

別紙 11 格納容器圧力逃がし装置の劣化要因と対策について

1. フィルタ装置，よう素フィルタ，配管，弁，ドレン移送ポンプ等

屋外に設置するフィルタ装置，よう素フィルタ，屋外配管，弁，ドレン移送ポンプ等は外面腐食を防止するため，外面塗装を施している。屋内については，空調管理されていることから外面腐食リスクは小さいが，炭素鋼配管については外面塗装を施している。また，格納容器圧力逃がし装置待機時は，系統内は窒素にて置換することにより，配管内面やフィルタ装置内面・内部構造物（ノズル，気泡細分化装置，金属フィルタ等），よう素フィルタ内面・内部構造物の腐食を防止している。

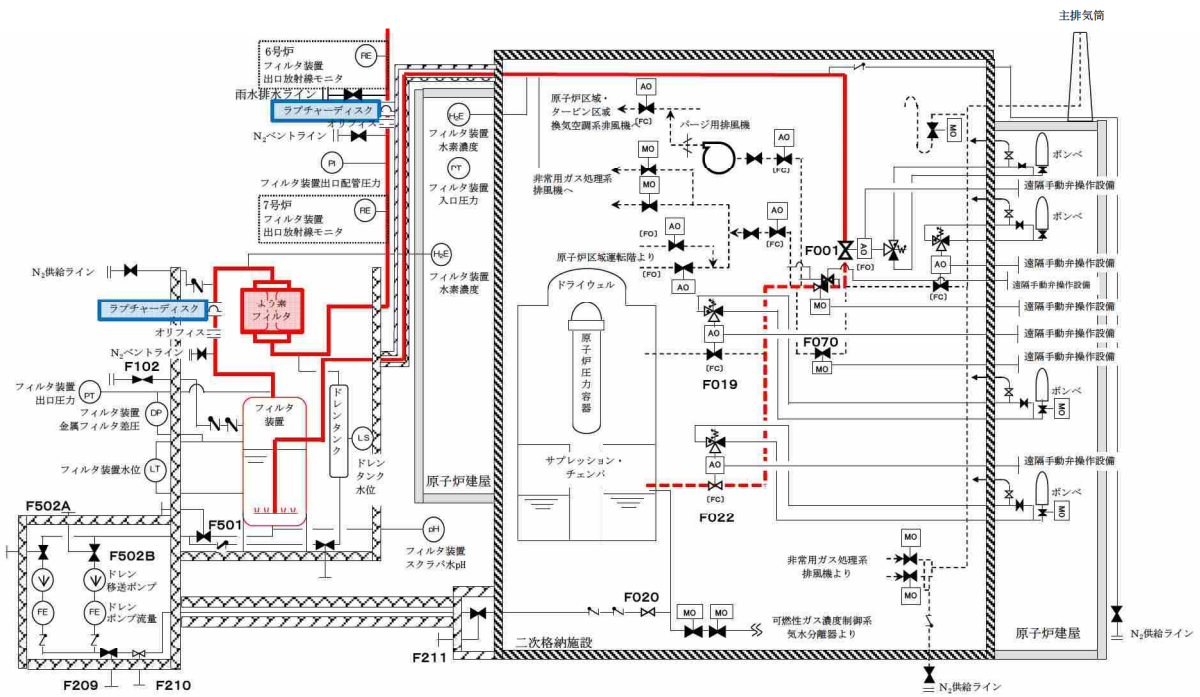
2. 銀ゼオライト

よう素フィルタの吸着材として使用する銀ゼオライトは，高湿度ならびに光照射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。

そのため，フィルタ装置とよう素フィルタの間に圧力開放板を設置し，待機時にフィルタ装置のスクラバ水に起因する湿分がよう素フィルタ内に侵入することを防止し，さらに待機時には，よう素フィルタ内は窒素で置換する。また，よう素フィルタはステンレス鋼製の容器とし，よう素フィルタ内に充填される銀ゼオライトに光が照射されないようにする。

このような対策により，よう素フィルタの吸着材として使用する銀ゼオライトの劣化を防止する。

なお，フィルタ装置とよう素フィルタの間に設置する圧力開放板は，格納容器ベントの障害とならないよう，格納容器ベント時の原子炉格納容器圧力と比較して十分小さい圧力にて開放するように設定する。（開放圧力は 100kPa[gage]に設定）



第1図 格納容器圧力逃がし装置 よう素フィルタ設備系統図

別紙 12 金属フィルタの液滴除去性能について

格納容器ベントを実施すると、スクラバ水には多量の放射性物質が捕捉される一方、スクラバ水の一部はエントレインメントにより液滴となってスクラバ水より浮遊する。当然ながら、液滴にも放射性物質は含まれることから、放射性物質の環境への放出量を抑制するためには、スクラバの後段に設置された金属フィルタにより、このスクラバ水の液滴を除去することも重要となる。

フィルタ装置に設置される金属フィルタは第2.2.1-7図に記載の通り3層構造となっている。そのうち、1層目と3層目には $\phi 30\mu\text{m}$ の金属繊維からなるウェブを設置しており、このウェブの層はスクラバ水の液滴を除去するデミスタの機能を有している。

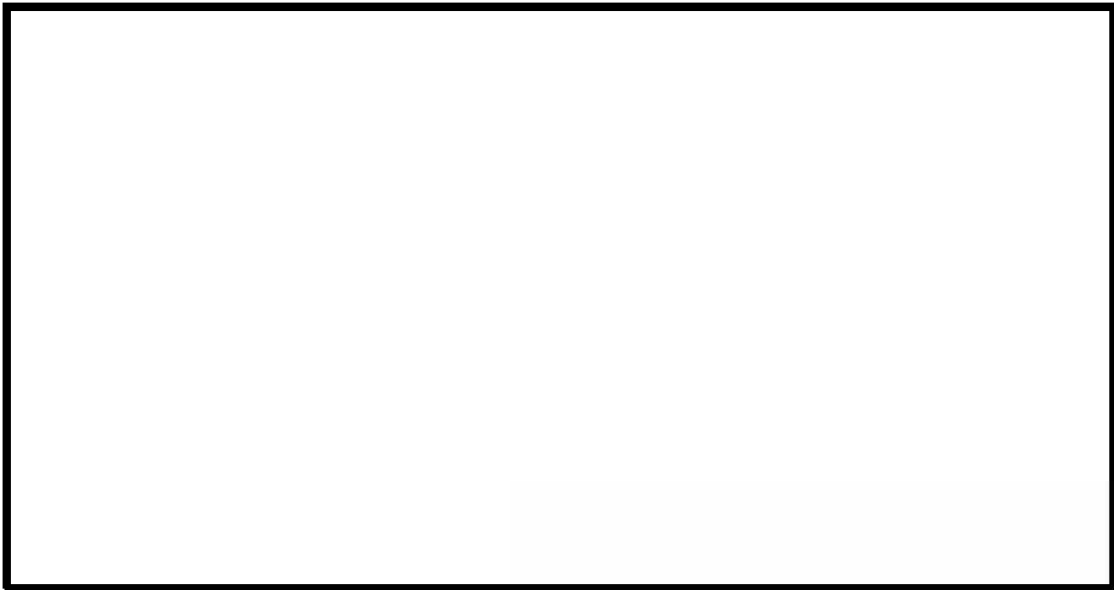
金属フィルタの液滴の除去性能は、下記の試験にて確認している。

【金属フィルタ液滴除去性能試験】

第1表 金属フィルタ液滴除去性能試験条件一覧表

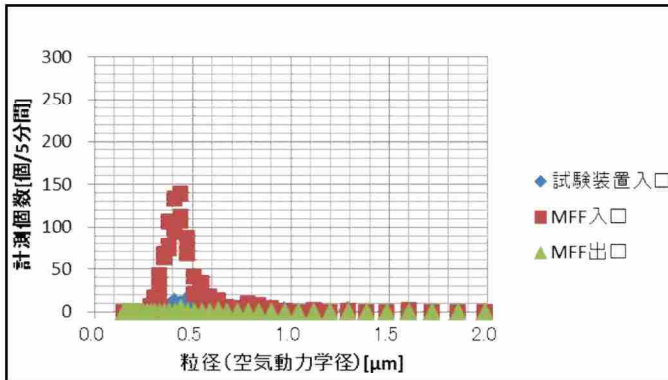
項目	条件
試験装置	・ 4m 高さ試験装置
試験ガス	・ 空気（エアロゾルは送気しない）
ガス流量	・ 超過流量相当 ・ 2Pd 相当流量 ・ 1Pd 相当流量 ・ 最少流量相当
粒子計測位置	・ 試験装置入口 ・ 水スクラバ通過後（金属フィルタ入口） ・ 金属フィルタ出口
評価方法	・ 水スクラバ通過後（金属フィルタ入口）及び金属フィルタ出口の空気中の粒子（液滴）を比較することで、金属フィルタの液滴除去性能を確認

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

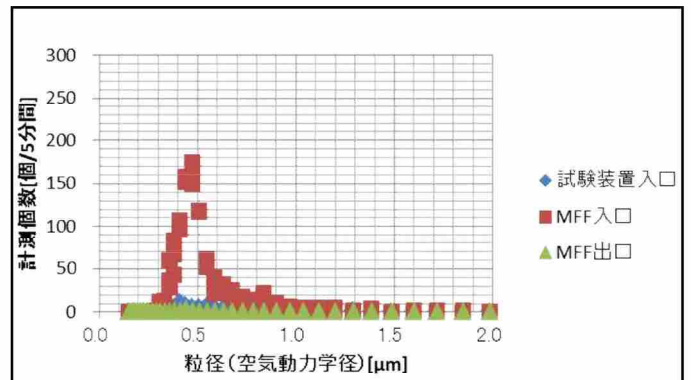


第1図 試験概要図（金属フィルタ液滴除去性能試験）

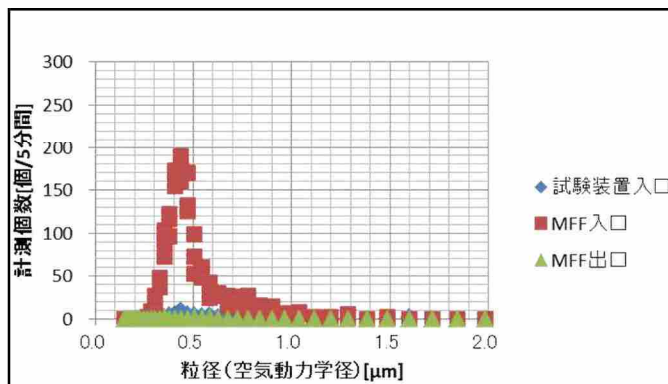
これらの試験の結果、各流量における粒子（液滴）の個数と粒径分布は以下の通りとなった。



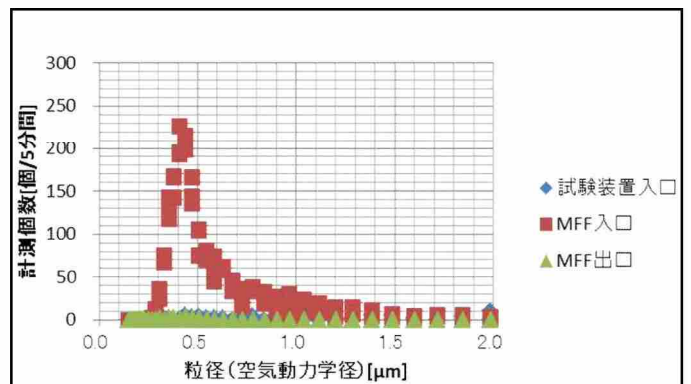
第2図 計測結果（最小流量相当）



第3図 計測結果（1Pd相当流量）



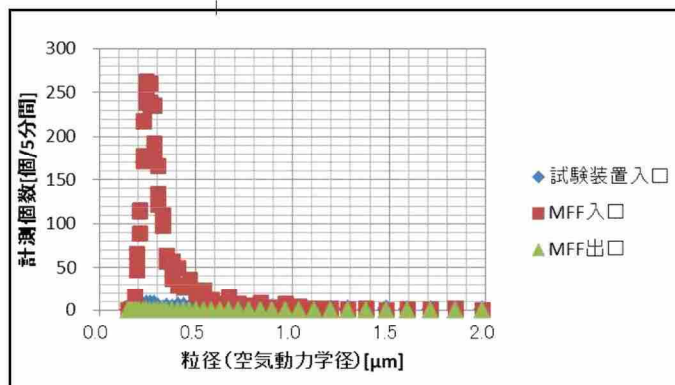
第4図 計測結果（2Pd相当流量）



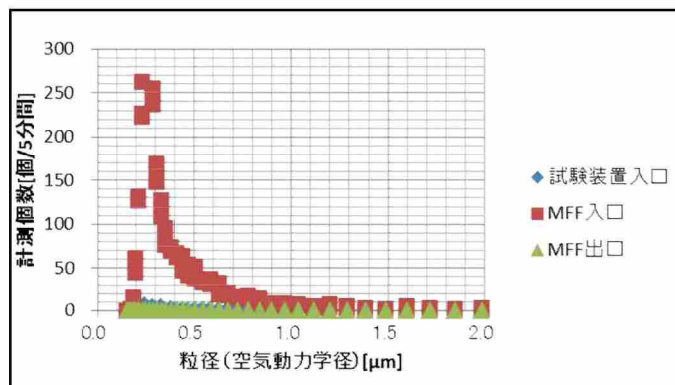
第5図 計測結果（超過流量相当）

全ての流量ケースにおいて、金属フィルタ出口側においては、殆ど粒子が検出されておらず、金属フィルタの液滴除去性能は非常に高いことを確認した。

また、スクラバ水に水溶性のエアロゾルが捕捉されている状態を模擬するため、スクラバ水に水溶性の硫酸カリウム (K_2SO_4) を 0.1wt%溶解した状態で、同様の試験を実施した。なお、試験流量については、最小流量相当と 2Pd 流量相当の 2 ケースにて実施した。



第 6 図 計測結果 (最小流量相当)



第 7 図 計測結果 (2Pd 相当流量)

スクラバ水に水溶性の硫酸カリウム (K_2SO_4) を添加した状態においても、金属フィルタ出口側においては、殆ど粒子が検出されないことを確認した。

一方、この試験時に金属フィルタの差圧を計測していたが、試験開始時と終了時において差圧に変化はなかった。(第 2 表参照)

なお、金属フィルタは構造検討段階において、実機と同様の 3 層構造で、実機と同じ材料 ($\phi 30 \mu m$ のウェブと $\phi 2 \mu m$ の金属繊維焼結シート) を用いた $\phi 75mm$ 、高さ 500mm (実機は $\phi 150mm$ 、高さ 1000mm) の金属フィルタを製作し、その金属フィルタを水没させてから取り出し、すぐに差圧を計測する試験を行っている。この試験においても差圧が即座に回復する構造を見だし、実機の金属フィルタの構造に採用している。そのため、フィルタ装置の金属フィルタは非常に水はけが良く、金属フィルタに水が付着しても、金属フィルタの差圧に関して問題はない。

第2表 フィルタ装置金属フィルタ差圧計測値一覧

スクラバ水の 状態	流量	フィルタ装置金属フィルタ差圧[kPa]	
		試験開始時	試験終了時
水	最小流量相当	0.7	0.7
	1Pd 相当流量	1.9	1.9
	2Pd 相当流量	2.2	2.2
	超過流量相当	2.7	2.7
硫酸カリウム 添加	最小流量相当	0.7	0.7
	2Pd 相当流量	2.2	2.2

別紙 13 フィルタ装置からの放射性物質の再浮遊について

■ 水スクラバ

水スクラバに捕捉された放射性物質は、以下のメカニズムにより再浮遊する可能性がある。

(水スクラバの放射性物質再浮遊メカニズム)

- ① エントレインメントによる飛沫の浮遊
- ② よう素イオンが放射線照射により無機よう素となり浮遊

このうち①のエントレインメントによる飛沫については、『別紙 12 金属フィルタの液滴除去性能について』にて示す通り、水スクラバの後段に設置されている金属フィルタによりベントガスから除去することが可能な構成となっている。そのため、水スクラバより放射性物質を含んだ飛沫が発生したとしても、液滴除去性能を有する金属フィルタによって、放射性物質が環境へ放出されることを防止する設計としている。

また、②のよう素イオンの放射線照射による無機よう素の生成については、スクラバ水がアルカリ性に保たれていれば生じないことを、下記の試験にて確認している。スクラバ水の pH は、無機よう素の DF 捕捉性能を維持するため 以上としている。そのため、スクラバ水は常にアルカリ性となっていることから、放射性照射によるよう素イオンからの無機よう素の生成は生じない。

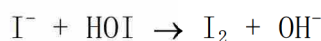
以上より、水スクラバにて捕捉された放射性物質の環境への放出は生じないと考える。

また、フィルタ装置使用後は、スクラバ水を原子炉格納容器に移送することで、放射性物質がフィルタ装置から環境へ放出されるリスクを更に低減する。

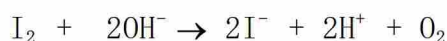
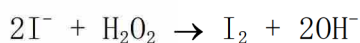
(無機よう素再浮遊試験)

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

■酸性環境下における反応式



■アルカリ性環境下における反応式



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

今回、下記の第1図の示す試験装置にて、放射線照射環境下におけるよう素イオンの挙動と溶液の pH の影響を確認する試験を実施した。



第1図 照射下よう素イオン挙動確認試験装置図

第1図に示す通り、放射線照射室に置かれた加温容器の中に、CsIを溶解し、pHを調整した後に、高温状態としつつ、空気ポンベによりバブリングを行った状態で放射線を照射する。加温容器からの排気は鉛遮蔽内に設置した空容器、ならびに捕集容器内のような素吸収液を通気することで、排気に含まれるよう素を回収する構成となっている。

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

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

第1表 照射下よう素イオン挙動確認試験結果



第1表より、アルカリ性であれば、よう素イオンを含む溶液に放射線を照射したとしても、よう素の浮遊は生じないことが確認できた。

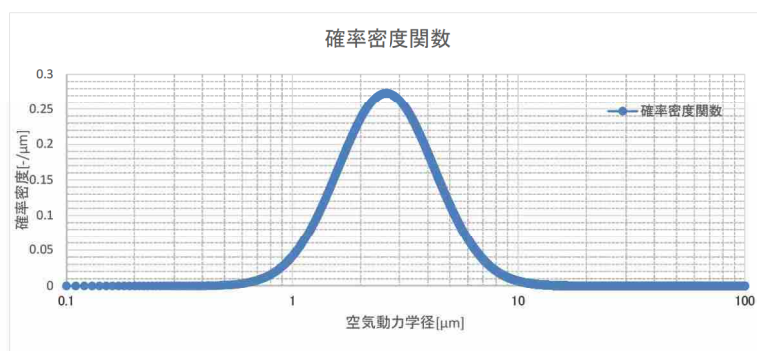
そのため、スクラバ水からのよう素イオンの浮遊を防止するため、スクラバ水はアルカリ性に保つ必要がある。

■ 金属フィルタ

フィルタ装置を使用すると、金属フィルタは捕捉した放射性物質の崩壊熱により発熱する。もしも、金属フィルタの温度が捕捉した放射性物質の融点よりも高くなってしまうと、捕捉した放射性物質が金属フィルタより再浮遊してしまう恐れがある。そのため、金属フィルタの温度は、金属フィルタに捕捉された放射性物質の融点以下である必要がある。

フィルタ装置使用中は、金属フィルタにはベントガスが通気されることから、金属フィルタに捕捉された放射性物質の崩壊熱は除去される。一方、フィルタ装置使用後においては、ベントガスによる熱の除去はできないことから、金属フィルタの温度は上昇する。そこで、フィルタ装置使用後におけるフィルタ装置金属フィルタ部の温度評価を行った。

まず、有効性評価シナリオ（大 LOCA+SBO+全 ECCS 機能喪失，D/W ベント）における、金属フィルタに捕捉される放射性物質の崩壊熱を評価する。本シナリオにてフィルタ装置に流入する粒子状放射性物質の総崩壊熱は約 9.3kW となる。また、粒子径の分布は第 2 図の通りである。



第 2 図 エアロゾル粒子径分布（大 LOCA+SBO+全 ECCS 機能喪失，D/W ベント）

第 2 図の粒子径分布に対して、『別紙 30 2. 金属フィルタ閉塞』にて示した水スクラバの DF のうち、保守的に最小流量相当の DF 性能線を用いて、(1)式により水スクラバのオーバーオール DF を算出すると、水スクラバの DF は 34 となる。

$$DF_{total} = \frac{\int M(D_p) dD_p}{\int \frac{M(D_p)}{DF(D_p)} dD_p} \quad (1)$$

DF(D_p)は、粒径 D_p における水スクラバの DF

M(D_p)は、フィルタ装置に流入する粒径 D_p のエアロゾルの総質量

そのため、水スクラバの後段に設置する金属フィルタに捕捉される崩壊熱は

9.3/34=0.28kW となる。

そこで、金属フィルタ部の温度評価を実施する際の金属フィルタ捕捉崩壊熱を、0.28kW に対して、放射性物質の不均一な付着等を考慮しても十分保守的な5kW に設定する。

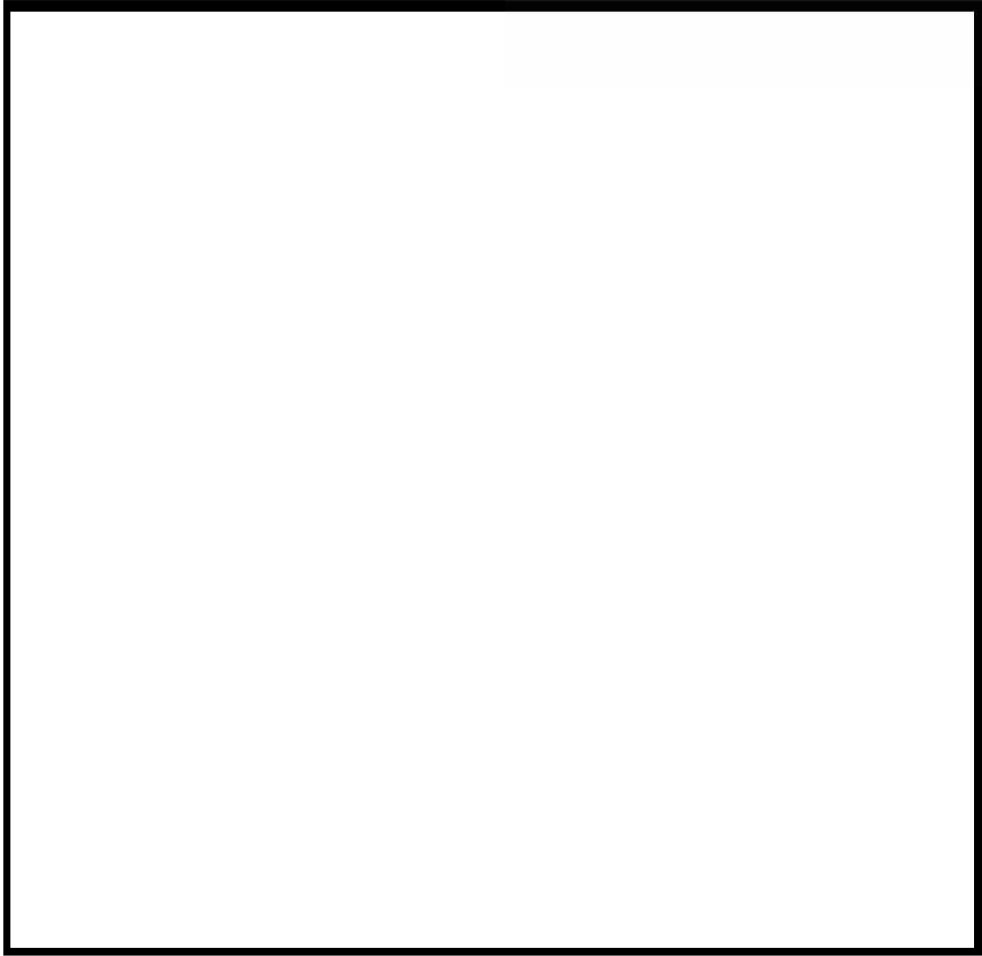
上記の通り、金属フィルタに捕捉される崩壊熱 5kW にて、まず金属フィルタ部の温熱解析を実施する。温熱解析には STAR-CCM+ (ver. 8.04.010) を用いた。なお、STAR-CCM は第 4 表に示す通り、原子力産業にも広く利用されている解析コードである。

なお、フィルタ装置使用後においても、スクラバ水に捕捉された放射性物質の崩壊熱によりスクラバ水が蒸発し、金属フィルタ部においてガスの流れは生じるが、ここでは保守的にスクラバ水の給水のタイミングを想定し、スクラバ水の蒸発が発生していない状態の評価を実施した。

【温熱解析条件】

第 2 表 フィルタ装置温熱解析条件一覧表

項目	条件
評価コード	・ STAR-CCM+ (ver. 8.04.010)
設定条件	<ul style="list-style-type: none"> ・ 乱流モデル：Realizable K-ε ・ 状態方程式：理想気体 ・ 圧縮性：考慮 ・ 重力：考慮 ・ 気体の種類：水蒸気 ・ 定常
フィルタ装置内圧力	・ 大気圧（フィルタ装置使用後を想定）
フィルタ装置 周囲温度	・ 65℃
スクラバ水沸騰	・ 無し
スクラバ水温度	・ 100℃
フィルタ装置容器	<ul style="list-style-type: none"> ・ 材質：SUS316L ・ 厚さ：30mm
フィルタ装置保温	<ul style="list-style-type: none"> ・ 有り ・ 材質：ケイ酸カルシウム保温材 ・ 厚さ：50mm
金属フィルタ 捕捉崩壊熱	・ 5kW



第3図 解析モデル

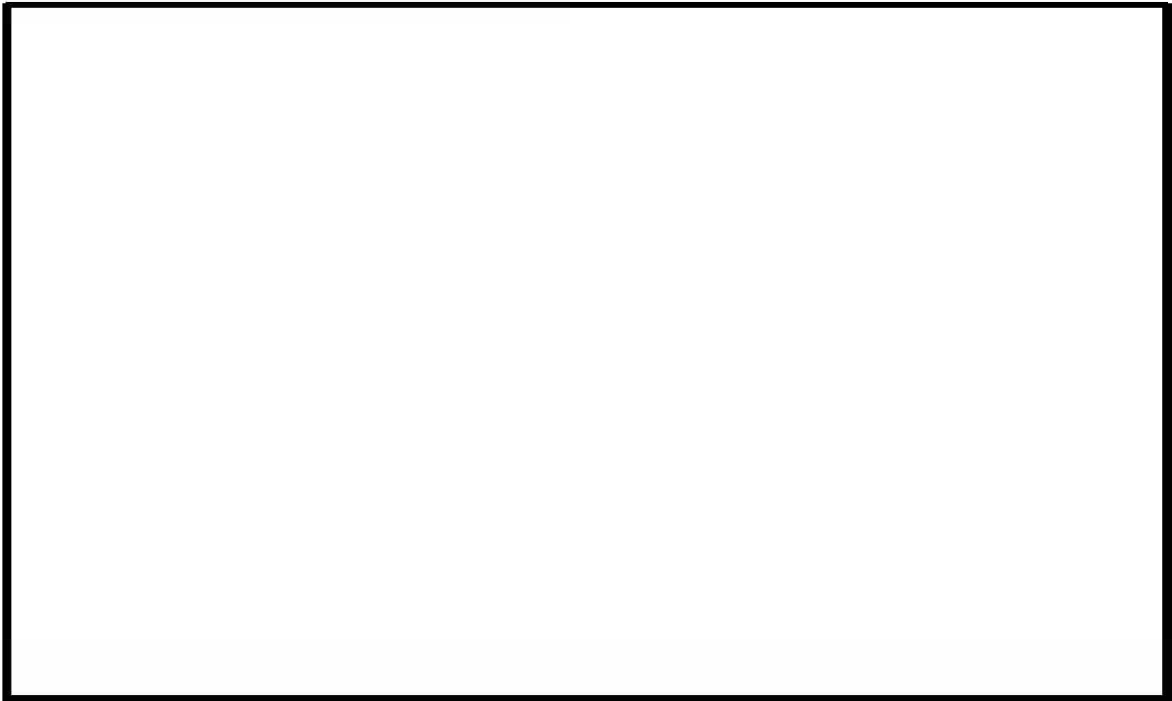
第2表の解析条件ならびに第3図の解析モデルにて評価を実施したところ、金属フィルタ捕捉崩壊熱 5kW の場合の金属フィルタ部最高温度は、約 185℃となった。



第4図 解析結果(金属フィルタ捕捉崩壊熱 5kW)

一方、金属フィルタは第5図の通り、小粒径の粒子を捕捉する焼結シート

前後に、大粒径の粒子やスクラバ水の飛沫を捕捉する金属繊維からなるウェブを設置した構造となっている。



第5図 金属フィルタ構造図

第3図の解析モデルは焼結シートのみをモデル化したものであり、ウェブについてはモデル化されていない。しかしながら、ウェブは空気を多く含む金属繊維であることから、ある程度の断熱効果があると考えられる。そこで、半径方向1次元の定常熱伝導評価式により、ウェブに挟まれた焼結シートの温度評価を実施した。

評価の条件を第3表に示す。

第3表 定常熱伝導条件一覧表

項目	条件
評価式	・半径方向1次元 定常熱伝導評価式
金属フィルタ 捕捉崩壊熱	・5kW
金属フィルタ 捕捉部位	・全ての放射性物質が焼結シートに付着しているとする (ウェブには付着していない)
金属フィルタ 周囲温度	・185℃
ウェブ熱伝導率	・保守的に水蒸気の熱伝導率を適用 (ステンレス製のウェブによる熱伝導率を考慮しない) ・水蒸気の熱伝導率は、金属フィルタ周囲温度の値を適用 (温度が低い方が、熱伝導率が小さく保守的であるため) ・0.032W/(m・K) (185℃における水蒸気の熱伝導率)
金属フィルタ 設置本数	・128本
金属フィルタ 表面積	・0.38m ²

第3表の条件により評価した結果、ウェブに挟まれた焼結シートの温度は、下記の通りとなった。

【ウェブを考慮した場合の焼結シートの温度】

$$\begin{aligned} \text{金属フィルタ発熱量} &= 5 \times 10^3 / 128 \\ &= 39.1 \text{ W} \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} \text{金属熱流束 (片面)} &= 39.1 / 2 / 0.38 \\ &= 52.1 \text{ W/m}^2 \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} \text{金属フィルタ厚さ方向度差} &= 52.1 \times 11.45 \times 10^{-3} / 0.032 \\ &= 18.7 \text{ }^\circ\text{C} \end{aligned}$$

$$\text{焼結シート部温度} = 185 + 18.7 = 203.7 \text{ }^\circ\text{C}$$

なお、フィルタ装置使用時に原子炉格納容器から飛来する放射性物質のうち、高揮発性の水酸化セシウムの融点は約272℃である。そのため、金属フィルタに捕捉される放射性物質の崩壊熱が5kWの場合、金属フィルタ焼結シートの温度は放射性物質の融点以下となり、捕捉された放射性物質が再浮遊する恐れはない。

よって、大LOCA+SB0+全ECCS機能喪失シナリオのD/Wベントを考慮したとしても、金属フィルタに捕捉された放射性物質の再浮遊は生じないと考える。

第4表 STAR-CCM+ , STAR-CD の原子力産業における使用実績

No	企業	使用ツール	概要	備考
1	JAEA	STAR-CD	水銀ターゲットの熱流動設計(流体の核発熱及び伝熱を考慮した水銀および重水の熱流体解析)	http://jolissrch-inter.tokai-sc.jaea.go.jp/pdfdata/JAEA-Technology-2008-033.pdf
2	三菱 FBR システムズ	STAR-CD	過渡時の自然循環による除熱特性解析手法の開発(「もんじゅ」実証炉内、冷却系統の自然循環除熱の検討)	http://www.jst.go.jp/nrd/result/h21/p02.html
3	三菱 FBR システムズ	STAR-CD	非定常流動解析に基づいた流動構造連成解析手法の開発	http://www.mfbr.co.jp/contents/0700.html
4	JAEA	STAR-CD	照射集合体伝熱解析(高速炉「常陽」内の照射集合体伝熱分布の評価)	
5	東京電力	STAR-CD	東通 ドライウェルスプレイ作動中の原子炉格納容器内流動解析	http://www.nsr.go.jp/archive/nisa/shingikai/800/3/1/004/04-05.pdf
6	AREVA	STAR-CCM+	PWR 集合体のスぺーサグリッド周辺評価(蒸気バブルのふるまい評価)	http://www.aesj.or.jp/~fuel/Pdf/kaihou_2012_48-1.pdf
7	JAEA	STAR-CCM+	気体軸受液体水素ポンプのスラスト軸受性能評価解析及び気柱管内の熱音響振動解析コードの開発(スラスト軸受の浮上量評価)	http://jolissrch-inter.tokai-sc.jaea.go.jp/pdfdata/JAEA-Review-2012-042.pdf
8	電力中央研究所	STAR-CCM+	発電プラントの配管減肉現象の予測手法開発における STAR-CCM+の適用(流れ加速型腐食の原因の1つである乱流エネルギーの検討)	http://www.idaj.co.jp/ccsc2011/lecture/star_b13.html
9	JAEA	STAR-CCM+	冷中性子源装置の減速材容器内沸騰解析(減速材容器の受熱による減速材(液体水素)の沸騰挙動様相の解析)	
10	JNES	STAR-CCM+	汎用数値流動解析コードを用いた高速増殖炉におけるナトリウム-水反応解析手法の整備	http://www.jnes.go.jp/content/000119050.pdf
11	エネルギー総合工学研究所	STAR-CCM+	福島第一原子力発電所の圧力抑制プール内における蒸気凝縮の二相流解析	http://www2.cd-adapco.com/l/14592/2013-11-05/5smk3

別紙 14 水スクラバにて考慮する荷重と評価結果

フィルタ装置の水スクラバにおいては、ベント開始時にスクラバ配管内にたまっていた水のクリアリングによる噴流により、フィルタ装置の内部構造物に大きな荷重がかかる。そこで、このクリアリング荷重によるフィルタ装置内部構造物に発生する応力を評価した。なお、保守的に地震荷重（基準地震動 S_s ）ならびに自重による荷重も組み合わせて評価を実施した。

(1) クリアリング荷重の評価

クリアリング荷重を評価するため、まずスクラバノズルからの水の噴射速度を算出する。ダルシー・ワイスバッハの式より、スクラバノズルからの水の噴射速度は以下のように算出できる。

$$P_i = P_o + \left(\frac{\zeta + 1}{2} \right) \rho v^2 \quad (1)$$

$$\Delta P = P_i - P_o \quad (2)$$

$$\begin{aligned} v_1 &= \left(\frac{2\Delta P}{\rho(\zeta + 1)} \right)^{0.5} \\ &= \left(2 \times \frac{(0.72 \times 10^6 - 0.10 \times 10^6)}{1000 \times (3.05 + 1)} \right)^{0.5} \\ &= 17.5 [\text{m/s}] \end{aligned} \quad (3)$$

ここで、 P_i 、 P_o 、 ρ 、 ζ は、以下の通り設定した。

■ $P_i = 0.72 \text{MPa (abs)}$

P_i はベント開始時のスクラバ配管内の圧力であり、保守的に原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍の圧力である 0.72MPa (abs) とする。実際は、原子炉格納容器からフィルタ装置に至る配管の圧力損失により、スクラバ配管内の圧力は原子炉格納容器の圧力以下となる。

■ $P_o = 0.01 \text{MPa (abs)}$

P_o は噴射直後の圧力であり、保守的に大気圧である 0.10MPa (abs) とする。実際は、スクラバ水の水頭圧力が作用するため、大気圧以上となる。

■ $\rho = 1000 \text{kg/m}^3$

ρ は水の密度であり、 1000kg/m^3 とする。

■ $\zeta = 3.05$

ζ は圧力損失係数の総和であり、保守的にスクラバ配管から一番近いノズルまでの配管の圧力損失係数とする。

また、噴射速度から、力積の式を用いてスクラバノズルにおける荷重 F を算出した。

$$F\Delta t = mv \quad (4)$$

$$\frac{m}{\Delta t} = \rho Av \quad (5)$$

$$\begin{aligned} F &= \frac{m}{\Delta t} \times v = \rho Av^2 \\ &= 1000 \times \left(\pi \times \left(\frac{5}{2} \right)^2 \times 50 \times 140 \times 10^{-6} \right) \times 17.5^2 \\ &= 42092[\text{N}] \end{aligned} \quad (6)$$

ここで、スクラバノズルの断面積 A は、一つのノズルに $\phi 5\text{mm}$ の穴が 50 個設置されており、スクラバノズルは全部で 140 本設置されていることから、(6)式の通り算出される。

よって、スクラバノズル 1 本当たりの荷重は以下の通りとなる。

$$(F/g)/140 = m = 30.7[\text{kg}] \quad (7)$$

また、スクラバ配管の 400A エンドキャップにかかるクリアリング荷重について評価する。

まず、400A 配管の水の流速を求める。400A 配管の流速は、スクラバノズルの断面積比より、以下の通り算出することができる。

$$\begin{aligned} v_2 &= \left(\frac{2\Delta P}{\rho(\zeta+1)} \right)^{0.5} \times \frac{A_{scrubber}}{A_{400A}} \\ &= \left(\frac{2\Delta P}{\rho(\zeta+1)} \right)^{0.5} \times \left(\frac{\pi \times \left(\frac{5}{2} \right)^2 \times 50 \times 140 \times 10^{-6}}{\pi \times \left(\frac{381}{2} \right)^2 \times 1 \times 10^{-6}} \right) \\ &= 21.1[\text{m/s}] \end{aligned} \quad (8)$$

また、噴射速度から、力積の式を用いてスクラバノズルにおける荷重 F を算出した。

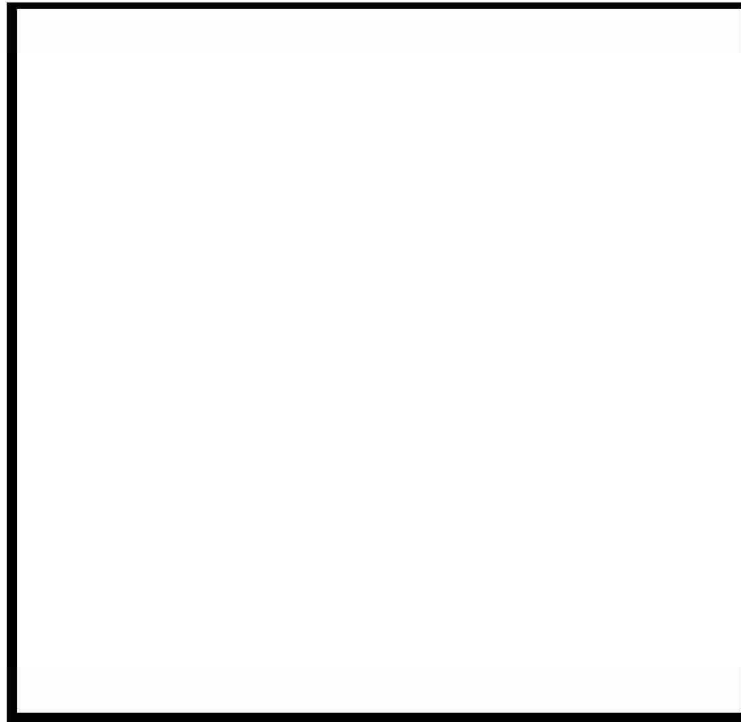
$$\begin{aligned}
 F &= \frac{m}{\Delta t} \times v = \rho A v^2 \\
 &= 1000 \times \left(\pi \times \left(\frac{381}{2} \right)^2 \times 1 \times 10^{-6} \right) \times 21.1^2 \\
 &= 50744 [\text{N}]
 \end{aligned}
 \tag{9}$$

よって、400A 配管エンドキャップに加わる荷重は以下の通りとなる。

$$F/g = m = 5.17 [\text{t}]
 \tag{10}$$

(2) フィルタ装置内部構造物応力評価

フィルタ装置の FEM モデル (第 1 図) を作成し、式(7)(10)で算出されたクリアリング荷重、ならびに基準地震動 S_s による地震荷重を負荷し、各部に発生する応力を算出した。応力の評価には、汎用構造解析コード FINAS v21.0 を用いた。また、健全性評価に当たり、許容応力は第 1 表に示す供用状態 D の値を用いた。



第 1 図 フィルタ装置 FEM 解析モデル

第 1 表 許容応力一覧

評価対象	曲げ [MPa]	引張 [MPa]	せん断 [MPa]	配管 [MPa]
スクラバ配管	—	—	—	240
支持構造物 (U ボルトを含む)	220	162	93	—

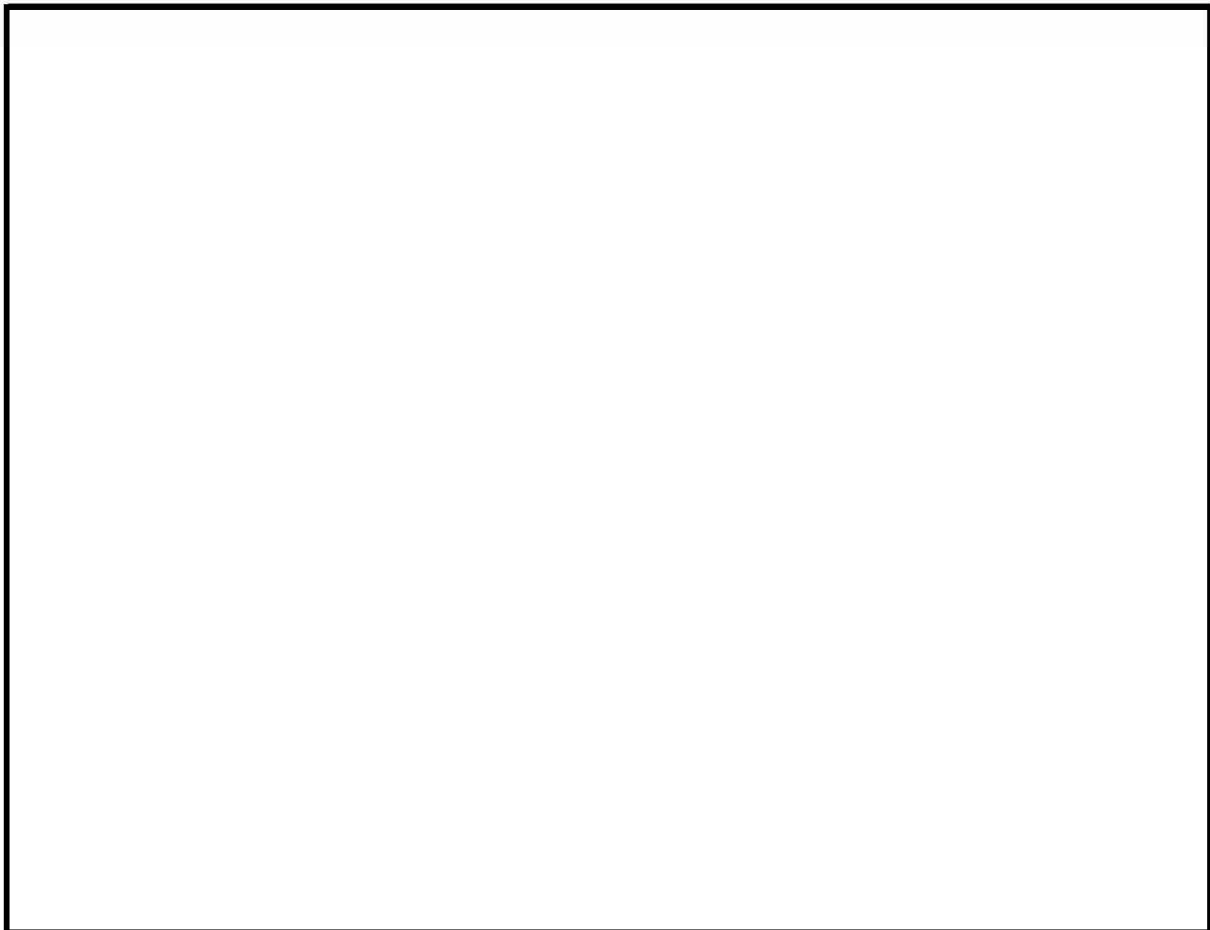
枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

以上の条件のもと評価を実施したところ、第2表ならびに第3表の通りとなり、発生応力が許容応力以下となっていることを確認した。そのため、フィルタ装置内部構造物は、クリアリング荷重・地震荷重・自重による荷重が重畳した場合においても、健全性を確保することが可能である。

第2表 評価結果一覧表①

識別番号	部位名称		断面係数 Z [mm ³]	Uボルト断面積 [mm ²]	内圧 [MPa]	σ (自重) [MPa]	σ (水の噴出反力) [MPa]	σ (耐震) [MPa]	ボルト本数	σ (合計) [MPa]	許容値 [MPa]	裕度	判定
1	400A配管	テーパー	1.50E+06	-	0	7	28	146.62	-	181	240	1.3	○
2		直管部(Sch 160)	3.88E+06	-	0	0.35	0.24	12.49	-	14	240	17.1	○
3		直管部(Sch 40)	1.50E+06	-	0	0.28	0.07	7.62	-	8	240	30.0	○
4		エルボ	1.50E+06	-	0	1.15	0.36	20.06	-	22	240	10.9	○
5	200A配管	テーパー	2.69E+05	-	0	8.07	15.79	36.36	-	61	240	3.9	○
6		直管部	2.69E+05	-	0	2.69	5.54	7.74	-	16	240	15.0	○
7	100A配管	直管部	-	-	0	3.69	7.40	3.02	-	15	240	16.0	○
8		エルボ	5.25E+04	-	0	0.00	0.00	12.55	2	7	162	23.1	○
9	UボルトM16 (100A配管用)	引張方向	-	1.57E+02	-	0.00	1.55	21.41	2	12	93	7.7	○
10	UボルトM20 (200A配管用)	引張方向	-	2.45E+02	-	0.00	0.00	100.04	1	101	162	1.6	○
11		せん断方向	-	2.45E+02	-	0.00	0.00	35.59	1	36	93	2.5	○

※発生応力の内圧， σ （自重）， σ （水の噴出反力）， σ （耐震）は小数点以下第1位で四捨五入，発生応力の σ （合計）は小数点以下第1位で切上げ，許容値は小数点以下第1位で切捨て，裕度は小数点以下第2位で切捨てを実施。これらはすべての評価が完了後に実施している。



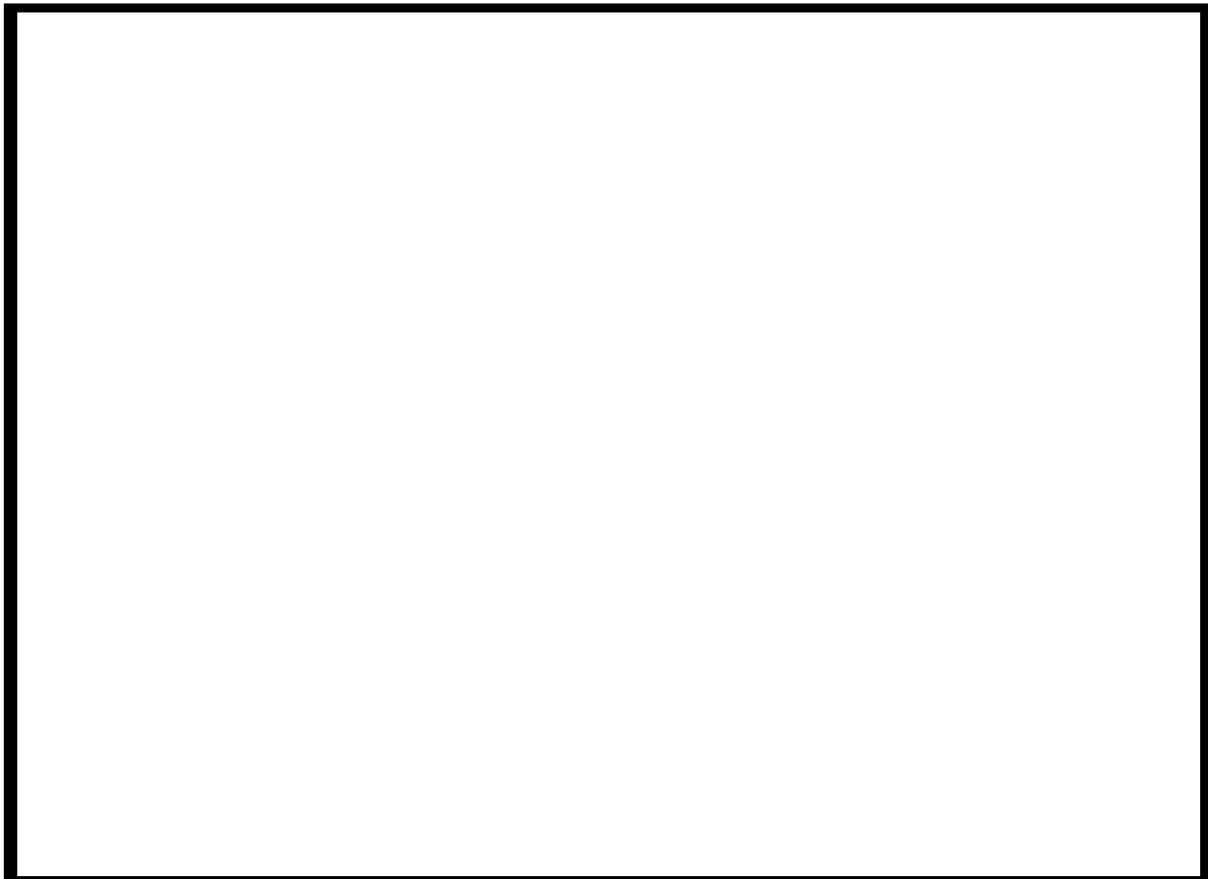
第2図 応力発生点①

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

第 3 表 評価結果一覧表②

	部位名称	X (MPa)	Y (MPa)	Z (MPa)	M (MPa)	合計 (MPa)	許容値 (MPa)	裕度	判定	
1	入口サポート	引張	7	-	-	-	8	162	20.2	○
2		せん断	-	5	3	-	9	93	10.3	○
3		曲げ	-	-	-	39	39	220	5.6	○
4	スクラバ配管サポート H鋼	引張	2	-	-	-	2	162	81.0	○
5		せん断	-	3	0	-	3	93	31.0	○
6		曲げ	-	-	-	22	23	220	9.5	○
7	スクラバ配管サポート C鋼	引張	1	-	-	-	2	162	81.0	○
8		せん断	-	7	0	-	7	93	13.2	○
9		曲げ	-	-	-	42	42	220	5.2	○
10	スクラバ配管サポート 支持柱	引張	5	-	-	-	6	162	27.0	○
11		せん断	-	2	2	-	5	93	18.6	○
12		曲げ	-	-	-	5	6	220	36.6	○

※発生応力の X, Y, Z, M は小数点以下第 1 位で四捨五入, 発生応力の合計は小数点以下第 1 位で切上げ, 許容値は小数点以下第 1 位で切捨て, 裕度は小数点以下第 2 位で切捨てを実施している。なお, これらはすべての評価が完了後に実施している。



第 3 図 応力発生点②

第4表 FINAS の原子力産業における使用実績

No	企業	使用ツール	概要	備考
1	JNES	FINAS	BWR 炉内構造物耐震実証試験体解析	https://www.nsr.go.jp/archive/jnes/atom-library/seika/000007949.pdf
2	JNES	FINAS	もんじゅ IHX ベローズの弾塑性大変形クリープ解析	https://www.nsr.go.jp/archive/jnes/content/000126973.pdf
3	JAEA	FINAS	もんじゅ 炉心構成要素の群振動解析	http://www.nsr.go.jp/archive/nisa/shingikai/107/4/2/014/14-3-5.pdf
4	JAEA	FINAS	もんじゅ 原子炉容器及び炉内構造物の鉛直方向振動解析	http://www.atom.pref.fukui.jp/senmon/dai58kai/no1-3.pdf
5	JAEA	FINAS Ver.18	再処理施設 ラグ支持貯槽の地震動による時刻歴応答解析	http://jolissrch-inter.tokai-sc.jaea.go.jp/pdfdata/JAEA-Technology-2011-006.pdf
6	PNC	FINAS Ver.10	FBR 原子炉容器モデルのスロッシング解析	http://jolissrch-inter.tokai-sc.jaea.go.jp/pdfdata/PNC-TN9410-87-125.pdf
7	JANTI SANE 委員会	FINAS Ver.18	柏崎刈羽原子力発電所 No.3 ろ過水タンクおよび7号機軽油タンクの地震動による時刻歴応答解析	http://www.gengikyo.jp/archive/pdf/JANTI-SANE-02.pdf
8	東京電力	FINAS Ver.20.1	福島第一 汚染水処理設備 円筒型タンク(1000m ³ 容量)の基準地震動S _s に対する耐震性評価	http://www.tepco.co.jp/cc/pre/ss/betu14/j/images/140409j0103.pdf
9	九州電力	FINAS	川内原子力発電所2号機 燃料取替用水タンクおよび復水タンクの耐震バックチェック評価	https://www.nsr.go.jp/archive/nisa/stresstest/files/kaitou15-4.pdf
10	三菱原子燃料 関西電力	FINAS	大飯発電所第1,2号機 燃料体の強度計算に用いる炉心支持構造物の地震応答解析(基準地震動S _s)	http://www.nsr.go.jp/data/000031724.pdf
11	三菱重工	FINAS	FBR 実用化炉 ポンプ組込型 IHX の振動解析	https://www.mhi.co.jp/technology/review/pdf/434/434045.pdf
12	海洋技術安全 研究所	FINAS	原子力プラント機器の高経年化と熱流動挙動に関する研究 流路内円管列の流力弾性振動解析	https://www.nmri.go.jp/main/publications/paper/pdf/21/05/02/PNM21050201-00.pdf
13	原子力発電環境 整備機構	FINAS Ver.12	最終処分施設の処分場の設計 廃棄体定置後のニアフィールドにおける温度解析	https://www.numo.or.jp/approach/technical_report/tr0401pdf/TR0401-04c4.pdf

別紙 15 よう素フィルタからの放射性物質の再浮遊について

■ 放射線照射による再浮遊

よう素フィルタの銀ゼオライトに捕捉されたよう素は、捕捉した放射性核種による放射線の照射を受ける。ここで、一旦銀ゼオライトに捕獲されたよう素が放射線照射下において安定的に保持できるのかを確認するため、有機よう素を吸着した銀ゼオライトに対して放射線を照射したものと、放射線を照射していないものとを比較し、放射線照射によるよう素の離脱の有無の確認を行った。

まず、よう素フィルタの銀ゼオライトが吸収する放射線量について、以下の第1表の条件にて評価を行った。

第1表 銀ゼオライト吸収放射線量評価条件

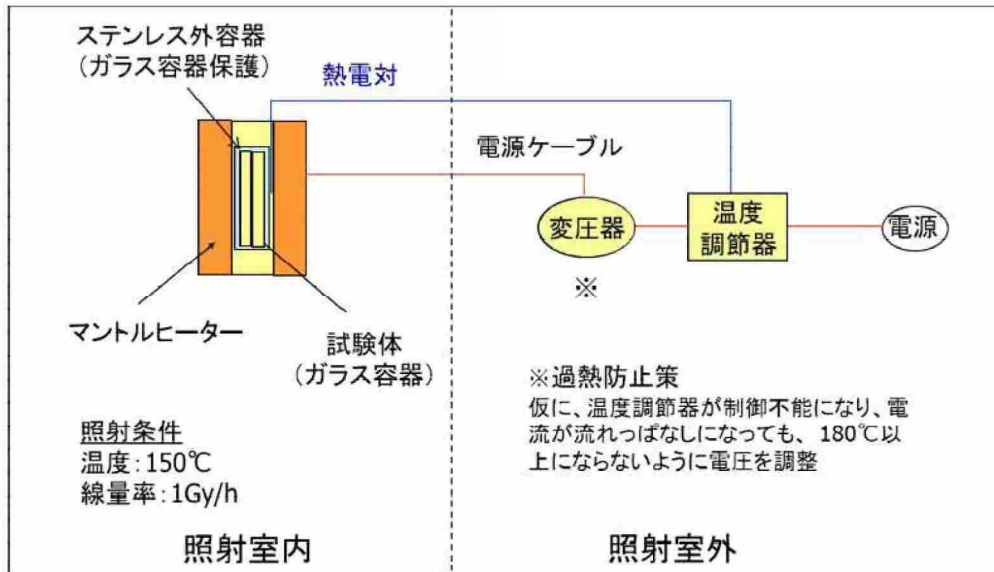
項目	条件
対象プラント	・ ABWR
事故シナリオ	・ シナリオレス (原子炉圧力容器から原子炉格納容器内に CsI が 100% 放出すると想定)
原子炉格納容器 pH 制御	・ 原子炉格納容器の pH 制御は無し
ベントタイミング	・ 出力停止後 1 時間後 (線量を保守的に算定するための仮定)
対象線源	・ よう素フィルタに蓄積したよう素 (有機よう素, 無機よう素) 及びよう素が崩壊して生成したキセノン。放射線としてはガンマ線及びベータ線を考慮
原子炉格納容器外への放出割合	・ 有機よう素=0.04, 無機よう素=0.91×1/200 (原子炉格納容器内での自然沈着)
フィルタ装置の DF	・ 無機よう素, 有機よう素=1 (除去されない)
よう素フィルタの DF	・ 無機よう素, 有機よう素=∞ (全て除去される)
線源分布	・ よう素フィルタの吸着材全体に均一に吸着されると想定
評価時間	・ 10 万時間 (積算値がほぼ変化しなくなるまでの時間)
評価方針	・ ORIGEN2 コードにてよう素フィルタに蓄積したよう素, キセノンの放出エネルギー (崩壊熱) の時間変化を評価し, この放出エネルギーが全量よう素フィルタに充填される銀ゼオライト全量で 100% 吸収されたとして, 吸収線量を評価 (系外への漏えい無し)

第1表の条件にて、よう素フィルタに充填される銀ゼオライトに吸収される累積放射線量を評価したところ、銀ゼオライト 1g 当たり約 20kGy との結果となった。

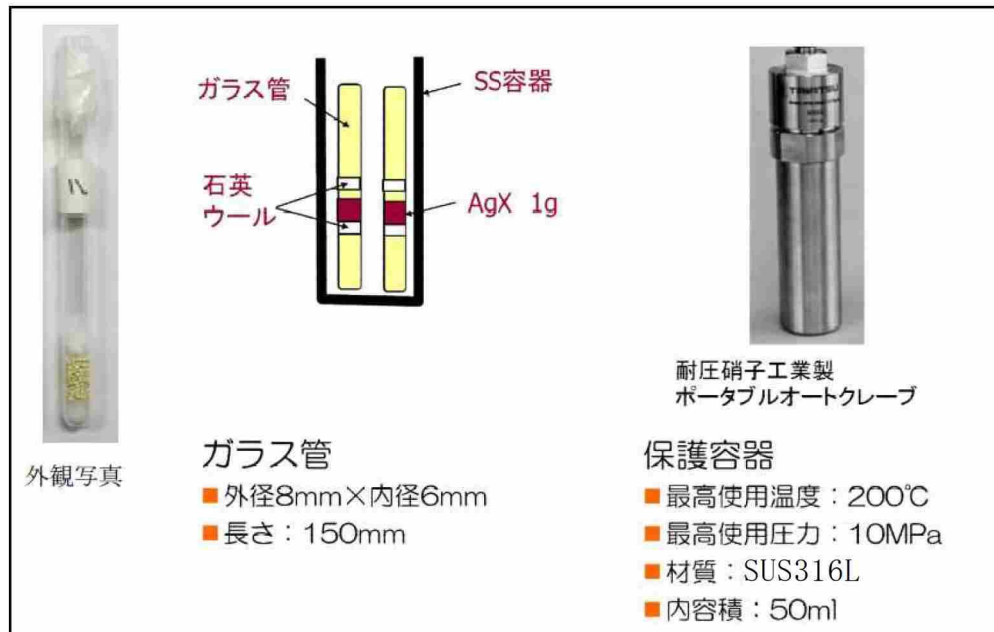
上記の評価結果を踏まえ、第2表の条件にて銀ゼオライトの放射線照射試験を実施した。また、試験設備の概略構成図を第1図に示す。

第2表 銀ゼオライト放射線照射試験条件

項目	条件
供試体	<ul style="list-style-type: none"> 有機よう素吸着済みの銀ゼオライト（1サンプル1g） 有機よう素を性能破過するまで吸着した
照射線量	<ul style="list-style-type: none"> 累積照射線量：4.1kGy, 18.9kGy, 28.4kGy 照射線量率：1.02Gy/h, 1.05Gy/h
試験温度	<ul style="list-style-type: none"> 150℃
分析装置	<ul style="list-style-type: none"> SEM/EDX



第1図 試験設備概略構成図



第2図 試験サンプル，保護容器



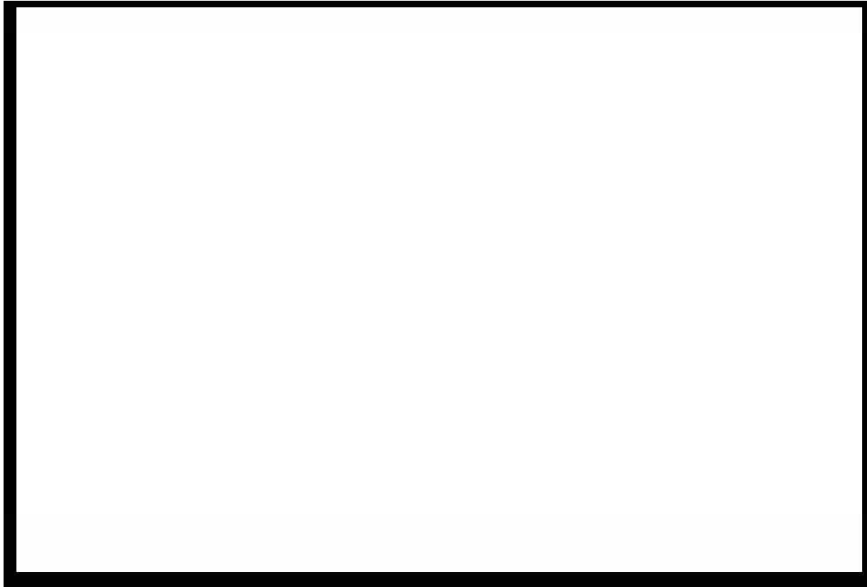
第3図 放射線照射設備

第2表の条件にて、有機よう素吸着済みの銀ゼオライトに放射線を照射したものと、放射線を照射していないものに対して成分分析を実施したところ、第3表の通りとなった。また、放射線照射量とよう素・銀の濃度比の関係は第4図の通りとなった。これらの結果より、放射線照射の有無、累積放射線量の大きさに関わらず、よう素と銀の濃度比はほぼ一定であった。そのため、放射線照射により、銀ゼオライトに捕捉されたよう素の再揮発は生じないと考えられる。

第3表 成分分析結果

--

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

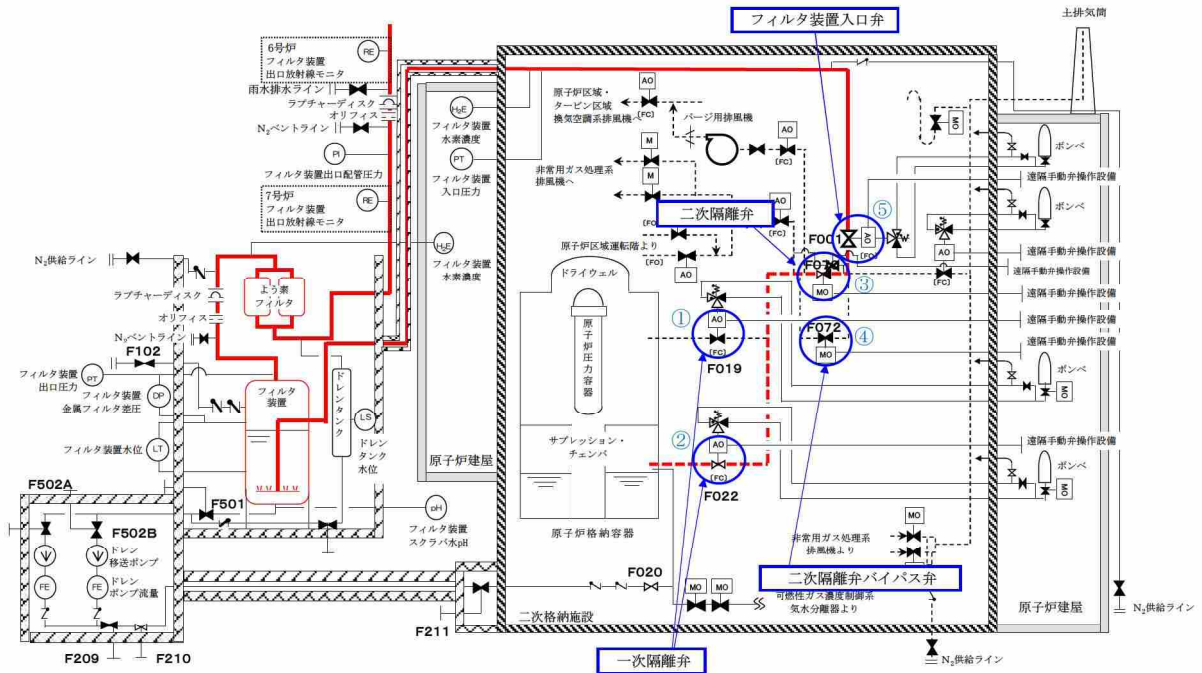


第4図 累積放射線量とよう素・銀濃度比の関係

別紙 16 格納容器圧力逃がし装置の弁選定の考え方

格納容器圧力逃がし装置を使用するためには、第1図に示す通り、一次隔離弁、二次隔離弁、フィルタ装置入口弁の合計3つの弁が「開」となる必要がある。一次隔離弁とフィルタ装置入口弁には空気駆動弁（AO弁）、二次隔離弁には電動駆動弁（MO弁）を選定している。それぞれの弁の駆動方式・弁の状態（NC（通常状態「閉」；Normal Close）、NO（通常時「開」；Normal Open）、FC（電源喪失時「閉」；Failure Close）、FO（電源喪失時「開」；Failure Open））及び採用理由について第1表に示す。

一方、二次隔離弁については、単一故障により格納容器圧力逃がし装置、ならびに耐圧強化ベントともに機能を喪失し、格納容器ベントが実施できなくなる。そのため、原子炉格納容器減圧機能の信頼性を向上されるため、二次隔離弁をバイパスする二次隔離弁バイパス弁を設置する。なお、二次隔離弁バイパス弁は電動駆動弁（MO弁）とする。



第1図 格納容器圧力逃がし装置系統概要と主要弁

第1表 格納容器圧力逃がし装置 弁選定理由

No.	弁名称	駆動方式 弁の状態		選定理由
① ②	一次隔離弁 (ドライウエル側, サ プレッション・チェン バ側)	空気 駆動	NC FC	<ul style="list-style-type: none"> ■原子炉格納容器隔離機能の信頼性を高めるためには、FC動作の空気駆動弁が望ましいこと。 ■全開・全閉の運用であること。 ■空気供給弁（MO弁）ならびに電磁弁を中央制御室から操作することで、弁操作が可能であること。 ■全電源喪失時の作業員の弁操作に関する労力の低減を図れること。 <p>(弁駆動空気系の改造により、全電源が喪失した状態においても、二次格納施外よりポンベの空気を電磁弁の排気側から弁駆動部へ供給することにより開操作が可能。ポンベは現場に設置済みであり、小型弁を操作することだけでポンベの空気を弁駆動部へ供給して弁操作をすることができることから、労力が非常に小さい)</p> <ul style="list-style-type: none"> ■遠隔手動弁操作設備により、二次格納施設外からの人力操作も可能であること。 ■遠隔手動弁操作設備により、弁の開保持が可能であること。 ■全電源喪失時においても、2つの方式の遠隔操作（ポンベによる操作、遠隔手動弁操作設備による人力操作）が可能であること。(同等の機能を有する代替循環冷却系が動力電源を必要とするのに対して、動力源の多様性を確保できる)
③	二次隔離弁	電動 駆動	NC	<ul style="list-style-type: none"> ■開度調整が必要であること。 ■電動操作により、中央制御室からの弁操作が可能であること。 ■遠隔手動弁操作設備により、二次格納施設外からの人力操作が可能であること。 ■電動機の電路は、二次隔離弁バイパス弁との多重性を図ることで、信頼性向上を図れること。(非常用所内電気設備【区分I】より給電)
④	二次隔離弁バイパス弁	電動 駆動	NC	<ul style="list-style-type: none"> ■開度調整が必要であること。 ■電動操作により、中央制御室からの弁操作が可能であること。 ■遠隔手動弁操作設備により、二次格納施設外からの人力操作が可能であること。 ■電動機の電路は、二次隔離弁との多様性を図ることで、信頼性向上を図れること。(代替所内電気設備より給電)
⑤	フィルタ装置入口弁	空気 駆動	NO FO	<ul style="list-style-type: none"> ■格納容器圧力逃がし装置の機能信頼性を高めるためには、FO動作の空気駆動弁が望ましいこと。 ■全開・全閉の運用であること。 ■全電源喪失時の作業員の弁操作に関する労力の低減を図れること。 <p>(弁駆動空気系の改造により、全電源が喪失した状態においても、二次格納施外よりポンベの空気を電磁弁の排気側から弁駆動部へ供給することにより開操作が可能。ポンベは現場に設置済みであり、小型弁を操作することだけでポンベの空気を弁駆動部へ供給して弁操作をすることができることから、労力が非常に小さい)</p> <ul style="list-style-type: none"> ■遠隔手動弁操作設備により、二次格納施設外からの人力操作が可能であること。 ■遠隔手動弁操作設備により、弁の開保持が可能であること。

一方、格納容器圧力逃がし装置（FCVS）を設置している諸外国の弁構成を以下に例示する。

【フィンランド】

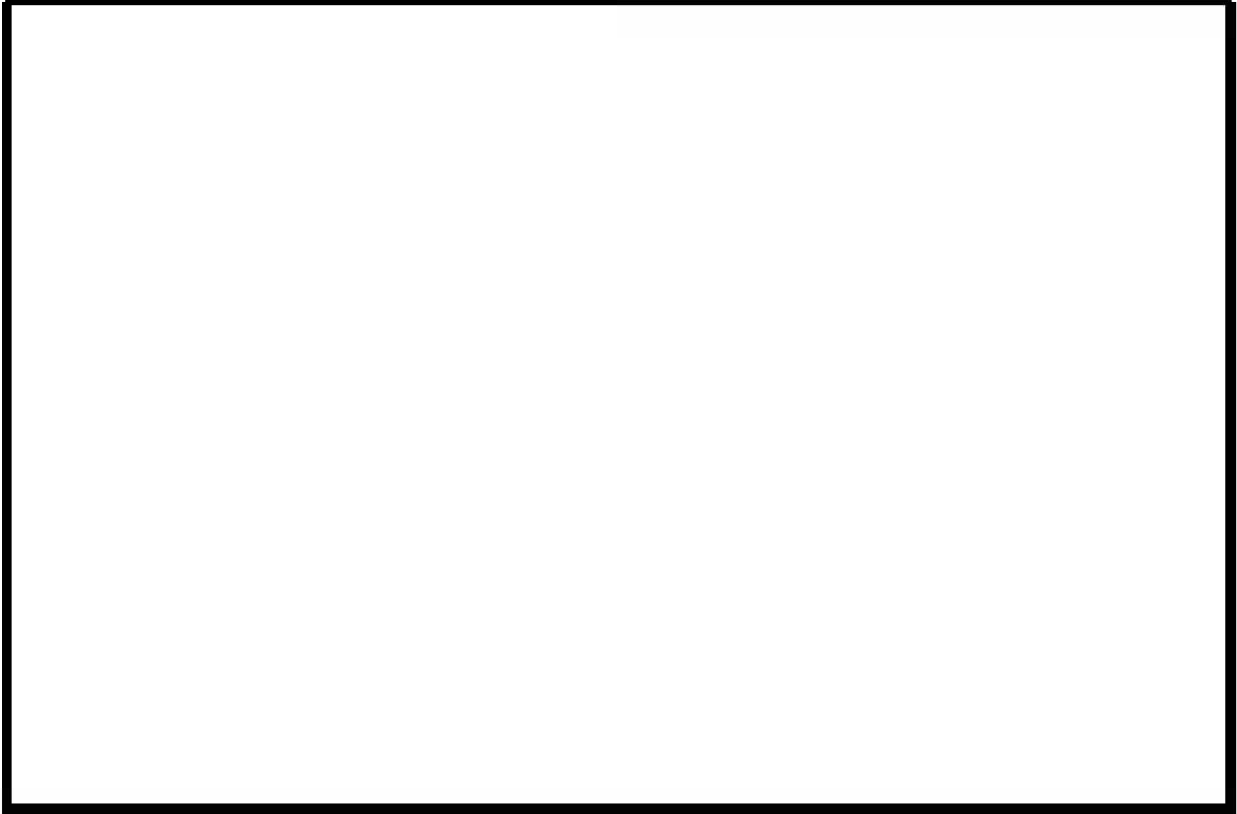
フィンランドBWRプラントに設置されているFCVS系統の概略系統図を第2図に示す。V1とV20はラプチャーディスクである。ベントラインに設置している弁は全て手動駆動弁で構成されている。D/Wのラインにはバイパスラインが設置されており、V2、V3は通常時「開」となっている。また、V21、V23についても通常時「開」となっている。そのため、操作員がベントラインに設置された弁の「開」操作を実施しなくても、原子炉格納容器圧力が規定の値まで上昇し、V1とV20のラプチャーディスクが開放すれば、D/Wのバイパスラインより格納容器ベントは自動的に開始される。



第2図 概略系統図（フィンランドBWRプラント）

【ドイツ】

ドイツのBWRプラントに設置されているFCVS系統の概略系統図を第3図に示す。FCVS系統は、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つと、ユニット間の切り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（FCVS使用後にフィルタ装置内の水蒸気が凝縮し、フィルタ装置内圧力が負圧となった場合に、スタックから空気を吸い込むことがないように設置されているものと考えられる）。



第3図 概略系統図（ドイツ BWR プラント）

【スイス】

スイスのBWRプラントに設置されているFCVS系統の概略系統図を第4図に示す。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つめの弁は通常時「開」、2つめの弁は通常時「閉」となっている。また、2つめの弁をバイパスするラインが設置されており、バイパスラインにはラプチャーディスクが設置されている。そのため、操作員が2つめの弁の「開」操作を実施しなくても、原子炉格納容器圧力が規定の値まで上昇し、ラプチャーディスクが開放すれば、格納容器ベントは自動的に開始される。



第4図 概略系統図（スイス BWR プラント）

フィンランドならびにスイスのプラントでは、ラブチャーディスクにより格納容器ベントの開始に際して人的介入が不要な弁構成となっている。一方、柏崎刈羽 6/7 号炉は格納容器ベントを実施する際は、必ず操作員による弁操作が必要な構成としている。これは、格納容器ベントのタイミングは、あくまでも人間が決めるべきであるという設計思想によるものである。ただし、弁操作を実施しないと格納容器ベントができないことから、弁は事故時に確実に操作できることが要求される。そのため、空気駆動弁には、遠隔手動弁操作設備による人力操作機構とポンペによる駆動機構を二次格納施設外に設置し、電動駆動弁についても遠隔手動弁操作設備による人力操作機構を二次格納容器外に設置している。また、電動駆動弁（二次隔離弁）が単一故障した場合に備え、それをバイパスする手動駆動弁を設置し、弁操作に対する信頼性の向上を図った構成としている。

また、ドイツのプラントでは、フィルタ装置の下流側に逆止弁が設置されているが、柏崎刈羽 6/7 号炉には設置していない。これは、逆止弁の固着等により、格納容器ベントの実施が阻害されるのを防止するためである。しかしながら、ベント実施後には格納容器圧力逃がし装置内が負圧となり、排気口から空気を吸い込む可能性がある。そのため、格納容器ベント実施後には、可搬型窒素供給装置により格納容器圧力逃がし装置の窒素パージを実施することとしている。

以上より、諸外国のプラントと柏崎刈羽 6/7 号炉では、格納容器圧力逃がし装置の弁構成が異なるが、これは設計思想の違いであり、諸外国の懸念事項に対して、柏崎刈羽 6/7 号炉の弁構成であったとしても対策は施せていると考えている。

別紙 17 格納容器圧力逃がし装置と他系統との隔離

格納容器圧力逃がし装置は、既設の不活性ガス系と耐圧強化ベントのラインよりフィルタ装置にベントガスを導くが、他の系統・機器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。それぞれの系統における隔離弁の駆動方式等を第 1 表に整理する。各弁の構成については、第 1 図に示す。

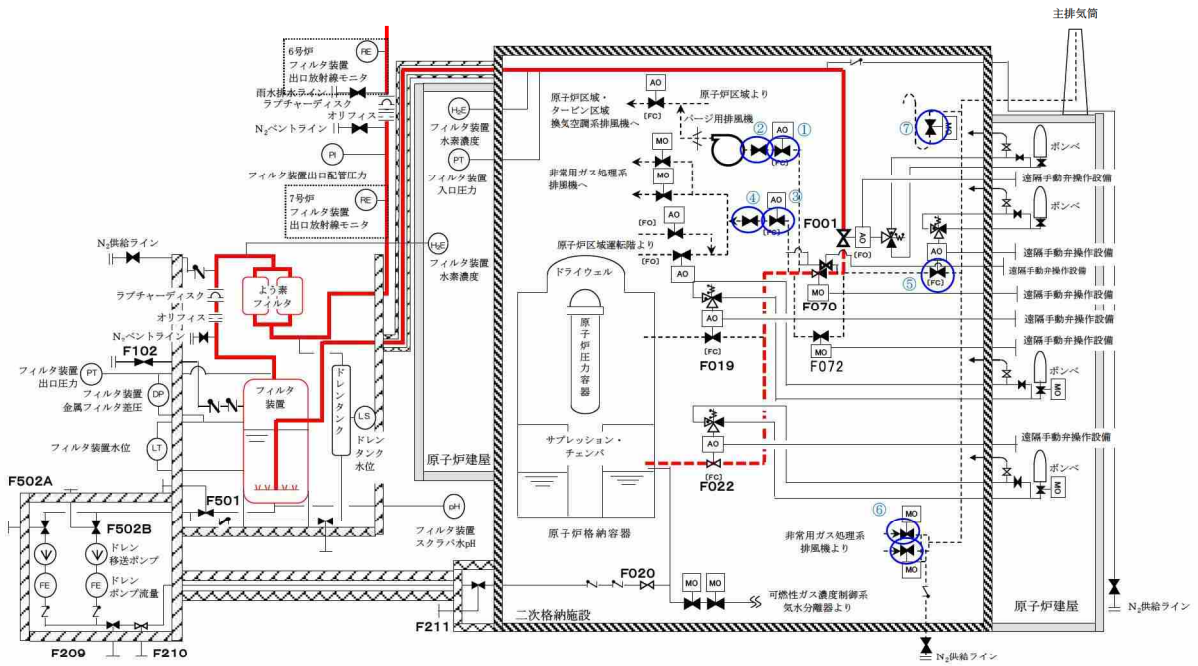
第 1 表 格納容器圧力逃がし装置に接続している他の系統の隔離弁

系統名称	系統の隔離弁				採用理由
	一次隔離弁		二次隔離弁		
換気空調系 ①②	空気 駆動	NC FC	手動 駆動	NC	<ul style="list-style-type: none"> ■ 既設空気駆動弁（一次隔離弁） 系統の隔離機能が要求される観点から、FC の空気駆動弁が採用されている。 ■ 新設手動駆動弁（二次隔離弁） 格納容器圧力逃がし装置から換気空調系の隔離を確実にする観点から、手動駆動弁を新設する。
非常用ガス処理系 ③④	空気 駆動	NC FC	手動 駆動	NC	<ul style="list-style-type: none"> ■ 既設空気駆動弁（一次隔離弁） 系統の隔離機能が要求される観点から、FC の空気駆動弁が採用されている。 ■ 新設手動駆動弁（二次隔離弁） 格納容器圧力逃がし装置から非常用ガス処理系の隔離を確実にする観点から、手動駆動弁を新設する。
耐圧強化ベント ⑤⑥⑦	空気 駆動	NC FC	電動 駆動	NC	<ul style="list-style-type: none"> ■ 新設空気駆動弁（一次隔離弁） 系統の隔離機能が要求される観点から、FC の空気駆動弁が採用されている。 ■ 既設電動駆動弁（二次隔離弁） 電動駆動弁が採用されている。
			電動 駆動	NO	

①～⑥の弁については、系統作動時の圧損を減らすよう考慮してバタフライ弁としており、弁座シール材には EP ゴムを用いている。

弁座シール材に EP ゴムを用いたバタフライ弁においては、格納容器一次隔離弁が晒される環境を模した条件にてシール機能確認試験を実施しており、閉じこめ機能は確保可能であることを確認している。（小型弁試験装置により、EP ゴム弁座シールのバタフライ弁を 0.3MGy の累積放射線量を照射し、PCV 設計圧力の 2 倍の圧力・200℃の蒸気暴露環境に 168 時間晒した状態において、シール機能の健全性を確認する試験を実施）

一方、⑦については、玉型弁としており、弁座シールはメタルタッチである。そのため、放射線照射に対してシール機能を確保可能である。



第1図 格納容器圧力逃がし装置系統概要と他系統隔離弁

別紙 18 圧損計算の詳細

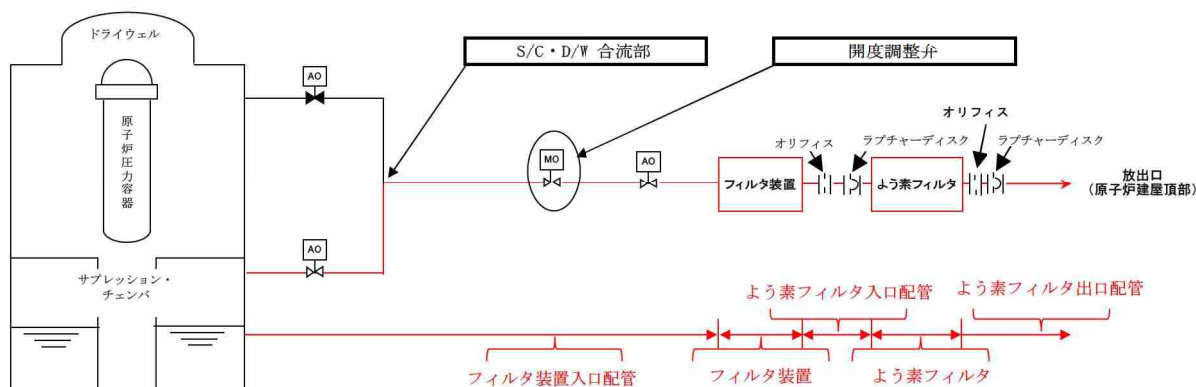
1 原子炉格納容器圧力毎の圧力損失

1.1 圧力損失・流量の評価

格納容器圧力逃がし装置を流れるガスの流量は、原子炉格納容器の圧力に依存し変化する。格納容器圧力逃がし装置使用時、格納容器圧力逃がし装置には原子炉格納容器内にて発生する水蒸気量に応じた流量のガスを通気し、原子炉格納容器圧力はその流量に応じた圧力にて静定する。

原子炉格納容器圧力が 2Pd (620kPa [gage]), 1Pd (310kPa [gage]) の際のガスの流量、各部の圧力損失、ならびに事故発生 1 週間後および 1 ヶ月後に発生する水蒸気量を通気する際の原子炉格納容器圧力、各部の圧力損失を第 1.1-1, 2 表に示す。なお、二次隔離弁 (MO 弁) については、ベント時は調整開度にて運用することとしている。そのため、二次隔離弁の開度の影響についても考慮することとする。また、各部の圧力勾配について、第 1.1-2, 3 図に示す。

なお、これらについては S/C を用いたベントの場合の評価であるが、D/W を用いた場合のベントにおいても、ほぼ同じ評価結果となる。(S/C 取出口～S/C・D/W 合流部と D/W 取出口～S/C・D/W 合流部の配管口径は同一であり、ルート長さに大きな違いはないため)



第 1.1-1 図 格納容器圧力逃がし装置 主ライン概略構成図

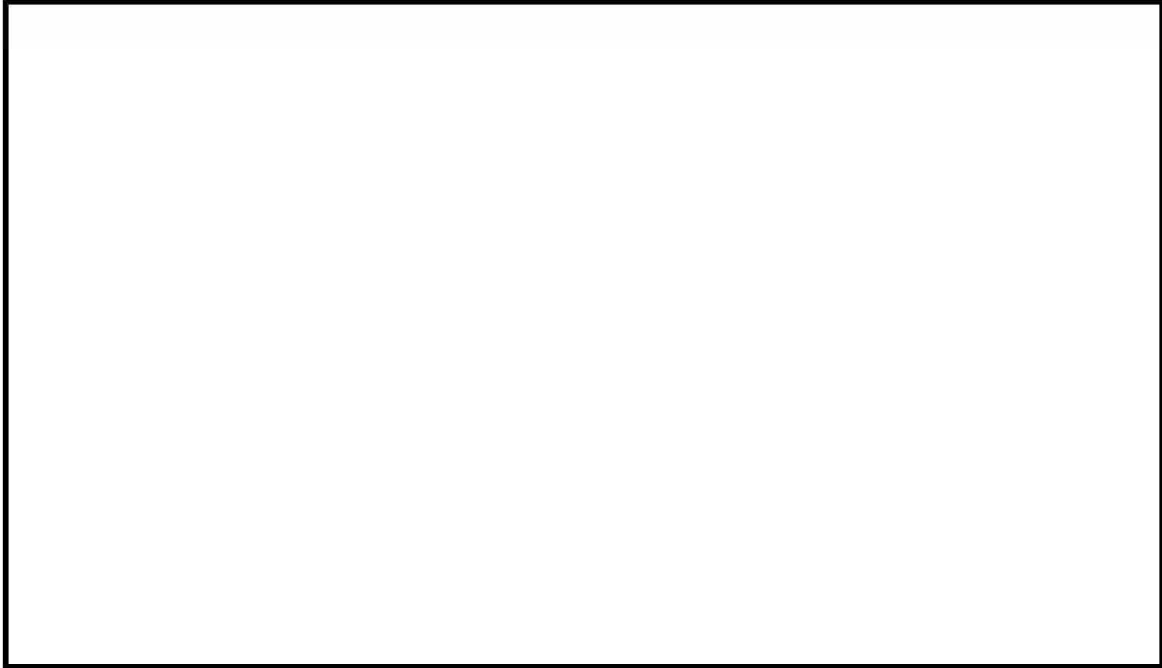
第 1.1-1 表 (6号炉) 格納容器圧力に対するガス流量と各部圧力損失

原子炉 格納容器圧力 (kPa[gage])	二次 隔離弁開 度	ガス流量 (kg/s)	各部圧力損失 (kPa)				
			フィルタ装 置入口配管	フィルタ 装置	よう素 フィルタ 入口配管	よう素 フィルタ	よう素 フィルタ 出口配管

第 1.1-2 表 (7号炉) 格納容器圧力に対するガス流量と各部圧力損失

原子炉 格納容器圧力 (kPa[gage])	二次 隔離弁開 度	ガス流量 (kg/s)	各部圧力損失 (kPa)				
			フィルタ装 置入口配管	フィルタ 装置	よう素 フィルタ 入口配管	よう素 フィルタ	よう素 フィルタ 出口配管

- ※1,2 フィルタ装置, よう素フィルタの圧力損失については, 最大流量時に想定される圧力損失値を, 保守的に全評価ケースに適用
- ※3 有効性評価シナリオ (大 LOCA+SB0+全 ECCS 機能喪失) における, 原子炉格納容器ベント開始時の S/C の圧力。大 LOCA 時は, S/C よりも D/W の方が圧力が高い状態で推移する。そのため, D/W が 2Pd に到達して原子炉格納容器ベントを開始する時の S/C の圧力は, 2Pd よりも小さな値となる。
- ※4 事故発生 1 週間後に原子炉格納容器内にて発生する蒸気量
- ※5 事故発生 1 ヶ月後に原子炉格納容器内にて発生する蒸気量



第 1.1-2 図 (6号炉) 格納容器圧力逃がし装置 各部圧力勾配



第 1.1-3 図 (7号炉) 格納容器圧力逃がし装置 各部圧力勾配

第 1.1-1, 2 表に示す通り, フィルタ装置, よう素フィルタに非常に保守的な圧力損失を見込んだとしても, 事故発生 1 週間後, 1 ヶ月後に原子炉格納容器内において発生する蒸気全量を通気し, 原子炉格納容器の減圧状態を維持することが可能である。

なお, 格納容器圧力逃がし装置の系統における各部圧力損失のうち, ガスの流量に関連しないものは水スクラバ部の水頭圧のみである。それ以外のものは,

ガス流量が小さいほど圧力損失も小さくなる（ガス流量が0であれば、圧力損失も0となる）。そのため、原子炉格納容器の圧力がスクラバ水の水頭圧以上であれば、格納容器圧力逃がし装置のガスの通気は可能である。

1.2 フィルタ装置，よう素フィルタの圧力損失

【フィルタ装置】

1.1 の評価において、フィルタ装置の圧力損失としては、スクラバ部圧力損失、スクラバ水頭圧、金属フィルタ圧力損失を考慮している。水スクラバ部については最大流量時の圧力損失 [] スクラバ水頭圧については設計上の許容最大スクラバ水位時における水頭圧 [] 金属フィルタ部については設計上の許容最大圧力損失 [] を考慮している。

水スクラバ部ならびに金属フィルタ部については、流量が低下すれば圧力損失も低下するが、1.1 では保守的に最大流量時の圧力損失に固定して評価を実施している。また、金属フィルタ部の圧力損失は、想定されるエアロゾル負荷量（大LOCA+SBO+全ECCS機能喪失、S/Cベント時のエアロゾル負荷量）に対して十分な裕度を持った設計としており、最大流量時においても許容最大圧力損失 [] には到達しないことを確認している。

なお、各圧力損失値の評価には、実機のスクラバ、金属フィルタを用いた当社FV試験設備にて取得した圧力損失データを用いている。

【よう素フィルタ】

1.1 の評価において、よう素フィルタの圧力損失としては、吸着塔の圧力損失を考慮しており、最大流量時の圧力損失 [] を考慮している。吸着塔の圧力損失は、流量が低下すれば圧力損失も低下するが、ここでは保守的に最大流量時の圧力損失に固定して評価を実施している。

なお、圧力損失値の評価には、実機の吸着塔を用いた当社のように素フィルタ試験設備にて取得した圧力損失データを用いている。

2 設計の意図

格納容器圧力逃がし装置の系統設計の意図は、原子炉格納容器圧力が2Pd（620kPa [gage]）の際に、31.6kg/sの蒸気を排出可能であることである。（原子炉格納容器減圧という目的に対して、十分な容量を持つこと）

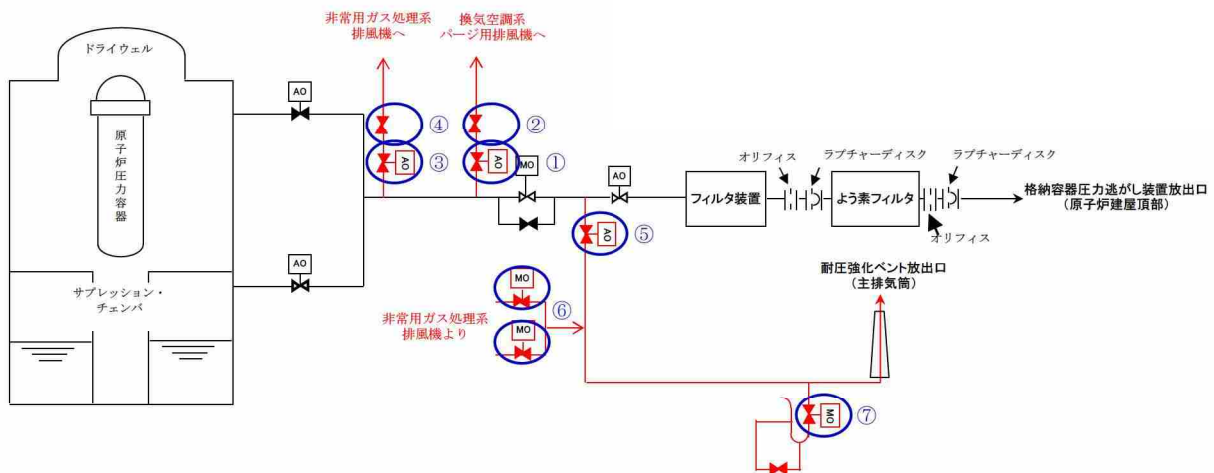
系統設計としては、これを満足するよう、配管ルート、配管口径、オリフィス径等の設定をしている。

フィルタ装置、よう素フィルタについては、この系統設計により評価されるガス条件において性能が満足できるよう、設計している。

別紙 19 格納容器圧力逃がし装置と他系統との隔離について

1 他系統の接続位置

格納容器圧力逃がし装置には、排気経路に非常用ガス処理系、換気空調系ならびに耐圧強化ベント系が接続されている。非常用ガス処理系と換気空調系との接続箇所は、第1図に示す通り一次隔離弁と二次隔離弁の間となっている。また、耐圧強化ベント系は二次隔離弁とフィルタ装置入口弁との間に接続され、耐圧強化ベント系には非常用ガス処理系が接続されている。また、格納容器圧力逃がし装置とそれぞれの系統を隔離する弁は各2弁ずつ設置し、格納容器圧力逃がし装置使用中に、格納容器圧力逃がし装置と確実に隔離できるようにし、ベントガスに含まれる水素が原子炉建屋に回り込むことを防止する設計としている。



第1図 格納容器圧力逃がし装置 接続他系統概略構成図

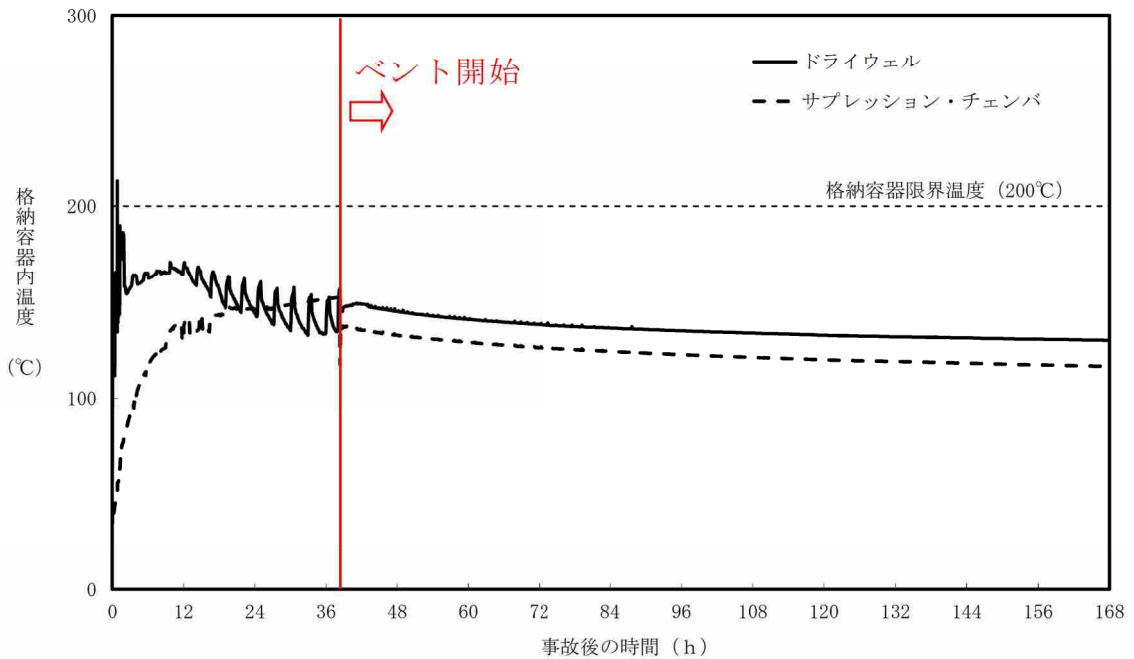
2 格納容器圧力逃がし装置運用時に他系統隔離弁が受ける負荷

炉心損傷後に格納容器圧力逃がし装置を運用する場合、まず二次隔離弁を「調整開」とし、次に一次隔離弁を「開」とすることで、格納容器ベントを開始する。そのため、格納容器圧力逃がし装置に接続される非常用ガス処理系、換気空調系、ならびに耐圧強化ベント系と格納容器圧力逃がし装置を隔離している弁は、一次隔離弁を「開」操作し、格納容器ベントを開始するタイミングで、ベントガスと接することとなる。

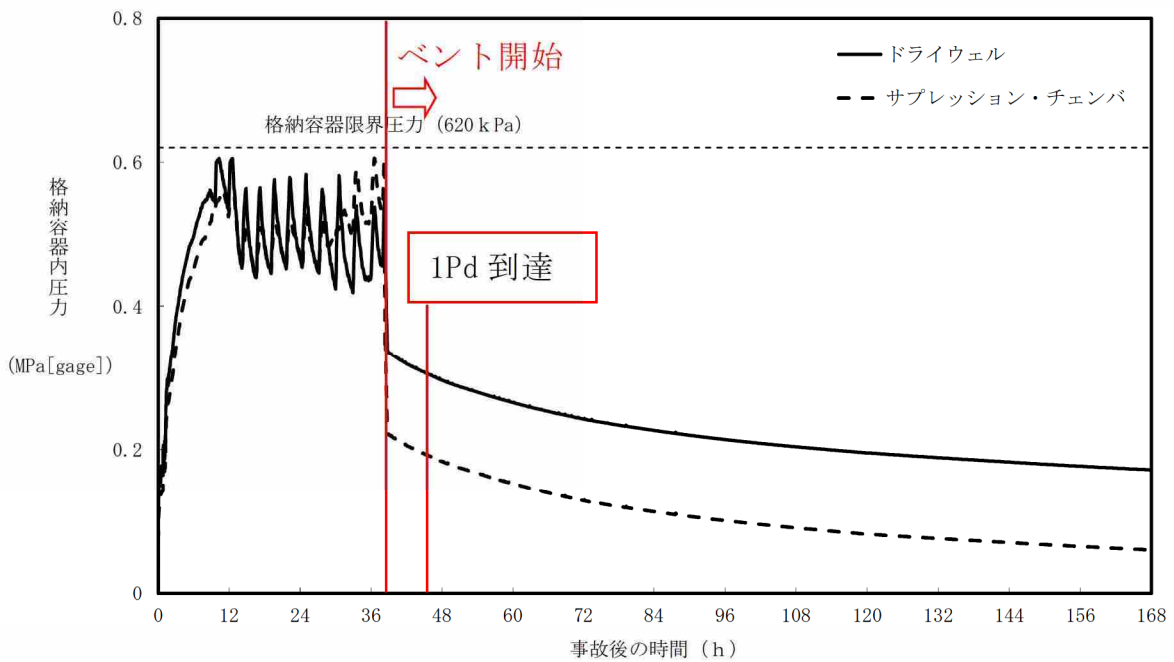
ここで、格納容器圧力逃がし装置と他系統を隔離している弁の部分におけるベントガスの温度・圧力は、原子炉格納容器から当該弁までの配管部におけるエネルギー損失により、原子炉格納容器の温度・圧力よりも小さな値となる。大LOCA+SB0+全ECCS機能喪失シナリオにおける原子炉格納容器の温度・圧力の推移は第2, 3図の通りとなる。

第2図より、原子炉格納容器の温度はベント開始後 200℃以下となる。そのため、格納容器圧力逃がし装置と他系統を隔離している弁が晒される温度も 200℃以下となる。また、第3図より、原子炉格納容器の圧力はベント開始直前に PCV

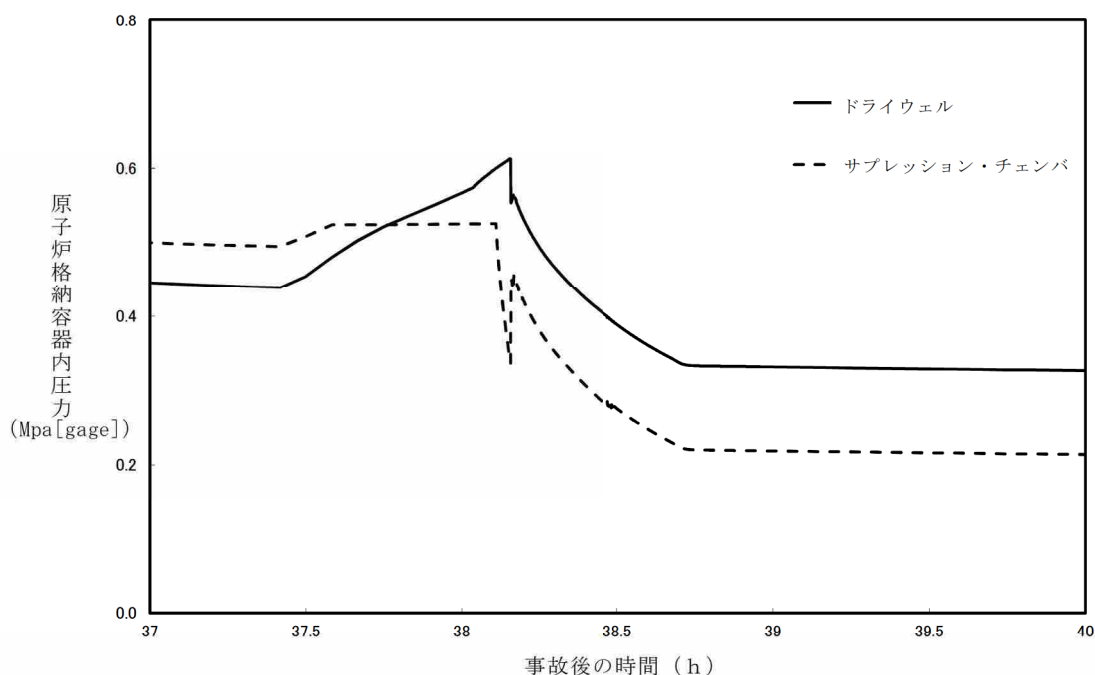
の設計圧力の2倍となるが、ベント開始後は即座に圧力が低下している。そのため、格納容器圧力逃がし装置と他系統を隔離している弁が晒される圧力もPCVの設計圧力の2倍以下となる。



第2図 原子炉格納容器温度推移(大LOCA+SBO+全ECCS機能喪失シナリオ)



第3図 原子炉格納容器圧力推移(大LOCA+SBO+全ECCS機能喪失シナリオ)



第 4 図 原子炉格納容器圧力推移（ベント初期部拡大）

一方、格納容器圧力逃がし装置と他系統を隔離する①～⑥の弁は、弁シール材に EP ゴムを用いたバタフライ弁としている。EP ゴムシール材のバタフライ弁については、200℃・PCV 設計圧力の 2 倍の圧力に晒した状態において、シール機能を確保可能であることを確認している。そのため、格納容器圧力逃がし装置と他系統を隔離する弁のシール機能は確保可能である。また、シール機能をより強化するため、各弁のシール材をより耐環境性に優れた改良 EPDM へ変更する。⑦の弁は玉型弁であり、弁座シールはメタルタッチであることから、耐温度、耐圧力性能は非常に高く（圧力クラス 150LB(6 号炉), 600LB(7 号炉)), 格納容器圧力逃がし装置使用時において、弁のシール機能を確保可能である。

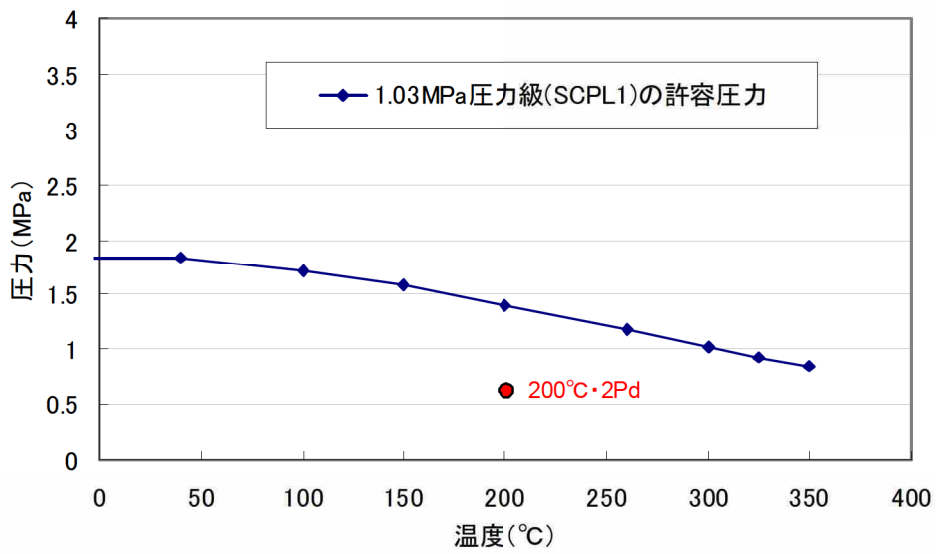
格納容器圧力逃がし装置と他系統を隔離する弁の駆動方式、状態、圧力クラス、採用理由について第 1 表にまとめる。第 1 表に記載の通り、格納容器圧力逃がし装置から他系統を隔離する 1 つ目の弁（一次隔離弁）については、事故時に確実に「閉」動作するよう、FC の空気駆動弁を採用している。

また、格納容器圧力逃がし装置と他系統を隔離する弁は、全て圧力クラスを 150LB, ならびに 600LB としており、第 5, 6 図に示す通り 200℃・PCV 設計圧力の 2 倍の圧力は、許容圧力を下回る。そのため、200℃・PCV 設計圧力の 2 倍の圧力に対して、耐圧部の強度に問題はない。

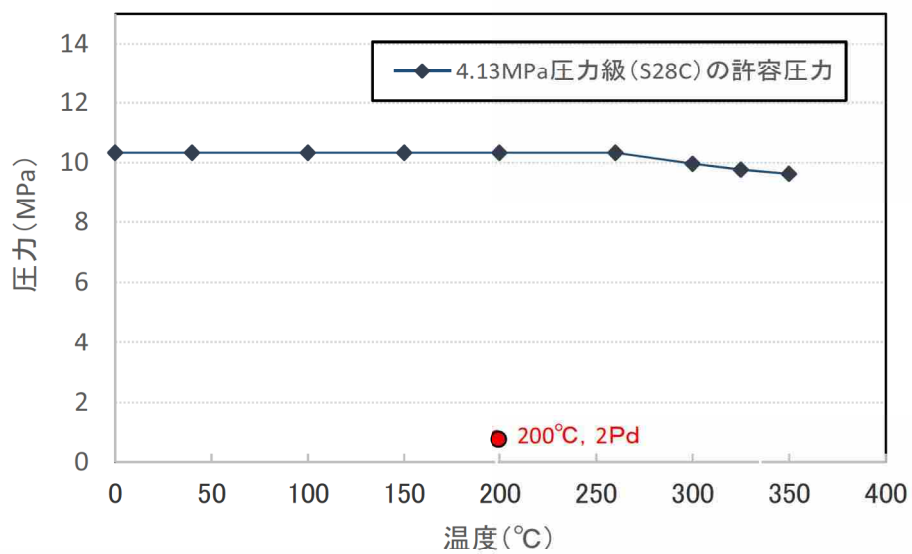
以上より、格納容器圧力逃がし装置と他系統を隔離する弁は、晒される環境条件に対して、隔離機能を有すると考える。

第1表 格納容器圧力逃がし装置に接続している他の系統の隔離弁

系統名称	一次隔離弁			二次隔離弁			採用理由
	駆動方式 状態		圧カ クラ ス [LB]	駆動方式 状態		圧カ クラス [LB]	
換気空調系 ①②	空気 駆動	NC FC	150	手動 駆動	NC	150	<p>■ 既設空気駆動弁（一次隔離弁） 系統の隔離機能が要求される観点から、FC の空気駆動弁が採用されている。</p> <p>■ 新設手動駆動弁（二次隔離弁） 格納容器圧力逃がし装置から換気空調系の隔離を確実にする観点から、通常時「閉」の手動駆動弁を新設する。</p>
非常用ガス 処理系 ③④	空気 駆動	NC FC	150	手動 駆動	NC	150	<p>■ 既設空気駆動弁（一次隔離弁） 系統の隔離機能が要求される観点から、FC の空気駆動弁が採用されている。</p> <p>■ 新設手動駆動弁（二次隔離弁） 格納容器圧力逃がし装置から非常用ガス処理系の隔離を確実にする観点から、通常時「閉」の手動駆動弁を新設する。</p>
耐圧強化 ベント系 ⑤⑥⑦	空気 駆動	NC FC	150	電動 駆動	NC	150	<p>■ 新設空気駆動弁（一次隔離弁） 系統の隔離機能が要求される観点から、FC の空気駆動弁が採用されている。</p> <p>■ 既設電動駆動弁（二次隔離弁） 電動駆動弁が採用されている。</p>
				電動 駆動	NO	150 (6号炉) 600 (7号炉)	



第5図 150LB級バタフライ弁の設計上の許容圧力確認結果
 (出展：JSME 設計・建設規格 2005年版/2007 追補版)



第6図 600LB級バタフライ弁の設計上の許容圧力確認結果
 (出展：JSME 設計・建設規格 2005年版/2007 追補版)

3. 分岐点から他系統隔離弁までの位置関係及び水素滞留について

6号炉及び7号炉について、格納容器圧力逃がし装置と接続される他系統との隔離弁までの配管口径及び容積等を第2表、系統図を第7図、鳥瞰図を第8図及び第9図に示す。

ベント時において、これら他系統と隔離弁までの閉止空間における水素滞留の評価を「BWR配管における混合ガス（水素・酸素）蓄積防止に関するガイドライン（第3版）」に基づき実施した。

評価の結果、6号炉の換気空調系の隔離弁までの配管、及び耐圧強化ベント系への二次隔離弁及び二次隔離弁バイパス弁までの配管、及び7号炉の耐圧強化ベント系への二次隔離弁バイパス弁までの配管については、水平枝管であり閉止端までの長さが短いため、水素が蓄積することはない。

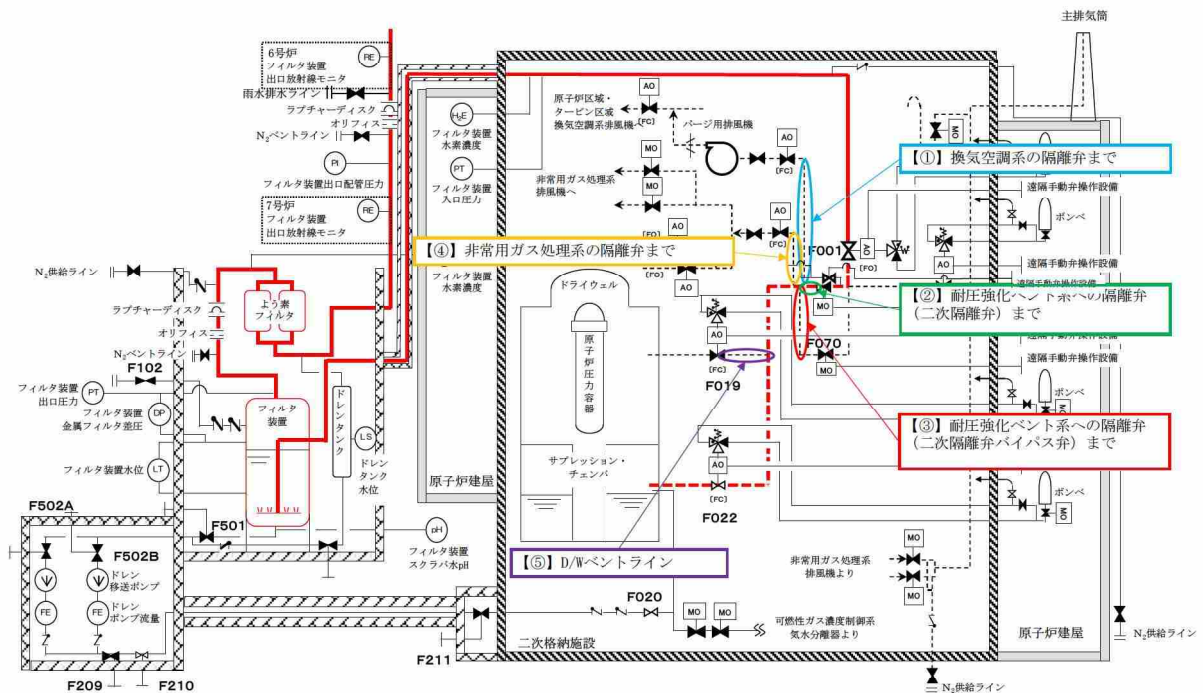
一方、6号炉及び7号炉の非常用ガス処理系の隔離弁までの配管、及び7号炉の耐圧強化ベント系への二次隔離弁までの配管については、水平及び上向きで分岐する組合せ枝管であり閉止端までの長さが長いため、水素が滞留する可能性がある。そのため、ベント時に水素を連続してベントの主ラインに排出させるベントラインを設置し、水素が蓄積することのない設計とする。

また、7号炉においては、W/Wベント時にD/W側一次隔離弁までの配管合流部において水素が滞留する可能性がある。そのため、W/Wベント時に水素を連続してベントの主ラインに排出させるベントラインを設置し、水素が蓄積することのない設計とする。一方で6号炉については、W/Wベント時においては配管合流部よりD/W側一次隔離弁、D/Wベント時においては配管合流部よりW/W側一次隔離弁までが水平枝管（下り勾配）であるため、水素が蓄積することはない。

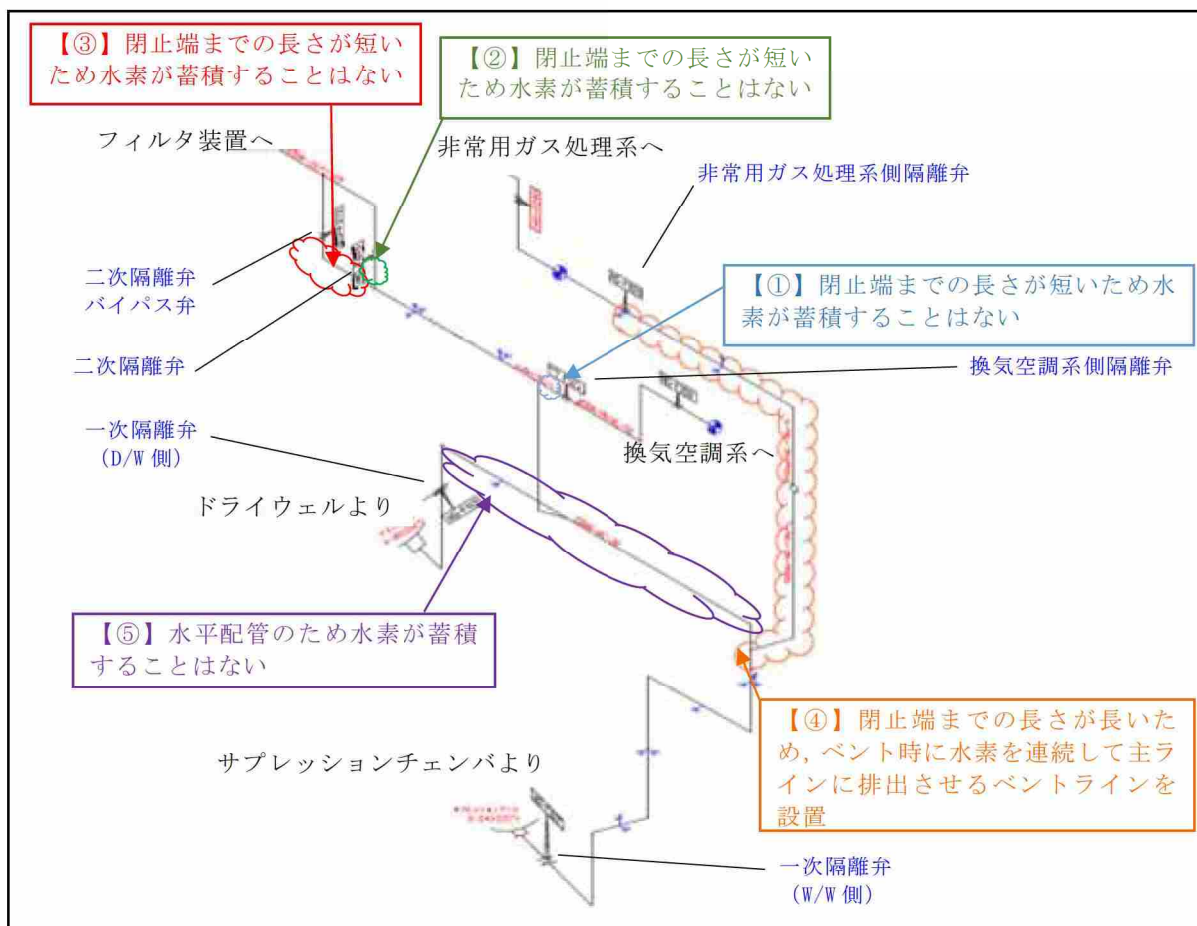
上記を踏まえて、水素滞留防止のために設置するベントラインの設置箇所を第10図～第12図に示す。

第2表 主ラインから他系統と隔離する弁までの配管口径及び容積等

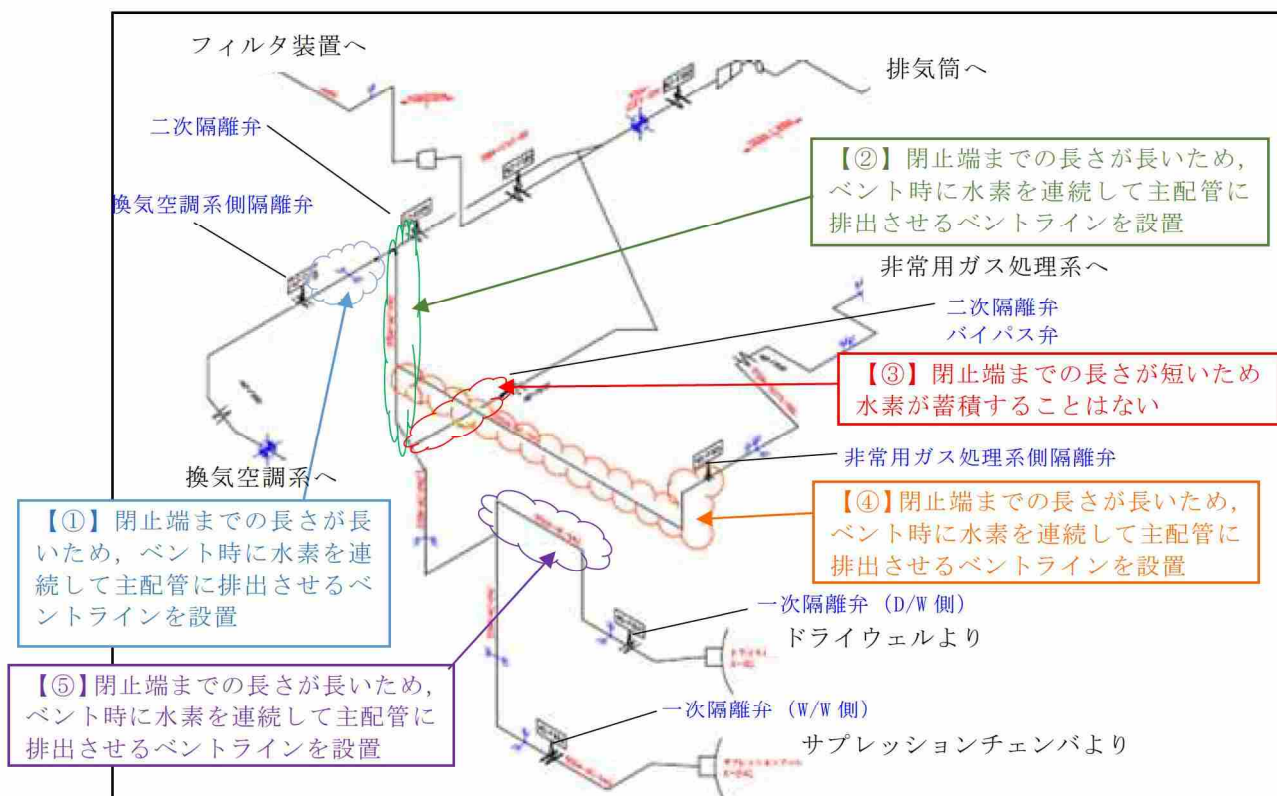
号炉	No	系統	配管口径	配管長 (m)	容積 (m ³)	対応方針
6	①	換気空調系	550A	0.7	0.2	対策不要
	②	耐圧強化ベント系 (二次隔離弁)	550A	0.7	0.2	対策不要
	③	耐圧強化ベント系 (二次隔離弁バイパス弁)	550A	2.6	0.6	対策不要
	④	非常用ガス処理系	400A 250A	2.0 11.7	0.9	ベントライン設置
7	①	換気空調系	550A	1.3	0.3	ベントライン設置
	②	耐圧強化ベント系 (二次隔離弁)	550A	4.5	1.1	ベントライン設置
	③	耐圧強化ベント系 (二次隔離弁バイパス弁)	550A	1.1	0.3	対策不要
	④	非常用ガス処理系	250A	4.9	0.3	ベントライン設置
	⑤	D/W ベントライン	550A	9.7	2.3	ベントライン設置



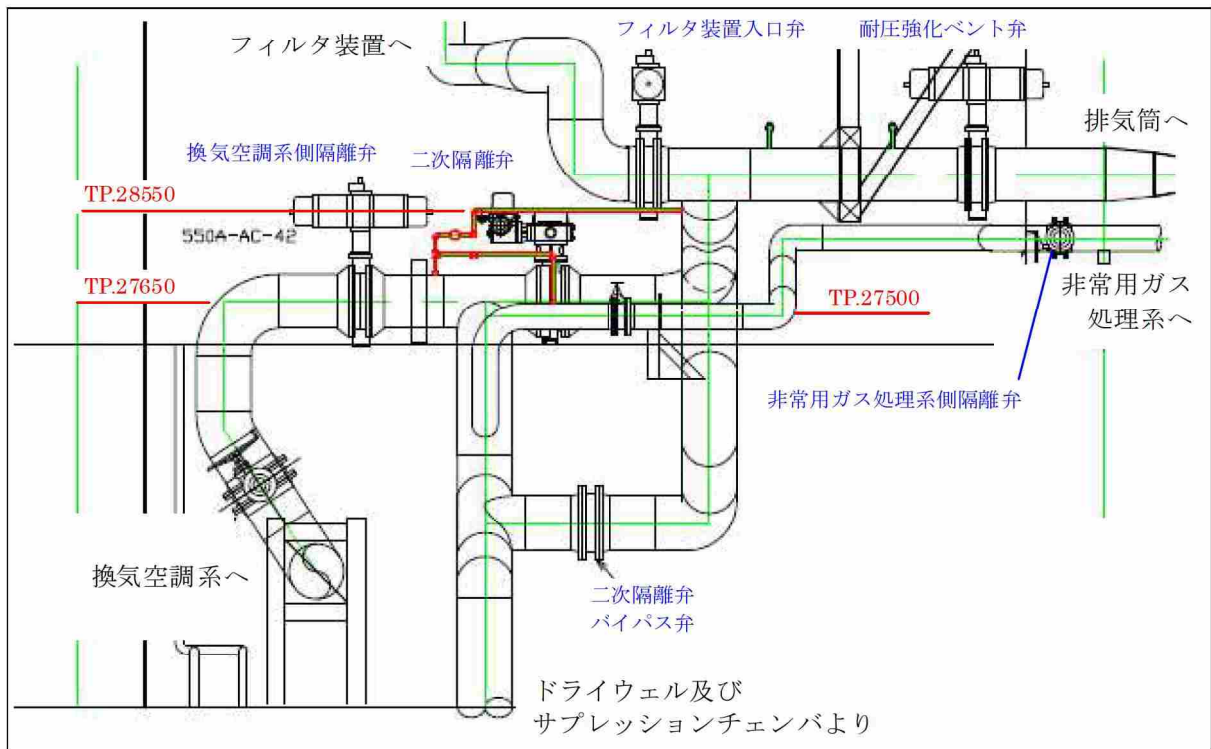
第7図 主ラインから他系統と隔離する弁までの配管系統図



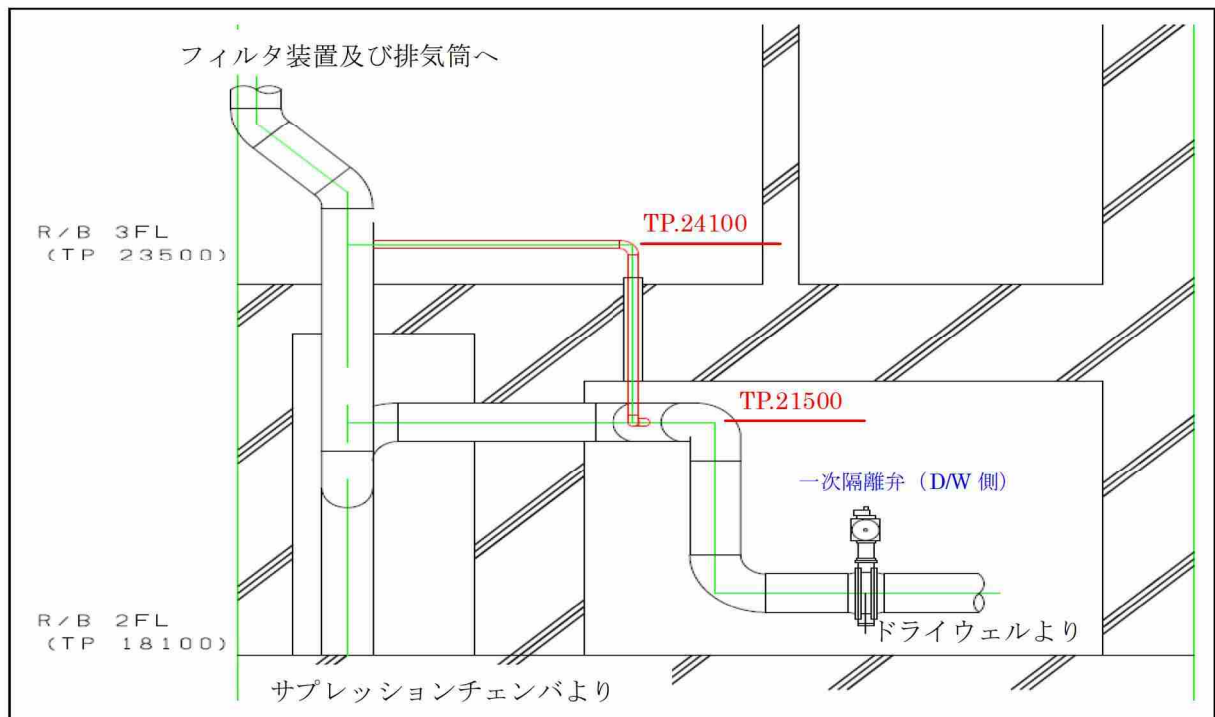
第 8 図 主ラインから他系統と隔離する弁までの配管鳥瞰図 (6号炉)



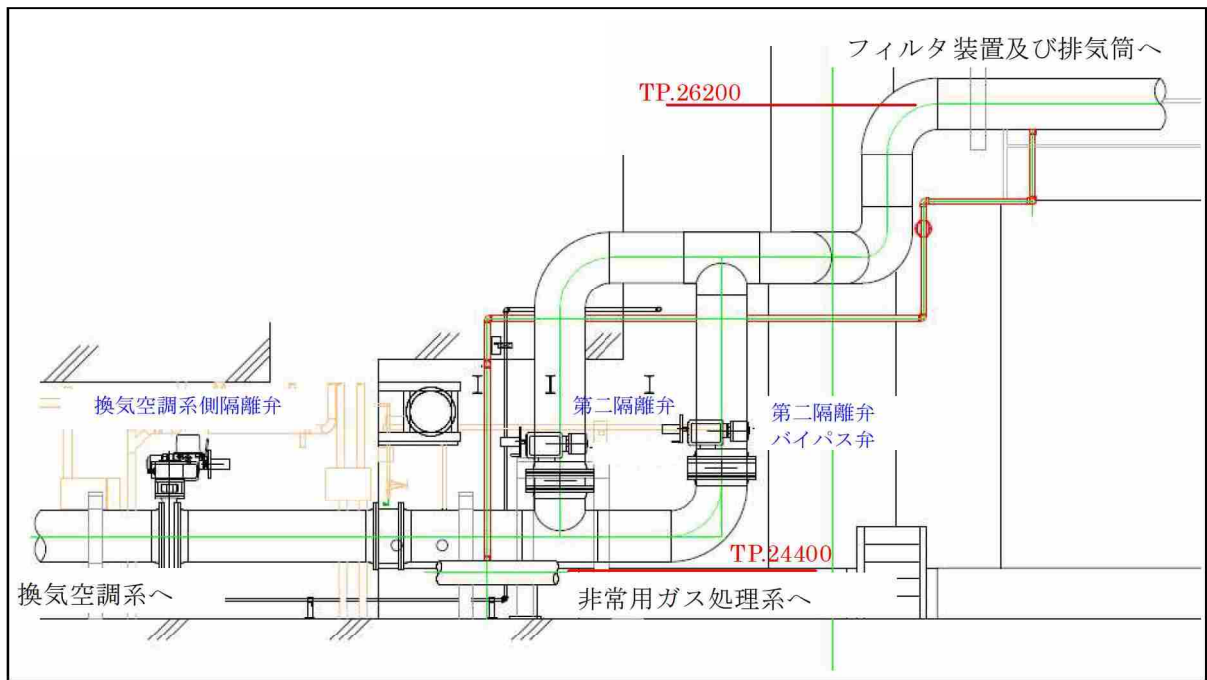
第 9 図 主ラインから他系統と隔離する弁までの配管鳥瞰図 (7号炉)



第 10 図 非常用ガス処理系及び換気空調系までの配管隔離弁に対するバイパスラインの設置位置図 (7号炉)



第 11 図 D/W ベントラインに対するベントラインの設置位置図 (7号炉)



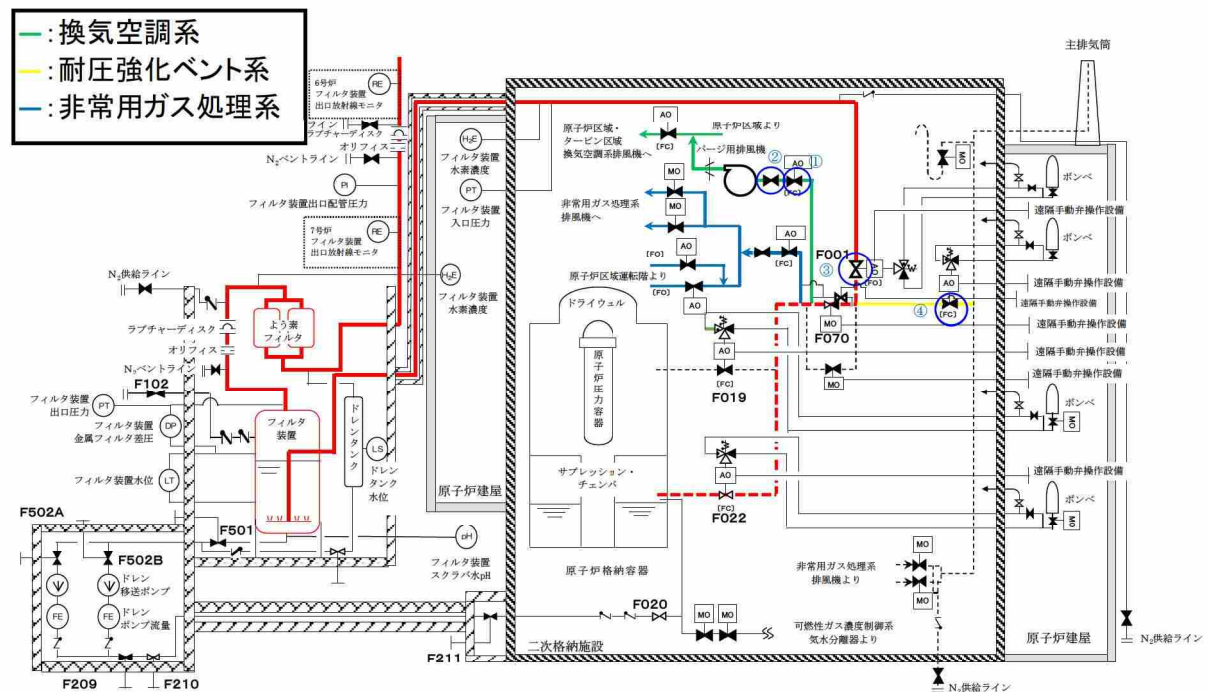
第 12 図 非常用ガス処理系までの配管隔離弁に対するベントラインの
設置位置図 (6 号炉)

4 格納容器圧力逃がし装置運用時における他システム使用との干渉

格納容器圧力逃がし装置と接続するシステムは、換気空調系、耐圧強化ベント系、非常用ガス処理系がある。(第13図参照)

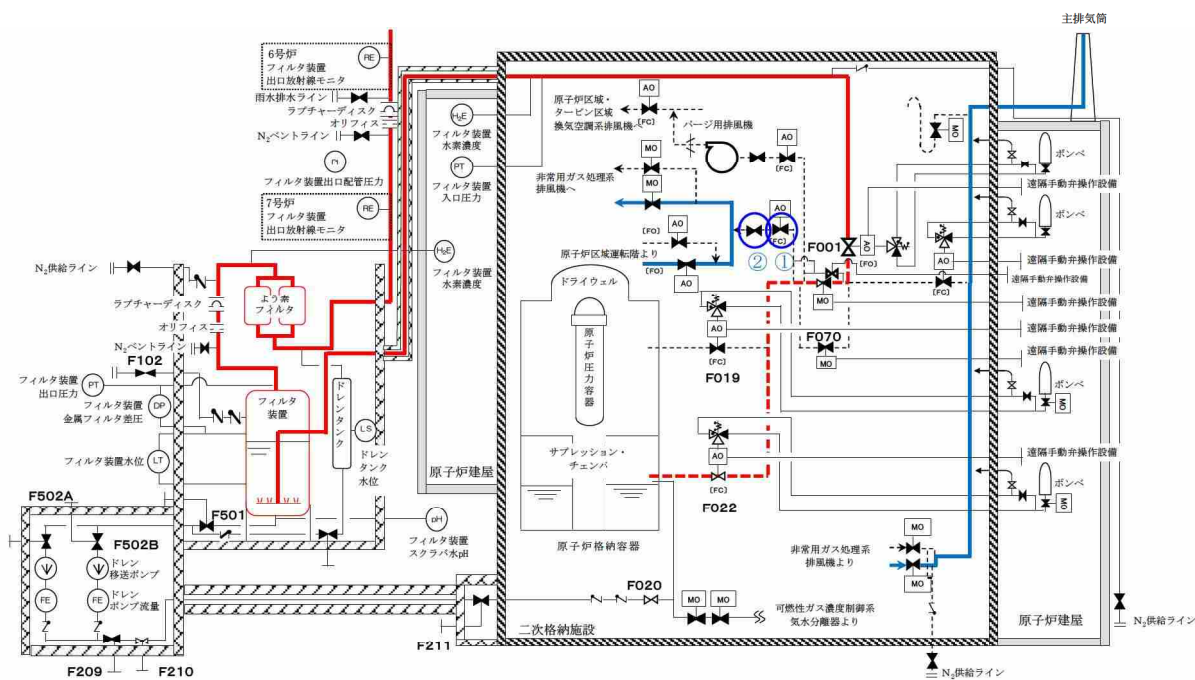
格納容器圧力逃がし装置に接続される換気空調系のラインは、通常時のプラント起動・停止時に原子炉格納容器内を窒素・空気に置換するためのものであり、事故時に格納容器圧力逃がし装置と同時に使用することはない。そのため、格納容器圧力逃がし装置使用時に、格納容器圧力逃がし装置と換気空調系を隔離する①②の弁が「閉」であっても問題はない。

格納容器圧力逃がし装置と耐圧強化ベント系は、③④の弁により使用するシステムを選択することができる。また、格納容器圧力逃がし装置と耐圧強化ベント系は同時に使用することはない。



第13図 格納容器圧力逃がし装置システム概要と他システム隔離弁

格納容器圧力逃がし装置と非常用ガス処理系の使用時におけるシステム構成を第14図に記載する。第14図に記載の通り、非常用ガス処理系使用時は原子炉区域運転階より原子炉建屋内のガスを吸気し、非常用ガス処理系排風機ならびにフィルタを通した後に主排気筒へ排気する。そのため、非常用ガス処理系使用時には、格納容器圧力逃がし装置に接続される非常用ガス処理系のラインは使用しない。よって、当該ラインに接続される①②弁については、非常用ガス処理系使用時において「閉」となっているにもかかわらず非常用ガス処理系の機能に影響を与えるものではない。



第 14 図 格納容器圧力逃がし装置，非常用ガス処理系使用時の系統構成

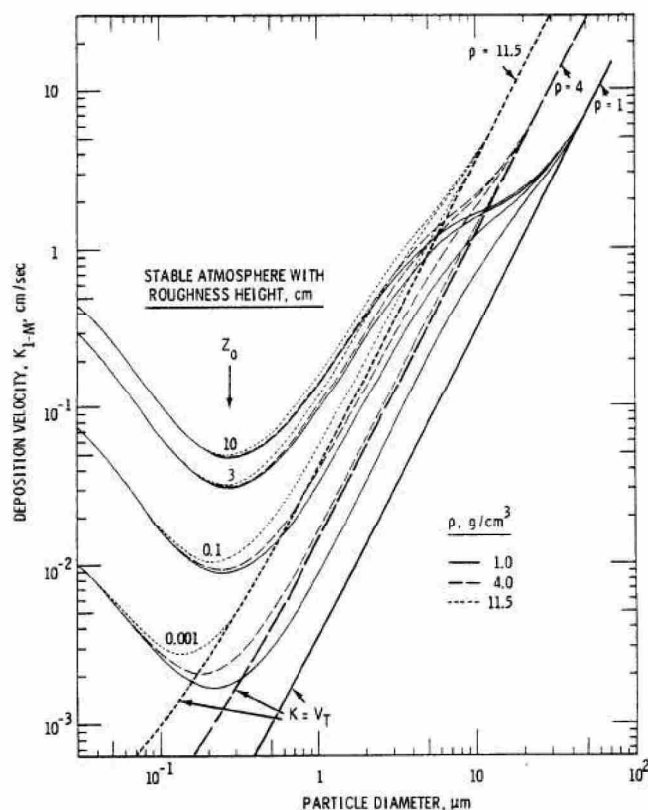
以上より，格納容器圧力逃がし装置と接続する換気空調系，耐圧強化ベント系，非常用ガス処理系は，格納容器圧力逃がし装置と接続していることで，その系統の機能に影響を与えることのない設計としている。

配管内面への放射性物質付着量の考え方について

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

NUREG/CR-4551 “Evaluation of Severe Accident Risks: Quantification of Major Input Parameters MACCS INPUT” *1 は、環境拡散評価（MELCOR Accident Consequence Code System: MACCS 計算）についての文献となっており、その評価には、エアロゾル粒径、エアロゾル粒子密度、対象物の表面粗さで沈着速度を整理した Sehmel のモデルが用いられている。

この Sehmel の沈着速度モデルに基づき、配管内面の表面粗さ 0.001cm ($10\ \mu\text{m}$) と粒子密度 4g/cm^3 を想定した、PCV より放出される粒径ごとの沈着速度（第 1 図参照）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）を以下の通り評価した。

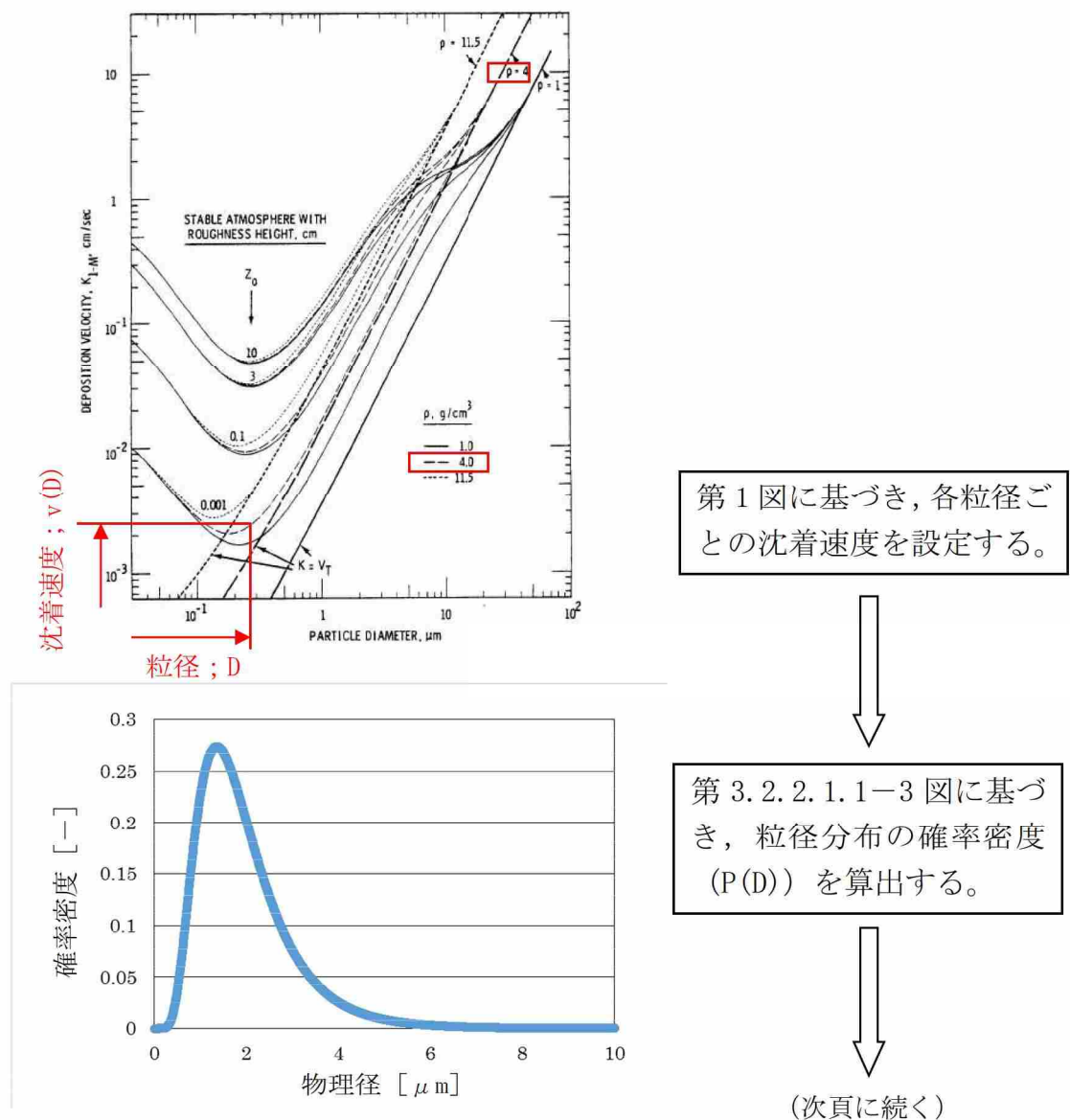


第 1 図 エアロゾル粒径と沈着速度の関係

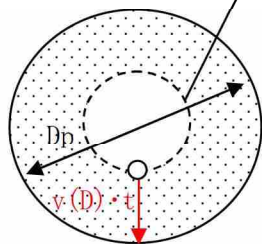
評価条件は、ABWR（6号炉及び7号炉）を対象として、配管長さ100m、配管内径400mm、2Pdおよび最小流量で排気される蒸気流量を適用する。また、考慮する粒径分布は「大LOCA+SBO+全ECCS機能喪失（D/Wベント）」（第3.2.2.1.1-3図）に基づくものとした。

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

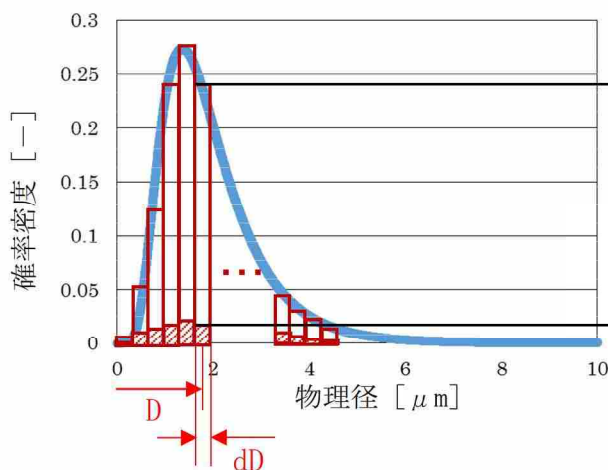
評価の考え方を第2図および第3図に、評価結果を第1表に示す。



第2図 沈着割合評価の考え方 (1/2)



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



ベントガス流入前エアロゾル
 $P(D) \times dD$

ベントガス通過後に沈着するエアロゾル
 $C(D) \times dD$

第3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。

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

ここで、C(D) は以下の式で表される。

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

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

第1表より、最小流量であっても約5.4%の沈着割合となることが評価された。以上を踏まえ、エルボ部などといった部位での沈着量がばらつくことを考慮し、100m あたり 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。

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

別紙 21 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

フィルタベント容器上流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。

検討対象とする状態は、以下の2ケースを想定した。

【ケース1】

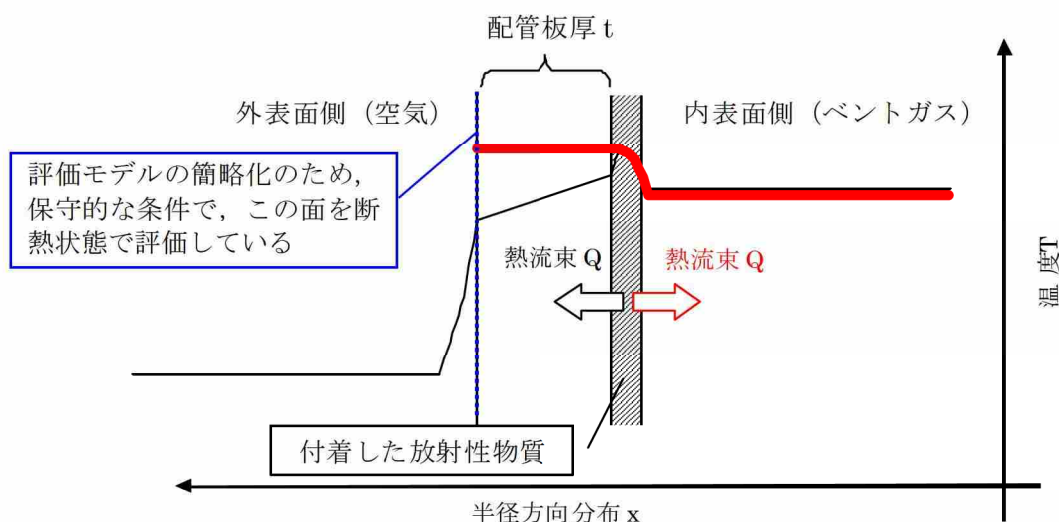
ベント中を想定し、配管内に高温の蒸気が流れ、なおかつ配管内面に付着した放射性物質からの発熱が加わった状態。

【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。



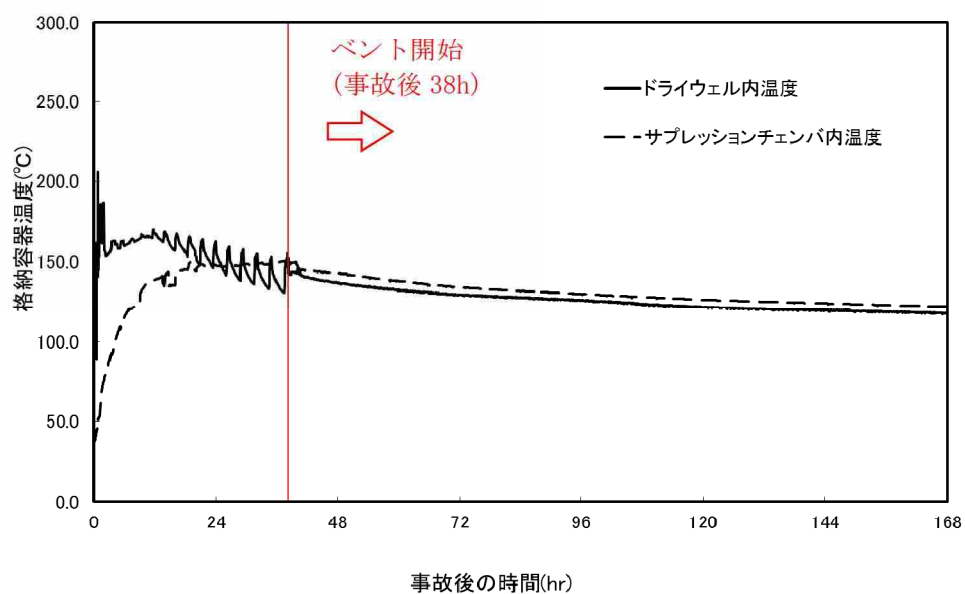
注；実際の伝熱状態は——で示すような分布になると想定されるが、保守的な評価となるよう配管外面を断熱し、全ての熱流束がベントガス側に移行する評価とした。
(赤線で示されるような熱流束の与え方と分布)

第1図 配管内表面の温度評価 (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「大破断 LOCA+SB0+全 ECCS 機能喪失 (D/W ベント)」
PCV より流入する崩壊熱量	9.3kW
配管内発熱割合 (FP 付着割合)	10%/100m
配管外径, 板厚	400A, Sch40
配管熱流束	7.3W/m ²
質量流量	2.5kg/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	150°C

ベント時のガス温度条件を踏まえて配管内面の温度を評価する。第2図に大 LOCA+SB0+全 ECCS 機能喪失シナリオにおける D/W ベント時の原子炉格納容器内の温度推移を示す。ベント時に最も配管内ガス温度が高い条件としてはベント開始直後であり、概ね 150°C以下となる。



第2図 原子炉格納容器内温度推移
(大 LOCA+SBO+全 ECCS 機能喪失シナリオ, 38h 後 D/W ベント)

原子炉格納容器より流入する崩壊熱量は 9.3kW とし、配管内面に付着する放射性物質割合としては、別紙 20 にて設定した 10%/100m を用いる。評価にあ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 1 ヶ月の蒸気流量である 2.5kg/s を用いた。

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

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

ΔT ; 放射性物質の崩壊熱による配管内表面の温度上昇 (°C)

q ; 配管熱流束 (W/m²)

h ; 配管内表面の熱伝達率 (W/(m²·K))

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

Nu ; ヌッセルト数

k ; 水蒸気の熱伝導率 (0.032 (W/(m·K)))

d ; 水力等価直径 (m)

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

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

Re ; レイノルズ数

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

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

v ; 流速 (約 6.64 (m/s) ; 質量流量から換算)

d ; 水力等価直径 (m)

ν ; 水蒸気の動粘性係数 (約 4.2×10^{-6} (m/s))

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

次に、【ケース 2】の温度評価条件を第 2 表に示す。

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「大破断 LOCA+SB0+全 ECCS 機能喪失 (D/W ベント)」
PCV より流入する崩壊熱量	9.3 kW
配管内発熱割合 (FP 付着割合)	10%/100m
配管外径, 板厚	400A, Sch. 40
配管熱流束	$7.3\text{W}/\text{m}^2$
配管外表面放射率	0.80 (酸化鉄相当の放射率*1)
環境温度	50°C

*1 ; 日本機械学会 伝熱工学資料 改訂第 5 版

以上の条件に基づき、配管内面に付着した放射性物質の崩壊熱による温度を評価する。ここで、評価対象の配管板厚は 12.7mm であり、炭素鋼の熱伝導率が $50\text{W}/(\text{m}\cdot\text{K})$ 程度であることから、板厚方向の温度勾配は微小であると考えられる。そのため、配管内表面の温度はほぼ配管外表面温度と同等であると考え、配管内部の熱量による温度を評価する方法として JIS A 9501 “保温保冷工事施工標準”の表面温度およ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。

評価式の概要は以下の通りとなる。

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

T ; 配管外表面温度 ($^\circ\text{C}$)

q ; 配管熱流束 (W/m^2)

h_{se} ; 配管外表面熱伝達率 ($\text{W}/(\text{m}^2\cdot\text{K})$)

T_{atm} ; 環境温度 (°C)

この式 (5) における, q と h_{se} は以下の式で表される。

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

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

Q ; 単位長さあたりの配管内面での発熱量 (W/m)

S ; 単位長さあたりの配管外表面積 (m^2)

h_r ; 放射による配管外表面熱伝達率 ($W/(m^2 \cdot K)$)

h_{cv} ; 対流による配管外表面熱伝達率 ($W/(m^2 \cdot K)$)

上記の h_r は以下の式で表される。

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

ε ; 配管外表面放射率 (0.80)

σ ; ステファン・ボルツマン定数 (5.67×10^{-8} ($W/(m^2 \cdot K^4)$))

h_{cv} については, JIS A 9501 “保温保冷工事施工標準” 附属書 E (参考) 表面温度及び表面熱伝達率の算出方法における, 垂直平面及び管 (Nusselt の式) 及び水平管 (Wamsler, Hinlein の式) をもとに対流熱伝達率を算出した。垂直管 (式 (9), (10)) と水平管 (式 (11)) とで得られる h_{cv} を比較し, 小さい方の値を用いることで保守的な評価値を得るようにしている。

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

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

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

D_o ; 配管外径 (m)

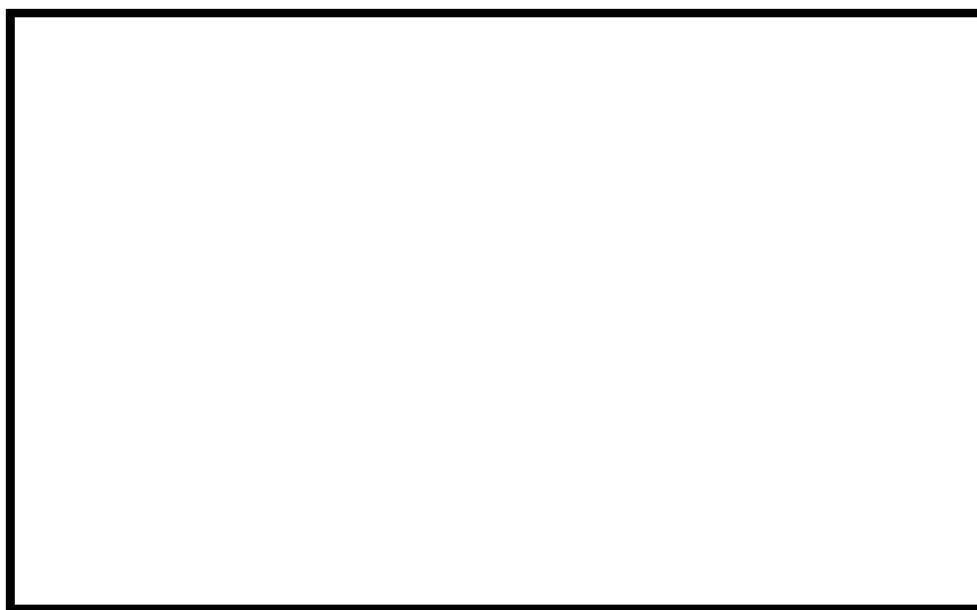
これらにより評価した結果, 配管外表面温度は約 51°C となる。

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°C 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、JIS A 9501 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。

別紙 22 スクラバノズルのエロージョンについて

スクラバノズルは、第 1 図に示す通り、ノズル吹き出し部手前の配管が細く、当該部にてベントガスの流速が大きくなる。そのため、ベントガス中の水蒸気が凝縮してできた液滴が、この高流速のガス流れにより加速され、高速の状態でスクラバノズルの天板に衝突すると考えられる。この液滴の衝突により、スクラバノズル天板にエロージョン（液滴衝撃エロージョン）が生じて孔が開くと、水スクラバの性能が低下する恐れがある。そこで、この液滴の衝突によるスクラバノズル天板の液滴衝撃エロージョンに対する評価を行った。



第 1 図 スクラバノズル構造図

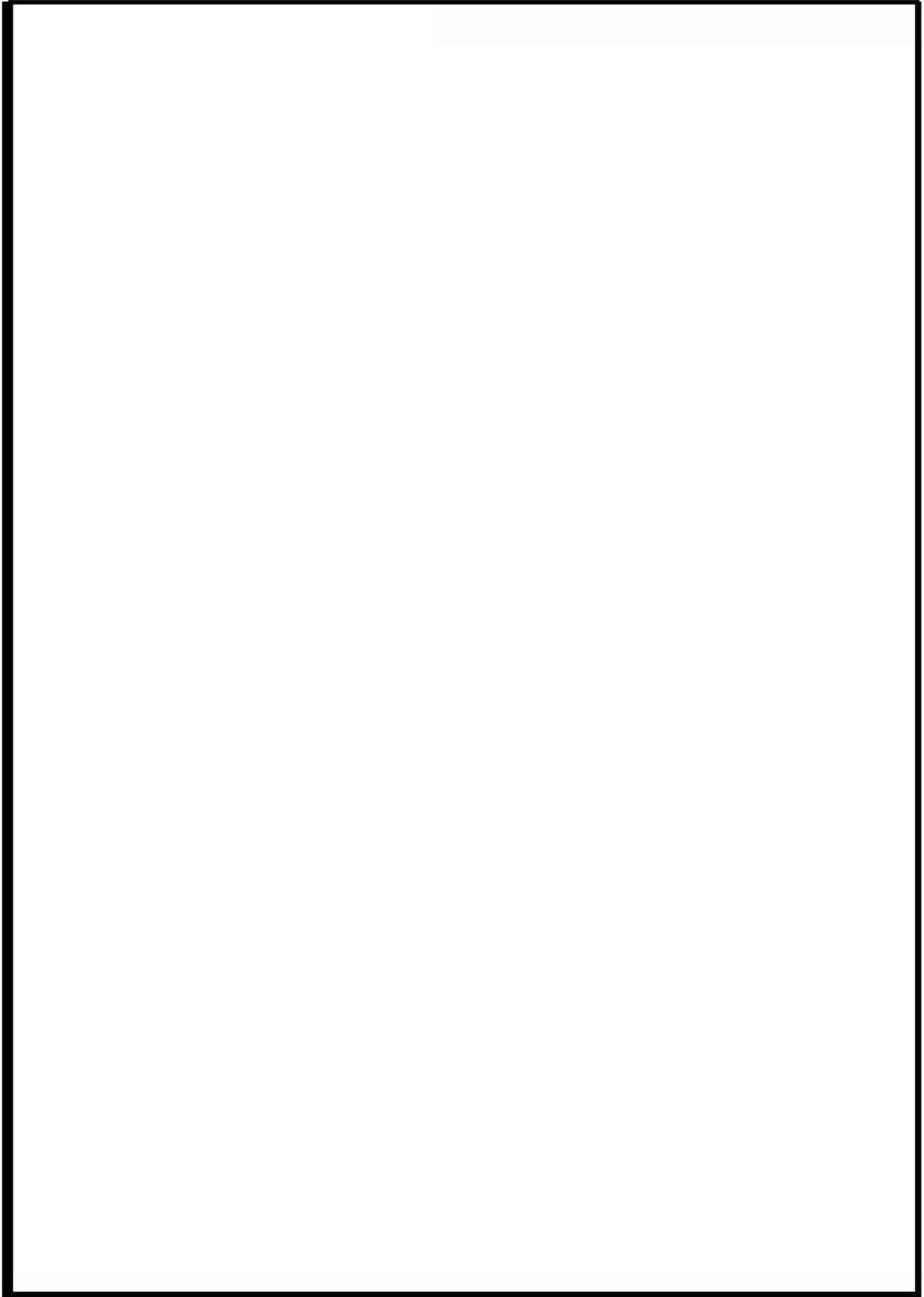
まず、スクラバノズル吹き出し部手前の配管におけるベントガス流速を算出する。ベントガスの体積流量は最も厳しい超過流量時の 37000[m³/h]とする。また、スクラバノズル細管部の内径は スクラバノズル本数は 140[本]である。

$$\begin{aligned} \text{スクラバノズル細管部流速[m/s]} &= 37000/3600/ \{140 \times \text{} \times 10^{-3}\}^2 \times \pi / 4 \\ &= \text{} \end{aligned}$$

一方、『発電用設備規格 配管減肉管理に関する規格（2005 年版）（増訂版）JSME S CA1-2005』より、液滴衝撃エロージョン発生の限界流速は 70[m/s]である。そのため、スクラバ細管部の流速は液滴衝撃エロージョン発生の限界流速よりも小さいことから、スクラバノズル天板に液滴衝撃エロージョンは生じない。

なお、蒸気を累積で約 179 時間通気した後の、フィルタ性能試験設備のノズルを取り外して外観確認を行ったが、エロージョンの発生は認められなかった。

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。



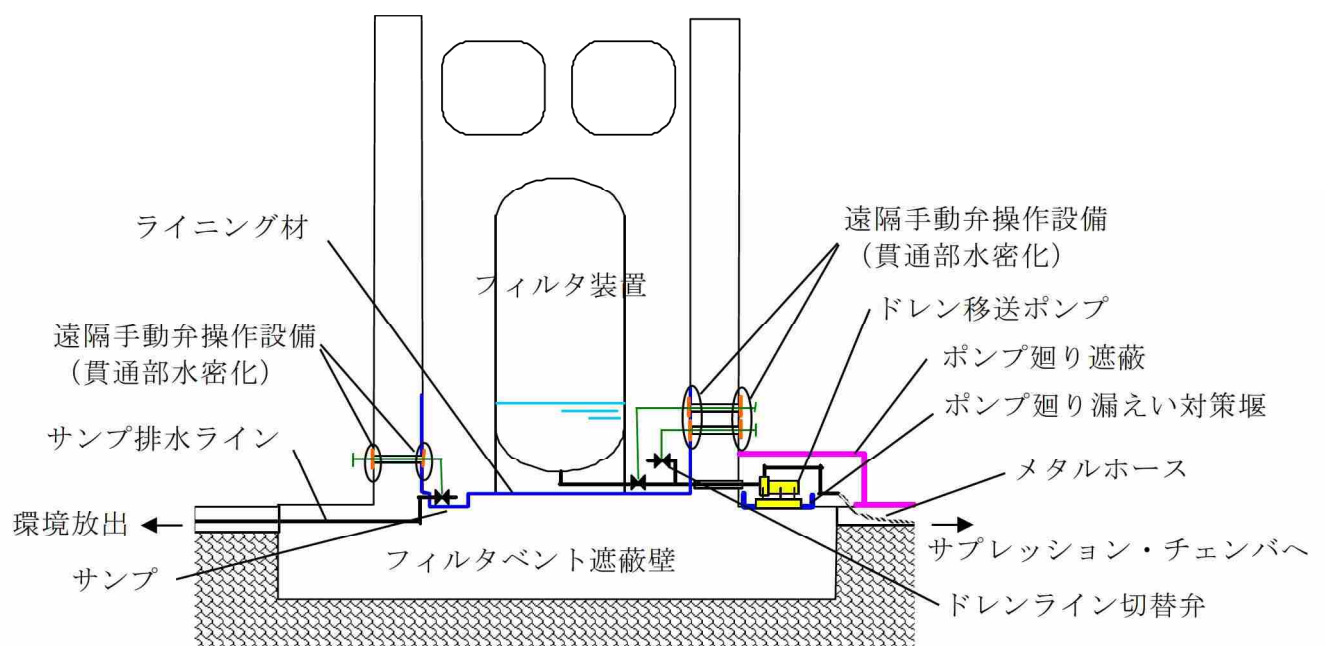
第 2 図 試験用フィルタノズル 外観確認結果

別紙 23 格納容器圧力逃がし装置からの漏えい対策について

1. フィルタ装置及びフィルタ装置廻り配管からの漏えい対策について

フィルタベント遮蔽壁は上部に屋根が無い場合、雨水や降雪等は遮蔽壁内に流入する。タンク室内に流入した雨水等はサンプに集められ、サンプ排水ラインを通じて外部へ放出される。

一方で、遮蔽壁内でフィルタ装置及びフィルタ装置廻り配管から漏えいがあった場合の対策についてを第1図に示す。サンプ排水ラインに設置されている排水止め弁をタンク室外部より遠隔手動弁操作設備を介して遠隔操作を行い閉じることで、漏えい水を遮蔽壁内側に貯留し、遮蔽壁外部へ漏えいしないようにする。また、遮蔽壁タンク室内はコンクリート表面の亀裂への追従性の良いポリウレタ系のライニング材を内側に塗布することにより、地震等により遮蔽壁内のコンクリート面に亀裂が生じていた場合にも、亀裂を通じてタンク室外部へ漏えいすることを防止する。



第1図 フィルタベント遮蔽壁内の漏えい対策概要図

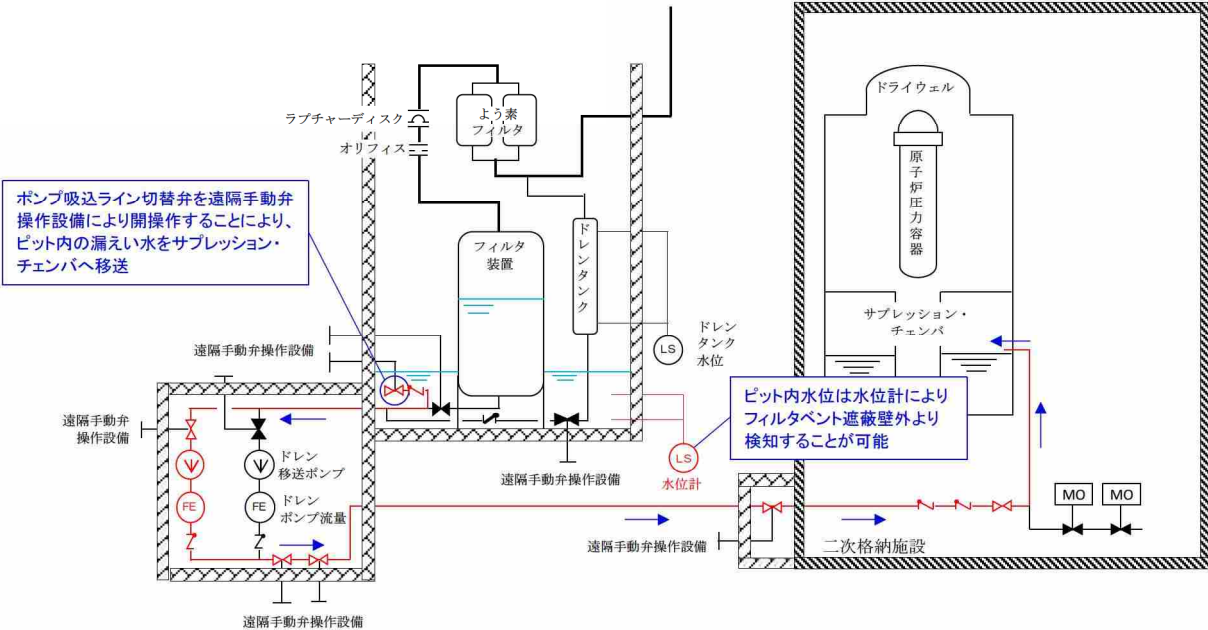
さらに、遮蔽壁タンク室内の弁を遠隔操作するために設置しているエクステンションジョイント貫通部については、貫通部をOリングにて水密化することにより、貫通部を通じた漏えいを防止している。

貫通部シャフトは第2図に示すとおり、遮蔽壁内外よりベアリングにて固定されているが、それぞれのベアリングに対してOリングを組み合わせることにより、貫通部を2重の水密構造としている。



第2図 遠隔手動弁操作設備貫通部に対する水密構造

フィルタベント使用時に漏えいがあった場合に排水止め弁を閉じる必要があるため、雨水によってタンク室内の水位が上昇した場合には、漏えい水を含んだ雨水がオーバーフローにより外部へ漏えいする懸念がある。そのため、第3図に示すようにドレン移送配管のポンプ吸込側を分岐してタンク室側に開放し、ドレン移送ポンプを用いて漏えい水をサプレッション・チェンバへ移送することが可能な構造とした。通常時はフィルタ装置内のスクラバ水が上昇対策としてサプレッション・チェンバへ移送する運用としているが、附室側から遠隔手動弁操作設備にて切替弁を操作することにより、遮蔽壁内に貯留した雨水等をサプレッション・チェンバへ移送することが可能である。一方で、遮蔽壁内には水位計を設置することにより、遮蔽壁内の雨水がオーバーフロー水位に達しているかを遮蔽壁外より監視可能である。



第3図 遮蔽壁内サンプ排水操作概要図

ベント実施後はサンプ排水弁を常時閉運用とすることにより、万が一漏えいがあった場合には環境へ放出することを防止する運用とする。ベント実施後に周辺線量が下がった後にサンプ排水弁を微開し、サンプ排水ラインより遮蔽壁内の貯留水をサンプリングし、遮蔽壁内に漏えいがないことを確認した上で排水を行う。

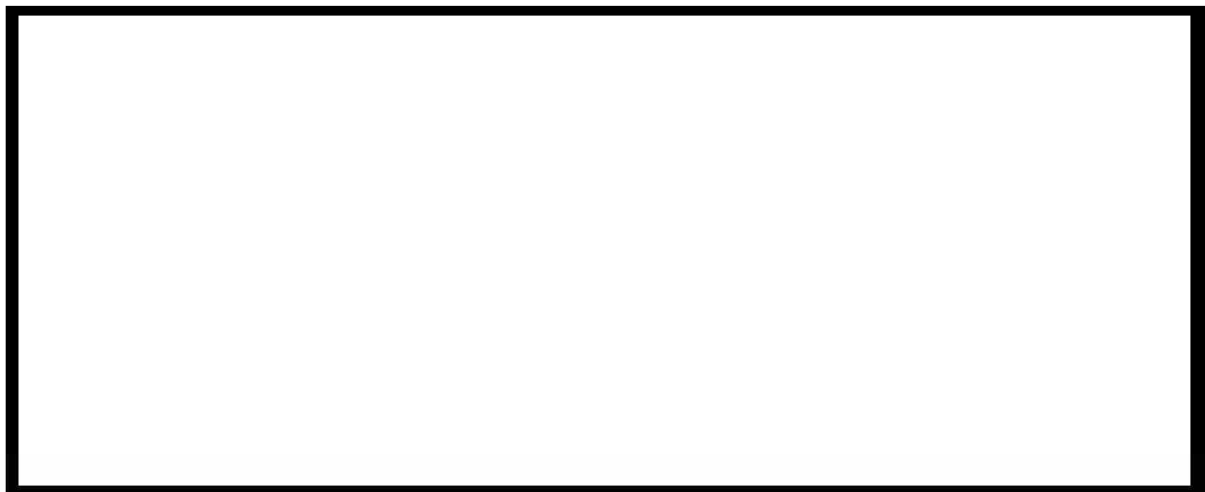
2. ドレン移送ポンプ及びポンプ廻り配管からの漏えい対策について

遮蔽壁外に設置されているドレン移送ポンプについては、軸封部からの漏えいのない構造であるキャンドモーターポンプを用いることとしている。

また、ドレン移送ポンプ及びポンプ廻りの配管については、鉄板遮蔽壁が設置されており、ドレンライン使用時にポンプ及び配管内のスクラバ水からの線量に対して操作員の被ばくを低減するよう配慮されている。(第4図, 第5図)



第4図 ドレン移送ポンプ廻りメタルホース敷設図 (平面図)



第5図 ドレン移送ポンプ廻りメタルホース敷設図 (側面図)

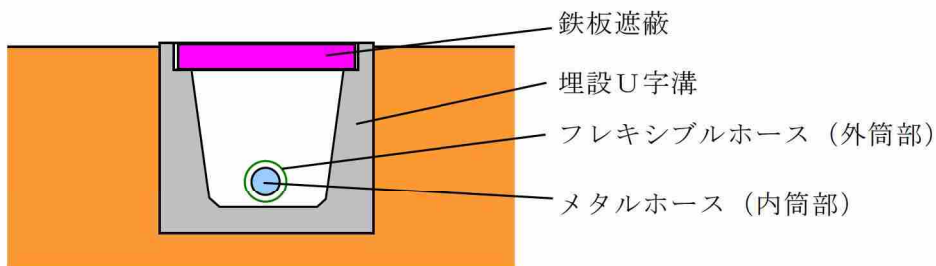
3. 遮蔽壁外の屋外配管からの漏えい対策について

ドレン移送ポンプから原子炉建屋までの屋外配管については、可撓性のあるメタルホースを用いることで地震による変位を吸収する構造としている。また、第6図に示すように、フレキシブルホースを外筒としてメタルホースを内部に格納することで二重管構造とし、メタルホースからの漏えいは外筒部のフレキシブルホース内に貯留する構造となっている。メタルホース間の接合部はフランジ締結されており、メタルホースに損傷があった場合には対象部を予備品と交換可能な構造としている。



第6図 メタルホースの二重管構造

メタルホースは第7図のように埋設U字溝内に格納されており、U字溝上部にはスクラバ水に含まれる放射性物質による地上面の線量の上昇を抑制するように鉄板遮蔽蓋が設置されている。



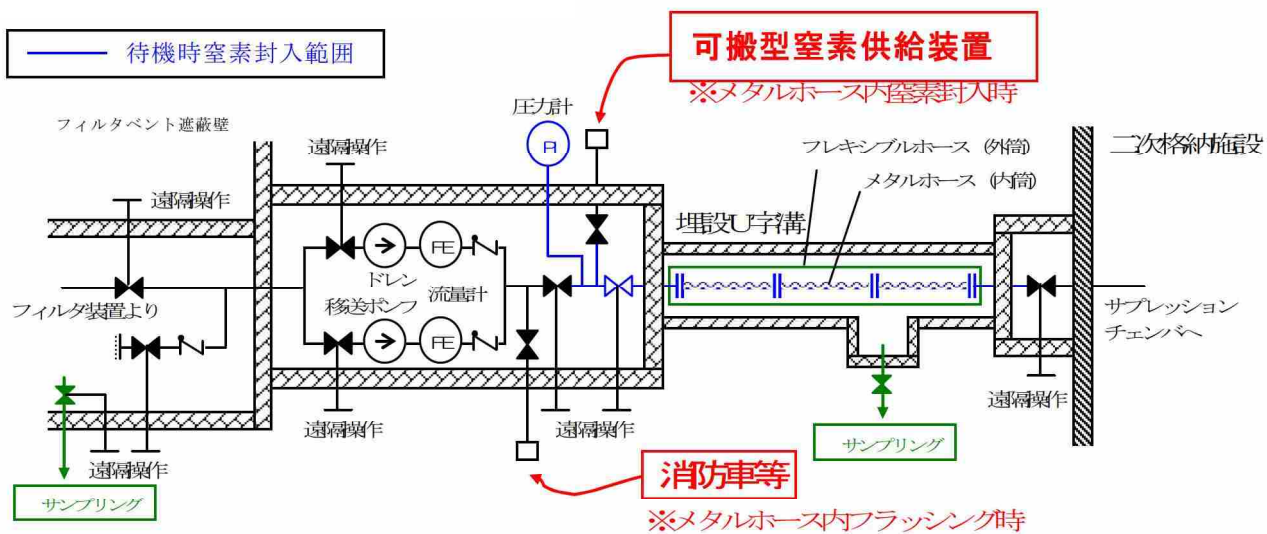
第7図 U字溝内メタルホース敷設図

系統待機時には第8図に示すようにメタルホース内を可搬型窒素供給装置により大気圧より高い状態で窒素封入しており、圧力計にてメタルホースの内圧を常時監視可能な構造としている。ドレン移送ライン使用前にメタルホースが損傷した場合には、メタルホース内の窒素封入ガスが外筒部へ漏えいして内圧が下がるため、圧力計にて監視可能である。したがって、ドレン移送ライン使用前には圧力計を確認し、メタルホースの健全性を確認した上でドレン移送ラインを使用する手順としている。

また、ドレン移送ライン使用後は、待機時と同様に可搬型窒素供給装置より系統内に窒素を供給してメタルホース内のスクラバ水をサプレッション・チェンバへ移送すると共に、メタルホース両端の仕切弁を全閉することにより圧力計にてメタルホースの圧力降下を監視する。

メタルホースの敷設範囲を第9図及び第10図に示す。

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。



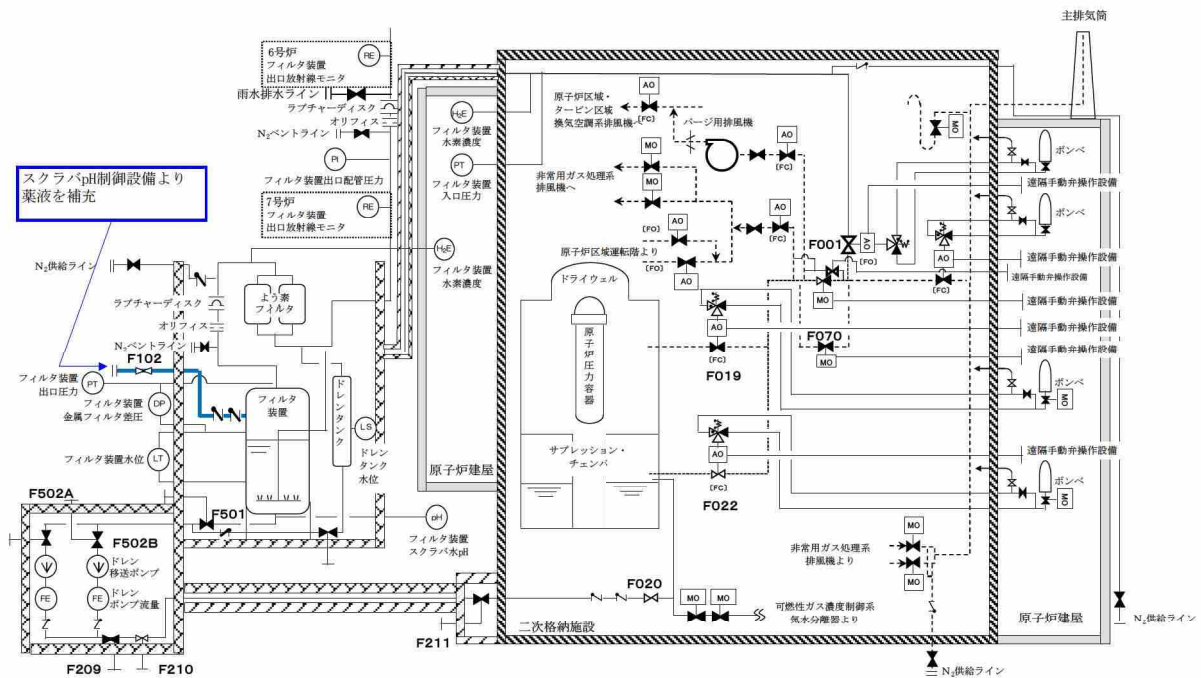
第 9 図 メタルホース敷設範囲図 (7 号炉)



第 10 図 メタルホース敷設範囲図 (6 号炉)

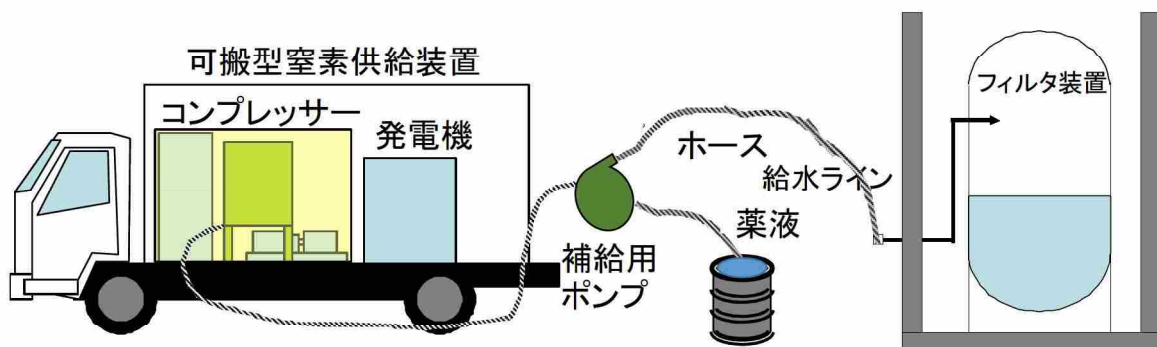
別紙 24 スクラバ水の pH 調整方法について

ベントガスに含まれる水蒸気の凝縮によりフィルタ装置内のスクラバ水位が上昇した場合、スクラバ水に含まれる薬液が凝縮水により薄まるため、スクラバ水の pH 値が低下する。pH 値が規定値よりも低くなった場合には、第 1 図に示すように給水ラインを用いて外部よりスクラバ水へ薬液を補充する必要がある。



第 1 図 薬液注入箇所

薬液を補充する方法については、第 2 図に示すように、可搬型窒素供給装置の空気圧力にて空気駆動水中ポンプ等を用いてフィルタ装置内に薬液を注入する。補充する薬液濃度は、スクラバ水内の初期濃度よりも十分に濃度の高いものとし、必要な補充量についてはフィルタ装置水位により予め算出した量を補充するものとする。



第 2 図 スクラバ水 pH 制御設備概要図 (案)

薬液を貯留するタンク及び水中ポンプ等の資機材は可搬式として薬液補充が必要な時期までに予め給水口付近まで運搬して待機するものとする。また、補充する薬液については、高濃度の薬液を予め用意しておき、必要となる時期までに必要量をタンク内に準備する。

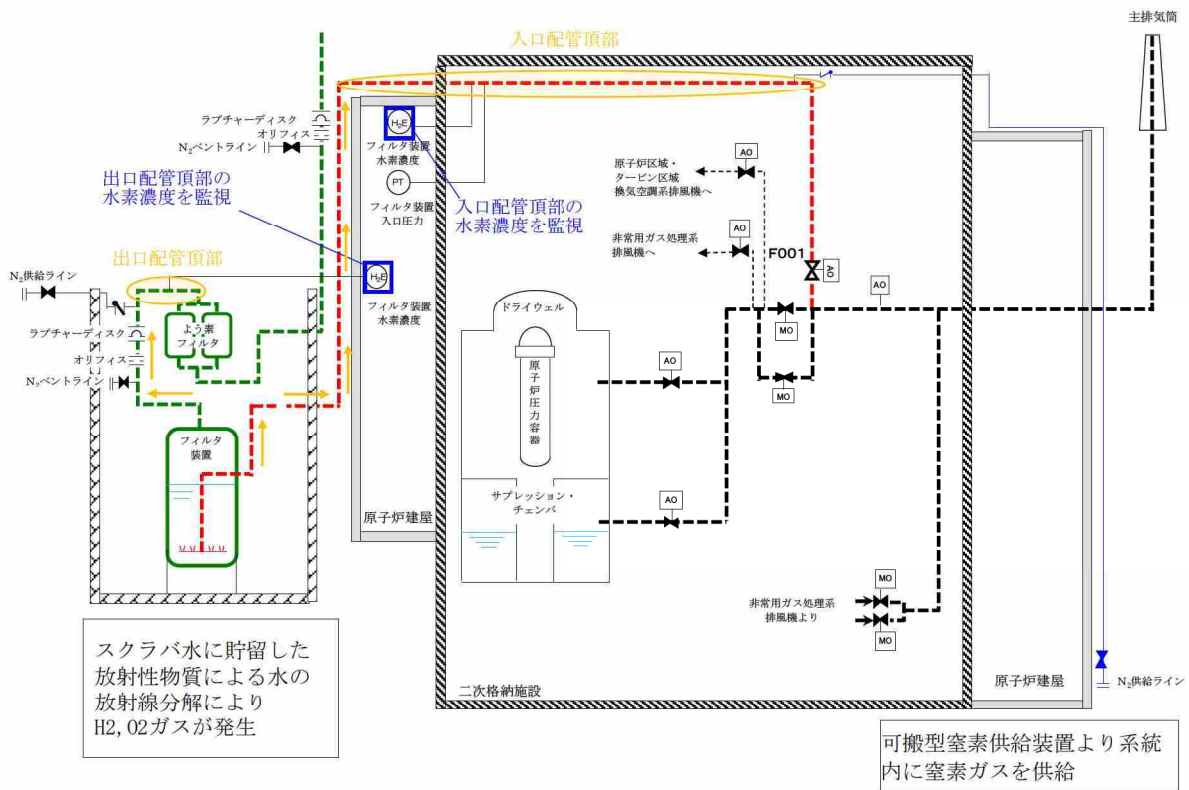
別紙 25 窒素ガス置換に対する考え方について

1. 格納容器圧力逃がし装置への水素滞留可能性について

ベント実施直後には原子炉格納容器内でジルコニウム-水反応によって発生した水素がベントガスとともに格納容器圧力逃がし装置を通じて系外へ放出される。このときのベントガスのモル組成としては水蒸気及び水素、窒素が支配的であり、酸素はほとんど含まれていない。ベント実施前は予め系統内は窒素置換されており、ベントガスに含まれる水素濃度が高くて可燃限界に達することはない。

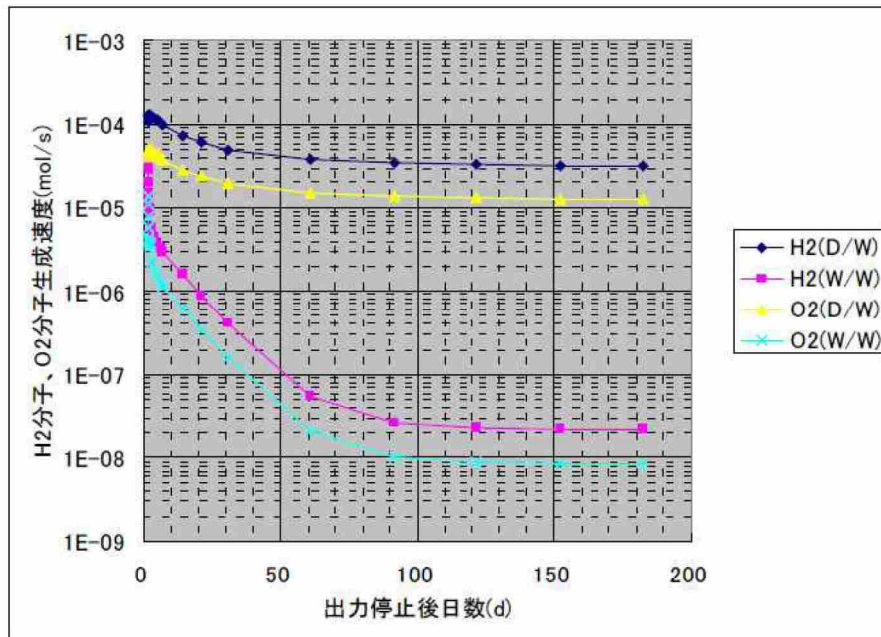
ベント実施中においては原子炉格納容器内及びフィルタ装置内へ放出された放射性物質により水の放射線分解によって発生する水素・酸素が系統内へ放出される。ただし、常にガス流れがあること、及びベントガス中のモル組成としては水蒸気が支配的であるため、系統内が可燃限界に達することはない。また、配管内で他系統への隔離弁によって閉塞する箇所のうち、水素滞留の可能性のある箇所については別紙 19 に示すベントラインを設置することで、局所的に水素・酸素濃度が上昇しないように配慮している。

ベント停止後にベント弁を閉じた後は、系統内にガス流れが無くなるため、スクラバ水内に蓄積された放射性物質による水の放射線分解によって発生した水素・酸素が系統内に滞留する。水素は分子量が小さいため、浮力により上部へ移行して、時間とともに系統内配管頂部に蓄積する。(第 1 図)

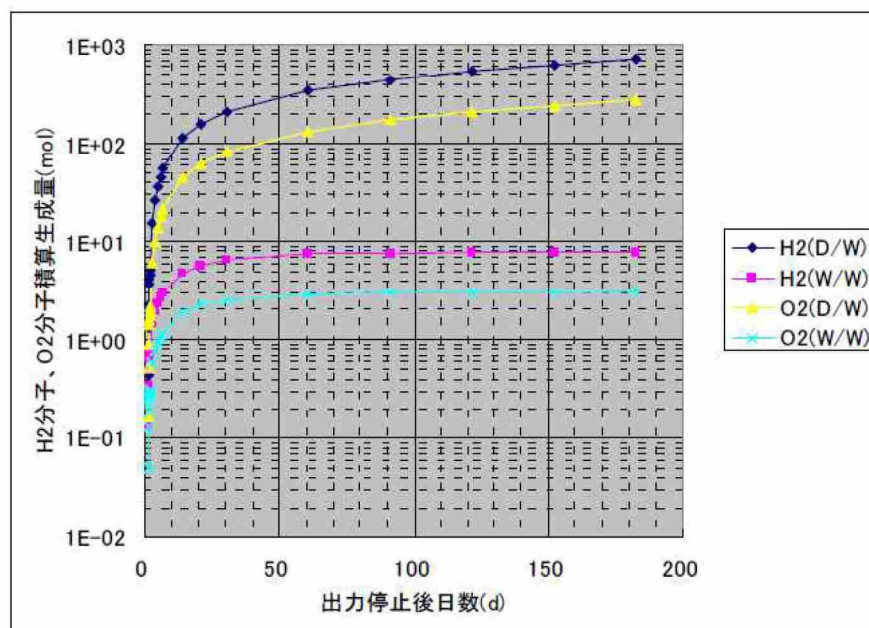


第 1 図 スクラバ水内での水素・酸素の発生系統図

2. スクラバ水で発生する水素・酸素により系統内が可燃限界となるまでの評価
 ベント実施時において、スクラバ水内に蓄積された放射性物質の影響により、
 水の放射線分解にて発生する水素・酸素の生成速度及び積算生成量について評
 価を行った。ベントシナリオとしては大 LOCA+SBO+全 ECCS 機能喪失シナリオと
 し、38 時間後に W/W 及び D/W よりベントを行った条件とした。評価結果を第 2
 図及び第 3 図に示す。



第 2 図 スクラバ水内での水素・酸素分子の生成量速度



第 3 図 スクラバ水内での水素・酸素分子の積算生成量

なお、水素・酸素分子の生成量を算出するにあたって、有効性評価の補足説明資料「G 値について」にて紹介されている電力共同研究「事故時放射線分解に関する研究」にて実測された照射開始から短時間経過後の実効 G 値のうち、最も大きい実効 G 値^{※1}である以下の値を用いた。

$$G(\text{H}_2) = 0.36, G(\text{O}_2) = 0.14$$

※1 上記の値は FCS の性能解析に用いることを目的として設定した環境条件下での G 値の測定結果である。有効性評価の補足説明資料「G 値について」で示したとおり、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。このため、今回の評価において FCS の性能解析条件下での G 値を用いることは保守的な扱いになっているものとする。

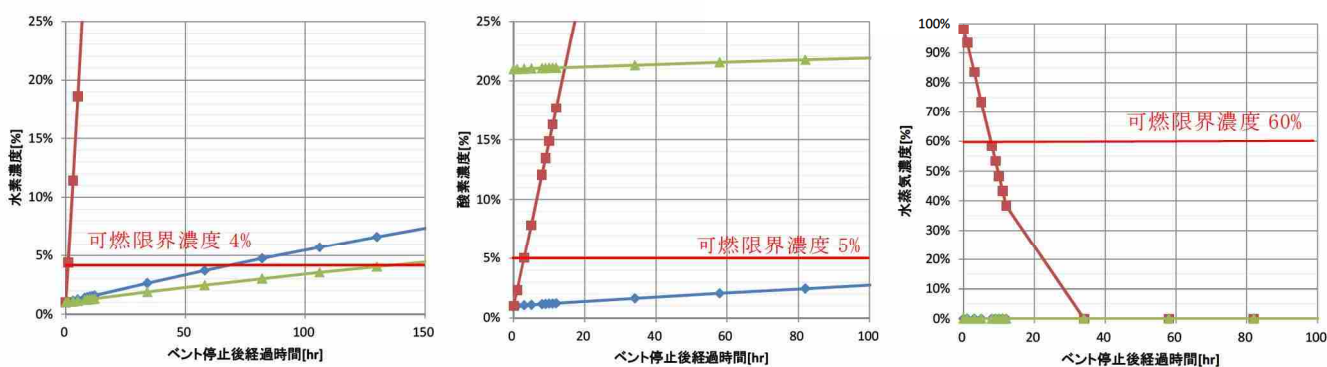
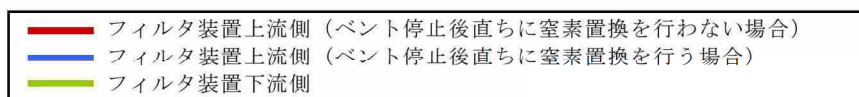
上記をもとに、ベント停止後に系統内の水素及び酸素が可燃限界濃度となるまでの概略時間について計算を行った。可燃限界の基準としては、水素 4%以上、酸素 5%以上、水蒸気 60%以下とした。なお、保守的な条件として、系統内の水蒸気が外気温度まで冷却されて凝縮する時間は考慮せず、ベント停止後直ちに水蒸気は凝縮したものとする。

評価条件を第 1 表、評価結果を第 4 図及び第 5 図に示す。

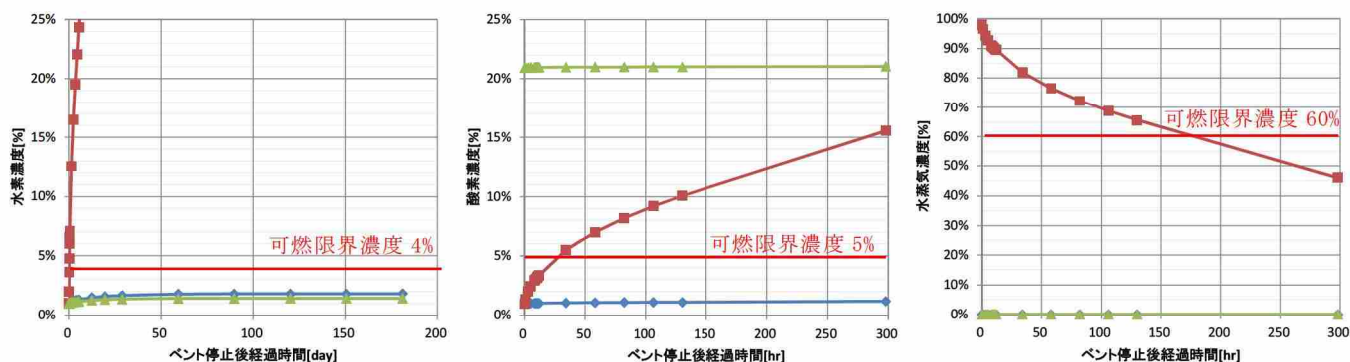
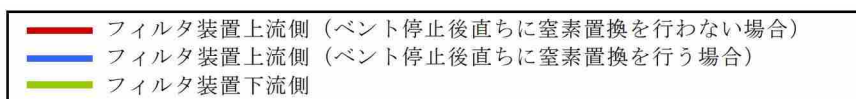
第 1 表 評価条件一覧

評価対象	主な評価条件
フィルタ装置上流側 (ベント停止後直ちに窒素置換を行わない場合)	<ul style="list-style-type: none"> ・ 隔離弁を閉止後に窒素置換を行わず、系統内配管での放熱によってベントガスに含まれていた水蒸気が凝縮してフィルタ装置上流側配管が負圧 (46℃で約 0.1atm) になることにより、スクラバ水がフィルタ装置上流側配管に約 9m 吸い上げられたと仮定した。 ・ 系統内の気体のモル組成として、水素と酸素以外は全て水蒸気と仮定した。また、初期の系統内の気体条件として、水素 1%、酸素 1%が系統内に存在すると仮定した。 ・ スクラバ水に蓄積された FP によって水素・酸素が発生する範囲としては、フィルタ装置内の配管からフィルタ装置上流側配管の水面までの範囲とした。 ・ スクラバ水位はノズル上端から 0.5m と仮定し、吸い上げにより下限水位を下回らないものとした。 ・ 水素、酸素が蓄積する範囲としては、保守的に水面から真上の第一エルボまでの小さな空間で評価した。

評価対象	主な評価条件
フィルタ装置上流側 (ベント停止後直ちに窒素置換を行う場合)	<ul style="list-style-type: none"> ・隔離弁を閉止後に窒素置換を行い、フィルタ装置上流側配管が窒素で置換 (1atm) されたと仮定した。(スクラバ水がフィルタ装置上流側配管に吸い上げられることはない) ・系統内の気体のモル組成として、水素と酸素以外は全て窒素と仮定した。また、初期の系統内の気体条件として、水素 1%, 酸素 1% が系統内に存在すると仮定した。 ・スクラバ水に蓄積された FP によって水素・酸素が発生する範囲としては、フィルタ装置内の配管からフィルタ装置上流側配管の水面までの範囲とした。 ・スクラバ水位はスクラバノズル上端部から 2.5m (上限水位) と仮定し、水素、酸素が蓄積する範囲としては、保守的に水面から真上の第一エルボまでの小さな空間で評価した。
フィルタ装置下流側	<ul style="list-style-type: none"> ・隔離弁を閉止した後に窒素置換を行わないことと仮定した。 ・スクラバ水位はノズル上端から 2.5m (上限水位) と仮定した。 ・保守的に狭い空間体積への水素・酸素ガスの蓄積を評価することとし、フィルタ装置気層部から下流側配管への水素・酸素ガスの拡散が起こらないものと仮定して評価を行った。 ・フィルタ装置下流部はラプチャーディスクが開放されていることから、初期ガス組成としては、空気 1atm とした。



第 4 図 水素・酸素・水蒸気濃度のベント停止後の時間経過 (D/W ベント時)



第 5 図 水素・酸素・水蒸気濃度のベント停止後の時間経過 (W/W ベント時)

評価を行った結果、ベント停止後直ちに窒素置換を行わない場合では、D/W ベントの場合は約 8 時間後、W/W ベントの場合は 7 日強後にフィルタ装置上流側の水蒸気濃度が 60%以下となり、可燃限界に達した。

一方で、ベント停止後直ちに窒素置換を行う場合では、D/W ベントの場合では 5 日強後にフィルタ装置下流側の水素濃度が 4%以上（酸素濃度は大気開放のため 5%以上）となり、可燃限界に達した。W/W ベントの場合では、180 日後でも可燃限界に到達することはなかった。

3. 窒素置換完了までの所要時間について

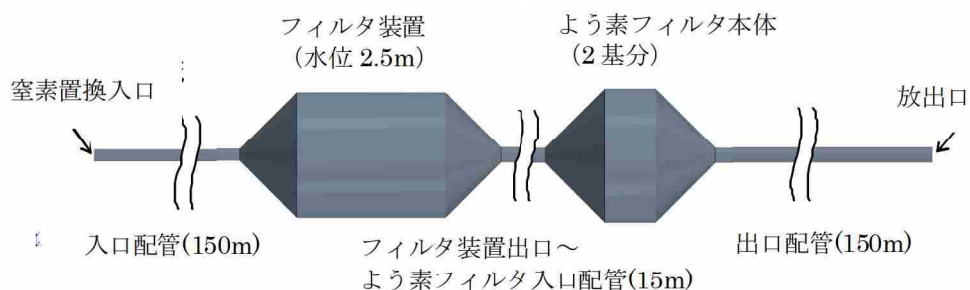
格納容器圧力逃がし装置の簡略化したモデルにおいて、可搬型窒素供給装置を用いて系統内に蓄積した水素を窒素置換し、水素濃度が可燃限界濃度以下となるのに必要な時間を評価した。

評価条件を第2表、評価モデルを第6図に示す。

第2表 評価条件

項目	値
使用コード	汎用流体計算コード STAR-CCM+ Ver. 8.04
窒素供給装置流量	70 Nm ³ /h [※]
窒素供給装置ガス組成	窒素 99%, 酸素 1%
系統内初期ガス組成	窒素 91%, 酸素 5%, 水素 4%
FV 系統モデル	<ul style="list-style-type: none"> ・第6図参照 ・強制対流と濃度差に伴う混合ガスの相互拡散を考慮する。

※ 可搬型窒素供給装置の窒素供給能力としては、純度 99%以上の窒素ガスを、70 Nm³/h の流量にて供給可能である。



第6図 窒素置換評価モデル

上記条件にて系統内の水素濃度の時間的変化の評価を行った結果、約 3 時間程度で系統内全域において濃度が 1%を下回った。以上より、可搬型窒素供給装置は系統内が可燃限界に達した状態から約 3 時間程度で水素濃度を 1%まで下げる能力を有している。

4. 窒素置換を間欠的に行う場合の妥当性について

窒素置換が完了後に窒素置換作業を停止し、次回窒素置換を開始するまでの時間余裕について評価を行った。その結果、D/W ベントの場合は5日強後に可燃限界に達したが、W/W ベントの場合は約180日以上可燃限界に達することはなかった。したがって、間欠的に窒素置換を行うことは可能である。

間欠的に窒素置換を行う際の、窒素置換を停止する際の判断基準としては、前述の評価に基づき、系統内配管頂部に設置されている水素濃度計により監視を行い、可搬型窒素供給装置の窒素供給能力（70Nm³/hにおいて窒素濃度99%）、ならびに水素濃度計の誤差を考慮して、規定時間窒素置換を実施し、その上で水素濃度が可燃限界未満になった時点で窒素置換を停止する。

以上をもとに、窒素置換を間欠的に実施する運用に関してを第7図に示す。ベント停止においては、直ちに窒素置換を開始できるように、予め可搬型窒素供給装置の配備を行っておき、ベント停止後直ちに窒素置換を開始する運用とする。また、窒素置換完了後には水素濃度計にて水素濃度を監視しつつ、水素濃度が上昇した場合には間欠的に窒素置換を行うこととする。

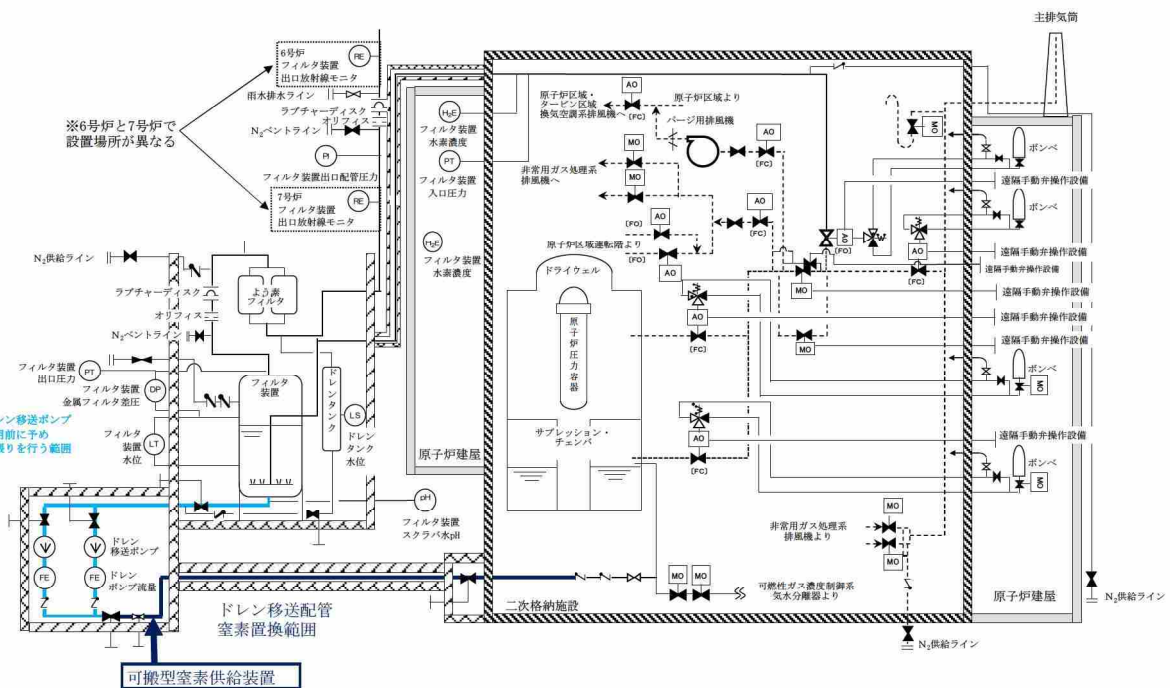


第7図 ベント停止後の間欠的な窒素置換運用

別紙 26 ドレン移送ライン使用時における原子炉格納容器内への空気流入影響について

ドレン移送ラインについては、第1図のように可燃性ガス濃度制御系配管を通じてサプレッション・チェンバに接続されている。ドレン移送ポンプを用いてスクラバ水をサプレッション・チェンバへ移送した際には、ドレン移送ポンプ下流側配管のうち水張りを行っていない範囲の空気がスクラバ水と同時にサプレッション・チェンバへ流入する。サプレッション・チェンバ内の水素濃度が高い状態でスクラバドレン水を移送した場合には、流入した空気に含まれる酸素と水素が合流してサプレッション・チェンバ内で局所的な水素燃焼を生じることが懸念される。

したがって、点検停止中に予めドレン移送ライン（ポンプ出口側隔離弁～原子炉格納容器隔離弁間）の窒素置換をしておくことにより、スクラバドレン水移送時においてもサプレッション・チェンバ内に酸素が流入しない運用とする。



第1図 ドレン移送ライン窒素置換範囲系統図

別紙 27 スクラバ水の設定について

【待機時薬液濃度の設定】

水スクラバの無機よう素に対する DF を 1000 以上とするためには、スクラバ水の pH を 以上とする必要がある。そのため、スクラバ水の薬液として NaOH を添加することとしている。

一方、格納容器ベント中は、以下の 3 つの要因によりスクラバ水の pH は酸性側にシフトする。

(スクラバ水 pH を低下させる要因)

- ① 原子炉格納容器からの酸性物質の飛来に伴う水酸化物イオンの消費
- ② 無機よう素のイオン化に伴う水酸化物イオンの消費
- ③ ベントガスに含まれる水蒸気の凝縮によるスクラバ水量の増加に伴う希釈

フィルタ装置待機時のスクラバ水薬液濃度は、これらの要因を考慮しても pH が 以上を維持できるよう設定する必要がある。

そこで、①～③の要因による水酸化物イオンの消費、希釈量を評価する。

① 原子炉格納容器からの酸性物質の飛来に伴う水酸化物イオンの消費

格納容器ベント実施に伴い、原子炉格納容器内の酸性物質の一部がスクラバ水に流入する。原子炉格納容器内で発生する主な酸性物質については NUREG/CR-5950 にて検討がなされており、その発生源として燃料（核分裂生成物）、サプレッション・プール水及び溶存窒素、原子炉格納容器内のケーブル、原子炉格納容器下部コンクリートが挙げられている。また、これに加え、原子炉格納容器内の塗料についても成分元素に窒素が含まれており、硝酸の発生源となる可能性がある。原子炉格納容器内で発生する主な酸性物質を第 1 表に示す。

以下では、第 1 表に示す酸性物質のうち原子炉格納容器内での発生量が多くなると考えられる原子炉格納容器内のケーブルから発生する酸性物質、サプレッション・プール水中で発生する硝酸、原子炉格納容器下部コンクリートから発生する二酸化炭素について検討を行い、スクラバ水への酸性物質の流入量を評価した。

評価の結果、スクラバ水に流入する酸性物質として影響が支配的になると考えられるのは、原子炉格納容器内のケーブルから発生する酸性物質であり、原子炉格納容器からスクラバ水への流入量は HCl で 330[mo1]となった。この酸を中和するため、水酸化物イオンは 330[mo1]消費される。

第1表 原子炉格納容器内で発生する主な酸性物質

発生源	酸性物質
燃料（核分裂生成物）	よう化水素（HI）
サプレッション・プール水及び溶存窒素	硝酸（HNO ₃ ）
原子炉格納容器内のケーブル	塩化水素（HCl）
原子炉格納容器下部コンクリート（溶融炉心落下時）	二酸化炭素（CO ₂ ）
原子炉格納容器内塗料	硝酸（HNO ₃ ）

a. 原子炉格納容器内のケーブルから発生する酸性物質

原子炉圧力容器が破損し炉心溶融物が下部ドライウエルに落下した場合は、下部ドライウエルが局所的に高温になり、下部ドライウエルに接続されるケーブルの被覆材が熱分解することで酸性物質が発生する可能性がある。熱分解により発生した酸性物質は原子炉格納容器内スプレイにより気相部から除去されるとともに、原子炉格納容器内に保持されている間に水蒸気と共にサプレッション・チェンバに移行し複数回スクラビングを受ける。

また、原子炉格納容器内が高線量となった場合には、ケーブルの被覆材が放射線分解することで酸性物質が発生すると考えられる。放射線分解により発生した酸性物質についても、熱分解により発生した酸性物質同様、原子炉格納容器内での除去に期待できる。

このことを踏まえ、スクラバ水への酸性物質の流入量については、保守的に原子炉格納容器内のケーブルの被覆材の全量が分解されるものと仮定した上で、原子炉格納容器内スプレイによる除去効果及びサプレッション・チェンバでのスクラビング効果を考慮し、以下の式を用いて評価した。なお、ケーブルの被覆材の全量が分解されるものと仮定した場合、ケーブル内含有元素量の調査結果から、酸性物質の発生量はHClで33000[mo1]と評価される。

評価の結果、原子炉格納容器内のケーブルから発生する酸性物質のスクラバ水への移行量は330[mo1]となった。

$$\begin{aligned}
 Q &= q_1 \times 1 / (DF_1 \times DF_2) \\
 &= 33000 \times 1 / (10 \times 10) \\
 &= 330 [\text{mol}]
 \end{aligned}$$

Q : HCl の流入量 [mol]

q_1 : 熱分解による HCl 発生量 (33000) [mol]

DF_1 : 格納容器内スプレイによる除去係数 (10: CSE 試験に基づき設定) [-]

DF_2 : サプレッション・チェンバでのスクラビングによる除去係数
(10: Standard Review Plan 6.5.5 を参照し設定) [-]

b. サプレッション・プール水中で発生する硝酸

サプレッション・プール水中に放射性物質が移行し、サプレッション・プール水中が高線量となった場合は、サプレッション・プール水及び溶存窒素への放射線の照射により硝酸が生成される。

大 LOCA + SBO + 全 ECCS 機能喪失においては、サプレッション・プール水中での硝酸の発生量は 7 日間で 1000 [mol] 程度と評価しているが、①生成される場所がサプレッション・プール水中であること、②硝酸は揮発しにくい性質を持つことから、原子炉格納容器気相部への硝酸の移行量は小さいものと考えられる。

このことから、スクラバ水への硝酸の移行量は小さく、前述の HCl の移行量と比べ無視し得る程度と考えられる。

c. 原子炉格納容器下部コンクリートから発生する二酸化炭素

熔融炉心・コンクリート相互作用発生時において、原子炉格納容器下部コンクリートから二酸化炭素が発生した場合、二酸化炭素は水中で水と結合し酸性物質である炭酸 (H_2CO_3) が生成される。

柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉の事故進展解析においては、熔融炉心・コンクリート相互作用発生時においても、二酸化炭素の発生量は無視し得る程度と評価している。^{※1}このことから、スクラバ水への二酸化炭素の流入量は小さく、前述の HCl の移行量と比べ無視し得る程度と考えられる。

※1 有効性評価「熔融炉心・コンクリート相互作用」を参照

② 無機よう素のイオン化に伴う水酸化物イオンの消費

スクラバ水にて無機よう素を捕捉する際には，下記の化学反応式に記載の通り，1[mo1]の無機よう素を捕捉するためには，2[mo1]の水酸化物イオンが消費される。



今，フィルタ装置に流入する無機よう素量は，0.53[mo1]^{※2}と評価している。そのため，この無機よう素を捕捉するため，水酸化物イオン 1.06[mo1]が消費される。

※2 無機よう素のフィルタ装置への流入量は，原子炉格納容器内での自然沈着を考慮し，以下の式により評価する。ここで，よう素放出量の低減対策として導入した原子炉格納容器内 pH 制御については，その効果に期待しないものとした。

$$\begin{aligned} Q &= q_0 \times F \times g \times 1/DF \times 1/M \\ &= 29100 \times 1 \times 0.91 \times 1/200 \times 1/254 \\ &\sim 0.53 \text{ [mo1]} \end{aligned}$$

Q：無機よう素のフィルタ装置への流入量[mo1]

q₀：よう素の停止時炉内内蔵量(29100)[g]

F：よう素の原子炉圧力容器から原子炉格納容器内への放出割合 (1) [-]

g：無機よう素の組成構成比 (0.91: R. G. 1.195) [-]

DF：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) [-]

M：無機よう素の分子量 (254) [-]

- ③ ベントガスに含まれる水蒸気の凝縮によるスクラバ水量の増加に伴う希釈待機時のフィルタ装置には、スクラバノズル上端から 1[m]まで水を張っており、水量は 23766[l]である。ベントガスの凝縮により、スクラバ水の最大水位はスクラバノズル上端から 2.2[m]であることから、水量は 38846[l]へ増加する。そのため、スクラバの薬液濃度は $23766/38846=0.61$ 倍に希釈される。

ここで、フィルタ装置待機時のスクラバ水薬液濃度を [wt%] とする。スクラバ水の初期量は 23766[l] であるため、添加する NaOH の量は $23766 \times [wt\%] = [kg]$ 、 $[kg] / 40 = [mol]$ となる。

上記の①及び②による水酸化物イオンの消費量は $330+1.06=331.06[mol]$ であるため、これらの反応後、水酸化物イオンの残存量は $[mol] - 331.06 = [mol]$ となる。一方、③の最大水位におけるスクラバ水の量は 38846[l] である。そのため、水酸化物イオン濃度は $[mol] / 38846 = [mol/l]$ となり、pH は [] となる。

よって、フィルタ装置待機時のスクラバ水薬液濃度を [wt%] とすると、①②③の要因を考慮した後の pH は [] となり、無機よう素の DF を 1000 以上とするために必要なスクラバ水の pH である [] よりも十分に大きい。そのため、フィルタ装置待機時のスクラバ水薬液濃度は [wt%] (NaOH) とする。また、その時の pH は [] となる。

【ラジオリシスによる pH の変化】

フィルタ装置スクラバ水は、スクラバ水に捕捉された放射性物質による放射線に晒される。この放射線により、スクラバ水が放射線分解し、pH が酸性側にシフトしてしまうと、期待する無機よう素除去性能を達成できなくなる可能性がある。

そこで、放射線分解シミュレーションにより、スクラバ水に想定される高温の放射線照射環境下において、スクラバ水の pH がどのように変化するかの評価を実施した。評価の条件を第 2 表に示す。

第 2 表 放射線分解シミュレーション条件一覧表

項目	条件
評価コード	・ FACSIMILE
設定条件	<ul style="list-style-type: none"> ・ 水の放射線分解収量，分解生成物の反応式リスト，反応速度定数 ：文献¹⁾より設定 ・ 高温での水酸化ナトリウム解離定数 ：文献²⁾より設定.
スクラバ水の条件	<p>【ケース 1：スクラバ水温 100℃】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ スクラバ水温度：100℃ ・ 雰囲気：脱気 ・ スクラバ水吸収線量率：10kGy/h^{※1} ・ 照射時間：7 日間 ・ 初期 pH：12.5（25℃における値） <p>【ケース 2：スクラバ水温 200℃】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ スクラバ水温度：200℃ ・ 雰囲気：脱気 ・ スクラバ水吸収線量率：10kGy/h^{※1} ・ 照射時間：7 日間 ・ 初期 pH：12.5（25℃における値）

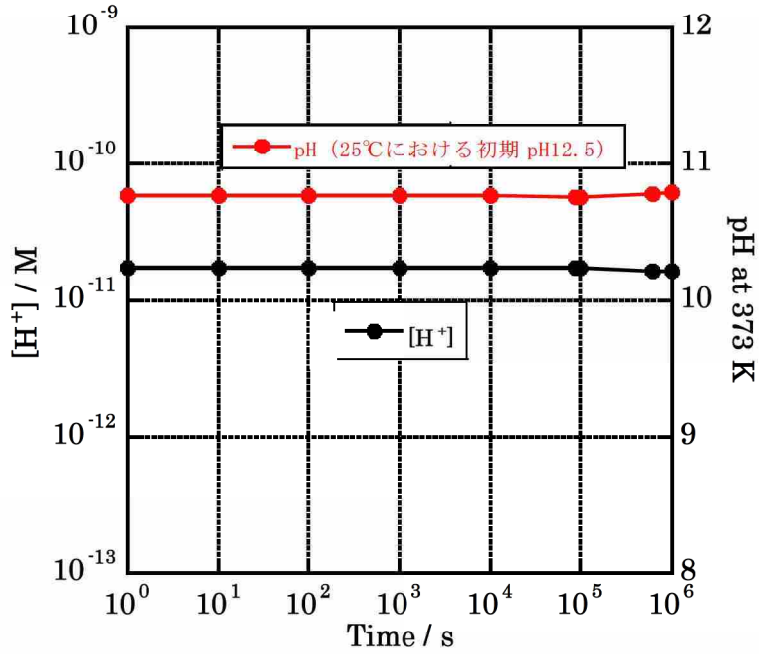
文献¹⁾：A. J. Elliot, AECL 153-127160-450-001 (2009)

文献²⁾：Kiwamu Sue et al., J. Supercrit. Fluids, 28, 287-296 (2004)

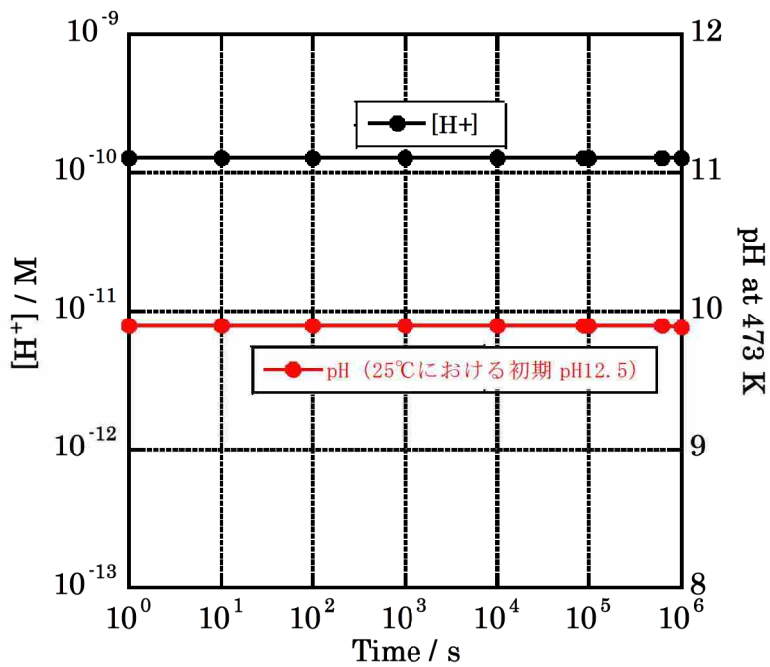
※1 大 LOCA+SBO+全 ECCS 機能喪失，D/W ベントシナリオにて想定される線量率の約 10 倍

第 2 表の条件にて放射線分解シミュレーションを実施したところ、スクラバ水 pH の時間推移は第 1 図，第 2 図の通りとなった。第 1 図，第 2 図より、いずれのケースにおいても、H⁺濃度はほとんど変化しておらず、そのためスクラバ水の pH もほとんど変化しないことがわかった。

よって、スクラバ水の放射線分解による pH の変化はほとんど生じないことから、スクラバ水の放射線分解がフィルタ装置の無機よう素の捕捉性能に与える影響はない。



第 1 図 スクラバ水 pH の時間推移 (スクラバ水温 100°C)



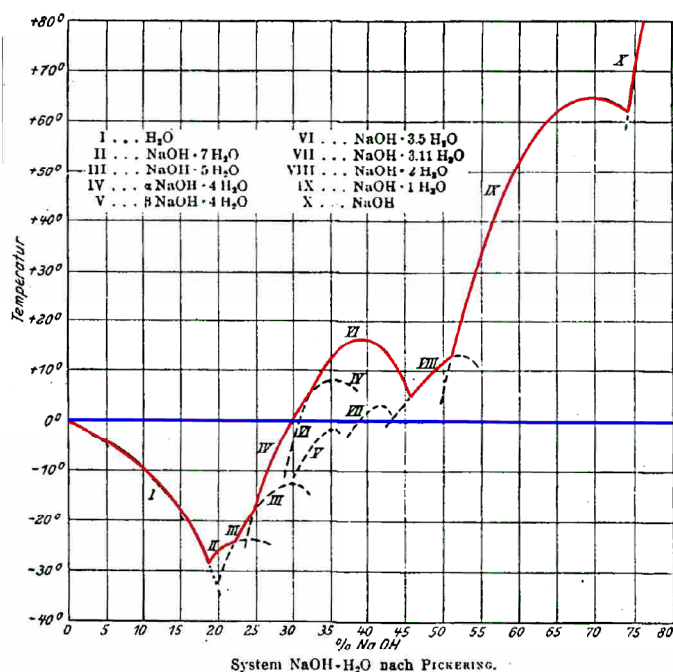
第 2 図 スクラバ水 pH の時間推移 (スクラバ水温 200°C)

【薬液の劣化・濃度均一性】

フィルタ装置スクラバ水に添加する NaOH の水系の相平衡については、『Gmelins Handbuch der anorganischer Chemie, Natrium, 8 Auflage, Verlag Chemie, Berlin 1928』より、第3図の通り示されている。第3図より、フィルタ装置スクラバ水の添加濃度である NaOH [] wt% では、水温が 0℃ 以上であれば相変化は起こらない（つまり析出することはない）ことがわかる。フィルタ装置は保温材を敷設しており、スクラバ水は 0℃ 以上となる。よって、フィルタ装置待機中に NaOH が析出することはない。

また、NaOH は非常に安定な化学種であり、フィルタ装置待機中、フィルタ装置はラプチャーディスクより外界と隔離され、窒素雰囲気中に置かれることから、フィルタ装置待機中において、薬液が変質することはない。

また、フィルタ装置を使用すると、スクラバノズルから噴射されるベントガスによりバブリングされ、NaOH は均一に拡散されると考えられる。



第3図 NaOH の水系相平衡図

【水位の設定】

スクラバ水の水位は、以下の理由から下限水位/上限水位を設定し、フィルタ装置使用中は、スクラバ水位が下限水位から上限水位までの範囲を逸脱しないよう水位の確認、調整を行う。

① 下限水位

- ・スクラバ水は、水位が高い方がDFは大きくなる。
- ・スクラバ水位がスクラバノズル上端から0.5m以上であれば、DFが目標性能を満足できることを確認している。
- ・そのため、水スクラバの下限水位を、スクラバノズル上端から0.5mに設定する。

② 上限水位

- ・スクラバ水位が上昇し、ベントガスによるスクラバ水の吹き上がりが金属フィルタに到達すると、金属フィルタの有効面積が減少し、金属フィルタの差圧が上昇する。
- ・金属フィルタの差圧が上昇すると、金属フィルタドレン配管内の水位が上昇し、最悪の場合、金属フィルタドレン配管から金属フィルタ二次側へスクラバ水を噴出する。
- ・スクラバ水の噴出は、金属フィルタドレン配管下端が気相に露出するまで継続する。
- ・金属フィルタドレン配管下端の位置は、第4図の通り、スクラバノズル上端よりも低いため、水スクラバは機能喪失する。また、金属フィルタドレン配管を通じて、金属フィルタをバイパスしてガスが流れることから、金属フィルタも機能喪失する。そのため、フィルタ装置の機能が喪失する。
- ・スクラバ水の吹き上がり量、ならびにスクラバ水吹き上がりに伴う金属フィルタの差圧上昇については、以下の『スウェル試験』により確認し、その結果、上限水位をスクラバノズル上端から2.2mに設定する。

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。



第4図 フィルタ装置構造図

(スウェル試験)

水スクラバにガスを噴射した際の、スクラバ水の吹き上がり（スウェル）量と金属フィルタの差圧を確認する試験を実施した。

試験条件は第3表に記載の通り、実機と同じ高さの試験装置を用い、スクラバ水の水位を徐々に大きくし、スクラバ水の吹き上がり量を目視にて確認し、同時に金属フィルタの差圧を計測した。水の粘度が大きい方が、吹き上がり高さも高くなることから、保守的にスクラバ水を常温の状態とし、試験ガスは常温の空気を用いた。また、薬液による影響を考慮するため、スクラバ水に実機と同じく

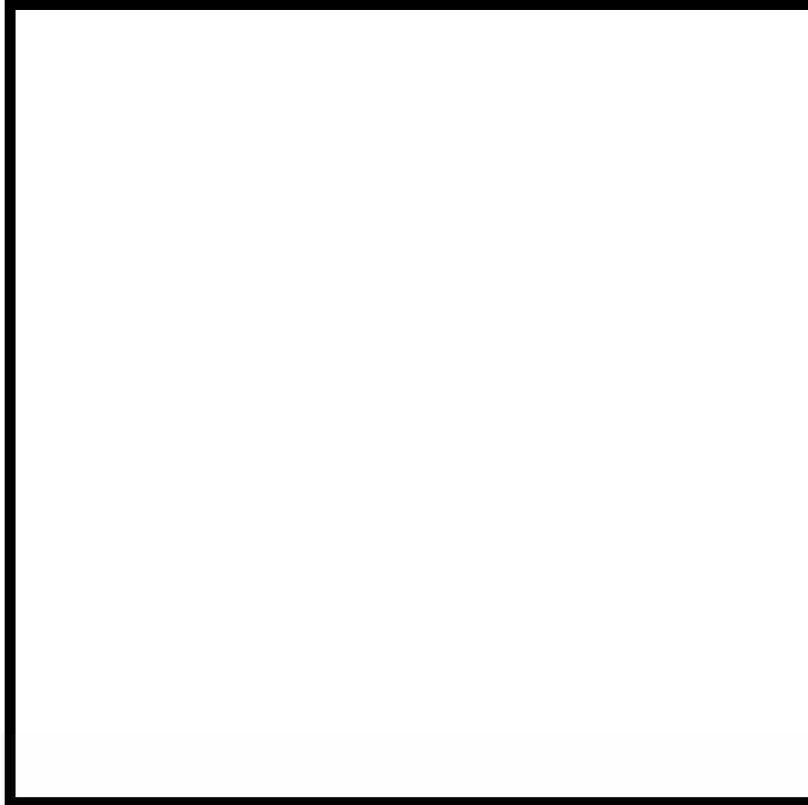
[]wt%のNaOHを溶解した。

第3表 スウェル試験条件一覧表

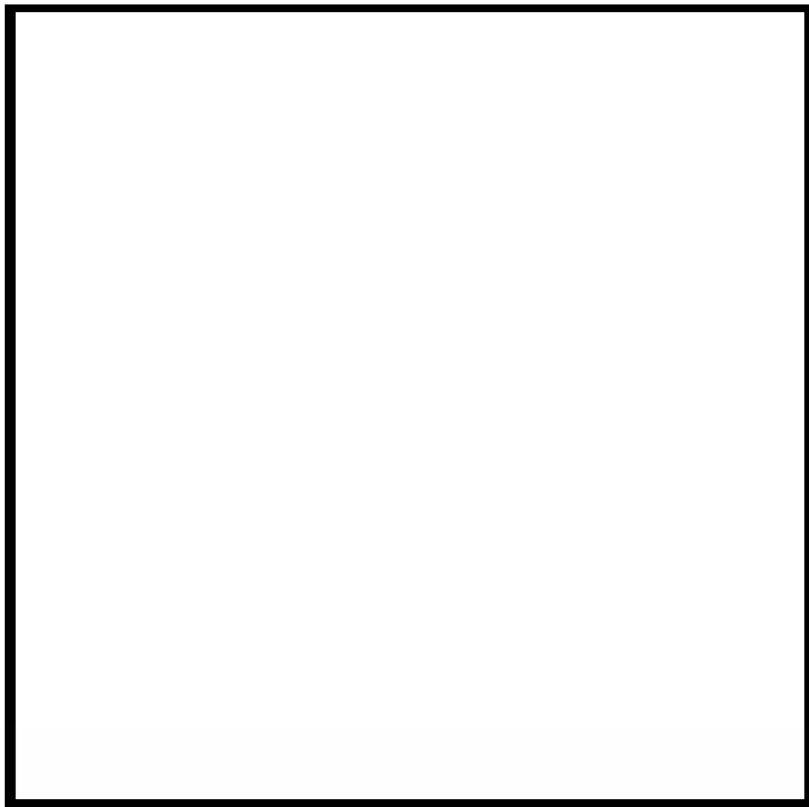
項目	条件
試験装置	・実機高さ試験装置 スクラバノズル本数は1本（実機は140本）、断面積は実機の1/140
試験ガス	・空気
ガス・スクラバ水温度	・常温
スクラバ水位	・1m, 2m, 2.1m, 2.2m, 2.3m, 2.4m, 2.5m (2Pd相当流量試験時) ・2m, 2.5m (最小流量相当試験時)
ガス体積流量	・2Pd相当流量 ・最小流量相当
薬液濃度	・NaOH []wt%

上記条件にて試験を実施した結果、スクラバ水の吹き上がり量は第5, 6図の通りとなった。第5図に示す通り、2Pd相当流量（実機最大流量）においては、スクラバ水位2.3mで吹き上がった水は金属フィルタ下端に到達し、それより高い水位では金属フィルタの一部が水没した。また、第6図の通り、最小流量相当では、スクラバ水位2.5mでも吹き上がった水は金属フィルタ下端には到達しなかった。

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

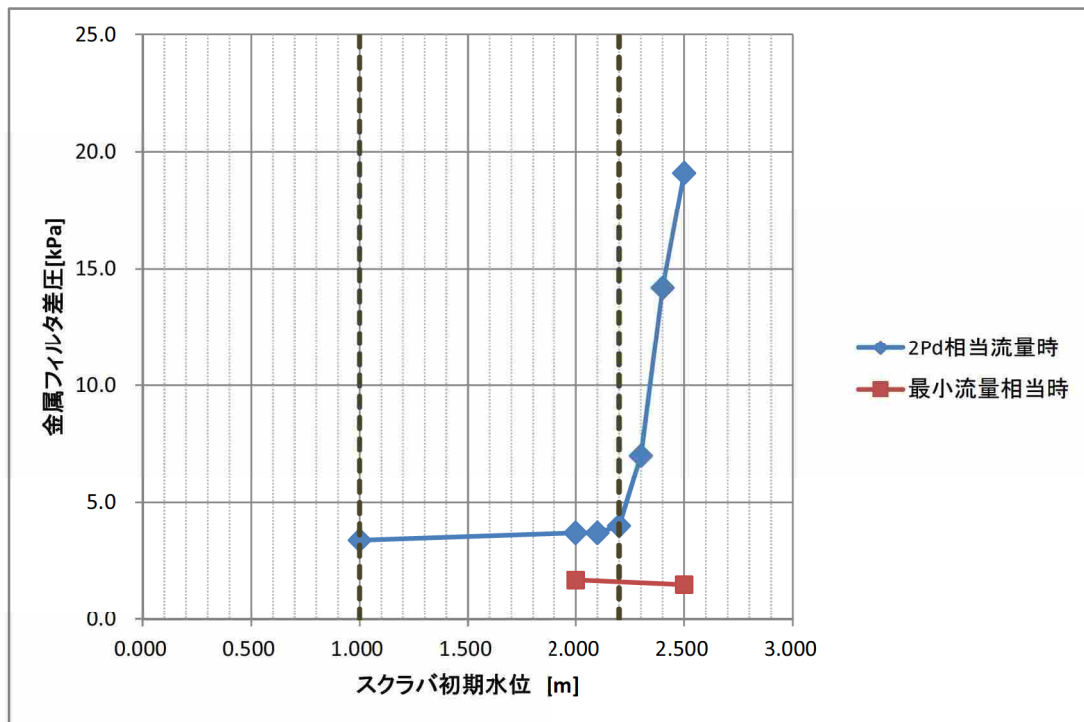


第5図 吹き上がり量目視確認試験結果（2Pd相当流量時）



第6図 吹き上がり量目視確認試験結果（最小流量相当時）

また、金属フィルタの差圧は第7図の通りとなった。第7図に示す通り、2Pd相当流量（実機最大流量）においては、水位が2.3m以上となると金属フィルタの差圧が急上昇していることがわかる。そのため、やはり金属フィルタの一部が水没してしまうと、金属フィルタの差圧が上昇することを確認した。一方、最小流量相当では、スクラバ水位2.5mでも金属フィルタの差圧上昇は認められなかった。



第7図 金属フィルタ差圧計測結果

以上より、水スクラバの上限水位は、実機最大流量時の吹き上がり高さを考慮して、スクラバノズル上端+2.2mに設定する。

一方、フィルタ装置が最大流量となるのは、原子炉格納容器圧力2Pdにてベントを開始した直後であり、スクラバ水位は低い状態である。ベントガスの凝縮によりスクラバ水位が上昇して上限水位に到達する時には、ベント開始から十分時間が経過しており、ベントガスの流量は最大流量と比較して十分小さくなっている。

そのため、水スクラバの水位が高い状態と、ベントガスの流量が大きい状態を組み合わせ設定した上限水位は、非常に保守的である。

別紙 28 6号炉と7号炉で放射線モニタ設置位置が異なることに対する考え方

放射線モニタの設置目的は、別紙 3 で示したとおり、配管の線量率(mSv/h)から放射性物質濃度(Bq/cm³)を算出することである。

放射線モニタは6号炉の場合、ラプチャーディスク通過後に設置しており、7号炉では、ラプチャーディスク通過前に設置してあるが、ラプチャーディスクは、原子炉格納容器からの排気圧力(0.62MPa [gage])と比較して十分低い圧力(0.10MPa [gage])で開放する設定としているため、6号炉及び7号炉の設置位置でも放射線モニタで十分に計測することが可能である。そのため、放射線モニタの設置位置は、現場の施工性を考慮して上記のとおり設計している。

なお、ラプチャーディスクが開放したかどうかの判断については、圧力計で確認できる設計としている。

別紙 29 よう素捕捉時の化学反応による影響について

(1) 水スクラバによる無機よう素の捕捉

【化学反応熱】

水スクラバには、薬液として NaOH を [wt%] 溶解することにより、下記の化学反応式により、無機よう素をよう素イオンとして、水スクラバ中に捕捉する。



上記の反応に伴う反応熱 Q_1 を標準エンタルピーより算出すると、 Q_1 は以下の通りとなる。なお、無機よう素は固体状とガス状で標準エンタルピーが異なることから、それぞれの場合について反応熱 Q_1 を算出する。(化学便覧改訂 5 版基礎編 II 表 10.127 および表 10.139 より)

① 無機よう素が固体状の場合

$$3x[0] + 6x[-230.015] = 5x[-56.78] + 1x[-221.3] + 3x[-285.83] + Q_1$$

$$Q_1 = -17.4 [\text{kJ/mol}]$$

ここで、フィルタ装置に流入する無機よう素は 0.53 [mol] と評価していることから、無機よう素の捕捉により生じる熱量 Q_2 は、以下の通りとなる。

$$Q_2 = Q_1 \times 0.53$$

$$= -17.4 \div 3 \times 0.53$$

$$= -3.074 [\text{kJ}]$$

② 無機よう素がガス状の場合

$$3x[62.438] + 6x[-230.015] = 5x[-56.78] + 1x[-221.3] + 3x[-285.83] + Q_1$$

$$Q_1 = 169.914 [\text{kJ/mol}]$$

ここで、フィルタ装置に流入する無機よう素は 0.53 [mol] と評価していることから、無機よう素の捕捉により生じる熱量 Q_2 は、以下の通りとなる。

$$Q_2 = Q_1 \times 0.53$$

$$= 169.914 \div 3 \times 0.53$$

$$= 30.018 [\text{kJ}]$$

一方、フィルタ装置には、事故後 1 ヶ月においても約 2.5 [kg/s] の蒸気が流入する。なお、フィルタ装置に流入する蒸気が、保守的に大気圧の飽和蒸気であるとする、蒸気の比エンタルピーは 2675.57 [kJ/kg] となる。よって、事故後 1 ヶ月における、フィルタ装置への蒸気エネルギーの流入率 W_3 [kJ/s] は以下の通りとなる。

$$W_3 = 2675.57 \times 2.5$$

$$= 6688.92 [\text{kJ/s}]$$

ゆえに、無機よう素が捕捉される際の熱量は、事故後 1 ヶ月後のフィルタ装置への蒸気流入量を想定したとしても、1 秒間に流入する蒸気のエネルギーに満たない非常に小さい熱量であることがわかる。そのため、無機よう素捕捉による熱

量がフィルタ装置の性能に与える影響はない。

【化学反応生成物】

無機よう素が反応するときの生成物は、フィルタ装置の性能に影響を与えるものではなく、可燃性物質もないことから、生成物の除去等特段の対応は不要である。

また、原子炉格納容器から塩化物の飛来が想定されるが、スクラバ水の水酸化ナトリウムと反応してNaClが生成されるだけであることから、フィルタ装置の性能に影響を与えるものではない。

また、有機よう素はスクラバ水とは反応しないことから、有機よう素の飛来がフィルタ装置の性能に与える影響はない。さらに、フィルタ装置内の内部に塗装は施していないため、フィルタ装置内で有機よう素が発生することはない。

(2) 銀ゼオライト吸着材による有機よう素の捕捉

【化学反応熱】

よう素フィルタは、銀ゼオライト吸着材により、下記の化学反応式によって、有機よう素をよう化銀として、銀ゼオライト中に捕捉されている。

上記の反応に伴う反応熱 Q_1 を標準エンタルピーより算出すると、 Q_1 は以下の通りとなる。(化学便覧改訂5版基礎編II 表10.127, 10.129 および表10.133 より)



$$Q_1 = 142.004 \text{ [kJ/mol]}$$

ここで、よう素フィルタに流入する有機よう素は9.16[mol] (1.3[kg]) と評価していることから、有機よう素の捕捉により生じる熱量 Q_2 は、以下の通りとなる。

$$\begin{aligned} Q_2 &= Q_1 \times 9.16 \\ &= 142.004 \times 9.16 \\ &= 1300.757 \text{ [kJ]} \end{aligned}$$

一方、よう素フィルタには、事故後1ヶ月においても約2.5[kg/s]の蒸気が流入する。なお、よう素フィルタに流入する蒸気が、保守的に大気圧の飽和蒸気であるとすると、蒸気の比エンタルピーは2675.57[kJ/kg]となる。よって、事故後1ヶ月における、よう素フィルタへの蒸気エネルギーの流入率 W_3 [kJ/s] は以下の通りとなる。

$$\begin{aligned} W_3 &= 2675.57 \times 2.5 \\ &= 6688.92 \text{ [kJ/s]} \end{aligned}$$

ゆえに、有機よう素が捕捉される際の熱量は、事故後1ヶ月後のよう素フィルタへの蒸気流入量を想定したとしても、1秒間に流入する蒸気のエネルギーに満たない非常に小さい熱量であることがわかる。また、よう素フィルタに流入する

蒸気により、この熱量はすぐに除去されると考えられる。そのため、有機よう素捕捉による熱量がよう素フィルタの性能に与える影響はない。

【化学反応生成物】

有機よう素が反応するときの生成物として、可燃性物質である [] が生成されるが、この [] はベントガスと共に窒素雰囲気となっている系統内を通過し、燃焼することなく系統外へ排出されることとなる。そのため、よう素フィルタにおいて、有機よう素を捕捉する際に生成される [] が、格納容器圧力逃がし装置に与える悪影響はない。なお、仮に有機よう素の反応が全て上式による場合、発生する [] の量は [] (9.16[mol]) となる。一方、ベントガスの蒸気流量は、事故後1ヶ月後においても約2.5[kg/s]となっている。そのため、発生する [] の量は、ベントガスの蒸気流量に対して非常に微量である。

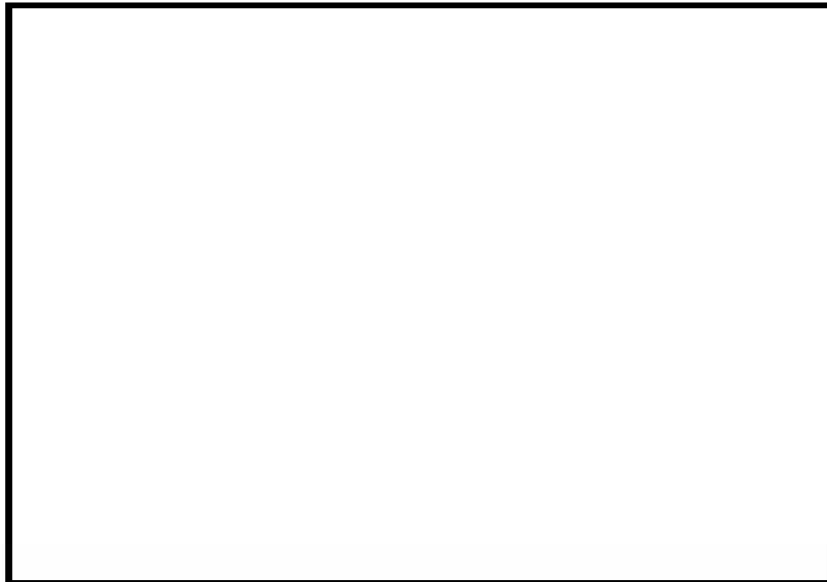
別紙 30 フィルタ装置の長期使用時の影響について

フィルタ装置を長期間使用した場合の影響として、フィルタ装置スクラバ水にエアロゾルを捕集したことによるスクラバ水性状変化による DF 性能への影響と、金属フィルタに捕集されるエアロゾルによる閉塞、スクラバノズルの振動による脱落、さらに金属フィルタによろ素が付着することによる腐食の影響について、以下の通り確認した。

1. スクラバ水性状変化による影響

水スクラバには、格納容器ベントに伴い飛来するエアロゾルが大量に捕集される。エアロゾルには、水溶性のエアロゾルと非水溶性のエアロゾルがあり、エアロゾルを捕集することによりスクラバ水の性状が変化する。このスクラバ水の性状の変化が DF 性能に与える影響を確認するため、水溶性エアロゾルとして CsI を、非水溶性エアロゾルとして TiO_2 それぞれをスクラバ水に大量に投入して、水スクラバ単体の DF 性能試験を行い、エアロゾルを投入しない場合の DF 性能試験の結果と比較した。

試験は第 1-1 図に示す、アクリル試験装置を用いて実施した。試験条件を第 1-1 表に示す。また、実機に換算したエアロゾルの投入量を第 1-2 表に示す。第 1-2 表より、非常に大量のエアロゾルを投入したことがわかる。



第 1-1 図 試験概要図 (スクラバ水性状影響確認試験)

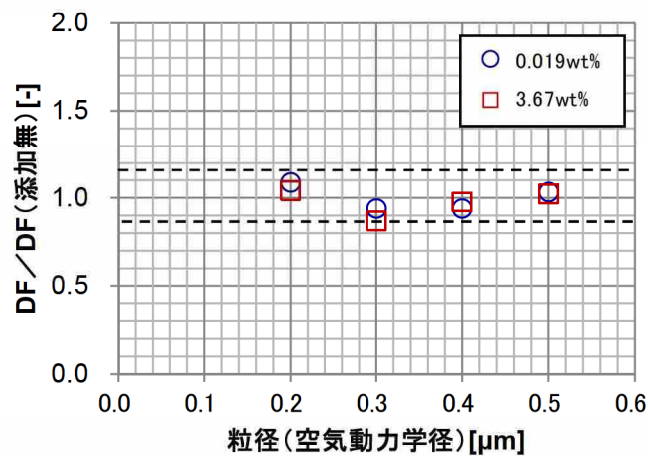
第1-1表 スクラバ水性状影響確認試験条件一覧表

項目	条件
試験装置	・ アクリル試験装置
試験ガス	・ 空気
スクラバ水位	・ 1m
ガス・スクラバ水温度	・ 常温
ガス体積流量	・ 2Pd 相当流量 ・ 最小流量相当
スクラバ水への エアロゾル投入濃度	【CsI】 ・ 0.019wt% ・ 3.67wt% 【TiO₂】 ・ 0.018wt% ・ 3.46wt%
試験エアロゾル	・ PSL

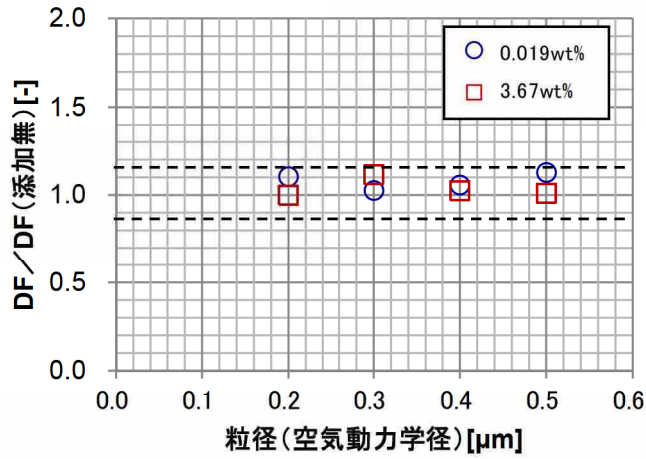
第1-2表 エアロゾル投入量実機換算値

試験投入濃度		実機換算量
CsI	0.019wt%	4.52kg
	3.67wt%	872.21kg
TiO ₂	0.018wt%	4.28kg
	3.46wt%	822.30kg

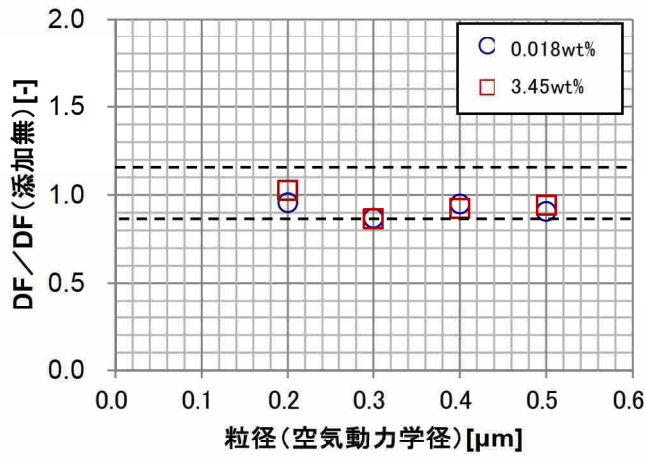
上記の条件にて試験を実施してDFを算出し、スクラバ水にエアロゾルを投入しない場合のDFとの比を算出した結果、第1-2~5図の通りとなった。



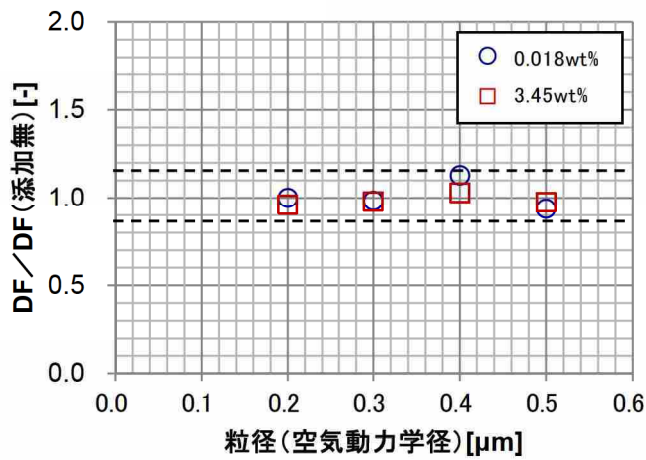
第1-2図 DF比 (CsI投入, 2Pd相当流量)



第1-3 図 DF 比 (CsI 投入, 最小流量相当)



第1-4 図 DF 比 (TiO₂ 投入, 2Pd 相当流量)



第1-5 図 DF 比 (TiO₂ 投入, 最小流量相当)

試験の結果より、エアロゾルを投入する場合としない場合で、DFに顕著な増減はなく、またDFの増減に一定の傾向は認められなかった。そのため、実機においてエアロゾルがスクラバ水に大量に流入したとしても、水スクラバのDF性能に影響はないと考える。

2. 金属フィルタ閉塞

フィルタ装置へのエアロゾルの流入による、金属フィルタの閉塞評価を実施した。事故シナリオは、大 LOCA+SBO+全 ECCS 機能喪失シナリオと、MCCI が発生する高圧・低圧注水機能喪失シナリオ^{※1}とし、フィルタ装置へのエアロゾル流入量が大きい D/W ベントの場合を考慮した。

※1 フィルタ装置へのエアロゾル流入量の不確かさを考慮してもフィルタ装置が性能を発揮できることを確認するために、MCCI により、コンクリートエアロゾルが大量に発生するシナリオを想定した。このシナリオでは、原子炉圧力容器への注水及び下部ドライウエルへの事前水張りに全て失敗し、熔融炉心が下部ドライウエルに落下してから1時間後に初めて原子炉格納容器内（下部ドライウエル）に注水を開始するものとした。

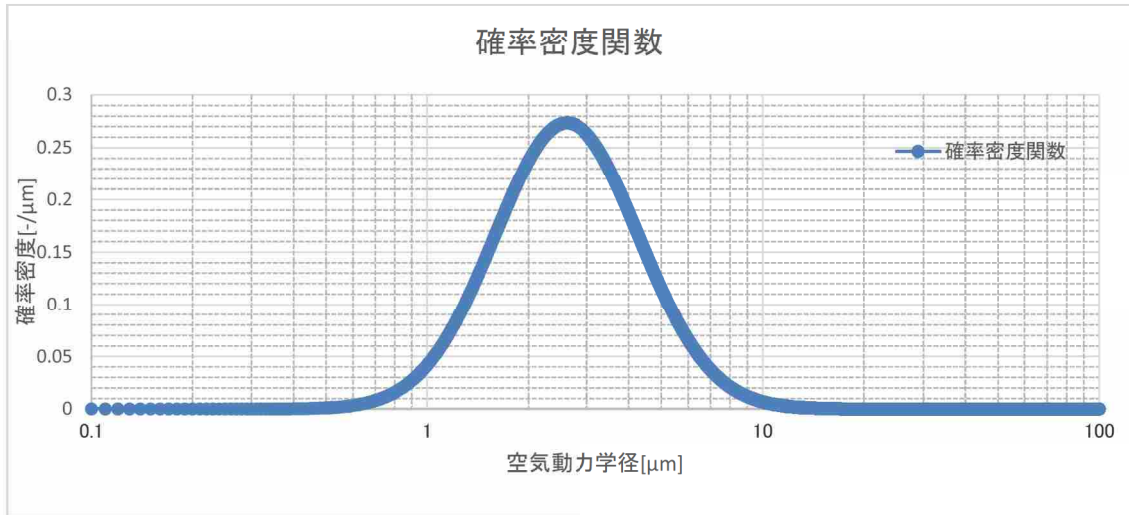
評価の手順は、以下の通りとなる。

- ① 各シナリオにおける、フィルタ装置に流入するエアロゾルの粒径分布と流入量 (cm³) を評価
- ② フィルタ装置に流入するエアロゾル粒径分布に対して、水スクラバ単体のオーバーオール DF を算出
- ③ フィルタ装置に流入するエアロゾル量を水スクラバ単体のオーバーオール DF で除して、金属フィルタに流入するエアロゾルの量を算出
- ④ 金属フィルタに流入するエアロゾルの量と、金属フィルタに許容されるエアロゾル量と比較し、流入量<許容量であることを確認する

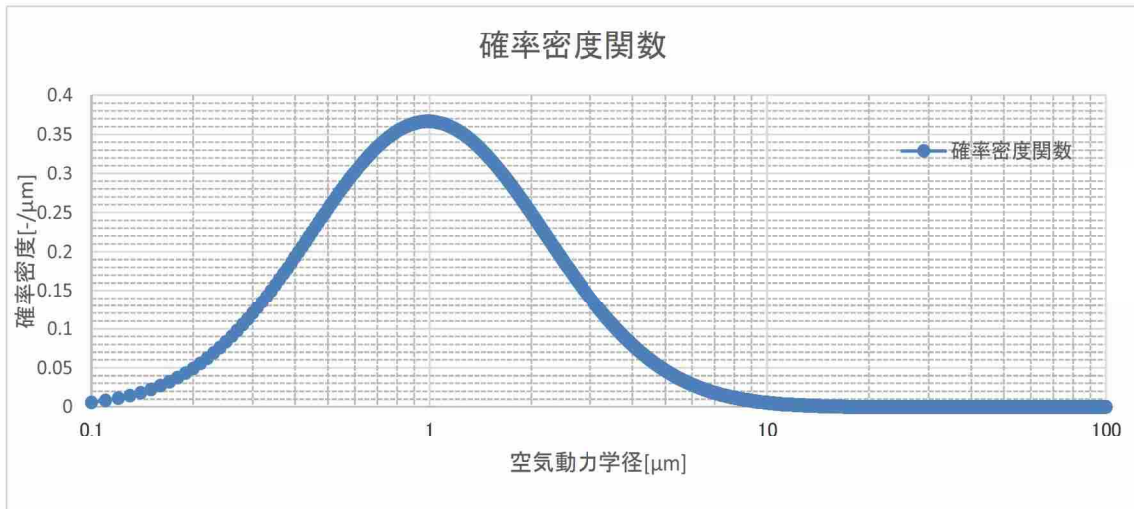
以下に評価結果を示す。

① フィルタ装置に流入するエアロゾル粒径分布と流入量

フィルタ装置に流入するエアロゾルの粒径分布は第 2-1, 2 図の通りとなる。また、フィルタ装置に流入するエアロゾル量は第 2-1 表の通りとなる。



第 2-1 図 エアロゾル粒径分布（大 LOCA+SBO+全 ECCS 機能喪失, D/W ベント）



第 2-2 図 エアロゾル粒径分布（高圧・低圧注水機能喪失, D/W ベント）

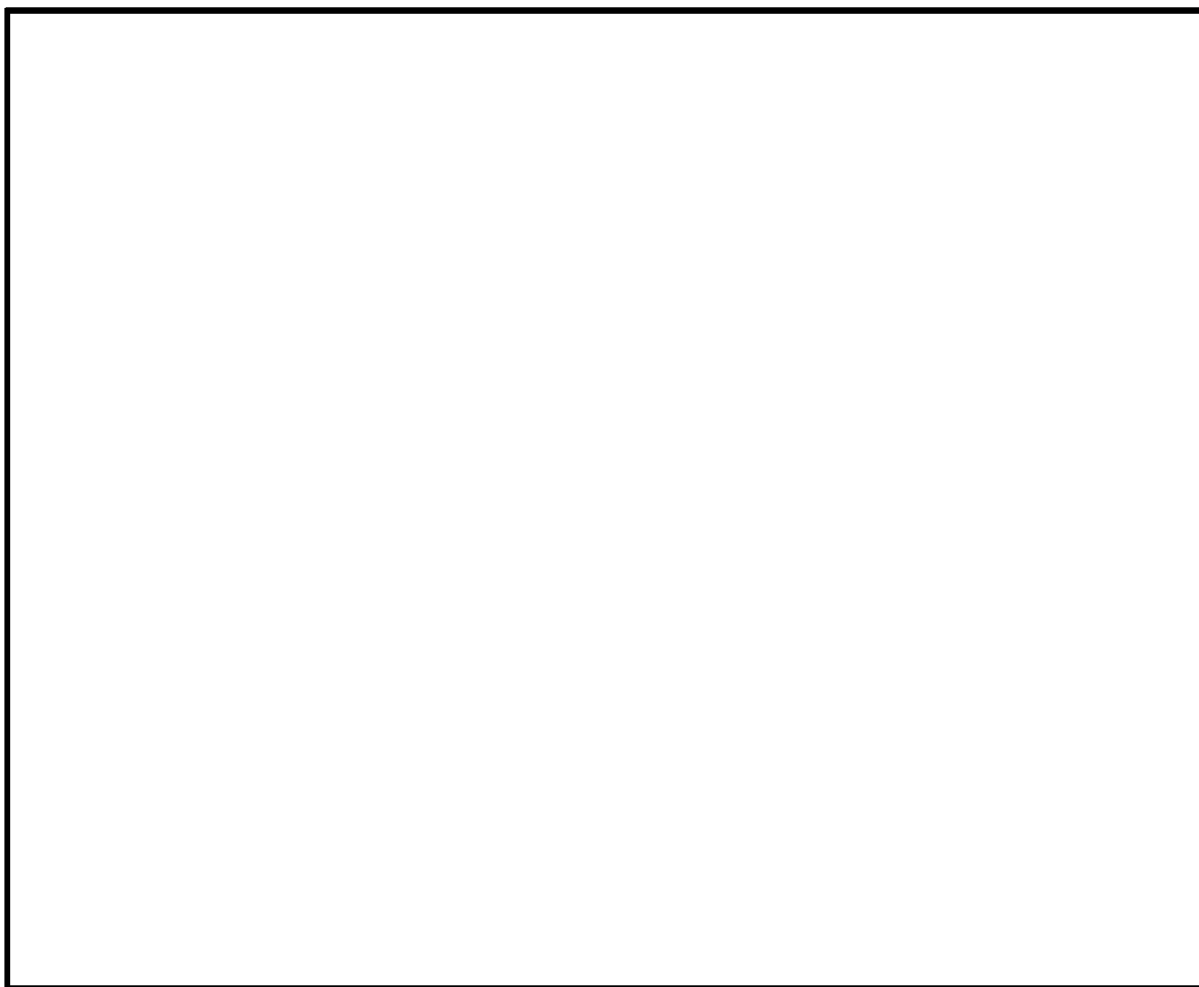
第 2-1 表 エアロゾル流入量

シナリオ	エアロゾル流入量
大 LOCA+SBO+全 ECCS 機能喪失, D/W ベント	723.64 cm ³
高圧・低圧注水機能喪失, D/W ベント	10203.51 cm ³

② 水スクラバ単体オーバーオール DF

水スクラバオーバーオールの DF を評価するため、水スクラバ単体の DF 性能試験にて DF を評価した。

DF 性能試験は、実機により近い条件である蒸気を用いた場合にて実施した。なお、スクラバ水温は飽和温度とし、水蒸気の凝縮効果を見込まない保守的な条件とした。試験設備は第 2-3 図、試験条件を第 2-2 表に示す。なお、スクラバ水の薬液の影響を考慮し、スクラバ水に実機と同じ NaOH を [] wt% 溶解して試験を実施した。

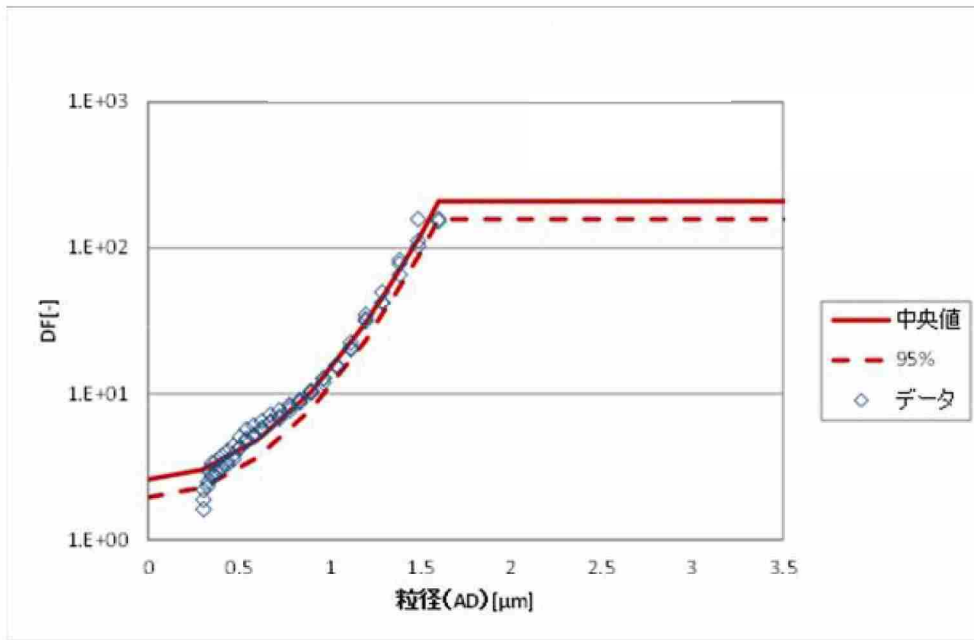


第 2-3 図 試験概要図（蒸気，水スクラバ性能試験）

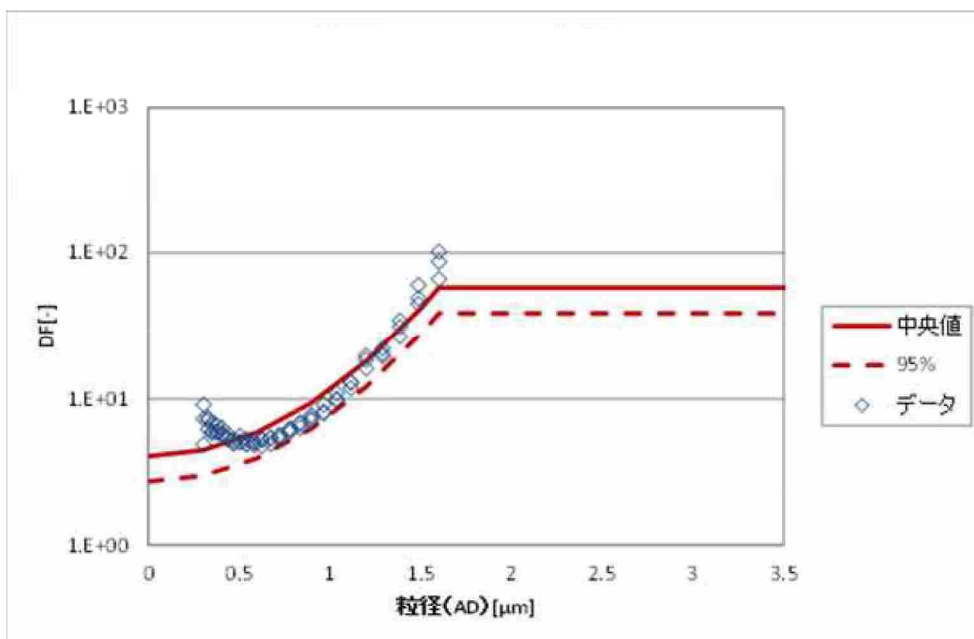
第 2-2 表 蒸気，水スクラバ試験条件一覧表

項目	条件
試験装置	・実機高さ試験装置
試験ガス	・蒸気＋空気（エアロゾル送気用） ・試験時蒸気割合：約 95%（2Pd 相当流量） 約 88%（最小流量相当）
スクラバ水位	・ 1m
ガス・スクラバ水温度	・ 約 100℃
ガス体積流量	・ 2Pd 相当流量 ・ 最小流量相当
薬液添加量	・ NaOH <input type="text"/> wt%
試験エアロゾル	・ TiO ₂

上記の条件にて試験を実施した結果、蒸気試験における DF は第 2-4 図、第 2-5 図の通りとなった。なお、試験データプロットにはばらつきがあることから、これらデータプロットのフィッティングカーブを作成し、さらに 95%信頼区間の下限値を示すカーブを作成した。また、2Pd 相当流量、最小流量相当ともに約 1.5 μm 、までのデータがあるが、それより大きい粒径範囲の DF については、非常に保守的な設定であるが、データがある最大の粒径における DF 値であるとした。このようにして作成した線を水スクラバ単体の DF 性能線とした。



第 2-4 図 水スクラバ性能試験結果 (2Pd 相当流量)



第 2-5 図 水スクラバ性能試験結果 (最小流量相当)

第2-1図、第2-2図の粒径分布に対して、第2-4図、第2-5図に示す水スクラバのDF性能線を用いて、(1)式により水スクラバのオーバーオールDFを算出すると、第2-3表の通りとなった。

$$DF_{total} = \frac{\int M(D_p) dD_p}{\int \frac{M(D_p)}{DF(D_p)} dD_p} \quad (1)$$

DF(D_p)は、粒径 D_p におけるスクラバ水の DF

M(D_p)は、フィルタ装置に流入する粒径 D_p のエアロゾルの総質量

第2-3表 水スクラバオーバーオールDF

シナリオ	ガス流量	水スクラバ オーバーオールDF
大LOCA+SBO+全ECCS機能喪失, D/Wベント	2Pd相当流量	115
	最小流量相当	34
高圧・低圧注水機能喪失, D/Wベント	2Pd相当流量	15
	最小流量相当	12

③ 金属フィルタに流入するエアロゾルの量

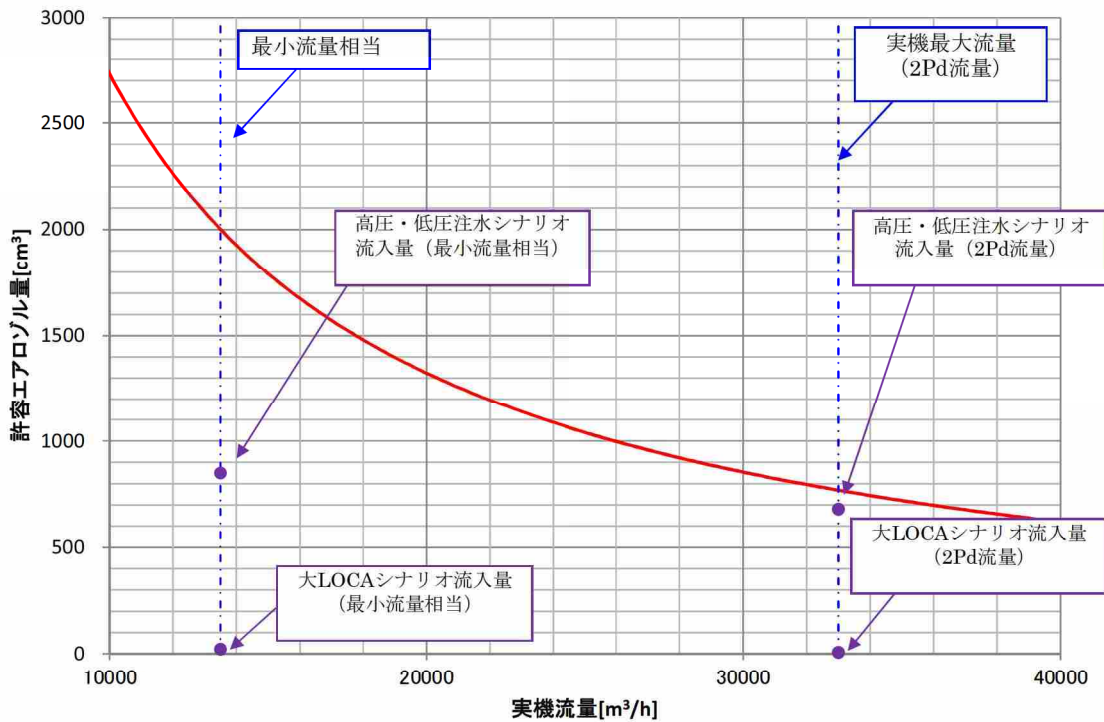
フィルタ装置に流入するエアロゾル量①と、水スクラバのオーバーオールDF②より、金属フィルタに流入するエアロゾルの量は、第2-4表の通り評価できる。

第2-4表 金属フィルタに流入するエアロゾル量

シナリオ	ガス流量	金属フィルタに流入する エアロゾル量
大LOCA+SBO+全ECCS機能喪失, D/Wベント	2Pd相当流量	6.29 cm ³
	最小流量相当	21.28 cm ³
高圧・低圧注水機能喪失, D/Wベント	2Pd相当流量	680.23 cm ³
	最小流量相当	850.29 cm ³

④ 金属フィルタに流入するエアロゾルの量と、金属フィルタに許容されるエアロゾル量と比較

金属フィルタに許容されるエアロゾル量を第2-6図に示す。



第2-6図 金属フィルタの許容エアロゾル量

第2-6図に示す通り、大LOCA+SB0+全ECCS機能喪失シナリオ、MCCIが発生する高圧・低圧注水機能喪失シナリオともに、金属フィルタに流入するエアロゾルの量は、金属フィルタに許容されるエアロゾルの量よりも小さいことがわかった。よって、金属フィルタの閉塞は生じないと考える。

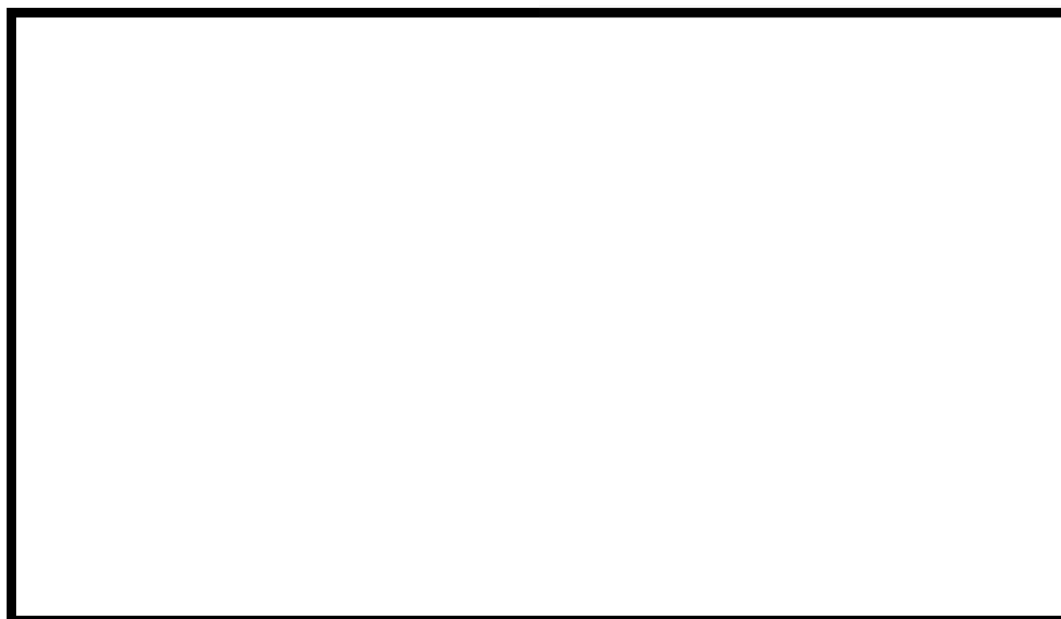
3. スクラバノズルの振動による脱落

スクラバノズルは、第3-1図に示す通り、ユニオンにより接続されている。フィルタ装置使用中は、スクラバノズルからはベントガスが勢いよく噴射され、それによる流力振動によりユニオンが緩む恐れがある。ユニオンが緩み、スクラバノズルが脱落してしまった場合、水スクラバの除去効率が低下すると考えられる。

そこで、第3-2図に示す通りユニオンにワイヤリングを施し、フィルタ装置使用時のスクラバノズルユニオンの緩みを防止することとする。なお、ワイヤリングに用いるワイヤの材質は、腐食の発生を考慮し SUS316L とする。



第3-1図 スクラバノズル構造図



第3-2図 ワイヤリング設置図

4. よう素による金属フィルタ腐食の影響

フィルタ装置に設置される金属フィルタは SUS316L ステンレス鋼製である。ステンレス鋼にベントガスに含まれる CsI や I_2 に由来する I^- が付着すると、 Cl^- と同じハロゲン元素イオンであることから、ステンレスの保護被膜を破壊し、局所腐食の原因となる可能性がある。そこに O_2 が存在すると、保護被膜が破壊された箇所の腐食が進展する。(有機よう素は金属フィルタでは捕捉できないため、金属フィルタ腐食の原因とはならない)

フィルタ装置には、金属フィルタの前段に水スクラバが設置されており、CsI や I_2 の大部分は水スクラバに捕捉される。そのため、フィルタ装置の金属フィルタには、CsI や I_2 に由来する I^- が付着するとしても、非常に微量であると考えられる。さらに、フィルタ装置に流入するベントガスには O_2 はほとんど含まれないことから、酸化性が弱く、腐食反応は進みにくいと考えられる。そのため、よう素種に起因する金属フィルタの腐食により、金属フィルタのエアロゾル捕捉性能が低下することは考えにくい。

今回、金属フィルタに CsI が付着したことによる、金属フィルタのエアロゾル捕捉性能に与える影響を確認するため、以下の試験を実施した。

【試験項目】

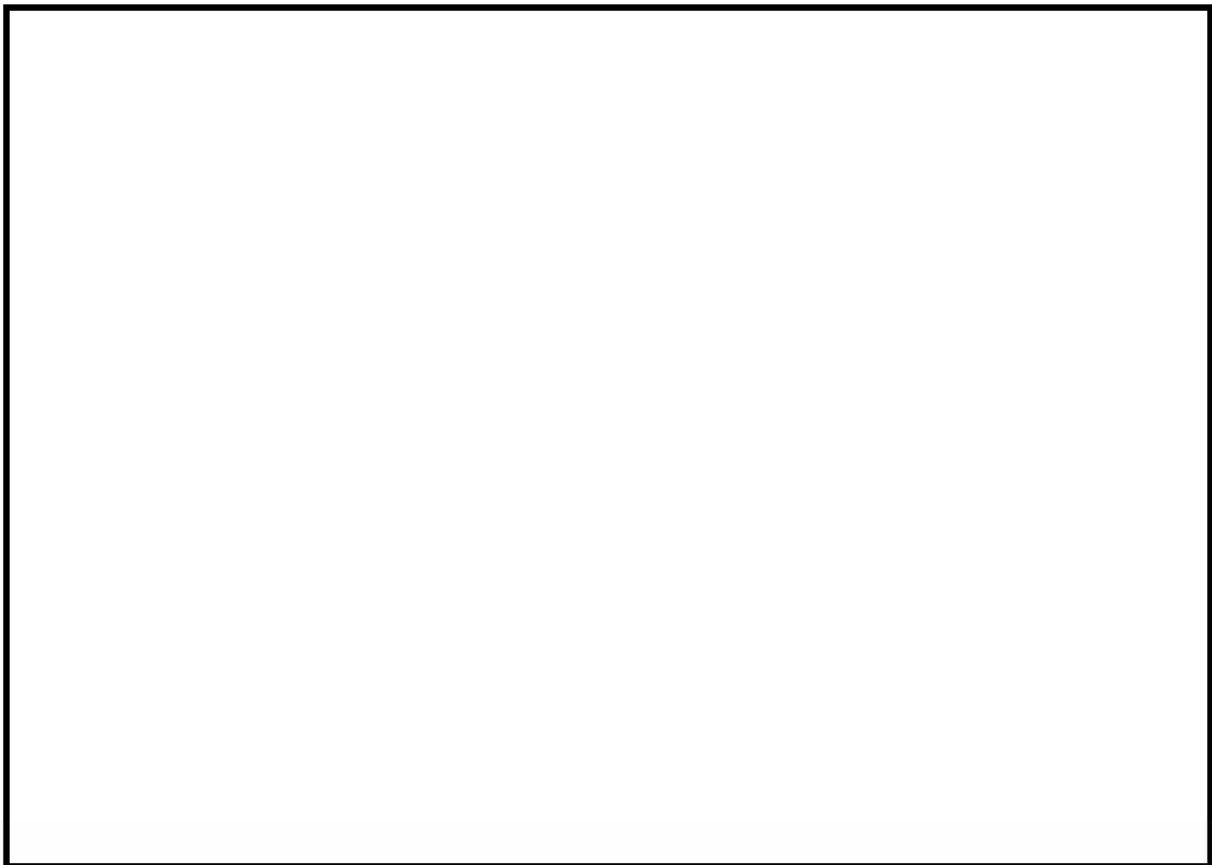
- (1) DF 性能試験装置の試験用フィルタに CsI 粒子を混入した水蒸気を通気。
金属フィルタに CsI を付着させる。
- (2) 金属フィルタに CsI を付着させた状態で、一定期間保持する。(CsI に由来する I^- による金属フィルタの腐食を進展させる)
- (3) CsI を付着させた金属フィルタを用いて、エアロゾル DF 計測試験を実施。
粒子を付着させていない新品の金属フィルタを用いたエアロゾル DF 計測試験と比較することで、CsI が付着することによる、金属フィルタの性能に与える影響を確認する。

試験(1)の試験条件を第 4-1 表、試験装置構成図を第 4-1 図、試験に用いた CsI 粒子の粒径分布を第 4-2 図に示す。試験では、水スクラバに捕捉される CsI 粒子の量を小さくし、金属フィルタに流入する CsI 粒子の量を大きくするため、ガス流量は最小流量相当とし、CsI 粒子の粒径は実機で想定される粒径よりも小さいものを用いた。また、CsI 粒子の送気量は 0.0051mol としている。実機の大 LOCA+SBO+全 ECCS 機能喪失、D/W ベント時にフィルタ装置へ流入すると想定される CsI 粒子の量は 0.5599mol であり、金属フィルタは 128 本設置されているため 1 本あたりに換算すると 0.0044mol となることから、今回の試験で送気される CsI 粒子の量は、実機よりも大きくなる。さらに、実機ではベントガスには酸素はほとんど含まれないが、今回の試験では約 19%の割合で空気を混入し、より金属フ

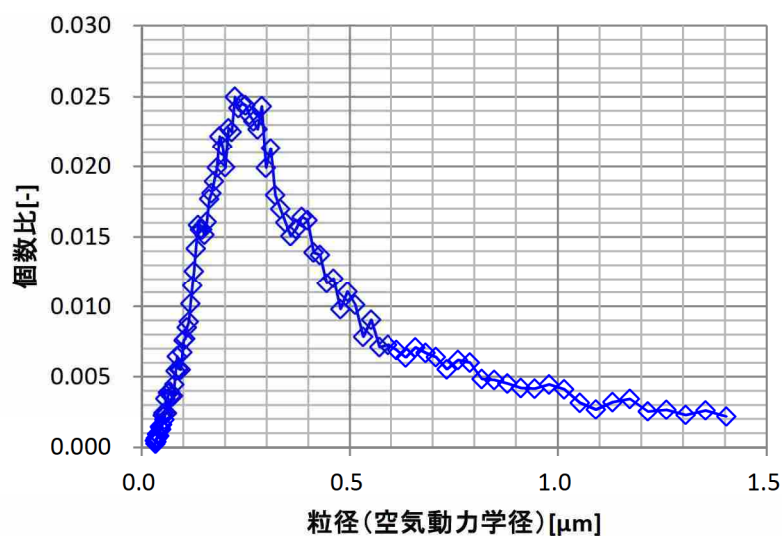
フィルタの腐食が進展する環境とした。

第 4-1 表 CsI 粒子付着試験一覧表

項目	条件
試験装置	・実機高さ試験装置
試験ガス	・蒸気+空気（エアロゾル送気用） ・試験時蒸気割合：約 81%
スクラバ水位	・1m
ガス・スクラバ水温度	・約 100℃
ガス体積流量	・最小流量相当
薬液添加量	・NaOH <input type="text"/> wt%
試験エアロゾル	・CsI
試験エアロゾル送気量	・0.0051mol (CsI)



第 4-1 図 CsI 粒子付着試験構成図



第 4-2 図 CsI 粒子の粒径分布

試験(1)が完了後、試験フィルタへの蒸気と CsI 粒子の送気を停止し、ヒーターを停止して2日間静置した。その間、金属フィルタには凝縮水が付着し、試験用フィルタ出口側から空気を吸い込むことで、金属フィルタは空気中に晒された状態となっていた。その後、試験フィルタから金属フィルタを取り外し、約 2.5 ヶ月の間空調の無い倉庫に保管した。これを試験(2)とした。

試験(3)は、試験条件を第 4-2 表、試験装置構成を第 4-3 図の通りとし、試験を実施した。試験の結果を第 4-4 図に示す。

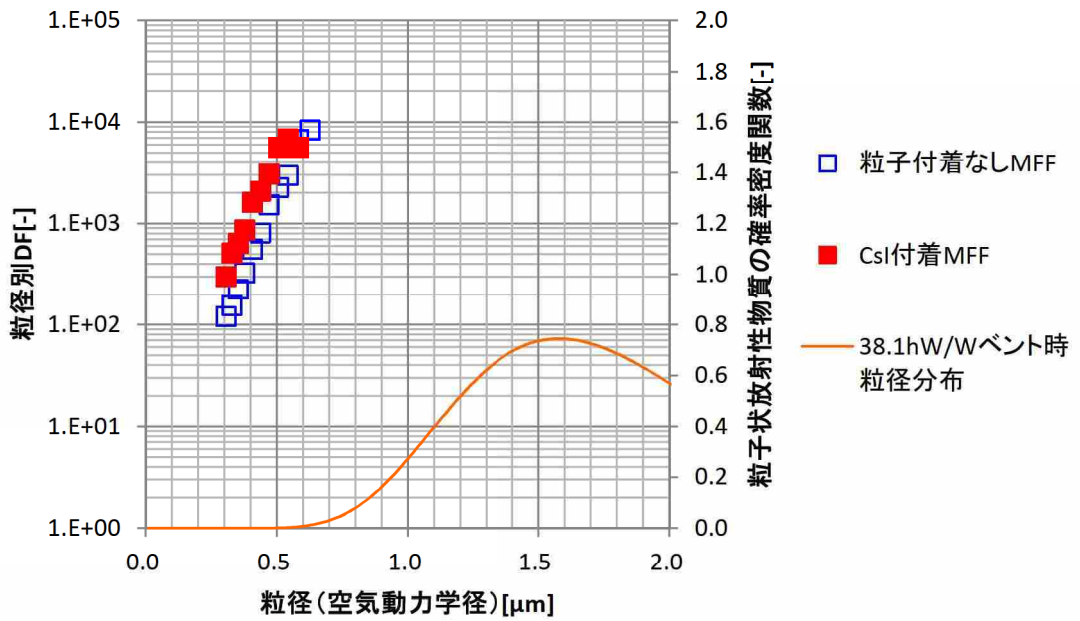
第 4-4 図より、CsI が付着した金属フィルタと新品の金属フィルタでは、エアロゾル除去性能はほぼ同じであることが確認できた。よって、CsI の付着による金属フィルタのエアロゾル除去性能の低下は生じないことが確認できた。

第 4-2 表 エアロゾル計測試験一覧表

項目	条件
試験装置	・実機高さ試験装置
試験ガス	・常温空気
スクラバ水位	・1m
ガス体積流量	・2Pd 相当流量
試験エアロゾル	・TiO ₂
使用金属フィルタ	・CsI 付着金属フィルタ ・新品金属フィルタ



第 4-3 図 エアロゾル DF 性能試験構成図



第 4-4 図 エアロゾル DF 性能試験結果 (CsI 付着影響確認試験)