

女川原子力発電所 2 号炉

原子炉格納容器圧力逃がし装置
(原子炉格納容器フィルタベント系) について

平成 26 年 9 月 11 日

東北電力株式会社

本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

本資料は、放射性よう素フィルタの追加設置に伴う設計変更中のため、計画値を記載しています。

目 次

1 概要	1
1.1 設置目的	1
1.2 基本性能	1
1.3 系統概要	2
2 系統設計	4
2.1 設計方針	4
2.2 設計条件	8
2.3 原子炉格納容器フィルタベント系	9
2.3.1 系統構成.....	9
2.3.2 フィルタ装置.....	16
2.3.2.1 フィルタ装置（本体）仕様.....	16
2.3.2.2 フィルタ仕様.....	17
2.3.3 配置.....	26
2.3.4 附帯設備.....	29
2.3.4.1 計測設備.....	29
2.3.4.2 電気設備.....	33
2.3.4.3 給水設備.....	35
2.3.4.4 窒素供給設備.....	35
2.3.4.5 排水設備.....	37
3 フィルタ性能	40
3.1 放射性物質の除去原理	40
3.1.1 粒子状放射性物質の除去原理.....	40
3.1.1.1 ベンチュリスクラバによる粒子状放射性物質の除去.....	42
3.1.1.2 金属繊維フィルタによる粒子状放射性物質の除去.....	45
3.1.2 ガス状放射性よう素の除去原理.....	46

3.1.2.1	ベンチュリスクラバによる無機よう素の除去	46
3.1.2.2	放射性よう素フィルタによる有機よう素及び無機よう素の除去	47
3.2	運転範囲	50
3.3	除去性能検証試験結果	53
3.3.1	除去性能検証試験の概要	53
3.3.2	粒子状放射性物質の除去性能検証試験結果	59
3.3.3	ガス状放射性よう素の除去性能検証試験結果	66
3.3.3.1	ベンチュリスクラバにおける無機よう素の除去性能検証試験結果	66
3.3.3.2	放射性よう素フィルタにおける有機よう素及び無機よう素の除去性能 検証試験結果	67
3.4	フィルタ装置の継続使用による性能への影響	71
4	運用方法	75
4.1	各事故シーケンスにおける運用方法	75
4.1.1	炉心損傷防止シーケンスにおける運用方法	75
4.1.2	格納容器破損防止シーケンスにおける運用方法	79
4.1.3	操作手順の概要	83
4.2	現場における隔離弁等の操作	88
4.2.1	隔離弁手動操作	88
4.2.2	フィルタ装置への水等の補給	90
4.2.3	系統への窒素の供給	93
4.2.4	排水操作	95
4.3	一般公衆の被ばくを可能な限り低減するための運用	99
5	設備の維持管理	100
5.1	点検方法	100
6	新規制基準への適合性	102

6.1 実用発電用原子炉及びその附属施設の位置, 構造及び設備の基準に関する	
規則への適合	102
6.1.1 第48条 (最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備)	102
6.1.2 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)	103
6.1.3 第52条 (水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備)	106
6.1.4 第38条 (重大事故等対処施設の地盤)	107
6.1.5 第39条 (地震による損傷の防止)	108
6.1.6 第40条 (津波による損傷の防止)	108
6.1.7 第41条 (火災による損傷の防止)	109
6.1.8 第43条 (重大事故等対処設備)	110

別 紙

- 別紙 1 原子炉格納容器フィルタベント系の設計条件の考え方
- 別紙 2 水素の滞留に対する設計上の考慮
- 別紙 3 フィルタ装置及び配管の材質
- 別紙 4 原子炉格納容器フィルタベント系の漏えいに対する設計上の考慮
- 別紙 5 フィルタ装置の基数の違いによる影響
- 別紙 6 金属繊維フィルタのドレン配管における閉塞・逆流
- 別紙 7 流量制限オリフィスの設定方法
- 別紙 8 計測設備の考え方
- 別紙 9 ベント実施時の放射線監視測定の考え方
- 別紙 10 電源構成の考え方
- 別紙 11 フィルタ装置の各構成要素における機能等の説明
- 別紙 12 粒子状放射性物質の再浮遊・フィルタの閉塞
- 別紙 13 ガス状放射性よう素の再揮発，放射性よう素フィルタの飽和吸着
- 別紙 14 ベントタイミングに係る外部水源からの注水量

1 概要

1.1 設置目的

原子炉格納容器圧力逃がし装置（以下、「原子炉格納容器フィルタベント系」という。）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（以下、「格納容器」という。）内の雰囲気ガスを放出し、格納容器内の圧力及び温度を低下させることにより格納容器の過圧による破損を防止することを目的として設置する。その際、フィルタ装置を介して排気に含まれる放射性物質を低減させる機能を有するとともに、格納容器内に滞留する水素ガスを環境へ放出する機能を有する。

また、設計基準事故対処設備に係る最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、かつ残留熱除去系の使用が不可能な場合において、炉心の著しい損傷又は格納容器の破損を防止するため、大気を最終ヒートシンクとして熱を輸送するための機能も併せ持つ。

1.2 基本性能

原子炉格納容器フィルタベント系は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器内の圧力をフィルタ装置を通して大気へ逃がすことにより、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を低減する。フィルタ装置は以下の性能を有する。

- ・ 放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものとして定められている Cs-137 の総放出量 100TBq を下回ることができる性能を有する。
- ・ 事故後短期の被ばく量を低減するため、放射性よう素を除去する性能を有する。
- ・ 粒子状放射性物質に対して 99.9%以上、無機よう素に対して 99%以上を除去する性能を有する。【有機よう素に対しての除去性能は 98%以上で検討中】

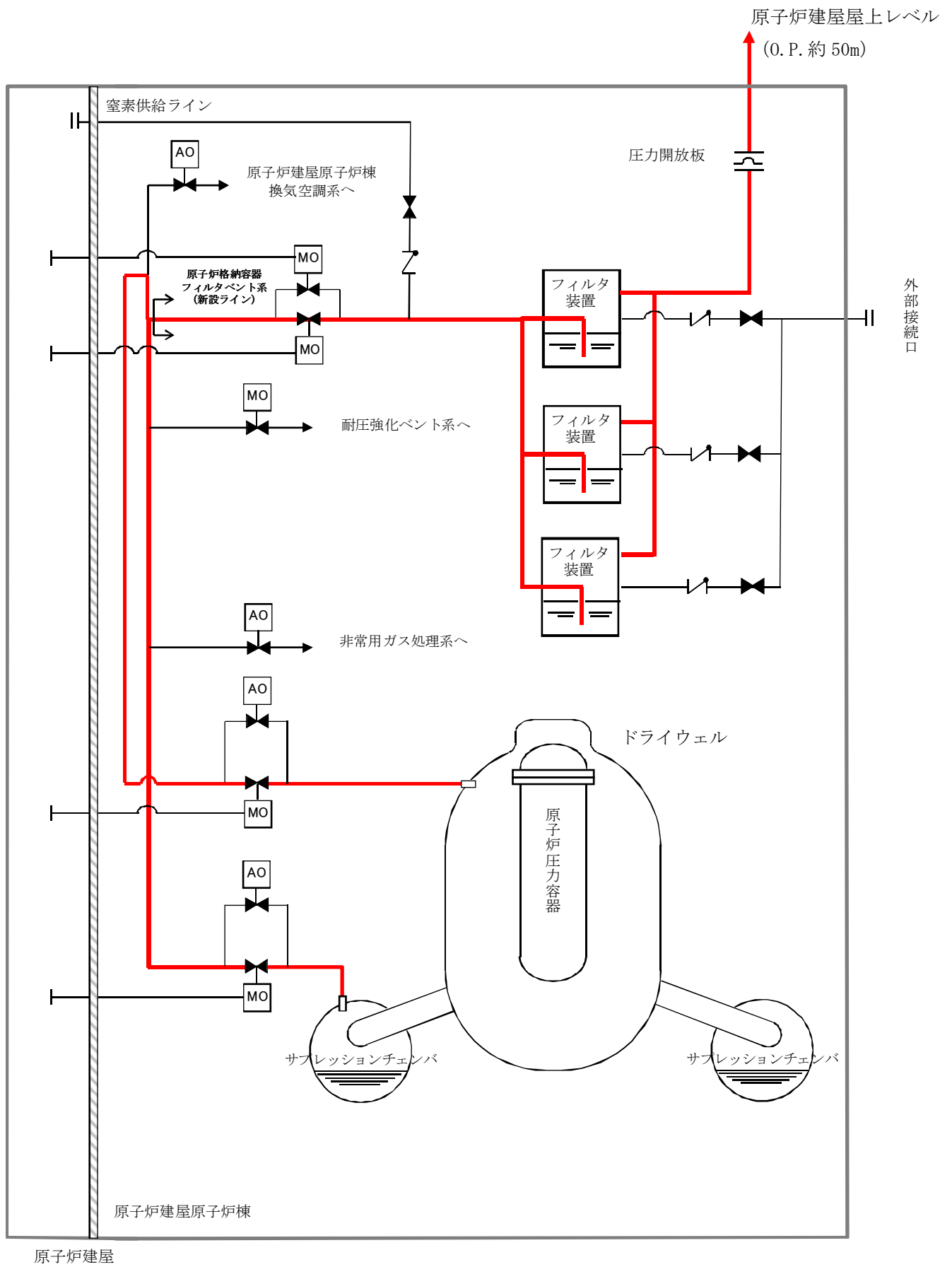
1.3 系統概要

原子炉格納容器フィルタベント系は、フィルタ装置及び圧力開放板等で構成し、原子炉格納容器調気系を經由して格納容器内雰囲気ガスを原子炉建屋原子炉棟内に設置したフィルタ装置へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋屋上に設ける排気管を通して放出する。格納容器への接続位置は、サブプレッションチェンバ及びドライウェルに設ける。本系統の概要を第 1.3-1 図に示す。

本系統には、電気作動の隔離弁を設置し、格納容器からの排気は、この弁を開操作することにより行う。隔離弁は、全交流動力電源喪失した場合でも、重大事故等に対処するための電源から給電が可能であり、さらに、人力により遠隔で操作する機構を設けることで放射線量率の低い原子炉建屋原子炉棟外から操作することができる。

排気管には圧力開放板を設け、水素爆発防止のため系統内に不活性ガス（窒素）を封入した状態で待機する際の大気との隔壁とする。なお、当該圧力開放板は、排気の妨げにならないよう格納容器からの排気圧力と比較して十分低い圧力で開放するよう設定する。

フィルタ装置周囲には遮蔽等を設け、排気時に本系統内に蓄積される放射性物質から放出される放射線から作業員を防護する。



第 1.3-1 図 原子炉格納容器フィルタベント系 系統概要図

2 系統設計

2.1 設計方針

原子炉格納容器フィルタベント系は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器の過圧による破損を防止し、排気に含まれる放射性物質を低減させることができるよう、以下の事項に配慮した設計とする。

(1) 格納容器の過圧による破損を防止するため、以下の事項に配慮した設計とする。

a. 排気容量

格納容器過圧破損防止としての減圧機能を確実に達成するための排気容量とし、かつ炉心損傷前の最終ヒートシンクへ熱を輸送するためのベントも可能な設計とする。

b. 閉塞防止

配管閉塞を防止するため、蒸気凝縮によるドレンが滞留しない設計とする。また、フィルタ装置は、想定するエアロゾル量に対して閉塞しない設計とする。

(2) 排気中に含まれる放射性物質を低減することができるよう、以下の事項に配慮した設計とする。

a. 放射性物質の捕集及び保持

放射性物質による環境への汚染の視点も含め、粒子状放射性物質を捕集できる設計とする。加えて、事故後短期の被ばく量を低減するため、放射性よう素を捕集できる設計とする。

ベント時の事象進展においても規定する性能を確保し、フィルタ装置内に捕集した放射性物質を保持することが可能な設計とする。

b. 水量の確保

フィルタ装置の保有水量は、放射性物質の除去性能を発揮するため、並びに捕集した放射性物質の崩壊熱を除去するために必要な量を確保する。また、外部から補給が可能な設計とする。

c. 水質

ベントガス中の無機よう素を捕集し、保持するため、フィルタ装置内にはあらかじめ薬剤を添加した溶液を貯留する。また、外部から補給が可能な設計とする。

d. 放出高さ

環境への影響を可能な限り小さくとどめるため、ベントガスの放出は、高い拡散効果が得られるよう高所から放出可能な設計とする。

- (3) ベント時に系統内を通過する水素による爆発を防止するため、系統待機中は系統内を窒素で不活性化する。この排気配管には窒素封入時に大気と隔離するため、格納容器からの排気圧力と比較して十分低い圧力で開放する圧力開放板を設ける設計とする。

また、排気配管は、水素が滞留しないよう適切な勾配を設ける設計とする。

- (4) 系統は他号炉と共用しない。また、他の系統・機器と隔離することで他への悪影響を防ぐ設計とする。

- (5) 設計基準事故対処設備の安全機能と共通要因によって同時にその機能が損なわれることがないように、最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設計基準事故対処設備に対して多様性及び独立性を有し、位置的分散を図る設計とする。

(6) 隔離弁は、重大事故時の作業員の放射線防護を考慮し、原子炉建屋原子炉棟外から人力により容易かつ確実に開閉操作ができるよう、以下の事項に配慮した設計とする。

a. 操作の確実性

ベントに必要な弁の操作は、全交流動力電源喪失時に重大事故等に対処するための電源より受電し、中央制御室から遠隔操作が行える設計とする。さらに、全ての電源喪失も考慮し、原子炉建屋原子炉棟外からの人力操作を可能とすることで、操作方法に多様性を持たせ確実にベント操作が行える設計とする。

b. 補助操作

ベント開始後は、可能な限り運転員等の操作を必要とせず、系統機能が確保できる設計とする。

(7) 格納容器への接続位置は、サブプレッションチェンバからのベントを基本とするが、長期的にも熔融炉心及び水没等により悪影響を受けないよう、ドライウェルからのベントの経路も設置することで、2つの排気ラインを設ける設計とする。

(8) フィルタ装置の周囲には遮蔽体等を設置し、使用後に高線量となるフィルタ装置等から作業員が受ける被ばくを低減できる設計とする。

(9) 系統は水素及び放射性物質の排出経路となるため、水素及び放射性物質濃度を監視できる設計とする。

(10) 共通事項として、以下の事項に配慮した設計とする。

a. 環境条件

想定する重大事故が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、重大事故に対処するために必要な機能を有効に発揮することができる設計とする。

b. 試験又は検査

健全性及び能力を確認するため、原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができる設計とする。

2.2 設計条件

原子炉格納容器フィルタベント系は、重大事故時において格納容器が過圧により破損することを防止する設備として、格納容器の減圧機能及び放射性物質の除去機能が求められる。

ベントガスの条件（圧力、温度、流量等）から、設備の設計条件を第 2.2-1 表に示す（別紙 1）。

第 2.2-1 表 設計条件

設計条件		考え方
最高使用圧力	854kPa[gage]	格納容器が過大リークにならない限界圧力である 2Pd（格納容器の最高使用圧力 1Pd = 427kPa[gage]の 2 倍）とする。
最高使用温度	200℃	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)	10.0kg/s	原子炉定格熱出力の 1%相当の飽和蒸気量（10.0kg/s）がベント開始圧力が低いとき（1Pd）においても排出可能な設計とする。
フィルタ装置内 発熱量	370kW	フィルタ装置に流入する放射性物質の崩壊熱（有効性評価結果に基づく移行量）に対して余裕を見込み、370kW とする。

2.3 原子炉格納容器フィルタベント系

2.3.1 系統構成

原子炉格納容器フィルタベント系は、原子炉建屋原子炉棟内に設置するフィルタ装置、格納容器からフィルタ装置を経由し大気開放端に至るまでの配管、配管上に設置する弁類及び計測設備等から構成する。

原子炉格納容器フィルタベント系の主要な仕様を第2.3.1-1表に示す。なお、フィルタ装置については、2.3.2に記載する。また、計測設備等附帯設備については、2.3.4に記載する。

(1) 配管等の構成

格納容器からフィルタ装置へ至る配管は、原子炉格納容器調気系配管から分岐する。原子炉格納容器調気系配管の上流側は、サプレッションチェンバ頂部の貫通口及びドライウエルの高い位置に設ける貫通口にて格納容器と接続し、2つの排気ラインを有する構成とする。

原子炉格納容器調気系がサプレッションチェンバ及びドライウエルと接続する配管にそれぞれ隔離弁を設置する。また、フィルタ装置の上流側に隔離弁を設置する。

格納容器からフィルタ装置へ至る配管は、蒸気凝縮によるドレンが、格納容器又はフィルタ装置に流れるよう勾配をつけ、また、フィルタ装置から大気開放端へ至る配管は、大気開放端のある原子炉建屋屋上に向かって連続上り勾配とし、ベント時の水素の滞留を防止する構成とする。大気開放端は、原子炉建屋屋上レベル（O.P.約50m）とする。

ベント開始時の系統内での水素爆発を防止するため、待機時は系統内を窒素で不活性化する。フィルタ装置から大気開放端へ至る配管上には、窒素封入時に大気と隔離するため、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圧力開放板を設ける。圧力開放板の概略図を第2.3.1-1図に示す。

原子炉格納容器フィルタベント系の配管構成鳥瞰図を第2.3.1-2図に示す(別紙2)。

(2) 材質及び構造

配管等の材質については、系統に窒素を封入しており腐食環境下にならないことから炭素鋼を基本とするが、使用環境に応じてより耐食性に優れるステンレス鋼を選定する。フィルタ装置及び配管の材質を第2.3.1-3図に示す(別紙3)。

また、原子炉格納容器フィルタベント系は、フィルタ装置に保有するスクラバ溶液が漏えいしない構造とする(別紙4)。

(3) ベント時の弁操作及び他系統との隔離

ベント開始時に操作する隔離弁は、中央制御室から遠隔操作する。隔離弁の電源構成は、全交流動力電源喪失時においても重大事故等に対処するための電源から給電可能な構成とする。これに加えて、原子炉建屋原子炉棟外から人力で遠隔操作が可能な構成とする。

格納容器からフィルタ装置へ至る配管は、ベントを実施する際、原子炉格納容器調気系に接続する他系統と弁により隔離し流路を構成する必要がある。対象となる弁は、通常時全閉運用であり、また、全交流動力電源喪失時には、電動弁は動作せず、空気作動弁はフェイルクローズ弁のため、全閉状態が維持される。

なお、対象となる電動弁は、炉心の著しい損傷前において、残留熱除去系の使用が不可能な場合に、格納容器から大気を最終ヒートシンクとして熱を輸送する設備として使用する耐圧強化ベント系の隔離弁であり、仮に、全交流動力電源喪失時に開になっている場合には、原子炉格納容器フィルタベント系によるベントを実施する前に設置場所において手動で閉操作が可能である。

ベント時の操作対象弁及び他系統を隔離する弁について第2.3.1-4図に示す。

第 2.3.1-1 表 原子炉格納容器フィルタベント系 主要仕様

(1) 配管

- a. 原子炉格納容器調気系配管からフィルタ装置

口 径 400A

材 質 炭素鋼 (JIS 材)

- b. フィルタ装置から排気ライン合流部

口 径 400A

材 質 炭素鋼 (JIS 材)

- c. 排気ライン合流部から圧力開放板

口 径 500A

材 質 炭素鋼 (JIS 材)

- d. 圧力開放板から大気開放端

口 径 500A

材 質 ステンレス鋼 (JIS 材)

(2) 原子炉格納容器圧力逃がし装置ベントライン隔離弁

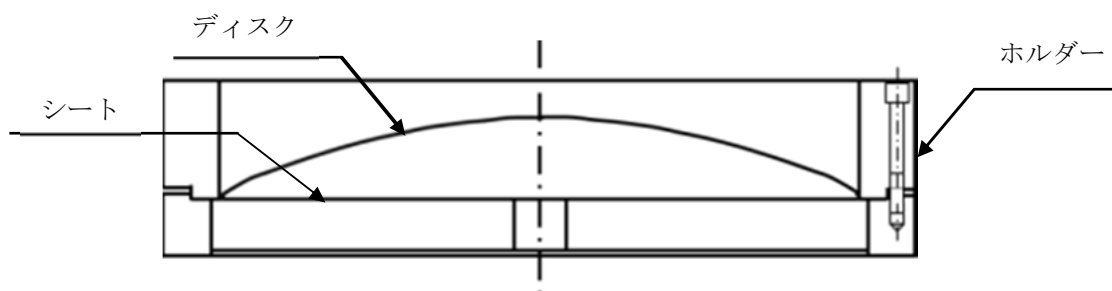
型 式 バタフライ弁

駆動方式 電動 (直流) 及び 遠隔人力操作機構

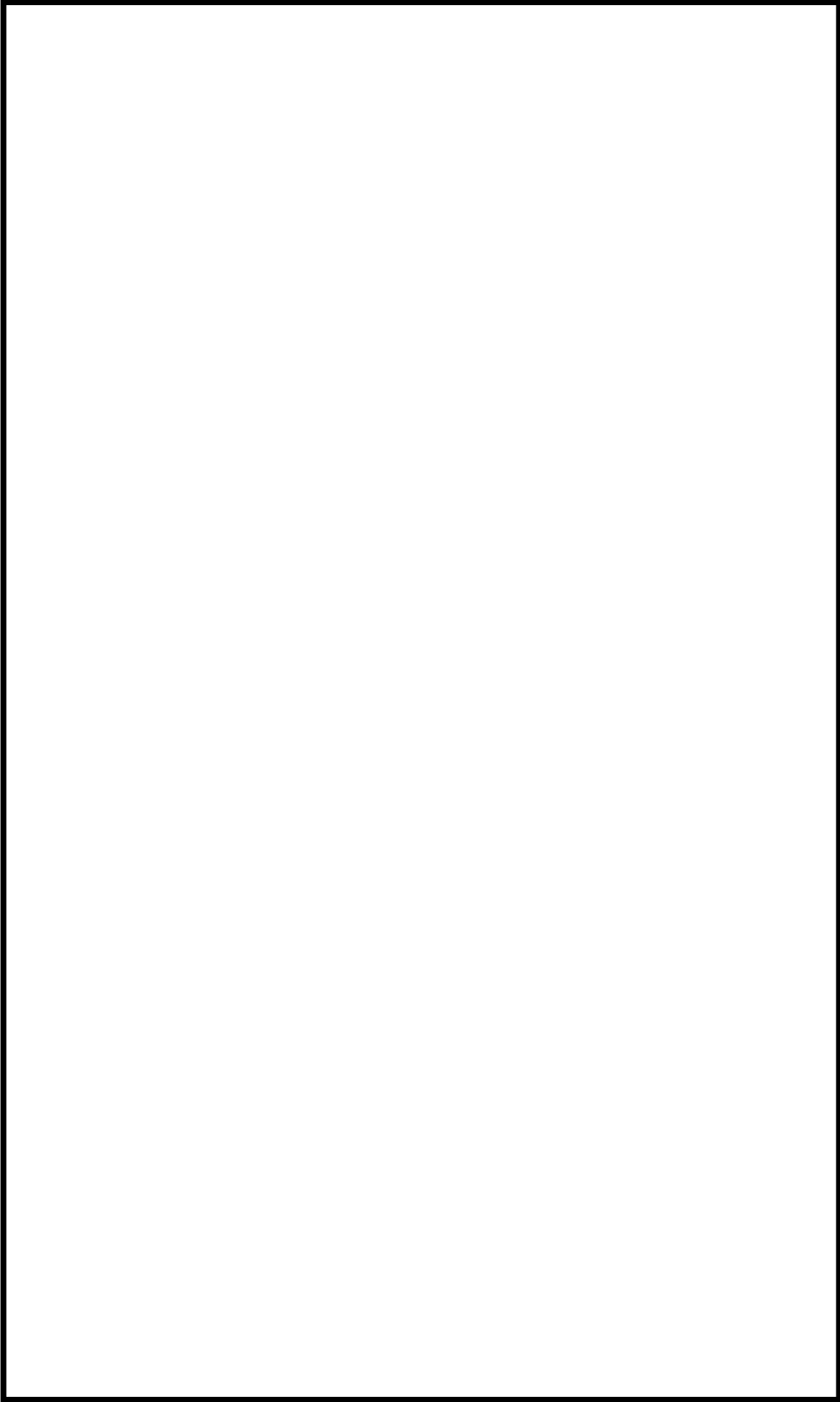
口 径 400A

(3) 圧力開放板

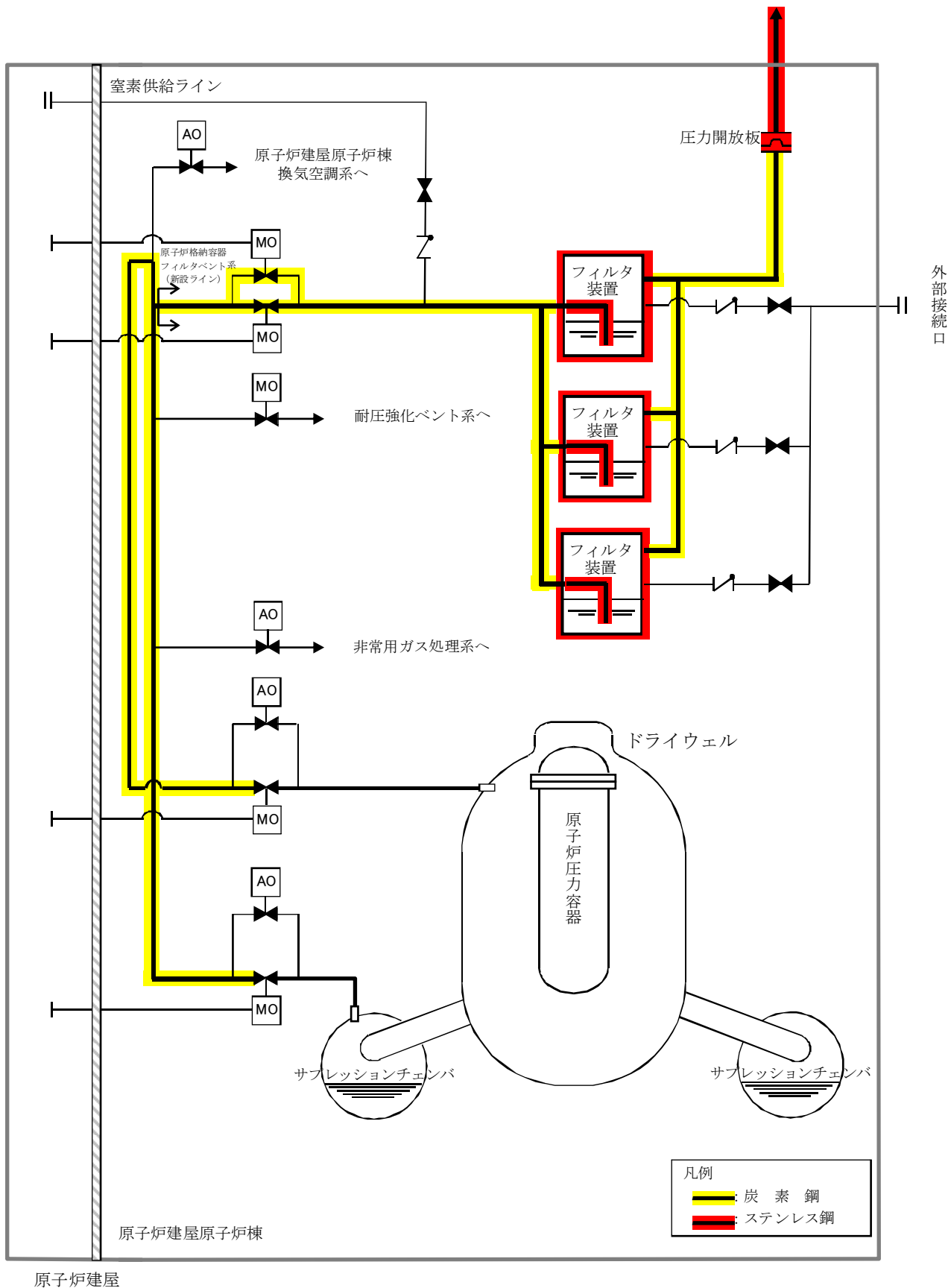
型 式	複合引張型ラプチャディスク
個 数	1 個
設定圧力	100kPa (差圧)
材 質	ステンレス鋼



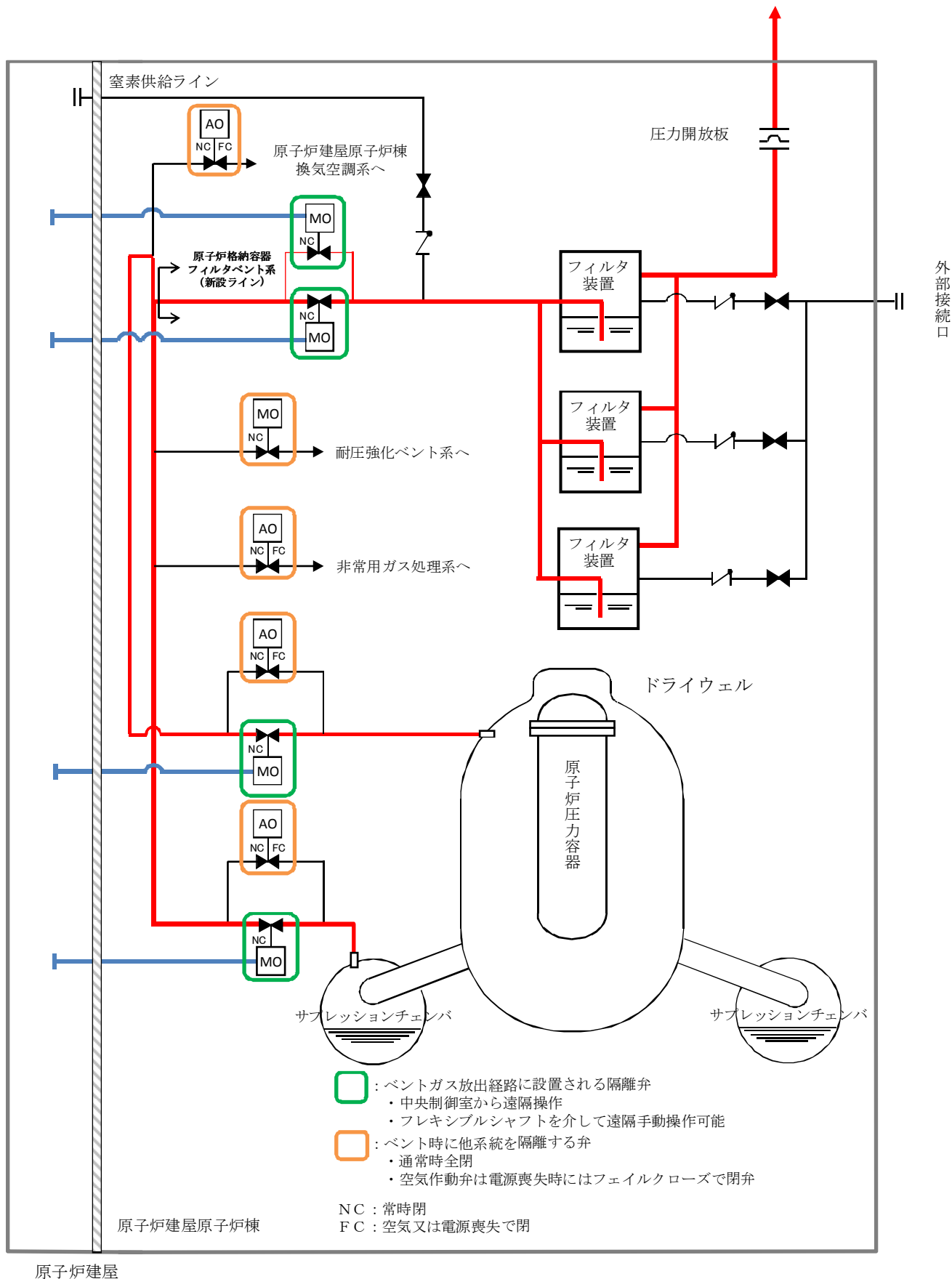
第 2.3.1-1 図 圧力開放板概略図



第2.3.1-2 図 原子炉格納容器フィルタベント系の配管構成鳥瞰図



第 2.3.1-3 図 フィルタ装置及び配管の材質



第 2.3.1-4 図 ベント時の操作対象弁及び他系統を隔離する弁

2.3.2 フィルタ装置

2.3.2.1 フィルタ装置（本体）仕様

フィルタ装置は、たて置円筒形容器であり、1基（全3台）で構成し、3台のフィルタ装置は並列に設置する（別紙5）。

フィルタ装置下部にはベンチュリスクラバ（ベンチュリノズル、スクラバ溶液）、上部には金属繊維フィルタを設置し、2つの組み合わせにより粒子状放射性物質を除去する。

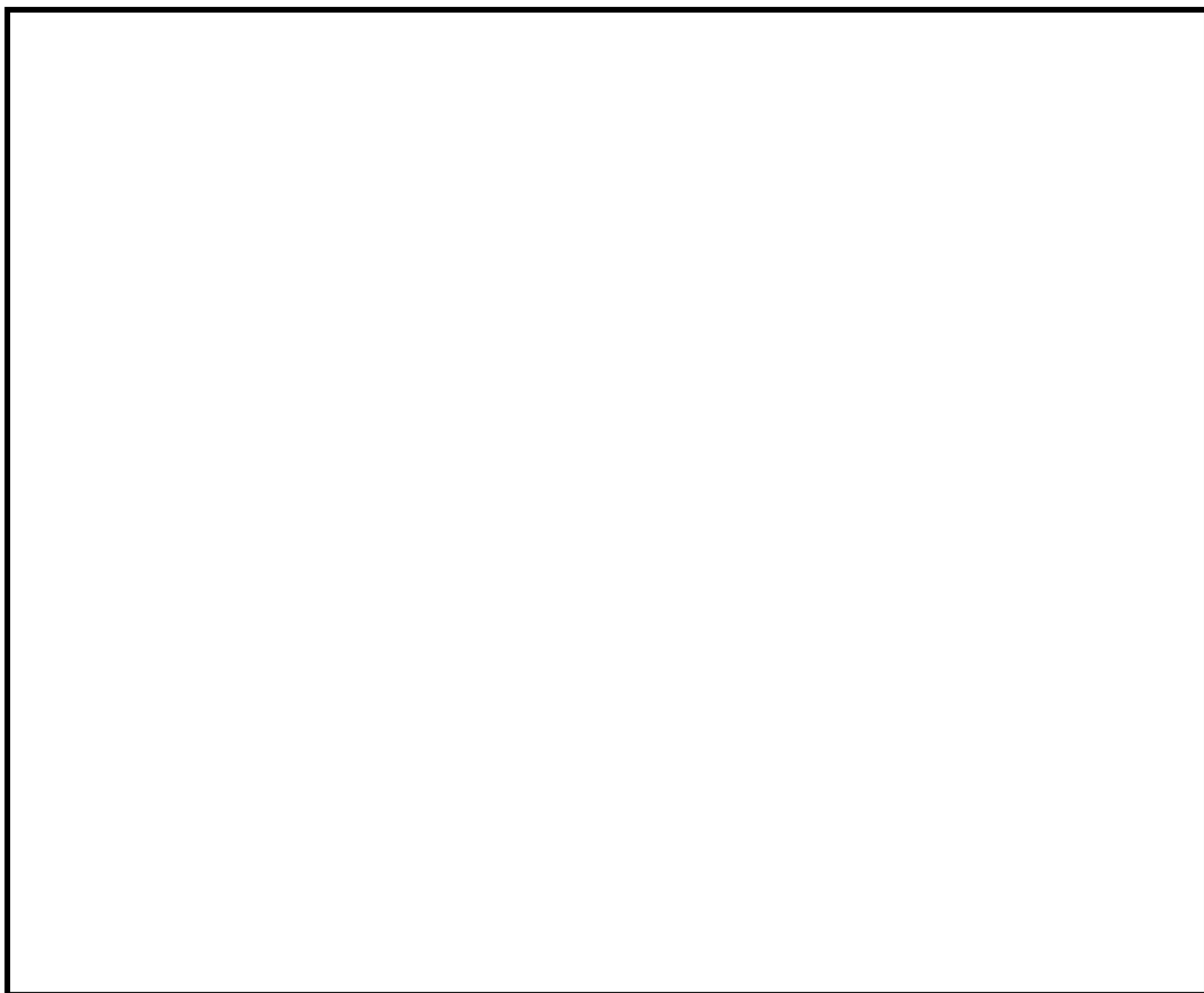
また、ベンチュリスクラバでは、ガス状放射性よう素（有機よう素及び無機よう素）のうち、無機よう素を高アルカリ性（pH：13程度）のスクラバ溶液により除去する。

さらに、金属繊維フィルタの下流側に放射性よう素フィルタを設置し、有機よう素及び無機よう素を吸着させ除去する。

フィルタ装置の主な特徴は以下のとおり。

- ・ フィルタ装置の耐圧容器部は重大事故等クラス2容器として設計する。
- ・ フィルタ装置は、原子炉建屋原子炉棟内のフィルタ装置室の壁に固定する。
- ・ フィルタ装置は、捕集した放射性物質の崩壊熱によるスクラバ溶液の減少を考慮し、十分な水量を持つ。
- ・ フィルタ装置内部には、1台あたりベンチュリノズル 、金属繊維フィルタ を内蔵する。
- ・ フィルタ装置及び内部構造物は、耐アルカリ性に優れるステンレス鋼を用いる。
- ・ 金属繊維フィルタ下流側に設置する放射性よう素フィルタは、吸着材に銀ゼオライトを用いる。
- ・ スクラバ溶液の採取が行えるようフィルタ装置下部にサンプリングラインを設置する。

フィルタ装置の仕様を第 2.3.2-1 表に，機能模式図を第 2.3.2.1-1 図に示す。



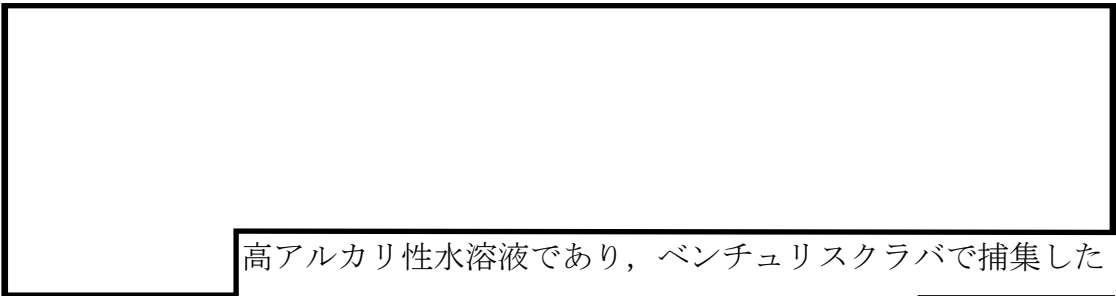
第 2.3.2.1-1 図 フィルタ装置の機能模式図

2.3.2.2 フィルタ仕様

(1) ベンチュリスクラバ

ベンチュリスクラバは，ベンチュリノズル，スクラバ溶液等で構成し，ベントガスに含まれる粒子状放射性物質及び無機よう素を捕集し，保持する。



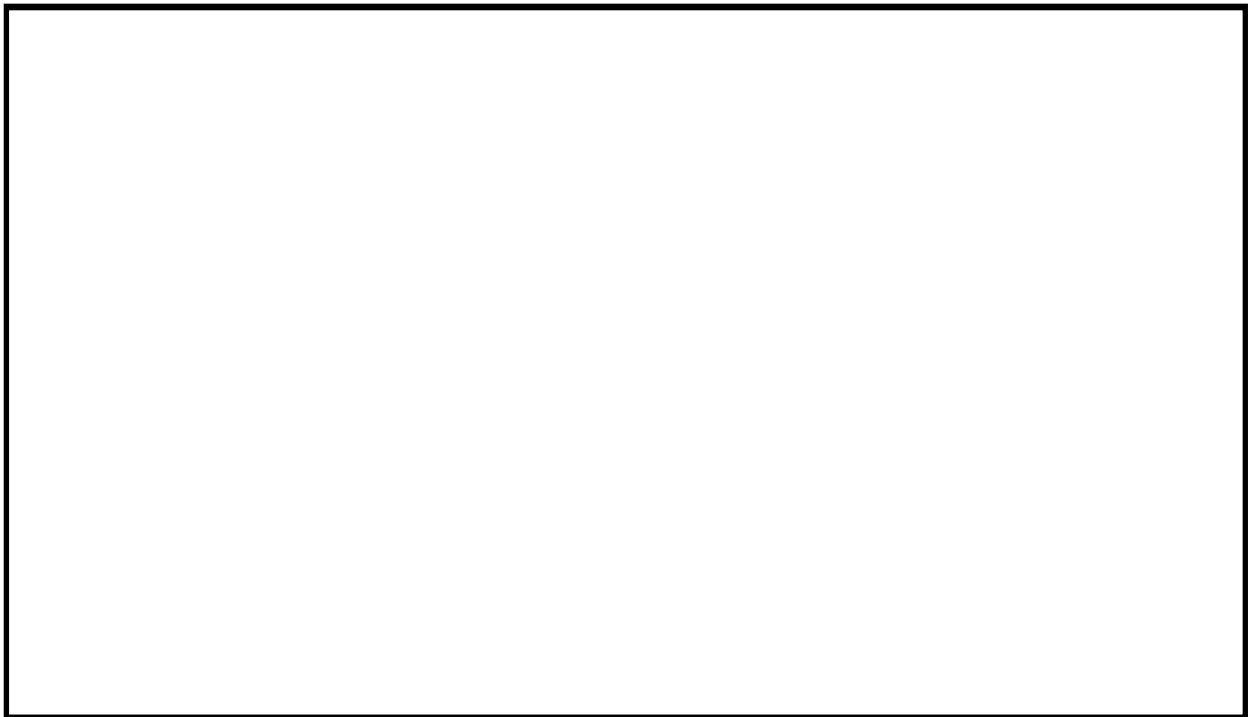


高アルカリ性水溶液であり，ベンチュリスクラバで捕集した
粒子状放射性物質を保持するとともに，アルカリ性条件下での

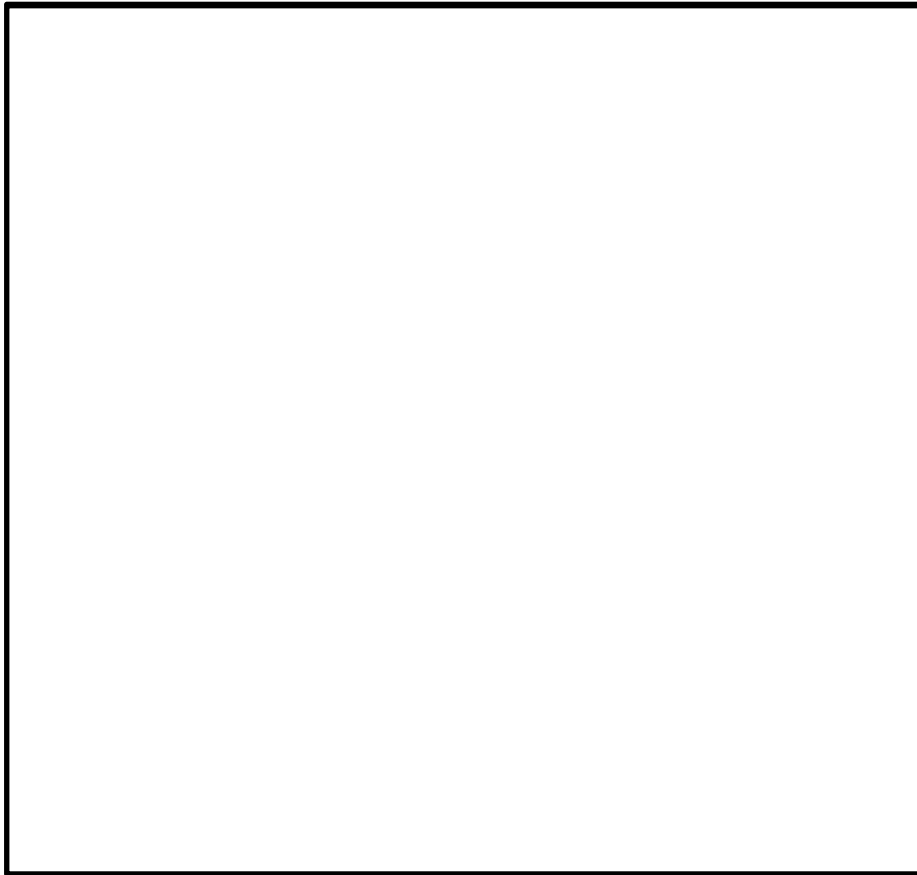
無機よう素の捕集と再揮発防止を図る。また，捕集した放射性物質の崩壊
熱について，スクラバ溶液の蒸発により除去し，発生した蒸気を系外へ放出
することで熱を大気へ輸送する。

ベンチュリノズルは，スクラバ溶液が高アルカリ性の水溶液であるため，
耐アルカリ性に優れるステンレス鋼を用いる。

ベンチュリノズル及びスクラバ溶液の仕様を第 2.3.2-1 表に，ベンチュリ
ノズルの概略構造を第 2.3.2.2-1 図に，概略図を第 2.3.2.2-2 図に示す。



第 2.3.2.2-1 図 ベンチュリノズルの概略構造



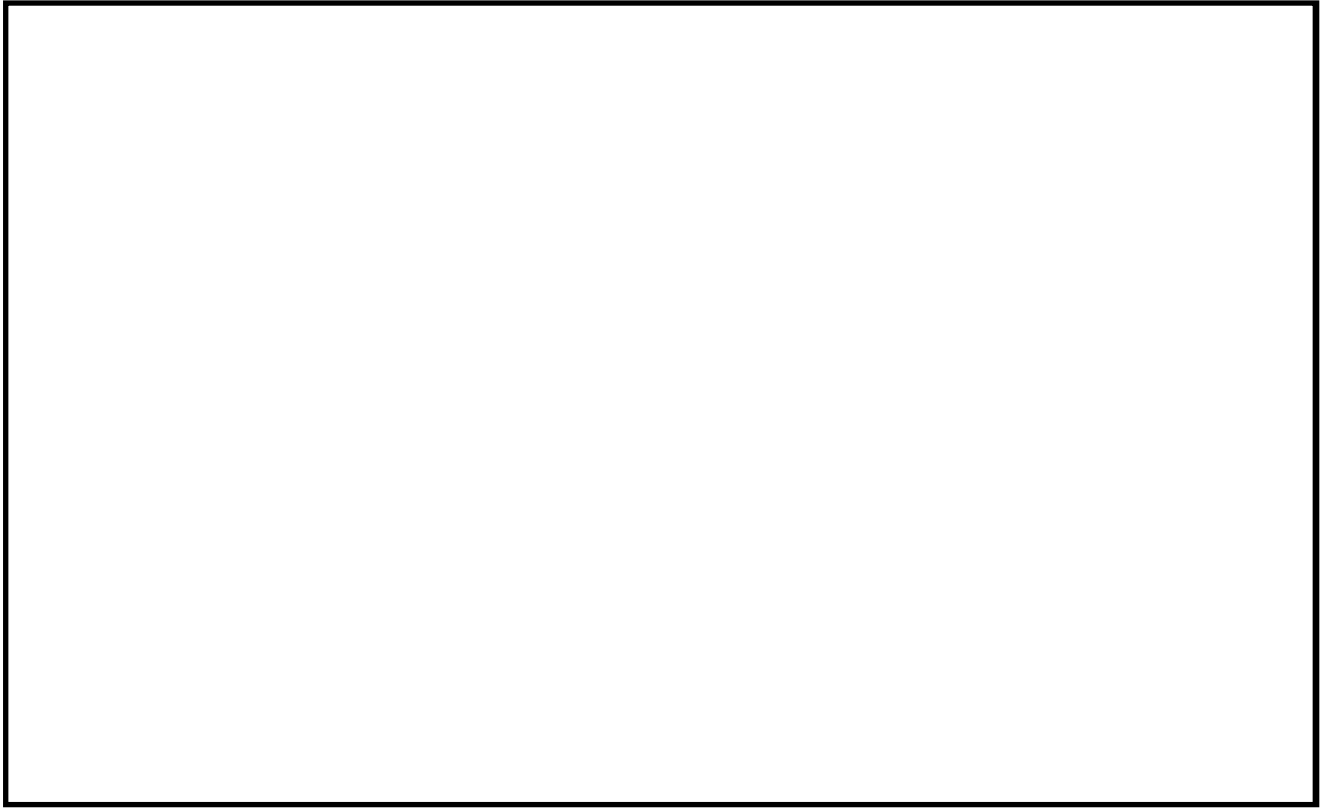
第 2.3.2.2-2 図 ベンチュリノズルの概略図

(2) 金属繊維フィルタ

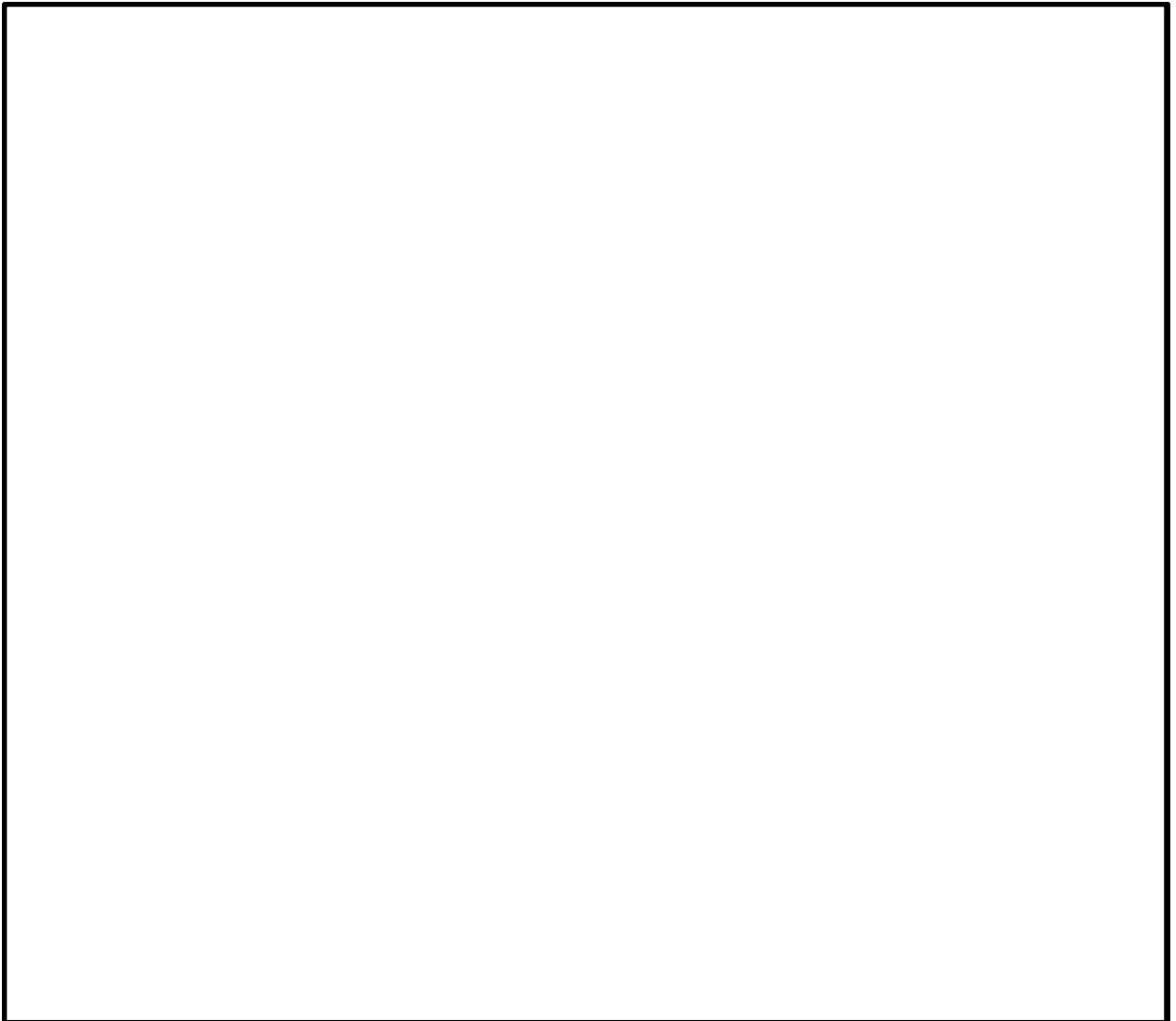


金属繊維フィルタは、フィルタ装置上部に縦置きに設置し、周囲の型枠によりフィルタ装置内部に固定する。

金属繊維フィルタの仕様を第 2.3.2-1 表に、概略構造を第 2.3.2.2-3 図に、概略図を第 2.3.2.2-4 図に示す。



第 2.3.2.2-3 図 金属繊維フィルタの概略構造



第 2.3.2.2-4 図 金属繊維フィルタの概略図

a. プレフィルタ及び湿分分離機構



湿分分離機構の概略構造及びベントガスの流れを第 2.3.2.2-5 図に，ドレン配管接続部の概略を第 2.3.2.2-6 図に示す（別紙 6）。



第 2.3.2.2-5 図 湿分分離機構の概略構造及びベントガスの流れ



第 2.3.2.2-6 図 ドレン配管接続部の概略図

b. メインフィルタ



(3) 放射性よう素フィルタ

金属繊維フィルタの下流側に設置する放射性よう素フィルタには，吸着材（銀ゼオライト）を充填し，この部分にベントガスを通過させることにより，有機よう素及び無機よう素を捕集する。

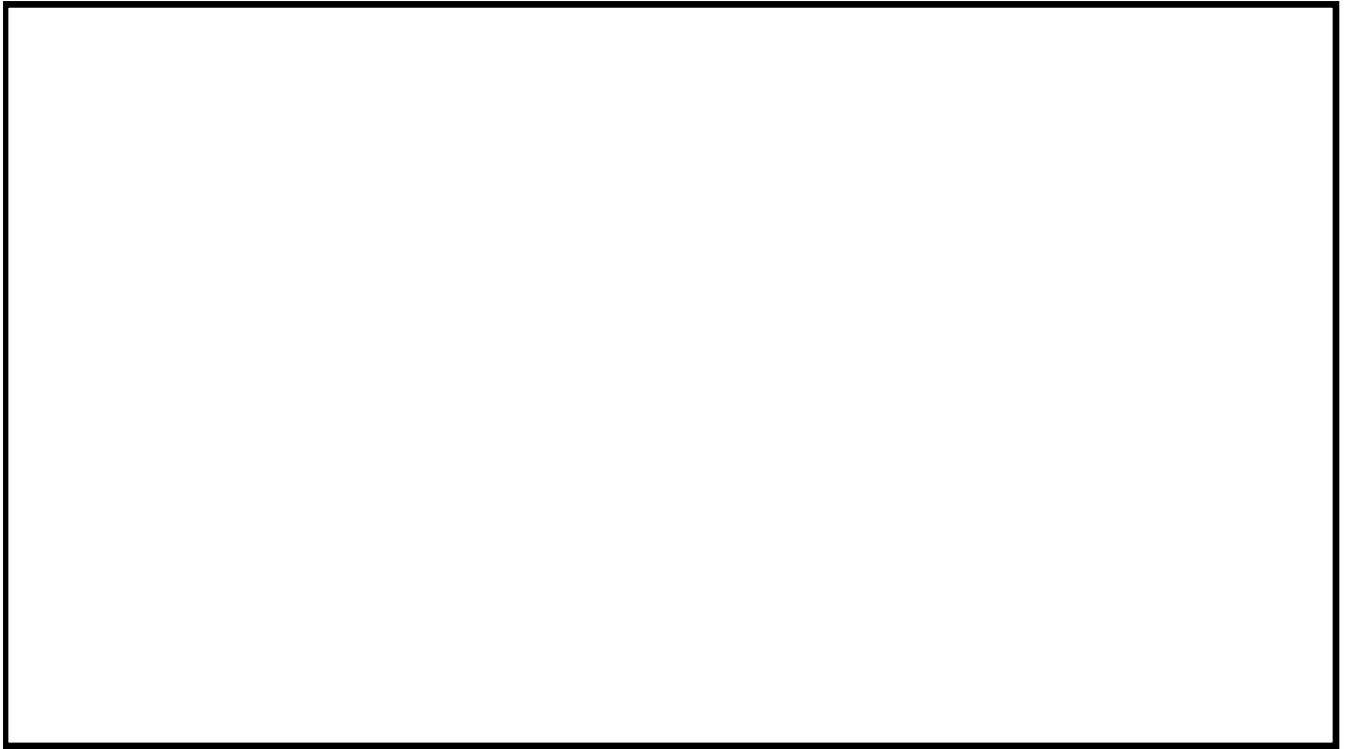
放射性よう素フィルタの仕様を第 2.3.2-1 表に，概略構造を第 2.3.2.2-7 図に示す。

(4) 流量制限オリフィス

流量制限オリフィスは，放射性よう素フィルタの上流側に設置し，格納容器からのベントガス流量の変化に対して，フィルタ装置内の体積流量をほぼ一定に保つ。オリフィスの断面積は，オリフィス上流側の圧力損失及び下流側の圧力損失を考慮し，ベント開始時の排気圧力（格納容器圧力）が低い 1Pd（427kPa[gage]）の状態においても，設計流量（10.0kg/s）が確実に排気できるよう設定する（別紙 7）。



流量制限オリフィスの仕様を第 2.3.2-1 表に示す。



第 2.3.2.2-7 図 放射性よう素フィルタの概略構造

第 2.3.2-1 表 フィルタ装置 主要仕様

(1) フィルタ装置

型 式	たて置円筒形容器
材 質	ステンレス鋼 (SUS316L)
胴 内 径	約 2.6m
高 さ	約 6m
基 数	1 基 (3 台で構成)

(2) ベンチュリスクラバ

a. ベンチュリノズル

材 質
全 高
個 数

--

b. スクラバ溶液

濃 度

--

(3) 金属繊維フィルタ

材 質
サ イ ズ
繊 維 径
個 数
総 面 積

--

(4) 放射性よう素フィルタ

材 質 銀ゼオライト

充 填 量

ベッド厚さ

--

(5) 流量制限オリフィス

型 式 同心オリフィス板

材 質

個 数

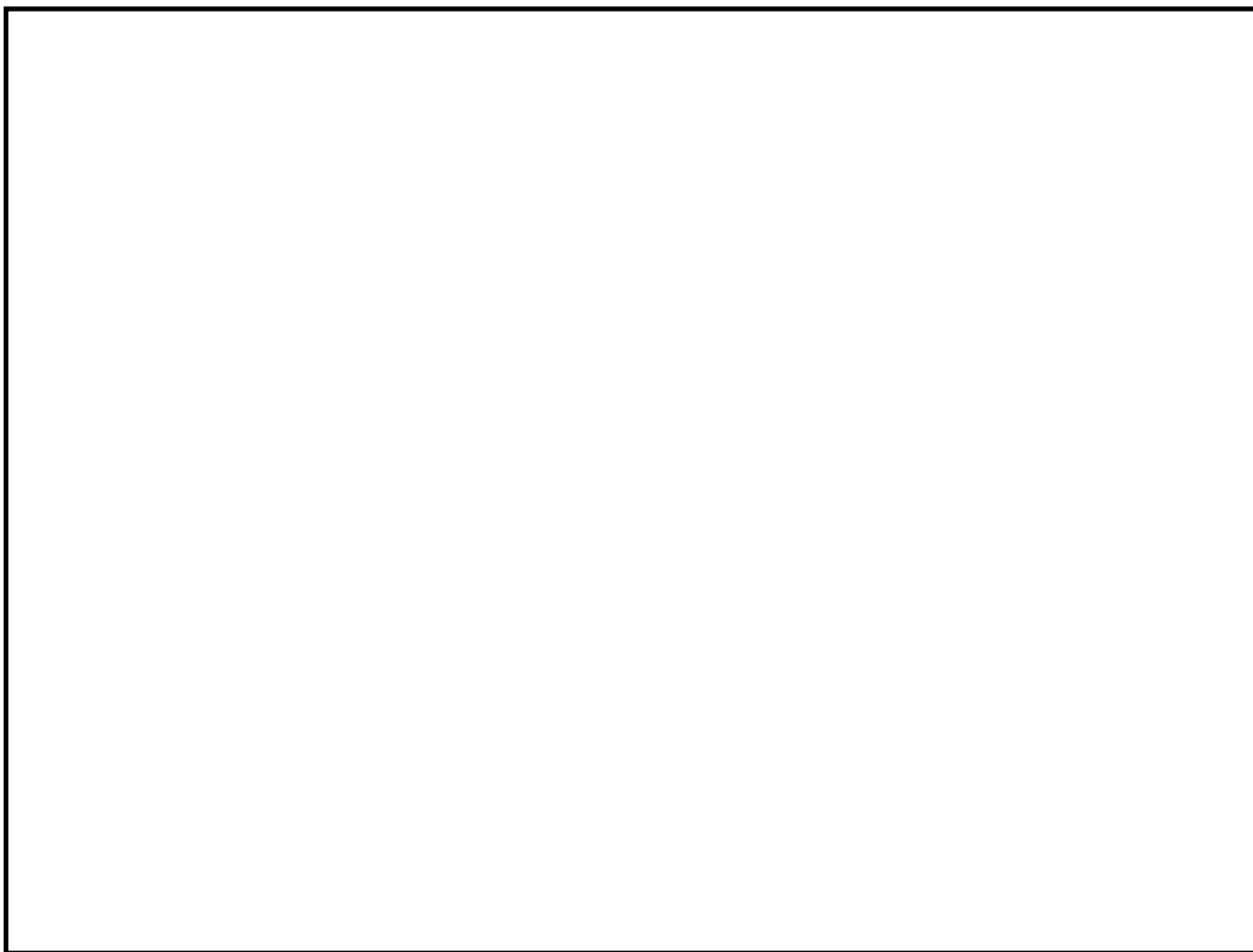
--

2.3.3 配置

原子炉格納容器フィルタベント系は、系統を構成する設備（機器及び配管等）を原子炉建屋に配置する。

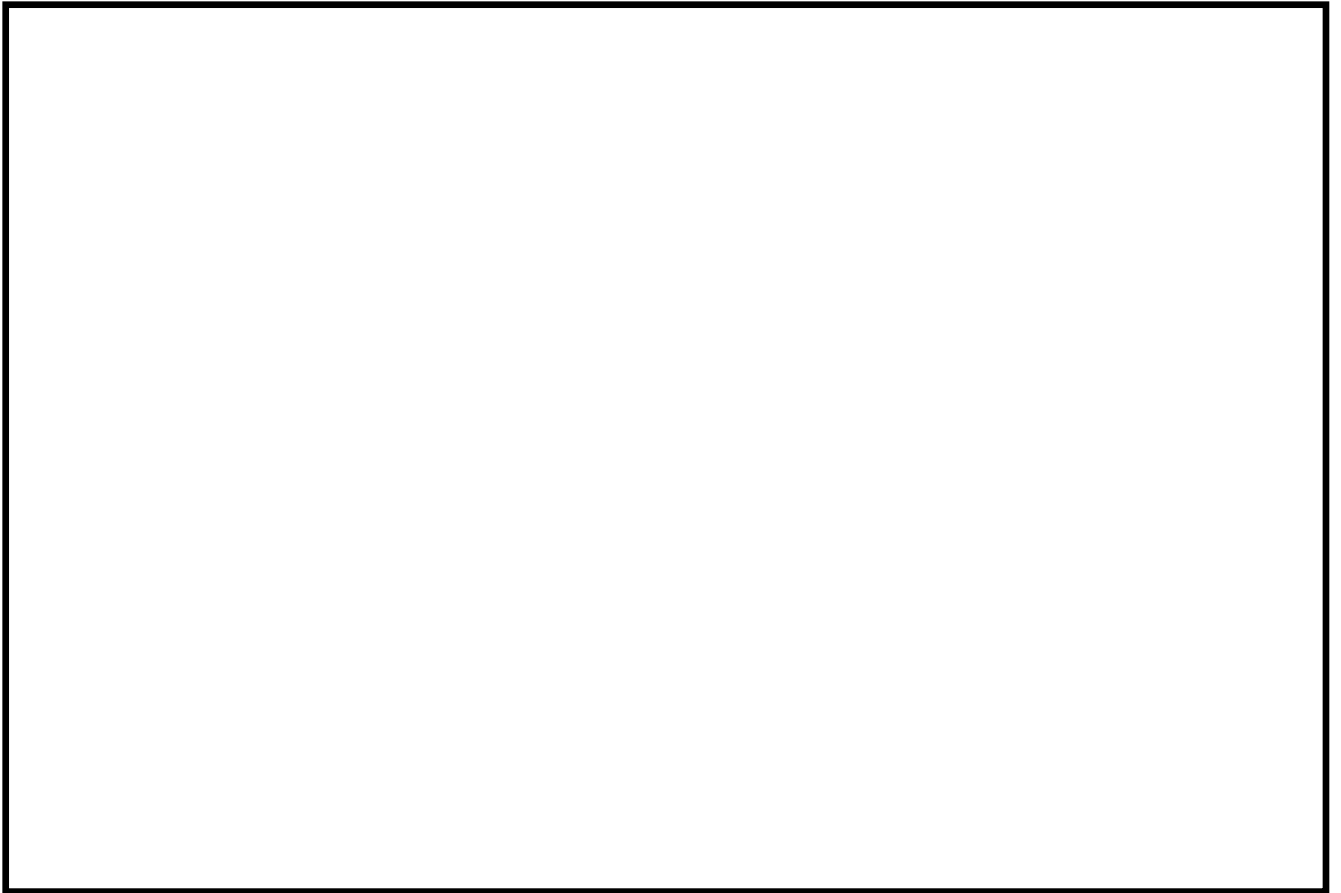
フィルタ装置は、原子炉建屋原子炉棟内のフィルタ装置室に設置することにより、地震、津波及び飛来物の衝突等を考慮した設計とし、最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設計基準事故対処設備（残留熱除去系、原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系）に対して位置的分散を図った配置とする。

フィルタ装置の配置を第 2.3.3-1 図に、残留熱除去系ポンプの配置を第 2.3.3-2 図に、残留熱除去系熱交換器の配置を第 2.3.3-3 図に、原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却水系熱交換器、原子炉補機冷却海水ポンプの配置を第 2.3.3-4 図に示す。

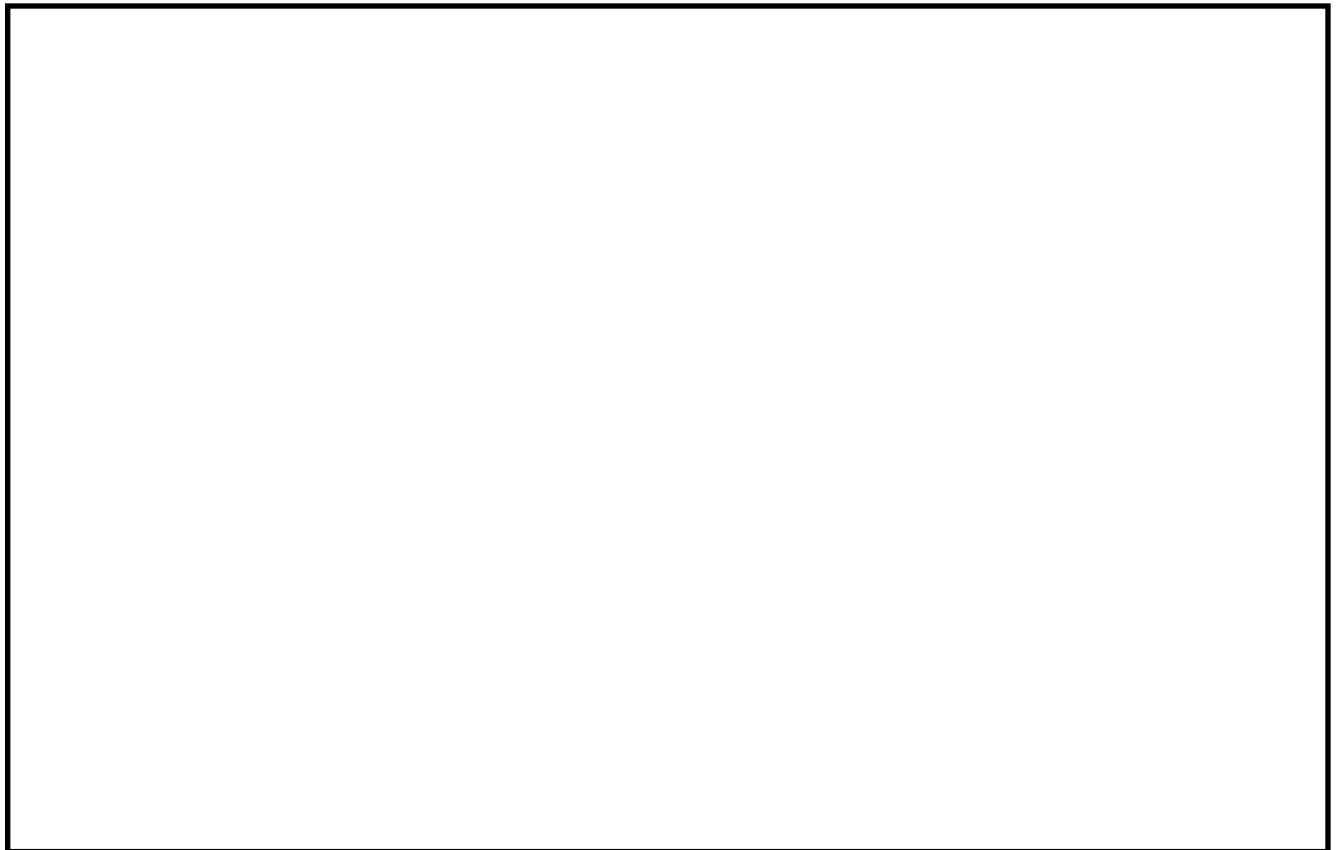


第 2.3.3-1 図 フィルタ装置配置図（原子炉建屋



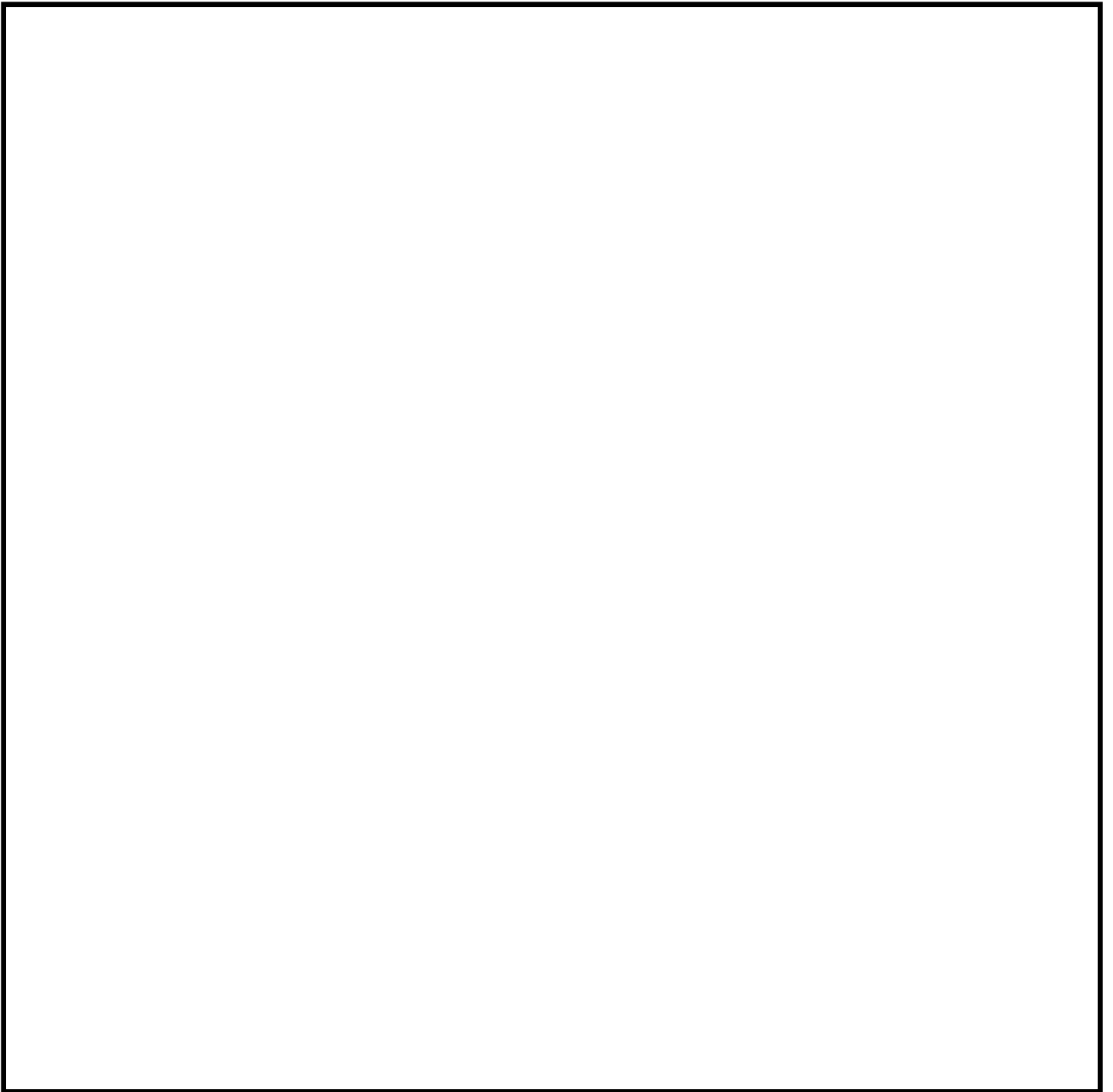



第 2.3.3-2 図 残留熱除去系ポンプ配置図（原子炉建屋



第 2.3.3-3 図 残留熱除去系熱交換器配置図（原子炉建屋





第 2.3.3-4 図 原子炉補機冷却水ポンプ，原子炉補機冷却水系熱交換器，原子炉補機冷却海水ポンプ配置図（原子炉建屋  海水ポンプ室）

2.3.4 附帯設備

2.3.4.1 計測設備

原子炉格納容器フィルタベント系の状態を監視するため、フィルタ装置廻りの計測設備を設置する。また、排出経路において水素濃度及び放射性物質濃度の監視をするため、フィルタ装置出口配管に水素濃度計及び放射線モニタを設置する（別紙8）。

計測設備の系統概略図を第2.3.4.1-1図に、監視パラメータを第2.3.4.1-1表に示す。

(1) フィルタ装置廻りの計測設備

原子炉格納容器フィルタベント系の系統圧力、フィルタ装置の水位及び水温の状態を監視するため、圧力検出器、水位検出器及び温度検出器等を設置する。これらの監視パラメータは、中央制御室等で監視可能な構成とする。

(2) フィルタ装置出口水素濃度計

フィルタ装置出口水素濃度計は、フィルタ装置出口配管内のガスに含まれる水素濃度を監視するため、フィルタ装置出口配管に設置する。

フィルタ装置出口配管からガスをサンプリング設備により採取し、水素濃度を計測し、中央制御室等に指示及び記録する。

フィルタ装置出口水素濃度計の仕様を第2.3.4.1-2表に示す。

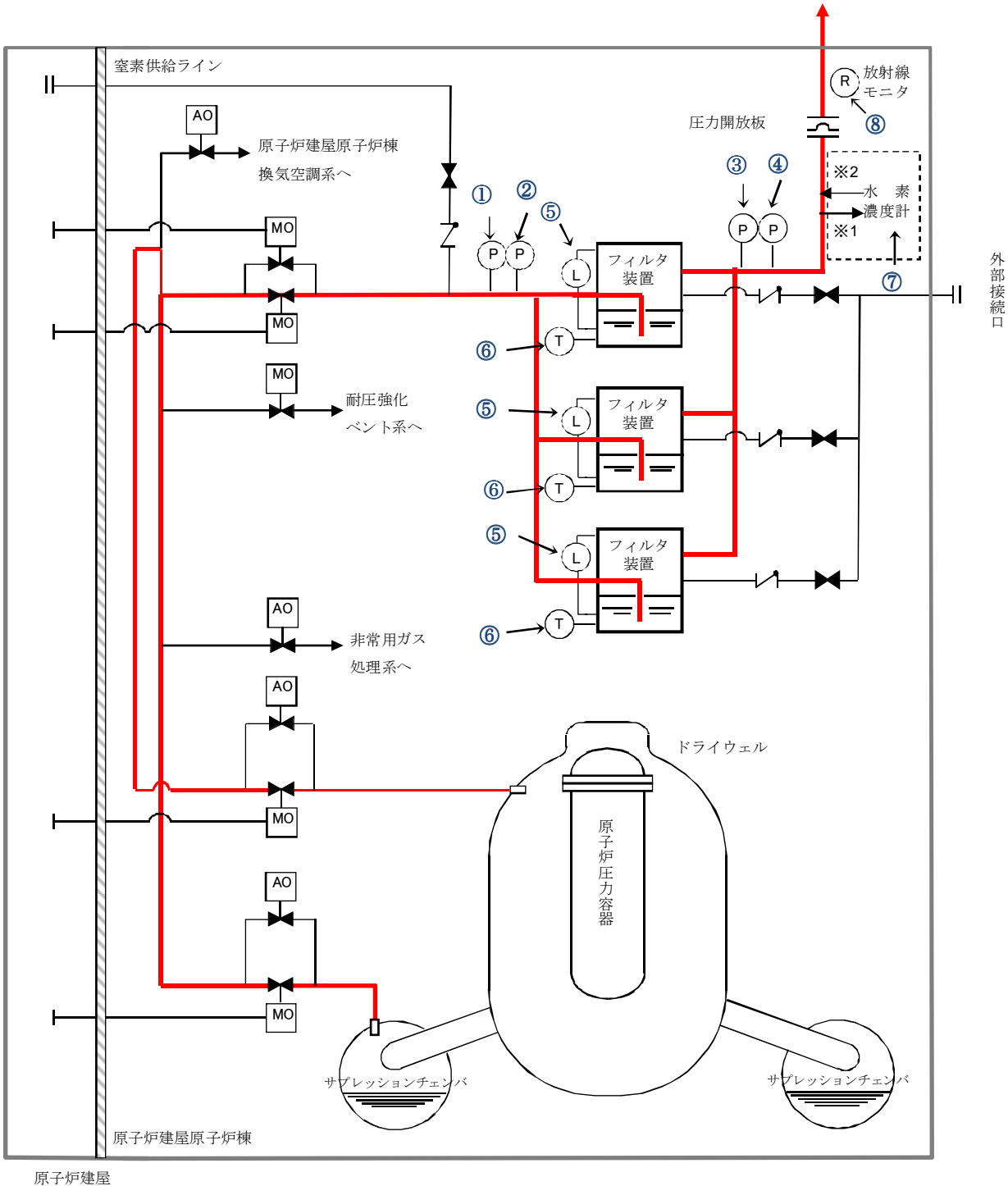
(3) フィルタ装置出口放射線モニタ

フィルタ装置出口放射線モニタは、フィルタ装置出口配管内のガスに含まれる放射性物質濃度を評価するため、フィルタ装置出口配管に設置する。

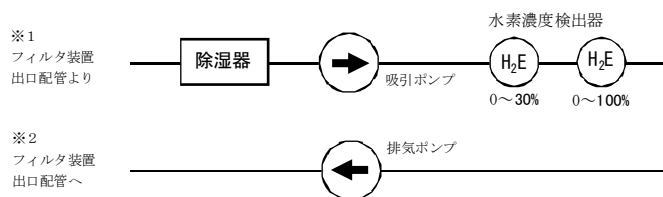
フィルタ装置出口配管内のガスに含まれる放射性物質から放出される γ 線をイオンチェンバ検出器を用いて測定し、線量率に変換し、中央制御室等に指示

及び記録する。指示・記録した線量率からフィルタ装置出口配管内のガスに含まれる放射性物質濃度を評価する（別紙9）。

フィルタ装置出口放射線モニタの仕様を第2.3.4.1-2表に示す。



原子炉建屋



第2.3.4.1-1 図 計測設備系統概略図

第 2.3.4.1-1 表 計測設備の監視パラメータ

監視項目※1	設置目的	計測範囲	測定範囲の根拠	個数	監視場所
①フィルタ装置入口 圧力 (広帯域)	ベント開始時及び継続時に格納容器内のガスがフィルタ装置へ導かれていることの確認	-0.1～ 1.0MPa		1	中央制御室/ 緊急時対策所
②フィルタ装置入口 圧力 (狭帯域)	系統待機時の窒素封入による不活性状態の確認	0～100kPa		1	中央制御室/ 緊急時対策所
③フィルタ装置出口 圧力 (広帯域)	ベント開始時及び継続時に格納容器内のガスがフィルタ装置へ導かれていることの確認	-0.1～ 1.0MPa		1	中央制御室/ 緊急時対策所
④フィルタ装置出口 圧力 (狭帯域)	系統待機時の窒素封入による不活性状態の確認	0～100kPa		1	中央制御室/ 緊急時対策所
⑤フィルタ装置水位	フィルタ装置性能維持のための水位監視	※2		3	中央制御室/ 緊急時対策所
⑥フィルタ装置水温 度	フィルタ装置内の水温 度監視	0～200℃		3	中央制御室/ 緊急時対策所
⑦フィルタ装置出口 水素濃度	ベント停止後の系統内 の水素濃度の確認	0～30% 0～100%		1 1	中央制御室/ 緊急時対策所
⑧フィルタ装置出口 放射線量率	ベント開始時及び継続時に放出されるベントガスの放射性物質濃度の確認	10^{-2} ～ 10^5 mSv/h		1	中央制御室/ 緊急時対策所

※1 監視項目の数字は第 2.3.4.1-1 図の丸数字に対応する。

※2 設計変更中。

第 2.3.4.1-2 表 原子炉格納容器フィルタベント系 計測設備仕様

(1) フィルタ装置出口水素濃度計

種 類	熱伝導率式
計測範囲	0～30%, 0～100%
個 数	各 1 個
電 源	非常用交流電源（常設代替交流電源から受電可能）

(2) フィルタ装置出口放射線モニタ

種 類	イオンチェンバ式放射線検出器
計測範囲	$10^{-2} \sim 10^5$ mSv/h
個 数	1 個
電 源	直流電源（蓄電池）

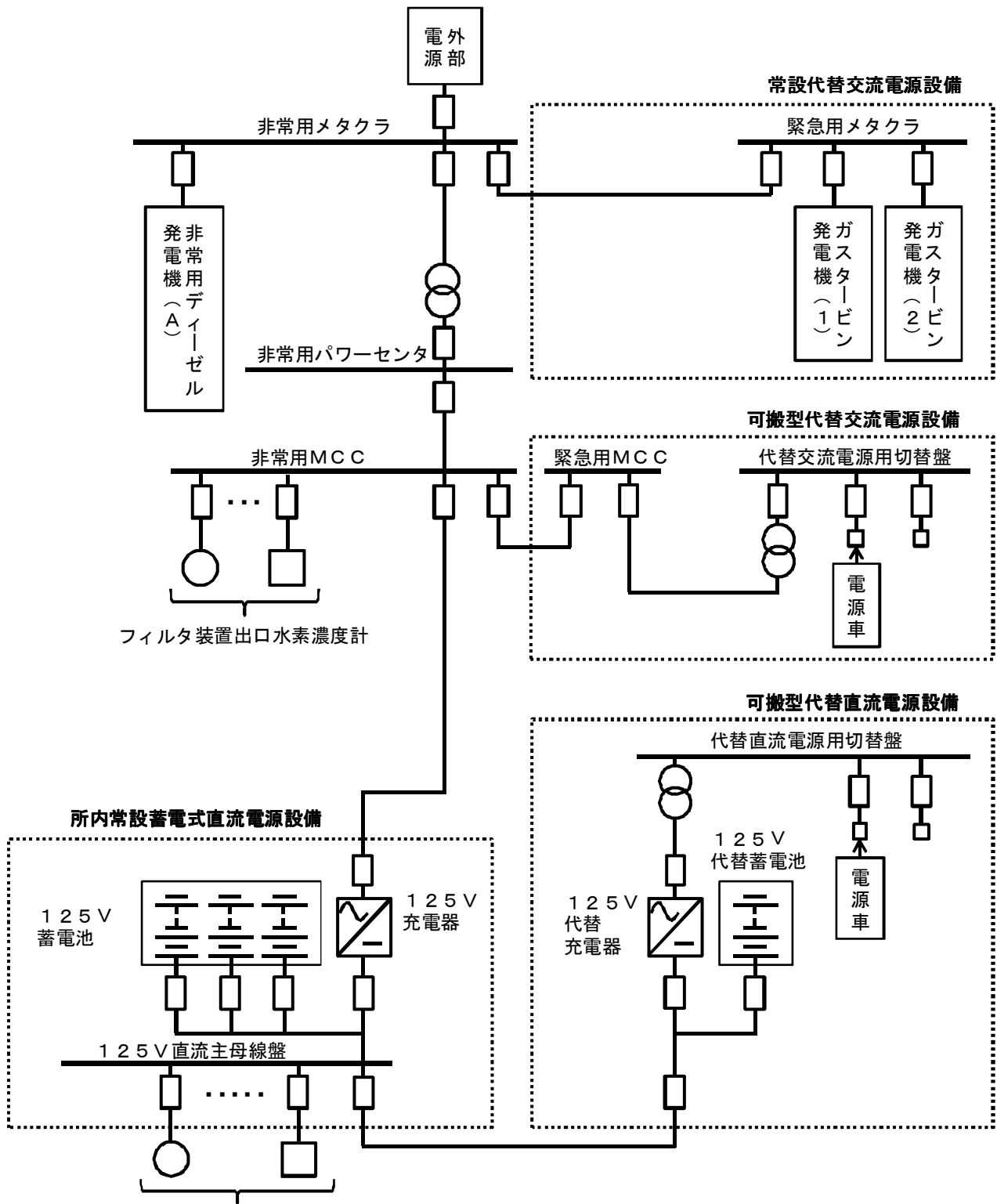
2.3.4.2 電気設備

ベントに必要な隔離弁及びベント時の状態監視に必要な計測設備は、全交流動力電源喪失時においても重大事故等に対処するための電源である所内常設蓄電式直流電源設備（125V 蓄電池）、常設代替交流電源設備（ガスタービン発電機）、可搬型代替交流電源設備（電源車）及び可搬型代替直流電源設備（125V 代替蓄電池、125V 代替充電器及び電源車の組合せ）のいずれかから給電可能な構成とする。

所内常設蓄電式直流電源設備（125V 蓄電池）及び可搬型代替直流電源設備（125V 代替蓄電池、125V 代替充電器及び電源車の組合せ）は、ベントに必要な隔離弁、フィルタ装置廻り計測設備及びフィルタ装置出口放射線モニタに給電可能とする。

常設代替交流電源設備（ガスタービン発電機）及び可搬型代替交流電源設備（電源車）は、ベントに必要な隔離弁、フィルタ装置廻り計測設備、フィルタ装置出口水素濃度計及びフィルタ装置出口放射線モニタに給電可能とする。

電源構成図を第 2.3.4.2-1 図に示す（別紙 10）。



サプレッションチェンバメント用出口隔離弁, ドライウェルベント用出口隔離弁,
 原子炉格納容器圧力逃がし装置ベントライン隔離弁,
 フィルタ装置出口放射線モニタ及びフィルタ装置廻り計測設備

第 2.3.4.2-1 図 電源構成図

2.3.4.3 給水設備

給水設備は、ベント時に、フィルタ装置に捕集した放射性物質の崩壊熱によりスクラバ溶液が減少した場合に、原子炉建屋原子炉棟外からフィルタ装置へ水の補給が可能なよう、給水配管及び外部接続口等で構成する。この外部接続口は、可搬型大容量送水ポンプ等を用いて水及び薬液の補給ができる設計とする。

給水設備の主要な仕様を第 2.3.4.3-1 表に、給水設備の系統概略図を第 2.3.4-1 図に示す。

第 2.3.4.3-1 表 原子炉格納容器フィルタベント系 給水設備仕様

(1) 配管

口 径	50A
材 質	ステンレス鋼 (JIS 材)

2.3.4.4 窒素供給設備

窒素供給設備は、原子炉格納容器フィルタベント系の使用後、ベントガスに含まれる水素及びフィルタ装置で捕集し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が系統内に滞留し、可燃限界に至ることを防止するため、窒素を供給することにより、系統内の掃気及び不活性化を行う。

窒素供給設備は、原子炉建屋原子炉棟外からフィルタ装置へ窒素の供給が可能なよう、可搬型の窒素ガス供給装置、窒素供給配管及び外部接続口等で構成する。

窒素供給設備の主要な仕様を第 2.3.4.4-1 表に、窒素供給設備の構成概略を第 2.3.4.4-1 図に、窒素ガス供給装置の構造図を第 2.3.4.4-2 図に、窒素供給設備の系統概略図を第 2.3.4-1 図に示す。

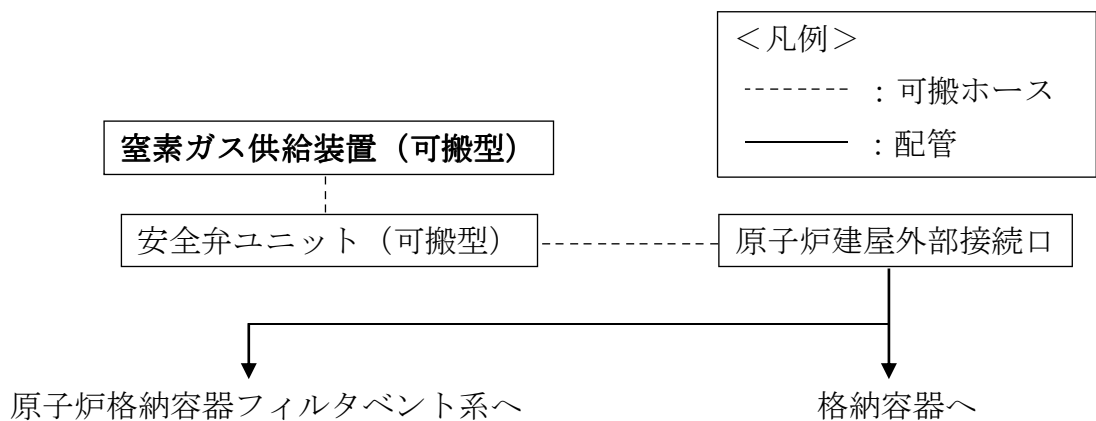
第 2.3.4.4-1 表 窒素供給設備仕様

(1) 窒素ガス供給装置

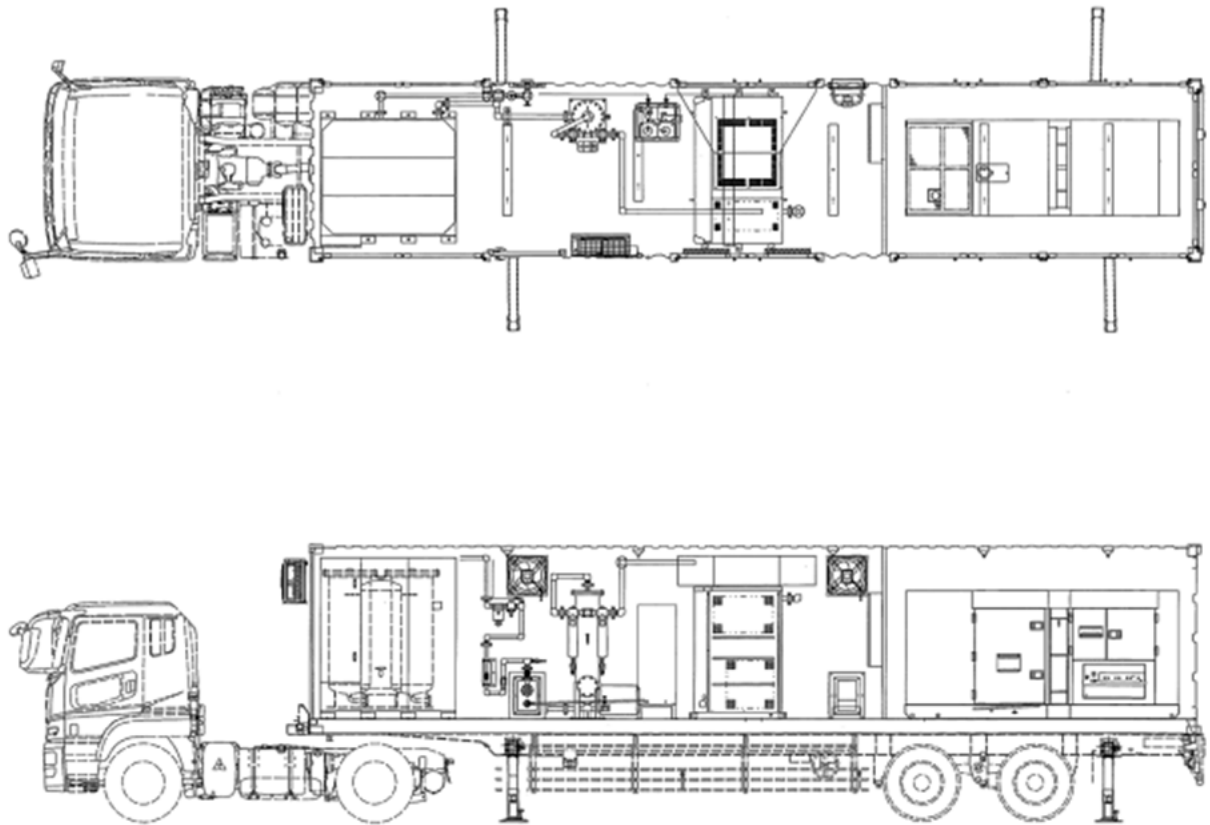
種 類	圧力変動吸着方式
容 量	約 220 m ³ /h(normal)
純 度	99.0vol%以上
供給圧力	427kPa[gage]
台 数	2 台 (予備 1)

(2) 配管

口 径	50A
材 質	炭素鋼 (JIS 材)



第 2.3.4.4-1 図 窒素供給設備構成概略



第 2.3.4.4-2 図 窒素ガス供給装置 構造図

2.3.4.5 排水設備

排水設備は、ベント終了後の放射性物質を含むスクラバ溶液をサプレッションチェンバに移送できるよう弁及び配管等で構成する。フィルタ装置からの排水は、排水設備に設置する弁の操作により行い、ベント後のスクラバ溶液をフィルタ装置より低い位置にあるサプレッションチェンバへ排水する。

さらに、万一、放射性物質を含むスクラバ溶液がフィルタ装置室に漏えいした場合においても漏えいが検知可能な設計とし、また、漏えい水をサプレッションチェンバへ排水可能な設計とする。

排水設備の主要な仕様を第 2.3.4.5-1 表に、排水設備の系統概略図を第 2.3.4-1 図に示す。

第 2.3.4.5-1 表 原子炉格納容器フィルタベント系 排水設備仕様

(1) 排水移送ライン隔離弁

型 式 バタフライ弁

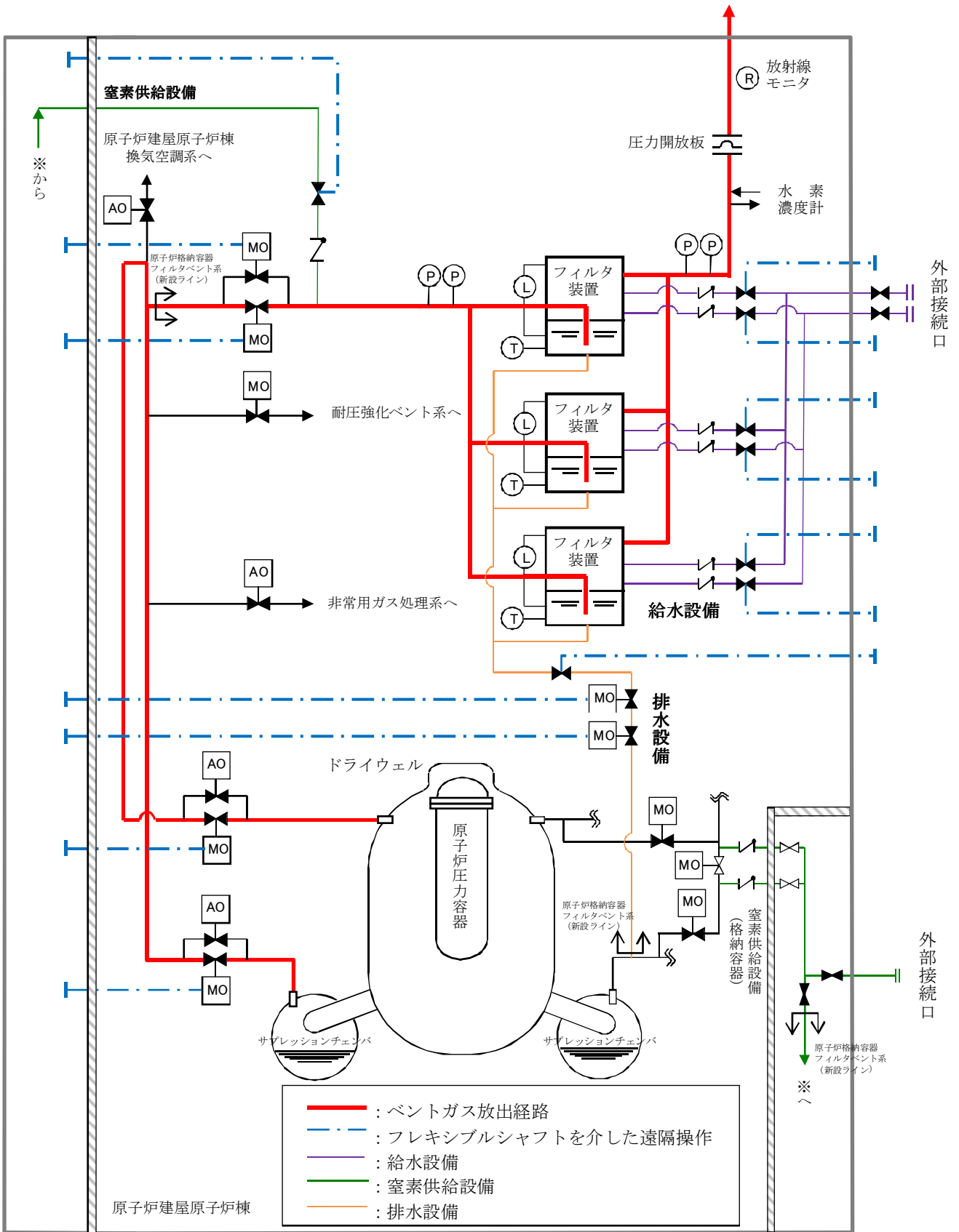
駆動方式 電動（交流）及び 遠隔人力操作機構

口 径 150A

(2) 配管

口 径 50A

材 質 ステンレス鋼（JIS 材）



原子炉建屋

第 2.3.4-1 図 附帯設備の系統概略図

3 フィルタ性能

3.1 放射性物質の除去原理 (別紙 11)

3.1.1 粒子状放射性物質の除去原理

粒子状放射性物質の除去は、一般にフィルタ媒体（ベンチュリスクラバの場合は水滴、金属繊維フィルタの場合は金属繊維）の種類によらず、主に以下の3つの効果の重ね合わせとして記述できる。

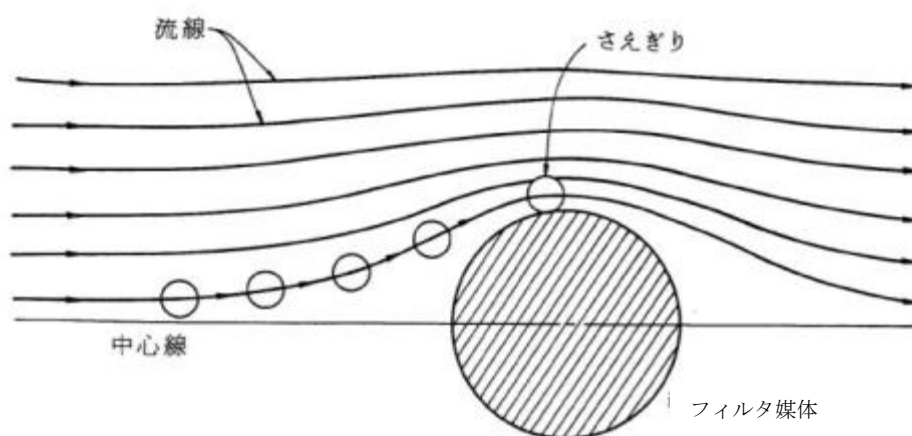
- ・ さえぎり効果：粒径が大きい場合に有効
- ・ 拡散効果：流速が遅い場合、粒径が小さい場合に有効
- ・ 慣性衝突効果：流速が早い場合、粒径が大きい場合に有効

以下に、それぞれの除去効果についてその特性を記載する。

(1) さえぎり効果

さえぎりによるエアロゾルの捕集は、第 3.1.1-1 図に示すように、エアロゾルが流線にそって運動している場合に、フィルタ媒体表面から 1 粒子半径以内にエアロゾルが達したときに起こる。

エアロゾル粒径が大きい場合、より遠くの流線に乗っていた場合でもフィルタ媒体と接触することが可能であるため、さえぎりによる除去効果は、エアロゾル粒径が大きい程大きくなる傾向にある。



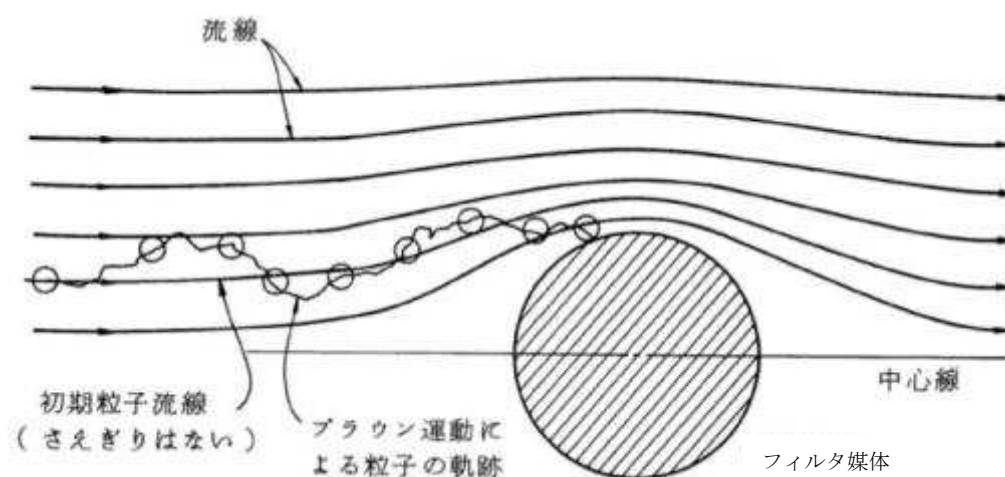
出典：W.C. ハイネズ，エアロゾルテクノロジー，(株)井上書院(1985)

第 3.1.1-1 図 さえぎりによる捕集

(2) 拡散効果

拡散によるエアロゾルの捕集は、第 3.1.1-2 図に示すように、エアロゾルがフィルタ媒体をさえぎらない流線上を移動しているときでも、フィルタ媒体近傍を通過する際に、ブラウン運動によってフィルタ媒体に衝突することで起こる。

エアロゾル粒径が小さい場合、ブラウン運動による拡散の度合いが大きくなるため、拡散による除去効果は、エアロゾル粒径が小さい程大きくなる傾向にある。また、フィルタ媒体の近傍にエアロゾルが滞在する時間が長い程ブラウン運動によりフィルタ媒体に衝突する可能性が高まるため、拡散による除去効果は、流速が遅い程大きくなる傾向にある。



出典：W. C. ハイネズ，エアロゾルテクノロジー，(株)井上書院(1985)

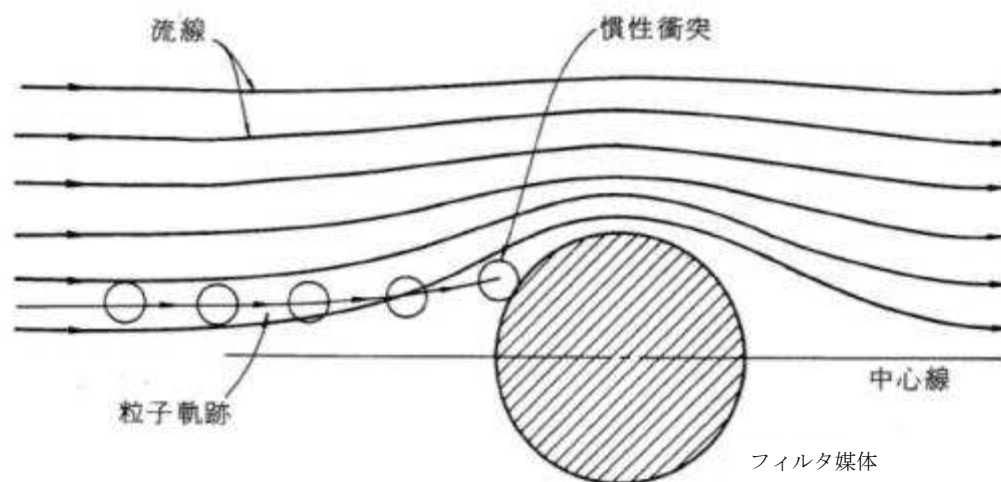
第 3.1.1-2 図 拡散による捕集

(3) 慣性衝突効果

慣性衝突によるエアロゾルの捕集は、第 3.1.1-3 図に示すように、エアロゾルがその慣性のために、フィルタ媒体の近傍で急に变化する流線に対応することができず、流線を横切ってフィルタ媒体に衝突するとき起こる。

エアロゾル粒径が大きい場合、もしくは、エアロゾルの流れが速い場合にエアロゾルの持つ慣性が大きくなり、フィルタ媒体と衝突する可能性が高まるため、

慣性衝突による除去効果は、エアロゾル粒径が大きい程大きく、流速が早い程大きくなる傾向にある。



出典：W. C. ハイネズ，エアロゾルテクノロジー，(株)井上書院(1985)

第 3. 1. 1-3 図 慣性衝突による捕集

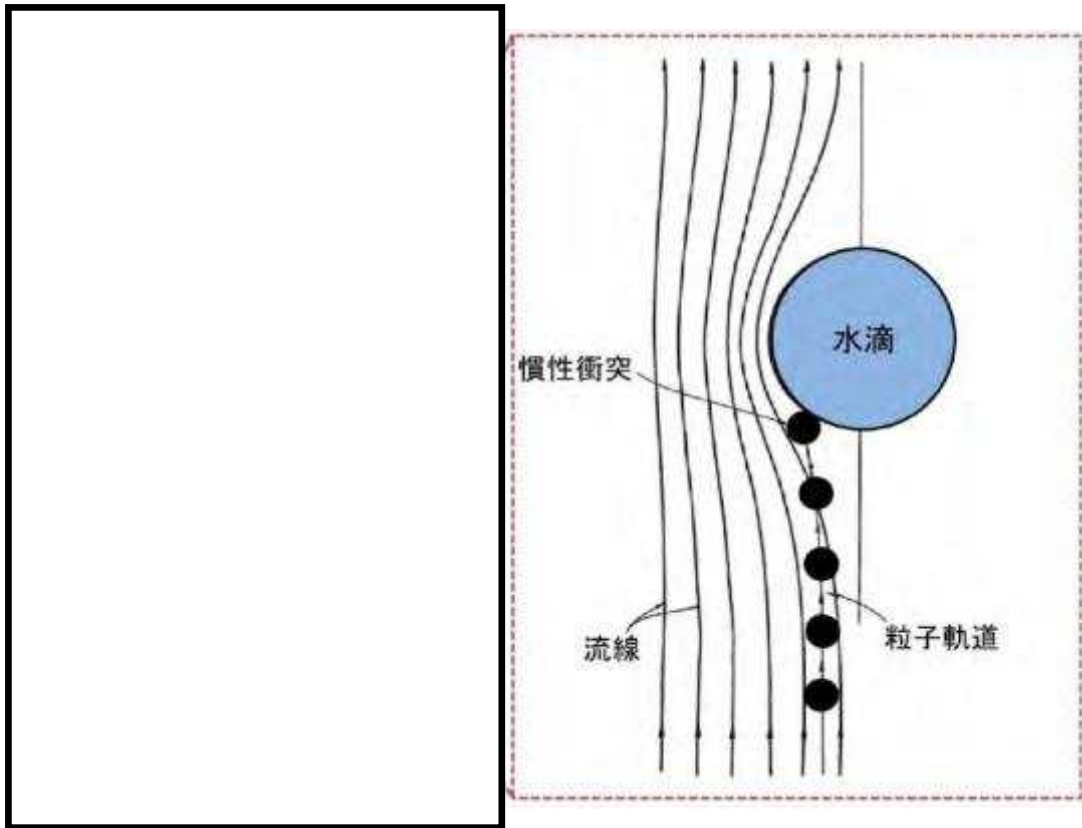
これらの除去原理はフィルタ媒体が水滴でも金属繊維でも作用するが、フィルタの種類により 1 つ又は複数の除去原理が効果的に機能する。そのため、幅広い粒径、流速のエアロゾルを除去するためには、異なる種類のフィルタを組み合わせることが有効である。

以下にベンチュリスクラバ及び金属繊維フィルタにおける粒子状放射性物質の除去原理を示す。

3. 1. 1. 1 ベンチュリスクラバによる粒子状放射性物質の除去

ベンチュリスクラバは、断面積の小さいベンチュリノズルのスロート部にベントガスを通し、ガス流速を大きくすることで発生する負圧によって、ガス流中に水滴を噴霧（いわゆる霧吹き）し、微小水滴にすることで粒子状放射性物質が水と接触する面積を大きくすることにより、効果的に粒子状放射性物質をスクラバ溶液に捕集する。

ベンチュリノズルにおける除去原理を第 3. 1. 1. 1-1 図に, ベンチュリノズルにおける速度模式図を第 3. 1. 1. 1-2 図に示す。



第 3. 1. 1. 1-1 図 ベンチュリノズルにおける除去原理



第 3. 1. 1. 1-2 図 ベンチュリノズルにおける速度模式図

ベンチュリスクラバでは、ベンチュリノズルのスロート部でガス流速 (V1) と水滴速度 (V2) の差が大きくなり、ガス中のエアロゾルが高速で水滴に衝突し、付着する現象を活用していることから、慣性衝突による除去が支配的と考えられる。したがって、慣性衝突では「ガス流速」と「エアロゾル粒径」が主な影響因子である。

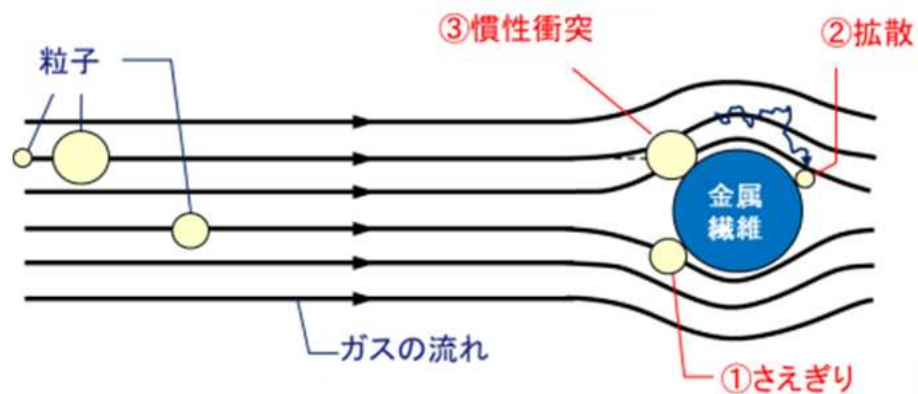


第 3.1.1.1-3 図 ベンチュリスクラバにおける除去原理の補足図

3.1.1.2 金属繊維フィルタによる粒子状放射性物質の除去

金属繊維フィルタは、ベンチュリスクラバの下流側に設置し、より粒径の小さい粒子状放射性物質を除去する。

金属繊維フィルタにおける除去原理は、第3.1.1.2-1図に示すように、さえぎり、拡散、慣性衝突の重ね合わせにより、エアロゾルを金属繊維表面に付着させ捕集する。したがって、さえぎり、拡散、慣性衝突では「ガス流速」と「エアロゾル粒径」が主な影響因子である。



第3.1.1.2-1図 金属繊維フィルタにおける除去原理

3.1.2 ガス状放射性よう素の除去原理

重大事故時に発生する放射性よう素は、粒子状よう素（CsI：よう化セシウム等）とガス状放射性よう素として無機よう素（ I_2 ：元素状よう素）及び有機よう素（ CH_3I ：よう化メチル等）の形態をとる。


以下に、ガス状放射性よう素である無機よう素及び有機よう素の除去について、ベンチュリスクラバ及び放射性よう素フィルタによる除去原理をそれぞれ示す。

3.1.2.1 ベンチュリスクラバによる無機よう素の除去

スクラバ溶液には第 3.1.2.1-1 表に示す薬剤を添加する。

第 3.1.2.1-1 表 スクラバ溶液に添加する薬剤



の添加によってスクラバ溶液中に水酸化物イオン(OH⁻)が多量に存在し、高アルカリ性となるため、化学反応式(2)によって無機よう素を捕集する。

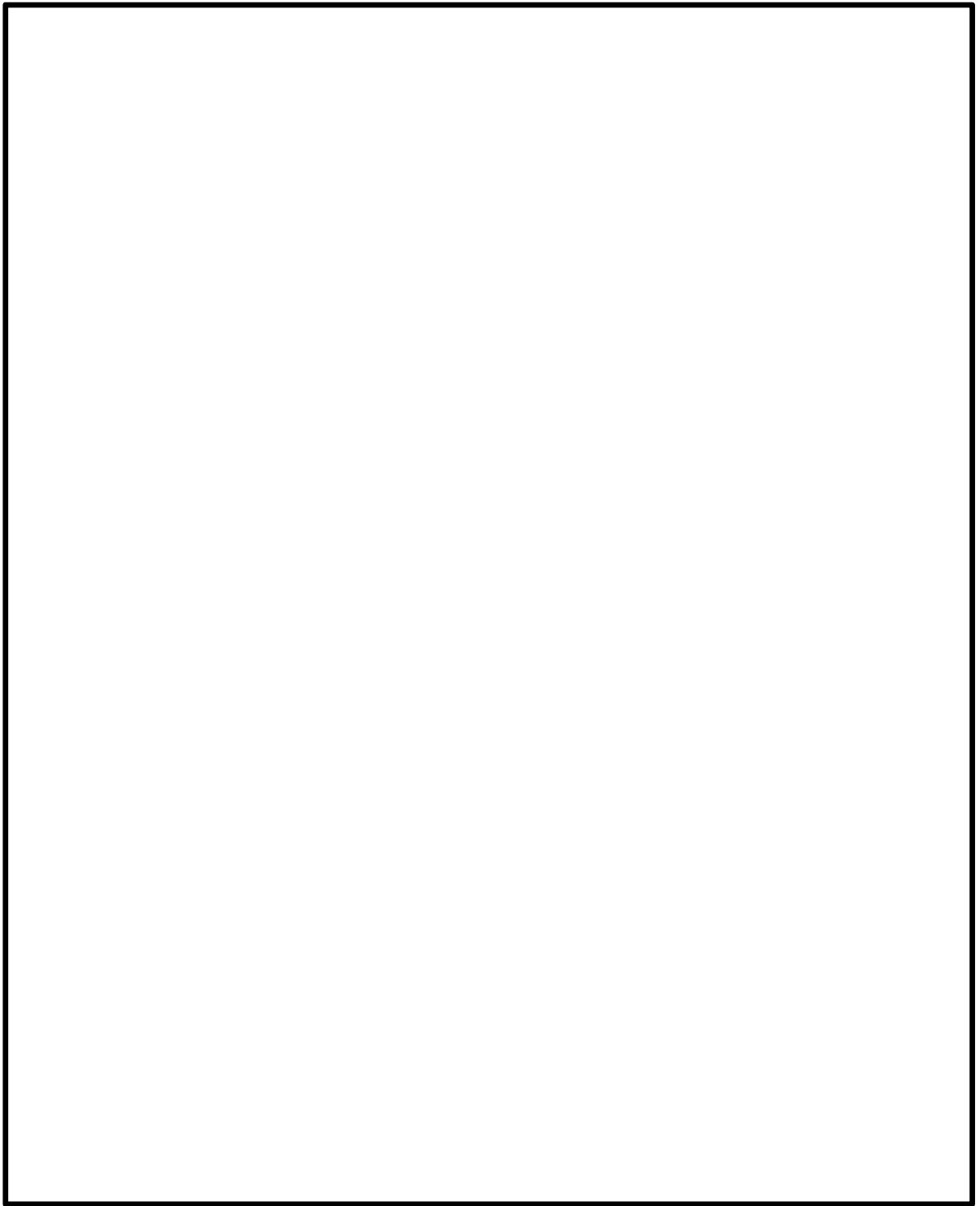


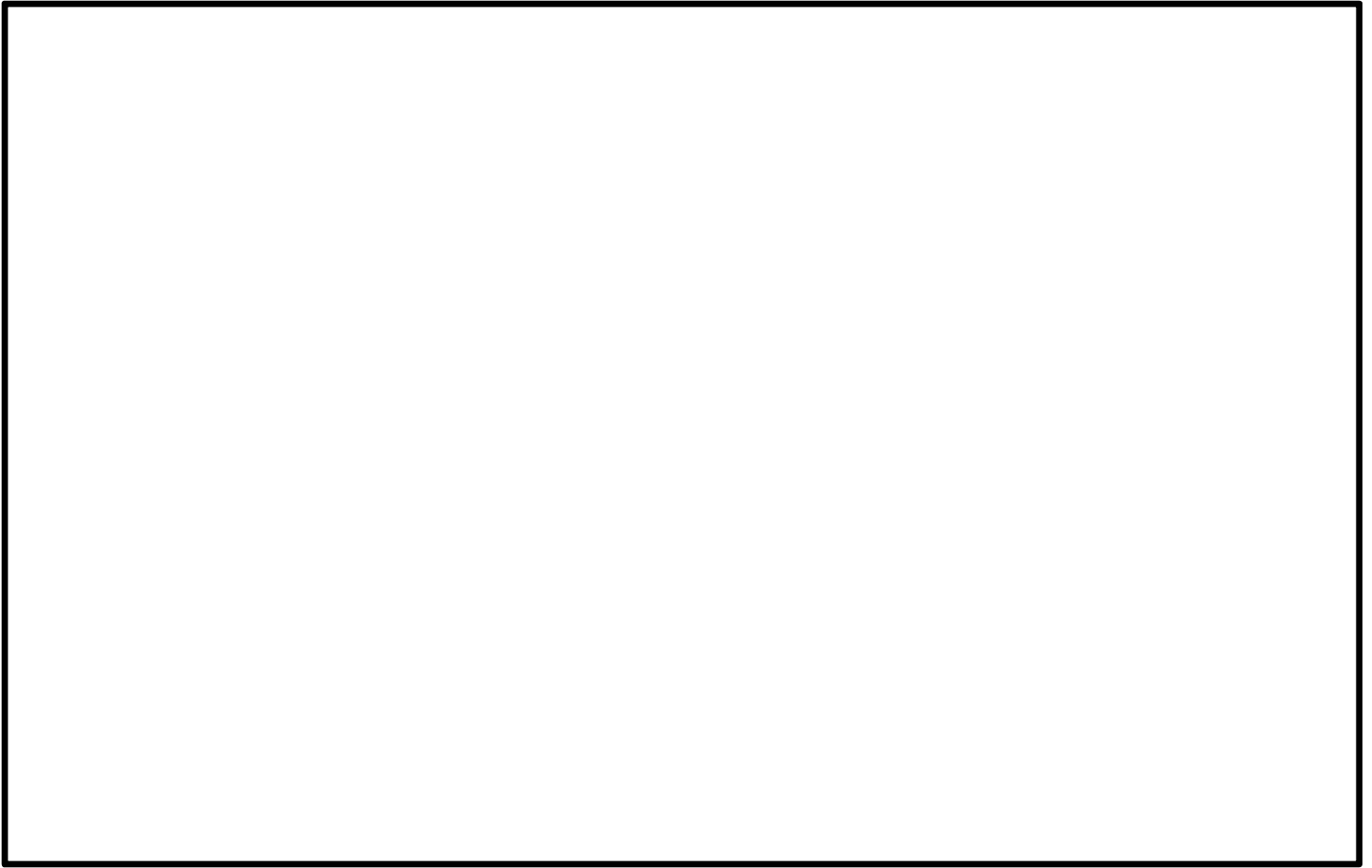
したがって、ベンチュリスクラバにおける無機よう素の除去性能に影響を与える因子としては、「スクラバ溶液の pH」が挙げられる。

なお、有機よう素は無機よう素と比較してスクラバ溶液に対して活性が低く、反応しにくい化学種であるため、ベンチュリスクラバにおける有機よう素の捕集は期待していない。

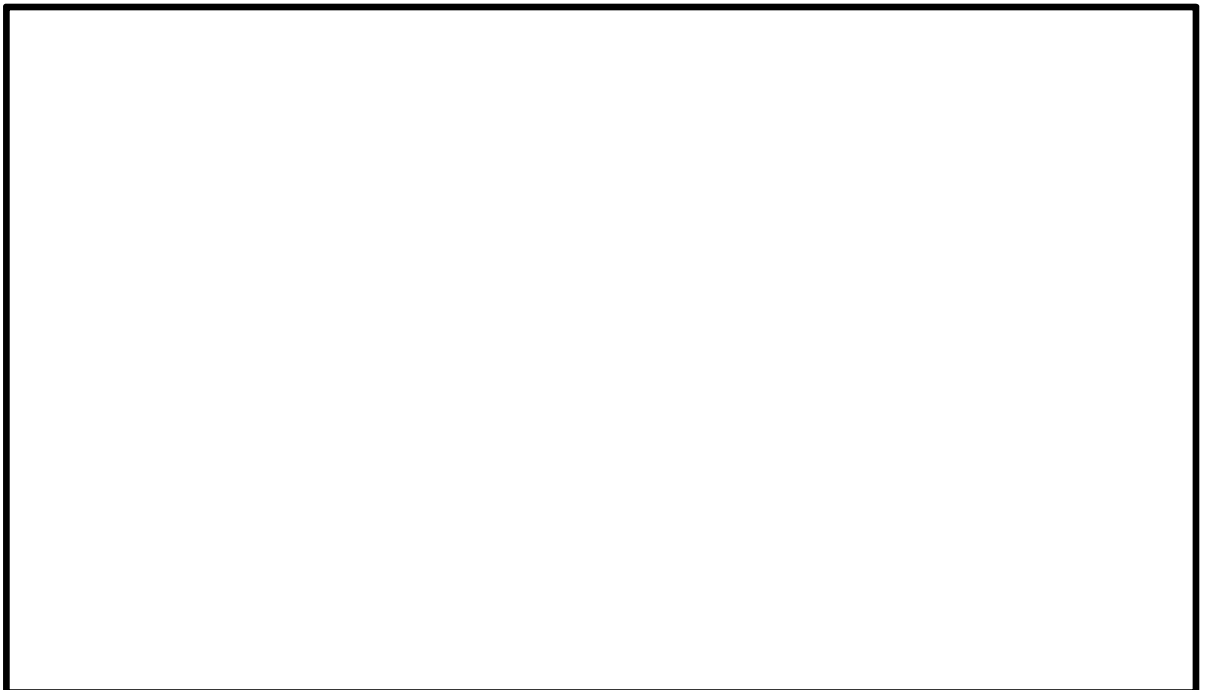
3.1.2.2 放射性よう素フィルタによる有機よう素及び無機よう素の除去







第 3.1.2.2-1 図 流量制限オリフィス前後のベントガスの流れ



第 3.1.2.2-2 図



3.2 運転範囲

原子炉格納容器フィルタベント系の使用開始から事象収束に至るまでの期間における運転範囲について、第 3.2-1 表に示す。

第 3.2-1 表 運転範囲

項 目	運転範囲
ベ ン ト ガ ス 圧 力	<input type="text"/> ~ 854 kPa[gage]
ベ ン ト ガ ス 温 度	<input type="text"/>
ベ ン ト ガ ス 流 量	<input type="text"/>
蒸 気 割 合	<input type="text"/>
過 熱 度	<input type="text"/>
エアロゾル粒径 (質量中央径)	<input type="text"/>

運転範囲の考え方及び格納容器破損防止対策の有効性評価におけるベントを実施する事故シーケンス「LOCA 時注水機能喪失 (大破断 LOCA)」での変動範囲を以下に示す。

(1) ベントガス圧力 (格納容器圧力)

原子炉格納容器フィルタベント系は、格納容器圧力が最高使用圧力 (1Pd) からその 2 倍 (2Pd) の範囲でベントを実施する想定としている。したがって、2Pd (= 854kPa[gage]) をベントガス圧力 (格納容器圧力) の上限値とする。

また、ベント実施から長期間経過した後、格納容器圧力が十分低下した時点の圧力として、 を下限値とする。

なお、有効性評価の事象進展解析においては、ベントガス圧力は から となる。

(2) ベントガス温度

ベントガス温度の最高値は、ベントガス圧力が最高値 (2Pd) の場合の飽和温度約 178℃であるが、設計条件はこれを包絡する としているため、これを運転上の上限値とする。

ベントガス温度の最低値は、ベントガス圧力が最低値の場合の飽和温度 とする。

なお、有効性評価の事象進展解析においては、ベントガス温度は から となる。

(3) ベントガス流量

原子炉格納容器フィルタベント系は、格納容器圧力を駆動源としており、ベントガス圧力に応じて蒸気を放出できる設計とする。

最大蒸気質量流量は、格納容器最高使用圧力の 2 倍 (2Pd=854kPa[gage]) でベントを実施した際の流量 となる。

最小蒸気質量流量は、ベント実施後長期の最低ベント圧力時の流量 となる。

(4) 蒸気割合

ベントガスの蒸気割合は、ベント条件により変化することから、蒸気 から蒸気 とする。

なお、有効性評価の事象進展解析においては、ベントガスの蒸気割合は から となる。

(5) 過熱度 (放射性よう素フィルタ入口)

ベントガスの放射性よう素フィルタにおける過熱度は、ベントガス圧力 (格納容器圧力)、系統圧力損失、蒸気割合によって決まる。



(6) エアロゾル粒径

有効性評価においては、事象発生後約 78 時間後に、サブプレッションチェンバからのベントを想定しており、粒子状放射性物質の MMD（質量中央径）は となる。

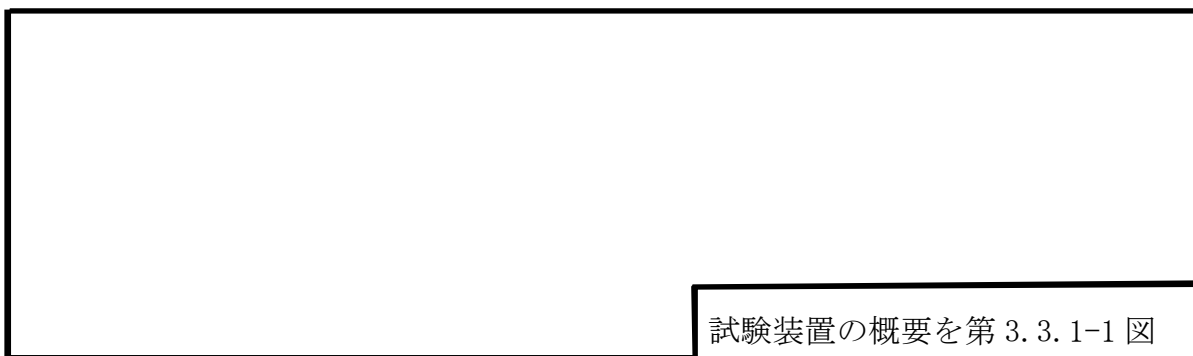
3.3 除去性能検証試験結果

3.3.1 除去性能検証試験の概要

AREVA 製のフィルタ装置は、大規模試験装置により、実機使用条件を考慮した除去性能検証試験を行っており、その結果に基づき装置設計を行っている。以下に試験の概要を示す。

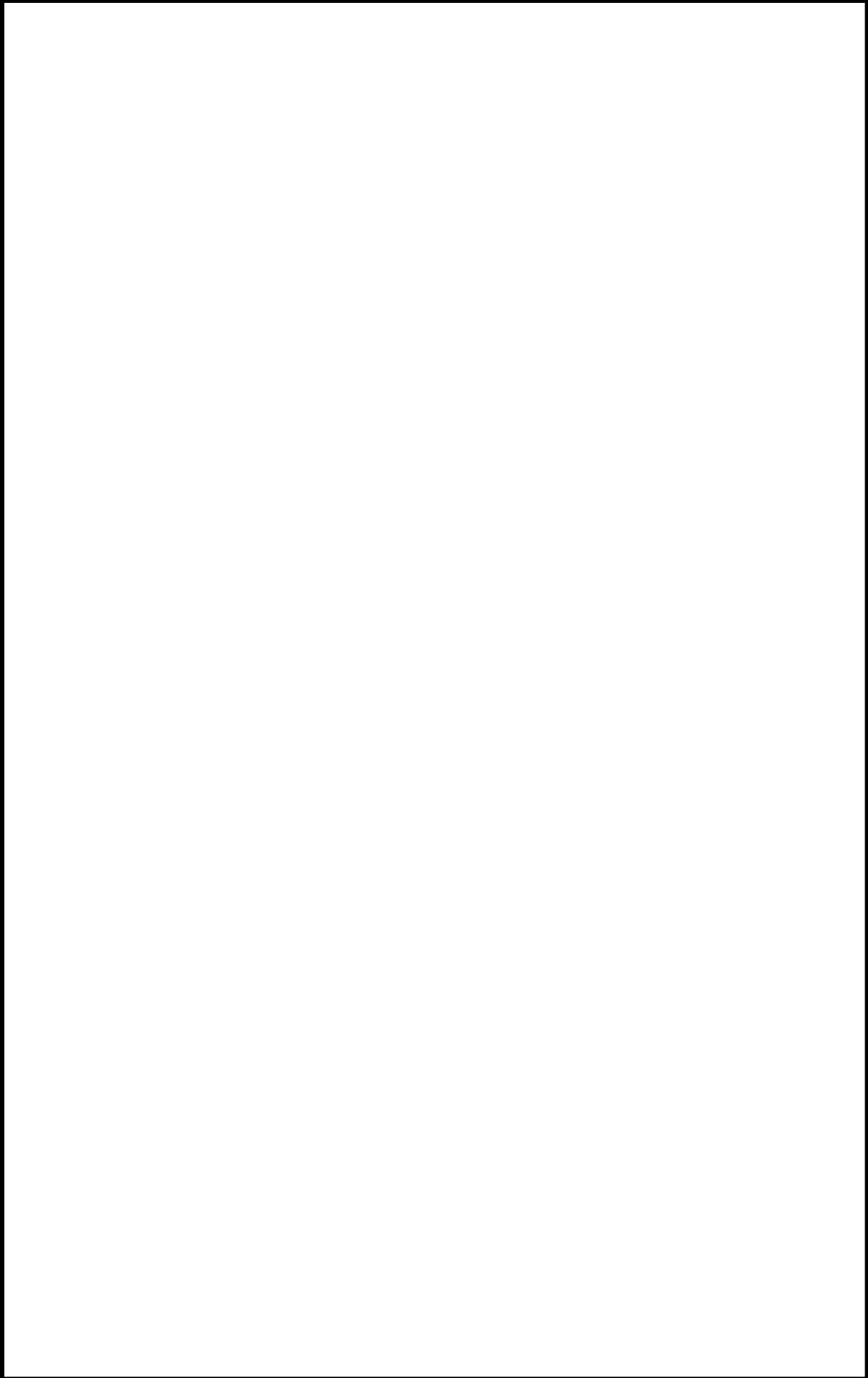
(1) 粒子状放射性物質の除去性能検証試験（JAVA 試験）

1980 年代後半から 1990 年にかけて、AREVA（当時 Siemens）社はドイツのカールシュタインにある試験施設にて、海外の電力会社、ドイツ原子力安全委員会 (RSK)、その他第三者機関立会の下、フィルタ装置の粒子状放射性物質に対する除去性能検証試験を行っている。



に、試験条件を第 3.3.1-1 表に示す。

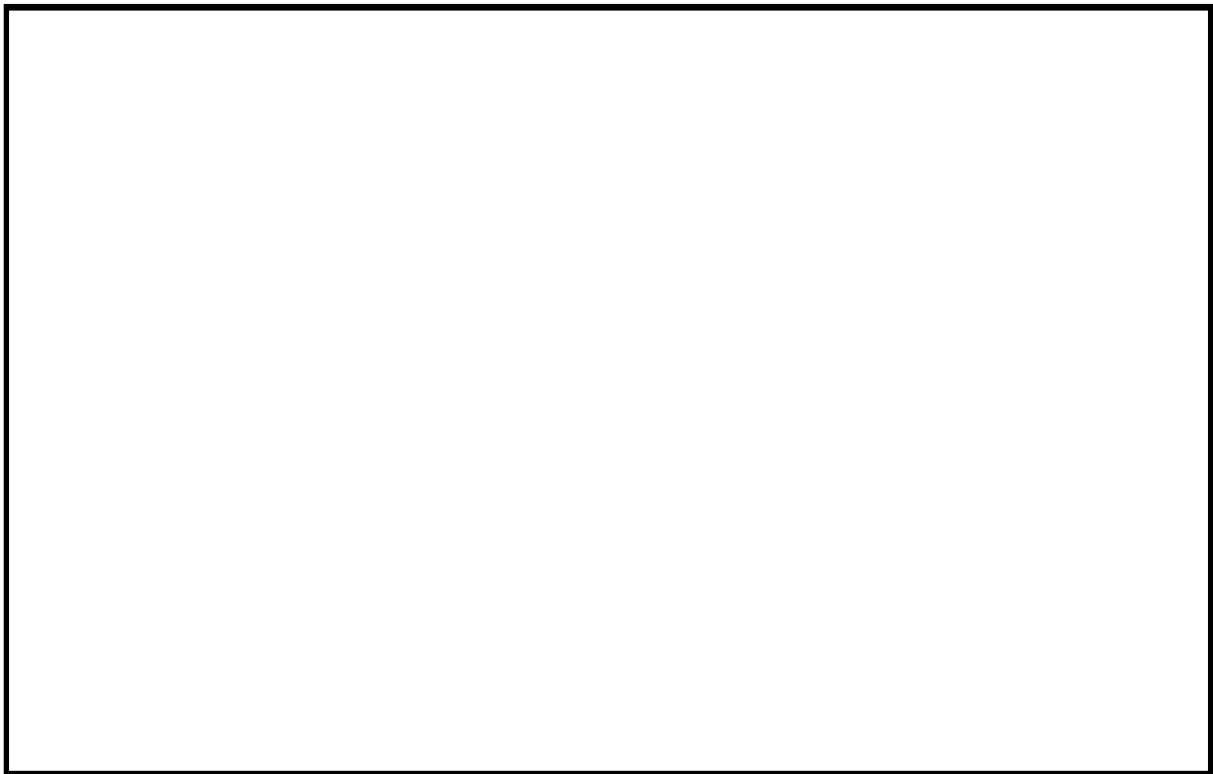




第 3.3.1-1 図 JAVA 試験装置概要

第 3.3.1-1 表 JAVA 試験条件 (エアロゾル)

試 験 範 囲	
圧	力
温	度
流	量
蒸 気 割 合	
試験用エアロゾル	



第 3.3.1-2 図 試験用エアロゾルの粒径分布

(2) ベンチュリスクラバにおける無機よう素の除去性能検証試験（JAVA 試験）

JAVA 試験では、ベンチュリスクラバにおける無機よう素の除去性能検証試験も行っている。



3.3.1-2 表に示す。

第 3.3.1-2 表 JAVA 試験条件（無機よう素）

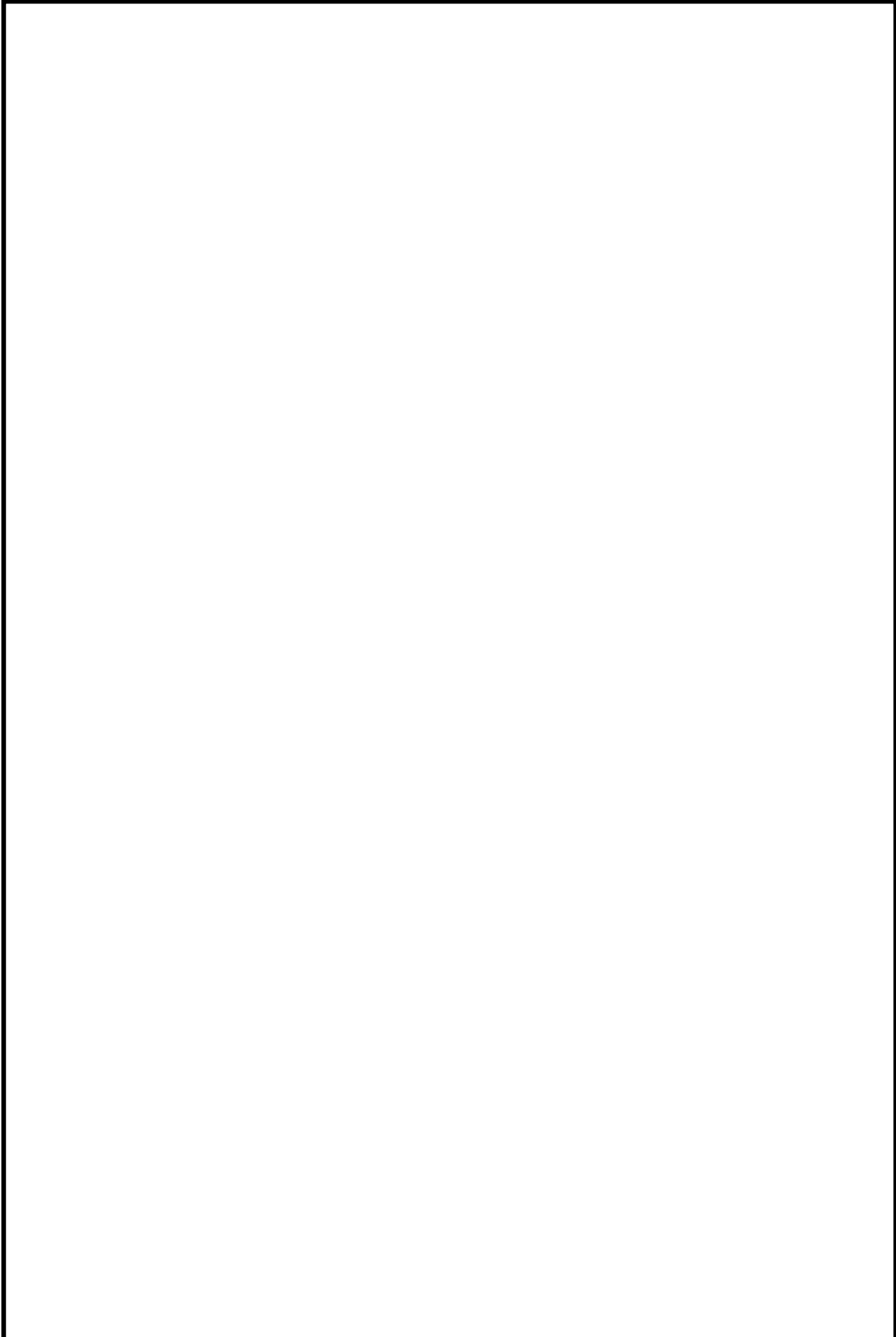
試 験 範 囲	
圧	力
温	度
流	量
pH	
試 験 用 物 質	

(3) よう素フィルタにおける有機よう素の除去性能検証試験（JAVA PLUS 試験）

実規模を想定した有機よう素の除去効率を測定するため、2013 年より AREVA にて JAVA PLUS 試験施設を使用し、よう素フィルタによる除去性能検証試験を行っている。



試験装置の概要を第 3.3.1-3 図に、試験条件を第 3.3.1-3 表に示す。



第 3.3.1-3 図 JAVA PLUS 試験装置概要

第 3.3.1-3 表 JAVA PLUS 試験条件 (有機よう素)

試 験 範 囲	
圧	力
温	度
蒸 気	割 合
過 熱	度
ベ ッ ド	厚 さ
試 験 用	物 質

3.3.2 粒子状放射性物質の除去性能検証試験結果

JAVA 試験における除去性能検証試験結果を第 3.3.2-1～4 表に示す。粒子状放射性物質の除去原理では、3.1.1 に示す通り、『ガス流速』と『エアロゾル粒径』が主な影響因子であるため、ガス流速とエアロゾル粒径に対しての性能評価を行った。さらに、その他の試験条件に用いたパラメータについてもフィルタ装置のエアロゾルの除去性能への影響を確認するため、ガス温度及び蒸気割合に対しての性能評価を行った。

(1) ガス流速

ガス流速の変化による除去性能を確認するために、流量をベンチュリノズルのガス流速と金属繊維フィルタのガス流速に換算して確認した。

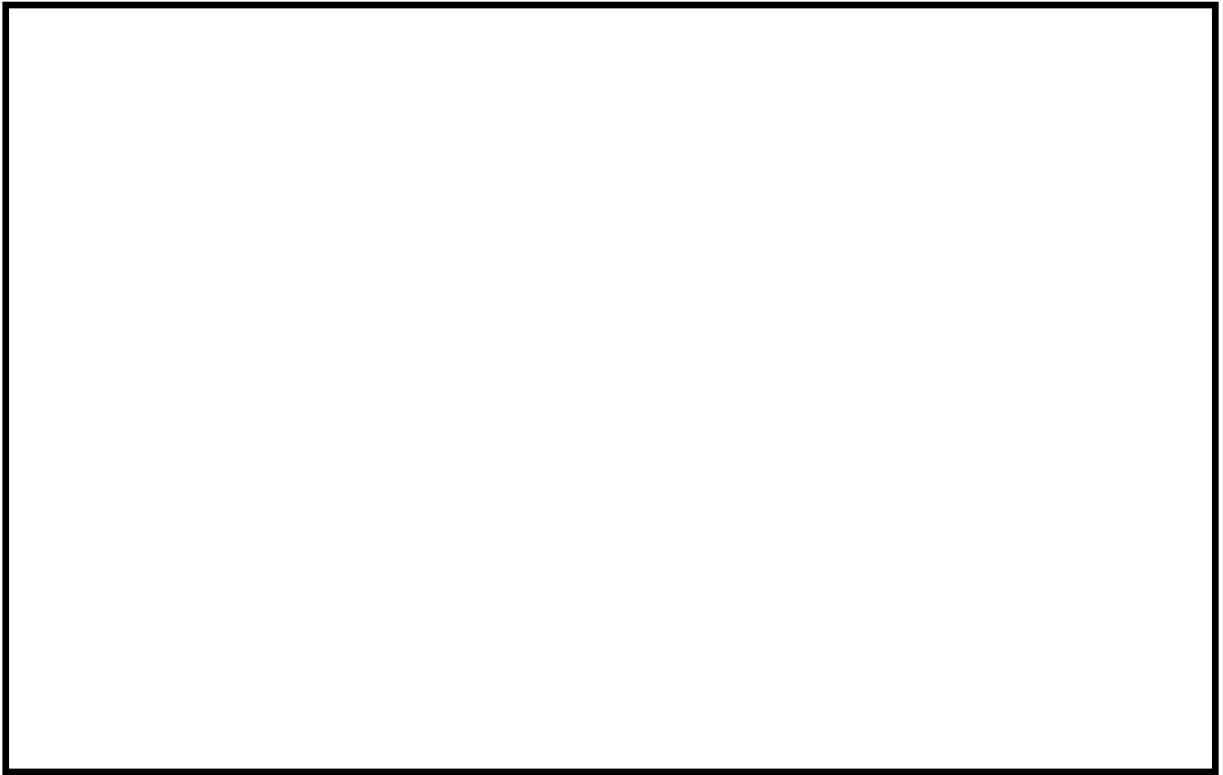
第 3.3.2-1 図及び第 3.3.2-2 図にベンチュリノズル及び金属繊維フィルタにおけるガス流速に対して整理した除去性能検証試験結果を示す。この結果から試験範囲におけるガス流速の違いによって除去性能が変化する傾向は見られておらず、試験を実施した全域にわたって要求される除去係数 DF*1,000 以上を満足していることがわかる。

ベンチュリノズルにおけるガス流速が小さい場合は、ベンチュリノズルにおいて [] 女川原子力発電所 2 号炉の低流速側 [] でも JAVA 試験結果は DF1,000 以上を満足していることから、すべての運転範囲においても要求される性能 DF1,000 以上を満足していると評価される。

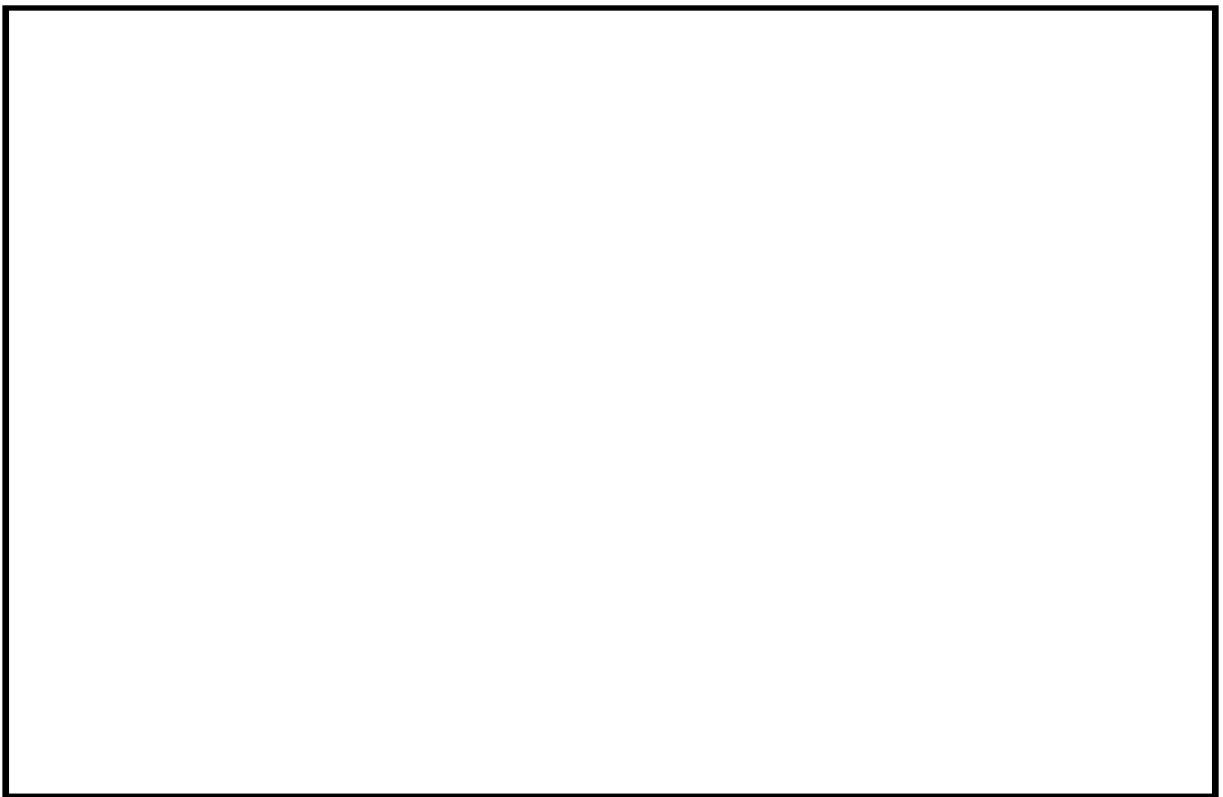
また、女川原子力発電所 2 号炉の金属繊維フィルタのガス流速の運転範囲は、JAVA 試験の試験範囲内であることから、要求される性能 DF1,000 以上を満足していると評価される。

したがって、女川原子力発電所 2 号炉のフィルタ装置は、想定されるベントガス流速に対し、要求される性能 DF1,000 以上を満足していると評価される。

※：除去係数 DF (Decontamination Factor) と除去効率 (%) の関係は以下のとおり。
除去効率 (%) = $(1 - 1/DF) \times 100$



第 3.3.2-1 図 ベンチュリノズルの速度に対するフィルタ装置の除去係数



第 3.3.2-2 図 金属繊維フィルタの速度に対するフィルタ装置の除去係数

(2) エアロゾル粒径

第 3.3.2-3 図に試験用エアロゾル（エアロゾル粒径）に対して整理した除去性能検証試験結果を示す。この結果からエアロゾル粒径の違いによって除去性能が変化する傾向は見られておらず、いずれの試験結果においても要求される DF1,000 以上を満足していることがわかる。

女川原子力発電所 2 号炉では、サプレッションチェンバからのベント時にフィルタ装置内に流入するエアロゾル粒径は、質量中央径（MMD）と想定され、JAVA 試験に用いたエアロゾル に比べ大きい。

を用いた JAVA 試験の結果が DF1,000 以上を満足していること、また、粒径が大きくなると除去性能は大きくなることから、女川原子力発電所 2 号炉のフィルタ装置は、想定されるエアロゾル粒径に対し、要求される性能 DF1,000 以上を満足していると評価される。



第 3.3.2-3 図 粒径に対するフィルタ装置の除去係数

(3) ガス温度

第 3.3.2-4 図にガス温度に対して整理した除去性能検証試験結果を示す。この結果からガス温度の違いによって除去性能が変化する傾向は見られておらず、試験を実施した全域にわたって要求される DF1,000 以上を満足していることがわかる。

女川原子力発電所 2 号炉のフィルタ装置に流入するベントガス温度は、有効性評価の事象進展解析では [] から [] である。設計上の運転範囲は、これを包絡する [] から [] と設定している。

JAVA 試験の結果、試験を実施した全域にわたって DF1,000 以上を満足していることから、女川原子力発電所 2 号炉のフィルタ装置は、想定されるベントガス温度に対し、要求される性能 DF1,000 以上を満足していると評価される。



第 3.3.2-4 図 ガス温度に対するフィルタ装置の除去係数

(4) 蒸気割合

第 3.3.2-5 図に蒸気割合に対して整理した除去性能検証試験結果を示す。この結果から蒸気割合の違いによって除去性能が変化する傾向は見られておらず、試験を実施した全域にわたって要求される DF1,000 以上を満足していることがわかる。

女川原子力発電所 2 号炉のフィルタ装置に流入するベントガスの蒸気割合は、有効性評価の事象進展解析では [] から [] である。設計上の運転範囲は、これを包絡する [] から [] と設定している。

JAVA 試験の結果、試験を実施した全域にわたって DF1,000 以上を満足していることから、女川原子力発電所 2 号炉のフィルタ装置は、想定されるベントガスの蒸気割合に対し、要求される性能 DF1,000 以上を満足していると評価される。



第 3.3.2-5 図 蒸気割合に対するフィルタ装置の除去係数

第 3.3.2-1 表 エアロゾル 除去性能検証試験結果

--

第 3.3.2-2 表 エアロゾル 除去性能検証試験結果

--

第 3.3.2-3 表 エアロゾル 除去性能検証試験結果 (1/2)

--

第 3.3.2-4 表 エアロゾル 除去性能検証試験結果 (2/2)

--

3.3.3 ガス状放射性よう素の除去性能検証試験結果

3.3.3.1 ベンチュリスクラバにおける無機よう素の除去性能検証試験結果

無機よう素除去効率について、JAVA 試験で得られた結果を第 3.3.3.1-1 表及び第 3.3.3.1-1 図に示す。無機よう素のスクラバ溶液への捕集は化学反応によるものであり、その反応の影響因子は、「スクラバ溶液の pH」である。試験を実施した全域にわたって要求される DF100 以上を満足していることがわかる。

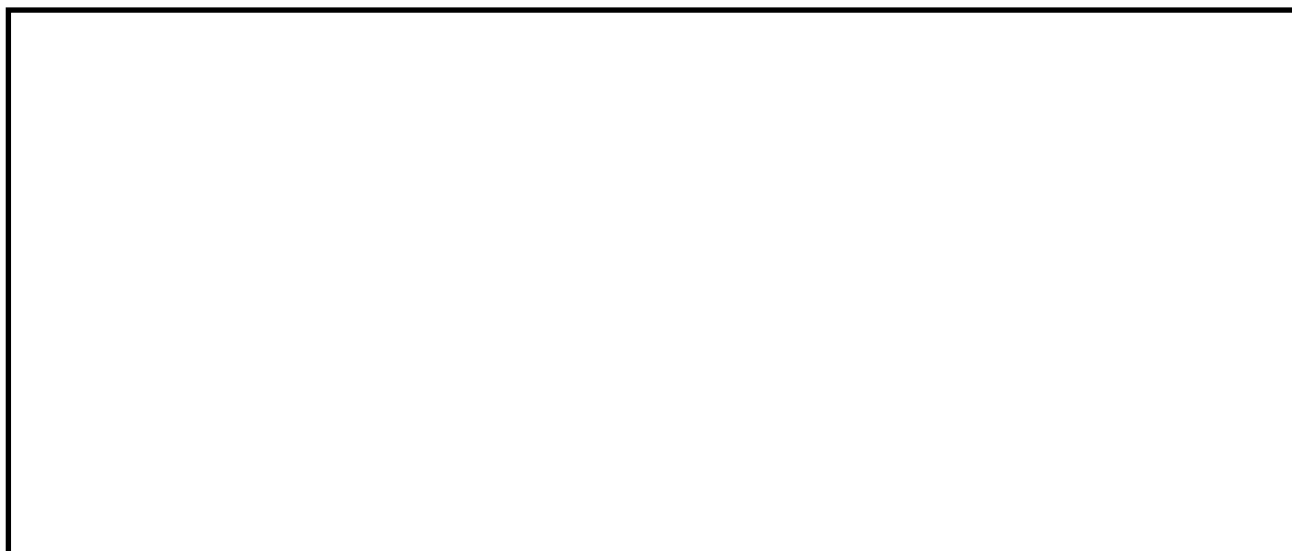
女川原子力発電所 2 号炉のスクラバ溶液は、により高アルカリ性としている。

JAVA 試験の結果、アルカリ性条件下において DF100 以上を満足していることから、女川原子力発電所 2 号炉のフィルタ装置は、ベンチュリスクラバにおいて無機よう素に対し、要求される性能 DF100 以上を満足していると評価される。



第 3.3.3.1-1 図 JAVA 試験結果

第 3.3.3.1-1 表 無機よう素除去性能検証試験結果

A large empty rectangular box with a black border, intended for the table content.

3.3.3.2 放射性よう素フィルタにおける有機よう素及び無機よう素の除去性能 検証試験結果

(1) 有機よう素の除去

有機よう素除去効率について、JAVA PLUS 試験で得られた結果を第 3.3.3.2-1 表に示す。また、試験で得られた除去効率を過熱度で整理したものを第 3.3.3.2-1 図に示す。



第 3.3.3.2-1 図 JAVA PLUS 試験結果

ここで、JAVA PLUS 試験装置と実機においては、吸着ベッドの形状等が異なるため、ベントガスの吸着ベッドにおける滞留時間が異なる。その補正をするために、以下に示す関係を用いる。



女川原子力発電所 2 号炉の実機条件における DF の補正值 ($DF_{\text{実機相当}}$) を過熱度で整理した結果を第 3.3.3.2-2 図に示す。この結果から、有機よう素の除去係数は運転範囲において DF50 以上を満足していると評価される。



第 3.3.3.2-2 図 JAVA PLUS 試験結果 (実機条件補正)

(2) 無機よう素の除去

放射性よう素フィルタでは、無機よう素も捕集される。一般的に、無機よう素は有機よう素と比較して活性が高く、反応しやすい化学種であるため、無機よう素に対しても有機よう素と同程度の DF50 以上が期待できる。

また、前段のベンチュリスクラバでは、無機よう素の DF が 100 以上であるため、フィルタ装置全体として無機よう素に対して DF500 以上の性能が期待できる。

第 3.3.3.2-1 表 有機よう素除去効率試験結果

--

3.4 フィルタ装置の継続使用による性能への影響 (別紙 12, 13)

(1) フィルタの閉塞

a. ベンチュリノズル及び金属繊維フィルタのエアロゾルによる閉塞

(a) 想定する状態

炉心損傷後のベント時には、粒子状放射性物質（エアロゾル）に加えて、炉内構造物の過温等によるエアロゾル、コアコンクリート反応により発生する CaO_2 等のコンクリート材料に起因する非放射性エアロゾル、保温材等の熱的・機械的衝撃により発生する粉塵がフィルタ装置に移行することが考えられる。

(b) 影響評価

b. ガス状放射性よう素による放射性よう素フィルタの飽和吸着

(a) 想定する状態

放射性よう素フィルタ（吸着材：銀ゼオライト）で捕集するガス状放射性よう素が、銀ゼオライトの許容負荷量に達した場合に、捕集されずにフィルタ装置下流側に放出することが考えられる。

(b) 影響評価

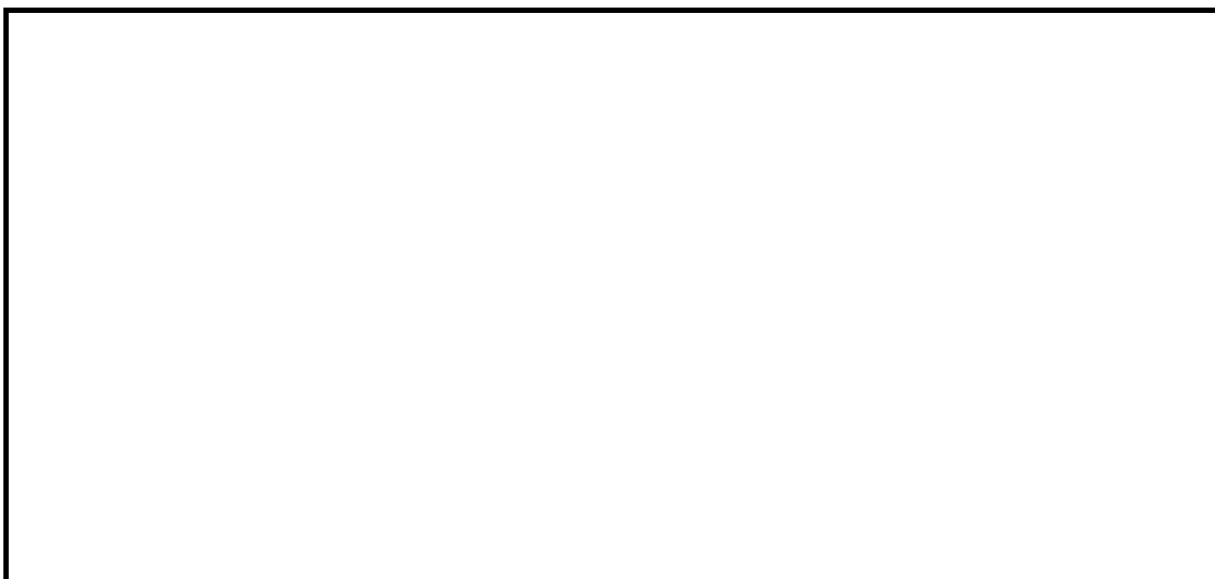
(2) 粒子状放射性物質（エアロゾル）の再浮遊

a. ベンチュリスクラバにおけるエアロゾルの再浮遊

(a) 想定する状態

ベンチュリスクラバにおいて捕集されたエアロゾルが蓄積すると、ベンチュリスクラバ内のエアロゾル濃度は徐々に上昇する。ベンチュリスクラバでは、沸騰やベンチュリノズルを通るベントガスの流れにより液滴（湿分）が発生し、その液滴に内包されるエアロゾルがフィルタ装置下流側に放出されることが考えられる。

(b) 影響評価



b. 金属繊維フィルタにおけるエアロゾルの再浮遊

(a) 想定する状態

金属繊維フィルタで捕集した粒子状放射性物質が蓄積すると、崩壊熱によりフィルタ部の温度が上昇し、エアロゾルの融点・沸点を超えた場合に液体・気体となる。これらの液体・気体がベントガスにより流された場合、フィルタ装置下流側にエアロゾルが放出されることが考えられる。

(b) 影響評価

(3) ガス状放射性よう素の再揮発

a. ベンチュリスクラバにおける無機よう素の再揮発

(a) 想定する状態

気液界面における無機よう素の平衡には温度依存性があり、温度の上昇に伴い気相中に移行する無機よう素が増える関係にある。したがって、ベントガスが流入すると、スクラバ溶液の温度が徐々に上昇するため、スクラバ溶液に溶存している無機よう素が揮発し、下流側に放出されることが考えられる。

(b) 影響評価

b. 放射性よう素フィルタにおける放射性よう素の再揮発

(a) 想定する状態

よう素フィルタにおいて捕集したよう素は、400℃以上の高温状態で数時間程度水素を通気した場合に脱離する。原子炉格納容器フィルタベント系では、炉心損傷時の水-金属反応や水の放射線分解により発生した水素が放射性よう素フィルタ（吸着材：銀ゼオライト）を通過するため、捕集した放射性よう素の脱離が生じ再揮発することが考えられる。

(b) 影響評估



4 運用方法

4.1 各事故シーケンスにおける運用方法

ベント実施のタイミングは、炉心損傷の発生の有無により異なるため、有効性評価における炉心損傷防止シーケンス及び格納容器破損防止シーケンスにおける各事故シーケンスのベントタイミングについて示す（別紙 14）。

4.1.1 炉心損傷防止シーケンスにおける運用方法

炉心損傷防止シーケンスのうち、以下の 3 ケースについて最終ヒートシンクへ熱を輸送（除熱）するために、原子炉格納容器フィルタベント系によるベントを実施する。

- ・ 高圧・低圧注水機能喪失（TQUV）
- ・ 崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系故障）（TW）
- ・ LOCA 時注水機能喪失（中小破断 LOCA）

これらの 3 ケースは、格納容器圧力が 0.427MPa[gage]（1Pd）に到達した場合にベントを実施する。いずれのケースにおいても系統の操作方法に相違はないため、「高圧・低圧注水機能喪失（TQUV）」を代表例として記載する。

高圧・低圧注水機能喪失（TQUV）事象においては、重大事故等対処設備を用いた冷却を実施することにより、炉心の著しい損傷の防止を図る。

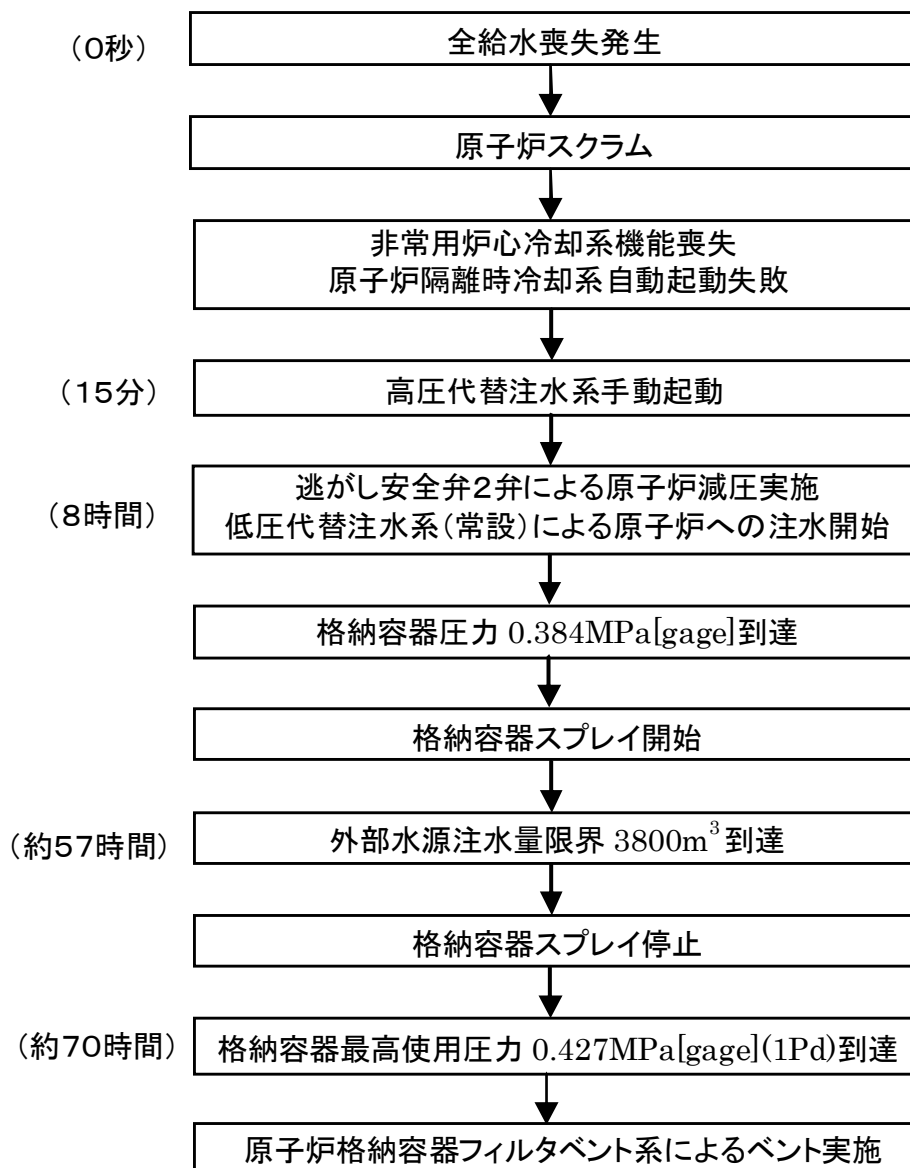
事象発生から 15 分後に、手動起動による高圧代替注水系により原子炉注水を開始する。事象発生から 8 時間後に手動操作により逃がし安全弁 2 弁を開き、原子炉を減圧し、原子炉の減圧後に、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を開始する。

崩壊熱除去機能が喪失しているため、原子炉内で崩壊熱により発生する蒸気が格納容器内に流入することによって、格納容器の圧力及び温度は徐々に上昇する。原子炉格納容器代替スプレイ冷却系による格納容器スプレイを実施することによって、格納容器の圧力及び温度の上昇を抑制することができるが、事象発生から約

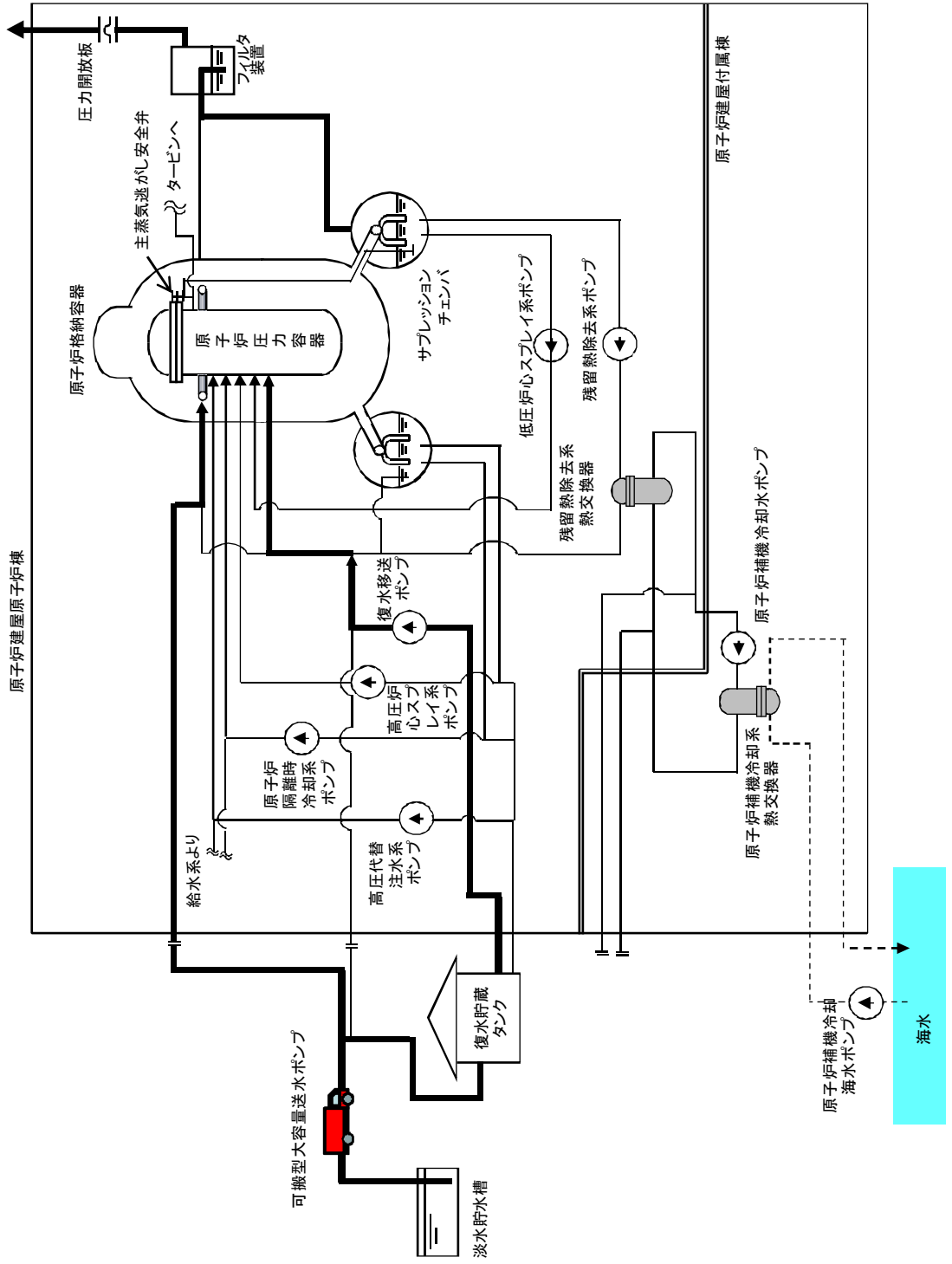
57 時間経過した時点で、外部水源注水量限界 (3,800m³) に到達しスプレイを停止すると、事象発生から約 70 時間経過した時点で最高使用圧力 0.427MPa[gage] (1Pd) に達することから、原子炉格納容器フィルタベント系によるベントを実施する。ベント後は、格納容器内の圧力及び温度は抑制される。

対応手順の概要を第 4.1.1-1 図に、系統概要図を第 4.1.1-2 図に示す。また、格納容器の圧力、温度の推移をそれぞれ第 4.1.1-3 図及び第 4.1.1-4 図に示す。

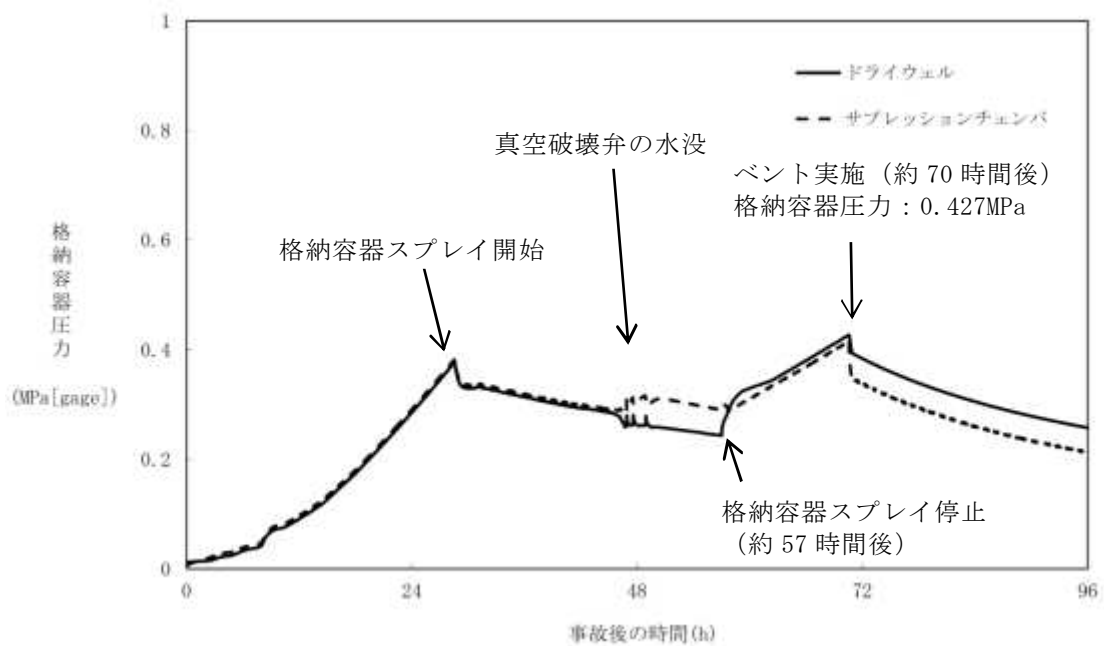
(解析上の時刻)



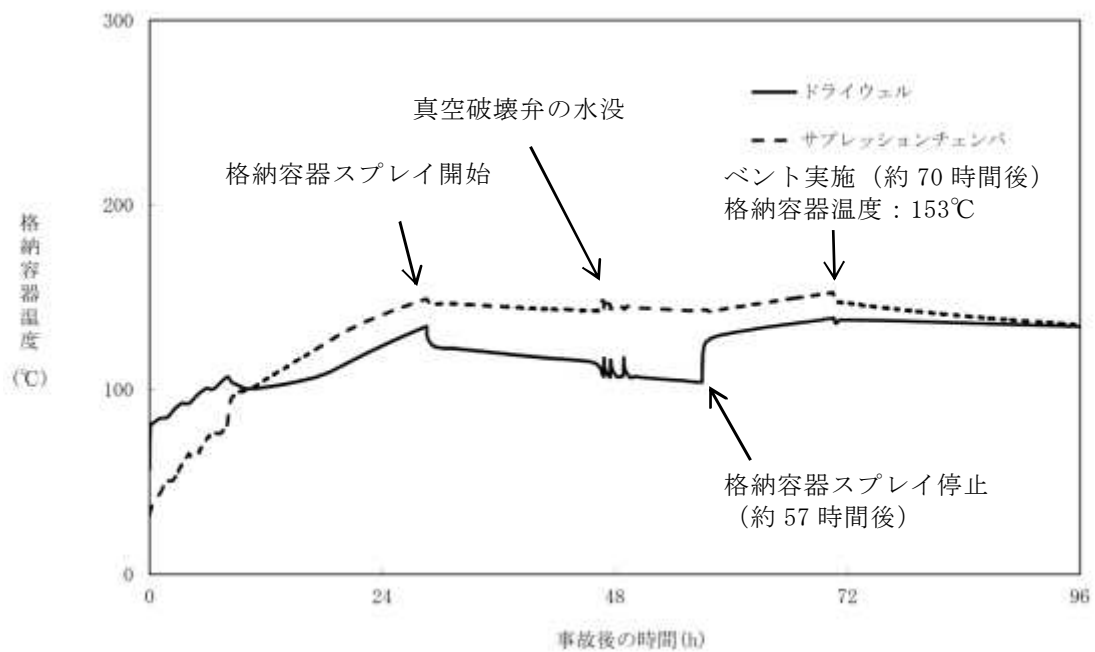
第 4.1.1-1 図 高圧・低圧注水機能喪失 (TQUV) 時の対応手順概要



第 4.1.1-2 図 高圧・低圧注水機能喪失 (TQUV) 時の系統概要図



第 4. 1. 1-3 図 高圧・低圧注水機能喪失 (TQUV) 時における格納容器圧力の推移



第 4. 1. 1-4 図 高圧・低圧注水機能喪失 (TQUV) 時における格納容器温度の推移

4.1.2 格納容器破損防止シーケンスにおける運用方法

格納容器破損防止シーケンスのうち、「LOCA 時注水機能喪失（大破断 LOCA）」ケースにおいて、格納容器の圧力及び温度を低下させるために、原子炉格納容器フィルタベント系によるベントを実施する。

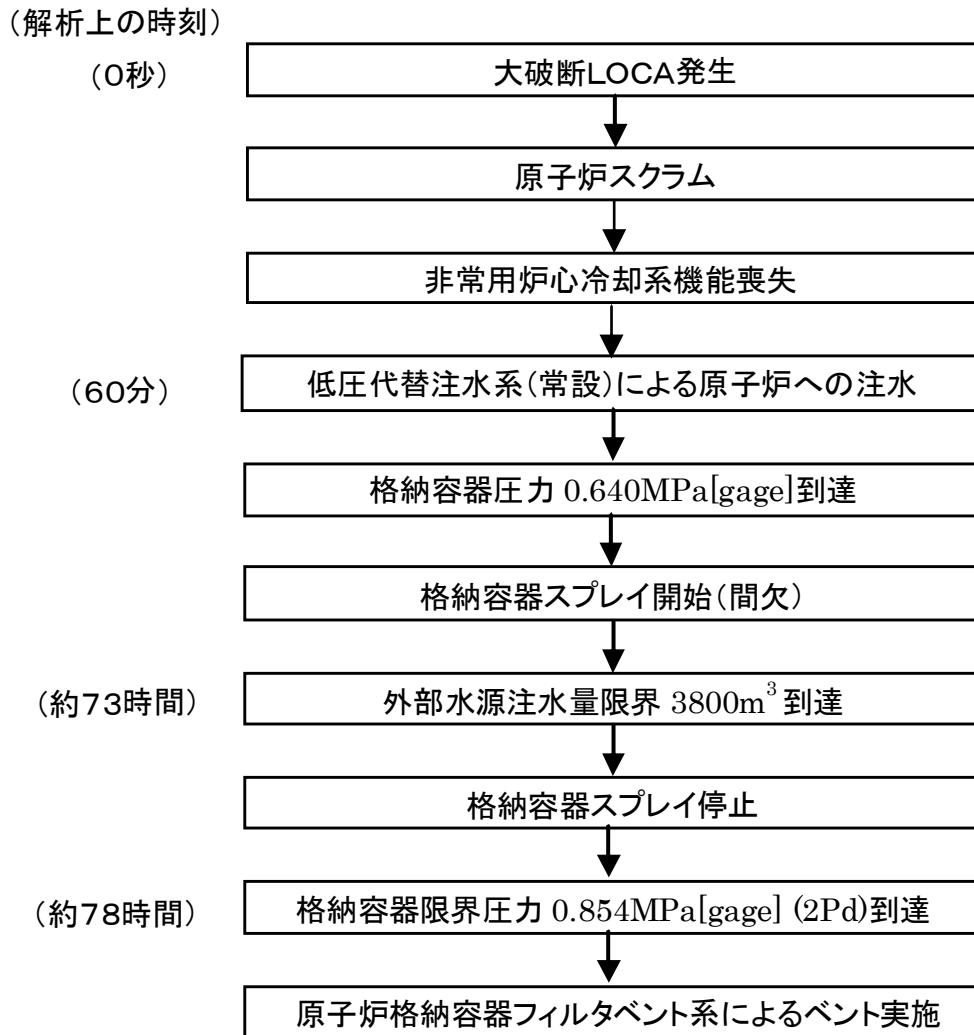
LOCA 時注水機能喪失（大破断 LOCA）事象においては、事象進展が早く、炉心損傷を生じるものの、圧力容器破損には至らず格納容器破損の防止を図ることができる。

事象発生後、急速な原子炉水位低下により炉心は露出し、事象発生から約 0.5 時間後に炉心溶融に至るが、事象発生から 60 分経過した時点で、低圧代替注水系（常設）による注水を開始する。

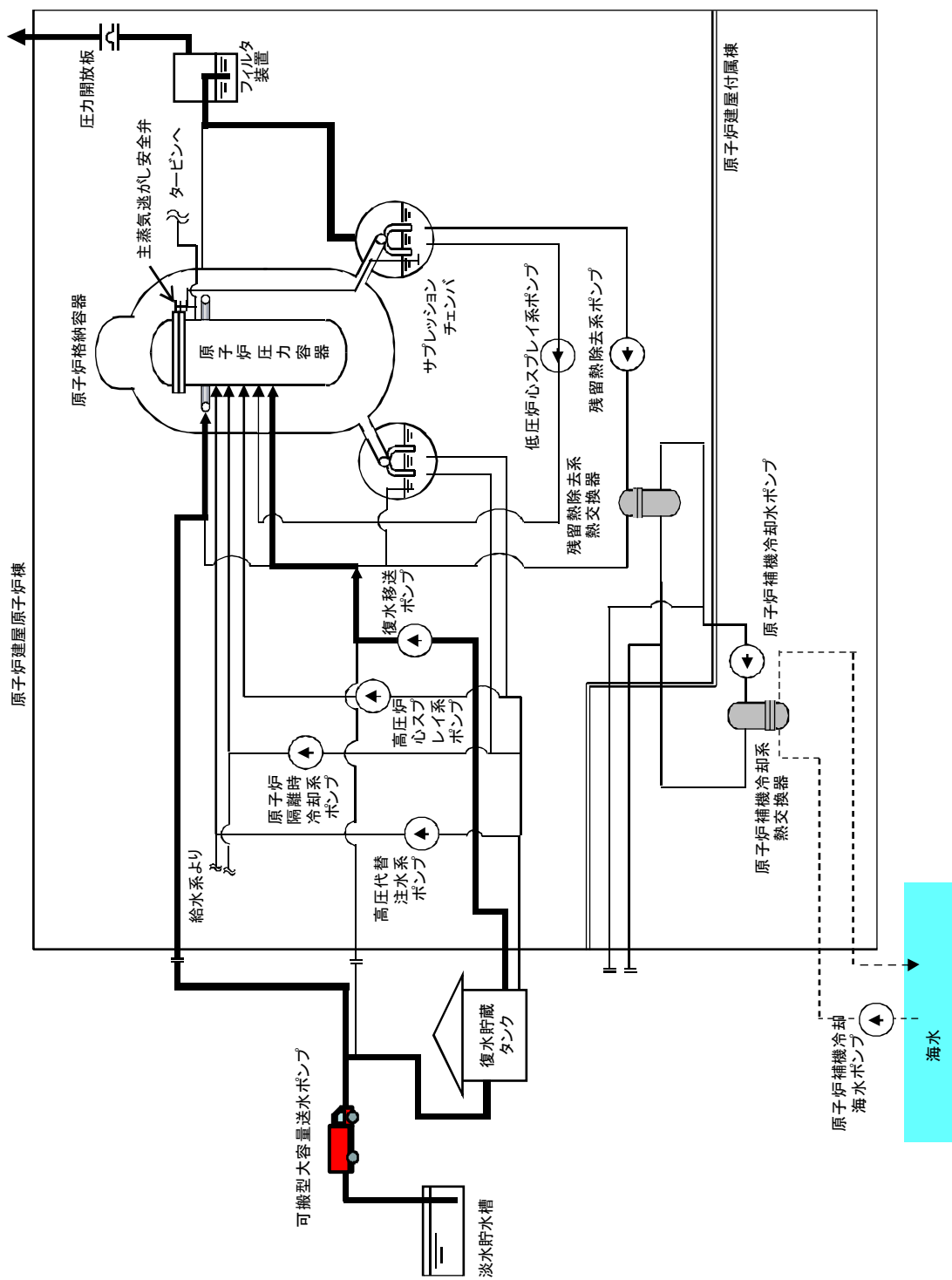
格納容器内に崩壊熱が蒸気として放出されるため、格納容器の圧力及び温度は徐々に上昇する。原子炉格納容器代替スプレイ冷却系による格納容器スプレイを間欠的に実施することによって、格納容器の圧力及び温度の上昇を抑制することができるが、事象発生から約 73 時間経過した時点で、外部水源注水量限界（3,800m³）に到達しスプレイを停止すると、事象発生から約 78 時間経過した時点で限界圧力 0.854MPa[gage]（2Pd）に達する。

限界圧力到達時点で、原子炉格納容器フィルタベント系によるベントを実施する。ベント後は格納容器内の圧力及び温度は抑制される。

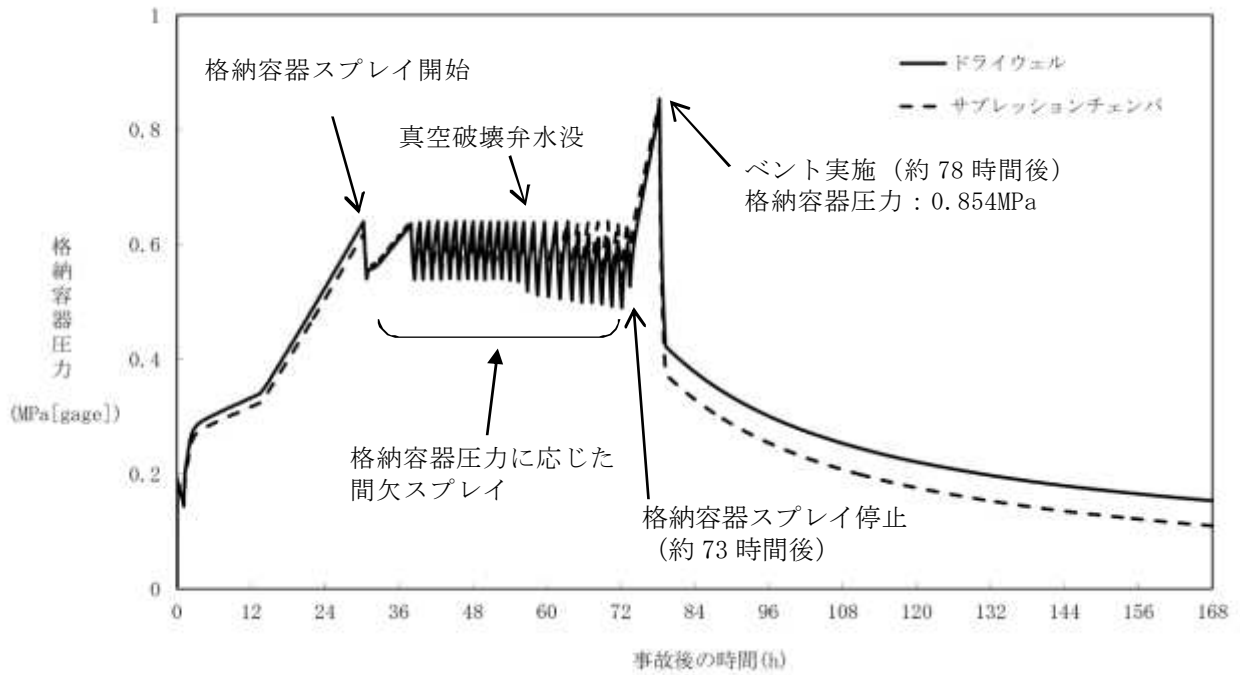
対応手順の概要を第 4.1.2-1 図に、系統概要図を第 4.1.2-2 図に示す。また、格納容器の圧力、温度の推移をそれぞれ第 4.1.2-3 図及び第 4.1.2-4 図に示す。



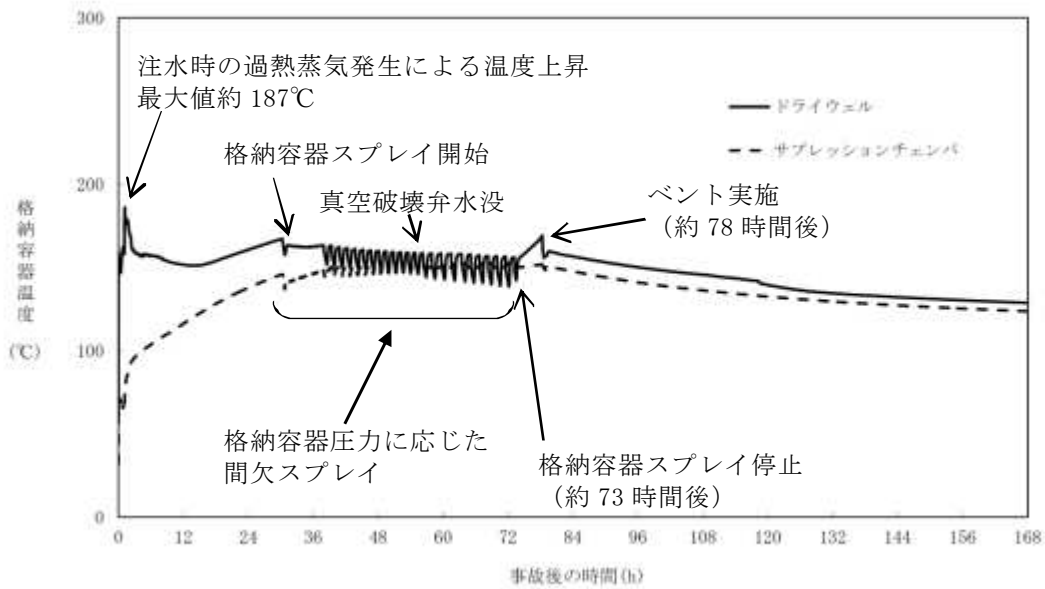
第 4.1.2-1 図 LOCA 時注水機能喪失 (大破断 LOCA) 時の対応手順概要



第 4. 1. 2-2 図 LOCA 時注水機能喪失（大破断 LOCA）時の系統概要図



第 4. 1. 2-3 図 LOCA 時注水機能喪失（大破断 LOCA）時における格納容器圧力の推移



第 4. 1. 2-4 図 LOCA 時注水機能喪失（大破断 LOCA）時における格納容器温度の推移

(1) 原子炉格納容器フィルタベント系の使用タイミング

a. 炉心損傷がない場合

格納容器圧力が最高使用圧力 0.427MPa[gage] (1Pd) に到達

b. 炉心損傷がある場合

格納容器圧力が限界圧力 0.854MPa[gage] (2Pd) に到達するまで

なお、炉心損傷の有無の判断は、格納容器内雰囲気放射線モニタの指示により確認する。(各種事故相当の γ 線線量率の10倍)

(2) 監視及び操作

a. 系統待機時

原子炉格納容器フィルタベント系の待機状態においては、以下のパラメータを確認する。

確認項目	確認目的
フィルタ装置水位	所定の性能が発揮できるよう、フィルタ装置内の水位が確保されていることを確認する。
フィルタ装置入口／出口圧力	圧力を確認することにより、不活性状態が維持されていることを確認する。

b. 操作前準備

中央制御室から弁操作が可能であることを確認するため、電源が供給されていることを弁状態表示により確認する。

万一、全ての電源が喪失し中央制御室からの操作ができない場合は、現場において人力操作により放出経路を形成し、ベントを実施する。

【操作対象弁（サプレッションチェンバからのベント時）】

- ・ 原子炉格納容器圧力逃がし装置ベントライン隔離弁
(第 4. 1. 3-1 図 ①)

- ・ サプレッションチェンバベント用出口隔離弁
(第 4. 1. 3-1 図 ②)

【操作対象弁（ドライウェルからのベント時）】

- ・ 原子炉格納容器圧力逃がし装置ベントライン隔離弁
(第 4. 1. 3-1 図 ①)

- ・ ドライウェルベント用出口隔離弁
(第 4. 1. 3-1 図 ③)

c. ベント開始時

- (a) 格納容器圧力が，原子炉格納容器フィルタベント系の使用タイミングとなったことを確認する。
- (b) 以下の操作対象弁を開弁しベントを実施する。

【操作対象弁（サプレッションチェンバからのベント時）】

- ・ 原子炉格納容器圧力逃がし装置ベントライン隔離弁
(第 4. 1. 3-1 図 ①)

- ・ サプレッションチェンバベント用出口隔離弁
(第 4. 1. 3-1 図 ②)

【操作対象弁（ドライウェルからのベント時）】

- ・ 原子炉格納容器圧力逃がし装置ベントライン隔離弁
(第 4. 1. 3-1 図 ①)

- ・ ドライウェルベント用出口隔離弁
(第 4. 1. 3-1 図 ③)

(c) ベントが開始されたことを，以下のパラメータで確認する。

確認項目	確認目的
格納容器圧力	指示値の変動により，ベントが開始されたことを確認する。
フィルタ装置入口／出口圧力	
フィルタ装置出口放射線モニタ	

d. ベント継続時

(a) ベント継続時は，以下のパラメータを確認する。

確認項目	確認目的
格納容器圧力，温度，水素濃度	指示値の変動を監視し，ベントの継続状況を確認する。
フィルタ装置入口／出口圧力	
フィルタ装置出口放射線モニタ	
モニタリングポスト	
フィルタ装置水位	指示値を監視し，フィルタ装置水位が運転範囲内にあることを確認する。

(b) フィルタ装置へ水及び薬液の補給が必要となった場合に，水及び薬液を外部接続口からフィルタ装置へ補給する。

e. ベント停止時

(a) 残留熱除去系による除熱機能の復旧等から，ベント停止が可能であることを判断し，ベントを停止する。

なお，ベント停止前には，可搬型の窒素ガス供給装置により格納容器に窒素を供給し，原子炉格納容器フィルタベント系から放出することにより格納容器内の水素及び蒸気を掃気し，不活性化する。

(b) 以下の操作対象弁を閉弁することにより、ベントを停止する。

【操作対象弁（サプレッションチェンバからのベント時）】

- ・ 原子炉格納容器圧力逃がし装置ベントライン隔離弁

(第 4.1.3-1 図 ①)

- ・ サプレッションチェンバベント用出口隔離弁

(第 4.1.3-1 図 ②)

【操作対象弁（ドライウェルからのベント時）】

- ・ 原子炉格納容器圧力逃がし装置ベントライン隔離弁

(第 4.1.3-1 図 ①)

- ・ ドライウェルベント用出口隔離弁

(第 4.1.3-1 図 ③)

(c) ベント停止後は、可搬型の窒素ガス供給装置により原子炉格納容器フィルタベント系へ窒素を供給し、フィルタ装置内で水の放射線分解によって発生する水素を掃気することにより系統内の水素濃度を可燃限界以下に維持する。

4.2 現場における隔離弁等の操作

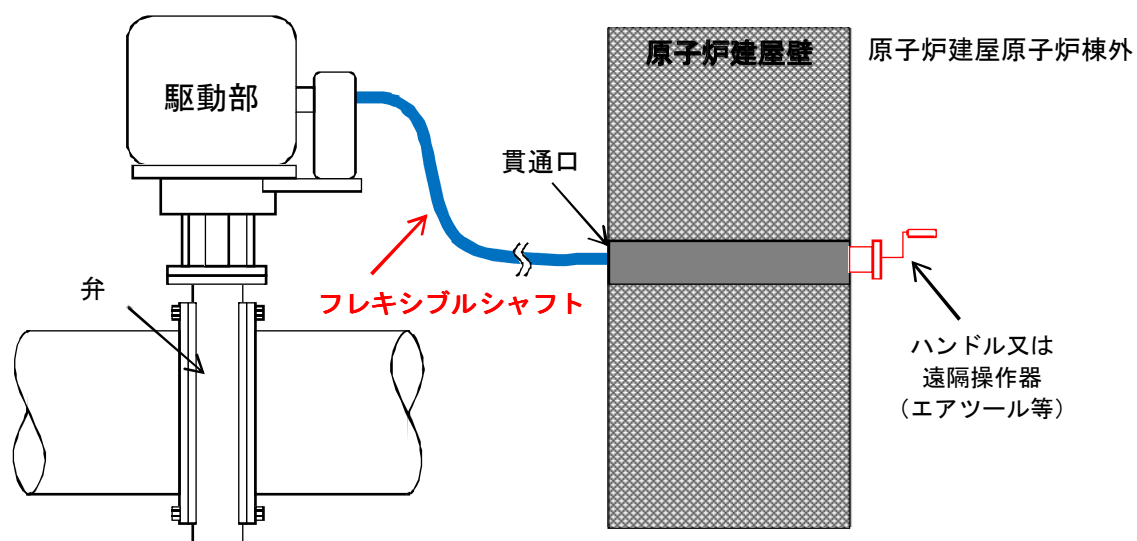
ベントに関連する現場操作の概要を以下に示す。

現場における隔離弁の操作やフィルタ装置への水及び薬液の補給, 系統への窒素の供給に係る弁の操作は, 原子炉建屋原子炉棟外から人力にて行う。操作の対象となる弁について, 第 4.1.3-1 図に示す。

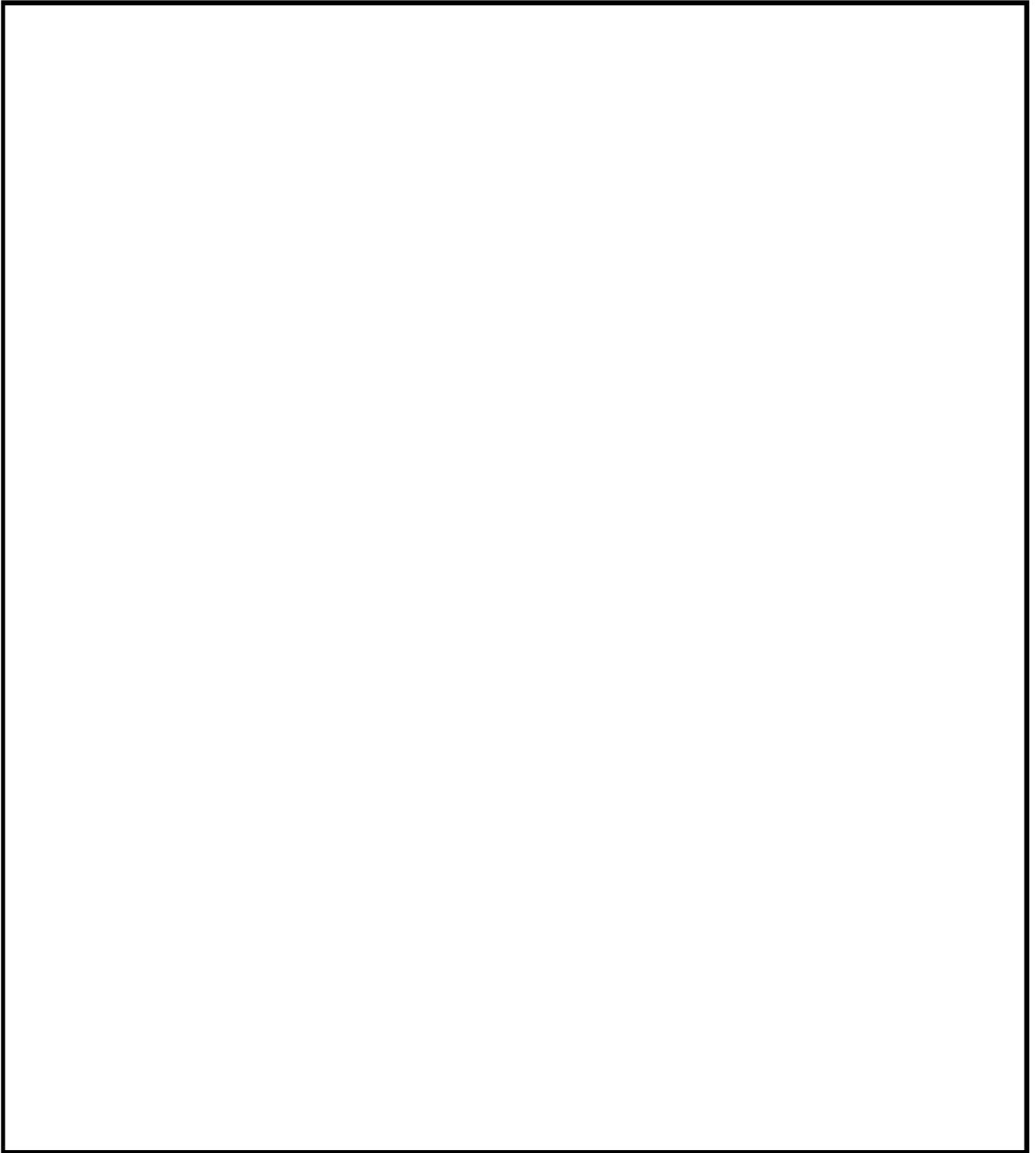
4.2.1 隔離弁手動操作

ベントに必要な隔離弁は, 全交流動力電源喪失時に重大事故等に対処するための電源 (所内常設蓄電式直流電源設備, 常設代替交流電源設備, 可搬型代替交流電源設備又は可搬型代替直流電源設備) より受電し, 中央制御室から遠隔操作する。万一, 全ての電源が喪失し, ベントに必要な弁の操作が中央制御室からできない場合には, 原子炉建屋原子炉棟外からフレキシブルシャフトを介して人力にて弁を操作する。人力による隔離弁操作機構の模式図を第 4.2.1-1 図に示す。

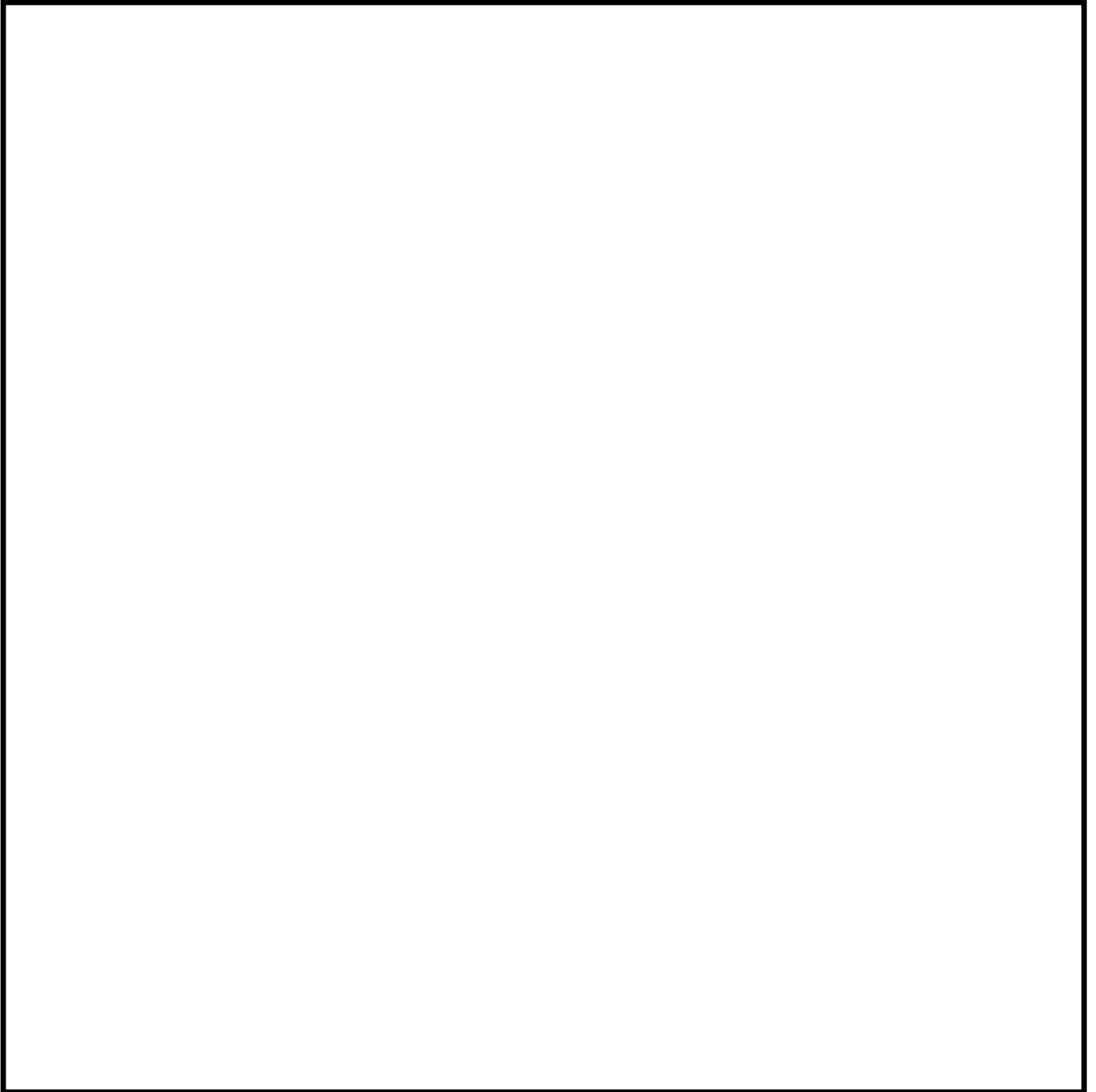
また, 第 4.1.3-1 図に示すベントガスの放出経路に設置する隔離弁について, サプレッションチェンバベント用出口隔離弁の遠隔手動操作場所を第 4.2.1-2 図に, ドライウェルベント用出口隔離弁及び原子炉格納容器圧力逃がし装置ベントライン隔離弁の遠隔手動操作場所を第 4.2.1-3 図に示す。



第 4.2.1-1 図 人力による隔離弁操作機構の模式図



第 4.2.1-2 図 サプレッションチェンバメント用出口隔離弁 遠隔手動操作場所



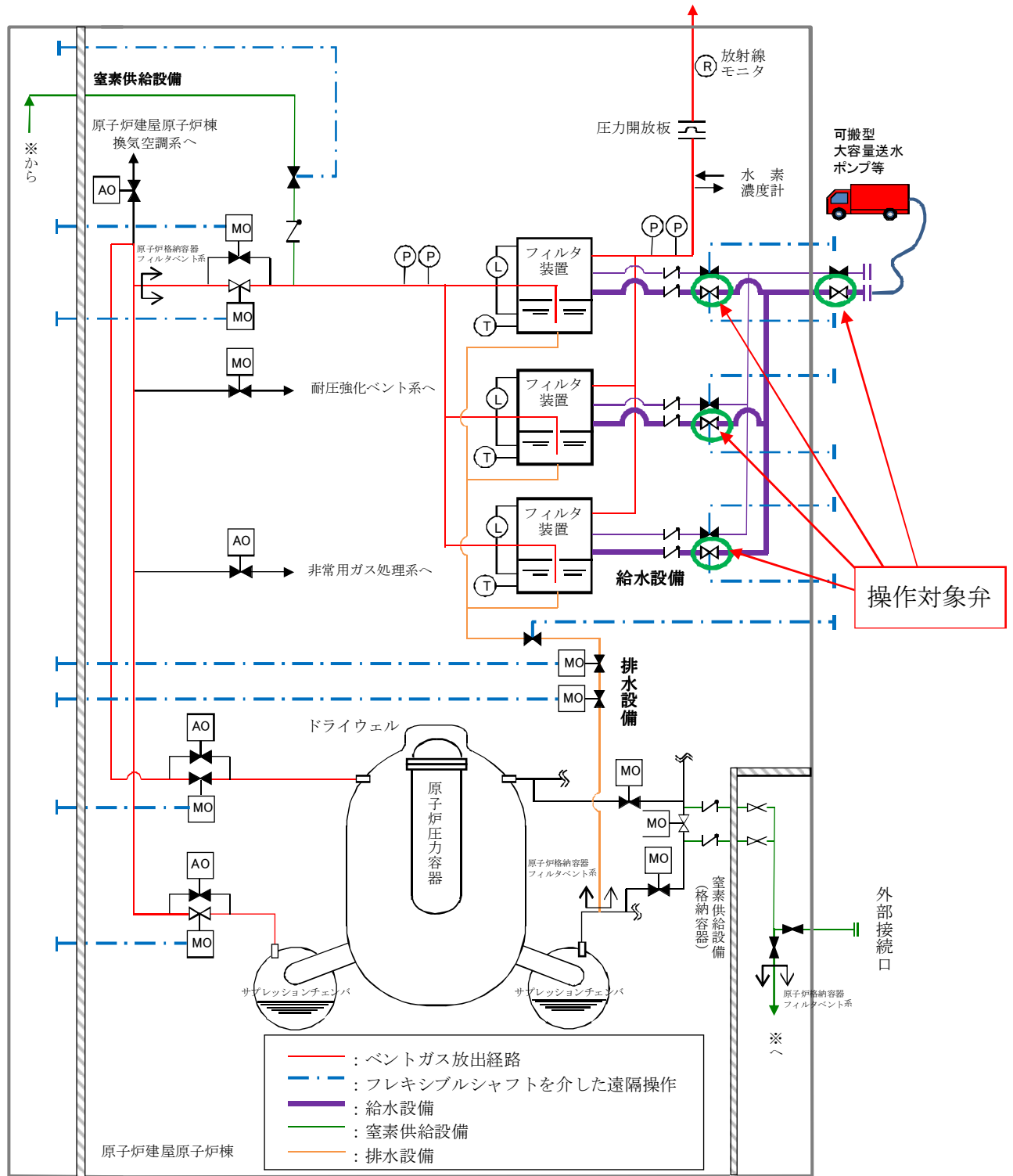
第 4.2.1-3 図 ドライウェルベント用出口隔離弁及び原子炉格納容器圧力逃がし装置
ベントライン隔離弁 遠隔手動操作場所

4.2.2 フィルタ装置への水等の補給

原子炉建屋原子炉棟外に設置する外部接続口に可搬型大容量送水ポンプを接続し、フィルタ装置内に水を補給する。水の補給に使用する配管に設置する弁は、原子炉建屋原子炉棟外からフレキシブルシャフトを介して人力にて操作を行う。

なお、フィルタ装置に薬液を補給する場合は、可搬型の薬液補給用の設備を接続し、フィルタ装置内に薬液を補給する。

給水時の系統概要図を第 4.2.2-1 図に、水及び薬液補給用接続口及び弁の遠隔手動操作場所を第 4.2.2-2 図に示す。



原子炉建屋

第 4.2.2-1 図 給水時の系統概要図

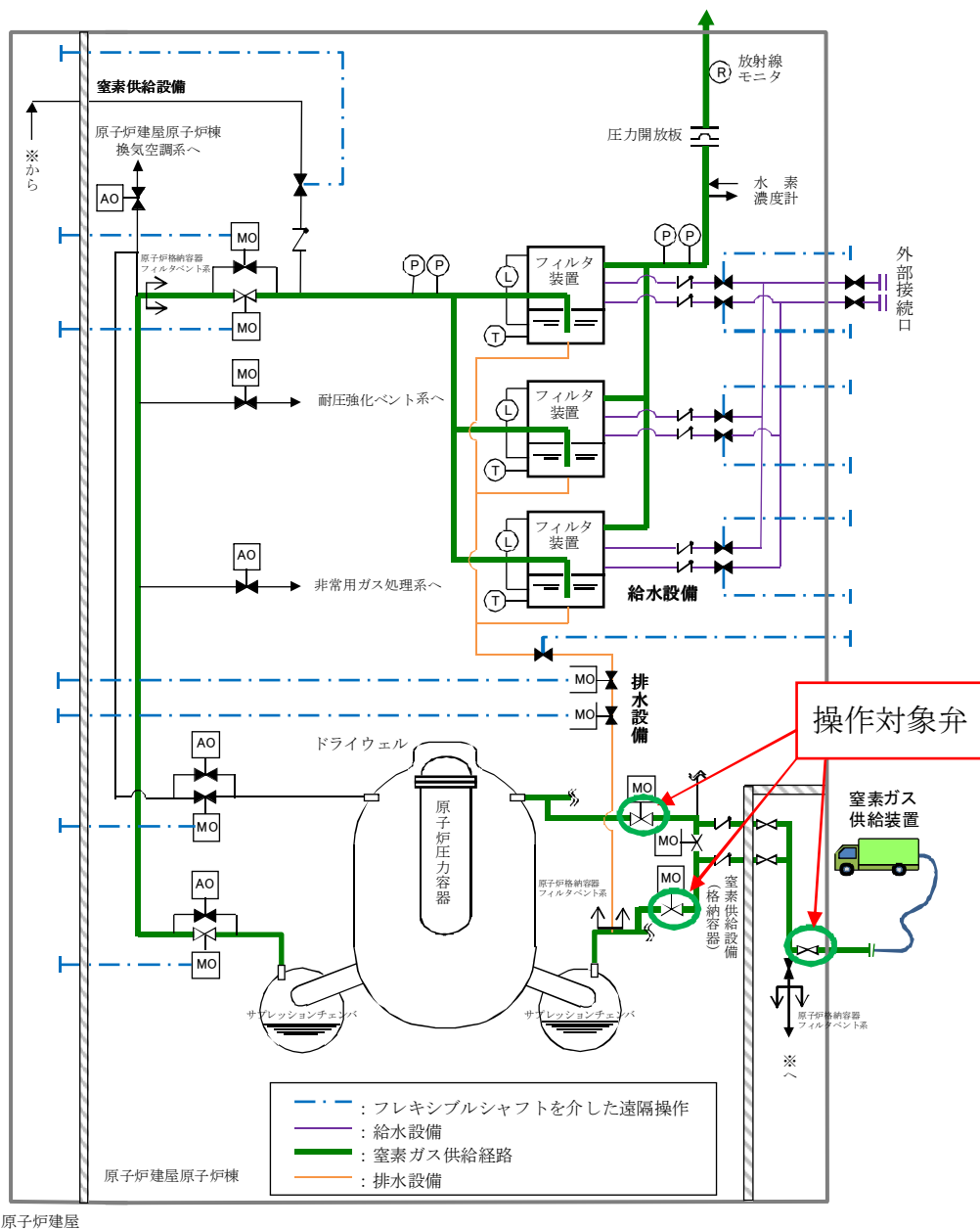


第 4. 2. 2-2 図 水及び薬液補給用接続口及び弁の遠隔手動操作場所

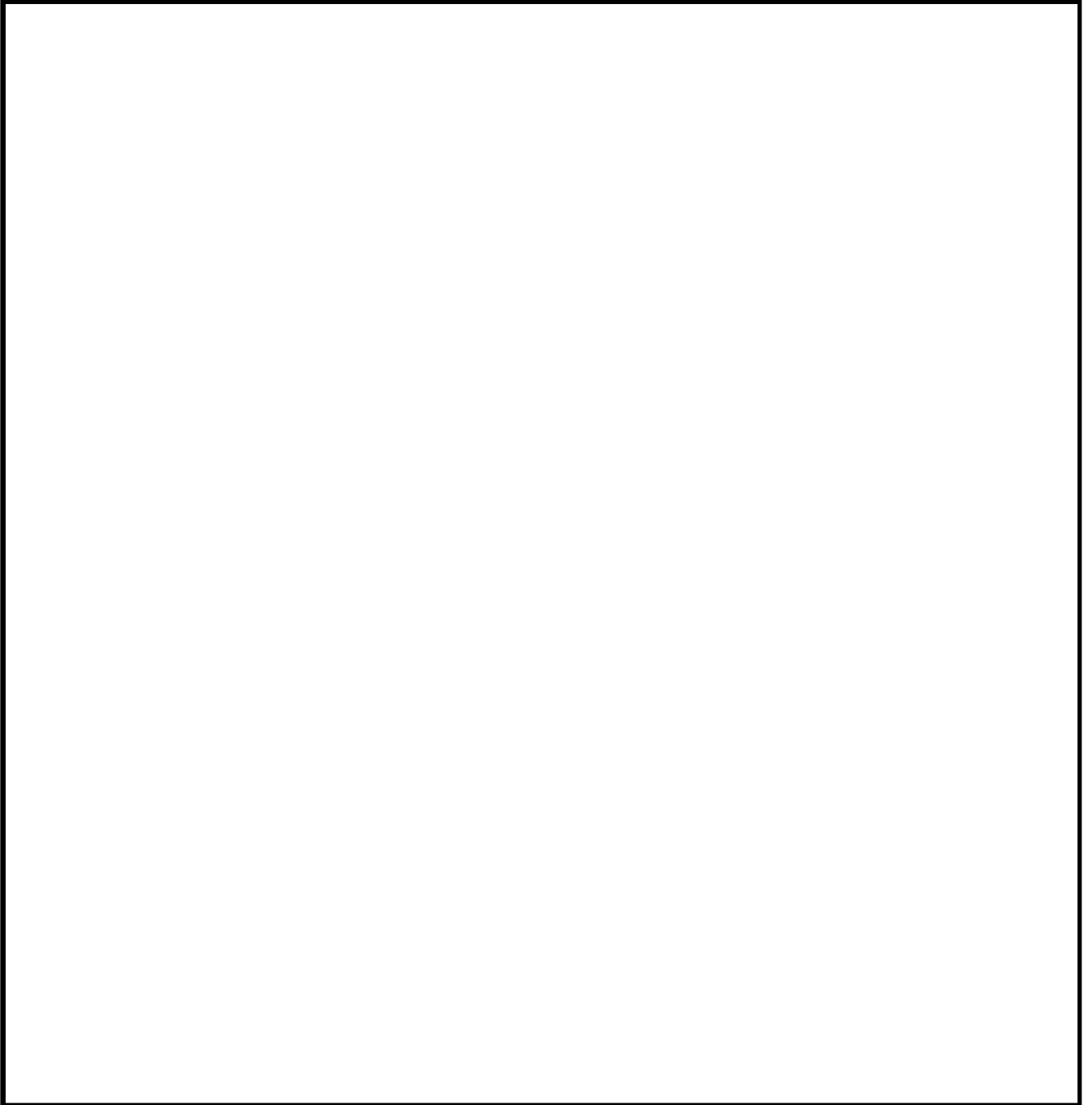
4.2.3 系統への窒素の供給

原子炉建屋原子炉棟外に設置する外部接続口に可搬型の窒素ガス供給装置を接続し、原子炉格納容器フィルタベント系に窒素を供給する。窒素供給に使用する配管に設置する弁のうち、原子炉建屋原子炉棟内に設置する弁は、原子炉建屋原子炉棟外から操作を行う。

ベント停止前の窒素供給の系統概要図を第 4.2.3-1 図に、ベント停止後の窒素供給の系統概要図を第 4.2.3-2 図に、窒素供給用接続口及び弁の遠隔手動操作場所を第 4.2.3-3 図に示す。



第 4.2.3-1 図 ベント停止前の窒素供給の系統概要図

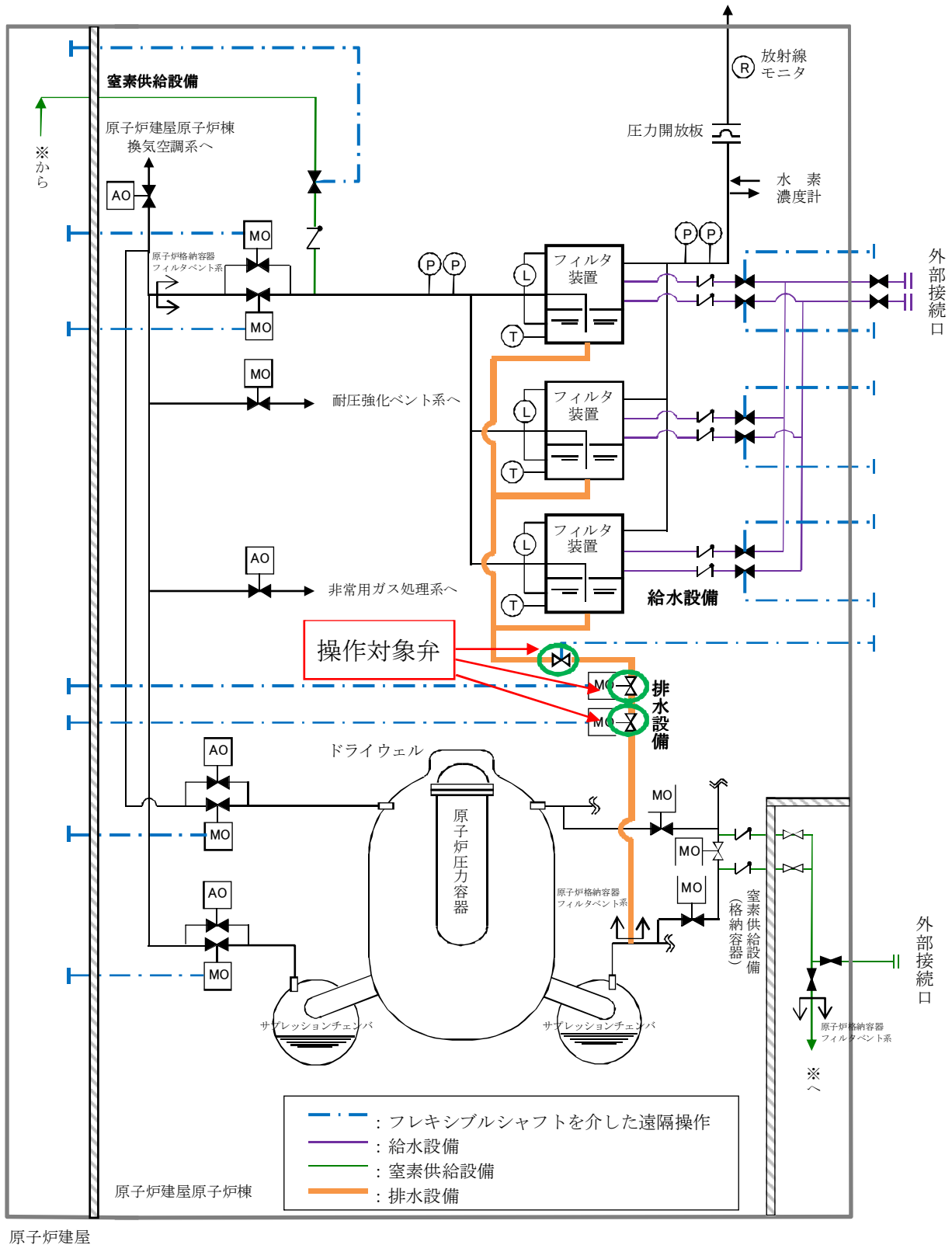


第 4.2.3-3 図 窒素供給用接続口及び弁の遠隔手動操作場所

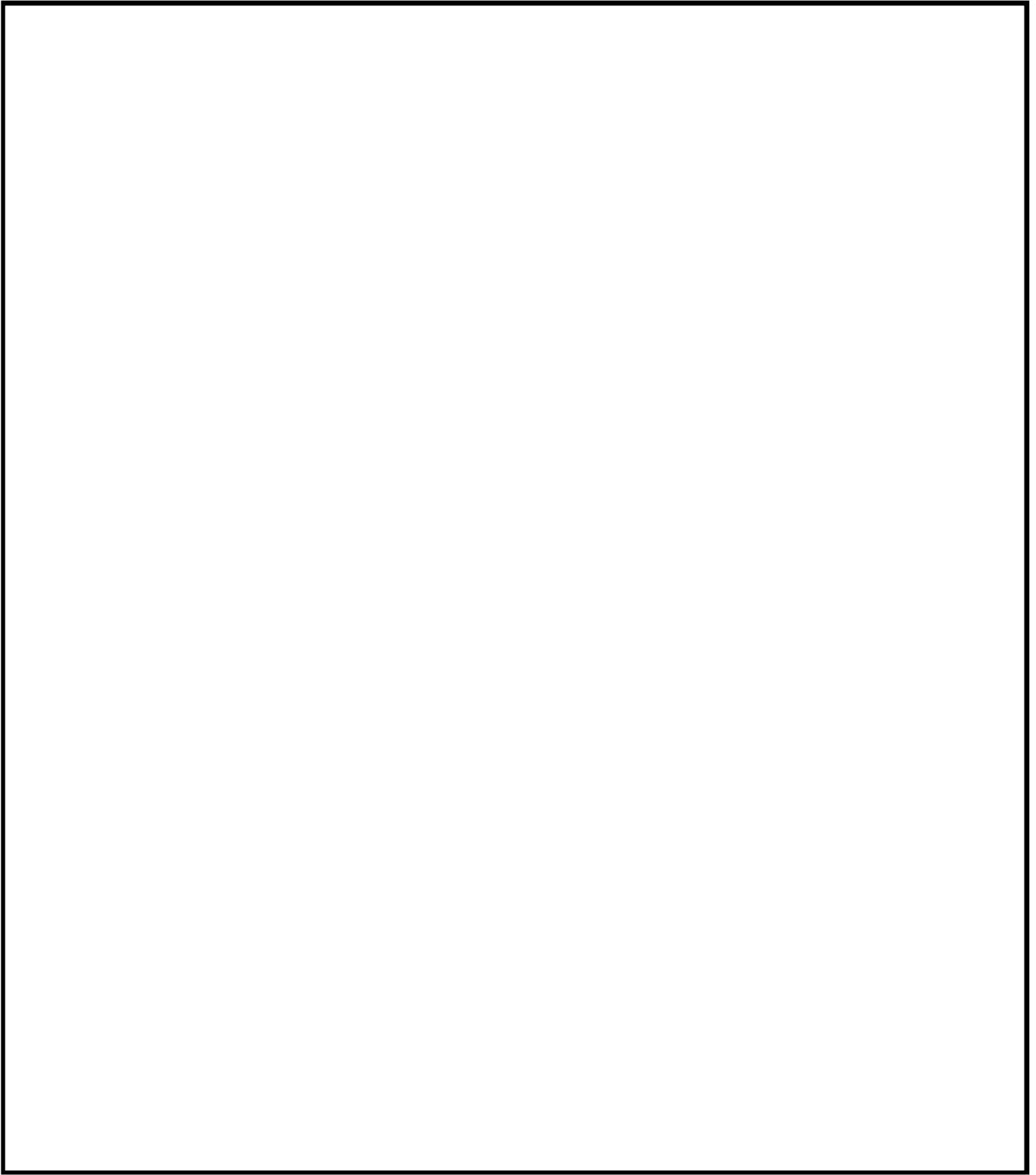
4.2.4 排水操作

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バ溶液をサブプレッションチェンバへ移送する。排水操作対象弁は、万一、全ての電源が喪失した場合には、原子炉建屋原子炉棟外からフレキシブルシャフトを介して人力にて操作を行う。

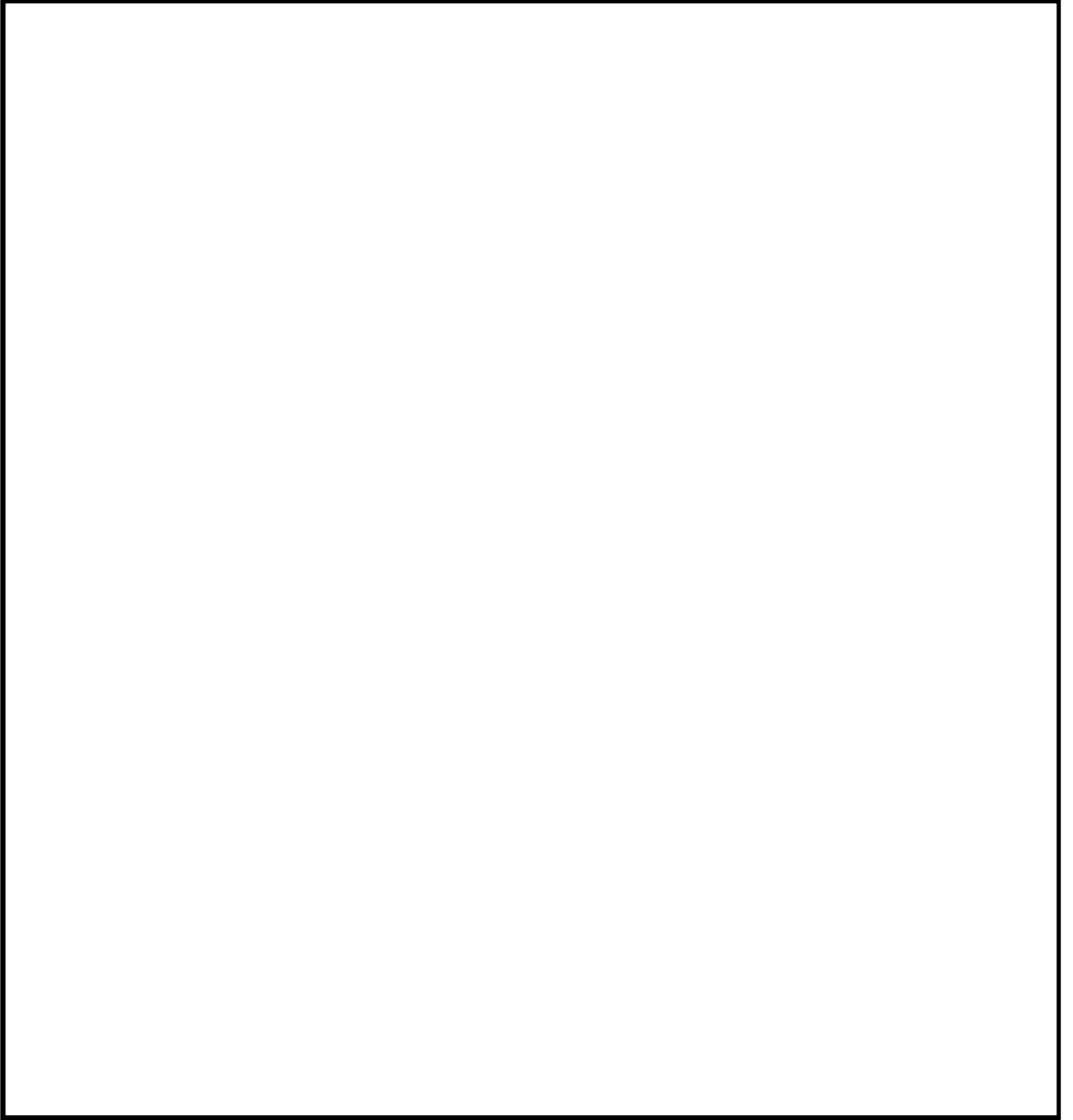
排水時の系統概要図を第 4. 2. 4-1 図に、排水操作対象弁の遠隔手動操作場所を第 4. 2. 4-2 図及び第 4. 2. 4-3 図に示す。



第 4. 2. 4-1 図 排水時の系統概要図



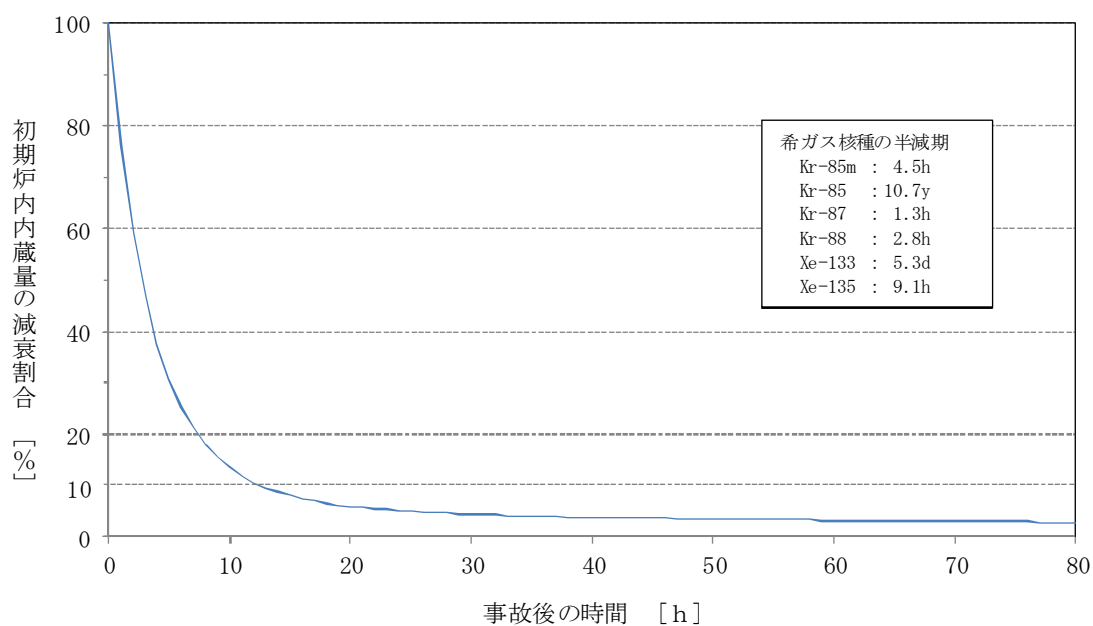
第 4.2.4-2 図 排水操作対象弁の遠隔手動操作場所（その 1）



第 4.2.4-3 図 排水操作対象弁の遠隔手動操作場所（その 2）

4.3 一般公衆の被ばくを可能な限り低減するための運用

原子炉格納容器フィルタベント系にて除去ができない希ガスについて、可能な限り格納容器内に保持することで、時間減衰により一般公衆の被ばくを低減することができる。初期炉内内蔵量を100%とした場合の希ガスの減衰割合を第4.3-1図に示す。



第4.3-1図 希ガスの減衰曲線 (0.5MeV換算値)

5 設備の維持管理

5.1 点検方法

a. 機械設備

原子炉格納容器フィルタベント系の機械設備は、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。

(a) フィルタ装置

外観点検、漏えい試験、開放点検、スクラバ溶液の pH 確認及び銀ゼオライトのサンプル性状確認を実施する。

(b) 弁

分解点検、漏えい試験、非破壊試験、機能・性能試験を実施する。

(c) 配管

外観点検及び漏えい試験を実施する。

b. 電気設備

原子炉格納容器フィルタベント系の電気設備は、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。

(a) 電動弁駆動部

外観点検、特性試験、分解点検、機能・性能試験を実施する。

c. 計測設備

原子炉格納容器フィルタベント系の計測設備は、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。

(a) フィルタ装置廻り計測設備

特性試験を実施する。

(b) 水素濃度計

特性試験を実施する。

(c) 放射線モニタ

特性試験を実施する。

6 新規制基準への適合性

6.1 実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則への適合

6.1.1 第48条（最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備）

(1) 規制基準要求事項

- ・ 発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な設備を設けなければならない。
- ・ 炉心の著しい損傷等を防止するため、重大事故防止設備を整備すること。
- ・ 重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備に対して、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。
- ・ 残留熱除去系（RHR）の使用が不可能な場合について考慮すること。
- ・ 格納容器圧力逃がし装置を整備する場合は、本規程第50条1b)に準ずること。また、その使用に際しては、敷地境界での線量評価を行うこと。

(2) 規制基準適合性

残留熱除去系の使用が不可能な場合には、格納容器から大気を最終ヒートシンクとして熱を輸送する設備として、原子炉格納容器フィルタベント系を設置する。

原子炉格納容器フィルタベント系を使用した最終ヒートシンクへの熱の輸送は、残留熱除去系ポンプ、原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却海水ポンプ、残留熱除去系熱交換器及び原子炉補機冷却水系熱交換器を使用した海を最終ヒートシンクとした熱の輸送に対して多様性及び独立性を有し、位置的分散を図った設計とする。

また、原子炉格納容器フィルタベント系の使用に際しては、敷地境界での線量評価を実施する。

6.1.2 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）

(1) 規制基準要求事項

- ・発電用原子炉施設には、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圧力及び温度を低下させるために必要な設備を設けなければならない。
- ・格納容器圧力逃がし装置又は格納容器再循環ユニットを設置すること。
- ・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ものであること。
- ・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が講じられていること。
- ・格納容器圧力逃がし装置の配管等は、他の系統・機器（例えばSGTS）や他号機の格納容器圧力逃がし装置等と共用しないこと。ただし、他への悪影響がない場合を除く。
- ・また、格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、必要に応じて、原子炉格納容器の負圧破損を防止する設備を整備すること。
- ・格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は、人力により容易かつ確実に開閉操作ができること。
- ・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、遮蔽又は離隔等の放射線防護対策がなされていること。
- ・ラプチャーディスクを使用する場合は、バイパス弁を併置すること。ただし、格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならないよう、十分に低い圧力に設定されたラプチャーディスク（原子炉格納容器の隔離機能を目的としたものではなく、例えば、配管の窒素充填を目的としたもの）を使用する場合又はラプチャーディスクを強制的に手動で破壊する装置を設置する場合を除く。
- ・格納容器圧力逃がし装置は、長期的にも熔融炉心及び水没の悪影響を受けない

場所に接続されていること。

- ・使用後に高線量となるフィルター等からの被ばくを低減するための遮蔽等の放射線防護対策がなされていること。

(2) 規制基準適合性

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、原子炉格納容器フィルタベント系を設置する。

原子炉格納容器フィルタベント系は、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、以下の機能を備える。

a. 放射性物質低減対策

放射性物質による環境への汚染の視点も含め、粒子状放射性物質を捕集できる設計とする。加えて、事故後短期の被ばく量を低減するため、放射性よう素を捕集できる設計とする。

ベント時の事象進展においても規定する性能を確保し、フィルタ装置内に捕集した放射性物質を保持することが可能な設計とする。

b. 可燃性ガス対策

ベント時に系統内を通過する水素による爆発を防止するため、系統待機中は系統内を窒素で不活性化する。

また、フィルタ装置から大気開放端へ至る配管は、大気開放端のある原子炉建屋屋上に向かって連続上り勾配とし、ベント時の水素の滞留を防止する設計とする。

c. 悪影響の防止

系統は、他号炉と共用しない。また、原子炉格納容器フィルタベント系は、原子炉格納容器調気系から分岐していることから、設計基準対象施設である原子炉

格納容器調気系に悪影響を及ぼさないよう、原子炉格納容器フィルタベント系に設置した隔離弁を閉止しておくことにより、確実な系統隔離ができる設計とする。

d. 格納容器の負圧破損防止

重大事故等対策の有効性評価において、原子炉格納容器フィルタベント系を使用しても格納容器が負圧に至ることはないことを確認している。

e. 現場操作

ベントに必要な隔離弁の操作は、中央制御室の制御盤での操作が可能な設計とする。また、隔離弁の設置場所と異なる原子炉建屋原子炉棟外からも操作が可能となるように遠隔操作機構を設け、人力により確実に操作できる設計とする。

f. 放射線防護

ベントに必要な隔離弁は、重大事故時の作業員の放射線防護を考慮し、原子炉建屋原子炉棟外から人力により操作ができる設計とする。

g. 圧力開放板

ベント時に系統内を通過する水素による爆発を防止するため、系統待機中は系統内を窒素で不活性化する。フィルタ装置から大気開放端へ至る配管上には、窒素封入時に大気と隔離するため、格納容器からの排気圧力と比較して十分低い圧力で開放する圧力開放板を設ける設計とする。

h. 格納容器への接続位置

格納容器への接続位置は、サブプレッションチェンバからのベントを基本とするが、長期的にも熔融炉心及び水没等により悪影響を受けないよう、ドライウェルからのベントの経路も設置することで、2つの排気ラインを設ける設計とする。

i. 被ばく低減

フィルタ装置は、原子炉建屋原子炉棟内に設置し、周囲には遮蔽体等を設置することにより、使用後に高線量となるフィルタ装置等から作業員が受ける被ばくを低減できる設計とする。

6.1.3 第52条（水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備）

(1) 規制基準要求事項

- ・発電用原子炉施設には、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内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備を設けなければならない。
- ・水素ガスを原子炉格納容器外に排出する場合には、排出経路での水素爆発を防止すること、放射性物質の低減設備、水素及び放射性物質濃度測定装置を設けること。
- ・これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。

(2) 規制基準適合性

炉心の著しい損傷が発生し、格納容器内の雰囲気ガスを窒素で置換した状態においても水素爆発のおそれがある場合には、水素を格納容器外に排出できる設備として、原子炉格納容器フィルタベント系を設け、排気中に含まれる放射性物質をフィルタ装置により低減できる設計とする。

原子炉格納容器フィルタベント系は、ベント時に系統内を通過する水素による爆発を防止するため、系統待機中は系統内を窒素で不活性化する。なお、フィルタ装置から大気開放端へ至る配管は、大気開放端のある原子炉建屋屋上に向かって連続上り勾配とし、ベント時の水素の滞留を防止する設計とする。

また、排出経路において水素濃度及び放射性物質濃度の監視をするため、フィルタ装置出口配管に水素濃度計及び放射線モニタを設置する設計とする。

上記の設備については、所内常設蓄電式直流電源設備（125V 蓄電池）、常設代替交流電源設備（ガスタービン発電機）、可搬型代替交流電源設備（電源車）及び可搬型代替直流電源設備（125V 代替蓄電池、125V 代替充電器及び電源車の組合せ）のいずれかから給電できる設計とする。

6.1.4 第38条（重大事故等対処施設の地盤）

(1) 規制基準要求事項

- ・重大事故防止設備のうち常設のものであって、耐震重要施設に属する設計基準事故対処設備が有する機能を代替するものが設置される重大事故等対処施設：基準地震動による地震力が作用した場合においても当該重大事故等対処施設を十分に支持することができる地盤に設けなければならない。
- ・重大事故緩和設備のうち常設のものが設置される重大事故等対処施設：基準地震動による地震力が作用した場合においても当該重大事故等対処施設を十分に支持することができる地盤に設けなければならない。
- ・重大事故等対処施設は、変形した場合においても重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない地盤に設けなければならない。
- ・重大事故等対処施設は、変位が生ずるおそれがない地盤に設けなければならない。

(2) 規制基準適合性

原子炉格納容器フィルタベント系を構成する設備は、原子炉建屋に配置する。

原子炉建屋は、基準地震動による地震力が作用した場合においても当該施設を十分に支持することができる地盤に設置している。また、原子炉建屋を支持する地盤は、地震発生に伴い生じる地盤の変形により、当該設備の機能が損なわれるおそれがない地盤であり、変位が生ずるおそれがない地盤である。

6.1.5 第39条（地震による損傷の防止）

(1) 規制基準要求事項

- ・常設耐震重要重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設：基準地震動による地震力に対して重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること。
- ・常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設：基準地震動による地震力に対して重大事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること。

(2) 規制基準適合性

原子炉格納容器フィルタベント系は、基準地震動 S_s による地震力に対して、必要な機能が損なわれるおそれがないように設計する。

6.1.6 第40条（津波による損傷の防止）

(1) 規制基準要求事項

- ・重大事故等対処施設は、基準津波に対して重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。

(2) 規制基準適合性

原子炉格納容器フィルタベント系を構成する設備は、原子炉建屋に配置する。

原子炉建屋は、基準津波による遡上波が地上部から到達又は流入しない敷地に設置している。また、原子炉建屋には浸水防護施策を講ずることにより、基準津波を一定程度超える津波による影響から隔離可能な設計とする。

6.1.7 第41条（火災による損傷の防止）

(1) 規制基準要求事項

- ・重大事故等対処施設は、火災により重大事故等に対処するために必要な機能を損なうおそれがないよう、火災の発生を防止することができ、かつ、火災感知設備及び消火設備を有するものでなければならない。

(2) 規制基準適合性

原子炉格納容器フィルタベント系は、火災により必要な機能を損なうおそれがないようにするために、

- ・火災発生防止
- ・火災の感知及び消火

の深層防護の概念に基づいた設計思想に従うこととし、具体的には以下のとおり火災対策の設計を行う。

- a. 発火性又は引火性物質を内包する系統は、漏えい防止対策等を行う設計とする。また、電気機器等は、系統の地絡、短絡等に起因する過電流による過熱を防止する設計とする。
- b. 実用上可能な限り不燃性材料又は難燃性材料を使用する。やむを得ず油のような可燃性材料を使用する場合は、必要最低量とする。
- c. 落雷等の自然現象による火災発生を防護する設計とする。
- d. 万一の火災発生に備えて、必要な箇所に火災感知設備及び消火設備を設置する。また、火災感知設備及び消火設備は、常用電源が喪失した場合でもその機能を失わない設計とする。
- e. 火災感知設備及び消火設備は、地震等の自然現象によっても、火災感知及び消火の機能、性能が維持される設計とする。

6.1.8 第43条（重大事故等対処設備）

(1) 多様性，位置的分散，悪影響防止等【43条1-五，2-二，三，3-五】

a. 規制基準要求事項

- ・重大事故等対処設備は、工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。
- ・常設重大事故等対処設備は、二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。
- ・常設重大事故防止設備は、共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。
- ・可搬型重大事故等対処設備は、地震、津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管すること。

b. 規制基準適合性

(a) 多様性，位置的分散

常設重大事故防止設備である原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置は、共通要因によって設計基準事故対処設備の最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ，原子炉補機冷却水ポンプ，原子炉補機冷却海水ポンプ，残留熱除去系熱交換器及び原子炉補機冷却水系熱交換器と異なる区画に設置することで位置的分散を図る設計とする。

共通要因としては、環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災及びサポート系の故障を考慮する。

環境条件に対しては、想定される重大事故が発生した場合における温度、放射線、荷重、その他の使用条件においてその機能を確実に発揮できる設計とする。

自然現象については、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地すべり、火山の影響、生物学的事象、森林火災を考慮する。

外部人為事象については、航空機落下、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害を考慮する。

溢水に対しては、設計基準事故対処設備の溢水により、その機能を失わない設計とする。

火災に対しては、「6.1.7 火災による損傷の防止」により設計する。

サポート系に対しては、系統又は機器に供給される電力を考慮し、設計基準事故対処設備と異なる駆動源を用いる設計とする。

可搬型の窒素ガス供給装置は、想定される重大事故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、その機能を確実に発揮できる設計とする。また、可搬型の窒素ガス供給装置の保管場所は、自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響を考慮する。

(b) 悪影響防止

他設備への系統的な影響に対しては、原子炉格納容器フィルタベント系は原子炉格納容器調気系から分岐していることから、設計基準対象施設である原子炉格納容器調気系に悪影響を及ぼさないよう、原子炉格納容器フィルタベント系に設置した隔離弁を閉止しておくことにより、確実な系統隔離ができる設計とする。

可搬型の窒素ガス供給装置は、通常時に接続先の系統と分離された状態であり、重大事故時に通常時の分離された状態から可搬ホースを接続し重大事故等対処設備として系統構成することにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

(c) 共用の禁止

原子炉格納容器フィルタベント系は、他号炉と共用しない。

(2) 容量等【43条2-一, 3-一】

a. 規制基準要求事項

- ・常設重大事故等対処設備は、想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。
- ・可搬型重大事故等対処設備は、想定される重大事故等の収束に必要な容量に加え、十分に余裕のある容量を有するものであること。

b. 規制基準適合性

原子炉格納容器フィルタベント系は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器内の雰囲気ガスを放出し、格納容器内の圧力及び温度を低下させることができる容量を有する設計とする。また、格納容器内に滞留する水素を放出し濃度を低減できる容量を有する設計とする。また、ベントに必要な隔離弁及びベント時の状態監視に必要な計測設備の代替電源設備は、必要な負荷容量に対して十分な電源容量を有する設計とする。

可搬型の窒素ガス供給装置は、原子炉格納容器フィルタベント系の使用後、水素が系統内に滞留し、可燃限界に至ることを防止するため、窒素を供給することにより、系統内の掃気及び不活性化を行うために、必要な窒素供給量を有する設計とする。また、必要となる容量等を賄うことができる設備を1基当たり1セット持つことに加え、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップを発電所全体で確保する。

(3) 環境条件等【43条1-一,六,3-四】

a. 規制基準要求事項

- ・重大事故等対処設備は、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、荷重その他の使用条件において、重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。
- ・重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。
- ・可搬型重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合において可搬型重大事故等対処設備を設置場所に据え付け、及び常設設備と接続することができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

b. 規制基準適合性

(a) 環境条件

原子炉格納容器フィルタベント系は、想定する重大事故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、その機能が有効に発揮することができるよう、設置場所に応じた耐環境性を有するとともに、操作が可能な設計とする。

重大事故発生時の環境条件については、重大事故時における環境温度、放射線、荷重に加えて、その他の使用条件として環境圧力、湿度による影響を考慮する。荷重としては重大事故が発生した場合における環境圧力を踏まえた圧力、温度、機械的荷重に加えて、自然現象（地震、風（台風）、竜巻、積雪、火山の影響）による荷重を考慮する。

また、フィルタ装置内には高アルカリ性水溶液を保有しており、薬品影響を考慮した設計とする。

可搬型の窒素ガス供給装置は、重大事故時における屋外の環境条件を考慮した設計とする。

(b) 設置場所

原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置は、原子炉建屋原子炉棟内に設置し、周囲には遮蔽体等を設置することにより、使用後に高線量となるフィルタ装置等から作業員が受ける被ばくを低減できる設計とする。

また、ベントに必要な隔離弁の操作は、中央制御室から遠隔操作が行える設計とするとともに、原子炉建屋原子炉棟外からの人力による操作が行える設計とする。

可搬型の窒素ガス供給装置の設置場所は、想定される重大事故が発生した場合においても設置及び常設設備との接続に支障がないように、遮蔽の設置や線源からの離隔距離により放射線量が高くなるおそれの少ない場所を選定するが、放射線量が高くなるおそれがある場合は、追加の遮蔽の設置により、当該設備の設置及び常設設備との接続が可能な設計とする。

(4) 操作性及び試験・検査性【43条1-二,三,四,3-二,六】

a. 規制基準要求事項

- ・重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。
- ・重大事故等対処設備は、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。
- ・重大事故等対処設備は、本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあつては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。
- ・可搬型重大事故等対処設備において、常設設備と接続するものにあつては、当

該常設設備と容易かつ確実に接続することができ、かつ、二以上の系統又は発電用原子炉施設が相互に使用することができるよう、接続部の規格の統一その他の適切な措置を講じたものであること。

- ・可搬型重大事故等対処設備において、想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、工場等内の道路及び通路が確保できるよう、適切な措置を講じたものであること。

b. 規制基準適合性

(a) 操作性の確保

ベントに必要な隔離弁の操作は、中央制御室の制御盤での操作が可能な設計とする。また、隔離弁の設置場所と異なる原子炉建屋原子炉棟外からも操作が可能となるように遠隔操作機構を設け、人力により確実に操作できる設計とする。

なお、原子炉格納容器フィルタベント系は、本来の用途以外の用途として重大事故に対処するために使用する設備ではないことから、系統の切り替えは発生しない。

可搬型の窒素ガス供給装置は、原子炉建屋外壁に設置する接続口に接続し、原子炉格納容器フィルタベント系に窒素を供給する。窒素を供給するために操作が必要な弁は、弁の設置場所と異なる原子炉建屋原子炉棟外から遠隔操作が可能な設計とする。常設設備の外部接続口との接続は、簡便な接続規格を用い、容易かつ確実に接続できる設計とする。

また、可搬型の窒素ガス供給装置は、車両で移動可能な設計とし、保管場所から設置場所まで移動するための経路は、自然現象、外部人為事象、溢水及び火災を想定しても、移動に支障をきたすことのないよう、アクセスルートを確保する。

(b) 試験・検査等

原子炉格納容器フィルタベント系の機械設備，電気設備，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を考慮した適切な周期による定期的な点検により，設備性能を確保していることの確認ができる設計とする。

別紙 1 原子炉格納容器フィルタベント系の設計条件の考え方【本文 2.2】

原子炉格納容器フィルタベント系の設計条件及びその考え方について、第 1-1 表に示す。

第 1-1 表 原子炉格納容器フィルタベント系の設計条件

設計条件		考え方	条件の主な使用先	備考
最高使用圧力	854 kPa[gage]	格納容器が過大リークにならない限界圧力である 2Pd（格納容器の最高使用圧力 1Pd = 427kPa[gage]の 2 倍）とする。	系統の構造強度設計	添付 1
最高使用温度	200 °C	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 °Cとする。	系統の構造強度設計	添付 1
設計流量 (ベントガス流量)	10.0 kg/s	原子炉定格熱出力の 1%相当の飽和蒸気量 (10.0kg/s) がベント開始圧力が低いとき (1Pd) においても排出可能な設計とする。	配管口径, 流量制限オリフィス穴径の設定	添付 2
フィルタ装置内 発熱量	370 kW	フィルタ装置に流入する放射性物質の崩壊熱 (有効性評価に基づく移行量) に対して余裕を見込み, 370kW とする。	初期保有水量, フィルタ装置寸法の設定	添付 3

原子炉格納容器フィルタベント系の最高使用圧力・最高使用温度の設定

原子炉格納容器フィルタベント系の最高使用圧力・最高使用温度は、次のとおり設定している。

- ・最高使用圧力：854 kPa[gage]
- ・最高使用温度：200 °C

以下にその考え方を示す。

原子炉格納容器フィルタベント系は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器内の雰囲気ガスを放出し、格納容器内の圧力及び温度を低下させることにより格納容器の過圧による破損を防止することを目的として設置し、その際、フィルタ装置を介して排気に含まれる放射性物質を低減させる機能を有する。

この設備の特性から、原子炉格納容器フィルタベント系は、格納容器からの漏えい・格納容器破損事象といったフィルタ装置をバイパスして放射性物質が放出される事象に対しては有効に機能しない。

原子炉格納容器フィルタベント系の設計においては、格納容器圧力が限界圧力に到達するまでにベントを実施することにより、格納容器の健全性が維持されることを前提とした使用を想定している。

以上のことから、原子炉格納容器フィルタベント系の最高使用圧力・最高使用温度は、格納容器の限界圧力・限界温度に設定する。

設計流量（ベントガス流量）の設定

原子炉格納容器フィルタベント系の設計流量（ベントガス流量）は、10.0kg/s（1Pd = 427 kPa [gage]において）と設定している。

以下にその考え方を示す。

1. 格納容器圧力の設定

原子炉格納容器フィルタベント系は、格納容器と大気との差圧により格納容器内で発生するベントガスを排出する。

また、ベントは、格納容器圧力が 1Pd～2Pd の間に実施する。

以上から、ベントの駆動力である格納容器と大気との差圧が小さく、ベントガスの排出がより厳しい条件においてもベントガスが排出可能なよう、ベントガス排出時の格納容器圧力を 1Pd と設定する。

2. ベントガス流量の設定

格納容器内での蒸気発生量が保守的となるよう、原子炉定格熱出力の 1%に相当する蒸気流量とする。崩壊熱が原子炉定格熱出力の 1%程度になるのは炉停止後約 2～3 時間後であり、実際のベントタイミングと比べ十分保守的な設定である。

$$W = Q \times 0.01 / (h_g - h_f)$$

W : ベントガス流量 kg/s

Q : 原子炉定格熱出力 $2,436 \times 10^3$ kW

h_g : 飽和蒸気の比エンタルピ $2,750.55$ kJ/kg (1Pd において)

h_f : 冷却水の比エンタルピ 251.58 kJ/kg (1Pd, 60°C において)

以上より、ベントガス流量は、10.0kg/s（1Pd において）とする。

フィルタ装置内発熱量（崩壊熱）の設定

原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置内発熱量（崩壊熱）は、370 kW と設定している。

以下にその考え方を示す。

フィルタ装置内発熱量（崩壊熱）は、その値が保守的となるよう、ベントを開始するタイミング（有効性評価では事象発生から約 60 時間以降）を原子炉停止後約 2 時間後と仮定し、その時点の原子炉の崩壊熱である原子炉定格熱出力の 1%を基に、NUREG-1465 に基づく格納容器ソースタームを用いて評価し設定する。

以下に、フィルタ装置内発熱量（崩壊熱）の評価方法を示す。

【フィルタ装置内発熱量】

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

① ベント時の原子炉の崩壊熱

原子炉の崩壊熱量が保守的に大きくなるよう、原子炉定格熱出力の 1%とする。崩壊熱が原子炉定格熱出力の 1%程度になるのは炉停止後約 2～3 時間後であり、実際のベントタイミングと比べ十分保守的な設定である。

② 放射性物質の格納容器への放出割合

NUREG-1465 に基づき、揮発性核種のうち格納容器への放出割合が最も高い Halogen (I) の放出割合で代表させ 61%とする。（表 1 参照）

③ 格納容器内の除去係数

海外で行われたエアロゾルの除去効果に関する評価及び実験結果（NUREG/CR-5901, NSPP エアロゾル実験 NUREG/CR-5018）に基づき、注水及び自然沈着による除去効果として、ドライウェル内の除去係数は10を適用する。

④ フィルタ装置に蓄積する放射性物質の崩壊熱への寄与割合

揮発性核種として、Halogen(I), Alkali metal(Cs), Te, Ba 及び Sr を想定し、NUREG-1465に基づき、それらの核種の崩壊熱への寄与割合を22%とする。（表2参照）

以上から、ドライウェルからのベントを想定した場合の原子炉定格熱出力に対する崩壊熱の割合は以下のとおり算出される。

$$0.01 \times 0.61 \div 10 \times 0.22 = 0.01342\%$$

ここで、フィルタ装置内発熱量（崩壊熱）は、上記割合を包絡する条件とし、原子炉定格熱出力の0.015%である370kW（2,436MW × 0.015%）と設定する。

なお、有効性評価にて選定した炉心損傷を伴うベント事象「LOCA時注水機能喪失（大破断LOCA）」の解析において、そのベントタイミングで、ベント経路を「サブレーションチェンバからのベント」から「ドライウェルからのベント」に切替えた場合の放射性物質の崩壊熱量は であり、設計値の370kWに包絡されている。

表1 NUREG-1465に基づく格納容器ソースターム

	Gap Release	Early-In-vessel	Ex-vessel	Late-In-vessel	合計
Noble Gases ^{※1}	0.05	0.95	0	0	1.00
Halogens (I)	0.05	0.25	0.30	0.01	0.61
Alkali metal (Cs)	0.05	0.20	0.35	0.01	0.61
Te	0	0.05	0.25	0.005	0.305
Ba, Sr	0	0.02	0.1	0	0.12
Noble metal (Mo, Ru, Sb)	0	0.0025	0.0025	0	0.005
Ce	0	0.0005	0.005	0	0.0055
La	0	0.0002	0.005	0	0.0052

※1：希ガスはフィルタ装置内に蓄積しないため、評価対象外とする。

表2 放出割合が大きい揮発性核種の崩壊熱寄与割合

元素グループ ^{※2}	放出割合	①放出割合 (ハロゲン比)	②崩壊熱寄与割合 (炉停止後約2時間)	崩壊熱寄与割合 ①×②
Halogens (I)	0.61	1.0		
Alkali metal (Cs)	0.61	1.0		
Te	0.305	0.5		
Ba, Sr	0.12	0.2		
合 計			0.22	

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

別紙 2 水素の滞留に対する設計上の考慮【本文 2.3.1】

炉心の著しい損傷が発生した場合、金属－水反応等により大量の水素が発生する。また、長期的には水の放射線分解により水素及び酸素が発生する。これらを考慮し、プラント通常運転中は、原子炉格納容器フィルタベント系内に窒素を封入して不活性化を図り、水素爆発を防止する設計とする。

また、原子炉格納容器フィルタベント系の使用後、ベントガスに含まれる水素及びフィルタ装置で捕集し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が系統内に滞留し、可燃限界に至ることを防止するため、窒素を供給することにより、系統内の掃気及び不活性化を行う設計とする。

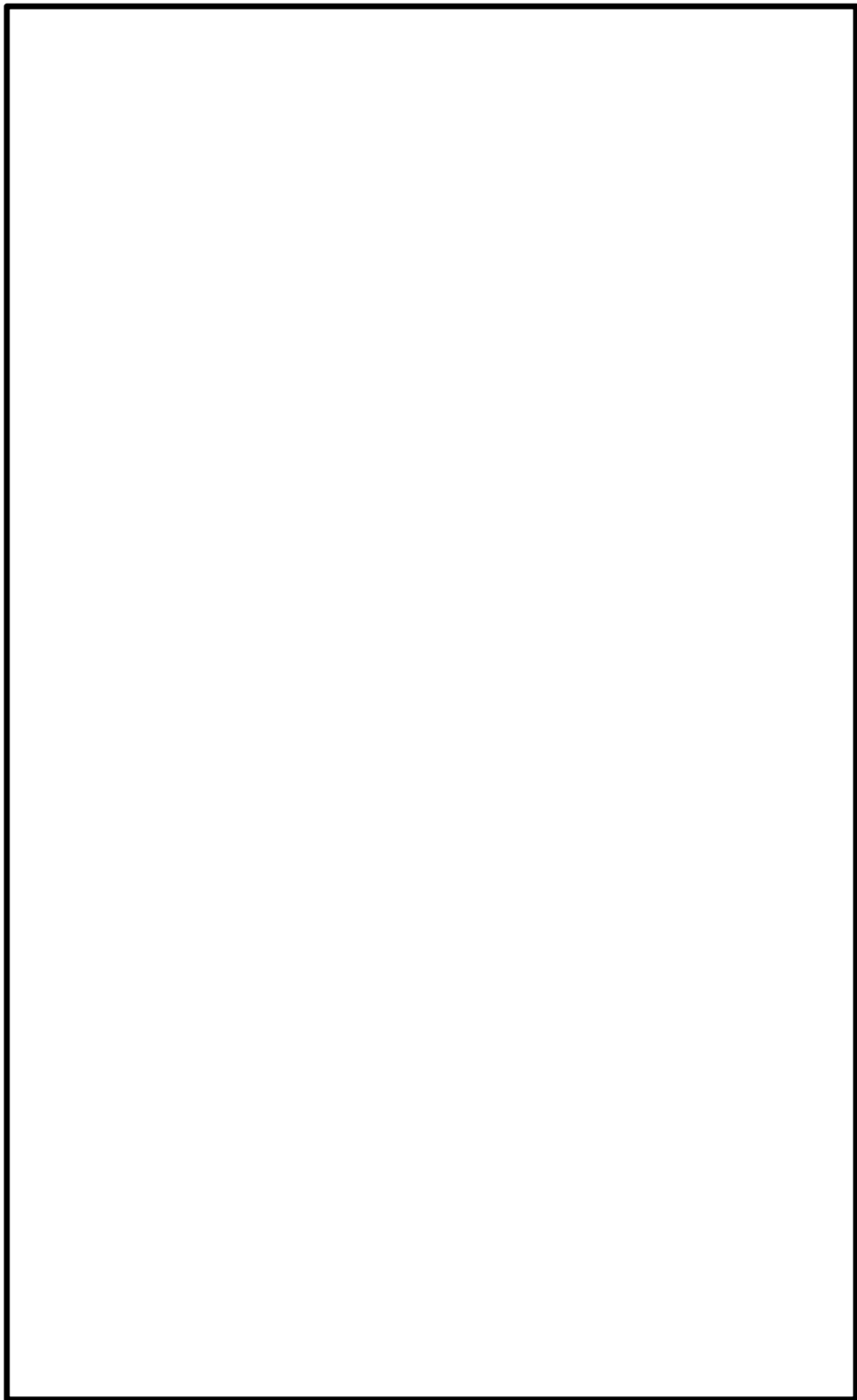
(1) 系統構成

ベント開始時の系統内での水素爆発を防止するため、待機時は系統内を窒素で不活性化する。フィルタ装置から大気開放端へ至る配管上には、窒素封入時に大気と隔離するため、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圧力開放板を設ける。また、ベント終了時にフィルタ装置を大気から隔離する弁を設ける。

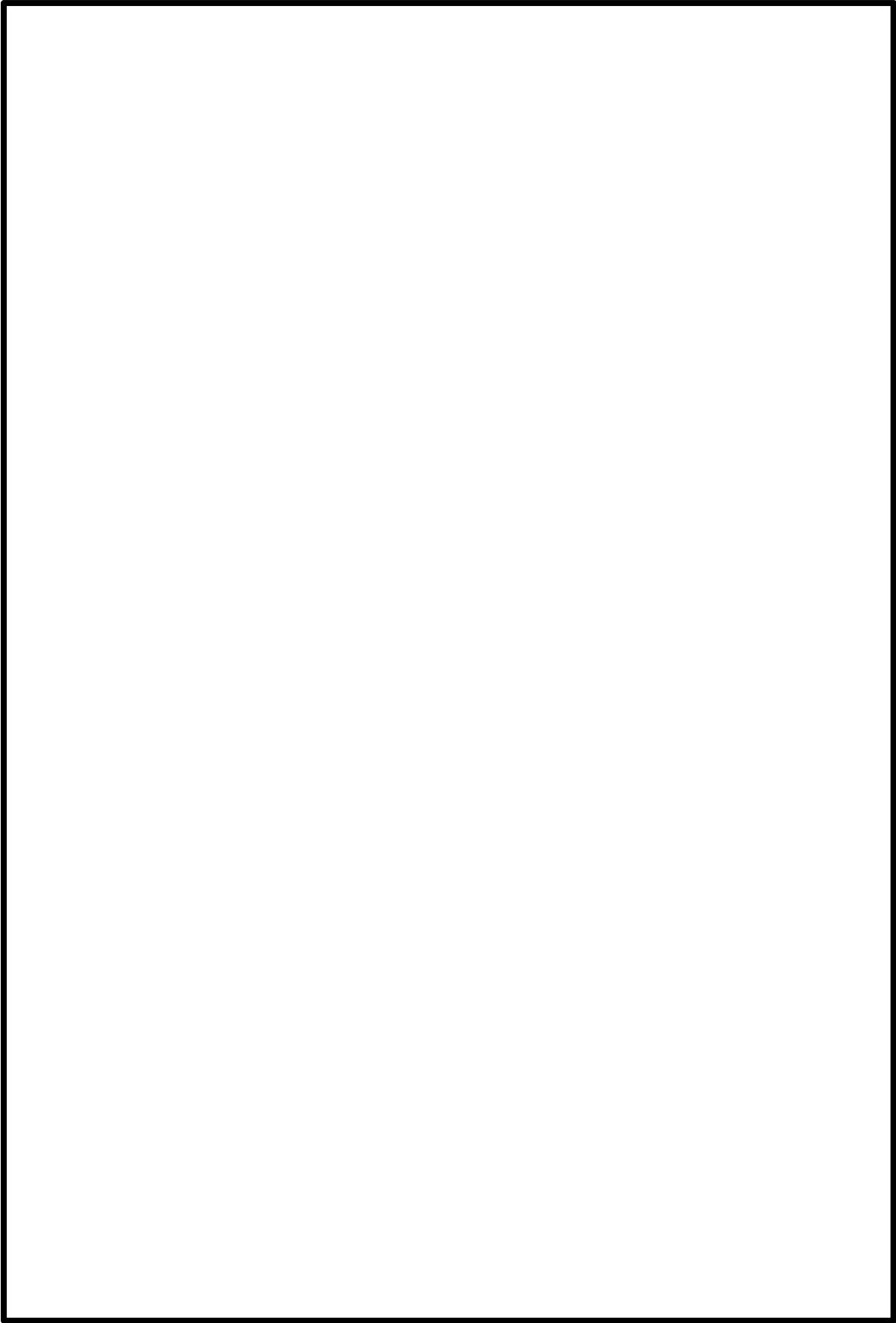
フィルタ装置から大気開放端へ至る配管は、大気開放端のある原子炉建屋屋上に向かって連続上り勾配とし、ベント時の水素の滞留を防止する構成とする。系統の配管構成鳥瞰図を第 2-1 図及び第 2-2 図に示す。

原子炉格納容器フィルタベント系の使用後、ベントガスに含まれる水素及びフィルタ装置で捕集し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が系統内に滞留し、可燃限界に至ることを防止するため、可搬型の窒素ガス供給装置により窒素を供給し系統内の掃気及び不活性化を行う。

水素濃度計は、窒素の供給により系統内の水素濃度が低下していることを確認するため、フィルタ装置出口配管に設置する。



第 2-1 図 系統の配管構成鳥瞰図

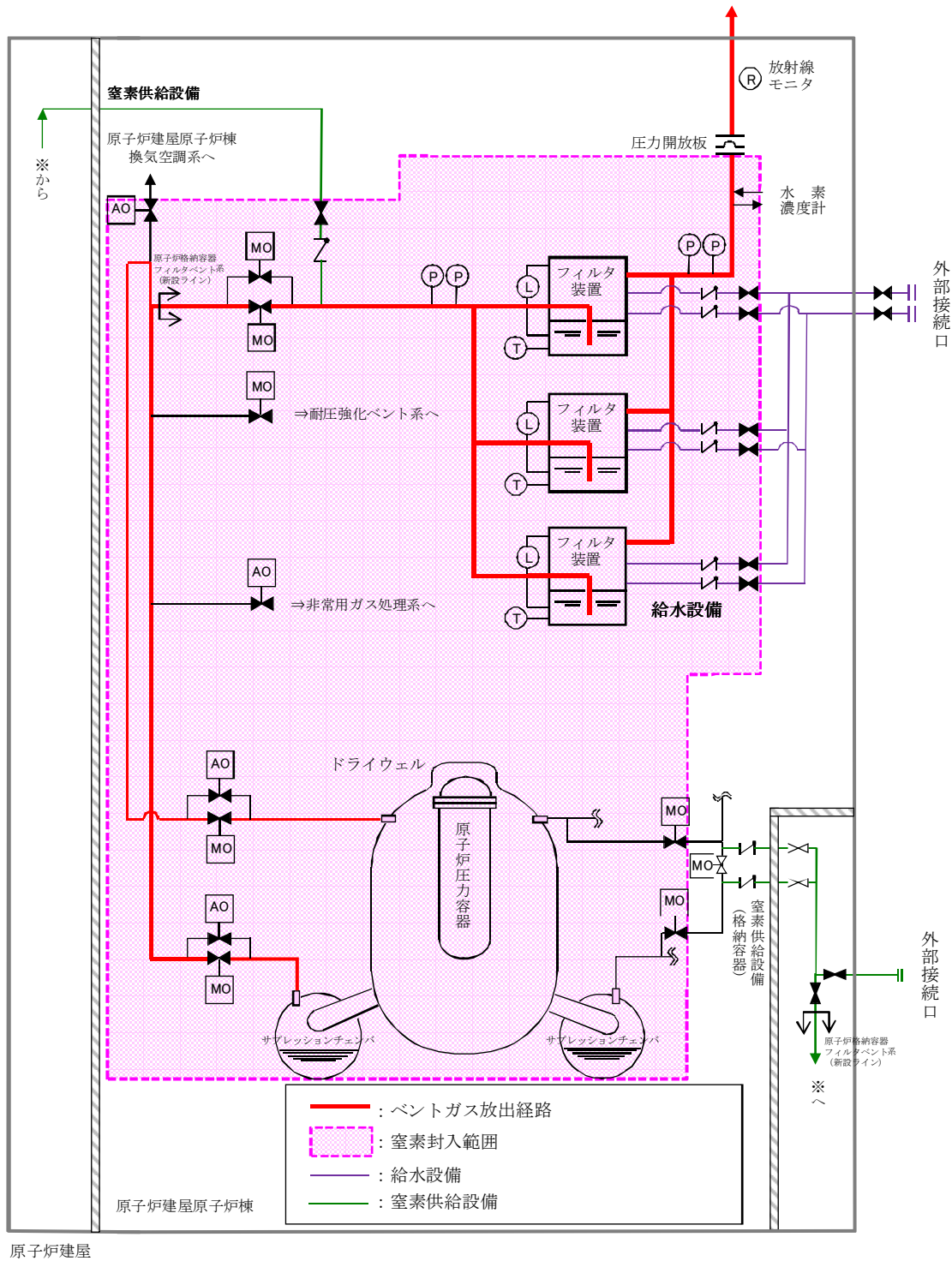


第 2-2 図 系統の配管構成鳥瞰図（フィルタ装置廻り）

(2) 各運転モードでの挙動

a. 系統待機時

プラント通常運転中は、隔離弁及び圧力開放板により系統内を不活性化する。
不活性化範囲を第 2-3 図に示す。



第 2-3 図 不活性化範囲

b. ベント開始時

炉心の著しい損傷が発生した場合、原子炉格納容器フィルタベント系によるベント開始直後には、格納容器内に発生する水素、水蒸気及び窒素から成るベントガスが系統内に流入する。系統待機時から系統内は不活性化され酸素濃度が低く維持されているため、高濃度の水素が系統内に流入しても水素爆発は発生しない。

また、蒸気が継続的に系統内に流入することにより、当初封入されていた窒素は系外に排出されるが、格納容器から系統内に流入するガスの大半は水蒸気となるため、水素爆発は発生しない。

c. ベント継続時

ベント継続時においても、格納容器内及びフィルタ装置内では、放射性物質の崩壊熱による水蒸気が継続的に発生し、水素濃度が可燃限界に達することはなく、水素爆発に至ることはない。なお、ベント実施中は系統全体に流れがあるため、局所的な水素の滞留及び蓄積は発生しない。

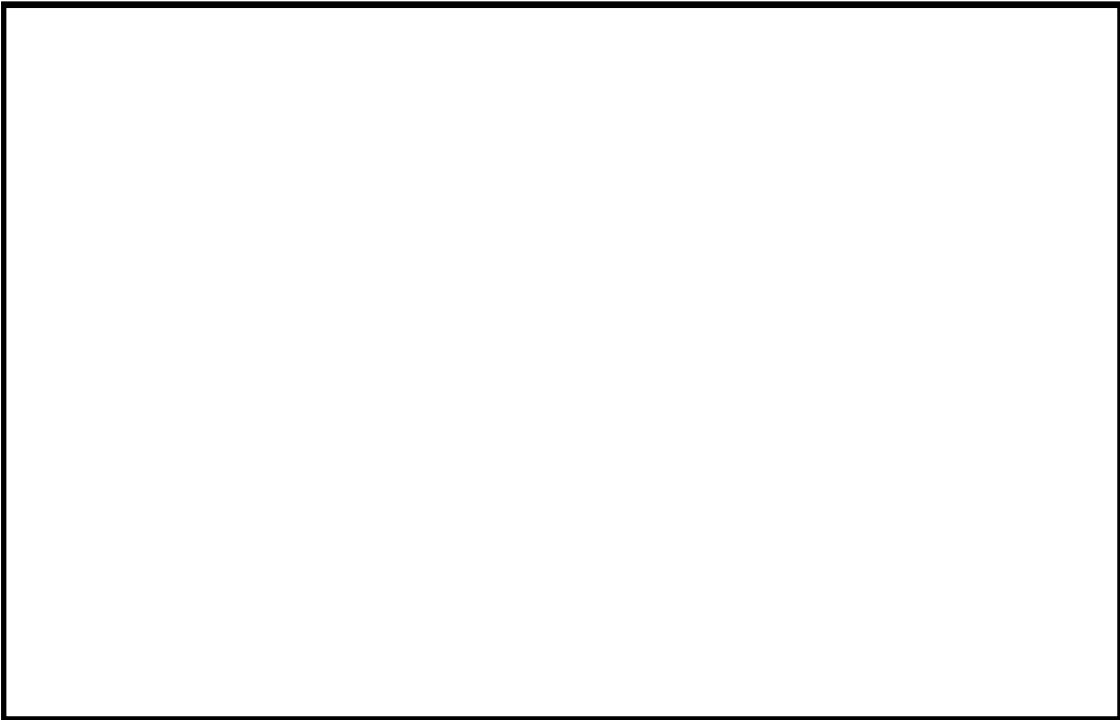
さらに、格納容器の除熱手段として残留熱除去系が期待できる状態に復旧した場合、ベント停止前までに格納容器内に窒素を供給し不活性化を行う。

d. ベント停止後

格納容器から原子炉格納容器フィルタベント系を隔離した状態において、系統内では、フィルタ装置で捕集した放射性物質による水の放射線分解により水素及び酸素が発生するとともに、放射性物質の崩壊熱による水蒸気が発生する。

スクラバ溶液が飽和状態にある場合は、水蒸気発生量が水素発生量を大きく上回るため、水素濃度が可燃限界に達することはない。

崩壊熱による水蒸気と水の放射線分解による水素の発生量の計算例を第 2-4 図に示す。水素濃度は水素と蒸気の発生量の比となり、である。

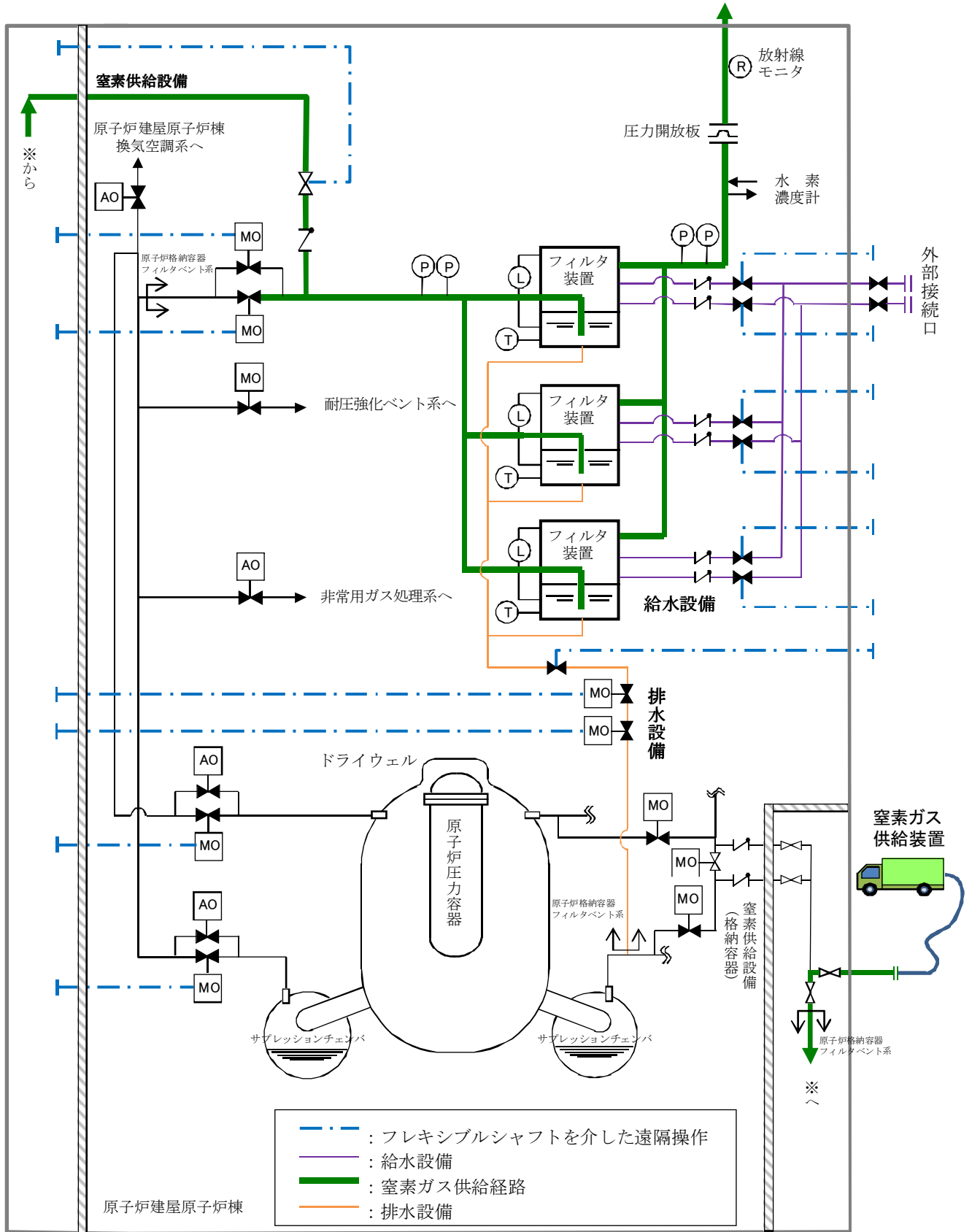


第 2-4 図 水蒸気と水素の発生量の計算例（水は大気圧飽和状態）

しかしながら，スクラバ溶液の未飽和や，フィルタ装置上流側への拡散による水素蓄積を考慮し，可搬型の窒素ガス供給装置から系統内に窒素を供給し，フィルタ装置を經由し大気開放端に至る流れを作ることにより，水素を掃気し，系統内の水素濃度を可燃限界以下に維持する。

水素濃度計は，可搬型の窒素ガス供給装置による系統内の窒素の流れを考慮し，水の放射線分解によって水素が発生するフィルタ装置の下流側配管に設置し，系統内の水素濃度が十分低いことを確認する。

窒素供給時の流れを第 2-5 図に示す。



原子炉建屋

第 2-5 図 窒素供給時の流れ

別紙 3 フィルタ装置及び配管の材質【本文 2.3.1】

原子炉格納容器フィルタベント系の基本的な材料は炭素鋼とするが、使用環境を考慮し、必要な場合には炭素鋼より耐食性に優れるステンレス鋼を選定する。フィルタ装置及び配管の材質を第 3-1 図に示す。

(1) フィルタ装置

フィルタ装置内には、 及び
のスクラバ溶液（高アルカリ性）を保有しており、より耐食性に優れるステンレス鋼（SUS316L）とする。

(2) 配管

a. 格納容器からフィルタ装置入口まで／フィルタ装置出口から圧力開放板まで

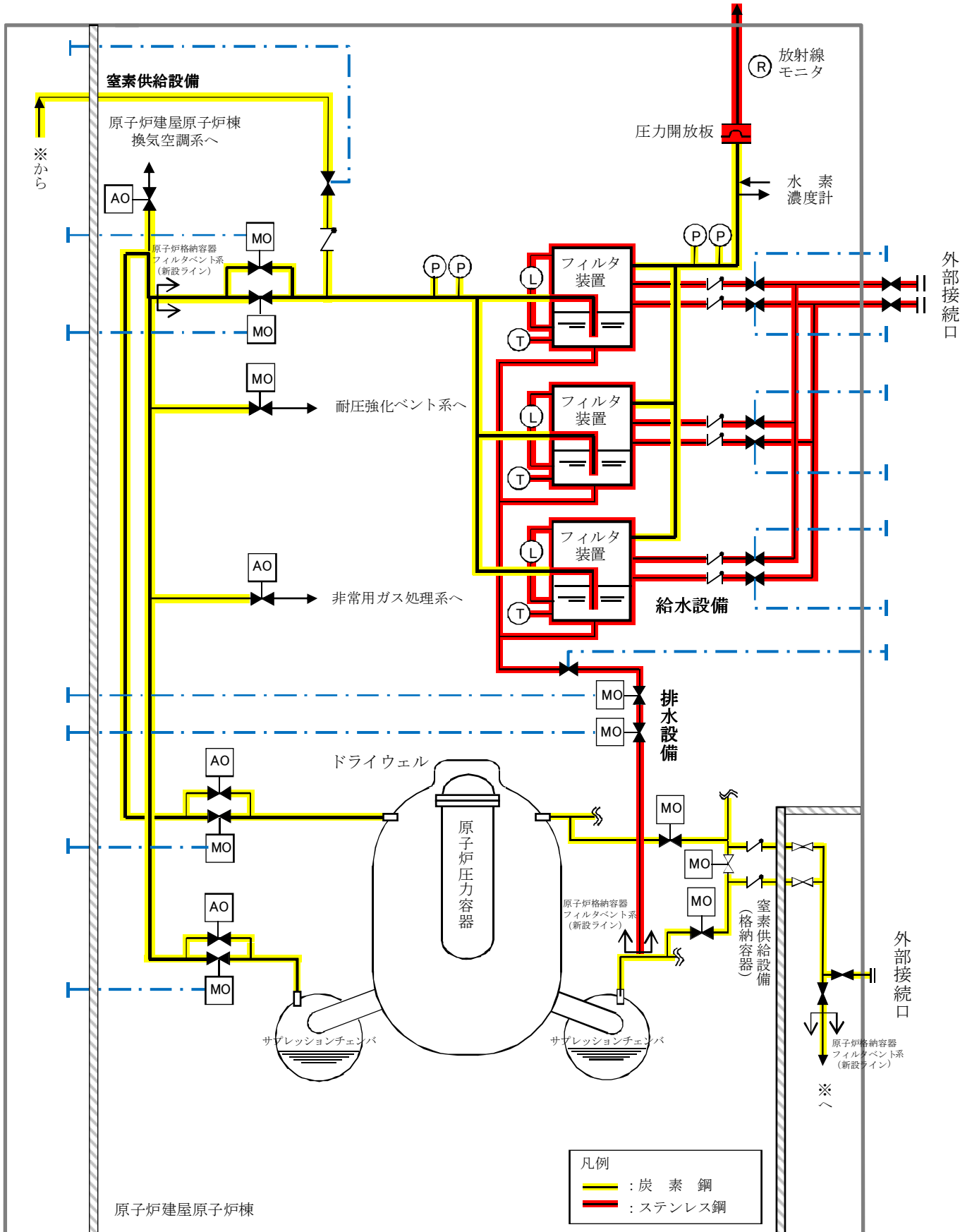
系統に窒素を封入しており、腐食環境下にならないことから、炭素鋼とし、配管外面については防錆塗装を施工する。

b. 圧力開放板から大気開放端まで

大気に開放しており、耐腐食の観点から、ステンレス鋼とする。

c. フィルタ装置廻り給水／排水配管

通常時スクラバ溶液に接する配管及び給水／排水操作時に接液する配管については、耐食性の観点からステンレス鋼とする。



原子炉建屋

第3-1図 フィルタ装置及び配管の材質

別紙 4 原子炉格納容器フィルタベント系の漏えいに対する設計上の考慮【本文
2.3.1】

原子炉格納容器フィルタベント系は、フィルタ装置等に保有するスクラバ溶液が漏えいしないよう設計上の考慮がなされている。フィルタ装置の設計条件を第 4-1 表に示す。また、各部位の設計上の考慮事項を第 4-2 表に示す。

第 4-1 表 フィルタ装置の設計条件

最 高 使 用 圧 力	854kPa[gage]
最 高 使 用 温 度	200℃
材 料	ステンレス鋼 (SUS316L)
取 付 箇 所	原子炉建屋原子炉棟内
機 器 ク ラ ス	重大事故等クラス 2 容器
耐 震 仕 様	基準地震動 S _s にて機能維持

第 4-2 表 各部位の設計上の考慮事項

部位	配慮事項	
フィルタ装置	胴	<ul style="list-style-type: none"> ・高アルカリ性のスクラバ溶液が高温（200℃）環境下にあっても耐食性に優れるステンレス鋼を用いる。 ・「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」のクラス 2 容器の規定を適用する。
	管台	<ul style="list-style-type: none"> ・高アルカリ性のスクラバ溶液が高温（200℃）環境下にあっても耐食性に優れるステンレス鋼を用いる。 ・「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」のクラス 2 容器の規定を適用する。 ・配管の接続部は溶接構造とする。
	計装	<ul style="list-style-type: none"> ・温度計ウエルの接続部は溶接構造とする。
配管	<ul style="list-style-type: none"> ・スクラバ溶液に接する部分の材料は、高アルカリ性のスクラバ溶液が高温（200℃）環境下にあっても耐食性に優れるステンレス鋼を用いる。 ・「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」のクラス 2 配管の規定を適用する。 ・配管の接続部は溶接構造を基本とする。 ・弁及び計測設備等との取合いのうち、フランジ構造の部位に対しては、温度、圧力及び放射線に対して耐性を有するシール材（黒鉛）を採用する。 	
弁	<ul style="list-style-type: none"> ・スクラバ溶液に接する部分の材料は、耐食性に優れる金属材を用いる。 ・「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」のクラス 2 弁の規定を適用する。 ・弁グランド部に対しては、温度、圧力及び放射線に対して耐性を有するパッキン（黒鉛）を採用する。 	
計測設備	<ul style="list-style-type: none"> ・スクラバ溶液に接する部分の材料は、高アルカリ性のスクラバ溶液が高温（200℃）環境下にあっても耐食性に優れるステンレス鋼を用いる。 ・検出部は、スクラバ溶液と直接接液しない隔膜式を採用する。 	

以上のとおり、原子炉格納容器フィルタベント系は、スクラバ溶液が漏えいしないよう設計上の考慮がなされているが、漏えいが発生した場合には、安全機能を有する構築物、系統及び機器がその機能を失わない設計とする。また、スクラバ溶液が管理区域外へ漏えいするおそれのない設計とする。

さらに、万一、放射性物質を含むスクラバ溶液がフィルタ装置室に漏えいした場合においても漏えいが検知可能な設計とし、また、漏えい水をサプレッションチェンバへ排水可能な設計とする。

別紙 5 フィルタ装置の基数の違いによる影響【本文 2.3.2.1】

フィルタ装置 1 基（全 3 台）の構成とするため、設計上考慮する事項を以下に示す。フィルタ装置廻りの系統概要を第 5-1 図に示す。

(1) 圧損

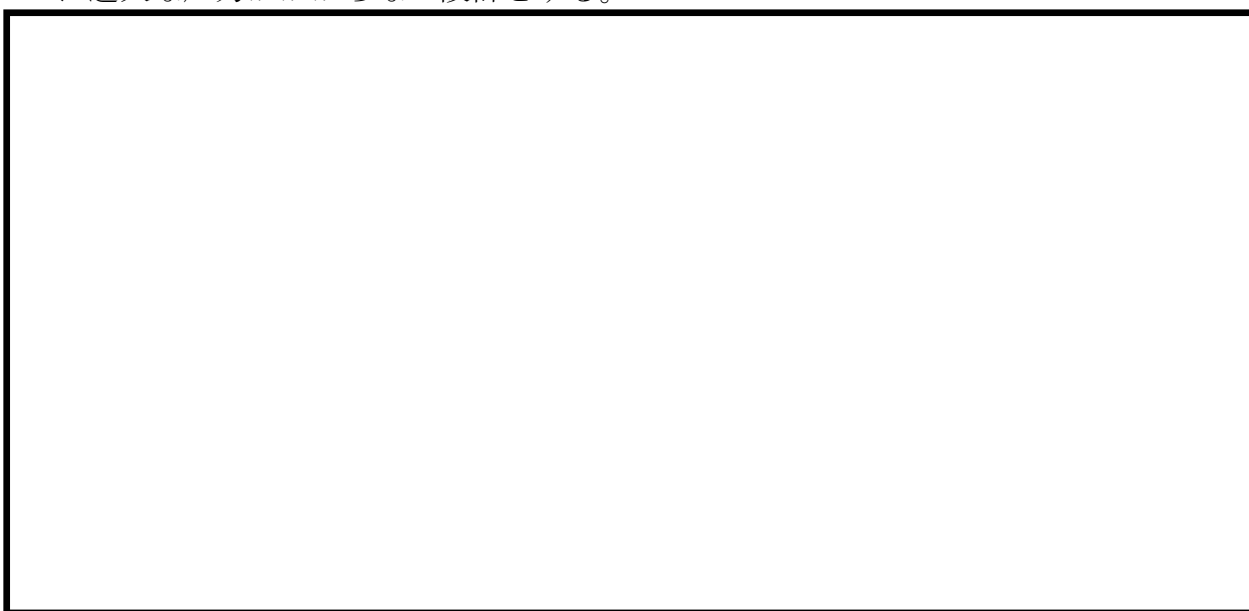
各フィルタ装置廻りの圧損の差が十分小さくなるよう、配管ルートを考慮する。また、フィルタ装置の液相部は、ドレン配管の共有により水位の均衡を保ち、気相部は連通管により圧力の均衡を保つ設計とする。これらにより、各フィルタ装置廻りでの圧損の差が十分小さくなるよう設計する。

(2) スクラバ溶液水位

フィルタ装置の液相部は、ドレン配管の共有により、各フィルタ装置の水位が同一になる設計とする。

(3) 気相部圧力

各フィルタ装置の気相部は、配管を通じて連通しており、1 つの金属繊維フィルタに過大な圧力がかからない設計とする。



第 5-1 図 フィルタ装置廻りの系統概要

別紙 6 金属繊維フィルタのドレン配管における閉塞・逆流【本文 2.3.2.2】



ドレン配管接続部の概略図を第 6-1 図に示す。



第 6-1 図 ドレン配管接続部の概略図

(1) ドレン配管における閉塞

金属繊維フィルタの [] であり、これに対してフィルタ装置に流入するエアロゾルの粒径は [] と極めて小さいため、ドレン配管において閉塞の発生は考えにくい。

(2) ドレン配管における逆流



別紙 7 流量制限オリフィスの設定方法【本文 2.3.2.2】

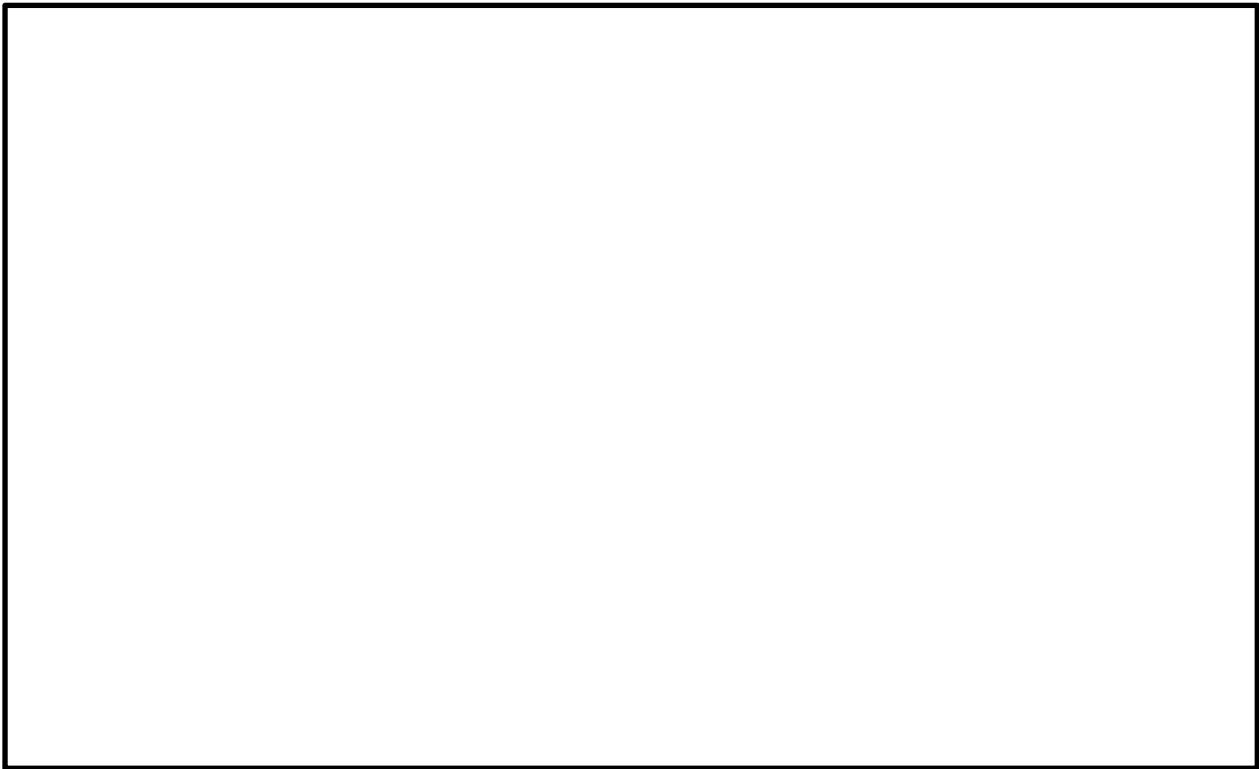
原子炉格納容器フィルタベント系では、格納容器圧力の上昇に伴い、ベントガスの質量流量が増加する場合においても、ベンチュリノズルの流速を適正な条件に保持するため、金属繊維フィルタの下流側に流量制限オリフィスを設置することにより、体積流量をほぼ一定に保つ構成としている。

原子炉格納容器フィルタベント系は、格納容器圧力が 1Pd から 2Pd(427 kPa[gage] から 854kPa[gage]) の場合においてベントを開始し、格納容器と大気との差圧により格納容器内の雰囲気ガスを大気へ放出する構成とする。このため、流量制限オリフィスの設計にあたっては、ベント時において格納容器圧力が低い状態（格納容器と大気の差圧が小さい状態）を考慮し、格納容器圧力 1Pd の時に原子炉定格熱出力の 1%相当の蒸気を排出できるように以下のとおり設定する。

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



この時の格納容器から大気までの圧力勾配の概要を第 7-1 図に示す。



第 7-1 図 圧力勾配の概要

オリフィスの流出断面積は、例えば以下の式に基づき計算する。

$$m = A \cdot \left(\frac{p}{p_0} \right)^{\frac{1}{\kappa}} \sqrt{\frac{2 \cdot \kappa \cdot p_0 \cdot \rho_0}{\kappa - 1} \left\{ 1 - \left(\frac{p}{p_0} \right)^{\frac{\kappa - 1}{\kappa}} \right\}} \quad \text{(機械工学便覧 流体力学より引用)}$$

ここで、

- m : 質量流量
- A : 流出断面積
- p_0 : オリフィス上流側圧力
- p : オリフィス下流側圧力
- κ : 比熱比
- ρ_0 : ベントガス密度



別紙 8 計測設備の考え方【本文 2.3.4.1】

原子炉格納容器フィルタベント系の系統圧力、フィルタ装置の水位及び水温の状態を監視するため、圧力検出器、水位検出器及び温度検出器等を設置する。また、排出経路において水素濃度及び放射性物質濃度の監視をするため、フィルタ装置出口配管に水素濃度計及び放射線モニタを設置する。

これらの監視パラメータは、中央制御室等で監視可能な設計とする。

(1) 目的

a. 系統待機時

原子炉格納容器フィルタベント系の待機時の状態を以下のとおり確認する設計とする。

- ・フィルタ装置の所定の性能に影響がないことの確認

フィルタ装置水位計にて、スクラバ溶液の水位が待機時の上限水位から下限水位の範囲であることを確認する。

- ・原子炉格納容器フィルタベント系の不活性状態の確認

フィルタ装置入口圧力計及びフィルタ装置出口圧力計にて、封入した窒素圧力を継続監視することにより系統内の不活性状態を確認する。

b. ベント開始時及び継続時

原子炉格納容器フィルタベント系のベント開始時及び継続時の状態を以下のとおり確認する設計とする。

- ・格納容器内のガスがフィルタ装置へ導かれていることの確認

フィルタ装置入口圧力計及びフィルタ装置出口圧力計にて、ベント開始により待機時の圧力から上昇した圧力が、ベント継続により格納容器の圧力の低下に追従して低下傾向を示すことを確認する。

また、フィルタ装置水温計にて、ベント開始により待機時から温度が上昇することを確認する。

- ・フィルタ装置の所定の性能に影響がないことの確認

フィルタ装置水位計にて、スクラバ溶液の水位がベント時の上限水位から下限水位の範囲であることを確認する。

- ・放出されるベントガスの放射性物質濃度の確認

フィルタ装置出口放射線モニタにて、フィルタ装置出口配管内のガスに含まれる放射線性物質からの γ 線強度を測定することにより、放射性物質濃度を評価する。

c. ベント停止後

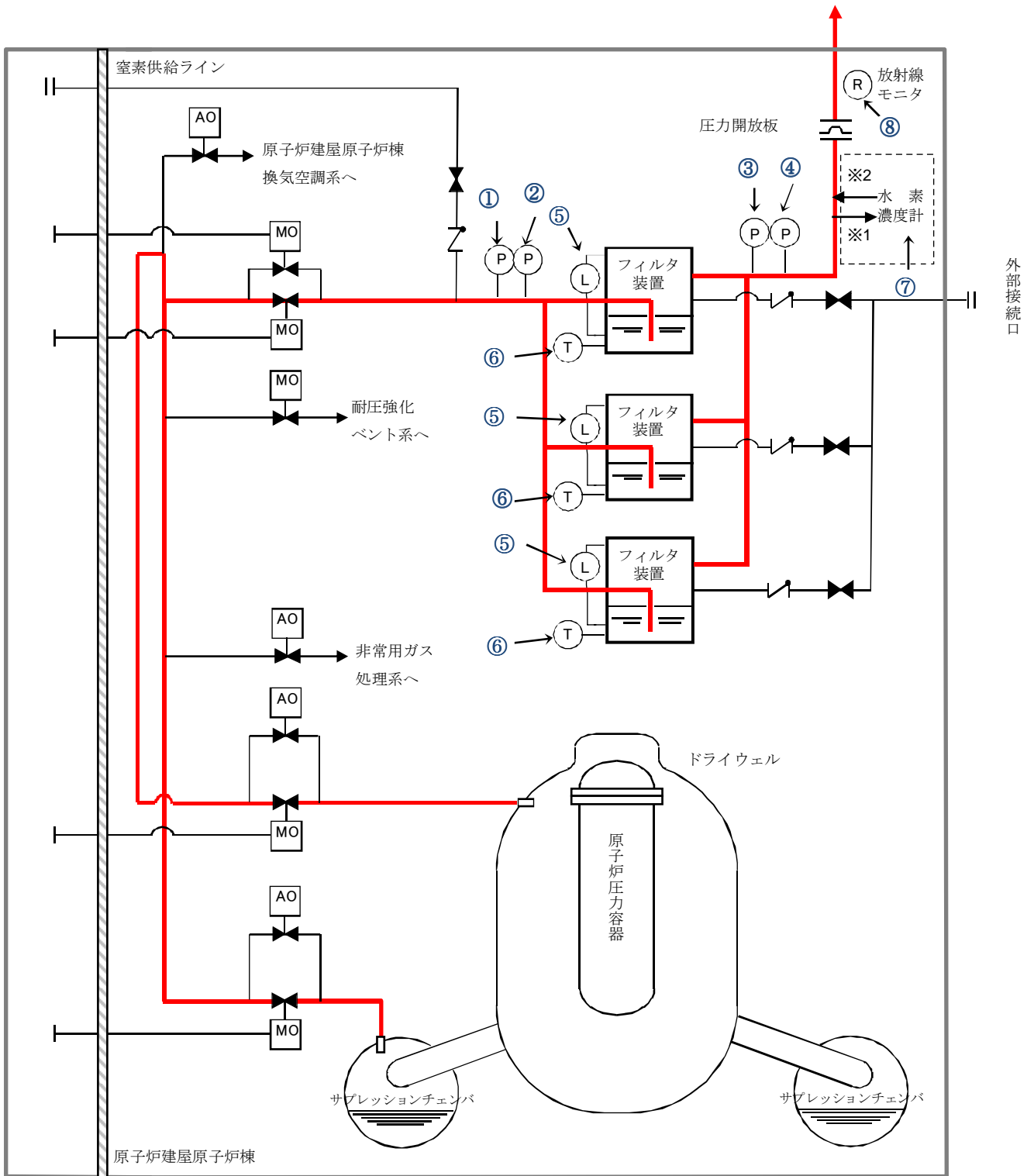
原子炉格納容器フィルタベント系のベント停止後の状態を以下のとおり確認する設計とする。

- ・原子炉格納容器フィルタベント系の水素濃度の確認

フィルタ装置出口水素濃度計により系統内に水素が滞留していないことを確認する。

(2) 計測設備の仕様

原子炉格納容器フィルタベント系の計測設備の系統概略図を第 8-1 図に、計測設備の監視パラメータを第 8-1 表に示す。



原子炉建屋

※1
フィルタ装置
出口配管より



※2
フィルタ装置
出口配管へ



第 8-1 図 計測設備系統概略図

第8-1表 計測設備の監視パラメータ

監視項目※1	設置目的	計測範囲	測定範囲の根拠	個数	監視場所
①フィルタ装置入口 圧力（広帯域）	ベント開始時及び継続時に格納容器内のガスがフィルタ装置へ導かれていることの確認	-0.1～ 1.0MPa		1	中央制御室／ 緊急時対策所
②フィルタ装置入口 圧力（狭帯域）	系統待機時の窒素封入による不活性状態の確認	0～100kPa		1	中央制御室／ 緊急時対策所
③フィルタ装置出口 圧力（広帯域）	ベント開始時及び継続時に格納容器内のガスがフィルタ装置へ導かれていることの確認	-0.1～ 1.0MPa		1	中央制御室／ 緊急時対策所
④フィルタ装置出口 圧力（狭帯域）	系統待機時の窒素封入による不活性状態の確認	0～100kPa		1	中央制御室／ 緊急時対策所
⑤フィルタ装置水位	フィルタ装置性能維持のための水位監視	※2		3	中央制御室／ 緊急時対策所
⑥フィルタ装置水温 度	フィルタ装置内の水温 度監視	0～200℃		3	中央制御室／ 緊急時対策所
⑦フィルタ装置出口 水素濃度	ベント停止後の系統内 の水素濃度の確認	0～30% 0～100%		1 1	中央制御室／ 緊急時対策所
⑧フィルタ装置出口 放射線量率	ベント開始時及び継続時に放出されるベントガスの放射性物質濃度の確認	10 ⁻² ～ 10 ⁵ mSv/h		1	中央制御室／ 緊急時対策所

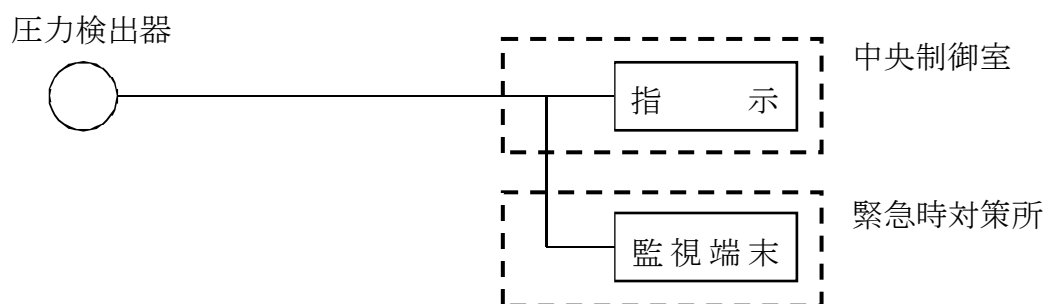
※1 監視項目の数字は第8-1図の丸数字に対応する。

※2 設計変更中。

(3) 計測設備の概略構成図

a. フィルタ装置入口圧力（狭帯域／広帯域）／フィルタ装置出口圧力（狭帯域／広帯域）

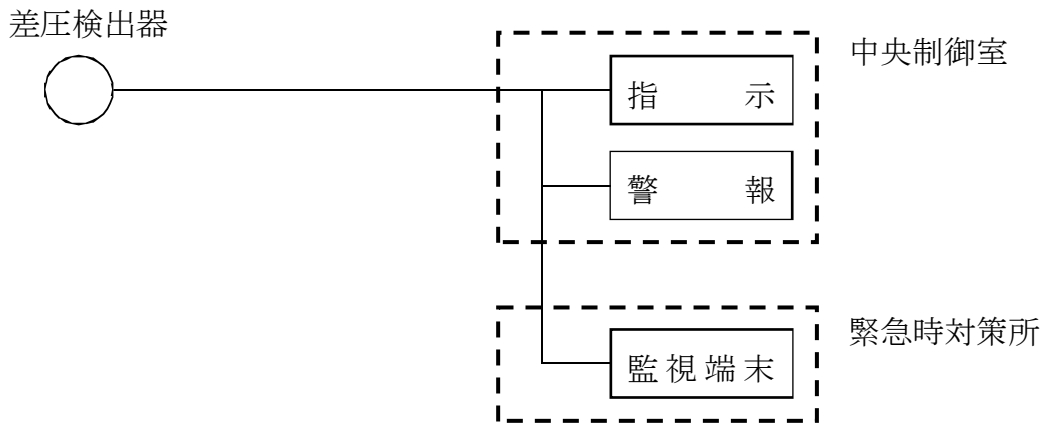
フィルタ装置入口及びフィルタ装置出口の圧力（狭帯域／広帯域）は、圧力検出器を用いて電気信号（圧力）として検出する。検出された電気信号（圧力）は、指示計で圧力信号に変換することにより、中央制御室に指示される。また、「耐震型緊急時安全パラメータ表示・伝送システム」（以下、「E-SPDS」（Earthquake-proof Safety Parameter Display & transfer System））により、緊急時対策所の監視端末での監視ができる。概略構成図を第 8-2 図に示す。



第 8-2 図 フィルタ装置入口及びフィルタ装置出口の圧力（狭帯域／広帯域）を計測する装置の概略構成図

b. フィルタ装置水位

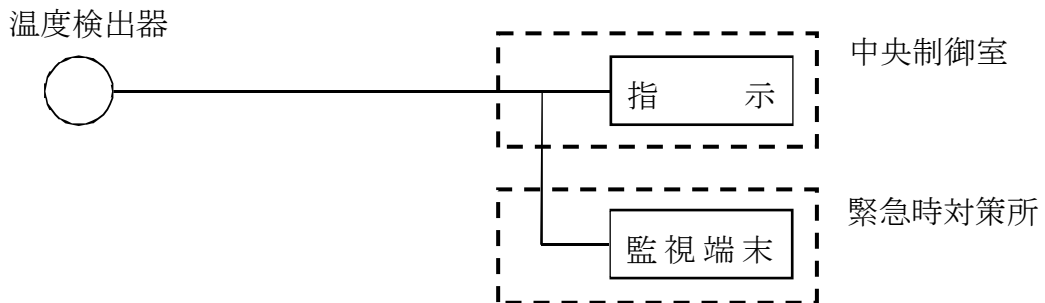
フィルタ装置の水位は、差圧検出器を用いて電気信号（水位）として検出する。検出された電気信号（水位）は、指示計で水位信号に変換することにより、中央制御室に指示される。また、E-SPDS により、緊急時対策所の監視端末での監視ができる。概略構成図を第 8-3 図に示す。



第 8-3 図 フィルタ装置の水位を計測する装置の概略構成図

c. フィルタ装置水温度

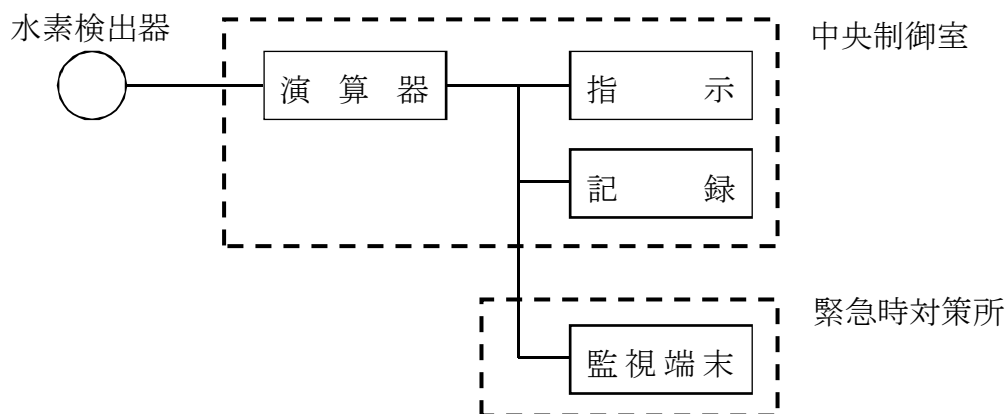
フィルタ装置水温度は、温度検出器を用いて電気信号（温度）として検出する。検出された電気信号（温度）は、指示計で温度信号に変換することにより、中央制御室に指示される。また、E-SPDS により、緊急時対策所の監視端末での監視ができる。概略構成図を第 8-4 図に示す。



第 8-4 図 フィルタ装置の水温度を計測する装置の概略構成図

d. フィルタ装置出口水素濃度

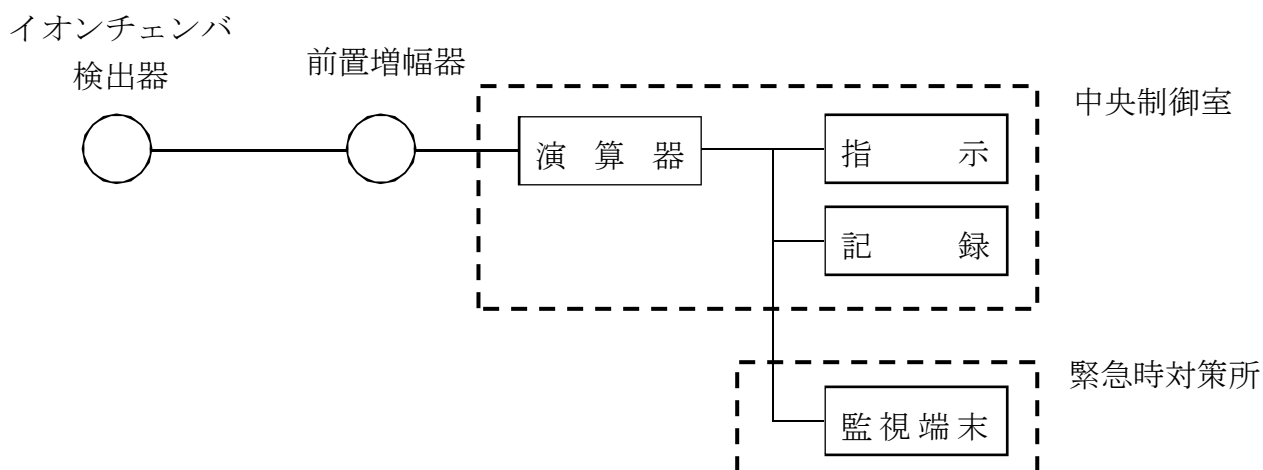
フィルタ装置出口配管の水素濃度は、熱伝導率式水素濃度計を用いて電気信号として検出する。検出した電気信号（水素濃度）は演算器にて水素濃度へ変換され、中央制御室に指示及び記録される。また、E-SPDS により、緊急時対策所の監視端末での監視ができる。概略構成図を第 8-5 図に示す。



第 8-5 図 フィルタ装置出口配管の水素濃度を計測する装置の概略構成図

e. フィルタ装置出口放射線量率

フィルタ装置出口配管内のガスに含まれる放射性物質から放出される γ 線をイオンチェンバ検出器を用いて電気信号（放射線）として検出する。検出した電気信号（放射線）を前置増幅器で増幅し、演算器にて電気信号（線量率）に変換し、指示計及び記録計で線量率信号に変換することで中央制御室に指示及び記録される。また、E-SPDSにより、緊急時対策所の監視端末での監視ができる。概略構成図を第 8-6 図に示す。



第 8-6 図 フィルタ装置出口配管の放射性物質の線量率を計測する装置の概略構成図

別紙 9 ベント実施時の放射線監視測定のおえ方【本文 2.3.4.1】

(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そのおえ方を第 9-1 表に示す。

第 9-1 表 計測範囲とそのおえ方

名称	計測範囲	計測範囲の設定に関するおえ方
フィルタ装置出口放射線モニタ	$10^{-2} \sim 10^5 \text{mSv/h}$	

フィルタ装置出口放射線モニタの計測範囲の上限値については、次の条件に基づいて算出するフィルタ装置出口配管の線量率の最大値を計測可能な設計とする。

- ・ フィルタ装置出口配管の線量率は、フィルタ装置で除去できない希ガスからの γ 線が支配的になるため、フィルタ装置出口配管に内包される放射性物質濃度は希ガスで評価する。なお、想定する希ガスの核種を第 9-2 表に示す。
- ・ フィルタ装置出口配管の放射性物質濃度は、格納容器内の放射性物質濃度と同等として設定する。
- ・ 想定事故は炉心内の放射性物質の量が最も多く含まれる平衡炉心（サイクル末期）に発生し、格納容器内の希ガスの濃度は炉心に内蔵する希ガスが全て格納容器内に移行し、均一に拡散したものとして設定する。
- ・ ベント開始時間は、原子炉停止から に設定する。

第 9-2 表 評価上考慮する希ガス核種

評価する希ガス核種※	Kr-83m, Kr-85m, Kr-85, Kr-87, Kr-88, Kr-89 Kr-90, Xe-131m, Xe-133m, Xe-133, Xe-135m, Xe-135, Xe-137, Xe-138, Xe-139
------------	---

※ 評価する希ガス核種は、旧原子力安全委員会安全審査指針「被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について」に記載の希ガス核種を選定した。

上記の条件により求めたフィルタ装置出口配管の放射性物質濃度からフィルタ装置出口放射線モニタの設置場所における線量率の最大値を解析により求める。評価モデルを第 9-1 図に、評価結果を第 9-3 表に示す。

第 9-3 表 フィルタ装置出口配管の線量率の最大値

フィルタ装置出口配管の 線量率の最大値	
------------------------	--

フィルタ装置出口放射線モニタの測定範囲の上限 1×10^5 mSv/h は、想定されるフィルタ装置出口配管の線量率の最大値を計測可能である。



第 9-1 図 評価モデル

(2) 放射性物質濃度への換算の考え方

フィルタ装置出口放射線モニタでの計測値（ γ 線）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り、事前にフィルタ装置出口配管内の放射性物質濃度と線量率から、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算出することができる。

換算係数の算定過程を以下に示す。

- ① 事故時の炉心に含まれる核分裂生成物の存在量を解析で求める。
- ② 原子炉停止時からベント開始までの減衰を考慮した核種ごとの希ガスを格納容器空間体積で除して、格納容器内の放射性物質濃度を算出し、これをフィルタ装置出口配管の放射性物質濃度とする。
- ③ ②で求めた放射性物質濃度をインプット条件とし配管をモデル化し、検出器設置場所での線量率を解析で求める。
- ④ ②で求めた放射性物質濃度を③で求めた線量率で除することで、換算係数を算出する。

換算係数は、炉心に含まれる核分裂生成物、格納容器内に移行する核分裂生成物の割合及びベントタイミングにより変化する。そのため、換算係数については、炉心損傷が発生する事故として、有効性評価のシナリオに従って、算定した換算係数を用いることが現実的であるため、以下の条件により換算係数を算定する。

- ・ フィルタ装置出口配管の線量率はフィルタ装置で除去できない希ガスからの γ 線が支配的になるため、フィルタ装置出口配管に内包される放射性物質濃度は希ガスで評価する。なお、想定する希ガスの核種を第9-2表に示す。
- ・ フィルタ装置出口配管の放射性物質濃度は、格納容器内の放射性物質濃度と同等として設定する。
- ・ 想定事故は炉心内の放射性物質の量が最も多く含まれる平衡炉心のサイクル末期に発生し、格納容器内の希ガスの濃度は炉心に内蔵する希ガスが全て格納容器内に移行し、均一に拡散したものとして設定する。
- ・ 原子炉停止後からのベント開始時間は有効性評価のシナリオ（LOCA 時注水機能喪失（大破断 LOCA））におけるベントタイミングの約78時間とする。

上記の算定条件に基づき、検出器設置場所での線量率 (mSv/h) , 放射性物質濃度 (Bq/cm³) 及び換算係数 ((Bq/cm³)/(mSv/h)) を算定した結果を第 9-4 表に示す。

第 9-4 表 換算係数の算定結果

原子炉停止後からの ベント開始時間 (h)	放射性物質濃度 (Bq/cm ³)	線量率 (mSv/h)	換算係数 ((Bq/cm ³) / (mSv/h))
78			

第 9-4 表の換算係数以外にも、ベントタイミングに応じた換算係数を複数準備しておき、事故時には適切な換算係数を選択することにより、フィルタ装置出口放射線モニタの指示値から放射性物質濃度を算出することができる。

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

別紙 10 電源構成の考え方【本文 2.3.4.2】

(1) 電源システムの構成

ベントに必要な隔離弁及び計測設備の電源構成は、全交流動力電源喪失時においても重大事故等に対処するための電源から給電可能な構成とする。

a. 所内常設蓄電式直流電源設備

所内常設蓄電式直流電源設備として、125V 蓄電池を設置する。

125V 蓄電池は、中央制御室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行うことで8時間、その後、必要な負荷以外を切り離して残り16時間の合計24時間にわたり、必要な電力を供給する。

b. 常設代替交流電源設備

常設代替交流電源設備として、ガスタービン発電機を設置する。

ガスタービン発電機は、高台に設置することにより、原子炉建屋に設置されている設計基準事故対処設備である非常用ディーゼル発電機に対して、独立性を有し、位置的分散を図る。

c. 可搬型代替交流電源設備

可搬型代替交流電源設備として、電源車を配備する。

電源車は、高台に分散して配備し、接続口は原子炉建屋外壁へ位置的分散を考慮して設置することで、共通要因により接続することができなくなることを防止する。

d. 可搬型代替直流電源設備

可搬型代替直流電源設備として、125V 代替蓄電池及び125V 代替充電器を設置し、電源車と組合せて使用する。

125V 代替蓄電池及び 125V 代替充電器は、所内常設蓄電式直流電源設備と異なる場所へ設置することにより、所内常設蓄電式直流電源設備に対して、独立性を有し、位置的分散を図る。

電源車の接続口は、制御建屋外壁へ位置的分散を考慮して設置することで、共通要因により接続することができなくなることを防止する。

(2) 事故時の操作性

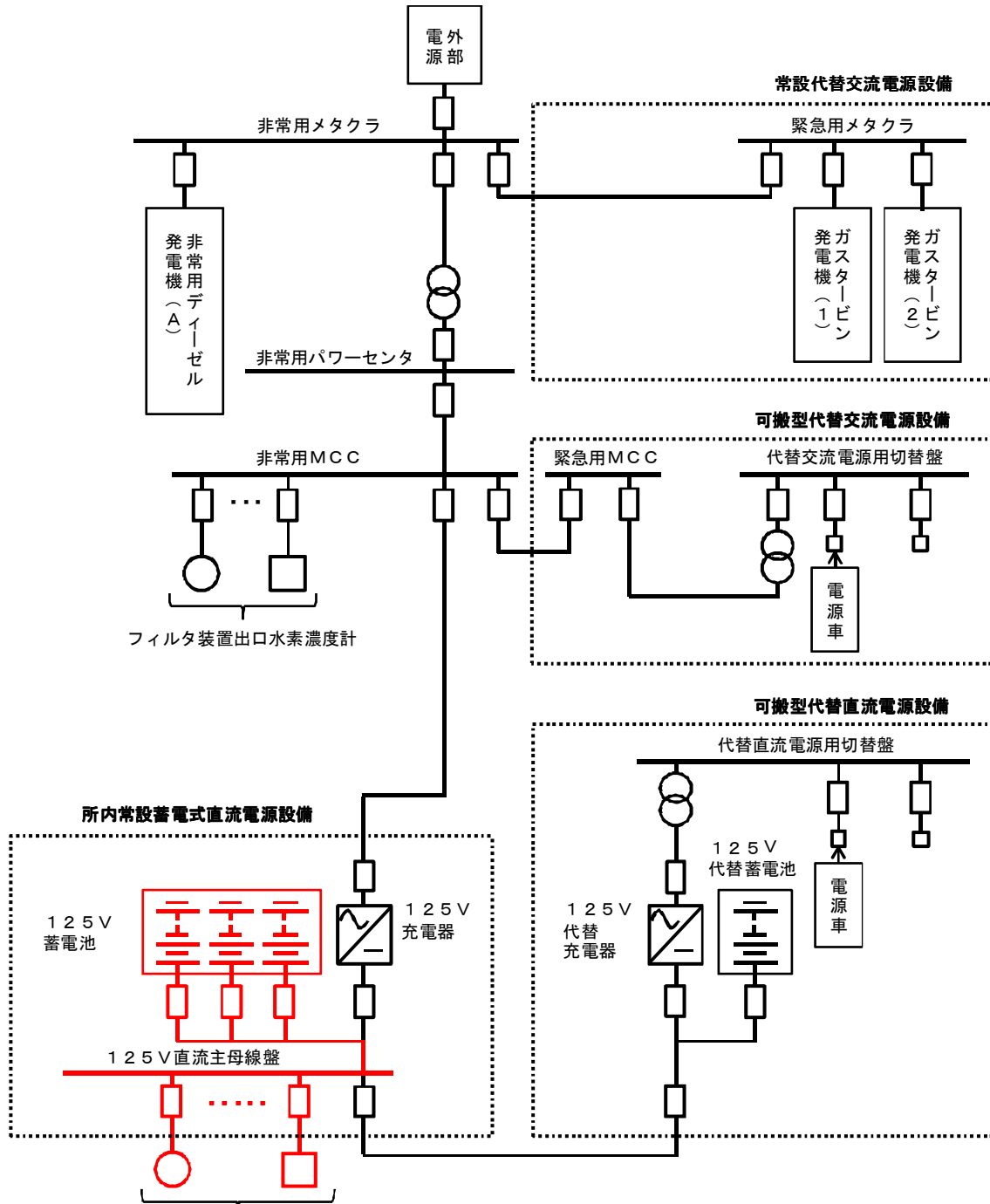
ガスタービン発電機及び緊急性の高い電源設備は、中央制御室からの操作を可能とする。

(3) 電源種別毎の電源供給範囲及び負荷一覧

a. 125V 蓄電池（所内常設蓄電式直流電源設備）による電源供給範囲

125V 蓄電池は設備容量 8,000Ah を設置し，ベントに必要な隔離弁，フィルタ装置出口放射線モニタ及びフィルタ装置廻り計測設備に給電可能とする。

電源供給範囲を第 10-1 図に，負荷一覧を第 10-1 表に示す。



サブプレッションチェンバメント用出口隔離弁，ドライウェルベント用出口隔離弁，
原子炉格納容器圧力逃がし装置ベントライン隔離弁，
フィルタ装置出口放射線モニタ及びフィルタ装置廻り計測設備

第 10-1 図 125V 蓄電池による電源供給範囲

第 10-1 表 125V 蓄電池による原子炉格納容器フィルタベント系使用に係る負荷一覧

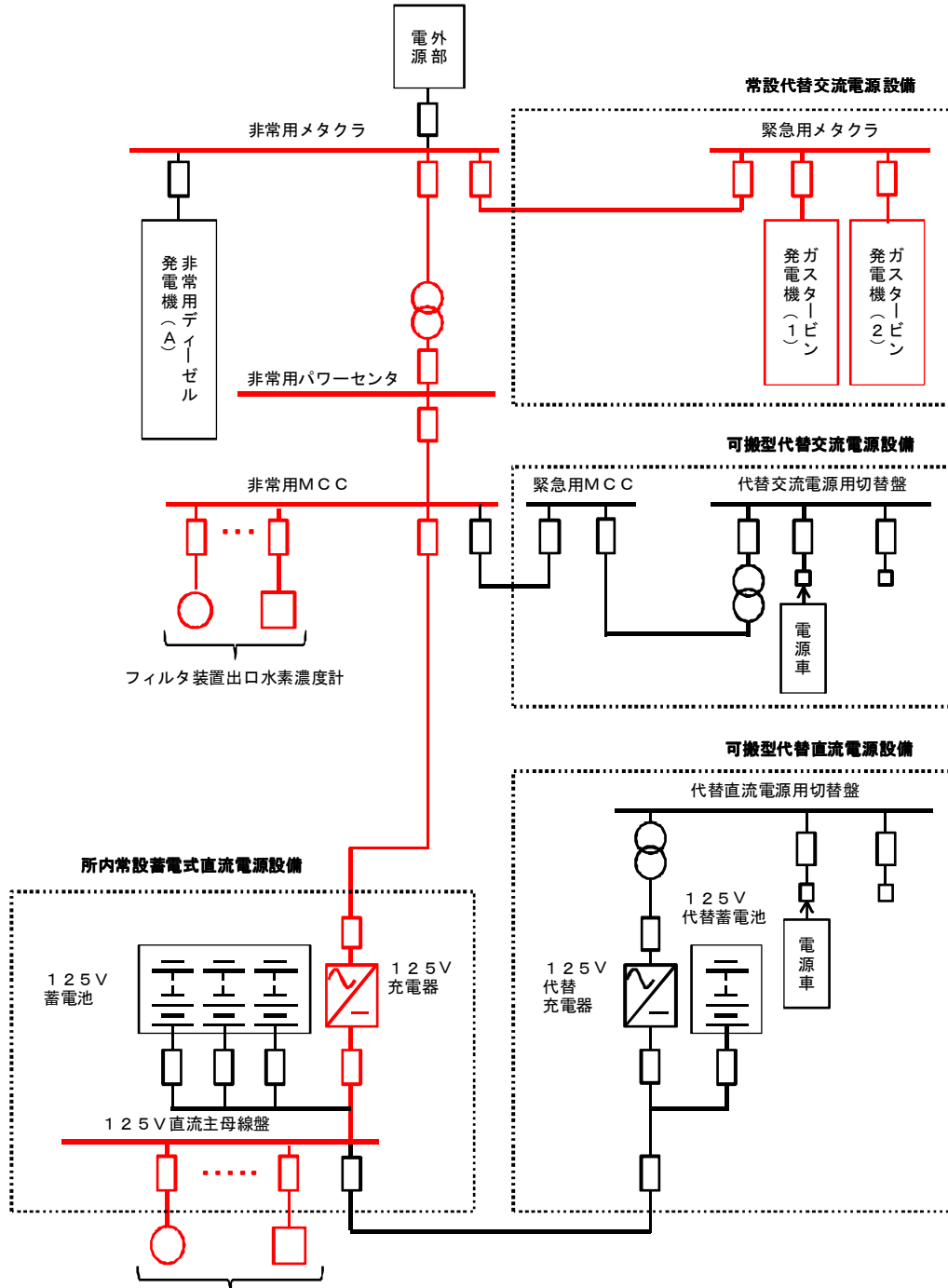
	負荷	電源容量 (直流)	備考
1	サプレッションチェンバベント用出口隔離弁		
2	ドライウェルベント用出口隔離弁		
3	原子炉格納容器圧力逃がし装置ベントライン隔離弁 (A)		
4	原子炉格納容器圧力逃がし装置ベントライン隔離弁 (B)		
5	フィルタ装置出口放射線モニタ		
6	フィルタ装置廻り計測設備		
7	フィルタ装置出口水素濃度計		
	合 計	320A ^{**}	

※: 125V 蓄電池の設備容量は 8,000Ah とし, 負荷の電源容量 320A に対して必要十分な容量とする。

b. ガスタービン発電機（常設代替交流電源設備）による電源供給範囲

ガスタービン発電機は設備容量 7,200kW（3,600kW×2 台）を設置し、ベントに必要な隔離弁，フィルタ装置出口放射線モニタ，フィルタ装置廻り計測設備及びフィルタ装置出口水素濃度計に給電可能とする。

電源供給範囲を第 10-2 図に，負荷一覧を第 10-2 表に示す。



サブプレッションチェンバート用出口隔離弁，ドライウェルベント用出口隔離弁，
原子炉格納容器圧力逃がし装置ベントライン隔離弁，
フィルタ装置出口放射線モニタ及びフィルタ装置廻り計測設備

第 10-2 図 ガスタービン発電機による電源供給範囲

第 10-2 表 ガスタービン発電機による原子炉格納容器フィルタベント系使用に係る
 負荷一覧

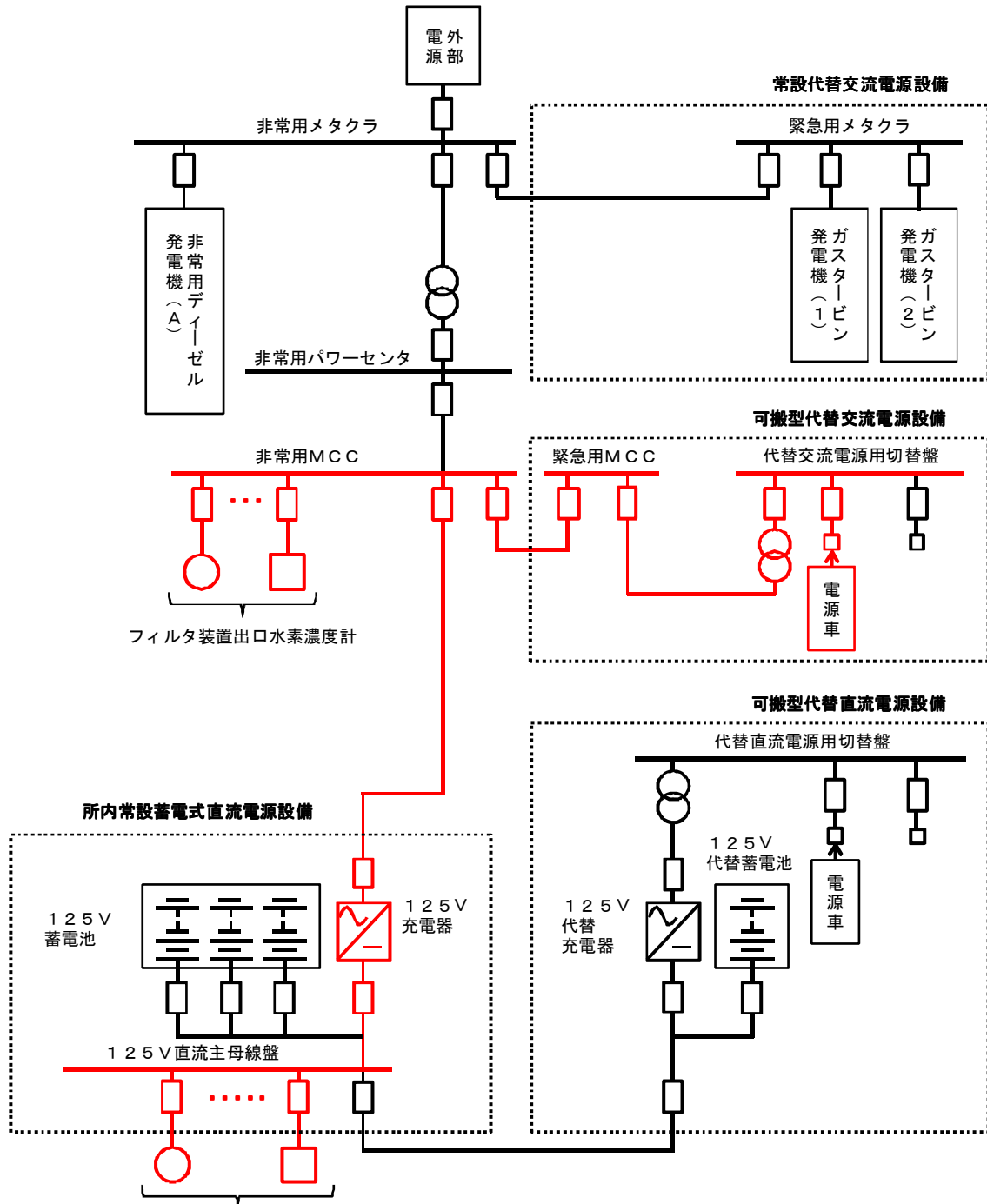
	負荷	電源容量 (交流)	備考
1	サブプレッションチェンバメント用出口隔離弁		
2	ドライウェルベント用出口隔離弁		
3	原子炉格納容器圧力逃がし装置ベントライン隔離弁 (A)		
4	原子炉格納容器圧力逃がし装置ベントライン隔離弁 (B)		
5	フィルタ装置出口放射線モニタ		
6	フィルタ装置廻り計測設備		
7	フィルタ装置出口水素濃度計		
	合 計	約 27kW*	

※：ガスタービン発電機の設備容量は 7,200kW とし，負荷の電源容量約 27kW に対して必要十分な容量とする。

c. 電源車（可搬型代替交流電源設備）による電源供給範囲

電源車は設備容量 680kW（340kW×2 台）を設置し、ベントに必要な隔離弁，フィルタ装置出口放射線モニタ，フィルタ装置廻り計測設備及びフィルタ装置出口水素濃度計に給電可能とする。

電源供給範囲を第 10-3 図に，負荷一覧を第 10-3 表に示す。



サプレッションチェンバート用出口隔離弁，ドライウェルベント用出口隔離弁，
原子炉格納容器圧力逃がし装置ベントライン隔離弁，
フィルタ装置出口放射線モニタ及びフィルタ装置廻り計測設備

第 10-3 図 電源車による電源供給範囲

第 10-3 表 電源車による原子炉格納容器フィルタベント系使用に係る負荷一覧

	負荷	電源容量 (交流)	備考
1	サプレッションチェンバベント用出口隔離弁		
2	ドライウェルベント用出口隔離弁		
3	原子炉格納容器圧力逃がし装置ベントライン隔離弁 (A)		
4	原子炉格納容器圧力逃がし装置ベントライン隔離弁 (B)		
5	フィルタ装置出口放射線モニタ		
6	フィルタ装置廻り計測設備		
7	フィルタ装置出口水素濃度計		
	合 計	約 27kW [※]	

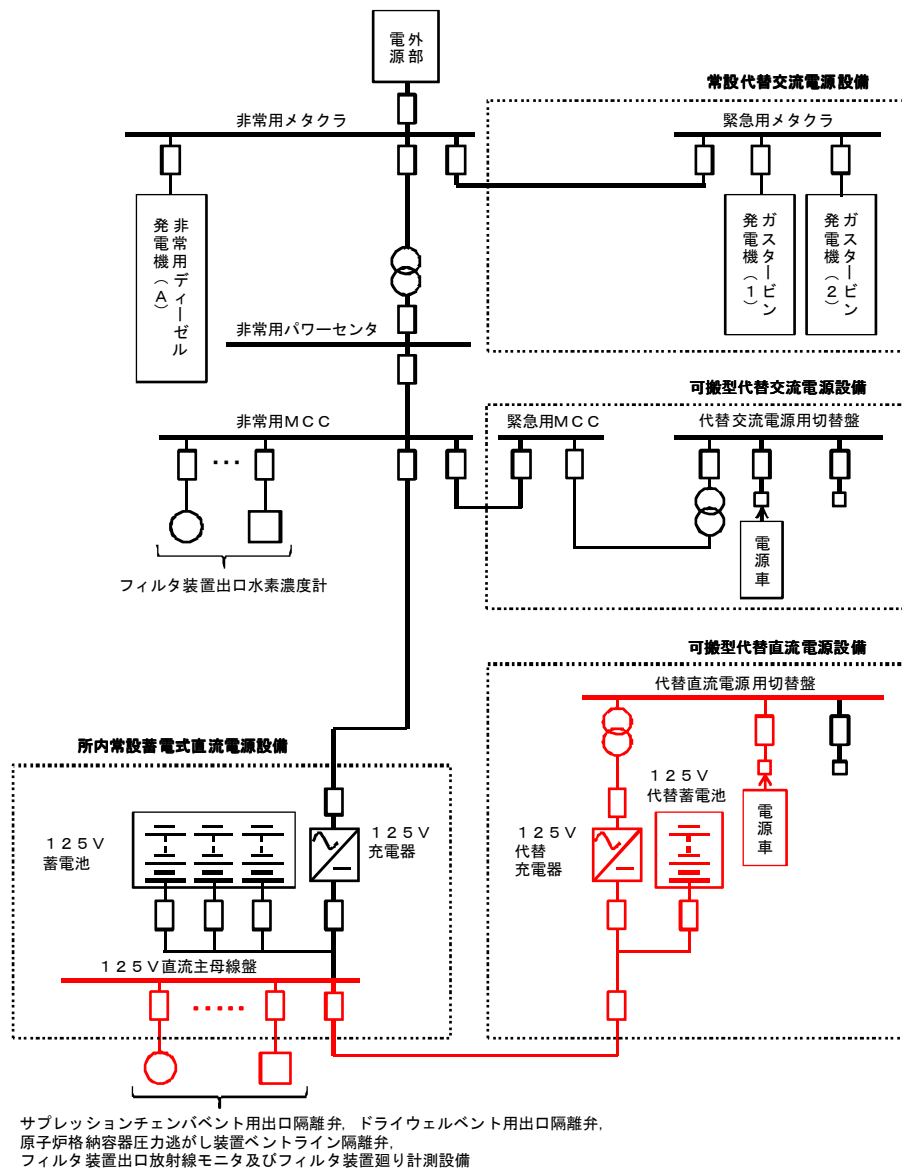
※：電源車の設備容量は 680kW とし，負荷の電源容量約 27kW に対して必要十分な容量とする。

d. 125V 代替蓄電池及び 125V 代替充電器と電源車の組合せ（可搬型代替直流電源設備）による電源供給範囲

125V 代替充電器（設備容量約 94kW（700A））と電源車（設備容量 340kW）の組合せにより、ベントに必要な隔離弁、フィルタ装置出口放射線モニタ及びフィルタ装置廻り計測設備に給電可能とする。なお、電源車へ燃料補給することにより、継続して 700A の電源供給を可能とする。

125V 代替蓄電池は設備容量 2,000Ah を設置し、電源車による給電開始までの間、必要な負荷へ給電を可能とする。

電源供給範囲を第 10-4 図に、負荷一覧を第 10-4 表に示す。



第 10-4 図 125V 代替蓄電池及び 125V 代替充電器と電源車の組合せによる電源供給範囲

第 10-4 表 125V 代替蓄電池及び 125V 代替充電器と電源車の組合せによる

原子炉格納容器フィルタバント系使用に係る負荷一覧

	負荷	電源容量 (交流)	電源容量 (直流)	備考
1	サブプレッションチェンババント用出口隔離弁			
2	ドライウエルバント用出口隔離弁			
3	原子炉格納容器圧力逃がし装置バントライン隔離弁 (A)			
4	原子炉格納容器圧力逃がし装置バントライン隔離弁 (B)			
5	フィルタ装置出口放射線モニタ			
6	フィルタ装置廻り計測設備			
7	フィルタ装置出口水素濃度計			
	合 計	約 8kW [※]	320A [※]	

※：電源車の設備容量は 340kW，125V 代替充電器の設備容量は約 94kW(700A)とし，
負荷の電源容量約 8kW(320A)に対して必要十分な容量とする。

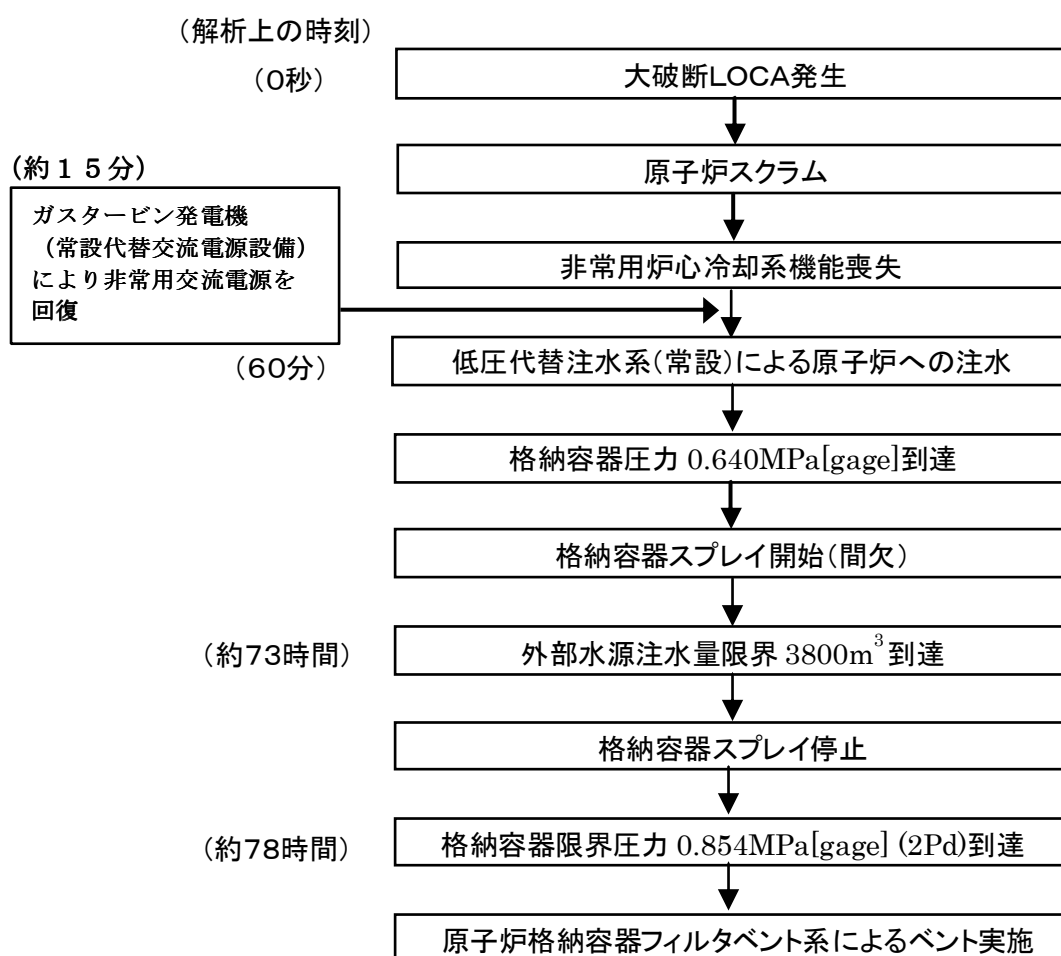
(5) 電源の運用方法

有効性評価シナリオのうち、原子炉格納容器フィルタベント系を用いるシナリオは4ケースとなる。

- ・ 高圧・低圧注水機能喪失 (TQUV)
- ・ 崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系故障) (TW)
- ・ LOCA 時注水機能喪失 (中小破断 LOCA)
- ・ LOCA 時注水機能喪失 (大破断 LOCA)

各シナリオのうち、ベントを実施するタイミングは、炉心損傷しない場合で約 62 時間後、炉心損傷する場合で約 78 時間後となる。

この中で、代表として LOCA 時注水機能喪失 (大破断 LOCA) における対応手順概要を第 10-5 図に示す。



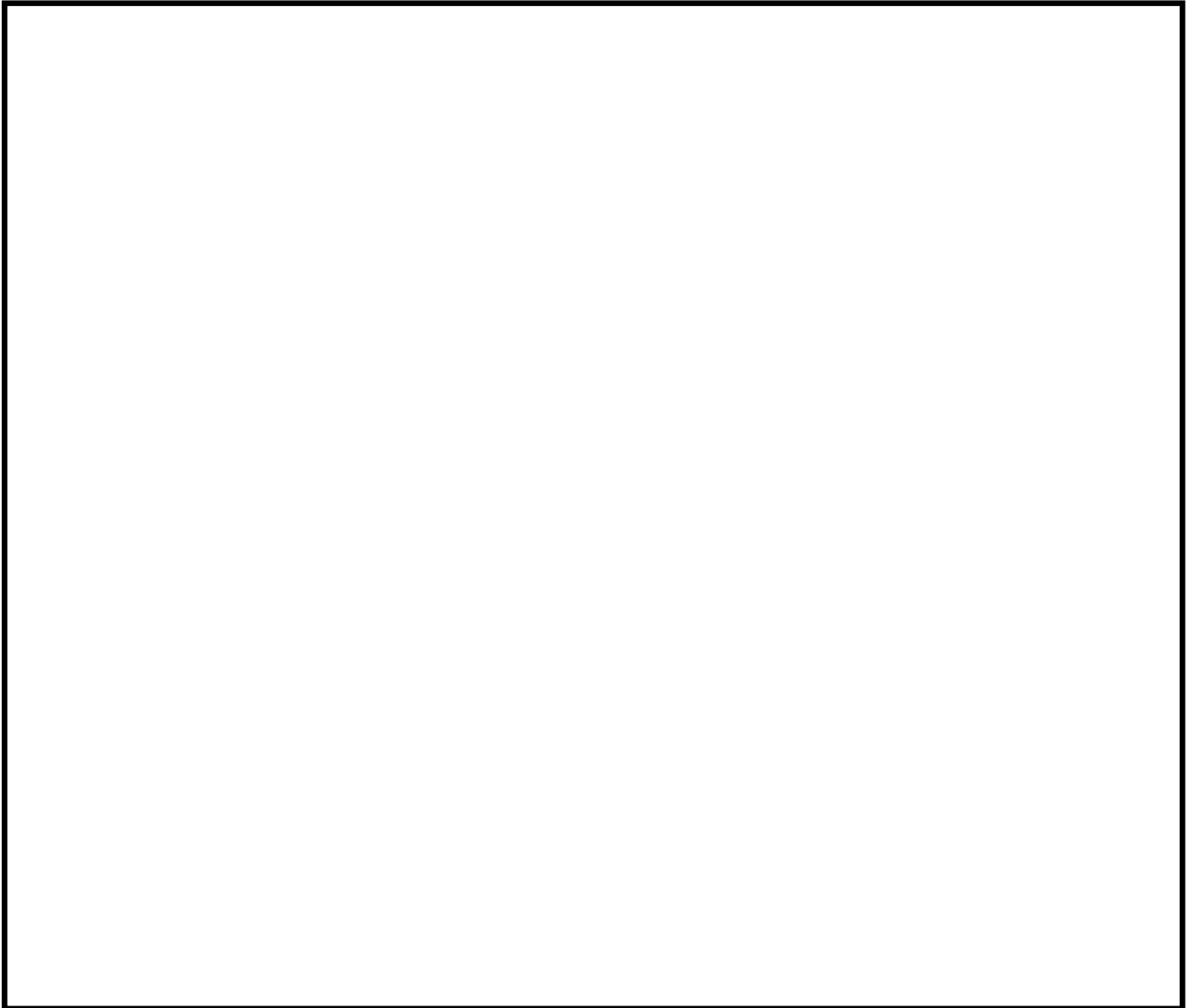
第 10-5 図 LOCA 時注水機能喪失 (大破断 LOCA) 時の対応手順概要

本シナリオでは、ガスタービン発電機（常設代替交流電源設備）により、非常用交流電源を約 15 分で回復し、ベントに必要な隔離弁、フィルタ装置出口放射線モニタ、フィルタ装置廻り計測設備及びフィルタ装置出口水素濃度計へ給電可能となる。

なお、ガスタービン発電機が機能喪失した場合には、可搬型代替交流電源設備である電源車又は可搬型代替直流電源設備である 125V 代替蓄電池及び 125V 代替充電器と電源車の組合せから給電可能である。

別紙 11 フィルタ装置の各構成要素における機能等の説明【本文 3.1】

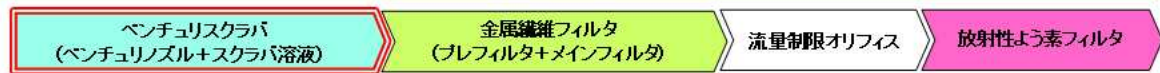
フィルタ装置は、①ベンチュリスクラバ、②金属繊維フィルタ及び③放射性よう素フィルタの3つのセクションで構成し、その構成要素は以下のとおりである。フィルタ装置の機能模式図を第 11-1 図に示す。



第 11-1 図 フィルタ装置の機能模式図

各構成要素における機能等の説明を第 11-2 図から第 11-15 図に示す。

ベンチュリスクラバの機能



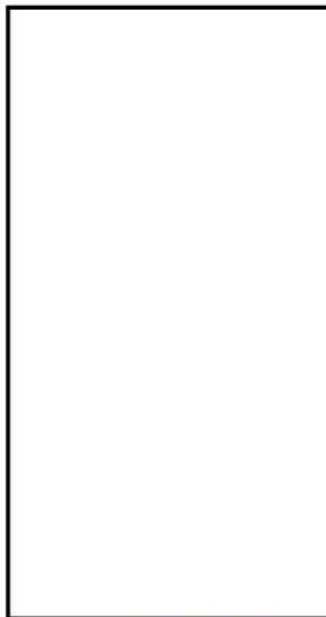
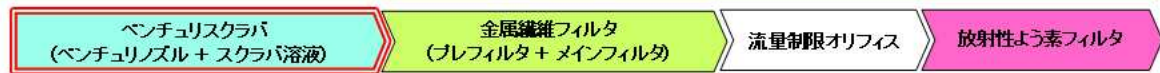
フィルタ装置 模式図

ベンチュリスクラバには以下の機能がある。

- 機能①
 ベンチュリノズルの絞り部からスクラバ溶液(高アルカリ性水溶液)を吸い込み、微細な液滴となったスクラバ溶液をベントガスと高速で接触させることにより、大部分のエアロゾル及び無機よう素をスクラバ溶液中に捕集する。
- 機能②
 捕集したエアロゾル及び無機よう素をスクラバ溶液中に保持する。
- 機能③
 スクラバ溶液の蒸発により、放射性物質から発生する熱を大気へ輸送する。

第11-2図 ベンチュリスクラバの機能

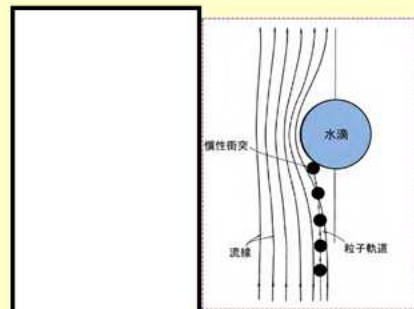
ベンチュリスクラバの機能①(エアロゾルの捕集)



フィルタ装置 模式図

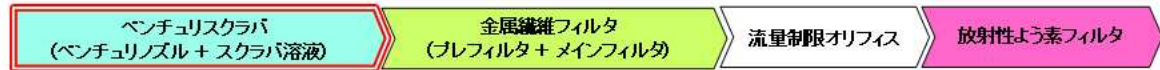
ベンチュリノズルの絞り部からスクラバ溶液(高アルカリ性水溶液)を吸い込み、微細な液滴となったスクラバ溶液をベントガスと高速で接触させることにより、大部分のエアロゾルをスクラバ溶液中に捕集する。

- 現象:
 ベンチュリ効果によってスクラバ溶液をノズル内に吸い込みガス流中に液滴を噴霧(いわゆる霧吹き)し、微細な液滴を形成させる。その際に、ベントガスと液滴の速度差により、液滴とベントガス中のエアロゾルが接触し、エアロゾルが液滴内に捕集される。
- 主な原理:
- 性能への主な影響因子:
 ガス流速, エアロゾル粒径
- 設計上の考慮事項:



第11-3図 ベンチュリスクラバの機能① (エアロゾルの捕集)

ベンチュリスクラバの機能①(無機よう素の捕集)



フィルタ装置 模式図

ベンチュリノズルの絞り部からスクラバ溶液(高アルカリ性水溶液)を吸い込み、微細な液滴となったスクラバ溶液をベントガスと高速で接触させることにより、無機よう素をスクラバ溶液中に捕集する。

> 現象:

ベンチュリ効果によってスクラバ溶液 [] をノズル内に吸い込みガス流中に液滴を噴霧(いわゆる霧吹き)し、単位体積当たりの表面積(界面)を大きくする。これにより、ベントガス中の無機よう素が効果的にスクラバ溶液と接触し、[] により液滴中に溶け込む。

> 主な原理:

[]

> 性能への主な影響因子:

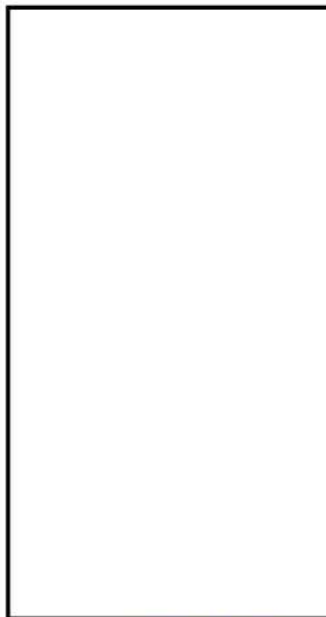
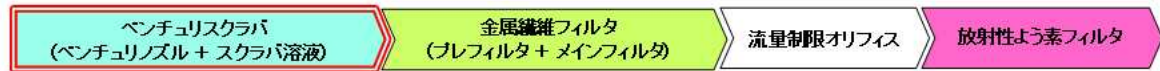
[]

> 設計上の考慮事項:

[]

第11-4図 ベンチュリスクラバの機能①(無機よう素の捕集)

ベンチュリスクラバの機能②(エアロゾルの保持)



フィルタ装置 模式図

捕集したエアロゾルをスクラバ溶液中に保持する。

> 現象:

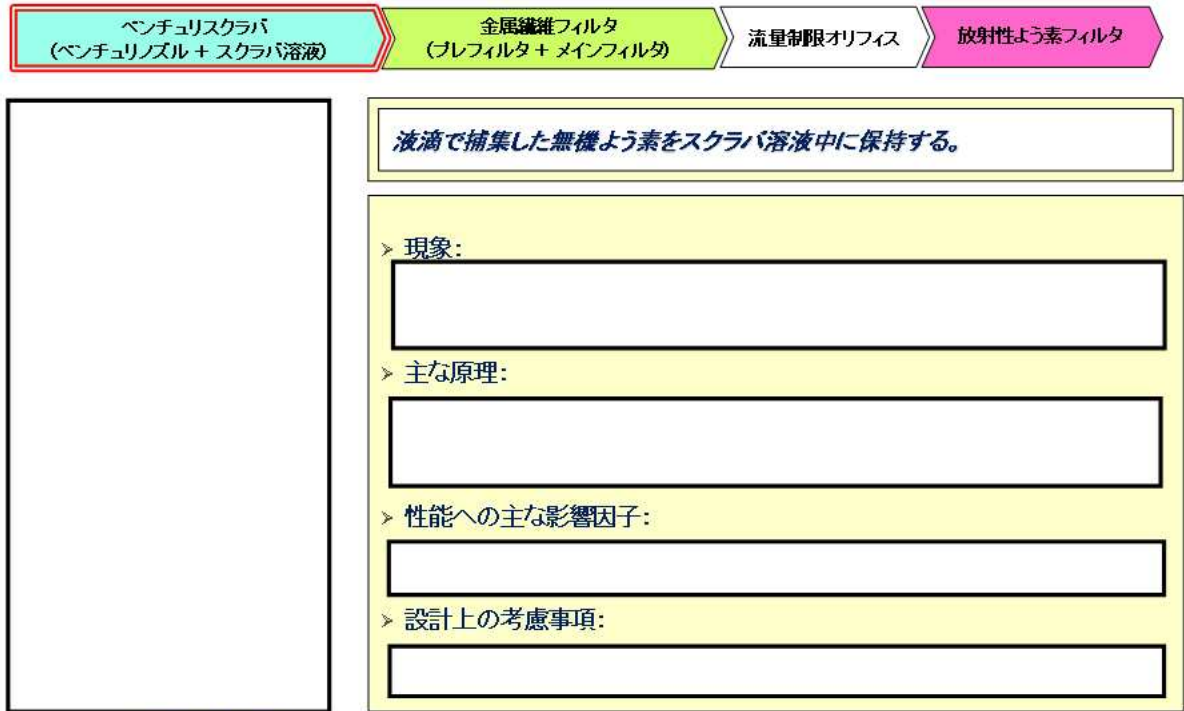
[]

> 設計上の考慮事項:

[]

第11-5図 ベンチュリスクラバの機能②(エアロゾルの保持)

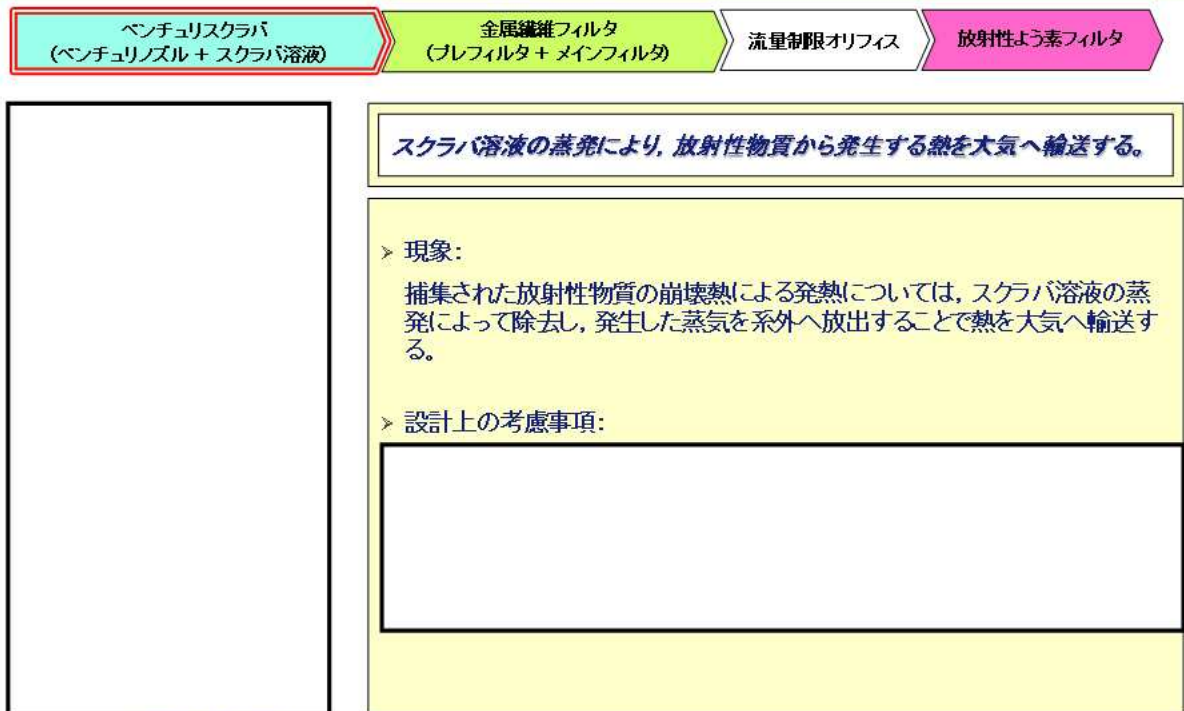
ベンチュリスクラバの機能②(無機よう素の保持)



フィルタ装置 模式図

第11-6図 ベンチュリスクラバの機能② (無機よう素の保持)

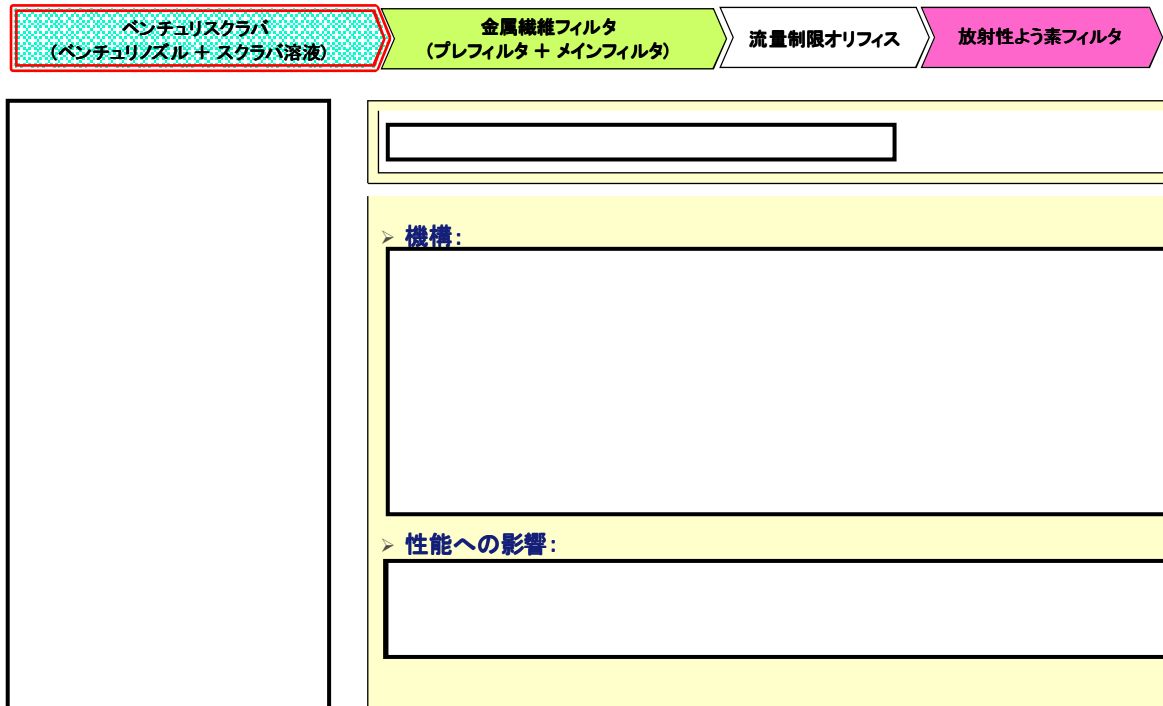
ベンチュリスクラバの機能③(崩壊熱の除去)



フィルタ装置 模式図

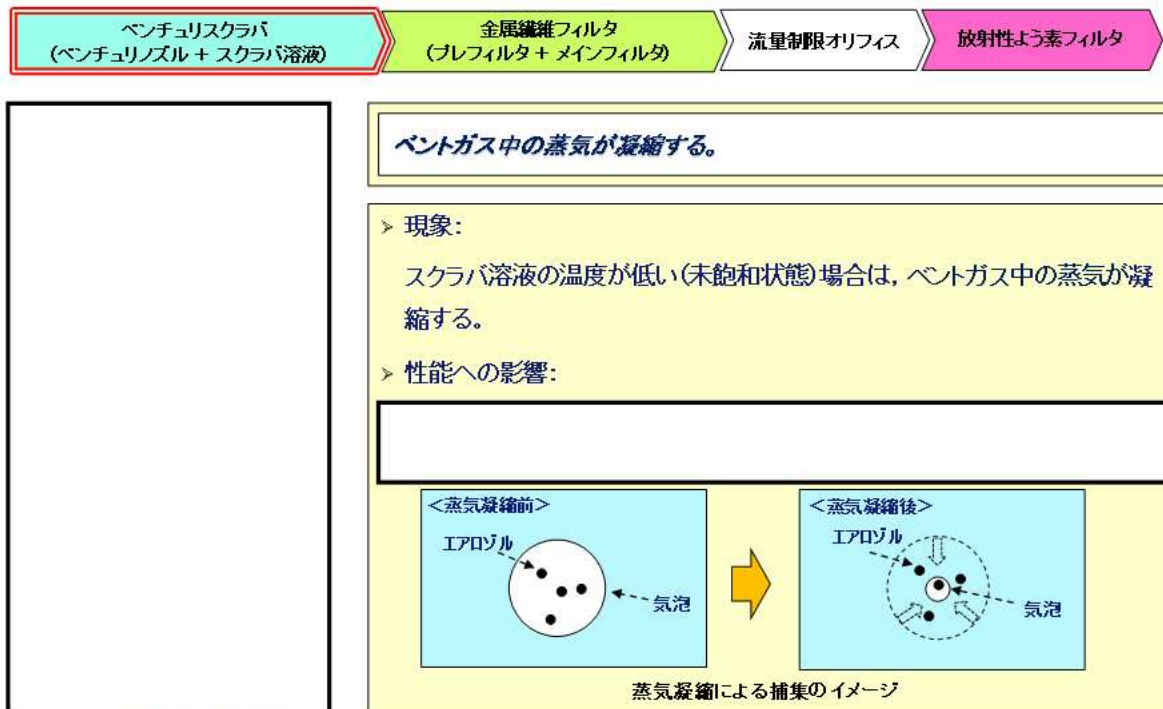
第11-7図 ベンチュリスクラバの機能③ (崩壊熱の除去)

多孔板



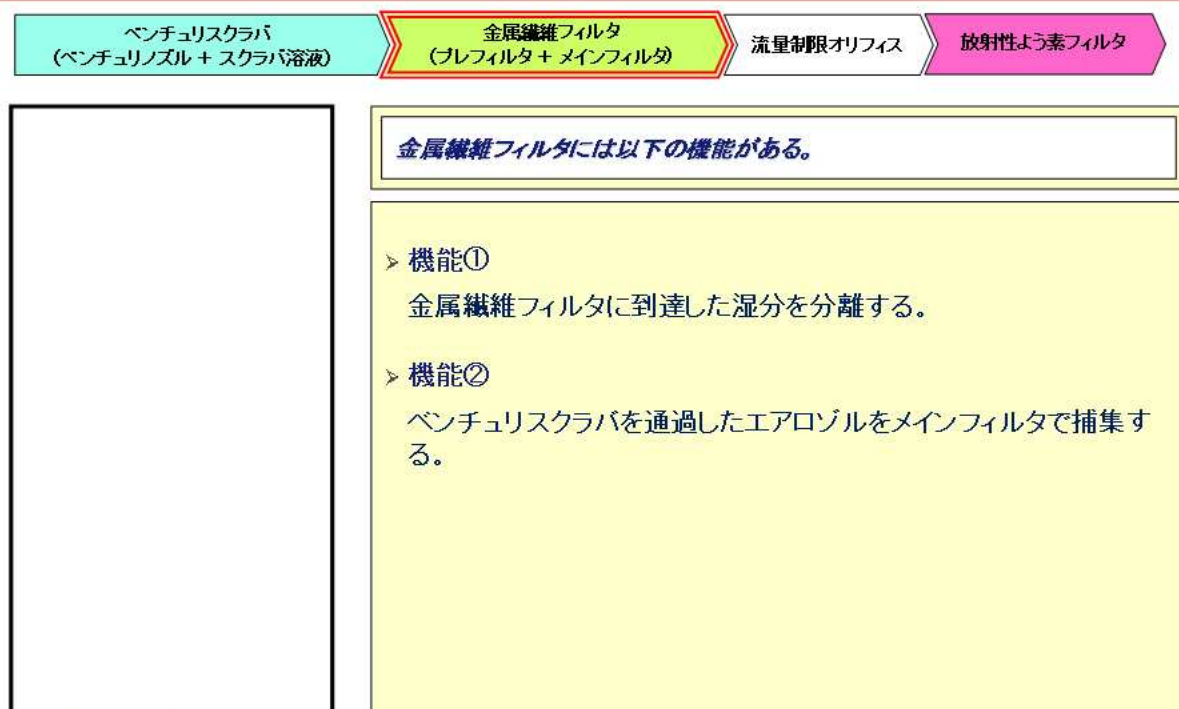
第11-8図 多孔板

ベンチュリスクラバにおける現象(蒸気凝縮)



第11-9図 ベンチュリスクラバにおける現象 (蒸気凝縮)

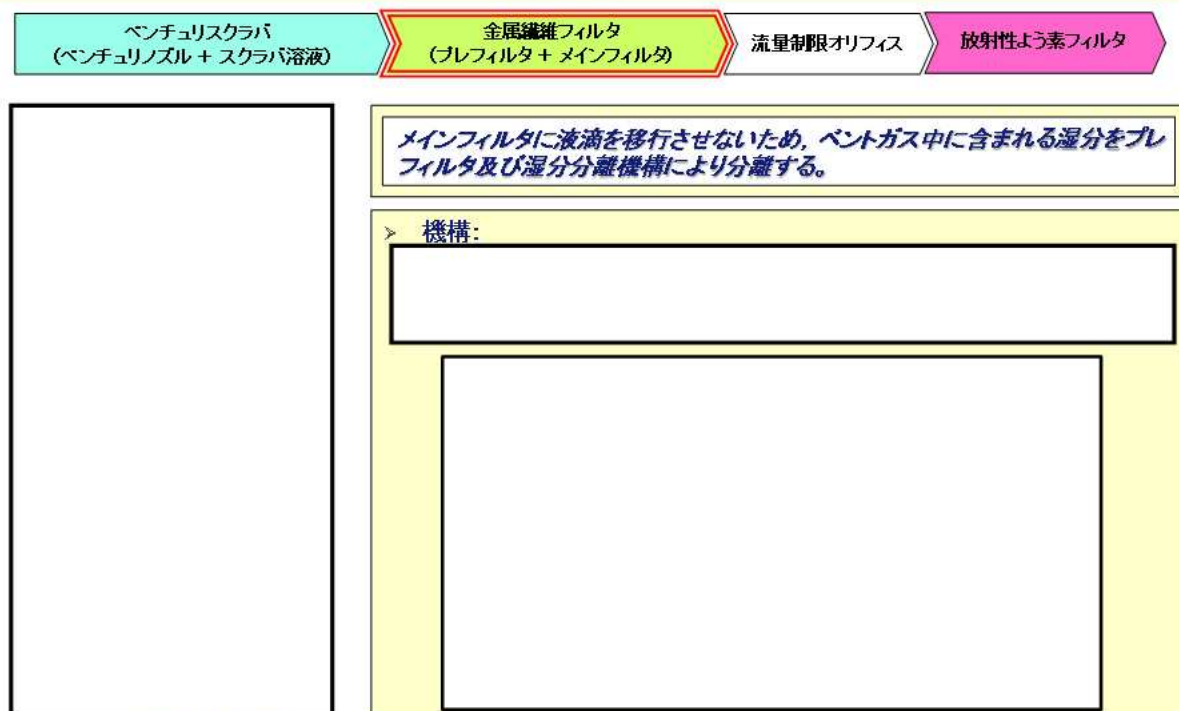
金属繊維フィルタの機能



フィルタ装置 模式図

第11-10図 金属繊維フィルタの機能

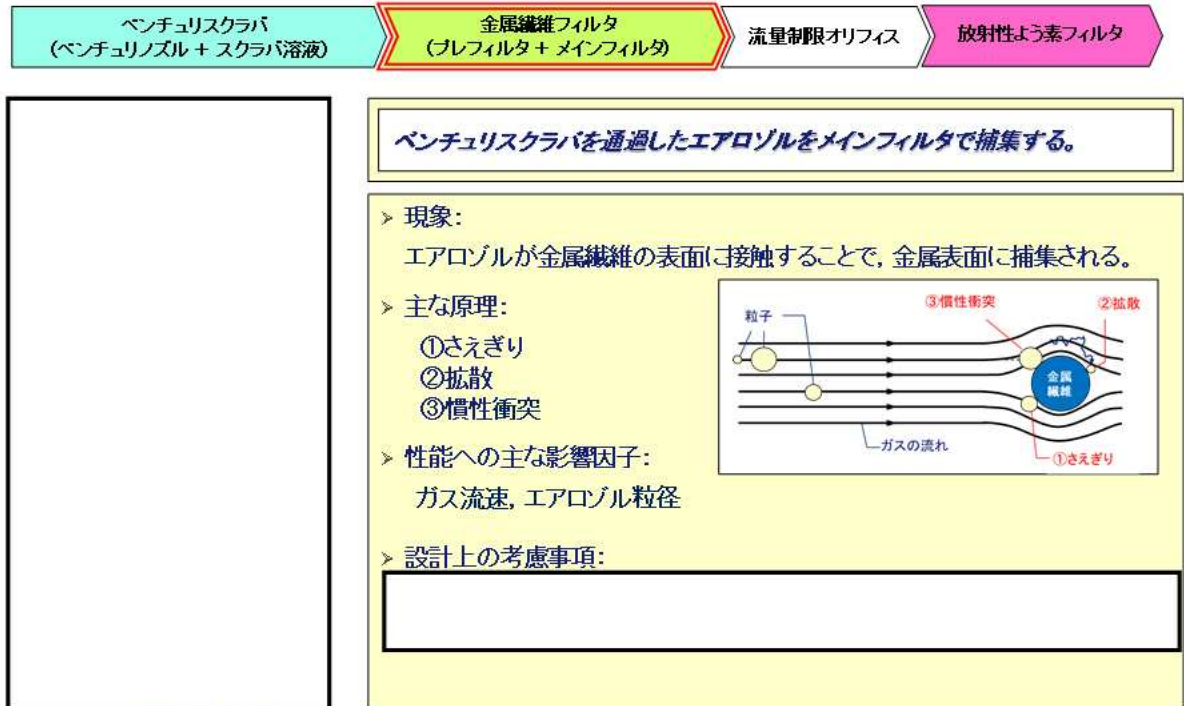
金属繊維フィルタの機能①(湿分分離)



フィルタ装置 模式図

第11-11図 金属繊維フィルタの機能① (湿分分離)

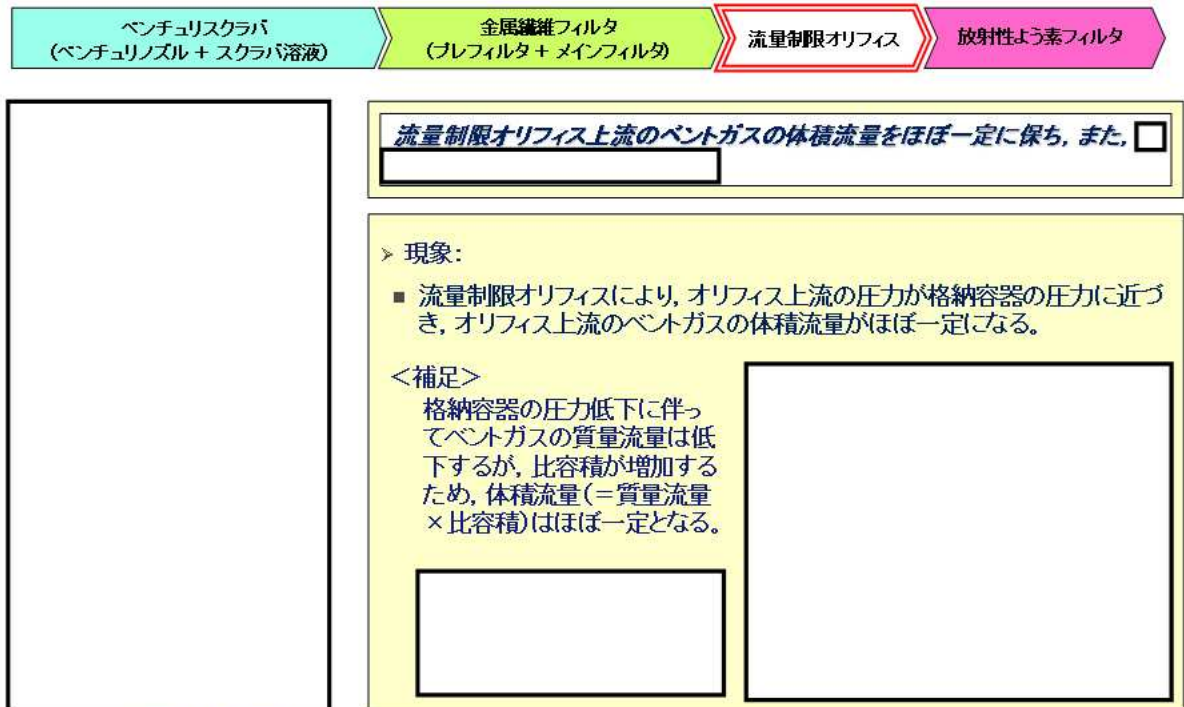
金属繊維フィルタの機能②(エアロゾルの捕集)



フィルタ装置 模式図

第11-12図 金属繊維フィルタの機能② (エアロゾルの捕集)

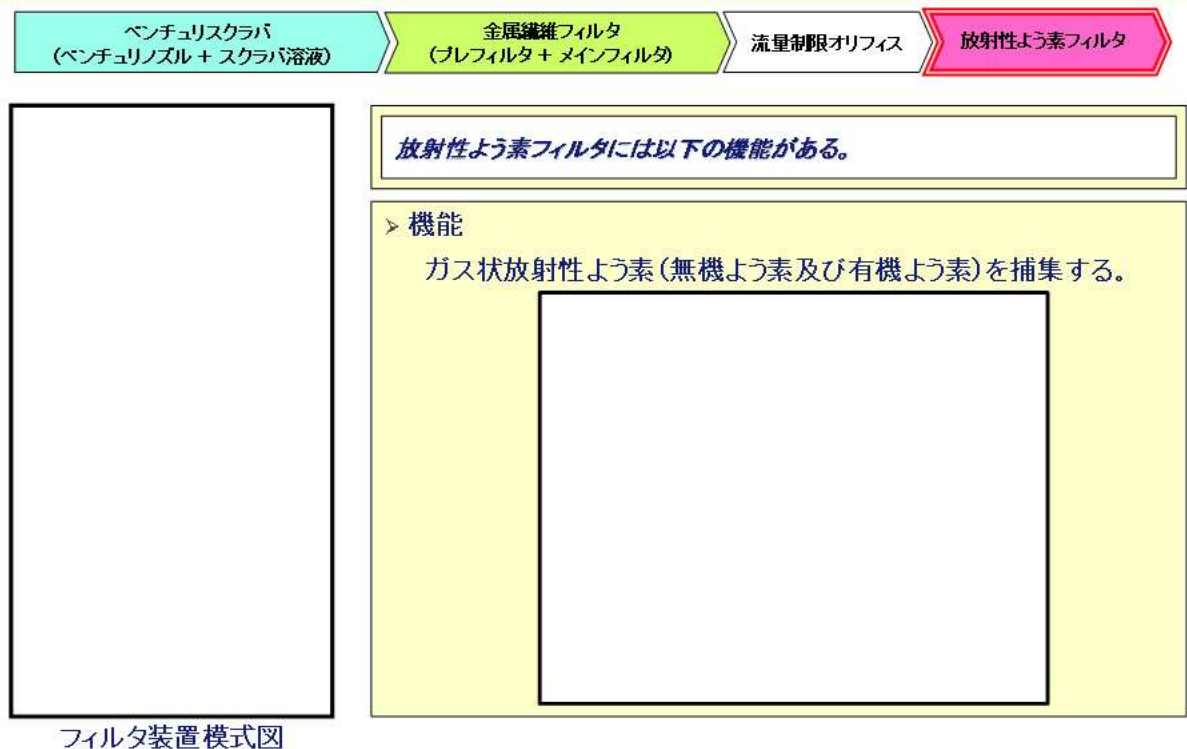
流量制限オリフィス



フィルタ装置 模式図

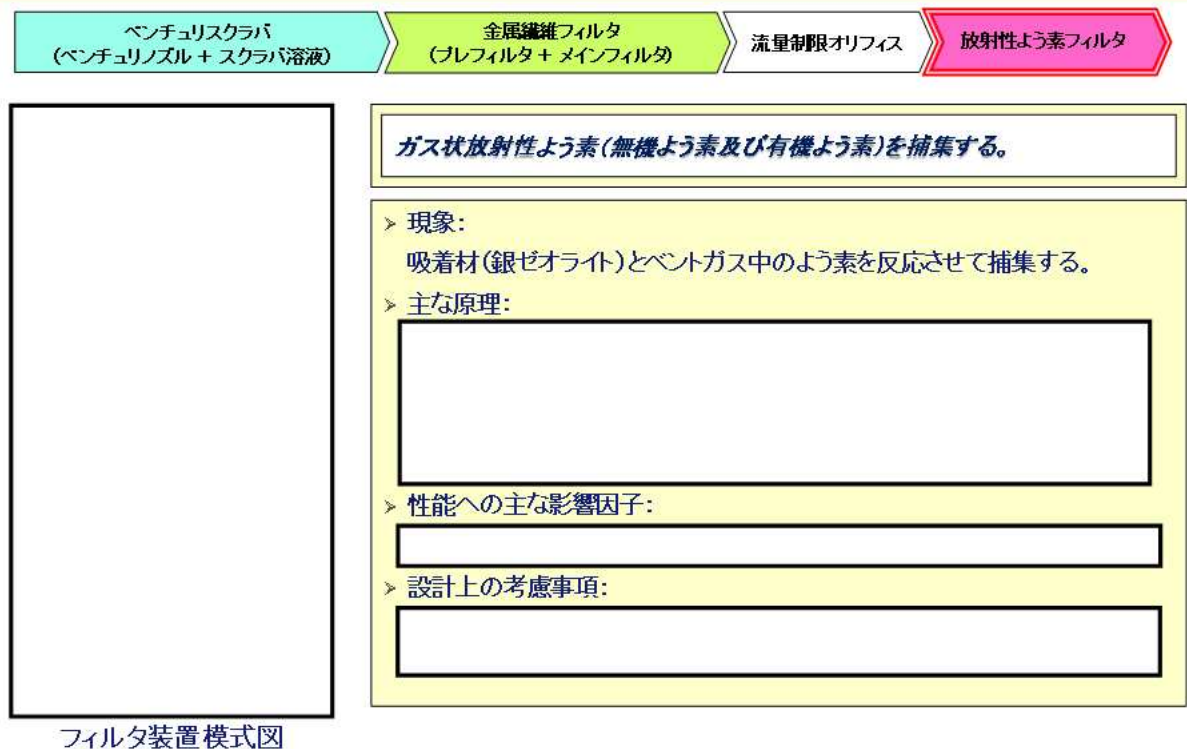
第11-13図 流量制限オリフィス

放射性よう素フィルタの機能



第11-14図 放射性よう素フィルタの機能

放射性よう素フィルタの機能(よう素の捕集)



第11-15図 放射性よう素フィルタの機能 (よう素の捕集)

別紙 12 粒子状放射性物質の再浮遊・フィルタの閉塞【本文 3.4】

(フィルタ装置の継続使用を考慮した場合の影響)

原子炉格納容器フィルタベント系を継続使用する際、フィルタ装置にて捕集した粒子状放射性物質（エアロゾル）の再浮遊及びフィルタの閉塞について考慮する必要がある。

(1) エアロゾルの再浮遊

a. ベンチュリスクラバ

(a) 想定する状態

フィルタ装置を継続使用すると、ベンチュリスクラバにて捕集したエアロゾルにより、ベンチュリスクラバ内の放射性物質濃度は徐々に上昇する。このため、ベンチュリスクラバでは、沸騰やベンチュリノズルを通るベントガスの流れにより、発生する細かい液滴にスクラバ溶液中に捕集されていたエアロゾルが内包され再浮遊することにより、フィルタ装置下流側に放出される可能性について考慮する。

(b) 影響評価





b. 金属繊維フィルタ

(a) 想定する状態

金属繊維フィルタで捕集したエアロゾルが蓄積すると、崩壊熱によりフィルタ部の温度が上昇し、放射性物質の融点・沸点を超えた場合に液体・気体となる。これらの液体・気体がベントガスにより流された場合、フィルタ装置下流側にエアロゾルが放出される可能性について考慮する。

(b) 影響評価



① 金属繊維フィルタへのエアロゾル移行割合

フィルタ装置では、ベンチュリスクラバにより大部分のエアロゾルが捕集される。このベンチュリスクラバによる除去性能は試験結果から を示している。このことから、



② 蒸気条件

保守的に評価するため、冷却源となる蒸気量が最も小さくなるような条件として原子炉格納容器フィルタベント系の隔離弁を閉じた場合を想定し、蒸気量はスクラバ溶液に捕集されるエアロゾルの崩壊熱による蒸気量とし、圧力、温度条件は、大気圧及びその飽和温度とする。

・比熱@100°C飽和蒸気 = 2.077 kJ/kg/°C

・蒸発潜熱@100°C飽和蒸気 = 2,256 kJ/kg

② 評価結果

以上から、金属繊維フィルタの上昇温度は となる。

(2) フィルタの閉塞

a. 想定する状態

炉心損傷後のベント時には、エアロゾルに加えて、炉内構造物の過温等によるエアロゾル、コアコンクリート反応により発生する CaO_2 等のコンクリート材料に起因する非放射性エアロゾル、保温材等の熱的・機械的衝撃により発生する粉塵がフィルタ装置に移行する可能性がある。これらのエアロゾルがベンチュリノズルの狭隘部や金属繊維フィルタに付着し閉塞する可能性について考慮する。

b. 影響評価

ベンチュリノズルの狭隘部や金属繊維フィルタでの閉塞の可能性について評価した。

(a) ベンチュリノズル

ベンチュリノズルにおける狭隘部は□であり、狭隘部を通過するガスの流速は高速となる。これに対して、エアロゾルの粒径は極めて小さく、ガス流速からも閉塞することは考えにくい。

以上のことから、ベンチュリノズルの閉塞の可能性はない。

(b) 金属繊維フィルタ

ベンチュリスクラバで捕集されなかったエアロゾルは、金属繊維フィルタに捕集される。この金属繊維フィルタに流入するエアロゾル量と金属繊維フィルタの許容負荷量を比較し、閉塞の発生がないことを確認した。

① 金属繊維フィルタの許容負荷量

金属繊維フィルタ単体でエアロゾルを捕集した場合、□まで有意な差圧の上昇はなく、□まで金属繊維フィルタの機能が確保できることが確認されている。

② エアロゾル重量

有効性評価にて選定した炉心損傷を伴うベント事象の解析結果から、格納容器からフィルタ装置に移行するエアロゾル重量を第 12-1 表に示す。

金属繊維フィルタへのエアロゾル移行割合□を考慮すると、金属繊維フィルタに移行するエアロゾル重量は□となる。

第 12-1 表 想定されるエアロゾル重量

シーケンス (事象)	エアロゾル重量
LOCA 時注水機能喪失 (大破断 LOCA)	□

③ 評価結果

--

別紙 13 ガス状放射性よう素の再揮発, 放射性よう素フィルタの飽和吸着【本文 3.4】

(フィルタ装置の継続使用を考慮した場合の影響)

原子炉格納容器フィルタベント系を継続使用する際, フィルタ装置にて捕集したガス状放射性よう素の再揮発及び放射性よう素フィルタの飽和吸着について考慮する必要がある。

(1) ガス状放射性よう素の再揮発

a. ベンチュリスクラバ

(a) 想定する状態

気液界面における無機よう素の平衡には温度依存性があり, 温度の上昇に伴い液相から気相に移行する無機よう素が増える関係にある。

フィルタ装置を継続使用すると, フィルタ装置に流入するベントガスによりスクラバ溶液の温度が徐々に上昇する。このため, スクラバ溶液の温度上昇により, 溶存している無機よう素が揮発し, フィルタ装置下流側に放出される可能性について考慮する。

(b) 影響評価

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

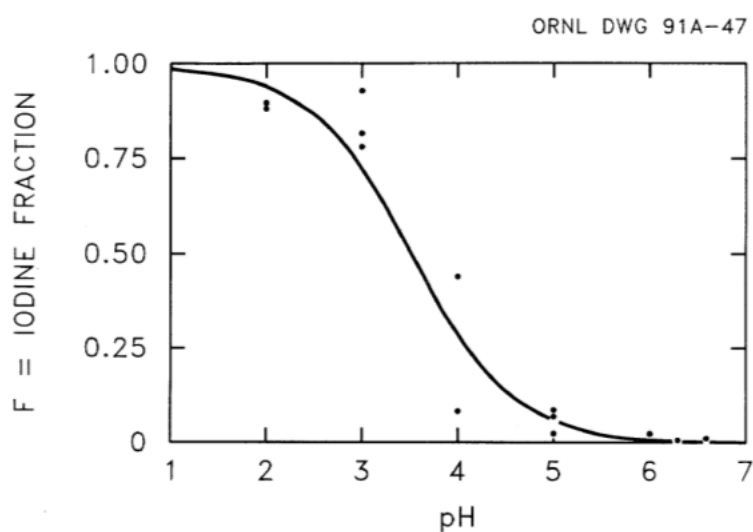
NUREG/CR-5732 によると, 格納容器内のよう素の化学形態について, 気相中のよう素と液相中のよう素の挙動は 2 つの効果を組み合わさったものであることが知られている。

① 液相中における無機よう素 (I₂) とよう化物イオン (I⁻) の平衡

放射線環境下において、液相中における無機よう素 (I₂) とよう化物イオン (I⁻) の存在比は以下のように表される。

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

ここで [I₂] 及び [I⁻] は、無機よう素 (I₂) 及びよう化物イオン (I⁻) の濃度を表す。この平衡反応は pH に強く依存し、pH に対して第 13-1 図の関係を持つ。



第 13-1 図 液相中における I₂ と I⁻ の平衡と pH の関係

② 液相中と気相中の無機よう素 (I₂) の平衡

液相中における無機よう素 (I₂(aq)) と気相中における無機よう素 (I₂(g)) の存在比は以下のように表される。

$$P = \frac{[I_2(aq)]}{[I_2(g)]} \quad P: \text{気液分配係数}$$

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

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

③ 評価結果

気液界面（スクラバ溶液水面）における無機よう素の平衡については、前記②の温度依存性があり、温度の上昇に伴い気相中に移行する無機よう素が増える（以下、「気液分配係数の影響」という。）ため、スクラバ溶液における無機よう素の除去係数に影響（除去係数の低下）を与え得る。

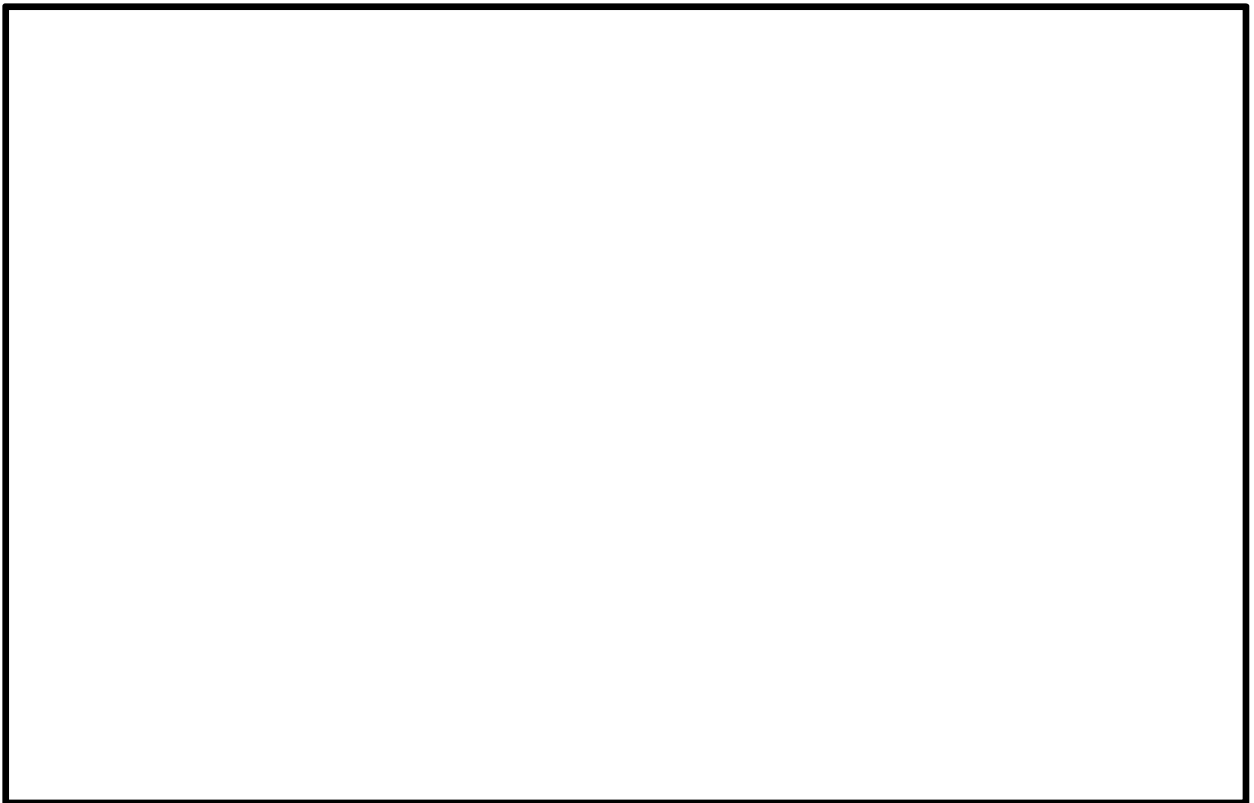
しかしながら、アルカリ性環境下においては、①よりスクラバ溶液中に存在する無機よう素が極めて少なく、無機よう素の気相部への移行量は、スクラバ溶液の温度が上昇したとしても十分小さい値となる。

JAVA 試験では、気液分配係数の影響を受けやすい高温状態の試験で除去係数が100以上であることが確認されており、また、有意な除去係数の温度依存性も確認できない。

JAVA 試験で得られた結果を第 13-1 表に、温度に対する除去係数の関係を第 13-2 図に示す。

第 13-1 表 JAVA 試験結果（無機よう素除去性能試験結果）

--



第 13-2 図 無機よう素の除去係数と温度の関係（図中の数値は pH）

フィルタ装置のスクラバ溶液は、高アルカリ性水溶液であり溶液中に無機よう素として溶存する量が極めて少ないことから、スクラバ溶液の温度が高い状態でも無機よう素の気相中への揮発量は小さい値となる。

以上のとおり、フィルタ装置は、ベンチュリスクラバでの無機よう素の再揮発に対して考慮した設計としている。

b. 放射性よう素フィルタ

(a) 想定する状態

よう素フィルタにおいて捕集したよう素は、400℃以上の高温状態で数時間程度水素を通気した場合に脱離する。

原子炉格納容器フィルタベント系では、炉心損傷時の水-金属反応や水の放射線分解により発生した水素が放射性よう素フィルタ（吸着材：銀ゼオライト）を通過するため、捕集した放射性よう素の脱離が生じ再揮発することが考えら

れる。これらのガス状放射性よう素がフィルタ装置下流側に放出する可能性について考慮する。

(b) 影響評価

よう化銀からの銀再生方法として、高温水素により、よう素を還元し銀を再生することが知られており、そのプロセスで下記に示す反応式により、よう素が脱離する。



上記反応式は、400～500℃で生じることが示されている（参考図書2）が、放射性よう素フィルタに捕集された放射性よう素の崩壊熱は、ベント中はベントガスにより冷却され、ベント終了後は窒素供給設備により系統内に供給する窒素等により冷却される。

以下に、ベント終了後の放射性よう素フィルタの上昇温度について評価した。

① 窒素ガス供給量及び物性値

圧力、温度条件については、大気圧及びその飽和温度とする。

- ・ 窒素ガス供給量 = 220 m³/h(normal)
- ・ 比熱@100℃窒素 = 1.043 kJ/kg/℃

② よう素フィルタへのよう素移行割合及び崩壊熱量

格納容器内で生成されるよう素は、粒子状よう素、無機よう素及び有機よう素の化学形態をとり、有機よう素以外は、サプレッションチェンバのプール水によるスクラビング、格納容器スプレー等により捕集されるが、有機よう素については、格納容器内での低減効果は小さい。よって、格納容器内で生成される有機よう素の全量が放射性よう素フィルタに移行すると想定し、以下のとおり有機よう素の移行割合を設定する。

- ・炉内内蔵量

BWR プラントにおける代表炉心を対象とし平衡炉心末期を想定した

ORIGEN2 計算値 ()

- ・格納容器へのよう素放出割合

NUREG-1465(参考図書 3)に示されるよう素の放出割合の合計値とし、
炉内内蔵量の 61%が格納容器に放出されるものとする。

- ・格納容器に放出されるよう素放出割合のうち有機よう素生成割合

Regulatory Guide 1.195 (参考図書 4) に示される有機よう素生成割合とし、4%とする。

- ・有機よう素の移行量

$$\text{} \times 0.61 \times 0.04 = \text{}$$

ここで、ベント終了後に窒素供給設備により系統内に窒素を供給する際(事故後 7 日時点)のよう素の減衰を考慮すると、崩壊熱量は約 1/50 程度になる。

したがって、事故後 7 日時点における放射性よう素フィルタ内の崩壊熱量は、となる。

② 評価結果

以上から、放射性よう素フィルタの上昇温度は となる

放射性よう素フィルタに流入する窒素の温度を 100℃とした場合、ベント実施後の放射性よう素フィルタの温度上昇を考慮しても 以下であること

から、よう素の脱離が起こるような温度（400℃以上）に対し十分低く抑えることができる。

以上のとおり、フィルタ装置は、放射性よう素フィルタでのガス状放射性よう素の再揮発に対して考慮した設計としている。

(2) 放射性よう素フィルタの飽和吸着

a. 想定する状態

放射性よう素フィルタ（吸着材：銀ゼオライト）で捕集するガス状放射性よう素が、銀ゼオライトの許容負荷量に達した場合に、捕集されずにフィルタ装置下流側に放出する可能性について考慮する。

b. 影響評価

格納容器から放射性よう素フィルタへ移行するガス状放射性よう素量と放射性よう素フィルタの許容負荷量を比較し、ガス状放射性よう素が捕集されずにフィルタ装置下流側へ放出される可能性を評価する。

原子炉停止時の炉内内蔵量（全よう素重量）のうち、格納容器へ放出される割合を考慮し、そのうち有機よう素の割合を設定し、放射性よう素フィルタへのよう素の移行量を評価した。

(a) 放射性よう素フィルタへのよう素移行割合及び移行量

・ 炉内内蔵量

BWR プラントにおける代表炉心を対象とし平衡炉心末期を想定した

ORIGEN2 計算値 ()

- ・格納容器へのよう素放出割合

NUREG-1465(参考図書 3)に示されるよう素の放出割合の合計値とし、炉内内蔵量の 61%が格納容器に放出されるものとする。

- ・格納容器に放出されるよう素放出割合のうち有機よう素生成割合

Regulatory Guide 1.195 (参考図書 4) に示される有機よう素生成割合として 4%とする。

- ・よう素及びよう化メチルの分子量

よう素 (I) の分子量は 126.9, よう化メチル (CH₃I) の分子量は 141.9 である。

- ・有機よう素の移行量

$$\boxed{} \times 0.61 \times 0.04 \times (141.9 / 126.9) = \boxed{}$$

(b) 放射性よう素フィルタの許容負荷量

JAVA PLUS 試験における銀ゼオライトの充填量と有機よう素の注入量を第 13-2 表に示す。

第 13-2 表 JAVA PLUS 試験の銀ゼオライトの充填量と有機よう素の注入量

項 目	重量
銀ゼオライト充填量	
有機よう素注入量	

女川原子力発電所 2 号炉の銀ゼオライトの充填量は、 であることから、第 13-2 表に示す JAVA PLUS 試験における銀ゼオライトの充填量との比から、有機よう素 (CH_3I) の性能の劣化が確認されない量を許容負荷量と仮定すると となる。

女川原子力発電所 2 号炉の銀ゼオライトの充填量と許容負荷量を第 13-3 表に示す。

第 13-3 表 女川原子力発電所 2 号炉の銀ゼオライトの充填量と許容負荷量

項目 (女川 2 号炉条件)	重量
銀ゼオライト充填量	<input type="text"/>
許容負荷量	

(c) 評価結果

女川原子力発電所 2 号炉における有機よう素の許容負荷量は、第 13-3 表に示す であるのに対し、放射性よう素フィルタへの有機よう素の移行量は である。したがって、ガス状放射性よう素が捕集されずにフィルタ装置下流側へ放出される可能性は極めて小さい。

以上のとおり、フィルタ装置は、放射性よう素フィルタの飽和吸着に対して考慮した設計としている。

《参考図書》

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

別紙 14 ベントタイミングに係る外部水源からの注水量【本文 4.1】

原子炉格納容器フィルタベント系によるベントは、外部水源からの格納容器への注水量によらず、格納容器圧力が以下の圧力に到達した時点で実施することとしている。

炉心損傷前：最高使用圧力（最高使用圧力 427kPa[gage]）

炉心損傷後：限界圧力（最高使用圧力 427kPa[gage] の 2 倍である 854kPa[gage]）

一方で、外部水源からの格納容器への注水量に対し、原子炉格納容器フィルタベント系への影響を考慮し、外部水源注水量限界を 3,800m³ と定めている。

(1) ベントタイミングについて（炉心損傷後）

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）」に対して、格納容器の健全性を維持するための重大事故対策において、格納容器への注水からベントに至る概要は以下のとおりである。

- ① 格納容器雰囲気を冷却しベントタイミングを遅延するため、可搬型大容量送水ポンプを用いた原子炉格納容器代替スプレイ冷却系による格納容器スプレイを間欠して行うことにより、格納容器圧力を最高使用圧力 427kPa[gage] の 1.5 倍である 640kPa[gage] 以下に制御する。外部水源からの総注水量が 3,800m³ に到達した時点で格納容器スプレイを停止する。
- ② 格納容器圧力が限界圧力に到達した時点で、原子炉格納容器フィルタベント系によるベントを実施する。

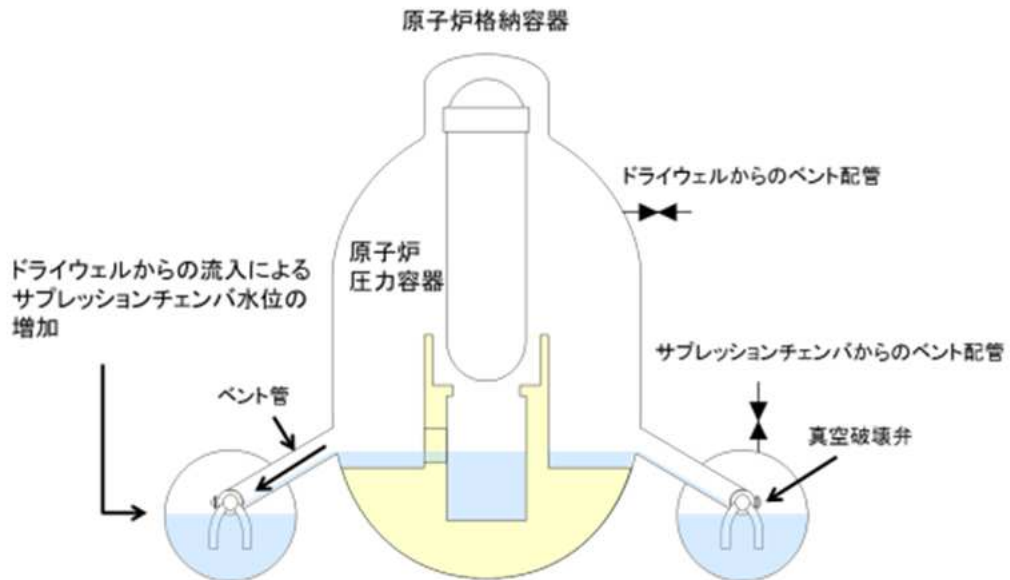
(2) 格納容器への外部水源注水量限界について

原子炉格納容器フィルタベント系への影響を考慮し、外部水源からの注水量限界を定めている。

その考え方を外部水源からの格納容器への注水の挙動により以下に示す。

ステップ1：

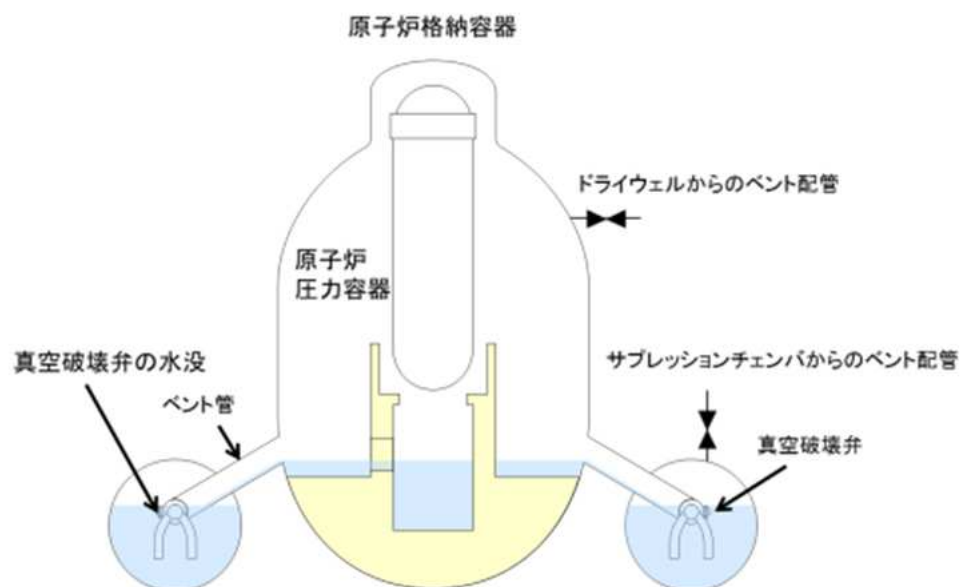
事象発生後、格納容器への外部水源からの注水を継続すると、ベント管を通じてドライウェルからサプレッションチェンバに流入し、サプレッションチェンバの水位が上昇する。



第 14-1 図 格納容器内の水位の状態（注水開始時）

ステップ2：

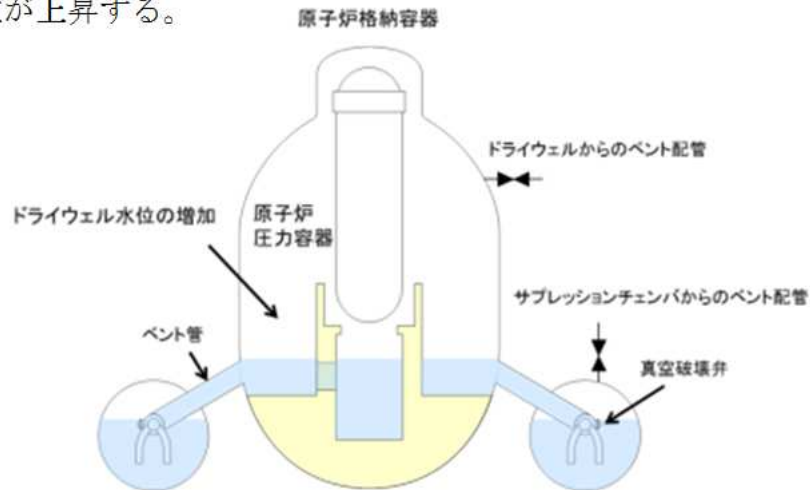
サプレッションチェンバの水位が上昇し続けると、真空破壊弁が水没し、サプレッションチェンバの気相部がドライウェルから隔離される。



第 14-2 図 格納容器内の水位の状態（真空破壊弁水没時）

ステップ 3 :

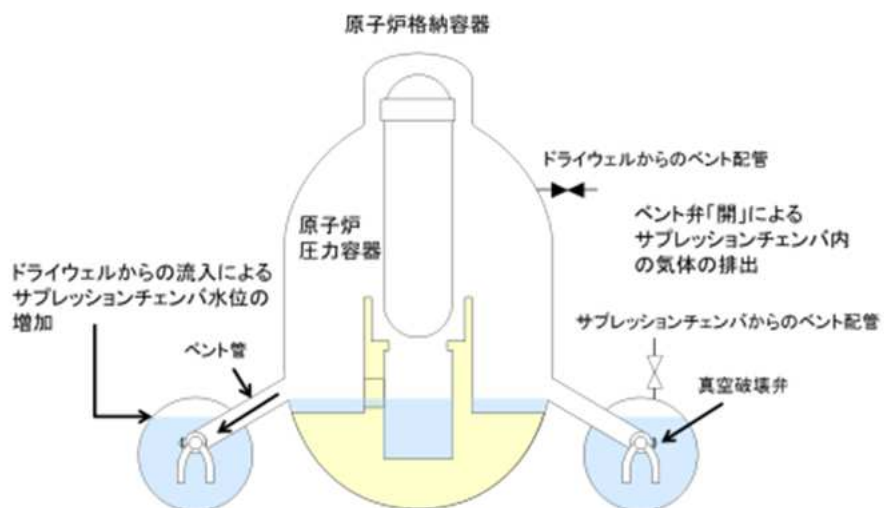
サブプレッションチェンバの気相部がドライウェルから隔離されると、サブプレッションチェンバの水位上昇は抑制され、注入した水はドライウェルに溜まり、ドライウェル水位が上昇する。



第 14-3 図 格納容器内の水位の状態 (ベント開始前)

ステップ 4 :

この状態でサブプレッションチェンバからのベントを実施すると、サブプレッションチェンバ内の気体が排出されるため、ドライウェルに蓄積されていた水がサブプレッションチェンバへ流入し、真空破壊弁近辺であったサブプレッションチェンバ水位が上昇する。



第 14-4 図 格納容器内の水位の状態 (ベント実施後)

以上のとおり，サプレッションチェンバの水位上昇により，サプレッションチェンバからのベント配管が水没することを防止するため，水位上昇を頂部の貫通口下端から約 1m 下までに抑制することを目安に格納容器への外部水源注水量限界（3,800m³）を設定している。