

東海第二発電所 審査資料	
資料番号	SA設-C-2 改2
提出年月日	2021年7月2日

## 東海第二発電所

### 重大事故等対処設備について

#### (補足説明資料)

2021年7月

日本原子力発電株式会社

本資料のうち、は営業秘密又は防護上の観点から公開できません。

- 48-7 容量設定根拠
- 48-8 その他の最終ヒートシンクへ熱を輸送する設備について
- 48-9 SAバウンダリ系統図（参考図）

49条

- 49-1 SA設備基準適合性 一覧表
- 49-2 電源構成図
- 49-3 配置図
- 49-4 系統図
- 49-5 試験検査
- 49-6 容量設定根拠
- 49-7 接続図
- 49-8 保管場所図
- 49-9 アクセスルート図
- 49-10 その他設備
- 49-11 SAバウンダリ系統図（参考図）

本資料の範囲

- 50条
- 50-1 SA設備基準適合性 一覧表
- 50-2 電源構成図
- 50-3 配置図
- 50-4 系統図
- 50-5 試験検査
- 50-6 容量設定根拠
- 50-7 接続図

- 50-8 保管場所図
- 50-9 アクセスルート図
- 50-10 その他設備
- 50-11 代替循環冷却系の成立性について
- 50-12 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（格納容器圧力逃がし装置）について
- 50-13 S Aバウンダリ系統図（参考図）

## 51条

- 51-1 S A設備基準適合性 一覧表
- 51-2 単線結線図
- 51-3 配置図
- 51-4 系統図
- 51-5 試験検査
- 51-6 容量設定根拠
- 51-7 接続図
- 51-8 保管場所図
- 51-9 アクセスルート図
- 51-10 ペDESTAL（ドライウエル部）底部の構造変更について
- 51-11 原子炉圧力容器の破損判断について
- 51-12 ペDESTAL内に設置する計器について
- 51-13 その他設備
- 51-14 S Aバウンダリ系統図（参考図）

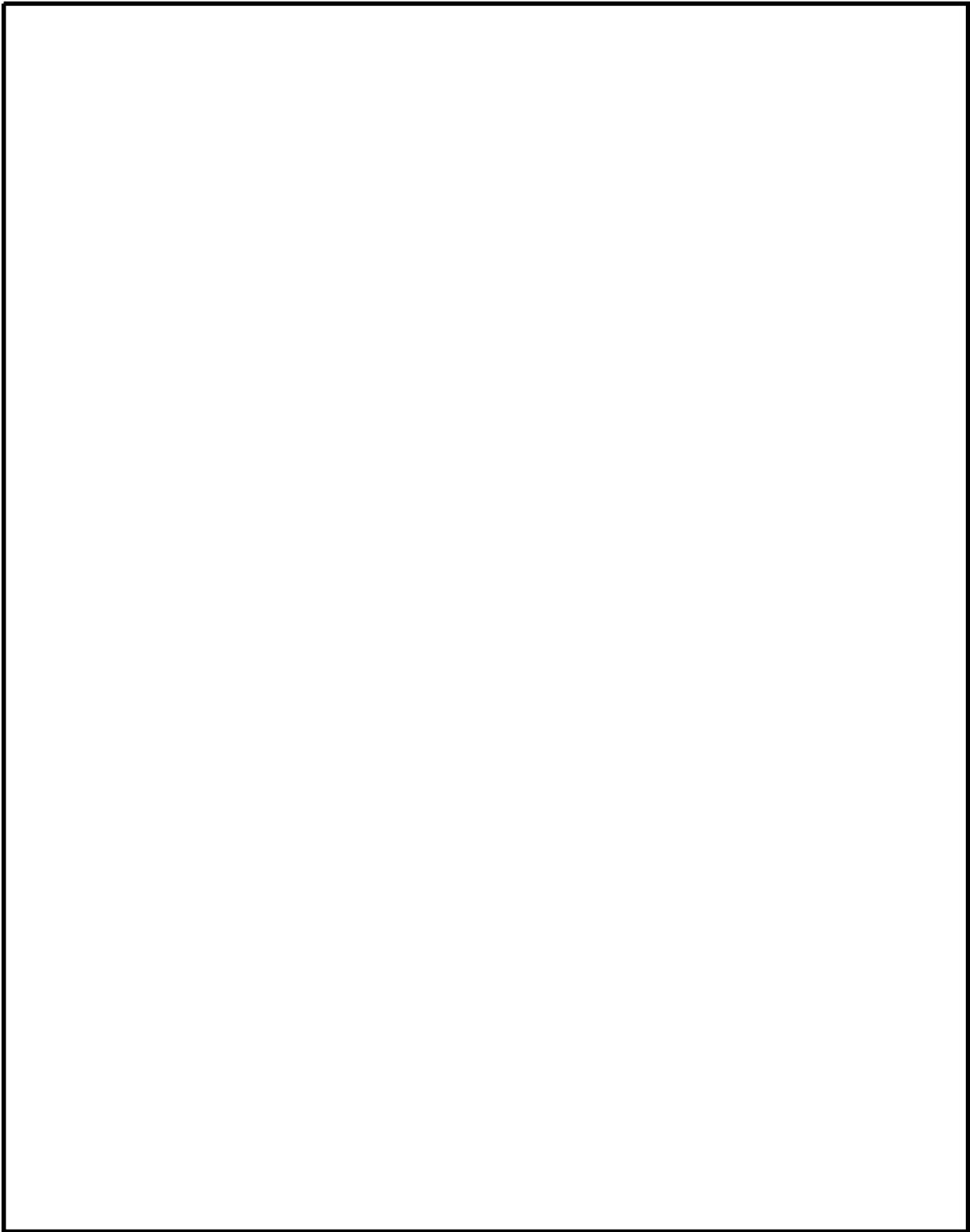
50-1 S A設備基準適合性 一覽表

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第50条:原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備		フィルタ装置入口第一弁（D/W側） フィルタ装置入口第一弁（D/W側）バイパス弁 フィルタ装置入口第一弁（S/C側） フィルタ装置入口第一弁（S/C側）バイパス弁 フィルタ装置入口第二弁 フィルタ装置入口第二弁バイパス弁 遠隔人力操作機構		類型化区分	
第43条	第1項	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内，その他建屋内	B， C
			海水	海水を通水しない	対象外
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)	—
			関連資料	50-3 配置図	
		第2号	操作性	中央制御室操作，現場操作（弁操作）	A， B f
			関連資料	50-3 配置図	
		第3号	試験検査（検査性，系統構成・外部入力）	弁	B
			関連資料	50-5 試験検査	
		第4号	切替性	本来の用途として使用する	対象外
	関連資料		50-4 系統図		
	第5号	悪影響防止	系統設計	弁等の操作で系統構成	A a
			その他（飛散物）	その他設備	対象外
		関連資料	50-4 系統図		
	第6号	設置場所	中央制御室操作，現場（遠隔）操作	B， A b	
		関連資料	50-3 配置図		
	第2項	第1号	常設SAの容量	流路	対象外
			関連資料	—	
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外
			関連資料	—	
第3号		共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	屋内	A a
			サポート系による要因	多様性を考慮すべきDB設備等がない	対象外
		関連資料	50-3 配置図 50-4 系統図		

50-3 配置図

50-3-1



第 50-3-3 図 隔離弁の操作場所 (2/2)

50-3-5

50-12 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備  
(格納容器圧力逃がし装置) について

- 別紙 20 ベント停止手順について
- 別紙 21 格納容器雰囲気温度によるベントの運用について
- 別紙 22 格納容器減圧に伴うベント管からサプレッション・チェンバへの冷却水の流入について
- 別紙 23 有効性評価における炉心損傷の判断根拠について
- 別紙 24 格納容器からの異常漏えい時における対応について
- 別紙 25 格納容器スプレイが実施できない場合のベント運用について
- 別紙 26 ベント準備操作開始タイミングについて
- 別紙 27 格納容器圧力逃がし装置の計装設備の網羅性について
- 別紙 28 格納容器圧力逃がし装置の計装設備の概略構成図
- 別紙 29 フィルタ装置入口水素濃度計の計測時間遅れについて
- 別紙 30 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
- 別紙 31 地震による損傷の防止に関する耐震設計方針の説明
- 別紙 32 格納容器圧力逃がし装置の外部事象等に対する考慮について
- 別紙 33 主ライン・弁の構成について
- 別紙 34 各運転モードにおける系統構成と系統内の水素濃度について
- 別紙 35 ベント実施によるプルーム通過時の要員退避について
- 別紙 36 エアロゾルの保守性について
- 別紙 37 希ガスの減衰効果に期待したドライウェルベント実施時の影響評価
- 別紙 38 コリウムシールド侵食時のガス及びエアロゾル発生について
- 別紙 39 格納容器圧力逃がし装置使用後の保管管理
- 別紙 40 ベント放出高さの違いによる被ばくへの影響について
- 別紙 41 スクラビング水の pH について
- 別紙 42 計装設備が計測不能になった場合の推定方法，監視場所について
- 別紙 43 ステンレス構造材，膨張黒鉛パッキンの妥当性について

## 2. 系統設計

### 2.1 設計方針

格納容器圧力逃がし装置は、想定される重大事故等が発生した場合において、格納容器の過圧破損及び格納容器内の水素による爆発を防止するとともに、大気を最終ヒートシンクとして熱を輸送できるよう、以下の事項を考慮した設計とする。

#### (1) 格納容器圧力逃がし装置の設置（設置許可基準規則解釈第1項 a）， b））

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、格納容器内の圧力及び温度を低下させるために格納容器圧力逃がし装置を設置する。

i) 格納容器圧力逃がし装置は、排気中に含まれる放射性物質を低減するためのフィルタ装置を設置する設計とする。

フィルタ装置は、排気中に含まれるエアロゾル（粒子状放射性物質）に対して99.9%以上、ガス状の無機よう素に対して99%以上及びガス状の有機よう素に対して98%以上を除去可能な設計とする。

ii) 格納容器圧力逃がし装置は、可燃性ガスの爆発防止等の対策として不活性ガス（窒素）に置換した状態で待機させ、系統内に可燃性ガス（水素）が蓄積する可能性のある箇所にはベントラインを設け、可燃性ガスを排出できる設計とするとともに、使用後においても不活性ガスで置換できるよう、可搬型窒素供給装置（窒素供給装置及び窒素供給装置用電源車）を用いて系統内に窒素を供給できる設計とすることで、系統内で水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止できる設計とする。

格納容器内酸素濃度をドライ条件に換算して5vol%未満で管理するこ

とで、格納容器圧力逃がし装置内で可燃性ガス濃度が可燃域に達することはない。

格納容器圧力逃がし装置の使用によりスクラビング水内に捕集された放射性物質による水の放射線分解によって発生する水素・酸素は、崩壊熱により発生する蒸気とともに排出されることから、格納容器圧力逃がし装置内で可燃性ガス濃度が可燃域に達することはない。

格納容器圧力逃がし装置内で可燃性ガスが蓄積する可能性がある箇所については、可燃性ガスを連続して排出するベントラインを設置し、可燃性ガスが局所的に滞留しない設計とする。（別紙1）

iii) 東海第二発電所は、単一の発電用原子炉施設であり、格納容器圧力逃がし装置を使用する際に流路となる不活性ガス系及び格納容器圧力逃がし装置の配管は、他の原子炉とは共用しない。また、格納容器圧力逃がし装置と他の系統・機器を隔離する弁は、直列で2弁設置し、格納容器圧力逃がし装置と他の系統・機器を確実に隔離することで、悪影響を及ぼさない設計とする。

iv) 格納容器圧力逃がし装置の使用に際して、格納容器の負圧破損を防止するため、窒素供給ラインを設け、格納容器へ窒素供給できる設計とする。

v) 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は、現場でも操作が可能となるよう、遠隔人力操作機構を設け、原子炉建屋原子炉棟外から容易かつ確実に開閉操作できる設計とする。（別紙16，別紙48）

vi) 炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遠隔人力操作機構を介した操作場所又は操作室を放射線量率の低い原子炉建屋付属棟及び [ ] に設置する設計とする。さらに、フィルタ装置入口第二弁及びフィルタ装置入口第二弁バイパス弁の操作室には、格納容器圧力逃がし装置使用後に高線量となる配管に対する遮蔽及び格納容器内雰囲気ガスの操作室への流入防止装置（空気ボンベユニット）を設ける設計とする。

vii) 格納容器圧力逃がし装置待機時に格納容器圧力逃がし装置内を不活性ガス（窒素）にて置換する際の大気との障壁として、圧力開放板を設置する設計とする。

圧力開放板は、格納容器からのベントガス圧力（0.31MPa [gage] ～ 0.62MPa [gage]）と比較して十分に低い圧力である0.08MPa [gage]にて開放する設計であり、格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならない設計であるため、バイパス弁は併置しない。（別紙15）

viii) 格納容器圧力逃がし装置は、サプレッション・チェンバ側及びドライウエル側のいずれからも排気できる設計とする。サプレッション・チェンバ側からの排気ではサプレッション・チェンバの水面からの高さを確保し、ドライウエル側からの排気では燃料有効長頂部よりも高い位置に **取出口** を設けることで、長期的にも熔融炉心及び水没の影響を受けない設計とする。（別紙22，別紙33）

ix) 格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置は、 [ ]

#### 2.4.5 排水設備

フィルタ装置の水位調整及びベント停止後の放射性物質を含んだスクラビング水の格納容器（サプレッション・チェンバ）への移送並びに放射性物質を含むスクラビング水が [ ] に漏えいした場合の漏えい水の格納容器（サプレッション・チェンバ）への移送のため、排水設備を設置する。（別紙 47）

排水設備の仕様を第 2.4.5-1 表に、排水設備の概要を第 2.4.5-1 図に示す。

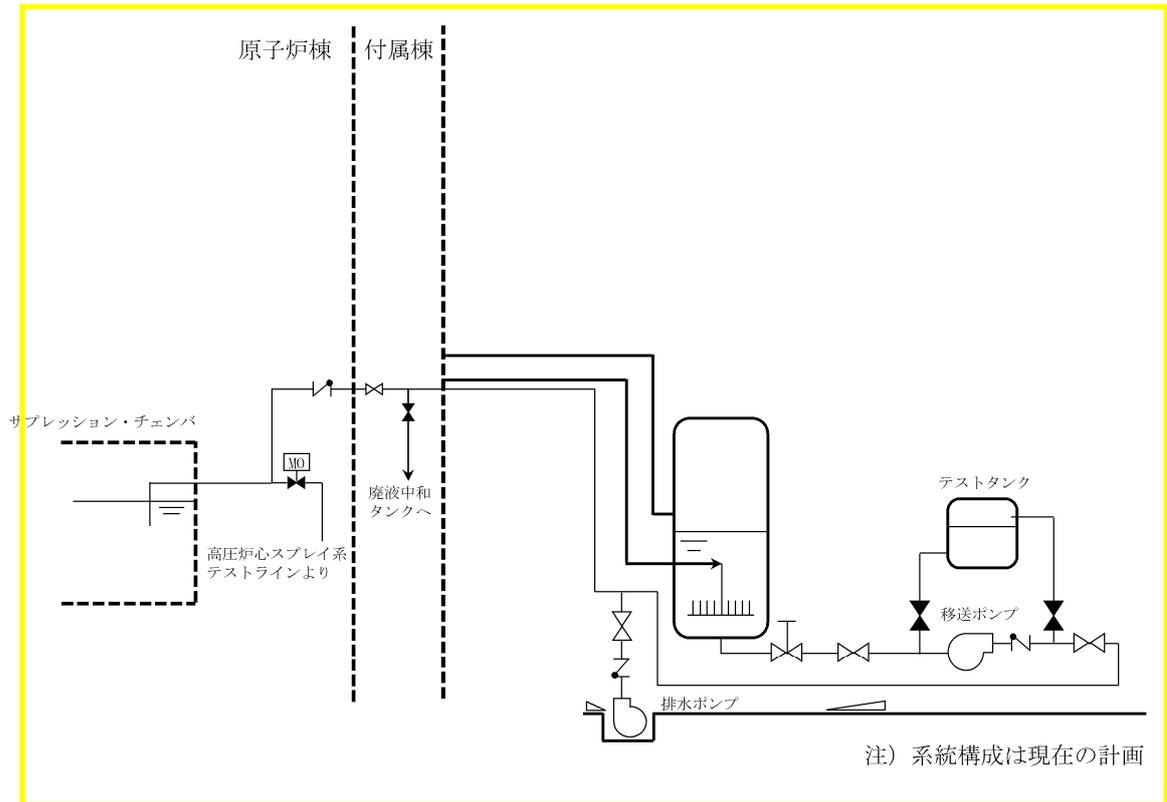
第 2.4.5-1 表 排水設備仕様

##### (1) 配管

口 径	50A
材 質	ステンレス鋼 (SUS316LTP)

##### (2) ポンプ

	移送ポンプ	排水ポンプ
型 式	キャンドポンプ	水中ポンプ
定格流量	10m <sup>3</sup> /h	10m <sup>3</sup> /h
定格揚程	40m	40m
個 数	1	1
駆動方式	電動駆動（交流）	電動駆動（交流）



第 2.4.5-1 図 排水設備概要図

(2) 格納容器圧力逃がし装置の操作手順の概要

a. 系統待機状態の確認

格納容器圧力逃がし装置の待機状態において、第 4.1.3-4 表に示すパラメータにより、系統に異常がないことを確認する。

第 4.1.3-4 表 確認パラメータ（系統待機状態）

確認パラメータ	確認内容
フィルタ装置水位	待機水位である 2,530～2,800 mm の範囲にあること
フィルタ装置スクラビング水 pH	13 以上であること
フィルタ装置圧力 フィルタ装置排気ライン圧力	微正圧に維持されていること

b. ベント準備操作

ベント準備操作は、ベント操作が必要になった場合に速やかに実施できるよう、以下に示す事前準備を行う。

なお、弁名称及び弁名称に付記する①～⑥の番号は、第 4.1.3-1 図の番号に対応している。

(a) ベント実施に必要な隔離弁の健全性確認

中央制御室にてベント実施に必要な隔離弁の健全性を確認するため、当該弁に電源が供給されていることを表示灯等により確認する。

- ① フィルタ装置入口第一弁（S/C側）
- ② フィルタ装置入口第一弁（S/C側）バイパス弁
- ③ フィルタ装置入口第一弁（D/W側）
- ④ フィルタ装置入口第一弁（D/W側）バイパス弁

- ⑤ フィルタ装置入口第二弁
- ⑥ フィルタ装置入口第二弁バイパス弁

(b) 他系統との隔離確認

ベント操作前に、中央制御室にて他系統（不活性ガス系）と隔離する弁が全閉となっていることを表示灯により確認する。

- ⑦ 不活性ガス系統窒素供給弁

(c) 第一弁の開操作

中央制御室にて開操作を実施する。万一、中央制御室での開操作ができない場合には、現場にて第一弁の人力による開操作を実施する。

また、格納容器圧力逃がし装置の放出経路として、サブプレッション・チェンバからとドライウェルから放出する経路の2通りあるが、サブプレッション・プールにおけるスクラビング効果（エアロゾル等の低減効果）が期待できるサブプレッション・チェンバからのベントを優先して使用する。

ただし、サブプレッション・チェンバからのベントが実施できない場合には、ドライウェルからのベントを実施する。

現場操作の着用装備は、**全面マスク**、タイベック、アノラック、綿手袋、ゴム手袋及び**胴長靴（装備量が多くなる湿潤状況時の場合）**であり、着用時間は約**12分**である。

(d) 第二弁操作のための要員移動

炉心損傷を判断した場合における格納容器過圧破損防止を目的としたベントの準備操作に関しては、格納容器圧力が620kPa [gage] 到達

までに確実にベントが実施できるよう、ベント実施基準到達までに□  
□に移動し、待機する。

現場操作の着用装備は、全面マスク、タイベック、アノラック、綿手袋、ゴム手袋及び胴長靴（装備量が多くなる湿潤状況時の場合）であり、着用時間は約 12 分である。なお、格納容器圧力逃がし装置建屋内は湿潤状況となることはなく、実際の装備に要する時間は約 12 分より短くなると考える。

#### c. ベント準備判断の確認パラメータ

ベント準備の判断は、ベント実施判断基準の到達までに確実にベント準備操作が完了する基準として、炉心損傷有無に関わらず、サブプレッション・プール通常水位+5.0m 到達によりベント準備実施の判断をする。

（別紙 26）

また、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実施している場合、格納容器酸素濃度の上昇速度からドライ条件で 4.3vol% に到達する時間を予測し、4.3vol% 到達までにベント準備を完了させる。

ベント準備着手判断に必要なパラメータを以下に示す。

- ・サブプレッション・プール水位
- ・格納容器内酸素濃度（S A）

#### d. ベント準備作業の妥当性

炉心損傷なしの場合及び炉心損傷ありの場合の作業項目及び作業環境を第 4.1.3-5 表に示す。ベント弁の開操作については、中央制御室での遠隔操作の場合と現場での手動操作（人力による遠隔操作）の場合について記載している。

ベント準備は、ベント実施判断基準に到達した場合の速やかなベント実施を可能とすることを目的としていることから、ベント実施に不可欠な操作であり、ベント実施基準到達までにベント準備操作を完了させることとする。

第 4.1.3-5 表 ベント準備操作時の作業項目及び作業環境

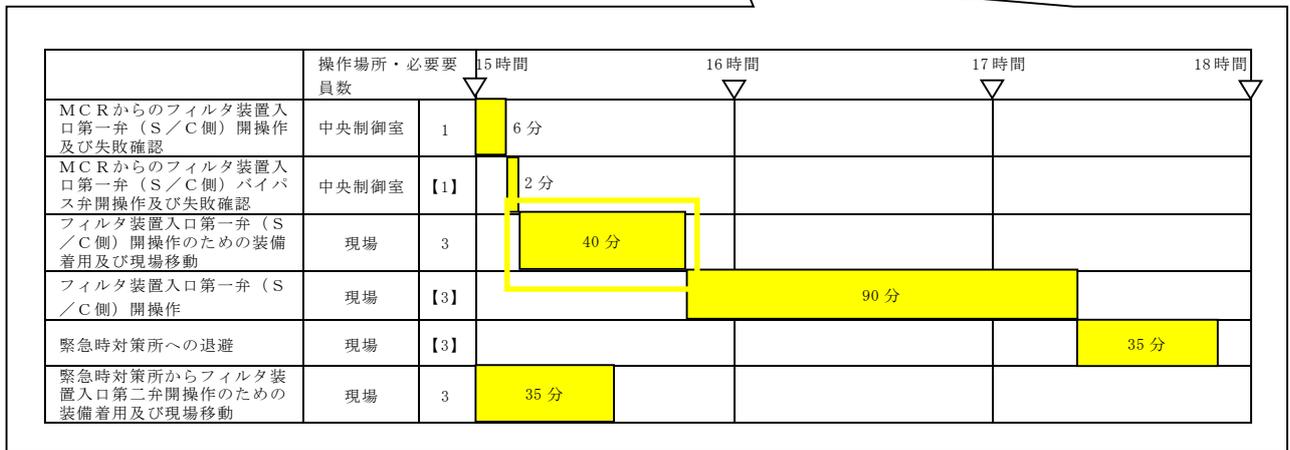
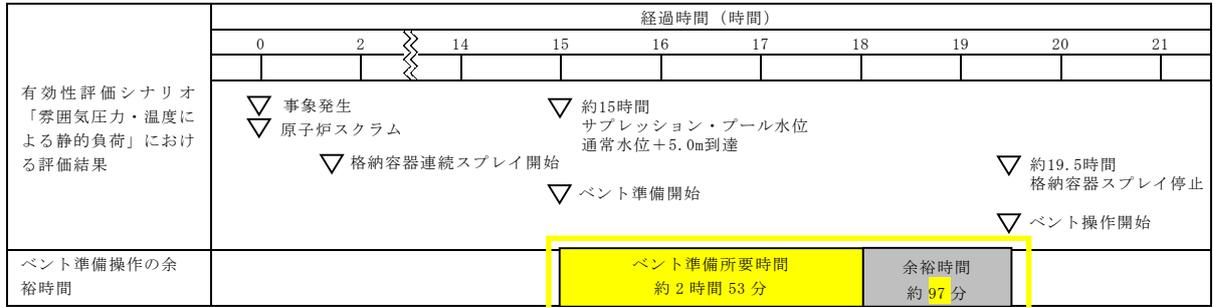
作業項目	作業場所	作業環境				連絡手段
		温度・湿度	放射線量	照明	その他	
他系統との隔離	中央制御室	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はない。	【炉心損傷前】 炉心損傷していないため、高線量となることはない。	非常用照明又は直流非常灯が点灯することにより操作に影響はない。なお、非常用照明及び直流非常灯が使用できない場合には、中央制御室内に配備している可搬型照明により、照度を確保する。	周辺には支障となる設備はない。	—
ベント実施に必要な隔離弁の健全性確認			【炉心損傷後】 約 60mSv/7 日間			
第一弁開操作 (移動含む)	原子炉建屋付 属棟 (二次格納施設外)	通常運転時と同程度。	【炉心損傷前】 炉心損傷していないため、高線量となることはない。	ヘッドライトやLEDライトを携行しているため、建屋内非常用照明が消灯した場合においても、操作に影響はない。	アクセスルート上に支障となる設備はない。	携行型有線通話装置、電力保安通信用電話設備(固定電話機、PHS端末)、送受話器のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する。
第二弁への現場移動	屋外		【炉心損傷前】 炉心損傷していないため、高線量となることはない。	ヘッドライトやLEDライトを携行しているため、操作に影響はない。		
			【炉心損傷後】 16mSv/h 以下			

e. ベント準備操作の余裕時間

ベントを実施する有効性評価シナリオのうち、ベント準備操作の余裕時間の最も短い「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できない場合）」における現場での手動操作（人力による遠隔操作）を実施した場合のベント準備の余裕時間についてタイムチャートを第 4.1.3-5 図に示す。

第 4.1.3-5 図に示すとおり、ベント準備完了後からベント実施基準であるサプレッション・プール通常水位+6.5m 到達までに十分な時間があることから、確実に準備を完了することができる。

【炉心損傷を判断した場合のベント準備（フィルタ装置入口第一弁の場合）】



※D/Wベントの操作時間もS/Cベントと同様

第 4.1.3-5 図 ベント準備操作のタイムチャート

#### 4.2.4 排水操作

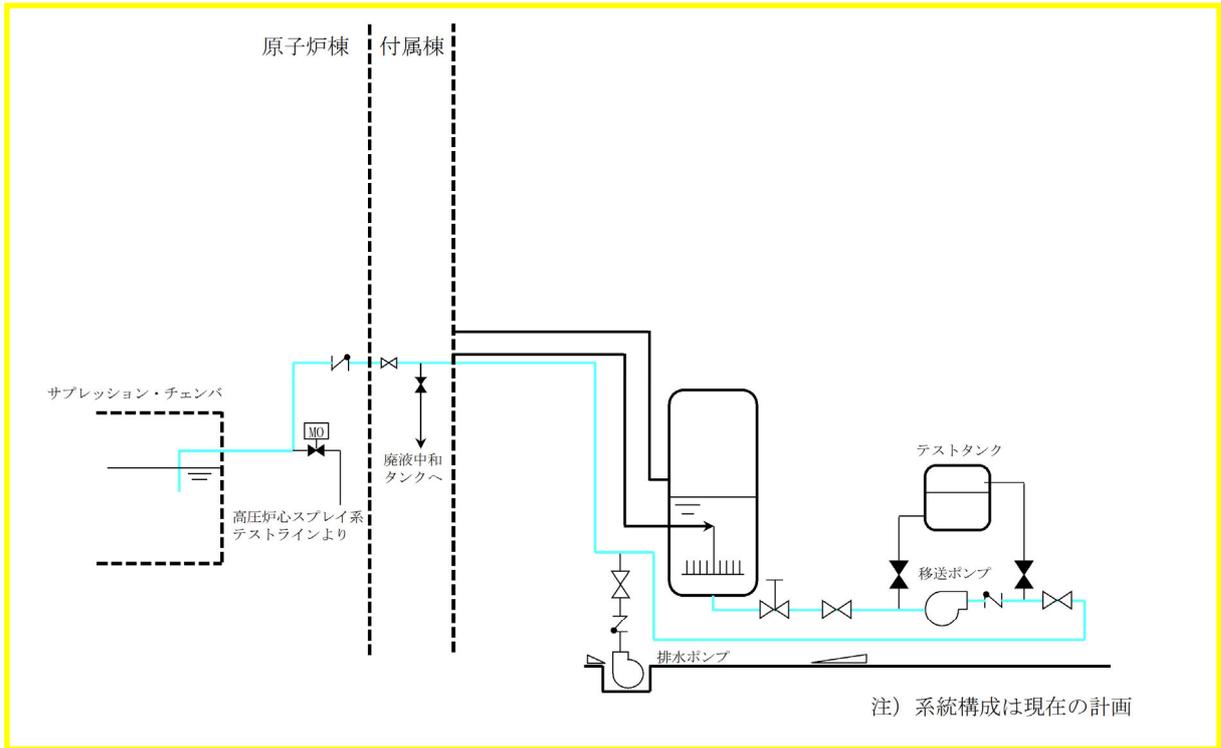
排水設備により，ベント停止後の放射性物質を含むスクラビング水を，移送ポンプにより格納容器（サプレッション・チェンバ）に移送する。また，点検に伴うスクラビング水の移送が必要な場合は，廃棄物処理設備への移送を可能とする設計とする。

さらに，万一，放射性物質を含むスクラビング水が [ ] に漏えいした場合，排水ポンプにより漏えい水を格納容器（サプレッション・チェンバ）に移送する。

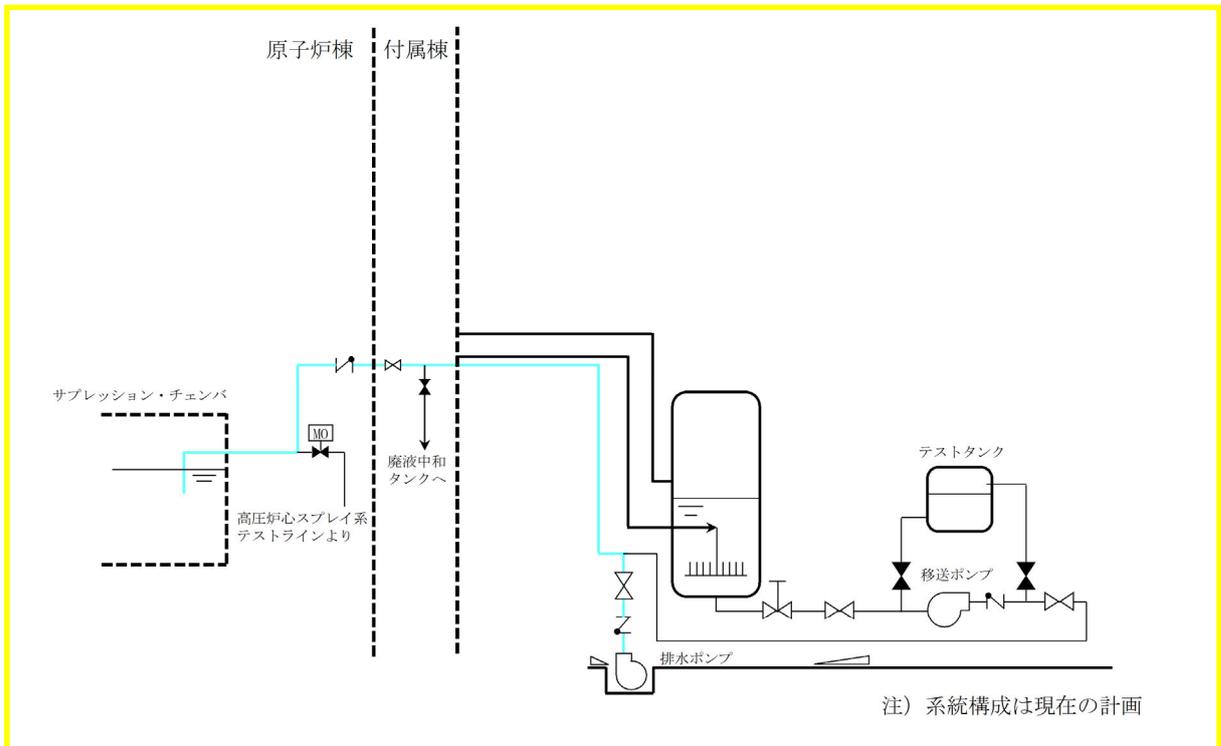
移送ポンプによりスクラビング水を移送する際は， [ ] 内の遮蔽を考慮した人員立入スペースより，ポンプ入口側の弁を人力にて遠隔操作（開操作）する。

各ポンプは中央制御室より操作スイッチにより操作する。

スクラビング水移送時及び漏えい水移送時の系統状態の概要を第 4.2.4-1 図及び第 4.2.4-2 図に，移送ポンプ入口側弁操作の現場位置を第 4.2.4-3 図に示す。（別紙 13）

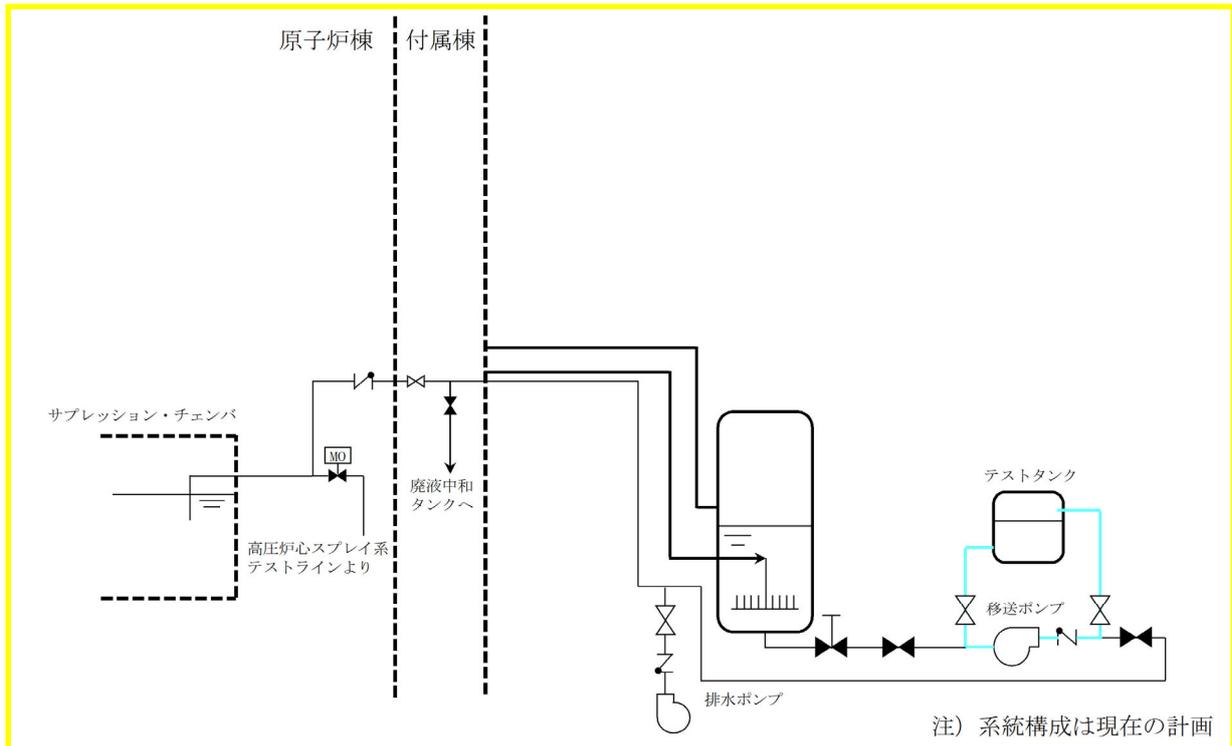


第 4.2.4-1 図 スクラビング水移送時の系統状態概要



第 4.2.4-2 図 漏えい水移送時の系統状態概要図





第 4. 4-2 図 排水設備（移送ポンプ）作動試験概要図

c. 漏えい試験（主配管）

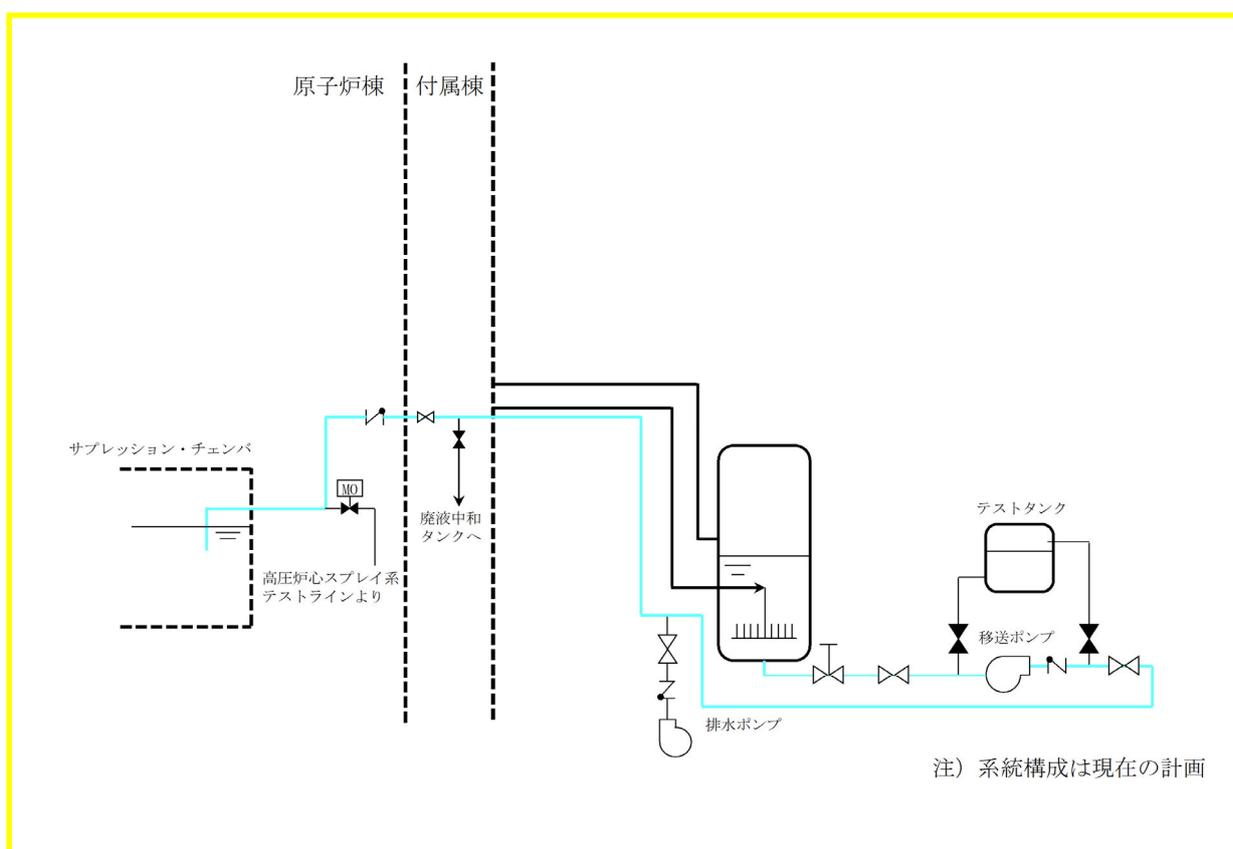
漏えい試験の試験条件・方法を第4. 4-4表に、試験概要図を第4. 4-3図に示す。

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620kPa [gage] でのベント開始時の系統内は窒素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については、系統内は常に流動があり滞留することがないため、フランジ部等から水素の大量漏えいは考え難いこと、系統内から水素が漏えいした場合においても、建屋内についてはPARによる処理が、建屋外に

- (d) 移送ライン使用時における格納容器内への空気流入の影響について  
 格納容器ベント停止後は、第8図に示すとおり、移送ポンプを用いてスクラビング水をサブプレッション・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ともにサブプレッション・チェンバへ流入するが、ベント停止後の格納容器は窒素供給により不活性化されており、さらに可燃性ガス濃度制御系によって格納容器内の水素濃度を可燃限界未満に維持するため、空気の入力による影響はない。



第8図 移送ライン系統概要図

この系統状態における水素爆発防止対策概要を第9図に示す。

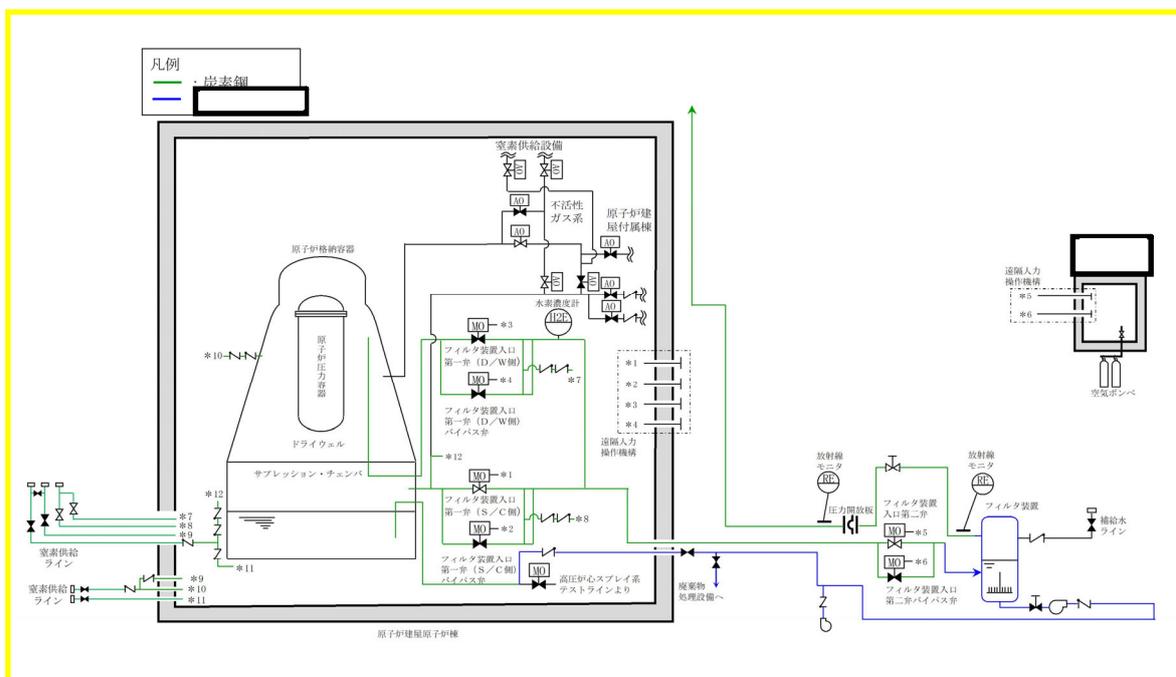
格納容器圧力逃がし装置の漏えいに対する考慮について

格納容器圧力逃がし装置を構成する容器，配管等に使用する材料については、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 格納容器圧力逃がし装置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

ベント実施時の放射線監視測定のお考え方について

(1) フィルタ装置出口放射線モニタの計測範囲

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

第 1 表 計測範囲とその考え方

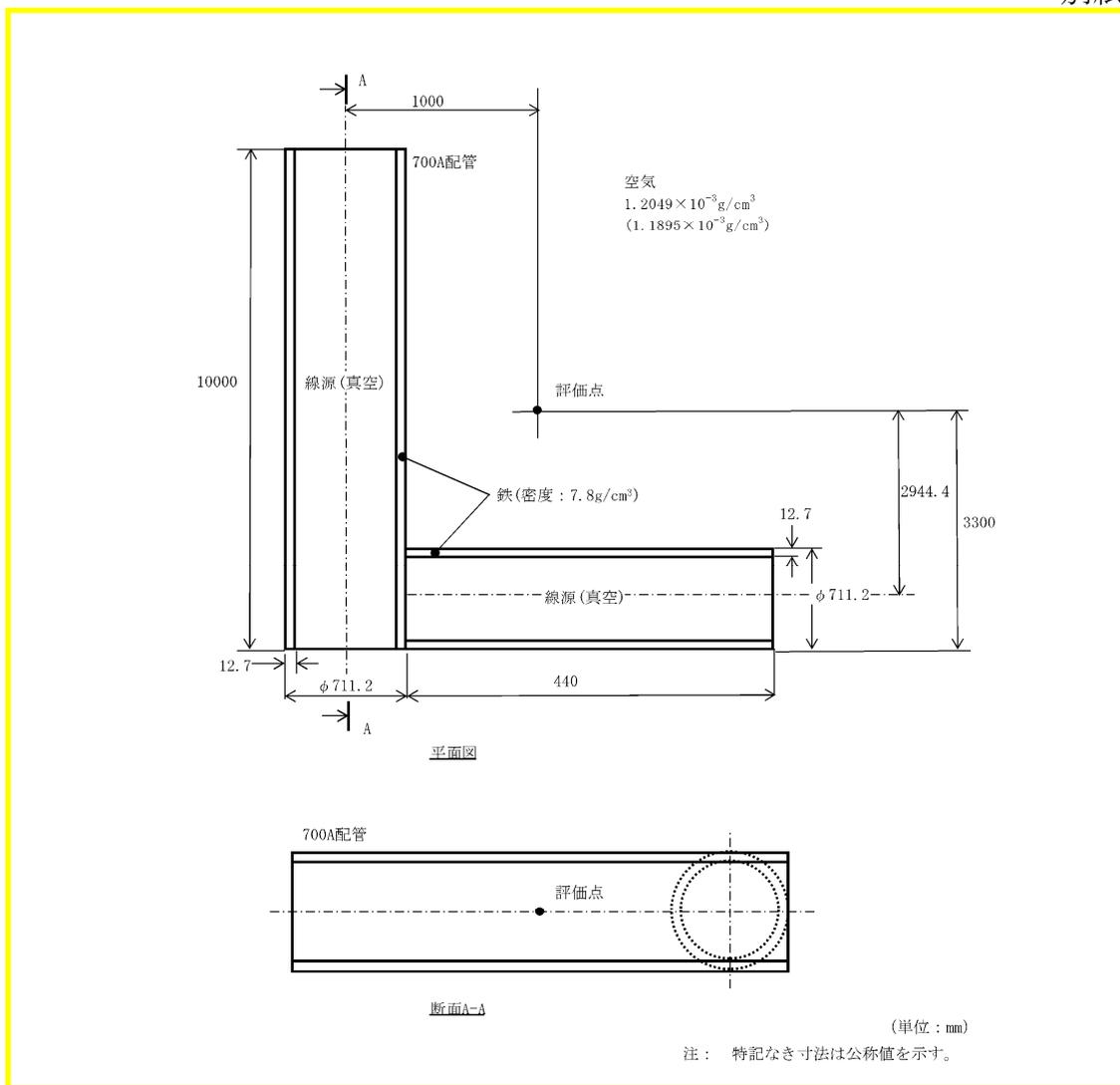
名称	計測範囲	取付箇所	計測範囲の設定のお考え方
フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ）	$10^{-2}\text{Sv/h}\sim$ $10^5\text{Sv/h}$		系統運転中における放射性物質濃度を確認するため、想定される放射性物質がフィルタ装置出口配管に内包された時の最大の放射線量率を計測できる範囲とする。なお、高レンジ用は炉心損傷している場合に、低レンジ用は炉心損傷していない場合を想定して設定する。
フィルタ装置出口放射線モニタ（低レンジ）	$10^{-3}\text{mSv/h}\sim$ $10^4\text{mSv/h}$		

a. ベント実施に想定される線量率について

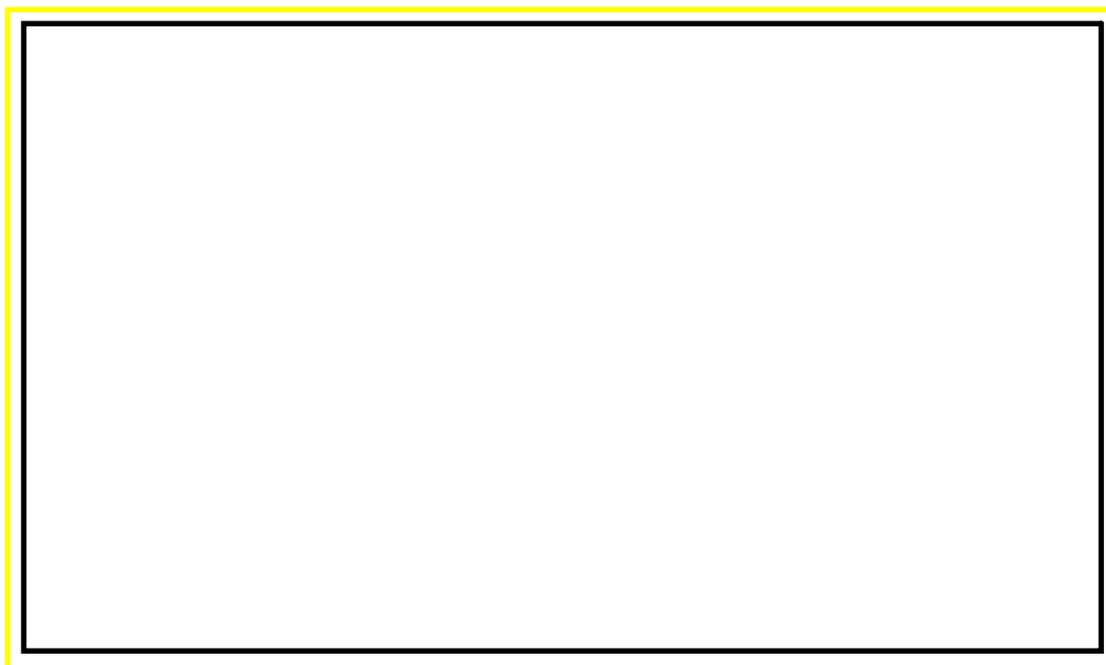
ベント実施時に想定される最大の線量率を評価するために必要な評価条件を第 2 表に示す。また、第 2 表の評価条件に基づく評価結果を第 3 表に示す。フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ）の計測範囲の上限値である  $1.0\times 10^5\text{Sv/h}$  は、ベント実施時に想定される最大線量率  $8.3\times 10^1\text{Sv/h}$  に対し、余裕があり、計測可能である。

第 2 表 評価条件

項目	評価条件	評価条件の考え方
評価対象核種	希ガス類 (Kr-83m, Kr-85m, Kr-85, Kr-87, Kr-88, Xe-131m, Xe-133m, Xe-133, Xe-135m, Xe-135, Xe-138)	大気に放出される放射性物質のうち、線量率が支配的となる核種を選定 (後述 b 項参照)
炉心状態	平衡炉心 (サイクル末期)	原子炉の放射性物質の内蔵量が最も多くなる状態を選定
炉心から格納容器への移行割合 (希ガス)	100%	M A A P 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	考慮しない	格納容器圧力逃がし装置による大気への放出量を多く見積もるため
ベント開始時間	事象発生から 1 時間後	開始時刻が遅れるほど希ガスが減衰するため、保守的に設定
評価モデル	第 1 図のとおり	フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ) の設置位置 (第 2 図) をモデル化
線量評価コード	Q A D - C G G P 2 R	現行許認可 (添十) と同じ



第 1 図 評価モデル



第 2 図 フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ）位置図

第 3 表 評価結果

評価対象核種	線量率 (Sv/h)
Kr-83m	2.0E-21
Kr-85m	3.2E+00
Kr-85	2.3E-03
Kr-87	1.1E+01
Kr-88	4.5E+01
Xe-131m	2.3E-03
Xe-133m	1.0E-01
Xe-133	6.3E-01
Xe-135m	7.1E+00
Xe-135	1.1E+01
Xe-138	4.6E+00
合 計	8.3E+01

## b. 評価対象核種の考え方

格納容器圧力逃がし装置を通じて格納容器内の放射性物質が大気へ放出される際、希ガス及びイオン素を除く放射性物質はベントフィルタの除去効果を大きく受けるため、大気へ放出される主な放射性物質は希ガス及びイオン素となる。

第 4 表に示す評価条件を用いて希ガス及びイオン素の線量率を評価した結果、第 5 表のとおり希ガスの線量率は、イオン素に比べて  $10^2$  倍程度高く、放射線モニタ測定値は希ガスからの寄与が支配的であるため、希ガスを評価対象核種とする。

第 4 表 評価条件 (2/2)

項目	評価条件	評価条件の考え方
ベント開始時間	事象発生から 19 時間後	MAAP 解析結果
ベントフィルタ除去 係数	希ガス : 1 有機よう素 : 50 無機よう素 : 100 粒子状よう素 : 1,000	設計値に基づき設定
評価モデル	第 1 図のとおり	フィルタ装置出口放射線 モニタ (高レンジ) の設 置位置 (第 2 図) をモデ ル化
線量評価コード	QAD-CGGP2R	現行許認可 (添十) と同じ

- ※1 Regulatory Guide 1.195, “Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light-Water Nuclear Power Reactors”, May 2003
- ※2 Standard Review Plan 6.5.2, “Containment Spray as a Fission Product Cleanup System”, March 2007
- ※3 Standard Review Plan 6.5.5, “Pressure Suppression Pool as a Fission Product Cleanup System”, March 2007

第 5 表 評価結果

ベント 開始時間	希ガス 線量率① (Sv/h)	よう素 線量率② (Sv/h)	①/②
事象発生から 19 時間後	$1.5 \times 10^1$	$1.5 \times 10^{-1}$	$1.0 \times 10^2$

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

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

第 4 表の評価条件（希ガスは配管付着しないため、よう素に係る評価条件のみ）及びフィルタ装置出口配管への放射性物質付着率を「放射性物質の通過量に対して 100m 当たり 10%が配管内に均一に付着する」（別紙 30）とした場合の評価結果は、26 mSv/h である。

## (3) 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（ガンマ線強度）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。

第 4 表の評価条件において評価したフィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ）の換算係数を第 6 表に示す。なお、換算係数の算出過程を以下に示す。

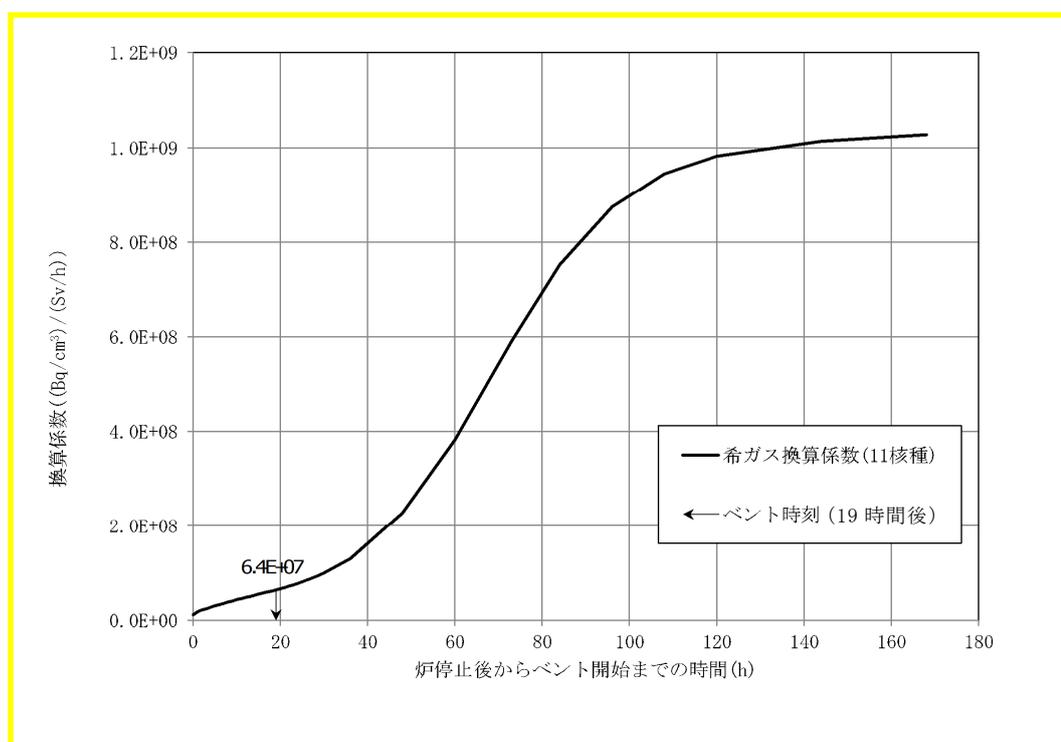
- ① 平衡炉心(サイクル末期)における核種ごとの炉内希ガスの総量(①)を解析により算出する。
- ② ベント開始時間までの減衰を考慮した核種ごとの希ガスの総量(②)を算出する。
- ③ 格納容器空間体積(9,800m<sup>3</sup>)から核種ごとの希ガス量を除し、核種ごとの放射性物質濃度の合計(③)を算出する。
- ④ 上記③の核種ごとの放射性物質濃度に $\gamma$ 線放出割合を乗じて算出した $\gamma$ 線線源強度と第 1 図の評価モデルから核種ごとの線量率の合計(④)を算出する。
- ⑤ 上記③で求めた放射線物質濃度の合算値を④で求めた線量率の合算値で除すことで、換算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

第 6 表 換算係数の算出

炉停止時 内蔵量① (Bq)	19 時間後 減衰値② (Bq)	放射性物質 濃度③ (Bq/cm <sup>3</sup> )	線量率④ (Sv/h)	換算係数 ((Bq/cm <sup>3</sup> ) / (Sv/h))
$2.2 \times 10^{19}$	$9.4 \times 10^{18}$	$9.6 \times 10^8$	$1.5 \times 10^1$	$6.4 \times 10^7$

第 6 表の換算係数は、原子炉停止から 19 時間後にベントを開始した場合の換算係数であり、核種の減衰により換算係数は変化するため、同様の手法で算出した換算係数の時間変化は第 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、事故後に当該事故の状態を詳細に把握し、換算係数の再評価を実施することにより、フィルタ装置出口放射線モニタの指示値 (Sv/h) の記録から、より精度の高い放射性物質濃度 (Bq/cm<sup>3</sup>) 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

ベント実施に伴うベント操作時の作業員の被ばく評価

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を以下のとおり行った。

ベント操作としてサプレッション・チェンバ（以下「S/C」という。）からのベントを行う場合及びドライウエル（以下「D/W」という。）からのベントを行う場合のそれぞれにおける第一弁及び第二弁の開操作時の被ばく評価を行った。

(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おいて、代替循環冷却系を使用できない場合を想定した事故シナリオを選定する。また、放出量評価条件を第 1 表、大気中への放出過程及び概略図を第 1 図～第 5 図に示す。

b. 被ばく評価条件

被ばく経路は、第 6 図～第 8 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、格納容器圧力逃がし装置吸気配管、フィルタ装置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を同じとし、第 4 表及び第 5 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，マスク等の放射線防護効果を考慮し評価を行った。第二弁の操作においては，空気ボンベにより加圧された待避室（遮蔽厚 ）内で作業することを考慮し評価を行った。

格納容器圧力逃がし装置吸気配管，フィルタ装置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については，第 6 表及び第 7 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

第一弁のベント操作を行う場合のアクセスルートは，第 9 図～第 11 図に示すとおりである。屋外移動時のアクセスルートは第 12 図に示すとおりである。第二弁のベント操作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 9 図～第 17 図に示すとおり，ベント操作時は作業場所とし，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

第一弁の開操作は，ベント実施前に行うものとし，作業時間は  （移動時間（往復  + 作業時間 ）とする。第二弁の開操作は，ベント実施直後から  作業場所（待避室）に滞在するものとし，作業時間は （移動時間（往復） 待機時間  + 作業時間（待避室滞在 ）とする。

#### (2) 評価結果

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以下に示すとおりであり，作業員の実効線量は緊急作業時の線量限度である 100mSv 以下であり，ベント実施に伴うベント操作を手動で行うこと

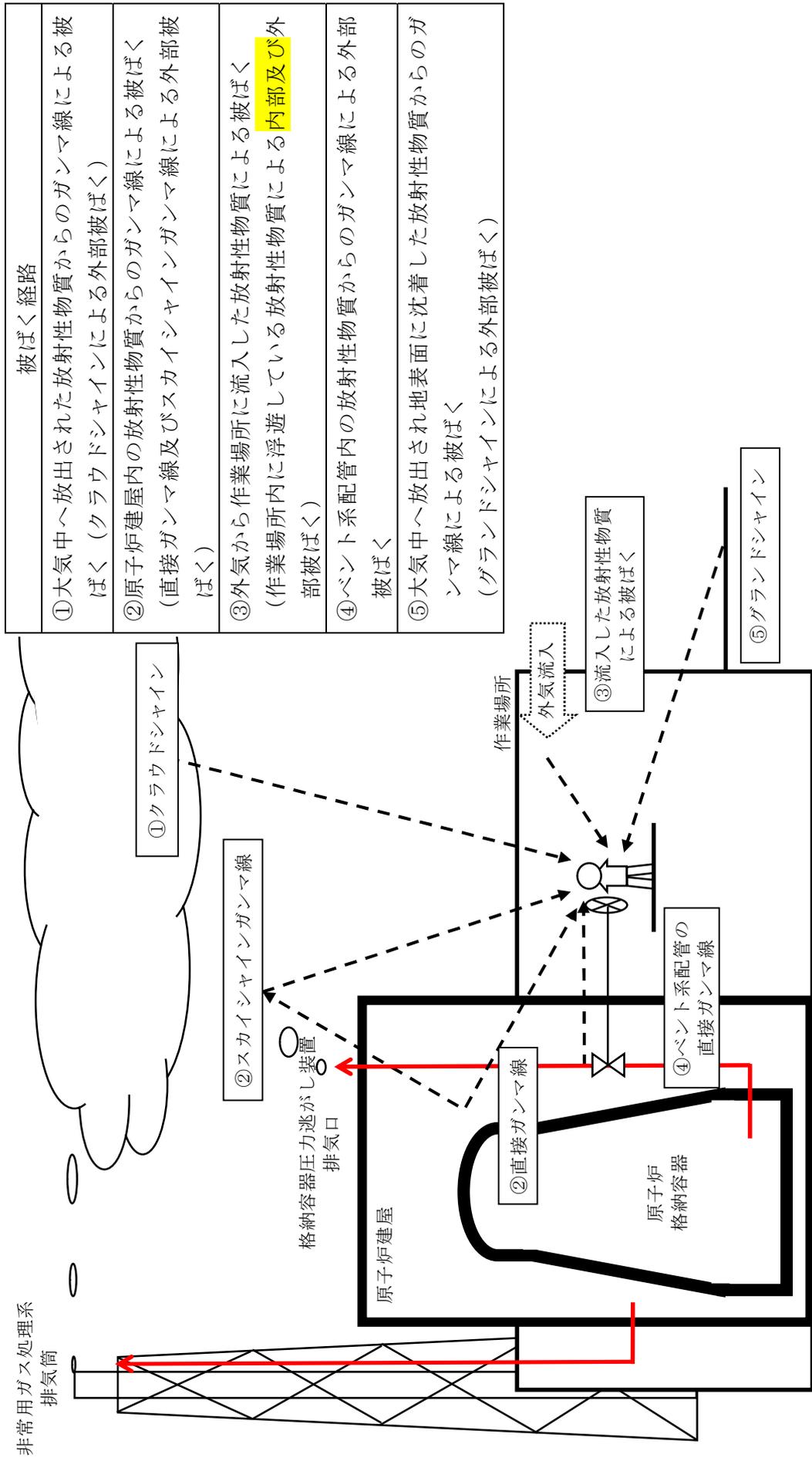
ができることを確認した。また、実効線量の内訳を第8表～第10表に示す。

a. S/Cからのベント操作時の作業員の実効線量

作業員の実効線量は第一弁開操作で約 36mSv, 第二弁開操作で約 18mSv となった。

b. D/Wからのベント操作時の作業員の実効線量

作業員の実効線量は第一弁開操作で約 36mSv, 第二弁開操作で約 27mSv となった。



第7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操作時)

第 8 表 フィルタ装置入口第一弁開操作に伴う移動時及び作業時の線量

(単位：mSv/h)

被ばく経路	フィルタ装置入口第一弁 (S/C側) 開操作※1				フィルタ装置入口第一弁 (D/W側) 開操作※1			
	ベント操作時	屋内移動時 (中央制御室 ⇒作業場所)	屋内移動時 (作業場所⇒ 付属棟入口)	屋外移動時 (付属棟入口⇒ 緊急時対策所)	ベント操作時	屋内移動時 (中央制御室⇒ 作業場所)	屋内移動時 (作業場所⇒付 属棟入口)	屋外移動時 (付属棟入口⇒ 緊急時対策所)
原子炉建屋内の放射性物質からの ガンマ線による外部被ばく	約6.2×10 <sup>-1</sup>	約3.1×10 <sup>0</sup>	約3.1×10 <sup>0</sup>	約3.1×10 <sup>0</sup>	約6.6×10 <sup>-1</sup>	約3.2×10 <sup>0</sup>	約3.2×10 <sup>0</sup>	約3.2×10 <sup>0</sup>
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			
	内部 被ばく	1.0×10 <sup>-2</sup> 以下			1.0×10 <sup>-2</sup> 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	1.0×10 <sup>-2</sup> 以下	1.0×10 <sup>-2</sup> 以下	1.0×10 <sup>-2</sup> 以下	1.0×10 <sup>-2</sup> 以下	1.0×10 <sup>-2</sup> 以下	1.0×10 <sup>-2</sup> 以下	1.0×10 <sup>-2</sup> 以下
	内部 被ばく	1.0×10 <sup>-2</sup> 以下	1.0×10 <sup>-2</sup> 以下	1.0×10 <sup>-2</sup> 以下	1.0×10 <sup>-2</sup> 以下	1.0×10 <sup>-2</sup> 以下	1.0×10 <sup>-2</sup> 以下	1.0×10 <sup>-2</sup> 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※2	約1.1×10 <sup>-2</sup>	約1.1×10 <sup>-2</sup>	約6.4×10 <sup>-1</sup>	1.0×10 <sup>-2</sup> 以下	約1.1×10 <sup>-2</sup>	約1.1×10 <sup>-2</sup>	約1.4×10 <sup>-1</sup>	1.0×10 <sup>-2</sup> 以下
大気中へ放出され地表面に沈着した 放射性物質からのガンマ線による被ばく	約1.1×10 <sup>1</sup>	約1.2×10 <sup>1</sup>	約1.2×10 <sup>1</sup>	約1.2×10 <sup>1</sup>	約1.1×10 <sup>1</sup>	約1.2×10 <sup>1</sup>	約1.2×10 <sup>1</sup>	約1.2×10 <sup>1</sup>
作業線量率	約1.1×10 <sup>1</sup>	約1.5×10 <sup>1</sup>	約1.6×10 <sup>1</sup>	約1.5×10 <sup>1</sup>	約1.1×10 <sup>1</sup>	約1.5×10 <sup>1</sup>	約1.5×10 <sup>1</sup>	約1.5×10 <sup>1</sup>
作業時間及び移動時間	90分	□ (往路)	□ (復路)	□ (復路)	90分	□ (往路)	□ (復路)	□ (復路)
作業員の実効線量 (作業時及び移動時)	約1.7×10 <sup>1</sup> mSv	約1.0×10 <sup>1</sup> mSv	約4.2×10 <sup>0</sup> mSv	約4.8×10 <sup>0</sup> mSv	約1.7×10 <sup>1</sup> mSv	約1.0×10 <sup>1</sup> mSv	約4.1×10 <sup>0</sup> mSv	約4.9×10 <sup>0</sup> mSv
作業員の実効線量 (合計)	約3.6×10 <sup>1</sup> mSv							

※1 フィルタ装置入口第一弁開操作はベント実施前に行う。

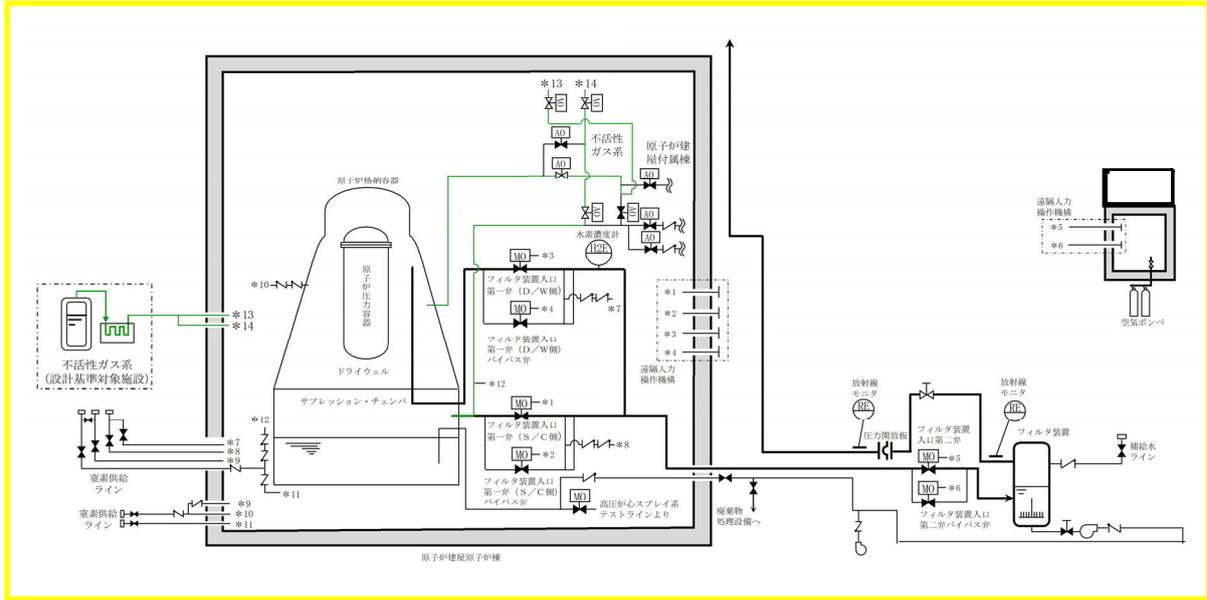
※2 フィルタ装置入口第一弁開操作前は、フィルタ装置入口第一弁までのベント系配管内に浮遊した放射性物質を考慮する。

より格納容器圧力が負圧になるおそれがあるが、ベント実施前に代替格納容器スプレイ系（常設）を停止する運用としているため、ベント実施中に格納容器圧力が負圧になることはない。

b. ベント停止後における格納容器負圧防止対策について

ベント停止時は、最初に可搬型窒素供給装置により格納容器内に窒素注入を開始し、その後、残留熱除去系又は代替循環冷却系を用いた格納容器除熱を開始する。除熱による蒸気凝縮量が窒素供給量を上回った場合、格納容器圧力が負圧に至る可能性があるため、除熱量（熱交換器のバイパス流量）を調整し格納容器圧力を13.7kPa [gage] – 310kPa [gage] の間でコントロールすることで格納容器圧力を正圧に維持しつつ、格納容器気相部を蒸気雰囲気から窒素雰囲気へ置換する。また、格納容器圧力が13.7kPa [gage] まで低下した場合には、負圧を防止するため格納容器除熱を停止し、外部水源による注水を実施する。格納容器内気相部が窒素雰囲気へ置換された以降は、格納容器が負圧となることはない。

また、窒素供給装置以外の手段として、設計基準対象施設ではあるが、不活性ガス系による格納容器への窒素供給が可能である。格納容器への窒素供給手段の概略図を第7図に示す。



第 7 図 格納容器への窒素供給手段の概略図

格納容器圧力逃がし装置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

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の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放射性物質の除去性能を維持し，ベント開始後 7 日間は水補給が不要となるよう設定している。（別紙 12）

また，フィルタ装置スクラビング水 pH 計にて，pH がアルカリ性の状態（pH13 以上）であることを監視することで，フィルタ装置の性能維持に影響がないことを確認することで把握できる。（別紙 41）

## (b) 系統不活性状態の確認

フィルタ装置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、フィルタ装置スクラビング水温度計にて、ベント開始によりスクラビング水が待機状態から飽和温度まで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。さらに、フィルタ装置出口放射線モニタ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

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。(別紙 12)

(c) ベントガスが放出されていることの確認

フィルタ装置出口放射線モニタにて、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ベントガスが放出されていることを確認することで把握できる。

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) 系統内に水素が滞留していないことの確認

フィルタ装置入口水素濃度計にて、窒素供給による系統パージ停止後において、水素が長期的に系統内に滞留していないことを確認することで把握できる。

(b) フィルタ装置の状態確認

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、スクラビング水の水位が確保されていること（フィルタ装置のスクラビング水の移送後を除く）、フィルタ装置スクラビング水温度計にて温度の異常な上昇がないこと及びフィルタ装置出口放射線モニタの指示値が上昇傾向にないことを確認する。(別紙 39)

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とおり把握可能である。

(a) フィルタ装置の水位調整の確認

格納容器圧力逃がし装置の外部事象等に対する考慮について

格納容器圧力逃がし装置は、自然現象（地震及び津波を除く。）及び外部人為事象に対して、原子炉建屋外の地下の  内に配置する等、第1表（1/4～4/4）のとおり考慮した設計とする。

なお、想定する外部事象は、「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、内部溢水及び意図的な航空機衝突とする。ただし、洪水、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事象については、発電所の立地及び格納容器圧力逃がし装置の設置場所等により、影響を受けないことから考慮する必要はない。

第 1 表 格納容器圧力逃がし装置の外部事象等に対する考慮 (1/4)

事象		影響モード	設置場所	設計方針
自然現象	風 (台風)	荷重 (風), 荷重 (飛来物)	屋内	原子炉建屋又は地下の [ ] 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	飛来物による影響は, 竜巻による影響に包含される。
	竜巻	荷重 (風), 荷重 (気圧差), 荷重 (飛来物)	屋内	原子炉建屋又は地下の [ ] 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	屋外に設置されるフィルタ装置出口配管等については, 竜巻飛来物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。また, 風荷重, 気圧差により, 機能が損なわれるおそれがない設計とする。
	凍結	温度 (低温)	屋内	原子炉建屋又は地下の [ ] 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	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, 荷重	屋内	フィルタ装置は, [ ] 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, 荷重の影響は受けない。
			屋外	屋外に設置されるフィルタ装置出口配管等は, 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 格納容器圧力逃がし装置の外部事象等に対する考慮 (2/4)

事象	影響モード	設置場所	設計方針	
自然現象	積雪	屋内	原子炉建屋又は地下の [ ] 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	屋外に設置されるフィルタ装置出口配管等については、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	屋内及び屋外	落雷の影響を考慮すべき設備については、原子炉建屋等への避雷針の設置、接地網の布設による接地抵抗の低減を行う等の雷害防止で必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。	
	火山の影響 (降下火砕物)	荷重, 閉塞, 腐食	屋内	原子炉建屋又は地下の [ ] 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	屋外に設置されるフィルタ装置出口配管等については、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）外面には防食塗装を行う。

第 1 表 格納容器圧力逃がし装置の外部事象等に対する考慮 (3/4)

事象	影響モード	設置場所	設計方針
自然現象	生物学的事象	屋内	原子炉建屋又は地下の [ ] 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	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	屋内及び屋外	機器を内包する原子炉建屋，地下の [ ] 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。
	爆発	屋内及び屋外	近隣の産業施設，発電所周辺の道路を通行する燃料輸送車両，発電所周辺を航行する燃料輸送船の爆発による爆風圧及び飛来物に対して，離隔距離が確保されている。
	近隣の火災等	屋内及び屋外	近隣の産業施設，発電所周辺の道路を通行する燃料輸送車両，発電所周辺を航行する燃料輸送船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。
電磁的障害	サージ・ノイズによる計測制御回路への影響	屋内及び屋外	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。

第 1 表 格納容器圧力逃がし装置の外部事象等に対する考慮 (4/4)

事象	影響モード	設置場所	設計方針
内部溢水	没水, 被水, 蒸気による環境条件の悪化	屋内	内部溢水発生時は, 自動隔離又は手動隔離により, 漏えい箇所の隔離操作を行う。また, 漏えい箇所の隔離が不可能な場合においても, 漏えい水は, 開放ハッチ部, 床ファンネルを介し建屋最地下階へと導く設計としていることから, ベント操作を阻害することはない。 隔離弁については, 没水, 被水等の影響により中央制御室からの操作機能を喪失する可能性があるものの, 人力での現場操作が可能であり機能は維持される。必要な監視機器については, 没水, 被水, 蒸気に対する防護対策を講じ, 機能を維持する設計とする。
		屋外	対象外
意図的な航空機衝突	衝突による衝撃力, 火災による熱影響	屋内	原子炉建屋又は地下の [ ] 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。
		屋外	屋外に設置されるフィルタ装置出口配管については, 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が, フィルタ装置の除去性能に大きな影響はないと考えられる。

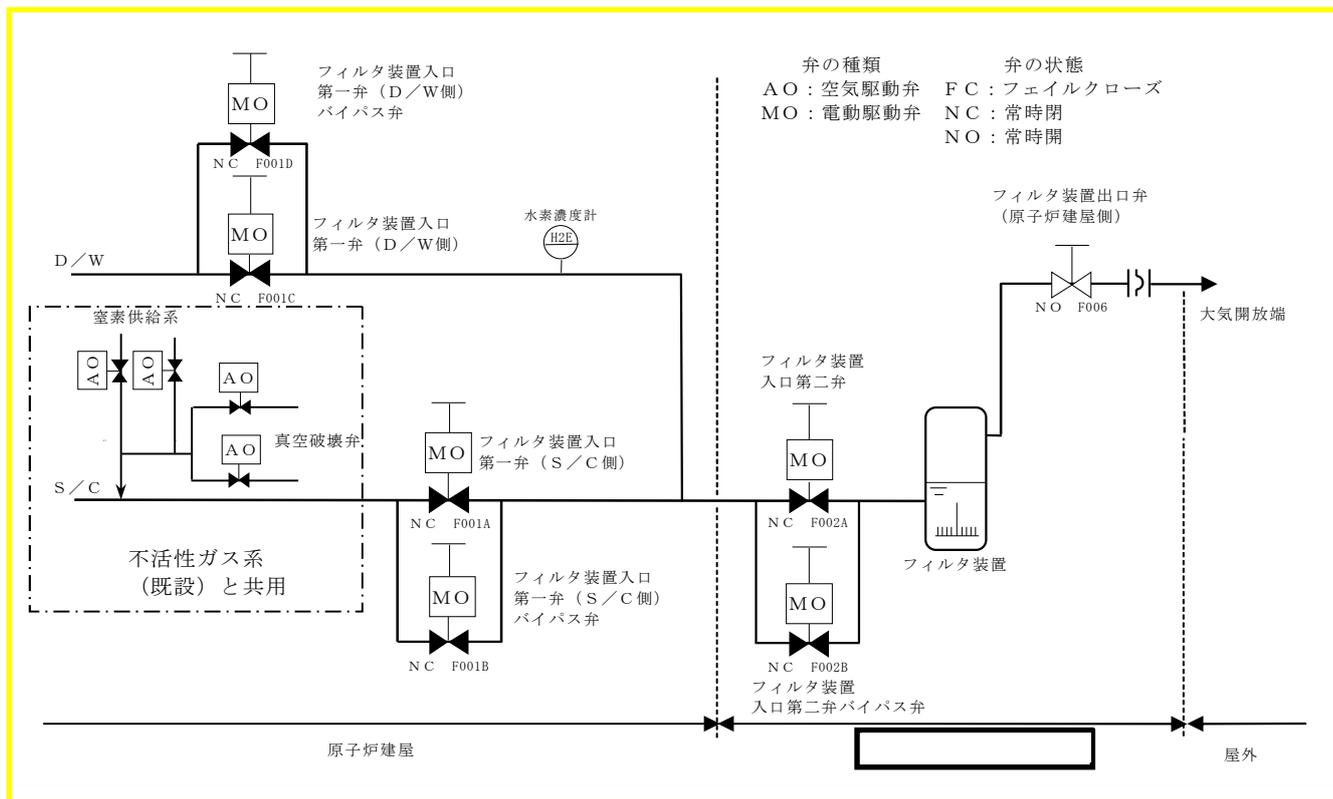
主ライン・弁の構成について

1. 主ライン構成

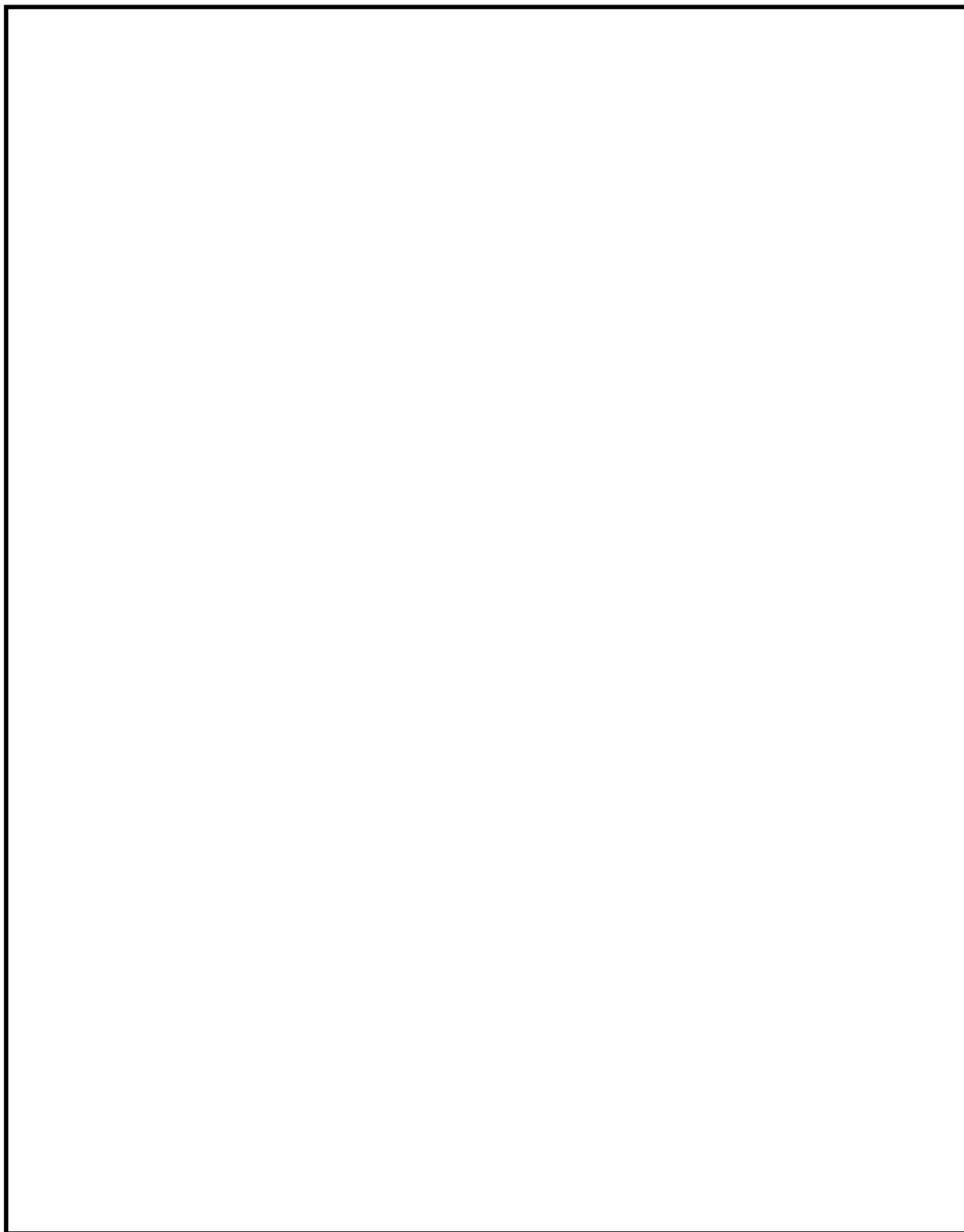
1.1 系統概要図

格納容器圧力逃がし装置のベントガスを格納容器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。



第 1 図 格納容器圧力逃がし装置 主ライン概略図

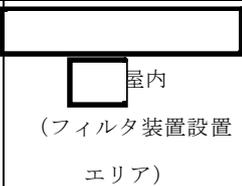
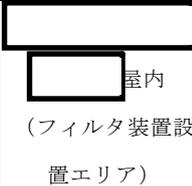
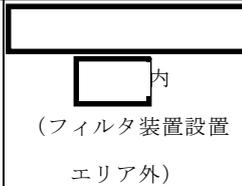


第 4 図 フィルタ装置入口第二弁等の操作場所

## 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	フィルタ装置入口第一弁 (S/C側), フィルタ装置入口第一弁 (S/C側) バイパス弁	フィルタ装置入口第一弁 (D/W側), フィルタ装置入口第一弁 (D/W側) バイパス弁	フィルタ装置入口第二弁, フィルタ装置入口第二弁 バイパス弁	フィルタ装置 出口弁 (原子炉建屋側)
弁番号	F001A, F001B	F001C, F001D	F002A, F002B	F006
型式	バタフライ弁			
口径	550A	550A	550A	600A
駆動方式	電動駆動 (交流)			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 1階 (二次格納 施設内)	 屋内 (フィルタ装置設置 エリア)	 屋内 (フィルタ装置設置 エリア)
操作場所	通常時	中央制御室		
	電源 喪失時	原子炉建屋 付属棟1階 (二次格納 施設外)	原子炉建屋 付属棟1階 (二次格納 施設外)	 内 (フィルタ装置設置 エリア外)

(参考) フレキシブルシャフトにおける線量影響について

フィルタ装置入口配管内の放射性物質による直接ガンマ線におけるフレキシブルシャフトへの線量影響について以下のとおり確認した。

線量評価条件を第 9 表に示す。また、評価モデルを第 4 図に示す。

この結果、フィルタ装置入口配管からの直接ガンマ線の 7 日間の積算線量は約 19kGy であり、設計値の 36kGy を超えないことを確認した。

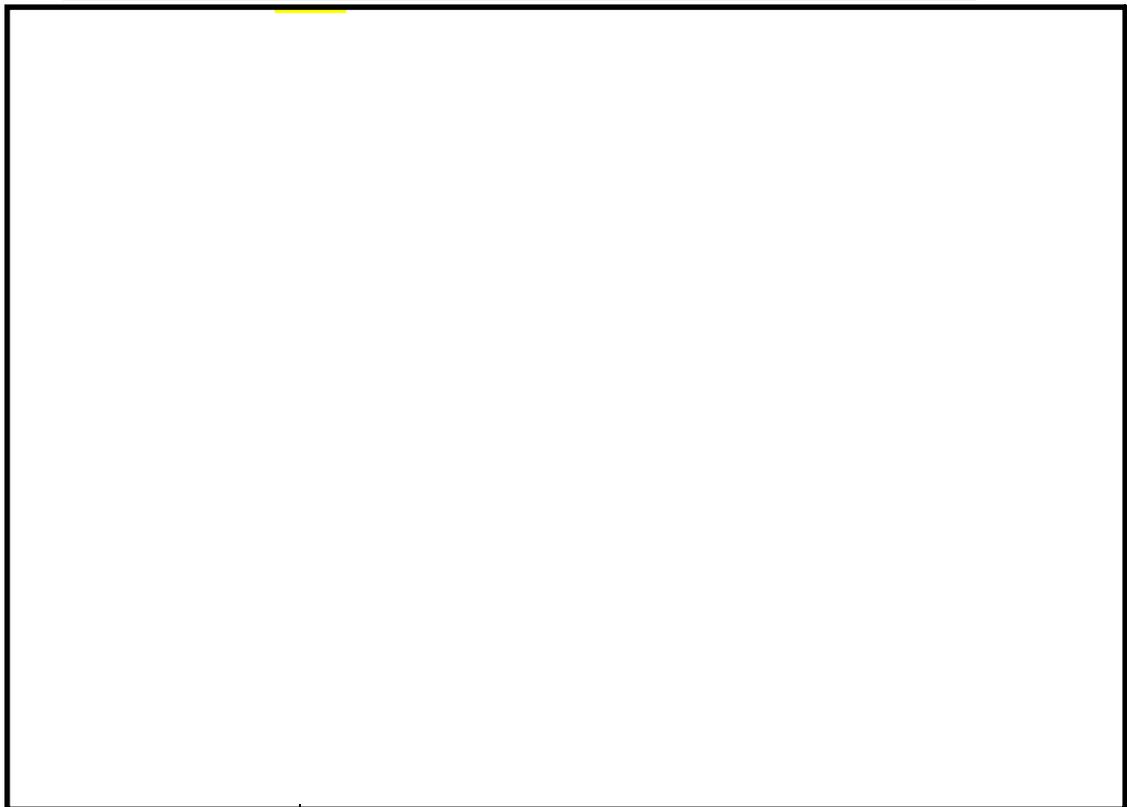
なお、配管内に浮遊した放射性物質(希ガスを含む)からの直接ガンマ線は、評価結果の約 19kGy と比較して 1 桁程度小さく影響は小さい。

第 9 表 線量評価条件

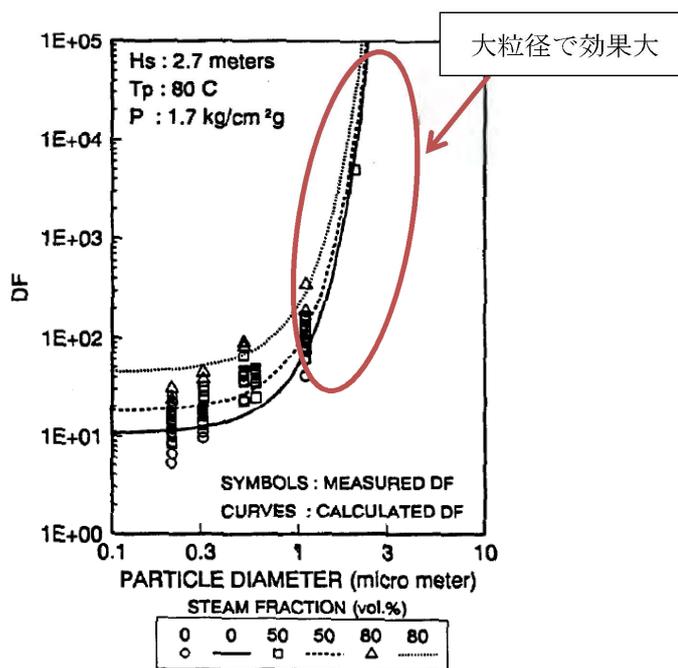
項目	評価条件	備考
想定事象	格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」	代替循環冷却系を使用できない場合
放出量条件	事象発生から 19 時間ベント(D/Wベント)	サプレッション・プール水でのスクラビングによる除去係数に期待しないD/Wベントを選定
線源条件	総放出量の 10%の放射性物質(希ガスを除く)が均一に付着	別紙 30 参照 付着した放射性物質のガンマ線線源強度を第 10 表に示す。
配管条件		配管板厚が薄い第一弁付近の配管を想定し設定 配管長は 100m と設定
評価位置	配管表面から 20cm 地点	配管表面からフレキシブルシャフトの最短距離から設定。(配管から 20cm 以上離して敷設する設計)
直接ガンマ線評価コード	QAD-CGGP2R	三次元形状を扱う遮蔽解析コード

第 10 表 フィルタ装置入口配管付着のガンマ線線源強度

ガンマ線エネルギー (MeV)	線源強度 ( $\text{cm}^{-3}$ )
0.01	$1.188 \times 10^{15}$
0.025	$1.956 \times 10^{15}$
0.0375	$4.744 \times 10^{14}$
0.0575	$2.455 \times 10^{14}$
0.085	$8.101 \times 10^{14}$
0.125	$2.108 \times 10^{14}$
0.225	$3.437 \times 10^{15}$
0.375	$2.287 \times 10^{16}$
0.575	$5.195 \times 10^{16}$
0.85	$2.878 \times 10^{16}$
1.25	$6.738 \times 10^{15}$
1.75	$6.806 \times 10^{14}$
2.25	$4.476 \times 10^{14}$
2.75	$1.058 \times 10^{13}$
3.5	$6.899 \times 10^8$
5.0	$1.532 \times 10^3$
7.0	$1.764 \times 10^2$
9.5	$2.030 \times 10^1$



第 4 図 フィルタ装置入口配管線量評価モデル



第 8 図 プールスクラビングによる除去性能の例（参考図書 3）

### 3) 重大事故等時に想定される粒径分布

重大事故等時に想定される粒径は、上記 1)、2) に示したエアロゾルの除去効果により主にサブミクロン（0.1 から  $1\mu\text{m}$  程度）になると考えられる。その代表径として、粒径分布の MMD を  $0.5\mu\text{m}$  にもつ粒径分布を重大事故等時に想定される粒径分布とした。

#### b. MAAP コードにより得られる粒径分布

有効性評価で用いる MAAP コードより得られるベントの際のエアロゾルは、  $\mu\text{m}$ （MAAP コードで得られた   $\mu\text{m}$  を丸めた値）程度に質量中央径を持つ分布（ウェットウェルベント）となることを確認している。また、同じタイミングでドライウェルよりベントした場合、エアロゾルは   $\mu\text{m}$  程度に質量中央径を持つ分布となる。第 1 表にベント位置の違いによる粒径分布を示す。

第 1 表 想定事故シナリオのエアロゾル粒径分布

想定事故シナリオ	ベント 時間[h]	ベント 位置	質量中央径 (MMD) [ $\mu\text{m}$ ]	幾何標準 偏差 $\sigma_g$ [-]	エアロゾル 量[g]
雰囲気圧力・温度に よる静的負荷（格納 容器過圧・過温破損）	19	W/W		0.32	1
		D/W		0.36	1,700

ドライウェルベントと比較してウェットウェルベントではエアロゾル量が少なくなる。これはウェットウェルベントでは、サプレッション・プール水でのクラビング効果により、エアロゾルが除去されるためと考えられる。また、ドライウェルベントではウェットウェルベントと比較してMMDが大きくなっているが、エアロゾル量が多いことから、エアロゾル同士の衝突頻度が高くなり、より大きい粒径のエアロゾル粒子が生成されやすくなるためと考えられる。

### (3) 試験用エアロゾルの粒径分布の妥当性と除去性能

ドライウェルベントでは全体的に粒径が大きくなるが、粒径が大きいほど、慣性衝突効果やさえぎり効果によるエアロゾルの除去効果が見込めるため、より高いDFを期待することができる。

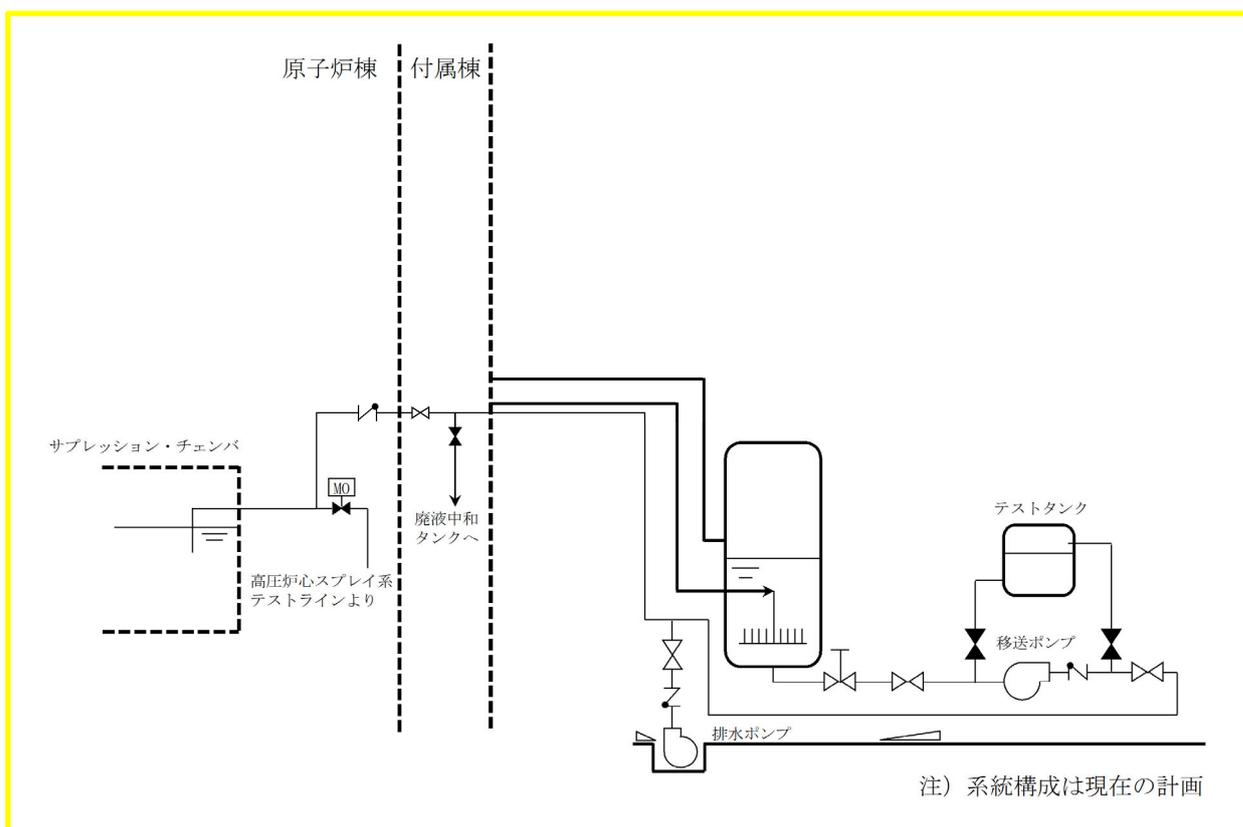
一方、ウェットウェルベントでは、サプレッション・プール水でのスクラビング効果により粒径の大きいエアロゾルが除去されるため、ドライウェルベントに比べフィルタ装置のDFが低くなることが考えられる。

このため、JAVA 試験では、様々な粒径分布を持つ   を試験用エアロゾルとしてDFを確認している。これらの試験用エアロゾルとMAAPコードより想定されるドライウェルベント時及びウェットウェルベント時の粒径分布の比較を第9図に示す。

### 内における漏えい対策について

格納容器圧力逃がし装置の各設備については、スクラビング水の性状（高アルカリ性）と重大事故等時に放出される放射性物質の捕集・保持（汚染水の貯蔵）を達成するよう、構造材には耐食性に優れた材料を選定し、重大事故等時の使用環境条件及び基準地震動  $S_s$  に対して機能維持するような、構造設計としている。また、フィルタ装置内のスクラビング水は移送ポンプによりサプレッション・チェンバ等に移送することとなるが、これらの設備についても漏えいし難い構造としている。

第 1 図に排水設備の構成を、第 1 表に各部位の設計上の考慮事項を示す。



第 1 図 排水設備の構成

## (1) [ ] の設計上の考慮

フィルタ装置を設置する地下構造の [ ] は、鉄筋コンクリート造の地中構造物で岩盤上に設置し、基準地震動  $S_s$  に対し機能維持するよう構造設計をしている。

万一、フィルタ装置外にスクラビング水が漏えいした場合を想定し、早期に検出できるよう [ ] 内に検知器を設置する。また、樹脂系塗装等により [ ] 内部の想定水没部を防水処理することにより、構造的に漏えいの拡大が防止できる設計とする。なお、 [ ] の貫通部は、想定水没部以上の位置にあり、貫通部からの外部への漏えいのおそれのない設計となっている。

## (2) 漏えい時等の対応

格納容器圧力逃がし装置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設計とするが、万一、フィルタ装置外にスクラビング水が漏えいした場合を想定し、早期に検出できるよう [ ] 内に検知器を設置する。

[ ] 内における漏えい水は、 [ ] [ ] 内の排水枡へ収集され、排水ポンプによ [ ] [ ] から移送できる設計とする。移送先は廃棄物処理設備である廃液中和タンク及びサプレッション・チェンバのいずれにも送れる設計とし、排水の種類に応じ送水先を選択する。具体的には、放射性物質を含まない場合は廃液中和タンク、放射性物質を含む場合はサプレッション・チェンバにそれぞれ移送する。

第 2 表に排水ポンプの仕様を、第 3 図に排水設備系統概略図を、第 4 図に [ ] 断面図を示す。

第 2 表 排水ポンプ仕様

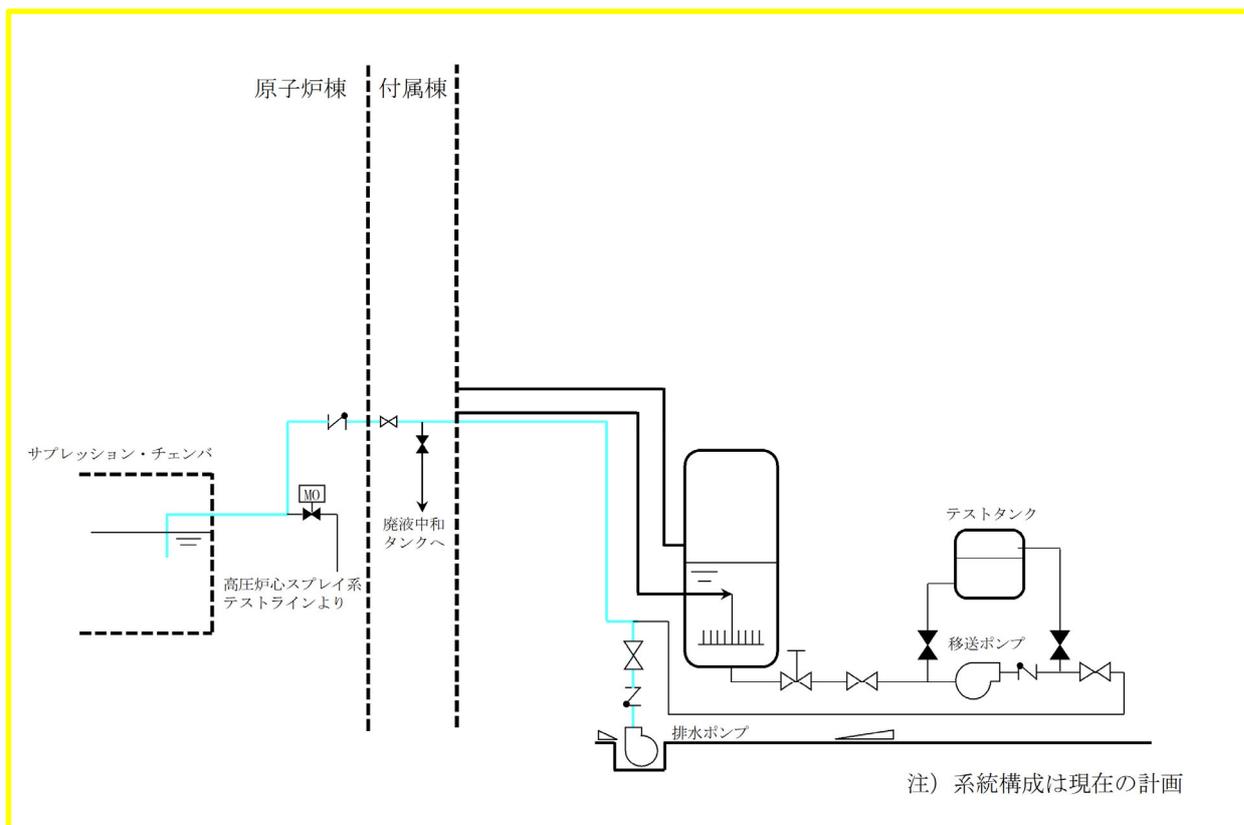
型式：水中ポンプ

容量：約 10m<sup>3</sup> / h

揚程：約 40m

台数：1

駆動源：電動駆動（交流）

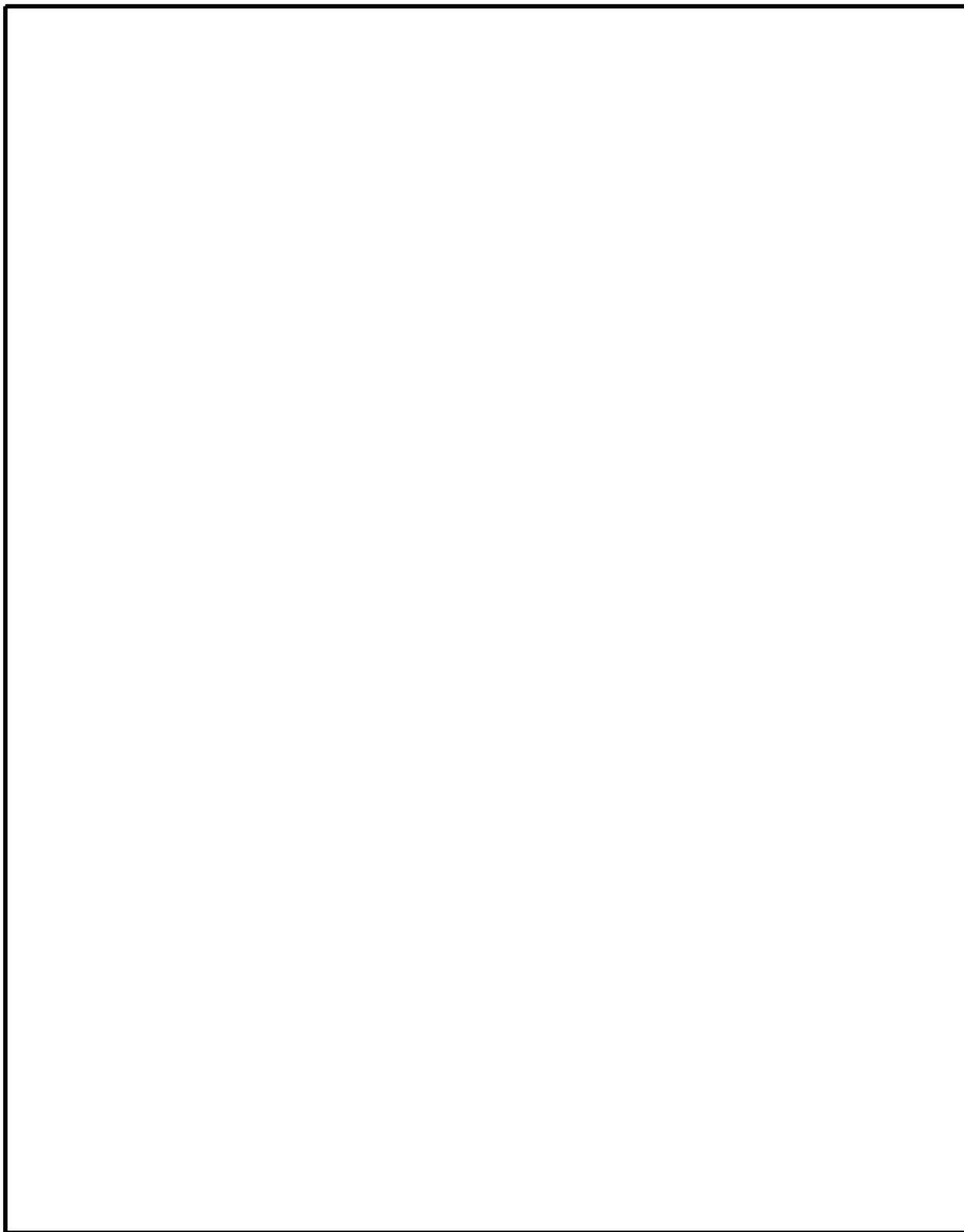


第 3 図 排水設備系統概略図

格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の人力操作について

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人力操作機構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、第1図に示す。

ベントは、第一弁より開操作を実施し、第一弁が全開となったのちに第二弁の操作を実施し、ベントガスの大気への放出が開始されるため、  
を設ける。は、弁の人力操作に必要な要員を収容可能な遮蔽に囲まれた空間とし、空気ボンベユニットにより正圧化し、外気の流入を一定時間完全に遮断することで、ベントの際のプルームの影響による操作員の被ばくを低減する設計とする。



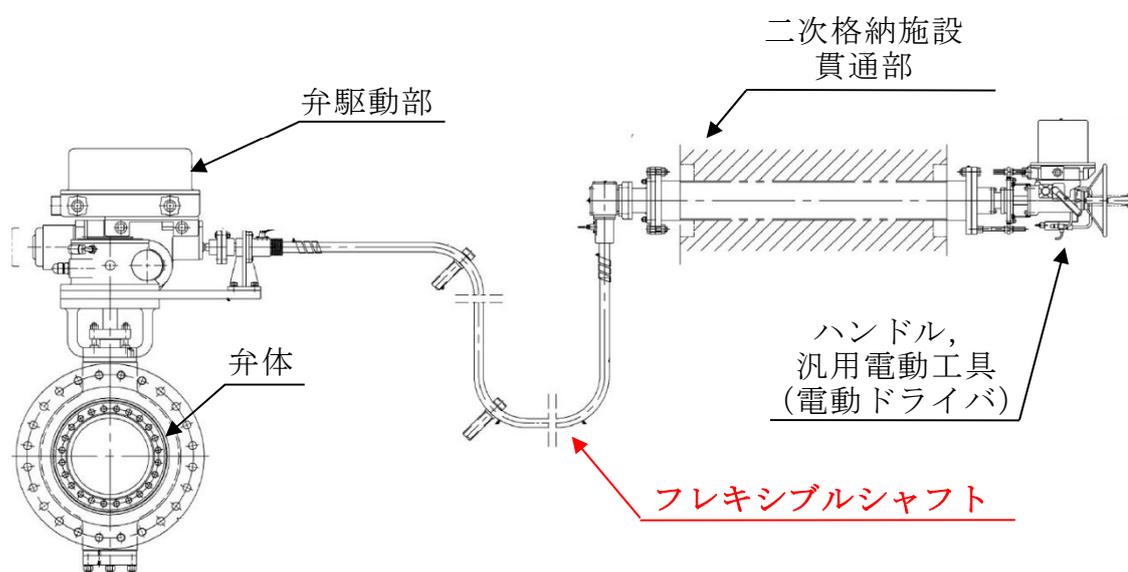
第 1 図 隔離弁の操作場所 (2/2)

## (1) 電動駆動弁の遠隔人力操作機構の概要

隔離弁の操作軸にフレキシブルシャフトを接続し、二次格納施設外まで延長し、端部にハンドル又は遠隔操作器を取り付けて人力で操作できる構成とする。フレキシブルシャフトは直線に限らずトルクが伝達可能な構造とし、容易に操作できるように設計する。フレキシブルシャフトの一部は、隔離弁の付近に設置されることから、設備の使用時には高温、高放射線環境が想定されるが、機械装置であり機能が損なわれるおそれはない。

なお、フレキシブルシャフトを取り外し、ハンドルを取り付けることにより、弁設置場所での操作も可能である。

遠隔人力操作機構の模式図を第 2 図に、ベントに必要な隔離弁の遠隔人力操作機構の仕様について第 1 表に示す。



第 2 図 遠隔人力操作機構の模式図

第 1 表 ベントに必要な隔離弁の遠隔人力操作機構の仕様

弁名称 (口径)	フィルタ装置入口第一弁 (S/C側) 及びフィル タ装置入口第一弁 (S/ C側) バイパス弁 (550A)	フィルタ装置入口第一弁 (D/W側) 及びフィル タ装置入口第一弁 (D/ W側) バイパス弁 (550A)	フィルタ装置入口第二弁 及びフィルタ装置入口第 二弁バイパス弁 (550A)
フレキシブルシャフト 長さ*	約 7.4m	約 13m	約 14m
ハンドル 回転数*	約 1,959 回	約 1,326 回	約 2,448 回

※計画値

## (2) 遠隔人力操作機構のモックアップ試験

フレキシブルシャフトを介した遠隔人力操作機構の成立性及び操作時間を 500A のバタフライ弁を用いたモックアップ試験により確認した。モックアップ試験の概要を第 3 図に示す。

モックアップ試験の結果、弁上流側に格納容器圧力  $2P_d$  に相当する圧力 (620kPa [gage]) が加かった状態であっても、フレキシブルシャフトを介した遠隔手動操作が可能なことを確認した。また、弁の操作要員は 3 名で約 82 回/分の速度にてハンドル操作が可能なことを確認した。モックアップ試験の結果を第 2 表に示す。

試験の結果を反映したベントに必要な隔離弁のハンドル操作時間を第 3 表に示す。

なお、東海第二では格納容器圧力逃がし装置を使用する際の系統構成 (他系統との隔離及びベント操作) において、A0 弁の遠隔手動操作をすることはない。

第 2 表 モックアップ試験結果

弁開度指示	ハンドル操作時間	ハンドル回転数	弁上流側圧力 (kPa [gage])	備考
5%	2分03秒	144	650	弁開度指示9%で 弁上流側圧力0kPa
10%	3分09秒	238	0	
50%	11分55秒	985	0	
100%	22分59秒	1,893	0	

第 3 表 ベントに必要な隔離弁のハンドル操作時間

弁名称	フィルタ装置入口 第一弁 (S/C側)	フィルタ装置入口 第一弁 (D/W側)	フィルタ装置 入口第二弁
ハンドル 操作時間	約 24 分	約 17 分	約 30 分

モックアップ試験結果のハンドル操作速度約 82 回転/分より算出。

### (3) 汎用電動工具による操作性向上

遠隔人力操作機構のハンドル操作時間には数十分を要することから、操作性を向上するために、汎用電動工具（電動ドライバ）を   付近に準備する。汎用電動工具を用いたハンドル操作時間は、10 分程度に短縮可能である。

なお、過回転による遠隔人力操作機構の損傷防止のため、ハンドル付近には回転数カウンタを設け、弁開度が全閉及び全開付近では必要により人力で操作することとする。

名称		窒素供給装置
容量	Nm <sup>3</sup> /h (1台あたり)	約 200
窒素純度	vol%	約 99.0
窒素供給圧力	MPa [gage]	約 0.5

## (1) 容量及び窒素純度

窒素供給装置は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、水の放射線分解によって発生する酸素の濃度上昇を抑制可能な設計とし、格納容器内酸素濃度がドライ条件において 4.0vol%に到達した時点で原子炉格納容器への窒素注入を実施することとしている。

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する場合）」において、設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系の性能評価で使用している G 値を採用した場合のドライウェル及びサプレッション・チェンバの気相の推移（ドライ条件）を第 1 図、第 2 図に示す。事象発生約 21 時間後にドライウェルの酸素濃度（ドライ条件）が 4.0vol%に到達後、原子炉格納容器への窒素注入を最大 400Nm<sup>3</sup>/h にて実施する。また、事象発生約 122 時間後にドライウェルの酸素濃度（ドライ条件）が 4.3vol%に到達すれば、格納容器圧力逃がし装置により原子炉格納容器内の水素及び酸素を排出することによって、原子炉格納容器内の酸素濃度は低下し、事象発生から 168 時間後の間、原子炉格納容器の酸素濃度が可燃限界である 5.0vol%に到達することはない。

窒素供給装置の保有数は、窒素供給量を満足するように 1 セット 2 台と故障時及び保守点検による待機除外時の予備として 1 セット 2 台の合計 4 台を保管する。