

水素の滞留に対する設計上の考慮について

格納容器フィルタベント系は、重大事故等において発生する可能性がある水素を含む格納容器雰囲気ガスを大気に放出するための設備であり、待機状態時に系統内を窒素ガスで不活性化することにより、格納容器内の水素が排出経路を通過する際に系統内における水素の燃焼を防止できる設計とする。

また、ベント後の事故収束時における水素爆発防止対策として、残留するベントガスに含まれる水素や、水の放射線分解で長期的に発生する水素が系統内に滞留しないよう、窒素発生装置による窒素供給で系統内の排気及び不活性化ができる設計としている。水素濃度計は、水素が系統内で滞留していないことを確認するため、フィルタ装置入口配管の最も高い位置に設置する。

(1) 系統の水素爆発防止対策

系統の水素爆発防止対策については、以下の方針で行っている。

- a. 系統の配管ルートは、原子炉格納容器、フィルタ装置及び放出端の設置レベルを考慮し、ドレン水による閉塞やこれに起因する水素の滞留を防止するために、配置に留意している。具体的には配管ルートにUシール部ができないよう配置する。なお、新設部分については水平配管に適切な勾配を設ける。

格納容器フィルタベント系の系統概略図を第 1 図に示す。

- b. 炉心の著しい損傷を伴う重大事故等が発生した場合の、系統の各運転状態において、系統内の流れの有無を考慮し、水素爆発防止対策を行っている。

以下に、系統の各運転状態における具体的な設計上の考慮を示す。

- (a) 系統待機状態①：プラント通常運転中

プラント通常運転中においては、格納容器と同様、系統内を窒素で不活性化する設計としている。フィルタ装置から放出端へ至る配管上には、窒素置換時に大気と隔離するため、圧力開放板を設けている。

この圧力開放板は、格納容器からの排気と比較して、十分低い圧力で開放するよう設計している。

この系統状態における水素爆発防止対策概要を第 2 図に示す。

(b) 系統待機状態②：重大事故時，ベント前

炉心の著しい損傷を伴う重大事故時においては、格納容器内雰囲気は、蒸気、窒素及び水－金属反応で発生した水素が混合した状態となるが、ベント前の系統は格納容器内からのガス流入はないため、不活性化が保たれる。

この系統状態における水素爆発防止対策概要を第 3 図に示す。

(c) 系統運転状態

ベント開始により、格納容器内に蓄積されたガスが系統内に流入するが、系統は不活性化され酸素濃度が低く維持されているため、水素爆発は発生しない。

また、ベントにより、系統内の窒素は系外に排出されるが、格納容器内から系統に流入するガスの大半は蒸気となるため、水素爆発は発生しない。

この系統状態における水素爆発防止対策概要を第 4 図に示す。

(d) 事故収束状態

ベント後の事故収束時においては、プラント状態により、隔離弁の開状態と閉状態がある。それぞれの水素爆発防止に対する具体的な設計上の考慮を以下に示す。

(i) 隔離弁「開」状態

隔離弁開状態の場合は、格納容器及びフィルタ装置内の保有水から、水の放射線分解による水素と酸素が発生するとともに、放射性物質の崩壊熱により蒸気が継続的に発生するが、系統内は飽和状態で、ほぼ蒸気 100%の環境でベントが長期間継続される。したがって、水素濃度が可燃限界に達することはなく、水素爆発は発生しない。

系統が未飽和状態となり、蒸気量が少なくなってきた場合は、窒素発生装置による格納容器への窒素供給により系統内の排気が可能であるため、ベントガスが系統に滞留することはなく、水素爆発防止は適切に実施できる。

この系統状態における水素爆発防止対策概要を第 5 図に示す。

(ii) 隔離弁「閉」状態

格納容器内の除熱手段として、残留熱除去系が期待できる状態に復旧した場合に、隔離弁を閉とする可能性がある。

隔離弁を閉とした場合、系統内にスクラビング水の放射線分解により水素と酸素が発生するとともに、放射性物質の崩壊熱により蒸気が発生する。スクラビング水が飽和状態にある場合は、蒸気発生量が水素発生量を大きく上回るため、水素濃度が可燃限界に達することはない。スクラビング水が未飽和となる場合やフィルタ装置上流側への拡散による水素蓄積が懸念される場合には、窒素発生装置による系統への窒素供給により系統内の排気が可能であるため、水素爆発防止は適切に実施できる。

窒素発生装置による窒素供給は、隔離弁「閉」操作後、直ちに実施する。

この系統状態における水素爆発防止対策概要を第 6 図に、崩壊熱

による蒸気と水素の発生量の関係（計算例）を第 7 図に示す。

(2) 系統の水素濃度監視

(1) で示した各状態について、水素濃度監視は以下のように設定している。

a. 系統待機状態①：プラント通常運転中

系統内に水素は持ち込まれないため、水素濃度監視は不要である。

b. 系統待機状態②：重大事故時，ベント前

系統内に水素は持ち込まれないため、水素濃度監視は不要である。

c. 系統運転状態

系統内に水素は持ち込まれるが、ベント開始直後は系統内が不活性化されており、その後も格納容器内での蒸気発生量が非常に多く、水素濃度が可燃限界近くまで上昇しないことから、水素濃度監視は不要である。

d. 事故収束状態：「隔離弁開」

c. に記載のとおり、格納容器内での蒸気発生量が非常に多く、水素濃度が可燃限界近くまで上昇する可能性はほとんどない。水素濃度監視は、窒素発生装置による窒素供給で系統内の排気と不活性化を行う場合に、その効果を確認する意味で実施する。水素濃度計はフィルタ装置入口配管の最も高い位置に設置する。

e. 事故収束状態：「隔離弁閉」

スクラビング水の放射線分解により発生する水素が、長期的に系統内に滞留しないことを確認するため、適宜水素濃度測定を実施する。

(3) 枝管の水素蓄積について

格納容器フィルタベント系の主ラインから分岐する枝管の閉止端までの長さ (L) と内径 (D) 等を第 1 表、系統概略図を第 1 図に示す。ベン

ト時において、これらの枝管の水素蓄積の評価を「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)」(日本原子力技術協会)に基づき実施した。

評価の結果、サプレッション・チェンバ(S/C)側第1弁のバイパスライン及び耐圧強化ベントラインについては、下向きあるいは水平の枝管であり水素が蓄積することはない。

また、換気空調系ラインについては、上向きの枝管であるが、L/Dが小さいため、水素が蓄積することはない。

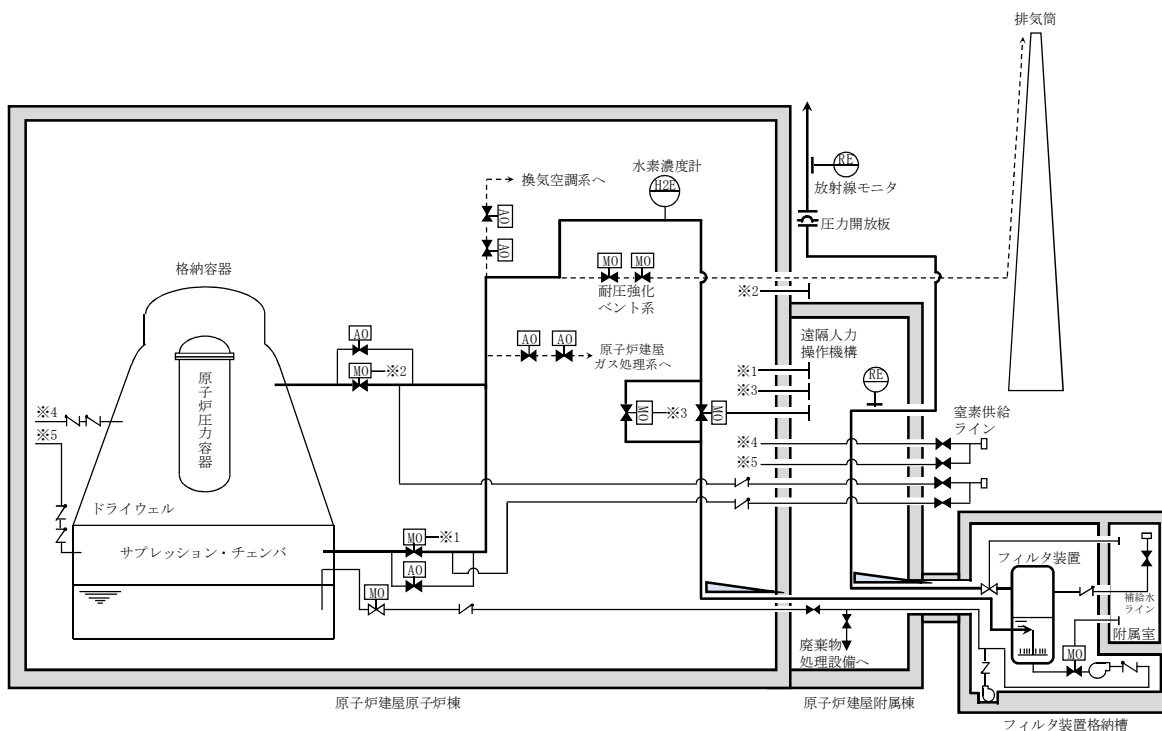
一方で、ドライウェル(D/W)側第1弁のバイパスライン及び原子炉建屋ガス処理系ラインについては、上向きあるいは斜上向きの枝管であり、L/Dが大きいため、水素が蓄積する可能性がある。そのため、第8図に示すように、ベント時に水素を連続してフィルタベント主ラインに排出させるベントラインを設置し、水素が蓄積することのない設計とする。

(4) 対向流について

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。

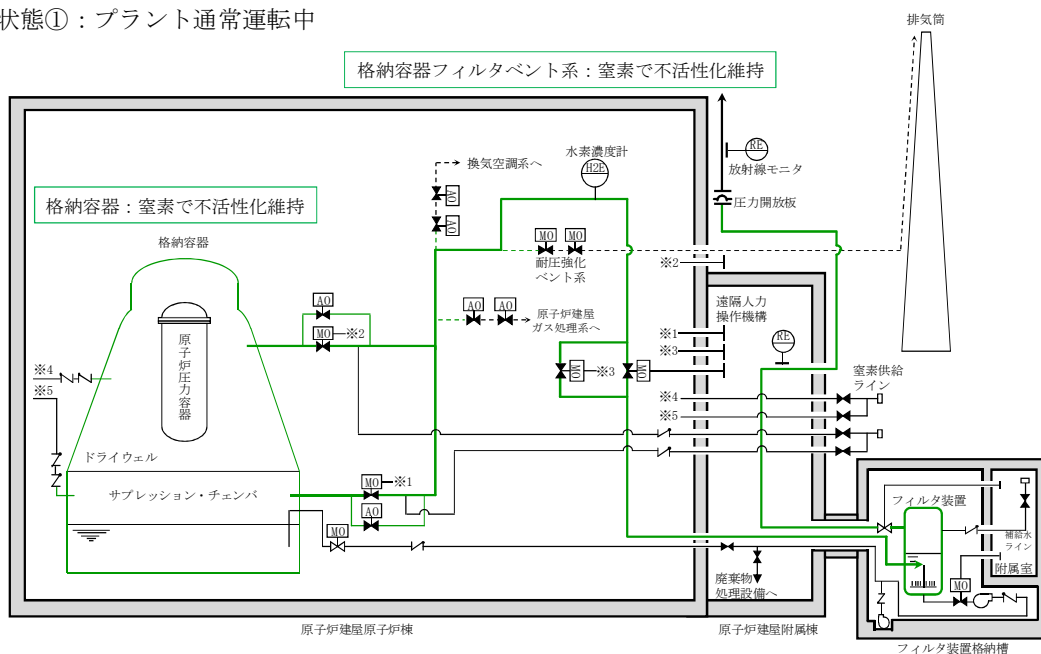
スクラビング水が沸騰するまでにフィルタ装置に流入する水蒸気の全量が凝縮し続けると仮定した場合でも、沸騰するまでの間(1時間以内)水素や窒素はフィルタ装置へ継続して流入するため、フィルタ装置の下流側の流量は維持される。また、沸騰した後はフィルタ装置に流入する水蒸気は凝縮されず、フィルタ装置の下流側の流量は維持される。以上のことより、フィルタ装置の下流の流量は維持され、対向流は発生しな

い。



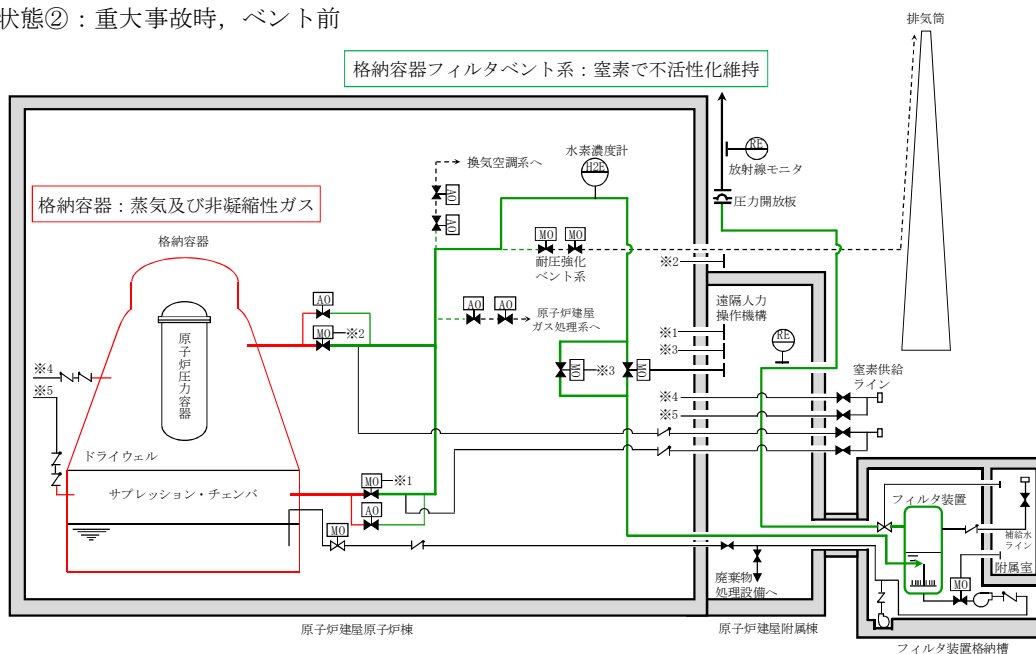
第1図 格納容器フィルタベント系 系統概略図

系統待機状態①：プラント通常運転中



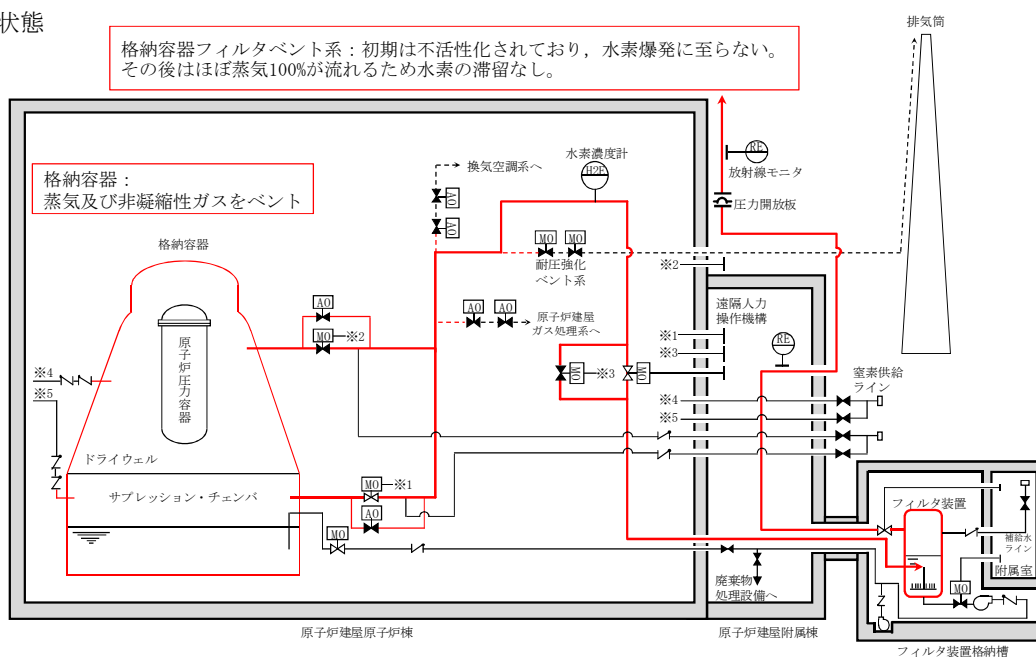
第2図 水素爆発防止対策（系統待機状態①）

系統待機状態②：重大事故時，ベント前



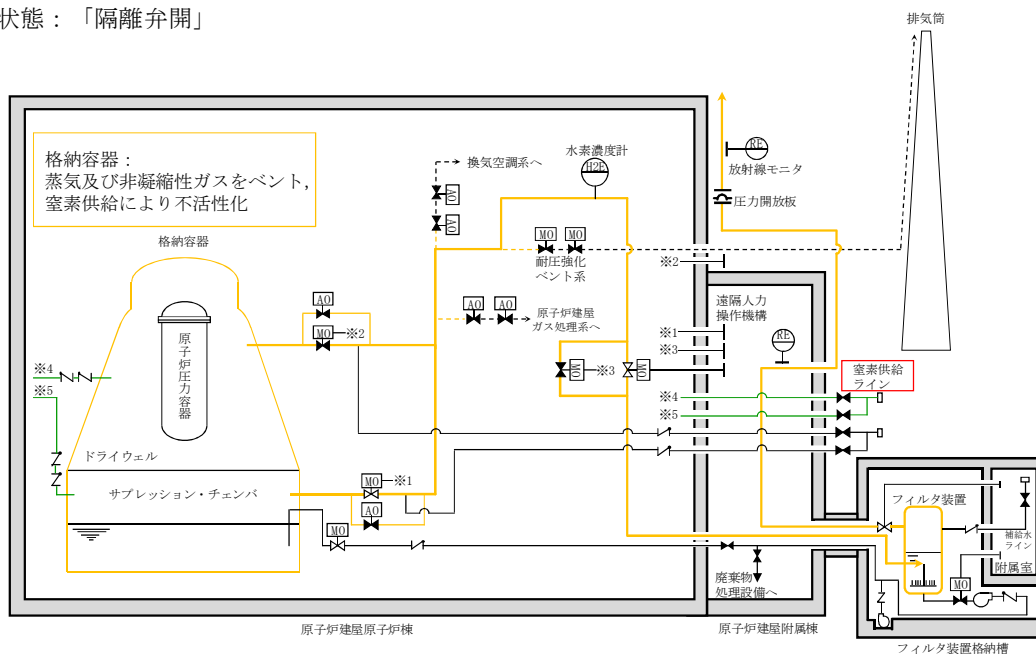
第3図 水素爆発防止対策（系統待機状態②）

系統運転状態



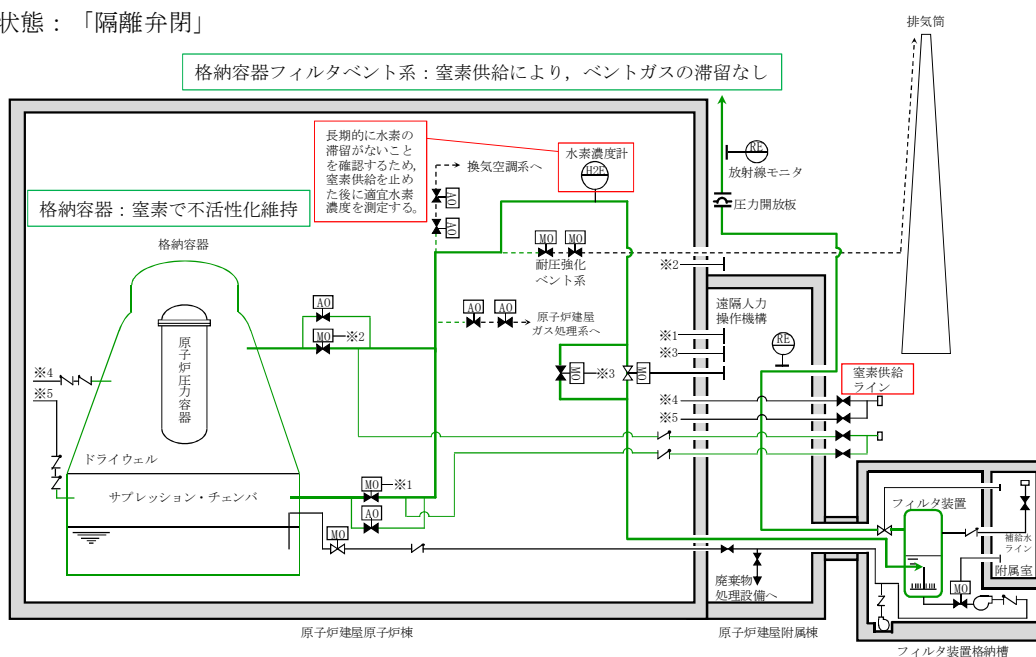
第4図 水素爆発防止対策（系統運転状態）

事故収束状態：「隔離弁開」

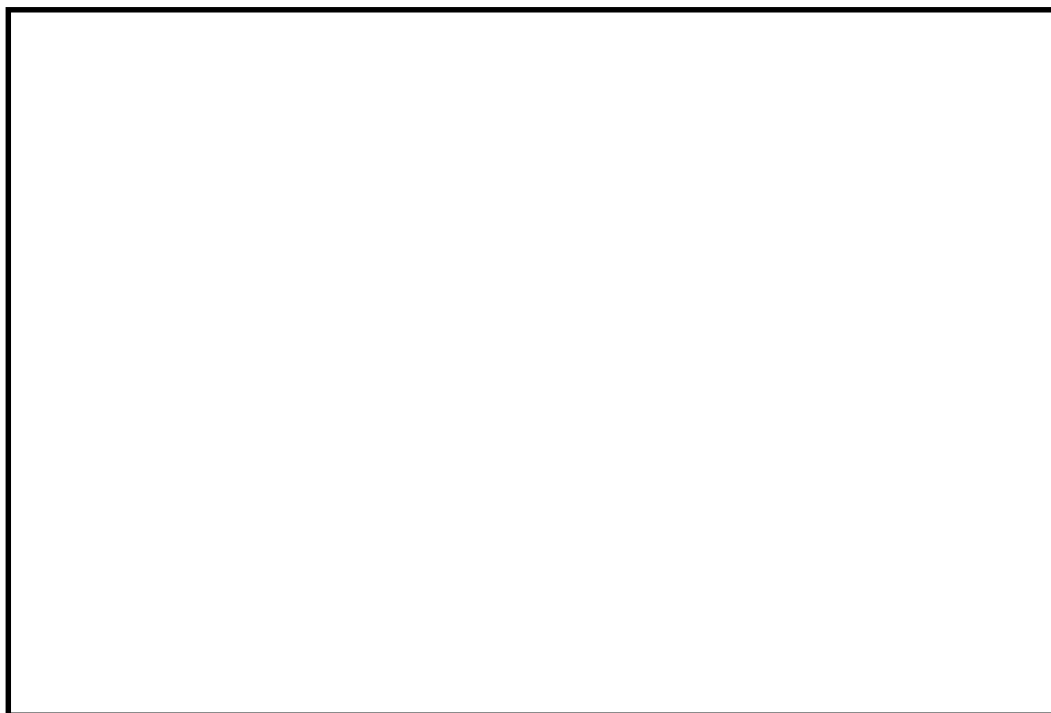


第 5 図 水素爆発防止対策（事故収束状態「隔離弁開」）

事故収束状態：「隔離弁閉」



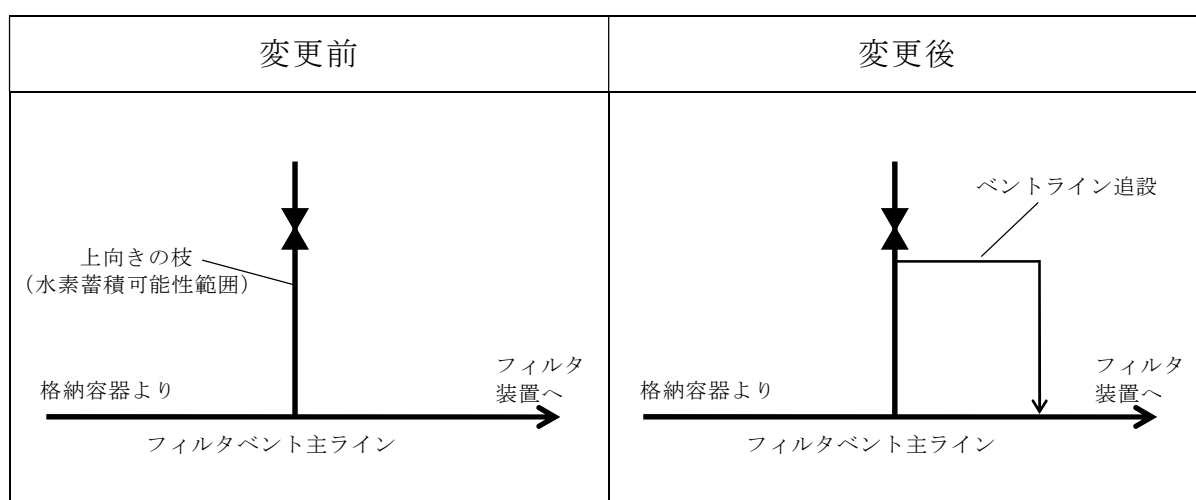
第 6 図 水素爆発防止対策（事故収束状態「隔離弁閉」）



第 7 図 崩壊熱による蒸気と水素の発生量の関係 (計算例)

第 1 表 主ラインから分岐する枝管の閉止端までの長さとお径等

	分岐箇所	分岐方向	枝管長さ L(m)	枝管内径 D(m)	L/D (-)	水素蓄積可能性
1	S/C側隔離弁 バイパスライン(上流側)	下	—	—	—	無
2	S/C側隔離弁 バイパスライン(下流側)	下	—	—	—	無
3	D/W側隔離弁 バイパスライン(上流側)	上	4.006	0.0495	80.9	有
4	D/W側隔離弁 バイパスライン(下流側)	上	1.115	0.0495	22.5	有
5	換気空調系ライン	上	0.755	0.5906	1.28	無
6	原子炉建屋ガス処理系 ライン	斜上	5.073	0.5906	8.59	有
7	耐圧強化ベントライン	水平	—	—	—	無
8	フィルタベント隔離弁 (第二弁B上流側)	下	—	—	—	無
9	フィルタベント隔離弁 (第二弁B下流側)	水平	—	—	—	無
10	フィルタベント隔離弁 (第二弁A上流側)	水平	—	—	—	無
11	フィルタベント隔離弁 (第二弁A下流側)	上	7.043	0.4286	16.4	有



第 8 図 枝管へのベントラインの追設 (水素蓄積防止)

(参考) 移送ライン使用時における格納容器内へ空気流入影響について

スクラビング水の移送ラインについては、第1図のように移送ポンプを用いてスクラビング水をサプレッション・チェンバへ移送することとしているが、スクラビング水を移送する際には、移送ポンプ下流側配管のうち水張りを行っていない範囲の空気がスクラビング水と同時にサプレッション・チェンバへ流入する。

移送ポンプは、定期的にテストタンクを用いて作動試験を実施することから、系統待機時には水張りがされていると考えられるが、保守的に移送ラインの配管容積全ての空気量がサプレッション・チェンバへ移行したとして評価した結果を以下に示す。

移送ラインの配管容積 約0.3m³

サプレッション・チェンバの空間容積 約400m³※

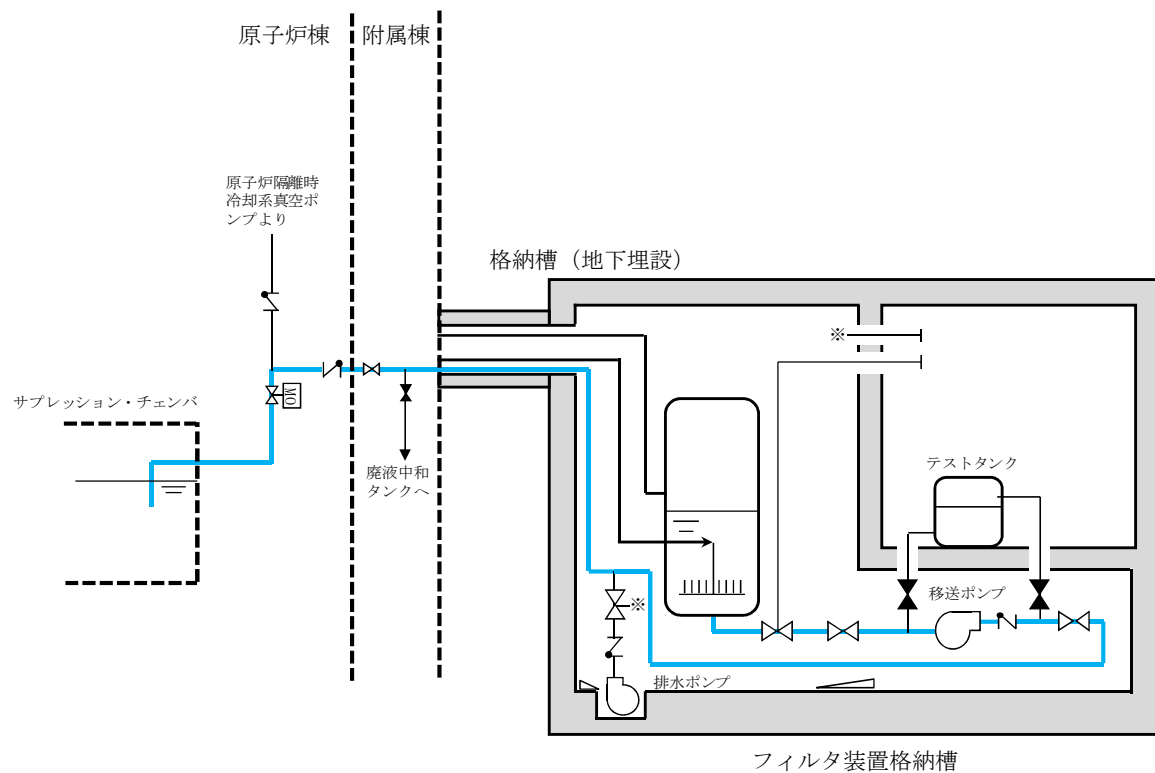
※サプレッション・チェンバ側の排気ライン下端から上部の空間容積を保守的に丸めた数値。

系統待機時の移送ラインの空気の状態を酸素濃度21%、大気圧、温度10℃、サプレッション・チェンバ内の状態を大気圧、温度100℃と仮定すると、サプレッション・チェンバへの酸素流量は以下となる。

$$\begin{aligned} (\text{酸素流入量}) &= 0.3 \times 0.21 \times (273.15 + 100) / (273.15 + 10) \\ &= 0.083 \dots \rightarrow 0.09 \text{ (m}^3\text{)} \end{aligned}$$

この酸素流入量は、サプレッション・チェンバの空間容積に対して、0.03%未満であり、酸素の可燃限界濃度である5%に比較して非常に小さく、ベント停止後の原子炉格納容器内は窒素供給等による不活性化を行っていること

から問題ない。



注) 系統構成は現在の計画

第1図 移送ライン系統概要図

格納容器フィルタベント系の系統設計条件の考え方について

格納容器フィルタベント系については、想定される事故事象での使用条件下において、性能を発揮できる設計とするため、系統設計条件を定めている。

主な系統設計条件を第 1 表に示す。

第 1 表 格納容器フィルタベント系の系統設計条件

設計条件		設定根拠
最高使用圧力	620kPa[gage]	格納容器の限界圧力である 2Pd（最高使用圧力 310kPa[gage]の 2 倍）とする。
最高使用温度	200℃	格納容器の限界温度とする。
設計流量	13.4kg/s (格納容器圧力 310kPa[gage]において)	原子炉定格熱出力 1%相当の飽和蒸気量を、ベント開始圧力が低い場合（310kPa[gage]）であっても排出可能な流量とする。
フィルタ装置内発熱量	500kW	想定されるフィルタ装置に捕集、保持される放射性物質の崩壊熱に対して十分な余裕を見込んだ値とする。
エアロゾル移行量	400kg	想定されるフィルタ装置に移行するエアロゾルの量に対して十分な余裕を見込み、400kg とする。
耐震条件	基準地震動 S_s にて機能維持	基準地震動 S_s にて機能を維持する。

格納容器フィルタベント系の各設計条件の考え方を以下に示す。

(1) 最高使用圧力及び最高使用温度

格納容器フィルタベント系は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器の破損を防止するため、格納容器内のガスを排気することにより、格納容器内の圧力及び温度を低下させることができる設計とし、格納容器圧力が格納容器の限界圧力である 620kPa[gage]（2Pd：最高使用圧

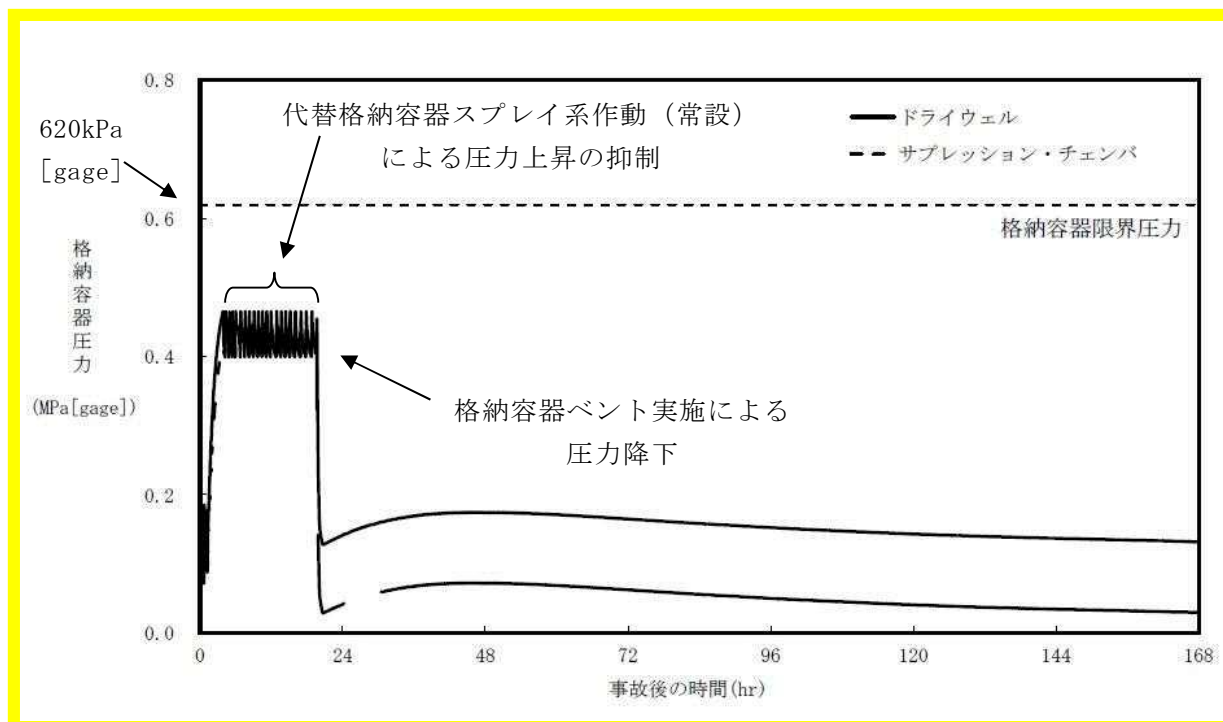
力の2倍)に到達するまでにベント操作を実施することとしている。

有効性評価における格納容器圧力及び格納容器温度の推移から、ベント時に格納容器圧力及び格納容器温度は限界圧力 620kPa[gage]及び限界温度 200℃を下回ることから、格納容器の限界圧力及び限界温度を格納容器フィルタベント系の最高使用圧力及び最高使用温度としている。

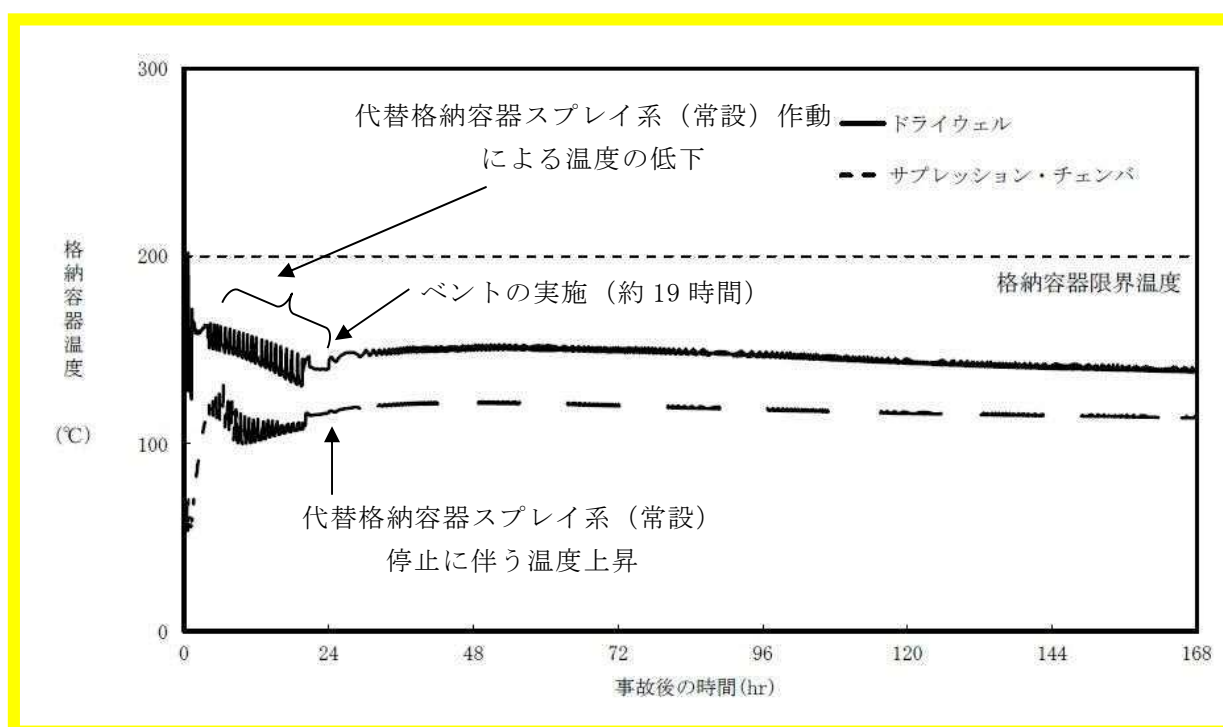
有効性評価のうち格納容器過圧・過温破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（循環冷却を使用しない場合）」における格納容器圧力及び格納容器温度の推移を第1図、第2図に示す。格納容器圧力の最大値はベント時の約465kPa[gage]、シーケンス中の格納容器の最高温度は事象開始直後、破断口から流出する過熱蒸気により一時的に格納容器雰囲気温度は約202℃となるが、格納容器バウンダリにかかる温度（壁面温度）は最大でも約157℃であり、限界温度200℃を超えないことから、格納容器の限界圧力及び限界温度を下回っている。

東海第二発電所においては、重大事故等時においても格納容器バウンダリの健全性が維持できる格納容器の限界温度、限界圧力である200℃、2Pdを格納容器フィルタベント系の設計条件としている。

最高使用圧力及び最高使用温度については、格納容器フィルタベント系の構造設計に使用される。



第 1 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用しない場合）」における格納容器圧力の推移



第 2 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用しない場合）」における格納容器温度の推移

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

ベント中のフィルタ装置（容器）について，設計上考慮している最高使用圧力（620kPa[gage]），最高使用温度（200℃）を超える場合の構造健全性を評価する。

・評価方法

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

フィルタ装置について，「発電用原子力設備規格 設計建設規格（2005年版（2007年追補版を含む））J S M E S N C 1-2005/2007」（以下，「設計・建設規格」という）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，温度と圧力の組み合わせを評価する。

・評価

設計・建設規格の PVC-3122（1）項に準拠し，設計・建設規格「表 5 鉄鋼材用（ボルト材を除く）の各温度における許容引張応力」に規定される，50℃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（以下，「許容圧力」という。）を算出する。

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

ここで，

t : 胴の最小厚さ

P : 許容圧力 (MPa)

Di : 胴の内径 4,600 (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 ($\eta = 1$)

・ 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を、第 3 図に示す。200℃における許容圧力は であり、 $2Pd$ を超える構造健全性を有する結果が得られた。



第 3 図 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

(2) 系統流量（ベントガス流量）

格納容器フィルタベント系の系統流量は，原子炉定格熱出力の 1%相当の蒸気流量をベント開始圧力が低い場合（1Pd）においても排出できるよう以下のとおり設定している。

a. 蒸気流量の設定

保守的に原子炉停止後約 2 時間後に格納容器フィルタベント系が使用されると考え，その時点での原子炉の崩壊熱として原子炉定格熱出力の 1%を設定し，それに相当する蒸気流量とする。

b. 格納容器圧力の設定

有効性評価において格納容器フィルタベント系のベント開始圧力を 1Pd～2Pd としており，格納容器圧力が低い方が蒸気排出条件が厳しくなるため，格納容器圧力は 1Pd とする。

c. 系統流量の算出

a. 及び b. の組み合わせにより，系統流量を設定する。系統流量は式 1 により算出する。

$$W_{Vent} = Q_R \times 0.01 / (h_S - h_w) \times 3600 / 1000 \quad (\text{式 1})$$

ここで，

W_{Vent} : 系統流量 (t/h)

Q_R : 定格熱出力 (3293×10^3 kW)

h_S : 飽和蒸気の比エンタルピ (2739 kJ/kg @1Pd)

h_w : 飽和水の比エンタルピ (251 kJ/kg @60°C)

以上より，系統流量は 48t/h となることから，13.4kg/s を格納容器圧

力 1Pd の時の系統流量とする。系統流量は、配管設計やオリフィスの設計条件として使用される。

なお、格納容器圧力が 1Pd より高い圧力でベントする場合には、その時の格納容器圧力と系統全体の圧力損失から系統流量が決まり、格納容器圧力が 1Pd 以上になれば系統流量も 13.4kg/s 以上となり、より蒸気を排出しやすい状況となる。

(3) フィルタ装置内発熱量

格納容器フィルタベント系のフィルタ装置内発熱量は、原子炉定格熱出力の 0.015% に相当する崩壊熱である 500kW に設定している。

NUREG-1465 における格納容器ソースタームに基づき、ドライウェルベント時に格納容器からフィルタ装置に移行する FP による崩壊熱を評価する。

フィルタ装置内発熱量は以下の式で表される。

【フィルタ装置内発熱量】

$$\begin{aligned}
 &= \text{【①ベント時の原子炉の崩壊熱】} \\
 &\quad \times \text{【②FP の格納容器への放出割合】} \\
 &\quad \div \text{【③格納容器内の DF】} \\
 &\quad \times \text{【④フィルタ装置に蓄積する FP の崩壊熱への寄与割合】}
 \end{aligned}$$

① ベント時の原子炉の崩壊熱

保守的に原子炉停止後約 2 時間後に格納容器フィルタベント系が使用されると考え、その時点での原子炉の崩壊熱として、原子炉定格熱出力の 1% とする。

② FP の格納容器への放出割合

NUREG-1465 に基づき、揮発性核種のうち格納容器への放出割合が最も大きい Halogen (I) の放出割合である 61% で代表させる (第 2 表参照)。

③ 格納容器内の DF

海外で行われた FP エアロゾルの自然除去効果に関する実験結果 (NSPP 実験等) に基づき、自然沈着による除去効果として、ドライウェルベント時は DF : 10 とする。

④ フィルタ装置に蓄積する FP の崩壊熱への寄与割合

NUREG-1465 に基づき、揮発性が比較的高く、炉心損傷を伴う事故時に有意な放出割合となり、フィルタ装置に蓄積する核種として、Halogen (I), Alkali metal (Cs), Te, Ba 及び Sr を想定し、これら核種の崩壊熱への寄与割合は 22% とする (第 3 表参照)。

したがって、定格熱出力に対する崩壊熱は以下のように評価される。

$$\text{➤ ドライウェルベント} : 0.01 \times 0.61 \div 10 \times 0.22 = 0.01342\%$$

以上より、フィルタ装置内発熱量は、上記割合を包絡する条件とし、原子炉定格熱出力の 0.015% である 500kW (3293MW × 0.015%) と設定する。

フィルタ装置内発熱量は、スクラビング水の初期保有量及びフィルタ装置の寸法設定に使用される。

第 2 表 NUREG-1465 における格納容器内への放出割合

	Gap Release	Early-In -vessel	Ex-vessel	Late-In -vessel	合計
Noble Gases*	0.05	0.95	0	0	1.00
Halogens (I)	0.05	0.25	0.30	0.01	0.61
Alkali metal (Cs)	0.05	0.20	0.35	0.01	0.61
Te	0	0.05	0.25	0.005	0.305
Ba, Sr	0	0.02	0.1	0	0.12
Noble metals (Mo, Ru, Sb)	0	0.0025	0.0025	0	0.005
Ce	0	0.0005	0.005	0	0.0055
La	0	0.0002	0.005	0	0.0052

※ 希ガスはフィルタ装置内に蓄積しないため、評価対象外とする。

第 3 表 放出割合が大きい揮発性核種の崩壊熱寄与割合

元素グループ*	放出 割合	①放出割合 (ハロゲン比)	②崩壊熱寄与割合 (炉停止後約 2 時間)	崩壊熱寄与割合 ①×②
Halogens (I)	0.61	1.0	0.18	0.18
Alkali metal (Cs)	0.61	1.0	0.02	0.02
Te	0.305	0.5	0.02	0.01
Ba, Sr	0.12	0.2	0.06	0.01
			合計	0.22

※ 希ガスはフィルタ装置内に蓄積しないため、評価対象外とする。また、放出割合が小さい核種は放出量として無視できるため、評価対象外とする。

(4) エアロゾル移行量

格納容器からのエアロゾル（核分裂生成物エアロゾル、構造材エアロゾル）の移行量のうち、ドライウェルベント時に格納容器からフィルタ装置に移行する核分裂生成物（以下、「FP」という。）エアロゾル量を NUREG-1465 における炉心から格納容器へ放出される FP の割合等を用いて評価した結

果, 約 38kg となる。さらにエアロゾルに係る海外規制を踏まえ, 400kg に設定している。

想定する FP エアロゾル移行量の評価方法と海外規制におけるエアロゾル移行量を以下に示す。

a. FP の炉内内蔵量

各核種グループの FP の炉内内蔵量を第 4 表に示す。

b. FP の格納容器への放出割合

NUREG-1465 に基づき, 各核種グループの放出割合を設定する (第 2 表参照)。

c. 格納容器内の DF

保守的にドライウェルベントの場合を想定し, 崩壊熱の設定と同様に, DF10 とする。

以上より, 想定する FP エアロゾル量を計算した結果, 約 38kg となる。

評価式を以下に示す。

【FP エアロゾル量】 =

$$\sum_{\text{全核種グループ}} [(\text{核種グループの炉内内蔵量}) \\ \times (\text{核種グループの格納容器への放出割合}) / 10]$$

d. 海外規制におけるエアロゾル移行量

ドイツ RSK の勧告では, フィルタ装置に移行するエアロゾル量として PWR については 60kg, BWR については 30kg としている。また, スイスの原子力施設ガイドラインにおいては, エアロゾル量は 150kg と規定されている。

第 4 表 FP の炉内内蔵量

核種 グループ	代表 化学形態	炉内内蔵量 (kg)	格納容器への放 出割合(-)	FP エアロゾル 移行量 (kg)
Halogens	CsI		0.61	
Alkali metal	CsOH		0.61	
Te	TeO ₂ , Sb		0.305	
Ba, Sr	BaO, SrO		0.12	
Noble metals	MoO ₂		0.005	
Ce	CeO ₂		0.0055	
La	La ₂ O ₃		0.0052	
			合計	3.8E+01

エアロゾル移行量は、金属フィルタの総面積の設定に使用される。

(参考) 金属フィルタの総面積の設定について

フィルタ装置に移行したエアロゾルのうち、ベンチュリスクラバから金属フィルタへのエアロゾルの移行割合は となる。したがって、設計エアロゾル移行量 (400kg) に対して、金属フィルタへの移行量は となる。

金属フィルタの機能が確保できる負荷量は であり、設計エアロゾル移行量に対しては必要な金属フィルタの面積は となる。実機の金属フィルタの総面積は であり、十分に余裕を見込んだ設計としている。

(参考)ベントタイミングにおいて発生する荷重の考慮について

(1) 重大事故等発生時において原子炉格納容器内にて発生する動的荷重

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

- ① ドライウェル内の配管破断によるジェット力
- ② プールスウェル荷重
- ③ ベント管出口での蒸気凝縮振動荷重
- ④ 主蒸気逃がし安全弁作動時の荷重
- ⑤ 原子炉隔離冷却タービン排気圧力の荷重

①～③は、原子炉冷却材喪失事故において事故発生直後に発生する荷重であり、ベント時に生じる荷重は、これに比べて影響は小さい。

また④、⑤は、ベント開始の判断基準である原子炉格納容器圧力 2PD に近づいた状態では、原子炉圧力は、冷却材喪失事故や主蒸気逃がし安全弁による急速減圧等により、既に低下した状態となっており、原子炉隔離冷却系も運転していないことから、2PD ベント時に作用する荷重ではない。

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

スクラバ容器の設計にあたっては、最高使用圧力 2PD、最高使用温度 200℃の条件に加えて、地震荷重を考慮した強度評価を実施している。

また、耐圧機器ではないが、内部構造物であるベンチュリノズルについては、差圧荷重及び地震荷重を考慮するとともに、JAVA 試験にて得られた知見を踏まえた圧力振動を考慮して強度評価を実施している。(第 1 表参照)

第 1 表 スクラバ容器の設計

部位	設計に用いた荷重		評価方法
スクラビング 装置（容器）	静的荷重	内圧荷重（最高 使用圧力）	JSME 設計・建設規格に基づき，荷 重に対する必要板厚を算出し，最小 板厚が必要板厚を満足することを 確認する。
		動的荷重	内圧荷重，地震 荷重
内部構造物 （ベンチュリ ノズル）	静的荷重	差圧荷重	ASME Sec. II， III， VIIIに基づき評価
		差圧荷重，地震 荷重	ASME Sec. II， III， VIIIに基づき評価
	動的荷重	水力学的荷重	JAVA 試験にて得られた知見を踏ま えて，圧力振動を評価

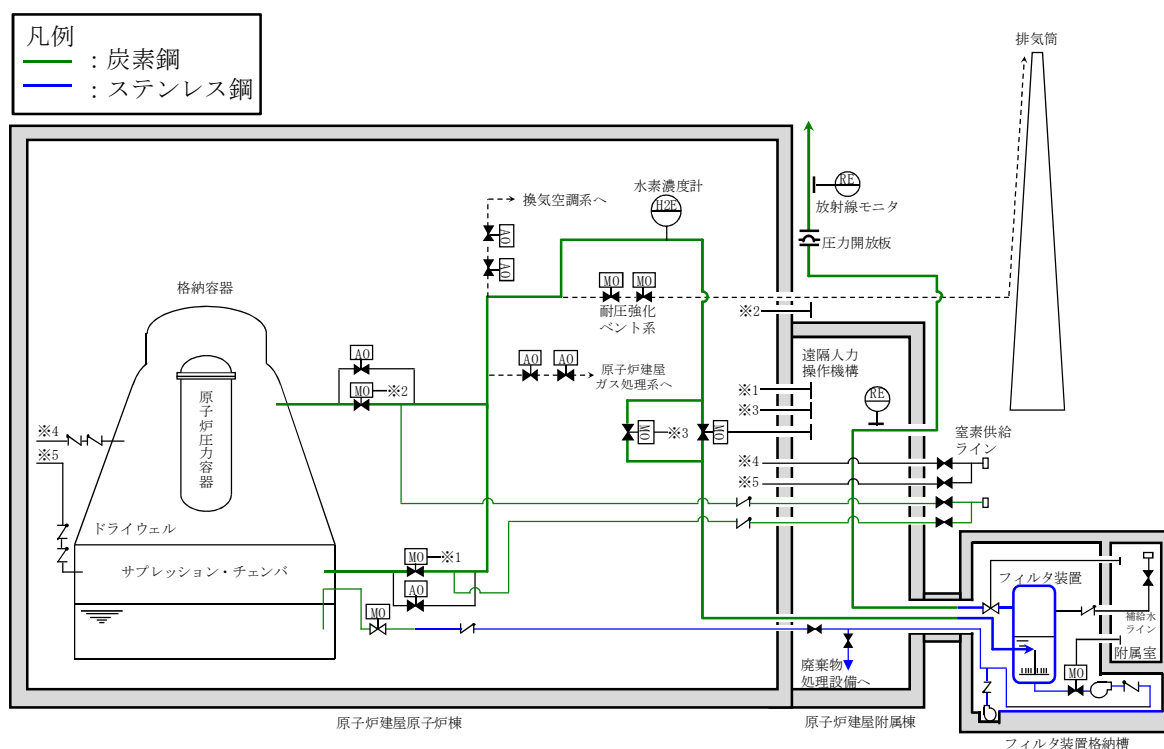
格納容器フィルタベント系の漏えいに対する考慮について

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

第 1 表に主要な設計条件を，第 1 図に材質範囲を示す。

第 1 表 格納容器フィルタベント系設備の主要設計条件

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



第 1 図 フィルタ装置及び配管の材質範囲

スクラビング水と接液する各部位については、スクラビング水の性状（高アルカリ性）と重大事故等時に格納容器より放出される放射性物質を捕集・保持すること（高線量）を考慮して、クラス 2 設計による頑健性に加え、漏えい対策として設計上の考慮事項を設けている。

具体的な設計上の考慮事項を第 2 表に示す。

第 2 表 各部位の設計上の考慮事項

部位	設計考慮内容
フィルタ装置	<ul style="list-style-type: none"> ・溶接部は JSME 規格に基づき非破壊検査を実施し、欠陥がないことを確認する。 ・スクラビング水が高アルカリ性 であること、重大事故におけるベント時にはスクラビング水が高温（～200℃）となることを考慮し、耐食性に優れたステンレス鋼を採用することで、健全性を確保する。 ・スクラビング水の水面より高い位置にマンホールを設置し、漏えいのリスクを低減した設計としている。
配管・弁	<ul style="list-style-type: none"> ・容器、配管、弁の接続部は原則溶接構造とし、漏えいのリスクを低減した設計とする。溶接部は JSME 規格に基づき非破壊検査を実施し、欠陥がないことを確認する。 ・フランジ接続部は、適切なガスケットパッキンを使用し、ボルトの締め付け管理により、漏えい防止を図る。（第 3 表参照） ・接液部は、スクラビング水が高アルカリ性 であること、重大事故におけるベント時にはスクラビング水が高温（～200℃）となることを考慮し、耐食性に優れたステンレス鋼を採用することで、健全性を確保する。

第 3 表 主なパッキン類の使用箇所

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

以上のとおり、格納容器フィルタベント系の各設備については、スクラビング水の漏えいを防止する対策を実施するが、万一スクラビング水が格納槽に漏えいした場合であっても、早期に検知し、漏えい水を移送できるよう、排水設備を設置するとともに、格納槽の想定水没部を防水処理することで、汚染の拡大防止を図る計画としている。

フィルタ装置の各構成要素における機能について

フィルタ装置は、①ベンチュリスクラバ、②金属フィルタ、③よう素除去部の3つのセクションで構成され、その構成要素は以下のとおりである。フィルタ装置の機能模式図を第1図に示す。

- ①ベンチュリスクラバ…ベンチュリノズル、スクラビング水、多孔板
- ②金属フィルタ…プレフィルタ、湿分分離機構、メインフィルタ
- ③よう素除去部…銀ゼオライト

*②と③の間に流量制限オリフィスを設ける

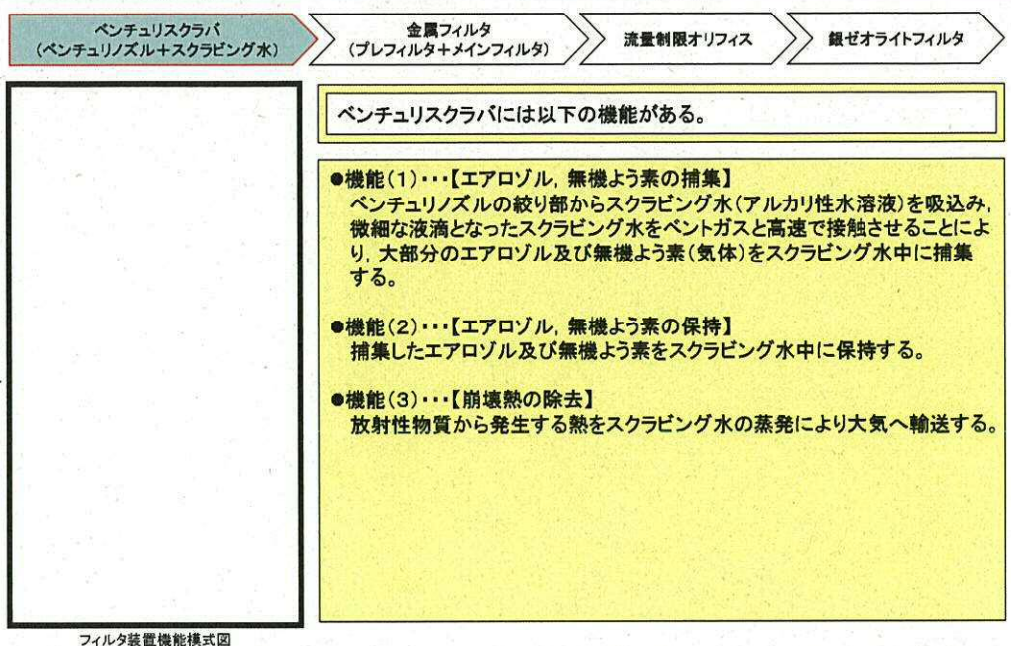
ベントガスはまずベンチュリスクラバに流入し、ベントガスに含まれるエアロゾル及び無機よう素の大部分が捕集され、スクラビング水に保持される。金属フィルタでは、ベンチュリスクラバで捕集できなかったエアロゾルを捕集・保持する。金属フィルタの下流には、流量制限オリフィスを介して設置するよう素除去部があり、ガス状の放射性よう素を捕集・保持する。これら3つのセクションは同一容器内に格納される。



第1図 フィルタ装置の機能模式図

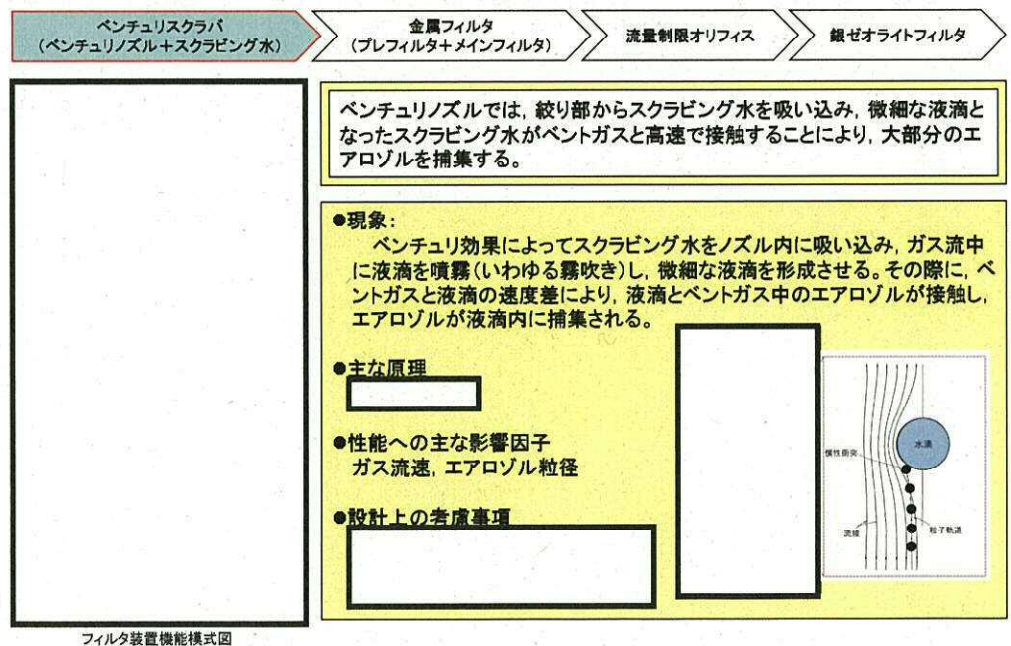
[フィルタ装置の各構成要素における機能の概要]

①ベンチュリスクラバの機能



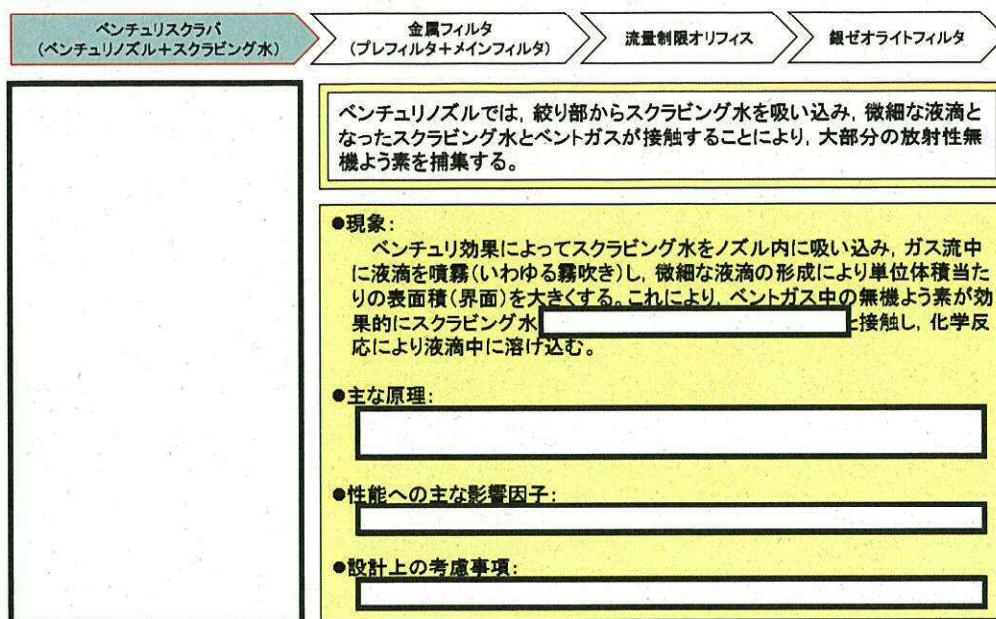
枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

①ベンチュリスクラバの機能(1)【エアロゾルの捕集】



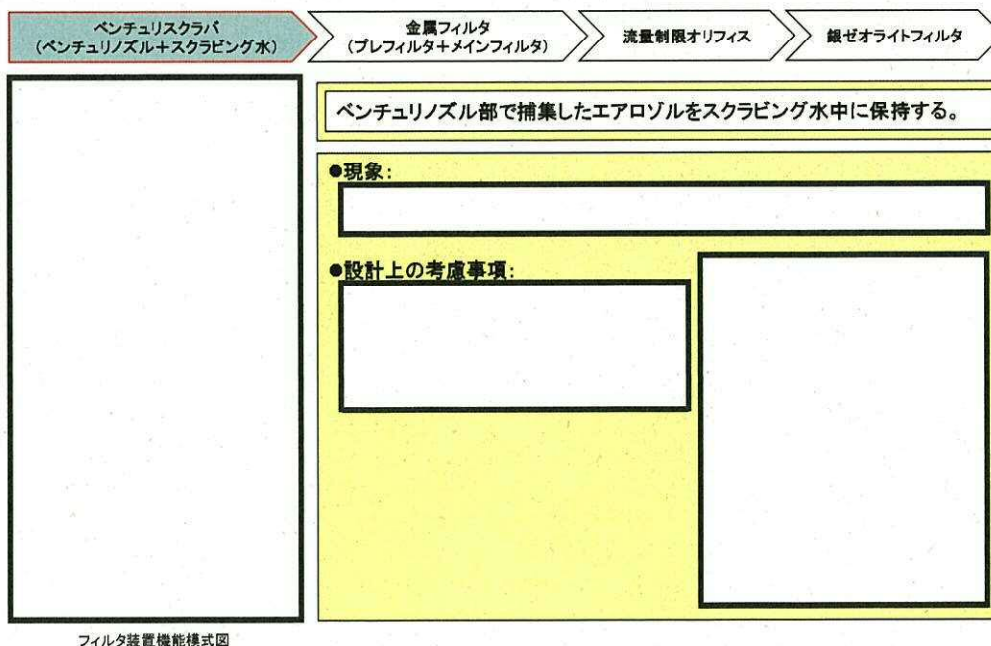
枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

①ベンチュリスクラバの機能(1)【無機よう素の捕集】



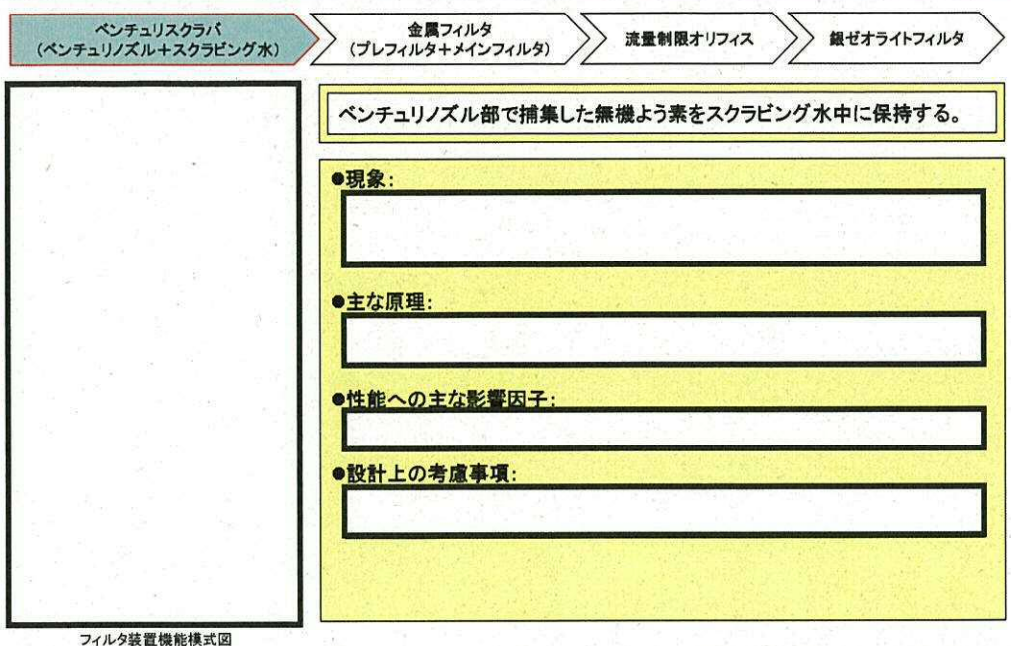
枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

①ベンチュリスクラバの機能(2)【エアロゾルの保持】



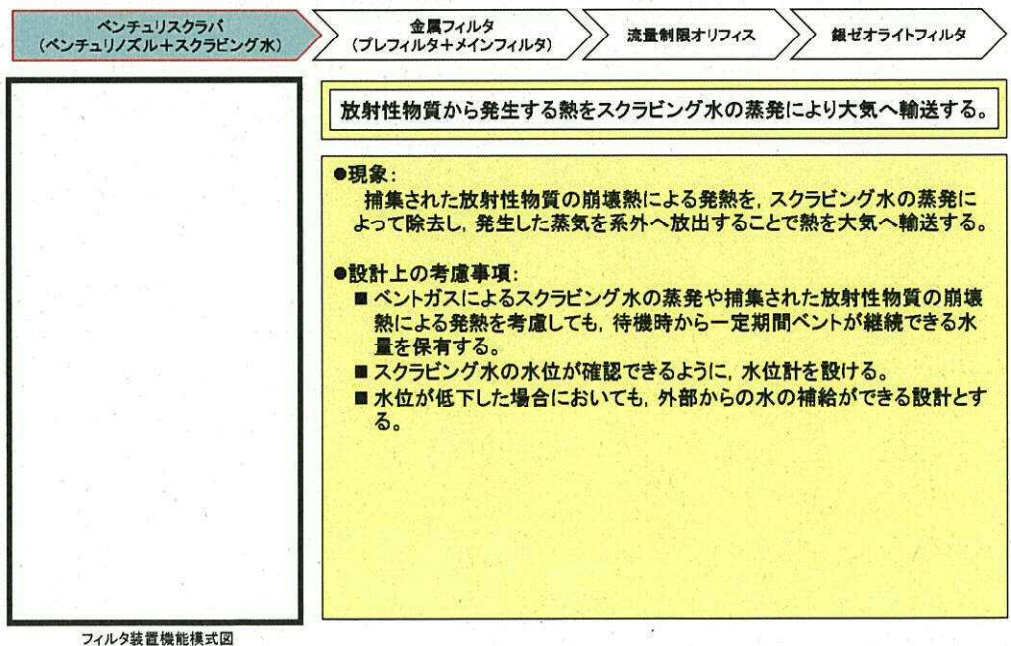
枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

①ベンチュリスクラバの機能(2)【無機よう素の保持】



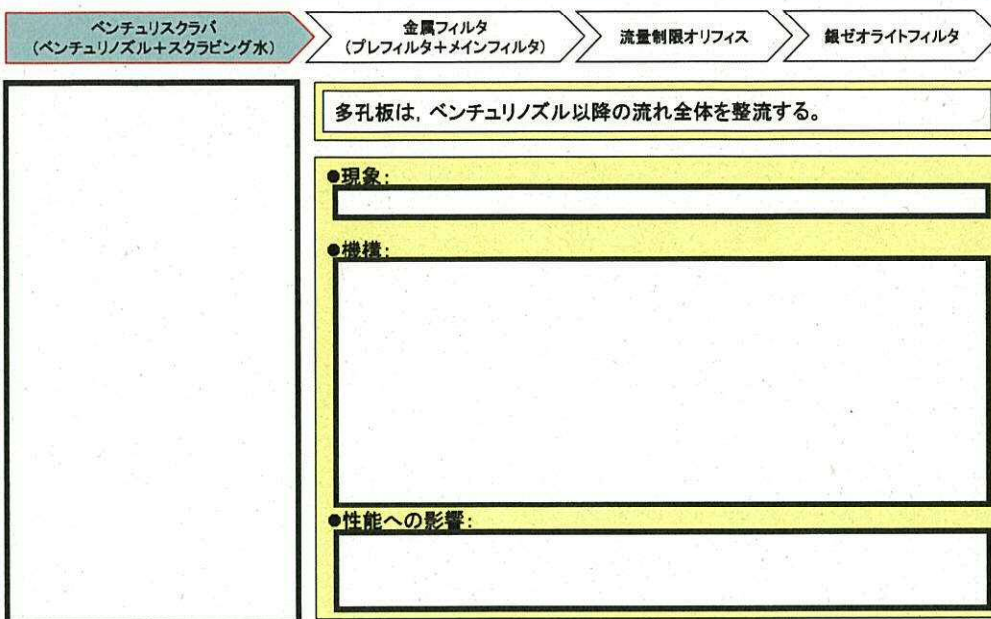
枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

①ベンチュリスクラバの機能(3)【崩壊熱の除去】



枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

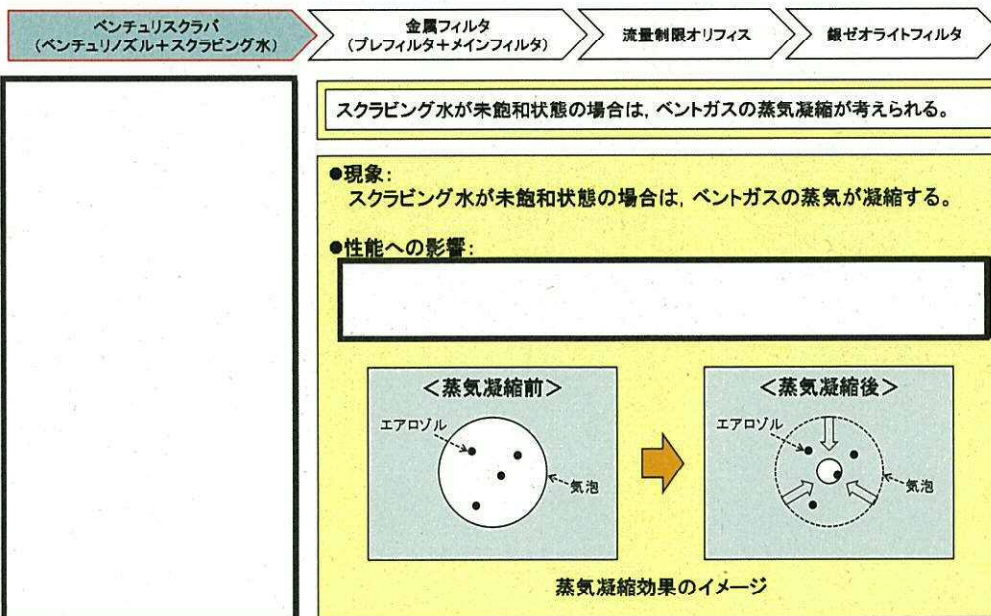
①多孔板の機能



フィルタ装置機能模式図

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

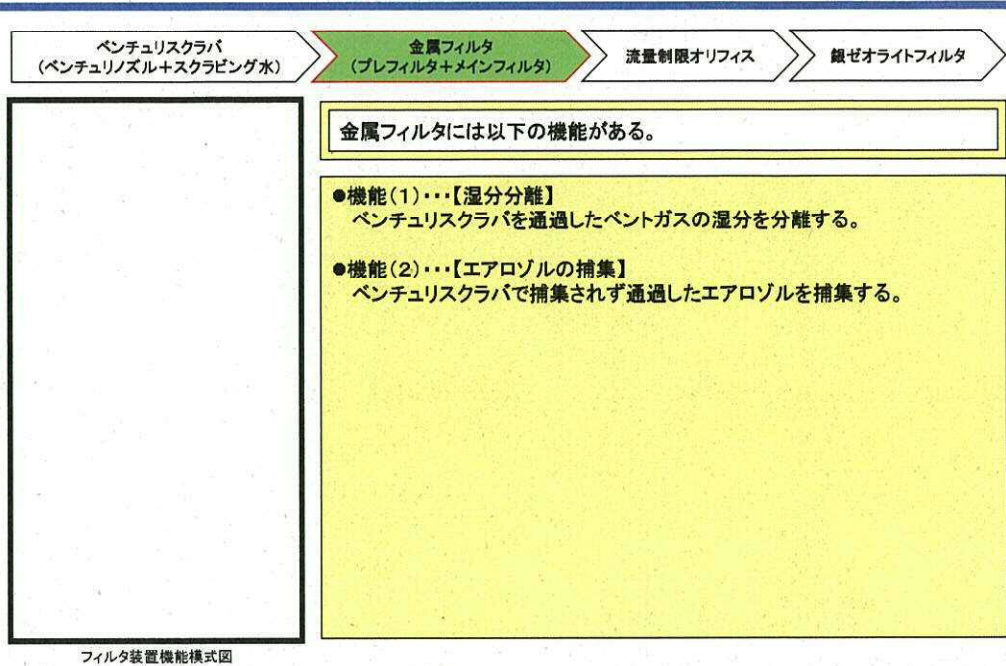
①ベンチュリスクラバにおける現象【蒸気凝縮】



フィルタ装置機能模式図

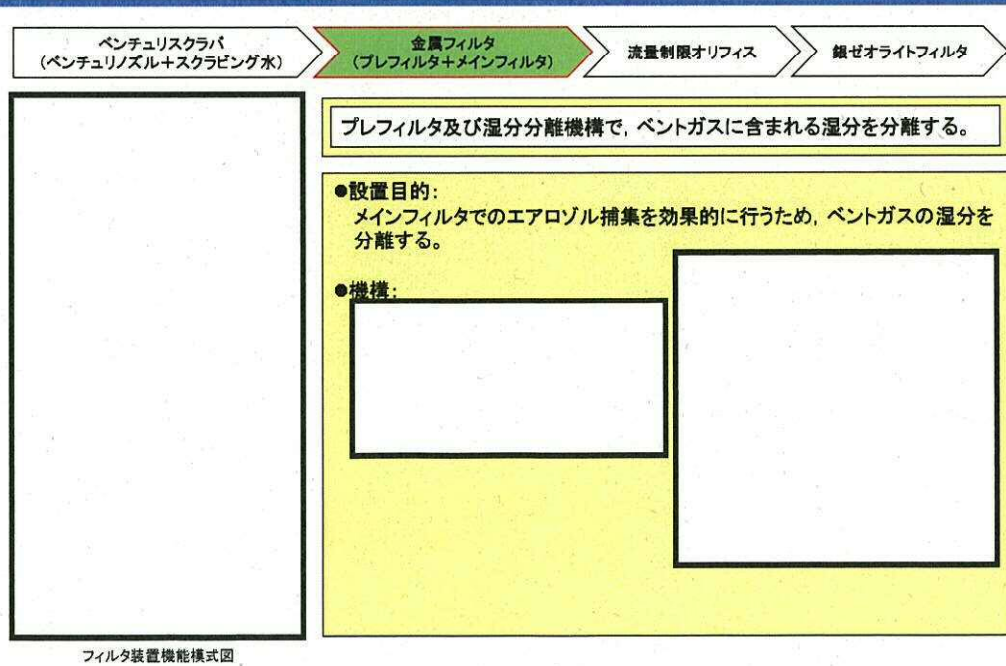
枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

②金属フィルタの機能



枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

②金属フィルタの機能(1)【湿水分離】



枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

②金属フィルタの機能(2)【エアロゾルの捕集】

ベンチュリスクラバ
(ベンチュリノズル+スクラビング水)

金属フィルタ
(プレフィルタ+メインフィルタ)

流量制限オリフィス

銀ゼオライトフィルタ

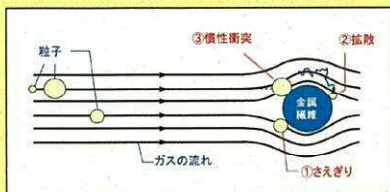
金属フィルタは、ベンチュリスクラバで捕集されず通過したエアロゾルを捕集する。

●現象:
エアロゾルが金属繊維の表面に接触することで、金属表面に捕集される。

●主な原理:
①さえぎり効果
②拡散効果
③慣性衝突効果

●性能への主な影響因子:
ガス流速、エアロゾル粒径

●設計上の考慮事項:



フィルタ装置機能模式図

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

流量制限オリフィスの機能

ベンチュリスクラバ
(ベンチュリノズル+スクラビング水)

金属フィルタ
(プレフィルタ+メインフィルタ)

流量制限オリフィス

銀ゼオライトフィルタ

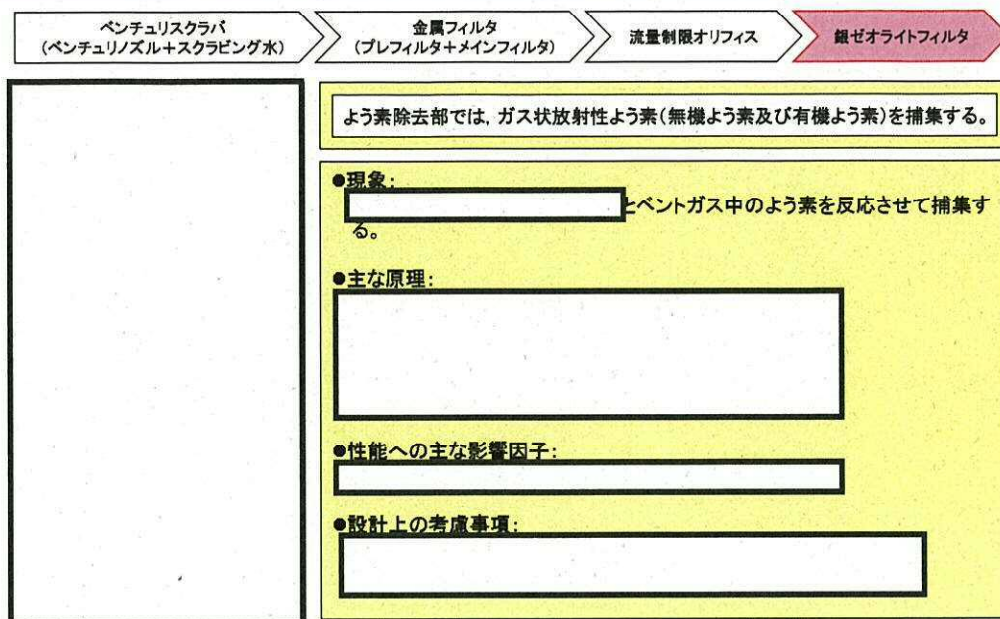
プレフィルタ内の体積流量をほぼ一定に保つために、金属フィルタ下流に流量制限オリフィスを設置する。

●現象:
■ 流量制限オリフィスの設置により、オリフィス部までは格納容器圧力に近い圧力に保たれ、ベントガスの体積流量はほぼ一定になる。
<補足>
格納容器の圧力低下に伴ってベントガスの質量流量は低下するが、比容積が増加するため、体積流量(=質量流量×比容積)はほぼ一定となる。

フィルタ装置機能模式図

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

③よう素除去部の機能



フィルタ装置機能模式図

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

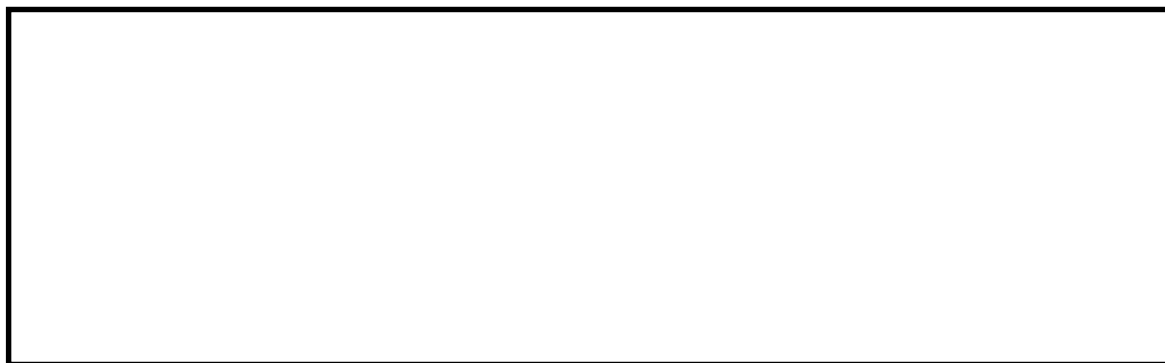
金属フィルタドレン配管の閉塞及び逆流防止について

(1) ドレン配管の閉塞

金属フィルタのドレン配管の内径は [] であり, 金属フィルタに流入するベントガスに含まれるエアロゾルの粒径は極めて小さい [] ことから, ドレン配管の閉塞が発生するおそれはないと言える。

(2) ドレン配管によるスクラビング水の逆流防止

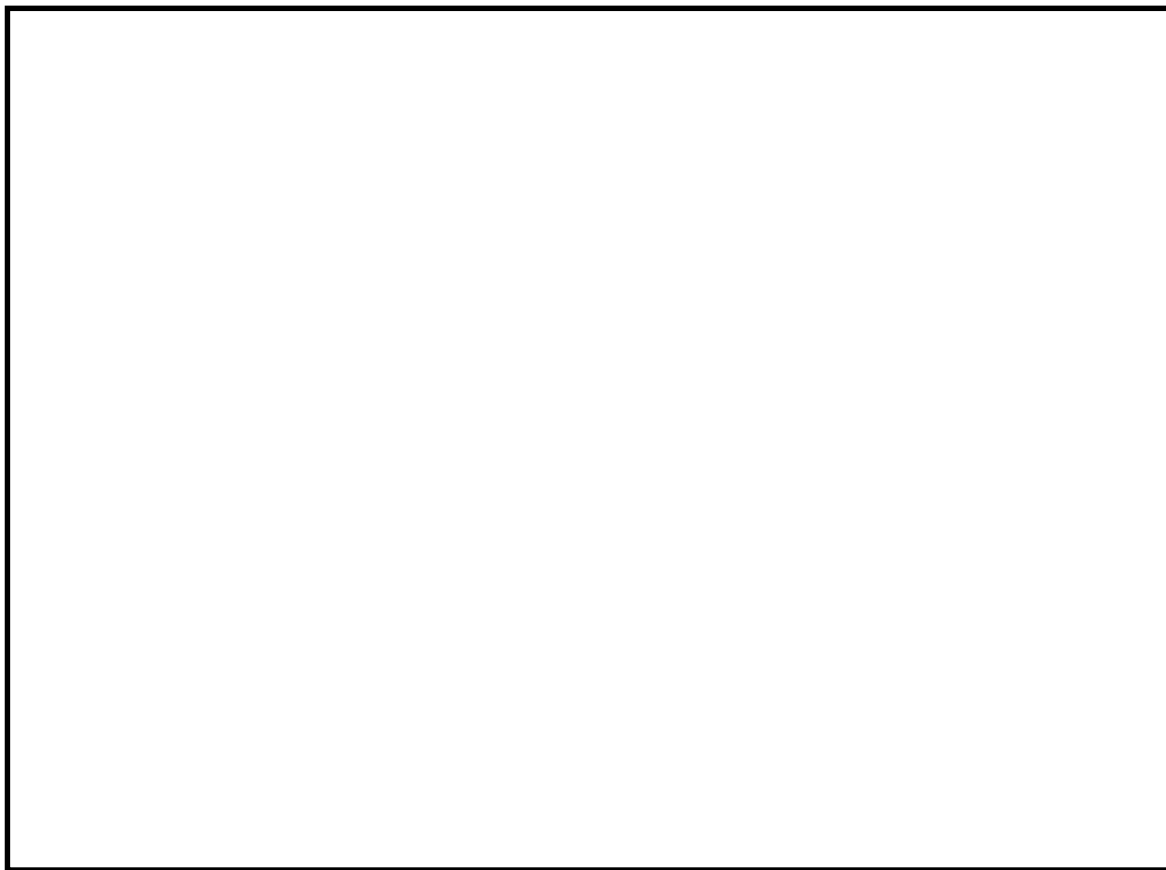
金属フィルタのプレフィルタ部における圧損が大きい場合, 金属フィルタに設置されるドレン配管において逆流が発生し, 金属フィルタにスクラビング水が流入する可能性がある。



実機ではプレフィルタ部の圧損は [] であり, ドレン配管の逆流を考慮しても, スクラビング水が金属フィルタまで逆流するおそれはないと評価できる。

なお, 系統待機時, 運転中を通して, フィルタ装置の水位は水位計により監視し, 水位が上限水位となる前に排水する計画としている。

フィルタ装置のスクラビング水位の概要を第 1 図に示す。



第 1 図 フィルタ装置のスクラビング水位

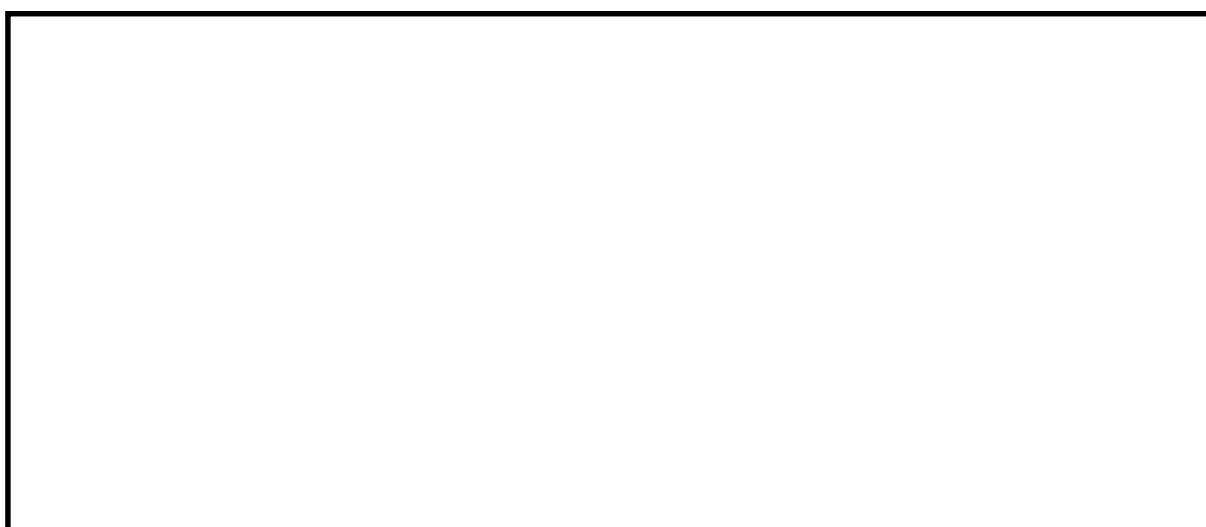
流量制限オリフィスの設定方法について

格納容器フィルタベント系は、格納容器の過圧破損を防止するため、格納容器内で発生する蒸気量以上のガスをベントできる必要がある。

一方、格納容器圧力の上昇に伴い、ベントガスの質量流量が増加する場合においても、ベンチュリノズル部の流速を適正な条件に保持するため、フィルタ装置の下流に流量制限オリフィスを設置することにより、体積流量をほぼ一定に保つ設計としている。



なお、格納容器圧力 $1Pd$ で必要量を排出可能な設計としているため、より差圧が大きくなる格納容器圧力 $2Pd$ によるベントの場合においても必要量は排出できる。



この時の格納容器から大気までの圧力勾配概要を第 1 図に示す。



第 1 回 圧力勾配概要図

オリフィスの流出断面積は、例えば以下の式に基づき計算する（機械工学便覧 流体力学より引用）。

$$m = A \cdot \left(\frac{p}{p_0}\right)^{\frac{1}{k}} \sqrt{\frac{2 \cdot k \cdot p_0 \cdot \rho_0}{k-1} \cdot \left\{1 - \left(\frac{p}{p_0}\right)^{\frac{k-1}{k}}\right\}}$$

ここで、

m : 質量流量

A : 流出断面積

p_0 : オリフィス上流側圧力

p : オリフィス下流圧力

k : 比熱比

ρ_0 : ベントガス密度



※19 時間後ベント条件で再評価中

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 ($10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$ (高レンジ)) は、以下の条件で想定される最大の放射性物質濃度がフィルタ装置出口配管に内包された時の線量率を測定できる範囲とする。

- ・ フィルタ装置出口配管の放射線量は、フィルタ装置で除去できない希ガスからの γ 線が支配的になるため、フィルタ装置出口配管に内包される放射性物質濃度は希ガスで評価する。なお、評価対象とする希ガス核種を第1表に示す。
- ・ フィルタ装置出口配管の希ガスの濃度は、格納容器内の濃度と同等として設定する。これは、格納容器ベント時のフィルタ装置出口の配管圧力は格納容器内圧力より低くなるため、フィルタ装置出口の配管での放射性物質濃度は格納容器内放射性物質濃度より低くなるが、保守的に同じ濃度として設定する。
- ・ 原子炉の状態を放射性物質の内蔵量が最も大きい平衡炉心（サイクル末期）と想定し、原子炉内に内蔵される希ガスがすべて格納容器内に移行^{※1}し、均一に拡散したものとして設定する。

※1 有効性評価で想定する炉心損傷事故の場合のMAAP解析結果による。

- ・ 格納容器ベント開始時間は、保守的に原子炉停止から1時間後に設定する。「1時間後」は、ベントフィルタの設計において、ベントフィルタを通過する蒸気流量は原子炉の崩壊熱の原子炉定格熱出力1%相当（原子炉停止後2時間後）の飽和蒸気量を設計条件としていることから、この時間に余裕を見て「1時間後」と設定した。

第 1 表 評価対象とする希ガス核種

評価する希ガス核種※ ²	Kr-83m, Kr-85m, Kr-85, Kr-87, Kr-88, Xe-131m, Xe-133m, Xe-133, Xe-135m, Xe-135, Xe-138
-------------------------	--

※² 原子炉設置許可申請書添付書類十記載の希ガス核種

上記の条件により求めたフィルタ装置出口配管の希ガスの濃度から、建屋内のフィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ）の設置位置（第 1 図）における最大線量率を解析により評価する。評価モデルを第 2 図に、評価結果を第 2 表に示す。

第 2 表 最大線量率の評価結果

想定される最大線量率	
------------	--

以上より、フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ）の計測範囲の上限値である $1 \times 10^5 \text{Sv/h}$ は、格納容器ベント開始時間を原子炉停止 1 時間後に想定するなど保守的な条件での評価として想定される最大線量率

Sv/h に対し、余裕があり計測可能である。



第 1 図 フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ）位置図



第 2 図 評価モデル

(2) 線量率から放射性物質濃度への換算の考え方

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

換算係数は、原子炉内に含まれる核分裂生成物、格納容器内に移行する核分裂生成物の割合及びベントタイミングにより変化する。そのため、炉心損傷が発生する事故として、有効性評価のシナリオ（大破断 L O C A + S B O + E C C S 機能喪失）に従って、以下の条件により換算係数を算出する。

a. 算出条件

- ・フィルタ装置出口配管の放射線量は、フィルタ装置で除去できない希ガスからの γ 線が支配的になるため、フィルタ装置出口配管に内包される放射性物質濃度は希ガスで評価する。なお、評価対象とする希ガス核種を第 1 表に示す。
- ・フィルタ装置出口配管の希ガスの濃度は、格納容器内の濃度と同等として設定する。
- ・原子炉の状態を放射性物質の内蔵量が最も大きい平衡炉心（サイクル末期）と想定し、原子炉内に内蔵される希ガスがすべて格納容器内に移行し、均一に拡散したものとして設定する。
- ・原子炉停止後からの格納容器ベント開始時間は、有効性評価のシナリオにて想定される 23 時間後とする。

b. 換算係数の算出過程

- ① 平衡炉心（サイクル末期）における核種毎の炉内希ガス量（①）を解析により算出する。
- ② 格納容器ベント開始時間までの減衰を考慮した核種毎の希ガス量（②）を算出する。
- ③ 格納容器空間体積（9,800m³）で上記②の希ガス量を除し核種毎の放射性物質濃度（③）を算出する。
- ④ 上記③の核種毎の放射性物質濃度に γ 線放出割合を乗じて算出した γ 線線源強度と第1図の評価モデルから核種毎の線量率（④）を算出する。
- ⑤ 上記③で求めた放射線物質濃度の合算値を④で求めた線量率の合算値で除すことで、換算係数を算出する。

以上の条件により算出した放射性物質濃度 (Bq/cm³)、線量率 (Sv/h) 及び換算係数 ((Bq/cm³)/(Sv/h)) を第3表に示す。

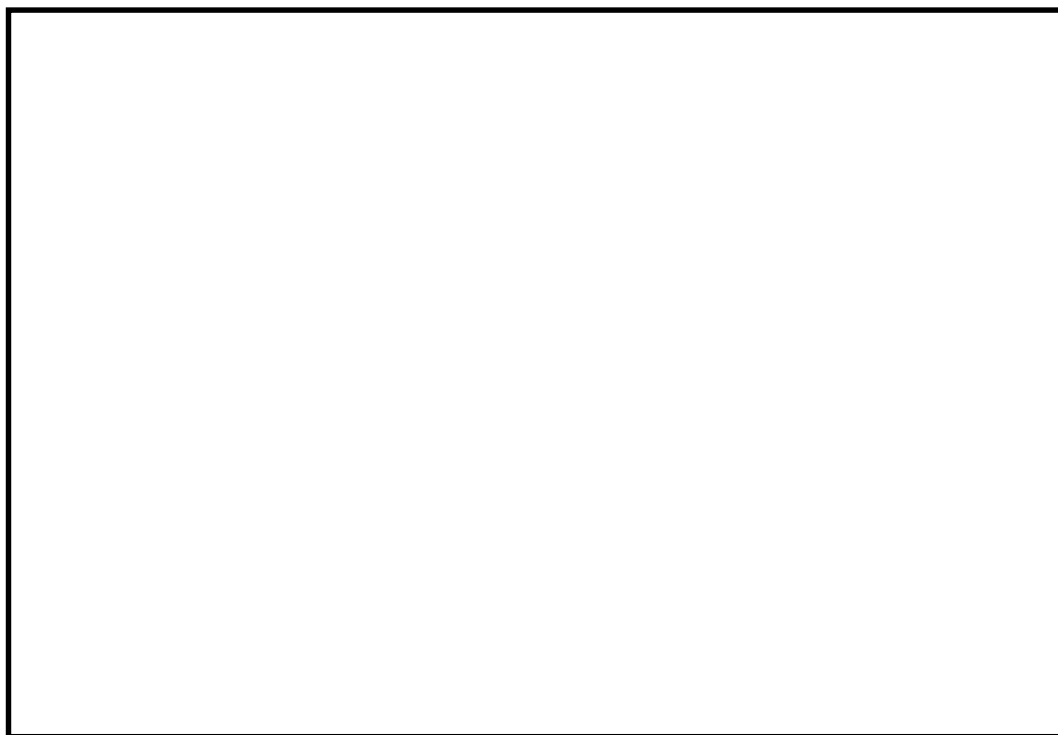
第3表 換算係数の算出

炉停止時 内蔵量① (Bq)	23 時間後 減衰値② (Bq)	放射性物質 濃度③ (Bq/cm ³)	線量率④ (Sv/h)	換算係数 ((Bq/cm ³) / (Sv/h))

第3表の換算係数は、原子炉停止から 23 時間後に格納容器ベントを開始した場合の換算係数であり、核種の減衰により換算係数は変化するため、同様の手法で算出した換算係数の時間変化は第3図のグラフのとおりとなる。実際の運用では、手順書に代表的な時間における換算係数を

表として備えるなどして適切な評価ができるように準備する。また、屋外のフィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ）及び建屋内のフィルタ装置出口放射線モニタ（低レンジ）についても、同様の方法で換算係数を算出し、上記の評価ができるように準備する。

なお、事故後に事故時の換算係数の再評価を実施することにより、フィルタ装置放射線モニタの指示値（Sv/h）の記録から、より精度の高い放射性物質濃度（Bq/cm³）を評価することが可能である。



第3図 換算係数の時間推移

(3) フィルタ装置出口放射線モニタの測定対象核種の考え方

格納容器破損防止対策の有効性評価で想定する約23時間後にベントする事故シーケンスの解析結果によれば、格納容器フィルタベント系から放出される主な放射性物質は希ガス、よう素、セシウム等であり、希ガスの放射エネルギーは、よう素及びセシウム等に比べて10⁴倍程度多いことから、放

射線モニタ測定値のほとんどは希ガスからの寄与によるものと推定されるため、希ガスの γ 線を測定対象としている。

電源構成の考え方について

(1) 電源系統の構成

格納容器フィルタベント系の隔離弁及び計装設備の重大事故時等における電源構成は、以下のとおり。

a. 常設代替交流電源設備

常設代替交流電源設備として、ディーゼル機関及び発電機を搭載した常設代替高圧電源装置を設置する。本設備は、常設代替高圧電源装置の遠隔起動操作スイッチにより中央制御室からの起動を可能とする。

b. 可搬型代替交流電源設備

可搬型代替交流電源設備として、ディーゼル機関及び発電機を搭載した可搬型代替低圧電源車を配備する。本設備は、常設代替交流電源設備と異なる場所に分散して配備する。接続口は、原子炉建屋の西側及び東側に位置的分散を考慮して設置することで、共通要因により接続することができなくならないようにする。

c. 常設代替直流電源設備

常設代替直流電源設備として、緊急用直流 125V 蓄電池を設置する。本設備は、重大事故等対処設備専用の蓄電池であり、所内常設直流電源設備とは位置的分散を図る。本蓄電池は、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備又は可搬型代替直流電源設備による電源の給電が開始されるまでの期間も格納容器フィルタベント系の隔離弁及び計装設備の重大事故時等における機器に電源を給電できるよう 24 時間の容量を有している。

d. 可搬型代替直流電源設備

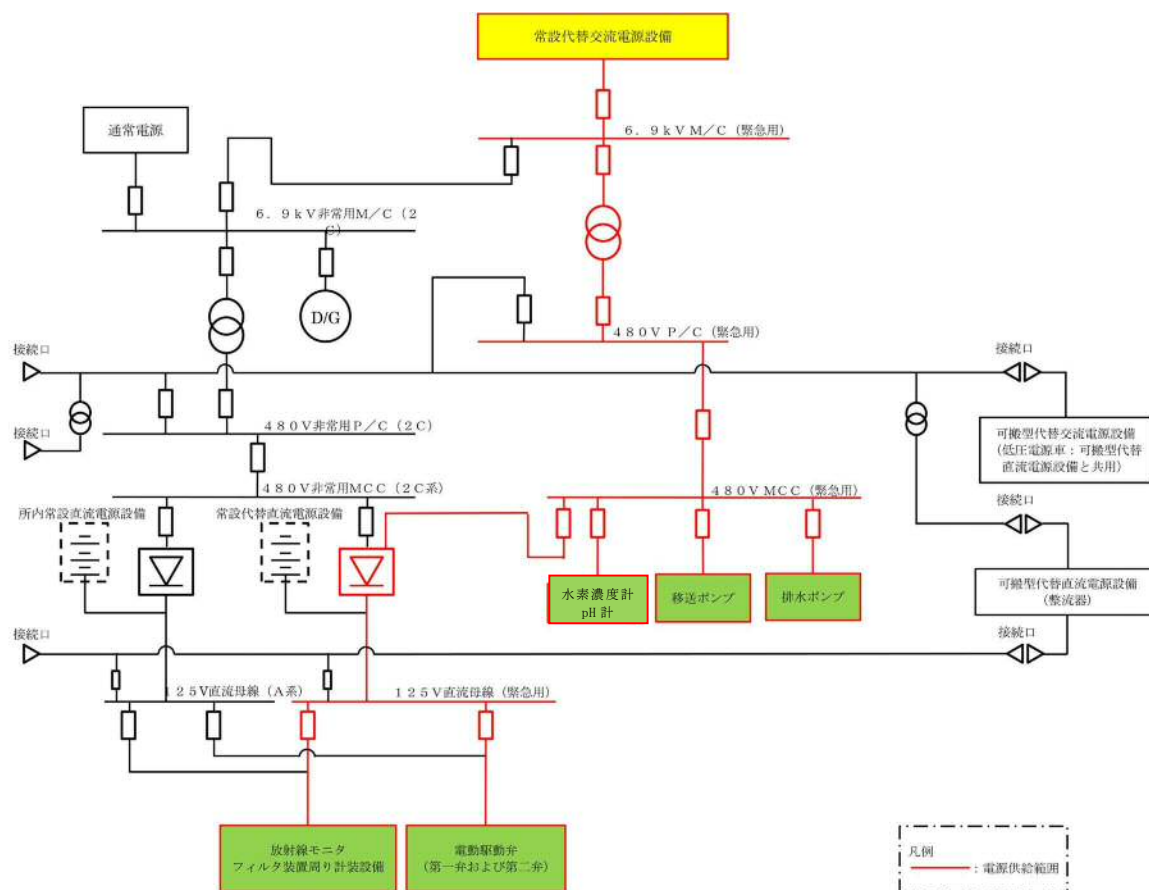
可搬型代替直流電源設備として、可搬型整流器を配備し、b. に記載の可搬型代替低圧電源車と組合せて電源を給電する。

(2) 電源種別毎の電源給電範囲

a. 常設代替交流電源設備による電源給電範囲

常設代替交流電源設備により、電動駆動弁（第一弁及び第二弁）、フィルタ装置計装設備、移送ポンプ、排水ポンプ、フィルタ装置入口水素濃度計及びフィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）に給電が可能である。

第 1 図に電源給電範囲を、第 1 表に負荷一覧を示す。



第 1 図 常設代替交流電源設備による電源給電範囲

第 1 表 常設代替交流電源設備による負荷一覧

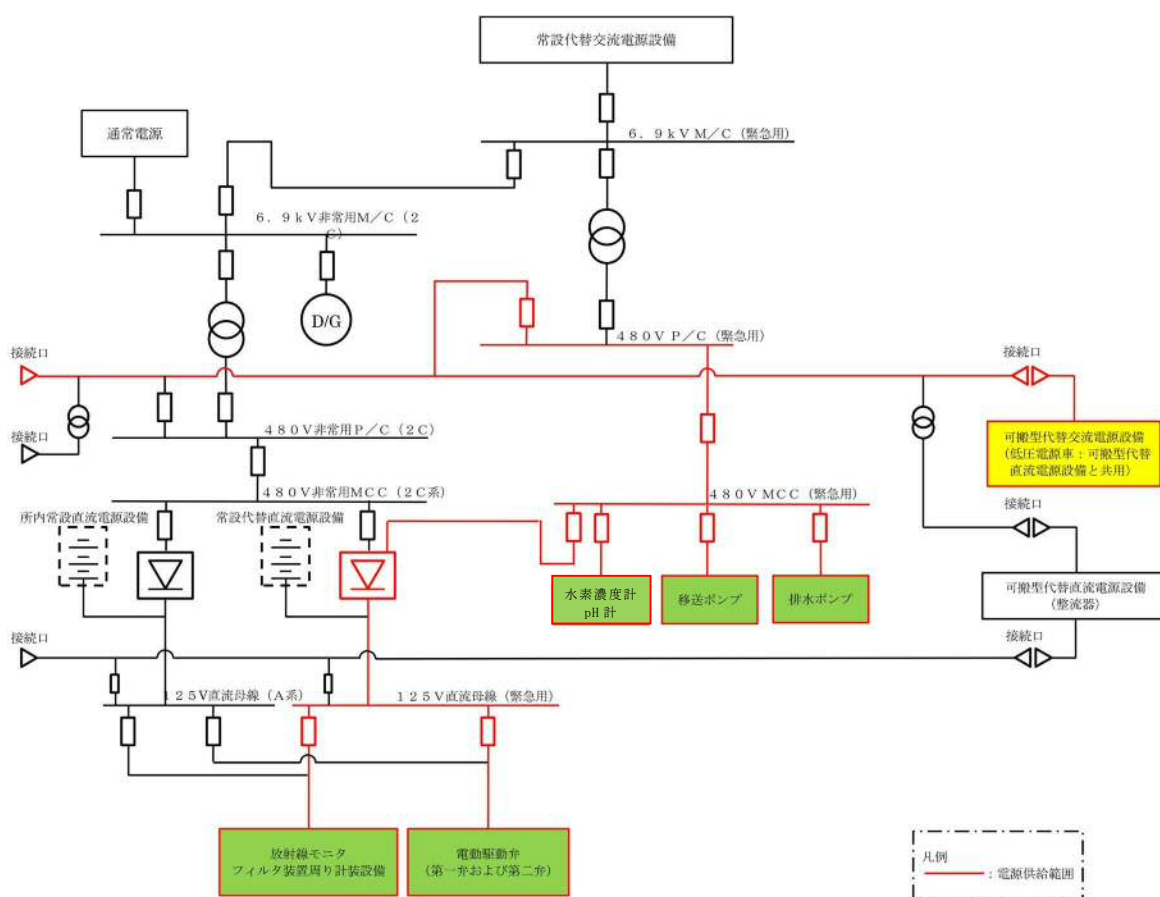
	負荷	負荷容量 (交流)	備考
1	電動駆動弁 (第一弁) [サブプレッション・チェンバ側]	0.58kW	
2	電動駆動弁 (第一弁) [ドライウエル側]	0.58kW	
3	電動駆動弁 (第二弁) [A]	0.58kW	
4	電動駆動弁 (第二弁) [B]	0.58kW	
5	移送ポンプ	11kW	
6	排水ポンプ	15kW	
7	フィルタ装置計装設備	0.3kW	
8	フィルタ装置入口水素濃度計	18kW	
9	フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	0.3kW	
10	フィルタ装置スクラビング水 pH 計	34kW	
合 計		約 81kW※	

※ 常設代替交流電源設備の設備容量は 5,520kW (6,900kVA) とし、
負荷容量 81kW に対して必要十分な容量とする。

b. 可搬型代替交流電源設備による電源給電範囲

可搬型代替交流電源設備により、電動駆動弁（第一弁及び第二弁）、フィルタ装置計装設備、移送ポンプ、排水ポンプ、フィルタ装置入口水素濃度計及びフィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）に給電が可能である。

第 2 図に電源給電範囲を、第 2 表に負荷一覧を示す。



第 2 図 可搬型代替交流電源設備による電源給電範囲

第 2 表 可搬型代替交流電源設備による負荷一覧

	負荷	負荷容量 (交流)	備考
1	電動駆動弁 (第一弁) [サブプレッション・チェンバ側]	0.58kW	
2	電動駆動弁 (第一弁) [ドライウエル側]	0.58kW	
3	電動駆動弁 (第二弁) [A]	0.58kW	
4	電動駆動弁 (第二弁) [B]	0.58kW	
5	移送ポンプ	11kW	
6	排水ポンプ	15kW	
7	フィルタ装置計装設備	0.3kW	
8	フィルタ装置入口水素濃度計	18kW	
9	フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	0.3kW	
10	フィルタ装置スクラビング水 pH 計	34kW	
合 計		約 81kW※	

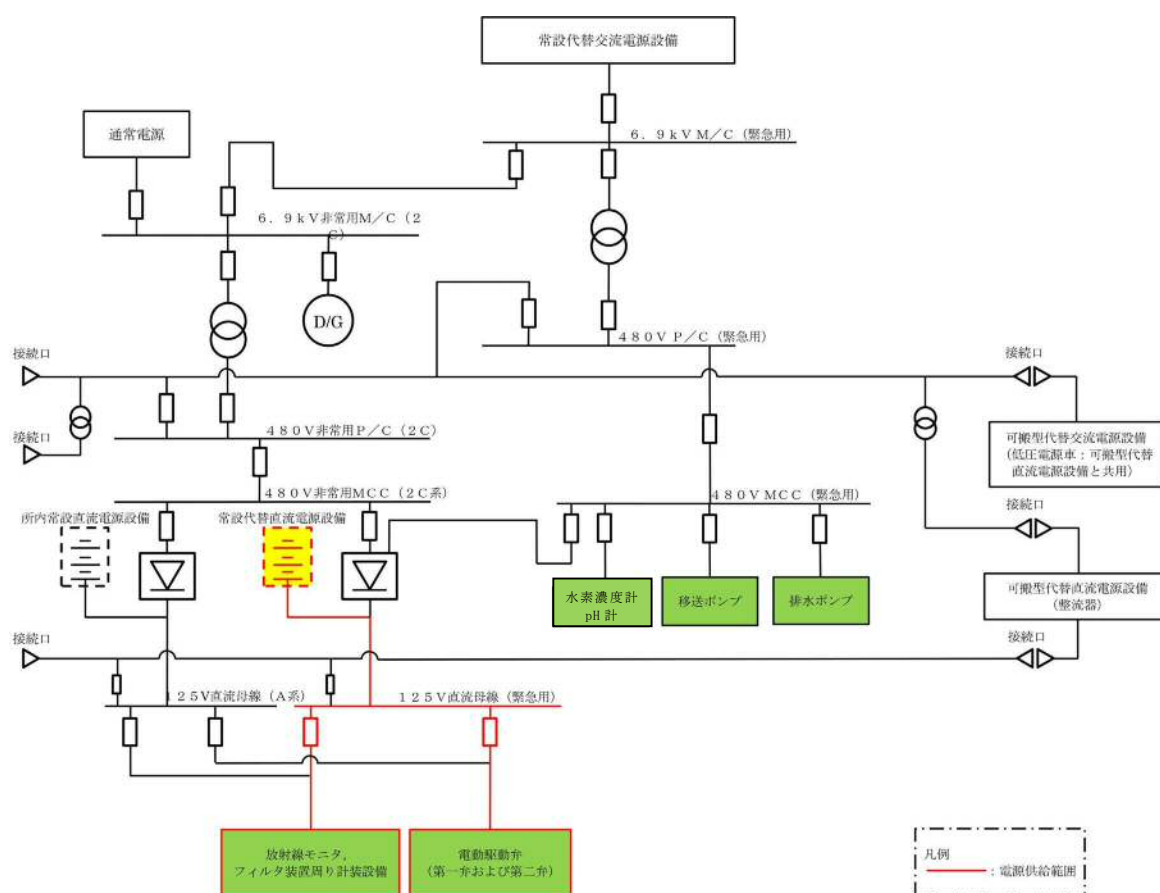
※ 可搬型代替交流電源設備の設備容量は、可搬型代替低圧電源車 2 台分の 800kW (1,000kVA) とし、負荷容量約 81kW に対して必要十分な容量とする。

c. 常設代替直流電源設備による電源給電範囲

常設代替直流電源設備により，電動駆動弁（第一弁及び第二弁），フィルタ装置計装設備及びフィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）に給電が可能である。移送ポンプ，排水ポンプ及びフィルタ装置入口水素濃度計については交流機器であり，常設代替直流電源設備から給電はできない。

なお，移送ポンプ及び排水ポンプについては，使用時期はベント開始後，また，フィルタ装置入口水素濃度計については，使用時期は事故収束時となり，いずれも時間的余裕があることから，可搬型代替交流電源設備からの給電が十分可能である。

第 3 図に電源給電範囲を，第 3 表に負荷一覧を示す。



第 3 図 常設代替直流電源設備による電源給電範囲

第 3 表 常設代替直流電源設備による負荷一覧

	負荷	負荷容量 (直流)	備考
1	電動駆動弁（第一弁） [サプレッション・チェンバ側]	38A	始動電流を記載 (定格電流は 8.1A)
2	電動駆動弁（第一弁） [ドライウエル側]	38A	始動電流を記載 (定格電流は 8.1A)
3	電動駆動弁（第二弁） [A]	38A	始動電流を記載 (定格電流は 8.1A)
4	電動駆動弁（第二弁） [B]	38A	始動電流を記載 (定格電流は 8.1A)
5	移送ポンプ	—	
6	排水ポンプ	—	
7	フィルタ装置計装設備	3A	
8	フィルタ装置入口水素濃度計	—	
9	フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	3A	
10	フィルタ装置スクラビング水 pH 計	—	
合 計		約 160A※	

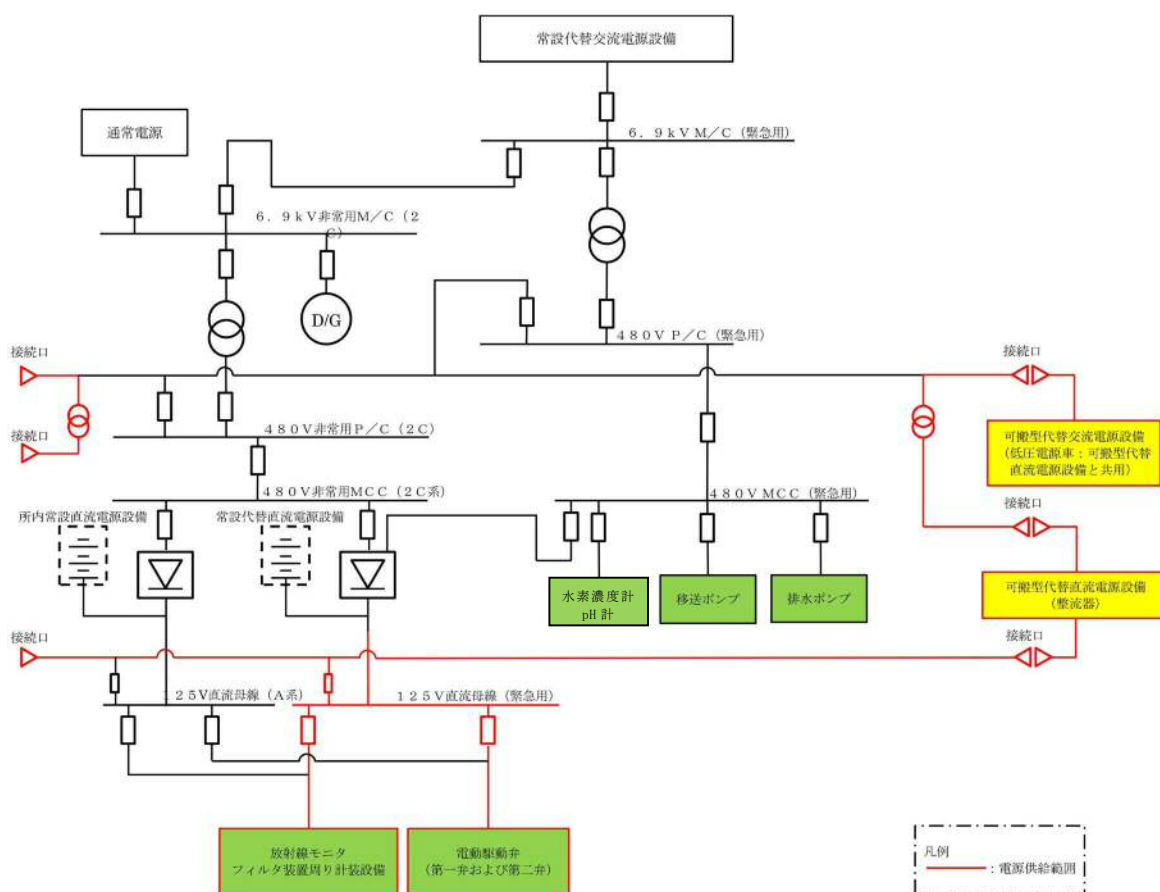
※ 常設代替直流電源設備の設備容量は 6,000Ah とし、負荷容量 160A に対して必要十分な容量とする。

d. 可搬型代替直流電源設備による電源給電範囲

可搬型代替直流電源設備により，電動駆動弁（第一弁及び第二弁），フィルタ装置計装設備及びフィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）に給電が可能である。移送ポンプ，排水ポンプ及びフィルタ装置入口水素濃度計については交流機器であり，常設代替直流電源設備から給電はできない。

なお，移送ポンプ，排水ポンプ及びフィルタ装置入口水素濃度計については，c. に記載のとおり。

第4図に電源給電範囲を，第4表に負荷一覧を示す。



第4図 可搬型代替直流電源設備による電源給電範囲

第 4 表 可搬型代替直流電源設備による負荷一覧

	負荷	負荷容量 (交流)	負荷容量 (直流)	備考
1	電動駆動弁（第一弁） [サブプレッション・チェンバ側]	0.58kW	38A	始動電流を記載 (定格電流は 8.1A)
2	電動駆動弁（第一弁） [ドライウエル側]	0.58kW	38A	始動電流を記載 (定格電流は 8.1A)
3	電動駆動弁（第二弁） [A]	0.58kW	38A	始動電流を記載 (定格電流は 8.1A)
4	電動駆動弁（第二弁） [B]	0.58kW	38A	始動電流を記載 (定格電流は 8.1A)
5	移送ポンプ	—	—	
6	排水ポンプ	—	—	
7	フィルタ装置計装設備	0.3kW	3A	
8	フィルタ装置入口水素濃度計	—	—	
9	フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	0.3kW	3A	
10	フィルタ装置スクラビング水 pH 計	—	—	
合 計		約 3kW※	約 160A※	

※ 可搬型代替直流電源設備の設備容量は、可搬型整流器が 60kW (400A)、可搬型代替低圧電源車（可搬型代替交流電源設備と兼用）1 台分の 400kW (500kVA) とし、負荷容量約 3kW (160A) に対して必要十分な容量とする。

(参考) 可搬型代替電源設備のアクセス性について

可搬型代替電源設備である可搬型代替低圧電源車のアクセスルートについては、想定される重大事故等が発生した場合においても、保管場所から使用場所まで別ルートも考慮して複数のアクセスルートを確保する。

常設設備との接続部についても、原子炉建屋の隣り合わない異なる面の近傍に二箇所の接続口を設置していることから、共通要因により接続不可とならない設計としている。

粒子状放射性物質の再浮遊・フィルタの閉塞について

フィルタ装置を継続使用する場合、粒子状放射性物質（エアロゾル）の除去性能に影響を与える可能性のある因子として、以下の点を考慮する必要がある。

- ・粒子状放射性物質（エアロゾル）の再浮遊
- ・フィルタの閉塞

それぞれの因子について、影響評価を実施する。

(1) 粒子状放射性物質（エアロゾル）の再浮遊

a. ベンチュリスクラバ

(a) 想定する状態

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

(b) 影響評価

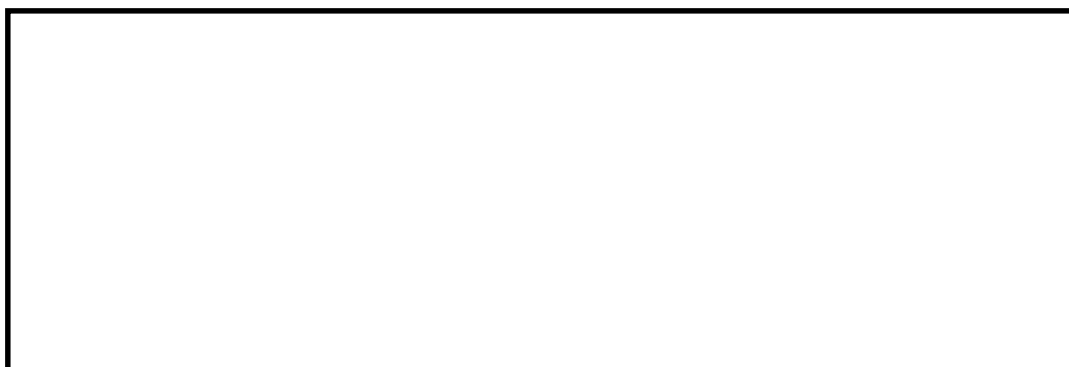
ベンチュリスクラバの後段には、金属フィルタが備えられており、この金属フィルタには、



以上のとおり，フィルタ装置はベンチュリスクラバでのエアロゾルの再浮遊に対して考慮した設計となっている。

b. 金属フィルタ


(a) 想定される状態



(b) 影響評価

金属フィルタに捕集されたエアロゾルの崩壊熱は，ベント中はベントガスの流れによって冷却され，ベント後はベンチュリスクラバに捕集したエアロゾルの崩壊熱により発生する蒸気によって冷却されることから，この影響について評価する。

(i) 金属フィルタへのエアロゾル移行割合

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

(ii) 蒸気割合

保守的に評価するため，冷却源となる蒸気量が最も小さくなるような条件としてフィルタベント系の隔離弁を閉とした場合を想定し，蒸気量はスクラビング水に捕集される崩壊熱による蒸気量とし，圧

力、温度条件は と想定し、大気圧及びその飽和温度とする。

・ 蒸気潜熱 (100°C飽和蒸気) = 2.256E+6 J/kg

・ 比熱 (100°C飽和蒸気) = 2,077 J/kg°C

(iii) 評価結果



ここで、金属フィルタの上昇温度は流入するエアロゾルの崩壊熱量（フィルタ装置内の発熱量）に関わらず、金属フィルタへのエアロゾル移行割合で一義的に決まり、ベント後長期間を経た後を想定した蒸気条件を使用すると、以下の評価結果となる。

・ 上昇温度 =

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

(2) フィルタの閉塞

a. 想定する状態

炉心損傷後の格納容器ベント時には、溶融炉心から発生するエアロゾルに加え、炉内構造物の過温などによるエアロゾル、コア-コンクリート反応により発生する CaO_2 等のコンクリート材料に起因するエアロゾル、保温材等の熱的・機械的衝撃により発生する粉塵がフィルタ装置に移行する可能性がある。これらのエアロゾルの影響により、ベンチュリノズルの狭隘部や金属フィルタに付着し、閉塞する可能性について考慮する。また、金属フィルタについては、液滴の付着による閉塞についても考慮する。

b. 影響評価

(a) ベンチュリノズル

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

(b) 金属フィルタ（エアロゾルによる閉塞）

ベンチュリスクラバで捕集されなかったエアロゾルは、後段の金属フィルタに捕集される。この金属フィルタに捕集されるエアロゾル量と金属フィルタの許容負荷量を比較し、閉塞しないことを以下のとおり確認した。

(i) 金属フィルタの許容負荷量

金属フィルタ単体に対し、エアロゾルを供給した場合、負荷量は

まで許容されることが確認されている。

(ii) エアロゾル量

有効性評価にて選定した炉心損傷を伴うベント事象における格納

容器からフィルタ装置に移行するエアロゾルの重量を第 1 表に示す。

このエアロゾル重量に金属フィルタへのエアロゾル移行割合
を考慮すると、金属フィルタに移行するエアロゾル重量の最大値は、となる。

また、設計エアロゾル移行量（400kg）に対して金属フィルタへの移行量はとなる。

第 1 表 想定されるエアロゾル重量

シーケンス（事象）	エアロゾル重量
大破断 LOCA+SBO+ECCS 機能喪失	<input type="text"/>

(iii) 評価結果

金属フィルタの総面積はであり、有効性評価の結果より金属フィルタに移行するエアロゾル量の最大値はであることから、金属フィルタの最大負荷は、となる。

また、設計エアロゾル移行量に対する金属フィルタへの移行量はとなることから、金属フィルタの負荷はとなる。

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

(c) 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、

低流速では、慣性力による衝突により液滴を分離する機能の低下が

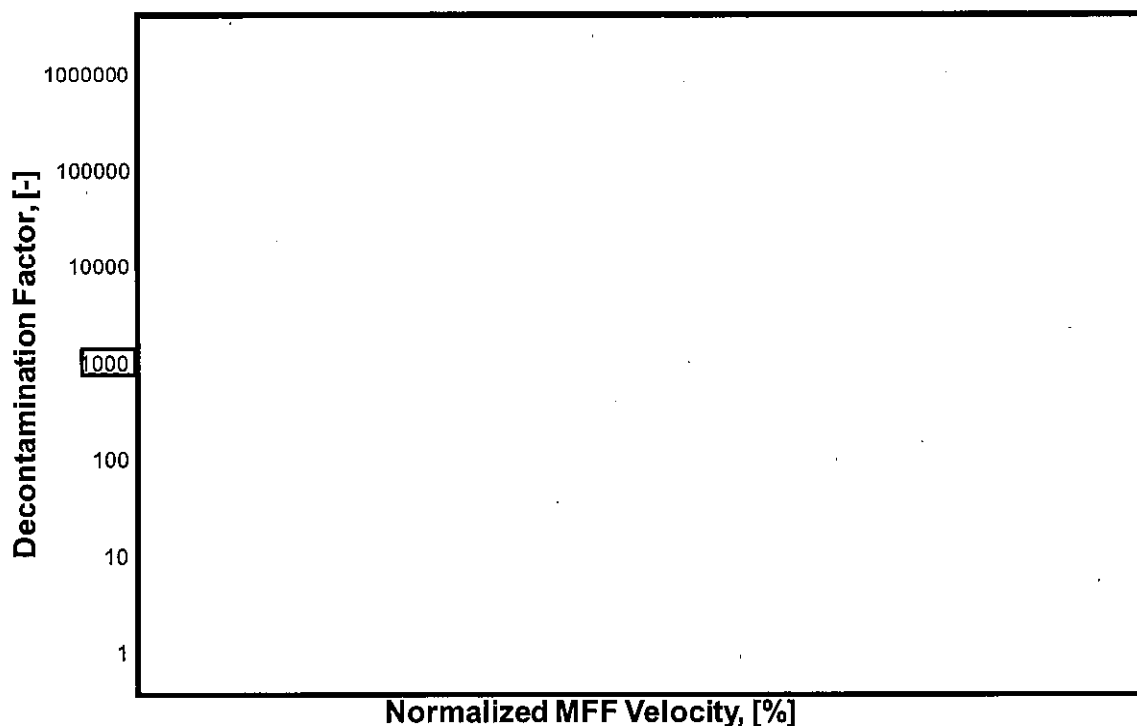
懸念されるものの、JAVA 試験における下記の結果から、金属フィルタ部におけるエアロゾルの除去性能は運転範囲を下回る低速範囲

においても低下しないと考えられる。

- ① ベントフィルタ運転範囲を下回る低流速範囲においても、第 1 図のとおりベントフィルタ（ベンチュリスクラバ及び金属フィルタ）の除去性能が確保されている。

- ②

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



第 1 図 金属フィルタ部におけるガス流速に対する除去係数

※19 時間後ベント条件で再評価中

ベンチュリスクラバにおける無機よう素の再揮発・薬剤の容量不足について

フィルタ装置を継続使用する場合、ベンチュリスクラバの無機よう素除去性能に影響を与える可能性のある因子として、以下の点を考慮する必要がある。

- ・無機よう素の再揮発
- ・薬剤の容量不足

それぞれの因子について、影響評価を実施する。

(1) 無機よう素の再揮発

a. 想定する状態

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

b. 影響評価

無機よう素の除去係数の温度依存性については、NUREG/CR-5732 に類似の影響評価に関する知見が得られている（参考図書 1）。

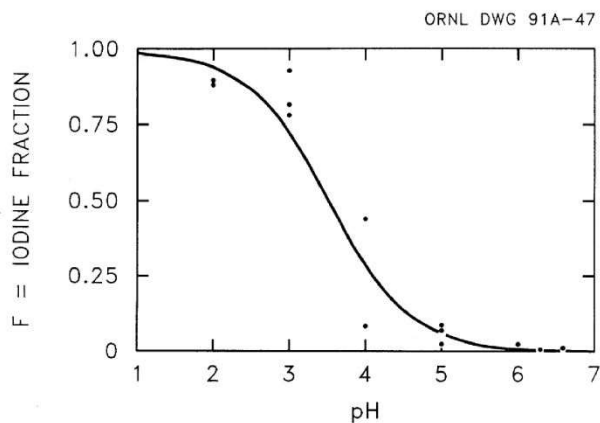
NUREG/CR-5732 によれば、格納容器内のよう素の化学形態について、気相中のよう素と液相中のよう素の挙動は 2 つの効果が組み合わさって影響を受けることとなる。

① 液相中における無機よう素 (I_2) とよう素イオン (I^-) の平衡

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

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

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



第 1 図 液相中における I_2 と I^- の平衡と pH の関係

② 液相と気相の無機よう素 (I_2) の平衡

液相中の無機よう素 ($I_2(aq)$) と気相中の無機よう素 ($I_2(g)$) の存在比は以下のように表される。

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

$[I_2(aq)]$ 及び $[I_2(g)]$ 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。

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

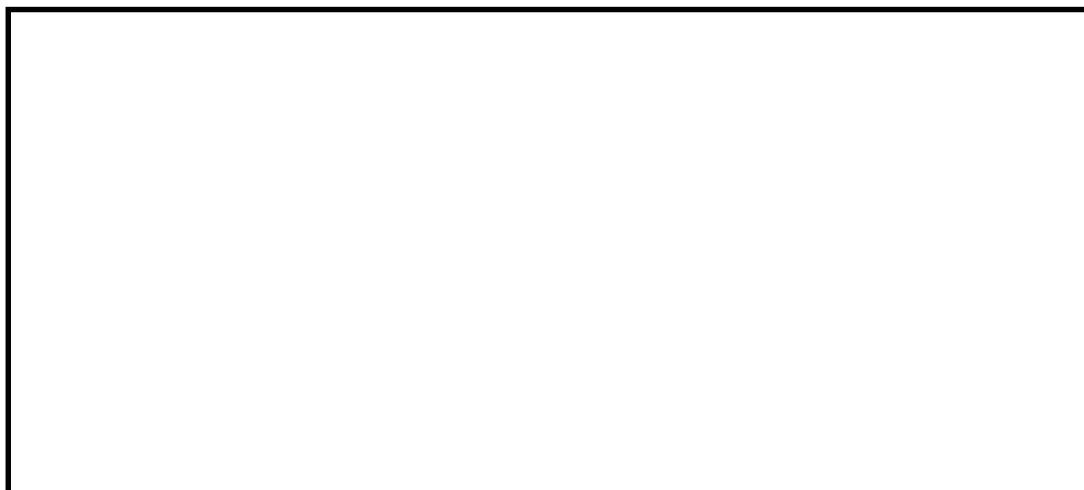
気液界面（フィルタ装置水面）における無機よう素の平衡については、②のとおり温度依存性があり、スクラビング水の水温が高い

方が気相の無機よう素の割合が増える。しかし、アルカリ環境下では、①の無機よう素とよう素イオンの平衡により液相中に存在する無機よう素が極めて少なく、無機よう素の気相部への移行量は、スクラビング水の温度が上昇しても十分小さい値となる。

JAVA 試験は、高温のベントガスを用いて、無機よう素が気相中に移行しやすい条件での試験を実施しており、温度上昇による影響に配慮したものとなっている。

JAVA 試験で得られた無機よう素除去性能試験の結果を第 1 表に、温度に対する無機よう素除去性能の関係を第 2 図に示す。

第 1 表 JAVA 試験結果（無機よう素除去性能試験結果）





第 2 図 温度に対する無機よう素除去性能

(2) 薬剤の容量不足

a. 想定する状態

(1)式に示すとおり，無機よう素はベンチュリスクラバにて薬剤（ ）との反応により捕集されるが，薬剤の容量を超える無機よう素が流入した場合には，無機よう素は捕集されずに下流に流出されることが考えられる。

. . . . (1)

b. 影響評価

スクラビング水に含まれる の量は，格納容器から放出される無機よう素の量に対して十分大きいことから，容量に達することはないことを以下のとおり確認した。

(a) スクラビング水の薬剤の保有量

スクラビング水に含まれる [] の割合は待機時下限水位に対して [] であるため、 [] となり [] の量は [] [] となる。

(b) 無機よう素の流入量

ベンチュリスクラバに流入する無機よう素の量を以下のとおり設定した。

- ・ 事故時に炉内に内蔵されるよう素元素量

BWR プラントにおける代表炉心を対象とした平衡炉心末期を想定し、ORIGEN2 コードより計算した結果、 [] とする。

- ・ 格納容器への放出割合

NUREG-1465 に基づき、格納容器内へのよう素の放出割合を 61% とする。

- ・ 格納容器に放出されるよう素の元素割合

Regulatory Guide 1.195 に基づき、よう化セシウム 5%、無機よう素 91%、有機よう素 4% とする。

以上より、ベンチュリスクラバに流入する無機よう素（分子量 253.8g/mol） [] の量は [] となる。

(c) 評価結果

ベンチュリスクラバにおける無機よう素の反応はアルカリ環境下において(1)式に示す通りであることから、ベンチュリスクラバに流入する無機よう素 [] の反応に必要な [] の量は [] となる。スクラビング水に含まれる [] の量は [] であることから、 [] [] が容量不足となることはない。

〈参考図書〉

1. NUREG/CR-5732_ORNL/TM-11861 Iodine Chemical Forms in LWR Severe Accidents
2. NUREG-1465 “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants”
Feb. 1995
3. Regulatory Guide 1.195, “Methods and assumptions for evaluating radiological consequences of design basis accidents at light-water nuclear power reactors”

(参考) 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。

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。

a. 格納容器中の無機よう素等から有機よう素への転換割合

WASH-1233 “Review of Organic Iodide Formation Under Accident Conditions in Water-Cooled Reactors” では, 粒子状よう素 (CsI) を除く無機よう素等 (I_2 , HI , I) から有機よう素 (CH_3I) への転換に関して, 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 (参考図書 1)。

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 (参考図書 2)。

WASH-1233 及び NUREG-0772 に示されている, それぞれの有機よう素への転換割合を第 1 表に示す。

第 1 表 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、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。

b. 重大事故時における pH 調整と有機よう素の生成割合

NUREG/CR-5732 “Iodine Chemical Forms in LWR Severe Accidents” では、pH とよう素の存在割合について、pH の低下に伴って無機よう素等への生成割合が増加する知見が示されており、pH 調整が実施されている場合と pH 調整が実施されていない場合のそれぞれについて、重大事故時のよう素形態に関して、複数のプラントに対するよう素の発生量を評価している。pH 調整が実施されている場合の結果を第 2 表に、pH 調整が実施されていない場合の結果を第 3 表に示す。BWR プラント（Grand Gulf, Peach Bottom）では、重大事故時において、pH 調整の実施の有無に限らず、有機よう素の生成割合は 1%以下となっている。

第 2 表 重大事故時に pH 調整を実施した場合の有機よう素の生成割合

Table 3.6 Distribution of iodine species for pH controlled above 7

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

第 3 表 重大事故時に pH 調整を実施しない場合の有機よう素の生成割合

Table 3.7 Distribution of iodine species for uncontrolled pH

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

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。

〈参考図書〉

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

※19 時間後ベント条件で再評価中

よう素除去部におけるよう素の再揮発・吸着剤の容量減少について

フィルタ装置を継続使用する場合、よう素除去部の性能に影響を与える可能性のある因子として、以下の点を考慮する必要がある。

- ・よう素（有機よう素，無機よう素）の再揮発
- ・吸着材の容量減少

それぞれの因子について、影響評価を実施する。

(1) よう素の再揮発

a. 想定する状態

化学工業の分野ではゼオライトに高温の水素を通気することにより捕集されているよう素を再揮発させる技術がある。よう素除去部に充填された銀ゼオライトに、ベントガスに含まれる水素が通気されると、捕集された放射性よう素が再揮発することが考えられる。

b. 影響評価

水素によるよう素の再揮発は 400℃以上の高温状態で数時間程度、水素を通気した場合に起こることが知られている（参考図書 1）。一方フィルタ装置に流入するガスは 200℃以下であり、銀ゼオライトに水素を含むガスが通過したとしても、ゼオライトに捕集されているよう素が再揮発することはない。

また、よう素除去部で捕集した放射性よう素の崩壊熱は、ベント中はベントガスにより冷却され、ベント後は系統を不活性化するために供給される窒素により冷却されることから、この冷却条件における上昇温度を評価する。

(a) よう素除去部で蓄積されるよう素の発熱量

よう素除去部に蓄積されるよう素の発熱量を以下のとおり設定した。

- ・事故時に炉内に内蔵されるよう素の発熱量

BWR プラントにおける代表炉心を対象とした平衡炉心末期を想定し、ORIGEN2 コードより計算した結果、とする。

・格納容器への放出割合

NUREG-1465 に基づき、格納容器へのよう素の放出割合を 61% とする。

・格納容器に放出されるよう素の元素割合

Regulatory Guide 1.195 に基づき、要化セシウム 5%、無機よう素 91%、有機よう素 4%とする。

・格納容器内の除去係数（無機よう素）

格納容器内の沈着やスプレイ、サプレッション・プールによるスクラビング効果によっては、保守的に除去されないものとして評価する。

フィルタ装置での無機よう素の除去性能（DF=100）を考慮して、ベンチュリスクラバで除去されずに残った全ての無機よう素がよう素除去部に蓄積するものとする。また、有機よう素は全てがよう素除去部に蓄積されるものとする。よう素除去部での発熱量を第 1 表に示す。

第 1 表 よう素除去部での発熱量（単位：W）

	原子炉停止後時間	
	23hr	168hr
有機よう素＋無機よう素の発熱量		

(b) 減衰時間と冷却ガス条件

ベント終了までは蒸気による冷却となるため、以下の①、②のケースを想定し、その時点の減衰を考慮する。窒素ガスによる冷却については②を想定し、その時点の減衰を考慮する。

- ① 原子炉停止後 23 時間（有効性評価におけるベント開始時間）
- ② 原子炉停止後 168 時間（事象発生 7 日後）

保守的に評価するため、冷却能力が低い条件として、窒素ガス流量のみを冷却ガス条件とし、圧力、温度条件は大気圧及びその飽和温度とする。

- ・窒素ガス流量 = $100 \text{ m}^3 [\text{N}]/\text{h}$
- ・窒素ガス比熱 = $1,040 \text{ J}/\text{kg} \cdot ^\circ\text{C}$
- ・窒素ガス密度 = $1.25 \text{ kg}/\text{m}^3 [\text{N}]$

また、蒸気の場合も、圧力、温度条件は、大気圧及びその飽和温度とする。

- ・蒸気潜熱（ 100°C 飽和蒸気） = $2.256 \times 10^6 \text{ J}/\text{kg}$
- ・比熱（ 100°C 飽和蒸気） = $2,077 \text{ J}/\text{kg}^\circ\text{C}$
- ・格納容器内発熱量 = $1.92 \times 10^7 \text{ W}$ (23hr)
= $9.83 \times 10^6 \text{ W}$ (168h)

(c) 評価結果

よう素除去部に蓄積したよう素の崩壊熱によりガスが昇温される量
を評価することにより、簡易的によう素除去部の温度上昇を評価する。
よう素除去部に移行したよう素の崩壊熱の全量がガスに移行したと仮
定し、以下の評価式にてよう素除去部の上昇温度を評価した。

<窒素パージの場合>

$$\text{上昇温度 } (^\circ\text{C}) = \text{よう素除去部内の発熱量 } (\text{W}) \\ \div (\text{比熱 } (\text{J}/\text{kg}^\circ\text{C}) \cdot \text{窒素ガスパージ量 } (\text{m}^3/\text{s}) \cdot \text{窒素ガス密度 } (\text{kg}/\text{m}^3))$$

<蒸気の場合>

$$\text{上昇温度 } (^\circ\text{C}) = \text{よう素除去部内の発熱量 } (\text{W}) \div (\text{比熱 } (\text{J}/\text{kg}^\circ\text{C}) \cdot \text{蒸気発生量 } (\text{kg}/\text{s}))$$

$$\text{蒸気発生量 (kg/s)} = \text{格納容器内の発熱量 (W)} / \text{蒸発潜熱 (J/kg)}$$

第 2 表に窒素ガス冷却における上昇温度を、第 3 表に蒸気（崩壊熱相当）冷却における上昇温度を示す。いずれの場合においても、よう素除去部の温度上昇は十分低く、よう素除去部での温度上昇は、再揮発が起こるような温度に対して十分に低く抑えることができる。

第 2 表 窒素ガス冷却による上昇温度（単位：℃）

	原子炉停止後時間	
	168hr	
上昇温度		

第 3 表 蒸気（崩壊熱相当）冷却による上昇温度（単位：℃）

	原子炉停止後時間	
	23hr	168hr
上昇温度		

(2) 吸着材の容量減少

a. 想定する状態

ガス状放射性よう素は銀ゼオライトに捕集されるが、銀ゼオライトの吸着容量に達した場合には、ガス状放射性よう素は捕集されずに系外に放出されることが考えられる。

b. 影響評価

よう素除去部で保持が可能なガス状放射性よう素の吸着容量（銀分子数）は、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、JAVA PLUS 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

においても、よう素除去部の有機よう素捕集に関する吸着容量が十分であることを確認した。

(a) よう素除去部の銀の保有量

よう素除去部の銀ゼオライトの銀含有割合は [] であるため、銀ゼオライト [] に含まれる銀の量は [] である。

(b) ガス状放射性よう素の流入量

よう素除去部に蓄積されるよう素の発熱量を以下のとおり設定した。

・ 事故時に炉内に内蔵されるよう素元素量

BWR プラントにおける代表炉心を対象とした平衡炉心末期を想定し、ORIGEN2 コードより計算した結果、 [] とする。

・ 格納容器への放出割合

NUREG-1465 に基づき、格納容器内へのよう素の放出割合を 61% とする。

・ 格納容器に放出されるよう素の元素割合

Regulatory Guide 1.195 に基づき、よう化セシウム 5%、無機よう素 91%、有機よう素 4% とする。

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

以上の想定で、よう素除去部に吸着するガス状放射性よう素の量は

〔 〕（無機よう素〔 〕，有機よう素〔 〕）であり，無機よう素〔 〕，有機よう素〔 〕に相当する。

(c) 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〔 〕は，流入する放射性よう素の捕集に十分な量であると言える。

- ・有機よう素の除去反応

〔 〕

- ・無機よう素の除去反応

〔 〕

(d) JAVA PLUS 試験と実機の比較による容量の確認

JAVA PLUS 試験において，有機よう素を用いて銀ゼオライトの性能検証を行っている。JAVA PLUS 試験では，〔 〕の銀ゼオライトを交換することなく有機よう素を〔 〕以上注入しているが，銀ゼオライトの性能劣化は確認されていない。

実機の銀ゼオライト充填量は〔 〕であり，JAVA PLUS 試験の実績より，約 20kg の有機よう素が流入しても性能劣化を起こさないとと言える。実機よう素除去部に想定される有機よう素の最大流入量は〔 〕であり，無機よう素を含めても〔 〕であることから，銀ゼオライトが性能劣化することはないと考えられる。

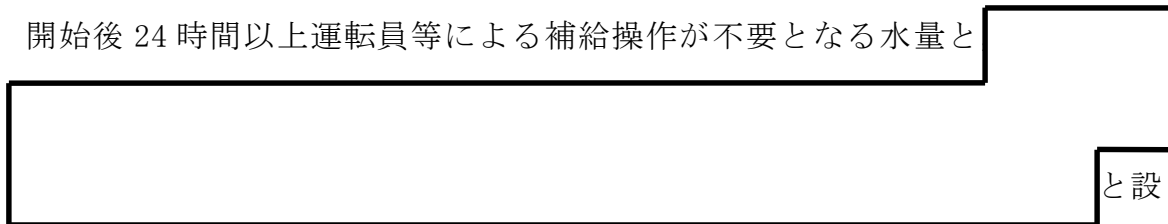
<参考図書>

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

※19 時間後ベント条件で再評価中

スクラビング水の保有水量の設定根拠について

系統待機時，フィルタ装置内に保有するスクラビング水の水量は，ベント開始後 24 時間以上運転員等による補給操作が不要となる水量と

A large rectangular area that has been redacted with a black border, covering the text that would follow the word '水量と'.

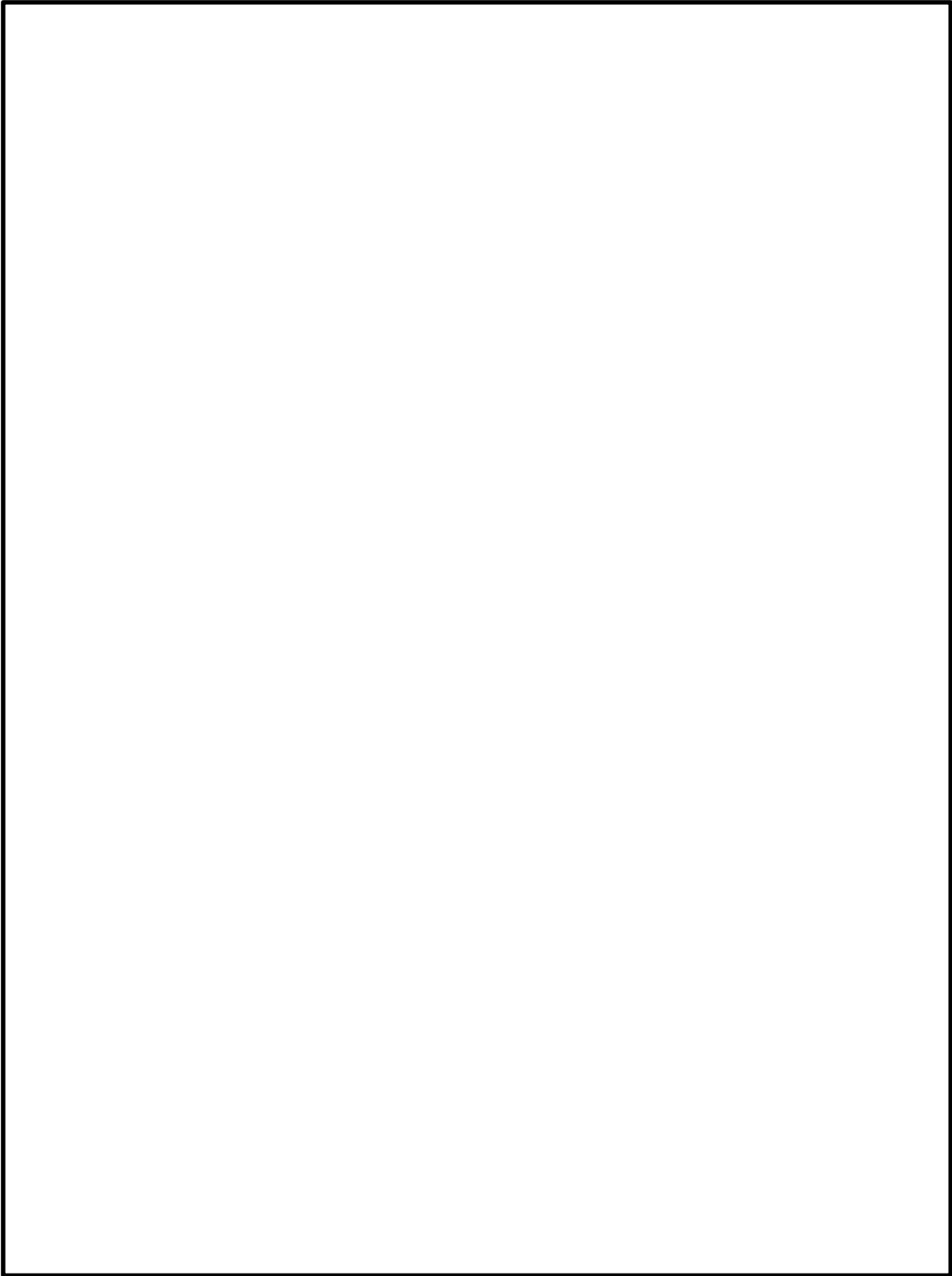
と設

定している。

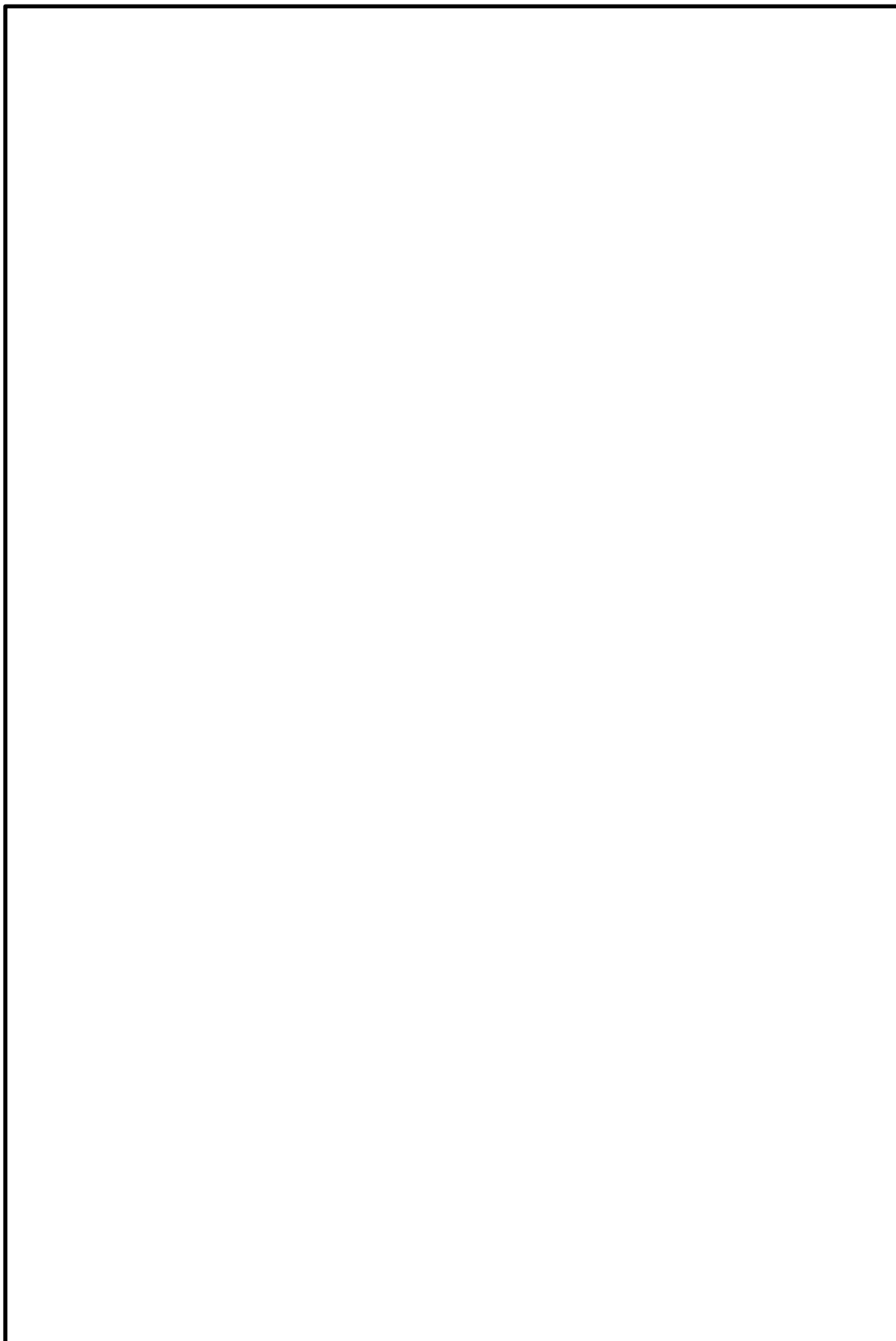
スクラビング水の水量の設定根拠を以下に示す。また，フィルタ装置水位の概略図を第 1 図に示す。

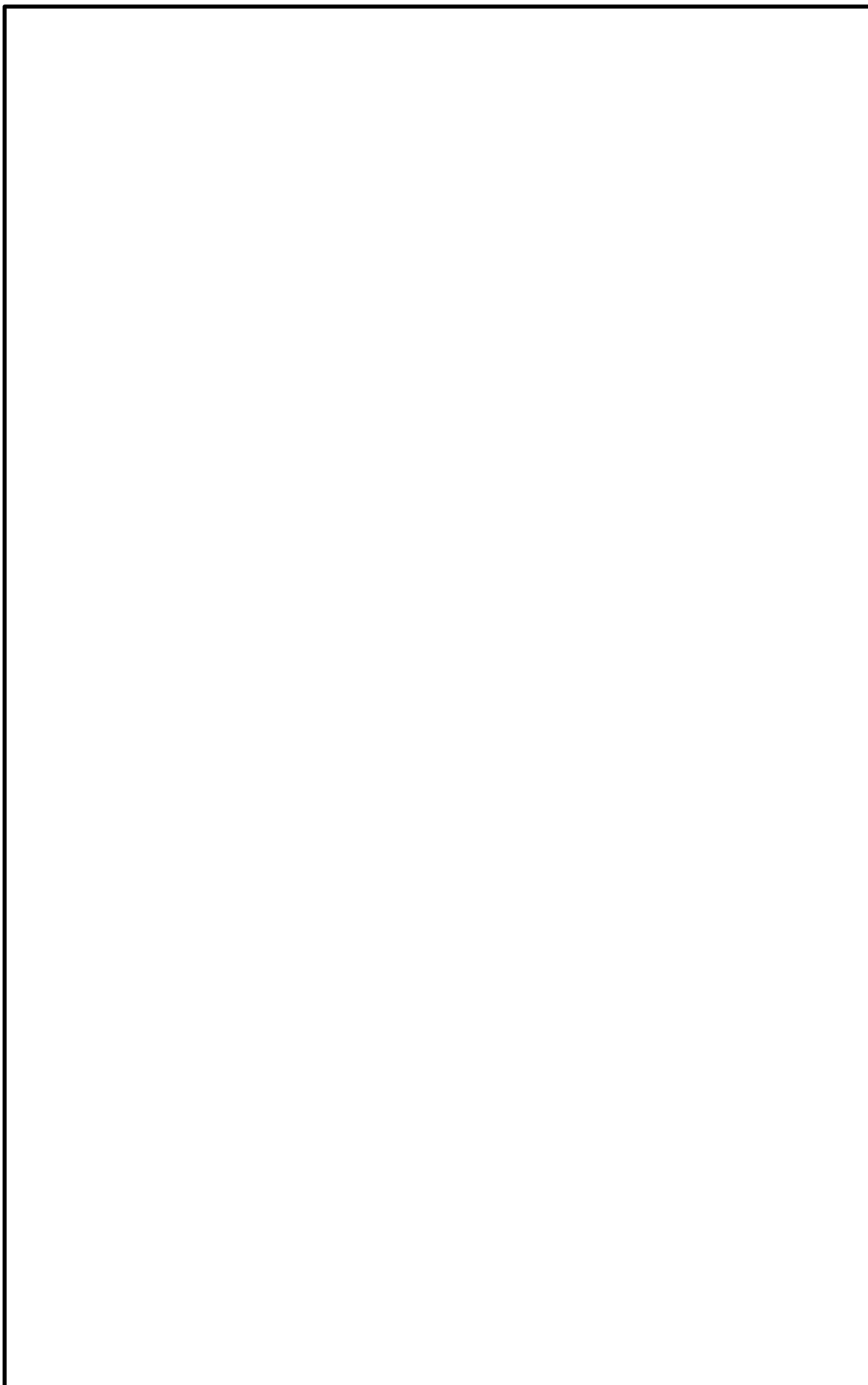
(1) 最大水量について

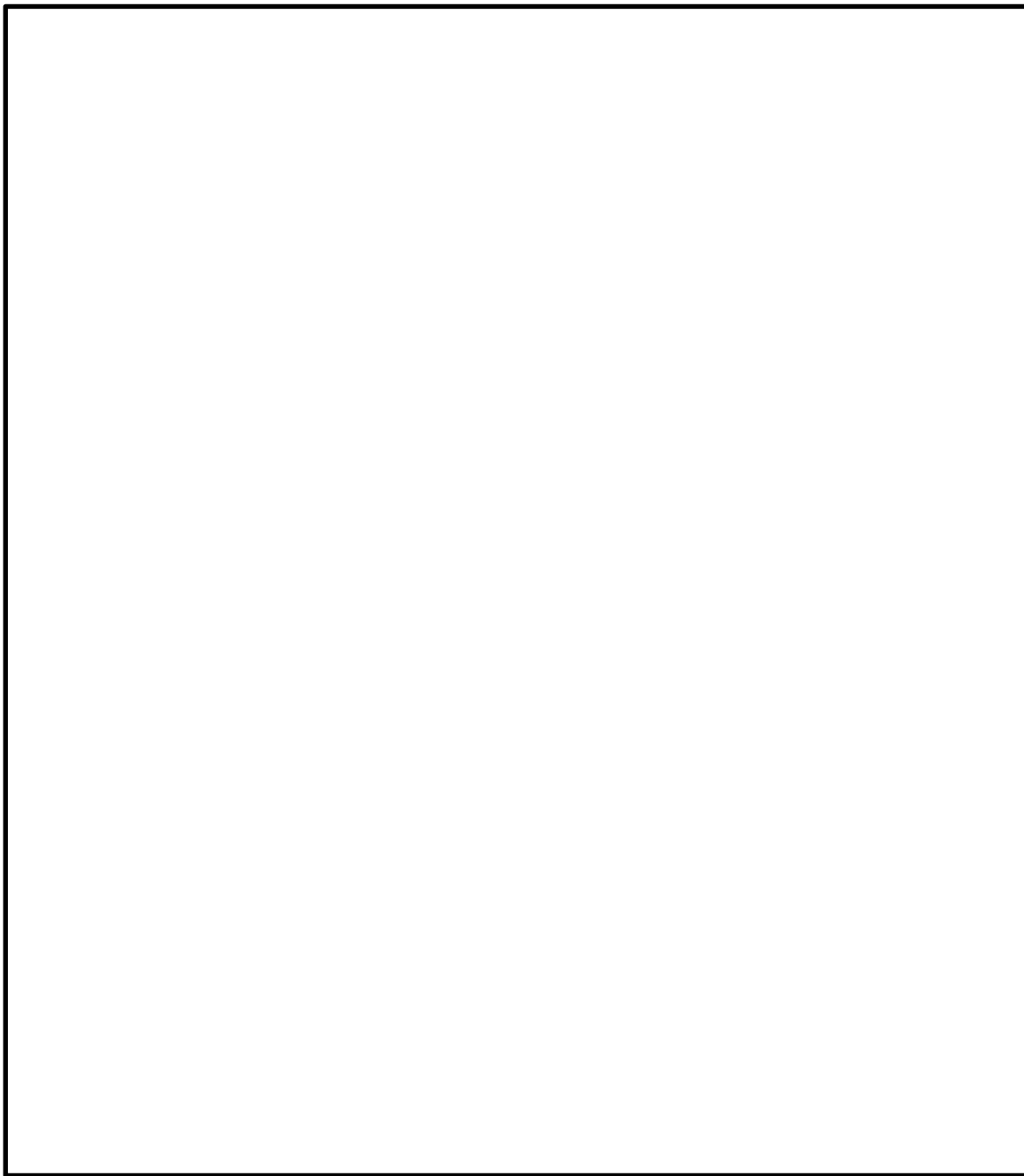
A large rectangular area that has been redacted with a black border, covering the entire content of section (1).



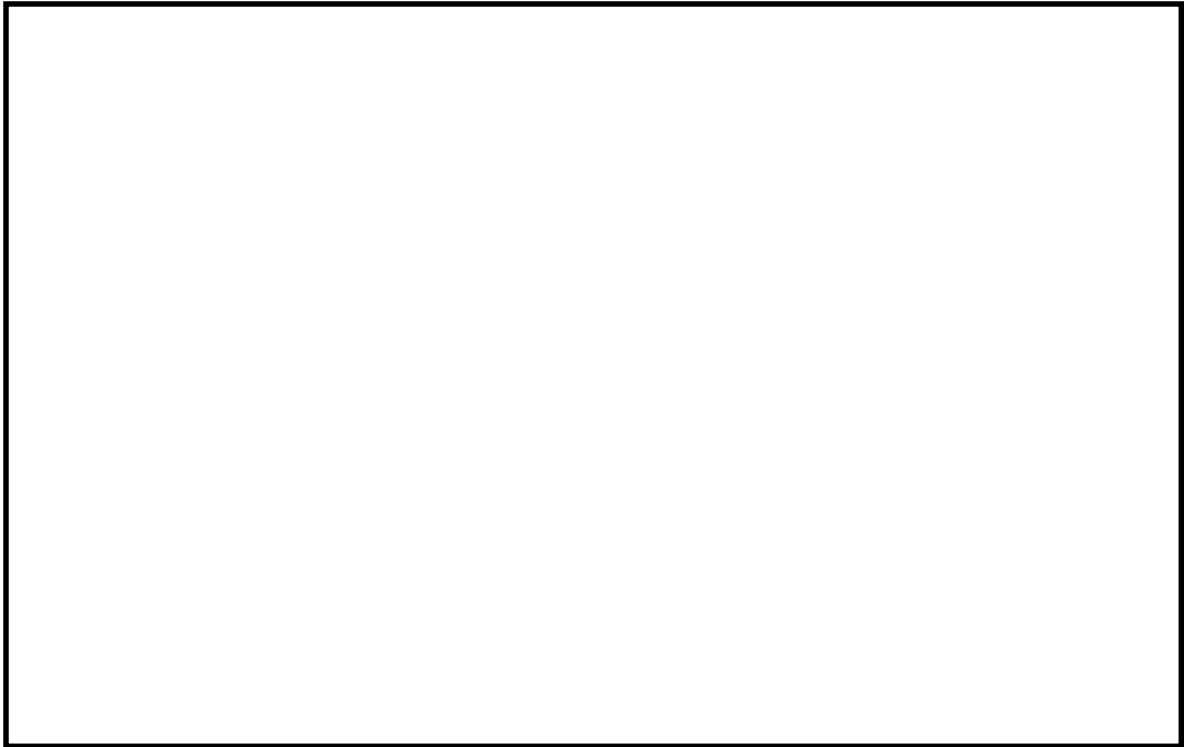
(2) 最小水量について







第 1 図 フィルタ装置水位の概略図



第 2 図 ベント時の圧力推移図（水位計算時）

（参考）想定事故におけるスクラビング水位の挙動について

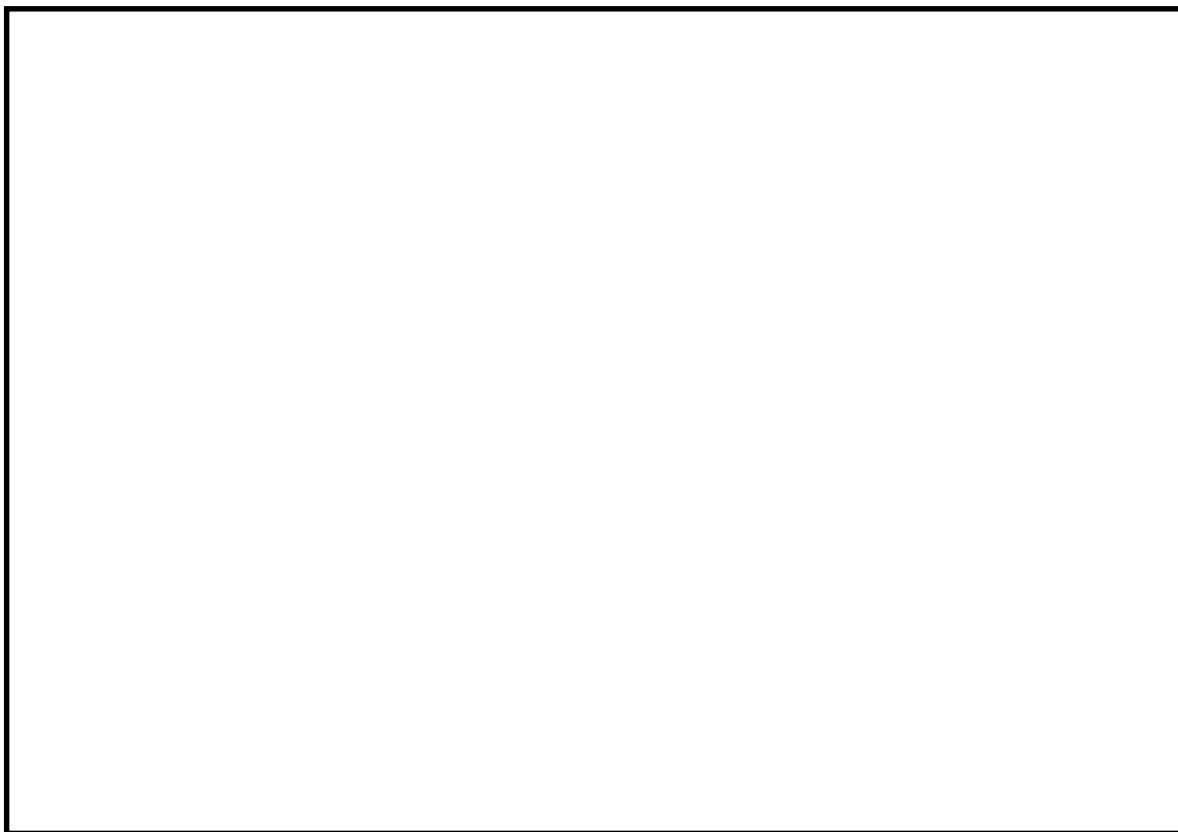
有効性評価のうち、「大 LOCA+SB0+ECCS 機能喪失」におけるフィルタ装置内の発熱量を用いたスクラビング水の水位挙動を評価する。

(1) 評価条件

- ・初期水位：
- ・室温：25℃（系統待機時），65℃（ベント運転中）
- ・ベント時の格納容器圧力：第 2 図のとおり
- ・フィルタ装置内発熱量：

(2) 評価結果

スクラビング水位の挙動を第 3 図に示す。ベント後もスクラビング水位は最高水位，最低水位に至らず，想定事故においては事象発生後 7 日間（168 時間）運転員による水の補給操作は不要となる。



第 3 図 「大 LOCA+SBO+ECCS 機能喪失」におけるスクラビング水位

(参考) スクラビング水スロッシングの影響について

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

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

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

ここで、

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

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

R	: フィルタ装置容器半径 (内径)	<input type="text"/> [mm]
h	: スクラビング水上限水位	<input type="text"/> [mm]
g	: 重力加速度	9,806.65 [mm/s ²]
S _A	: 応答加速度	<input type="text"/> [mm/s ²]

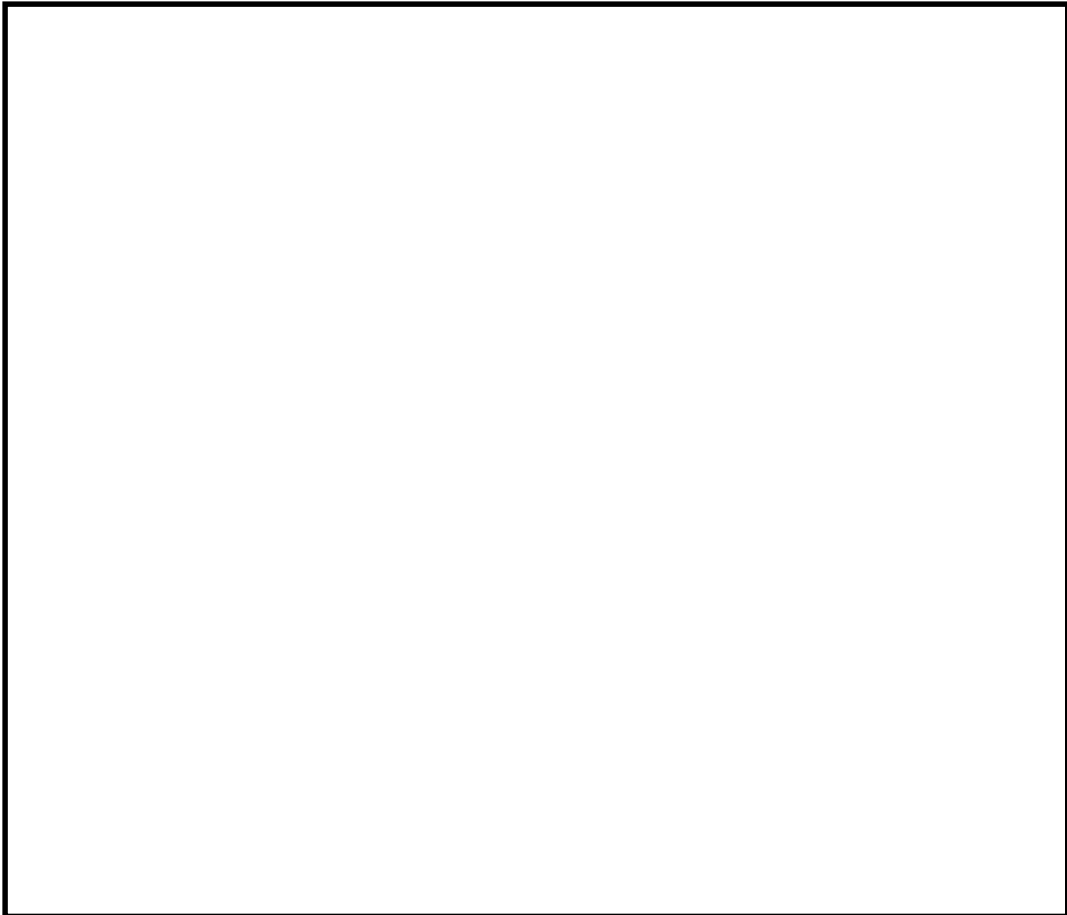
(原子炉建屋の地震動 S_g から保守的に設定)

金属フィルタは上限水位から mm 上方に設置しており、スロッシング高さは最大でも mm と算出されることから、スクラビング水は金属フィルタ下端まで到達しない。

評価結果を第1図に示す。

また、スロッシング水位が下限水位時にスロッシングが発生すると、ベンチュリノズルは一部気層部に露出し、性能が一時低下するが、露出している

時間は格納容器ベント実施時間と比較して非常に小さく、さらにベンチュリスクラバの後段には金属フィルタも設置していることから、格納容器弁ベントにより放出される放射性物質のトータル量に影響を与えるものではないと考える。



第1図 スクラビング水スロッシング評価結果

スクラビング水が管理範囲を超えた場合の措置について

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

(1) 系統待機時

系統待機時においては、フィルタ装置水位計にて、スクラビング水の水位が待機時の下限水位から上限水位 であることを確認する。

フィルタ装置内は窒素で置換されており、隔離弁（第二弁）弁及び圧力開放板にて隔離された状態となっている。系統待機時のフィルタ装置への補給については、格納槽上部から接続口に給水設備等を接続し注水することとなり、系統待機中においては常時接続される水系の配管がないことから、待機中に水位が変動することはない。なお、スクラビング水を移送する移送ポンプにはテストタンクが設けられているが、本文「4.4 設備の維持管理」に記載のとおり、弁で隔離した上で試験することで、フィルタ装置の水位に影響しないよう設計している。

(2) ベント開始後

ベント時においては、フィルタ装置水位計にて、スクラビング水の水位がベント時の下限水位から上限水位 であることを確認する。

フィルタ装置に捕集した放射性物質の崩壊熱により、スクラビング水が蒸発し下限水位を下回る可能性がある場合は、本文「4.2.2 スクラビング水の補給」に基づき補給を行う。

別紙 12「スクラビング水の保有水量の設定根拠について」に示すとおり、スクラビング水の水位はベント初期のベントガス凝縮による水位上昇を考

慮しても上限水位に至らない設計としている。さらに、ベントガス以外にフィルタ装置に外部から流入するラインはないことから、上限水位に至ることはない。なお、万が一上限水位となった場合は、本文「4.2.4 排水操作」に基づき水位を低下させることが可能な設計となっている。

スウェリングの影響について

冷温のスクラビング水に蒸気が流入すると、蒸気が凝縮し、水位が上昇するとともに、スクラビング水の水温も上昇する。その結果、定常状態（スクラビング水が飽和した状態）では、スクラビング水は待機時に比べ上昇しており、よう素除去部の外壁はスクラビング水に接することとなる。この場合、スクラビング水からよう素除去部へ入熱されるため、問題ない。

スクラビング水が飽和した状態においては、スクラビング水の温度はフィルタ装置内の圧力（スクラビング水部の圧力）により決まる。ベントガスの温度はこのベンチュリスクラバ（スクラビング水）を通過することで、スクラビング水の水温と同じになっているものと考えられる。

ここで、よう素除去部はフィルタ装置内に位置するものの、その前段の流量制限オリフィスを通過し、断熱膨張をする際に、厳密には温度がごく僅かに下がるため、以下の関係式が成立していることになる。

$$T_{\text{スクラビング水}} \cong T_{\text{ベントガス(オリフィス通過前)}} > T_{\text{ベントガス(オリフィス通過後)}} = T_{\text{よう素除去部}}$$

したがって、よう素除去部の外壁がスクラビング水に接する場合、スクラビング水の水温はよう素除去部を通過するベントガスの温度よりも高いこととなり、スクラビング水からの入熱が期待できる。



圧力開放板の信頼性について

(1) 設計時の考慮

圧力開放板の設定作動圧力は、ベントを実施する際の妨げにならないよう、ベント開始時の格納容器圧力(310Pa[gage])と比較して十分低い圧力で動作するように、設定作動圧力は80kPa(圧力開放板前後差圧)を適用している。

ベント開始時における圧力開放板が作動したことの確認は、格納容器内のガスが大気へ放出されることによる格納容器圧力の指示値の下降、また、ベント開始時にベントガスがフィルタ装置へ流入することによりフィルタ装置圧力が上昇し、圧力開放板が作動するとベントガスが大気へ放出されるためフィルタ装置圧力が下降することから、フィルタ装置圧力の変化によっても確認することができる。

さらに炉心の損傷が発生している場合においては、ベントガスに含まれる放射性物質により、圧力開放板下流に設置されたフィルタ装置出口放射線モニタの指示値が上昇することによっても、確認することができる。

(2) 製作時の考慮

圧力開放板は以下の項目を確認することで、信頼性を確保している。



フレキシブルシャフトが常時接続されている状態における弁操作の詳細メカニズム

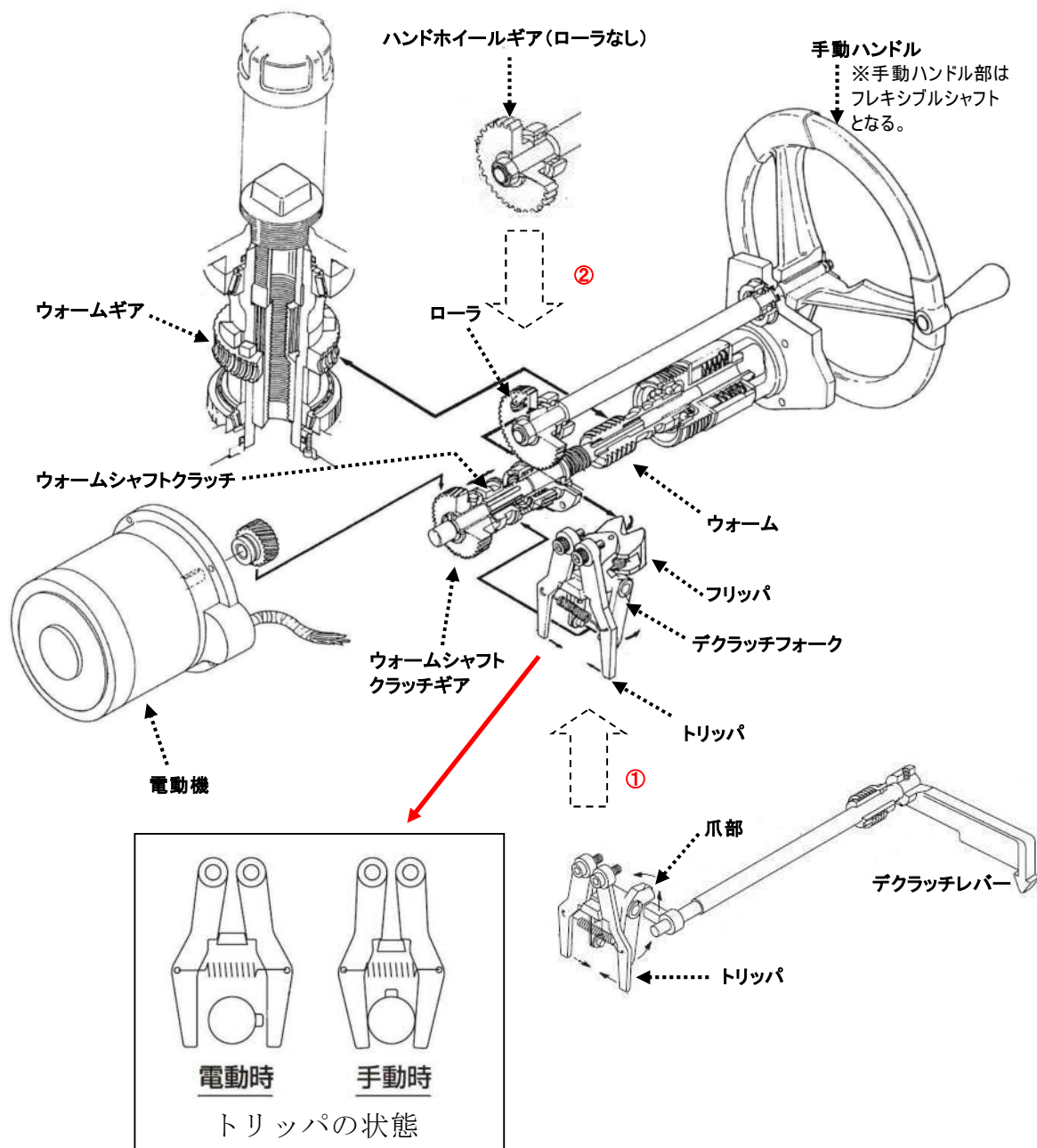
隔離弁の駆動方式は、電動（電動機による駆動）と遠隔手動（フレキシブルシャフトによる操作）があり、これらの方式の切替えには「オートデクラッチ機構」を採用している。

オートデクラッチ機構は、従来、弁駆動部のレバー操作により実施していたクラッチの切り替え操作を、フレキシブルシャフトを操作することで、自動的に通常電動側にあるクラッチを手動（人力）側に切り替えることを可能とした機構である。

また、弁駆動部に動力を伝えるためのウォームシャフト部への動力の伝達は、クラッチ機構を採用しており、電動側又は手動側のウォームシャフト部と切り離されるため、トルク伝達に影響を与えない構造となっている。

オートデクラッチ機構付の電動駆動弁の概要を第 1 図に示す。

オートデクラッチ機構は、ウォームシャフトクラッチが保持される位置により、弁へのトルクの伝わり方が変動する。電動操作時と手動操作時のオートデクラッチ機構の動作の違いについて第 2 図、第 3 図に示す。



<注記>

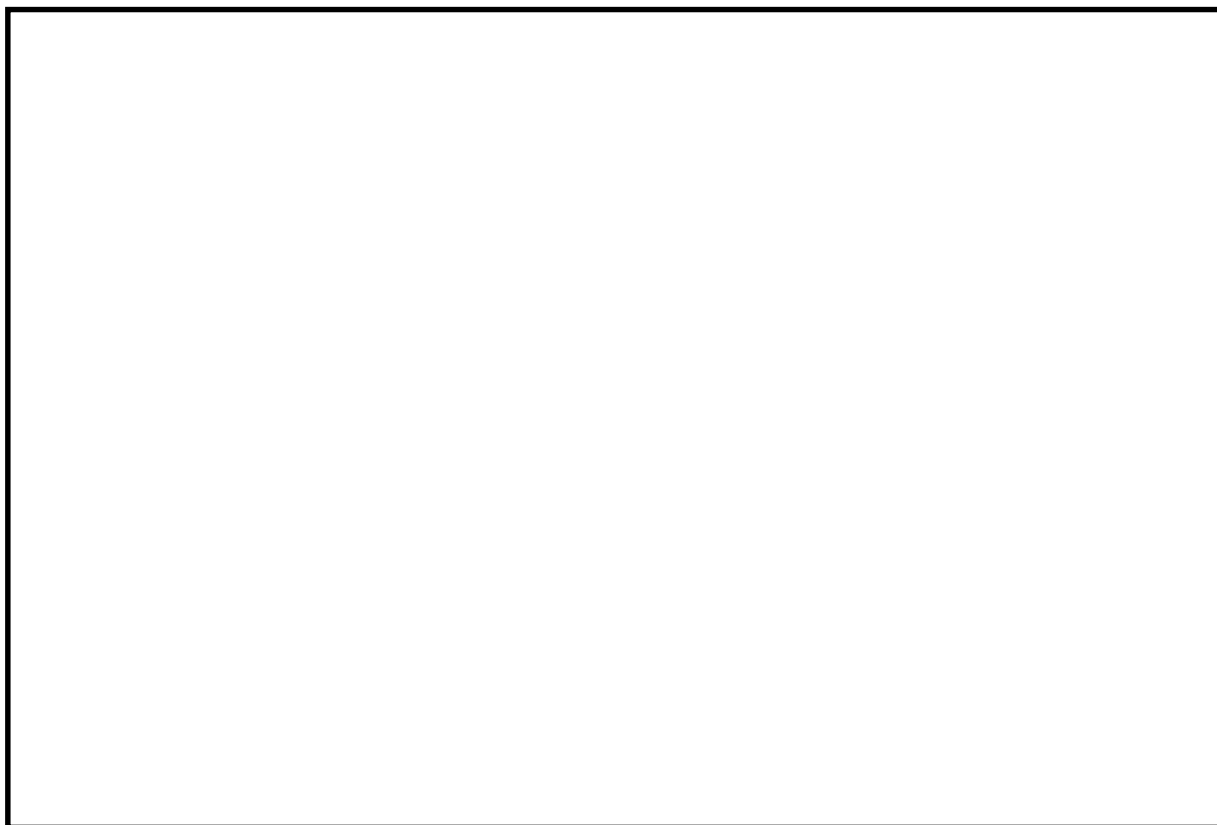
①標準型では、ウォームシャフトクラッチ切り替え用のデクラッチレバーが本体機構に付くが、オートデクラッチ機能付きでは、手動ハンドルの動力を受けるフリッパとなる。

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

第1図 オートデクラッチ機構の概要図

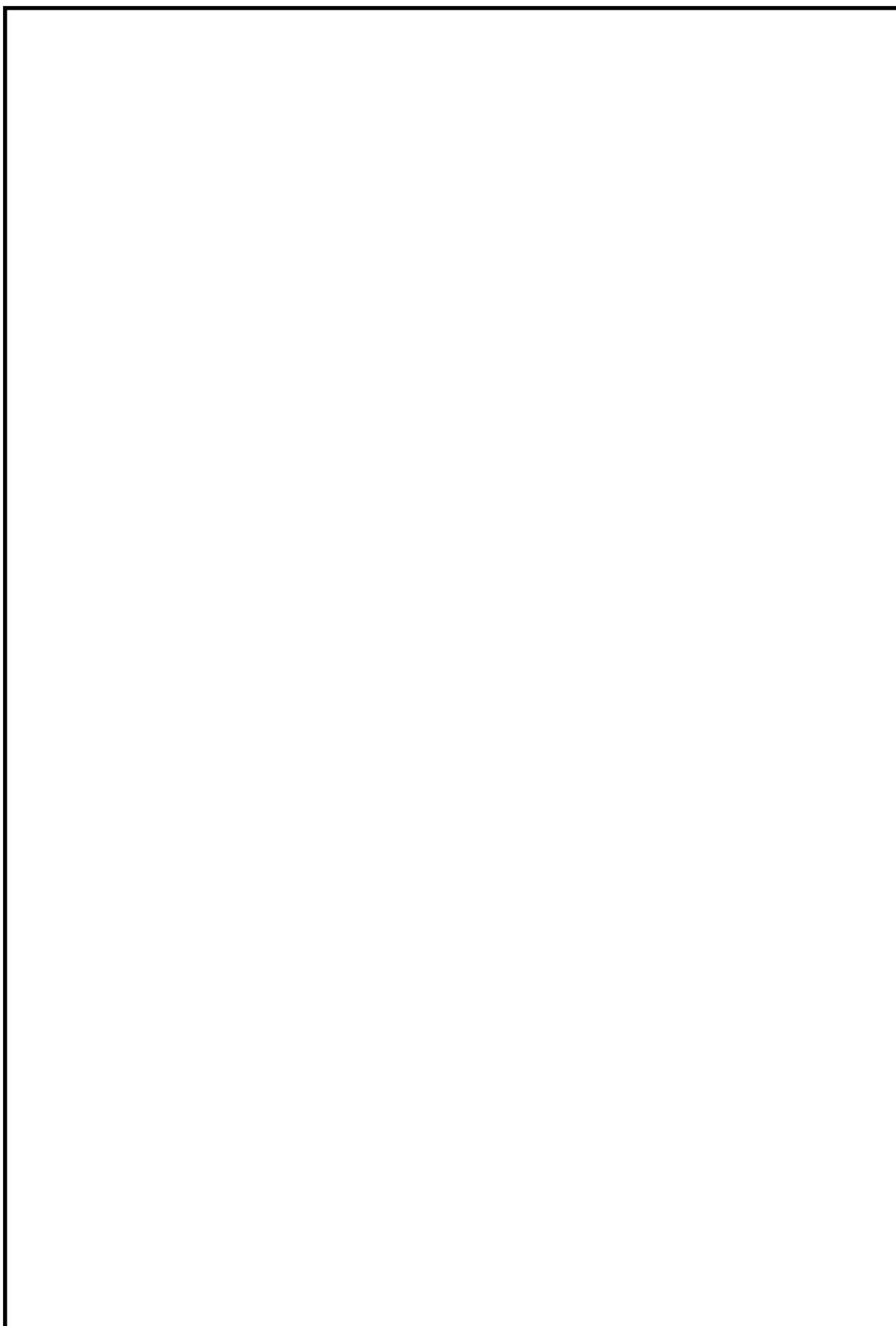


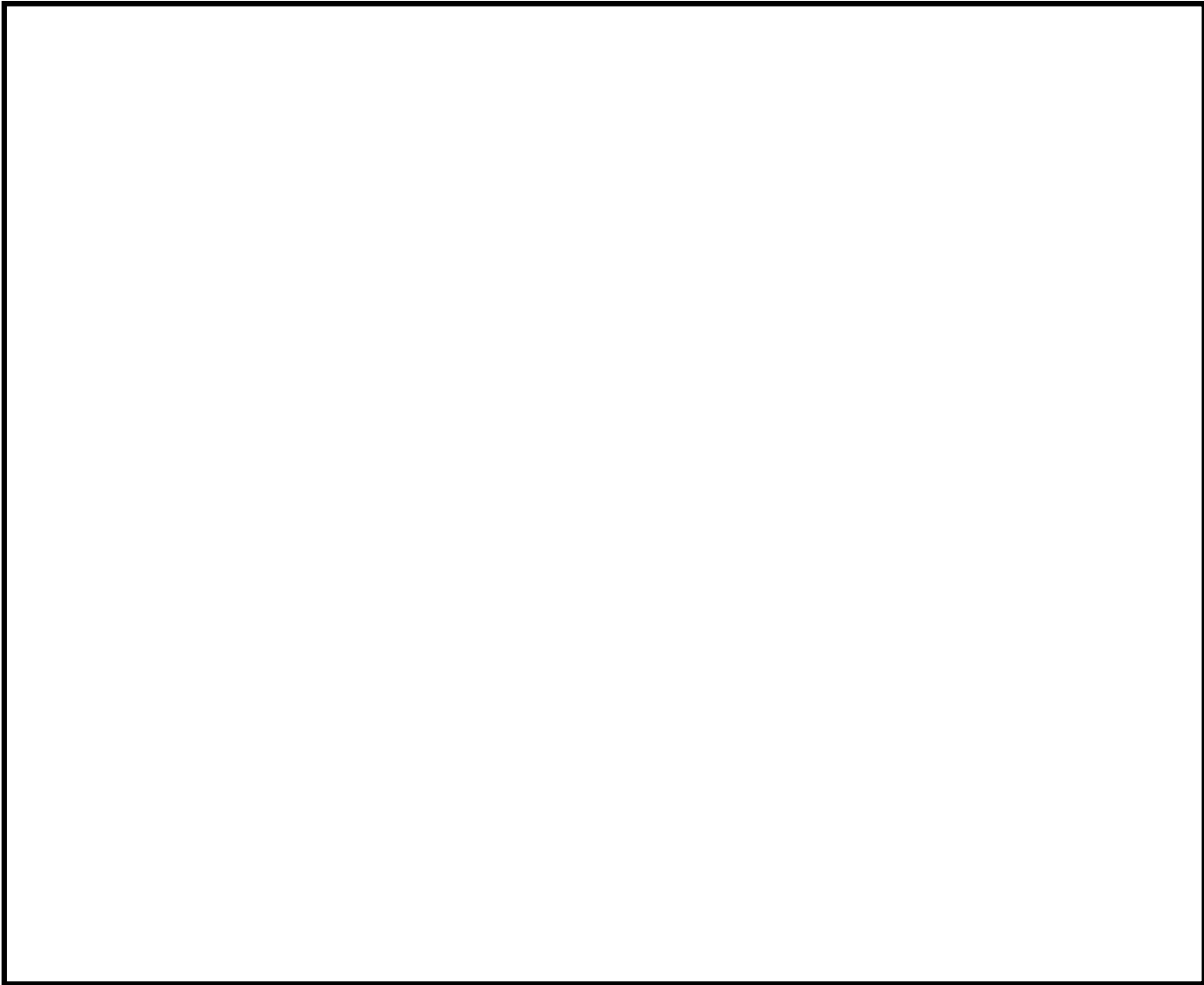
第 2 図 弁駆動部の詳細図（電動駆動時（通常状態））



第 3 図 弁駆動部の詳細図（手動操作時）

(参考) オートデクラッチ機構の操作概要





フィルタベント実施に伴うベント弁操作時の作業員の被ばく評価※

※値は現在の最新値（先行プラントの審査を踏まえ再評価中）

フィルタベント実施に伴うベント弁操作（第一弁（サブプレッション・チェンバ（S/C）側及びドライウェル（D/W）側）及び第二弁の開放）を手動で行う場合の作業員の被ばく評価を以下のとおり行った。

(1) 評価条件

a. 放出量評価条件

想定事象として格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」で想定される事故シーケンスに対して、代替循環冷却系を使用しない場合を想定した事故シナリオを選定する。

また、大気中への放出過程を第1図及び第2図に示す。

b. 被ばく評価条件

被ばく経路は、第3図～第5図に示すとおり大気中へ放出される放射性物質による外部被ばく及び内部被ばく、フィルタベント系配管及び原子炉建屋からの直接ガンマ線等による外部被ばくを考慮した。

大気中へ放出される放射性物質については、第2表及び第3表に示すとおり拡散効果を考慮した。また、作業場所に流入する放射性物質による被ばくについては、屋外の放射性物質の濃度と作業場所の放射性物質の濃度は同じとし、第4表に示すとおり外部被ばくについては作業場所の空間体積を保存したサブマージョンモデルで評価を行い、内部被ばくについては呼吸率、線量換算係数から評価を行った。なお、第二弁の操作においては、空気ポンベにより加圧された作業区画（）
）内で作業することを考慮し評価を行った。

フィルタベント系配管，原子炉建屋からの直接ガンマ線等による外部

被ばくについては、第 5 表及び第 6 表に示すとおり原子炉建屋の外壁、作業場所の遮蔽壁の遮蔽効果を考慮し評価を行った。

c. アクセスルート及び評価地点

第一弁（S/C側）のベント弁開放作業を行う場合のアクセスルートは、第 6 図～第 8 図に示すとおりである。第一弁（D/W側）のベント弁開放操作を行う場合のアクセスルートは、第 9 図～第 12 図に示すとおりである。第二弁のベント弁開放作業を行う場合のアクセスルートは第 13 図～第 16 図に示すとおりである。

評価点は、第 6 図～第 17 図に示すとおり、弁開放作業時は作業場所とし、移動時はアクセスルートで被ばく評価上最も厳しい地点とする。

d. 作業時間

第一弁の開放作業は、フィルタベント実施前に行うものとし、第一弁（S/C側）の作業時間は 2 時間 40 分（移動時間（往復）70 分＋作業時間 90 分）、第一弁（D/W側）の作業時間は 2 時間 55 分（移動時間（往復）85 分＋作業時間 90 分）とする。また、第二弁の開放作業は、フィルタベント実施直後から 3 時間作業場所（待避室）に滞在するものとし、作業時間は 4 時間 30 分（移動時間（往復）90 分＋作業時間（待避室滞在）3 時間）とする。

(2) 評価結果

フィルタベント実施に伴うベント操作を手動で行う場合の作業員の被ばく評価結果は、第 7 表～第 9 表に示すとおりであり、ベント操作を行う作業員の実効線量は、第一弁（S/C側）の操作で約 8.1mSv、第一弁（D/W側）の操作で約 12mSv、第二弁（S/C側）の操作で約 17mSv、第二弁（D/W）の操作で約 53mSv となり、フィルタベント実施に伴うベント操作を

手動で行うことができることを確認した。

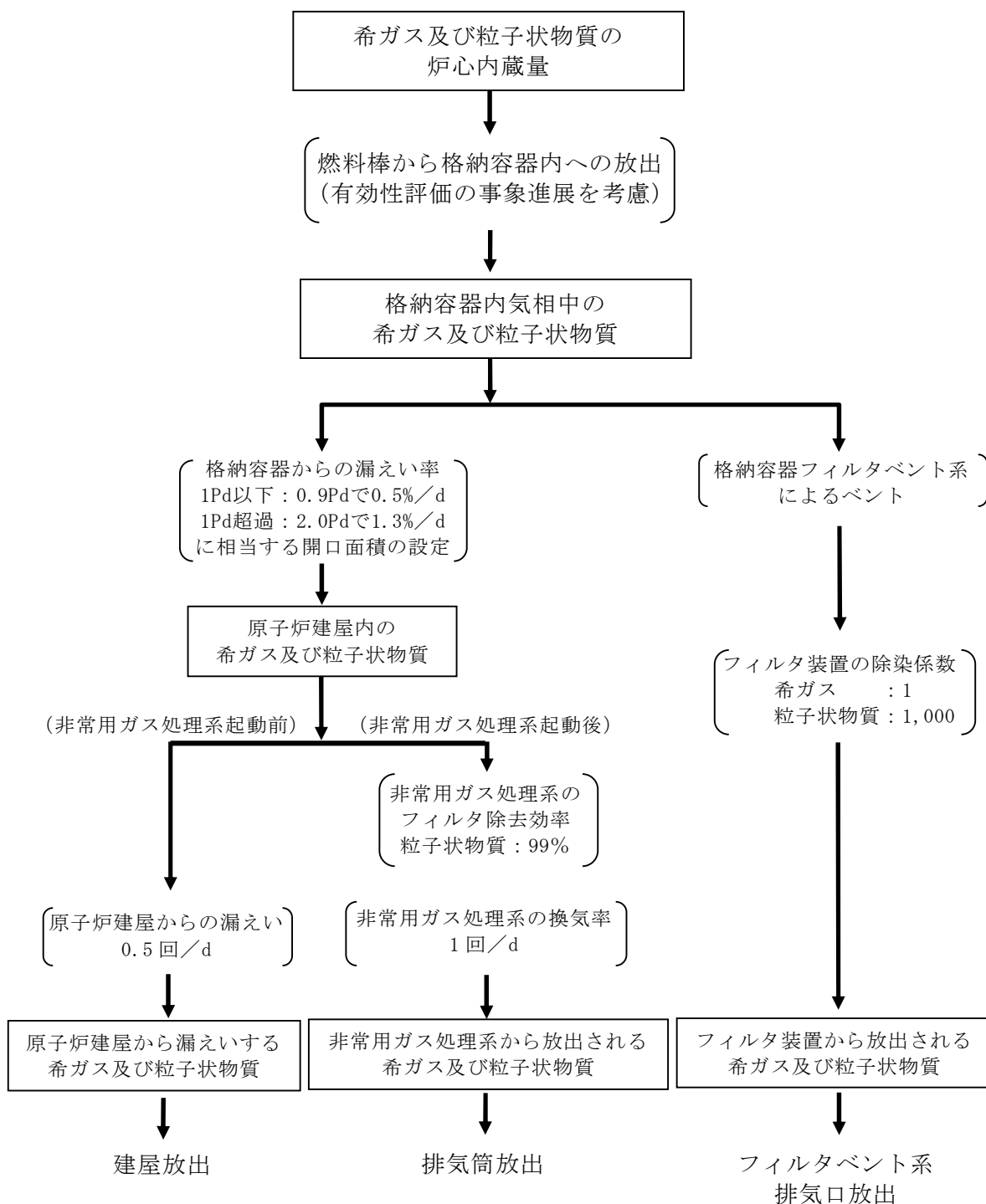
第 1 表 放出量評価条件 (1/2)

項目	評価条件		選定理由	
評価事象	格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」で想定される事故シーケンス		代替循環冷却系を使用しない場合を想定した事故シナリオを選定	
炉心熱出力	3293MWt		定格熱出力	
運転時間	1 サイクル：10,000h (416 日) 2 サイクル：20,000h 3 サイクル：30,000h 4 サイクル：40,000h 5 サイクル：50,000h		1 サイクル 13 ヶ月 (395 日) を考慮して、燃料の最高取出燃焼度に余裕を持たせ長めに設定	
取替炉心の燃料装荷割合	1 サイクル：0.229 (200 体) 2 サイクル：0.229 (200 体) 3 サイクル：0.229 (200 体) 4 サイクル：0.229 (200 体) 5 サイクル：0.084 (72 体)		取替炉心の燃料装荷割合に基づき設定	
原子炉建屋から大気中へ放出される放射性物質の放出割合	希ガス類 CsI 類 CsOH 類 Sb 類 TeO ₂ 類 SrO 類 BaO 類 MoO ₂ 類 CeO ₂ 類 La ₂ O ₃ 類	< S / C 側 > : 約 6.1×10^{-3} : 約 1.1×10^{-4} : 約 3.2×10^{-5} : 約 7.6×10^{-6} : 約 7.6×10^{-6} : 約 3.0×10^{-6} : 約 3.0×10^{-6} : 約 3.8×10^{-7} : 約 7.6×10^{-8} : 約 3.0×10^{-8}	< D / W 側 > : 約 6.2×10^{-3} : 約 1.1×10^{-4} : 約 3.4×10^{-5} : 約 8.0×10^{-6} : 約 8.0×10^{-6} : 約 3.2×10^{-6} : 約 3.2×10^{-6} : 約 4.0×10^{-7} : 約 8.0×10^{-8} : 約 3.2×10^{-8}	S / C 側及び D / W 側のベント弁開放を想定した MAAP 解析結果に基づき設定
ベントラインから大気への放出割合	希ガス類 CsI 類 CsOH 類 Sb 類 TeO ₂ 類 SrO 類 BaO 類 MoO ₂ 類 CeO ₂ 類 La ₂ O ₃ 類	< S / C 側 > : 約 9.4×10^{-1} : 約 6.9×10^{-7} : 約 6.7×10^{-7} : 約 1.3×10^{-7} : 約 1.3×10^{-7} : 約 5.4×10^{-8} : 約 5.4×10^{-8} : 約 6.7×10^{-9} : 約 1.3×10^{-9} : 約 5.4×10^{-1}	< D / W 側 > : 約 9.4×10^{-1} : 約 4.2×10^{-3} : 約 2.7×10^{-2} : 約 5.1×10^{-3} : 約 5.1×10^{-3} : 約 2.0×10^{-3} : 約 2.0×10^{-3} : 約 2.6×10^{-4} : 約 5.1×10^{-5} : 約 2.0×10^{-5}	S / C 側及び D / W 側のベント弁開放を想定した MAAP 解析結果に基づき設定
格納容器から原子炉建屋への漏えい率	希ガス及び粒子状よう素 1Pd以下：0.9Pdで0.5%/d 1Pd超過：2.0Pdで1.3%/d に相当する開口面積の設定 無機よう素及び有機よう素 1h後～24h後：1.3%/d その他の期間：0.5%/d		格納容器の設計漏えい率及び AEC の式に基づき設定	
よう素の化学形態	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	

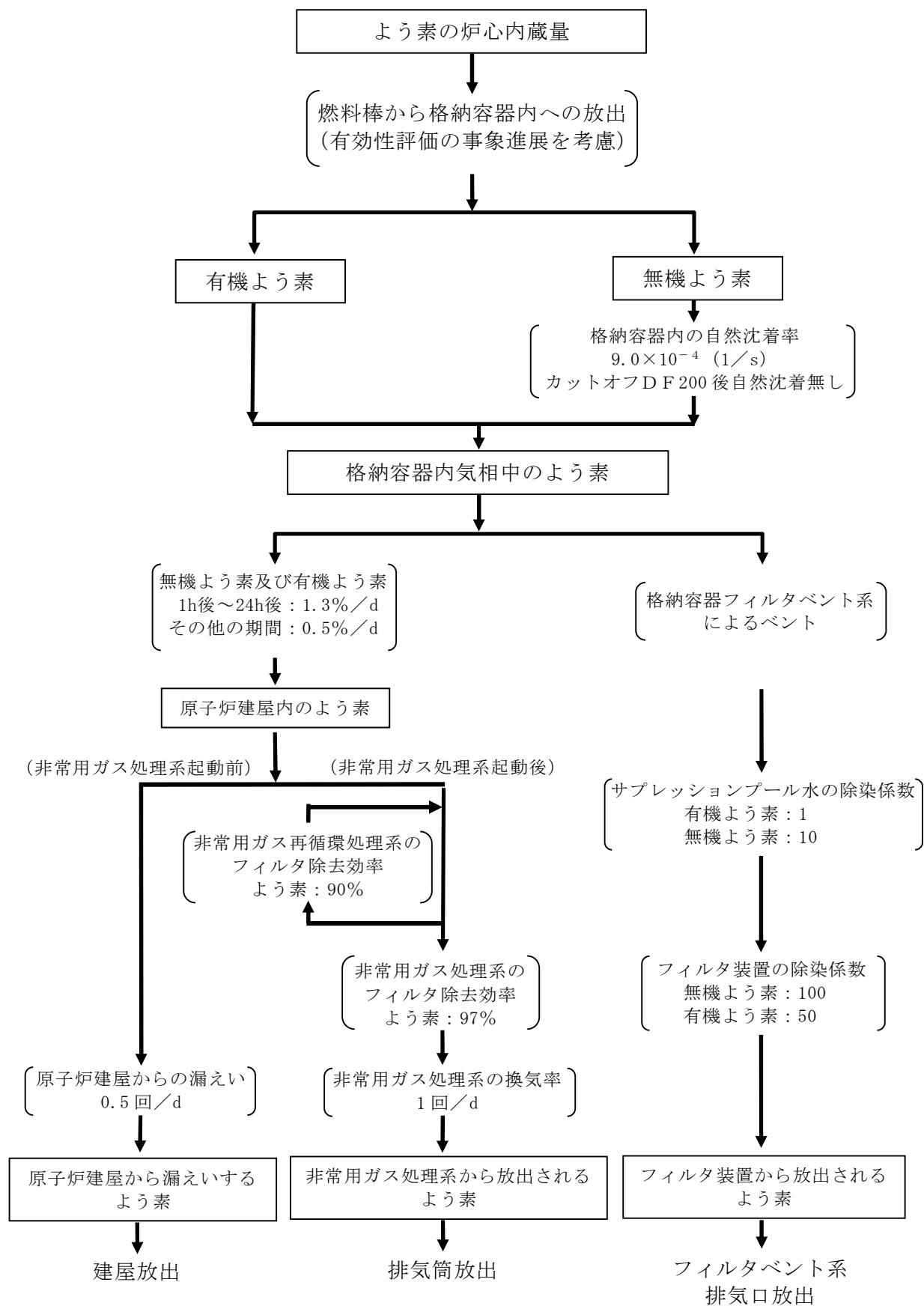
第 1 表 放出量評価条件 (2/2)

項 目	評価条件	選定理由
格納容器内でのエアロゾルの除去効果	M A A P 解析に基づく	M A A P 解析で評価
格納容器内での有機よう素の除去係数	未考慮	保守的に考慮しないものとした。
格納容器等への無機よう素の沈着率	9.0×10^{-4} (1/s) カットオフ D F 200 後自然沈着無し	CSE 実験 ^{※1} に基づき無機よう素の自然沈着率を設定
サプレッション・プールでのスクラビングによる無機よう素の除去係数	有機よう素 : 1 無機よう素 : 10	Standard Review Plan 6.5.5 に基づき設定
非常用ガス処理系のフィルタ除去効率	よう素フィルタ : 97% 微粒子フィルタ : 99%	設計値に基づき設定
非常用ガス再循環系のフィルタ除去効率	よう素フィルタ : 90%	設計値に基づき設定
フィルタ装置の除去係数	希ガス : 1 有機よう素 : 50 無機よう素 : 100 粒子状放射性物質 : 1000	設計値に基づき設定

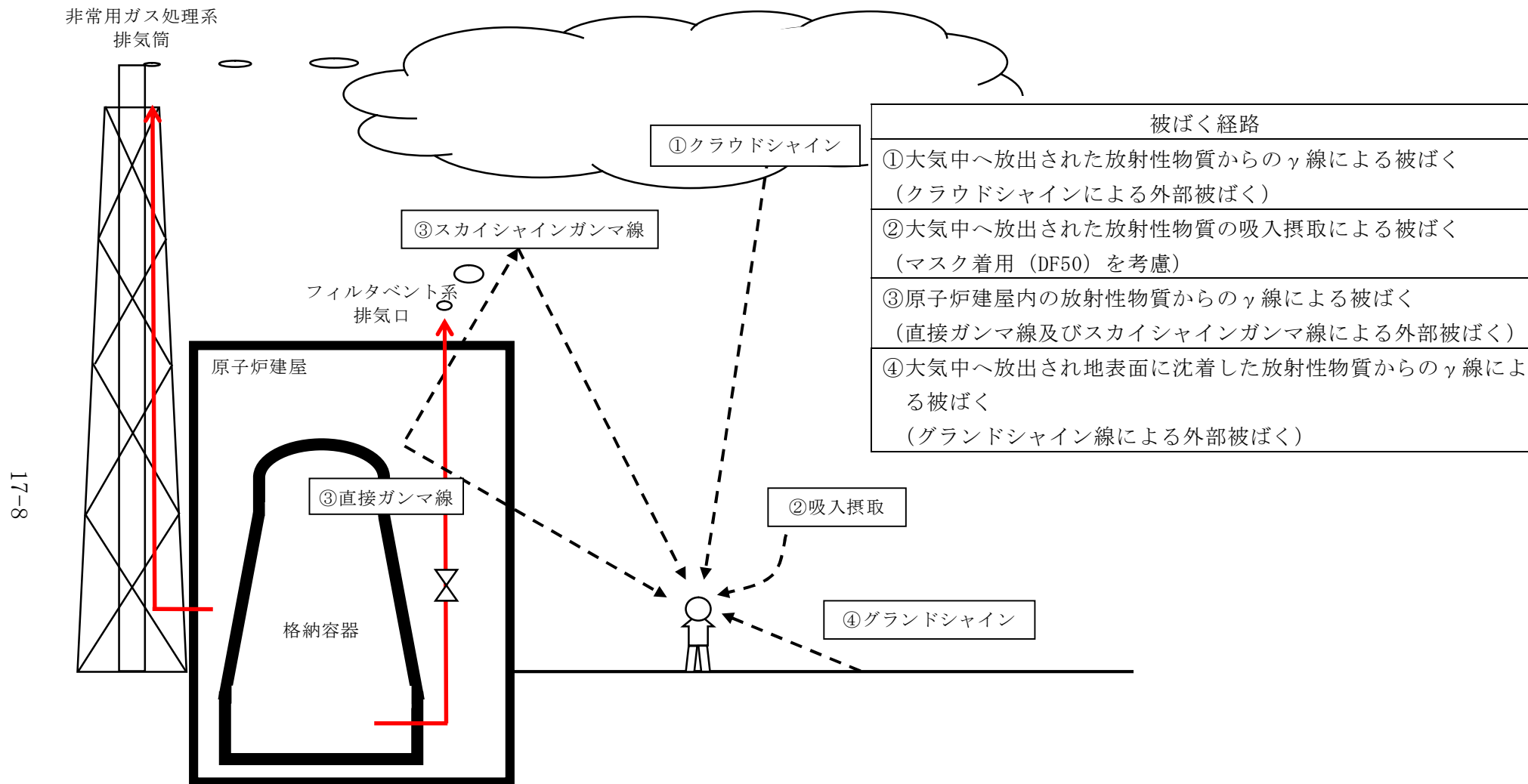
※1 R. K. HILLIARD, A. K. POSTMA, J. D. McCORMACK and L. F. COLEMAN, "Removal of iodine and particles by sprays in the containment systems experiment", Nuclear Technology, Vol.10, p.499-519, April 1971



第 1 図 希ガス及び粒子状物質の大気放出過程

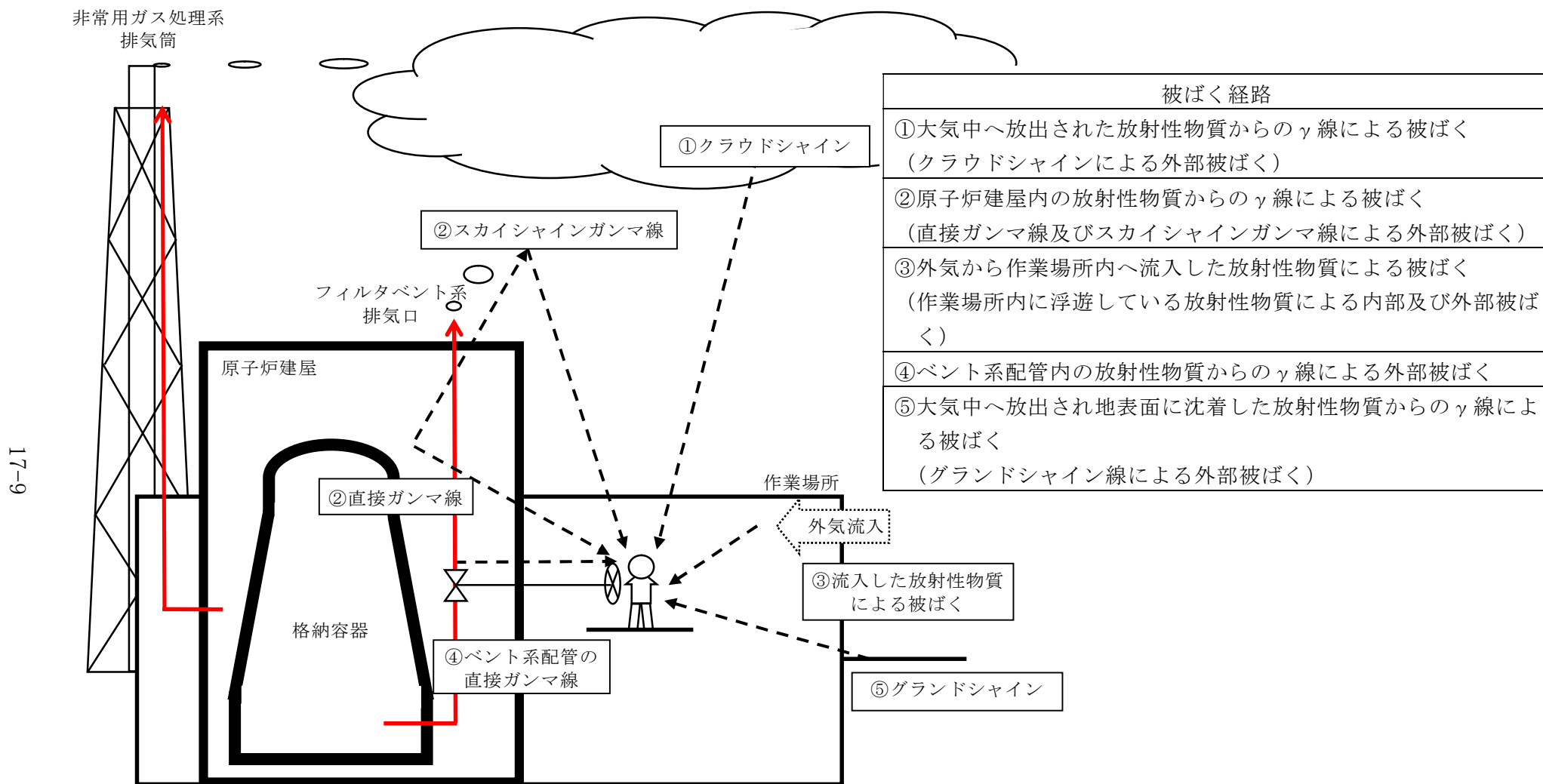


第 2 図 よう素の大气放出過程



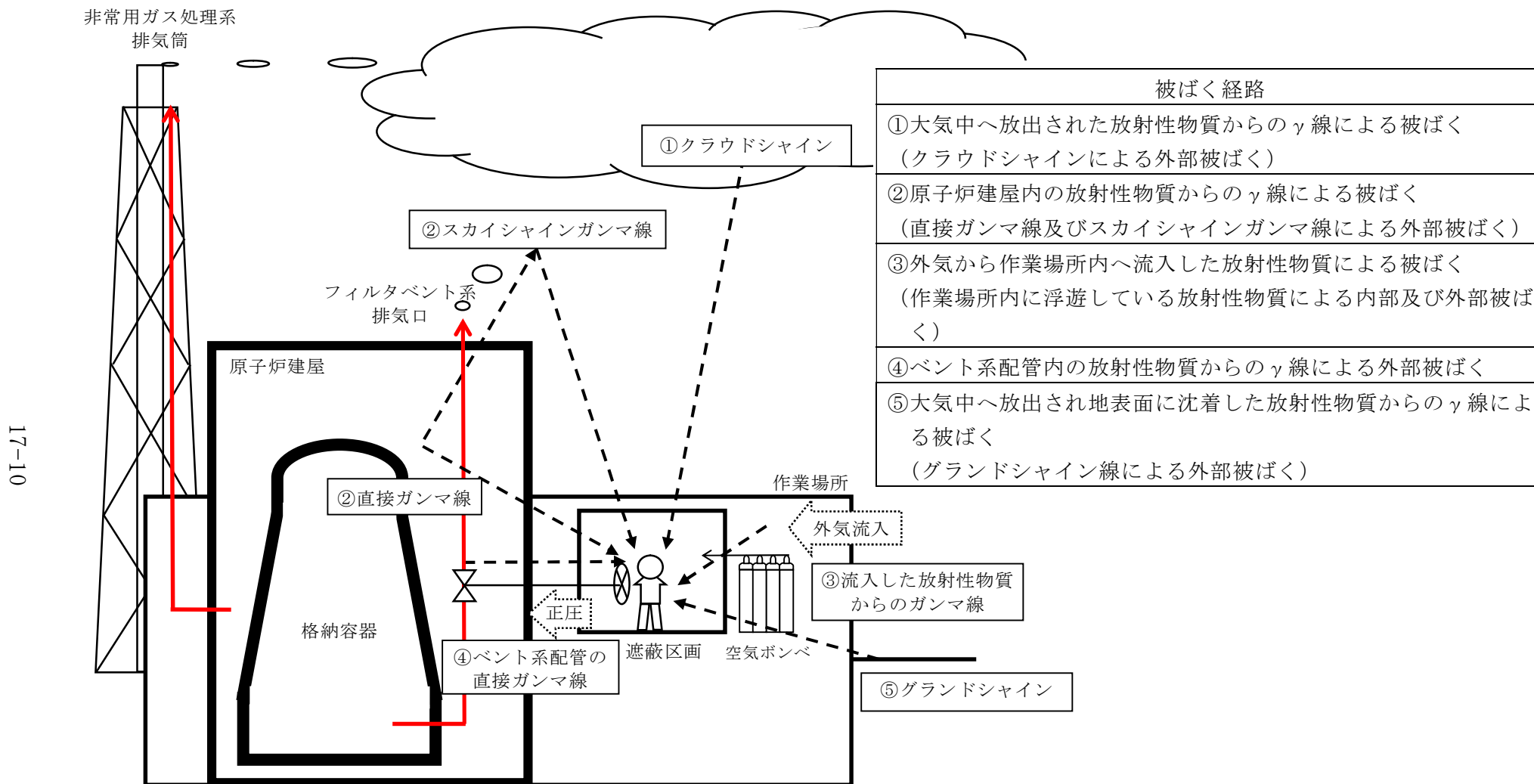
17-8

第 3 図 ベント操作に係る作業時の被ばく評価経路イメージ (屋外移動時)



17-9

第4図 ベント操作に係る作業時の被ばく評価経路イメージ（屋内移動時及び第一弁開放作業時）



17-10

第5図 ベント操作に係る作業時の被ばく評価経路イメージ (第二弁開放作業)

第 2 表 大気拡散評価条件

項 目	評価条件	選定理由
大気拡散評価モデル	ガウスプルームモデル	発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針（以下「気象指針」という。）に基づき評価
気象資料	東海第二発電所における 1 年間の気象資料（2005 年 4 月～2006 年 3 月） 地上風：地上高 10m 排気筒風：地上高 140m	フィルタベント系排気口からの放出は保守的に地上放出として地上風（地上高 10m）の気象データ 非常用ガス処理系排気筒からの放出は排気筒放出として排気筒風（地上高 140m）の気象データ
放出源及び放出源高さ（有効高さ）	原子炉建屋漏えい 地上 0m フィルタベント系 排気口：55m 非常用ガス処理系 排気筒：95m	フィルタベント系排気口からの放出は建屋影響を考慮し建屋屋上からの放出と想定し設定。 非常用ガス処理系排気筒からの放出は方位ごとの風洞実験結果のうち保守的に最低の方位の有効高さを設定。
実効放出継続時間	1時間	保守的に最も短い実効放出継続時間を設定
累積出現頻度	小さい方から 97%	気象指針に基づき設定
建屋の影響	考慮する	フィルタベント系排気口放出及び建屋放出においては放出源から近距離の原子炉建屋の影響を受けるため、建屋による巻き込み現象を考慮
巻き込みを生じる代表建屋	原子炉建屋	放出源から最も近く、巻き込みの影響が最も大きい建屋として選定
大気拡散評価点	第 17 図参照	屋外移動時は敷地内の最大濃度点で設定 屋内移動時は原子炉建屋付近の最大濃度点で設定 作業時は作業地点のある原子炉建屋外壁で設定
着目方位	非常用ガス処理系排気筒： 1 方位 建屋放出及び フィルタベント系排気口： 9 方位	非常用ガス処理系排気筒（排気筒放出）については評価点の方位とし、建屋放出及びフィルタベント系排気口については放出源が評価点に近いことから、180 度をカバーする方位を対象とする。
建屋影響	3000m ²	原子炉建屋の最小投影断面積を設定
形状係数	0.5	気象指針に基づき設定

第 3 表 評価に使用する相対濃度 (χ/Q) 及び相対線量 (D/Q)

作業内容		放出箇所	χ/Q 及び D/Q	
第一弁 (S/C側) 開放作業	屋内移動時/ 作業時	原子炉建屋漏えい (地上放出)	χ/Q (s/m ³)	約 8.0×10^{-4}
		非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出)	χ/Q (s/m ³)	約 3.0×10^{-6}
第一弁 (D/W側) 開放作業	屋内移動時	原子炉建屋漏えい (地上放出)	χ/Q (s/m ³)	約 8.0×10^{-4}
		非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出)	χ/Q (s/m ³)	約 3.0×10^{-6}
	作業時	原子炉建屋漏えい (地上放出)	χ/Q (s/m ³)	約 7.4×10^{-4}
			D/Q (Gy/Bq)	約 3.1×10^{-18}
		非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出)	χ/Q (s/m ³)	約 2.1×10^{-6}
			D/Q (Gy/Bq)	約 6.4×10^{-20}
第二弁 開放操作時	屋外移動時/ 屋内移動時	原子炉建屋漏えい (地上放出)	χ/Q (s/m ³)	約 8.0×10^{-4}
		フィルタベント系排気口 (フィルタベント放出)	χ/Q (s/m ³)	約 4.0×10^{-4}
			D/Q (Gy/Bq)	約 8.7×10^{-19}
		非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出)	χ/Q (s/m ³)	約 3.0×10^{-6}
			D/Q (Gy/Bq)	約 1.2×10^{-19}
		作業時	原子炉建屋漏えい (地上放出)	χ/Q (s/m ³)
	フィルタベント系排気口 (フィルタベント放出)		χ/Q (s/m ³)	約 3.7×10^{-4}
	非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出)		χ/Q (s/m ³)	約 3.0×10^{-5}

第 4 表 建屋内の γ 線による外部被ばく評価条件

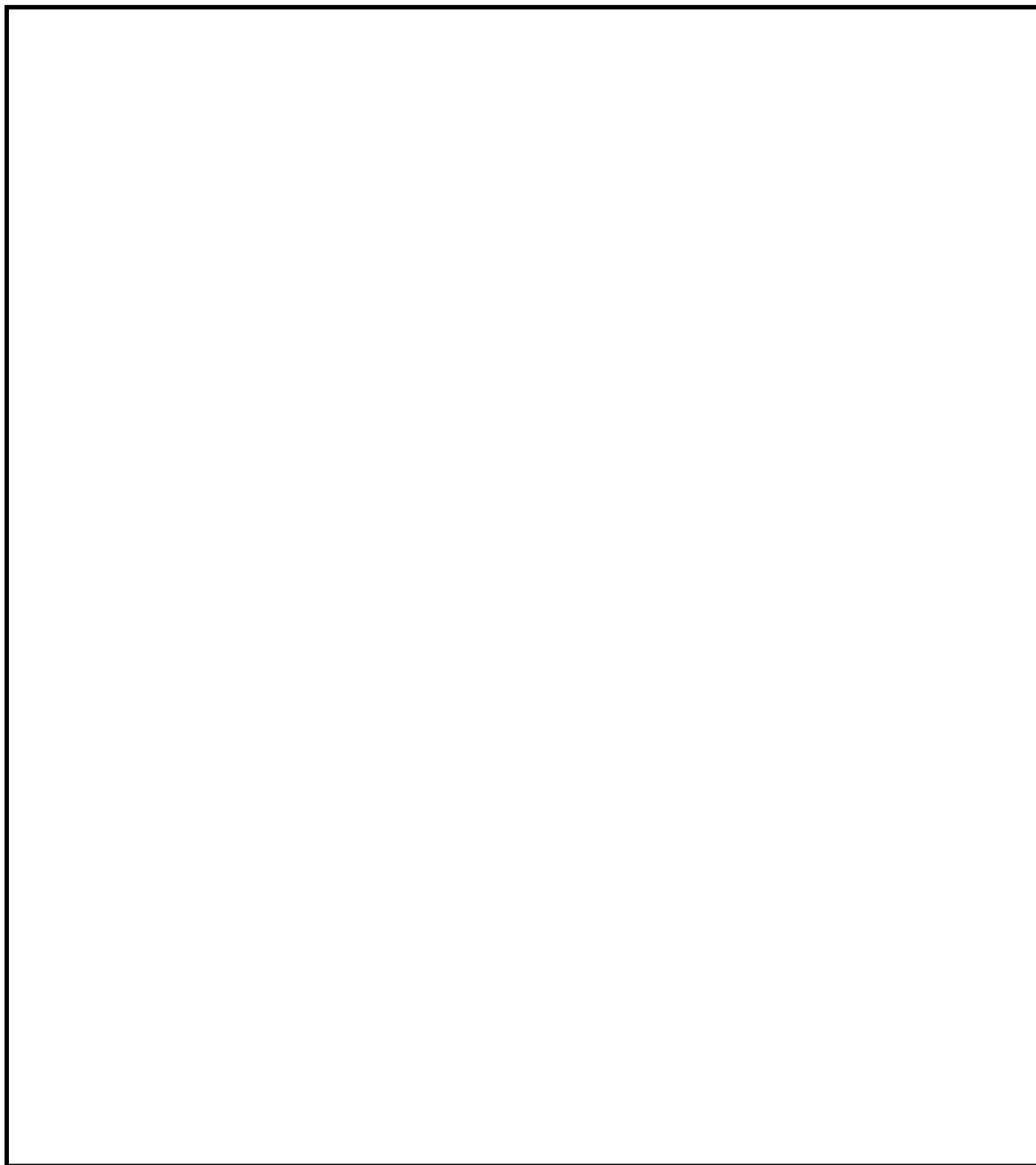
項目	評価条件	選定理由
サブマージョンモデル (評価式)	$D = 6.2 \times 10^{-14} \cdot Q_{\gamma} \cdot \chi / Q \cdot E_{\gamma} \cdot (1 - e^{-\mu \cdot R}) \cdot 3600$ <p> D : 放射線量率 (Sv/h) Q_{γ} : 大気に放出された放射性物質放出率 (Bq/s) (0.5MeV 換算値) E_{γ} : γ 線エネルギー (0.5MeV/dis) μ : 空気に対する γ 線エネルギー吸収係数 (3.9×10⁻³/m) R : 作業エリア等の空間体積と等価な半球の半径 (m) $R = \sqrt[3]{\frac{3 \cdot V_R}{2 \cdot \pi}}$ V_R : 作業エリア等の空間体積 (m³) </p>	—
作業場所等の空間体積 (V_R)	屋内移動アクセスルート : 2,290m ³ 第一弁 (S/C側) 操作エリア : 2,290m ³ 第一弁 (D/W側) 操作エリア : 屋外のため相対線量より評価 第二弁操作エリア : 160m ³	
屋内作業場所流入率の考慮	考慮しない	保守的に外気濃度と同一濃度とする。
遮蔽区画の遮蔽及び空気ポンベ加圧考慮 (第二弁操作場所のみ)	遮蔽区画の遮蔽厚 : 空気ポンベによる加圧時間 : ベント実施から 3 時間	第二弁操作場所にベント後 3 時間滞在する。
呼吸率	1.2m ³ /h	成人活動時の呼吸率を設定
線量換算係数	成人実効線量換算係数を使用 (主な核種を以下に示す) I-131 : 2.0×10 ⁻⁸ Sv/Bq I-132 : 3.1×10 ⁻¹⁰ Sv/Bq I-133 : 4.0×10 ⁻⁹ Sv/Bq I-134 : 1.5×10 ⁻¹⁰ Sv/Bq I-135 : 9.2×10 ⁻¹⁰ Sv/Bq Cs-134 : 2.0×10 ⁻⁸ Sv/Bq Cs-136 : 2.8×10 ⁻⁹ Sv/Bq Cs-137 : 3.9×10 ⁻⁸ Sv/Bq 上記以外の核種は ICRP Pub. 71 等に基づく	ICRP Publication 71 に基づき設定

第 5 表 フィルタベント系配管からの直接ガンマ線

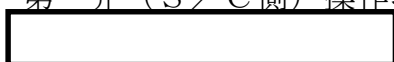
項 目	評価条件	選定理由
作業場所の遮蔽厚 (コンクリート)		ベント操作エリアにおける原子炉建屋壁，補助遮蔽設備等を考慮（第 6 図～第 16 図参照）
配管から作業場所までの距離		—

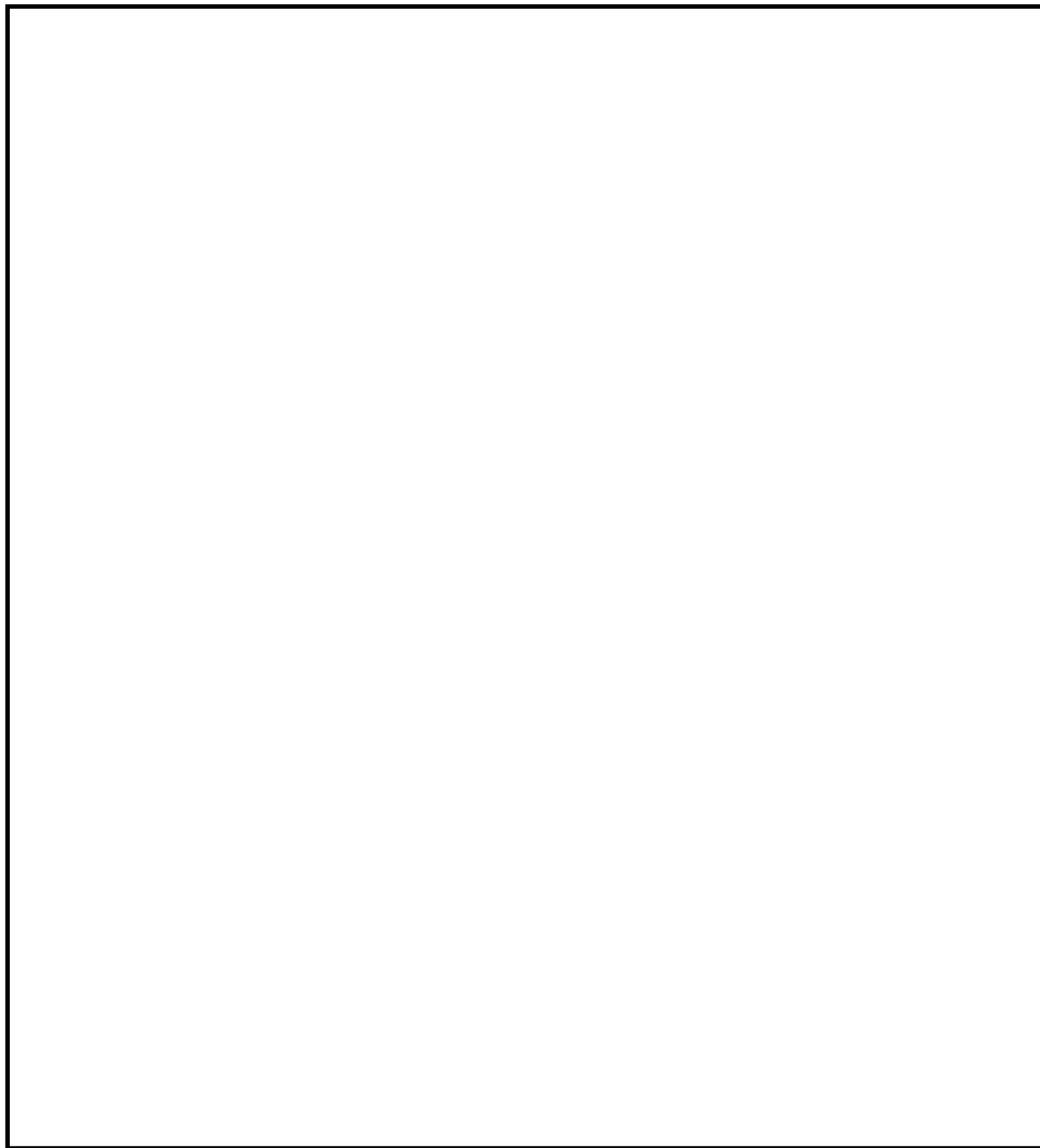
第 6 表 原子炉建屋からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線

項 目	評価条件	選定理由
原子炉建屋内線源強度分布	原子炉建屋内に放出された放射性物質が均一に分布	審査ガイドに示されたとおり設定
原子炉建屋のモデル	原子炉建屋の幾何形状をモデル化	建屋外壁を遮蔽体として考慮
直接ガンマ線・スカイシャインガンマ線評価コード	直接ガンマ線評価： QAD-CGGP2R スカイシャインガンマ線評価： ANISN G33-GP2R	現行許認可（添十）に同じ



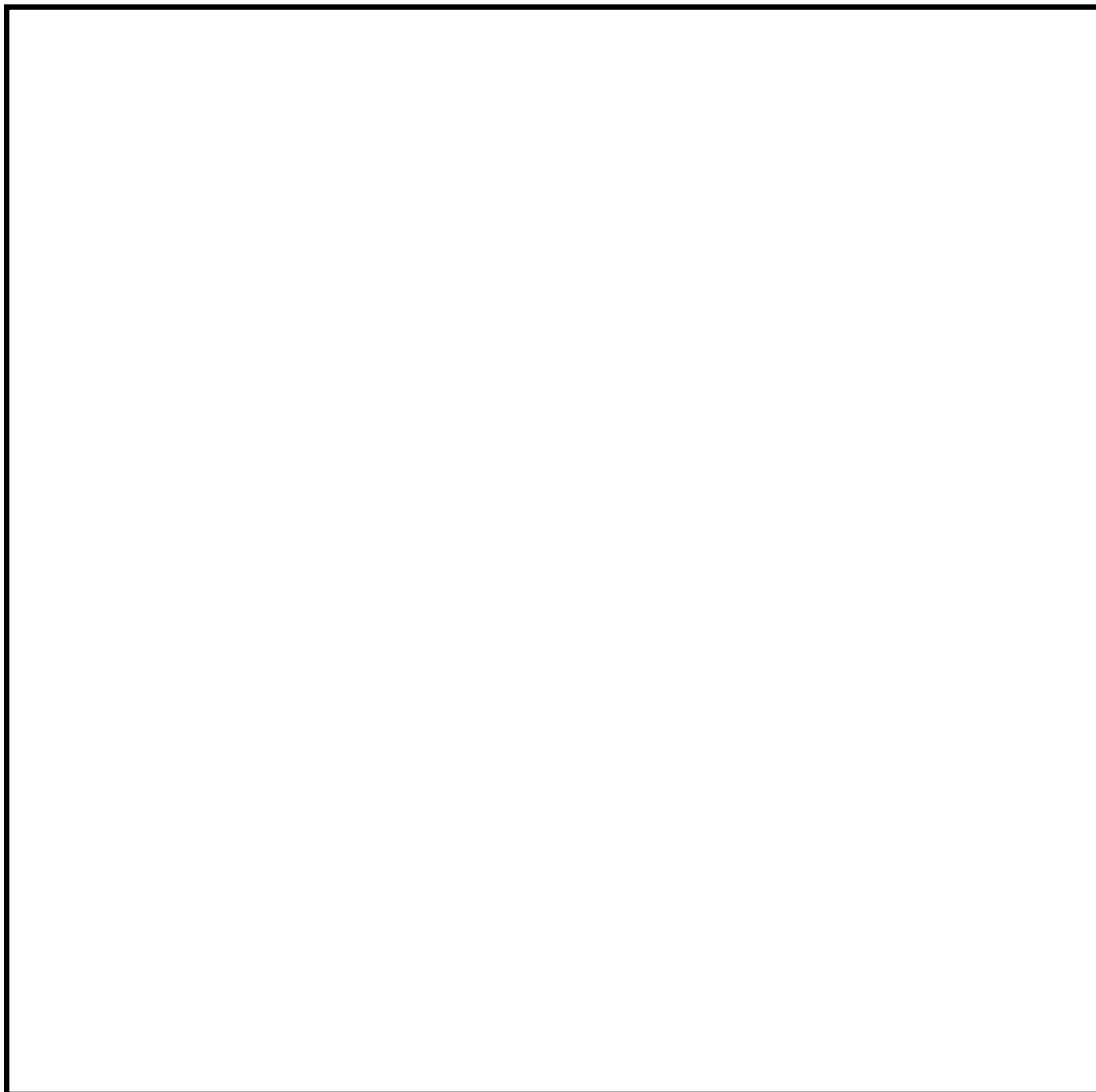
第6図 第一弁（S/C側）操作場所及びアクセスルート





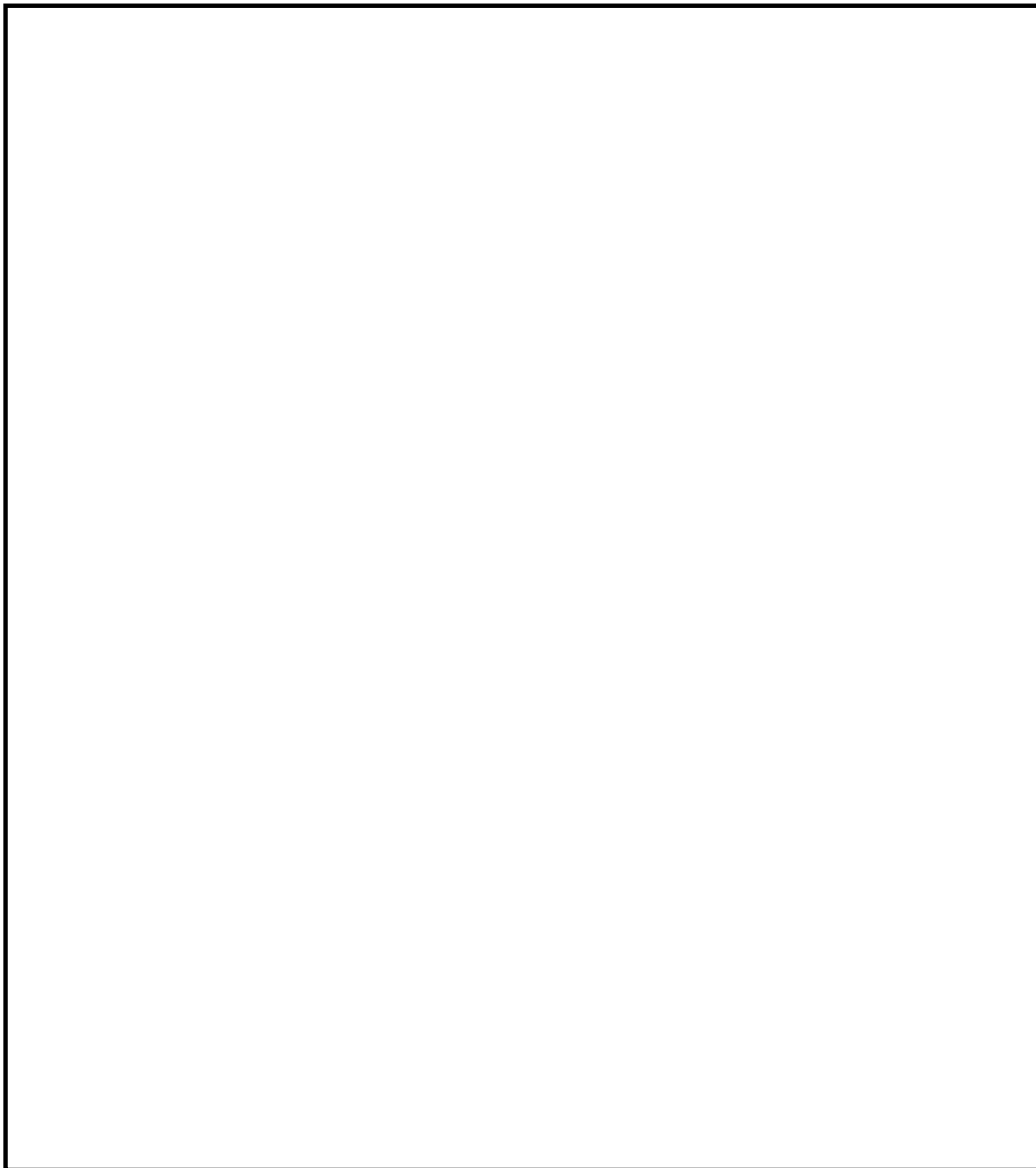
第7図 第一弁（S／C側）操作場所及びアクセスルート



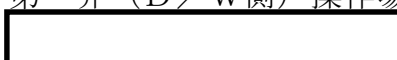


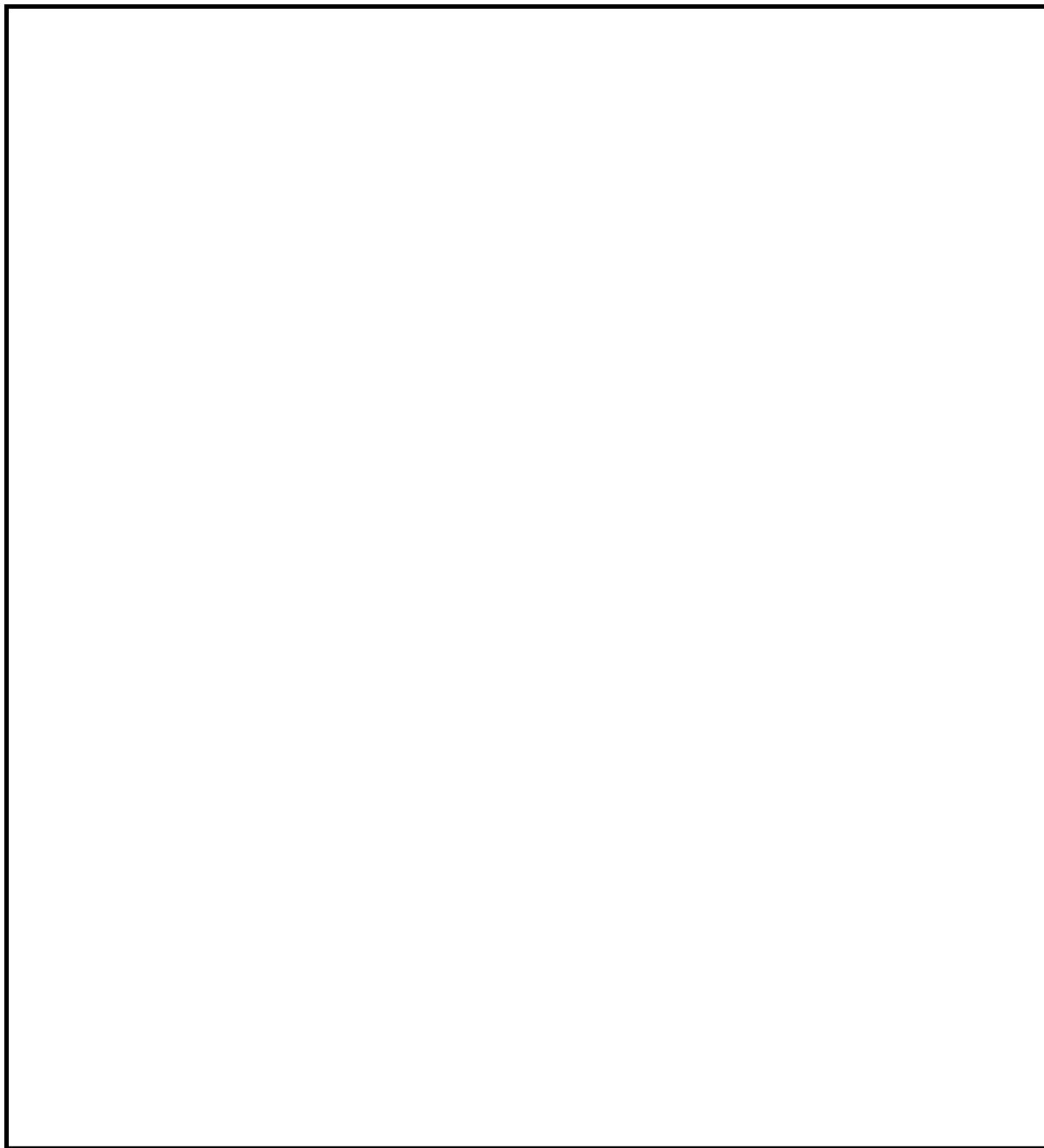
第8図 第一弁（S／C側）操作場所及びアクセスルート





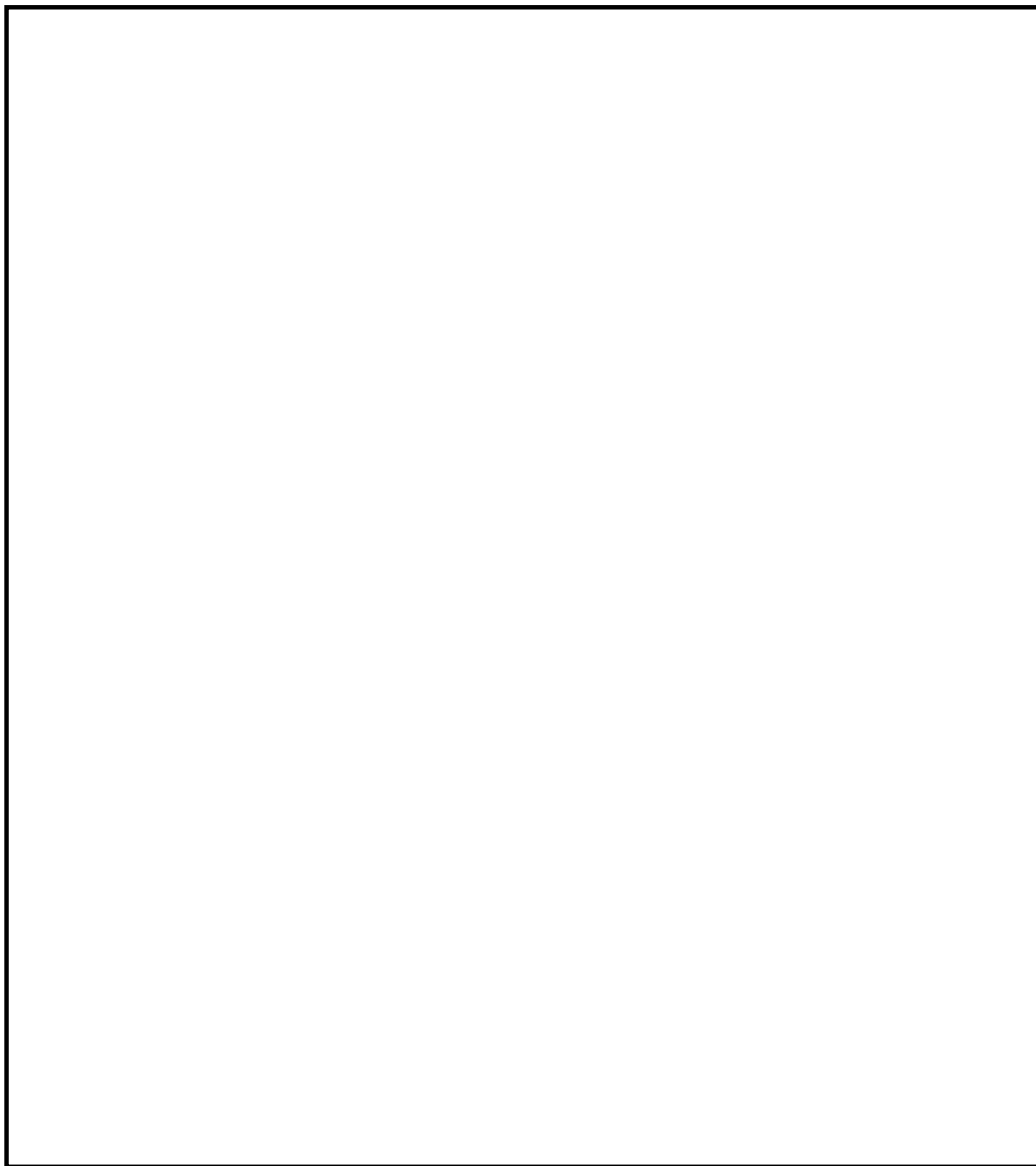
第9図 第一弁（D/W側）操作場所及びアクセスルート





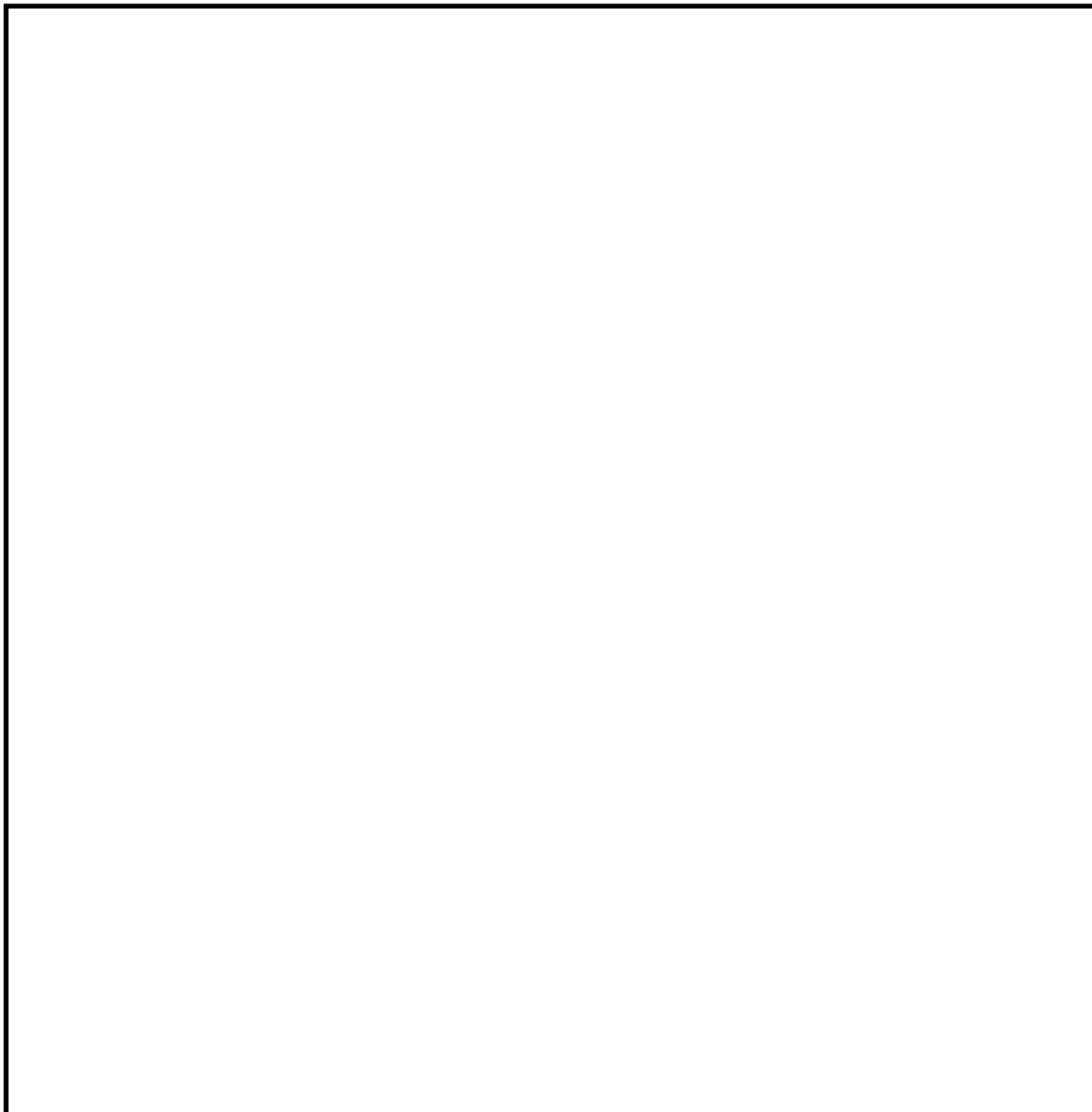
第10図 第一弁（D/W側）操作場所及びアクセスルート



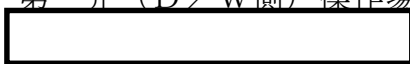


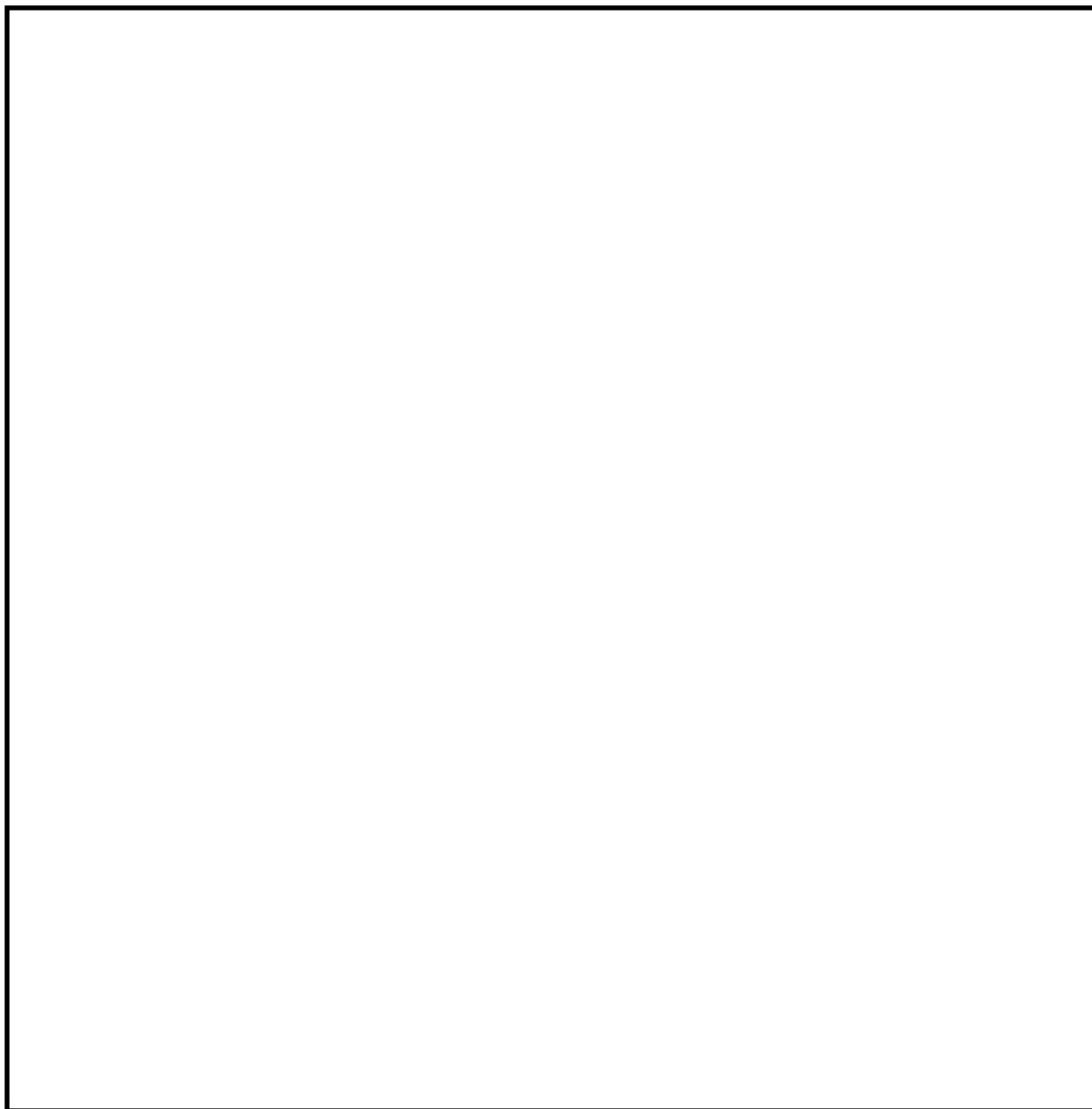
第11図 第一弁（D/W側）操作場所及びアクセスルート





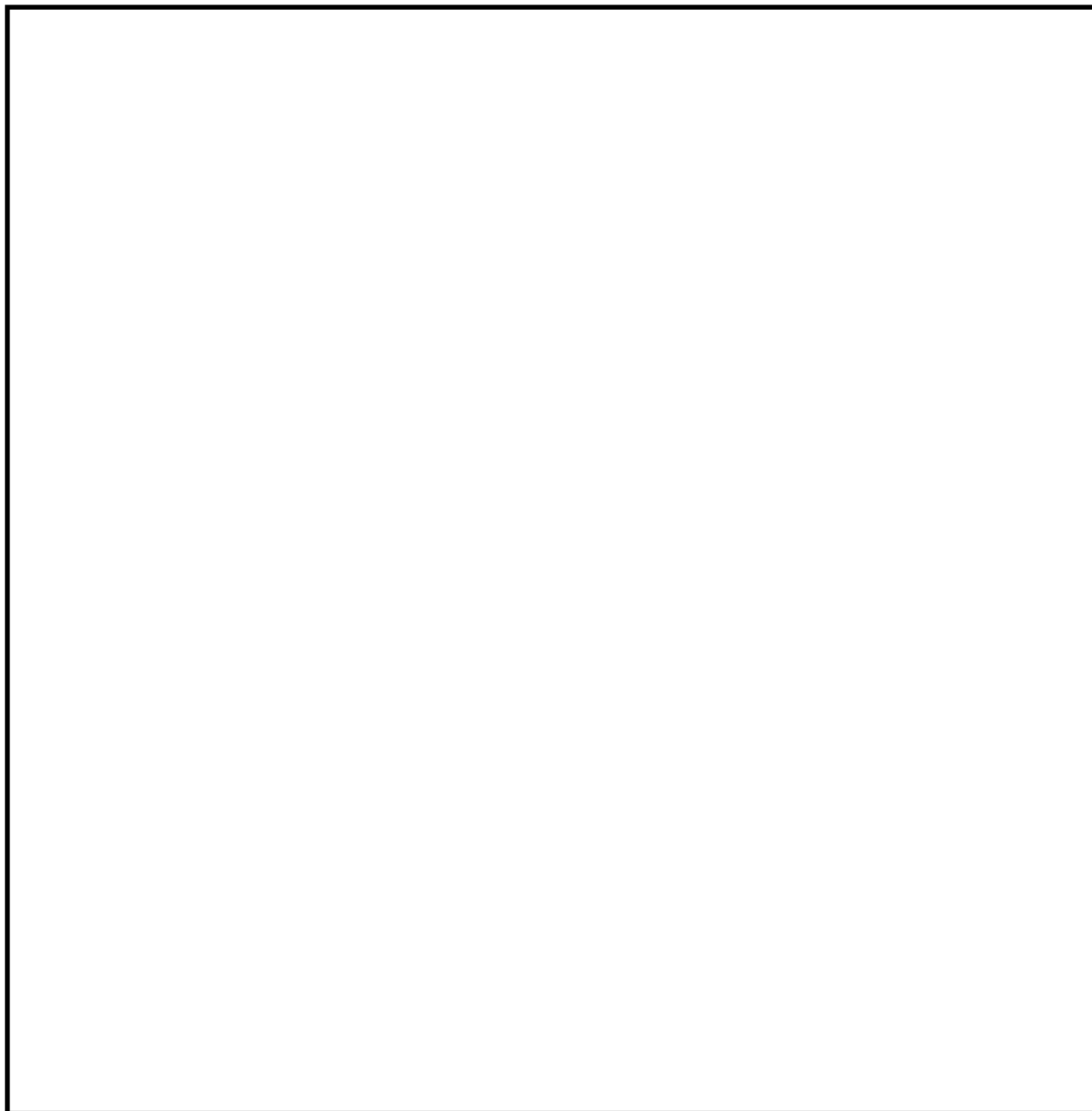
第12図 第一弁（D/W側）操作場所及びアクセスルート



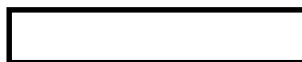


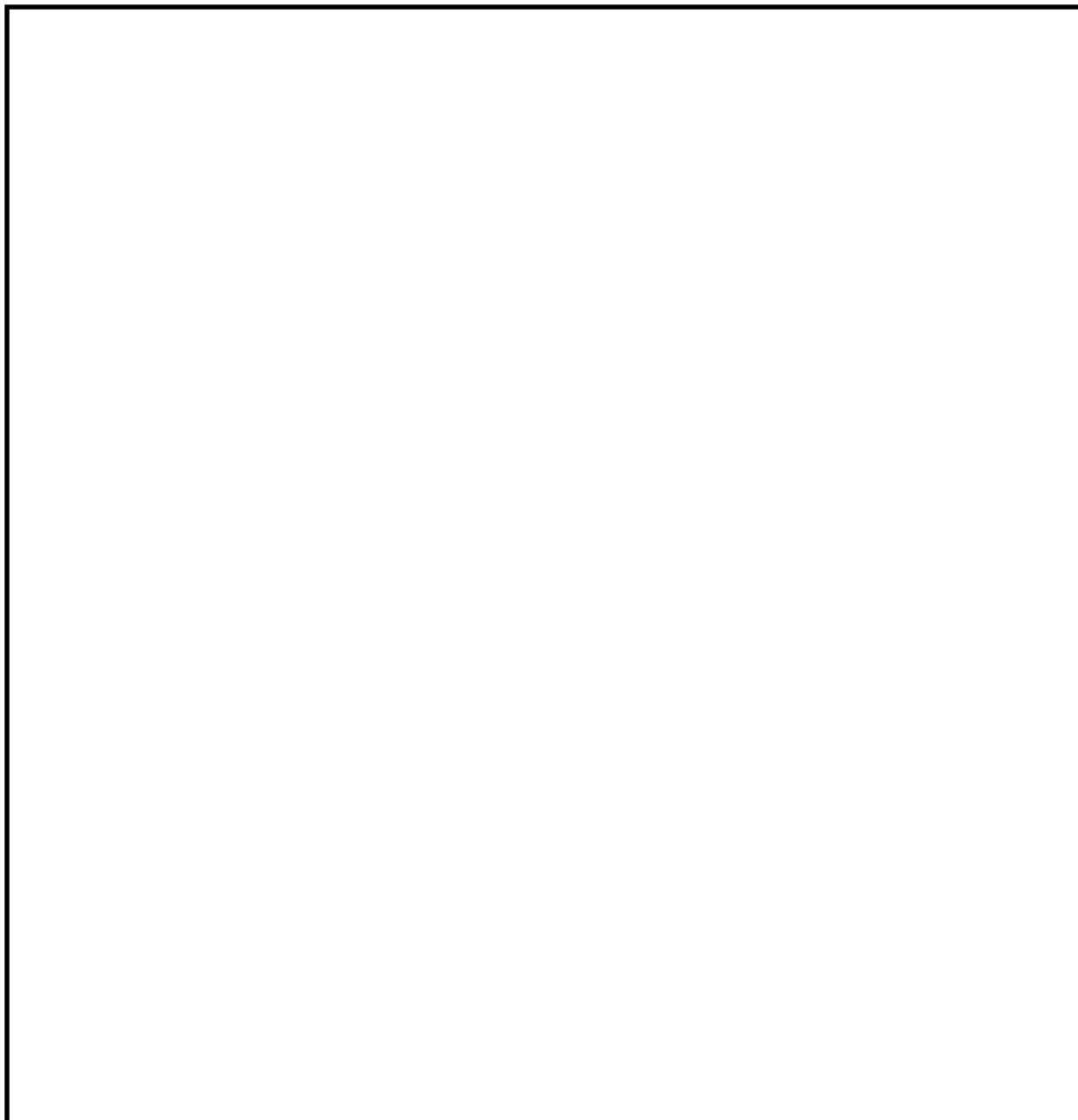
第13図 第二弁操作場所及びアクセスルート





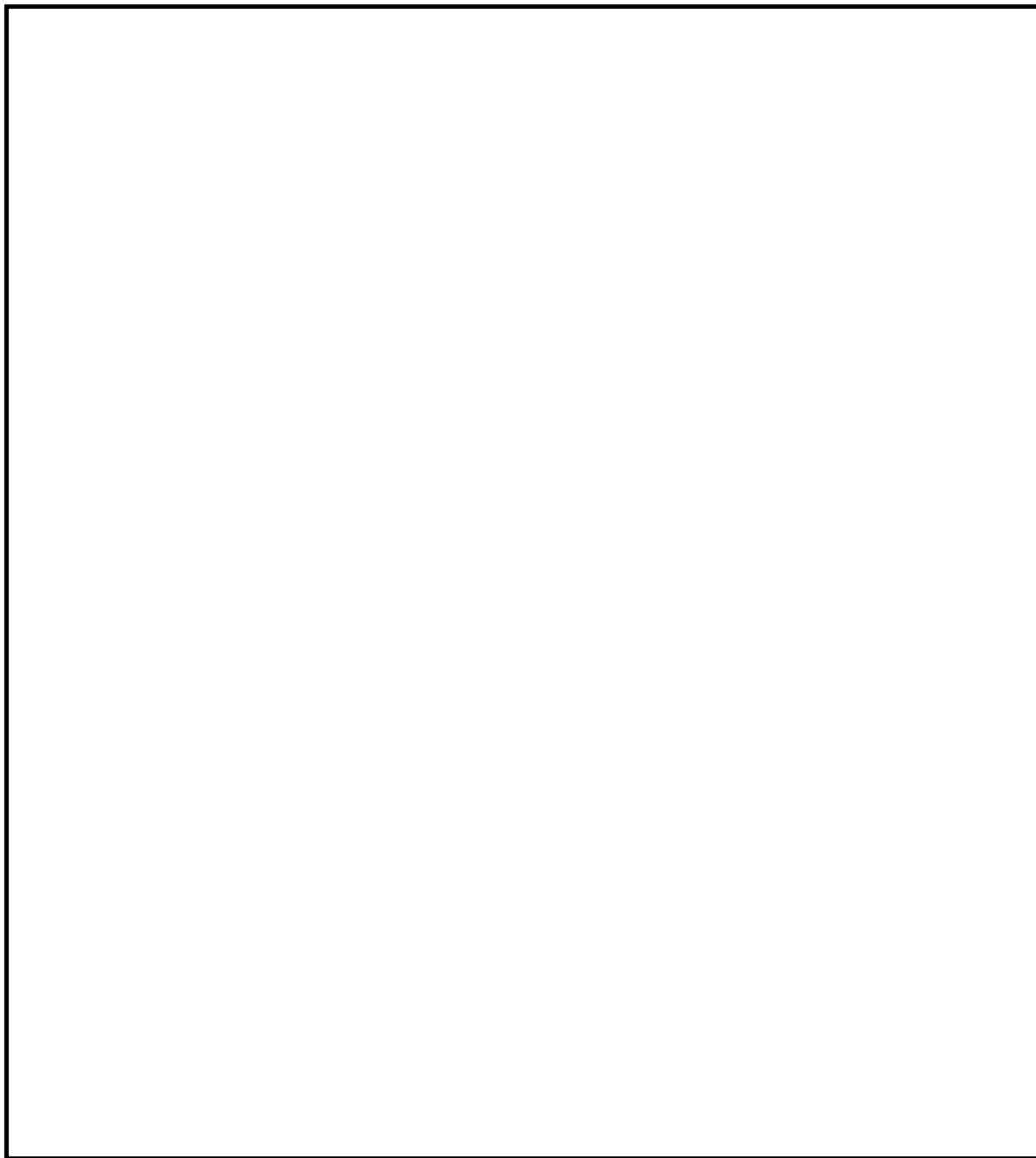
第14図 第二弁操作場所及びアクセスルート





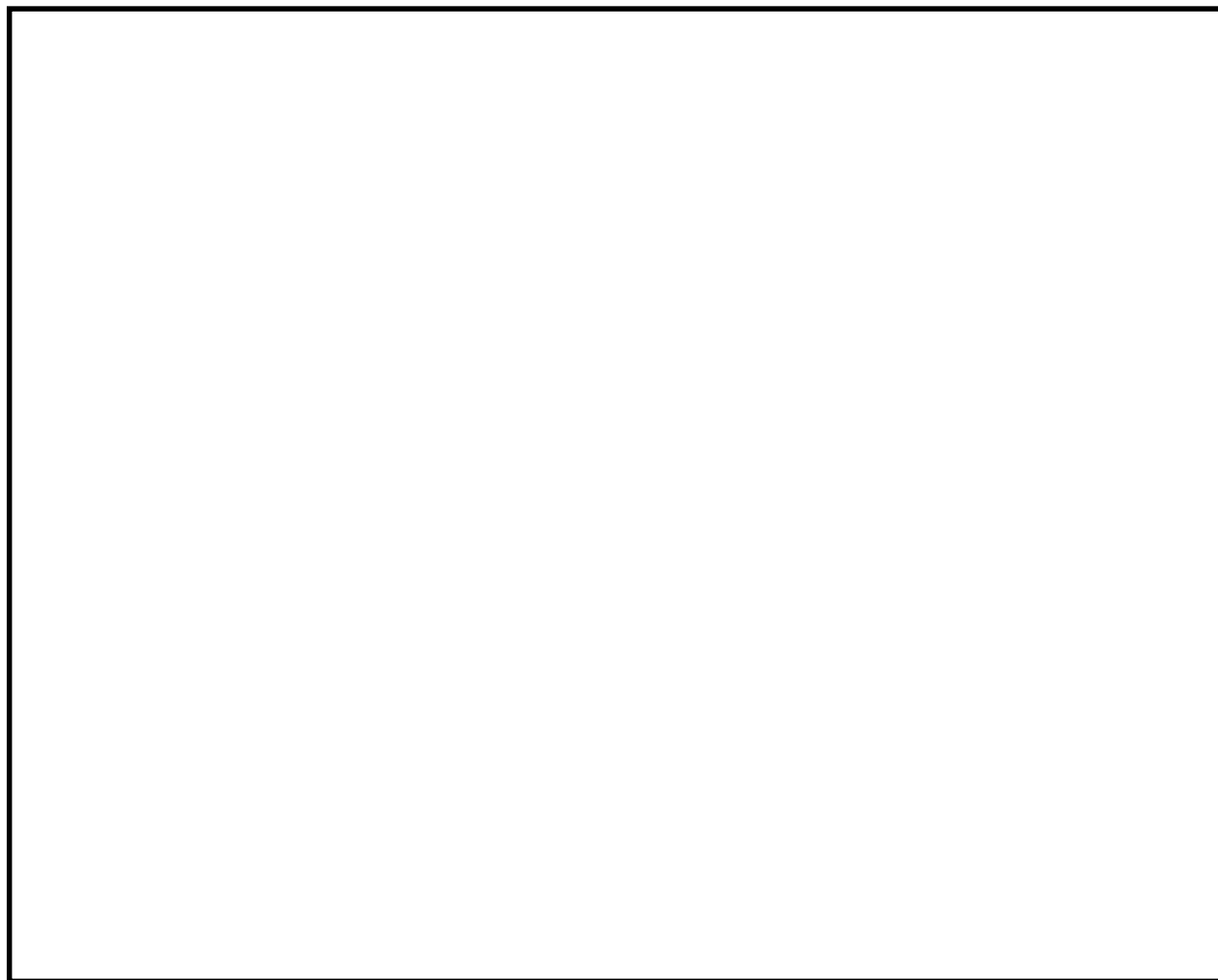
第15図 第二弁操作場所及びアクセスルート





第16図 第二弁操作場所及びアクセスルート





第 17 図 大気中に放出された放射性物質の濃度評価点

第 7 表 第一弁開放作業に伴う移動時及び作業時の被ばく線量

(単位 : mSv/h)

被ばく経路		第一弁 (S/C側) 開放作業		第一弁 (D/W側) 開放作業	
		弁開放作業時	屋内移動時 (中央制御室⇒作業場所)	弁開放作業時	屋内移動時 (中央制御室⇒作業場所)
原子炉建屋内の放射性物質からの γ線による外部被ばく		約 2.0×10^0	約 2.9×10^0	約 4.2×10^0	約 2.9×10^0
大気中へ放出された放射性物 質からのγ線による被ばく	外部被ばく	屋内に流入する放射性物質の 影響に包絡される		約 2.2×10^{-2}	屋内に流入する放射性物質の 影響に包絡される
	内部被ばく			約 1.0×10^{-3} 以下	
外気から作業場所内へ流入し た放射性物質による被ばく	外部被ばく	約 1.2×10^{-3}	約 1.2×10^{-3}	屋外のため対象外	約 1.2×10^{-3}
	内部被ばく	約 1.0×10^{-3} 以下	約 1.0×10^{-3} 以下		約 1.0×10^{-3} 以下
ベント系配管内の放射性物質からの ガンマ線による外部被ばく		約 1.0×10^{-3} 以下	約 1.4×10^{-2}	約 1.0×10^{-3} 以下	約 1.3×10^{-1}
大気中へ放出され地表面に沈着した 放射性物質からのγ線による被ばく		約 6.0×10^{-1}	約 6.0×10^{-1}	約 6.0×10^{-1}	約 6.0×10^{-1}
合計線量率		約 2.6×10^0	約 3.5×10^0	約 4.9×10^0	約 3.7×10^0
作業時間及び移動時間		90分	70分 (往復)	90分	85分 (往復)
作業線量 (作業時及び移動時)		約 4.0×10^0 mSv	約 4.1×10^0 mSv	約 7.3×10^0 mSv	約 5.1×10^0 mSv
作業線量 (合計)		約 8.1×10^0 mSv		約 1.2×10^1 mSv	

※第一弁開放作業はフィルタベント実施前に行う。
 ※移動ルートは中央制御室から作業場所であり屋内移動のみである。

第 8 表 第二弁開放作業に伴う移動時及び作業時の被ばく線量（第一弁（S/C側）開放作業の場合）

（単位：mSv/h）

被ばく経路		第二弁開放作業時 (ベント実施時)			屋内移動時 (原子炉建屋入口⇒作業場所)		屋外移動時 (緊急時対策所⇒原子炉建屋入口)	
		ベント開始～ 1時間	1時間～ 2時間	2時間～ 3時間	ベント 実施前	ベント 実施後	ベント 実施前	ベント 実施後
原子炉建屋内の放射性物質からの γ線による外部被ばく		約 9.1×10^{-3}	約 9.1×10^{-3}	約 9.1×10^{-3}	約 2.9×10^0	約 2.9×10^0	約 1.8×10^0	約 1.8×10^0
大気中へ放出された放射 性物質による被ばく	外部被ばく	屋内に流入する放射性物質の 影響に包絡される			屋内に流入する放射性物質の 影響に包絡される		約 3.9×10^{-2}	約 2.3×10^{-1}
	内部被ばく						約 1.0×10^{-3} 以下	約 2.0×10^{-2}
外気から作業場所内へ 流入した放射性物質 による被ばく	外部被ばく	約 6.5×10^0	約 1.2×10^{-1}	約 9.8×10^{-3}	約 1.2×10^{-3}	約 1.1×10^{-1}	屋外のため対象外	
	内部被ばく	正圧化により流入なし			約 1.0×10^{-3} 以下	約 2.0×10^{-2}		
ベント系配管内の放射性物質からの ガンマ線による外部被ばく		約 1.0×10^{-3} 以下	約 1.0×10^{-3} 以下	約 1.0×10^{-3} 以下	約 1.0×10^{-3} 以下	約 1.0×10^{-3} 以下	屋外のため対象外	
大気中へ放出され地表面に沈着した 放射性物質からのγ線による被ばく		約 2.0×10^{-1}	約 2.0×10^{-1}	約 2.0×10^{-1}	約 6.0×10^{-1}	約 4.1×10^0	約 6.0×10^{-1}	約 4.1×10^0
合計線量率		約 6.7×10^0	約 3.3×10^{-1}	約 2.2×10^{-1}	約 3.5×10^0	約 7.2×10^0	約 2.5×10^0	約 6.2×10^0
作業時間及び移動時間		60分	60分	60分	45分（往路）	45分（復路）	10分（往路）	10分（復路）
作業線量（作業時及び移動時）		約 6.7×10^0 mSv	約 3.3×10^{-1} mSv	約 2.2×10^{-1} mSv	約 2.6×10^0 mSv	約 5.4×10^0 mSv	約 4.1×10^{-1} mSv	約 1.0×10^0 mSv
作業線量（合計）		約 1.7×10^1 mSv						

第 9 表 第二弁開放作業に伴う移動時及び作業時の被ばく線量（第一弁（D/W側）開放作業の場合）

（単位：mSv/h）

被ばく経路		第二弁開放作業時 (ベント実施時)			屋内移動時		屋外移動時	
		ベント開始～ 1時間	1時間～ 2時間	2時間～ 3時間	ベント 実施前	ベント 実施後	ベント 実施前	ベント 実施後
原子炉建屋内の放射性物質からの γ線による外部被ばく		約 9.1×10^{-3}	約 9.1×10^{-3}	約 9.1×10^{-3}	約 2.9×10^0	約 2.9×10^0	約 1.8×10^0	約 1.8×10^0
大気中へ放出された放射 性物質による被ばく	外部被ばく	屋内に流入する放射性物質の 影響に包絡される			屋内に流入する放射性物質の 影響に包絡される		約 3.9×10^{-2}	約 2.3×10^{-1}
	内部被ばく						約 1.0×10^{-3} 以下	約 2.3×10^{-2}
外気から作業場所内へ 流入した放射性物質 による被ばく	外部被ばく	約 7.7×10^0	約 1.4×10^{-1}	約 1.2×10^{-2}	約 1.2×10^{-3}	約 1.4×10^{-1}	屋外のため対象外	
	内部被ばく	正圧化により流入なし			約 1.0×10^{-3} 以下	約 2.3×10^{-2}		
ベント系配管内の放射性物質からの ガンマ線による外部被ばく		約 1.0×10^{-3} 以下	約 1.0×10^{-3} 以下	約 1.0×10^{-3} 以下	約 1.1×10^{-3}	約 1.0×10^{-3} 以下	屋外のため対象外	
大気中へ放出され地表面に沈着した 放射性物質からのγ線による被ばく		約 1.8×10^0	約 1.8×10^0	約 1.8×10^0	約 6.0×10^{-1}	約 3.7×10^1	約 6.0×10^{-1}	約 3.7×10^1
合計線量率		約 9.6×10^0	約 2.0×10^0	約 1.8×10^0	約 3.5×10^0	約 4.0×10^1	約 2.5×10^0	約 3.9×10^1
作業時間及び移動時間		60分	60分	60分	45分（往路）	45分（復路）	10分（往路）	10分（復路）
作業線量（作業時及び移動時）		約 9.6×10^0 mSv	約 2.0×10^0 mSv	約 1.8×10^0 mSv	約 2.6×10^0 mSv	約 3.0×10^1 mSv	約 4.1×10^{-1} mSv	約 6.6×10^0 mSv
作業線量（合計）		約 5.3×10^1 mSv						

スクラビング水補給及び窒素供給作業の作業員の被ばく評価※

※値は現在の最新値（先行プラントの審査を踏まえ再評価中）

格納容器圧力逃がし装置フィルタ装置格納槽等へのスクラビング水の補給及び窒素ガスの供給作業における作業員の被ばく評価を以下のとおり行った。

(1) 評価条件

a. 放出量評価条件

想定事象として格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」で想定される事故シーケンスに対して、代替循環冷却系を使用しない場合を想定した事故シナリオを選定する。また、大気中への放出過程を第 1 図及び第 2 図に示す。また、第一弁（S/C 側）開放時及び第一弁（D/W 側）開放時のそれぞれについて評価を行った。

b. 被ばく評価条件

被ばく経路は、第 3 図に示すとおり大気中へ放出される放射性物質による外部被ばく及び内部被ばく、地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線、原子炉建屋からの直接ガンマ線等による外部被ばくを考慮した。

大気中へ放出される放射性物質による外部被ばく及び内部被ばく、地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばくについては、第 2 表～第 4 表に示すとおり拡散効果を考慮し、作業場所における相対線量（D/Q）及び相対濃度（ χ /Q）から被ばく評価を行った。なお、内部被ばくについてはマスク等の放射線防護効果を考慮し評価を行った。

原子炉建屋及びフィルタ装置格納槽からの直接ガンマ線等による外部被ばくについては、第 5 表及び第 6 表に示すとおり原子炉建屋の外壁、フィルタ装置格納槽の遮蔽壁等の遮蔽効果を考慮し評価を行った。

c. 評価地点

評価地点は、第 4 図に示すとおりとした。

d. 作業開始時間

フィルタ装置格納槽等へのスクラビング水の補給及び窒素ガスの供給は事象発生から 7 日後に実施することを想定し評価した。

(2) 評価結果

フィルタ装置格納槽等へのスクラビング水の補給及び窒素ガスの供給作業場所の線量率は、第 7 表及び第 8 表に示すとおり、第一弁（S/C側）を開放したベント実施時には、スクラビング水の補給作業については 13mSv/h 、窒素ガスの供給作業については 3.5mSv/h となり、第一弁（D/W側）を開放したベント実施時には、スクラビング水の補給作業については 24mSv/h 、窒素ガスの供給作業については 12mSv/h となる。

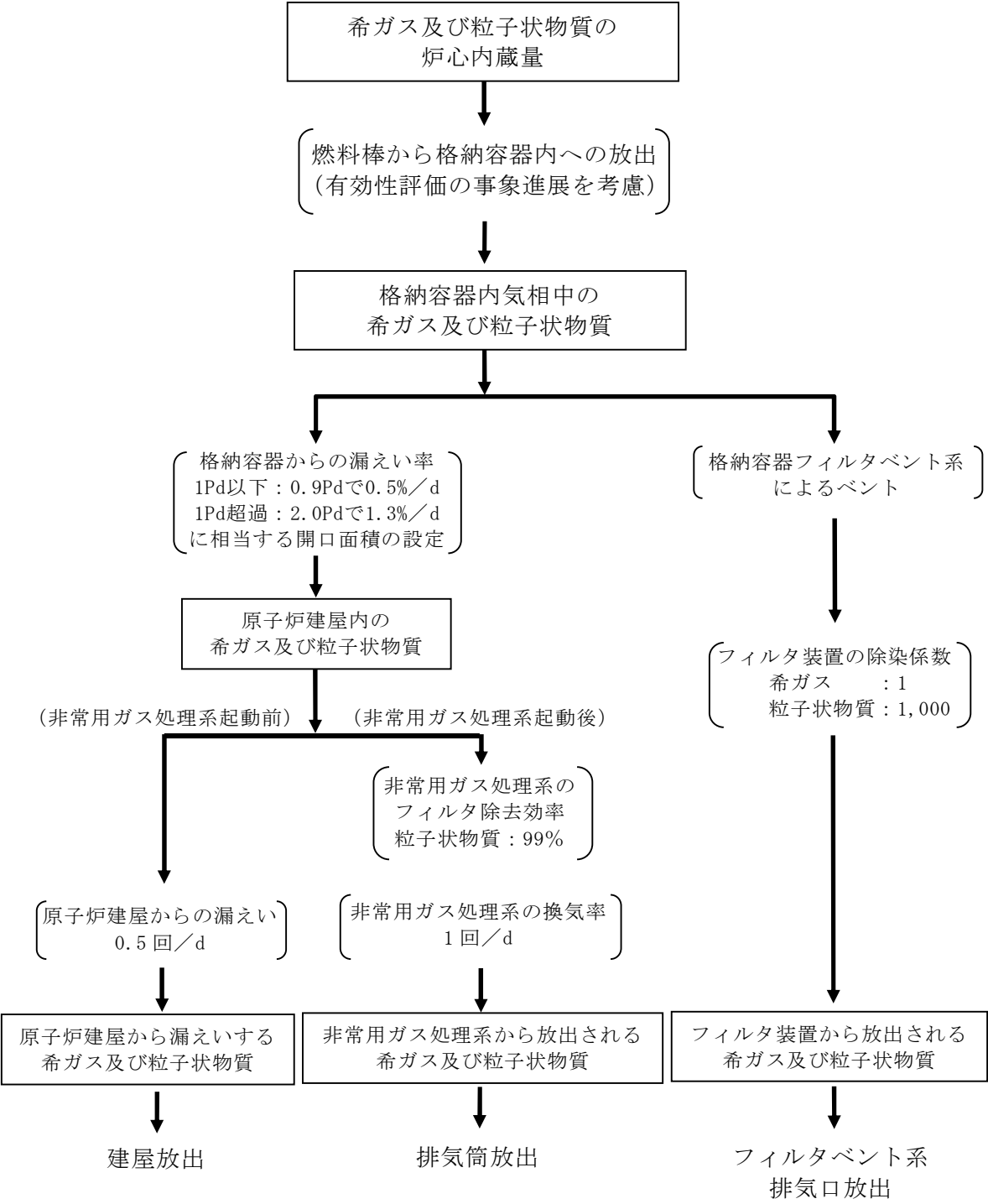
第 1 表 放出量評価条件 (1/2)

項目	評価条件			選定理由
評価事象	格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」で想定される事故シーケンス			代替循環冷却系を使用しない場合を想定した事故シナリオを選定
炉心熱出力	3293MWt			定格熱出力
運転時間	1 サイクル：10,000h (416 日) 2 サイクル：20,000h 3 サイクル：30,000h 4 サイクル：40,000h 5 サイクル：50,000h			1 サイクル 13 ヶ月 (395 日) を考慮して、燃料の最高取出燃焼度に余裕を持たせ長めに設定
取替炉心の燃料装荷割合	1 サイクル：0.229 (200 体) 2 サイクル：0.229 (200 体) 3 サイクル：0.229 (200 体) 4 サイクル：0.229 (200 体) 5 サイクル：0.084 (72 体)			取替炉心の燃料装荷割合に基づき設定
原子炉建屋から大気中へ放出される放射性物質の放出割合	希ガス類 CsI 類 CsOH 類 Sb 類 TeO ₂ 類 SrO 類 BaO 類 MoO ₂ 類 CeO ₂ 類 La ₂ O ₃ 類	< S / C 側 > : 約 6.1×10^{-3} : 約 1.1×10^{-4} : 約 3.2×10^{-5} : 約 7.6×10^{-6} : 約 7.6×10^{-6} : 約 3.0×10^{-6} : 約 3.0×10^{-6} : 約 3.8×10^{-7} : 約 7.6×10^{-8} : 約 3.0×10^{-8}	< D / W 側 > : 約 6.2×10^{-3} : 約 1.1×10^{-4} : 約 3.4×10^{-5} : 約 8.0×10^{-6} : 約 8.0×10^{-6} : 約 3.2×10^{-6} : 約 3.2×10^{-6} : 約 4.0×10^{-7} : 約 8.0×10^{-8} : 約 3.2×10^{-8}	S / C 側及び D / W 側のベント弁開放を想定した MAAP 解析結果に基づき設定
ベントラインから大気への放出割合	希ガス類 CsI 類 CsOH 類 Sb 類 TeO ₂ 類 SrO 類 BaO 類 MoO ₂ 類 CeO ₂ 類 La ₂ O ₃ 類	< S / C 側 > : 約 9.4×10^{-1} : 約 6.9×10^{-7} : 約 6.7×10^{-7} : 約 1.3×10^{-7} : 約 1.3×10^{-7} : 約 5.4×10^{-8} : 約 5.4×10^{-8} : 約 6.7×10^{-9} : 約 1.3×10^{-9} : 約 5.4×10^{-1}	< D / W 側 > : 約 9.4×10^{-1} : 約 4.2×10^{-3} : 約 2.7×10^{-2} : 約 5.1×10^{-3} : 約 5.1×10^{-3} : 約 2.0×10^{-3} : 約 2.0×10^{-3} : 約 2.6×10^{-4} : 約 5.1×10^{-5} : 約 2.0×10^{-5}	S / C 側及び D / W 側のベント弁開放を想定した MAAP 解析結果に基づき設定
格納容器から原子炉建屋への漏えい率	希ガス及び粒子状よう素 1Pd以下：0.9Pdで0.5%/d 1Pd超過：2.0Pdで1.3%/d に相当する開口面積の設定 無機よう素及び有機よう素 1h後～24h後：1.3%/d その他の期間：0.5%/d			格納容器の設計漏えい率及び AEC の式に基づき設定
よう素の化学形態	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

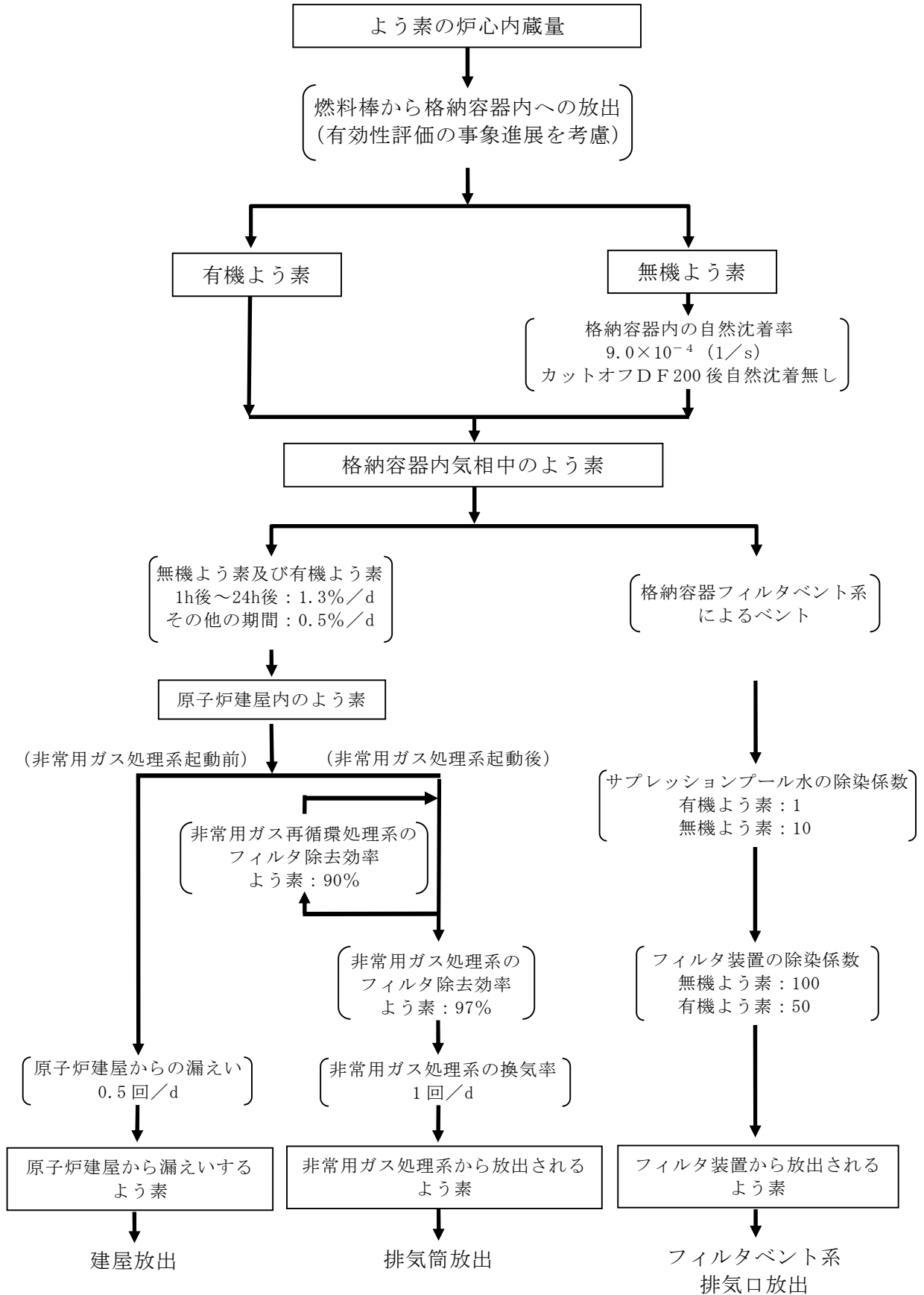
第 1 表 放出量評価条件 (2/2)

項 目	評価条件	選定理由
格納容器内でのエアロゾルの除去効果	M A A P 解析に基づく	M A A P 解析で評価
格納容器内での有機よう素の除去係数	未考慮	保守的に考慮しないものとした。
格納容器等への無機よう素の沈着率	9.0×10^{-4} (1/s) カットオフ D F 200 後自然沈着無し	CSE 実験 ^{※1} に基づき無機よう素の自然沈着率を設定
サプレッション・プールでのスクラビングによる無機よう素の除去係数	有機よう素 : 1 無機よう素 : 10	Standard Review Plan 6.5.5 に基づき設定
非常用ガス処理系のフィルタ除去効率	よう素フィルタ : 97% 微粒子フィルタ : 99%	設計値に基づき設定
非常用ガス再循環系のフィルタ除去効率	よう素フィルタ : 90%	設計値に基づき設定
格納容器圧力逃がし装置の除去係数	希ガス : 1 有機よう素 : 50 無機よう素 : 100 粒子状放射性物質 : 1000	設計値に基づき設定

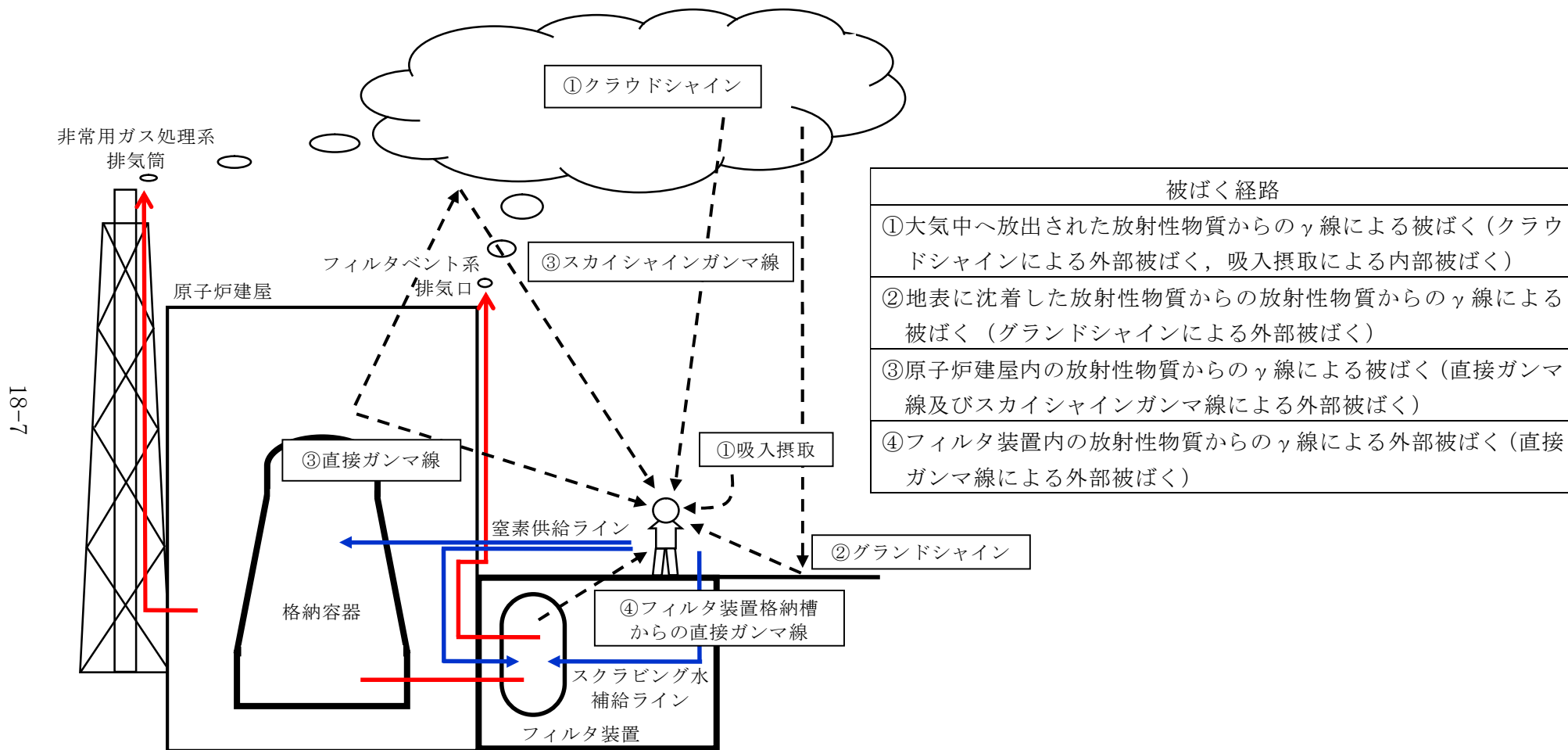
※1 R. K. HILLIARD, A. K. POSTMA, J. D. McCORMACK and L. F. COLEMAN, "Removal of iodine and particles by sprays in the containment systems experiment", Nuclear Technology, Vol. 10, p. 499-519, April 1971



第 1 図 希ガス及び粒子状物質の大気放出過程



第 2 図 よう素の大気放出過程



18-7

第3図 スクラビング水補給及び窒素供給作業時の作業員の被ばく評価経路イメージ

第 2 表 大気拡散評価条件

項 目	評価条件	選定理由
大気拡散評価モデル	ガウスプルームモデル	発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針（以下「気象指針」という）に基づき評価
気象資料	東海第二発電所における 1 年間の気象資料（2005 年 4 月～2006 年 3 月） 地上風：地上高 10m	保守的に地上放出として地上風（地上高 10m）の気象データを使用
放出源及び放出源高さ（有効高さ）	原子炉建屋漏えい 地上 0m フィルタベント系 排気口：55m 非常用ガス処理系 排気筒：95m	フィルタベント系排気口からの放出は建屋影響を考慮し建屋屋上からの放出と想定し設定。 非常用ガス処理系排気筒からの放出は方位ごとの風洞実験結果のうち保守的に最低の方位の有効高さを設定。
実効放出継続時間	1時間	保守的に最も短い実効放出継続時間を設定
累積出現頻度	小さい方から 97%	気象指針に基づき設定
建屋の影響	考慮する	建屋放出及びフィルタベント系排気口放出においては放出源から近距離の原子炉建屋の影響を受けるため、建屋による巻き込み現象を考慮
巻き込みを生じる代表建屋	原子炉建屋	放出源から最も近く、巻き込みの影響が最も大きい建屋として選定
大気拡散評価点	第 4 表参照	フィルタベント実施に伴う屋外作業場所に近い地点を設定
着目方位	非常用ガス処理系排気筒： 1 方位 建屋放出及び フィルタベント系排気口： 9 方位	非常用ガス処理系排気筒（排気筒放出）については評価点の方位とし、建屋放出及びフィルタベント系排気口については放出源が評価点に近いことから、180 度をカバーする方位を対象とする。
建屋影響	3000m ²	原子炉建屋の最小投影断面積を設定
形状係数	0.5	気象指針に基づき設定

第 3 表 線量換算係数, 呼吸率及び地表面への沈着速度等の条件

項 目	評価条件	選定理由
線量換算係数	成人実効線量換算係数を使用 (主な核種を以下に示す) I-131 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq I-132 : 3.1×10^{-10} Sv/Bq I-133 : 4.0×10^{-9} Sv/Bq I-134 : 1.5×10^{-10} Sv/Bq I-135 : 9.2×10^{-10} Sv/Bq Cs-134 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq Cs-136 : 2.8×10^{-9} Sv/Bq Cs-137 : 3.9×10^{-8} Sv/Bq 上記以外の核種は ICRP Pub. 71 等に基づく	ICRP Publication 71 に基づき設定
呼吸率	1.2m ³ /h	成人活動時の呼吸率を設定 ICRP Publication 71 に基づき設定
マスクの除染係数	DF50	性能上期待できる値から設定
地表面への沈着速度	1.2cm/s	線量目標値評価指針を参考に, 湿性沈着を考慮して乾性沈着速度 (0.3cm/s) の 4 倍を設定 乾性沈着速度は NUREG/CR-4551Vol.2 ^{※1} より設定

※1 米国 NUREG/CR-4551 Vol.2 “Evaluation of Severe Accident Risks : Quantification of Major Input Parameters”

第 4 表 評価に使用する相対濃度 (χ/Q) 及び相対線量 (D/Q)

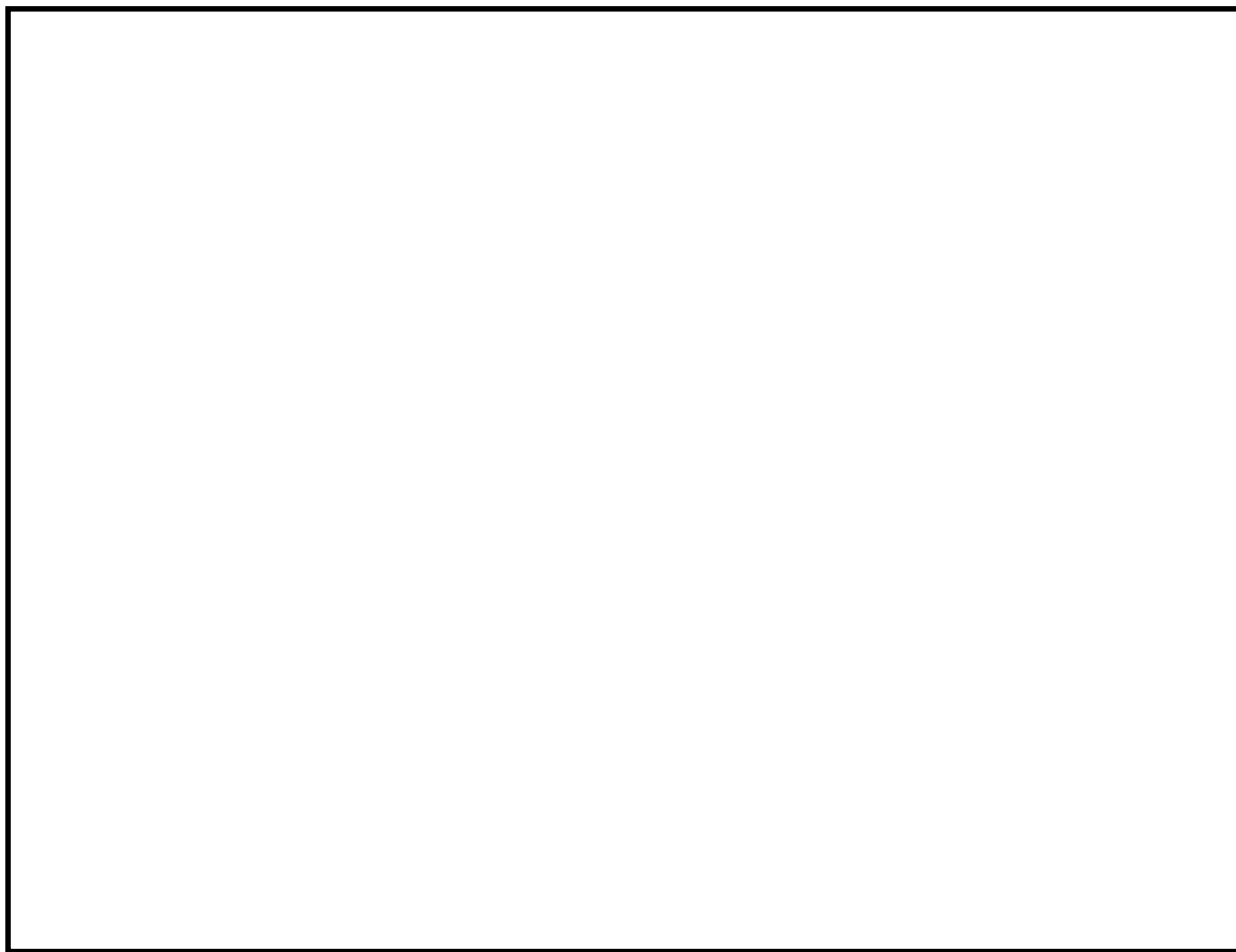
作業内容		放出箇所	χ/Q 及び D/Q	
スクラビング 水補給作業	屋外移動時	原子炉建屋漏えい (地上放出)	χ/Q (s/m^3)	約 8.0×10^{-4}
		フィルタベント系排気口 (フィルタベント放出)	χ/Q (s/m^3)	約 4.0×10^{-4}
			D/Q (Gy/Bq)	約 8.7×10^{-19}
		非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出)	χ/Q (s/m^3)	約 3.0×10^{-6}
	D/Q (Gy/Bq)		約 1.2×10^{-19}	
	作業時	原子炉建屋漏えい (地上放出)	χ/Q (s/m^3)	約 8.3×10^{-4}
		フィルタベント系排気口 (フィルタベント放出)	χ/Q (s/m^3)	約 4.2×10^{-4}
			D/Q (Gy/Bq)	約 7.0×10^{-19}
非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出)		χ/Q (s/m^3)	約 2.8×10^{-6}	
	D/Q (Gy/Bq)	約 8.6×10^{-20}		
窒素供給作業	屋外移動時	原子炉建屋漏えい (地上放出)	χ/Q (s/m^3)	約 8.0×10^{-4}
		フィルタベント系排気口 (フィルタベント放出)	χ/Q (s/m^3)	約 4.0×10^{-4}
			D/Q (Gy/Bq)	約 8.7×10^{-19}
		非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出)	χ/Q (s/m^3)	約 3.0×10^{-6}
	D/Q (Gy/Bq)		約 1.2×10^{-19}	
	作業時	原子炉建屋漏えい (地上放出)	χ/Q (s/m^3)	約 8.0×10^{-4}
		フィルタベント系排気口 (フィルタベント放出)	χ/Q (s/m^3)	約 3.7×10^{-4}
			D/Q (Gy/Bq)	約 7.7×10^{-19}
非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出)		χ/Q (s/m^3)	約 3.0×10^{-6}	
	D/Q (Gy/Bq)	約 6.3×10^{-20}		

第 5 表 原子炉建屋からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線

項 目	評価条件	選定理由
原子炉建屋内線源強度分布	原子炉建屋内に放出された放射性物質が均一に分布	審査ガイドに示されたとおり設定
原子炉建屋のモデル	原子炉建屋の幾何形状をモデル化	建屋外壁を遮蔽体として考慮
直接ガンマ線・スカイシャインガンマ線評価コード	直接ガンマ線評価： QAD-CGGP2R スカイシャインガンマ線評価： ANISN G33-GP2R	現行許認可（添十）に同じ

第 6 表 フィルタ装置からの直接ガンマ線

項 目	評価条件	選定理由
スクラビング水補給場所作業場所壁厚		フィルタ装置遮蔽設計値 (10mSv/h) に基づき設定
フィルタ装置格納槽外壁壁厚		フィルタ装置遮蔽設計値 (0.62mSv/h) に基づき設定



第 4 図 大気中に放出された放射性物質の濃度評価点

第 7 表 スクラビング水補給作業及び窒素供給作業における被ばく評価（第一弁（S/C側）開放の場合）

（単位：mSv/h）

被ばく経路		スクラビング水補給作業		窒素供給作業	
		補給作業時	屋外移動時	供給作業時	屋外移動時
原子炉建屋内の放射性物質からの γ線による外部被ばく		1.7×10^0	1.8×10^0	1.7×10^0	1.8×10^0
大気中へ放出された 放射性物質による被ばく	外部被ばく	1.0×10^{-3} 以下	1.0×10^{-3} 以下	1.0×10^{-3} 以下	1.0×10^{-3} 以下
	内部被ばく	1.0×10^{-3} 以下	1.0×10^{-3} 以下	1.0×10^{-3} 以下	1.0×10^{-3} 以下
大気中へ放出され地表面に沈着した 放射性物質からのγ線による被ばく		1.3×10^0	1.2×10^0	1.1×10^0	1.2×10^0
格納容器圧力逃がし装置 フィルタ装置格納槽からの直接線		1.0×10^1	6.3×10^{-1}	6.3×10^{-1}	6.3×10^{-1}
作業線量率		1.3×10^1	3.7×10^0	3.5×10^0	3.7×10^0

※屋外移動のアクセスルートはフィルタ装置格納槽から十分に離れた場所となっており対象外とする。

第 8 表 スクラビング水補給作業及び窒素供給作業における被ばく評価（第一弁（D/W側）開放の場合）

（単位：mSv/h）

被ばく経路		スクラビング水補給作業		窒素供給作業	
		補給作業時	屋外移動時	供給作業時	屋外移動時
原子炉建屋内の放射性物質からの γ線による外部被ばく		1.7×10^0	1.8×10^0	1.7×10^0	1.8×10^0
大気中へ放出された 放射性物質による被ばく	外部被ばく	1.0×10^{-3} 以下	1.0×10^{-3} 以下	1.0×10^{-3} 以下	1.0×10^{-3} 以下
	内部被ばく	1.0×10^{-3} 以下	1.0×10^{-3} 以下	1.0×10^{-3} 以下	1.0×10^{-3} 以下
大気中へ放出され地表面に沈着した 放射性物質からのγ線による被ばく		1.2×10^1	1.1×10^1	9.9×10^0	1.1×10^1
格納容器圧力逃がし装置 フィルタ装置格納槽からの直接線		1.0×10^1	6.3×10^{-1}	6.3×10^{-1}	6.3×10^{-1}
作業線量率		2.4×10^1	1.3×10^1	1.2×10^1	1.3×10^1

※屋外移動のアクセスルートはフィルタ装置格納槽から十分に離れた場所となっており対象外とする。

格納容器内の圧力が計測できない場合の運用について

格納容器内の圧力が計測できない場合には、格納容器雰囲気温度を計測し、飽和圧力に換算することにより操作判断を行うこととする。このため、第 1 表及び第 1 図に示すような飽和温度と飽和圧力の換算表等を手順書類に記載する。

具体的には、重大事故等発生時に格納容器への注水等が十分である場合においては、格納容器雰囲気は飽和状態に近い状態であることから、第 2 図に示す格納容器雰囲気温度計のうち、より飽和状態に近いと考えられるサプレッション・チェンバ空間部に設置した格納容器雰囲気温度計（第 2 図の⑨及び⑩）の計測値を飽和圧力に換算し、ベントの実施を判断する。

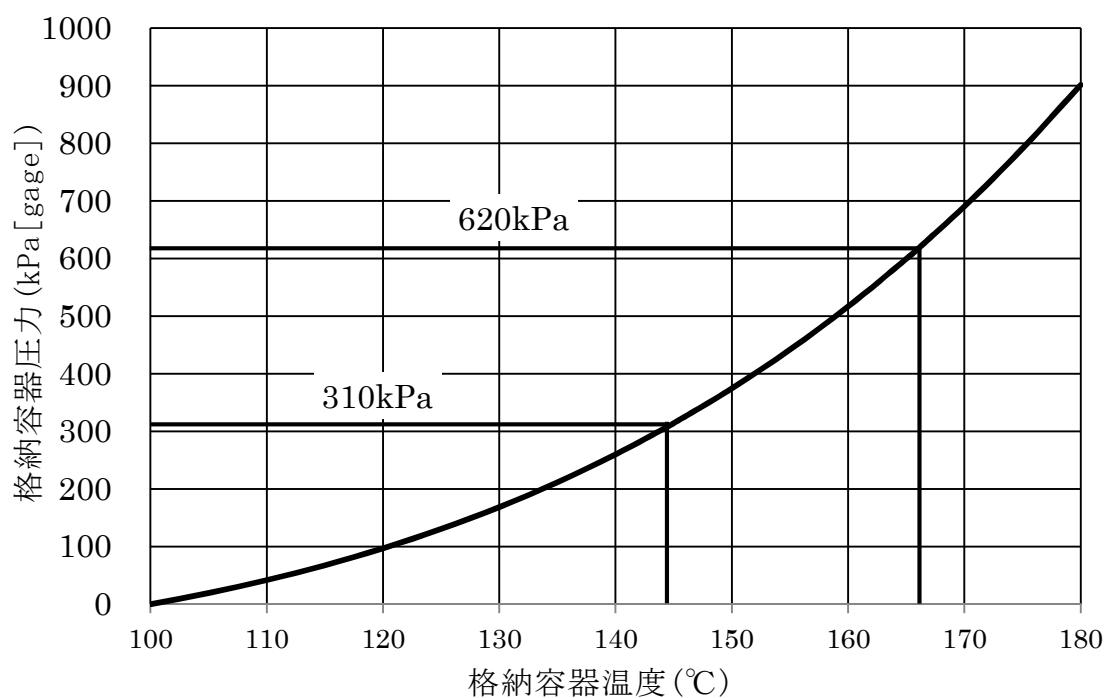
ただし、有効性評価で想定する範囲を超える場合ではあるが、重大事故等発生時に格納容器への注水等が不十分な場合は、格納容器雰囲気温度が格納容器圧力に対する飽和温度以上になるとともに、熔融炉心からの輻射熱等によって局所的に格納容器雰囲気温度が大きく上昇する可能性がある。

このような場合は、全ての格納容器雰囲気温度計の最大値を圧力換算し、ベントの実施を判断する。この運用により、格納容器雰囲気温度に対する圧力換算値は実際の格納容器圧力と同等又はそれ以上となることから、格納容器の限界圧力である最高使用圧力の 2 倍（620kPa[gage]）に到達する前のベントが可能であると考ええる。

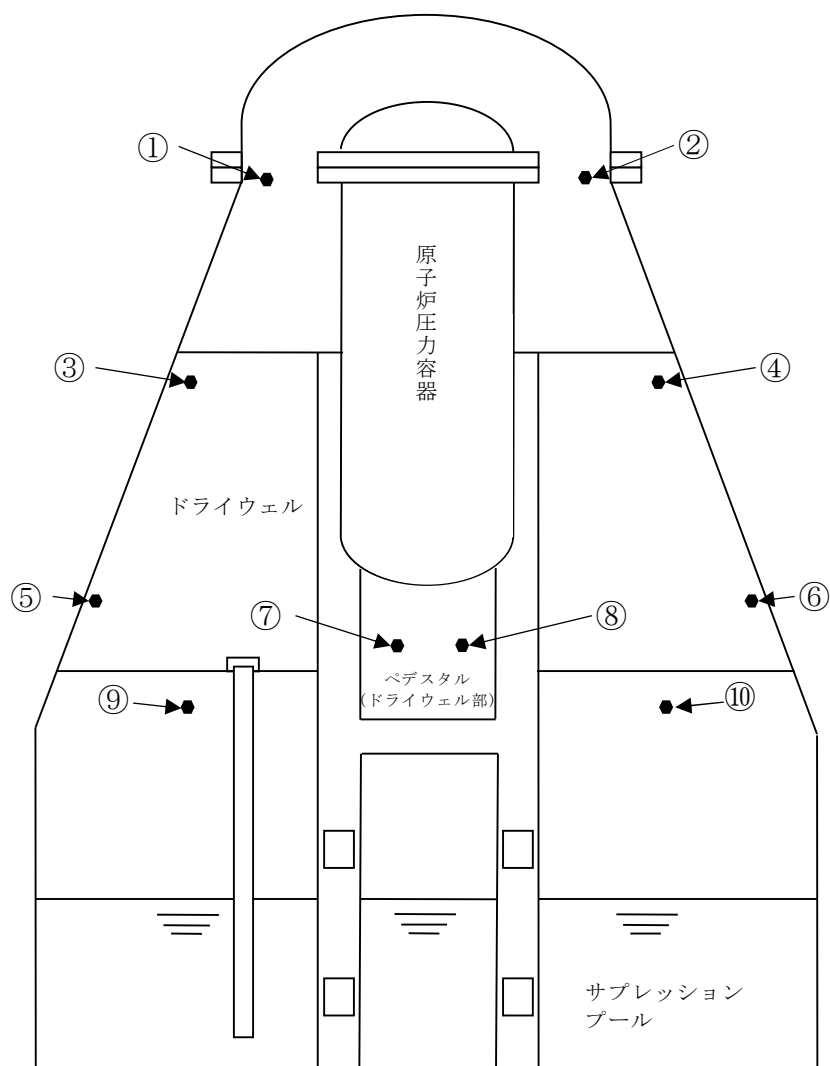
第 1 表 飽和温度と飽和圧力の換算表

飽和温度[°C]	飽和圧力[kPa]	
	絶対圧力	ゲージ圧力
100	101	0
105	121	20
110	143	42
115	169	68
120	199	97
125	232	131
130	270	169
135	313	212
140	362	260
144.6	411	310 (1Pd)
145	416	314
150	476	375
155	543	442
160	618	517
165	701	599
166.2	721	620 (2Pd)
170	792	691
175	892	791
180	1003	901

参考：日本機械学会蒸気表[1999年]



第 1 図 飽和温度と飽和圧力の換算グラフ



番号	名称	設置場所	測定範囲
①, ②	ドライウエル上部温度	フランジ高さ	0~300℃
③, ④	ドライウエル中部温度	燃料有効長頂部高さ	0~300℃
⑤, ⑥	ドライウエル下部温度	機器ハッチ高さ	0~300℃
⑦, ⑧	ペDESTアル (ドライウエル部) 温度	ドライウエル床面高さ	0~300℃
⑨, ⑩	サプレッション・チェンバ温度	サプレッション・チェンバ上部	0~200℃

第 2 図 格納容器雰囲気温度計の計測点

ベント停止の判断について

(1) 格納容器フィルタベント系によるベント停止の判断について

格納容器フィルタベント系によるベントを停止した後は、以下の機能が必要となる。

- a. 格納容器の除熱機能（残留熱除去系等）
 - ・ 格納容器内に残存する核分裂生成物から発生する崩壊熱を除去し、最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送するため
- b. 格納容器への窒素供給機能（窒素供給設備等）
 - ・ 残留熱除去系の運転に伴う蒸気凝縮により、格納容器内が負圧になることを防止するため
 - ・ 水の放射線分解によって発生する水素及び酸素の濃度が可燃限界濃度に到達することを防止するため
- c. 格納容器内の可燃性ガスの濃度制御機能（可燃性ガス濃度制御系等）
 - ・ 水の放射線分解によって発生する水素及び酸素の濃度が可燃限界濃度に到達することを防止するため

以上を踏まえ、格納容器からの除熱機能、格納容器への窒素供給機能及び格納容器内の可燃性ガスの濃度制御機能が確保されれば、格納容器フィルタベント系によるベントの停止を判断する。

次にベント停止の流れを示す。

- ① 窒素供給設備により格納容器に窒素を注入する。
 - ・ ベント弁は開状態であるため、注入した窒素はそのまま排出されると考えられるが、ベント弁閉後における「水の放射性分解によって発生する水素・酸素濃度の上昇」を抑制するため、早期に注入開始することを目的として最初に実施する。

- ・ドライウエル内に水素・酸素が滞留している可能性を考慮して、ドライウエル側から窒素供給する。
- ②第一弁を閉とし、ベントを停止する。
- ・第一弁閉後は、第一弁と第二弁の間に水素が滞留する恐れがあるため、第一弁の下流から窒素を供給し滞留している水素をパージする運用としている。このため、第一弁でベントを停止する（第二弁は開状態を維持する）。
- ・フィルタ装置への窒素供給を開始する。
- ③残留熱除去系又は代替循環冷却系を起動する。
- ・ベント弁を閉止後、サプレッション・プール水温度が飽和温度以下であることを確認し、残留熱除去系又は代替循環冷却系を起動する。
- ④可燃性ガス濃度制御系を起動する。
- ・残留熱除去系による冷却水を供給し、可燃性ガス濃度制御系の暖気運転を開始する。
 - ・起動後 2 時間以内に暖機運転が完了し、処理が開始される。
- ⑤残留熱除去系又は代替循環冷却系による格納容器除熱を開始し、格納容器の圧力を制御する。
- ・残留熱除去系の熱交換器への通水を開始することにより、格納容器の除熱を開始する。
 - ・残留熱除去系の熱交換器への通水量を調整することで、格納容器の負圧を防止する。
- ⑥格納容器内水素・酸素濃度計により、格納容器内水素・酸素濃度を監視する。

(2) フィルタ装置出口弁の運用

系統待機時において、フィルタ装置と大気は圧力開放板により隔離されている。このため、フィルタ装置出口弁は、系統待機時において閉とする必要はなく、ベント操作の信頼性の観点から常時「開」として運用する。

一方、ベント実施後は圧力開放板が開放されていることから、ベント操作を停止した後は、フィルタ装置を大気と隔離するため、フィルタ装置出口弁を「閉」にする。

なお、フィルタ装置出口弁の閉操作については、フィルタ装置のスクラビング水温度が上昇しないこと及び水素濃度の上昇により可燃限界濃度に到達しないことにより判断する。

格納容器雰囲気温度によるベントの運用について

(1) 格納容器雰囲気温度の監視について

格納容器雰囲気温度計は、ドライウエルに36点、サプレッション・チェンバに4点の計40点を設置しており、各所に分散して配置することにより格納容器全体の雰囲気温度を監視することができる。このうち、重大事故等発生時における監視を確実なものとするため、重大事故発生時の原子炉格納容器内の環境条件においても計測可能な温度計を、ドライウエルに8点、サプレッション・チェンバに2点に分散し、原子炉格納容器内の雰囲気温度を一様に計測することとしている。

重大事故発生時の原子炉格納容器内の環境条件においても計測可能な温度計の計測点を第1図に示す。

(2) 局所的な温度上昇について

格納容器雰囲気温度が局所的に大きく上昇する要因としては、原子炉圧力容器が高圧状態で破損する際に熔融炉心が飛散し、格納容器内に熔融炉心が付着することなどが考えられるが、原子炉圧力容器破損前に原子炉圧力容器を減圧することにより、このような状況に至る可能性を低減する。また、原子炉圧力容器が破損した場合には、熔融炉心がペDESTAL部に落下するが、ペDESTAL（ドライウエル部）はドライウエル床面より掘り下げられた構造となっているため、熔融炉心はペDESTAL(ドライウエル部)に保持され、ドライウエル床面に流出することはない。さらに、格納容器スプレイ実施時には格納容器雰囲気が冷却されること及び格納容器への注水等による熔融炉心の冷却に伴い発生する蒸気により格納容器内では自然対流が起きていることを踏まえると、熔融炉心からの輻射熱等により格納容器雰囲気温度が局所的に大きく上昇する可能性は低い。したがって、このような場合には、格納容器圧力が限界圧力である最高使用圧力の2倍

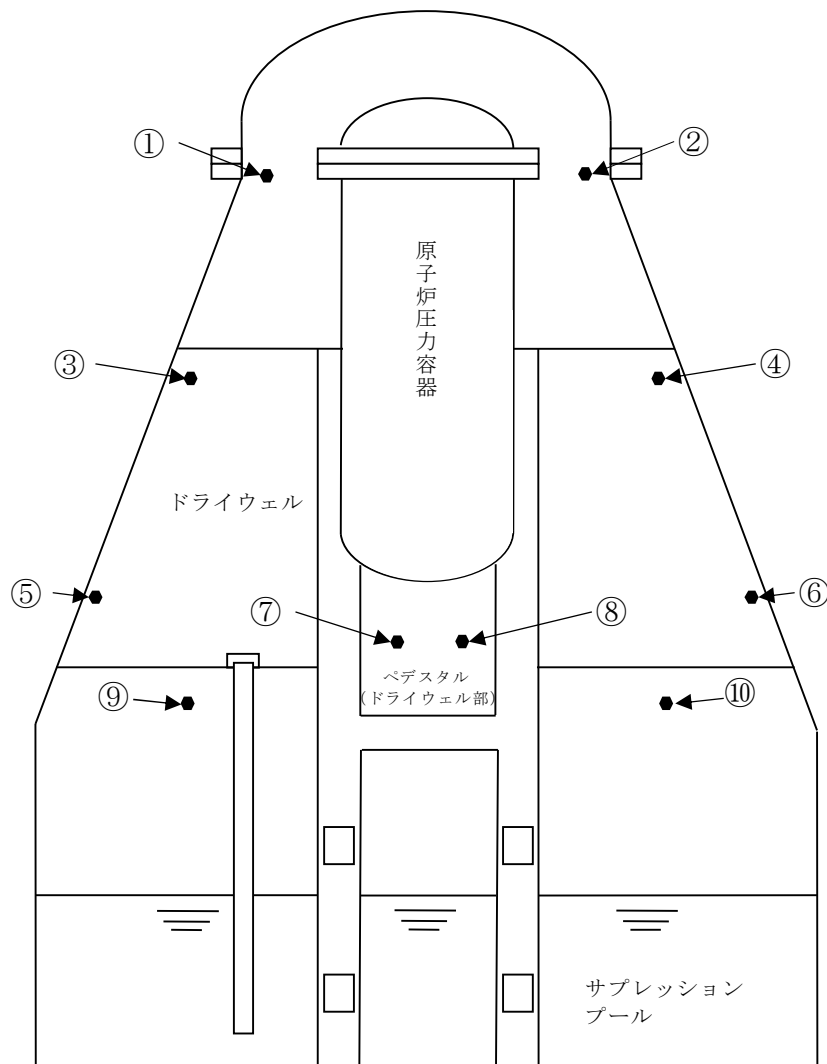
(620kPa[gage]) 到達までにベントを実施することから、限界圧力に対する飽和温度が約 166℃であることを踏まえると、過温破損に至ることはないと考えられる。

なお、格納容器圧力が計測できない場合は、「別紙 19. 格納容器内の圧力が計測できない場合の運用について」に記載のとおり、格納容器雰囲気温度によりベントを判断することとしている。

(3) 格納容器破損の恐れがある場合の影響緩和のためのベント実施について

炉心部の燃料、ペDESTAL（ドライウェル部）に落下した燃料デブリ及び格納容器内を冷却するため、格納容器への注水等に期待するが、十分な注水等ができない場合には、格納容器雰囲気が過熱状態になり、格納容器雰囲気温度が格納容器圧力に対する飽和温度以上になるとともに、溶融炉心からの輻射熱等により格納容器雰囲気温度が局所的に大きく上昇し、格納容器が過温破損に至る恐れがある。このように、重大事故等対処設備が健全に機能せず、格納容器の健全性が脅かされる可能性が高い状況では、格納容器フィルタベント系からのベントを実施し、フィルタ装置を介した放射性物質の放出経路を形成することで、格納容器の過温破損時に大気へ放出される放射性物質の総量を低減させる運用とする。

なお、ベントの実施は過圧破損防止の観点では有効な手段であるが、格納容器雰囲気の過熱状態による温度上昇に対しては一定の抑制効果はあるものの過温破損そのものを防止できる手段ではない。したがって、格納容器温度及び圧力の上昇に対するベントにおいて、過圧破損の観点では余裕をもったタイミングによるベントを実施するが、過温破損の観点では可能な限り格納容器内に存在する希ガスの減衰に期待するため、第 1 図に示すドライウェルに設置した温度計の指示値のうち 2 点が 200℃に到達した時点で格納容器フィルタベント系からのベントを実施することとする。



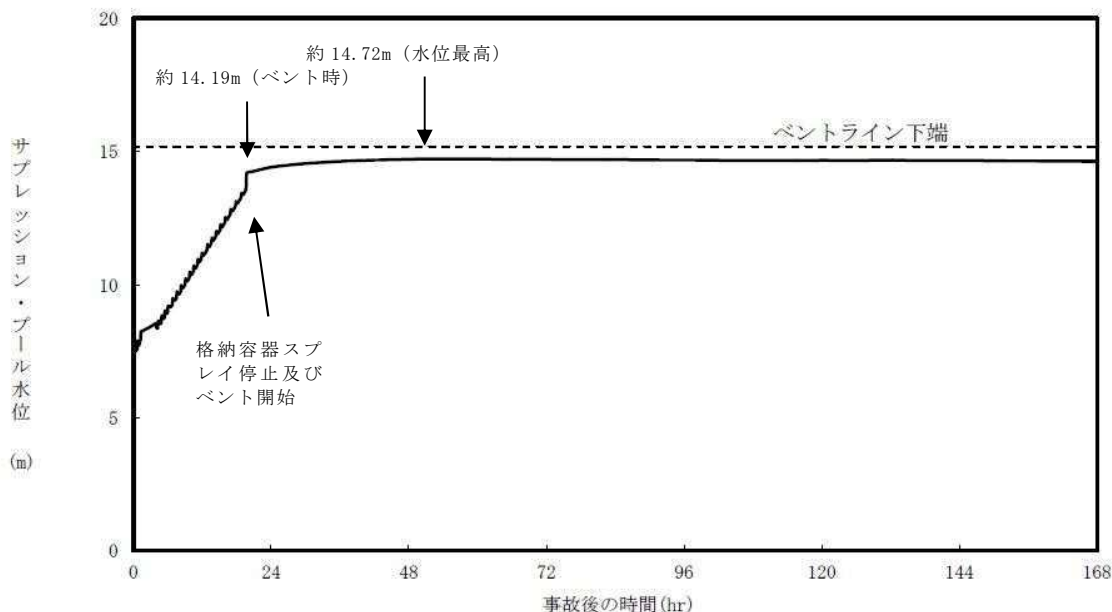
番号	名称	設置場所	測定範囲
①, ②	ドライウエル上部温度	フランジ高さ	0～300℃
③, ④	ドライウエル中部温度	燃料有効長頂部高さ	0～300℃
⑤, ⑥	ドライウエル下部温度	機器ハッチ高さ	0～300℃
⑦, ⑧	ペDESTAL (ドライウエル部) 温度	ドライウエル床面高さ	0～300℃
⑨, ⑩	サブプレッション・チェンバ温度	サブプレッション・チェンバ上部	0～200℃

第 1 図 格納容器雰囲気温度計の計測点

格納容器減圧に伴うベント管からサブプレッション・プールへの
冷却水の流入について

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）等による代替格納容器スプレイを実施する場合、外部水源の持ち込みによるサブプレッション・プール水位の上昇により、ベントラインが水没する恐れがある。サブプレッション・プールの水位は、ベント時のサブプレッション・チェンバ圧力低下に伴う体積膨張及びベント管からの水の流入によっても増加するため、これらを考慮してもベント実施後にベントラインが水没しないよう格納容器スプレイを停止する必要がある。

原子炉注水した冷却材が破断口からサブプレッション・プールに移行し、サブプレッション・プール水位の上昇が最も厳しいシーケンスとなる「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」におけるサブプレッション・プール水位の挙動を第 1 図に示す。格納容器スプレイ停止後、ドライウエール圧力が上昇することでベント管内の冷却材の一部が押し出されサブプレッション・プール水位が上昇する。格納容器ベントを開始すると、サブプレッション・チェンバの圧力が低下し、ベント管内に残存する冷却材がサブプレッション・プールに押し出されることでさらに水位が上昇する。その後は、破断口から流出する冷却材の流入等による水位上昇効果と、格納容器ベント時の圧力低下やサブプレッション・プール内の核分裂生成物からの崩壊熱によるサブプレッション・プール水の蒸発による水位低下効果のバランスによりサブプレッション・プール水位が変動するが、ベントライン下端まで到達しない。また、ベント実施時の減圧沸騰によるサブプレッション・プールの水位上昇を考慮してもベントライン下端まで到達しない。



第 1 図 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)におけるサプレッション・プール水位の挙動

原子炉格納容器フィルタベント系によるサプレッション・チェンバからのベント実施時には、ベント管内に残存する冷却材がサプレッション・チェンバに流入することで、サプレッション・プール水位が最大約 14.72m まで上昇するものの、ベントライン下端高さである約 15.17m に対して余裕がある。

また、減圧沸騰が発生すると考えられるベント実施時（サプレッション・プール水位：約 14.19m）について、減圧沸騰を考慮した場合の水位を評価した結果、水位上昇幅は約 0.85m となり、サプレッション・プール水位は約 15.04m に到達するが、ベントライン下端高さである約 15.17m に対して余裕があるため、減圧沸騰の影響によってベントが妨げられることはない。

以上の減圧沸騰による水位上昇評価は、サプレッション・プールの圧力がサプレッション・チェンバ圧力に等しいと仮定して評価しているが、現実的にはサプレッション・プールの下部には水頭圧がかかることにより、プール全体が減圧沸騰することはないため、水位は約 15.04m より低くなると考えられる。

(1) ベント実施時の減圧沸騰による水位上昇評価

① 評価条件

- ・ サプレッション・プール水位 : 約 14.2m
- ・ サプレッション・プール水面表面積 : 約 474m²
- ・ ベント実施直後のサプレッション・チェンバ圧力 : 約 330kPa [gage]
- ・ ベント実施直後のベント流量 : 約 16.0kg/s

② 評価方法

減圧沸騰時のボイド率からサプレッション・プール水位の上昇分を求める。サプレッション・プール水中で一様な蒸気発生がある場合の平均ボイド率は、ドリフトフラックスモデルから以下の式 (1) により求める。

$$\alpha = \frac{jg}{Vg + jgCo} \dots \dots \dots (1)$$

ここで、jg はサプレッション・プール表面での見かけ蒸気速度であり、蒸気流量 (Wg)、サプレッション・プール表面積 (Ap)、及び蒸気密度 (ρg) を用いて、以下の式 (2) により求める。

$$jg = \frac{Wg}{Ap \rho g} \dots \dots \dots (2)$$

また、Vg はドリフト速度 (局所的な気液管速度差) であり、以下の計算式 (3) により求める。

$$Vg = 1.53 \left(\frac{\sigma \cdot g \cdot (\rho w - \rho g)}{\rho w^2} \right)^{\frac{1}{4}} \dots \dots \dots (3)$$

ここで、

σ : 水の表面張力 (0.048N/m)

g : 重力加速度 (9.81m/s^2)

ρ_w : 水の密度 (920.14kg/m^3 ※)

ρ_g : 蒸気の密度 (2.32kg/m^3 ※)

C_o : 分布定数 (1.0)

※サブプレッション・チェンバ圧力 330kPa [gage]時における値

として、平均ボイド率 α を求めると約 0.0595 となる。

③評価結果

サブプレッション・プール水位は減圧沸騰により約 5.95% 体積膨張する。

その結果、ベント時のサブプレッション・プール水位約 14.19m に対して、減

圧沸騰により水位は約 0.85m 上昇し、約 15.04m となる。

有効性評価における炉心損傷の判断根拠について

東海第二発電所では、格納容器雰囲気モニタの γ 線線量率が、設計基準事故における原子炉冷却材喪失^{※1}時の追加放出量に相当する指示値の10倍以上となった場合には、「炉心損傷」と判断する。(第1図)

※1 設計基準事故の中で格納容器内の核分裂生成物の存在量が最大となる事象

ここで、追加放出量の10倍に相当するF Pが燃料から放出される状態は、多くの燃料が損傷していることを示唆していると考えられ、炉心損傷と判断することは、以下の理由から妥当と考えている。

- ①東海第二発電所では、設計基準事故としての原子炉冷却材喪失時の評価では、燃料棒の破裂は発生していない。そのため、多くの燃料に破損が生じている状態は、設計基準事故を大きく超える状態と判断されること。
- ②炉心冷却が不十分な事象において、格納容器雰囲気モニタの γ 線線量率が追加放出量の10倍に相当する値に至る場合には、その後、ごく短時間で10倍に相当する値を大きく上回る線量率に至っていること。また、これは、大量のF Pが格納容器内に放出されたことを意味しており、これ以降、格納容器の健全性を確保することが極めて重要となること。(第1図)
- ③追加放出量の10倍のF Pが放出された時点では、有効性評価における判断基準（燃料被覆管最高温度1,200℃以下、酸化量15%以下）に至っていない可能性もあるが、上記②のとおり、炉心冷却が不十分な事象において、追加放出量の10倍に相当するF Pが放出された以降の事象進展は非常に早く、有効性評価において炉心損傷と判断する時間との差異が小さいと考えられること。

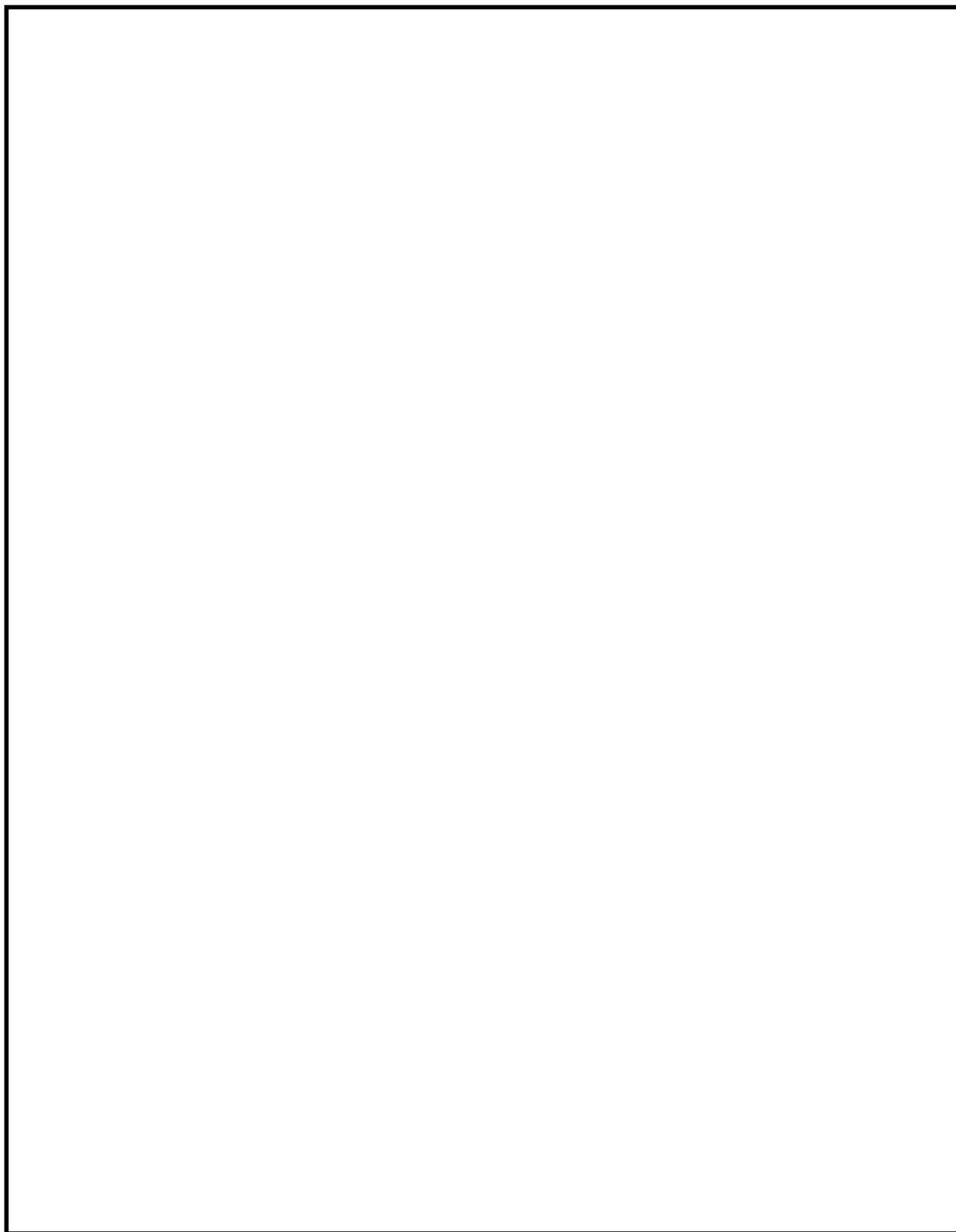
なお、「炉心損傷」と判断した場合は、格納容器内に放出される希ガスの影

響を考慮し, 格納容器スプレイ及びベントの運用を変更することとしている。

(第 1 表)

第 1 表 炉心損傷の有無による格納容器スプレイ及びベント運用

炉心損傷の有無	格納容器スプレイ実施基準	ベント実施基準
炉心損傷を判断した場合	格納容器圧力 217kPa[gage]～279kPa[gage]	格納容器圧力 310kPa[gage]到達
炉心損傷がない場合	格納容器圧力 400kPa[gage]～465[gage]	サプレッション・プール 通常水位+6.5m 到達



第 1 図 炉心損傷等判定図及び T Q U V における格納容器雰囲気の γ 線線量率

格納容器からの異常漏えい時における対応について

(1) 格納容器からの異常漏えい時における対応方針

事故時に炉心損傷を判断した際は、格納容器の破損を防止するため、サプレッション・プール水位が通常水位+6.5m 到達した場合、格納容器酸素濃度が 4.3%に到達した場合及び格納容器スプレイが実施できない場合には、格納容器フィルタベント系におけるベントを実施することとしている。

一方、万が一、ベントを実施する前に、格納容器からの異常な漏えいにより、原子炉建屋原子炉棟（以下「R/B」という。）内に放射性物質が放出されるような状況になれば、大気へ放出される放射性物質の総量を可能な限り防止する対応として、フィルタベント系におけるベントを実施することとしている。この対応により、フィルタ装置を介した放射性物質の放出経路を形成することで、大気へ放出される放射性物質の総量を低減し、公衆への影響を緩和する運用とする。

(2) 格納容器の異常漏えい時における運用方法

原子炉建屋水素濃度計指示値が2vol%に到達した場合には格納容器からの異常な漏えいが発生していると判断し、フィルタベント系におけるベントを実施する。

判断基準設定にあたっては、格納容器からR/Bへの漏えいを考慮した場合のGOTHICコードによるR/B水素濃度解析結果^{*}に対し、R/B水素濃度計の計器誤差0.25vol%を考慮し、設定している。

^{*}格納容器の設計漏えい率相当(最大1.3%/day)を大幅に超える10%/dayの漏えいを模擬した場合、R/B水素濃度は最大3.2vol%に到達する結果となった。

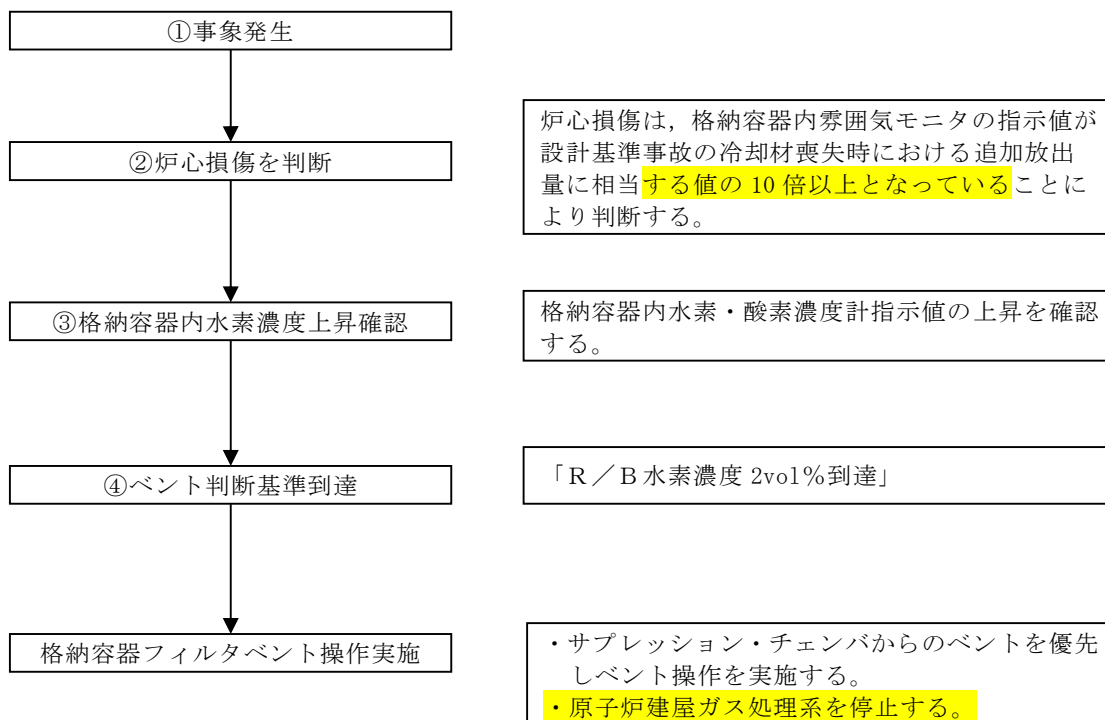
ベントについては、ドライウェル内に存在する粒子状物質のサプレッション・プールでのスクラビングによる捕集効果に期待するため、サプレッ

ション・チェンバ側からのベントを実施する。仮に格納容器からの漏えい発生個所がドライウェル側であっても、サブプレッション・チェンバからのベントによりドライウェル圧力を低下させることで、格納容器からの漏えいを抑制することが可能である。

また、原子炉建屋ガス処理系については、当該系統内での水素爆発発生防止の観点から、R/B水素濃度計指示値が2vol%に到達した時点で停止する。

(3) 漏えい検知設備設置場所の妥当性

R/B内に漏えいした水素は大物搬入口及び階段を通じてR/B6階(オペレーティングフロア)に流入することから、格納容器の異常な漏えいの検知は、R/B6階(オペレーティングフロア)に設置されたR/B水素濃度計により確認する。



第1図 格納容器の異常な漏えいによるベント実施フロー

格納容器スプレイに失敗した場合のベント運用について

(1) 格納容器スプレイ失敗時における対応について

炉心損傷がない場合には格納容器圧力が 279kPa[gage] (0.9Pd) 到達により、代替格納容器スプレイを実施し、また、炉心損傷を判断した場合は、格納容器圧力が 465kPa[gage] (1.5Pd) に到達した時点で代替格納容器スプレイを実施することで、格納容器圧力の上昇を抑制し、ベント実施するまでの格納容器内に存在する希ガスの減衰期間を確保することとしている。

ただし、万が一、何らかの要因により格納容器スプレイに失敗した場合には、格納容器破損を防止する観点からベント操作に移行する。

(2) 格納容器スプレイ失敗時におけるベント判断基準

格納容器スプレイ失敗を確認した時点でベント実施を判断し、速やかにベント操作を開始するため、第一弁及び第二弁の開操作を実施する。なお、格納容器スプレイの失敗については、**低圧代替注水系格納容器スプレイ流量及び代替循環冷却系格納容器スプレイ流量が必要流量以上流れないこと又は必要流量以上流れていた場合においても格納容器の圧力抑制ができない場合に判断する。**

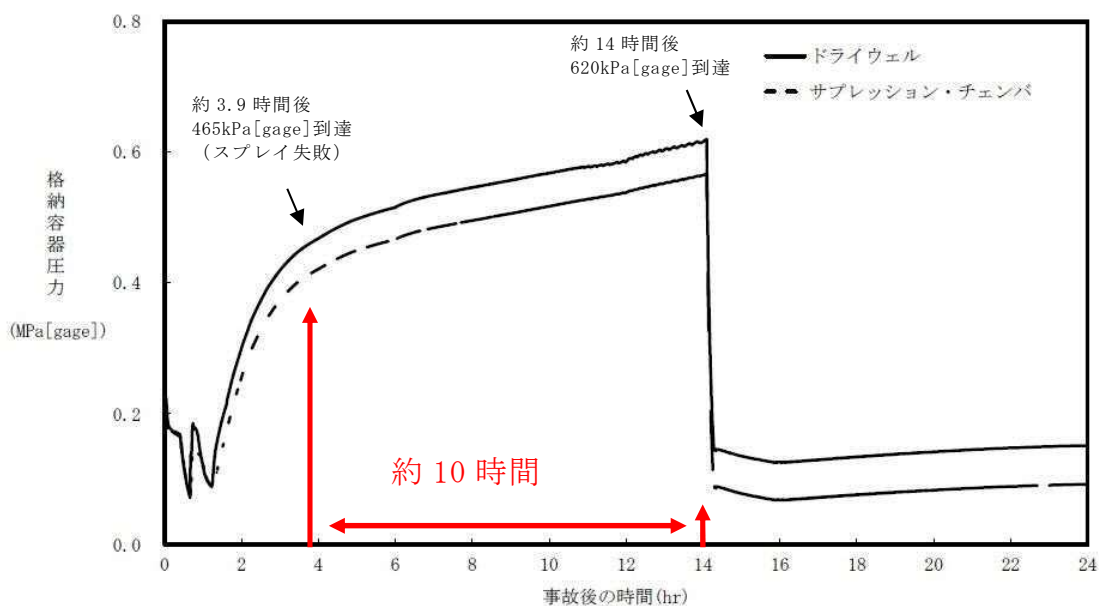
(3) 格納容器スプレイ失敗時におけるベント操作の成立性について

雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）**（代替循環冷却系を使用しない場合）** シーケンスにおいて、格納容器圧力制御のためのスプレイに失敗した場合の格納容器圧力の推移を第 1 図に示す。スプレイ失敗を確認してから、格納容器圧力 620kPa [gage] (2Pd) 到達までは約 **10** 時間である。

ベント実施判断からベント準備操作を開始しベント操作完了までに必要な時間は、第 2 図に示すとおり、それぞれ現場での人力操作を考慮したとしても約 3.5 時間以内に完了する**ため**、格納容器スプレイ失敗の判断から

格納容器の限界圧力である 620kPa [gage] (2Pd)到達までの時間 (約 10 時間) に比べて十分短い。したがって、格納容器スプレイ失敗時にベント弁の現場での人力操作を実施する場合でも、格納容器の限界圧力到達までにベントの実施が可能である。

なお、格納容器の圧力上昇が緩慢な場合であっても、格納容器スプレイ失敗時は格納容器減圧の手段を喪失していることから、速やかにベントを実施することとする。



第1図 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) における
スプレイ失敗時の圧力挙動

作業項目		操作場所・必要要員数	▽	▽ 1時間	▽ 2時間	▽ 3時間
ベント準備操作	MCRからの第一弁開操作及び失敗確認	中央制御室 1	5分			
	第一弁開操作のための装着着用及び現場移動	現場 3	35分			
	第一弁開操作	現場 【3】	90分			
	第一弁開操作終了後の現場移動	現場 【3】	35分			
	第二弁開操作のための装着着用及び現場移動	現場 3	45分			
ベント操作	MCRからの第二弁開操作及び失敗確認	中央制御室 1	3分			
	第二弁開操作	現場 3	30分			
			ベント所要時間 3時間18分			

第2図 ベント準備操作及びベント操作を連続した場合の所要時間

水源による格納容器スプレイ停止基準) までの水量及び到達時間を第 1 表に示す。

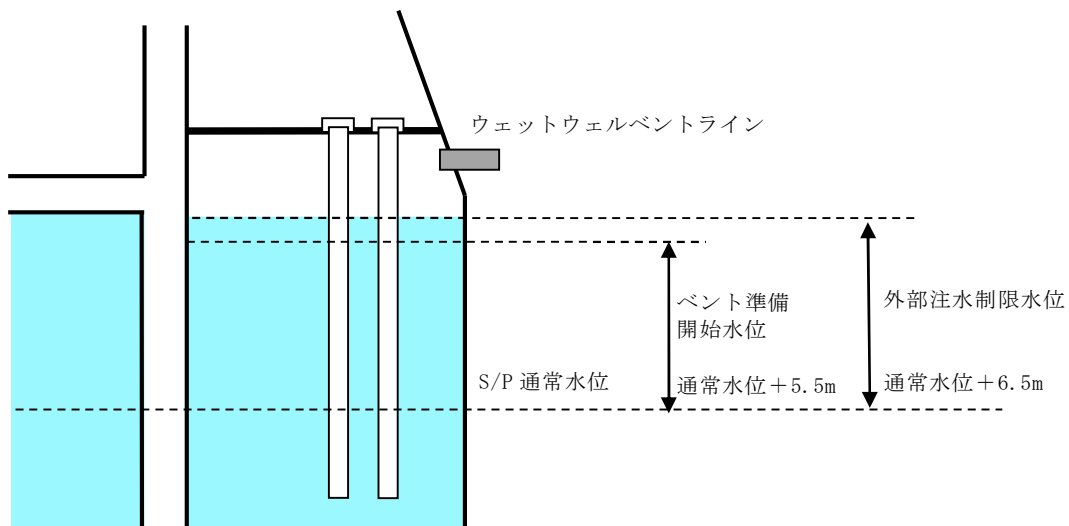
ベント準備操作所要時間が 2 時間 45 分であること及びスプレイ停止基準であるサブプレッション・プール通常水位+6.5m 到達時間の関係から、ベント準備操作の開始タイミングとしてはサブプレッション・プール通常水位+5.5m 到達を基準とすることが妥当と考える。

サブプレッション・プール水位とベント実施に係る操作タイミングを第 2 図に示す。

第 1 表 スプレイ停止基準までの水量

サブプレッション・プール水位	サブプレッション・プール水位通常水位+6.5m までの水量	サブプレッション・プール水位通常水位+6.5m 到達時間*
通常水位+6.0m	約 220 m ³	約 1 時間 40 分
通常水位+5.5m	約 450 m ³	約 3 時間 20 分
通常水位+5.0m	約 670 m ³	約 5 時間

※外部水源を用いた代替格納容器スプレイ流量を 130m³/h で連続して格納容器スプレイした場合。実際には、代替格納容器スプレイは間欠にて実施することとしており、実運用上は表中の到達時間よりも長くなる。



第2図 サプレッション・プール水位と各操作タイミングについて

格納容器フィルタベント系の計装設備の網羅性について

格納容器圧力逃がし装置の計装設備については、以下の考えに基づき網羅性を有する設計としている。

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

(1) 確認すべき項目について

格納容器圧力逃がし装置の待機時、運転時、事故収束時の各状態で確認すべき項目を下記 a～e に抽出し、各確認すべき項目に対する計装設備が設置されていることを第 1 表に示す。（「2.4.1 計装設備」の記載内容の一部再掲）

a. 系統待機時の状態

待機時の状態が、以下のとおり把握可能である。

(a) フィルタ装置の性能に影響するパラメータの確認

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

系統待機時における水位の範囲は、ベント時のスクラビング水の水位変動を考慮してもフィルタ装置の放射性物質除去性能を維持し、24 時間以上水補給が不要となるよう設定している。

(b) 系統不活性状態の確認

排気ライン圧力計及びフィルタ装置圧力計にて、封入した窒素圧力 を継続監視することによって、系統内の不活性

状態を確認することで把握できる。

b. 系統運転時の状態

運転時の状態が、以下のとおり把握可能である。

(a) 格納容器内の雰囲気ガスがフィルタ装置へ導かれていることの確認

フィルタ装置圧力計にて、ベント開始により圧力が上昇し、ベント継続により格納容器の圧力に追従して圧力が低下傾向を示すことで、格納容器内の雰囲気ガスがフィルタ装置に導かれていることを確認することで把握できる。

また、スクラビング水温度計にて、ベント開始により待機状態から温度が上昇することを監視することで、格納容器のガスがフィルタ装置に導かれていることを確認することで把握できる。更に、フィルタ装置出口放射線量率が初期値から上昇することを計測することによりガスが通気されていることを把握できる。

(b) フィルタ装置の性能に影響するパラメータの確認

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

ベント後における下限水位については、ベンチュリノズルが水没していることを確認するため、上限水位については、金属フィルタの性能に影響がないことを確認するためにそれぞれ設定する。

(c) 放出されるベントガスの放射性物質濃度の確認

放射線モニタにて、フィルタ装置出口を通過するガスに含まれる放射性物質からの γ 線強度を計測することで、フィルタ装置出口配管より放出される放射性物質濃度を評価することが可能である。

c. 事故収束時の状態

事故収束時の状態が，以下のとおり把握可能である。

(a) 格納容器フィルタベント系の水素濃度の確認

水素濃度計にて系統内に水素が滞留し，可燃限界に至っていないことを確認することで把握できる。

(b) フィルタ装置の性能に影響するパラメータの確認

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

(c) 放出されるベントガスの放射性物質濃度の確認

放射線モニタにて， γ 線強度を計測することで，フィルタ装置に保持した放射性物質が再浮遊していないことを確認する。

d. フィルタ装置の水位調整時の確認

格納容器圧力逃がし装置の待機時，運転時，事故収束時に，フィルタ装置の水位調整を以下の通り把握可能である。

(a) フィルタ装置の水位調整の確認

フィルタ装置水位計にて，フィルタ装置の排出又は水張りを実施する際に，フィルタ装置の水位を把握できる。

(b) フィルタ装置スクラビング水の水質管理

フィルタ装置水位計にて，フィルタ装置の排出又は水張りを実施する際に，フィルタ装置の水位を把握できると共に，必要な追加薬液量の把握ができる。

また，フィルタ装置へ薬液を補給する際に，スクラビング水の pH を把握できる設計とする。

e. 想定される機能障害の把握

格納容器圧力逃がし装置の運転時に、想定される機能障害の確認として、以下の通り把握可能である。

(a) フィルタ装置の閉塞

- ・フィルタ装置圧力計にて、ベント実施により待機圧力から上昇した圧力が、低下傾向を示さないことを確認することで、フィルタ装置が閉塞していることを把握できる。
- ・スクラビング水温度計にて、ベント開始により待機状態から温度が上昇することを監視することで、格納容器のガスがフィルタ装置に導かれていることを確認することにより把握できる。
- ・フィルタ装置出口放射線量率が初期値から上昇しないことを確認することにより把握できる。

(b) 金属フィルタの閉塞

- ・フィルタ装置出口放射線モニタにて、ベント実施により待機状態から上昇した放射線量率が、低下傾向を示さないこと、及びフィルタ装置圧力計が上昇傾向を示すことを確認することで、金属フィルタの閉塞状態を把握できる。

(c) フィルタ装置入口配管の破断

- ・フィルタ装置圧力計にて、ベント実施により待機圧力から上昇した圧力が低下傾向を示すが、フィルタ装置出口放射線量率が初期値から上昇しないことを確認することにより把握できる。

(d) フィルタ装置スクラビンス水の漏えい

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

- ・ 格納槽漏えい検知器により，格納槽に漏えいしたスクラビング水を検知することで把握できる。

(2) 計測範囲について

格納容器圧力逃がし装置の待機時，運転時，事故収束時の各状態で確認すべき項目について，管理すべき値を網羅した計測範囲であることを第 2 表に示す。

第 1 表 格納容器圧力逃がし装置 計装設備の網羅性について

フィルタ装置の状態	確認すべき項目	計装設備	多重性又は多様性
a. 系統待機時	(a) フィルタ装置の性能に影響するパラメータの確認	①フィルタ装置水位	①は多重性有り
	(b) 系統不活性状態の確認	①フィルタ装置排気ライン圧力 ②フィルタ装置圧力	①②で多様性有り
b. 系統運転時	(a) 格納容器内の雰囲気ガスがフィルタ装置に導かれていること の確認	①フィルタ装置圧力 ②フィルタ装置スクラビング水温度 ③フィルタ装置出口放射線モニタ	①②で多様性有り ③は多重性あり
	(b) フィルタ装置の性能に影響するパラメータの確認	①フィルタ装置水位	①は多重性有り
	(c) 放出されるベントガスの放射性物質濃度の確認	①フィルタ装置出口放射線モニタ	①は多重性有り
c. 事故収束時	(a) 格納容器フィルタベント系の水素濃度の確認	①フィルタ装置入口水素濃度	①は多重性有り
	(b) フィルタ装置の性能に影響するパラメータの確認	①フィルタ装置水位	①は多重性有り
	(c) 放出されるベントガスの放射性物質濃度の確認	①フィルタ装置出口放射線モニタ	①は多重性有り
d. フィルタ装置の水位調整時	(a) フィルタ装置の水位調整の確認	①フィルタ装置水位	①は多重性有り
	(b) フィルタ装置スクラビング水の水質管理	①フィルタ装置水位 ②フィルタ装置スクラビング pH	①②で多様性有り ①は多重性有り
e. 想定される機能障害	(a) フィルタ装置の閉塞	①フィルタ装置圧力 ②フィルタ装置スクラビング水温度 ③フィルタ装置出口放射線モニタ	①②③で多様性有り ③は多重性あり
	(b) 金属フィルタの閉塞	①フィルタ装置圧力 ②フィルタ装置出口放射線モニタ	①②で多様性有り ③は多重性あり
	(c) フィルタ装置入口配管の破断	①フィルタ装置圧力 ②フィルタ装置出口放射線モニタ	①②で多様性有り ③は多重性あり
	(d) フィルタ装置スクラブンス水の漏えい	①フィルタ装置水位 ②格納槽漏えい検知器	①②で多様性有り ①は多重性有り

第 2 表 格納容器圧力逃がし装置 計装設備の計測範囲の網羅性について

監視パラメータ※1	計測範囲	計測範囲の根拠
①フィルタ装置水位	180～5,500mm	
②フィルタ装置圧力	0～1MPa [gage]	格納容器ベント実施時に、格納容器圧力逃がし装置の最高圧力 (0.62MPa [gage]) が監視可能。また、待機時に、窒素置換 [] が維持されていることを計測可能な範囲とする。
③フィルタ装置スクラビング水温度	0～300℃	システムの最高使用温度 (200℃) を計測可能な範囲とする。
④フィルタ装置排気ライン圧力	0～100kPa [gage]	窒素置換 [] が維持されていることを計測可能な範囲とする。
⑤フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$	格納容器ベント実施時 (炉心損傷している場合) に、想定されるフィルタ装置出口の最大線量当量率 (約 $5 \times 10^1 \text{Sv/h}$) を計測可能な範囲とする。
	$10^{-3} \sim 10^4 \text{mSv/h}$	格納容器ベント実施時 (炉心損傷していない場合) に、想定されるフィルタ装置出口の最大線量当量率 (約 $7 \times 10^0 \text{mSv/h}$) を計測可能な範囲とする。
⑥フィルタ装置入口水素濃度	0～20vol% / 0～100vol%	格納容器ベント停止後の窒素によるパージを実施し、フィルタ装置の配管内に滞留する水素濃度が可燃限界濃度 (4vol%) 以下であることを計測可能な範囲とする。
⑦フィルタ装置スクラビング水 pH	pH0～14	フィルタ装置スクラビング水の pH (pH0～14) を計測可能な範囲とする。

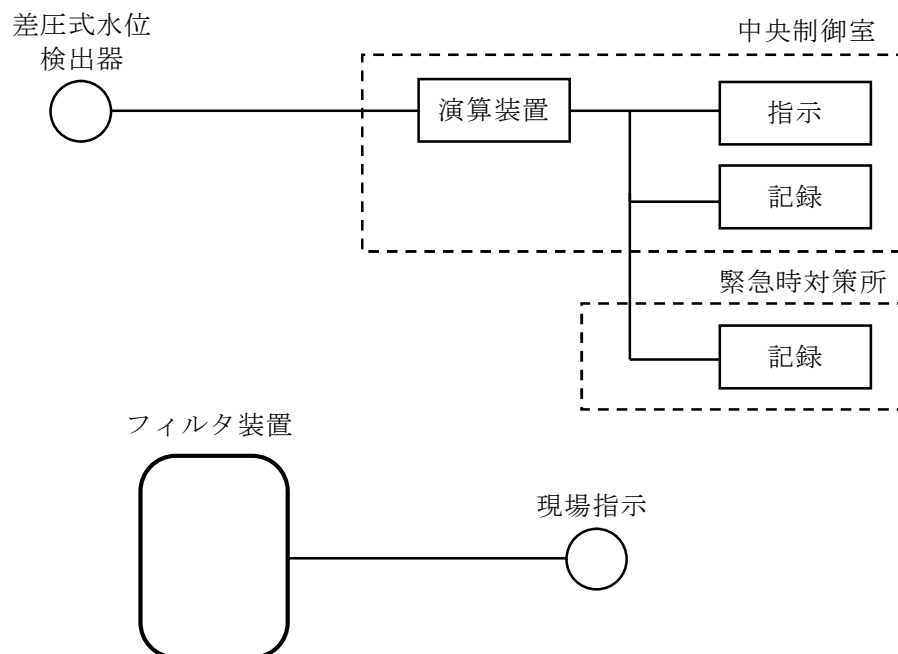
※1 監視パラメータの数字は第 2.4.1-2 図の○数字に対応する。

格納容器フィルタベント系計装設備の概略構成図

格納容器圧力逃がし装置の計装設備について記載する。

(1) フィルタ装置水位

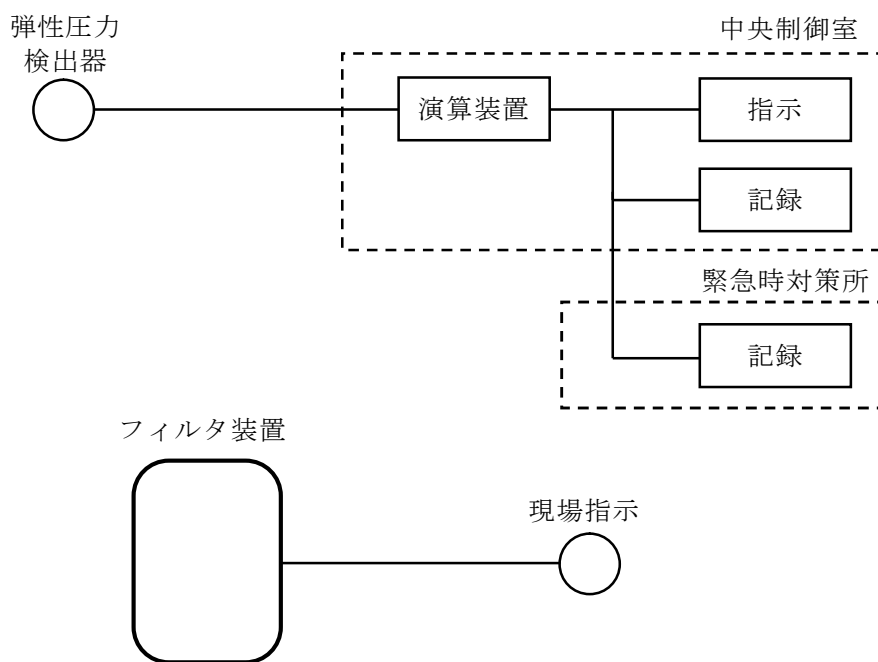
フィルタ装置水位の検出信号は、差圧式水位検出器にて差圧を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、フィルタ装置水位を中央制御室及び緊急時対策所に指示し、記録する。また、機械式差圧検出器を用いて現場（格納槽内）にて監視可能な設計としている。



第 1 図 フィルタ装置水位の概略構成図

(2) フィルタ装置圧力

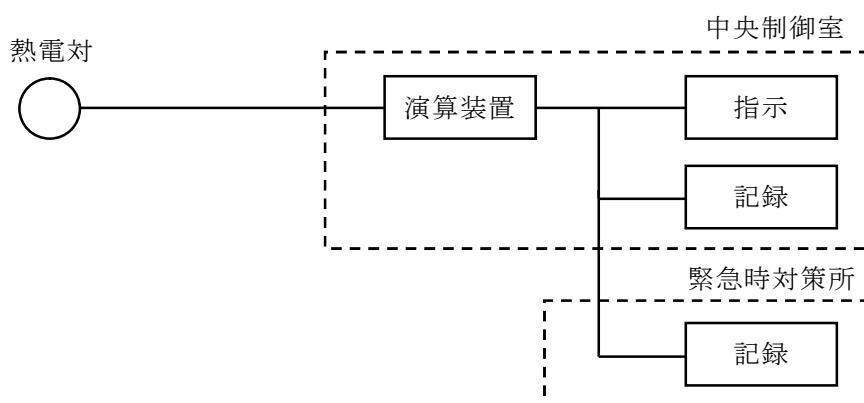
フィルタ装置圧力の検出信号は、弾性圧力検出器にて圧力を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、フィルタ装置圧力を中央制御室及び緊急時対策所に指示し、記録する。また、機械式圧力検出器を用いて現場（格納槽内）にて監視可能な設計としている。



第 2 図 フィルタ装置圧力の概略構成図

(3) フィルタ装置スクラビング水温度

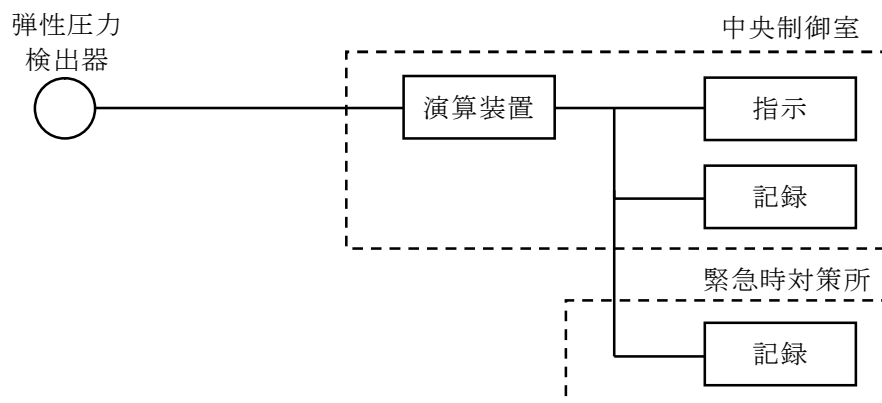
フィルタ装置スクラビング水温度の検出信号は、熱電対にて温度を電気信号に変換した後、フィルタ装置スクラビング水温度を中央制御室及び緊急時対策所に指示し、記録する。



第 3 図 フィルタ装置スクラビング水温度の概略構成図

(4) フィルタ装置排気ライン圧力

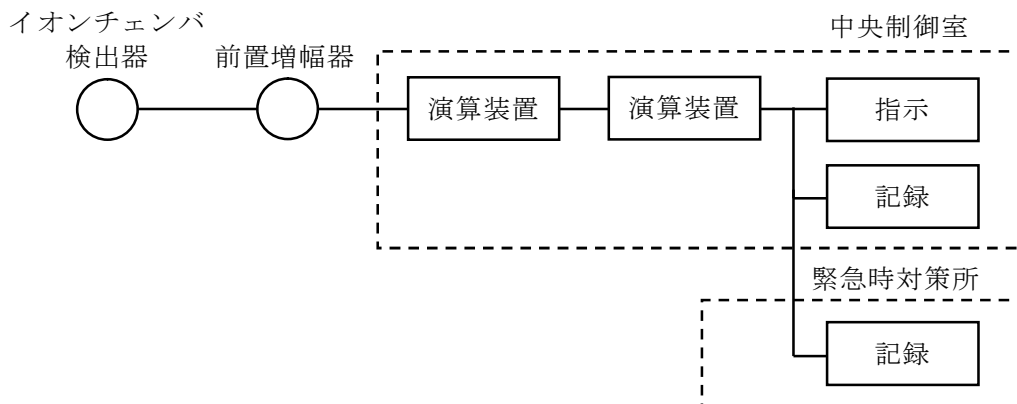
フィルタ装置排気ライン圧力の検出信号は、弾性圧力検出器にて圧力を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、フィルタ装置排気ライン圧力を中央制御室及び緊急時対策所に指示し、記録する。



第4図 フィルタ装置排気ライン圧力の概略構成図

(5) フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）

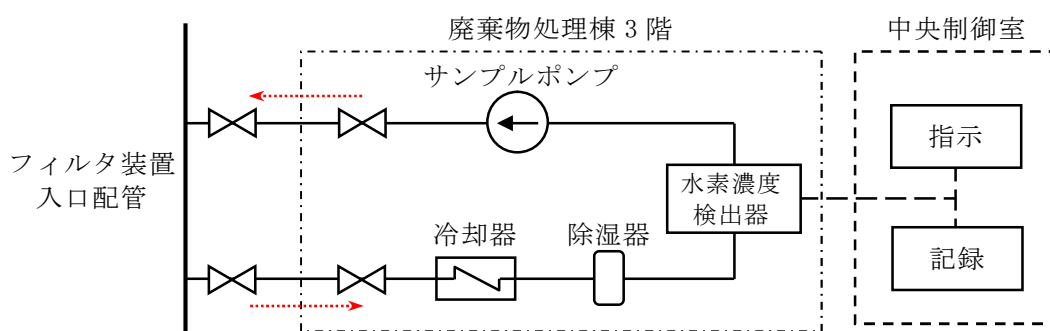
フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）の検出信号は、イオンチェンバ検出器にて線量当量率を電気信号へ変換した後、前置増幅器で電気信号を増幅し、演算装置にて線量当量率信号に変更する処理を行った後、線量当量率を中央制御室及び緊急時対策所に指示し、記録する。



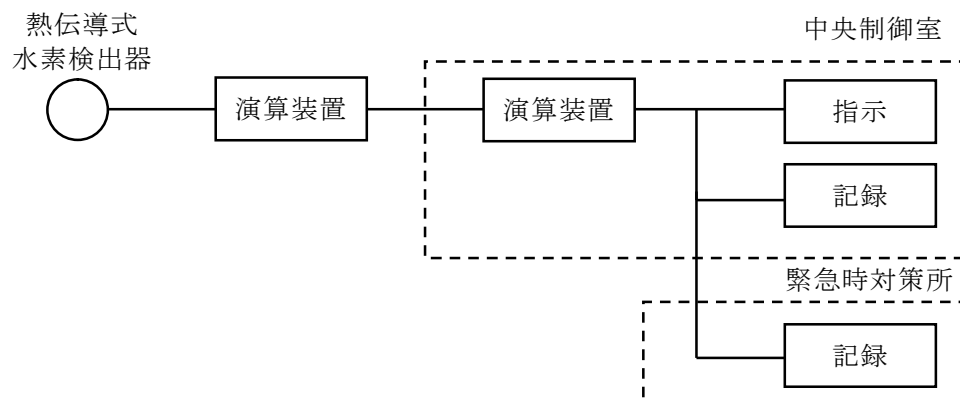
第5図 フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）の概略構成図

(6) フィルタ装置入口水素濃度

フィルタ装置入口水素濃度は、フィルタ装置入口配管内のガスをサンプルポンプで引き込み、冷却器・除湿器でガスを処理した後、熱伝導式水素検出器により計測する。水素濃度の計測は、熱伝導式水素検出器にて水素濃度を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、フィルタ装置入口水素濃度を中央制御室及び緊急時対策所に指示し、記録する。



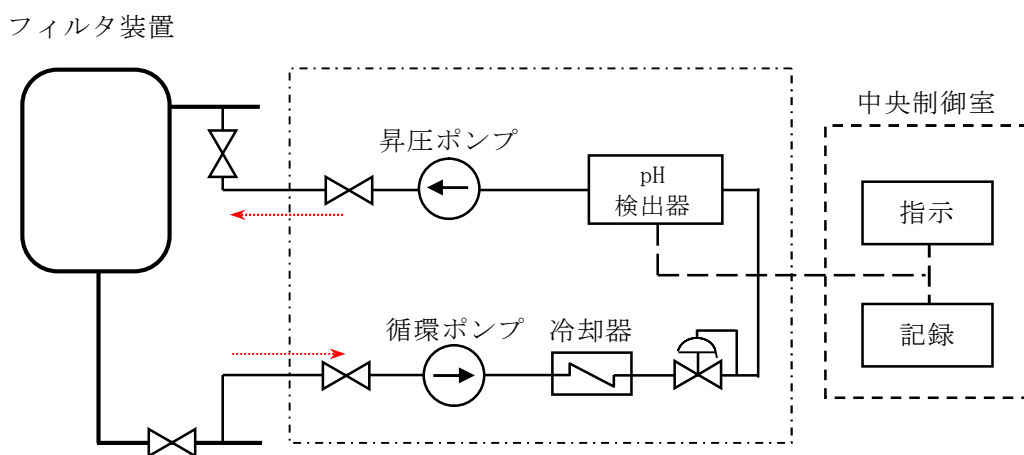
第 6 図 フィルタ装置入口水素濃度 システム概要図



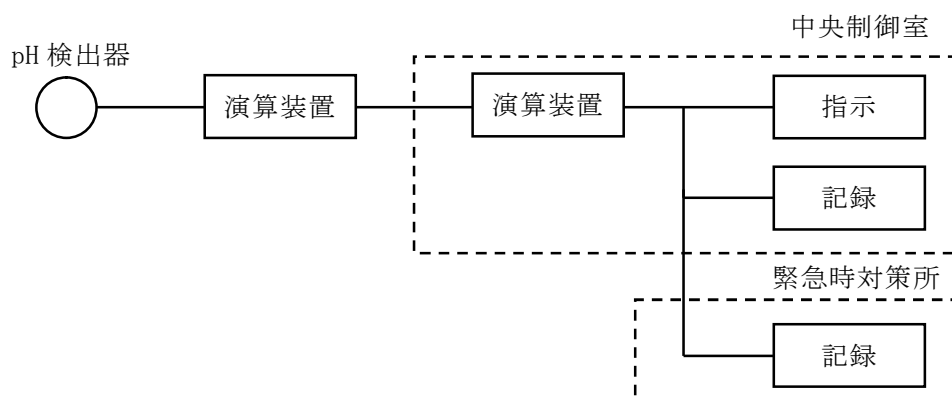
第 7 図 フィルタ装置入口水素濃度の概略構成図

(7) フィルタ装置スクラビング水 pH

フィルタ装置スクラビング水 pH は、フィルタ装置内の水溶液をサンプルポンプで引き込み、pH 検出器により計測する。pH の計測は、pH 検出器にて pH を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、フィルタ装置スクラビング水 pH を中央制御室及び緊急時対策所に指示し、記録する。

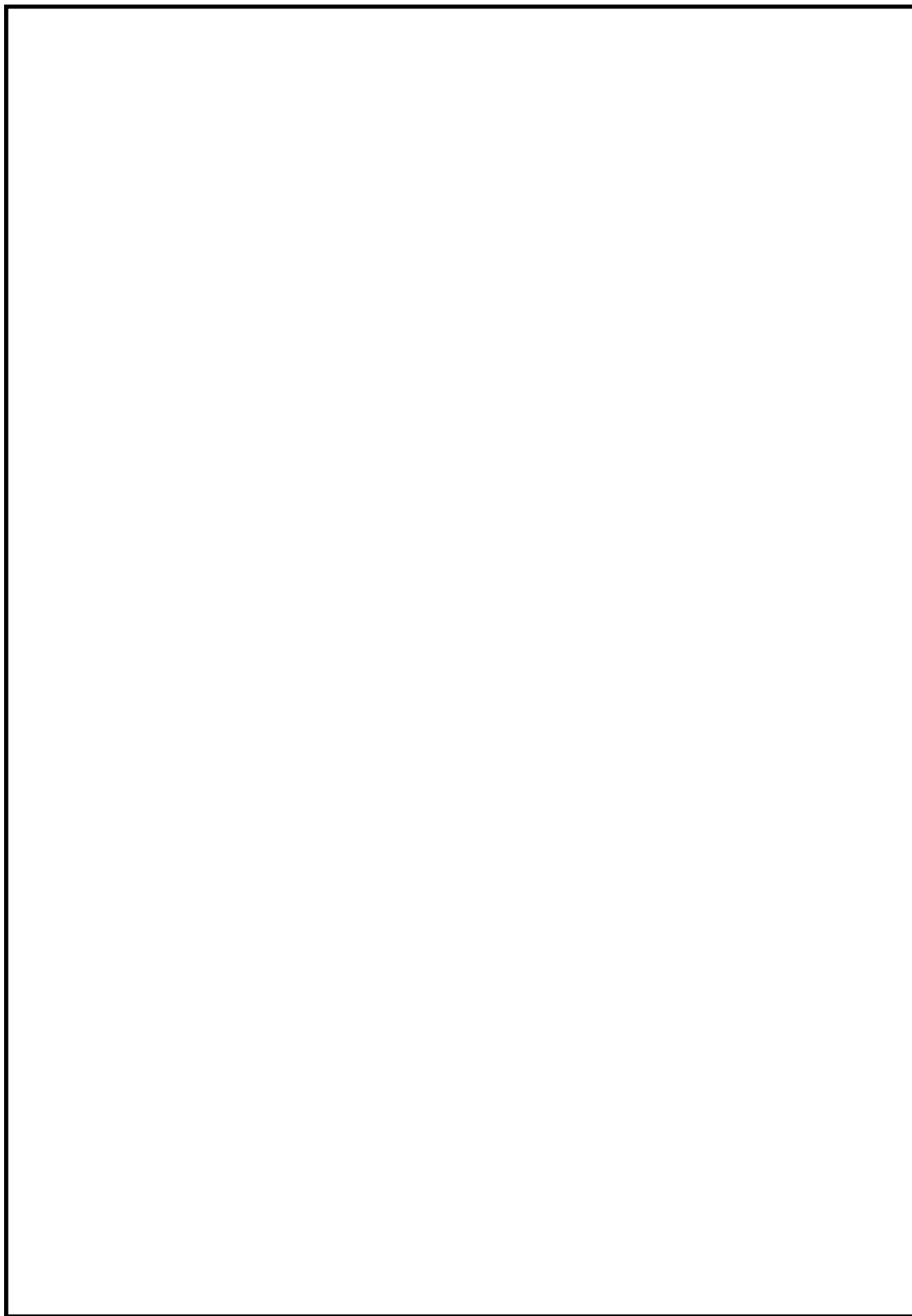


第 8 図 フィルタ装置スクラビング水 pH システム概要図

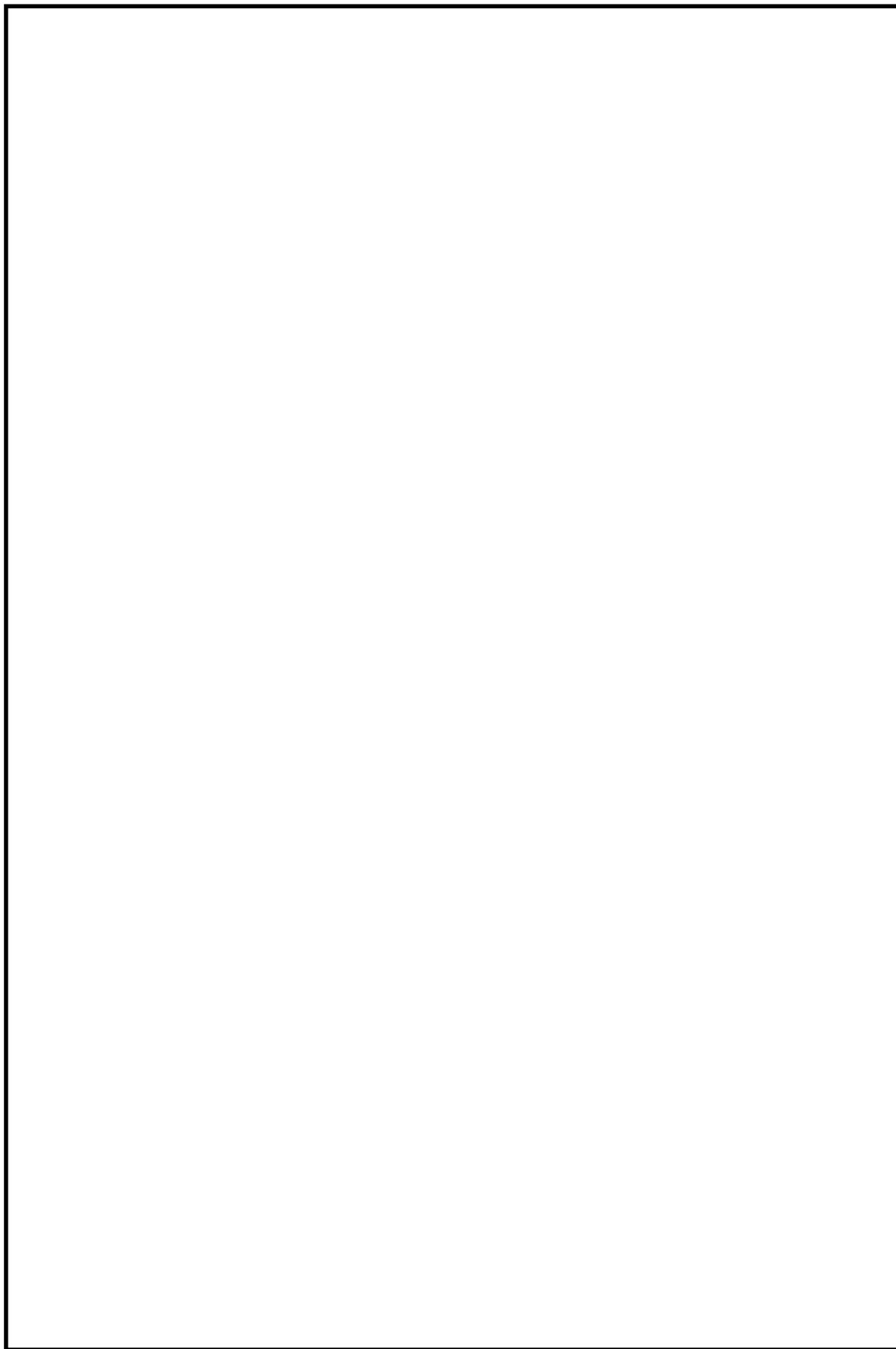


第 9 図 フィルタ装置スクラビング水 pH の概略構成図

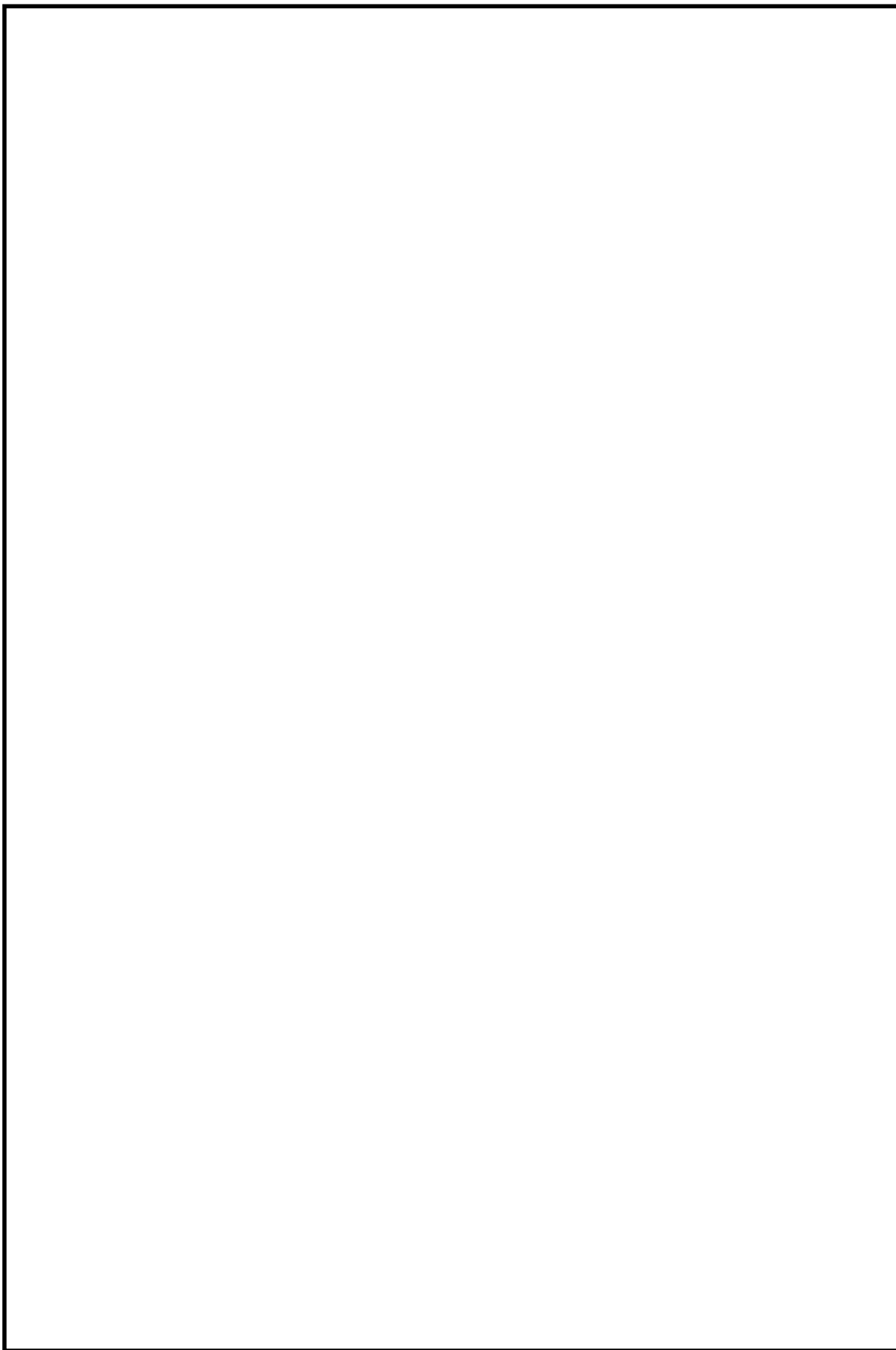
参考 格納容器圧力逃がし装置 計装設備の機器配置図



第 10 図 機器配置図（廃棄物処理棟 1 階）



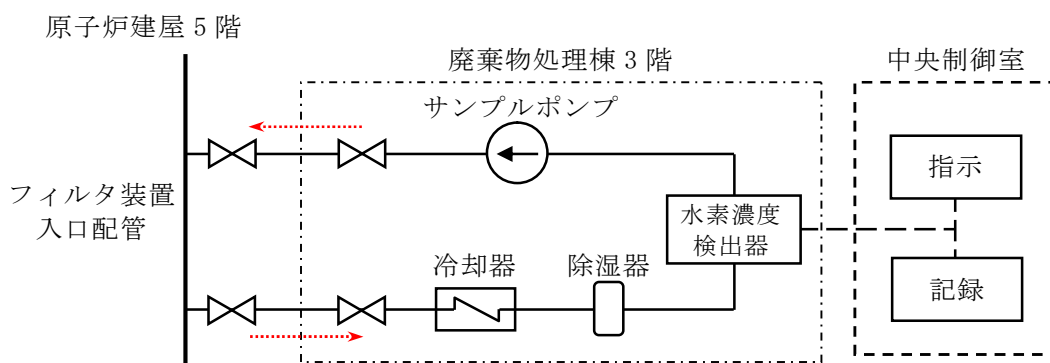
第 11 図 機器配置図（廃棄物処理棟 3 階）



第 12 図 機器配置図（その他の建屋，屋外）

フィルタ装置水素濃度計の計測時間遅れについて

フィルタ装置水素濃度は、格納容器圧力逃がし装置の使用後に配管内に水素が残留していないことにより不活性状態が維持されていることを把握するため、フィルタ装置入口配管内のガスをサンプルポンプで引き込み、除湿器で水分が除去されて、水素濃度検出器にて測定されるようにしている。水素計測後のサンプルガスは格納容器圧力逃がし装置の配管に戻す構成としている。水素濃度検出器により計測した電気信号は演算装置で水素濃度信号に変換し、中央制御室に記録する。



第1図 フィルタ装置入口水素濃度 システム概要図

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

- ・サンプリング配管長（サンプリング点～水素濃度検出器）：約99m
- ・サンプリング配管の断面積：359.7mm² ($3.597 \times 10^{-4} \text{m}^2$)
- ・サンプルポンプの定格流量：約1L/min (約 $1 \times 10^{-3} \text{m}^3/\text{min}$)
- ・サンプルガス流速（流量÷配管断面積）：約2.8m/min

なお、ガスは標準状態（0℃，101.325kPa[abs]）として算出。

第1表 フィルタ装置水素濃度の時間遅れ

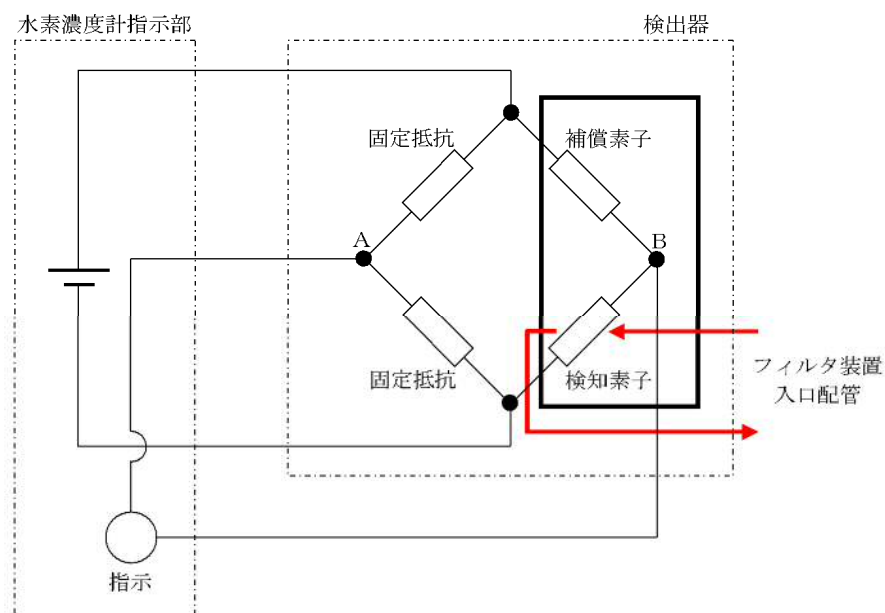
時間遅れ	約36分
------	------

<参考>

a. 水素濃度計の測定原理

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

水素濃度指示計部より電圧を印加して検知素子と補償素子の両方のサーミスタを約120℃に加熱した状態で、検知素子側に水素を含む測定ガスを流すと、測定ガスが熱をうばい、検知素子の温度が低下することにより抵抗が低下する。この検知素子の抵抗が低下するとブリッジ回路の平衡が失われ、第2図のA B間に電位差が生じる。この電位差が水素濃度に比例する原理を用いて、水素濃度を測定する。



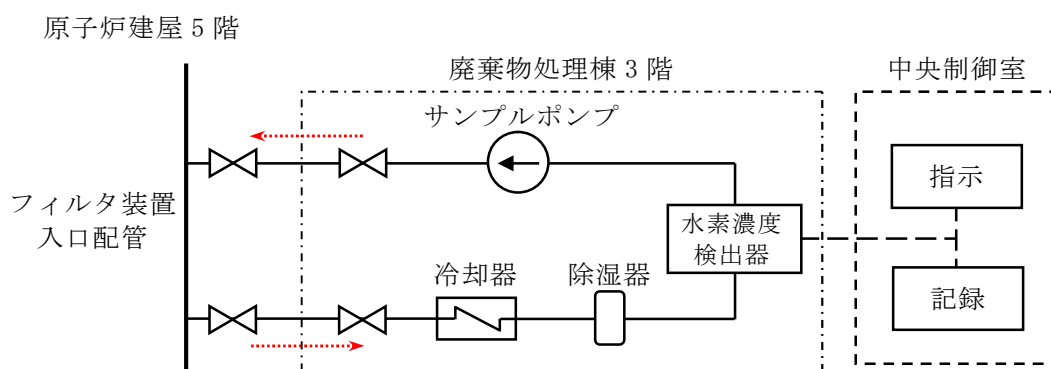
第2図 水素濃度計検出回路の概要図

b. 水素濃度の測定

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

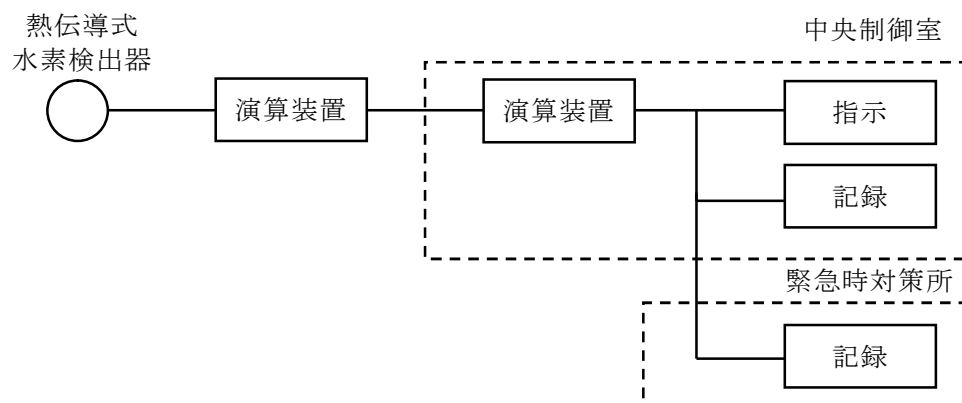
c. 水素濃度測定システム構成

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



d. 水素濃度計の仕様

種 類	熱伝導式水素濃度検出器
計測範囲	0～20vol%／0～100vol%
個 数	2
設置場所	廃棄物処理棟 3 階(二次格納施設外)



第4図 フィルタ装置水素濃度の概略構成図

水素濃度の計測範囲0～20vol%/0～100vol%において、計器仕様は最大±2.5%の誤差を生じる可能性があるが、この誤差があることを理解した上で、フィルタ装置使用後の配管内の水素濃度の推移、傾向（トレンド）を監視していくことができる。

配管内面に付着した放射性物質による発熱の影響について

ベントフィルタ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、ベントガスの流れによる配管の冷却が期待できるケースとベントガスの流れのないケースを想定した。

【ケース1】

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

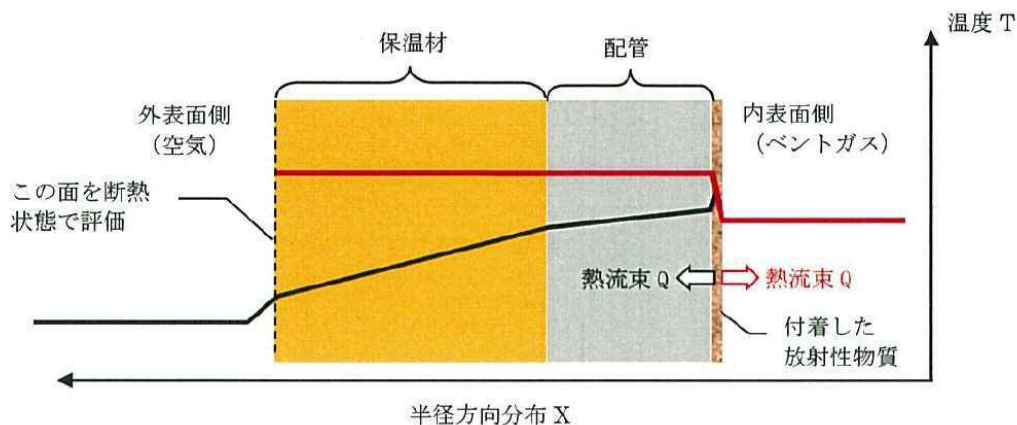
【ケース2】

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

まず、【ケース1】として、第1図に示すような配管の半径方向の温度分布を考慮して評価を行った。配管内には高温のベントガス流れが存在し、配管内面には放射性物質が付着して崩壊熱による発熱を行っている。この場合、放射性物質の崩壊熱による熱量は配管内面・外面双方に放熱され、配管板厚方向に熱勾配が出来るが、本評価では保守的に配管外面は断熱されているものとした。

【ケース1】の温度評価条件を第1表に示す。

なお、ベントガス温度については、第2図に示すとおりベント開始後、原子炉格納容器圧力及び雰囲気温度が低下し、その後熔融炉心からの放熱によって原子炉格納容器雰囲気温度が170℃以下となる。

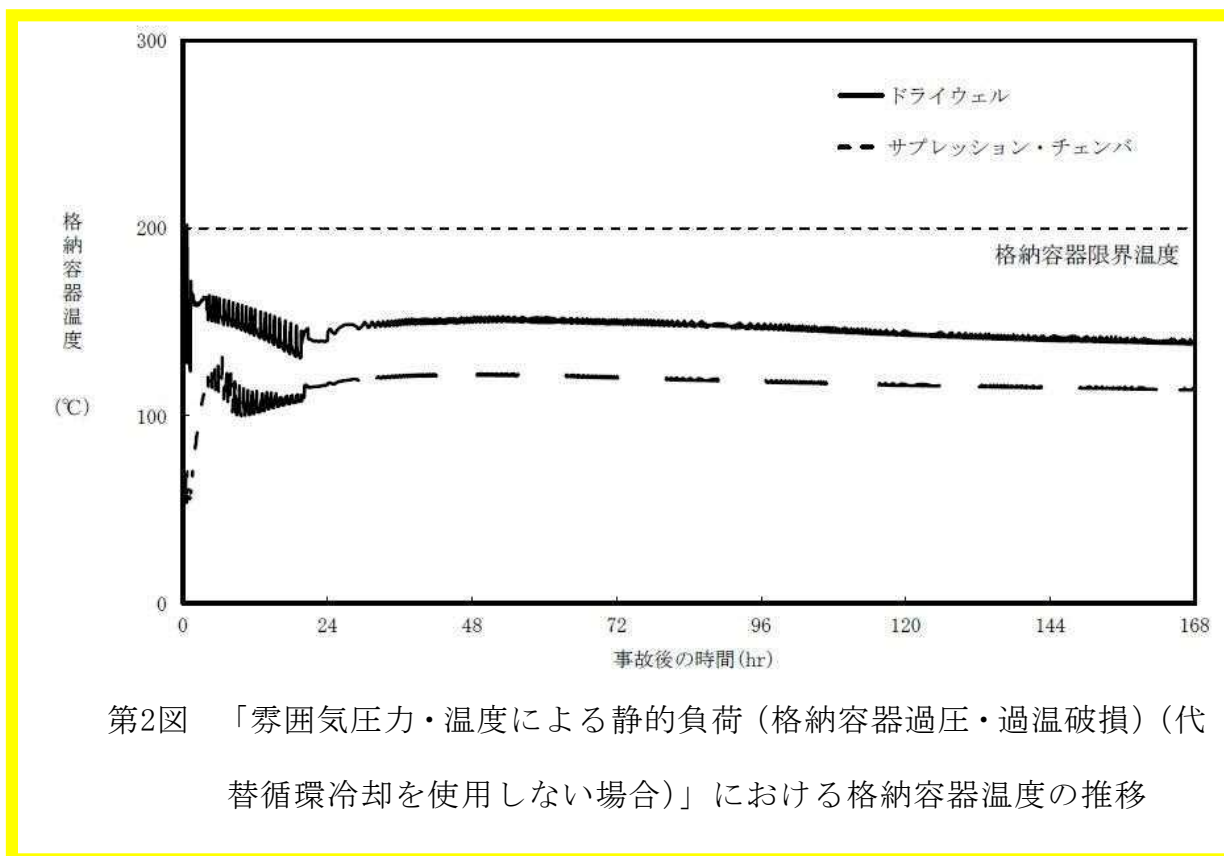


※：実際の伝熱状態は——で示すような分布になると想定されるが、保守的な評価となるよう配管外面を断熱し、全ての熱流束がベントガス側に移行すると評価した。

第1図 配管内表面の温度評価（ケース1のイメージ）

第1表 配管内表面の温度上昇評価条件【ケース1】

項目	条件
評価シナリオ	有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用しない場合）」
PCVより流入する崩壊熱量	19.8kW
配管内発熱割合（FP付着割合）	10%/100m
配管外径，板厚	450A，14.3mm
配管熱流束	14.7W/m ²
質量流量	2.1kg/s （ベント後期（ベント1ヶ月後の蒸気流量））
ベントガス温度	170°C



原子炉格納容器より流入する崩壊熱量は、**雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用しない場合）**シナリオにおける19.8kWとし、配管内面に付着する放射性物質割合としては、10%/100mを用いる。評価にあたっては保守的な条件として、付着割合の全量の放射性物質が付着した条件で発熱しているものとする。また、ベントガス流量については流速が低くなることで熱伝達率が低くなり、保守的な評価となることから、ベント後の1ヶ月の蒸気流量である2.1kg/sを用いた。

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

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

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/m^2)

h : 配管内表面の熱伝達率 ($W/(m^2 \cdot K)$)

$$h = Nu \times k \times d \quad \dots \text{式(1)}$$

Nu : ヌッセルト数

k : 水蒸気の熱伝達率 (約 0.034 ($W/(m^2 \cdot K)$))

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 (1.130 ; 保守的に 170°C の飽和蒸気の値を設定)

$$Re = v \times d \times \nu$$

v : 流速 (約 13.0 (m/s) : 質量流量から換算

ν : 水蒸気の動粘性係数 (約 3.6×10^{-6} (m^2/s))

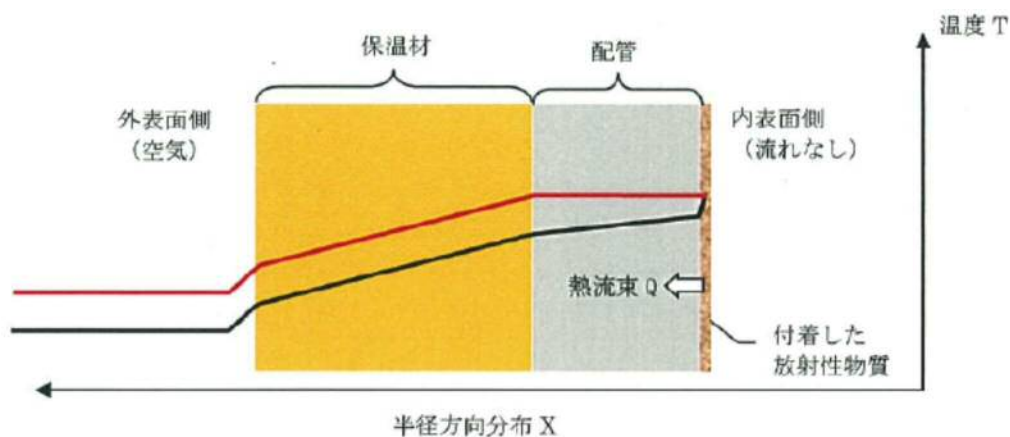
これにより、配管内面の温度上昇は 0.09°C 程度であると評価できる。ベントガスの温度は 170°C 程度であることから、上記の温度上昇分を考慮しても、配管内表面温度は配管設計における最高使用温度 200°C を下回っているため、配管の構造健全性に影響を与えることはない。

次に、【ケース2】として、第3図に示すような配管の半径方向の温度分布を考慮して評価を行った。配管内はベントガス流れがないものとし、配管内

面には放射性物質が付着して崩壊熱による発熱を行っている。ここで、評価対象の配管板厚は14.3mmであり、炭素鋼の熱伝導率が $50\text{W}/(\text{m}\cdot\text{K})$ 程度であることから、板厚方向の温度勾配は微小であると考えることができる。そのため、配管内表面の温度はほぼ配管外表面温度と同等であると考え、また、保温材の熱通過率を考慮する。配管内部の熱量による温度を評価する方法として 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。

【ケース2】の温度評価条件を第2表に示す。

なお、評価条件については、【ケース1】と同様に「大破断LOCA+SBO+ECCS機能喪失シナリオ(D/Wベント)」を想定する。



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

第3図 配管内表面の温度評価（ケース2のイメージ）

第2表 配管内表面の温度上昇評価条件【ケース2】

項目	条件
評価シナリオ	有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用しない場合）」
PCVより流入する崩壊熱量	19.8kW
配管内発熱割合 （FP付着割合）	10%/100m
配管外径，板厚	450A， 14.3mm
配管熱流束	14.7W/m ²
配管外表面放射率	0.22（アルミニウム板の放射率*1）
環境温度	100℃

*1：JISハンドブック 6-1 配管 I

評価式の概要は以下の通りとなる。

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

T_h : 配管外表面温度 (℃)

T_l : 保温材表面温度 (℃)

q : 配管熱流束 (W/m²)

L : 保温材厚さ (0.03m)

λ : 保温材熱伝導率 (2.103×10⁻²W/(m²·K))

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

この式(6)における， q と h_{se} は以下の式で表される。

$$q = Q / S \quad \dots \text{式(7)}$$

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

上記の式(6)における、 q と h_{se} は以下の式で表される。

Q : 単位長さ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面表面積 (m^2)

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

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

上記の h_r は以下の式で表される。

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

ε : 配管外表面放射率 (0.22)

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

h_{cv} については、JIS A 9501 “保温保冷工事施工標準” 附属書E (参考) 表面温度及び表面熱伝達率の算出方法における、垂直平面及び管 (Nusseltの式) 及び水平管 (Wamsler, Hinleinの式) をもとに対流熱伝達率を算出した。垂直管 (式(10), (11)) と水平管 (式(12)) とで得られる h_{cv} を比較し、小さい方の値を用いることで保守的な評価を得るようにしている。

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

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

$$h_{cv} (\text{水平管}) = 1.19 \times \left(\frac{T - T_{atm}}{D_0} \right)^{0.25} \quad \dots \text{式(12)}$$

D_o : 配管外径 (m)

これらにより評価した結果，配管外表面温度は約124.2℃となる。

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

なお，これらの式を含めた評価については，JIS A 9501において，適用範囲が $-180^{\circ}\text{C} \sim 1000^{\circ}\text{C}$ となっており，適用に対して問題に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。

地震による損傷の防止に関する耐震設計方針の説明

1. 配管設計における荷重の組合せと応力評価について

格納容器フィルタベント系は、ベント使用中は機器が損傷を受けることなく健全であることが求められる。したがって、設計上の最高使用温度・圧力(200℃, 2Pd)における荷重条件を「供用状態A」及び「供用状態B」として、クラス2機器として各部にかかる応力が許容応力以内であることを確認する。

一方で、当該設備は設置許可基準の三十九条における常設耐震重要重大事故防止設備兼常設重大事故緩和設備に該当し、基準地震動 S_s による地震力に対して重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであることが求められる。したがって、地震荷重に対する荷重の組合せを「供用状態D」とし、各部にかかる応力が設計引張応力以内であり、なおかつ疲労破壊を起こさないことを確認する。

第1表 配管設計における荷重の組合せと許容応力

荷重の組合せ	許容応力			供用状態 許容応力状態	適用規格
	一次応力 (曲げ応力を 含む)	一次+二次応力	一次+二次 +ピーク応力		
D + P _d + M _b	1.5 · S _h	S _a (c)	—	(A, B)	設計・建設規格 PPC-3520(1) PPC-3530(1)
D + P _d + (M _a) + M _b	1.8 · S _h	S _a (d)	—		設計・建設規格 PPC-3520(1) PPC-3530(1)
D + P _d + (M _a) + S _s	0.9 · S _u	S _s 地震動のみによる疲労解析を行い、疲れ累積係数が1以下であること。 ただし、地震動のみによる一次+二次応力の変動値が2 · S _y 以下であれば疲労解析は不要。		IV _A S	JEAG4601 第3種管の許容 応力/第3種管の 許容応力の解説

【各記号の注釈】

- D : 自重及びその他の長期的機械的荷重による応力
- P_d : 内圧応力
- M_a : その他の短期的機械的荷重による応力 (当該設備においては対象外)
- M_b : 二次応力 (熱応力)
- S_a (c) : 一次+二次応力に対する許容応力 (短期的荷重を含まない場合)
- S_a (d) : 一次+二次応力に対する許容応力 (短期的荷重を含む場合)
- S_h : 最高使用温度における材料規格 Part3 第1章 表3に定める値
- S_s : 基準地震動 S_s により定まる地震力
- S_u : 設計引張強さ 設計・建設規格 付録材料図表 Part5 表9に規定される値

なお、当該設計における荷重の組合せと許容限界としては、原子力発電所耐震設計技術指針（重要度分類・許容応力編 JEAG4601・補-1984, JEAG4601-1987 及びJEAG4601-1991追補版）（日本電気協会 電気技術基準調査委員会 昭和59年9月，昭和62年8月及び平成3年6月）（以下「JEAG4601」という。）及び発電用原子力設備規格（設計・建設規格JSME S NC1-2005（2007追補版含む）（日本機械学会 2005年9月，2007年9月）（以下「設計・建設規格」という。））に準拠したものである。

フィルタベント設備の外部事象に対する考慮について

フィルタベント設備は、自然現象（地震，津波を除く）及び人為事象等の外部事象に対して，原子炉建屋外の地下格納槽内に配置する等，第1表のとおり考慮した設計とする。

なお，想定する外部事象は，「設置許可基準規則」第六条（外部からの衝撃による損傷の防止）において考慮する事象及び意図的な航空機衝突とする。ただし，洪水，地滑り，生物学的事象（海生生物），高潮の自然現象，並びに航空機落下，ダムの崩壊，有毒ガス，船舶の衝突の外部人為的事象については，発電所の立地及びフィルタベント設備の設置場所等により，影響を受けないことから考慮する必要はない。

第 1 表 フィルタベント設備の外部事象に対する考慮 (1/4)

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

第 1 表 フィルタベント設備の外部事象に対する考慮 (2/4)

	外部事象	影響モード	設計方針
自然現象	積雪	積雪荷重, 閉塞	原子炉建屋又は地下格納槽内に設置されている部位については, 外殻の原子炉建屋等により防護する設計とする。屋外に設置されるフィルタ装置出口配管, 圧力開放板等については, 積雪荷重に対して耐性が確保されるように設計する。また, 系統開口部から降雪が浸入し難い構造とすることにより, 必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。なお, 多量の積雪が確認される場合には, 除雪を行う等, 適切な対応を実施する。
	落雷	雷サージによる電気・計装設備の損傷	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	降下火砕物の堆積荷重, 閉塞, 化学的影響 (腐食)	原子炉建屋又は地下格納槽内に設置されている部位については, 外殻の原子炉建屋等により防護する設計とする。屋外に設置されるフィルタ装置出口配管, 圧力開放板等については, 降下火砕物の堆積荷重に対して耐性が確保されるように設計する。また, 系統開口部から降下火砕物が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) 外面にはシリコン系等の防食塗装を行う。

第 1 表 フィルタベント設備の外部事象に対する考慮 (3/4)

	外部事象	影響モード	設計方針
自然現象	生物学的事象	小動物の侵入による設備の損傷	原子炉建屋又は地下格納槽内に設置されている部位については、外殻の原子炉建屋等により防護する設計とする。 地下格納槽外に設置されている端子箱貫通部等にはシーリングを行うことにより、小動物の侵入を防止する設計とする。 屋外に設置されている系統開口部から小動物が浸入し難い構造とすることにより、必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。
	森林火災	飛び火及び熱影響、ばい煙等	機器を内包する原子炉建屋、地下格納槽及び屋外に設置される機器は、防火帯の内側に配置し、森林との間に適切な離隔距離を確保することで、必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。 ばい煙等の二次的影響に対して、ばい煙等が建屋内に流入するおそれがある場合には、換気空調設備の外気取入ダンパを閉止し、影響を防止する。

第1表 フィルタベント設備の外部事象に対する考慮 (4/4)

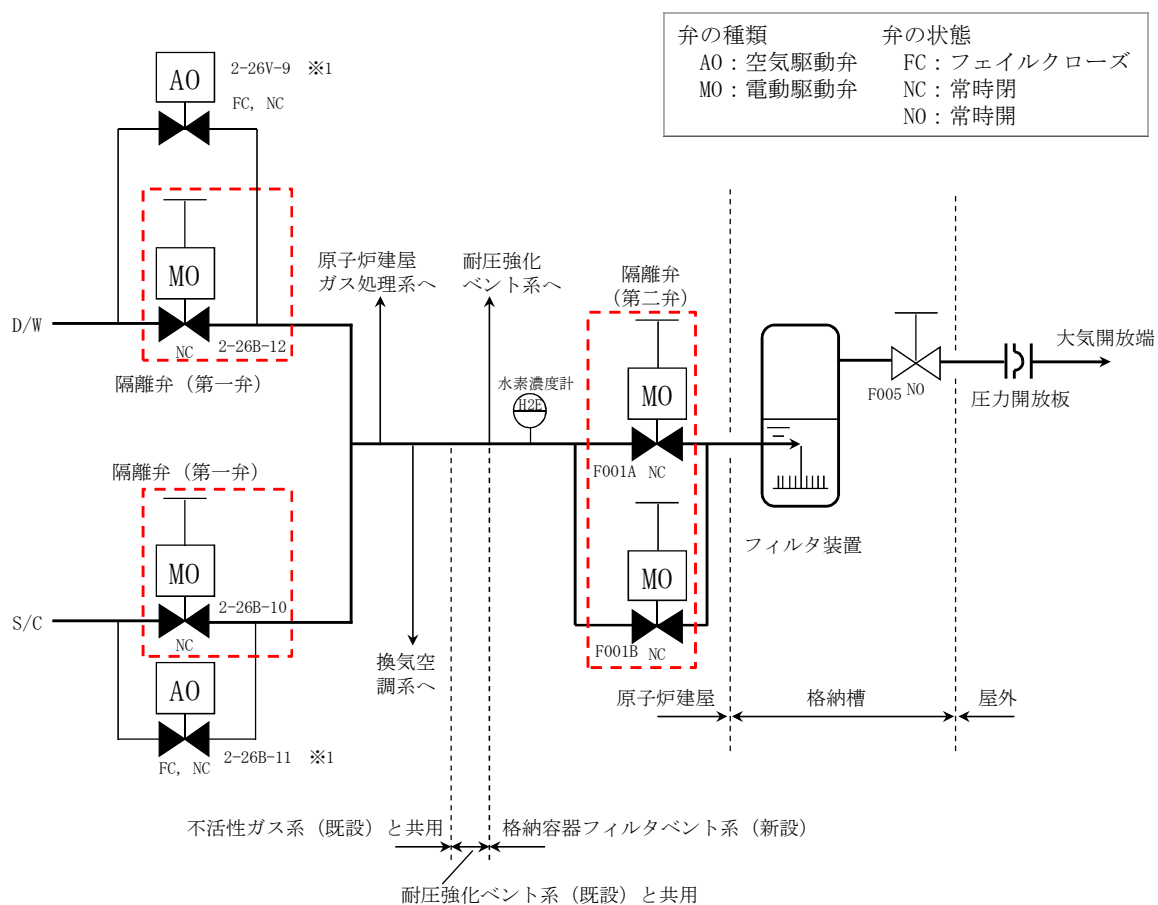
	外部事象	影響モード	設計方針
外部人為事象	爆発	爆風圧, 飛来物	石油コンビナート, 近隣工場, 発電所周辺の道路を通行する燃料輸送車両及び発電所周辺を航行する燃料輸送船の爆発による爆風圧及び飛来物に対して, 離隔距離が確保されている。
	近隣工場等の火災	輻射熱による温度上昇	石油コンビナート, 近隣工場, 発電所周辺の道路を通行する燃料輸送車両, 発電所周辺を航行する燃料輸送船及び敷地内の危険物貯蔵施設の火災に対して, 離隔距離が確保されている。航空機墜落による火災に対して, 損傷が確認された場合は必要に応じてプラントを停止し, 補修を行う。
	電磁的障害	サージ・ノイズによる計測制御回路への影響	日本工業規格 (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。
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	原子炉建屋又は地下格納槽内に設置されている部位については, 外殻の原子炉建屋等により防護されると考えられるが, 万一, 損傷が確認された場合は原子炉の運転を必要に応じて停止し補修する。屋外に設置されるフィルタ装置出口配管, 圧力開放板等については, 航空機の衝突による衝撃力及び航空機燃料火災による熱影響により損傷する可能性があるため, 損傷が確認された場合は必要に応じてプラントを停止し補修を行う。

主ライン・弁の構成について

1. 主ライン構成

1.1 系統概要図

格納容器フィルタベント系ち，ベントガスを原子炉格納容器（以下「格納容器」という。）から大気開放端まで導く主ラインの概略図を第1図に示す。



※1:2-26V-9 及び 2-26B-11 はプラント運転中の格納容器圧力の調整に用いる小口径(50A)

の弁であり，格納容器フィルタベント系の経路としては期待しない。

第1図 格納容器フィルタベント系 主ライン概略図

1.2 設計の意図

東海第二発電所では，格納容器の圧力及び温度を低下させるためのベント

を確実にを行うため、以下に配慮し、主ラインの設計を行っている。

(1) 主ラインの取り出し及び構成

格納容器からの取り出しについては、サプレッション・プール水でのスクラビング効果が期待できるサプレッション・チェンバ（S/C）からの取り出しに加え、外部注水等による水没の影響を受け難いドライウェル（D/W）上部からの取り出しを行っている。

具体的な取り出し位置（貫通孔）については、漏えい経路の増加等による大気への放射性物質の放出リスク増加を最小限に抑えるため、既存の貫通孔の中から十分な排気容量が確保できる口径を有する不活性ガスの貫通孔（600A）を選定し使用する構成としている。

主ラインは不活性ガス系配管（既設）、耐圧強化ベント系配管（既設）を経て、格納容器フィルタベント系配管（新設）によりフィルタ装置に導かれるが、他の系統とは弁で隔離することで、他の系統や機器への悪影響を防止する設計としている（3. 参照）。

(2) 格納容器隔離弁

格納容器隔離弁の設置要求（実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈）に基づき、S/C側及びD/W側それぞれの主ラインに格納容器隔離弁（第一弁）として電動駆動弁（MO弁）を各1弁設置する構成としている。また、主ラインが合流した後に格納容器隔離弁（第二弁）として電動駆動弁（MO弁）を並列に2弁設置する構成としている。

(3) フィルタ装置出口弁

フィルタ装置出口弁は、ベント実施後にフィルタ装置を大気から隔離するために設置している。

1.3 弁の設置位置の妥当性（物理的位置，他からの悪影響）

ベント開始に必要な主ラインの隔離弁（S/C側第一弁，D/W側第1弁及び第二弁）の設置位置は，弁の設置スペース，人力による遠隔操作性等を考慮して決定している。

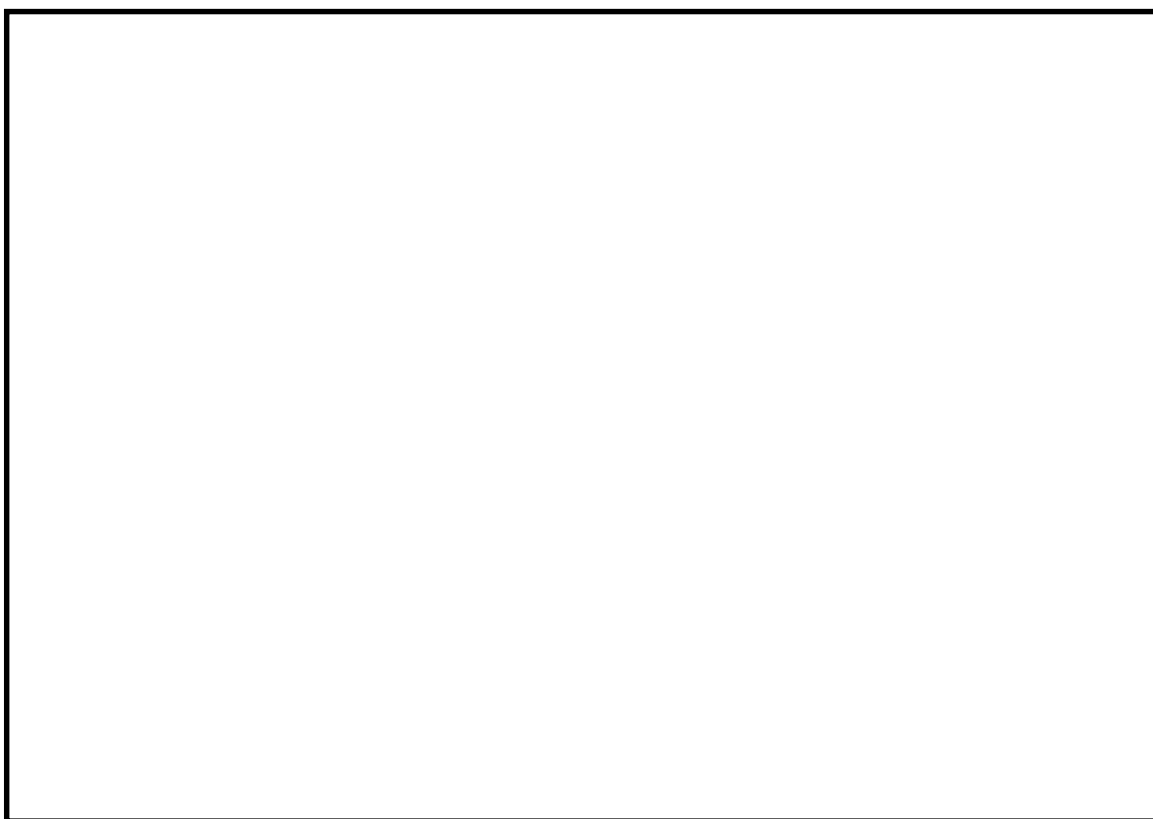
また，事故後の環境条件を考慮した設計としているため，ベント時においても弁の健全性は確保され，主ラインの隔離弁は，電源がある場合は中央制御室で操作できる。燃料破損後は弁設置エリアが高線量となるため，現場において弁本体を直接操作することはできないが，遠隔操作機構を設けることで駆動源喪失時においても人力による開閉操作が可能である。

なお，遠隔操作機構の操作場所は，遮蔽効果が得られる二次格納施設外とし，さらに，必要な遮蔽及び空気ポンペを設置し，作業員の被ばく低減に配慮している。

主ラインの隔離弁の配置位置及び人力による遠隔操作位置を第2図～第4図に示す。



第 2 図 第一弁（S / C 側）配置図



第 3 図 第一弁（D / W 側）及び第二弁配置図



第 4 図 第二弁配置図

1.4 開の確実性，隔離の確実性

(1) 開の確実性

ベント実施時は，第一弁，第二弁の順に開弁する。第一弁，第二弁とも直流電源で駆動する弁であり，中央制御室の制御盤から遠隔操作できる設計としている。

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

また，これら代替電源設備からの受電が期待できない場合は，遠隔操作機構により，放射線量率の低い二次格納施設外にて人力で開閉操作が実施できること，補助ツールとして汎用の電動工具を用いることで操作時間を短縮できる設計としている。

以上のように，操作方法に多様性を持たせ開操作が確実に実施できる。

(2) 隔離の確実性

a. ベント実施前

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

b. ベント実施後

ベント実施後は，格納容器フィルタベント系の隔離弁を閉とし格納容器と隔離する。更に，フィルタ装置出口弁を閉とし，フィルタ装置を大

気と隔離する。

格納容器と格納容器フィルタベント系の隔離について、格納容器からの除熱機能が復旧し、格納容器及び格納容器フィルタベント系の窒素置換後に、ベント実施時に開弁した隔離弁（第一弁）を閉とし、格納容器バウンダリを復旧する。閉操作の確実性は、(1) 開の確実性と同様に実施できる。

フィルタ装置と大気の隔離について、放射性物質を含むスクラビング水の移送が完了し、捕集した放射性物質の崩壊熱が除去できた後に、フィルタ装置下流に設置したフィルタ装置出口弁を閉とし、フィルタ装置を大気と隔離することができる。この弁の操作は、ベント実施後に放射線量が高くなるフィルタ装置設置エリアに入域せずに実施できるよう、地下格納槽内に遮蔽壁（コンクリート遮蔽 1.3m）を設け、遠隔操作機構を設置することで、フィルタ装置設置エリア外から人力で操作できる設計としている。

2. 弁の種類

2.1 主ラインの弁構成の考え方

空気作動弁（A0 弁）は、駆動源喪失時の弁状態を選択（フェイルオープン、フェイルクローズ）する箇所に用いる。電動駆動弁（M0 弁）は駆動源喪失時に弁状態を維持（フェイルアズイズ）する箇所に用いる。また、M0 弁は遠隔操作機構が設置できる。

格納容器フィルタベント系の主ラインの弁は、中央制御室からの遠隔操作と人力による遠隔手動操作が両立できること、駆動源喪失時の弁状態維持（フェイルアズイズ）の観点から、M0 弁を採用している。

格納容器フィルタベント系主ラインの弁に採用する場合の駆動方式の違いによる特徴を第 1 表に示す。

第 1 表 主ラインの弁に採用する場合の駆動方式の特徴

駆動方式	メリット	デメリット
A0 (空気作動)	<ul style="list-style-type: none"> ・ M0 弁に対して必要な電源容量が小さい 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 駆動源として事故時に使用可能な電源に加えて、空気（圧縮空気設備）が必要 ・ 人力による遠隔操作機構の設置が困難
M0 (電動駆動)	<ul style="list-style-type: none"> ・ 駆動源喪失時は、その状態を維持（フェイルアズイズ）する ・ 電源以外のサポート系が不要 ・ 人力による遠隔操作機構の設置が可能 ・ 開度調整が可能 	<ul style="list-style-type: none"> ・ A0 弁に対して必要な電源容量が大きい

2.2 主ライン上の主な弁の仕様

主ラインの弁について、主な仕様を第2表に示す。

第2表 主ラインの弁の仕様

弁名称	第一弁 (S/C側)	第一弁 (D/W側)	第二弁	フィルタ装置 出口弁	
弁番号	2-26B-10	2-26B-12	F001A, F001B	F005	
型式	バタフライ弁				
口径	600A	600A	450A	600A	
駆動方式	電動駆動 (直流)			手動	
遠隔人力 操作機構	有				
弁の状態	常時閉 (NC)			常時開 (NO)	
フェイルク ローズ (FC)	無 (フェイルアズイズ)			—	
設置場所	原子炉建屋 1階 (二次格納 施設内)	原子炉建屋 4階 (二次格納 施設内)	原子炉建屋 4階 (二次格納 施設内)	格納槽内 (フィルタ装置 設置エリア)	
操作場所	通常時	中央制御室			格納槽内 (フィルタ装置 設置エリア外)
	電源 喪失時	原子炉建屋 附属棟1階 (二次格納 施設外)	原子炉建屋 附属棟屋上 (二次格納 施設外)	原子炉建屋 附属棟3階 (二次格納 施設外)	

2.3 設計の意図

格納容器フィルタベント系主ラインに設置する隔離弁の駆動方式の採用理由は、「2.1 主ラインの弁構成の考え方」に示すとおり、開弁時には駆動源喪失時にもその状態を維持（フェイルアズイズ）する必要があることから、M0 弁を採用している。これらの弁については、ベント時以外に開弁することがないことから、通常時の格納容器バウンダリを維持のため、常時閉（NC）とし、中央制御室の操作スイッチにカバーを取り付けて誤操作防止を図っている。

また、フィルタ装置を大気から隔離するフィルタ装置出口弁は、ベント実施後に使用するため、排気の妨げとならないよう常時開（NO）とする。

なお、第一弁（S/C側，D/W側）に並列して設置されているバイパス弁（2-26V-9, 2-26B-11）は、通常運転中、主蒸気隔離弁等の定期試験を実施することにより窒素ガスが格納容器内へ流入し、格納容器圧力が徐々に上昇するので、格納容器の圧力降下操作のため、一時的に開弁することがある。これらの弁はフェイルクローズ（FC）機能を設ける必要があるため、空気作動弁を採用している。また、事故時に自動的かつ確実に閉止されるように、格納容器隔離信号により閉止する機能を設けている。これらバイパス弁は、通常運転中に常時の使用はないため、常時閉（NC）運用としている。

3. 格納容器フィルタベント系と接続する各系統の隔離弁の数と種類

3.1 各系統の隔離弁の数と種類

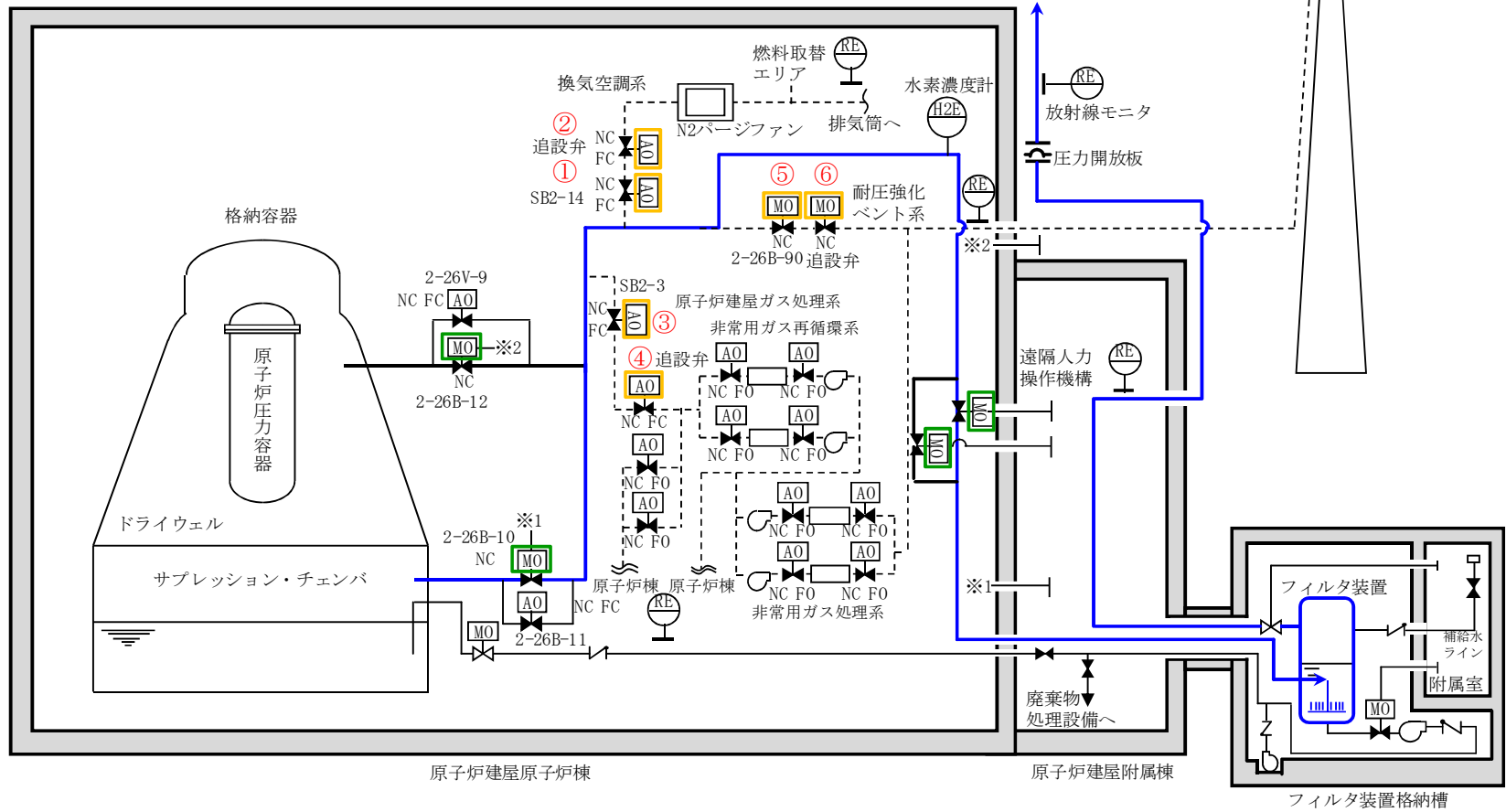
格納容器フィルタベント系には、換気空調系、原子炉建屋ガス処理系及び耐圧強化ベント系が接続する。各系統の隔離弁の数と種類等の仕様を第3表に、系統概略図を第5図に示す。

第3表 他系統隔離弁（格納容器隔離弁）の仕様

系統名	換気空調系		原子炉建屋 ガス処理系		耐圧強化ベント系	
個数	2		2		2	
番号 (第5図中の 表記)	①	②	③	④	⑤	⑥
弁番号	SB2-14	追設	SB2-3	追設	2-26B-90	追設
型式	バタフライ弁					
駆動方式	空気駆動				電動駆動	
口径	600A				300A	
弁の状態	常時閉 (NC) ※		常時閉 (NC)			
フェイル クローズ (FC) 機能	有				無 (フェイルアズイズ)	

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

- 凡例
- : 格納容器フィルタベント系主ライン
 - : 主ライン上の隔離弁
 - : 他系統と隔離する弁
 - NC : 常時閉
 - FC : 駆動源喪失で閉



第5図 格納容器フィルタベント系に接続する系統概要図

3.2 設計の意図

格納容器からフィルタ装置へ至る配管は、ベントを実施する際、接続する他系統と隔離し、流路を構成する必要がある。

重大事故時以外に開操作する可能性のある隔離弁は、駆動源喪失時においても格納容器バウンダリを維持できるようにフェイルクローズが可能な空気作動弁を選定する。また、重大事故時に開操作する可能性のある隔離弁については、駆動源喪失時においても人力による手動操作が容易な電気作動弁を選定し、常時閉（NC）運用とする。

なお、万一のこれらの隔離弁の漏えいを考慮し、第3表及び第5図のとおり、上流と同仕様の弁を新規に設置する。

(1) 換気空調系との隔離

換気空調系との隔離は、第5図中①SB2-14及び②追設弁の2弁より、格納容器フィルタベント系主ラインから隔離できる構成となっている。

これら隔離弁は、通常運転時の格納容器の圧力降下操作時においても、重大事故が発生した際には確実な閉状態が求められるが、中央制御室からの操作が可能であり、駆動源が喪失した際のフェイルクローズ（FC）機能を有し、SB2-14については格納容器隔離信号により閉止する機能を設けていることから、確実な隔離が実施できる。

(2) 原子炉建屋ガス処理系との隔離

原子炉建屋ガス処理系との隔離は、第5図中③SB2-3及び④追設弁の2弁より、格納容器フィルタベント系主ラインから隔離できる構成となっている。

これら隔離弁は、通常運転時に開弁することはなく、また、駆動源が喪失した際のフェイルクローズ（FC）機能を有し、SB2-3については格納容器隔離信号により閉止する機能を設けていることから、確実

な隔離が実施できる。

(3) 耐圧強化ベントラインとの隔離

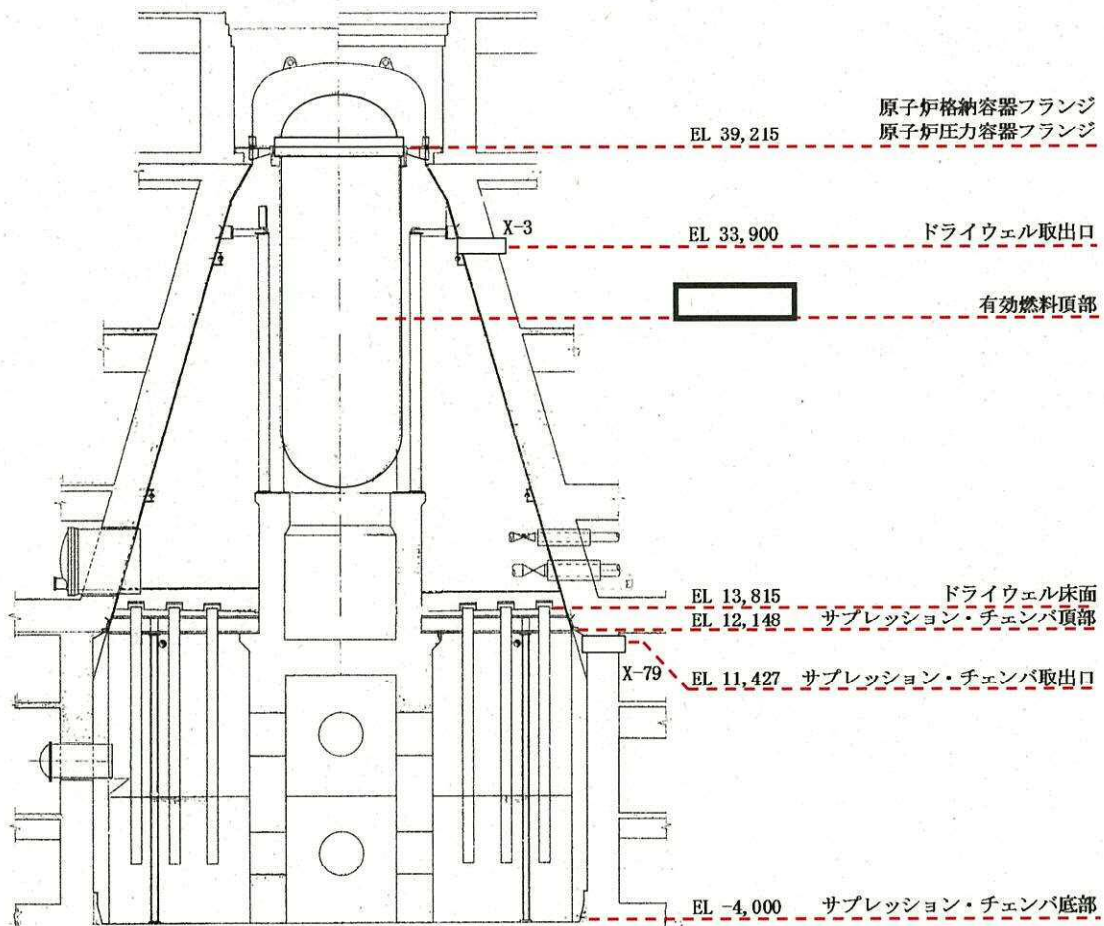
耐圧強化ベントラインとの隔離は、第 5 図中⑤2-26B-90 及び⑥追設弁の 2 弁より、格納容器フィルタベント系主ラインから隔離できる構成となっている。

これら隔離弁は、重大事故時に開操作する可能性があるため、駆動源喪失時においても人力による手動操作が容易な電気作動弁を選定し、常時閉（NC）運用とする。

4. 格納容器からの取り出し高さ

4.1 格納容器からの取り出し高さ

各主要高さを示した図を第 4.1 図に示す。



第 4.1 図 格納容器からの取り出し高さ

4.2 設計の意図

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

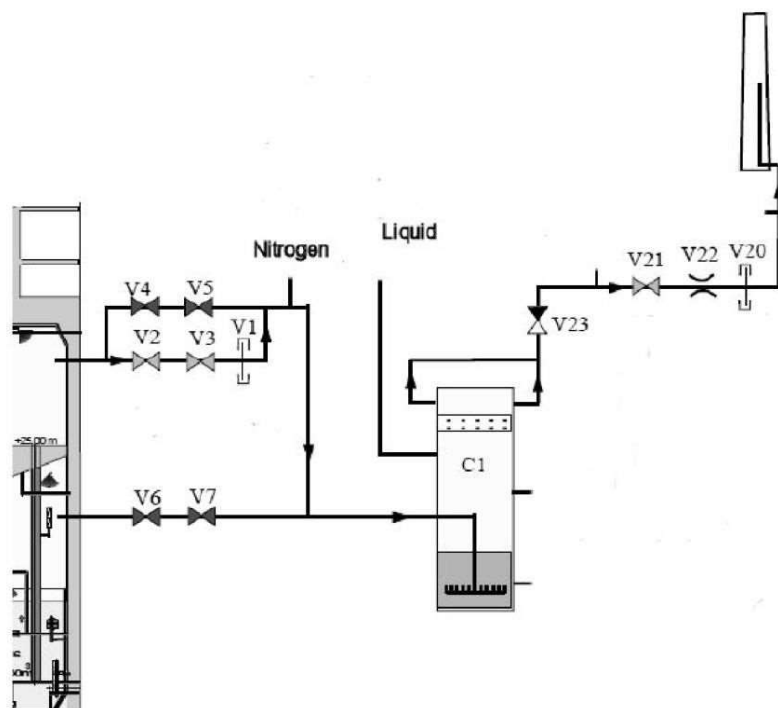
また、S/C側の取り出しには、原子炉及び格納容器冷却のため実施する外部注水による水位上昇を考慮して、S/C頂部付近に位置し、格納容器圧力を下げるために十分大口径である既設不活性ガス系の貫通孔 (X-79) を選定している。

(参考) 諸外国の弁構成

フィルタベント設備を設置している諸外国の弁構成を以下に示す。

(1) フィンランド

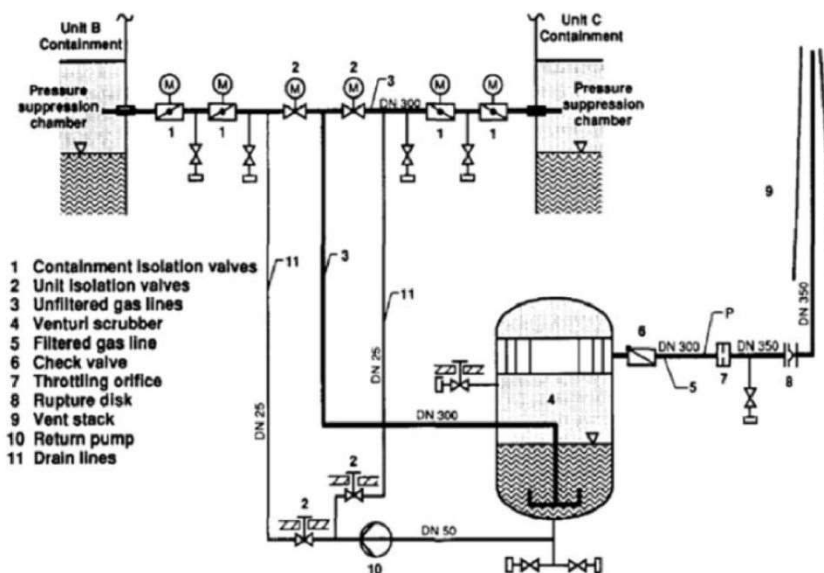
フィンランドのBWRプラントにて設置されているフィルタベントの概略系統図を第1図に示す。V1とV20は圧力開放板である。ベントラインに設置している弁は全て手動駆動弁で構成されている。D/Wのラインにはバイパスラインが設置されており、V2、V3は通常時「開」となっている。また、V21、V23についても通常時「開」となっている。そのため、操作員がベントラインに設置された弁の「開」操作を実施しなくても、格納容器圧力が既定の値まで上昇し、V1とV20の圧力開放板が開放すれば、D/Wのバイパスラインより格納容器ベントは自動的に開始される。



第1図 フィルタベント設備概略系統図 (フィンランド)

(2) ドイツ

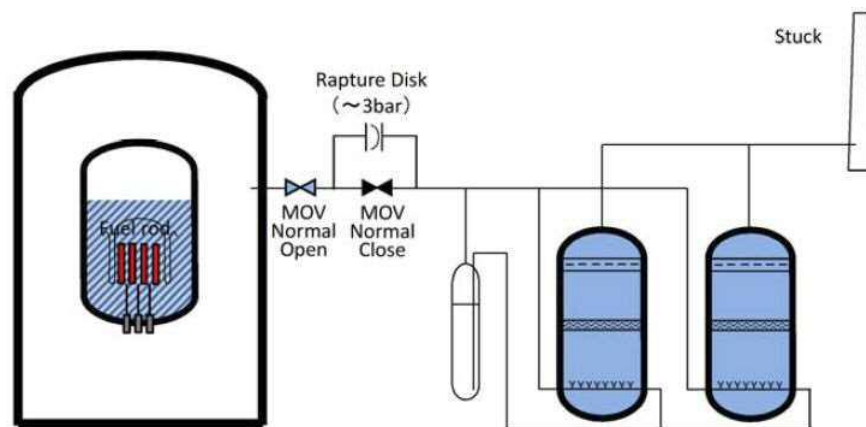
ドイツのBWRプラントに設置されているフィルタベント設備の概略系統図を第2図に示す。フィルタベント設備は、2ユニットで共有する設計となっている。ベントラインには、格納容器隔離のための電動弁が2つ、ユニット間の切り替えのための電動弁が1つ設置されている。また、フィルタ装置の出口側には逆止弁が設置されている。



第2図 フィルタベント設備概略系統図（ドイツ）

(3) スイス

スイスのBWRプラントに設置されているフィルタベント設備の概略系統図を第3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、格納容器から1つ目の弁は通常時「開」、2つ目の弁は通常時「閉」となっている。また、2つ目の弁をバイパスするラインが設置されており、バイパスラインには圧力開放板が設置されている。そのため、操作員が2つ目の弁の「開」操作を実施しなくても、格納容器圧力が規定の値まで上昇し、圧力開放板が開放すれば格納容器ベントは自動的に開始される。



第3図 フィルタベント設備概略系統図（スイス）

<参考図書>

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