

c. 計測設備

格納容器圧力逃がし装置の計測設備は、設置環境や動作頻度に対する故障及び劣化モード等を考慮した適切な周期による定期的な点検（時間基準保全）により、設備性能を確保していることの確認を行う。

対象機器毎の点検項目及び点検内容は、表 4-3 のとおりである。

なお、点検周期については、今後の保全活動を実施する中で適切な周期の見直しを行うこととする。

表 4-3 計測設備の対象機器毎の点検項目及び点検内容

対象機器	点検周期*	点検項目	点検内容
圧力計	1	1. 外観点検	a. 各部点検手入れ
		2. 特性試験	a. 校正
電気式変換器	1	1. 外観点検	a. 各部点検手入れ
		2. 特性試験	a. 校正 b. ループ校正
電気式指示計	1	1. 特性試験	a. 校正・ループ校正
電気式記録計	1	1. 特性試験	a. 校正
電磁流量計	1	1. 分解点検	a. 分解点検手入れ
電磁弁	1	1. 外観点検	a. 各部点検手入れ
		2. 特性試験	a. 絶縁抵抗, 直流抵抗測定 b. 動作試験
制御盤	1	1. 外観点検	a. 盤(ラック), 及び 取付器具点検手入れ
検出器モニタ	1	1. 外観点検	a. 各部点検手入れ
		2. 特性試験	a. 回路特性試験 b. 線源校正試験
水素検出装置	1	1. 外観点検	a. 各部点検手入れ
		2. 特性試験	a. 回路特性試験 b. 基準ガスによる校正
サンプリング機器	1	1. 外観点検	a. サンプリング装置 点検手入れ
		2. 分解点検	a. ポンプ分解点検 手入れ
		3. 特性・性能 試験	a. インサービス後の 調整
pH 計	1	1. 外観点検	a. 各部点検手入れ
		2. 特性試験	a. 回路特性試験

注記\*：点検周期の単位はサイクル。

(2) 試験方法

格納容器圧力逃がし装置の機能検査として、「弁開閉試験」，「ドレン移送ポンプ作動試験」，「漏えい試験」，「スクラバ水質確認試験」及び「よう素フィルタ（銀ゼオライト）性能確認試験」を実施する。

a. 弁開閉試験

弁開閉試験の概要図を図 4-1 に示す。

以下の弁開閉試験を実施することにより，ベント操作時に必要な流路が確保できることを確認する。

(a) 空気作動弁（弁番号：①，②，③）

- ・中央制御室の操作スイッチによる弁開閉試験：①\*，②\*，③
- ・遠隔手動弁操作設備による人力での弁開閉試験：①，②，③
- ・電磁弁排気ポートへの駆動空気供給による弁開閉試験：①，②，③

(b) 電動弁（弁番号：④，⑤，⑥，⑦）

- ・中央制御室の操作スイッチによる弁開閉試験：④\*，⑤，⑥，⑦\*
- ・弁駆動部の遠隔手動弁操作設備による人力での弁開閉試験：④，⑦

注記\*：当該弁の中央制御室の操作スイッチによる弁開閉試験は，格納容器隔離弁の弁開閉試験として別途実施する。



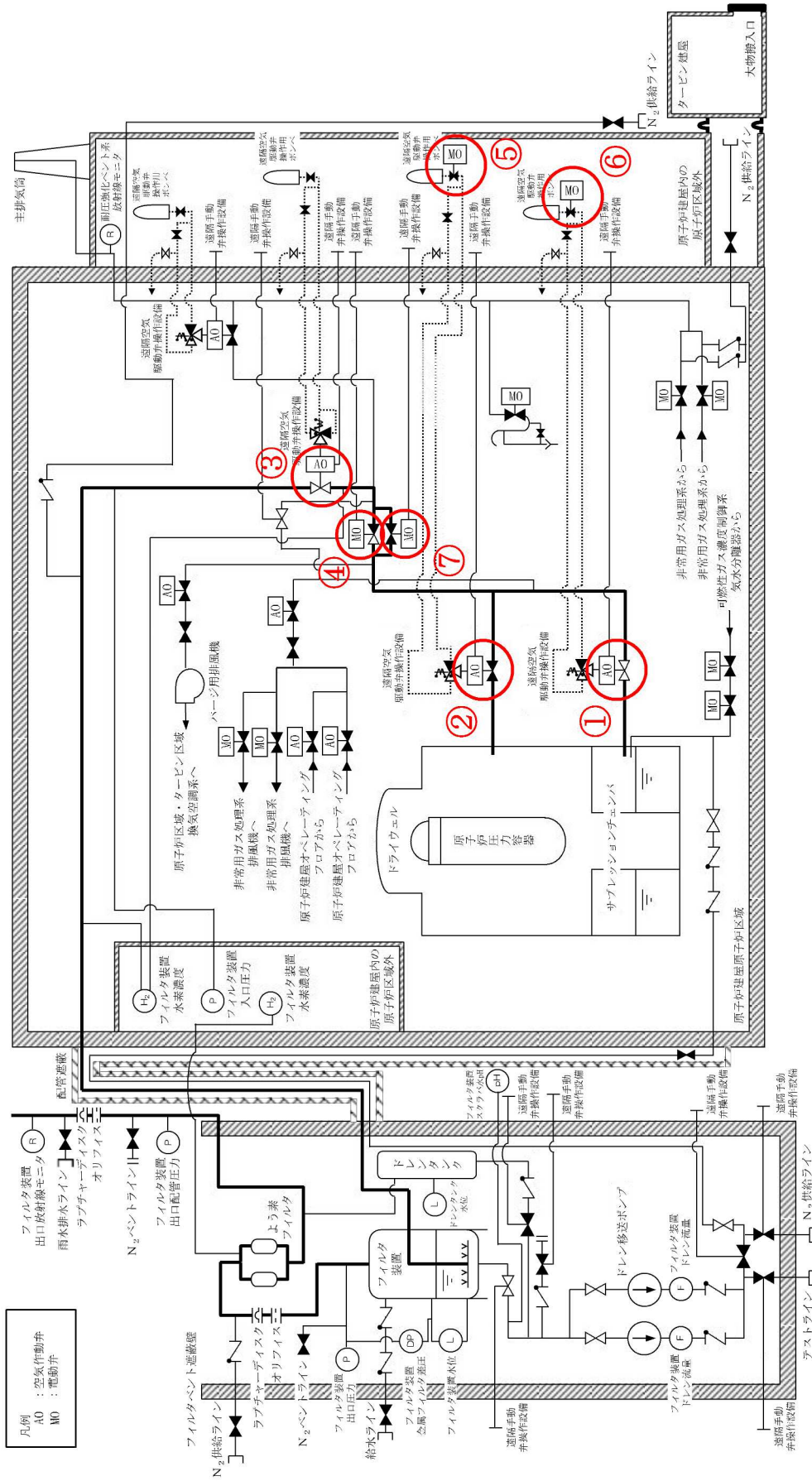


図 4-1 格納容器圧力逃がし装置機能検査対象弁

b. ドレン移送ポンプ作動試験

ドレン移送ポンプ作動試験の概要図を図4-2に示す。

仮設テストラインを使用してドレン移送ポンプの作動試験を実施することで、継続的なベントに必要な流量の凝縮水を移送できることを確認する。

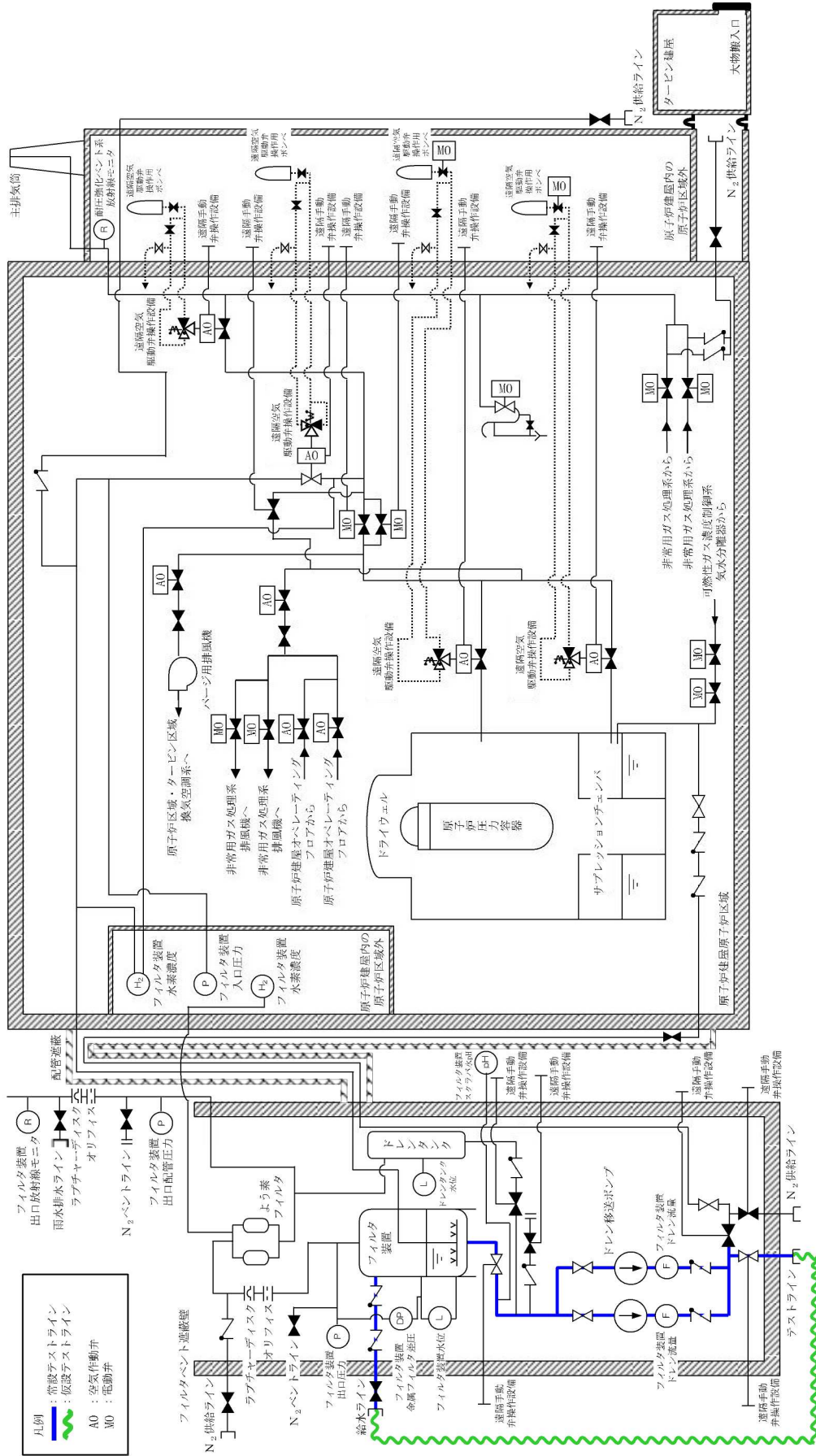


図4-2 ドレン移送ポンプ作動試験概要図

c. 漏えい試験（主配管）

漏えい試験の試験条件・目的・方法を表4-4に、試験概要図を図4-3に示す。漏えい試験の各条件について下記(a)～(c)に整理する。

(a) 加圧媒体

格納容器圧力逃がし装置の最高使用圧力0.62MPaでのベント開始時の系統内は窒素ガスが支配的であること、また、ベント継続中に漏えい防止対象となる放射性物質は窒素より分子量が大きいことから、窒素ガスを加圧媒体とすることは妥当であると判断する。なお、事故時に発生する水素ガスについては、事故時において系統内から漏えいする可能性はあるものの、建屋外については外気により拡散すること、建屋内については静的触媒式水素再結合器による処理が期待できること、試験時の安全性確保の観点から、水素ガスを加圧媒体とした漏えい試験は行わない。

(b) 試験圧力

漏えい試験では、系統内が不活性状態で維持されていることの確認として窒素封入圧力0.01MPa以上が維持されていること、並びに、系統が使用時にバウンダリ機能を維持できることの確認として最高使用圧力0.62MPa及び0.25MPaを試験圧力とする。

(c) 試験温度

漏えい試験では、系統の最高使用温度200℃を模擬することが困難となることから約180℃低い常温約20℃での漏えい確認となるが、試験温度については、環境温度が高い場合、配管が熱膨張した状態となり、フランジ部パッキンに圧縮荷重が付加されることによりシール性が向上するものとなることから、常温での試験環境は、保守的となる。

また、同様に系統最高使用温度での漏えい確認が困難な原子炉圧力容器の漏えい試験では、通常運転温度約280℃に対し180℃以上低い100℃以下で漏えい確認を行っていることから、常温での漏えい確認で十分であると判断する。

表 4-4 漏えい試験の試験条件・目的・方法

	加圧媒体	試験圧力	試験温度	試験目的・方法
簡易 点検	窒素ガス	0.01MPa 以上(窒 素パー ジ 圧力)	常温	系統内を不活性状態に維持することを目的 に、系統全体を窒素パージ圧力(通常待機状 態)に加圧し、著しい漏えいのないことを確 認する。
本格 点検	窒素ガス	0.62MPa (最高使 用圧力)	常温	使用時にバウンダリ機能が維持されている ことを確認するために、系統全体を最高使用 圧力に加圧し、著しい漏えいのないことを確 認する。  (フィルタ装置入口弁からラプチャーディ スク(フィルタ装置出口側)まで)
		0.25MPa (最高使 用圧力)		使用時にバウンダリ機能が維持されている ことを確認するために、系統全体を最高使用 圧力に加圧し、著しい漏えいのないことを確 認する。  (ラプチャーディスク(フィルタ装置出口 側)からラプチャーディスク(よう素フィル タ出口側)まで)

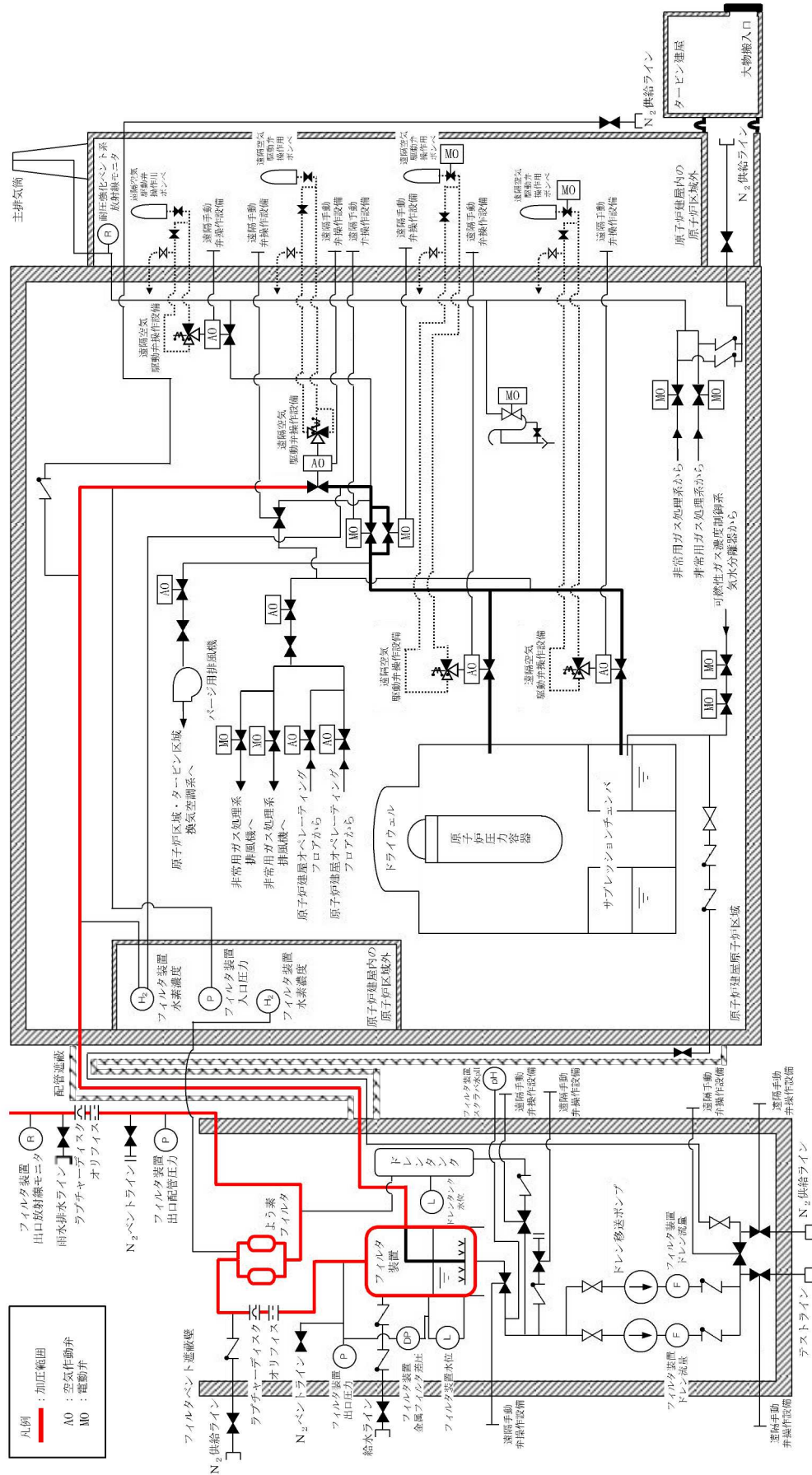


図 4-3 漏えい試験の試験概要図



d. 漏えい試験（遠隔空気駆動弁操作設備）

上記 a. 弁開閉試験（a） 空気作動弁の電磁弁排気ポートへの駆動空気供給による弁開閉試験において、空気作動弁が「開」の状態（駆動空気を供給している状態）にて、駆動空気系の機器（ポンペ、配管、フランジ、弁）の各部より、駆動空気の漏えいのないことを確認する。

e. スクラバ水質確認試験

スクラバ水質確認試験は、格納容器圧力逃がし装置通常待機時に、ドレンラインからサンプル水を採取・分析を実施し、スクラバ水が規定の薬液濃度であることを確認する。

f. よう素フィルタ（銀ゼオライト）性能確認試験

よう素フィルタに充填される銀ゼオライトについては、よう素フィルタと同等の環境に保管される銀ゼオライトサンプルを用いてよう素除去性能試験を行い、規定の性能が確保されていることを確認する。

可燃性ガスの爆発防止対策について

## 1. 格納容器圧力逃がし装置

格納容器圧力逃がし装置の系統内で可燃性ガスの爆発が発生した場合、格納容器圧力逃がし装置に期待している放射性物質の低減効果が喪失するおそれ又はフィルタ装置内で保持している放射性物質の外部への放出のおそれがあるため、設計及び運用により系統内での可燃性ガスの爆発を防止する。

## 1.1 考慮する可燃性ガスの種類及び対策

炉心の著しい損傷を伴う重大事故等時に発生するおそれのある可燃性ガスとして、ジルコニウム-水反応、水の放射線分解及び金属腐食により発生する水素ガスが考えられる\*1。これらの反応によって原子炉格納容器内水素濃度は、可燃限界濃度である4vol%を大きく上回るが、原子炉格納容器内雰囲気は通常待機時から不活性化することに加え、水の放射線分解によって発生する酸素ガスを考慮しても酸素濃度を可燃限界であるドライ条件で5vol%未満に管理することで、水素ガス及び酸素ガスが同時に可燃限界に到達することを防止する。格納容器圧力逃がし装置の系統内については、待機状態から系統内を窒素ガスで不活性化することにより、原子炉格納容器内の水素が排出経路を通過する際における水素燃焼を防止する。

また、格納容器圧力逃がし装置の配管については、ベント実施時に発生する蒸気凝縮で発生するドレン水による閉塞やこれに起因する水素ガス及び酸素ガスの滞留を防止するために、配管ルートにUシール部ができないように配置することを基本とし、Uシール部ができる箇所についてはドレンタンクを設ける。

なお、水素燃焼の条件として、水素濃度4vol%かつ酸素濃度5vol%以上の条件に加えて、着火源又は500℃以上の発熱源が必要となるが、原子炉格納容器内における着火源又は500℃以上の発熱源の不確かさが大きいと、酸素濃度を管理することで水素燃焼を防止する。

注記\*1：溶融炉心・コンクリート相互作用が発生した場合、可燃性ガスである一酸化炭素が発生するが、格納容器下部注水系により原子炉格納容器下部に水張りした状態で溶融炉心が落下するため、溶融炉心・コンクリート相互作用はほとんど発生せず、一酸化炭素の発生量は無視できるほど小さいことから、一酸化炭素は可燃性ガスとして考慮しないこととした。なお、仮に溶融炉心・コンクリート相互作用により、ペDESTALのコンクリートが床面で約8cm及び壁面で約7cm 侵食した場合でも、一酸化炭素の発生量は約25kgであり、事故シーケンス（大破断LOCA+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失）における水素発生量1400kg に対して十分に低いこと及び一酸化炭素の可燃限界濃度が空気中において12.5vol%\*2であることを踏まえ



ると、一酸化炭素は可燃性ガスとして考慮不要と考える。

\*2：国際化学物質安全性カード（ICSC） 一酸化炭素

## 1.2 系統の各運転状態における設計上の考慮

### (1) 系統待機状態①：通常待機時

#### a. 水素燃焼防止対策

通常待機時においては、原子炉格納容器と同様に系統内を窒素ガス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、ラプチャーディスク（よう素フィルタ出口側）を設けている。このラプチャーディスク（よう素フィルタ出口側）は、原子炉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。

#### b. 系統における水素濃度監視

系統における水素濃度に関しては、水素ガスの発生がないため、監視不要である。この系統状態における水素燃焼防止対策概要を図1-1に示す。

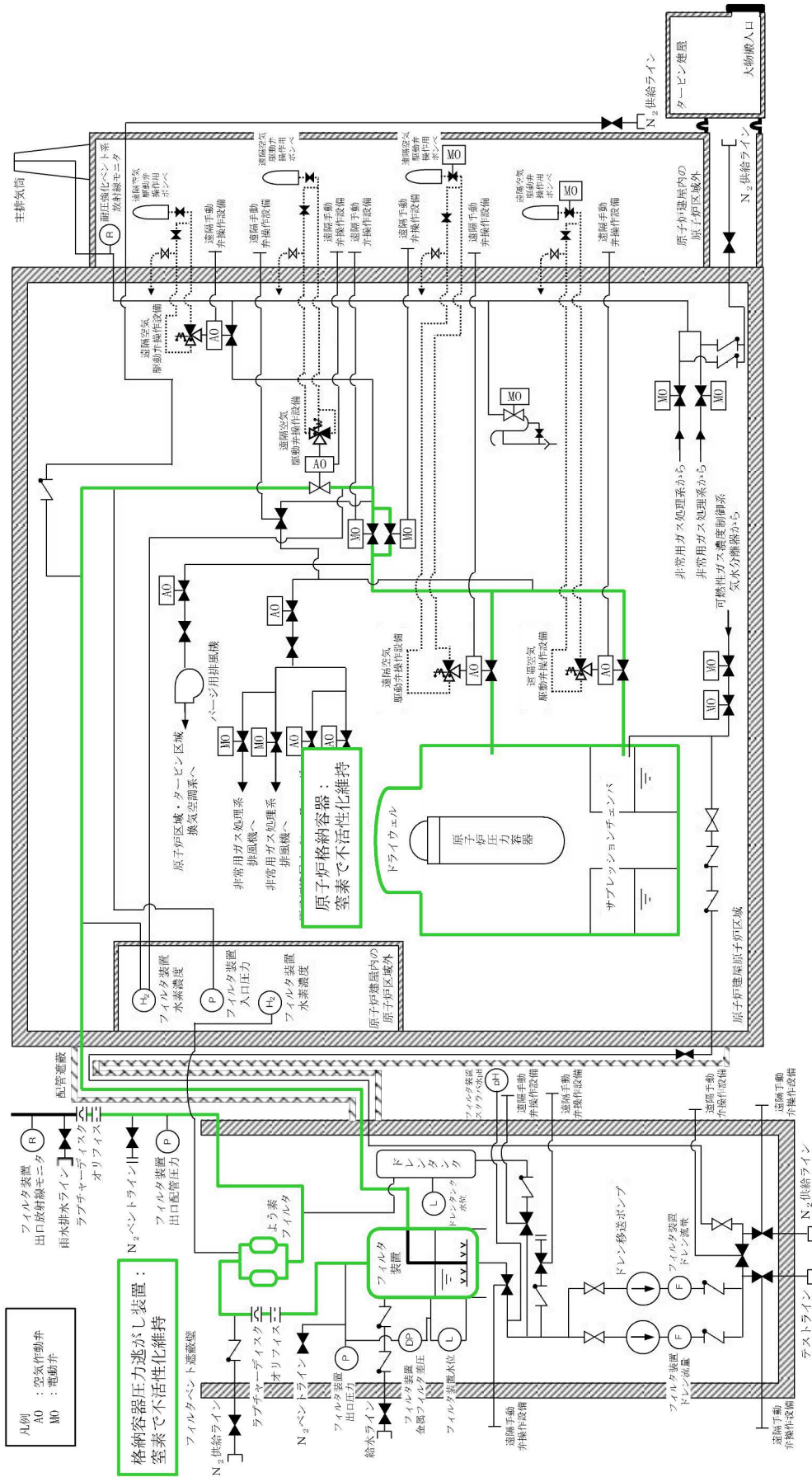


図1-1 水素燃焼防止対策（系統待機状態①）

(2) 系統待機状態②：重大事故等時，ベント実施前

a. 水素燃焼防止対策

炉心の著しい損傷を伴う重大事故等時の原子炉格納容器内雰囲気は，水蒸気，窒素ガス，水素ガス及び酸素ガスが混合した状態となるが，ベント実施前の系統は原子炉格納容器内からのガスの流入はないため，不活性状態が保たれる。

b. 系統における水素濃度監視

系統における水素濃度に関しては，系統内に水素ガスが持ち込まれないため，監視不要である。この系統状態における水素燃焼防止対策概要を図1-2に示す。

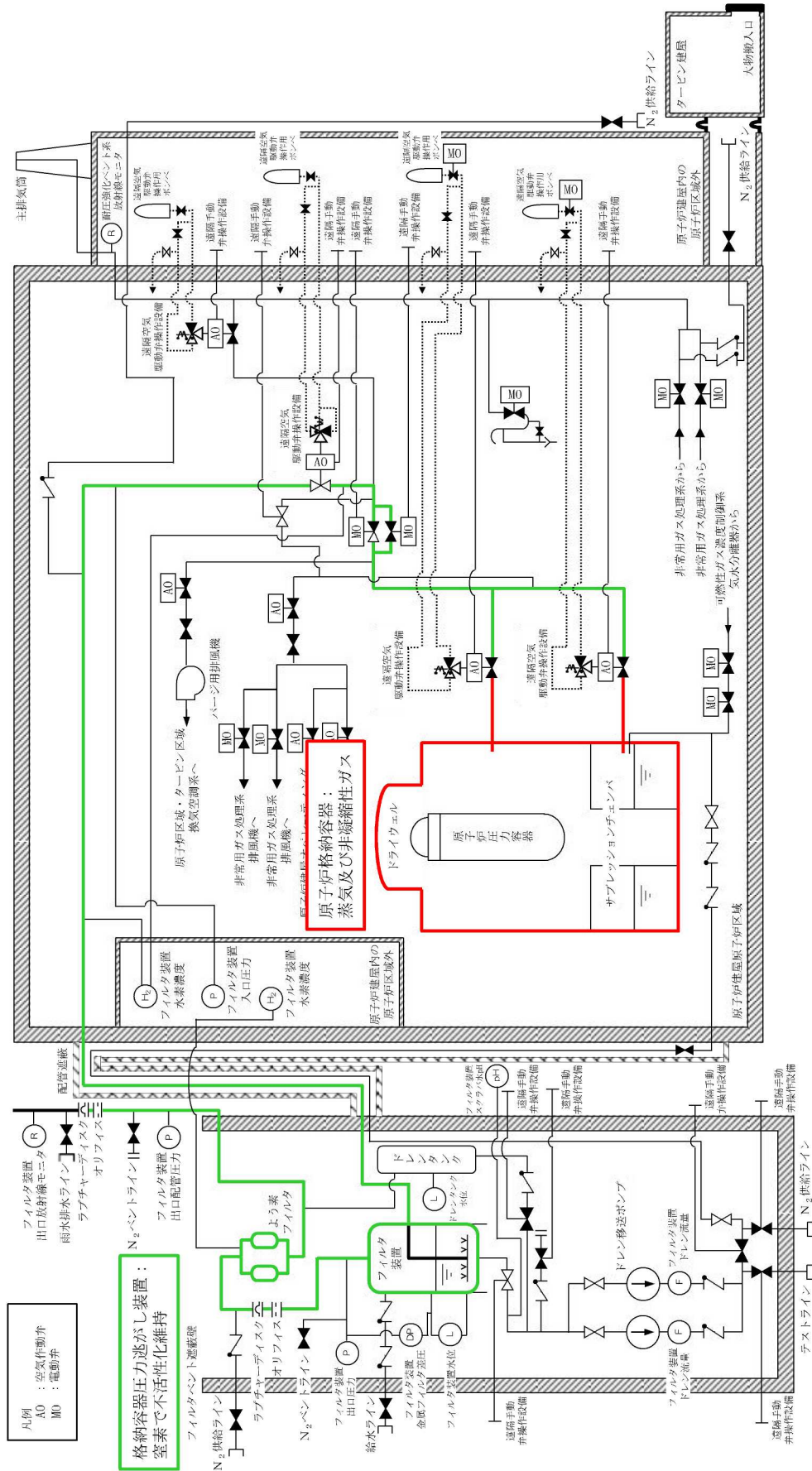


図1-2 水素燃焼防止対策（系統待機状態②）

(3) 系統運転状態①：ベント実施直後

a. 水素燃焼防止対策

ベント開始時において、ベントガス中の蒸気がスクラバ水によって凝縮された場合、酸素濃度が上昇することで、水素燃焼が発生するおそれがあるが、ベント実施前から、原子炉格納容器内の酸素濃度をウェット条件及びドライ条件で監視し、ウェット条件の酸素濃度が4vol%に到達したこと、及びドライ条件の酸素濃度が5vol%以下であることを格納容器ベント開始の判断基準に設定していること、ベント実施直後のベントガスのモル組成としては水蒸気、水素ガス及び窒素ガスが支配的であり酸素ガスはほとんど含まれていないこと、及び格納容器圧力逃がし装置系統内は不活性化されているため、仮にベントガス中の蒸気すべてがスクラバ水によって凝縮された場合においても水素燃焼は発生しない。また、原子炉格納容器内の気体については、格納容器スプレイ及び温度差による自然対流効果によって均一に攪拌されており、濃度が一様となるため、酸素濃度監視設備（格納容器内酸素濃度）により原子炉格納容器全体の濃度を代表して監視することができる。

b. 系統における水素濃度監視

ベントにより原子炉格納容器から可燃限界を超えた水素ガスが流入するが、原子炉格納容器内の酸素ガスを可燃限界未満で管理していることから監視不要である。

c. 対向流による空気の流入

フィルタ装置内が負圧に至るような状況下では、対向流が発生することにより、フィルタ装置内に空気が流入するおそれがある。しかしながら、格納容器ベント実施時におけるスクラバ水沸騰までの間、ベントガス中の蒸気がスクラバ水によって凝縮された場合においても、蒸気の供給が継続的に行われるためフィルタ装置内が負圧にならないこと、及び非凝縮性ガスの排出は継続されることから、対向流は発生しない。

d. 枝管における水素ガス及び酸素ガスの蓄積について

原子炉格納容器内の酸素濃度については、ドライ条件に換算して、5vol%未満に管理することから、ベント実施中において、仮に枝管におけるベントガスの蓄積があった場合においても、枝管での水素燃焼は発生しないと考えられるが、枝管内での成層化等によって混合ガスの濃度が変化した場合、枝管での水素燃焼のおそれがある。そのため、枝管内での混合ガスの蓄積評価を実施する。枝管における水素ガス及び酸素ガスの混合ガスの蓄積の評価については「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。整理結果を表1-1、系統図を図1-3、鳥瞰図を図1-4に示す。

換気空調系の隔離弁までの配管（表1-1のNo. ①）については水平枝管，耐圧強化ベント系の二次隔離弁までの配管（表1-1のNo. ②）及び耐圧強化ベント系の二次隔離弁バイパス弁までの配管（表1-1のNo. ③）については上向き枝管であり，枝管長さ $l$ ／枝管内径 $d$ が不燃限界長さ（ $l' / d$ ）の判定値又は換気限界長さ以内であることから，水素ガスは不燃限界濃度を超えて蓄積しないと判断する。また，D/Wベントライン（表1-1のNo. ⑤）は水平枝管（下り勾配）であるため，水素が蓄積することはない。

一方，非常用ガス処理系の隔離弁までの配管（表1-1のNo. ④）については，水平及び上向きで分岐する組合せ枝管であり閉止端までの長さが高いため，水素ガスが不燃限界濃度を超えて蓄積する可能性がある。そのため，ベント時に水素ガスを連続してベントの主ラインに排出させるバイパスラインを設置し，水素ガスが蓄積することのない設計とする。

上記を踏まえて，水素ガス滞留防止のために設置するバイパスラインの設置箇所を図1-5に示す。

e. ラプチャーディスクの下流における水素燃焼について

原子炉格納容器からラプチャーディスク（よう素フィルタ出口側）までは不活性化されていること，及び原子炉格納容器内の酸素濃度をドライ条件で可燃限界未満に維持することで，高濃度の水素雰囲気においても水素燃焼は発生しないが，ラプチャーディスク（よう素フィルタ出口側）以降については，不活性化していない範囲であるため，高濃度の水素ガスと空気が触れることで水素燃焼のおそれがある。しかしながら，ベント実施直後は，原子炉格納容器からのベントガスによって系統内の窒素ガスが押し出され，ラプチャーディスク（よう素フィルタ出口側）以降の空気が排出されることから，放出端までの範囲で高濃度の水素ガスが空気と触れず，水素燃焼が発生することはないと考えられる。また，放出端から先については，大気であるものの，大気中には着火源等がなく，水素燃焼は発生しないと考えられる。

表 1-1 主ラインから分岐する枝管の閉止端までの長さとお内径等

No.	系統	配管の分類	枝管長さ l (m)	枝管内径 d (m)	l/d	不燃限界長さ (l' /d) の判定値*1	換気限界 長さ*2	対応方針
①	換気空調系	水平 枝管	0.657	0.5398	1.22	70		対策不要
②	耐圧強化 ベント系 (二次隔離弁)	上向き 枝管	0.6236	0.527	1.19		4.98	対策不要
③	耐圧強化 ベント系 (二次隔離弁 バイパス弁)	上向き*3 枝管	2.5473	0.5398	4.72		5.00	対策不要
④	非常用ガス 処理系	組合せ 枝管	2.0 (400A) 11.7 (250A)	0.3874 0.2488				バイパス ライン 設置
⑤	D/W ベント ライン	水平 枝管 (下り 勾配)	6.0	0.5398				対策不要

注記\*1: 「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)のうち解説表 3.3.-1 から選定した値。

\*2: 「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)のうち付録式(4.1-3)から算出した値。

\*3: 分岐方向は水平であるが、分岐直後に上向きとなる。



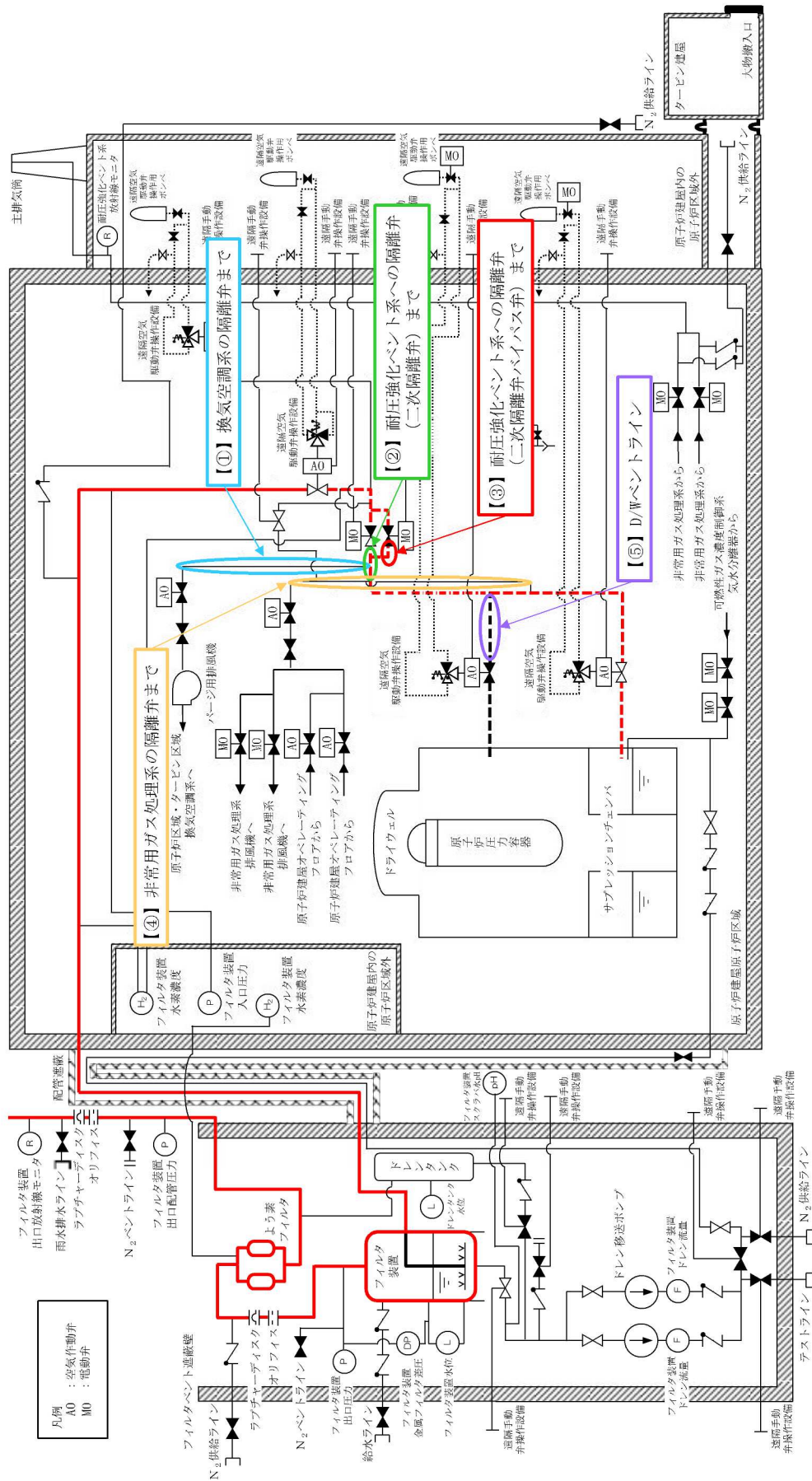


図1-3 主ラインから他系統と隔離する弁までの配管系統図



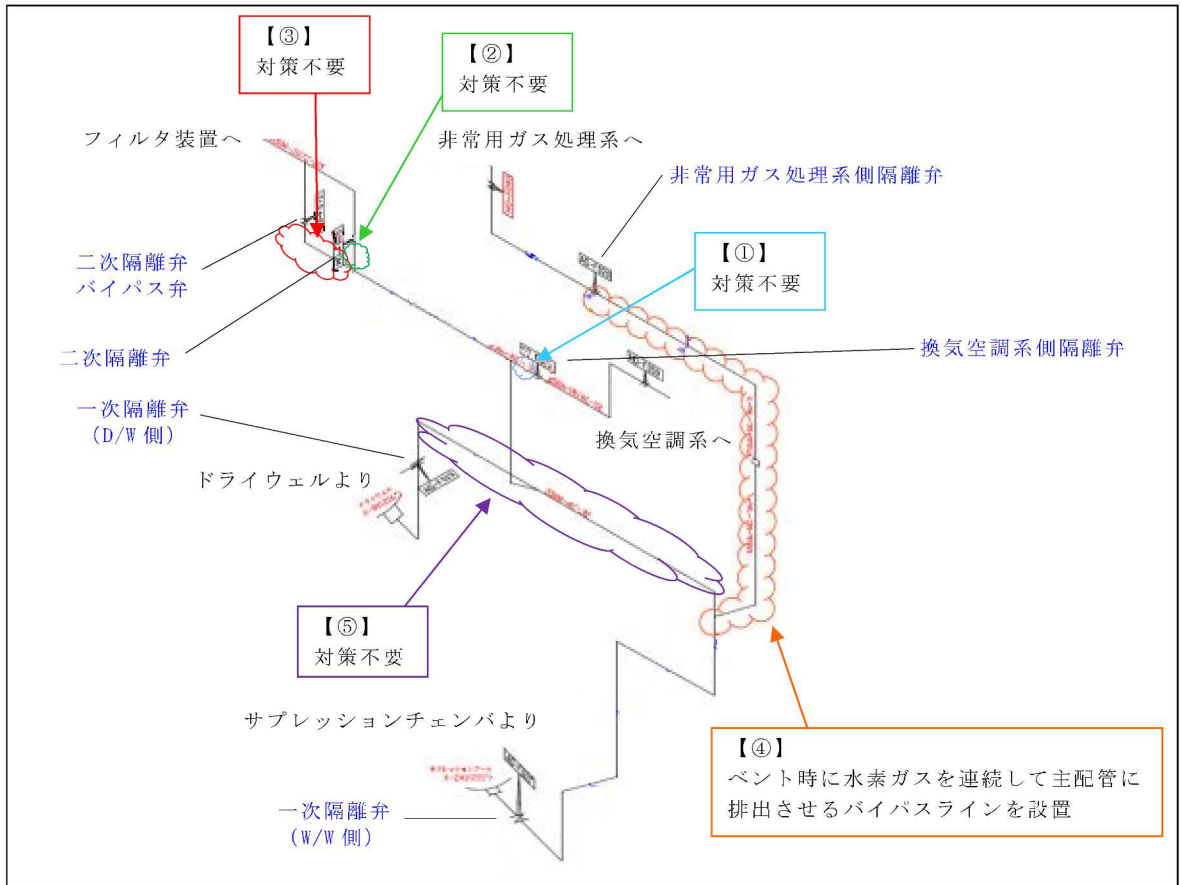


図 1-4 主ラインから他系統と隔離する弁までの配管鳥瞰図

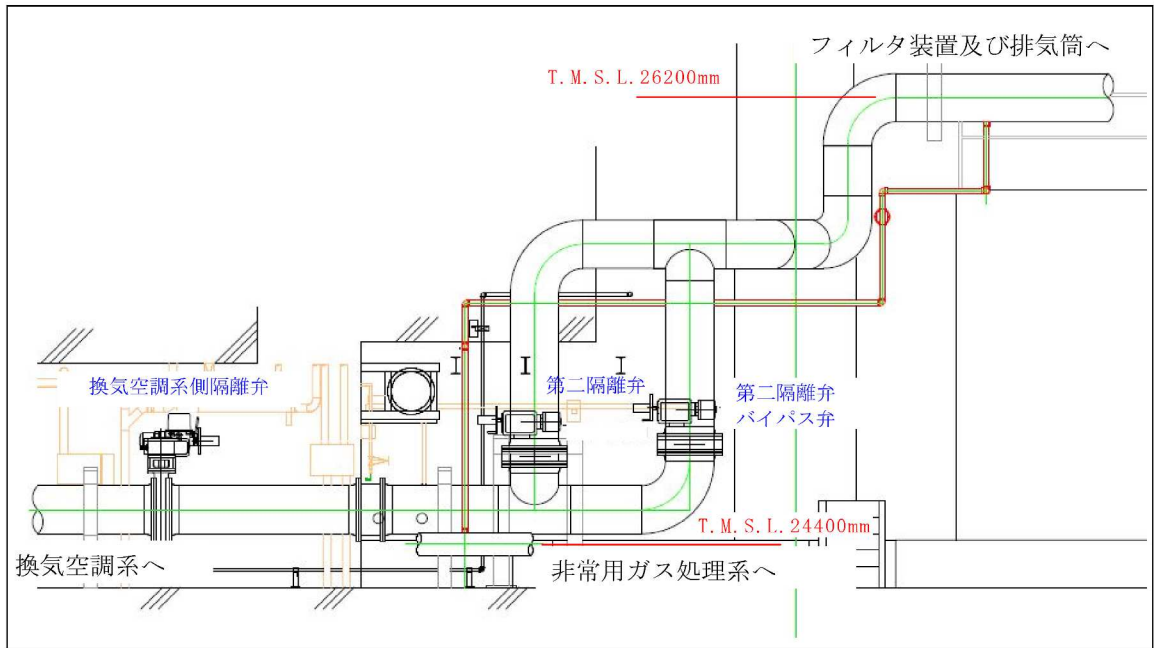


図1-5 非常用ガス処理系までの配管に対するバイパスラインの設置位置図

この系統状態における水素燃焼防止対策概要を図1-6に、水素濃度監視設備（格納容器内水素濃度）及び酸素濃度監視設備（格納容器内酸素濃度）の概要図を図1-7に、事故シーケンス（大破断LOCA+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失）におけるG値を設計基準事故ベースとした場合の原子炉格納容器の気相濃度の推移を図1-8及び図1-9に示す。なお、図に示す原子炉格納容器の水素ガス及び酸素ガスの気相濃度については、MAAP解析に基づく水-ジルコニウム反応により発生する水素ガスに加え、MAAP解析で考慮していない水の放射線分解によって発生する水素ガス及び酸素ガスについても考慮している。

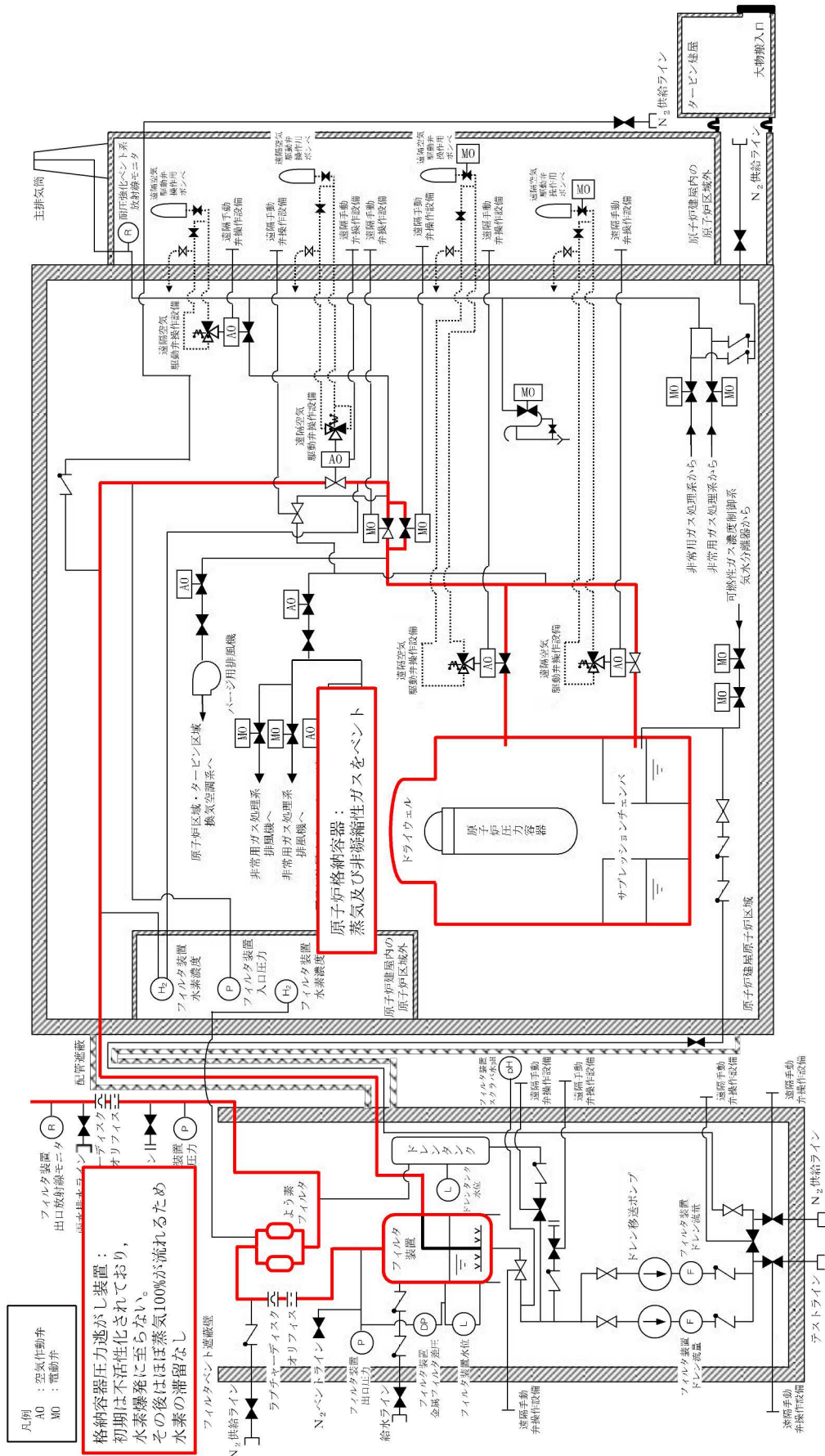


図1-6 水素燃焼防止対策（系統運転状態）

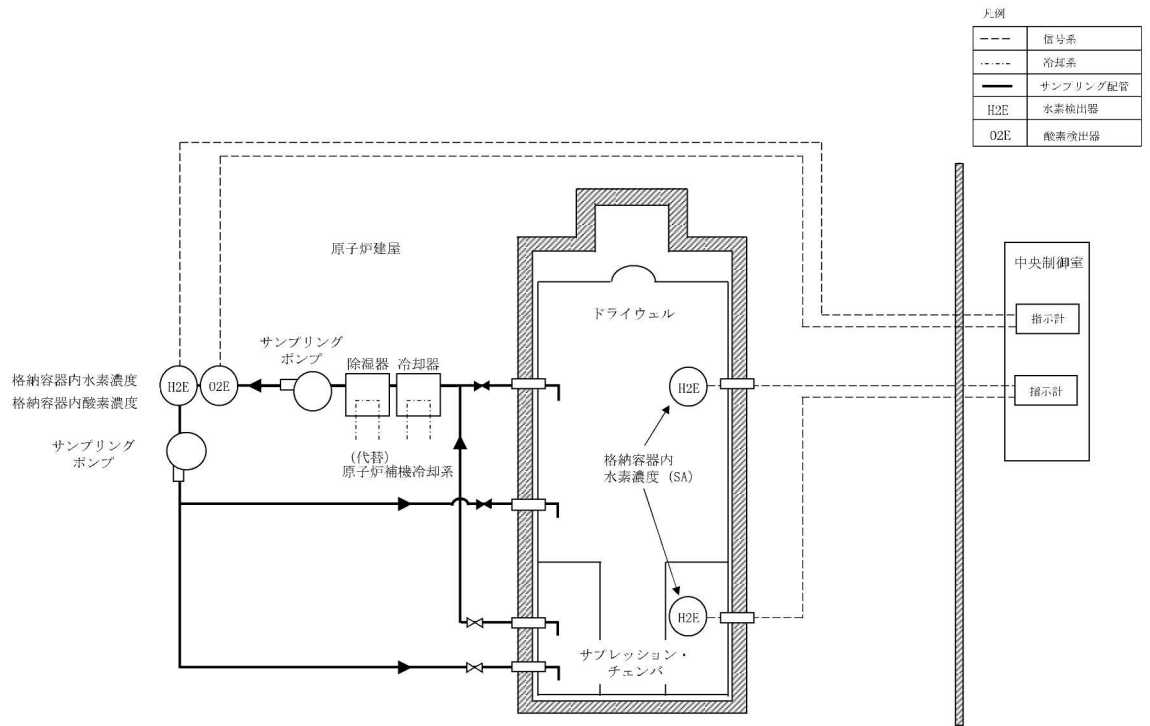


図 1-7 水素濃度監視設備（格納容器内水素濃度）及び酸素濃度監視設備（格納容器内酸素濃度）に関する系統概要図

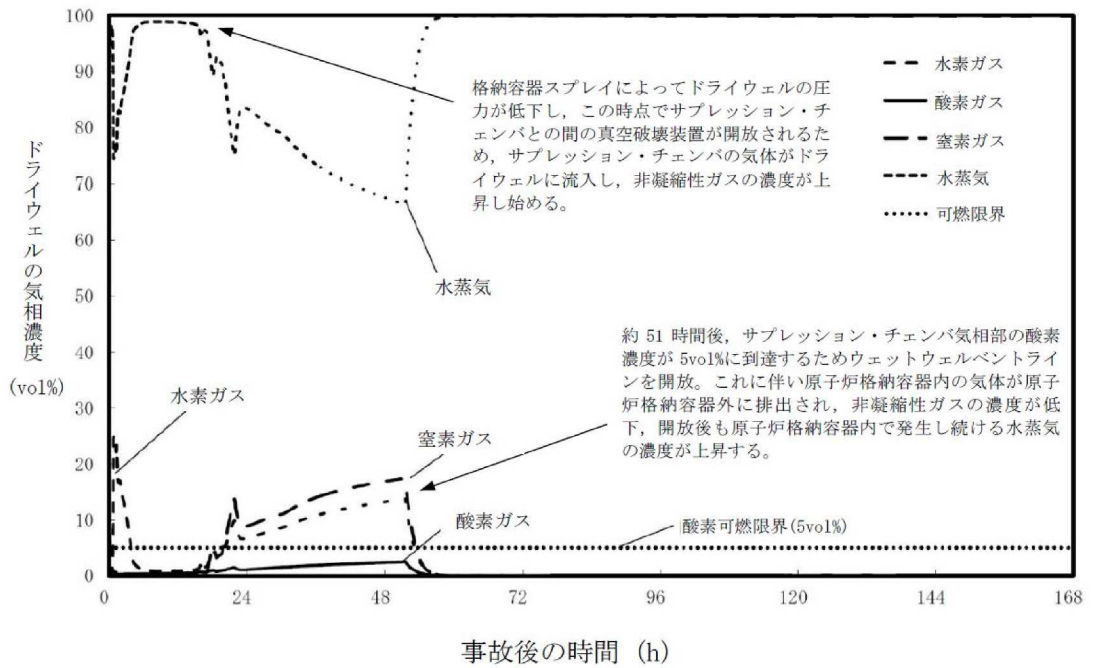


図1-8 事故シーケンス（大破断LOCA+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失）  
 におけるG値を設計基準事故ベースとした場合の  
 ドライウエルの気相濃度の推移（ウェット条件）\*

注記\*：令和元年6月19日付け「原規規発第1906194号」をもって許可を受けた「柏崎刈羽原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書」添付書類  
 十7.2.4 水素燃焼 7.2.4.2 格納容器破損防止対策の有効性評価(3)有効性評価の結果における第7.2.4-12図 G値を設計基準事故ベースとした場合のドライウエルの気相濃度の推移（ウェット条件）

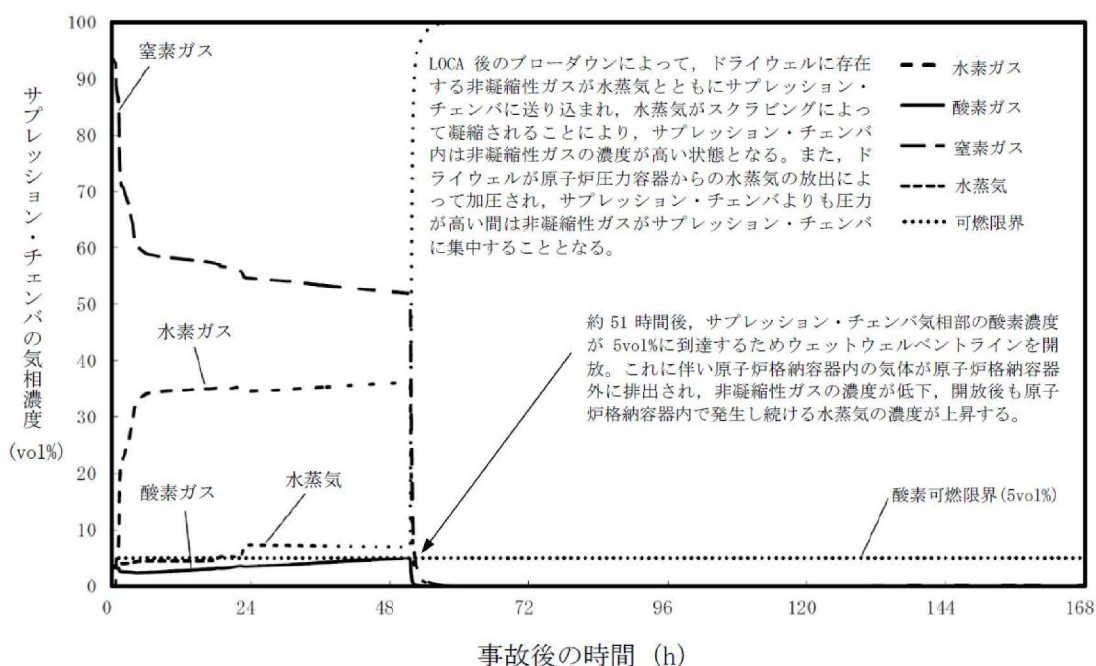


図1-9 事故シーケンス（大破断LOCA+ECSS注水機能喪失+全交流動力電源喪失）  
 におけるG値を設計基準事故ベースとした場合の  
 サプレッションチェンバの気相濃度の推移（ウェット条件）\*

注記\*：令和元年6月19日付け「原規規発第1906194号」をもって許可を受けた「柏崎刈羽原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書」添付書類  
 十7.2.4 水素燃焼 7.2.4.2 格納容器破損防止対策の有効性評価(3)有効性評価の結果における第7.2.4-13図 G値を設計基準事故ベースとした場合のサブプレッションチェンバの気相濃度の推移（ウェット条件）



(4) 系統運転状態②：非凝縮性ガス排出（ベント開始後1時間程度）後

a. 水素燃焼防止対策

ベント実施に伴うサプレッションチェンバプール水の減圧沸騰により、可燃性ガスを含む非凝縮性ガスが排出された以降の原子炉格納容器は、ほぼ水蒸気で満たされた状態となり、系統へ流入するベントガスもほぼ水蒸気となることから、水素燃焼は発生しない。

b. 系統における水素濃度監視

系統における水素濃度については、ベントガスがほぼ蒸気となっていることから、監視不要である。

c. 対向流による空気の流入

原子炉格納容器及び系統から非凝縮性ガスが排出された以降は、仮に対向流が発生した場合であっても、原子炉格納容器及び系統内はほぼ蒸気で満たされている状態となるため、水素燃焼は発生しない。

この系統状態における水素燃焼防止対策概要は図1-6と同様である。

(5) ベント停止後

a. 水素燃焼防止対策

ベント停止後、スクラバ水の放射線分解により水素ガス及び酸素ガスが発生するため、フィルタ装置の上流から可搬型窒素供給装置等による窒素ガス供給を間欠的に実施し、系統のパーズを継続することで、水素燃焼を防止する。

窒素ガス供給を実施する場合、可燃限界濃度に到達するまでに十分な時間があることを確認している（3.可搬型窒素供給装置 参照）。

b. 系統における水素濃度監視

系統における水素濃度に関しては、窒素ガス供給による系統パーズ停止後において、水素ガスが長期的に系統内に滞留しないことを確認するため、監視を実施する。

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

ベント停止後は、図1-10に示すとおり、ドレン移送ポンプを用いてスクラバ水をサプレッションチェンバへ移送することとしている。ベント実施中、スクラバ水をサプレッションチェンバへ移送した後は、ドレン移送ポンプ下流側配管は可搬型窒素供給装置によって窒素ガスを封入することとしている。そのため、ドレン移送ラインに酸素ガスは存在しないことから、ベント停止後にスクラバ水をサプレッションチェンバへ移送することにより、原子炉格納容器に空気が流入することはない。

この系統状態における水素燃焼防止対策概要を図1-11に示す。

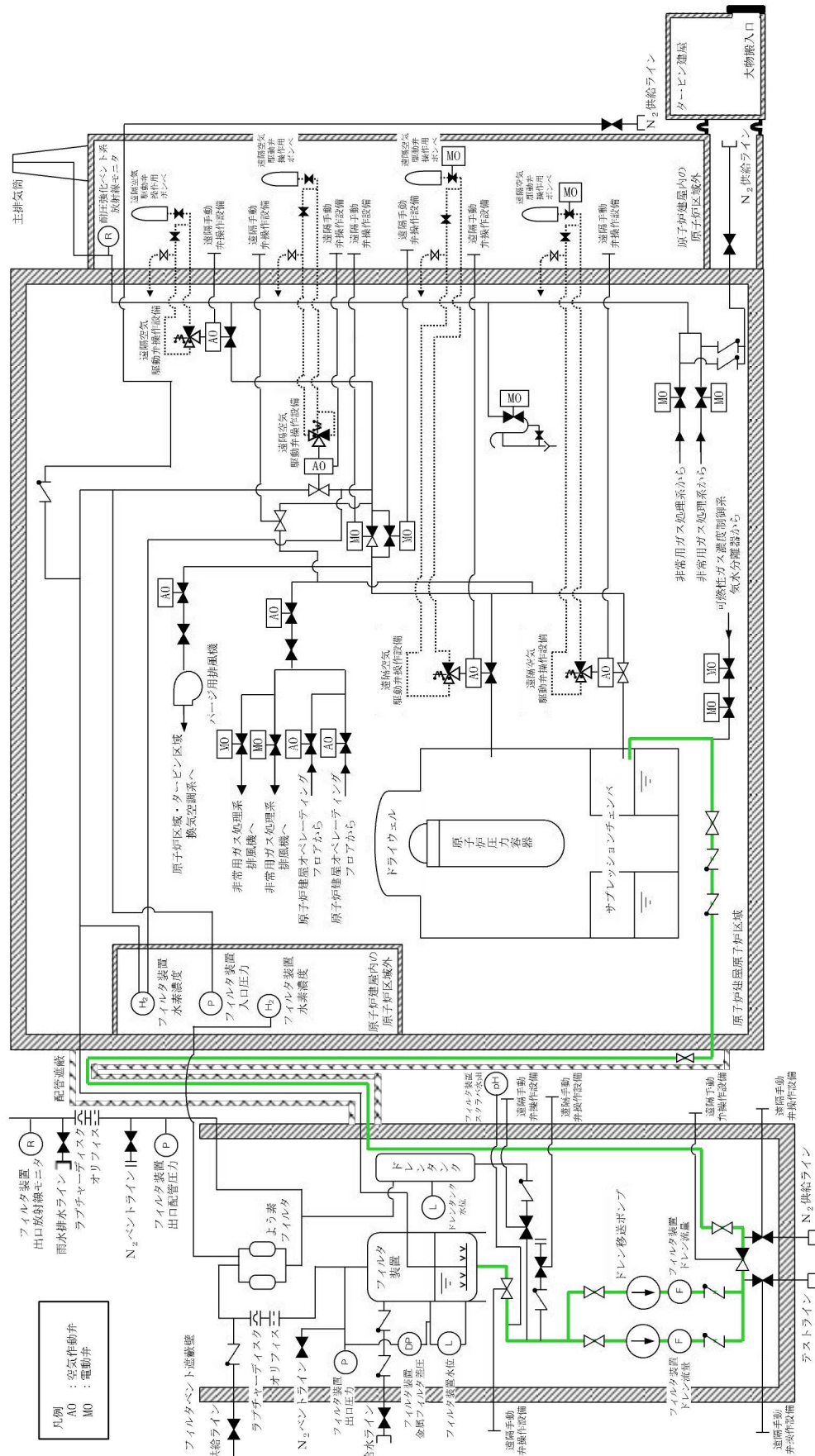


図1-10 移送ライン系統概要図





## 2. フィルタベント遮蔽壁

炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントを実施する場合には、原子炉格納容器内又はフィルタ装置内で発生した水素ガスが、フィルタ装置に設置するフランジ部から漏えいするリスクが考えられる。しかしながら、フィルタ装置を設置しているフィルタベント遮蔽壁は側壁のみの構造であり大気開放されていることから、フィルタベント遮蔽壁内で水素燃焼が発生することはない。

### 3. 可搬型窒素供給装置

可搬型窒素供給装置の窒素容量は、ベント停止後の格納容器圧力逃がし装置における水素滞留防止のため、窒素ガスの供給を行い、格納容器圧力逃がし装置の系統内の水素濃度を4vol%（水素ガスの可燃限界濃度）未満あるいは酸素濃度を5vol%（水素ガスを燃焼させる下限濃度）未満に維持することを考慮して設定している。

可搬型窒素供給装置の主要な仕様を表3-1に示す。

表 3-1 可搬型窒素供給装置の主要仕様

窒素容量	70Nm <sup>3</sup> /h以上
窒素純度	99vol%
窒素供給圧力	0.5MPa 以上 (可搬型窒素供給装置出口にて)

以下に、可搬型窒素供給装置による窒素置換の考え方について示す。

#### 3.1 スクラバ水で発生する水素ガス・酸素ガスにより系統内が可燃限界となるまでの評価

ベント実施時において、スクラバ水内に蓄積された放射性物質の影響により、水の放射線分解にて発生する水素ガス・酸素ガスの生成速度及び積算生成量について評価を行った。事故シーケンスとしては大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失とし、38 時間後に W/W 及び D/W よりベントを行った条件とした。

評価結果を図 3-1 及び図 3-2 に示す。

なお、スクラバ水は沸騰しているものと想定し、水素ガス発生量の G 値は 0.4\*、酸素ガス発生量の G 値は 0.2\*を用いた。

注記\*：電力共同研究「事故時放射線分解に関する研究」（昭和 63 年 3 月）に基づき、柏崎刈羽原子力発電所 6,7 号機の可燃性ガス濃度制御系の評価に採用している沸騰状態の G 値である。なお、G 値は重大事故等時の環境下では上記の値よりも低いという実験結果が得られている。このため、今回の評価において上記の G 値を用いることは保守的な扱いになっているものと考えられる。

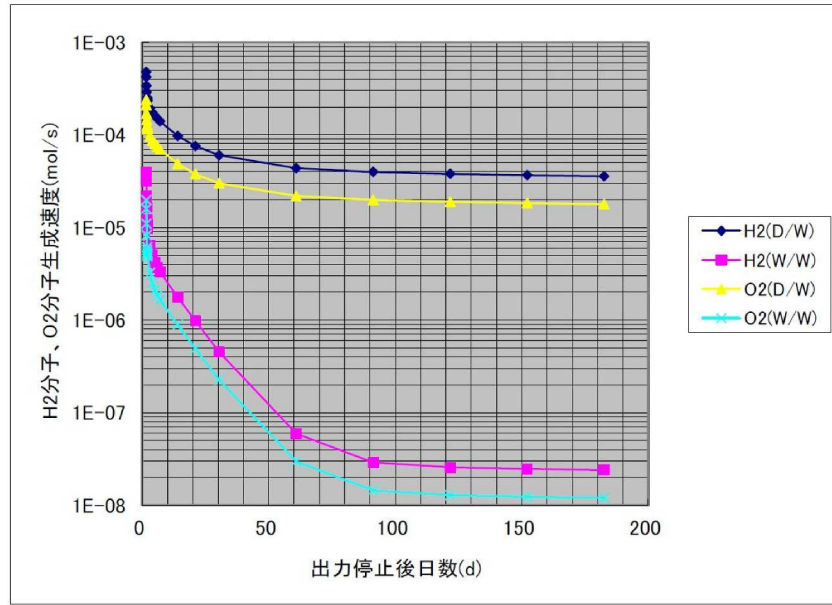


図 3-1 スクラバ水内での水素・酸素分子の生成量速度

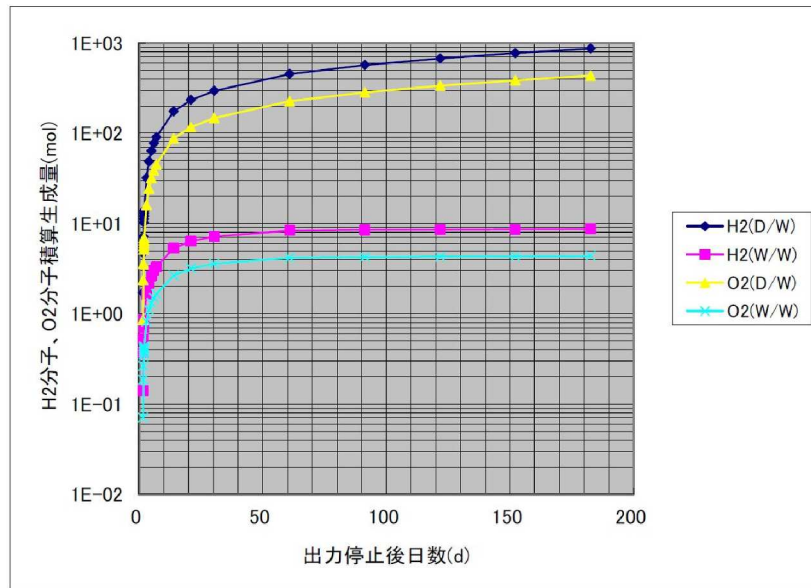


図 3-2 スクラバ水内での水素・酸素分子の積算生成量

上記をもとに、ベント停止後に系統内の水素ガス及び酸素ガスが可燃限界濃度となるまでの概略時間について計算を行った。可燃限界の基準としては、NUREG/CR-2726 Light Water Reactor Hydrogen Manual に示されている水素-空気-水蒸気の燃焼、爆轟限界の関係及び実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈の「水素及び酸素により原子炉格納容器の安全性を損なうおそれがある場合」の判断基準（水素濃度 4vol%以上、かつ酸素濃度 5vol%以上）に基づき、水素ガス 4vol%以上、酸素ガス 5vol%以上、水蒸気 60vol%以下とした。なお、保守的な

条件として、系統内の水蒸気が外気温度まで冷却されて凝縮する時間は考慮せず、ベント停止後直ちに水蒸気は凝縮するものとする。

NUREG/CR-2726 Light Water Reactor Hydrogen Manual の水素-空気-水蒸気の燃焼，爆轟限界の関係を図 3-3，評価条件を表 3-1，評価結果を図 3-4 及び図 3-5 に示す。

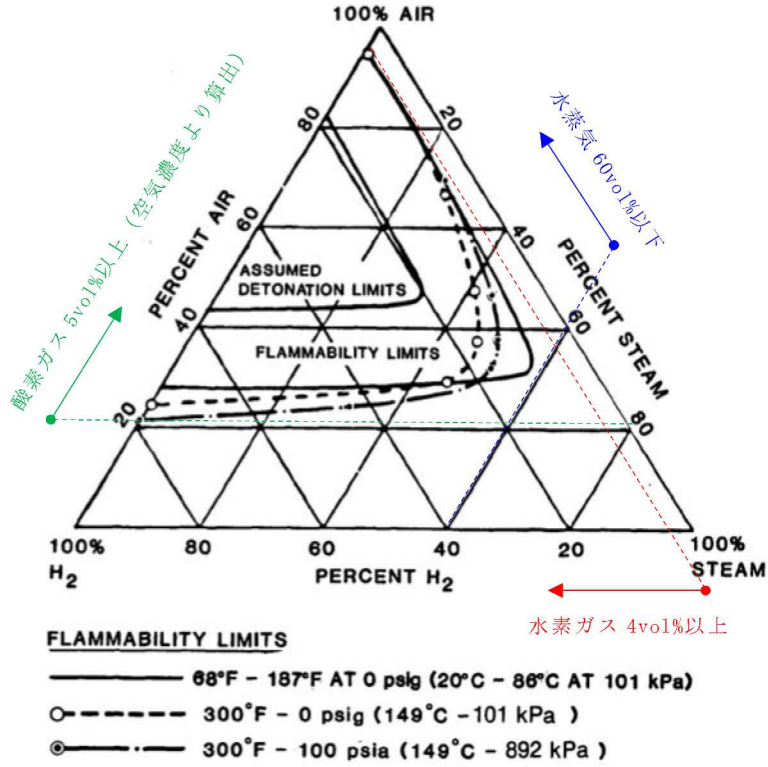


図 3-3 水素-空気-水蒸気の燃焼，爆轟限界の関係

表 3-1 評価条件一覧

評価対象	主な評価条件
フィルタ装置上流側 (ベント停止後直ちに窒素置換を行わない場合)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・隔離弁を閉止後に窒素置換を行わず、系統内配管での放熱によってベントガスに含まれていた水蒸気が凝縮してフィルタ装置上流側配管が負圧(46℃で約0.1atm)になることにより、スクラバ水がフィルタ装置上流側配管に約9m吸い上げられたと仮定した。</li> <li>・系統内の気体のモル組成として、水素ガスと酸素ガス以外はすべて水蒸気と仮定した。また、初期の系統内の気体条件として、水素ガス1vol%、酸素ガス1vol%が系統内に存在すると仮定した。</li> <li>・スクラバ水に蓄積されたFPによって水素ガス・酸素ガスが発生する範囲としては、フィルタ装置内の配管からフィルタ装置上流側配管の水面までの範囲とした。</li> <li>・スクラバ水位はノズル上端から0.5mと仮定し、吸い上げにより下限水位を下回らないものとした。</li> <li>・水素ガス、酸素ガスが蓄積する範囲としては、保守的に水面から真上の第一エルボまでの小さな空間で評価した。</li> </ul>
フィルタ装置上流側 (ベント停止後直ちに窒素置換を行う場合)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・隔離弁を閉止後に窒素置換を行い、フィルタ装置上流側配管が窒素ガスで置換(1atm)されたと仮定した。(スクラバ水がフィルタ装置上流側配管に吸い上げられることはない。)</li> <li>・系統内の気体のモル組成として、水素ガスと酸素ガス以外はすべて窒素ガスと仮定した。また、初期の系統内の気体条件として、水素ガス1vol%、酸素ガス1vol%が系統内に存在すると仮定した。</li> <li>・スクラバ水に蓄積されたFPによって水素ガス・酸素ガスが発生する範囲としては、フィルタ装置内の配管からフィルタ装置上流側配管の水面までの範囲とした。</li> <li>・スクラバ水位はスクラバノズル上端部から2.2m(上限水位)と仮定し、水素ガス、酸素ガスが蓄積する範囲としては、保守的に水面から真上の第一エルボまでの小さな空間で評価した。</li> </ul>
フィルタ装置下流側	<ul style="list-style-type: none"> <li>・隔離弁を閉止した後に窒素置換を行わないことと仮定した。</li> <li>・スクラバ水位はノズル上端から2.2m(上限水位)と仮定した。</li> <li>・保守的に狭い空間体積への水素ガス・酸素ガスの蓄積を評価することとし、フィルタ装置気層部から下流側配管への水素・酸素ガスの拡散が起こらないものと仮定して評価を行った。</li> <li>・フィルタ装置下流はラブチャーディスクが開放されていることから、初期ガス組成としては、空気1atmとした。</li> </ul>

K6 ① VI-1-8-1-別添3 R0



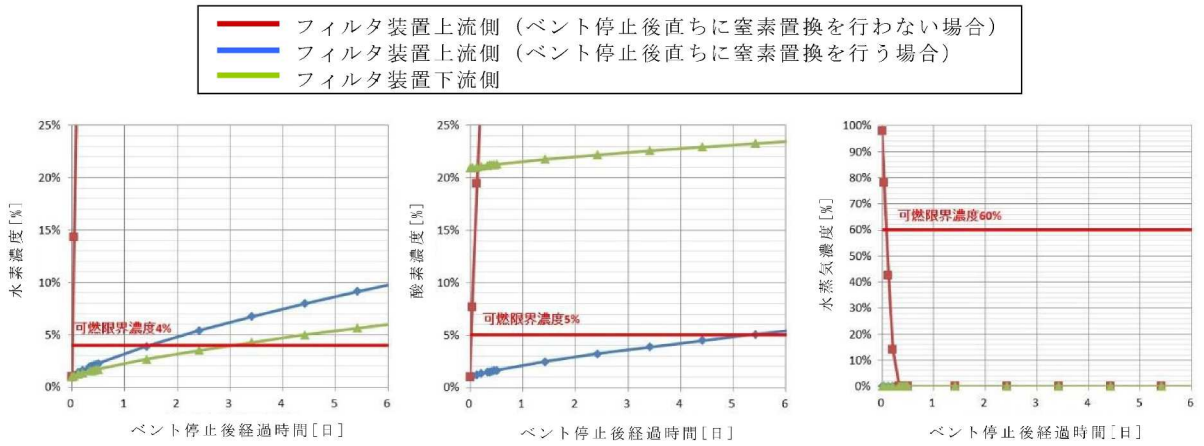


図 3-4 水素・酸素・水蒸気濃度のベント停止後の時間経過 (D/W ベント時)

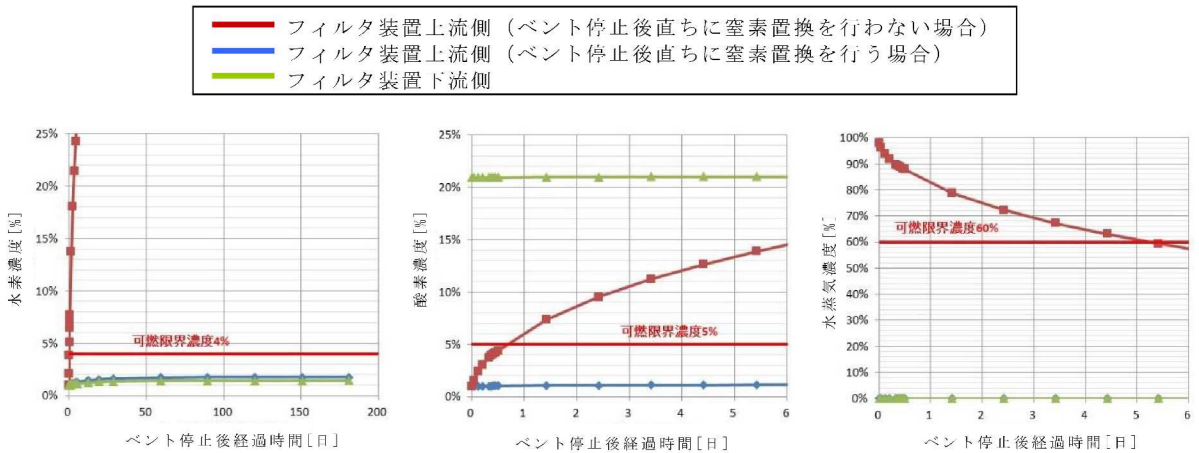


図 3-5 水素・酸素・水蒸気濃度のベント停止後の時間経過 (W/W ベント時)

評価を行った結果、ベント停止後直ちに窒素置換を行わない場合では、D/W ベントの場合は約 2 時間後、W/W ベントの場合は 5 日後以降にフィルタ装置上流側の水蒸気濃度が 60vol%以下となり、可燃限界に達した。

一方で、ベント停止後直ちに窒素置換を行う場合では、D/W ベントの場合では 3 日後以降にフィルタ装置下流側の水素濃度が 4vol%以上（酸素濃度は大気開放のため 5vol%以上）となり、可燃限界に達した。W/W ベントの場合では、180 日後でも可燃限界に到達することはなかった。

### 3.2 窒素置換完了までの所要時間について

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

評価条件を表 3-2、評価モデルを図 3-6 に示す。

表 3-2 評価条件

項目	値
解析コード	STAR-CCM+
可搬型窒素供給装置 流量	70Nm <sup>3</sup> /h*
可搬型窒素供給装置 ガス組成	窒素ガス 99vol%，酸素ガス 1vol%
系統内初期ガス組成	窒素ガス 91vol%，酸素ガス 5vol%，水素ガス 4vol%
FV 系統モデル	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 図 3-6 参照</li> <li>・ 強制対流と濃度差に伴う混合ガスの相互拡散を考慮する。</li> </ul>

注記\*：可搬型窒素供給装置の窒素供給能力としては、純度 99vol%以上の窒素ガスを、70Nm<sup>3</sup>/h の流量にて供給可能である。

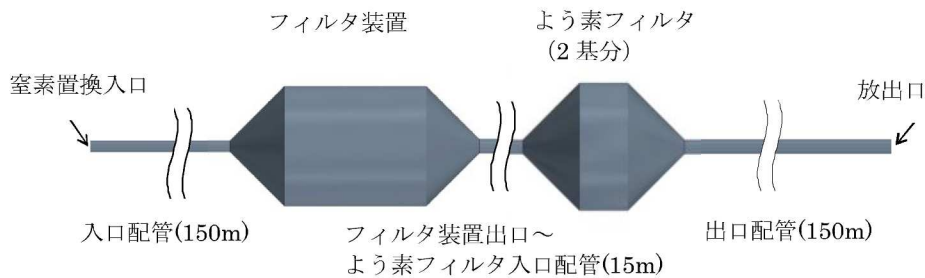


図 3-6 窒素置換評価モデル

上記条件にて系統内の水素濃度の時間的変化の評価を行った結果を図 3-7 及び図 3-8 に示す。窒素置換開始から約 3 時間程度で系統内全域の水素濃度が 1 vol%を下回った。以上より、可搬型窒素供給装置は系統内が可燃限界に達した状態から約 3 時間程度で水素濃度を 1vol%以下に下げる能力を有している。



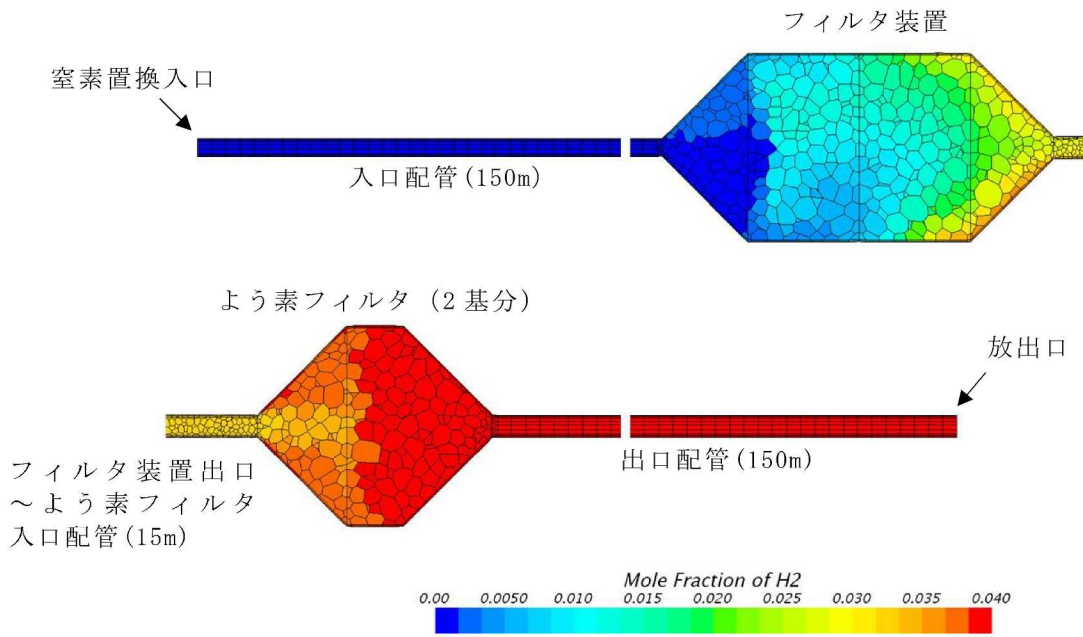


図 3-7 格納容器圧力逃がし装置の水素濃度分布（窒素置換開始から 1 時間後）

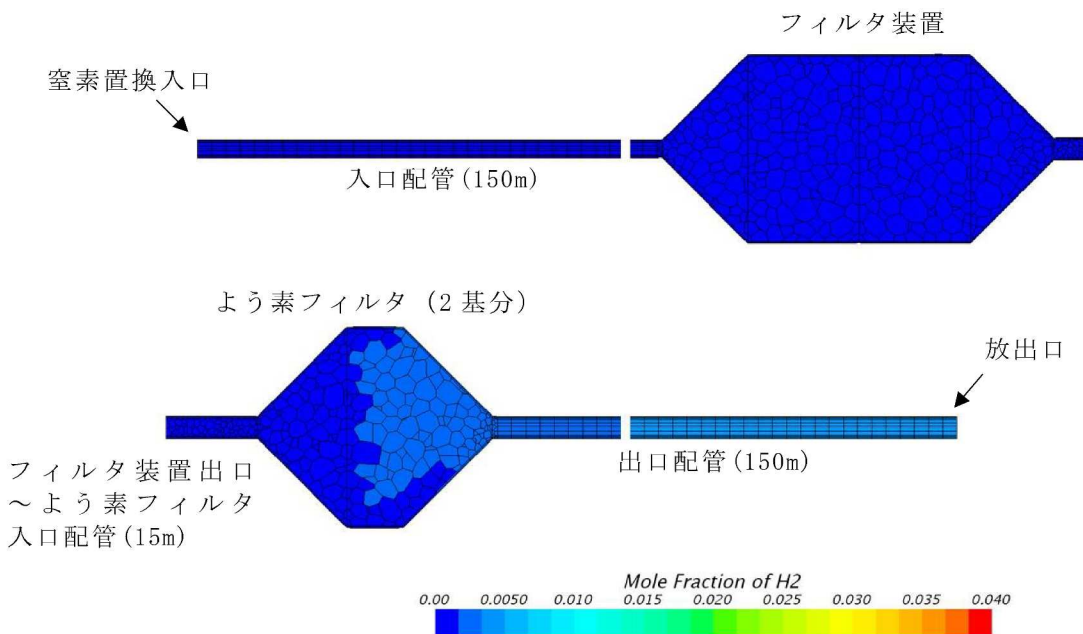


図 3-8 格納容器圧力逃がし装置の水素濃度分布（窒素置換開始から 3 時間後）

### 3.3 窒素置換を間欠的に行う場合の妥当性について

窒素置換が完了後に窒素置換作業を停止し、次回窒素置換を開始するまでの時間余裕について評価を行った。その結果、3.1 に示すとおり D/W ベントの場合は 3 日後以降に可燃限界に達したが、W/W ベントの場合は 180 日以上可燃限界に達することはなかった。したがって、間欠的に窒素置換を行うことは可能である。

間欠的に窒素置換を行う際の、窒素置換を停止する際の判断基準としては、3.2 の評価に基づき、系統内配管頂部に設置されているフィルタ装置水素濃度により監視を行い、可搬型窒素供給装置の窒素供給能力（70Nm<sup>3</sup>/h において窒素濃度 99vol%）、及びフィルタ装置水素濃度の誤差を考慮して、規定時間窒素置換を実施し、その上で水素濃度が可燃限界未満になった時点で窒素置換を停止する。

窒素置換を間欠的に実施する運用のイメージを図 3-9 に示す。ベント停止時には、直ちに窒素置換を開始できるように、予め可搬型窒素供給装置の配備を行い、ベント停止後直ちに窒素置換を開始する運用とする。また、窒素置換完了後にはフィルタ装置水素濃度の誤差（±2.0vol%）を考慮して水素濃度を監視しつつ、水素濃度が 4vol% に到達する前に間欠的に窒素置換を行うこととする。

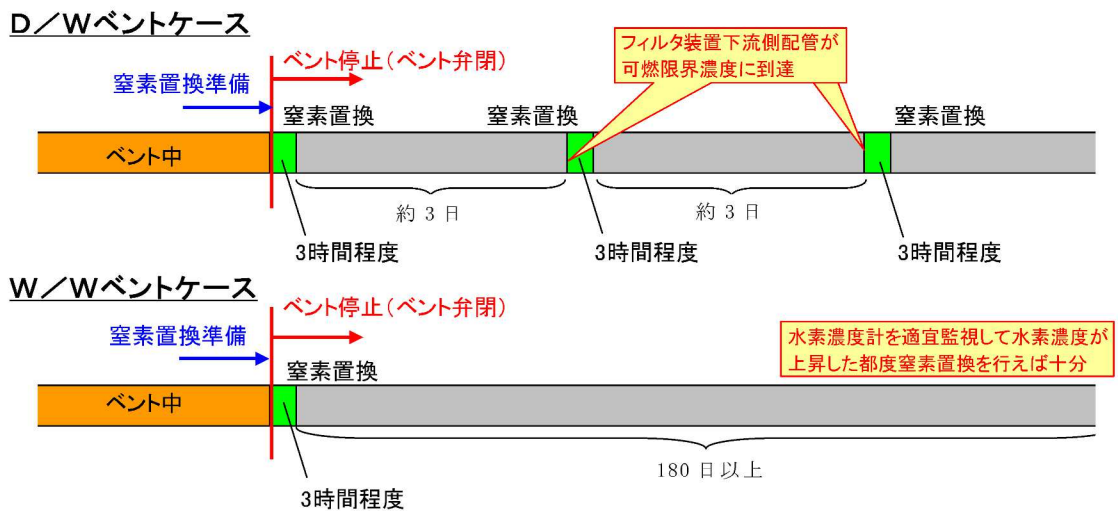


図 3-9 ベント停止後の間欠的な窒素置換運用

## 格納容器圧力逃がし装置の系統設計条件の考え方について

## 1. 系統設計条件

格納容器圧力逃がし装置については、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。

格納容器圧力逃がし装置の系統設計条件を表1-1に示す。

表1-1 格納容器圧力逃がし装置の系統設計条件

設計条件		設定根拠
最高使用圧力	620kPa (ラプチャーディスク (フィルタ装置出口側) まで)	原子炉格納容器が過大リークに至らない限界圧力である最高使用圧力の2倍の圧力 (原子炉格納容器最高使用圧力 310kPaの2倍) にて適切なベントが実施できるよう、620kPaとする。
	250kPa (ラプチャーディスク (フィルタ装置出口側) 以降)	格納容器圧力逃がし装置の系統の圧力損失を評価した結果から、ラプチャーディスク (フィルタ装置出口側) 以降に発生しうる最大の圧力を考慮し、250kPaとする。
最高使用温度	200 ℃	原子炉格納容器が過温による破損に至らない限界温度である200℃とする。
設計流量 (ベントガス流量)	31.6kg/s	原子炉格納容器が最高使用圧力の2倍の圧力にてベントを実施した際に、原子炉定格熱出力の2%相当の飽和蒸気を排出可能な設計とする。
機器クラス	重大事故等クラス2 容器	常設の重大事故等対処設備であることから、「重大事故等クラス2 容器」とする。
耐震クラス	—	基準地震動 $S_s$ による地震力により、格納容器圧力逃がし装置の機能が喪失しないよう、「基準地震動 $S_s$ にて機能維持」とする。

格納容器圧力逃がし装置の各設計条件の考え方を2.以降に示す。

## 2. 最高使用圧力及び最高使用温度

格納容器圧力逃がし装置は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内のガスを排気することにより、原子炉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、原子炉格納容器内の圧力が原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍の圧力である620kPa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。そのため、格納容器圧力逃がし装置のうち、原子炉格納容器からラプチャーディスク（フィルタ装置出口側）までの範囲については、最高使用圧力を620kPaとする。また、ラプチャーディスク（フィルタ装置出口側）から放出口までの範囲については、格納容器圧力逃がし装置使用時の系統圧力損失を評価した結果から、ラプチャーディスク（フィルタ装置出口側）の下流以降に発生しうる最大の圧力を考慮し、250kPaとする。一方、最高使用温度については、原子炉格納容器が過温による破損に至らない限界温度である200℃とする。

原子炉格納容器の圧力が620kPaのときに、ベント経路にある弁を全て全開とした場合の系統各部の圧力の評価結果を、図2-1に示す。格納容器圧力逃がし装置各部の圧力は圧力損失により徐々に小さくなり、ラプチャーディスク（フィルタ装置出口側）の下流側では約210kPaとなる。また、有効性評価のうち事故シーケンス（大破断LOCA+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失）における原子炉格納容器温度の推移は図2-2に示すとおり、ベント開始後の原子炉格納容器内雰囲気温度は200℃以下となる。そのため、格納容器圧力逃がし装置使用時の各部の圧力及び温度は、最高使用圧力及び最高使用温度以下となる。

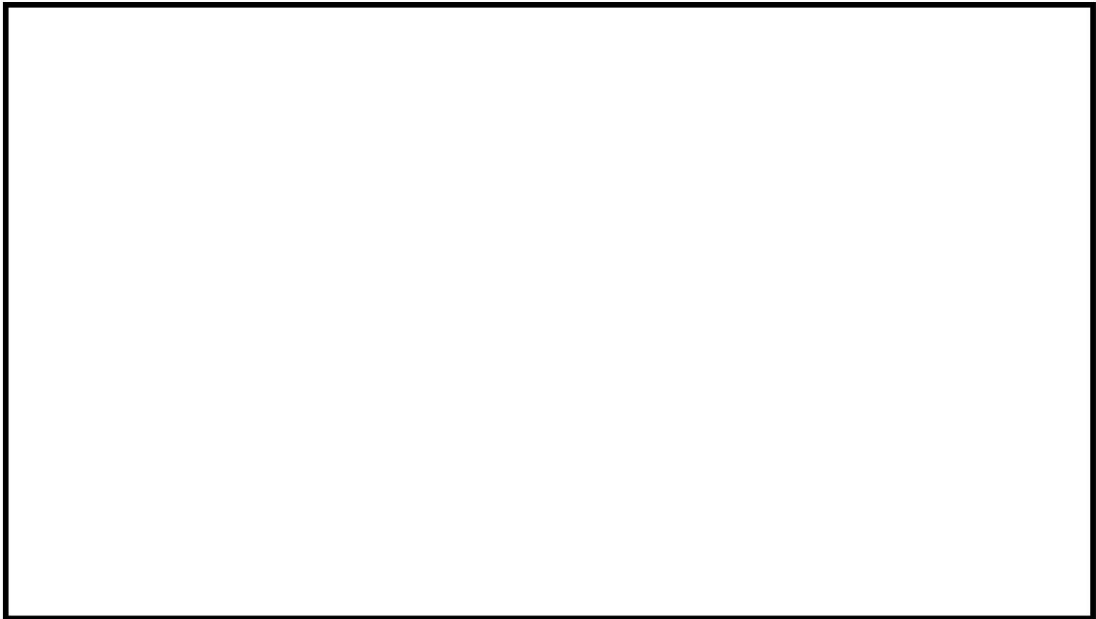


図2-1 格納容器圧力逃がし装置 各部の圧力

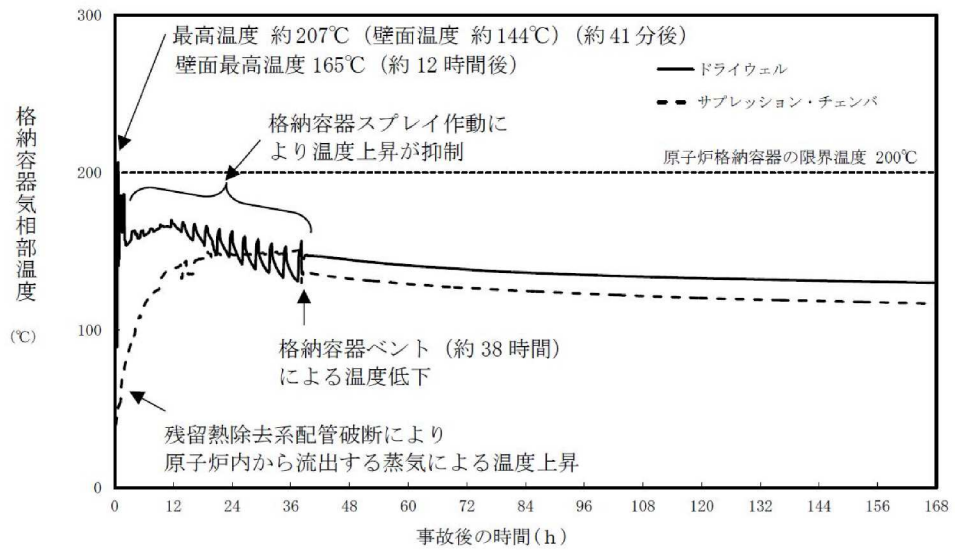


図2-2 原子炉格納容器温度推移

事故シーケンス（大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失）\*

注記\*：令和元年6月19日付け「原規規発第1906194号」をもって許可を受けた「柏崎刈羽原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書」添付書類  
 7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）  
 7.2.1.3 代替循環冷却系を使用しない場合 7.2.1.3.2 格納容器破損防止対策の有効性評価(4)有効性評価の結果における第7.2.1.3-11図 格納容器相部温度の推移

### 3. 系統流量（ベントガス流量）

格納容器圧力逃がし装置の系統流量は，原子炉定格熱出力の2%相当の蒸気流量を，原子炉格納容器圧力が最高使用圧力の2倍の圧力において排出できるよう，以下のとおり設定している。

#### (1) 蒸気流量の設定

重大事故発生後の数時間で格納容器圧力逃がし装置が使用されることはないが，保守的に原子炉停止後2～3時間後に格納容器圧力逃がし装置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，さらに原子炉格納容器が最高使用圧力の2倍でベントする場合を想定し，2倍の2%相当の蒸気流量を排出できる設計とする。

#### (2) 系統流量の設定

系統流量は，保守的に原子炉の崩壊熱が全て注水された水を蒸発させるエネルギーとして寄与するものと評価し，サプレッションチェンバ等への熱の移行は考慮しない。さらに，原子炉圧力容器に注水された水の蒸発により発生した蒸気についても，保守的にサプレッションチェンバ等により凝縮することは考慮せず，すべて格納容器圧力逃がし装置の系統流量として扱うこととする。

$$W_{vent} = Q_R \times 0.01 / (h_s - h_w) \quad \dots \dots (1)$$

ここで，

- $W_{vent}$  : 系統流量 (kg/s)
- $Q_R$  : 原子炉定格熱出力 (3926×10<sup>3</sup>kW)
- $h_s$  : 1Pdにおける飽和蒸気の比エンタルピー (2739kJ/kg)
- $h_w$  : 60℃における飽和水の比エンタルピー (251kJ/kg) \*

以上より，原子炉定格熱出力1%における系統流量は15.8kg/sであることから，その2倍の31.6kg/sを格納容器圧力逃がし装置における系統流量とする。なお，この系統流量は，配管設計やオリフィス設計の条件として使用される。

注記\*：有効性評価において原子炉注水温度は，以下のとおり設定している。

- ・ 事象発生～12時間後：50℃
- ・ 12時間後～24時間後：45℃
- ・ 24時間以降 : 40℃

ここでは，それよりも保守的に，水温を60℃として評価を実施している。



流量制限オリフィスの設定方法について

## 1. オリフィスの設定方法

格納容器圧力逃がし装置は、原子炉格納容器の過圧破損を防止するため、原子炉格納容器が最高使用圧力の2倍の圧力である620kPaにてベントを実施した際に、原子炉定格熱出力の2%に相当する31.6kg/sの蒸気を排出可能な設計としている。

一方、格納容器圧力逃がし装置のよう素フィルタは、流入するガスの露点温度差が大きいくほど、また体積流量が小さいほど、有機よう素除去性能が向上する特性を有している。そのため、フィルタ装置出口側にオリフィス（フィルタ装置出口側）を設け、よう素フィルタ部に流入するガスの露点温度差を大きくするとともに、よう素フィルタ出口側にもオリフィス（よう素フィルタ出口側）を設け、よう素フィルタ部に流入するガスの体積流量を小さくする設計としている。

これらのオリフィスについては、原子炉格納容器圧力が620kPaにてベントを実施したときに、31.6kg/sの蒸気を排出できるよう、以下のとおり設定する。

- ① オリフィス（フィルタ装置出口側）の流出断面積を仮決めする。
- ② オリフィス（フィルタ装置出口側）の上流の流路の圧力損失を計算し、オリフィス（フィルタ装置出口側）上流の圧力を算出する。
- ③ オリフィス（よう素フィルタ出口側）の流出断面積を仮決めする。
- ④ オリフィス（フィルタ装置出口側）の下流の流路の圧力損失を計算し、オリフィス（フィルタ装置出口側）下流の圧力を算出する。
- ⑤ ②及び④で算出したオリフィス（フィルタ装置出口側）の上流及び下流の圧力条件下で、31.6kg/sの蒸気を排出できるオリフィス（フィルタ装置出口側）の流出断面積を算出する。
- ⑥ よう素フィルタに流入するガスの露点温度差および体積流量が、よう素フィルタの性能を確保できる範囲に入っていることを確認する。性能を確保できる範囲に入っていない場合は③に戻り評価を繰り返す。

オリフィス（フィルタ装置出口側）の流出断面積は、以下の式に基づき計算する。



$$V [\text{m}^3/\text{s}] = m_{\text{オリフィス}} [\text{kg}/\text{s}] \cdot \sigma [\text{m}^3/\text{kg}] \dots\dots\dots \text{式 (4)}$$

V : 体積流量

m : 質量流量

$\sigma$  : 比体積



2. オリフィス以外の圧力損失

オリフィス以外の圧力損失を，以下に示す。また，格納容器圧力逃がし装置各部の圧力損失を表2-1，圧力勾配図を図2-4に示す。

(1) 入口配管，出口配管

配管の圧損は，損失係数に実機を想定して直管部，エルボ，ティー及び弁等を考慮して以下の式に基づき計算する。



ここで



(2) フィルタ装置

フィルタ装置のスクラバノズル部と気泡細分化装置部の圧力損失特性については，フィルタ装置試験装置にて計測する。スクラバノズル部の圧力損失特性を図2-1，気泡細分化装置部の圧力損失特性を図2-2に示す。圧力損失はスクラバノズル部，気泡細分化装置部合わせても，31.6kg/sを通気した場合の体積流量にて  kPa程度であるが，ここでは保守的に，スクラバノズル部と気泡細分化装置部合わせて  kPaの圧力損失を見込むこととする。また，フィルタ装置スクラバ水位については，最大水位（スクラバノズル上端+2.2m）として，その水頭圧を見込むこととする。さらに，金属フィルタについては，運用上限差圧である  kPaを見込むこととする。

そのため，フィルタ装置としては，これら合わせて  kPaの圧力損失を見込むこととする。

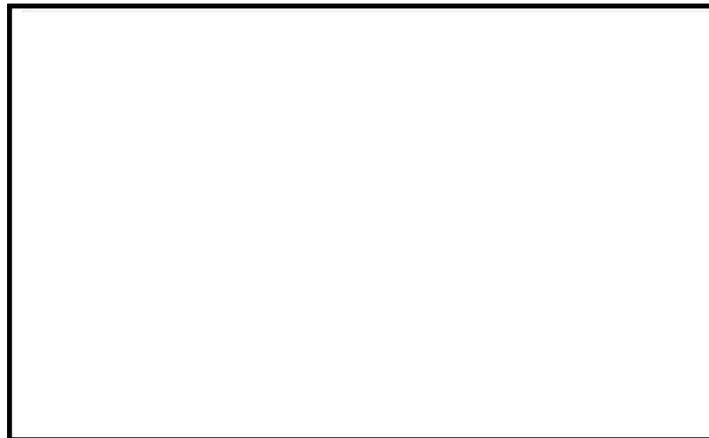


図2-1 スクラバノズル部圧力損失特性

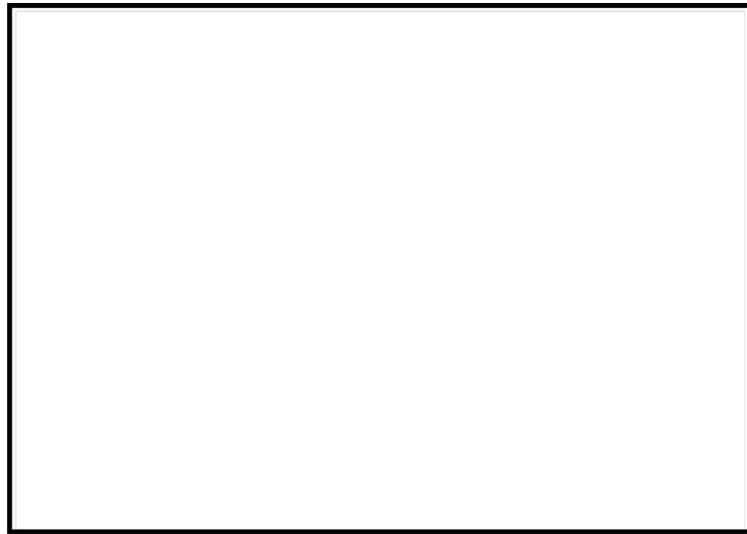


図2-2 気泡細分化装置部圧力損失特性

(3) よう素フィルタ部

よう素フィルタのキャンドルユニット部の圧力損失特性については、よう素フィルタ試験装置にて計測する。キャンドルユニット部の圧力損失特性を図2-3に示す。キャンドルユニット部の圧力損失は  kPa程度であるが、ここでは保守的に  kPaを見込むこととする。

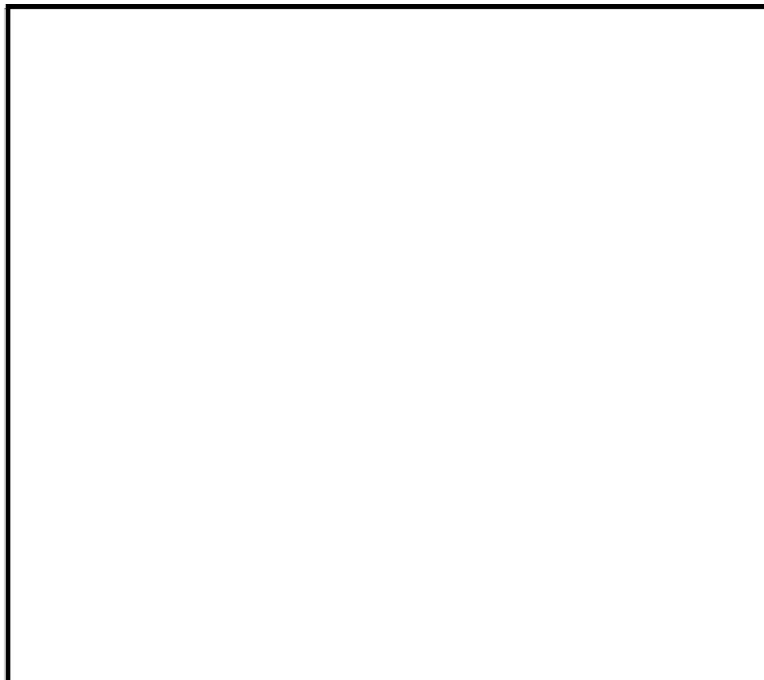


図2-3 キャンドルユニット部圧力損失特性

表2-1 原子炉格納容器圧力に対する格納容器圧力逃がし装置各部の圧力損失

原子炉 格納容器 圧力 (kPa)	二次 隔離弁 開度	ガス 流量 (kg/s)	各部圧力損失 (kPa)				
			フィルタ 装置 入口配管	フィルタ 装置	よう素 フィルタ 入口配管	よう素 フィルタ	よう素 フィルタ 出口配管

注記\*1：事故シーケンス（大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失）における，ベント開始時の S/C の圧力。大破断 LOCA 時は，S/C よりも D/W の方が圧力が高い状態で推移する。そのため，D/W が 2Pd に到達して原子炉格納容器ベントを開始する時の S/C の圧力は，2Pd よりも小さな値となる。

\*2：事故発生 1 週間後に原子炉格納容器内にて発生する蒸気量

\*3：事故発生 1 ヶ月後に原子炉格納容器内にて発生する蒸気量



図2-4 圧力勾配図

スクラバ水の水位の設定根拠及び健全性について

水スクラバのスクラバ水について、その水位の設定根拠を示すとともに、その健全性が維持されることを確認する。

## 1. 保有水位の設定根拠

スクラバ水の水位は、以下の理由から下限水位/上限水位（スクラバノズル上端から0.5m～2.2m）を設定し、フィルタ装置使用中は、スクラバ水位が下限水位から上限水位までの範囲を逸脱しないよう水位の確認、調整を行う。

スクラバ水の水位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図1-1に示す。

## 1.1 下限水位について

スクラバ水は、水位が高い方がDFは大きくなる。スクラバ水位がスクラバノズル上端から0.5m以上であれば、DFが目標性能を満足できることを下限水位におけるエアロゾルの除去性能試験により確認している。そのため、水スクラバの下限水位を、スクラバノズル上端から0.5mに設定する。

## 1.2 上限水位について

スクラバ水位が上昇し、ベントガスによるスクラバ水の吹き上がりが金属フィルタに到達すると、金属フィルタの有効面積が減少し、金属フィルタの差圧が上昇する。

金属フィルタの差圧が上昇すると、金属フィルタドレン配管内の水位が上昇し、最悪の場合、金属フィルタドレン配管から金属フィルタ二次側へスクラバ水を噴出する。

スクラバ水の噴出は、金属フィルタドレン配管下端が気相に露出するまで継続する。

金属フィルタドレン配管下端の位置は、図1-1のとおり、スクラバノズル上端よりも低いため、水スクラバは機能喪失する。また、金属フィルタドレン配管を通じて、金属フィルタをバイパスしてガスが流れることから、金属フィルタも機能喪失する。そのため、フィルタ装置の機能が喪失する。

スクラバ水の吹き上がり量及びスクラバ水吹き上がりに伴う金属フィルタの差圧上昇については、スウェル試験により確認しており、その結果より、上限水位をスクラバノズル上端から2.2mに設定する。



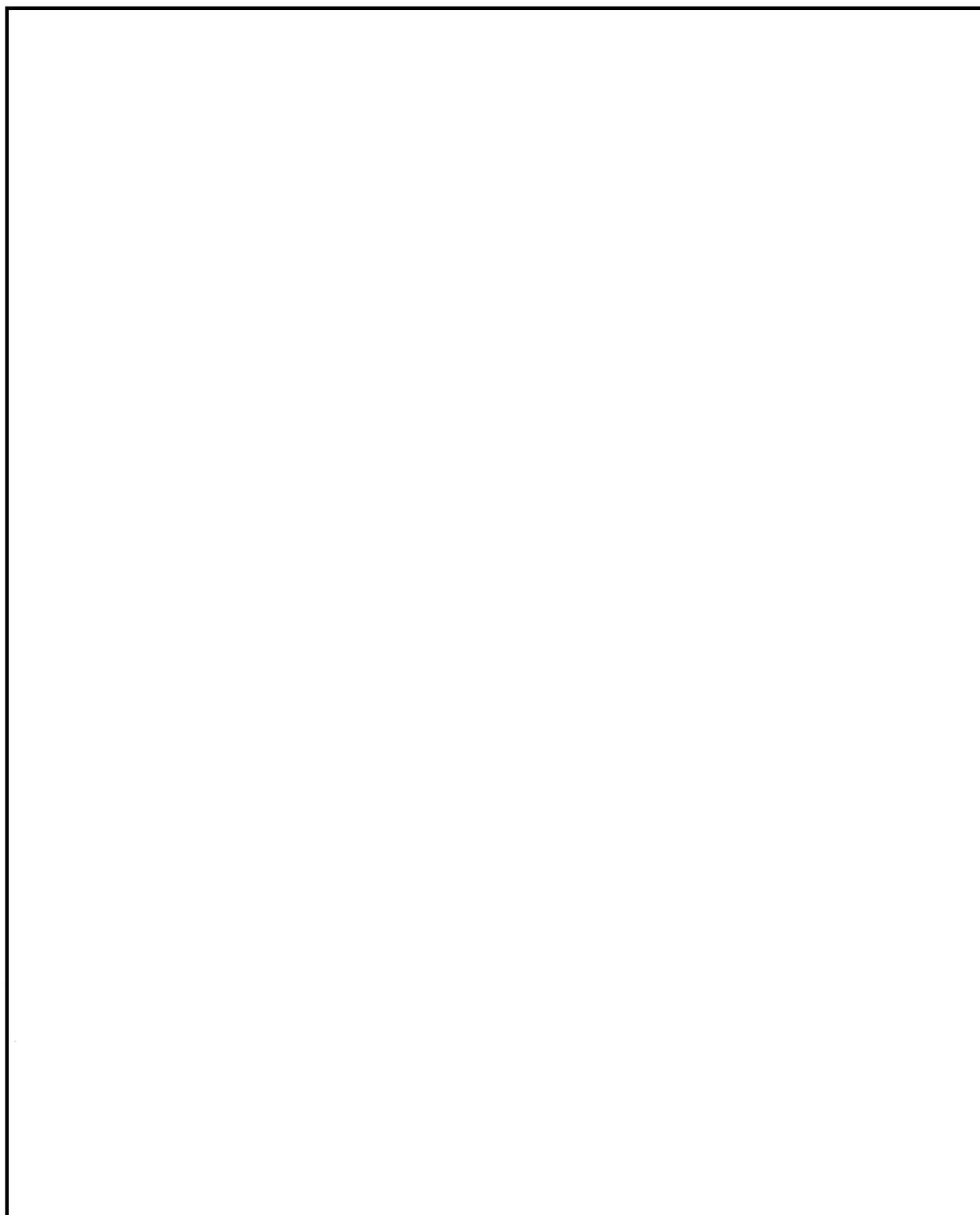


図1-1 フィルタ装置水位の概略図

(1) 下限水位におけるエアロゾルの除去性能試験

3.3.1で示した試験装置を用いて、下限水位（スクラバノズル上端から0.5m）におけるエアロゾル除去性能試験を実施した。

なお、ガスの流量は実機における2Pd相当流量と最小流量相当の2ケースについて

試験を実施した。試験結果を図1-2、図1-3に示す。

また、DFデータが存在しない大粒径側のDFを保守的に計測できた最大粒径におけるDFとした場合の各試験条件でのオーバーオールDFを表1-1に示す。なお、オーバーオールDFの算出には、エアロゾル粒径分布（事故シーケンス（大破断LOCA+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失，W/Wベント））を使用した。これは、エアロゾル粒径分布（事故シーケンス（大破断LOCA+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失，W/Wベント））の方が、エアロゾル粒径分布（事故シーケンス（大破断LOCA+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失，D/Wベント））より捕捉しづらい小粒径側に分布しているため、オーバーオールDFが小さくなり、保守的な評価となるためである。

試験結果より、スクラバ水位が下限水位であっても、DF1000以上を確保できることが確認できた。

以上より、水スクラバの下限水位は、スクラバノズル上端から 0.5m に設定する。

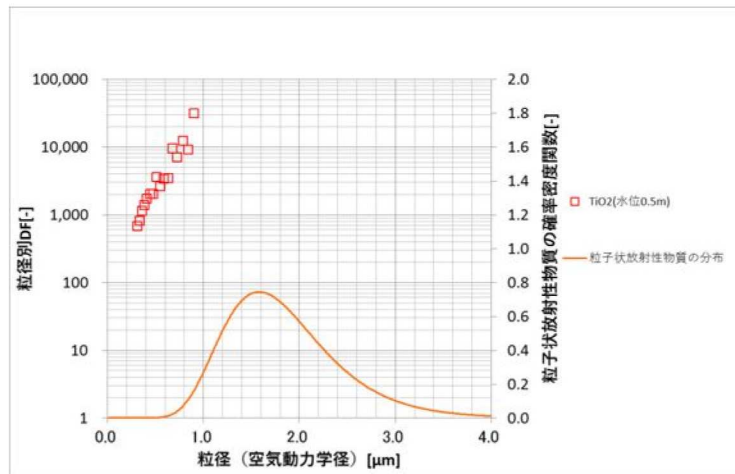


図1-2 下限水位におけるエアロゾル除去性能試験結果（2Pd相当流量）

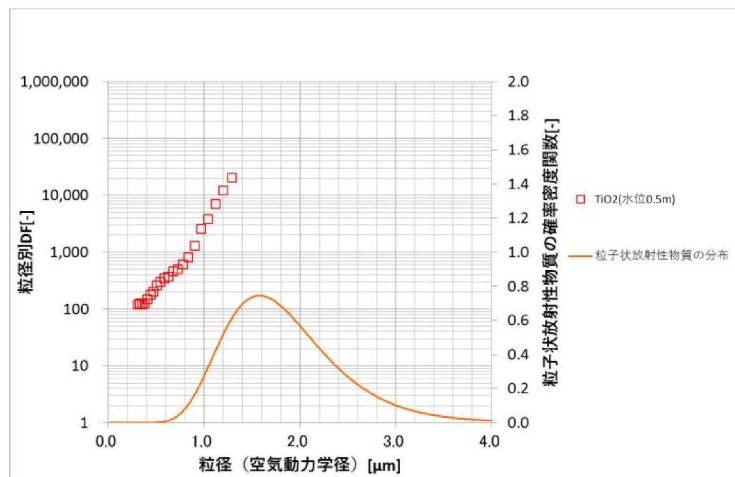


図1-3 下限水位におけるエアロゾル除去性能試験結果（最小流量相当）

表 1-1 オーバーオール DF (下限包絡性能線)

スクラバ水位	ガス流量	オーバーオール DF
下限水位 (スクラバノズル上端から 0.5m)	2Pd 相当流量	19424
	最小流量相当	9335

## (2) スウェル試験

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

試験条件は表 1-2 に記載のとおり、実機と同じ高さの試験装置を用い、スクラバ水の水位を徐々に高くし、スウェル高さを目視にて確認し、同時に金属フィルタの差圧を計測した。水の粘度が大きい方が、スウェル高さも高くなることから、保守的にスクラバ水を常温の状態とし、試験ガスは室温の空気を用いた。また、薬液による影響を考慮するため、スクラバ水に実機と同じく  wt% の NaOH を溶解した。

表 1-2 スウェル試験条件一覧表

項目	条件
試験装置	<ul style="list-style-type: none"> <li>・実機高さ試験装置</li> <li>スクラバノズル本数は 1 本（実機は 140 本）、断面積は実機の 1/140</li> </ul>
試験ガス	<ul style="list-style-type: none"> <li>・空気</li> </ul>
ガス・スクラバ水温度	<ul style="list-style-type: none"> <li>・常温</li> </ul>
スクラバ水位	<ul style="list-style-type: none"> <li>・1m, 2m, 2.1m, 2.2m, 2.3m, 2.4m, 2.5m (2Pd 相当流量試験時)</li> <li>・2m, 2.5m (最小流量相当試験時)</li> </ul>
ガス体積流量	<ul style="list-style-type: none"> <li>・2Pd 相当流量</li> <li>・最小流量相当</li> </ul>
薬液濃度	<ul style="list-style-type: none"> <li>・NaOH <input type="text"/> wt%</li> </ul>

試験の結果、スクラバ水のスウェル高さは図 1-4、図 1-5 のとおりとなった。図 1-4 に示すとおり、2Pd 相当流量（実機最大流量）においては、スクラバ水位 2.3m で吹き上がった水は金属フィルタ下端に到達し、それより高い水位では金属フィルタの一部が水没した。また、図 1-5 のとおり、最小流量相当ではスクラバ水位 2.5m でも吹き上がった水は金属フィルタ下端には到達しなかった。

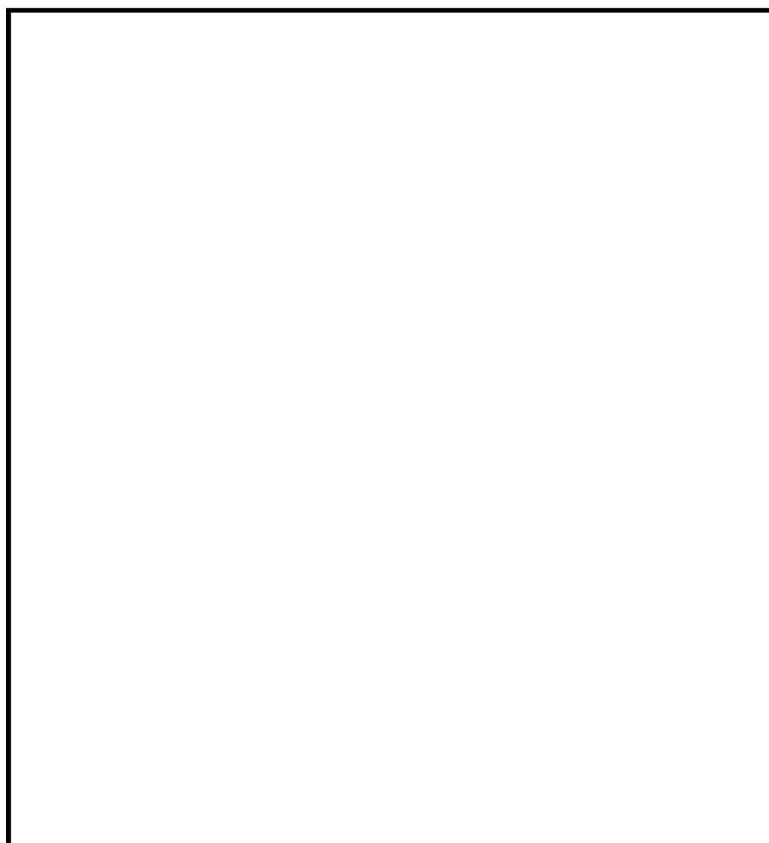


図 1-4 スウェル高さ目視確認試験結果 (2Pd 相当流量)

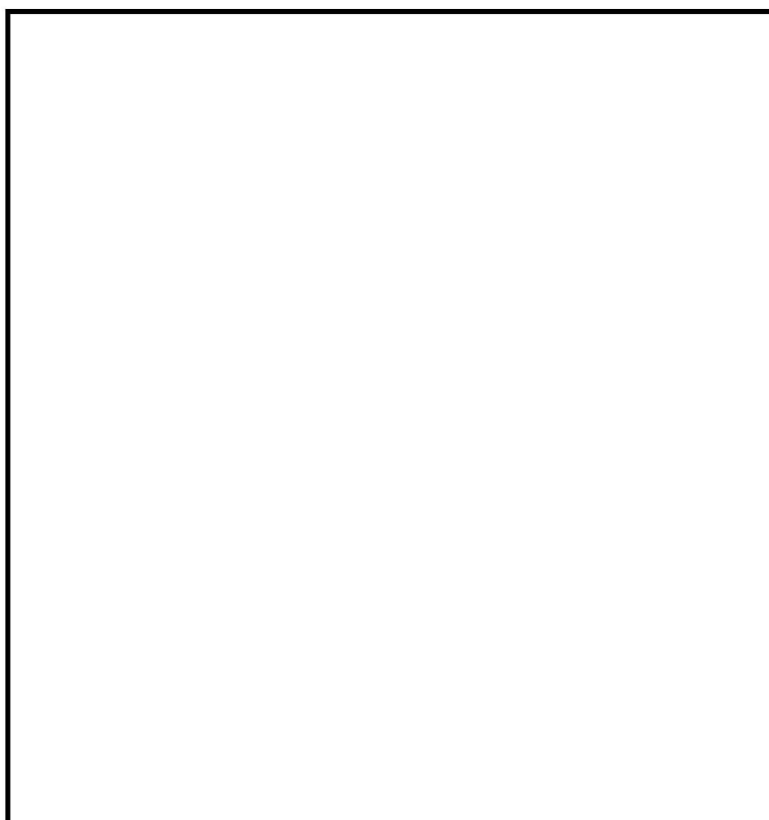


図 1-5 スウェル高さ目視確認試験結果 (最小流量相当)

また、金属フィルタの差圧は図 1-6 のとおりとなった。図 1-6 に示すとおり、2Pd 相当流量（実機最大流量）においては、水位が 2.3m 以上となると金属フィルタの差圧が急上昇していることがわかる。そのため、金属フィルタの一部が水没により金属フィルタの差圧が上昇することを確認した。一方、最小流量相当では、スクラバ水位 2.5m でも金属フィルタの差圧上昇は認められなかった。

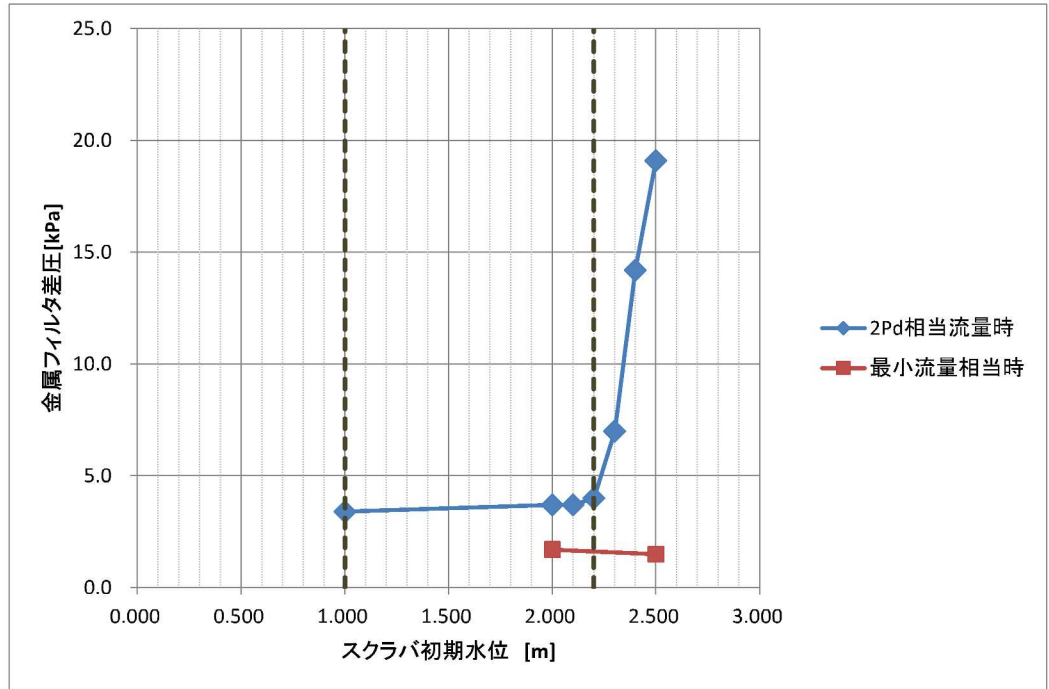


図 1-6 金属フィルタ差圧計測結果

以上より、水スクラバの上限水位は、実機最大流量時のスウェル高さを考慮して、スクラバノズル上端から 2.2m に設定する。

(3) 薬液添加によるスクラバ水のスウェル変化

スクラバ水に薬液である水酸化ナトリウムを添加した場合としない場合でのスウェル試験を行い、薬液添加によるスクラバ水のスウェル高さへの影響を確認した。

(2)と同様の試験装置を用いて、水酸化ナトリウム濃度を  wt%まで変化させた場合のスクラバ水のスウェル高さを目視にて確認した。

試験結果を図1-7に示す。なお、図1-7のスウェル高さは水酸化ナトリウムを添加しない場合のスウェル高さで規格化した値である。図1-7に示すとおり、水酸化ナトリウムを添加した場合の方が、添加しない場合に比べてスウェル高さが高くなり、水酸化ナトリウム濃度が高いほどスウェル高さが高くなることがわかる。これは、スクラバ水に水酸化ナトリウムを添加したことで粘性が上がったためと考えられる。そのため、(2)のスウェル試験は薬液である水酸化ナトリウムを添加した状態で実施した。

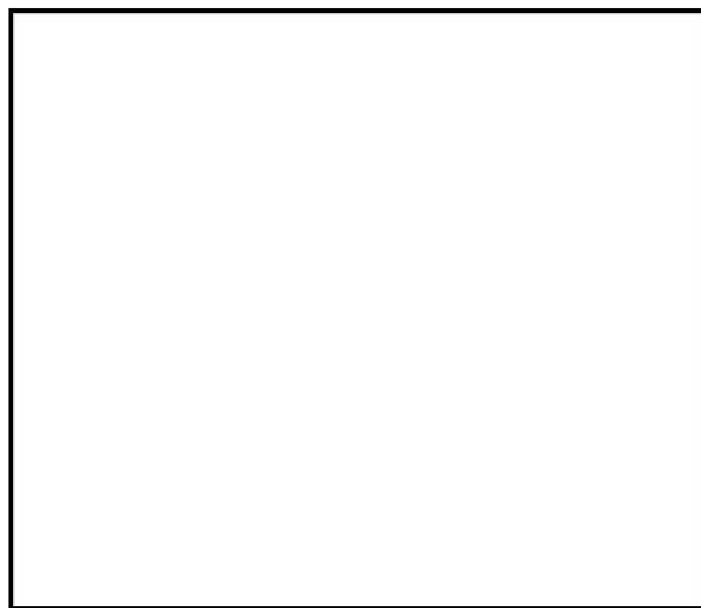


図1-7 水酸化ナトリウム濃度とスウェル高さの関係



1.3 スクラバ水の水位変化の影響について

事故シーケンス（大破断LOCA+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失）におけるフィルタ装置の水位評価を解析コード「MAAP」を用いて実施した。スクラバ水を減少させる要因としては、スクラバ水中に捕捉された放射性物質の崩壊熱や、ベントガスの過熱度によりスクラバ水が蒸発することが考えられる。そのため、フィルタ装置へ流入する崩壊熱量が異なるW/WベントとD/Wベントそれぞれについて評価を実施した。一方、スクラバ水を増加させる要因としては、ベントガス中の水蒸気が配管やフィルタ装置表面からの放熱により凝縮することが考えられる。放熱量は外気温度により変わることから、柏崎市における1978年～2012年に計測した最低気温（-11.3℃）が継続した場合と、柏崎市における1978年～2012年に計測した夏（6月～8月）の平均気温（23.1℃）に保守性を持たせて設定した30.0℃が継続した場合の評価をそれぞれ実施した。

評価結果を図1-8～図1-11に示す。いずれのケースにおいても、スクラバ水位は単調低下となる。

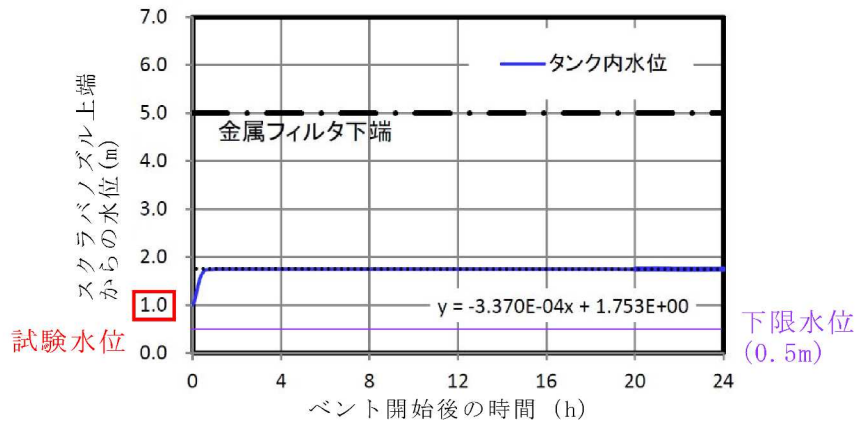


図 1-8 外気温度-11.3℃における評価結果 (W/W ベント)

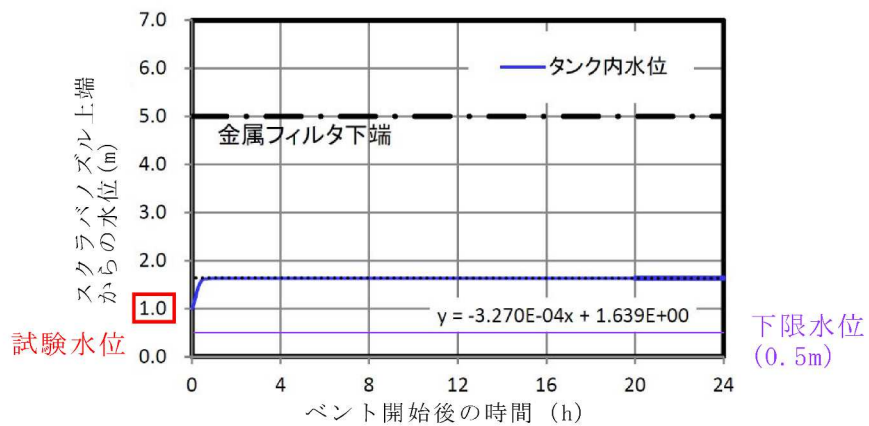


図 1-9 外気温度 30.0℃における評価結果 (W/W ベント)

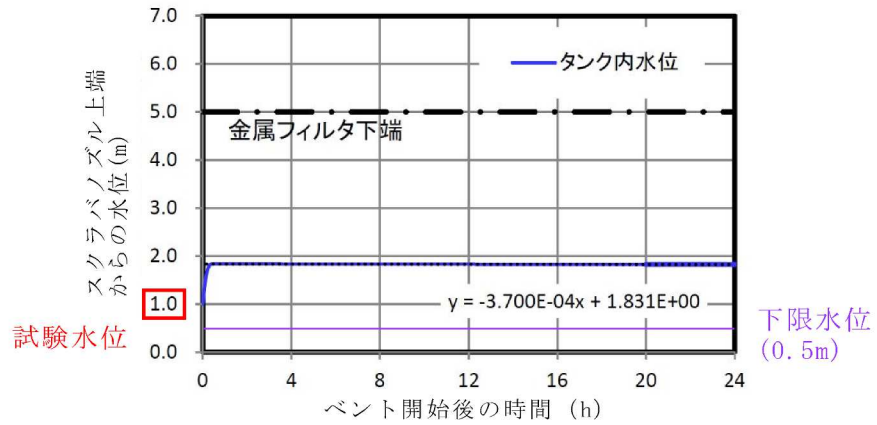


図 1-10 外気温度-11.3°Cにおける評価結果 (D/W ベント)

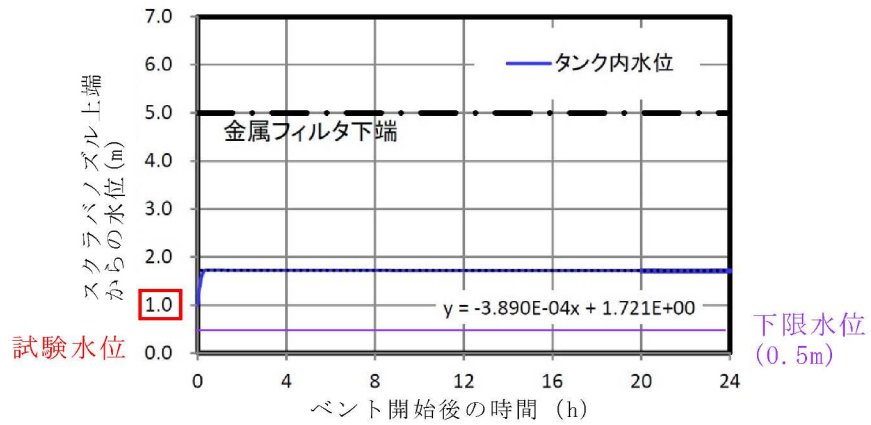


図 1-11 外気温度 30.0°Cにおける評価結果 (D/W ベント)

各評価において、スクラバ水位がベント開始から下限水位に到達するまでの時間は表 1-3 に示すとおりである。いずれのケースにおいても下限水位に到達し水張り操作が必要になるのは、ベント開始から 7 日後以降である。

表 1-3 スクラバ水下限水位到達時間

事故シーケンス	外気温度 [°C]	下限水位到達時間 [日]
大破断 LOCA + ECCS 注水機能喪失 + 全交流動力電源喪失, W/W ベント	-11.3	154
	30.0	145
大破断 LOCA + ECCS 注水機能喪失 + 全交流動力電源喪失, D/W ベント	-11.3	149
	30.0	130

2. スクラバ水の健全性

2.1 スクラバ水のpH

スクラバ水は、無機よう素をスクラバ水中に捕集・保持するためにアルカリ性の状態（pH 以上）に維持する必要があるが、重大事故等時においては、原子炉格納容器内のケーブルから放射線分解，熱分解等により塩化水素（HCl）等の酸が放出され、ベント実施により原子炉格納容器からフィルタ装置（スクラバ水）に移行するため、pHが低下する可能性がある。また、フィルタ装置に流入する凝縮水による希釈により、pHが低下する。

これに対して、スクラバ水は、重大事故等時にフィルタ装置に流入する可能性のある酸の量並びに凝縮水による希釈に対して十分な塩基量を確保することにより、ベント実施時のドレン移送操作を実施するまでの間、pH監視を実施することなく、確実に必要なpHを確保することとしている。なお、ドレン移送操作後には、薬液を補給した上でpH計によりpHを確認することで、ベント実施期間中を通して、必要なpHを確保することとしている。

スクラバ水のpHについては、pHが規定の値以上となっていることを通常待機時に適宜確認する。

(1) 原子炉格納容器内からフィルタ装置に移行する酸性物質

重大事故等時に原子炉格納容器内において発生する主な酸性物質については、NUREG/CR-5950において検討が実施されており、その発生源として燃料（核分裂生成物）、サプレッションプール水及び溶存窒素、原子炉格納容器内塩素含有被覆材ケーブル、原子炉格納容器下部コンクリートが掲げられている。これに加え、原子炉格納容器内の塗料についても成分元素に窒素が含まれており、硝酸の発生源となる可能性がある。原子炉格納容器内で発生する主な酸性物質を発生源毎に表2-1に示す。

表2-1 原子炉格納容器内で発生する主な酸性物質

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

これらのうち、原子炉格納容器内での発生量が多くなると考えられる原子炉格納容器内のケーブルから発生する酸性物質、サプレッションプール水で発生する硝

酸，原子炉格納容器下部コンクリートから発生する二酸化炭素について検討を行い，スクラバ水への酸性物質の流入量を評価する。

a. 原子炉格納容器内ケーブルの被覆材の熱分解及び放射線分解による酸の発生量

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

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

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

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

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

Q : HCl の流入量 [mol]

$q_1$  : 熱分解による HCl 発生量 (33000) [mol]

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

$DF_2$  : サブプレッションチェンバでのスクラビングによる除去係数

(10: Standard Review Plan 6.5.5 を参照し設定) [-]

b. サプレッションプール水での放射線分解による硝酸の発生量

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

事故シーケンス（大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失）においては、サプレッションプール水中での硝酸の発生量は7日間で1000mol程度と評価しているが、①生成される場所がサプレッションプール水中であること、②硝酸は揮発しにくい性質を持つことから、原子炉格納容器気相部への硝酸の移行量は小さいものと考えられる。

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

c. 溶融炉心・コンクリート相互作用により発生する二酸化炭素の発生量

溶融炉心・コンクリート相互作用発生時において、原子炉格納容器下部コンクリートから二酸化炭素が発生した場合、二酸化炭素は水中で水と結合し酸性物質である炭酸（ $\text{H}_2\text{CO}_3$ ）が生成される。

柏崎刈羽原子力発電所第6号機の事故進展解析においては、仮に溶融炉心・コンクリート相互作用により、ペDESTALのコンクリートが床面で約8cm及び壁面で約7cm侵食した場合でも、二酸化炭素の発生量は1kg未満（二酸化炭素の分子量44.01g/molを踏まえると22.7mol未満）であり、溶融炉心・コンクリート相互作用発生時においても、二酸化炭素の発生量は無視し得る程度と評価\*している。このことから、スクラバ水への二酸化炭素の流入量は小さく、前述のHClの移行量と比べて無視し得る程度と考えられる。

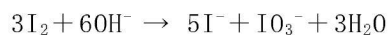
注記\*：令和元年6月19日付け「原規規発第1906194号」をもって許可を受けた

「柏崎刈羽原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書」添付書類十

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

d. 無機よう素の捕集により消費される塩基の量

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



フィルタ装置に流入する無機よう素量は、0.53mol\*と評価している。そのため、この無機よう素を捕捉するため、水酸化物イオン1.06molが消費される。

注記\*：無機よう素のフィルタ装置への流入量は、原子炉格納容器内での自然沈着を考慮し、以下の式により評価する。

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

Q：無機よう素のフィルタ装置への流入量[mol]

q<sub>0</sub>：よう素の停止時炉内内蔵量(29100)[g]

F：よう素の原子炉圧力容器から原子炉格納容器内への放出割合(1)[-]

g：無機よう素の組成構成比(0.91：R.G.1.195)[-]

DF：原子炉格納容器内での自然沈着による除去係数

(200:CSE 実験に基づき設定)[-]

M：無機よう素の分子量(254)[g/mol]

(2) フィルタ装置での塩基の消費量

スクラバ水の消費される塩基の量は、以下のとおりとなる。

【塩基の消費量(約331.06mol)】

- ・ケーブルの熱分解及び放射線分解の塩化水素で消費される塩基の量 約330mol
- ・無機よう素の捕集により消費される塩基の量 約1.06mol

(3) ベントガスに含まれる水蒸気の凝縮によるスクラバ水量の増加に伴う希釈

通常待機時のフィルタ装置には、スクラバノズル上端から 1m まで水を張っており、水量は 23766L である。ベントガスの凝縮により、スクラバ水の最大水位はスクラバノズル上端から 2.2m であることから、水量は 38846L へ増加する。そのため、スクラバの薬液濃度は 23766/38846=0.61 倍に希釈される。

(4) スクラバ水の pH 評価結果

通常待機時のスクラバ水薬液濃度を  wt% とする。スクラバ水の初期量は 23766L であるため、添加する NaOH の量は  $23766 \times \text{} = \text{ kg} = \text{ mol}$  となる。

フィルタ装置での塩基の消費量は(2)のとおり 331.06mol であるため、これらの反応後、水酸化物イオンの残存量は  $\text{} - 331.06 = \text{ mol}$  となる。

一方、最大水位におけるスクラバ水の量は(3)のとおり 38846L である。そのため、水酸化物イオン濃度は  $\text{} / 38846 = \text{ mol/L}$  となり、pH は  となる。



よって、通常待機時のスクラバ水薬液濃度を  wt% とすると、スクラバ水の pH は  となり、無機よう素の DF を 1000 以上とするために必要なスクラバ水の pH である  よりも十分に大きい。そのため、通常待機時のスクラバ水薬液濃度は  wt% (NaOH) とする。また、その時の pH は  となる。

(5) 薬液の劣化・濃度均一性

フィルタ装置スクラバ水に添加する NaOH の水系の相平衡については、「Gmelins Handbuch der anorganischer Chemie, Natrium, 8 Auflage, Verlag Chemie, Berlin 1928」より、図 2-1 のとおり示されている。図 2-1 より、フィルタ装置スクラバ水の添加濃度である NaOH  wt% では、水温が 0°C 以上であれば相変化は起こらない（つまり析出することはない）ことがわかる。フィルタ装置はヒータ及び保温材を敷設してあり、スクラバ水は 0°C 以上となる。よって、通常待機時に NaOH が析出することはない。

また、NaOH は非常に安定な化学種であり、通常待機時、フィルタ装置はラプチャーディスクより外界と隔離され、窒素ガス雰囲気になされることから、薬液が変質することはない。

また、ベント時には、スクラバノズルから噴射されるベントガスによりバブリングされ、NaOH は均一に拡散されると考えられる。

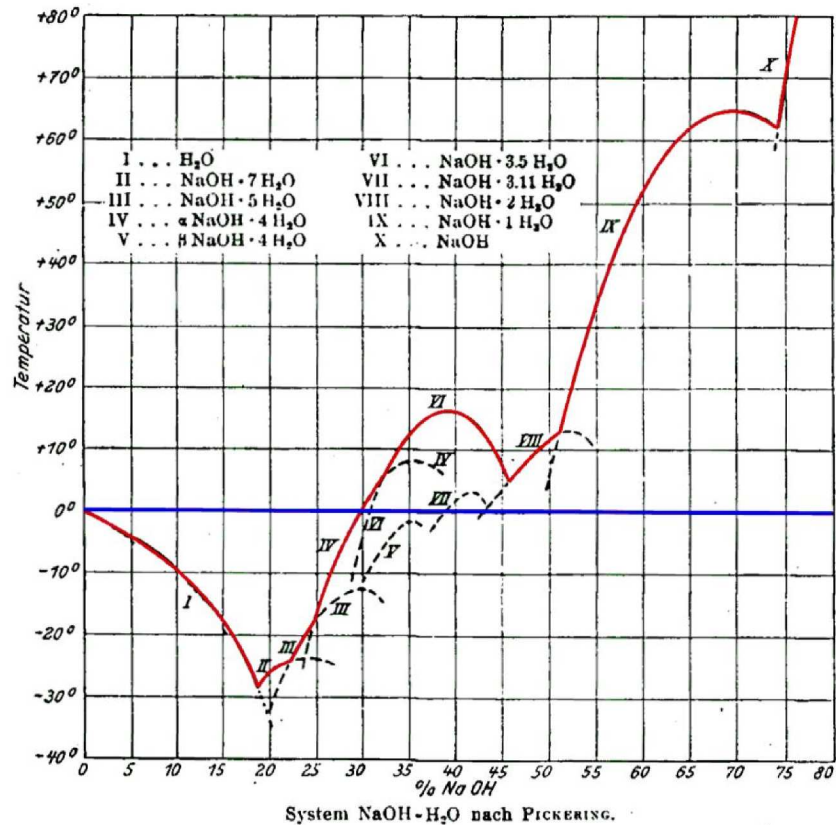


図 2-1 NaOH の水系相平衡図

## (6) ラジオリシス（放射線分解）によるpHの変化

フィルタ装置内のスクラバ水は、スクラバ水に捕捉された放射性物質による放射線により放射線分解する。放射線分解により pH が低下し、酸性側にシフトした場合、期待する無機よう素除去性能を達成できなくなる可能性があるが、スクラバ水への放射線照射効果に関する研究<sup>(1)</sup>において 100℃、200℃で pH  を仮定した放射線分解シミュレーションを実施しており、吸収線量率 10kGy/h のベータ/ガンマ線照射を 1 週間受けたとしても、pH がほとんど変化しないことを確認している。

よって、スクラバ水の放射線分解がフィルタ装置の無機よう素の捕捉性能に与える影響はない。

## 参考文献

- (1) 堂前雅史，小野昇一 フィルタベントスクラバ水への放射線照射効果  
日本原子力学会 2016 年春の年会

## (7) スクラバ水の管理について

(4)に記載したとおり、スクラバ水は通常待機時に十分な薬剤の量を確保しておくことで、ベントを実施した際に原子炉格納容器から酸が移行した場合においても、スクラバ水は pH  以上を維持できる。以上を踏まえ、スクラバ水の管理について以下に示す。

- a. 通常待機時の管理
  - ・施設定期検査時に水酸化ナトリウムの濃度が  wt%以上であること及び pH が  以上であることを確認する。
  - ・スクラバ水が通常水位の範囲内であることを確認する。
- b. ベント実施時の管理
  - ・スクラバ水の水位を監視し、水位低に至る場合においては、水を補給する。
  - ・スクラバ水の水位を監視し、水位高に至る場合においては、ドレン移送操作を実施する。
  - ・ドレン移送操作実施後には薬液を補給し、薬液補給後に pH を計測することで、所望の pH まで回復していることを確認する。
- c. ベント停止後（隔離弁閉止後）
  - ・ベント停止後において、フィルタ装置に異常がないことを確認するため、フィルタ装置水位計にて、スクラバ水の水位が確保されていること（フィルタ装置のスクラバ水の移送後を除く）を確認する。

## 2.2 スクラバ水の性状変化

水スクラバには、ベントに伴い飛来するエアロゾルが大量に捕捉される。エアロゾルには、水溶性のエアロゾルと非水溶性のエアロゾルがあり、エアロゾルを捕集することによりスクラバ水の性状が変化する。このスクラバ水の性状の変化がDFに与える影響を確認するため、水溶性エアロゾルとしてCsI\*<sup>1</sup>を、非水溶性エアロゾルとしてTiO<sub>2</sub>\*<sup>2</sup>それぞれをスクラバ水に大量に投入して、水スクラバ単体のDF試験を行い、エアロゾルを投入しない場合のDF試験の結果と比較した。

試験は図2-2に示すアクリル試験装置を用いて実施した。試験条件を表2-2に示す。また、実機に換算したエアロゾルの投入量を表2-3に示す。

注記\*1：CsIは、事故シーケンス（大破断LOCA+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失）において、フィルタ装置への流入量が多く、水への溶解度が他の水溶性エアロゾルに比べて非常に高いエアロゾルであることから、水溶性エアロゾルの代表として選定した。

\*2：非水溶性エアロゾルはスクラバ水に溶け込まず、性状への影響は軽微と考えられることから、エアロゾルの除去試験で使用している非水溶性エアロゾルのうち、TiO<sub>2</sub>を代表として選定した。



図2-2 試験概要図（スクラバ水性状影響確認試験）

表 2-2 スクラバ水性状影響確認試験条件一覧表

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

表 2-3 エアロゾル投入量実機換算値

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

注記\* : エアロゾル移行量が最も多くなる事故シーケンス（高圧・低圧注水機能喪失，D/Wベント，原子炉格納容器下部への事前水張り無し）の場合でも，フィルタ装置に流入するエアロゾルの総重量は約26kgであるため，スクラバ水性状影響確認試験で設定したエアロゾル投入量実機換算値は非常に保守的な値である。

上記の条件にて試験を実施してDFを算出し，スクラバ水にエアロゾルを投入しない場合のDFとの比を算出した結果，図2-3～図2-6のとおりとなった。

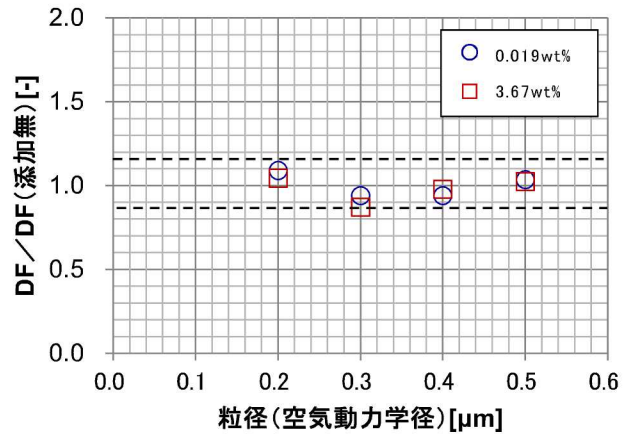


図 2-3 DF 比 (CsI 投入, 2Pd 相当流量)

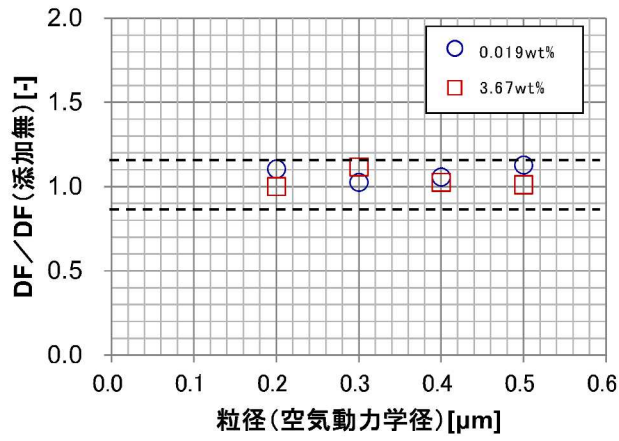


図 2-4 DF 比 (CsI 投入, 最小流量相当)

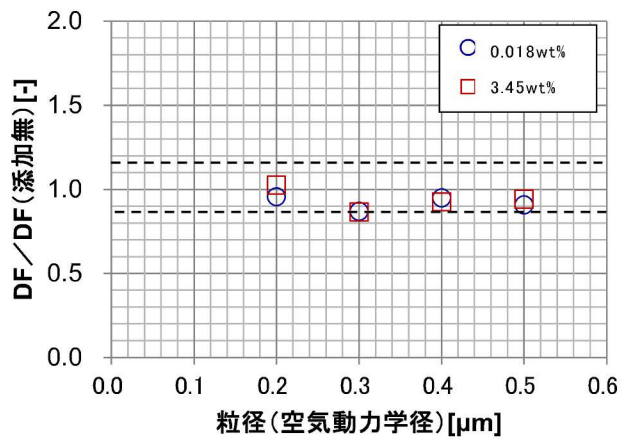


図 2-5 DF 比 ( $\text{TiO}_2$  投入, 2Pd 相当流量)

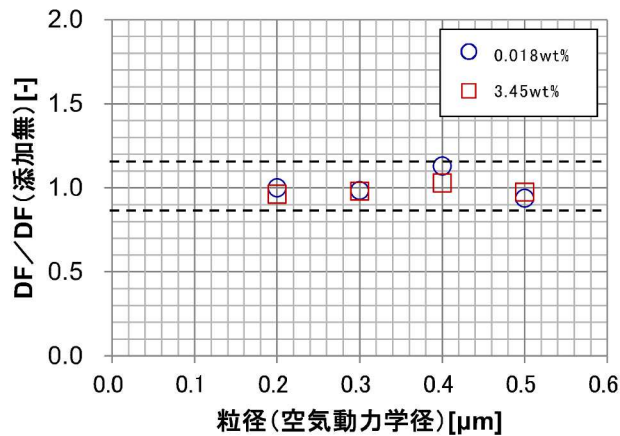


図 2-6 DF 比 (TiO<sub>2</sub> 投入, 最小流量相当)

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

### 2.3 スクラバ水の逆流防止

フィルタ装置内の金属フィルタの差圧が大きい場合、金属フィルタドレン配管内の水位が上昇し、金属フィルタにスクラバ水が流入する可能性がある。

金属フィルタにスクラバ水が到達すると、金属フィルタの通気有効表面積が減少し、フィルタ装置金属フィルタ差圧がさらに上昇する。

そのため、フィルタ装置金属フィルタ差圧が急上昇し、さらに金属フィルタドレン配管よりスクラバ水が吸い上げられ、スクラバ水は金属フィルタの二次側に吸い出されてしまう。

フィルタ装置の設計では、金属フィルタの設計上限差圧は  kPa に設定しており、フィルタ装置金属フィルタ差圧が  kPa の時、金属フィルタドレン配管内水位はスクラバ水位  m となる。

そのため、ドレン配管から金属フィルタにスクラバ水が流入しないよう、金属フィルタ下端から下方約  m の位置 (スクラバノズル上端 + 2.2m) にスクラバ水の水位上限を設定している。

なお、通常待機時、ベント実施時を通して、フィルタ装置の水位はフィルタ装置水位により監視し、水位が上限水位となる前に排水する運用とする。また、金属フィルタのドレン配管の内径は  mm 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。

フィルタ装置のスクラバ水位の概要を図2-7に示す。

K6 ① VT-1-8-1-別添3 R0

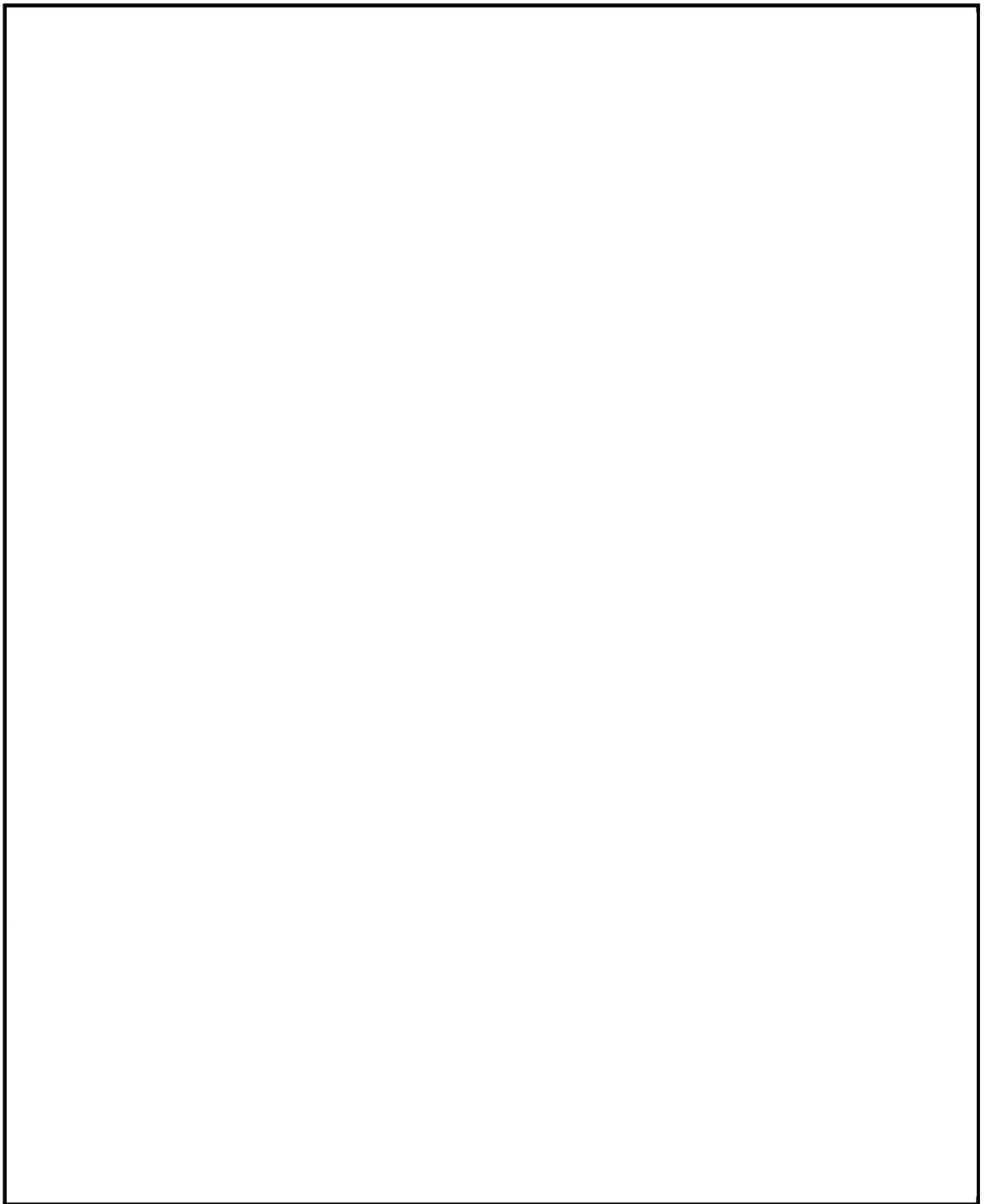


図2-7 フィルタ装置のスクラバ水位



格納容器圧力逃がし装置隔離弁の人力操作について

## 1. 格納容器圧力逃がし装置隔離弁の人力操作

格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は、中央制御室からの操作ができない場合には、現場の隔離弁操作場所から遠隔手動弁操作設備及び遠隔空気駆動弁操作設備を介して弁操作を実施する。ベントに必要な弁の位置と操作場所について、図1-1に示す。

空気駆動弁については、遠隔手動弁操作設備により人力で操作可能な設計とする。また、遠隔空気駆動弁操作設備によりポンベの窒素ガス又は空気を手動で駆動シリンダへ供給することで容易に遠隔操作ができる設計とする。

電動駆動弁については、駆動部に遠隔手動弁操作設備を設け、人力にて容易に遠隔操作ができる設計とする。

なお、遠隔手動弁操作設備及び遠隔空気駆動弁操作設備による操作は、原子炉建屋内の原子炉区域外から実施可能であり、重大事故等時の作業員の放射線防護を考慮した設計とする。

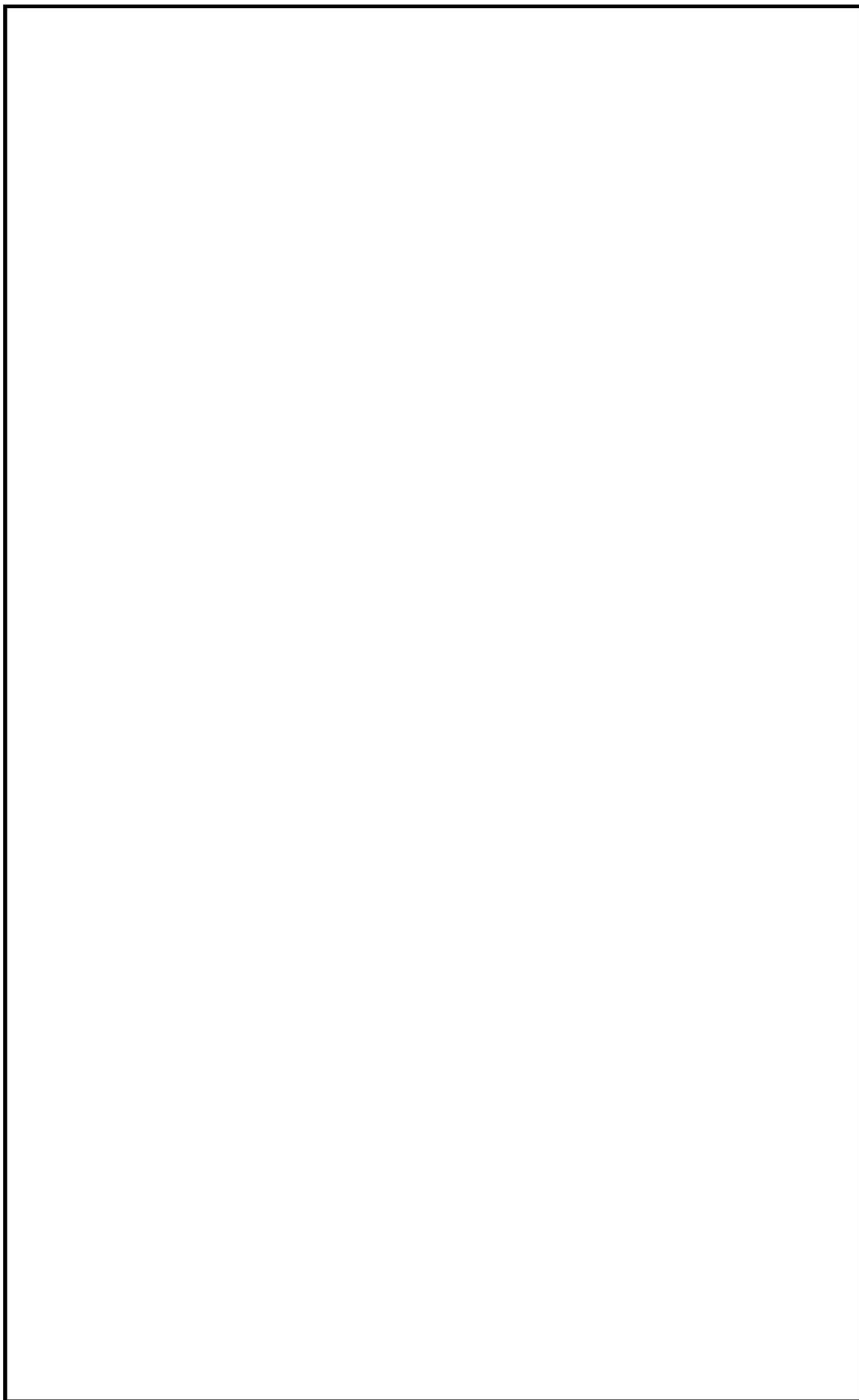


図1-1 隔離弁の操作場所 (1/3)

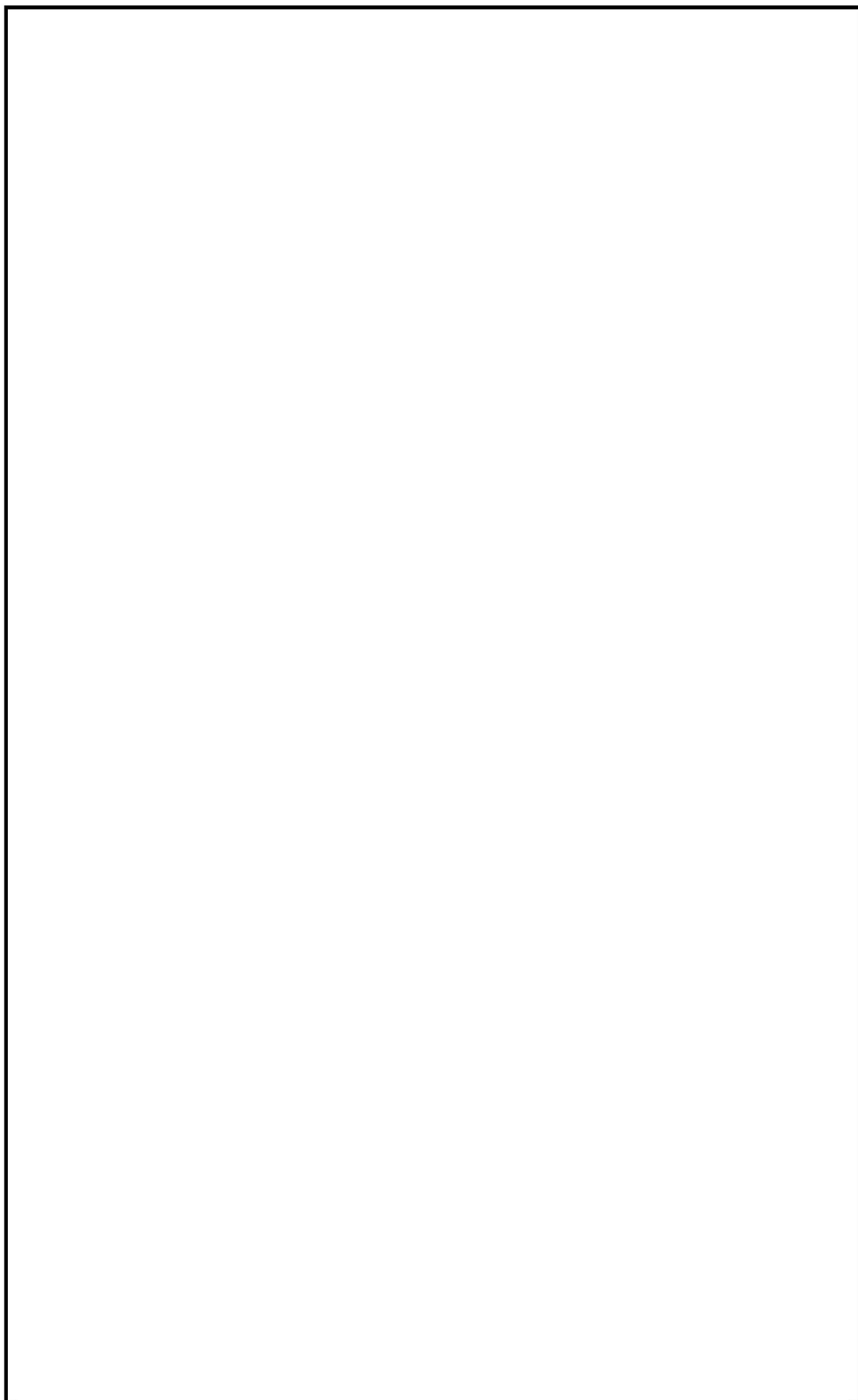


図1-1 隔離弁の操作場所 (2/3)

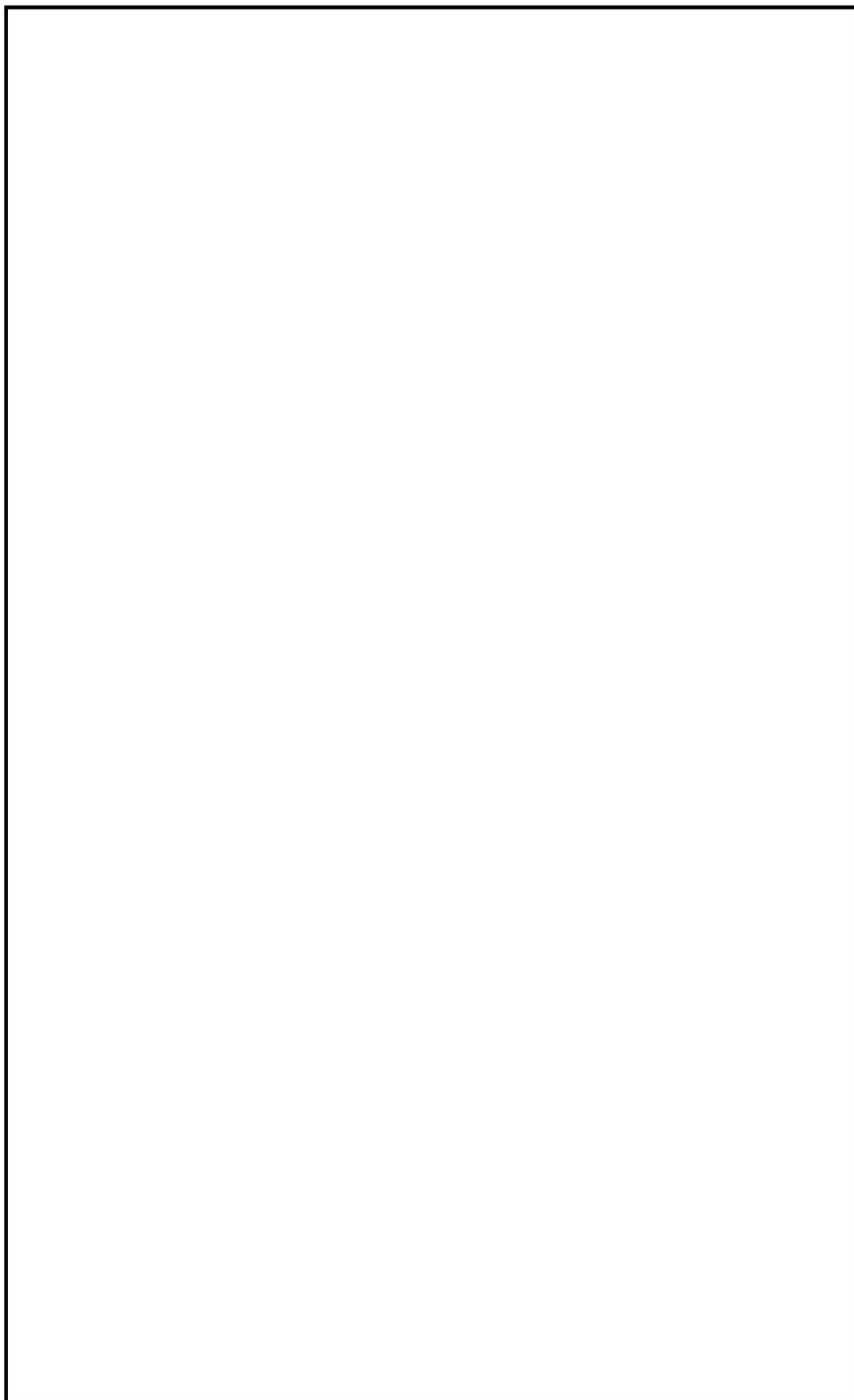


図1-1 隔離弁の操作場所 (3/3)

### ベント実施に伴う現場作業の被ばく評価について

ベント実施に伴う現場作業は放射線環境下での作業となることから、作業の成立性を確認するために、各作業の被ばく評価を実施する。なお、中央制御室又は現場のいずれにおいても同等の操作が可能な場合については、高線量環境が予想される現場での作業線量のみについて記載する。

評価に当たっては、「実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド（平成 25 年 6 月 19 日 原規技発第 13061918 号 原子力規制委員会決定）」（以下「審査ガイド」という。）を参照した。

#### 1. 想定する作業と作業時間帯、作業エリア

評価対象は、ベント実施に伴う作業とする。ベントの実施前及び実施後における作業の作業場所、作業時間帯及び評価時間を表 1-1 及び図 1-1～図 1-6 に示す。また、図 2-1～図 2-6 に各評価時間の設定根拠を示す。

各作業の評価時間には、作業場所への往復時間を含める。

ベント実施後の屋外の各作業の往復時間における被ばく評価に当たっては、移動中における線量率が、作業場所（線源となるよう素フィルタ等の近傍）における線量率よりも小さいことを考慮し、作業場所よりも線量影響が小さい場所を評価点とした。

ベント実施前の屋外及び屋内の各作業の被ばく評価に当たっては、移動時間も含めて、作業場所を代表評価点とした。ただし、フィルタベント大気放出ラインドレン弁の閉操作の被ばく評価に当たっては、移動中は屋内、作業中は屋外にいるものとして評価した。

#### 2. 想定シナリオ

想定シナリオは以下のとおりとした。

- ・ 発災プラント：6 号及び 7 号機
- ・ 想定事象：大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失
- ・ 2 ケースについて評価
  - ケース① 6 号機：事象発生約 38 時間後に W/W ベントを実施  
7 号機：代替循環冷却系により事象収束に成功(ベント無し)
  - ケース② 6 号機：事象発生約 38 時間後に D/W ベントを実施  
7 号機：代替循環冷却系により事象収束に成功(ベント無し)

#### 3. 放出放射エネルギー

大気中への放出放射エネルギーは、VI-1-7-3「中央制御室の居住性に関する説明書」と同様の評価方法にて評価した。ただし、D/W ベント時においては、ベントライン経由で放出される無機よう素に対し、サプレッションプールのスクラビング効果を見込まないものとした。評価結果を表 2-1 から表 2-3 に示す。また、放射性物質の大気放出過程を図 3-1～図 3-4 に示し、大気放出過程概略図を図 3-5 に示す。

#### 4. 大気拡散評価

大気拡散評価の条件は、評価点、着目方位及び実効放出継続時間を除き、VI-1-7-3「中央制御室の居住性に関する説明書」と同じとした。VI-1-7-3「中央制御室の居住性に関する説明書」との差異となる評価条件を表3-1に示す。

放射性物質の大気拡散評価の評価結果を表3-2に示す。この大気拡散評価の評価結果を、本別紙のすべての現場作業の被ばく評価に適用する。

なお、表3-2で示した評価結果は、着目方位を全方位（16方位）とし、評価距離を放出点から10m刻みとした大気拡散評価において、最大の評価結果を与えた距離の評価結果である。このため、表3-2に示す相対濃度及び相対線量は、作業エリア全域に対し、保守的な結果を与えることとなる。

#### 5. 評価経路

被ばく経路の概念図を図4-1及び図4-2に示す。

#### 6. 評価方法

##### (1) 原子炉建屋外での作業

##### a. 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく

原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による実効線量は、原子炉建屋内の放射性物質の積算線源強度、施設の位置、遮蔽構造、評価点の位置等を踏まえて評価した。直接ガンマ線は解析コード「QAD-CGGP2R」を用い、スカイシャインガンマ線は解析コード「ANISN」及び解析コード「G33-GP2R」を用いて評価した。

##### b. 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく

放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばくは、事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に大気拡散効果を踏まえ評価した。

##### c. 放射性雲中の放射性物質を吸入摂取することによる被ばく

放射性雲中の放射性物質を吸入摂取することによる内部被ばくは、事故期間中の大気中への放射性物質の放出量及び大気拡散効果を踏まえ評価した。なお、評価に当たってはマスクの着用を考慮した。

##### d. 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく

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は、事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に、大気拡散効果、地表面沈着効果を踏まえて評価した。

##### e. 格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及び配管並びによろ素フィルタ内の放射性物質からのガンマ線による被ばく

格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及び配管並びによろ素フィルタ内の放射性物質による作業エリアでの被ばくは、放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による実効線量を、作業エリアの位置、線源の位置及び形状並びに線源を囲む壁等によるガンマ線の遮蔽効果を考慮して評価した。直接ガンマ線の評価には、解析コード「QAD-CGGP2R」を用い、スカイシャインガンマ線の評価には、解析コード「QAD-CGGP2R」及び解析コード「G33-GP2R」を用いた。

線源としては、よう素フィルタ、金属フィルタ、スクラバ水、主配管（フィルタ装置入口側）、ドレン移送ライン及び pH 計装配管内の放射性物質を考慮した。各線源の評価で想定する放射性物質の付着割合を表 4-1 に示す。

ここで、ドレン移送ラインと pH 計装配管による寄与については、作業者が当該線源に近接することを考慮して評価を実施した。具体的には、ドレン移送ラインによる寄与については、図 1-6 で示した評価点の結果と、評価点をドレン移送ラインの近接位置とした場合の評価結果を足し合わせて算出した。また、pH 計装配管による寄与については、pH 計装配管がフィルタベント遮蔽壁附室内の設備であることを考慮し、図 1-6 で示した評価点における被ばく線量は評価せず、評価点を pH 計装配管の近接位置とした場合の評価のみ実施した。各作業の内容を考慮し、ドレン移送ライン及び pH 計装配管への近接時間として評価上想定した時間を表 4-2 に示す。

なお、保守的に、ドレン移送ライン及び pH 計装配管ともに、ベント後は常に放射性物質を含む水を内包すると想定した。

(2) 原子炉建屋内での作業

a. 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく

原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばくは、「作業エリア内の放射性物質からのガンマ線による被ばく」と「二次格納施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく」を評価した。

作業エリア内の放射性物質からのガンマ線による被ばくは、作業エリアの放射性物質濃度が外気と同濃度\*になると仮定し、サブマージョンモデルの評価式を用いて評価した。なお、サブマージョンモデルでの計算に用いる空間容積は、6 号機の一次隔離弁、二次隔離弁及び SGTS 側 PCV ベント用水素ガスベント止め弁の作業エリア空間容積を包絡する値  を設定した。

二次格納施設内の放射性物質からのガンマ線については、原子炉建屋内の放射性物質の積算線源強度、遮蔽構造、評価点の位置等を踏まえて評価した。評価には解析コード「QAD-CGGP2R」を用いた。

b. 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく

放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばくは、事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に、大気拡散効果と建屋による遮蔽効果を踏まえて評価した。

c. 原子炉建屋内に浮遊する放射性物質を吸入摂取することによる被ばく

原子炉建屋内に浮遊する放射性物質を吸入摂取することによる内部被ばくは、作業エリアの放射性物質濃度が外気と同濃度\*になると仮定して評価した。なお、評価に当たってはマスクの着用を考慮した。

d. 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく

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は、原子炉建屋外壁が十分厚いことから影響は軽微であるとし、評価の対象外とした。

e. 格納容器圧力逃がし装置の配管内の放射性物質からのガンマ線による被ばく

原子炉建屋内の配管内の放射性物質からのガンマ線による作業エリアでの被ばくは、配管内の放射性物質からの直接ガンマ線による実効線量を、作業エリアの位置、配管の位置及び



形状並びに作業エリアを囲む壁等によるガンマ線の遮蔽効果を考慮し、評価した。評価に当たっては、解析コード「QAD-CGGP2R」を用いた。

なお、格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及びよう素フィルタ並びに屋外の配管内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばくは、原子炉建屋外壁が十分厚いことから影響は軽微であるとし、評価の対象外とした。また、原子炉建屋内の配管においても、配管と作業エリアとの間に十分厚い遮蔽が存在する場合は、影響は軽微であるとし評価の対象外とした。

注記\*：ベント実施時に原子炉建屋屋上から放出されたベント流体は、熱エネルギーを持つため放出後に上昇し、さらに風の影響を受け原子炉建屋から時間と共に離れてゆくものと考えられる。また、ベント流体の放出口（地上 40.4 m）と一次隔離弁の開操作場所（W/W ベント時： D/W ベント時：）は少なくとも 30m 程度の高低差があることから、放出されたベント流体が一次隔離弁の開操作場所に直接流入することはほとんど無いものと考えられる。このことから、一次隔離弁の開操作に伴う被ばくの評価においては、ベント流体が原子炉建屋内に流入することによる影響を考慮しないものとした。

## 7. 評価条件

大気中への放出量及び大気拡散評価以外に関する主な評価条件を表 5-1 に示す。

## 8. 評価結果

W/W ベントの実施前及び実施後の作業における被ばく線量の評価結果を表 6-1 に示す。また、D/W ベントの実施前及び実施後の作業における被ばく線量の評価結果を表 6-2 に示す。

最も被ばく線量が大きくなる作業においては約 90mSv となった。したがって、緊急時作業に係る線量限度 100mSv に照らしても、作業可能であることを確認した。

なお、表 6-1 及び表 6-2 の評価結果は、表 1-1 に示す各作業の作業開始時間の範囲のうち、評価結果が大きくなる時間帯\*<sup>1</sup> で作業を実施した場合の被ばく線量となり、被ばく評価の保守性も踏まえると、表 1-1 に示す各作業の作業開始時間の範囲のいずれの時間帯においても作業は可能であると考えられる\*<sup>2</sup>。

また、炉心損傷前ベント後に炉心損傷の兆候が見られた場合における隔離弁の開操作等の作業については、当該作業に係る被ばく線量が、炉心損傷後のベントに伴う作業時の被ばくに包含されるものと考えられるため、作業可能である。

注記\*1：支配的な被ばく経路の線量率トレンドを基に推測する。なお、ベント後においては、よう素フィルタからの寄与が支配的であり、ベントからの時間経過が短いほど、放射性物質の減衰が小さく、評価結果が大きくなる。

\*2：本被ばく評価では、非常用ガス処理系が停止した時点で、二次格納施設の換気率は無限大[回/日]となり、それまで二次格納施設内に閉じ込められていた放射性物質が一瞬にして屋外に放出されるという想定をしている。そのため、非常用ガス処理系の停止直後において、屋内及び屋外の作業環境は非常に厳しいものになるが、被ばく評価に当たって、この期間における作業実施を想定することは過度に保守的であると考えられる。したがって、非常用ガス処理系が停止してから 5 分間は評価対象期間外とした。

表 1-1 ベント実施前後の作業

	ベント実施前の作業					ベント実施後の作業			
	フィルタベント 大気放出ライン ドレン弁の開操作	SGTS側PCVベント 用水素ガスベント 止め弁の開操作	二次隔離弁の 開操作	フィルタ装置 ドレン移送 ポンプ水張り	一次隔離弁の 開操作	フィルタ装置 水位調整 (水抜き)	フィルタ装置 スクラバ水 pH 調整	ドレン移送ライン 窒素ガスバージ	ドレンタンク 水抜き
	屋外 (原子炉建屋屋上)	屋内 (二次格納施設外)	屋内 (二次格納施設外)	屋外	屋内 (二次格納施設外)	屋外	屋外	屋外	屋外
作業開始時間 (事象発生後)	4 時間後～ 約 38 時間後	4 時間後～ 約 38 時間後	4 時間後～ 約 38 時間後	約 36 時間後～ 約 37 時間後	ベント実施時刻 (約 38 時間後)	W/W ベント時 : 63 時間後*1 D/W ベント時 : 79 時間後*1	W/W ベント時 : 63 時間後以降 D/W ベント時 : 79 時間後以降		168 時間後以降*2
評価時間*3	移動 20 分 作業 5 分	移動 20 分 作業 5 分	移動 20 分 作業 5 分	移動 20 分 作業 35 分	移動 20 分 作業 40 分	1 班 : 移動 20 分 作業 10 分 2 班 : 移動 20 分 作業 10 分 3 班 : 移動 20 分 作業 10 分 4 班 : 移動 20 分 作業 15 分	1 班 : 移動 20 分 作業 10 分 2 班 : 移動 20 分 作業 5 分 3 班 : 移動 20 分 作業 25 分*4 4 班 : 移動 20 分 作業 15 分	1 班 : 移動 55 分 作業 15 分*4 2 班 : 移動 20 分 作業 10 分 3 班 : 移動 20 分 作業 10 分	1 班 : 移動 20 分 作業 10 分 2 班 : 移動 20 分 作業 10 分

注記\*1 : スクラバ水の制限水位到達時間に時間余裕を考慮し、また、ベント実施後の作業環境を考慮して設定。

\*2 : ドレンタンク内凝縮水量の評価結果を参照。

\*3 : 図 2-1 から図 2-6 に各評価時間の設定根拠を示す。評価時間には作業場所への往復時間を含め、タイムチャートに記載がない場合は片道 10 分と仮定した。

\*4 : 作業時間のうち 10 分は高台での作業であることから、移動中の評価と同様に、作業場所よりも線量影響が小さい場所にいるものとして評価した。

表 2-1 大気中への放出放射エネルギー (7 日間積算値)  
(W/W ベントの実施を想定する場合)

核種類	停止時炉心蓄積量[Bq] (gross 値)	放出放射エネルギー[Bq] (gross 値)	
		格納容器圧力逃がし装置及びよう素フィルタを経由した放出	原子炉建屋から大気中への放出
希ガス類	約 $2.6 \times 10^{19}$	約 $7.8 \times 10^{18}$	約 $1.3 \times 10^{17}$
よう素類	約 $3.4 \times 10^{19}$	約 $6.4 \times 10^{15}$	約 $7.5 \times 10^{15}$
Cs 類	約 $1.3 \times 10^{18}$	約 $3.4 \times 10^9$	約 $4.0 \times 10^{13}$
Te 類	約 $9.5 \times 10^{18}$	約 $2.4 \times 10^9$	約 $3.3 \times 10^{13}$
Ba 類	約 $2.9 \times 10^{19}$	約 $2.3 \times 10^9$	約 $3.0 \times 10^{13}$
Ru 類	約 $2.9 \times 10^{19}$	約 $3.7 \times 10^8$	約 $5.0 \times 10^{12}$
Ce 類	約 $8.9 \times 10^{19}$	約 $3.0 \times 10^8$	約 $4.1 \times 10^{12}$
La 類	約 $6.5 \times 10^{19}$	約 $6.6 \times 10^7$	約 $8.8 \times 10^{11}$

表 2-2 大気中への放出放射エネルギー (7 日間積算値)  
(D/W ベントの実施を想定する場合)

核種類	停止時炉心蓄積量[Bq] (gross 値)	放出放射エネルギー[Bq] (gross 値)	
		格納容器圧力逃がし装置及びよう素フィルタを経由した放出	原子炉建屋から大気中への放出
希ガス類	約 $2.6 \times 10^{19}$	約 $6.6 \times 10^{13}$	約 $1.4 \times 10^{17}$
よう素類	約 $3.4 \times 10^{19}$	約 $6.1 \times 10^{15}$	約 $8.0 \times 10^{15}$
Cs 類	約 $1.3 \times 10^{18}$	約 $5.1 \times 10^{12}$	約 $4.4 \times 10^{13}$
Te 類	約 $9.5 \times 10^{18}$	約 $3.4 \times 10^{12}$	約 $3.6 \times 10^{13}$
Ba 類	約 $2.9 \times 10^{19}$	約 $3.4 \times 10^{12}$	約 $3.3 \times 10^{13}$
Ru 類	約 $2.9 \times 10^{19}$	約 $5.4 \times 10^{11}$	約 $5.5 \times 10^{12}$
Ce 類	約 $8.9 \times 10^{19}$	約 $4.3 \times 10^{11}$	約 $4.5 \times 10^{12}$
La 類	約 $6.5 \times 10^{19}$	約 $9.6 \times 10^{10}$	約 $9.7 \times 10^{11}$

表 2-3 大気中への放出放射エネルギー (7 日間積算値)  
(代替循環冷却系により事象を収束することを想定する場合)

核種類	停止時炉心蓄積量[Bq] (gross 値)	放出放射エネルギー[Bq] (gross 値)
		原子炉建屋から大気中への放出
希ガス類	約 $2.6 \times 10^{19}$	約 $3.8 \times 10^{17}$
よう素類	約 $3.4 \times 10^{19}$	約 $1.6 \times 10^{16}$
Cs 類	約 $1.3 \times 10^{18}$	約 $3.9 \times 10^{13}$
Te 類	約 $9.5 \times 10^{18}$	約 $2.9 \times 10^{13}$
Ba 類	約 $2.9 \times 10^{19}$	約 $2.8 \times 10^{13}$
Ru 類	約 $2.9 \times 10^{19}$	約 $4.6 \times 10^{12}$
Ce 類	約 $8.9 \times 10^{19}$	約 $3.5 \times 10^{12}$
La 類	約 $6.5 \times 10^{19}$	約 $8.2 \times 10^{11}$

表 3-1 放射性物質の大気拡散評価条件

項目	評価条件	選定理由
実効放出 継続時間	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 6号機格納容器圧力逃がし装置配管 相対濃度：1時間，相対線量：1時間</li> <li>・ 6号機原子炉建屋 相対濃度：1時間，相対線量：1時間</li> <li>・ 6号機主排気筒 相対濃度：10時間，相対線量：10時間</li> <li>・ 7号機原子炉建屋 相対濃度：1時間，相対線量：1時間</li> <li>・ 7号機主排気筒 相対濃度：10時間，相対線量：10時間</li> </ul>	審査ガイドを参照
放射性物質 濃度の評価点	着目方位を全方位（16方位）とし，放出点からの距離を10m刻みで変更した大気拡散評価を実施し，最大の評価結果を与える距離を選定。なお，評価点高さは，各放出源の高さと同じとする。	大気拡散評価の評価結果が，作業エリア全域に適用可能となるよう保守的に設定
着目方位	全方位	大気拡散評価の評価結果が作業エリア全域に適用可能となるよう保守的に設定

表 3-2 相対濃度及び相対線量

評価点	放出点及び放出点高さ*	相対濃度[s/m <sup>3</sup> ]	相対線量[Gy/Bq]
屋内及び 屋外の 作業エリア	6号機格納容器圧力逃がし装置配管 (地上 40.4m)	1.0×10 <sup>-3</sup>	7.4×10 <sup>-18</sup>
	6号機原子炉建屋中心 (地上 0m)	2.1×10 <sup>-3</sup>	7.4×10 <sup>-18</sup>
	6号機主排気筒 (地上 73m)	6.8×10 <sup>-4</sup>	4.9×10 <sup>-18</sup>
	7号機原子炉建屋中心 (地上 0m)	2.1×10 <sup>-3</sup>	7.4×10 <sup>-18</sup>
	7号機主排気筒 (地上 73m)	6.8×10 <sup>-4</sup>	4.9×10 <sup>-18</sup>

注記\*：放出点高さは，放出エネルギーによる影響は未考慮。

表 4-1 配管内、フィルタ内の線源強度の評価で用いる放射性物質の付着割合

項目	評価条件	選定理由
配管内、フィルタ内の線源強度の評価で用いる放射性物質の付着割合	<p><b>【主配管（フィルタ装置入口側）】</b>                      希ガス：0%                      有機よう素：0%                      無機よう素：10%/100m                      粒子状放射性物質：10%/100m</p>	<p>NUREG/CR-4551*を参照し、付着量を設定する主要なパラメータとして沈着速度に着目して、配管内面への沈着割合を設定。                      配管 100m 当たり、配管に流入する放射性物質の 10%が付着するものとした。</p>
	<p><b>【ドレン移送ライン及び pH 計装配管】</b>                      事故発生 7 日後までに格納容器圧力逃がし装置に流入する無機よう素及び粒子状放射性物質の総量を、フィルタ装置水位調整（水抜き）前のスクラバ水の水量（35m<sup>3</sup>と仮定）で除した濃度の水を内包すると想定</p>	<p>ドレン移送ライン及び pH 計装配管ともに、フィルタ装置水位調整（水抜き）後に水を内包する設備であるため、フィルタ装置水位調整（水抜き）前のスクラバ水の水量を基に濃度を設定</p>
	<p><b>【スクラバ水】</b>                      希ガス：0%                      有機よう素：0%                      無機よう素：100%                      粒子状放射性物質：100%</p> <p><b>【金属フィルタ】</b>                      希ガス：0%                      有機よう素：0%                      無機よう素：10%                      粒子状放射性物質：10%</p> <p><b>【よう素フィルタ】</b>                      希ガス：0%                      有機よう素：100%                      無機よう素：100%                      粒子状放射性物質：0%</p>	<p>フィルタ内の線源強度を保守的に見積もるために、設計上フィルタで除去できる放射性物質については、事故発生 7 日後までにフィルタに流入する全量が付着するものとした。なお、フィルタへの流入量の評価に当たっては、配管内への付着による放射性物質の除去効果を考慮しないものとした。ただし、金属フィルタについては、スクラバ水で大部分が除去された後の粒子状放射性物質が付着する設計であることを踏まえた付着率を設定した。                      なお、よう素フィルタと金属フィルタについて、設計では除去を考慮しない無機よう素も保守的に付着すると仮定した。</p>

注記\*：NUREG/CR-4551 Vol.2 “Evaluation of Severe Accident Risks: Quantification of Major Input Parameters”

表 4-2 各現場作業\*1 でドレン移送ライン及び pH 計装配管に  
近接する時間として評価上想定する時間\*2

作業	線源	近接する時間	備考
フィルタ装置 水位調整（水抜き）	ドレン移送ライン	1 班：1 分 2 班：1 分	ドレン移送ラインの弁操作 で近接する
	pH 計装配管	1 班：1 分 30 秒 2 班：1 分 30 秒	ドレンポンプ操作のため附 室内に入り近接する
フィルタ装置 スクラバ水 pH 調整	ドレン移送ライン	1 班：0 分 2 班：0 分 3 班：0 分 4 班：0 分	近接しない
	pH 計装配管	1 班：2 分 30 秒 2 班：2 分 30 秒 3 班：0 分 4 班：0 分	サンプリングポンプの系統 構成・復旧等のため、附室 内に入り近接する
ドレン移送ライン 窒素ガスパーシ	ドレン移送ライン	1 班：0 分 2 班：0 分 3 班：0 分	近接しない
	pH 計装配管	1 班：0 分 2 班：0 分 3 班：0 分	近接しない
ドレンタンク 水抜き	ドレン移送ライン	1 班：1 分 2 班：1 分	ドレン移送ラインの弁操作 で近接する
	pH 計装配管	1 班：2 分 30 秒 2 班：2 分 30 秒	系統構成・復旧やドレンポ ンプ操作のため附室内に入 り近接する

注記\*1：ベント後の作業が対象となる。

\*2：作業内容を基に仮定した。

表 5-1 線量換算係数, 呼吸率, 防護措置及び地表面への沈着速度

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使用 (主な核種を以下に示す) I-131 : $2.0 \times 10^{-8}$ Sv/Bq I-132 : $3.1 \times 10^{-10}$ Sv/Bq I-133 : $4.0 \times 10^{-9}$ Sv/Bq I-134 : $1.5 \times 10^{-10}$ Sv/Bq I-135 : $9.2 \times 10^{-10}$ Sv/Bq Cs-134 : $2.0 \times 10^{-8}$ Sv/Bq Cs-136 : $2.8 \times 10^{-9}$ Sv/Bq Cs-137 : $3.9 \times 10^{-8}$ Sv/Bq 上述の核種以外の核種は ICRP Publication71 及び ICRP Publication72 に基づく	ICRP Publication71* <sup>1</sup> 及び ICRP Publication72* <sup>2</sup> に基づく
呼吸率	1.2m <sup>3</sup> /h	安全評価審査指針* <sup>3</sup> に基づく成人活動時の呼吸率を設定
マスクによる防護係数	1000	着用を考慮し, 期待できる防護係数として設定した
ヨウ素剤	考慮しない	保守的に考慮しないものとした
防護服	考慮しない	同上
地表への沈着速度	エアロゾル粒子 : 0.5cm/s 無機よう素 : 0.5cm/s 有機よう素 : $1.7 \times 10^{-3}$ cm/s 希ガス : 沈着なし	湿性沈着を考慮し設定

注記\*1: ICRP Publication 71, “Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides - Part 4 Inhalation Dose Coefficients”, 1995

\*2: ICRP Publication 72, “Age-dependent Doses to the Members of the Public from Intake of Radionuclides - Part 5 Compilation of Ingestion and Inhalation Coefficients”, 1996

\*3: 「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」平成2年8月30日 原子力安全委員会決定, 平成13年3月29日一部改訂



表 6-1 6号機の W/W ベント実施に伴う被ばく評価結果 (7号機：代替循環冷却系により事象収束) (単位：mSv)

評価内容	ベント実施前の作業					ベント実施後の作業			
	フィルタベント 大気放出ライン ドレン弁の閉操作 *1*6	SGTS 側 PCV ベント 用水素ガスベント 止め弁の開操作 *1*6	二次隔離弁の 開操作*1*6	フィルタ装置 ドレン移送ポンプ 水張り	一次隔離弁の 開操作 (W/W 側) *6	フィルタ装置 水位調整 (水抜き) *2	フィルタ装置 スクラバ水 pH 調整*1*2	ドレン移送ライン 窒素ガス バージ*1*2	ドレンタンク 水抜き*1*2
	屋外 (原子炉建屋屋上)	屋内 (二次格納施設外)	屋内 (二次格納施設外)	屋外	屋内 (二次格納施設外)	屋外	屋外	屋外	屋外
原子炉建屋内に浮遊する放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	約 7.5×10 <sup>0</sup>	約 6.7×10 <sup>0</sup>	約 6.7×10 <sup>0</sup>	約 4.1×10 <sup>0</sup>	約 1.5×10 <sup>1</sup> *3	約 1.0×10 <sup>0</sup>	約 2.3×10 <sup>0</sup>	約 1.8×10 <sup>0</sup>	約 1.2×10 <sup>0</sup>
放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	約 1.1×10 <sup>0</sup>	0.1 以下	0.1 以下	約 1.2×10 <sup>1</sup>	約 4.7×10 <sup>0</sup>	約 2.2×10 <sup>0</sup>	約 6.0×10 <sup>0</sup>	約 5.2×10 <sup>0</sup>	約 8.7×10 <sup>-1</sup>
放射性物質を吸入摂取することによる内部被ばく*4	約 6.1×10 <sup>-1</sup>	約 6.6×10 <sup>-1</sup>	約 6.6×10 <sup>-1</sup>	約 1.5×10 <sup>0</sup>	約 1.5×10 <sup>0</sup>	約 1.1×10 <sup>-1</sup>	約 3.0×10 <sup>-1</sup>	約 2.6×10 <sup>-1</sup>	約 5.0×10 <sup>-1</sup>
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	約 4.5×10 <sup>0</sup>	—*5	—*5	約 2.7×10 <sup>1</sup>	—*5	約 7.8×10 <sup>0</sup>	約 2.1×10 <sup>1</sup>	約 1.8×10 <sup>1</sup>	約 3.9×10 <sup>0</sup>
フィルタ及び配管内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	—*5	—*5	—*5	—*5	約 1.1×10 <sup>1</sup>	約 2.8×10 <sup>1</sup>	約 4.5×10 <sup>1</sup>	約 2.0×10 <sup>1</sup>	約 1.3×10 <sup>1</sup>
被ばく線量	約 14mSv	約 7.4mSv	約 7.4mSv	約 45mSv	約 32mSv	1 班：約 39mSv 2 班：約 39mSv	1 班：約 39mSv 2 班：約 24mSv 3 班：約 74mSv 4 班：約 53mSv	1 班：約 46mSv 2 班：約 38mSv 3 班：約 38mSv	1 班：約 19mSv 2 班：約 19mSv

注記\*1：被ばく線量が比較的大きくなる時間帯で作業を実施した場合の被ばく線量を記載

\*2：被ばく線量の内訳は、被ばく線量が最も大きい班について記載

\*3：ベント流体が原子炉建屋内に流入することによる影響は考慮しない。

\*4：マスク着用 (PF1000) による防護効果を考慮する。

\*5：線源との間に十分な遮蔽があるため、影響は軽微であり、評価の対象外とした。

\*6：7号機原子炉建屋から放出された放射性物質による寄与は、保守的に屋外作業における被ばく線量を適用

表 6-2 6号機の D/W ベント実施に伴う被ばく評価結果 (7号機：代替循環冷却系により事象収束) (単位：mSv)

評価内容	ベント実施前の作業					ベント実施後の作業			
	フィルタベント 大気放出ライン ドレン弁の開操作 *1*6	SGTS 側 PCV ベント 用水素ガスベント 止め弁の開操作 *1*6	二次隔離弁の 開操作*1*6	フィルタ装置 ドレン移送ポンプ 水張り	一次隔離弁の 開操作 (D/W 側) *6	フィルタ装置 水位調整 (水抜き) *2	フィルタ装置 スクラバ水 pH 調整*1*2	ドレン移送ライン 窒素ガス パージ*1*2	ドレンタンク 水抜き *1*2
	屋外 (原子炉建屋屋上)	屋内 (二次格納施設外)	屋内 (二次格納施設外)	屋外	屋内 (二次格納施設外)	屋外	屋外	屋外	屋外
原子炉建屋内に浮遊する放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	約 $7.6 \times 10^0$	約 $6.8 \times 10^0$	約 $6.8 \times 10^0$	約 $4.3 \times 10^0$	約 $1.6 \times 10^{1*3}$	約 $9.6 \times 10^{-1}$	約 $2.3 \times 10^0$	約 $1.8 \times 10^0$	約 $1.0 \times 10^0$
放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	約 $1.1 \times 10^0$	0.1 以下	0.1 以下	約 $1.2 \times 10^1$	約 $2.8 \times 10^0$	約 $3.6 \times 10^0$	約 $9.0 \times 10^0$	約 $7.8 \times 10^0$	約 $4.6 \times 10^{-1}$
放射性物質を吸入摂取することによる内部被ばく*4	約 $6.2 \times 10^{-1}$	約 $6.8 \times 10^{-1}$	約 $6.8 \times 10^{-1}$	約 $1.6 \times 10^0$	約 $1.6 \times 10^0$	約 $1.3 \times 10^{-1}$	約 $3.5 \times 10^{-1}$	約 $3.0 \times 10^{-1}$	0.1 以下
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	約 $4.5 \times 10^0$	—*5	—*5	約 $2.7 \times 10^1$	—*5	約 $7.3 \times 10^0$	約 $1.9 \times 10^1$	約 $1.7 \times 10^1$	約 $5.5 \times 10^0$
フィルタ及び配管内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	—*5	—*5	—*5	—*5	約 $3.5 \times 10^0$	約 $5.2 \times 10^1$	約 $5.9 \times 10^1$	約 $2.8 \times 10^1$	約 $3.7 \times 10^1$
被ばく線量	約 14mSv	約 7.5mSv	約 7.5mSv	約 45mSv	約 24mSv	1 班：約 64mSv 2 班：約 64mSv	1 班：約 59mSv 2 班：約 41mSv 3 班：約 90mSv 4 班：約 64mSv	1 班：約 55mSv 2 班：約 47mSv 3 班：約 47mSv	1 班：約 44mSv 2 班：約 44mSv

注記\*1：被ばく線量が比較的大きくなる時間帯で作業を実施した場合の被ばく線量を記載

\*2：被ばく線量の内訳は、被ばく線量が最も大きい班について記載

\*3：ベント流体が原子炉建屋内に流入することによる影響は考慮しない。

\*4：マスク着用 (PF1000) による防護効果を考慮する。

\*5：線源との間に十分な遮蔽があるため、影響は軽微であり、評価の対象外とした。

\*6：7号機原子炉建屋から放出された放射性物質による寄与は、保守的に屋外作業における被ばく線量を適用



図 1-1 6号機屋内遮蔽壁等（原子炉建屋地下1階）

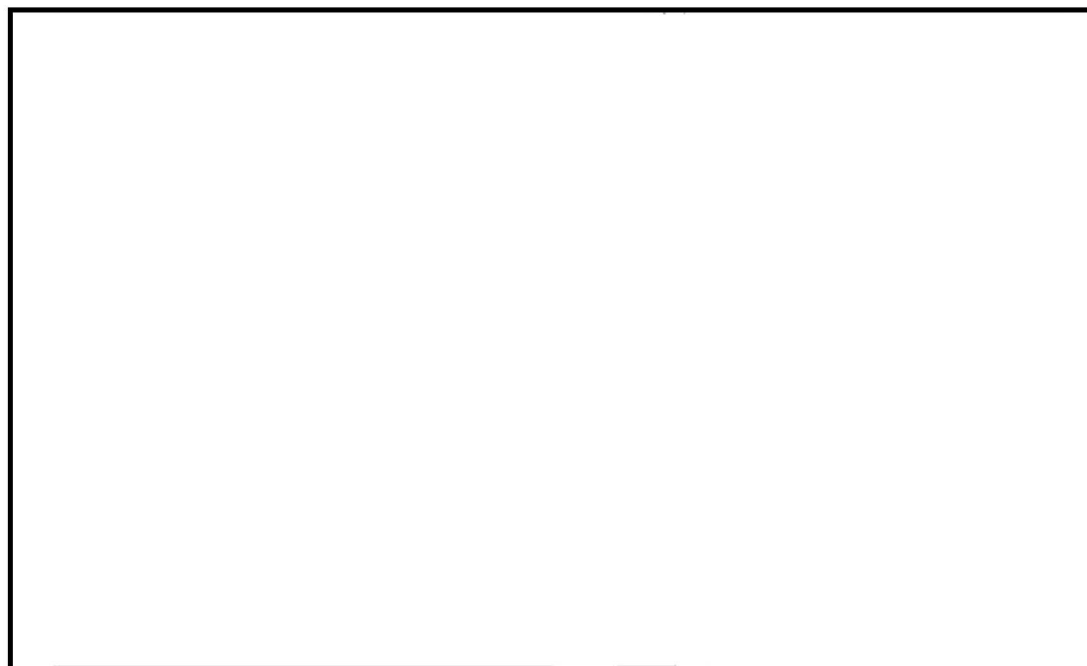


図 1-2 6号機屋内遮蔽壁等（原子炉建屋地下1階（中間階））



図 1-3 6号機屋内遮蔽壁等（原子炉建屋2階）



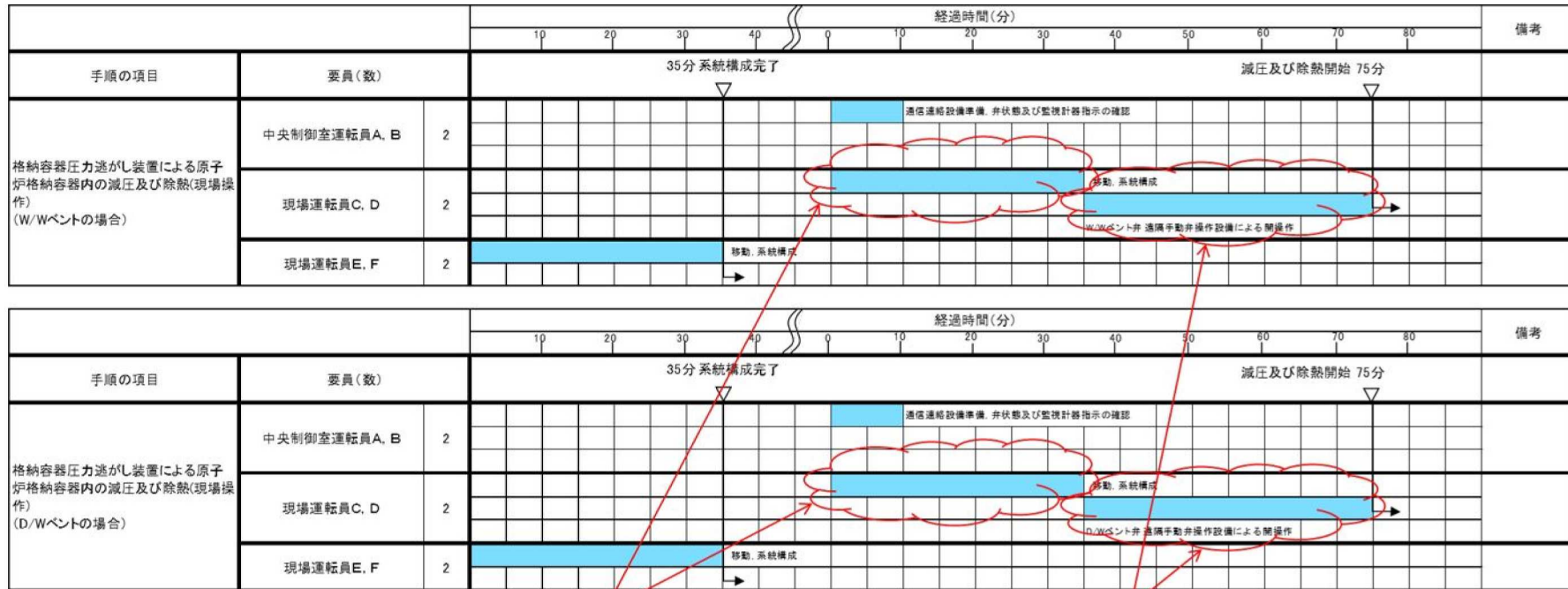
図 1-4 6号機屋内遮蔽壁等（原子炉建屋3階）



図 1-5 6号機屋内遮蔽壁等（原子炉建屋3階(中間階)）



図 1-6 6号機屋外作業場所



別添 3-177

タイムチャート内訳  
 移動: 10分  
 作業: 2分(フィルタベント大気放出ラインドレン弁の開操作)  
 移動: 2分  
 作業: 1分(SGTS側PCVベント用水素ガスベント止め弁の開操作)  
 移動: 2分  
 作業: 5分(二次隔離弁の開操作)  
 移動: 5分  
 合計: 27分⇒余裕を見て35分

タイムチャートを踏まえ、評価時間を設定  
 ・フィルタベント大気放出ラインドレン弁の開操作  
 行き: 10分, 作業: 5分, 帰り: 10分⇒移動20分, 作業5分  
 ・SGTS側PCVベント用水素ガスベント止め弁の開操作  
 行き: 10分, 作業: 5分, 帰り: 10分⇒移動20分, 作業5分  
 ・二次隔離弁の開操作  
 行き: 10分, 作業: 5分, 帰り: 10分⇒移動20分, 作業5分

タイムチャート内訳  
 作業: 40分(ベント弁 遠隔手動弁操作設備による開操作)

タイムチャートを踏まえ、評価時間を設定  
 ・一次隔離弁の開操作  
 行き: 10分, 作業: 40分, 帰り: 10分⇒移動20分, 作業40分

図 2-1 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作) タイムチャート (W/W ベントの場合) 及び (D/W ベントの場合)

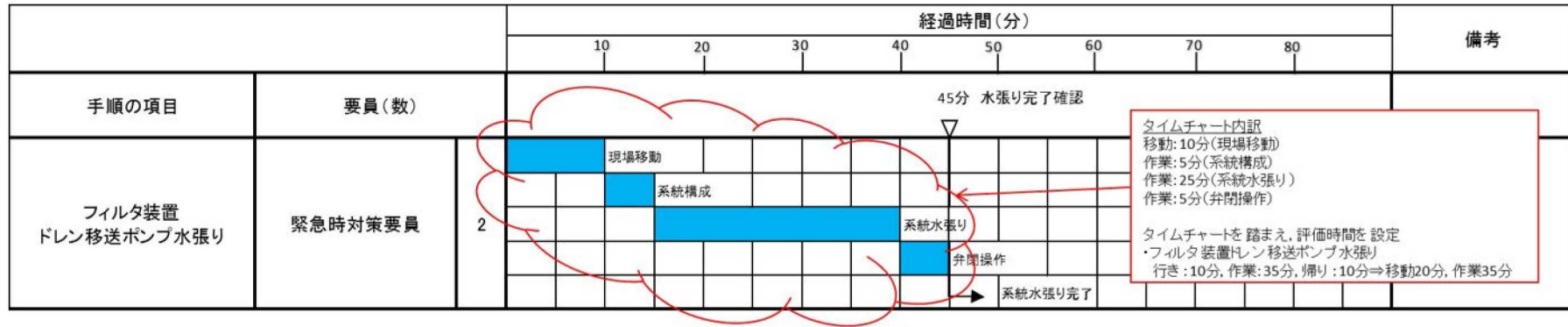


図 2-2 フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り タイムチャート

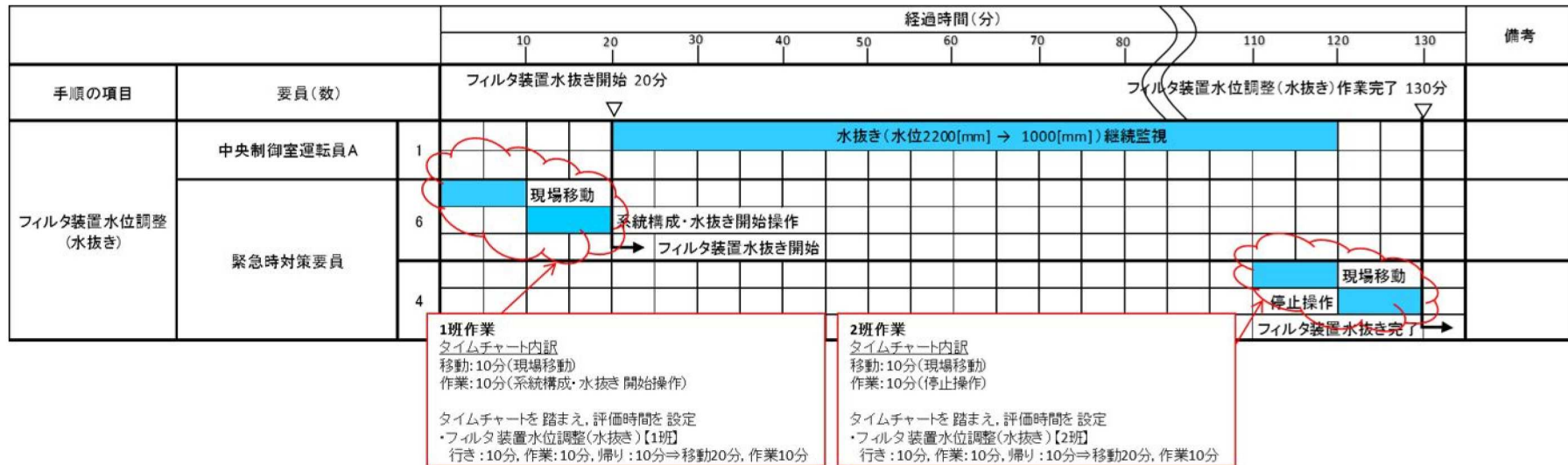
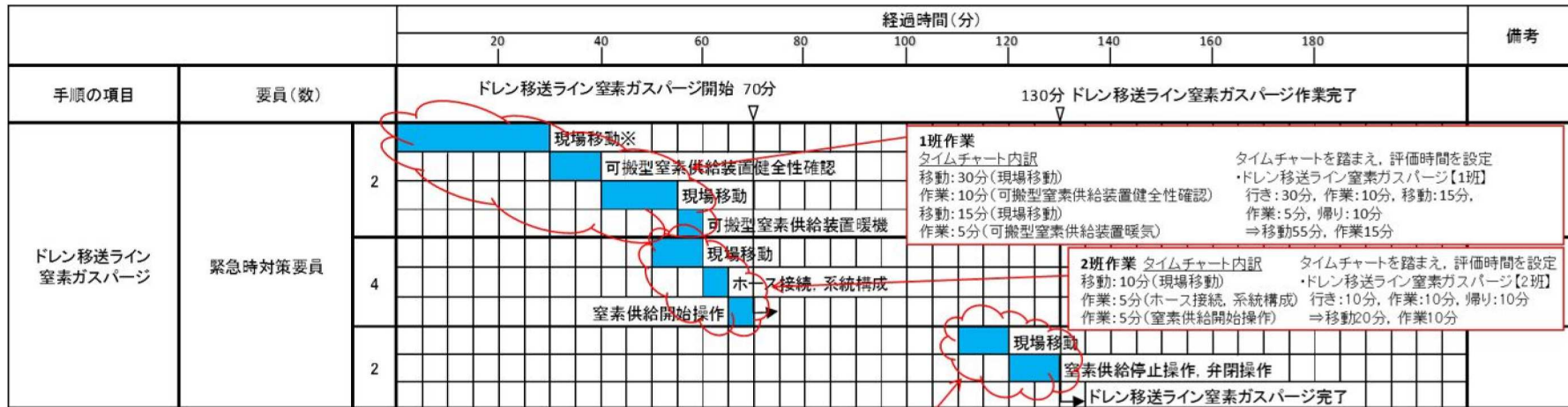


図 2-3 フィルタ装置水位調整 (水抜き) タイムチャート







※ 大湊側高台保管場所への移動は、20分と想定する。

図 2-5 排水ライン窒素ガスパーズ タイムチャート

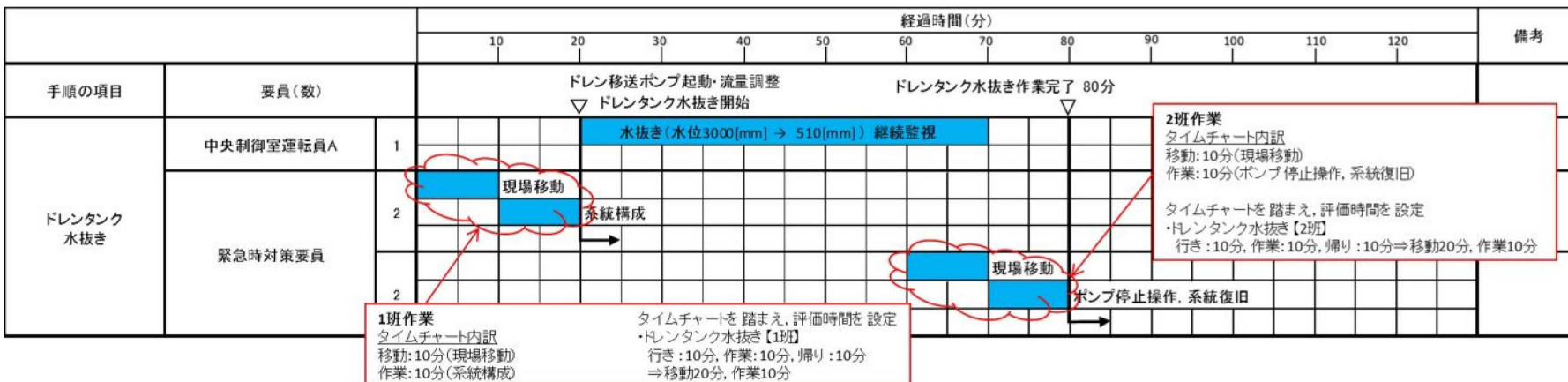
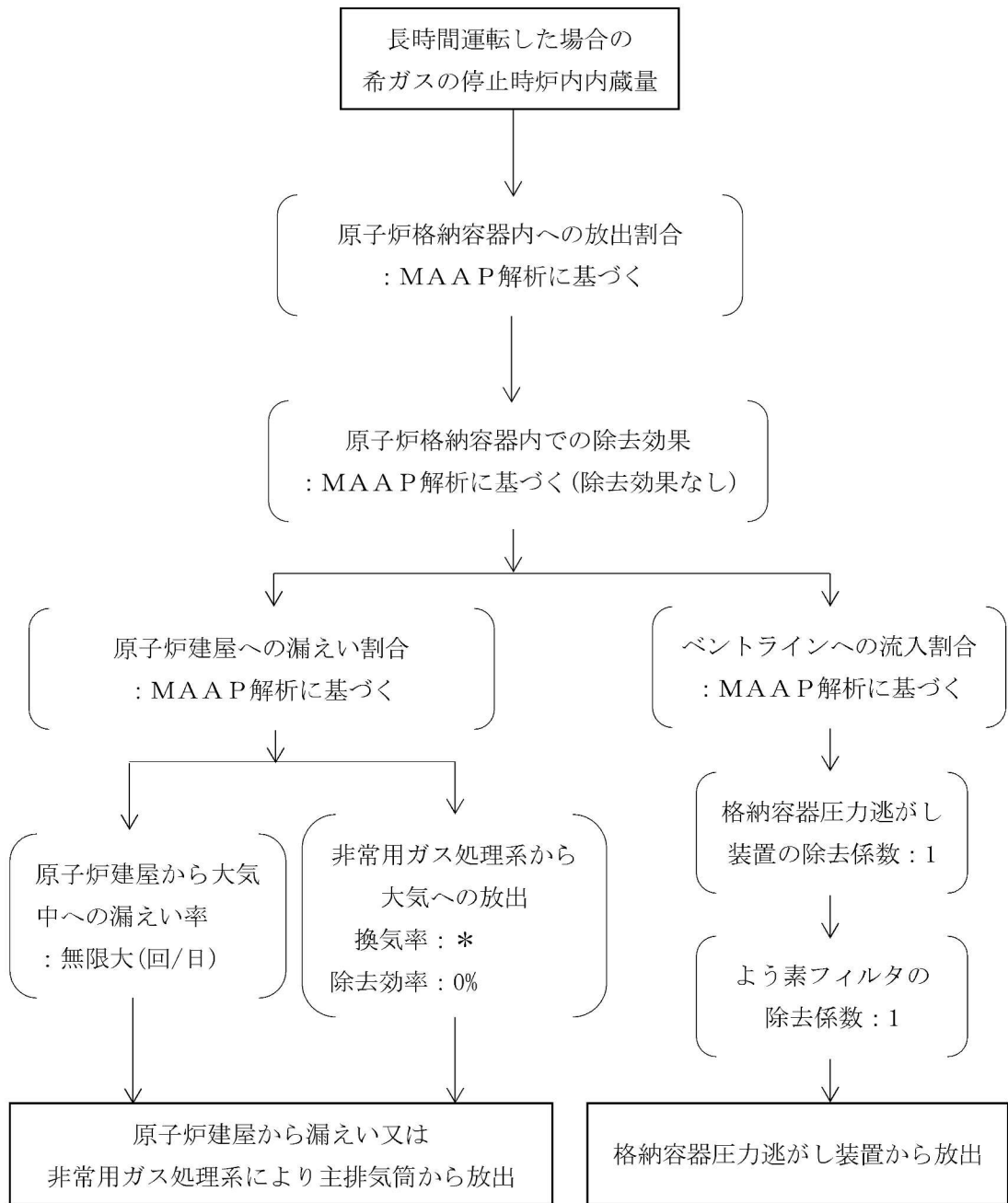
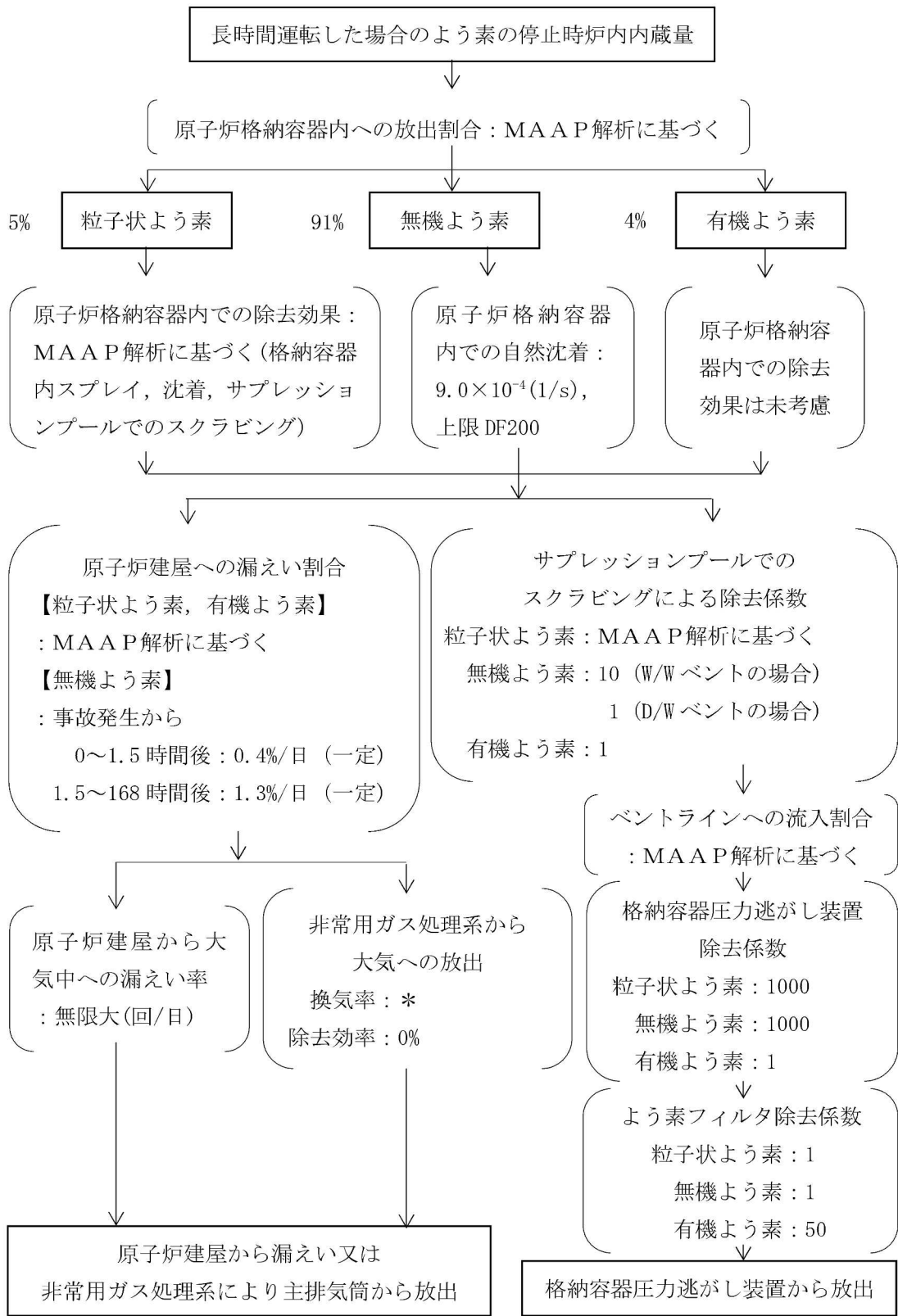


図 2-6 ドレンタンク水抜き タイムチャート



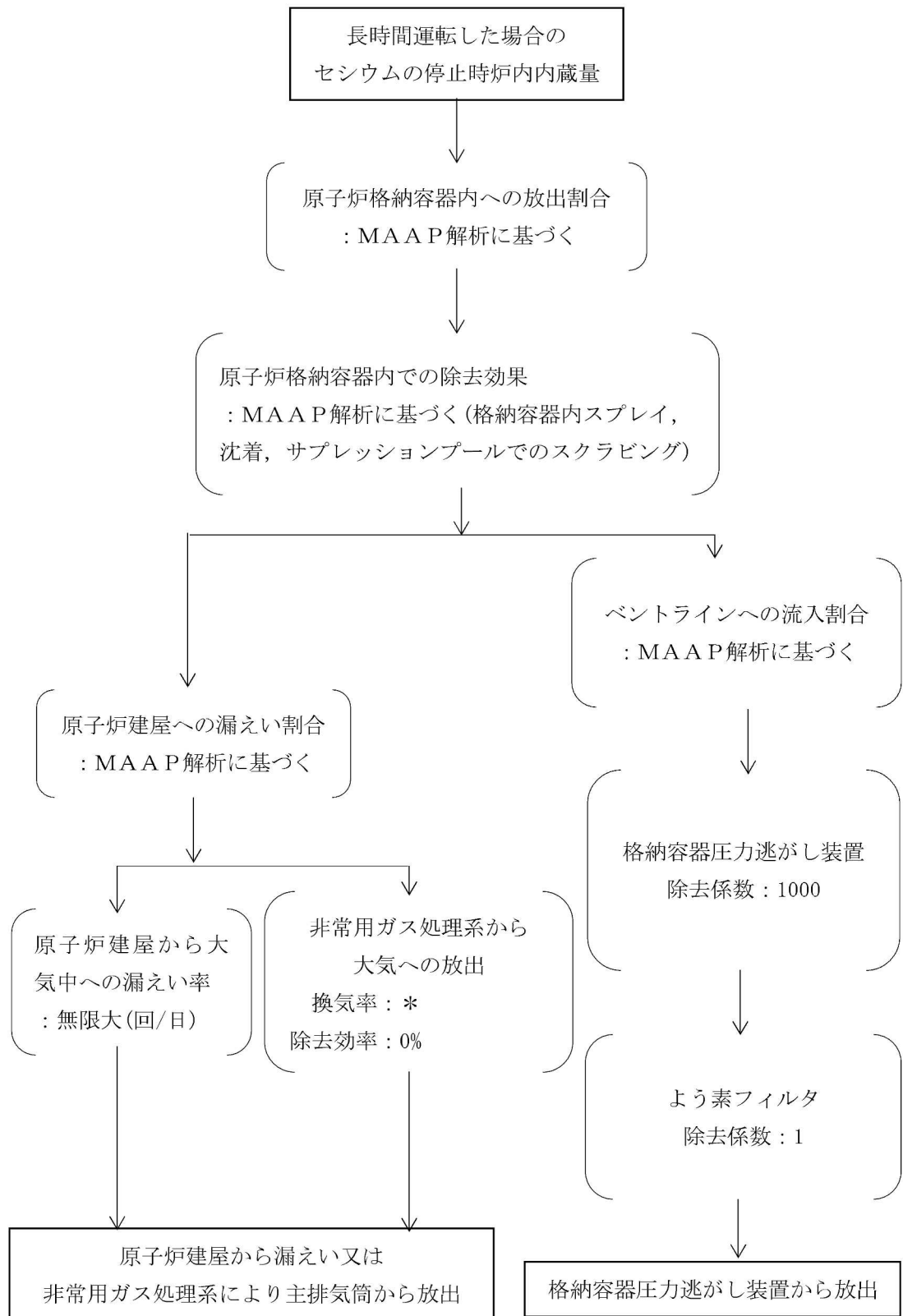
注記\* : 非常用ガス処理系の定格風量 2000m<sup>3</sup>/h による換気率 ( ) により屋外に放出 (ただし、原子炉建屋原子炉区域 (二次格納施設) 内の放射性物質濃度変化は保守的に換気率 0.5(回/日)を用いて評価)

図 3-1 希ガスの大気放出過程



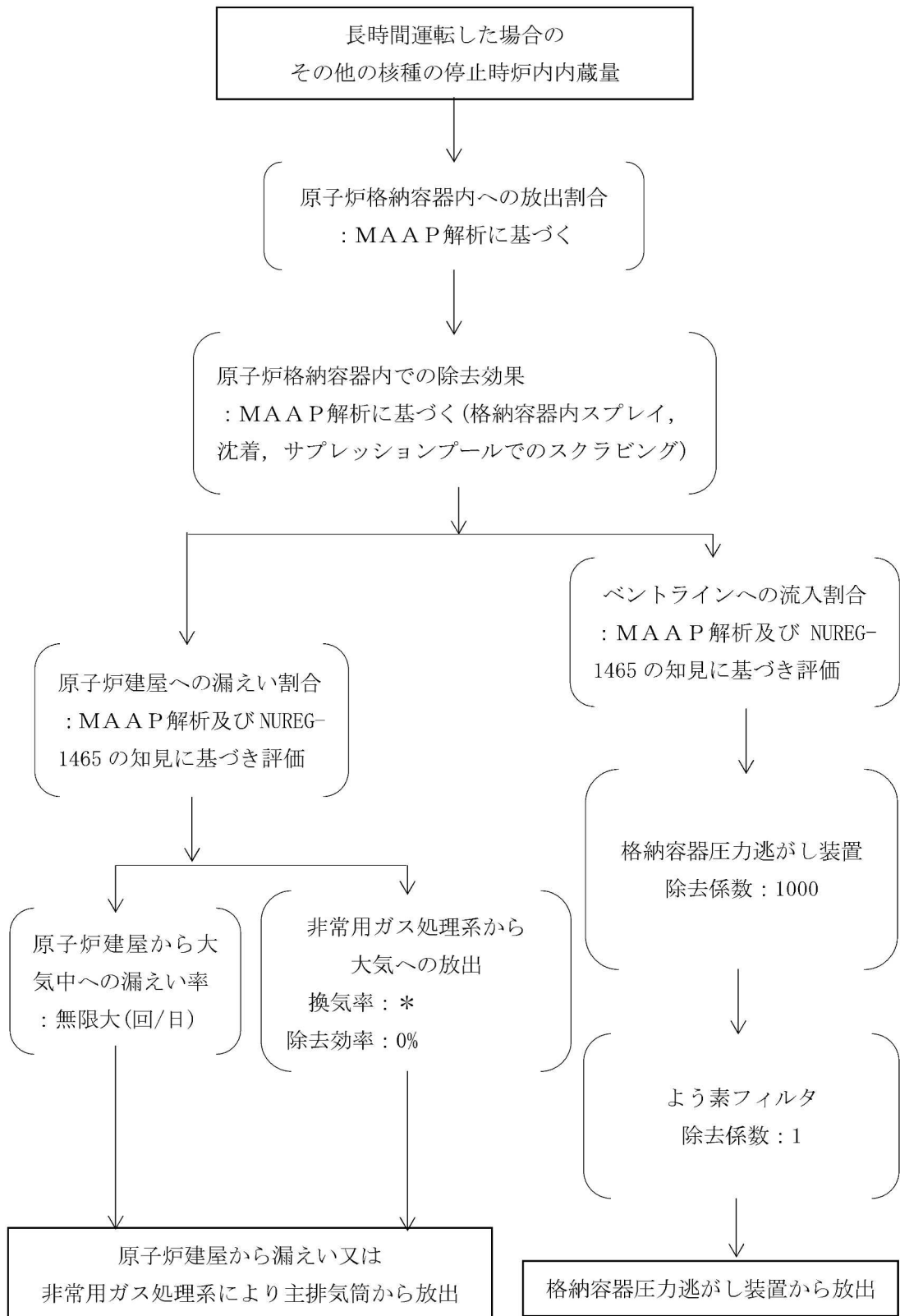
注記\*：非常用ガス処理系の定格風量 2000m<sup>3</sup>/h による換気率 ( ) により屋外に放出 (ただし、原子炉建屋原子炉区域 (二次格納施設) 内の放射性物質濃度変化は保守的に換気率 0.5(回/日)を用いて評価)

図 3-2 よう素の大気放出過程



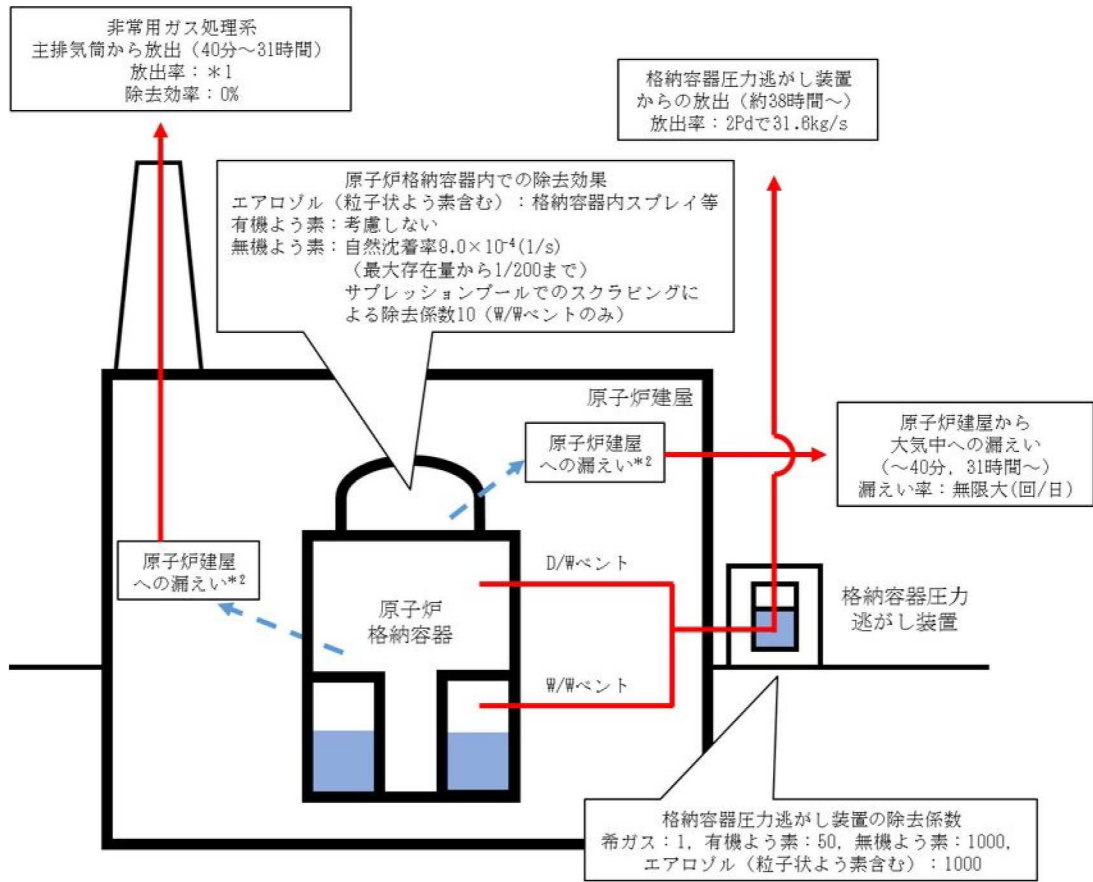
注記\* : 非常用ガス処理系の定格風量 2000m<sup>3</sup>/h による換気率 ( ) により屋外に放出 (ただし, 原子炉建屋原子炉区域 (二次格納施設) 内の放射性物質濃度変化は保守的に換気率 0.5 (回/日) を用いて評価)

図 3-3 セシウムの大気放出過程



注記\*: 非常用ガス処理系の定格風量 2000m<sup>3</sup>/h による換気率 ( ) により屋外に放出 (ただし, 原子炉建屋原子炉区域 (二次格納施設) 内の放射性物質濃度変化は保守的に換気率 0.5(回/日)を用いて評価)

図 3-4 その他核種の大気放出過程



注記\*1：非常用ガス処理系の定格風量 2000m<sup>3</sup>/h による換気率（                    ）により屋外に放出（ただし、原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内の放射性物質濃度変化は保守的に換気率 0.5(回/日)を用いて評価）

\*2：原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率

【希ガス，エアロゾル（粒子状よう素含む），有機よう素】

1Pd 以下：0.9Pd で 0.4%/日，1～2Pd：2.0Pd で 1.3%/日

【無機よう素】

事故発生から 1.5 時間後まで：0.4%/日（一定），1.5 時間後以降：1.3%/日（一定）

大気への放出経路	0 時間 ▼40 分*3	▼31 時間	▼38 時間	168 時間
原子炉建屋からの漏えい				
非常用ガス処理系放出				
格納容器ベント放出				

\*3：非常用ガス処理系の起動により原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内は負圧となるため，事象発生 40 分から 31 時間の期間は原子炉建屋から大気中への漏えいはなくなる。

図 3-5 大気放出過程概略図（イメージ）



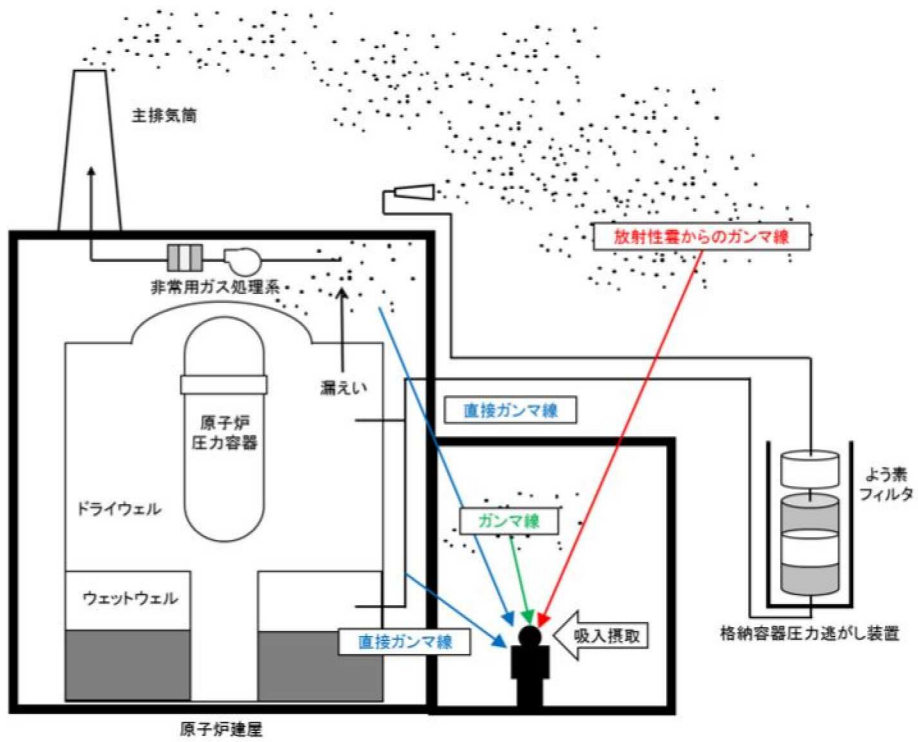


図4-1 被ばく経路概念図（原子炉建屋内）

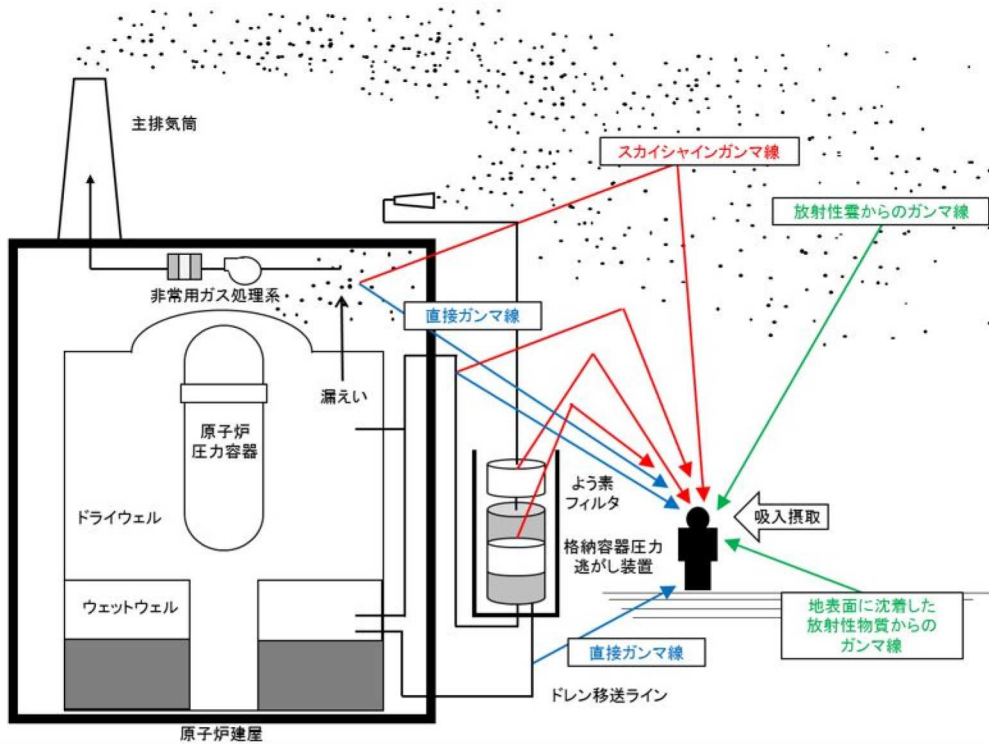


図4-2 被ばく経路概念図（原子炉建屋外）



フィルタ装置内スクラバ水のpH制御用NaOH水溶液の保有量について

1. フィルタ装置スクラバ水pHの低下要因について

別紙4「スクラバ水の水位の設定根拠及び健全性について」より、フィルタ装置のスクラバ水pHが低下する要因は下記に大別される。

① 原子炉格納容器内からフィルタ装置に移行する酸性物質による塩基の消費

- ・ ケーブルの熱分解及び放射線分解の塩化水素で消費される塩基量 約330mol
- ・ 無機よう素の捕集により消費される塩基量 約1.06mol

② スクラバ水をサプレッションチェンバへ移送することによる塩基の消費\*

- ・ 上限水位から通常水位までのスクラバ水移送で失われる塩基量 約  mol

2. スクラバ水pH制御用水酸化ナトリウム水溶液の保有量について

水酸化ナトリウム水溶液の保有量は、上記要因①、②を考慮して決定する。

要因①は発生時期や量の予測が困難なことから、保有量の検討にあたっては要因①は考慮しない。

よって、水酸化ナトリウムの保有量は、要因②による塩基消費を基に必要な量を算出し、かつ十分な余裕を考慮した容量を設定することとする。

フィルタ装置の水位上昇に伴うスクラバ水の移送（要因②）については、事故後7日間で3回発生することを想定する。スクラバ水移送1回につき失われる約  molと同量を濃度20[wt%]の水酸化ナトリウム水溶液で補給する場合、補給1回あたりに必要な水酸化ナトリウム水溶液の量は  Lとなることから、3回合計の必要量は  Lとなる。

よって水酸化ナトリウムの保有量は、上記の合計の  Lに余裕を考慮し、1プラント当たり  Lの6、7号機共用で  L並びに予備  Lを保有することとする。

注記\* : ベントガス中の水蒸気凝縮に伴い、スクラバ水の水位が通常水位から上限水位まで上昇した場合、薬液濃度が0.61倍まで希釈される。また一方で、スクラバ水が上限水位に達する場合は、通常水位になるまでスクラバ水の水抜き（ドレン移送ポンプを用いたサプレッションチェンバへの移送）を実施することとしている。この際にフィルタ装置内から失われる塩基は約  mol となる。