

別紙 6 除去性能試験について

1. 超過流量状態における DF 性能について

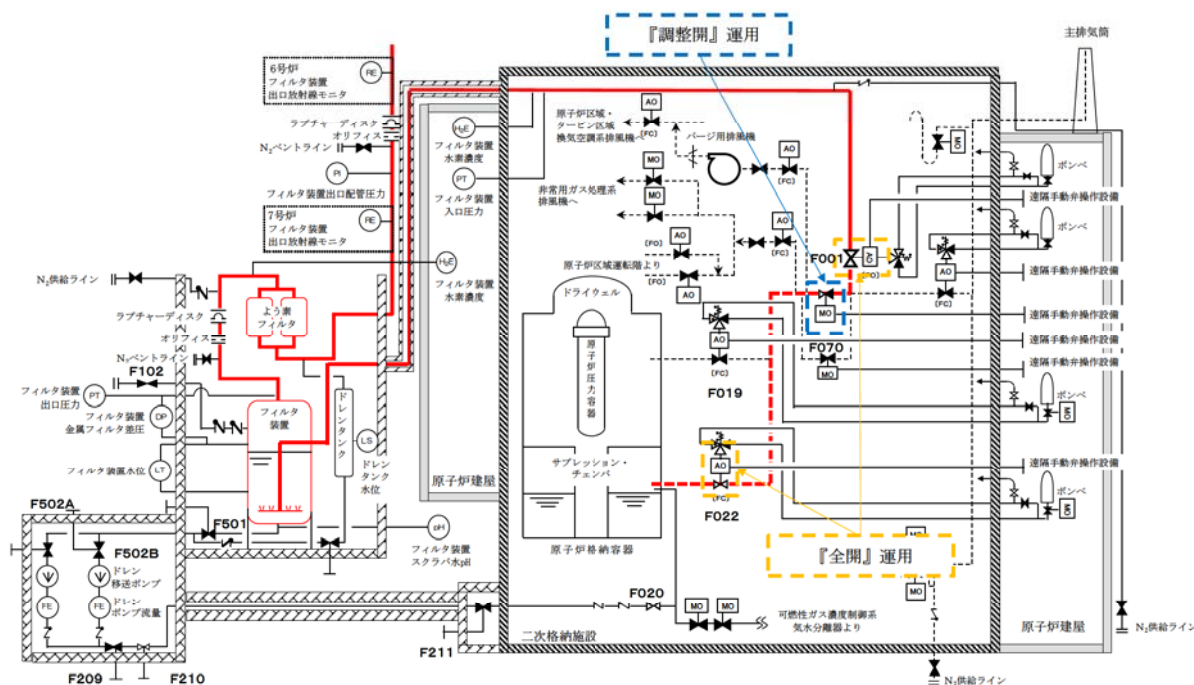
格納容器圧力逃がし装置の系統概要図を第 1-1 図に示す。

格納容器圧力逃がし装置の二次隔離弁については、格納容器ベント操作による急激な原子炉格納容器の減圧による原子炉格納容器の破損を防止することと、格納容器圧力逃がし装置の急激なガスの流れによる機器の破損を防止することが目的で、ベント実施中は開度を『調整開』とする運用としており、有効性評価においても、弁の開度はこのような状態として解析を実施している。

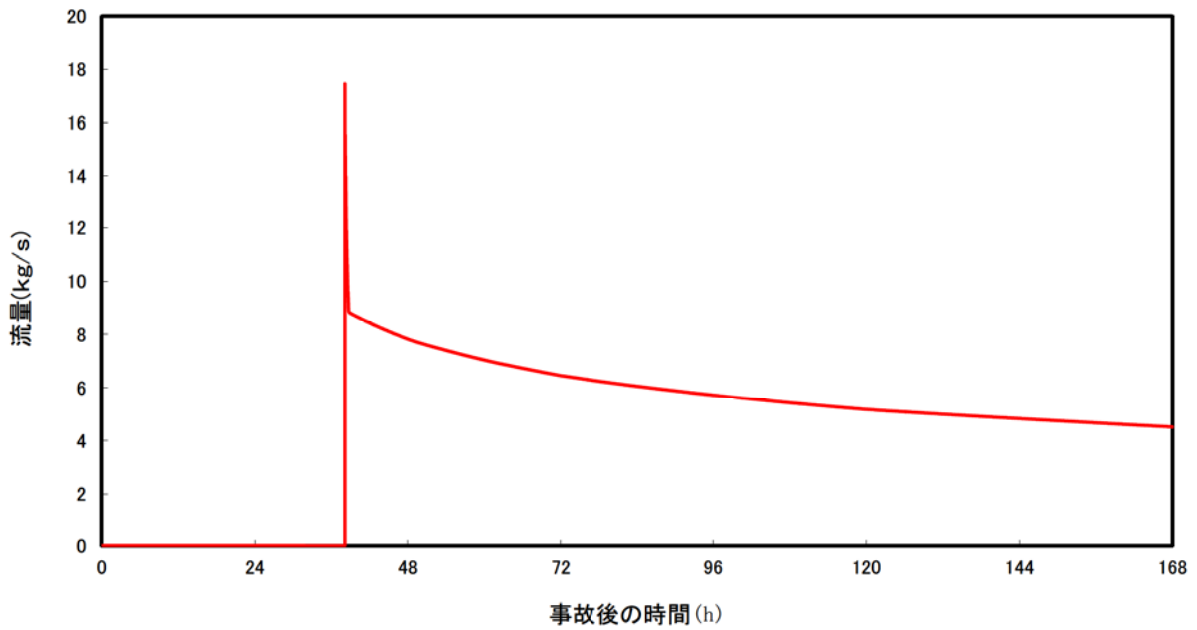
「大 LOCA+SBO+全 ECCS 機能喪失」シナリオにおける、ベントガス流量の評価結果を第 1-2 図に示す。

一方、第二弁を『全開』とした場合、上記より流量は大きくなり、体積流量で約 37,000m³/h となる。この場合、性能試験の試験範囲を超過してしまうことから、新たに 37,000m³/h の試験を実施した。37,000m³/h 時の除去性能試験結果を第 1-3 図に示す。

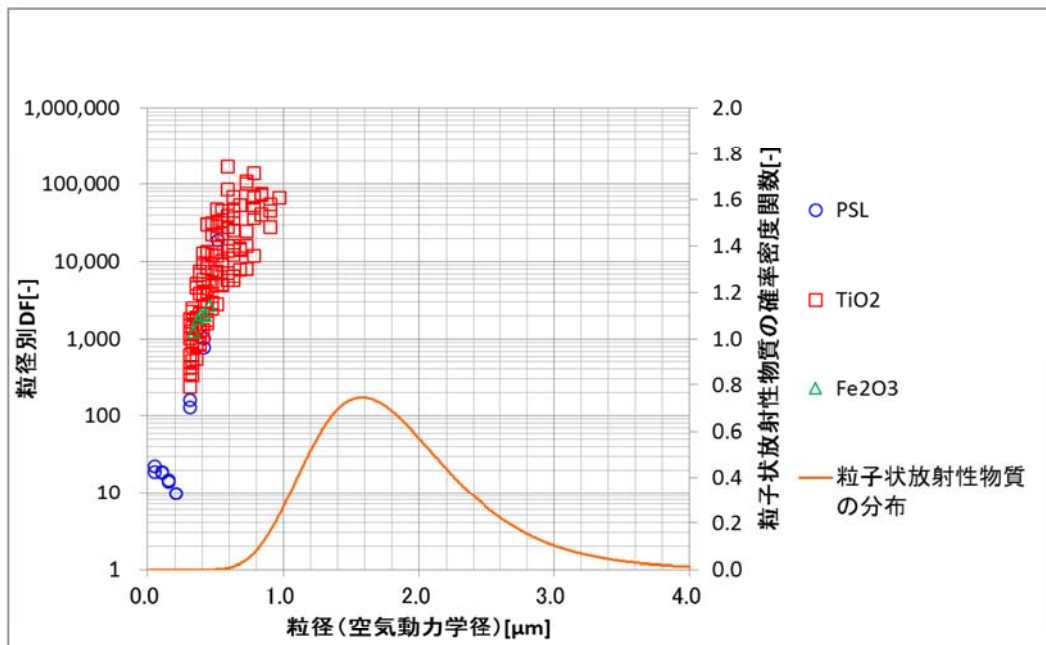
性能試験の結果、体積流量 37,000m³/h においても、DF は 1,000 以上となることが確認できた。



第 1-1 図 系統概要図



第1-2図 ベントガス流量評価結果



第1-3図 除去性能試験結果 (流量 : 37,000m³/h)

2. フィルタ装置内圧力の DF への影響について

フィルタ装置内圧力の DF への影響を確認するために、フィルタ装置内圧力を 0.1MPa, 0.41MPa, 0.72MPa (abs) として実施した除去性能試験の結果を第 2-1 図に示す。

試験条件として、試験粒子は PSL 粒子(粒径 0.05~0.5 μm), ガス流量は最小流量相当の 13,000 m^3/h , スクラバ水位は 1m としている。

試験の結果、粒径が 0.2 μm 以上の粒子においては、フィルタ装置内の圧力の DF への影響がほぼ認められないことがわかった。



第 2-1 図 フィルタ装置内圧力の除染性能への影響

3. 試験のスケール性について

【水スクラバ】

(1) 実機フィルタ装置と試験用フィルタのボイド率について

7号炉の格納容器圧力逃がし装置の実機を用いて各ノズルからのガス噴射状態を確認する試験を行った。

試験概要図を第3-1図に示す。図に示すように2象限分のノズルは閉止し、残り2象限にノズル流量計測装置を設置する。これらは1象限の半分のノズルに対して計測が可能となっており、ノズル噴射の対称性を考慮すると、全ノズルの流量状態を確認することと同等になると考えられる。

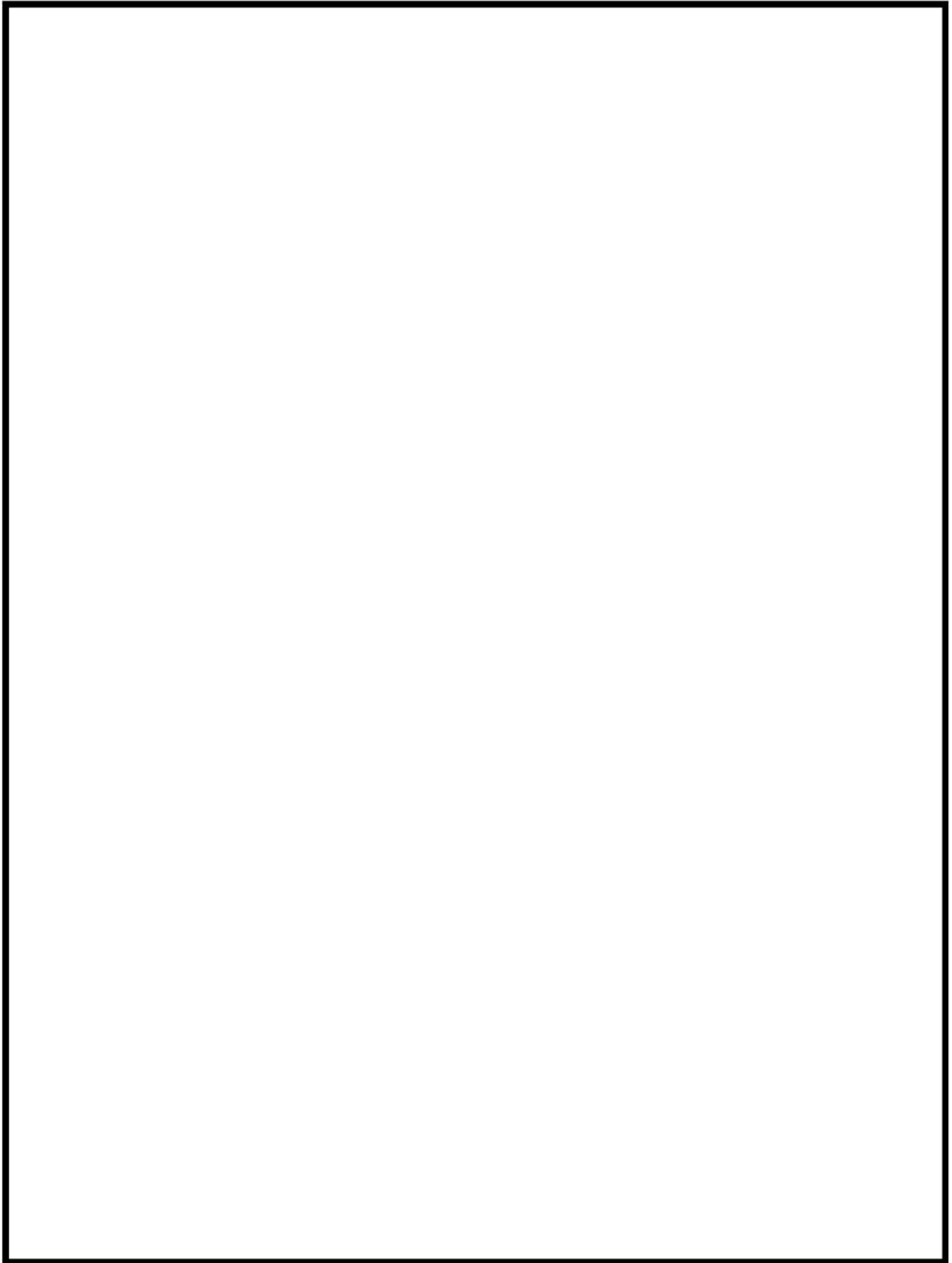
試験は、スクラバ水位を100mmとし、ブロワーにて4象限分に換算して約30,500m³/h相当の空気を送気した状態で、噴射状態の目視確認と噴射量の計測を実施した。

試験結果を第3-2図に示す。試験結果より、各ノズルからほぼ均一にガスが噴射できていることを確認した。



第3-1図 試験概要図

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3-2図 ノズル噴射状況

ここで、実機フィルタ装置と試験装置の比較を第3-3図に示す。第3-3図に示す通り、試験容器の断面積は実機の1/140、スクラバノズルは実機が140本であるのに対し1本設置していることから、実機と試験装置で相似則が成立している。

この試験装置を用いて、実機の1/140の体積流量のガスを通気し、試験を実施している。

実機においては、ガスが各ノズルからほぼ均一に噴射していることから、実機と試験装置では噴射時のガスの流速は同等になる。そのため、ベントガス噴射直後域では、実機と試験装置でガスの挙動は同様である。また、ベントガス浮上域においては、実機と試験装置では容器断面積の相似則が成立していることから、ボイド率は等しくなると考えられるため、実機と試験装置でガスの挙動は同様となる。

以上より、フィルタ装置の水スクラバ部においては、本試験装置における性能試験の結果にて、実機の性能を再現できていると考えられる。

(2) 隣接ノズルによる影響について

試験用フィルタは、スクラバノズルが1本のみ設置されているため、実機のように隣接するノズルによる影響は再現できていない。隣接ノズルがある場合、隣接ノズルのベントガス気泡と合体することにより、気泡が大きくなりDFが低下する可能性がある。なお、第3-3図に記載の気泡細分化装置通過後のベントガス浮上域においては、気泡細分化装置による整流効果により、隣接ノズルによる合体気泡については細分化されると考えられる。そのため、隣接ノズルによる合体気泡の影響は、気泡細分化装置に入る前までの領域(第3-3図に記載のベントガス噴射直後域)に限定されると考えられる。

そこで、第3-4図の通り、実機と同じ50個孔のノズルと、隣接ノズルの影響を模した150個孔のノズルを用いて、ベントガス噴射直後域の気泡について、可視化試験装置により確認した。この150個孔のノズルは、ノズル3つが非常に近接している場合を模擬している。なお、試験はノズル穴から噴射されるガスの流速を統一(つまり150個孔のノズル試験では、50個孔のノズル試験の3倍の流量のガスを送気)し、2Pd相当流量と最小流量相当の2通りのガス流速にて試験を実施した。

試験の結果を第3-5図、第3-6図に示す。図に示す通り、50個孔のノズルと150個孔のノズルにて、ベントガス噴射直後域の気泡に有意な差はない。そのため、隣接ノズルのベントガス気泡により気泡が合体して大きな気泡になることによるDFの低下は生じないと考えられる。

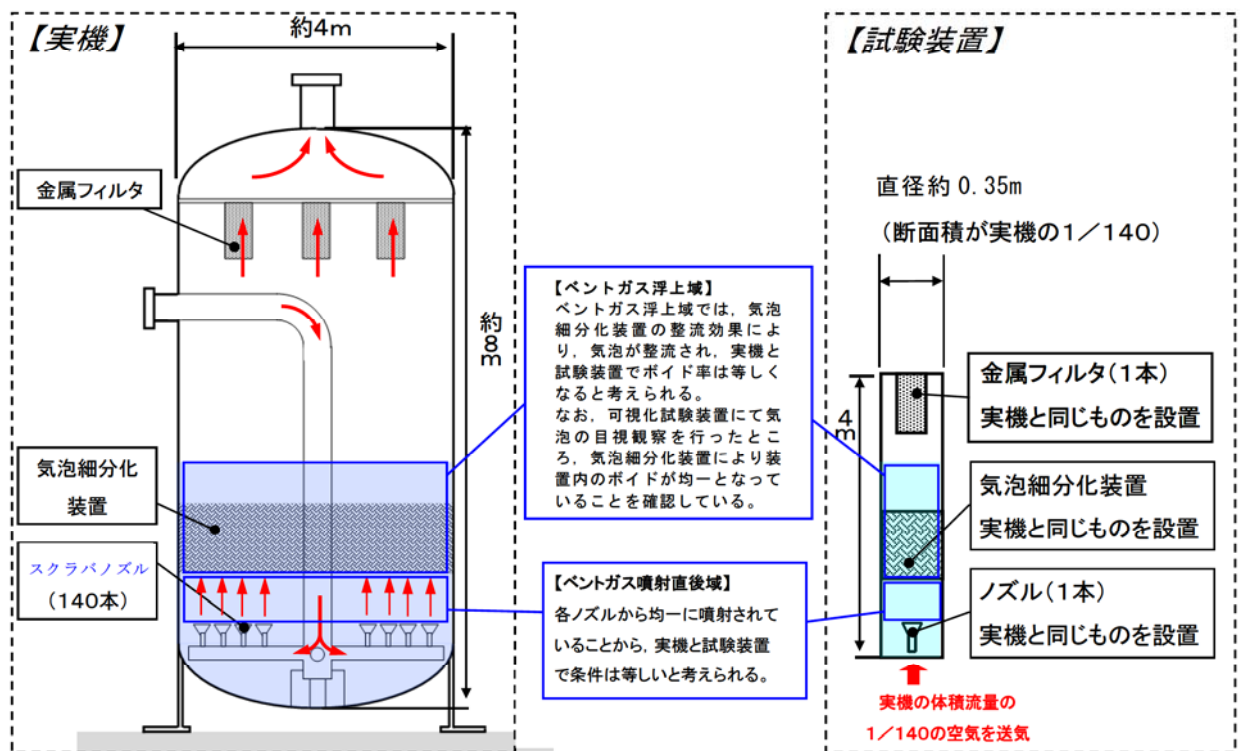
以上より、スクラバノズルが1本の試験装置にて、実機の性能は再現できていると考えられる。

【金属フィルタ】

実機フィルタ装置には、金属フィルタは128本設置されている。一方、第3-3図に示す通り、試験装置は断面積が実機の1/140の試験容器に、実機と同じ金属フィルタを1本設置している。この試験装置に、実機の1/140の体積流量のガスを通気し、試験を実施している。

そのため、金属フィルタ1本当たりの体積流量は、実機と比較して128/140倍となっており、金属フィルタを通過するガスの流速が実機よりも小さいことになる。

一方、実機フィルタ装置に流入する放射性微粒子の粒径分布は3.2.2.1に示す通りであり、考慮される粒径の存在領域においては、慣性力による捕捉が主たる捕捉メカニズムとなる。慣性力による捕捉メカニズムにおいては、ガスの流速が大きい程、粒子の捕捉効率は大きくなる。そのため、今回の試験は、金属フィルタ部のガスの流速は実機よりも小さいことから、保守的な評価ができていていると考えられる。



第3-3図 実機と試験装置の比較

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3-4図 隣接ノズル影響確認試験装置



第3-5図 隣接ノズル影響確認試験結果 (2Pd 相当流量)



第3-6図 隣接ノズル影響確認試験結果（最小流量相当）

【フィルタ容器】

フィルタ装置の容器内への放射性物質の付着量は、容器の体積/表面積の比が小さい程、大きくなる。実機のフィルタ装置と試験用フィルタの容器の体積/表面積比は、試験用フィルタの方が小さい。そのため、実機よりも試験用フィルタの方が容器内への付着は起こりやすく、その分のDFを過剰に見積もっている可能性がある。

そこで、「別紙5 エアロゾル計測装置について」にて記載の通り、スクラバ水を抜き、金属フィルタを取り外した状態で、試験フィルタの容器部のDFを計測したところ、最大で1.12であった。そのため、試験用フィルタの容器部におけるDFは殆ど見込めないことがわかった。ゆえに、実機のフィルタ装置と試験用フィルタの容器の体積/表面積比が異なることによる影響は非常に小さく、試験用フィルタにて、実機のDFを再現できていると考えられる。

4. 試験ガスの代表性について

性能試験においては、試験ガスとして空気を用いている。一方、実機においては、水蒸気がベントガスの主成分となる。そのため、性能試験と実機では、条件が異なることとなる。

そこで、空気と水蒸気ではいずれの方が粒子の捕捉効果が大きいかを、粒子の各捕捉メカニズムにおいて確認した。

【慣性力による捕捉】

気体中の粒子の慣性力の大きさを表す値として、『ストークス数』がある。ストークス数 (St) は、下記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、慣性力による捕捉効果が大きくなると考えられる。

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

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

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

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

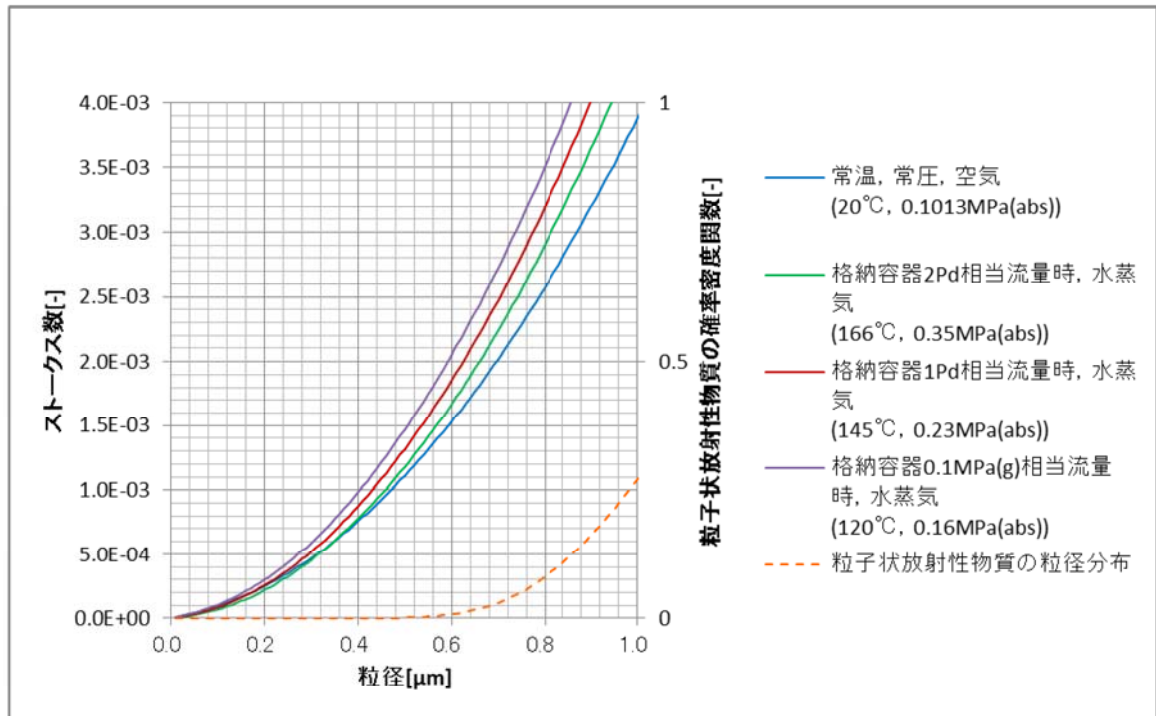
$$\lambda_g = \eta / (0.499P\sqrt{8M/\pi RT}) \quad (4)$$

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

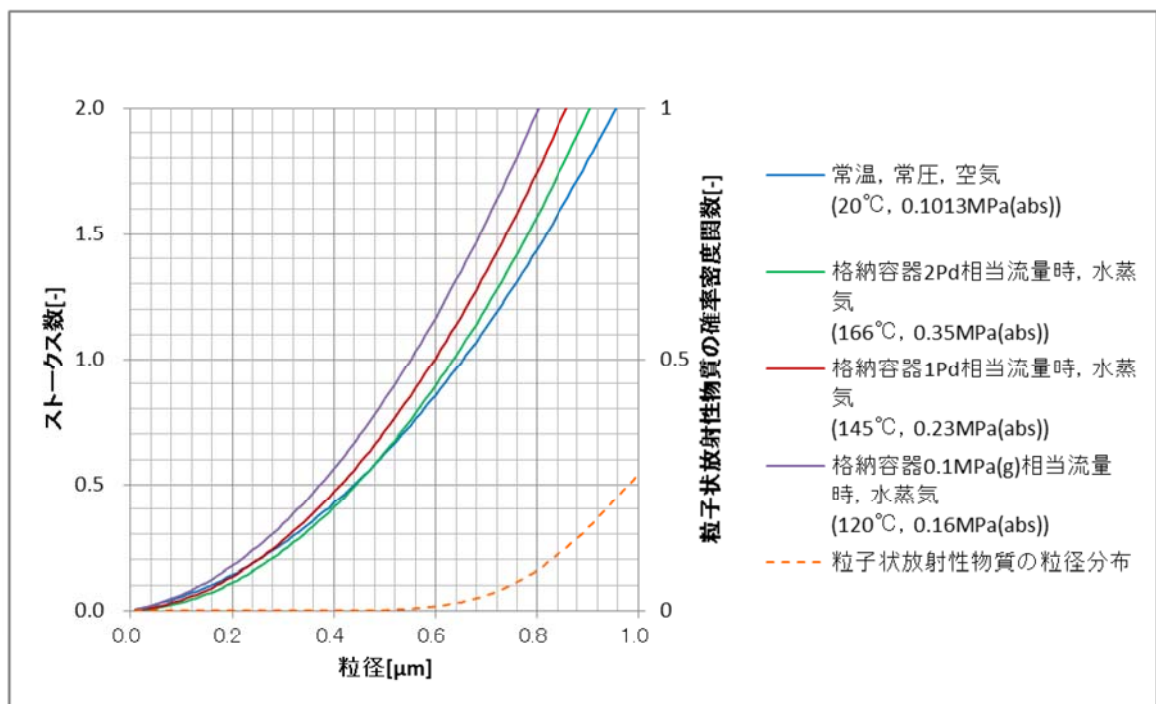
ここで、試験に用いている常温・常圧の空気と、実機で想定される水蒸気にて、各粒径におけるストークス数を算出したところ、第4-1図、第4-2図の通りとなった。第4-1図、第4-2図の通り、約 $0.4 \mu\text{m}$ 以上の粒径範囲であれば、常温・常圧の空気は、水蒸気よりもストークス数が小さいことがわかる。つまり、約 $0.4 \mu\text{m}$ 以上の領域であれば、空気の方が水蒸気よりも粒子に作用する慣性力が小さく、空気の方が水蒸気よりも慣性力による粒子捕捉効果が小さいと考えられる。第4-1図、第4-2図中には有効性評価シナリオ (大LOCA + SBO + 全ECCS機能喪失, W/Wベント) 時にフィルタ装置に流入する粒子状放

放射性物質の粒径分布を示しているが、粒径 $0.4\ \mu\text{m}$ 以上の粒子が大部分を占めている。また、性能試験においても、粒径 $0.4\ \mu\text{m}$ 以上の粒径範囲の計測もできている。(第 3.2.2.3-1~3 図参照)

そのため、空気による性能試験は、実機よりも保守的な条件ということとなる。



第 4-1 図 粒径とストークス数 (水スクラバ)



第 4-2 図 粒径とストークス数 (金属フィルタ)

【重力沈降による捕捉】

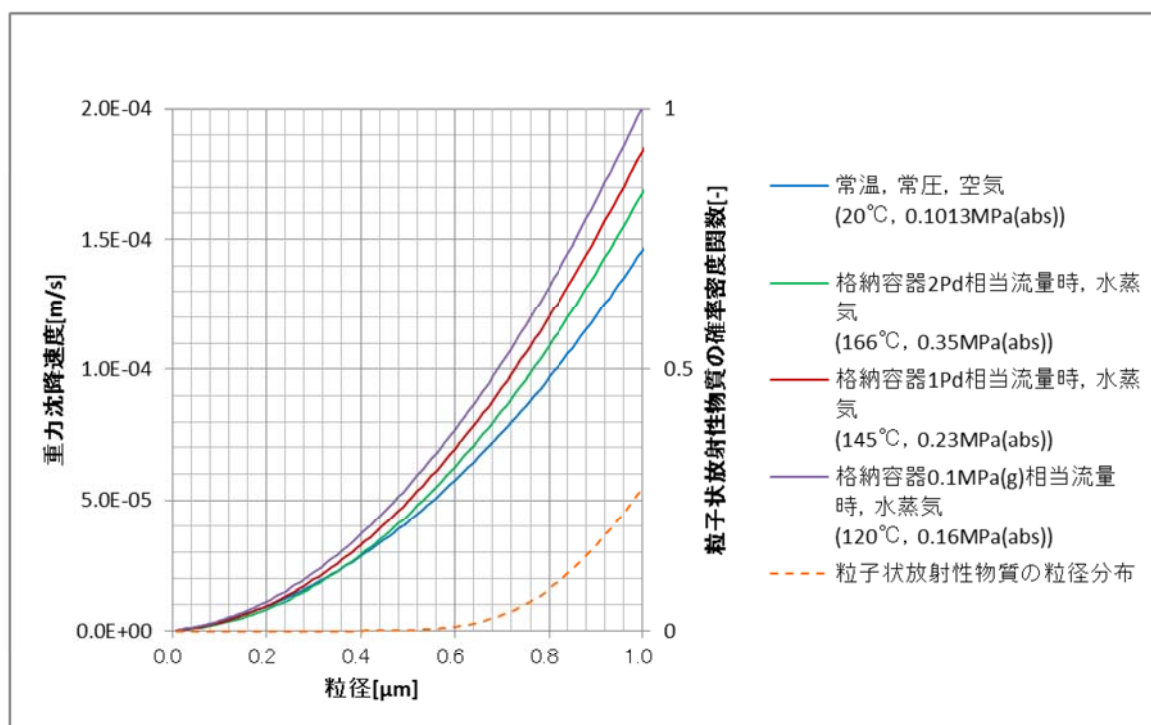
気体中の粒子の重力沈降速度 (v_t) の大きさは、下記の式により表される。重力沈降速度が大きい程、重力沈降による粒子の捕捉効果は大きくなると考えられる。

$$v_t = \frac{C_c D_p^2 (\rho_p - \rho) g}{18\eta} \quad (5)$$

ここで、 D_p は粒径、 ρ_p は粒子密度、 ρ はガス密度、 g は重力加速度、 η はガス粘度、 C_c はスリップ補正係数 ((2) 式) である。

ここで、試験に用いている常温・常圧の空気と、実機で想定される水蒸気にて、各粒径における重力沈降速度を算出したところ、第4-3図の通りとなった。第4-3図の通り、約 $0.4 \mu\text{m}$ 以上の粒径範囲であれば、常温・常圧の空気は、水蒸気よりも重力沈降速度が小さいことがわかる。つまり、約 $0.4 \mu\text{m}$ 以上の領域であれば、空気の方が水蒸気よりも粒子に作用する重力沈降速度が小さく、空気の方が水蒸気よりも重力沈降による粒子捕捉効果が小さいと考えられる。第4-3図中には有効性評価シナリオ(大 LOCA+SBO+全 ECCS 機能喪失、W/W ベント) 時にフィルタ装置に流入する粒子状放射性物質の粒径分布を示しているが、粒径 $0.4 \mu\text{m}$ 以上の粒子が大部分を占めている。また、性能試験においても、粒径 $0.4 \mu\text{m}$ 以上の粒径範囲の計測もできている。(第3.2.2.3-1～3図参照)

そのため、空気による性能試験は、実機よりも保守的な条件ということとなる。



第4-3図 粒径と重力沈降速度

【ブラウン拡散による捕捉】

気体中の粒子のブラウン運動の激しさを表す値として、『拡散係数』がある。拡散係数 (D) は、下記の式により表される。拡散係数が大きい程、粒子のブラウン運動は激しくなることから、ブラウン拡散による捕捉効果が大きくなると考えられる。

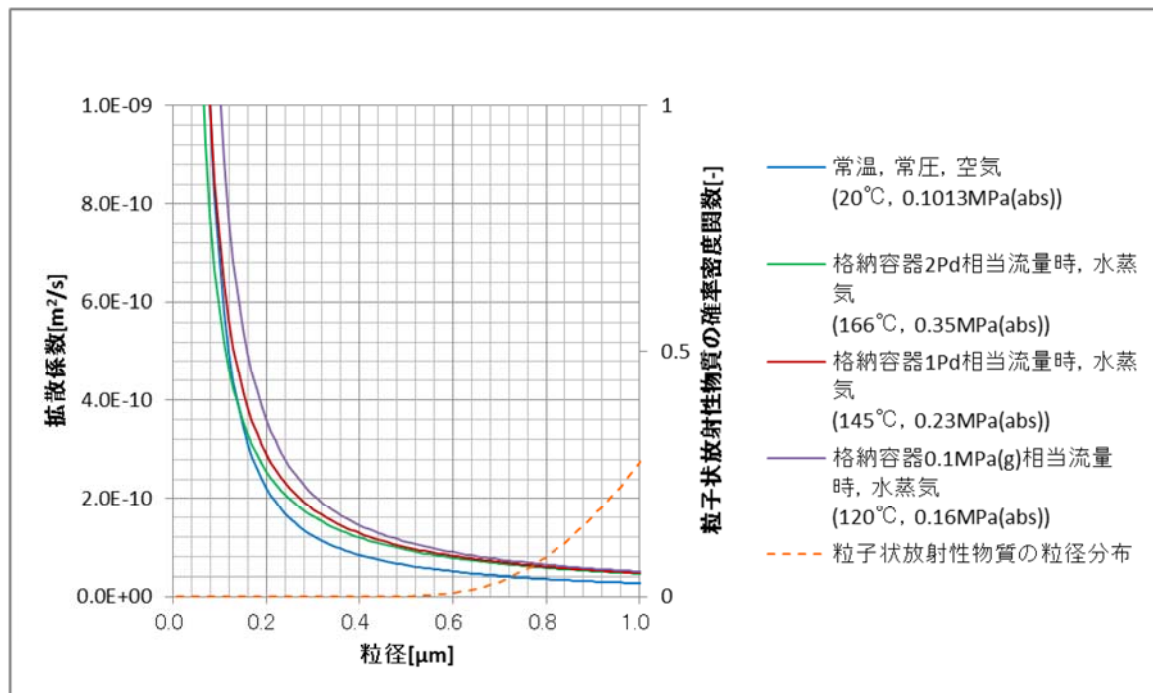
$$D = \frac{C_c kT}{3\pi\eta D_p} \quad (6)$$

ここで、kはボルツマン定数、Tはガス温度、ηはガス粘度、C_cはスリップ補正係数 ((2) 式) である。

ここで、試験に用いている常温・常圧の空気と、実機で想定される水蒸気にて、各粒径における拡散係数を算出したところ、第4-4図の通りとなった。第4-4図の通り、約0.1μm以上の粒径範囲であれば、常温・常圧の空気は、水蒸気よりも拡散係数が小さいことがわかる。つまり、約0.1μm以上の領域であれば、空気の方が水蒸気よりも粒子のブラウン運動は激しくないことから、空気の方が水蒸気よりもブラウン拡散による粒子捕捉効果が小さいと考えられる。第4-4図中には有効性評価シナリオ(大LOCA+SBO+全ECCS機能喪失、W/Wベント)時にフィルタ装置に流入する粒子状放射性物質の粒径分布を示し

ているが、粒径 $0.1\mu\text{m}$ 以上の粒子が大部分を占めている。また、性能試験においても、粒径 $0.1\mu\text{m}$ 以上の粒径範囲の計測もできている。(第 3.2.2.3-1～3 図参照)

そのため、空気による性能試験は、実機よりも保守的な条件ということとなる。



第 4-4 図 粒径と拡散係数

【水蒸気凝縮による捕捉】

水蒸気がスクラバ水中へ流入する時、水蒸気の凝縮が起こり、凝縮による水蒸気の体積の減少分に相当する粒子が捕捉される。一方、空気は非凝縮性であるため、空気を用いた性能試験においては、ガスの凝縮による捕捉効果は見込めない。そのため、空気を用いた性能試験は、実機よりも保守的な条件ということとなる。

【熱泳動による捕捉】

ベントガスは、原子炉格納容器から急減圧されてフィルタ装置へ流入するため、過熱蒸気となっている。一方、スクラバ水はフィルタ装置内の圧力に準じた飽和温度以上にはならないことから、ベントガスの方がスクラバ水よりも高温の状態となっている。そのため、この温度勾配による熱泳動により、粒子が捕捉される。

性能試験においては、常温の空気を用いていることから、空気とスクラバ水の温度は等しい。そのため、常温の空気を用いた性能試験においては、熱泳動

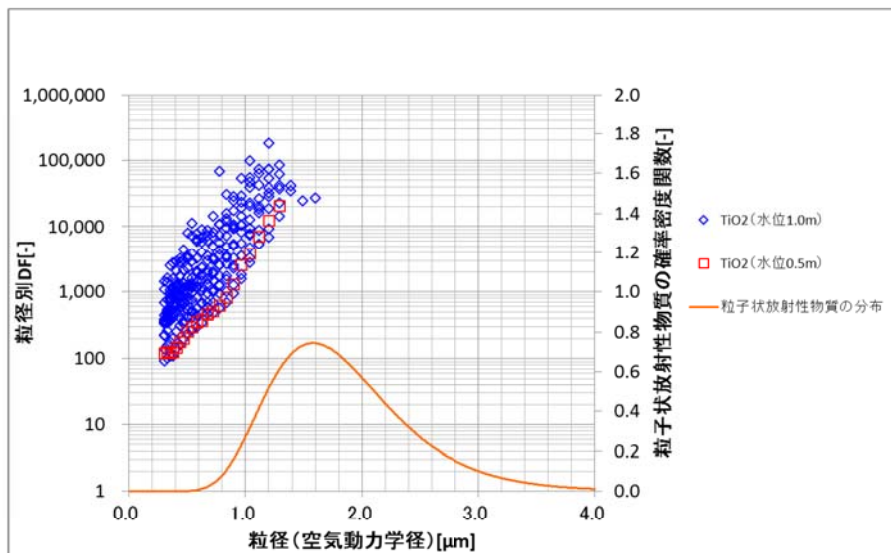
による捕捉効果は見込めないことから、実機よりも保守的な条件ということとなる。

以上より、フィルタ装置のそれぞれの捕捉メカニズムにおいて、空気の方が水蒸気よりも粒子の捕捉効果は劣ることから、空気を用いた性能試験は保守的であると考えられる。

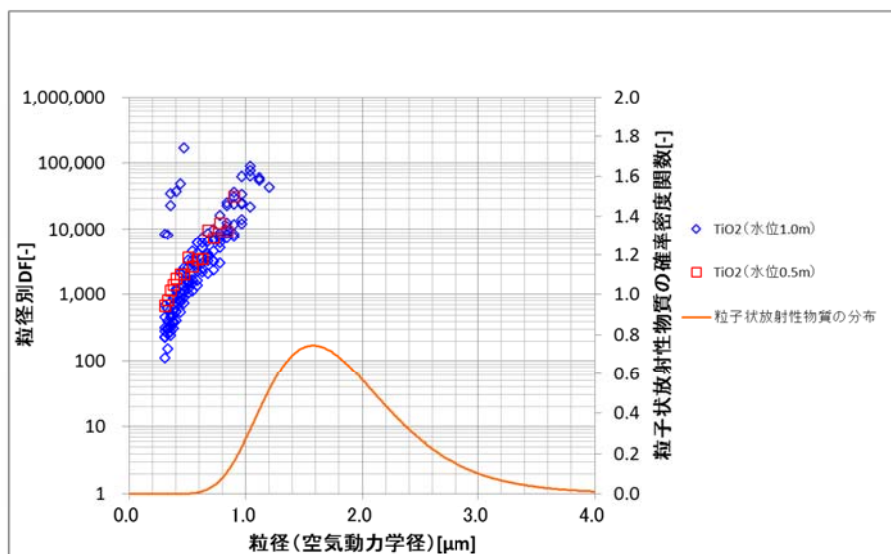
5. スクラバ下限水位時のフィルタ装置の性能

フィルタ装置の運用水位の下限値は、スクラバ上端から 500mm の位置に設定している。下限水位時におけるフィルタ装置の DF 性能を確認するため、スクラバ水位を下限水位（スクラバ上端から 500mm）に設定し、除去性能確認試験を実施した。なお、ガスの流量は最小流量相当ならびに 2Pd 相当流量の 2 ケースにて試験を実施した。

試験結果を第 5-1 図、第 5-2 図に示す。また、比較としてスクラバ上端から 1000mm の時の試験結果も同一図にプロットする。試験結果より、スクラバ水位が下限水位であっても、スクラバ水位上端から 1000mm とほぼ同等の DF が確保できることが確認できた。



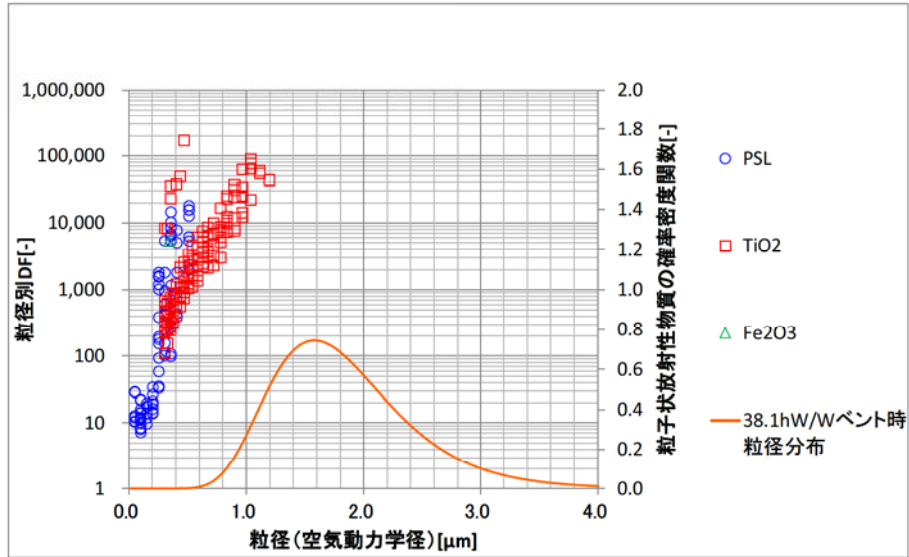
第 5-1 図 下限水位時 DF 性能試験結果（最小流量相当）



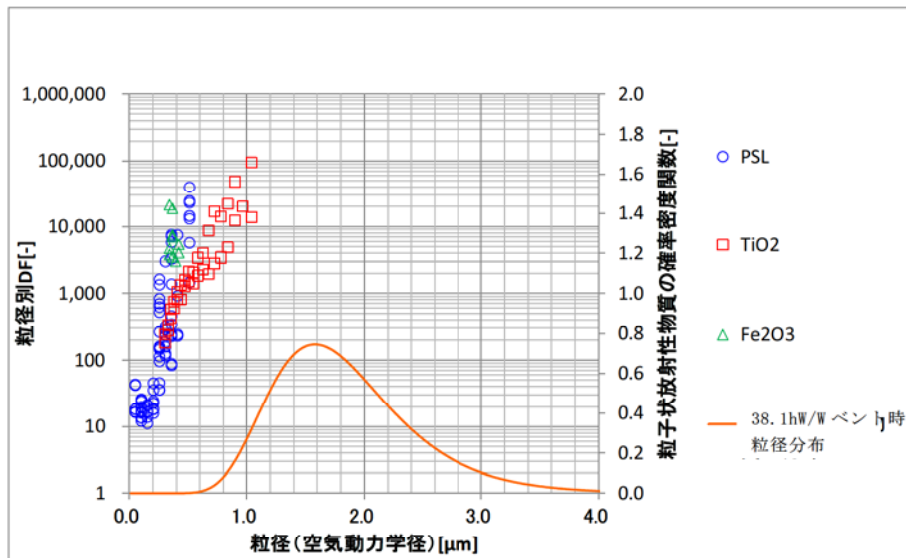
第 5-2 図 下限水位時 DF 性能試験結果（2Pd 相当流量）

6. オーバーオール DF

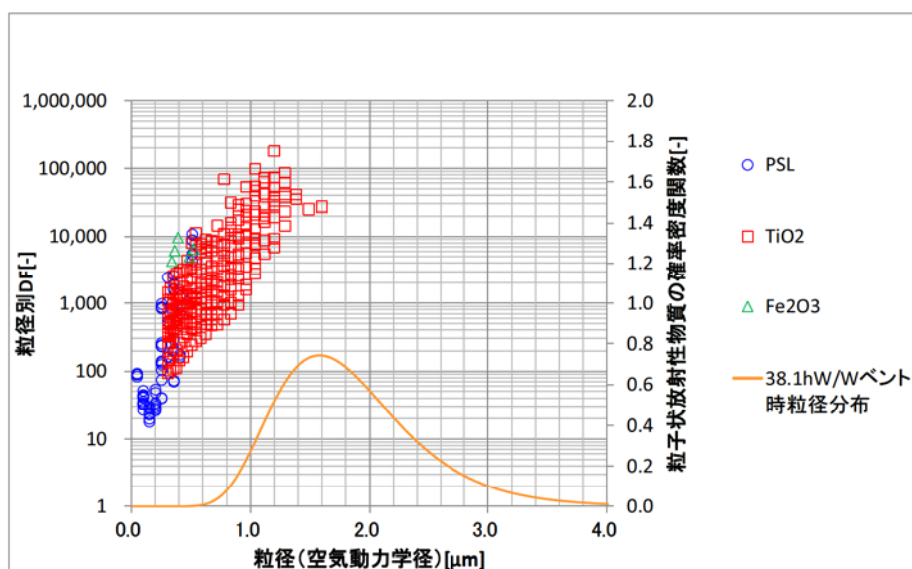
フィルタ装置の DF 性能では、第 6-1~3 図に示す通り、各流量に対して、各粒径における DF を評価してきた。



第 6-1 図 DF 性能試験結果 (2Pd 相当流量)



第 6-2 図 DF 性能試験結果 (1Pd 相当流量)

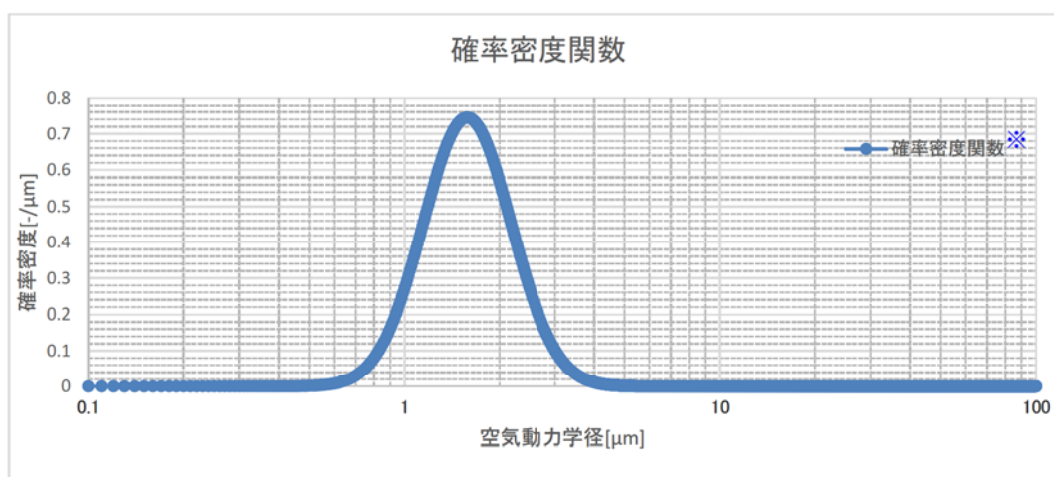


第 6-3 図 DF 性能試験結果（最小流量相当）

一方、フィルタ装置に流入するエアロゾルは、粒径分布を持ったものであり、フィルタ装置の DF の評価は、流入するエアロゾルに対して、オーバーオールでどの程度低減されたかを示す必要がある。

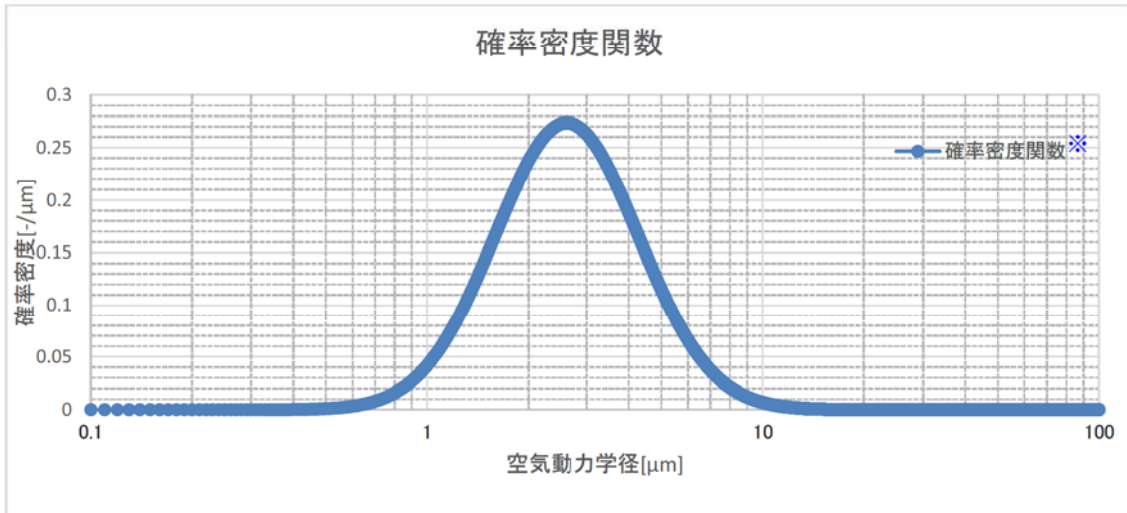
そこで、有効性評価シナリオである大 LOCA+SBO+全 ECCS 機能喪失シナリオの W/W ベントと D/W ベントにおいて、各流量におけるオーバーオールの DF を評価する。

まず、大 LOCA+SBO+全 ECCS 機能喪失シナリオの W/W ベントと D/W ベントにおける、フィルタ装置に流入するエアロゾル粒径分布は、第 6-4 図、第 6-5 図の通りとなる。



※ 質量分布にて表現している。

第 6-4 図 エアロゾル粒径分布（大 LOCA+SBO+全 ECCS 機能喪失，W/W ベント）

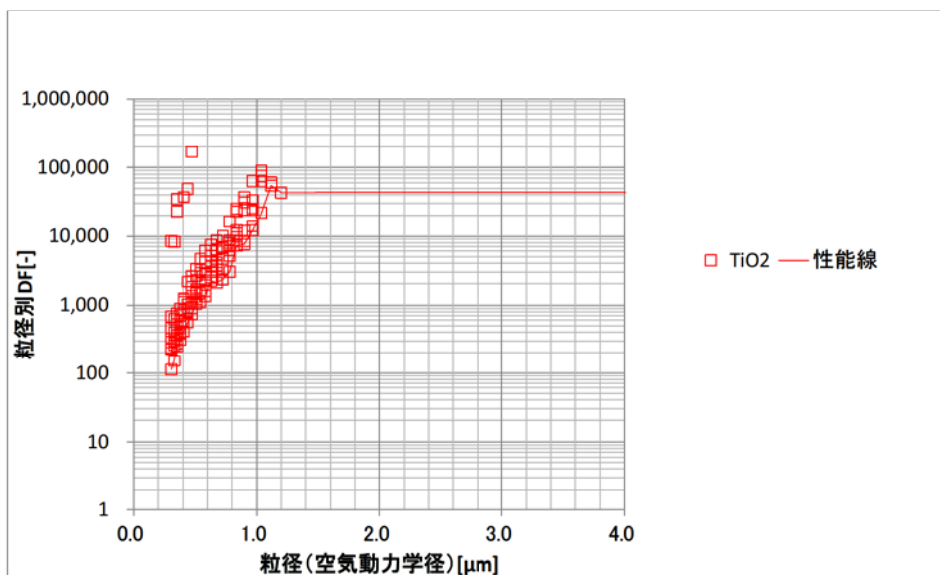


※ 質量分布にて表現している。

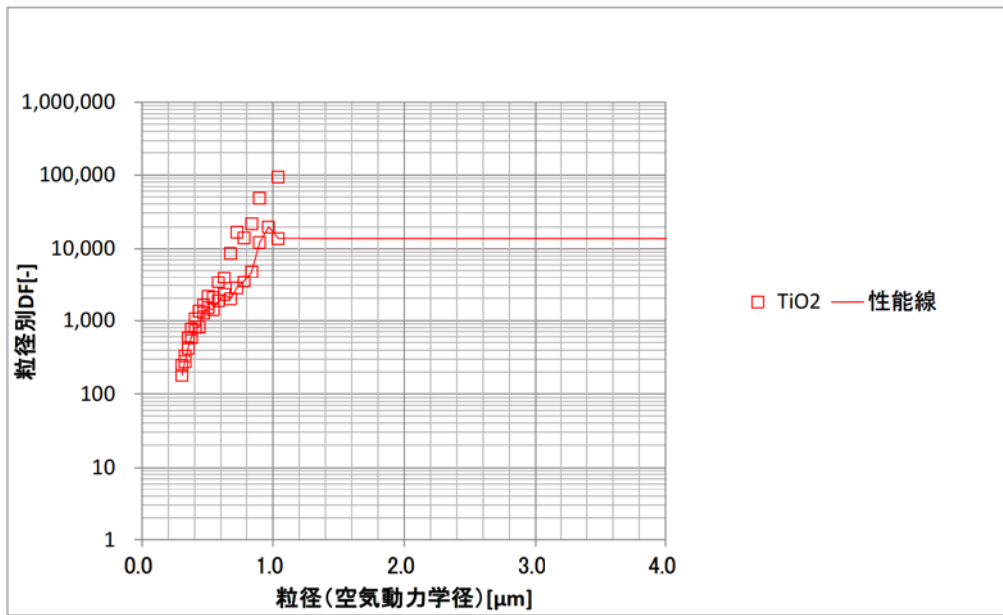
第 6-5 図 エアロゾル粒径分布 (大 LOCA+SBO+全 ECCS 機能喪失, D/W ベント)

次に、フィルタ装置の DF 性能線を作成する。第 6-4 図, 第 6-5 図より、フィルタに流入するエアロゾルの粒径分布は、約 $0.7 \mu\text{m}$ 以上の領域に分布している。そのため、DF 計測試験結果のうち、 TiO_2 のデータが有効であると考ええる。そこで、DF 計測試験結果のうち、 TiO_2 のデータのみを抜き出し、保守的に DF の下限値で包絡する線を作成、それを DF 性能線とする。また、DF データが存在しない大粒径の DF は、保守的に存在する最大粒径における DF する。

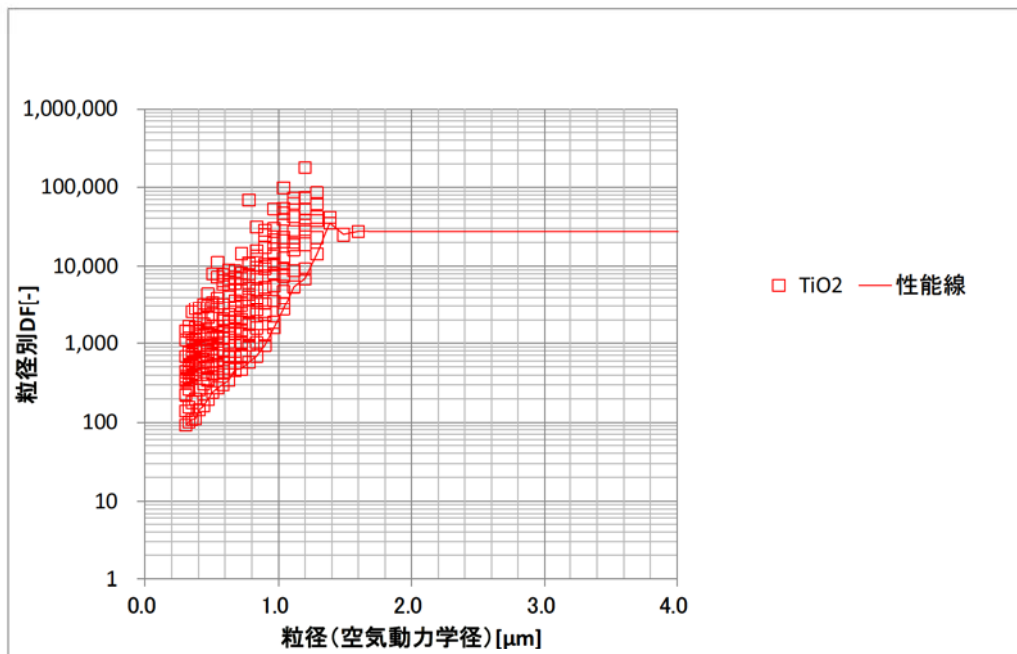
以上より、DF 性能線を作成すると、第 6-6~8 図の通りとなる。



第 6-6 図 DF 性能線 (2Pd 相当流量)



第 6-7 図 DF 性能線 (1Pd 相当流量)



第 6-8 図 DF 性能線 (最小流量相当)

最後に、第 6-4 図、第 6-5 図の粒径分布の粒子に対して、第 6-6~8 図に示す DF 性能線を用いて、(1)式によりフィルタ装置のオーバーオール DF を算出すると、第 6-1 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 におけるフィルタ装置の 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 6-1 表 オーバーオール DF（下限包絡性能線）

シナリオ	ガス流量	オーバーオール DF
大 LOCA + SBO + 全 ECCS 機能喪失, W/W ベント	2Pd 相当流量	34077
	1Pd 相当流量	13337
	最小流量相当	9853
大 LOCA + SBO + 全 ECCS 機能喪失, D/W ベント	2Pd 相当流量	39760
	1Pd 相当流量	13602
	最小流量相当	20048

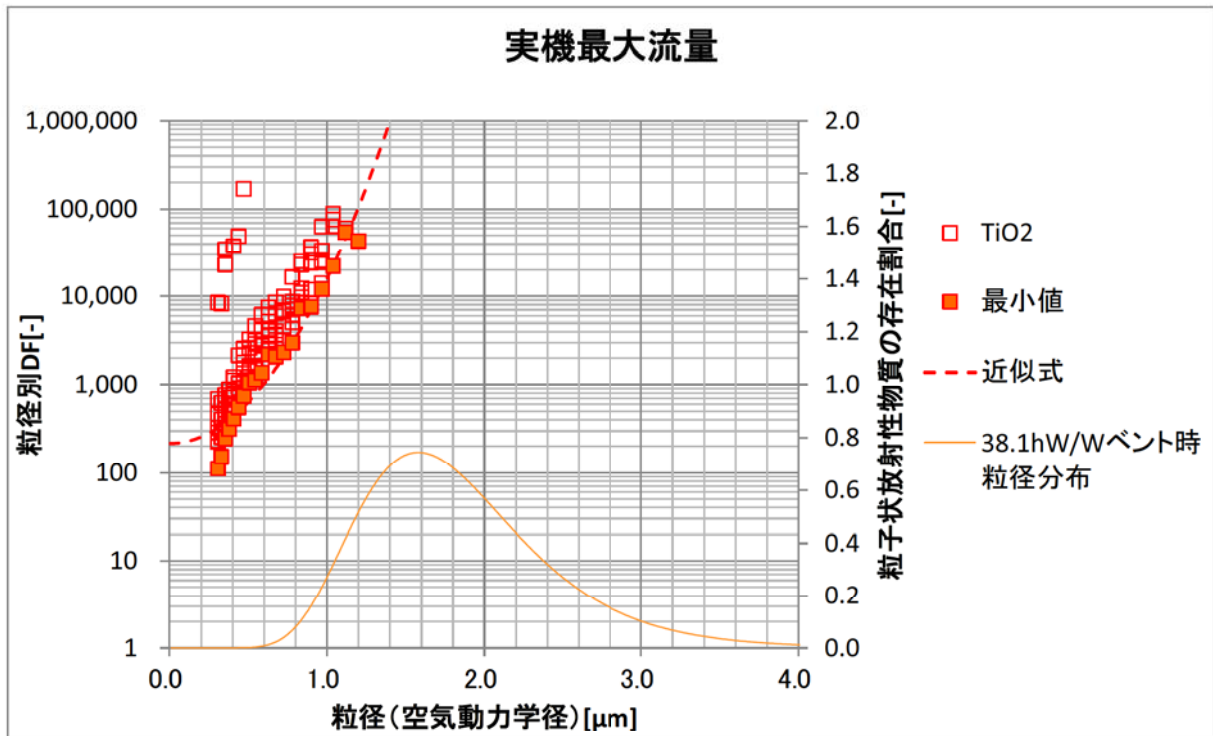
第 6-1 表より、大 LOCA + SBO + 全 ECCS 機能喪失シナリオにおけるフィルタ装置のオーバーオールの DF は、1000 を大幅に上回っていることが確認できた。

また、第 6-1 表の W/W ベントと D/W ベントの評価結果を比較するとわかるように、粒径分布が小粒径側にシフトするとオーバーオール DF は低く、粒径分布が大粒径側にシフトするとオーバーオール DF は高くなる。

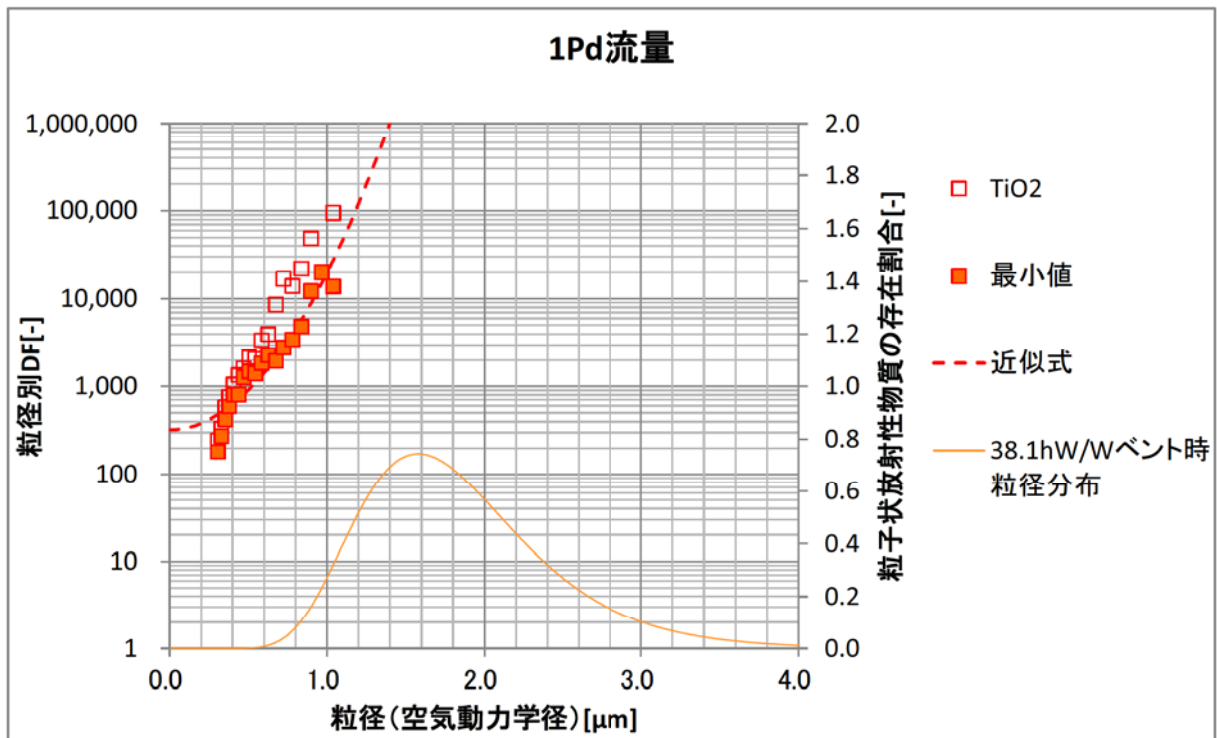
なお、大 LOCA + SBO + 全 ECCS 機能喪失シナリオの D/W ベントにおいては、最小流量相当の方が、1Pd 相当流量よりもオーバーオール DF が大きくなっている。これは、第 6-7 図、第 6-8 図より、最小流量相当の方が DF を計測できている粒径が大きく、DF データが存在しない大粒径の DF を大きく見積もることができているためである。

一方、上記評価においては、DF データが存在しない大粒径の DF は、データが存在する最大粒径の DF であるとし、オーバーオール DF を算出している。しかし、実際は今回 DF データが存在しない 1.0 μm 程度以上の粒径範囲の粒子においては、粒径が大きい程 DF も大きくなる。

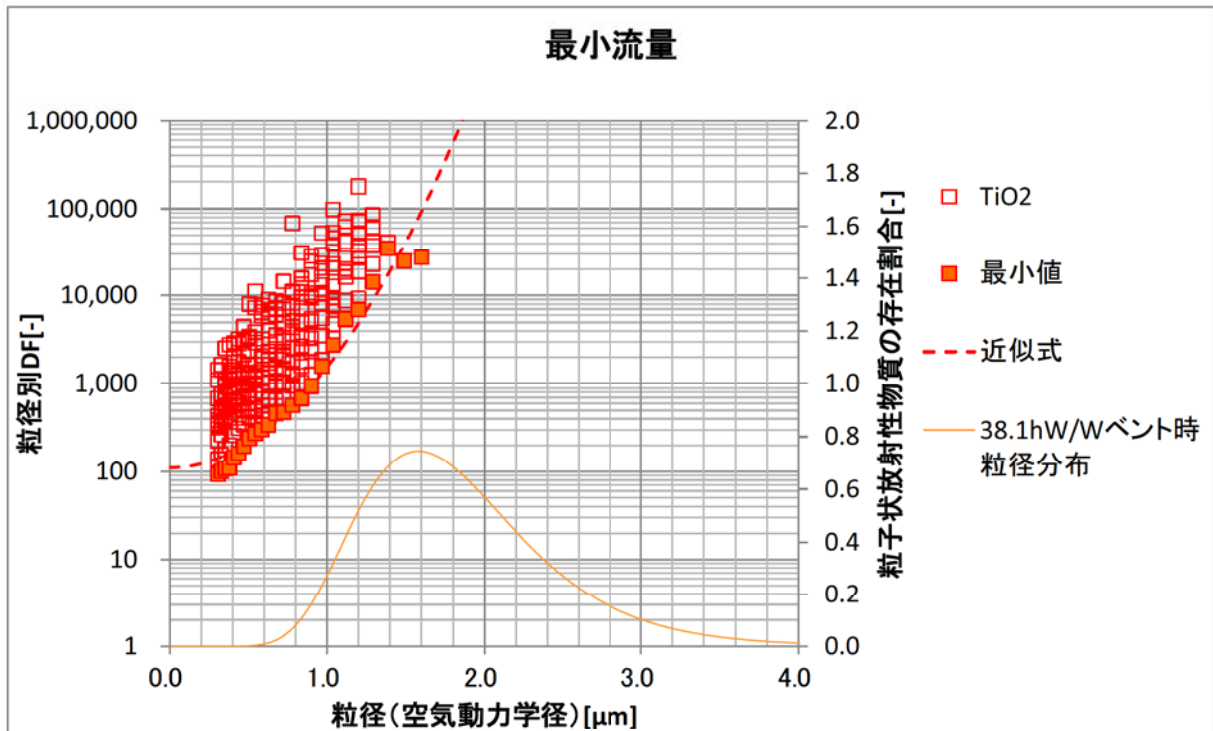
そこで、より現実的な評価として、DF データをフィッティングするカーブを作成し、それを DF 性能線とし、DF データが存在しない粒径範囲の DF についても、この DF 性能線上の DF であるすることで、オーバーオールの DF を算出することとする。フィッティングカーブを作成する際の DF データは、保守的に各粒径における最小値を用いることとする。フィッティングカーブは第 6-9~11 図の通りとなる。これを DF 性能線とする。



第 6-9 図 DF 性能線 (2Pd 相当流量)



第 6-10 図 DF 性能線 (1Pd 相当流量)



第 6-11 図 DF 性能線 (最小流量相当)

これらの DF 性能性を用いて、第 6-4 図、第 6-5 図の粒径分布の粒子に対して、(1)式によりフィルタ装置のオーバーオール DF を算出すると、第 6-2 表の通りとなった。

第 6-2 表 オーバーオール DF (フィッティング性能線)

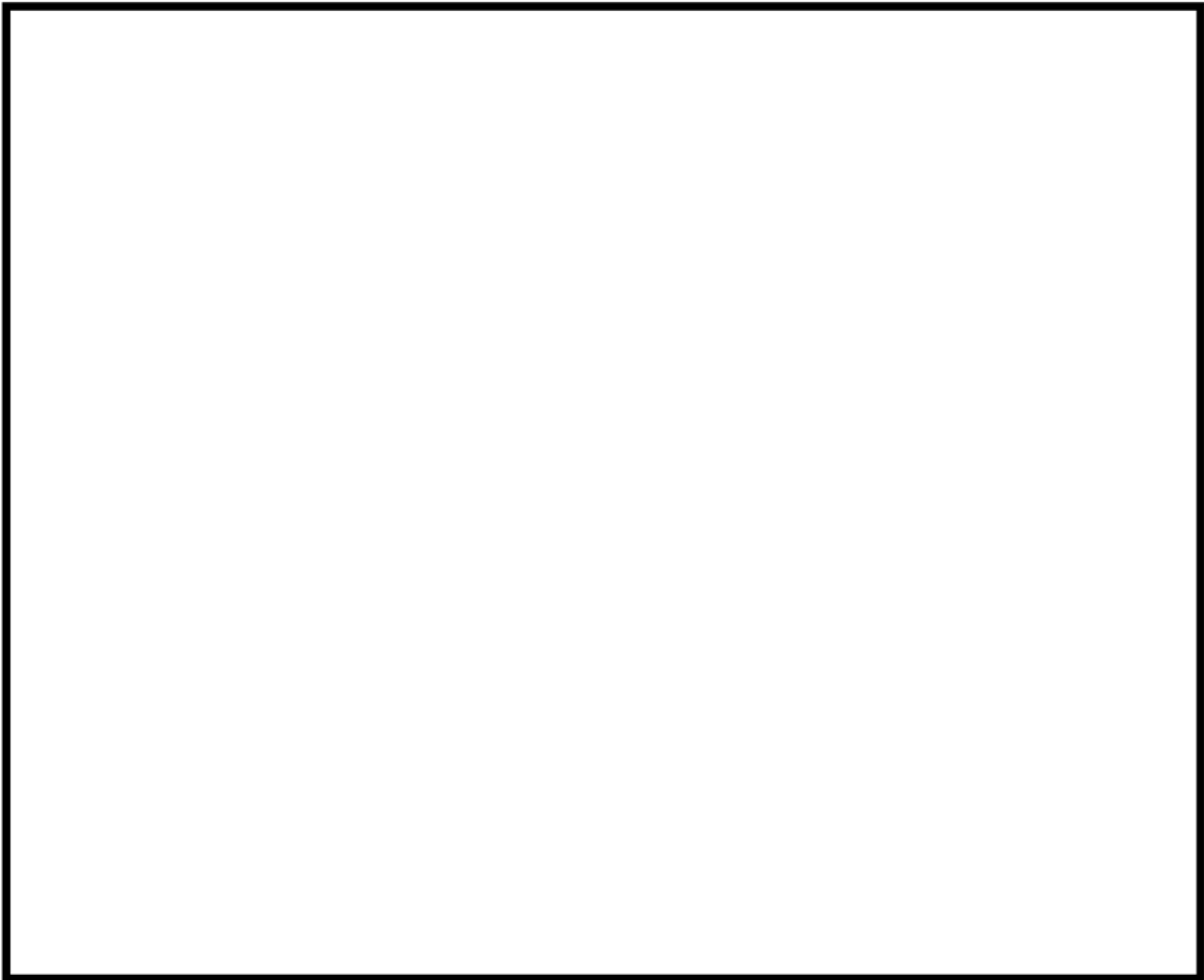
シナリオ	ガス流量	オーバーオール DF
大 LOCA + SBO + 全 ECCS 機能喪失, W/W ベント	2Pd 相当流量	91689
	1Pd 相当流量	117458
	最小流量相当	10199
大 LOCA + SBO + 全 ECCS 機能喪失, D/W ベント	2Pd 相当流量	417803
	1Pd 相当流量	546627
	最小流量相当	54584

第 6-2 表によるオーバーオール DF は、第 6-1 表と比較し大幅に大きくなっているが、第 6-2 表の値がより確からしい実力値であると考えられる。また、第 6-1 表の評価方法は非常に保守的であることがわかる。

7. 蒸気を用いた性能試験

これまでの DF 性能試験では、試験ガスとして常温の空気を用いて試験を実施してきた。これは、「4. 試験ガスの代表性について」に記載の通り、蒸気よりも空気の方がフィルタ装置の粒子捕捉メカニズムを考慮すると DF 性能に対して保守的であるという考察を基にした設定である。

一方、実機ベントガスの主成分は蒸気であることから、蒸気による DF 性能試験についても実施した。試験設備の構成を第 7-1 図に、試験条件を第 7-1 表に示す。

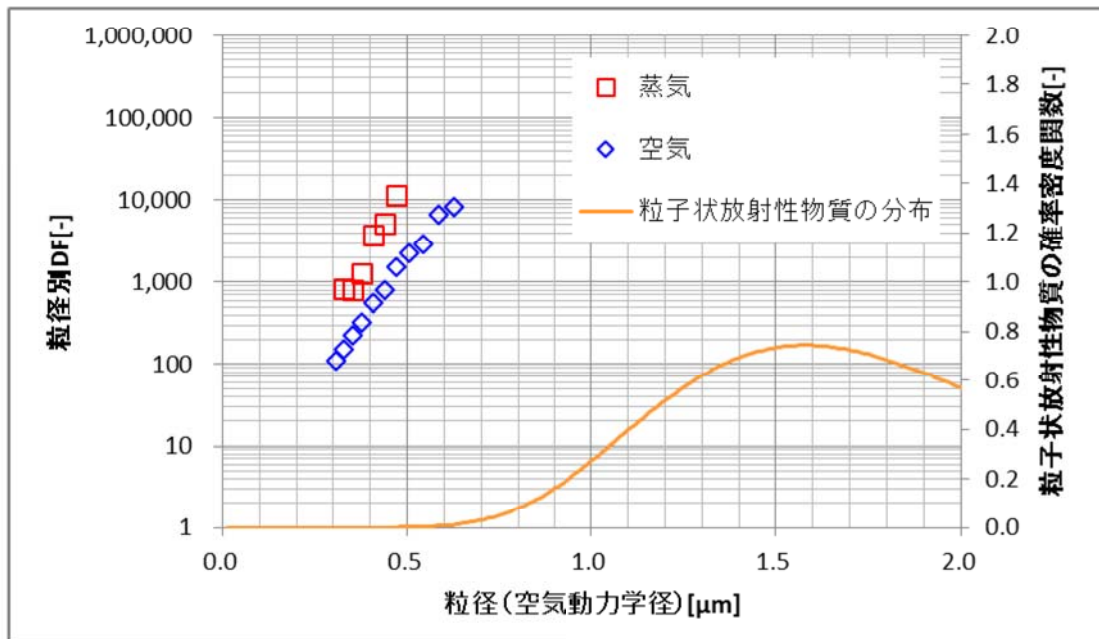


第 7-1 図 試験概要図（蒸気性能試験）

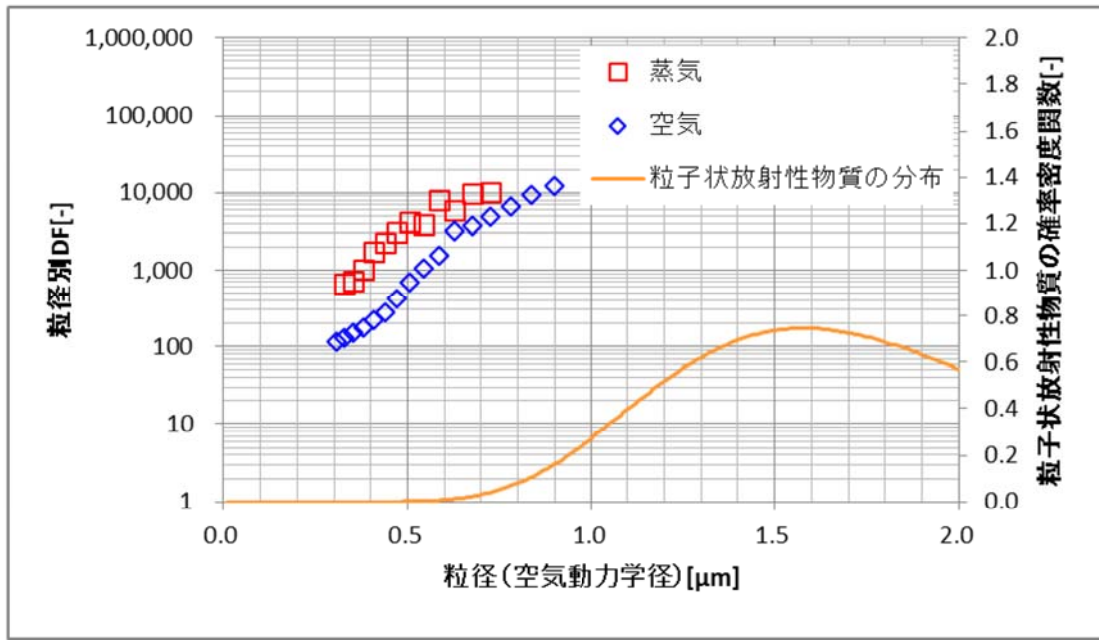
第7-1表 蒸気試験条件一覧表

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
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、蒸気試験におけるのDFは第7-2図、第7-3図の通りとなった。これらより、蒸気試験におけるDFの方が、空気試験におけるDFよりも大きいことがわかり、フィルタ装置はベントガスが蒸気の条件においても、十分な性能を有していることが確認できた。また、「4. 試験ガスの代表性について」にて理論的に示した通り、空気試験は蒸気試験よりも保守的であることが確認できた。なお、空気試験については蒸気試験と条件を合わせるため、実機高さ試験装置にて計測したDFを記載している。



第7-2図 蒸気性能試験結果（2Pd相当流量）



第 7-3 図 蒸気性能試験結果 (最小流量相当)

8. 試験条件の網羅性

格納容器圧力逃がし装置使用時にフィルタ装置に作用する物理パラメータには、スクラバ水位、スクラバ水温、ベントガス性状、ベントガス流量、フィルタ装置内圧力がある。また、フィルタ装置には、粒径分布をもったエアロゾルが流入する。

これらフィルタ装置に作用する物理パラメータについては、下記の通り実機条件を網羅するか、もしくは実機よりも DF が小さく保守的な条件を、試験条件として設定している。

【スクラバ水位】

スクラバ水位は高い程 DF は大きくなる。フィルタ装置使用中は、スクラバ水位変動要因としてベントガスに含まれる水蒸気の凝縮の影響が支配的となり、スクラバ水位は上昇する。そのため、スクラバ水位が初期水位の 1m 以下となることはない。そのため、保守的にスクラバ水位は 1m を試験における基本条件とする。

一方、スクラバ水の運用上の最低水位は 0.5m としている。そのため、スクラバ水位 0.5m における試験も実施し、DF は所望の性能を満たせることを確認している。（『5. スクラバ下限水位時のフィルタ装置の性能』参照）

【スクラバ水温】

スクラバ水温は低い程水蒸気凝縮や熱泳動によるメカニズムによる DF は大きくなる。試験における基本条件としては常温とするが、試験ガスとして水蒸気凝縮や熱泳動による DF を見込めない常温空気と組み合わせて試験を実施することから、保守的な条件となる。

一方、スクラバ水高温状態における条件として、水温を飽和温度まで昇温し、試験ガスとして水蒸気と組み合わせた試験を実施し、基本条件として設定したスクラバ水常温＋常温空気の条件よりも DF が大きくなることを確認している。（『7. 蒸気を用いた性能試験』参照）

【ベントガス性状】

ベントガスの主成分は水蒸気である。水蒸気は凝縮や熱泳動によるメカニズムが作用すること、ならびに慣性力、重力沈降、ブラウン拡散による各捕捉効果が大きいことから、空気よりも DF は大きくなる（『4. 試験ガスの代表性について』参照）。そのため、試験ガス条件としては常温空気を用いることを基本条件とする。

一方、試験ガス条件として水蒸気を用いた試験を実施し、基本条件である常温空気の条件よりも DF が大きくなることを確認している。（『7. 蒸気を用いた性能試験』参照）

【ベントガス流量】

ベントガス流量については、実機にて想定される体積流量を網羅するよう、試験条件を設定している。

また、実機では二次隔離弁は調整開度に設定してベントを行うが、仮に二次隔離弁を全開とした場合の流量においても試験を実施し、DF は所望の性能を満たせることを確認している。(『1. 超過流量状態における DF 性能について』参照)

【フィルタ装置内圧力】

フィルタ装置内圧力については、基本条件として常圧条件とした。

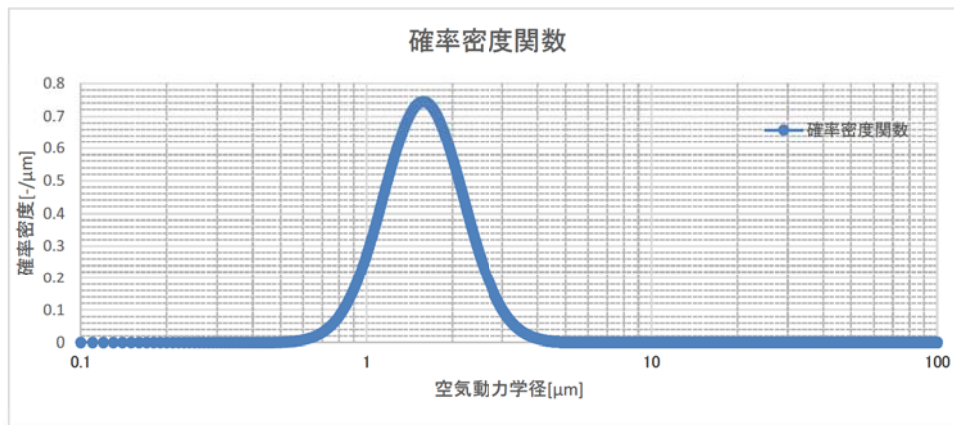
一方、フィルタ装置内圧力が DF へ与える影響を確認するため、フィルタ装置内圧力を 0.31MPa, 0.62MPa (gage) に加圧した状態で試験を実施し、実機で想定される径の粒子においては、フィルタ装置内圧力が DF へ与える影響はないことを確認している。(『2. フィルタ装置内圧力の DF への影響について』参照)

第 8-1 表 フィルタ装置物理パラメータと試験条件

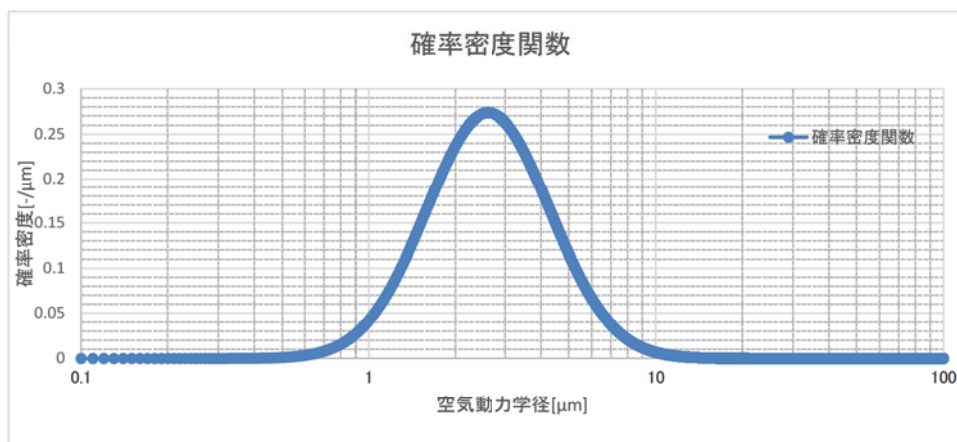
物理パラメータ	実機条件	試験条件
スクラバ水位	【実機運転時変動範囲】 1m～2.2m 【設定下限水位】 0.5m	【基本条件】 1m 【最低水位条件】 0.5m
スクラバ水温	【実機運転時変動範囲】 常温～飽和温度	【基本条件】 常温 【高温条件】 飽和温度
ベントガス性状	【実機運転時条件】 水蒸気（主成分）	【基本条件】 常温空気 【蒸気条件】 水蒸気
ベントガス流量	【実機運転時変動範囲】 13000m ³ /h～32000m ³ /h 【超過流量（二次隔離弁全開）】 37000m ³ /h	【基本条件】 33000 m ³ /h 相当 27000 m ³ /h 相当 13000 m ³ /h 相当 【超過流量条件】 37000 m ³ /h 相当
フィルタ装置内圧力	【実機運転時変動範囲】 0.1MPa (gage)～0.3MPa (gage)	【基本条件】 常圧 【圧力影響確認試験】 0.31MPa (gage) 0.62MPa (gage)

【エアロゾル粒径分布】

大 LOCA+SBO+全 ECCS 機能喪失シナリオの W/W ベントならびに D/W ベント時のフィルタ装置に流入するエアロゾル粒径は第 8-1, 2 図の通りとなる。W/W ベントにおいては約 $0.7\mu\text{m}$ ～約 $3.5\mu\text{m}$ 、D/W ベントにおいては約 $0.7\mu\text{m}$ ～約 $10\mu\text{m}$ の範囲で粒子が分布している。なお、第 8-1, 2 図にて粒径を空気動力学径^{*1}にて示しており、物理径から空気動力学径へ換算するときの粒子密度としては、保守的にベント時にフィルタ装置に流入する主要核種のうち、密度の小さい CsOH の値を設定している。



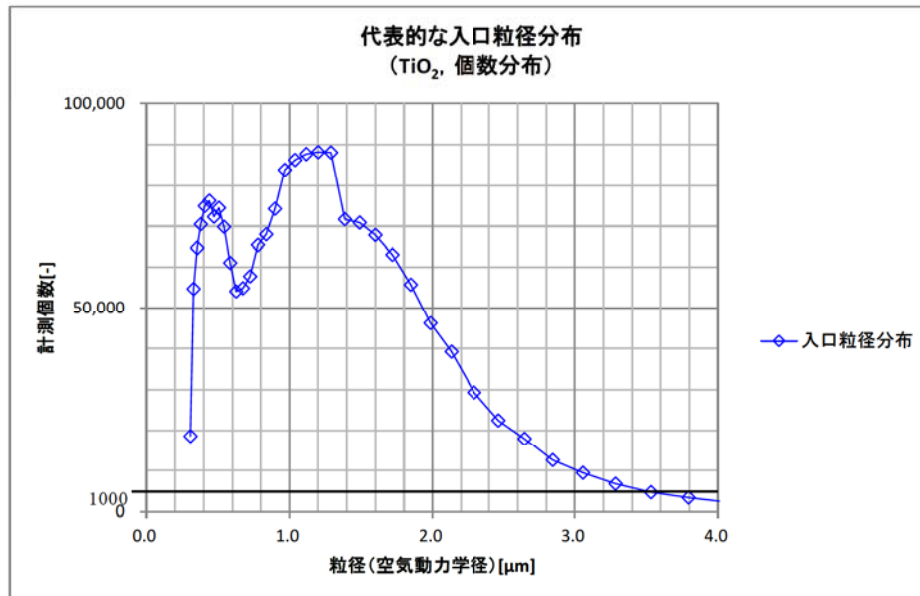
第 8-1 図 エアロゾル粒径分布（大 LOCA+SBO+全 ECCS 機能喪失, W/W ベント）



第 8-2 図 エアロゾル粒径分布（大 LOCA+SBO+全 ECCS 機能喪失, D/W ベント）

また、試験にて使用しているエアロゾルの粒径分布を第 8-3 図に示す。第 8-3 図より、約 $3.5\mu\text{m}$ までは粒子個数が 1000 個を超えており、DF1000 を計測可能である。フィルタ装置の捕捉メカニズムには拡散効果、慣性効果、重力沈降等が考えられるが、拡散効果以外の慣性効果、重力沈降速度等は、粒径が大きい程 DF が大きくなる方向へ寄与する。拡散効果は粒径が小さい程 DF が大きくなる方向に寄与するが、拡散による粒子捕捉効果が得られるのは、約 $0.1\sim 0.2\mu\text{m}$ よりも小さい粒子である。そのため、実機で想定される約 $0.7\mu\text{m}$ 以上の粒子に対しては、拡散による捕捉効果は非常に小さく、それ以外の慣性力等のメカニズムによる捕

捉が支配的である。よって、実機で想定される粒径範囲においては、粒径が大きいほど、DFは大きくなると考えられる。フィルタ装置に流入するエアロゾルは $3.5\ \mu\text{m}$ より大きいものも含まれるが、そのDFは試験用エアロゾルで網羅できている小さい粒径におけるDFよりも小さくなることはない。したがって、試験用エアロゾルが実機に流入するエアロゾルの粒径分布上の大きい粒子を網羅できていなくても、DFを保守的に評価することは可能である。



第 8-3 図 試験用エアロゾルの粒径分布

※ 1 空気動力学径

異なる密度の粒子を同じ空気動力学特性を持つ密度 $1\text{g}/\text{cm}^3$ の粒子に規格化したものであり、空気動力学径が同じであれば、その粒子は密度や物理的な大きさとは関係なく、同じ空気動力学挙動を示す。

上記の特性から、フィルタ装置の性能評価においては、粒子の径として空気動力学径を用いている。

なお、物理的な粒径を空気動力学径へ変換する際は、物理的な粒径に粒子密度の平方根を乗じることで算出している。

別紙 7 格納容器圧力逃がし装置系統内における可燃性ガスの燃焼について

格納容器圧力逃がし装置には、重大事故等時に原子炉格納容器内にて発生する可燃性ガスが流入する。可燃性ガスとしては、燃料被覆管のジルコニウムと水が反応して生成される水素があり、有効性評価シナリオである大 LOCA+SBO+全 ECCS 機能喪失シナリオにおいては、ベント前の原子炉格納容器内ガスのおよそ 30% (モル分率) が水素となっている。また、MCCI (熔融炉心・コンクリート相互作用) が発生する TQUV シナリオにおいては、燃料被覆管のジルコニウムと水が反応して生成される水素に加え、MCCI により、水素ならびに一酸化炭素が発生する。また、よう素フィルタにおいて有機よう素を吸着する際には、可燃性ガスの が発生する可能性がある。

これらの可燃性ガスが格納容器圧力逃がし装置系統内で燃焼すると、格納容器圧力逃がし装置の機器や配管が損傷する恐れがある。特に、ベント開始直後においては、系統内が冷えた状態となっているため、ベントガスに含まれる水蒸気が凝縮することで、ベントガス中の非凝縮性可燃性ガスの濃度が上昇し、系統内での燃焼のリスクが大きくなる。

そこで、原子炉格納容器内のガス組成 (ウェット条件とドライ条件) を評価し、ベントガス中の水蒸気の凝縮による、格納容器圧力逃がし装置系統内での水素燃焼のリスクについて確認した。なお、ウェット条件とは原子炉格納容器内のガス組成そのもので水蒸気も含んでいるものであり、ドライ条件とは、ウェット条件のガス組成に含まれる水蒸気を仮想的に完全に除去した場合のガス組成である。

仮に、格納容器圧力逃がし装置系統内で水蒸気が完全に凝縮するとすると、ベントガスの組成は原子炉格納容器内のドライ条件のガス組成と等しくなる。格納容器圧力逃がし装置内の水蒸気の凝縮量には不確かさがあることから、ここでは保守的に、格納容器圧力逃がし装置系統内では水蒸気が完全に凝縮するとして、ドライ条件におけるガス組成を用いて格納容器圧力逃がし装置系統内での水素燃焼のリスクを確認した。

事象が発生してからベントを実施するまでの時間が長いほど、水の放射線分解により原子炉格納容器内の酸素濃度は大きくなることから、大 LOCA+SBO+全 ECCS 機能喪失シナリオのうち、代替循環冷却系のインサービスに成功した後、原子炉格納容器内の水素・酸素を排出するためのベントを実施するケースについて評価を実施した。評価条件を第 1 表に示す。また、第 1, 2 図にウェット条件の評価結果を、第 3, 4 図にドライ条件の評価結果を示す。

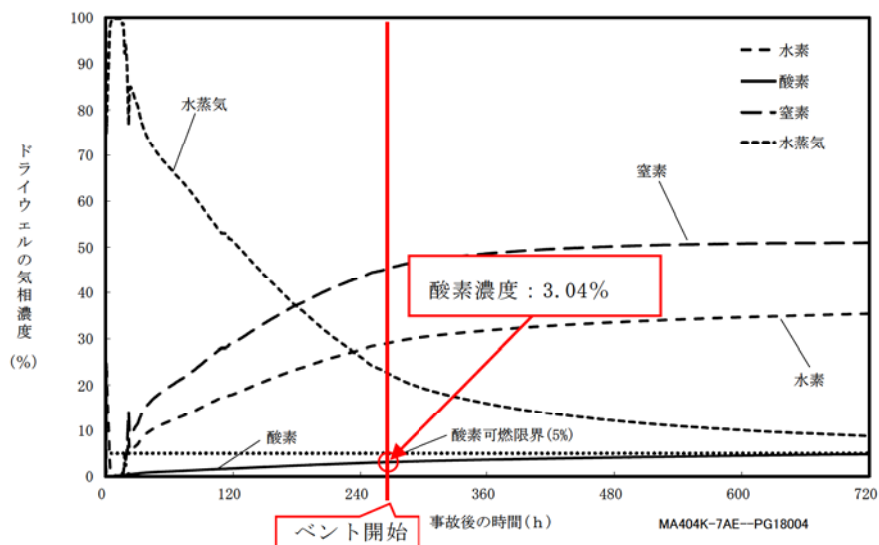
原子炉格納容器内の水素・酸素を排出するためのベントは、原子炉格納容器内の酸素濃度が、ウェット条件で 4% に到達した時点で実施する運用としている。第 2 図より、事象発生から約 260 時間後にサプレッション・チェンバの酸素濃度が 4% に到達し、ベントを実施することとなる。この時のドライ条件におけるサプレ

ツション・チェンバの酸素濃度は 4.54%, ドライウエルの酸素濃度は 3.97%であり, 可燃限界の 5%未満であった。そのため, ベントガス中の水蒸気が完全に凝縮したとしても, ベントガスは可燃領域には入らないことを確認した。

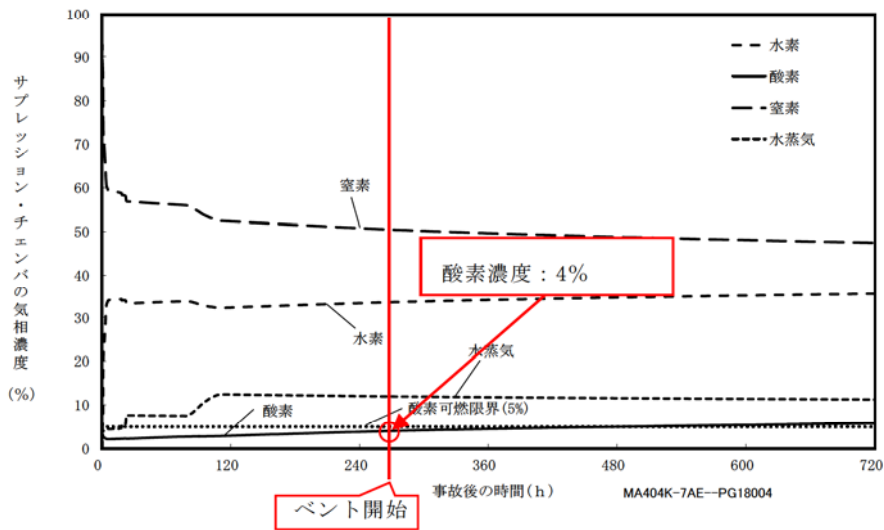
また, 格納容器圧力逃がし装置は, 待機時に系統内を窒素置換することとしているため, 系統内の酸素濃度は極めて低い状態 (可燃限界未満) となっている。そのため, 上記のドライ条件のベントガスが格納容器圧力逃がし装置に流入したとしても, 可燃領域には入らない。よって, ベント開始直後にベントガス中の水蒸気が完全に凝縮したとしても, 格納容器圧力逃がし装置系統内で水素燃焼が発生することはない。

第 1 表 原子炉格納容器内ガス組成評価条件

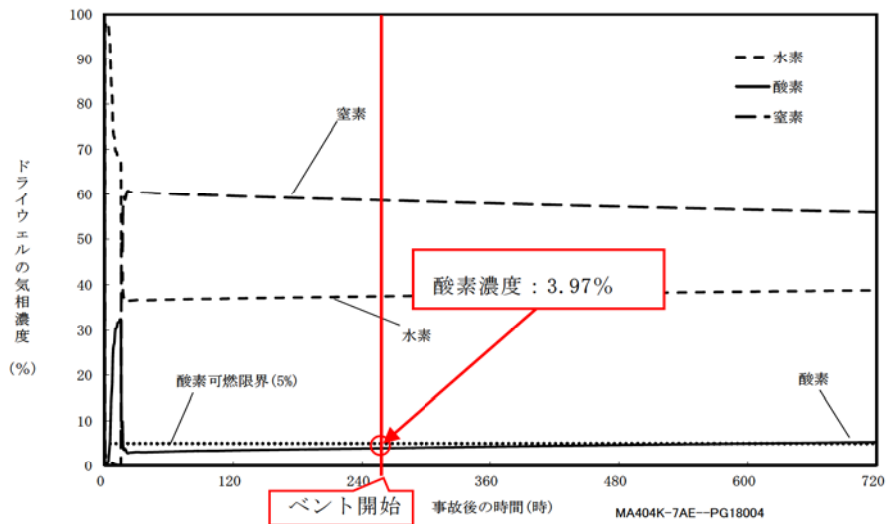
項目	条件	備考
評価コード	・ MAAP コード	—
シナリオ	・ 大 LOCA+SBO+全 ECCS 機能喪失 (代替循環冷却系成功ケース)	代替循環冷却系のインサースビスに成功し, 原子炉格納容器内の水素・酸素を排出するためのベントを実施するケース 代替循環冷却系を使用せずにベントを実施する場合よりも, ベント開始までの時間が長いことから, 原子炉格納容器内での水の放射線分解により, 水素・酸素の濃度は高くなることため, 本ケースを選定
初期酸素濃度	・ 3.5vol%	保安規定に定める運転上の制限値 柏崎刈羽原子力発電所 6/7 号炉の運転実績では, 原子炉格納容器内の酸素濃度は 1~2vol%程度である
水素・酸素の G 値	・ G(H ₂) : 0.06 ・ G(O ₂) : 0.03	電力共同研究「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」「事故時放射線分解に関する研究」より得られた, 重大事故環境下における値
評価アウトプット	・ ウェット条件の PCV ガス組成 ・ ドライ条件の PCV ガス組成	—



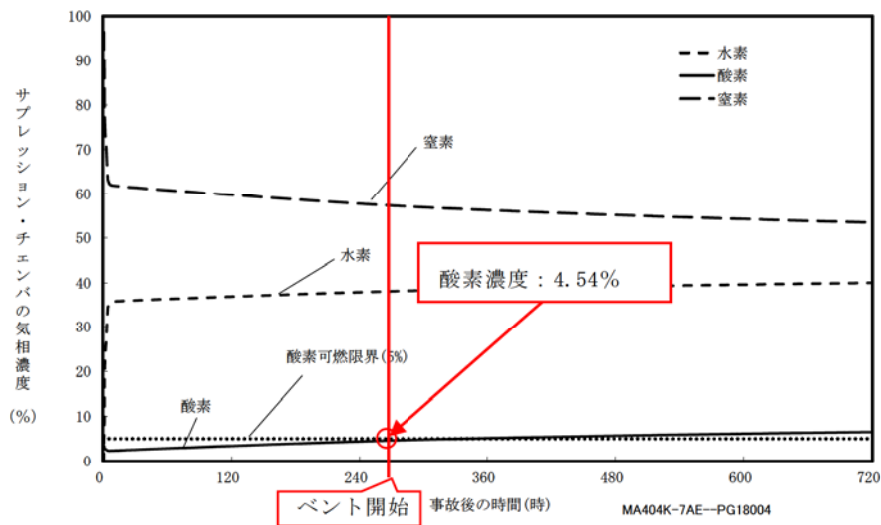
第 1 図 ドライウエルのガス組成 (ウェット条件)



第2図 サプレッション・チェンバのガス組成（ウェット条件）



第3図 ドライウエルのガス組成（ドライ条件）



第4図 サプレッション・チェンバのガス組成（ドライ条件）

この評価で用いた水素及び酸素の G 値は、過去の複数回の実験によって測定した値であり、重大事故環境下での水の放射線分解の評価に適した値であると考えている。しかし、重大事故等時の原子炉格納容器内環境の不確かさを考慮すると、より G 値が大きい場合についても確認しておく事が望ましい。そこで感度解析として、水素及び酸素の G 値を $G(\text{H}_2)=0.4$, $G(\text{O}_2)=0.2$ とした場合の評価を実施した。なお、 $G(\text{H}_2)=0.4$, $G(\text{O}_2)=0.2$ は、設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系の性能を評価する際に用いているものであり、設計基準事故環境下に対しても一定の保守性を有する値である。設計基準事故環境下に比べ、重大事故環境下では G 値は低下する傾向にあることから、非常に保守的な設定である。また、本ケースは非常に保守的な G 値を置いた感度解析であるため、原子炉格納容器内の初期酸素濃度は運転実績を踏まえ、2.0%に設定した。また、原子炉格納容器内の酸素濃度を計測する CAMS は、事故発生から約 20 時間後には復旧を見込むことができる。そのため、事故発生から 20.5 時間後に CAMS が復旧し、原子炉格納容器内の酸素濃度を確認することが可能であることとした。

評価条件を第 2 表に示す。この条件で評価をした結果、第 7 図に示す通り、CAMS を確認することができる 20.5 時間後には、ドライウエルのドライ条件における酸素濃度は可燃限界である 5%を超えた状態となった。そのため、この時点で運転員は、ドライウエルからベントを実施すると格納容器圧力逃がし装置系統内で水素燃焼が発生する危険性があることを認知することができる。一方、第 8 図に示す通り、この時点でサプレッション・チェンバの酸素濃度はドライ条件であっても可燃限界よりも低い値であることも確認することができる。

そのため、このような状況が発生した場合は、ドライウエルからベントを実施した際の格納容器圧力逃がし装置系統内における水素燃焼を防止するため、ドライウエルには外部水源からのスプレイを継続して実施し、ドライウエルの圧力を低下させることで、真空破壊弁を通してサプレッション・チェンバのガスをドライウエル側に流す操作を実施することとする。この操作により、ドライウエルとサプレッション・チェンバのガスを混合させることで、ドライウエルのガスの酸素濃度を可燃限界未満に制御する。その上で、原子炉格納容器内の酸素濃度のトレンドを監視し、上昇傾向が継続することが確認された場合は、ドライ条件における酸素濃度が可燃限界未満であることを確認した後に、サプレッション・チェンバもしくはドライウエルからベントを実施することで、原子炉格納容器内の酸素及び水素を抜くこととする。

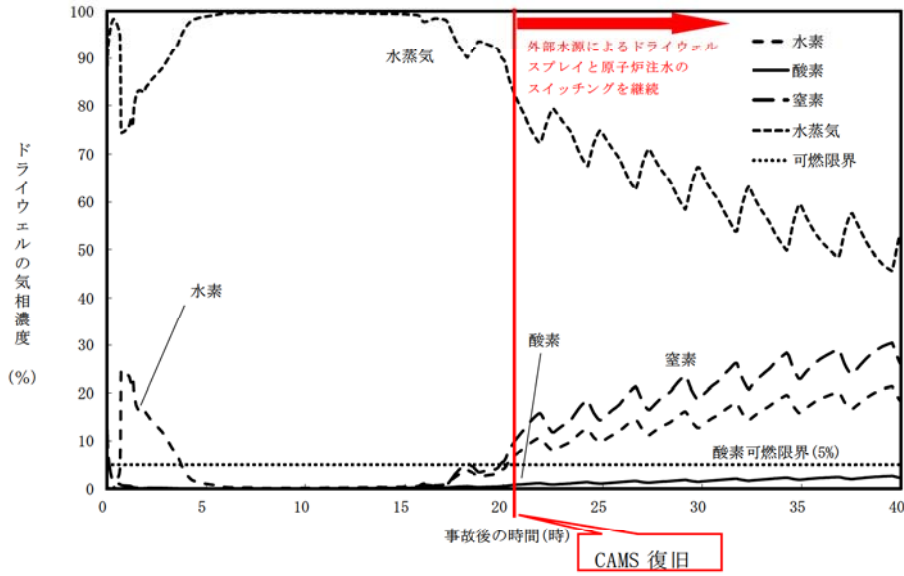
評価の結果、第 7, 8 図に示す通り、ドライウエルへの外部水源によるスプレイを継続することで、ドライウエルとサプレッション・チェンバ共に、事故発生から 40 時間まで、ドライ条件における酸素濃度を可燃限界未満にすることができることを確認した。そのため、この状態でサプレッション・チェンバもしくはドライウエルからベントを実施した場合、ベントガス中の水蒸気が完全に凝縮したとしても、格納容器圧力逃がし装置系統内における水素燃焼は発生しないことを確

認した。なお、外部水源によるスプレイを継続していることから、事故発生から約 38 時間後にサブプレッション・チェンバの水位が、サブプレッション・チェンバからのベントを実施するための上限に到達することから、それまでにベントの判断をすることとなる。

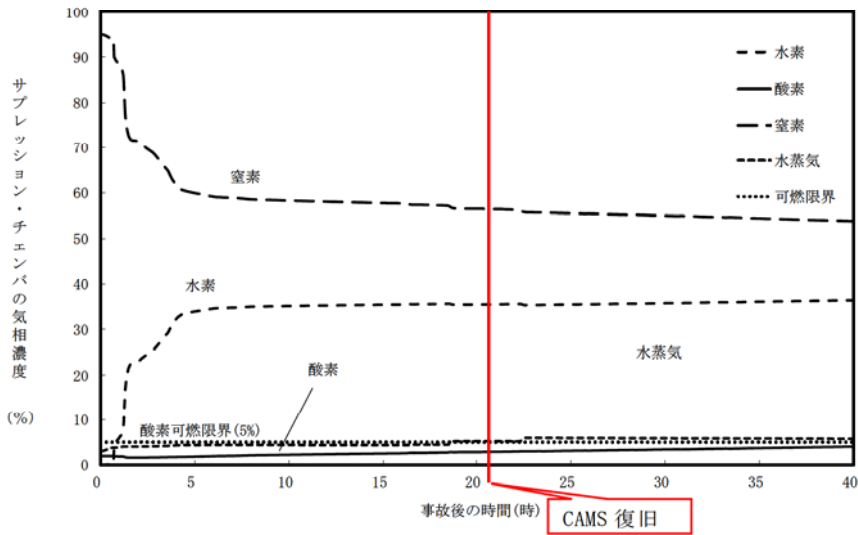
以上より、事故発生から 20.5 時間後に、ドライウエルの酸素濃度が高いことを認知してから、十分な時間的余裕を持って、ドライウエルとサブプレッション・チェンバのガスの混合、ならびにベントの操作を実施することができることを確認した。

第 2 表 原子炉格納容器内ガス組成評価条件

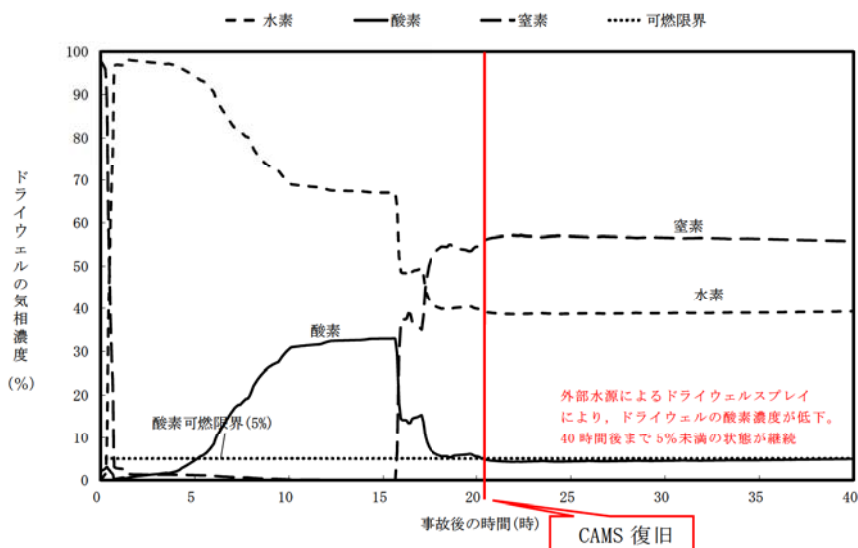
項目	条件	備考
評価コード	・ MAAP コード	—
シナリオ	・ 大 LOCA+SBO+全 ECCS 機能喪失	事故後 20.5 時間後に CAMS が復旧し、ドライウエルのドライ条件における酸素濃度が可燃限界である 5%を超過していることを確認。 そのため、ドライウエルとサブプレッション・チェンバのガスを混合させ、ドライウエル側のドライ条件における酸素濃度を下げることを目的として、外部水源によるドライウエルスプレイ（水温 40℃）を継続。 （代替循環冷却系によるドライウエルスプレイでは、スプレイ水温が高いことから、ドライウエル内の水蒸気の凝縮効果が低く、サブプレッション・チェンバとドライウエルのガスの混合効果が低いことから、代替循環冷却系はインサービスしない）
初期酸素濃度	・ 2.0vol%	柏崎刈羽原子力発電所 6/7 号炉の運転実績を踏まえて、2.0vol%に設定。
水素・酸素の G 値	・ G(H ₂) : 0.4 ・ G(O ₂) : 0.2	可燃性ガス濃度制御系の設計 G 値
評価アウトプット	・ ウェット条件の PCV ガス組成 ・ ドライ条件の PCV ガス組成 ・ PCV 内圧力 ・ PCV 内温度	—



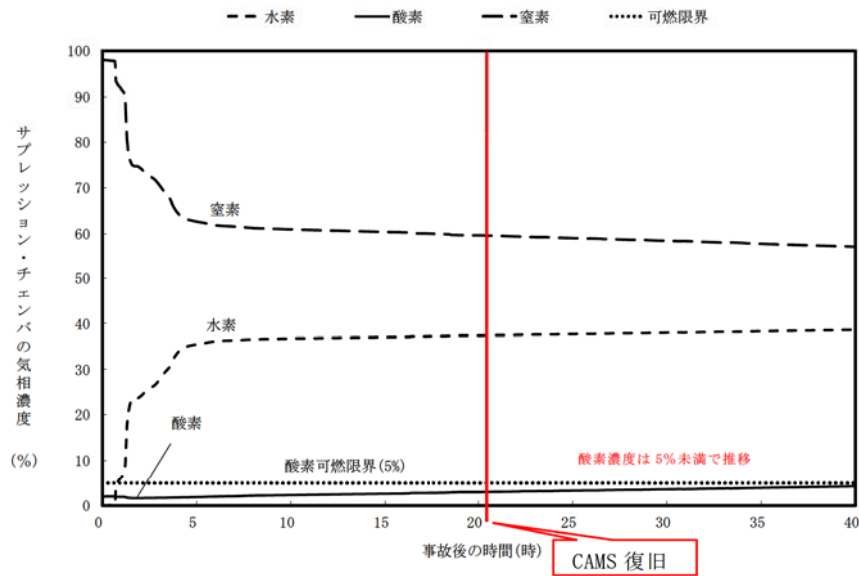
第5図 ドライウェルのガス組成（ウェット条件）



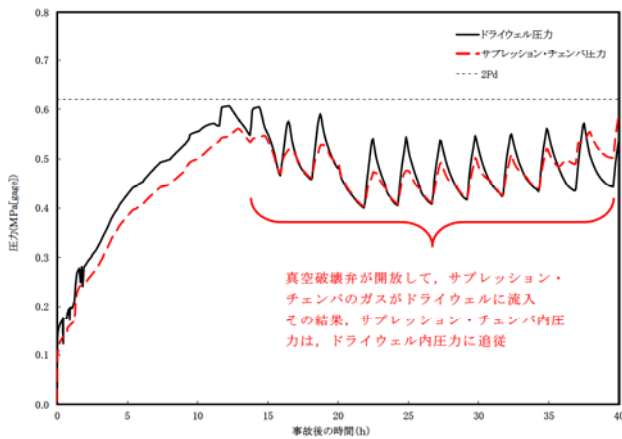
第6図 サプレッション・チェンバのガス組成（ウェット条件）



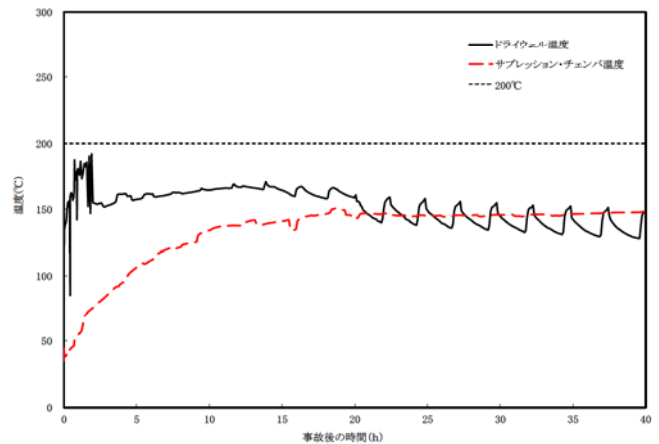
第7図 ドライウェルのガス組成（ドライ条件）



第8図 サプレッション・チェンバのガス組成（ドライ条件）



第9図 原子炉格納容器内圧力



第10図 原子炉格納容器内温度

以上をまとめると、格納容器圧力逃がし装置系統内におけるベントガス中の水蒸気の凝縮を考慮した場合、重大事故等時の確からしい G 値 ($G(\text{H}_2)=0.06$, $G(\text{O}_2)=0.03$) を考えると、サプレッション・チェンバ及びドライウェルの何れからベントを実施しても、格納容器圧力逃がし装置系統内での水素燃焼は発生しないことを確認した。

一方、非常に保守的な G 値 ($G(\text{H}_2)=0.4$, $G(\text{O}_2)=0.2$) を考慮しても、ドライウェルに外部水源からのスプレイを継続し、原子炉格納容器内のガスを混合することで、サプレッション・チェンバ及びドライウェルの何れからベントを実施しても、格納容器圧力逃がし装置系統内での水素燃焼は発生しないことを確認した。

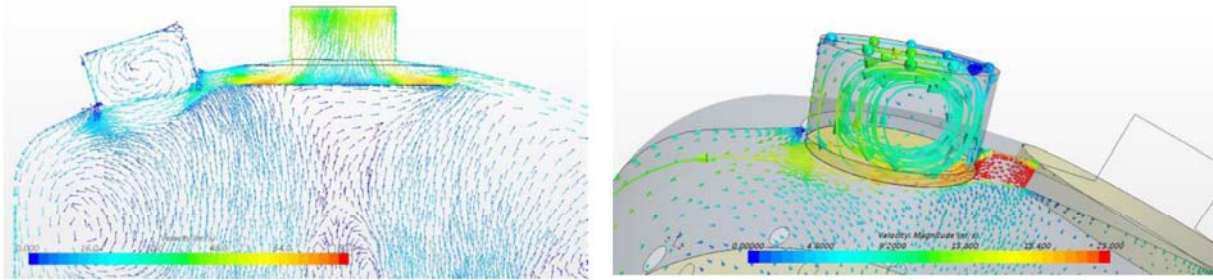
一方で、ベント開始後には、常にベントガスの流れがあることから、排気口から空気が格納容器圧力逃がし装置内に逆流することはないため^{*1}、外部から系統内に酸素が供給されることはない。よって、ベント実施中は、系統内は可燃限界未満の状態が維持されることになる。

なお、ベントガスには、原子炉格納容器内やフィルタ装置内の水の放射線分解により、微量の水素と酸素が混入し続ける。そのため、閉塞端部において、この水素と酸素の混合ガスが蓄積し、局所的な燃焼を引き起こす恐れがある。このような閉塞端としては、格納容器圧力逃がし装置系統内の上り配管端部（例えば格納容器圧力逃がし装置と他系統を仕切る弁までの範囲等）や、よう素フィルタの上部マンホールが挙げられる。

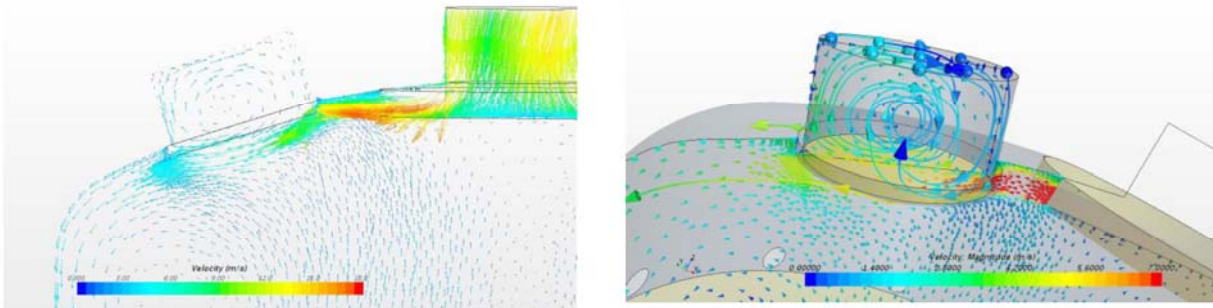
まず、格納容器圧力逃がし装置系統内の上り配管端部のうち、水素と酸素の混合ガスが蓄積する恐れのある箇所については、別紙 19 に示すように、混合ガスを排出するためのベントラインを設置し、混合ガスの蓄積を防止することとしている。また、よう素フィルタの上部マンホールについては、流動解析によりマンホール内を換気する流れによって、混合ガスの蓄積は生じないことを確認している（第 11, 12 図参照）。

そのため、格納容器圧力逃がし装置系統内においては、可燃性ガスの燃焼は生じないと考えられる。

なお、ベントガスの温度は、水素が自然発火する約 500℃以上になることはなく、さらにフィルタ装置にアース線を設置して静電気が溜まることを防止する設計としていることから、仮に可燃限界を超えた濃度の水素や酸素が流入したとしても、格納容器圧力逃がし装置にて着火・燃焼するリスクは小さいと考えられる。



第11図 よう素フィルタ上部マンホール内ガス流れ状態
 [ベントガス組成：水蒸気 100%，ガス流量：15.8kg/s]



第12図 よう素フィルタ上部マンホール内ガス流れ状態
 [ベントガス組成：水蒸気 100%，ガス流量：2.48kg/s（事故後1ヶ月後の流量）]

※1 格納容器ベント実施直後は、水蒸気、窒素、水素等の混合流体がフィルタ装置に流入するが、水蒸気の一部はスクラバ水に熱を奪われ凝縮する。スクラバ水が沸騰するまでにフィルタ装置に流入する水蒸気の全量が凝縮し続けると仮定した場合でも、沸騰するまでの間（1時間以内）水素や窒素はフィルタ装置へ継続して流入（数百 m^3/h 以上）するため、フィルタ装置の下流側の流量は維持される。また、沸騰した後はフィルタ装置に流入する水蒸気は凝縮されず、フィルタ装置の下流側の流量は維持される。以上より、フィルタ装置の下流側の流量は維持され、対向流は発生しない。

別紙 8 ベント方法及び放出位置を変更することによる公衆被ばくへの影響

柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉においては、格納容器圧力逃がし装置を用いた格納容器ベントを実施する際、サブプレッション・チェンバの排気ラインを使用した格納容器ベント（以下、W/W ベントという。）の他に、ドライウェルの排気ラインを使用した格納容器ベント（以下、D/W ベントという。）を実施することも可能である。

ここでは、炉心損傷に至る代表的な事故シーケンスである「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」の事故シーケンスにて、ベントライン（W/W ベントまたは D/W ベント）及び放出位置（格納容器圧力逃がし装置配管または主排気筒）を変更することによる公衆被ばくへの影響を評価した。

(1) 選定する事故シーケンス

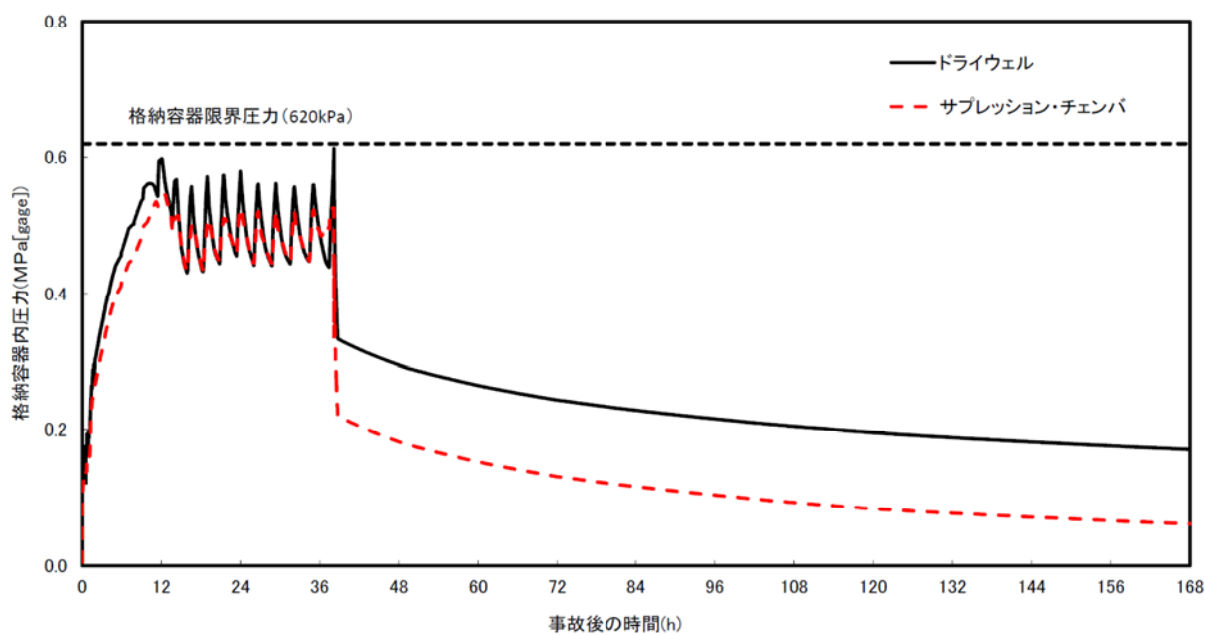
ベントライン及び放出位置を変更することによる公衆被ばくへの影響を評価するために、ここでは以下の 2 つを選定した。

a. 大破断 LOCA (W/W ベント) シナリオ

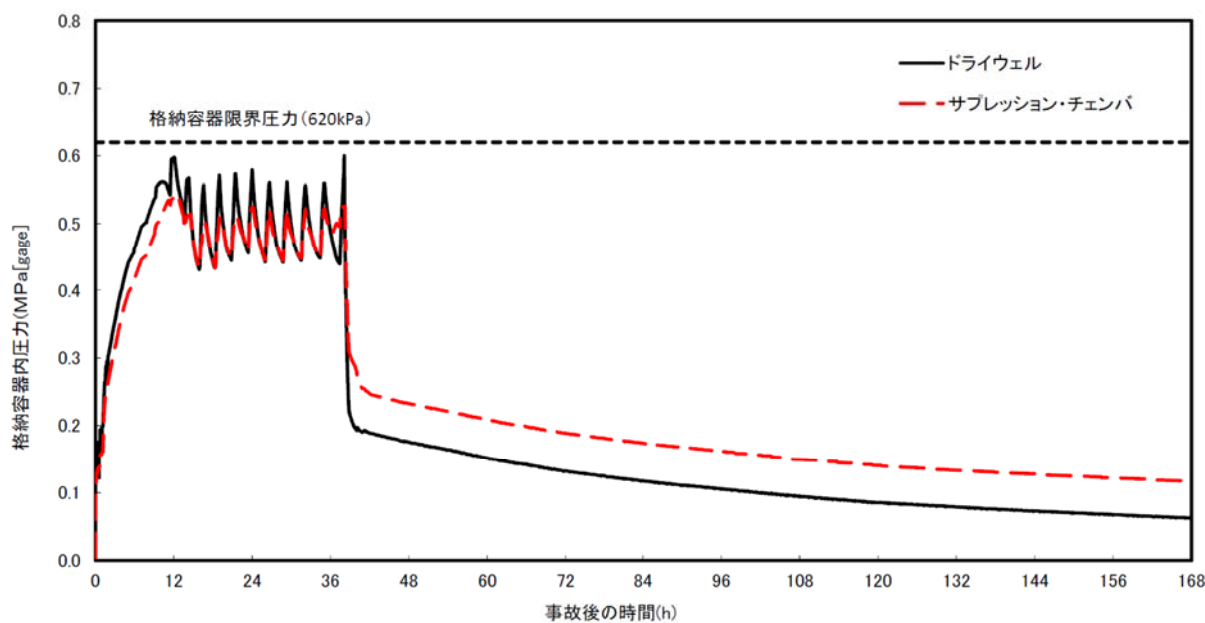
柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉の有効性評価の「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」と同一の事故シーケンスであり、事象開始から約 38 時間後に W/W ベントを実施する。格納容器ベント時に原子炉格納容器から放出され、格納容器圧力逃がし装置に流入する Cs-137 の放射エネルギーは約 1.4 TBq となる。原子炉格納容器圧力の推移を第 8-1 図に示す。

b. 大破断 LOCA (D/W ベント) シナリオ

a. と同一の事故シナリオであるが、事象開始から約 38 時間後に D/W ベントを実施する。ベント時に原子炉格納容器から放出され、格納容器圧力逃がし装置に流入する Cs-137 の放射エネルギーは約 2000 TBq となる。原子炉格納容器圧力の推移を第 8-2 図に示す。



第 8-1 図 大破断 LOCA (W/W ベント) シナリオの原子炉格納容器圧力の推移



第 8-2 図 大破断 LOCA (D/W ベント) シナリオの原子炉格納容器圧力の推移

(2)被ばく量評価方法

a. 評価コード

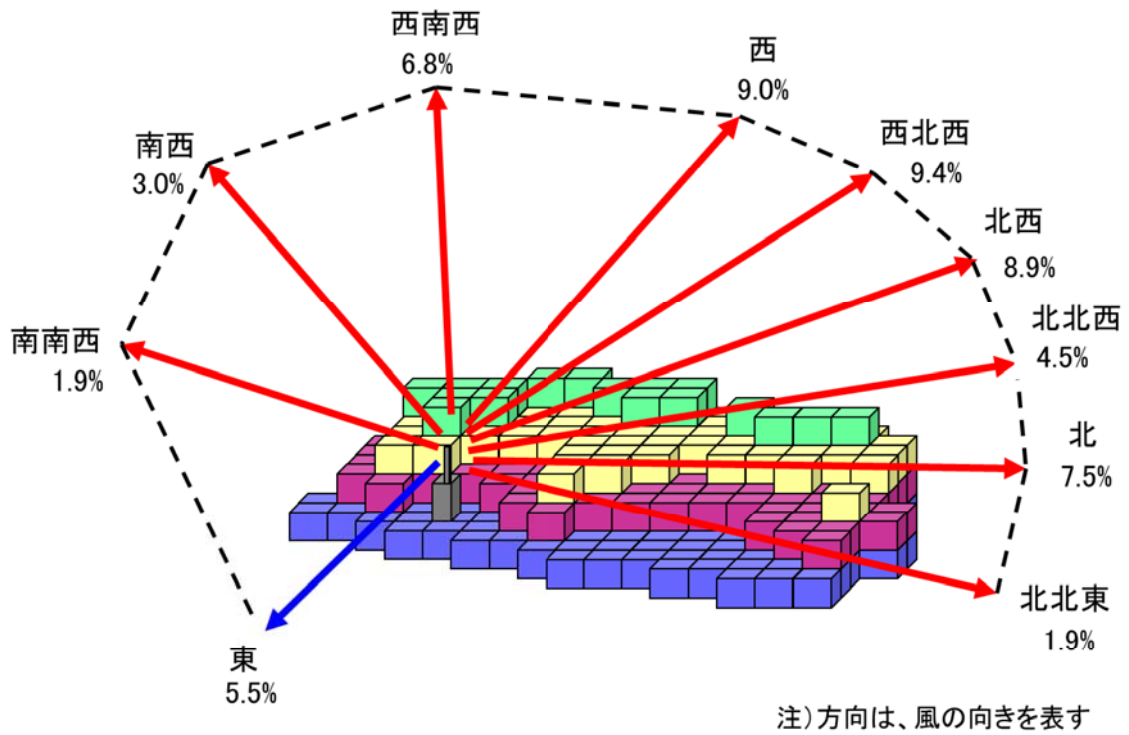
被ばく量評価において、ここでは3次元移流拡散評価コードを備えた原子力発電所周辺線量予測評価システム（以下、DIANA）を利用した。DIANAには、「基盤地図情報 数値標高モデル 10mメッシュ（標高）」を参照し、柏崎刈羽原子力発電所周辺の地形データを再現したブロック図がインプットされており、地形の形状を考慮した大気拡散評価が可能である。

b. 評価条件

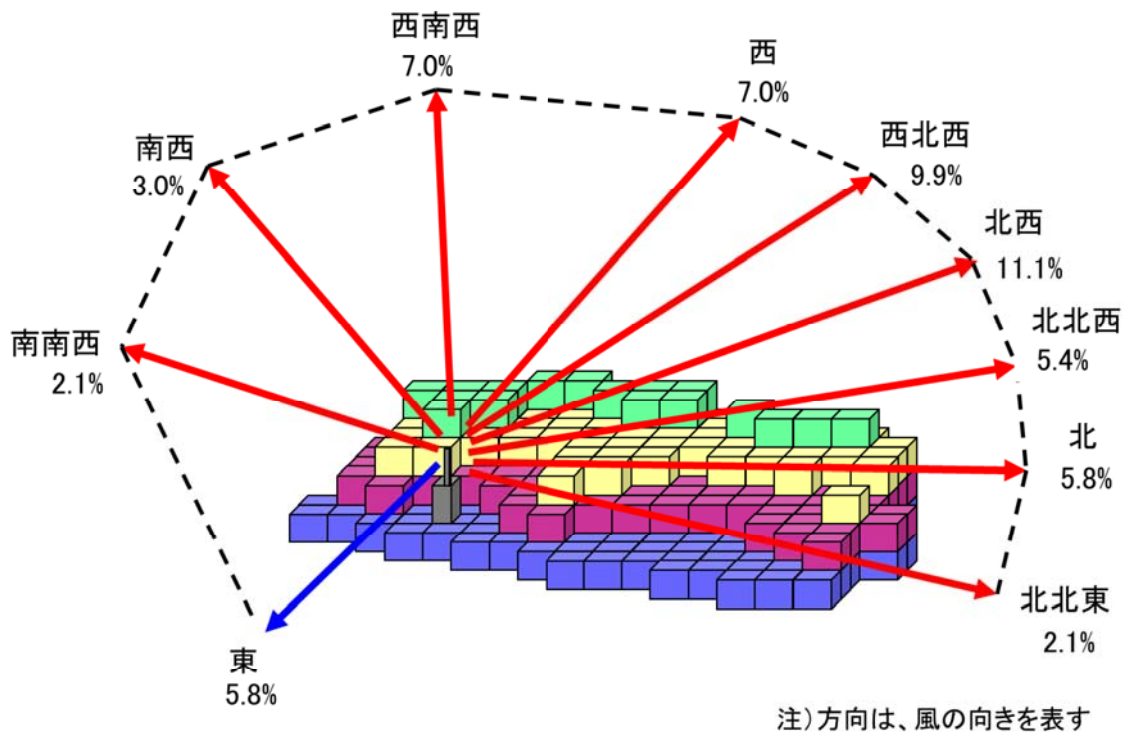
格納容器ベント実施に伴う公衆の被ばく量は、大気中に放出される放射エネルギーの他に、格納容器ベント実施後の気象条件に強く依存する。ここではベントライン及び放出位置を変更することによる被ばく量への影響を明確にするため、気象条件（風向、風速、大気安定度）が時間によらず一定であるとして評価した。具体的な評価条件を第8-1表に示す。また、参考として、柏崎刈羽原子力発電所構内で観測された風向の、年間（1985年10月～1986年9月）の出現頻度を第8-3図から第8-5図に示す。

第8-1表 DIANAを用いた大気拡散評価条件

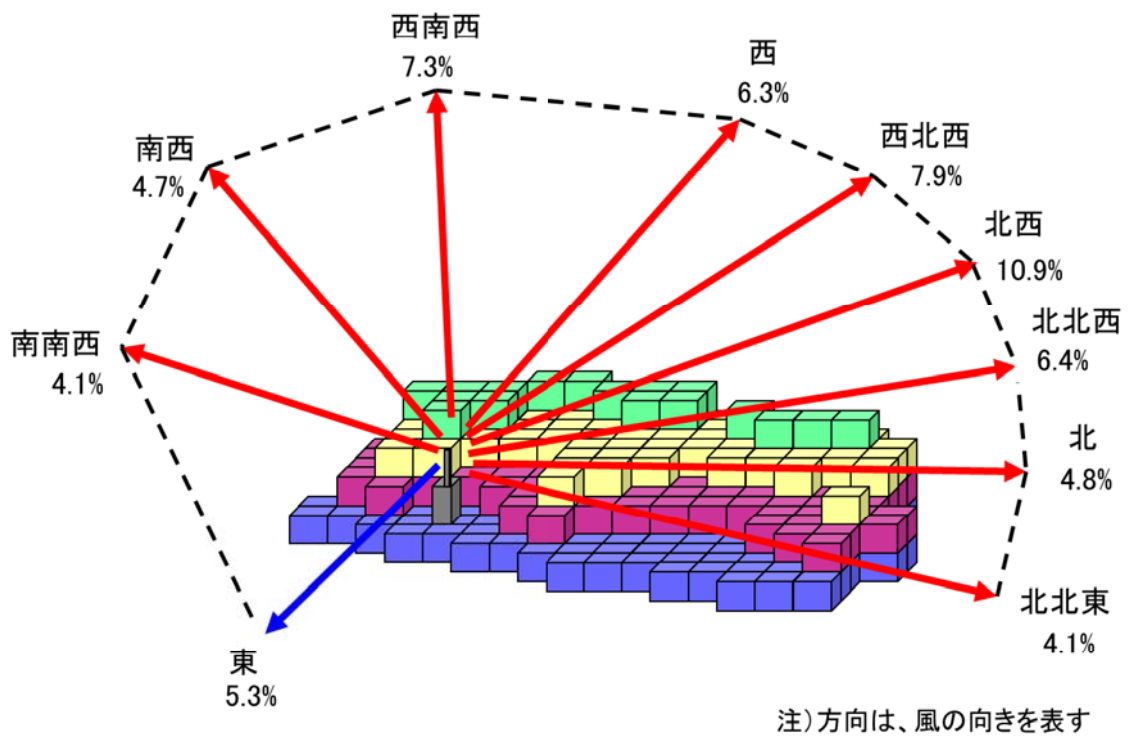
項目	選定内容	設定事由
風速	地上高 10m : 3.1m/sec 地上高 75m : 5.8m/sec 地上高 150m : 5.9m/sec	柏崎刈羽原子力発電所構内で観測された年間（1985年10月～1986年9月）の平均風速を参照
風向	陸向き：南南西, 南西, 西南西, 西, 西北西, 北西, 北北西, 北, 北北東 海向き：東	拡散が地形形状に影響されることを考慮し、陸側は全方位を選定。参考として海側方位も選定
大気安定度	D（中立）	柏崎刈羽原子力発電所構内で観測された大気安定度のうち、年間（1985年10月～1986年9月）で最も出現頻度の高い大気安定度を採用
放出位置	6号炉主排気筒（地上高73m）, 6号炉格納容器圧力逃がし装置配管（地上高40.4m）	7号炉でも同様の結果が得られると考えられるため、6号炉で代表して評価
評価地点	発電所敷地境界, 発電所中心位置から5km地点	距離に対する依存性を確認するため、発電所中心位置から5km地点を評価



第 8-3 図 風向出現頻度 (標高 20m)



第 8-4 図 風向出現頻度 (標高 85m)



第 8-5 図 風向出現頻度 (標高 160m)

(3) 評価結果

a. ベントラインの違いによる影響

各事故シナリオにおける希ガスによる外部被ばく評価結果を第8-2表に示す。ここでは、事故シナリオの違いによる影響を明確にするため、大破断 LOCA(W/W ベント)シナリオ時の評価値を1に規格化した相対値を示した。

大破断 LOCA(D/W ベント)シナリオ時の相対値は約0.81^{※1}となった。このことから、希ガスによる外部被ばくの、ベントラインの違いによる影響は限定的であると考えられる。

※1 大破断 LOCA(D/W ベント)シナリオ時の相対値は大破断 LOCA(W/W ベント)シナリオ時と比べ小さくなっている。これは、大破断 LOCA(D/W ベント)シナリオにおいては、格納容器ベント実施後も希ガスの一部が W/W 気相部に閉じこめられ、しばらくの間原子炉格納容器外に放出されないためである。

なお、(1)に示したとおり、格納容器ベント時に原子炉格納容器外に放出され、格納容器圧力逃がし装置に流入する Cs-137 の放射エネルギーは、2つの事故シナリオの中で W/W ベントシナリオが約1.4TBq と、D/W ベントシナリオの約2000TBq に比べ小さい。これは本シナリオにおいては、W/W ベントを行うことで、Cs-137 が W/W スクラビング効果等により原子炉格納容器内で更に除去されるためである。

第8-2表 希ガスによる外部被ばく量の相対値(事故シナリオの違いによる影響)

事故シナリオ	希ガスによる外部被ばく量の 相対値の評価結果 (実効線量の相対値)	
	敷地境界	5km 地点
大破断 LOCA(W/W ベント) シナリオ	1	1
大破断 LOCA(D/W ベント) シナリオ	約 0.81	約 0.81

放出位置：6号炉格納容器圧力逃がし装置配管

b. 放出位置の違いによる影響

放出位置の違いによる影響の評価結果を第8-3表に示す。ここでは、2つの事故シナリオのうち、大破断 LOCA(W/W ベント)シナリオについて評価を行った。なお、放出位置の違いによる影響を明確にするため、6号炉格納容器圧力逃がし装置配管から放出した場合の評価値を1に規格化した相対値を示した。6号炉主排気筒放出時の敷地境界での相対値は約0.55～約0.91であり、風向によって相対値が変わるといった結果になった。風向毎の相対値と柏崎刈羽原子力発電所周辺の地形形状を第8-6図に示す。

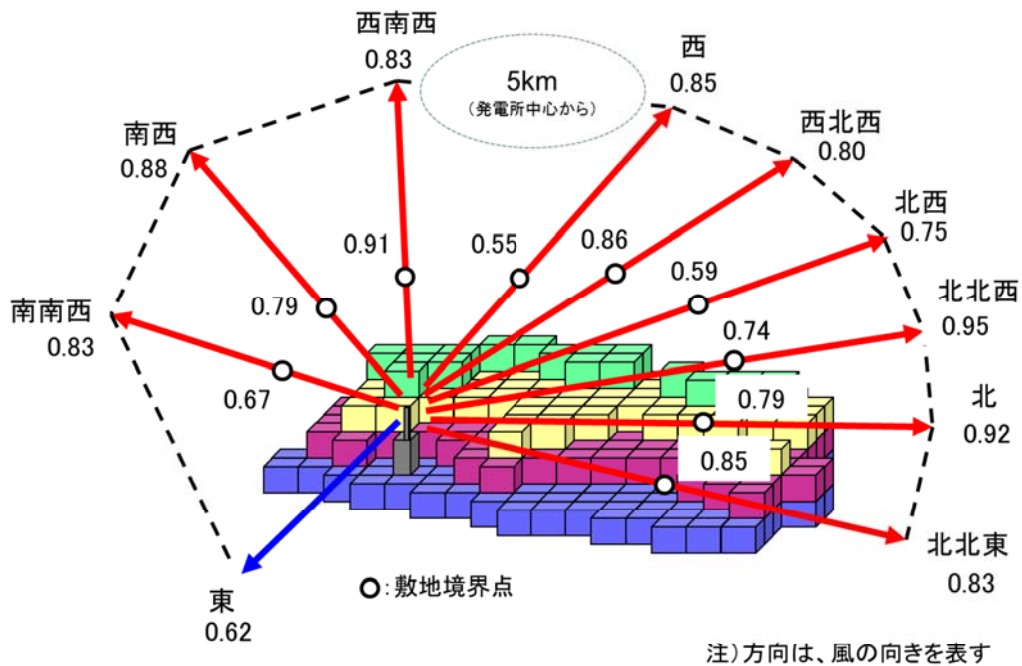
東風により海側へ放出した場合の5km地点における相対値は約0.62となっているが、障害物がない海側においては距離に応じて相対値が変わる。

一方、陸側に放出した場合においては距離だけではなく、評価位置の標高と6号炉格納容器圧力逃がし装置配管高さの違いによる影響がある。放出位置と評価位置の高さ方向の位置関係を第8-7図に示す。さらに、地形の起伏等による形状の違いから放出されたガスが発散や収束されることにより、敷地境界における相対値は変わるが、その違いは最大で5割程度である。しかし、5km地点での相対値は最大で3割程度と、発電所からの距離に従い放出位置の違いによる影響は更に小さくなるという評価結果になった。

以上のことから、柏崎刈羽原子力発電所周辺の地形形状を考慮すると、放出位置の違いによる影響は敷地境界においても限定的であり、発電所からの距離が離れると影響は小さくなることわかる。

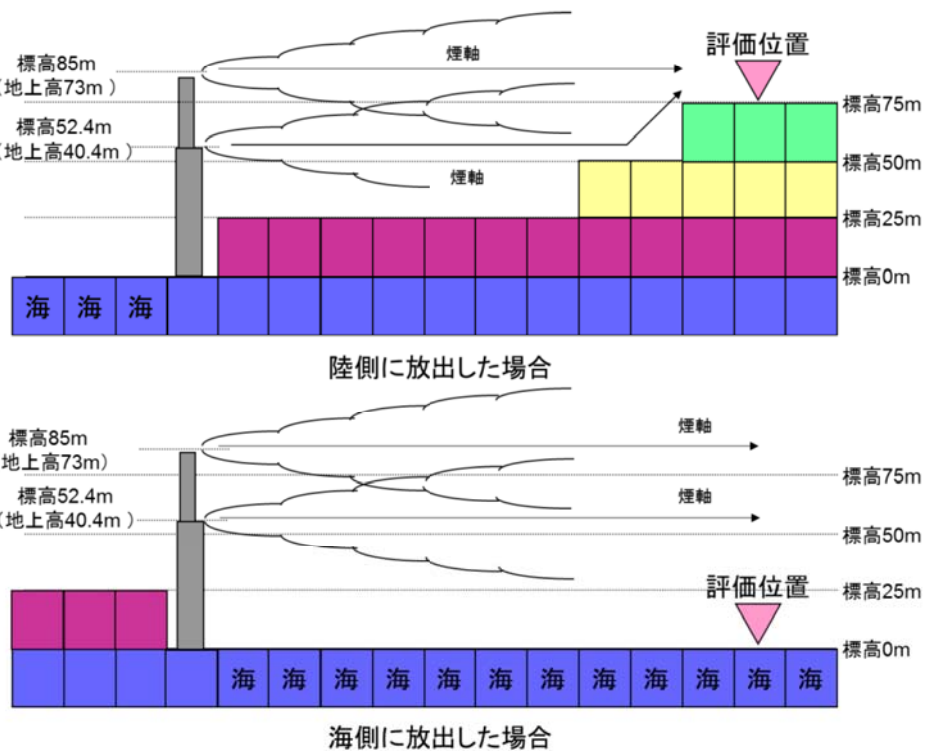
第8-3表 希ガスによる外部被ばく量の相対値（放出位置の違いによる影響）

事故シナリオ	放出位置	希ガスによる外部被ばく量の相対値の評価結果 (実効線量の相対値)	
		敷地境界	5km 地点
大破断 LOCA(W/W ベント)シナリオ	6号炉格納容器圧力逃がし装置配管	1	1
	6号炉主排気筒	陸側：約0.55 ～約0.91	陸側：約0.75 ～約0.95 海側：約0.62



希ガス実効線量の影響(主排気筒/FV)

第 8-6 図 風向毎の相対値と柏崎刈羽原子力発電所周辺の地形形状イメージ



第 8-7 図 放出位置と評価位置の高さ方向の位置関係のイメージ

(4)まとめ

希ガスによる外部被ばくに対し、ベントラインの変更による影響は限定的である。また、長期に渡る土壌汚染を抑制する観点では、2つの事故シナリオの中では大破断 LOCA(W/W ベント)シナリオを選択することが好ましいと考えられる。

放出位置を変更しても、柏崎刈羽原子力発電所周辺の地形形状の効果により、被ばくへの影響は限定的となるため、放出位置として格納容器圧力逃がし装置配管を選定しても公衆被ばくの観点で問題は無いと考えられる。

別紙 9 設備の維持管理についての補足事項

1. 機能確認における外観点検の確認内容について

機能確認における外観点検の確認内容を下記第 1 表に示す。

第 1 表 機能確認における外観点検の確認内容

対象機器	機能	外観点検の確認内容
スクラバノズル	フィルタ性能	<ul style="list-style-type: none"> ■ 表面に強度に影響を及ぼす恐れのある亀裂，変形，腐食及び摩耗がないこと。 ■ 性能に影響を及ぼす恐れのあるノズル穴の異物による閉塞，ノズル穴の変形がないこと。
気泡細分化装置		<ul style="list-style-type: none"> ■ 表面に強度に影響を及ぼす恐れのある亀裂，変形，腐食及び摩耗がないこと。 ■ 性能に影響を及ぼす恐れのある気泡細分化装置の充填高さが，所定の高さであること。
金属フィルタ		<ul style="list-style-type: none"> ■ 表面に強度に影響を及ぼす恐れのある亀裂，変形，腐食及び摩耗がないこと。 ■ 性能に影響を及ぼす恐れのある金属フィルタの異物による閉塞，溶接部の割れ，腐食がないこと。
整流板	整流機能	<ul style="list-style-type: none"> ■ 表面に強度に影響を及ぼす恐れのある亀裂，変形，腐食及び摩耗がないこと。 ■ 性能に影響を及ぼす恐れのある整流板穴の異物による閉塞，穴の変形がないこと。
オリフィス	流量調整機能	<ul style="list-style-type: none"> ■ 表面に強度に影響を及ぼす恐れのある亀裂，変形，腐食及び摩耗がないこと。 ■ 性能に影響を及ぼす恐れのあるオリフィス穴の異物による閉塞，穴の変形がないこと。

2. フィルタ性能の確認方法

待機中，定期的に，以下の a～c の項目を確認することでのフィルタ性能が維持されていることを確認する。

a. 窒素封入圧力確認

窒素封入圧力を 0.01MPa [gage] 以上に維持することで，容器内部の不活性状態が維持され，スクラバノズル及び気泡細分化装置，金属フィルタの腐食の発生を防止していることを確認する。

b. スクラバ水位確認

スクラバ水位を通常水位 (500mm～2200mm) で維持していることを確認する。

c. スクラバ水質確認試験

スクラバ水をサンプリング測定することで，水酸化ナトリウムが規定の濃度を維持している事を確認する。

3. 点検周期の考え方

5.1 点検方法の第 5.1-1 表に示す点検周期は、第 2 表に示すように機能や設置環境の類似した既設類似機器を踏襲して決定する。また、点検周期は、今後の保全活動を実施する中で適切な周期の見直しを行うこととする。

容器及び容器内部構造物に対する、アルカリ性の薬液を注入することによる腐食の影響対策としては、本装置が通常待機状態であること、及び、耐腐食にすぐれたステンレス材を使用していることから、窒素封入による不活性状態を維持することにより容器内部構造物の腐食の発生を防止していることの確認を定期的に行うことで適切に維持できると考えられる。

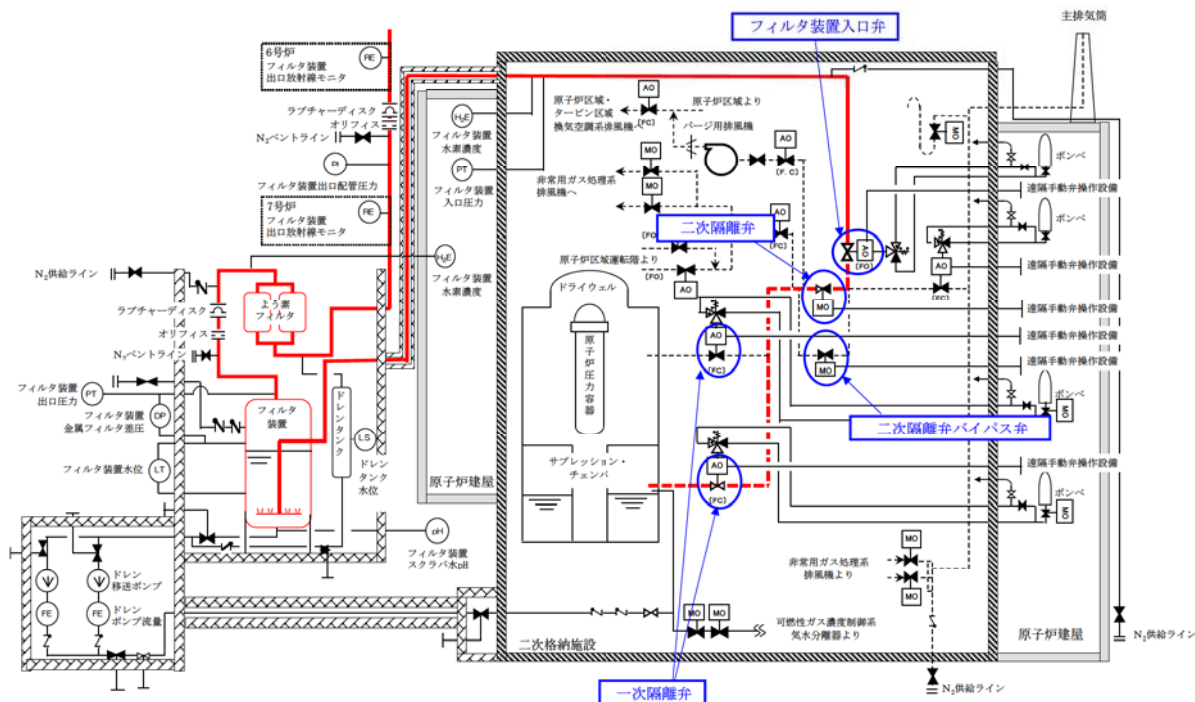
第 2 表 点検周期の決定根拠

対象機器	機能／設置環境			類似機器	点検周期	
	型式／機能	材料	内部流体		本格	簡易
容器	フィルタ等	ステンレス鋼	スクラバ水 ／窒素ガス	原子炉冷却材浄化系 ろ過脱塩器	4	—
内部構造物 ・スクラバノズル ・気泡細分化装置 ・金属フィルタ ・整流板 ・吸着塔	フィルタ等	ステンレス鋼	スクラバ水 ／窒素ガス	原子炉冷却材浄化系 ろ過脱塩器 内部構造物	4	—
よう素フィルタ銀 ゼオライト	フィルタ等	銀ゼオライト	窒素ガス	非常用ガス処理系活 性炭フィルタ	1	—
ドレン移送ポン プ	キャンドポ ンプ	ステンレス鋼	スクラバ水	原子炉冷却材浄化系 循環ポンプ	2	1
伸縮継手	変位吸収 機構	ステンレス鋼	窒素ガス	原子炉格納容器ダイヤ フラムフロアシールベ ロー	1	—
オリフィス	配管類	ステンレス鋼	窒素ガス	不活性ガス系配管	10	1
ラプチャーディ スク	弁類	ステンレス鋼	窒素ガス/ 外気	不活性系圧力開放板	2	1
配管	配管類	炭素鋼	窒素ガス	不活性ガス系配管	10	1
		ステンレス鋼	スクラバ水 ／窒素ガス	気体廃棄物処理系 配管	10	1
弁	弁類	炭素鋼	窒素ガス	不活性ガス系弁類	10	1
		ステンレス鋼	スクラバ水 ／窒素ガス	気体廃棄物処理系 配管	10	1

※点検周期の単位はサイクル

別紙 10 弁の操作方法について

格納容器圧力逃がし装置の一次隔離弁，フィルタ装置入口弁は空気駆動弁（以下，「AO 弁」）である。また，二次隔離弁及び二次隔離弁バイパス弁は電動駆動弁（以下，「MO 弁」）となっている。これらの弁は重大事故等時を考慮し，電源喪失時においても操作が可能な構成としている。電源喪失時の操作方は第 1 表の通りである。



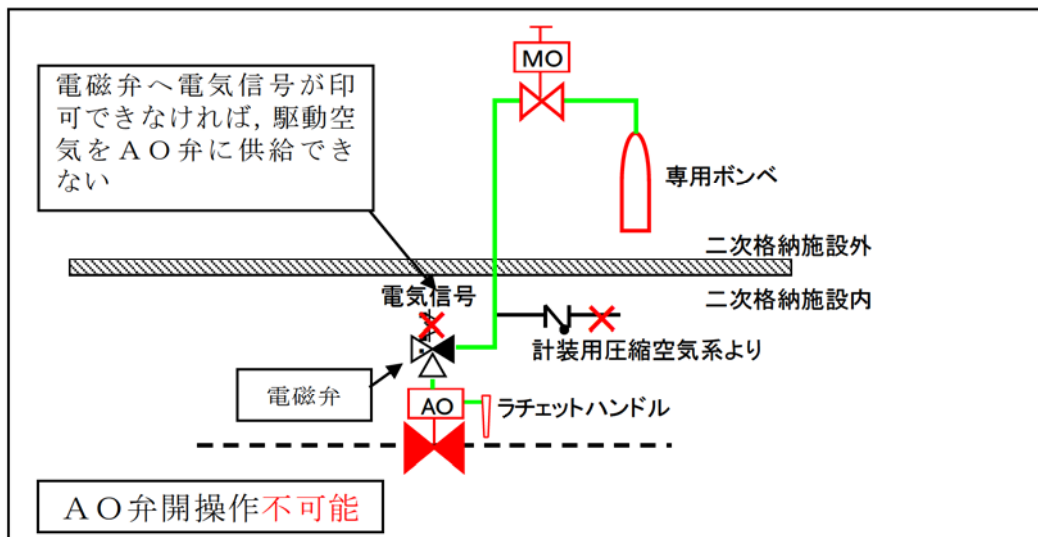
第 1 図 格納容器圧力逃がし装置系統概要図

第 1 表 弁の操作方法

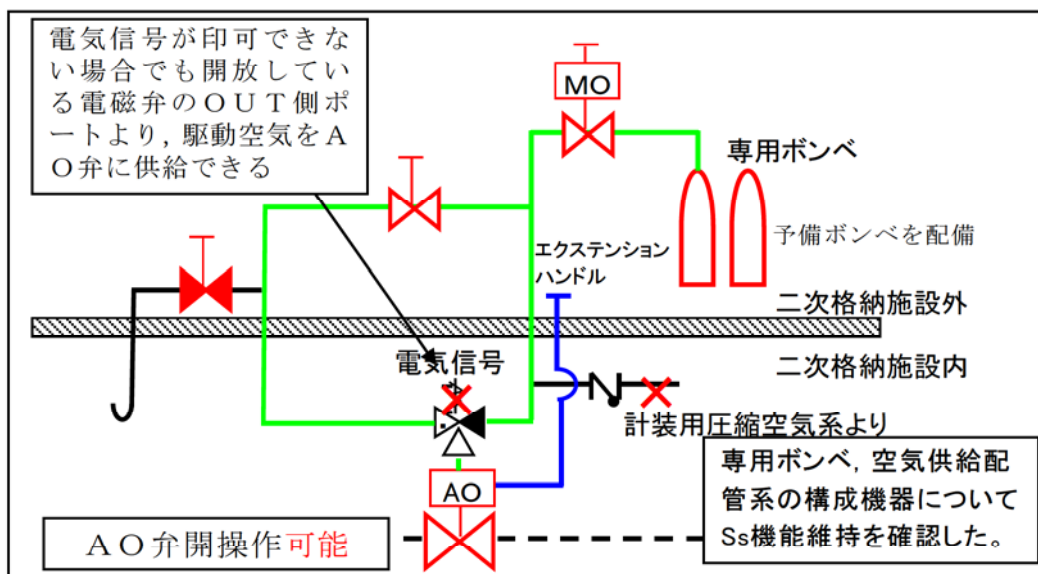
駆動方式	操作対象弁	電源喪失時の操作方法	操作場所
AO	<ul style="list-style-type: none"> ■一次隔離弁 (サブプレッション・チェンバ側) ■フィルタ装置入口弁 ■一次隔離弁 (ドライウエル側) 	遠隔手動弁操作設備による遠隔操作	二次格納施設外
		専用ポンベからの駆動空気供給による遠隔操作	二次格納施設外
MO	<ul style="list-style-type: none"> ■二次隔離弁 ■二次隔離弁バイパス弁 	遠隔手動弁操作設備による遠隔操作	二次格納施設外

MO弁ならびにAO弁については、遠隔手動弁操作設備により二次格納施設外から人力のみによる操作を行うことができる。

さらにAO弁については、駆動用の空気供給配管系の構成を変更し、電源喪失時においても二次格納施設外から操作可能な構成としている。変更前の構成図を第2図、変更後の構成図を第3図に示す。



第2図 AO弁 空気供給配管構成図（変更前）



第3図 AO弁 空気供給配管構成図（変更後）

第2図に示す通り、空気供給配管系の変更前の構成では、電磁弁に電気信号を印可できなければ、駆動空気をAO弁に供給することができない。そのため、電源喪失時には、駆動空気によりAO弁を操作することができない。

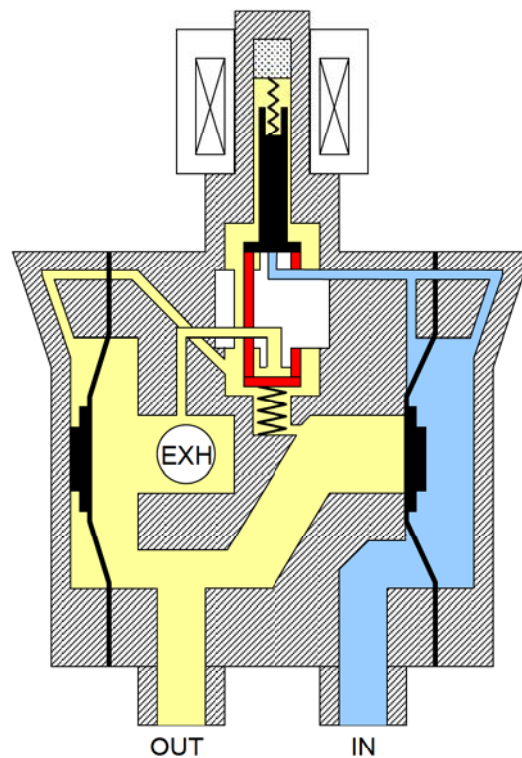
一方、第3図に示す通り、空気供給配管系の変更後の構成では、電磁弁に電気信号を印可できない場合においても開放している電磁弁のOUT側ポートより、駆動空気をAO弁に供給することができる。そのため、電源喪失時においても、駆動

空気により A0 弁を操作することができる。また、空気供給配管系に設置している弁は、全て二次格納施設外にて操作が可能である。よって、この空気供給配管系の変更により、電源喪失時において二次格納施設外より、A0 弁を操作することが可能となる。

以下に、電磁弁内の動作のメカニズムについて詳細に記載する。

(1) 電磁弁待機時（無励磁）の状態

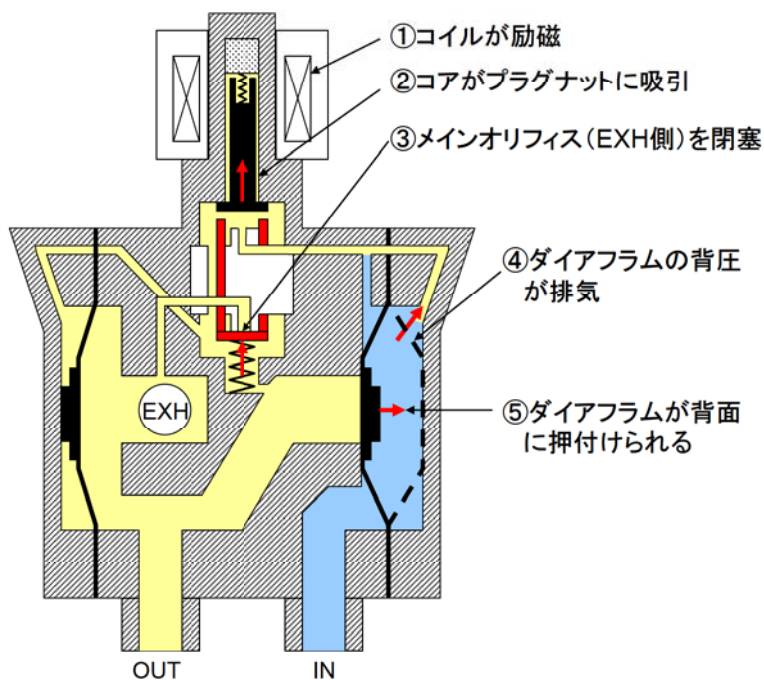
A0 弁用の電磁弁は、電気信号を印加していない状態（無励磁状態）では以下の第 4 図のような状態である。「IN 側」には計装用圧縮空気系、「OUT 側」は A0 弁の駆動部に接続されており、「EXH 側」は大気開放となっている。



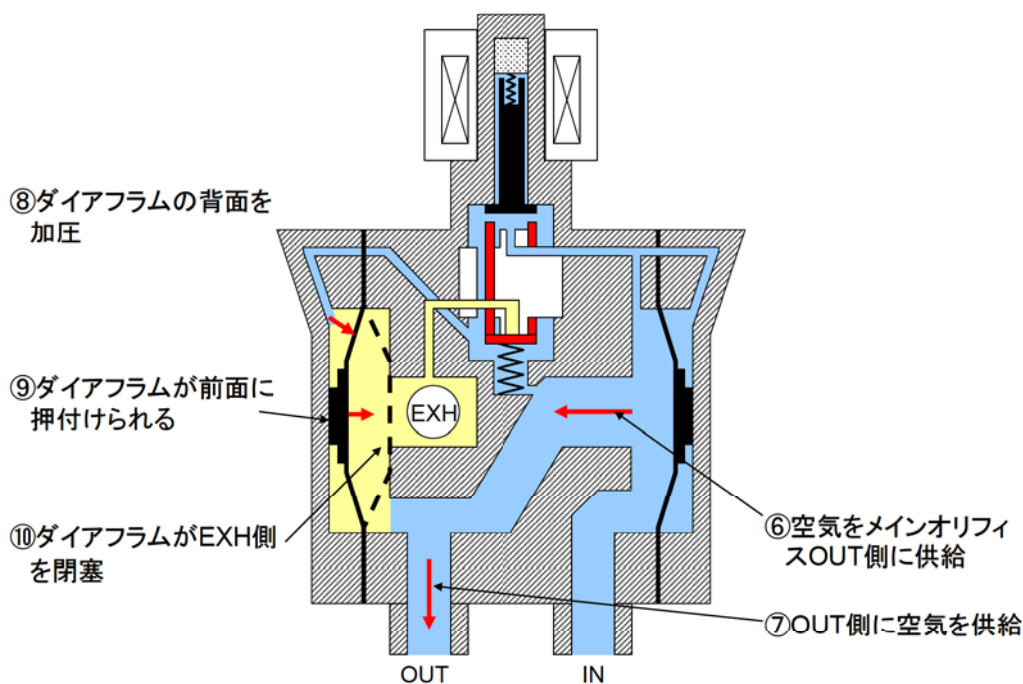
第 4 図 電磁弁（待機時）の概要図

(2) 電磁弁動作時（励磁）の状態

A0 弁用の電磁弁は、電気信号を印加した状態（励磁状態）となると第 5 図及び第 6 図のようなメカニズムにより、IN 側の計装用圧縮空気系の空気を OUT 側の A0 弁の駆動部に供給する。



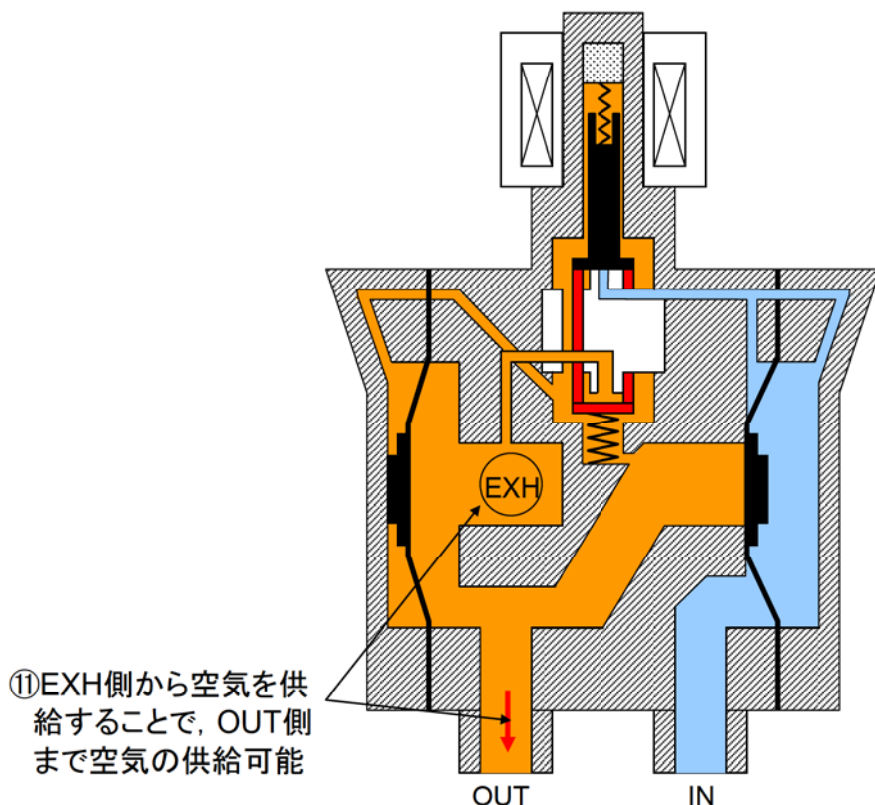
第 5 図 励磁時直後の動作概要図



第 6 図 ダイヤフラム動作～EXH 閉塞までの動作概要図

(3) 専用ポンベの空気を EXH 側から供給する場合

A0 弁用の電磁弁は、専用ポンベの空気を EXH 側から供給する場合は、第 7 図のようになる。専用ポンベの空気は IN 側にも供給されているため、右側のダイヤフラムは左右で圧力がバランスし、EXH 側の空気は OUT 側の A0 弁本体の駆動部へ供給される。

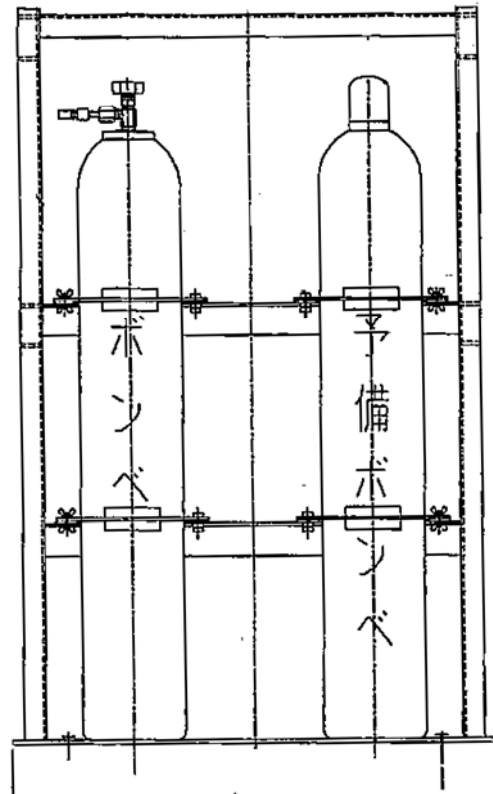


第 7 図 専用ポンベの空気を EXH 側から供給する場合の概要図

なお、専用ポンベの空気を EXH 側から供給する場合の A0 弁の開閉試験を実施し、A0 弁が確実に全開及び全閉になることを確認した。

上記(1)～(3)より専用空気ポンベの空気を電磁弁の EXH 側から供給することで、電磁弁へ悪影響を与えることなく、電源喪失時においても確実に A0 弁の駆動部へ空気を供給することが可能である。

A0 弁を二次格納施設外から遠隔操作する場合には、A0 弁の駆動源として駆動空気が必要となる。その場合における、駆動空気供給源の信頼性の向上を図るため、駆動空気は常設の専用ポンペより供給し、第 8 図に示すように、その専用ポンペの横に常設の予備ポンペを設置している。



第 8 図 A0 弁駆動ポンペラック構造図

ここで、A0 弁の専用ポンペによる遠隔操作機構と、M0 弁の遠隔手動弁操作設備による遠隔操作機構について第 2 表に示す通り比較を行った。

第 2 表 弁の遠隔操作機構の比較

項目	専用ポンペを用いた A0 弁の遠隔操作	遠隔手動弁操作設備を用いた M0 弁の遠隔操作
操作に必要な 駆動源	常設専用ポンペの空気圧力	人力
弁操作時間	約 2 分	約 20 分
作業負荷	空気供給弁と排気弁の操作。これらの弁は 25A 以下の小口径の弁であるため操作は容易。	操作トルク：約 30～40Nm* 全開→全閉回転数：約 1500 回転
必要操作人員	1 名	2 名
信頼性	故障確率 8.3×10^{-8}	故障確率 3.4×10^{-8}

※ 電動駆動弁を人力操作する場合の操作トルクについては、弁体の前後配管に最高使用温度である 200℃、最高使用圧力である 2Pd の差圧が負荷された状態を考慮している。

M0 弁の遠隔操作機構には、取り回しの容易なフレキシブルジョイントを用いる構成を仮定した。フレキシブルジョイントには駆動ロスがあり、駆動ロスの分、操作には大きなトルクが必要となることから、減速機を用いて操作トルクを低減する構造となっている場合が多い。一方、駆動ロスにはフレキシブルジョイントの敷設長さや敷設時の曲げ箇所の数、曲げ箇所の曲率半径により決まることから、敷設ルートが決まらなければ駆動ロスは求められない。そこで、今回は駆動ロスを仮定し、減速比 5 の減速機を設置する。(一次隔離弁はラビリンス構造の部屋に設置されており、必ず曲げ箇所を設置する必要があるため、駆動ロスは大きくなると考えられる。)

A0 弁については空気供給弁と排気弁の操作のみであり、これらは 25A 以下の小口径の弁かつ一箇所に集中して設置されていることから、1 名約 2 分で操作可能である。

一方、M0 弁については、減速機を設置により必要回転数が 5 倍となることから、減速機が無ければ約 4 分の作業であるが、5 倍の約 20 分かかると想定し、これまでの訓練の実績を踏まえ、操作には最低 2 名は必要と考えられる。

これらの条件のもと評価した、遠隔操作機構の信頼性は、A0 弁、M0 弁ともに 10^{-8} [/h] オーダーであり、非常用の電動ポンプの故障率が 1.3×10^{-7} [/h] よりも小さく、代替機器としてはいずれの機構も十分な信頼性を有している。

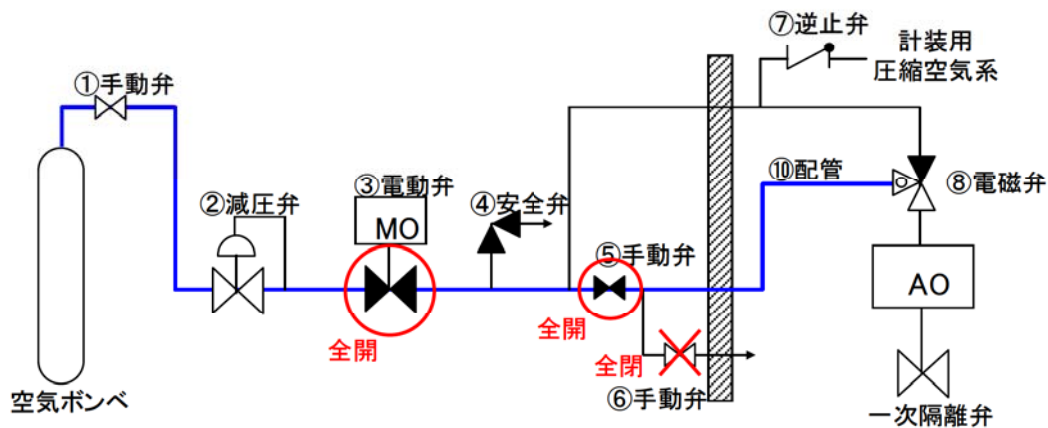
遠隔操作機構の信頼性については、以下の通り算定している。

【信頼性の算定】

各機器の故障率を、有限責任中間法人 日本原子力技術協会（現 原子力安全推進協会）が 2009 年にとりまとめた「故障件数の不確実さを考慮した国内一般機器故障率の推定」における国内一般故障率（21 ヶ年データ）時間故障率（平均値）から想定すると、以下の通りとなる。

(1) 専用ポンペを用いた遠隔操作

専用ポンペを用いた操作について、系統概要図を第 9 図に、故障率を第 3 表に示す。第 3 表の故障率から系統全体の故障率を算出すると「 8.3×10^{-8} [h]」となる。



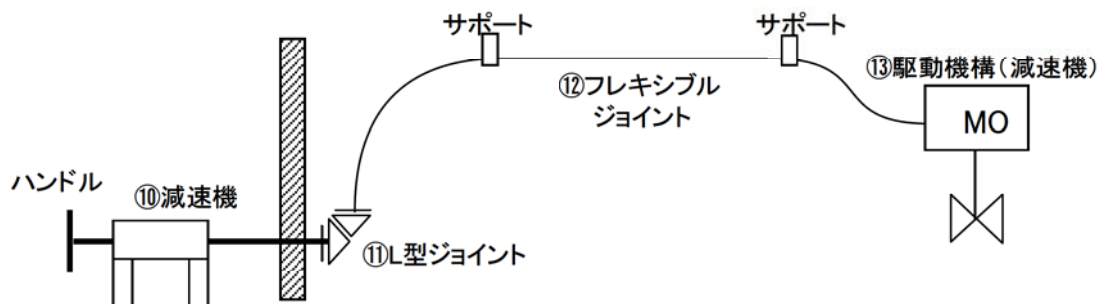
第 9 図 専用ポンペを用いた操作の系統概要図

第 3 表 専用ポンペを用いた操作の故障率

No.	機器名称	想定故障モード	想定機器と故障モード	故障率 [h]
①	手動弁	外部リーク	手動弁（外部リーク）	1.7×10^{-9}
②	減圧弁	減圧	安全弁（開閉失敗）	1.4×10^{-8}
③	電動弁（純水）	閉固着	手動弁（開閉失敗）	8.3×10^{-9}
		外部リーク	電動弁（外部リーク）	2.5×10^{-9}
④	安全弁	内部リーク	安全弁（内部リーク）	2.2×10^{-8}
⑤	手動弁	閉固着	手動弁（開閉失敗）	8.3×10^{-9}
		外部リーク	手動弁（外部リーク）	1.7×10^{-9}
⑥	手動弁	開固着	手動弁（開閉失敗）	8.3×10^{-9}
		内部リーク	手動弁（内部リーク）	3.7×10^{-9}
⑦	逆止弁	内部リーク	逆止弁（内部リーク）	7.1×10^{-9}
⑧	電磁弁	外部リーク	電磁弁（外部リーク）	4.0×10^{-9}
⑨	配管	リーク	配管（リーク）	6.6×10^{-10}
当該システムの故障率				8.3×10^{-8}

(2) 遠隔手動弁操作設備を用いた遠隔操作

遠隔手動弁操作設備を用いた操作について、系統概要図を第 10 図に、故障率を第 4 表に示す。第 3 表の故障率から系統全体の故障率を算出すると「 3.4×10^{-8} [/h]」となる。



第 10 図 遠隔手動弁操作設備を用いた操作の系統概要図

第 4 表 遠隔手動弁操作設備を用いた操作の故障率

	機器名称	想定故障モード	想定機器と故障モード	故障率[/h]
⑩	減速機	動力伝達不可	手動弁（開閉失敗）	8.3×10^{-9}
⑪	L型ジョイント	動力伝達不可	手動弁（開閉失敗）	8.3×10^{-9}
⑫	フレキシブルジョイント	動力伝達不可	手動弁（開閉失敗）	8.3×10^{-9}
⑬	MO 弁（減速機）	動力伝達不可	手動弁（開閉失敗）	8.3×10^{-9}
当該システムの故障率				3.4×10^{-8}

以上より、操作の実現性や機構の信頼性を考慮すると、A0 弁、MO 弁いずれも成立性があると考えられる。

第 1 図の構造図に記載の通り、一次隔離弁については不活性ガス系の弁と共用しており、当該弁は通常運転時も操作を実施する弁である。一方、原子炉格納容器隔離機能に着目すると、原子炉格納容器隔離信号発生時には、当該弁については確実に閉鎖する必要がある。そのため、電源喪失時に確実に FC となる A0 弁の方が、FAI となる MO 弁よりも適していると考えられる。

また、福島第一原子力発電所の事故では、空気駆動のベント弁の開操作が困難を極めたことから、「専用ポンベからの駆動空気供給による遠隔操作」においては、福島第一原子力発電所事故時の問題を考慮し、以下の第5表の対策を施している。

第5表 福島第一原子力発電所事故時の問題点と
格納容器圧力逃がし装置における対策

比較項目	1F での問題点	KK 格納容器圧力逃がし装置での対応策
放射線量	<ul style="list-style-type: none"> ・ A0 弁操作のために現場に向かうも現場の放射線量が強く 10 分で引き返した。(1 号機) 	放射線量率の低い二次格納施設外にて操作が可能
電磁弁 (電源)	<ul style="list-style-type: none"> ・ 電磁弁が地絡や他号機の爆発の影響により操作不能であった。(2 号機) ・ 仮設で用意した小型発電機が故障した。(3 号機) 	電磁弁の排気ポートから空気を供給することで、強制的にベント弁の開操作を行うことができる。
作動空気	<ul style="list-style-type: none"> ・ IA 喪失により仮設コンプレッサーを用意したが、別途接続治具が必要であった。(1 号機) ・ 駆動用空気の残圧不足により、ベント弁の開状態の維持が困難であった。(2, 3 号機) 	専用の駆動用空気ポンベを現場に常設する。

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。

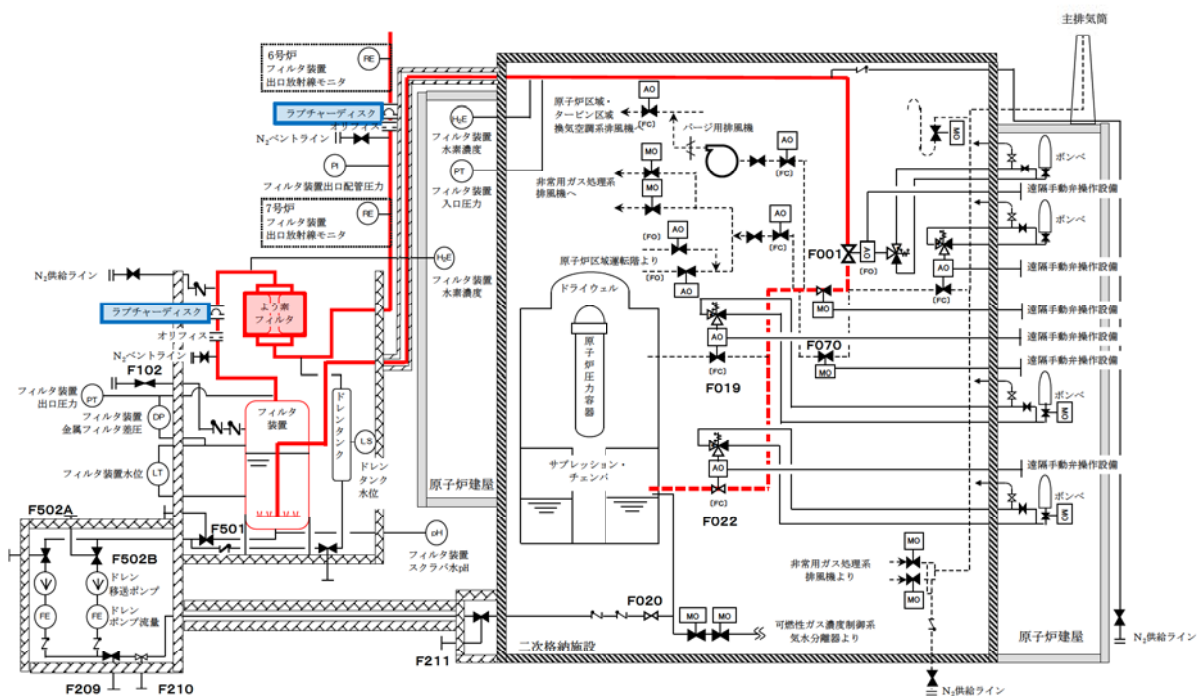
2. 銀ゼオライト

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

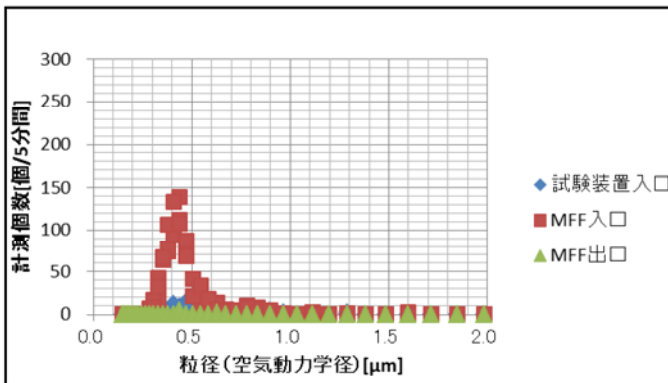
項目	条件
試験装置	・4m 高さ試験装置
試験ガス	・空気（エアロゾルは送気しない）
ガス流量	・超過流量相当 ・2Pd 相当流量 ・1Pd 相当流量 ・最少流量相当
粒子計測位置	・試験装置入口 ・水スクラバ通過後（金属フィルタ入口） ・金属フィルタ出口
評価方法	・水スクラバ通過後（金属フィルタ入口）及び金属フィルタ出口の空気中の粒子（液滴）を比較することで、金属フィルタの液滴除去性能を確認

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。

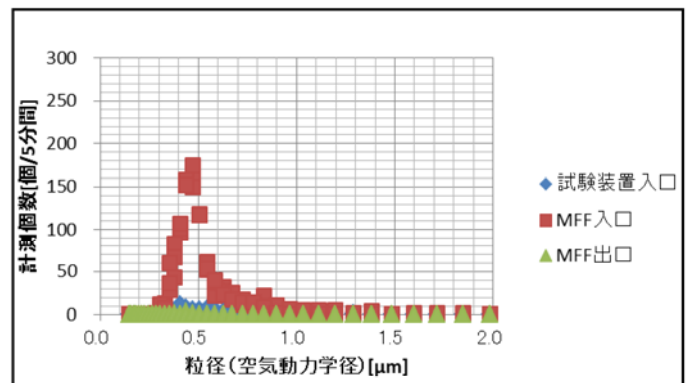


第1図 試験概要図（金属フィルタ液滴除去性能試験）

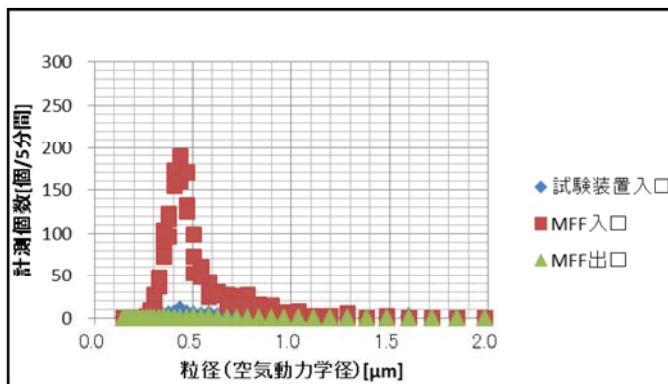
これらの試験の結果、各流量における粒子（液滴）の個数と粒径分布は以下の通りとなった。



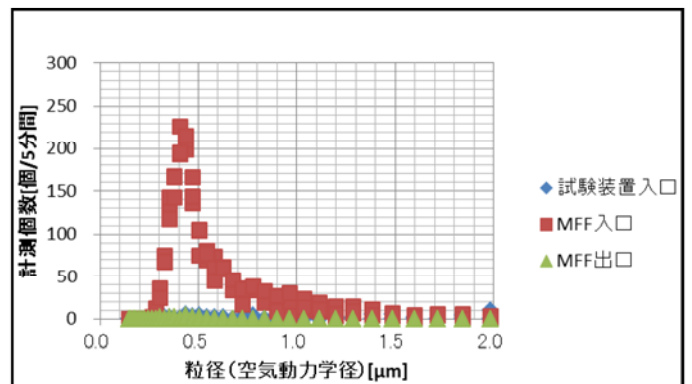
第2図 計測結果（最小流量相当）



第3図 計測結果（1Pd相当流量）



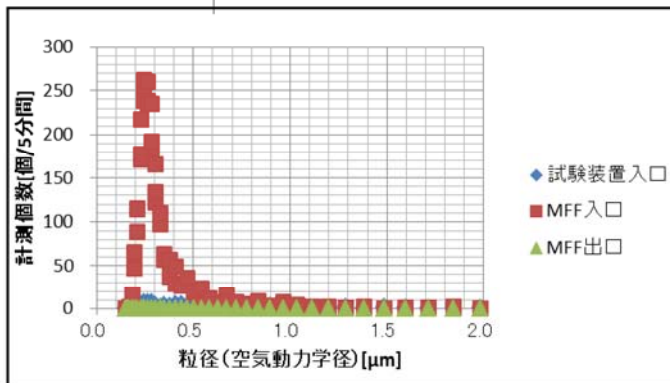
第4図 計測結果（2Pd相当流量）



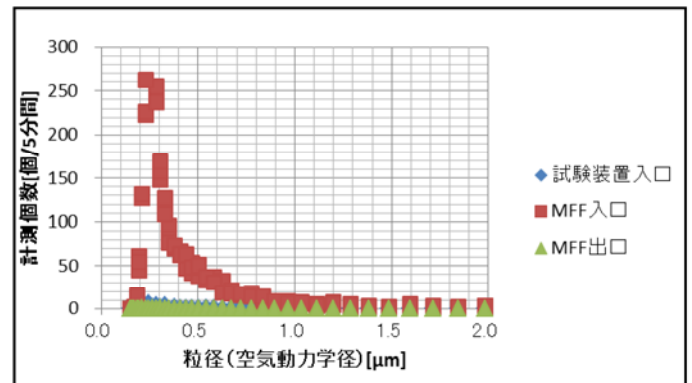
第5図 計測結果（超過流量相当）

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。

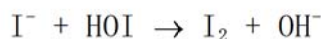
以上より、水スクラバにて捕捉された放射性物質の環境への放出は生じないと考える。

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。

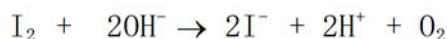
(無機よう素再浮遊試験)

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

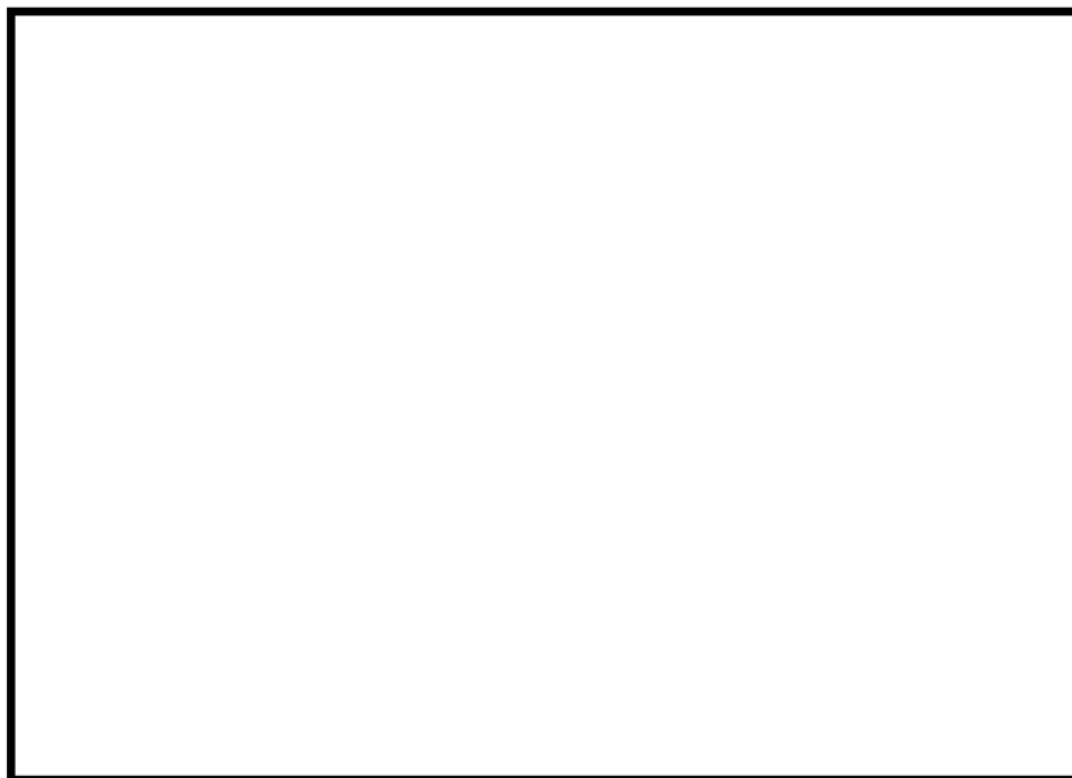


■アルカリ性環境下における反応式



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図のに示す試験装置にて、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素吸収液を通気することで、排気に含まれるよう素を回収する構成となっている。

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

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

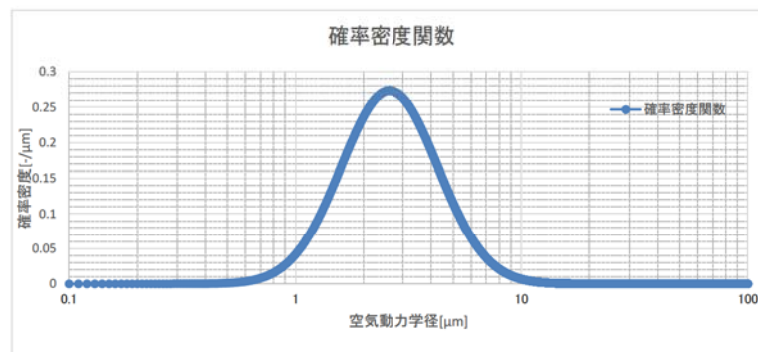
そのため、スクラバ水からのよう素イオンの浮遊を防止するため、スクラバ水はアルカリ性に保つ必要がある。

■ 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。

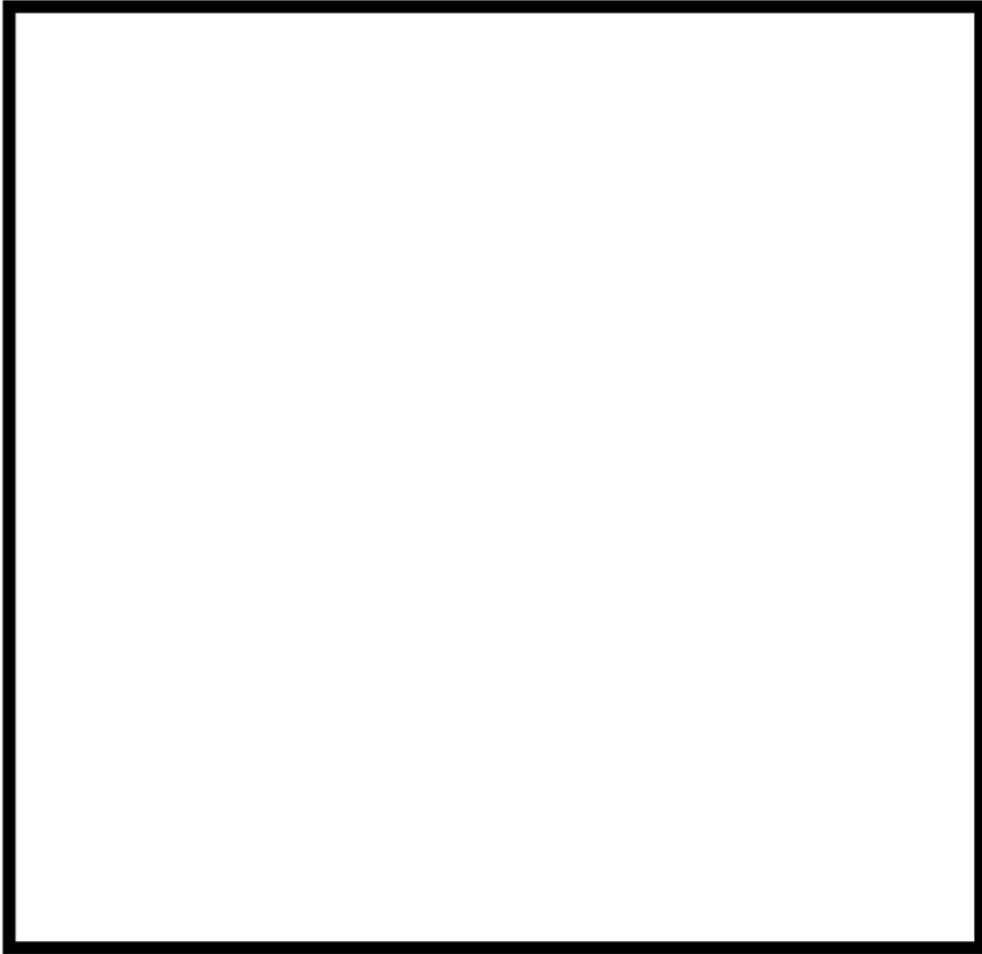
上記の通り、金属フィルタに捕捉される崩壊熱 5kW にて、まず金属フィルタ部の温熱解析を実施する。温熱解析には STAR-CCM+ (ver. 8.04.010) を用いた。なお、STAR-CCM は第 4 表に示す通り、原子力産業にも広く利用されている解析コードである。

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	照射集集体伝熱解析(高速炉「常陽」内の照射集集体伝熱分布の評価)	
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 集合体のスベアグリッド周辺評価(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	ティー	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	ティー	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	エルボ	5.25E+04	-	0	3.69	7.40	3.02	-	15	240	16.0	○
8		UボルトM16 (100A配管用)	引張方向	-	1.57E+02	-	0.00	0.00	12.55	2	7	162	23.1
9	UボルトM20 (200A配管用)	せん断方向	-	1.57E+02	-	0.19	1.55	21.41	2	12	93	7.7	○
10		引張方向	-	2.45E+02	-	0.00	0.00	100.04	1	101	162	1.6	○
11	(200A配管用)	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/presentation/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

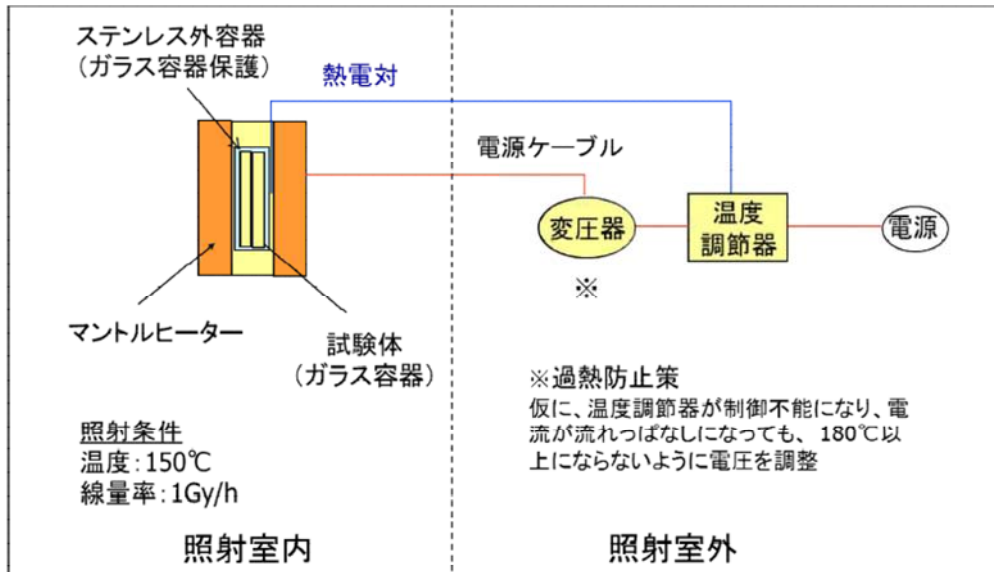
項目	条件
対象プラント	・ ABWR
事故シナリオ	・ シナリオレス (原子炉圧力容器から原子炉格納容器内に CsI が 100% 放出すると想定)
原子炉格納容器 pH 制御	・ 原子炉格納容器の pH 制御は無し
ベントタイミング	・ 出力停止後 1 時間後 (線量を保守的に算定するための仮定)
対象線源	・ よう素フィルタに蓄積したよう素 (有機よう素, 無機よう素) 及びよう素が崩壊して生成したキセノン。放射線としてはガンマ線及びベータ線を考慮
原子炉格納容器外への放出割合	・ 有機よう素=0.04, 無機よう素=0.91×1/200 (原子炉格納容器内での自然沈着)
フィルタ装置の 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。

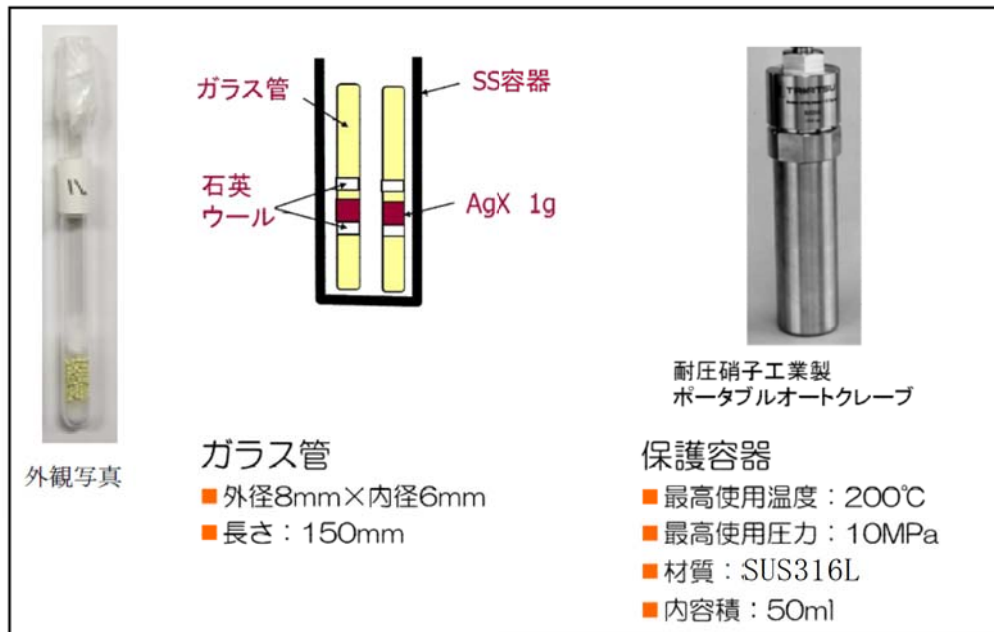
上記の評価結果を踏まえ、第2表の条件にて銀ゼオライトの放射線照射試験を実施した。また、試験設備の概略構成図を第1図に示す。

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。

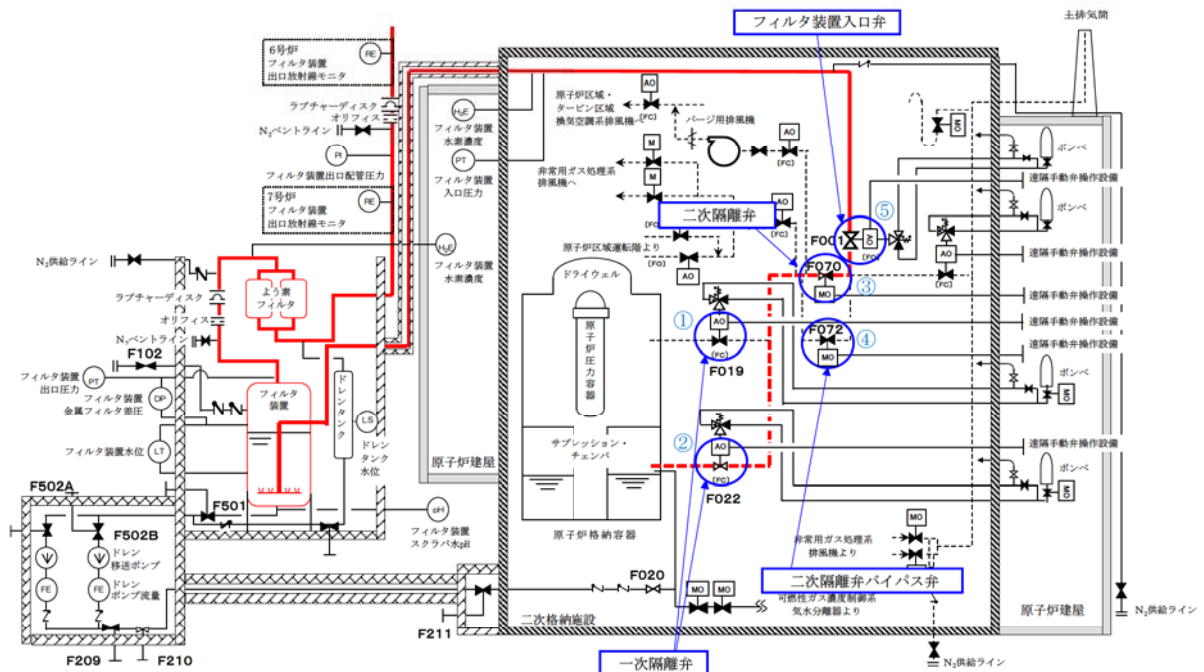


第4図 累積放射線量とよう素・銀濃度比の関係

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

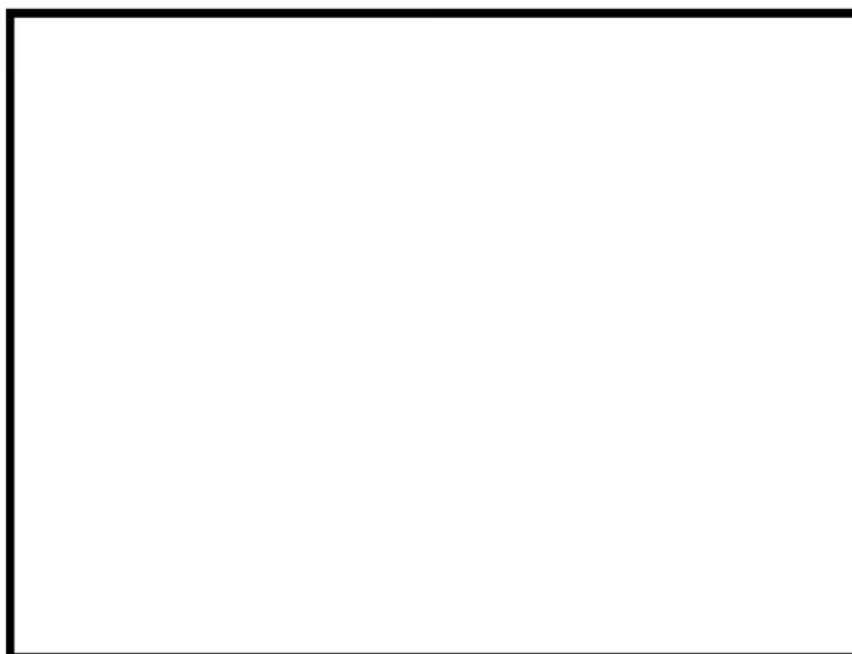
第1表 格納容器圧力逃がし装置 弁選定理由

No.	弁名称	駆動方式 弁の状態		選定理由
① ②	一次隔離弁 (ドライウェル側, 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。

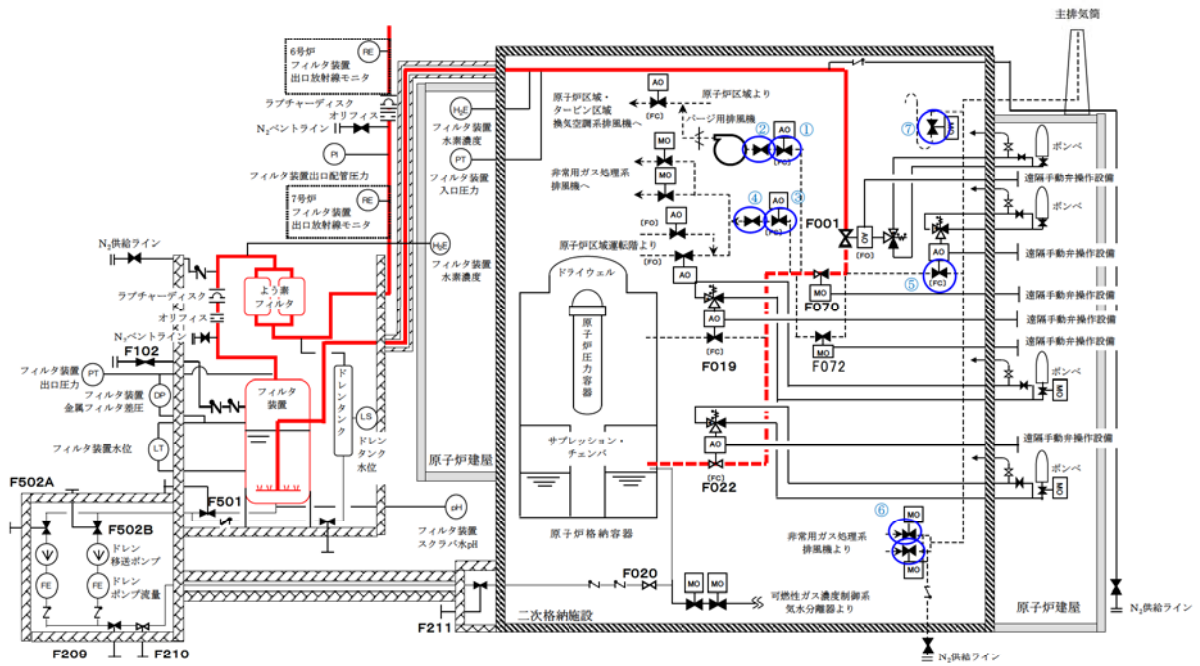
第 1 表 格納容器圧力逃がし装置に接続している他の系統の隔離弁

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

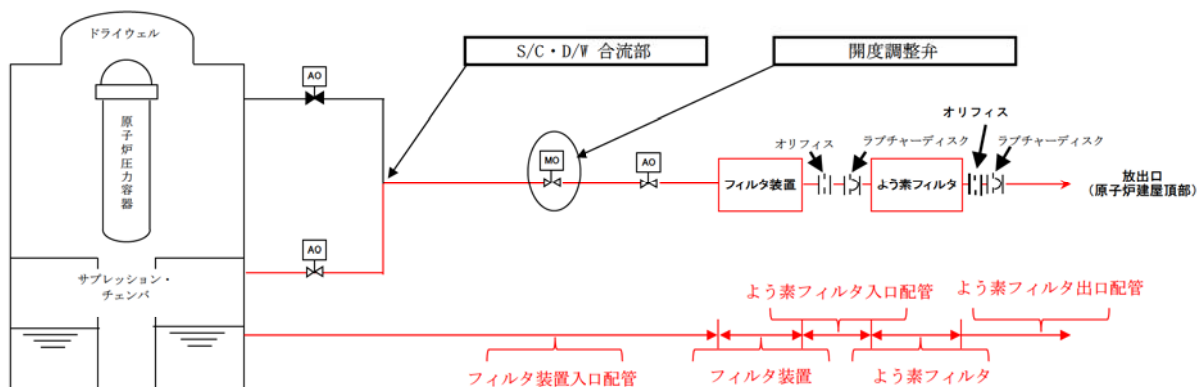
1 原子炉格納容器圧力毎の圧力損失

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よう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）

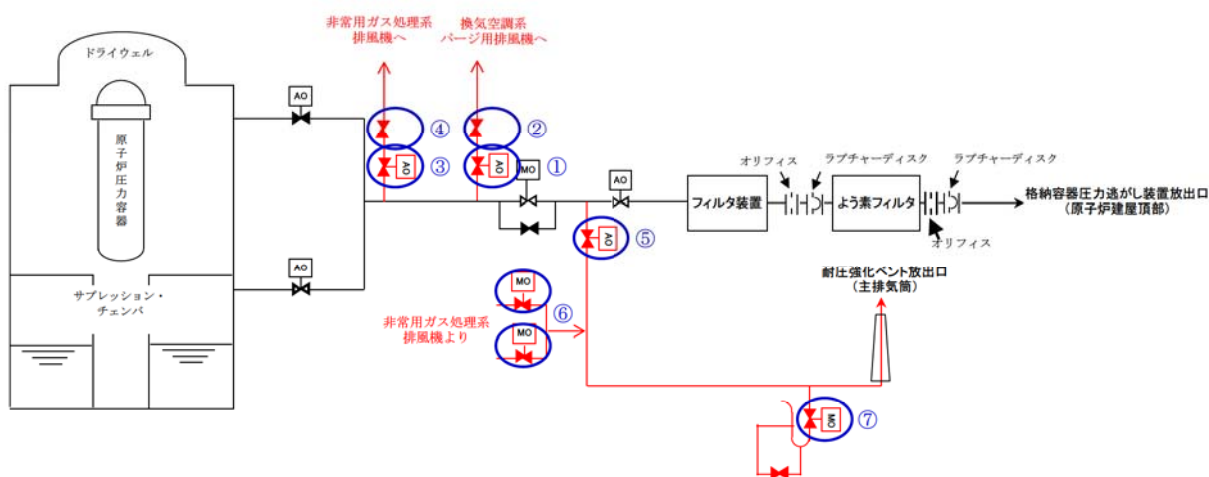
系統設計としては、これを満足するよう、配管ルート、配管口径、オリフィス径等の設定をしている。

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

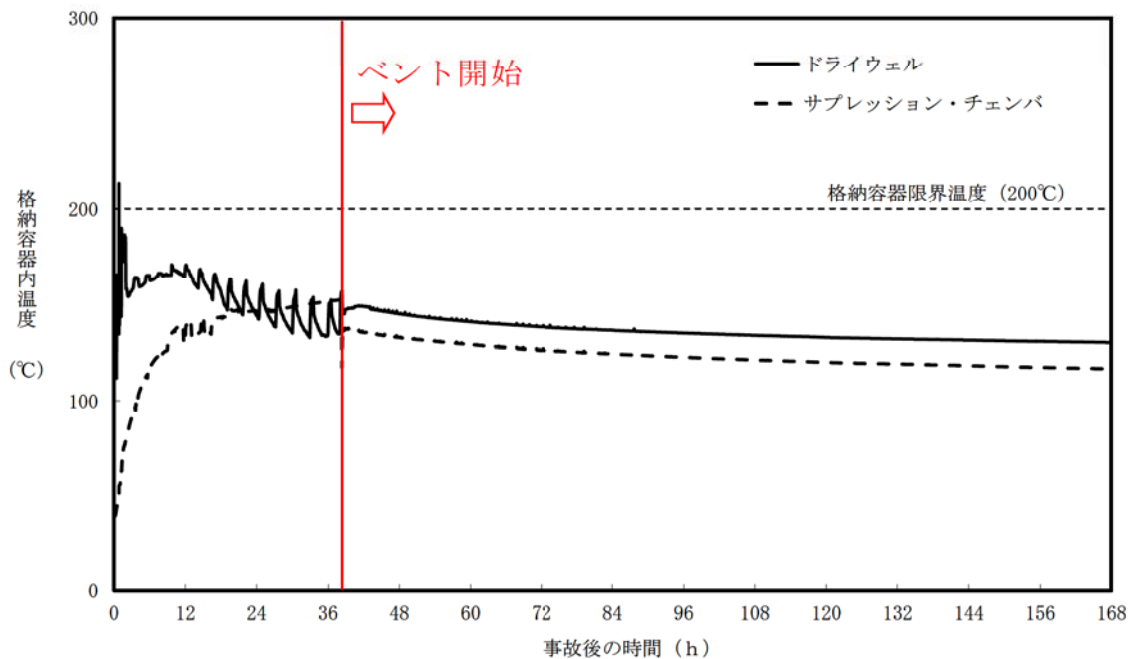
2 格納容器圧力逃がし装置運用時に他系統隔離弁が受ける負荷

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。

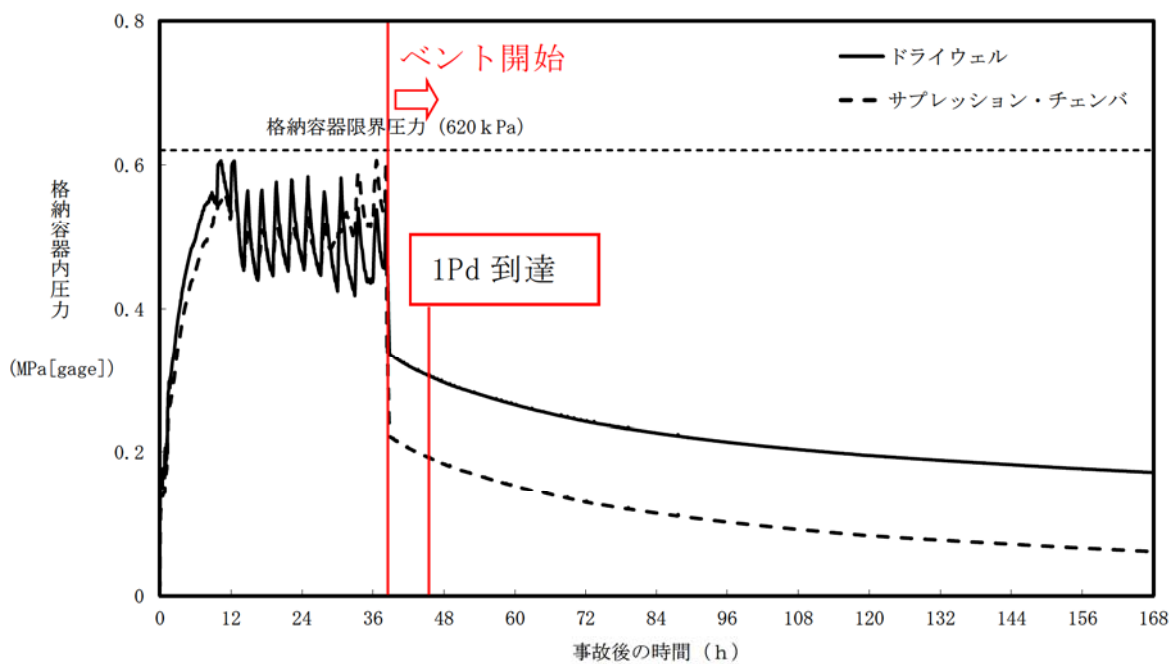
ここで、格納容器圧力逃がし装置と他系統を隔離している弁の部分におけるベントガスの温度・圧力は、原子炉格納容器から当該弁までの配管部におけるエネルギー損失により、原子炉格納容器の温度・圧力よりも小さな値となる。大LOCA+SBO+全ECCS機能喪失シナリオにおける原子炉格納容器の温度・圧力の推移は第2、3図の通りとなる。

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

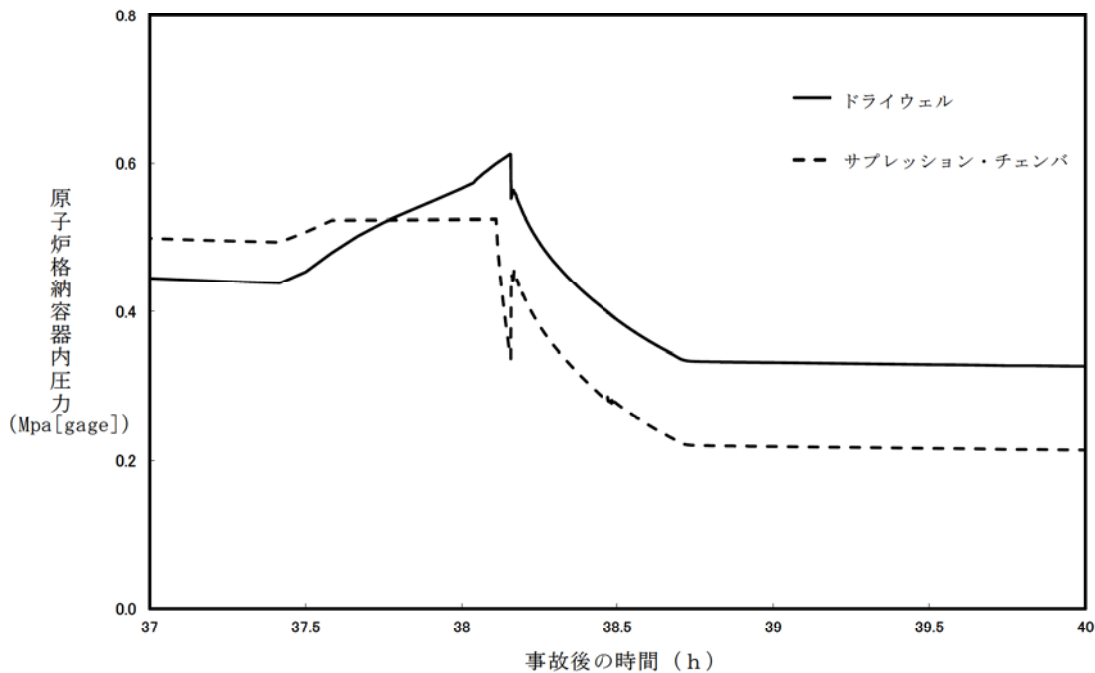
の設計圧力の2倍となるが、ベント開始後は即座に圧力が低下している。そのため、格納容器圧力逃がし装置と他システムを隔離している弁が晒される圧力もPCVの設計圧力の2倍以下となる。



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。

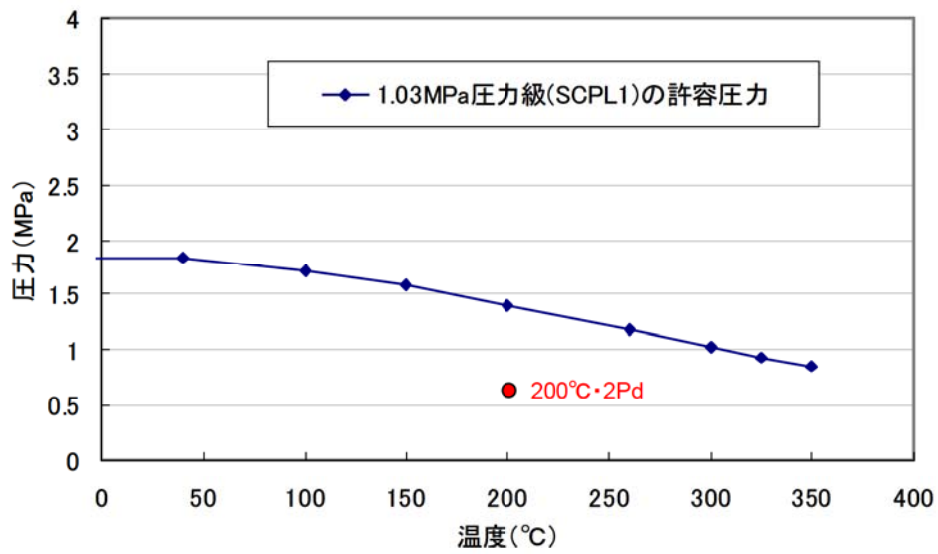
格納容器圧力逃がし装置と他系統を隔離する弁の駆動方式、状態、圧力クラス、採用理由について第1表にまとめる。第1表に記載の通り、格納容器圧力逃がし装置から他系統を隔離する1つ目の弁（一次隔離弁）については、事故時に確実に「閉」動作するよう、FCの空気駆動弁を採用している。

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。

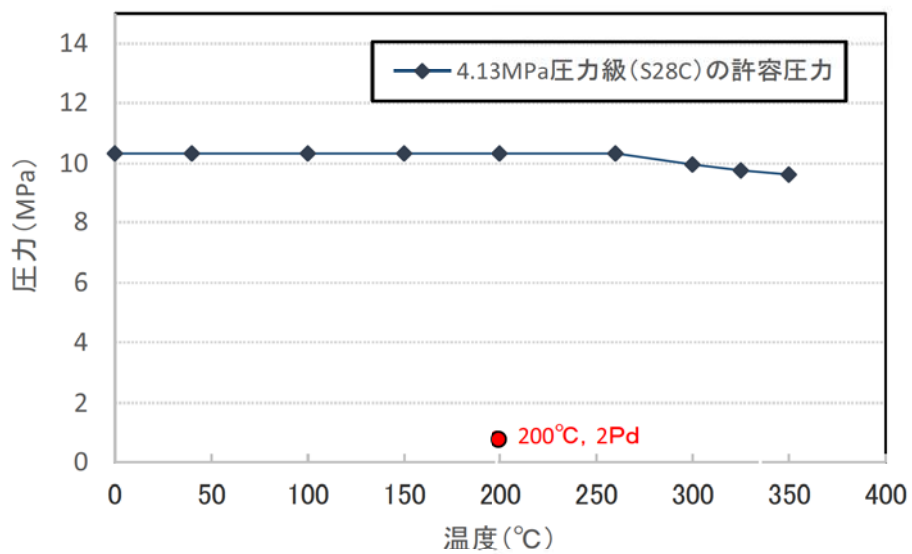
以上より、格納容器圧力逃がし装置と他系統を隔離する弁は、晒される環境条件に対して、隔離機能を有すると考える。

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	<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、通常時「閉」の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	150	手動 駆動	NC	150	<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、通常時「閉」の手動駆動弁を新設する。
耐圧強化 ベント系 ⑤⑥⑦	空気 駆動	NC FC	150	電動 駆動	NC	150	<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	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。

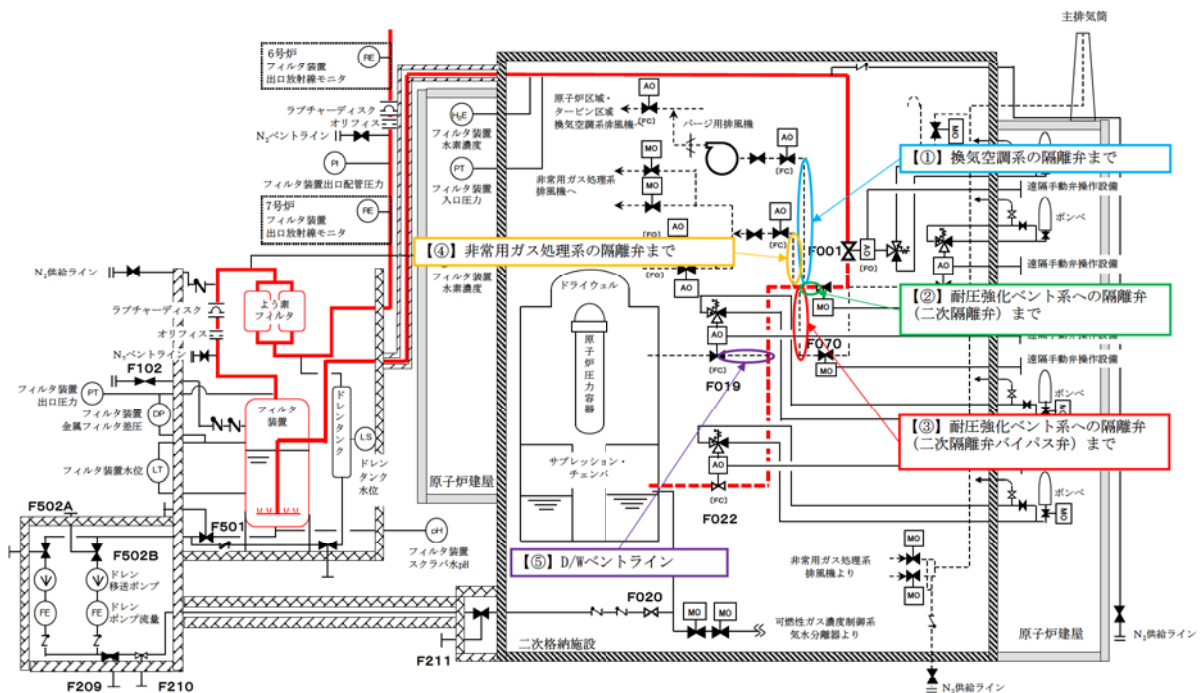
一方、6号炉及び7号炉の非常用ガス処理系の隔離弁までの配管、及び7号炉の耐圧強化ベント系への二次隔離弁までの配管については、水平及び上向きで分岐する組合せ枝管であり閉止端までの長さが長いため、水素が滞留する可能性がある。そのため、ベント時に水素を連続してベントの主ラインに排出させるベントラインを設置し、水素が蓄積することのない設計とする。

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。

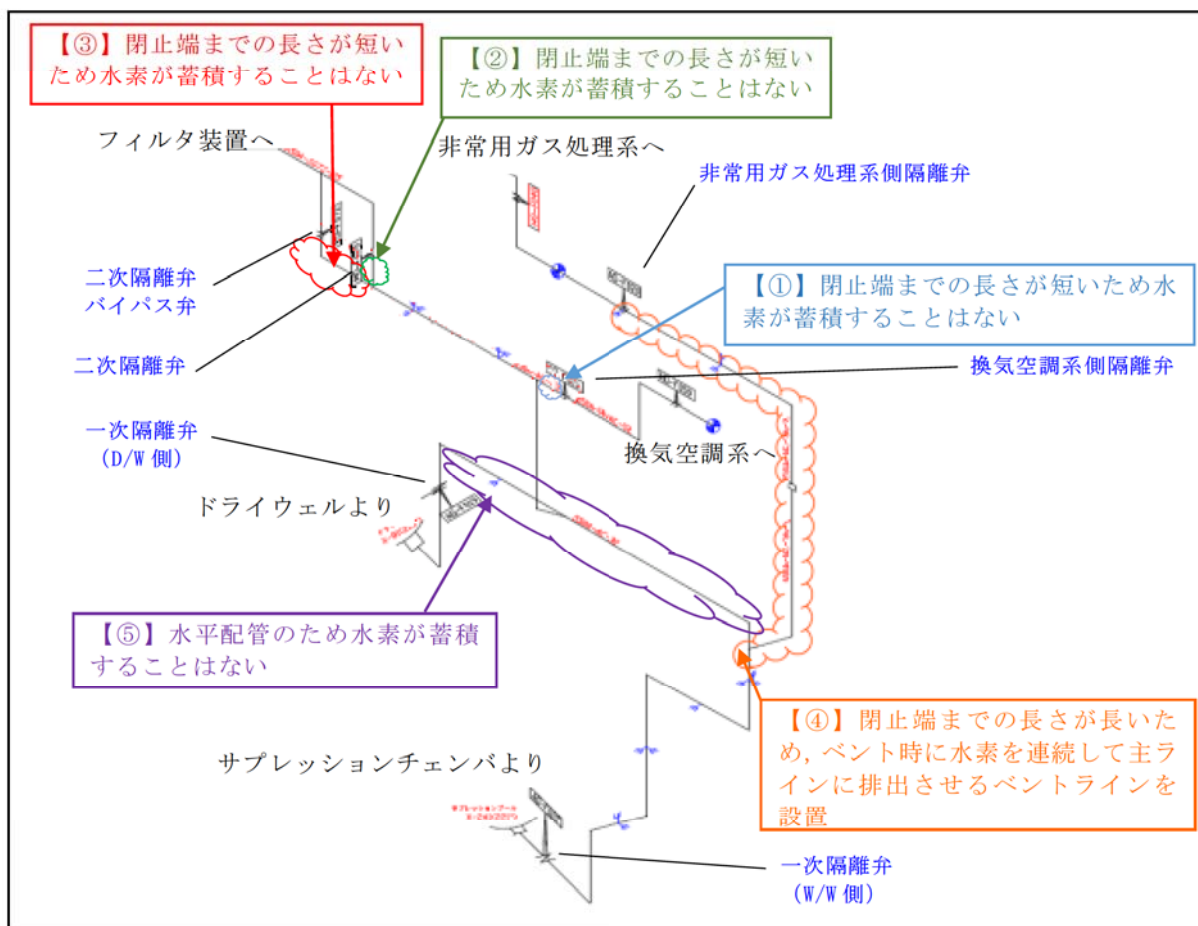
上記を踏まえて、水素滞留防止のために設置するベントラインの設置箇所を第10図～第12図に示す。

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

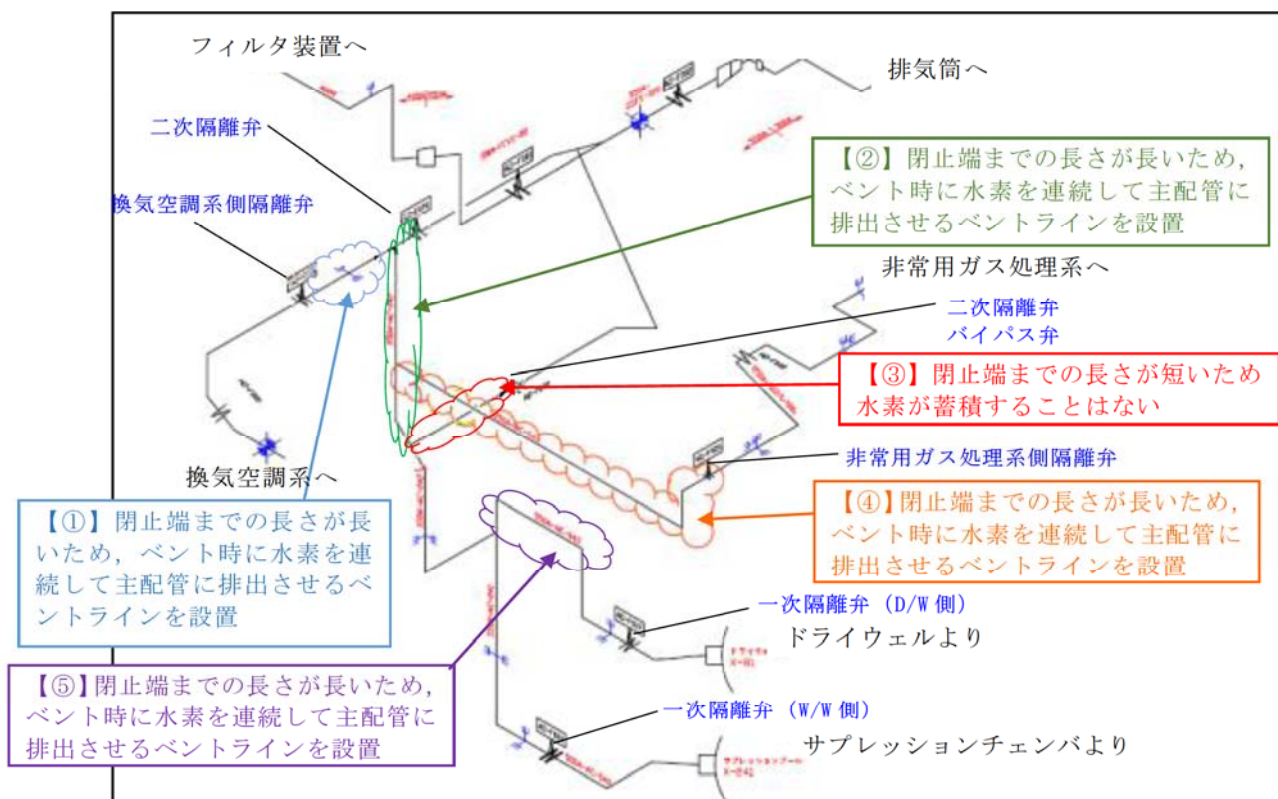
号炉	No	系統	配管口径	配管長 (m)	容積 (m ³)	対応方針
6	①	換気空調系	550A	0.7	0.2	対策不要
	②	耐圧強化ベント系 (二次隔離弁)	550A	0.7	0.2	対策不要
	③	耐圧強化ベント系 (二次隔離弁バイパス弁)	550A	2.6	0.6	対策不要
	④	非常用ガス処理系	400A 250A	2.0 11.7	0.9	ベントライン設置
7	①	換気空調系	550A	1.3	0.3	ベントライン設置
	②	耐圧強化ベント系 (二次隔離弁)	550A	4.5	1.1	ベントライン設置
	③	耐圧強化ベント系 (二次隔離弁バイパス弁)	550A	1.1	0.3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



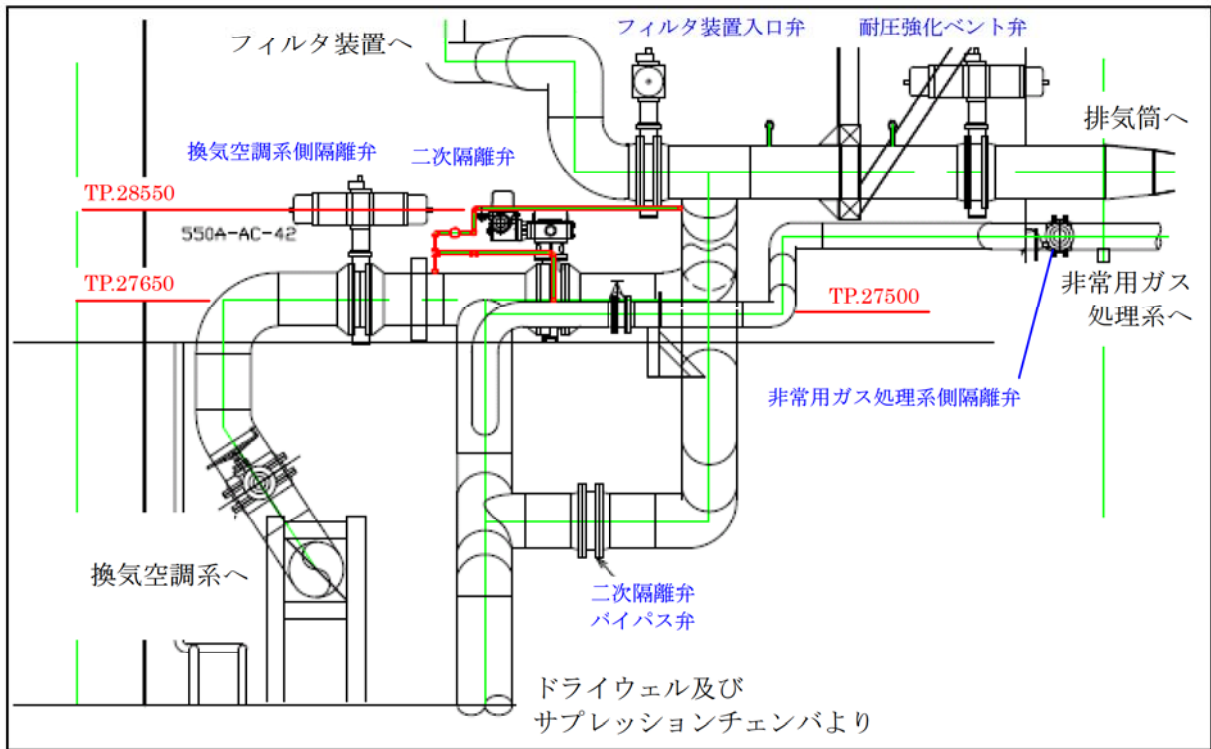
第7図 主ラインから他系統と隔離する弁までの配管系統図



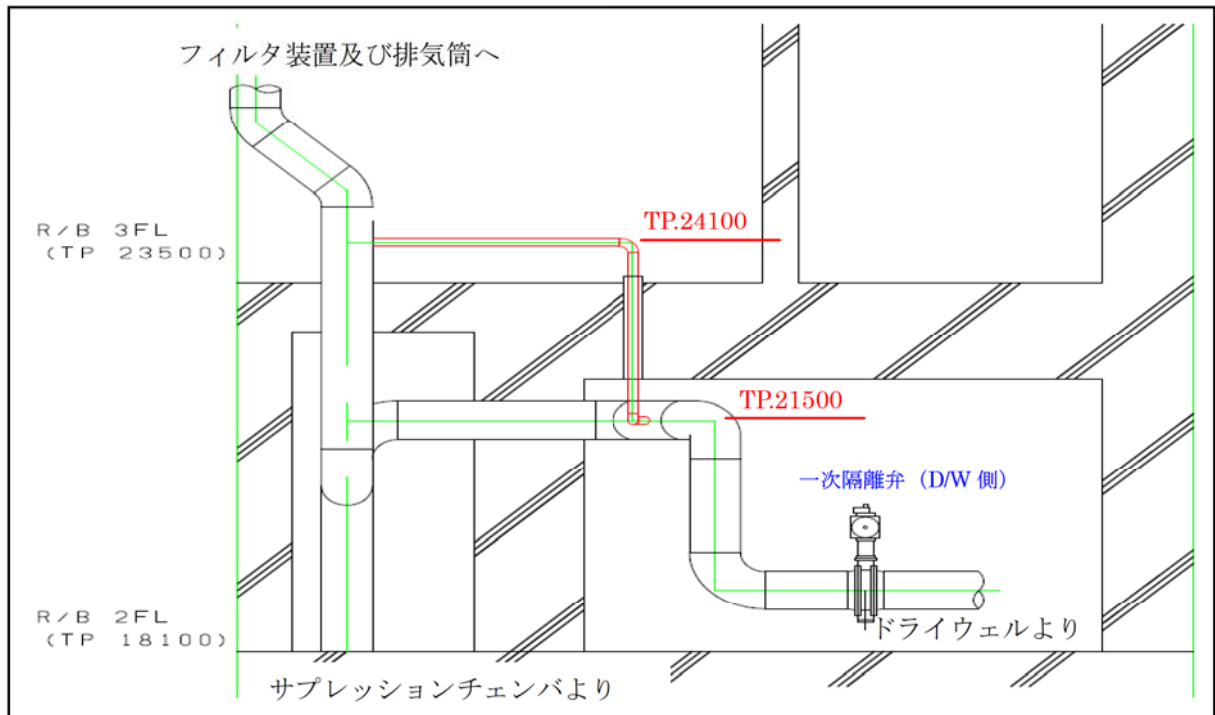
第 8 図 主ラインから他系統と隔離する弁までの配管鳥瞰図 (6号炉)



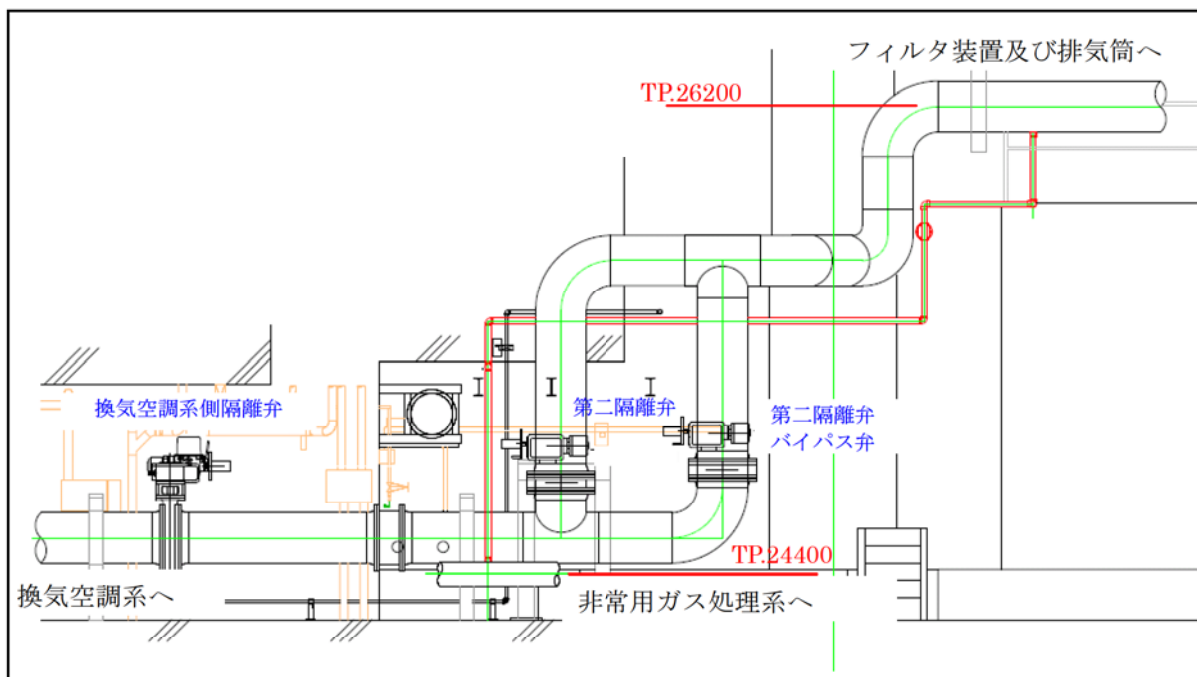
第 9 図 主ラインから他系統と隔離する弁までの配管鳥瞰図 (7号炉)



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)



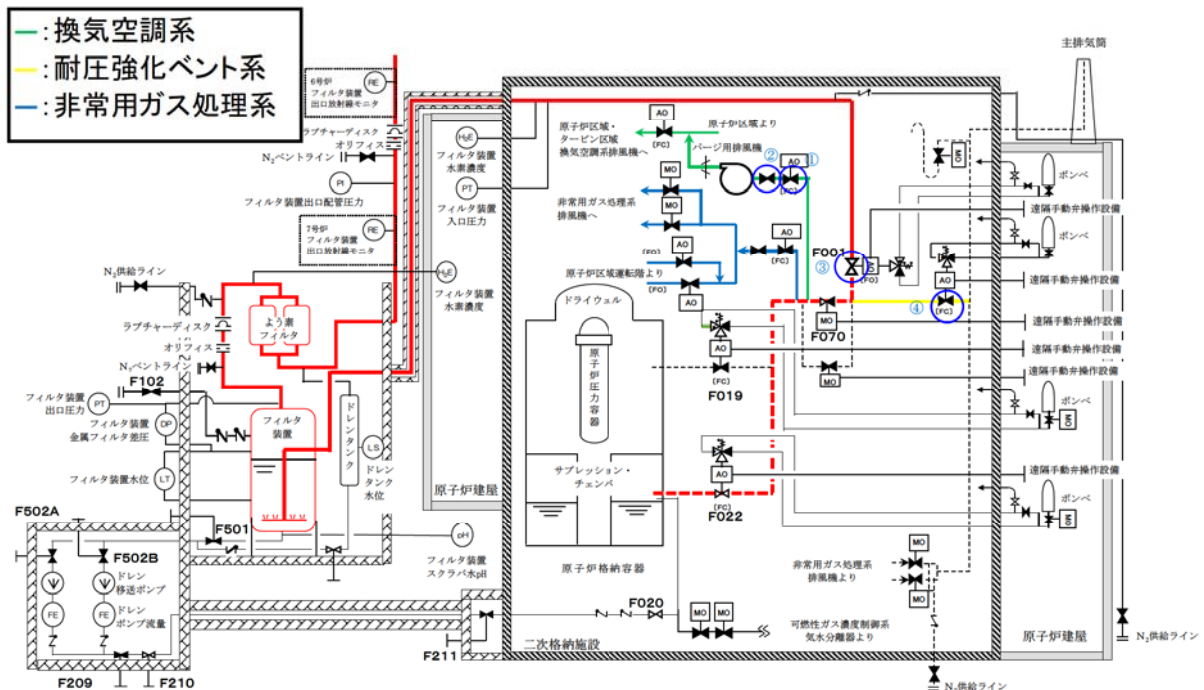
第 12 図 非常用ガス処理系までの配管隔離弁に対するベントラインの
設置位置図 (6 号炉)

4 格納容器圧力逃がし装置運用時における他系統使用との干渉

格納容器圧力逃がし装置と接続する系統は、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)

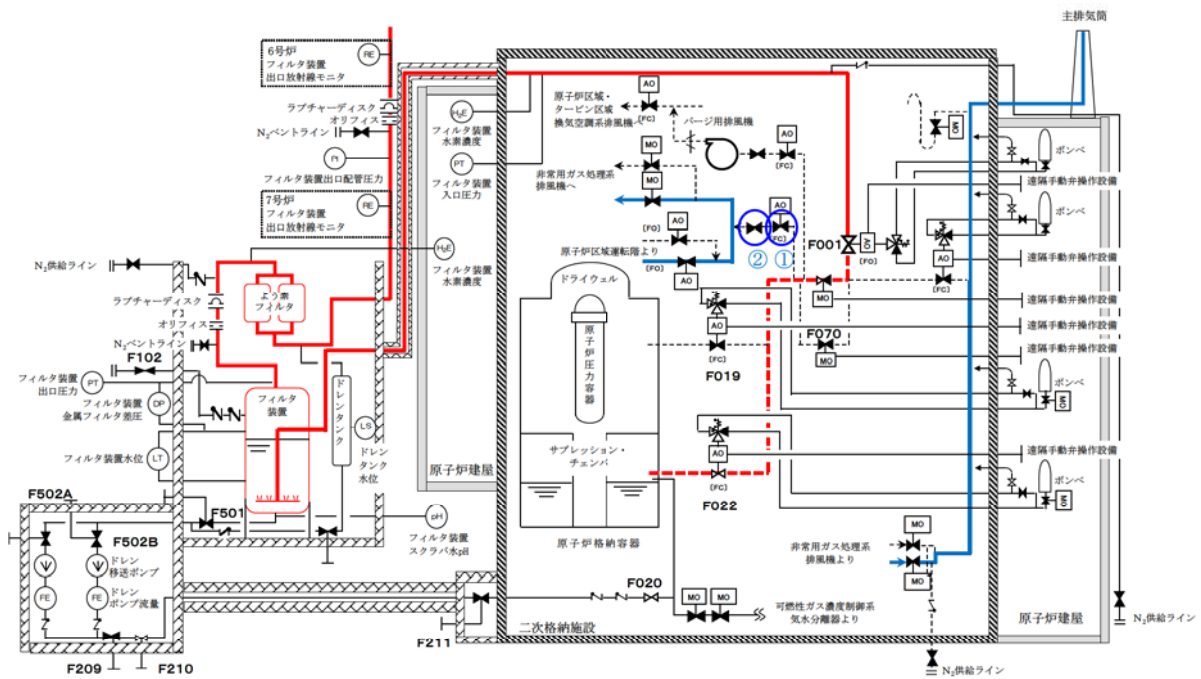
格納容器圧力逃がし装置に接続される換気空調系のラインは、通常時のプラント起動・停止時に原子炉格納容器内を窒素・空気に置換するためのものであり、事故時に格納容器圧力逃がし装置と同時に使用することはない。そのため、格納容器圧力逃がし装置使用時に、格納容器圧力逃がし装置と換気空調系を隔離する①②の弁が「閉」であっても問題はない。

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系統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系統概要と他系統隔離弁

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系統構成を第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

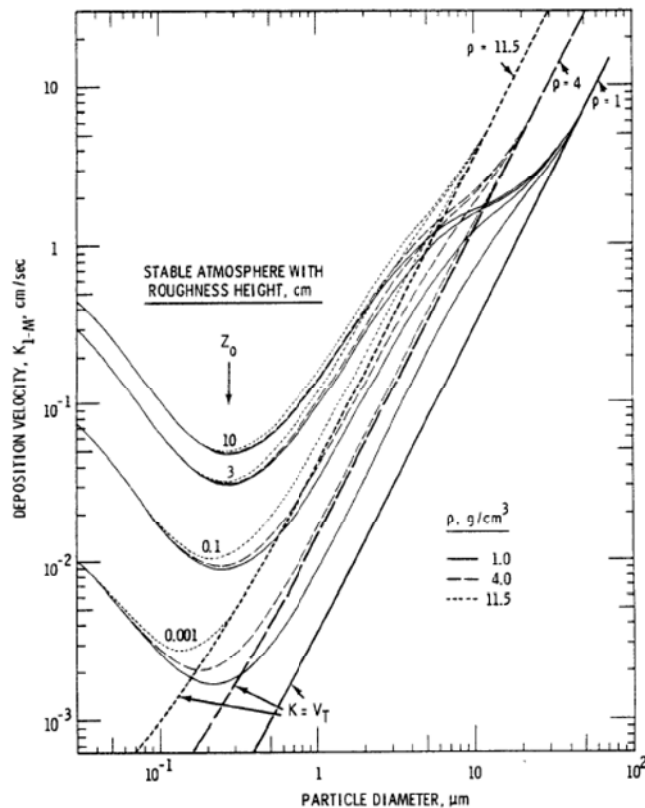
以上より，格納容器圧力逃がし装置と接続する換気空調系，耐圧強化ベント系，非常用ガス処理系は，格納容器圧力逃がし装置と接続していることで，その系統の機能に影響を与えることのない設計としている。

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。

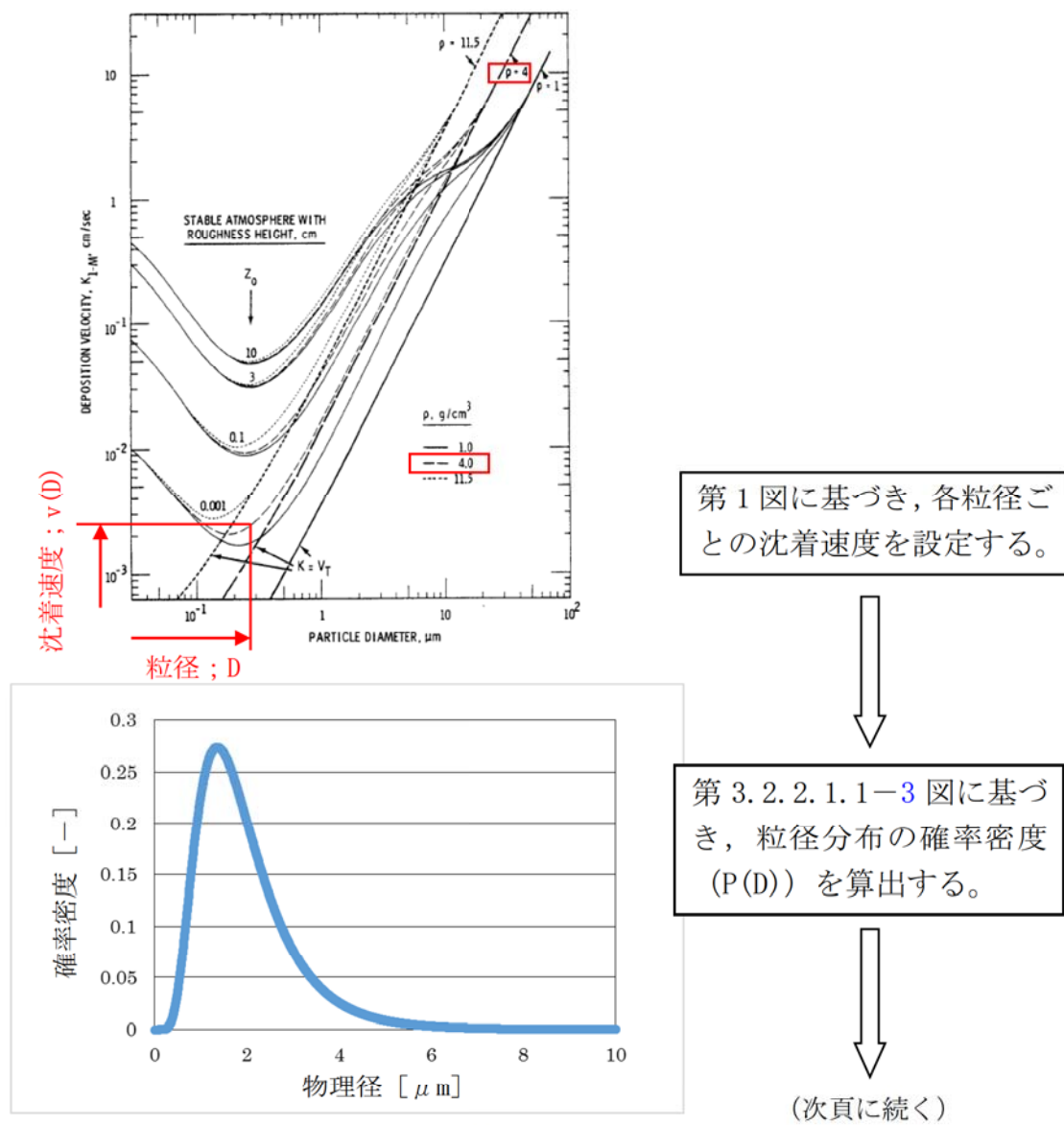


第 1 図 エアロゾル粒径と沈着速度の関係

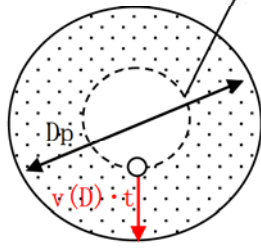
評価条件は、ABWR（6号炉及び7号炉）を対象として、配管長さ100m、配管内径400mm、2Pdおよび最小流量で排気される蒸気流量を適用する。また、考慮する粒径分布は「大LOCA+SBO+全ECCS機能喪失（D/Wベント）」（第3.2.2.1.1-3図）に基づくものとした。

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。

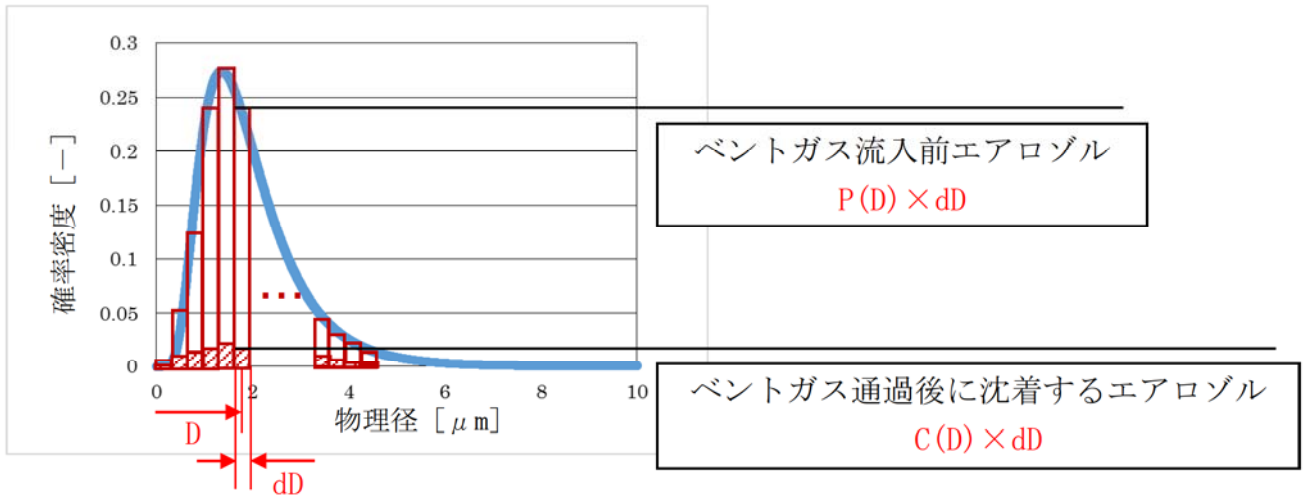
評価の考え方を第2図および第3図に、評価結果を第1表に示す。



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。



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。

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

ここで、C(D)は以下の式で表される。

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

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

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】

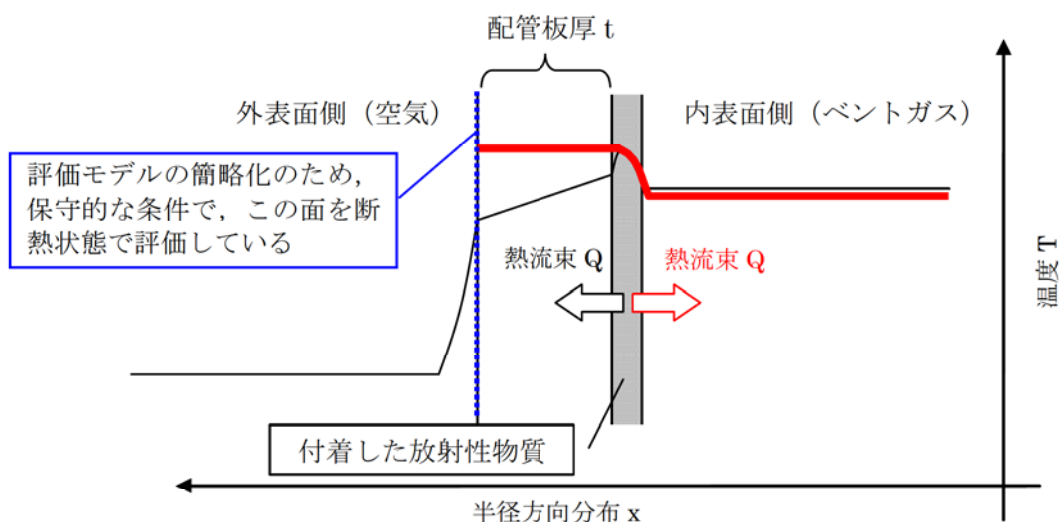
ベント中を想定し、配管内に高温の蒸気が流れ、なおかつ配管内面に付着した放射性物質からの発熱が加わった状態。

【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。



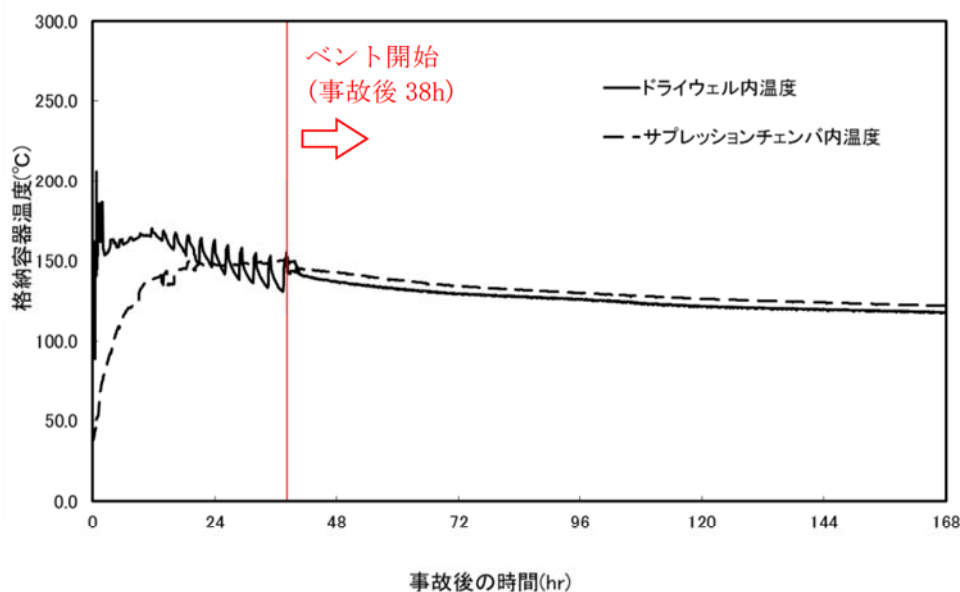
注；実際の伝熱状態は——で示すような分布になると想定されるが、保守的な評価となるよう配管外面を断熱し、全ての熱流束がベントガス側に移行する評価とした。
(赤線で示されるような熱流束の与え方と分布)

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+SB0+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質量割合としては、別紙 20 にて設定した 10%/100m を用いる。評価にあ

たつ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} (m²/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	7.3W/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 50W/(m・K) 程度であることから、板厚方向の温度勾配は微小であると考えられることができる。そのため、配管内表面の温度はほぼ配管外表面温度と同等であると考え、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。

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

T ; 配管外表面温度 (°C)

q ; 配管熱流束 (W/m²)

h_{se} ; 配管外表面熱伝達率 (W/(m²・K))

T_{atm} ; 環境温度 (°C)

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 (m²)

h_r ; 放射による配管外表面熱伝達率 (W/(m²·K))

h_{cv} ; 対流による配管外表面熱伝達率 (W/(m²·K))

上記の h_r は以下の式で表される。

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

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/(m²·K⁴)))

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)

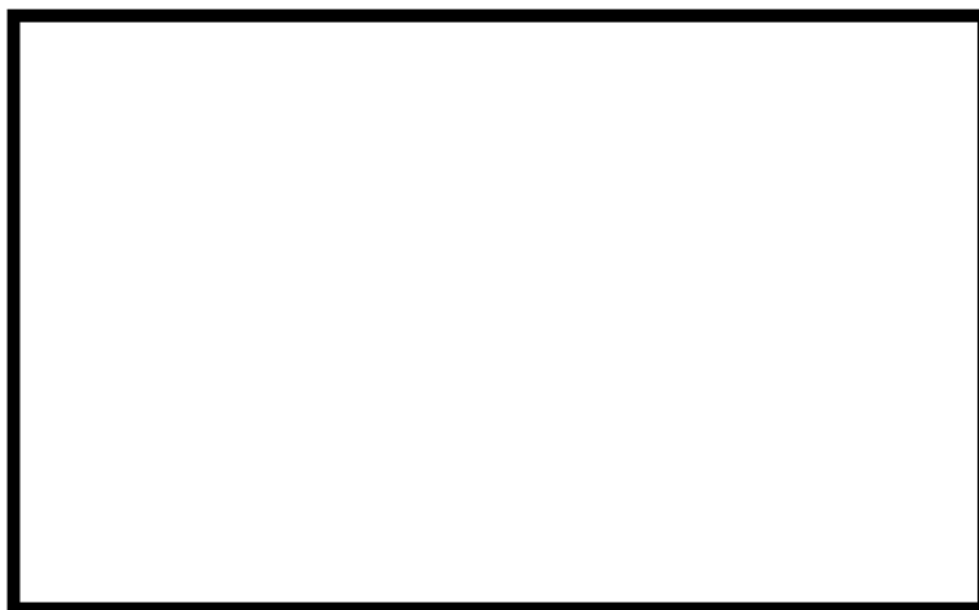
これらにより評価した結果、配管外表面温度は約 51℃となる。

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

なお、これらの式を含めた評価については、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

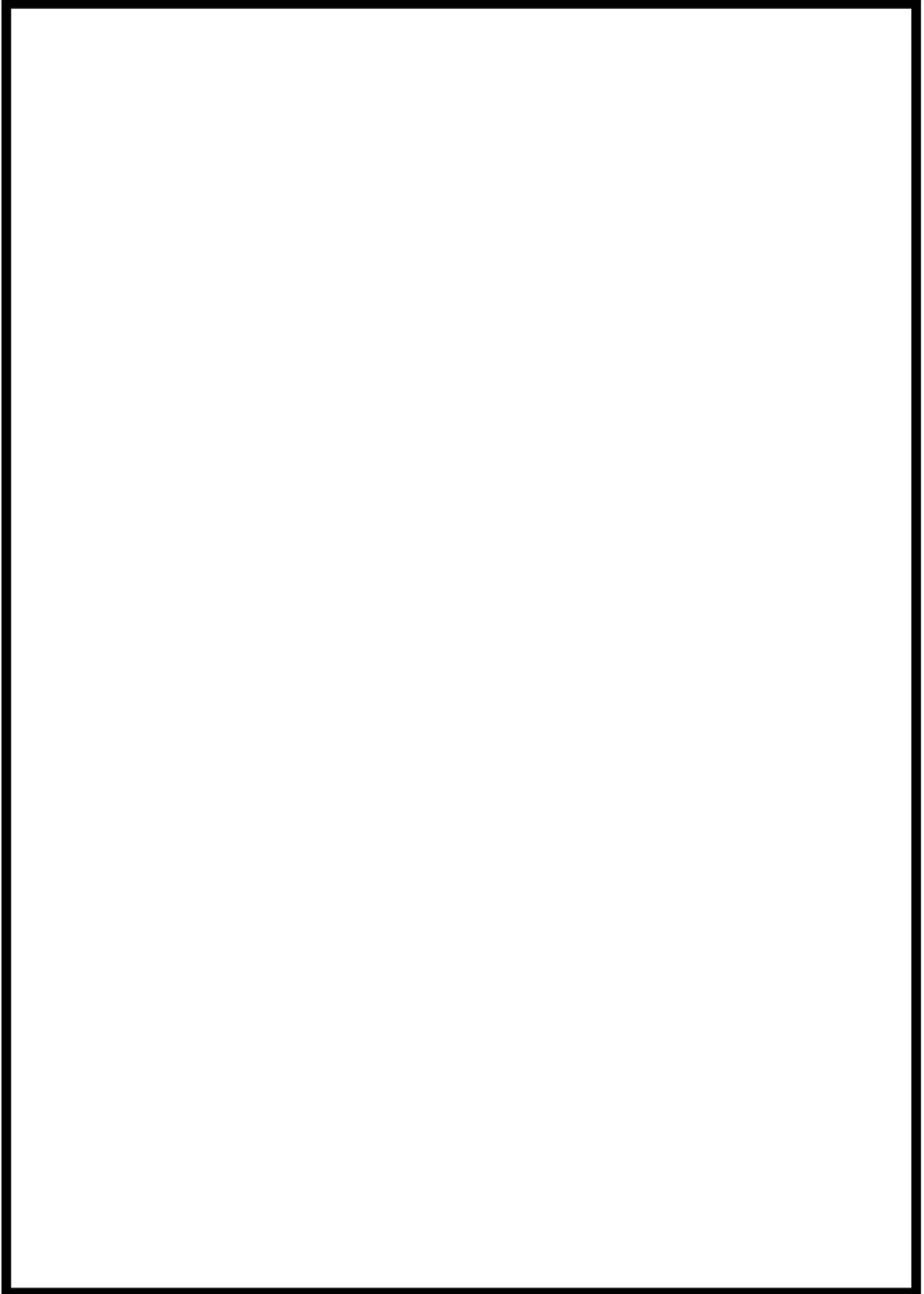
まず、スクラバノズル吹き出し部手前の配管におけるベントガス流速を算出する。ベントガスの体積流量は最も厳しい超過流量時の 37000[m³/h]とする。また、スクラバノズル細管部の内径は [] スクラバノズル本数は 140[本]である。

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

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。



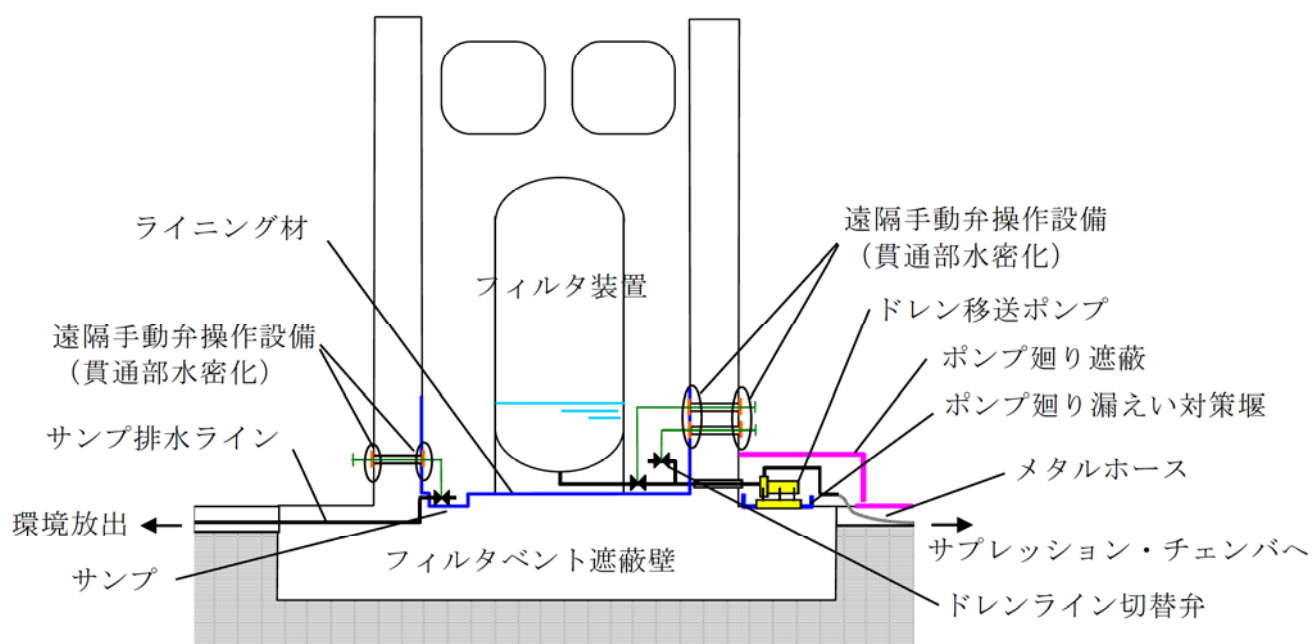
第 2 図 試験用フィルタノズル 外観確認結果

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

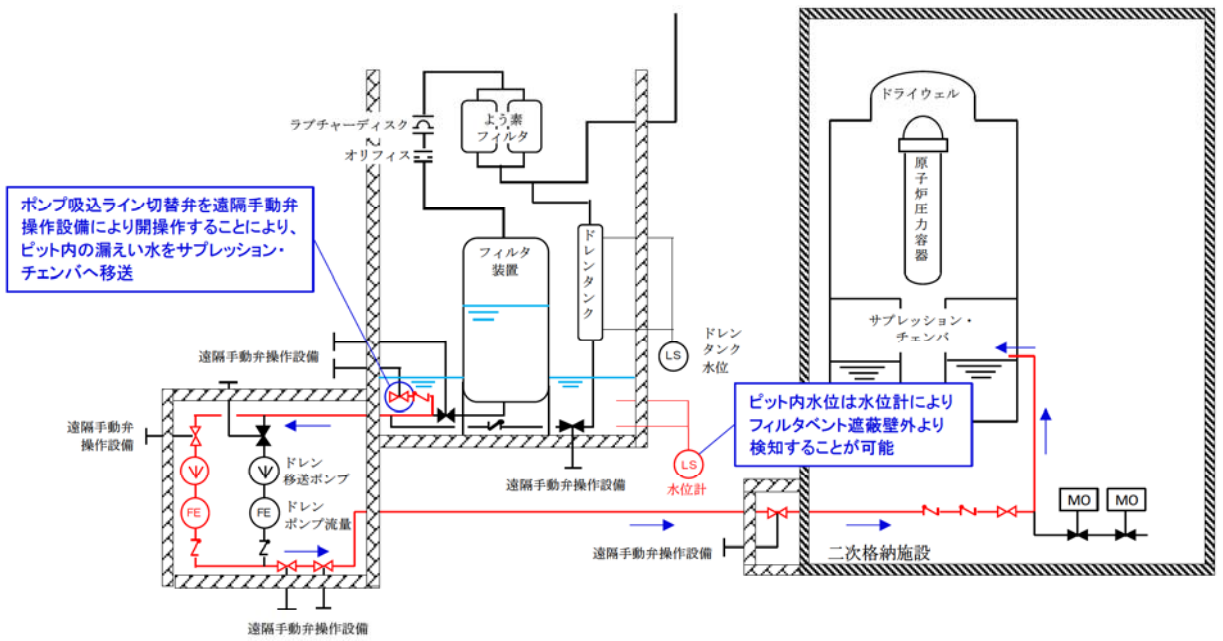
さらに、遮蔽壁タンク室内の弁を遠隔操作するために設置しているエクステンションジョイント貫通部については、貫通部をOリングにて水密化することにより、貫通部を通じた漏えいを防止している。

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

フィルタバ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）

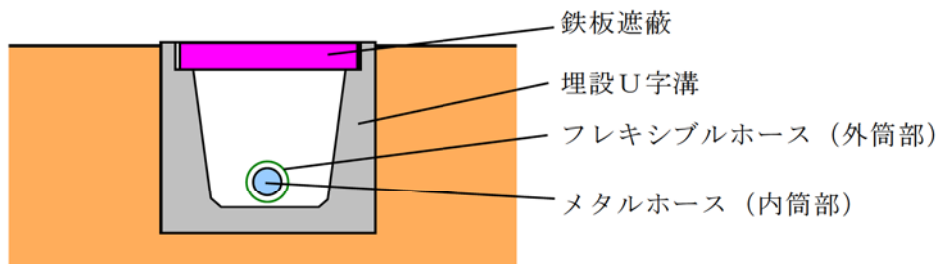
3. 遮蔽壁外の屋外配管からの漏えい対策について

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。



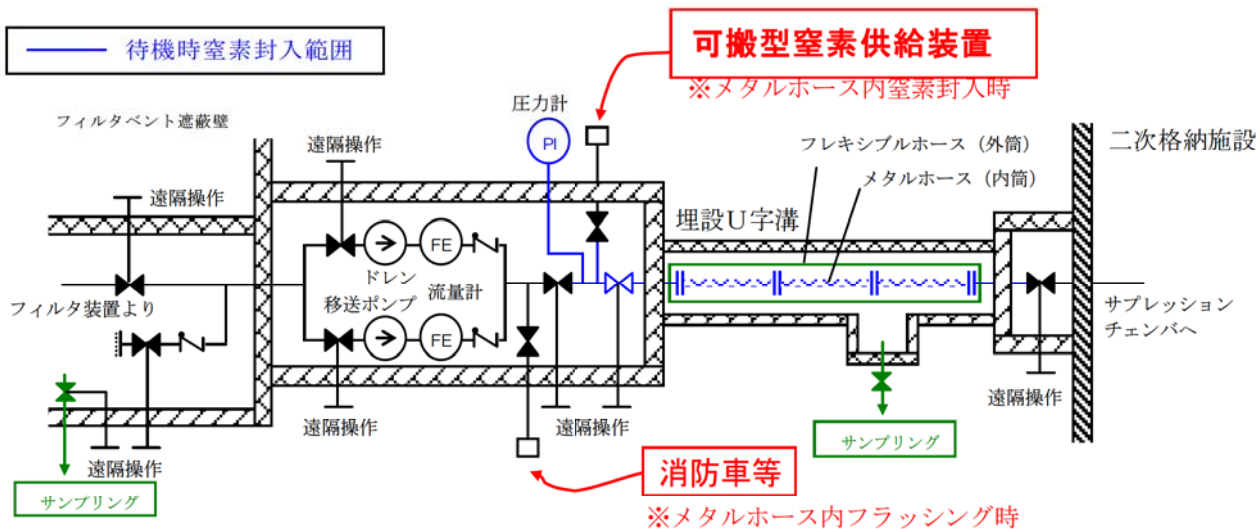
第7図 U字溝内メタルホース敷設図

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。



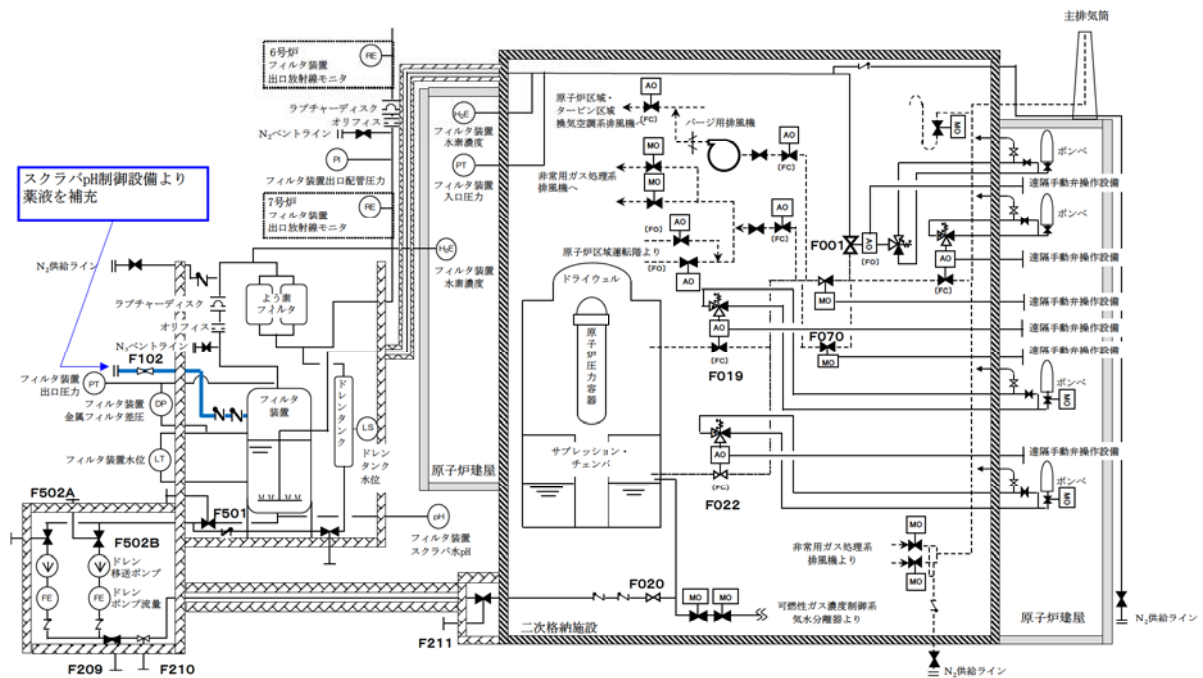
第 9 図 メタルホース敷設範囲図 (7号炉)



第 10 図 メタルホース敷設範囲図 (6 号炉)

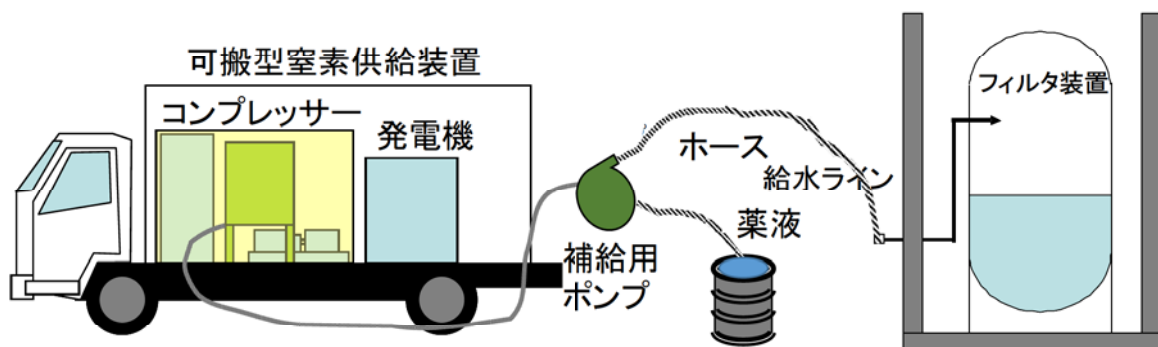
別紙 24 スクラバ水の pH 調整方法について

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。

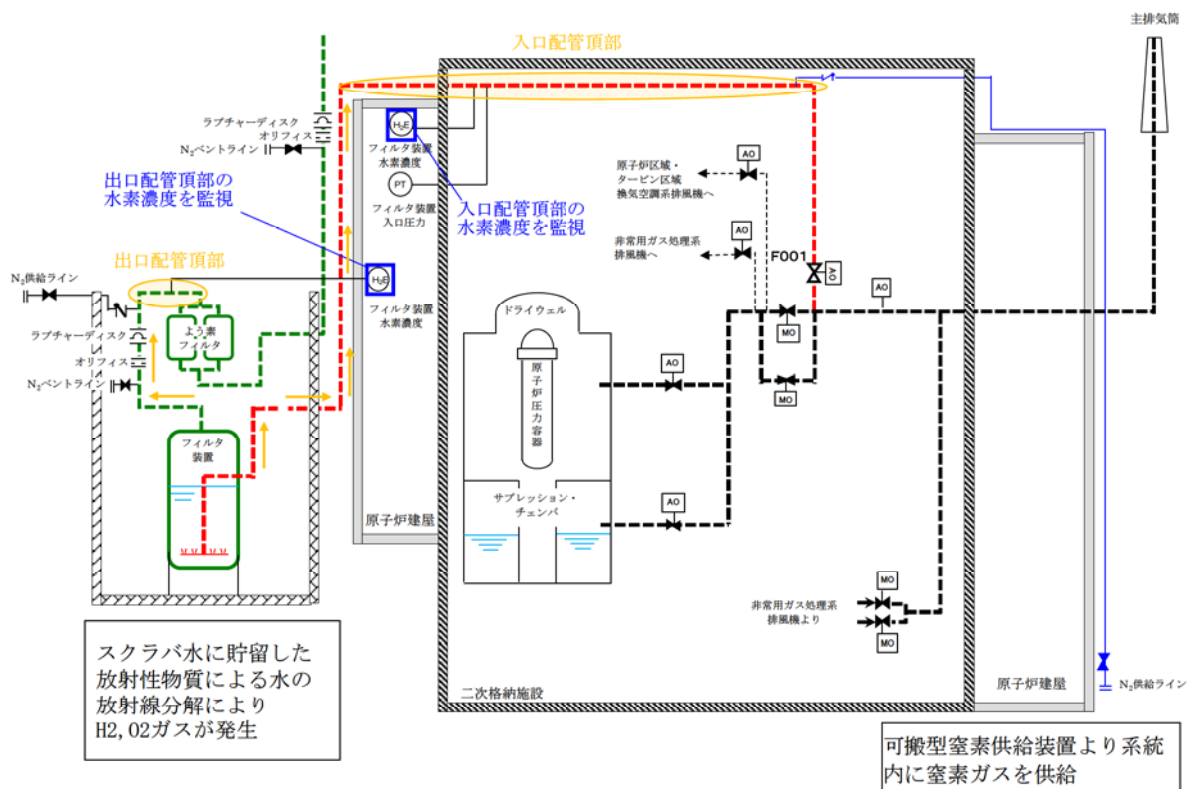
別紙 25 窒素ガス置換に対する考え方について

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。

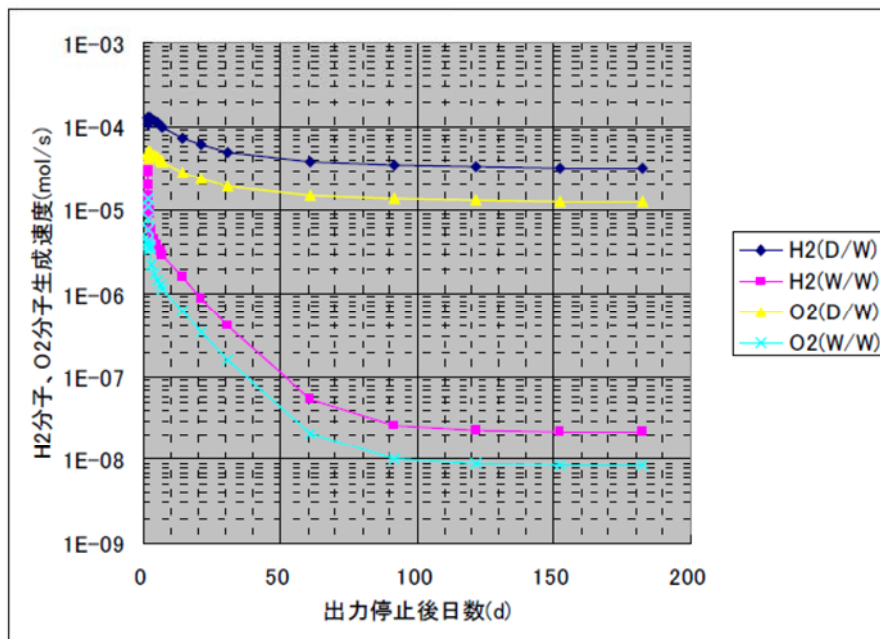
ベント実施中においては原子炉格納容器内及びフィルタ装置内へ放出された放射性物質により水の放射線分解によって発生する水素・酸素が系統内へ放出される。ただし、常にガス流れがあること、及びベントガス中のモル組成としては水蒸気が支配的であるため、系統内が可燃限界に達することはない。また、配管内で他系統への隔離弁によって閉塞する箇所のうち、水素滞留の可能性のある箇所については別紙 19 に示すベントラインを設置することで、局所的に水素・酸素濃度が上昇しないように配慮している。

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)

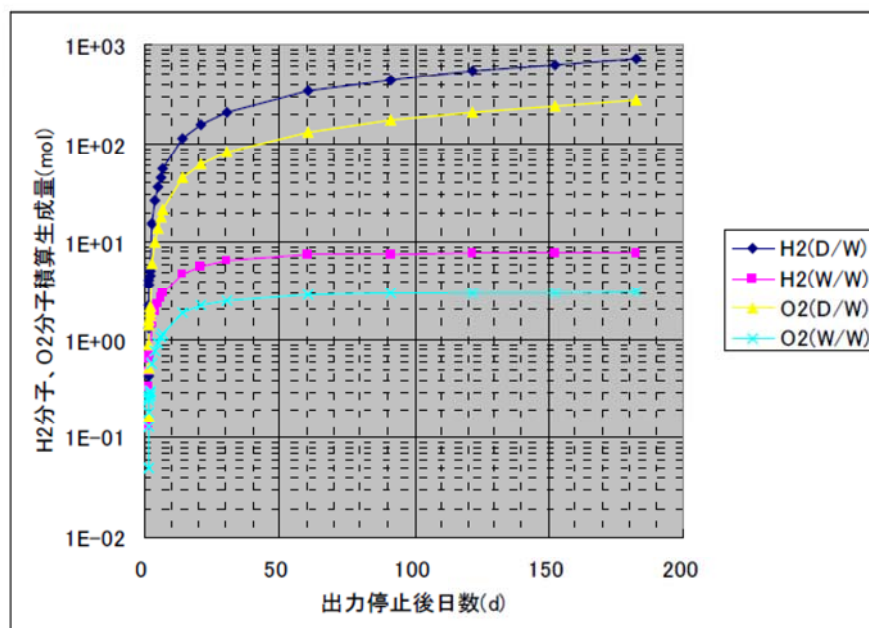


第 1 図 スクラバ水内での水素・酸素の発生系統図

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。

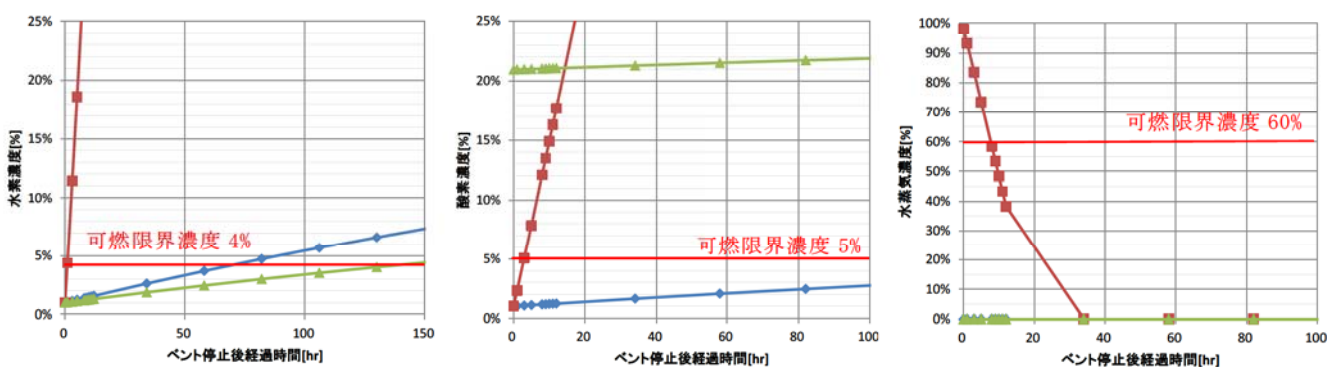
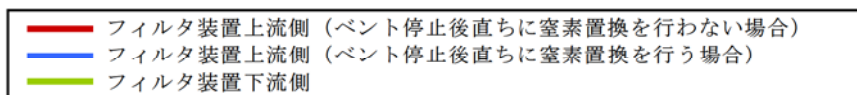
上記をもとに、ベント停止後に系統内の水素及び酸素が可燃限界濃度となるまでの概略時間について計算を行った。可燃限界の基準としては、水素 4%以上、酸素 5%以上、水蒸気 60%以下とした。なお、保守的な条件として、系統内の水蒸気が外気温度まで冷却されて凝縮する時間は考慮せず、ベント停止後直ちに水蒸気は凝縮したものとする。

評価条件を第 1 表、評価結果を第 4 図及び第 5 図に示す。

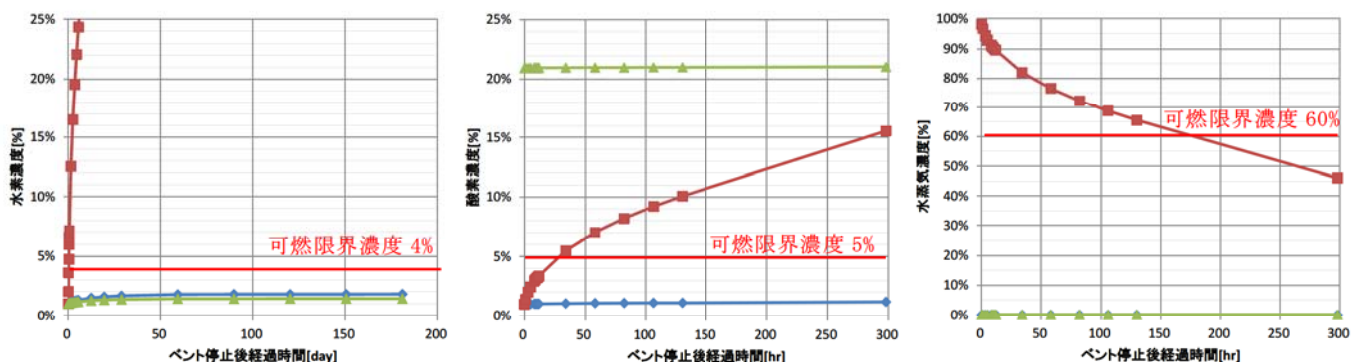
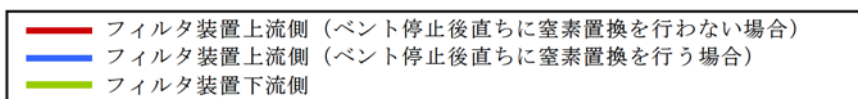
第 1 表 評価条件一覧

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

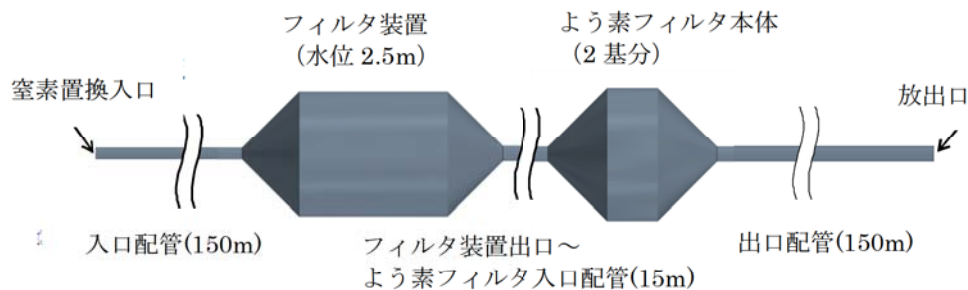
格納容器圧力逃がし装置の簡略化したモデルにおいて、可搬型窒素供給装置を用いて系統内に蓄積した水素を窒素置換し、水素濃度が可燃限界濃度以下となるのに必要な時間を評価した。

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

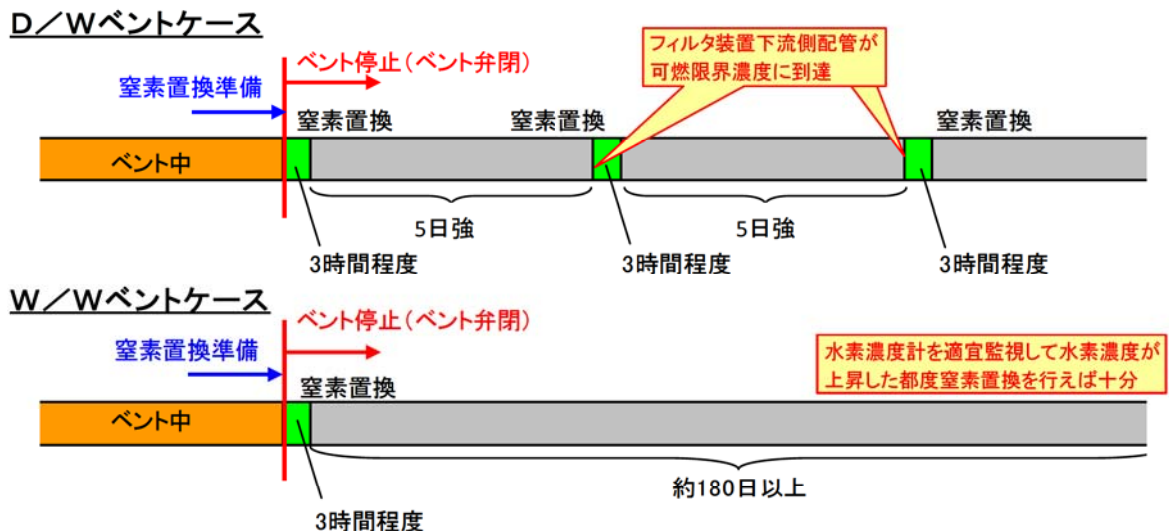
上記条件にて系統内の水素濃度の時間的変化の評価を行った結果、約 3 時間程度で系統内全域において濃度が 1%を下回った。以上より、可搬型窒素供給装置は系統内が可燃限界に達した状態から約 3 時間程度で水素濃度を 1%まで下げる能力を有している。

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、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