

フィルタ装置 内部配管に作用する流体力

ベント実施時に、フィルタ装置内の配管に作用する流体力としては、下記の荷重が考えられる。

- ① ベント開始後のスクラバ水排出時にスクラバノズルに作用する荷重(クリアリング荷重)
- ② ベント中のベントガス噴出時にスクラバノズルに作用する荷重(ベントガス噴出荷重)

評価の結果、クリアリング荷重の方が大きいいため、強度評価には表 12 に示すクリアリング荷重を用いる。

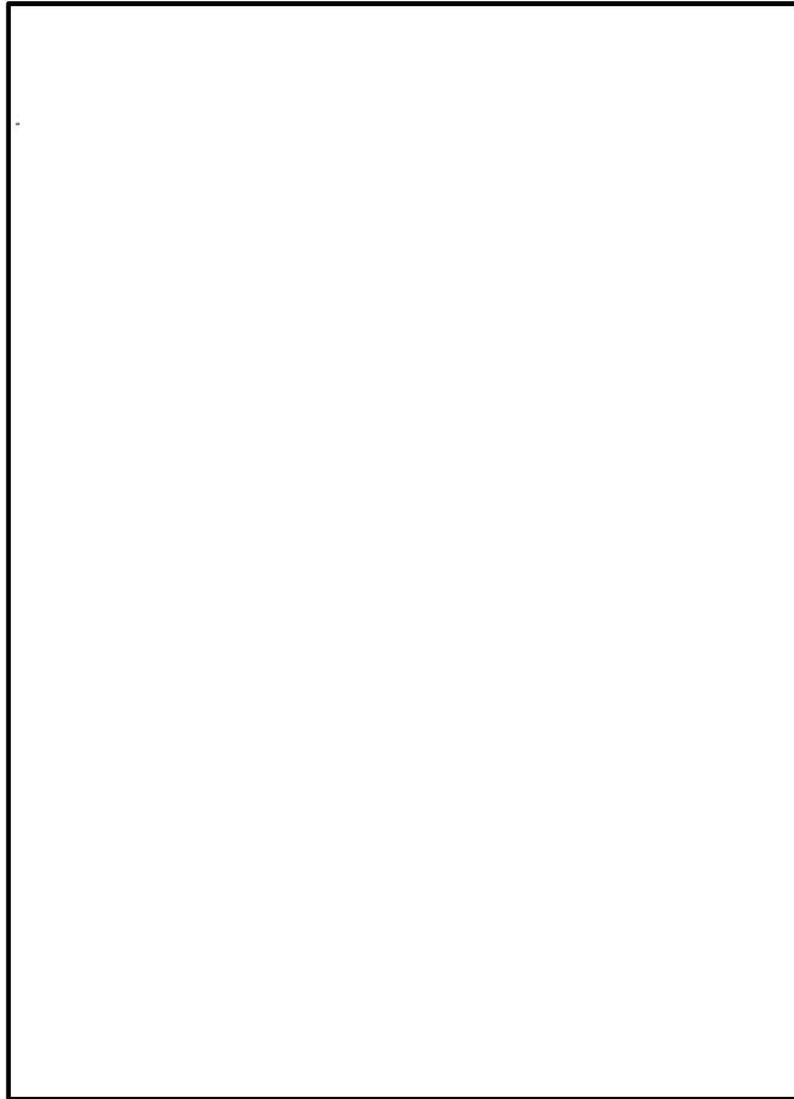


図 5 内部配管に作用するベント時流体力

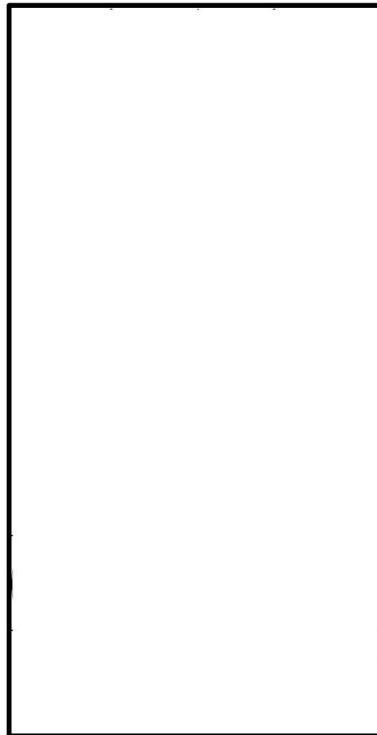
表 12 内部配管評価に用いるクリアリング荷重

クリアリング荷重	評価に用いる荷重(N)
スクラバノズルに作用するクリアリング荷重 F_1	<input type="text"/>
入口配管エンドキャップに作用するクリアリング荷重 F_2	<input type="text"/>

【ベント開始時のスクラバ水排出時にスクラバノズルに作用する荷重（クリアリング荷重）】

(1) スクラバノズルに作用するクリアリング荷重 F_1

ベントが開始されると、原子炉格納容器からのベントガス及び入口配管内の窒素ガスにより、フィルタ装置内の内部配管内のスクラバ水が押し出される。押し出されたスクラバ水は、図 6 に示すように噴出しクリアリング荷重 F_1 が作用する。

図 6 スクラバノズルに作用するクリアリング荷重 F_1

管路の圧力損失については、400A から 200A への分岐部の局所圧損のみを考慮した。ベント開始直後にスクラバノズルに作用するクリアリング荷重 F_1 は次の通り算出した。

スクラバからの水の噴出速度は、ダルシー・ワイズバッハの式を用いて以下のよう
に算出できる。

$$\Delta P = \frac{\zeta}{2} \rho V_2^2 + \frac{1}{2} \rho V_1^2$$

$$\Delta P = P_1 - P_0$$

$$V_2 = V_1 \times \frac{A_1}{A_2} \text{ より}$$

$$V_1 = \left(2 \Delta P / \left\{ \rho \left(\zeta \times \left(\frac{A_1}{A_2} \right)^2 + 1 \right) \right\} \right)^{0.5}$$

$$= \left(2 \times (0.72 - 0.10) / \left\{ 1000 \left[\square \times \left(\frac{\pi \left(\frac{5}{2} \right)^2 \times 50 \times 140}{\pi \times \left(\frac{381}{2} \right)^2} \right)^2 + 1 \right] \right\} \right)^{0.5}$$

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

P_i : PCV の最高使用圧力の 2 倍 0.72 MPa

P_o : 通常運転時におけるスクラバ内の圧力 (大気圧) 0.10 MPa

ρ : 水密度 1000 kg/m³

V_1 : スクラバノズルの流速 m/s

V_2 : 400A 配管のエンドキャップにおける流速 m/s

A_1 : スクラバノズル (ノズル 140 個分) 断面積 m²

A_2 : 400A 配管断面積 m²

ζ :

圧力損失係数は機械工学便覧の式により算出した。詳細を図 7 に示す。

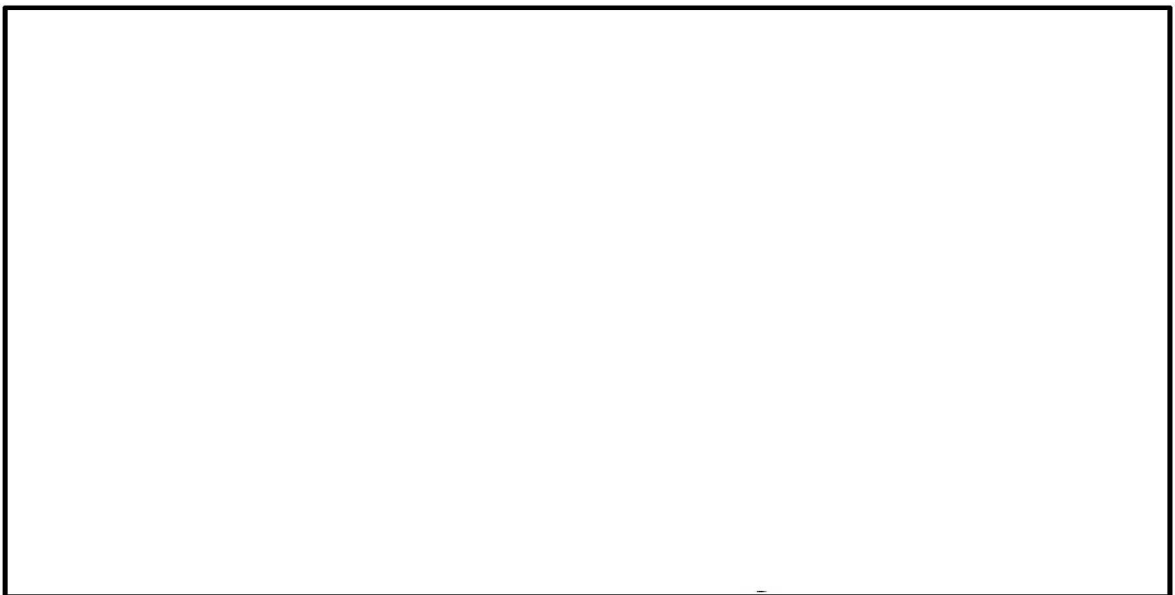


図 7 分岐の圧力損失係数

前式より求めた噴出速度 V_1 から、力積の式を用いてスクラバにおける荷重 F_1 を算出した。

$$F \Delta t = mV$$

$$\frac{m}{\Delta t} = \rho AV$$

$$\begin{aligned} F_1 &= \frac{m}{\Delta t} \times V_1 = \rho \frac{A_1}{140} V_1^2 \\ &= 1000 \times \left(\pi \times \left(\frac{5}{2} \right)^2 \times 50 \times 10^{-6} \right) \times \boxed{} \\ &= \boxed{} \text{ N} \end{aligned}$$

(2) 入口配管エンドキャップに作用するクリアリング荷重 F_2

ベント開始直後に入口配管のエンドキャップに作用するクリアリング荷重 F_2 を次の通り算出した。

400A 配管のエンドキャップにおける水の流速 V_2 を次のとおり算出した。

$$\begin{aligned} V_2 &= V_1 \times \frac{A_1}{A_2} \\ &= \boxed{} \times \left(\frac{\pi \times \left(\frac{5}{2} \right)^2 \times 50 \times 10^{-6} \times 140}{\pi \times \left(\frac{381}{2} \right)^2 \times 10^{-6}} \right) \\ &= \boxed{} \text{ m/s} \end{aligned}$$

得られた水の流速から力積の式を用いて 400A 配管のエンドキャップにおける荷重 F_2 を算出した。

$$\begin{aligned} F_2 &= \frac{m}{\Delta t} \times V_2 = \rho A_2 V_2^2 \\ &= 1000 \times \left(\pi \times \left(\frac{381}{2} \right)^2 \times 10^{-6} \right) \times \boxed{} \\ &= \boxed{} \text{ N} \end{aligned}$$

【ベント中のベントガス噴出時にスクラバノズルに作用する荷重（ベントガス噴出荷重）】

(1) スクラバノズルに作用する噴流荷重 F_1

ベント中は、前記スクラバ水排出時同様に、原子炉格納容器からのベントガスが、スクラバノズルより噴出することによる噴流荷重 F_1 が、また入口配管のエンドキャップにもベントガスによる噴流荷重 F_2 が作用する。

前記スクラバ水排出時同様に F_1 は次式で計算される。

$$F_1 = \rho_{\text{gas}} \cdot a_1 \cdot V_1^2$$

ここで、

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

$$a_1 : \text{スクラバノズル（ノズル 1 個分）断面積}$$

$$= \pi \times (0.005/2)^2 \times 50 = 0.00098 \text{ m}^2$$

$$V_1 : \text{スロート部流速 (m/s)}$$

$$2\text{Pd 時流量 } Q = \boxed{} \text{ m}^3/\text{s} \text{ とすると、スクラバノズル数 } n = 140 \text{ 本より、}$$

$$V_1 = \boxed{} / (140 \times 0.00098) = \boxed{} \text{ m/s}$$

$$F_1 = \boxed{} \times 0.00098 \times \boxed{}^2 = \boxed{} \text{ N}$$

(2) 入口配管エンドキャップに作用するクリアリング荷重 F_2

ベント開始直後に入口配管のエンドキャップに作用するクリアリング荷重 F_2 は次式で計算される。

$$F_2 = \rho_{\text{gas}} \cdot A_2 \cdot V_2^2$$

ここで、

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

$$A_2 : \text{エンドキャップ部断面積} = \pi \times (0.381/2)^2 = 0.114 \text{ m}^2$$

$$V_2 : \text{エンドキャップ部流速 (m/s)}$$

$$V_2 = Q / A_2 = \boxed{} / 0.114 = \boxed{} \text{ m/s}$$

よって、

$$F_2 = \boxed{} \times 0.114 \times \boxed{}^2 = \boxed{} \text{ N}$$

密度差により、密度が大きいスクラバ水排出時の荷重の方が大きくなる。

フィルタ装置 内部配管のモデル化及び境界条件

フィルタ装置の内部配管の評価は、解析コード「ABAQUS」のビーム要素により実施した。

1. モデル化範囲

内部配管及びスクラバノズルに関してモデル化した範囲を図8及び図9に示す。

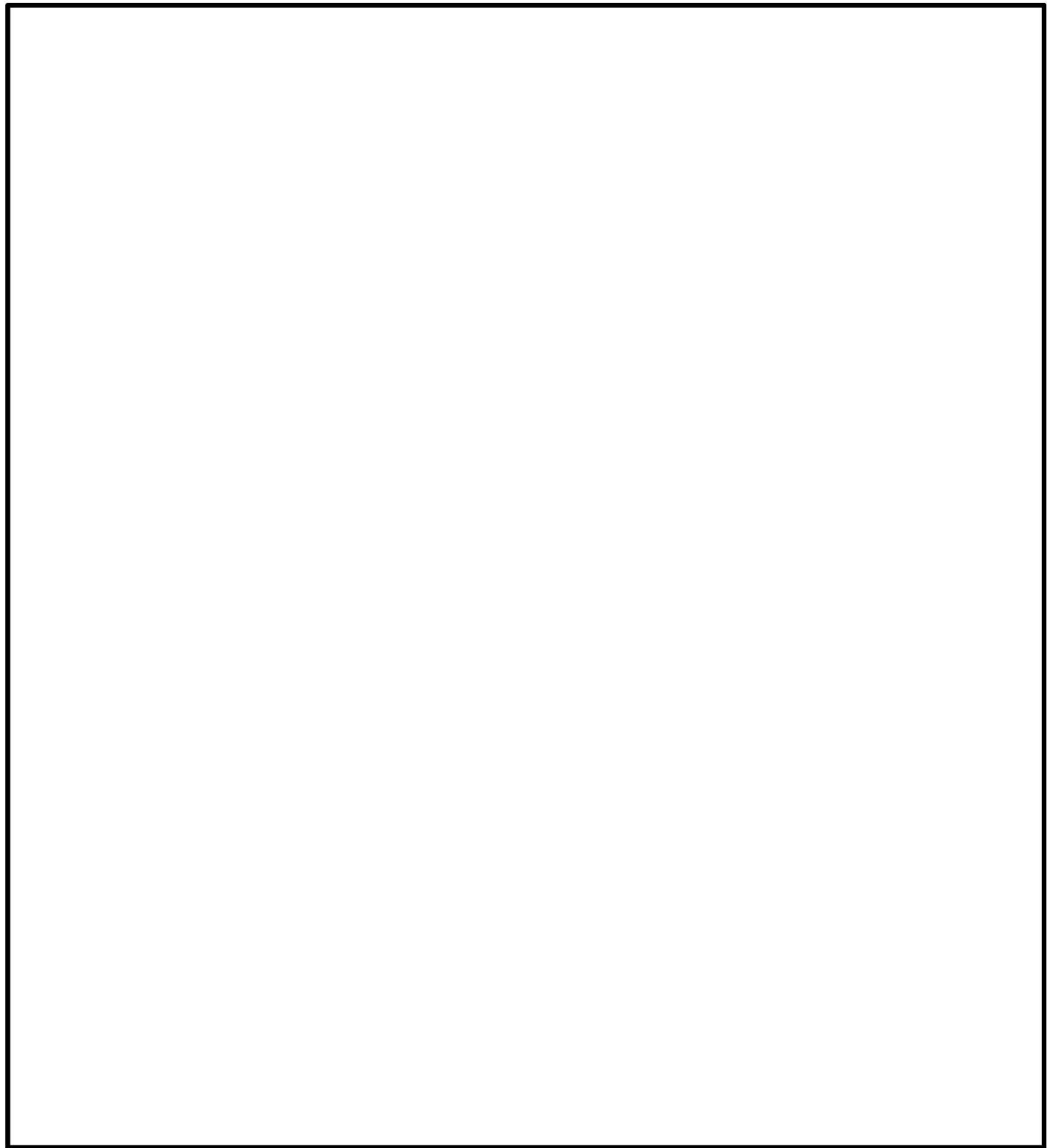


図8 内部配管・スクラバノズル モデル化範囲(1/2)

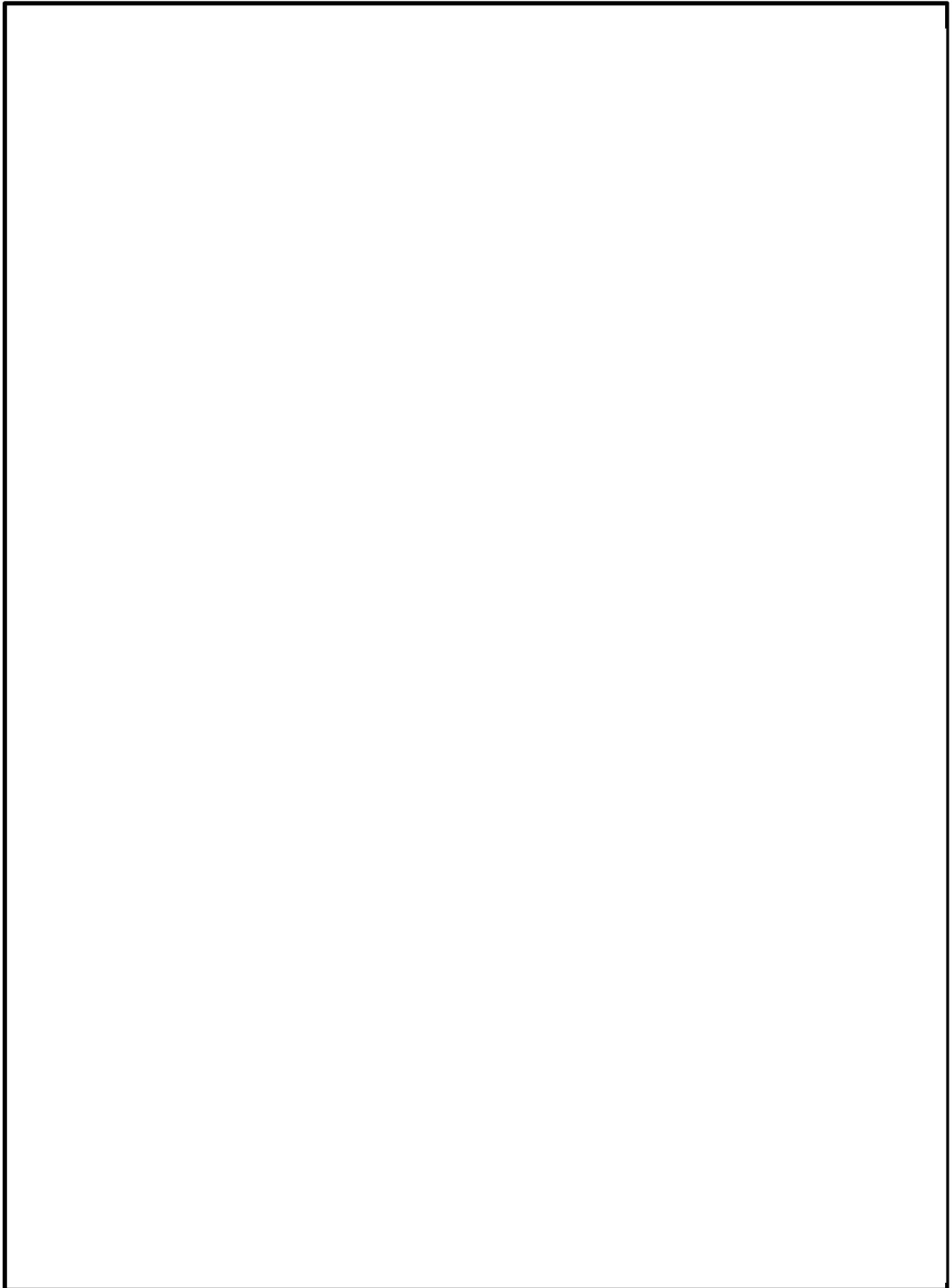


図 9 内部配管・スクラバノズル モデル化範囲 (2/2)

2. 解析モデル及び境界条件

図 8 及び図 9 のモデル化範囲について，ビーム要素により作成した解析モデルを図 10 に示す。なお，スクラバノズルは質量としてモデルに付加した。また境界条件を図 11 に示す。

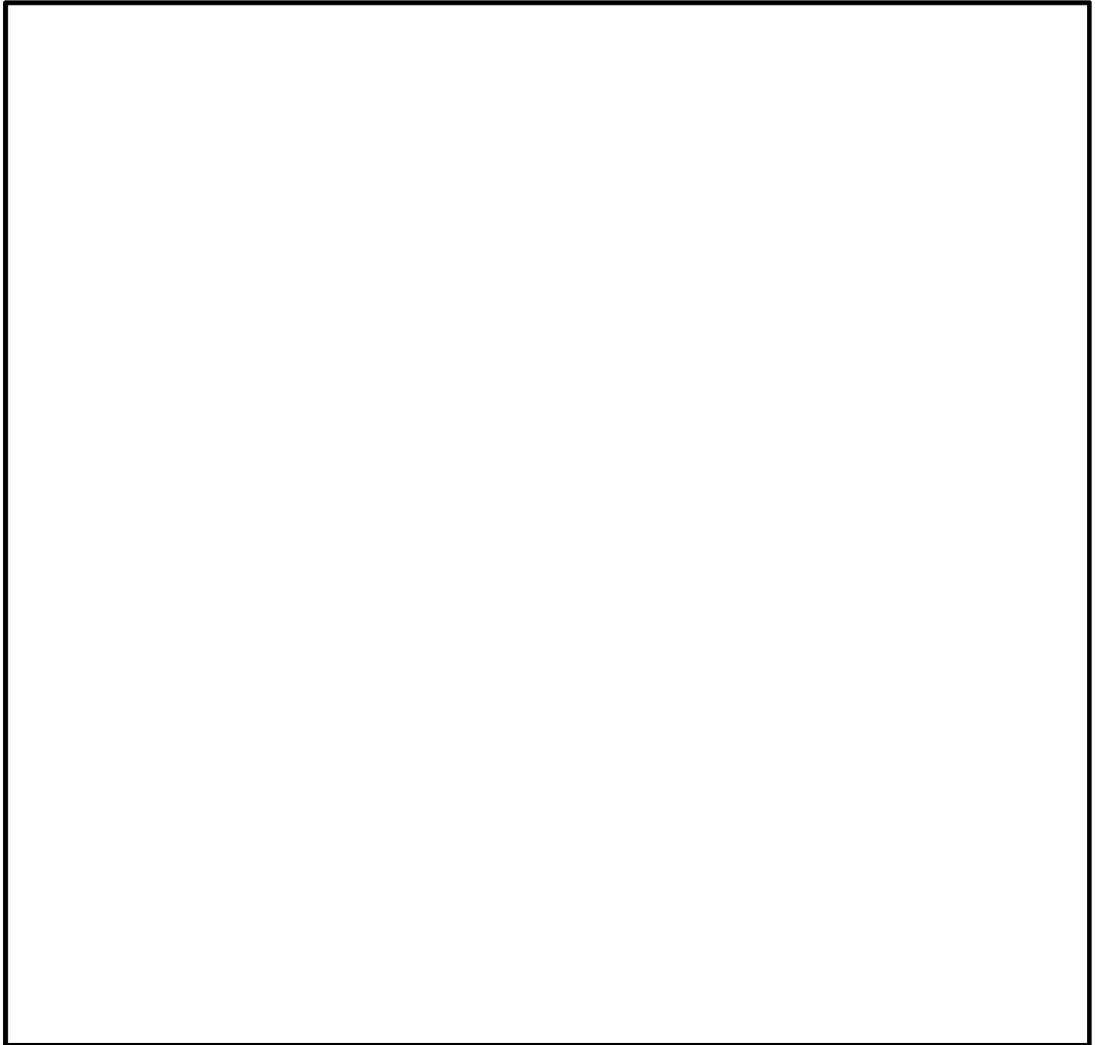


図 10 解析モデル

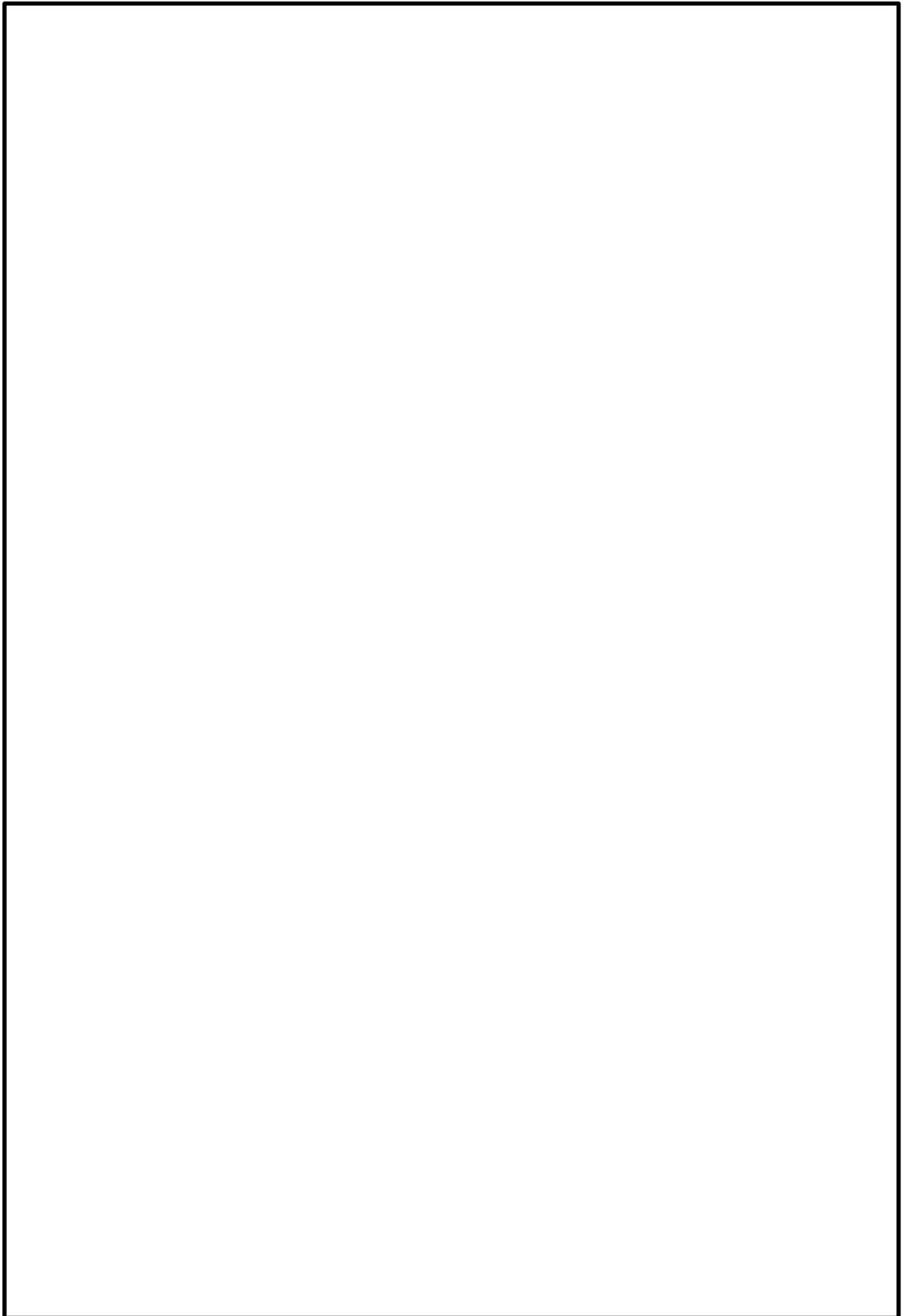


図 11 モデル境界条件

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

ベント中のフィルタ装置について、設計裕度の確認のために設計上考慮している最高使用圧力（620kPa）、最高使用温度（200℃）を超える場合の構造健全性を評価する。

(1) 評価方法

フィルタ装置の持つ放射性物質の閉じ込め機能が喪失する原因として、高温状態で内圧を受け、過度に塑性変形することによる延性破壊が想定される。

フィルタ装置について、設計・建設規格に示される、内面に圧力を受ける円筒胴の計算上必要な厚さを求める式により、温度（フィルタ装置温度における材料の許容引張応力）、圧力をパラメータとして、フィルタ装置（胴部）の構造健全性が確保される温度と圧力の組合せを評価する。

(2) 評価

設計・建設規格の PVC-3122（1）項に準拠し、設計・建設規格の「表 5 鉄鋼材料（ボルト材を除く）の各温度における許容引張応力」に規定される、50℃から 450℃の各温度における許容引張応力を与えることで、構造健全性が確保できる圧力を算出する。

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

ここで

t : 胴の最小厚さ 30.4 mm

P : 構造健全性が確保できる圧力 (MPa)

D i : 胴の内径 4000 mm

S : 各温度における材料の許容引張応力 (MPa)

η : 長手継手の効率 ($\eta = 1$)

(3) 評価結果

設計・建設規格の必要最小板厚を求める式を用いて評価を実施した結果、図 12 に示すとおり、設計上考慮している最高使用圧力（620kPa[gage]）、最高使用温度（200℃）を超える圧力、温度でも構造健全性を有する結果が得られた。

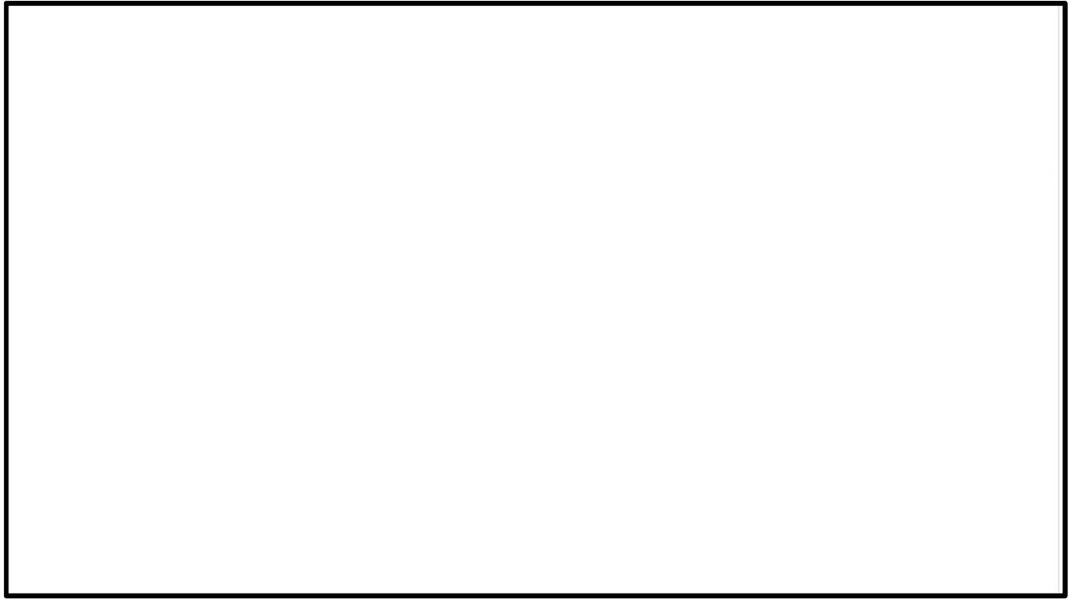


図 12 フィルタ装置（胴部）の必要最小板厚の式を用いた評価結果

ベント実施時に生じる圧力変動荷重による影響

ベント実施中には、スクラバノズルからの蒸気放出時の蒸気凝縮による圧力変動が生じるが、その挙動は安定しており、不安定な圧力変動は生じない。

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

$$\sigma_{p\theta} = \frac{D_{po}}{2t_p} \Delta P = \frac{406.4}{2 \times 12.7} \times \square \square = \square \text{ MPa}$$

ここで、

D_{po} : 最大の内部配管外径 = 406.4mm

t_p : 最大の内部配管板厚 = 12.7mm

一方、内部配管に自重、内圧 (2Pd)、水力学的動荷重が作用した場合の発生応力値 (一次応力) *は、設計条件における一次応力制限 (160MPa) に対して 43MPa である。

注記* : 設計・建設規格 クラス 2 配管 PPC-3520 (1) 準用

したがって、ベント時に生じる圧力変動をうけた場合でも、内部配管の強度への影響は軽微である。

金属フィルタの構造強度

ベント実施中、金属フィルタには、金属フィルタに発生する差圧により金属フィルタを押し潰す荷重が発生する。そこで、どの程度の差圧までであれば、金属フィルタの構造健全性が確保可能であるかを確認するため、実機を模擬した装置を用いた試験を実施した。試験装置の概要図を図 13 に示す。

試験では、試験装置に実機と同じ金属フィルタを設置し、試験粒子を連続供給しながら、金属フィルタの差圧、ならびに粒子除去性能を計測した。その結果、金属フィルタの差圧が kPa 程度まで上昇したところで、金属フィルタの差圧及び粒子除去性能が急激に低下することが確認した。この差圧にて金属フィルタが損傷したものと考えられる。よって、金属フィルタの構造健全性を確保できる許容差圧は kPa 程度であることを確認した。

一方、金属フィルタの運用上の上限差圧は kPa に設定しており、構造健全性確保のための許容差圧 kPa に対して十分余裕がある。そのため、ベント実施中、金属フィルタの構造健全性は確保される。

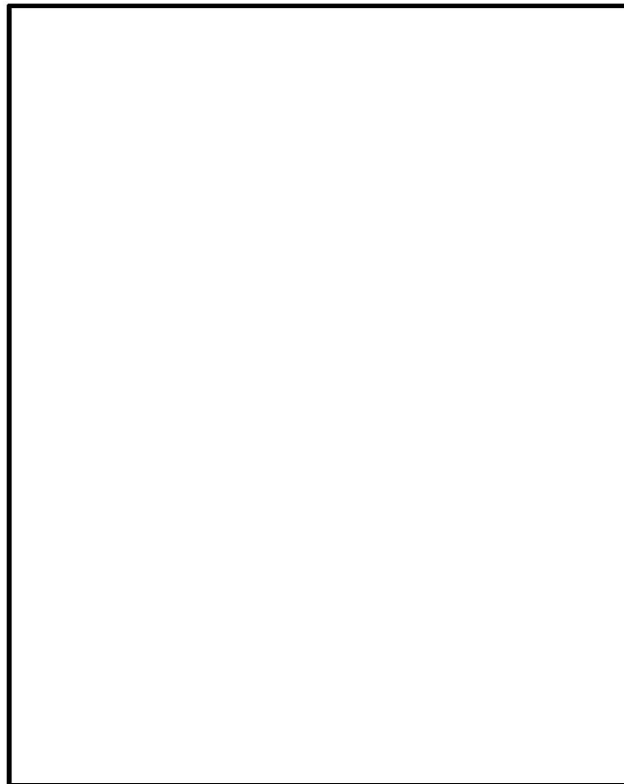


図 13 試験装置概要図

FPの再揮発による影響

フィルタ装置において、エアロゾル、無機よう素、有機よう素を除去する水スクラバ、金属フィルタ、よう素フィルタにおける放射性物質の再揮発による影響を確認する。

水スクラバはエアロゾル及び無機よう素に対し、金属フィルタはエアロゾルに対し、よう素フィルタは有機よう素に対し除去性能を確認している。無機よう素に対するよう素フィルタの除去性能は未確認であるが、よう素フィルタは水スクラバ及び金属フィルタが取り逃した無機よう素を全て捕集するものとして確認を行う。

1. 水スクラバ

(1) エアロゾルの再浮遊

a. 想定される状態

フィルタ装置を継続使用すると、水スクラバで捕集されたエアロゾルにより、水スクラバ内のエアロゾル濃度は徐々に上昇する。スクラバ水の水面近傍には、水の沸騰やスクラバノズルを通るベントガスによる気流により、細かい飛沫（液滴）が発生するが、その飛沫にエアロゾルが含まれていると、エアロゾルが水スクラバの後段に移行することが考えられる。

b. 影響評価

水スクラバの後段には、金属フィルタが備えられており、この金属フィルタに



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

(2) 無機よう素の再揮発（スクラバ水の温度上昇による影響）

a. 想定される状態

気液界面における無機よう素の平衡については温度依存性があり、温度の上昇に伴い気相中に移行する無機よう素が増えることが知られている。高温のベントガスによりスクラバ水の温度が上昇した場合、スクラバ水中に捕集された無機よう素が気相中に再揮発することが考えられる。

b. 影響評価

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

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

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

の2つの効果が組み合わさって影響を受けるが、(a)の影響が支配的であり、pH7以上であれば無機よう素の再揮発を抑制することができる。スクラバ水には水酸化ナトリウムを添加しており、pHが施設定期検査時に規定の値であることを確認することに加え、重大事故等時に格納容器内で発生する酸の移行や無機よう素のイオン化により消費される水酸化物イオンの量、ベントガスに含まれる水蒸気が凝縮することによる水酸化物イオン濃度の希釈を考慮しても十分なアルカリ環境に保たれるため、無機よう素の再揮発を抑制することができる。

- (a) 液相中における無機よう素 (I_2) とよう素イオン (I^-) の平衡

放射線環境下において、液相中における無機よう素とよう素イオンの存在比は以下のように表される。

$$F = \frac{[I_2]}{[I_2] + [I^-]}$$

$[I_2]$ と $[I^-]$ は、無機よう素とよう素イオンの濃度を表す。この平衡反応はpHに強く依存する。図1にpHに対する平衡の関係を示す。

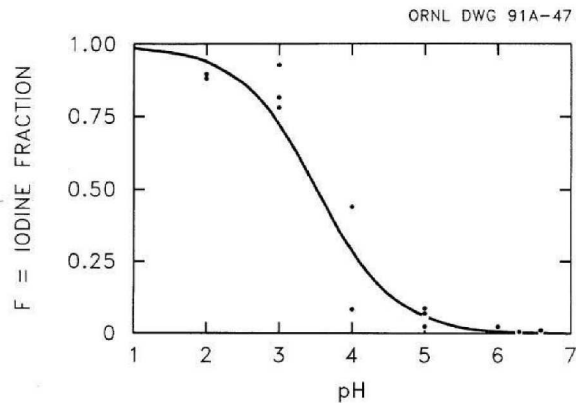


図1 液相中における I_2 と I^- の平衡と pH の関係

(b) 液相と気相の無機よう素 (I₂) の平衡

液相中の無機よう素 (I₂ (aq)) と気相中の無機よう素 (I₂ (g)) の存在比は以下のように表される。

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

[I₂ (aq)] 及び [I₂ (g)] はそれぞれ液相中の無機よう素濃度及び気相中の無機よう素濃度を表す。この平衡は、以下の関係で温度に依存する。

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

気液界面 (フィルタ装置水面) における無機よう素の平衡については、温度依存性があり、スクラバ水の水温が高い方が気相の無機よう素の割合が増える。しかし、アルカリ環境下では、(a)の無機よう素とよう素イオンの平衡により液相中に存在する無機よう素が極めて少なく、無機よう素の気相部への移行量は、スクラバ水の温度が上昇しても十分小さい値となる。

(3) 無機よう素の再揮発 (放射線照射による影響)

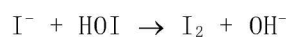
a. 想定される状態

フィルタ装置を継続使用すると、スクラバ水は捕捉した放射性物質により照射環境となる。また、捕捉したよう素イオンの放射線照射により生成した無機よう素が気相中に再揮発することが考えられる。

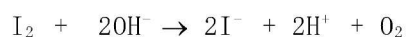
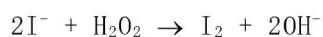
b. 影響評価

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。

放射線照射環境下におけるよう素の再揮発の影響を確認するため、下記の図 2 に示す試験装置にて、放射線照射環境下よう素イオン挙動確認試験を実施した。

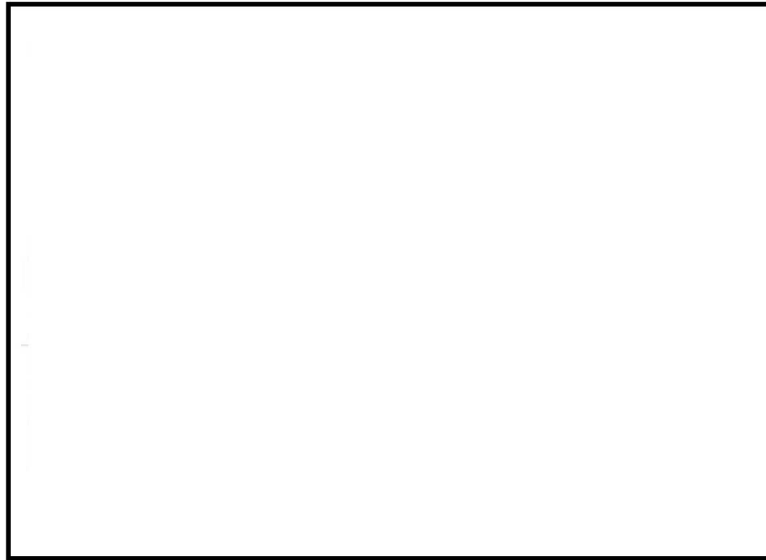


図 2 放射線照射環境下よう素イオン挙動確認試験装置図

図 2 に示すとおり、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、並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、表 1 のとおりとなった。

表 1 照射下よう素イオン挙動確認試験結果

表 1 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。

なお、スクラバ水の pH は、無機よう素の DF 性能を維持するため 以上を確保する運用としている。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、放射線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。

2. 金属フィルタ

(1) エアロゾルの再浮遊

a. 想定される状態

金属フィルタで捕集されたエアロゾルが蓄積すると、崩壊熱により金属フィルタの温度が上昇し、放射性物質の融点／沸点を超えた場合に液体／気体となる。これらの液体／気体がベントガス流により下流に流された場合、フィルタ装置下流側にエアロゾルを放出することが考えられる。

b. 影響評価

金属フィルタに捕集されたエアロゾルの崩壊熱は、ベント実施時はベントガスにより冷却されるが、ベント停止後は、スクラバ水を原子炉格納容器へ移送してしまうと、フィルタ装置内のガスは滞留した状態となってしまう。そこで、フィルタ装置内のガスが滞留した状態における金属フィルタの温度について評価を実施した。

(a) 金属フィルタへのエアロゾル移行割合

フィルタ装置では、水スクラバにより大部分のエアロゾルが捕集される。この水スクラバによる除去性能を考慮して、金属フィルタへのエアロゾル移行割合は、フィルタ装置に移行する総量の $1/34$ とする。

(b) エアロゾルによる発熱量

事故シーケンス（大破断LOCA+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失、D/Wベント）における、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MAAP解析により、9.3kWである。上記のように水スクラバから金属フィルタへのエアロゾル移行割合は $1/34$ であるため、金属フィルタに捕捉される粒子状放射性物質の崩壊熱は以下の通りとなる。

$$\cdot \text{金属フィルタの発熱量} = 0.28\text{kW}$$

(c) フィルタ装置温度解析による評価

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5.0kWに設定し、金属フィルタの温度解析を実施する。

なお、フィルタ装置使用後においても、スクラバ水を原子炉格納容器へ移送

する前であれば、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は原子炉格納容器へ移送した後の蒸発が発生していない状態の評価を実施した。温度解析条件を表2に示す。また、解析モデルを図3に示す。

表2 フィルタ装置温度解析条件一覧表

項目	条件
解析コード	・ S T A R - C C M +
設定条件	<ul style="list-style-type: none"> ・ 乱流モデル：Realizable $K-\epsilon$ ・ 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°C
スクラバ水沸騰	・ 無し
スクラバ水温度	・ 100°C
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



図3 解析モデル

表2の解析条件ならびに図3の解析モデルにて解析を実施した結果、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。

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

3. よう素フィルタ

(1) 無機よう素及び有機よう素の再揮発（高温水素ガス通気による影響）

a. 想定される状態

化学工業の分野ではゼオライトに高温の水素ガスを通気することにより捕捉されているよう素を再揮発させる技術がある。よう素フィルタに充填された銀ゼオライトに、ベントガスに含まれる水素ガスが通気されると、捕捉されたよう素が再揮発することが考えられる。

b. 影響評価

よう素フィルタに流入したよう素は、AgIの化学種にてよう素フィルタの銀ゼオライト内に捕捉される。AgIは、℃程度の高温状態にて水素ガス環境に晒されると、AgIが還元されてHI（ガス状）の化学種となり、よう素は環境へ放出されてしまう。

一方よう素フィルタに流入するガスは200℃以下であり、銀ゼオライトに水素ガスが通過したとしても、銀ゼオライトに捕捉されているよう素が再揮発することはない。

なお、ベント停止後のベントガスの流れが無い状態では、銀ゼオライトが高温となるリスクがあるため、ベント停止後にはフィルタ装置のスクラバ水を原子炉格納容器へ移送し、水素ガスの流入を防止することで、よう素フィルタからのよう素の再揮発を防止する。

(2) 無機よう素及び有機よう素の再揮発（放射線照射による影響）

a. 想定される状態

よう素フィルタに充填された銀ゼオライトは、捕捉した放射性よう素からの放射線照射を受ける。この放射線照射により、補足したよう素が離脱し気相中に再揮発する可能性がある。

b. 影響評価

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可能であるかを確認するため、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離脱の有無を確認した。

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評価を行った。よう素フィルタに流入するよう素量の事故シーケンスは、有効性評価において、よう素フィルタに多量の放射性よう素が流入する炉心損傷後ベントの事故シーケンス（大破断LOCA+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失）とする。本事故シーケンスでは、原子炉停止から約38時間後にベントを開始する。このときの原子炉圧力容器から原子炉格納容器へのよう素の放出割合はMAAP解析より

83%となる。よう素の状態は、粒子状よう素5%、無機よう素91%、有機よう素4%とする。このうち、粒子状よう素と無機よう素はどちらもフィルタ装置で %が捕捉され、残りがよう素フィルタに流入することとする。

上記の条件のもと、事象発生から168時間後までの間に、よう素フィルタに流入するよう素が放出する崩壊熱エネルギーは表3のとおりとなる。

表3 よう素の崩壊熱エネルギー

放出割合	粒子状 (J)	無機 (J)	有機 (J)	合計 (J)
83%	約 7.4×10^6	約 1.3×10^8	約 5.9×10^9	約 6.0×10^9

この崩壊熱エネルギーが、よう素フィルタの外へ漏れることなく、保守的に全て銀ゼオライトに吸収されることとして評価すると、銀ゼオライトの重量は約 kgであるため、銀ゼオライトが照射される累積線量は以下のとおりとなる。

$$\text{約} 6.0 \times 10^9 \text{ J} \div \text{約} \text{ kg} \approx \text{約} \text{ Gy} = \text{約} \text{ MGy}$$

そこで、これを上回る5.0MGyの累積線量を照射した有機よう素吸着済みの銀ゼオライトと、放射線を照射していないものに対し、SEM-EDXを用いて成分分析を実施したところ、表4のとおりとなった。この結果より、放射線照射の有無に関わらず、よう素と銀の濃度比に有意な差は認められなかった。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。

表4 成分分析結果

--

4. 引用文献

- (1) NUREG/CR-5732_ORNL/TM-11861 Iodine Chemical Forms in LWR Severe Accidents
- (2) ORNL/TM-6607 “Literature Survey of Methods to Remove Iodine from Off-gas Streams Using Solid Sorbents”, Apr/10/1979
- (3) NUREG-1465 “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants” Feb.1995
- (4) Regulatory Guide 1.195, “Methods and assumptions for evaluating radiological consequences of design basis accidents at light-water nuclear power reactors”

(参考)

1. 有機よう素の生成割合に関するREGULATORY GUIDE 1.195 の適用について

有機よう素の生成割合は、Regulatory Guide 1.195 “Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light Water Nuclear Power Reactors” で示されたよう素の存在割合を用い、4 %を仮定している。

原子炉格納容器中の無機よう素等から有機よう素への転換割合、重大事故時におけるpH調整と有機よう素の生成割合に関する評価を以下に示す。

(1) 原子炉格納容器中の無機よう素等から有機よう素への転換割合

WASH-1233 “Review of Organic Iodide Formation Under Accident Conditions in Water-Cooled Reactors” では、粒子状よう素 (CsI) を除く無機よう素等 (I₂, HI, I) から有機よう素 (CH₃I) への転換に関して、原子炉格納容器内を模擬した種々の実験結果に基づいて提案している。

一方、NUREG-0772 “Technical Basis for Estimating Fission Product Behavior during LWR Accidents” において、上記のWASH-1233の実験結果を再度評価し、WASH-1233で示される有機よう素への転換割合は、有機よう素の生成を導くメカニズムの定義付けが十分ではなく、保守的としている。

WASH-1233及びNUREG-0772に示されている、それぞれの有機よう素への転換割合を表5に示す。

表5 原子炉格納容器中の無機よう素等から有機よう素への転換割合

有機よう素	WASH-1233	NUREG-0772
非放射線場	1%未満	0.01%未満
放射線場	2.2%未満	0.02%未満
合計	3.2%未満	0.03%未満

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

(2) 重大事故等時におけるpH調整と有機よう素の生成割合

NUREG/CR-5732 “Iodine Chemical Forms in LWR Severe Accidents” では、pHとよう素の存在割合について、pHの低下に伴って無機よう素等への生成割合が増加する知見が示されており、pH調整が実施されている場合とpH調整が実施されていない場合のそれぞれについて、重大事故等時のよう素形態に関して、複数のプラントに対するよう素の発生量を評価している。pH調整が実施されている場合の結果を表6に、pH調整が実施されていない場合の結果を表7に示す。BWRプラント（Grand Gulf Peach Bottom）では、重大事故等時において、pH調整の実施の有無に限らず、有機よう素の生成割合は1%以下となっている。

表6 重大事故時にpH調整を実施した場合の有機よう素の生成割合

Table 3.6 Distribution of iodine species for pH controlled above 7

Plant	Accident	Fraction of total iodine in containment (%)			
		I ₂ (g)	I ₂ (f)	I ⁻ (f)	CH ₃ I (g)
Grand Gulf	TC γ	0.05	0.03	99.92	0.001
	TQUV γ	0.01	0.03	99.96	0.0003
Peach Bottom	AE γ	0.002	0.03	99.97	0.0001
	TC2 γ	0.02	0.03	99.95	0.0004

表7 重大事故時にpH調整を実施しない場合の有機よう素の生成割合

Table 3.7 Distribution of iodine species for uncontrolled pH

Plant	Accident	Fraction of total iodine in containment (%)			
		I ₂ (g)	I ₂ (f)	I ⁻ (f)	CH ₃ I (g)
Grand Gulf	TC γ	26.6	15.3	58.0	0.2
	TQUV γ	6.6	18.3	75.1	0.06
Peach Bottom	AE γ	1.6	21.6	76.8	0.01
	TC2 γ	10.9	18.0	71.0	0.07

以上より、有機よう素の生成割合については不確定さがあるものの、Regulatory Guide 1.195で示されている4%は十分な保守性を有していると考えられることから、設計値として採用している。

3. 引用文献

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

FP の放射性壊変による被ばく評価への影響

フィルタ装置のスクラバ水、金属フィルタ及びよう素フィルタに捕捉された物質が放射性壊変をし、放射性を持つ希ガスが再浮遊することにより、被ばくに影響を与える可能性がある。ここでは、エアロゾルとよう素の放射性壊変によって発生する希ガスが被ばくに与える影響について確認する。

1. エアロゾルの壊変

被ばく評価で対象としている評価核種65核種の中で、エアロゾルのうち希ガスを生成する親核種として、Cs-134, Rb-86, Te-129, Te-129m, Te-131m及びTe-132があり、これらの99.9%以上はスクラバ水及び金属フィルタによって捕捉される。この他のエアロゾルは希ガスへの壊変をせず、スクラバ水及び金属フィルタにより捕捉される。

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

2. よう素の壊変

被ばく評価で考慮されているよう素の同位体は、I-131からI-135の5核種であり、これらは全てXeに壊変するが、このうちI-132及びI-134から生成するXeは安定核種である。また、I-131についても約99%が安定核種であり、被ばくへの影響は小さい。

以上より、放射性壊変によって発生する希ガスが被ばくに与える影響として、I-133及びI-135から生成するXe-133とXe-135による影響を以下に示す式を用いて評価する。

(1) 評価式

よう素の壊変によって再浮遊する希ガスの放射能 A_2 を求める式を式(1)に示す。また、再浮遊した希ガスの積算崩壊数 ΣA_2 を求める式を式(2)に示す。

$$-\frac{dN_1(t)}{dt} = \lambda_1 N_1(t), \quad \frac{dN_2(t)}{dt} = \lambda_1 N_1(t) - \lambda_2 N_2(t)$$

$$A_2 = \frac{\lambda_2}{\lambda_2 - \lambda_1} A_{10} \left(e^{-\lambda_1 t} - e^{-\lambda_2 t} \right) + A_{20} e^{-\lambda_2 t} \dots \dots \dots \text{式(1)}$$

$$\Sigma A_2 = \frac{\lambda_2}{\lambda_2 - \lambda_1} A_{10} \left\{ \frac{(1 - e^{-\lambda_1 t})}{\lambda_1} - \frac{(1 - e^{-\lambda_2 t})}{\lambda_2} \right\} \dots \dots \dots \text{式(2)}$$

ここで、

N_1 : 時間 t における親核種の原子数

- N_2 : 時間 t における子孫核種の原子数
 λ_1 : 親核種の壊変定数 (1/s)
 λ_2 : 子孫核種の壊変定数 (1/s)
 A_2 : 再浮遊する希ガスの放射能 (Bq)
 A_{10} : 親核種のベント開始時刻における放射能 (Bq)
 A_{20} : 子孫核種のベント開始時刻における放射能 (Bq)
 t : ベント後の経過時間 (s)

(2) よう素移行率及び捕捉率

評価で想定する各フィルタへのよう素の移行率及び捕捉率を表1に示す。この移行率及び捕捉率を用いて、各フィルタの捕捉量を求める。なお、実際には、一部は捕捉されずに系外へ放出されると考えられるが、捕捉量の評価では、保守的に全量捕捉されるとする。

表1 よう素移行率

	ベントライン 放出割合* (－) (移行率)	捕捉率 (－)		
		スクラバ水及び 金属フィルタ	よう素フィルタ	合計
粒子状よう素	約 6.5×10^{-8}	0.999	0.001	1
無機よう素	約 3.8×10^{-4}	0.999	0.001	1
有機よう素	約 3.3×10^{-2}	0	1	1

注記* : 炉内内蔵重量に対する割合をMAAP解析により評価

(3) 各フィルタに付着する放射能量

ベント開始時における炉内内蔵量及び各フィルタに付着する放射能量を表2に示す。ベント開始時間は、原子炉停止後38.1時間後とする。

表2 炉内内蔵量及び各フィルタに付着する放射能量

核種		炉内内蔵量 (Bq)		フィルタ付着 (Bq)		
		ベント停止 時	ベント開始 時	スクラバ水及び 金属フィルタ	よう素 フィルタ	合計
I-133	A_{10}	約 8.0×10^{18}	約 2.2×10^{18}	約 8.4×10^{14}	約 7.4×10^{16}	約 7.5×10^{16}
Xe-133	A_{20}	約 7.8×10^{18}	約 7.1×10^{18}	—	—	—
I-135	A_{10}	約 7.6×10^{18}	約 1.4×10^{17}	約 5.2×10^{13}	約 4.6×10^{15}	約 4.6×10^{15}
Xe-135	A_{20}	約 2.2×10^{18}	約 8.6×10^{17}	—	—	—

(4) 再浮遊する放射能量

ベント実施時に原子炉格納容器からベントラインに放出されるXe-133及びXe-135と、各フィルタから再浮遊するXe-133及びXe-135の7日間積算崩壊数の比較を表3、放出放射能の比較を図1、

積算崩壊数の比較を図2に示す。

表3から、フィルタから再浮遊するXe-133とXe-135は、原子炉格納容器からベントラインに放出されるXe-133及びXe-135の1%未満（ \approx 約 4.4×10^{21} /約 2.9×10^{24} =約0.15%）であり、相対的に影響は小さい。

表3 Xe-133 と Xe-135 の7日間積算崩壊数の比較

		Xe-133 (Bq・s)	Xe-135 (Bq・s)	合計 (Bq・s)
ベントラインからの放出		約 2.8×10^{24}	約 4.0×10^{22}	約 2.9×10^{24}
再浮遊による 放出	スクラバ水及び 金属フィルタ	約 4.7×10^{19}	約 1.8×10^{18}	約 4.9×10^{19}
	よう素フィルタ	約 4.2×10^{21}	約 1.6×10^{20}	約 4.3×10^{21}
	合計	約 4.2×10^{21}	約 1.6×10^{20}	約 4.4×10^{21}

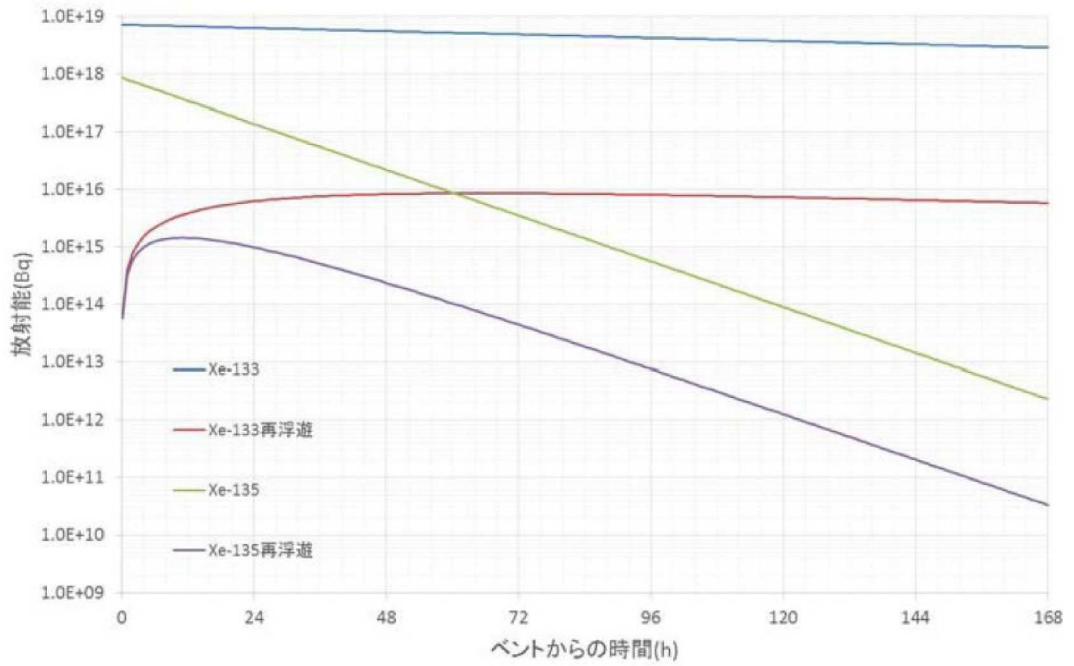


図1 ベントラインに放出されるXeとフィルタから再浮遊するXeの放出放射能比較

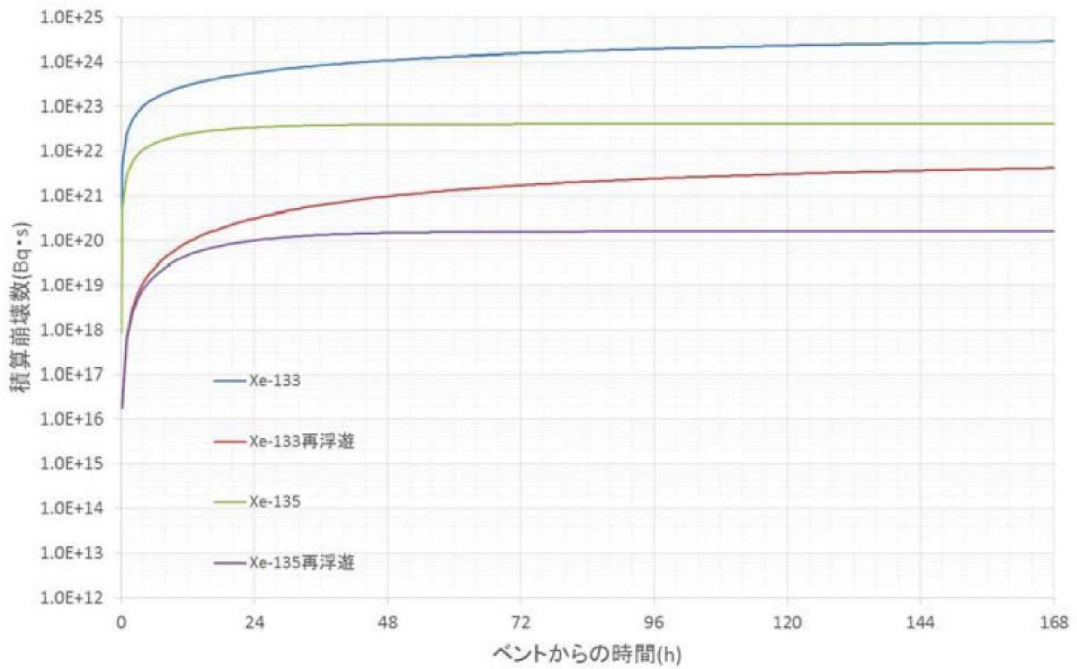


図2 ベントラインに放出されるXeとフィルタから再浮遊するXeの積算崩壊数比較

フィルタの除去性能に与える影響について

1. フィルタの除去性能に与える影響

フィルタ装置を継続使用する場合、エアロゾル、無機よう素及び有機よう素の除去性能に影響を与える可能性がある因子として、エアロゾルによるフィルタの閉塞、放射性物質の再揮発、よう素フィルタにおける吸着材の容量減少及び吸着材の変質がある。そのため、これらの影響について評価を実施する。

なお、フィルタ装置内で保持した放射性物質が再揮発することによる除去性能への影響については、補足19における評価のとおりであり、対象外とする。

2. エアロゾルによるフィルタの閉塞

2.1 想定する状態

炉心損傷後のベント時には、熔融炉心から発生するエアロゾルに加え、炉内構造物の過温などによるエアロゾル、コア-コンクリート反応により発生するCaO₂等のコンクリート材料に起因するエアロゾル、保温材等の熱的・機械的衝撃により発生する粉塵がフィルタ装置に移行する可能性がある。これらのエアロゾルの影響により、スクラバノズルの狭隘部や金属フィルタに付着し、閉塞する可能性について考慮する。また、金属フィルタについては、液滴の付着による閉塞についても考慮する。

2.2 影響評価

(1) スクラバノズル

スクラバノズルの狭隘部は5mmであり、狭隘部を通過するガス流速は高速となる。これに対して、エアロゾルの粒子径は極めて小さく、スクラバノズルが閉塞することはない。

(2) 金属フィルタ（エアロゾルによる閉塞）

水スクラバで捕捉されなかったエアロゾルは、後段の金属フィルタに捕捉される。金属フィルタの閉塞評価にあたり、事故シーケンス（大破断LOCA+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失）と、MCCIが発生する事故シーケンス（高圧・低圧注水機能喪失）*を考慮する。また、フィルタ装置へのエアロゾル流入量が大いD/W ベントの場合を想定し、この金属フィルタに捕捉されるエアロゾル量と金属フィルタの許容エアロゾル量を比較し、閉塞しないことを以下のとおり確認した。

注記*：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事故シーケンスを想定した。この事故シ

一ケンスでは、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、溶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。

a. 金属フィルタの許容エアロゾル量

金属フィルタ単体に対し、エアロゾルを供給した場合、エアロゾル量は約800cm³（2Pd流量時）～約2000cm³（最小流量時）まで許容されることが確認されている。

b. エアロゾル量

フィルタ装置に流入するエアロゾルの流入量を評価した結果、事故シーケンス（大破断LOCA+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失）では723.64 cm³、事故シーケンス（高圧・低圧注水機能喪失）では10,203.51cm³となる。

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を算出した結果、事故シーケンス（大破断LOCA+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失）では115（2Pd相当流量）及び34（最小流量相当）、事故シーケンス（高圧・低圧注水機能喪失）では15（2Pd相当流量）及び12（最小流量相当）となる。

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した結果、事故シーケンス（大破断LOCA+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失）では6.29 cm³（2Pd相当流量）及び21.28cm³（最小流量相当）、事故シーケンス（高圧・低圧注水機能喪失）では680.23 cm³（2Pd相当流量）及び850.29cm³（最小流量相当）となる。

c. 評価結果

上記より、事故シーケンス（大破断LOCA+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失）、MCCIが発生する事故シーケンス（高圧・低圧注水機能喪失）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から、金属フィルタが閉塞することはない。

(3) 金属フィルタ（液滴による閉塞）

金属フィルタに移行するベントガスに含まれる液滴（湿分）は、1層目と3層目の金属繊維からなるウェブにおける、液滴の凝集、慣性力による衝突により分離される。

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。試験条件を表1に、試験概要図を図1に示す。

表1 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 ・ 最小流量相当
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

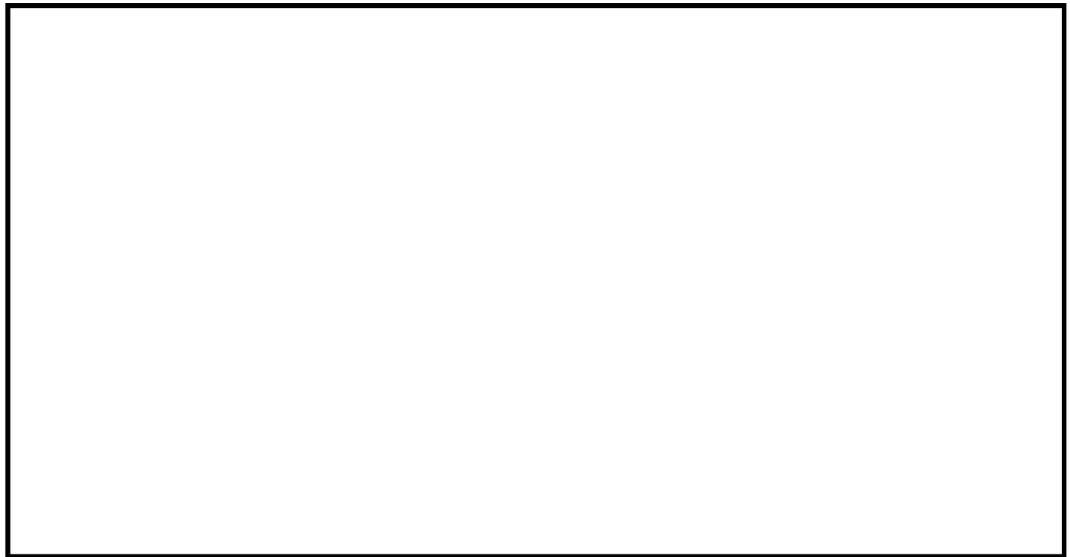


図1 試験概要図（金属フィルタ液滴除去性能試験）

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図2～図5のとおりとなった。

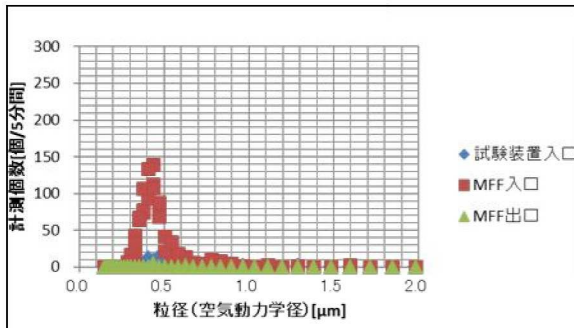


図2 計測結果（最小流量相当）

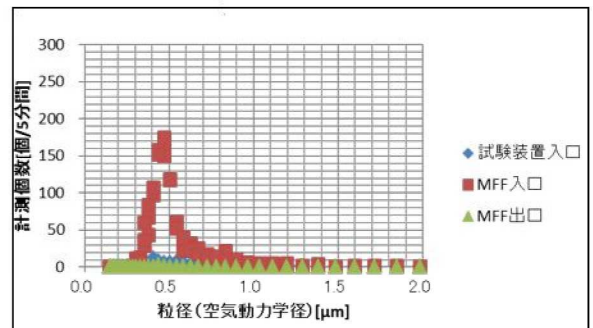


図3 計測結果（1Pd相当流量）

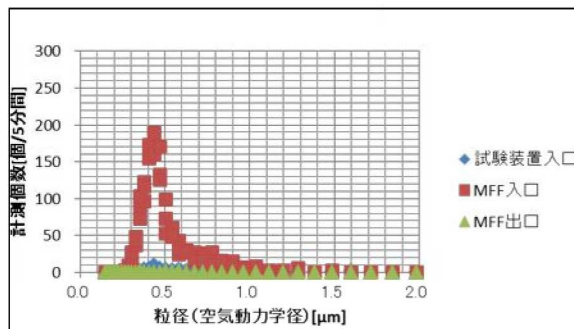


図4 計測結果（2Pd相当流量）

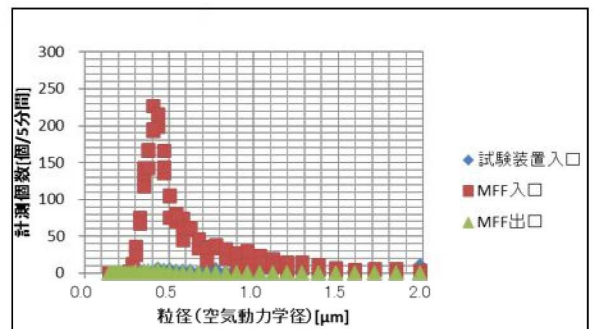


図5 計測結果（超過流量相当）

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、ほとん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、この試験の間、金属フィルタの差圧に有意な上昇は認められなかった。

以上から、金属フィルタにおける、液滴分離が十分に実施でき、液滴（湿分）によるフィルタの閉塞が発生することはないと評価する。

3. 吸着材の容量減少

3.1 想定する状態

よう素フィルタの吸着材として使用する銀ゼオライトが、よう素の捕捉によって吸着容量に達した場合には、よう素は捕捉されずに系外に放出されることが考えられる。

3.2 影響評価

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

(1) よう素フィルタの銀の保有量

よう素フィルタの銀ゼオライトの銀含有割合は約 wt% であるため、銀ゼオライト t（有効部重量）に含まれる銀（原子量：107.9）の量は約 t（約 mol）である。

(2) ガス状よう素の流入量

よう素フィルタに蓄積されるよう素の発熱量を以下のとおり設定した。

- ・事故時に炉内に内蔵されるよう素元素量

平衡炉心末期を対象としたORIGEN 2コードの計算結果から、29.1kgとする。

- ・原子炉格納容器への放出割合

MAAP解析の結果から、炉内から原子炉格納容器内へのよう素の放出割合を83%とする。

- ・原子炉格納容器に放出されるよう素の化学形態割合

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

フィルタ装置での無機よう素の除去性能（DF=1000）を考慮して、水スクラバで除去されずに残った全ての無機よう素がよう素フィルタに蓄積するものとする。また、有機よう素は全てがよう素フィルタに蓄積されるものとする。

以上の想定で、よう素フィルタに吸着するよう素の量は無機よう素約0.087mol、有機よう素約7.6molであり、無機よう素I₂（分子量：253.8）約22g、有機よう素CH₃I（分子量：141.9）約1080gに相当する。

$$\begin{aligned} \text{(無機よう素 (I}_2\text{) のモル数)} &= 29100\text{g} / 126.9\text{g/mol} \times 83\% \times 91\% / 1000 \text{(DF)} \\ &\quad / 2 \text{(I}_2\text{)} \\ &= \text{約}0.087\text{mol} \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} \text{(有機よう素 (CH}_3\text{I) のモル数)} &= 29100\text{g} / 126.9\text{g/mol} \times 83\% \times 4\% \\ &= \text{約}7.6\text{mol} \end{aligned}$$

(3) 評価結果

よう素は、以下に示すように銀と反応することから、銀ゼオライトに含まれる銀の量（約 mol）は、流入するよう素の捕捉に十分な量であると言える。

- ・有機よう素の除去反応



(4) 試験による容量の確認

試験において、有機よう素（ヨウ化メチル）を用いて銀ゼオライトの性能検証を行っている。試験では、図6の有機よう素除去性能試験装置を用いて、ヨウ化メチルを大量に供給し、DFが目標である50を維持する期間中に吸着できるヨウ化メチルの量を確認した。なお、この試験では、試験カラム部のヒータも入れた状態で、まず試験カラムに水蒸気のみを通気し、所望のガスの流量や温度となり、吸着材の温度が一定となったところでヨウ化メチルを供給した。

試験条件を表2に示す。また、DFが50以上を維持する期間中に、実機のよう素フィルタに吸着されるヨウ化メチルの総質量については、次式によって算出した。

$$A = \int_0^T SI \left(1 - \frac{1}{DF}\right) dt \cdot AgX_r / AgX_t$$

ここで、Aはよう素フィルタ許容吸着量、SIは試験カラムに単位時間あたりに供給されたヨウ化メチルの質量、DFは除染係数、AgX_rは実機のよう素フィルタ2個に充填される吸着材の総質量、AgX_tは試験カラムに充填された吸着材の総質量、Tは試験開始からDFが50以下となるまでの時間である。

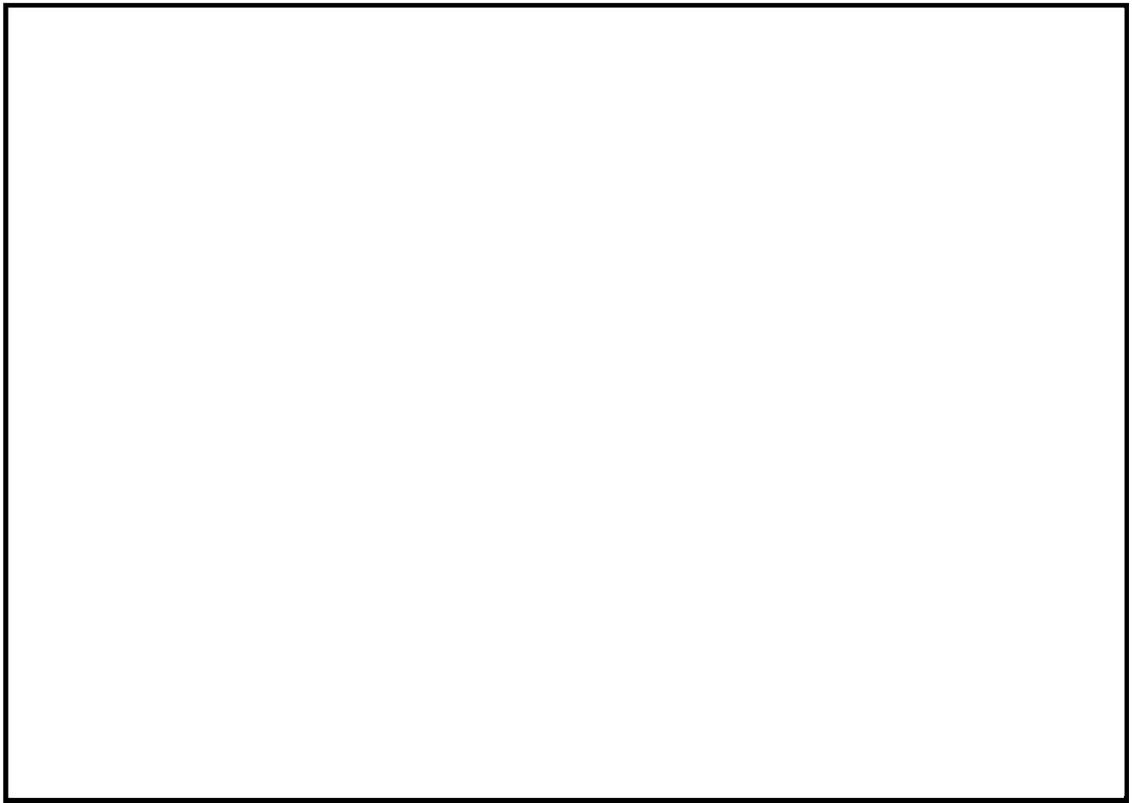


図 6 有機よう素除去性能試験装置構成図

表 2 よう素フィルタ許容吸着量確認試験条件一覧表

項目	条件			
	試験①	試験②	試験③	試験④
試験装置	有機よう素除去性能試験装置			
試験ガス組成	蒸気 100%			
露点温度差	9.1 K	10.6 K	8.5 K	12.5 K
試験カラム	8.1	8.4	5.6	250.4
入口圧力	kPa(g)	kPa(g)	kPa(g)	kPa(g)
ヨウ化メチル濃度	55 volppm	116 volppm	48 volppm	57 volppm
接触時間	0.121 s	0.119 s	0.151 s	0.134 s

以上の条件にて試験を実施し、よう素フィルタの許容吸着量を評価したところ、図7のとおりとなる。図7に示すとおり、よう素フィルタの許容吸着量は接触時間に対してほぼ線形的に増加し、ヨウ化メチル濃度や、ガスの圧力に対する依存性はないことを確認した。また、ヨウ化メチルの許容吸着量は100kg以上であることを確認した。一方、実機にてよう素フィルタに流入する有機よう素の最大量は、約1.08kgと評価していることから、流入量に対して十分な余裕があることを確認した。そのため、吸着材の容量減少により銀ゼオライトが性能劣化することはないと考えられる。

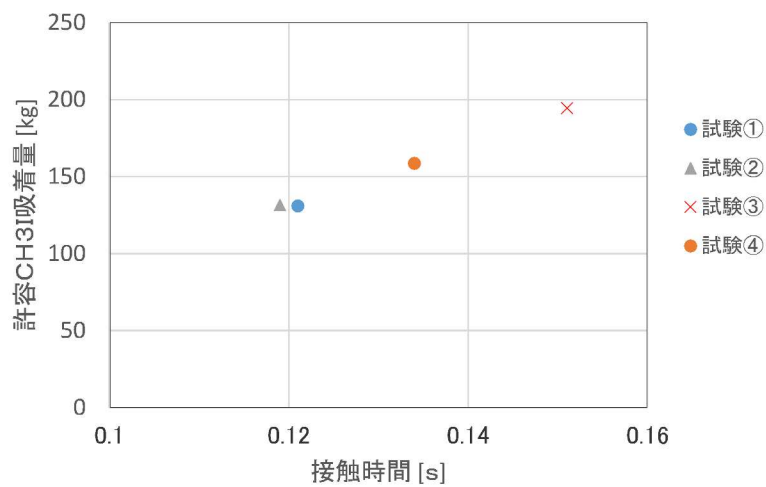


図7 よう素フィルタ許容吸着量確認試験結果

4. 吸着材の変質

4.1 想定する状態

よう素フィルタの吸着材として使用する銀ゼオライトは、光及び放射線の照射又は高湿度の環境に長期間晒されると、変質してよう素除去性能が低下することが考えられる。

4.2 影響評価

(1) 放射線の照射による劣化

銀ゼオライトは□MGyの放射線照射後においても、銀ゼオライトの除去性能に有意な劣化はないことを確認しており、柏崎刈羽原子力発電所第6号機のよう素フィルタで想定される照射量は□MGy程度であるため、捕捉性能が低下するおそれはない。

a. 実機で想定される照射線量

実機において銀ゼオライトは、よう素フィルタに保持される放射性物質、その他フィルタ装置内に保持される放射性物質、よう素フィルタを通過する希ガス、原子炉格納容器から原子炉建屋に漏れいする放射性物質、格納容器ベント等により建屋外放出される放射性物質等の壊変により放射線の照射を受けるが、よう素フィルタに保持される放射性物質からの照射線量が支配的である。そのため、よう素フィルタに保持される放射性物質からの照射線量のみを考慮する。

よう素フィルタに流入するよう素量の事故シーケンスは、有効性評価において、よう素フィルタに多量の放射性よう素が流入する炉心損傷後ベントの事故シーケンス（大破断LOCA+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失）とする。本事故シーケンスでは、原子炉停止から約38時間後にベントを開始する。このときの原子炉圧力容器から原子炉格納容器へのよう素の放出割合はMAAP解析より83%となる。よう素の状態は、粒子状よう素5%、無機よう素91%、有機よう素4%とする。このうち、粒子状よう素と無機よう素はどちらもフィルタ装置で99.9%が捕捉され、残りがよう素フィルタに流入することとする。

MAAP解析より、ベント開始から95時間程度で原子炉格納容器内のよう素の99.9%以上が放出されることから、よう素フィルタにおけるよう素の捕捉は、この間でほぼ完了する。そのため、ベント開始から95時間程度の際に、よう素フィルタに保持された放射性物質から受ける放射線量に対して、捕捉性能の劣化が生じないことを確認する必要がある。そこで、よう素フィルタに保持された放射性物質から受ける崩壊熱エネルギーを、ここでは保守的にベント開始から100時間までの積算値として評価を実施すると、表3のとおりとなる。

表3 よう素の崩壊熱エネルギー

粒子状よう素(J)	無機よう素(J)	有機よう素(J)	合計(J)
約 6.4×10^6	約 1.2×10^8	約 5.1×10^9	約 5.3×10^9

この崩壊熱エネルギーが、よう素フィルタの外へ漏れることなく、保守的に全て銀ゼオライトに吸収されることとして評価すると、銀ゼオライトの重量は約 kgであるため、銀ゼオライトが照射される累積線量は

$$\text{約 } 5.3 \times 10^9 \text{ J} \div \text{約 } \text{ kg} = \text{約 } \text{ Gy} = \text{約 } \text{ MGy}$$

となる。

一方、銀ゼオライトに保持されるよう素は、よう素フィルタ入口表面付近に集中することが考えられる。この集中する割合はDFが大きいほど大きくなるため、実機に期待するDF50よりも大きいDF200を仮定して計算すると、流入したよう素の50%が入口から約 mmまでに保持される。よう素フィルタ入口から約 mmまでの厚みに流入したよう素の全量が保持されると保守的に仮定すると、この厚みに相当する銀ゼオライトの重量は約 kgである。その場合の銀ゼオライトが照射される累積線量は

$$\text{約 } 2.6 \times 10^9 \text{ J} \div \text{約 } \text{ kg} = \text{約 } \text{ Gy} = \text{約 } \text{ MGy}$$

となる。

b. 銀ゼオライトの放射線耐性

銀ゼオライトの放射線耐性の確認のため、放射線照射後のサンプルを用いて、図6の試験装置により、有機よう素吸着試験を実施した。なお、比較として、ほぼ同じ条件にて、放射線未照射のサンプルを用いた試験も実施した。

試験条件を表4に示す。

表4 放射線照射影響確認試験

項目	条件		
	試験⑤	試験⑥	試験⑦
試験装置	有機よう素除去性能試験装置		
試験ガス組成	蒸気 100%		
露点温度差	12.4 K	12.5 K	11.6 K
ヨウ化メチル濃度	49 volppm	57 volppm	50 volppm
接触時間	0.133 s	0.134 s	0.152 s
銀ゼオライト	未照射	未照射	5.0MGy 照射済み

以上の条件にて試験を実施したところ、試験開始からのヨウ化メチルに対する除去効率の推移は図8のとおりとなった。試験の結果、放射線の照射済みサンプルと未照射サンプルで有意な性能差は見られなかった。

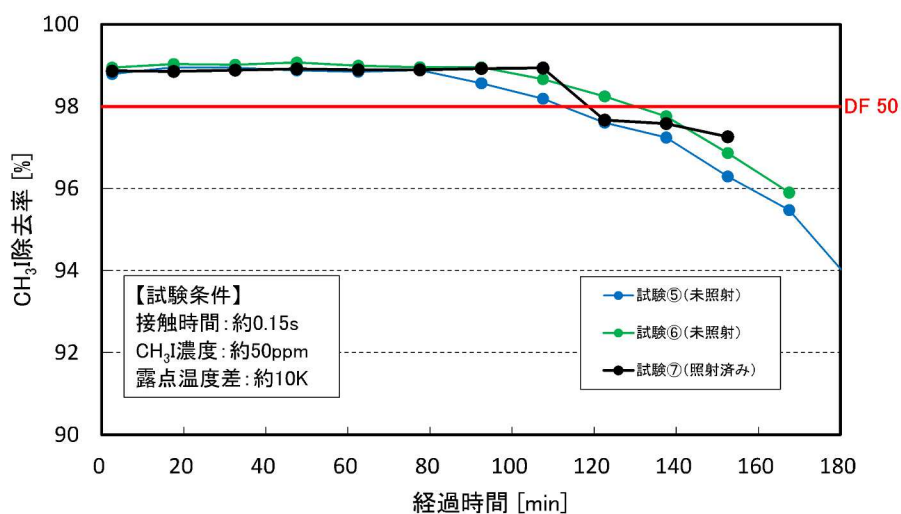


図8 ヨウ化メチル除去効率の時間推移

c. 評価結果

前述のとおり，銀ゼオライトの放射線耐性は□MGy以上であり，実機で想定される銀ゼオライトの照射線量は□MGy程度であるため，実機において銀ゼオライトの健全性は維持される。

(2) 湿分による劣化

a. スウェリングの影響について

柏崎刈羽原子力発電所のような素フィルタは，フィルタ装置とは別容器となっていることから，フィルタ装置のスクラバ水がスウェリングすることによる影響は受けない。

b. 系統待機時におけるよう素フィルタへのスクラバ水の影響について

系統待機中，フィルタ装置とよう素フィルタは，ラプチャーディスクにより隔離された状態となっている。そのため，フィルタ装置内のスクラバ水の湿分がよう素フィルタに流入することはない。ラプチャーディスクの設置場所を図9に示す。

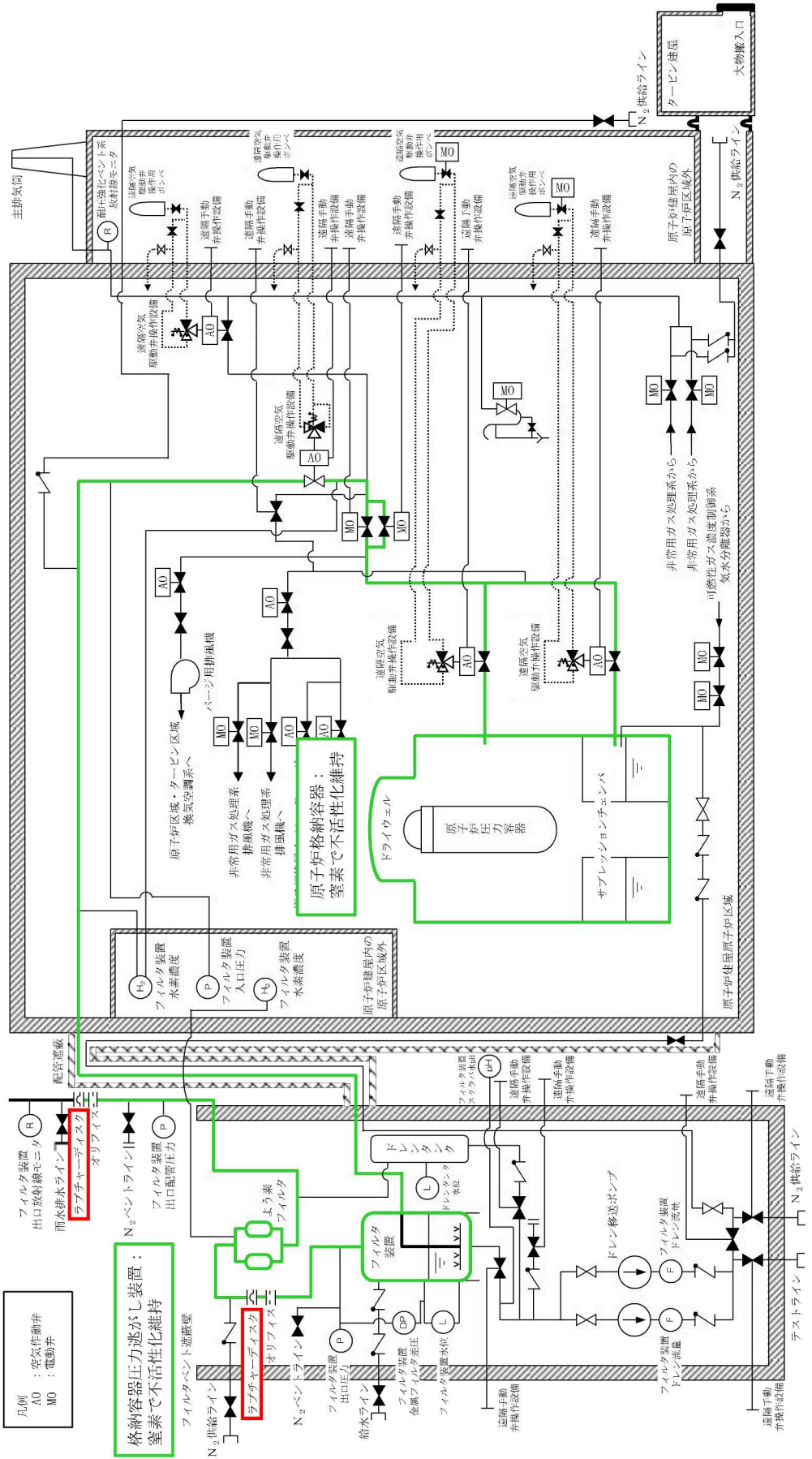


図9 格納容器圧力逃がし装置系統概要図

(3) 光の照射による劣化

銀ゼオライトは、ステンレス鋼製のような素フィルタ容器内に充填されるため、光が照射されることはなく、変質するおそれはない。

5. 引用文献

- (1) Regulatory Guide 1.195, “Methods and assumptions for evaluating radiological consequences of design basis accidents at light-water nuclear power reactors”

ステンレス構造材，膨張黒鉛ガスケットの妥当性について

1. ステンレス構造材，膨張黒鉛ガスケットの妥当性

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

表1にスクラバ水接液部の材質について記載する。

表 1 スクラバ水接液部の材質

部位		材質
バウンダリ	容器	SUS316L
	入口配管接液部	SUS316LTP
	接続配管	SUS316LTP（計装配管，ドレン配管，給水配管）
内部構造物	スクラバノズル	SUS316L
	気泡細分化装置	SUS316L
	整流板	SUS316L
	金属フィルタ	SUS316L， SUS316LTP（ドレン配管）
	支持部材等	SUS316L
その他	ガスケット類	膨張黒鉛系シール材

スクラバ水はpH \square 以上の高アルカリ性であることから，各材料については，全面腐食，局部腐食（孔食，すきま腐食）及び応力腐食割れが想定されるため，これらについて検討する。

(1) ステンレス鋼の腐食評価

a. 全面腐食

全面腐食は，金属表面の全面にわたってほぼ同一の速度で侵食が進む腐食形態である。SUS304は図1に示すとおり，pH2以上で不動態化するため，高アルカリ環境では，全面腐食に対する耐性がある。

系統待機時はpH \square 以上で水質が維持されることから，不動態化が保てることとなる。

同じオーステナイト系ステンレス鋼であるSUS316L等の適用材料についても同様の傾向を示すことから，全面腐食の発生は考え難い。

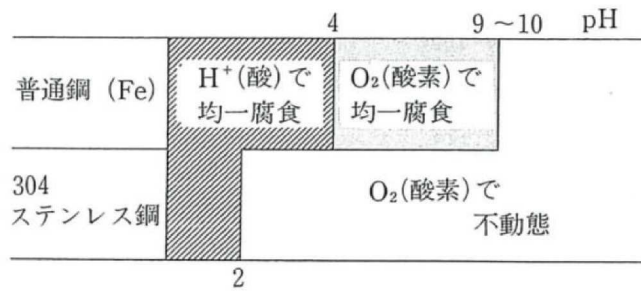


図1 大気中酸素ガスに接する水中環境における SUS304 の腐食形態と pH の関係

b. 孔食

孔食は、ステンレス鋼のように表面に生成する不動態化膜によって耐食性が保たれている金属において、塩化物イオン等の影響で不動態化膜の一部が破壊され、その部分において局部的に腐食が進行する腐食形態である。

図2にSUS304の塩化物イオン濃度と温度が腐食形態に及ぼす影響を示す。孔食発生領域はpH7と比べpH12のほうが狭く、アルカリ環境になるほど孔食発生のリスクは低減する。

同じオーステナイト系ステンレス鋼であるSUS316L等の適用材料についても同様の傾向を示すものと評価する。

なお、系統待機時はpH 以上であり、塩化物イオンの濃度も十分低いと考えられるので、孔食は発生しないものと考えられる。

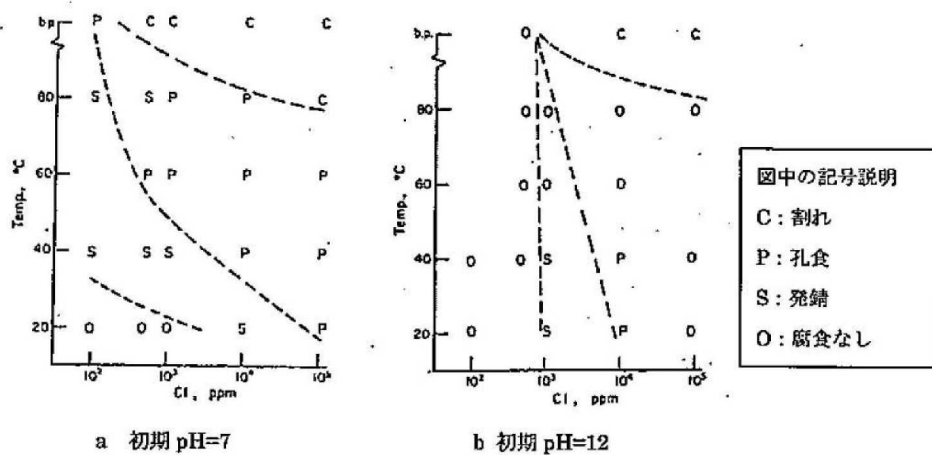


図2 SUS304 の pH7 及び pH12 の塩化物イオン濃度と温度が腐食形態に及ぼす影響

c. すきま腐食

すきま腐食は，ステンレス鋼表面の異物付着，構造上のすきま部分において進行する腐食形態であり，その成長過程は孔食と類似している。図3にSUS304とSUS316の中性環境におけるすきま腐食発生に対する塩化物イオン濃度と温度の影響を示す。

SUS304及びSUS316のいずれも塩化物イオン濃度が低い中性環境では，すきま腐食の発生の可能性は低い。前述のとおりアルカリ環境では中性環境より孔食の発生リスクが低いことから，同様な成長過程のすきま腐食についても発生の可能性が低減されるものと考えられる。

同じオーステナイト系ステンレス鋼であるSUS316L等の適用材料についても同様の傾向を示すものと評価する。

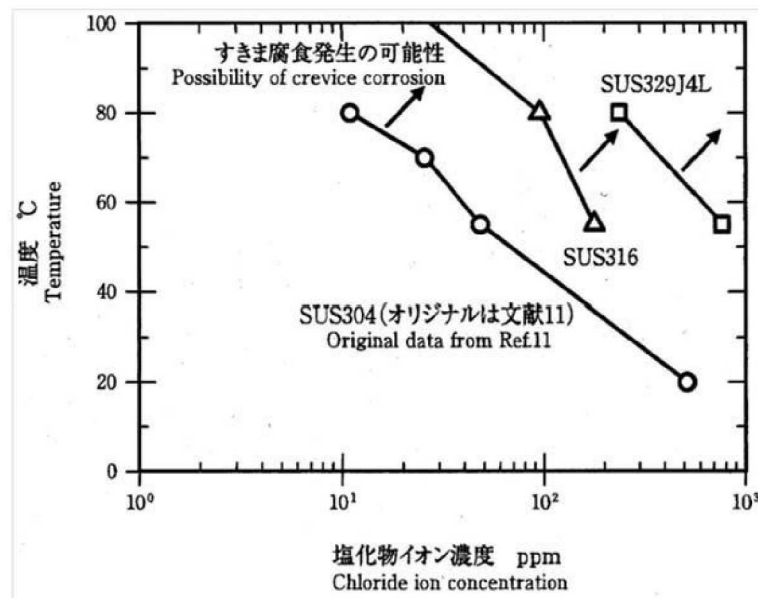


図3 SUS304 と SUS316 の中性環境におけるすきま腐食に対する塩化物イオン濃度と温度の影響

d. アルカリ応力腐食割れ

フィルタ装置・内部構造物には，ステンレス鋼を用いている。

フィルタ装置待機中は，スクラバ水にはNaOH [wt%]の薬液を内包している。ステンレス鋼は，高濃度のNaOH溶液に晒されるとアルカリ応力腐食割れを生じる可能性がある。ステンレス鋼のアルカリ応力腐食割れに対する温度とNaOH濃度の関係は，「小若，金属の腐食と防食技術，アグネ承風社，2000年」により，図4のとおり示されておりフィルタ装置の最高使用温度である200℃においては，ステンレス鋼のアルカリ応力腐食割れは生じないことが確認できる。そのため，フィルタ装置スクラバ水のNaOH濃度において，アルカリ応力腐食割れは発生しない。

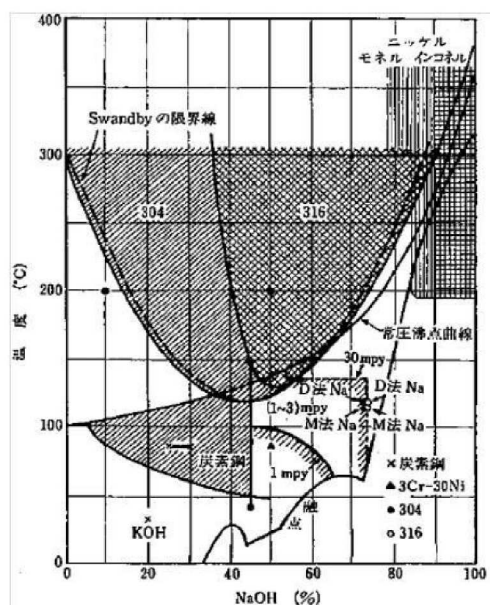


図4 アルカリ応力腐食割れに及ぼす温度，濃度の影響

また，フィルタ装置使用中は，無機よう素の捕捉性能を確保するため，フィルタ装置のpHを 以上に維持することとしているが，アルカリ応力腐食割れが生じるほどNaOHが高濃度となることはない*。

一方，フィルタ装置使用中は，pHを 以上の強アルカリに保つことにより，フィルタ装置に飛来する塩化物による，フィルタ装置・内部構造物に発生する孔食，すきま腐食，SCCの発生を抑制することができる。

注記*：フィルタ装置の水位が上昇しドレン操作を実施する都度，フィルタ装置使用中の薬液の補充を実施する。薬液の補充量は，ドレン操作により抜けてしまった分の薬液量とする。そのため，薬液の補充により，薬液濃度が必要以上に高濃度となることはない。

(2) スクラバノズルの耐エロージョン性

スクラバノズル部では、ノズル穴を有するノズル天板に液滴が衝突する。液滴はノズル短管部の速度である□□m/sとなり、その箇所が最高流速である。

これは、「発電用設備規格 配管減肉管理に関する規格（2005年度版）（増訂版）J S M E S C A 1 - 2005」によるステンレス鋼のエロージョン限界流速である70m/sを下回っていることから、液滴衝撃エロージョンは発生しないものと考えられる。

(3) 膨張黒鉛ガスケットの評価

格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置・よう素フィルタのマンホール、オリフイス、ラプチャーディスク等の接続部に設置するガスケットには、使用時の温度、圧力、放射線による劣化によって漏えいが生じないように、耐温度、耐圧力、耐放射線性能に優れた膨張黒鉛を主要材としている『ステンレス製うず巻きガスケット』と『膨張黒鉛シートガスケット』を用いている。これらのガスケットを格納容器圧力逃がし装置に使用することの妥当性を以下に示す。

なお、格納容器圧力逃がし装置において、最も放射線量が大きくなるのは、最も大量の放射性物質を保持するスクラバ水である。事故シーケンス（大破断LOCA＋ECCS注水機能喪失＋全交流動力電源喪失、D/Wベント）において、ベントガスに含まれる希ガスと有機よう素以外の全ての放射性物質がスクラバ水に捕捉された場合、スクラバ水の放射線量率は最大で約1kGy/hとなる。

a. ステンレス製うず巻きガスケット

格納容器圧力逃がし装置のガスケットに用いているステンレス製うず巻きガスケットは、優れた耐熱性・耐薬品性を有しており、ステンレス（SUS316）製の内外輪の間に、膨張黒鉛をフィラー材として用いたものである。格納容器圧力逃がし装置に使用するステンレス製うず巻きガスケットは、最高仕様温度450℃、最高仕様圧力30MPaのものを選定しており、格納容器圧力逃がし装置の設計条件（200℃、0.62MPa）に対して、十分な余裕を有している。

また、ステンレス製うず巻きガスケットは、1.0MGyの放射線照射に対してもガスケットのシール性能を確保可能であることから、十分な耐放射線性を有している。

さらに、ステンレス製うず巻きガスケットは、フィルタ装置スクラバ水に想定される強アルカリ環境下においても適用可能であることを確認している。

以上より、ステンレス製うず巻きガスケットを格納容器圧力逃がし装置に使用することは妥当であると考える。

なお、ステンレス製渦巻きガスケットは、フィルタ装置フランジ部、よう素フィルタフランジ部、ドレン設備フランジ部に用いている。

b. 膨張黒鉛シートガスケット

格納容器圧力逃がし装置のガスケットに用いている膨張黒鉛シートガスケットは、優れた耐熱性・耐薬品性を有しており、シート状に形成することで柔軟性、弾性を有した材料で、パッキン・ガスケットの材料として幅広い分野で使用されている。格納容器圧力逃がし装置のガスケットとして使用する膨張黒鉛シートガスケットは、最高使用温度300℃、最高使用圧力3.5 MPaのものを選定しており、格納容器圧力逃がし装置の設計条件（200℃、0.62MPa）に対して、十分な余裕を有している。

また、膨張黒鉛シートガスケットは、0.1MGyの放射線照射に対してもガスケットのシール性能を確保可能であることから、十分な耐放射線を有している。

さらに、膨張黒鉛シートガスケットは、フィルタ装置スクラバ水に想定される強アルカリ環境下においても適用可能であることを確認している。

以上より、膨張黒鉛シートガスケットを格納容器圧力逃がし装置に使用することは妥当であると考える。

なお、膨張黒鉛シートガスケットは、ステンレス製渦巻きガスケットを用いているフィルタ装置フランジ部、よう素フィルタフランジ部、ドレン設備フランジ部以外の接続部に用いている。

2. 引用文献

- (1) 腐食・防食ハンドブック，腐食防食協会編，平成12年2月
- (2) J.E.Truman, “The Influence of chloride content, pH and temperature of test solution on the occurrence of cracking with austenitic stainless steel” , Corrosion Science,1977
- (3) 宮坂松甫：荏原時報，腐食防食講座－海水ポンプの腐食と対策技術（第5報），No.224, 2009年
- (4) ステンレス鋼便覧 第3版 ステンレス協会編
- (5) 電力中央研究所報告，研究報告：280057, “チオ硫酸ナトリウム水溶液中におけるSUS304ステンレス鋼のSCC挙動” 財団法人電力中央研究所 エネルギー・環境技術研究所，昭和56年10月
- (6) 発電用設備規格 配管減肉管理に関する規格（2005年度版）（増訂版）
JSME S CA1-2005
- (7) 小若：金属の腐食と防食技術，アグネ承風社，2000年

製造時における内部構造物の検査について

1. 製造時におけるフィルタ除去効率の検査方法について

フィルタ装置内に設置するフィルタについては、製造時にフィルタ単体での性能検査を行い、各フィルタが開発時の試験で用いたフィルタと同一性能を有していることの確認を実施する。なお、無機よう素については、無機よう素の化学特性により、DFがスクラバ水の水質に依存するため、スクラバ水の水質を確認することによって、試験で確認されたDFを満足することを確認する。

表1に検査概要を示す。

表1 検査概要

	水スクラバ	金属フィルタ	銀ゼオライト
検査方法			
検査条件			
判定基準			

2. 内部構造物の検査方法について

フィルタ装置の内部構造物のうち、「フィルタ装置の耐圧機能に影響を及ぼす可能性のあるもの（容器に直接溶接にて取り付けられているもの）」、「損傷が発見された場合に格納容器圧力逃がし装置の性能に影響を及ぼす可能性のあるもの」及び「ベントガス流路を構成し、欠陥があるとリークパスを生じる可能性のあるもの」については、PT検査を実施する。

また、「支持機能を担うもの」については、PT検査、その他については、VT検査を実施する。

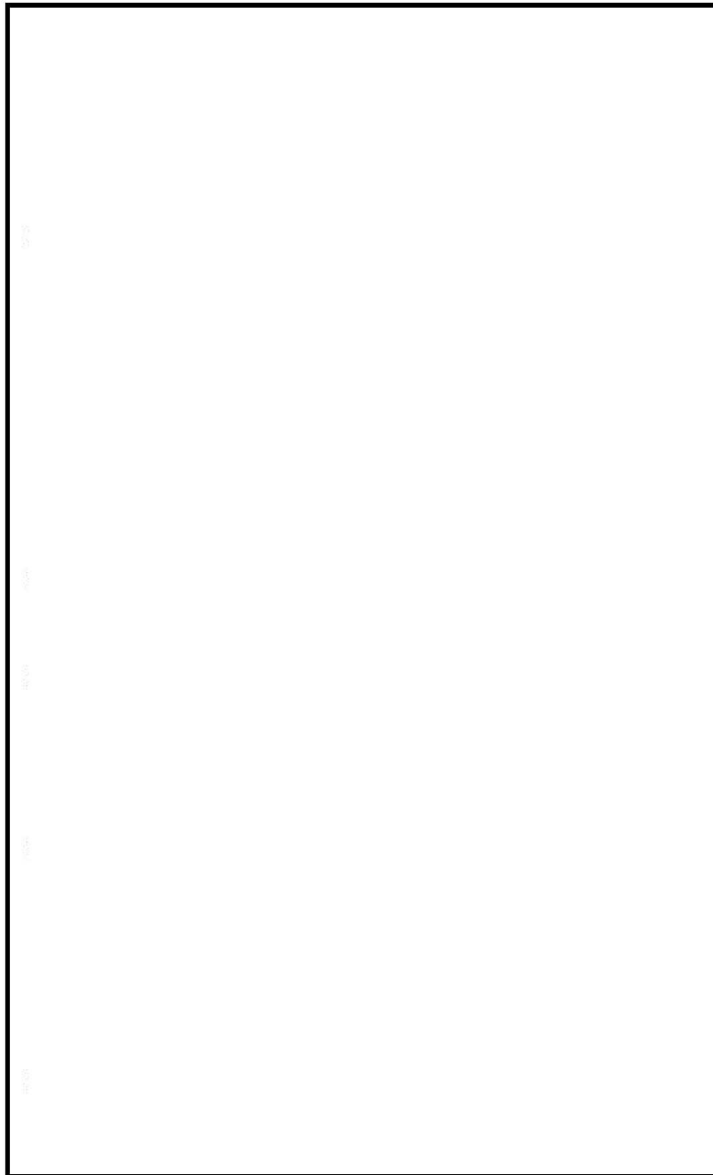
なお、構造上、PT液の拭き取りが困難となる部位については、VT検査により溶接部に欠陥等がないことを確認する。

図1, 図2に検査部位を、表2に部位ごとの検査項目を示す。

表2 部位ごとの検査項目

機器名		製造時の検査
フィルタ装置	①入口配管	PT検査, VT検査
	②分岐管	PT検査, VT検査
	③スクラバノズル	PT検査, VT検査
	④気泡細分化装置（受台）	PT検査, VT検査 （エレメントはVT*）
	⑤整流板（架台）	PT検査, VT検査 （パンチングプレートはVT*）
	⑥金属フィルタ	PT検査, VT検査 （取付部バキュームリークテスト）
	⑦金属フィルタドレン管	PT検査, VT検査
	⑧支持構造物	PT検査, VT検査
よう素フィルタ	⑨キャンドルユニット	PT検査, VT検査
	⑩支持構造物（管板）	PT検査, VT検査

注記*：PT液の拭き取り困難箇所はVT検査



機器名
① 入口配管
② 分岐管
③ スクラバノズル
④ 気泡細分化装置（受台）
⑤ 整流板
⑥ 金属フィルタ
⑦ 金属フィルタドレン管
⑧ 支持構造物

図 1 フィルタ装置 検査部位

機器名
⑨キャンドルユニット
⑩支持構造物（管板）

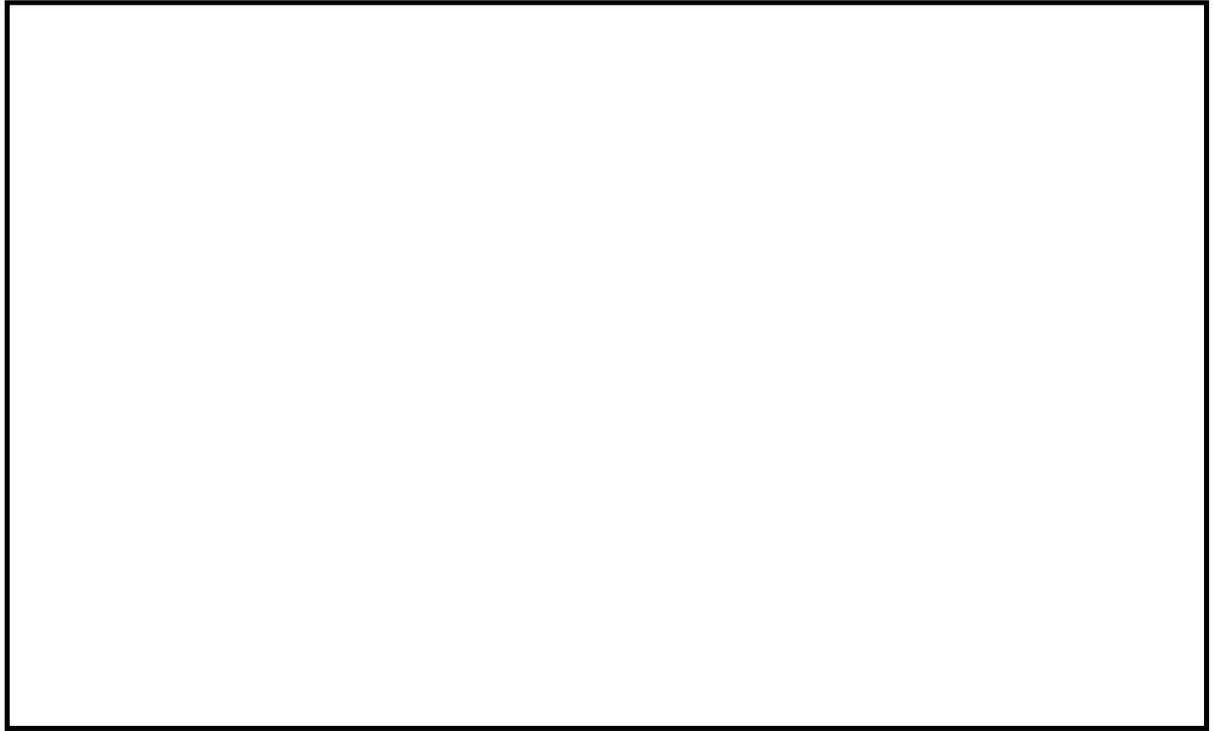


図 2 よう素フィルタ 検査部位

ベント実施時の放射線監視測定のお考え方について

1. フィルタ装置出口放射線モニタの計測範囲

フィルタ装置出口放射線モニタの計測範囲と計測範囲のお考え方は、表 1 のとおりである。

表 1 計測範囲とその考え方

名称	計測範囲	取付箇所	計測範囲の設定に関する考え方
フィルタ装置出口放射線モニタ	$10^{-2} \sim 10^5$ mSv/h	屋外（原子炉建屋屋上）	ベント実施時（炉心損傷している場合）に、想定されるフィルタ装置出口最大線量当量率を計測できる範囲として設定する。

(1) ベント実施時に想定される線量当量率について

ベント実施時に想定される最大の線量当量率を評価するために必要な評価条件を表 2 に示す。また、表 2 の評価条件に基づく評価結果を表 3 に示す。フィルタ装置出口放射線モニタの計測範囲の上限値である 1.0×10^5 mSv/h は、ベント実施時に想定される最大線量当量率 7.0×10^4 mSv/h に対し、余裕があり、計測可能である。

表 2 評価条件

項目	評価条件	評価条件の考え方
評価対象核種	希ガス (Kr-83m, Kr-85, Kr-85m, Kr-87, Kr-88, Kr-89, Xe-131m, Xe-133, Xe-133m, Xe-134m, Xe-135, Xe-135m, Xe-137, Xe-138)	大気に放出される放射性物質のうち、線量当量率が支配的となる核種を選定 (後述(2)項参照)
炉心状態	平衡炉心 (サイクル末期)	原子炉の放射性物質の内蔵量が最も多くなる状態を選定
炉心から原子炉格納容器への移行割合 (希ガス)	100%	MAAP解析結果に基づき設定
原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい	考慮しない	格納容器圧力逃がし装置による大気への放出量を多く見積もるため
ベント開始時間	事象発生から 1 時間後	開始時刻が遅れるほど希ガスが減衰するため、保守的に設定
評価モデル	図 2 のとおり	フィルタ装置出口放射線モニタの設置位置 (図 1) をモデル化 (保守的に、検出器 A を評価点として設定)
線量評価コード	QAD-CGGP2R	現行許認可 (添十) と同じ

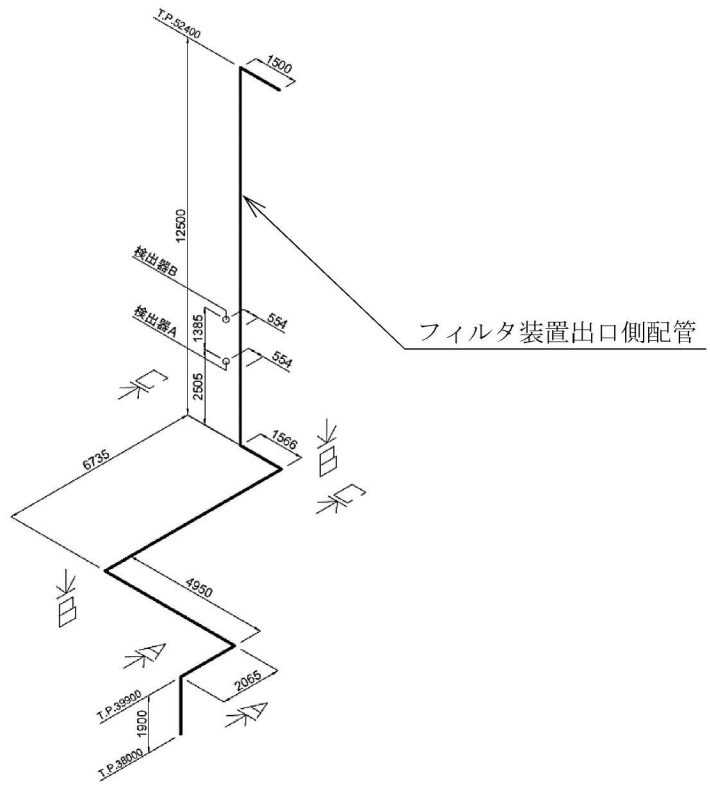
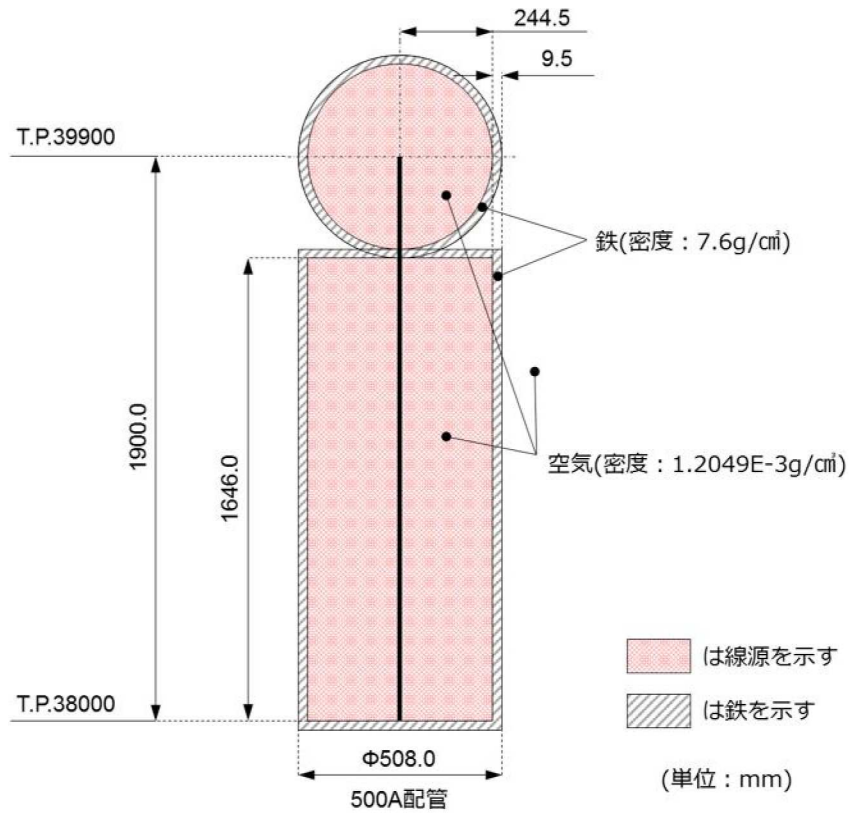
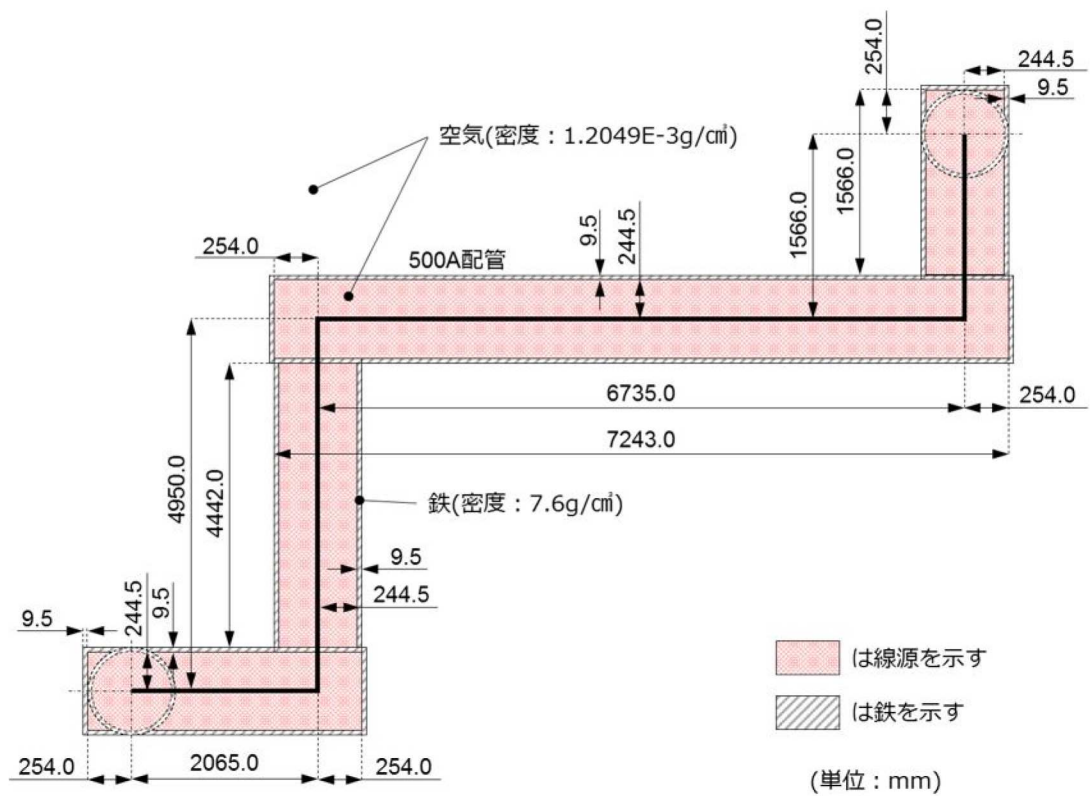


図1 フィルタ装置出口放射線モニタ位置図

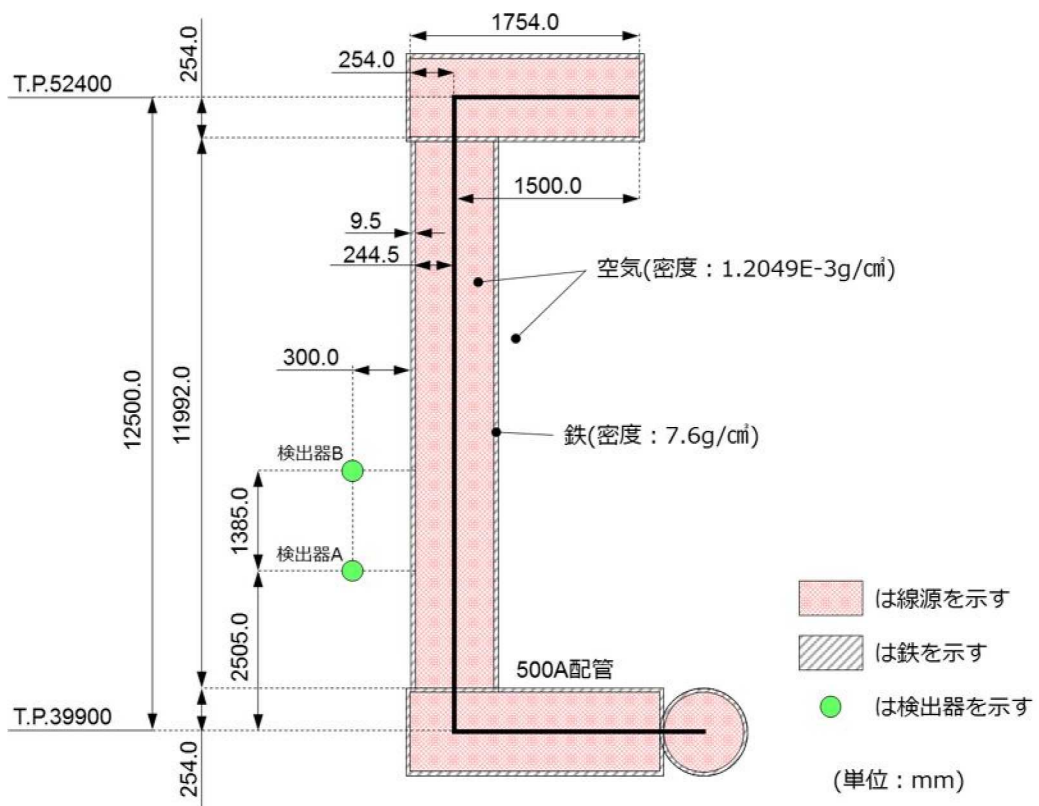


【A-A断面図】

図2 評価モデル (1/2)



【B-B断面図】



【C-C断面図】

図2 評価モデル (2/2)

表3 評価結果

評価対象核種	線量当量率 (mSv/h)
Kr-83m	4.00E-10
Kr-85	3.50E+00
Kr-85m	2.30E+03
Kr-87	1.00E+04
Kr-88	4.00E+04
Kr-89	8.80E-02
Xe-131m	1.60E+00
Xe-133	2.30E+02
Xe-133m	6.80E+01
Xe-134m	6.30E-03
Xe-135	7.70E+03
Xe-135m	6.10E+03
Xe-137	5.80E-01
Xe-138	3.90E+03
合計	7.00E+04

(2) 評価対象核種の考え方

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

表4に示す評価条件を用いて希ガス及びよう素の線量当量率を評価した結果、表5のとおり希ガスの線量当量率は、よう素に比べて約30倍程度高く、放射線モニタ測定値は希ガスからの寄与が支配的であるため、希ガスを評価対象核種とする。

表 4 評価条件 (1/2)

項目	評価条件	評価条件の考え方
評価事象	事故シーケンス (大破断LOCA+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失)	格納容器破損防止対策の有効性評価で想定する格納容器破損モードのうち、ベントを実施する事故シーケンスを選定
炉心状態	平衡炉心 (サイクル末期)	原子炉の放射性物質の内蔵量が最も多くなる状態を選定
評価対象核種	希ガス : Kr-83m, Kr-85, Kr-85m, Kr-87, Kr-88, Kr-89, Xe-131m, Xe-133, Xe-133m, Xe-134m, Xe-135, Xe-135m, Xe-137, Xe-138 よう素 : I-131, I-132, I-133, I-134, I-135	大気に放出される放射性物質のうち、線量当量率が支配的となる核種を選定
炉心から原子炉格納容器への移行割合	希ガス : 100% よう素 : 82.6%	MAAP解析結果に基づき設定
よう素の形態	有機よう素 : 4% 無機よう素 : 91% 粒子状よう素 : 5%	R. G. 1. 195 に基づき設定
原子炉格納容器内での除去効果 (希ガス及び有機よう素)	考慮しない	保守的に設定
原子炉格納容器内での除去効果 (無機よう素)	沈着による除去係数 : 200 サブプレッションプール水でのスクラビングによる除去係数 : 10	CSE 実験に基づき設定 Standard Review Plan 6.5.5に基づき設定
原子炉格納容器内での除去効果 (粒子状よう素)	・格納容器スプレイによる除去効果 ・自然沈着による除去効果 ・サブプレッションチェンバのプール水でのスクラビングによる除去効果 上記をMAAP解析で評価	選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定

表 4 評価条件 (2/2)

項目	評価条件	評価条件の考え方
ベント開始時間	事象発生から38時間後	MAAP解析結果
フィルタ装置及び よう素フィルタの除 去係数	希ガス : 1 有機よう素 : 50 無機よう素 : 1,000 粒子状よう素 : 1,000	設計値に基づき設定
評価モデル	図1のとおり	フィルタ装置出口放射線モ ニタの設置位置をモデル化 (保守的に, 検出器Aを評価点と して設定)
解析コード	QAD-CGGP2R	現行許認可(添十)と同じ

表 5 評価結果

ベント開始時間	希ガス 線量当量率① (mSv/h)	よう素 線量当量率② (mSv/h)	①/②
事象発生から 38 時間後	2.6×10^4	8.1×10^2	3.1×10^1

2. フィルタを通過した放射性物質がフィルタ装置出口放射線モニタ近傍の配管に付着した場合の影響について

フィルタ装置出口放射線モニタはフィルタ装置出口の配管外側から計測となるため、フィルタ装置出口側配管内に付着した放射性物質の影響を受ける。そのため、ベント停止後に残る放射線モニタ指示値から配管付着分を評価し、ベント中の放射線モニタ指示値から差し引くことで配管付着影響を除去することができる。

表4の評価条件(希ガス及び有機よう素は配管に付着しないため、無機よう素及び粒子状よう素に係る評価条件のみ)及びフィルタ装置出口側配管への放射性物質付着率を「放射性物質の通過量に対して100m当たり10%が配管内に均一に付着する」とした場合の評価結果は、3.1 mSv/hである。

3. 線量当量率から放射性物質濃度への換算の考え方

フィルタ装置出口放射線モニタでの計測値（ γ 線強度）は、フィルタ装置出口側配管内の放射性物質の核種及びその放射性物質濃度により決まる値である。あらかじめ、フィルタ装置出口側配管内の放射性物質濃度と線量当量率により、換算係数を定めておくことで、事故時のフィルタ装置出口放射線モニタの指示値からフィルタ装置出口側配管内の放射性物質濃度を把握することができる。

表4の評価条件において評価したフィルタ装置出口放射線モニタの換算係数を表6に示す。なお、換算係数の算出過程を以下に示す。

- ① 平衡炉心（サイクル末期）における核種ごとの炉内希ガスの総量（①）を解析により算出する。
- ② ベント開始時間までの減衰を考慮した核種ごとの希ガスの総量（②）を算出する。
- ③ 核種ごとの希ガス量を原子炉格納容器空間体積（1500m³*）で除し、核種ごとの放射性物質濃度の合計（③）を算出する。
- ④ 上記③の核種ごとの放射性物質濃度に γ 線放出割合を乗じて算出した γ 線線源強度と図1の評価モデルから核種ごとの線量当量率の合計（④）を算出する。
- ⑤ 上記③で求めた放射線物質濃度の合算値を④で求めた線量当量率の合算値で除すことで、換算係数を算出する。

注記*：原子炉停止から38時間後の原子炉格納容器空間体積。

表6 換算係数の算出

	炉停止時 内蔵量① (Bq)	38時間後 減衰値② (Bq)	放射性物質 濃度③ (Bq/cm ³)	線量当量率④ (mSv/h)	換算係数 ((Bq/cm ³) / (mSv/h))
検出器 A	5.1×10 ¹⁹	1.1×10 ¹⁸	7.6×10 ⁸	2.6×10 ⁴	3.0×10 ⁴
検出器 B				2.4×10 ⁴	3.1×10 ⁴

(希ガスの総量 (Bq) は、0.5MeV換算値を用いている)

表6の換算係数は、原子炉停止から38時間後にベントを開始した場合の換算係数であり、核種の減衰により換算係数は変化するため、同様の手法で算出した換算係数の時間変化は図3のグラフのとおりとなる。実際の運用では、手順書に代表的な時間における換算係数を表として備えるなどして適切な評価ができるように準備する。

なお、事故後に当該事故の状態を詳細に把握し、換算係数の再評価を実施することにより、フィルタ装置出口放射線モニタの指示値 (mSv/h) の記録から、より精度の高い放射性物質濃度 (Bq/cm³) を評価することが可能である。

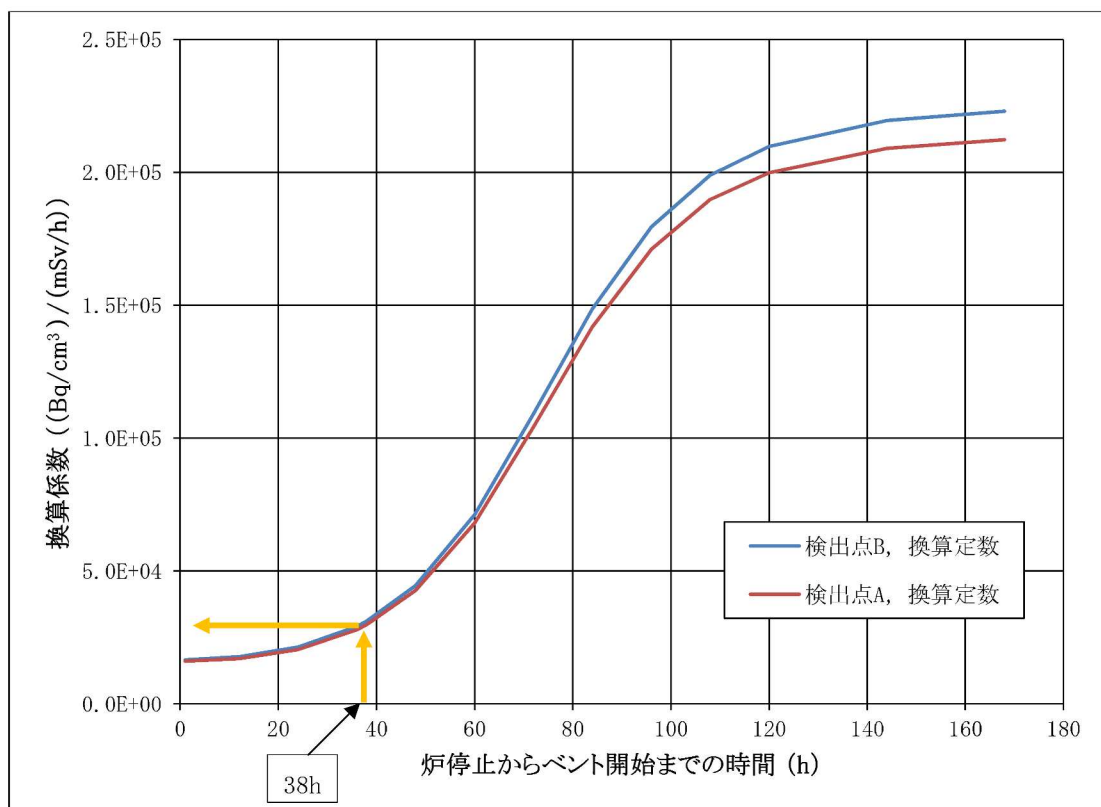


図3 換算係数の時間推移

4. 放射性物質の放出量の推定方法

(1) 格納容器内雰囲気放射線モニタによる推定方法

格納容器内雰囲気放射線モニタは、原子炉格納容器内に存在する放射性物質からの放射線を測定するものである。原子炉格納容器内には、気相及び液相中の放射性物質と構造物等に沈着した放射性物質が存在しており、原子炉格納容器内の線量当量率を測定することで、間接的にベント時に放出される放射性物質の放出量を推定する。以下に格納容器内雰囲気放射線モニタによる推定方法を示す。

a. 事前準備事項

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

b. 放射性物質の推定方法

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

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

ータを用いて確認する必要がある。

(2) フィルタ装置出口放射線モニタによる推定方法

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

a. 事前準備事項

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

b. 放射性物質の推定方法

- ① フィルタ装置出口放射線モニタの指示値 (mSv/h) に対し、事前に評価した「換算係数 ($(\text{Bq}/\text{cm}^3) / (\text{mSv}/\text{h})$)」を乗じ、放射性物質濃度 (Bq/cm^3) を求める。
- ② ①で求めた放射性物質濃度 (Bq/m^3) に格納容器圧力から推定されるベント流量 (m^3/h) を乗じ、放出速度 (Bq/h) を求める。
- ③ ②の放出速度 (Bq/h) をベント実施期間で積分することにより、放出放射エネルギー (Bq) を求める。
- ④ 事故後に換算係数を再評価し、また、配管付着分のバックグラウンドを差し引くことで、より精度の高い放出放射エネルギー (Bq) を求める。

5. 引用文献

- (1) Regulatory Guide 1.195, “Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light-Water Nuclear Power Reactors”, May 2003
- (2) Standard Review Plan 6.5.5, “Pressure Suppression Pool as a Fission Product Cleanup System”, March 2007

格納容器圧力逃がし装置の外部事象に対する考慮について

1. 外部事象の考慮

格納容器圧力逃がし装置は、自然現象（地震及び津波を除く。）及び外部人為事象に対して、表1（1/4～4/4）のとおり考慮した設計とする。

なお、想定する外部事象は、実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則 第六条（外部からの衝撃による損傷の防止）において考慮する事象、内部溢水及び意図的な航空機衝突とする。ただし、船舶の衝突、並びに有毒ガスの外部人為事象については、発電所の立地及び格納容器圧力逃がし装置の設置場所等により、影響を受けないことから考慮する必要はない。

表1 格納容器圧力逃がし装置の外部事象に対する考慮 (1/4)

外部事象	影響モード	設置場所	設計方針
自然現象	風 (台風)	屋内	原子炉建屋に設置される格納容器圧力逃がし装置の入口配管、隔離弁等については、外殻の原子炉建屋により防護される設計とする。
		屋外	飛来物による影響は、竜巻による影響に包含される。
	竜巻	屋内	原子炉建屋に設置される格納容器圧力逃がし装置の入口配管、隔離弁等は外殻の原子炉建屋により防護される設計とする。
		屋外	屋外に設置される格納容器圧力逃がし装置のよう素フィルタ、フィルタ装置は、フィルタベント遮蔽壁により防護され、さらに飛来物衝突に対して貫通しない板厚を有する設計とする。また、フィルタ装置出口配管等については、竜巻飛来物衝突に対して貫通しない板厚を有する設計とし、小口径配管については遮蔽用及び竜巻対策用の鉄板を設置することで、飛来物により、機能が損なわれる恐れのない設計とするか、損傷した場合は運用により、損傷したとしても問題がない設計とする。 また、風荷重、気圧差により、機能が損なわれる恐れがない設計とする。
	凍結	屋内	原子炉建屋に設置されている部位については、換気空調設備により環境温度が維持されるため、外気温の影響を受け難い。
		屋外	屋外に設置、かつ、水を内包するフィルタ装置には保温材・ヒーターを設置し、凍結し難い設計とする。 また、フィルタ装置出口配管については、一部Uシール構造となる箇所があることから、ベントガスに含まれる水蒸気が凝縮することにより発生するドレン水により配管が閉塞することがないように、発生したドレン水をドレンタンクに排出する設計とする。
降水	浸水、 荷重	屋内	原子炉建屋に設置される格納容器圧力逃がし装置の入口配管、隔離弁は外殻の原子炉建屋により防護される設計とする。
		屋外	フィルタベント遮蔽壁内側の設備の浸水については、サンプ排水ラインを通じて排水するか、ドレン移送ポンプを用いてサプレッション・チェンバに移送することが可能であり影響を受けない。また、附室は排水溝を設置することにより、雨水が溜まることはなく、降水による浸水の影響を受けない。


表1 格納容器圧力逃がし装置の外部事象に対する考慮 (2/4)

外部事象	影響モード	設置場所	設計方針
自然現象	積雪	屋内	原子炉建屋に設置される格納容器圧力逃がし装置の入口配管，隔離弁は外殻の原子炉建屋により防護される設計とする。
		屋外	屋外に設置されるフィルタ装置出口配管，ラプチャーディスク等については，積雪荷重に対して耐性が確保される設計とする。また，系統開口部から降雪が浸入し難い構造とすることにより，必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。なお，多量の積雪が確認される場合には，除雪を行う等，適切な対応を実施する。
	落雷	屋内及び屋外	落雷の影響を考慮すべき設備については，原子炉建屋等への避雷針の設置，接地網の布設による接地抵抗の低減を行う等の雷害防止で必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。
	火山の影響 (降下火砕物)	屋内	原子炉建屋内に設置される格納容器圧力逃がし装置の入口配管，隔離弁は外殻の原子炉建屋により防護される設計とする。
		屋外	屋外に設置されるフィルタ装置出口配管，ラプチャーディスク等については，降下火砕物の堆積荷重に対して耐性が確保される設計とする。また，系統開口部から降下火砕物が侵入し難い構造とすることにより，必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。なお，降下火砕物の堆積が確認される場合には，降下火砕物を除去する等，適切な対応を実施する。 化学的影響（腐食）防止のため，屋外に敷設されるフィルタ装置出口配管（炭素鋼配管）外面には防食塗装を行う設計とする。
	生物学的事象	電气的影響 (齧歯類(ネズミ等)によるケーブル等の損傷)	屋内
屋外			屋外の電気設備及びケーブルは，金属製の筐体又は電線管等に収納することで小動物の侵入を防止し，安全機能が損なわれるおそれのない設計とする。
地滑り	地滑りした土砂による荷重	屋内及び屋外	地滑りが想定される斜面からの離隔距離を確保することにより，影響を受けない設計とする。

表1 格納容器圧力逃がし装置の外部事象に対する考慮 (3/4)

外部事象	影響モード	設置場所	設計方針
自然現象	森林火災	屋内及び屋外	機器を内包する原子炉建屋、フィルタベント遮蔽壁及び、屋外に設置される機器は防火帯の内側に配置し、森林との間に適切な離隔距離を確保することで、必要な機能が損なわれる恐れがない設計とする。 また、火災発生時の輻射熱による影響を受ける設備は、遮蔽性のある板で覆う等により防護する設計とする。
	爆発	屋内及び屋外	近隣の産業施設、発電所周辺の道路を通行する燃料輸送車両、発電所周辺を航行する燃料輸送船の爆発による爆風圧及び飛来物に対して、離隔距離が確保される設計とする。
	近隣工場等の火災	屋内及び屋外	火災発生時の輻射熱に対して、耐性が確保される設計を基本とし、輻射熱による影響を受ける設備は遮熱性のある板で覆う等により、防護する設計とする。
	電磁的障害	屋内及び屋外	サージ・ノイズによる計測制御回路への影響 日本産業規格（JIS）等に基づき、ラインフィルタや絶縁回路の設置により、サージ・ノイズの侵入を防止するとともに、鋼製筐体や金属シールド付きケーブルの適用により電磁波の侵入を防止する設計とする。
内部溢水	没水、被水、蒸気による環境条件の悪化	屋内	内部溢水発生時は、自動隔離又は手動隔離により、漏えい箇所の隔離操作を行う。また、漏えい箇所の隔離が不可能な場合においても、漏えい水は、開放ハッチ部、床ファンネルを介し建屋最地下階へと導く設計としていることから、ベント操作を阻害することはない。 隔離弁については、没水、被水等の影響により中央制御室からの操作機能を喪失する可能性があるものの、人力での現場操作が可能であり機能は維持される。 必要な監視機器については、没水、被水、蒸気に対する防護対策を講じ、機能を維持する設計とする。
意図的な航空機衝突	衝突による衝撃力、火災による熱影響	屋内及び屋外	航空機衝突により、格納容器圧力逃がし装置の機能が喪失する。この様な事態を想定した場合であっても、炉心損傷前であれば、従来からアクシデントマネジメント策として整備済みである耐圧強化ベント系が原子炉建屋内に設置されており、航空機衝突による損傷を免れると考えられることから、耐圧強化ベント系を最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能として使用することが可能である。 また、意図的な航空機衝突により格納容器圧力逃がし装置の機能が喪失した状態で、プラントが何らかの原因により炉心損傷した場合を想定したとしても、代替循環冷却系を用いて原子炉格納容器のベントを行わずに除熱することができる。

表1 格納容器圧力逃がし装置の外部事象に対する考慮 (4/4)

外部事象	影響モード	設置場所	設計方針
バードスクリーン	鳥の侵入による影響	屋外	<p>排気管先端に鳥侵入防止用金網を設置する。</p> 

枝管に対する混合ガスの蓄積評価について

1. はじめに

主ラインから分岐する配管のうち上向き及び斜め上向き枝管については、主ラインの流れにより、枝管内に換気流れが発生する。この換気流れが枝管内へ侵入することが可能な深さは、(一社)日本原子力技術協会により制定された「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)」(以下「ガイドライン」という。)において、枝管内の流速より求められるRe数に対応した換気限界長さとして規定される。枝管の長さと同径から求める不燃限界長さ(1/d)が換気限界長さ以下であれば、換気流れによって混合ガスは枝管内から排出され、蓄積しないと評価される。

格納容器圧力逃がし装置の主ラインから分岐する配管のうち上向き枝管は以下の3ヶ所である。

- ②耐圧強化ベント系(二次隔離弁)
- ③耐圧強化ベント系(二次隔離弁バイパス弁)
- ④非常用ガス処理系

注記：各ラインの番号は「別紙1 可燃性ガスの爆発防止対策について」の表1-1及び図1-3に対応している。

当該部の系統概要図上の位置及び配管ルートを図1及び図2に示す。

④の枝管については、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、水素ガスが不燃限界濃度を超過して蓄積する可能性がある。そのため、ベント時に水素ガスを連続してベントの主ラインに排出させるバイパスラインを設置し、水素ガスが蓄積することのない設計とする。

②及び③の枝管の枝管に対して、ガイドラインの評価方法に従い、不燃限界長さ(1/d)及び換気限界長さを求め、両者を比較することで混合ガスの蓄積可能性について評価する。

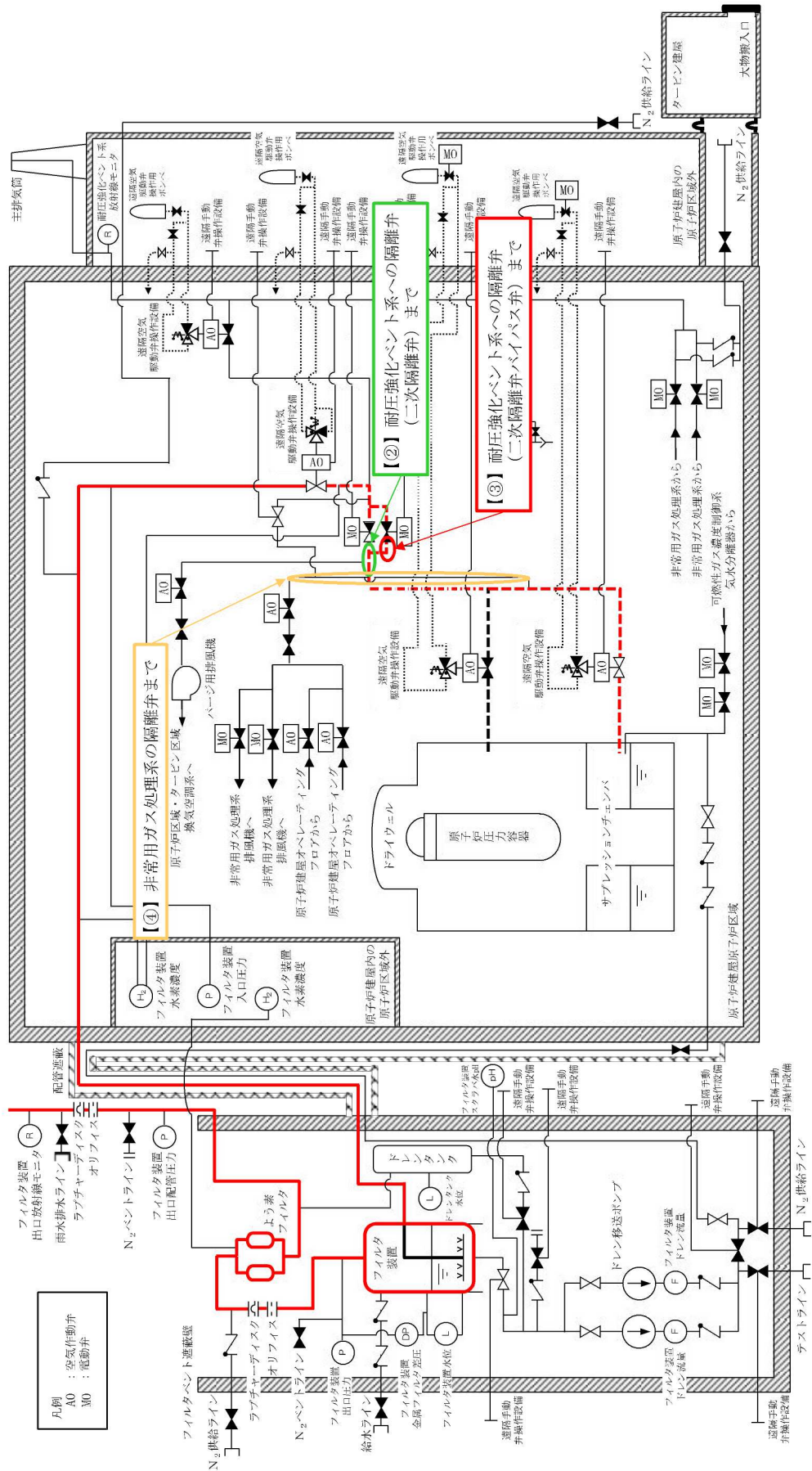


図 1 系統概要図

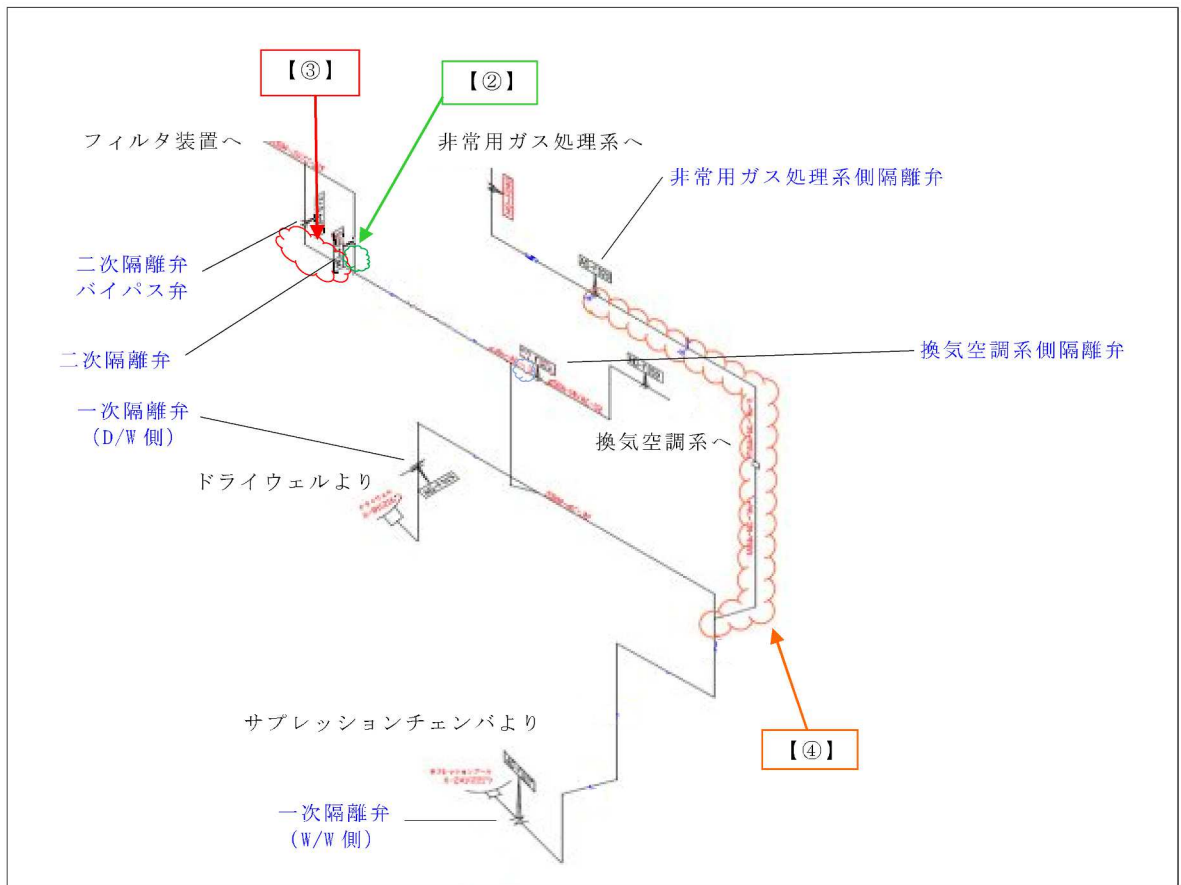


図2 配管ルート図

2. 評価内容

2.1 不燃限界長さ (l/d)

不燃限界長さ (l/d) は、枝管長さ (l) を枝管内径 (d) で除することによって規格化したパラメータである。表1に、主ラインから分岐する枝管の閉止端までの長さ、口径及び不燃限界長さ (l/d) を示す。

表1 主ラインから分岐する枝管の閉止端までの長さ、口径及び不燃限界長さ (L/D)

No.	系統	配管の分類	枝管長さ l (m)	枝管内径 d (m)	不燃限界長さ l/d
②	耐圧強化 ベント系 (二次隔離弁)	上向き 枝管	0.6236	0.5398	1.19
③	耐圧強化 ベント系 (二次隔離弁 バイパス弁)	上向き* 枝管	2.5473	0.5398	4.72

注記*：分岐方向は水平であるが、分岐直後に上向きとなる。

2.2 換気限界長さ

換気限界長さは、枝管内の換気流れにより混合ガスが排出され蓄積しないと判定される換気領域のしきい値であり、図3に示すガイドラインの解説図3.3-7から枝管Re数に応じた換気限界長さが求められる。図3は枝管Re数、主ラインと枝管の口径比等をパラメータとして実施した複数の解析結果を包絡するように設定されたグラフである。

枝管の流速と枝管Re数及び換気限界長さを表2に示す。ここで、枝管Re数は、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として kg/s に設定した。



図3 換気限界長さ(出典：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) 解説図3.3-7)

表2 主ラインから分岐する配管の流速とRe数及び換気限界長さ

No.	系統	流量 (kg/s)	枝管 Re数 (-)	換気限界 長さ
②	耐圧強化 ベント系 (二次隔離弁)			4.98
③	耐圧強化 ベント系 (二次隔離弁 バイパス弁)			5.00

2.3 評価

2.1項で求めた不燃限界長さとして2.2項で求めた換気限界長さの比較を表3に示す。

主ラインから上向き配置となっている②及び③の枝管は、主ラインからの換気流れにより混合ガスは枝管内から排出され蓄積しない。

表3 主ラインから分岐する配管の不燃限界長さ(1/d)と換気限界長さの比較

No.	系統	不燃限界長さ 1/d	換気限界 長さ	評価
②	耐圧強化 ベント系 (二次隔離弁)	1.19	4.98	○
③	耐圧強化 ベント系 (二次隔離弁 バイパス弁)	4.72	5.00	○