資料１－１－３

女川原子力発電所２号炉

重大事故等対処設備について

令和元年５月

東北電力株式会社

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。

目次

1. 重大事故等対処設備【43 条】
2. 基本設計の方針
2.1 耐震性・耐津波性
2.1.1 発電用原子炉施設の位置
2.1.2 耐震設計の基本方針【39 条】
2.1.3 耐津波設計の基本方針【40 条】
2.2 火災による損傷の防止【41 条】
2.3 重大事故等対処設備に関する基本方針【43 条】
3. 個別設備の設計方針
3.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備【44 条】
3.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備【45 条】
3.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備【46 条】
3.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備【47 条】
3.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備【48 条】
3.6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備【49 条】
3.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備【50 条】
3.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備【51 条】
3.9 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【52 条】
3.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備【53 条】
3.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備【54 条】
3.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備【55 条】
3.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備【56 条】
3.14 電源設備【57 条】
3.15 計装設備【58 条】
3.16 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備【59 条】
3.17 監視測定設備【60 条】
3.18 緊急時対策所【61 条】
3.19 通信連絡を行うために必要な設備【62 条】
3.20 原子炉圧力容器
3.21 原子炉格納容器
3.22 燃料貯蔵設備
3.23 非常用取水設備
3.24 原子炉建屋原子炉棟

下線部：今回提出資料

別添資料－1　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（原子炉格納容器フィルタベント系）について
別添資料－2　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（代替循環冷却系）について
別添資料－3　水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備について

下線部：今回提出資料

別添資料－１

原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
（原子炉格納容器フィルタベント系）について

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 計装設備 ····· 29

2.3.4.2 電気設備 ····· 33

2.3.4.3 給水設備 ····· 36

2.3.4.4 窒素供給設備 ····· 36

2.3.4.5 排水設備 ····· 38

3 フィルタ性能 ····· **41**

3.1 放射性物質の除去原理 ····· 41

3.1.1 粒子状放射性物質の除去原理 ····· 41

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 ····· 43

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 ····· 46

3.1.2 ガス状放射性よう素の除去原理 ····· 47

3.1.2.1 ベンチュリスクラバによる無機よう素の除去 ····· 47
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 ··· 48
3.2 運転範囲 ····· 51
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
3.3.4 放射性物質除去性能のまとめ ····· 71
3.4 フィルタ装置の継続使用による性能への影響 ····· 72
4 運用方法 ····· 76
4.1 格納容器ベント操作について ····· 76
4.2 各事故シーケンスにおける運用方法 ····· 81
4.2.1 炉心損傷防止シーケンスにおける運用方法 ····· 81
4.2.2 格納容器破損防止シーケンスにおける運用方法 ····· 85
4.3 操作手順の概要 ····· 90
4.4 現場における隔離弁等の操作 ····· 108
4.4.1 隔離弁手動操作 ····· 108
4.4.2 フィルタ装置への水等の補給 ····· 110
4.4.3 系統への窒素の供給 ····· 113
4.4.4 排水操作 ····· 116
4.5 一般公衆の被ばくを可能な限り低減するための運用 ····· 121
5 設備の維持管理 ····· 122
5.1 点検方法 ····· 122

6 新規制基準への適合性 ····· **124**

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 ····· 124

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）····· 124

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）····· 125

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）····· 130

6.1.4 第 38 条（重大事故等対処施設の地盤）····· 132

6.1.5 第 39 条（地震による損傷の防止）····· 133

6.1.6 第 40 条（津波による損傷の防止）····· 133

6.1.7 第 41 条（火災による損傷の防止）····· 134

6.1.8 第 43 条（重大事故等対処設備）····· 135

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　フィルタ装置の台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　計装設備の考え方
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　格納容器内における有機よう素の発生メカニズム
別紙 13　JAVA PLUS 試験結果を踏まえた放射性よう素フィルタの設計
別紙 14　ベントガス中のエアロゾル特性の想定条件
別紙 15　金属繊維フィルタの液滴（湿分）による閉塞
別紙 16　粒子状放射性物質の再浮遊・フィルタの閉塞
別紙 17　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 18　ベントタイミングに係る外部水源からの注水量
別紙 19　原子炉格納容器フィルタベント系の主ライン及び弁の構成
別紙 20　ベント準備及び実施の時間余裕
別紙 21　原子炉格納容器フィルタベント系の運用について
別紙 22　格納容器スプレイに失敗した場合の原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器ベントの実現性
別紙 23　炉心損傷前の敷地境界外における線量影響評価
別紙 24　スクラバ溶液の保有水量の設定根拠
別紙 25　スクラバ溶液の pH 管理
別紙 26　除去性能検証試験結果の適用性
別紙 27　原子炉格納容器フィルタベント系の外部事象に対する考慮について
別紙 28　ベントに必要な隔離弁の原子炉建屋内の原子炉棟外からの操作性及び操作位置
別紙 29　化学反応による発熱等の影響
別紙 30　原子炉格納容器フィルタベント系の設備点検
別紙 31　配管内面に付着した放射性物質による発熱の影響
別紙 32　放出位置，放出時間の違いによる検討結果
別紙 33　地震による損傷の防止に関する耐震設計方針について
別紙 34　放射性よう素フィルタ吸着材（銀ゼオライト）の劣化について

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。

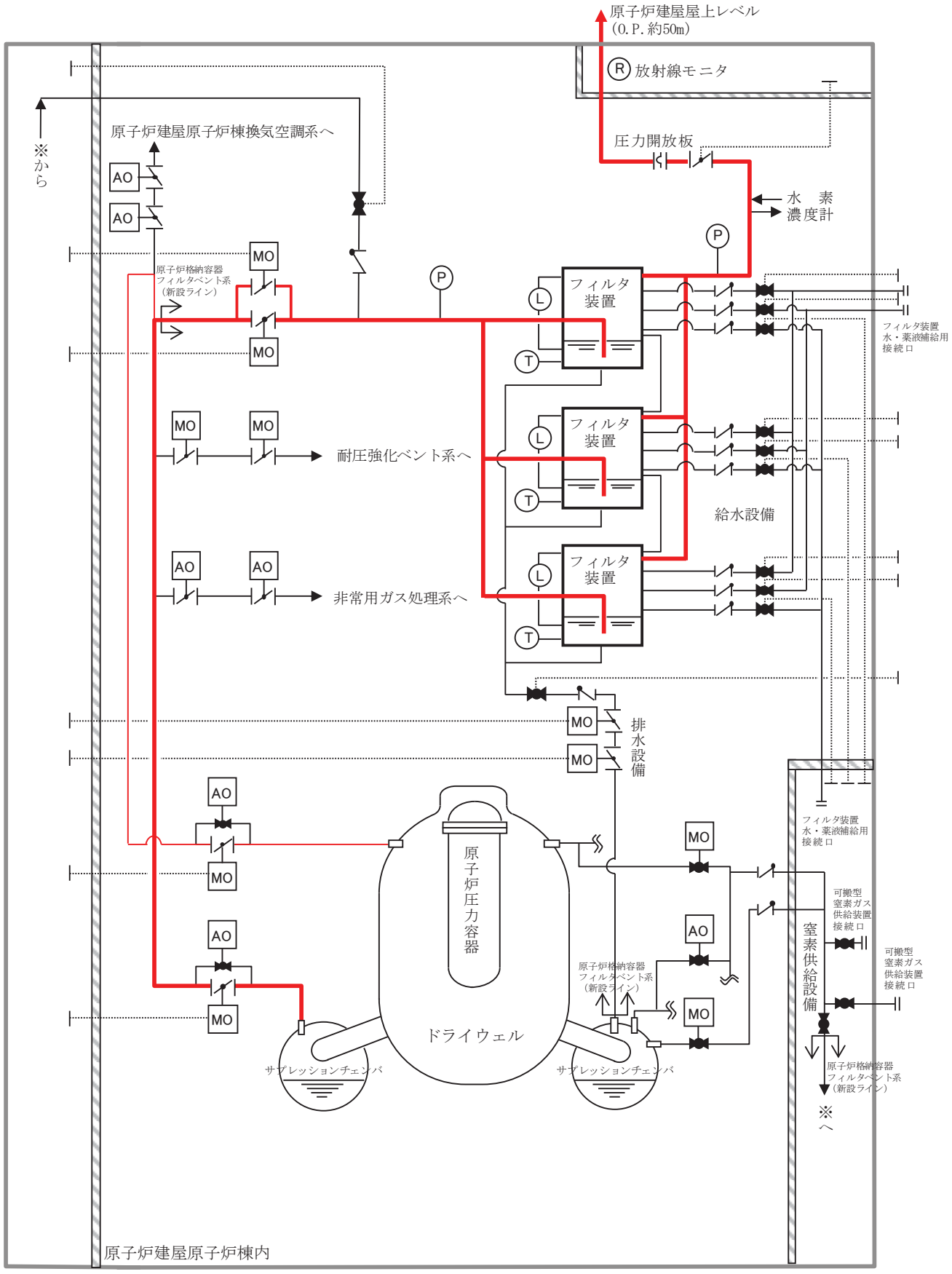
- 放射性物質による環境への汚染の視点も含め，環境への影響をできるだけ小さくとどめるものとして定められているCs-137の総放出量100TBqを下回ることができる性能を有する。
- 事故後短期の被ばく量を低減するため，放射性よう素を除去する性能を有する。
- 粒子状放射性物質に対して99.9%以上，無機よう素に対して99.8%以上，有機よう素に対して98%以上を除去する性能を有する。

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経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，サプレッションチェンバ及びドライウェルとする。本系統の概要を第 1.3-1 図に示す。

本系統には，電動駆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受電が可能であり，さらに，遠隔手動弁操作設備を設けることで放射線量率の低い原子炉建屋内の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。



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（2.2 項）

格納容器過圧破損防止としての減圧機能を確実に達成可能な排気容量とし，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。また，フィルタ装置１台当たりのベントガス流量が同等となる設計とする。

b.　閉塞防止（2.3 項，3.4 項）

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（2.3 項，3.3 項）

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（2.3 項）

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，及び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（2.3 項）

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（2.3 項）

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。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。(2.3 項)

(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。(2.3 項)

(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，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。(2.3項)

(6) 隔離弁は，重大事故時の作業員の放射線防護を考慮し，原子炉建屋内の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（2.3項，4.4項）

ベントに必要な弁は，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より受電し，中央制御室から遠隔操作が可能な設計とする。さらに，全ての電源喪失も考慮し，原子炉建屋内の原子炉棟外から遠隔手動弁操作設備を用いた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可能な設計とする。

b. 補助操作（4.3項）

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，系統機能が確保可能な設計とする。

(7) 格納容器への接続位置は，サプレッションチェンバからのベントを基本とするが，長期的にも溶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。(2.3項)

(8) フィルタ装置は原子炉建屋原子炉棟内に設置し，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可能な設計とする。(2.3項)

(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可能な設計とする。(2.3項)

(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（2.3 項）

原子炉格納容器フィルタベント系は，想定す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ことが可能な設計とする。

原子炉格納容器フィルタベント系を設置する原子炉建屋は，重大事故等が発生した場合の環境条件及び荷重条件を考慮した設計とする。

b.　試験又は検査（5 項）

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可能な設計とする。

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放出口に至るまでの配管，配管上に設置する弁類及び計装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項に記載する。また，計装設備等附帯設備については，2.3.4項に記載する。

(1) 配管等の構成（別紙2，別紙5，別紙19，別紙32）

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ェ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ェルと接続する配管には，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，配管内に滞留しないよう勾配をつけ，また，滞留するおそれのある箇所には，ドレンを排水できるよう排水配管を設ける。

フィルタ装置入口側及び出口側の配管は，各フィルタ装置のベントガス流量を同等とするため，圧力損失の差を小さくするように配管ルートを設計する。

フィルタ装置から放出口へ至る配管は，放出口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。放出口は，原子炉建屋屋上レベル（O.P.約50m）とし，逆火防止として金網を設置する。

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。フィルタ装置から放出口へ至る配管上には，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。

配管には，周囲の温度上昇を低減するため，必要に応じ保温材を設置する。

配管等の建屋貫通部は，気密及び遮へい等の要求に応じ，ブーツラバー等による気密保持，鉛毛による遮へいを行う。

圧力開放板の構造図を第 2.3.1-1 図に，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。

(2) 材質及び構造（別紙 3，別紙 4）

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。屋内の炭素鋼配管及び屋外のステンレス鋼配管は腐食防止の観点から，外面に樹脂系塗料を塗装する。フィルタ装置及び配管の材質を第 2.3.1-3 図に示す。

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。

(3) ベント時の弁操作及び他系統との隔離（別紙 19，別紙 28）

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，原子炉建屋内の原子炉棟外から遠隔手動弁操作設備を用いて人力で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のため，全閉状態が維持され

る。なお，他系統に悪影響を及ぼさないようにするため，隔離機能を 2 つ以上設ける。

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.　圧力開放板から放出口

口　　径　　500A

材　　質　　ステンレス鋼（JIS 材）

(2) FCVS 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）及び遠隔手動弁操作設備

呼 び 径　　400A

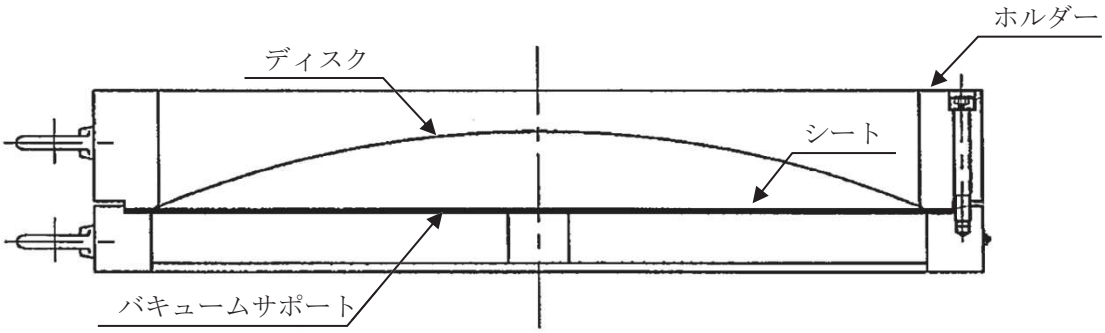
(3) 圧力開放板

型　　式　　複合引張型ラプチャディスク

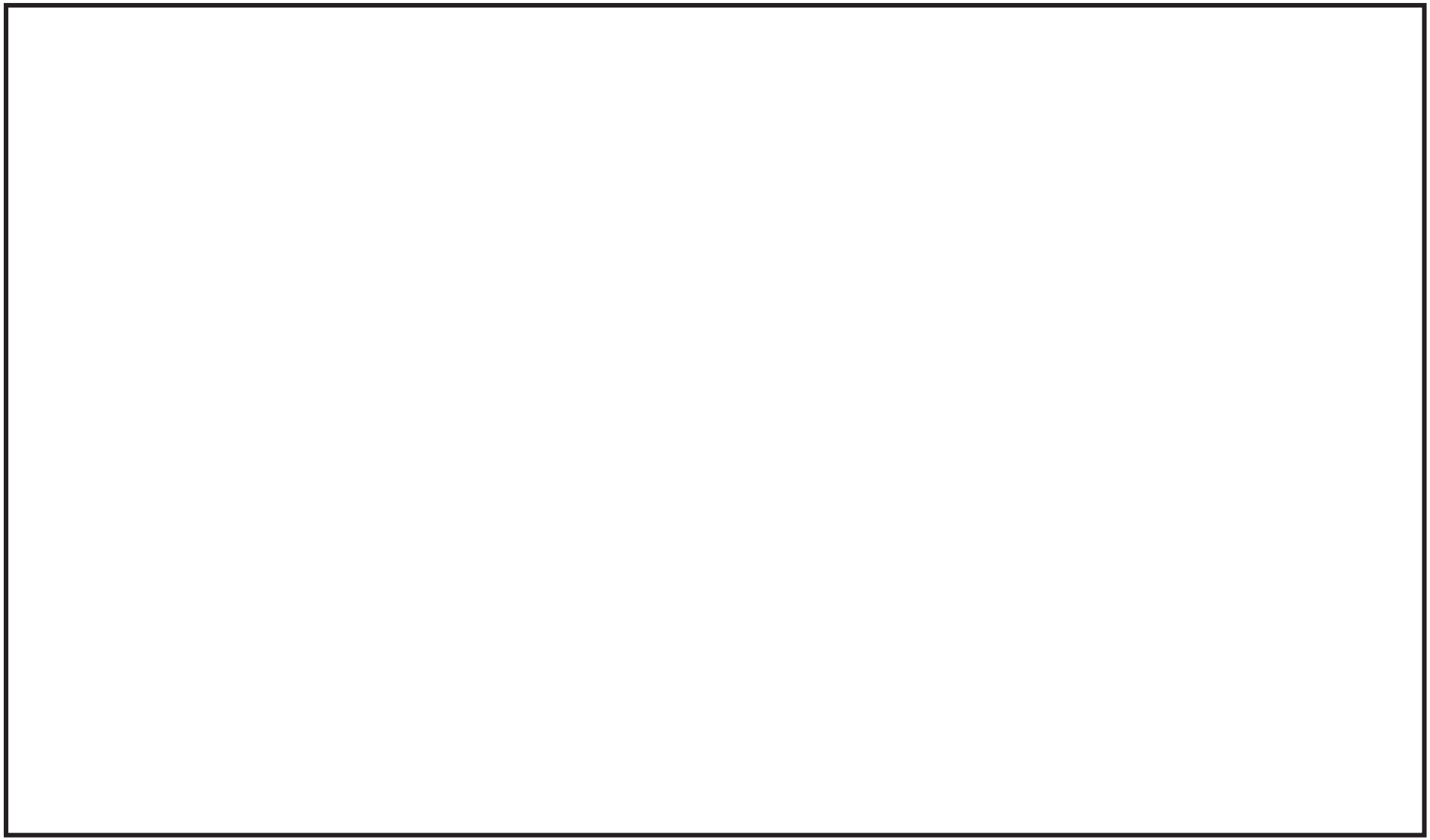
個　　数　　1 個

設定圧力　　100kPa（差圧）

材　　質　　ステンレス鋼

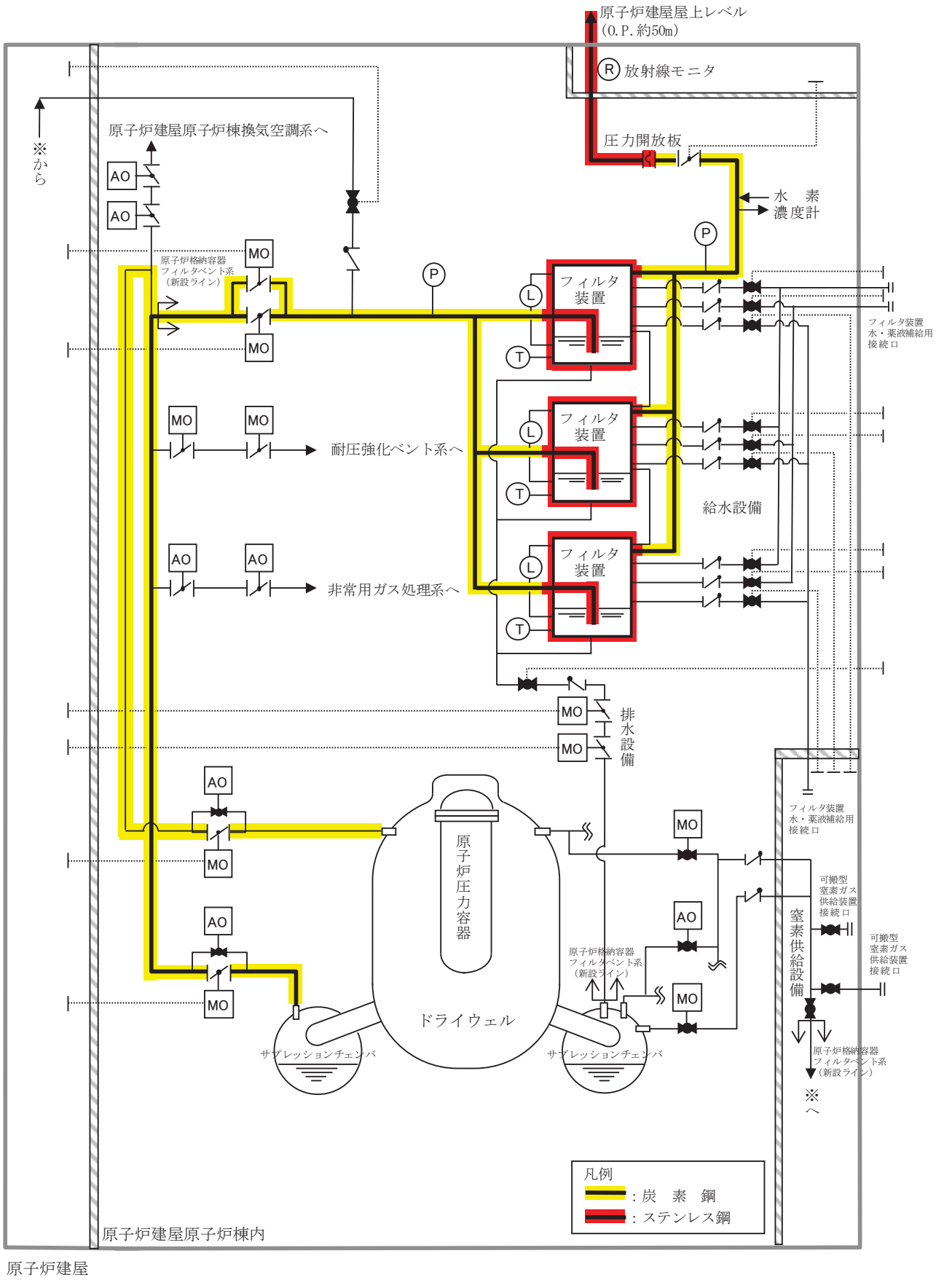


第 2.3.1-1 図　圧力開放板構造図

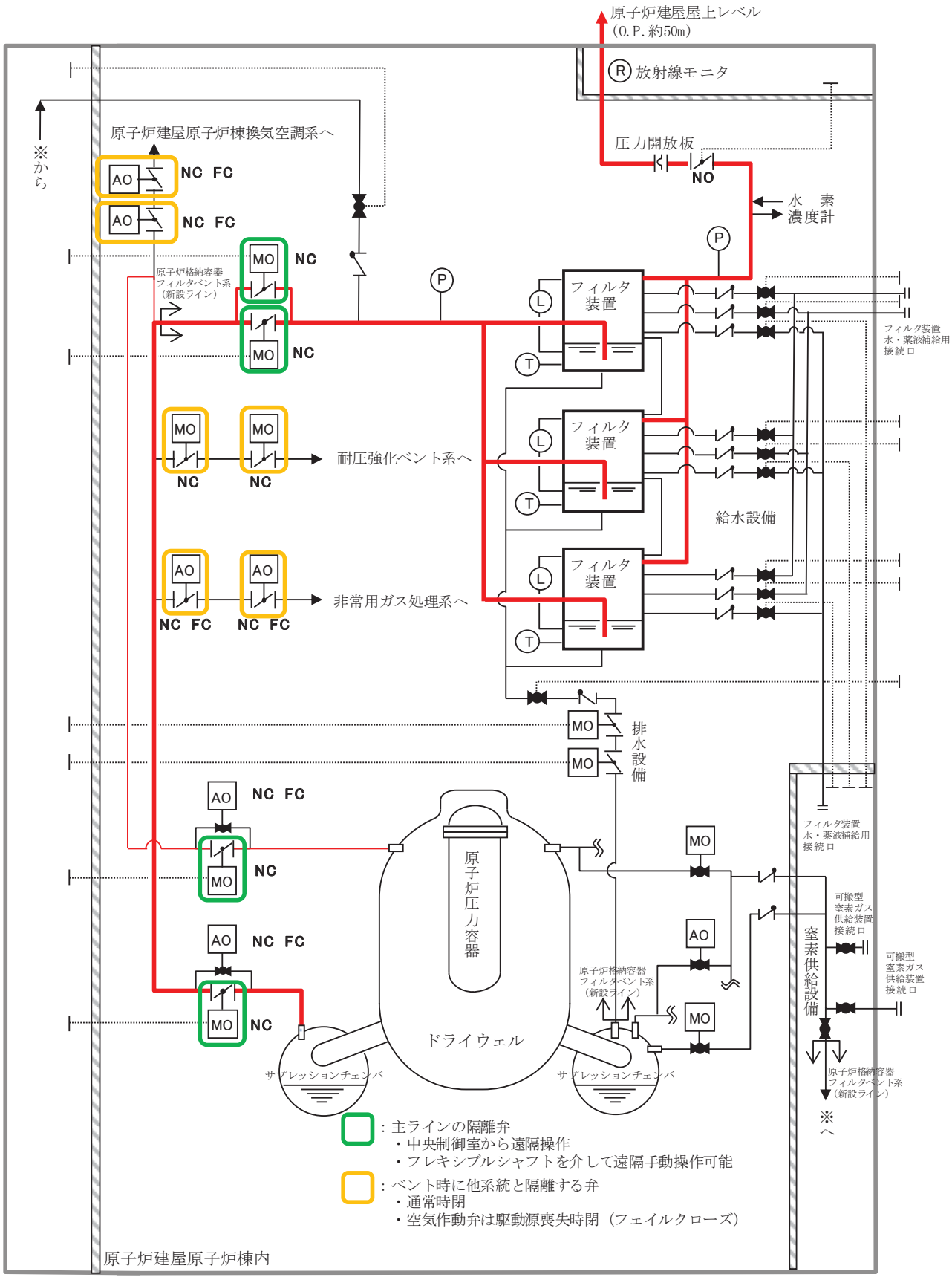


第 2.3.1-2 図　原子炉格納容器フィルタベント系の配管構成鳥瞰図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



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。

フィルタ装置は，ベンチュリスクラバ，金属繊維フィルタ及び放射性よう素フィルタの 3 つのセクションの組合せにより所定の除去効率を達成する。

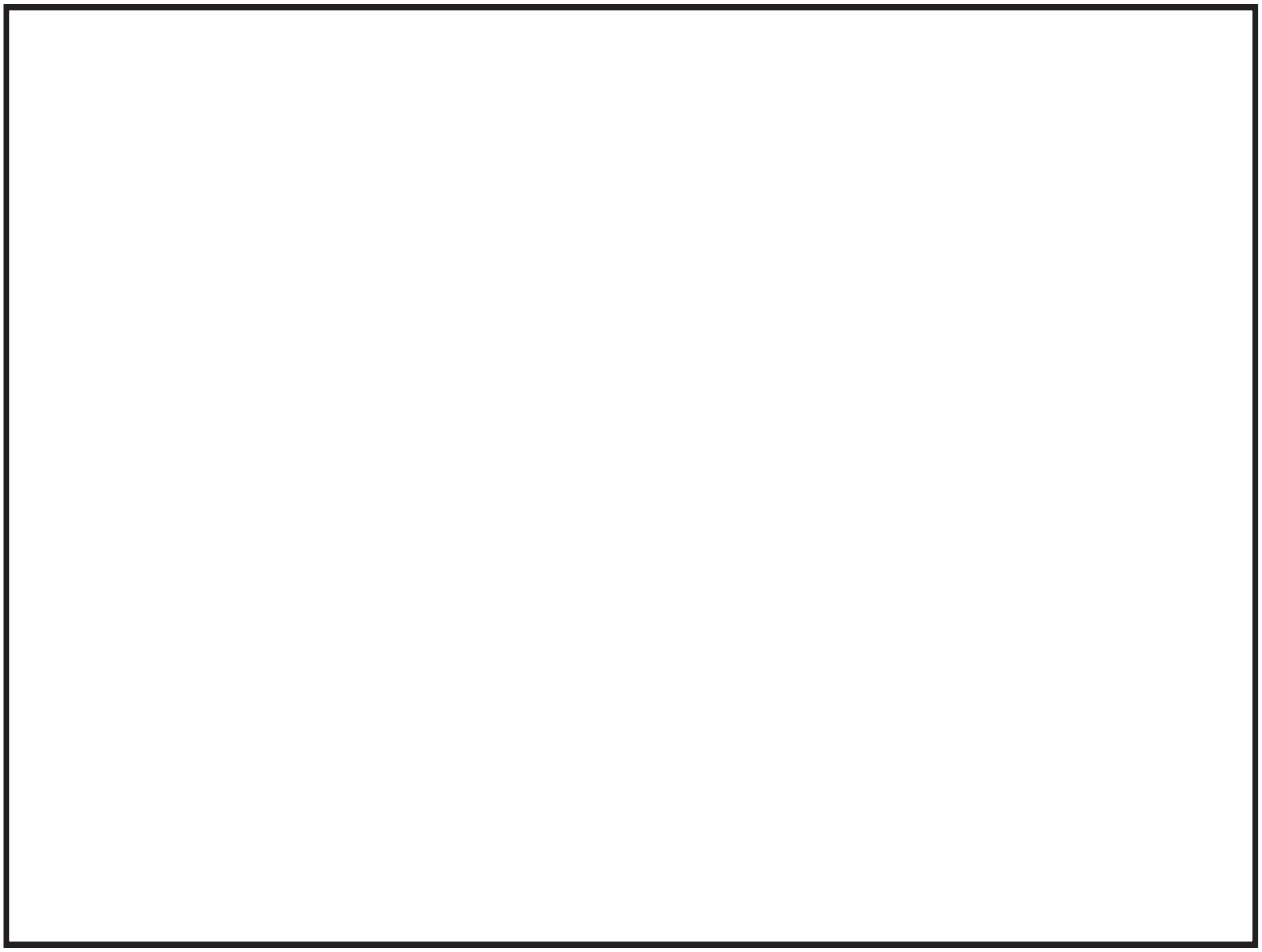
フィルタ装置の主な特徴は以下のとおり。

- 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。(別紙 24)
- フィルタ装置内部には，1 台当たりベンチュリノズル□個，金属繊維フィルタ□個を内蔵する。
- 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。
- 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可能となるよう，フィルタ装置下部にサンプリングラインを設置する。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

・ 他の機器への影響を考慮して,原子炉建屋原子炉棟内の機器設計環境仕様温度を超えないようにフィルタ装置に保温材を設置する。

フィルタ装置仕様を第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（別紙3）

(1)　ベンチュリスクラバ（別紙25）

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。

ベンチュリノズルには，流路断面積が小さくなるスロート部（絞り機構）の側面にスクラバ溶液を取り込む開口を設け，ベンチュリ効果により開口部からスクラバ溶液を吸込む。ベントガスとスクラバ溶液は，ベンチュリノズル内の

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

流速差で気液混合され，

ベンチュリノズルを分配管に対して直交する向きに配置することにより，ベントガスが均等に流れ，隣接するベンチュリノズルに影響を与えない設計とする。

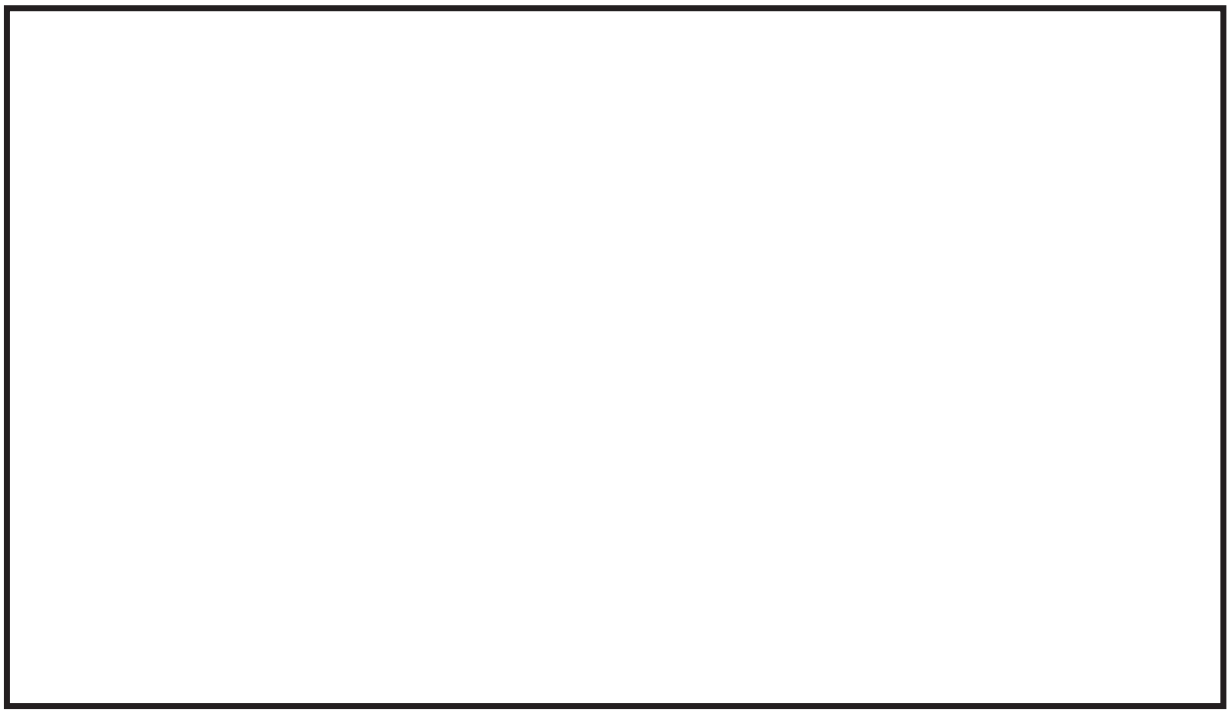
スクラバ溶液は，

からな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を，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。

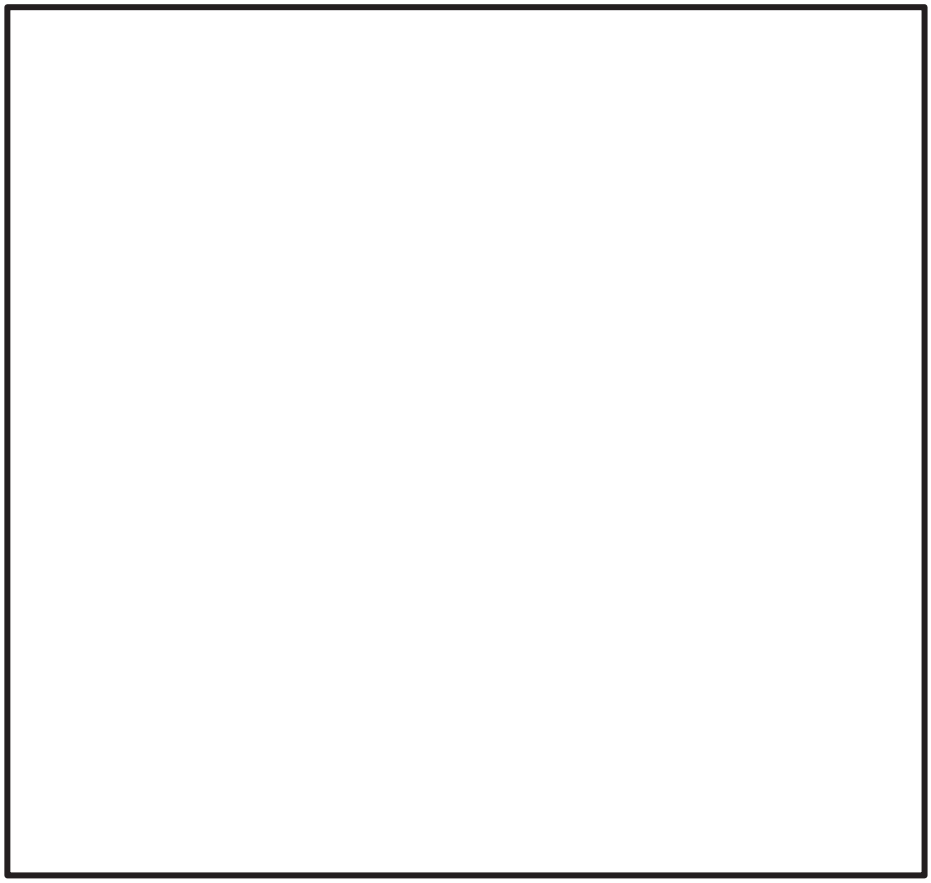
ベンチュリノズルは，スクラバ溶液が高アルカリ性の水溶液であるため，耐アルカリ性に優れるステンレス鋼を用いる。

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，配置図を第 2.3.2.2-3 図に示す。

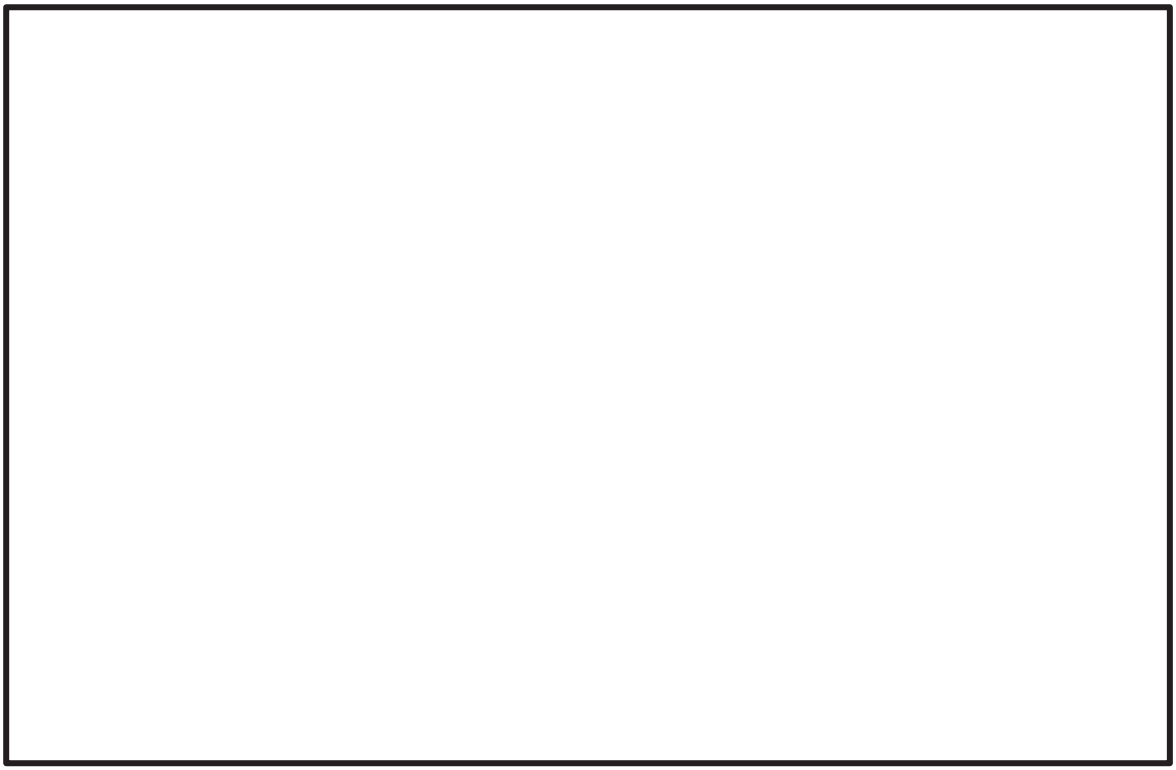


第 2.3.2.2-1 図　ベンチュリノズルの概略構造

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



第 2.3.2.2-2 図　ベンチュリノズルの概略図



第 2.3.2.2-3 図　ベンチュリノズルの配置図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

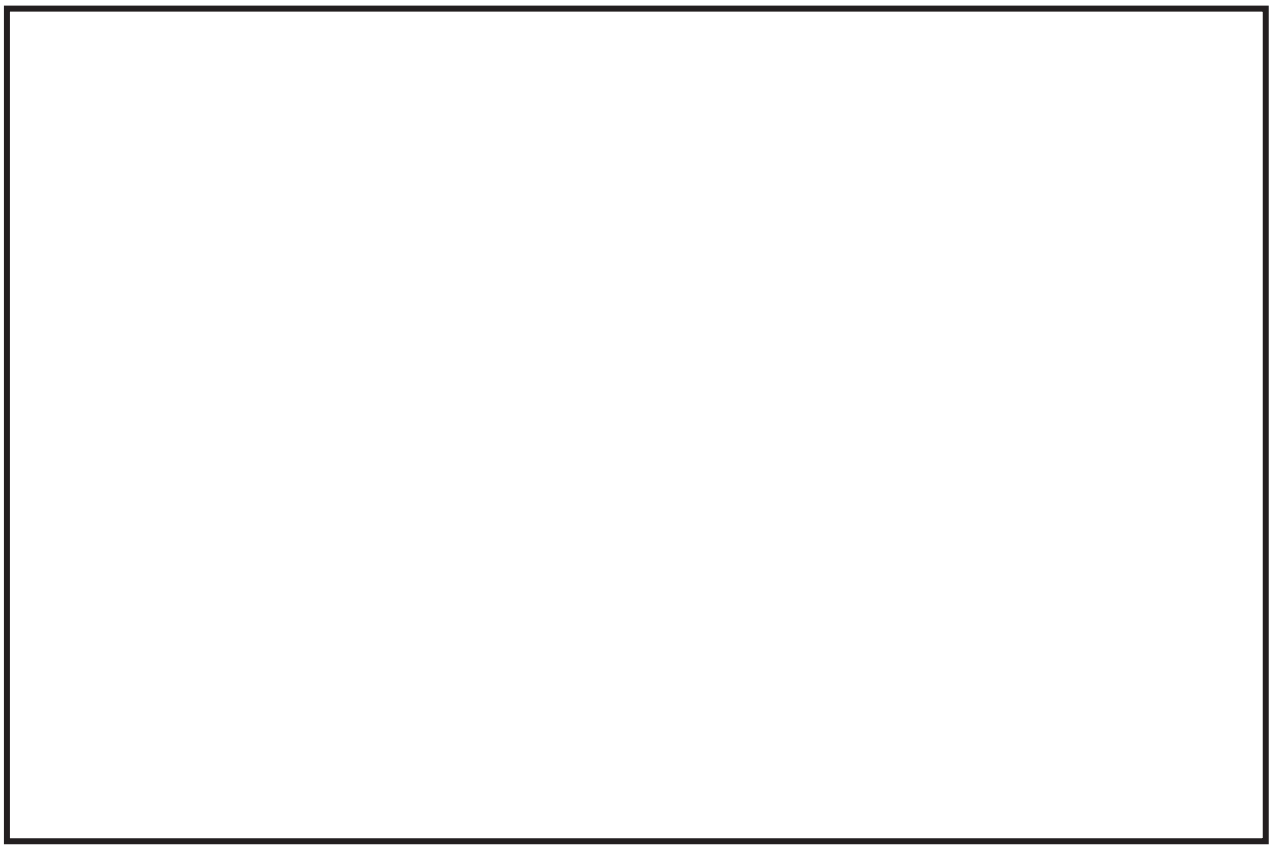
(2)　**金属繊維フィルタ**

金属繊維フィルタは，

構造とする。

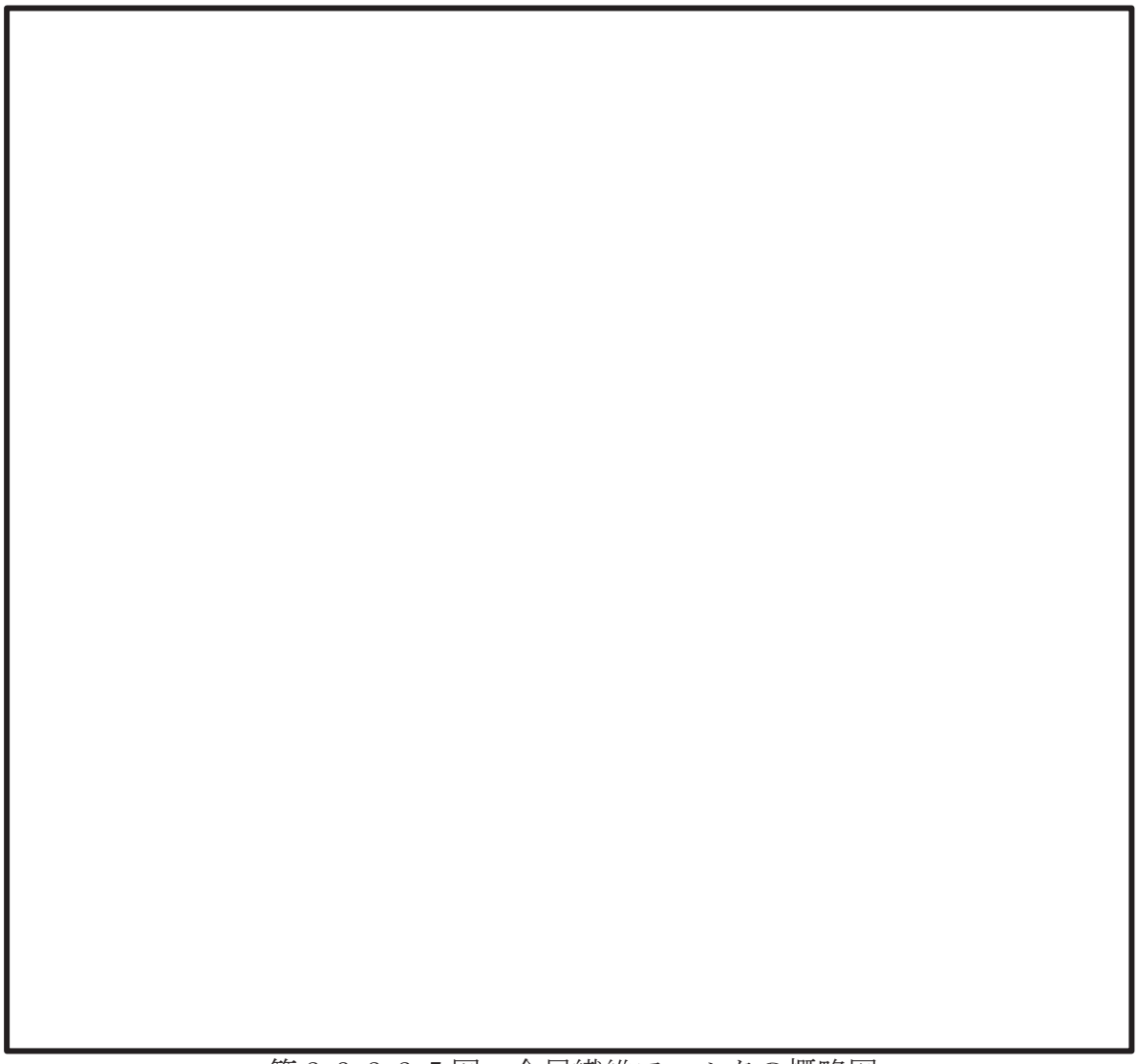
金属繊維フィルタは，フィルタ装置上部に縦置きに設置し，周囲の型枠によりフィルタ装置内部に固定する。

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 2.3.2.2-4 図に，概略図を第 2.3.2.2-5 図に示す。



第 2.3.2.2-4 図　金属繊維フィルタの概略構造

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



第 2.3.2.2-5 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**

ベントガスがプレフィルタを通過する際,

プレフィルタは

湿分分離機構の概略構造及びベントガスの流れを第 2.3.2.2-6 図に，ドレン配管接続部の概略を第 2.3.2.2-7 図に示す（別紙 6)。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

第 2.3.2.2-6 図　湿分分離機構の概略構造及びベントガスの流れ

第 2.3.2.2-7 図　ドレン配管接続部の概略図

b.　メインフィルタ

メインフィルタは

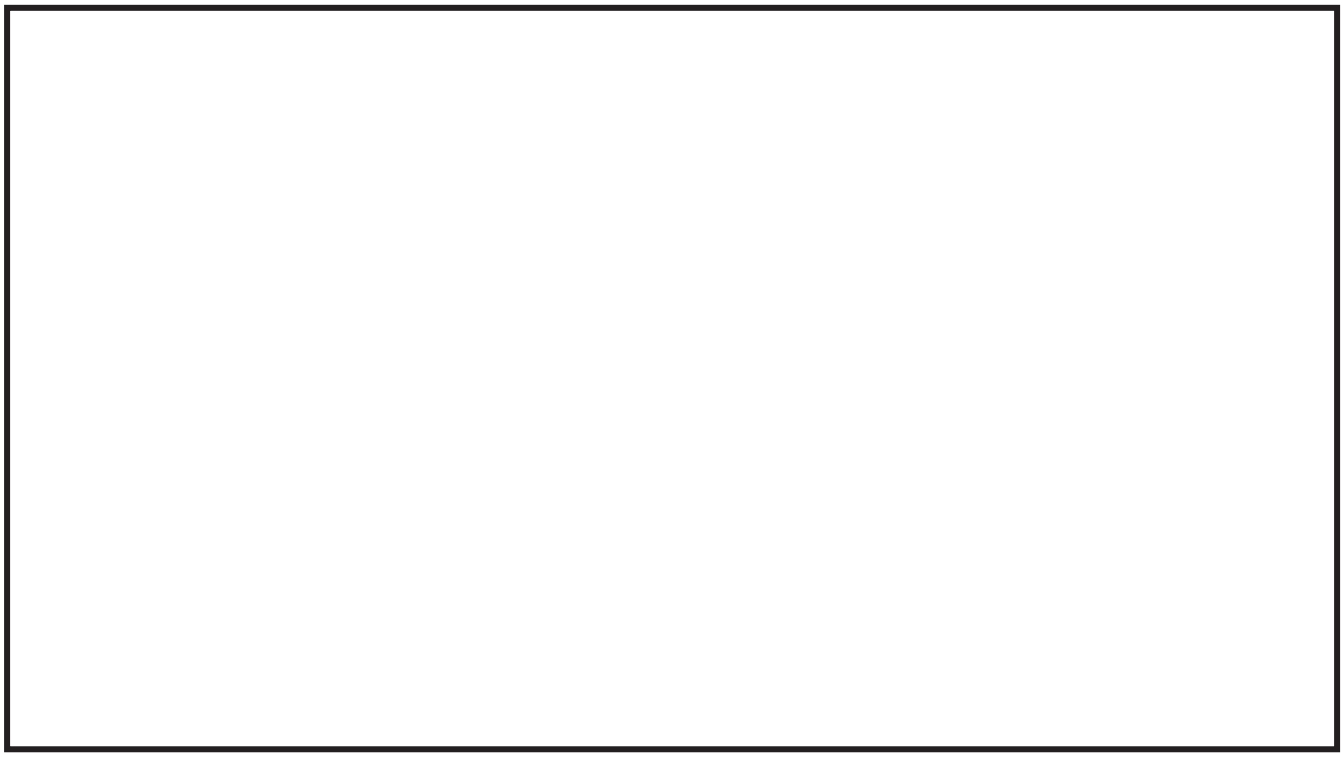
を用いる。

(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。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

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 2.3.2.2-8 図に示す。



第 2.3.2.2-8 図　放射性よう素フィルタの概略構造

(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。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

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 6.2m
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	

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(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
穴　　径	
材　　質	
個　　数	

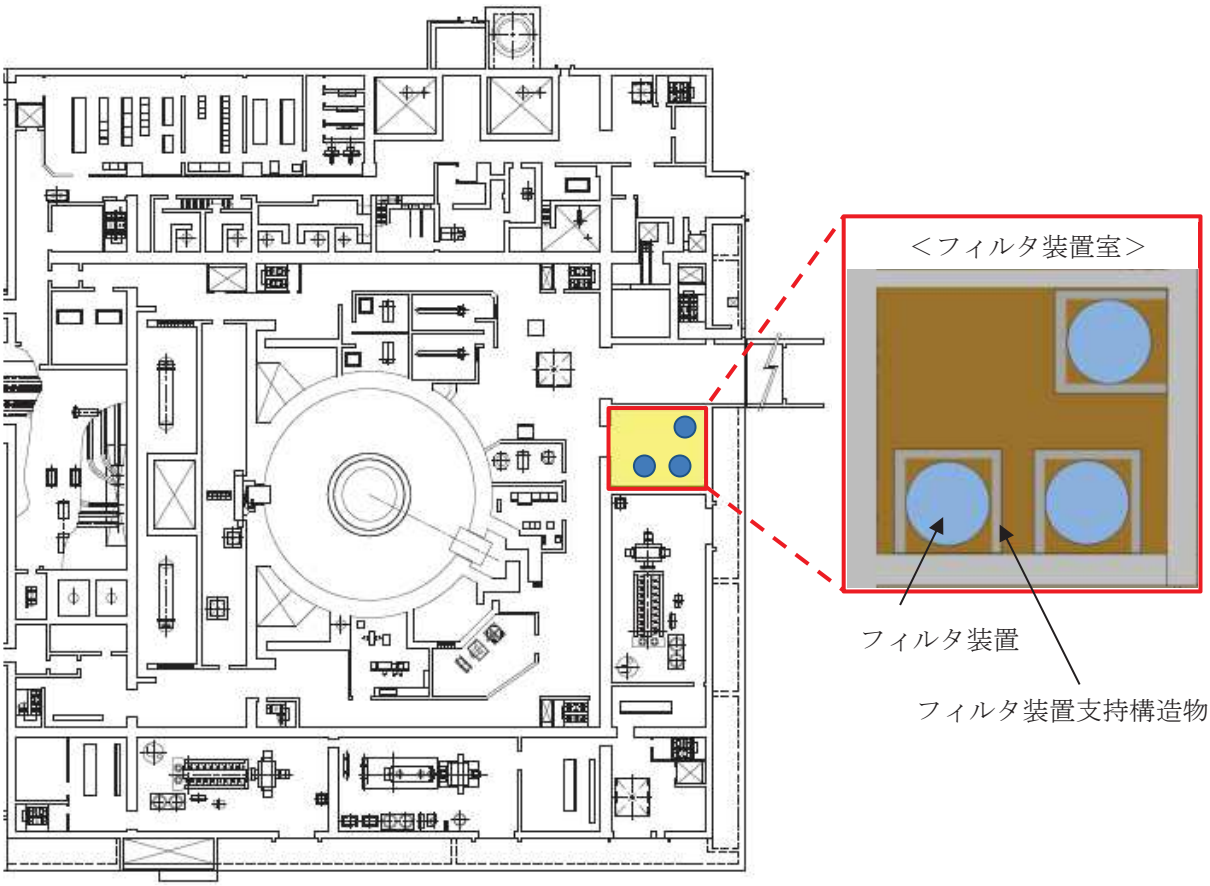
枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

2.3.3 配置

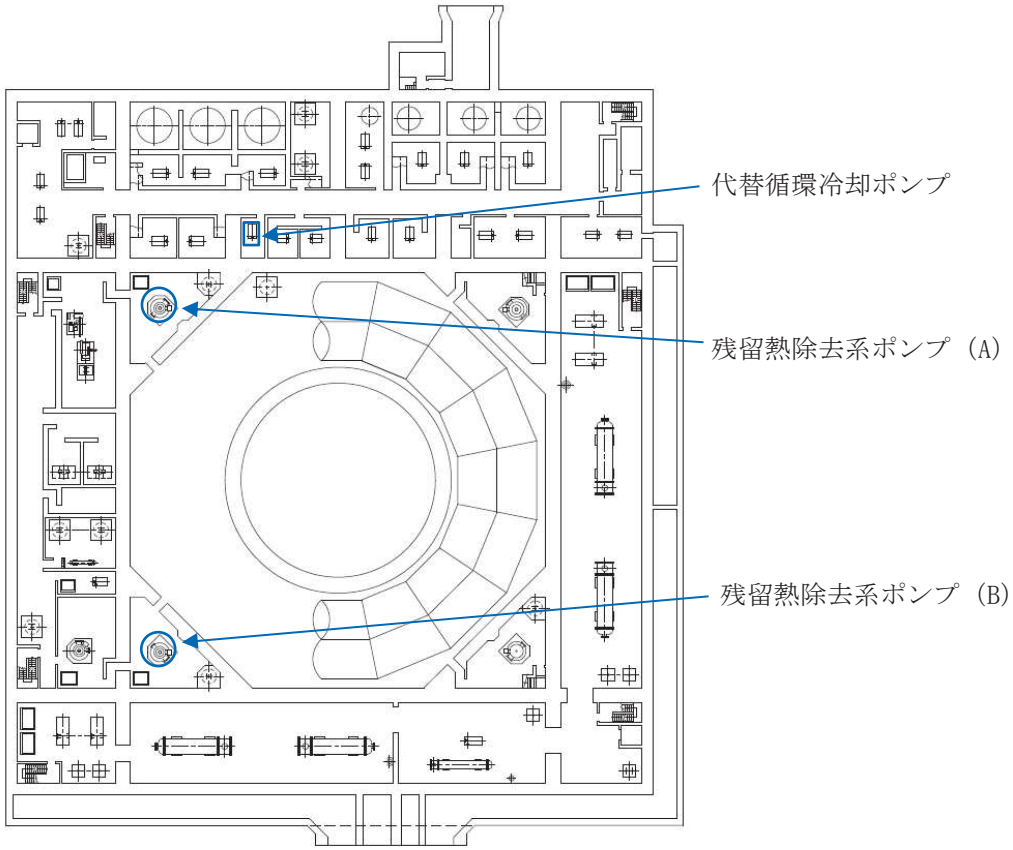
原子炉格納容器フィルタベント系は，系統を構成する設備（機器及び配管等）を原子炉建屋に配置する。

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。さらに，重大事故等対処設備である代替循環冷却ポンプに対しても位置的分散を図った配置とする。

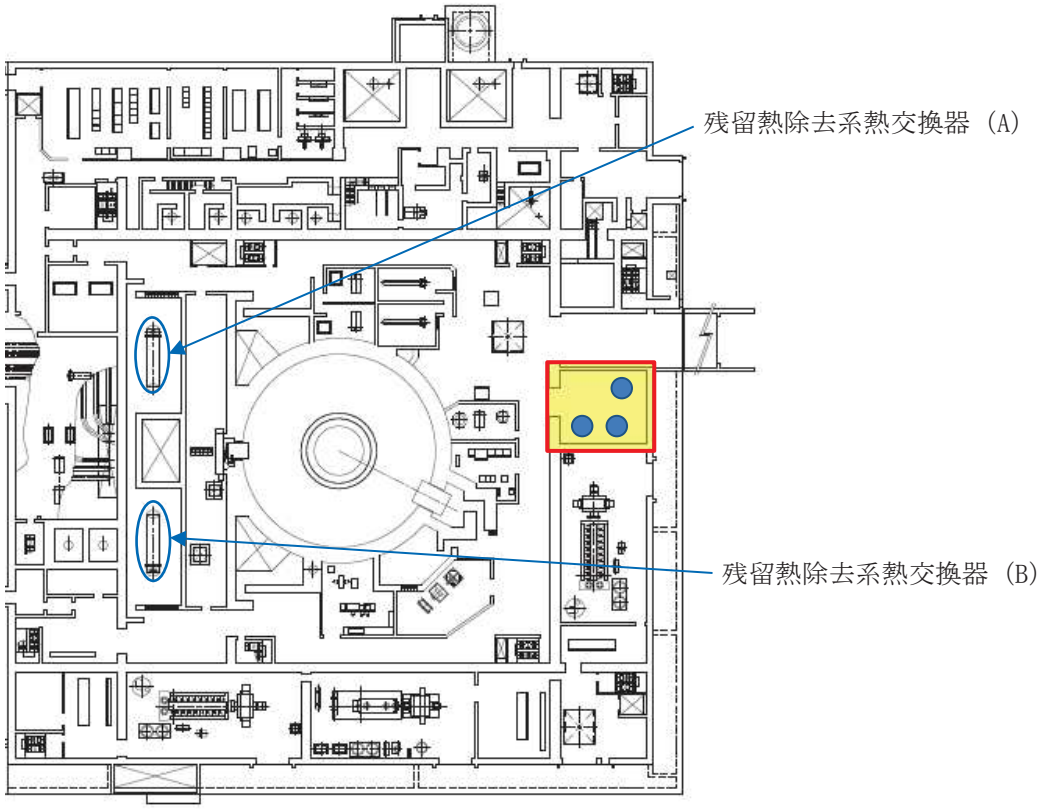
フィルタ装置の配置を第 2.3.3-1 図に，残留熱除去系ポンプ及び代替循環冷却ポンプの配置を第 2.3.3-2 図に，残留熱除去系熱交換器の配置を第 2.3.3-3 図に，原子炉補機冷却水ポンプ，原子炉補機冷却水系熱交換器及び原子炉補機冷却海水ポンプの配置を第 2.3.3-4 図に示す。



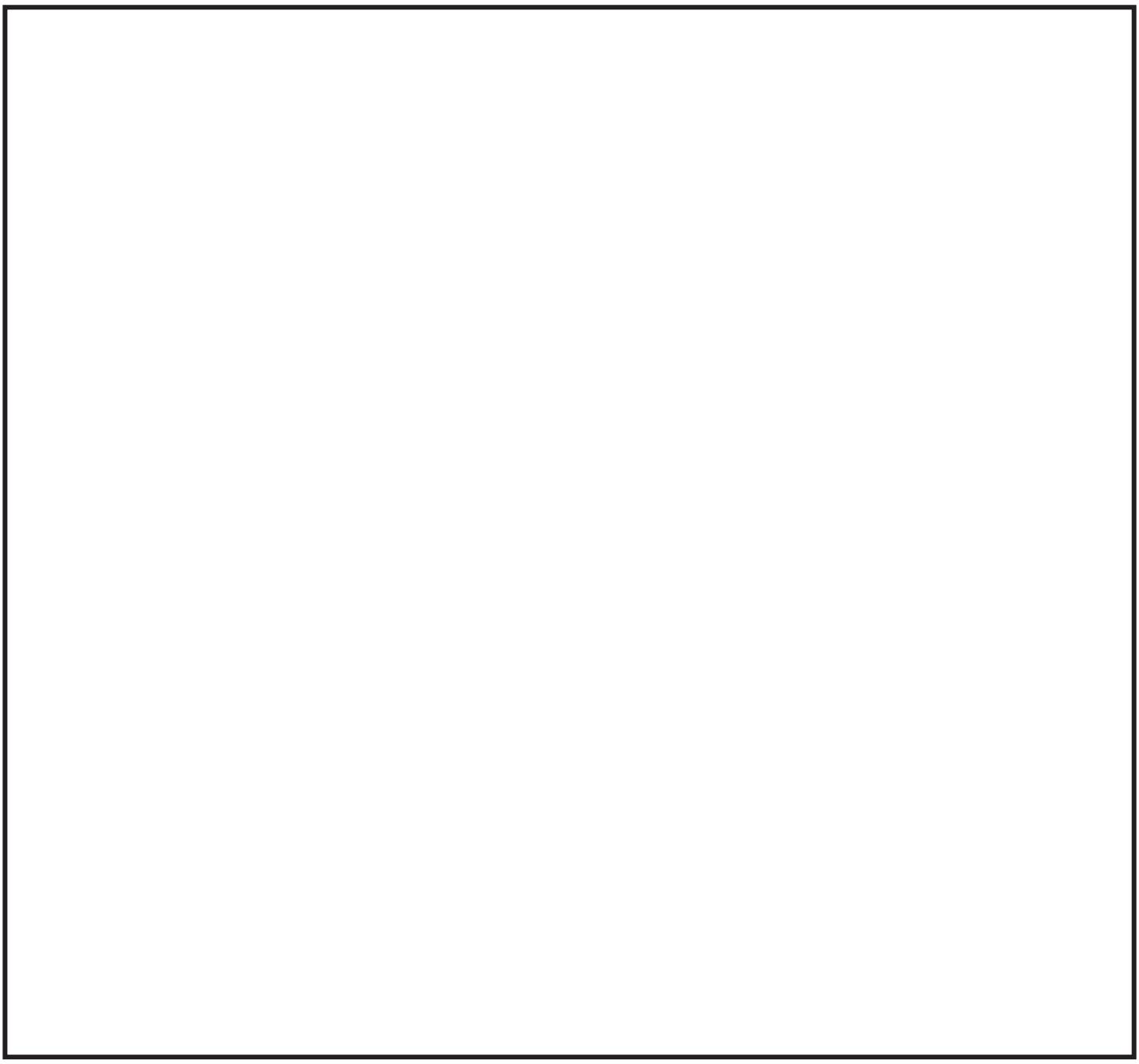
第 2.3.3-1 図　フィルタ装置配置図（原子炉建屋地上 1 階）



第 2.3.3-2 図　残留熱除去系ポンプ及び代替循環冷却ポンプ配置図(原子炉建屋地下 3 階)



第 2.3.3-3 図　残留熱除去系熱交換器配置図（原子炉建屋地上 1 階）



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及び原子炉補機冷却海水ポンプ配置図（原子炉建屋地下 3 階及び海水ポンプ室）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

2.3.4 附帯設備

2.3.4.1　計装設備

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，フィルタ装置周りに計装設備を設置する。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フィルタ装置出口水素濃度及びフィルタ装置出口放射線モニタを設置する（別紙 8）。

計装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)　フィルタ装置周り計装設備

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，弾性圧力検出器，差圧式水位検出器及び熱電対を設置する。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。

(2) フィルタ装置出口水素濃度

フィルタ装置出口水素濃度は，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サンプリングし，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。

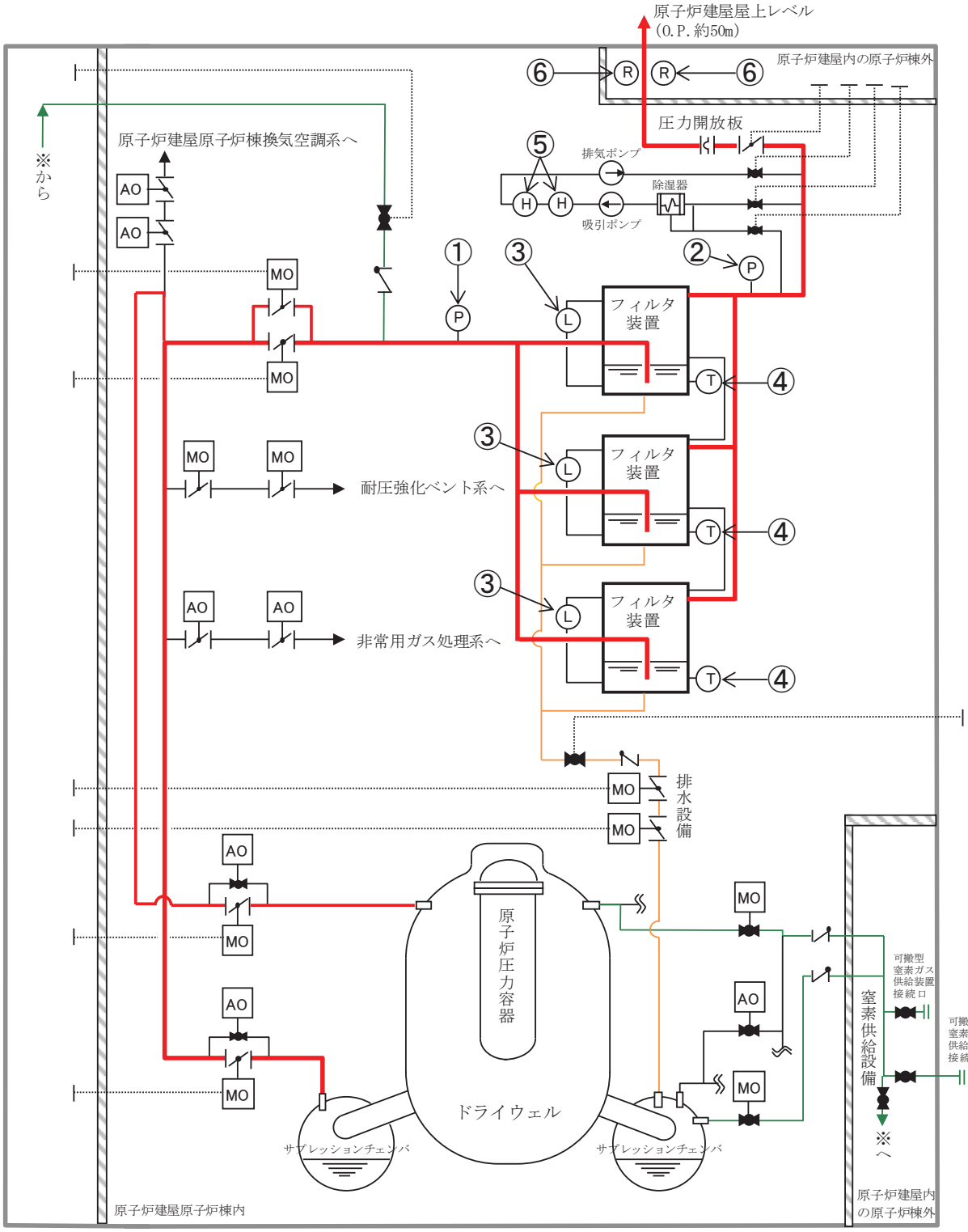
(3) フィルタ装置出口放射線モニタ

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線を電離箱を用いて測定し，放射線量率に変換し，中央制御室等に指示及び記録す

る。指示・記録した放射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

注：図内の丸数字は第2.3.4.1-1表の監視項目の丸数字に対応する。

第 2.3.4.1-1 図　計装設備系統概略図

第 2.3.4.1-1 表　計装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[gage]	系統の最高使用圧力（0.854MPa[gage]）を監視できる範囲	1	中央制御室／緊急時対策所
②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[gage]	系統の最高使用圧力（0.854MPa[gage]）を監視できる範囲	1	中央制御室／緊急時対策所
③フィルタ装置水位（広帯域）	フィルタ装置性能維持のための水位監視	0～3,650mm※2	フィルタ装置底部を計測範囲の零とし，フィルタ装置機能維持のための上限水位 [redacted] 及び下限水位 [redacted] を監視できる範囲	3	中央制御室／緊急時対策所
④フィルタ装置水温度	フィルタ装置内の水温度監視	0～200℃	系統の最高使用温度（200℃）を監視できる範囲	3	中央制御室／緊急時対策所
⑤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	0～30vol% 0～100vol%	格納容器ベント後に窒素による掃気を実施し，原子炉格納容器フィルタベント系の配管内に滞留する水素濃度が可燃限界濃度（4vol%）未満であることを監視できる範囲	1 1	中央制御室／緊急時対策所
⑥フィルタ装置出口放射線モニタ	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	格納容器ベント実施時に，想定されるフィルタ装置出口の最大放射線量率（1.9×10^{3}mSv/h）を測定できる範囲	2	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　基準点はフィルタ装置（本体）下鏡底部。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

第 2.3.4.1-2 表　原子炉格納容器フィルタベント系　計装設備仕様

(1) フィルタ装置出口水素濃度

種　　類　　熱伝導率式水素検出器

計測範囲　　0～30vol%，0～100vol%

個　　数　　各 1 個

(2) フィルタ装置出口放射線モニタ

種　　類　　電離箱

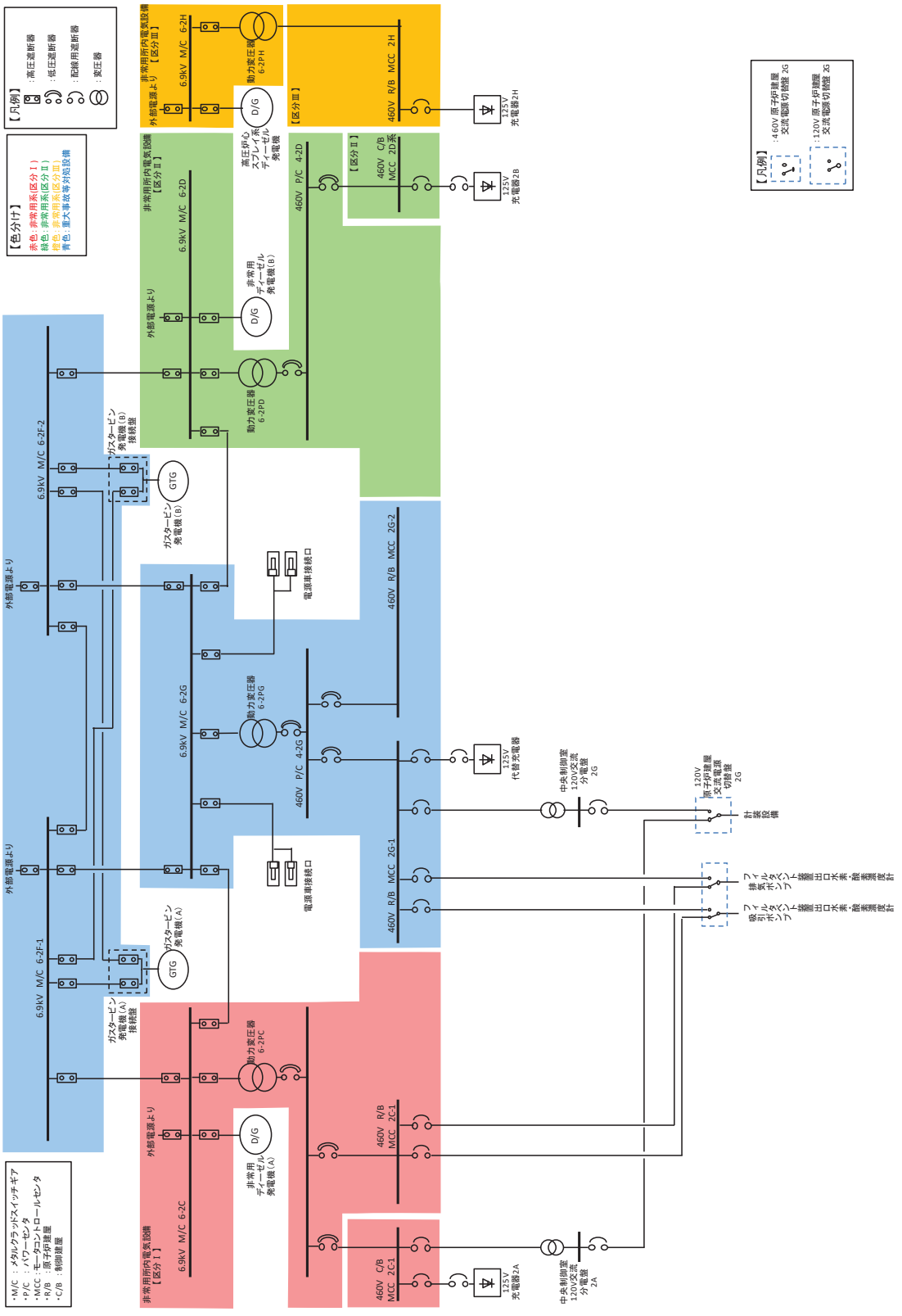
計測範囲　　10^{-2}～10^{5}mSv/h

個　　数　　2 個

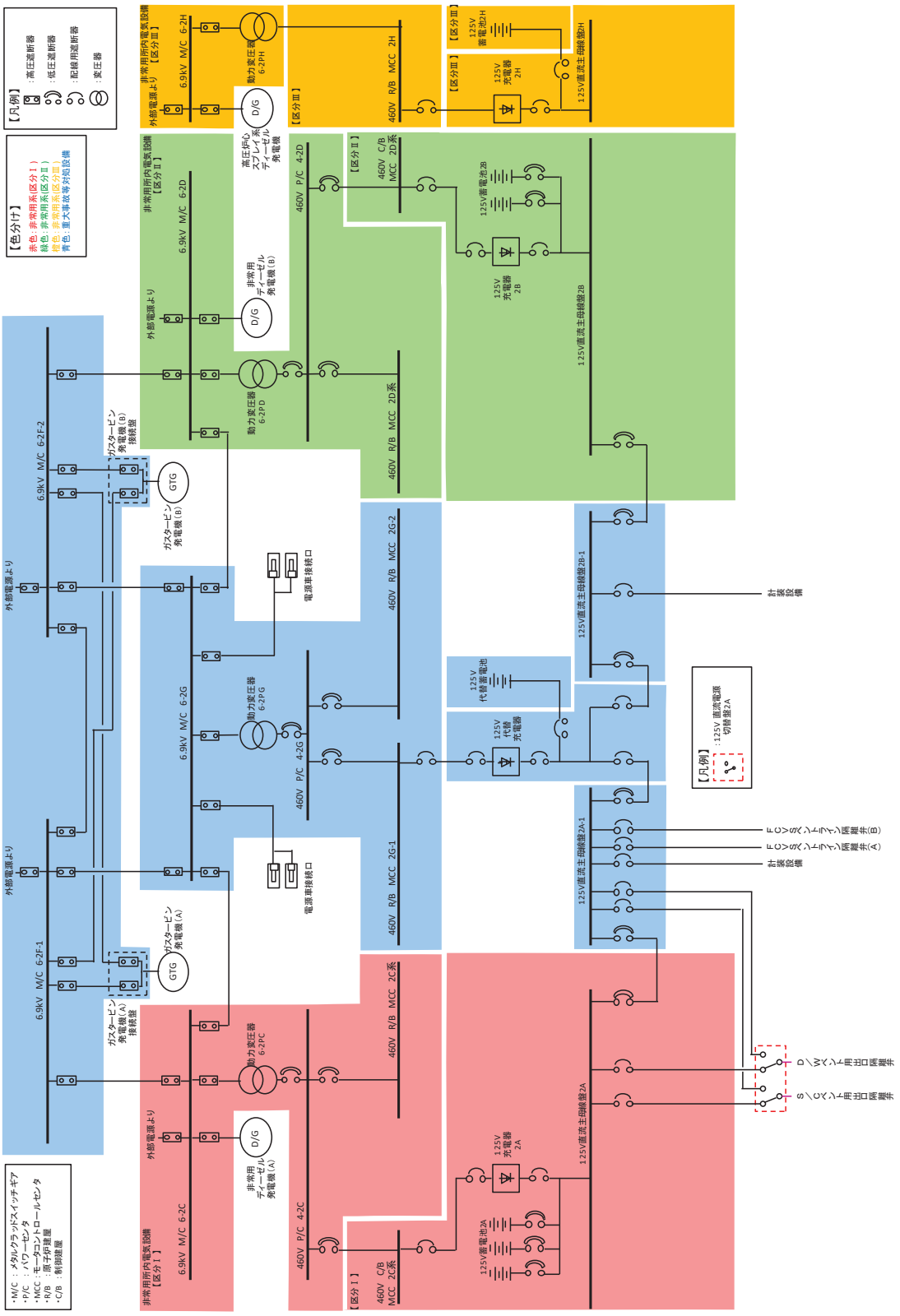
2.3.4.2　電気設備

原子炉格納容器フィルタベント系を使用する際に操作が必要な電動駆動の隔離弁及び計装設備は，全交流動力電源喪失した場合でも，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及び可搬型代替直流電源設備のいずれかから受電可能な構成とする。

電源構成図を第 2.3.4.2-1 及び第 2.3.4.2-2 図に示す（別紙 10)。



第 2.3.4.2-1 図　電源構成図（交流）



第 2.3.4.2-2 図　電源構成図（直流）

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，原子炉建屋内の原子炉棟外からフィルタ装置へ水及び薬液の補給が可能となるよう，給水配管及び接続口等で構成する。この接続口は，大容量送水ポンプ（タイプⅠ）及び薬液補給装置を用いて水及び薬液が補給可能な設計とする。なお，水源は淡水貯水槽とする。

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によるベント開始後，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，原子炉建屋内の原子炉棟外からフィルタ装置へ窒素の供給が可能となるよう，可搬型窒素ガス供給装置，窒素供給配管及び接続口等で構成する。なお，可搬型窒素ガス供給装置には発電機を搭載し，外部からの電源供給は不要な設計とする。

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，可搬型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。

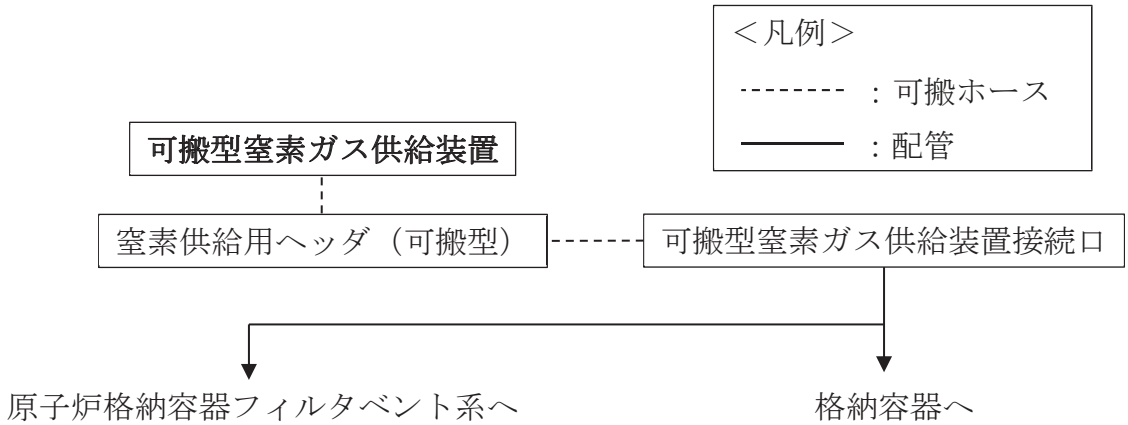
第 2.3.4.4-1 表　窒素供給設備仕様

(1)　可搬型窒素ガス供給装置

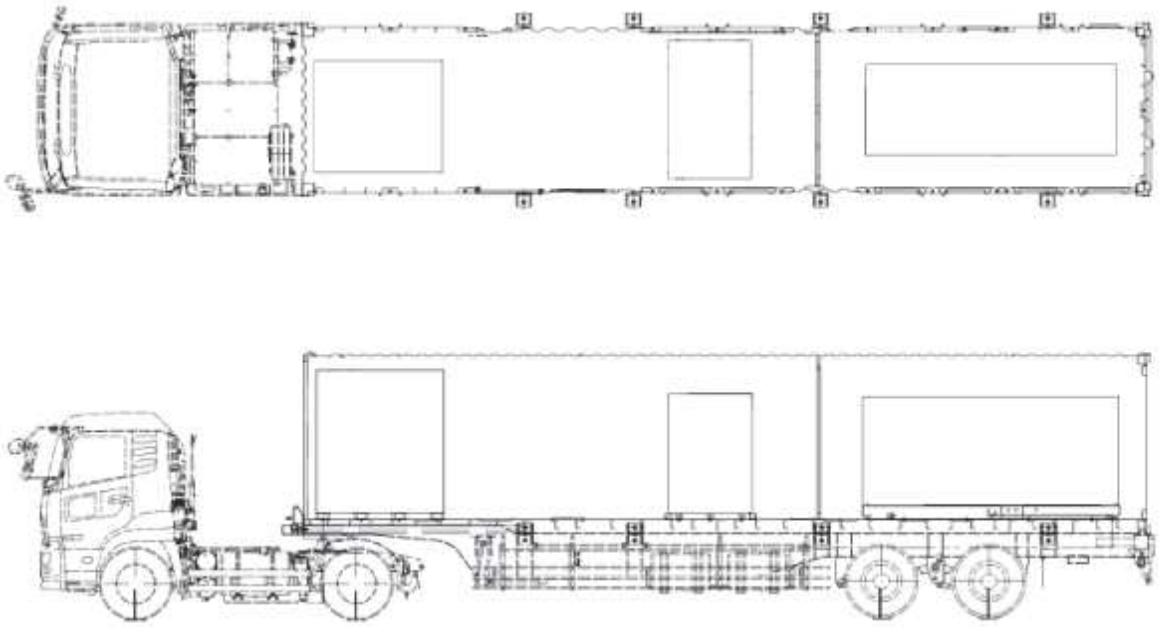
種　　類	圧力変動吸着方式
容　　量	約 220 m^3/h(normal)
純　　度	99.0vol%以上（不活性ガス）
供給圧力	427kPa[gage]
台　　数	2 台（予備 1）

(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　可搬型窒素ガス供給装置　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)　FCVS 排水移送ライン隔離弁

型　　式　　バタフライ弁

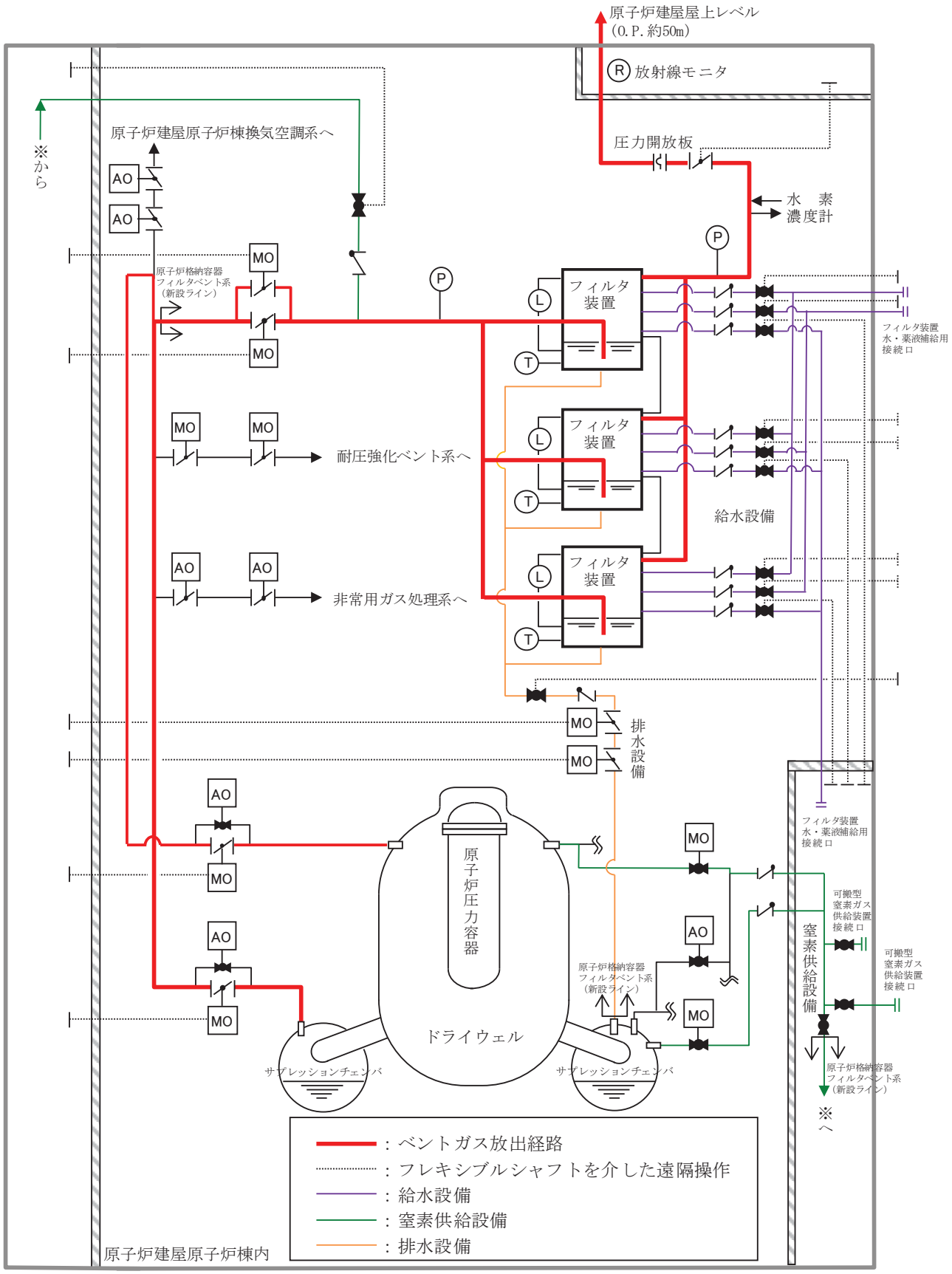
駆動方式　　電動駆動（交流）及び 遠隔手動弁操作設備

口　　径　　150A

(2)　配管

口　　径　　50A

材　　質　　ステンレス鋼（JIS 材）



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の種類（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）によらず，主に以下の 3 つの効果の重ね合わせと考えられる。

・ 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

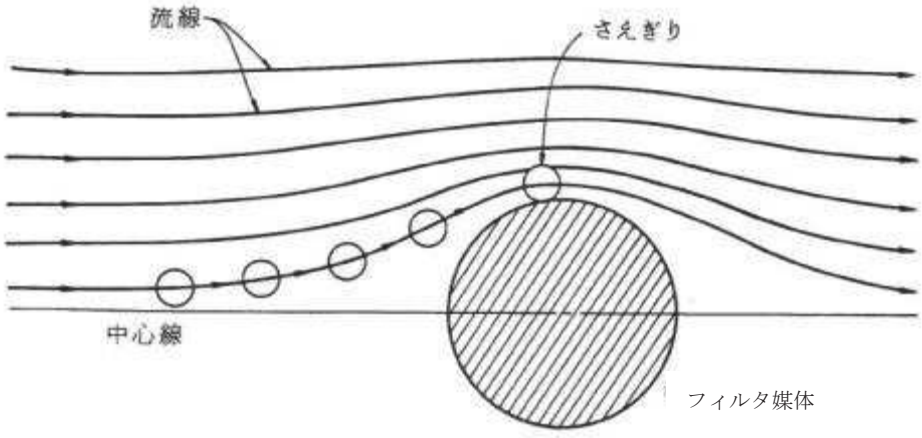
・ 慣性衝突効果：流速が早い場合，粒径が大きい場合に有効

それぞれの除去効果についてその特性を以下に示す。

(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。



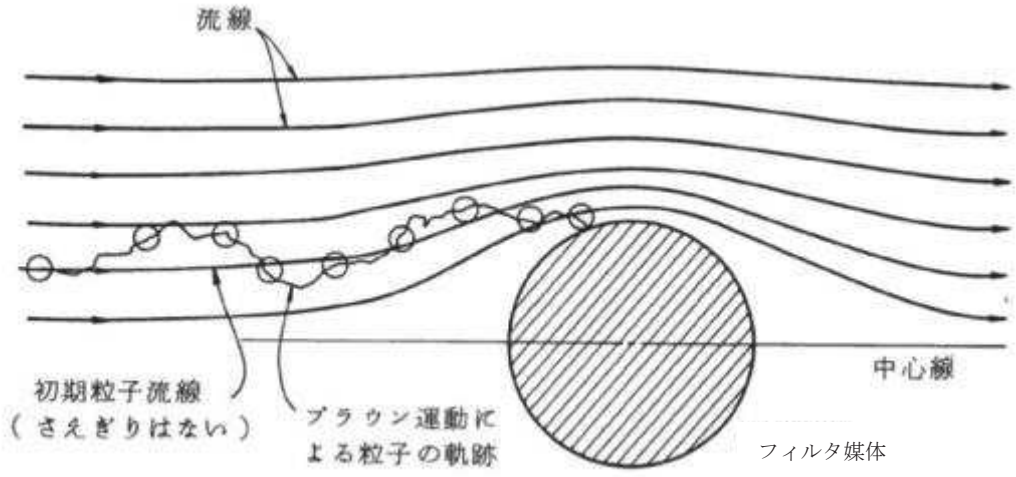
出典：W.C.ハインズ，エアロゾルテクノロジー，(株)井上書院(1985)

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.ハインズ，エアロゾルテクノロジー，(株)井上書院(1985)

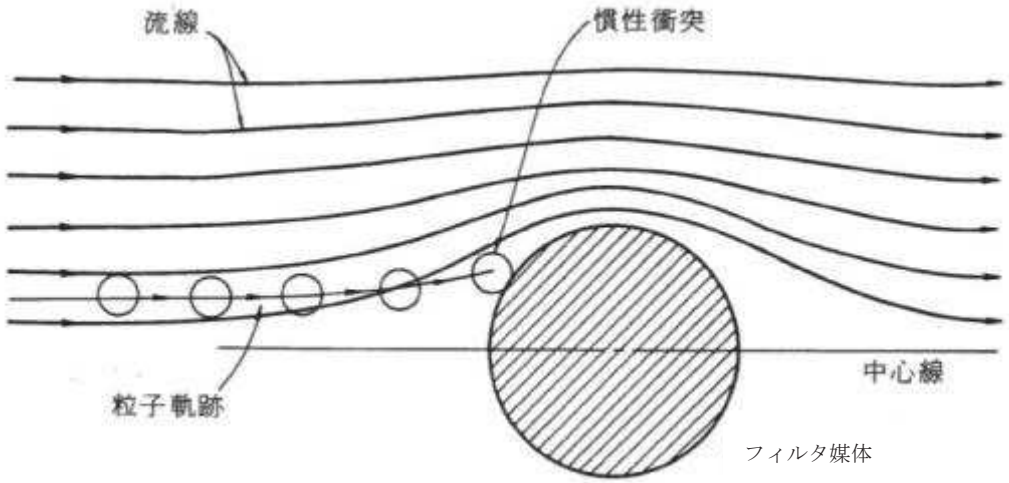
第 3.1.1-2 図　拡散による捕集

(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変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に起こる。

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.ハインズ，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

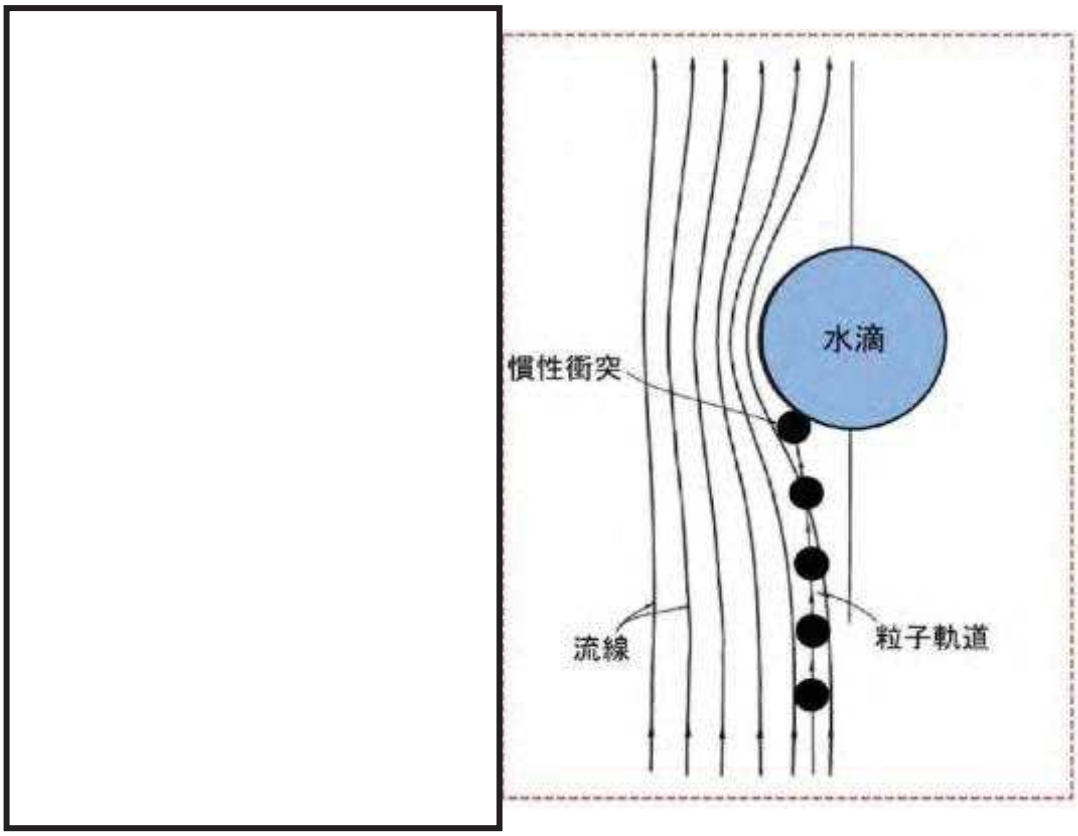
これらの除去原理はフィルタ媒体が水滴でも金属繊維でも作用するが，フィルタの種類により 1 つ又は複数の除去原理が効果的に機能する。そのため，幅広い粒径，流速のエアロゾルを除去するためには，異なる種類のフィルタを組み合わせることが有効である。

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。



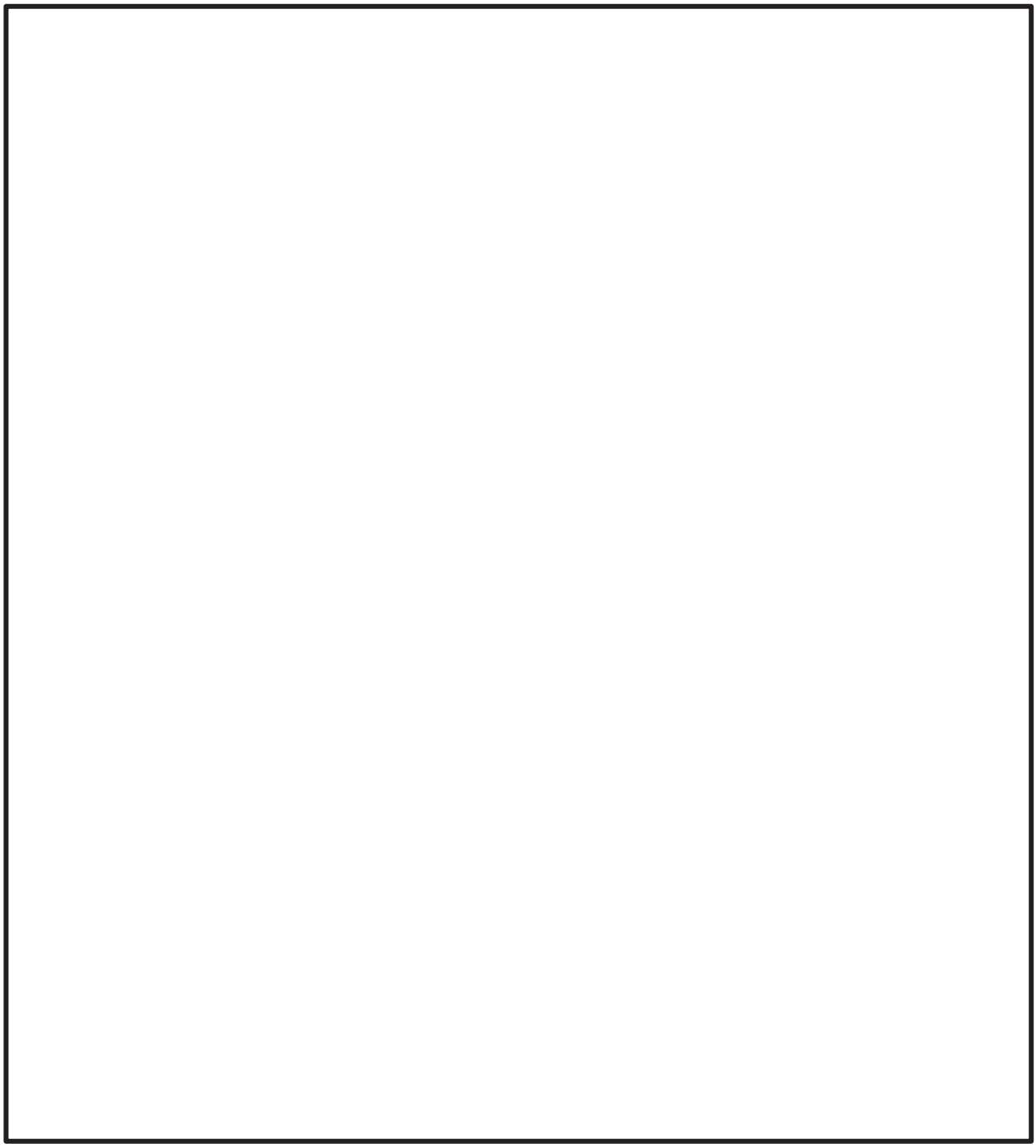
第 3.1.1.1-1 図　ベンチュリノズルにおける除去原理

第 3.1.1.1-2 図　ベンチュリノズルにおける速度模式図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

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。

＜補足＞



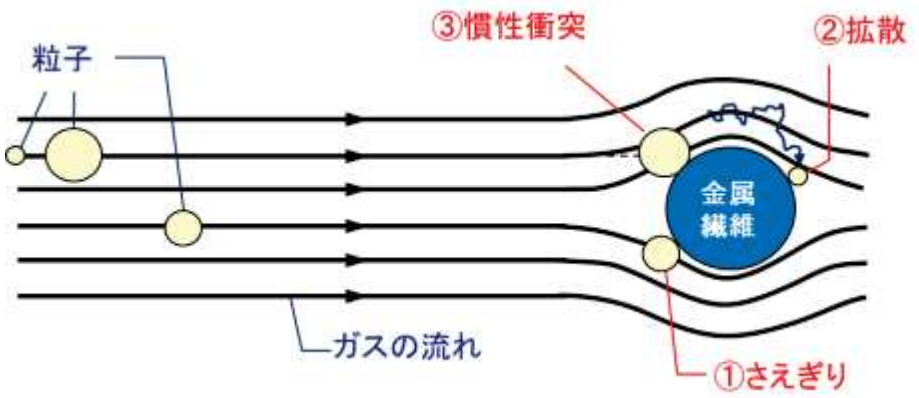
第 3.1.1.1-3 図　ベンチュリスクラバにおける除去原理の補足図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

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

46

3.1.2 ガス状放射性よう素の除去原理（別紙 12）

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。大部分のよう素は粒子状よう素として格納容器内へ放出され，残りは無機よう素として格納容器内へ放出されるが，無機よう素のうち，一部は格納容器内の有機物（塗装材等）と結合し，有機よう素へ転換する。ここで，粒子状よう素については，3.1.1 項により，ベンチュリスクラバ及び金属繊維フィルタによって捕集する。

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（別紙 26，別紙 29）

無機よう素は，

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

薬　剤	化学式	目　的

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

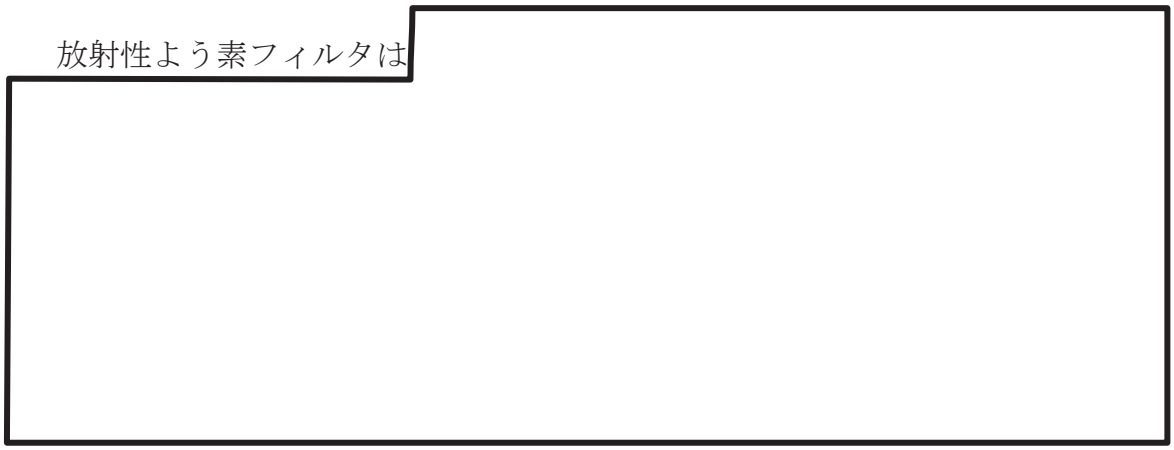
の添加によってスクラバ溶液中に水酸化物イオン（OH^-）が多量に存在し，高アルカリ性となるため，化学反応式(2)によって無機よう素を捕集する。

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（別紙 29，別紙 34）

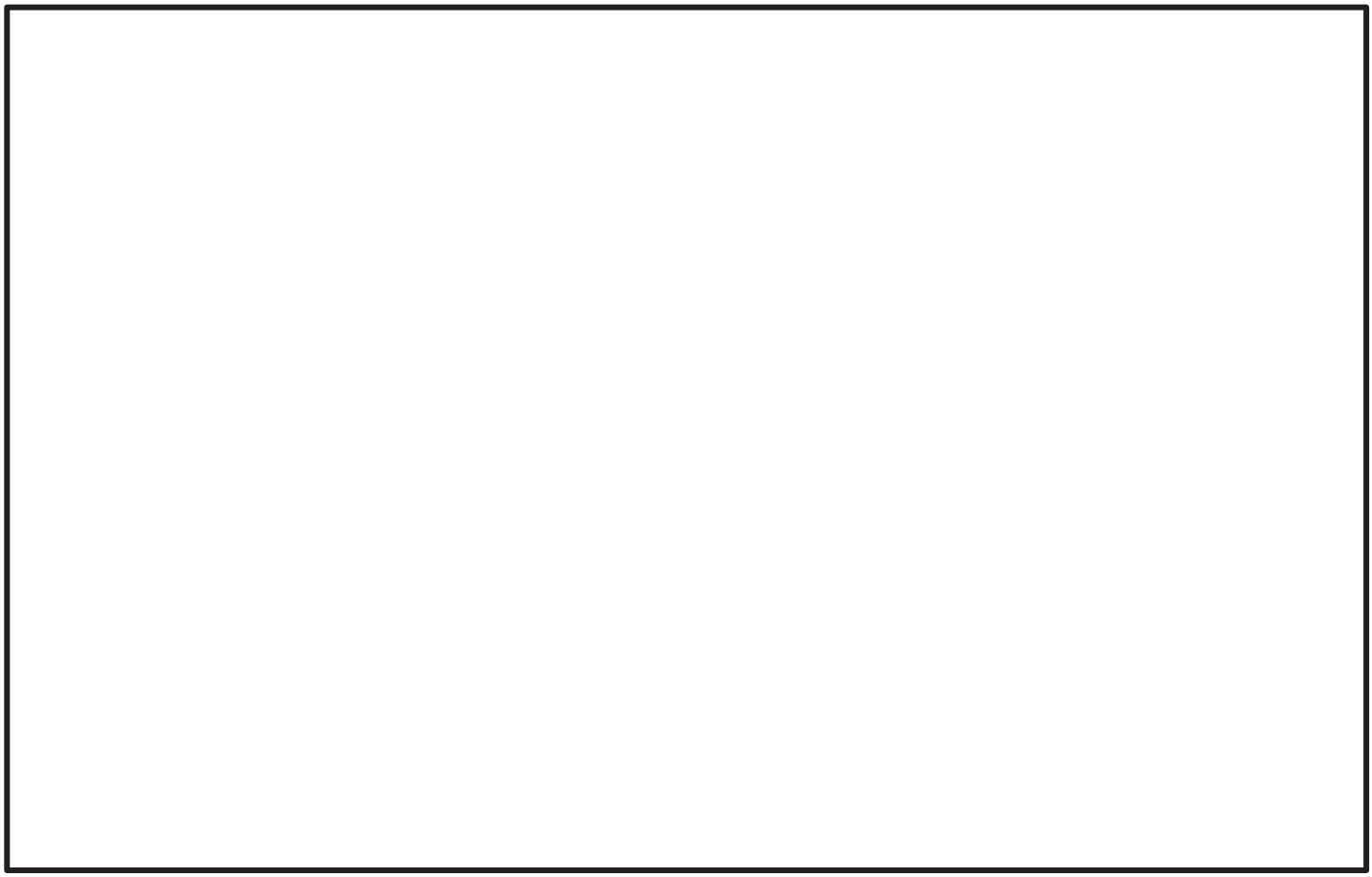
放射性よう素フィルタは



枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

吸着材は,

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



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　流量制限オリフィス通過後の蒸気の状態変化（過熱度）のイメージ

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

3.2 運転範囲

原子炉格納容器フィルタベント系の運転範囲について，第 3.2-1 表に示す。

第 3.2-1 表　原子炉格納容器フィルタベント系の運転範囲

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

(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，ベント実施後，格納容器圧力が十分低下した時点の圧力として，約[redacted] kPa[gage]を下限値とする。

(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[redacted]℃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約[redacted]℃とする。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(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約□kg/s とする。

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約□kg/s とする。

(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□vol%□から蒸気□vol%とする。

(5) 過熱度

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

サプレッションチェンバからのベントを想定し，粒子状放射性物質の MMD（質量中央径）は約□μm となる。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

3.3 除去性能検証試験結果（別紙 26）

3.3.1 除去性能検証試験の概要

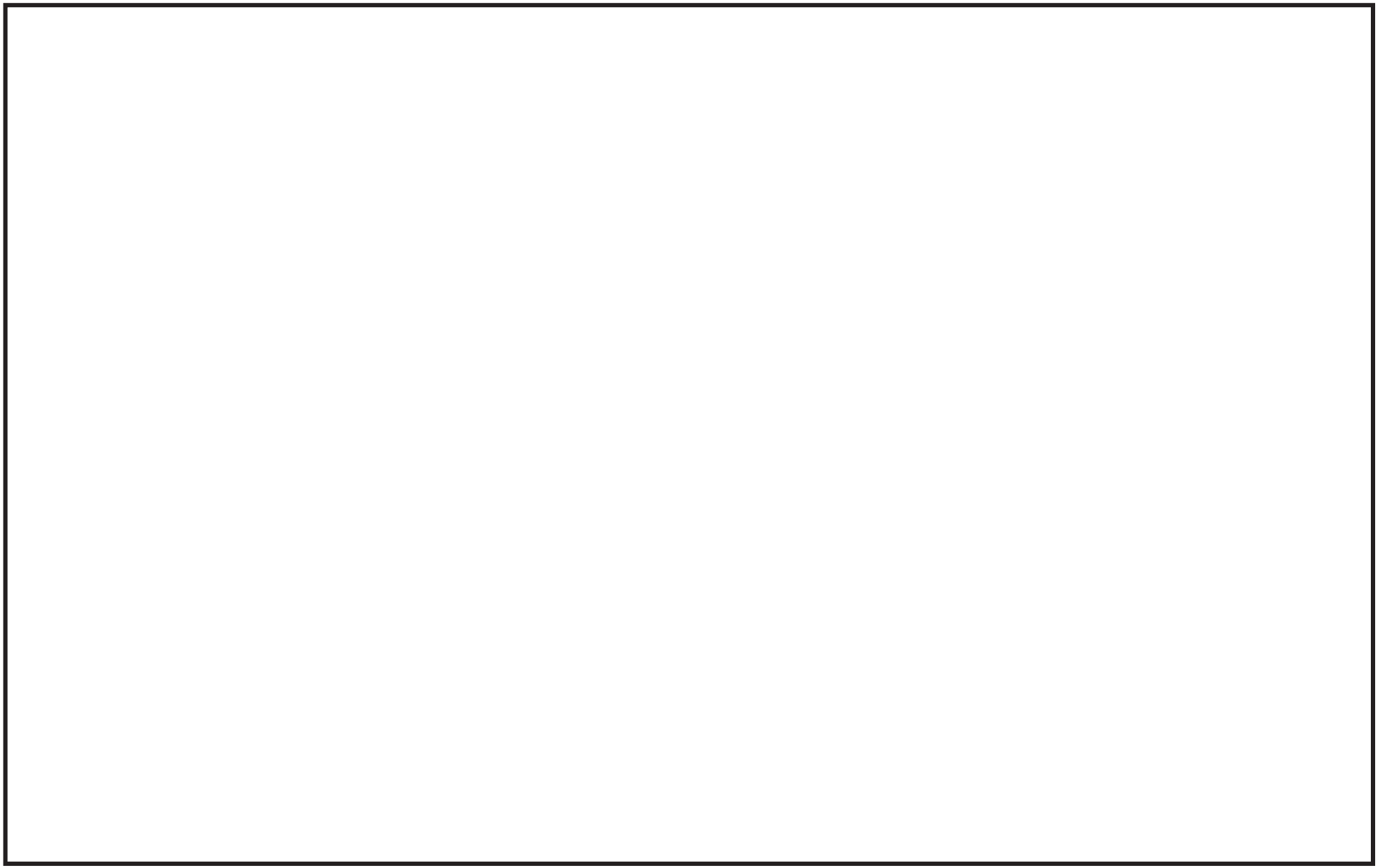
Framatome 製のフィルタ装置は，大規模試験装置により，実機使用条件を考慮した除去性能検証試験を行っており，その結果に基づき装置設計を行っている。以下に試験の概要を示す。

(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，Framatome（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。

試験装置には，実機に使用するものと同一形状のベンチュリノズル及び実機と同一仕様の金属繊維フィルタを設置し，試験条件として，実機の想定事象における種々のパラメータ（圧力・温度・ガス流量等の熱水力条件，エアロゾル粒径等のエアロゾル条件）にて試験を行うことにより，フィルタ装置の使用条件において所定の性能が発揮されることを確認している。試験装置の概要を第 3.3.1-1 図に，試験条件を第 3.3.1-1 表に示す。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



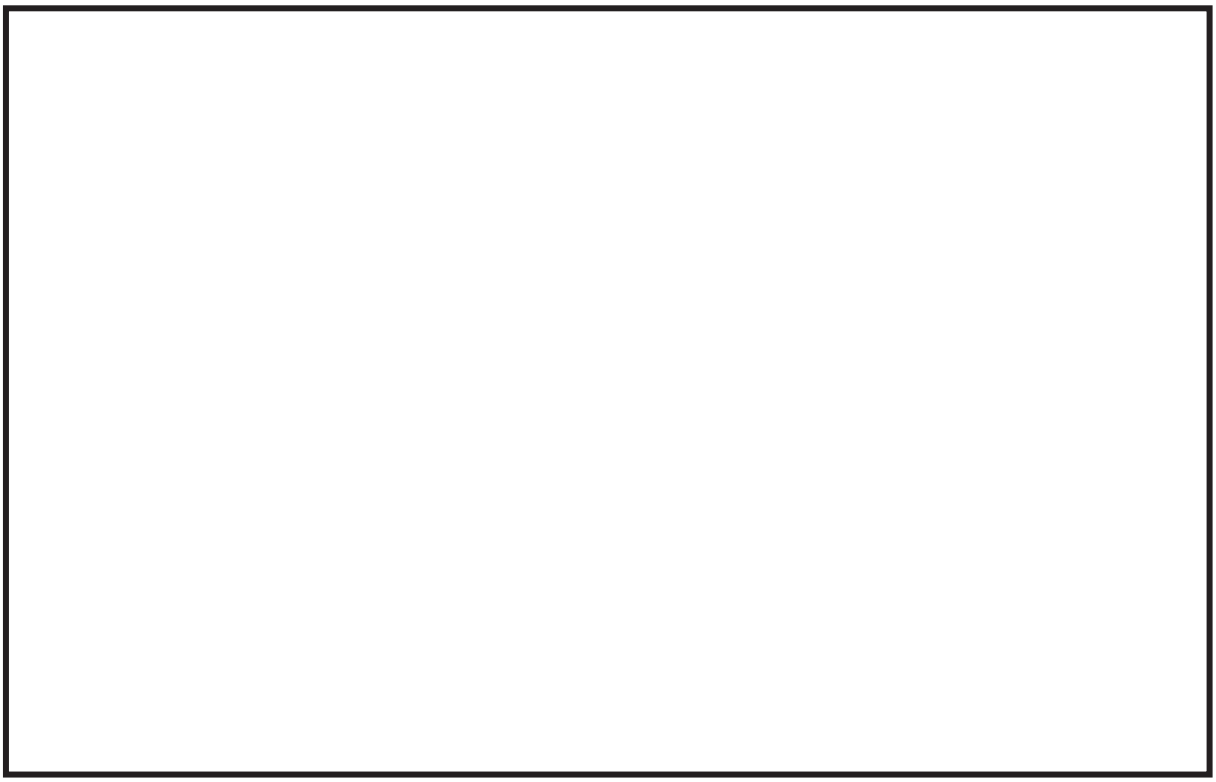
第 3.3.1-1 図　JAVA 試験装置概要

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

54

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

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(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。

試験条件として，種々のパラメータ（圧力・温度・ガス流量等の熱水力条件，スクラバ溶液の pH の化学条件）にて試験を行うことにより，フィルタ装置の使用条件において所定の性能が発揮されることを確認している。試験条件を第 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	

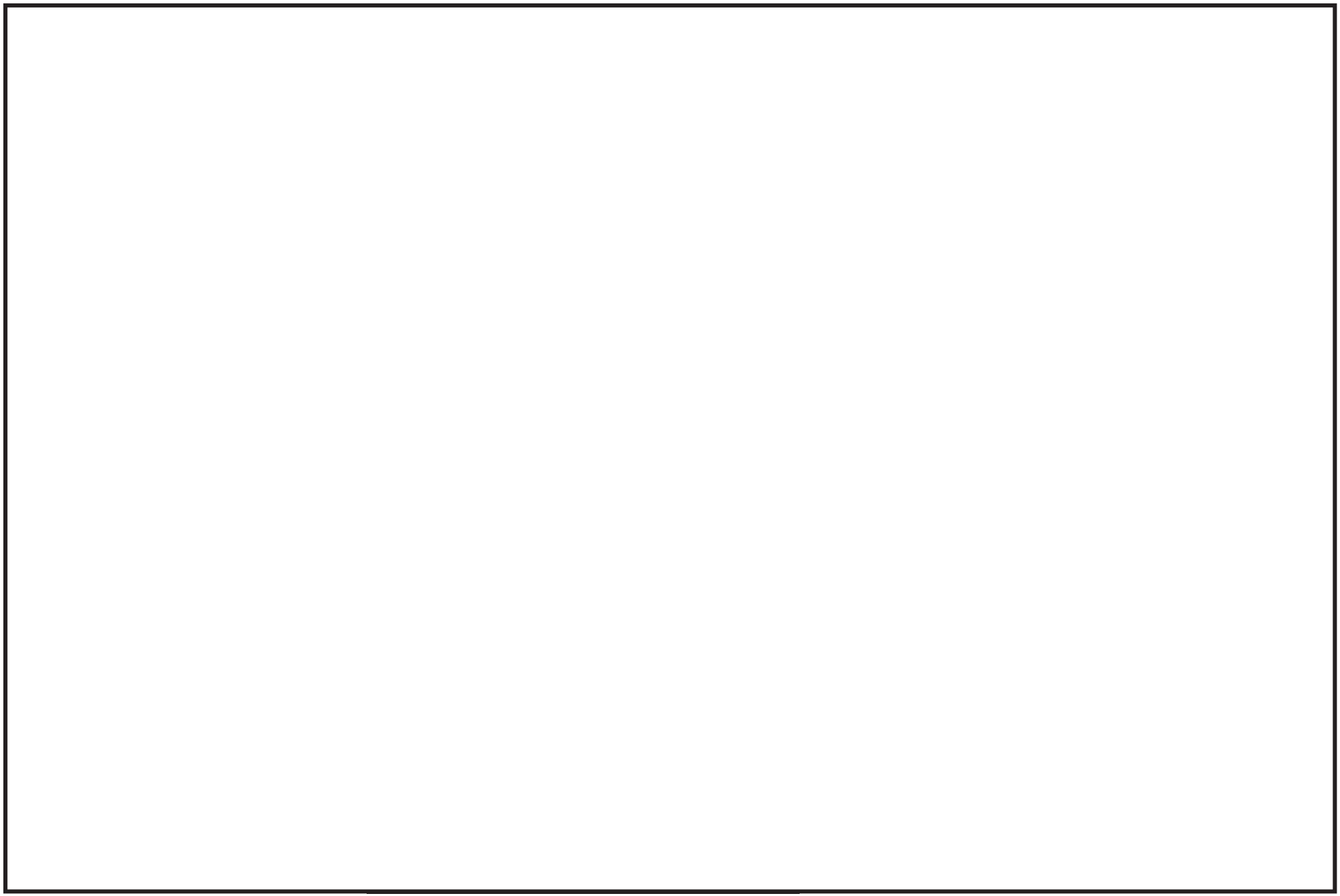
(3) よう素フィルタにおける有機よう素の除去性能検証試験（JAVA PLUS 試験）

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 Framatome 社にて 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。

試験装置には，実機と同一仕様の吸着材を充填し，試験条件として，種々のパラメータ（圧力・温度・過熱度等の熱水力条件）にて試験を行うことにより，フィルタ装置における有機よう素の除去性能について確認している。

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。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



第 3.3.1-3 図　JAVA PLUS 試験装置概要

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

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	

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

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 表～第 3.3.2-4 表に示す。粒子状放射性物質の除去原理では，3.1.1 項に示す通り，『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（約［　］m/s）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。

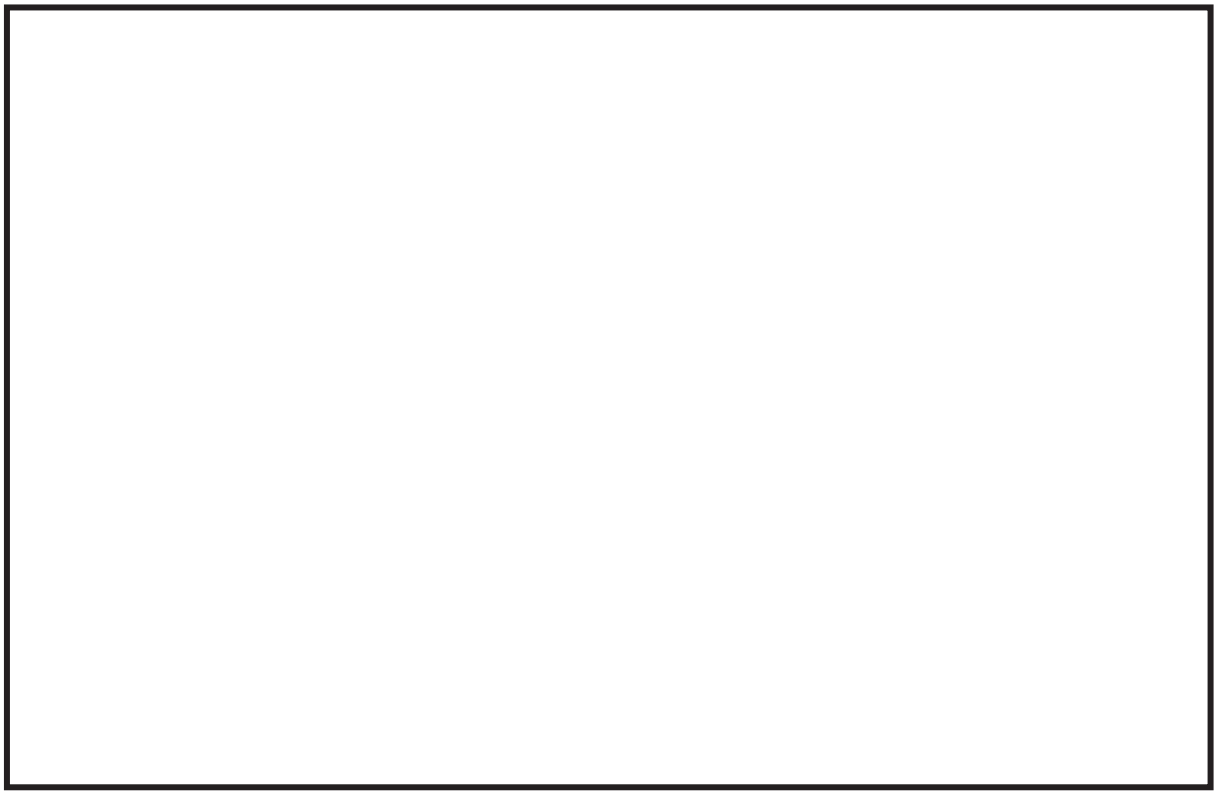
また，女川原子力発電所 2 号炉の金属繊維フィルタのガス流速の運転範囲は，JAVA 試験の試験範囲内であることから，要求される性能 DF1,000 以上を満足していると評価される。

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。

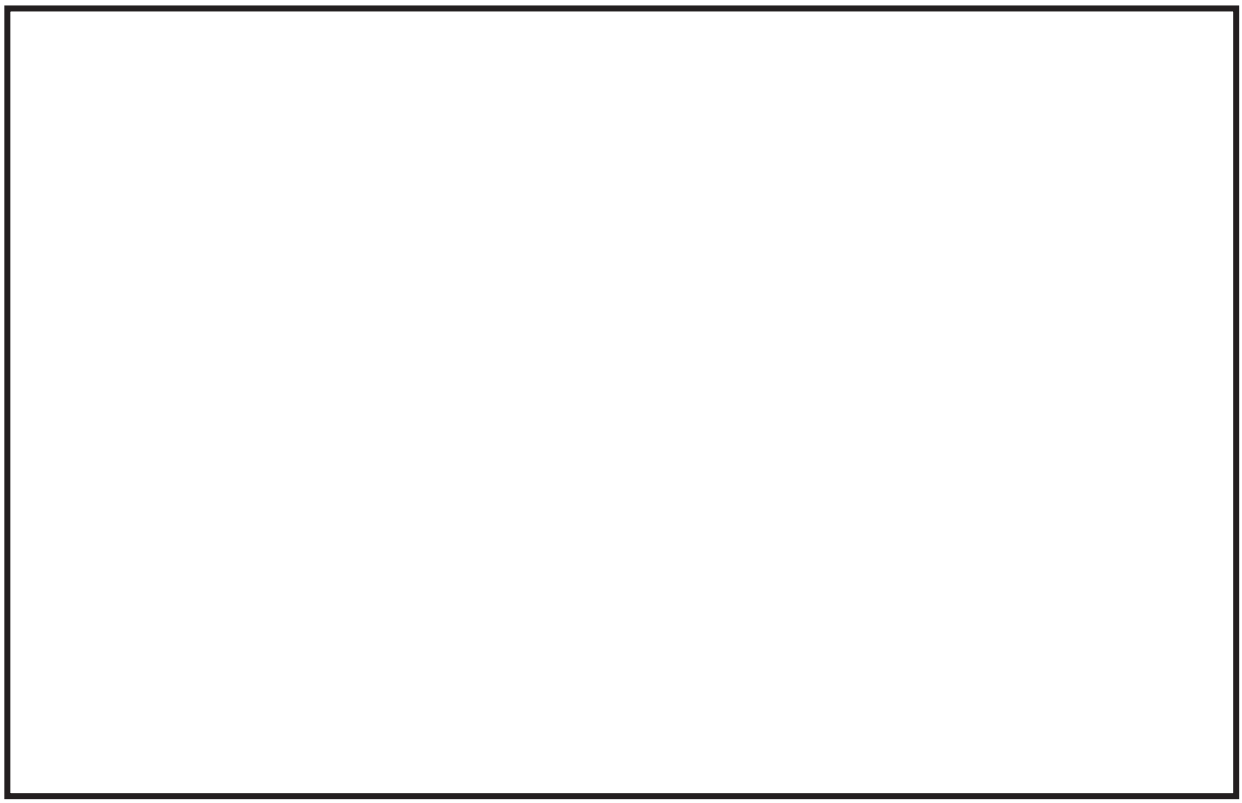
※：除去係数 DF（Decontamination Factor）と除去効率(%)の関係は以下のとおり。

除去効率(%) ＝（1 － 1/DF）× 100

［　　］枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



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

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(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）約 [redacted] m と想定され，JAVA 試験に用いたエアロゾル [redacted] に比べ大きい。

[redacted] 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。

[redacted]

第 3.3.2-3 図　粒径に対するフィルタ装置の除去係数

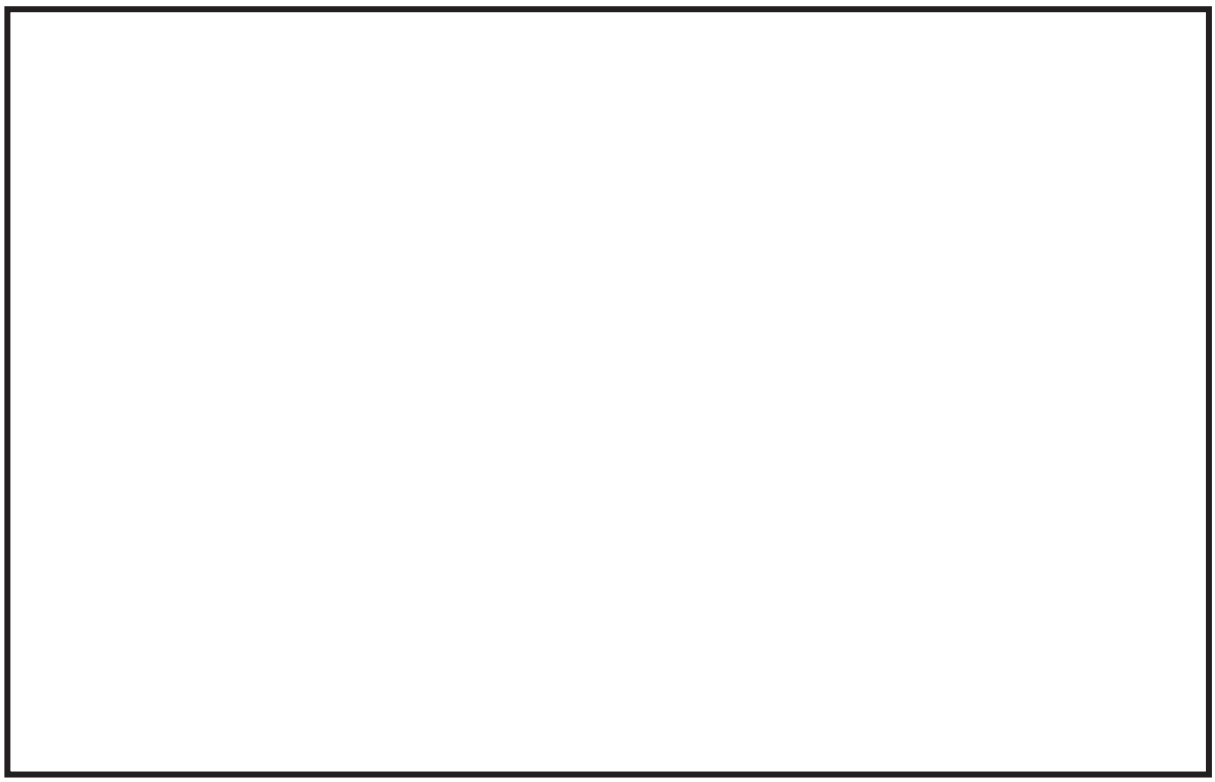
枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(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の運転範囲は，約□℃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，運転範囲におけ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

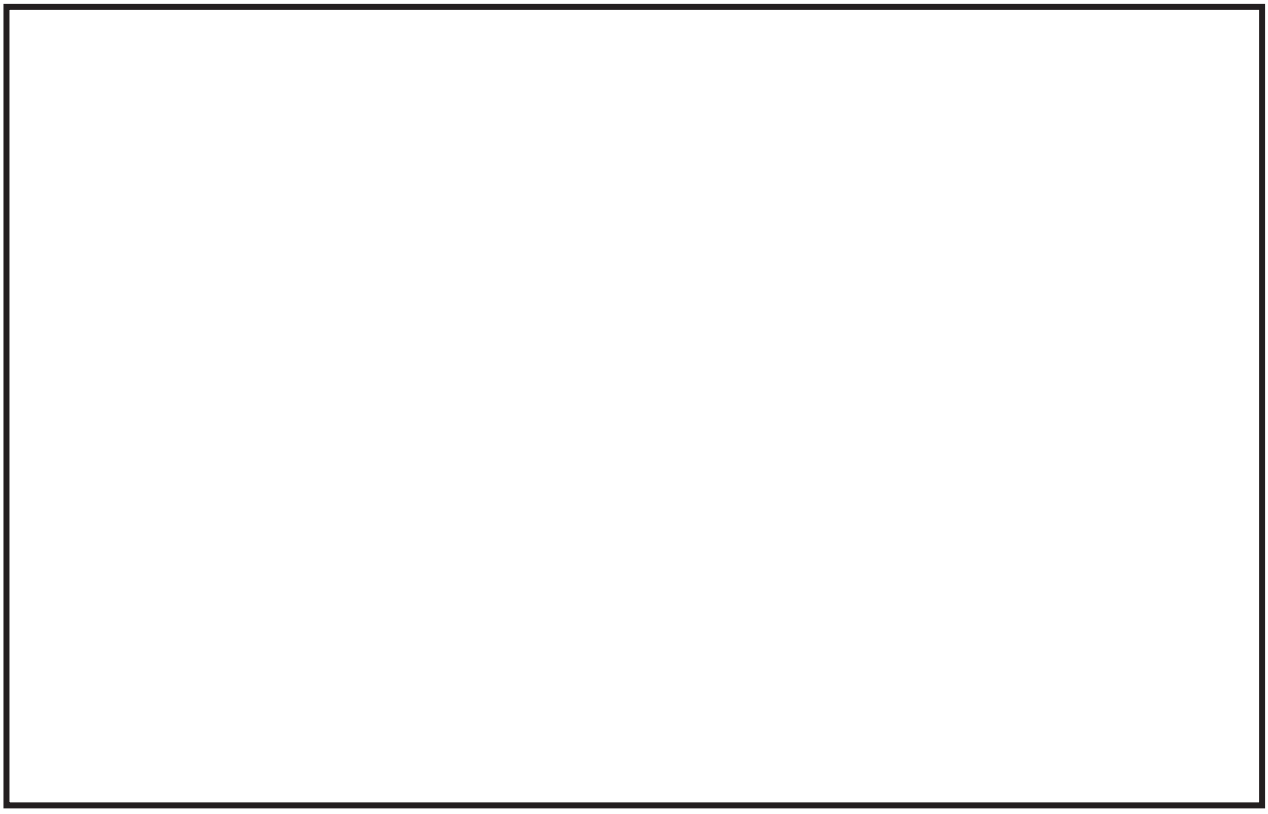
枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(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の運転範囲は，□vol%から□vol%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，運転範囲におけ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

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

第 3.3.2-1 表　エアロゾル [redacted] 除去性能検証試験結果

[redacted]

第 3.3.2-2 表　エアロゾル [redacted] 除去性能検証試験結果

[redacted]

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

第 3.3.2-3 表　エアロゾル [redacted] 除去性能検証試験結果（1/2）

[redacted]

第 3.3.2-4 表　エアロゾル [redacted] 除去性能検証試験結果（2/2）

[redacted]

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

3.3.3 ガス状放射性よう素の除去性能検証試験結果　(別紙 13)

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 図及び第 3.3.3.1-1 表に示す。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 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 [redacted] 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ける無機よう素に対し，DF100 以上を満足していると評価される。

なお，フィルタ装置全体としての無機よう素の除去性能については，3.3.3.2 項に示す。

[redacted]

第 3.3.3.1-1 図　JAVA 試験結果

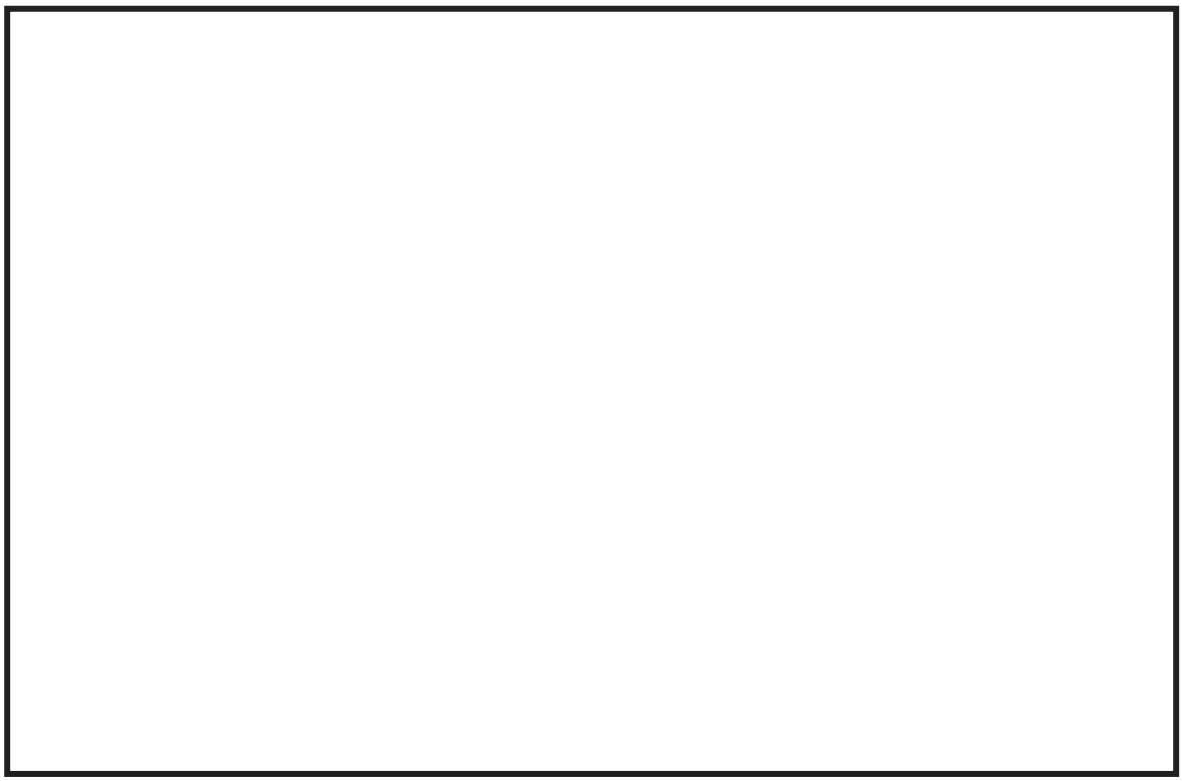
枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

第 3.3.3.1-1 表　無機よう素除去性能検証試験結果

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

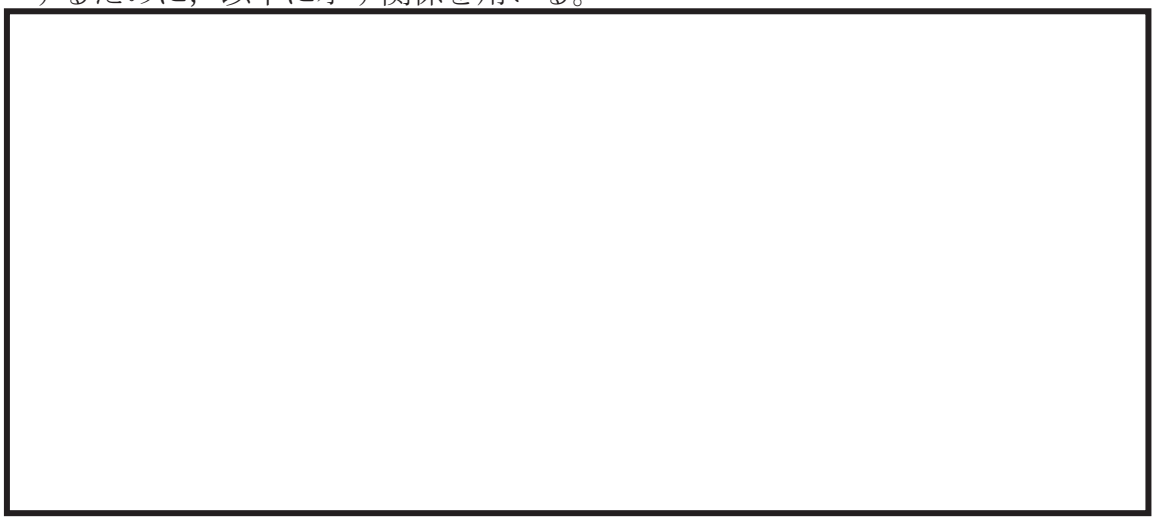
有機よう素除去効率について，JAVA PLUS 試験で得られた結果を第 3.3.3.2-1 表に示す。また，試験で得られた除去効率を過熱度で整理したものを第 3.3.3.2-1 図に示す。



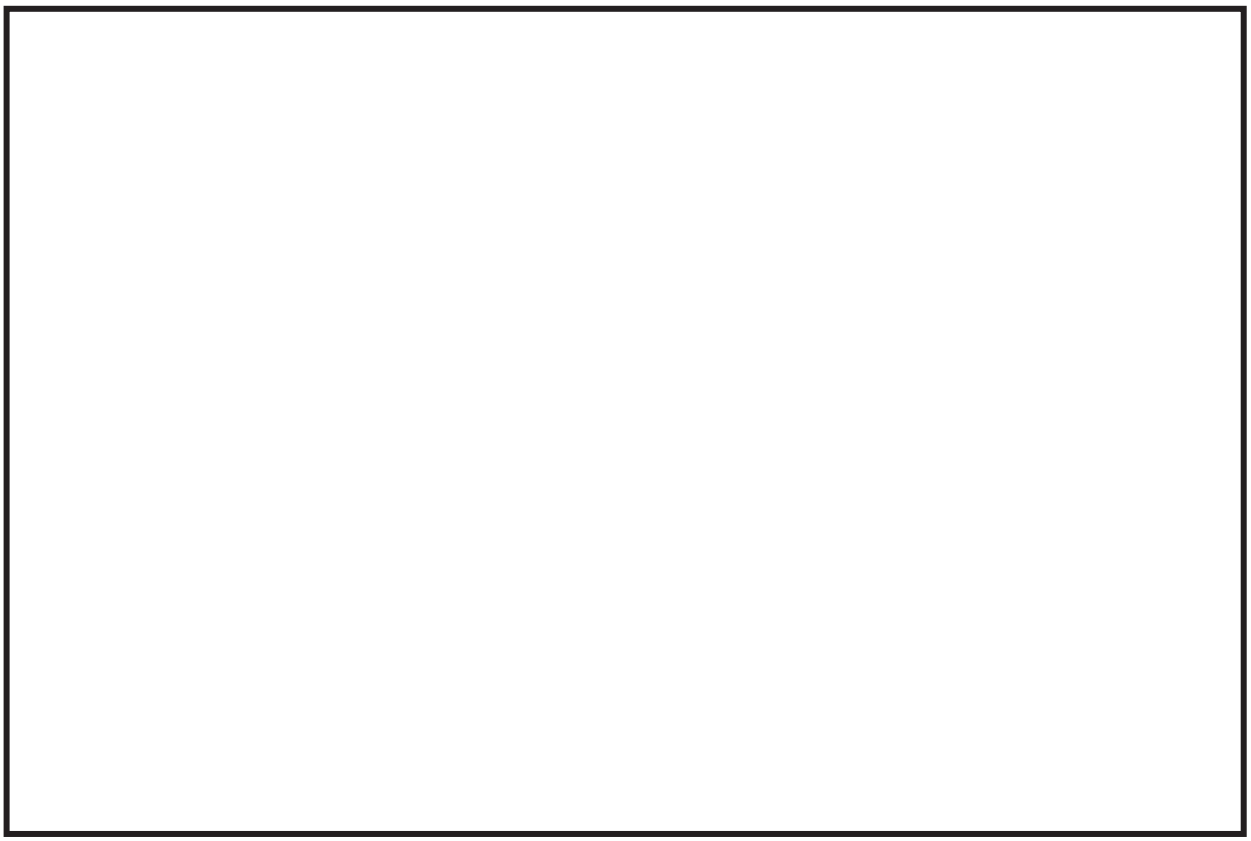
第 3.3.3.2-1 図　JAVA PLUS 試験結果

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

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 の補正値（$DF_{実機相当}$）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）

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(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。

なお，JAVA 試験においてスクラバ溶液の pH が［　　］のとき，DF500 以上の結果が得られているのに対し，女川原子力発電所 2 号炉のフィルタ装置は，系統待機時の pH が 13 以上であるため，フィルタ装置全体の除去係数は DF500 以上が期待できる。

［枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。］

第 3.3.3.2-1 表　　有機よう素除去効率試験結果

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

3.3.4 放射性物質除去性能のまとめ

(1) 粒子状放射性物質の除去性能

JAVA 試験結果から，フィルタ装置における粒子状放射性物質の除去係数は，DF1,000 以上であることを確認した。

(2) 無機よう素の除去性能

JAVA 試験結果及び JAVA PLUS 試験結果から，フィルタ装置における無機よう素の除去係数は，DF500 以上であることを確認した。

(3) 有機よう素の除去性能

JAVA PLUS 試験結果から，フィルタ装置における有機よう素の除去係数は，DF50 以上であることを確認した。

3.4 フィルタ装置の継続使用による性能への影響（別紙 14，別紙 15，別紙 16，別紙 17）

(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，粒子状放射性物質に加えて，炉内構造物の過温等により発生するエアロゾル，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し閉塞することが考えられる。

(b) 影響評価

閉塞が発生することはない。

b. 金属繊維フィルタの液滴（湿分）による閉塞

(a) 想定する状態

液滴（湿分）がメインフィルタに移行し，メインフィルタが閉塞することが考えられる。

(b) 影響評価

により閉塞することはない。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

c. 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

[redacted]飽和吸着に達することはない。

(2) 粒子状放射性物質の再浮遊

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

フィルタ装置は[redacted]

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

□ベンチュリスクラバでのエアロゾルの再浮遊に対して考慮した設計としている。

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エアロゾルが蓄積すると，崩壊熱によりフィルタの温度が上昇し，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。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(b) 影響評価

スクラバ溶液は高アルカリ性水溶液であり，

無機よう素の気相中への揮発量は小さい値となる。

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

放射性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) 影響評価

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

4　運用方法

4.1　格納容器ベント操作について

格納容器ベント操作は，格納容器圧力を継続監視※1 することにより，ベント実施タイミングを予測することが可能であり，格納容器ベントが必要になった場合（格納容器最高使用圧力到達時《炉心損傷前》，サプレッションプール水位が通常運転水位＋約 2m 到達《炉心損傷判断後※2》，格納容器からの異常な漏えいによる原子炉建屋水素濃度上昇時）に速やかに発電所対策本部長が格納容器ベント実施を判断する。

※1　格納容器圧力計により計測できない場合は格納容器温度計により飽和温度／圧力の関係を利用して推定することができる。ドライウェル及びサプレッションチェンバに設置している合計 15 個の温度検出器は，重大事故等発生時の格納容器内の環境条件においても計測可能な設計としている。

※2　格納容器内雰囲気放射線モニタのγ線線量率が各種事故（原子炉冷却材喪失）相当の 10 倍を超過で判断。格納容器雰囲気放射線モニタが使用不能の場合においては，原子炉圧力容器表面温度 300℃以上で判断。

炉心損傷後の重大事故等対処設備の機能喪失を仮定した場合，格納容器への十分な注水等ができず格納容器内雰囲気が過熱状態になり，格納容器は限界圧力を下回る 854kPa[gage]（2Pd）に達する前に 200℃に達し，いずれは過温破損に至ることが考えられる。この場合，格納容器ベントを実施することによって過温破損を防止できないが，フィルタ装置を介した放出経路を形成し，大気への放射性物質の放出を極力低減するためのベントを実施する。

格納容器設計漏えい率を超える漏えいが発生した場合，可搬型モニタリングポスト（使用可能な場合はモニタリングポスト）指示値及び原子炉建屋内の使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量，低線量）※3 指示値の急上昇により漏えいを認知することができる。この場合，格納容器圧力を低下させることで漏えい箇

所からの漏えい量を低減させることが可能と考えられることから,フィルタ装置を介さない大気への放射性物質の放出を極力低減するためにベントを実施する。

また，炉心損傷後であるため，格納容器内の水素が漏えいしていることを原子炉建屋燃料取替床上部の原子炉建屋内水素濃度により認知することができる。さらに，静的触媒式水素再結合装置動作監視装置を監視することにより，実際に水素の再結合処理が行われていることを確認することができる。

原子炉建屋燃料取替床上部の水素濃度が「2.3vol％」に到達した場合，原子炉建屋の水素爆発防止を目的とした格納容器ベントを実施することにより,格納容器からの漏えいの影響を抑制する。

なお，格納容器からの異常な漏えいによる原子炉建屋の水素爆発防止を目的とした格納容器ベント実施について，運転手順書へ記載する。

※3　設計基準対象施設である原子炉建屋エリア放射線モニタ及び設計基準事故対処設備である燃料取替エリア放射線モニタ，原子炉建屋原子炉棟排気放射線モニタ等でも原子炉格納容器からの漏えいを認知することが可能である。

格納容器内の水素爆発を防止するために格納容器内の水素及び酸素の排出が必要になった場合（格納容器内酸素濃度上昇時），発電所対策本部長が水素及び酸素の排出実施を判断する。

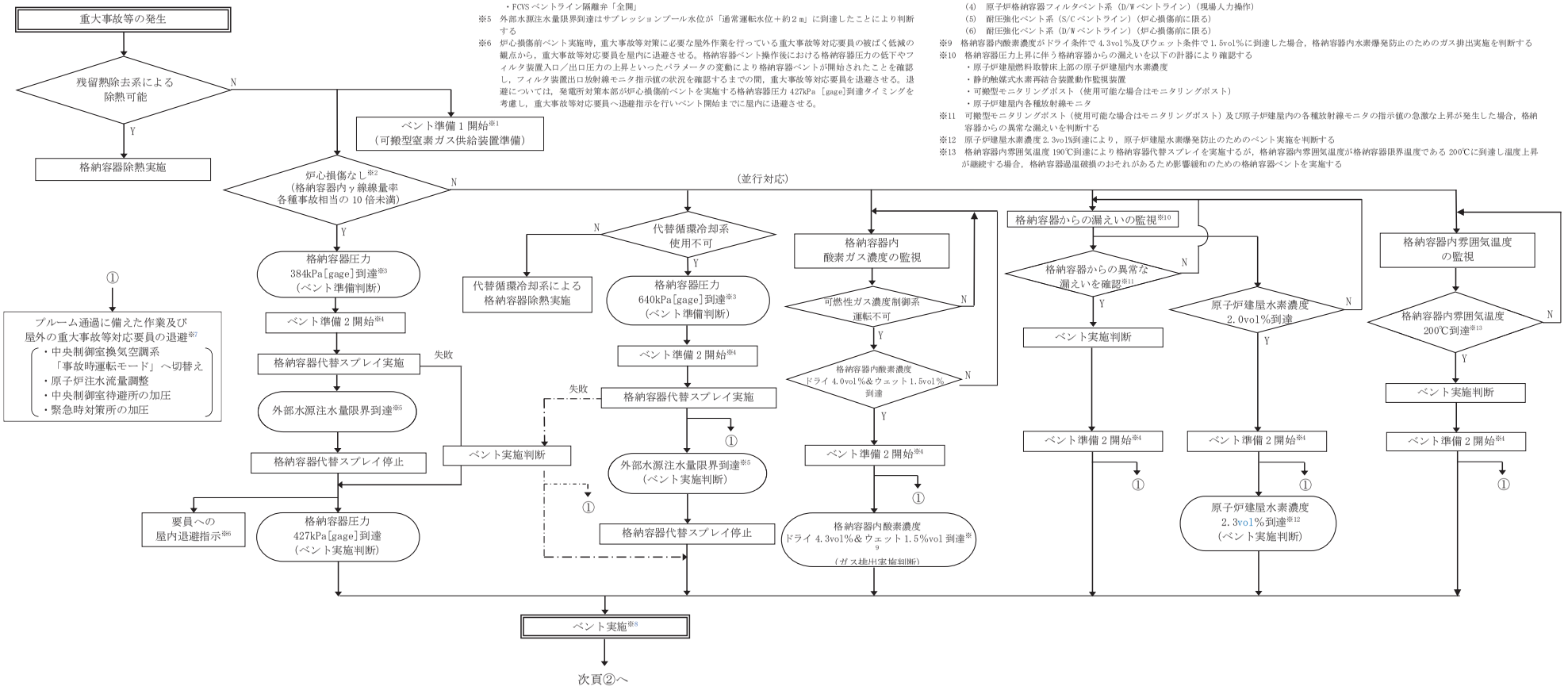
重大事故等時に格納容器内における水の放射線分解により発生する水素及び酸素は，格納容器内水素濃度，格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度により濃度の上昇を認知することができる。格納容器内の酸素濃度が「ドライ条件で 4.3vol％及びウェット条件で 1.5vol％」に到達した場合，格納容器内の水素爆発防止を目的とした水素及び酸素の排出を実施する。

原子炉格納容器フィルタベント系の運用フローを第 4.1-1 図に示す。

格納容器ベント操作は，格納容器圧力による格納容器ベント判断，サプレッションプール水位による格納容器ベント判断又は格納容器からの漏えいによる原子炉建屋の水素爆発防止を目的とした格納容器ベント判断により実施することとしており，放射性物質は可能な限り格納容器内に閉じ込めることを基本とする。この間，代替設備による除熱，故障設備の復旧に努めるが，格納容器限界圧力に到達する可能性のある場合は，格納容器の破損により公衆への影響が過大にならないことを目的として格納容器ベントを実施する。格納容器ベントは，最終ヒートシンクへの熱輸送として使用するため，格納容器除熱機能等が復旧するまで継続することとしており，格納容器圧力制御のために格納容器ベントを停止／再開する操作は実施しない。

また，格納容器ベントに伴い放出される希ガスについては，原子炉格納容器フィルタベント系で除去できないことから，格納容器内に長くとどめ，放射能量を可能な限り時間減衰させることが，環境中への希ガスの放出量を低減させるための有効な対策である。

そのため，格納容器圧力の上昇を抑制し，格納容器ベントの実施に至るまでの時間をできるだけ延ばすために，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の実施や水源への補給の対策を講じている。有効性評価で想定している格納容器スプレイが実施できない場合においても，異なる残留熱除去系のラインを利用した格納容器スプレイ，原子炉への注水継続により破断口からの流出による冷却，原子炉格納容器頂部注水系による冷却等を試みる。



※1　ベント準備１（可搬型窒素ガス供給装置の準備）は，大容量送水ポンプ（タイプⅠ）及び原子炉補機代替冷却水系の準備完了後実施する

※2　格納容器雰囲気放射線モニタが使用不能の場合においては，原子炉圧力容器表面温度 300℃以上で炉心損傷を判断する。炉心損傷前ベント準備中に炉心損傷を判断した場合，以降の対応は炉心損傷後の判断基準に従う

※3　格納容器圧力が計測できない場合は，複数の格納容器雰囲気温度計測結果から格納容器圧力を推定する

※4　ベント準備２として，以下の作業を行う。格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出準備についても同様
・ベント実施に必要な隔離弁の健全性確認
・他系統との隔離
・FCVS ベントライン隔離弁「全開」

※5　外部水源注水量限界到達はサプレッションプール水位が「通常運転水位＋約２m」に到達したことにより判断する

※6　炉心損傷前ベント実施時，重大事故等対策に必要な屋外作業を行っている重大事故等対応要員の被ばく低減の観点から，重大事故等対応要員を屋内に退避させる。格納容器ベント操作後における格納容器圧力の低下やフィルタ装置入口／出口圧力の上昇といったパラメータの変動により格納容器ベントが開始されたことを確認し，フィルタ装置出口放射線モニタ指示値の状況を確認するまでの間，重大事故等対応要員を退避させる。退避については，発電所対策本部が炉心損傷前ベントを実施する格納容器圧力 427kPa［gage］到達タイミングを考慮し，重大事故等対応要員へ退避指示を行いベント開始までに屋内に退避させる。

※7　ベント開始の約１時間前（S/P 水位が通常運転水位＋約 1.9m を目安）となった場合，プルーム通過に備えた作業及び屋外の重大事故等対応要員の緊急時対策所への退避を指示する。ただし，格納容器代替スプレイに失敗した場合等，速やかにベントを実施すべき状況が発生した場合には，プルーム通過に備えた作業を実施後速やかにベントを開始する
ベント操作を行う運転員は，中央制御室又は現場でのベント操作実施後に中央制御室待避所へ待避する

※8　使用するベントラインの優先順位は以下のとおり
（1）　原子炉格納容器フィルタベント系（S/C ベントライン）（中央制御室からの遠隔操作）
（2）　原子炉格納容器フィルタベント系（S/C ベントライン）（現場人力操作）
（3）　原子炉格納容器フィルタベント系（D/W ベントライン）（中央制御室からの遠隔操作）
（4）　原子炉格納容器フィルタベント系（D/W ベントライン）（現場人力操作）
（5）　耐圧強化ベント系（S/C ベントライン）（炉心損傷前に限る）
（6）　耐圧強化ベント系（D/W ベントライン）（炉心損傷前に限る）

※9　格納容器内酸素濃度がドライ条件で 4.3vol%及びウェット条件で 1.5vol%に到達した場合，格納容器内水素爆発防止のためのガス排出実施を判断する

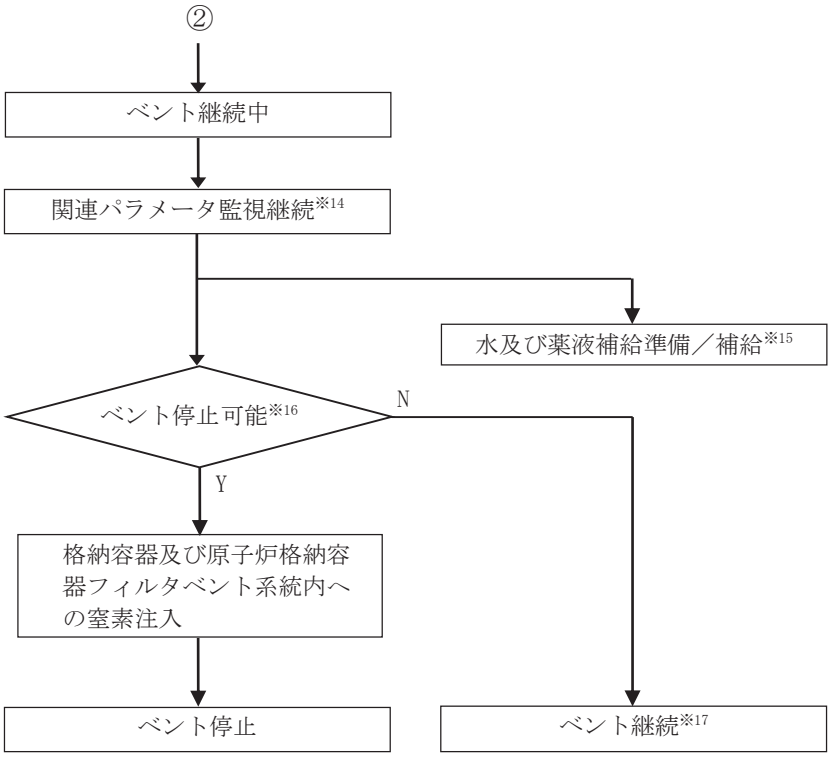
※10　格納容器圧力上昇に伴う格納容器からの漏えいを以下の計器により確認する
・原子炉建屋燃料取替床上部の原子炉建屋内水素濃度
・静的触媒式水素再結合装置動作監視装置
・可搬型モニタリングポスト（使用可能な場合はモニタリングポスト）
・原子炉建屋内各種放射線モニタ

※11　可搬型モニタリングポスト（使用可能な場合はモニタリングポスト）及び原子炉建屋内の各種放射線モニタの指示値の急激な上昇が発生した場合，格納容器からの異常な漏えいを判断する

※12　原子炉建屋水素濃度 2.3vol%到達により，原子炉建屋水素爆発防止のためのベント実施を判断する

※13　格納容器内雰囲気温度 190℃到達により格納容器代替スプレイを実施するが，格納容器内雰囲気温度が格納容器限界温度である 200℃に到達し温度上昇が継続する場合，格納容器過温破損のおそれがあるため影響緩和のための格納容器ベントを実施する

第 4.1-1 図　原子炉格納容器フィルタベント系の運用フロー（１／２）



※14　格納容器圧力，フィルタ装置入口圧力及びフィルタ装置出口圧力等を継続して監視する
※15　フィルタ装置水位を監視し水位が□mmまで低下した場合，水補給を開始する。また，水補給に合わせて薬液補給を実施する
※16　残留熱除去系又は代替循環冷却系による格納容器除熱機能が使用可能な状態になり，長期にわたり格納容器の冷却が可能であること，格納容器内の水素ガス及び酸素ガス濃度測定が可能であること，可搬型窒素ガス供給装置を用いた格納容器内への窒素注入が可能な状態であり格納容器の負圧破損防止が可能であることが確認された場合に，格納容器ベントを停止することができる
※17　ベントにより格納容器除熱を維持しつつ，ベント停止に必要な機器の復旧に努める

第 4.1-1 図　原子炉格納容器フィルタベント系の運用フロー（２／２）

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

4.2 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，炉心損傷の判断前後により異なるため，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 18)。

4.2.1 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格納容器ベントを実施する。

- 事故シーケンスグループ「高圧・低圧注水機能喪失」における重要事故シーケンス「過渡事象＋高圧注水失敗＋低圧 ECCS 失敗」
- 事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合)」における重要事故シーケンス「過渡事象＋崩壊熱除去失敗」
- 事故シーケンスグループ「LOCA 時注水機能喪失」における重要事故シーケンス「中破断 LOCA＋HPCS 失敗＋低圧 ECCS 失敗」

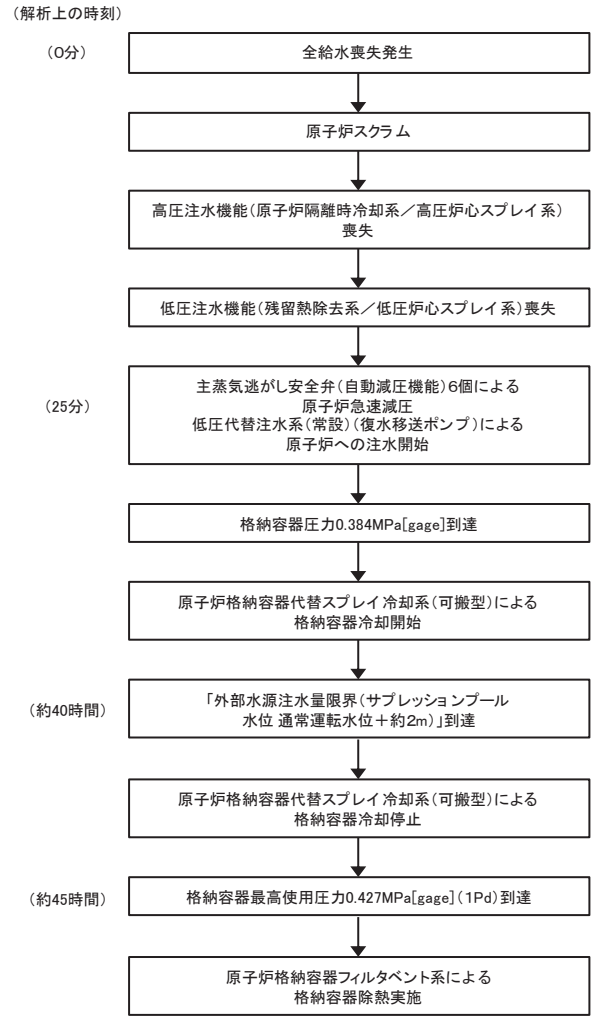
これらの 3 ケースは，格納容器圧力が 427kPa[gage]（1Pd）に到達した場合にベントを実施する。いずれのケースにおいても系統の操作方法に相違はないため，事故シーケンスグループ「高圧・低圧注水機能喪失」における重要事故シーケンス「過渡事象＋高圧注水失敗＋低圧 ECCS 失敗」を代表例として記載する。

事故シーケンスグループ「高圧・低圧注水機能喪失」における重要事故シーケンス「過渡事象＋高圧注水失敗＋低圧 ECCS 失敗」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。

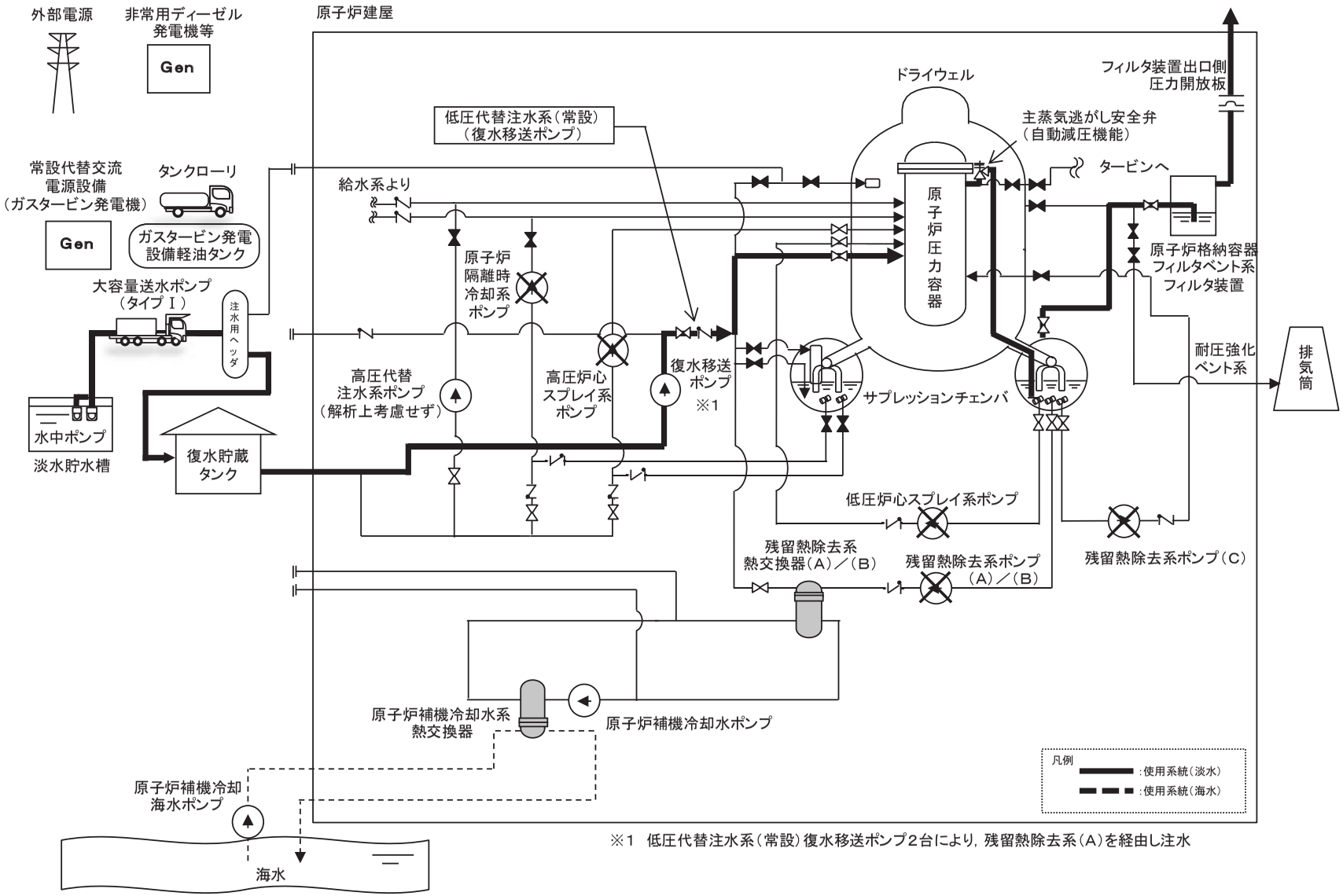
事象発生から 25 分後に手動操作により主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能）6 個を開き，原子炉を急速減圧し，原子炉の減圧後に低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水を開始する。

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（可搬型）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 40 時間経過した時点で，外部水源注水量限界（サプレッションプール水位が通常運転水位＋約 2m）に到達し格納容器スプレイを停止すると，事象発生から約 45 時間経過した時点で最高使用圧力 427kPa[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格納容器ベントを実施する。格納容器ベント開始後は，格納容器内の圧力及び温度は抑制される。

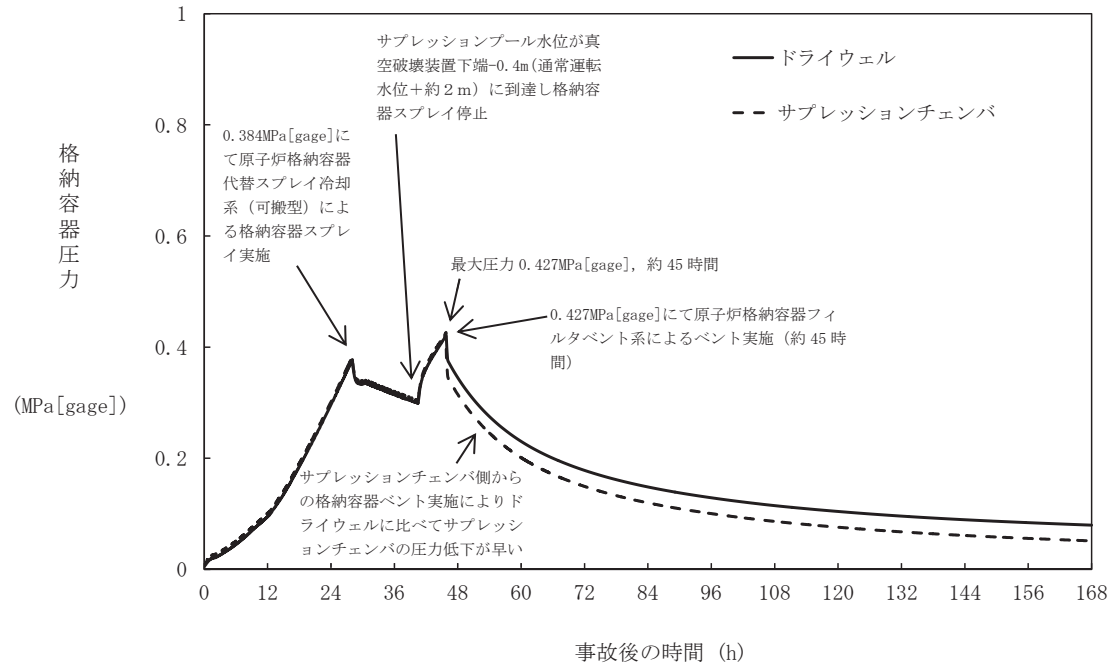
対応手順の概要を第 4.2.1-1 図に，系統概要図を第 4.2.1-2 図に示す。また，格納容器の圧力，温度の推移をそれぞれ第 4.2.1-3 図及び第 4.2.1-4 図に示す。



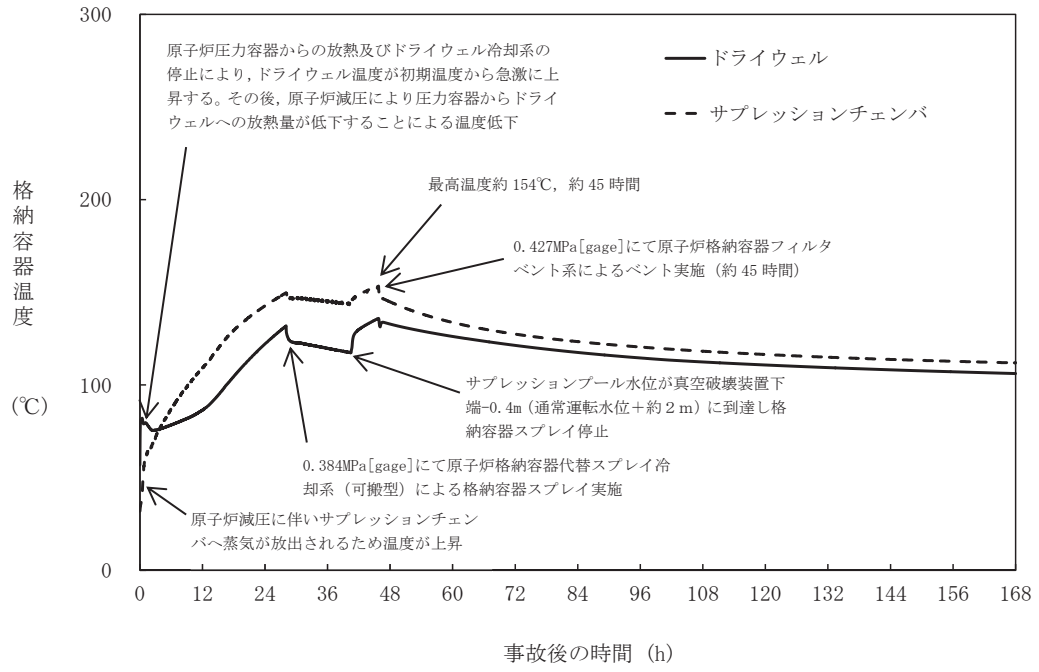
第 4.2.1-1 図　事故シーケンスグループ「高圧・低圧注水機能喪失」時における対応手順の概要



第 4.2.1-2 図　事故シーケンスグループ「高圧・低圧注水機能喪失」時における系統概要図



第 4.2.1-3 図　事故シーケンスグループ「高圧・低圧注水機能喪失」時における格納容器圧力の推移



第 4.2.1-4 図　事故シーケンスグループ「高圧・低圧注水機能喪失」時における格納容器温度の推移

4.2.2　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）」時における評価事故シーケンス「大破断 LOCA＋HPCS 失敗＋低圧 ECCS 失敗＋全交流動力電源喪失」時において，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格納容器ベントを実施する。

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）」時における評価事故シーケンス「大破断 LOCA＋HPCS 失敗＋低圧 ECCS 失敗＋全交流動力電源喪失」時においては，事象進展が早く，炉心損傷を生じるものの，原子炉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４分後に燃料被覆管の最高温度は 1,000K（727℃）に到達し，炉心損傷が開始するが，事象発生から 25 分経過した時点で，低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）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（可搬型）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 44 時間経過した時点で，外部水源注水量限界（サプレッションプール水位が通常運転水位＋約２m）に到達し格納容器スプレイを停止する。

格納容器スプレイを停止後，事象発生から約 45 時間後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。ベント後は格納容器内の圧力及び温度は抑制される。

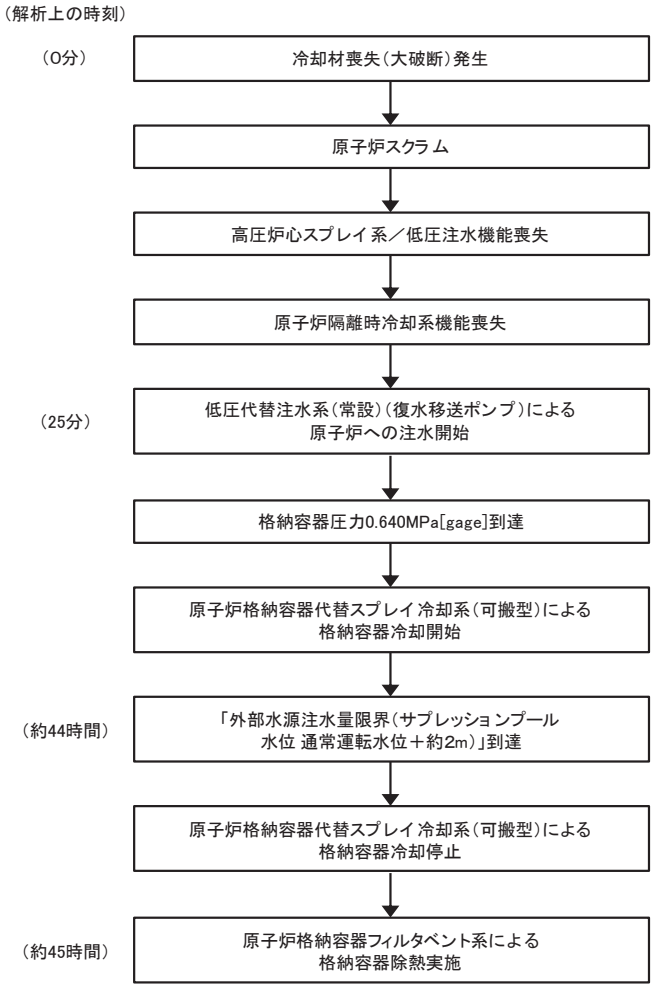
対応手順の概要を第 4.2.2-1 図に，系統概要図を第 4.2.2-2 図に示す。また，格納容器の圧力，温度の推移をそれぞれ第 4.2.2-3 図及び第 4.2.2-4 図に示す。

なお，審査ガイドで確認が求められているCs-137に対しては，第4.2.2-1表に示すとおり，格納容器ベントにより格納容器の健全性を確保する場合，放射性物質が炉内から大気へ放出される過程において，格納容器内におけるFPの自然沈着効果，サプレッションチェンバのプール水でのスクラビング効果等に期待でき，炉内内蔵量に対して大気への放出量は大幅に低減できる。

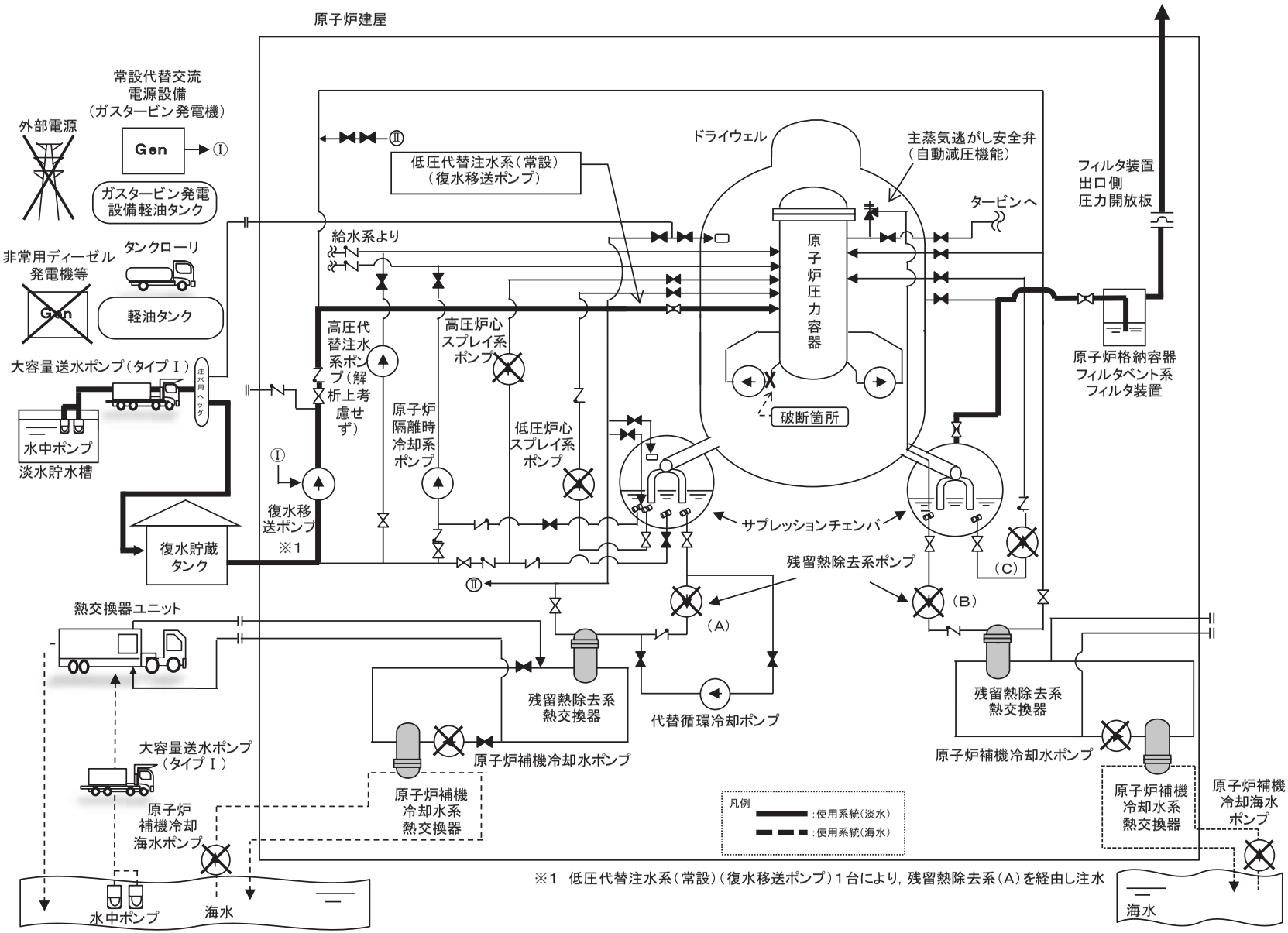
さらに，原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ効果に期待する場合は，原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ効果に期待しない場合に比べて，大気への放出量をより一層低減できることが分かる。

第4.2.2-1表　Cs-137の炉内内蔵量と格納容器ベント時の大気への放出量

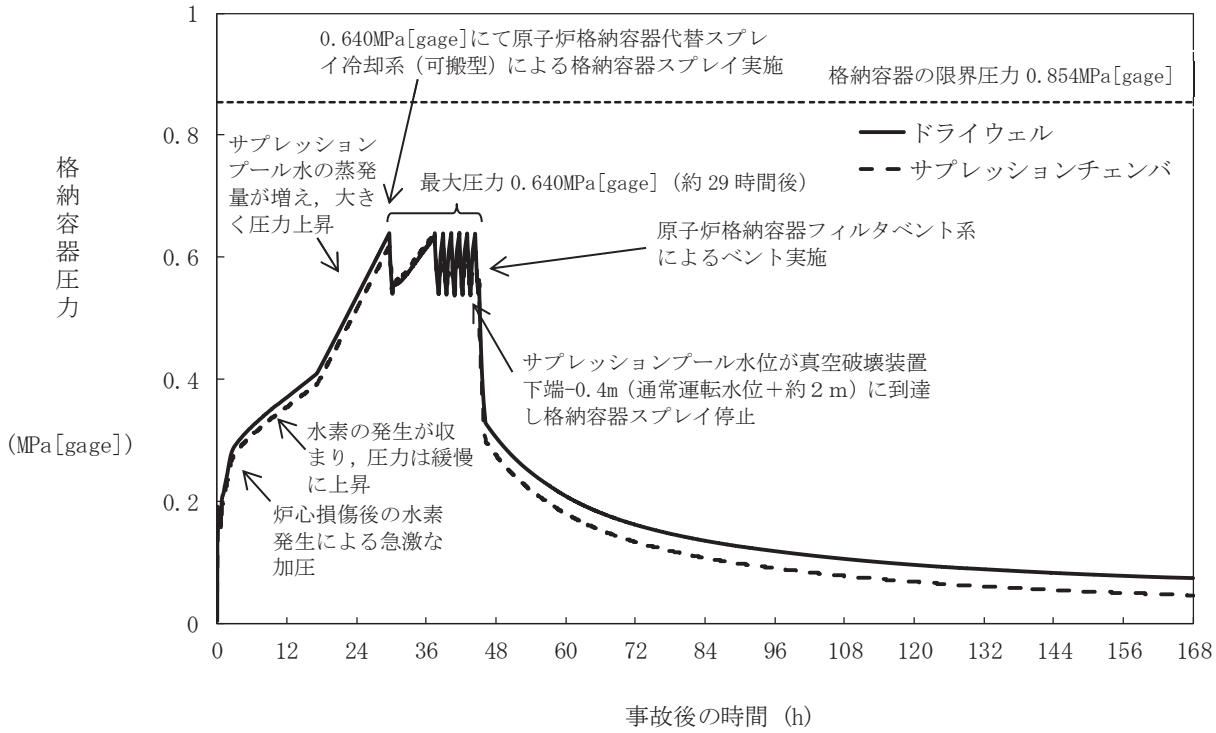
炉内内蔵量（TBq）	格納容器ベント時の大気中への放出量（TBq）	
	フィルタの効果を考慮しない場合	フィルタの効果を考慮する場合
約3.2×10^{5}	約8.0×10^{-1}	約8.0×10^{-4}



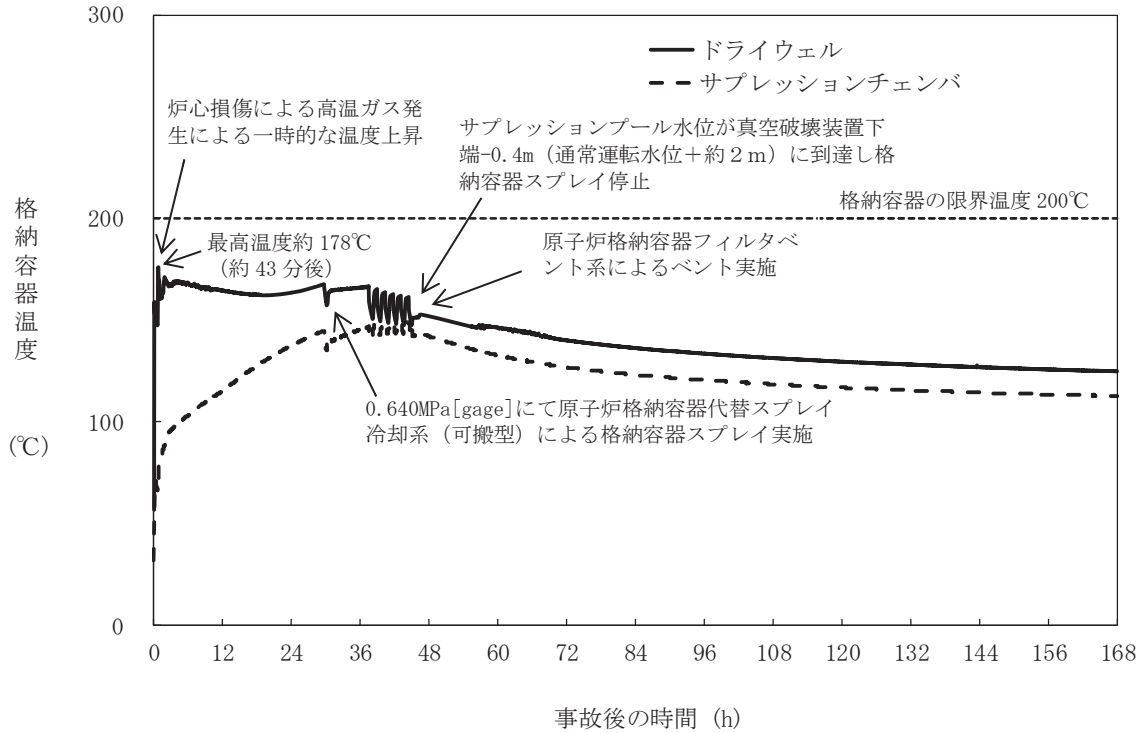
第 4.2.2-1 図　格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」時における対応手順概要



第 4.2.2-2 図　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）」時における系統概要図



第 4.2.2-3 図　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）」時における格納容器圧力の推移



第 4.2.2-4 図　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）」時における格納容器温度の推移

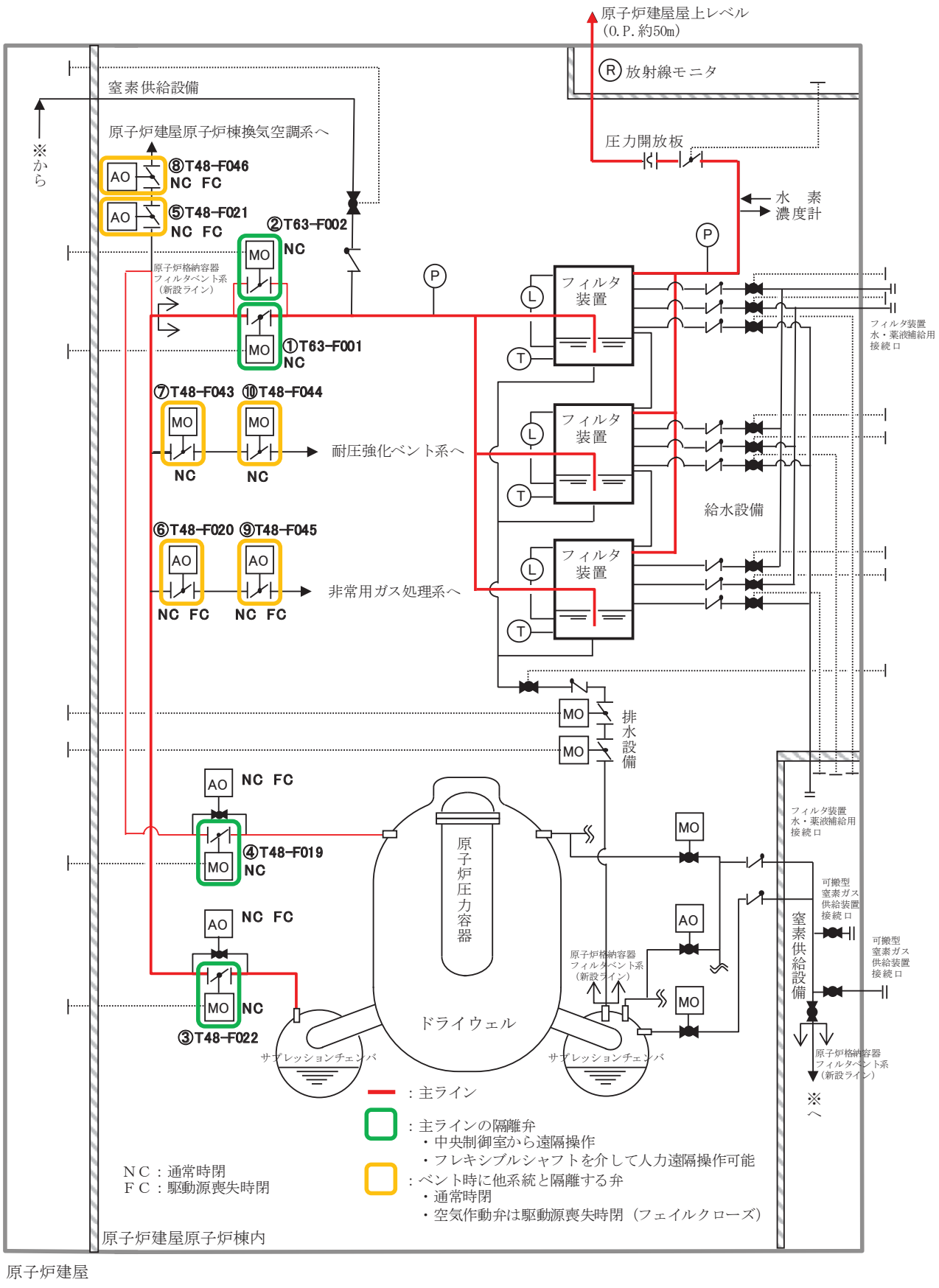
4.3 操作手順の概要（別紙 19，別紙 20，別紙 21，別紙 22）

ベントガスは，サプレッションチェンバからフィルタ装置を経由して放出する。これにより，フィルタ装置における放射性物質の低減効果に加えサプレッションチェンバのプール水におけるスクラビング効果を期待している。

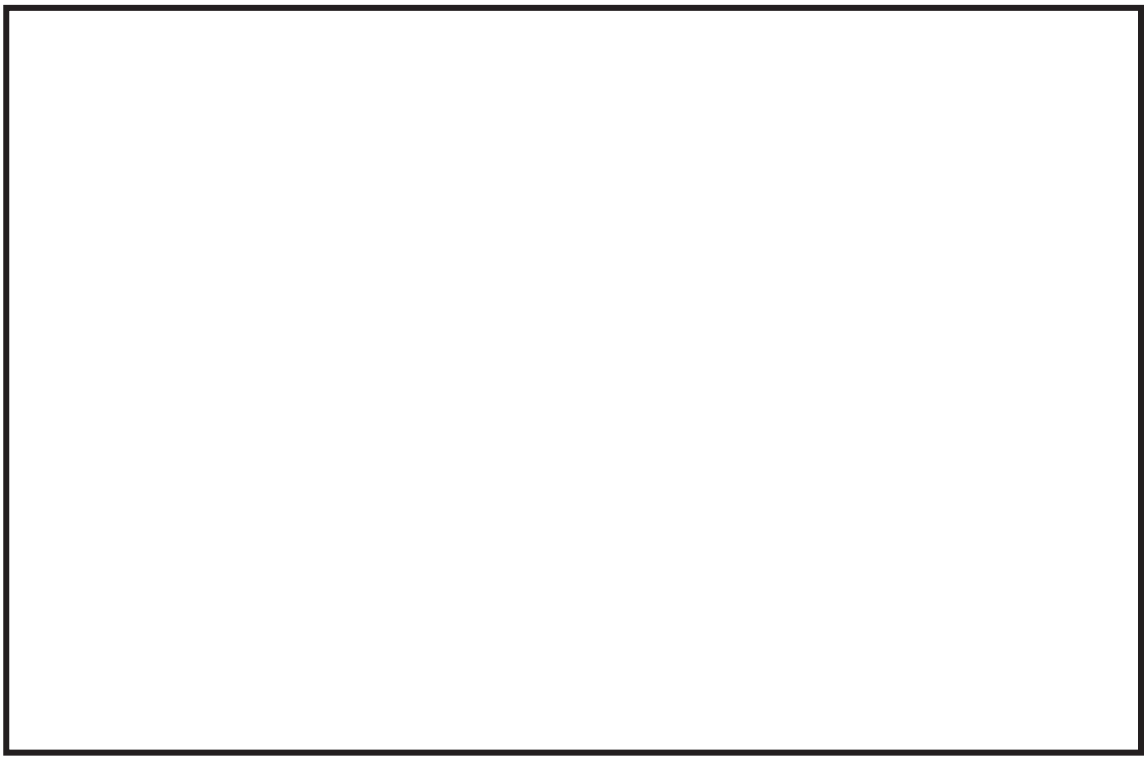
また，サプレッションチェンバからのベントラインが使用できない状況においては，ドライウェルからフィルタ装置を経由してベントガスを放出する。

ベントガスの放出経路を第 4.3-1 図に，また，中央制御室での操作場所を第 4.3-2 図に示す。

以下，操作手順の概要を示す。これら操作手順については，運転手順書へ記載する。



第 4.3-1 図　ベントガスの放出経路



第 4.3-2 図　原子炉格納容器フィルタベント系　中央制御室操作場所

(1)　原子炉格納容器フィルタベント系のベント準備及び実施の判断基準

ベント準備の判断基準を第 4.3-1 表に，ベント実施の判断基準を第 4.3-2 表に，格納容器内の水素爆発を防止するための水素及び酸素の排出に係る判断基準を第 4.3-3 表に示す。

第 4.3-1 表　ベント準備の判断基準

炉心状態	ベント準備判断基準
炉心損傷前	[ベント準備 1※1] 残留熱除去系による除熱機能喪失
	[ベント準備 2※1] 格納容器圧力 384kPa[gage]※2 (0.9Pd)到達
炉心損傷判断後※3	[ベント準備 1※1] 残留熱除去系による除熱機能喪失
	[ベント準備 2※1] ・格納容器圧力 640kPa[gage] ※2 (1.5Pd)到達 ・原子炉建屋内水素濃度 2.0vol%到達

※1：ベント準備 1 及びベント準備 2 の詳細な作業内容については第 4.3-5 表に記載
※2：確認不能の場合は，格納容器内雰囲気温度から格納容器圧力を推定
（飽和温度：約 150℃（0.9Pd 相当），約 167℃（1.5Pd 相当））

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

※3：格納容器内雰囲気放射線モニタの γ 線線量率が各種事故（原子炉冷却材喪失）相当の 10 倍を超過で判断。格納容器雰囲気放射線モニタが使用不能の場合においては，原子炉圧力容器表面温度 300℃以上で判断。

第 4.3-2 表　ベント実施の判断基準

炉心状態	実施判断基準
炉心損傷前	格納容器圧力 427kPa[gage]（1Pd）到達
炉心損傷判断後	外部水源注水量限界（サプレッションプール水位「通常運転水位＋約 2m」）到達

第 4.3-3 表　格納容器内の水素爆発防止に係る判断基準

格納容器内の水素及び酸素の排出（炉心損傷後）	
準備判断基準※4	格納容器内酸素濃度がドライ条件で 4.0vol％及びウェット条件で 1.5vol％に到達
実施判断基準※5	格納容器内酸素濃度がドライ条件で 4.3vol％及びウェット条件で 1.5vol％に到達

※4　準備判断後に実施する作業は，「第 4.3-5 表　ベント準備 2」と同様
※5　実施判断後に実施する作業は，「(2)c.(b)　ベント操作」と同様

さらに，炉心損傷後の重大事故等対処設備の機能喪失を仮定した場合のベント実施判断基準を第 4.3-4 表に示す。

第 4.3-4 表　炉心損傷後の重大事故等対処設備の機能喪失を仮定した場合のベント実施判断基準

目的	実施判断基準
格納容器破損の緩和	格納容器代替スプレイに失敗した場合（1.5Pd 以下維持不可）
	原子炉建屋内水素濃度 2.3vol％到達
大気へ放出される放射性物質の総量の低減	格納容器雰囲気温度 200℃以上において温度上昇が継続している場合
	可搬型モニタリングポスト（使用可能な場合はモニタリングポスト）指示値の急激な上昇
	原子炉建屋内の放射線モニタ指示値の急激な上昇

(2) 原子炉格納容器フィルタベント系の運用

a. 系統待機時の確認パラメータ

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，第 4.3-5 表のパラメータを中央制御室及び緊急時対策所にて確認する。

第 4.3-5 表　原子炉格納容器フィルタベント系待機状態確認パラメータ

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。
フィルタ装置入口圧力	圧力が正圧であること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。
フィルタ装置出口圧力	

b. ベント準備

(a) ベント準備判断

ベント準備判断は，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，第 4.3-1 表に示すベント準備判断基準により行う。

(b) ベント準備事項

ベント準備判断により，第 4.3-6 表に示すベント準備を行う。

第 4.3-6 表　ベント準備事項及び作業内容

区分	ベント準備事項	作業内容	ベント実施後に繰り延べ可能な作業
ベント準備１	可搬型窒素ガス供給装置※6の準備	ベント停止操作にあたり，格納容器及び原子炉格納容器フィルタベント系統内を掃気し不活性化を行うことを目的に，可搬型窒素ガス供給装置を準備する。	○
ベント準備２	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。（第 4.3-1 図①～④）	―
	他系統との隔離	ベント操作前に，中央制御室にて他系統（原子炉建屋原子炉棟換気空調系，非常用ガス処理系及び耐圧強化ベント系）と隔離する弁が全閉となっていることを確認する。（第 4.3-1 図⑤～⑩）	―
	「FCVS ベントライン隔離弁」の開操作	ベント実施判断後に速やかにベントを開始できるよう，ベントを行うために開操作が必要な隔離弁 2 弁のうち，「FCVS ベントライン隔離弁」を開操作する。（第 4.3-1 図①又は②）	―

※6：可搬型窒素ガス供給装置の準備は，大容量送水ポンプ（タイプⅠ）及び原子炉補機代替冷却水系の設置完了後に実施する

(c)　ベント準備作業の考え方

a)　ベント準備１

ベント準備１は可搬型窒素ガス供給装置の準備時間を考慮し，残留熱除去系による除熱機能喪失により準備作業を開始する。これはベントを停止する際に格納容器及び原子炉格納容器フィルタベント系統内の掃気及び不活性化を行う必要があることから，ベント実施判断を行う外部水源注水量限界到達前までに可搬型窒素ガス供給装置の設置作業を完了させるためである。

なお，格納容器からの異常漏えいを検知した場合等，速やかにベントを実施する必要が生じた際には，ベント実施を優先し，ベント準備１はプルーム通過後に行う。

原子炉格納容器フィルタベント系に関連する可搬型設備については可搬型窒素ガス供給装置のほか，フィルタ装置への水補給に使用する大容量送水ポ

ンプ（タイプⅠ）及びフィルタ装置への薬液補給に使用する薬液補給装置がある。これら可搬型設備の準備の考え方については以下のとおりである。

・ 大容量送水ポンプ（タイプⅠ）（フィルタ装置への水補給）

フィルタ装置への水補給が必要となるのは，有効性評価における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）」においても事象発生後７日後以降であり，時間余裕があることから大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は，ベント開始前に準備する必要はない。

なお，フィルタ装置への水補給に使用する大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は，原子炉格納容器代替スプレイ冷却系等と兼用のため，他用途のために準備されている場合がある。

・ 薬液補給装置（フィルタ装置への薬液補給）

フィルタ装置への薬液補給は，フィルタ装置への水補給と同時に実施することとしており，フィルタ装置への水補給準備と同様に時間余裕があることからベント開始前に準備する必要はない。

b） ベント準備２

ベント準備２は格納容器圧力が 640kPa[gage]（1.5Pd）（炉心損傷前においては 384kPa[gage]（0.9Pd））に到達した時点で開始する。これは，ベント実施判断を行うタイミング（炉心損傷前：格納容器圧力 427kPa[gage]到達，炉心損傷後：外部水源注水量限界（サプレッションプール水位「通常運転水位＋約 2m」）到達）までにベント準備を完了させるためである。

c. ベント実施

(a) ベント実施判断

ベント実施判断は，第 4.3-2 表に示すベント実施判断基準により行い，ベント実施判断後，炉心損傷前は格納容器圧力が 427kPa[gage]（1Pd）到達時点でベント操作を開始し，炉心損傷後においては外部水源注水量限界（サプレ

ッションプール水位「通常運転水位＋約 2m」）到達時点でベント操作を開始する。

なお，炉心損傷後においては，外部水源注水量限界（サプレッションプール水位「通常運転水位＋約 2m」）到達までにプルーム通過に備えた作業を実施し，ベント実施判断後速やかにベントを開始する運用としている。

(b)　ベント操作

FCVS ベントライン隔離弁の開操作については，ベント準備作業として操作完了していることから，ベント操作は，S/C ベント用出口隔離弁又は D/W ベント用出口隔離弁を開操作し，ベントを開始する。

この操作順序は，ベント開始までの間，格納容器内の放射性物質を含むガスを閉じ込める範囲が拡大することを防止し，ベント開始直前まで格納容器内にガスを閉じ込めておくことを目的としている。

具体的な弁の操作順序を以下に示す。

【操作対象弁（サプレッションチェンバからのベント時)】

ⅰ．FCVS ベントライン隔離弁　（第 4.3-1 図　①又は②）

（ベント準備作業として開操作完了）

ⅱ．S/C ベント用出口隔離弁　（第 4.3-1 図　③）

【操作対象弁（ドライウェルからのベント時)】

ⅰ．FCVS ベントライン隔離弁　（第 4.3-1 図　①又は②）

（ベント準備作業として開操作完了）

ⅱ．D/W ベント用出口隔離弁　（第 4.3-1 図　④）

(c)　ベント開始時の確認パラメータ

ベントが開始されたことを，第 4.3-7 表のパラメータを中央制御室及び緊急時対策所にて確認する。

第 4.3-7 表　ベント開始時確認パラメータ

確認項目	確認目的
格納容器圧力	指示値の低下により，ベントが開始されたことを確認する。
フィルタ装置入口圧力	指示値の上昇により，ベントが開始されたことを確認する。
フィルタ装置出口圧力	
フィルタ装置水温度	
フィルタ装置出口放射線モニタ	

(d)　ベント放出経路の優先順位

原子炉格納容器フィルタベント系によるベントは，フィルタ装置による放射性物質の低減効果に加え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効果を期待し，サプレッションチェンバ側からのベントを基本とする。

万一，サプレッションチェンバ側からのベント開始を確認できない場合は，サプレッションチェンバ側からのベント機能喪失を判断後，ドライウェル側からのベントを実施する。この際，サプレッションチェンバ側の隔離操作よりもドライウェル側からのベント開始を優先し，格納容器除熱機能の確保を図る。

なお，炉心損傷前のベントに限り，原子炉格納容器フィルタベント系が使用できない場合に耐圧強化ベント系によるベントを実施する。

(e)　ベント実施判断の考え方

炉心損傷前は，格納容器圧力が最高使用圧力 427kPa[gage](1Pd)に到達した時点でベント実施を判断する。これは格納容器代替スプレイによる格納容器冷却操作とともに，格納容器除熱機能の復旧時間及び追加放出された希ガスの減衰時間を確保することを目的としている。

炉心損傷と判断した場合には，外部水源注水量限界（サプレッションプール水位「通常運転水位＋約 2m」）に到達した時点でベント実施を判断する。これは人力による隔離弁の操作時間を考慮しても，格納容器圧力

854kPa[gage](2Pd)到達までにベント操作を完了することを目的としている。また，炉心損傷後は格納容器内に放出された希ガスの減衰のため，できる限り格納容器内に保持することを基本としており，この間，代替設備による除熱，故障設備の復旧に努めるが，格納容器限界圧力 854kPa[gage](2Pd)に到達するような状況においては，格納容器の破損により公衆及び環境への影響が過大にならないことを目的としてベントを実施する。

なお，ベント実施判断は発電所対策本部長が行う。

重大事故等対処設備の機能喪失を仮定した場合におけるベント実施基準（格納容器スプレイに失敗した場合，格納容器内雰囲気温度が 200℃に到達した場合及び格納容器からの異常な漏えいが確認された場合）の考え方を以下に示す。

ⅰ　格納容器代替スプレイに失敗した場合

格納容器代替スプレイは，格納容器圧力が 640kPa[gage](1.5Pd)に到達した時点で開始する。万一，格納容器代替スプレイに失敗した場合は，人力によるベント操作を考慮しても，格納容器限界圧力 2Pd 到達までにベントを実施できるよう，速やかにベント実施を判断する。

ⅱ　格納容器内雰囲気温度が 200℃以上となった場合

格納容器への十分な注水等ができない場合，格納容器内雰囲気が過熱状態になり，格納容器は限界圧力を下回る 854kPa[gage] (2Pd)に達する前に 200℃に達し，いずれは過温破損に至ることが考えられる。この場合，格納容器ベントを実施することによって過温破損を防止できないが，フィルタ装置を介した放出経路を形成し，大気への放射性物質の放出を極力低減するためのベントを実施する。

iii　格納容器からの異常な漏えいが確認された場合

炉心損傷後のベントにおいては，外部水源注水量限界（サプレッションプール水位「通常運転水位＋約 2m)」到達前であっても，格納容器から原子炉建屋への異常漏えいの徴候が見られた場合には，格納容器圧力を低下させることで漏えい箇所からの漏えい量を低減させることが可能と考えられることから，フィルタ装置を介さない大気への放射性物質の放出を極力低減すること及び原子炉建屋の水素爆発防止を目的としてベント実施を判断する。

なお，格納容器からの異常漏えいは，可搬型モニタリングポスト（使用可能な場合はモニタリングポスト)，原子炉建屋内の放射線モニタ及び原子炉建屋内水素濃度等により判断する。

d.　ベント継続中の対応

(a)　ベント継続時の確認パラメータ

ベント継続時は，第 4.3-8 表のパラメータを中央制御室，中央制御室待避所及び緊急時対策所にて確認する。

第 4.3-8 表　ベント継続時確認パラメータ

確認項目	確認目的
格納容器圧力	指示値の変動を監視し，ベントの継続状況を確認する。
格納容器温度	
圧力抑制室水位	
格納容器内水素濃度	
格納容器内酸素濃度	
フィルタ装置入口圧力	
フィルタ装置出口圧力	
フィルタ装置水温度	
フィルタ装置出口放射線モニタ	
フィルタ装置水位	フィルタ装置水位が運転範囲内にあることを確認する。また，蒸発による水位低下時においては，水の補給を行う。

(b)　ベント継続の考え方

原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器ベントは，最終ヒートシンクへの熱輸送として行うため，格納容器除熱機能等が復旧するまで継続する。

また，ベント継続中においては，格納容器の負圧破損防止の観点から，格納容器スプレイ操作は実施しないものとする。

(c)　ベント継続中の作業

フィルタ装置内で捕集した放射性物質の放熱により，フィルタ装置水位が「□mm（通常水位）」を下回り「□mm（許容最小水量）」に到達する前に，水及び薬液を外部接続口からフィルタ装置へ補給する。

具体的には，フィルタ装置水位が□mm※7まで低下した場合に水補給を開始し，通常水位まで回復した時点で停止する手順としている。フィルタ装置水位は運転員が中央制御室制御盤にて継続的に監視を行い水位を適切に管理する。

なお，運転員によるフィルタ装置水位の監視の補助として水位の低下を示す警報（設定値：□mm※8）を中央制御室制御盤に設置する。

ベント継続中のフィルタ装置への水補給作業については，ベント開始後7日間は不要であり，以降，適宜補給を実施することとしている。また，水補給作業に合わせて薬液補給を行うこととしている。

※7 フィルタ装置への水補給作業時間を考慮しても水位の低下を示す警報が発生しない値として設定

※8 許容最小水量（ベンチュリノズルの頂部高さ）に余裕を考慮し設定

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

e.　ベント停止

(a)　ベント停止時の確認パラメータ

ベント停止時は，第 4.3-9 表のパラメータ等により，ベント停止が可能であることを中央制御室及び緊急時対策所にて確認し，ベントを停止する。

第 4.3-9 表　ベント停止時確認パラメータ

確認項目	確認目的
格納容器圧力	設備の復旧状況及び各指示値により，ベント停止の可否を確認する。
格納容器温度	
格納容器内水素濃度	
格納容器内酸素濃度	
フィルタ装置出口水素濃度	

(b)　ベント停止の考え方

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ことで，格納容器温度及び圧力が低下し始めるが，下記の条件を満足することにより，格納容器からの除熱を長期にわたり維持することが可能※9となった場合，ベントを停止することを基本として，その他の要因を考慮した上で総合的に判断し，適切に対応する。

なお，ベント停止判断は発電所対策本部長が行う。

・残留熱除去系又は代替循環冷却系による格納容器除熱機能確保※10

・格納容器内の水素及び酸素濃度測定が可能

・可搬型窒素ガス供給装置を用いた格納容器内への窒素注入が可能

なお，ベント停止前には，第 4.3-3 図に示すとおり，可搬型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水蒸気を掃気し，不活性化する。(第 4.3-3 図　①～③)

※9　「格納容器からの除熱を長期にわたり維持することが可能」とは，格納容器ベント停止後の崩壊熱が除去可能であることにより確認する。原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）を用いた残留熱除去系によ

る格納容器除熱は設計基準事故対処設備として使用する。原子炉補機代替冷却水系で使用する熱交換器ユニットの設計熱交換量は約 20MW であり，これは約 24 時間後の格納容器の除熱効果が確認されている熱交換量である。有効性評価シナリオ「崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)」では，原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系による事象発生約 24 時間後からの格納容器除熱効果を示している。また，「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」では，代替循環冷却系を用いた事象発生約 24 時間後からの格納容器除熱効果を示している。

※10　「格納容器除熱機能確保」とは，残留熱除去系の場合は残留熱除去系ポンプを起動し系統流量が確保されること及び原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）又は原子炉補機代替冷却水系を用いて残留熱除去系熱交換器に冷却水が供給されていることにより判断する。代替循環冷却系の場合は代替循環冷却系ポンプを起動し，原子炉への注水等により系統流量が確保されること及び原子炉補機代替冷却水系を用いて代替循環冷却系で使用する残留熱除去系熱交換器に冷却水が供給されていることにより判断する。

(c)　ベント停止操作

原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器ベントの停止操作は，格納容器除熱機能が 1 系統のみ使用可能な場合は,S/C ベント用出口隔離弁又は D/W ベント用出口隔離弁を中央制御室からの遠隔操作又は原子炉建屋内の原子炉棟外からの遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作にて「全閉」する。(第 4.3-1 図　③又は④)

S/C ベント用出口隔離弁又は D/W ベント用出口隔離弁を「全閉」した後も継続して可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器フィルタベント系の掃気を行う。(第 4.3-3 図　④,⑤)

【操作対象弁（サプレッションチェンバからのベント時)】

・　S/C ベント用出口隔離弁　　(第 4.3-1 図　③)

【操作対象弁（ドライウェルからのベント時)】

・　D/W ベント用出口隔離弁　　(第 4.3-1 図　④)

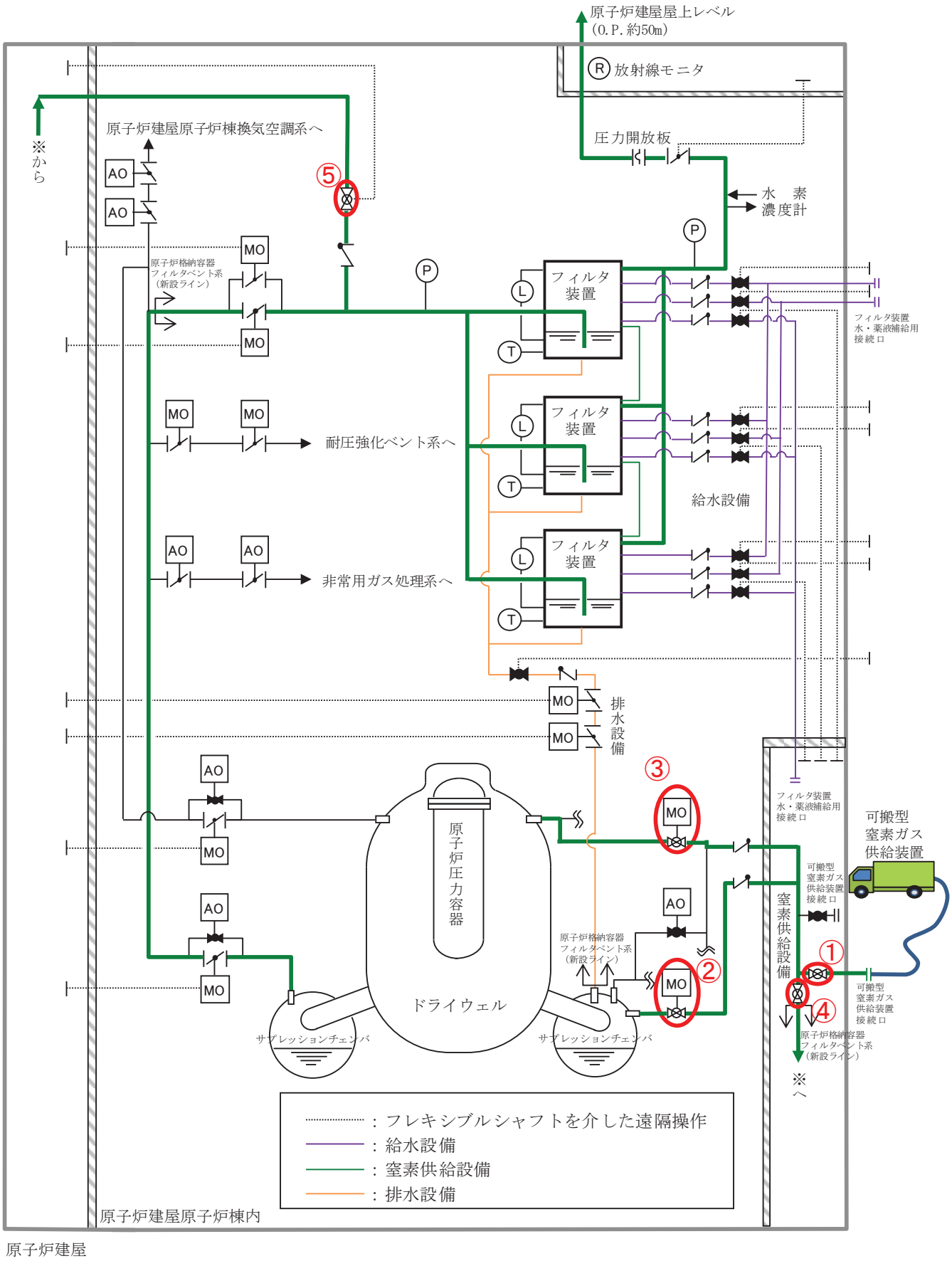
以降，格納容器除熱機能が更に 1 系統使用可能となり，より安定的な状態になった場合には,FCVS ベントライン隔離弁を中央制御室からの遠隔操作又は原

子炉建屋内の原子炉棟外からの遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作にて「全閉」する。（第 4.3-1 図　①又は②）

FCVS ベントライン隔離弁を「全閉」した後も継続して可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器フィルタベント系の掃気を行う。（第 4.3-3 図　④,⑤）

【操作対象弁】

・　FCVS ベントライン隔離弁　（第 4.3-1 図　①又は②）



第 4.3-3 図　窒素供給の系統概要図

f.　ベント停止後の対応

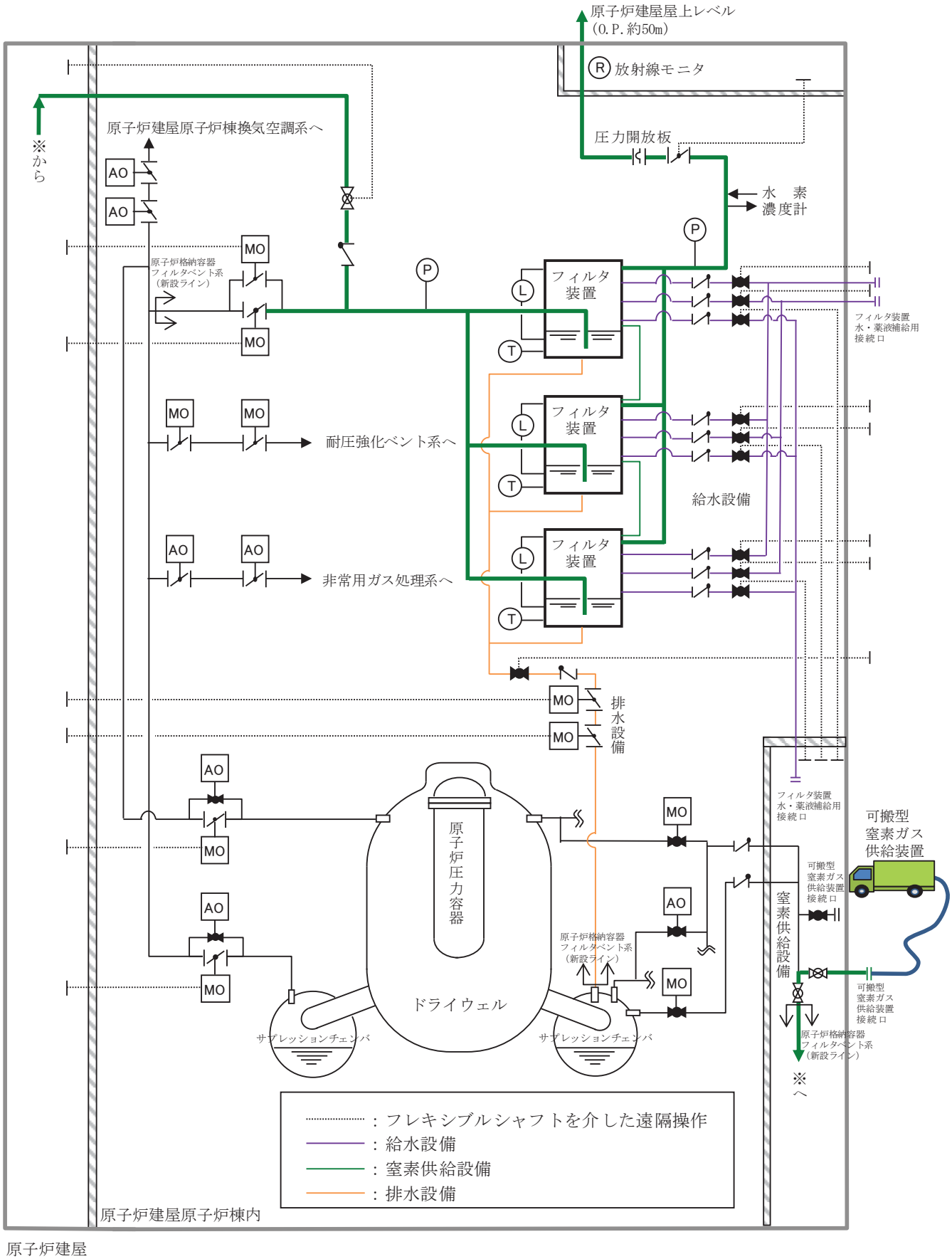
ベント停止後は，第 4.3-4 図に示すとおり，可搬型窒素ガス供給装置により原子炉格納容器フィルタベント系へ窒素を供給し，フィルタ装置内で水の放射線分解によって発生する水素を掃気することにより系統内の水素濃度を可燃限界未満に維持する。

系統内に窒素を連続的に供給することで，フィルタ装置出口側への流れが形成されるため，フィルタ装置の上流配管，フィルタ装置内及びフィルタ装置出口側の水素が滞留することはなく，スクラバ水の放射線分解により発生した水素も放出口から掃気される。

なお，ベント停止後は，第 4.3-10 表のパラメータを確認する。

第 4.3-10 表　ベント停止後確認パラメータ

確認項目	確認目的
格納容器圧力	ベント停止後の格納容器パラメータに異常がないことを確認する。
格納容器温度	
格納容器内水素濃度	
格納容器内酸素濃度	
フィルタ装置入口圧力	系統が過圧されていないこと又は負圧となっていないことを監視する。
フィルタ装置出口圧力	
フィルタ装置水位	フィルタ装置水位が運転範囲内にあることを確認する。また，蒸発による水位低下時においては，水の補給の必要性の判断を行う。
フィルタ装置水温度	ベント停止後にフィルタ装置水温に異常な上昇がないことを監視する。
フィルタ装置出口水素濃度	系統内での水素の発生の有無を監視する。
フィルタ装置出口放射線モニタ	指示値が安定していることを監視する。



第 4.3-4 図　ベント停止後の窒素供給の系統概要図

4.4 現場における隔離弁等の操作（別紙 28）

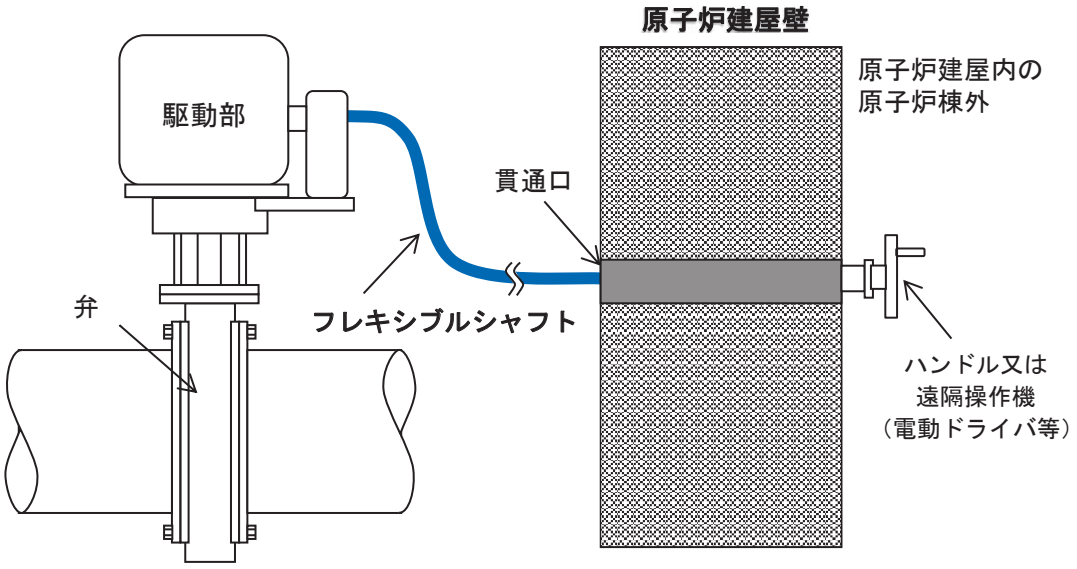
ベントに関連する現場操作の概要を以下に示す。

4.4.1 隔離弁手動操作

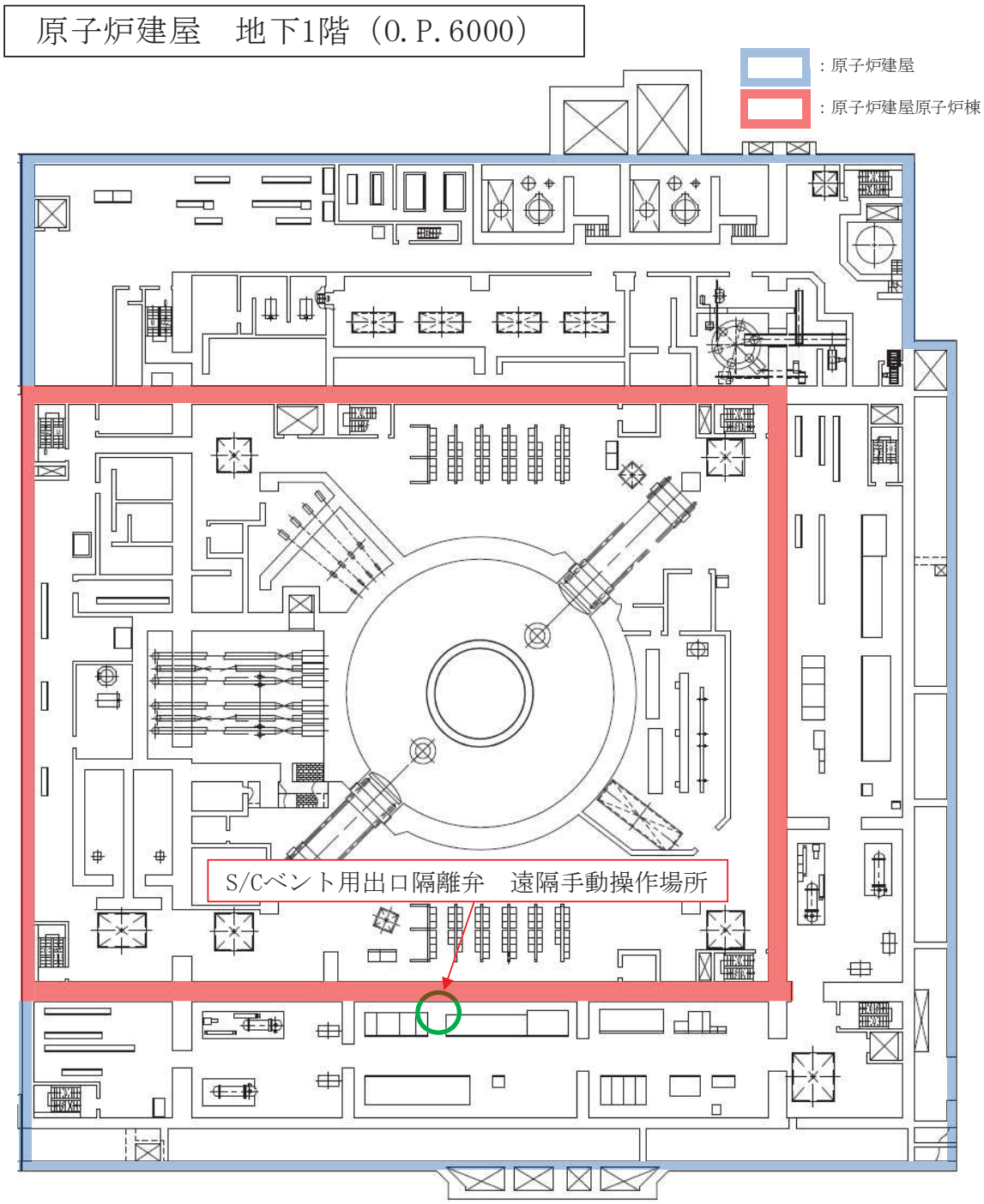
ベントに必要な隔離弁は，全交流動力電源喪失時に重大事故等に対処するための電源より受電し，中央制御室から遠隔操作する。万一，全ての電源が喪失し，ベントに必要な弁の操作が中央制御室からできない場合には，原子炉建屋内の原子炉棟外から遠隔手動弁操作設備を用いて人力にて弁を操作する。遠隔手動弁操作設備の模式図を第 4.4.1-1 図に示す。

また，第 4.3-1 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，S/C ベント用出口隔離弁の遠隔手動操作場所を第 4.4.1-2 図に，D/W ベント用出口隔離弁及び FCVS ベントライン隔離弁の遠隔手動操作場所を第 4.4.1-3 図に示す（別紙 19）。

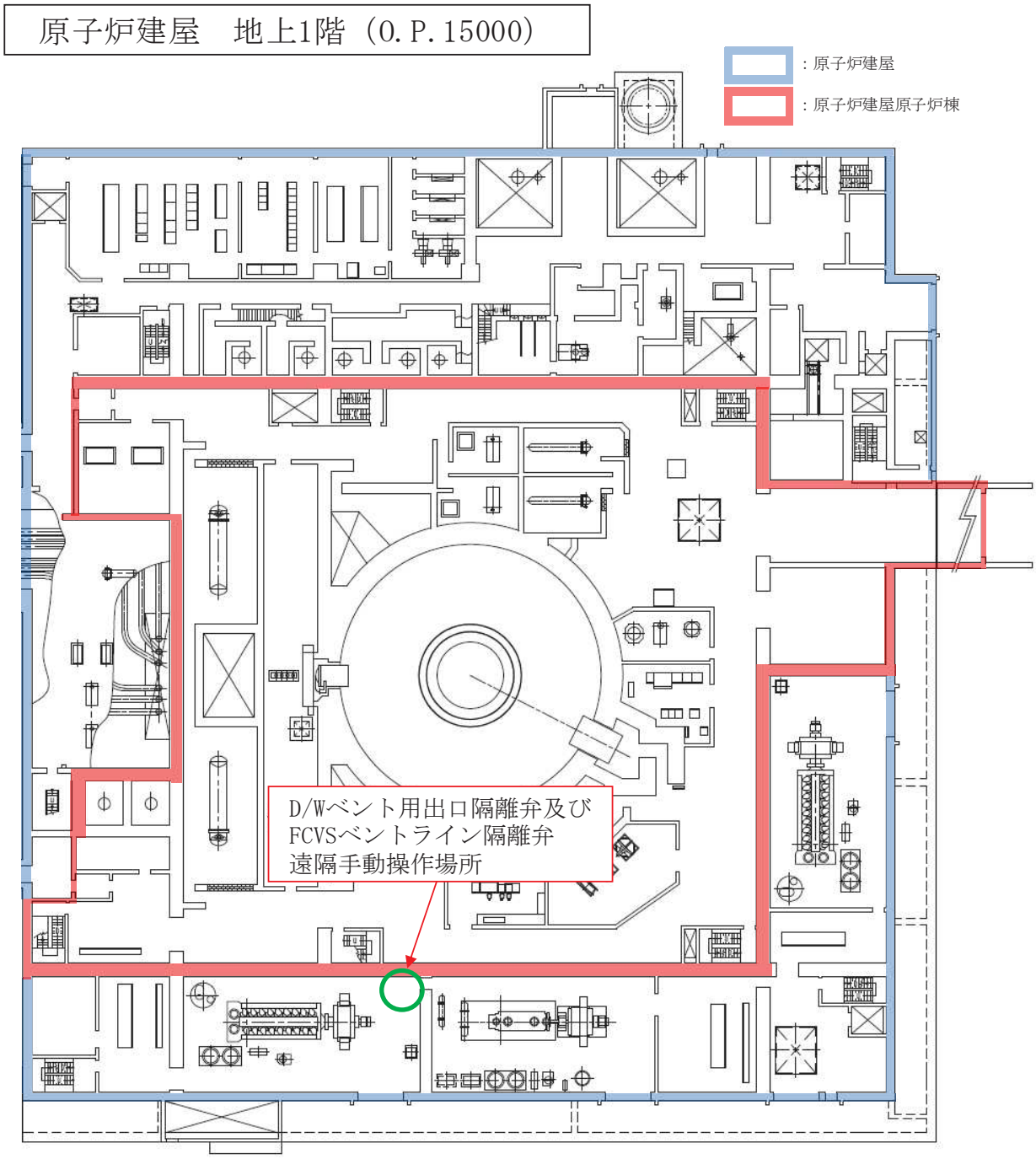
炉心の著しい損傷時においても，現場において，人力で隔離弁の操作ができるよう，ベント実施時に操作する隔離弁のうち，操作することでベント開始となる格納容器側隔離弁（S/C ベント用出口隔離弁及び D/W ベント用出口隔離弁）の遠隔弁手動操作場所については，放射線防護対策として遮蔽を設置する設計とする。



第 4.4.1-1 図　遠隔手動弁操作設備の模式図



第 4.4.1-2 図　S/C ベント用出口隔離弁　遠隔手動操作場所



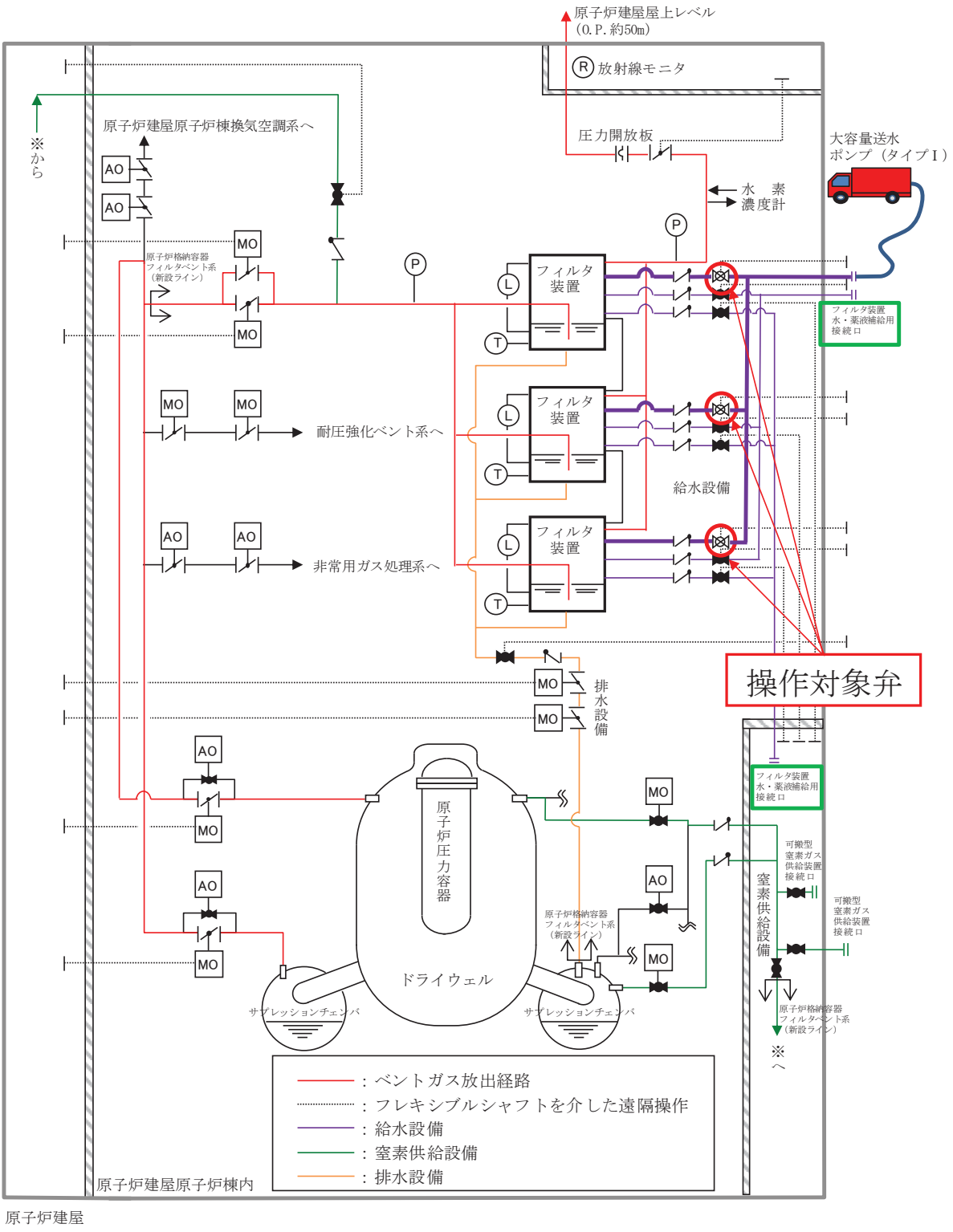
第 4.4.1-3 図　D/W ベント用出口隔離弁及び FCVS ベントライン隔離弁　遠隔手動操作場所

4.4.2　フィルタ装置への水等の補給

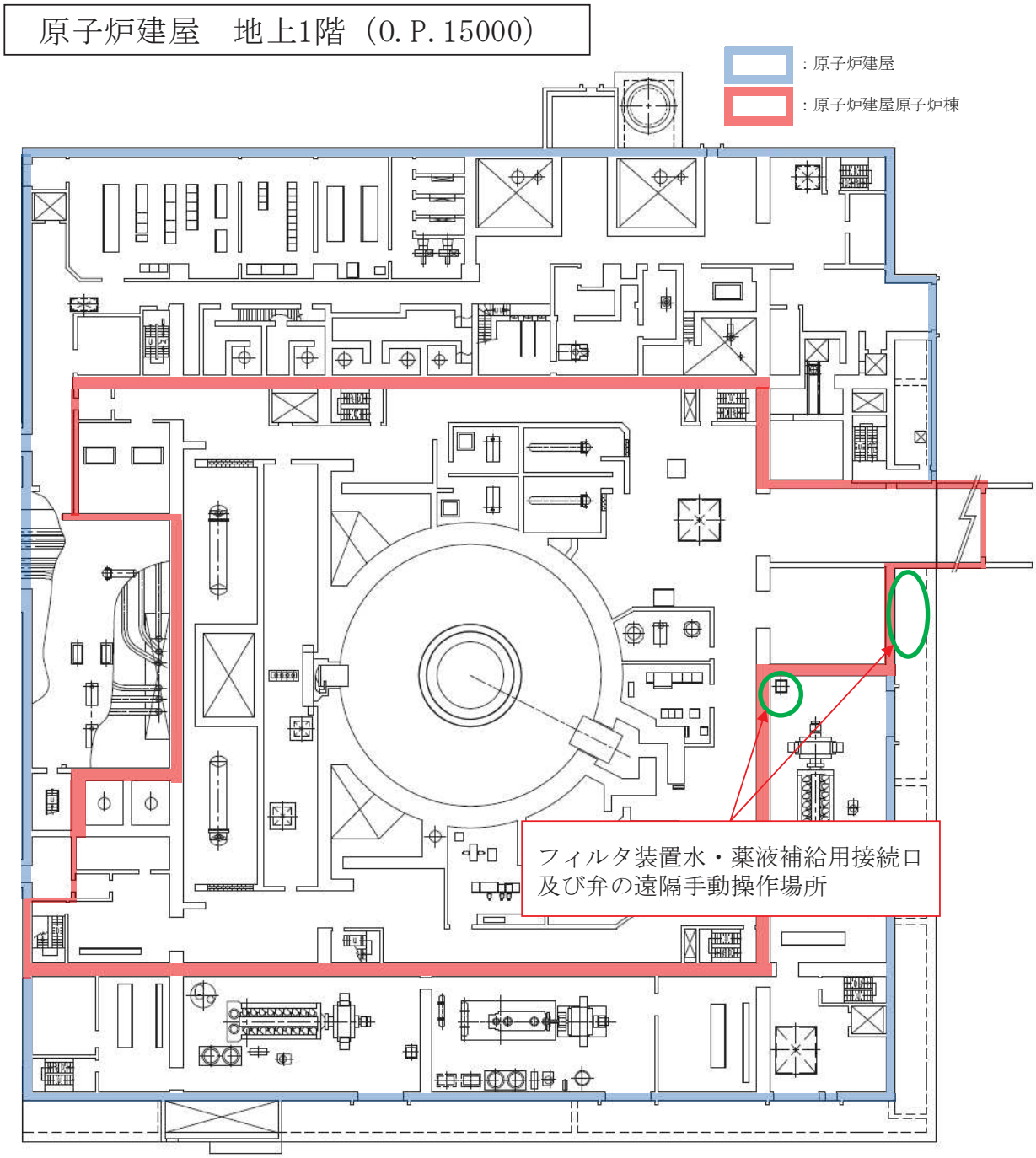
屋外又は原子炉建屋内の原子炉棟外に設置する接続口に大容量送水ポンプ（タイプⅠ）を接続し，フィルタ装置内に水を補給する。水の補給に使用する配管に設置する弁は，原子炉建屋内の原子炉棟外から遠隔手動弁操作設備を用いて人力にて操作を行う。

なお，フィルタ装置に薬液を補給する場合は，薬液補給装置を接続し，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 4.4.2-1 図に，フィルタ装置水・薬液補給用接続口及び弁の遠隔手動操作場所を第 4.4.2-2 図に示す。



第 4.4.2-1 図　給水時の系統概要図

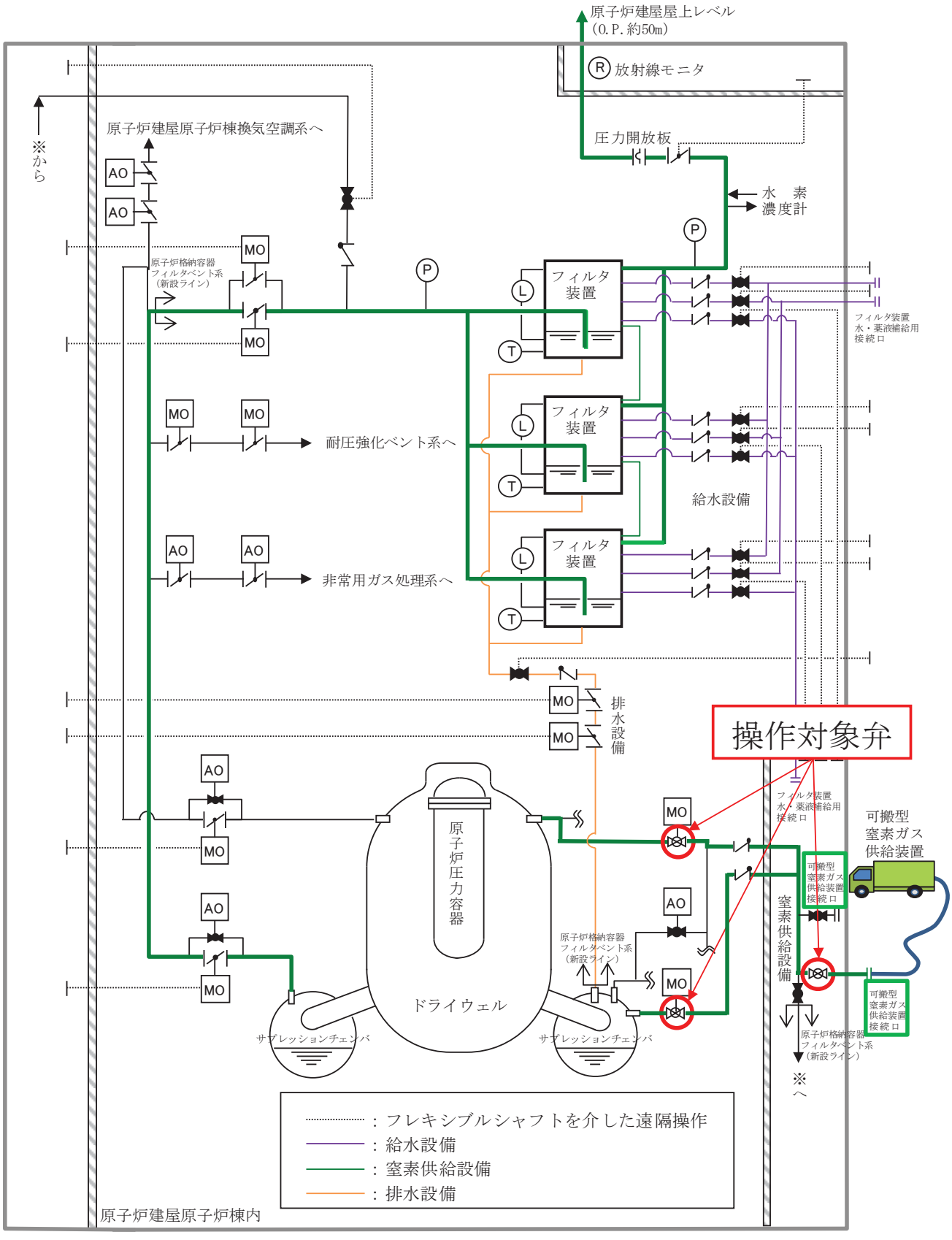


第 4.4.2-2 図　フィルタ装置水・薬液補給用接続口及び弁の遠隔手動操作場所

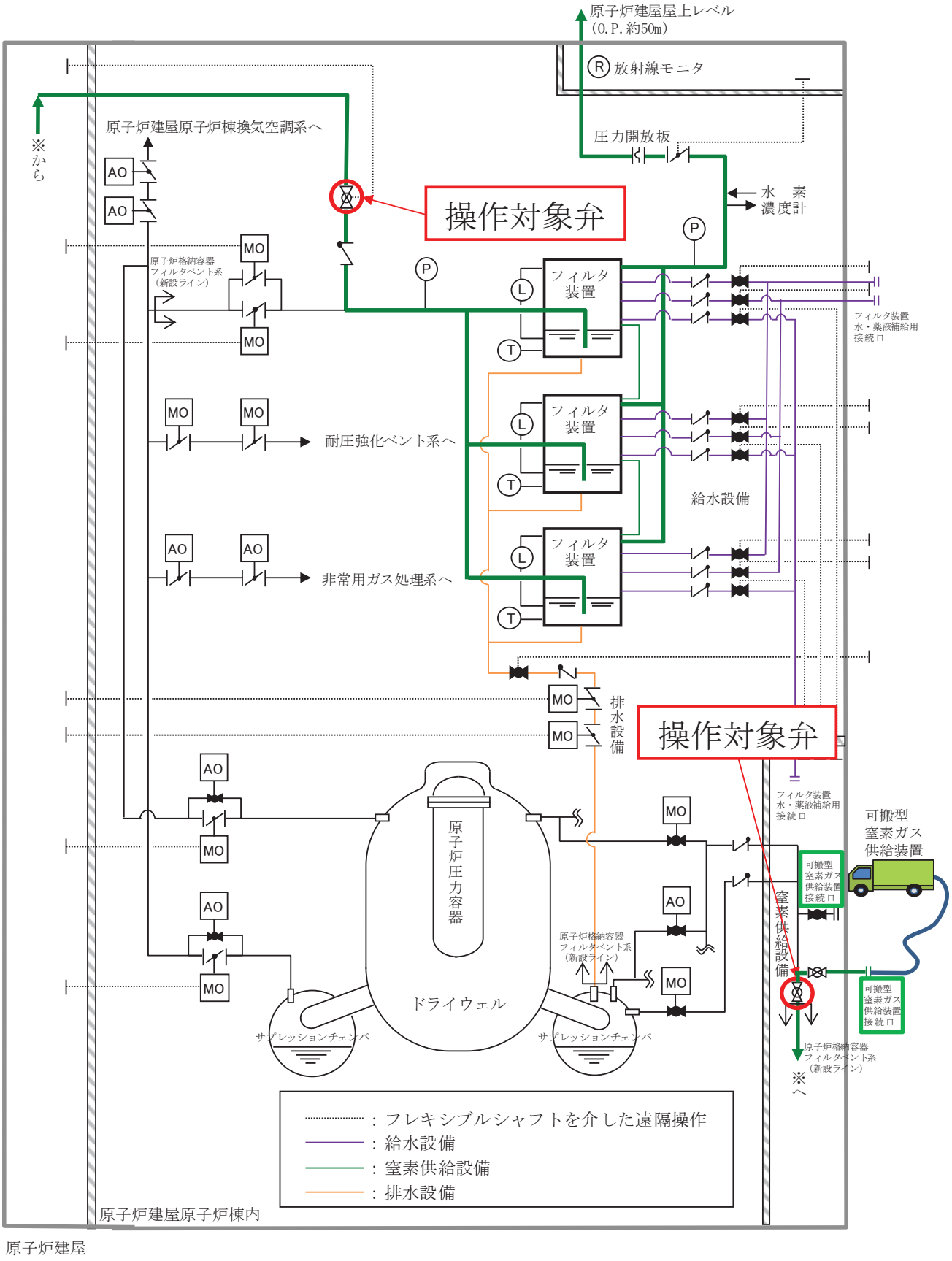
4.4.3　系統への窒素の供給

屋外及び原子炉建屋内の原子炉棟外に設置する接続口に可搬型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，原子炉建屋内の原子炉棟外から操作を行う。

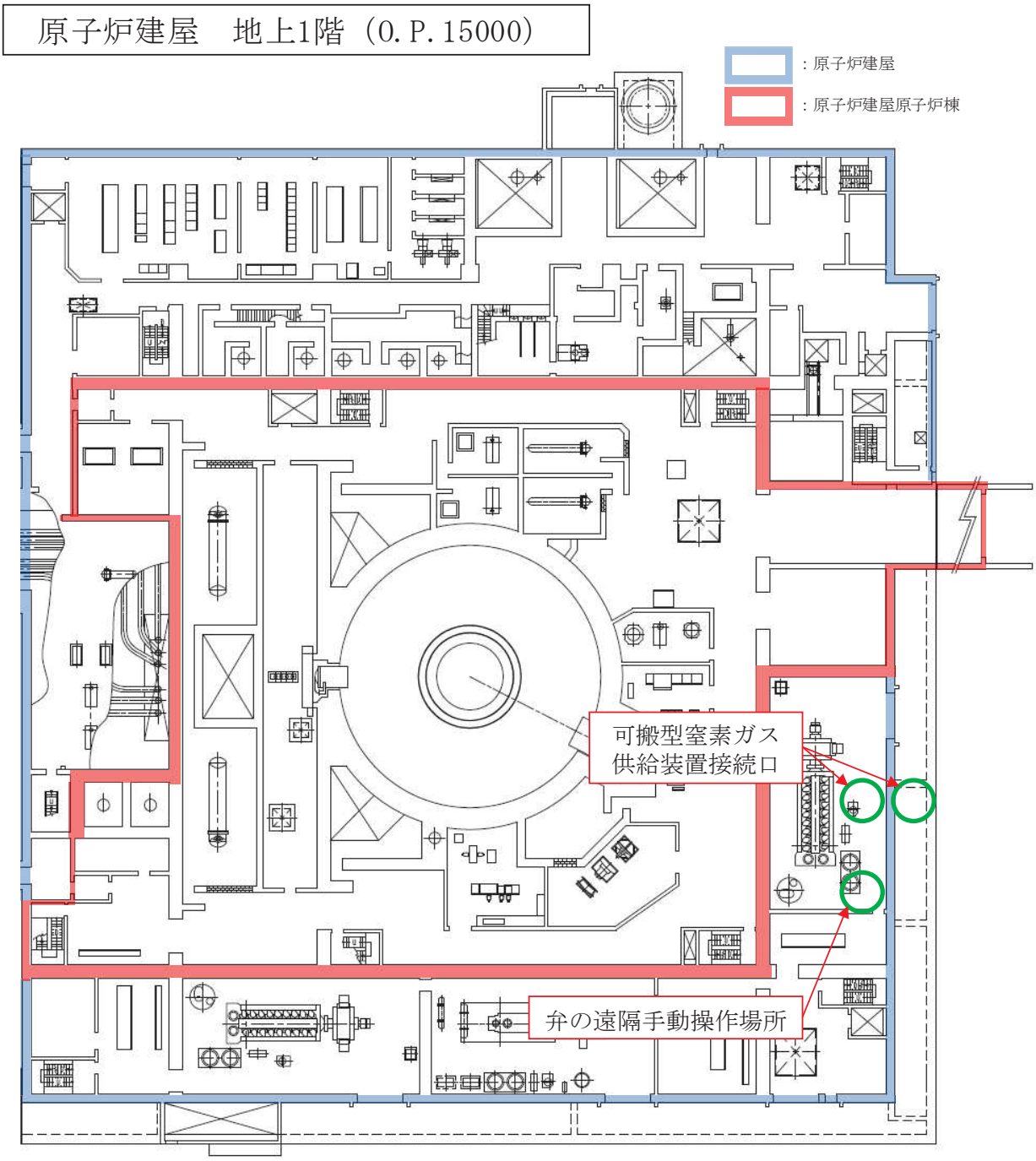
ベント停止前の窒素供給の系統概要図を第 4.4.3-1 図に，ベント停止後の窒素供給の系統概要図を第 4.4.3-2 図に，可搬型窒素ガス供給装置接続口及び弁の遠隔手動操作場所を第 4.4.3-3 図に示す。



第 4.4.3-1 図　ベント停止前の窒素供給の系統概要図



第 4.4.3-2 図　ベント停止後の窒素供給の系統概要図



第 4.4.3-3 図　可搬型窒素ガス供給装置接続口及び弁の遠隔手動操作場所

4.4.4　排水操作

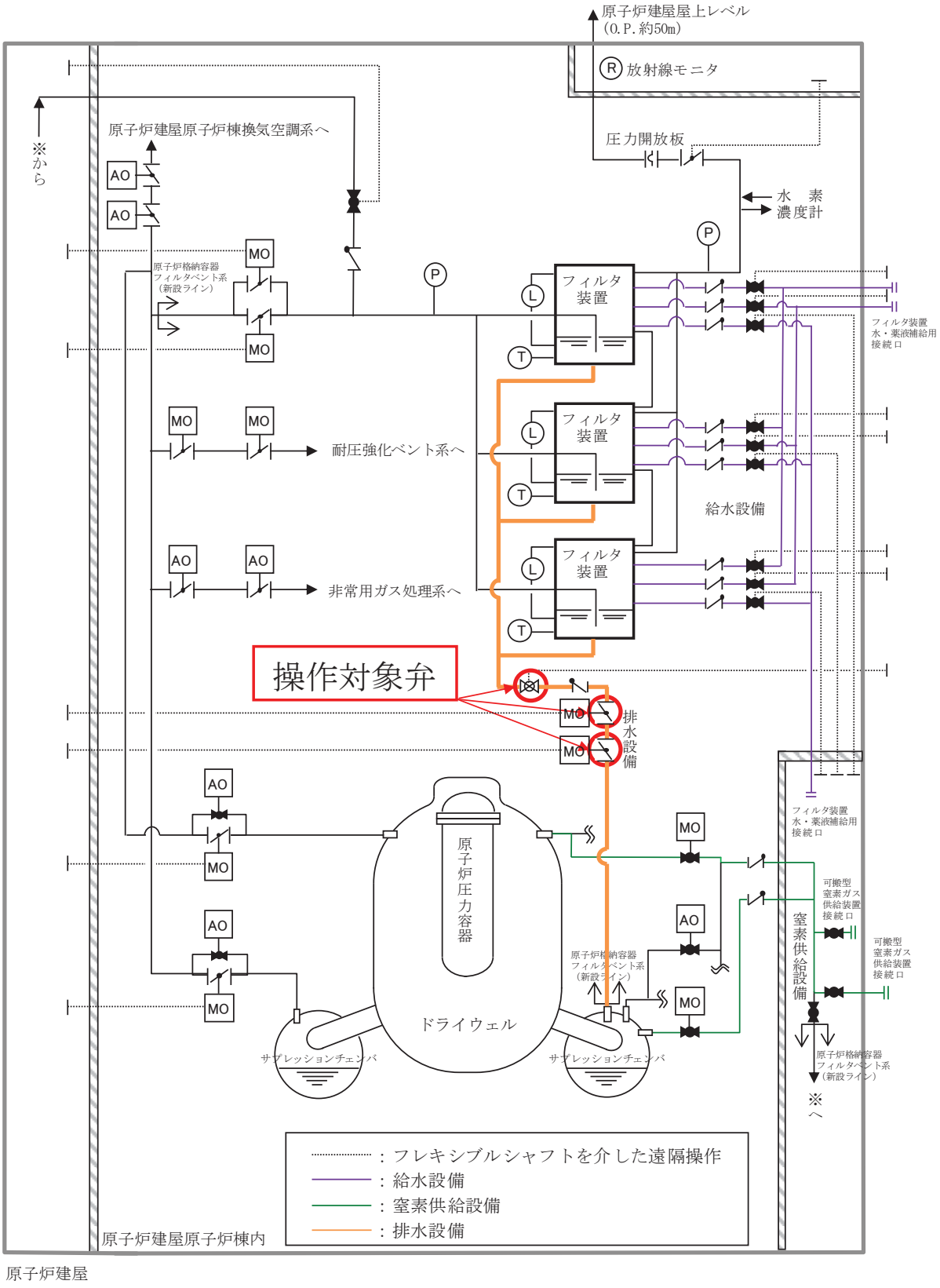
排水設備によりベント停止後の放射性物質を含むスクラバ溶液をサプレッションチェンバへ移送する。

なお，ベント後に，放射性物質を含むスクラバ溶液がフィルタ装置室内に漏えいした場合には，床面からサプレッションチェンバへ排水可能な設計とする。

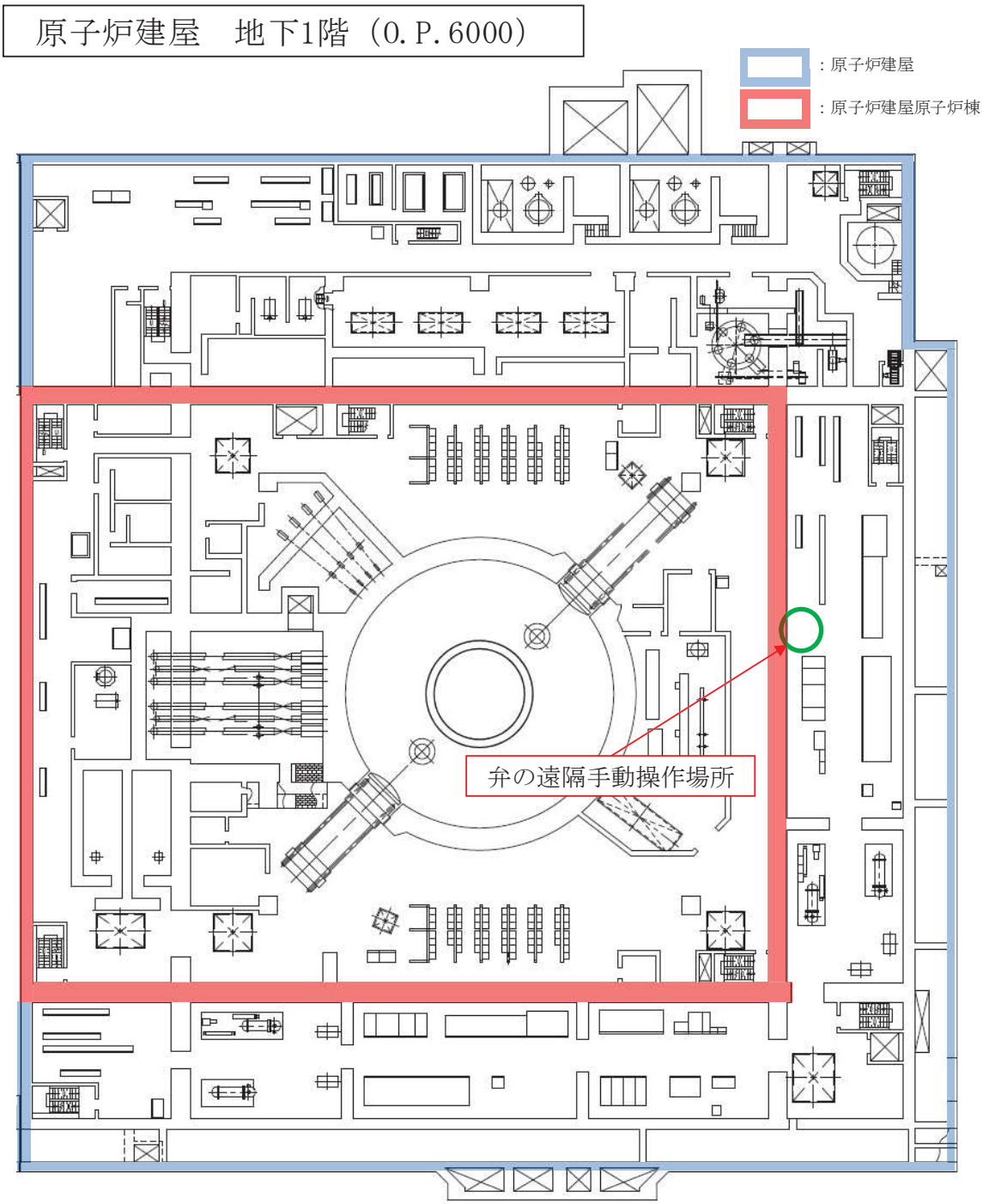
また，待機時に放射性物質を含まないスクラバ溶液等がフィルタ装置室内に漏えいした場合には，サプレッションチェンバ以外へ排水可能な設計とする。

排水操作対象弁は，万一，全ての電源が喪失した場合には，原子炉建屋内の原子炉棟外から遠隔手動弁操作設備を用いて人力にて操作を行う。

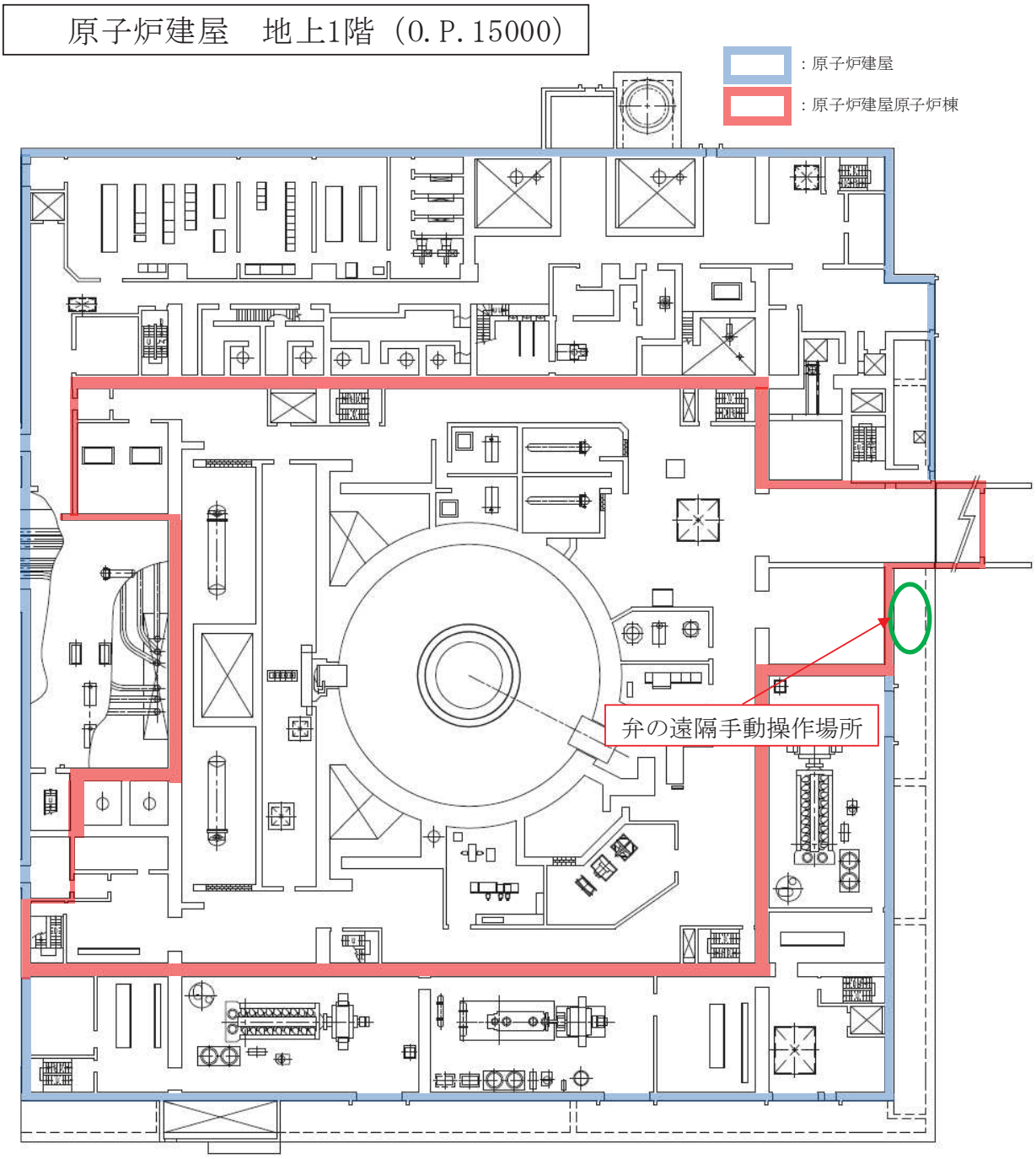
排水時の系統概要図を第 4.4.4-1 図に，排水操作対象弁の遠隔手動操作場所を第 4.4.4-2 図に示す。



第 4.4.4-1 図　排水時の系統概要図



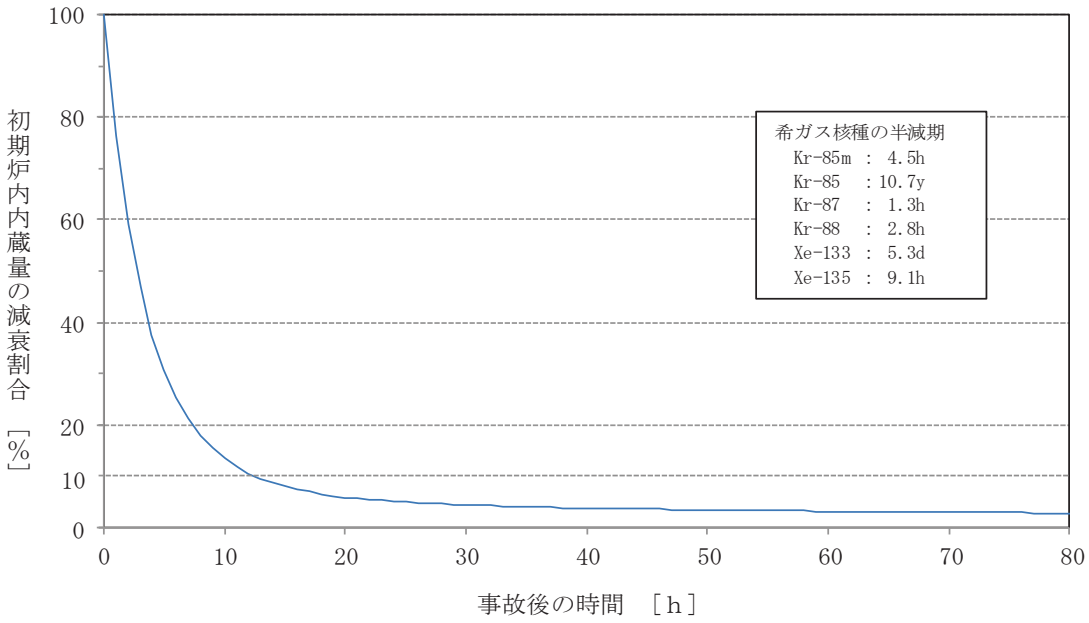
第 4.4.4-2 図　排水操作対象弁の遠隔手動操作場所（1/2）



第 4.4.4-2 図　排水操作対象弁の遠隔手動操作場所（2/2）

4.5 一般公衆の被ばくを可能な限り低減するための運用（別紙 21，別紙 32 ）

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 4.5-1 図に示す。



第 4.5-1 図　希ガスの減衰曲線（0.5MeV 換算値）

5　設備の維持管理（別紙 30）

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吸着性能確認を実施する。

(b) 弁

分解点検，漏えい試験及び機能・性能試験を実施する。

(c) 圧力開放板

開放点検（取替え）及び漏えい試験を実施する。

(d) 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，分解点検及び機能・性能試験を実施する。

c. 計装設備

原子炉格納容器フィルタベント系の計装設備は，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) フィルタ装置周り計装設備

特性試験を実施する。

(b) フィルタ装置出口水素濃度

特性試験を実施する。

(c) フィルタ装置出口放射線モニタ

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

残留熱除去系の故障等により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,炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための重大事故等対処設備として，原子炉格納容器フィルタベント系を使用する。

原子炉格納容器フィルタベント系は,設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）及び原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）に対する多重性又は多様性及び独立性，位置的分散を図った設計とする。

原子炉格納容器フィルタベント系を使用して原子炉格納容器ベントを実施した場合に放出される想定放射性物質の放出量に対して,あらかじめ敷地境界での線量評価を行うこととする。

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（原子炉格納容器の構造上，炉心の著しい損傷が発生した場合において短時間のうちに原子炉格納容器の過圧による破損が発生するおそれがあるものに限る。）には、前項の設備に加えて，原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がす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、長期的にも溶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。

・前項の設備は、共通要因によって第一項の設備の過圧破損防止機能（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過圧による破損を防止するために必要な機能をいう。）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なければならない。

・第３項に規定する「適切な措置を講じたもの」とは、多様性及び可能な限り独立性を有し、位置的分散を図ることをいう。

(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，格納容器内の圧力及び温度を低下させるための重大事故等対処設備として，原子炉格納容器フィルタベント系を設ける。

原子炉格納容器フィルタベント系は，以下の要求事項を満たすものとする。

a. 放射性物質低減対策

フィルタ装置にて，排気中に含まれ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 99.8%以上，有機よう素に対して 98%以上を除去する性能を有する設計とする。

b. 可燃性ガスの爆発防止等の対策

原子炉格納容器フィルタベント系は，排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため，系統内を不活性ガス（窒素ガス）で置換した状態で待機させ，ベント開始後においても不活性ガスで置換できる設計とするとともに，系統内に可燃性ガスが蓄積する可能性のある箇所にはバイパスラインを設け，可燃性ガスを連

続して排出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。

c. 悪影響防止

原子炉格納容器フィルタベント系は，他の発電用原子炉とは共用しない設計とする。また，原子炉格納容器フィルタベント系と他の系統・機器を隔離する弁は直列で2個設置し，原子炉格納容器フィルタベント系と他の系統・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。

d. 格納容器の負圧破損防止

原子炉格納容器フィルタベント系の使用に際しては，原子炉格納容器代替スプレイ冷却系等による原子炉格納容器内へのスプレイは停止する運用としており，原子炉格納容器が負圧とならない。仮に，原子炉格納容器内にスプレイする場合においても，原子炉格納容器内圧力が規定の圧力まで減圧した場合には，原子炉格納容器内へのスプレイを停止する運用とする。

e. 隔離弁

原子炉格納容器フィルタベント系使用時の排出経路に設置される隔離弁は，遠隔手動弁操作設備によって人力による操作が可能な設計とする。

遠隔手動弁操作設備の操作場所は，原子炉建屋内の原子炉棟外とし，必要に応じて遮蔽材を設置することで，放射線防護を考慮した設計とする。また，排出経路に設置される隔離弁の電動弁については，所内常設蓄電式直流電源設備，常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備からの給電により，中央制御室から操作が可能な設計とする。

f. 放射線防護

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することにより，原子炉格納容器フィルタベント系の使用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設計とする。

遠隔手動弁操作設備の操作場所は，原子炉建屋内の原子炉棟外とし，必要に応じて遮蔽材を設置することで，放射線防護を考慮した設計とする。

g. 圧力開放板

系統内に設けるフィルタ装置出口側圧力開放板は，原子炉格納容器フィルタベント系の使用の妨げにならないよう，原子炉格納容器からの排気圧力と比較して十分に低い圧力で破裂する設計とする。

h. 接続位置

本系統は，サプレッションチェンバ及びドライウェルと接続し，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，ドライウェル側からの排気では，ドライウェル床面からの高さを確保するとともに有効燃料棒頂部よりも高い位置に接続箇所を設けることで長期的にも溶融炉心及び水没の悪影響を受けない設計とする。

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。

j．多様性及び可能な限り独立性を有し，位置的分散

代替循環冷却系及び原子炉格納容器フィルタベント系は，共通要因によって同時に機能を損なわないよう，原理の異なる冷却及び原子炉格納容器内の減圧手段を用いることで多様性を有する設計とする。

代替循環冷却系は，非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により駆動できる設計とする。また，原子炉格納容器フィルタベント系は，非常用交流電源設備に対して多様性を有する所内常設蓄電式直流電源設備，常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備からの給電により駆動できる設計とする。また，原子炉格納容器フィルタベント系は，人力により排出経路に設置される隔離弁を操作できる設計とすることで，代替循環冷却系に対して駆動源の多様性を有する設計とする。

原子炉格納容器フィルタベント系は，人力により排出経路に設置される隔離弁を操作できる設計とすることで，代替循環冷却系に対して駆動源の多様性を有する設計とする。

代替循環冷却系に使用する原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は，原子炉建屋から離れた屋外に分散して保管することで，原子炉建屋内の原子炉格納容器フィルタベント系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

熱交換器ユニットの接続口は，互いに異なる複数箇所に設置し，かつ原子炉格納容器フィルタベント系と異なる区画に設置する設計とする。

代替循環冷却系の代替循環冷却ポンプは原子炉建屋内の原子炉棟外に，残留熱除去系熱交換器及びサプレッションチェンバは原子炉建屋原子炉棟内に設置し，原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置及びフィルタ装置出口側圧力開放板は原子炉建屋原子炉棟内の異なる区画に設置することで共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

代替循環冷却系と原子炉格納容器フィルタベント系は，共通要因によって同時に機能を損なわないよう，流路を分離することで独立性を有する設計とする。

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た場合において，格納容器内における水素爆発による破損を防止するための設備として，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の設置においては以下の条件を満たす設計とする。

原子炉格納容器フィルタベント系は，排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため，系統内を不活性ガス（窒素）で置換した状態で待機させ，ベント開始後においても不活性ガスで置換できる設計とし，排出経路に可燃性ガスが蓄積する可能性のある箇所にはバイパスラインを設け，可燃性ガスを連続して排出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。

また，炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉格納容器内雰囲気ガスを原子炉格納容器調気系等を経由して，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放出口から排出することで，排気中に含ま

れる放射性物質の環境への排出を低減しつつ，ジルコニウムー水反応，水の放射線分解等により発生する原子炉格納容器内の水素及び酸素を大気に排出できる設計とする。

排出経路における水素濃度を測定し，監視できるよう，フィルタ装置出口配管にフィルタ装置出口水素濃度を設ける。また，放射線量率を測定し，放射性物質濃度を推定できるよう，フィルタ装置出口配管にフィルタ装置出口放射線モニタを設ける。フィルタ装置出口水素濃度は，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。また，フィルタ装置出口放射線モニタは，所内常設蓄電式直流電源設備，常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備から給電が可能な設計とする。なお，フィルタ装置から放出口へ至る配管は，放出口のある原子炉建屋屋上に向かって連続上り勾配とし，系統内の水素滞留を防止する設計とする。

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 Ss 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。

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】

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。

b. 規制基準適合性

(a) 悪影響の防止

原子炉格納容器フィルタベント系は，通常時は弁により他の系統と隔離し，重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また，原子炉格納容器フィルタベント系は，重大事故等時の排出経路と原子炉建屋原子炉棟換気空調系，非常用ガス処理系及び耐圧強化ベント系の他系統及び機器との間に隔離弁を直列に 2 個設置し，原子炉格納容器フィルタベント系使用時に確実に隔離することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

(b) 共用の禁止

原子炉格納容器フィルタベント系は，二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

(c) 設計基準事故対処設備との多様性

原子炉格納容器フィルタベント系は，重大事故緩和設備であり，代替する設計基準事故対処設備はないものと整理するが，原子炉格納容器の過圧破損防止の同一目的である代替循環冷却系に対して共通要因によって同時に機能を損なわないよう，原理の異なる冷却及び原子炉格納容器の減圧手段を用いることで多様性を有する設計とする。また，原子炉格納容器フィルタベント系は，非常用交流電源設備に対して多様性を有する所内常設蓄電式直流電源設備，常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備からの給電により駆動可能な設計とし，代替循環冷却系は，非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により駆動可能な設計とする。

原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置及びフィルタ装置出口側圧力開放板は，原子炉建屋原子炉棟内に設置し，代替循環冷却ポンプは原子炉建屋内の原子炉棟外に，残留熱除去系熱交換器及びサプレッションチェンバは，原子炉建屋原子炉棟内の異なる区画に設置することで共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

一方で，原子炉格納容器フィルタベント系は，設置許可基準規則第 48 条においては，重大事故防止設備と整理しており，設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）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。

(2) 容量等【43 条 2 - 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。

b. 規制基準適合性

原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置は，想定される重大事故等時において，原子炉格納容器内を減圧させるため，原子炉格納容器内で発生する蒸気量に対して，原子炉格納容器フィルタベント系での圧力損失を考慮しても十分な排出流量を有する設計とする。

フィルタ装置は，想定される重大事故等時において，粒子状放射性物質に対する除去効率が 99.9%以上確保できる設計とする。また，スクラバ溶液の待機時の薬物添加濃度は，想定される重大事故等時のスクラバ溶液の pH 値の低下を考慮しても，無機よう素に対する除去効率が 99.8%以上確保できる pH 値を維持できる設計とする。フィルタ装置のスクラバ溶液は，補給による水位の確保及びサプレッションチェンバへの移送が可能な設計とする。フィルタ装置の金属繊維フィルタは，想定される重大事故等時において，金属繊維フィルタに流入するエアロゾル量に対して十分な容量を有する設計とする。

放射性よう素フィルタの銀ゼオライト吸着層は，想定される排気ガスの流量に対して，有機よう素に対する除去効率が 98%以上となるために必要な排気ガス滞留時間を確保できる吸着層の厚さを有する設計とする。

フィルタ装置出口側圧力開放板は，原子炉格納容器フィルタベント系の使用の妨げにならないよう，原子炉格納容器からの排気圧力と比較して十分低い圧力で破裂する設計とする。

(3) 環境条件等【43 条 1 - 一, 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。

b. 規制基準適合性

(a) 環境条件及び荷重条件

原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置及びフィルタ装置出口側圧力開放板は，原子炉建屋原子炉棟内に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

原子炉格納容器フィルタベント系の排出経路に設置される隔離弁は，中央制御室から操作が可能な設計とする。また，排出経路に設置されるこれらの隔離弁の遠隔手動弁操作設備の操作部を原子炉建屋内の原子炉棟外へ設け，必要に応じた遮蔽の設置により，想定される重大事故等時において，離れた場所から人力で容易かつ確実に手動操作が可能な設計とする。

フィルタ装置は原子炉建屋原子炉棟内に設置することで，屋外及び原子炉建屋内の原子炉棟外で実施するスクラバ溶液の補給操作及びサプレッションチェンバへの移送操作が可能な設計とする。

(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することにより，重大事故等対処設備の操作及び復旧作業に影響を及ぼさないものとする。

中央制御室で操作をする機器は，操作場所の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。また，電源喪失時においては，操作場所を放射線量が高くなるおそれが少ない原子炉建屋内の原子炉棟外としており，必要に応じ遮蔽を設置するため操作が可能である。

(4) 操作性及び試験・検査性【43 条 1 - 二，三，四】

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っては、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。

b. 規制基準適合性

(a) 操作性

原子炉格納容器フィルタベント系は，想定される重大事故等時において，通常時の系統構成から弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。

原子炉格納容器フィルタベント系使用時の排出経路に設置される隔離弁は，中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とし，また，炉心の著しい損傷が発生した場合において，現場において人力で弁の操作ができるよう，遠隔手動弁操作設備を設置する。

遠隔手動弁操作設備の操作場所は，原子炉建屋内の原子炉棟外とし，必要に応じて遮蔽材を設置することで，容易かつ確実に人力による操作が可能な設計とする。

(b) 試験及び検査

原子炉格納容器フィルタベント系は，発電用原子炉の停止中に排出経路の隔離弁の開閉動作及び漏えいの確認が可能な設計とする。

原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置は，発電用原子炉の停止中に内部構造物の外観の確認が可能な設計とする。また，放射性よう素フィルタは，発電用原子炉の停止中に内部に設置されている銀ゼオライト試験片を用いた性能の確認が可能な設計とする。

フィルタ装置出口側圧力開放板は，発電用原子炉の停止中に取替えが可能な設計とする。

(c) 切替えの容易性

原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置及びフィルタ装置出口側圧力開放板は，本来の用途以外の用途には使用しない。

原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベントを実施する場合には，流路に接続される弁を開操作することにより，ベントガスをフィルタ装置に導くことが可能である。

これらの操作は，中央制御室の操作スイッチによる操作が可能な設計とし，また，電源喪失時においては，原子炉建屋内の原子炉棟外から遠隔手動弁操作設備により人力で操作可能な設計とする。

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 ℃	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。	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 (崩壊熱)	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 ℃

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 （格納容器圧力 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。

$$W = Q \times 0.01 \ / \ (hg - hf)$$

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

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

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

以上より，ベントガス流量は，10.0kg/s（格納容器圧力 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 44 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】

＝　【① ベント時の原子炉の崩壊熱】

×【② 放射性物質の格納容器への放出割合】

÷【③ 格納容器内の除去係数】

×【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】

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。（第 1 表参照）

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。（第 2 表参照）

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 × 0.61 ÷ 10 × 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）」における評価事故シーケンス「大破断 LOCA＋HPCS 失敗＋低圧 ECCS 失敗＋全交流動力電源喪失」の解析において，そのベントタイミングで，ベント経路を「サプレッ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約□ kW であり，設計値の 370kW に包絡されている。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 1-5

第1表　NUREG-1465に基づく格納容器ソースターム

元素グループ	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。

第2表　放出割合が大きい揮発性核種の崩壊熱寄与割合

元素グループ※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。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

（参考 1）フィルタ装置の最高使用圧力及び最高使用温度を超える場合の構造健全性

フィルタ装置について，最高使用圧力及び最高使用温度を超える場合の構造健全性を評価する。

(1) 評価概要

フィルタ装置の放射性物質の閉じ込め機能喪失の要因として，高温状態で内圧を受け，過度な塑性変形による延性破壊が想定される。

フィルタ装置について，内面に圧力を受ける円筒形胴の計算上必要な厚さを求める式（参考図書）を用い，温度（フィルタ装置の各温度における材料の許容引張応力），圧力をパラメータとして，フィルタ容器（胴部）の構造健全性が確保される温度，圧力の組合せを評価する。

(2) 評価方法

内面に圧力を受ける円筒形胴の計算上必要な厚さを求める式（参考図書）に対し，50℃から450℃の各温度における許容引張応力（参考図書）を代入し，構造健全性が確保できる圧力（以下「許容圧力」という。）を算出する。

$$t = PDi / (2 S\eta - 1.2 P)$$

ここで，

t ： 胴の最小厚さ [ ] [mm]

P ： 許容圧力 [MPa]

Di ： 胴の内径 2,550 [mm]

S ： 各温度における材料の許容引張応力（参考図書）[MPa]

η ： 長手継手の効率 η=1

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(3)　評価結果

評価結果を第1図に示す。200℃における許容圧力は,

であり，2Pdを超える構造健全性を有する結果が得られた。

第1図　許容温度と許容圧力

<<参考図書>>

発電用原子力設備規格（設計・建設規格（2005（2007 追補版を含む））年版）JSME S NC1-2005/2007

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

（参考 2）原子炉格納容器フィルタベント系の耐圧設計

原子炉格納容器フィルタベント系は，最高使用圧力 2Pd（854kPa[gage]），最高使用温度 200℃として設定しており，重大事故等クラス 2 機器として設計する。

なお，内部構造物であるベンチュリノズル，金属繊維フィルタについては，JAVA 試験及び JAVA PLUS 試験において，性能試験を実施している。JAVA PLUS 試験では，[redacted]を含めた試験を行っているが，試験後にベンチュリノズルの目視検査を実施した結果，構造健全性に問題がないことを確認している。

フィルタ装置の詳細設計で考慮する荷重と応力評価の内容について第1表に示す。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

第１表　フィルタ装置の詳細設計で考慮する荷重と応力評価の内容

部位	設計で考慮する荷重		評価方法
フィルタ装置胴	静的荷重	内圧荷重（最高使用圧力）	JSME 設計・建設規格に基づき，荷重に対する必要最小厚さを算出し，最小板厚を満足することを確認する。
	動的荷重	内圧荷重（最高使用圧力），地震荷重	内圧荷重及び地震荷重による一次応力及び一次＋二次応力を算出し，耐震設計技術規程で定める許容値を満足することを確認する。
内部構造物	静的荷重	差圧荷重	ASME Sec.Ⅱ，Ⅲ，Ⅷに基づき評価する。
	動的荷重	差圧荷重，地震荷重	ASME Sec.Ⅱ，Ⅲ，Ⅷに基づき評価する。
		水力学的荷重	JAVA 試験にて得られた知見を踏まえて評価する。

（参考 3）ベント時に発生する動的荷重の考慮

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

① ドライウェル内の配管破断によるジェット圧力

② プールスウェル時の荷重

③ サプレッションチェンバでの蒸気凝縮時の荷重

④ 主蒸気逃がし安全弁作動時の荷重

⑤ 原子炉隔離時冷却系タービン排気圧力の荷重

①から③は，冷却材喪失事故において事故発生直後に発生する荷重であり，格納容器が 2Pd に近づいた状態で作用する荷重ではない。

また④及び⑤は，ベント開始の判断基準である格納容器圧力 2Pd の状態では，原子炉圧力は，冷却材喪失事故及び主蒸気逃がし安全弁による急速減圧等により，既に減圧された状態となっており，原子炉隔離時冷却系も運転していないことから，ベント時に同時に作用する荷重ではない。

従って，ベント時の格納容器圧力 2Pd における格納容器の荷重は，崩壊熱により発生する蒸気によるものであり，動的荷重を考慮する必要はない。

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。フィルタ装置から放出口へ至る配管上には，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。

フィルタ装置から放出口へ至る配管は，放出口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。また，フィルタ装置上流の配管及びフィルタ装置下流の配管に繋がる枝管は，原則，下向き枝管又は水平枝管とする。上向き枝管については，不燃限界長さ以内の確認，換気限界長さ以内の確認又は爆轟が発生したとしても健全性が維持されることを確認する（参考図書）。系統の配管構成鳥瞰図を第 2-1 図及び第 2-2 図に示す。

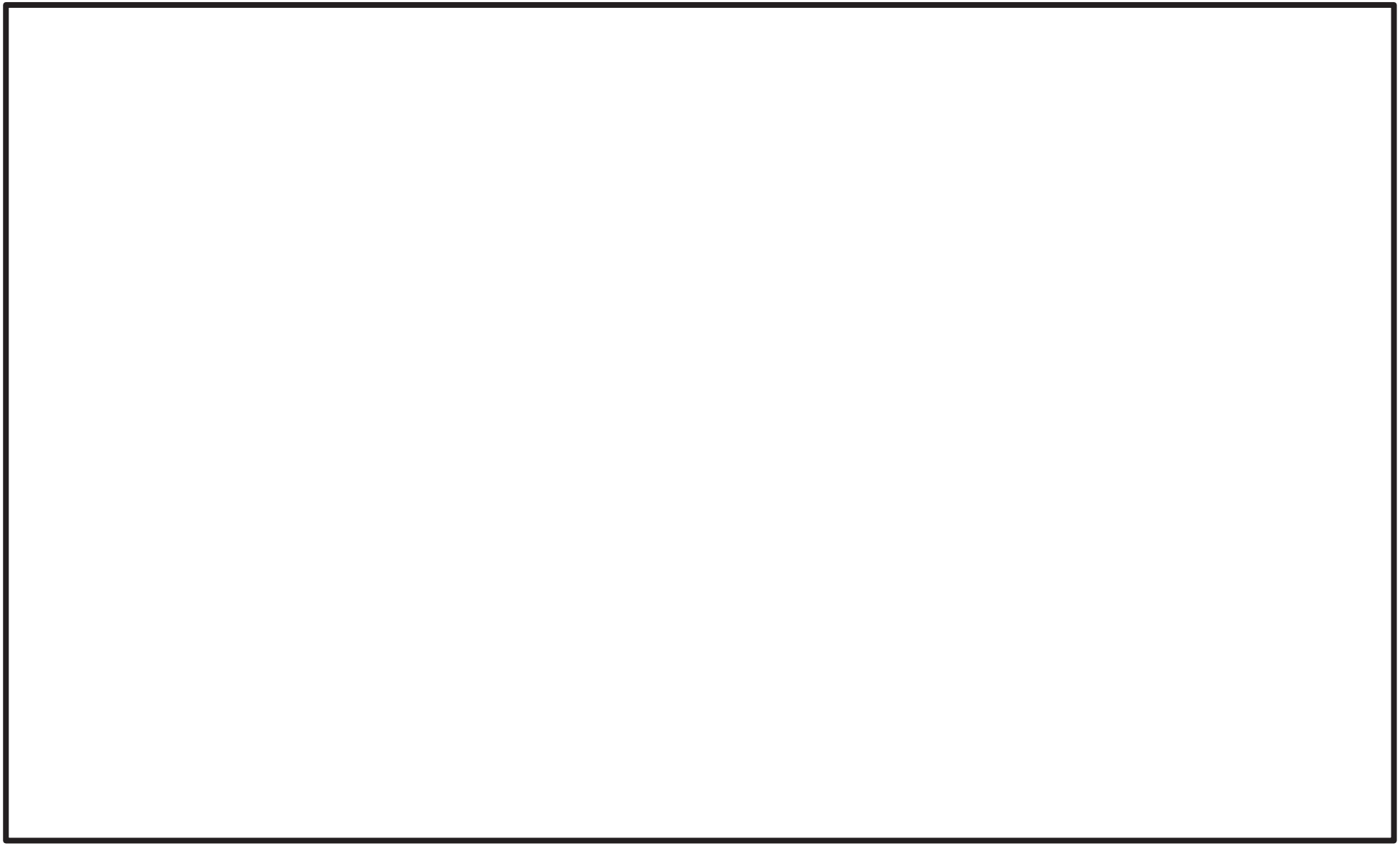
原子炉格納容器フィルタベント系の使用後，ベントガスに含まれる水素及びフィルタ装置で捕集した放射性物質による水の放射線分解によって発生する水素が系統内に滞留し，可燃限界に至ることを防止するため，可搬型窒素ガス供給装置により窒素を供給し系統内の掃気及び不活性化を行う。

可搬型窒素ガス供給装置は，通常時は接続先の系統と分離して保管し，重大事故等時に接続，弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬型窒素ガス供給装置と接続口との接続は，フランジ接続及び簡便な接続方式である嵌合構造にすることにより，確実に接続が可能な設計とする。また，窒素ガスを供給する配管には，逆止弁を設置することで，逆流を防止する設計とする。

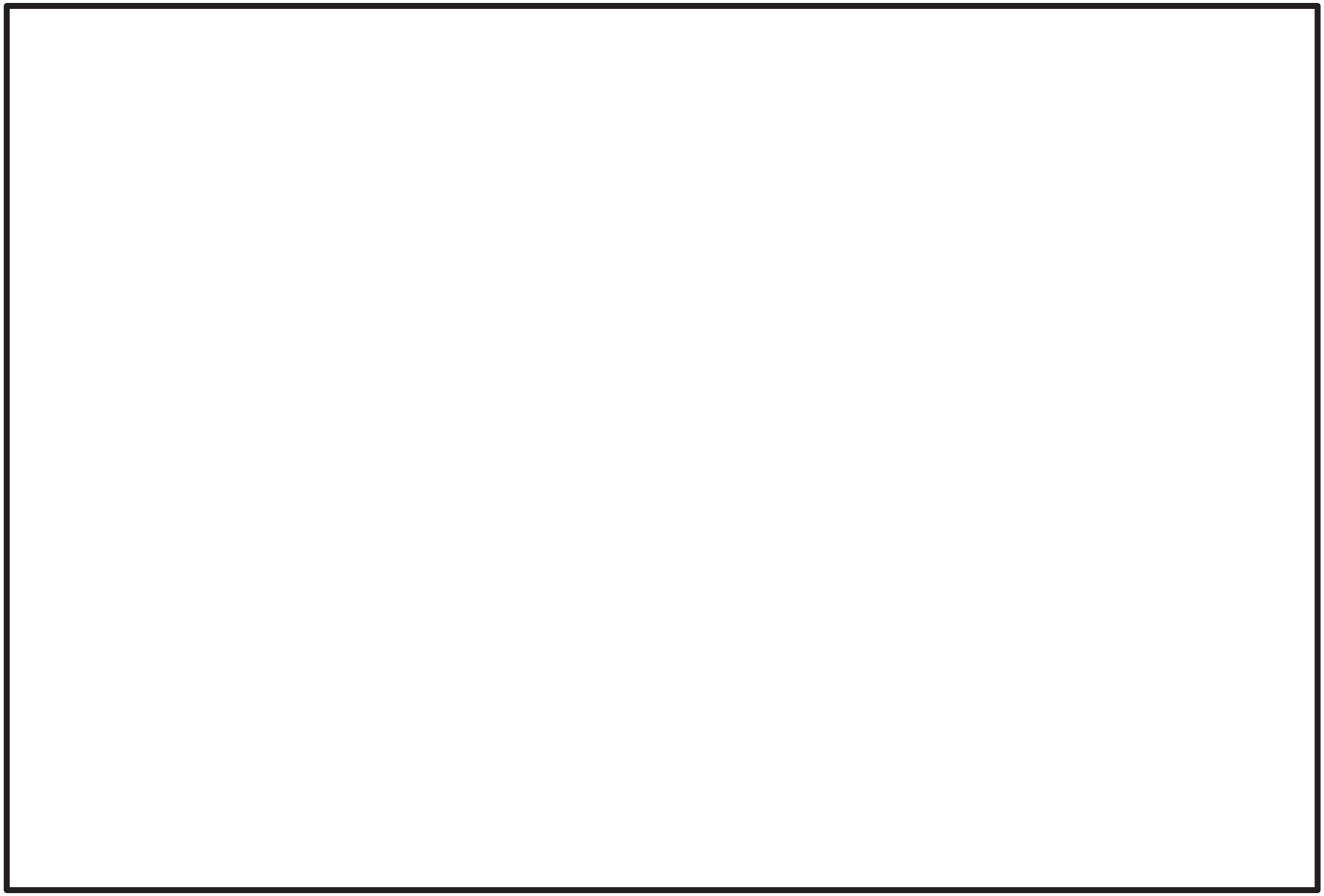
可搬型窒素ガス供給装置を用いた格納容器内及び原子炉格納容器フィルタベント系の窒素ガスによる不活性化（ドライウェルへ窒素ガスを供給する場合）の概要図を第 2-3 図に示す。

水素濃度は，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。



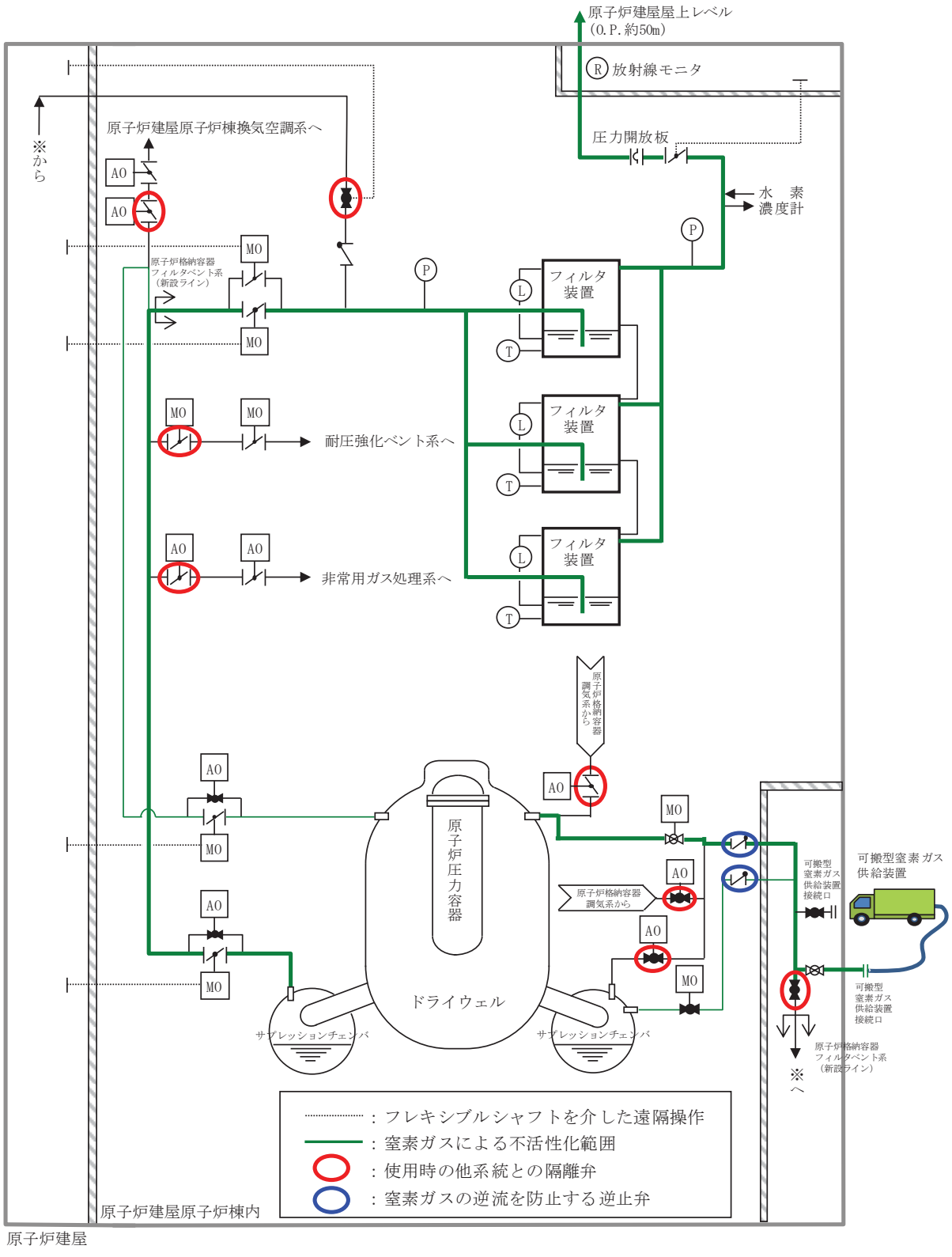
第 2-1 図　原子炉格納容器フィルタベント系の配管構成鳥瞰図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



第 2-2 図　系統の配管構成鳥瞰図（フィルタ装置周り）

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



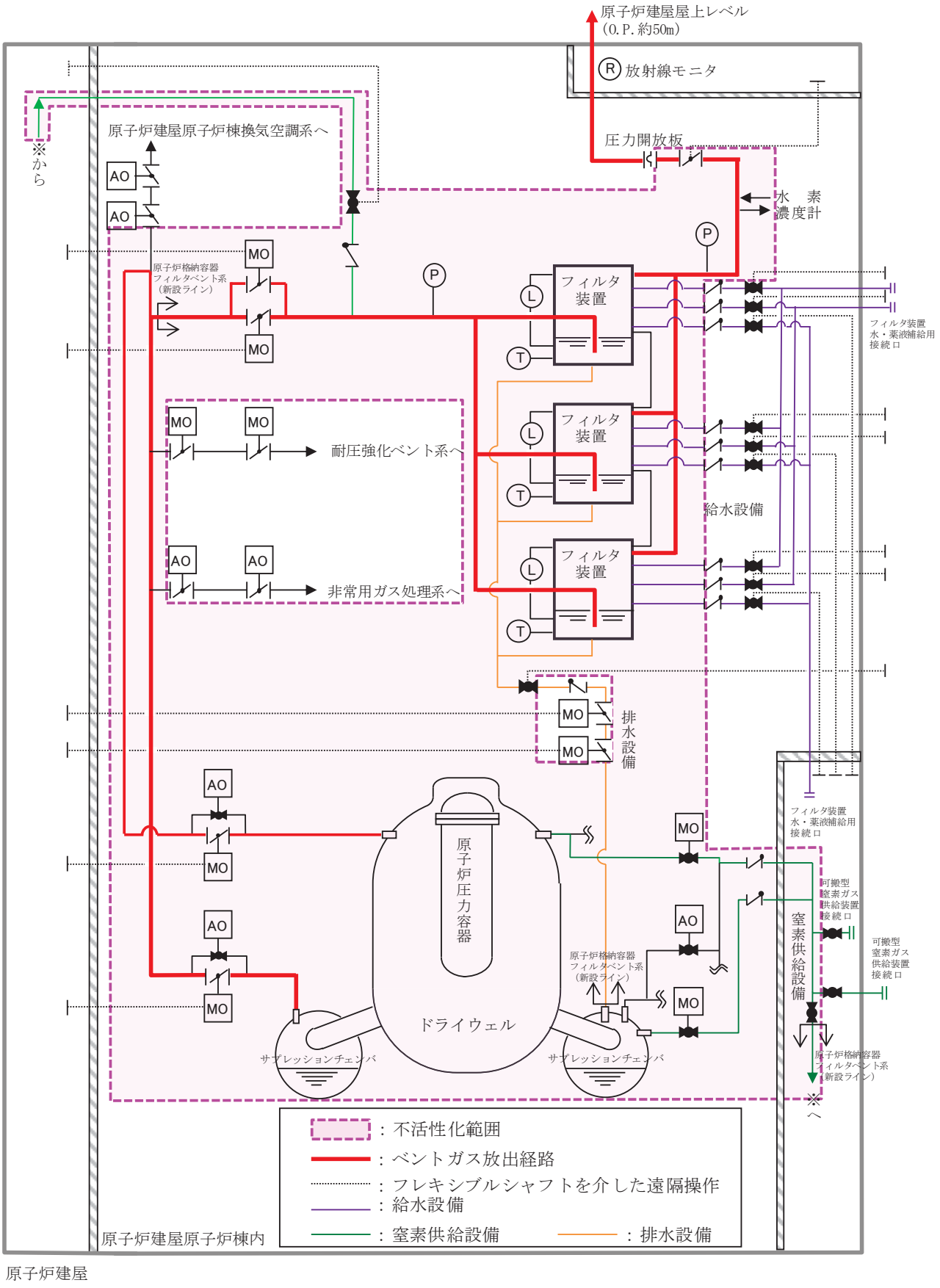
第 2-3 図　可搬型窒素ガス供給装置を用いた格納容器内及び原子炉格納容器フィルタベント系の窒素ガスによる不活性化（ドライウェルへ窒素ガスを供給する場合）

別紙 2-5

(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 2-4 図に示す。



第 2-4 図　不活性化範囲

別紙 2-7

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。

なお，ベント実施直後は，水蒸気，窒素及び水素等の混合流体がフィルタ装置に流入するが，水蒸気の一部はスクラバ溶液に熱を奪われ凝縮する。スクラバ溶液が沸騰するまでにフィルタ装置に流入する水蒸気の全量が凝縮し続けると仮定した場合でも，沸騰するまでの間，水素や窒素はフィルタ装置へ継続して流入するため，フィルタ装置の下流側の流量は維持される。また，スクラバ溶液が沸騰した後は，フィルタ装置に流入する水蒸気は凝縮せず，フィルタ装置下流側の流量は維持される。従って，フィルタ装置の下流側の流量は維持され，対向流は発生しないことから，水素の逆流による爆発は発生しない。

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。

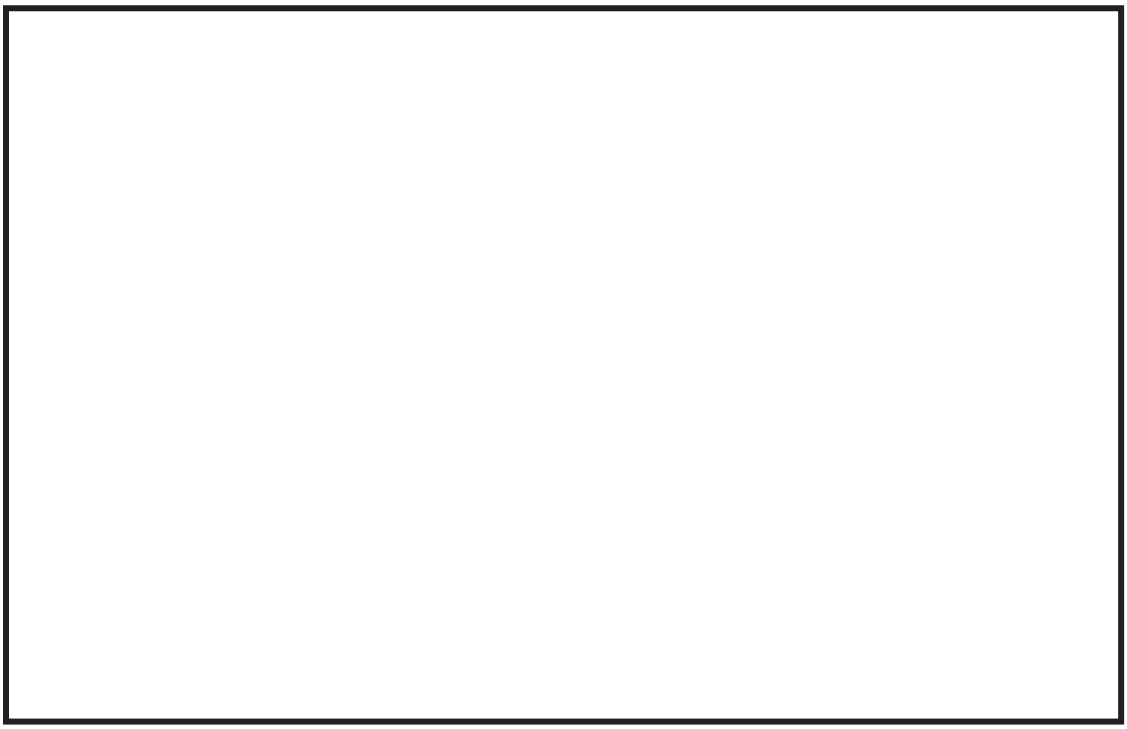
さらに，格納容器の除熱手段として残留熱除去系が期待できる状態に復旧した場合，ベント停止前までに格納容器内に窒素を供給し不活性化を行う。

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 2-5 図に示す。水素濃度は水素と水蒸気の発生量の比となり，[　　]である。



第 2-5 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，フィルタ装置を経由し放出口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。

窒素供給時の流れを第 2-6 図に示す。

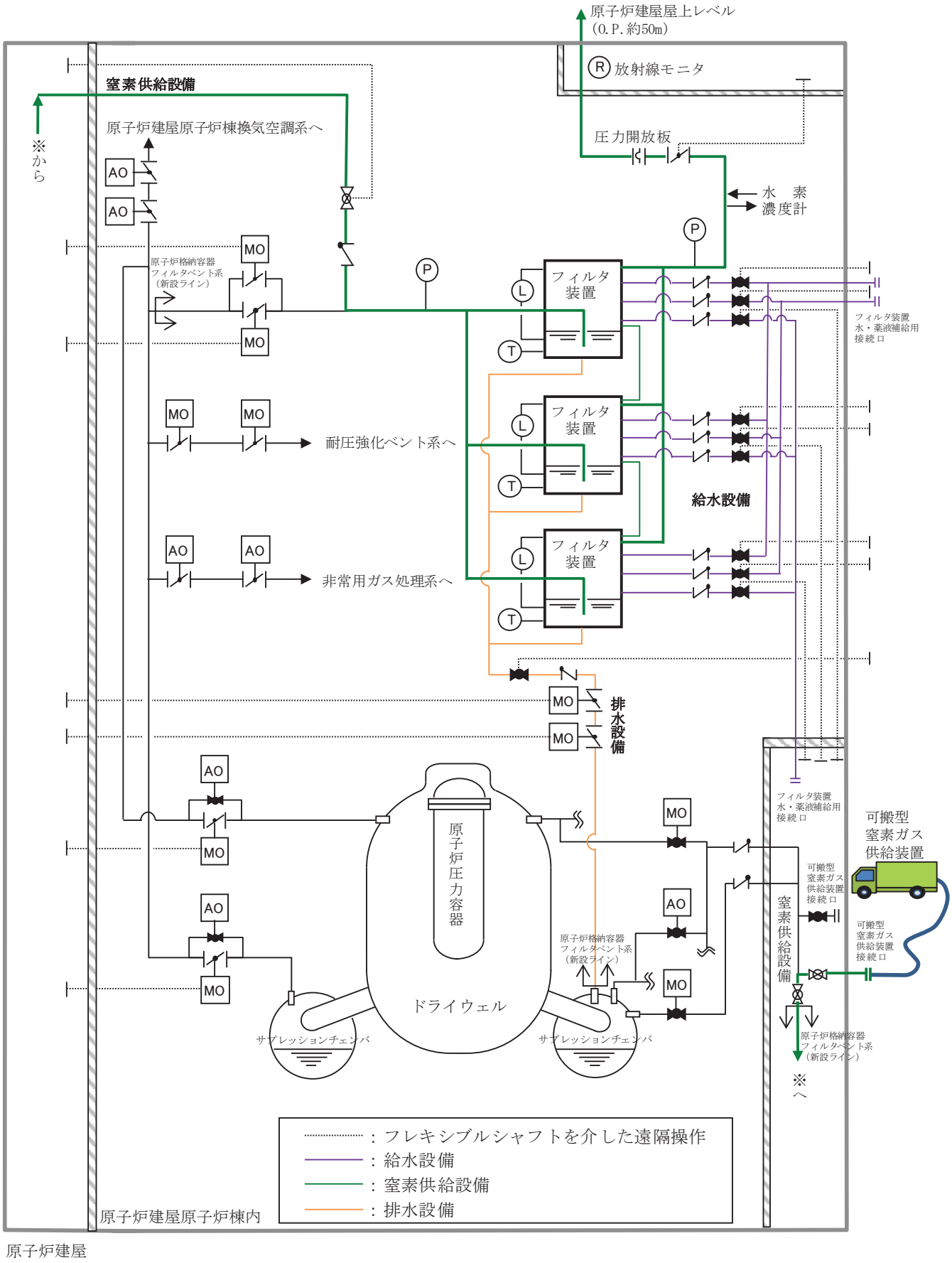
枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 2-9

水素濃度は，可搬型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。

≪参考図書≫

BWR 配管における混合ガス（水素・酸素）の燃焼による配管損傷防止に関するガイドライン（第 3 版）　平成 22 年 3 月　社団法人　火力原子力発電技術協会



第 2-6 図　窒素供給時の流れ

別紙 2-11

（参考 1）重大事故時に発生する可燃性ガス

重大事故時に発生する可燃性ガスとして，金属－水反応による水素，水の放射線分解による水素及び酸素，さらに，原子炉圧力容器破損後は，溶融炉心・コンクリート相互作用により発生した二酸化炭素が還元されて生じる一酸化炭素が想定される。

有効性評価の格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」における評価事故シーケンス「過渡事象＋高圧注水失敗＋低圧ＥＣＣＳ失敗＋損傷炉心冷却失敗＋（格納容器注水成功＋デブリ冷却失敗）」での一酸化炭素の発生量は1kg未満（0.1vol%未満）であり，燃焼は発生しない。また，一酸化炭素の可燃限界濃度は水素の可燃限界濃度よりも高い（12.5vol%）ことから，水素燃焼を防止する措置により，同時に一酸化炭素の燃焼を防止することが可能である。

（参考 2）水素の滞留に対する設計上の考慮の詳細

(1) 各運転モードにおける系統構成と系統内の水素濃度

原子炉格納容器フィルタベント系の各運転モード（系統待機時，ベント実施時，ベント停止後）における系統状態及び系統内の水素濃度について以下に示す。

a. 系統待機時

(a) 系統状態

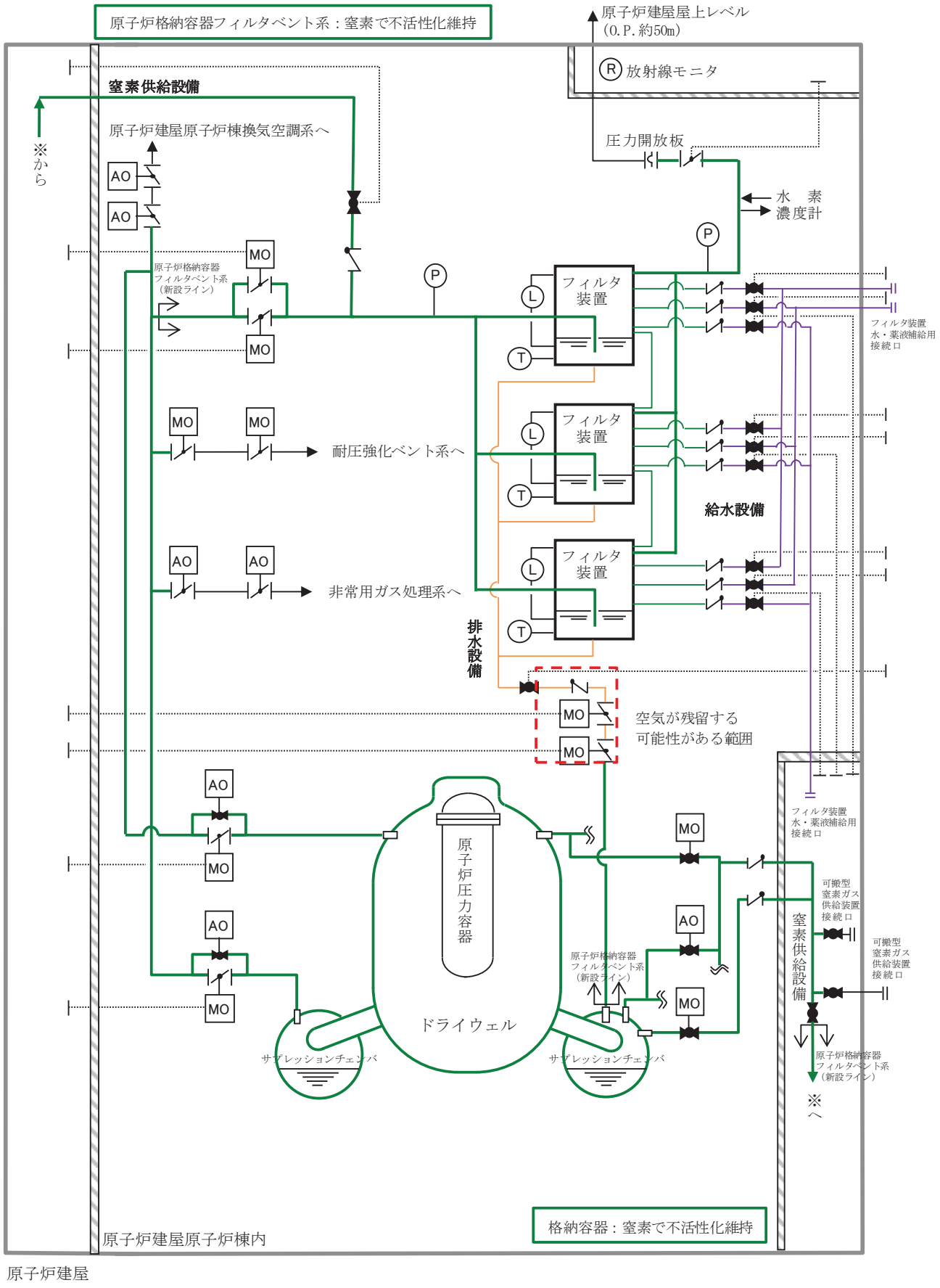
系統待機時においては，格納容器隔離弁が閉止されており，隔離弁から圧力開放板の間は窒素により不活性化されている。

なお，排水配管の一部に残留している空気（酸素）については，弁により隔離されている。

系統待機時の系統概要図を第1図に示す。

(b) 水素濃度

系統待機時においては，系統内への水素流入はなく，また系統内における水素発生はない。



第 1 図　系統待機時の系統概要図

別紙 2-14

b. ベント実施時

(a) 系統状態

炉心の著しい損傷が発生した場合のベント開始後には，格納容器内における水－金属反応や水の放射線分解により発生する水素が原子炉格納容器フィルタベント系統内に流入するとともに，ベンチュリスクラバにて捕集した放射性物質によるスクラバ溶液の放射線分解により，フィルタ装置内において水素が発生する。

この状態においても，系統待機時の不活性化のために封入した窒素並びに格納容器及びフィルタ装置において崩壊熱により発生する多量の水蒸気による水素の希釈により可燃限界には至らない。また，フィルタ装置出口配管が放出口に向かい連続上り勾配となるよう設計しており，系統全体にベントガスの流れがあることから，局所的な水素の滞留及び蓄積は発生しない。

中長期的に格納容器内の除熱機能が復旧し，除熱を開始する場合には，水蒸気の減少によって水素濃度が上昇することを防止するため，ベント停止前に可搬型窒素ガス供給装置により格納容器へ窒素を供給し，不活性化することで，可燃限界に至ることを防止する。

なお，排水配管の一部に残留している空気（酸素）については，弁により隔離されている。

窒素供給時の系統概要図を第2図に示す。

(b) 水素濃度（ベント実施時）

原子炉格納容器フィルタベント系へ流入するベントガスの水素濃度については，格納容器内での水の放射線分解による水素発生量と，同時に発生する水蒸気発生量の割合から，以下の式を用いて算出する。

その結果，水素濃度は約□%となる。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 2-15

水蒸気発生量＝Q×1000/(飽和蒸気比エンタルピー飽和水比エンタルピ)

×1000/分子量×22.4×10^{-3}×3600　　(式1)

水素発生量＝Q×10^{6}×G値$^{(分子/100eV)}$/100/(1.602×10^{-19})$^{(※1)}$/(6.022×10^{23})$^{(※2)}$

×22.4×10^{-3}×3600×放射線吸収割合　　(式2)

水素濃度＝水素発生量/（水蒸気発生量+水素発生量）×100　　(式3)

Q：崩壊熱[MW]

※1：1eV＝1.602×10^{-19}[J]

※2：アボガドロ数　6.022×10^{23}

水素濃度の計算条件は，重大事故等発生7日後を想定し以下のとおりとする。

・格納容器圧力はベント実施時の圧力として□kPa[gage]とする。

・□

・放射線吸収割合は□とする。

水蒸気発生量＝Q×1000/(2706.24-504.68)×1000/18×22.4×10^{-3}×3600

＝2034.92Q m^3/h[normal]

水素発生量＝Q×10^{6}×□/100/(1.602×10^{-19})/(6.022×10^{23})×22.4×10^{-3}

×3600×□

＝□ m^3/h[normal]

水素濃度＝□/（2034.92Q ＋□）×100

＝□ %

次に，フィルタ装置において発生する水素濃度については，フィルタ装置内のスクラバ溶液の放射線分解による水素発生量と，同時に発生する水蒸気発生量の割合から，(式1) ～ (式3) を用いて算出する。

その結果，水素濃度は約□%となる。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

水素濃度の計算条件は以下のとおりとする。

・[redacted]

・放射線吸収割合は[redacted]とする。

水蒸気発生量＝Q×1000/(2675.53-418.99)×1000/18×22.4×10^{-3}×3600

＝1985.34Q m^3/h[normal]

水素発生量＝Q×10^6×[redacted]/100/(1.602×10^{-19})/(6.022×10^{23})×22.4×10^{-3}

×3600×[redacted]

＝[redacted] m^3/h[normal]

水素濃度＝[redacted]/(1985.34Q+[redacted])×100

＝[redacted]%

(c) 水素濃度（除熱機能復旧，窒素供給時）

格納容器への窒素供給時の水素濃度については，窒素供給量，水素発生量の割合から，以下の式を用いて算出する。

その結果，水素濃度は約[redacted]%となる。

水素濃度＝水素発生量/（水素発生量＋窒素供給量）×100　　（式4）

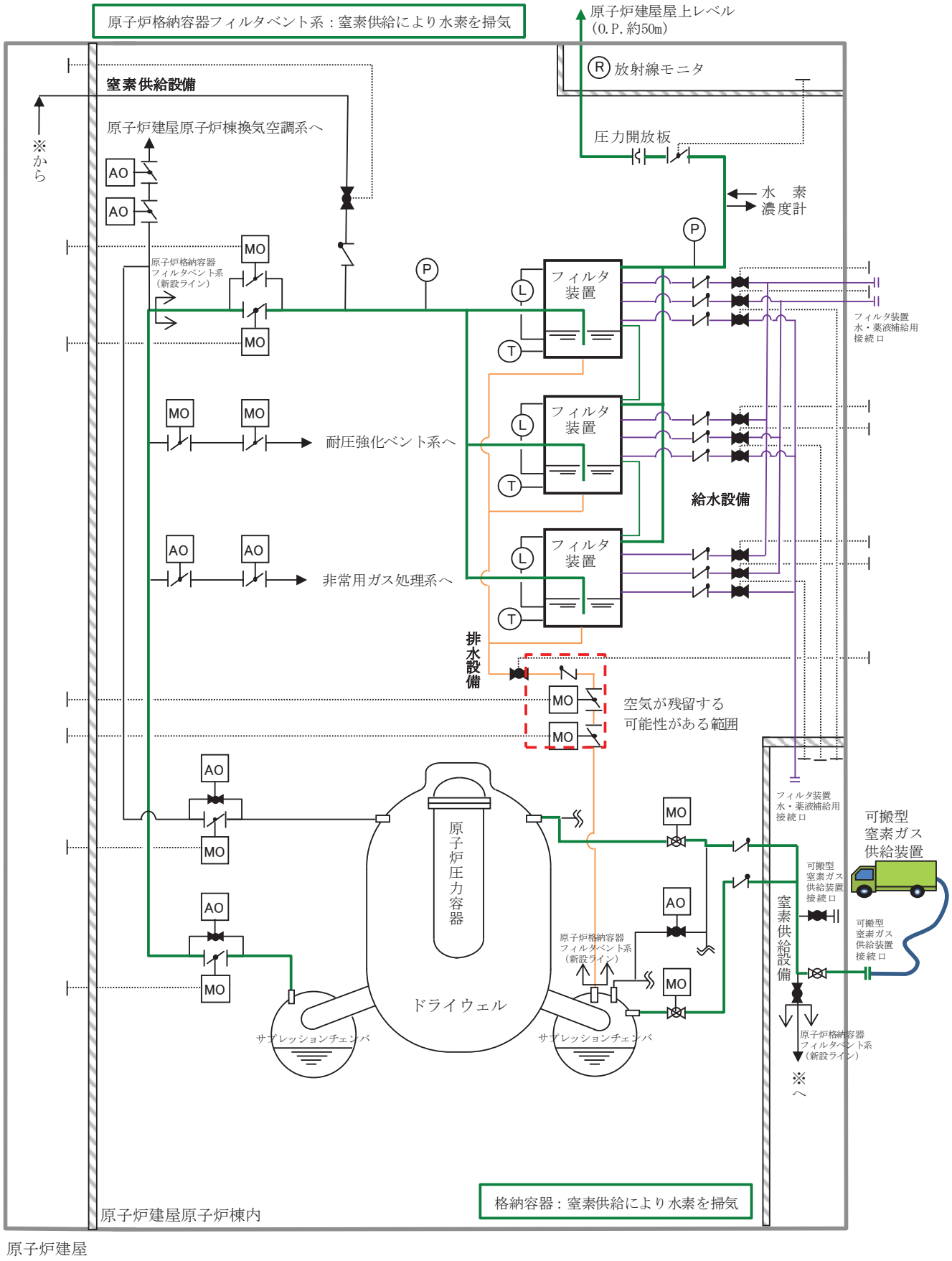
水素濃度の計算条件は以下のとおりとする。

・有効性評価における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）」における評価事故シーケンス「大破断LOCA＋HPCS失敗＋低圧ECCS失敗＋全交流動力電源喪失」時を想定し，MAAP解析結果より，水素発生量は約[redacted] m^3/h[normal]とする。

・可搬型窒素ガス供給装置の窒素供給容量は220m^3/h[normal]であるが，保守的に窒素供給量は180m^3/h[normal]とする。

水素濃度＝[redacted]/([redacted]+180)×100＝[redacted]%

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



第 2 図　窒素供給時の系統概要図

別紙 2-18

c．ベント停止後

(a) 系統状態

ベント停止後，スクラバ溶液の放射線分解により発生する水素に対し，可搬型窒素ガス供給装置によりフィルタ装置の上流側から窒素を継続的に供給し，希釈・掃気する（フィルタ装置出口側への流れを形成する）ことにより，水素濃度が可燃限界に至ることを防止する。ベント停止後の系統概要図を第3図に示す。

(b) 水素濃度（ベント停止後，窒素供給時）

フィルタ装置内への窒素供給時の水素濃度については，フィルタ装置内のスクラバ溶液の放射線分解による水素発生量と窒素供給量の割合から（式2）及び（式4）を用いて算出する。

その結果，水素濃度は約□ %となる。

水素濃度の計算条件は以下のとおりとする。

・□

・水の放射線分解に寄与する熱量は370kW（原子炉格納容器フィルタベント系設計条件）を想定する。

・放射線吸収割合は□とする。

・可搬型窒素ガス供給装置の窒素供給容量は220m^3/h[normal]であるが，保守的に窒素供給量は180m^3/h[normal]とする。

フィルタ装置内水素発生量＝$0.37\times10^{6}\times$□$/100/(1.602\times10^{-19})$

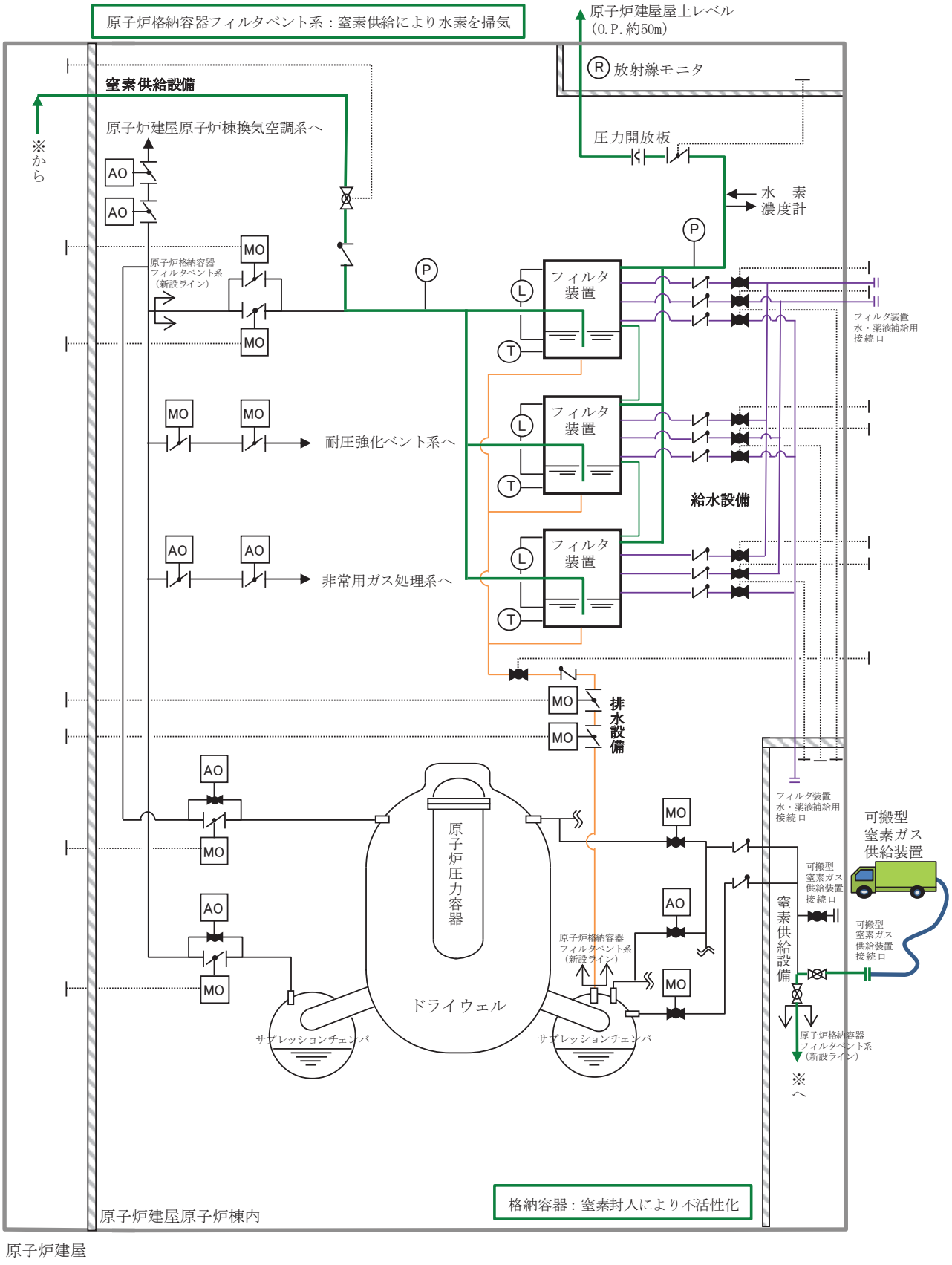
$/(6.022\times10^{23})\times22.4\times10^{-3}\times3600\times$□

＝□m^3/h[normal]

水素濃度＝□／（□+180）$\times100$＝□%

別紙 2-19

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



第３図　ベント停止後の系統概要図

別紙 2-20

(2)　排水配管内の空気（酸素）の影響について

フィルタ装置内のスクラバ溶液をサプレッションチェンバに排水する場合，排水配管の一部に残留した空気（酸素）が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内の酸素濃度を上昇させる可能性がある。

排水配管の一部に残留した空気（酸素）が，排水とともにサプレッションチェンバへ移行した場合について評価し，酸素濃度上昇分は0.003%未満であり，酸素の可燃限界濃度である5%に対して非常に小さいことから，問題ないことを確認した。

酸素濃度の計算条件は以下のとおりとする。

・排水配管に残留した空気（酸素）の配管は，約100m，口径50A（外径60.5mm，厚さ5.5mm）とする。

・排水配管内に残留した空気中の酸素割合を21%とする。

・サプレッションチェンバの空間体積は，最小となる外部水源注水量限界到達時の約2,200m^3とする。

・排水配管内の空気の状態は，大気圧，10℃とする。

・サプレッションチェンバの状態を，大気圧，100℃，酸素濃度C%とする。

排水配管内の空気量＝$100\times\pi\times((60.5-5.5\times2)/1000)^2/4$

＝0.192m^3　→　約0.20m^3

排水配管内の酸素量＝0.20×0.21

＝0.042m^3　→　約0.05m^3

排水後にサプレッションチェンバへ流入する空気量（温度補正）

＝$0.20\times(273.15+100)/(273.15+10)$

＝0.263m^3　→　約0.26m^3

排水後にサプレッションチェンバへ流入する酸素量（温度補正）

＝0.05×(273.15+100)/(273.15+10)

＝0.0658m^3　→　約 0.066m^3

排水前のサプレッションチェンバ内の酸素量＝2200×C/100

＝22C m^3

排水後のサプレッションチェンバ内酸素濃度

＝（(排水後にサプレッションチェンバへ流入する酸素量）+（排水前のサプレッションチェンバ内の酸素量)）/（(排水後にサプレッションチェンバへ流入する空気量）+（サプレッションチェンバの空間体積))

＝(0.066+22C)/(0.26+2200)×100

＝0.0030+0.9999C

以上より，排水配管に残留した酸素がサプレッションチェンバへ流入した場合の酸素濃度上昇幅は，以下の式で求められる。

酸素濃度上昇幅＝（排水後のサプレッションチェンバ内酸素濃度）-（排水前のサプレッションチェンバ内酸素濃度）

＝(0.0030+0.9999C)-C

＝0.0030-0.0001C

＜0.003%

従って，排水配管内に溜まっている空気（酸素）がサプレッションチェンバに全て移行した場合でも，酸素濃度上昇分は最大でも 0.003%未満であり，酸素の可燃限界濃度である 5%に対して非常に小さいことから，問題ない。

（参考 3）主ラインから他系統と隔離する最初の弁までの系統の位置関係（エレベーション）及び水素滞留

ベントを実施する際には，最初にフィルタ装置側隔離弁（外側隔離弁），次に格納容器側隔離弁（内側隔離弁）を開操作することにより行う。また，主ラインは，原子炉建屋原子炉棟換気空調系，非常用ガス処理系及び耐圧強化ベント系と弁により隔離し経路を構成する。

JANTI-NCG-01「BWR 配管における混合ガス（水素・酸素）の燃焼による配管損傷防止に関するガイドライン（第 3 版）」において，分岐配管の取出し方向が上向きの配管を，水素が滞留する可能性のある配管として分類している。サプレッションチェンバからのベント時及びドライウェルからのベント時において，ベントガスが流れる主ラインから他系統と隔離する弁までの配管への水素滞留の可能性について以下のとおり検討する。

(1)　サプレッションチェンバからのベント時

サプレッションチェンバからベントを実施した場合の主ラインから他系統と隔離する弁までの配管鳥瞰図を第 1 図に，系統概要図を第 2 図に示す。

a. 原子炉建屋原子炉棟換気空調系及びドライウェル

原子炉建屋原子炉棟換気空調系と隔離する弁（T48-F021）までの分岐配管は，水平取出しであり，ドライウェルと隔離する弁（T48-F019）までの分岐配管は，水平取出し配管から分岐する下向き配管であることから水素が滞留することはない（第 1 図中①）。

b. 非常用ガス処理系及び耐圧強化ベント系

非常用ガス処理系と隔離する弁（T48-F020）及び耐圧強化ベント系と隔離する弁（T48-F043）は，主ラインから上向きに分岐する配管であることから，弁の上流から主ラインへ接続する配管を設置することにより，ベント時に水素を主ラインに連続して排出する（第1図中②及び③）。

以上から，非常用ガス処理系及び耐圧強化ベント系に水素が滞留することはない。

(2) ドライウェルからのベント時

ドライウェルからベントを実施した場合の主ラインから他系統と隔離する弁までの配管鳥瞰図を第3図に，系統概要図を第4図に示す。

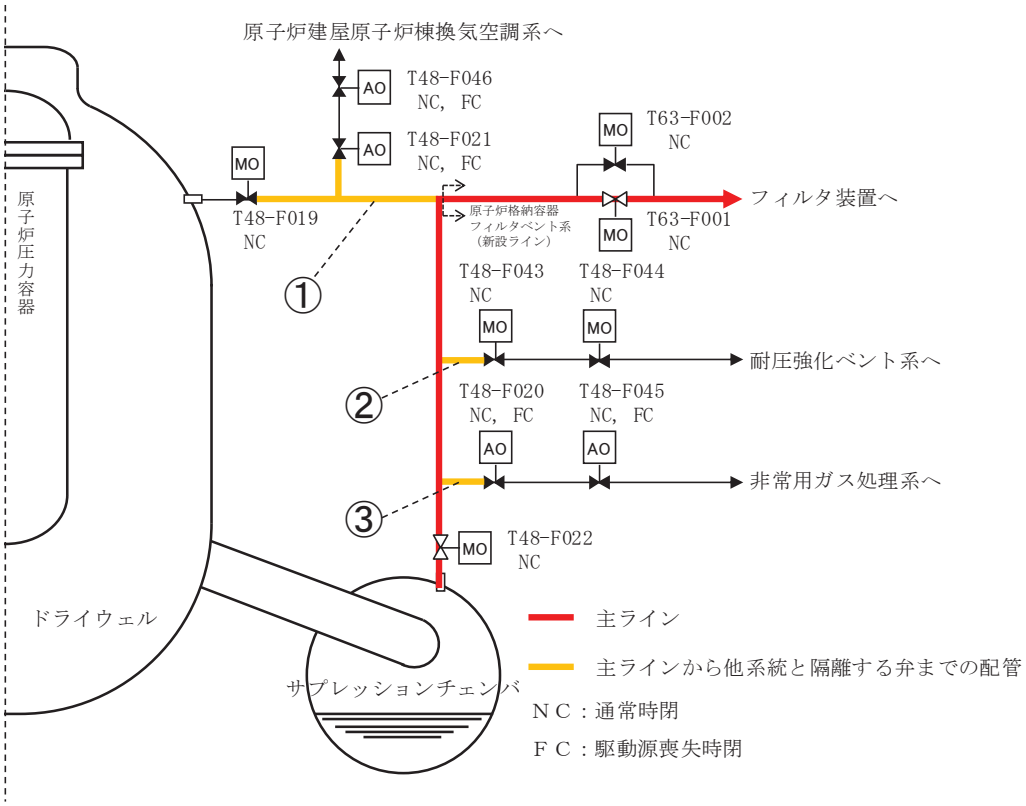
a. 原子炉建屋原子炉棟換気空調系

原子炉建屋原子炉棟換気空調系と隔離する弁（T48-F021）までの分岐配管は，水平取出しであることから水素が滞留することはない（第3図中①）。

b. 非常用ガス処理系，耐圧強化ベント系及びサプレッションチェンバ

非常用ガス処理系と隔離する弁（T48-F020），耐圧強化ベント系と隔離する弁（T48-F043）及びサプレッションチェンバと隔離する弁（T48-F022）は，主ラインから下向きに分岐する配管であることから水素が滞留することはない（第4図中②）。

第１図　主ラインから他系統と隔離する弁までの配管鳥瞰図（S/C からのベント時）

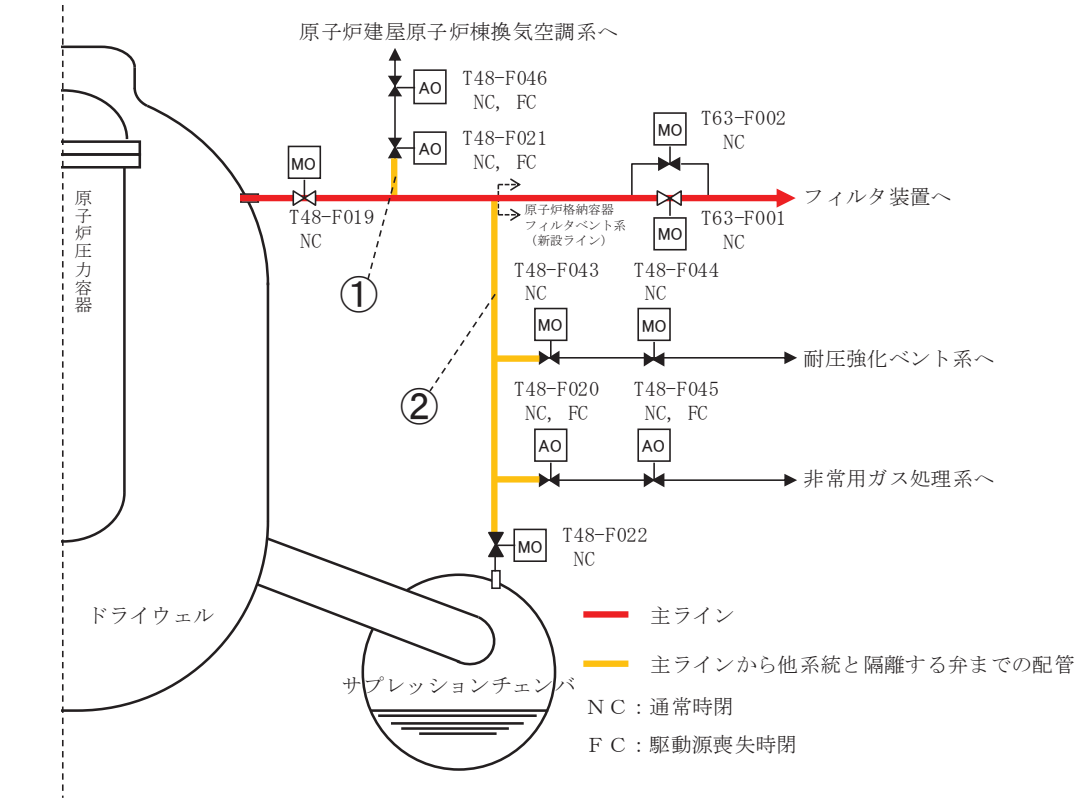


第２図　主ラインから他系統と隔離する弁までの系統概要図（S/C からのベント時）

別紙 2-25

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

第 3 図　主ラインから他系統と隔離する弁までの配管鳥瞰図（D/W からのベント時）



第 4 図　主ラインから他系統と隔離する弁までの系統概要図（D/W からのベント時）

別紙 2-26

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

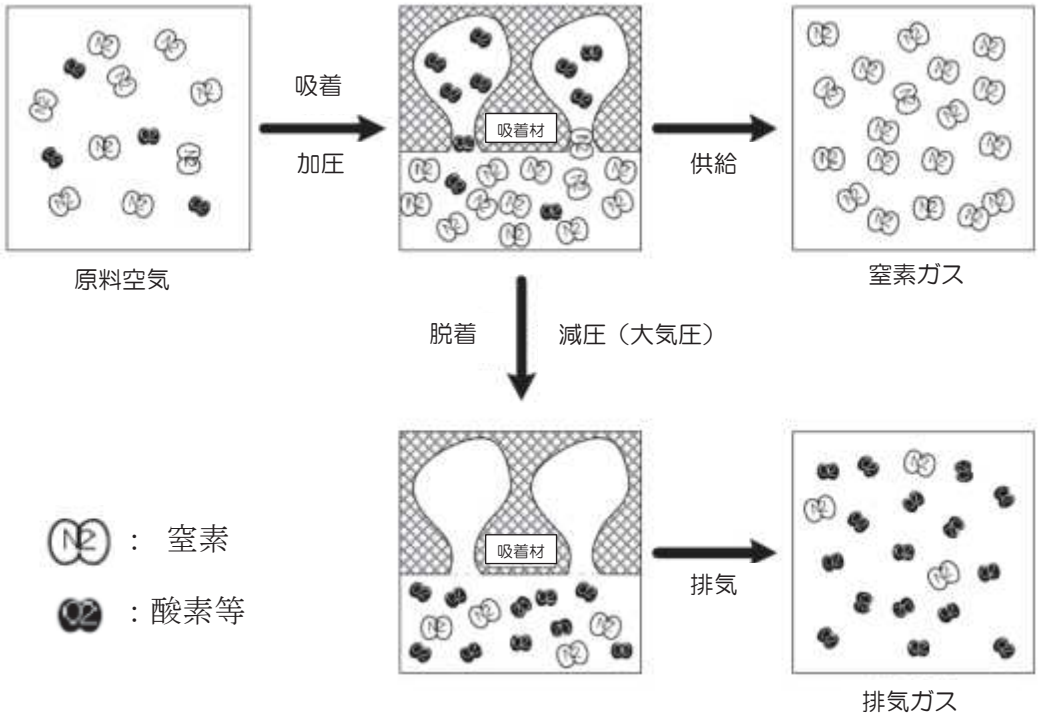
(参考 4) 可搬型窒素ガス供給装置の概要

(1) 可搬型窒素ガス供給装置の原理

可搬型窒素ガス供給装置は，圧力変動吸着（PSA:Pressure Swing Adsorption）方式の窒素ガス発生装置であり，空気圧縮機（エアドライヤ付），吸着槽，窒素ガス分離装置，制御装置等で構成される。

原料となる空気は，空気圧縮機内で加圧されエアドライヤで除湿後，吸着槽に送られる。吸着槽内には，空気から酸素等を吸着除去する吸着材が充填されており，送られてくる空気中の酸素等を吸着除去して窒素ガスの純度を上げて系統に供給する。なお，吸着された酸素等は，大気圧に減圧することにより吸着材から脱着・排気され，吸着材は酸素等を再度吸着することが可能となる。この吸脱着操作を繰り返すことにより，連続して窒素ガスを供給する。

圧力変動吸着方式による窒素ガス供給原理を第 1 図に示す。



第 1 図　圧力変動吸着方式による窒素ガスの供給原理

(2) 可搬型窒素ガス供給装置の容量設定根拠

可搬型窒素ガス供給装置の容量は，以下のうち供給量が多くなる①を考慮して設定している。

① ベント後，中長期的に除熱機能が復旧し，格納容器内の除熱を開始する前に窒素供給を開始し，除熱中の格納容器内の水素濃度を可燃限界(4%)未満に維持

② ベント停止後の原子炉格納容器フィルタベント系の水素滞留防止のため，窒素の供給を行い，系統内の水素濃度を可燃限界(4%)未満に維持

可搬型窒素ガス供給装置の主要仕様を第1表に示す。

第1表　可搬型窒素ガス供給装置の主要仕様

供給容量	約 220 m^3/h[normal]
純度	99.0vol%以上（不活性ガス）
供給圧力	427kPa[gage]（可搬型窒素ガス供給装置出口にて）

可搬型窒素ガス供給装置の窒素供給圧力，窒素供給容量の設定根拠を以下に示す。

a. 可搬型窒素ガス供給装置の窒素供給圧力

格納容器の圧力は原子炉格納容器フィルタベント系を使用した後，速やかに降下し，□ kPa[gage]程度となる。

可搬型窒素ガス供給装置は，窒素供給によって格納容器の最高使用圧力 427kPa[gage]（1Pd）以上に加圧されることがないよう，窒素の供給圧力を 427kPa[gage]に設定している。

b. 可搬型窒素ガス供給装置の窒素供給容量

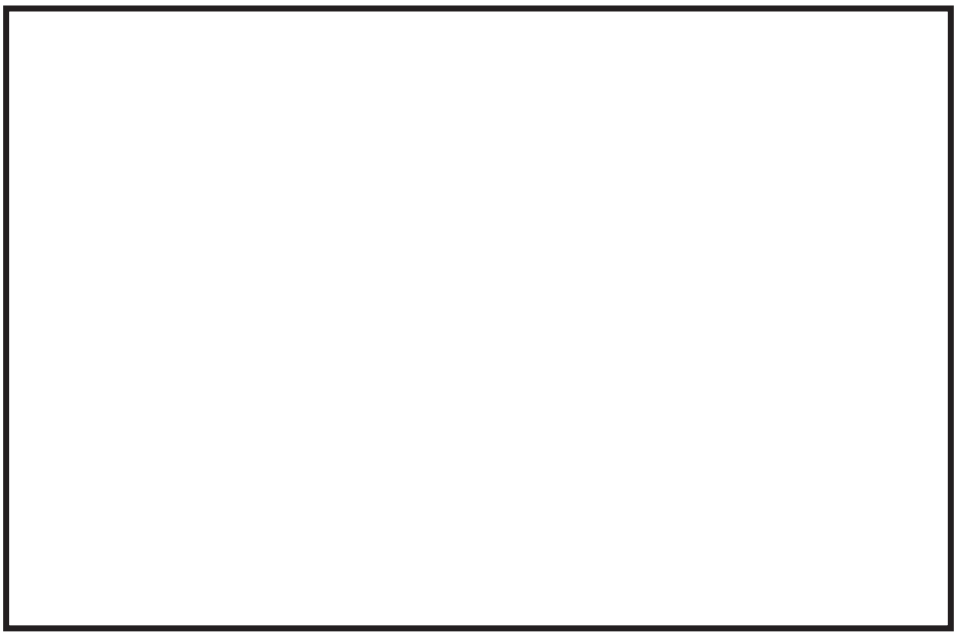
ベント開始後に格納容器内で発生する水素は，サプレッションチェンバに移行した放射性物質による水の放射線分解によるものが支配的となる。

このため，水素発生量は，サプレッションチェンバへの放射性物質の移行量が

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

大きい事象である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）」における評価事故シーケンス「大破断 LOCA+HPCS 失敗＋低圧 ECCS 失敗＋全交流動力電源喪失」時において，ベント開始後，ドライウェル圧力が 427kPa[gage]まで低下した時点（事故発生約 45 時間後）の水の放射線分解による発生を想定する。

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）」時における，事故発生後約 45 時間経過時点の水素発生量を第 4 図に示す。



第 4 図　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）」時における水素発生量及び酸素発生量

可搬型窒素ガス供給装置の窒素供給容量は，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）」における評価事故シーケンス「大破断 LOCA＋HPCS 失敗＋低圧 ECCS 失敗＋全交流動力電源喪失」時における水素発生量及び酸素発生量に対して，格納容器内の水素濃度を可燃限界(4%)未満に維持できるように，180m^3/h[normal]以上と設定している。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

窒素供給容量は（式 2）及び以下の式を用いて算出する。

窒素供給容量＝（水素発生量－水素発生量×0.04－酸素発生量×0.04）/0.04

（式 5）

酸素発生量＝（水素発生量)/2 m^3/h[normal]　（式 6）

水素発生量の計算には以下の条件及び MAAP 解析結果を適用する。

・除熱機能の復旧により格納容器内は冷却されており，水は非沸騰状態となっていることを想定し水素発生量の G 値は□（分子/100eV）とする。

・放射線吸収割合は炉心部では□，原子炉格納容器では□とする。

・放射線分解に寄与する発熱量は,MAAP 解析結果より炉心部では約□[MW]，原子炉格納容器では約□[MW]とする。

炉心部水素発生量＝□×10^6×□/100/(1.602×10^{-19})
/(6.022×10^{23})×22.4×10^{-3}×3600×□
＝□m^3/h[normal]

原子炉格納容器水素発生量＝□×10^6×□/100/(1.602×10^{-19})
/(6.022×10^{23})×22.4×10^{-3}
×3600×□
＝□m^3/h[normal]

合計水素発生量＝□＋□
＝□m^3/h[normal]

酸素発生量＝□/2
＝□m^3/h[normal]

窒素供給容量＝(□－□×0.04－□×0.04) /0.04
＝□m^3/h[normal]

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

なお，原子炉格納容器フィルタベント系の不活性化範囲の空間容積を 130m³，不活性化範囲が空気（酸素 21%）で満たされているものとし，可搬型窒素ガス供給装置からの窒素の供給量を 220m³/h，窒素純度を 99%（酸素濃度 1%）とすると約 1.5 時間で系統の不活性化は完了する。

別紙 3　フィルタ装置及び配管の材質【本文 2.3.1，2.3.2.2】

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，[redacted] 及び [redacted] のスクラバ溶液（高アルカリ性）を保有することから，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放出口まで

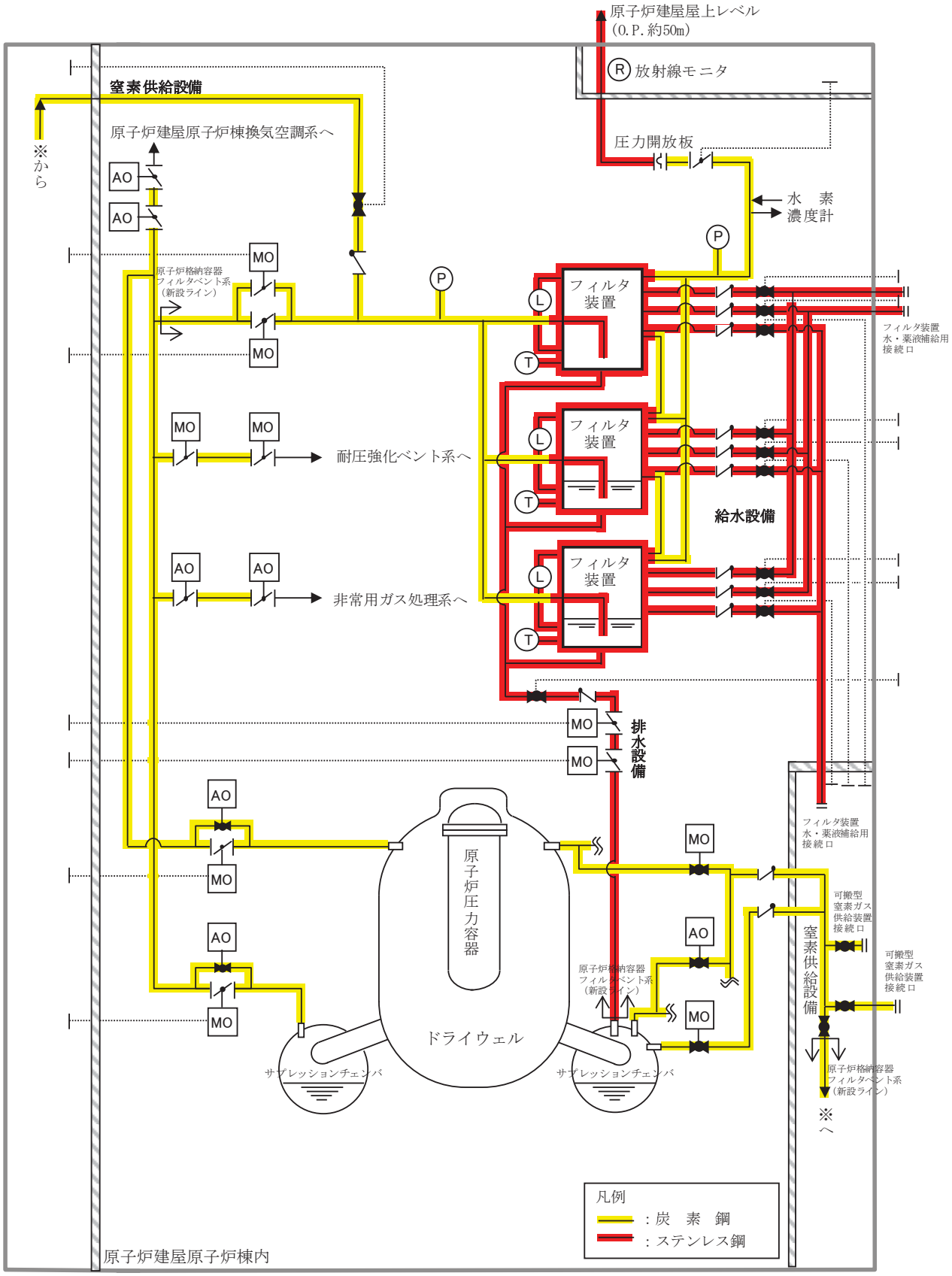
大気に開放しており，耐腐食の観点から，ステンレス鋼とし，屋外に敷設する配管外面については防錆塗装を施工する。

c. フィルタ装置周り給水／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。

[redacted] 枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 3-1



第 3-1 図　フィルタ装置及び配管の材質

別紙 3-2

（参考）原子炉格納容器フィルタベント系の材料選定に係る技術的根拠

(1)　黒鉛パッキンの妥当性

原子炉格納容器フィルタベント系に使用する弁は，グランド部とボンネット部に膨張黒鉛系のパッキン・ガスケットを使用する。

膨張黒鉛は，天然黒鉛の優れた耐熱性・耐薬品性を維持しつつ，シート状に形成することで柔軟性，弾性を有した材料で，パッキン・ガスケットの材料として幅広く使用されている。原子炉格納容器フィルタベント系の弁で使用するパッキンは，最高使用温度[　　]℃以上，最高使用圧力[　]MPa 以上のものを選定しており，原子炉格納容器フィルタベント系の設計条件（200℃，2Pd）を満足する。黒鉛の特性として，400℃以上の高温で酸素雰囲気下では酸化劣化が進み，パッキンが痩せる（黒鉛が減少する）ことによりシール性能が低下することが知られているが，原子炉格納容器フィルタベント系で使用する環境は 200℃以下であることから，酸化劣化の懸念はない。

また，膨張黒鉛については，メーカによる放射線照射試験より[　　]Gy の照射に対しても機械的性質に変化はみられないことが確認されており，十分な耐放射線性も有している。

なお，[　　]飽和溶液に対しても適用可能であることから，アルカリ環境（pH7～13）において健全性を確保できる。

(2)　ステンレス等構造材の選定根拠

フィルタ装置及び装置周りの給水／排水配管は，通常時接液又は使用時に接液するため，耐食性の観点からステンレス鋼（SUS316L 等）を用いる。材料選定にあたって，使用環境と耐アルカリ性の観点から，以下に示すとおり種々の劣化モードを考慮した。

なお，ベント後は，スクラバ溶液をサプレッションチェンバに移送し，フィルタ装置内をフラッシングすることにより，構造材の腐食を防止する運用としている。

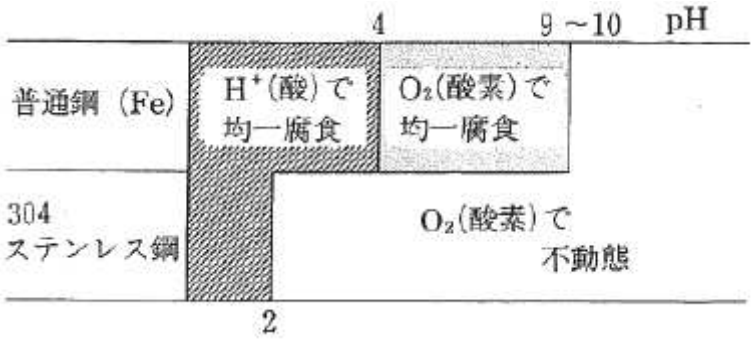
枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 3-3

a. 全面腐食

・金属表面の全面にわたってほとんど同一の速度で浸食が進む腐食形態

オーステナイト系ステンレス鋼は第 1 図（参考図書 1）に示すように pH2 以上では不動態化するため，強アルカリ環境では全面腐食に対する抵抗性がある。そのため，同じオーステナイト系ステンレス鋼である SUS316L 等，全面腐食に対して考慮した材料を使用している。



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

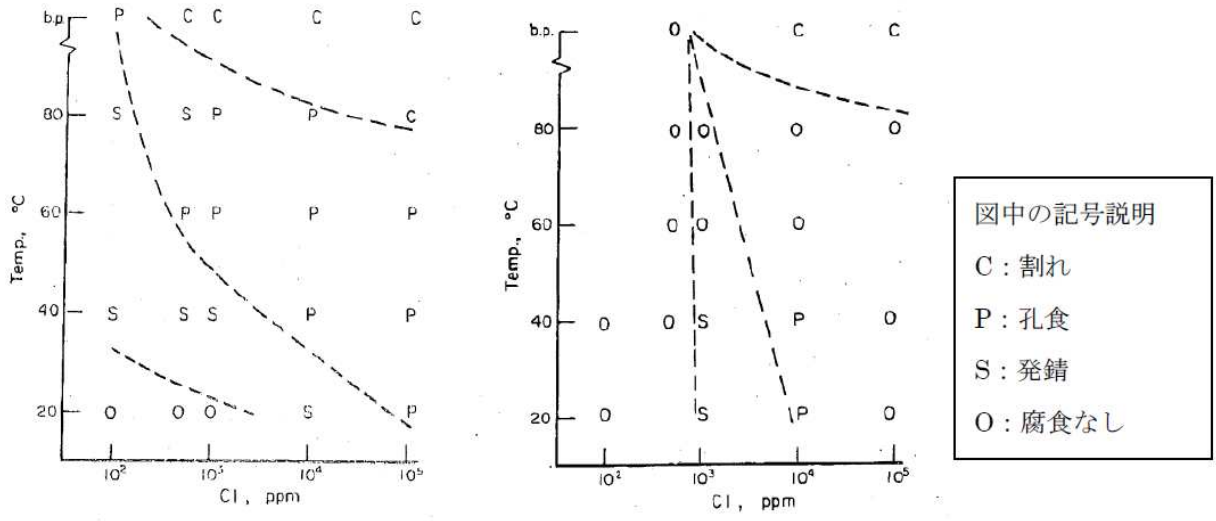
b. 孔食

・塩化物イオン等の影響で不動態皮膜の一部が破壊され，その部分において局部的に腐食が進行する腐食形態

孔食発生の領域は第 2 図（参考図書 2）に示すように，SUS304 では pH7 と比べ pH12 のほうが狭く，強アルカリ環境においては孔食発生のリスクは低減される。同じオーステナイト系ステンレス鋼である SUS316L 等の使用材料においても同様の傾向となることから，設備の健全性を確保できる。なお，通常待機時のスクラバ溶液は高アルカリ性を維持していることから，孔食発生のリスクが低い環境となっている。

・無機よう素により局部的に腐食が進行する腐食形態

無機よう素については，フィルタ装置に移行するものの，大部分がスクラバ溶液中に捕集されることから，フィルタ装置気相部における無機よう素濃度は非常に低く，滞留時間も短いため，腐食の影響は非常に小さいと考えられる。



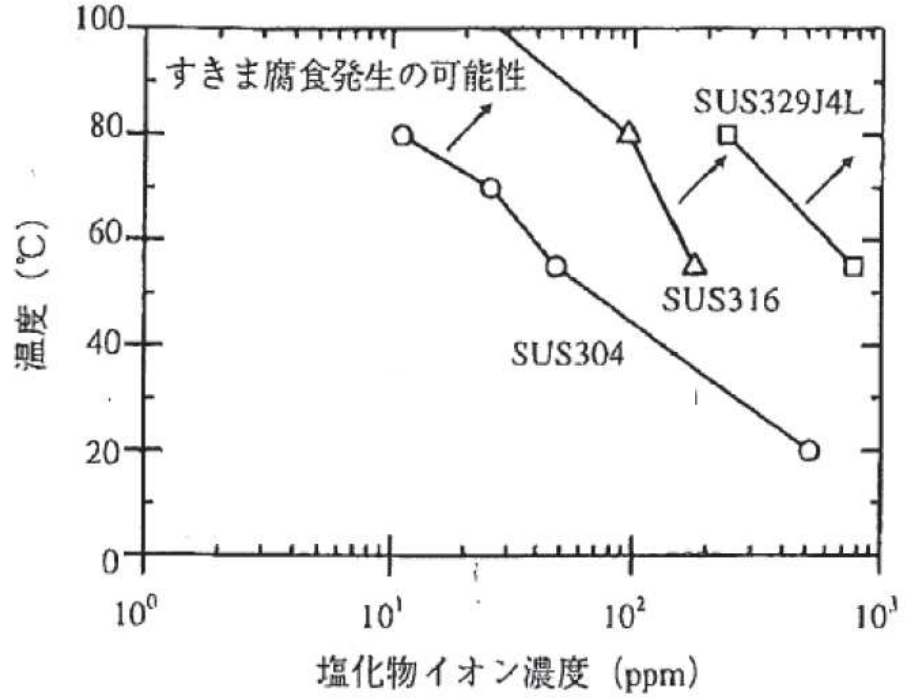
a　初期 pH=7　　b 初期 pH=12

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

c. すきま腐食

・ステンレス鋼表面上の異物付着，構造上のすきま部分において進行する腐食形態

本劣化モードは孔食と同様の成長過程である。第 3 図（参考図書 3）に SUS316 の中性環境におけるすきま腐食発生に対する塩化物イオン濃度と温度の影響を示す。SUS316 は中性環境下で塩化物イオン濃度が低い場合は，すきま腐食の発生の可能性が低いことが分かる。アルカリ環境では中性環境に比べて孔食の発生リスクが低減することが前述の第 2 図に示されており，その成長過程が同様であるすきま腐食についても，アルカリ環境では，よりすきま腐食発生の可能性が低くなると考えられる。なお，通常待機時のスクラバ溶液は高アルカリ性を維持していることから，すきま腐食発生のリスクが低い環境となっている。



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

d. 応力腐食割れ（SCC）

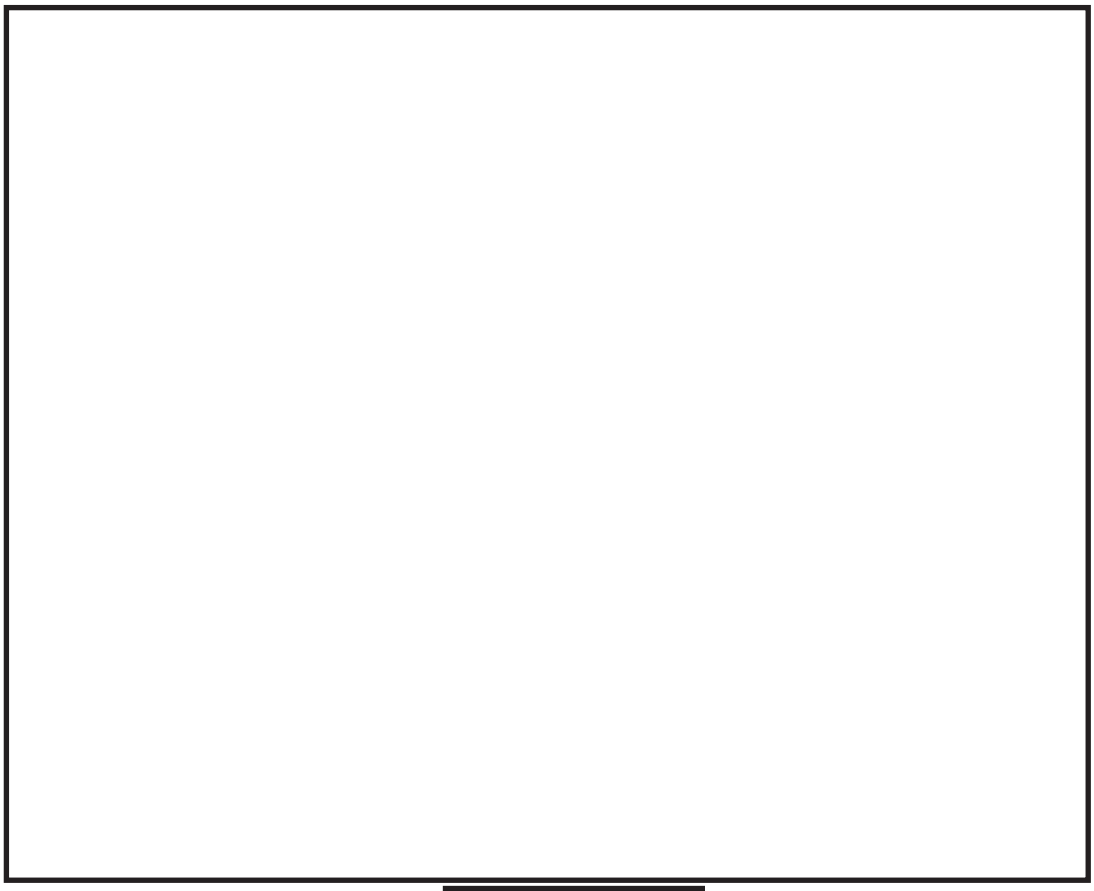
・腐食性の環境におかれた金属材料に引張応力が作用して生ずる割れであり，材料，応力，環境の3要因が重畳した場合に発生する破壊

(a) アルカリ環境におけるSCC

第4図（参考図書4）にSUS316のアルカリ環境におけるSCC発生限界を示す。本図は応力腐食割れ事例を収集し，各種材料のアルカリ環境におけるSCCの発生限界を求めたものである。SUS316は［　　］が低濃度においてはSCCへの耐性に優れていることがわかる。スクラバ溶液は，待機時においては［　　］であり，事故時にスクラバ溶液が最低水位になった場合でも［　　］であること，また，SUS316L等はより耐SCC性に優れた材料であることから，使用環境（pH7～13）において設備の健全性を確保できる。

［　　］枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙3-6

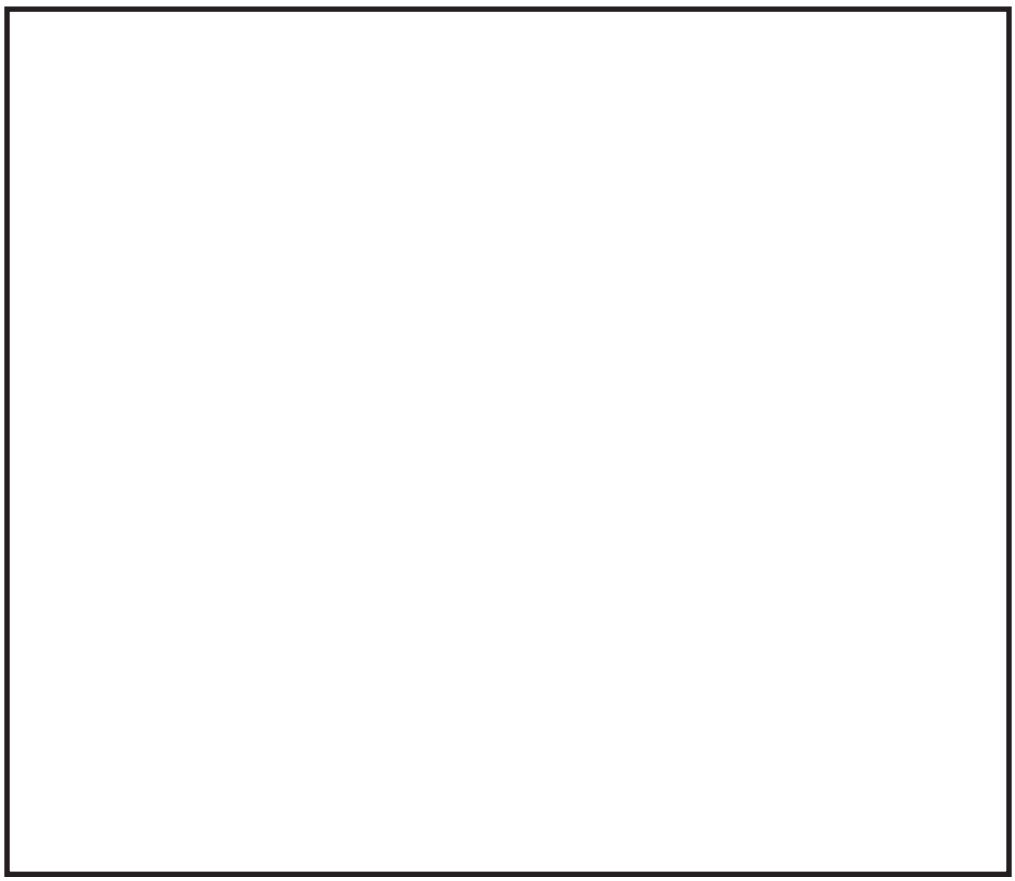


第 4 図　SUS316 の [redacted] 溶液中の耐食性

(b) [redacted] **環境における SCC**

第 5 図（参考図書 5）に [redacted] 環境下における SUS304 の SSRT（低歪速度引張応力腐食割れ）試験の結果を示す。本試験における [redacted] とほぼ同じである。試験の結果，鋭敏化していない SUS304 では SCC の発生がないことが示されている。使用材料である SUS316L 等はより耐 SCC 性に優れる材料であるため，[redacted] が起因となる SCC に対して考慮した材料と言える。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



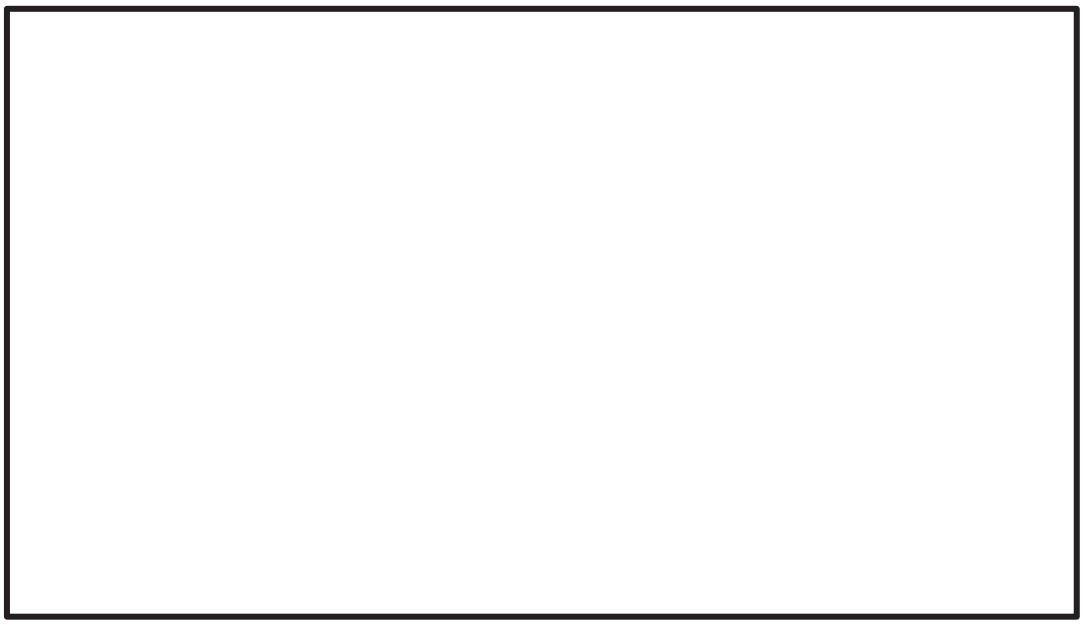
第 5 図 [redacted] 水溶液中における SUS304 の SSRT 結果

(3) ベンチュリノズルの耐エロージョン性

ベンチュリノズルについては,[redacted]確認した。

第 6 図に示すように,[redacted]観察し，ベントガスによる影響を確認した。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



第 6 図　ベンチュリノズル観察部位

第 7 図に示すように，

ベンチュリノズル内部で液滴衝撃エロージョンが発生していないことがわかる。

なお，液滴衝撃エロージョンは，

における流速を求め，液滴衝撃エロージョンの発生について評価する。

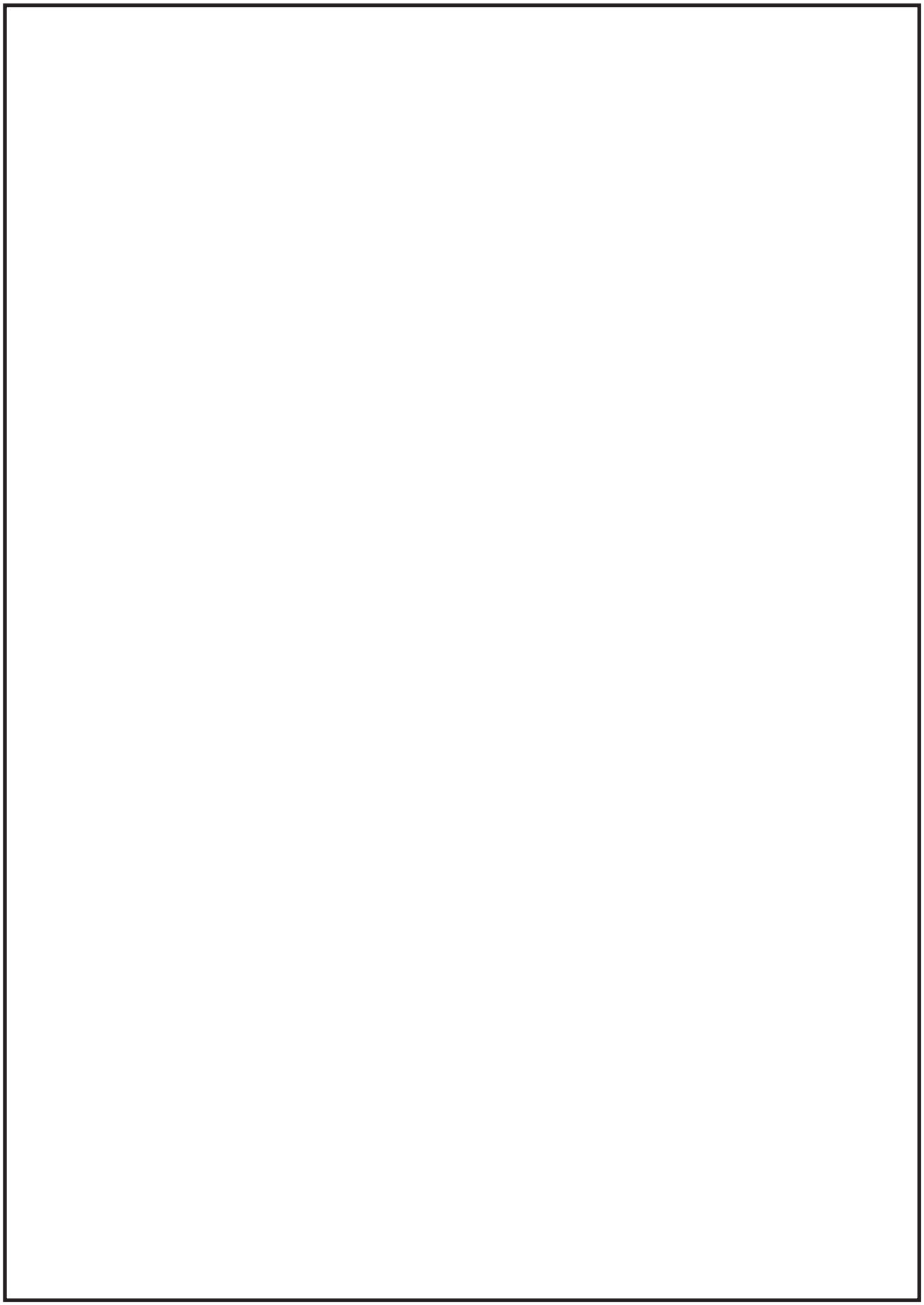
ベンチュリノズル内の流れは，

における流速を，の面積から求めると約 m/s であり，また，保守的にの投影面積から求めると約 m/s となる。

以上から，における流速は，ステンレス鋼における液滴衝撃エロージョン発生の限界流速（参考図書 6）である 70m/s を下回ると考えられ，液滴衝撃エロージョンは発生しない。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 3-9



第7図　ベンチュリノズル観察結果

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

≪参考図書≫

1. 腐食・防食ハンドブック，腐食防食協会編
2. J.E.Truman, “The Influence of chloride content, pH and temperature of test solution on the occurrence of stress corrosion cracking with austenitic stainless steel”, Corrosion Science, 1977,Vol.17
3. 宮坂松甫他,“ポンプの高信頼性と材料”, ターボ機械, 第36 巻, 第9 号
4. ステンレス鋼便覧 第3 版 ステンレス協会編
5. 電力中央研究所報告, 研究報告：280057, “チオ硫酸ナトリウム水溶液中における SUS304 ステンレス鋼の SCC 挙動”財団法人電力中央研究所 エネルギー・環境技術研究所
6. 発電用設備規格　配管減肉管理に関する規格（2005 年度版）（増訂版）
   JSME S CA1-2005

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℃
材質	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 Ss にて機能維持

第 4-2 表　各部位の設計上の考慮事項

部位	考慮事項	
フィルタ装置	胴	・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	・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	・温度計ウェルの接続部は溶接構造とする。
配管	・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，計装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	・スクラバ溶液に接する部分の材料は，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。	
計装設備	・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。

（参考）フィルタ装置設置場所の漏えい対策

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よう設計上の考慮がなされているが，万一漏えいが発生した場合においても，早期の検知が可能となるようにフィルタ装置室内に漏えい検知器を設置することにより，中央制御室にて監視可能とし，また，フィルタ装置室入口扉付近に堰を設置すること等により，フィルタ装置室外への漏えいを防止する。

ベント後に放射性物質を含むスクラバ溶液がフィルタ装置室内に漏えいした場合には，床面からサプレッションチェンバへ排水する。この排水ラインは，格納容器圧力が約□kPa[gage]以下の場合に弁を開操作することにより，ポンプを用いることなく，高低差によってフィルタ装置室内の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。

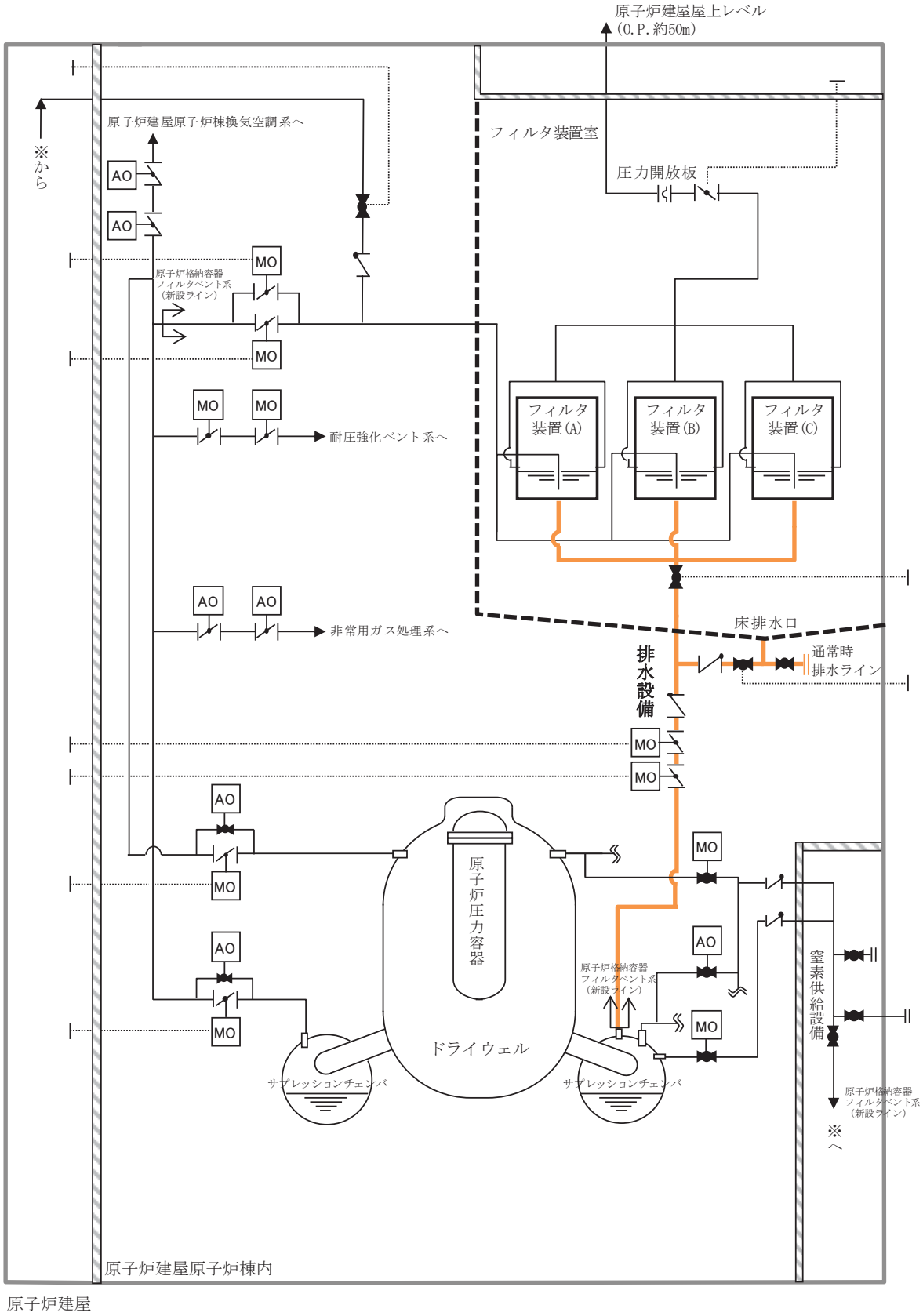
待機時に放射性物質を含まないスクラバ溶液等がフィルタ装置室内に漏えいした場合には，サプレッションチェンバ以外へ排水可能な設計とする。

なお，フィルタ装置は原子炉建屋地上 1 階のフィルタ装置室に設置することから地下水の流入の可能性はない。

原子炉格納容器フィルタベント系排水設備概要図を第 1 図に示す。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 4-3



第１図　原子炉格納容器フィルタベント系排水設備概要図

別紙 5　フィルタ装置の台数の違いによる影響【本文 2.3.1，2.3.2.1】

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に設計している。

女川２号炉の原子炉格納容器フィルタベント系は，フィルタ装置 1 基（全 3 台）の構成としていることから，台数による影響について評価する。

1.　フィルタ装置周りの系統概要

原子炉格納容器フィルタベント系は，格納容器から排出されたベントガスが，フィルタ装置の上流で分岐し 3 台のフィルタ装置へ流入，フィルタ装置にて放射性物質を低減させた後，フィルタ装置下流にて合流し，大気へ放出する設計としている。フィルタ装置周りの系統概要を第 5-1 図に示す。

第 5-1 図　フィルタ装置周りの系統概要

2.　設計方針における台数による影響と設計要求事項

原子炉格納容器フィルタベント系は，フィルタ装置 1 基（全 3 台）の構成としていることから，台数による影響を網羅的に確認するため，設計方針で示した事項か

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 5-1

らフィルタ装置 3 台を設置する場合の考慮事項を抽出した。設計方針における台数による考慮事項について第 5-2 表に示す。

原子炉格納容器フィルタベント系は，フィルタ装置 3 台を設置するため，フィルタ装置 1 台を設置する場合と異なりベントガスの分岐及び合流を行う必要がある。そのため，各フィルタ装置のベントガス流量にばらつきが生じる可能性がある。

フィルタ装置 1 台当たりのベントガス流量にばらつきが発生した場合には，第 5-2 表から抽出した以下の影響により所定の性能を発揮することができない可能性がある。

(1) 想定している運転範囲からの逸脱

(2) エアロゾルによる金属繊維フィルタ及びドレン配管の閉塞

(3) 格納容器内で発生した酸によるスクラバ溶液のｐＨの異常低下

(4) 捕集した放射性物質の崩壊熱による水量の異常低下

したがって，フィルタ装置 3 台を設置する場合の設計要求事項は，所定の性能を発揮することが可能なよう，フィルタ装置 1 台当たりのベントガス流量を同等とし，ベントガス流量のばらつきによる影響を防止することである。

3. 設計における考慮事項

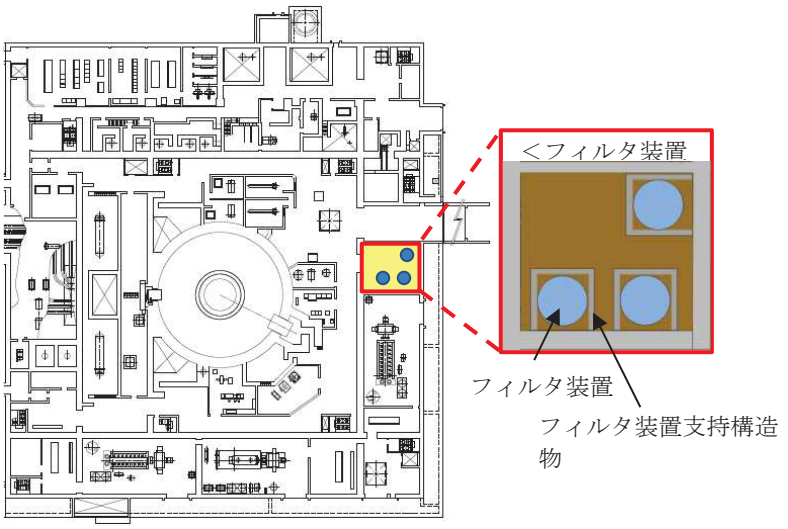
原子炉格納容器フィルタベント系は，ベントガス流量のばらつきによる影響を防止するため以下について考慮した設計としている。

(1) 各フィルタ装置の仕様（ベンチュリノズル個数，金属繊維フィルタ個数，流量制限オリフィス個数，放射性よう素フィルタの構造等）を同等とする

(2) 各フィルタ装置の気相部及び液相部をそれぞれ連通管で接続する

(3) 全てのフィルタ装置を近接配置する（第 5-2 図）

(4) 配管の分岐部をフィルタ装置近傍に設置する



第 5-2 図　フィルタ装置配置図（原子炉建屋地上 1 階）

4.　ベントガス流量評価

フィルタ装置入口配管の圧力損失の差を小さくするような配管ルートとしており，想定している運転範囲においてベンチュリノズルにおける流速が一定以上となるようにベントガス流量比の差を［　　］%以内とすることを設計目標としている。

フィルタ装置入口配管の分岐部から各フィルタ装置までの圧力損失とベントガス流量を評価した結果，フィルタ装置の入口流量比の差は［　　］%であり，ベントガス流量のばらつきによる影響がないことを確認した。フィルタ装置入口側の圧力損失及びガス流量を第 5-1 表に示す。

第 5-1 表　フィルタ装置入口側の圧力損失及びガス流量

	圧力損失(kPa)	流量比(%)※
フィルタ装置 A		
フィルタ装置 B		
フィルタ装置 C		

※：フィルタ装置 B の流量を 100%としたときの値。

フィルタ装置出口配管については，配管の圧力損失の差を小さくするような設計としており，また，フィルタ装置内の流量制限オリフィスにより［　　］となる設計としていることから流量は同等となる。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 5-3

5. まとめ

以上より，設計方針で示した事項からフィルタ装置 3 台を設置する場合の考慮事項を抽出し評価した結果，フィルタ装置 1 台当たりのベントガス流量にばらつきが発生し，性能に影響を与える可能性があるが，フィルタ装置 1 台当たりのベントガス流量を同等とする設計としていることから，所定の性能を発揮することが可能である。

設計方針における台数による考慮事項と影響評価結果について第 5-2 表に示す。

第 5-2 表　設計方針における台数による考慮事項と影響評価結果

フィルタ装置を 3 台並列に設置する場合の考慮事項			対応方針及び影響評価結果
		設計要求事項	
排気容量（ベントガス流量）	フィルタ装置 1 台当たりのベントガス流量に差がでることで運転範囲（ベントガス流量）から逸脱する可能性がある。	・フィルタ装置 1 台当たりのベントガス流量を同等とする	・ベントガス流量を同等とする設計としているため，各フィルタ装置においてベントガス流量が運転範囲内に収まることから排気容量への影響はない。
閉塞防止	エアロゾルはベントガス流量が大きいフィルタ装置へ多く流入することになり，一部の金属繊維フィルタ及び液相部のドレン配管（排水配管）が閉塞する可能性がある。	・フィルタ装置 1 台当たりのベントガス流量を同等とする	・ベントガス流量を同等とする設計としているため各フィルタ装置へエアロゾルが均等に流入する。金属繊維フィルタへ移行するエアロゾル量は金属繊維フィルタの許容負荷量に対して小さいことを確認しており金属繊維フィルタの閉塞への影響はない。また，フィルタ装置底部へのエアロゾルの蓄積により，液相部のドレン配管（排水配管）が閉塞しないことを確認しており液相部のドレン配管（排水配管）の閉塞への影響はない。
放射性物質の捕集及び保持	フィルタ装置 1 台当たりのベントガス流量に差がでることで各フィルタ部におけるフィルタ性能を発揮できる運転範囲（ベントガス流量及び過熱度）から逸脱する可能性がある。	・フィルタ装置 1 台当たりのベントガス流量を同等とする	・ベントガス流量を同等とする設計としているため，各フィルタ装置においてベントガス流量が運転範囲内に収まることから放射性物質の捕集及び保持への影響はない。

フィルタ装置を 3 台並列に設置する場合の考慮事項		設計要求事項	対応方針及び影響評価結果
水量の確保	放射性物質はベントガス流量が大きいフィルタ装置へ多く流入することになり，捕集した放射性物質の崩壊熱により一部のフィルタ装置のスクラバ溶液の水量が下がる可能性がある。	・フィルタ装置 1 台当たりのベントガス流量を同等とする ・連通管を設置する	・ベントガス流量を同等とする設計としているため各フィルタ装置へ放射性物質が均等に流入する。また，各フィルタ装置の液相部及び気相部をそれぞれ連通管で接続する設計としているため各フィルタ装置の水位が等しくなることから水量の確保への影響はない。 ・外部接続口からフィルタ装置それぞれに対して水を補給可能な構成としており，また，各フィルタ装置のスクラバ溶液の水位を監視可能とするため，各フィルタ装置に水位計を設置することから水量の確保への影響はない。
水質	格納容器内で発生した酸はベントガス流量が大きいフィルタ装置へ多く流入することになり，一部のフィルタ装置のスクラバ溶液の pH が下がる可能性がある。	・フィルタ装置 1 台当たりのベントガス流量を同等とする	・待機時においては，各フィルタ装置のスクラバ溶液は，十分な量の薬液を保有しており，定期的にスクラバ溶液の薬液濃度を確認することから水質への影響はない。 ・ベント時においては，ベントガス流量を同等とする設計としているため各フィルタ装置へ酸が均等に流入する。また，外部接続口からフィルタ装置それぞれに対して薬液が補給可能な構成としていることから水質への影響はない。
放出高さ	放出口の高さは，フィルタ装置の台数による影響なし。	-	-
水素爆発の防止	可搬型窒素ガス供給装置等により窒素置換が可能なため台数による影響なし。	-	-
他への悪影響防止	他系統とは弁により隔離しているため，フィルタ装置の台数による影響なし。	-	-

フィルタ装置を3台並列に設置する場合の考慮事項		設計要求事項	対応方針及び影響評価結果
設計基準事故対処設備に対する多様性及び独立性，位置的分散	全てのフィルタ装置を原子炉建屋原子炉棟内のフィルタ装置室に設置しているため，フィルタ装置の台数による影響なし。	-	-
操作の確実性	ベントの操作に必要な隔離弁は，フィルタ装置入口配管の分岐部より上流側にあるため，フィルタ装置の台数による影響なし。	-	-
補助操作	ベント後可能な限り運転員等の操作が不要となるようスクラバ溶液の水量を設定しているため，フィルタ装置の台数による影響なし。	-	-
溶融炉心及び水没による悪影響防止	格納容器の接続位置は，フィルタ装置の台数による影響なし。	-	-
作業員被ばく低減	全てのフィルタ装置を原子炉建屋原子炉棟内のフィルタ装置室に設置しているため，フィルタ装置の台数による影響なし。	-	-
水素及び放射性物質濃度の監視	フィルタ装置出口配管の合流部より下流側に水素濃度計及び放射線モニタを設置することから，フィルタ装置の台数による影響なし。	-	-
環境条件	環境条件は，フィルタ装置の台数による影響なし。	-	-

フィルタ装置を 3 台並列に設置する場合の考慮事項		設計要求事項	対応方針及び影響評価結果
試験又は検査	全てのフィルタ装置で点検を行える必要があるが，全てのフィルタ装置にマンホールを設置していることから，フィルタ装置の台数による影響なし。	-	-

（参考 1）設計目標の考え方について

原子炉格納容器フィルタベント系は，フィルタ装置 1 基（全 3 台）の構成としており，フィルタ装置 1 台当たりのベントガス流量にばらつきが発生することで，フィルタ装置の性能に影響がでる可能性がある。このため，原子炉格納容器フィルタベント系の性能を確保するためにベントガス流量比の差を□%以内とすることを設計目標としている。

１．設計目標の考え方

原子炉格納容器フィルタベント系は，所定の性能を確保するためにベンチュリノズルの流速について，メーカが定めている流速以上にする必要がある。その理由を以下に示す。

フィルタ装置における粒子状放射性物質の除去は，ベンチュリスクラバ及び金属繊維フィルタの組合せにより行う設計としている。このうちベンチュリスクラバにおける粒子状放射性物質の除去は，慣性衝突効果によるものが支配的である。慣性衝突効果はエアロゾル粒径が大きい程大きく，ベントガス流速が早い程大きくなる傾向がある。そのため，ベンチュリスクラバにおいて粒径が小さいエアロゾルに対しても除去を期待するためにはベンチュリノズルの流速を一定以上にする必要がある。

このため，フィルタ装置 1 台当たりのベントガス流量にばらつきが発生した場合においても，ベンチュリノズルにおける流速（流量）が一定（メーカが定めている流速）以上となるようにベントガス流量比の差を□%以内に設定している。

２．流量のばらつきによる影響

フィルタ装置 1 台当たりの流量のばらつきが発生した場合には，以下の影響により所定の性能を発揮することができない可能性がある。

(1) 想定している運転範囲からの逸脱

原子炉格納容器フィルタベント系は，想定する運転範囲としてベントガス流量を□ kg/s としており，このベントガス流量が各フィルタ装置に均等に

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

分配されるように設計している。このため，フィルタ装置１台当たりのベントガス流量にばらつきが発生することにより，各フィルタ装置で想定している流量が増減することで，想定している運転範囲から逸脱する可能性がある。この結果，除去性能検証試験で確認された試験範囲から逸脱し，所定の除去性能が発揮できない可能性がある。

(2) エアロゾルによる金属繊維フィルタ及びドレン配管の閉塞

フィルタ装置１台当たりのベントガス流量にばらつきが発生することにより，一部のフィルタ装置のベントガス流量が大きくなる。この結果，流量が大きくなったフィルタ装置に流入するエアロゾル量が増加し，金属繊維フィルタの閉塞及びドレン配管の閉塞が発生する可能性がある。

(3) 格納容器内で発生した酸によるスクラバ溶液のｐＨの異常低下

フィルタ装置 1 台当たりのベントガス流量にばらつきが発生することにより，一部のフィルタ装置のベントガス流量が大きくなる。この結果，流量が大きくなったフィルタ装置に流入する酸の量が増加し，スクラバ溶液のｐＨが異常に低下する可能性がある。

(4) 捕集した放射性物質の崩壊熱による水量の異常低下

フィルタ装置 1 台当たりのベントガス流量にばらつきが発生することにより，一部のフィルタ装置のベントガス流量が大きくなる。この結果，流量が大きくなったフィルタ装置に流入する放射性物質が多くなり，放射性物質の崩壊熱が大きくなることでスクラバ溶液が異常に低下する可能性がある。

３．設計目標の妥当性

フィルタ装置周りの配管は，各フィルタ装置のベントガス流量が同等になるように，ベントガス流量比の差を設計目標である□%以内となるように設計している。

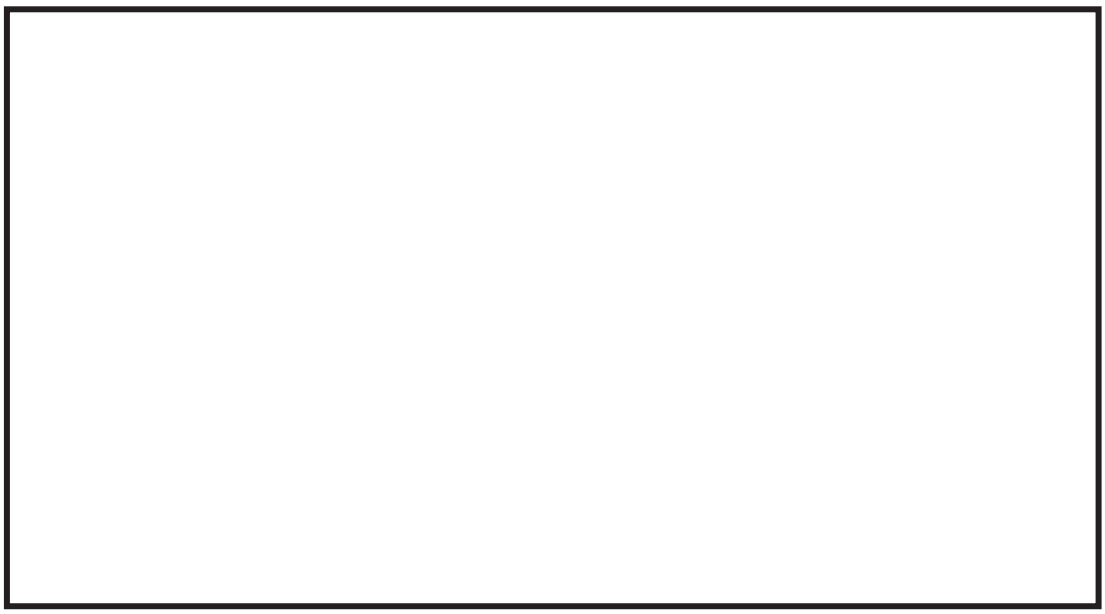
枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

ここでは，ベントガス流量比の差が設計目標である□となった場合の影響について評価を行い，所定の性能に影響がないことを確認している。確認結果の詳細は以下のとおり。

(1) 想定している運転範囲からの逸脱（本文 3.2，別紙 26）

a．金属繊維フィルタ

第 1 図に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。第 1 図より，流量にばらつきが発生した場合においても，除去性能検証試験で除去係数 DF1,000 以上を満足していることから，金属繊維フィルタにおける運転範囲への影響はない。



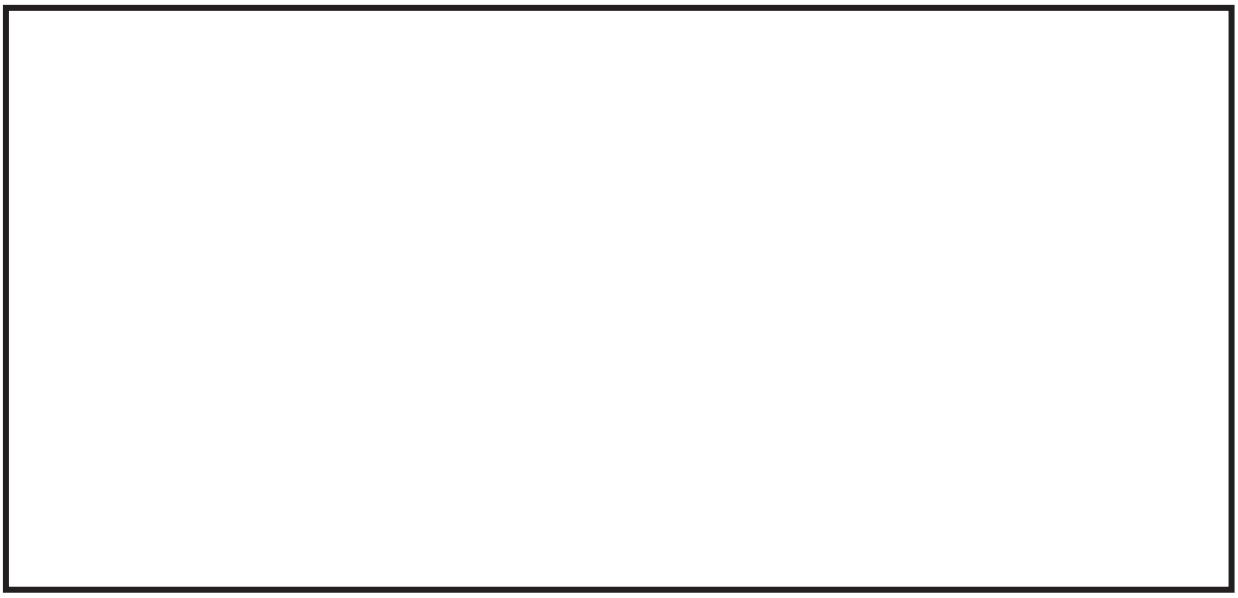
第 1 図　金属繊維フィルタの速度に対するフィルタ装置の除去係数

なお，ベンチュリスクラバでは，無機よう素も捕集・保持するが，除去性能に影響を与える因子はスクラバ溶液のｐＨであり，流速に依存しないためベンチュリスクラバにおける無機よう素の捕集・保持に影響はない。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

b．ベンチュリスクラバ

第 2 図にベンチュリノズル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。第 2 図より，流量にばらつきが発生した場合においても，除去性能検証試験で除去係数 DF1,000 以上を満足していることから，ベンチュリスクラバにおける運転範囲への影響はない。

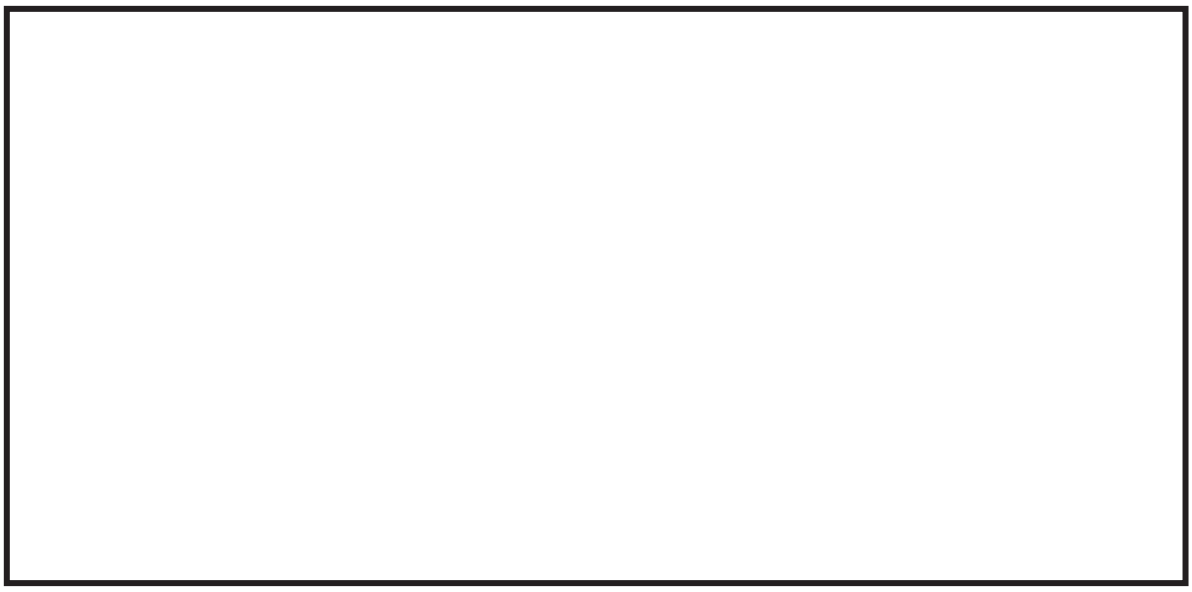


第 2 図　ベンチュリノズルの速度に対するフィルタ装置の除去係数

c．放射性よう素フィルタ

第 3 図に女川２号炉の実機条件における除染係数の補正値を過熱度で整理した結果を示す。第 3 図より，流量にばらつきが発生した場合においても，除去性能検証試験で除去係数 DF50 以上を満足していることから，放射性よう素フィルタにおける運転範囲への影響はない。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



第 3 図 JAVA PLUS 試験結果（実機条件補正）

(2) エアロゾルによる金属繊維フィルタ及びドレン配管の閉塞(別紙 16, 別紙 17)

想定するエアロゾル量(150kg)がフィルタ装置に均等に流入した場合の金属繊維フィルタへの移行量は□ g/m^2 であり，ベントガス流量が□%増加した場合においてもその移行量は□のため，金属繊維フィルタの閉塞のリスクが極めて低い運用が可能な負荷量□g/m^2 に対して小さいため，金属繊維フィルタの閉塞が生じる可能性はない。なお，有効性評価（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））におけるエアロゾルの金属繊維フィルタへの移行量は□ g/m^2 であり，金属繊維フィルタの閉塞のリスクが極めて低い運用が可能な負荷量に対して十分小さい。

また，想定するエアロゾル量(150kg)がフィルタ装置に均等に流入した場合のフィルタ装置 1 台当たりのエアロゾル蓄積量は 2.1×10^7 mm^3 であり，ベントガス流量が□%増加した場合の蓄積量は□のため，ドレン配管（排水配管）吸込部（液相部連通管）までの容積□mm^3 に対して十分小さいためドレン配管の閉塞が生じる可能性はない。

□ 枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

なお，原子炉停止時の炉内内蔵量のうち，格納容器に放出される割合を考慮した放射性よう素フィルタへ移行するガス状放射性よう素は，有機よう素約[ ]と無機よう素約[ ]の合計約[ ]であり，ベントガス流量が[ ]%増加した場合のフィルタ装置1台当たりのガス状放射性よう素の移行量は，[ ][ ]であり，フィルタ装置1台当たりの許容負荷量[ ]より小さいため放射性よう素フィルタの閉塞が生じる可能性はない。

(3) 格納容器内で発生した酸によるスクラバ溶液のｐＨの異常低下（別紙25）

保守的に格納容器内で発生した酸（[ ] mol）が全てフィルタ装置へ移行した場合，スクラバ溶液をアルカリ性に維持するためには[ ] mol以上の[ ][ ]が必要となり，その濃度は約[ ] wt%（待機時水量）である。これに余裕をみて待機時には，スクラバ溶液の濃度を[ ]wt%以上とすることで，待機時の[ ]は[ ] molとしている。

ベントガス流量が[ ]%増加した場合のフィルタ装置1台当たりの酸の移行量は，[ ]であり，待機時のフィルタ装置1台当たりの[ ][ ]より小さいためスクラバ溶液のｐＨへの影響はない。

(4) 捕集した放射性物質の崩壊熱による水量の異常低下（別紙24）

ベントガス流量が[ ]%増加した場合に，一部のフィルタ装置に流入する放射性物質が多くなるため，その崩壊熱により一部のフィルタ装置のスクラバ溶液の蒸発量は増加する。一方，他のフィルタ装置では流入する放射性物質が少なくなるためスクラバ溶液の蒸発量は減少することになり，3台のフィルタ装置全体とした場合における蒸発量はベントガス流量が同等の場合と同様であり，水量の低下への影響はない。また，一部のフィルタ装置のスクラバ溶液が減少した場合は，連通管によりスクラバ溶液の水位は均一となる設計としているため，水量の低下への影響はない。

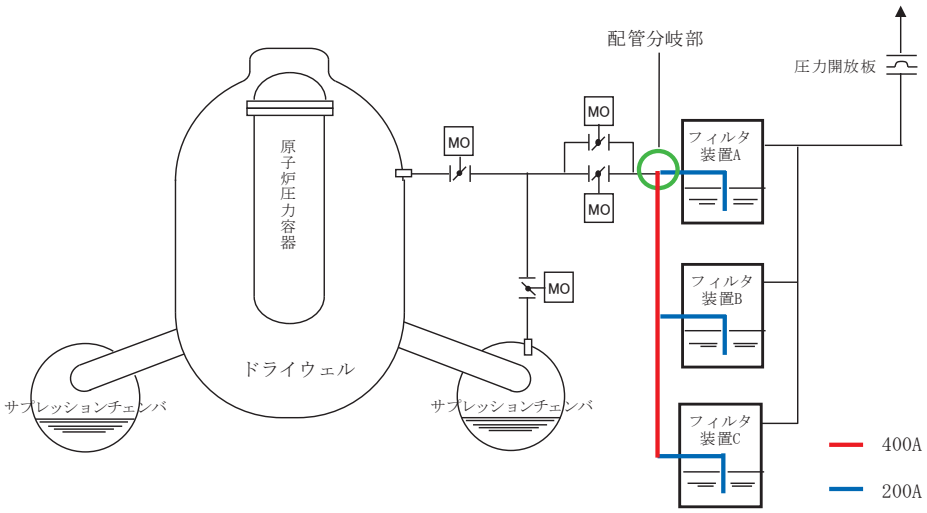
[枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。]

（参考 2）フィルタ装置周りの配管圧力損失について

フィルタ装置周りの配管は，各フィルタ装置が同等の性能が発揮できるよう各フィルタ装置における体積流量が均一になるように配管の圧力損失を考慮した設計を行っている。

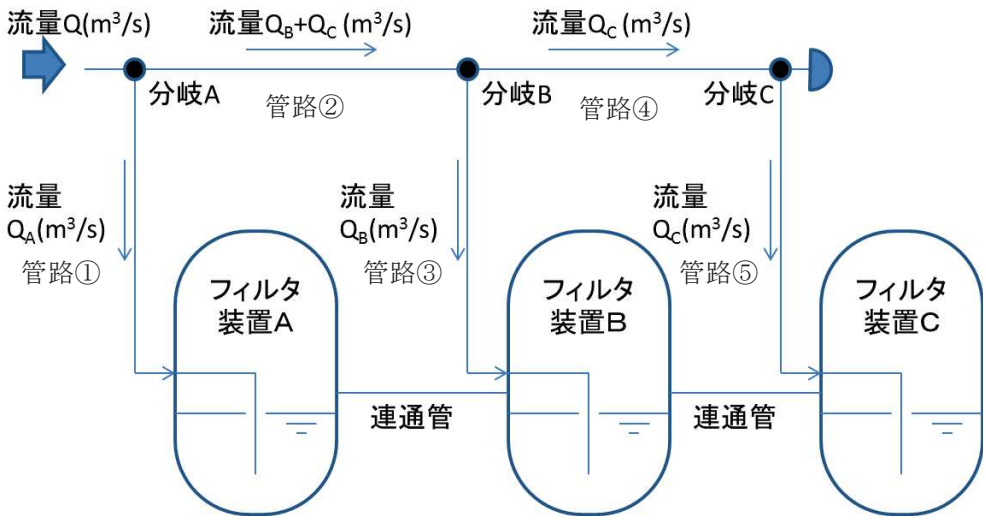
1．フィルタ装置入口側（配管分岐部～フィルタ装置）の圧力損失について

フィルタ装置入口側の配管構成を第 1 図に示す。



第 1 図　フィルタ装置入口側の配管構成

第 1 図に示すフィルタ装置入口側の配管構成を，第 2 図に示す管路図として整理する。



第 2 図　フィルタ装置周りの管路図

各フィルタ装置の気相部は連通管で接続されており，各フィルタ装置内の圧力は等しくなる。そのため，分岐 A から各フィルタ装置への配管圧損は等しくなること

から以下の式が成り立つ。

$\Delta P_{管路①}+\Delta P_{フィルタ装置A}$
$=\Delta P_{管路②}+\Delta P_{管路③}+\Delta P_{フィルタ装置B}$
$=\Delta P_{管路②}+\Delta P_{管路④}+\Delta P_{管路⑤}+\Delta P_{フィルタ装置C}$　　（式 1）

$\Delta P_{管路}$　　：管路における圧力損失
$\Delta P_{フィルタ装置}$：フィルタ装置内圧力損失

(1) 管路（フィルタ装置内のベンチュリノズル入口）における圧力損失

配管分岐部からフィルタ装置内のベンチュリノズル入口までの配管圧力損失は，以下の式に基づき計算する。

配管　　配管要素

$$\Delta p_{配管}=\lambda\frac{L}{D}\frac{\rho v^2}{2}\quad,\quad \Delta p_{配管要素}=\xi\frac{\rho v^2}{2}$$　（参考図書：機械工学便覧）

ΔP：圧力損失
λ　：管摩擦係数
L　：管軸長さ
D　：内径
v　：流速
ρ　：密度（約 [redacted] kg/m^3）※1
ξ　：損失係数

※1：括弧内は格納容器圧力 1Pd のときの値を表す。

とすると，各管路の圧力損失は以下の式となる。

$\Delta P_{管路}=\Delta P_{配管}+\Delta P_{配管要素}$　　（式 2）

流体抵抗である合計 L/D は配管長，曲げ箇所数及びティーの数から，合計ζはレデューサ数から第 1 表に示す値とする。

第 1 表　配管ルート毎の流体抵抗

	口径	配管長 (m)	曲げ箇所数	ティー数	レデューサ数	合計 L/D	合計ζ
管路①：分岐 A～フィルタ装置 A（フィルタ装置 A 内配管含む）	200A	[redacted]					
管路②：分岐 A～分岐 B	400A						
管路③：分岐 B～フィルタ装置 B（フィルタ装置 B 内配管含む）	200A						
管路④：分岐 B～分岐 C	400A						
管路⑤：分岐 C～フィルタ装置 C（フィルタ装置 C 内配管含む）	200A						

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

各配管内のベントガス流量の合計は，格納容器圧力 1Pd 時のベントガス質量流量である 10.0kg/s を体積流量に換算した□m^3/s に等しくなることから，各フィルタ装置へのガス流量 Q は以下の式が成り立つ。

$Q_A+Q_B+Q_C=$□ m^3/s　（式 3）

(2) フィルタ装置内圧力損失

ベンチュリノズル入口～流量制限オリフィスまでのフィルタ装置内圧力損失は，JAVA 試験の結果から導出した以下の実験式に基づき計算する。

□

また，金属繊維フィルタの圧力損失ΔP_{MFF}は，試験結果に基づき□ kPa であることから，フィルタ装置の圧力損失$\Delta P_{フィルタ装置}$は以下の式となる。

□　（式 4）

(3)フィルタ装置入口側（配管分岐部～フィルタ装置）の圧力損失及びガス流量

（式 1）～（式 4）より，配管分岐部から各フィルタ装置までの圧力損失及びフィルタ装置入口ガス流量は第 2 表のとおりとなる。

第 2 表　フィルタ装置入口側の圧力損失及びガス流量

	圧力損失(kPa)	フィルタ装置入口ガス流量（m^3/s）	フィルタ装置入口ガス流速（m/s）	流量比(%)※2
フィルタ装置 A				
フィルタ装置 B				
フィルタ装置 C				

※2：フィルタ装置 B の流量を 100%としたときの値。

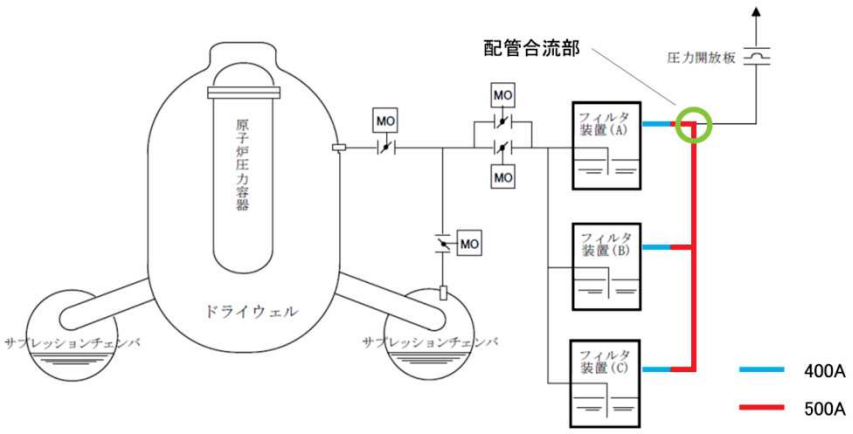
以上より，フィルタ装置入口ガス流量比で□%程度の違いであり，フィルタ装置の除去性能に対する影響は小さい。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

2. フィルタ装置出口側（流量制限オリフィス～配管合流部）の圧力損失について

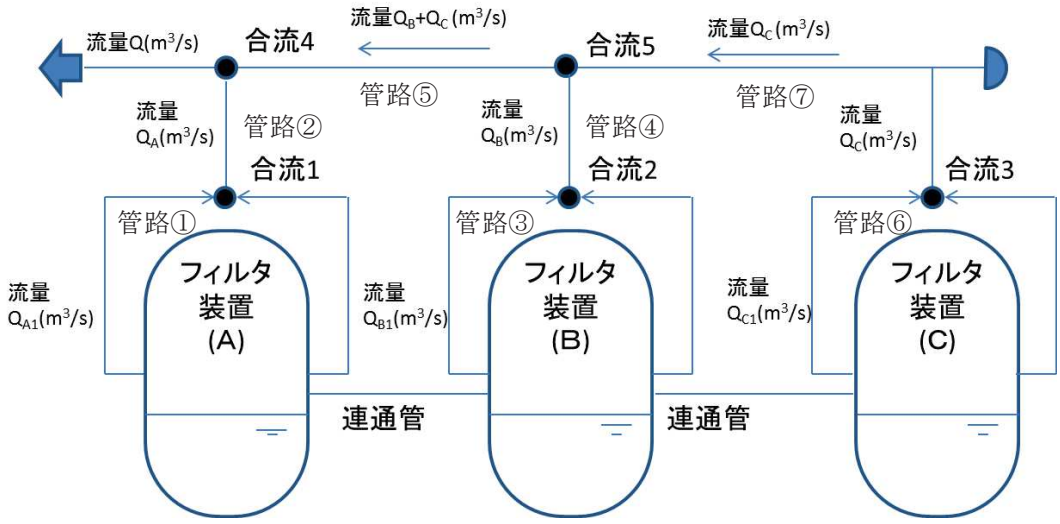
(1) フィルタ装置出口側（流量制限オリフィス～配管合流部）の圧力損失

フィルタ装置出口側は，圧力損失の差を小さくすることにより，各フィルタ装置出口におけるベントガス圧力が均一になるように設計している。フィルタ装置出口側の配管構成を第 3 図に示す。



第 3 図　フィルタ装置出口側の配管構成

第 3 図に示すフィルタ装置出口側の配管構成を，第 4 図に示す管路図として整理する。



第 4 図　フィルタ装置周りの管路図

流量制限オリフィス～配管合流部までの圧力損失は，放射性よう素フィルタ内圧力損失とフィルタ装置出口配管の圧力損失となる。

放射性よう素フィルタの圧力損失は試験結果に基づき［　　］kPa である。また，フ

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

ィルタ装置出口側配管の配管圧力損失は，1.(1)に示す（式 2）により計算する。

流体抵抗である合計 L/D は配管長，曲げ箇所数及びティーの数から，合計ζはレデューサ数から第 3 表に示す値とする。

第 3 表　配管ルートごとの流体抵抗

配管ルート	口径	配管長(m)	曲げ箇所数	ティー数	レデューサ数	合計 L/D	合計ζ
管路①：フィルタ装置(A)出口部～合流 1	400A						
管路②：合流 1～合流 4	500A						
管路③：フィルタ装置(B)出口部～合流 2	400A						
管路④：合流 2～合流 5	500A						
管路⑤：合流 5～合流 4	500A						
管路⑥：フィルタ装置(C)出口部～合流 3	400A						
管路⑦：合流 3～合流 5	500A						

各フィルタ装置は，流量制限オリフィスが設置されており，格納容器圧力 1Pd 時においてベントを実施した場合に，設計流量のベントガスが［　　］となるように設計していることから，各フィルタ装置から排出されるベントガス流量は同等となるため，各フィルタ装置からのベントガス流量 Q は以下の式が成り立つ。

$Q_A=Q_B=Q_C$　（式 5）

放射性よう素フィルタの圧力損失，（式 2）及び（式 5）より，フィルタ装置出口側（流量制限オリフィス～配管合流部）の圧力損失は第 4 表のとおりとなる。

第 4 表　フィルタ装置出口側の圧力損失

	圧力損失(kPa)	流量制限オリフィス出口圧力（kPa[abs]）	圧力比(%)※3
フィルタ装置 A			
フィルタ装置 B			
フィルタ装置 C			

※3：フィルタ装置 B の流量制限オリフィス出口圧力を 100%にしたときの値。

以上より，圧力比で［　］%程度の違いであり，フィルタ装置下流は［　　］となっていることからフィルタ装置の除去性能に対する影響は小さい。

［枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。］

（参考 3）ベントガス流速及び過熱度の運転範囲の設定の考え方

原子炉格納容器フィルタベント系は，格納容器圧力と大気との差圧により格納容器の雰囲気ガスを大気へ放出する設計としており，原子炉定格熱出力の 1%相当の蒸気（10.0kg/s）をベント開始圧力が低いとき（1Pd）においても排出できるように設計している。

フィルタ装置には流量制限オリフィスを設置しており，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ち，また，[redacted] 設計としている。

オリフィスの断面積は，格納容器圧力が 1Pd(427kPa[gage])時に，設計流量 10.0kg/s が流れる設計としている。格納容器圧力が 1Pd 以外の場合には，格納容器圧力及び配管等の圧力損失によりベントガス流量が定まることとなり，格納容器圧力が 2Pd(854kPa[gage])時の質量流量は[redacted] kg/s，格納容器圧力が約 100kPa[gage]時の質量流量は[redacted] kg/s となる。

想定している運転範囲においてベントガス流量の変化による粒子状放射性物質の除去性能を確認するため，ベントガス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 JAVA 試験結果と比較しており，また，有機よう素の除去性能を確認するため，過熱度で整理し JAVA PLUS 試験結果と比較していることから，ベントガス流速及び過熱度の運転範囲の設定の考え方を示す。

1. 金属繊維フィルタのベントガス流速

ベントガス流量から金属繊維フィルタのガス流速への換算は，以下により算出している。

（金属繊維フィルタのガス流速[m/s]）

＝（体積流量[m^3/s]）÷（金属繊維フィルタ総面積[m^2]）

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

＝(質量流量[kg/s])×(比体積[m^3/kg])

÷((金属繊維フィルタ面積[m^2/個])×(金属繊維フィルタ個数[個]))

以上により格納容器圧力に対応した金属繊維フィルタにおけるガス流速を，格納容器圧力 2Pd 時のガス流速を 100%として整理し，JAVA 試験結果に運転範囲を記載している（参考 1 第 1 図参照）。

2. ベンチュリノズルのベントガス流速

ベントガス流量からベンチュリノズルのガス流速への換算は，以下により算出している。

(ベンチュリノズルのガス流速[m/s])

＝(体積流量[m^3/s])÷(ベンチュリノズルスロート部総断面積[m^2])

＝(質量流量[kg/s])×(比体積[m^3/kg])

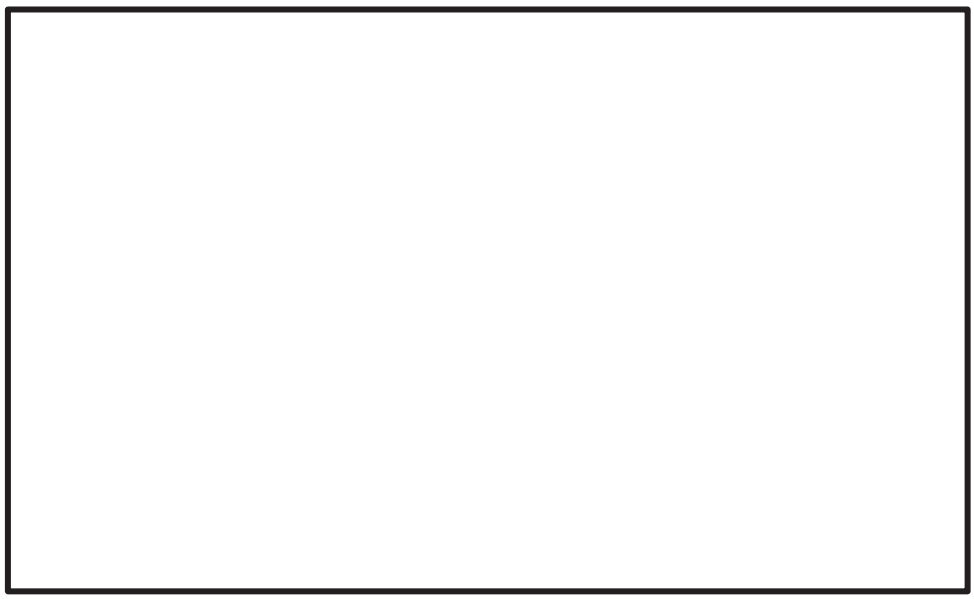
÷((ベンチュリノズルスロート部断面積[m^2/個])

×(ベンチュリノズル個数[個]))

以上により格納容器圧力に対応したベンチュリノズルにおけるガス流速を求め，JAVA 試験結果に運転範囲を記載している（参考 1 第 2 図参照）。

3. 放射性よう素フィルタにおける過熱度

格納容器圧力が 1Pd(427kPa[gage])，設計流量 10.0kg/s の場合のフィルタ装置内の圧力と温度を第 1 図に示す。

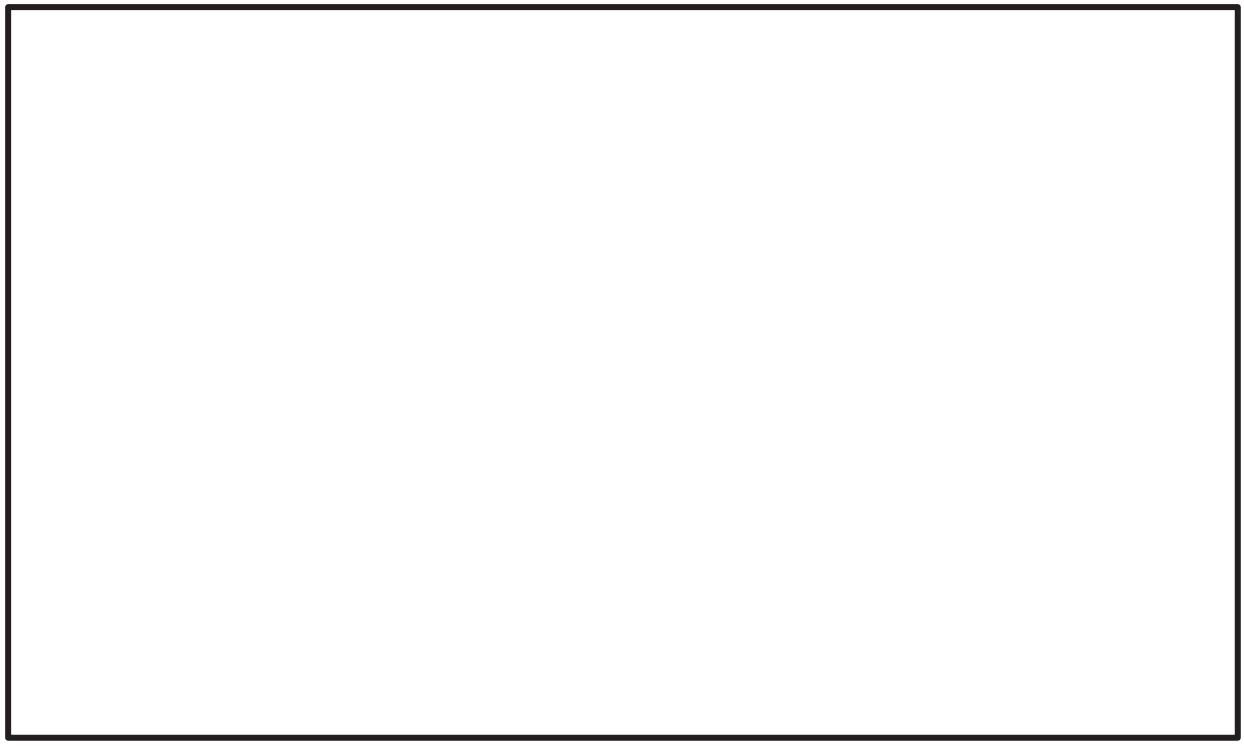


第 1 図　フィルタ装置内の圧力と温度

配管等の圧力損失により流量制限オリフィス上流における圧力は格納容器圧力より低下するが，ベントガスは

となる。

第 2 図に，流量制限オリフィス通過後の蒸気の状態変化（過熱度）のイメージを示す。



第 2 図　流量制限オリフィス通過後の蒸気の状態変化（過熱度）のイメージ

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

第 2 図より格納容器圧力が高く，ベントガス流量が大きいほど過熱度が大きくなる。

以上により格納容器圧力に対応した過熱度を求め，JAVA PLUS 試験結果に運転範囲を記載している（参考 1 第 3 図参照）。

（参考 4）液相部及び気相部の連通管について

原子炉格納容器フィルタベント系は，フィルタ装置 1 基（全 3 台）の構成としており，フィルタ装置の気相部及び液相部をそれぞれ連通管により接続している。連通管の設置目的及び連通管の口径の根拠を以下に示す。

1. 連通管の設置目的（役割）

フィルタ装置に気相部及び液相部に設置する連通管の設置目的（役割）を以下に示す。

(1) ベントガス流量のばらつきによる影響防止

a. 液相部の連通管は，各フィルタ装置の水位を同等とすること

b. 気相部の連通管は，各フィルタ装置気相部の圧力を同等にすることで各フィルタ装置の水位を同等とすること

(2) スクラバ溶液の排水

a. 液相部の連通管は，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へ移送すること

2. 連通管の配管径の適切性について

プラントに設置する配管の口径については，むやみに圧力損失が増え，動力，最高使用圧力を増加させることがないように，また，浸食，配管振動を生じさせないように,配管内流速を第1表に示す目安以下に抑えることを考慮して選定している。

第 1 表　配管内流速の目安

流体の種類		用途	配管内流速の目安
液体	水	通常運転系	7m/s
		短期運転系※1	10m/s
気体	高圧蒸気	－	60m/s
	低圧（排気）蒸気	－	80m/s
	空気，ガス	－	30m/s

※1：非常用炉心冷却系統の様に常時は運転されない系統をいう

スクラバ溶液はベントに伴い，蒸気凝縮，捕集された放射性物質の発熱による蒸発等により増減するが，液相部の連通管によりスクラバ溶液が移動し，移動したスクラバ溶液と同等量のベントガス等が気相部の連通管を流れることで，スクラバ溶液の水位は同等となる。この際，フィルタ装置の気相部の圧力は同等となる。

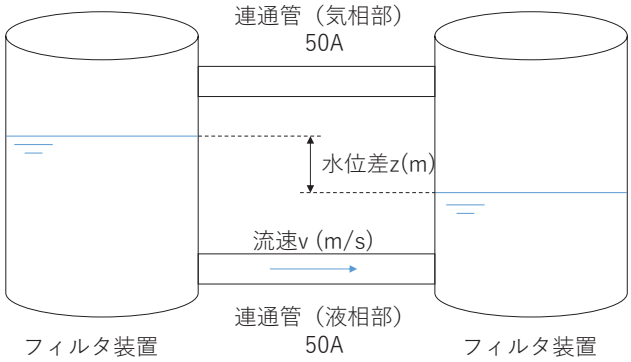
よって，スクラバ溶液の水位差が生じた場合において，第 1 表より液相部の配管内流速を 10m/s 以下，気相部の配管内流速を 80m/s 以下に抑えることを考慮し 50A と設定している。

また，気相部の連通管は，各フィルタ装置気相部の圧力を同等にするために，ベンチュリスクラバを通過したベントガス等が流れることから，ベントガス中のエアロゾルにより閉塞しないようにする必要があるが，エアロゾルは数μm であり，配管口径が 50A（内径 49.5mm）であれば閉塞はしない。

(1) スクラバ溶液が均一になる場合の配管内流速

スクラバ溶液の水位が等しくなる場合の液相部及び気相部の配管内流速について確認するため，何らかの要因で2台のフィルタ装置のスクラバ溶液の水位差が [　　] m※2 から均一になった場合について評価する。評価は，2 台のフィルタ装置とそれらを接続する連通管をモデルとした。評価モデルを第 1 図に示す。

※2：フィルタ装置の機能を喪失しない範囲（スクラバ溶液の上限水位～下限水位）における水位差として設定



第 1 図　評価モデル図

2 台のフィルタ装置に水位差が生じた場合の液相部の連通管の流速は以下の式に基づき計算する。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

$\Delta h = \lambda \frac{L}{D} \frac{v^2}{2g}$　（参考図書：機械工学便覧）

Δh　：圧力損失(初期水位差 z：　　m)

λ　：管摩擦係数(　　)

L　：連通管の長さ(m)

D　：連通管内径(m)

v　：流速(m/s)

g　：重力加速度(9.80665m/s^2)

流体抵抗である合計 L/D は，連通管の長さ等から第 2 表に示す値となる。評価は，流体抵抗が小さく，配管内流速が大きくなる L/D として，フィルタ装置(A)～フィルタ装置(B)の L/D を用いる。

第 2 表　連通管の流体抵抗

連通管	L/D
フィルタ装置(A)～フィルタ装置(B)	
フィルタ装置(A)～フィルタ装置(C)	
フィルタ装置(B)～フィルタ装置(C)	

評価の結果，液相部の配管内流速は約　　m/s となる。また，気相部の連通管は，液相部の連通管を流れる流量と同等のベントガス等が流れるため，気相部の連通管の配管内流速は約　　m/s となる。

以上より，液相部の目安 10m/s 以下かつ気相部の目安 80m/s 以下であり，配管口径 50A で問題ないことを確認した。

(2) スクラバ溶液をサプレッションチェンバへ移送する場合の配管内流速

ベント終了後のスクラバ溶液をサプレッションチェンバへの移送は，　　にサプレッションチェンバへ移送できる流量としている。

サプレッションチェンバへ移送するスクラバ溶液の水量を初期水量である　　t とすると，液相部の連通管は配管口径が 50A (内径 49.5mm) であることから，その配管内流速は以下の式より約　　m/s となる。

$$\square \cdot \frac{1}{\frac{\pi}{4}(49.5 \times 10^{-3})^2} = \square \ (m/s)$$

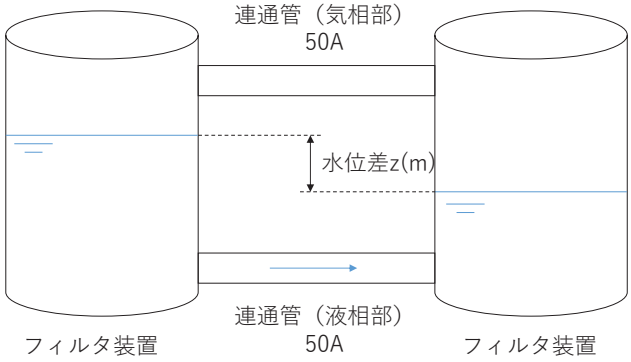
以上より，液相部の目安 10m/s 以下であり，配管口径 50A で問題ないことを確認した。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

（参考 5）フィルタ装置に水位差が発生した場合の液面振動

原子炉格納容器フィルタベント系は，ベントガス流量を同等とする設計及び 3 台のフィルタ装置を連通管で接続する設計としており，スクラバ溶液の水位が等しくなることから，スクラバ溶液の水位差が生じることは考えにくい。

仮に，何らかの要因によりフィルタ装置に水位が発生した場合の液面振動について評価を行った。評価は，2 台のフィルタ装置とそれらを接続する連通管をモデルとした。評価モデルを第 1 図に示す。



第 1 図　評価モデル図

2 台のフィルタ装置に水位差が生じた場合の液面振動の水位差zと固有振動数f_uは以下の式に基づき計算する。

$$\frac{dz}{dt}=\frac{\sqrt{2}n}{m}\sqrt{mz+1-(mz_0+1)exp\{m(z-z_0)\}} \qquad (式\ 1)$$

$$m=\frac{2gcF_1F_2}{lf(F_1+F_2)} \qquad (式\ 2)$$

$$n=\sqrt{\frac{gf(F_1+F_2)}{lF_1F_2}} \qquad (式\ 3)$$

$$f_u=\frac{n}{2\pi} \qquad (式\ 4)$$

（参考図書：機械工学便覧）

F_1，F_2　：フィルタ装置 1 台の断面積（□ m^2）
c　：連通管の摩擦抵抗係数（□ s^2/m）
f　：連通管の断面積（□ m^2）
l　：連通管の長さ（□ m）
g　：重力加速度（9.80665m/s^2）
z　：水位差（m）
z_0　：初期水位差（□ m※）

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

f_u　　：固有振動数(Hz)

※：フィルタ装置の機能を喪失しない範囲（スクラバ溶液の上限水位～下限水位）における水位差として設定

以上より，何らかの要因により水位差が□mとなった場合の液面振動の最大振幅は約□mmであり，液面振動を考慮しても上限水位である□mmに対し余裕があるため液面振動による影響はない。なお，ベントガスの凝縮水が最大となるのは2Pdベント時であり，その時のスクラバ溶液の最高水位は□mmであり，有効性評価における7日後の水位は下限水位に対し余裕がある。

また，(式3)及び(式4)より液面振動の固有振動数f_uは□Hz未満であり，剛構造であるフィルタ装置の固有振動数（20Hz以上）に対し十分小さいことから，液面振動がフィルタ装置と共振することはない。

なお，フィル装置3台間での液面振動を評価するため，前述の評価において，フィルタ装置断面積F_2を2台分の断面積として評価を実施した結果，液面振動の振幅は最大でも□mmであり，固有振動数は□Hz未満であることから液面振動の影響はないと考えられる。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

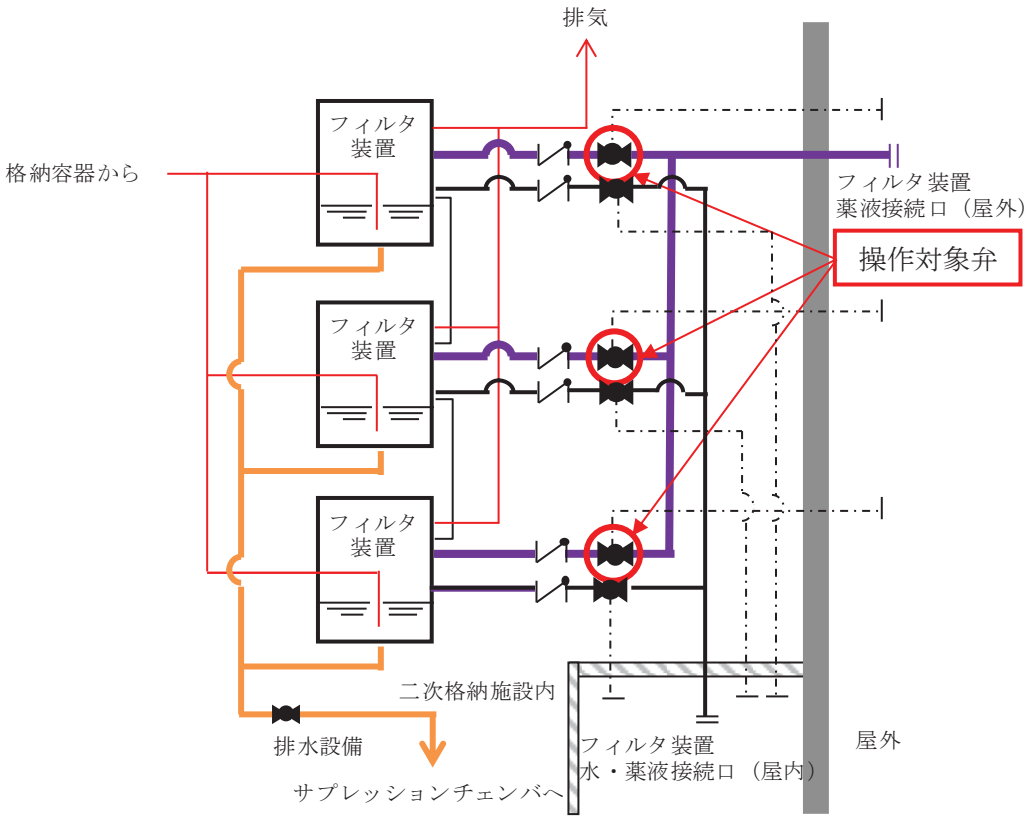
（参考 6）薬液補給時の均一性

フィルタ装置は，屋外又は原子炉建屋内の原子炉棟外から薬液が補給可能な設計としている。

外部接続口からフィルタ装置へ至る配管は，フィルタ装置それぞれに対して補給可能な構成としており，フィルタ装置へ薬液を補給する場合，フィルタ装置 1 台毎に同量の薬液を補給する。

なお，スクラバ溶液は，待機時に十分な量の薬液を保有することにより，ベントを実施した際に格納容器から移行する酸の量を保守的に想定しても，アルカリ性を維持することができる。

薬液補給ラインを第 1 図に示す。



第 1 図　薬液補給概要図

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】

金属繊維フィルタの湿分分離機構により[redacted]構造としている。金属繊維フィルタのドレン配管接続部の概略図を第 6-1 図に示す。

金属繊維フィルタのドレン配管において，[redacted]ドレン配管における閉塞及び逆流について評価する。

[redacted]

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ドレン配管の[redacted]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[redacted]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。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 6-1

(2)　ドレン配管における逆流

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 6-2

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。

(1) 流量制限オリフィスの設計手順

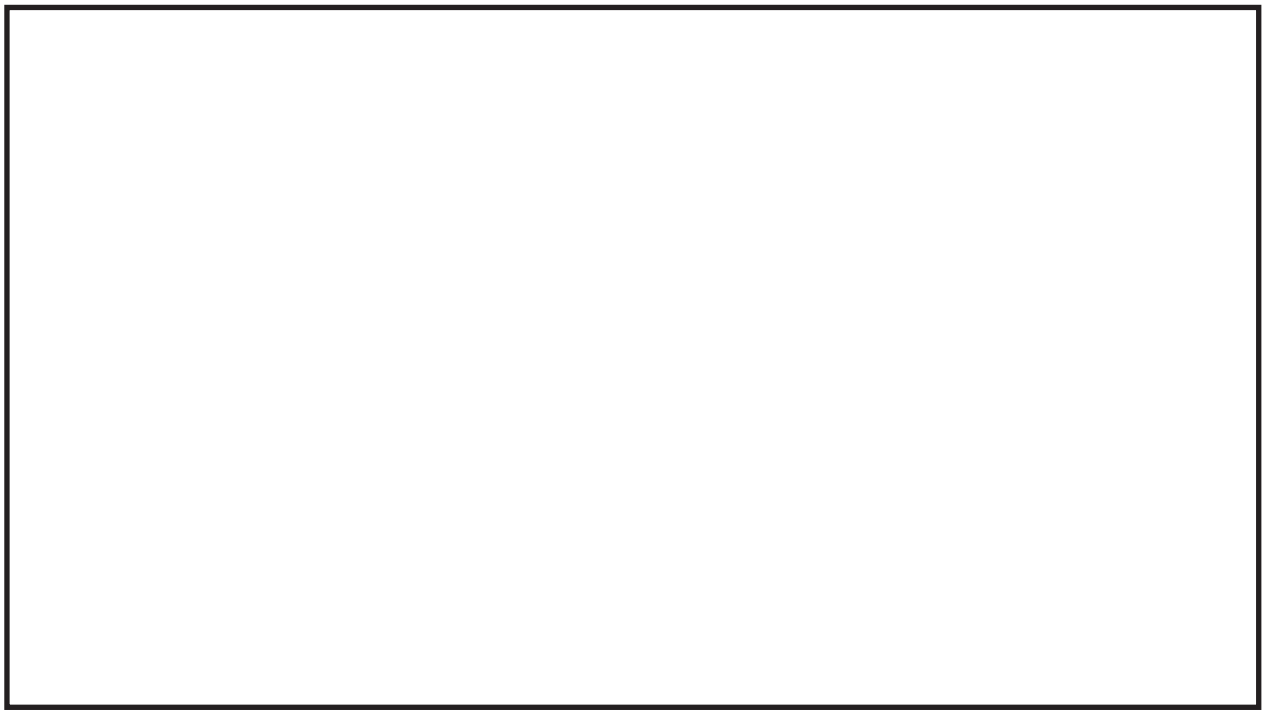
原子炉格納容器フィルタベント系は，格納容器圧力が 1Pd から 2Pd(427 kPa[gage]から 854kPa[gage])の場合においてベントを開始し，格納容器と大気との差圧により格納容器内の雰囲気ガスを大気へ放出する構成とする。このため，流量制限オリフィスの設計にあたっては，ベント時において格納容器圧力が低い状態（格納容器と大気の差圧が小さい状態）を考慮し，格納容器圧力 1Pd の時に原子炉定格熱出力の 1%相当の蒸気を排出できるよう以下のとおり設定する。

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。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 7-1

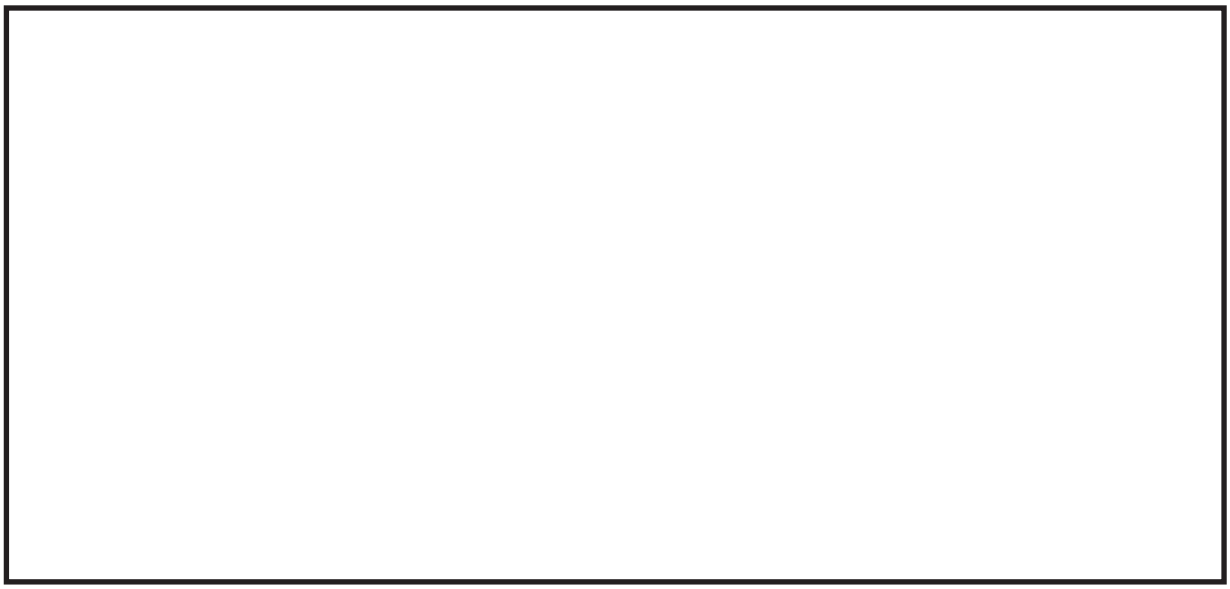


第 7-1 図　圧力勾配の概要

(2) 系統の圧力計算

a. 流量制限オリフィス上流の圧力計算

(a) 流量制限オリフィス上流圧力の計算式



枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 7-2

(b) 計算結果

流量制限オリフィス上流圧力 p_i の計算結果を第 7-1 表に示す。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 7-3

第 7-1 表　流量制限オリフィス上流圧力

b. 流量制限オリフィス下流の圧力計算

(a) 流量制限オリフィス下流圧力の計算式

(2)a.(a)入口管路圧力損失と同様の方法により，管路の圧力損失を評価する。

(b) 計算結果

流量制限オリフィス下流圧力 p_a の計算結果を第 7-2 表に示す。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 7-4

第 7-2 表　流量制限オリフィス下流圧力

(3) 流量制限オリフィスの断面積の設定

(2)より，格納容器圧力が 1Pd 時に原子炉格納容器フィルタベント系で崩壊熱 1%相当の蒸気が系統内を流れた場合のオリフィス上流の圧力は□kPa[gage]，オリフィス下流の圧力は□kPa[gage]である。

流量制限オリフィスは，上記のオリフィス上流/下流の圧力条件で，崩壊熱 1%相当の蒸気が排出できるように，断面積を設定する。ここで，オリフィスの上流圧力と下流圧力の関係から，□，以下の式に基づいて断面積の設定を行う。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

以上の手順でオリフィスの断面積 [redacted] を設定することにより，原子炉格納容器フィルタベント系によるベント開始時の排気圧力が低い 1Pd の状態においても設計流量が確実に排気できるように設計している。

(4) 格納容器圧力の変動に伴う体積流量の変化

原子炉格納容器フィルタベント系は，格納容器圧力が 1Pd～2Pd においてベント開始することとしており，格納容器圧力 1Pd において，設計流量 10.0 kg/s（原子炉停止後約 2～3 時間後の崩壊熱である原子炉定格熱出力の 1%相当の蒸気流量）を排出できるよう流量制限オリフィスの流出断面積を設定している。

フィルタ装置のエアロゾル除去性能は体積流量（流速）に依存するため，流量制限オリフィスを設置することにより，格納容器圧力の変動（ガス流量の変動）が生じても，フィルタ装置内の体積流量をほぼ一定にする設計としている。

原子炉格納容器フィルタベント系の運転範囲である格納容器圧力に対するベンチュリノズル入口の体積流量を第 7-3 表及び第 7-2 図に示す。

第 7-3 表　格納容器圧力に対するベンチュリノズル入口の体積流量

格納容器圧力 kPa[gage]	ｵﾘﾌｨｽ上流 圧力損失 kPa	ｵﾘﾌｨｽ下流 圧力損失 kPa	ﾍﾞﾝﾁｭﾘﾉｽﾞﾙ 入口圧力 kPa[gage]	比体積※1 m^3/kg	質量流量 kg/s (相対比)※2	体積流量 m^3/s (相対比)※2
[redacted]						

※1：各ベンチュリノズル入口圧力における飽和蒸気の値。
※2：格納容器圧力 1Pd のときの値を 100%としたときの値。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 7-6

第 7-2 図　格納容器圧力に対するベンチュリノズル入口の体積流量

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 7-7

別紙 8　計装設備の考え方【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，フィルタ装置水位及びフィルタ装置水温度の状態を監視するため，弾性圧力検出器，差圧式水位検出器及び熱電対を設置する。また，排出経路において水素濃度及び放射性物質濃度を監視するため，フィルタ装置出口配管にフィルタ装置出口水素濃度及びフィルタ装置出口放射線モニタを設置する。

これらの監視パラメータは，中央制御室等で指示及び記録が可能な設計とする。

(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（狭帯域）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（狭帯域）及びフィルタ装置出口圧力（狭帯域）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（広帯域）及びフィルタ装置出口圧力（広帯域）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，フィルタ装置水温度にて，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（広帯域）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。

また，フィルタ装置 pH にて，スクラバ溶液がアルカリ性を維持していることを必要に応じて確認する。

・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ガンマ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

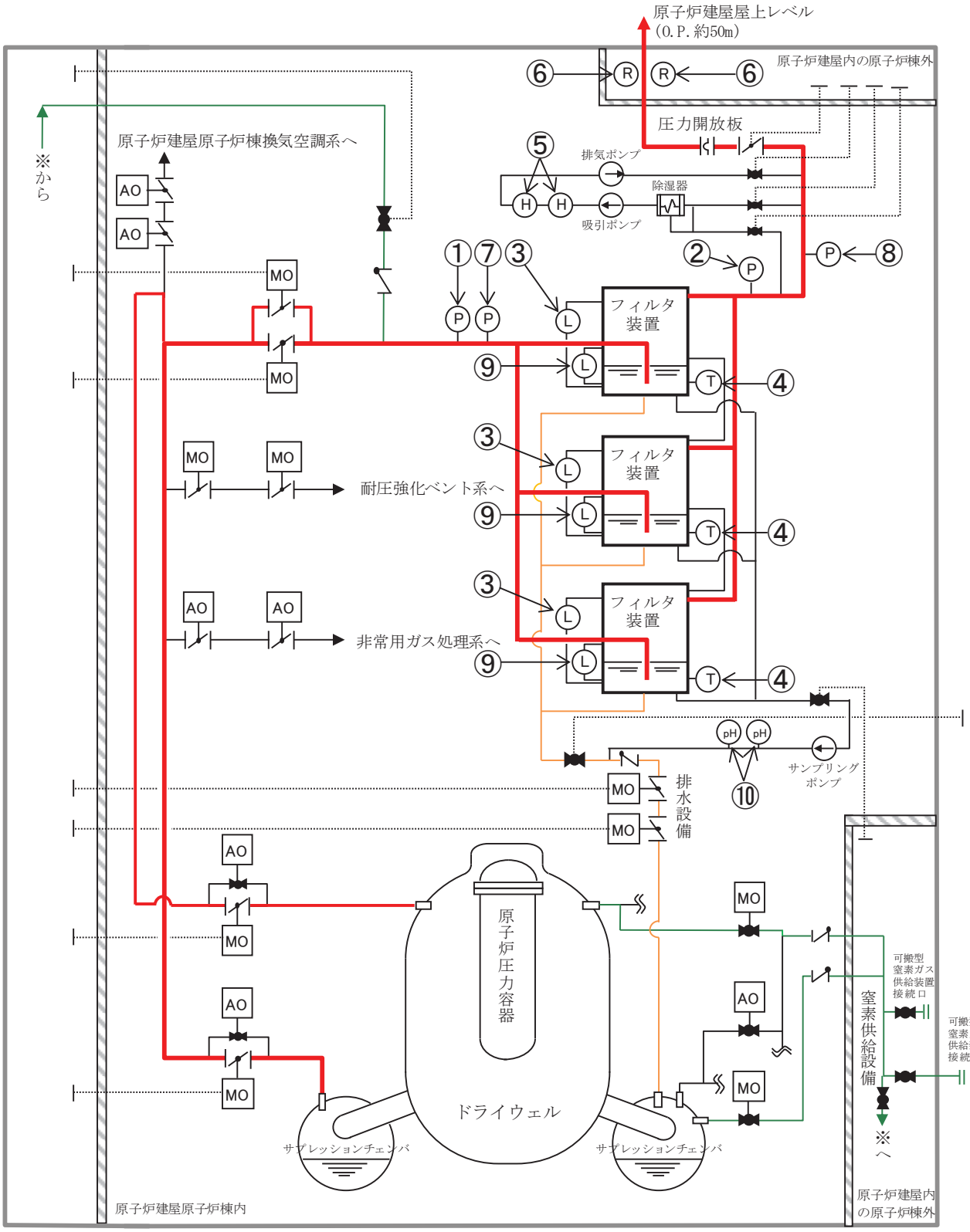
原子炉格納容器フィルタベント系のベント停止後の状態を以下のとおり確認する設計とする。

・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にて系統内に水素が滞留していないことを確認する。

(2) 計装設備の仕様

原子炉格納容器フィルタベント系の計装設備の系統概略図を第 8-1 図に，計装設備の監視パラメータを第 8-1 表及び第 8-2 表に示す。



原子炉建屋

注：図内の丸数字は第8-1表及び第8-2表の監視項目の丸数字に対応する。

第 8-1 図　計装設備系統概略図

別紙 8-3

第 8-1 表　計装設備の監視パラメータ（重要監視パラメータ）

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[gage]	系統の最高使用圧力（0.854MPa[gage]）を監視できる範囲	1	中央制御室／緊急時対策所
②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[gage]	系統の最高使用圧力（0.854MPa[gage]）を監視できる範囲	1	中央制御室／緊急時対策所
③フィルタ装置水位（広帯域）	フィルタ装置性能維持のための水位監視	0～3,650mm※2	フィルタ装置底部を計測範囲の零とし，フィルタ装置機能維持のための上限水位 [redacted] 及び下限水位 [redacted] を監視できる範囲	3	中央制御室／緊急時対策所
④フィルタ装置水温度	フィルタ装置内の水温度監視	0～200℃	系統の最高使用温度（200℃）を監視できる範囲	3	中央制御室／緊急時対策所
⑤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	0～30vol% 0～100vol%	格納容器ベント後に窒素による掃気を実施し，原子炉格納容器フィルタベント系の配管内に滞留する水素濃度が可燃限界濃度（4vol%）未満であることを監視できる範囲	1 1	中央制御室／緊急時対策所
⑥フィルタ装置出口放射線モニタ	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	格納容器ベント実施時に，想定されるフィルタ装置出口の最大放射線量率（1.9×10^{3}mSv/h）を測定できる範囲	2	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　基準点はフィルタ装置（本体）下鏡底部。

第 8-2 表　計装設備の監視パラメータ（重要監視パラメータ以外）

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
⑦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[gage]	封入した窒素圧力を監視できる範囲	1	中央制御室／緊急時対策所
⑧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[gage]	封入した窒素圧力を監視できる範囲	1	中央制御室／緊急時対策所
⑨フィルタ装置水位（狭帯域）	系統待機時のフィルタ装置の水位監視	1,180～1,580mm※2	系統待機時のフィルタ装置の水位管理範囲を監視できる範囲	3	中央制御室／緊急時対策所
⑩フィルタ装置pH	フィルタ装置性能維持のためのpH監視	0～14	フィルタ装置のpHを測定できる範囲	2	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　基準点はフィルタ装置（本体）下鏡底部。

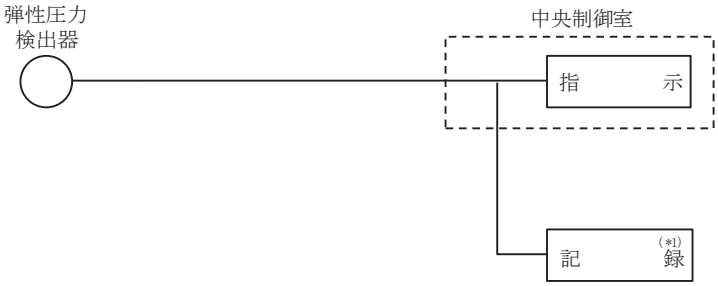
枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 8-4

(3)　計装設備の概略構成図

a.　フィルタ装置入口圧力（広帯域）

フィルタ装置入口圧力（広帯域）は，重大事故等対処設備の機能を有しており，弾性圧力検出器にて圧力を電流信号として検出する。検出した電流信号は，フィルタ装置入口圧力（広帯域）として中央制御室に指示し，記録する。また，「安全パラメータ表示システム」（以下，「SPDS」という。）により，緊急時対策所の表示装置で監視ができる。概略構成図を第 8-2 図に示す。

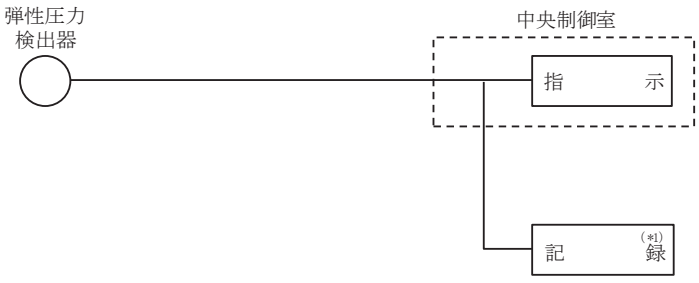


(*1) SPDS伝送装置（緊急時対策所のSPDS表示装置で監視可能）

第 8-2 図　フィルタ装置入口圧力（広帯域）の概略構成図

b．　フィルタ装置出口圧力（広帯域）

フィルタ装置出口圧力（広帯域）は，重大事故等対処設備の機能を有しており，弾性圧力検出器にて圧力を電流信号として検出する。検出した電流信号は，フィルタ装置出口圧力（広帯域）として中央制御室に指示し，記録する。また，SPDS により，緊急時対策所の表示装置で監視ができる。概略構成図を第 8-3 図に示す。

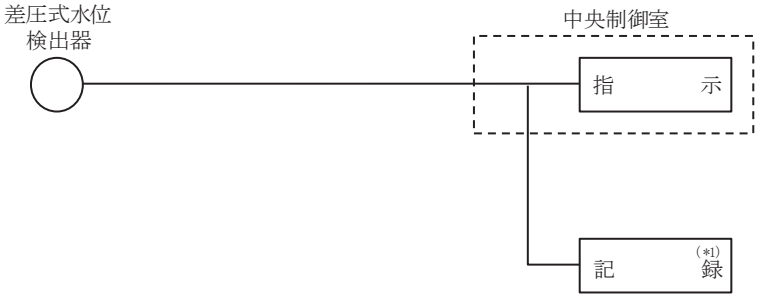


(*1) SPDS伝送装置（緊急時対策所のSPDS表示装置で監視可能）

第 8-3 図　フィルタ装置出口圧力（広帯域）の概略構成図

c． フィルタ装置水位（広帯域）

フィルタ装置水位（広帯域）は，重大事故等対処設備の機能を有しており，差圧式水位検出器にて差圧を電流信号として検出する。検出した電流信号は，フィルタ装置水位（広帯域）として中央制御室に指示し，記録する。また，SPDS により，緊急時対策所の表示装置で監視ができる。概略構成図を第 8-4 図に示す。

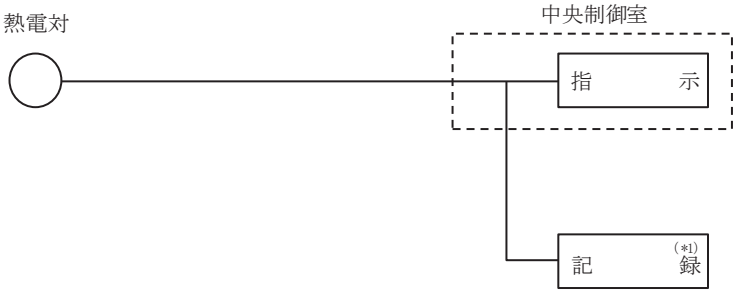


（*1）SPDS伝送装置（緊急時対策所のSPDS表示装置で監視可能）

第 8-4 図　フィルタ装置水位（広帯域）の概略構成図

d． フィルタ装置水温度

フィルタ装置水温度は，重大事故等対処設備の機能を有しており，熱電対にて温度を起電力として検出する。検出した起電力は，フィルタ装置水温度として中央制御室に指示し，記録する。また，SPDS により，緊急時対策所の表示装置で監視ができる。概略構成図を第 8-5 図に示す。

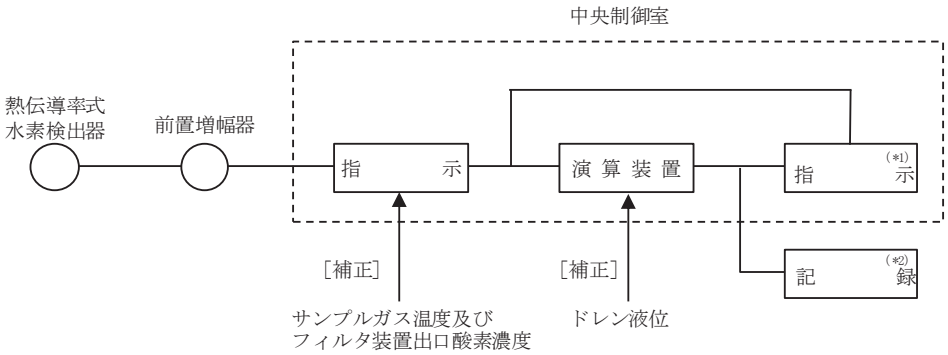


（*1）SPDS伝送装置（緊急時対策所のSPDS表示装置で監視可能）

第 8-5 図　フィルタ装置水温度の概略構成図

e.　フィルタ装置出口水素濃度

フィルタ装置出口水素濃度は，重大事故等対処設備の機能を有しており，熱伝導率式水素検出器にて水素濃度を電流信号として検出する。検出した電流信号は，演算装置にて水素濃度信号に変換した後，フィルタ装置出口水素濃度として中央制御室に指示し，記録する。また，SPDS により，緊急時対策所の表示装置で監視ができる。概略構成図を第 8-6 図に示す。

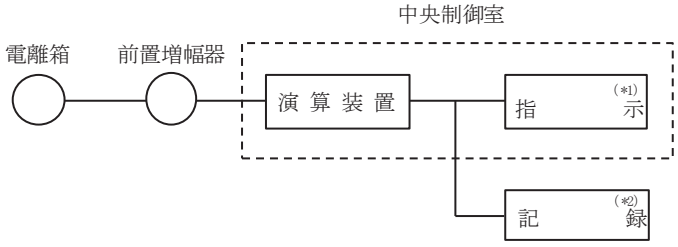


(*1) 記録計
(*2) SPDS伝送装置（緊急時対策所のSPDS表示装置で監視可能）

第 8-6 図　フィルタ装置出口水素濃度の概略構成図

f.　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，重大事故等対処設備の機能を有しており，電離箱にて放射線量率を電流信号として検出する。検出した電流信号は，前置増幅器で増幅し，演算装置にて放射線量率信号に変換する処理を行った後，放射線量率として中央制御室に指示し，記録する。また，SPDS により，緊急時対策所の表示装置で監視ができる。概略構成図を第 8-7 図に示す。



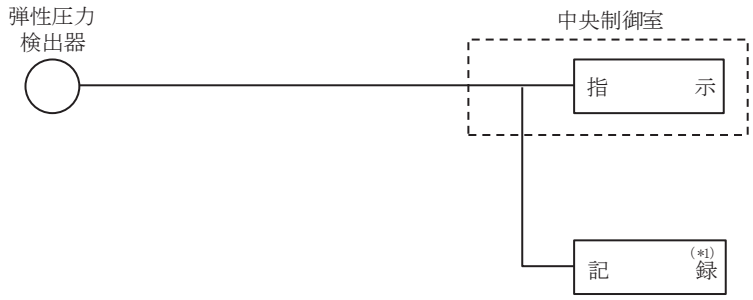
(*1) 記録計
(*2) SPDS伝送装置（緊急時対策所のSPDS表示装置で監視可能）

第 8-7 図　フィルタ装置出口放射線モニタの概略構成図

別紙 8-7

g. フィルタ装置入口圧力（狭帯域）

フィルタ装置入口圧力（狭帯域）は，系統待機時におけるフィルタ装置の監視機能を有しており，弾性圧力検出器にて圧力を電流信号として検出する。検出した電流信号は，フィルタ装置入口圧力（狭帯域）として中央制御室に指示し，記録する。また，SPDS により，緊急時対策所の表示装置で監視ができる。概略構成図を第 8-8 図に示す。

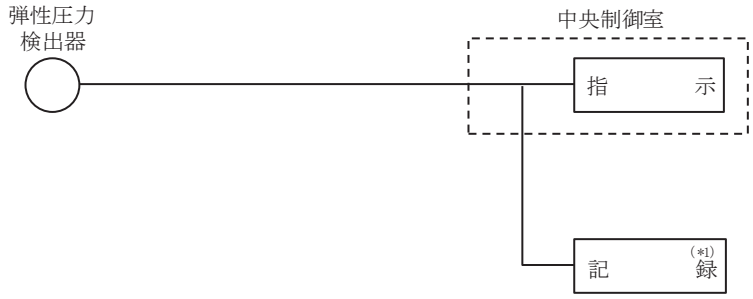


(*1) SPDS伝送装置（緊急時対策所のSPDS表示装置で監視可能）

第 8-8 図　フィルタ装置入口圧力（狭帯域）の概略構成図

h. フィルタ装置出口圧力（狭帯域）

フィルタ装置出口圧力（狭帯域）は，系統待機時におけるフィルタ装置の監視機能を有しており，弾性圧力検出器にて圧力を電流信号として検出する。検出した電流信号は，フィルタ装置出口圧力（狭帯域）として中央制御室に指示し，記録する。また，SPDS により，緊急時対策所の表示装置で監視ができる。概略構成図を第 8-9 図に示す。



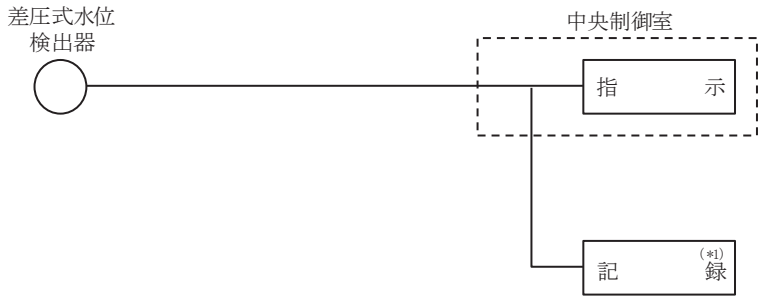
(*1) SPDS伝送装置（緊急時対策所のSPDS表示装置で監視可能）

第 8-9 図　フィルタ装置出口圧力（狭帯域）の概略構成図

別紙 8-8

i.　フィルタ装置水位（狭帯域）

フィルタ装置水位（狭帯域）は，系統待機時におけるフィルタ装置の監視機能を有しており，差圧式水位検出器にて差圧を電流信号として検出する。検出した電流信号は，フィルタ装置水位（狭帯域）として中央制御室に指示し，記録する。また，SPDS により，緊急時対策所の表示装置で監視ができる。概略構成図を第 8-10 図に示す。

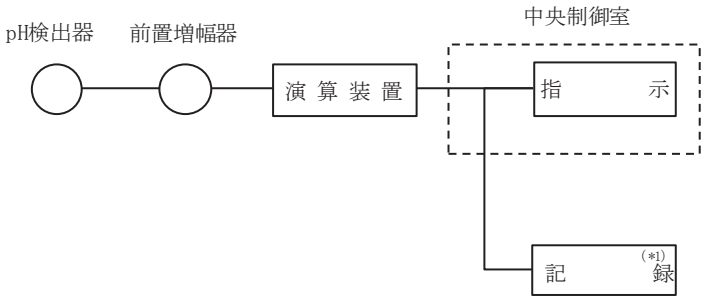


（*1）SPDS伝送装置（緊急時対策所のSPDS表示装置で監視可能）

第 8-10 図　フィルタ装置水位（狭帯域）の概略構成図

j.　フィルタ装置 pH

フィルタ装置 pH の検出信号は，pH 検出器にて pH を電圧信号として検出する。検出された電圧信号は前置増幅器で増幅し，演算装置にて pH 信号に変換する処理を行った後，フィルタ装置 pH として中央制御室に指示し，記録する。また，SPDS により，緊急時対策所の表示装置で監視ができる。概略構成図を第 8-11 図に示す。

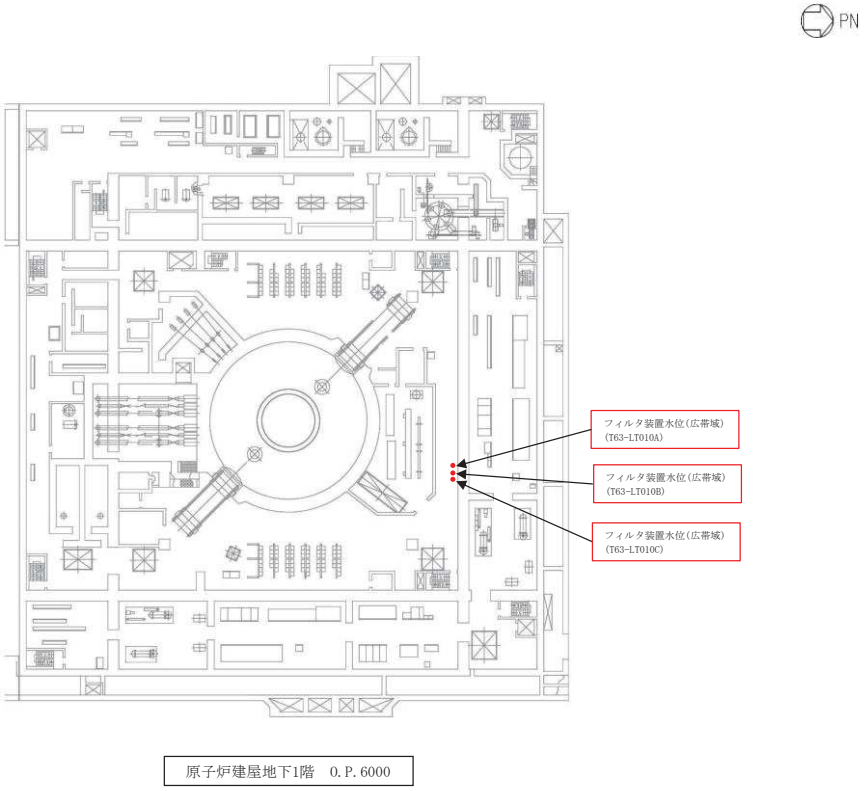


（*1）SPDS伝送装置（緊急時対策所のSPDS表示装置で監視可能）

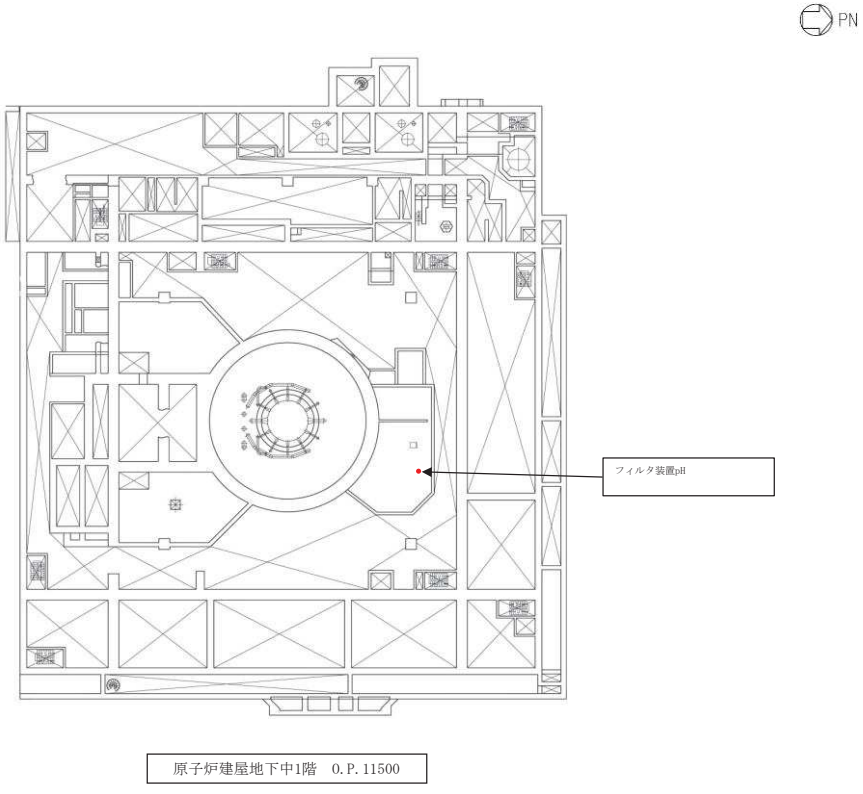
第 8-11 図　フィルタ装置 pH の概略構成図

別紙 8-9

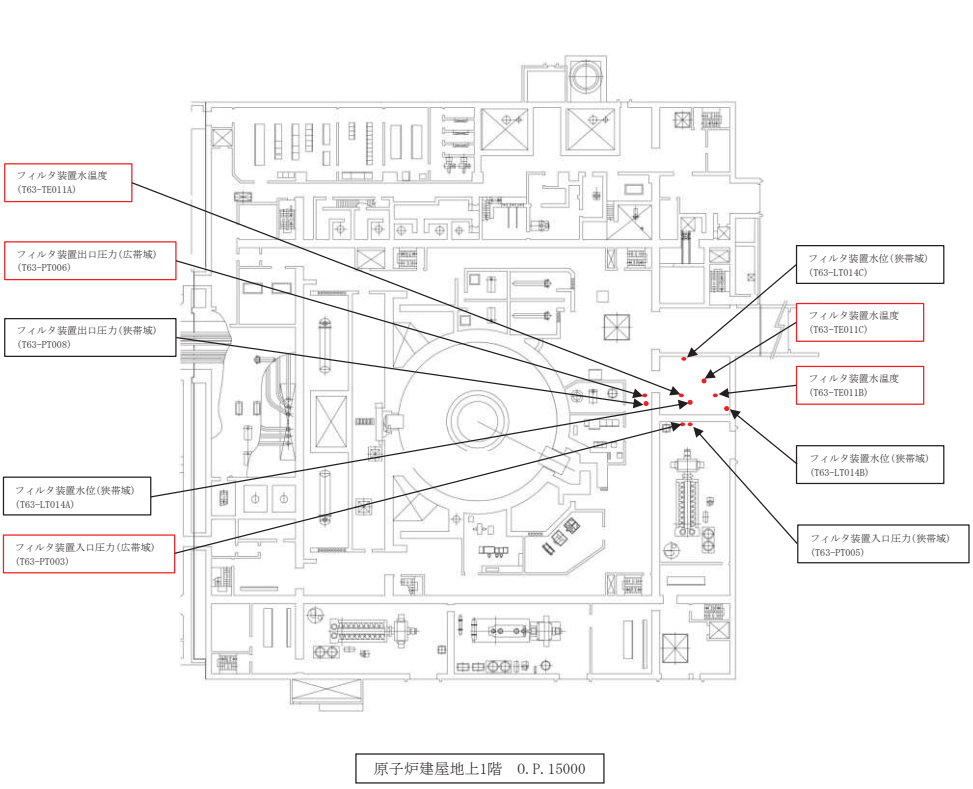
（参考 1）計装設備の機器配置図



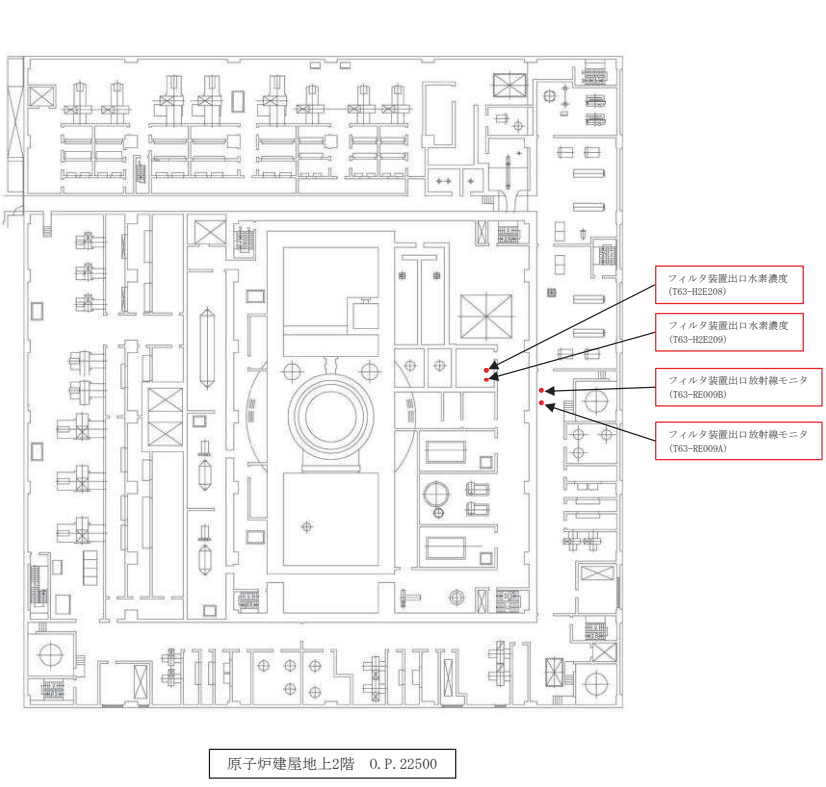
第 1 図　機器配置図（原子炉建屋地下 1 階）



第 2 図　機器配置図（原子炉建屋地下中 1 階）



第 3 図　機器配置図（原子炉建屋地上 1 階）



第 4 図　機器配置図（原子炉建屋地上 2 階）

（参考 2）計装設備数の考え方及び計測不能となった場合の推定方法

(1) 計装設備数の考え方

重大事故等発生時に使用する計装設備は，その環境条件においても機能喪失しないよう十分配慮した設計とすることから，基本的には多重性又は多様性の考え方を適用しない。

ただし，原子炉格納容器フィルタベント系の機能維持のための監視・操作に直接影響を与えるパラメータについては，多重化する設計とする。

(2) 計測不能となった場合の推定方法

計装設備が故障により計測不能になった場合，多重化している計装設備については，他チャンネルの同一計器により測定可能である。

また，単一設置の計装設備の故障等により測定ができない場合にも代替パラメータによる推定が可能である。

各監視パラメータに対する代替パラメータ及び代替パラメータによる推定方法を第 1 表に示す。

(3) 計装設備の監視場所の考え方

計装設備の監視は，ベントの実施により現場環境が悪化した場合でも支障がないよう，中央制御室において監視可能な設計とする。また，緊急時対策所においても監視可能な設計とする。

(4) 電源喪失時における測定及び監視

原子炉格納容器フィルタベント系使用時に系統の状態を確認するために必要な監視パラメータのうち，フィルタ装置入口圧力（広帯域），フィルタ装置出口圧力（広帯域），フィルタ装置水位（広帯域）及びフィルタ装置水温度は，所内常設蓄電式直流電源設備等の機能喪失により計装設備の電源が喪失している場合にも可搬型計

測器により測定を行い，換算（換算表または換算式による）又は直接測定値を読み取ることで，把握することが可能である。

第1表　代替パラメータ及び代替パラメータによる推定方法

監視パラメータ		個数	代替パラメータ	代替パラメータによる推定方法
フィルタ装置入口圧力（広帯域）		1	①ドライウェル圧力 ①圧力抑制室圧力	①フィルタ装置入口圧力（広帯域）の監視が不可能となった場合は，ドライウェル圧力又は圧力抑制室圧力の傾向監視により原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の健全性を確認する。
フィルタ装置出口圧力（広帯域）		1	①ドライウェル圧力 ①圧力抑制室圧力	①フィルタ装置出口圧力（広帯域）の監視が不可能となった場合は，ドライウェル圧力又は圧力抑制室圧力の傾向監視により原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の健全性を確認する。
フィルタ装置水位（広帯域）		3	①フィルタ装置水位（広帯域）（他チャンネル）	①フィルタ装置水位（広帯域）の1チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。
フィルタ装置水温度		3	①フィルタ装置水温度（他チャンネル）	①フィルタ装置水温度の1チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。
フィルタ装置出口水素濃度	0～30 vol%	1	①格納容器内水素濃度（D/W） ①格納容器内水素濃度（S/C）	①フィルタ装置出口水素濃度の監視が不可能となった場合は，格納容器内の水素が原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の配管内を通過することから，格納容器内水素濃度（D/W）又は格納容器内水素濃度（S/C）により推定する。
	0～100 vol%	1		
フィルタ装置出口放射線モニタ		2	①フィルタ装置出口放射線モニタ（他チャンネル）	①フィルタ装置出口放射線モニタの1チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。

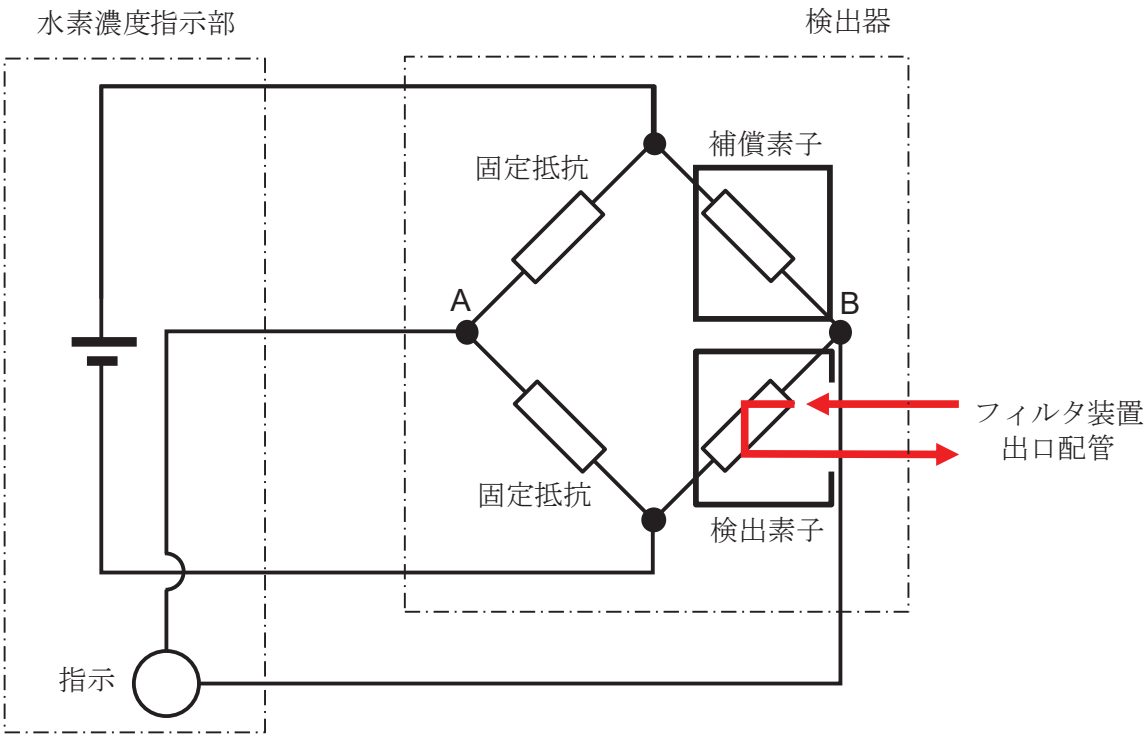
（参考 3）フィルタ装置出口水素濃度

(1) 測定原理

フィルタ装置出口水素濃度は，熱伝導率式水素検出器を用いる。

熱伝導率式の測定素子は，2 個の素子（検出素子と補償素子）で構成され，それぞれの素子には電流を流して自己加熱している。第 1 図に示すとおり，検出素子は測定ガスに直接さらされる測定セル内に設置し，補償素子は基準ガスである窒素が封入されたセル内に設置されている。

検出素子は，水素濃度の増減に伴う測定ガスの熱伝導率の変化により，素子の熱の奪われ方が変化し，素子の抵抗が変化する。すなわち，水素濃度が高いほど測定ガスの熱伝導率が高く，検出素子の温度が下がることとなる。一方，補償素子は水素濃度に関係がなく一定の抵抗値を示す。この検出素子と補償素子の抵抗比が測定ガスの水素濃度に対応することを利用した測定原理である。



第 1 図　水素濃度検出回路概要図

(2) 精度

水素濃度検出器は(1)で示したとおり基準ガスである窒素に対する測定ガスの熱伝導の差を検出する方式であり，窒素に対し，水素の熱伝導率の差が大きいことを利用している。水素の熱伝導率は，約 0.18 W/(m･K)at27℃である一方，窒素は，約 0.02W/(m･K)at27℃と水素より 1 桁小さく,これらのガス成分の変動があっても水素濃度計測に対して大きな誤差にはならない。

(3) 計測時間遅れの影響

フィルタ装置出口水素濃度は，配管内のガスをサンプリングして水素濃度を計測するため，計測の時間遅れが発生する。時間遅れ*は以下のとおりである。

・サンプリング配管長（サンプリング点～水素濃度検出器）：約□ m

・サンプリング配管の内容積：約□ m^3

・吸引ポンプの定格流量：約□ m^3/min

・サンプリング点から水素濃度検出器のガス到達時間：約□分

上記のとおり，約□分程度の時間遅れが発生するが，フィルタ装置出口水素濃度は，ベント停止後に可搬型窒素ガス供給装置により系統内に窒素を連続的に供給している状態における水素濃度の確認であり，系統の状態変化を監視して操作等の判断を行うパラメータでないことから，計測時間遅れの影響はない。

＊：時間遅れについては，詳細設計により変更となる可能性がある。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 9　ベント実施時の放射線監視測定の考え方【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考え方を第 9-1 表に示す。

第 9-1 表　計測範囲とその考え方

名称	計測範囲	計測範囲の設定に関する考え方
フィルタ装置出口放射線モニタ	10^{-2}～10^{5}mSv/h	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測定できる範囲

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放射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放射線量率は，フィルタ装置で除去できない放射性希ガスからのガンマ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放射性希ガスで評価する。なお，想定する放射性希ガスの核種を第 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※1 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□時間後に設定する。

※1　有効性評価で想定する炉心損傷事故の場合の MAAP 解析結果による。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 9-1

第 9-2 表　評価上考慮する放射性希ガス核種

評価する放射性希ガス核種※2	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

※2　評価する放射性希ガス核種は，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」に記載の放射性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放射線量率の最大値を解析により求める。評価結果を第 9-3 表に，評価モデルを第 9-1 図に示す。

第 9-3 表　フィルタ装置出口配管の放射線量率の最大値

フィルタ装置出口配管の 放射線量率の最大値	

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放射線量率の最大値を計測可能である。

第 9-1 図　評価モデル

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 9-2

(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（ガンマ線）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放射線量率から，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放射性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放射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で求めた放射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放射線量率はフィルタ装置で除去できない放射性希ガスからのガンマ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放射性希ガスで評価する。なお，想定する放射性希ガスの核種を第 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※3 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（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）」における評価事故シーケンス「大破断 LOCA＋HPCS 失敗＋低圧 ECCS 失敗＋全交流動力電源喪失」）におけるベントタイミングの約 45 時間とする。

※3　有効性評価で想定する炉心損傷事故の場合の MAAP 解析結果による。

上記の算定条件に基づき，検出器設置場所での放射線量率（mSv/h），放射性物質濃度（Bq/cm^3）及び換算係数（(Bq/cm^3)/(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

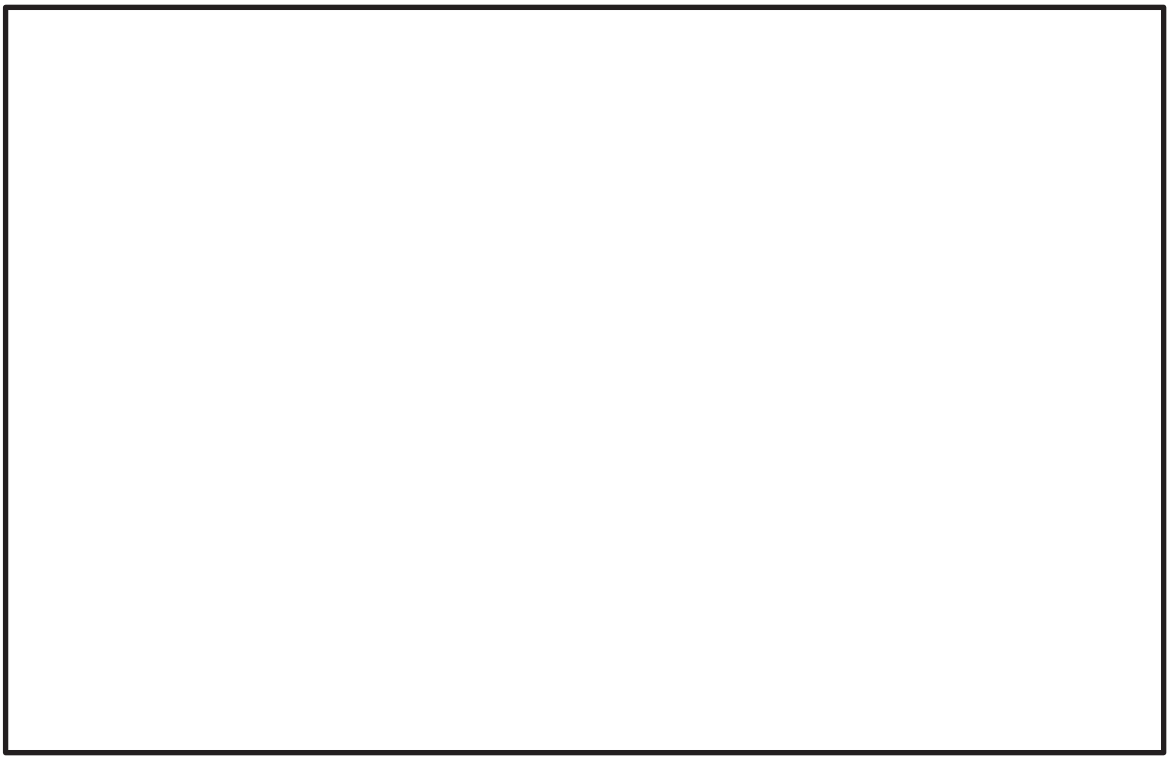
原子炉停止後からのベント開始時間（h）	放射性物質濃度（Bq/cm^3）	放射線量率（mSv/h）	換算係数（(Bq/cm^3)/(mSv/h)）
約 45			

第9-4表の換算係数は原子炉停止後から約45時間後にベントを開始した場合の換算係数であり，時間経過に伴う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を第 9-2 図に示す。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。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 9-4



第 9-2 図　ベント開始時間における換算係数

(3)　フィルタ装置出口放射線モニタの設置場所

フィルタ装置出口放射線モニタの設置場所は，フィルタ装置出口配管内の放射性希ガスからのガンマ線を測定するため，フィルタ装置本体の影響を受けないように原子炉建屋地上 1 階（原子炉建屋原子炉棟内）に設置されるフィルタ装置本体と異なるエリアである原子炉建屋地上 2 階（原子炉建屋内の原子炉棟外）に設置する。

(4)　放射性物質の放出量の把握

原子炉格納容器フィルタベント系からの放射性物質の放出量を把握するためには，上記(2)により算出したフィルタ装置出口における放射性物質濃度及びフィルタ装置出口配管における体積流量により算出することができる。フィルタ装置出口配管における体積流量は以下の方法で算出する。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 9-5

○体積流量の算出方法

原子炉格納容器フィルタベント系ではフィルタ装置の下流に流量制限オリフィスを設置することにより，ベンチュリノズルの体積流量をほぼ一定に保つ構成としている。従って，格納容器圧力に応じて，第 9-3 図のようにフィルタ装置を流れる質量流量は変化する。この格納容器圧力に対する質量流量特性とフィルタ装置出口配管内のベントガスの比体積より体積流量を以下のように算出する。

$V\ [m^3/s] = m\ [kg/s] \times \sigma\ [m^3/kg]$

V：体積流量

m：質量流量

σ：比体積

ここで，質量流量及び比体積は以下の方法で求める。

① 第 9-3 図より，格納容器圧力に対応する質量流量を求める。

② フィルタ装置出口配管内の圧力を大気圧，温度を格納容器内圧力における飽和蒸気温度として，蒸気表より比体積 σ を求める。

原子炉格納容器フィルタベント系からの放出量は，放射性物質濃度と体積流量の積を時間で積分することにより算出することができる。

第 9-3 図　格納容器圧力と原子炉格納容器フィルタベント系系統内の質量流量の相関図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 9-6

（参考 1）ガンマ線線源強度と配管の評価モデル

フィルタ装置出口放射線モニタの計測範囲及びモニタ指示値から放射性物質濃度への換算係数を算出する場合の配管評価モデルを使用した放射線量率評価手法について以下に示す。

(1) 解析コードと配管評価モデル

放射線量率評価には,許認可解析で実績のある点減衰核積分法コード(QAD コード)を使用した。フィルタ装置出口配管とフィルタ装置出口放射線モニタの位置関係を示す評価モデルを第 9-1 図に示す。

(2) 評価方法

線源は，フィルタ装置で除去できない放射性希ガスであり，評価モデル配管内に一様に分布しているものとし，評価対象放射性核種毎のガンマ線エネルギー，放出割合及び減衰を考慮した放射性物質濃度からフィルタ装置出口放射線モニタ設置位置での放射線量率を QAD コードで評価する。評価対象放射性核種を第 9-2 表に示す。

・配管の評価モデルの仕様

配管材質 ： 鉄（フィルタ装置出口配管の材質は SUS316L（密度 7.98 g/cm^3）であるが，鉄で評価する。）

配管密度 ： 7.8 g/cm^3

配管肉厚 ： □ mm

配管長さ ： □ m

・ガンマ線線源強度

放射性希ガス 15 核種の放射性物質濃度にガンマ線放出割合を乗じて求める。

・評価対象核種のガンマ線放出割合

ORIGEN2 コードの内蔵データを使用する。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 9-7

(3) 評価結果

上記評価条件に基づき評価したフィルタ装置出口放射線モニタ設置位置での核種毎の放射線量率と放射性物質濃度の関係の一例(原子炉停止約 45 時間後にベントを開始した場合）を第 1 表に示す。

第 1 表　核種毎の放射線量率と放射性物質濃度の関係（原子炉停止約 45 時間後）

評価対象放射性核種	放射性物質濃度（希ガス） (Bq/cm^3)	放射線量率 (mSv/h)
Kr-83m		
Kr-85		
Kr-85m		
Kr-87		
Kr-88		
Kr-89		
Kr-90		
Xe-131m		
Xe-133		
Xe-133m		
Xe-135		
Xe-135m		
Xe-137		
Xe-138		
Xe-139		
合計		

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 9-8

（参考 2）フィルタ装置出口放射線モニタによる計測において放射性希ガスが支配的になる期間

放射性希ガスが支配的になる期間を評価するには，放射性希ガス以外の放射性物質核種がフィルタ装置を通過する量の評価を行う必要があるが，この値は，事故の形態，放射性物質の炉心から格納容器への移行割合，格納容器から原子炉格納容器フィルタベント系への移行割合，ベント開始時間，フィルタ装置除去効率の実力値等によって変化する。

そのため，有効性評価の事故シーケンスを一例として，その想定する状態における全放射線量率に占める放射性希ガスの寄与割合をある一定の評価条件で試算する。

ベントの開始時期が原子炉停止約 45 時間後で，第 1 表に示す評価条件を使用し，第 9-1 図の評価モデルで評価した場合，全放射線量率に占める放射性希ガスの寄与率は約 87%を占めている（第 2 表参照）。

なお，ベント開始時間が遅くなる場合，放射性希ガスの半減期はよう素の半減期より相対的に短いため，放射性希ガス寄与割合は小さくなる。また，フィルタ装置の除去効率が設計値を上回る場合は，フィルタ装置を通過するよう素が少なくなるため，放射性希ガスの寄与割合は大きくなる。

ベントをした場合，格納容器に移行している放射性物質は概ね数時間でほぼ全量が放出されると想定される。その後，フィルタ装置出口放射線モニタが計測する放射線量率は，フィルタ装置出口配管に付着した放射性物質からの放射線量率を主として測定することとなる。そのため，ベント実施後，放射性希ガスが支配的な期間は数時間程度であると言える。

第 1 表　評価条件

項目	評価条件	評価条件の考え方
想定事故シナリオ	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）」における評価事故シーケンス「大破断 LOCA＋HPCS 失敗＋低圧 ECCS 失敗＋全交流動力電源喪失」	－
ベント開始時間	約 45 時間	想定事故シナリオにおけるベント開始時間
炉心状態	平衡炉心（サイクル末期）	炉心内の放射性物質の量が最も多く含まれる状態
評価対象核種	希ガス：第 9-2 表に示す 15 核種 よう素：I-131，I-132，I-133，I-134，I-135（5 核種）	希ガス，よう素以外の核種は本評価の結果に影響を与えないため
炉心損傷から格納容器への放射性物質移行量	MAAP 解析結果による	－
格納容器内でのよう素の化学形態	エアロゾル：5% 無機よう素：91% 有機よう素：4%	無機よう素割合が多くなる Regulatory Guide 1.95
格納容器から原子炉格納容器フィルタベント系への移行量	希ガス：DF1 エアロゾル：MAAP 解析結果による 無機よう素：DF200（自然沈着） 有機よう素：DF1	－
フィルタ装置の除去性能	エアロゾル：DF1000 無機よう素：DF500 有機よう素：DF50 希ガス：DF1	フィルタ装置の設計値
ベント配管への付着	考慮せず	－

第 2 表　全放射線量率に占める希ガスの寄与割合

ベント開始時間	全放射線量率(mSv/h)	希ガスの放射線量率(mSv/h)	よう素の放射線量率(mSv/h)	希ガスの寄与割合
原子炉停止から約 45 時間後				87%

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 9-10

（参考 3）フィルタ装置を通過した放射性物質のフィルタ装置出口配管への付着影響

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の計測となるため，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。フィルタ装置出口放射線モニタの計測値は，ベント中はフィルタ装置出口配管内を通過する放射性物質からの放射線量率及び配管内に付着した放射性物質からの放射線量率を，ベント終了後はフィルタ装置出口配管内に付着した放射性物質の放射線量率を測定することとなる。そのため，ベント終了後の指示値から配管付着影響分を評価して，ベント中の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。

フィルタ装置出口配管への放射性物質付着量の定量評価は，フィルタ装置を通過する放射性物質量の評価が必要であり，参考 2 に記載したとおり，その値は事故形態により変化する。そのため，参考 2 の第 1 表の条件及びフィルタ装置下流配管への放射性物質付着率を「エアロゾル及び無機よう素の通過量に対して 100m 当たり 10%付着」として評価する。

上記条件において第 9-1 図のモデルで評価した場合，配管内への付着による最終的な付着影響は約 [　　] mSv/h（ただし，ベント実施後の放射性物質の減衰は考慮していない）と評価できる。この値は，ベント時の放射性希ガスの想定放射線量率の約 10%であるが，ベント開始直後は配管付着影響がない状態であること，また，ベント終了後のフィルタ装置出口放射線モニタ指示値から配管付着分を適切に考慮することで，フィルタ装置出口放射線モニタによるフィルタ装置出口配管での放射性物質濃度を評価することが可能である。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 9-11

（参考 4）放射線計測によるフィルタ装置の除去係数及び放射性物質の捕集量の把握

フィルタ装置出口放射線モニタの計測値は，事故の形態，放射性物質の炉心から格納容器への移行割合，格納容器から原子炉格納容器フィルタベント系への移行割合，格納容器ベント開始時間，フィルタ装置の除去効率の実力値などによって変化するため，フィルタ装置の除去係数（DF）を把握することは不可能である。

従って，事故時のフィルタ装置の除去性能は，除去性能検証試験に基づき設計された原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置水位が想定する運転範囲内で変動していることを監視することによって把握するものとする。

別紙 10　電源構成の考え方【本文 2.3.4.2】

(1)　電源系統の構成

原子炉格納容器フィルタベント系に必要な電動弁及び計装設備の電源構成は，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受電可能な構成とする。

a.　所内常設蓄電式直流電源設備

本系統は，全交流動力電源喪失時に直流設備に電源供給する「125V 蓄電池 2A」及び「125V 蓄電池 2B」並びに交流電源復旧後に直流設備に電源供給する「125V 充電器 2A」及び「125V 充電器 2B」で構成する。

本系統は，全交流動力電源喪失直後に 125V 蓄電池 2A 及び 125V 蓄電池 2B から設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に電源供給を行い，全交流動力電源喪失から 1 時間後に，中央制御室において不要な負荷の切離しを行う。さらに，全交流動力電源喪失から 8 時間後に，現場において不要な負荷の切離しを行い，全交流動力電源喪失から 24 時間必要な負荷に電源供給することが可能である。

なお，交流電源である常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備の復旧後に，交流電源を 125V 充電器 2A 及び 125V 蓄電池 2A 並びに 125V 充電器 2B 及び 125V 蓄電池 2B を経由して 125V 直流主母線盤 2A 及び 125V 直流主母線盤 2A-1 並びに 125V 直流主母線盤 2B 及び 125V 直流主母線盤 2B-1 に接続することで，電力を供給できる設計とする。

所内常設蓄電式直流電源設備は，設計基準事故対処設備である非常用直流電源設備を兼ねた設備であり，設計基準事故対処設備である 125V 蓄電池 2H 及び 125V 充電器 2H を含めて，位置的分散及び区画された部屋にそれぞれ設置することにより物理的分離を図り，共通要因によって同時に機能が損なわれるおそれがない設計とする。

b. 常設代替交流電源設備

本系統は，ガスタービン及び発電機を搭載した「ガスタービン発電機」，ガスタービン発電機の燃料を保管する「軽油タンク」，軽油タンクからガスタービン発電設備軽油タンクまで燃料を運搬する「タンクローリ」，ガスタービン発電機の近傍で燃料を保管する「ガスタービン発電設備軽油タンク」及びガスタービン発電設備軽油タンクからガスタービン発電機に燃料を補給する「ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ」並びに代替所内電気設備として電路を構成する「ガスタービン発電機接続盤」，「緊急用高圧母線 2F 系」，「緊急用高圧母線 2G 系」及び「緊急用動力変圧器 2G 系」並びに電源供給先である「非常用高圧母線 2C 系」，「非常用高圧母線 2D 系」及び「緊急用低圧母線 2G 系」で構成する。なお，ガスタービン発電機は，ガスタービン発電機発電機車とガスタービン発電機発電機車を制御するガスタービン発電機制御車により構成されるが，以下，ガスタービン発電機発電機車とガスタービン発電機制御車を合わせてガスタービン発電機と称す。

本系統は，外部電源の喪失時にガスタービン発電機を自動起動し，設計基準事故対処設備の交流電源が喪失(全交流動力電源喪失)した場合に，非常用高圧母線 2C 系，非常用高圧母線 2D 系又は緊急用低圧母線 2G 系に接続することで電力を供給できる設計とする。なお，ガスタービン発電機は，中央制御室からの遠隔操作も可能な設計とする。

常設代替交流電源設備は，設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備と同時にその機能が損なわれることがないよう，位置的分散を図った設計とする。

c. 可搬型代替交流電源設備

可搬型代替交流電源設備の電気系統は，ディーゼルエンジン及び発電機を搭載した「電源車」，電源車を接続する「電源車接続口(原子炉建屋西側)」及び「電源車接続口(原子炉建屋東側)」並びに代替所内電気設備として電路を構成する「緊急用高圧母線 2G 系」及び「緊急用動力変圧器 2G 系」並びに電源供給先である「非

常用高圧母線 2C 系」，「非常用高圧母線 2D 系」及び「緊急用低圧母線 2G 系」で構成する。

可搬型代替交流電源設備の燃料移送系は，燃料を保管する「軽油タンク」及び「ガスタービン発電設備軽油タンク」並びに軽油タンク又はガスタービン発電設備軽油タンクから電源車まで燃料を運搬する「タンクローリ」で構成する。

可搬型代替交流電源設備は，電源車を非常用高圧母線 2C 系及び非常用高圧母線 2D 系又は緊急用低圧母線 2G 系に接続することで電力を供給できる設計とする。

本系統は，電源車を所定の接続先(電源車接続口(原子炉建屋西側)又は電源車接続口(原子炉建屋東側))に接続し，緊急用高圧母線 2G 系，非常用高圧母線 2C 系及び非常用高圧母線2D系の系統構成を行った後,電源車の操作ボタンにより起動し，運転を行う。

可搬型代替交流電源設備は，設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備又は重大事故等対処設備である常設代替交流電源設備と同時にその機能が損なわれることがないよう，多様性及び位置的分散を図った設計とする。

d. 可搬型代替直流電源設備

本系統は，直流設備に電源供給を行う常設代替直流電源設備である「125V 代替蓄電池」及び代替所内電気設備から受電した交流電源を直流電源に変換する「125V 代替充電器」並びに代替所内電気設備に電源供給を行う可搬型代替交流電源設備である「電源車」，「軽油タンク」，「ガスタービン発電設備軽油タンク」及び「タンクローリ」並びに電源車を接続する「電源車接続口(原子炉建屋西側)」及び「電源車接続口(原子炉建屋東側)」並びに代替所内電気設備として電路を構成する「緊急用高圧母線 2G 系」，「緊急用動力変圧器 2G 系」及び「緊急用低圧母線 2G 系」で構成する。

可搬型代替直流電源設備のうち 125V 系統は，電源車を代替所内電気設備並びに 125V 代替充電器及び 125V 代替蓄電池を経由し，125V 直流主母線盤 2A-1 及び 125V 直流主母線盤 2B-1 に接続することで，電力を供給できる設計とする。

可搬型代替直流電源設備は，設計基準事故対処設備である非常用直流電源設備又は重大事故等対処設備である所内常設蓄電式直流電源設備と同時にその機能が損なわれることがないよう，多様性及び位置的分散を図った設計とする。

(2) 事故時の操作性

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は，全交流動力電源喪失から 1 時間後までは，操作が不要な設計とする。全交流動力電源喪失から 1 時間後に不要な負荷の切離しを行う遮断器は，中央制御室にて容易に操作可能な設計とし，全交流動力電源喪失から 8 時間後に不要な負荷の切離しを行う遮断器は，現場にて容易に操作可能な設計とする。

b. 常設代替交流電源設備

常設代替交流電源設備の操作が必要な燃料移送系の各機器及び非常用所内電気設備の各遮断器については，現場又は中央制御室で容易に操作可能な設計とする。なお，ガスタービン発電機及びガスタービン発電設備燃料移送ポンプは自動起動並びに代替所内電気設備の緊急用高圧母線 2F 系の遮断器は自動投入するが，中央制御室においても容易に操作可能な設計とする。

c. 可搬型代替交流電源設備

可搬型代替交流電源設備の操作が必要な燃料移送系の各機器並びに電源車，代替所内電気設備及び非常用所内電気設備の各遮断器については，現場又は中央制御室で容易に操作可能な設計とする。

d． 可搬型代替直流電源設備

可搬型代替直流電源設備のうち燃料移送系の各機器並びに電源車及び代替所内電気設備の各遮断器については，現場及び中央制御室にて容易に操作可能な設計とする。

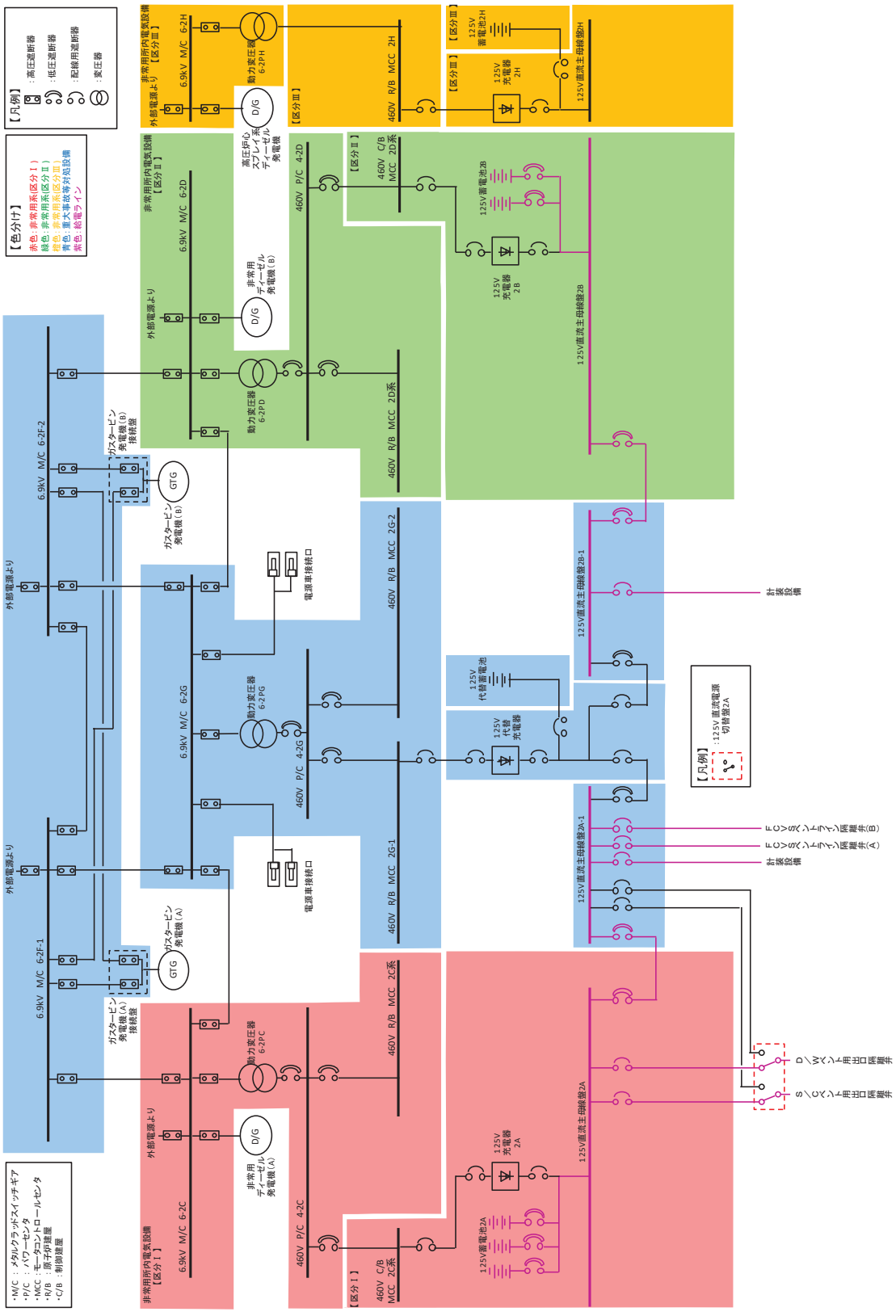
可搬型代替直流電源設備のうち 125V 系統は，全交流動力電源喪失から 8 時間後までは，操作が不要な設計とする。全交流動力電源喪失から 8 時間後に不要な負荷の切離しを行う遮断器は，現場にて容易に操作可能な設計とする。

(3) 電源種別毎の電源供給範囲及び負荷一覧

a. 125V 蓄電池 2A 及び 125V 蓄電池 2B（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 2A の設備容量は約 8,000Ah，125V 蓄電池 2B の設備容量は約 6,000Ah とし，原子炉格納容器フィルタベント系を使用する際に必要な電動駆動の隔離弁及び計装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 10-1～2 表に示す。



第 10-1 図　125V 蓄電池 2A 及び 125V 蓄電池 2B（所内常設蓄電式直流電源設備）による電源供給範囲

別紙 10-7

第 10-1 表　125V 蓄電池 2A 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	S/C ベント用出口隔離弁	113A	始動電流を記載 （定格電流は 46A）
2	D/W ベント用出口隔離弁	113A	始動電流を記載 （定格電流は 46A）
3	FCVS ベントライン隔離弁(A)	34A	始動電流を記載 （定格電流は 9.4A）
4	FCVS ベントライン隔離弁(B)	34A	始動電流を記載 （定格電流は 9.4A）
5	フィルタ装置出口放射線モニタ（A）	2A	
6	フィルタ装置入口圧力（広帯域）	5A	
7	フィルタ装置出口圧力（広帯域）		
8	フィルタ装置水位（広帯域）		
9	フィルタ装置水温度		
合　計		301A*1	

*1：　125V 蓄電池 2A の設備容量は約 8,000Ah とし，負荷の電源容量 301A を電池工業会規格「据置蓄電池の容量算出法 SBA S 0601 2014」に基づき算出した値である約 219Ah に対して十分な容量とする。

第 10-2 表　125V 蓄電池 2B 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

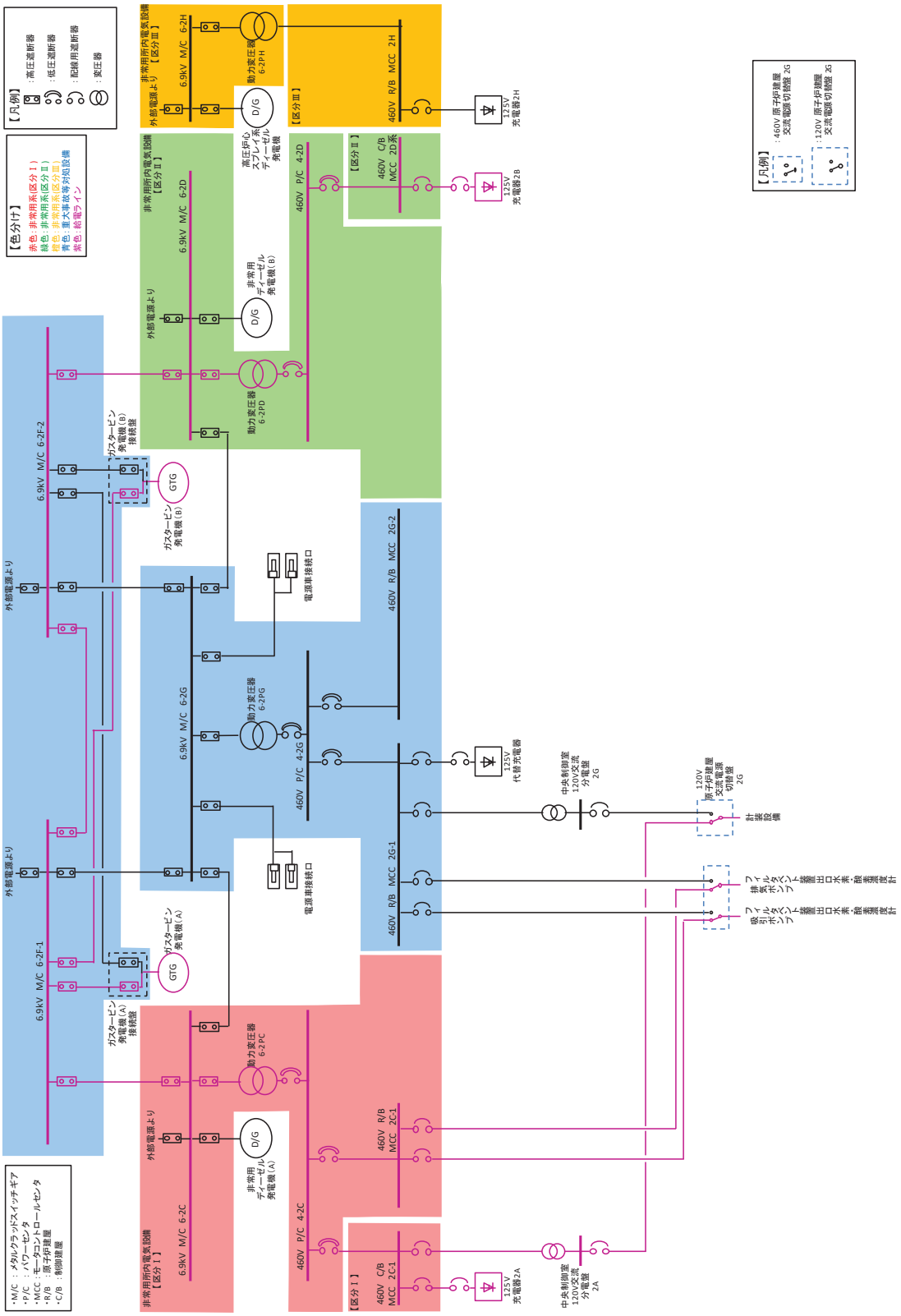
	負荷	電源容量 （直流）	備考
1	フィルタ装置出口放射線モニタ（B）	2A	
合　計		2A*1	

*1：　125V 蓄電池 2B の設備容量は約 6,000Ah とし，負荷の電源容量 2A を電池工業会規格「据置蓄電池の容量算出法 SBA S 0601 2014」に基づき算出した値である約 60Ah に対して十分な容量とする。

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

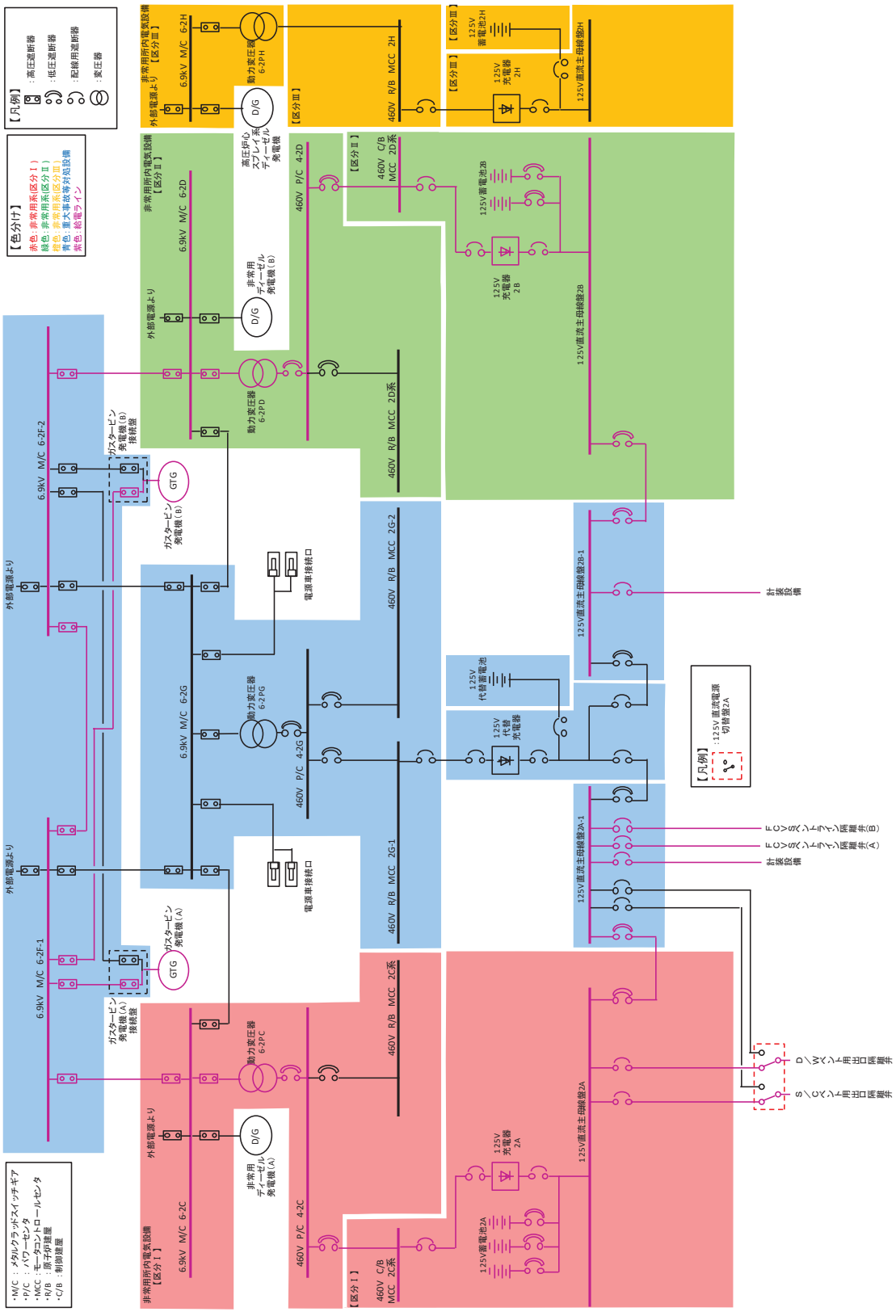
ガスタービン発電機の設備容量は常用連続運用仕様で約 6,066kW（約 3,033kW×2 台）とし，原子炉格納容器フィルタベント系を使用する際に必要な電動駆動の隔離弁及び計装設備に給電可能とする。

電源供給範囲を第 10-2～3 図に，負荷一覧を第 10-3 表に示す。



第 10-2 図　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（交流）

別紙 10-10



第 10-3 図　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（直流）

別紙 10-11

第 10-3 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

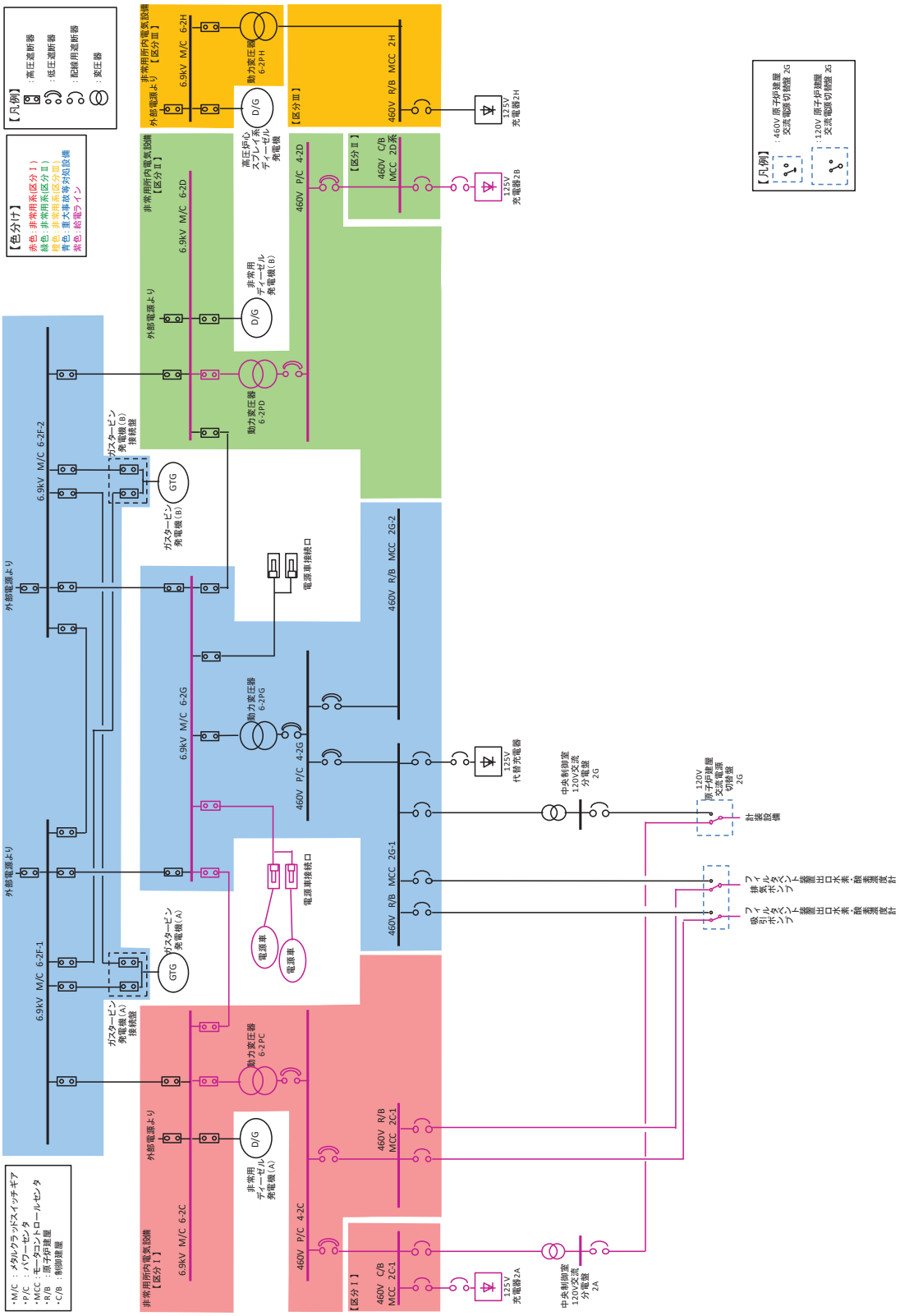
	負荷	電源容量 （交流）	備考
1	フィルタベント装置出口水素・酸素濃度計　吸引ポンプ	0.75kW	
2	フィルタベント装置出口水素・酸素濃度計　排気ポンプ	0.75kW	
3	フィルタ装置出口水素濃度	3kW	
4	S/C ベント用出口隔離弁	2.48kW	
5	D/W ベント用出口隔離弁	2.48kW	
6	FCVS ベントライン隔離弁(A)	0.69kW	
7	FCVS ベントライン隔離弁(B)	0.69kW	
8	フィルタ装置出口放射線モニタ（A）	0.25kW	
9	フィルタ装置出口放射線モニタ（B）	0.25kW	
10	フィルタ装置入口圧力（広帯域）	0.63kW	
11	フィルタ装置出口圧力（広帯域）		
12	フィルタ装置水位（広帯域）		
13	フィルタ装置水温度		
合　計		約 12kW*	

＊：　ガスタービン発電機の設備容量は，非常用短時間仕様は約 7,200kW および常用連続運用仕様は約 6,066kW とし，負荷の電源容量約 12kW に対して十分な容量とする。

c. **電源車（可搬型代替交流電源設備）による電源供給範囲**

電源車の設備容量は約 680kW（約 340kW×2 台）とし，原子炉格納容器フィルタベント系を使用する際に必要な電動駆動の隔離弁及び計装設備に給電可能とする。

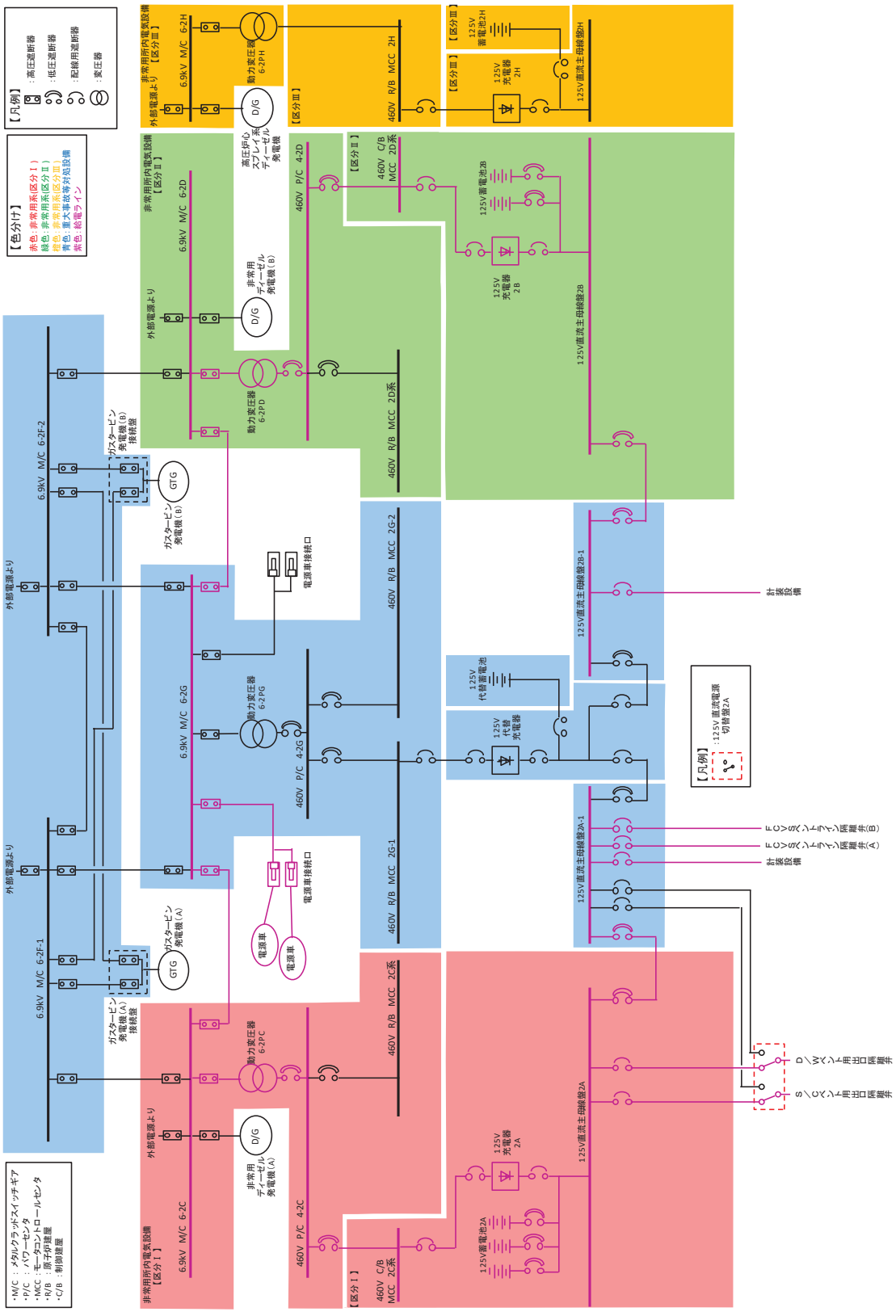
電源供給範囲を第 10-4～5 図に，負荷一覧を第 10-4 表に示す。



第 10-4 図　電源車（可搬型代替交流電源設備）

による電源供給範囲（交流）

別紙 10-14



第 10-5 図　電源車（可搬型代替交流電源設備）

による電源供給範囲（直流）

別紙 10-15

第 10-4 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

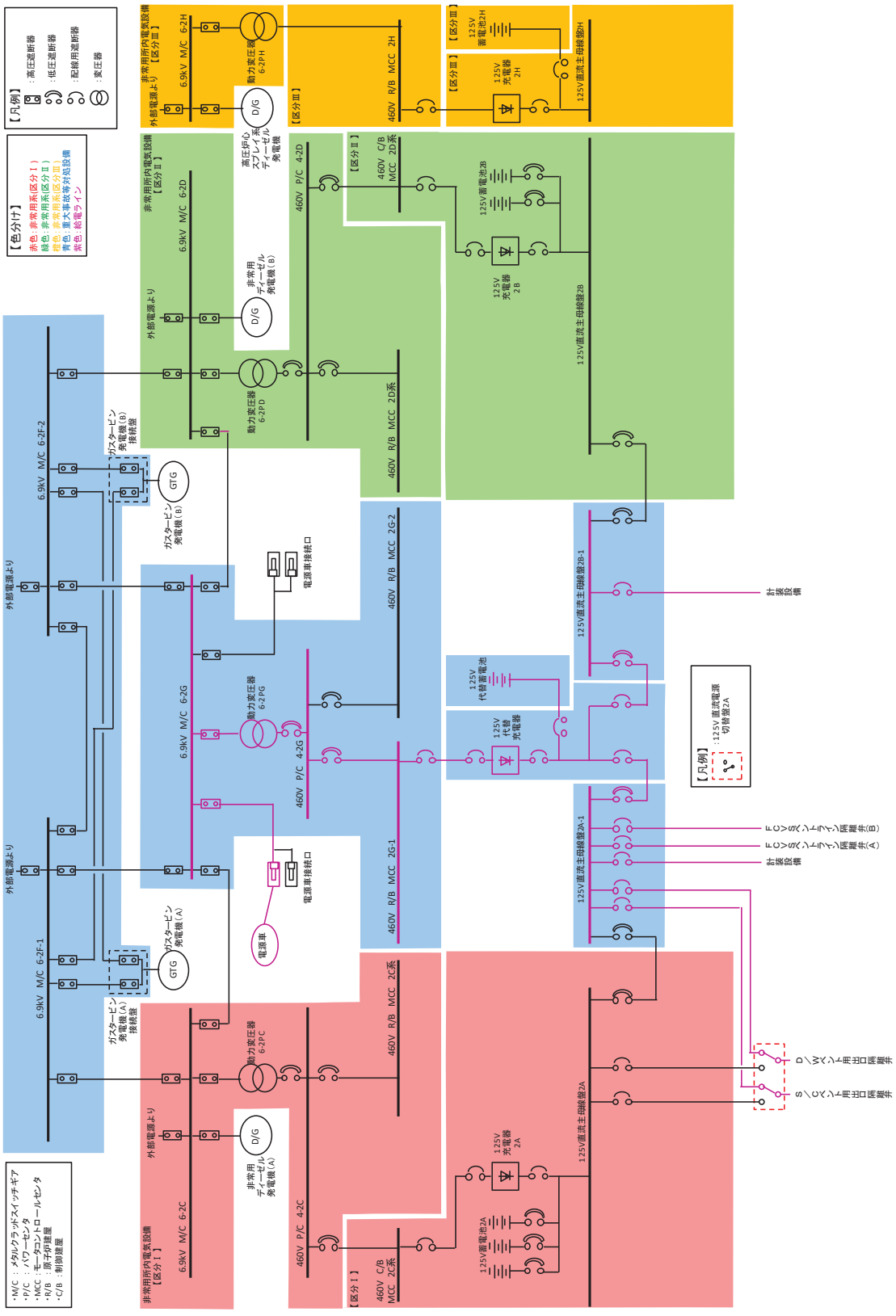
	負荷	電源容量 （交流）	備考
1	フィルタベント装置出口水素・酸素濃度計　吸引ポンプ	0.75kW	
2	フィルタベント装置出口水素・酸素濃度計　排気ポンプ	0.75kW	
3	フィルタ装置出口水素濃度	3kW	
4	S/C ベント用出口隔離弁	2.48kW	
5	D/W ベント用出口隔離弁	2.48kW	
6	FCVS ベントライン隔離弁(A)	0.69kW	
7	FCVS ベントライン隔離弁(B)	0.69kW	
8	フィルタ装置出口放射線モニタ（A）	0.25kW	
9	フィルタ装置出口放射線モニタ（B）	0.25kW	
10	フィルタ装置入口圧力（広帯域）	0.63kW	
11	フィルタ装置出口圧力（広帯域）		
12	フィルタ装置水位（広帯域）		
13	フィルタ装置水温度		
合　計		約 12kW*	

*：　電源車の設備容量は約 680kW とし，負荷の電源容量約 12kW に対して十分な容量とする。

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**

電源車(設備容量約 340kW)を代替所内電気設備並びに 125V 代替充電器（設備容量約 105kW）及び 125V 代替蓄電池を経由し，原子炉格納容器フィルタベント系を使用する際に必要な電動駆動の隔離弁及び計装設備に給電可能とする。

電源供給範囲を第 10-6 図に，負荷一覧を第 10-5 表に示す。



第 10-6 図　125V 代替蓄電池及び 125V 代替充電器盤と電源車の組合せ

（可搬型代替直流電源設備）による電源供給範囲

別紙 10-18

第 10-5 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ベ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	S/C ベント用出口隔離弁	2.48kW	113A	始動電流を記載（定格電流は 46A）
2	D/W ベント用出口隔離弁	2.48kW	113A	始動電流を記載（定格電流は 46A）
3	FCVS ベントライン隔離弁(A)	0.69kW	34A	始動電流を記載（定格電流は 9.4A）
4	FCVS ベントライン隔離弁(B)	0.69kW	34A	始動電流を記載（定格電流は 9.4A）
5	フィルタ装置出口放射線モニタ（A）	0.25kW	2A	
6	フィルタ装置出口放射線モニタ（B）	0.25kW	2A	
7	フィルタ装置入口圧力（広帯域）	0.63kW	5A	
8	フィルタ装置出口圧力（広帯域）			
9	フィルタ装置水位（広帯域）			
10	フィルタ装置水温度			
合　計		約 8kW*1	303A*2	

*1：　電源車の設備容量は約 340kW，125V 代替充電器の設備容量は約 105kW とし，負荷の電源容量約 8kW に対して十分な容量とする。

*2：　125V 代替蓄電池は設備容量約 2,000Ah とし，負荷の電源容量 303A を電池工業会規格「据置蓄電池の容量算出法 SBA S 0601 2014」に基づき算出した値である約 276Ah に対して十分な容量とする。

(4) 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。

・事故シーケンスグループ「高圧・低圧注水機能喪失」における重要事故シーケンス「過渡事象（給水流量の全喪失）＋高圧注水失敗＋低圧 ECCS 失敗」

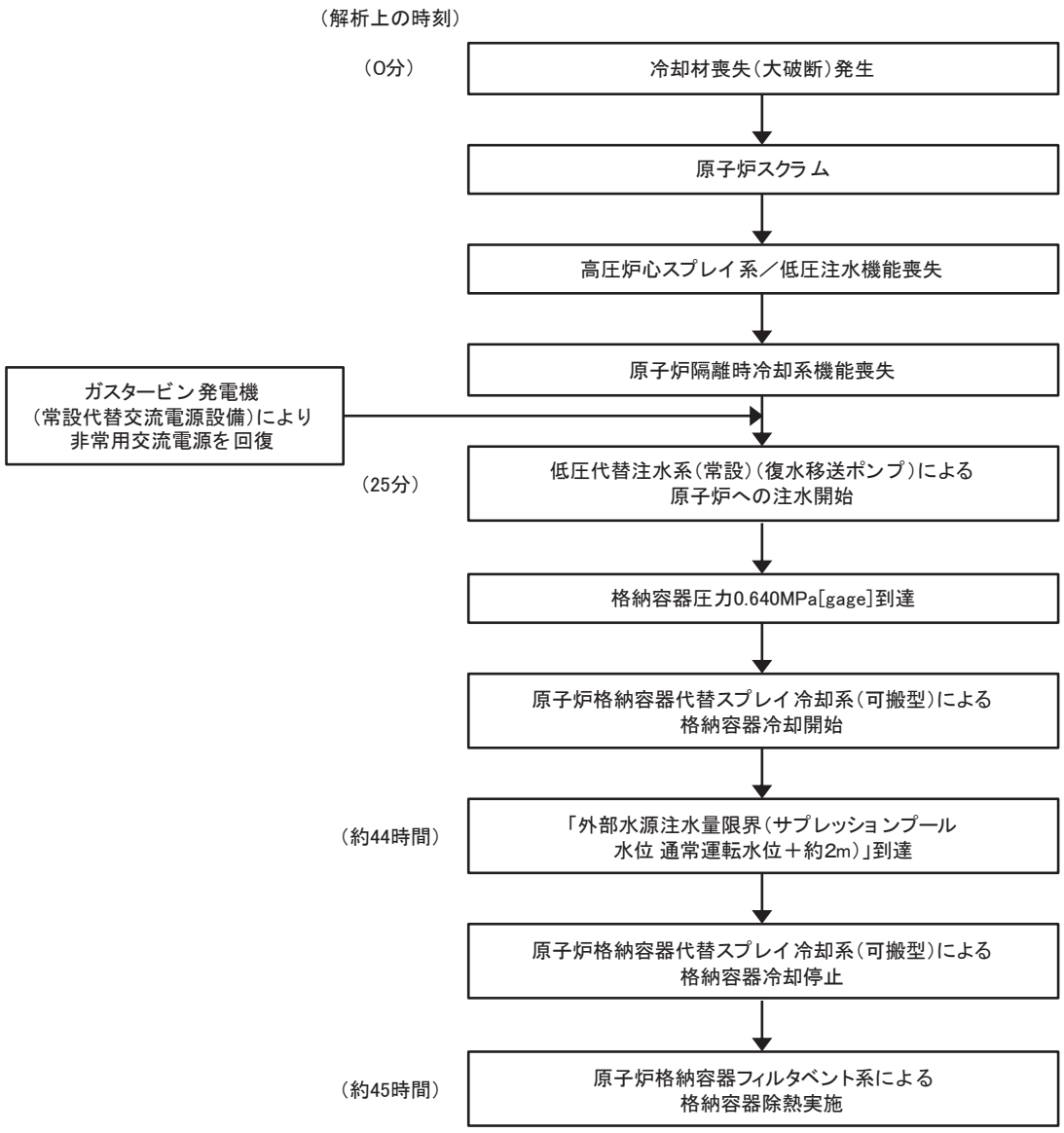
・事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合)」における重要事故シーケンス「過渡事象（給水流量の全喪失）＋崩壊熱除去失敗」

・事故シーケンスグループ「LOCA 時注水機能喪失」における重要事故シーケンス「中破断 LOCA＋HPCS 失敗＋低圧 ECCS 失敗」

・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）」における評価事故シーケンス「大破断 LOCA＋HPCS 失敗＋低圧 ECCS 失敗＋全交流動力電源喪失」

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 44 時間後，炉心損傷する場合で約 45 時間後となる。

この中で，代表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）（代替循環冷却系を使用できない場合）」における対応手順概要を第 10-7 図に示す。

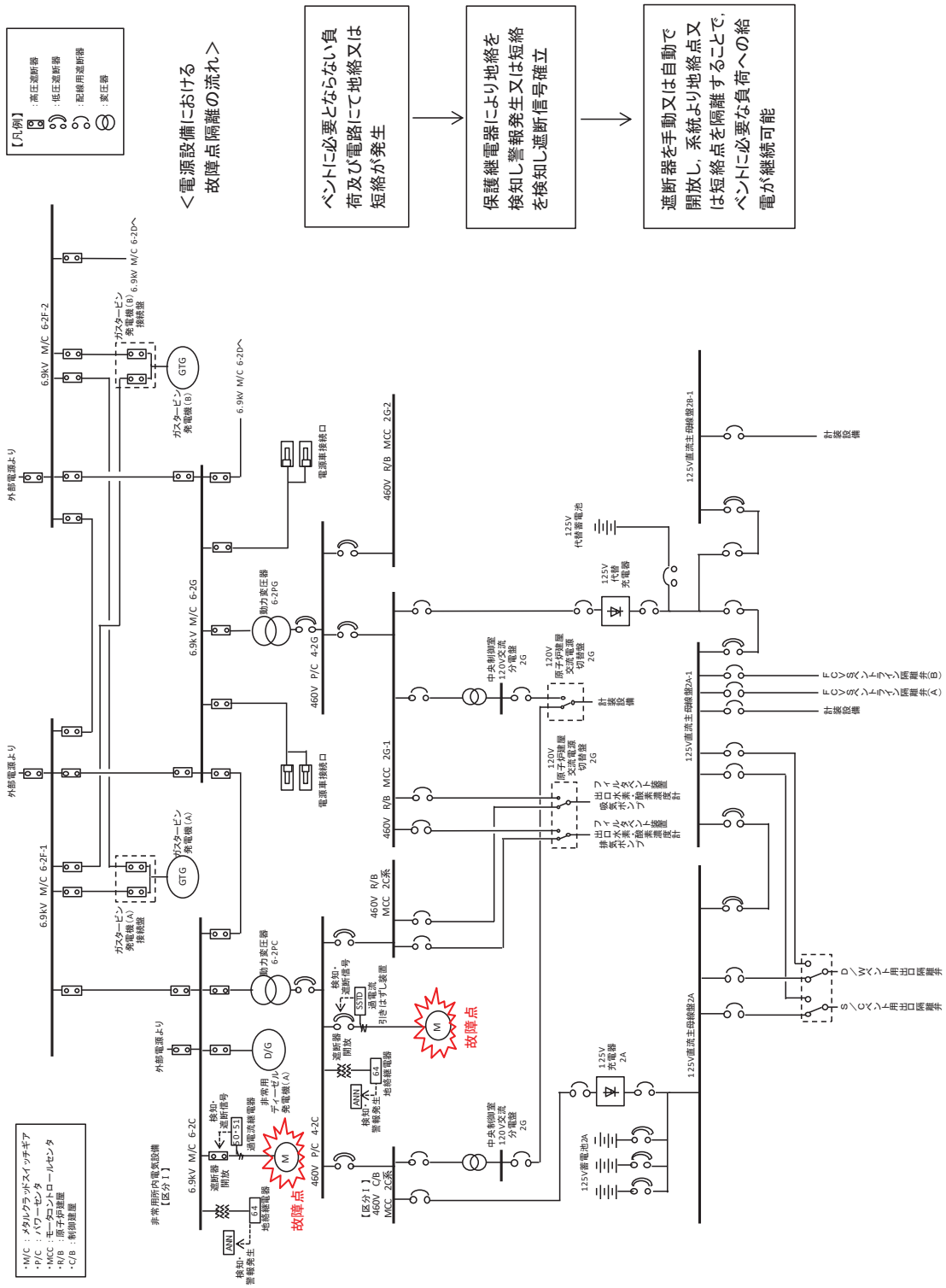


第 10-7 図　格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環系を使用できない場合）」時における対応手順概要

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，原子炉格納容器フィルタベント系を使用する際に必要な電動駆動の隔離弁及び計装設備へ給電可能となる。

(5) 電源設備の地絡・短絡対策

電源設備には原子炉格納容器フィルタベント系を使用する際に必要な電動駆動の隔離弁及び計装設備とは別の負荷にて，地絡又は短絡が発生した際にも，その影響が原子炉格納容器フィルタベント系を使用する際に必要な電動駆動の隔離弁及び計装設備へ波及しないように，保護継電器を設け，地絡又は短絡を検知して電源系統より故障点を隔離するよう設計する。地絡又は短絡の検知及び系統隔離の概要を第10-8図に示す。

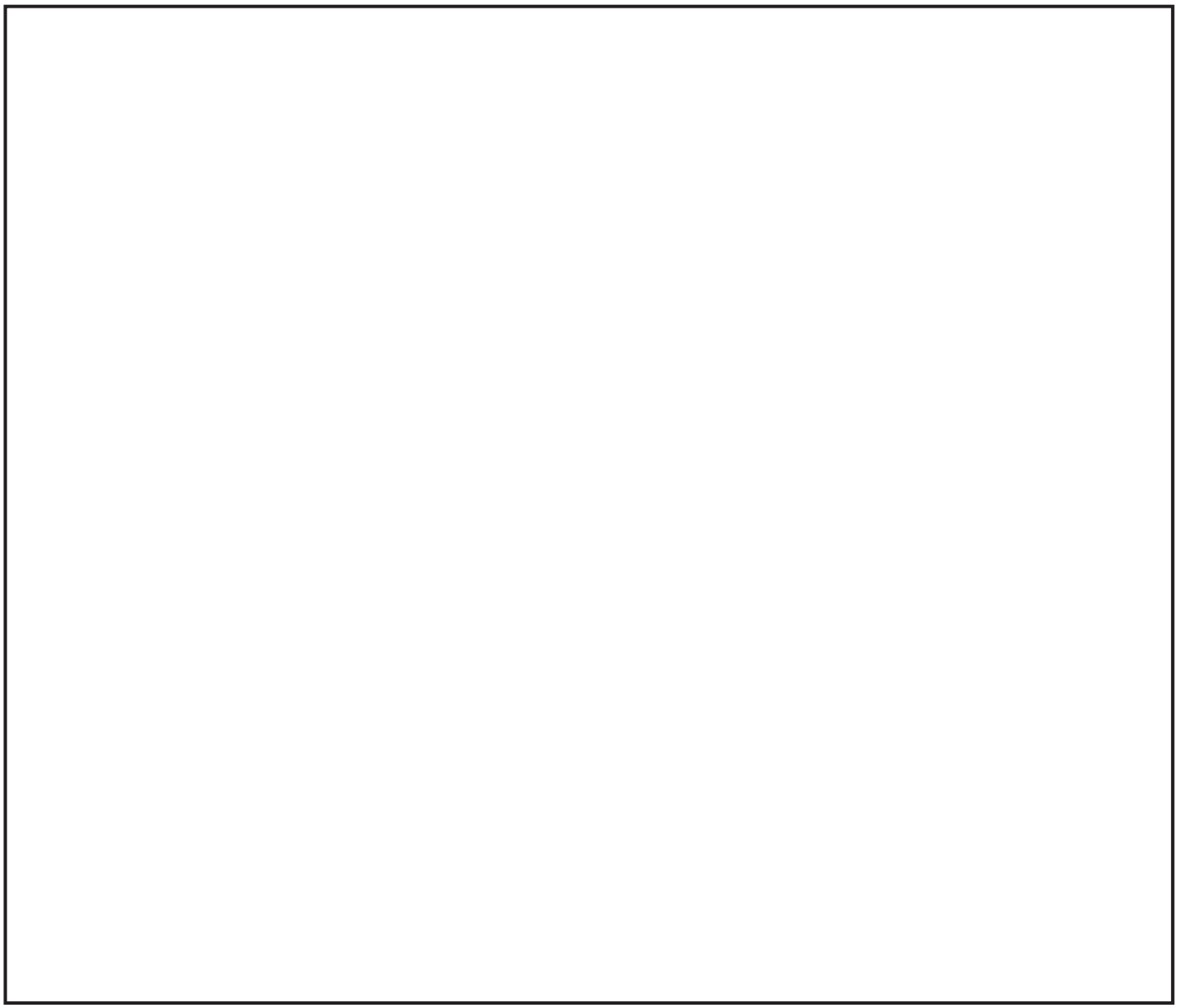


第 10-8 図　電源設備の地絡・短絡対策

別紙 10-23

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ており，これらを組み合わせることで所定の除去効率を達成する。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。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 11-1

ベンチュリスクラバの機能

ベンチュリスクラバ（ベンチュリノズル＋スクラバ溶液） → 金属繊維フィルタ（プレフィルタ＋メインフィルタ） → 流量制限オリフィス → 放射性よう素フィルタ

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

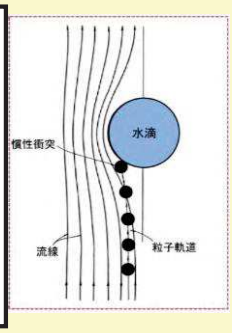
ベンチュリスクラバの機能①（エアロゾルの捕集）

ベンチュリスクラバ（ベンチュリノズル ＋ スクラバ溶液） → 金属繊維フィルタ（プレフィルタ ＋ メインフィルタ） → 流量制限オリフィス → 放射性よう素フィルタ

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：



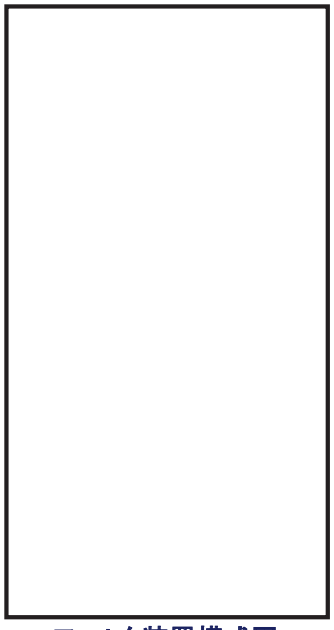
第11-3図　ベンチュリスクラバの機能①（エアロゾルの捕集）

別紙 11-2

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

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（ベンチュリノズル ＋ スクラバ溶液） → 金属繊維フィルタ（プレフィルタ ＋ メインフィルタ） → 流量制限オリフィス → 放射性よう素フィルタ



フィルタ装置模式図

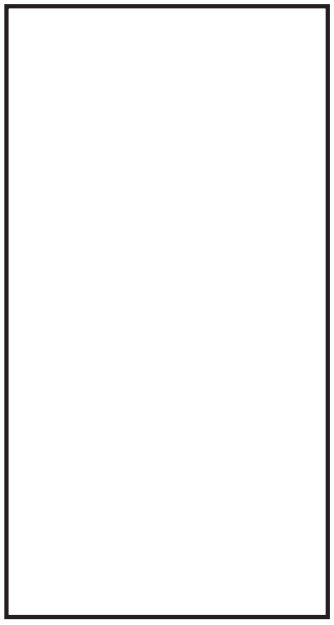
ベンチュリノズルの絞り部からスクラバ溶液（高アルカリ性水溶液）を吸い込み，微細な液滴となったスクラバ溶液をベントガスと高速で接触させることにより，無機よう素をスクラバ溶液中に捕集する。

- 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）

ベンチュリスクラバ（ベンチュリノズル ＋ スクラバ溶液） → 金属繊維フィルタ（プレフィルタ ＋ メインフィルタ） → 流量制限オリフィス → 放射性よう素フィルタ



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。

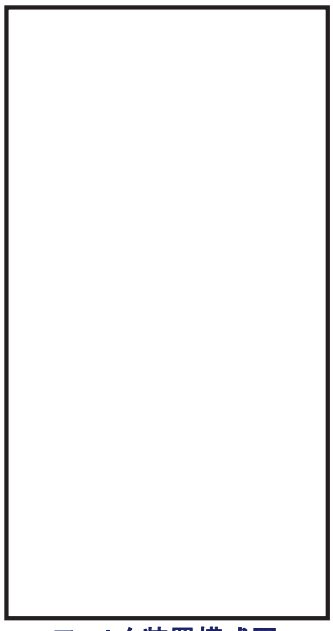
- 現象：
  [　　]
- 設計上の考慮事項：
  [　　]

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）

別紙 11-3

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

ベンチュリスクラバの機能②（無機よう素の保持）



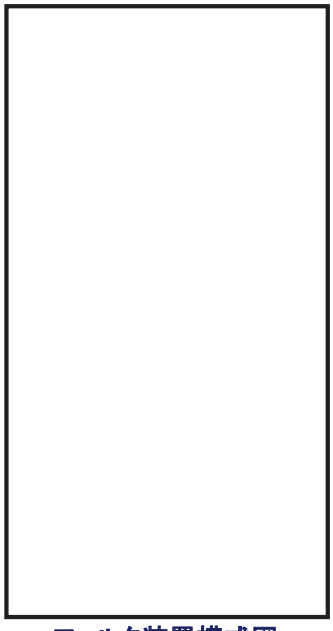
フィルタ装置模式図

液滴で捕集した無機よう素をスクラバ溶液中に保持する。

- 現象：
- 主な原理：
- 性能への主な影響因子：
- 設計上の考慮事項：

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

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。

- 現象：

  捕集された放射性物質の崩壊熱による発熱については，スクラバ溶液の蒸発によって除去し，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。

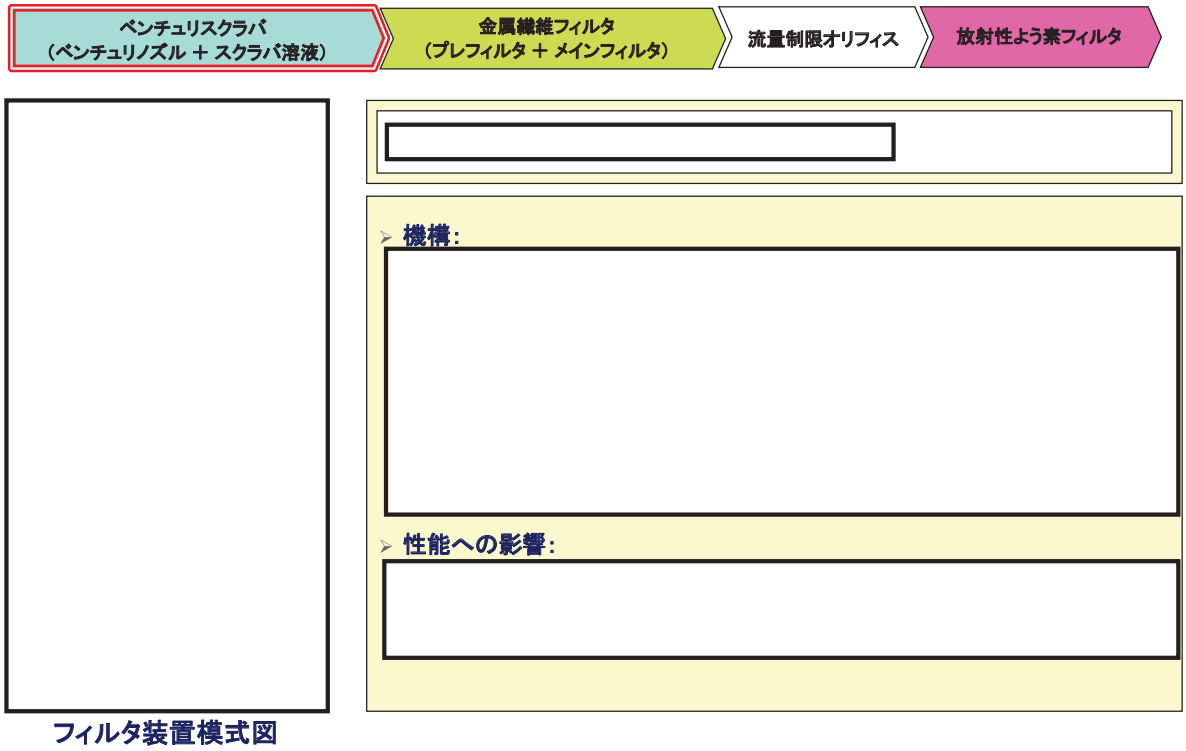
- 設計上の考慮事項：

第11-7図　ベンチュリスクラバの機能③（崩壊熱の除去）

別紙 11-4

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

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）

別紙 11-5

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

金属繊維フィルタの機能

フィルタ装置模式図

金属繊維フィルタには以下の機能がある。

- **機能①**

  金属繊維フィルタに到達した湿分を分離する。

- **機能②**

  ベンチュリスクラバを通過したエアロゾルをメインフィルタで捕集する。

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

メインフィルタに液滴を移行させないため，ベントガス中に含まれる湿分をプレフィルタ及び湿分分離機構により分離する。

- **機構：**

第11-11図　金属繊維フィルタの機能①（湿分分離）

別紙 11-6

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

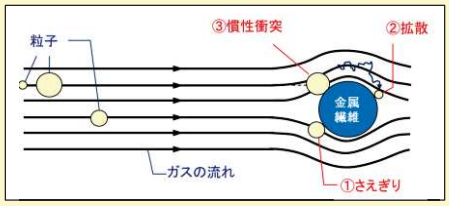
金属繊維フィルタの機能②（エアロゾルの捕集）

ベンチュリスクラバ（ベンチュリノズル ＋ スクラバ溶液） | **金属繊維フィルタ（プレフィルタ ＋ メインフィルタ）** | 流量制限オリフィス | 放射性よう素フィルタ

フィルタ装置模式図

ベンチュリスクラバを通過したエアロゾルをメインフィルタで捕集する。

- 現象：
  エアロゾルが金属繊維の表面に接触することで，金属表面に捕集される。
- 主な原理：
  ①さえぎり
  ②拡散
  ③慣性衝突



- 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11-12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

ベンチュリスクラバ（ベンチュリノズル ＋ スクラバ溶液） | 金属繊維フィルタ（プレフィルタ ＋ メインフィルタ） | **流量制限オリフィス** | 放射性よう素フィルタ

フィルタ装置模式図

流量制限オリフィス上流のベントガスの体積流量をほぼ一定に保ち，また，

- 現象：
  - 流量制限オリフィスにより，オリフィス上流の圧力が格納容器の圧力に近づき，オリフィス上流のベントガスの体積流量がほぼ一定になる。

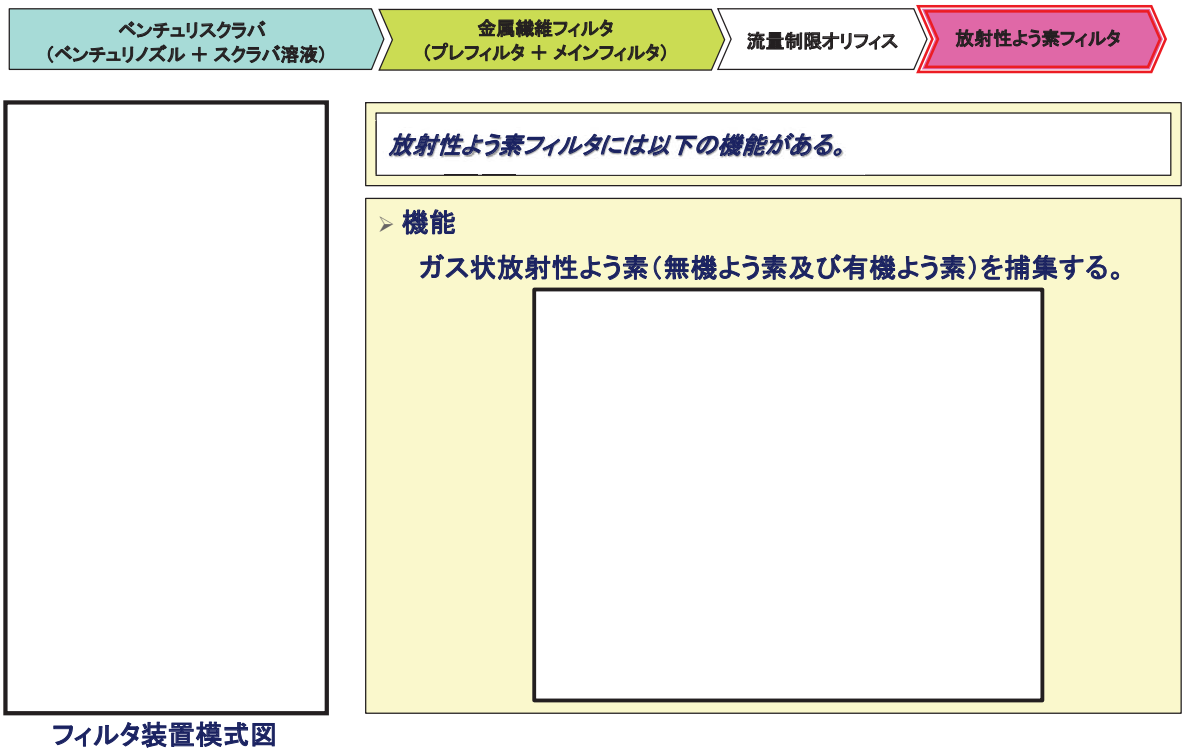
＜補足＞
格納容器の圧力低下に伴ってベントガスの質量流量は低下するが，比容積が増加するため，体積流量（＝質量流量×比容積）はほぼ一定となる。

第11-13図　流量制限オリフィス

別紙 11-7

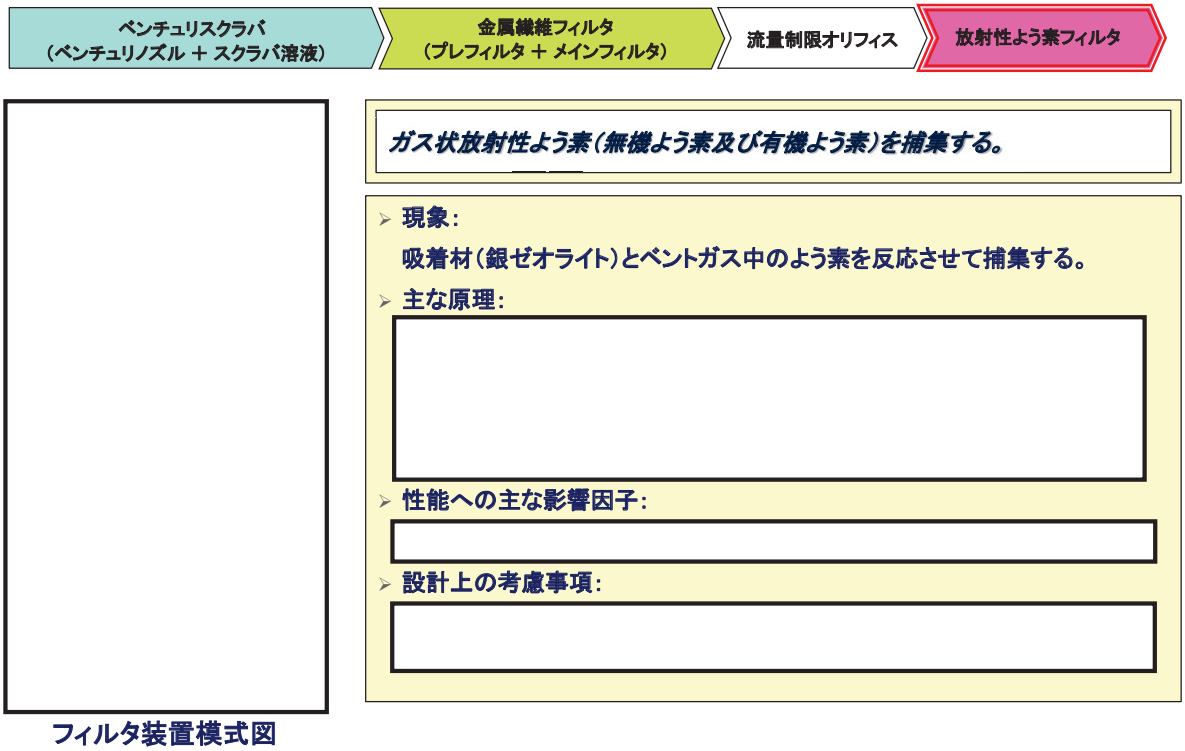
枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

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 11-8

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 12　格納容器内における有機よう素の発生メカニズム【本文 3.1.2】

(1)　格納容器内へ放出されるよう素の挙動

重大事故時に溶融炉心から格納容器内へ放出されるよう素は，以下に示す反応が支配的であるとされている（参考図書 1）。

$$Cs(g) + I(g) \Leftrightarrow CsI$$

$$CsOH(g) + 1/2H_2(g) + I(g) \Leftrightarrow CsI + H_2O(g)$$

$$I_2(g) + H_2(g) \Leftrightarrow 2HI(g)$$

TMI 事故以降のソースターム研究により，よう素は，上記の反応により，主に粒子状よう素（CsI）の形態で格納容器に移行し，一部が，元素状よう素（I_2）及びよう化水素（HI）の形態で格納容器に移行すると考えられる。

また，粒子状よう素の CsI は，可溶性であり，格納容器内で発生する蒸気の移行に伴い，サプレッションチェンバのプール水中によう素イオン（I^-）として溶存する。サプレッションチェンバのプール水中に溶存したよう素イオン（I^-）は，以下に示す反応により，元素状よう素（I_2）となる（参考図書 1）。

$$2I^- + 2H^+ + (1/2)O_2 \Leftrightarrow I_2 + H_2O$$

$$2I^- \Leftrightarrow I_2 \quad \text{（放射線場における酸化還元反応）}$$

(2)　有機よう素の発生メカニズム

上記の反応により生成された元素状よう素（I_2）は，サプレッションチェンバのプール水中で有機不純物と反応し，気相に移行した元素状よう素（I_2）は，格納容器内表面の有機物を含む塗装材と反応することで，有機よう素は生成されると考えられている（参考図書 1）。

≪参考図書≫

1. NEA/CSNI/R(2007)1 “STATE OF THE ART REPORT ON IODINE CHEMISTRY“, 23-Feb-2007

別紙 13　JAVA PLUS 試験結果を踏まえた放射性よう素フィルタの設計【本文 3.3.3】

ベントガスに含まれるガス状放射性よう素（無機よう素及び有機よう素）は，流量制限オリフィス下流に設置する放射性よう素フィルタ（吸着材：銀ゼオライト）を通過する際の化学反応にて捕集する。

実機の放射性よう素フィルタの設計において，除去係数と滞留時間の関係式，JAVA PLUS 試験により得られた除去係数及び滞留時間を用いることから，JAVA PLUS 試験結果の実機への適用性について，以下にまとめた。

(1)　放射性よう素フィルタにおけるガス状放射性よう素の捕集

ベントガスに含まれるガス状放射性よう素は，流量制限オリフィス下流に設置する放射性よう素フィルタ（吸着材：銀ゼオライト）を通過する際の化学反応にて捕集する。

放射性よう素フィルタにおけるガス状放射性よう素の吸着速度は，総括物質移動係数 K を用いて以下のように表せる。（参考図書 1，2）

$$\gamma \frac{\partial q}{\partial t} = K\ (C - C^*) \qquad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \text{（式 1）}$$

γ　：　吸着材充填密度

q　：　よう素吸着量

K　：　総括物質移動係数

C　：　よう素濃度

C^*　：　よう素平均濃度

ここで，化学反応による吸着（不可逆反応）であることから，$C^* = 0$ とみなし，式 1 は以下のように表せる。

$$\gamma \frac{\partial q}{\partial t} = KC \qquad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \text{（式 2）}$$

(2) 除去係数と滞留時間

ガス状放射性よう素が，放射性よう素フィルタを通過する際の物質収支は，吸着材の微小ベッド厚さΔzに対して，単位時間当たりのよう素濃度の低下率と吸収量が等しいとする式3で表すことができる。（参考図書3）

放射性よう素フィルタ通過前後における物質収支のイメージを第13-1図に示す。

$$-\ u\ A\ \Delta t\ \Delta C = \gamma\ A\ \Delta z\ \Delta q \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \text{（式3）}$$

u ： ガス流速

A ： ガス通過断面積

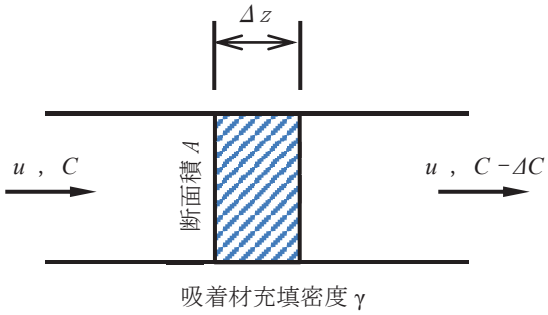
Δt ： 単位時間

ΔC ： よう素濃度

γ ： 吸着材充填密度

Δz ： ベッド厚さ

Δq ： 単位質量当たりのよう素吸着量



第13-1図　放射性よう素フィルタ通過前後における物質収支のイメージ

ここで，左辺はガスに含まれる放射性よう素の変化量，右辺は放射性よう素フィルタで捕集した放射性よう素量を表す。$\Delta z = u\ \Delta t$より，両辺を$A\ \Delta t\ \Delta z$で除し，微小変化を$\Delta \rightarrow \partial$とすると，式3は以下のとおり表せる。

$$-\ \frac{\partial C}{\partial t} = \gamma\ \frac{\partial q}{\partial t} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \text{（式4）}$$

式 4 に式 2 を代入すると，以下となる。

$$\frac{\partial C}{\partial t} = -KC \qquad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \text{（式 5）}$$

式 5 を積分し，C_0 を初期よう素濃度とすると，以下となる。

$$\frac{Log\left(\frac{C_0}{C}\right)}{t} = \frac{Log(DF)}{t} = K \qquad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \text{（式 6）}$$

式 6 は，放射性よう素フィルタをベントガスが通過する時間（滞留時間）に除去係数が依存することを示している。また，放射性よう素フィルタの厚さが一定であることを考慮すると，除去係数が放射性よう素フィルタを通過するベントガスの流速に依存することを示している。

(3) 除去係数とベントガス条件

放射性よう素フィルタの除去性能に影響を与え得るベントガス条件として，ベントガスの流速以外に，過熱度，蒸気割合，絶対温度，絶対圧力が考えられることから，これらの条件が式 6 の総括物質移動係数 K へ与える影響について JAVA PLUS 試験結果により評価する。

a. 蒸気割合，絶対温度及び過熱度の影響

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

第 13-１表　蒸気割合，絶対温度及び過熱度が総括物質移動係数 K に与える影響

b.　絶対圧力及び過熱度の影響

第 13-2 表　絶対圧力及び過熱度が総括物質移動係数 Kに与える影響（Ⅰ）

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 13-4

第 13-3 表　絶対圧力及び過熱度が総括物質移動係数 K に与える影響（Ⅱ）

c.　まとめ

ベントガス条件（過熱度，蒸気割合，絶対温度，絶対圧力）が，総括物質移動係数 K へ与える影響について JAVA PLUS 試験結果に基づき評価した結果，総括物質移動係数 K が過熱度に依存することを確認した。なお，蒸気割合，絶対温度，絶対圧力は，放射性よう素フィルタを通過するベントガスの過熱度を決定する因子となり得るものであり，これらのベントガス条件が総括物質移動係数 K に与える影響は，過熱度による影響に帰着するものと考えられる。

以上から，放射性よう素フィルタの除去性能の評価や設計においては，式 6 に示される滞留時間，ベントガスの過熱度への考慮が重要である。

(4)　JAVA PLUS 試験結果の実機への適用

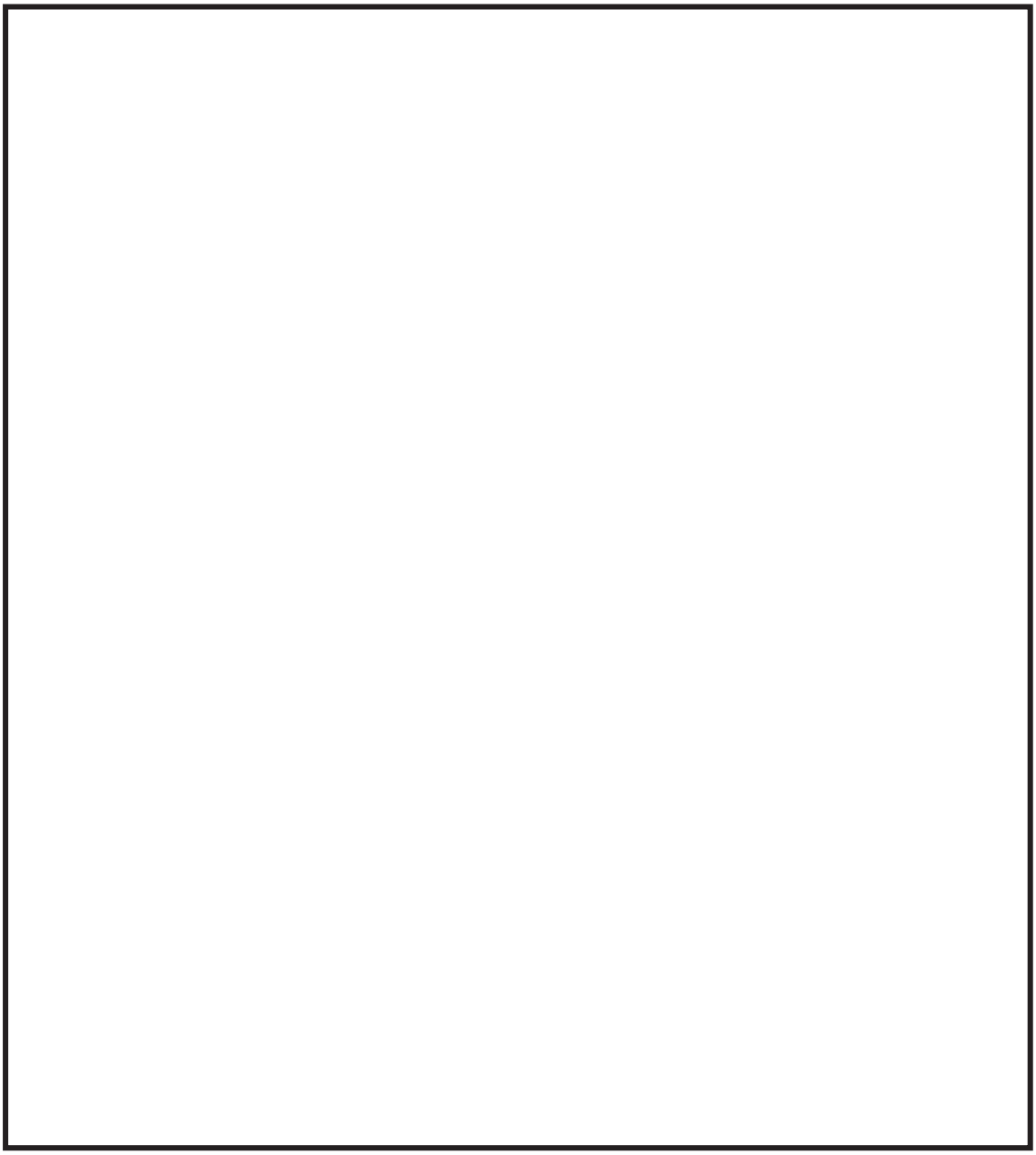
放射性よう素フィルタの設計（必要ベッド厚の設計）においては，式 6 と JAVA PLUS 試験で得られた除去係数及び滞留時間を用い，実機の過熱度の運転範囲について，式 7 の関係から実機に要求する除去係数を得るために必要となる滞留時間を算出し，銀ゼオライトの必要ベッド厚さを設定する。

上記のとおり設計した女川 2 号炉の放射性よう素フィルタの有機よう素除去係数を第 13-2 図に示す。

過熱度の運転範囲全域において，要求する除去係数（DF50 以上）を満足している。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 13-5



第 13-2 図 放射性よう素フィルタの有機よう素除去係数(女川原子力発電所 2 号炉)

<<参考図書>>

1. 佐藤 忠正等（北海道大学） 充填層における吸着速度について，1958-12-18
2. 古谷英二等 単成分吸着における固定層吸着破過曲線と粒内有効拡散係数について，1978年9月（明治大学工学部研究報告）
3. 竹内 「吸着分離－入門から操作設計まで」（2000年）

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 13-6

（参考）有機よう素に対する除去効率の不確かさ

JAVA PLUS 試験における除去係数（DF）の誤差は，個々の測定装置（よう素濃度計，質量流量調整器，温度計，圧力計等）の誤差を考慮し，誤差伝播式により算出した結果，約□%と評価している。また，要求する除去係数（DF=50）の場合の滞留時間の誤差は，□を考慮し，誤差伝播式により算出した結果，約□%と評価しており，実機の設計においては，□を考慮した滞留時間により吸着ベッド厚さを決定している。

なお，JAVA PLUS 試験結果を女川 2 号炉の実機条件に補正した結果（第 13-2 図）から，運転範囲において DF が最小となる場合でも□の性能が得られる結果であり，また，約□%の JAVA PLUS 試験の測定誤差を考慮しても，要求する DF=50 に裕度をもった設計であることから，試験データの不確かさを考慮した上で，要求する性能を達成する設計としている。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 13-7

別紙 14　ベントガス中のエアロゾル特性の想定条件【本文 3.4】

(1)　エアロゾルが発生するシーケンス

原子炉格納容器フィルタベント系使用時には，非放射性核種を含む核分裂生成物，構造材に由来するエアロゾル，希ガス並びにガス状放射性よう素（無機よう素及び有機よう素）がフィルタ装置に流入する。

エアロゾルの発生する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）」における評価事故シーケンス「大破断 LOCA+HPCS 失敗＋低圧 ECCS 失敗＋全交流動力電源喪失」の概要を以下に示す。

大破断 LOCA 時に非常用炉心冷却系の機能が喪失することを想定するため，原子炉水位は急速に低下する。水位低下により炉心は露出し，炉心溶融に至るが，復水移送ポンプ１台を用いた低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による注水によって，原子炉圧力容器破損に至ることなく，水位は回復し，炉心は冠水する。

格納容器内に放出される蒸気により，格納容器の圧力及び温度は上昇する。原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）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 44 時間経過した時点で，外部水源注水量限界（サプレッションプール水位が真空破壊装置下端-0.4m（通常運転水位＋約２m））に到達し格納容器スプレイを停止する。

格納容器スプレイを停止後，事象発生から約 45 時間後に原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱を実施し，格納容器圧力及び温度を低下させる。

(2)　エアロゾルの種類及び流入量

発生するエアロゾルの種類及びフィルタ装置に流入するエアロゾル重量を第 14-1 表に示す。

なお，ベント時は，サプレッションチェンバからのベントを基本としているが，ここでは，ドライウェルからのベントとした場合の流入量も合わせて示す。

別紙 14-1

(3) エアロゾル特性の想定条件の保守性

a．炉心状態の想定

フィルタ装置に流入するエアロゾルを評価するに当たり，炉心状態は平衡炉心のサイクル末期を想定している。

以下の(a)，(b)に示すとおり，その他の炉心状態を想定した場合の流入量を包絡することができる。

(a) 炉内の核分裂生成物内蔵量

エアロゾルとして放出される核分裂生成物の発生量は，運転が進み燃焼度が大きくなるに従い多くなる。

平衡炉心のサイクル末期の燃焼度は，初装荷炉心並びに取替炉心等の燃焼度に比べ大きいため，平衡炉心のサイクル末期の炉内の核分裂生成物内蔵量は，その他の炉心状態の核分裂生成物内蔵量を包絡する。

(b) 崩壊熱

平衡炉心のサイクル末期では，燃焼度が大きく，核分裂生成物の量及び崩壊熱が大きいことから，その他の炉心状態の崩壊熱を包絡する。このため，崩壊熱を大きく想定することによって，事象の進展が早くなることから，放出割合が大きくなり，燃料デブリからの放射性物質の放出割合は，他の炉心状態を想定した場合の放出割合を包絡する。

b．評価に用いる格納容器からの放出割合

フィルタ装置に流入するエアロゾル重量は，事故直後の炉内内蔵量と，格納容器からの放出割合を用いて評価している。

炉内内蔵量は，ORIGEN コードを用いて評価した核種毎の重量に基づき評価している。

格納容器からの放出割合については，MAAP コードを用いて評価しており，格納容器内における振る舞いの違い（揮発のし易さの違い等)を考慮し，放射性物質を複数の核種グループに分類し，放出割合を核種グループ毎に評価している。

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）」における評価事故シーケンス「大破断 LOCA+HPCS 失敗＋低圧 ECCS 失敗＋全交流動力電源喪失」」時の MAAP 解析による格納容器からの放出割合の評価結果（事故発生から 168 時間後）を第 14-2 表に示す。

なお，以下に示すとおり，第 14-2 表に示す格納容器からの放出割合は，フィルタ装置に流入するエアロゾル重量の評価に使用していない。

第 14-2 表によると，高揮発性核種（CsI や CsOH）の放出割合（10^{-6} オーダー）と比べ，中・低揮発性核種の放出割合が大きい（10^{-5} オーダー）という結果となっている。

一方，TMI 事故や福島第一原子力発電所事故での観測事実から，事故が起こった場合に最も多く放出される粒子状の物質は，よう素やセシウム等の高揮発性の物質であり，中・低揮発性の物質の放出量は高揮発性の物質と比べ少量であることがわかっている。

第 14-3 表は,TMI 事故後に評価された放射性核種の場所ごとの存在量であるが,希ガスや高揮発性核種（セシウムやよう素）が原子炉圧力容器外に全量のうち半分程度放出されている一方で，中・低揮発性核種はほぼ全量が原子炉圧力容器内に保持されているという評価となっている。

さらに，第 14-4 表は，福島第一原子力発電所事故後に実施された発電所敷地内の土壌中放射性核種のサンプリング結果であるが，最も多く検出されているのは高揮発性核種（セシウムやよう素）であり，多くの中・低揮発性核種は不検出という結果となっている。

また，燃料からの核分裂生成物の放出及び移動挙動に関する実験結果より，各元素の放出挙動は以下のように整理されており※1，希ガスが高温で燃料からほぼ

全量放出されるのに対し，それ以外の核種の放出挙動は雰囲気条件に依存するとしている。

希ガス：高温にて燃料からほぼ全量放出される。

I，Cs：高温にて燃料からほぼ全量放出される。放出速度は希ガスと同等。

Sb，Te：高温にて燃料からほぼ全量放出される。また被覆管と反応した後，被覆管の酸化に伴い放出される。

Sr，Mo，Ru，Rh，Ba：雰囲気条件(酸化条件 or 還元条件)に大きな影響を受ける。

Ce，Np，Pu，Y，Zr，Nb：高温状態でも放出速度は低い。

※1 「化学形に着目した破損燃料からの核分裂生成物及びアクチニドの放出挙動評価のための研究（JAEA-Review 2013-034，2013 年 12 月）」

第 14-2 表の評価結果はこれらの観測事実及び実験結果と整合が取れていない。これは，大破断 LOCA 時に高圧炉心スプレイ系及び低圧注水機能喪失並びに全交流動力電源が喪失するシナリオにおいては，MAAP 解析が中・低揮発性核種の放出割合を過度に大きく評価しているためであると考えられる。

MAAP 解析の持つ保守性としては，炉心が再冠水し溶融炉心の外周部が固化した後でも，燃料デブリ表面からの放射性物質の放出評価において溶融プール中心部の温度を参照し放出量を評価していることや，炉心冠水時において燃料デブリ上部の水によるスクラビング効果を考慮していないことが挙げられる。MAAP コードの開発元である EPRI からも，再冠水した炉心からの低揮発性核種の放出について，MAAP 解析が保守的な結果を与える場合がある旨の以下の報告がなされている。

・炉心が再冠水した場合の低揮発性核種（Ru 及び Mo）の放出について，低温の溶融燃料表面付近ではなく，溶融燃料の平均温度を基に放出速度を算出しているため，MAAP 解析が保守的な結果を与える場合がある。

・Mo の放出量評価について，NUREG-1465 よりも MAAP コードの方が放出量を多く評価する。

なお，高揮発性核種（セシウムやよう素）については，炉心溶融初期に炉心外に放出されるため，上述の保守性の影響は受けないものと考えられる。

以上のことから，大破断 LOCA 時に高圧炉心スプレイ系及び低圧注水機能喪失並びに全交流動力電源が喪失するシナリオにおいて中・低揮発性核種の放出割合を評価する際，単に MAAP 解析による評価結果を採用すると，放出割合として過度に保守的な結果を与える可能性があるため，他の手法を用いた評価が必要になると考えられる。

そこで，炉心の著しい損傷が発生した場合におけるフィルタ装置に流入するエアロゾル重量を評価する際は，MAAP 解析による放出割合の評価結果以外に，海外での規制等にも活用されている NUREG-1465（米国の原子力規制委員会（NRC）で整備されたものであり，米国でもシビアアクシデント時の典型的な例として，中央制御室の居住性等の様々な評価で使用されている）の知見を利用するものとした。このことにより，TMI 事故や福島第一原子力発電所事故の実態により見合った評価が可能となる。NUREG-1465 の知見を利用した場合の放出割合の評価結果を第 14-5 表に示す。

また，各 MAAP 核種グループの放出割合の具体的な評価方法を以下に示す。

(a) 希ガスグループ，CsI グループ，CsOH グループ

希ガスを含めた高揮発性の核種グループは，MAAP 解析の結果から得られた放出割合を使用する。

なお，セシウムの放出割合は，CsI グループと CsOH グループの放出割合，及び，I 元素と Cs 元素の原子炉停止直後の炉内内蔵量より，以下の式を用いて計算する。

$$F_{Cs}(T) = F_{CsOH}(T) + {M_I}/{M_{Cs}} \times {W_{Cs}}/{W_I} \times \left(F_{CsI}(T) - F_{CsOH}(T)\right)$$

ここで,

$F_{Cs}(T)$ ： 時刻 T におけるセシウムの放出割合

$F_{CsOH}(T)$ ： 時刻 T における CsOH グループの放出割合

$F_{CsI}(T)$ ： 時刻 T における CsI グループの放出割合

M_I ： 停止直後の I 元素の炉内内蔵量

M_{Cs} ： 停止直後の Cs 元素の炉内内蔵量

W_I ： I の原子量

W_{Cs} ： Cs の原子量

(b) それ以外の核種グループ

中・低揮発性の核種グループについては MAAP 解析の結果得られた放出割合は採用せず, MAAP 解析の結果から得られた Cs の放出割合, 希ガスグループの放出割合及び NUREG-1465 の知見を利用し放出割合を評価する。

ここで, 放出割合の経時的な振る舞いは希ガスと同一※2 とし, セシウムの放出割合に対する当該核種グループの放出割合の比率が,168 時間経過時点において, NUREG-1465 で得られた比率に等しいとして, 以下の評価式に基づき評価した。第 14-6 表に NUREG-1465 で評価された原子炉格納容器内への放出割合を示す。

$$F_i(T) = F_{NobleGass}(T) \times \gamma_i / \gamma_{Cs} \times F_{Cs}(168h) / F_{NobleGass}(168h)$$

ここで,

$F_i(T)$ ： 時刻 T における i 番目の核種グループの放出割合

$F_{Noble\ Gass}(T)$ ： 時刻 T における希ガスグループの放出割合

γ_i ： NUREG-1465 における i 番目の核種グループの格納容器への放出割合

γ_{Cs} ： NUREG-1465 におけるセシウムに相当する核種グループの格納容器への放出割合

※2　中・低揮発性の核種グループは，事故初期の燃料が高温となっているとき以外はほとんど燃料外に放出されないものと考えられる。そのため，格納容器ベント後の燃料からの追加放出はほとんどなく，事故初期に格納容器内に放出され，格納容器気相部に浮遊しているものだけが大気中に放出され得ると考えられる。

格納容器ベントに伴い中・低揮発性核種は原子炉格納容器気相部からベントラインに流入するが，その流入の仕方，すなわち放出割合の経時的な振る舞いは，同じく原子炉格納容器気相部に浮遊しており壁面等からの追加放出がない希ガスの放出割合の振る舞いに近いと考えられる。

以上のことから，中・低揮発性の核種グループの「各時刻における放出割合」は，「各時刻における希ガスグループの放出割合」に比例するものとした。

第 14-1 表　フィルタ装置に流入するエアロゾル重量

核種グループ	エアロゾル重量（kg）※1	
	サプレッションチェンバからのベント	ドライウェルからのベント
CsI		
CsOH		
TeO_2		
SrO		
MoO_2		
BaO		
La_2O_3		
CeO_2		
Sb		
Te_2		
UO_2		
コンクリート/構造材を含む総量		

※1：非放射性核種も含む

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 14-8

第 14-2 表　MAAP 解析による放出割合の評価結果

核種グループ		格納容器からの放出割合	
		サプレッションチェンバからのベント	ドライウェルからのベント
高揮発性核種	希ガス	9.8E-01	9.8E-01
	CsI	2.6E-06	1.1E-03
	CsOH	2.5E-06	1.0E-03
中・低揮発性核種	TeO_2	2.1E-06	9.4E-04
	SrO	5.8E-05	1.8E-02
	MoO_2	3.2E-06	1.4E-03
	BaO	3.1E-05	8.4E-03
	La_2O_3	4.3E-05	1.4E-02
	CeO_2	4.3E-05	1.4E-02
	Sb	5.0E-06	1.9E-03
	Te_2	0.0E+00	0.0E+00
	UO_2	0.0E+00	0.0E+00

第 14-3 表　TMI 事故後に評価された放射性核種の場所ごとの存在量

第 2 表　FP 核種の主要保持場所

（単位：%）

核種	低揮発性			中揮発性			高揮発性		
	^{144}Ce	^{154}Eu	^{155}Eu	^{90}Sr	^{106}Ru	^{125}Sb	^{137}Cs	^{129}I	^{85}Kr
原子炉建屋									
原子炉容器	105.4	122.7	109.5	89.7	93.2	117.2	40.1	42	30
原子炉冷却系	—	—	—	1	—	0.2	3	1	—
地階水，気相タンク類	0.01	—	—	2.1	0.5	0.7	47	(47)†	54
補助建屋	—	—	—	0.1	—	0.7	5	7	—
合　計	105	122	110	93	94	119	95	97	85

† 広範囲のＩ濃度測定値と多量のデブリ(おもに地階水沈殿物)のため，ここでの保持量は炉心インベントリーを大きく上回る分析結果となってしまう。したがって，ここに保持されたＩのインベントリーはCsと同等であると考える。

出典：TMI-2 号機の調査研究成果（渡辺偵祐，井上康，桝田藤夫　日本原子力学会誌 Vol.32(1990),No.4）

別紙 14-9

第 14-4 表　福島第一原子力発電所事故後に検出された土壌中の放射性核種

（単位：Bq/kg・乾土）

	試料採取場所	【定点①】*1 グランド（西北西約500m）*2			【定点②】*1 野鳥の森（西約500m）*2		【定点③】*1 産廃処分場近傍（南南西約500m）*2		④5,6号機サービスビル前（北約1,000m）*2	⑤固体廃棄物貯蔵庫1,2棟近傍（北約500m）*2	⑥南南西 約500m*2	⑦南南西 約750m*2	⑧南南西 約1,000m*2
	試料採取日	3/21	3/25	3/28	3/25	3/28	3/25	3/28	3/25	3/22	3/22	3/22	3/22
	分析機関	JAEA	JAEA	日本分析センター *3	JAEA	日本分析センター *3	JAEA	日本分析センター *3	JAEA	JAEA	JAEA	JAEA	JAEA
	測定日	3/24	3/28	3/30	3/28	3/30	3/28	3/30	3/28	3/25	3/25	3/24	3/25
核種	I-131(約8日)	5.8E+06	5.7E+06	3.8E+06	3.0E+06	3.9E+04	1.2E+07	2.6E+06	4.6E+05	3.1E+06	7.9E+05	2.2E+06	5.4E+06
	I-132(約2時間)	*4	*4	2.3E+05	*4	1.3E+02	*4	1.5E+05	*4	*4	*4	*4	*4
	Cs-134(約2年)	3.4E+05	4.9E+05	5.3E+05	7.7E+04	3.2E+02	3.5E+06	9.7E+05	6.8E+04	9.5E+05	8.7E+03	1.7E+04	1.6E+05
	Cs-136(約13日)	7.2E+04	6.1E+04	3.3E+04	1.0E+04	2.8E+01	4.6E+05	6.9E+04	8.6E+03	1.1E+05	1.9E+03	2.2E+03	2.5E+04
	Cs-137(約30年)	3.4E+05	4.8E+05	5.1E+05	7.6E+04	3.2E+02	3.5E+06	9.3E+05	6.7E+04	1.0E+06	2.0E+04	1.6E+04	1.6E+05
	Te-129m(約34日)	2.5E+05	2.9E+05	8.5E+05	5.3E+04	ND	2.7E+06	6.0E+05	2.8E+04	8.9E+05	9.5E+03	1.9E+04	1.7E+05
	Te-132(約3日)	6.1E+05	3.4E+05	3.0E+05	6.5E+04	1.4E+02	3.1E+06	2.0E+05	3.2E+04	1.9E+06	2.1E+04	3.9E+04	3.8E+05
	Ba-140(約13日)	1.3E+04	1.5E+04	ND	2.5E+03	ND	ND	ND	ND	8.0E+04	ND	ND	ND
	Nb-95(約35日)	1.7E+03	2.4E+03	ND	ND	ND	5.3E+03	ND	ND	8.1E+03	ND	ND	7.9E+02
	Ru-106(約370日)	5.3E+04	ND	ND	6.4E+03	ND	2.7E+05	ND	ND	6.8E+04	1.9E+03	ND	3.2E+04
	Mo-99(約66時間)	2.1E+04	ND	ND	ND	ND	6.6E+04	ND	ND	ND	ND	ND	ND
	Tc-99m(約6時間)	2.3E+04	2.0E+04	ND	ND	ND	4.5E+04	ND	1.8E+03	2.3E+04	ND	ND	8.3E+03
	La-140(約2日)	3.3E+04	3.7E+04	ND	2.3E+03	ND	9.7E+04	ND	2.5E+03	2.1E+05	4.2E+02	6.2E+02	7.8E+03
	Be-7(約53日)	ND	ND	ND	ND	ND	ND	ND	ND	3.2E+04	ND	ND	ND
	Ag-110m(約250日)	1.1E+03	2.6E+03	ND	ND	ND	ND	ND	1.7E+02	1.8E+04	ND	ND	ND

出典：東京電力ホールディングスホームページ http://www.tepco.co.jp/cc/press/11040609-j.html　　別紙２　土壌ガンマ線核種分析結果

第 14-5 表　原子炉格納容器フィルタベント系に流入するエアロゾル重量を評価する際に使用する放出割合

核種グループ		格納容器からの放出割合	
		サプレッションチェンバからのベント	ドライウェルからのベント
高揮発性核種	希ガス	9.8E-01	9.8E-01
	CsI	2.6E-06	1.1E-03
	CsOH	2.5E-06	1.0E-03
中・低揮発性核種	TeO_2	5.0E-07	2.0E-04
	SrO	2.0E-07	8.0E-05
	MoO_2	2.5E-08	1.0E-05
	BaO	2.0E-07	8.0E-05
	La_2O_3	2.0E-09	8.0E-07
	CeO_2	5.0E-09	2.0E-06
	Sb	5.0E-07	2.0E-04
	Te_2	0.0E+00	0.0E+00
	UO_2	0.0E+00	0.0E+00

第 14-6 表　NUREG-1465 における格納容器への放出割合

核種グループ	格納容器への放出割合※
Cs	0.25
TeO_2, Sb	0.05
SrO, BaO	0.02
MoO_2	0.0025
CeO_2	0.0005
La_2O_3	0.0002

※「Gap Release」と「Early In-Vessel」の値の和を使用

別紙 15　金属繊維フィルタの液滴（湿分）による閉塞【本文 3.4】

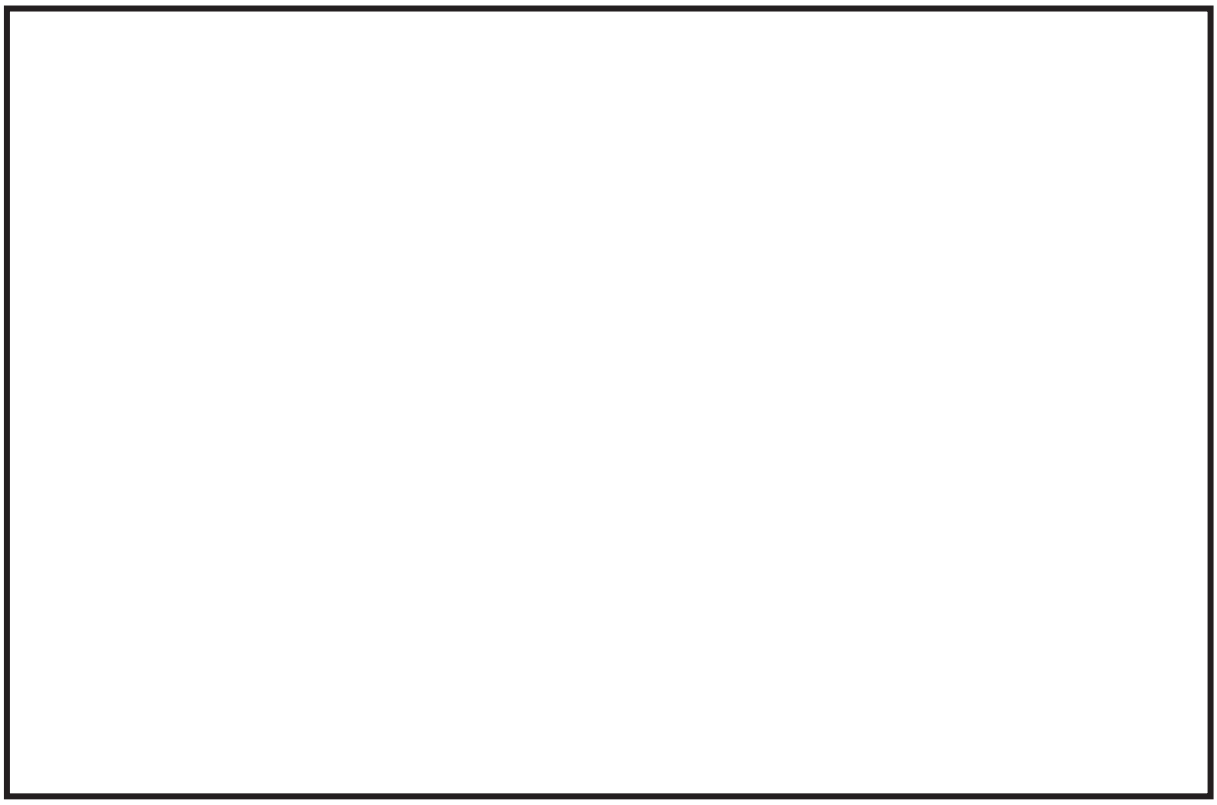
金属繊維フィルタに移行するベントガスに含まれる液滴（湿分）は，[redacted]液滴を分離する機能は，低流速では低下することが懸念される。

一方，JAVA 試験の結果からは，金属繊維フィルタにおけるエアロゾルの除去性能は運転範囲を下回る低速範囲[redacted]においても低下していない（第 15-1 図，第 15-2 図）。

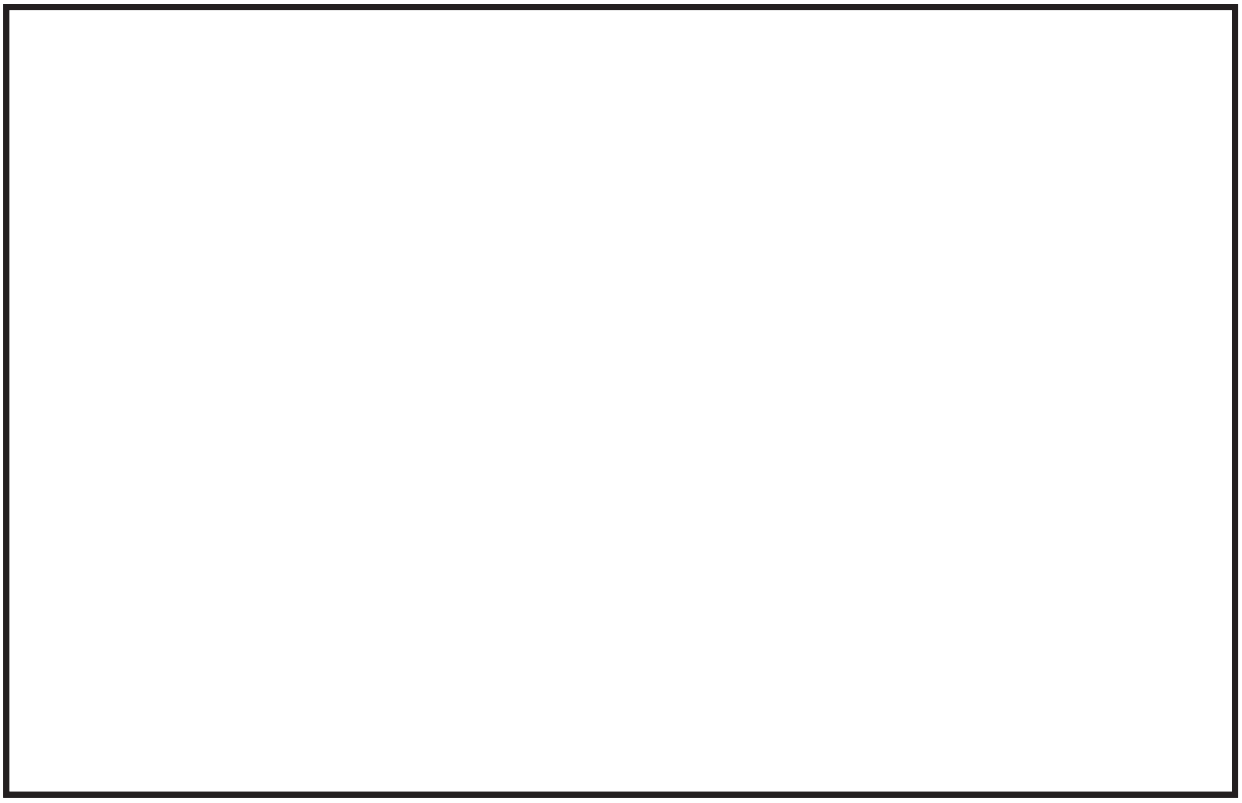
以上から，[redacted]と考えられ，液滴（湿分）によるメインフィルタの閉塞が発生することはないと評価した。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 15-1



第 15-1 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 15-2 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

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 15-2

別紙 16　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

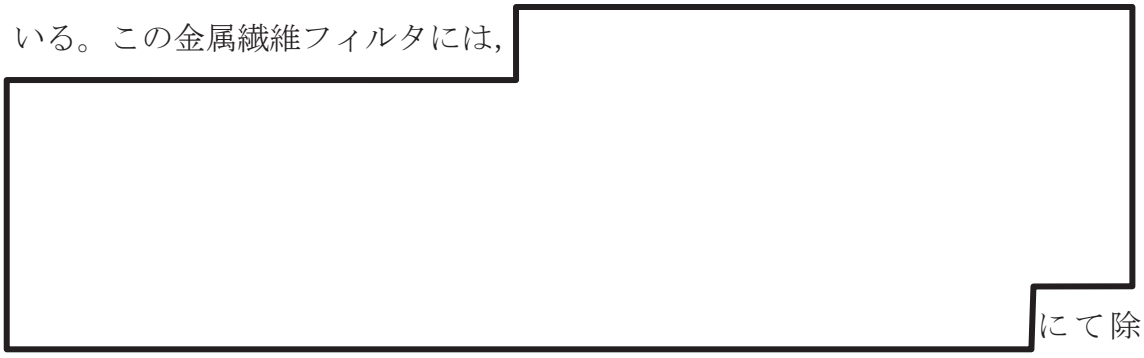
a.　ベンチュリスクラバ

(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

フィルタ装置は，ベンチュリスクラバの後段に金属繊維フィルタを設置している。この金属繊維フィルタには，



にて除去される。

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

別紙 16-1

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

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℃飽和蒸気　＝ 2.077 kJ/kg/℃

・蒸発潜熱@100℃飽和蒸気 ＝ 2,256 kJ/kg

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 16-2

③　評価結果

金属繊維フィルタに移行したエアロゾルの崩壊熱により，

以上から，金属繊維フィルタの上昇温度は約　℃となる。

なお，金属フィルタの上昇温度は流入するエアロゾルの崩壊熱量に関わらず，金属繊維フィルタへのエアロゾル移行割合で一義的に決まる。

(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。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 16-3

(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

金属繊維フィルタでエアロゾルを捕集した場合，□g/m^2 まで有意な差圧の上昇はなく※1，□g/m^2 まで金属繊維フィルタの機能が確保できること※2が確認されている。

※1：フィルタ装置全体の許容負荷量を確認するため，JAVA試験施設を使用してベンチュリスクラバと金属繊維フィルタの組み合わせにて実施した試験であり，金属繊維フィルタに有意な差圧の上昇が発生するまで試験用エアロゾルを負荷した試験。

※2：金属繊維フィルタの許容負荷量を確認するため，JAVA試験施設を使用してベンチュリスクラバを用いずに金属繊維フィルタのみで実施した試験であり，金属繊維フィルタに顕著な差圧が発生するまで試験用エアロゾルを負荷した試験。

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 16-1 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約□g となる。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 16-4

第 16-1 表　想定されるエアロゾル重量

格納容器破損モード	エアロゾル重量
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）	

③　評価結果

金属繊維フィルタの総面積は，□ m^2 であり，金属繊維フィルタに移行するエアロゾル量は，約□ g であることから，金属繊維フィルタの負荷量は，約□ g/m^2 となる。

以上より，金属繊維フィルタの負荷量は許容負荷量（□ g/m^2）に対して十分小さいため，閉塞が発生することはない。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 16-5

（参考 1）　フィルタ装置に流入するエアロゾル総量の想定条件

事故時に格納容器内に発生するエアロゾルは，燃料から発生する核分裂生成物エアロゾル及び格納容器内構造物と溶融燃料の接触により発生する構造材エアロゾルから構成される。エアロゾル重量について，ベンチュリスクラバへの蓄積，スクラバ溶液の粘性への影響，金属繊維フィルタの閉塞の評価等，フィルタ装置へ流入するエアロゾル量を用いた評価を行う際の想定条件を以下にまとめた。

(1) 核分裂生成物エアロゾルの種類及びフィルタ装置への流入量

核分裂生成物エアロゾルとして放出される可能性のある核分裂生成物の量は，運転が進み燃焼度が大きくなるに従い多くなるため，フィルタ装置に流入する核分裂生成物エアロゾルを評価する際は，炉心状態として燃焼度が大きい平衡炉心のサイクル末期を想定する。

核分裂生成物エアロゾルの各核種グループの格納容器への移行割合は，NUREG-1465（参考図書 1）Table 3.12 に記載されている。フィルタ装置に流入する核分裂生成物エアロゾルを評価する際は，Table 3.12 に示される 4 つの事象（「Gap Release」，「Early In-Vessel」，「Ex-Vessel」及び「Late In-Vessel」）各々の放出割合の合計として求める。

有効性評価における想定事故シナリオでは，サプレッションチェンバからのベントを実施することとしているが，フィルタ装置に流入する核分裂生成物エアロゾルを評価する際は，同じシナリオにおけるドライウェルからのベントの場合を想定する。なお，格納容器における DF は，沈着等を考慮して 10 とする。

以上の想定条件に基づき，核分裂生成物エアロゾル量を計算すると，フィルタ装置へ移行する量は約 28kg となる。第 1 表にフィルタ装置へ流入する核分裂生成物エアロゾル量の計算結果を示す。

第1表　フィルタ装置へ流入する核分裂生成物エアロゾル量の計算結果

核種グループ	代表 化学形態	炉心内蔵量 (kg) ※1	格納容器への 放出割合(-)※2	フィルタ装置へ流入する エアロゾル量 (kg) ※3
Noble gases※4	Xe, Kr			
Halogens	CsI			
Alkali metals	CsOH			
Te	TeO_2, Sb			
Ba, Sr	BaO, SrO			
Noble metals	MoO_2			
Ce	CeO_2			
La	La_2O_3			
			合計	2.8E+01

※1：ORIGEN2による平衡炉心サイクル末期の計算値。
※2：NUREG-1465 Table3.12記載の4つの事象（「Gap Release」，「Early In-Vessel」，「Ex-Vessel」及び「Late In-Vessel」）の合計値。
※3：ドライウェルからのベントの場合を想定し，格納容器でのDFを10とする。
※4：希ガスはフィルタ装置に蓄積しないため，計算から除外する。

(2) エアロゾル総量

構造材エアロゾルの発生量はアクシデントマネジメントにより大きく異なることが知られている。海外の知見としては，スウェーデンのフィルタベント設計において核分裂生成物エアロゾルを20kgと設定しているのに対し，構造材エアロゾルを含む全量としては90kgと設定し，構造材エアロゾルを含むことで4.5倍の量としている例がある。また，ドイツのRSK勧告では，BWRに対して30kgのエアロゾル重量を規定している。

以上の知見を踏まえ，エアロゾル総量を150kg とする。

なお，破損等により格納容器内に漂った断熱材については，格納容器スプレイ及び自然沈着等の効果により格納容器内に落下することから，フィルタ装置には流入しない。

≪参考図書≫

1. NUREG-1465 Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

（参考 2）　ベンチュリスクラバにおけるエアロゾルの蓄積

フィルタ装置底部へのエアロゾルの蓄積によるベンチュリノズル吸込み部，金属繊維フィルタドレン吐出部及び排水配管吸込部（液相部連通管）の閉塞の可能性について評価する。

(1)　エアロゾルの密度および体積

重大事故時に想定されるエアロゾルは，CsI，CsOH，TeO_2 等の混合物となり，密度は約 4g/cm^3 となる。

フィルタ装置に流入するエアロゾルの体積は，エアロゾル量(150kg)と，エアロゾルの密度 4g/cm^3 から，3.75×10^{7}mm^3 となり，フィルタ装置 1 台当たり 1.25×10^{7}mm^3 となる。MCCI が発生した場合においては，コンクリート成分を含むエアロゾルが発生し，エアロゾル密度が低下することが考えられる。ここで，エアロゾルの体積を大きく見積もるため，コンクリートの密度 2.4g/cm^3 を適用した場合，エアロゾル 150kg の体積は 6.25×10^{7}mm^3 となり，フィルタ装置 1 台当たり 2.1×10^{7}mm^3 のエアロゾルが流入する。

(2) フィルタ装置底部の形状等

フィルタ装置底部には，ベンチュリノズル吸込み部，金属繊維フィルタドレン吐出部及び排水配管吸込部（液相部連通管）が配置されている。フィルタ装置底部の断面模式図を第 1 図に示す。

第 1 図　フィルタ装置底部の断面模式図

(3)　エアロゾル蓄積量の評価

エアロゾルの蓄積による閉塞の可能性について，最下端にある排水配管吸込部（液相部連通管）までの蓄積量を用いて評価する。第 1 図より，排水配管吸込部（液相部連通管）は容器中心から約□mm，フィルタ装置の底面から約□mm の高さの位置にある。楕円状の鏡板底面に対して円錐状にエアロゾルが蓄積すると仮定し，排水配管吸込部（液相部連通管）下端までの容積を算出した結果を以下に示す。

・　下端までの容積 =（π ×□）/3 ≒□ mm^3

ここで，エアロゾル（150kg）の体積を大きく見積もるため，密度を 2.4g/cm^3 とした場合，フィルタ装置 1 台当たりのエアロゾル蓄積量が 2.1×$10^7$$mm^3$（フィルタ装置底面から高さ約 70mm 以下に相当）となり，排水配管吸込部（液相部連通管）までの容積□以下であることから，閉塞が生じる可能性はない。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 16-9

(4)　ベンチュリノズル内部への付着による影響（JAVA 試験結果）

JAVA 試験におけるエアロゾル負荷の試験結果から[redacted]のベンチュリスクラバのエアロゾル許容量があり，ベンチュリノズル内部にエアロゾルが付着することによる閉塞が発生することはないと評価できる。JAVA 試験結果から求められるエアロゾル許容負荷量を第 1 表に示す。

第 1 表 JAVA 試験から求められるエアロゾル許容負荷量

[redacted]

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

（参考 3）　金属繊維フィルタのエアロゾルによる閉塞

想定するエアロゾル全量（150kg）がフィルタ装置に流入し，金属繊維フィルタへの負荷が増加した際の性能への影響について評価した。

(1)　金属繊維フィルタの負荷量

金属繊維フィルタは，エアロゾルを捕集した場合，□g/m²まで閉塞によるリスクが極めて低い運用が可能であり，□g/m²まで急速な差圧の上昇が起こらず，金属繊維フィルタの機能が確保できることがFramatome社により検証されている。

(2)　金属繊維フィルタに移行するエアロゾル量

フィルタ装置へ移行するエアロゾル量(150kg)に対して，金属繊維フィルタ（総面積□m²）へのエアロゾル移行量は，ベンチュリスクラバから金属繊維フィルタへ移行するエアロゾルの割合□を考慮すると，□g/m²となる。

（金属繊維フィルタへのエアロゾル移行量）＝ 150,000g÷100÷□m²

＝□g/m²

(3)　評価結果

金属繊維フィルタの閉塞のリスクが□金属繊維フィルタのエアロゾルによる閉塞が生じる可能性はない。

なお，エアロゾルが局所的に金属繊維フィルタに沈着した場合，エアロゾルは沈着していない部分へ流れやすくなり，均一化されていくと考えられる。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 16-11

（参考 4）　スクラバ溶液の粘性の変化

フィルタ装置の設計において想定する，格納容器からフィルタ装置へ流入するエアロゾル量を第 1 表に示す。

第 1 表　格納容器からフィルタ装置へ流入するエアロゾル量

核種グループ	代表 化学形態	フィルタ装置へ流入する エアロゾル量（kg）	溶解性
Halogens	CsI		可溶性
Alkali metals	CsOH		可溶性
Te	TeO_2, Sb		不溶性
Ba, Sr	BaO, SrO		可溶性
Noble metals	MoO_2		不溶性
Ce	CeO_2		不溶性
La	La_2O_3		不溶性
構造材	SiO_2 ,K_2O 等		大半は不溶性
	合計	150	－

(1) 可溶性エアロゾルによる影響

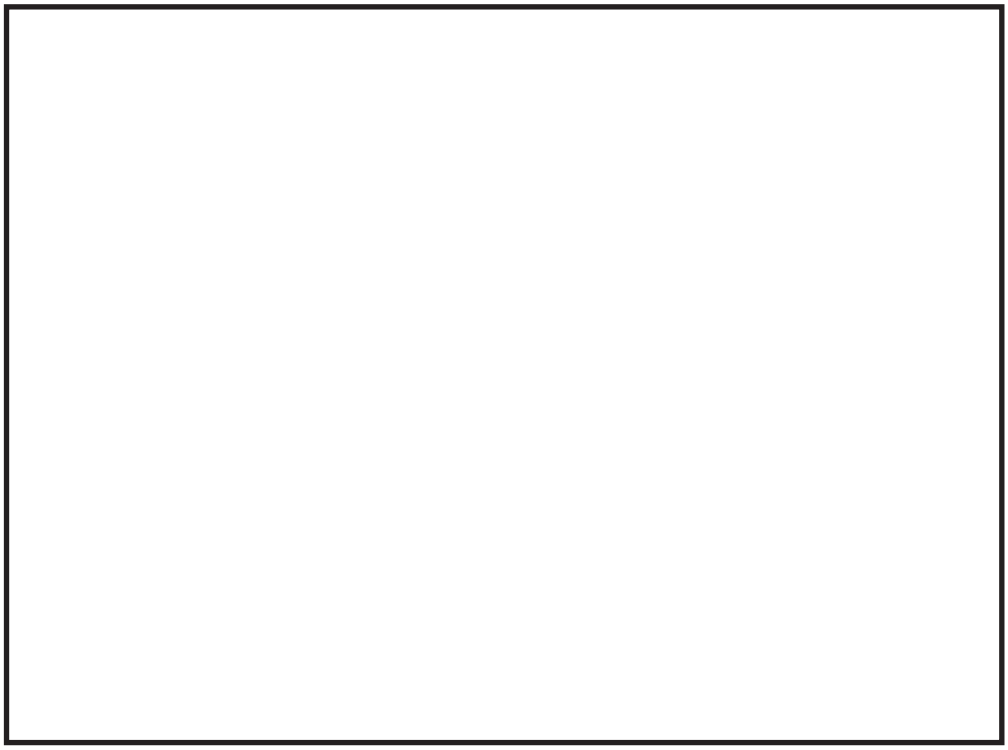
エアロゾルがスクラバ溶液に溶解すると，分解してイオンとして存在し，溶解したイオンの周囲に水分子が水和しやすい場合には，イオンと水分子が集団として振る舞うため，移動しにくくなり，粘性率が大きくなる。一方，溶解したイオンの周囲に水分子が水和しにくい場合には，イオンや水分子が移動しやすくなり，粘性率が小さくなる（参考図書 1)。

ベント実施後にフィルタ装置に含まれる主な陽イオンには，□，K^+, Cs^+があり，主な陰イオンには，OH^-，Cl^-，Br^-，I^-，CO_3^{2-}，HCO_3^-，SO_4^{2-}がある。これらのイオンのうち水和しやすく，粘性率の増加に最も強く寄与するイオンは，陽イオンでは□陰イオンでは OH^-であると考えられる。また，水和しにくく粘性率の減少に寄与するイオンは陽イオンが Cs^+であり，陰イオンが I^-であると考えられる（参考図書 2, 3)。

従って，フィルタ装置の粘性率は，エアロゾルを□として評価したとき最も増加し，よう化セシウム（CsI）として評価したときには減少する。□とよう化セシウムが水に溶解した場合の粘性率の変化を第 1

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

図に示す。



第1図 [redacted] よう化セシウム（CsI）濃度と粘性率の関係

（[redacted]：参考図書4，CsI：参考図書5）

以上のことから，保守的にスクラバ溶液の粘性率変化が大きくなる [redacted] が150kg溶解したと仮定し，エアロゾル流入前後のスクラバ溶液の濃度及び粘性率の変化を評価する。また，濃度が高いほど粘性率の変化が大きいことから，許容最小水量の約 [redacted] tで評価する。評価の結果は以下のとおり。

① スクラバ溶液の初期濃度：約 [redacted] mol/ℓ

（待機時に薬剤として [redacted] 及び [redacted] を保有しており，それぞれの濃度は [redacted] であるが，[redacted] も粘性率変化への寄与が大きくなる [redacted] として評価する。）

② 流入エアロゾルによる濃度変化：約 [redacted] mol/ℓ

（[redacted] 150kgが溶解した場合の濃度変化は，

$150\times10^{3}/$（[redacted]$\times$[redacted]$\times10^{3}$）=約[redacted] [mol/ ℓ]となる。）

別紙16-13

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

③　エアロゾル流入後のスクラバ溶液の濃度：約□mol/ℓ　(=①+②)

よって，第1図よりスクラバ溶液の濃度が約□mol/ℓから約□mol/ℓまで変化したときの粘性率の変化は約□mPa・sである。

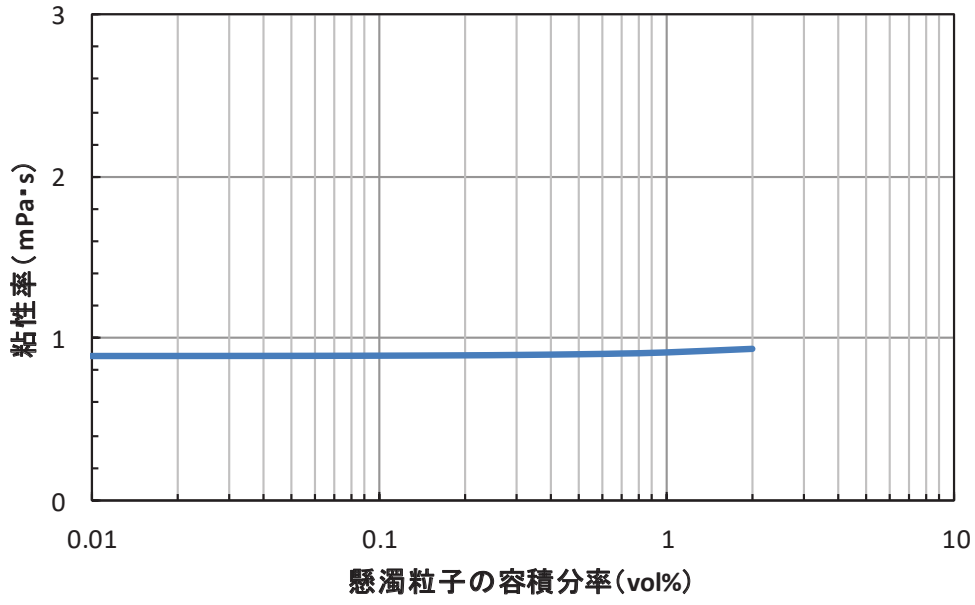
(2) 懸濁粒子濃度が粘性に及ぼす影響

エアロゾルが不溶性の場合，スクラバ溶液中ではコロイド等の懸濁粒子濃度が上昇すると考えられる。このような懸濁粒子が分散した溶液の粘性率はアインシュタインの粘度式によって評価することができる（参考図書2)。

$$\frac{\eta}{\eta_O} - 1 = 2.5\,\phi$$

ここで，η：懸濁粒子溶液の粘性，$\eta_。$：分散溶媒の粘性，ϕ：懸濁粒子の容積分率を示す。上記の式を用いて，懸濁粒子濃度が粘性率に及ぼす影響を評価した結果を第2図に示す。

フィルタ装置へ流入するエアロゾル 150kg が，密度の小さいエアロゾルであるMCCI で発生するコンクリート密度□g/cm^{3}の懸濁粒子としてスクラバ溶液中に存在するものと仮定すると，容積分率は約□vol%（許容最小水量約□t の場合）となり，第2図より，粘性率の変化はほとんどない。

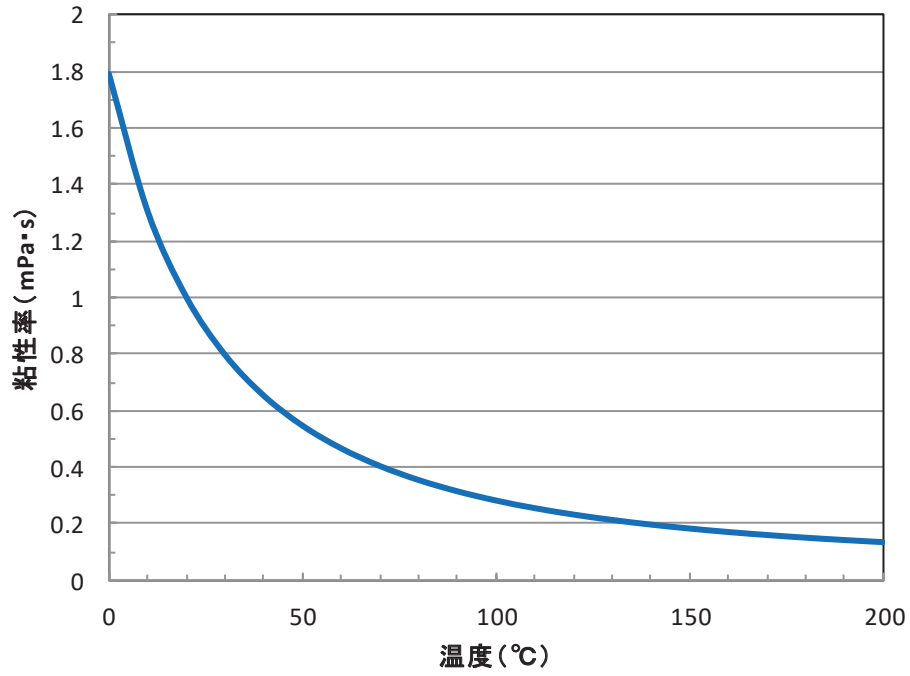


第2図　懸濁粒子成分が共存した場合の粘性率の変化（25℃）

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(3) 温度が粘性に及ぼす影響

第 3 図に，水の粘性率の温度依存性を示す（参考図書 6)。水の粘性率は温度の影響を大きく受けるが，JAVA 試験結果では，有意な除去係数の温度依存性は確認されていないことから，温度変化による粘性の変化が除去性能に及ぼす影響はないと考えられる。



第 3 図　水の粘性率に及ぼす温度の影響

(4) まとめ

エアロゾルによる粘性率の変化は，水の温度変化による粘性率の変化に比べ小さいこと，また，JAVA 試験結果では，有意な除去係数の温度依存性は確認されないことから，粘性率の変化による影響はないと考えられる。

≪参考図書≫

1. 上平恒,『水の分子工学』
2. 化学便覧改訂５版基礎編Ⅱ
3. 横山晴彦, 田端正明『錯体の溶液化学』
4. Pal M. Sipos, Glenn Hefter, and Peter M. May, Viscosities and Densities of Highly Concentrated Aqueous MOH Solutions (M+=Na+,K+,Li+,Cs+,(CH3)4N+) at 25.0℃, J. Chem. Eng. Data, 45, 613-617(2000)
5. Grinnell Jones and Holmes J. Fornwalt, The Viscosity of Aqueous Solutions of Electrolytes as a Function of the Concentration. Ⅲ. Cesium Iodide and Potassium Permanganate, J. Am. Chem. Soc., 58(4), 619-625(1936)
6. 日本機械学会　蒸気表＜1999＞

別紙 17　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）。

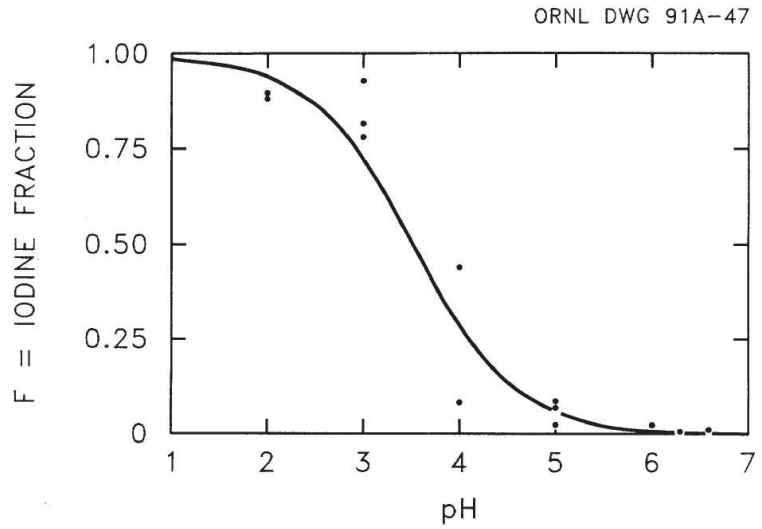
NUREG/CR-5732 によると，格納容器内のよう素の化学形態について，気相中のよう素と液相中のよう素の挙動は 2 つの効果が組み合わさったものであることが示されており，この知見を踏まえ，JAVA 試験結果における温度依存性を確認する。

① 液相中における無機よう素（I_2）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（I_2）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[I_2]及び[I^-]は，無機よう素（I_2）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 17-1 図の関係を持つ。



第 17-1 図　液相中における I_2 と I^-の平衡と pH の関係

② 液相中と気相中の無機よう素（I_2）の平衡

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

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

P：気液分配係数

ここで[$I_2(aq)$]及び[$I_2(g)$]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。

$$\log_{10} P = 6.29 - 0.0149T$$

T：絶対温度

別紙 17-2

上式で示す気液分配係数は，気相と液相の物質の移動のしやすさをあらわす指標であり，溶解度及び蒸気圧に支配されるものであり，格納容器と近い環境下にあるフィルタ装置においてもNUREG/CR-5732は適用可能である。

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。

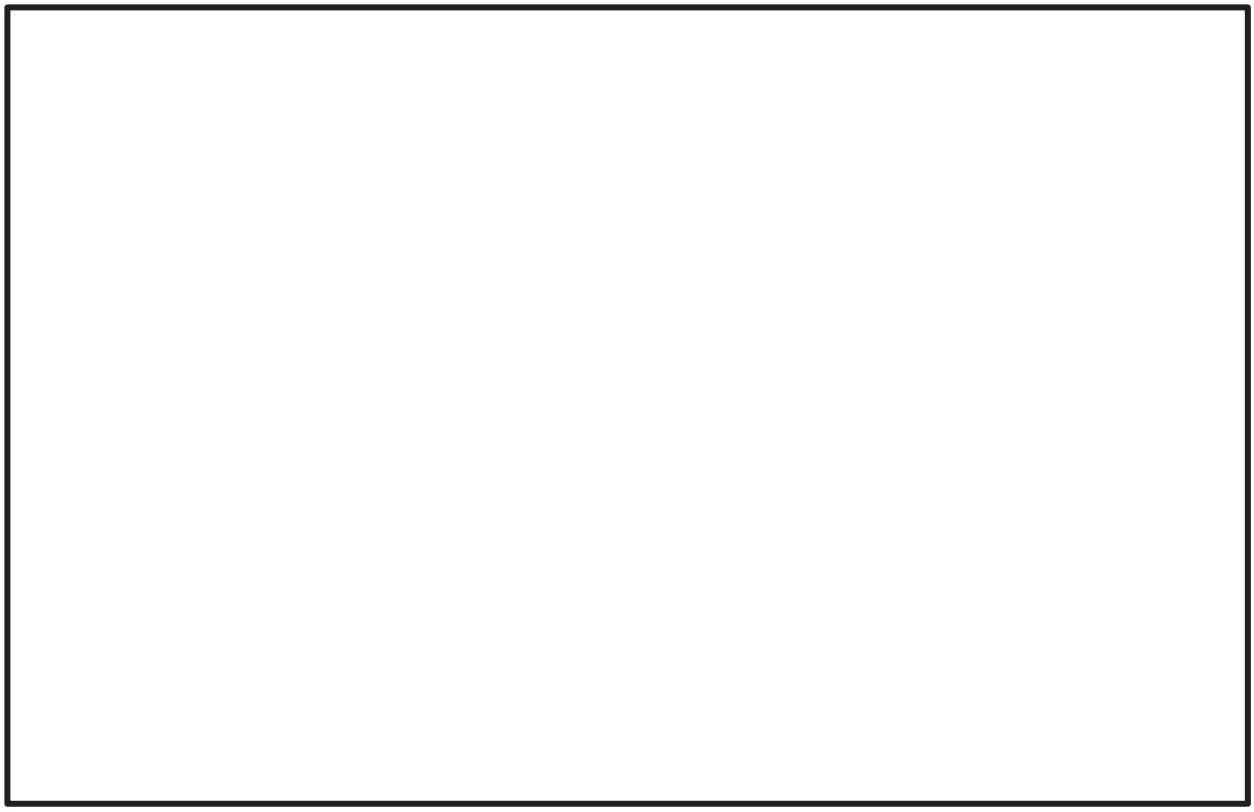
JAVA 試験では，気液分配係数の影響を受けやすい高温状態の試験で除去係数が100以上であることが確認されており，また，有意な除去係数の温度依存性も確認できない。

JAVA試験で得られた結果を第17-1表に,温度に対する除去係数の関係を第17-2図に示す。

第17-1表　JAVA試験結果（無機よう素除去性能試験結果）

別紙17-3

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



第 17-2 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

放射性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

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

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。

$$2AgI(s)+H_2(g) \Leftrightarrow 2Ag(s)+2HI(g)$$

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 m^3/h(normal)

・比熱@100℃窒素 ＝ 1.043 kJ/kg/℃

② 放射性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，格納容器スプレイ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，捕集される有機よう素の発熱による上昇温度を評価する。

また，無機よう素については，格納容器及びフィルタ装置のベンチュリスクラバで捕集されるが，放射性よう素フィルタでも捕集されるため，有機よう素と同様に発熱による上昇温度を評価する。

ⅰ．　放射性よう素フィルタ内での有機よう素の崩壊熱量

・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（約□ MW）

・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

□ × 0.61 × 0.04 ＝約□kW

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。

従って，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，約□kW となる。

ⅱ．　放射性よう素フィルタ内での無機よう素の崩壊熱量

・炉内内蔵量：約□MW（有機よう素と同様）

・格納容器へのよう素放出割合：61%（有機よう素と同様）

・格納容器に放出されるよう素放出割合のうち無機よう素生成割合

Regulatory Guide 1.195（参考図書 4）に示される無機よう素生成割合とし，91%とする。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

・格納容器内の除去

自然沈着，サプレッションプールによるスクラビングによる除去効果として，DF10 とする。

・フィルタ装置内のベンチュリスクラバによる除去

フィルタ装置内のベンチュリスクラバによる除去効果として，DF□とする。

・無機よう素の移行量

□ × 0.61 × 0.91 × 0.10× 0.01＝約□kW

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。

従って，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，約□kW となる。

以上から，放射性よう素フィルタで捕集される放射性よう素による発熱量は，約□kW となる。

③ 評価結果

放射性よう素フィルタに捕集したよう素の崩壊熱量により，□

以上から，放射性よう素フィルタの上昇温度は約□℃となる。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 17-7

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約□℃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可能である。

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，有機よう素及び無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有機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（約□kg）

・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。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

・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（CH_3I）の分子量は 141.9 である。

・有機よう素の移行量

□ × 0.61 × 0.04 × (141.9 / 126.9) ＝ 約□ g

(b) 放射性よう素フィルタへの無機よう素移行割合及び移行量

・炉内内蔵量：約□ kg（有機よう素と同様）

・格納容器へのよう素放出割合：61%（有機よう素と同様）

・格納容器に放出されるよう素放出割合のうち無機よう素生成割合

Regulatory Guide 1.195（参考図書 4）に示される無機よう素生成割合とし，91%とする。

・格納容器内の除去

自然沈着，サプレッションプールによるスクラビングによる除去効果として，DF10 とする。

・フィルタ装置内のベンチュリスクラバによる除去

フィルタ装置内のベンチュリスクラバによる除去効果として，DF□ 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（CH_3I）の分子量は 141.9 である。

・無機よう素の移行量（有機よう素（CH_3I）相当量）

□ × 0.61 × 0.91 × (1/10) × (1/□) ×(141.9 / 126.9)

＝ 約□ g

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 17-9

(c) 放射性よう素フィルタの許容負荷量

JAVA PLUS 試験において，

この検証試験中，性能の劣化は確認されていない。

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17-2表に示す。

第17-2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，約　kgであることから，第17-2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約　kg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17-3表に示す。

第17-3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	
許容負荷量	

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙17-10

(d) 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17-3表に示す約□kgであるのに対し，放射性よう素フィルタへの有機よう素及び無機よう素の移行量は□gである。従って，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”

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 17-11

（参考 1）　事故時における有機よう素の生成割合

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

(1)　放射線場および非放射線場における有機よう素の生成割合

有機よう素の生成に関して，WASH-1233 “Review of Organic Iodide Formation Under Accident Conditions in Water-Cooled Reactors”では，非放射線場及び放射線場での元素状よう素（I_2）とメタン(CH_4)との反応による有機よう素（CH_3I）の生成割合について，格納容器内を模擬した種々の実験結果に基づき，その生成割合を提案している。

一方，NUREG-0772 “Technical Basis for Estimating Fission Product Behavior during LWR Accidents”において，上記の WASH-1233 の実験結果を再度評価し直し，WASH-1233 で示される有機よう素の生成割合は,有機よう素の生成に導くメカニズムの定義付けが十分ではなく，保守的とされている。（第 1 表参照）

第 1 表　元素状よう素から有機よう素の生成割合

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

NUREG-1465 “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants”では，元素状よう素から生成される，有機よう素の生成割合として，WASH-1233 で示される 3.2%（合計）に基づき決定しているものの，有機よう素の生成反応のみを考慮し，格納容器内での有機よう素の生成割合を評価していることなどから，NUREG-0772 のレビュー結果と同様，相当な保守性を持った値としている。

(2) 重大事故時における pH 調整と有機よう素の生成割合

NUREG/CR-5732 “Iodine Chemical Forms in LWR Severe Accidents”では，pH とよう素の存在割合について，pH の低下に伴って元素状よう素への転換割合が増加する知見が示されており，pH 調整が実施されている場合と pH 調整が実施されていない場合それぞれについて，重大事故時のよう素形態に関して複数のプラントに対するよう素の発生量の評価を行っている。pH 調整が実施されている場合の結果を第 2 表に，pH 調整が実施されていない場合の結果を第 3 表に示す。

BWR プラント（Grand Gulf，Peach Bottom）では，重大事故時において，pH 調整の実施の有無に限らず，有機よう素の生成割合は 1%以下となっている。

第 2 表　重大事故時に pH 調整を実施した場合のよう素の化学形態

Table 3.6 Distribution of iodine species for pH controlled above 7

Plant	Accident	Fraction of total iodine in containment (%)			
		I_2 (g)	I_2 (l)	I^- (l)	CH_3I (g)
Grand Gulf	TC γ	0.05	0.03	99.92	0.001
	TQUV γ	0.01	0.03	99.96	0.0003
Peach Bottom	AE γ	0.002	0.03	99.97	0.0001
	TC2 γ	0.02	0.03	99.95	0.0004
Sequoyah	TBA	0.21	0.03	99.76	0.004
Surry	TMLB' γ	1.9	0.03	98.0	0.03
	AB γ	2.4	0.03	97.5	0.03

第 3 表　重大事故時に pH 調整を実施しない場合のよう素の化学形態

Table 3.7 Distribution of iodine species for uncontrolled pH

Plant	Accident	Fraction of total iodine in containment (%)			
		I_2 (g)	I_2 (l)	I^- (l)	CH_3I (g)
Grand Gulf	TC γ	26.6	15.3	58.0	0.2
	TQUV γ	6.6	18.3	75.1	0.06
Peach Bottom	AE γ	1.6	21.6	76.8	0.01
	TC2 γ	10.9	18.0	71.0	0.07
Sequoyah	TBA	69.2	9.9	20.5	0.4
Surry	TMLB′ γ	97.1	1.5	0.7	0.7
	AB γ	97.6	1.2	0.6	0.6

従って，有機よう素の生成割合に，Regulatory Guide 1.195 に示される 4%を仮定することで，有機よう素の発生量は保守性を有するものとなり，原子炉格納容器フィルタベント系の設計値の設定に Regulatory Guide 1.195 を用いることは妥当である。

（参考 2）　ベント時のスウェリングによる放射性よう素フィルタの性能への影響

放射性よう素フィルタの除去性能への影響因子としてベントガスの「滞留時間」及び「過熱度」が挙げられる。

スクラバ溶液のスウェリングは，「滞留時間」に影響を与える事象でないこと，「過熱度」に対してプラスの影響を与え得る事象であることから，フィルタ性能へ悪影響を与えるものではない。

①「滞留時間」への影響

スウェリングは，ベンチュリスクラバにおける事象であり，放射性よう素フィルタでのベントガスの「滞留時間」に影響を与えない。

②「過熱度」への影響

過熱度は，放射性よう素フィルタにおけるベントガスの温度と飽和温度との差であり，放射性よう素フィルタの除去性能に対しては大きいことが望ましい。

一体型のフィルタ装置では，

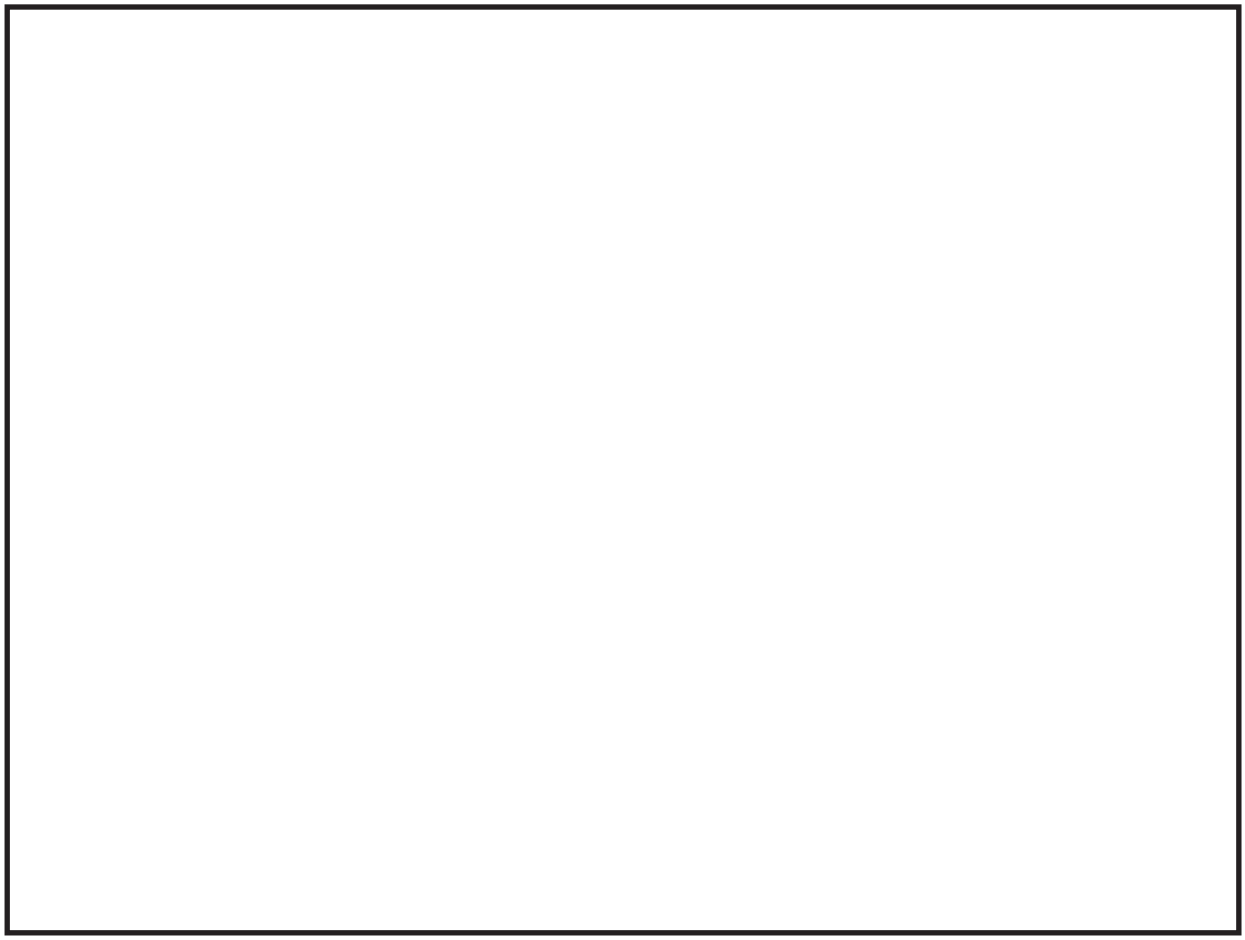
放射性よう素フィルタ内のベントガスへの入熱（ベントガス温度の低下抑制）が見込まれることから，より大きな過熱度が期待できる。第 1 図にフィルタ装置内のガスの流れと温度を示す。

なお，JAVA PLUS 試験では，

保守的な条件で試験が実施されている。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 17-15



第１図　フィルタ装置内のガスの流れと温度

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 17−16

別紙 18　ベントタイミングに係る外部水源からの注水量【本文 4.2】

原子炉格納容器フィルタベント系によるベントは，以下に示すベント実施の判断基準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：外部水源注水量限界（サプレッションプール水位「通常運転水位＋約 2m」）到達

(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）（代替循環冷却系を使用できない場合）」における評価事故シーケンス「大破断 LOCA＋HPCS 失敗＋低圧 ECCS 失敗＋全交流動力電源喪失」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。

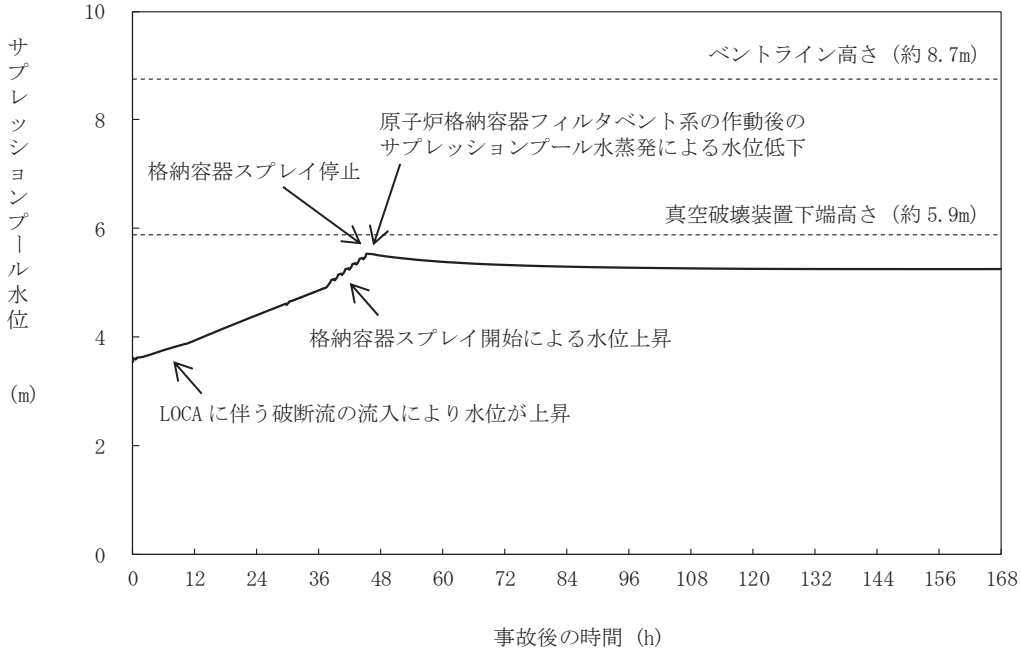
① 格納容器雰囲気を冷却しベントタイミングを遅延するため，大容量送水ポンプ（タイプⅠ）を用いた原子炉格納容器代替スプレイ冷却系による格納容器スプレイを間欠して行うことにより，格納容器圧力を最高使用圧力 427kPa[gage]の 1.5 倍である 640kPa[gage]以下に制御する。外部水源注水量限界（サプレッションプール水位が真空破壊装置下端-0.4m（通常運転水位＋約２m））に到達した時点で格納容器スプレイを停止し，原子炉格納容器フィルタベント系によるベントを実施する。

（参考 1）格納容器破損モードにおけるサプレッションチェンバのプール水位の挙動

(1) 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）」における評価事故シーケンス「大破断 LOCA＋HPCS 失敗＋低圧 ECCS 失敗＋全交流動力電源喪失」

事象発生から約 29 時間経過した時点で格納容器圧力が 640kPa[gage]に到達するため格納容器スプレイを間欠的に実施する。その後，事象発生から約 44 時間経過した時点で，外部水源注水量限界（サプレッションプール水位が真空破壊装置下端-0.4m（通常運転水位＋約２m））に到達することから格納容器スプレイを停止し，原子炉格納容器フィルタベント系によるサプレッションチェンバからのベントを行う。

サプレッションチェンバのプール水位の推移を第 1 図に示す。第 1 図に示すとおり，ベント時のサプレッションチェンバのプール水位は，約 5.5m であり，真空破壊装置下端（約 5.9m）及びベントライン（約 8.7m）に対して余裕がある。



第 1 図　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）」時におけるサプレッションチェンバのプール水位の推移

（参考 2）外部水源注水量限界到達以降サプレッションチェンバに流入する可能性のある水量について

外部水源注水量限界到達以降サプレッションチェンバに流入する可能性のある水量を，「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）」における評価事故シーケンス「大破断 LOCA＋HPCS 失敗＋低圧 ECCS 失敗＋全交流動力電源喪失」を例に，以下に示す。

ここでは，中央制御室での原子炉格納容器フィルタベント系によるサプレッションチェンバからのベント操作ができず，現場でのベント操作を実施した場合を想定する。そのような場合，外部水源注水量限界到達までの注水量のみならず，以下の量の水が加わる可能性がある。

- 外部水源注水量限界到達時に原子炉圧力容器に含まれている保有水量※1：約 120m^3（原子炉水位 L0 相当）
- 外部水源注水量限界到達から現場操作でのベント実施までの期間における原子炉への注水量※2：約 70m^3

※1　外部水源注水量限界到達以降も原子炉注水は継続するため，原子炉圧力容器が破損し原子炉圧力容器内の保有水が全量ドライウェル床を経由してサプレッションチェンバに加わる可能性は考えづらいものの，評価を厳しくするためサプレッションチェンバに加わる水量として設定

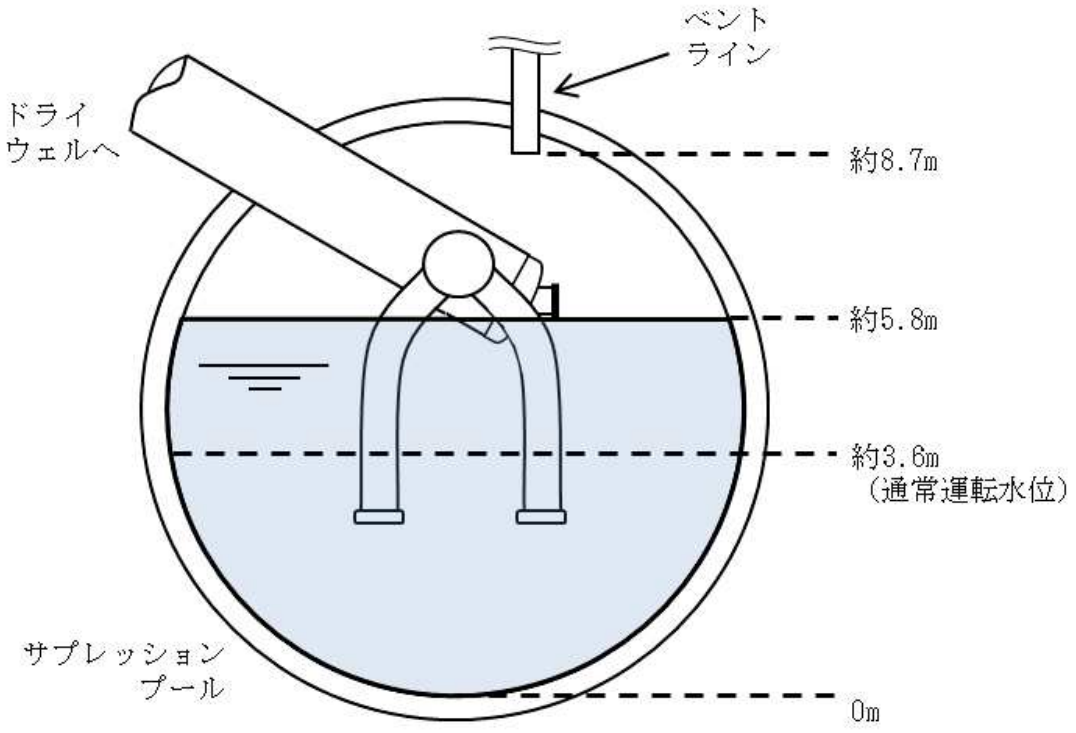
※2　MAAP 解析の結果を参照し，現場操作でのベント実施までに原子炉へ注水された水量全てがサプレッションチェンバに加わる想定として設定

外部水源注水量限界到達時の注水量にこれらの水が加わる場合においても，現場操作でのベント実施時のサプレッションプール水位は約 5.7m であり，サプレッションチェンバの圧力が降下することによるサプレッションチェンバのプール水の減圧沸騰による水位上昇量約 0.1m を加えても，約 5.8m※3 であるため，真空破壊装置下端（約 5.9m）

及びベントライン（約 8.7m）に対して低く，真空破壊装置及びベントラインが水没することはない。また，この時点でプール水面からベントラインまでの空間体積は 2,500m^3 程度を有している。

なお，本条件下において実施する操作ではないものの，ほう酸水注入系を使用する場合には，ほう酸水が原子炉圧力容器を経由して格納容器に流入する可能性があるが，仮に流入したとしても流入量は最大で約 20m^3 であることから，サプレッションプール水位の上昇に与える影響は小さく，ほぼ変化はない。

※３　現実的にはサプレッションプールの下部には水頭圧がかかるため全体が沸騰することはないことから，サプレッションプール水位は約 5.8m より低くなると考えられる



第２図　サプレッションプール断面図

＜サプレッションプール水位上昇評価＞

減圧沸騰時のボイド率からサプレッションプール水位の上昇分を求める。

サプレッションプール水中で一様な蒸気発生がある場合の平均ボイド率αは，ドリフトフラックスモデルから以下の計算により求める。

$$\alpha = \frac{j_g}{V_g + j_g C_0}$$

j_g：サプレッションプール表面での見かけ蒸気速度（3.3×10^{-3}[m/s]）

V_g：ドリフト速度（0.225[m/s]）

C_0：分布定数（1.0）

よって，平均ボイド率αを求めると，約 0.014 となる。

以上より，減圧沸騰によりサプレッションプール水位は約 1.4%体積膨張する。現場操作でのベント実施時において，サプレッションプール水位は約 5.7m に対して，減圧沸騰により約 0.1m 上昇し，約 5.8m となる。

別紙 19　原子炉格納容器フィルタベント系の主ライン及び弁の構成【本文 2.3.1】

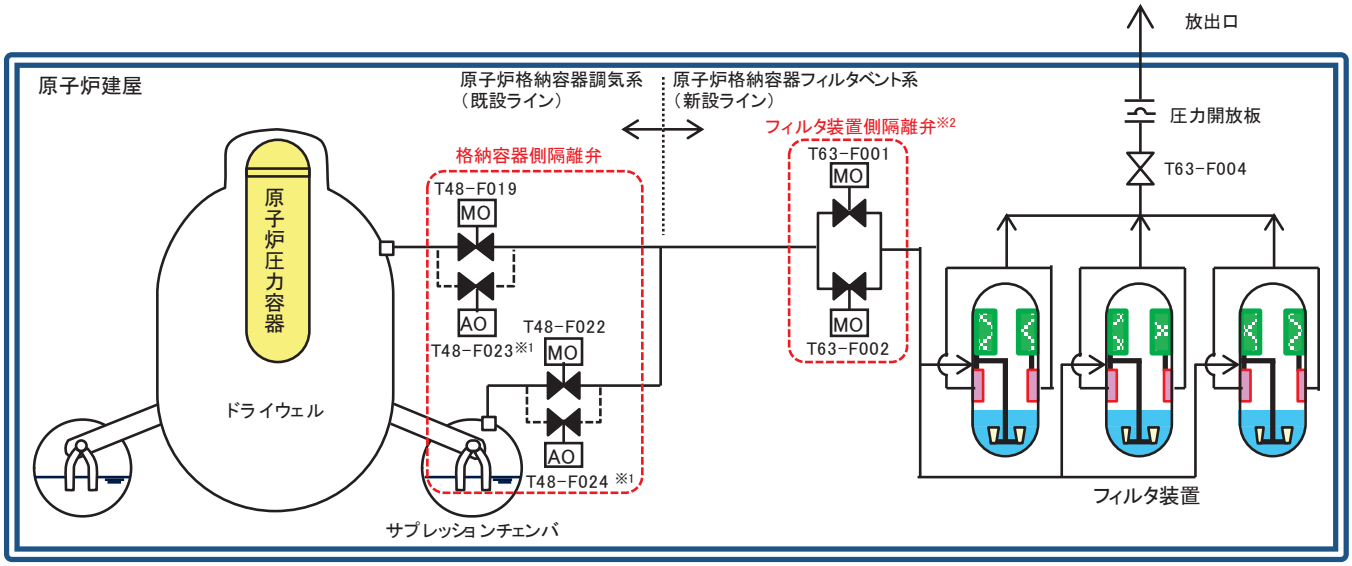
1. 主ラインの構成

1.1　主ラインの構成及び設計の意図

原子炉格納容器フィルタベント系は，サプレッションチェンバからのベントを基本とするが，長期的にも溶融炉心，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 つの排気経路を設ける。2 つの排気経路は，格納容器側の原子炉格納容器調気系隔離弁下流で合流し，並列に設置するフィルタ装置側の隔離弁を経てフィルタ装置に接続する。フィルタ装置側の隔離弁は，多重化することで，確実に排気経路を構成する。

フィルタ装置から大気開放端へ至る配管には，ベント終了後にフィルタ装置を大気と隔離するための弁を設ける。また，その下流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。

主ラインの概略図を第 19-1 図に示す。



※1：T48-F023 及び T48-F024 はプラント運転中の格納容器圧力の調整に用いる小口径（50A）の弁であり，原子炉格納容器フィルタベント系の経路としては期待しない。

※2：100%容量のフィルタ装置側隔離弁及び配管を並列に設置する。

第 19-1 図　主ラインの概略図

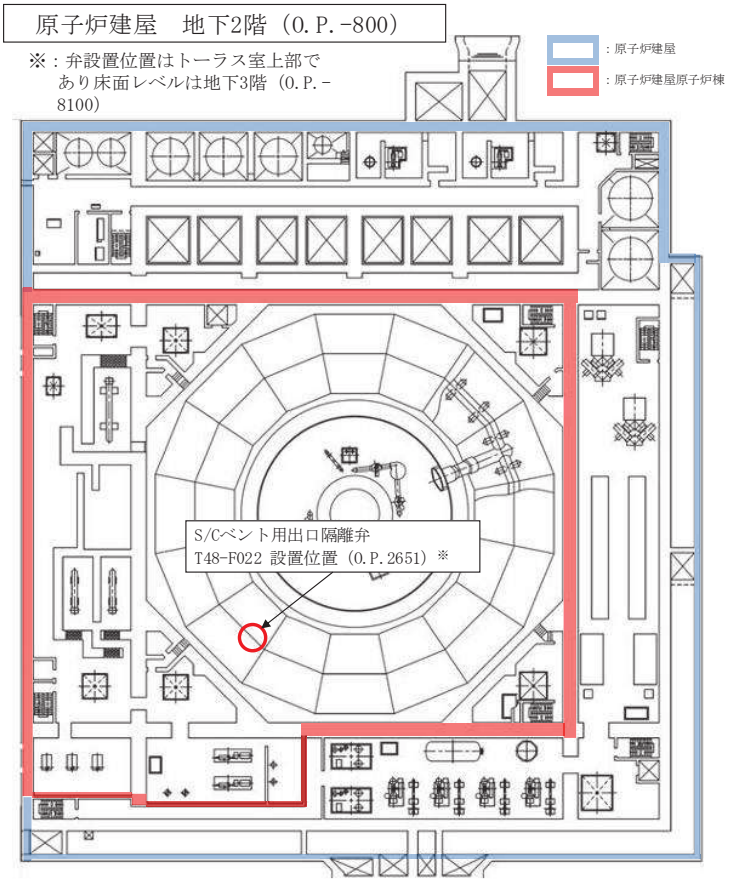
別紙 19-1

1.2　主ラインの隔離弁の設置位置

主ラインの隔離弁は，格納容器バウンダリを小さくするため，格納容器の貫通部から近接した箇所である原子炉建屋原子炉棟内に設置する。また，事故後の環境条件を考慮した設計としており，ベント時においても弁の健全性は確保される。

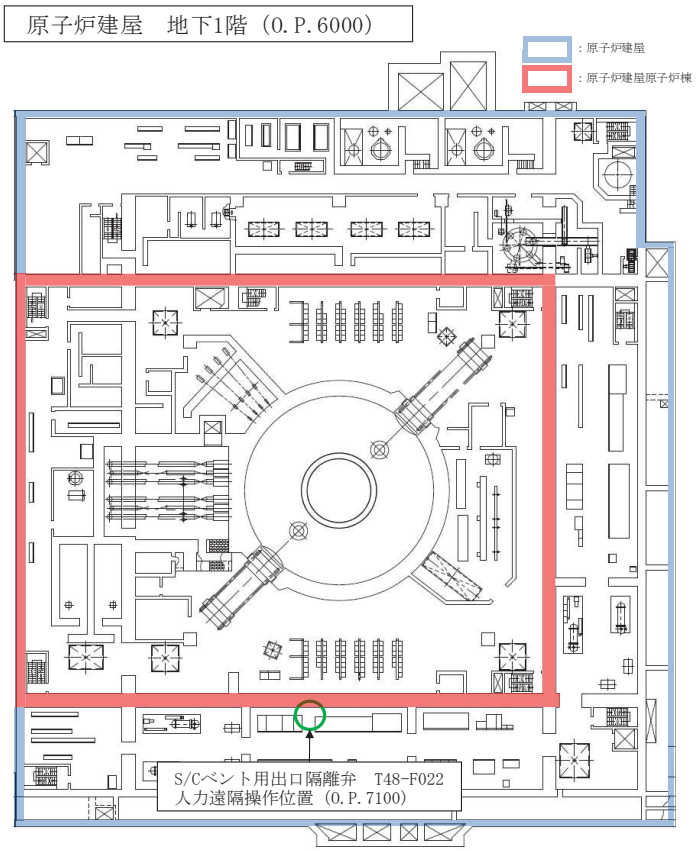
主ラインの隔離弁は，遠隔手動弁操作設備を設けることで，放射線量率の低い原子炉建屋内の原子炉棟外から操作することができるようにする。

主ラインの隔離弁の設置位置及び人力遠隔操作位置を第 19-2 図から第 19-5 図に示す。

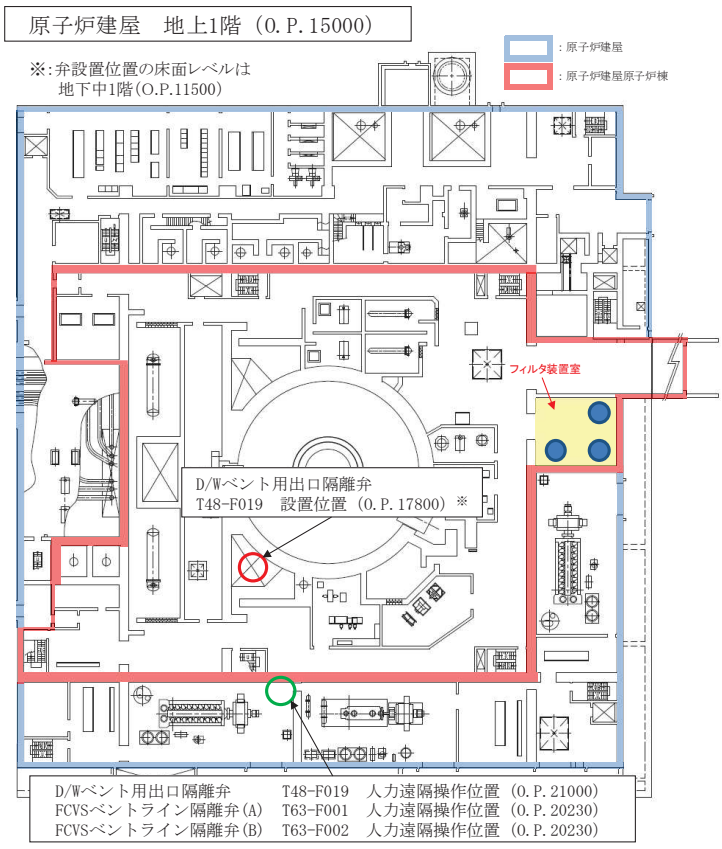


第 19-2 図　主ラインの隔離弁の設置位置及び人力遠隔操作位置（その 1）

別紙 19-2

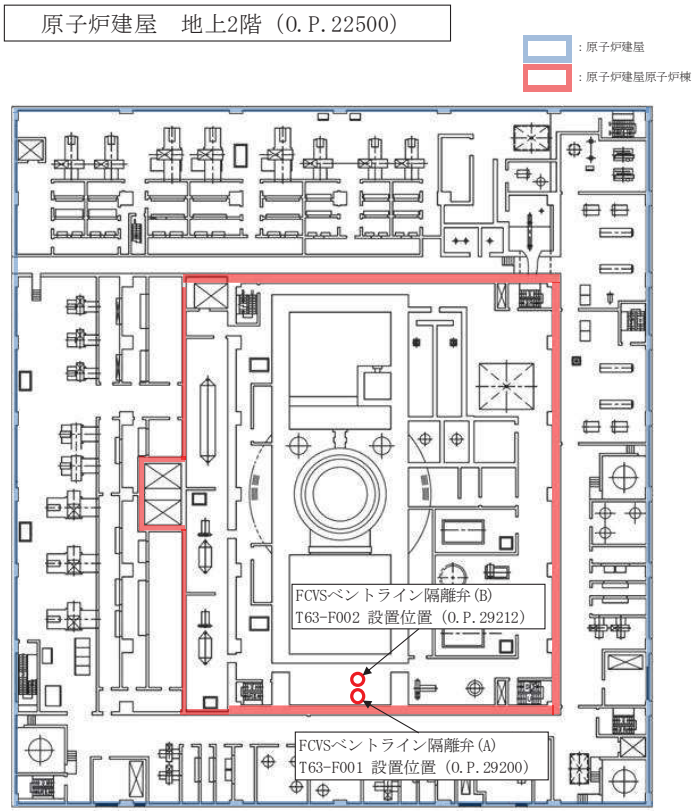


第 19-3 図　主ラインの隔離弁の設置位置及び人力遠隔操作位置（その 2）



第 19-4 図　主ラインの隔離弁の設置位置及び人力遠隔操作位置（その 3）

別紙 19-3



第 19-5 図　主ラインの隔離弁の設置位置及び人力遠隔操作位置（その 4）

1.3　開の確実性，隔離の確実性

主ラインの隔離弁は，通常時閉運用の電動弁であり，全交流動力電源喪失時においても閉状態が維持され，また，格納容器隔離信号による自動閉止インターロック又は通常時閉キーロック付の操作スイッチにより，確実に格納容器バウンダリを維持する。

格納容器からのベントは，これらの弁を開操作することにより行い，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受電し，中央制御室から遠隔操作する。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内の原子炉棟外から操作することができ，操作方法に多様性を持たせ，確実に操作が行えるようにする。

残留熱除去系による除熱機能の復旧等から，ベントを停止する場合には，主ラインの隔離弁を閉操作することにより，格納容器を隔離する。

別紙 19-4

ベント終了後にフィルタ装置を大気と隔離するための弁は，通常時開運用の手動弁であり，原子炉建屋内の原子炉棟外から人力により遠隔で操作する。

2. 主ライン上の主な弁及び設計の意図

2.1 主ライン上の主な弁の仕様

主ライン上の主な弁の仕様を第 19-1 表に示す。

第 19-1 表　主ライン上の主な弁の仕様

弁番号		T48-F019	T48-F022	T63-F001	T63-F002	T63-F004
弁名称		D/W ベント用 出口隔離弁	S/C ベント用 出口隔離弁	FCVS ベントライン 隔離弁(A)	FCVS ベントライン 隔離弁(B)	フィルタ装置 出口弁
設置場所		原子炉建屋地上 1 階 （原子炉建屋原子炉棟内）	原子炉建屋地下 2 階 （原子炉建屋原子炉棟内）	原子炉建屋地上 2 階 （原子炉建屋原子炉棟内）	原子炉建屋地上 2 階 （原子炉建屋原子炉棟内）	原子炉建屋地上 1 階 （原子炉建屋原子炉棟内）
型式		バタフライ弁				
駆動方式		電動駆動（直流）及び遠隔手動弁操作設備				遠隔手動弁操作設備
通常時 開閉状態		閉，フェイルアズイズ				開
ベント時 開閉状態		開又は閉（ベント経路（サプレッションチェンバ又はドライウェル）による）				開
ベント終了後 開閉状態		閉				開又は閉
操作 場所	電源 あり	中央制御室				原子炉建屋地上 1 階 （原子炉建屋内の原子炉棟外）
	電源 なし	原子炉建屋地上 1 階 （原子炉建屋内の原子炉棟外）	原子炉建屋地下 1 階 （原子炉建屋内の原子炉棟外）	原子炉建屋地上 1 階 （原子炉建屋内の原子炉棟外）	原子炉建屋地下 1 階 （原子炉建屋内の原子炉棟外）	

2.2 設計の意図

ベント開始時に操作する隔離弁は，通常時閉で重大事故時に開操作が必要であり，遠隔手動弁操作設備が設置可能である電動弁を採用する。

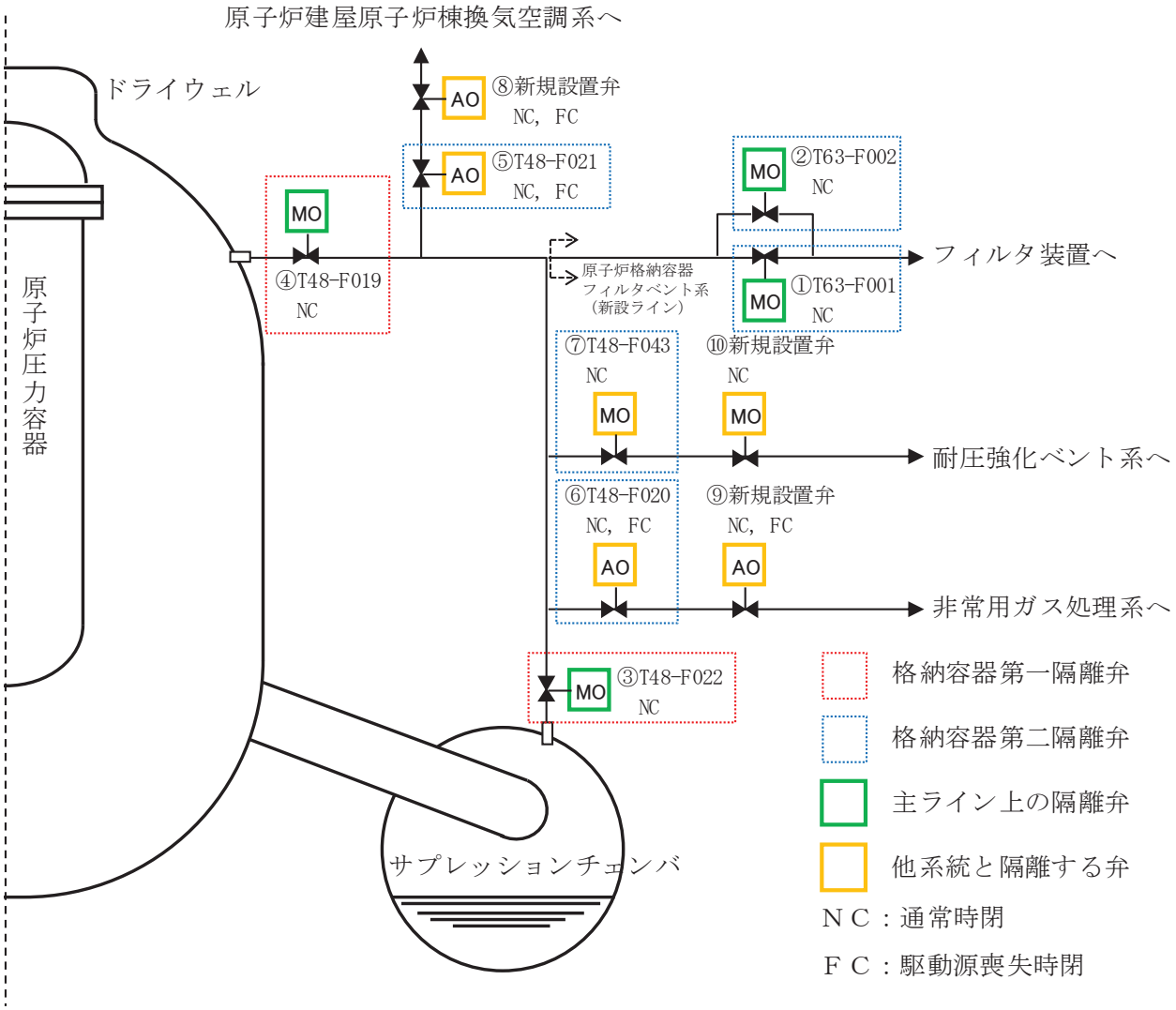
なお，空気作動弁は，設計時に駆動源が喪失した場合の動作を選択（フェイルオープン，フェイルクローズ）できるものの，駆動源として作動空気と電気の両方を必要とし，また，遠隔手動弁操作設備の設置が困難である。一方，電動弁は，

開度調整が可能であり，駆動源が喪失した場合，その時点の開閉状態を維持（フェイルアズイズ）し，また，遠隔手動弁操作設備の設置が可能である。

3. 他系統と隔離する弁及び設計の意図

原子炉格納容器フィルタベント系の他系統への分岐位置を第 19-6 図に示す。

原子炉格納容器フィルタベント系は，格納容器第一隔離弁（第 19-6 図中③，④）と原子炉建屋原子炉棟換気空調系，非常用ガス処理系及び耐圧強化ベント系のそれぞれの隔離弁（格納容器第二隔離弁，第 19-6 図中⑤，⑥，⑦）の間の配管から分岐し，原子炉建屋原子炉棟換気空調系，非常用ガス処理系及び耐圧強化ベント系と配管を共用する。



第 19-6 図　原子炉格納容器フィルタベント系　他系統への分岐位置

別紙 19-6

ベントを実施する際には，他系統（原子炉建屋原子炉棟換気空調系，非常用ガス処理系及び耐圧強化ベント系）と弁により隔離し経路を構成する。

重大事故時以外に開操作する可能性のある隔離弁は，駆動源喪失時においても格納容器バウンダリを維持できるようフェイルクローズが可能な空気作動弁を選定する。また，重大事故時に開操作する可能性のある隔離弁については，通常時閉運用の電動弁を選定する。これらの弁は，通常時閉運用の格納容器第二隔離弁であり，事故時には放射性物質が格納容器外へ流出することを防止するため，格納容器隔離信号による自動閉止インターロックにより確実に格納容器バウンダリを維持する。

なお，万一これらの格納容器第二隔離弁からのベントガスの漏えいを考慮し，上流と同仕様の弁を新規に設置する。

他系統と隔離する弁の仕様を第 19-2 表に，他系統と隔離する弁を含めた原子炉格納容器フィルタベント系の系統構成の概要を第 19-7 図に示す。

(1) 原子炉建屋原子炉棟換気空調系

原子炉建屋原子炉棟換気空調系と隔離する弁（第 19-2 表中①）は，通常時閉運用の空気作動弁であり，駆動源喪失時にはフェイルクローズにより閉状態が維持される。さらに，万一原子炉建屋原子炉棟換気空調系と隔離する弁からのベントガスの漏えいを考慮し，空気作動弁（第 19-2 表中④）を新規設置する。

(2) 非常用ガス処理系

非常用ガス処理系と隔離する弁（第 19-2 表中②）は，通常時閉運用の空気作動弁であり，駆動源喪失時にはフェイルクローズにより閉状態が維持される。さらに，万一非常用ガス処理系と隔離する弁からのベントガスの漏えいを考慮し，空気作動弁（第 19-2 表中⑤）を新規設置する。

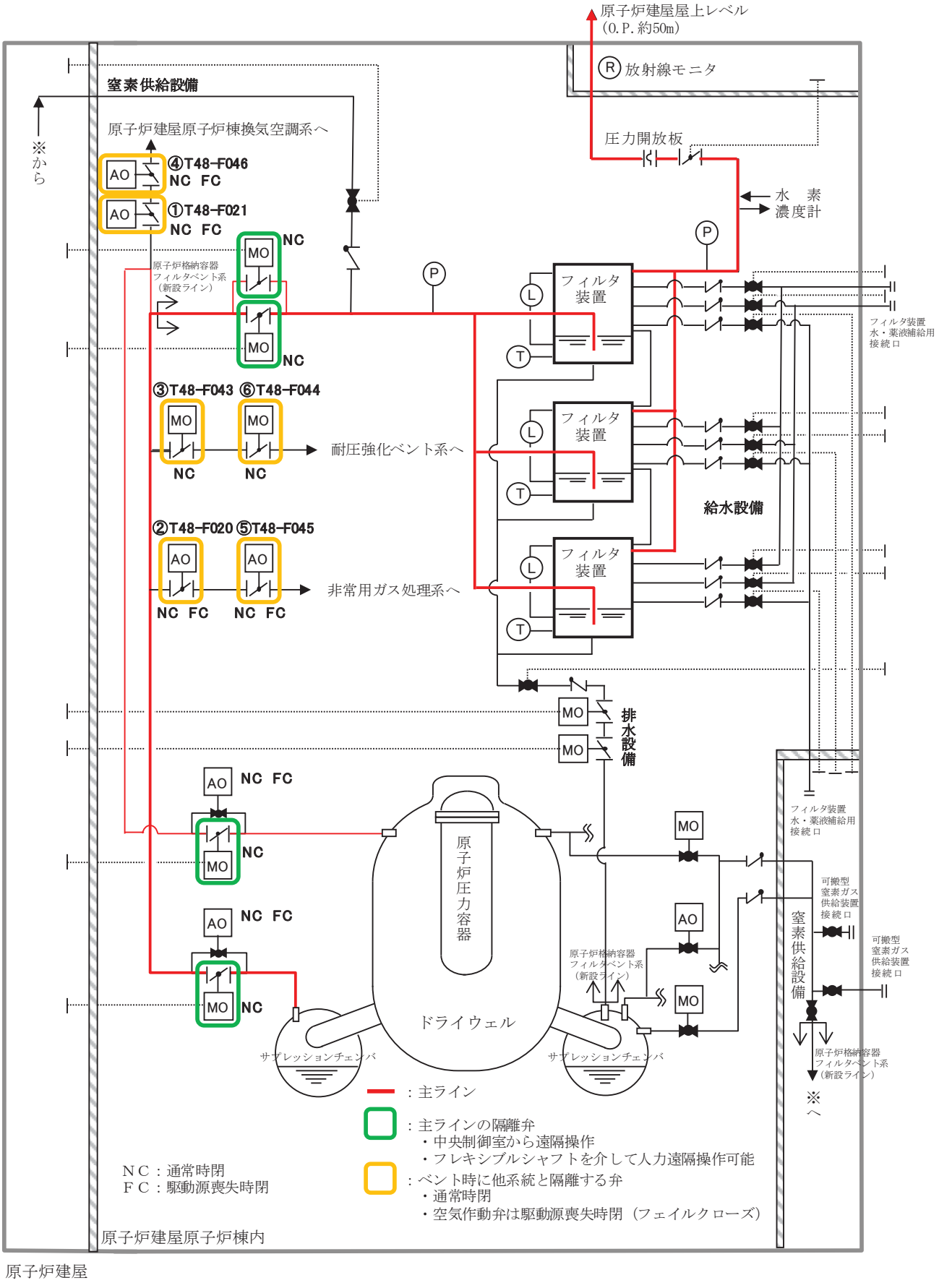
(3) 耐圧強化ベント系

耐圧強化ベント系と隔離する弁（第 19-2 表中③）は，通常時閉運用の電動弁であり，駆動源喪失時には閉状態が維持される。さらに，万一耐圧強化ベント系と隔離する弁からのベントガスの漏えいを考慮し，電動弁（第 19-2 表中⑥）を新規設置する。

第 19-2 表　他系統と隔離する弁の仕様

接続する系統	原子炉建屋原子炉棟換気空調系		非常用ガス処理系		耐圧強化ベント系	
弁名称	ベント用 HVAC 側隔離弁	ベント用 HVAC 側止め弁	ベント用 SGTS 側隔離弁	ベント用 SGTS 側止め弁	PCV 耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁	PCV 耐圧強化ベント用連絡配管止め弁
弁番号	①T48-F021	④T48-F046	②T48-F020	⑤T48-F045	③T48-F043	⑥T48-F044
型式	バタフライ弁					
駆動方式	空気作動				電動駆動（交流）	
通常時開閉状態	閉，フェイルクローズ				閉，フェイルアズイズ	
ベント時開閉状態	閉					
ベント終了後開閉状態	閉					

※：弁番号の丸数字は，第 19-7 図に対応する。



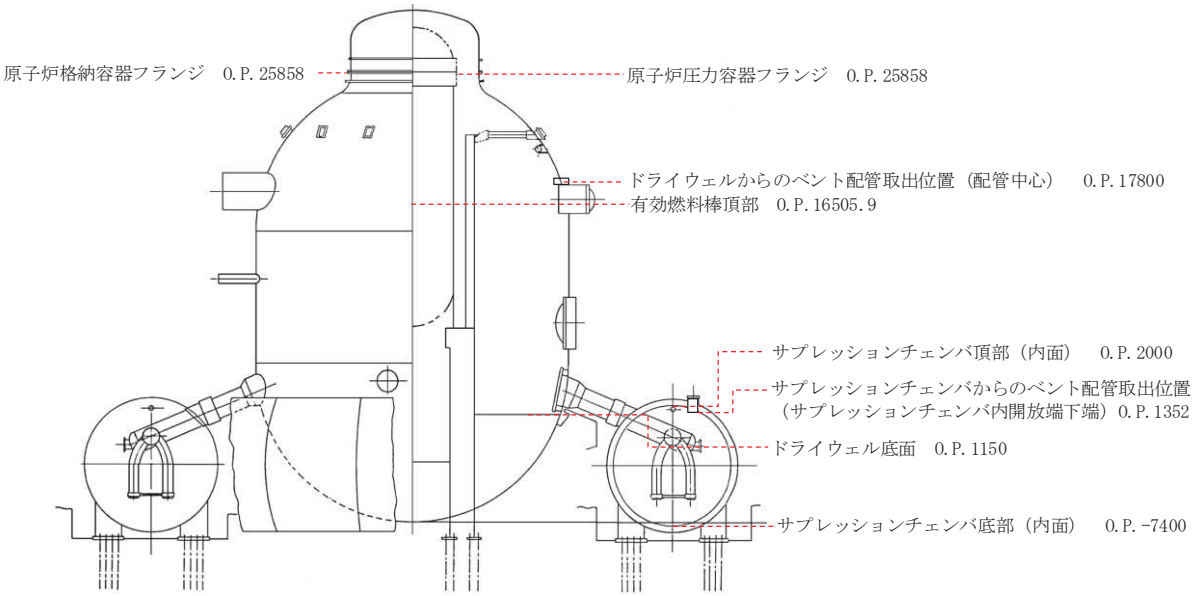
第 19-7 図　原子炉格納容器フィルタベント系の系統構成の概要

別紙 19-9

4. 格納容器からの取り出し位置及び設計の意図

格納容器からのベント配管の取り出し位置等を第 19-8 図に示す。

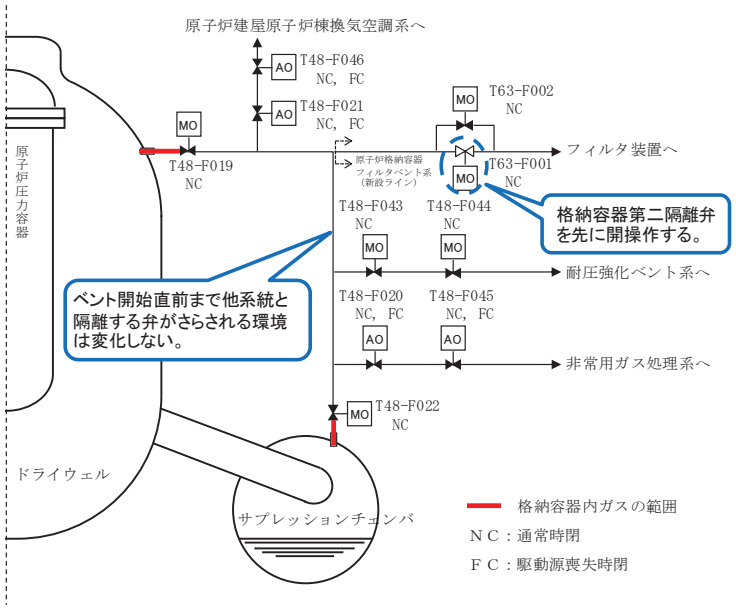
格納容器からのベント配管取り出し位置は，ドライウェル及びサプレッションチェンバのできるだけ高い位置にある既設の大口径配管を利用する。



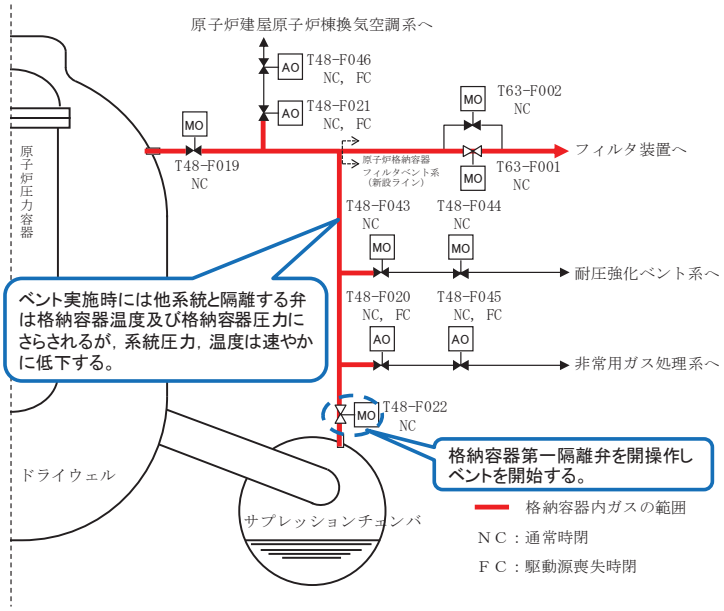
第 19-8 図　格納容器からの取り出し位置等

5. ベント実施時の弁操作順序及び設計の意図

ベント実施時には，最初にフィルタ装置側隔離弁（格納容器第二隔離弁），次に格納容器側隔離弁（格納容器第一隔離弁）を開操作することにより，ベントを開始するまで，格納容器内の放射性物質を含むガス（最大で 2Pd，178℃（2Pd における飽和蒸気温度））を格納容器内に閉じ込めておく。フィルタ装置側隔離弁開操作後の系統状態を第 19-9 図に，ベント実施時の系統状態を第 19-10 図に示す。



第 19-9 図　フィルタ装置側隔離弁開操作後の系統状態



第 19-10 図　ベント実施時の系統状態

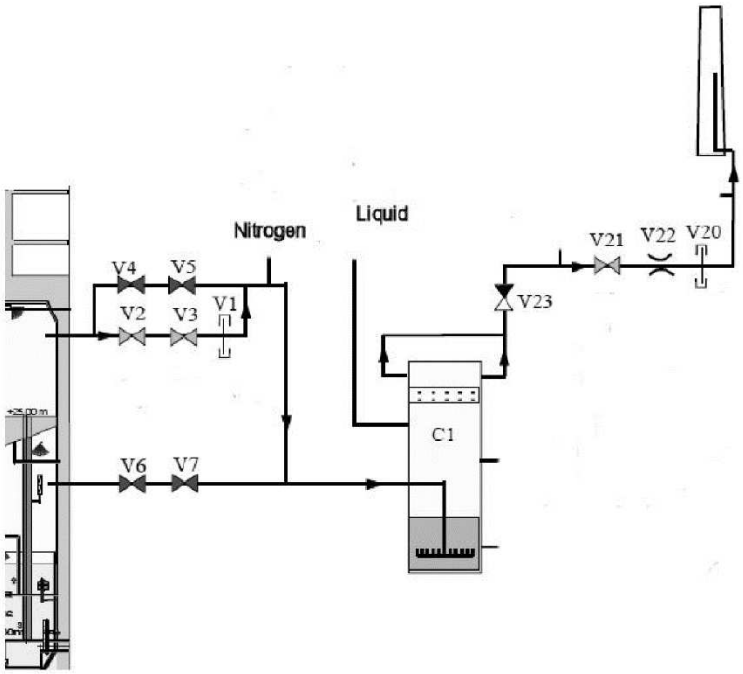
別紙 19-11

（参考 1）　諸外国における弁構成

フィルタベント設備を設置している諸外国の弁構成を以下に示す。

1. フィンランド

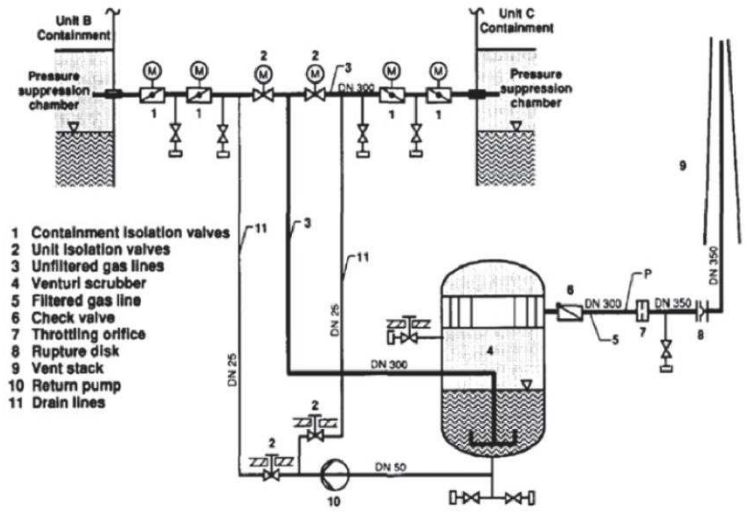
フィンランドのBWRプラントにて設置されているフィルタベント設備の概略系統図を第 1 図に示す。V1 と V20 は圧力開放板である。ベントラインに設置している弁は全て手動駆動弁で構成されている。ドライウェルのラインにはバイパスラインが設置されており，V2，V3 は通常時「開」となっている。また，V21，V23 についても通常時「開」となっている。そのため，操作員がベントラインに設置された弁の「開」操作を実施しなくても，格納容器圧力が既定の値まで上昇し，V1 と V20 の圧力開放板が開放すれば，ドライウェルのバイパスラインより格納容器ベントは自動的に開始される。



第 1 図　フィルタベント設備概略系統図（フィンランド）

2. ドイツ

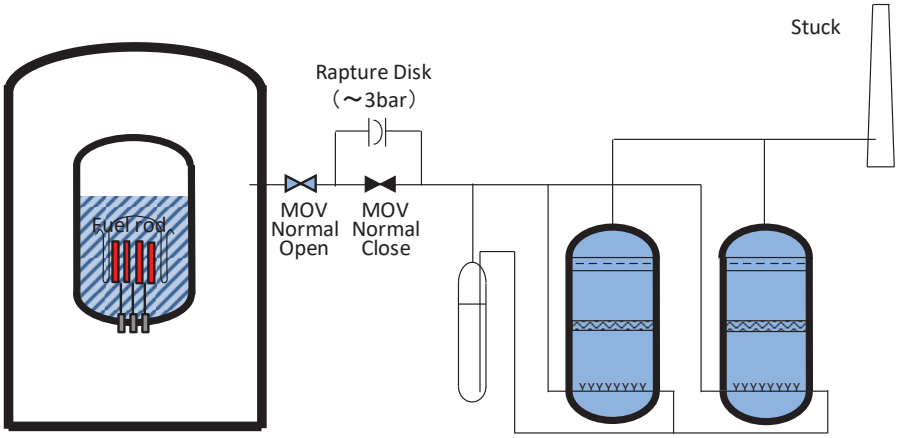
ドイツのBWRプラントに設置されているフィルタベント設備の概略系統図を第 2 図に示す。フィルタベント設備は，2 ユニットで共有する設計となっている。ベントラインには，格納容器隔離のための電動弁が 2 つ，ユニット間の切り替えのための電動弁が1つ設置されている。また，フィルタ装置の出口側には逆止弁が設置されている。



第 2 図　フィルタベント設備概略系統図（ドイツ）

3. スイス

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



第 3 図　フィルタベント設備概略系統図（スイス）

（参考資料）・OECD/NEA/CSNI Status Report on Filtered Containment Venting(2014)
・INPO13-002 Benchmarking Emergency Countermeasures and Mitigation Strategies

別紙 19-13

（参考 2）　ベント実施に伴う隔離弁の健全性

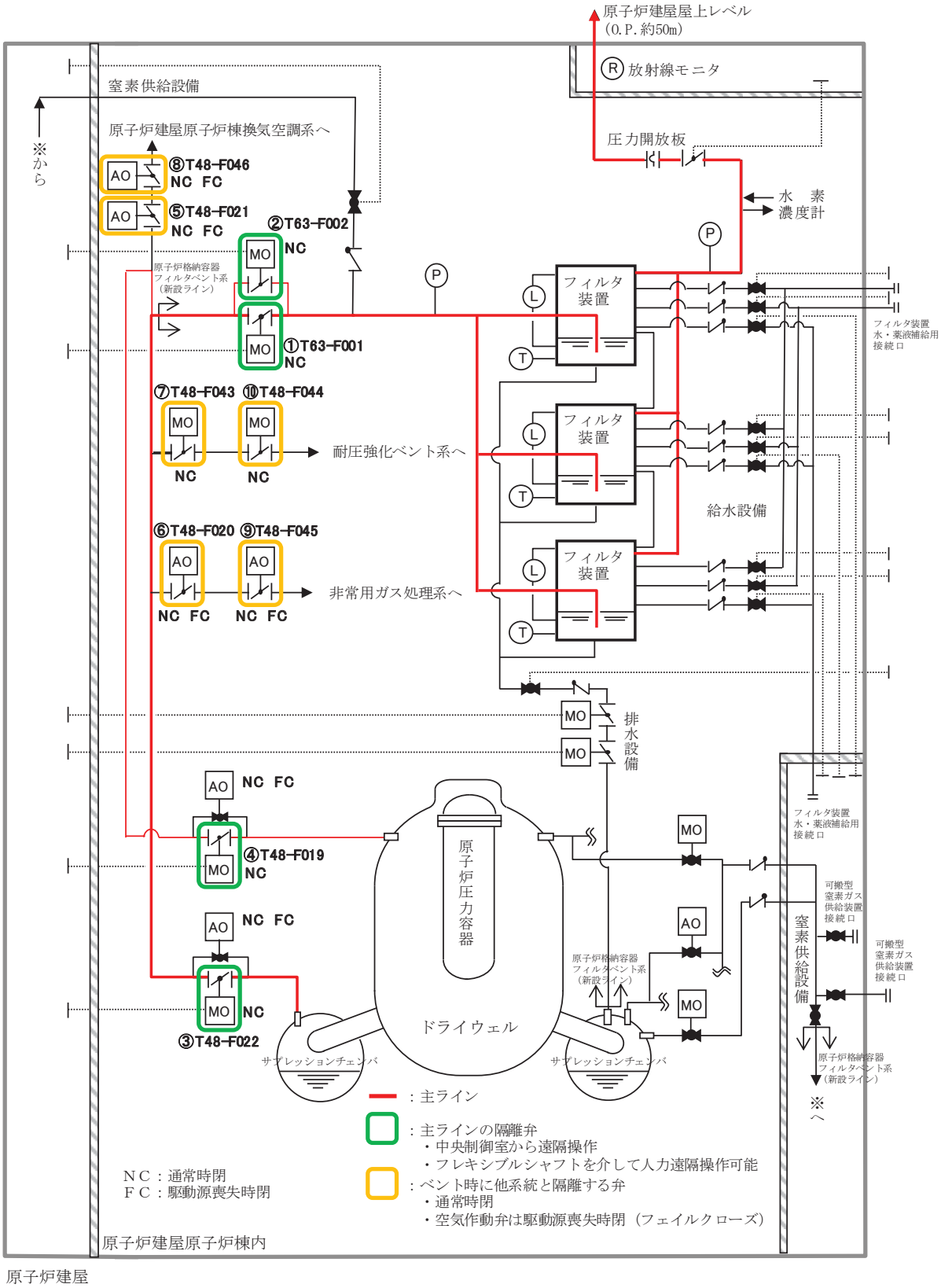
1.　主ライン上の隔離弁及び他系統との隔離弁

サプレッションチェンバからのベントを実施する場合に開操作する隔離弁は，第 1 図に示す①又は②及び③，ドライウェルからのベントを実施する場合に開操作する隔離弁は，第 1 図に示す①又は②及び④であり，それぞれ主ライン上に設置している。ベント終了後は，格納容器を再隔離するため，ベント開始時に開操作した主ライン上の隔離弁の閉操作を行う。

ベントを行う際には，原子炉格納容器フィルタベント系は，第 1 図に示す⑤～⑩の隔離弁により他系統と隔離し系統構成する。

主ライン上の隔離弁及び他系統との隔離弁は，ベント実施に伴い設計条件である 200℃，2Pd の環境にさらされる。

原子炉格納容器フィルタベント系の系統構成の概要を第 1 図に，主ライン上の隔離弁及び他系統との隔離弁の仕様を第 1 表に示す。



第１図　原子炉格納容器フィルタベント系の系統構成の概要

第１表　主ライン上の隔離弁及び他系統との隔離弁の仕様

	主ライン上の隔離弁				他系統との隔離弁					
弁番号※1	① T63-F001	② T63-F002	③ T48-F022	④ T48-F019	⑤ T48-F021	⑧ T48-F046	⑥ T48-F020	⑨ T48-F045	⑦ T48-F043	⑩ T48-F044
型式	バタフライ弁									
口径	400A		600A				300A			
駆動方式	電動駆動（直流）及び遠隔手動弁操作設備				空気作動				電動駆動（交流）	
シート材質	メタル				改良 EPDM					
通常時 開閉状態	・閉 ・フェイルアズイズ				・閉 ・フェイルクローズ				・閉 ・フェイルアズイズ	
ベント時 開閉状態	開又は閉※2				閉					
ベント終了後 開閉状態	閉									

※1：弁番号の丸番号は，第１図に対応する。

※2：ベントの経路（サプレッションチェンバ又はドライウェル）による。

2. 隔離弁の健全性

第1図に示す①～⑦の隔離弁については,「女川原子力発電所２号炉　重大事故等対策の有効性評価　付録２　原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価」(平成31年2月28日)において,200℃,2Pdの環境下における健全性を評価している。なお,第1図に示す⑧～⑩の隔離弁は,第1図に示す⑤～⑦に示す隔離弁と同仕様であり,同様の評価結果となる。

(1) 隔離機能

主ライン上の隔離弁はシート材質がメタルであり，ベント前後における隔離機能について問題ない。また，他系統との隔離弁はシート材質が改良EPDM材であり高温劣化による機能低下が想定されるが，放射線環境を考慮した圧縮永久ひずみ試験及び蒸気加熱漏えい試験結果により，隔離機能について問題ないことを確認している。

(2) 耐圧機能

隔離弁の耐圧機能については，圧力クラスが1.03MPa(150LB)であり，200℃における許容圧力は1.40MPa(約3.2Pd)であることから，耐圧機能が維持されることを確認している。

（参考）「女川原子力発電所２号炉　重大事故等対策の有効性評価　付録２　原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価」（平成 31 年 2 月 28 日）抜粋

8.　原子炉格納容器隔離弁

原子炉格納容器隔離弁は原子炉格納容器の貫通配管に設置されており，弁箱，弁体，ボンネット及びシール部等により構成している。

原子炉格納容器隔離弁のうち，原子炉格納容器調気系バタフライ弁，移動式炉心内計装系電磁弁及び移動式炉心内計装系ボール弁は，非金属材料シール材を使用しており，200℃，2Pdの環境下における劣化によるシール能力低下が想定される。

また，弁の耐圧部については，機能喪失要因として脆性破壊，疲労破壊，座屈及び延性破壊が考えられるが，200℃，2Pdの環境下では脆性破壊が生じる温度域でないこと，繰返し荷重が作用しないこと及び圧縮力が弁耐圧部に生じないことから，脆性破壊，疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができる。

したがって，原子炉格納容器隔離弁のうち原子炉格納容器調気系バタフライ弁，移動式炉心内計装系電磁弁及び移動式炉心内計装系ボール弁の耐圧部の機能喪失要因は，高温状態で内圧を受けることによる過度な変形（一次応力）による延性破壊が想定される。

このため，原子炉格納容器隔離弁のうち，原子炉格納容器調気系バタフライ弁，移動式炉心内計装系電磁弁及び移動式炉心内計装系ボール弁について，シール能力及び延性破壊を評価する。

なお，上記以外の原子炉格納容器隔離弁については，以下の理由により200℃，2Pdの環境下における健全性を有している。

・弁の呼び圧力は，各配管のラインの設計圧力に応じて，レーティング設計に基づき適切に選定されており，200℃，2Pdを考慮した場合においても，耐圧性上問題となることはない。

・弁のグランド部及びボンネット部のシール部は，黒鉛製パッキン，ガスケット等の耐熱性に優れたものを使用しており，耐熱性上問題となることはない。

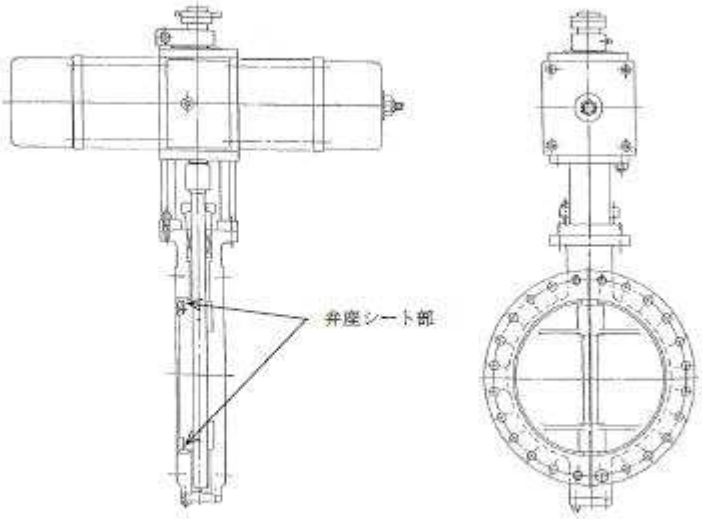
・弁シート部は金属製である。

原子炉格納容器隔離弁の評価対象の抽出フロー及び評価対象リストを別紙8-1に示す。

8.1 原子炉格納容器調気系バタフライ弁

8.1.1 評価部位

原子炉格納容器調気系バタフライ弁の構造を，第8.1-1図に示す。



第8.1-1図 原子炉格納容器調気系バタフライ弁概略図

8.1.2 評価方針

a. 隔離機能

原子炉格納容器調気系バタフライ弁は，弁座シート部にEPDM材を使用しており，シール材の劣化によるシール能力の低下が想定される。

このため，弁座シート部については，より耐熱性能を向上させた改良EPDM材への変更を実施することとしている。改良EPDM材は，200℃，2Pd環境下における圧縮永久ひずみ試験及び実機相当の蒸気加熱漏えい試験を実施し，シール機能が確保されることを確認する。

b. 耐圧機能

弁の圧力クラスを確認し，200℃，2Pdの環境下における耐圧機能を確認する。

8.1.3 評価

a. 隔離機能

改良EPDM材の圧縮永久ひずみ試験の結果，改良EPDM材でのシール機能が維持されることを確認した。また，蒸気加熱漏えい試験の結果，弁シート部からの漏えいはなくシール機能が維持されることを確認した。改良EPDM材の圧縮永久ひずみ試験の結果を第8.1-1表に，蒸気加熱漏えい試験の結果を第8.1-2表に示す。

第 8.1-1 表　圧縮永久ひずみ試験*1

試験温度	200 ℃
放射線照射量	[redacted] kGy
試験雰囲気	蒸気
試験片	3 個
試験時間	168 h
ひずみ率	[redacted] %*2

*1：JIS K6262 に従い実施
*2：3 試験片の平均値（[redacted] %，[redacted] %，[redacted] %）

第 8.1-2 表　蒸気加熱漏えい試験結果

試験圧力	0.854MPa 以上*1
試験温度	200 ℃
放射線照射量	[redacted] kGy
試験時間	168 h
漏えい有無	無

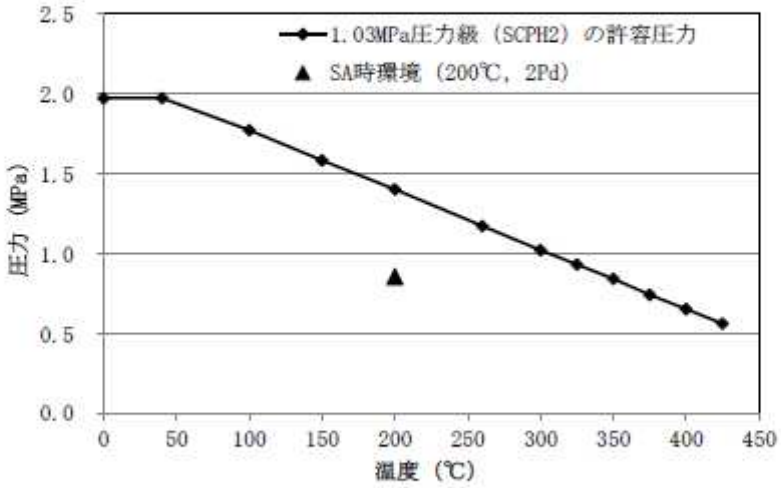
*1：200℃の飽和蒸気圧力相当にて試験を実施

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

b. 耐圧機能

原子炉格納容器調気系バタフライ弁の圧力クラスは，1.03MPa(150LB)であり，200℃における許容圧力は1.40MPa(約3.2Pd)であることから，200℃，2Pdの環境下においても，耐圧機能が維持されることを確認した。

第8.1-2図に1.03MPa(150LB)圧力級の弁の温度－許容圧力を示す。



第8.1-2図　原子炉格納容器調気系バタフライ弁（1.03MPa(150LB)圧力級）の温度－許容圧力

8.1.4　評価結果

原子炉格納容器調気系バタフライ弁の隔離機能については，改良EPDM材は，圧縮永久ひずみ試験の結果及び蒸気加熱漏えい試験の結果より，200℃，2Pdの環境下においてもシール機能を確保可能であることを確認した。

また，原子炉格納容器調気系バタフライ弁の耐圧機能については，圧力クラスは1.03MPa(150LB)であり，200℃における許容圧力は1.40MPa(約3.2Pd)であることから，200℃，2Pdの環境下においても，耐圧機能が維持されることを確認した。

以上より，女川原子力発電所２号炉の原子炉格納容器調気系バタフライ弁は200℃，2Pdにおいて耐圧部材及びシール機能は維持され，放射性物質の閉じ込め機能を確保できる。

（参考 3）　他系統と隔離する弁の運用上の影響

他系統と隔離する弁は，原子炉格納容器フィルタベント系によるベントと同時に開操作することはない。他系統と隔離する弁は，以下の状況において開操作する。

原子炉格納容器フィルタベント系及び他系統の系統概要図を第 1 図に示す。

(1) 原子炉建屋原子炉棟換気空調系

原子炉建屋原子炉棟換気空調系と隔離する弁（第 1 図中⑤，⑧）は，通常運転時の格納容器圧力の調整を行う際に開操作する弁であり，重大事故時に使用する原子炉格納容器フィルタベント系に影響を与えることはない。

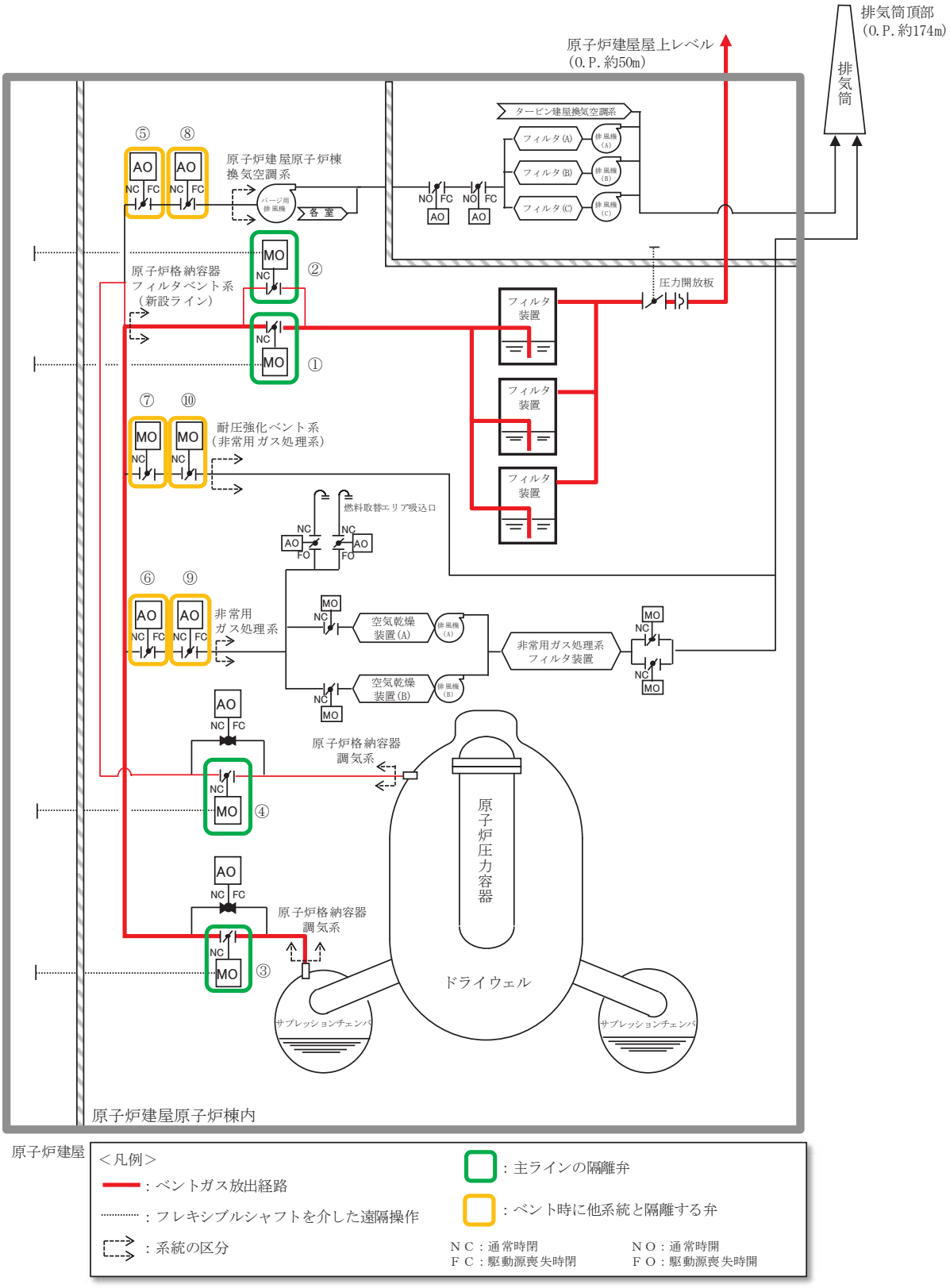
(2) 非常用ガス処理系

非常用ガス処理系と隔離する弁（第 1 図中⑥，⑨）は，窒素又は空気の漏えいにより格納容器圧力が上昇した場合，プラント停止後に開操作する弁であり，原子炉格納容器フィルタベント系に影響を与えることはない。

また，非常用ガス処理系は，事故時に自動起動し，原子炉建屋原子炉棟内の空気をフィルタを通して排気筒へ導くことにより，格納容器から漏えいした放射性物質を除去するとともに，原子炉建屋の負圧を維持する。この場合，非常用ガス処理系と原子炉格納容器フィルタベント系は独立しており，非常用ガス処理系と隔離する弁（第 1 図中⑥，⑨）は全閉状態が維持される。

(3) 耐圧強化ベント系

耐圧強化ベント系と隔離する弁（第 1 図中⑦，⑩）は，炉心損傷前，かつ，原子炉格納容器フィルタベント系によるベントが実施できない場合に開操作する弁であり，原子炉格納容器フィルタベント系に影響を与えることはない。



第１図　原子炉格納容器フィルタベント系及び他系統の系統概要図

（参考 4）　耐圧強化ベント系と隔離する弁の閉操作

耐圧強化ベント系と隔離する弁は，通常時閉運用の電動弁である。

当該弁は，炉心の著しい損傷前において，原子炉格納容器フィルタベント系によるベントが使用できない場合に，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場合に開操作する。

従って，当該弁を閉操作するのは，耐圧強化ベント系によるベントを行っている際，原子炉格納容器フィルタベント系が復旧し使用可能となった場合が想定される。

このように，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際に，当該弁が閉状態でない場合には閉操作し，原子炉格納容器フィルタベント系の流路を構成する必要がある。

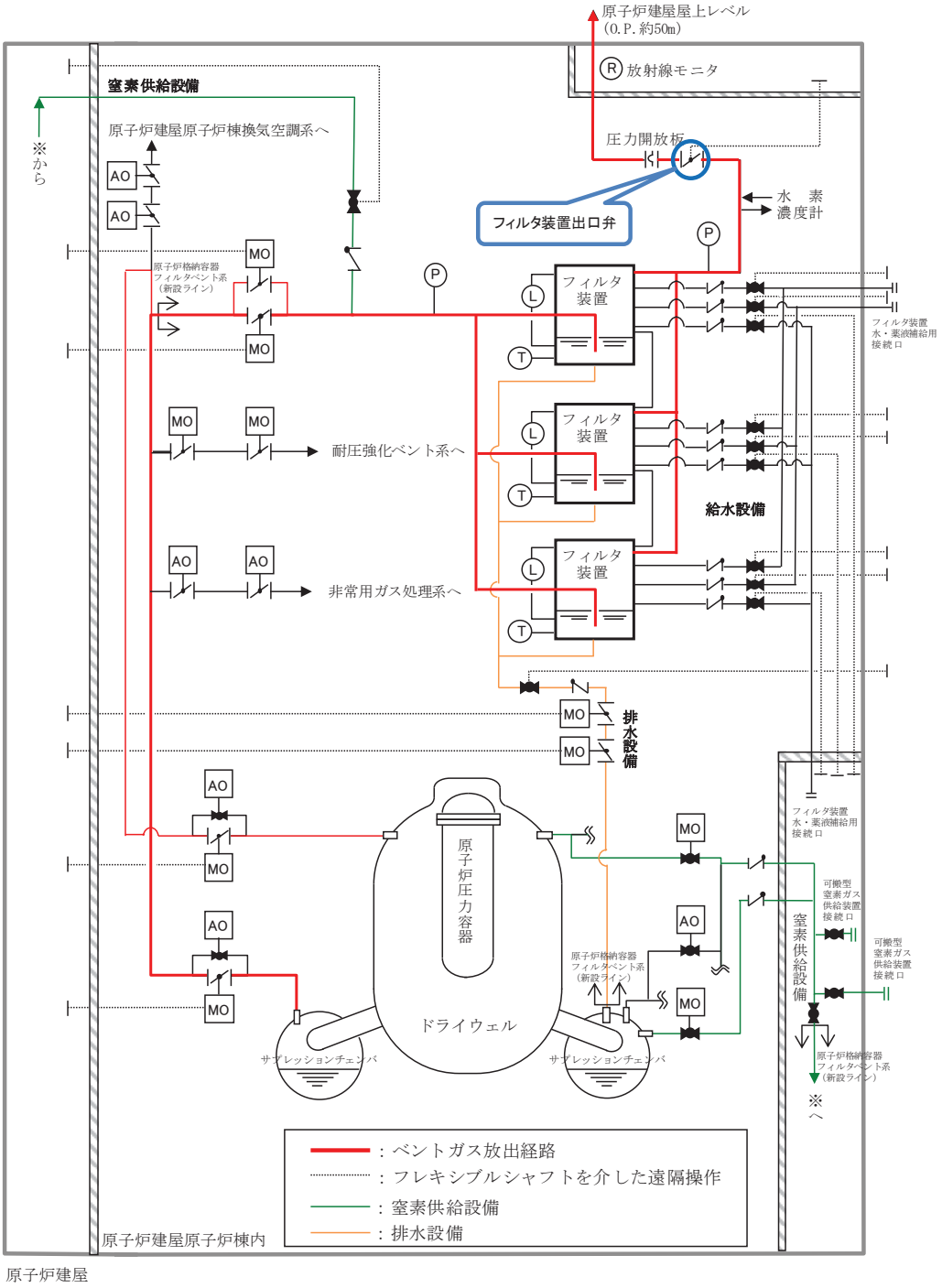
当該弁の電源は，全交流動力電源喪失時においても重大事故等に対処するための電源であるガスタービン発電機から給電が可能であり，中央制御室から遠隔で閉操作が可能である。

炉心の著しい損傷前において，格納容器中に放出される放射能量は，設計基準事故である原子炉冷却材喪失時において燃料から追加放出される放射能と同程度と仮定することができる。この仮定のもとでのドライウェル及びサプレッションチェンバ内の線量率は最大で約 1Sv/h となるが，当該弁の設置位置は原子炉建屋原子炉棟内にあり，格納容器を囲む約 1.9m のコンクリートで遮蔽されているため，コンクリートによる減衰を考慮すると，操作場所における線量は通常運転時と同程度と推定できる。

従って，万一，中央制御室から遠隔操作ができない場合には，当該弁の設置場所で手動による閉操作が可能である。

（参考 5）　圧力開放板の上流側にある弁の設置目的及び運用

原子炉格納容器フィルタベント系の系統構成を第 1 図に示す。フィルタ装置出口から圧力開放板の間にフィルタ装置出口弁を設置する。この弁は通常「開」運用であり，中央制御室にて開閉状態の監視が可能である。以下に，フィルタ装置出口弁の設置目的及び運用について示す。



第 1 図　原子炉格納容器フィルタベント系の系統構成

(1) ベント終了後の大気との隔離

ベント終了後にフィルタ装置を大気と隔離することを目的として設置する。

ベント停止後に可搬型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に窒素を供給し，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へ移送が完了した後に弁を閉止する。なお，弁の閉止は，原子炉建屋内の原子炉棟外から遠隔手動弁操作設備を介して人力にて行う。

(2) プラント起動前における窒素置換

プラント起動前における原子炉格納容器フィルタベント系統内の窒素置換の際に弁を閉止することにより圧力開放板を隔離し，系統内の圧力が破裂設定圧力を超えた場合でも圧力開放板が作動することを防止する。

別紙 20　ベント準備及び実施の時間余裕【本文 4.3】

(1)　ベント準備及び実施の判断基準

ベント準備の判断基準を第 20-1 表に，ベント実施の判断基準を第 20-2 表に示す。

第 20-1 表　ベント準備の判断基準

炉心状態	ベント準備判断基準
炉心損傷前	［ベント準備１］ 残留熱除去系による除熱機能喪失
	［ベント準備２］ 格納容器圧力 384kPa[gage]※1（0.9Pd)到達
炉心損傷判断後※2	［ベント準備１］ 残留熱除去系による除熱機能喪失
	［ベント準備２］ ・格納容器圧力 640kPa[gage]※1（1.5Pd)到達

※1：確認不能の場合は，格納容器内雰囲気温度から格納容器圧力を推定（飽和温度：約 150℃（0.9Pd 相当），約 167℃（1.5Pd 相当））

※2：格納容器内雰囲気放射線モニタのγ線線量率が各種事故（原子炉冷却材喪失）相当の 10 倍を超過で判断。格納容器雰囲気放射線モニタが使用不能の場合においては，原子炉圧力容器表面温度 300℃以上で判断。

第 20-2 表　ベント実施の判断基準

炉心状態	ベント実施判断基準
炉心損傷前	格納容器圧力 427kPa[gage](1Pd)到達
炉心損傷判断後	外部水源注水量限界（サプレッションプール水位「通常運転水位＋約 2m」）到達

(2)　ベント準備の時間余裕

ベント準備は，ベントの停止に必要な可搬型窒素ガス供給装置の設置を行うベント準備１と，ベントラインの系統構成を行うベント準備２を行うが，それぞれ第 20-1 表に示す判断基準により開始する。

ベント準備については，有効性評価の各評価事故シーケンスにおいて，ベント実施判断を行うタイミング（炉心損傷前：格納容器圧力 427kPa[gage]到達，炉心

損傷後:外部水源注水量限界(サプレッションプール水位「通常運転水位＋約 2m」)到達)までに余裕をもって完了できる。(ベント準備の完了からベント実施判断を行うまでの時間余裕が最も短い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)」時においても約 14 時間の時間余裕を確保している)

(3) ベント実施の時間余裕

ベント実施の時間余裕は,ベント操作が完了(人力の場合)※する時間と仮にベント操作を行わなかった場合に格納容器圧力が 854kPa[gage](2Pd)に到達するまでの時間との差をいう。以下にベント実施の時間余裕を示す。

なお,炉心損傷前ベントについては格納容器圧力が 427kPa[gage]到達時点からベントを実施するが,格納容器の限界圧力は 854kPa[gage]であり遠隔操作に失敗した場合の人力操作時間を考慮しても格納容器の健全性という点では問題とならない。したがって,ベント実施の時間余裕は格納容器限界圧力 2Pd までの時間余裕が短い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)」について評価する。

※ ベント操作時間が最長となる現場での人力操作を想定。

隔離弁の遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作に要する時間を第 20-3 表に示す。時間余裕の評価については,モックアップ試験結果に余裕を見込んだ有効性評価適用値で評価を行う。

第 20-3 表　ベント実施に必要な隔離弁操作時間

	FCVS ベントライン隔離弁 （ベント準備２で開操作）				格納容器一次隔離弁 （ベント実施判断後開操作）			
弁番号	T63-F001		T63-F002		T48-F019		T48-F022	
口径	400A		400A		600A		600A	
操作所要時間	モックアップ試験※1 ベース	有効性評価適用値※2	モックアップ試験※1 ベース	有効性評価適用値※2	モックアップ試験※1 ベース	有効性評価適用値※2	モックアップ試験※1 ベース	有効性評価適用値※2
	約 36 分	1.0 時間	約 36 分	1.0 時間	約 54 分	1.5 時間	約 54 分	1.5 時間

※1　想定される現場環境を踏まえ，モックアップ試験においては，防護服，全面マスク及びゴム手袋を装備し弁操作を実施

※2　操作現場までの移動時間（訓練実績：約４分）及び時間余裕を考慮し設定

炉心損傷後ベントを実施する有効性評価の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）」時の，ベント実施の時間余裕を第 20-4 表に示す。（第 20-1 図参照）

第 20-4 表に示すとおり，仮にベント操作を行わなかった場合の格納容器圧力 2Pd 到達時間（事象発生約 51 時間後）に対して，ベント操作は事象発生約 47 時間後までに完了させることが可能であることから，十分な時間余裕を確保している。

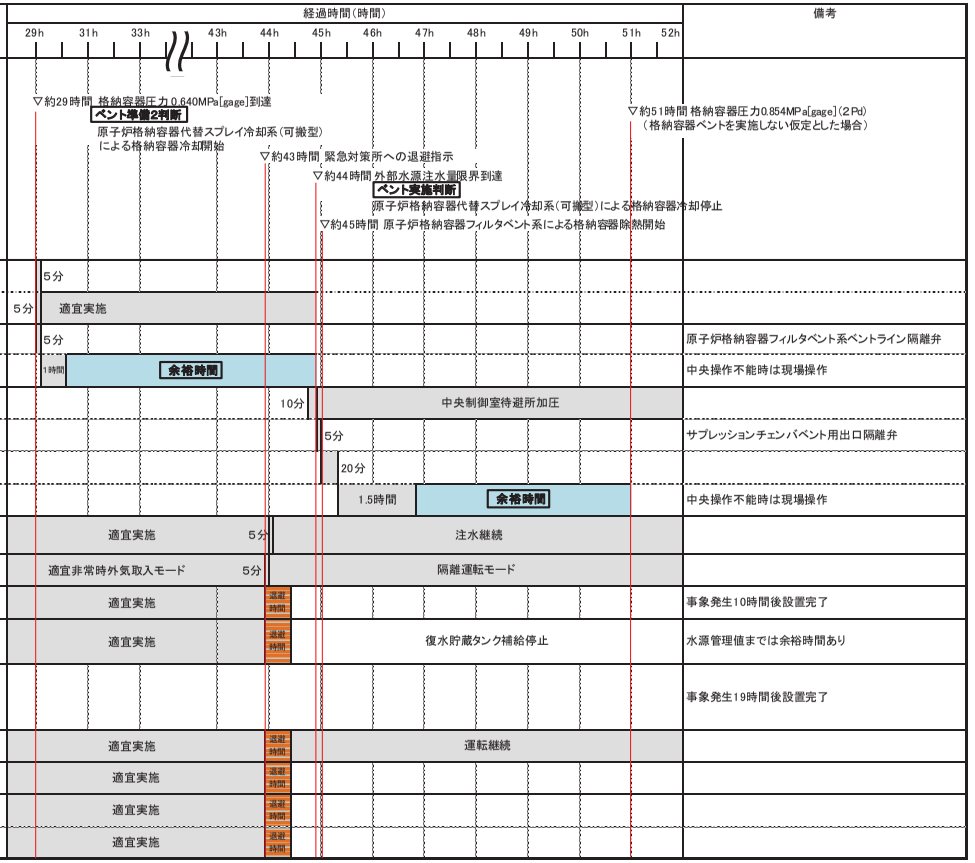
第 20-4 表　炉心損傷後ベント実施の時間余裕

格納容器破損モード	ベント実施判断	ベント操作完了時間※1（人力の場合）	2Pd 到達時間※2	ベント実施の時間余裕
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）	約 44 時間	約 47 時間	約 51 時間	約 4 時間

※1　ベント操作が完了するまでの時間にはプルーム通過に備えた作業の所要時間等を含む

※2　仮にベント操作を行わなかった場合に格納容器圧力が 854kPa[gage](2Pd)に到達するまでの時間

作業項目	実施箇所・必要人員数				作業の内容	備考
	責任者	発電課長	1人	運転操作指揮 発電所対策本部連絡		
	指揮者	発電副長	1人	運転操作作指揮		
	通報連絡者	発電所対策本部要員	6人	中央制御室連絡 発電所外部連絡		
	運転員 （中央制御室）	運転員 （現場）		重大事故等対応要員		
原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却	－	－		2人 【B,C】	・大容量送水ポンプ（タイプⅠ）による格納容器冷却　系統構成	
	1人 【A】	－		－	・大容量送水ポンプ（タイプⅠ）による格納容器冷却　系統構成，冷却開始（間欠運転）	
原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱準備	1人 【B】	－		－	・原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱　系統構成（格納容器ベントバウンダリ構成及び格納容器二次隔離弁操作）	原子炉格納容器フィルタベント系ベントライン隔離弁
	－	2人 【B,D】		－	・原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱　系統構成（現場操作）（格納容器二次隔離弁操作）（解析上考慮せず）	中央操作不能時は現場操作
原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱操作	1人 【B】	－		－	・中央制御室待避所加圧　（解析上考慮せず）	
	1人 【A】	－		－	・原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱 （格納容器一次隔離弁操作）	サプレッションチェンバベント用出口隔離弁
	－	2人 【A,E】		－	・放射線防護装備準備／装備　（解析上考慮せず）	
	－			－	・原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱 （現場操作）（格納容器一次隔離弁操作）（解析上考慮せず）	中央操作不能時は現場操作
低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）注水操作	1人 【C】	－		－	・低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による水位制御	
被ばく低減操作 （解析上考慮せず）	1人 【C】	－		－	・中央制御室換気空調系モード切替え	
代替注水等確保	－	－		1人 【A】	・大容量送水ポンプ（タイプⅠ）監視	事象発生10時間後設置完了
大容量送水ポンプ（タイプⅠ）による淡水貯水槽から復水貯蔵タンクへの補給	－	－		2人 【B,C】	・復水貯蔵タンク補給	水源管理値までは余裕時間あり
原子炉補機代替冷却水系準備操作	－	－		6人 【D～I】	・可搬型設備保管場所への移動 ・原子炉補機代替冷却水系準備 （熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプⅠ）の設置，ホース敷設，接続）	事象発生19時間後設置完了
原子炉補機代替冷却水系運転	－	－		2人 【G,H】	・熱交換器ユニットの起動，監視	
燃料補給	－	－		2人 【O,P】	・ガスタービン発電設備軽油タンクへの給油	
	－	－		2人 【L,M】	・大容量送水ポンプ（タイプⅠ）への給油	
					・原子炉補機代替冷却水系への給油	



第 20-1 図　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）」時における作業と所要時間

（参考 1）炉心損傷の判断根拠

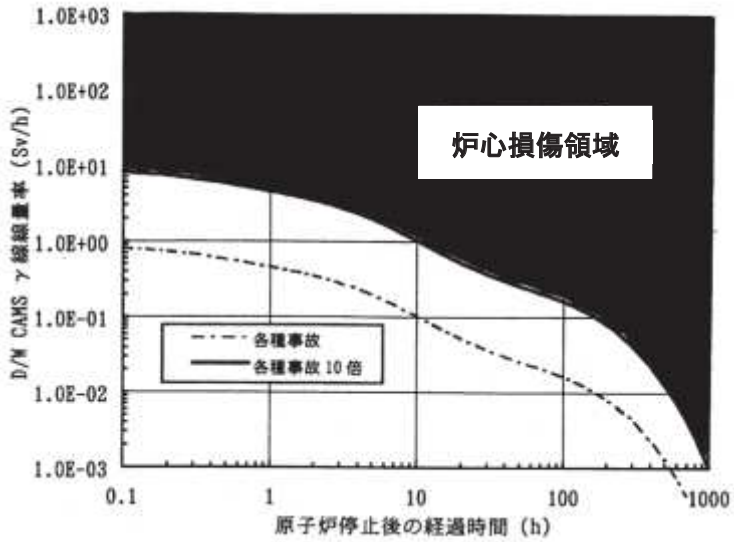
ドライウェル又はサプレッションチェンバ内のγ線線量率の状況を確認し，設計基準事故（追加放出）のγ線線量率の 10 倍を超えた場合を，炉心損傷の判断としている。

炉心損傷開始の判断基準は，設計基準事故時の格納容器内雰囲気放射線モニタγ線線量率（追加放出時）以上でなければならない。一方，基準を高めに設定すると判定が遅れることが懸念されるため，高すぎる設定値は判断基準として適さない。

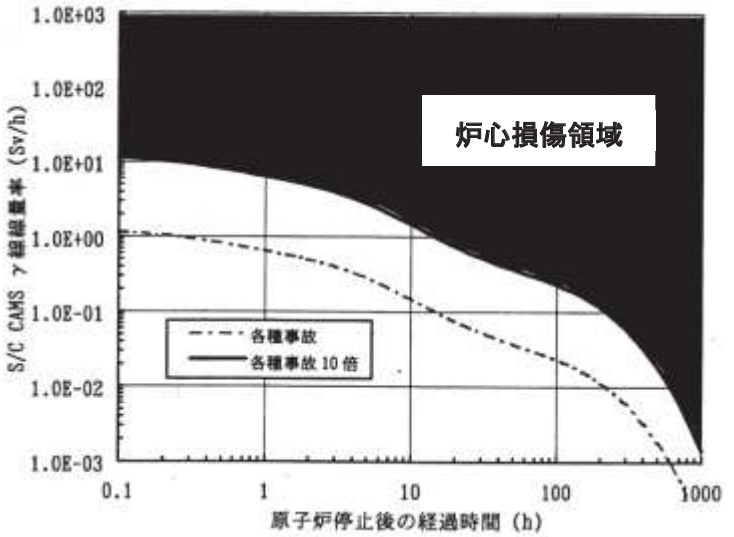
炉心損傷開始の判断は，上述のとおり格納容器内雰囲気放射線モニタのγ線線量率が設計基準事故（追加放出）の 10 倍を超えた場合であり，この設定値は，全燃料中に含まれる希ガスの 0.1%相当が格納容器内に放出された場合のγ線線量率よりも低い，余裕のある値となっている。

上記より炉心損傷判断としては，設計基準事故を超える事象について，設計基準事故のγ線線量率より高く，かつ判定遅れが生じない基準として，設計基準事故（追加放出）の 10 倍を判断目安としている。

炉心損傷の判断基準を第１図及び第２図に示す。



第１図　ドライウェルにおける γ 線線量率



第２図　サプレッションチェンバにおける γ 線線量率

（参考 2）ベント実施に必要なパラメータ及びベント実施判断の考え方

(1) ベント実施に必要なパラメータ

ベントの実施は，原則として格納容器圧力を基準に判断するが，格納容器圧力以外も格納容器内外のパラメータを同時に監視することとしている。監視パラメータを以下に示す。

a. 格納容器内パラメータ

(a) 格納容器圧力

格納容器圧力を計測する弾性圧力検出器は，ドライウェル圧力の計測として 1 個，サプレッションチェンバ圧力の計測として 1 個が原子炉建屋原子炉棟内に設置されており，重大事故等発生時の原子炉建屋原子炉棟内の環境条件においても計測可能な設計としている。

(b) 格納容器内雰囲気温度

格納容器圧力が計測できない場合，格納容器圧力を補完するパラメータとして，複数の格納容器内の雰囲気温度を監視することとしている。

格納容器内の雰囲気温度を計測する温度検出器（熱電対）は，ドライウェルに 55 個，サプレッションチェンバに 4 個設置されており，各所に分散して配置されることにより格納容器内全体の雰囲気温度を監視することができる。

このうち，ドライウェル 11 個，サプレッションチェンバ 4 個の合計 15 個の温度検出器（熱電対）については，重大事故等発生時の格納容器内の環境条件においても計測可能な設計としている。また，ドライウェルに設置される温度検出器（熱電対）は，機器ハッチ部等の格納容器のシール部付近，ペデスタルに設置されている。

ドライウェル及びサプレッションチェンバに設置された合計 15 個の温度検出器（熱電対）の設置箇所を第 1 図に示す。

b. 格納容器外パラメータ

格納容器の健全性については，重大事故等発生時の環境条件においても圧力計及び温度計により判断できるが，不測事態により格納容器からの漏えいが発生する場合を想定し，格納容器からの漏えいを検知する手段として，以下の計器を合わせて監視することとしている。監視パラメータ一覧を第1表に示す。

・可搬型モニタリングポスト（使用可能な場合はモニタリングポスト）

・使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量，低線量）

・原子炉建屋内水素濃度

・静的触媒式水素再結合装置動作監視装置

(2) ベント実施判断の考え方について

炉心損傷判断後におけるベント実施判断の考え方は，以下の 3 ケースに分類され整理される。①においては有効性評価の範囲で想定できるベント判断の考え方であり，②及び③においては，格納容器圧力が計測できない場合，格納容器への十分な注水等ができない場合及び格納容器の限界圧力に到達する前の格納容器の漏えいを想定していることから，有効性評価のマネジメントを超えた不測事態におけるベント判断となるが，柔軟な事故対応ができるよう手順を整備している。

① 格納容器圧力によるベント判断

② 格納容器温度によるベント判断

③ 格納容器からの漏えい検知によるベント判断

① 格納容器圧力によるベント判断

ベントの実施により，格納容器圧力を低下させ，格納容器内の可燃性ガスを排出するため，格納容器圧力を監視するとともに，格納容器圧力が限界圧力に到達する前にベントを実施するため，外部水源注水量限界（サプレッションプール水位が通常運転水位＋約２m）到達によりベントを判断する。

② 格納容器温度によるベント判断

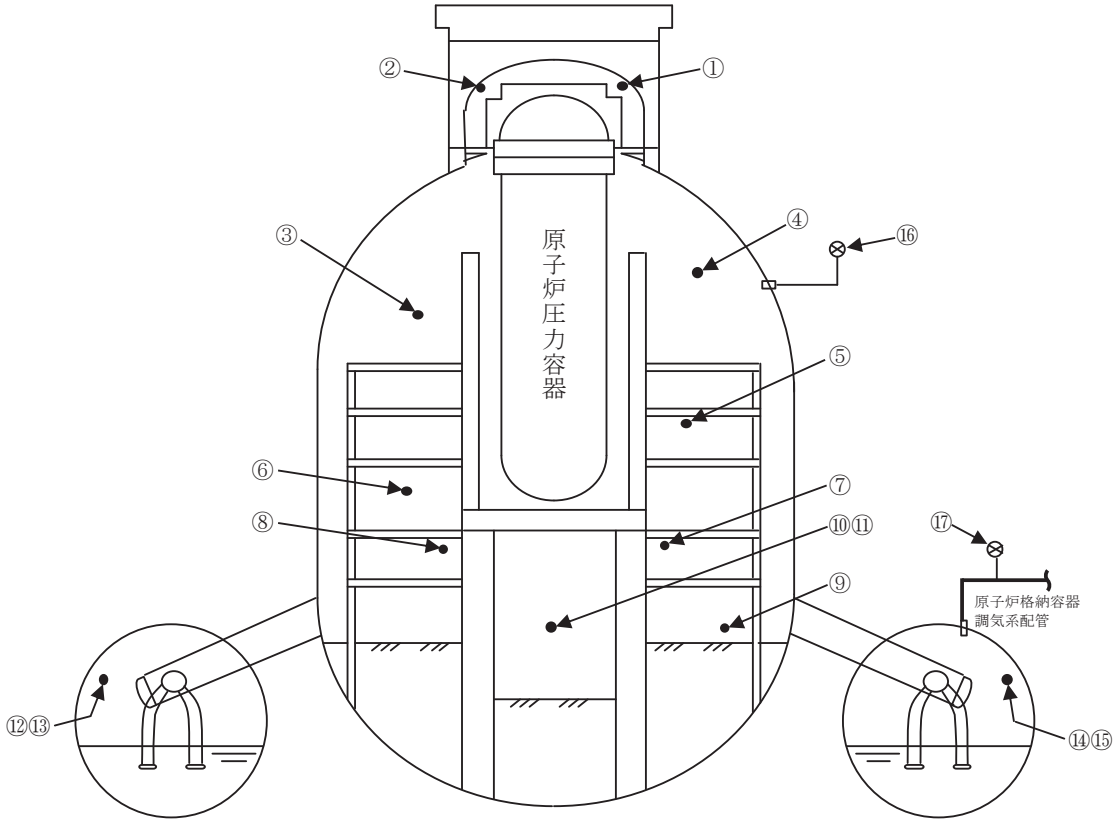
格納容器圧力が計測できない場合は，格納容器内雰囲気温度から格納容器圧力を推定する。格納容器内が飽和状態の場合，温度と圧力は一意的な関係となるため，格納容器温度を計測すれば，その時の格納容器圧力を推定することができる。圧力と飽和温度の関係を，第 2 図に示す。

また，炉心損傷後の重大事故等対処設備の機能喪失を仮定した場合，格納容器への十分な注水等ができず格納容器内雰囲気が過熱状態になり，格納容器は限界圧力を下回る 854kPa[gage](2Pd)に達する前に 200℃に達し，いずれは過温破損に至ることが考えられる。この場合，格納容器ベントを実施することによって過温破損を防止できないが，フィルタ装置を介した放出経路を形成し，大気への放射性物質の放出を極力低減するためのベントを実施する。

格納容器内雰囲気温度は，(1)で述べたように複数点について重大事故等時において計測できる設計としているが，格納容器内の雰囲気温度には局所性があり，単一の温度計測結果のみに基づきベントを実施すると不要なベント実施に繋がる可能性があるため，複数の温度計測結果に基づき，ベント実施を判断する。

③ 格納容器からの漏えい検知によるベント判断

炉心損傷後のベント運用に関しては，格納容器圧力が限界圧力以下であっても，不測事態により格納容器からの漏えいが発生する場合も想定する。このような場合については，非管理放出及び異常漏えいを抑制し，環境影響を緩和する観点から，ベントを実施することとしている。ベント実施について，(1)で示した漏えいに関する複数のパラメータの兆候により判断する。

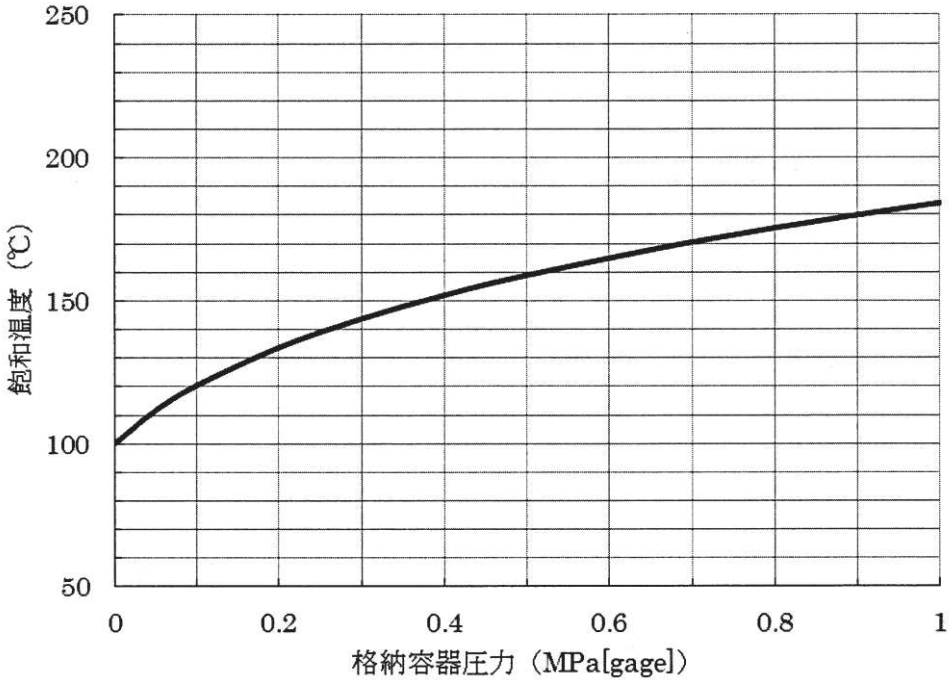


番号	名　　称	設置高さ	測定範囲
①	ドライウェルフランジ部（0°）周辺温度	O.P. 28007	0～300℃
②	ドライウェルフランジ部（180°）周辺温度	O.P. 28007	0～300℃
③	SRV 搬出入口上部周辺温度	O.P. 17650	0～300℃
④	所員用エアロック上部周囲温度	O.P. 19100	0～300℃
⑤	電気用ペネ部（45°）周辺温度	O.P. 12500	0～300℃
⑥	電気用ペネ部（225°）周辺温度	O.P. 8800	0～300℃
⑦	機器搬出入口ハッチ下部（315°）周辺温度	O.P. 5350	0～300℃
⑧	機器搬出入口ハッチ下部（135°）周辺温度	O.P. 5250	0～300℃
⑨	制御棒駆動機構搬出入口下部周辺温度	O.P. 1650	0～300℃
⑩⑪	ペデスタル内（90°）周辺温度 ペデスタル内（270°）周辺温度	O.P. 2400	0～300℃
⑫⑬ ⑭⑮	圧力抑制室内空気温度※1	O.P. -600	0～300℃
⑯	ドライウェル圧力	原子炉建屋地上 2 階 (O.P. 18000※2)	0～1 MPa[abs]
⑰	圧力抑制室圧力	原子炉建屋地下 1 階 (O.P. 2651※2)	0～1 MPa[abs]

※1:圧力抑制室の 0°，90°，180°，270° 付近に設置

※2:検出点高さ

第 1 図　格納容器雰囲気温度の測定点及び格納容器圧力の設置箇所



第２図　格納容器圧力と飽和温度の関係

第１表　格納容器外（原子炉建屋）監視パラメーター一覧

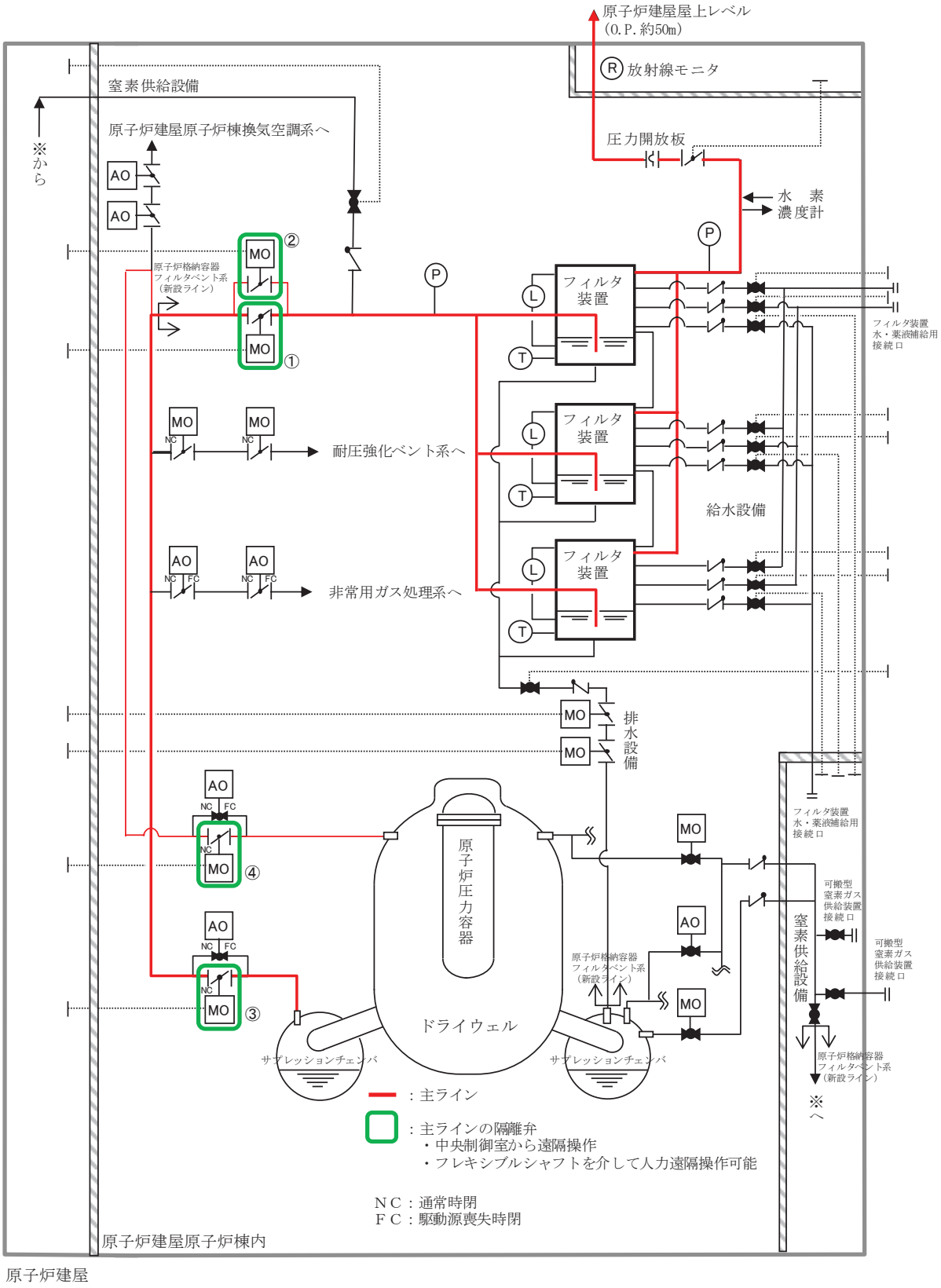
破損想定場所	エリア名称	エリア放射線モニタ		原子炉建屋温度		原子炉建屋内計装		非常用ガス処理系計装	
		Ｎｏ	名称	Ｎｏ	名称	Ｎｏ	名称	Ｎｏ	名称
D/W トップヘッド	原子炉建屋 オペレーティング フロア	1 2 3 4 5 6 7	3F RPVヘッド置場付近 3F 新燃料貯蔵庫付近 3F 燃料交換フロア（H） 3F 燃料交換フロア（L） 3F 南西側オペレーティングフロア 3F 南東側オペレーティングフロア 3F 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量，低線量）	－	－	1 2	原子炉建屋内水素濃度 静的触媒式水素再結合装置 動作監視装置	1 2	非常用ガス処理系放射線モニタ スタック放射線モニタ
所員用 エアロック	所員用エアロック 及び SRV搬出入口のフロア	8 9 10 11	1F 大物搬入口付近 1F エレベータ出入口付近 1F バルブラッピング室 1F 南側出入口付近	1 2	RHR熱交（A）室漏えい検出（周囲温度） RHR熱交（B）室漏えい検出（周囲温度）	3	原子炉建屋内水素濃度	－	－
機器搬入用 ハッチ	機器搬入用の フロア	12 13 14 15 16 17 18 19	B1F CRD補修室 B1F CRD水圧制御ユニット［A］ B1F CRD水圧制御ユニット［B］ B1F エレベータ出入口付近 B1F TIP装置室 B1F TIP駆動装置室 B1F 原子炉水サンプリングラック室 B1F CUW F/D制御盤付近	3	R/B主蒸気管漏えい検出（周囲温度）	4	原子炉建屋内水素濃度	－	－

（参考 3）ベント前における隔離弁の健全性確認方法

中央制御室にて，ベント実施に必要な隔離弁の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。（第 1 図①～④）

なお，ベントに必要な隔離弁は，所内常設蓄電式直流電源設備，常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備より受電可能である。

また，ベント操作は中央制御室からの遠隔操作により隔離弁の開操作を行うが，万一，弁が開動作しない場合でも，遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作により，格納容器圧力 854kPa[gage](2Pd)に到達するまでにベント操作を完了する。



第１図　原子炉格納容器フィルタベント系の系統構成概要図

（参考 4）隔離弁の手動操作及び隔離弁の健全性

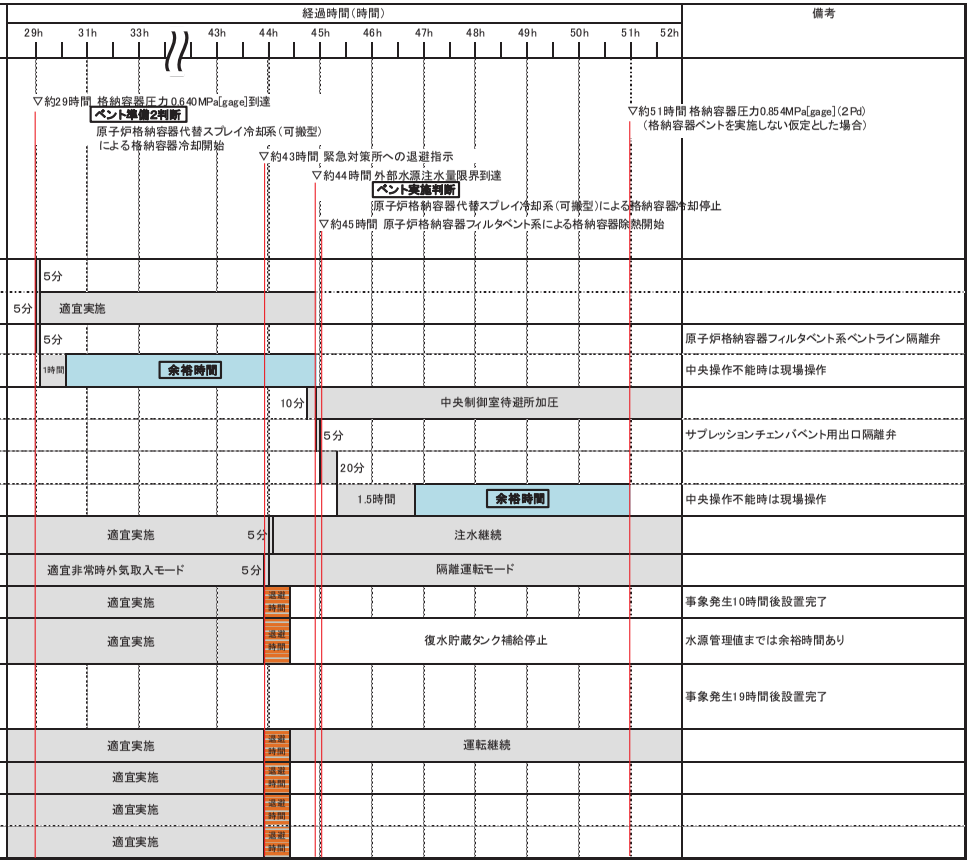
炉心損傷を判断した場合には，フィルタ装置にて除去できない希ガスを可能な限り格納容器内に保持するが，格納容器圧力が限界圧力である 854kPa[gage]（2Pd）到達までにベントを実施することとしている。

ベント実施に必要な隔離弁の操作は，中央制御室から遠隔にて操作可能だが，人力による隔離弁の操作時間を考慮しても，格納容器圧力 854kPa[gage](2Pd)到達までにベント操作を完了することができるよう，外部水源注水量限界到達で行うこととしている。

炉心損傷を判断した場合にベントを実施する有効性評価の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）」の評価事故シーケンスである「大破断 LOCA＋HPCS 失敗＋低圧 ECCS 失敗＋全交流動力電源喪失」時においても，格納容器圧力 854kPa[gage](2Pd)到達までにベント操作を完了することができる。（第 1 図）

また，格納容器は，第 1 表（「女川原子力発電所２号炉　重大事故等対策の有効性評価　付録２　原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価」(平成 31 年 2 月 28 日）再掲）に示すとおり，200℃，2Pd の環境下における構造健全性及び機能維持を確認した。

作業項目	実施箇所・必要人員数				作業の内容	備考
	責任者	発電課長	1人	運転操作指揮 発電所対策本部連絡		
	指揮者	発電副長	1人	運転操作作指揮		
	通報連絡者	発電所対策本部要員	6人	中央制御室連絡 発電所外部連絡		
	運転員 （中央制御室）	運転員 （現場）	重大事故等対応要員			
原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却	－	－	2人 【B,C】		・大容量送水ポンプ（タイプⅠ）による格納容器冷却　系統構成	
	1人 【A】	－	－		・大容量送水ポンプ（タイプⅠ）による格納容器冷却　系統構成，冷却開始（間欠運転）	
原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱準備	1人 【B】	－	－		・原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱　系統構成（格納容器ベントバウンダリ構成及び格納容器二次隔離弁操作）	原子炉格納容器フィルタベント系ベントライン隔離弁
	－	2人 【B,D】	－		・原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱　系統構成（現場操作）（格納容器二次隔離弁操作）（解析上考慮せず）	中央操作不能時は現場操作
原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱操作	1人 【B】	－	－		・中央制御室待避所加圧　（解析上考慮せず）	
	1人 【A】	－	－		・原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱（格納容器一次隔離弁操作）	サプレッションチェンバベント用出口隔離弁
	－	2人 【A,E】	－		・放射線防護装備準備／装備　（解析上考慮せず）	
	－		－		・原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱（現場操作）（格納容器一次隔離弁操作）（解析上考慮せず）	中央操作不能時は現場操作
低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）注水操作	1人 【C】	－	－		・低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による水位制御	
被ばく低減操作 （解析上考慮せず）	1人 【C】	－	－		・中央制御室換気空調系モード切替え	
代替注水等確保	－	－	1人 【A】		・大容量送水ポンプ（タイプⅠ）監視	事象発生10時間後設置完了
大容量送水ポンプ（タイプⅠ）による淡水貯水槽から復水貯蔵タンクへの補給	－	－	2人 【B,C】		・復水貯蔵タンク補給	水源管理値までは余裕時間あり
原子炉補機代替冷却水系準備操作	－	－	6人 【D～I】		・可搬型設備保管場所への移動 ・原子炉補機代替冷却水系準備（熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプⅠ）の設置，ホース敷設，接続）	事象発生19時間後設置完了
原子炉補機代替冷却水系運転	－	－	2人 【G,H】		・熱交換器ユニットの起動，監視	
燃料補給	－	－	2人 【O,P】		・ガスタービン発電設備軽油タンクへの給油	
	－	－	2人 【L,M】		・大容量送水ポンプ（タイプⅠ）への給油	
					・原子炉補機代替冷却水系への給油	



第１図　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）」時における作業と所要時間

第１表　評価結果のまとめ（１／３）

評価対象	評価部位	評価方法の概要	評価値	判定値	備考
原子炉格納容器本体	構造・形状不連続部	代表プラントの原子炉格納容器全体構造の解析結果を適用し，許容圧力を評価	約4.4Pd ～ 6.0Pd （許容圧力）	2Pd（0.854MPa）以上	－
	一般部	設計・建設規格（PVE-3230他）を準用し，200℃における2/3Suが発生するときの許容圧力を評価	約2.6Pd以上 （許容圧力）	2Pd（0.854MPa）以上	－
	ドライウェル基部	既工認の評価値を用いて200℃，2Pdにおける発生応力を評価	□ MPa （一次+二次応力）	501MPa以下	－
	ベント管ベローズ	設計・建設規格（PVE-3810）に準拠し，疲労累積係数を評価	□ （疲労累積係数）	1以下	－
ドライウェル主フランジ	フランジ及び締付ボルト	代表プラントの主フランジ構造の解析結果を適用し，許容圧力を評価	約3.9Pd ～ 4.4Pd （許容圧力）	2Pd（0.854MPa）以上	－
	シール部	実機モデルの有限要素法による開口量評価及び改良EPDM材の圧縮永久ひずみ試験結果により評価	約□mm （開口量）	許容開口量（□mm）以下	168時間後の結果を記載
機器搬出入用ハッチ	円筒胴取付部	代表プラントのペネトレーション構造の解析結果を適用し，許容圧力を評価	約4.1Pd ～ 4.7Pd （許容圧力）	2Pd（0.854MPa）以上	－
	円筒胴	設計・建設規格（PVE-3230）を準用し，200℃における2/3Suが発生するときの許容圧力を評価	約7.6Pd （許容圧力）	2Pd（0.854MPa）以上	－
	鏡板	機械工学便覧の座屈評価式を準用し，許容圧力（座屈圧力）を評価	約8.9Pd （許容圧力（座屈圧力））	2Pd（0.854MPa）以上	－
	シール部	実機モデルの有限要素法による変形量評価及び改良EPDM材の圧縮永久ひずみ試験結果により評価	□mm （変形量（開口量））	許容変形量（□mm）以下	168時間後の結果を記載

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

第１表　評価結果のまとめ（２／３）

評価対象	評価部位	評価方法の概要	評価値	判定値	備考
所員用エアロック	扉及び隔壁	既工認の評価値を用いて，200℃における 2/3Su が発生するときの許容圧力を評価	約2.9Pd以上 （許容圧力）	2Pd（0.854MPa）以上	－
	円筒胴	設計・建設規格（PVE-3230）を準用し，200℃における 2/3Su が発生するときの許容圧力を評価	約8.0Pd以上 （許容圧力）	2Pd（0.854MPa）以上	－
	扉のシール部	機械工学便覧のはりのたわみ計算式による変位量及び改良 EPDM 材の圧縮永久ひずみ試験結果により評価	□mm （変位量）	許容変形量（□mm）以下	168時間後の結果を記載
	扉以外のシール部	PEEK 材の材料特性及び改良 EPDM 材の圧縮永久ひずみ試験結果により評価	・200℃で耐性あり（改良EPDM材） ・250℃（PEEK材）	200℃以上	改良EPDM材：168時間後の結果を記載 PEEK材：メーカ仕様を記載
逃がし安全弁搬出入口	円筒胴及び鏡板	設計・建設規格（PVE-3230）を準用し，200℃における 2/3Suが発生するときの許容圧力を評価	約19.6Pd以上 （許容圧力）	2Pd（0.854MPa）以上	－
	フランジ及びヒンジボルト	代表プラントのハッチタイプフランジ構造の解析結果を適用し，許容圧力を評価	約4.1Pd （許容圧力）	2Pd（0.854MPa）以上	－
	シール部	代表プラントのハッチタイプフランジ構造の開口量評価及び改良EPDM材の圧縮永久ひずみ試験結果により評価	□mm （開口量）	許容開口量（□mm）以下	168時間後の結果を記載
配管貫通部	貫通配管	代表配管について，設計・建設規格（PPC-3530）を準用し，200℃，2Pdにおける一次+二次応力を評価 許容応力を超過する場合は，設計・建設規格（PPB-3535）に準拠し，疲労累積係数を評価	0.0036 （疲労累積係数）	1以下	－
	貫通部	代表配管について，設計・建設規格（PPC-3530）を準用し，200℃，2Pd における一次+二次応力を評価 許容応力を超過する場合は，設計・建設規格（PPB-3535）に準拠し，疲労累積係数を評価	311MPa （一次+二次応力）	501MPa以下	－
	スリーブ	設計・建設規格（PVE-3611）を準用し，200℃における 2/3Su が発生するときの許容圧力を評価	約37.1Pd （許容圧力）	2Pd（0.854MPa）以上	－
		設計・建設規格（PVE-3612）を準用し，200℃における 2/3Su が発生するときの許容圧力を評価	約20.6Pd （許容圧力）	2Pd（0.854MPa）以上	－
	端板	設計・建設規格（PVE-3410）を準用し，200℃における 2/3Su が発生するときの許容圧力を評価	約11.4Pd （許容圧力）	2Pd（0.854MPa）以上	－

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

第１表　評価結果のまとめ（３／３）

評価対象	評価部位	評価方法の概要	評価値	判定値	備考
配管貫通部 （フランジ部）	ボルト締付平板	設計・建設規格（PVE-3410）を準用し，200℃における2/3Suが発生するときの許容圧力を評価	約2.7Pd （許容圧力）	2Pd（0.854MPa）以上	－
	フランジ	JIS B 8265-2003を適用し，2Pdにおけるフランジの発生組合せ応力を評価	□MPa	292MPa以下	－
	締付ボルト	JIS B 8265-2003を適用し，200℃，2Pdにおけるボルトの所要総断面積を評価	□mm² （所要総断面積）	総断面積（□mm²）以下	－
	シール部	一般式によるフランジ開口量評価及び改良EPDM材の圧縮永久ひずみ試験結果により評価	約□mm （開口量）	許容開口量（□mm）以下	168時間後の結果を記載
配管貫通部 （閉止板）	閉止板	設計・建設規格（PVE-3410）を準用し，200℃における2/3Su が発生するときの許容圧力を評価	約10.8Pd （許容圧力）	2Pd（0.854MPa）以上	－
配管貫通部 （伸縮継手）	伸縮継手	設計・建設規格（PVE-3810）に準拠し，疲労累積係数を評価	0.1067 （疲労累積係数）	1以下	－
配管貫通部 （短管）	短管	設計・建設規格（PVE-3611）を準用し，200℃における2/3Su が発生するときの許容圧力を評価	約25.0Pd （許容圧力）	2Pd（0.854MPa）以上	－
電気配線貫通部	スリーブ	「配管貫通部　スリーブ」に合わせて評価	－	－	－
	アダプタ	設計・建設規格（PVE-3611）を準用し，200℃における2/3Suが発生するときの許容圧力を評価	・高電圧：約30.4Pd ・低電圧：約37.0Pd	2Pd（0.854MPa）以上	－
	ヘッダ	設計・建設規格（PVE-3410）を準用し，200℃における2/3Suが発生するときの許容圧力を評価	・高電圧：約33.7Pd ・低電圧：約69.0Pd	2Pd（0.854MPa）以上	－
	モジュール	電共研，NUPEC 及び過去の環境試験の原子炉格納容器電気ペネトレーションの特性・健全性確認試験結果を用いて，シール性が確保されることを評価	漏えいなし	シール機能を維持すること	168時間後の結果を記載
原子炉格納容器 隔離弁	弁箱	弁の圧力レーティング設計により，200℃における許容圧力を評価	約3.0Pd以上 （許容圧力）	2Pd（0.854MPa）以上	－
	シール材	PEEK 材の材料特性，改良 EPDM 材の圧縮永久ひずみ試験結果及び蒸気加熱漏えい試験結果により評価	・200℃で耐性あり（改良EPDM材） ・250℃（PEEK材） ・漏えいなし	200℃以上 シール機能維持	改良EPDM材：168時間後の結果を記載 PEEK材：メーカ仕様を記載

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

（参考 5）ベント停止について

原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱を実施することで，格納容器温度及び圧力が低下するが，下記の条件を満足することによりベントを停止することが可能となる。

〈ベント停止条件〉

・残留熱除去系又は代替循環冷却系による格納容器除熱機能が使用可能

・格納容器内の水素及び酸素濃度測定が可能

・可搬型窒素ガス供給装置を用いた格納容器内への窒素注入が可能

格納容器ベントの停止に際しては，除熱開始後の格納容器負圧破損防止及び可燃性ガス濃度の上昇抑制を目的に，格納容器ベント停止前に可搬型窒素ガス供給装置による格納容器への窒素注入を開始する。

残留熱除去系等のサプレッションプールを水源とする注水設備による原子炉注水へ切り替えた後，格納容器ベントを停止する。

格納容器ベント停止後，窒素注入により格納容器圧力を所定の圧力まで昇圧したうえで残留熱除去系等による格納容器除熱を開始することにより，原子炉及び格納容器の安定状態を長期にわたり維持することができる。

ベント停止のために必要な機能及びそれらの機能を備えた設備について，第 1 表に示す。

第1表　ベント停止のために必要な機能及び設備

必要な機能	設備	設備概要
格納容器除熱	・残留熱除去系又は代替循環冷却系	格納容器内の熱を原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系含む）又は原子炉補機代替冷却水系へ輸送するとともに，格納容器内における循環冷却を行う。
	・原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系含む）又は原子炉補機代替冷却水系	格納容器内の熱を最終ヒートシンクである海へ輸送する。
	・可搬型窒素ガス供給装置	格納容器内の除熱に伴い水蒸気が凝縮し，格納容器が負圧になることを防止する。
格納容器内水素及び酸素濃度の制御（炉心損傷後）	・可搬型窒素ガス供給装置	格納容器及び原子炉格納容器フィルタベント系内を掃気し，不活性化を行う。
	・格納容器内雰囲気水素濃度 ・格納容器内雰囲気酸素濃度	格納容器内の水素及び酸素濃度を監視する。
	・格納容器内水素濃度	格納容器内の水素濃度を監視する。

（参考６）各操作の成立性

1．原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）

(1) 操作概要

原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器内の減圧及び除熱は，中央制御室からの操作により実施するが，原子炉格納容器調気系及び原子炉格納容器フィルタベント系隔離弁（電動弁）を中央制御室から操作できない場合は，遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作を行う。

(2) 作業場所

サプレッションチェンバ側からのベント：原子炉建屋　地上１階，地下１階（原子炉建屋内の原子炉棟外）

ドライウェル側からのベント：原子炉建屋　地上１階（原子炉建屋内の原子炉棟外）

(3) 必要要員数及び操作時間

原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）のうち，遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作に必要な要員数及び時間は以下のとおり。

なお，サプレッションチェンバ側からのベント及びドライウェル側からのベントに必要な時間は同じである。

必要要員数：２名（現場運転員２名）

想定時間　：170 分（訓練実績等）

(4) 操作の成立性について

作業環境：ヘッドライト及び懐中電灯を携行しており，建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。放射性物質が放出されるおそれがあることから，防護具（自給式呼吸器，個人線量計，ゴム手袋等）を装備して作業を実施する。

移動経路：ヘッドライト及び懐中電灯を携行していることから，建屋内常用照明消灯時においてもアクセス可能である。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性　：遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作については，操作に必要な工具はなく通常の弁操作と同様であるため，容易に実施可能である。

連絡手段：通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受話器（ページング）を配備しており，重大事故等の環境下において，通常の連絡手段が使用不能となった場合でも，携行型通話装置により中央制御室に連絡することが可能である。

2．原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への水補給

(1) 操作概要

発電所対策本部は，フィルタ装置への水補給が必要な状況において，プラント状況から大容量送水ポンプ（タイプⅠ）の設置場所，ホースの敷設ルート及び接続先を決定する。

重大事故等対応要員は，現場で，発電所対策本部より指示されたルートを確保した上で，大容量送水ポンプ（タイプⅠ）の設置，ホースの敷設及び接続を実施し，フィルタ装置への水補給を実施する。

(2) 作業場所

屋外（淡水貯水槽周辺及び原子炉建屋周辺）

(3) 必要要員数及び操作時間

フィルタ装置への水補給のうち，大容量送水ポンプ（タイプⅠ）の設置，ホースの敷設及び接続並びに遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作に必要な要員数及び時間は以下のとおり。

必要要員数：11 名（現場運転員２名※及び重大事故等対応要員９名）

想定時間　：380 分（訓練実績等）

※：フィルタ装置水・薬液補給接続口（建屋内）へホースを接続する場合に必要な要員

(4) 操作の成立性について

作業環境：車両付属の作業用照明，可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）により夜間における作業性を確保している。放射性物質が放出されるおそれがあることから，防護具（全面マスク，個人線量計，ゴム手袋等）を装備して作業を実施する。

移動経路：車両付属の作業用照明のほか，可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を携行していることから，夜間においてもアクセス可能である。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性　：大容量送水ポンプ（タイプⅠ）からのホースの接続は，汎用の結合金具であり，容易に実施可能である。また，遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作については，操作に必要な工具はなく通常の弁操作と同様であるため，容易に実施可能である。作業エリア周辺には作業を実施する上で支障となる設備はなく，十分な作業スペースを確保している。

連絡手段：通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受話器（ページング）を配備しており，重大事故等の環境下において，通常の連絡手段が使用不能となった場合でも，トランシーバ(携帯)により発電所対策本部に連絡することが可能である。注水操作は，中央制御室からの依頼に基づき発電所対策本部の指示により屋外で実施するが，衛星電話(固定)，衛星電話(携帯)，トランシーバ（固定）及びトランシーバ（携帯）を用いることにより，円滑な連絡が可能である。

3．原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素パージ

(1) 可搬型窒素ガス供給装置の設置，ホースの敷設及び接続

a．操作概要

格納容器ベント停止後において，スクラバ溶液に捕集された放射性物質による水の放射線分解で発生する水素及び酸素を排出するため，原子炉格納容器フィルタベント系の窒素によるパージを実施する。

窒素の供給は可搬型窒素ガス供給装置で行い，当該装置を原子炉格納容器調気系にホースで接続する。

b．作業場所

屋外（原子炉建屋周辺）

c．必要要員数及び操作時間

原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素パージのうち，可搬型窒素ガス供給装置の設置，ホースの敷設及び接続に必要な要員数及び時間は以下のとおり。

必要要員数：５名（重大事故等対応要員５名）

想定時間　：300 分（訓練実績等）

d．操作の成立性について

作業環境：車両付属の作業用照明，可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）により夜間における作業性を確保している。放射性物質が放出されるおそれがあることから，防護具（全面マスク，個人線量計，ゴム手袋等）を装備して作業を実施する。

移動経路：車両付属の作業用照明のほか，可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を携行していることから，夜間においてもアクセス可能である。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性　：可搬型窒素ガス供給装置からのホースの接続は，汎用の結合金具であり，容易に実施可能である。また，作業エリア周辺には作業を実施する上で支障となる設備はなく，十分な作業スペースを確保している。

連絡手段：通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受話器（ページング）を配備しており，重大事故等の環境下において，通常の連絡手段が使用不能となった場合でも，トランシーバ（携帯）により発電所対策本部に連絡することが可能である。

(2) 原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素パージ

a．操作概要

可搬型窒素ガス供給装置の設置，ホースの敷設及び接続後，窒素供給弁を操作し，原子炉格納容器フィルタベント系の窒素によるパージを実施する。

また，原子炉格納容器フィルタベント系への窒素によるパージ中に原子炉格納容器フィルタベント系系統内の水素濃度を測定するため，フィルタ装置出口水素濃度の系統構成を実施する。

b．作業場所

原子炉建屋　地上１階（原子炉建屋内の原子炉棟外）

c．必要要員数及び操作時間

原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素パージのうち，フィルタ装置の窒素パージ操作に必要な要員数及び時間は以下のとおり。

必要要員数：２名（現場運転員２名）

想定時間　：15 分（訓練実績等）

d. 操作の成立性について

作業環境：ヘッドライト及び懐中電灯を携行しており，建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。放射性物質が放出されるおそれがあることから，防護具（自給式呼吸器，個人線量計，ゴム手袋等）を装備して作業を実施する。

移動経路：ヘッドライト及び懐中電灯を携行していることから，建屋内常用照明消灯時においてもアクセス可能である。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性　：遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作については，操作に必要な工具はなく通常の弁操作と同様であるため，容易に実施可能である。

連絡手段：通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受話器（ページング）を配備しており，重大事故等の環境下において，通常の連絡手段が使用不能となった場合でも，携行型通話装置により中央制御室に連絡することが可能である。

4. 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への薬液補給

(1) 操作概要

発電所対策本部は，フィルタ装置への薬液補給が必要な状況において，プラント状況から薬液補給装置の設置場所，ホースの敷設ルート及び接続先を決定する。

重大事故等対応要員は，現場で，発電所対策本部より指示されたルートを確保した上で，薬液補給装置の設置，ホースの敷設及び接続を実施し，フィルタ装置への薬液補給を実施する。

(2) 作業場所

屋外（原子炉建屋周辺）

(3) 必要要員数及び操作時間

フィルタ装置への薬液補給のうち，薬液補給装置の設置，ホースの敷設及び接続並びに遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作に必要な要員数及び時間は以下のとおり。

必要要員数：４名（現場運転員２名※及び重大事故等対応要員２名）

想定時間　：230 分（訓練実績等）

※：フィルタ装置水・薬液補給接続口（建屋内）へホースを接続する場合に必要な要員

(4) 操作の成立性について

作業環境：車両付属の作業用照明，可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）により夜間における作業性を確保している。放射性物質が放出されるおそれがあることから，防護具（全面マスク，個人線量計，ゴム手袋等）を装備して作業を実施する。

移動経路：車両付属の作業用照明のほか，可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を携行していることから，夜間においてもアクセス可能である。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

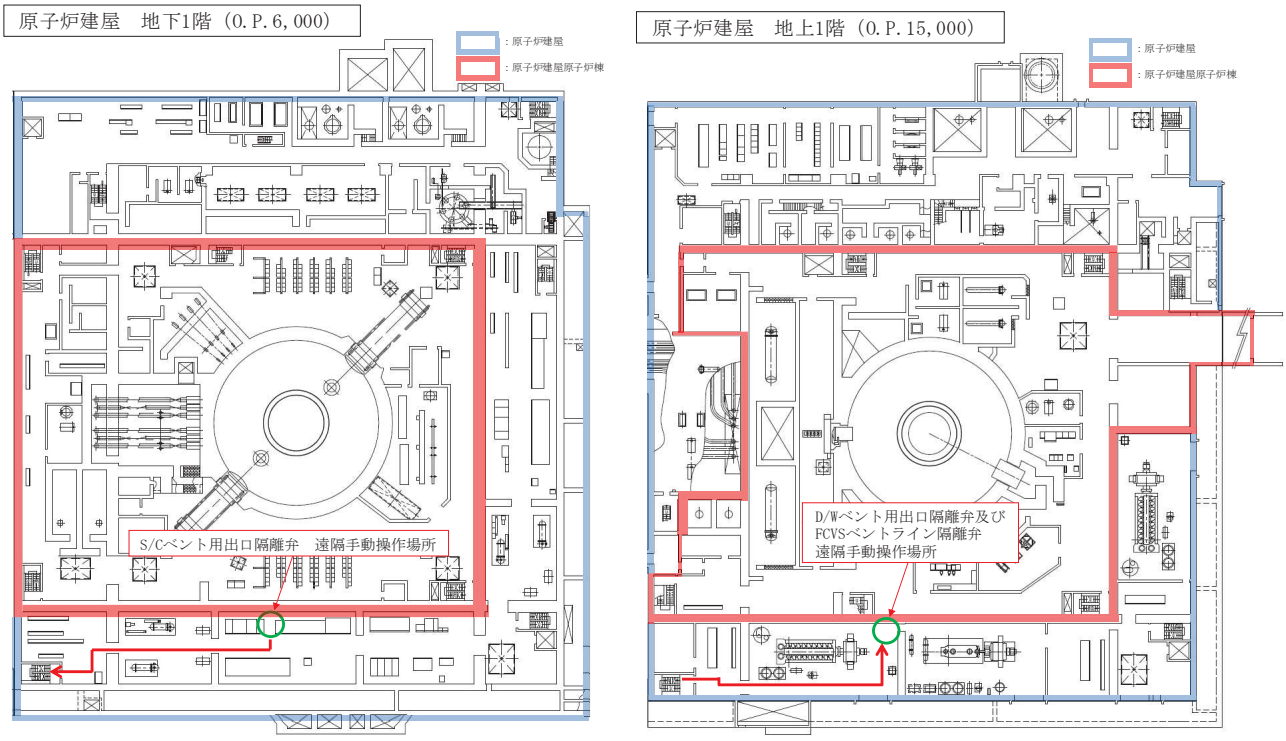
操作性　：薬液補給装置からのホースの接続は，汎用の結合金具であり，容易に実施可能である。また，遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作については，操作に必要な工具はなく通常の弁操作と同様であるため，容易に実施可能である。作業エリア周辺には作業を実施する上で支障となる設備はなく，十分な作業スペースを確保している。

連絡手段：通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受話器（ページング）を配備しており，重大事故等の環境下において，通常の連絡手段が使用不能となった場合でも，トランシーバ(携帯)により発電所対策本部に連絡することが可能である。

（参考 7）サプレッションチェンバ側からのベントに失敗した場合の対応

格納容器ベント操作において S/C ベント用出口隔離弁（サプレッションチェンバ側）の開操作に失敗した場合は，D/W ベント用出口隔離弁（ドライウェル側）の開操作を実施する。

有効性評価の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）」時における評価事故シーケンス「大破断 LOCA＋HPCS 失敗＋低圧 ECCS 失敗＋全交流動力電源喪失」を想定する。S/C ベント用出口隔離弁の操作場所から D/W ベント用出口隔離弁の操作場所への移動時間（５分）及び D/W ベント用出口隔離弁の現場での人力による開操作時間を考慮しても，格納容器圧力が 854kPa［gage］に到達するまでに格納容器ベントを実施することが可能である。操作現場の移動経路について第１図に示す。



第１図　格納容器第一隔離弁操作場所移動経路

S/C ベント用出口隔離弁の現場操作場所は，原子炉建屋内の原子炉棟外地下１階であり，D/W ベント用出口隔離弁の現場操作場所は原子炉建屋内の原子炉棟外地上１階である。

S/C ベント用出口隔離弁から D/W ベント用出口隔離弁への現場移動は，近傍の階段室から１フロア移動する。

（参考 8）格納容器ベント判断の考え方について

重大事故時において，格納容器ベント判断は早期に実施するべきか，それとも可能な限り遅らせて判断するべきなのか，それぞれについて考察する。

早期に格納容器ベント判断を行う仮定として，格納容器最高使用圧力 427kPa[gage]（以下「１Pd」という）を用い，可能な限り遅らせる場合は格納容器限界圧力 854kPa[gage]（以下「２Pd」という）近傍として考察する。

まず，格納容器最高使用圧力である１Pd を超えた場合に格納容器ベントを判断する場合であるが，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）」時における評価事故シーケンス「大破断 LOCA＋HPCS 失敗＋低圧 ECCS 失敗＋全交流動力電源喪失」の例では，格納容器スプレイによる格納容器冷却に期待しない場合，事象発生後約 18 時間で１Pd に到達することとなる。放射性物質の環境への放出及び格納容器ベント操作時の被ばくは，原子炉停止後からの時間が短いため影響は大きい。また，故障設備の復旧時間が短くなることから，格納容器ベントに至る可能性が高い。

一方，格納容器限界圧力である２Pd 近傍（格納容器スプレイを考慮しない場合の２Pd 到達時間：約 40 時間後）で格納容器ベントを判断する場合，放射性物質の環境への放出及び格納容器ベント操作時の被ばくは１Pd に比べ低くすることができる。また，故障設備の復旧時間が長くなることから，格納容器ベントを回避できる可能性がある。

さらに，格納容器スプレイによる格納容器冷却に期待し，ベント判断を可能な限り遅らせる（格納容器スプレイを考慮した場合の２Pd 到達時間：約 51 時間後）ことにより，放射性物質の環境への放出及び格納容器ベント操作時の被ばくの点で有利であり，故障設備の復旧時間を確保することで格納容器ベントそのものを回避できる可能性が高くなる。

なお，故障設備の復旧見通しが立たない場合でも，格納容器内での放射性物質の時間減衰を期待するとともに，異なる除熱手段の確保を可能な限り努力し，操作時間余裕を確保した上で２Pd に到達しないように格納容器ベントの判断を行う。

（参考 9）格納容器ベント実施によるプルーム通過時の要員退避について

(1) プルーム通過時における要員退避の考え方

炉心損傷後の格納容器ベント実施時には，放出されるプルームの影響によって発電所周辺の放射線線量率が上昇する。そのため，プルーム通過時において，重大事故等に対処する要員は，緊急時対策所又は中央制御室待避所で待避，若しくは発電所構外へ一時退避する。緊急時対策所及び中央制御室待避所については，空気加圧することで外気の流入を遮断し，放射線影響を低減させる。発電所構外への一時退避については，発電所から離れることでプルームの拡散効果により放射線影響を低減させる。

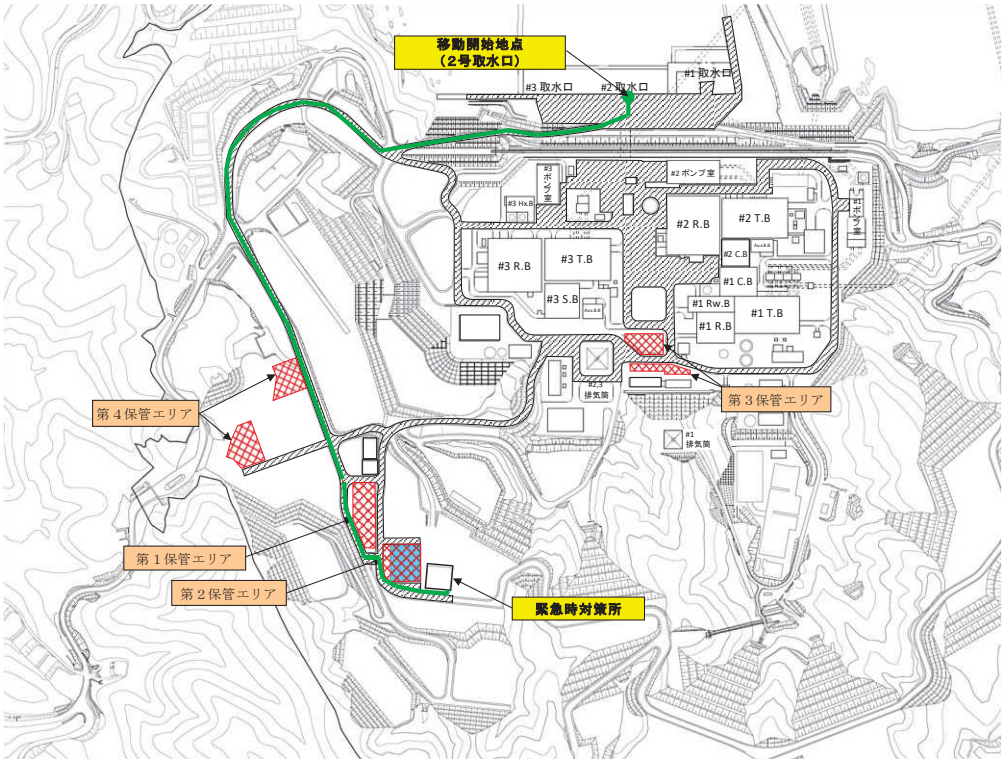
(2) 必要要員数

発電所にて重大事故等に対処する要員は 98 名である。プルーム通過時の必要要員である 86 名は緊急時対策所又は中央制御室待避所で待機することとしており，それ以外の 12 名については発電所構外へ退避する。

(3) 移動時間

発電所構外へ一時退避する場合には，放射性物質による影響の少ないと想定される原子力事業所災害対策支援拠点等へ退避することとしている。原子力事業所災害対策支援拠点等の候補として複数あり，事象発生後に風向等に基づいて選定する。原子力事業所災害対策支援拠点等の退避場所は，発電所から 5km～10km 圏内に立地しており，最も遠い施設まで徒歩による一時退避を行う場合の所要時間は 5 時間程度となる。

緊急時対策所へ待避する場合の移動時間については，格納容器ベントを実施するタイミングにおいて重大事故等対応要員が作業を行っている場所のうち，緊急時対策所から最も距離のある地点（２号取水口）から緊急時対策所へ第 1 図に示すアクセスルートを徒歩移動によって退避した場合，約 30 分である。



第１図　緊急時対策所から最も距離のある作業場所から
緊急時対策所までのアクセスルート

(4) 有効性評価シナリオでの退避タイミング

a. 外部水源注水量限界（サプレッションプール水位「通常運転水位＋約 2m」）到達による格納容器ベント

有効性評価のうち，炉心損傷後に格納容器ベントを行う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）」における要員の発電所構外への一時退避，緊急時対策所への待避開始時間及び格納容器ベント時間の関係を第１表に示す。

第 1 表　要員の一時退避等と格納容器ベント開始時間の関係

項目	基準	事象発生からの時間
発電所構外への一時退避	格納容器圧力 0.640MPa[gage]到達	約 29 時間後
緊急時対策所への待避	格納容器ベント開始の 1 時間前※（サプレッションプール水位「通常運転水位＋約 1.9m」）	約 43 時間後
格納容器ベント実施	外部水源注水量限界（サプレッションプール水位「通常運転水位＋約 2m」）	約 44 時間後

※　サプレッションプール水位の上昇速度から外部水源注水量限界到達時間を予測し判断する。

第 1 表に示すとおり，発電所構外への一時退避については，移動開始から格納容器ベント操作まで約 15 時間あることから最も遠い原子力事業所災害対策支援拠点等の退避施設への退避が可能であり，緊急時対策所への待避については，移動開始から格納容器ベント操作まで約 1 時間あることから，格納容器ベント実施判断基準到達までに緊急時対策所への待避が可能である。また，中央制御室の運転員については，格納容器ベント直前に中央制御室待避所へ待避する。

第 2 表及び第 2 図に示すとおり，プルーム通過時の屋内待避期間（評価上 10 時間）において，実施する必要のある現場操作及び作業がないため，要員が待避することに対する影響はない。

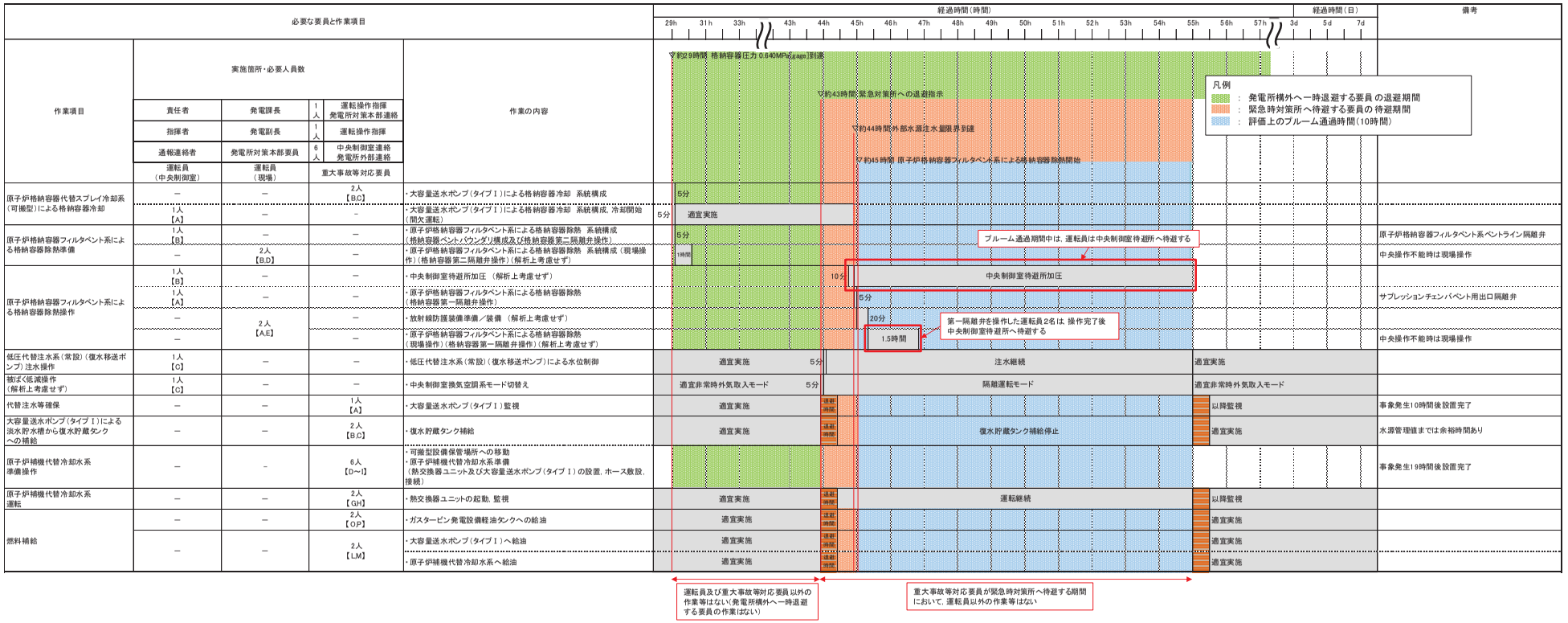
第 2 表　格納容器ベント実施の待避期間中における操作

作業項目	待避期間中における状況	作業の要否
原子炉注水	低圧代替注水系（常設）による注水を継続	待避期間における流量調整は不要
格納容器スプレイ	格納容器ベント実施前に停止	—
電源	常設代替交流電源設備により給電を継続	自動燃料補給により作業不要
水源	復水貯蔵タンクの水を使用	待避期間中における復水貯蔵タンクへの補給は不要
燃料	原子炉補機代替冷却水系の運転はプルーム通過時の待避期間中も継続	待避期間中における原子炉補機代替冷却水系への燃料補給は不要

b.　格納容器内酸素濃度上昇による水素及び酸素の排出

炉心損傷後においては，格納容器内での水素燃焼を防止する観点から，格納容器内酸素濃度がドライ条件において 4.3vol％及びウェット条件において 1.5vol%に到達した場合，原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素及び酸素の排出操作を実施することとしている。

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する場合）」においては，水素及び酸素の発生割合（G値）の不確かさが大きく，あらかじめ待避基準を設定できないため，酸素濃度の上昇速度からドライ条件において 4.3vol％及びウェット条件において 1.5vol%到達時間を予測し，要員の発電所構外への一時退避等を実施する。また，待避開始からプルーム通過時の待避期間において，実施する必要のある現場操作及び作業はないため，要員が退避することに対する影響はない。



第２図　待避時及びプルーム通過時における要員の整理

（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）の作業と所要時間」）

（参考 10）炉心損傷後ベントに伴う重大事故等対応要員及び運転員の退避について

(1) 炉心損傷後ベント実施時の要員の退避について

炉心損傷後ベントを行う状況では原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器過圧破損防止が最優先であり，ベント実施に備えて要員の退避は行うが，外部水源注水量限界到達によりベント実施を判断した時点で速やかに格納容器ベントを実施する運用としている。

(2) 重大事故等対応要員及び運転員の退避について

炉心損傷後ベントに係る対応の概要について第 1 図に示す。

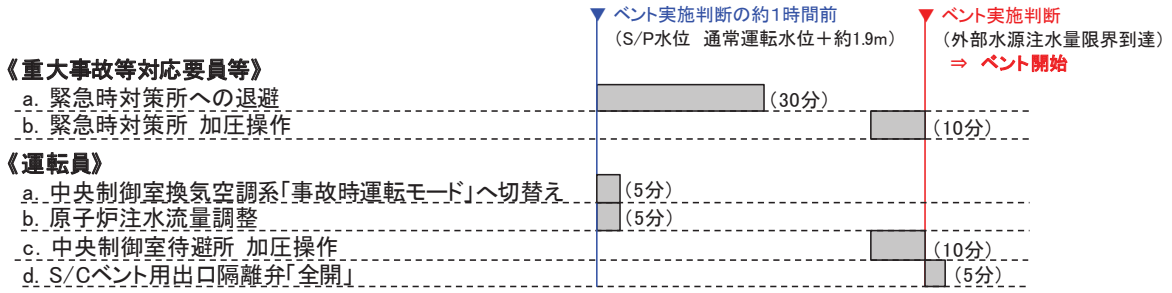
炉心損傷後ベントを実施する状況では，事故対応に必要な要員以外は事前に構外へ退避させる運用としており，ベントを実施する際に退避を行うのは重大事故等対応要員及び運転員である。

第 1 図に示すとおり，重大事故等対応要員はベント実施判断の約 1 時間前※1 から緊急時対策所への退避を開始するため，ベント実施判断までに余裕をもって退避可能である。また，発電所対策本部はベント実施前に緊急時対策所の加圧操作を実施する。

運転員は，ベント実施判断の約 1 時間前※2 から原子炉への注水流量調整等を行い，ベント実施前に中央制御室待避所へ移動（ベント操作を行う運転員を除く）し，中央制御室待避所の加圧操作を実施する。ベント実施判断後，運転員は速やかに格納容器隔離弁 1 個を開操作しベントを開始する。ベント操作を行う運転員は中央制御室又は現場でのベント操作実施後に中央制御室待避所へ移動する。

※1　重大事故等対応要員の退避時間（約 30 分）及び緊急時対策所の加圧操作時間（約 10 分）に余裕を考慮し設定

※2　原子炉への注水流量調整及び中央制御室換気空調系切替え操作時間（約 5 分）並びに中央制御室待避所の加圧操作時間（約 10 分）を踏まえ，重大事故等対応要員の退避開始と同じタイミングに設定



第１図　炉心損傷後ベントに係る対応の概要

（参考 11）ベント継続中のフィルタ装置水位の監視について

(1) フィルタ装置水位の監視の目的

フィルタ装置内のスクラバ溶液の水位が低下した場合，水及び薬液補給を実施しフィルタ装置の除去性能を確保する必要があるため，ベント継続中はフィルタ装置の水位を監視する運用としている。

なお，フィルタ装置内のスクラバ溶液は，ベント開始後 7 日間は補給不要である。

(2) ベント継続中のフィルタ装置水位の監視方法

ベント開始後，ベントガス中に含まれる蒸気の凝縮によりフィルタ装置水位は一時的に上昇するが，その後はスクラバ溶液に捕集された放射性物質の発熱等による蒸発に伴い低下する。したがって，技術的能力「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて示しているとおり，ベント開始後，運転員はフィルタ装置水位を監視し下限水位に至る前に大容量送水ポンプ（タイプⅠ）による水補給及び薬液補給装置による薬液補給の準備を発電所対策本部へ依頼する手順としている。

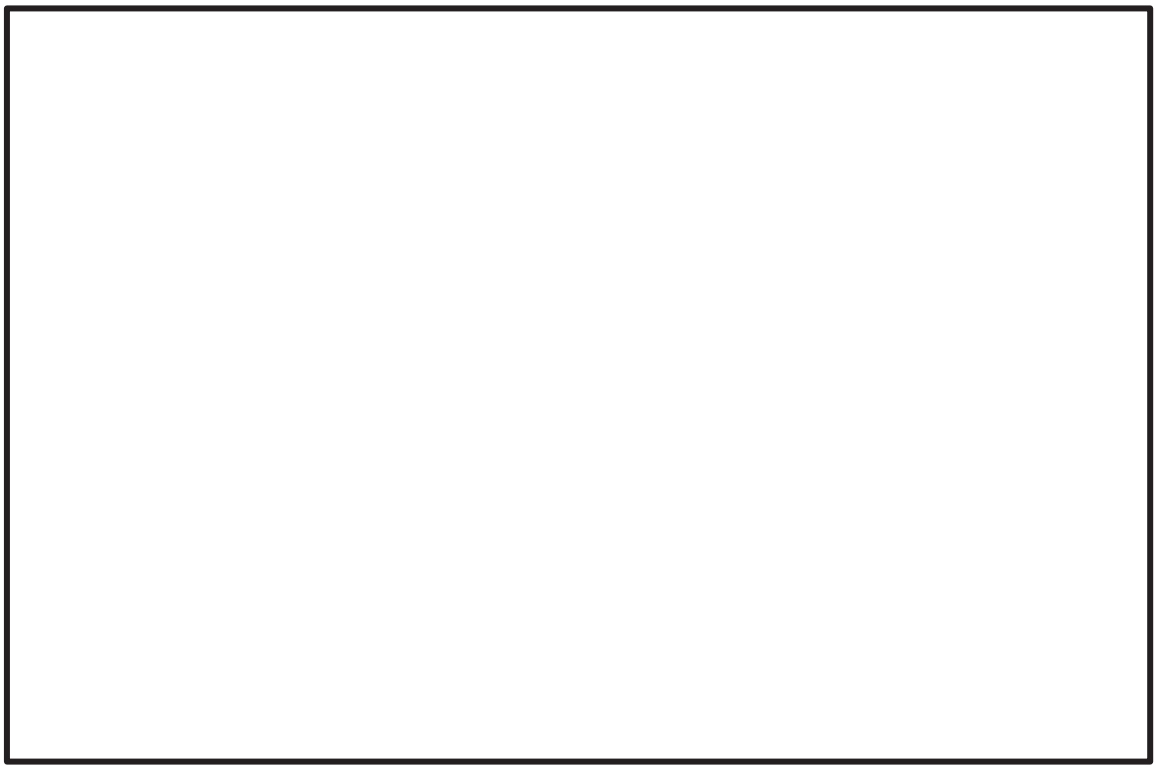
フィルタ装置水位は第 1 図に示すとおり中央制御室制御盤にて監視可能であり，運転員による継続的な監視により水位の低下を検知可能である。

また，炉心損傷後ベント実施時，運転員は中央制御室待避所へ待避するが，待避期間においても中央制御室待避所及び緊急時対策所に設置されている安全パラメータ表示システム（SPDS）によりフィルタ装置水位を監視可能である。

なお，運転員による監視の補助として，フィルタ装置の水位低下に関する警報を設定している。

(3) まとめ

フィルタ装置水位については，運転員が中央制御室制御盤にて継続的に監視を行うことから，フィルタ装置の水位低下の検知は可能である。



第1図　フィルタ装置水位の監視場所

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

別紙 20-42

別紙 21　原子炉格納容器フィルタベント系の運用について【本文 4.3】

1. 原子炉格納容器フィルタベント系運用に係る作業環境等について

ベントの準備，実施，継続中，停止に係る作業項目及び作業環境を以下に示す。

また，ベントに係る作業場所を第 21-1 図に，ベントを実施する有効性評価の評価事故シーケンスにおける作業と所要時間を第 21-2 図及び第 21-3 図に示す。

(1)　ベント準備

a.　作業項目

ベント準備として第 21-1 表に示す作業を行う。

第 21-1 表　ベント準備の作業項目及び作業内容

区分	ベント準備の作業項目	作業内容	ベント実施後に繰り延べ可能な作業
ベント準備 1	可搬型窒素ガス供給装置※1 の準備	ベント停止操作にあたり，格納容器及び原子炉格納容器フィルタベント系統内を掃気し不活性化を行うことを目的に，可搬型窒素ガス供給装置を準備する。	○
ベント準備 2	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。	―
	他系統との隔離	ベント操作前に，中央制御室にて他系統（原子炉建屋原子炉棟換気空調系，非常用ガス処理系及び耐圧強化ベント系）と隔離する弁が全閉となっていることを確認する。	―
	「FCVS ベントライン隔離弁」の開操作	ベント実施判断後に速やかにベントを開始できるよう，ベントを行うために開操作が必要な隔離弁 2 弁のうち，「FCVS ベントライン隔離弁」を開操作する。	―

※1：可搬型窒素ガス供給装置の準備は，大容量送水ポンプ（タイプⅠ）及び原子炉補機代替冷却水系の設置完了後に実施する。

b.　作業の成立性

ベント準備における作業項目，作業環境等を第 21-2 表に示す。

ベント準備作業は，ベント実施前に行う作業であり，放射線量等の作業環境を考慮しても，実施可能である。

第 21-2 表　ベント準備における作業項目，作業環境等

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	アクセス性	
可搬型窒素ガス供給装置の準備	屋外	－ （屋外での操作）	【炉心損傷前】 通常原子炉運転中と同程度※1 【炉心損傷後】 2.8×10^{1} mSv	車両付属の作業用照明，ヘッドライト，懐中電灯により夜間における作業性を確保している	アクセスルート上に支障となる設備はない	通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（ＰＨＳ端末）及び送受話器（ページング）を配備しており，重大事故等の環境下において，通常の連絡手段が使用不能となった場合でも，トランシーバー（携帯）により緊急時対策本部へ連絡することが可能である。また，これらの手段は，マスク等を着用した場合でも通話性に問題ないことを確認している
ベント実施に必要な隔離弁の健全性確認 他系統との隔離 「FCVS ベントライン隔離弁」の開操作（中央制御室からの遠隔操作の場合）	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く，通常運転状態と同程度である	【炉心損傷前】 通常原子炉運転中と同程度※1 【炉心損傷後】 5.1×10^{1} mSv/7 日間	中央制御室の全照明が消灯した場合には，ヘッドライトを使用することにより運転操作に必要な照度が確保できるため運転操作に影響はない	周辺には支障となる設備はない	－
「FCVS ベントライン隔離弁」の開操作（現場での人力操作の場合）	原子炉建屋内の原子炉棟外	通常原子炉運転中と同程度	【炉心損傷前】 通常原子炉運転中と同程度※1 【炉心損傷後】 1.2×10^{-2} mSv	ヘッドライト・懐中電灯を携行しており，建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している	アクセスルート上に支障となる設備はない	通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（ＰＨＳ端末）及び送受話器（ページング）を配備しており，重大事故等の環境下において，通常の連絡手段が使用不能となった場合でも，携行型通話装置により中央制御室へ連絡することが可能である。また，これらの手段は，自給式呼吸器等を着用した場合でも通話性に問題ないことを確認している

※1：設計基準事故相当のγ線線量率の 10 倍（追加放出相当の 10 倍）である，全燃料の１％程度の燃料被覆管破裂を考慮した場合でも，屋外において約 8.1×10^{-1}mSv であり，作業が可能な線量。

別紙 21-2

(2)　ベント実施

a.　作業項目

ベント実施にあたり，第 21-3 表に示す作業を行う。

第 21-3 表　ベント実施時の作業項目及び作業内容

作業項目	作業内容
待避準備	プルーム通過に備え，中央制御室待避所へ待避するために必要となる待避所の加圧操作等を行う。
水源及び燃料確保	復水貯蔵タンクへの水補給及び各機器への給油を継続しているが，プルーム通過に備え緊急時対策所へ待避する前に，復水貯蔵タンクへの水補給及び各機器への給油を停止する。
「S/C ベント用出口隔離弁」又は「D/W ベント用出口隔離弁」の開操作	ベントを開始するために，中央制御室から以下の弁の開操作を行う。 ・S/C ベント用出口隔離弁　又は　D/W ベント用出口隔離弁 万一，中央制御室にて隔離弁の開操作ができない場合は，遠隔手動弁操作設備を用いて人力による開操作を行う。

b.　作業の成立性

ベント実施時における作業項目，作業環境等を第 21-4 表に示す。

ベント実施時の作業は，炉心損傷後ベント実施後の放射線量等の作業環境を考慮しても，実施可能である。

第 21-4 表　ベント実施時における作業項目，作業環境等

<table>
<tr><th rowspan="2">作業項目</th><th rowspan="2">作業場所</th><th colspan="4">作業環境</th><th rowspan="2">連絡手段</th></tr>
<tr><th>温度・湿度</th><th>放射線量</th><th>照明</th><th>アクセス性</th></tr>
<tr><td>待避準備

「S/C ベント用出口隔離弁」又は「D/W ベント用出口隔離弁」の開操作
（中央制御室からの遠隔操作の場合）</td><td>中央制御室</td><td>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く，通常運転状態と同程度である</td><td>【炉心損傷前】
通常原子炉運転中と同程度※1

【炉心損傷後】
5.1×10^{1} mSv/7 日間</td><td>中央制御室の全照明が消灯した場合には，ヘッドライトを使用することにより運転操作に必要な照度が確保できるため運転操作に影響はない</td><td>周辺には支障となる設備はない</td><td>—</td></tr>
<tr><td>「S/C ベント用出口隔離弁」又は「D/W ベント用出口隔離弁」の開操作
（現場での人力操作の場合）</td><td>原子炉建屋内の原子炉棟外</td><td>通常原子炉運転中と同程度</td><td>【炉心損傷前】
通常原子炉運転中と同程度※1

【炉心損傷後】
S/C 側
7.8×10^{1} mSv
D/W 側
7.1×10^{1} mSv</td><td>ヘッドライト・懐中電灯を携行しており，建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している</td><td>アクセスルート上に支障となる設備はない</td><td>通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（ＰＨＳ端末）及び送受話器(ページング)を配備しており，重大事故等の環境下において，通常の連絡手段が使用不能となった場合でも，携行型通話装置により中央制御室へ連絡することが可能である。また，これらの手段は，自給式呼吸器等を着用した場合でも通話性に問題ないことを確認している</td></tr>
<tr><td>水源確保</td><td rowspan="2">屋外</td><td rowspan="2">—
（屋外での操作）</td><td>【炉心損傷前】
通常原子炉運転中と同程度※1

【炉心損傷後】
5.5×10^{1} mSv</td><td rowspan="2">車両付属の作業用照明，ヘッドライト，懐中電灯により夜間における作業性を確保している</td><td rowspan="2">アクセスルート上に支障となる設備はない</td><td rowspan="2">通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（ＰＨＳ端末）及び送受話器(ページング)を配備しており，重大事故等の環境下において，通常の連絡手段が使用不能となった場合でも，トランシーバー（携帯）により緊急時対策本部へ連絡することが可能である。また，これらの手段は，マスク等を着用した場合でも通話性に問題ないことを確認している</td></tr>
<tr><td>燃料確保</td><td>【炉心損傷前】
通常原子炉運転中と同程度※1

【炉心損傷後】
2.3×10^{1} mSv</td></tr>
</table>

※1：設計基準事故相当のγ線線量率の 10 倍（追加放出相当の 10 倍）である，全燃料の１％程度の燃料被覆管破裂を考慮した場合でも，屋外において約 8.1×10^{-1}mSv であり，作業が可能な線量。

別紙 21-4

(3) ベント継続中

a. 作業項目

ベント継続中においては，第 21-5 表に示す作業を行う。

第 21-5 表　ベント継続中の作業項目及び作業内容

作業項目	作業内容
フィルタ装置への水及び薬液補給	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。

b. 作業の成立性

ベント継続中における作業項目，作業環境等を第 21-6 表に示す。

ベント継続中の作業は，炉心損傷後ベントによるプルーム通過後の放射線量等の作業環境を考慮しても，実施可能である。

なお，プルーム通過期間中には，現場での作業はない。

第 21-6 表　ベント継続中における作業項目，作業環境等

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	アクセス性	
フィルタ装置への水及び薬液補給（準備含む）	屋外	— （屋外での操作）	【炉心損傷前】 通常原子炉運転中と同程度※1 【炉心損傷後】 W/W ベント後 6.3×10^{1} mSv D/W ベント後 6.3×10^{1} mSv	車両付属の作業用照明，ヘッドライト，懐中電灯により夜間における作業性を確保している	アクセスルート上に支障となる設備はない	通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（ＰＨＳ端末）及び送受話器（ページング）を配備しており，重大事故等の環境下において，通常の連絡手段が使用不能となった場合でも，トランシーバー（携帯）により緊急時対策本部へ連絡することが可能である。また，これらの手段は，マスク等を着用した場合でも通話性に問題ないことを確認している

※1：設計基準事故相当のγ線線量率の 10 倍（追加放出相当の 10 倍）である，全燃料の１％程度の燃料被覆管破裂を考慮した場合でも，屋外において約 8.1×10^{-1}mSv であり，作業が可能な線量。

別紙 21-5

(4) ベント停止

a. 作業項目

ベント停止においては，第 21-7 表に示す作業を行う。

第 21-7 表　ベント停止時の作業項目及び作業内容

作業項目	作業内容
窒素供給操作	ベント停止前には，可搬型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。 ベント停止後は，可搬型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。
「S/C ベント用出口隔離弁」又は「D/W ベント用出口隔離弁」及び「FCVS ベントライン隔離弁」の閉操作	ベントを停止するために，中央制御室から以下の弁の閉操作を行う。 ・S/C ベント用出口隔離弁　又は　D/W ベント用出口隔離弁 ・FCVS ベントライン隔離弁 万一，中央制御室にて隔離弁の閉操作ができない場合は，遠隔手動弁操作設備を用いて人力による閉操作を行う。

b. 作業の成立性

ベント停止における作業項目，作業環境等を第 21-8 表に示す。

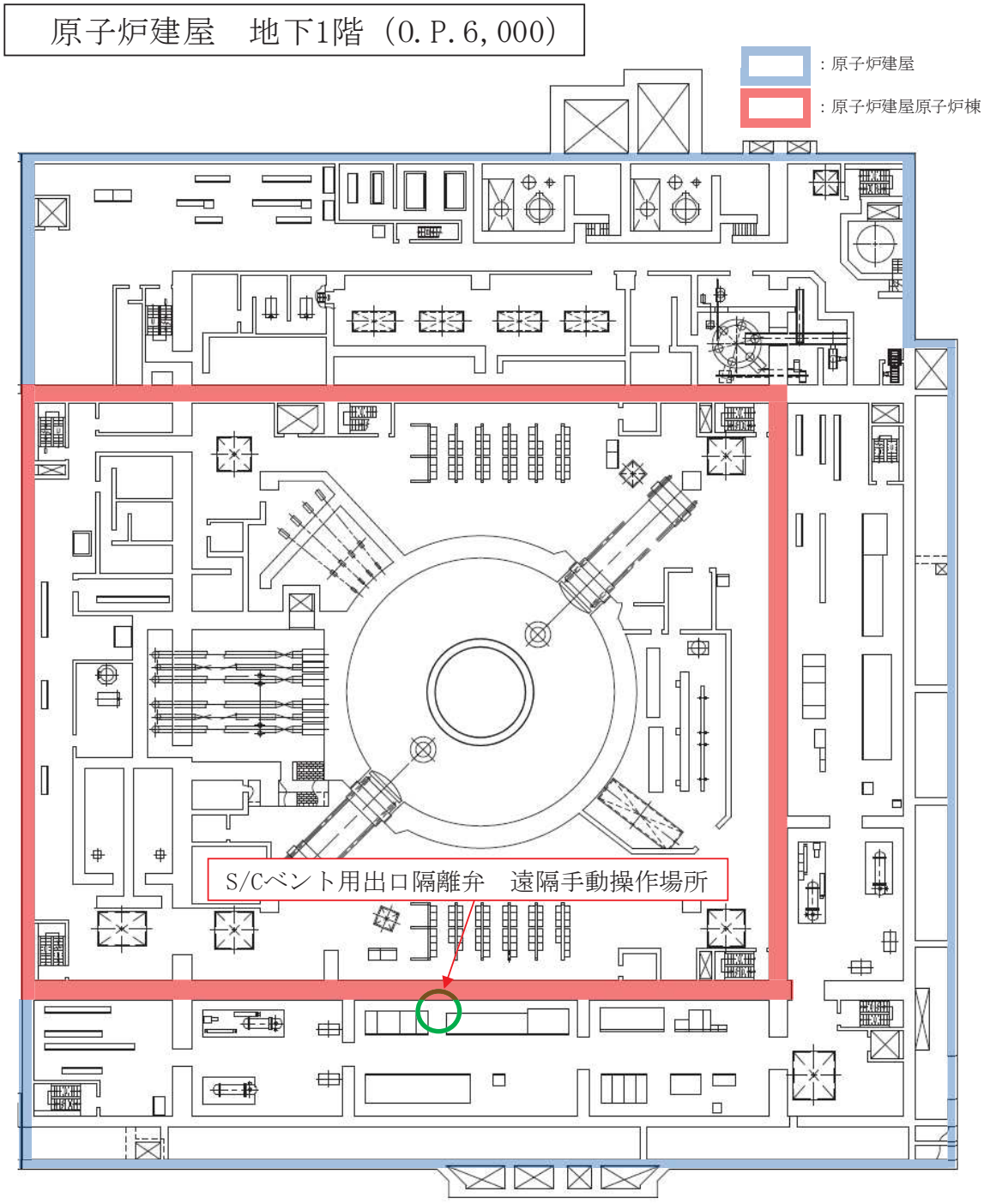
ベントの停止は，炉心損傷後ベント実施後の放射線量等の作業環境を考慮しても，実施可能である。

第 21-8 表　ベント停止における作業項目，作業環境等

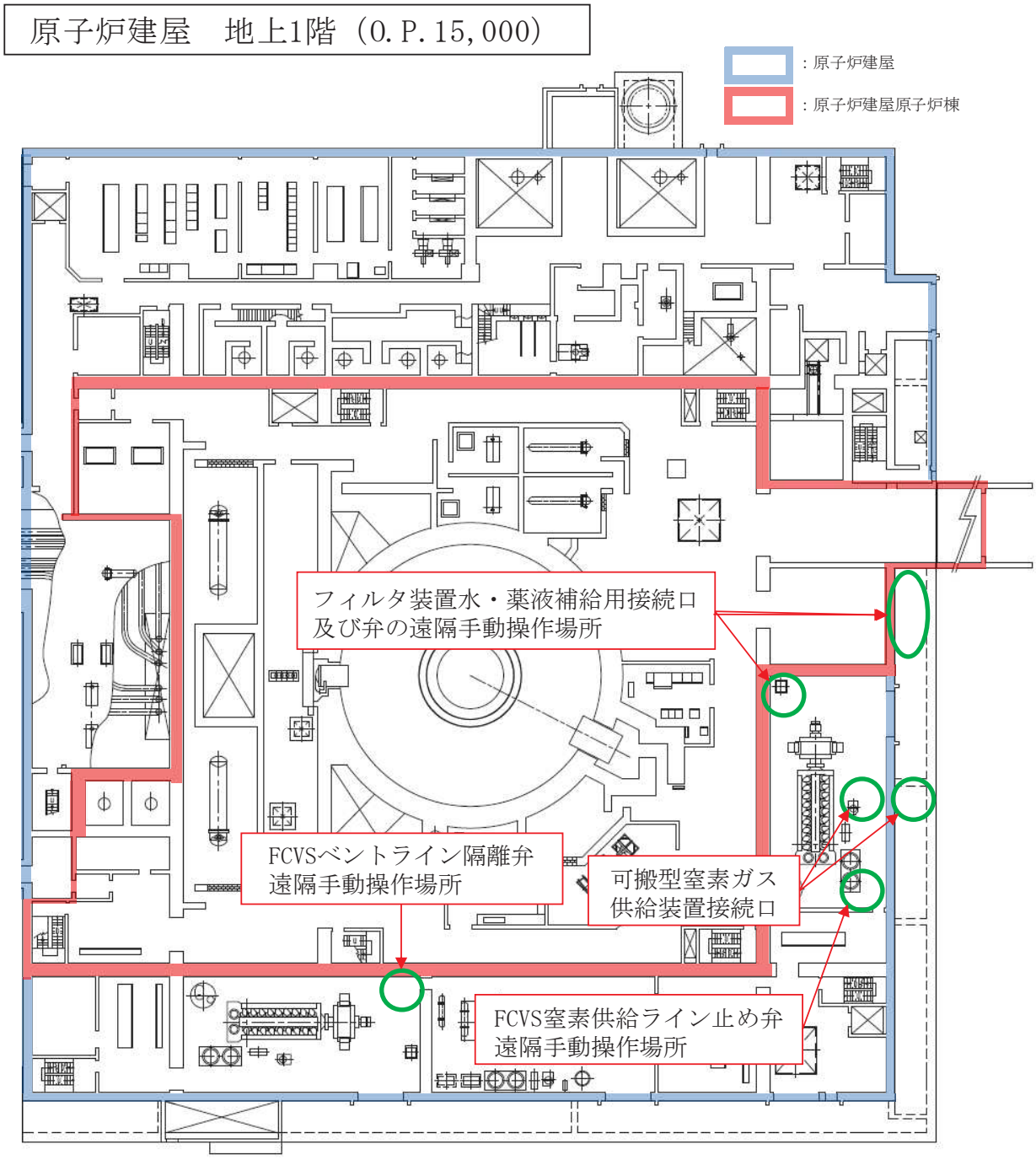
作業項目	作業場所	作業環境				連絡手段
		温度・湿度	放射線量	照明	アクセス性	
窒素供給操作	原子炉建屋内の原子炉棟外	通常原子炉運転中と同程度	【炉心損傷前】 通常原子炉運転中と同程度※1 【炉心損傷後】 W/W ベント後 1.9×10^{-1} mSv D/W ベント後 2.0×10^{-1} mSv	ヘッドライト・懐中電灯を携行しており，建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している	アクセスルート上に支障となる設備はない	通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（ＰＨＳ端末）及び送受話器（ページング）を配備しており，重大事故等の環境下において，通常の連絡手段が使用不能となった場合でも，携行型通話装置により中央制御室へ連絡することが可能である。また，これらの手段は，自給式呼吸器等を着用した場合でも通話性に問題ないことを確認している
「S/C ベント用出口隔離弁」又は「D/W ベント用出口隔離弁」及び「FCVS ベントライン隔離弁」の閉操作（中央制御室からの遠隔操作の場合）	中央制御室	通常原子炉運転中と同程度	【炉心損傷前】 通常原子炉運転中と同程度※1 【炉心損傷後】 5.1×10^{1} mSv/7 日間	中央制御室の全照明が消灯した場合には，ヘッドライトを使用することにより運転操作に必要な照度が確保できるため運転操作に影響はない	周辺には支障となる設備はない	—
「S/C ベント用出口隔離弁」又は「D/W ベント用出口隔離弁」及び「FCVS ベントライン隔離弁」の閉操作 （現場での人力操作の場合）	原子炉建屋内の原子炉棟外	通常原子炉運転中と同程度	【炉心損傷前】 通常原子炉運転中と同程度※1 【炉心損傷後】 W/W ベント後 FCVS 側 5.9×10^{-1} mSv S/C 側 8.5×10^{-1} mSv D/W ベント後 FCVS 側 6.2×10^{-1} mSv D/W 側 9.0×10^{-1} mSv	ヘッドライト・懐中電灯を携行しており，建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している	アクセスルート上に支障となる設備はない	通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（ＰＨＳ端末）及び送受話器（ページング）を配備しており，重大事故等の環境下において，通常の連絡手段が使用不能となった場合でも，携行型通話装置により中央制御室へ連絡することが可能である。また，これらの手段は，自給式呼吸器等を着用した場合でも通話性に問題ないことを確認している

※1：設計基準事故相当のγ線線量率の 10 倍（追加放出相当の 10 倍）である，全燃料の１％程度の燃料被覆管破裂を考慮した場合でも，屋外において約 8.1×10^{-1}mSv であり，作業が可能な線量。

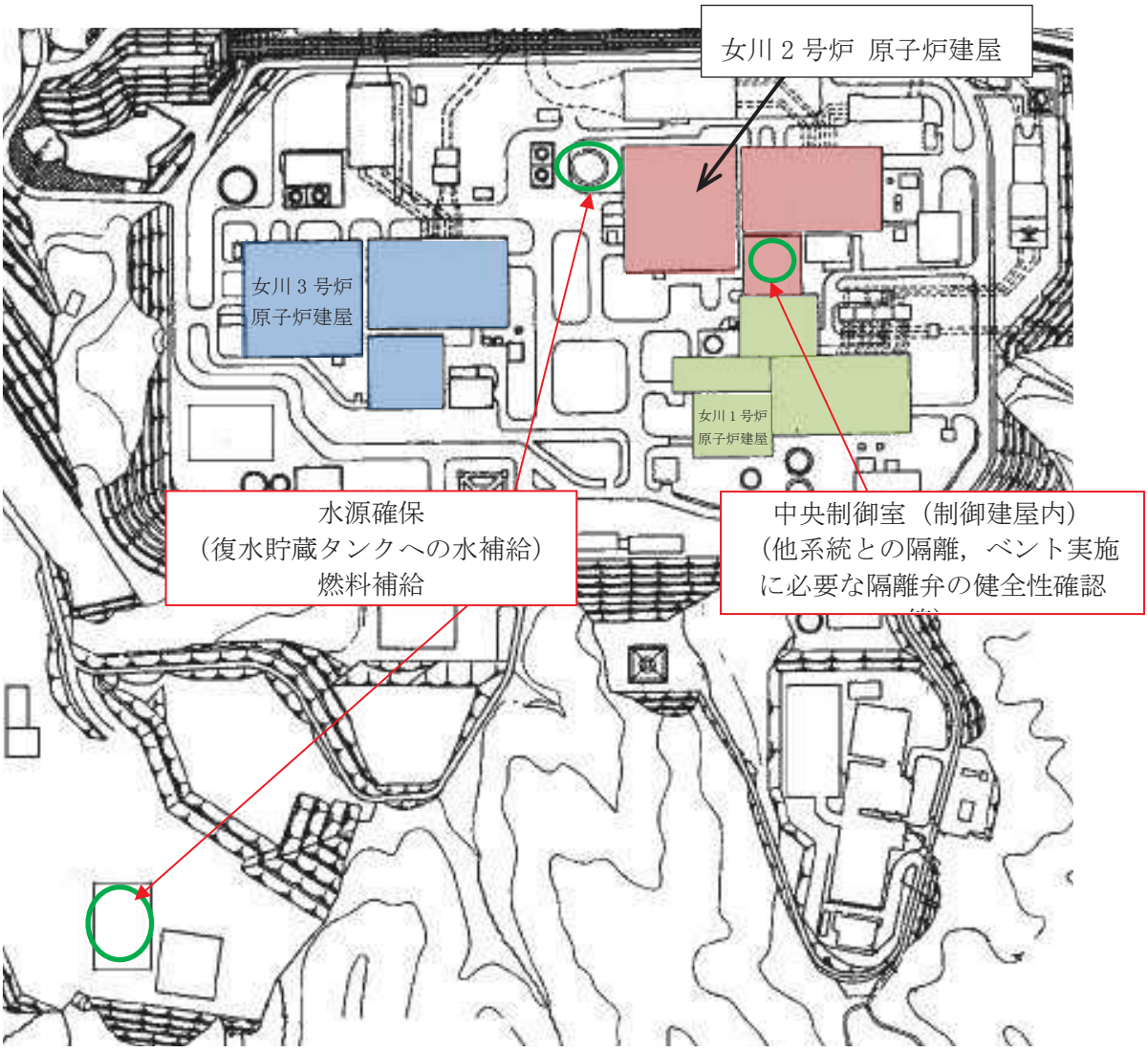
別紙 21-7



第 21-1 図　ベントの準備，実施，継続，停止に係る作業場所（1/3）



第 21-1 図　ベントの準備，実施，継続，停止に係る作業場所（2/3）



第 21-1 図　ベントの準備，実施，継続，停止に係る作業場所（3/3）

作業項目	実施箇所・必要人員数			作業の内容	経過時間	備考
	責任者	発電課長	1人 運転操作指揮 緊急時対策本部連絡		23h 25h 41h 43h 45h 47h	
	指揮者	発電副長	1人 運転操作指揮		▽約23時間 格納容器圧力0.384MPa[gage](0.9Pd)到達 ベント準備2判断 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系による格納容器冷却開始	
	通報連絡者	緊急時対策本部要員	6人 中央制御室連絡 発電所外部連絡		▽ベント準備完了 ▽約41時間 外部水源注水量限界到達 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系による格納容器冷却停止	
	運転員（中央制御室）	運転員（現場）	重大事故等対応要員		▽約44時間 格納容器圧力0.427MPa[gage](1Pd)到達 ベント実施判断 原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱開始	
代替注水等確保	–	–	9人 A～I	・大容量送水ポンプ（タイプⅠ）の設置，ホースの敷設，接続		事象発生10時間後設置完了
	–	–	1人 A	・大容量送水ポンプ（タイプⅠ）監視	適宜実施 退避	
原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱準備	1人 A	–	–	・原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱 系統構成（格納容器ベントバウンダリ構成及び格納容器二次隔離弁操作）	5分	原子炉格納容器フィルタベント系ベントライン隔離弁
	–	2人 B,D	–	・原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱 系統構成（現場操作）（格納容器二次隔離弁操作）	1時間	中央操作不能時は現場操作 放射線防護装備準備含む
原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱操作	1人 B	–	–	・原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱（格納容器一次隔離弁操作）	5分	サプレッションチェンバベント用出口隔離弁
	–	2人 A,E	–	・原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱(現場操作)（格納容器一次隔離弁操作）	1.5時間	中央操作不能時は現場操作 放射線防護装備準備含む
原子炉格納容器代替スプレイ冷却系による格納容器冷却	–	–	2人 B,C	・大容量送水ポンプ（タイプⅠ）による格納容器冷却 系統構成	5分	
	1人 B	–	–	・大容量送水ポンプ（タイプⅠ）による格納容器冷却 系統構成，冷却開始（間欠運転）	5分 適宜実施	

第 21-2 図　事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）」時における作業と所要時間

必要な要員と作業項目						経過時間(時間)	備考
作業項目	実施箇所・必要人員数				作業の内容	29h 31h 33h 43h 44h 45h 46h 47h 48h 49h 50h 51h 52h	
	責任者	発電課長	1人	運転操作指揮 発電所対策本部連絡		▽約29時間 格納容器圧力0.640MPa[gage]到達 ベント準備2判断 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)による格納容器冷却開始 ▽約43時間 緊急対策所への退避指示 ▽約44時間 外部水源注水量限界到達 ベント実施判断 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)による格納容器冷却停止 ▽約45時間 原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱開始 ▽約51時間 格納容器圧力0.854MPa[gage](2Pd) (格納容器ベントを実施しない仮定とした場合)	
	指揮者	発電副長	1人	運転操作指揮			
	通報連絡者	発電所対策本部要員	6人	中央制御室連絡 発電所外部連絡			
	運転員 (中央制御室)	運転員 (現場)		重大事故等対応要員			
原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)による格納容器冷却	–	–		2人 【B,C】	・大容量送水ポンプ(タイプⅠ)による格納容器冷却 系統構成	5分	
	1人 【A】	–		–	・大容量送水ポンプ(タイプⅠ)による格納容器冷却 系統構成，冷却開始(間欠運転)	5分 適宜実施	
原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱準備	1人 【B】	–		–	・原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱 系統構成 (格納容器ベントバウンダリ構成及び格納容器二次隔離弁操作)	5分	原子炉格納容器フィルタベント系ベントライン隔離弁
	–	2人 【B,D】		–	・原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱 系統構成(現場操作)(格納容器二次隔離弁操作)(解析上考慮せず)	1時間 余裕時間	中央操作不能時は現場操作
原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱操作	1人 【B】	–		–	・中央制御室待避所加圧 (解析上考慮せず)	10分 中央制御室待避所加圧	
	1人 【A】	–		–	・原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱 (格納容器一次隔離弁操作)	5分	サプレッションチェンバベント用出口隔離弁
	–	2人 【A,E】		–	・放射線防護装備準備／装備 (解析上考慮せず)	20分	
	–			–	・原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱 (現場操作)(格納容器一次隔離弁操作)(解析上考慮せず)	1.5時間 余裕時間	中央操作不能時は現場操作
低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)注水操作	1人 【C】	–		–	・低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)による水位制御	適宜実施 5分 注水継続	
被ばく低減操作 (解析上考慮せず)	1人 【C】	–		–	・中央制御室換気空調系モード切替え	適宜非常時外気取入モード 5分 隔離運転モード	
代替注水等確保	–	–		1人 【A】	・大容量送水ポンプ(タイプⅠ)監視	適宜実施 退避時間	事象発生10時間後設置完了
大容量送水ポンプ(タイプⅠ)による淡水貯水槽から復水貯蔵タンクへの補給	–	–		2人 【B,C】	・復水貯蔵タンク補給	適宜実施 退避時間 復水貯蔵タンク補給停止	水源管理値までは余裕時間あり
原子炉補機代替冷却水系準備操作	–	–		6人 【D～I】	・可搬型設備保管場所への移動 ・原子炉補機代替冷却水系準備 (熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ(タイプⅠ)の設置，ホース敷設，接続)		事象発生19時間後設置完了
原子炉補機代替冷却水系運転	–	–		2人 【G,H】	・熱交換器ユニットの起動，監視	適宜実施 退避時間 運転継続	
燃料補給	–	–		2人 【O,P】	・ガスタービン発電設備軽油タンクへの給油	適宜実施 退避時間	
	–	–		2人 【L,M】	・大容量送水ポンプ(タイプⅠ)への給油	適宜実施 退避時間	
					・原子炉補機代替冷却水系への給油	適宜実施 退避時間	

第 21-3 図　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）」時における作業と所要時間

2. ベントの準備，実施，継続，停止に係る作業の線量影響評価

ベントの準備，実施，継続，停止に係る作業は，放射線環境下での作業となることから，成立性を確認するために，各作業場所における線量影響を評価する。

(1) 評価経路

ベントの準備，実施，継続，停止作業において，ベント前であれば原子炉建屋原子炉棟内からのガンマ線と格納容器から大気中に漏えいした放射性物質からの線量の影響を受ける。また，ベント後は，ベントに伴い放出された放射性物質による放射線下の作業となり，ベント前の被ばく経路に加え，ベントにより大気中に放出された放射性物質と，フィルタ装置及び配管に付着した放射性物質の線量の影響を受けることになる。評価経路について第 21-9 表に示す。

(2) 評価地点

ベントの準備，実施，継続，停止に係る作業場所は第 21-4 図のとおりである。

(3) 評価条件

ベントの準備，実施，継続，停止に係る作業の線量影響の評価条件を第 21-10 表～第 21-13 表に示す。

(4) 評価結果

ベントの準備，実施，継続，停止に係る作業時の線量影響の評価結果を第 21-14 表及び第 21-15 表に示す。なお，原子炉建屋内における作業においては，自給式呼吸器を着用するため，内部被ばくは考慮していない。

第 21-9 表　放射性物質による線量影響評価経路

評価経路	評価内容	準備		実施			継続中	停止	
		窒素供給準備	FCVS 側隔離弁※1	水源確保	燃料確保	S/C 又は D/W 隔離弁※2	水・薬液補給（準備含む）	窒素供給	隔離弁※1,2
		屋外	屋内	屋外	屋外	屋内	屋外	屋内	屋内
①原子炉建屋原子炉棟内からのガンマ線による被ばく	原子炉建屋原子炉棟内に存在する放射性物質からのガンマ線による実効線量	○	○	○	○	○	○	○	○
②大気中へ放出された放射性物質による被ばく	原子炉建屋から大気中に漏えいした放射性物質による実効線量	○	○	○	○	○	○	○	○
	ベントにより大気中に放出された放射性物質による実効線量	—	—	—	—	○	○	○	○
③地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による被ばく	原子炉建屋から漏えいし地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による実効線量	○	○	○	○	○	○	○	○
	ベントにより大気中に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実効線量	—	—	—	—	○	○	○	○
④操作場所（室内）に取り込まれた放射性物質による被ばく	操作場所に取り込まれた放射性物質（原子炉格納容器から漏えいしたもの）による実効線量	—	○	—	—	○	—	○	○
	操作場所に取り込まれた放射性物質（ベントに伴い環境中に放出されたもの）による実効線量	—	—	—	—	○	—	○	○
⑤フィルタ装置本体及び配管からのガンマ線による被ばく	ベント時にフィルタ装置及び配管内を通過する希ガス及び付着する放射性物質からのガンマ線による実効線量	—	—	—	—	○	○	○	○

※1　FCVS ベントライン隔離弁

※2　S/C ベント用出口隔離弁又は D/W ベント用出口隔離弁

第 21-10 表　放射性物質の大気中への放出量評価条件

項　　目	評　価　条　件	選　定　理　由
評価事象	大破断 LOCA＋HPCS 失敗＋低圧 ECCS 失敗＋全交流動力電源喪失	格納容器破損モードの中で，事象進展が最も厳しい事故シーケンスを選定
原子炉熱出力	2,436MWt	定格熱出力
よう素の形態	粒子状よう素：5% 無機よう素：91% 有機よう素：4%	R.G.1.195※1に基づき設定
格納容器等への 無機よう素の沈着速度	9.0×10^{-4} (1/s) (DF200 まで)	CSE 実験※2に基づき設定
格納容器からの漏えい率	～1.0Pd：0.9%/day 1.0～1.5Pd：1.1%/day 1.5～2.0Pd：1.3%/day	AEC の評価式※3に基づき設定
格納容器の漏えい孔に おける捕集係数	粒子状物質：10 無機よう素：1 有機よう素：1	格納容器の漏えい孔での捕集効率を考慮しない
サプレッションチェンバプール水による無機よう素の除染係数	5	SRP6.5.5※4に基づき設定
原子炉建屋の換気率	・原子炉建屋負圧維持期間以外：無限大[回/日] ・原子炉建屋負圧維持期間：非常用ガス処理系を用いた場合の設計換気率 0.5[回/日]により屋外に放出	非常用ガス処理系により負圧維持していない期間は原子炉建屋内に放射性物質が保持されないものとし，非常用ガス処理系により負圧維持している期間は非常用ガス処理系を用いた場合の設計換気率を基に設定
フィルタ装置による除染係数	粒子状放射性物質：1000 無機よう素：500 有機よう素：50	設計値
放射性物質の自然減衰	考慮する	放出までの自然減衰を考慮

※1：Regulatory Guide 1.195 “Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light-Water Nuclear Power Reactors”

※2：R.K.Hilliard, A.K.Postma, J.D.McCormack and L.F.Coleman, “Removal of Iodine and Particles by Sprays in the Containment Systems Experiment,” Nucl. Technol. Vol.10, p499-519(1971)

※3：ORNL-NSTC-26, Safety standards,Criteria, And Guides For The Design,Location, Construction, And Operation Of Reactors, 1966, U.S. AEC

※4：Standard Review Plan6.5.5, “Pressure Suppression Pool as a Fission Product Cleanup System”, Rev.1, 3/2007

別紙 21-15

第 21-11 表　放射性物質の大気拡散の評価条件（１／２）

項　　目	評　価　条　件	選　定　理　由
大気拡散評価モデル	ガウスプルームモデル	「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」（以下，「気象指針」という。）に示されたとおり設定
気象データ	女川原子力発電所における１年間の気象データ（2012.1～2012.12）	建屋影響を受ける大気拡散評価を行うため地上風(地上約 10m)の気象データを使用 審査ガイドに示されたとおり発電所において観測された１年間の気象資料を使用
放出箇所	原子炉建屋からの放出：ブローアウトパネル	放出箇所を考慮し設定
	非常用ガス処理系からの放出：排気筒	
	格納容器ベント：原子炉格納容器フィルタベント系放出端	
実効放出継続時間	原子炉建屋からの放出：1 時間	「気象指針」に基づき設定
	非常用ガス処理系からの放出：1 時間	
	格納容器ベント：1 時間	
累積出現頻度	小さい方から累積して 97%	「気象指針」に基づき設定
建屋の影響	考慮する	「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」に基づき，建屋の影響を考慮
巻き込みを生じる代表建屋	2 号炉原子炉建屋	放出源から最も近く，巻き込みの影響が最も大きい建屋として選定
大気拡散評価点	ベントの準備，実施，継続中，停止に係る作業場所	設計に基づき設定（第 21-4 図参照）

第 21-11 表　放射性物質の大気拡散の評価条件（２／２）

項　　目		評　価　条　件	選　定　理　由
着目方位	水，薬液，窒素供給（屋外），水源確保及び燃料確保	原子炉建屋からの放出：9 方位 WSW～NNW～ENE	「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」に従い設定 隔離弁操作場所は放出点が巻き込みを考慮する建屋の拡散領域内にあるため，放出点が評価点の風上となる 180° を対象とした （第 21-4 図参照）
		非常用ガス処理系からの放出：1 方位 ENE	
		格納容器ベント：9 方位 WSW～NNW～ENE	
	隔離弁※1 操作	原子炉建屋からの放出：9 方位 WNW～NNE～ESE	
		非常用ガス処理系からの放出：1 方位 E	
		格納容器ベント：9 方位 NNE～ESE～SSW	
	窒素供給（屋内）	原子炉建屋からの放出：9 方位 WSW～NNW～ENE	
		非常用ガス処理系からの放出：1 方位 E	
		格納容器ベント：9 方位 NW～NE～SE	
建屋投影面積		2,050m^2	風向に垂直な投影面積のうち最も小さいものを設定
形状係数		1/2	「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」に基づき設定

※1：FCVS ベントライン隔離弁，S/C ベント用出口隔離弁，D/W ベント用出口隔離弁

第 21-12 表　線量換算係数及び地表面への沈着速度の条件

項　　目	評　価　条　件	選　定　理　由
線量換算係数	成人実効線量換算係数を使用 （主な核種を以下に示す） I-131：2.0×10^{-8} Sv/Bq I-132：3.1×10^{-10} Sv/Bq I-133：4.0×10^{-9} Sv/Bq I-134：1.5×10^{-10} Sv/Bq I-135：9.2×10^{-10} Sv/Bq Cs-134：2.0×10^{-8} Sv/Bq Cs-136：2.8×10^{-9} Sv/Bq Cs-137：3.9×10^{-8} Sv/Bq 上述の核種以外の核種は ICRP Publication 71 及び ICRP Publication 72 に基づく	ICRP Publication 71 及び ICRP Publication 72 に基づく
呼吸率	1.2 m^3/h	ICRP Publication 71 に基づき，成人活動時の呼吸率を設定
全面マスク	炉心損傷後の作業時に着用（DF=50）	運用に合わせて設定
自給式呼吸器	現場での隔離弁※1 開操作時に着用 （内部被ばくの影響を受けない）	現場での隔離弁開操作時に着用する運用に合わせて設定
タングステンベスト	鉛 2mm 相当の遮蔽効果及び不均等被ばくを考慮して評価 【不均等被ばくの評価式】 $H_{EE}=0.11H_a+0.89H_b$ H_{EE}：外部被ばくの実効線量 H_a：タングステンベストによる遮蔽効果を考慮しない実効線量 H_b：タングステンベストによる遮蔽効果を考慮した実効線量	炉心損傷後の S/C ベント用出口隔離弁及び D/W ベント用出口隔離弁の開操作時に着用する運用に合わせて設定。また，不均等被ばくの評価式は「外部被ばく及び内部被ばくの評価法に係る技術的指針（平成 11 年 4 月）」より設定。
地表への沈着速度	粒子状放射性物質：0.4 cm/s 無機よう素：0.4 cm/s 有機よう素：1.4×10^{-3} cm/s 希ガス：沈着なし	湿性沈着を考慮して設定
配管内，フィルタ装置内の線源強度の評価で用いる放射性物質の付着割合	【配管内】 希ガス：0% 有機よう素：0% 無機よう素：10%/100m 粒子状放射性物質：10%/100m	NUREG/CR-4551 を参照し，付着量を設定する主要なパラメータとして沈着速度に着目して，配管内面への沈着割合を設定。配管 100m 当たり，配管に流入する放射性物質の 10%が付着するものとした。
	【フィルタ装置内】 希ガス：0% 有機よう素：100% 無機よう素：100% 粒子状放射性物質：100%	フィルタ装置内の線源強度を保守的に見積もるために，設計上フィルタで除去できる放射性物質については，フィルタに流入する全量が付着するものとした。なお，フィルタ装置への流入量の評価にあたっては，配管内への付着による放射性物質の除去効果を考慮しないものとした。

※1：S/C ベント用出口隔離弁，D/W ベント用出口隔離弁

別紙 21-18

第 21-13 表　ベントの準備，実施，継続，停止に係る作業場所の評価条件

項　　目	評　価　条　件	選　定　理　由
評価点	ベントの準備，実施，継続中，停止に係る作業場所	設計に基づき設定（第 21-4 図参照）
空間容積	FCVS ベントライン隔離弁 遠隔手動操作場所：1,860m^3	設計値
	S/C ベント用出口隔離弁 遠隔手動操作場所：1,540m^3	
	PSA 窒素供給ライン元弁 遠隔手動操作場所：1,840m^3	
遮蔽厚さ	天井　：0.17～0.5m 壁　　：0.25～1.2m 鉛遮蔽：0.002m	設計値
隔離弁操作場所への空気流入率	無限大[回/日]	瞬時に屋外と同等の雰囲気になるものとして設定

第 21-14 表　W／Wベントの準備，実施，継続，停止に係る作業時における線量影響評価結果

［単位：mSv］

項　　目	準備		実施			継続中	停止		
	窒素供給準備	FCVS 側隔離弁※1	水源確保	燃料確保	S/C 側隔離弁※2	水・薬液補給（準備含む）	窒素供給	FCVS 側隔離弁※1	S/C 側隔離弁※2
	屋外	屋内	屋外	屋外	屋内	屋外	屋内	屋内	屋内
① 原子炉建屋原子炉棟内からのガンマ線による被ばく	2.0	2.2×10^{-3}	2.5	1.4	2.1×10^{-4}	4.4×10^{-1}	1.9×10^{-4}	6.0×10^{-4}	8.6×10^{-4}
② 大気中へ放出された放射性物質による被ばく	1.5×10^{-1}	3.5×10^{-6}	1.6×10^{-1}	9.9×10^{-2}	4.3×10^{-6}	2.9	8.1×10^{-7}	2.6×10^{-6}	3.7×10^{-6}
③ 地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による被ばく	2.6×10^{1}	7.5×10^{-5}	5.3×10^{1}	2.2×10^{1}	5.2×10^{-5}	1.4×10^{1}	6.9×10^{-6}	2.2×10^{-5}	3.2×10^{-5}
④ 操作場所（室内）に取り込まれた放射性物質による被ばく	—	9.0×10^{-3}	—	—	7.8×10^{1}	—	2.5×10^{-2}	7.1×10^{-2}	1.1×10^{-1}
⑤ フィルタ装置本体及び配管からのガンマ線による被ばく	—	—	—	—	1.6×10^{-4}	4.6×10^{1}	1.7×10^{-1}	5.2×10^{-1}	7.5×10^{-1}
合計（①＋②＋③＋④＋⑤）	2.8×10^{1}	1.2×10^{-2}	5.5×10^{1}	2.3×10^{1}	7.8×10^{1}	6.3×10^{1}	1.9×10^{-1}	5.9×10^{-1}	8.5×10^{-1}

※1：FCVS ベントライン隔離弁

※2：S/C ベント用出口隔離弁

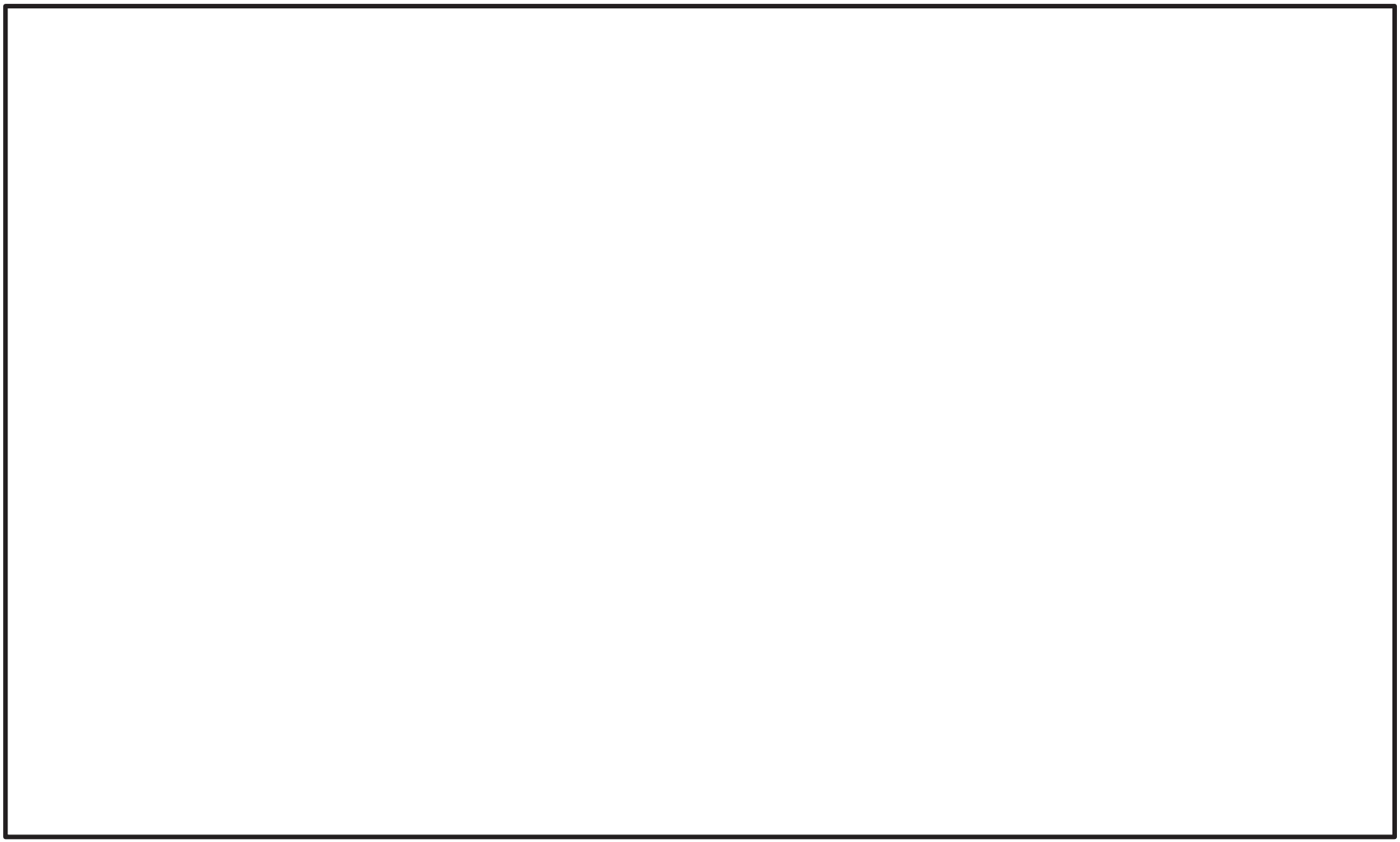
第 21-15 表　D／Wベントの準備，実施，継続，停止に係る作業時における線量影響評価結果

［単位：mSv］

項　　目	準備		実施			継続中	停止		
	窒素供給準備	FCVS 側隔離弁※1	水源確保	燃料確保	D/W 側隔離弁※2	水・薬液補給（準備含む）	窒素供給	FCVS 側隔離弁※1	D/W 側隔離弁※2
	屋外	屋内	屋外	屋外	屋内	屋外	屋内	屋内	屋内
① 原子炉建屋原子炉棟内からのガンマ線による被ばく	2.0	2.2×10^{-3}	2.6	1.4	2.1×10^{-4}	4.4×10^{-1}	1.9×10^{-4}	6.0×10^{-4}	8.7×10^{-4}
② 大気中へ放出された放射性物質による被ばく	1.5×10^{-1}	3.5×10^{-6}	1.6×10^{-1}	9.9×10^{-2}	3.3×10^{-2}	3.0×10^{-1}	1.5×10^{-7}	4.6×10^{-7}	6.6×10^{-7}
③ 地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による被ばく	2.6×10^{1}	7.5×10^{-5}	5.3×10^{1}	2.2×10^{1}	5.3×10^{-5}	1.6×10^{1}	7.6×10^{-6}	2.4×10^{-5}	3.5×10^{-5}
④ 操作場所（室内）に取り込まれた放射性物質による被ばく	—	9.0×10^{-3}	—	—	7.1×10^{1}	—	3.1×10^{-3}	9.4×10^{-3}	1.4×10^{-2}
⑤ フィルタ装置本体及び配管からのガンマ線による被ばく	—	—	—	—	5.1×10^{-2}	4.7×10^{1}	2.0×10^{-1}	6.1×10^{-1}	8.8×10^{-1}
合計（①＋②＋③＋④＋⑤）	2.8×10^{1}	1.2×10^{-2}	5.5×10^{1}	2.3×10^{1}	7.1×10^{1}	6.3×10^{1}	2.0×10^{-1}	6.2×10^{-1}	9.0×10^{-1}

※1：FCVS ベントライン隔離弁

※2：D/W ベント用出口隔離弁

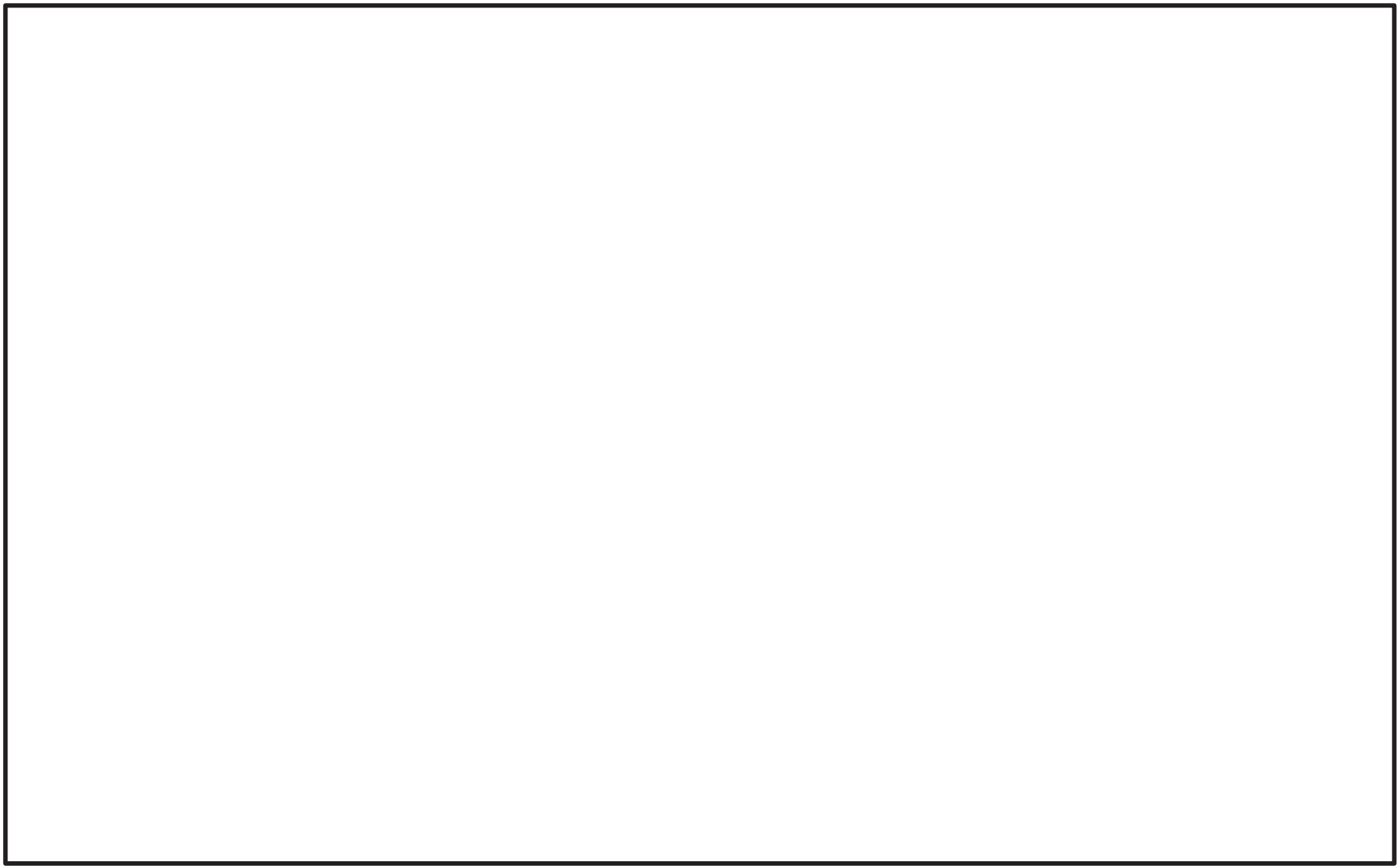


第 21-4 図　放射性物質の大気拡散評価における着目方位（1/9）（水，薬液，窒素の供給，水源確保，燃料補給－格納容器ベント

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

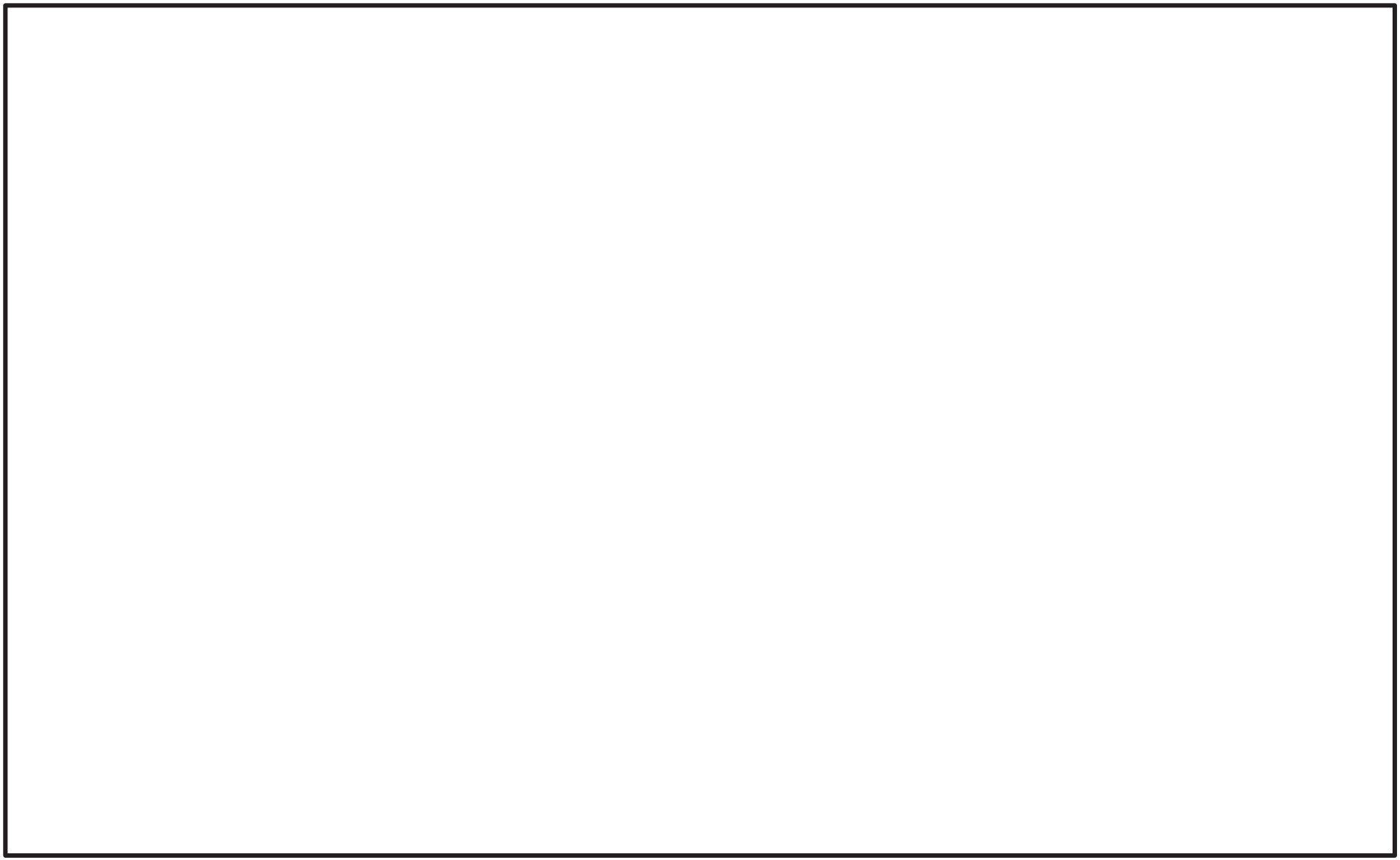
第 21-4 図　放射性物質の大気拡散評価における着目方位（2/9）
（水，薬液，窒素の供給，水源確保，燃料補給－原子炉建屋ブローアウトパネル）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



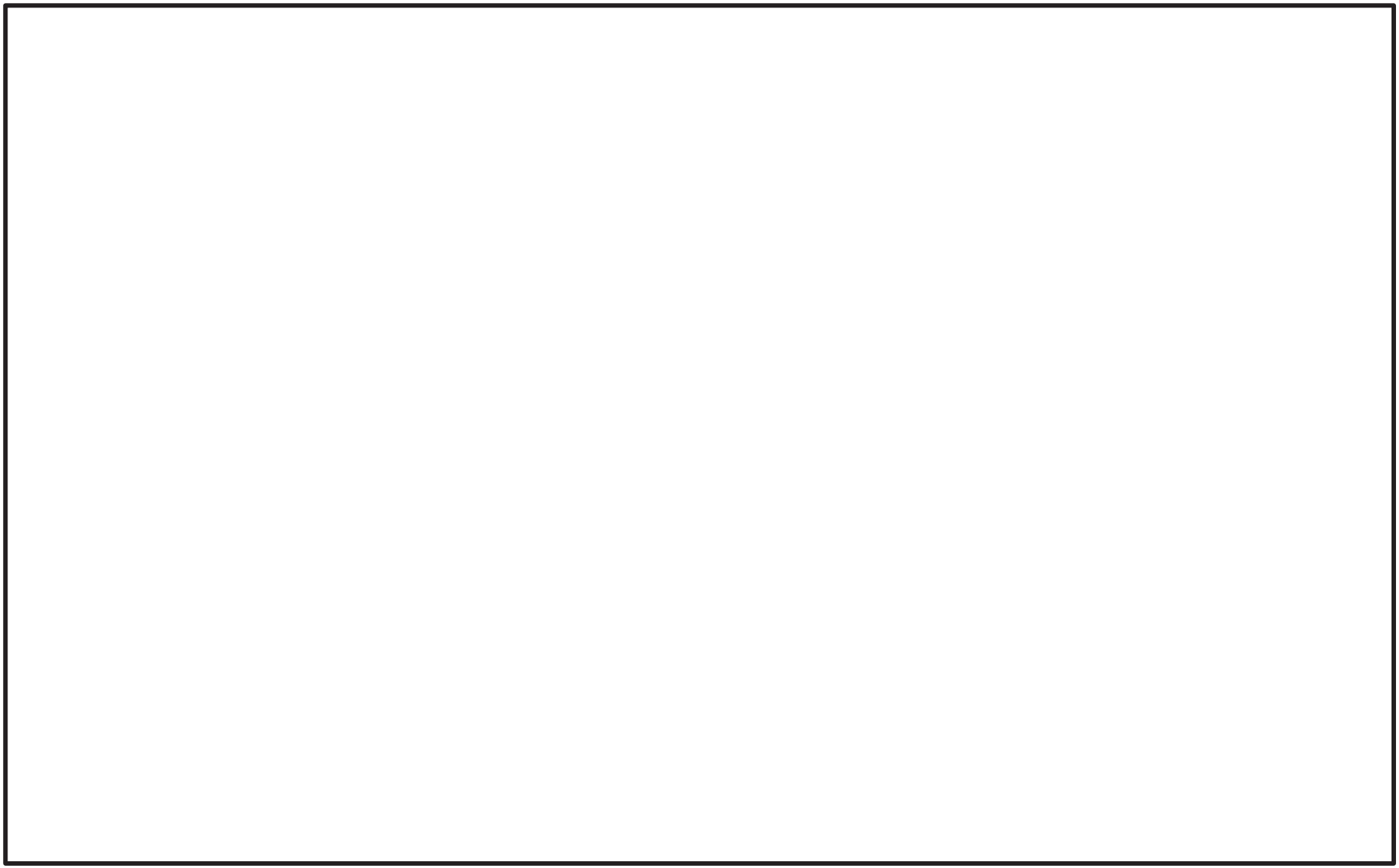
第 21-4 図　放射性物質の大気拡散評価における着目方位（3/9）（水，薬液，窒素の供給，水源確保，燃料補給－排気筒）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



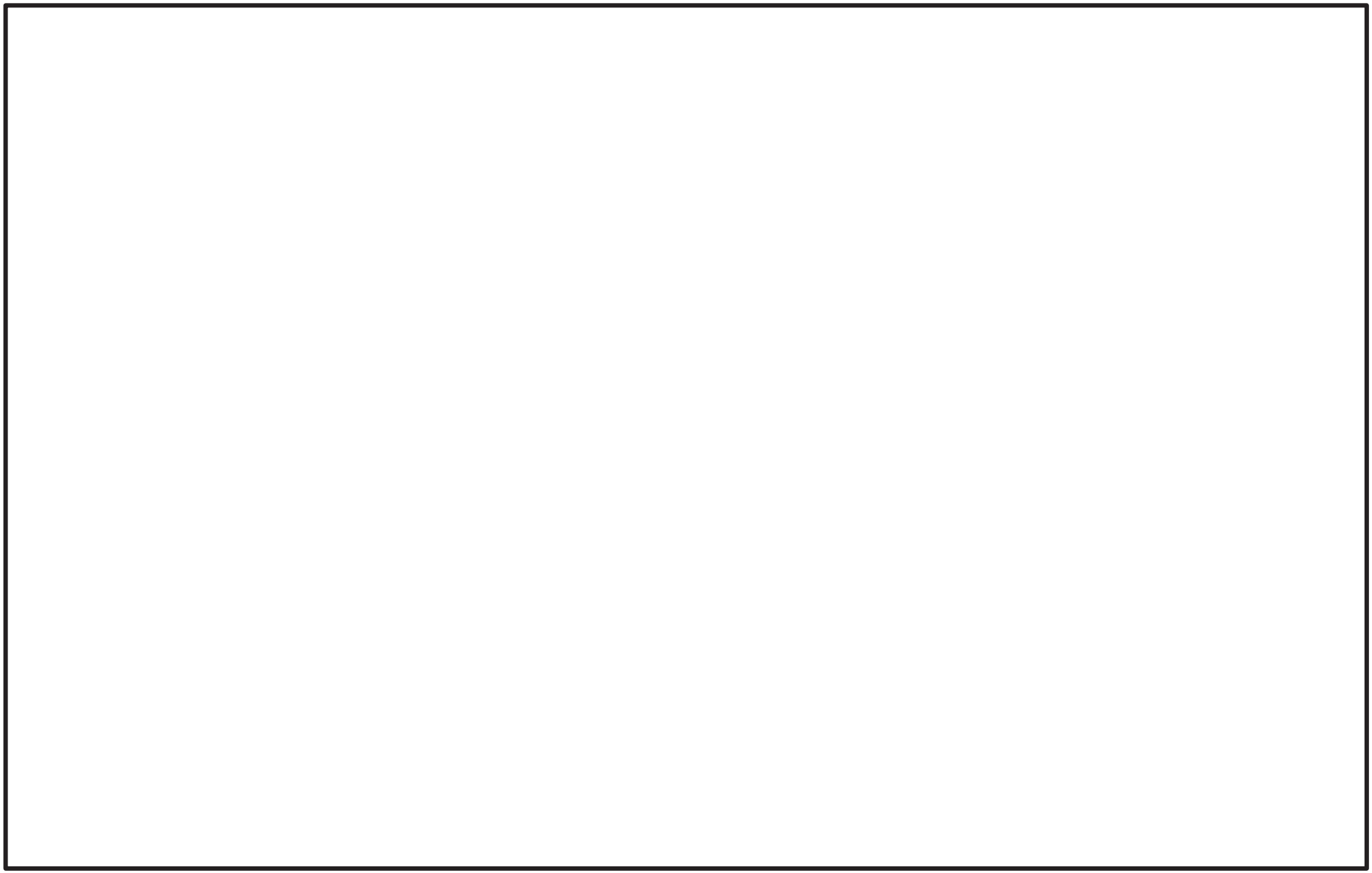
第 21-4 図　放射性物質の大気拡散評価における着目方位（4/9）（隔離弁操作－格納容器ベント）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



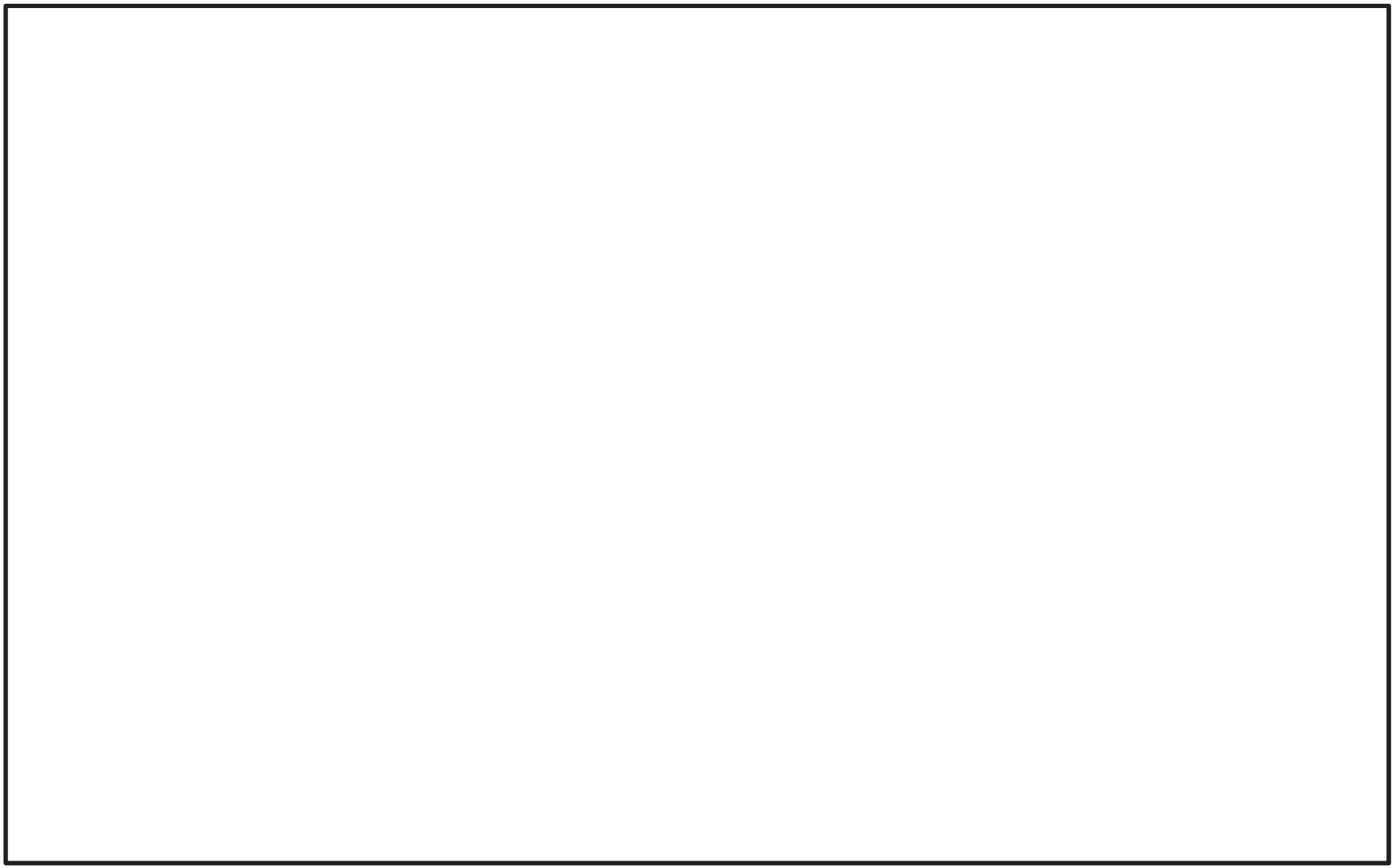
第 21-4 図　放射性物質の大気拡散評価における着目方位（5/9）（隔離弁操作－原子炉建屋ブローアウトパネル）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



第 21-4 図　放射性物質の大気拡散評価における着目方位（6/9）（隔離弁操作－排気筒）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

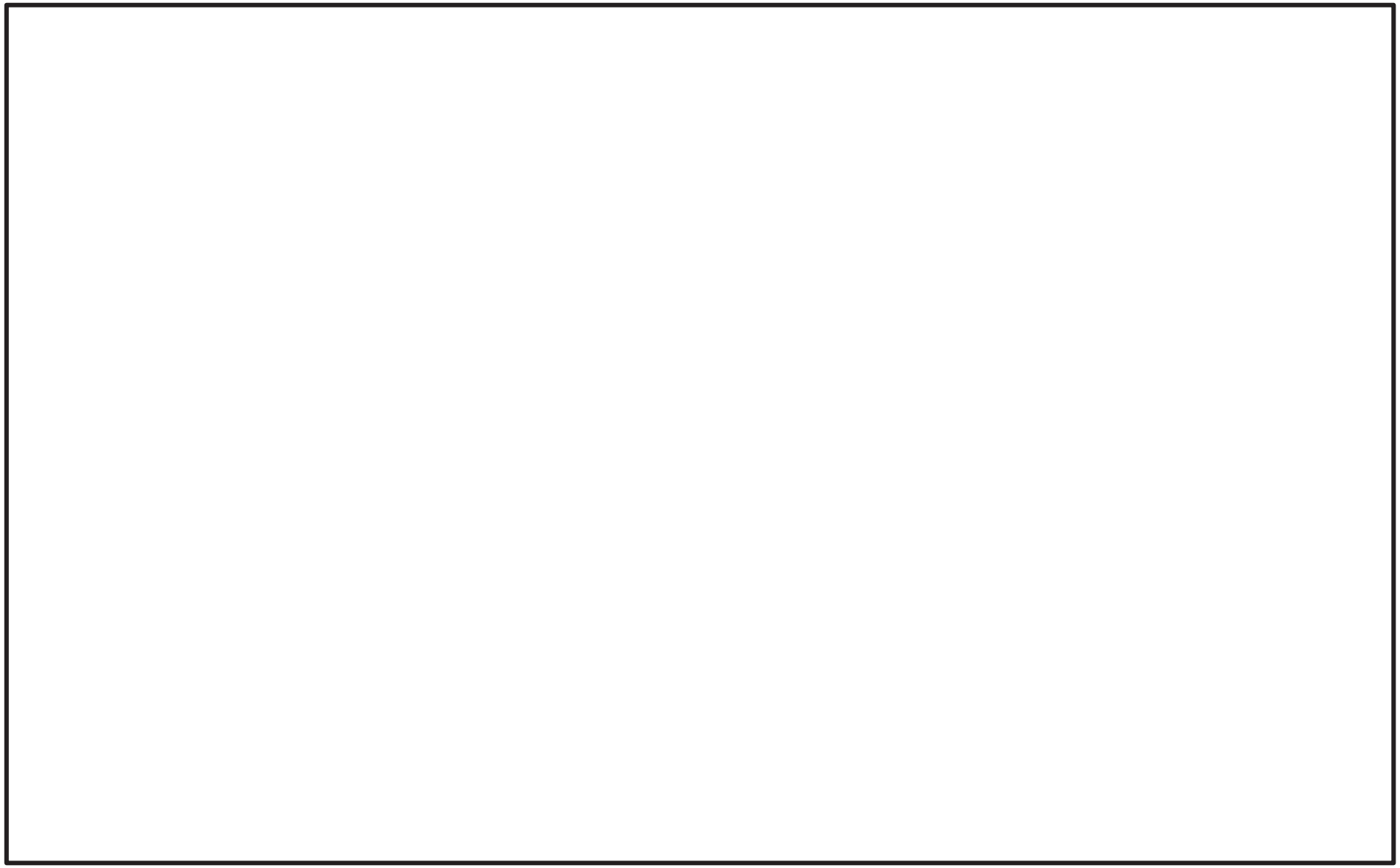


第 21-4 図　放射性物質の大気拡散評価における着目方位（7/9）（窒素供給ライン弁操作－格納容器ベント）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

第 21-4 図　放射性物質の大気拡散評価における着目方位（8/9）（窒素供給ライン弁操作－原子炉建屋ブローアウトパネル）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



第 21-4 図　放射性物質の大気拡散評価における着目方位（9/9）（窒素供給ライン弁操作－排気筒）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

別紙 22　格納容器スプレイに失敗した場合の原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器ベントの実現性【本文 4.3】

炉心損傷判断後，格納容器破損防止を目的とした格納容器スプレイは，格納容器圧力が 640kPa[gage](1.5Pd)に到達した時点で開始する。

万一，格納容器スプレイに失敗した場合であっても，以下のとおり，格納容器の限界圧力 854kPa [gage](２Pd)到達までにベントの実施が可能である。

有効性評価における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）」時における評価事故シーケンス「大破断 LOCA＋HPCS 失敗＋低圧 ECCS 失敗＋全交流動力電源喪失」時において，仮に，格納容器圧力が 1.5Pd に到達したにもかかわらず格納容器スプレイに失敗した場合，格納容器圧力はその後も上昇を続け，第 22-1 図に示すとおり 1.5Pd 到達から約 11 時間後に２Pd に到達する。

この状況においては，ベント実施判断は，格納容器スプレイ失敗を確認した時点で行い，第 22-1 表に示す準備及びプルーム通過に備えた作業を実施し，ベントを開始する。

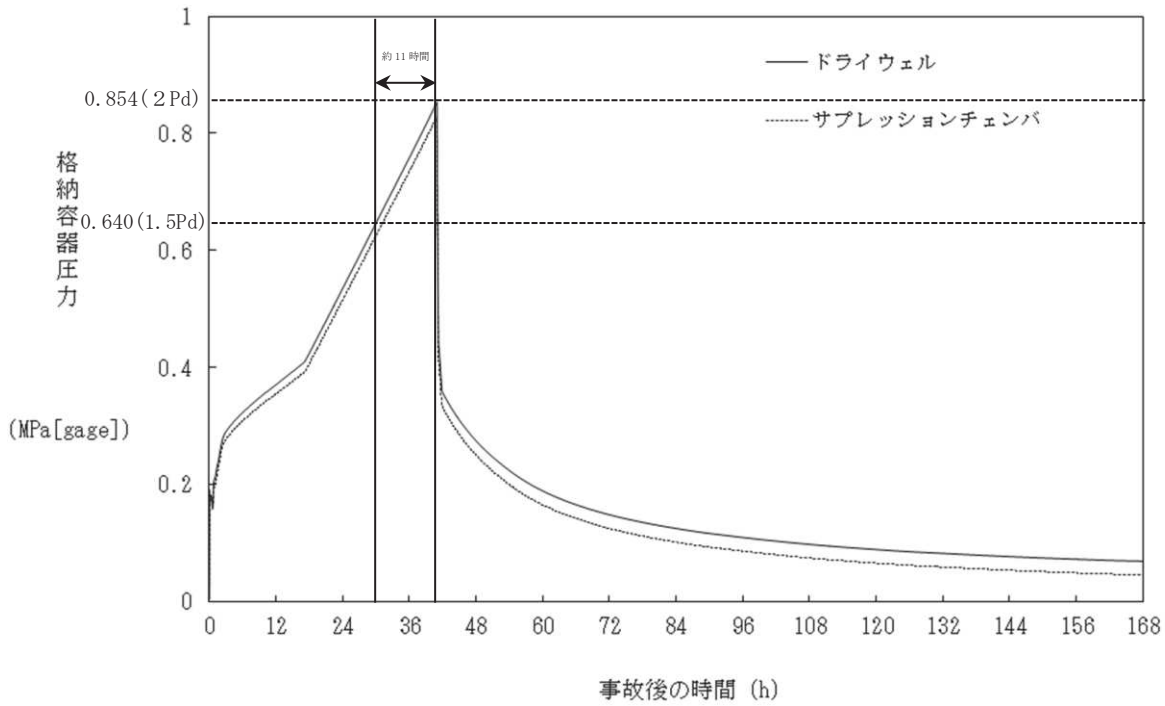
このような対応により，ベント実施判断からベント操作完了までに必要な時間は，第 22-2 図に示すとおり，ベント弁の人力操作を考慮したとしても約 4 時間と評価しており，限界圧力到達までにベントの実施が可能である。

別紙 22-1

第 22-1 表　ベント準備の作業項目及び作業内容

区分	ベント準備事項	作業内容
ベント準備２	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。
	他系統との隔離	ベント操作前に，中央制御室にて他系統（原子炉建屋原子炉棟換気空調系，非常用ガス処理系及び耐圧強化ベント系）と隔離する弁が全閉となっていることを確認する。
	「FCVS ベントライン隔離弁」の開操作	ベント実施判断後に速やかにベントを開始できるよう，ベントを行うために開操作が必要な隔離弁２弁のうち，「FCVS ベントライン隔離弁」を開操作する。

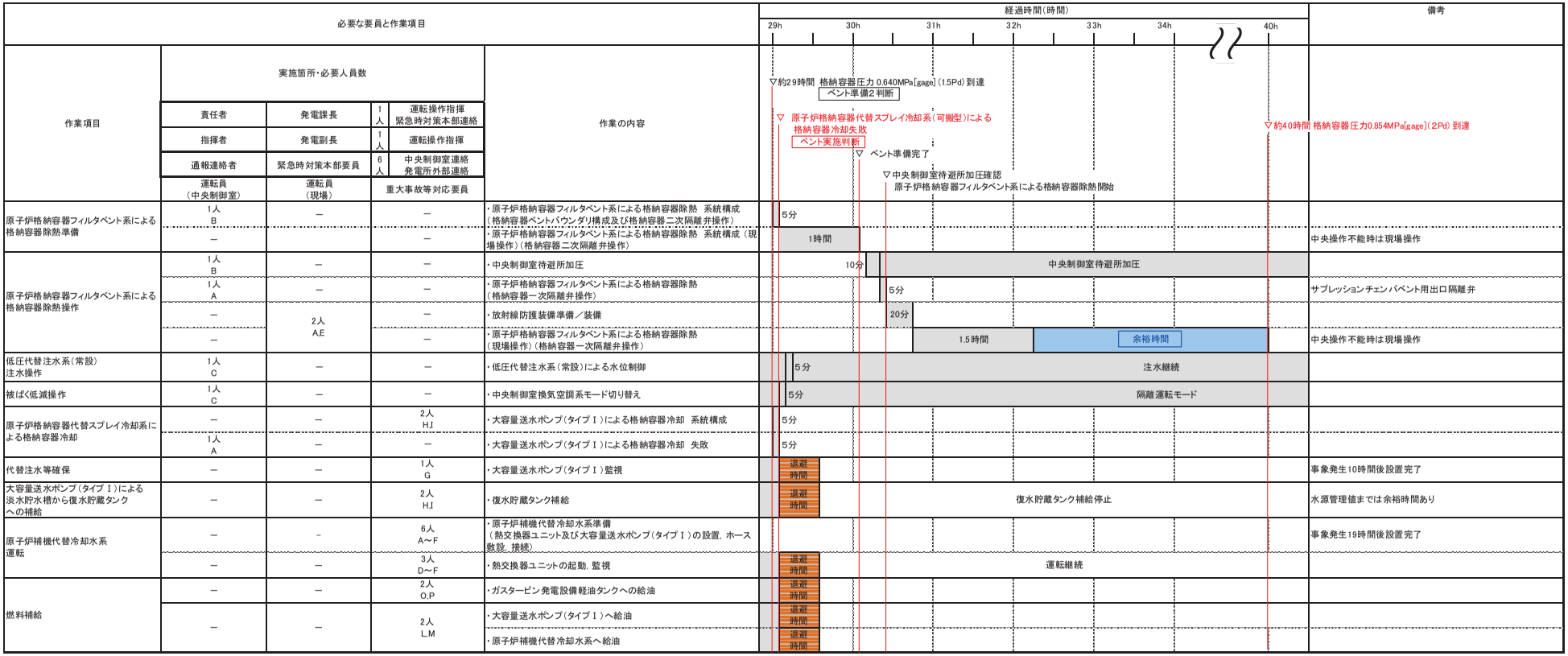
別紙 22-2



第 22-1 図　格納容器スプレイに失敗した場合の格納容器圧力の推移

（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）」）



第 22-2 図　格納容器スプレイに失敗した場合のベント実施に必要な作業と所要時間

（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）」）

別紙 23　炉心損傷前の敷地境界外における線量影響評価【本文 4.3】

炉心損傷前の敷地境界外における線量影響については，「女川原子力発電所２号炉　重大事故等対策の有効性評価について　2.6　ＬＯＣＡ時注水機能喪失」にて説明しており，敷地境界外で 5mSv を下回ることを確認している。

（参考）「女川原子力発電所２号炉 重大事故等対策の有効性評価について

2.6.2（4） b」抜粋

原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器ベント時の敷地境界での実効線量の評価結果は，約 8.3×10^{-2}mSv であり，5mSv を下回る。また，耐圧強化ベント系による格納容器ベント時の敷地境界での実効線量の評価結果は約 7.9×10^{-2}mSv であり，5mSv を下回る。いずれの場合も，周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

（参考）「女川原子力発電所２号炉 重大事故等対策の有効性評価について

添付資料 2.6.2　敷地境界外の実行線量について」抜粋

添付資料 2.6.2

敷地境界の実効線量評価について

表１　主要解析条件（放出放射能量評価条件）（1/2）

項目		評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
評価事象		中小破断ＬＯＣＡ	原子炉格納容器フィルタベント系を介した放出時期が最も早い事故シーケンスを選定	2.2.1 (6) 格納容器圧力逃がし装置を使用する事故シーケンスグループの有効性評価では、敷地境界での実効線量を評価し、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと（発生事故あたり概ね 5mSv 以下）を確認する。
原子炉熱出力		2,436MWt	「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」（以下，「審査ガイド」という）に従い設定	2.2.2 (1) 原子炉は定格熱出力で運転されているものとする。
事故発生時の冷却材中のよう素濃度	全希ガス漏えい率	1.11×10^{10} Bq/s	運転上許容される最大値（運転実績に基づく値）	2.2.2 (2) 炉心の出力分布、炉心流量及び崩壊熱等は、設計値等に基づく現実的な値を用いる。
	冷却材保有量	2.0×10^{8} g	設計値	2.2.2 (3) a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。
	原子炉冷却材浄化系流量	1.97×10^{4} g/s	設計値	
	主蒸気流量	1.32×10^{6} g/s	設計値	
	原子炉冷却材浄化系の除染係数	10	「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」（以下，「線量目標値評価指針」という）に従い設定	—
	よう素の主蒸気中への移行割合	2%	「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」（以下，「安全評価審査指針」という）に従い設定	—

添付 2.6.2-1

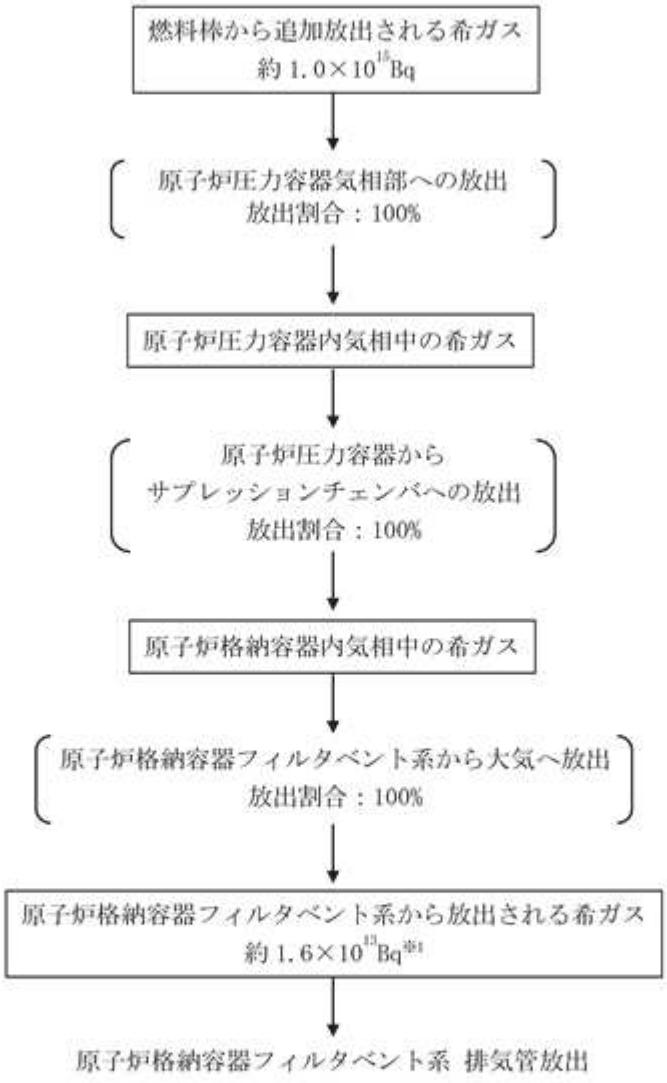
別紙 23-2

表１　主要解析条件（放出放射能量評価条件）（2/2）

項目		評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
燃料棒からの追加放出量	I-131 の追加放出量	3.7×10^{13} Bq	安全評価審査指針に従い設定	—
	その他よう素の放出量	I-131 の平衡組成として評価		
	希ガスの放出量	I-131 の平衡組成とし，よう素の２倍として評価		
	運転時間	2000 日	核分裂生成物の蓄積量が平衡に達する運転時間に余裕をみた値	2.2.2 (2) 炉心の出力分布、炉心流量及び崩壊熱等は、設計値等に基づく現実的な値を用いる。
	よう素の化学形態	有機よう素：４％ 無機よう素：96%	安全評価審査指針に従い設定	—
有機よう素が気相部に移行する割合		10%	安全評価審査指針に従い設定	—
原子炉圧力容器からサプレッションチェンバへ放出される放射性物質の割合		希ガス：100% 有機よう素：100% 無機よう素：崩壊熱相当の蒸気の発生に伴って放出		
サプレッションチェンバのプール水による無機よう素の除染係数		5	SRP6.5.5 に基づき設定	2.2.2 (3) a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。
格納容器内での自然沈着・格納容器スプレイの除染係数		5	CSE A6 実験から設定	
原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置による除染係数		無機よう素：500 有機よう素：50	設計値	
ベント開始時間		44 時間	有効性評価の結果を包絡する条件	—
核分裂生成物の自然減衰		考慮する	ベント開始までの自然減衰を考慮	—

表２　大気拡散係数の評価条件

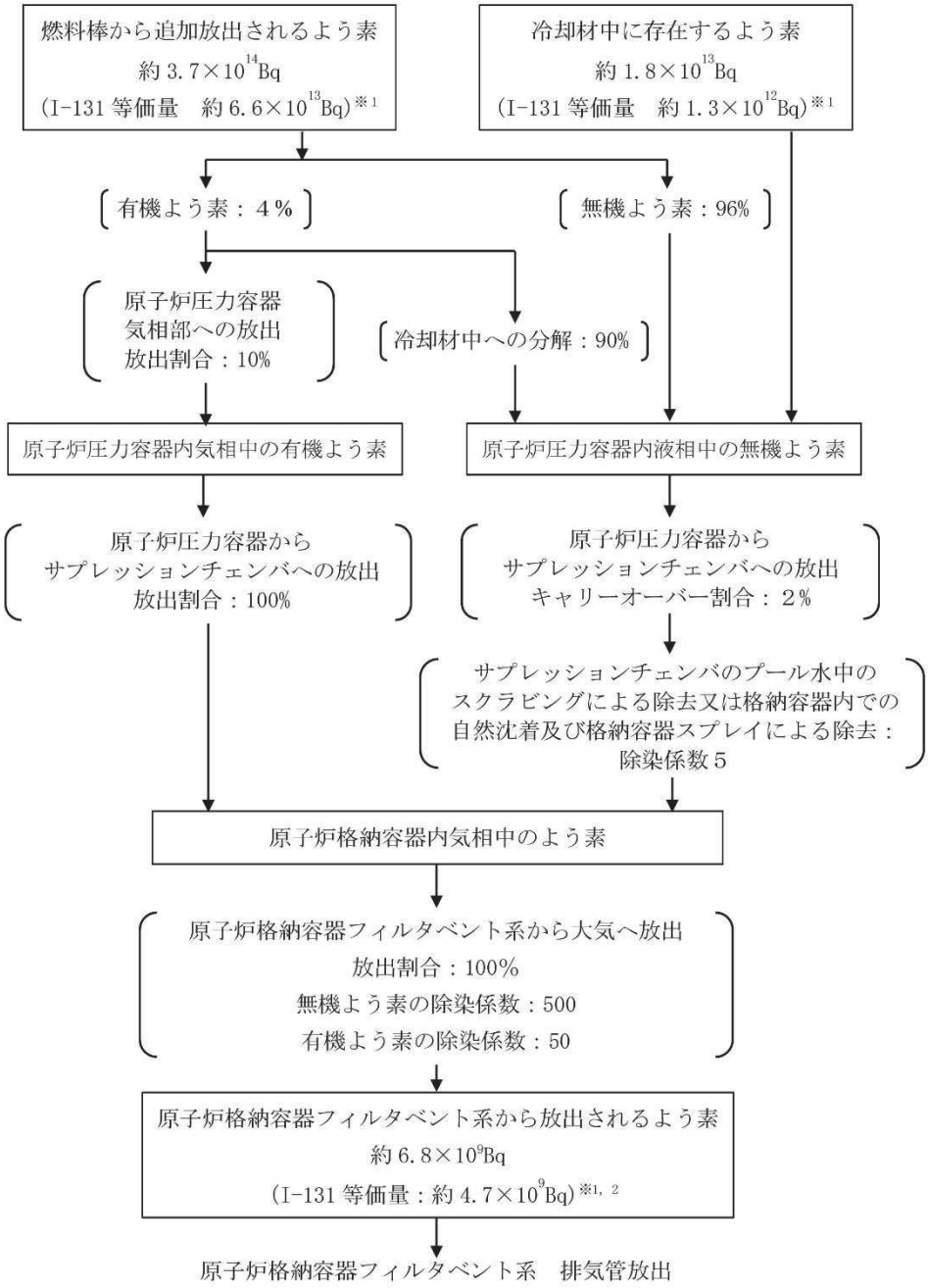
<table>
<tr><th>項目</th><th>評価条件</th><th>選定理由</th><th>審査ガイドでの記載</th></tr>
<tr><td>気象データ</td><td>女川原子力発電所における１年間の気象データ（2012 年１月～12 月）</td><td>F 分布検定により代表性が確認された気象データ</td><td>―</td></tr>
<tr><td>実効放出継続時間</td><td>１時間</td><td>保守的に設定</td><td>―</td></tr>
<tr><td rowspan="2">放出源高さ</td><td>原子炉格納容器フィルタベント系：地上放出（0m）</td><td>保守的に設定</td><td>―</td></tr>
<tr><td>耐圧強化ベント系：有効高さ
（陸側方位）　（m）
<table>
<tr><th>方位</th><th>敷地境界</th></tr>
<tr><td>N</td><td>75</td></tr>
<tr><td>NNW</td><td>65</td></tr>
<tr><td>NW</td><td>85</td></tr>
<tr><td>WNW</td><td>70</td></tr>
<tr><td>W</td><td>110</td></tr>
<tr><td>WSW</td><td>130</td></tr>
<tr><td>SW</td><td>120</td></tr>
<tr><td>SSW</td><td>115</td></tr>
<tr><td>S</td><td>80</td></tr>
<tr><td>SSE</td><td>90</td></tr>
<tr><td>SE</td><td>80</td></tr>
<tr><td>ESE</td><td>80</td></tr>
<tr><td>E</td><td>90</td></tr>
</table></td><td>放出源の有効高さを設定</td><td>―</td></tr>
</table>



※1：ベント開始（事象発生 44 時間）までの放射性物質の自然減衰を考慮する。

図 1　原子炉格納容器フィルタベント系によるベント時の
放射性希ガスの大気放出過程
（γ線実効エネルギ 0.5MeV 換算値）

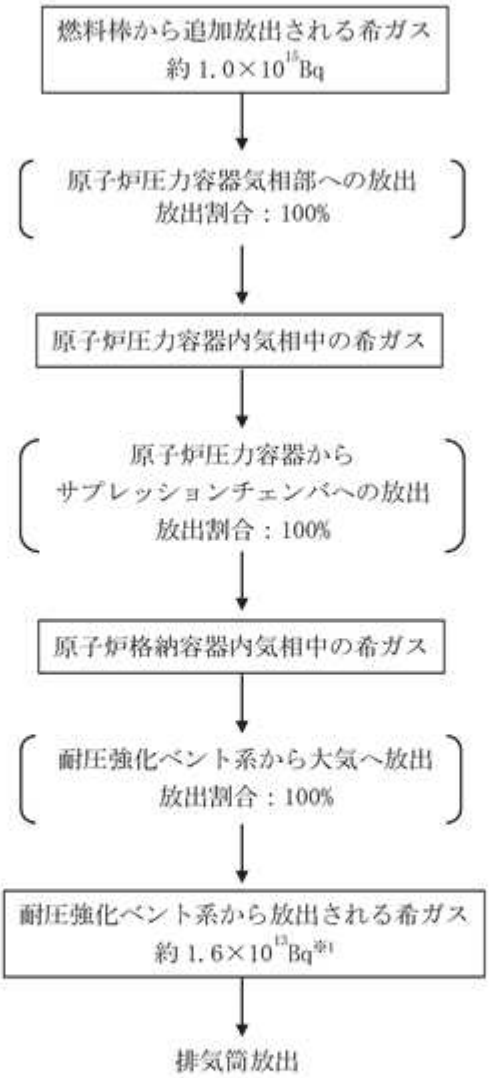
添付 2.6.2-4



※1：内部被ばくによる実効線量評価に用いるよう素（小児実効線量係数換算）
※2：ベント開始（事象発生 44 時間）までの放射性物質の自然減衰を考慮する。

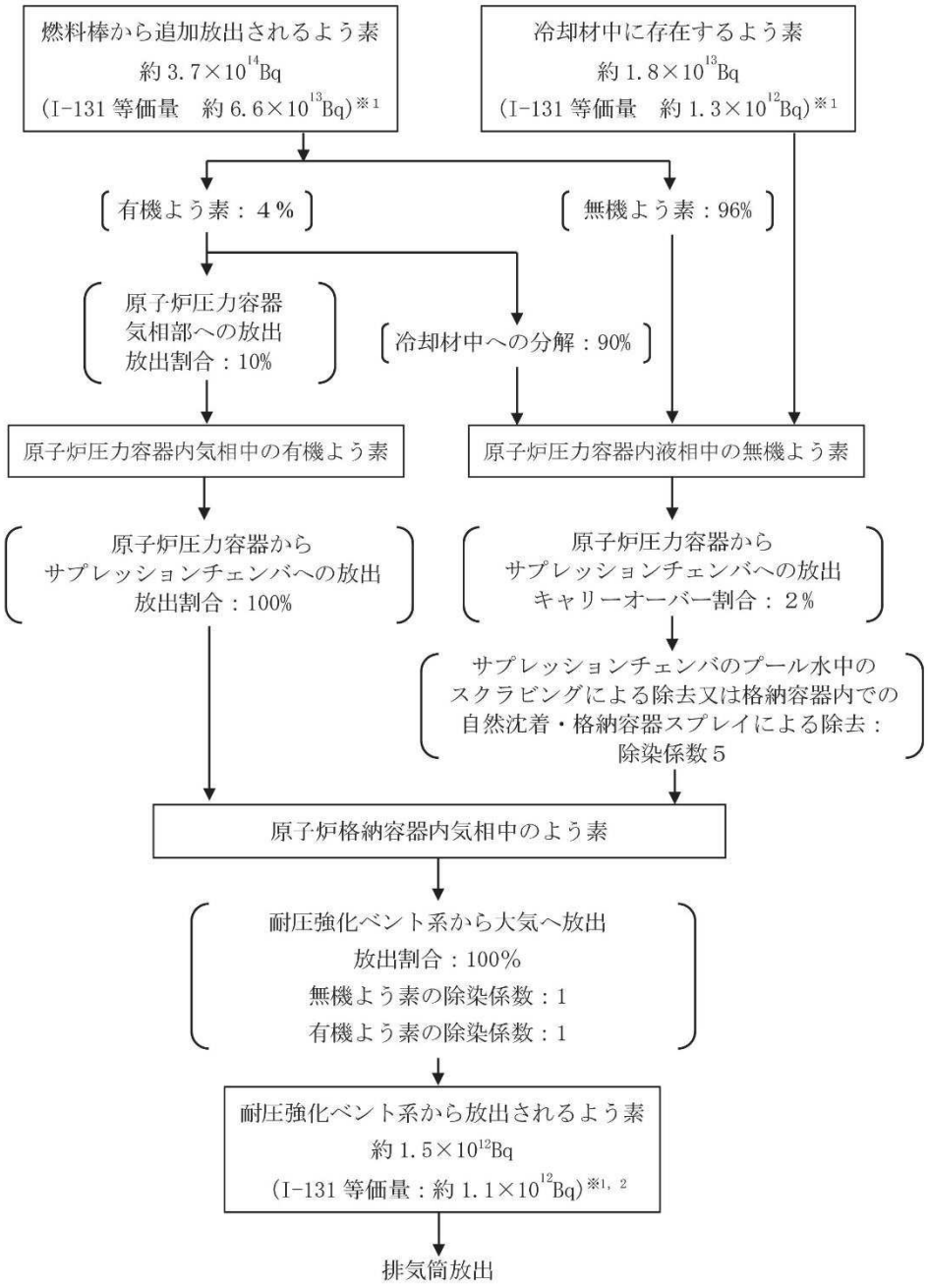
図 2　原子炉格納容器フィルタベント系によるベント時の
放射性よう素の大気放出過程

添付 2.6.2-5



※1：ベント開始（事象発生 44 時間）までの放射性物質の自然減衰を考慮する。

図 3　耐圧強化ベント系によるベント時の放射性希ガスの大気放出過程
（γ線実効エネルギ 0.5MeV 換算値）



※１：内部被ばくによる実効線量評価に用いるよう素（小児実効線量係数換算）
※２：ベント開始（事象発生 44 時間）までの放射性物質の自然減衰を考慮する。

図４　耐圧強化ベント系によるベント時の
放射性よう素の大気放出過程

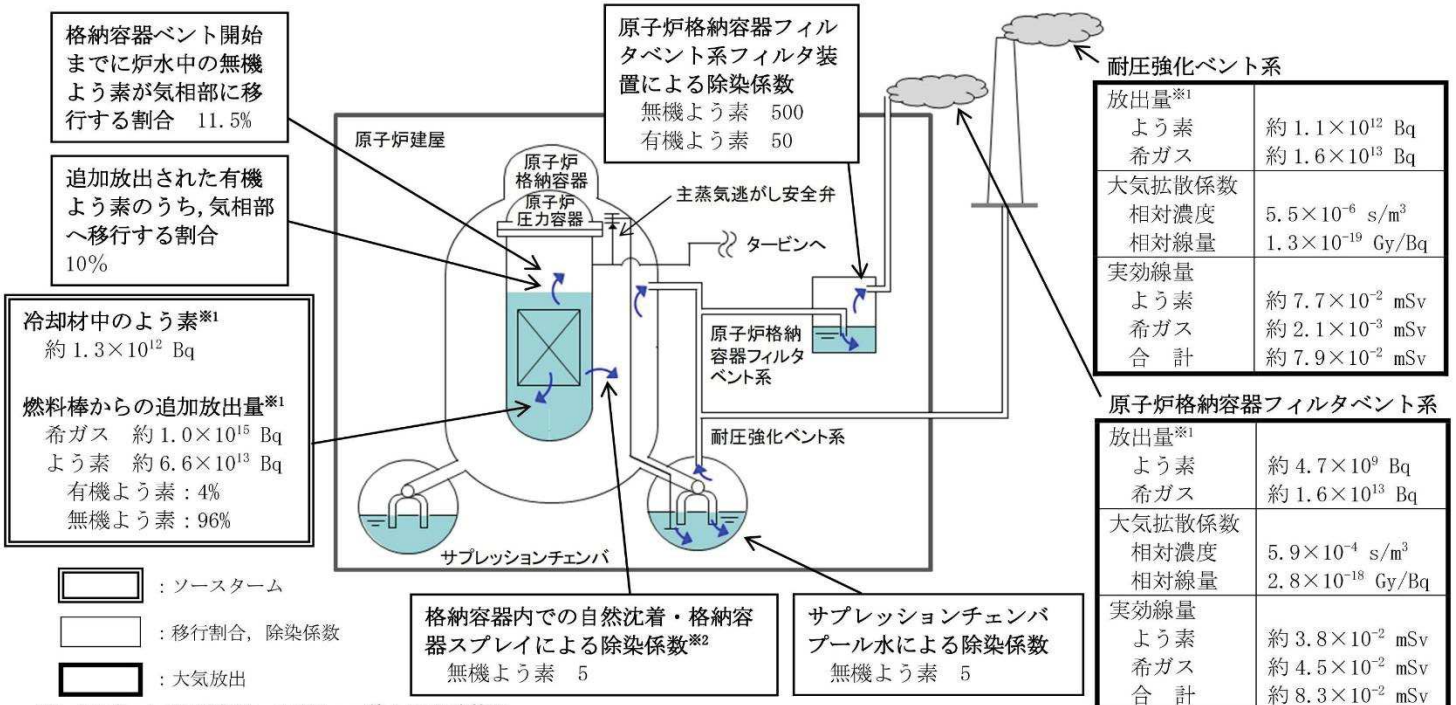
添付 2.6.2-7

【事象の概要】

1. 中小破断ＬＯＣＡが発生し，高圧・低圧注水機能が喪失するが，低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水により炉心は冠水が維持される。発生した蒸気は逃がし安全弁を通じてサプレッションチェンバ（S/C）に移行する。
2. 中小破断ＬＯＣＡ発生から約 44 時間後，格納容器圧力 0.427MPa[gage]に到達した場合，格納容器ベントを実施する。

【評価結果】

敷地境界での実効線量は，5mSv に対して十分小さい。（ドライウェル，S/C のいずれのベントラインを経由した場合であっても，原子炉圧力容器から逃がし安全弁を経由し S/C に排出されるものは，S/C のスクラビング効果に期待でき，破断口より格納容器内に直接排出されるものは，格納容器内での自然沈着や格納容器スプレイによる除去効果※2 に期待できる。このため，敷地境界での実効線量は同じ値となる。）



※1 よう素：I-131 等価量，希ガス：γ線 0.5MeV 換算値
※2 「補足説明資料 141　格納容器内での無機よう素の沈着効果について」参照

図 5　核分裂生成物の放出経路

別紙 24　スクラバ溶液の保有水量の設定根拠【本文 2.1，2.3.2.1】

１．ベント開始後24時間以上補給操作が不要となる水量（許容最小水量の確認）

ベント開始後24時間以上，運転員等による補給操作が不要となる水量（許容最小水量）は，24時間後であってもベンチュリスクラバにおける除去性能を確保することができる水量，すなわち，24時間後にベンチュリノズル頂部高さ以上となる水量である。

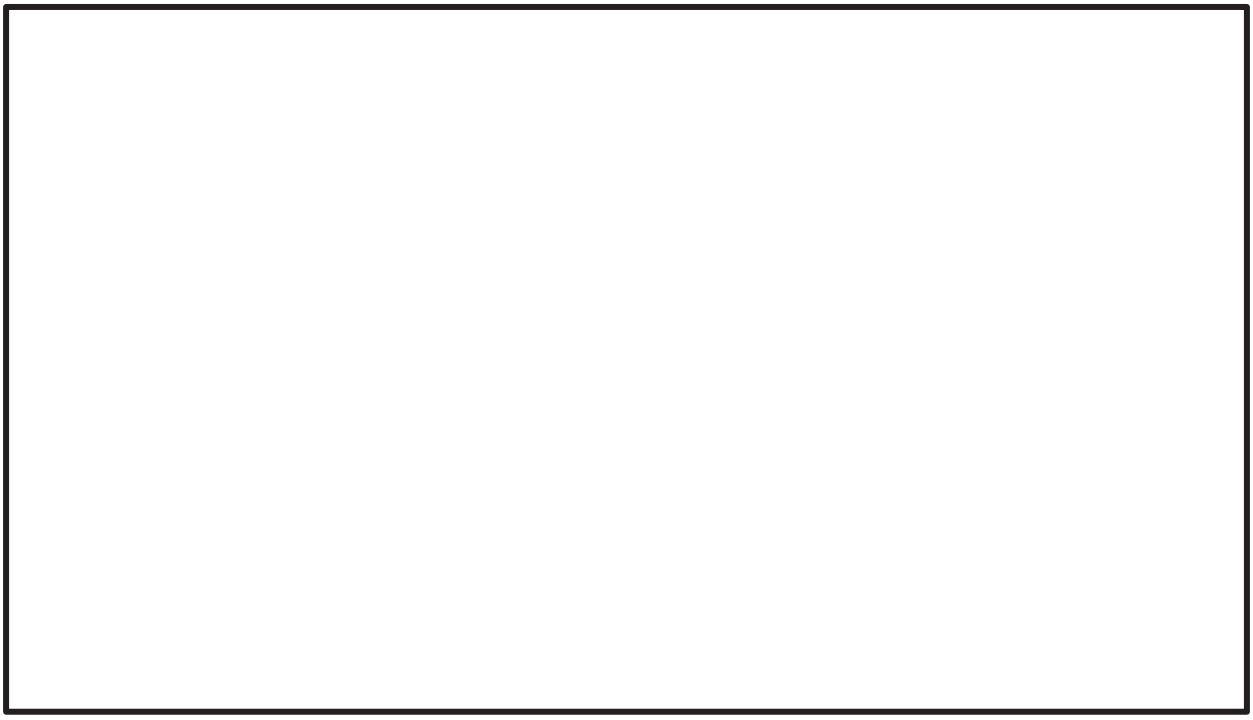
ベント時には，ベントガス中に含まれる水蒸気の凝縮，スクラバ溶液に捕集された放射性物質による発熱及びベントガスの保有エネルギーによるスクラバ溶液の蒸発によりスクラバ溶液が増減することから，これらを考慮し初期水量を約□ tとした。以下にその妥当性を示す。

□

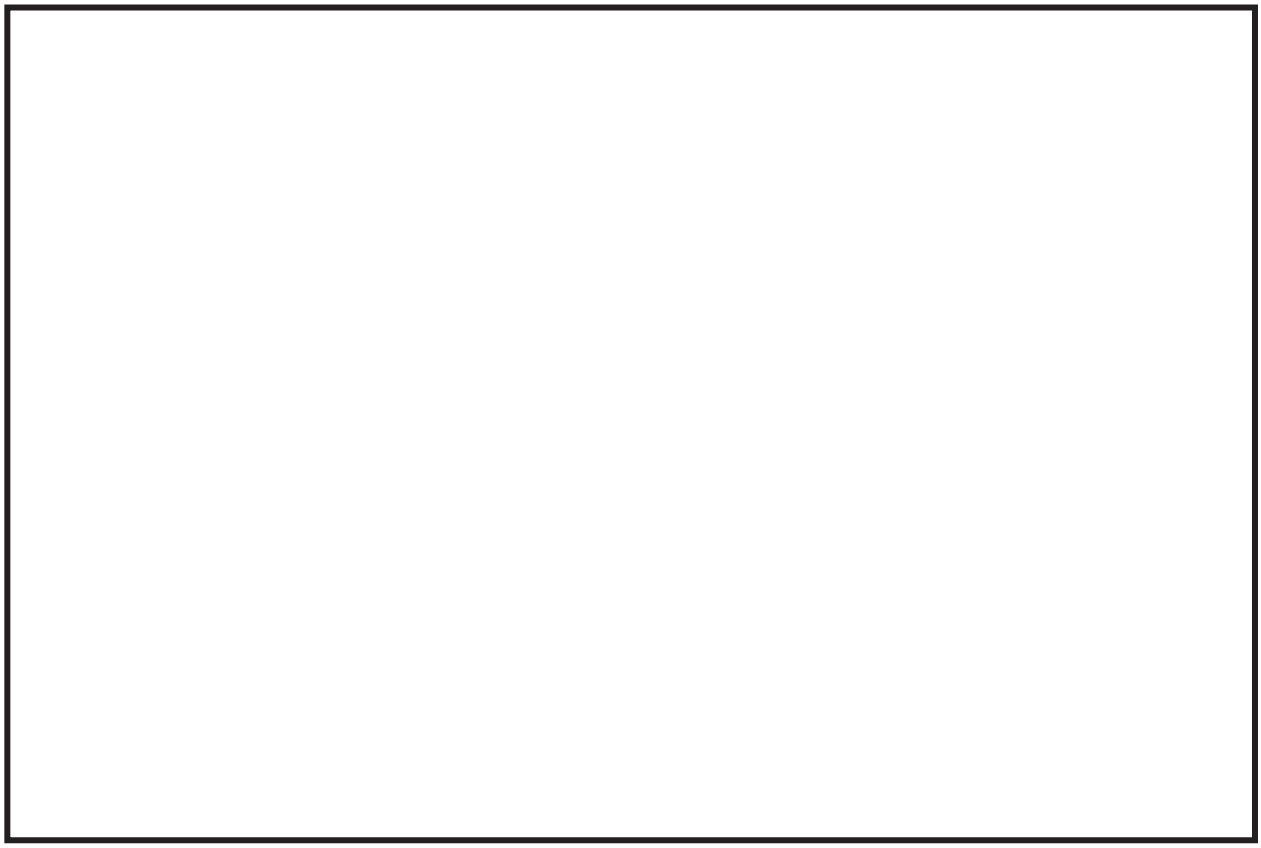
枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 24-2

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



となる。ベンチュリノズル頂部高さの水量が約□tであることから，24時間後にベンチュリノズル頂部高さ以上となるため，初期水量約□tは妥当である。



第24-1図　フィルタ装置水位の概略図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 24-3

第 24-1 表　ベント時における物性値

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 24-4

2.　許容最大初期水量の確認

ベント時には，ベントガス中に含まれる蒸気の凝縮によりスクラバ溶液が増加する。凝縮量が最大となるのは，2Pdベント時であり，その凝縮量を考慮しても許容最大水量※を超えないように初期水量を設定する必要がある。これらを考慮し初期水量を約[　　]tとし最大水量を評価する。以下にその妥当性を示す。

※：金属繊維フィルタ下端位置から約[　　]mmの空間を確保する水量（約[　　]t）。

ベントガス中の蒸気凝縮によるスクラバ溶液の増加量は，約[　　]tとなる。内訳は以下のとおり。

[　　]

別紙 24-5

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

以上より，凝縮量が最大となる2Pdベント時を考慮してもフィルタ装置の保有水量が許容最大水量（ [redacted] t）を超えないことから，ベント実施時の排水は不要である。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 24-6

（参考1）ベント中の水位挙動

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）」時におけるスクラバ溶液の水位挙動を第1図に示す。

第1図より，フィルタ装置への事象発生後168時間以内の水補給は不要である。

第1図　スクラバ溶液の水位挙動

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 24-7

（参考2）スロッシングによる影響評価

地震の発生に伴い，スクラバ溶液がスロッシングすることによる金属繊維フィルタへの影響を評価する。

スロッシングによる波高を求める方法として，速度ポテンシャル法を用いる。速度ポテンシャル法による振動数f及びスロッシング波高ηは以下の式となる。

$$f = \frac{1}{2\pi}\sqrt{\frac{1.841}{R}\cdot g\cdot \tanh\left(1.841\cdot\frac{H}{R}\right)} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\text{(式1)}$$

$$\eta = 0.837\frac{R}{g}\cdot\alpha_1 \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\text{(式2)}$$

ここで，

R　：容器半径（内径）　　mm

H　：水位　　mm

η　：スロッシング波高〔mm〕

g　：重力加速度　　9,806.65mm/s^2

α_1：基準地震動Ssにおける1次の固有周期に対する加速度スペクトル

であることから，式1に代入すると振動数fは，f=　　sec^{-1}となる。よって，固有周期tは，t=1/f=　　secとなる。このときの加速度スペクトルα_1は，基準地震動Ssの床応答スペクトル（暫定）から，

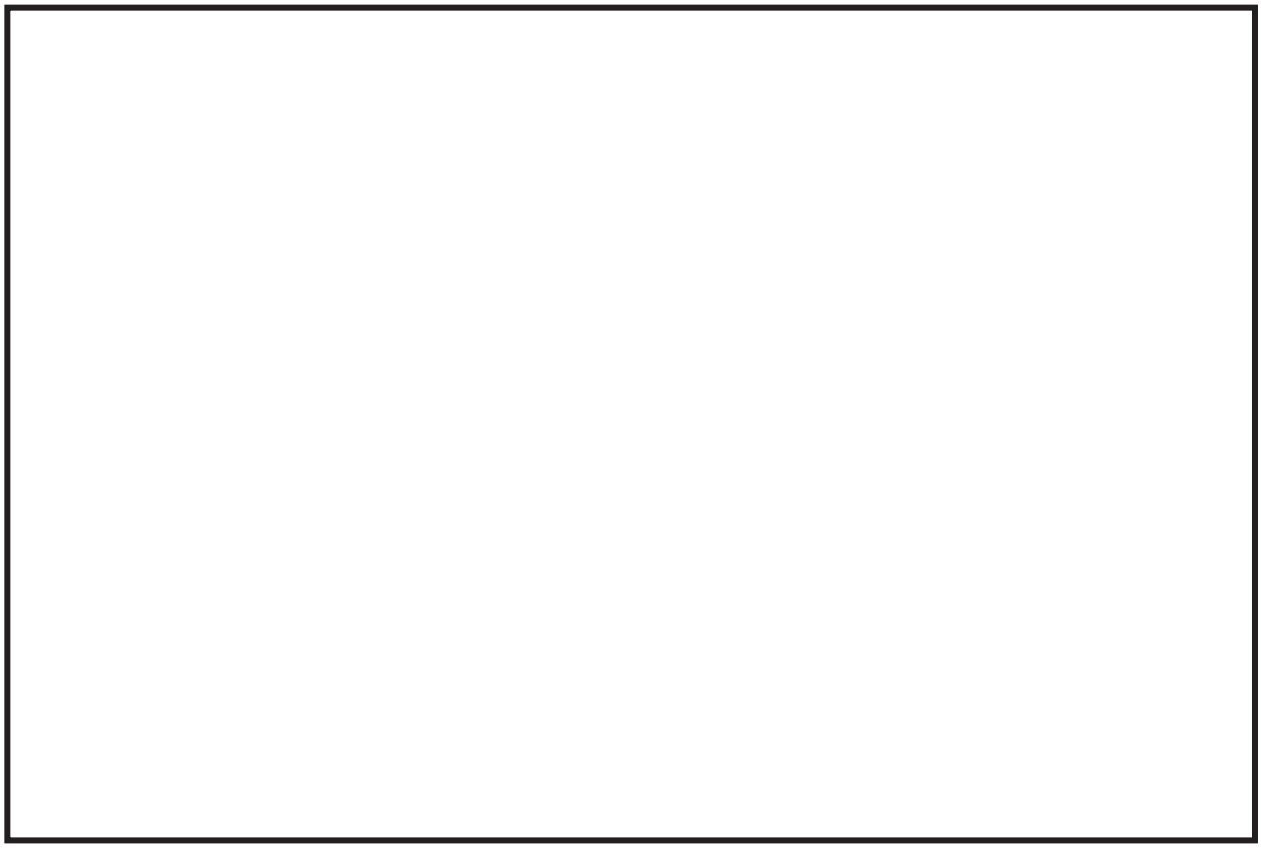
α_1=　　mm/s^{2}であるから，式2より波高はη=　　mmとなる。

フィルタ装置の待機時における保有水量は，　　tであり，その水位は　　mmである。このときの速度ポテンシャル法によるスロッシング波高η=　　mmであることから，スロッシングの最大波高は　　となる。

別紙 24-8

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

よって，スロッシングによる波高を考慮しても，金属繊維フィルタ下端（ [redacted] mm）未満であり，金属繊維フィルタ上部の開口部から内部にスクラバ溶液が流入することはなく，金属繊維フィルタに影響を及ぼさない。



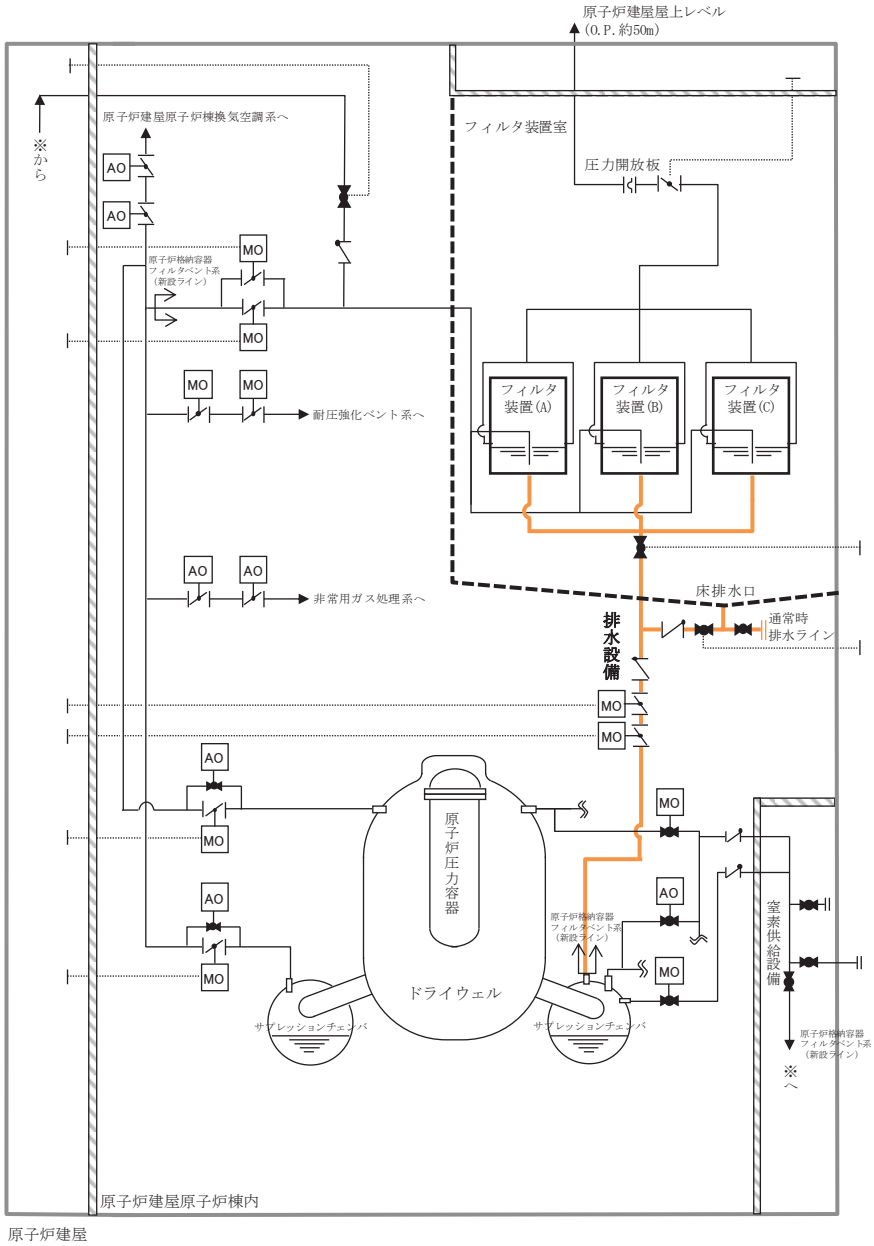
第1図　スロッシング時のフィルタ装置水位

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

（参考3）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，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，格納容器圧力が約□kPa[gage]※以下の場合にポンプを用いることなく，高低差によってサプレッションチェンバへ排水可能な設計とする。第1図に排水設備の概要を示す。

※：格納容器圧力，フィルタ装置圧力及びフィルタ装置からサプレッションチェンバまでの水頭差から算出。



第1図　排水設備の概要

別紙 24-10

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 25　スクラバ溶液の pH 管理【本文 3.1.2.1】

(1)重大事故時に格納容器内で発生する酸の量

NUREG-5950 において，重大事故時に格納容器内で発生する主な酸として，塩化水素，硝酸，二酸化炭素，よう化水素及びほう酸が挙げられている。格納容器内で発生する酸性移行物質を以下に示す。

①格納容器内ケーブルの放射線分解及び熱分解により発生する塩化水素

②サプレッションチェンバプール水中の溶存窒素の放射線分解により発生する硝酸

③MCCI により発生する二酸化炭素

④燃料から放出されるよう化水素

⑤ほう酸水注入系を使用した際のほう酸

このうち，④は発生量が少なく，また，塩基として放出される水酸化セシウムと比較し少ないことから評価に含めない。⑤は五ほう酸ナトリウム溶液として弱アルカリ性であり，評価に含めない。従って①～③について評価する。

また，スクラバ溶液に含まれる［　　］は，分解の際にスクラバ溶液の塩基を消費することからこの量についても評価する。

a. ケーブルに起因する酸の量

格納容器内のケーブルについて，酸の起因となり得る元素の量を調査し，ベント前に全て格納容器内に放出されると仮定すると，酸の量は約［　　］mol となる。調査した結果を第 25-1 図に示す。

［　　］枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 25-1

第 25-1 図　格納容器内のケーブルに起因する酸の量

b. サプレッションチェンバのプール水より発生する酸の量

サプレッションチェンバのプール水中の溶存窒素が放射線分解することにより発生する硝酸の量について評価した。放射線分解によって格納容器内で発生する硝酸の量は，事象発生後 7 日間の積算吸収線量で約□ mol となる。

c. MCCI により発生する酸の量

格納容器内には玄武岩系のコンクリート※1 を使用していることから，MCCI により発生する二酸化炭素の発生量は少ないと考えられるものの，有効性評価におけるコンクリートの侵食約□cm に対して余裕をみた□cm のコンクリートの侵食を想定し，発生する一酸化炭素と二酸化炭素の合計値約□mol から，MCCI により発生する酸の量を約□ mol※2 として評価する。

※1：コンクリートの組成例は以下のとおり。

成分	玄武岩系コンクリート（重量%）
SiO_2	54.84
TiO_2,MnO,MgO	7.21
CaO	8.82
Na_2O	1.80
K_2O	5.39
Fe_2O_3	6.26
Al_2O_3	8.32
Cr_2O_3	0.00
CO_2	1.50
H_2O（自由水，結合水）	5.86

※2：二酸化炭素は二価の酸のため，2 倍の物質量とした。

別紙 25-2

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

d. スクラバ溶液中で減少する塩基の量

スクラバ溶液に含まれる[ ]は，酸素が存在する環境下において水酸化物イオンと反応し分解することが知られており，分解される[ ]の量はスクラバ溶液の積算吸収線量に伴って増加する。反応式は以下のとおり。

[ ]

ここでは，待機時のスクラバ溶液に含まれる[ ]約[ ]molが，スクラバ溶液の積算吸収線量によらず，全量が分解したと仮定すると，[ ][ ]の分解による塩基減少量は，約[ ]molとなる。

(2) フィルタ装置へ移行する酸とスクラバ溶液に保有する塩基の量

重大事故時に格納容器内で発生した酸は，格納容器内の自然沈着，格納容器スプレイ，サプレッションチェンバのプール水のスクラビング等の除去効果を受けるため，フィルタ装置への移行量は減少する。

二酸化炭素については弱酸であり，また，水に溶解しても揮発するため，酸としてスクラバ溶液のpHに与える影響は小さいと考えられる。

ここでは保守的に，これらの影響を考慮せず，発生した酸の全量がフィルタ装置へ移行するものとすると，ベント期間中，スクラバ溶液をアルカリ性に維持するために必要となるスクラバ溶液中の[ ]の量は，[ ] mol 以上である。

[ ]

(3) スクラバ溶液の管理

スクラバ溶液をアルカリ性に維持するため，待機時のスクラバ溶液には[ ] mol 以上[ ] が必要であり，その濃度は約[ ]wt%（待機時水量[ ]t）となる。

[ ]

別紙 25-3

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

以上から，保守的にスクラバ溶液の初期濃度を[redacted]以上とする。

スクラバ溶液は待機時に十分な量の薬液を保有することにより，ベントを実施した際に格納容器から移行する酸の量を保守的に想定しても，アルカリ性を維持することができるため，ベント中のpH監視は不要である。

スクラバ溶液の管理について以下に示す。

a. 系統待機時の管理

・スクラバ溶液が通常水位であることを確認する。

・定期的にサンプリングし，性状を確認する。

b. ベント中の管理

・スクラバ溶液の水位を監視し，下限水位に至る場合においては，水及び薬液を補給する。薬液の補給量は，初期に保有していた[redacted]の量(約[redacted] mol)及び[redacted]の分解により消費される[redacted]の量（約[redacted] mol）とする。

なお，フィルタ装置の性能維持を確認するため，スクラバ溶液のpHを監視するフィルタ装置pHを設置する。

≪参考図書≫

1. Iodine Evolution and pH Control(NUREG/CR-5950 ORNL/TM-12242)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

（参考）女川原子力発電所 2 号炉　格納容器内ケーブル量調査

pH 低下に寄与する塩化水素等の酸の量を評価するため，格納容器内のケーブル量を建設時及び定期検査時の配線表により調査するとともに，ケーブルに含有される塩素等について確認した。

≪格納容器内のケーブル量調査フロー≫

①建設時及び定期検査時の配線表より，格納容器内の布設ケーブルを抽出

↓

②抽出された布設ケーブルより，線種，サイズ，芯数毎に，長さを集計

↓

③集計されたケーブル長さ及びケーブルの単位長さ当たりの塩素，臭素，硫黄，窒素の含有量より，発生する酸の量を算出

以上により，集計した結果を第 1 表に示す。

第１表　格納容器内のケーブル量調査結果（1/2）

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 25-6

第１表　格納容器内のケーブル量調査結果（2/2）

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 25-7

別紙 26　除去性能検証試験結果の適用性【本文 3.3】

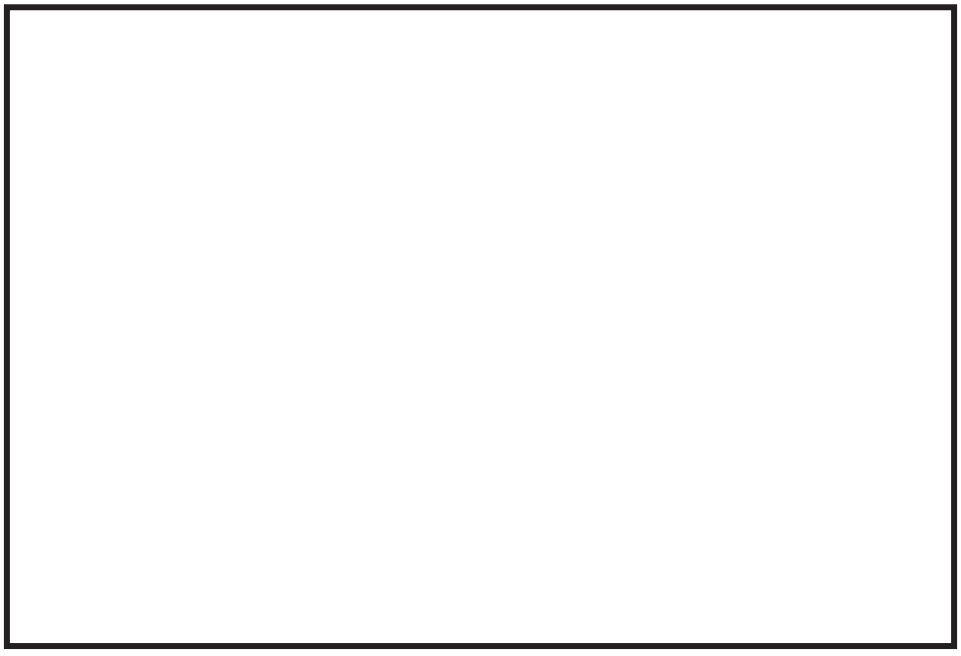
1.　スケール適用性

(1) JAVA 試験

JAVA試験は，ドイツのカールシュタインにある大規模な試験施設で実施された。JAVA試験では，実機の想定事象における種々のパラメータ（圧力・温度・ガス流量等の熱水力条件，エアロゾル粒径等のエアロゾル条件）について試験を行うことにより，フィルタ装置の使用条件において所定の性能が発揮されることを確認している。

試験フィルタ装置は，高さ約□m，直径約□mの容器の中に，実機と同一形状のベンチュリノズル□と，実機と同一仕様の金属繊維フィルタ（表面積約□ m^2）を内蔵している。

実機フィルタ装置と試験フィルタ装置（JAVA 試験・ACE 試験）の比較を第 26-1 図に示す。



第 26-1 図　実機フィルタ装置と試験フィルタ装置（JAVA 試験・ACE 試験）の比較

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 26-1

(2) ACE 試験

ACE試験は，米国EPRI（電力研究所）が中心となって行ったACEシビアアクシデント国際研究計画の中でエアロゾル及び無機よう素の除去性能試験が実施された。

試験フィルタ装置は，高さ約 [redacted] m，直径約 [redacted] mの容器の中に，実機と同じベンチュリノズル [redacted] と，実機と同構造の金属繊維フィルタを内蔵している。

ACE試験の試験装置の詳細な仕様，試験条件及び試験結果は，EPRI及びFramatome社の知的財産（Intellectual Property）として開示が不可能であることから，実機への模擬性が確認できないため，フィルタ装置の設計及び性能検証には使用しない。

(3) JAVA PLUS試験

実機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 Framatome 社にて 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。

試験フィルタ装置内には，実機と同仕様の吸着材である銀ゼオライト（ベッド厚さ約 [redacted] mm）を設置して，有機よう素の除去性能試験を実施している。

(4) 試験装置のスケール性（JAVA 試験，JAVA PLUS 試験）

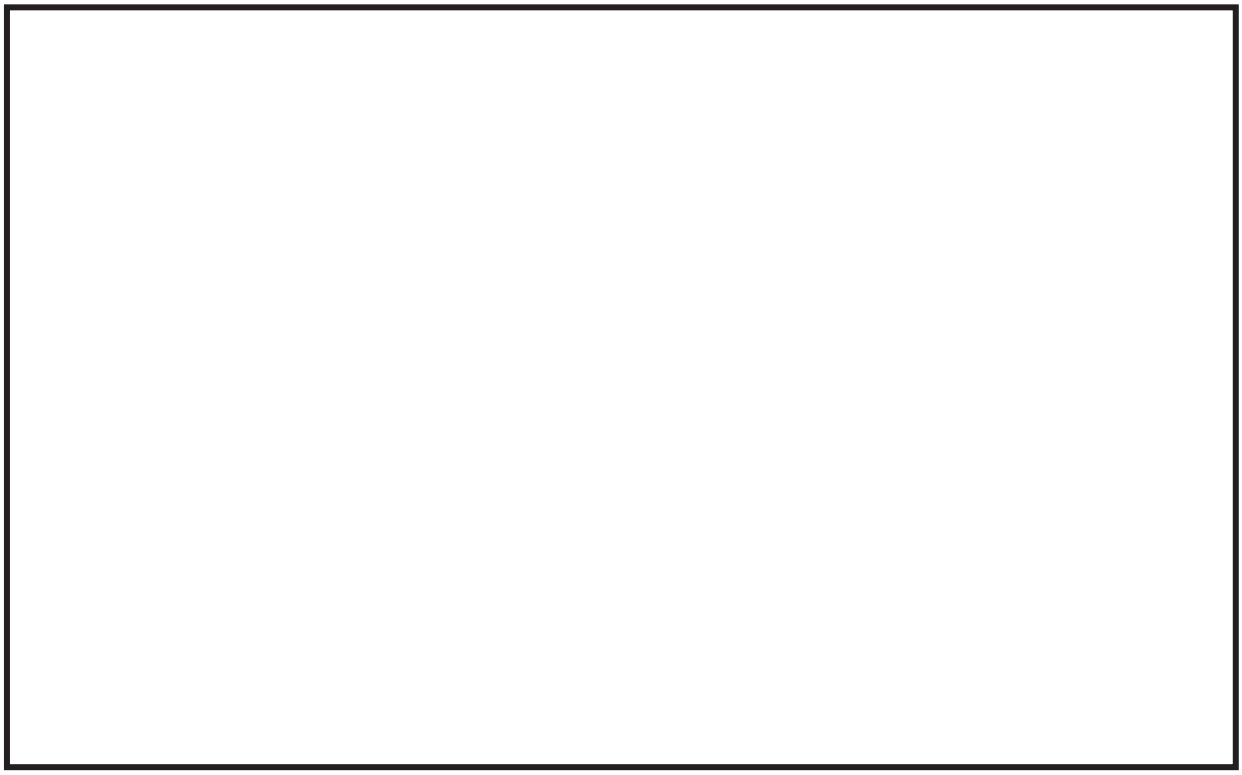
試験フィルタ装置内のガスの流れは，装置の [redacted] ベンチュリノズルを経由し，[redacted] 金属繊維フィルタ，その後段に設置された放射性よう素フィルタ（JAVA PLUS試験のみ）であり，実機と同様であることから，実機の模擬性は確保できていると考えられる。また，試験に使用した試験用エアロゾルの粒径分布は，実際に想定されるエアロゾル粒径を包絡しており，圧力・温度・ガス流量等の熱水力条件は，実際に想定される条件を包絡していることから，実機の模擬性は確保できていると考えられる。

[redacted] 枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 26-2

実機のベンチュリノズルの個数 [redacted] は，ベンチュリノズルの流速を，試験で確認された範囲内となるように設定していることから，ベンチュリノズルの個数の違いによる影響はない。また，実機の金属繊維フィルタの表面積 [redacted] は，金属繊維フィルタの流速を，試験で確認された範囲内となるように設定していることから，金属繊維フィルタの表面積の違いによる影響はない。

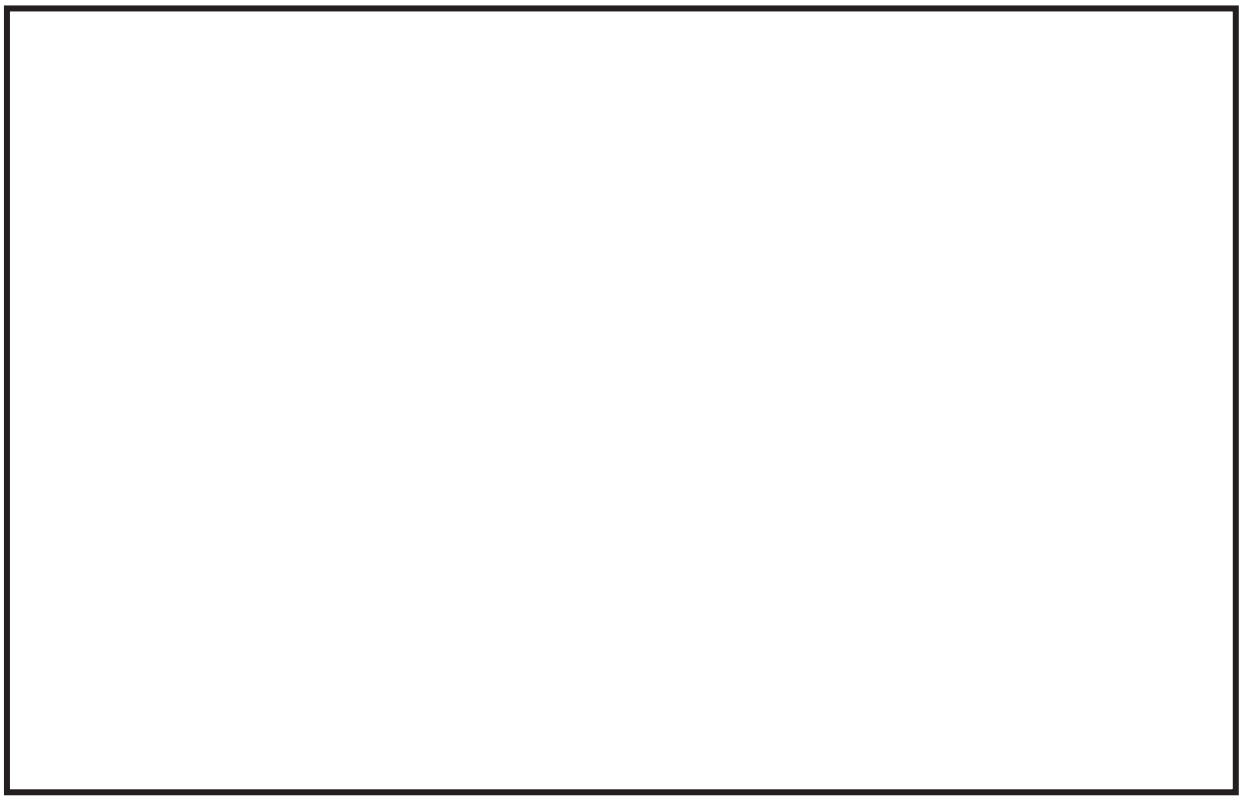
ベンチュリノズルの速度に対するフィルタ装置の除去係数を第26-2図に，金属繊維フィルタの速度に対するフィルタ装置の除去係数を第26-3図に示す。



第26-2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

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 26-3



第 26-3 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

JAVA PLUS 試験に用いられた銀ゼオライトについては，ベッド厚さが約□mmであり，実機よりも薄いが，JAVA PLUS試験で得られた試験結果に基づき実機のベッド厚さを決めることから，実機の模擬性は確保できていると考えられる。

女川原子力発電所2号炉では，同一仕様のフィルタ装置を3台設置する。格納容器からのベントガスは，均等に分配されるように設計しており，また，個々のフィルタ装置はJAVA試験及びJAVA PLUS試験で性能が確認された試験条件内で運転するよう設計していることから，実機の模擬性は確保できていると考えられる。

第 26-1 表に JAVA 試験及び JAVA PLUS 試験の実機への適用性について，構成要素別にまとめる。

なお，実機に設置するベンチュリノズル，金属繊維フィルタ及び銀ゼオライトの性能試験は ISO9001 を取得している Framatome 社が実施し，その性能試験結果から JAVA 試験及び JAVA PLUS 試験と同等の性能を有していることを保証している。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 26-4

第 26-1 表　JAVA 試験及び JAVA PLUS 試験の実機への適用性

構成要素		相違			適用性
		有無	JAVA 等	実機	
全体構成 （基数を含む）		有	※	※	・試験フィルタ装置内のガスの流れは，装置の[redacted]たベンチュリノズルを経由し，[redacted]金属繊維フィルタ，その後段に設置された放射性よう素フィルタ（JAVA PLUS のみ）であり，実機と同様である。 ・女川原子力発電所 2 号炉では，同一仕様のフィルタ装置を 3 台設置し，格納容器からのベントガスは，均等に分配されるように設計しており，また，個々のフィルタ装置は試験フィルタ装置で性能が確認された試験条件内で運転するよう設計している。
容器	高さ	有	約[redacted] m	約 6.2 m	・試験装置の高さが異なることで，空間部の容積が異なるが，ベンチュリスクラバや金属繊維フィルタに比べ，除去効率に対する寄与は小さいため，高さの違いによる影響はない。
	直径	有	約[redacted] m	約 2.6 m	・試験装置の直径が異なることで，空間部の容積が異なるが，ベンチュリスクラバや金属繊維フィルタに比べ，除去効率に対する寄与は小さいため，直径の違いによる影響はない。
ベンチュリノズル	構造	無	－	－	・試験装置と実機は同一形状のベンチュリノズルを使用している。
	個数 （スロート部断面積）	有	[redacted]	[redacted]個	・実機のベンチュリノズルの個数は，ベンチュリノズルの流速を，試験で確認された範囲内となるように設定していることから，ベンチュリノズルの個数の違いによる影響はない。
金属繊維フィルタ	構造	無	－	－	・試験装置と実機は同一仕様（繊維径，充填密度）の金属繊維フィルタを使用している。
	表面積	有	約[redacted] m^2	[redacted] m^2	・実機の金属繊維フィルタの表面積は，金属繊維フィルタの流速を，試験で確認された範囲内となるように設定していることから，金属繊維フィルタの表面積の違いによる影響はない。
スクラバ溶液	薬剤	無	－	－	・試験装置と実機は同じ薬剤を使用している。なお，実機の pH は，試験で確認された範囲内となるように設定している。
	水位	有	※	※	・ベンチュリノズル頂部まで水位があればよいため，水位の違いによる影響はない。
放射性よう素フィルタ	吸着材	無	－	－	・試験装置と実機は同一仕様の吸着材（銀ゼオライト）を使用している。
	厚さ	有	約[redacted] mm	約[redacted] mm	・試験装置の銀ゼオライトのベッド厚さは，実機よりも薄いが，試験で得られた結果に基づき実機のベッド厚さ（滞留時間）を設定していることから，銀ゼオライトのベッド厚さによる影響はない。
	配置	有	※	※	・試験装置のよう素フィルタは，容器外に設置されているのに対し，実機の放射性よう素フィルタは，容器内に配置されており，試験装置よりも放熱が少なく過熱度が得られやすいため問題ない。

※：適用性の欄に相違内容を記載

別紙 26-5

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

2. 除去性能検証試験（JAVA 試験）におけるエアロゾルの粒径分布の妥当性

(1) JAVA 試験における粒径分布

JAVA 試験においては，[redacted]を試験用エアロゾルとして用いており，それぞれの質量中央径（MMD）は以下のとおりである。

[redacted]

JAVA試験に用いられた試験用エアロゾルは，JAVA試験装置のフィルタ装置入口の配管部からサンプリングしたエアロゾルを，[redacted]を用いてエアロゾル粒子の量と粒径を測定し，粒径分布を求めている。[redacted]による測定誤差は，[redacted]

[redacted]

試験用エアロゾルの粒径分布を第26-4図に，JAVA試験装置のサンプリングラインを第26-5図に示す。

[redacted]

第 26-4 図　試験用エアロゾルの粒径分布

[redacted]
枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 26-6

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

第 26-5 図　JAVA 試験装置サンプリングライン

別紙 26-7

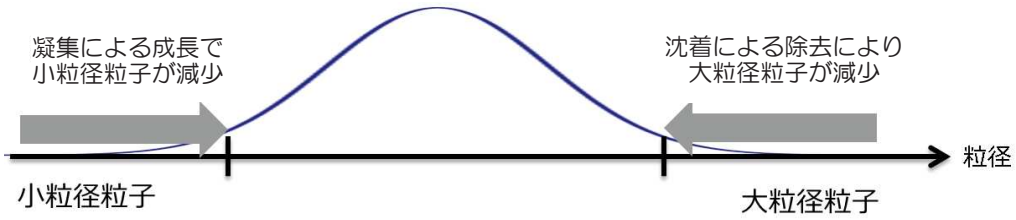
(2) 粒径分布と除去係数（DF）の関係

エアロゾルの粒径は凝集効果及び沈着効果の自然現象に加えて，格納容器スプレイ効果やサプレッションチェンバのプール水におけるスクラビング効果といった除去メカニズムにより粒径分布の幅が限定される。

a. エアロゾルの粒径分布の形成

(a) 凝集効果及び沈着効果

エアロゾルの粒径分布は，凝集効果及び沈着効果により，ある粒径に中心をもつような分布が形成される（参考図書1）。エアロゾルの粒径分布形成のイメージを第26-6図に示す。以下に，凝集効果及び沈着効果について示す。

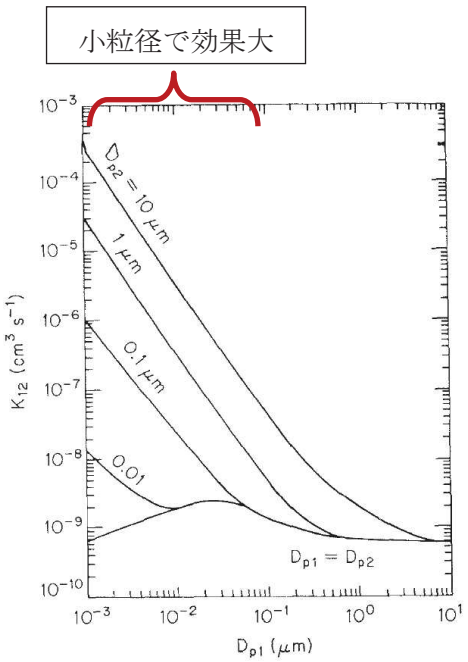


第26-6図　エアロゾルの粒径分布形成のイメージ

ⅰ．凝集効果

小粒径の粒子はランダムな運動（ブラウン運動：Brownian Diffusion）により，他の粒子と衝突し凝集することでより大きな粒子へと成長する。小粒径の粒子は特に大粒径の粒子と衝突し凝集する傾向が見られる。凝集効果の例を第26-7図に示す。

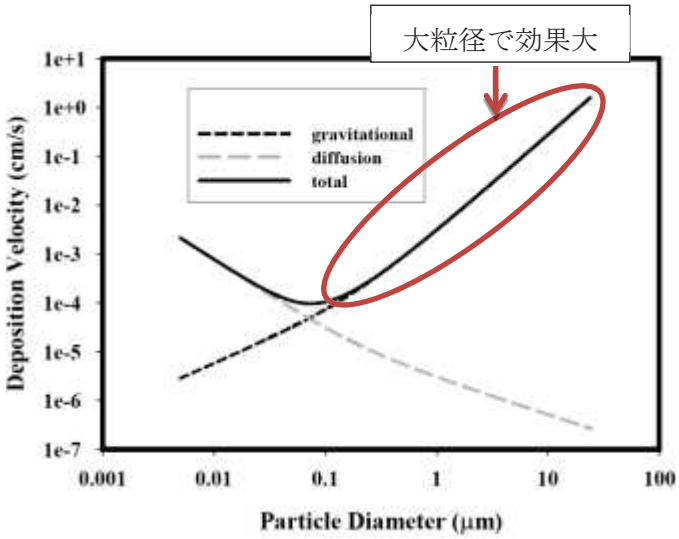
横軸は粒径（Dp_1），縦軸はブラウン運動による凝集係数（Brownian coagulation coefficient）を表しており，凝集係数が大きい場合に凝集効果が大きいことを意味する。凝集係数は凝集する相手の粒子の粒径（Dp_2）により変化するため，Dp_2の違いによる凝集係数が複数の曲線で示されている。$Dp_2 > Dp_1$の場合，Dp_1が小さくなるほど凝集係数は大きくなる。



第 26-7 図　凝集効果の例（参考図書 2）

ii．沈着効果

大粒径の粒子は重力の影響によって比較的沈着し易く，床・壁に付着することで減少する傾向が見られる。沈着効果の例を第 26-8 図に示す。



第 26-8 図　沈着効果の例（参考図書 1）

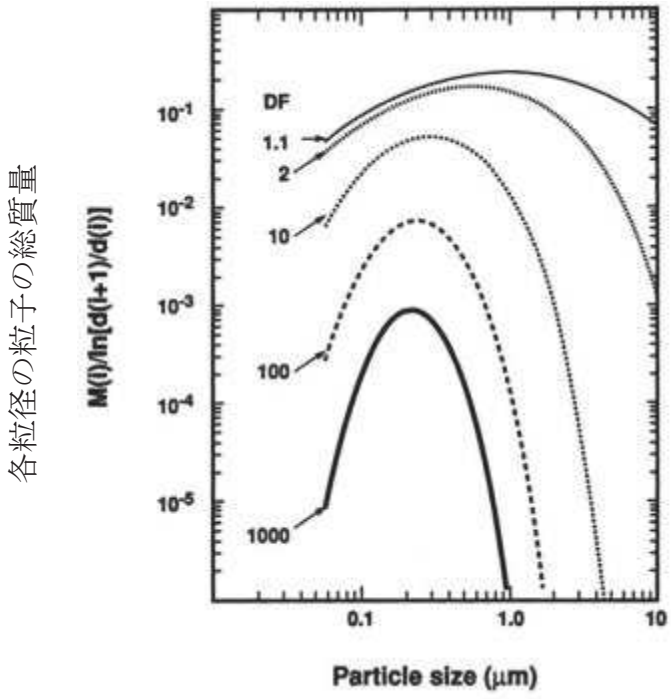
(b) 格納容器内でのエアロゾル除去

格納容器内では，格納容器スプレイ効果やサプレッションチェンバのプール水におけるスクラビング効果によって，エアロゾルが除去される。以下に，格納容器スプレイ効果及びサプレッションチェンバのプール水におけるスクラビング効果について示す。

ｉ．格納容器スプレイ効果

格納容器スプレイでは，水滴が落下する間に，さえぎり効果，拡散効果及び慣性衝突効果の除去メカニズムが働く。

格納容器スプレイを継続することによる格納容器内のエアロゾルの粒径分布の変化の例を第26-9図に示す。初期の段階（DF=1.1）では，エアロゾル粒径は最大値が約1μmで幅の広い分布となっているが，格納容器スプレイを継続すると，大粒径の粒子と小粒径の粒子が除去され，粒径分布の最大値は小さくなり，また分布の幅も狭くなる。

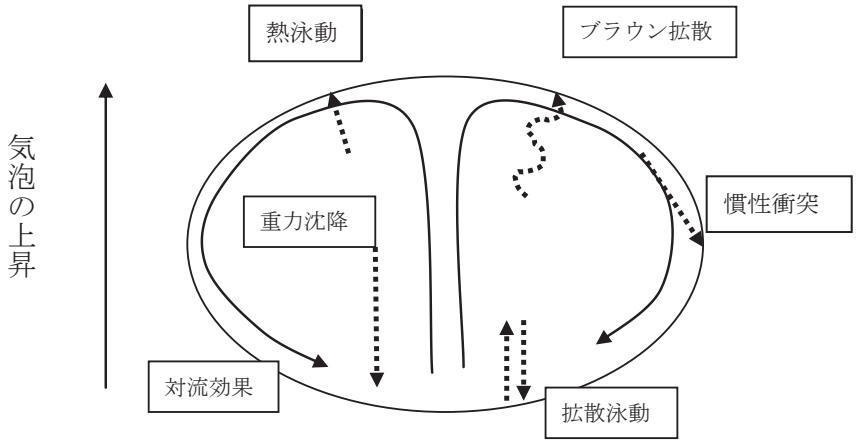


第26-9図　格納容器スプレイ継続よる格納容器内のエアロゾルの粒径分布の変化（参考図書1）

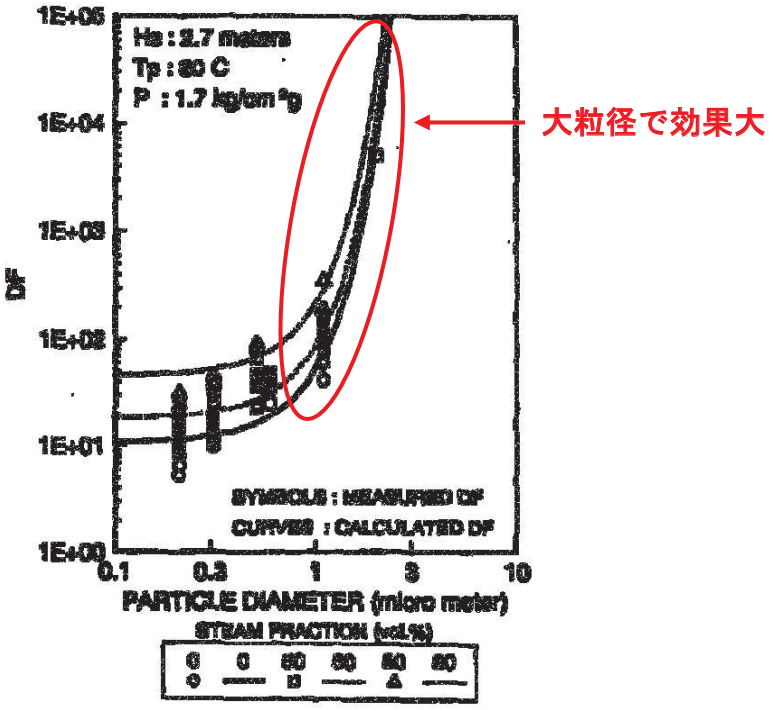
別紙 26-10

ii．サプレッションチェンバのプール水におけるスクラビング効果

サプレッションチェンバのプール水におけるスクラビングでは，気泡が上昇する間に第 26-10 図に示すような種々の除去メカニズムが働く。気泡内のエアロゾル除去は，重力沈降及び慣性衝突が支配的となるため，粒径が大きいエアロゾルが効果的に除去される。プール水におけるスクラビングによる除去性能の実験結果の例を第 26-11 図に，プール水におけるスクラビングによる粒径分布の変化のイメージを第 26-12 図に示す。

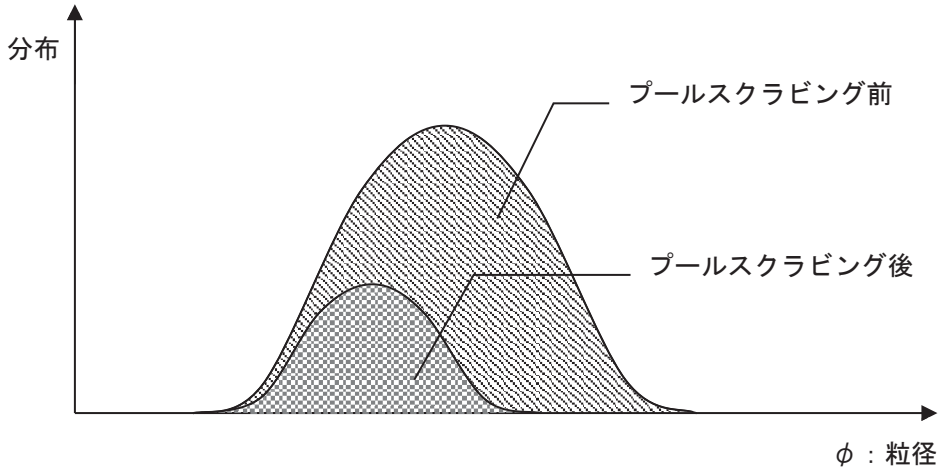


第 26-10 図　プール水におけるスクラビングによるエアロゾル除去原理



第26-11図　プール水におけるスクラビングによる除去性能の実験結果の例
（参考図書3）

別紙 26-11



第 26-12 図　プール水におけるスクラビングによる粒径分布の変化のイメージ

b. エアロゾル粒径の除去性能への影響

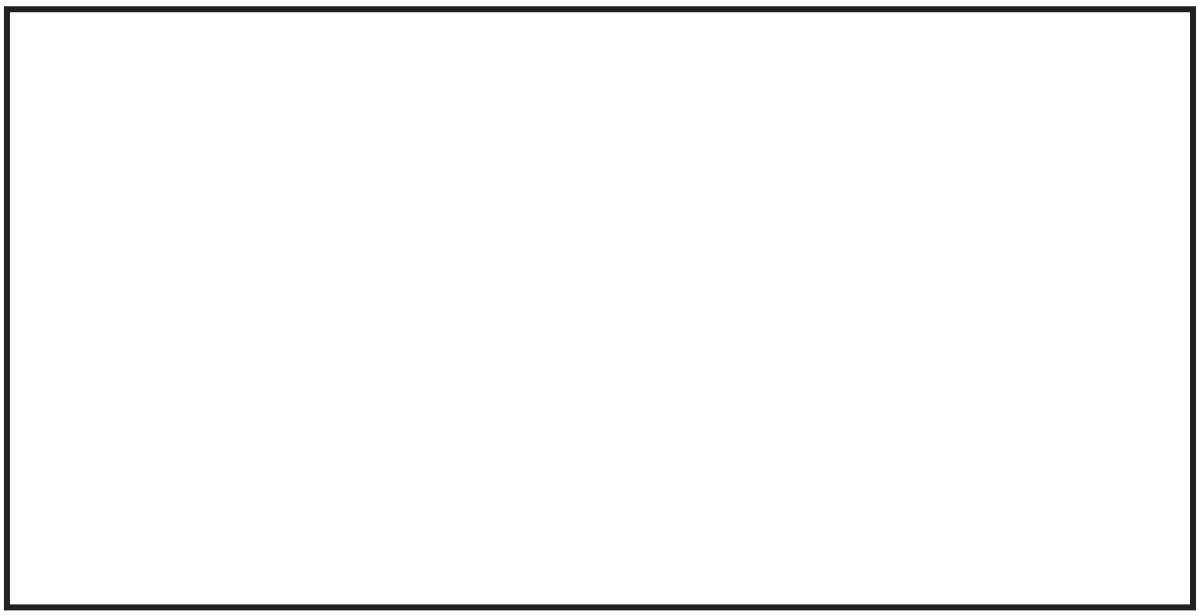
除去係数（DF）は，フィルタ装置に流入したエアロゾル重量とフィルタ装置から放出したエアロゾル重量の比で表される。

1 つのエアロゾルを考えた場合，エアロゾル重量は粒径の 3 乗に比例するため，粒径が 2 倍になれば重量は 8 倍（$=2^3$倍）となる。つまり，流入したエアロゾルの粒径が大きいほど高い DF が期待できる。

(3) 試験用エアロゾルの粒径分布の妥当性

JAVA試験では，様々な分布を持つ複数のエアロゾルを使用している。これらのエアロゾルとMAAPにより想定される粒径分布の比較を第26-13図及び第26-14図に示す。

第 26-13 図より，使用した試験用エアロゾルにて，MAAP により想定される粒径分布の全域を包絡できていることから，これらの試験用エアロゾルで試験を行うことで，想定粒径全体の性能を確認することができる。また，第 26-13 図及び第 26-14 図よりサプレッションチェンバからのベントと比較し，ドライウェルからのベントでは，より大きな粒径のエアロゾルが存在することから，高い DF が期待できる。



第 26-13 図　想定粒径分布（サプレッションチェンバからのベント）と
試験用エアロゾルの粒径分布の比較

第26-14図　想定粒径分布（ドライウェルからのベント）と
試験用エアロゾルの粒径分布の比較

≪参考図書≫

1. NEA/CSNI/R(2009)5 STATE-OF-THE-ART REPORT ON NUCLEAR AEROSOLS
2. California Institute of Technology FUNDAMENTALS OF AIR POLLUTION ENGINEERING
3. 22nd DOSE/NRC Nuclear Air Cleaning and Treatment Conference Experimental study on Aerosol removal effect by pool scrubbing, Kaneko et al.(TOSHIBA)

別紙 26-13

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

3. エアロゾルの密度によるDFへの影響

(1) ベンチュリスクラバにおけるエアロゾルの除去効率

ベンチュリスクラバでは，ベンチュリノズルを通過するベントガスとベンチュリノズル内に吸い込んだスクラバ溶液の液滴の速度差を利用し，慣性衝突効果によってベントガスに含まれるエアロゾルを捕集する。参考図書1において，ベンチュリスクラバにおける除去効率は，以下の式によって表される。

$$P_t = \exp\left(-\frac{V^*}{V_g}\right) = \exp\left(-\frac{V^*}{V_L}\frac{Q_L}{Q_g}\right) \quad \cdots\cdots\cdots\cdots (式1)$$

$$V^* = \int_0^T \eta_d \left|u_d - u_g\right| A_d dt \quad \cdots\cdots\cdots\cdots (式2)$$

$$\eta_d = \frac{K^2}{(K+0.7)^2} = \frac{1}{(1+0.7/K)^2} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots (式3)$$

$$K = \frac{2\tau_P\left|u_d - u_g\right|}{d_d} = \frac{2C\rho_P {d_P}^2\left|u_d - u_g\right|}{18\mu d_d} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots (式4)$$

ここで,

P_t	：透過率		
V^*	：液滴通過ガス体積	τ_P	：緩和時間
V_g	：ガス体積	A_d	：液滴面積
V_L	：液滴体積	K	：慣性パラメータ
Q_g	：ガス体積流量	C	：すべり補正係数
Q_L	：液滴体積流量	μ	：ガス粘性係数
η_d	：捕集効率係数	ρ_P	：エアロゾル密度
u_g	：ガス速度	d_P	：エアロゾル粒径
u_d	：液滴速度	d_d	：液滴径

これらから，透過率P_t（DFの逆数）は，慣性パラメータKによって決まる捕集効率係数η_dによって影響を受けることが分かる。

式4で表される慣性パラメータKは，曲線運動の特徴を表すストークス数と同義の無次元数であり，その大きさは，エアロゾル密度ρ_P，エアロゾル粒径d_P，液滴径d_d，ガス粘性係数μ，液滴・ガス速度差によって決まる。

エアロゾル粒径d_Pが同じ場合でもエアロゾル密度ρ_Pが増加すると，慣性パラメータKが増加し，除去効率は増加する。

(2) 重大事故時に想定するエアロゾルの密度の違いによる影響

a. 重大事故時に想定するエアロゾルの密度

格納容器に放出されるエアロゾルの密度は，エアロゾルを構成する化合物の割合によって変化する。NUREG-1465に記載されている割合を用いて計算したエアロゾル密度は［　　］g/cm^3となる。

第26-2表に格納容器内の状態とエアロゾル密度を示す。

第26-2表　格納容器内の状態とエアロゾルの密度

代表化合物	炉内内蔵量 (kg)	Gap Release	Early-In -Vessel	Ex -Vessel	Late-In -Vessel	合計
CsI		0.05	0.25	0.30	0.01	0.61
CsOH		0.05	0.20	0.35	0.01	0.61
TeO_2, Sb※		0	0.05	0.25	0.005	0.305
BaO, SrO※		0	0.02	0.1	0	0.12
MoO_2		0	0.0025	0.0025	0	0.005
CeO_2		0	0.0005	0.005	0	0.0055
La_2O_3		0	0.0002	0.005	0	0.0052
密度 (g/cm^3)	－					

※：複数の代表化合物をもつグループでは，各化合物の平均値を使用した。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 26-15

ここで，各化合物の密度は，以下のとおり。（参考図書2，3，4，5，6）

CsI	：4.5 g/cm^3	SrO	：5.1 g/cm^3
CsOH	：3.7 g/cm^3	MoO_2	：6.4 g/cm^3
TeO_2	：5.7 g/cm^3	CeO_2	：7.3 g/cm^3
Sb	：6.7 g/cm^3	La_2O_3	：6.2 g/cm^3
BaO	：6.0 g/cm^3		

b. エアロゾル密度の違いによる影響

エアロゾル密度の変化による捕集効率係数η_dの変化の計算例を以下に示す。エアロゾル密度は，a項のとおり約□g/cm^{3}付近であるが，ここでは，エアロゾル密度算出に用いた各化合物の密度から，エアロゾル密度ρ_{P1}が□g/cm^{3}のときの捕集効率係数η_{d1}と，エアロゾル密度ρ_{P2}が□g/cm^{3}のときの捕集効率係数η_{d2}との比を求める。

$$\frac{\eta_{d1}}{\eta_{d2}} = \frac{{K_1}^2}{{K_2}^2}\frac{(K_2+0.7)^2}{(K_1+0.7)^2} \fallingdotseq \square$$

$K_1 \fallingdotseq$ □ $K_2 \fallingdotseq$ □

ここで，

□

とした。この結果から，密度の違い□に対して捕集効率係数の変化□は非常に小さく，密度の違いが除去効率に及ぼす影響は非常に小さいと評価できる。これは，Framatome製のフィルタ装置においては，ベンチュリ

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 26-16

ノズルにおける液滴・ガス速度差が大きいことから，重大事故時に想定されるエアロゾル密度の範囲では，速度差が支配的になるためと考えられる。

(3) 試験用エアロゾルと重大事故時に想定されるエアロゾル密度の比較

a. JAVA試験の試験用エアロゾル

JAVA試験に使用した試験用エアロゾル［　　］は，重大事故時に想定されるエアロゾルを模擬する試験用エアロゾルとして選ばれており，RSK（ドイツ規制機関）の合意が得られたものである。

重大事故時の主要なエアロゾルは，CsI，CsOH，TeO_2の混合物（密度の平均：約［　　］と想定される。

JAVA試験の試験用エアロゾル［　　］は，重大事故時に想定されるエアロゾルの密度を包絡しており，重大事故時においても必要なDFを有することが期待できる。

b. 空気力学的中央径による比較

エアロゾルの粒径の表現方法の一つに，空気力学的中央径という概念がある。これは，様々な密度の粒子を同じ空気力学的特性を持つ密度1g/cm^{3}の粒径に規格化したものであり，空気力学的中央径が同じであれば，その粒子は密度や幾何学的な大きさとは関係なく，同じ空気力学的挙動を示す。

質量中央径（MMD）と空気力学的中央径（AMMD）は以下の関係がある。

$$AMMD = \sqrt{\rho} MMD$$

JAVA試験で使用している3種類の試験用エアロゾルの空気力学的中央径は第26-3表のとおりであり，その範囲は約［　　］μm である。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 26-17

第26-3表　JAVA試験の試験用エアロゾルの空気力学的中央径（参考図書2，6）

試験エアロゾル	質量中央径（MMD）	密度（ρ）	空気力学的中央径（AMMD）

一方，重大事故時に想定されるエアロゾルの空気力学的中央径は第26-4表のとおりであり，サプレッションチェンバからのベントで約［　　］μmの範囲となる。

第26-4表　重大事故時に想定されるエアロゾルの空気力学的中央径

想定エアロゾル（サプレッションチェンバからのベント）	質量中央径（MMD）	密度（ρ）	空気力学的中央径（AMMD）
CsI		約4.5g/cm^3	
CsOH		約3.7g/cm^3	
TeO_2		約5.7g/cm^3	

以上から，JAVA試験で使用している試験用エアロゾルの空気力学的中央径は，重大事故時に想定されるエアロゾルの空気力学的中央径の分布範囲を包絡しており，重大事故時においても，必要なDFを有することが期待できる。

(4)　まとめ

Framatome製のフィルタ装置においては，ベンチュリノズルにおける液滴・ガス速度差が大きいことから，重大事故時に想定されるエアロゾル密度の範囲（［　　］g/cm^3）では，フィルタ装置の除去効率に与える影響は小さく，その除去性能の評価は質量中央径（MMD），空気力学的中央径（AMMD）どちらを用いても変わらず，必要なDFを有することが期待できる。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

≪参考図書≫

1. OECD/NEA, "STATE-OF-THE-ART REPORT ON NUCLEAR AEROSOLS", (2009)
2. 理化学辞典第4版
3. 理化学辞典第4版増補版
4. Hazardous Chemicals Desk Reference
5. 理化学辞典第3版増補版
6. Aerosol Measurement: Principles, Techniques, and Applications, Third Edition. Edited by P. Kulkarni, P. A. Baron, and K. Willeke

（参考）各構成要素における除去性能

Framatome 製のフィルタ装置は，ベンチュリスクラバ（ベンチュリノズル及びスクラバ溶液）及び金属繊維フィルタを組み合わせることにより，所定の除去性能（DF）を満足するように設計されている。

JAVA 試験においても，ベンチュリスクラバ及び金属繊維フィルタを組み合わせた試験装置を用いることにより，試験装置全体として試験用エアロゾルに対し DF1,000 以上であることを確認している。

なお，JAVA 試験の一部において，ベンチュリスクラバにおける DF を評価しており，試験用エアロゾルに対し DF□以上となることを確認している。JAVA 試験のベンチュリスクラバにおける DF を第 1 表に示す。

第 1 表 JAVA 試験のベンチュリスクラバにおける DF

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 26-20

（参考 2）放射性よう素フィルタによる無機よう素の除去性能

女川原子力発電所２号炉のフィルタ装置は，放射性よう素フィルタにて無機よう素及び有機よう素を除去する設計としている。

放射性よう素フィルタの除去性能については，除去性能検証試験（JAVA PLUS 試験）にて有機よう素の除去効率が DF50 以上であることを確認している。

無機よう素は，一般的に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，放射性よう素フィルタにおいて無機よう素の除去が期待できる。また，Framatome 社は，放射性よう素フィルタの吸着材である銀ゼオライトにおける無機よう素と有機よう素の除去効率試験結果の比較を行っている。試験で得られた無機よう素及び有機よう素の除去効率を過熱度で整理したものを第1図に示す。この結果から，銀ゼオライトにおける無機よう素の除去効率は，有機よう素の除去効率と比較し高いことがわかる。

以上のことから，放射性よう素フィルタにおける無機よう素の除去効率は，JAVA PLUS 試験において確認された有機よう素の DF と同程度の DF50 以上が期待できる。

第 1 図　放射性よう素フィルタにおける無機よう素と有機よう素の除去性能試験結果

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 27　原子炉格納容器フィルタベント系の外部事象に対する考慮について【本文 6.1.8】

原子炉格納容器フィルタベント系は，自然現象（地震及び津波を除く。）及び人為事象に対して，第 27-1 表に示す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）での検討結果より，発電所及びその周辺での発生の可能性，安全施設への影響度，事象進展速度や事象進展に対する時間余裕の観点から，重大事故等対処設備に影響を与えるおそれがある事象として，自然現象（地震及び津波を除く。）として風（台風），竜巻，凍結，降水，積雪，落雷，火山の影響，生物学的事象，森林火災及び高潮，人為事象として近隣工場等の火災，有毒ガス，船舶の衝突及び電磁的障害を選定する。

第 27-1 表　原子炉格納容器フィルタベント系の外部事象に対する考慮

外部事象		設置場所	設計方針
自然現象による影響	風（台風）	屋内	原子炉建屋内に設置する部位については，外殻となる原子炉建屋により防護する設計とする。
		屋外	風荷重による影響は竜巻影響評価で想定している風荷重の影響に包絡される。
	竜巻	屋内	原子炉建屋内に設置する部位については，外殻となる原子炉建屋により防護する設計とする。
		屋外	屋外に設置する配管は，竜巻飛来物により損傷する可能性があるが，代替設備（代替循環冷却系）により必要な機能を維持できる設計とする。また，風荷重，気圧差により，必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。
	凍結	屋内	原子炉建屋内に設置する部位については，空調設備により環境温度が維持されていることから，外気温の影響を受け難い。
		屋外	屋外に設置する配管は，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，排気管を閉塞することはない。
	降水	屋内	原子炉建屋内に設置する部位については，外殻となる原子炉建屋により防護する設計とする。
		屋外	屋外に設置する配管は，開口部から降水が侵入し難い構造にすることにより，必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。

別紙 27-1

外部事象		設置場所	設計方針
自然現象による影響	積雪	屋内	原子炉建屋内に設置する部位については，外殻となる原子炉建屋により防護する設計とする。
		屋外	屋外に設置する配管は，雪が積もりにくい形状であり，必要な機能が損なわれるおそれはない。
	落雷	屋内及び屋外	避雷設備を設置するとともに，構内接地網を布設することにより，接地抵抗の低減や雷撃に伴う構内接地系の電位分布の平坦化を図ることにより，必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。
	火山の影響	屋内	原子炉建屋内に設置する部位については，外殻となる原子炉建屋により防護する設計とする。
		屋外	屋外に設置する配管は，降下火砕物が積もりにくい形状であり，必要な機能が損なわれるおそれはない。
	生物学的事象	屋内	原子炉建屋内に設置する部位については，外殻となる原子炉建屋により防護する設計とする。
		屋外	屋外に設置する配管は，開口部から小動物が侵入し難い構造にすることにより，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及び屋外に設置される機器は，防火帯の内側に配置することで，必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。
	高潮	屋内及び屋外	高潮の影響を受けない敷地高さ以上に設置することにより影響はない。
人為事象による影響	爆発	屋内及び屋外	近隣の産業施設，発電所敷地外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の影響に対し，離隔距離を確保することにより影響はない。
	近隣工場等の火災	屋内及び屋外	敷地内の危険物貯蔵施設の火災に対し，離隔距離を確保することにより影響はない。
	有毒ガス	屋内及び屋外	設備に対して影響を与えるものではないことから必要な機能が損なわれるおそれはない。
	船舶の衝突	屋内及び屋外	敷地前面の海に面しておらず，また，十分な離隔距離が確保されているため船舶の衝突の影響が及ぶことはない。
	電磁的障害	屋内及び屋外	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。

別紙 28　ベントに必要な隔離弁の原子炉建屋内の原子炉棟外からの操作性及び操作位置【本文 4.4】

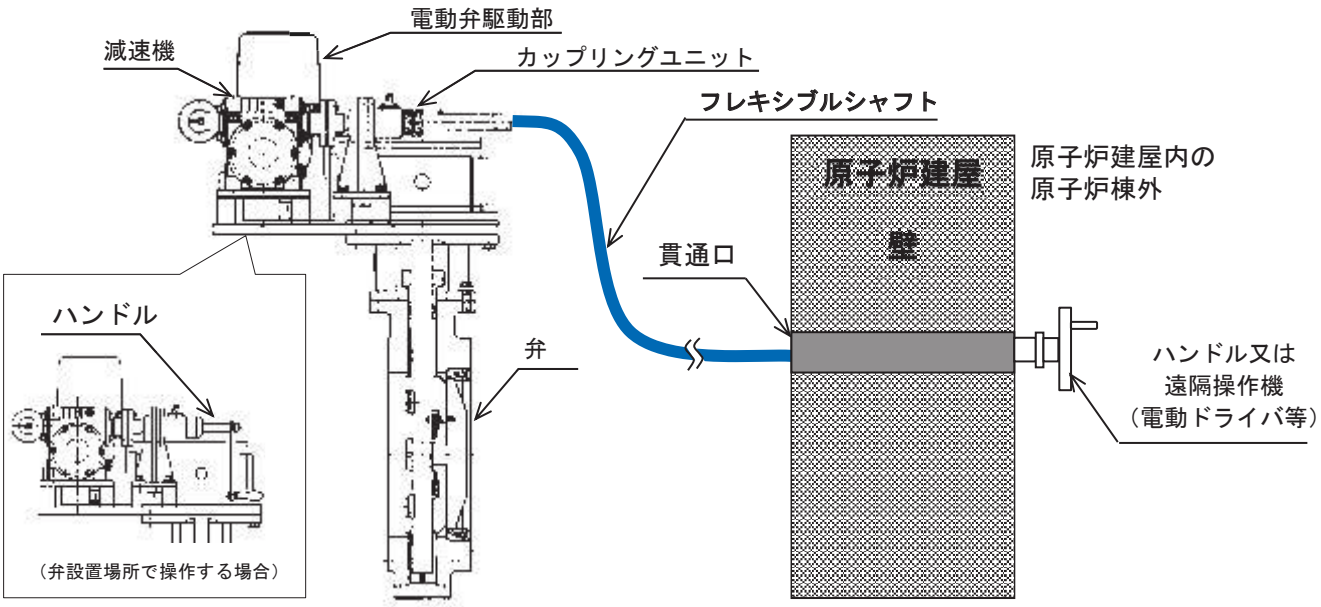
ベント開始時に操作する隔離弁は，全交流動力電源喪失時においても重大事故等に対処するための電源より受電し，中央制御室から遠隔操作が行える設計としている。さらに，全ての電源喪失も考慮し，原子炉建屋内の原子炉棟外からの人力操作を可能とすることで，操作方法に多様性を持たせ確実にベント操作が行える設計としている。

(1) 遠隔手動弁操作設備の概要

フレキシブルシャフトは，弁の操作軸に接続し，原子炉建屋内の原子炉棟外まで延長し，端部にハンドル又は遠隔操作機を取り付けて人力で操作する。フレキシブルシャフトの内部はピアノ線を縄のように編み込んだ形状の線になっており，直線に限らずトルクを伝達可能な構造とする。操作に必要なトルクは，容易に回転できるよう設計する。なお，カップリングユニット部のフレキシブルシャフトを取外し，ハンドルを取付けることにより，弁設置場所での操作も可能とする。

遠隔手動弁操作設備の模式図を第 28-1 図に，ベントに必要な隔離弁の遠隔手動弁操作設備の仕様について第 28-1 表に示す。

炉心の著しい損傷時においても，現場において，人力で隔離弁の操作ができるよう，ベント実施時に操作する隔離弁のうち，操作することでベント開始となる格納容器側隔離弁（S/C ベント用出口隔離弁及び D/W ベント用出口隔離弁）の遠隔弁手動操作場所については，放射線防護対策として遮蔽を設置する設計とする。



第 28-1 図　遠隔手動弁操作設備の模式図

第 28-1 表　ベントに必要な隔離弁の遠隔手動弁操作設備の仕様

	格納容器側隔離弁		フィルタ装置側隔離弁	
弁番号	T48-F019	T48-F022	T63-F001	T63-F002
弁名称	D/W ベント用 出口隔離弁	S/C ベント用 出口隔離弁	FCVS ベントライン 隔離弁(A)	FCVS ベントライン 隔離弁(B)
フレキシブル シャフト長さ	約 21 m	約 27 m	約 19 m	約 18 m
ハンドル部 操作トルク	約 8 N･m	約 7 N･m	約 2 N･m	約 2 N･m
ハンドル 回転数	約 4,800 回	約 4,800 回	約 3,800 回	約 3,800 回

(2) 遠隔手動操作機構のモックアップ試験

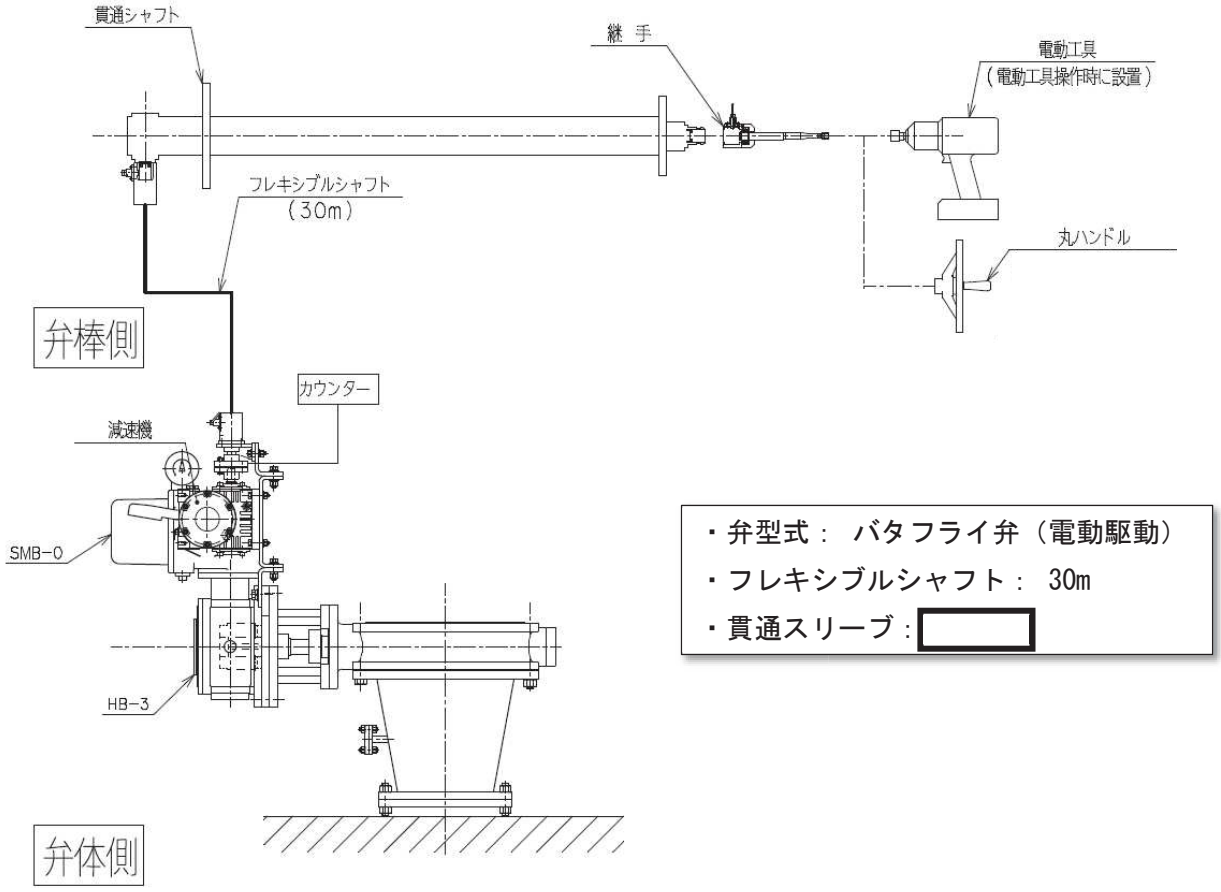
フレキシブルシャフトを介した遠隔手動弁操作設備の成立性及び操作時間をモックアップ試験により確認した。モックアップ試験の概要を第 28-2 図に示す。

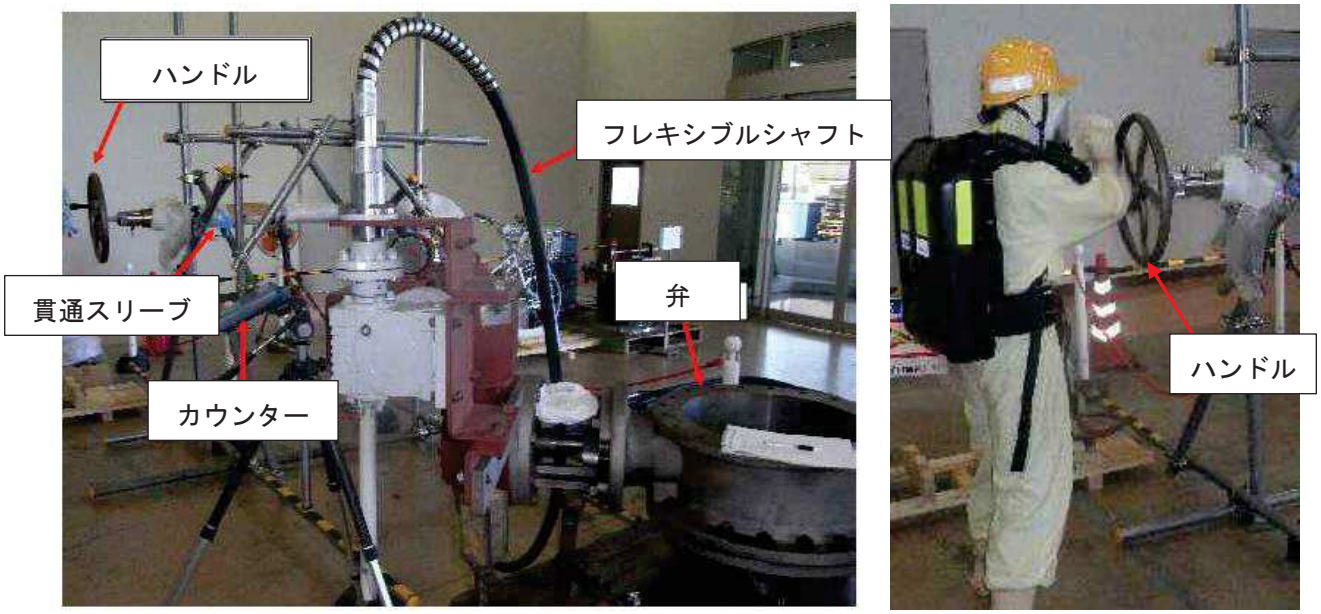
モックアップ試験の結果，フレキシブルシャフトを介した遠隔手動操作が可能なことを確認した。また，3N･m のハンドル部操作トルクにおいて 105 回/分以上の速度，9N･m のハンドル部操作トルクにおいて 88 回/分以上の速度にてハンドル操作が可能なことを確認した。モックアップ試験の結果を第 28-2 表に示す。

モックアップ試験においては，防護服，全面マスク及びゴム手袋を装備し，操作員 2 名が交替しながら弁操作を実施した。

別紙 28-2

なお，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 28-3 表に示す。





第 28-2 図　モックアップ試験の概要

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 28-3

第28-2表　モックアップ試験の結果（人力操作）

項目	確認結果	
ハンドル部操作トルク	3 N･m	9 N･m
ハンドル接続に要した時間	10 秒	10 秒
回転数	3,800 回	4,800 回
ハンドル操作時間	35 分 23 秒	53 分 19 秒
ハンドル操作速度	105 回/分以上	88 回/分以上
備　考	2名が交替で実施 （防護服等着用）	2名が交替で実施 （防護服等着用）

第 28-3 表　ベントに必要な隔離弁のハンドル操作時間

	格納容器側隔離弁		フィルタ装置側隔離弁	
弁番号	T48-F019	T48-F022	T63-F001	T63-F002
弁名称	D/W ベント用 出口隔離弁	S/C ベント用 出口隔離弁	FCVS ベントライン 隔離弁(A)	FCVS ベントライン 隔離弁(B)
ハンドル 操作時間	約 54 分	約 54 分	約 36 分	約 36 分

(3) 現場での操作性

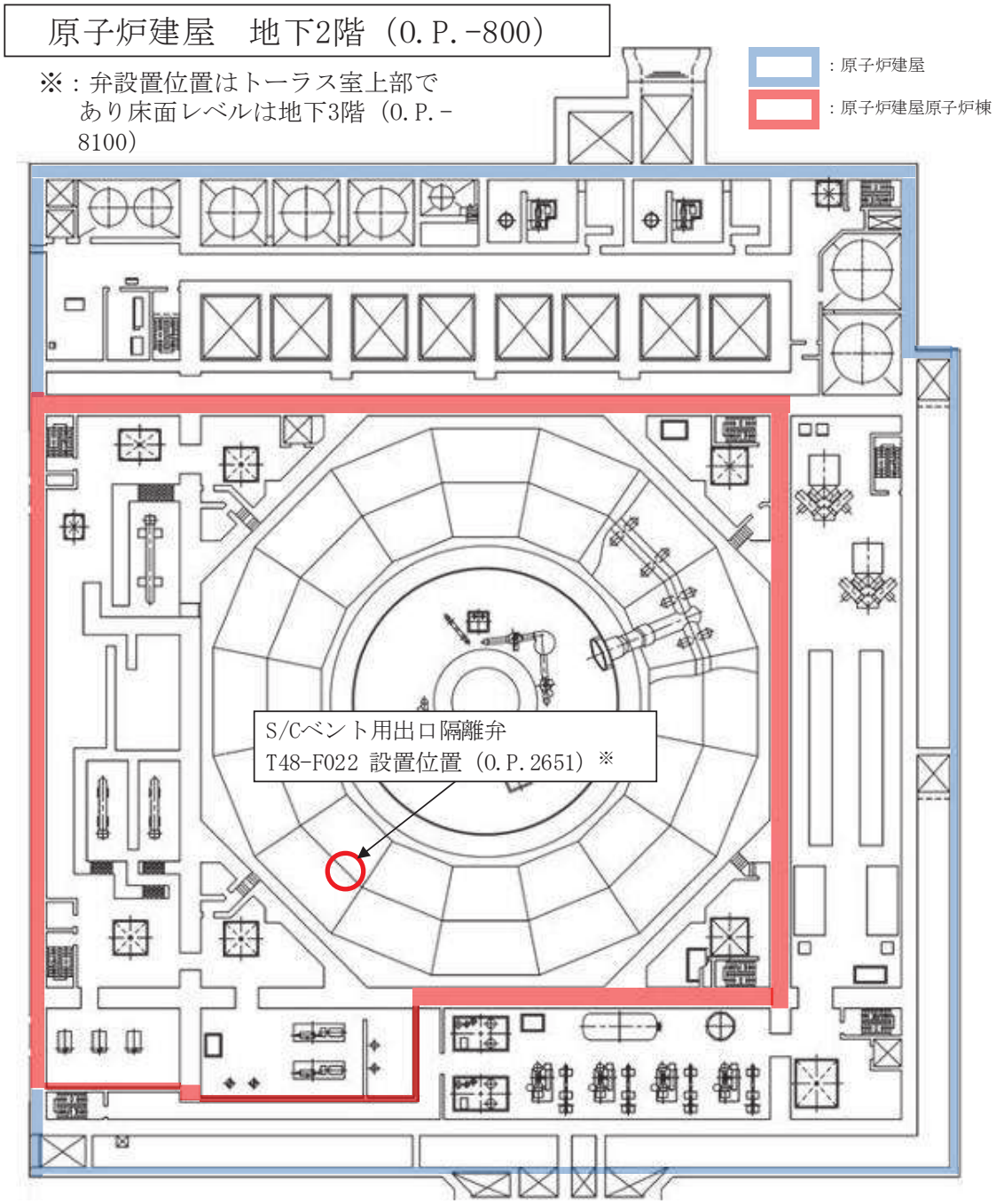
ベントに必要な隔離弁を人力にて操作する際は，原子炉建屋内の原子炉棟外の操作場所から遠隔手動弁操作設備を用いて操作する。

操作場所の線量は，フィルタ装置等からの直接線，ベントにより大気中へ放出された放射性物質によるクラウドシャイン線，操作場所に取り込まれた放射性物質による内部及び外部被ばく線量等を考慮して評価した結果，約 7.8×10^{1}mSv となる（セルフエアセットの着用を考慮）。

実際の操作にあたっては，現場へのアクセス時間及び必要な操作時間を考慮し，緊急時の線量限度である 100mSv を超えることがないように管理を行う。

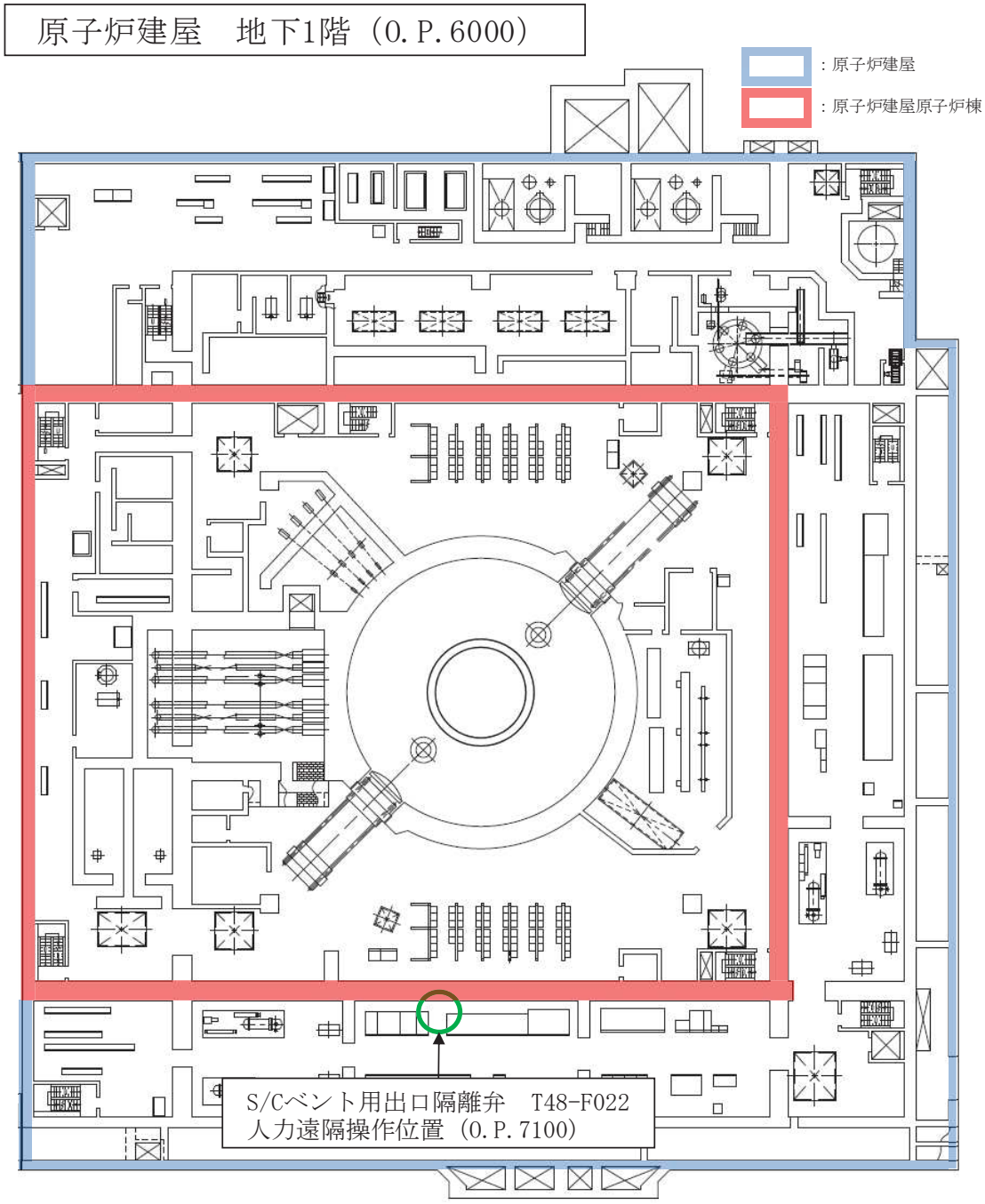
隔離弁設置位置及び現場における遠隔手動操作場所を第 28-3 図から第 28-6 図に示す。

別紙 28-4



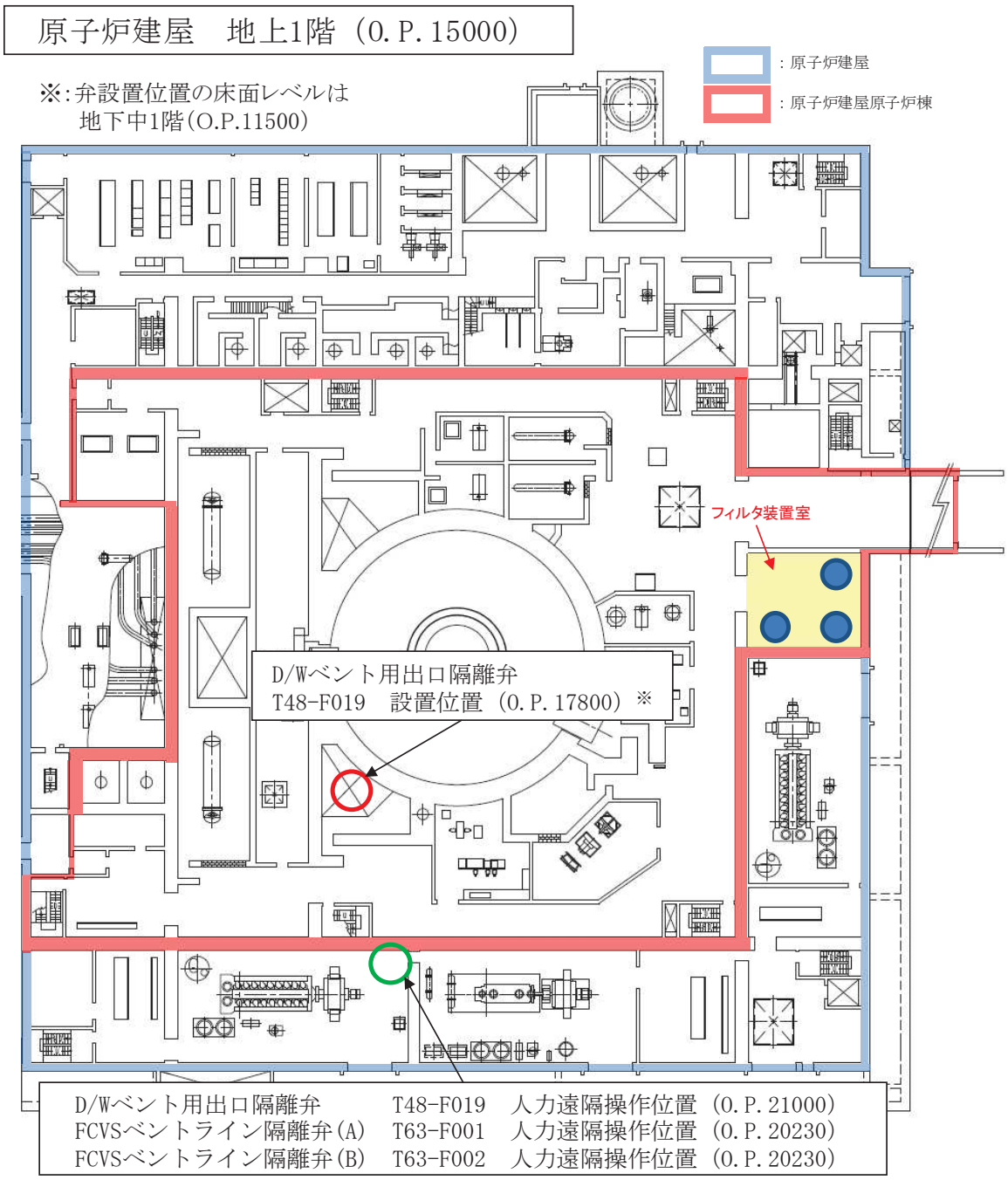
第 28-3 図　隔離弁設置位置及び現場における遠隔手動操作場所(原子炉建屋地下 2 階)

別紙 28-5



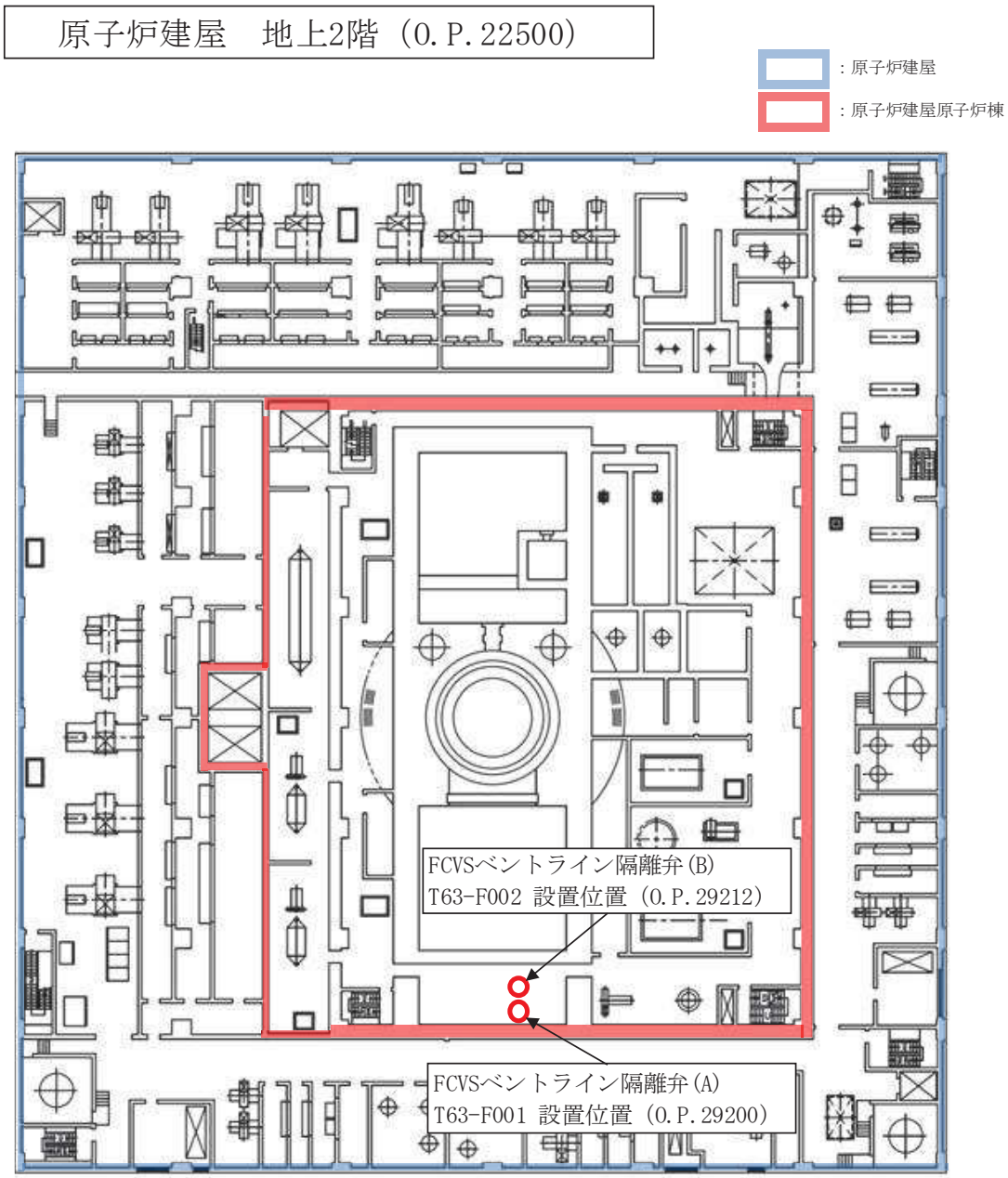
第 28-4 図　隔離弁設置位置及び現場における遠隔手動操作場所（原子炉建屋地下 1 階）

別紙 28-6



第28-5図　隔離弁設置位置及び現場における遠隔手動操作場所(原子炉建屋地上１階)

別紙 28-7



第 28-6 図　隔離弁設置位置及び現場における遠隔手動操作場所(原子炉建屋地上 2 階)

別紙 28-8

（参考 1）フレキシブルシャフト接続状態における弁操作のメカニズム

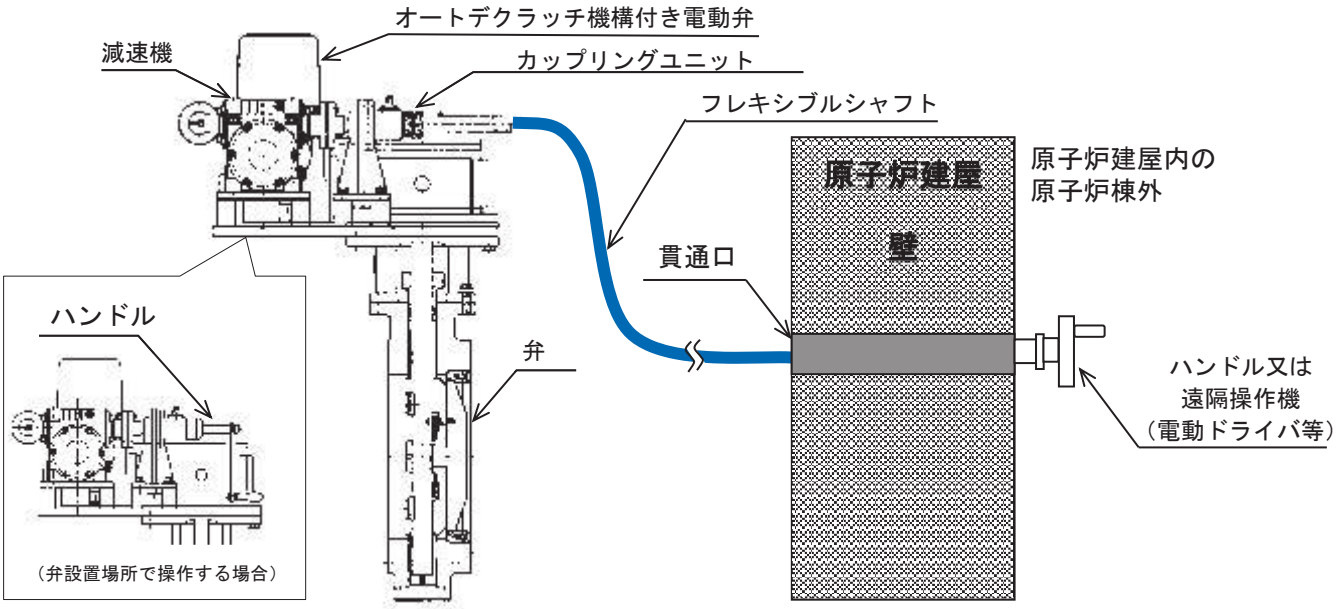
フレキシブルシャフトが接続されている隔離弁は，通常状態においては電動側のギアがかみ合い，中央制御室からの遠隔操作によって，モータのトルクが弁棒に伝達され開閉する。

人力操作の際は，弁設置場所での電動／手動切替え操作が不要なオートデクラッチ機構によりクラッチが手動操作側に切り替わることで手動側のギアがかみ合い，フレキシブルシャフトの回転トルクが弁棒に伝達され開閉する。

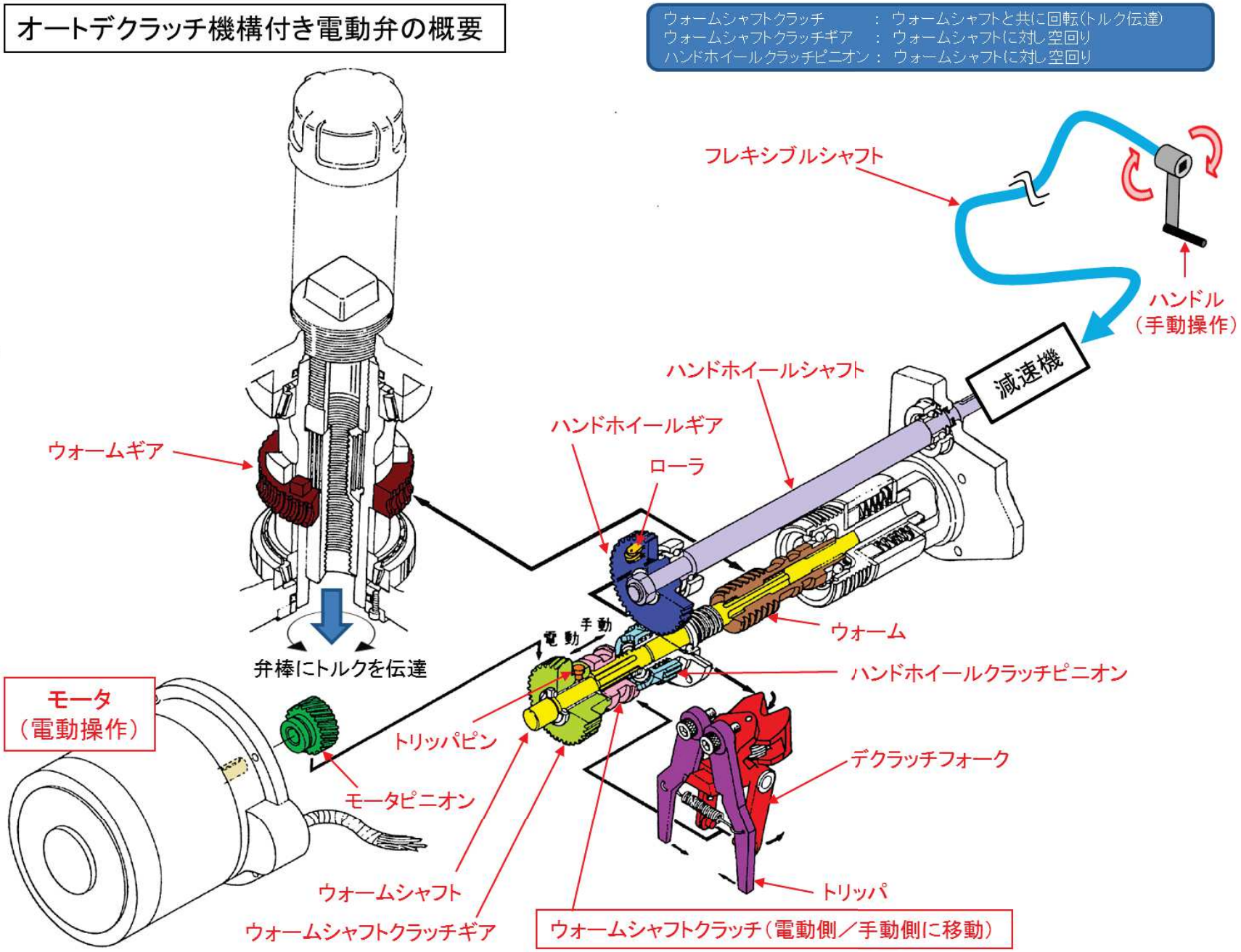
なお，手動操作時に電源が復旧した際は，モータの起動により電動側のギアがかみ合い，中央制御室からの遠隔操作が可能となる。

遠隔手動弁操作設備の模式図を第 1 図に示す。弁操作場所（原子炉建屋原子炉棟外）でのトルクは，フレキシブルシャフト，カップリングユニット及び減速機を介してオートデクラッチ機構付き電動弁に伝達される。

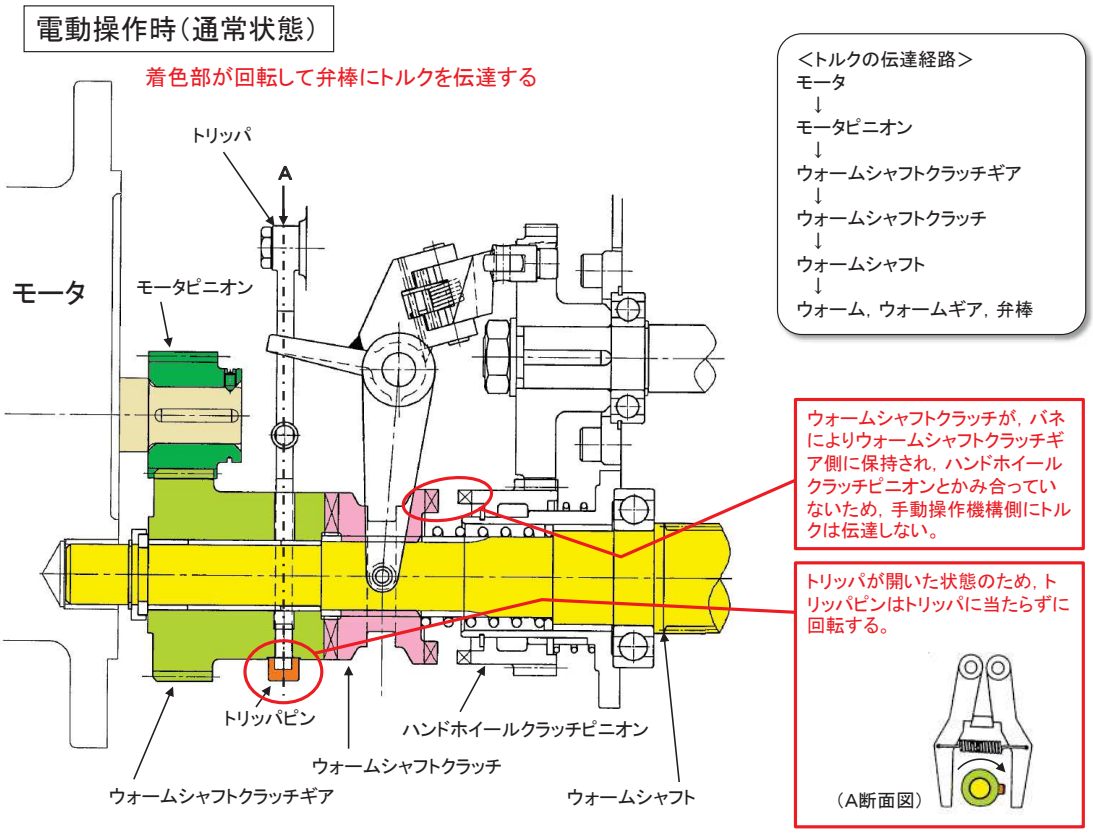
オートデクラッチ機構付き電動弁の概要を第 2 図に，電動操作，手動操作及び切替え時の弁駆動部の状態を第 3 図から第 6 図に示す。



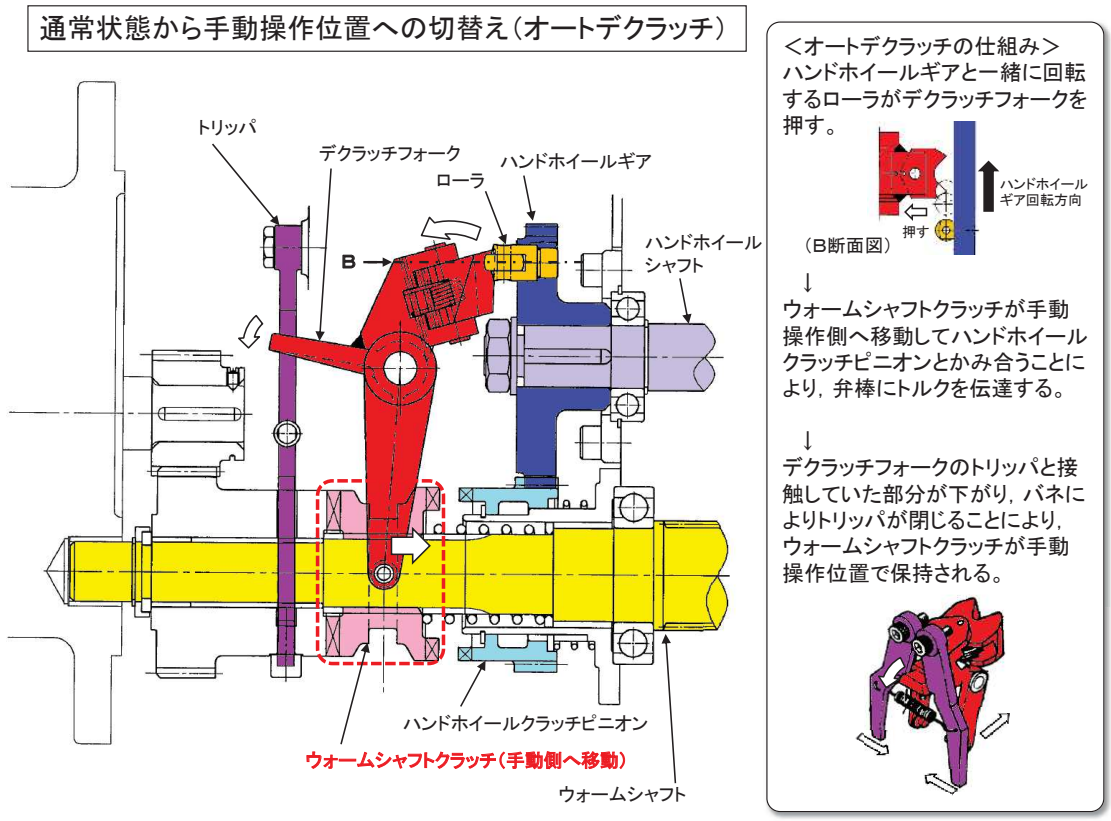
第 1 図　遠隔手動弁操作設備の模式図



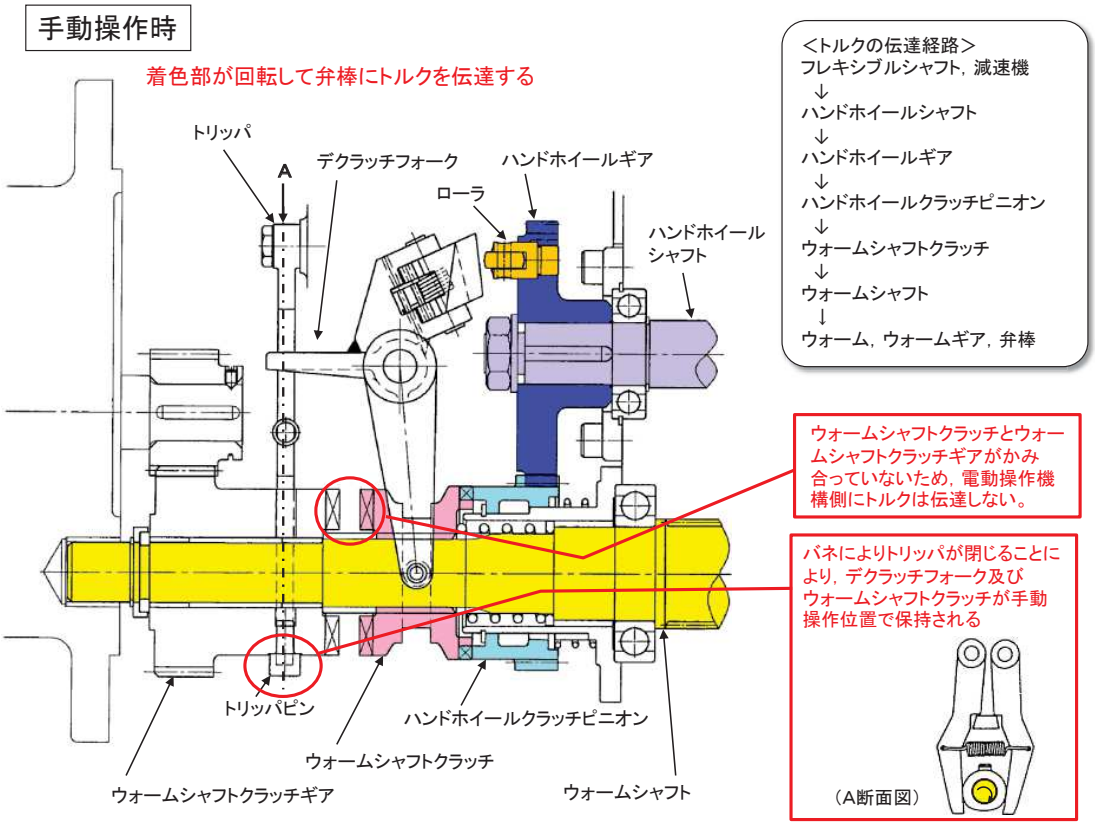
第２図　オートデクラッチ機構付き電動弁の概要



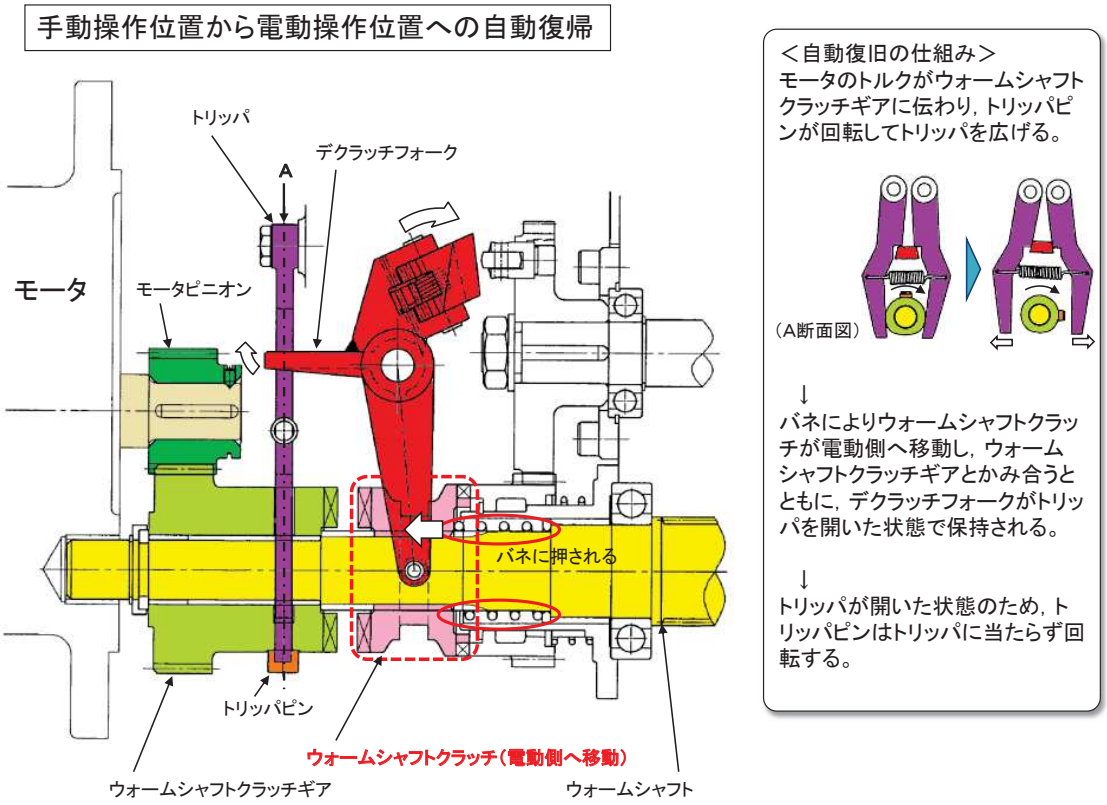
第 3 図　弁駆動部の状態（電動操作時（通常状態））



第 4 図　弁駆動部の状態（電動から手動への切替え時（オートデクラッチ））



第 5 図　弁駆動部の状態（手動操作時）



第 6 図　弁駆動部の状態（手動から電動への切替え時（自動復帰））

（参考 2）補助ツールによる操作性

ベントに必要な隔離弁を操作する場合の補助ツールとして，汎用の電動ドライバを用いた場合の操作時間をモックアップ試験により確認した。モックアップ試験の結果，電動ドライバによる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。モックアップ試験の結果を第 28-4 表に示す。

第28-4表　モックアップ試験の結果（電動ドライバ）

項目	確認結果	
電動ドライバ仕様		
ハンドル部操作トルク	3 N･m	9 N･m
接続時間想定	10 秒	10 秒
回転数	3,800 回	4,800 回
ハンドル操作時間	9 分 29 秒	12 分 28 秒
結果	約10分で操作可能	約13分で操作可能

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 28-13

別紙 29　化学反応による発熱等の影響【本文 2.3.2.2】

(1) ベンチュリスクラバにおける化学反応熱量の評価

a. エアロゾルの化学反応による発熱

ベンチュリスクラバで捕集されるエアロゾルは，核分裂生成物エアロゾルと構造材エアロゾルがある。ここでは，フィルタ装置の設計において想定するエアロゾル全量（150kg）について，最も反応熱が大きくなる［　　］で代表した場合の化学反応による発熱量を計算する。

ベンチュリスクラバに捕集された［　　］の化学反応による発熱量は，以下の式により求められる。

$$\text{発熱量}(kJ) = \frac{[\quad]\text{の量}(g)}{[\quad]\text{分子量}(g/mol)} \times \text{反応熱}(kJ/mol) \quad \cdots\cdots \text{(式 1)}$$

ここで，

- ［　］の量　　：　150 kg
- ［　］分子量　：　［　　］g/mol

とする。ベンチュリスクラバにおける［　　］の反応熱は，以下により［　　］kJ/mol である。

［　　］

ここで，それぞれの化合物の標準生成エンタルピは以下の値である（参考図書 1）。

［　　］

式 1 にそれぞれの値を代入した結果を以下に示す。

- 発熱量　≒［　　］kJ

［　　］枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 29-1

b. 無機よう素の化学反応による発熱

無機よう素がベンチュリスクラバに捕集されるときの化学反応による発熱量は，以下の式により求められる。

$$発熱量(kJ)=\frac{無機よう素の量\ (g)}{無機よう素分子量\ (g/mol)}\times 反応熱(kJ/mol)$$ ・・・・(式 2)

ここで，ベンチュリスクラバに流入する無機よう素の量について，以下のとおり設定した。

・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（約 [redacted] kg）とする。

・格納容器へのよう素放出割合

NUREG-1465（参考図書 2）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無機よう素生成割合

Regulatory Guide 1.195（参考図書 3）に示される無機よう素生成割合として 91%とする。

・格納容器内の除去

自然沈着，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効果として，DF10 とする。

上記を考慮し，算出された無機よう素の量を以下に示す。

- 無機よう素（I_2）の量　：[redacted] ×0.61×0.91×0.1 ≒ [redacted] g
- 無機よう素（I_2）分子量　：253.8 g/mol

また，ベンチュリスクラバにおける無機よう素の反応熱は，以下により [redacted] となる。

[redacted]

別紙 29-2

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

ここで，それぞれの化合物の標準生成エンタルピは以下の値である（参考図書1）。

式2にそれぞれの値を代入した結果を以下に示す。

・　発熱量　≒ [　　] kJ

c. 発熱量の評価

a 及び b 項で求めた化学反応熱量の合計は，最も反応熱が大きくなる保守的な場合であり [　　] kJ となる。これは，設計条件としている崩壊熱における 24 時間分の積算値 [　　] kJ に対して約 [　] %であり水位挙動への影響は小さい。

(2) 放射性よう素フィルタにおける化学反応熱量の評価

a. 有機よう素の化学反応による発熱

有機よう素が放射性よう素フィルタに捕集されるときの化学反応による発熱量は，以下の式により求められる。

$$発熱量(kW)=\frac{\dfrac{有機よう素の量\ (g)}{有機よう素分子量\ (g/mol)}\times 反応熱(kJ/mol)}{有機よう素の全量が反\ 応する時間(s)}$$ ・・・・（式3）

ここで，放射性よう素フィルタに流入する有機よう素の量について，以下のとおり設定する。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 29-3

・炉内内蔵量：約 □ kg（(1)b.と同様）

・格納容器へのよう素放出割合：61%（(1)b.と同様）

・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 3）に示される有機よう素生成割合として 4%とする。

・よう素重量から有機よう素重量への補正

よう素（I）の分子量 126.9 g/mol 及びよう化メチル（CH_3I）の分子量 141.9 g/mol から，141.9/126.9≒1.12 である。

上記を考慮し，算出された有機よう素の量を以下に示す。

・ 有機よう素（CH_3I）の量 =□×0.61×0.04×1.12 ≒ □ g

また，放射性よう素フィルタにおける有機よう素の反応熱は，以下により□ kJ/mol となる。

□

ここで,それぞれの化合物の標準生成エンタルピは以下の値である(参考図書 1)。

□

ここで，有機よう素の全量が□で放射性よう素フィルタへ捕集されると考え，式 3 にそれぞれの値を代入した結果を以下に示す。

・ 発熱量 ≒ □ kW

b. 無機よう素の化学反応による吸熱

無機よう素が放射性よう素フィルタに捕集されるときの化学反応による吸熱量

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 29-4

は，以下の式により求められる。

$$吸熱量(kW)=\frac{\dfrac{無機よう素の量\ (g)}{無機よう素分子量\ (g/mol)}\times 反応熱(kJ/mol)}{無機よう素の全量が反\ 応する時間(s)}$$ ・・・・(式 4)

ここで，放射性よう素フィルタに流入する無機よう素の量について，以下のとおり設定した。

・炉内内蔵量：約□ kg（(1)b.と同様）

・格納容器へのよう素放出割合：61%（(1)b.と同様））

・格納容器に放出されるよう素放出割合のうち無機よう素生成割合：91%（(1)b.と同様）

・格納容器内の除去：DF10（(1)b.と同様）

・フィルタ装置内のベンチュリスクラバによる除去

フィルタ装置内のベンチュリスクラバによる除去効果として，DF□とする。

上記を考慮し，算出された無機よう素の量を以下に示す。

- 無機よう素（I_2）の量　：□×0.61×0.91×0.1×□≒□g
- 無機よう素（I_2）分子量　：= 253.8 g/mol

また，放射性よう素フィルタにおける無機よう素の反応熱は，以下により□となる。

□

ここで,それぞれの化合物の標準生成エンタルピは以下の値である(参考図書 1)。

□

別紙 29-5

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

ここで，無機よう素の全量が [　　] で放射性よう素フィルタへ捕集されると考え，式 4 にそれぞれの値を代入し，計算結果を以下に示す。

・　吸熱量　≒ [　　] kW

c. 上昇温度の評価

a 及び b 項で求めた化学反応熱量の合計は [　　] kW となる。このときの上昇温度を以下より求める。

$$\text{上昇温度}(℃)=\frac{\text{放射性よう素フィルタ 内の発熱量}\,(kW)}{\text{比熱}(kJ/kg/℃)\cdot\text{ベントガス流量}\,(kg/s)}$$ ・・・・(式 5)

ここで，放射性よう素フィルタに流入する無機よう素の量について，以下のとおり設定した。

・　比熱（100℃飽和蒸気）　= 2.077 kJ/kg/℃

・　ベントガス流量　= [　] kg/s

式 5 にそれぞれの値を代入した結果を以下に示す。

・　上昇温度　≒ [　] ℃

以上から，放射性よう素フィルタにおける化学反応による上昇温度は [　　] であるため問題ない。

(3) 放射性よう素フィルタにおける化学反応生成物の影響

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化学反応は以下のとおりである。

[　　]

]放射性よう素フィルタには [　　] が用いられており，有機よう素(CH_3I)が流入すると，[　　] が生成する。

[　　] するため，格納容器内で発生する

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

有機よう素の濃度を以下のとおり算出する。

≪参考図書≫

1. 化学便覧基礎編Ⅱ改訂４版
2. NUREG-1465 “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants Feb.1995”
3. Regulatory Guide 1.195, “Methods and assumptions for evaluating radiological consequences of design basis accidents at light-water nuclear power reactors”

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 29-7

別紙 30　原子炉格納容器フィルタベント系の設備点検【本文 5】

機器の故障を未然に防止するために行う予防保全の方式には，時間基準保全及び状態基準保全がある。

原子炉格納容器フィルタベント系の設備は，女川原子力発電所における現状保全の実績を参考に，設置環境や動作に対する故障，劣化モード等を考慮した適切な周期，点検内容をあらかじめ定める時間基準保全を行う。

なお，状態基準保全は，機器の運転中の状態監視又は傾向監視によって，故障及び劣化モードに対応した状態監視データを採取及び評価することが可能で，故障の兆候を捉えられる場合に選定するものである。

現状保全の実績を参考にできない機器としては，フィルタ装置が挙げられる。

フィルタ装置及び内部構造物は，耐食性に優れるステンレス鋼（SUS316L 等）を選定しているが，念のため，設置後初回の定期検査において内部確認を行った上で，適切な周期を設定する。

スクラバ溶液については，海外プラントにおいて窒素封入環境下で約 15 年間薬液濃度の有意な変化は認められていない実績があり，性状に有意な変化はないと考えられるが，定期的にサンプリングし性状を確認する。

放射性よう素フィルタの吸着材（銀ゼオライト）については，窒素封入により不活性化することから性状に有意な変化はないと考えられるが，定期的にサンプリングし性状を確認する。

原子炉格納容器フィルタベント系の機械設備，電気設備，計装設備の点検項目及び点検内容を第 30-1 表から第 30-3 表に示す。

第 30-1 表　機械設備の点検項目及び点検内容

対象機器	点検項目	点検内容
フィルタ装置 ・ベンチュリノズル ・スクラバ溶液 ・金属繊維フィルタ ・放射性よう素フィルタ ・流量制限オリフィス	外観点検	外観の目視確認
	漏えい試験	本体からの漏えい有無確認
	開放点検	各部の目視確認
	サンプリング試験（スクラバ溶液）	濃度確認，pH 確認
	サンプリング試験（銀ゼオライト）	吸着性能確認
弁	分解点検	各部の目視確認，消耗品の取替
	漏えい試験	各部からの漏えい有無確認
	機能・性能試験	開閉試験
圧力開放板	開放点検	各部の目視確認，取替
	漏えい試験	各部からの漏えい有無確認
配管	外観点検	外観の目視確認
	漏えい試験	各部からの漏えい有無確認

第 30-2 表　電気設備の点検項目及び点検内容

対象機器	点検項目	点検内容
電動弁駆動部	外観点検	各部の目視確認
	特性試験	絶縁抵抗測定
	分解点検	各部の点検手入れ及び消耗品取替
	機能・性能試験	開閉試験及びスイッチの動作確認

第 30-3 表　計装設備の点検項目及び点検内容

対象機器	点検項目	点検内容
フィルタ装置入口／出口圧力	特性試験	計器校正
フィルタ装置水位	特性試験	計器校正
フィルタ装置水温度	特性試験	絶縁抵抗測定，温度確認及び計器校正
フィルタ装置出口水素濃度	特性試験	基準ガス校正及び計器校正
フィルタ装置出口放射線モニタ	特性試験	線源校正及び計器校正

別紙 30-2

（参考 1）圧力開放板の信頼性

排気配管に設置している圧力開放板の破裂設定圧力は，ベント開始時の格納容器圧力（427～854kPa[gage]）に対して，十分に低い圧力で破裂するよう 100kPa（差圧）に設定する。

設置する圧力開放板は，複数製作しロット管理を行い，第 1 表に示す気密試験，耐背圧試験及び破裂試験により健全性を確認したロットから採用する。

ベント時に，圧力開放板が動作した場合は，格納容器圧力が低下するため，動作したことを確認できる。また，圧力開放板の下流側に設置するフィルタ装置出口放射線モニタの指示値が変動するため，動作したことを確認できる。さらに，フィルタ装置出口圧力が一旦上昇し，その後低下するため，圧力開放板が動作したことを確認できる。

第 1 表　圧力開放板試験内容

試験項目	試験内容	試験枚数	判定基準
気密試験	試験圧力を常用圧力による最大差圧 63kPa まで加圧保持（10 分間以上）し，漏えいの有無を圧力計の降下により確認する。	2 枚	圧力降下がないこと
耐背圧試験	ディスク入口側（凹部）を大気圧とし，出口側（凸部）より加圧し，試験圧力 128kPa を加圧保持（1 分以上）し，ディスクのリーク及び破壊有無を確認する。	2 枚※1	漏えい，変形等の異常のないこと。
破裂試験	ディスク出口側（凸部）を大気圧とし，ディスクが破裂するまで入口側（凹部）より加圧する。	3 枚以上※2	破裂圧力が 90～110kPa の範囲内であること。

※1：気密試験に使用した 2 枚にて実施。

※2：気密試験，耐背圧試験に使用した 2 枚を含む計 3 枚以上にて実施。

（参考 2）漏えい試験方法の考え方

原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置，圧力開放板，弁及び配管については，漏えい試験を行う。漏えい試験は，常温にて窒素又は空気により系統内を加圧し，有意な漏えいがないことを確認する。

漏えい試験に窒素又は空気を用いることは，ベント継続中に漏えい防止対象となる放射性物質の分子量が窒素又は空気より大きいことから妥当と考える。なお，ベント継続中に他系統へベントガスが漏えいしないよう，他系統と隔離する弁を二重に設置している。

また，原子炉格納容器フィルタベント系は，最高使用温度（200℃）を考慮した設計としており，最高使用温度以下であればバウンダリ機能が喪失することはない。従って，常温で有意な漏えいがないことを確認することにより，最高使用温度でも機能が維持されることが確認できるものと考える。なお，原子炉圧力容器の漏えい試験では，通常運転温度約 280℃に対し，180℃以上低い温度（100℃以下）で漏えい確認を実施している。

別紙 31　配管内面に付着した放射性物質による発熱の影響【本文 2.3】

フィルタ装置上流の配管内面には放射性物質（エアロゾル）が付着することが想定されることから，その放射性物質の崩壊熱による温度上昇が配管の構造健全性に与える影響について検討した。

検討対象とする状態は，ベントガスによる配管の冷却が期待できるケースとベントガスの流れのないケースを想定した。

【ケース 1】

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

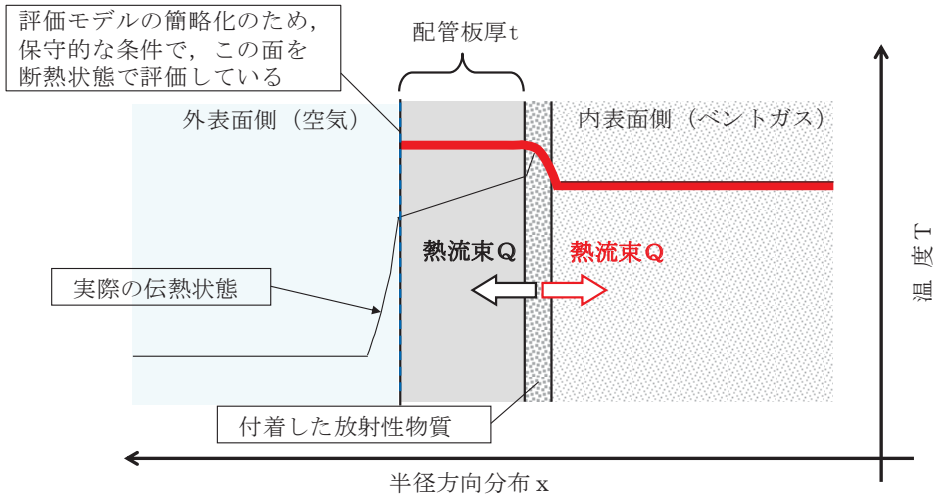
【ケース 2】

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

【ケース 1】として，第 31-1 図に示すような配管の半径方向の温度分布を考慮して評価を行った。配管内には高温のベントガスの流れが存在し，配管内面には放射性物質が付着して崩壊熱による発熱が発生している。この場合，放射性物質の崩壊熱による熱量は配管内面・外面双方に放熱され，配管板厚方向に熱勾配ができるが，本評価では保守的に配管外面は断熱されているものとした。

【ケース 1】の温度評価条件を第 31-1 表に示す。

なお，ベントガス温度については，第 31-2 図に示すとおりベント開始後，格納容器圧力及び雰囲気温度が低下し，その後溶融炉心からの放熱によって格納容器雰囲気温度が最大となる 152℃として評価する。

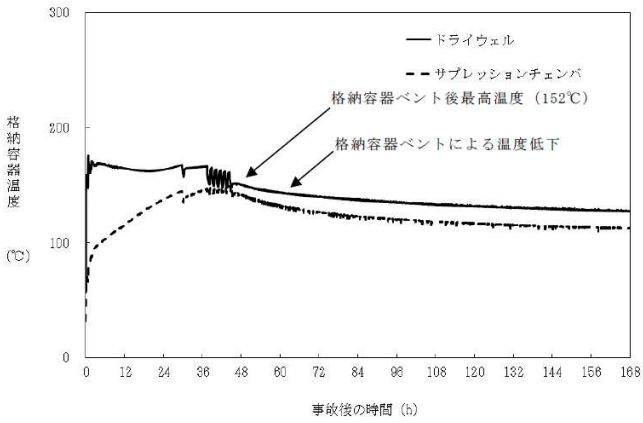


注：実際の伝熱状態は —— で示すような分布になると想定されるが，保守的な評価となるよう配管外面を断熱し，全ての熱流束がベントガス側に移行する評価とした。（赤線で示されるような熱流束の与え方と分布）

第 31-1 図　配管内表面の温度評価（イメージ）

第 31-1 表　配管内表面の温度上昇評価条件【ケース 1】

項目	条件
格納容器より流入する崩壊熱量	[　　] kW
配管内発熱割合 （放射性物質付着割合）	10%／100m
配管外径，板厚	200A，8.2mm（Sch40）
配管熱流束	[　　] W/m^2
質量流量	[　　] kg/s （ベント 1 ヶ月後の蒸気流量）
ベントガス温度	152 ℃



第 31-2 図　事故シーケンスグループ雰囲気圧力・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）時における格納容器雰囲気温度の推移

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 31-2

格納容器より流入する崩壊熱量は，事故シーケンスグループ「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）」における重要事故シーケンス「大破断ＬＯＣＡ＋ＨＰＣＳ失敗＋低圧ＥＣＣＳ失敗＋全交流動力電源喪失」でのドライウェルからのベント時の［　　］kW とし，配管内面に付着する放射性物質量割合は，10%／100m を用いる。評価にあたっては保守的な条件として，付着割合の全量の放射性物質が付着した条件で発熱しているものとする。また，ベントガス流量については流速が低くなることで熱伝達率が低くなり，保守的な評価となることから，ベント後１ヶ月の蒸気流量である［　　］kg/s を用いた。

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

$\Delta T = q / h$　　・・・式(1)

ΔT　：放射性物質の崩壊熱による配管内表面の温度上昇（℃）

q　：配管熱流束（W/m^2）

h　：配管内表面の熱伝達率（W/(m^2･K)）

$h = Nu \times k / d$　　・・・式(2)

Nu　：ヌッセルト数

k　：水蒸気の熱伝導率（0.034（W/(m･K)）（1999　日本機械学会　蒸気表）

d　：水力等価直径（m）

ここで，Nu を算出するにあたり円管内乱流の熱伝達率を表現するものとして Kays の式を引用した（式(3)）。

$Nu = 0.022\, Re^{0.8} \times Pr^{0.5}$　　・・・式(3)

Re　：レイノルズ数

Pr　：プラントル数（1.132；保守的に 171℃の飽和蒸気の値を設定）

（1999　日本機械学会　蒸気表）

別紙 31-3

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

$Re = v \times d \diagup \nu$　　・・・式(4)

v　：流速（約 9.8（m/s）；質量流量から換算）

d　：水力等価直径（m）

ν　：水蒸気の動粘性係数（約 3.49×10^{-6}（m^2/s））

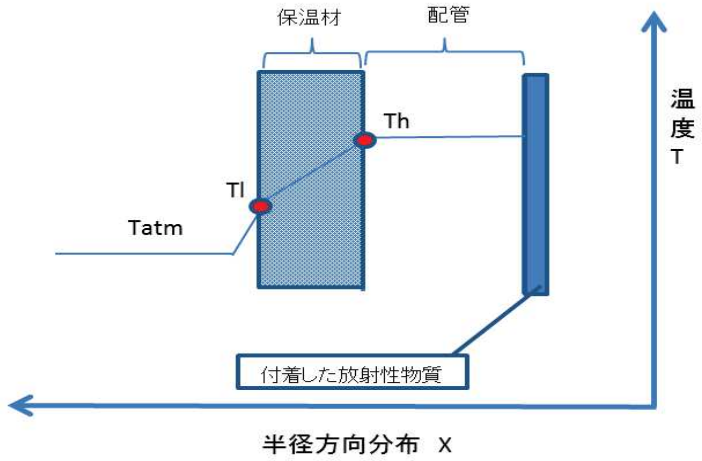
（1999　日本機械学会　蒸気表）

これより，配管内面の温度上昇は 0.016℃程度であると評価できる。ベントガスの温度は 152℃以下であることから，上記の温度上昇分を考慮しても，配管内表面温度は配管設計における最高使用温度である 200℃を下回っているため,配管の構造健全性に影響を与えることはない。

次に，【ケース 2】として，第 31－3 図に示すような配管の半径方向の温度分布を考慮して評価を行った。配管内はベントガスの流れがないものとし，配管内面には放射性物質が付着して崩壊熱による発熱を行っている。ここで，評価対象の配管板厚は 8.2mm であり，炭素鋼の熱伝導率が 50W/(m･K)程度であることから，板厚方向の温度勾配は微小であると考えることができる。そのため，配管内表面の温度はほぼ配管外表面温度と同等であると考え，また，保温材の熱通過率を考慮する。配管内部の熱量による温度を評価する方法として JIS A 9501“保温保冷工事施工標準”の表面温度及び表面熱伝達率の算出方法を用いて，保温材外表面温度を評価する。

【ケース 2】の温度評価条件を第 31－2 表に示す。

なお，評価条件については，【ケース 1】と同様に事故シーケンスグループ「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）」における重要事故シーケンス「大破断ＬＯＣＡ＋ＨＰＣＳ失敗＋低圧ＥＣＣＳ失敗＋全交流動力電源喪失」でのドライウェルからのベント時を想定する。



第 31-3 図　配管内表面の温度評価（イメージ）

第 31-2 表　配管内表面の温度上昇評価条件【ケース 2】

項目	条件
格納容器より流入する崩壊熱量	[redacted] kW
配管内発熱割合 （放射性物質付着割合）	10%／100m
配管外径，板厚	200A，8.2mm（Sch40）
配管熱流束	[redacted] W/m^2
配管外表面放射率	0.22 （アルミニウム板の放射率*1）
環境温度	100℃

＊1：JIS ハンドブック 6-1　配管Ⅰ

評価式の概要は以下の通りとなる。

$Th = qL/\lambda + Tl$　　・・・式（5）

Th　：配管外表面温度（℃）

Tl　：保温材外表面温度（℃）

q　：熱流束（W/m^2）

L　：保温材厚さ（m）（0.050m）

λ　：保温材熱伝導率（W/mK）

（5.35E-2@100℃　JIS ハンドブック 6-1　配管Ⅰ）

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 31-5

$Tl = (q / h_{se}) + T_{atm}$　　・・・式(6)

h_{se}　：保温材外表面熱伝達率（W/(m²･K)）

T_{atm}　：環境温度（℃）

この式(5)(6)における，q と h_{se} は以下の式で表される。

$q = Q / S$　　・・・式(7)

$h_{se} = h_r + h_{cv}$　・・・式(8)

Q　：単位長さ当たりの配管内面での発熱量（W/m）

S　：単位長さ当たりの配管内表面積（m²/m）

h_r　：放射による保温材外表面熱伝達率（W/(m²･K)）

h_{cv}　：対流による保温材外表面熱伝達率（W/(m²･K)）

上記の h_r は以下の式で表される。

$$h_r = \varepsilon \times \sigma \times \left(\frac{(Tl + 273.15)^4 - (T_{atm} + 273.15)^4}{Tl - T_{atm}} \right)$$　・・・式(9)

ε　：保温材外表面放射率（0.22）

（アルミニウム板　JIS ハンドブック 6-1　配管Ⅰ）

σ　：ステファン・ボルツマン定数（5.67×10^{-8}（W/(m²･K⁴)））

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

h_{cv}（垂直管）$= 2.56 \times (Tl - T_{atm})^{0.25}$　（$(Tl - T_{atm}) \geqq 10K$）・・・式(10)

h_{cv}（垂直管）$= 3.61 + 0.094 \times (Tl - T_{atm})$　（$(Tl - T_{atm}) < 10K$）・・・式(11)

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

D_o　：配管外径（m）

これらにより評価した結果，配管外表面温度は約 103℃となる。

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

なお,これらの式を含めた評価については,JIS A 9501 において,適用範囲が－180℃～1000℃となっており，適用に対して問題ないことを確認している。

また，管外径等の寸法にかかる制約条件は規定されていない。

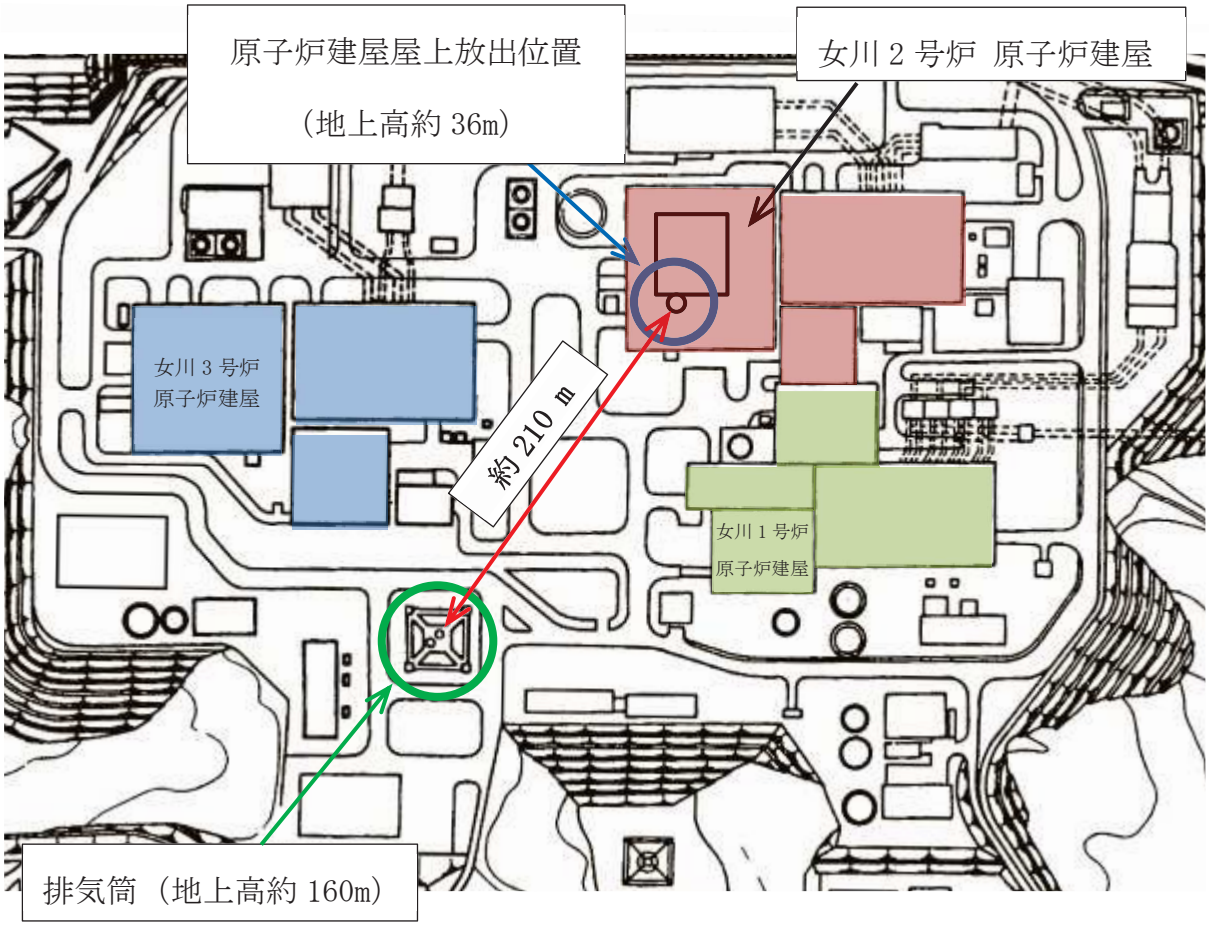
別紙 32　放出位置，放出時間の違いによる検討結果【本文 2.1】

原子炉建屋屋上（地上高約 36m）と排気筒（地上高約 160m）から放出する場合の放射性物質の拡散影響及び放出時間の違いによる影響に関する検討結果を以下に示す。

(1) 放出位置

原子炉格納容器フィルタベント系は，ベントガスを原子炉建屋屋上に設ける排気管を通して放出する。放出位置※1を第 32-1 図に示す。

※1　本検討に用いている原子炉格納容器フィルタベント系の排気管位置は第 32-1 図の申請当初のものであるが，当該図の位置においても原子炉建屋屋上と排気塔の高さの違いによる拡散影響の違いは比較できていると考える。なお，変更後の放出位置は別紙 21 第 21-4 図を参照。



第 32-1 図　放出位置

(2) 放出位置の違いに対する検討結果

女川原子力発電所で設置する原子炉格納容器フィルタベント系の排気管は，水素滞留防止のためフィルタ装置から大気開放端まで上り勾配とする必要があり，原子炉建屋地上 1 階（原子炉建屋原子炉棟内）に設置するフィルタ装置から地下を経由する配管敷設ができない。系統の頑健性確保の観点から，配管の長さを極力短くし，また，放出位置を可能な限り高所とし大気拡散の効果を得るという観点から，排気管を原子炉建屋屋上に敷設することとしている。

原子炉建屋屋上（地上高約 36m）からの放出と，排気筒（地上高約 160m）からの放出を仮定した場合の，敷地境界外における大気拡散係数の比較を第32-1表に示す。

第 32-1 表　放出位置別の大気拡散係数の比較

放出位置		原子炉建屋屋上	排気筒	
放出高さ		地上高約 36m	地上高約 65m※2	地上高約 160m
中央値※1	相対濃度（s/m^3）	2.7×10^{-5}	1.6×10^{-6}	3.6×10^{-7}
	相対線量(Gy/Bq)	4.3×10^{-19}	6.8×10^{-20}	3.1×10^{-20}
97%値	相対濃度（s/m^3）	6.4×10^{-5}	5.5×10^{-6}	1.5×10^{-6}
	相対線量(Gy/Bq)	1.1×10^{-18}	1.3×10^{-19}	7.3×10^{-20}

※1：陸側方位の中央値。
※2：事故時における有効高さ。

ここでの評価は，発電所敷地内外の地形を考慮していない。地形の特徴を踏まえた放出位置の違いによる影響を確認するため，以下の評価コード及び評価条件を用いて拡散影響を評価した。女川原子力発電所の位置及び敷地境界における標高を第32-2 図に示す。

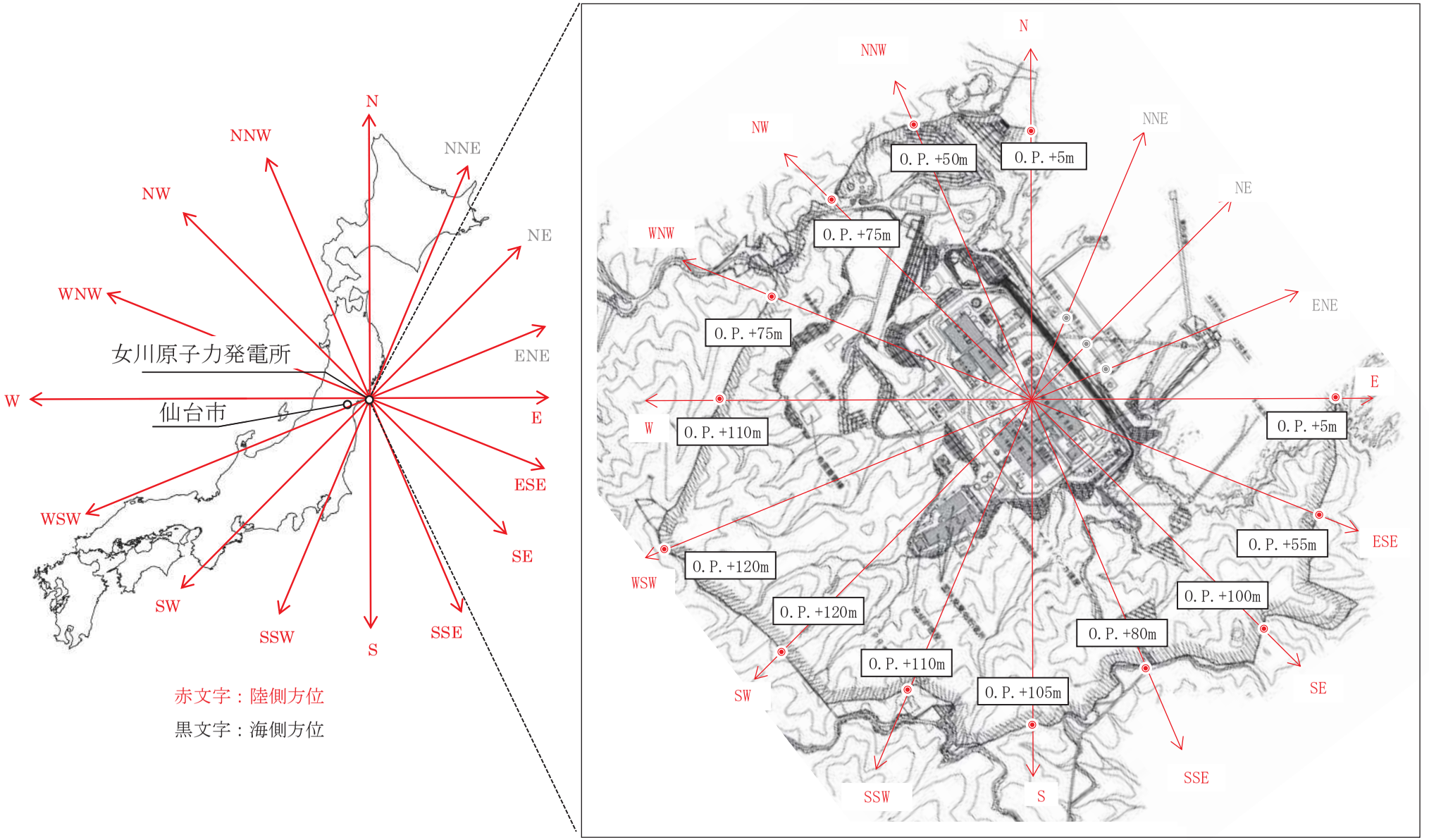
a. 評価コード

地形影響を考慮した敷地境界外における拡散影響を評価するにあたり，地形影響が考慮できる 3 次元移流拡散評価コード（AREDES）を用いた。

なお，AREDES は屋外におけるトレーサ拡散実験のシミュレーション計算による検証（参考図書 1）及び緊急時迅速放射能影響予測ネットワークシステム（SPEEDI）との比較検証（参考図書 2）により妥当性の確認が行われている。

b. 評価条件

放出位置を変更することによる拡散影響を明確にするため，気象条件(風向，風速，大気安定度)が一定であるとして評価した。主な評価条件を第 32-2 表に示す。



※　0. P. ：女川原子力発電所工事用基準面（0. P. ±0. 0m は東京湾平均海面（T. P. ）から－0. 74m の高さ）

第 32-2 図　女川原子力発電所の位置及

第 32-2 表　AREDES を用いた拡散影響評価条件

項目	評価条件	選定理由
評価事象	大破断 LOCA＋HPCS 失敗＋低圧 ECCS 失敗＋全交流動力電源喪失	・格納容器破損モードの中で，放出影響の観点から結果が厳しくなる事故シーケンス
解析コード	AREDES	・周辺地形※を考慮 ※「数値地図 50m メッシュ（標高）」（国土地理院，平成 13 年 5 月 1 日発行）
気象データ	女川原子力発電所における 1 年間の気象データ（2012 年 1 月～2012 年 12 月）	・至近 10 年間の気象観測結果による検定を行い，代表性を確認済
風速	地上高 10m：1.6m/s 地上高 71m：4.4m/s	・使用した気象データの中央値
風向	S，SSE，SE，ESE，E，ENE，NE NNE，N，NNW，NW，WNW，W	・地形の影響を考慮することから，陸側の全風向を選定
大気安定度	D（中立）	・最も出現頻度の高い大気安定度
放出位置	原子炉格納容器フィルタベント系の放出端 ・原子炉建屋屋上 （地上高約 36m） ・排気筒（地上高約 160m） 原子炉建屋からの漏えい ・原子炉建屋 BOP （地上高約 0m）	・放出経路毎に放出高さを設定
評価地点	放出場所を中心とし，敷地境界及び 5km 地点	・距離に対する依存性を確認するため，敷地境界及び 5km 地点を選定

c．評価結果

放出位置の違いよる拡散影響の評価結果を第 32-3 表に示す。ここでは，放出位置の違いによる影響を明確にするため，原子炉建屋屋上（地上高約 36m）から放出した場合の評価値を 1 に規格化した相対値を示す。敷地境界での相対値は約 0.25～約 0.68，5km 地点の相対値は約 0.62～約 0.95 という結果になった。方位毎の相対値を第 32-3 図に示す。

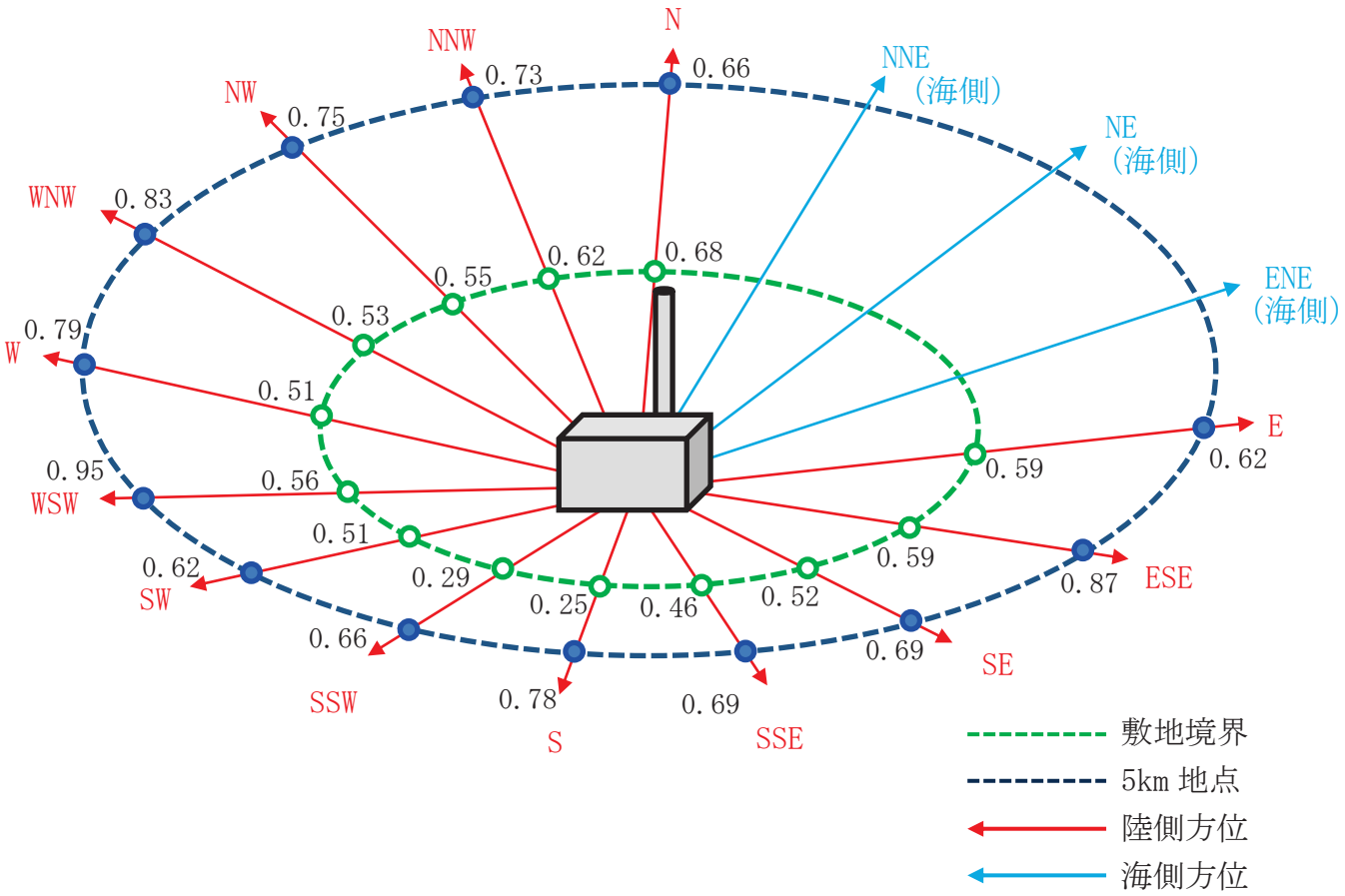
なお，放出位置と評価位置の高さ方向の位置関係を第 32-4 図に示す。

また，第 32-5 図の風配図に示すとおり，風向出現頻度は上位 3 風向で 3 割～4 割を占め，そのうち 1 つは海側へ吹く風となっている。このとき，陸側へ向かう風向（W，WNW，NW）に着目した場合の敷地境界での相対値は約 0.52～約 0.59，5km 地点の相対値は約 0.62～約 0.87 である。これは，卓越した風向においても全陸側方位の傾向と同様であった。

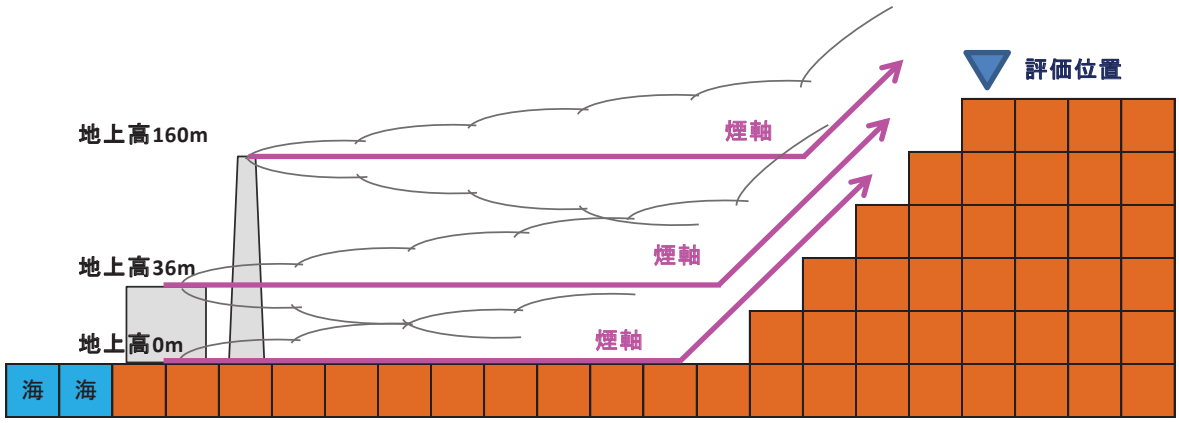
以上のように，放出位置の違いによる影響は限定的であることが確認できた。

第 32-3 表　放出位置の違いによる拡散影響の評価結果

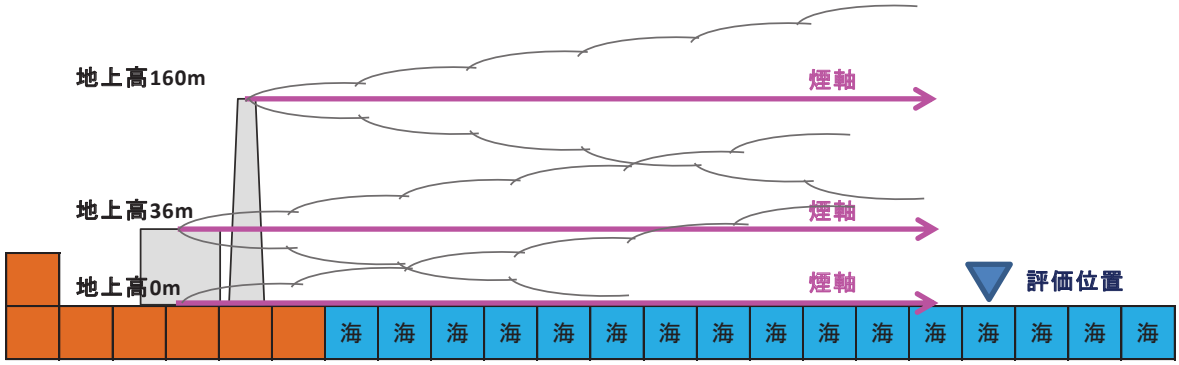
放出位置	敷地境界	5km 地点
原子炉建屋屋上 （地上高約 36m）	1	1
排気筒 （地上高約 160m）	約 0.25～約 0.68	約 0.62～約 0.95



第 32-3 図　放出位置の違いによる拡散影響の評価結果（方位毎の相対値）



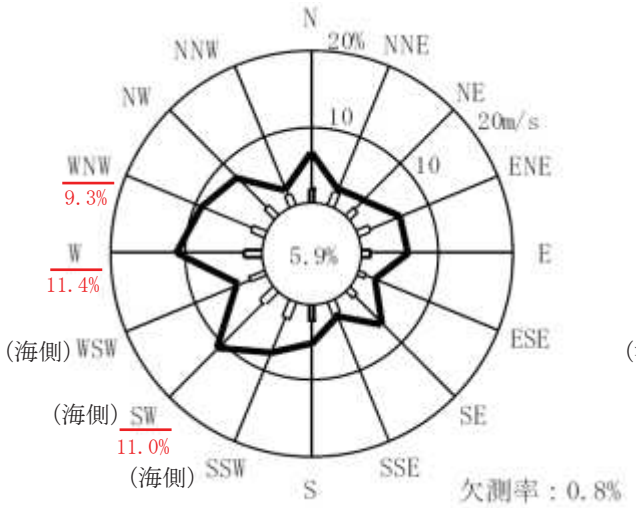
（陸側に放出した場合）



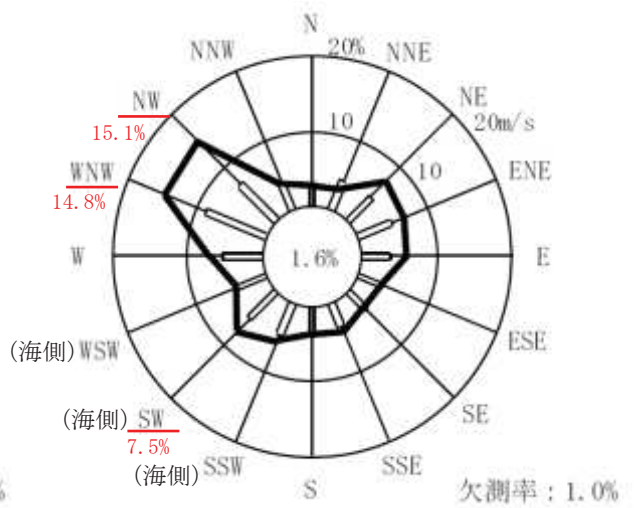
（海側に放出した場合）

第 32-4 図　放出位置と評価位置の高さ方向の位置関係のイメージ

露場（地上高 10m）



鉄塔（地上高 71m）



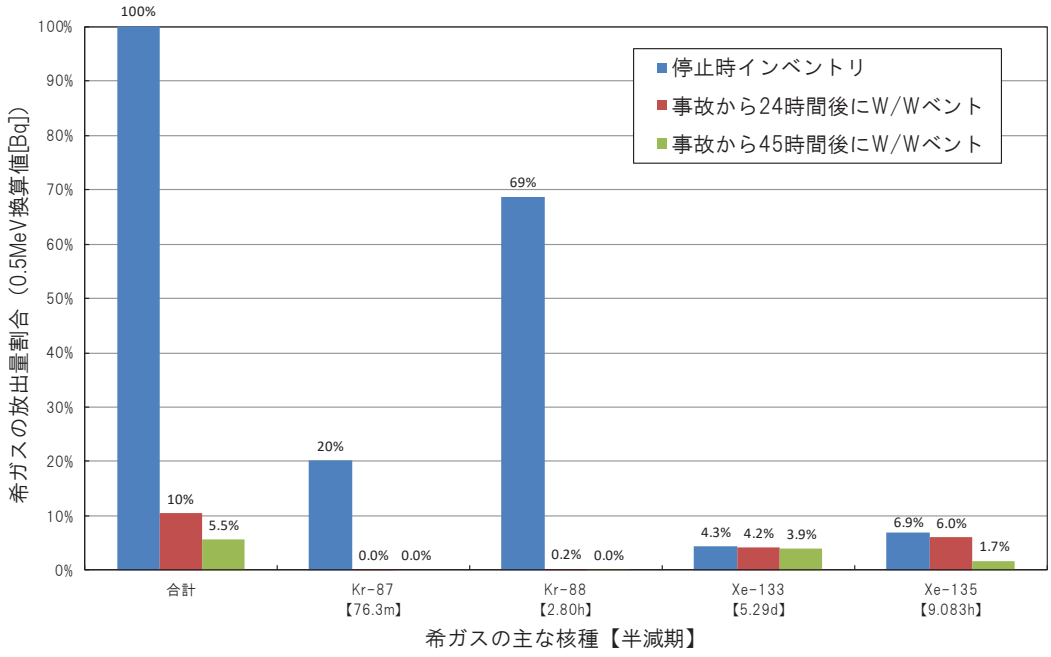
注）1. ——風向出現頻度（%）
□ 平均風速（m/s）
2. 小円内の数字は静穏の頻度（%）

第 32-5 図　女川原子力発電所敷地の風配図（2012 年 1 月～12 月）
別紙 32-8

(3) 放出時間の違いに対する検討結果

放出時間を遅くすることで，フィルタ装置にて除去できない希ガスは，格納容器内に保持されるため，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。（第 32-6 図参照）

有効性評価の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）」においては，外部水源注水量限界（サプレッションプール水位が真空破壊装置下端-0.4m（通常運転水位＋約２m））に到達し格納容器スプレイを停止後，事象発生から約 45 時間後にベントすることとしており，希ガスは十分に減衰されている。



第 32-6 図　希ガスの放出量割合（0.5MeV 換算値）

≪参考図書≫

1. Suzuki, N., K. Sugai, K. Hayashi, M. Suzuki, H. Suwa, Y. Kato, F. H. Liu and S. Kodama, 2000: Construction of System for Environmental Emergency Dose. Proceedings of 10th International Congress of the International Radiation Protection Association, P-4b-226, 9pp., Hiroshima, Japan.
2. Suzuki, M and Y. Yoshida, 2008: Development of a Rapid Prediction Technology for Emergency Protection Area at Nuclear Accidents, Proceedings of 12th International Conference on Harmonization within Atmospheric Dispersion Modelling for Regulatory Purposes, O_P2-04, 5pp., Cavtat, Croatia

別紙 33　地震による損傷の防止に関する耐震設計方針について【本文 6.1.5】

１．配管設計における荷重の組み合わせと応力評価について

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

一方で，当該設備は設置許可基準の三十九条における常設耐震重要重大事故防止設備兼常設重大事故緩和設備に該当し，基準地震動 Ss 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としている。従って，地震荷重に対する荷重の組合せを「供用状態Ｄ」とし，各部にかかる応力が設計引張応力以内であり，なおかつ疲労破壊を起こさないことを確認する。

第 33-1 表　配管設計における荷重の組合せと許容応力

荷重の組合せ	許容応力			供用状態	適用規格
	一次応力（曲げ応力を含む）	一次＋二次応力	一次＋二次＋ピーク応力		
D＋Pd＋Mb	1.5・Sh	Sa(C)	－	（A，B）	設計・建設規格 PPC-3520(1) PPC-3530(1)
D＋Pd＋(Ma)＋Mb	1.8・Sh	Ｓａ(d)	－		設計・建設規格 PPC-3520(2) PPC-3530(1)
D＋Pd＋(Ma)＋Ss	0.9・Su	Ｓｓ地震動のみによる疲労解析を行い，疲れ累積係数が1 以下であること。ただし，地震動のみによる一次＋二次応力の変動値が2･Ｓｙ以下であれば疲労解析は不要		Ｄ（ⅣＡＳ）	JEAG4601第3 種管の許容応力/第3 種管の許容応力の解説

【各記号の注釈】

Ｄ：自重及びその他の長期的機械的荷重による応力

Ｐｄ：内圧応力

Ｍａ：その他の短期的機械的荷重による応力（当該設備においては対象外）

Ｍｂ：二次応力（熱応力）

Ｓａ（ｃ）：一次＋二次応力に対する許容応力（短期的荷重を含まない場合）
Ｓａ（ｄ）：一次＋二次応力に対する許容応力（短期的荷重を含む場合）
Ｓｈ：最高使用温度における材料規格Part3 第1章 表3 に定める値
Ｓｓ：基準地震動Ｓｓにより定まる地震力
Ｓｕ：設計引張強さ 設計・建設規格 付録材料図表 Part5 表9 に規定される値

なお，当該設計における荷重の組み合わせと許容限界としては，原子力発電所耐震設計技術指針（重要度分類・許容応力編JEAG4601・補-1984，JEAG4601-1987 及びJEAG4601-1991 追補版）（日本電気協会 電気技術基準調査委員会 昭和59年9月，昭和62年8月及び平成3年6月）及び発電用原子力設備規格（設計・建設規格JSME SNC1-2005(2007 追補版含む)（日本機械学会 2005年9月，2007年9月）に準拠したものである。

別紙 34　放射性よう素フィルタ吸着材(銀ゼオライト)の劣化について【本文 3.1.2.2】

プラント運転中等の原子炉格納容器フィルタベント系の待機時は，フィルタ装置内がスクラバ溶液によって飽和蒸気の環境となり，銀ゼオライトは飽和蒸気の環境下で保管される。この保管状況下において，湿分による銀ゼオライトの除去性能への影響を確認する試験として，密閉容器内にスクラバ溶液[　　]と銀ゼオライトを保管し，6 ヶ月後及び 15 ヵ月後の除去効率の測定を実施した。試験条件を第 34-1 表に，試験結果を第 34-2 表に示す。

第 34-1 表　銀ゼオライトの試験条件

項目	試験条件	適用性

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 34-1

第 34-2 表　試験結果

有機よう素の除去効率（%）		
初期	6 ヵ月後	15 ヵ月後

第 34-2 表より，6 ヵ月後及び 15 ヵ月後における有機よう素の除去効率は，性能基準 [ ] を満たしており，実機においてもプラント運転中を通して性能は維持可能である。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 34-2

別添資料－３

水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備について

目　次

1. 基本方針 1
1.1　規制基準要求事項 1
1.2　適合方針 1
2. 静的触媒式水素再結合装置 3
2.1　概要 3
2.2　主要仕様 4
2.2.1　構造及び仕様 4
2.2.2　静的触媒式水素再結合装置の設計方針 8
2.2.2.1　基本設計方針 8
2.3　静的触媒式水素再結合装置の水素処理性能 11
2.3.1　静的触媒式水素再結合装置の性能評価式 11
2.3.2　性能評価式の女川原子力発電所２号炉への適用 12
2.3.3　原子炉建屋原子炉棟内の水素挙動 15
2.3.3.1　静的触媒式水素再結合装置の設計条件による原子炉建屋原子炉棟内の水素挙動 15
2.3.3.2　有効性評価における原子炉建屋原子炉棟内の水素挙動 23
2.4　静的触媒式水素再結合装置動作監視装置 24
2.5　静的触媒式水素再結合装置の試験及び検査 25
2.5.1　設置時及び供用開始以降の試験・検査 25
2.5.2　静的触媒式水素再結合装置の性能確認 26
3. 原子炉建屋水素濃度監視設備 28
3.1　概要 28
3.2　主要仕様 28
4. 原子炉建屋水素爆発防止対策 38
4.1　原子炉建屋水素爆発防止対策の位置付け 38
4.2　静的触媒式水素再結合装置による原子炉建屋水素爆発防止対策 39

4.3　原子炉格納容器からの想定を超える水素漏えい時の対応 ····· 39

別紙 1　静的触媒式水素再結合装置の動作原理

別紙 2　静的触媒式水素再結合装置の最高使用温度

別紙 3　静的触媒式水素再結合装置の設計条件の保守性

別紙 4　静的触媒式水素再結合装置周辺機器に対する悪影響防止

別紙 5　静的触媒式水素再結合装置の水素処理性能評価式

別紙 6　静的触媒式水素再結合装置のよう素による影響

別紙 7　重大事故等時のオペレーティングフロアにおける水蒸気濃度

別紙 8　小漏えい時のオペレーティングフロアにおける水素挙動

別紙 9　静的触媒式水素再結合装置の再結合反応開始遅れ

別紙 10 KALI 試験，SNL 試験及び THAI 試験の試験データ適用性について

別紙 11 有効性評価における原子炉建屋原子炉棟内の水素挙動

別紙 12 静的触媒式水素再結合装置動作監視装置

別紙 13 静的触媒式水素再結合装置の製造誤差による処理能力への影響及び品質管理

別紙 14 原子炉建屋水素濃度監視設備

別紙 15 原子炉格納容器頂部注水系

別紙 16 局所エリアの漏えいガスの滞留

別紙 17 原子炉建屋原子炉棟内の水素挙動評価への GOTHIC コードの適用性

参考資料 1　静的触媒式水素再結合装置による再結合反応の律速段階について

参考資料 2　重大事故等時に発生が想定されるガス等による被毒について

1. 基本方針

1.1 規制基準要求事項

【設置許可基準規則】
（水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備）
第五十三条 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建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備を設けなければならない。
（解釈）
1 第５３条に規定する「水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。
ａ）水素濃度制御設備（制御により原子炉建屋等で水素爆発のおそれがないことを示すこと。）又は水素排出設備（動的機器等に水素爆発を防止する機能を付けること。放射性物質低減機能を付けること。）を設置すること。
ｂ）想定される事故時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で推定できる監視設備を設置すること。
ｃ）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。

1.2 適合方針

炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合に，水素爆発による原子炉建屋の損傷を防止するための設備及び原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定するための設備として，静的触媒式水素再結合装置及び原子炉建屋水素濃度監視設備を設ける。

(1) 静的触媒式水素再結合装置の設置

炉心の著しい損傷が発生し，原子炉格納容器（以下，「格納容器」という。）から原子炉建屋原子炉棟内に水素が漏えいした場合において，水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための常設重大事故等対処設備として静的触媒式水素再結合装置（以下，「PAR」という。）を設ける。

PARは，水素と酸素を触媒反応によって受動的に処理し，電源及び運転員による起動操作が不要な設計とする。

また，PARの動作確認を行うために動作監視装置として，PARの入口側及び出口側に温度検出器を設置し，中央制御室で監視可能な設計とする。静的触媒式水素再結合装置動作監視装置は，代替電源設備からの受電が可能な設計とする。

(2) 原子炉建屋内水素濃度監視設備の設置

炉心の著しい損傷が発生し，格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に水素が漏えいした場合において，変動する可能性のある範囲で原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度を監視するための常設重大事故等対処設備として原子炉建屋内水素濃度を設ける。原子炉建屋内水素濃度は，電源が喪失した場合には代替電源設備からの受電により中央制御室での監視が可能な設計とする。

(3) 自主対策設備の整備

水素爆発による原子炉建屋の損傷を防止するための自主対策設備として，以下を整備する。

（ｉ）原子炉格納容器頂部注水系（常設）の設置

炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉ウェルへ注水し，格納容器頂部を冷却することで，ドライウェル主フランジのシール材の熱劣化を緩和し，格納容器から原子炉建屋地上3階（原子炉建屋原子炉棟内）（以下，「オペレーティングフロア」という。）への水素漏えいを抑制するための自主対策設備として，原子炉格納容器頂部注水系（常設）を設置する。

原子炉格納容器頂部注水系（常設）は，復水貯蔵タンクを水源として，燃料プール補給水系ポンプにより，高圧炉心スプレイ系，燃料プール補給水系及び燃料プール冷却浄化系の配管を経由して原子炉ウェルへ注水することで，格納容器頂部を冷却する。

（ⅱ）原子炉格納容器頂部注水系（可搬型）の配備

炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉ウェルへ注水し，格納容器頂部を冷却することで，ドライウェル主フランジのシール材の熱劣化を緩和し，格納容器からオペレーティングフロアへの水素漏えいを抑制するための自主対策設備として，原子炉格納容器頂部注水系（可搬型）を配備する。

原子炉格納容器頂部注水系(可搬型)は,代替淡水源(淡水貯水槽(No.1)又は淡水貯水槽（No.2)）を水源として，大容量送水ポンプ（タイプⅠ）により燃料プール冷却浄化系の配管を経由して，屋外から原子炉ウェルへ注水することで格納容器頂部を冷却する。

（ⅲ）原子炉建屋ベント設備の設置

オペレーティングフロアの水素濃度が上昇した場合に，水素を原子炉建屋外に排出することで水素滞留を防止するための自主対策設備として，原子炉建屋ベント設備を設置する。

2. 静的触媒式水素再結合装置

2.1 概要

PARは，炉心の著しい損傷が発生した場合のジルコニウムー水反応及び水の放射線分解で発生する水素が格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした場合に，原子炉建屋原子炉棟内の酸素と再結合処理させることにより，水素濃度を

継続的に低減できる。PAR は，電源及び起動操作が不要で受動的に水素処理が可能である。(別紙 1 参照)

PAR には，動作を監視するため動作監視装置として，PAR の入口側及び出口側に温度検出器を設置する。動作監視装置は，中央制御室にて監視可能であり，また，代替電源設備から受電可能である。

2.2 主要仕様

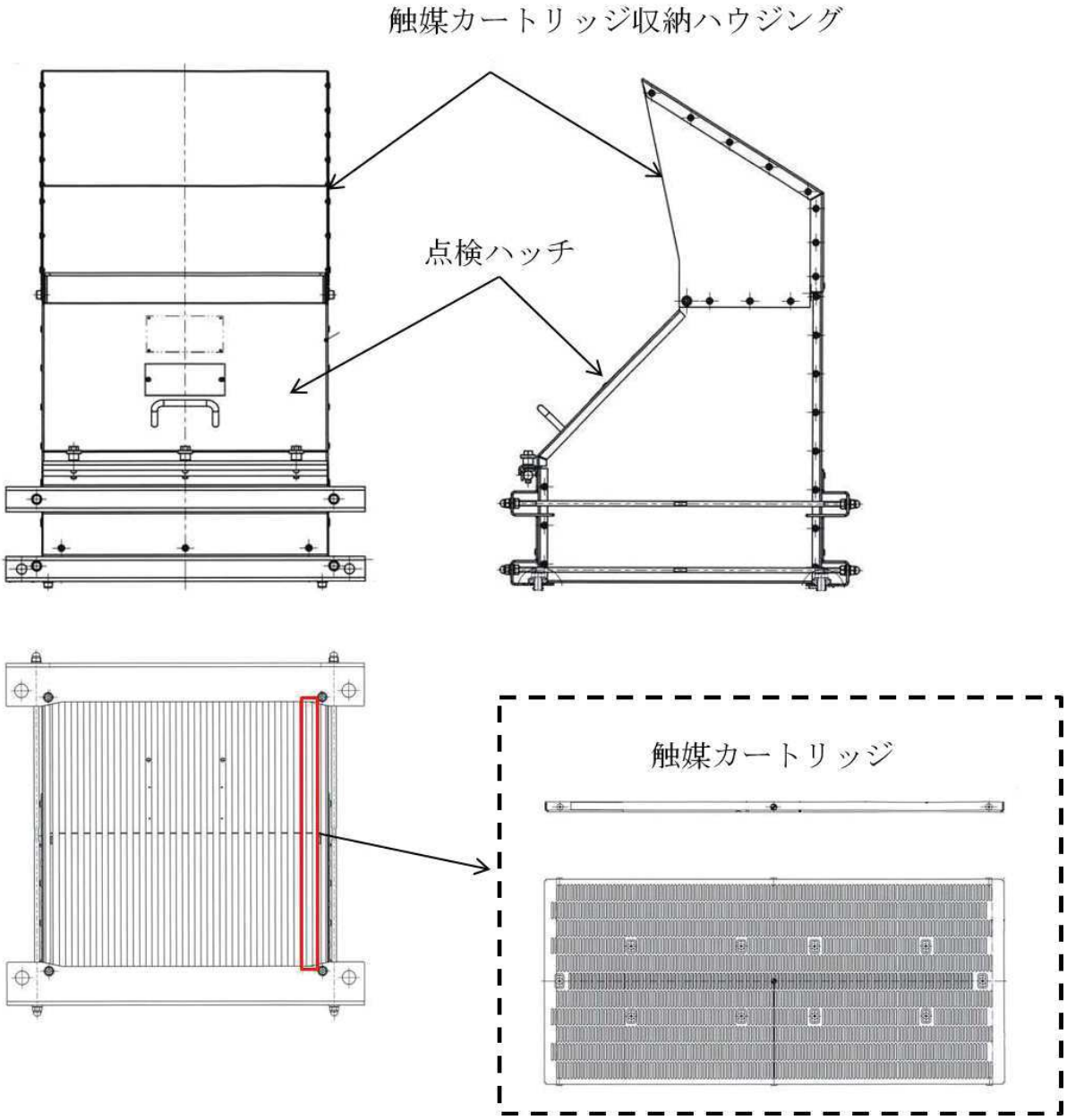
2.2.1 構造及び仕様

PAR は,触媒カートリッジ,触媒カートリッジ収納ハウジング等で構成する。触媒カートリッジは，ステンレス鋼板で形成したフレームの中に触媒を充填し，空気と触媒を接触させるために多数の長穴が開けられている。触媒には，パラジウムを使用しており，触媒の表面には疎水性コーティングを施すことにより蒸気環境でも水素及び酸素が触媒に接触し易くしている。

触媒カートリッジ収納ハウジングはステンレス鋼製であり，触媒カートリッジを内部に収納し，水素処理に適切な間隔に保持することで，水素処理に適切なガスの流れとなるように設計されている。

触媒カートリッジ収納ハウジングの前面には点検ハッチがあり，触媒カートリッジの試験及び検査を容易に行うことができる。

PAR の構造及び外観を第 2.2.1-1 図及び第 2.2.1-2 図に，仕様を第 2.2.1-1 表に示す。



第 2.2.1-1 図　PAR 構造図

第 2.2.1-2 図　PAR 外観

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

第 2.2.1-1 表　PAR の仕様

静的触媒式水素再結合装置		
種　類		触媒式 (NIS 社製　Type22(1/4scale))
水素処理容量		0.50kg/h/個 (水素濃度 4.0vol%, 大気圧, 100℃)
最高使用温度 (別紙 2 参照)		300℃
触媒カートリッジ収納ハウジング		
材　料	ハウジング	
	ブラケット	
寸　法	高　さ	
	幅	
	奥　行	
質　量		
触媒カートリッジ		
材　料	外装パーツ	
	リベット等小物部品	
寸　法	高　さ	
	幅	
	厚　さ	
質　量	触媒カートリッジ全質量	
	触媒材質の充填質量	
カートリッジ枚数		22 枚
触媒の材料		
基盤材		酸化アルミニウム
触媒材質		パラジウム
表面積		
形　状		球状
直　径		
充填密度		

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

2.2.2　静的触媒式水素再結合装置の設計方針

2.2.2.1　基本設計方針

PAR は，炉心の著しい損傷が発生した場合において格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に水素が漏えいした場合に，原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度の上昇を抑制し，水素爆発による原子炉建屋原子炉棟の損傷を防止するための設備である。

格納容器から原子炉建屋原子炉棟内への水素漏えい事象として，格納容器破損モードのうち，事象進展が早く格納容器圧力及び温度が高く推移する「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」を考慮した場合においても，オペレーティングフロアの水素濃度を可燃限界未満に低減できるよう，さらに厳しい条件下での水素漏えいを想定して PAR の設計条件を定める。

なお，設計条件に対する PAR の必要台数及び漏えいする水素の挙動等を考慮した PAR の設置場所の妥当性について解析により確認した結果を 2.3.3 節に示す。

(1) 水素処理容量

PAR1 台あたりの水素処理容量は，水素濃度，雰囲気圧力及び温度に対して基本相関式①から求められる。重大事故時のオペレーティングフロアの雰囲気を可燃限界未満に低減するため，設計条件として雰囲気の水素濃度を 4vol%（圧力：大気圧，温度：100℃）とすると，PAR1 台の水素処理容量は 0.50kg/h となる。

設置台数の検討にあたっては，反応阻害物質による水素処理性能への影響を考慮した②式を用いて第 2.2.2-1 表に示す条件により，PAR1 台あたりの水素処理容量を 0.25kg/h と設定する。

なお，基本相関式①及び②による水素処理容量の算出の妥当性について

は，2.3.1 節及び 2.3.2 節に示す。

$$DR = A \times \left(\frac{C_{H2}}{100} \right)^{1.307} \times \frac{P}{T} \times 3600 \times SF \quad \cdots\cdots \text{基本相関式①}$$

$$DR = A \times \left(\frac{C_{H2}}{100} \right)^{1.307} \times \frac{P}{T} \times 3600 \times F_{inhibit} \times SF \quad \cdots \quad ②$$

DR　　：水素処理容量［kg/h］
A　　：係数
C_{H2}　：PAR 入口水素濃度［vol%］
P　　：雰囲気圧力［bar］
T　　：雰囲気温度［K］
$F_{inhibit}$：反応阻害ファクター
SF　　：スケールファクター

第 2.2.2-1 表　水素処理容量評価条件

項目	評価条件	設定理由
A：係数		開発時の試験データより設定（別紙 5 参照）
C_{H2}：PAR 入口水素濃度	4vol%	水素濃度を可燃限界未満(4vol%)に低減することとして設定
P：雰囲気圧力	1.01325bar	大気圧として設定
T：雰囲気温度	100℃ (373.15K)	原子炉建屋原子炉棟内で想定される雰囲気温度として高めの温度を設定
$F_{inhibit}$：反応阻害ファクター	0.5	2.3.2 節参照
SF:スケールファクター	0.25	開発時の PAR の触媒カートリッジ枚数 88 枚，採用する PAR の触媒カートリッジ枚数 22 枚より，22/88＝0.25 として設定

(2) 設置台数

PAR の設置台数は，格納容器からの水素漏えい量に対して，PAR の水素処理容量が上回るように台数を設定する。

格納容器からの水素漏えい量は，有効性評価における水素発生量を包絡する値として有効燃料長被覆管 100%のジルコニウム全量のジルコニウム－水反応により発生する水素量（990kg）が，格納容器圧力 854kPa[gage]

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

（最高使用圧力の 2 倍）における格納容器漏えい率である約 1.3%/day に余裕を考慮した 10%/day で漏えいした場合とする。PAR の必要台数の評価条件を第 2.2.2-2 表に示す。

第 2.2.2-2 表　必要台数評価条件

項目	評価条件	設定理由
水素処理容量	0.25kg/h	②式より算出
水素発生量	有効燃料長被覆管 100%（AFC100%）990kg	有効性評価における水素発生量を包絡する値として設定（有効燃料長被覆管 100%のジルコニウム全量のジルコニウムー水反応により発生する水素量）（別紙 3 参照）
格納容器漏えい率	10%/day	2Pd における格納容器漏えい率約 1.3%/day に余裕を考慮して設定

上記条件において，PAR の水素処理容量が水素漏えい量に対して釣り合う台数（必要台数）を次式により算出する。

・必要台数＝990kg×（(10%/day）/(24h/day)）/（0.25kg/h)＝16.5 台

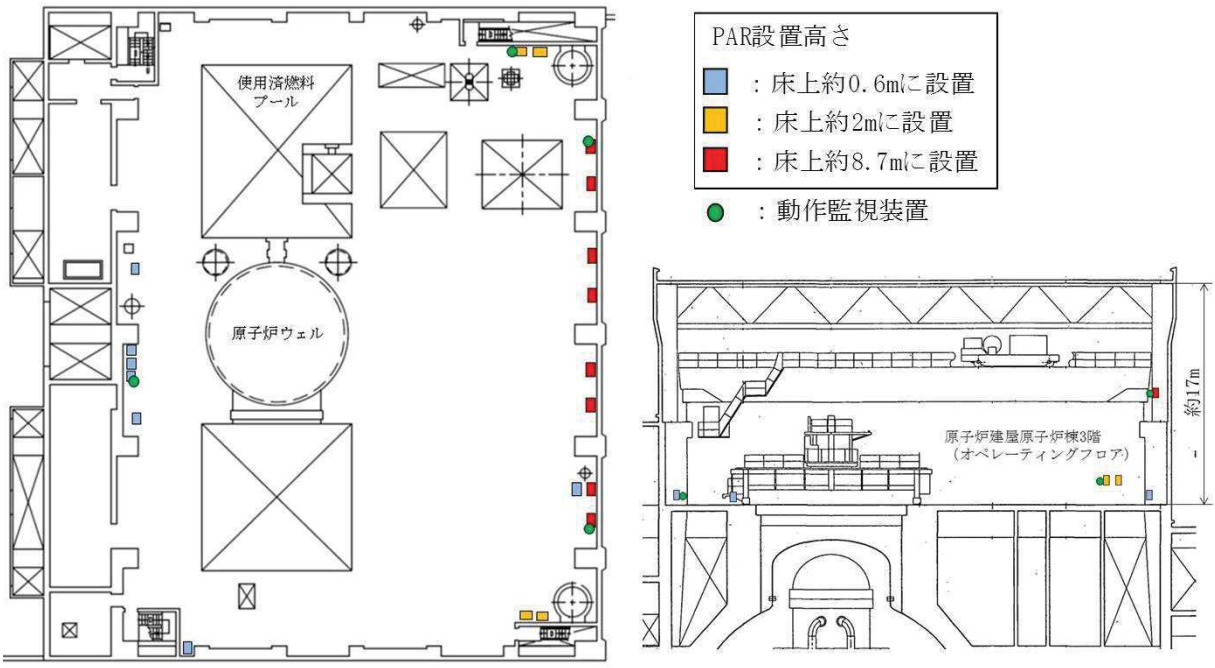
これより，PAR の必要台数は 17 台となり，必要台数に余裕を考慮し 19 台を設置する。

(3) 設置場所

格納容器から原子炉建屋原子炉棟内へ漏えいする水素を含むガスは高温であり，オペレーティングフロアまで上昇し滞留することが想定されるため，PAR をオペレーティングフロアに設置する。

PAR の配置にあたっては，漏えいする水素を含むガスはオペレーティングフロアで対流し均一化されること，また，PAR の水素処理による触媒温度の上昇（別紙 4 参照），定期検査におけるメンテナンスエリアの確保及び他設備との干渉を考慮し，オペレーティングフロアの壁近傍に水平方向

及び上下方向それぞれに分散して 19 台を配置する。第 2.2.2-1 図に配置場所を示す。



設置場所を示す図面　　設置高さを示す図面

第 2.2.2-1 図　PAR 配置図

2.3　静的触媒式水素再結合装置の水素処理性能　（別紙 5 参照）

2.3.1　静的触媒式水素再結合装置の性能評価式

NIS 社において PAR の性能評価式の設定を目的に，PAR（1/1scale）により Battelle Model Containment（以下「BMC」という。）試験を実施しており，PAR の性能評価式は以下のとおり求められている。

$$DR = A \times \left(\frac{C_{H2}}{100} \right)^{1.307} \times \frac{P}{T} \times 3600$$

DR　：水素処理容量［kg/h］
A　：係数
C_{H2}　：PAR 入口水素濃度［vol%］
P　：雰囲気圧力［bar］
T　：雰囲気温度［K］

また，EPRI（米国電力研究所）と EDF（フランス電力株式会社）が合同で，CEA（フランス原子力庁）の Cadarache 研究所の KALI 施設を用いた試験（以下「KALI 試験」という。）を実施しており，BWR 及び PWR の設計基準事故及び重大事故を考慮した様々な環境下でスケールファクターを含めた性能評価式の妥当性を確認している。

スケールファクターは，単位流路面積あたりの触媒カートリッジ表面積が同一であることを条件に，PAR（1/1scale）を基準として，PAR 入口開口面積の比で表すことができ，試験において確認されている。また，触媒カートリッジの寸法及び配置間隔が同一であれば，単位流路面積あたりの触媒カートリッジ表面積も同一であるため，PAR（1/1scale）を基準として，触媒カートリッジ枚数比として表すこともできる。

性能評価式は，スケールファクターを考慮し，以下となる。

$$DR = A \times \left(\frac{C_{H2}}{100} \right)^{1.307} \times \frac{P}{T} \times 3600 \times SF$$ ・・・・・基本相関式①

SF　：スケールファクター

2.3.2　性能評価式の女川原子力発電所 2 号炉への適用

PAR に対しては，ハロゲンをはじめとする反応阻害物質による水素処理性能への影響が知られており，また，酸素濃度や水蒸気による水素処理性能への影響が懸念されることから，水素処理性能への影響について確認し，女川原子力発電所 2 号炉への基本相関式①の適用性を整理する。

なお，反応阻害物質については，炉心損傷時の核分裂生成物のハロゲンの大部分を占めるよう素による影響を確認する。

(1) よう素による影響（別紙6参照）

EPRIの「Effects of Inhibitors and Poisons on the Performance of Passive Autocatalytic Recombiners for Combustible Gas Control in ALWRs」において，NIS社が実施したBMC試験から，よう素環境下においては，よう素が存在しない状態に比較して約25%のPARの水素処理性能の低下が確認されている。

女川原子力発電所2号炉のオペレーティングフロアにおける重大事故時に想定されるよう素濃度は，約0.015g/m^{3}であり，試験条件[　　]と比べてよう素濃度は十分に低く，水素処理性能への影響は小さいと考えられるが，基本相関式①に対し反応阻害ファクターとして保守的に0.5（50%の性能低下）を考慮する。

なお，BMC試験において使用しているPARは，NIS社製PAR（1/1scale）による試験結果であり，女川原子力発電所2号炉に設置するPAR Type22（1/4scale）とはスケールファクターが異なるが，スケールファクターによらずPAR内の流速は一律であり，触媒カートリッジ1枚あたりのよう素による被毒量は同じであることから，スケールファクターとよう素による被毒量に関係はなく，本試験結果は女川原子力発電所2号炉にも適用可能である。

(2) 酸素濃度による影響

PARは,触媒により水素と酸素を再結合させ水素を処理する。そのため，密閉空間では再結合反応により必要な酸素の量が欠乏し，性能の低下が考えられる。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

女川原子力発電所 2 号炉の PAR の設置場所は，オペレーティングフロアであり下層階と繋がっていることから，基本相関式①へ酸素濃度による影響は考慮しない。

(3) 水蒸気による影響（別紙 7 参照）

水蒸気による水素処理性能への影響については，KALI 試験で水蒸気濃度が 50vol%の環境下において性能を発揮していることが確認されている。

女川原子力発電所 2 号炉のオペレーティングフロアにおける重大事故時に想定される水蒸気濃度は，約 21vol%であり基本相関式①へ水蒸気による影響は考慮しない。

仮に大量の水蒸気が発生した場合においても，触媒に疎水性コーティングが施されていることから，有意な触媒性能の劣化は起こらないと考えられる。また，水蒸気濃度が大幅に高まると，オペレーティングフロアは水蒸気で満たされ水素濃度が低下することから，PAR が動作しない環境になるとともに，水素濃度は可燃限界未満となる。

なお，水蒸気濃度が高まる前に，PAR の動作が開始している場合は，触媒が高温になるため，水蒸気による水滴の付着を防止することが可能であることから，PAR 性能への影響はないと考えられる。

(4) 女川原子力発電所 2 号炉への適用（まとめ）

(1)～(3)を踏まえ，基本相関式①に対して，反応阻害物質による水素処理性能への影響を考慮した②式を用いてPARの設置台数及び原子炉建屋原子炉棟内の水素挙動を評価する。

$$DR = A \times \left(\frac{C_{H2}}{100} \right)^{1.307} \times \frac{P}{T} \times 3600 \times F_{inhibit} \times SF \quad \cdots \quad ②$$

DR　　：水素処理容量［kg/h］
A　　：係数
C_{H2}　：PAR 入口水素濃度［vol%］
P　　：雰囲気圧力［bar］
T　　：雰囲気温度［K］
$F_{inhibit}$：反応阻害ファクター
SF　　：スケールファクター

2.3.3　原子炉建屋原子炉棟内の水素挙動

2.3.3.1　静的触媒式水素再結合装置の設計条件による原子炉建屋原子炉棟内の水素挙動

PAR による原子炉建屋原子炉棟内における水素挙動について，GOTHIC コード(Ver.7.2a)による解析により確認した。解析条件を第 2.3.3.1-1 表，原子炉建屋原子炉棟内の解析モデルを第 2.3.3.1-1 図，解析モデルにおけるオペレーティングフロアの PAR の配置を第 2.3.3.1-2 図に示す。

解析結果における原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度の時間変化を第 2.3.3.1-3 図及び第 2.3.3.1-4 図，オペレーティングフロアの雰囲気温度の時間変化を第 2.3.3.1-5 図，オペレーティングフロアからのガス流出量の時間変化を第 2.3.3.1-6 図に示す。

原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度は，格納容器からの水素の漏えいにより上昇し，約 8 時間でオペレーティングフロアの水素濃度が PAR の動作開始水

素濃度条件である 1.5%に到達し，PAR が起動することにより原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度上昇は抑制されるものの，事象発生後約 148 時間でオペレーティングフロアの酸素が欠乏し，PAR の起動酸素濃度を下回ることで処理が行われなくなり，水素濃度が上昇する結果となった。この状態においても，酸素濃度が可燃限界未満であることから，水素燃焼が発生することはない。さらに，原子炉建屋原子炉棟内水素濃度（オペレーティングフロア）が 2.3vol%に到達した場合，原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器ベントを実施する運用としており，格納容器ベント実施によって格納容器からの漏えいは減少することから，水素濃度が可燃限界に到達することはない。

オペレーティングフロアの雰囲気温度は，格納容器からのガスの漏えいにより上昇するが，外気への放熱とのバランスにより約 44℃に近づく。その後，PAR が起動し，水素の再結合処理による発熱により雰囲気温度がさらに上昇するが，再度，外気への放熱とのバランスにより約 68℃に近づくことを確認した。

オペレーティングフロアからのガス流出量は，雰囲気温度の上昇率に応じて膨張した分だけ増加するため，格納容器からのガスの漏えい及び PAR の起動により増加することを確認した。

また，解析結果におけるオペレーティングフロアの流速ベクトル分布を第 2.3.3.1-7 図に示す。解析結果より，オペレーティングフロア内のガスが均一化されており，水素の成層化は発生しないことを確認した。

さらに，格納容器から原子炉建屋原子炉棟内へ漏えいする水素が少なく，PAR が動作しない場合のオペレーティングフロアの水素挙動について解析し，均一化され成層化しないことを確認した。（別紙 8 参照）

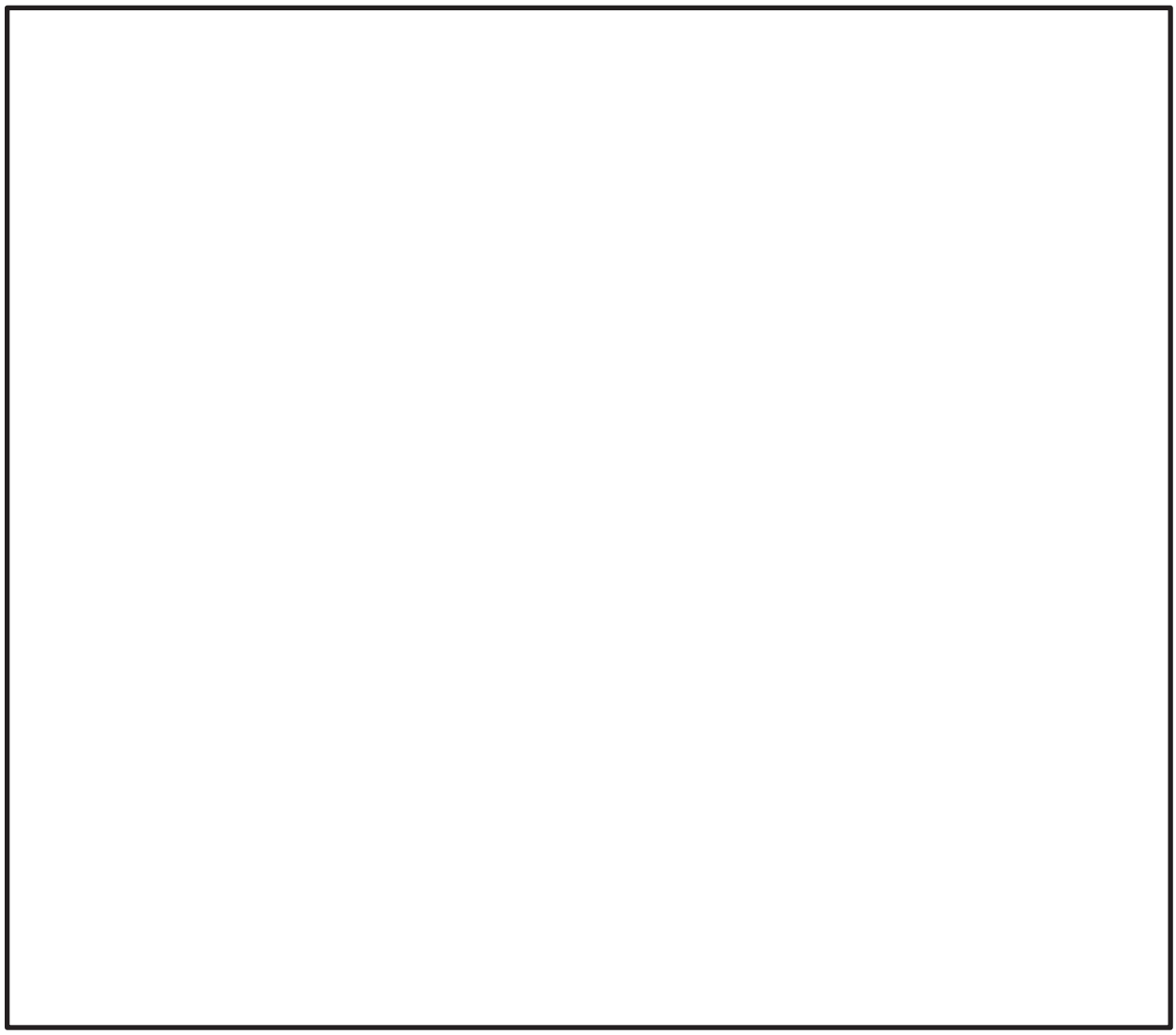
第 2.3.3.1-1 表　GOTHIC コードによる解析条件(1/2)

項目	解析条件	設定理由
格納容器条件		
格納容器圧力	854kPa［gage］(2Pd)	格納容器限界圧力より設定
格納容器温度	200℃	格納容器限界温度より設定
水素発生量	有効燃料長被覆管 100%（AFC100%） 990kg	有効性評価における水素発生量を包絡する値として設定（有効燃料長被覆管 100%のジルコニウム全量の水－金属反応により発生する水素量）
格納容器ガス組成	・水素　16vol% ・窒素　16vol% ・水蒸気　68vol%	格納容器内のガス成分は水素，窒素及び水蒸気のみとし，水素は AFC100%条件，窒素は事象発生前の全量，残りを水蒸気として格納容器ガス組成として設定する。また，格納容器ガス組成は保守的に一定値とする。
格納容器漏えい率	10%/day	2Pd における格納容器漏えい率約 1.3%/day に余裕を考慮して設定
漏えい箇所	ドライウェル主フランジ （オペレーティングフロア）	PAR に対して一番近い漏えい箇所として設定
原子炉建屋初期条件		
建屋圧力	101.325kPa［abs］	大気圧として設定
建屋温度	40℃	通常運転時の環境仕様温度の最大値として設定
建屋ガス組成	・酸素　19.5vol% ・窒素　73.2vol% ・水蒸気　7.3vol%	相対湿度 100%の空気として設定
建屋解析モデル		
空間容積	原子炉建屋原子炉棟内 ｵﾍﾟﾚｰﾃｨﾝｸﾞﾌﾛｱ　30,000m^3 2 階　3,100m^3 1 階　3,100m^3 地下 1 階　8,700m^3 トーラス室　7,300m^3 大物搬入口ハッチ　1,900m^3 階段室（西側）　280m^3 階段室（南側）　120m^3	空間の構造物を除いた容積として設定
圧力境界条件（外部・外気への漏えい）		
圧力	101.325kPa［abs］	大気圧として設定
温度	40℃	通常運転時の環境仕様温度の最大値として設定
ガス組成	・酸素　19.5vol% ・窒素　73.2vol% ・水蒸気　7.3vol%	建屋初期条件同様 （相対湿度 100%の空気として設定）
流出条件		
位置	ｵﾍﾟﾚｰﾃｨﾝｸﾞﾌﾛｱ	－

第 2.3.3.1-1 表　GOTHIC コードによる解析条件(2/2)

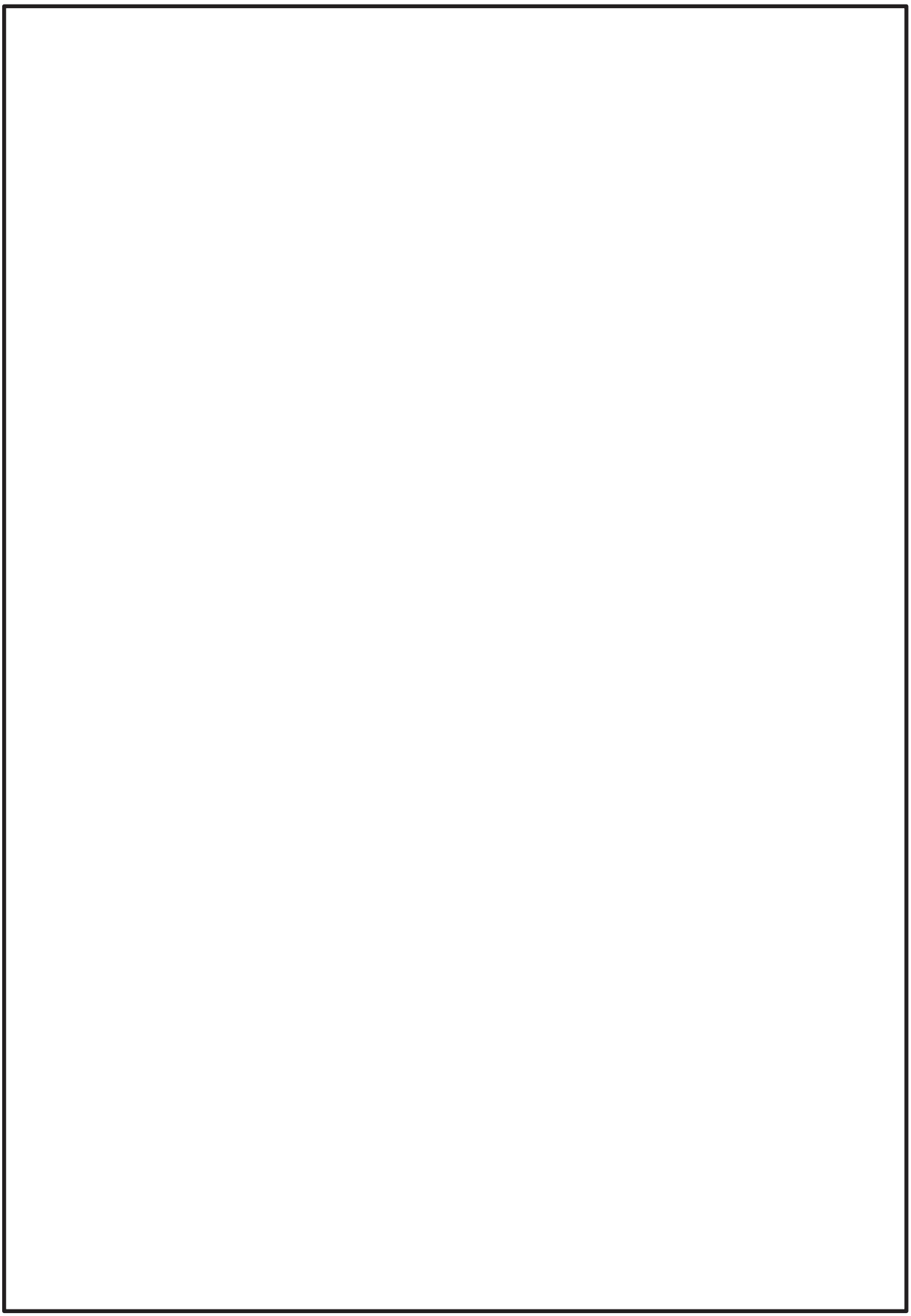
項目	解析条件	設定理由
放熱条件		
内壁熱伝達率(原子炉建屋オペレーティングフロアー壁面)	凝縮熱伝達及び自然対流熱伝達を考慮	GOTHIC コード内のモデルを使用 ・凝縮熱伝達モデル　DLM-FM ・自然対流熱伝達モデル　垂直平板（壁），水平平板（天井）
壁厚さ	・下部壁　400mm ・上部壁　250mm ・天井　170mm	－
壁内熱伝導率	1.74 W/m/K	コンクリートの物性
壁の比熱	0.963 kJ/kg/K	同上
壁の密度	2,400 kg/m3	同上
外壁熱伝達率(壁面－外気)	5 $W/m^2/K$	原子炉建屋の外壁面における自然対流熱伝達率を想定
外気温	40℃	建屋温度と同じとして設定
放熱面積	4,000m^2	オペレーティングフロアの外壁が外気と接触している面積として設定
PAR の性能		
水素処理容量	$DR = \mathrm{A}\left(\frac{C_{H2}}{100}\right)^{1.307}\frac{P}{T}\cdot 3600\cdot SF$ DR ：水素処理容量［kg/h］ A　：係数 [redacted] C_{H2} ：PAR 入口水素濃度［vol%］ P　：雰囲気圧力［bar］ T　：雰囲気温度［K］ SF ：スケールファクター	－
反応阻害物質ファクター	0.5	2.3.2 節参照
低酸素ファクター	$F_{lowO2} = 0.7421\left(\frac{C_{O2}}{C_{H2}}\right)^3 - 0.6090\left(\frac{C_{O2}}{C_{H2}}\right)^2 + 0.7046\left(\frac{C_{O2}}{C_{H2}}\right) - 0.026$ ただし，1 以上の場合は全て 1 とし，0 未満の場合は全て 0 とする。 C_{O2} ：酸素濃度［vol%］	－
動作開始水素濃度	1.5vol%	別紙 9 参照
起動酸素濃度	2.5vol%	－
設置台数	19 台	－

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



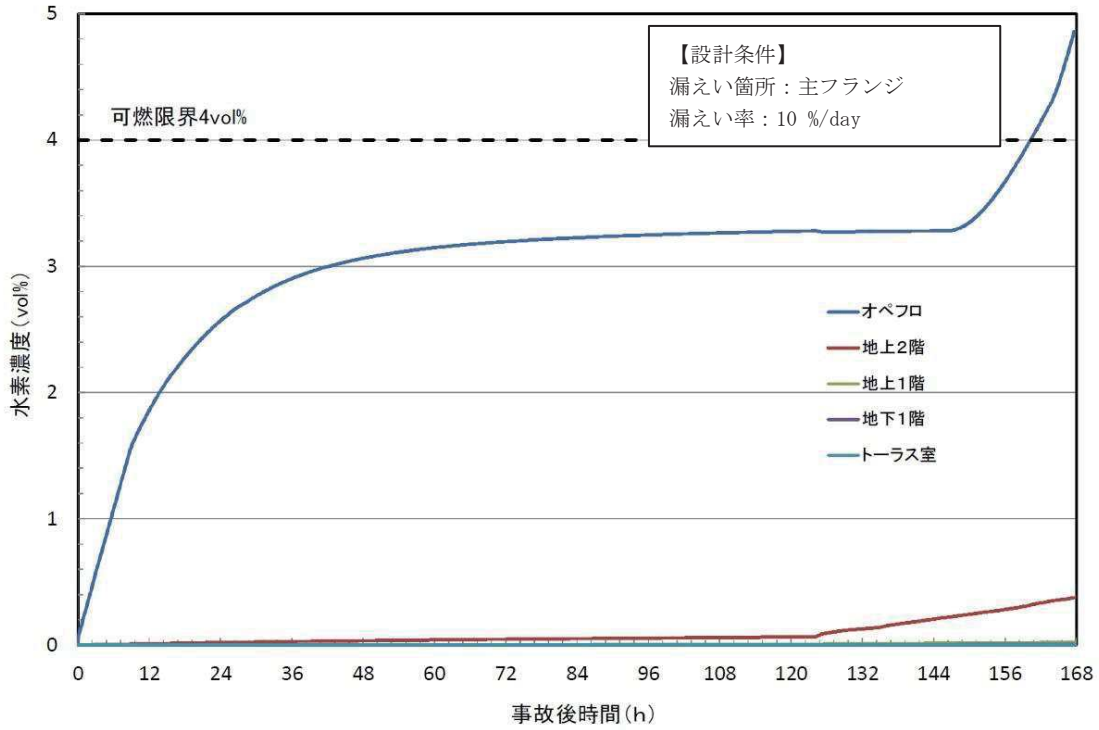
第 2.3.3.1-1 図　原子炉建屋原子炉棟解析モデル（設計条件）

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

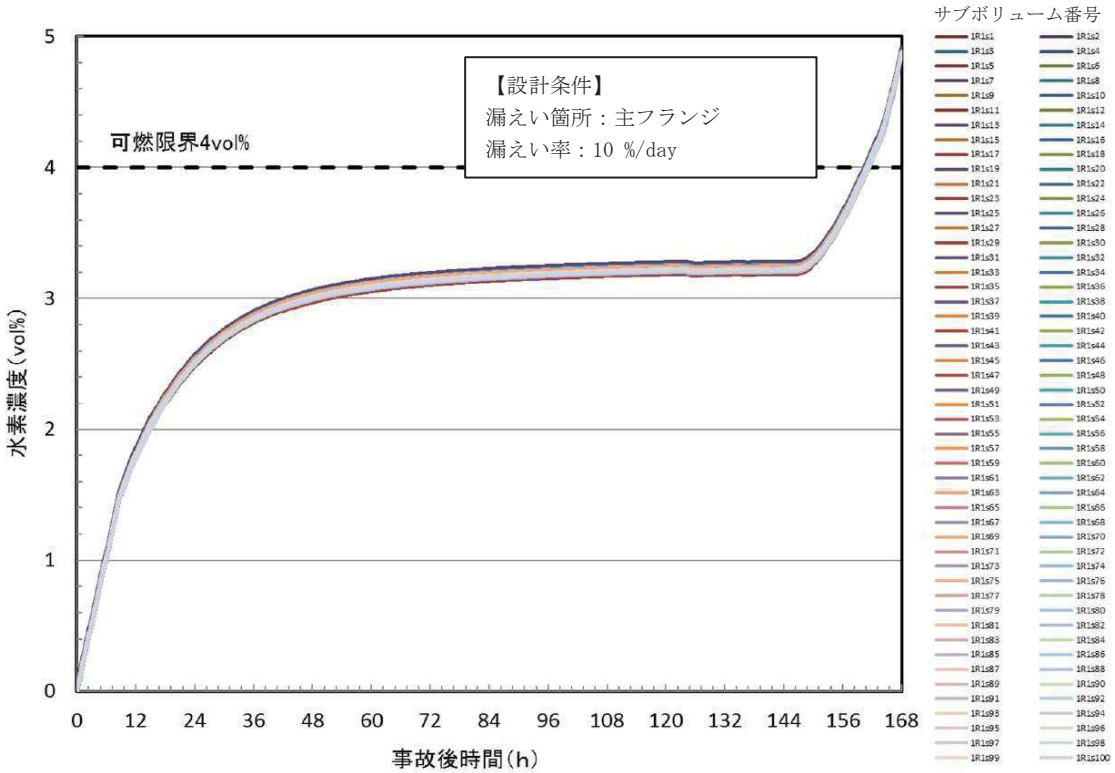


第 2.3.3.1-2 図　解析モデルにおける PAR の配置

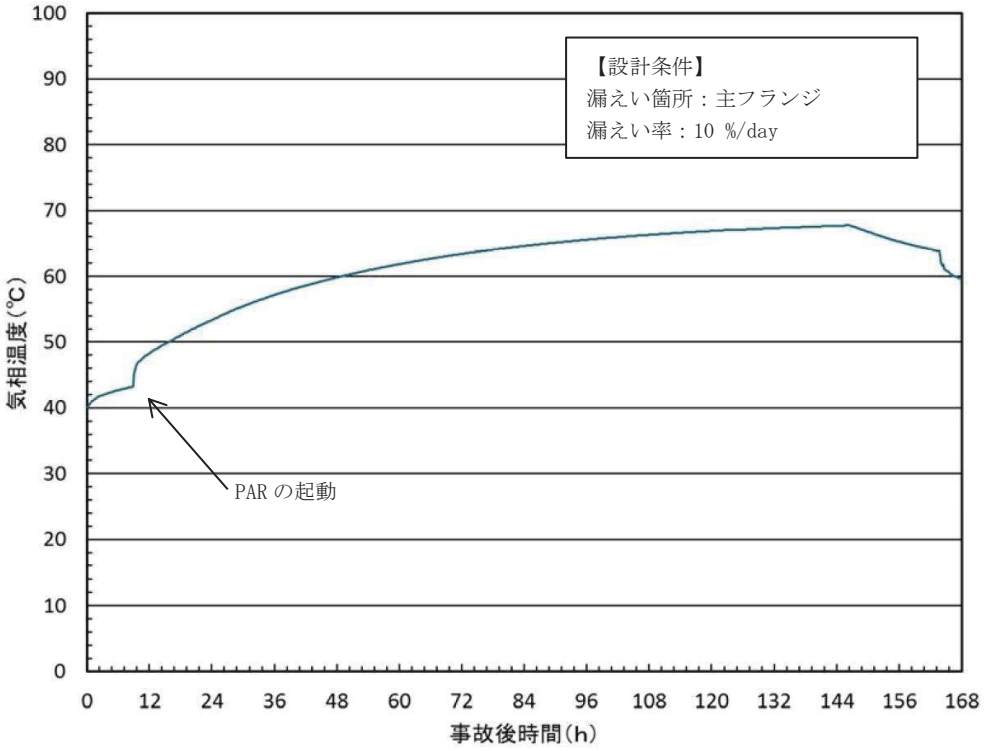
枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



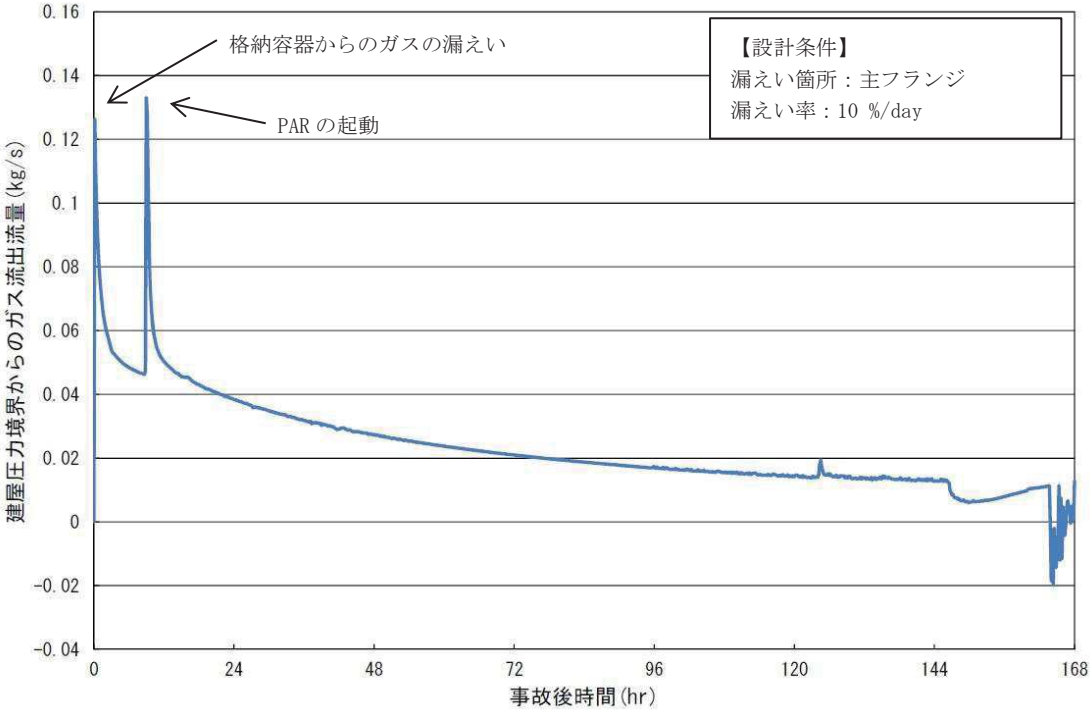
第 2.3.3.1-3 図　原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度の時間変化



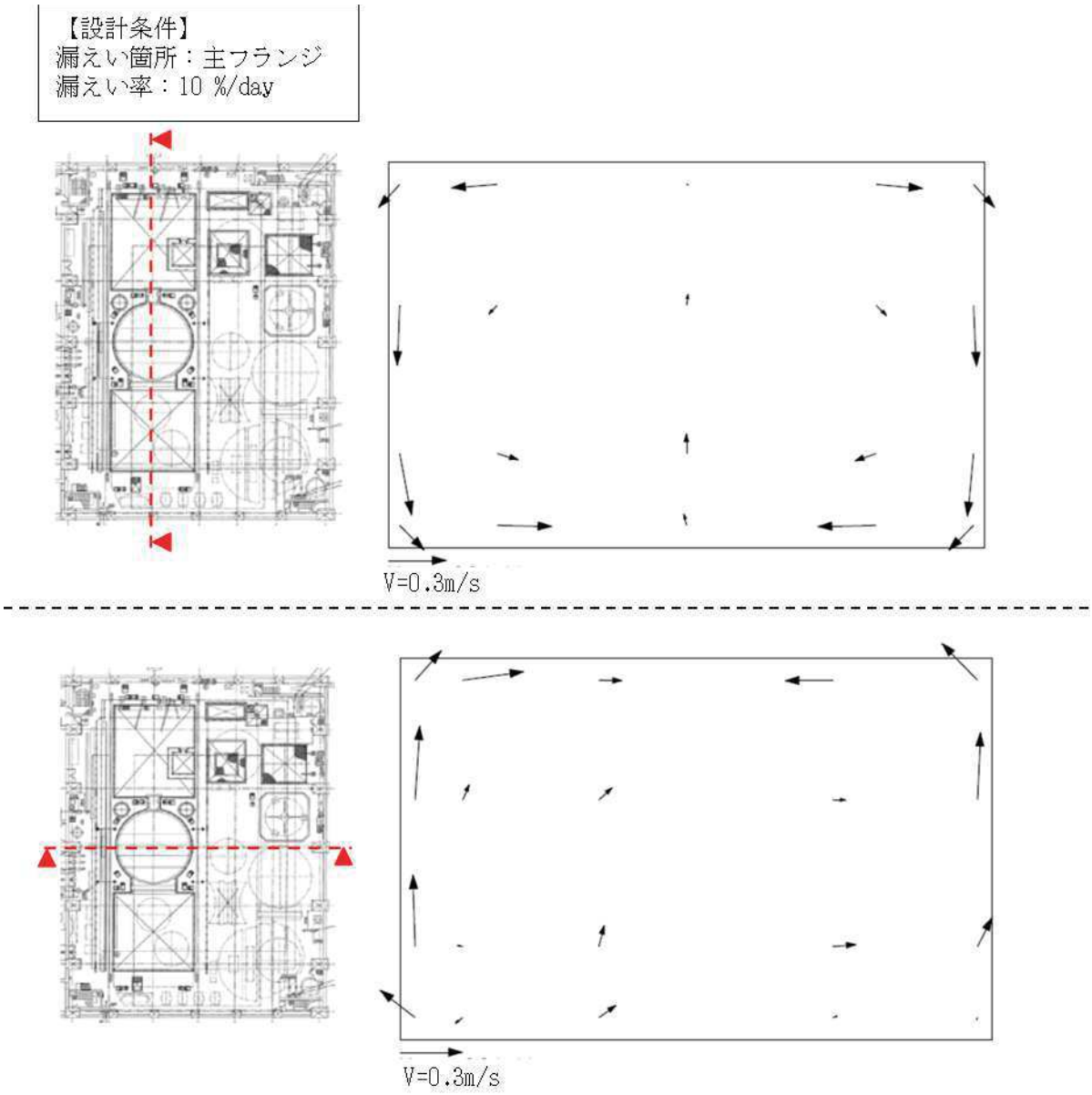
第 2.3.3.1-4 図　オペレーティングフロア（全サブボリューム）の水素濃度の時間変化



第 2.3.3.1-5 図　オペレーティングフロア（最大サブボリューム）の温度の時間変化



第 2.3.3.1-6 図　オペレーティングフロアからのガス流出量の時間変化



第 2.3.3.1-7 図　オペレーティングフロアの速度ベクトル分布

2.3.3.2　有効性評価における原子炉建屋原子炉棟内の水素挙動

格納容器から原子炉建屋原子炉棟内への水素漏えい事象として，格納容器破損モードのうち，事象進展が早く格納容器圧力及び温度が高く推移する「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」を選定し，GOTHIC コードによる解析により原子炉建屋原子炉棟内の水素挙動について確認した。解析は，以下に示す４ケースについて実施した。

・代替循環冷却系を使用する場合

ケース 1：ドライウェル主フランジを含むシール部からの漏えい

ケース 2：原子炉格納容器頂部注水系の効果を考慮したドライウェル主フランジを除くシール部からの漏えい

・代替循環冷却系を使用できない場合（原子炉格納容器フィルタベント系を使用する場合）

ケース 3：ドライウェル主フランジを含むシール部からの漏えい

ケース 4：原子炉格納容器頂部注水系の効果を考慮したドライウェル主フランジを除くシール部からの漏えい

解析の結果，原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度はいずれのケースにおいても 1.5vol%未満であった。（別紙 11 参照）

なお，解析上は，オペレーティングフロアの水素濃度が 1.5vol%以上となった場合に PAR が動作することとしており，PAR の動作開始濃度以下である。

2.4 静的触媒式水素再結合装置動作監視装置

PAR は，触媒による再結合反応により水素を処理する装置であり，水素濃度の上昇に伴い水素処理量が増加し PAR の温度が上昇する。動作監視装置として PAR の入口及び出口付近に温度検出器を設置し，入口側ガス温度と出口側ガス温度の差を確認することにより PAR の動作状況を把握する。

動作監視装置は，PAR（19 台）のうち 4 台に設け，中央制御室等にて PAR の動作を監視する。（別紙 12 参照）

動作監視装置の電源は，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 2A 及び 125V 蓄電池 2B），常設代替直流電源設備（125V 代替蓄電池）又は可搬型代替直流電源設備（125V 代替蓄電池，125V 代替充電器盤及び電源車の組合せ）から給電が可能である。また，所内常設蓄電式直流電源

設備への給電のための設備として常設代替交流電源設備（ガスタービン発電機）又は可搬型代替交流電源設備（電源車）を使用する。

2.5　静的触媒式水素再結合装置の試験及び検査

PAR の水素処理性能は，内部を通過するガス流量，触媒自体の性能及び触媒の接触面積によって決まるため，維持管理においては，これらに影響を与える項目について，試験・検査時に確認する。

なお，PAR はこれまで様々な試験によって水素処理性能が確認されているが，製造メーカでは開発段階から仕様，製造方法及び製造上の確認項目を原則として変更していない。このため，仕様や製造方法が共通である開発段階からの様々な試験結果が利用可能であり製造誤差を考慮しても PAR の性能評価式に基づく水素処理性能は確保できると考える。（別紙 13 参照）

2.5.1　設置時及び供用開始以降の試験・検査

PAR の水素処理性能に関して，設置時において第 2.5.1-1 表に示す項目を確認し，供用開始以降においてその状態を管理することにより PAR の性能を維持することが可能である。

第 2.5.1-1 表　PAR の性能確保に必要となる確認項目

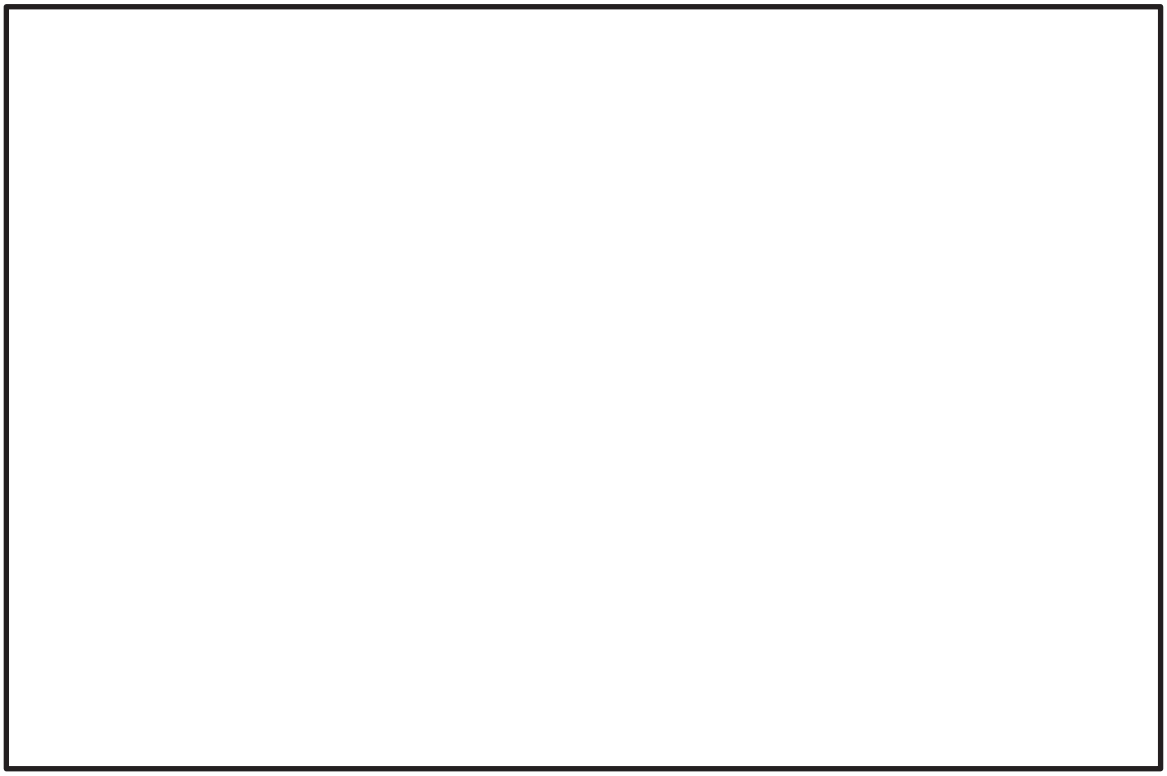
性能因子	確認項目	確認方法
内部を通過するガス流量	・触媒カートリッジ収納ハウジング寸法	・触媒カートリッジ収納ハウジング寸法が設計どおりであることを確認
触媒性能	・触媒製造時の品質管理 ・触媒の劣化	・直径，表面積，材料成分を確認 ・試験装置による触媒活性の確認
触媒の接触面積	・触媒カートリッジの寸法，配置	・触媒カートリッジ寸法，配置が設計どおりであることを確認
	・触媒に接触する流路長さ	・外観上，触媒カートリッジに触媒が満杯に封入されていることを確認 ・封入される触媒重量を確認

2.5.2　静的触媒式水素再結合装置の性能確認

触媒の活性を確認するための機能性能試験は，試験装置を用い触媒カートリッジ単体に水素を含む試験ガスを流入させ，温度の上昇を確認する。機能性能試験状況を第 2.5.2-1 図，試験系統概略図を第 2.5.2-2 図に示す。

機能性能試験においては，触媒カートリッジを試験装置にセットした後，水素を含む試験ガスを 1,500 ℓ/h で供給し，再結合反応による温度上昇率（NIS 社による推奨判定値：10℃/20 分又は 20℃/30 分）を計測することで，性能低下の有無を確認する。

第 2.5.2-1 図　機能性能試験状況



第 2.5.2-2 図　試験系統概略図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

3. 原子炉建屋水素濃度監視設備

3.1 概要

原子炉建屋内水素濃度は，炉心の著しい損傷が発生し，水素が格納容器から原子炉建屋原子炉棟内へ漏えいした場合において，変動する可能性のある範囲で原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度を監視することを目的として，原子炉建屋原子炉棟内に検出器を設置し，水素濃度を測定する。(別紙 14 参照)

3.2 主要仕様

(1) 機器仕様

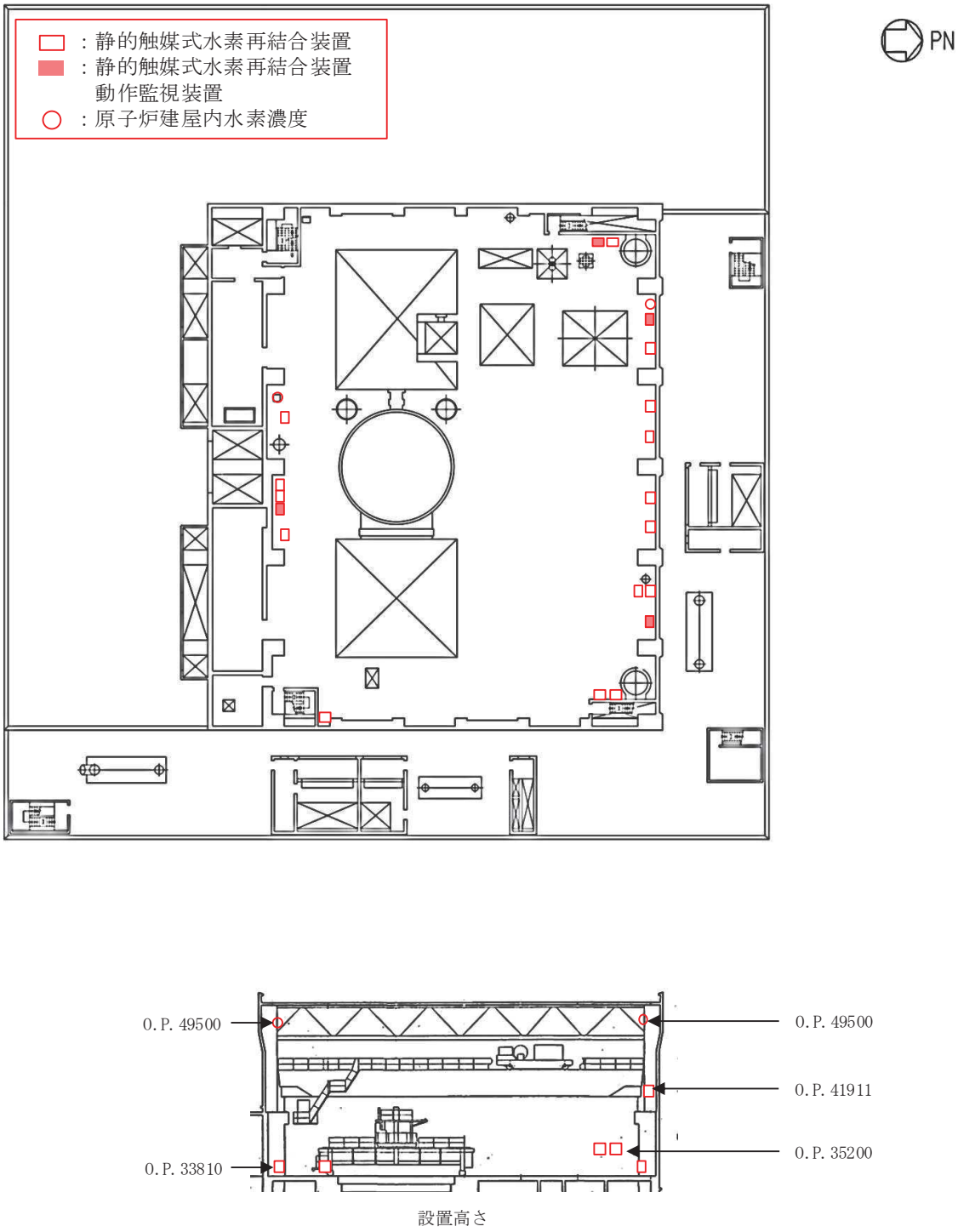
主要機器の仕様を第 3.2-1 表に示す。

第 3.2-1 表　原子炉建屋内水素濃度の主要機器仕様

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
原子炉建屋内水素濃度	触媒式水素検出器	0～10vol%	2	原子炉建屋地上 3 階：2 個 (原子炉建屋原子炉棟内)
			1	原子炉建屋地下 2 階：1 個 (原子炉建屋原子炉棟内)
	気体熱伝導式水素検出器	0～10vol%	4	原子炉建屋地上 1 階：3 個 原子炉建屋地下 1 階：1 個 (原子炉建屋原子炉棟内)

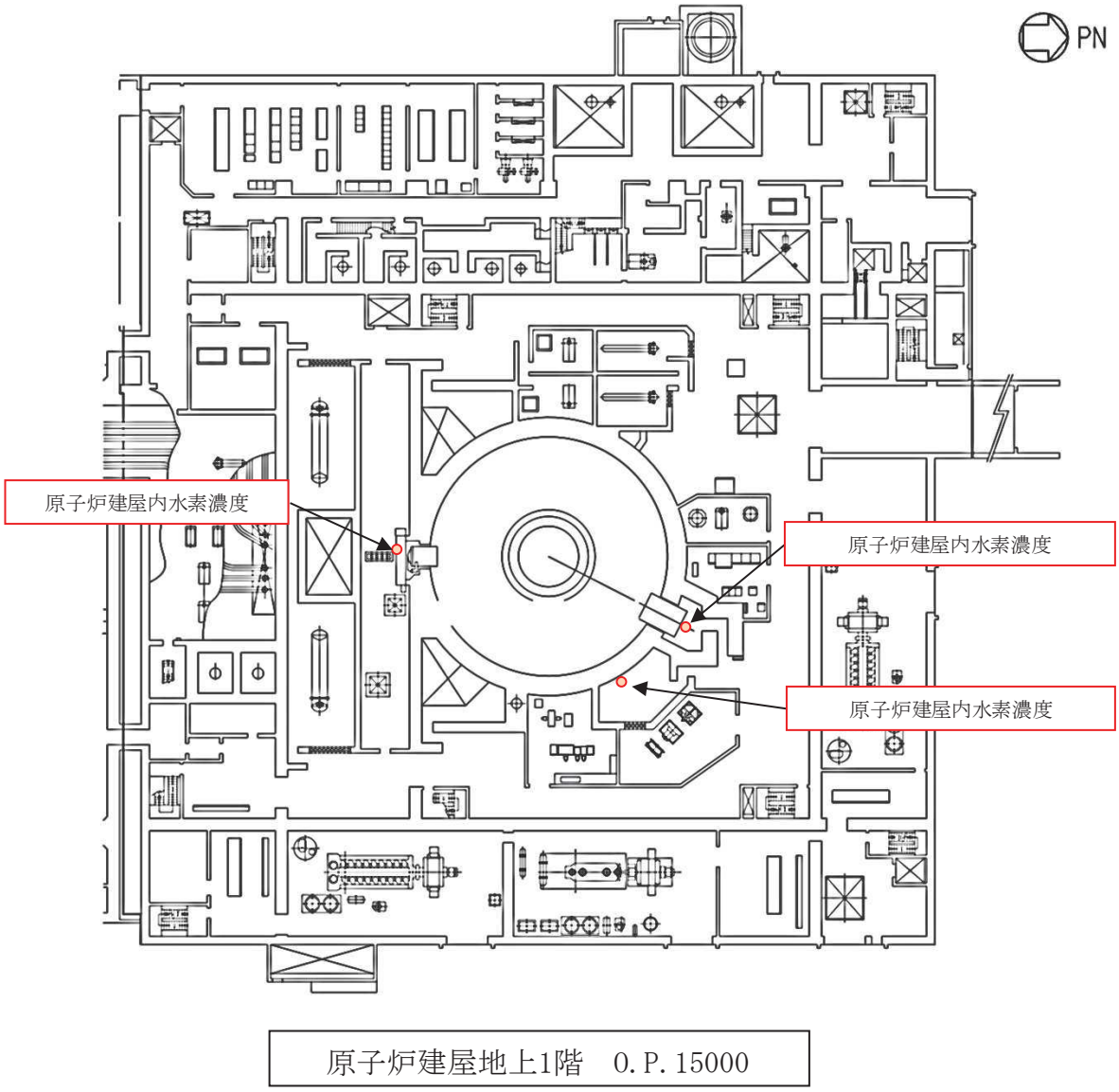
(2) 配置場所

水素濃度検出器の配置場所を第 3.2-1 図から第 3.2-4 図に示す。

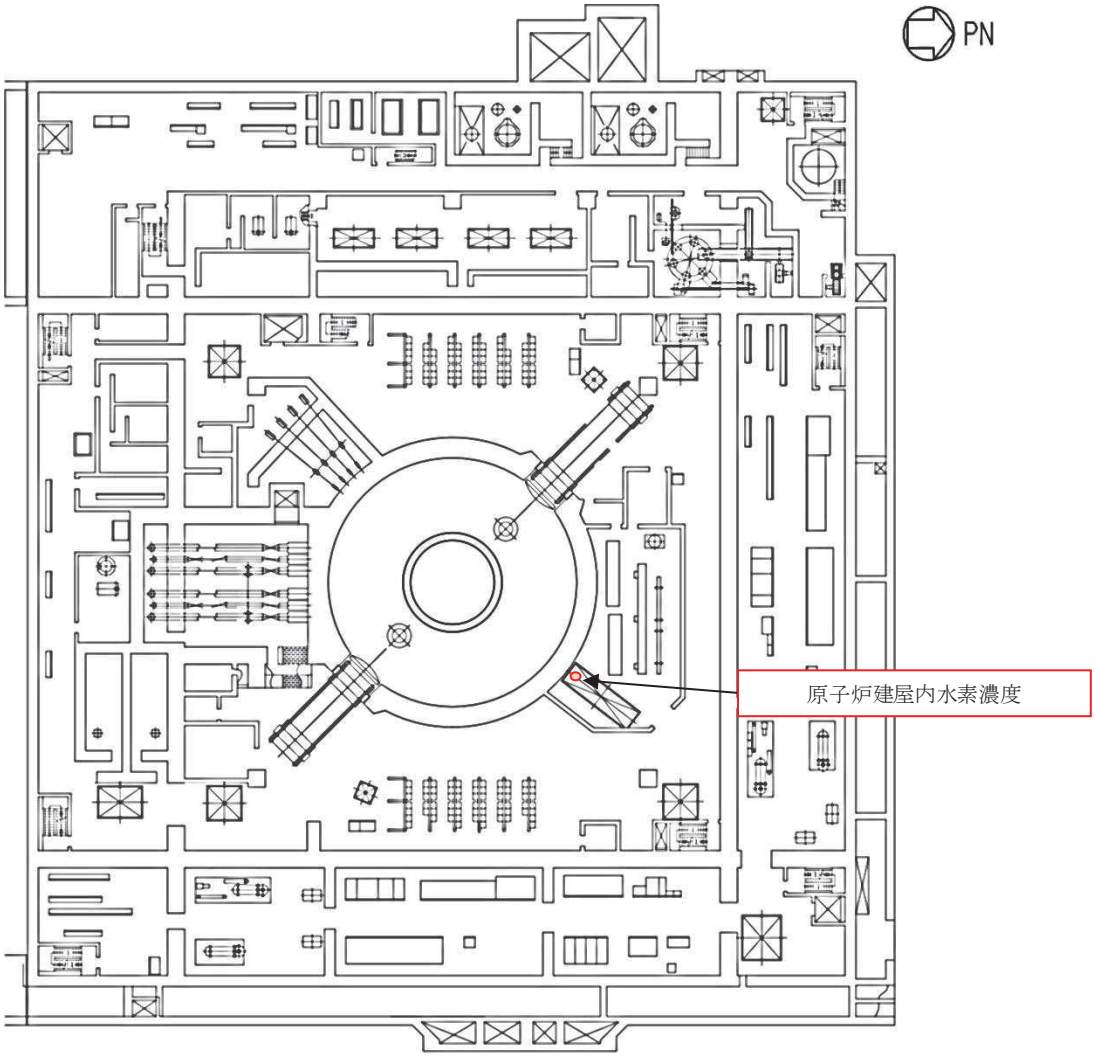


原子炉建屋地上3階　0.P. 33200

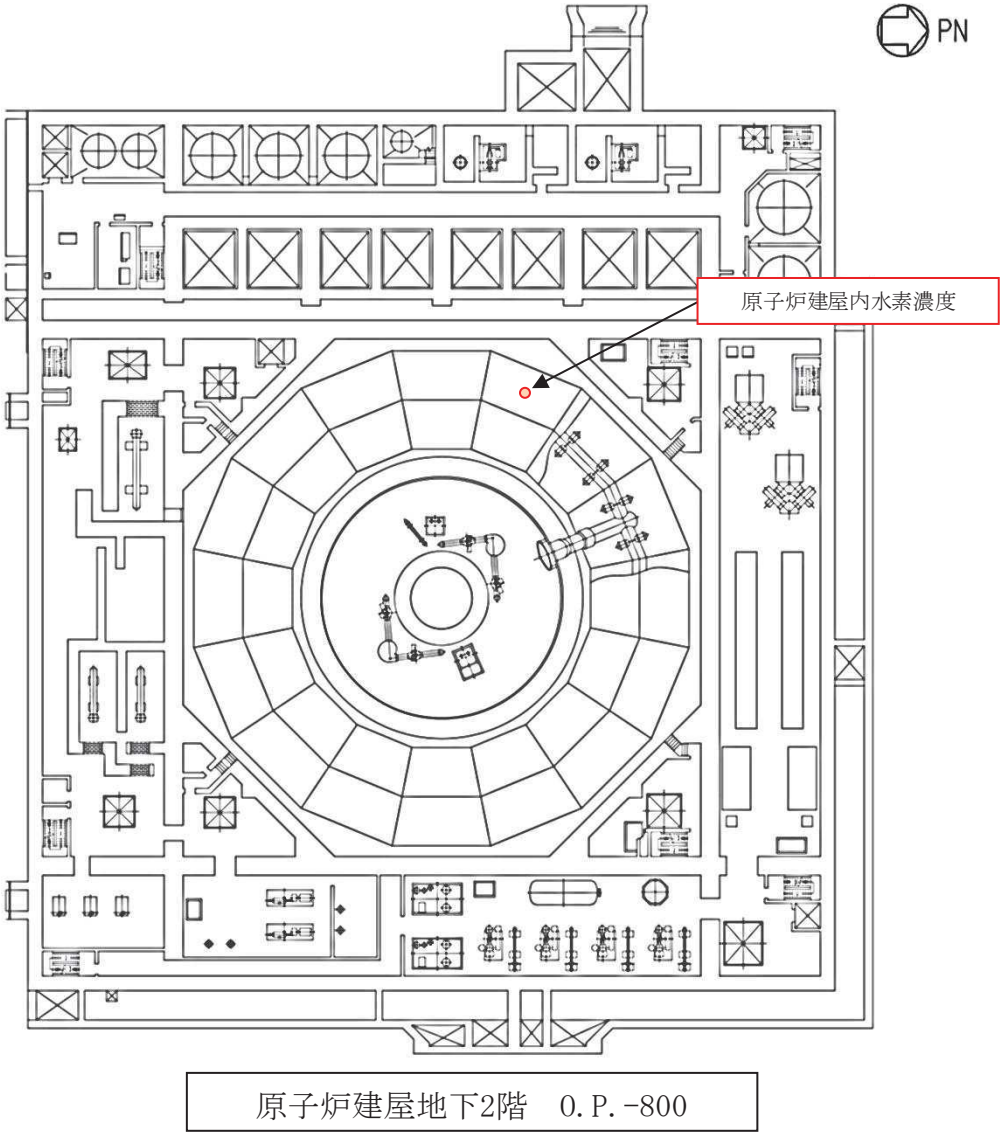
第 3.2-1 図　水素濃度検出器配置図（原子炉建屋地上 3 階）



第 3.2-2 図　水素濃度検出器配置図（原子炉建屋地上 1 階）



第 3.2-3 図　水素濃度検出器配置図（原子炉建屋地下 1 階）

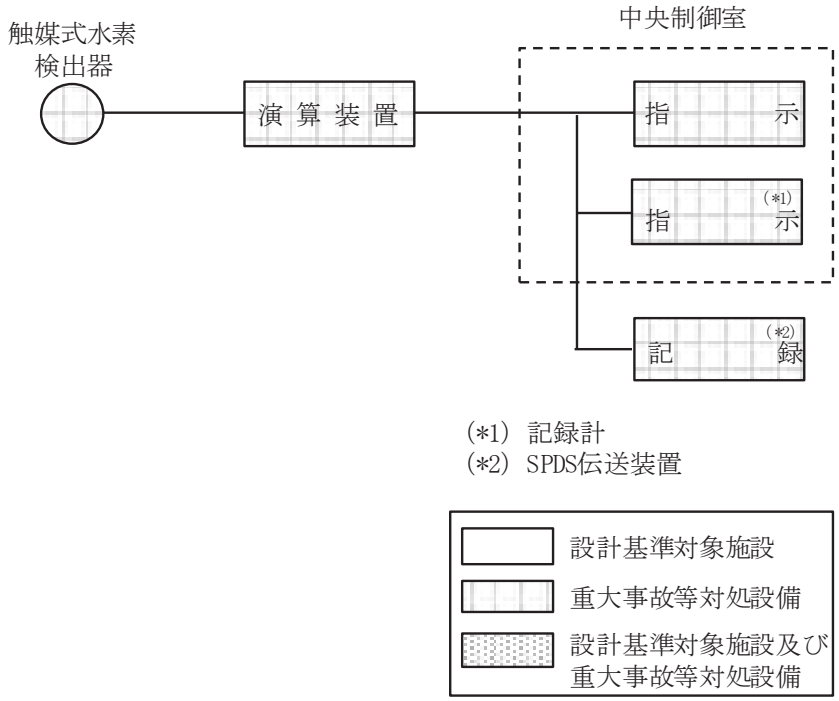


第 3.2-4 図　水素濃度検出器配置図（原子炉建屋地下 2 階）

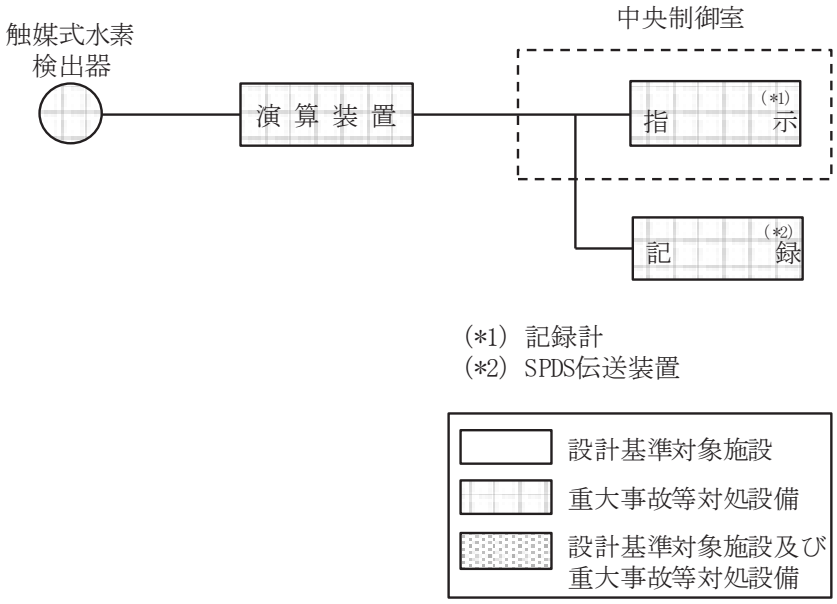
(3) 構成

原子炉建屋内水素濃度（触媒式）は，重大事故等対処設備の機能を有しており，触媒式水素検出器にて水素濃度を電流信号として検出する。検出した電流信号は，演算装置にて水素濃度信号に変換した後，原子炉建屋内水素濃度として中央制御室に指示し，記録する。また，緊急時対策所の表示装置で指示値を監視できる。概略構成図を第 3.2-5 図及び第 3.2-6 図に示す。

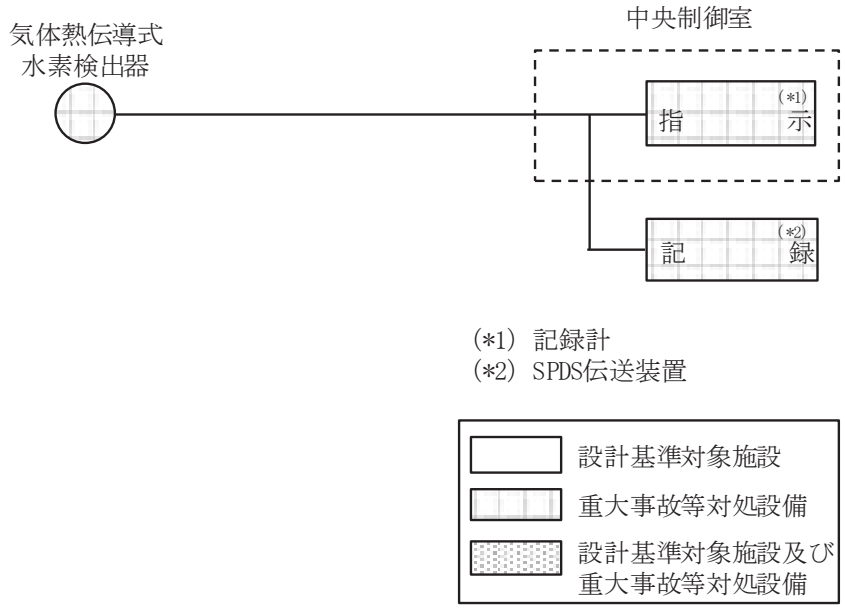
原子炉建屋内水素濃度（気体熱伝導式）は，重大事故等対処設備の機能を有しており，気体熱伝導式水素検出器にて水素濃度を電流信号として検出する。検出した電流信号は，原子炉建屋内水素濃度として中央制御室に指示し，記録する。また，緊急時対策所の表示装置で指示値を監視できる。概略構成図を第 3.2-7 図に示す。



第 3.2-5 図　原子炉建屋内水素濃度（触媒式）の概略構成図
（原子炉建屋地上 3 階）



第 3.2-6 図　原子炉建屋内水素濃度（触媒式）の概略構成図
（原子炉建屋地下 2 階）



第 3.2-7 図　原子炉建屋内水素濃度（気体熱伝導式）の概略構成図
（原子炉建屋地上 1 階及び地下 1 階）

(4) 電源構成

a. 原子炉建屋内水素濃度（触媒式）

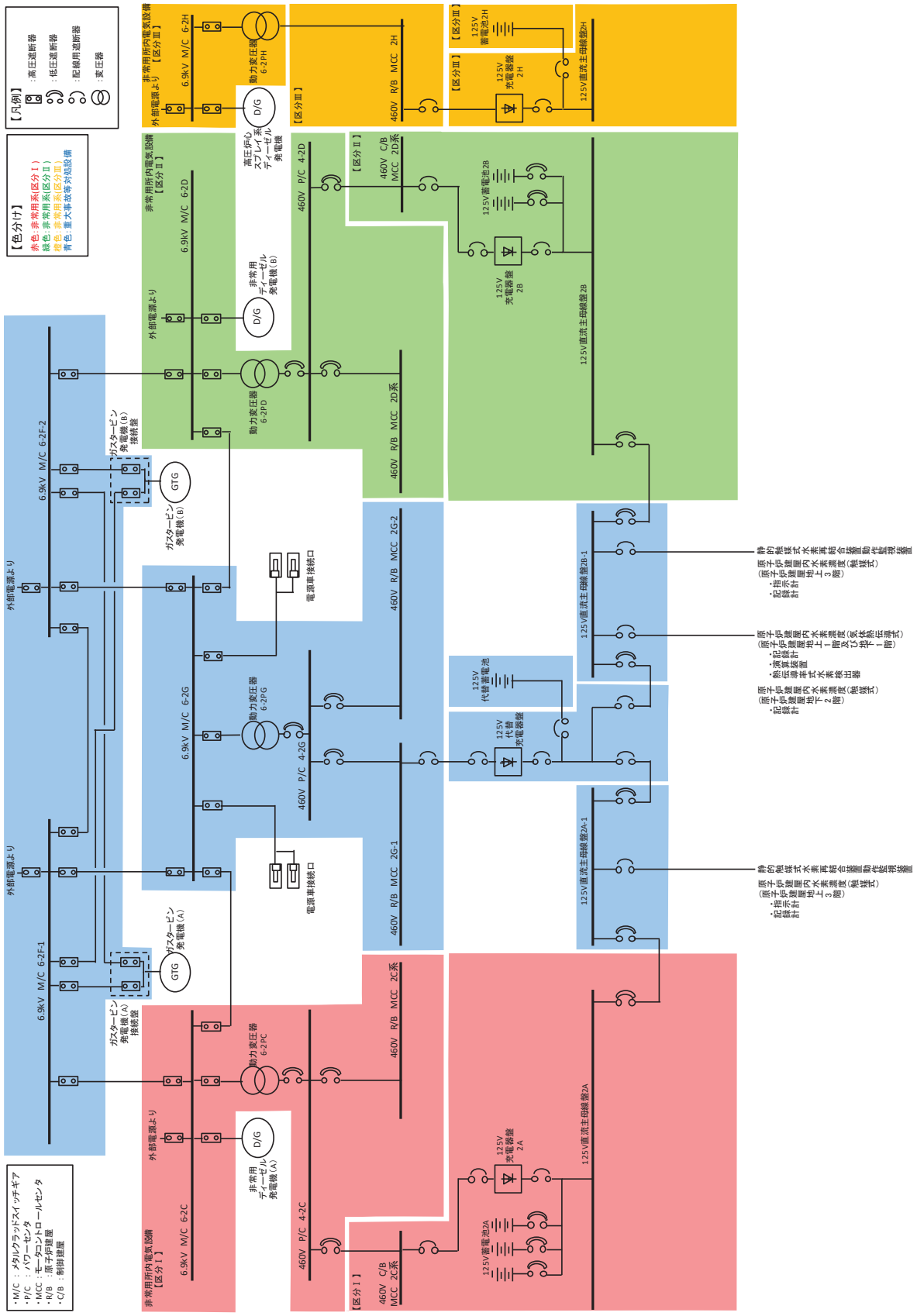
水素濃度検出器（触媒式）及び演算器の電源は，重大事故等に対処するための電源である常設代替交流電源設備（ガスタービン発電機）又は可搬型代替交流電源設備（電源車）から受電が可能である。また，指示計及び記録計の電源は，重大事故等に対処するための電源である所内常設蓄電式直流電源設備（125V 蓄電池 2A 及び 125V 蓄電池 2B），常設代替直流電源設備（125V 代替蓄電池）又は可搬型代替直流電源設備（125V 代替蓄電池，125V 代替充電器盤及び電源車の組合せ）から受電が可能である。

b. 原子炉建屋内水素濃度（気体熱伝導式）

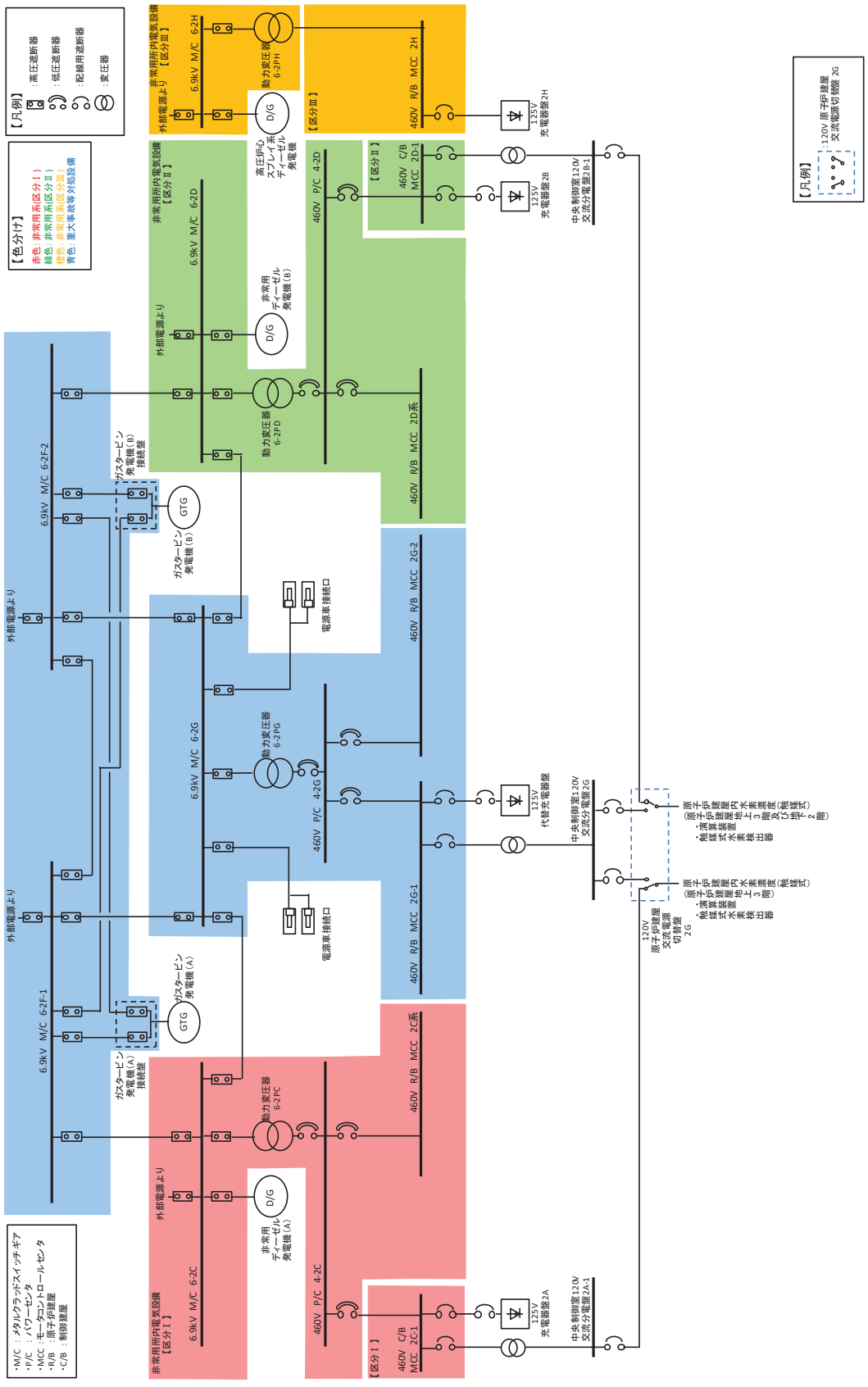
水素濃度検出器（気体熱伝導式），指示計及び記録計の電源は，重大事故等に対処するための電源である所内常設蓄電式直流電源設備（125V 蓄電池 2B），常設代替直流電源設備（125V 代替蓄電池）又は可搬型代替直流電源設備（125V 代替蓄電池，125V 代替充電器盤及び電源車の組合せ）から受電が可能である。

なお，所内常設蓄電式直流電源設備への給電のための設備として常設代替交流電源設備（ガスタービン発電機）又は可搬型代替交流電源設備（電源車）を使用する。

原子炉建屋内水素濃度監視設備の単線結線図を第 3.2-8 図及び第 3.2-9 図に示す。



第 3.2-8 図　単線結線図（直流）

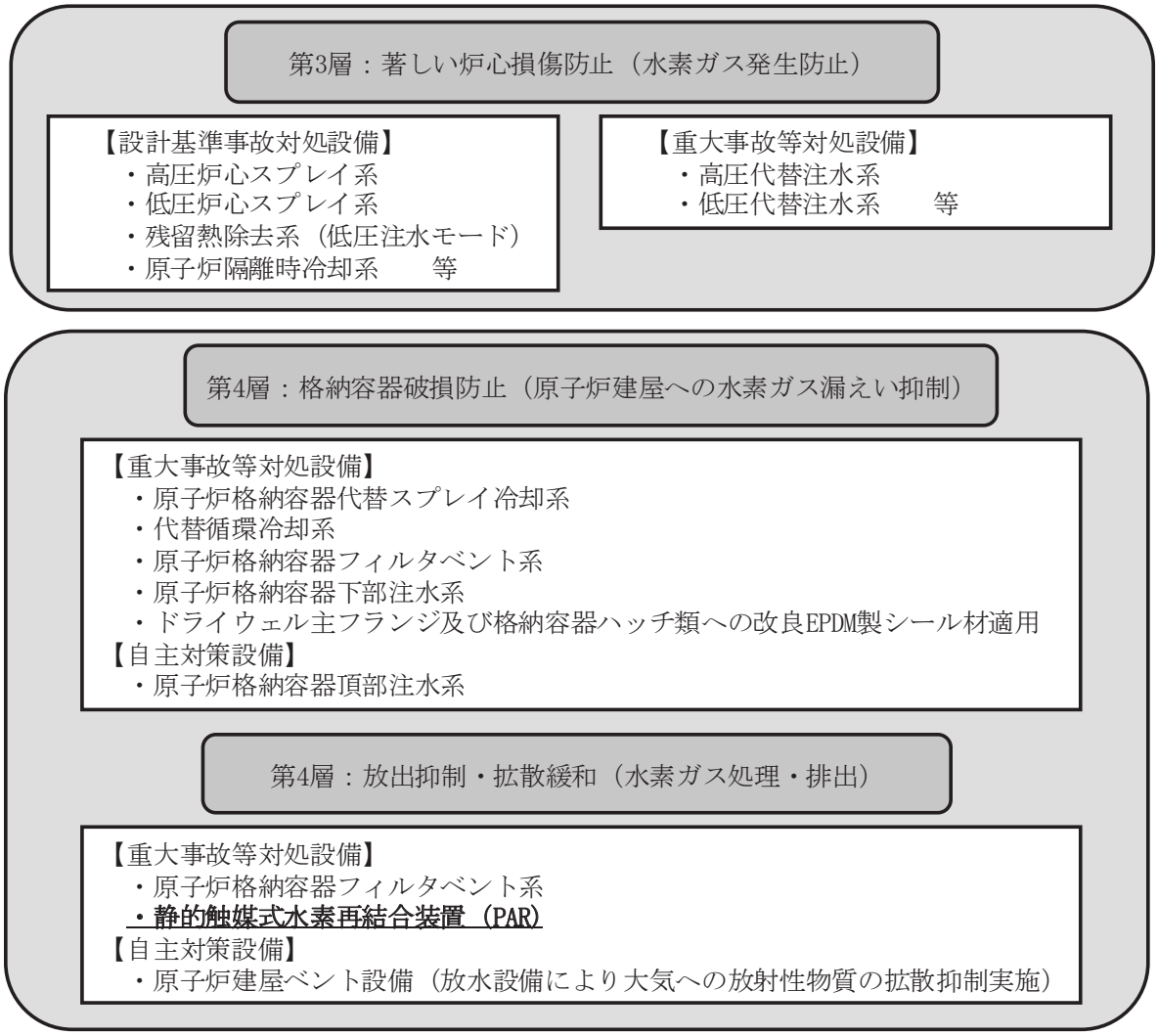


第 3.2-9 図　単線結線図（交流）

4. 原子炉建屋水素爆発防止対策

4.1 原子炉建屋水素爆発防止対策の位置付け

女川原子力発電所 2 号炉の重大事故等対策を含めた深層防護の第 3 層及び第 4 層のイメージを第 4.1-1 図に示す。



第 4.1-1 図　女川原子力発電所 2 号炉の深層防護の第 3 層及び第 4 層設備

深層防護の第 3 層として，重大事故等が発生した場合において，炉心の著しい損傷を防止するため，高圧代替注水系，低圧代替注水系等を設置する。

深層防護の第 4 層として，炉心の著しい損傷が発生した場合に備え，格納容器の破損を防止するため，重大事故等対処設備として原子炉格納容器代替スプレイ冷却系，代替循環冷却系，原子炉格納容器フィルタベント系，原子炉格納容器下

部注水系を設置する。また，ドライウェル主フランジ及び格納容器ハッチ類に改良 EPDM 製シール材を使用することで，格納容器の閉じ込め機能の強化を図る。さらに，自主対策設備として原子炉格納容器頂部注水系を設置する。

原子炉格納容器頂部注水系は，格納容器頂部の温度を低下させ，格納容器頂部の破損を防止し，原子炉建屋原子炉棟内への水素漏えいを抑制する。(別紙 15 参照)

これらの対策を講じたとしても，格納容器内で発生した水素が原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした場合に原子炉建屋原子炉棟内で水素処理を行い爆発による損傷を防止するため，PAR を設置する。仮に，水素の成層化等により水素爆発に至る可能性のある場合には，自主対策設備である原子炉建屋ベント設備によりオペレーティングフロアの天井部分から水素を排出する。

4.2 静的触媒式水素再結合装置による原子炉建屋水素爆発防止対策

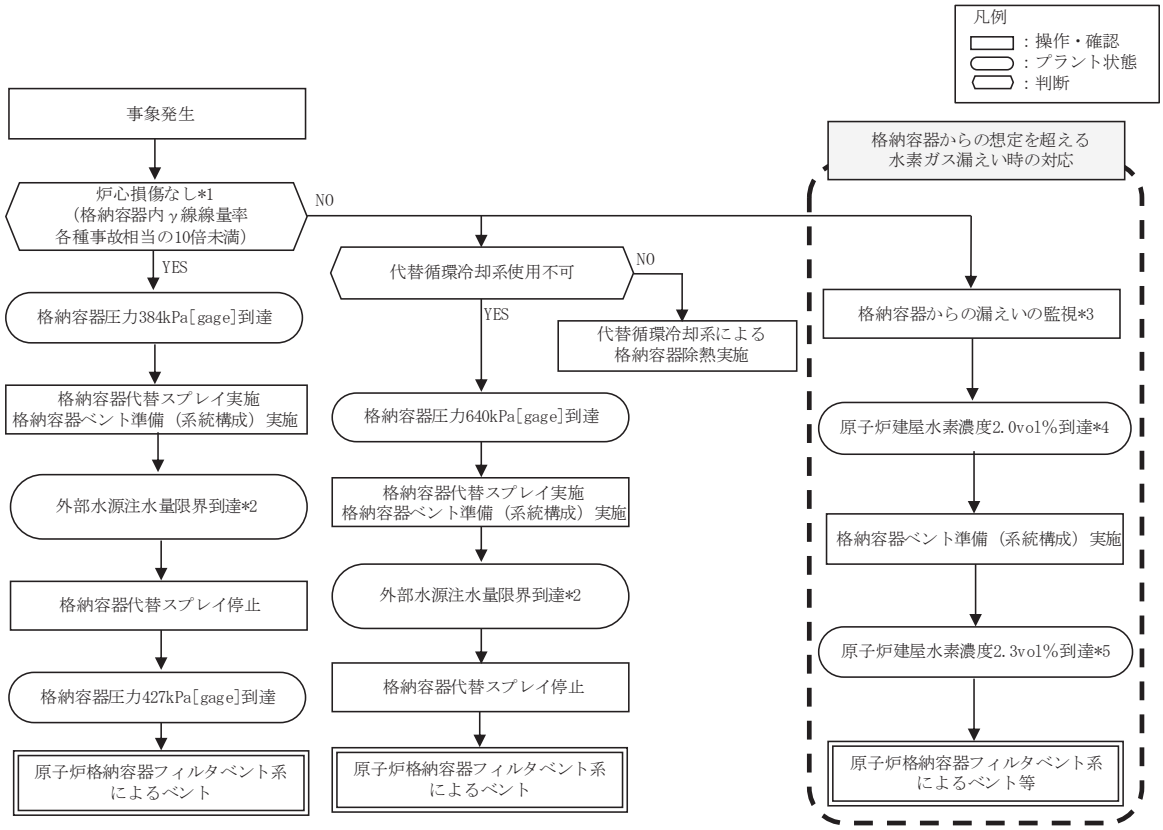
炉心の著しい損傷が発生した場合において，格納容器から原子炉建屋原子炉棟内へ漏えいが想定される箇所としてドライウェル主フランジ及び格納容器ハッチ類がある。ドライウェル主フランジからの漏えいガスは，オペレーティングフロアに上昇する。格納容器ハッチ類からの漏えいガスは，隣接する区画に流出し，大物搬入口ハッチ等の開口部を通じて，オペレーティングフロアに上昇する。オペレーティングフロアに上昇した水素は，PAR により処理する。(別紙 16 参照)

4.3 原子炉格納容器からの想定を超える水素漏えい時の対応

格納容器破損モードのうち，事象進展が早く格納容器圧力及び温度が高く推移する「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損)」では，原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度は 1.5vol%未満であり，原子炉建屋が水素爆発により損傷することはない。

不測の事態により格納容器から原子炉建屋原子炉棟内へ想定を超える水素漏えいが確認された場合には，PAR による水素処理に加えて，原子炉格納容器フィルタベント系によるベントを行い，大規模な格納容器破損に至ることを回避し，また，格納容器から原子炉建屋原子炉棟内への水素漏えいを抑制し，水素爆発による原子炉建屋の損傷を防止する。

格納容器からの想定を超える水素漏えい時の対応フローを第 4.3-1 図に示す。



*1：格納容器雰囲気放射線モニタが使用不能の場合においては，原子炉圧力容器表面温度300℃以上で炉心損傷を判断する。炉心損傷前ベント準備中に炉心損傷を判断した場合，以降の対応は炉心損傷後の判断基準に従う

*2：外部注水量限界到達はサプレッションプール水位が「通常運転水位＋約2m」に到達したことにより判断する

*3：原子炉建屋内水素濃度（触媒式：地上3階・地下2階，気体熱伝導式：地上1階・地下1階），静的触媒式水素再結合装置動作監視装置，可搬型モニタリングポスト（使用可能な場合はモニタリングポスト），原子炉建屋内各種放射線モニタにより確認する

*4：原子炉建屋水素濃度（オペレーティングフロア）2.0vol%到達により，水素爆発による原子炉建屋の損傷を防止するため，格納容器ベント準備を実施する

*5：原子炉建屋水素濃度（オペレーティングフロア）2.3vol%到達により，水素爆発による原子炉建屋の損傷を防止するため，ベント実施を判断する

第 4.3-1 図　格納容器からの想定を超える水素漏えい時の対応フロー

（原子炉格納容器フィルタベント系によるベント実施フロー）

≪参考図書≫

1. Experimental tests on the behaviour of the catalyzer model module developed by NIS under various system conditions and set ups - March 1991 by Battelle - Europe, Frankfurt am Main
2. EPRI ALWR Program (May 22, 1997)
   EFFECTS OF INHIBITORS AND POISONS ON THE PERFORMANCE OF PASSIVE AUTOCATALYTIC RECOMBINERS (PARs) FOR COMBUSTIBLE GAS CONTROL IN ALWRs

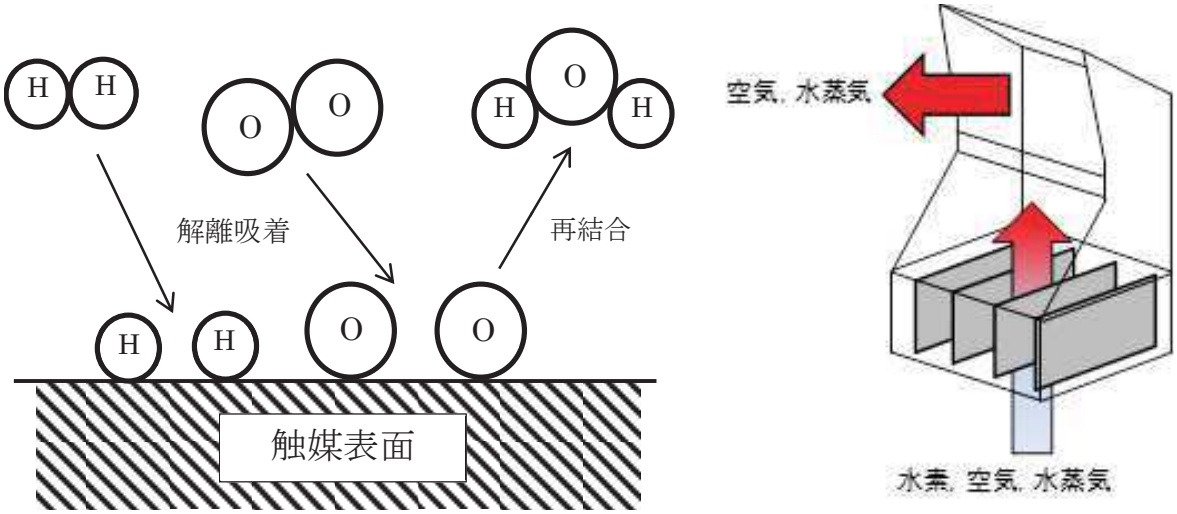
別紙１　静的触媒式水素再結合装置の動作原理

PAR は，パラジウムを触媒とした接触水素化反応を利用しており，触媒表面に接触した水素分子及び酸素分子は，分子の結合が解離して吸着水素原子及び吸着酸素原子となり，触媒表面上で再結合することで水素を水分子とすることにより処理する。

水素が空気と共に触媒カートリッジ収納ハウジング内に流入すると，触媒により水素と酸素が再結合し水蒸気が発生する。このときの反応熱により，PAR 内部に上昇気流が発生し上部から水蒸気及び空気が排気され，底部から新たに雰囲気ガスを吸上げるため連続的に水素を処理することが可能である。

動作原理のイメージを第 1-1 図に示す。

なお，この一連の反応で触媒そのものは反応前後で状態が変わらないため，触媒が劣化することはなく，水素処理性能は低下しない。



第 1-1 図　PAR の動作原理（イメージ）

別紙２　静的触媒式水素再結合装置の最高使用温度

1．はじめに

PAR の最高使用温度は 300℃に設定している。以下に，その考え方を示す。

2．最高使用温度 300℃の設定理由

PAR の設置場所はオペレーティングフロアであるが，重大事故時においては，再結合反応により，雰囲気温度よりも PAR 自体の温度が高くなる。PAR の強度評価において，触媒カートリッジ収納ハウジング，取付架台及び取付ボルトの強度を評価するため，最高使用温度として 300℃を設定している。

最高使用温度 300℃の設定については，OECD/NEA の THAI 試験を参照している。

3．THAI 試験

OECD/NEA の THAI 試験（HR-40～42）では，第 2-1 表の試験条件において PAR の触媒カートリッジ近傍の筐体温度を測定している。この試験のうち，女川原子力発電所 2 号炉のオペレーティングフロアの最も保守的な環境（大気圧，100℃）に比較的近い HR-40 の試験について以下に示す。

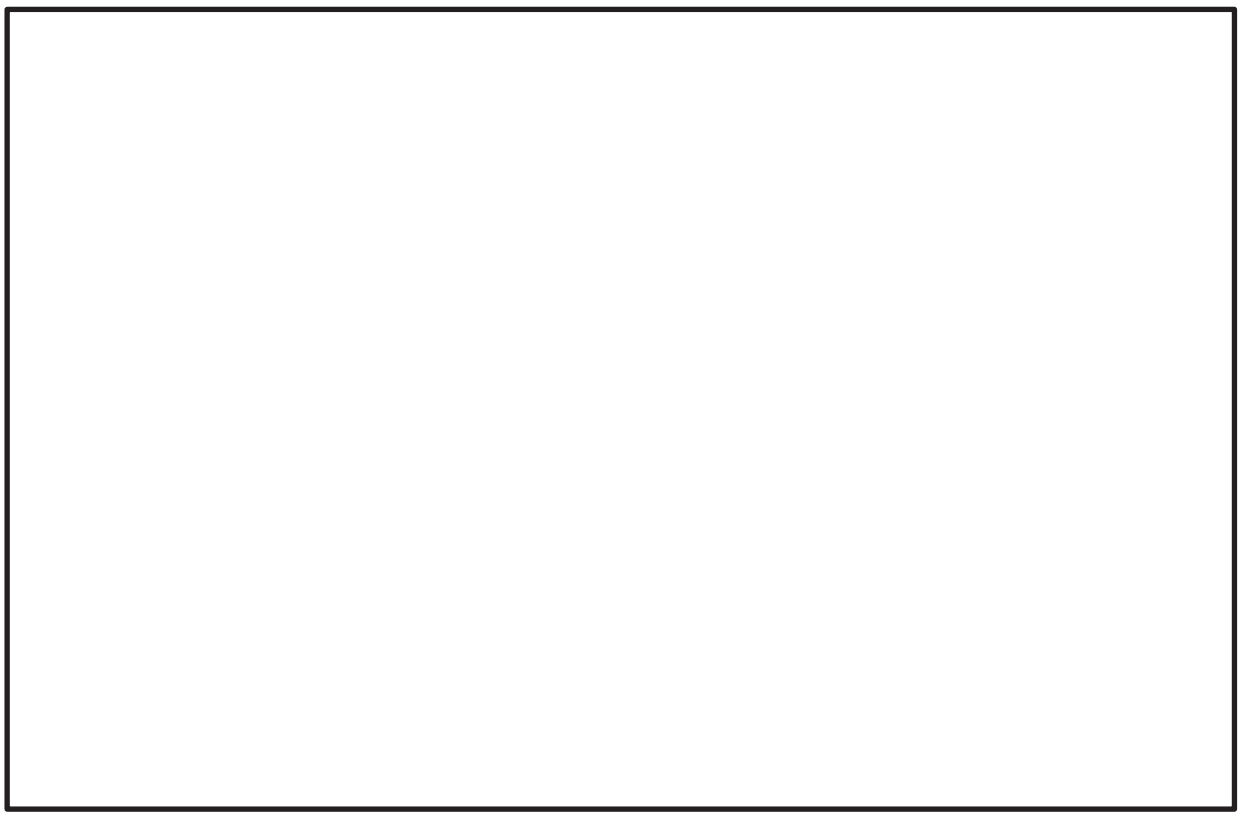
HR-40 は，第 2-1 図に示す試験装置により PAR 各部の温度を測定しており，温度測定点 □ は触媒に近い部分の PAR 筐体の温度を測定している。

第 2-1 表　THAI 試験の試験条件

試験番号	圧力 （絶対圧）	温度	水蒸気濃度
HR-40			
HR-41			
HR-42			

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 2-1

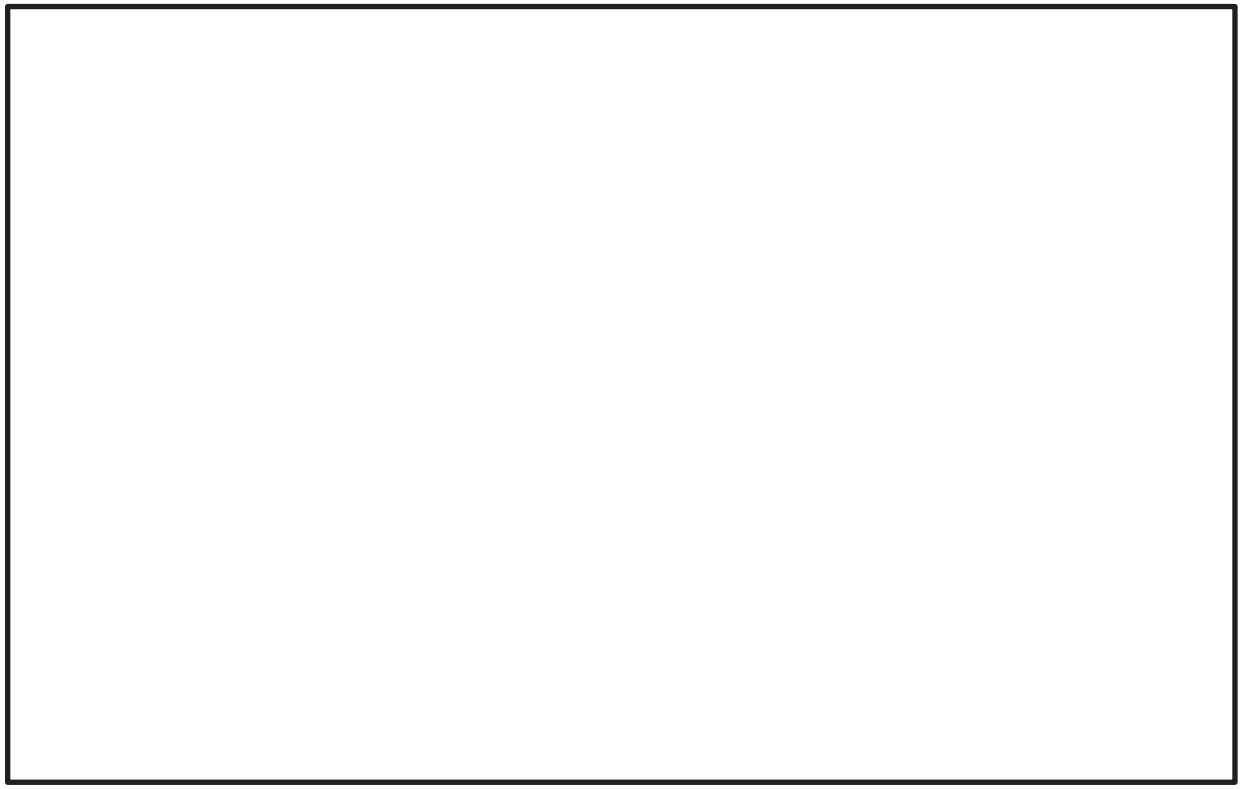


第 2-1 図　THAI 試験（HR-40）の試験装置及び温度測定点（参考図書 1）

この試験は，過渡状態の試験であるため試験容器内の水素濃度の増減に伴い触媒の発熱量が変化し，それに伴い PAR 各部の温度も変化している。試験結果を第 2-2 図に示す。

女川原子力発電所 2 号炉に設置する PAR の設計条件である水素濃度 4vol%への到達時間，水素濃度の増減の方向及び温度測定点□における温度を第 2-2 表に示す。□

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



第 2-2 図　THAI 試験（HR-40）での PAR 筐体温度（参考図書 1）

第 2-2 表　水素濃度 4vol%時の温度

試験番号	水素濃度 4vol%への到達時間	水素濃度の増減方向	温度測定点□の温度（筐体温度）
HR-40			

□の水素濃度 4vol%における温度□℃は，降温に伴う時間遅れを考慮すると設計条件 4vol%一定環境下における温度に対し保守的である。また，水素濃度が一定であれば温度も一定となることから，最高使用温度 300℃は妥当と考えられる。

また，本試験においては PAR 入口温度が女川原子力発電所 2 号炉のオペレーティングフロア環境条件である 61℃よりも高い*ことも考慮すると，最高使用温度が保守的であることが確認出来る。

*：□分時の PAR 入口温度（測定点□）は約□℃

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

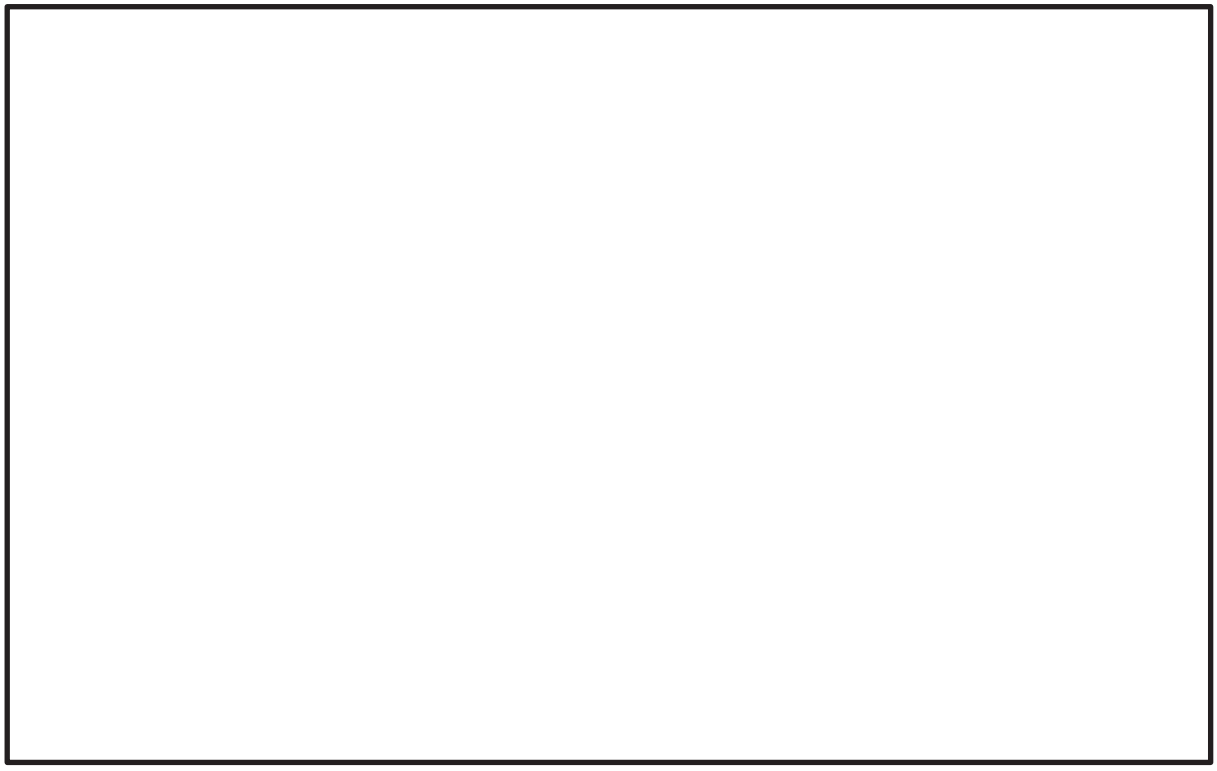
（参考）　水素濃度一定時の PAR のガス温度挙動

THAI 試験の HR-15 では，試験時間約 115～130 分の間，水素濃度を一定に保った状態のガス温度を確認している。HR-15 の試験条件を第 1 表，試験装置を第 1 図，試験結果を第 2 図に示す。

PAR 内部を通過する触媒反応直後のガス温度のうち最も高い温度を示す温度測定点□において，水素濃度を一定に保った期間はガス温度も一定であることから，PAR の設計条件である水素濃度 4vol%の水素を処理し続けた場合においても，温度は一定である。

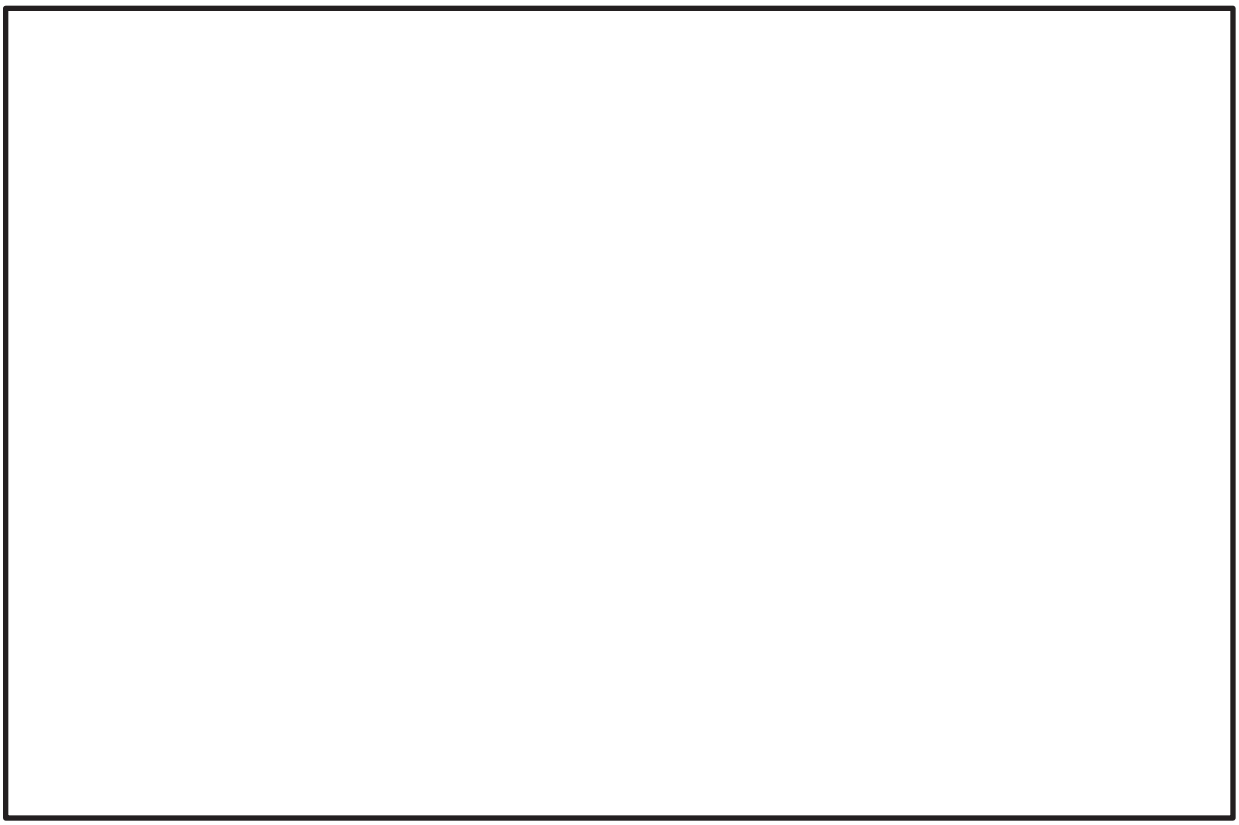
第 1 表　THAI 試験の試験条件（HR-15）

試験番号	圧力 （絶対圧）	温度	水蒸気濃度
HR-15			



第 1 図　THAI 試験（HR-15）の試験装置及び温度測定点（参考図書 2）

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



第2図　THAI試験（HR-15）での各部の温度（参考図書2）

≪参考図書≫

1. OECD/NEA THAI Project Quick Look Report Novamber 2013
   Hydrogen Recombiner tests with NIS PAR (HR-40, HR-41, and HR-42)
2. Reactor Safety Research Project 150 1326 OECD/NEA THAI Project
   (contract 18 July 2007)　Quick Look Report
   Hydrogen Recombiner Tests HR-14 to HR-16　(Tests using a NIS PAR),Areva,
   AECL and NIS PAR Comparison

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 3　静的触媒式水素再結合装置の設計条件の保守性

PAR の設計条件に用いる格納容器水素漏えい量は，第 3-1 表に示すとおり有効性評価における格納容器水素漏えい量を包絡する設定としている。

なお，PAR の設計条件における格納容器水素漏えい量は，「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」に記載されている「全炉心内ジルコニウム量の 75%が水と反応」した場合と比較して 4 倍程度の余裕がある。

第 3-1 表　PAR の設計条件と有効性評価条件の比較

項目	設計条件	有効性評価の条件	実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド
格納容器 水素発生量	990kg(AFC100%) （全炉心内ジルコニウム量の約 44%相当）	約 282kg （雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）*）	1,650kg （全炉心内ジルコニウム量の 75%が水と反応）
格納容器 漏えい率	10%/day	約 1.0%/day（最大）	1.3%/day
格納容器 水素漏えい量	99kg/day	約 2.82kg/day（最大）	22kg/day

*格納容器破損モード「水素燃焼」における条件も同様

別紙 4　静的触媒式水素再結合装置周辺機器に対する悪影響防止

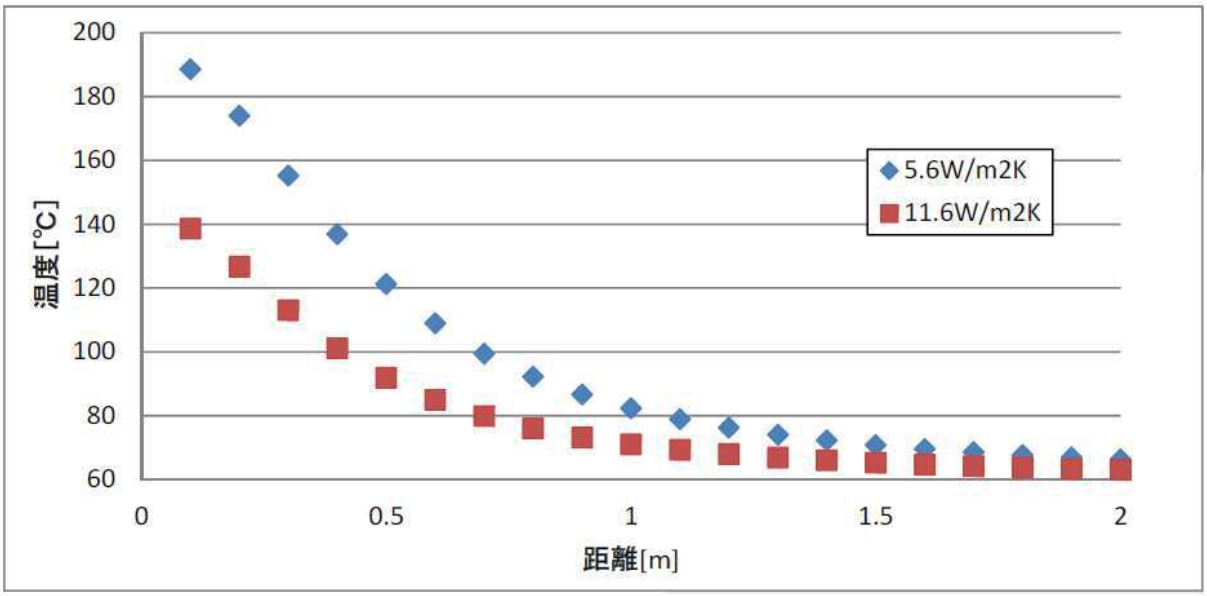
PAR は，水素処理に伴い触媒温度が上昇するため，PAR の温度上昇が周辺機器に影響を与えないことを確認している。PAR の温度上昇が周辺機器に影響を与える評価項目としては「触媒カートリッジ収納ハウジングからの熱輻射による熱影響評価」及び「PAR の排気ガスによる熱影響評価」があり，それらの検討結果を以下に示す。

1．触媒カートリッジ収納ハウジングからの熱輻射による熱影響評価

触媒カートリッジ収納ハウジングが最高使用温度である 300℃の状況で，ハウジングからの熱輻射による温度と距離の関係を評価した。

ハウジングからの熱輻射による温度は，オペレーティングフロアの対流熱伝達率により結果が異なる。対流熱伝達率 h はユルゲスの実験式より気流速度 v≦5m/s の場合には h=5.6+4.0v で示される。オペレーティングフロアの気流速度は第 2.3.3.1-7 図で示す速度ベクトル（最大値 0.3m/s）を踏まえて，v=0～1.5m/s と仮定しユルゲスの実験式に代入すると，h=5.6～11.6W/m^{2}K となる。したがって，対流熱伝達率 5.6 W/m^2･K 及び 11.6 W/m^2･K の 2 ケースについて熱影響評価を行った。その結果を第 4-1 図に示す。

評価結果から，周辺機器の温度が 100℃となるのは，対流熱伝達率 5.6 W/m^{2}K の場合は約 0.7m，11.6 W/m^2･K の場合は約 0.4m であり，PAR より 1m 離すことで熱影響は 90℃以下となる。



第 4-1 図　PAR からの輻射熱による温度影響と距離の関係

2. PAR の排気ガスによる熱影響評価

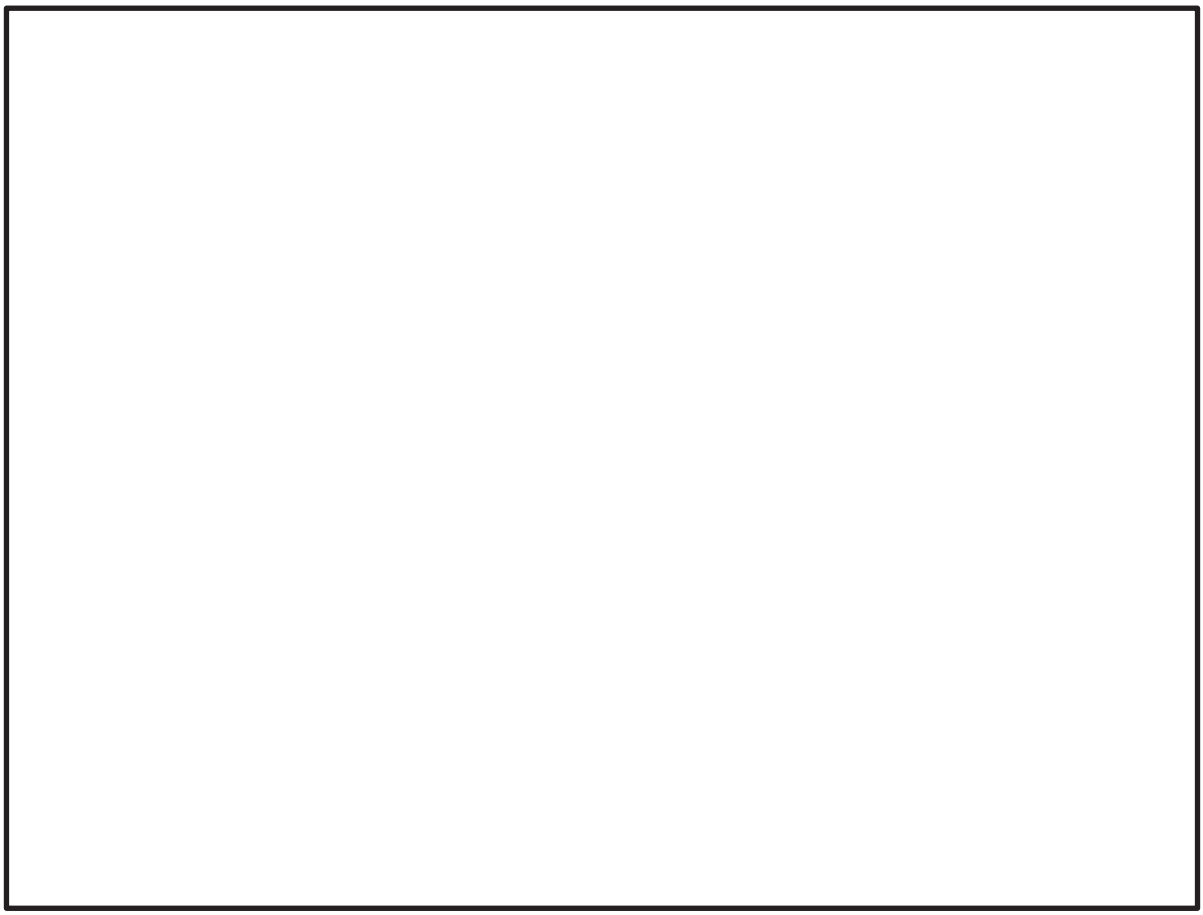
PAR の排気口については，再結合による熱量によって暖められた空気の放出による熱影響を考える必要がある。

THAI 試験では環境温度約 120℃においてチムニー（煙突）出口から 500 mm 程度離れた位置での環境温度上昇は 20～25℃程度であり，PAR の排気口から数メートル離れれば排気による影響は十分に小さくなると考えられる。

排気口からの距離に対する排気温度変化として，THAI 試験の HR-40 テスト時のデータを参考とする。テスト時の PAR の温度測定点を第 4-2 図から第 4-4 図に，水素濃度を第 4-5 図に示す。温度データを参考とする条件として第 4-5 図より PAR の入口水素濃度が 4vol%であった測定点 [　　] を選択する。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

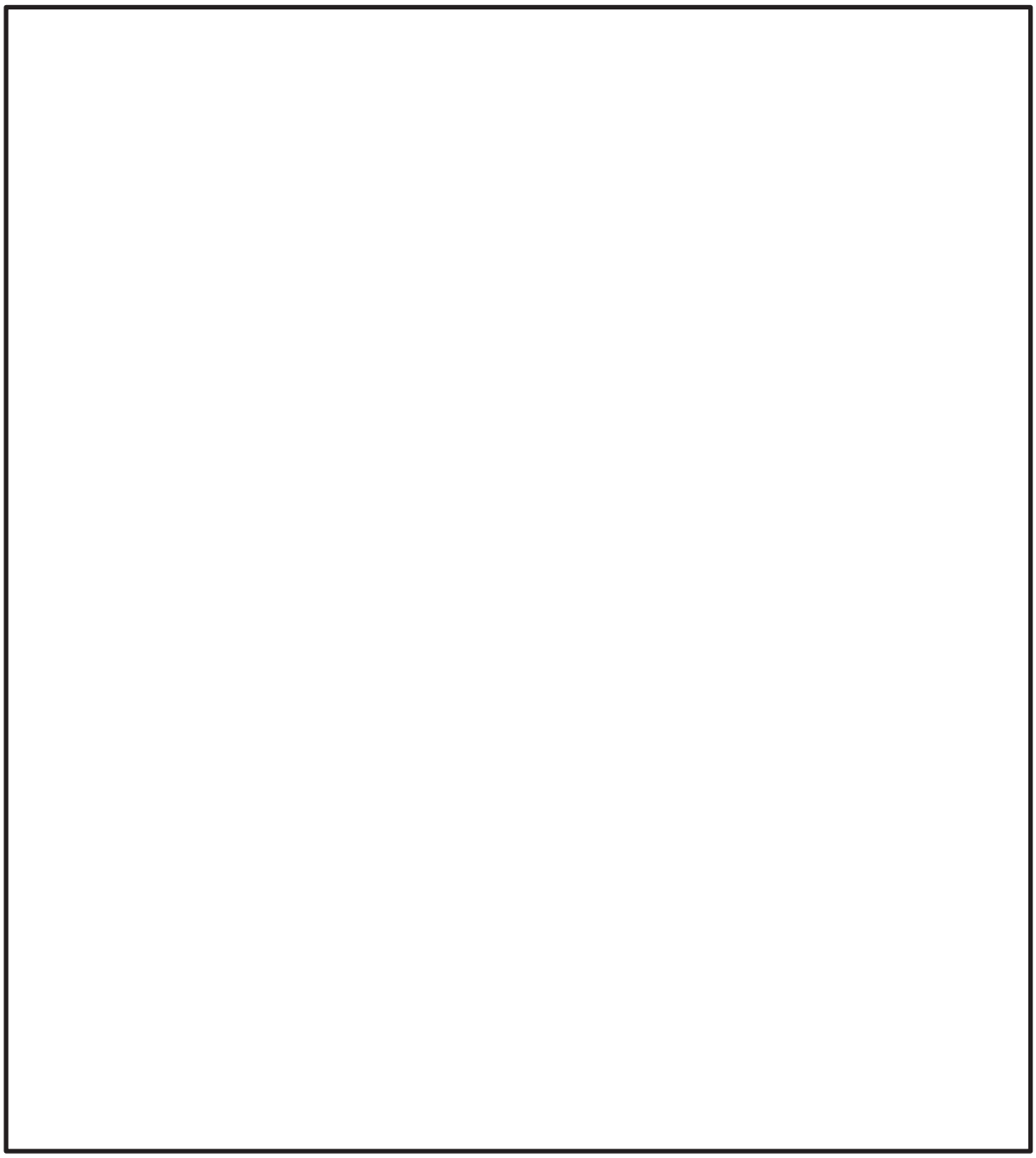
別紙 4-2



第 4-2 図　THAI 試験温度測定点（その１）

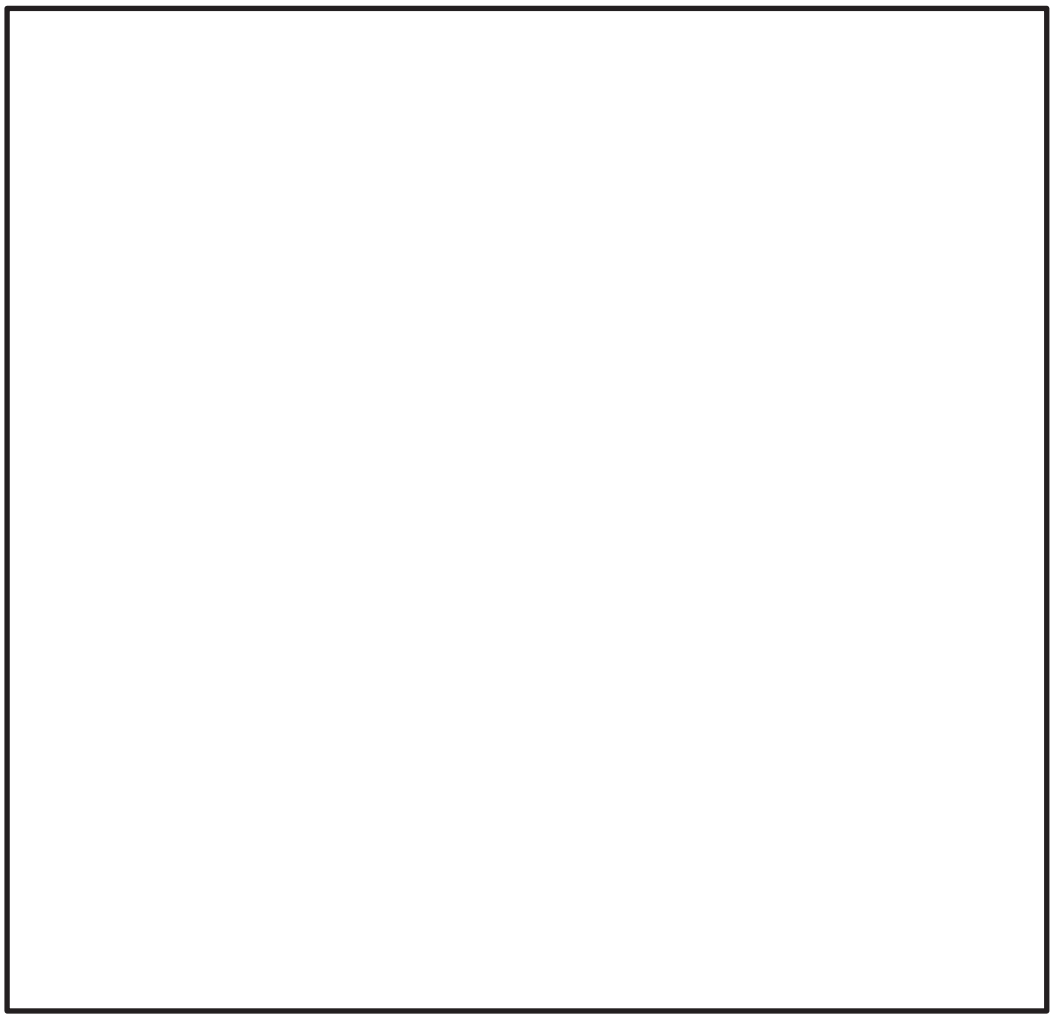
枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 4-3



第 4-3 図　THAI 試験温度測定点（その２）

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



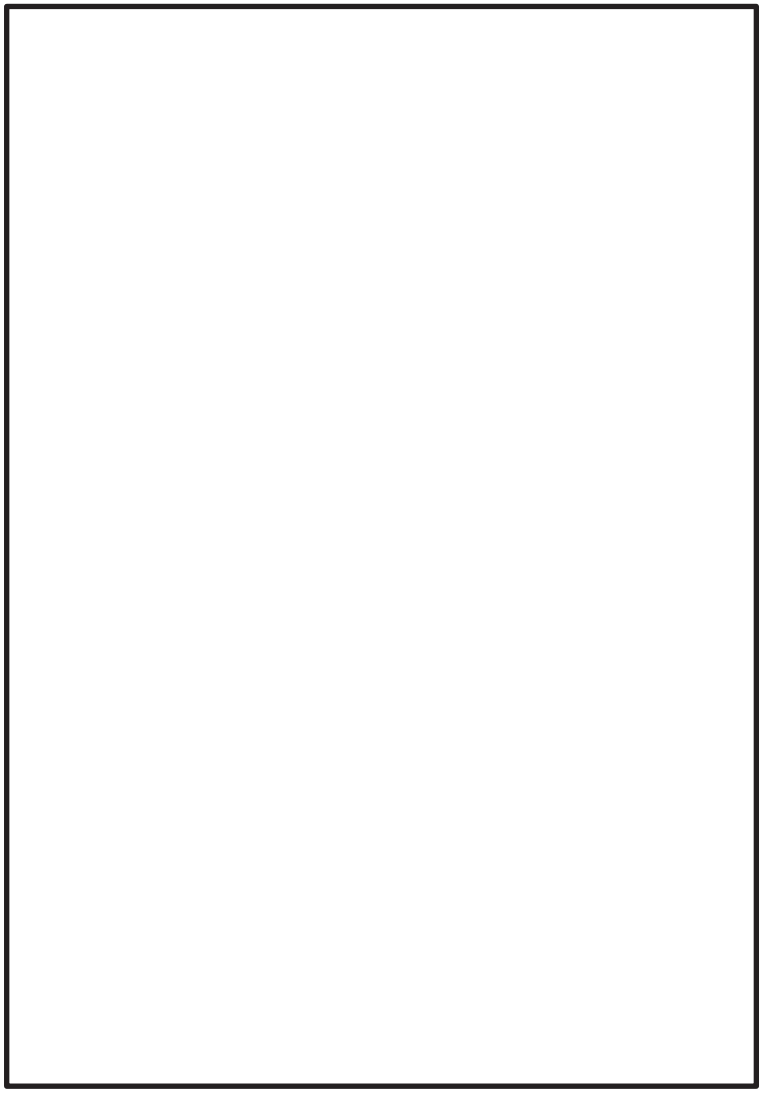
第 4-4 図　THAI 試験温度測定点（その３）

第 4-5 図　HR-40 テスト時の水素濃度

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 4-5

第 4-1 表　HR-40 テストにおける水素濃度 4vol%の場合の各点の測定温度



第 4-1 表より,[redacted]分の場合についてみると，ハウジング上部の測定点[redacted](チムニー出口からの距離[redacted]mm）において温度が[redacted]℃程度となっており，その周辺の測定点[redacted]の温度もほぼ同様の温度になっている。チムニー出口温度[redacted]が[redacted]℃程度であることを考慮すると，排気口から 0.5m 程度離れると温度が 150℃程度低下していることが分かる。THAI 試験の試験条件と女川原子力発電所 2 号炉のオペレーティングフロアにおける環境は同一ではないため，一概に同様の温度低下をするとは言えないが，オペレーティングフロアの雰囲気温度は THAI 試験での環境温度約 120℃に対し低いことを考慮すると，PAR の排気口から

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

数メートル離れれば排気による影響は十分に小さくなると考えられる。

3. PAR 周辺機器への熱影響防止の方針

以上より，PAR の配置にあたっては，PAR 周囲に熱影響により安全機能を損なう設備のない場所を選定している。

なお，オペレーティングフロアに設置する重大事故等時に必要な原子炉建屋水素濃度計は，PAR 設置位置から 7m 以上離れており，PAR の動作監視装置は PAR の最高使用温度 300℃においても使用可能な仕様であることから，PAR の温度上昇によるこれらの設備への悪影響はない。

別紙５　静的触媒式水素再結合装置の水素処理性能評価式

PARの性能は,開発時のPARによるBMC試験に基づく基本相関式①から求められる。基本相関式①の妥当性は，EPRI とEDFにより合同で実施したKALI試験で確認されている。基本相関式①に対して，BMC試験により得られた知見から反応阻害物質を考慮した②式を用いて女川原子力発電所２号炉のPARの設置台数及び原子炉建屋原子炉棟内の水素挙動を評価している。

$$DR = A \times \left(\frac{C_{H2}}{100} \right)^{1.307} \times \frac{P}{T} \times 3600 \times SF$$ ・・・基本相関式①

$$DR = A \times \left(\frac{C_{H2}}{100} \right)^{1.307} \times \frac{P}{T} \times 3600 \times F_{inhibit} \times SF$$ ・・・ ②

DR　　：水素処理容量［kg/h］
A　　：係数
C_{H2}　：PAR入口水素濃度［vol%］
P　　：雰囲気圧力［bar］
T　　：雰囲気温度［K］
$F_{inhibit}$：反応阻害ファクター
SF　　：スケールファクター

1.　BMC試験による性能評価式の設定

PARの性能評価式の設定を目的に，NIS社がBMC試験を実施しており，試験条件を第5-1表，試験装置の概要を第5-1図に示す。

PARの水素処理容量は，PARを通過する水素量に再結合効率を掛けることで求められ（式5-1）で表される。

$$DR = Q \times \left(\frac{C_{H2}}{100} \right) \times \gamma \times \eta$$ ・・・・(式5-1)

DR：水素処理容量　[kg/s]
Q　：PAR への流入量　[m^3/s]
C_{H2}：水素濃度　[vol%]
γ　：水素密度　[kg/m^3]
η　：再結合効率（試験結果より決定　約□ %）

ここで，水素密度は気体の状態方程式より（式 5-2）で表される。

$$\gamma = \frac{P}{T \cdot R_{H2}} \quad \cdots\cdots \text{(式 5-2)}$$

P　：PAR 入口圧力　[bar]
T　：PAR 入口温度　[K]
R_{H2}：水素の気体定数　[4124J/kg/K]

PAR への流入量は，触媒の反応熱による対流に依存し，反応熱は水素濃度に依存することから(式 5-3)で表される。

$$Q = V \times S = a \times \left(\frac{C_{H2}}{100} \right)^b \quad \cdots\cdots \text{(式 5-3)}$$

Q　：PAR への流入量　[m^3/s]
V　：PAR への流入速度　[m/s]
S　：PAR の入口面積　[m^2]
C_{H2}：PAR 入口水素濃度　[vol%]
a　：定数（試験結果より決定（0.67））
b　：定数（試験結果より決定（0.307））

（式 5-1），（式 5-2）及び（式 5-3）より PAR の水素処理容量は（式 5-4）で表される。

$$DR = \frac{a\eta}{R_{H2}} \times \left(\frac{C_{H2}}{100} \right)^{1+b} \times \frac{P}{T} \quad \cdots\cdots \text{(式 5-4)}$$

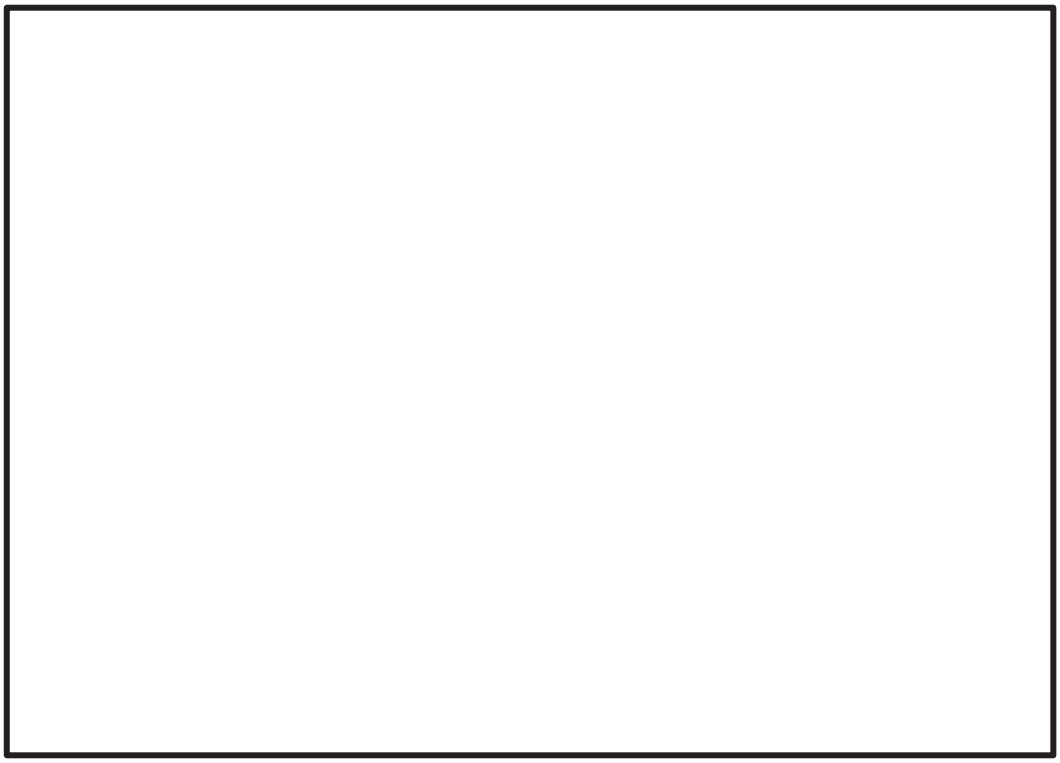
$$\left(\frac{a\eta}{R_{H2}} = A = \square, \quad 1+b = 1.307 \right)$$

試験結果と（式 5-4）による値の比較を第 5-2 図に示す。試験結果と（式 5-4）による値がほぼ一致している。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

第 5-1 表　BMC 試験条件

試験名称	BMC 試験
実施主体	NIS 社
試験条件	
PAR 仕様	



第 5-1 図　BMC 試験装置概要

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 5-3

第 5-2 図　試験結果と性能評価式の比較（参考図書 1）

2.　スケールファクター

EPRI と EDF が合同で実施した KALI 試験では，開発時の PAR(1/1scale)に比べ小型の PAR により水素処理性能に関する様々な試験を実施し，スケールファクターを含めた性能評価式の妥当性を確認している。PAR の仕様比較を第 5-2 表に示す。

スケールファクターは，単位流路面積あたりの触媒カートリッジ表面積が同一であることを条件に，PAR 入口開口面積の比で表すことができる（第 5-3 図参照)。また，触媒カートリッジの寸法及び配置間隔が同一であれば，単位流路面積あたりの触媒カートリッジ表面積も同一になるため，触媒カートリッジ枚数比で表すこともできる。

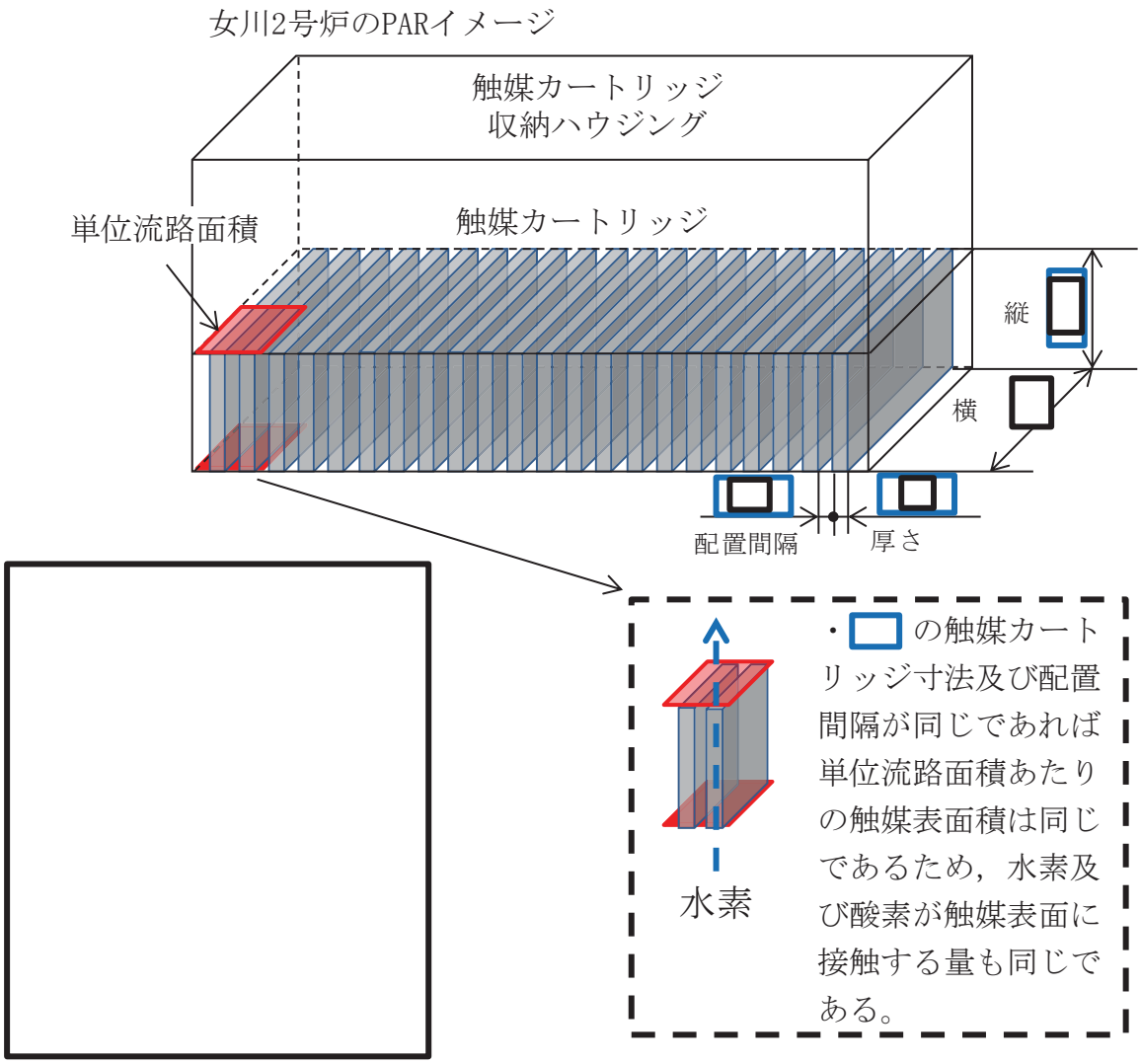
KALI 試験の試験条件を第 5-3 表，試験装置の概要を第 5-4 図，試験結果を第 5-5 図に示す。第 5-5 図は，KALI 試験の結果に，スケールファクターを考慮している基本相関式①により得られる値をプロットしたものであり，試験結果と基本相関式①により得られたプロットはほぼ一致していることからスケールファクターの考え方は妥当である。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

第 5-2 表　PAR の仕様等の比較

	BMC 試験	KALI 試験	女川 2 号炉
型式	1/1scale	試験用 PAR	1/4scale
触媒カートリッジ寸法［mm］（縦×横×厚さ）			
配置間隔［mm］			
触媒カートリッジ枚数［枚］	88		22
PAR 入口開口面積［cm^2］			
スケールファクター	1		0.25（触媒カートリッジ枚数比又は PAR 入口開口面積比）
チムニー（煙突）＊	なし	なし	なし

＊：触媒反応に伴う発熱による PAR 内での上昇気流を増加させることで，水素処理能力を向上させるもの。



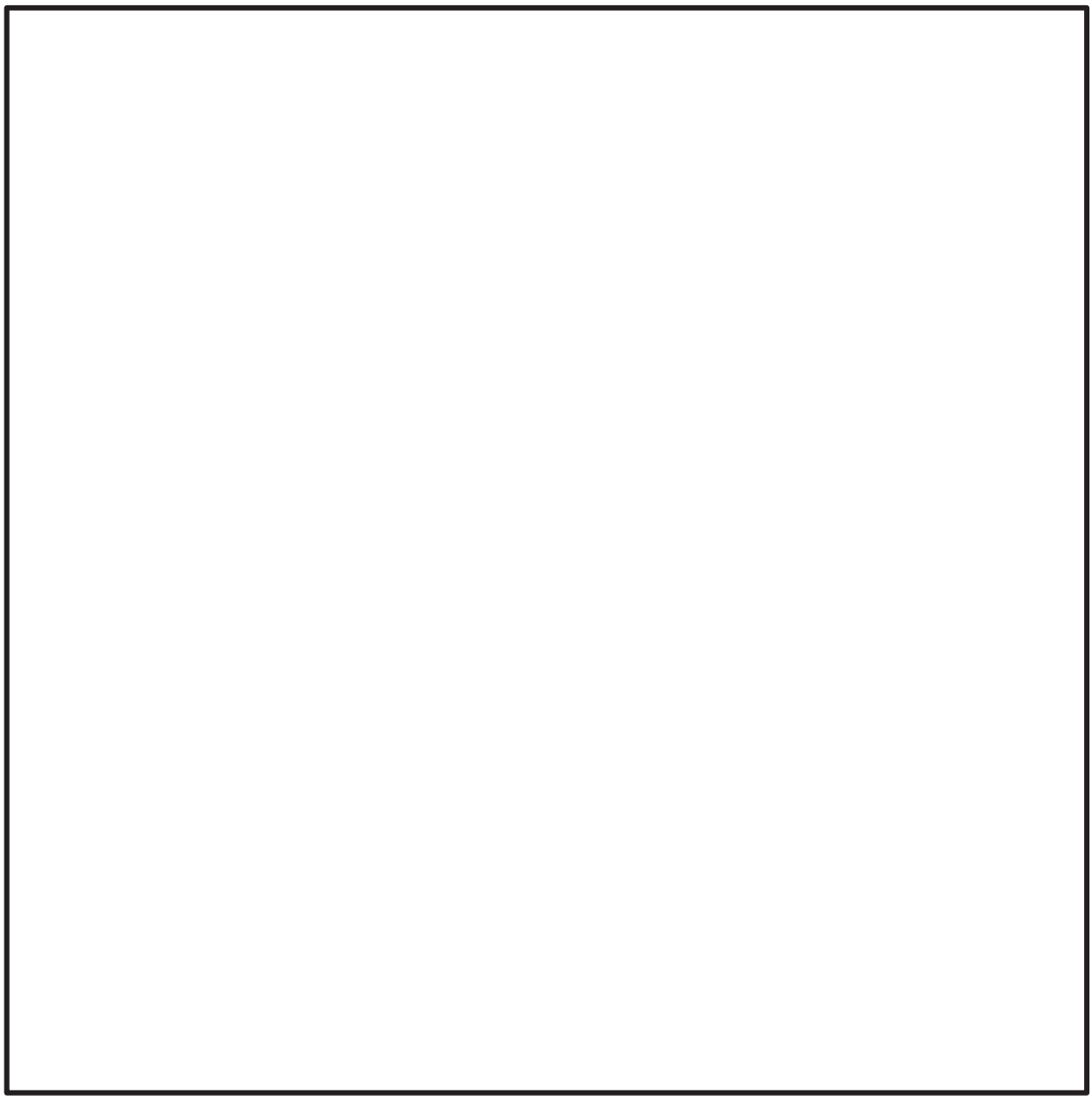
第 5-3 図　スケールファクターの考え方

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 5-5

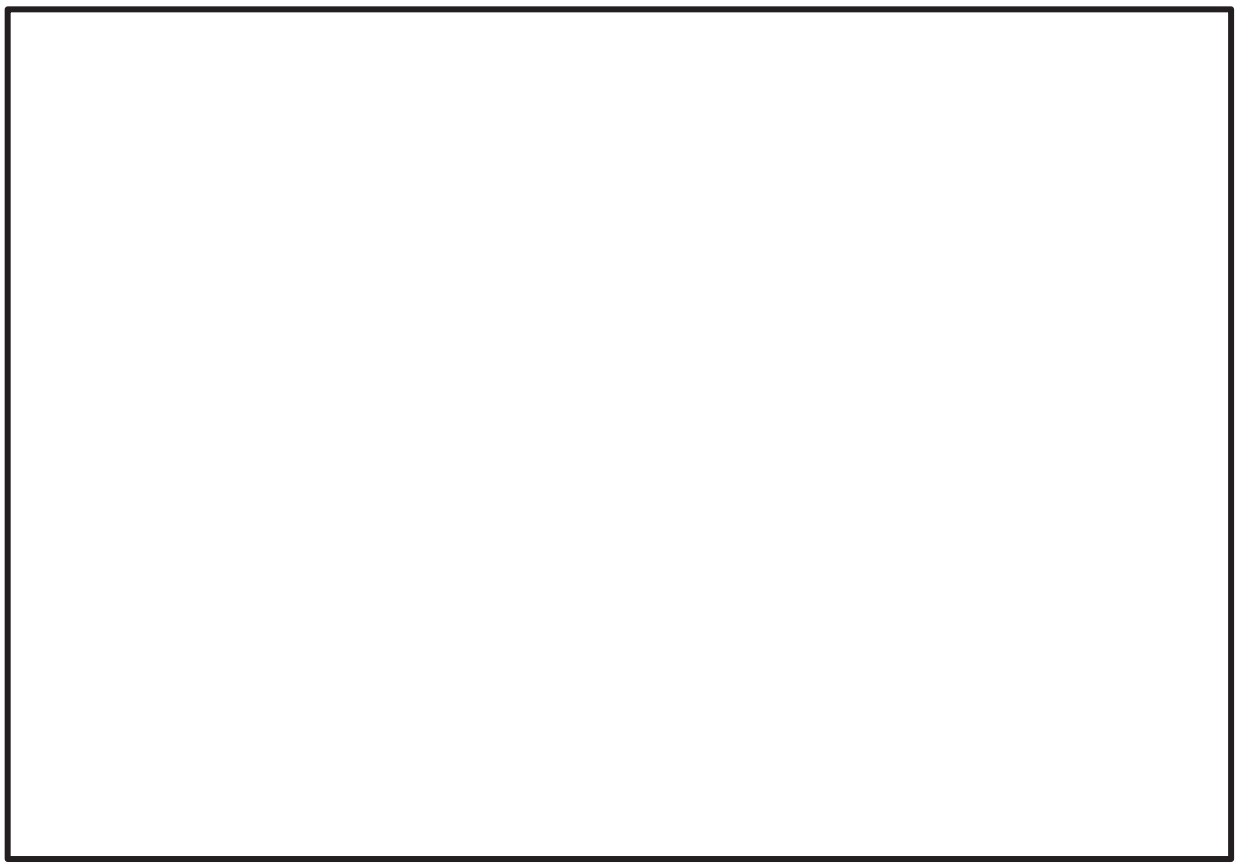
第 5-3 表　KALI 試験条件

試験名称	KALI 試験
実施主体	EPRI/EDF
試験条件	



第 5-4 図　KALI 試験装置概要（参考図書 2）

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



第 5-5 図　KALI 試験結果と基本相関式①の比較（参考図書 3）

3.　反応阻害ファクター

基本相関式①に，よう素による触媒への影響を反応阻害ファクターとして考慮した②式を用いて水素挙動を評価している。

NIS 社が実施した BMC 試験において，よう素による触媒への影響を確認しており，この試験結果は，EPRI の「Effects of Inhibitors and Poisons on the Performance of Passive Autocatalytic Recombiners for Combustible Gas Control in ALWRs」で報告されている。（別紙 6 参照）

よう素の影響は，触媒の種類に依存するものであり，BMC 試験に使用した触媒と女川原子力発電所 2 号炉で使用する触媒は同一であることから，この知見は適用可能である。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

≪参考図書≫

1. K. Fischer et al., Modelling the Effect of NIS Catalystic Convertors in the Containment of Pressurized Water Reactors, Battelle Europe, Frankfurt on the main river, Report No. BF-V67.709-1, July 1991
2. Generic Tests of Passive Autocatalytic Recombiners (PARs) for Combustible Gas Contorol in Nuclear Power Plants Volume 1 Program Description EPRI, EdF (1997)
3. Generic Tests of Passive Autocatalytic Recombiners (PARs) for Combustible Gas Contorol in Nuclear Power Plants Volume 2 Test Data for NIS PARs EPRI,EdF (1997)

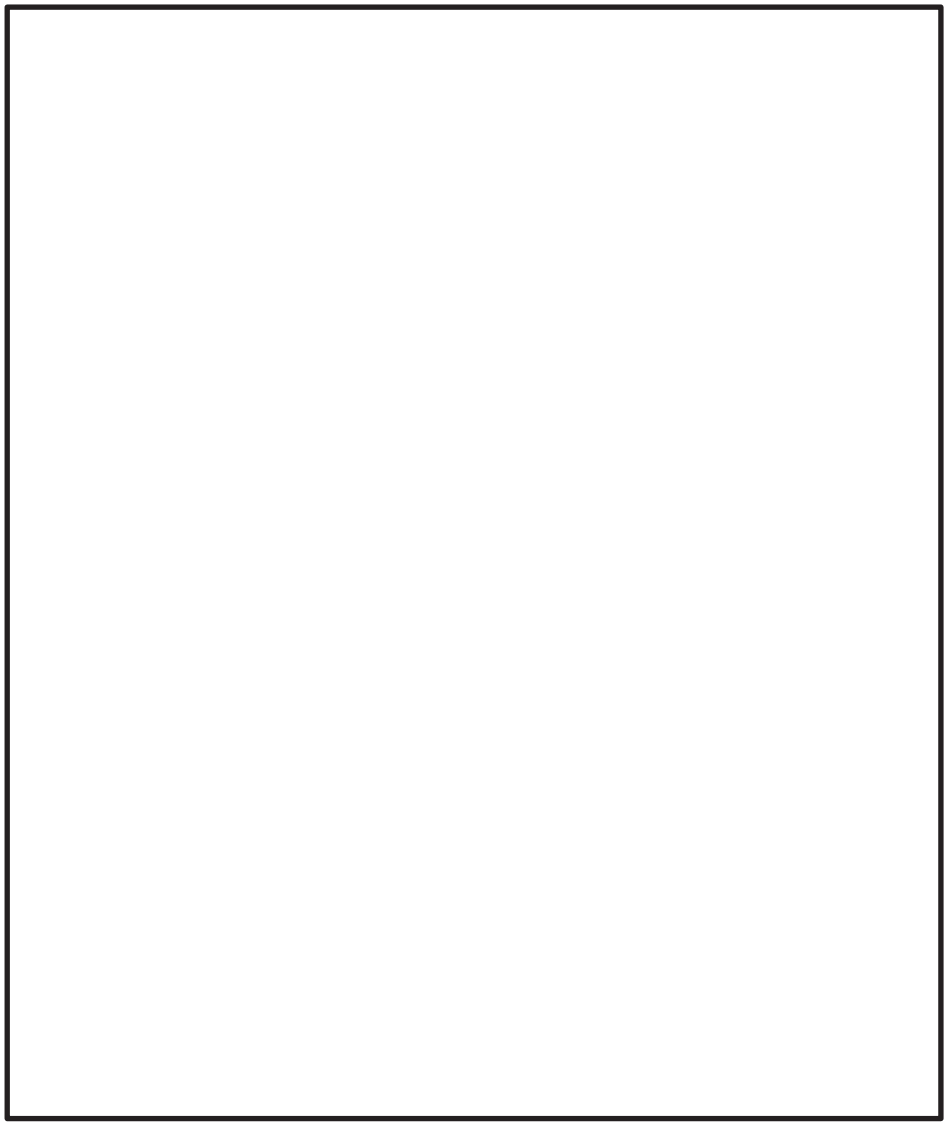
別紙 6　静的触媒式水素再結合装置のよう素による影響

よう素による PAR の水素処理性能への影響について，以下のとおり検討した。

1. BMC 試験によるよう素影響の確認

EPRI の「Effects of Inhibitors and Poisons on the Performance of Passive Autocatalytic Recombiners for Combustible Gas Control in ALWRs」において，NIS 社が実施した BMC 試験から，PAR に対するよう素の影響として，性能低下が報告されている。この試験は，[redacted] の環境を作り PAR の触媒によう素を付着させた後に水素処理性能への影響を確認したものである。実機の使用条件に比べて，PAR の触媒によう素が付着した状態での BMC 試験は保守的な試験である。試験装置の概要を第 6-1 図に示す。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



第 6-1 図　BMC 試験装置概要（参考図書 1）

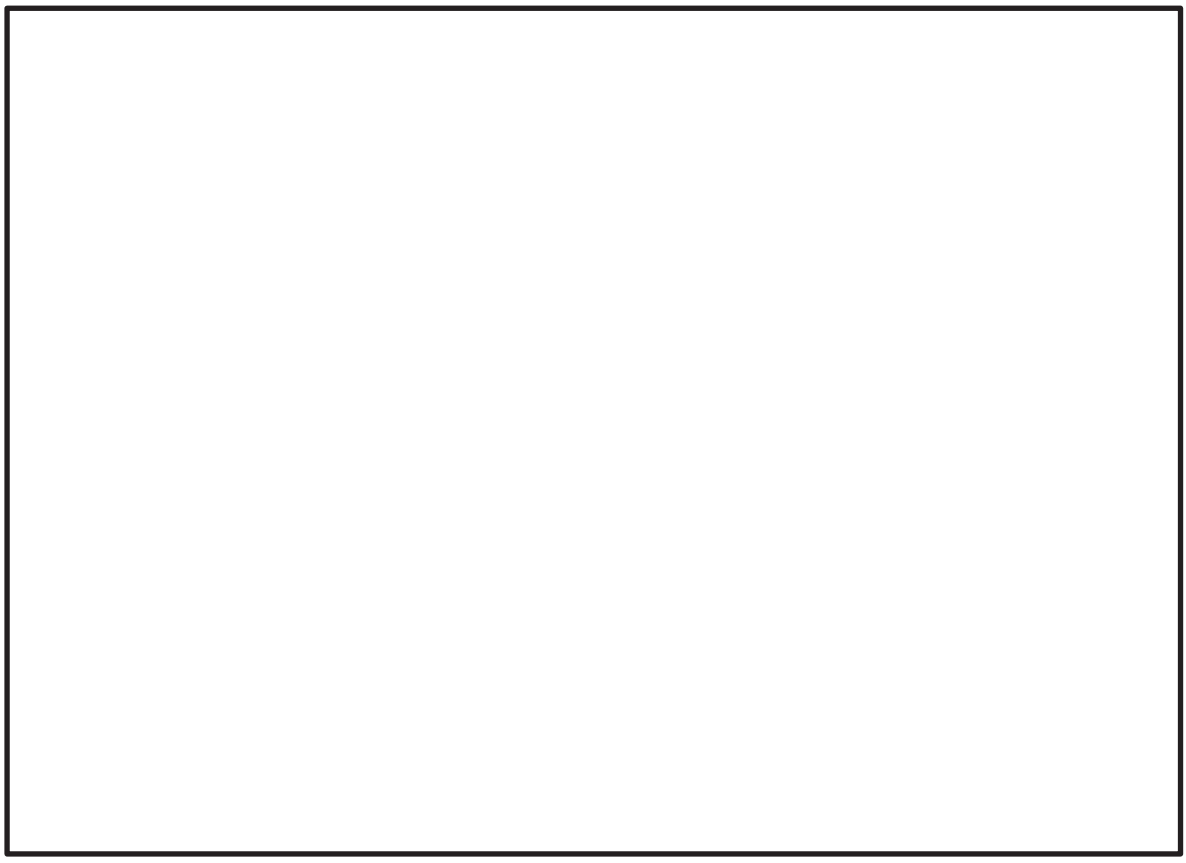
試験条件を第 6-1 表，試験結果を第 6-2 図に示す。この試験では，よう素が存在しない状態の実験データから理論的に決定された性能曲線と，よう素環境下での実験値の比較を行っている。

よう素環境下においては，よう素が存在しない状態に比較して約 25 %の水素処理性能の低下が見られる。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

第 6-1 表　BMC 試験条件

試験名称	BMC 試験
実施主体	NIS 社
試験条件	



第 6-2 図　よう素影響確認試験結果（参考図書 2）

2．水蒸気，温度及び圧力の影響

BMC 試験では，第 6-1 表に示す条件でのよう素による PAR の触媒性能低下の影響を確認しているが，BMC 試験の結果が実機条件に適用できることを確認するため，BMC 試験結果における水蒸気濃度，温度及び圧力の影響について評価する。

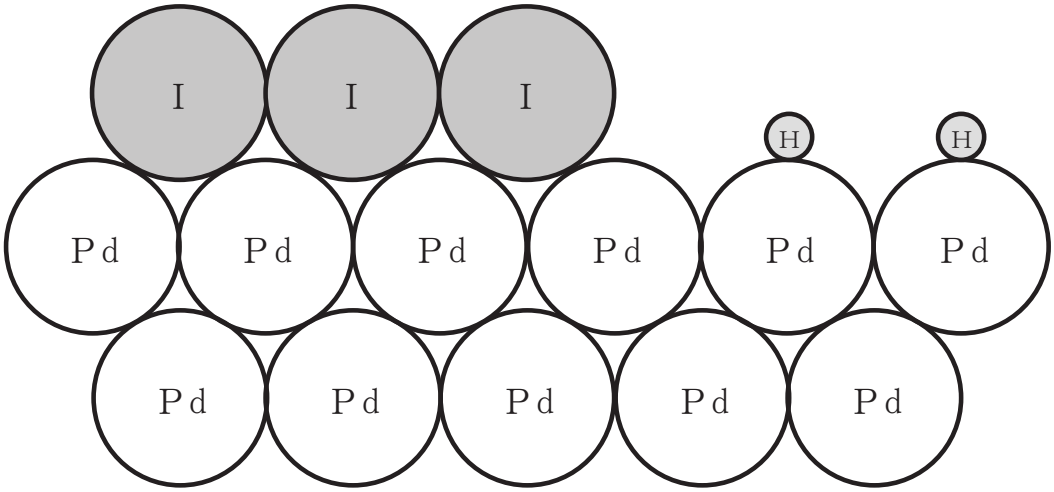
枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(1) 水蒸気濃度及び圧力の影響

よう素による水素処理性能の低下は，パラジウムとよう素が化学結合することにより，再結合反応する表面積が減少するために生じる（第 6-3 図参照)。水蒸気と圧力はパラジウム表面に結合しているよう素の状態を変えることができないため，パラジウムとよう素の化学結合は，水蒸気濃度及び圧力の変化には影響をほとんど受けない。

なお，水蒸気については，触媒に被膜が発生することによる物理的な触媒性能低下の影響が考えられるが，「別紙 7 重大事故等時のオペレーティングフロアにおける水蒸気濃度」に示すとおり，有意な影響がないことを確認している。さらに，触媒には疎水性コーティングが施されていることから，水蒸気による影響を防止することが可能である。

したがって，本試験結果を実機に適用する上で，水蒸気濃度及び圧力が与える大きな影響はないと考えられる。



第 6-3 図　パラジウムへのよう素の結合の概略図

(2) 温度の影響

雰囲気温度の変化に対しては，PAR 動作による触媒温度の上昇によりパラジウ

ムと化学結合したよう素が解離しやすくなり，パラジウムの触媒機能が回復する。よう素環境下での PAR 触媒の再結合効率と温度の関係を第 6-4 図に示す。

第 6-4 図　再結合効率と温度の関係（参考図書 2）

PAR は再結合反応を始めると，触媒温度が上昇し，触媒温度は 200℃を超える高温状態になる。PAR 触媒は，粒状の触媒をカートリッジに敷き詰めた構造となっており，すべての触媒が被毒物質に覆われることを防ぐよう設計上の配慮がされている。よって，被毒していない部分は再結合が始まり，それに伴い触媒の温度上昇が発生することで，被毒した部分のパラジウムとよう素が分離することで，触媒性能が回復する傾向になると考えられる。

したがって，よう素による被毒は，再結合反応の開始時に影響するものであり，反応が開始した後は，触媒温度上昇が支配的となり，試験条件としての温度は，影響を無視できるものと考えられる。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

3. 実機への適用

(1) 重大事故時のオペレーティングフロアのよう素濃度

重大事故時に格納容器から漏えいする可能性のあるよう素量について，第 6-2 表に示す条件で算出した結果，オペレーティングフロアに漏えいするよう素量は，約 450g であり，よう素濃度は約 0.015g/m^3 である。

第 6-2 表 格納容器から放出されるよう素量の評価条件

項目	無機よう素		有機よう素	設定理由
	0～2h	2～168h	0～168h	
初期インベントリー	18.7kg			平衡炉心末期を想定した ORIGEN2 計算値
格納容器放出率	61%			NUREG-1465 より設定
生成割合	91%		4%	R.G.1.195 より設定
除去係数(DF)	1	200	1	CSE 実験及び米国 SRP6.5.2 より，事象発生後 2 時間までは考慮せず 2 時間以降は DF200 を考慮
漏えい率	10%/day			PAR の設計条件として設定
オペレーティングフロア空間容積	30,000m^3			空間の構造物を除いた容積として設定

(2) 反応阻害ファクターの考慮

女川原子力発電所 2 号炉のオペレーティングフロアにおける重大事故時に想定されるよう素濃度は，約 0.015g/m^3 であり，試験条件と比べてよう素濃度は十分に低く，水素処理性能への影響は小さいと考えられるが，性能評価式に対し反応阻害ファクターとして保守的に 0.5（50%の性能低下）を考慮する。

なお，BMC 試験において使用している PAR は，NIS 社製 PAR（1/1scale）による試験結果であり，女川原子力発電所 2 号炉に設置する PAR Type22（1/4scale）とはスケールファクターが異なるが，スケールファクターによらず PAR 内の流速は

一律であり，触媒カートリッジ1枚あたりのよう素による被毒量は同じであることから，スケールファクターとよう素による被毒量に関係はなく，本試験結果は女川原子力発電所2号炉にも適用可能である。

≪参考図書≫

1. Experimental tests on the behaviour of the catalyzer model module developed by NIS under various system conditions and set ups - March 1991 by Battelle - Europe, Frankfurt am Main
2. EPRI ALWR Program (May 22, 1997)
   EFFECTS OF INHIBITORS AND POISONS ON THE PERFORMANCE OF PASSIVE AUTOCATALYTIC RECOMBINERS (PARs) FOR COMBUSTIBLE GAS CONTROL IN ALWRs

別紙７　重大事故等時のオペレーティングフロアにおける水蒸気濃度

(1) 水蒸気濃度の影響

水蒸気による PAR の水素処理性能への影響を確認するため,KALI 試験のデータ（参考図書 1）を使用する。KALI 試験では，水蒸気濃度が 50vol%の環境下において PAR が性能を発揮していることが確認されている。

蒸気環境下での影響について確認した KALI 試験の条件を第 7-1 表に，試験結果を第 7-1 図に示す。ドライ条件下と比べて，水蒸気濃度 50vol%の条件下において，PAR の性能は同等であり，水蒸気による影響はないと考えられる。

第 7-1 表　KALI 試験条件（蒸気環境下での影響）

試験ケース	温度	圧力	水素濃度	水蒸気濃度
N8/2	30℃	3.25bar	4vol%	0vol%
N9/2	114℃	3.25bar	4vol%	50vol%

第 7-1 図　KALI 試験結果（蒸気環境下での影響）

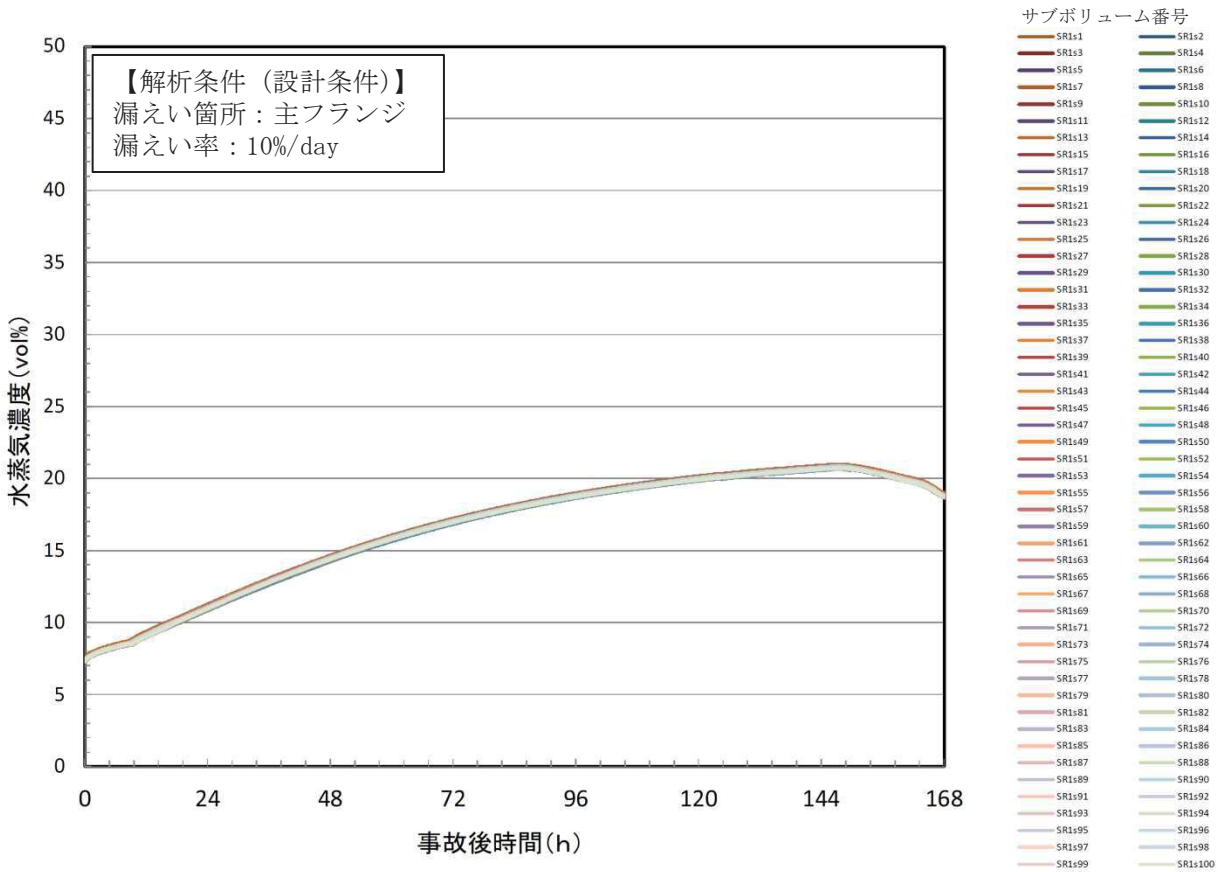
枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 7-1

(2) 実機への適用

重大事故時にオペレーティングフロアに想定する水蒸気濃度について GOTHIC コードによる解析を実施した。

解析の結果，水蒸気濃度は，第 7-2 図に示すとおり約 21vol%であり，水蒸気による影響はない。



第 7-3 図　オペレーティングフロア（全サブボリューム）の水蒸気濃度

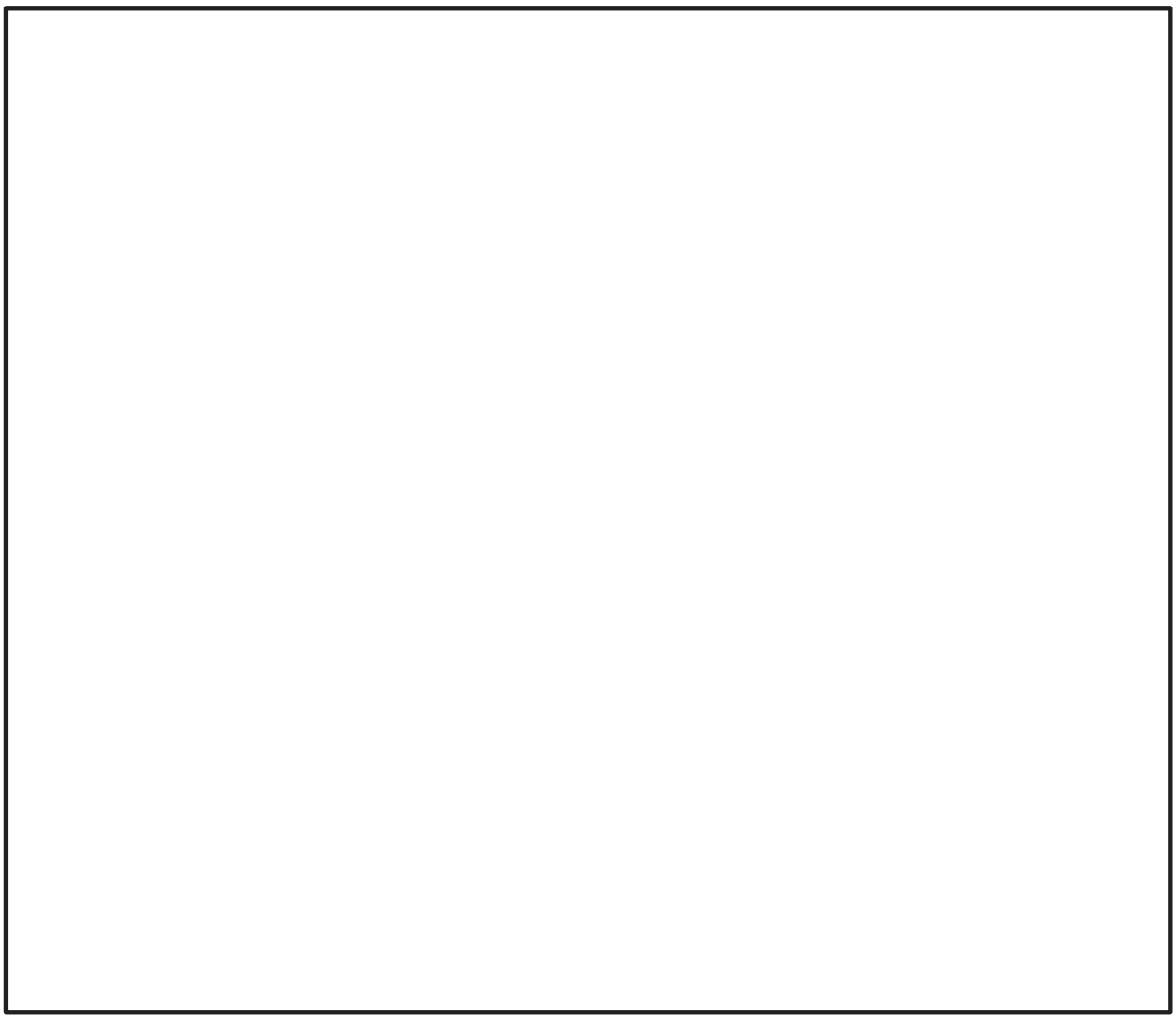
≪参考図書≫

1. Generic Tests of Passive Autocatalytic Recombiners(PARs) for Combustible Gas Control in Nuclear Power Plants, Volume 2 Test Data for NIS PARs, 1997, EPRI/EdF

別紙８　小漏えい時のオペレーティングフロアにおける水素挙動

格納容器から原子炉建屋原子炉棟内へ漏えいする水素が少ない場合において，水素が成層化しないことを解析により確認する。

解析モデル及び解析条件を第 8-1 図及び第 8-1 表に示す。格納容器漏えい率を設計条件である 10%/day よりも少ない漏えい率として 0.5%/day とする。



第 8-1 図　原子炉建屋原子炉棟内解析モデル

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

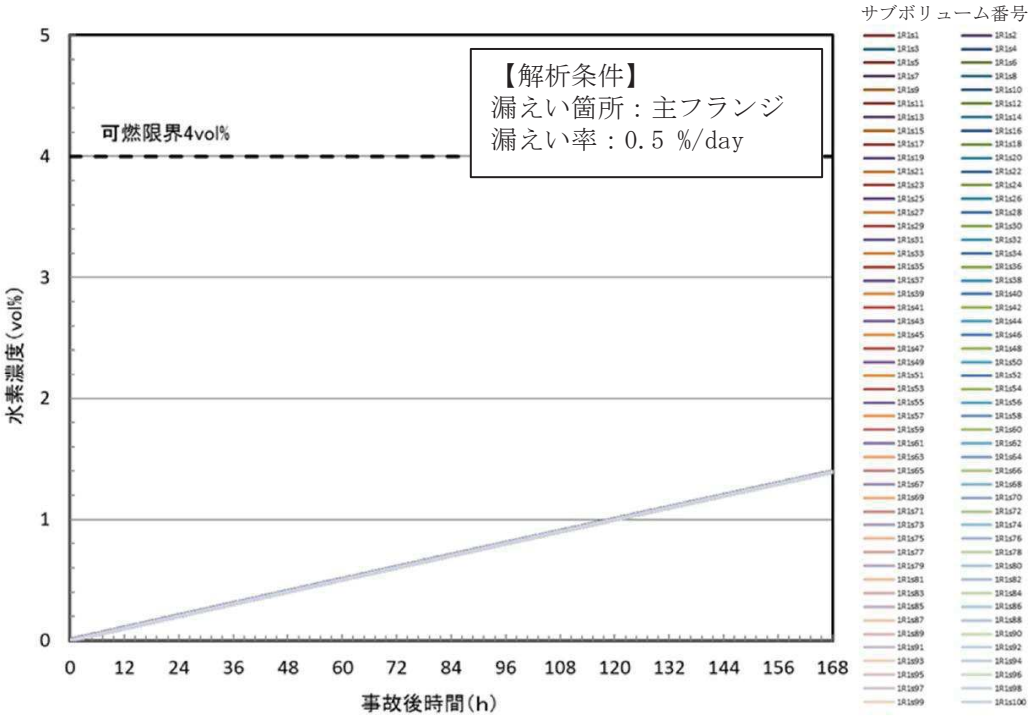
別紙 8-1

第 8-1 表　GOTHIC コードによる解析条件

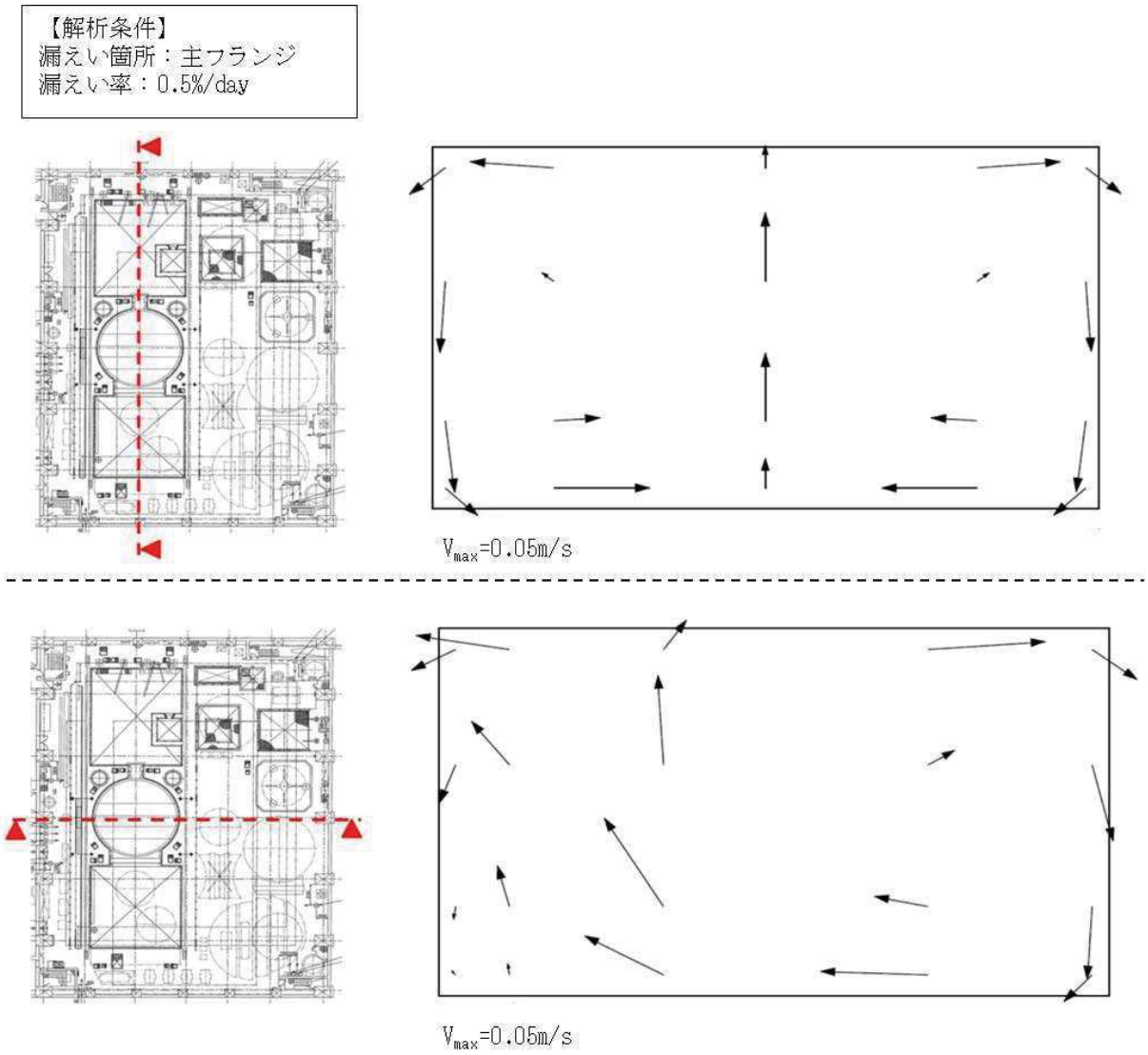
項目	解析条件	設定理由
格納容器条件		
格納容器圧力	854kPa［gage］(2Pd)	第 2.3.3.1-1 表に同じ
格納容器温度	200℃	
水素発生量	有効燃料長被覆管 100%（AFC100%） 990kg	
格納容器ガス組成	・水素　16vol% ・窒素　16vol% ・水蒸気　68vol%	
格納容器漏えい率	0.5%/day	格納容器の設計漏えい率として設定
漏えい箇所	ドライウェル主フランジ （オペレーティングフロア）	第 2.3.3.1-1 表に同じ
原子炉建屋初期条件		
建屋圧力	101.325kPa［abs］	第 2.3.3.1-1 表に同じ
建屋温度	40℃	
建屋ガス組成	・酸素　19.5vol% ・窒素　73.2vol% ・水蒸気　7.3vol%	
建屋解析モデル		
建屋解析モデル	原子炉建屋原子炉棟内 ｵﾍﾟﾚｰﾃｨﾝｸﾞﾌﾛｱ　30,000m^3 2 階　3,100m^3 1 階　3,100m^3 地下 1 階　8,700m^3 トーラス室　7,300m^3	第 2.3.3.1-1 表に同じ
放熱条件		
放熱面積	4,000m^3	第 2.3.3.1-1 表に同じ
外気温	40℃	
PAR の性能		
水素処理容量	$DR = \mathrm{A}\left(\frac{C_{H2}}{100}\right)^{1.307}\frac{P}{T}\cdot 3600\cdot SF$ DR ：水素処理容量［kg/h］ A　：係数 [redacted] C_{H2} ：PAR 入口水素濃度［vol%］ P　：雰囲気圧力［bar］ T　：雰囲気温度［K］ SF ：スケールファクター	－
反応阻害物質ファクター	0.5	2.3.2 節参照
低酸素ファクター	$F_{lowO2} = 0.7421\left(\frac{C_{O2}}{C_{H2}}\right)^3 - 0.6090\left(\frac{C_{O2}}{C_{H2}}\right)^2 + 0.7046\left(\frac{C_{O2}}{C_{H2}}\right) - 0.026$ ただし，1 以上の場合は全て 1 とし，0 未満の場合は全て 0 とする。 C_{O2} ：酸素濃度［vol%］	－
動作開始水素濃度	1.5vol%	別紙 9 参照
起動酸素濃度	2.5vol%	－
設置台数	19 台	－

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

解析の結果，小漏えい時の PAR が動作していない場合においても，水素がオペレーティングフロアで対流し，均一化することが確認された。オペレーティングフロアにおける水素挙動及び対流の状況を第 8-2 図及び第 8-3 図に示す。



第 8-2 図　オペレーティングフロア（全サブボリューム）の水素挙動

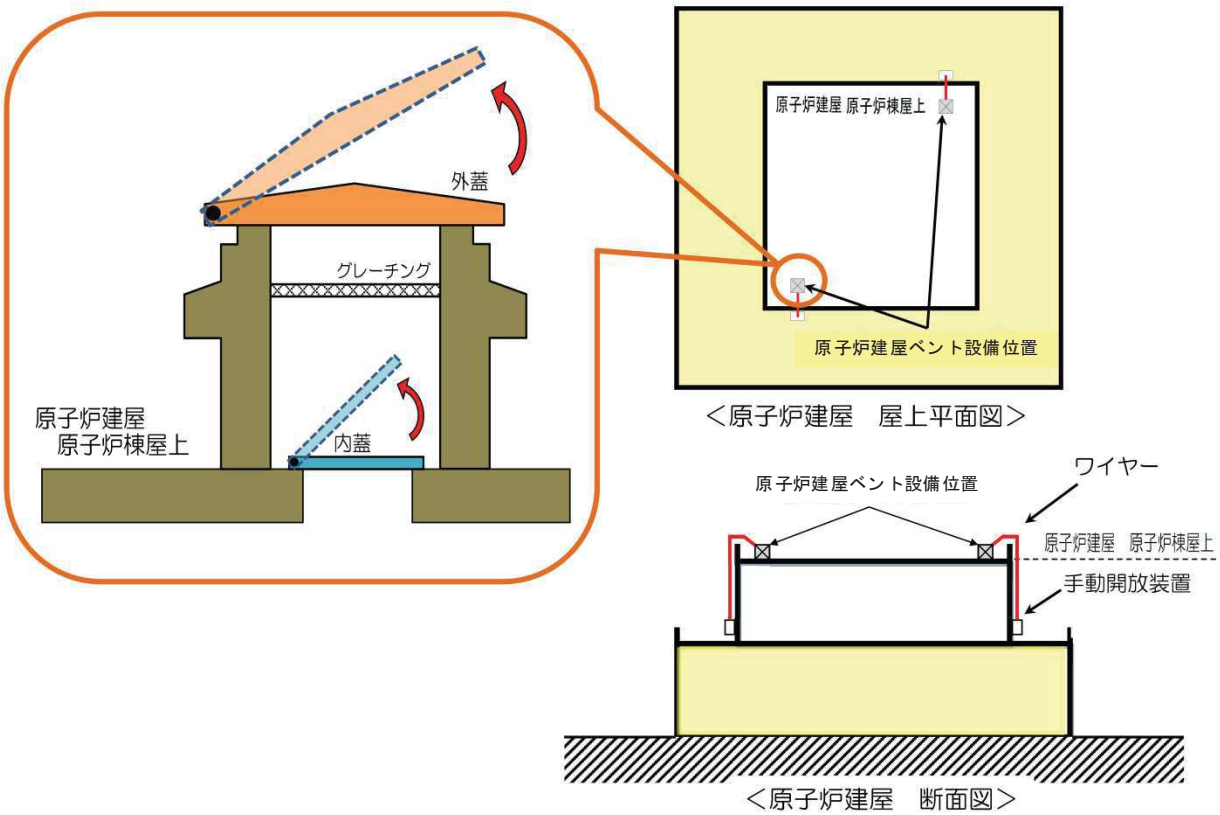


第 8-3 図　オペレーティングフロアの速度ベクトル分布

（参考）　原子炉建屋ベント設備

解析の結果，小漏えい時の PAR が動作していない場合においても，水素がオペレーティングフロアで対流し，均一化することを確認しているが，万が一，成層化が想定された場合は，水素を原子炉建屋外に排出することで水素滞留を防止するための自主対策設備である原子炉建屋ベント設備により対応する方法がある。原子炉建屋ベント設備のイメージを第 1 図に示す。

原子炉建屋ベント設備は，ワイヤーにて遠隔操作可能な設計とし，開放する場合は，原子炉建屋外への放射性物質の拡散を抑制するため，放水設備（大気への拡散抑制設備）による原子炉建屋への放水を並行して実施する。



第 1 図　原子炉建屋ベント設備イメージ

別紙９　静的触媒式水素再結合装置の再結合反応開始遅れ

SNL 試験及び THAI 試験において，PAR の再結合反応開始水素濃度の確認を行っている。この結果，雰囲気圧力，温度及び水蒸気濃度に対する相関関係は見られず概ね水素濃度 1vol%未満で再結合反応を開始している。

女川原子力発電所 2 号炉の PAR の設計における解析条件は，PAR の動作開始水素濃度を 1.5vol%としており，再結合反応開始遅れは原子炉建屋原子炉棟内の水素挙動へ影響しない。

なお，PAR が水素濃度 1.5vol%以前に動作した場合でも，PAR の発熱に伴う水素処理への影響はほとんどなく，原子炉建屋原子炉棟内の初期の水素濃度はより低い挙動を示す。

1.　SNL 試験による再結合反応開始遅れの確認

PAR が再結合反応を開始する水素濃度を第 9-1 表に示す。PAR-1 と PAR-3 では，雰囲気温度及び水蒸気濃度の違いがあるが，再結合反応開始水素濃度は 0.3mol%と 0.4mol%であり大きな差は見られていない。

第 9-1 表　SNL 試験の試験条件及び反応開始水素濃度（参考図書 1）

試験番号	試験条件			反応開始水素濃度
	圧力	温度	水蒸気濃度	
PAR-1	2.1bar	23℃	0mol%	0.3mol%
PAR-3	2.1bar	102℃	52mol%	0.4mol%

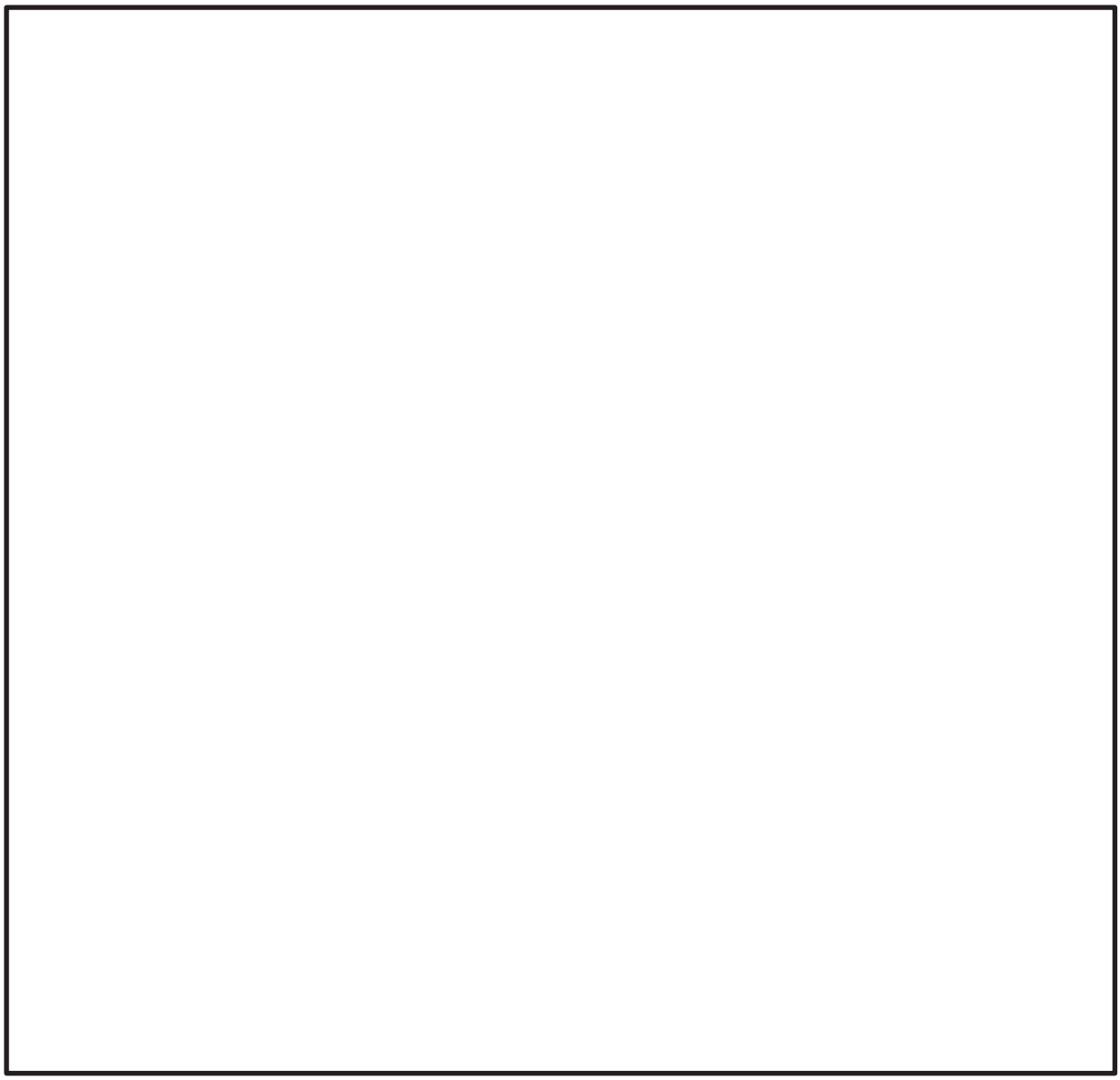
2.　THAI 試験による再結合反応開始遅れの確認

PAR が再結合反応を開始する水素濃度を第 9-2 表に示す。雰囲気圧力，温度及び水蒸気濃度の違いはあるが，再結合反応開始水素濃度の相関関係は見られず，いずれの試験においても 1vol%未満で再結合反応を開始している。

THAI 試験の試験装置を第 9-1 図及び第 9-2 図に示す。

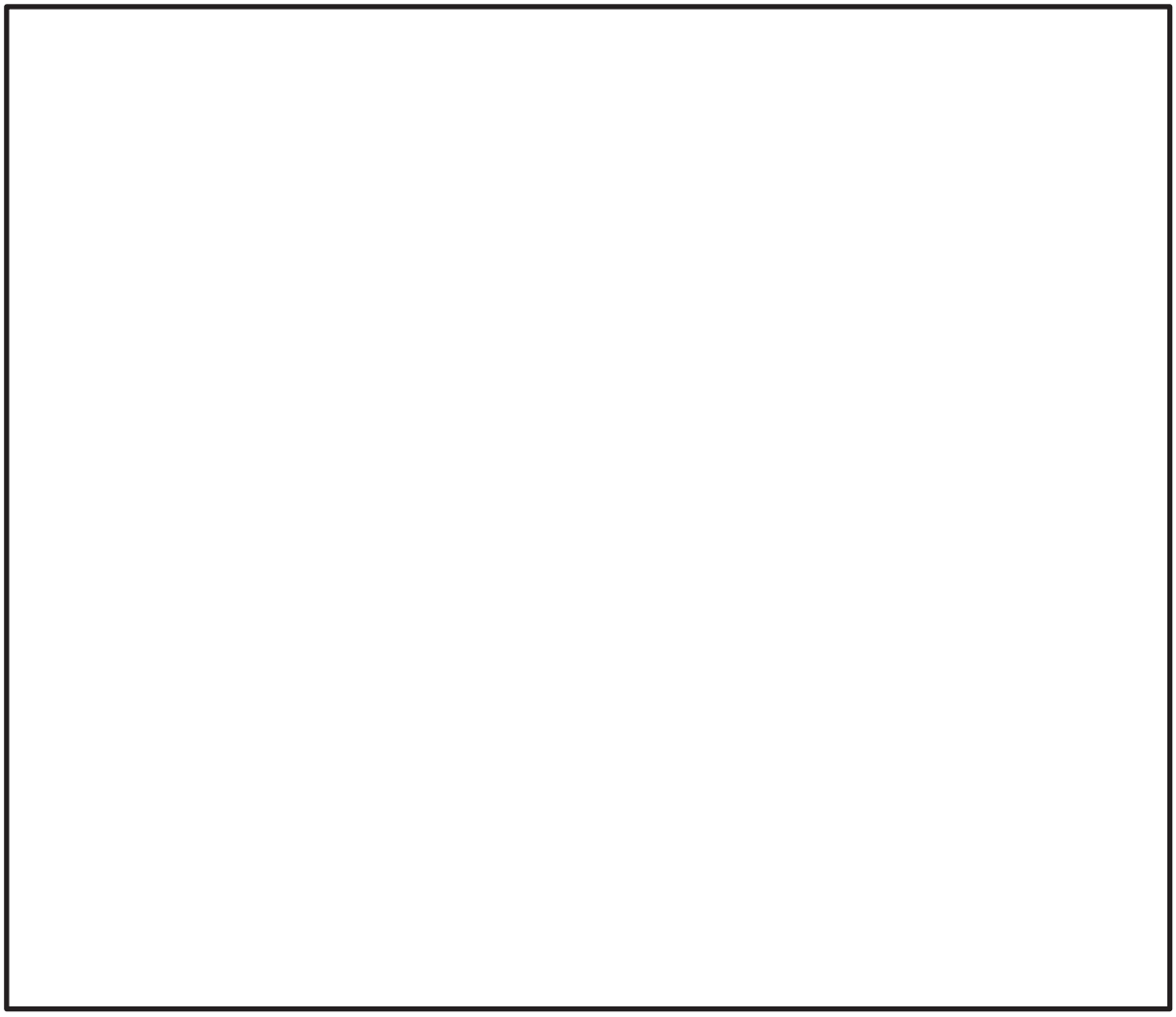
第 9-2 表　THAI 試験の試験条件及び反応開始水素濃度（参考図書 2,3）

試験番号	試験条件			反応開始水素濃度
	圧力	温度	水蒸気濃度	
HR-16				
HR-40				
HR-41				
HR-42				



第 9-1 図　HR test configuration with selected instrument（参考図書 2）

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



第 9-2 図　NIS PAR instrumentation（参考図書 2）

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 9-3

≪参考図書≫

1. Nuclear Technology Vol.129 Mar. 2000
   TESTING A PASSIVE AUTOCATALYTIC RECOMBINER IN SURTESY FACILITY
   THOMAS K. BLANCHAT Sandia National Laboratories
2. OECD/NEA THAI Project Quick Look Report Novamber 2013
   Hydrogen Recombiner tests with NIS PAR (HR-40,HR-41,and HR-42),
   Becker Technologies GmbH
3. Reactor Safety Research Project 150 1326 OECD/NEA THAI Project Quick Look Report,Hydrogen Recombiner Tests HR-14 to HR-16 (Tests using a NIS PAR),Areva, AECL and NIS PAR Comparison,Becker Technologies GmbH

別紙 10　KALI 試験，SNL 試験及び THAI 試験の試験データ適用性について

水蒸気濃度の PAR 性能への影響，水素再結合反応開始遅れの影響における，KALI 試験，SNL 試験及び THAI 試験によるデータを用いて示した項目について，試験データの適用性を示す。各試験データは，第 10-1 表に示す項目に対して用いている。以下にそれぞれの項目についての適用性を示す。

第 10-1 表　試験データを使用した項目について

No.	説明項目	使用した試験データ		
		KALI 試験	SNL 試験	THAI 試験
1	水蒸気濃度の PAR 性能への影響	○	―	―
2	水素再結合反応開始遅れの影響	―	○	○

1. 水蒸気濃度の PAR 性能への影響

水蒸気による PAR の水素処理性能への影響を確認するため，KALI 試験のデータを使用する。KALI 試験では，水蒸気濃度が 50vol%の環境下において PAR が性能を発揮していることが確認されている。

PAR は，触媒に疎水性コーティングが施されていることから，基本的に水蒸気の影響を受けない。仮に水蒸気により触媒が影響を受けた場合でも，PAR の動作が始まっている場合には，発熱により触媒が高温になるため，水蒸気による水滴の付着を防止することが可能である。したがって，水蒸気による PAR 性能への影響は，触媒反応の開始が重要であり，反応開始後は PAR 型式に関わらず性能を発揮すると考えられることから，水蒸気影響を確認する試験において PAR 型式は重要にならない。

以上のことから，KALI 試験の結果は，女川原子力発電所 2 号炉に設置する PAR

の水蒸気による影響評価に適用可能である。

2. 水素再結合反応開始遅れの影響

PAR 反応開始遅れの影響を確認するために，PAR の水素処理量・温度等を時刻暦で取得している SNL 試験及び THAI 試験のデータを使用する。

SNL 試験に使用した PAR と女川原子力発電所 2 号炉に設置する PAR の主要仕様を第 10-2 表に，THAI 試験に使用した PAR と女川原子力発電所 2 号炉に設置する PAR の主要仕様を第 10-3 表に示す。

第 10-2 表及び第 10-3 表に示すとおり，女川原子力発電所 2 号炉に設置する PAR と比較すると，いずれの試験においても NIS 社製 PAR を使用しているが，カートリッジ枚数及びチムニーの有無に違いがある。

カートリッジ枚数の違いについては，スケールファクターを考慮した性能評価式を適用することで，考慮不要である。

チムニーの有無の違いについては，チムニーの効果が触媒反応に伴う発熱による PAR 内での上昇気流を増加させることで水素処理能力を向上させるものであり，PAR の反応初期における発熱による温度変化及び定格水素処理能力に達するまでの時間に影響するものではないことから，水素再結合反応遅れの確認においては考慮不要である。

以上のことから，SNL 試験及び THAI 試験の結果は，女川原子力発電所 2 号炉に設置する PAR の水素再結合反応遅れの影響評価に適用可能である。

第 10-2 表　SNL 試験及び実機における PAR 主要仕様

項目	女川原子力発電所 2 号炉	SNL 試験
PAR 外形		
PAR 製造社	NIS 社	NIS 社
触媒カートリッジ数	22 枚 (88 枚タイプの 1/4scale)	44 枚 (88 枚タイプの 1/2scale)
チムニー有無	なし	あり

第 10-3 表　THAI 試験及び実機における PAR 主要仕様

項目	女川原子力発電所 2 号炉	THAI 試験
PAR 外形		
PAR 製造社	NIS 社	NIS 社
触媒カートリッジ数	22 枚 (88 枚タイプの 1/4scale)	11 枚 (88 枚タイプの 1/8scale)
チムニー有無	なし	あり

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 11　有効性評価における原子炉建屋原子炉棟内の水素挙動

1．原子炉建屋原子炉棟内への水素漏えいが想定される事象

格納容器から原子炉建屋原子炉棟内への水素漏えい事象として，格納容器破損モードのうち，事象進展が早く格納容器圧力及び温度が高く推移する「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」を選定し，GOTHIC コードによる解析により原子炉建屋原子炉棟内の水素挙動について確認した。

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）」では，格納容器内へ流出した高温の原子炉冷却材及び溶融炉心の崩壊熱によって発生した水蒸気並びにジルコニウムー水反応等によって発生した非凝縮性ガスが蓄積する。本事象は，非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失するため，原子炉水位は急速に低下する。水位低下により炉心は露出し，事象発生から約 4 分後に炉心損傷に至り，早い段階から水素が発生する事象である。

2．解析条件

原子炉建屋原子炉棟内の水素挙動の解析ケースは以下のとおりとする。

・代替循環冷却系を使用する場合

ケース 1：ドライウェル主フランジを含むシール部からの漏えい

ケース 2：原子炉格納容器頂部注水系の使用を考慮したドライウェル主フランジを除くシール部からの漏えい

・代替循環冷却系を使用できない場合（原子炉格納容器フィルタベント系を使用する場合）

ケース 3：ドライウェル主フランジを含むシール部からの漏えい

ケース 4：原子炉格納容器頂部注水系の使用を考慮したドライウェル主フランジを除くシール部からの漏えい

なお，ケース 2 及びケース 4 では原子炉ウェルに注水された水が蒸発し，オペレ

ーティングフロアに水蒸気が流入することを想定する。

GOTHIC コードの解析条件（格納容器からの漏えい条件）を第 11-1 表及び第 11-2 表に示す。格納容器圧力，格納容器温度及び格納容器内ガス組成は，第 11-1 図から第 11-8 図に示す「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のシナリオにおける代替循環冷却系を使用する場合又は代替循環冷却系を使用できない場合（原子炉格納容器フィルタベント系を使用する場合）における各パラメータを，原子炉建屋原子炉棟への水素漏えい量の観点でそれぞれ保守側に包絡するように設定する。

漏えい率については，格納容器設計漏えい率を下限として，格納容器圧力，格納容器温度及びガス組成を用いてAEC の式により算出される値を包絡する値として設定する。

なお，ケース 3 及びケース 4 では，事故後 60 時間以降は，原子炉格納容器フィルタベント系により水素が格納容器外に排出されるため，原子炉建屋原子炉棟内への水素漏えいはなく，水蒸気のみの漏えいが継続するものとする。

ケース共通の解析条件を第 11-3 表に，各シール部からの漏えい割合を第 11-4 表に示す。

ケース 2 及びケース 4 における原子炉ウェル沸騰による蒸気発生量を第 11-5 表及び第 11-6 表に示す。原子炉ウェル沸騰による蒸気発生量は，「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のシナリオにおける代替循環冷却系を使用する場合又は代替循環冷却系を使用できない場合（原子炉格納容器フィルタベント系を使用する場合）における MAAP コードによる蒸気発生量評価を基に，GOTHIC コードの解析条件を設定している。

また，ケース 1 及びケース 3 における解析モデルを第 11-11 図に，ケース 2 及びケース 4 における解析モデルを第 11-12 図に示す。

第 11-1 表　GOTHIC コードによる解析条件（ケース 1 及びケース 2）

<table>
<tr><th colspan="2" rowspan="2">項目</th><th colspan="6">条件</th></tr>
<tr><th>0～6h</th><th>6～24h</th><th>24～36h</th><th>36～48h</th><th>48～72h</th><th>72～168h</th></tr>
<tr><td rowspan="6">ドライウェル</td><td>格納容器圧力
(kPa[gage])</td><td colspan="3">550</td><td>300</td><td>250</td><td>200</td></tr>
<tr><td>格納容器温度
(℃)</td><td colspan="3">200</td><td colspan="3">171</td></tr>
<tr><td>水素分率
(vol%)</td><td colspan="2">10</td><td>15</td><td colspan="3">20</td></tr>
<tr><td>窒素分率
(vol%)</td><td>0</td><td colspan="2">10</td><td colspan="3">35</td></tr>
<tr><td>水蒸気分率
(vol%)</td><td>90</td><td>80</td><td>75</td><td colspan="3">45</td></tr>
<tr><td>格納容器漏えい率*
(%/day)</td><td colspan="3">1.3</td><td>0.7</td><td>0.65</td><td>0.6</td></tr>
<tr><td rowspan="6">サプレッションチェンバ</td><td>格納容器圧力
(kPa[gage])</td><td colspan="3">550</td><td>300</td><td>250</td><td>200</td></tr>
<tr><td>格納容器温度
(℃)</td><td colspan="3">200</td><td colspan="3">171</td></tr>
<tr><td>水素分率
(vol%)</td><td colspan="2">25</td><td>20</td><td colspan="3">15</td></tr>
<tr><td>窒素分率
(vol%)</td><td colspan="3">30</td><td colspan="3">25</td></tr>
<tr><td>水蒸気分率
(vol%)</td><td colspan="2">45</td><td>50</td><td colspan="3">60</td></tr>
<tr><td>格納容器漏えい率*
(%/day)</td><td colspan="3">1.3</td><td>0.7</td><td>0.65</td><td>0.6</td></tr>
</table>

＊：格納容器漏えい率は，以下の式（AEC 式）により算出される値に余裕を考慮した値とする。

$$L = L_0\sqrt{\frac{(P-P_a)RT}{(P_0-P_a)R_0T_0}}$$

L　　：事故時の格納容器漏えい率［%/day］
L_0　：漏えい試験時の格納容器漏えい率［%/day］
P　　：事故時の格納容器圧力［Pa］
P_a　：格納容器外の圧力［Pa］
R　　：事故時の格納容器の気体定数［kJ/kg･K］
T　　：事故時の格納容器温度［K］
P_0　：漏えい試験時の格納容器圧力［Pa］
R_0　：漏えい試験時の気体定数［kJ/kg･K］
T_0　：漏えい試験時の格納容器温度［K］

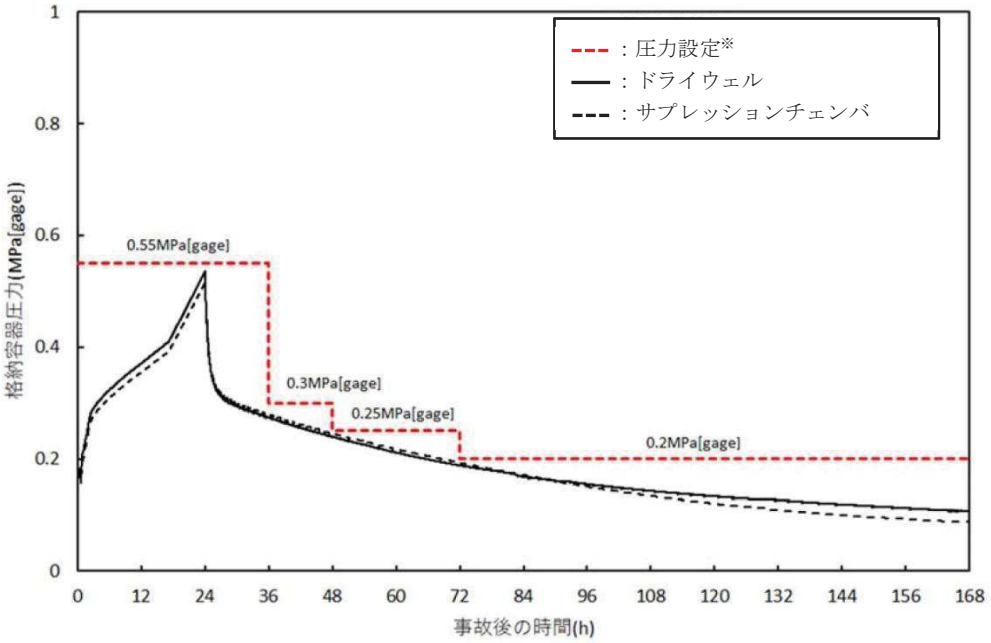
第 11-2 表　GOTHIC コードによる解析条件（ケース 3 及びケース 4）

項目		条件		
		0～6h	6～60h	60～168h
ドライウェル	格納容器圧力 (kPa[gage])	854		50
	格納容器温度 (℃)	200		171
	水素分率 (vol%)	10		0
	窒素分率 (vol%)	0	10	0
	水蒸気分率 (vol%)	90	80	100
	格納容器漏えい率* (%/day)	1.3		0.5 (設計漏えい率)
サプレッションチェンバ	格納容器圧力 (kPa[gage])	854		50
	格納容器温度 (℃)	200		171
	水素分率 (vol%)	25		0
	窒素分率 (vol%)	30		0
	水蒸気分率 (vol%)	45		100
	格納容器漏えい率* (%/day)	1.3		0.5 (設計漏えい率)

*：格納容器漏えい率は，以下の式（AEC 式）により算出される値に余裕を考慮した値とする。

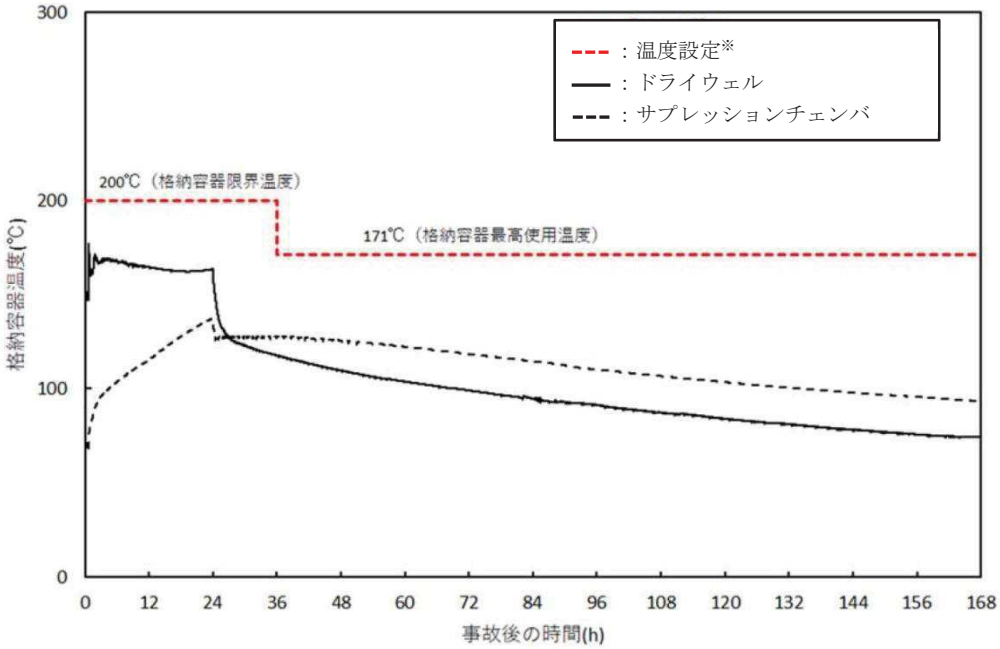
$$L = L_0\sqrt{\frac{(P-P_a)RT}{(P_0-P_a)R_0T_0}}$$

L　　：事故時の格納容器漏えい率［%/day］
L_0　：漏えい試験時の格納容器漏えい率［%/day］
P　　：事故時の格納容器圧力［Pa］
P_a　：格納容器外の圧力［Pa］
R　　：事故時の格納容器の気体定数［kJ/kg･K］
T　　：事故時の格納容器温度［K］
P_0　：漏えい試験時の格納容器圧力［Pa］
R_0　：漏えい試験時の気体定数［kJ/kg･K］
T_0　：漏えい試験時の格納容器温度［K］



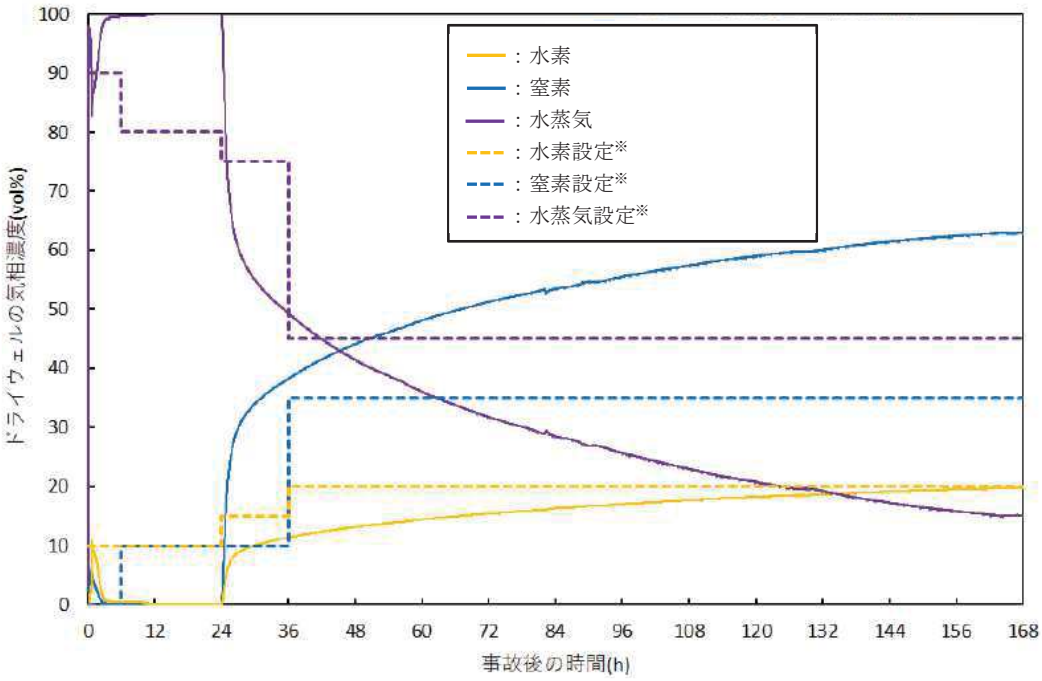
※：水素の漏えい量が多くなる条件として格納容器圧力は高い側に包絡する。

第 11-1 図　格納容器圧力の解析条件（ケース 1 及びケース 2）



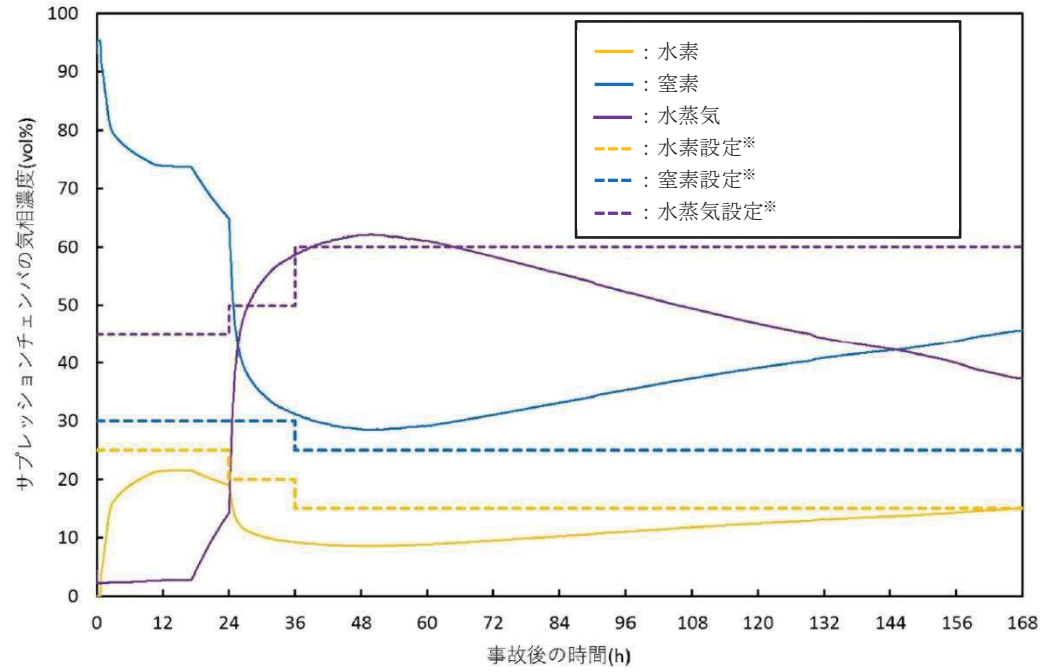
※：漏えいした水蒸気が凝縮し易く原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度が高くなる条件として格納容器温度は高い側に包絡する。

第 11-2 図　格納容器気相部温度の解析条件（ケース 1 及びケース 2）



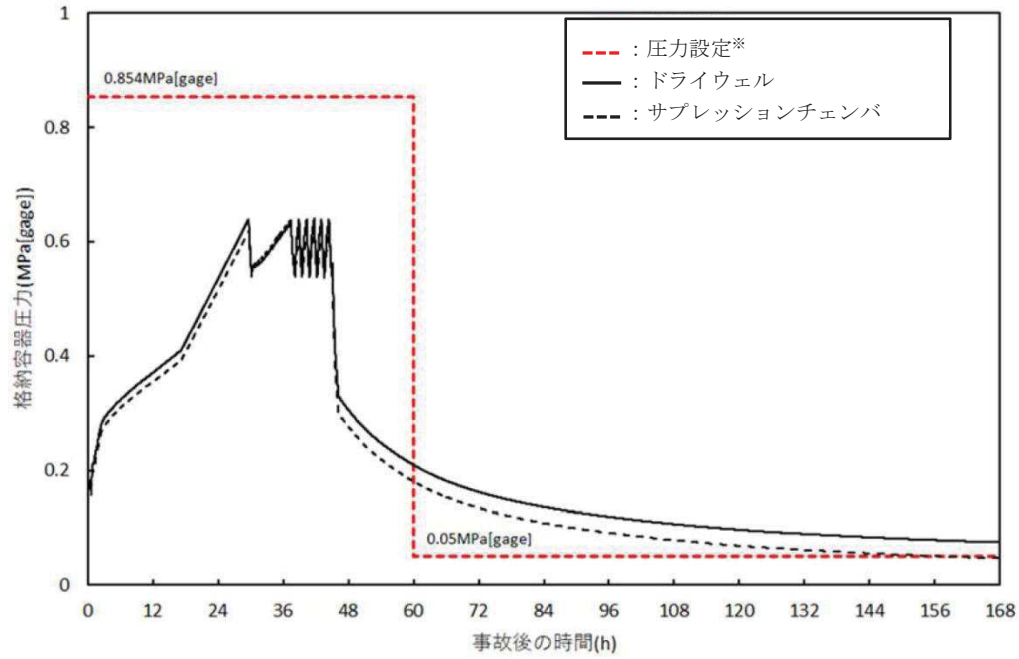
※：水素の漏えい量が多くなる条件として水素は高い側に包絡する。また，窒素は低い側に包絡し，残りを水蒸気とする。なお，6 時間から 24 時間の間において水素及び窒素は，0vol%程度であるが，保守的に水素を 10vol%と設定し，その場合ドライウェルに同量以上存在する窒素についても 10vol%として設定する。

第 11-3 図　ドライウェルガス組成の解析条件（ケース 1 及びケース 2）



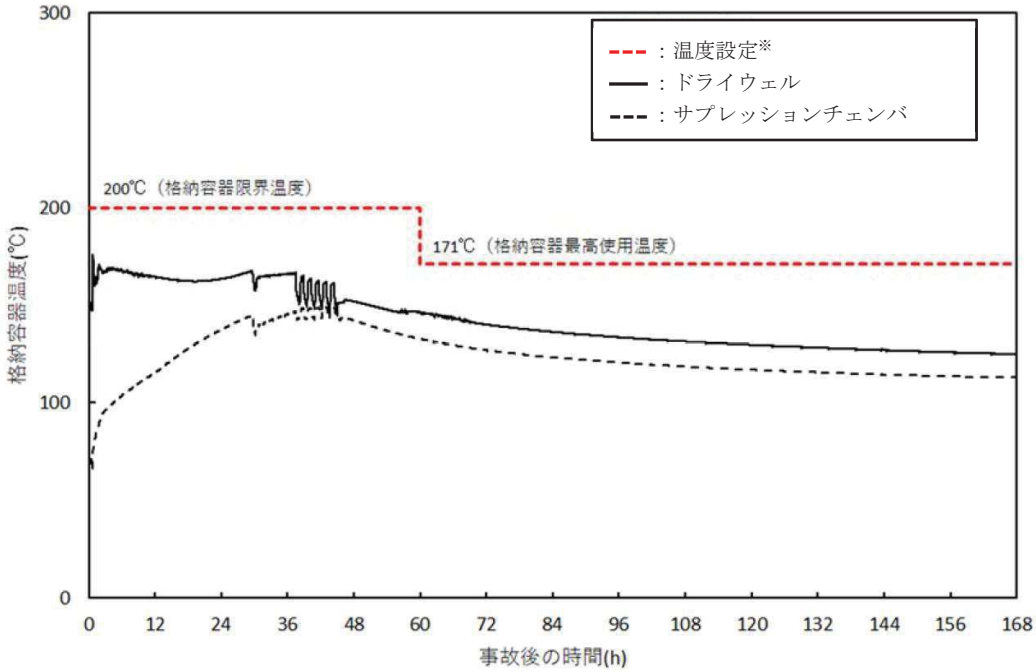
※：水素の漏えい量が多くなる条件として水素は高い側に包絡する。また，窒素は低い側に包絡し，残りを水蒸気とする。

第 11-4 図　サプレッションチェンバガス組成の解析条件（ケース 1 及びケース 2）



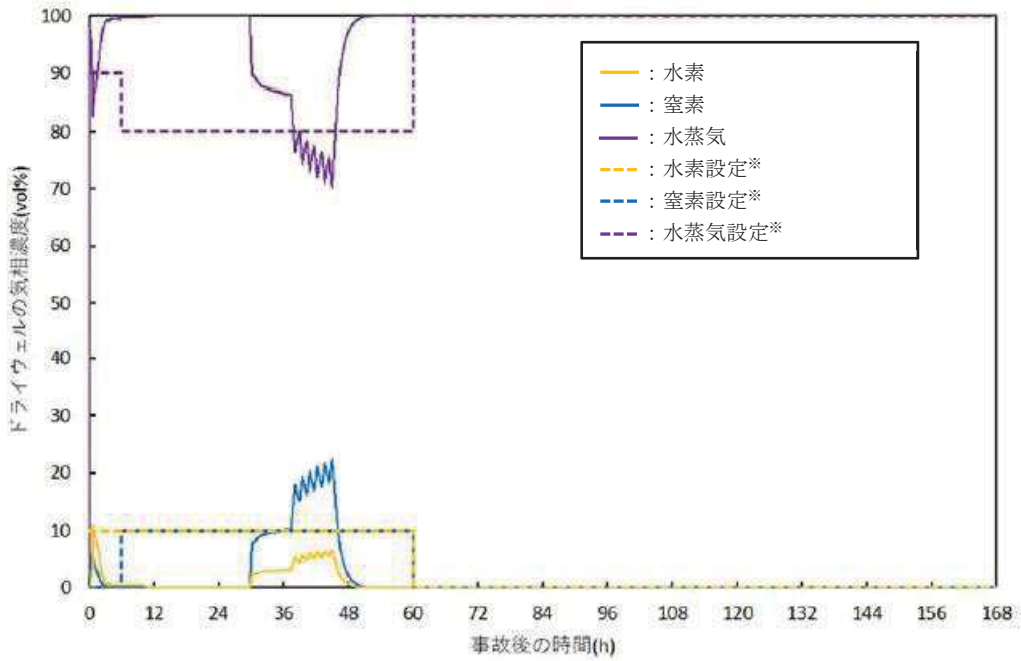
※：解析上の格納容器ベント時間（60 時間）まで水素の漏えい量が多くなる条件として格納容器圧力は高い側に包絡し，格納容器ベント後は格納容器内の水素がなくなるため原子炉建屋原子炉棟への漏えいガスが少なくなる条件として格納容器圧力は低い側を包絡する。

第 11-5 図　格納容器圧力の解析条件（ケース 3 及びケース 4）



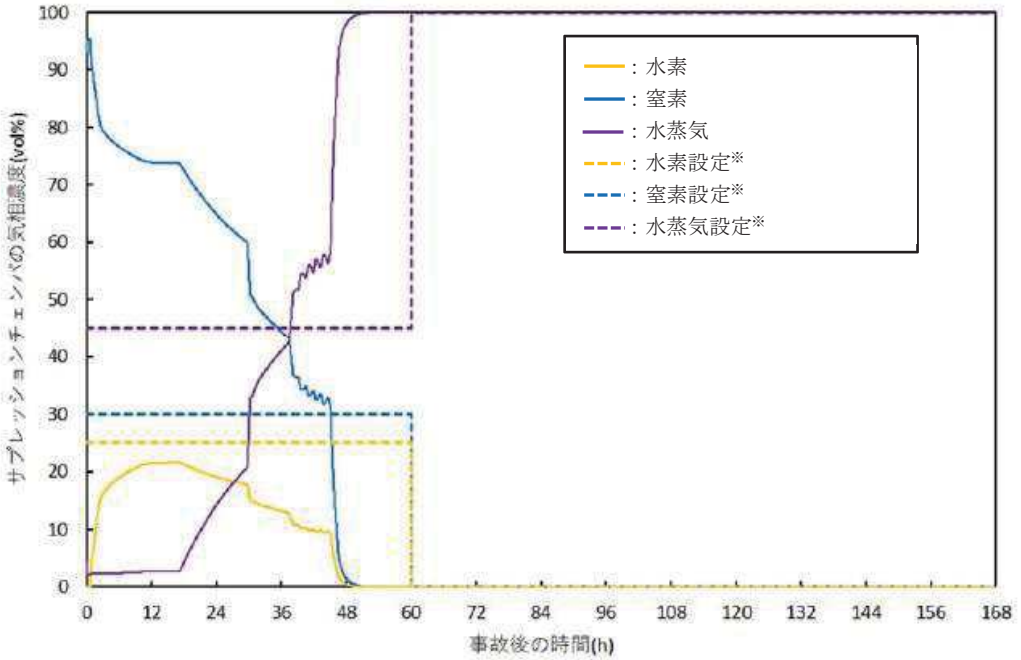
※：漏えいした水蒸気が凝縮し易く原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度が高くなる条件として格納容器温度は高い側に包絡する。

第 11-6 図　格納容器気相部温度の解析条件（ケース 3 及びケース 4）



※：水素の漏えい量が多くなる条件として水素は高い側に包絡する。また，窒素は低い側に包絡し，残りを水蒸気とする。なお，6 時間から約 30 時間及び約 48 時間から 60 時間の間において水素及び窒素は，0vol%程度であるが，保守的に水素を 10vol%と設定し，その場合ドライウェルに同量以上存在する窒素についても 10vol%として設定する。

第 11-7 図　ドライウェルガス組成の解析条件（ケース 3 及びケース 4）



※：水素の漏えい量が多くなる条件として水素は高い側に包絡する。また，窒素は低い側に包絡し，残りを水蒸気とする。なお，約 48 時間から 60 時間の間において水素及び窒素は，0vol%程度であるが，保守的に水素を 25vol%と設定し，その場合サプレッションチェンバに同量以上存在する窒素については 30vol%として設定する。

第 11-8 図　サプレッションチェンバガス組成（0～168 時間）の解析条件

（ケース 3 及びケース 4）

第 11-3 表　GOTHIC コードによる解析条件(1/2)

項目	解析条件	設定理由
格納容器条件		
格納容器圧力	第 11-1 表，第 11-2 表のとおり	－
格納容器温度	第 11-1 表，第 11-2 表のとおり	－
格納容器ガス組成	第 11-1 表，第 11-2 表のとおり	－
格納容器漏えい率	第 11-1 表，第 11-2 表のとおり	－
漏えい箇所	・ドライウェル主フランジ ・逃がし安全弁搬出入口 ・所員用エアロック ・ISI 用ハッチ ・機器搬出入用ハッチ ・制御棒駆動機構搬出入口 ・サプレッションチェンバ出入口	第 11-4 表による
原子炉建屋初期条件		
建屋圧力	101.325kPa［abs］	第 2.3.3.1-1 表に同じ
建屋温度	40℃	
建屋ガス組成	・酸素　19.5vol% ・窒素　73.2vol% ・水蒸気　7.3vol%	
建屋解析モデル		
空間容積	原子炉建屋原子炉棟内 ｵﾍﾟﾚｰﾃｨﾝｸﾞﾌﾛｱ　30,000m^3 2 階　3,100m^3 1 階　3,100m^3 地下 1 階　8,700m^3 トーラス室　7,300m^3 大物搬入口ハッチ　1,900m^3 階段室（西側）　280m^3 階段室（南側）　120m^3	第 2.3.3.1-1 表に同じ
圧力境界条件（外部・外気への漏えい）		
圧力	101.325kPa［abs］	第 2.3.3.1-1 表に同じ
温度	40℃	
ガス組成	・酸素　19.5vol% ・窒素　73.2vol% ・水蒸気　7.3vol%	
流出条件		
位置	ｵﾍﾟﾚｰﾃｨﾝｸﾞﾌﾛｱ	－

第 11-3 表　GOTHIC コードによる解析条件(2/2)

放熱条件		
内壁熱伝達率（原子炉建屋オペレーティングフロアー壁面）	凝縮熱伝達及び自然対流熱伝達を考慮	第 2.3.3.1-1 表に同じ
壁厚さ	・下部壁　400mm ・上部壁　250mm ・天井　170mm	
壁内熱伝導率	1.74 W/m/K	
壁の比熱	0.963 kJ/kg/K	
壁の密度	2,400 kg/m3	
外壁熱伝達率（壁面－外気）	5 $W/m^2/K$	
外気温	40℃	
放熱面積	4000m^2	
PAR の性能		
水素処理容量	$DR = A\left(\frac{C_{H2}}{100}\right)^{1.307}\frac{P}{T}\cdot 3600\cdot SF$ DR ：水素処理容量［kg/h］ A　：係数 [redacted] C_{H2} ：PAR 入口水素濃度［vol%］ P　：雰囲気圧力［bar］ T　：雰囲気温度［K］ SF ：スケールファクター	－
反応阻害物質ファクター	0.5	2.3.2 節参照
低酸素ファクター	$F_{lowO2} = 0.7421\left(\frac{C_{O2}}{C_{H2}}\right)^3 - 0.6090\left(\frac{C_{O2}}{C_{H2}}\right)^2 + 0.7046\left(\frac{C_{O2}}{C_{H2}}\right) - 0.026$ ただし，1 以上の場合は全て 1 とし，0 未満の場合は全て 0 とする。 C_{O2} ：酸素濃度［vol%］	－
動作開始水素濃度	1.5vol%	別紙 9 参照
起動酸素濃度	2.5vol%	－
設置台数	19 台	－

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

第 11-4 表　漏えい箇所及び漏えい割合

漏えいフロア	漏えい箇所*1	内径(mm)	周長(mm)	漏えい割合*2	
				ケース 1 ケース 3	ケース 2 ケース 4
原子炉建屋地上 3 階 (ｵﾍﾟﾚｰﾃｨﾝｸﾞﾌﾛｱ)	ドライウェル主フランジ				
原子炉建屋地上 1 階	逃がし安全弁搬出入口				
	所員用エアロック				
	ISI 用ハッチ				
原子炉建屋地下 1 階	機器搬出入用ハッチ（2 箇所）				
	制御棒駆動機構搬出入口				
トーラス室	サプレッションチェンバ出入口（2 箇所）				

*1：漏えい箇所は，ドライウェル主フランジ及び格納容器貫通部のうちシール部を有するハッチ類を選定する。

*2：漏えい割合は，シール部の開口部周長の割合とする。

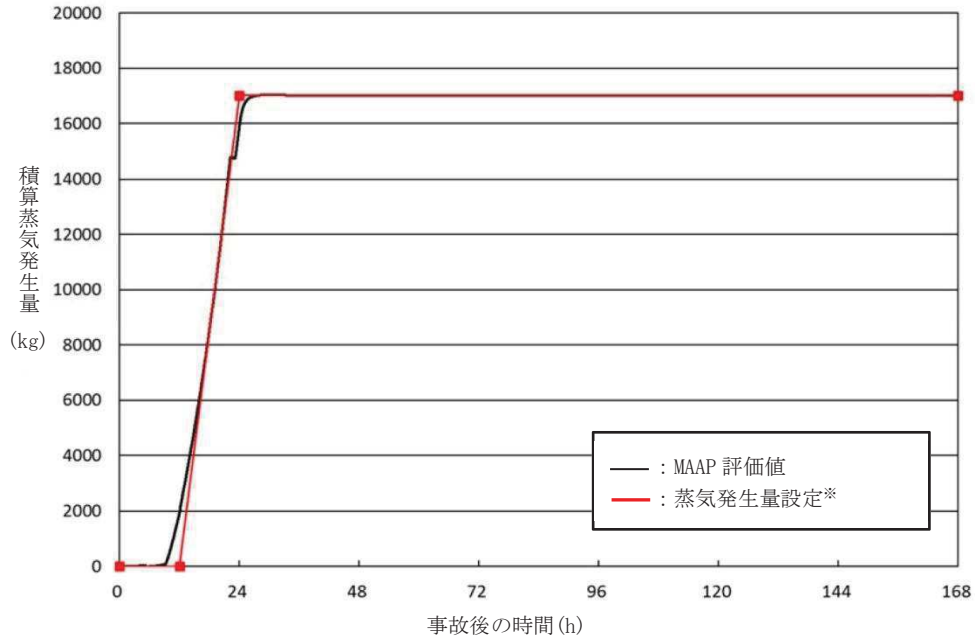
第 11-5 表　原子炉ウェル沸騰による蒸気発生量（ケース 2）

事故発生からの時間(h)	平均蒸気発生量(kg/s)	設定理由
0～12	0	第 11-9 図による
12～24	3.94×10^{-1}	
24～168	0	

第 11-6 表　原子炉ウェル沸騰による蒸気発生量（ケース 4）

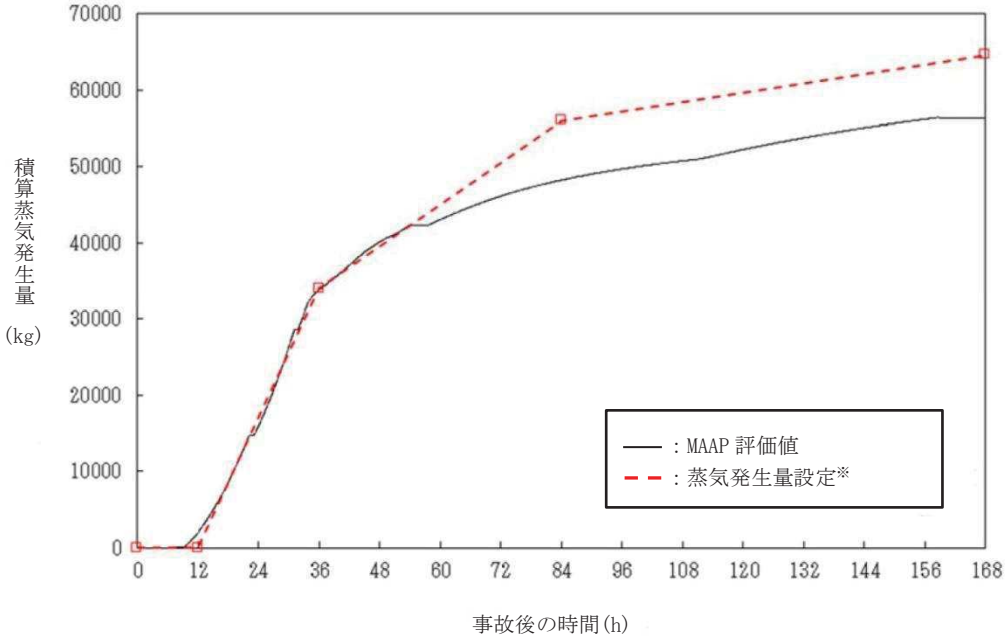
事故発生からの時間(h)	平均蒸気発生量(kg/s)	設定理由
0～12	0	第 11-10 図による
12～36	3.94×10^{-1}	
36～84	1.27×10^{-1}	
84～168	0.28×10^{-1}	

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



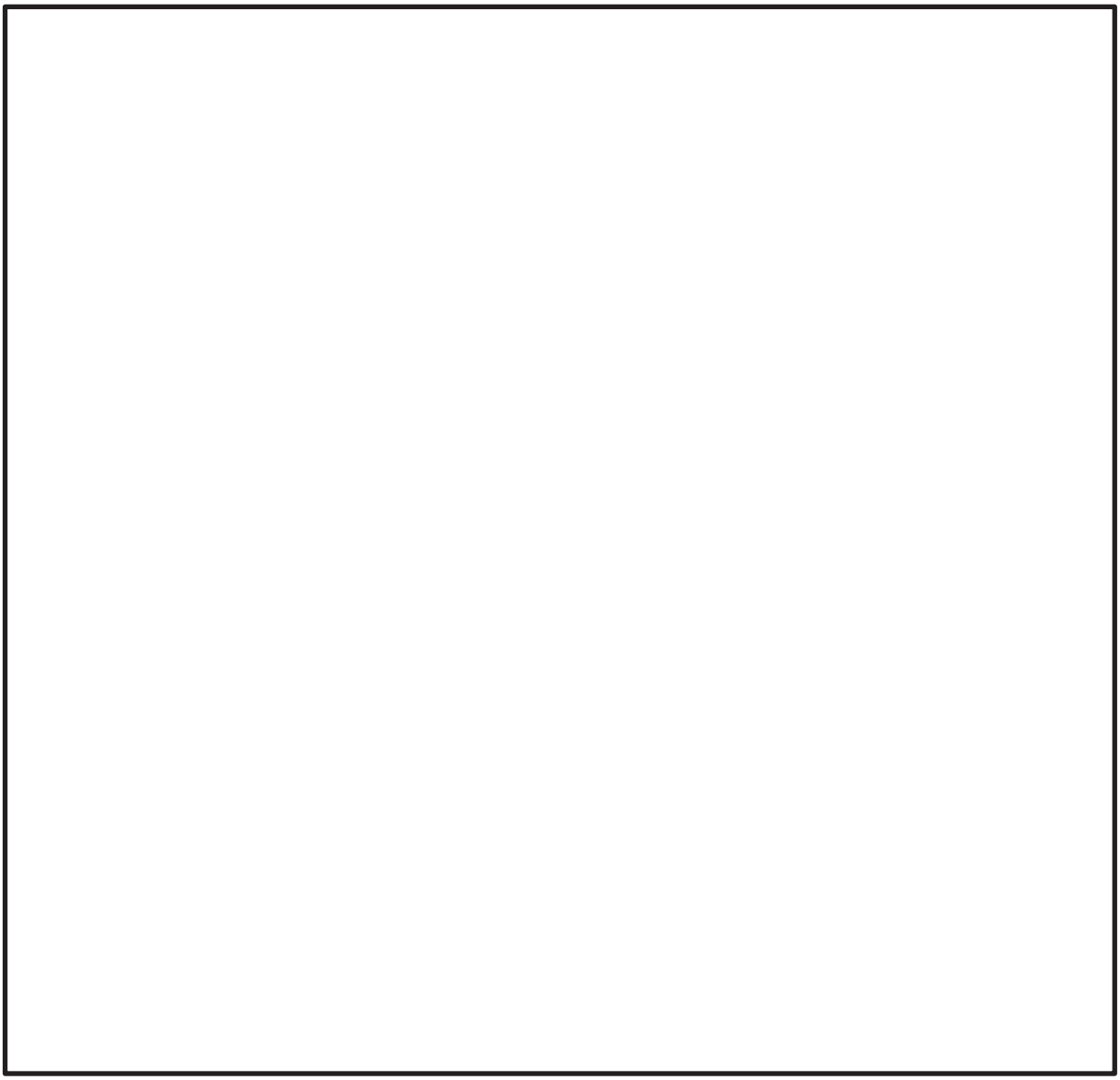
※MAAP コード評価による積算蒸気発生量に対し同等の積算蒸気発生量となるように設定する。

第 11-9 図　原子炉ウェル沸騰による蒸気発生量（ケース 2）



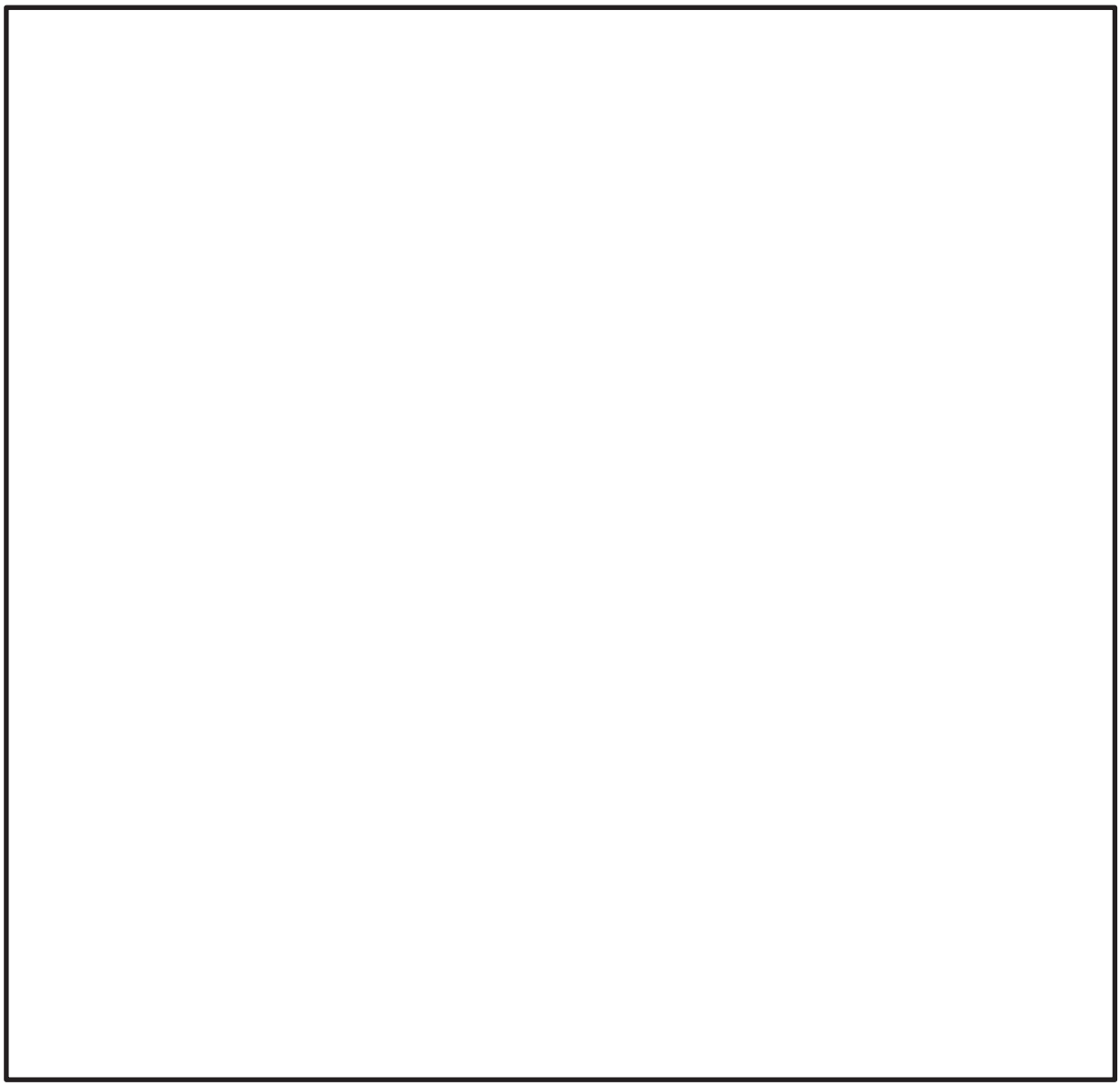
※MAAP コード評価による積算蒸気発生量に対し包絡した積算蒸気発生量となるように設定する。

第 11-10 図　原子炉ウェル沸騰による蒸気発生量（ケース 4）



第 11-11 図　原子炉建屋原子炉棟解析モデル（ケース 1 及びケース 3）

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



第 11-12 図　原子炉建屋原子炉棟解析モデル（ケース 2 及びケース 4）

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

3. 解析結果

ケース 1（代替循環冷却系を使用する場合のドライウェル主フランジを含むシール部からの漏えい）における原子炉建屋原子炉棟内の水素挙動を第 11-13 図に，ケース 2（代替循環冷却系を使用する場合の原子炉格納容器頂部注水系の使用を考慮したドライウェル主フランジを除くシール部からの漏えい）における原子炉建屋原子炉棟内の水素挙動を第 11-14 図に，ケース 3（代替循環冷却系を使用できない場合のドライウェル主フランジを含むシール部からの漏えい）における原子炉建屋原子炉棟内の水素挙動を第 11-15 図に，ケース 4（代替循環冷却系を使用できない場合のドライウェル主フランジを含むシール部からの漏えい）における原子炉建屋原子炉棟内の水素挙動を第 11-16 図に示す。

また，オペレーティングフロアにおける水素の成層化を確認するため，ケース 1 及びケース 3 においてオペレーティングフロアを 100 個のノードに区切ったサブボリューム別の水素挙動を第 11-17 図及び第 11-18 図に示す。

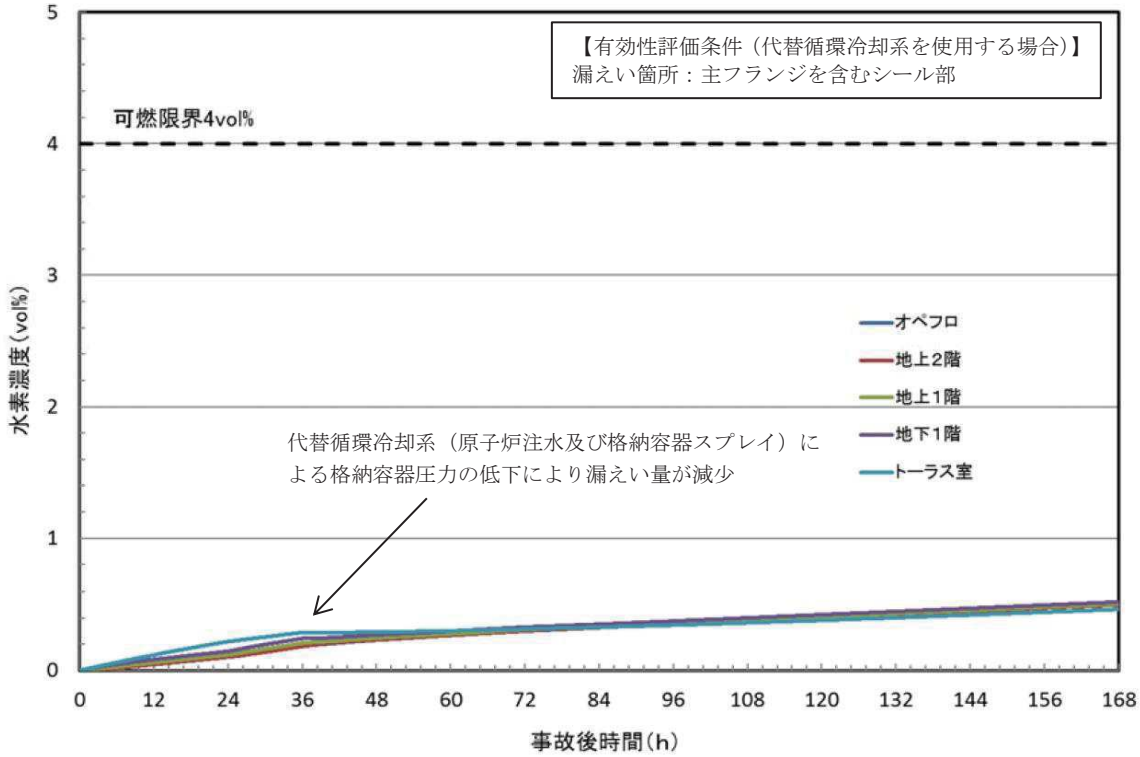
ケース 1 では，事故後 36 時間以降においても，格納容器内に水素を保有しているため，漏えいが継続するが，原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度は 1vol%未満であり，可燃限界未満であることを確認した。

ケース 3 では，水素濃度は，事故後 60 時間まで上昇し，その後，ほぼ一定に推移する。これは，原子炉格納容器フィルタベント系により格納容器内水素が排出されたためである。原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度は 1vol%未満であり，可燃限界未満であることを確認した。

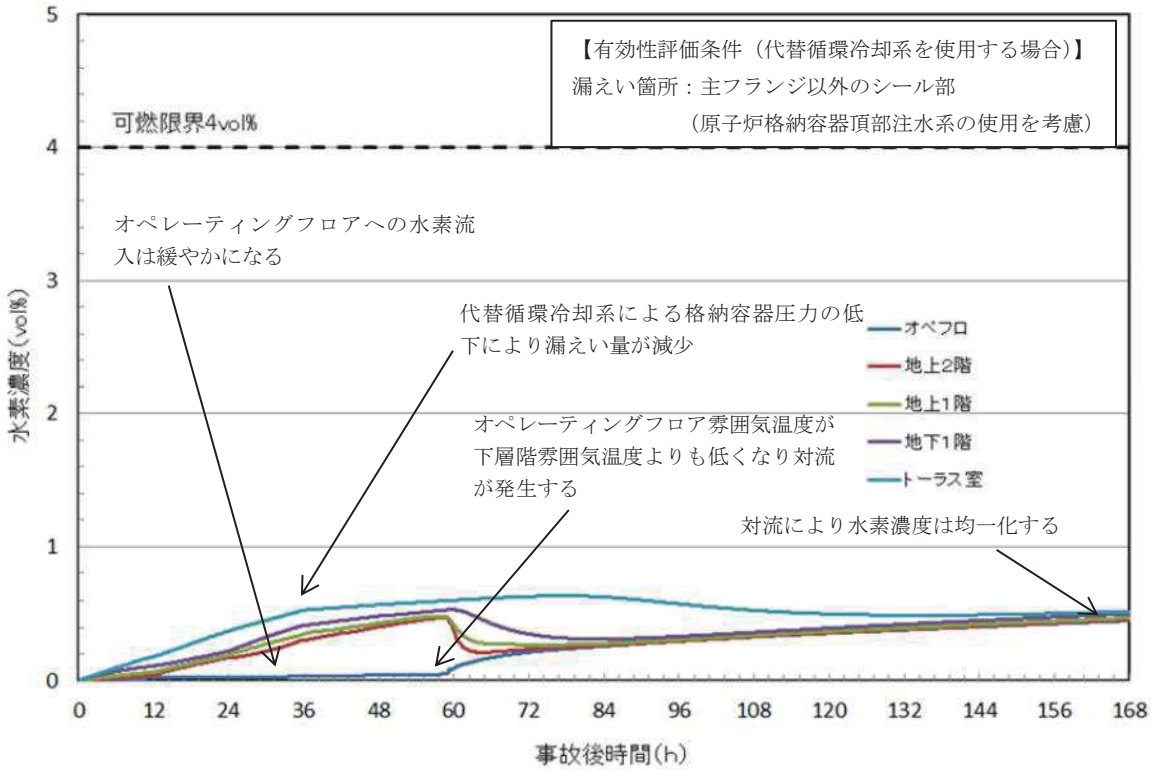
ケース 2 及びケース 4 では，オペレーティングフロアへ直接流入する水素はなく，また原子炉ウェルに注水された水が蒸発することにより下層階からオペレーティングフロアへ流入する水素が緩やかになり，オペレーティングフロア以外の水素濃度がケース 1 及びケース 3 に比べ高く推移するが可燃限界に至ることはないことを確認した。

また，第 11-17 図及び第 11-18 図に示すとおり，オペレーティングフロアの水素は均一化され，成層化しないことを確認した。

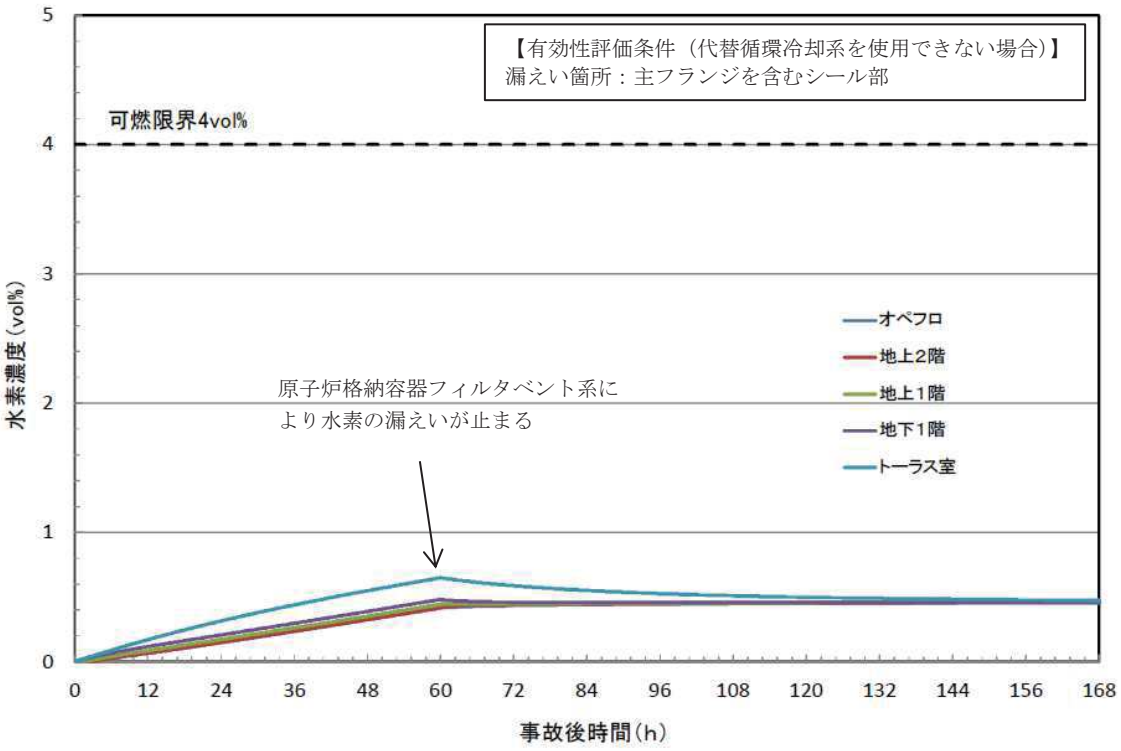
なお，解析条件は，オペレーティングフロアの水素濃度が 1.5vol%以上となった場合に PAR が動作することとしており，いずれのケースにおいても PAR の動作開始濃度以下である。



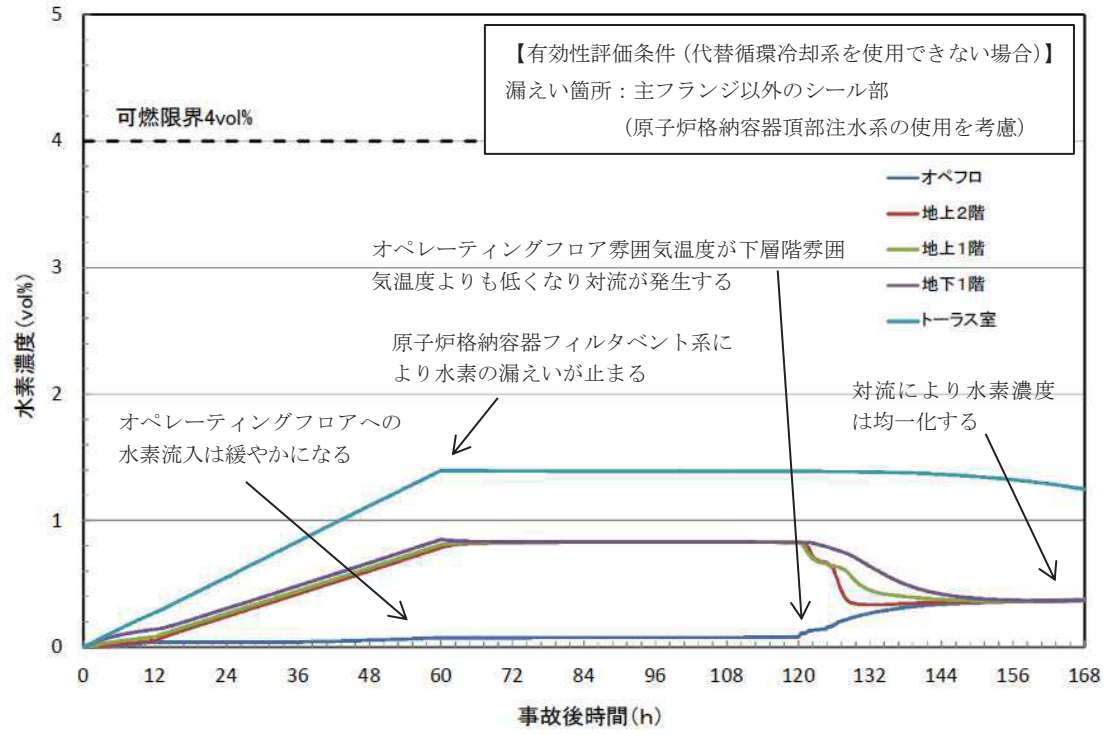
第 11-13 図　ケース 1 解析結果（原子炉建屋原子炉棟内の水素挙動）



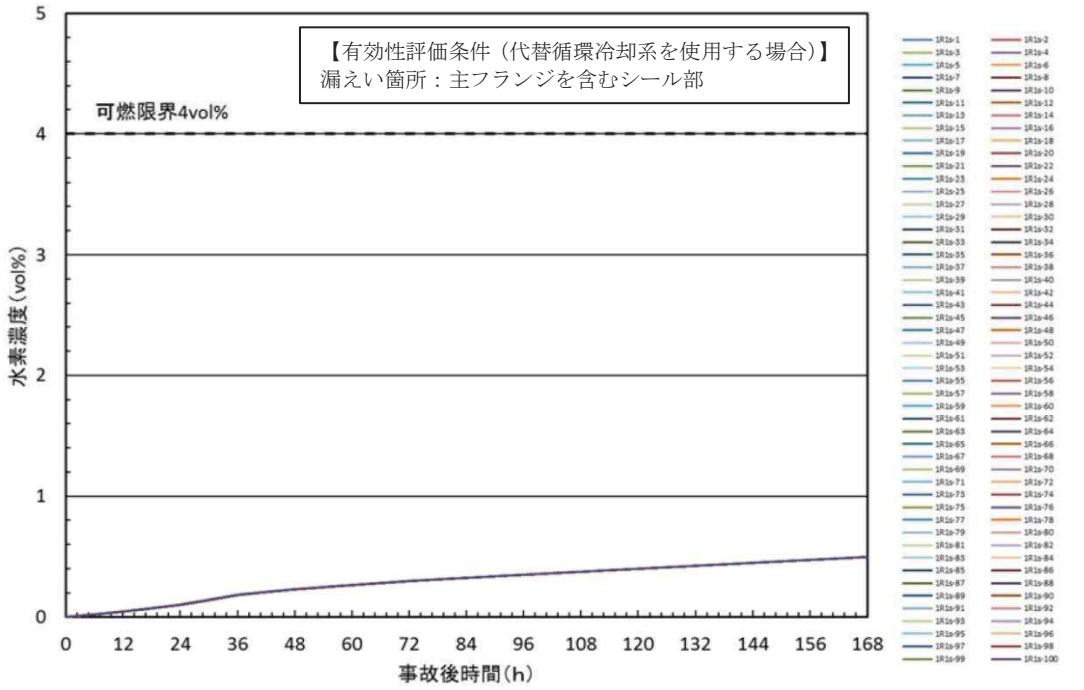
第 11-14 図　ケース 2 解析結果（原子炉建屋原子炉棟内の水素挙動）



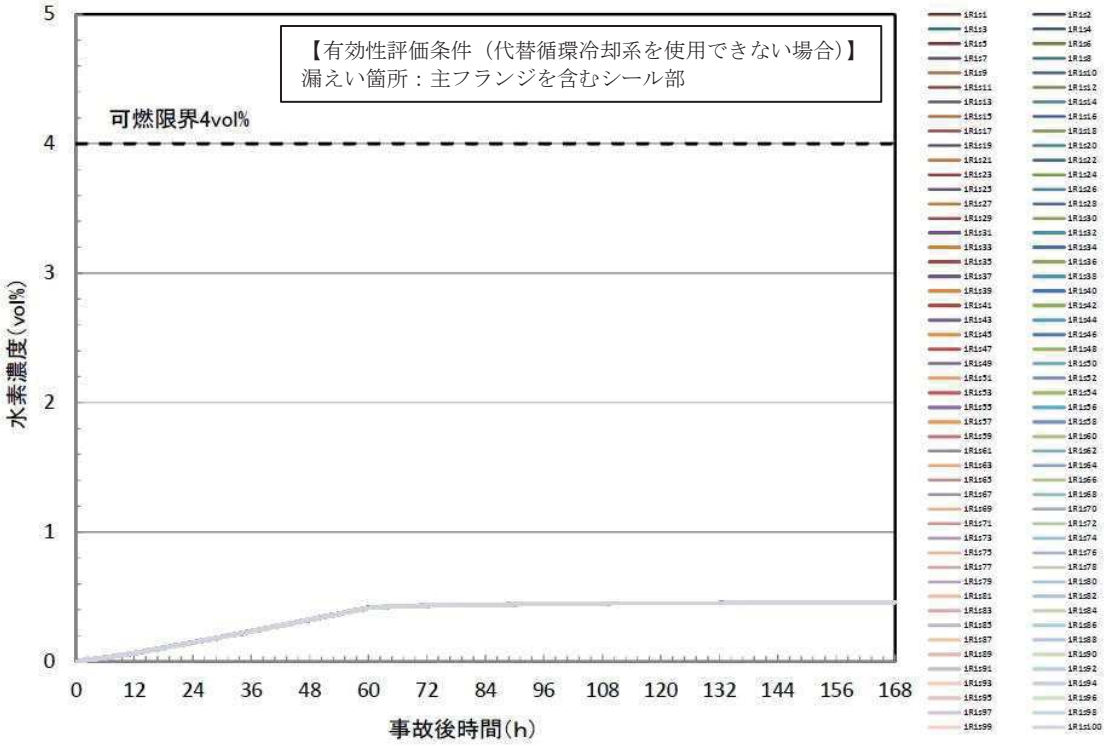
第 11-15 図　ケース 3 解析結果（原子炉建屋原子炉棟内の水素挙動）



第 11-16 図　ケース 4 解析結果（原子炉建屋原子炉棟内の水素挙動）



第 11-17 図　ケース 1 解析結果（オペレーティングフロア（全サブボリューム）の水素挙動）



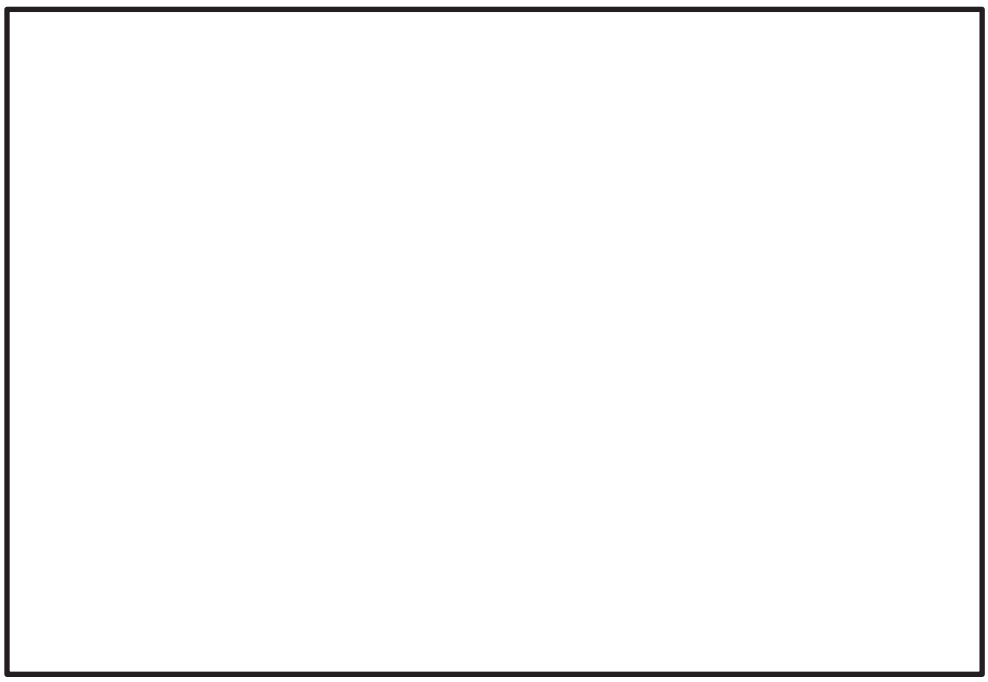
第 11-18 図　ケース 3 解析結果（オペレーティングフロア（全サブボリューム）の水素挙動）

別紙 12　静的触媒式水素再結合装置動作監視装置

1.　PAR 温度による動作監視

PAR は，触媒による再結合反応により水素を除去する装置であり，水素濃度の上昇に伴い水素処理量が増加し PAR の温度が上昇する。静的触媒式水素再結合装置動作監視装置として PAR の入口及び出口付近に温度検出器を設置し，入口側ガス温度と出口側ガス温度の差を確認することにより PAR の動作状況を把握することができる。

第 12-1 図に水素濃度と PAR 温度の関係の例を示す。



第 12-1 図　水素濃度と PAR 温度の関係（参考図書 1）

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

2. 設備概要

静的触媒式水素再結合装置動作監視装置は，PAR（19 台）のうち 4 台について，入口側と出口側に温度検出器（熱電対）を取り付け，入口側ガス温度と出口側ガス温度を測定し，中央制御室等において監視することにより，これらの温度差から PAR の動作を確認することができる。静的触媒式水素再結合装置動作監視装置は，オペレーティングフロアの水素滞留による PAR の動作状況を広く監視するため，水平方向及び鉛直方向の位置関係を考慮し，互いに離れた位置にある PAR に設置する。静的触媒式水素再結合装置動作監視装置の主要仕様を第 12-1 表に，設置場所を第 12-2 図に，PAR と温度検出器（熱電対）の位置関係を第 12-3 図に示す。

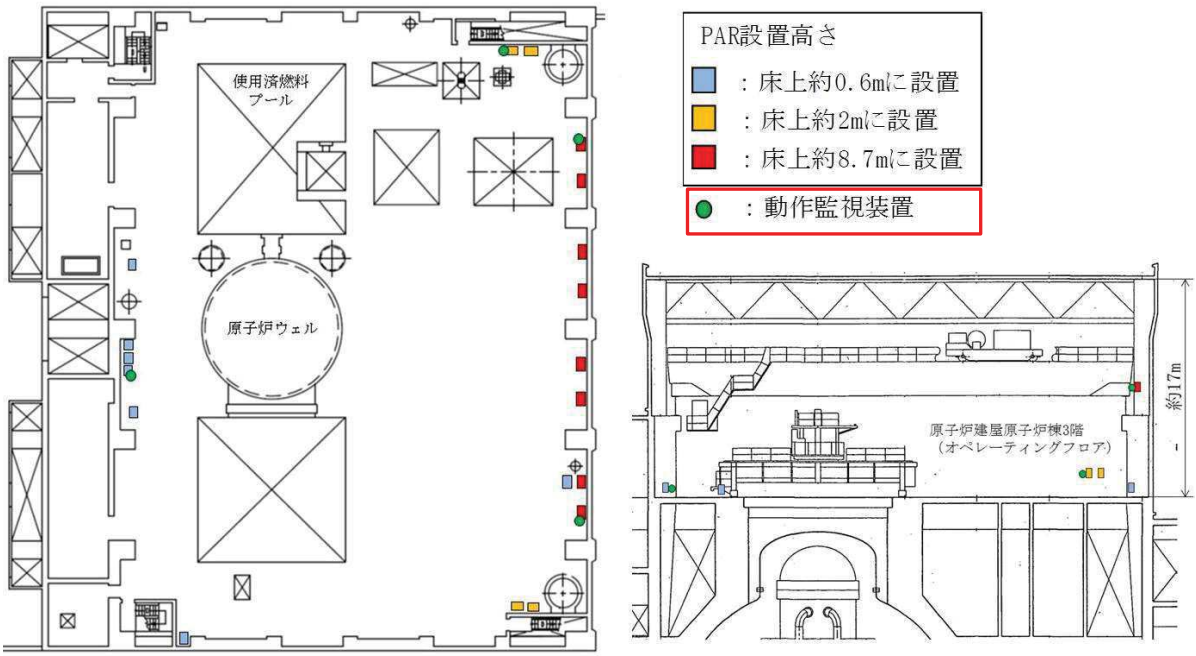
温度検出器の保護管は，外径 21.7mm で孔が空いた構造となっており，また，温度検出器の熱電対シースは，外径 4.8 mm であり，PAR への流路影響の観点から水素除去性能へ影響を及ぼすものではない。

静的触媒式水素再結合装置動作監視装置は，重大事故等対処設備の機能を有しており，熱電対にて温度を起電力として検出する。検出した起電力は，静的触媒式水素再結合装置動作監視として中央制御室に指示し，記録する。また，緊急時対策所の表示装置で指示値を監視できる。動作監視装置の概略構成を第 12-4 図に示す。

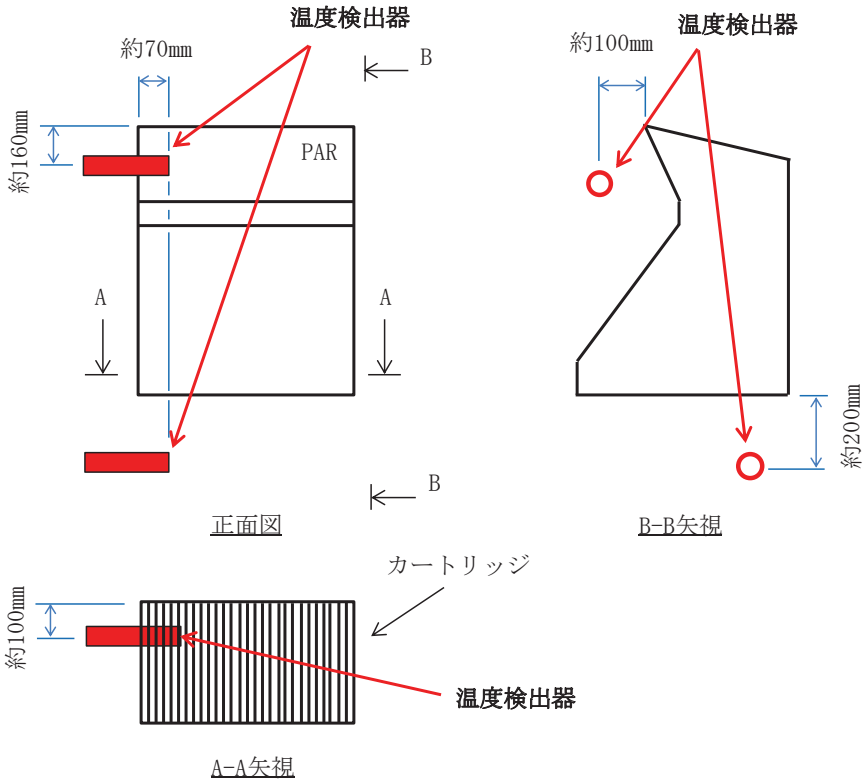
第 12-1 表　動作監視装置（温度検出器）の主要仕様

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
静的触媒式水素再結合装置動作監視装置	熱電対	0～500℃	8*	原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋原子炉棟内）

*：19 台のうち 4 台の静的触媒式水素再結合装置の入口側及び出口側に熱電対を設置



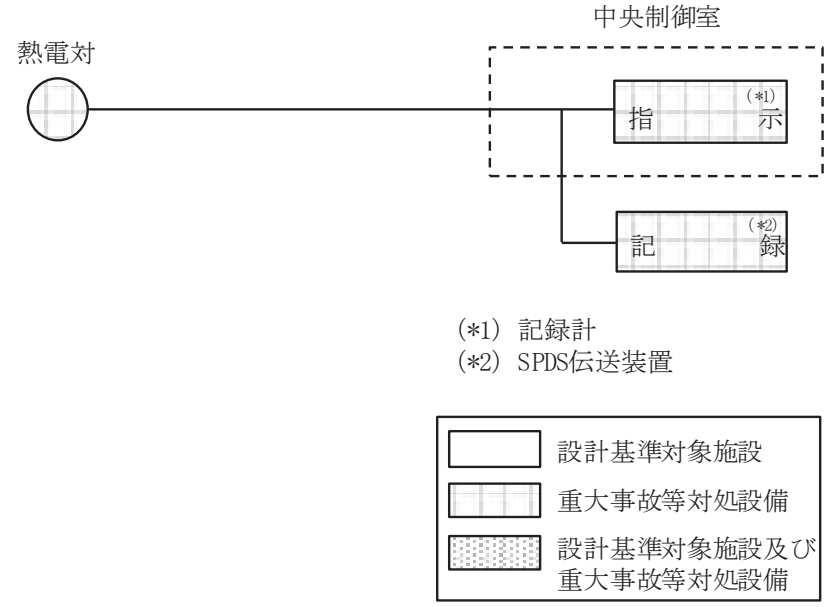
第 12-2 図　動作監視装置設置場所



※設置場所により右側に温度検出器を設置するものもある。

第 12-3 図　PAR と温度検出器の位置関係

別紙 12-3



第 12-4 図　動作監視装置の概略構成図

≪参考図書≫

1. Nuclear Technology Vol.129 Mar. 2000

TESTING A PASSIVE AUTOCATALYTIC RECOMBINER IN THE SURTSEY FACILITY

THOMAS K. BLANCHAT Sandia National Laboratories

別紙13 静的触媒式水素再結合装置の製造誤差による処理能力への影響及び品質管理

PARは，水素と酸素の触媒反応による再結合により水素処理する構造であるため，水素処理性能は内部を通過するガス流量，触媒性能及び触媒の接触面積によって決まる。PARの水素処理性能は，開発段階から様々な試験によって確認されているが，現在のPARの製造メーカでは開発から第13-1表に示す製造上の確認項目を原則として変更していないことから，製造上の確認項目となっている仕様や製造方法が共通である開発段階からの様々な試験結果が利用可能である。

また，これら製造上の確認項目により，試験結果を踏まえて決定された性能評価式に基づく水素処理性能は確保できると考える。

第13-1表　PAR製造上の確認項目及び確認方法

性能因子	確認項目	確認方法
内部を通過するガス流量	触媒カートリッジ収納ハウジング寸法	触媒カートリッジ収納ハウジング寸法が設計どおりであることを確認
触媒性能	触媒の品質	直径，表面積，材料成分を確認
触媒の接触面積	触媒カートリッジの寸法，配置	触媒カートリッジ寸法，配置が設計どおりであることを確認
	触媒に接触する流路長さ	外観上，触媒カートリッジに触媒が満杯に封入されていること，及び触媒重量を確認

第13-1表で示す触媒カートリッジ収納ハウジング寸法並びに触媒カートリッジ寸法及び配置については，設計図で指定された製作誤差範囲であることにより担保する。触媒の品質及び触媒に水素が接触する流路長さについては，第13-2表に示す品質管理項目により比表面積，直径及びパラジウム含有量を管理した触媒を使用し，触媒カートリッジに充填された触媒重量を管理することにより，所定の性能を発揮するための品質管理を行っており，製造誤差を考慮しても，PARの性能に影響を与えないこと

を確認している。

第 13-2 表　触媒及び触媒カートリッジの主な品質管理項目及び管理値

名称	品質管理項目	管理値
触媒	比表面積	
	直径	
	材料（パラジウム含有量）	
触媒カートリッジ	外観	
	総触媒重量（1 枚）	
	触媒の反応性	性能試験の判定基準を満足すること

ただし，触媒及び触媒カートリッジが適切に製作されても，製作環境，保管環境により触媒の酸化及び触媒被毒により触媒の活性が失われる可能性があるため，触媒カートリッジを抜き取りで，触媒製造 1 バッチ分につき 1 枚以上*を，試験装置を用いて水素と酸素を再結合反応させたときの温度上昇を確認し，触媒活性を確認する品質管理を行っている。

この試験装置を用いた試験は，触媒カートリッジに水素（3.0vol%）を流し，実際に再結合反応をさせたときの温度が「20 分で 10℃上昇すること」又は「30 分で 20℃上昇すること」を判定基準として触媒活性の有無を確認できる試験であり，仮に触媒活性が著しく低下している場合は $2H_2+0_2=2H_20+Q$[kJ]の発熱反応が生じない，又は発熱反応が低下するため判定基準を満足できない結果となる。よって，本試験を工場製作の最終段階で実施することにより，触媒活性の健全性を確認することが可能である。

また，工場出荷後に触媒活性の健全性を確認するために，PAR 供用開始前に試験を抜き取りで実施する。触媒カートリッジを試験装置内にセット後，水素を含む試験ガスを供給し，再結合反応による温度上昇率（NIS 社による推奨判定値：10℃/20 分又は 20℃/30 分）を計測することで，性能低下の有無を確認する。なお，工場における試験については国外で行うため水素濃度 3.0vol%にて試験を行うが，PAR 供用開始前

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

の触媒活性確認は国内で行うため，国内の一般的な水素ボンベ（水素濃度 1.3vol%）を用いて行う。

供用開始前の触媒活性確認は，国外の工場試験よりも水素濃度が低い条件であり，水素処理容量が低い（触媒温度上昇が低い）状態で試験を行うことになるが，判定基準は保守的に水素濃度 3.0vol%時と同じ判定値を用いて性能管理を行う。

供用開始後については，PAR を設置するオペレーティングフロアの雰囲気環境は空気，室温条件であり，化学薬剤等の触媒の活性を低下させるような要因はないことから，雰囲気環境は触媒にとって良好であり，雰囲気環境による触媒活性の低下はないものと考えている。しかしながら，PAR の機能維持管理を目的に定期的に試験装置により抜き取りで触媒活性の健全性を確認する。試験方法は PAR 供用開始前の試験と同様に，触媒カートリッジを試験装置内にセット後，水素（1.3vol%）を含む試験ガスを供給し，再結合反応による温度上昇率（NIS 社による推奨判定値：10℃/20 分又は 20℃/30 分）を計測することにより，健全性を確認する。

＊ 抜き取り率に関する考え方

触媒の製造方法は，触媒の担体を回転しているドラムに入れてパラジウム溶液に浸した後に乾燥させ，同じ工程を疎水性コーティングに対しても繰り返すことにより触媒 1 バッチが 1 プロセスで製造される。この製造方法は，触媒が均一に製造されることが確認された方法であり，第 13-2 表に示す管理値を満足していることを確認しているため，同じバッチで製造されたものについて大きな性能のバラつきはないと考えている。そのため，1 バッチについて 1 枚の触媒カートリッジを抜き取りで触媒活性の確認をすることで品質確認可能である。

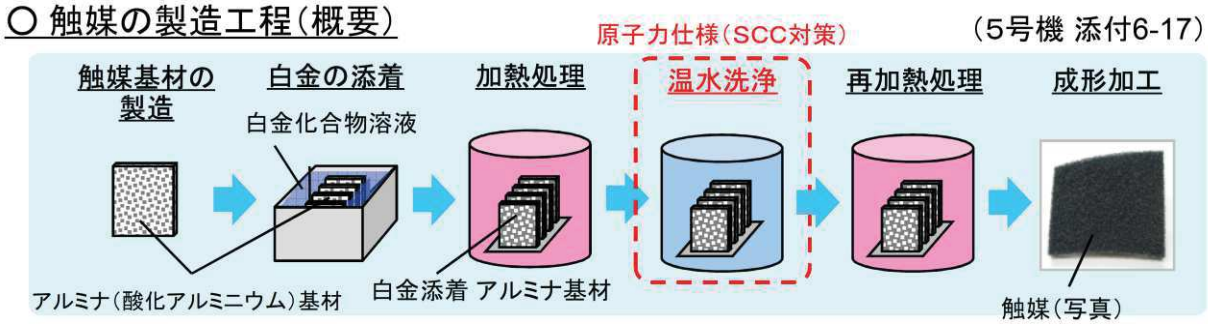
なお，PAR の供用開始前の検査及び供用開始後の検査の抜き取り数については，検査要領書を定める際に適切に設定する。

（参考）　静的触媒式水素再結合装置　触媒担体（アルミナ）について

アルミナは，平成 21 年 7 月 7 日の原子力安全・保安院による「中部電力㈱浜岡原子力発電所 4･5 号機 気体廃棄物処理系の水素濃度上昇に伴う原子炉手動停止」（事対 2147・002）において熱水環境で結晶形態に変化が生じ，ベーマイト（水和アルミニウム酸化物）に変化し，シリコン系のシール材に含まれる揮発性物質（シロキサン）とベーマイトの水酸基が化学結合することで，触媒表面にシロキサン重合物の膜を形成し，触媒反応を阻害することが確認されている。

浜岡原子力発電所 4・5 号機の事象では，触媒の製造工程において，脱塩素処理による応力腐食割れ対策として温水洗浄が実施されており，その際にアルミナの一部がベーマイト化することが確認されている。（第 1 図参照）

NIS 社の PAR は，触媒の担体としてペレット状のアルミナを使用しているが，製造工程において温水洗浄のプロセスがなく，X 線回析分析によりベーマイトがないことを確認している。



第 1 図　気体廃棄物処理系の触媒製造工程（概要）（参考図書 1）

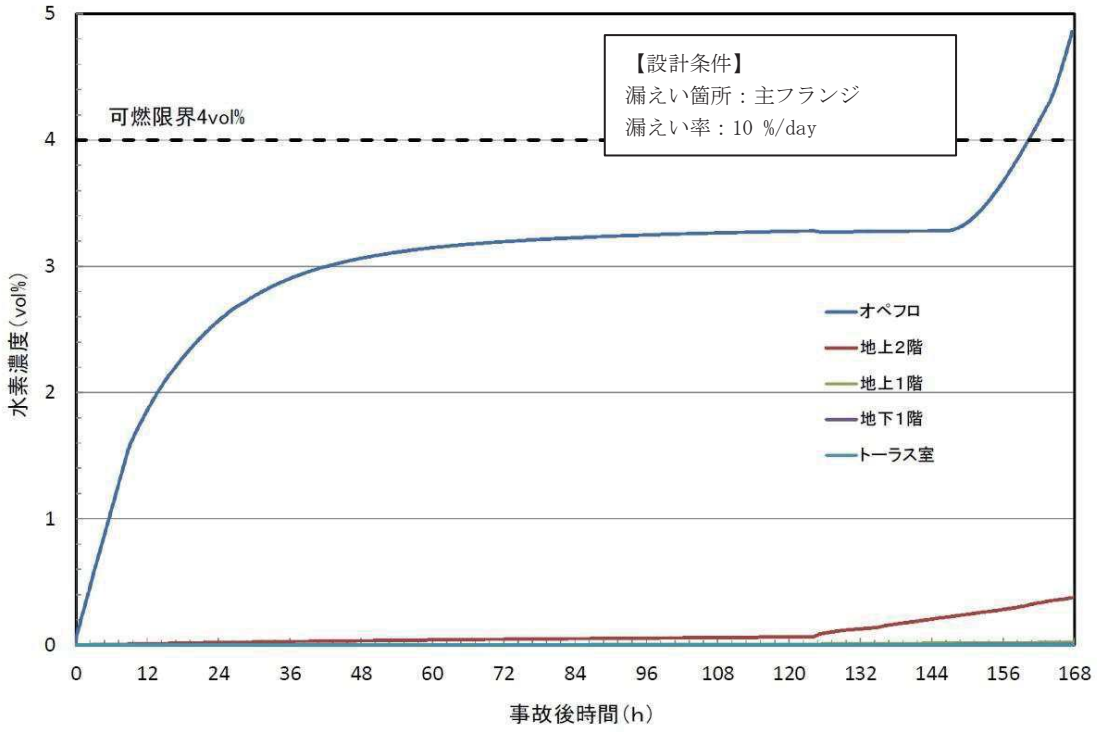
≪参考図書≫

1.　経済産業省原子力安全・保安院　事対 2147･002
「中部電力㈱浜岡原子力発電所 4･5 号機 気体廃棄物処理系の水素濃度上昇に伴う原子炉手動停止」（平成 21 年 7 月 7 日）

別紙 14　原子炉建屋水素濃度監視設備

1.　計測範囲の考え方

炉心損傷時に原子炉格納容器内に発生する水素が，原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした場合に，PAR による水素濃度低減（可燃限界である 4vol%未満）をトレンドとして連続的に監視できることが主な役割であることから，0～10vol%を計測可能な範囲とする。なお，静的触媒式水素再結合装置の設計条件における原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度の推移を評価した結果を第 14-1 図に示す。 7 日後の時点における水素濃度の最大値は，オペレーティングフロアにおいて 5vol%程度であり，十分な計測範囲を有していることを確認している。



第 14-1 図　設計条件における原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度の推移

2.　原子炉建屋内水素濃度検出器の設置場所

原子炉建屋内水素濃度の検出器は，格納容器から原子炉建屋原子炉棟内へ漏えい

する水素を含むガスが高温のため，オペレーティングフロアまで上昇し滞留することが想定されるため，オペレーティングフロアに設置する。なお，オペレーティングフロアに滞留した水素は，オペレーティングフロアで対流し均一化することを確認しているが，万が一，成層化することを想定し，オペレーティングフロアの天井付近（オペレーティングフロア床面から約 16m の高さ）に位置的分散を考慮して設置する。

また，局所エリア及びトーラス室に漏えいした水素の早期検知及び滞留状況を把握することは，水素爆発による原子炉建屋の損傷を防止するための有益な情報となることから，水素の漏えいが想定される局所エリア（バルブラッピング室，所員用エアロック前室，計装ペネトレーション室及び CRD 補修室）及びトーラス室に原子炉建屋内水素濃度の検出器を設置し，事故時の水素監視性能を向上させる。

3. 原子炉建屋内水素濃度検出器の選定

原子炉建屋内水素濃度検出器は，水素濃度が変動する範囲を監視可能であること，及び設置個所における重大事故等時の環境を考慮する必要がある。トーラス室及びオペレーティングフロアについては，トーラス室の想定環境温度が 130℃であること，及びオペレーティングフロアの水素濃度は，重大事故等時の判断に使用されるパラメータであることから，想定環境に対して耐性の高い触媒式水素検出器を選定している。局所エリア（バルブラッピング室，所員用エアロック前室，計装ペネトレーション室及び CRD 補修室）においては，想定環境温度が 80℃であり想定環境を踏まえ，気体熱伝導式水素検出器を選定している。

4. 原子炉建屋内水素濃度検出器の耐環境性

原子炉建屋内水素濃度検出器の耐環境仕様は，設置場所で想定される温度，湿度及び放射線量の環境を上回っている。

第 14-1 表に想定される環境と原子炉建屋内水素濃度検出器の耐環境仕様を示す。

第 14-1 表　水素濃度検出器の想定環境及び耐環境仕様

検出器の種類	取付箇所	項　　目	想定環境	耐環境仕様
触媒式 水素検出器	原子炉建屋地上 3 階 （原子炉建屋原子炉棟内）	温　　度 湿　　度 積算放射線量	61℃[*1] 100%RH[*2] □kGy（7 日間）[*3]	□℃ □%RH □kGy
	原子炉建屋地下 2 階 （原子炉建屋原子炉棟内）	温　　度 湿　　度 積算放射線量	130℃[*4] 100%RH[*2] □kGy（7 日間）[*3]	
気体熱伝導式 水素検出器	原子炉建屋地上 1 階 原子炉建屋地下 1 階 （原子炉建屋原子炉棟内）	温　　度 湿　　度 積算放射線量	80℃[*5] 100%RH[*2] □kGy（7 日間）[*3]	□℃ □%RH □kGy

*1：オペレーティングフロアにおける想定環境温度

*2：格納容器からの蒸気漏えい等による湿度上昇の最大値

*3：格納容器漏えい率 1.3%/day における原子炉建屋原子炉棟内の放射線レベル

*4：トーラス室における想定環境温度

*5：局所エリアにおける想定環境温度の最大値

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 14-3

（参考）　原子炉建屋内水素濃度の測定原理

原子炉建屋内水素濃度の検出器は，触媒式水素検出器及び気体熱伝導式水素検出器を用いる。以下に各検出器の測定原理を示す。

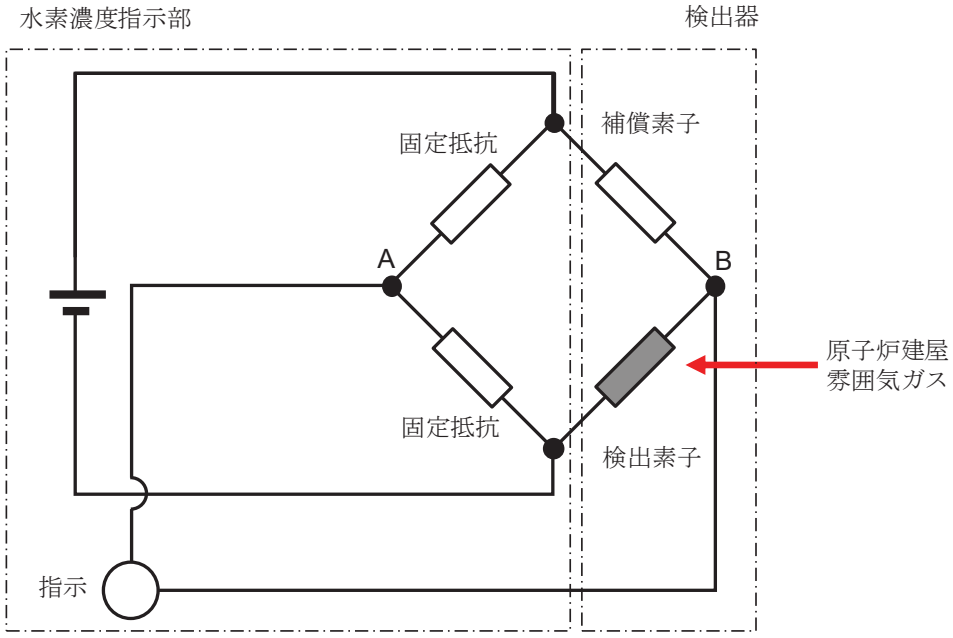
1.　触媒式水素検出器

触媒式水素検出器は，検知素子と補償素子が第1図のようにホイートストンブリッジ回路に組み込まれている。水素検知素子は触媒活性材でコーティングされており，水素が検知素子に触れると触媒反応により空気中の酸素と結合し，発熱が起こり検知素子温度が上昇する。検知素子温度が上昇することにより，検知素子の抵抗値が変化するとブリッジ回路の平衡がくずれ，信号出力が得られる。水素と酸素の結合による発熱量は水素濃度に比例するため，検知素子の温度変化による抵抗値変化を水素濃度として測定できる。

また，水素による検知素子の温度上昇と環境温度の上昇を区別するため，素子表面に触媒層を有さない補償素子が設けられており，環境温度の変化による検知素子の抵抗値変化を相殺する。

なお，原子炉建屋内水素濃度（触媒式）は，0～4vol%の計測範囲において，±0.25vol%*，4～10vol%の計測範囲において，±0.5vol%*の誤差を有している。

＊：検出器～SPDS表示装置の誤差を示す。また，詳細設計により，誤差は今後変更になる可能性がある。



第 1 図　触媒式水素検出器の測定原理

2.　気体熱伝導式水素検出器

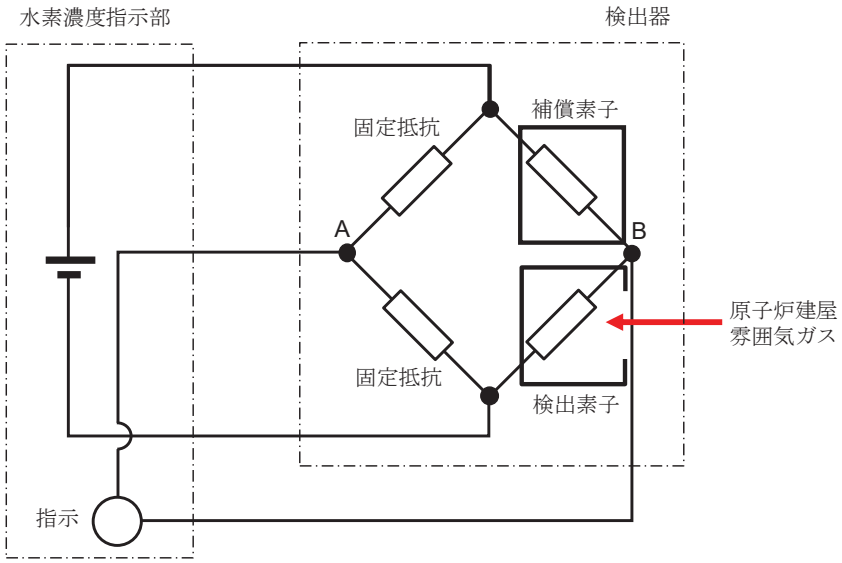
気体熱伝導式水素検出器は，第 2 図に示すとおり，検出素子，補償素子及び 2 つの固定抵抗でブリッジ回路が構成されている。検出素子には雰囲気ガスが流れ，補償素子には基準ガスである窒素が封入されており，サンプリングされた格納容器内の雰囲気ガスとは接触しない構造になっている。水素濃度指示部より電圧を印加して検出素子と補償素子の両方を加熱した状態で，検出素子側に水素を含むガスを流すと，ガスが熱を奪い，検出素子の温度が低下することにより抵抗が低下する。この検出素子の抵抗が低下するとブリッジ回路の平衡が失われ，第 2 図の AB 間に電位差が生じる。この電位差が水素濃度に比例する原理を用いて，水素濃度を測定する。

気体熱伝導式水素検出器は，標準空気に対する測定ガスの熱伝導率の差を検出する方式のものであり，酸素，窒素などの空気中のガスに対し，水素の熱伝導率の差が大きいことを利用しているものである。水素の熱伝導率は，約 0.18 W/(m･K)at27℃である一方，酸素，窒素は，約 0.02W/(m･K)at27℃と水素より 1 桁小さ

く，これらのガス成分の変動があっても水素濃度計測に対する大きな誤差にはならない。

なお，原子炉建屋内水素濃度（気体熱伝導式）は，0～10vol%の計測範囲において，±0.5vol%*の誤差を有している。

＊：検出器～SPDS 表示装置の誤差を示す。また，詳細設計により，誤差は今後変更になる可能性がある。



第2図　気体熱伝導式水素検出器の測定原理

別紙 15　原子炉格納容器頂部注水系

1.　設備概要

炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉ウェルへ注水し，格納容器頂部を冷却することで，ドライウェル主フランジのシール材の熱劣化を緩和し，原子炉格納容器から原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋原子炉棟内）への水素漏えいを抑制するための自主対策設備として，原子炉格納容器頂部注水系（常設）及び原子炉格納容器頂部注水系（可搬型）を設置する。

原子炉格納容器頂部注水系（常設）は，復水貯蔵タンクを水源として，燃料プール補給水ポンプにより，高圧炉心スプレイ系，燃料プール補給水系及び燃料プール冷却浄化系の配管を経由して原子炉ウェルへ注水することで，格納容器頂部を冷却可能な設計とする。

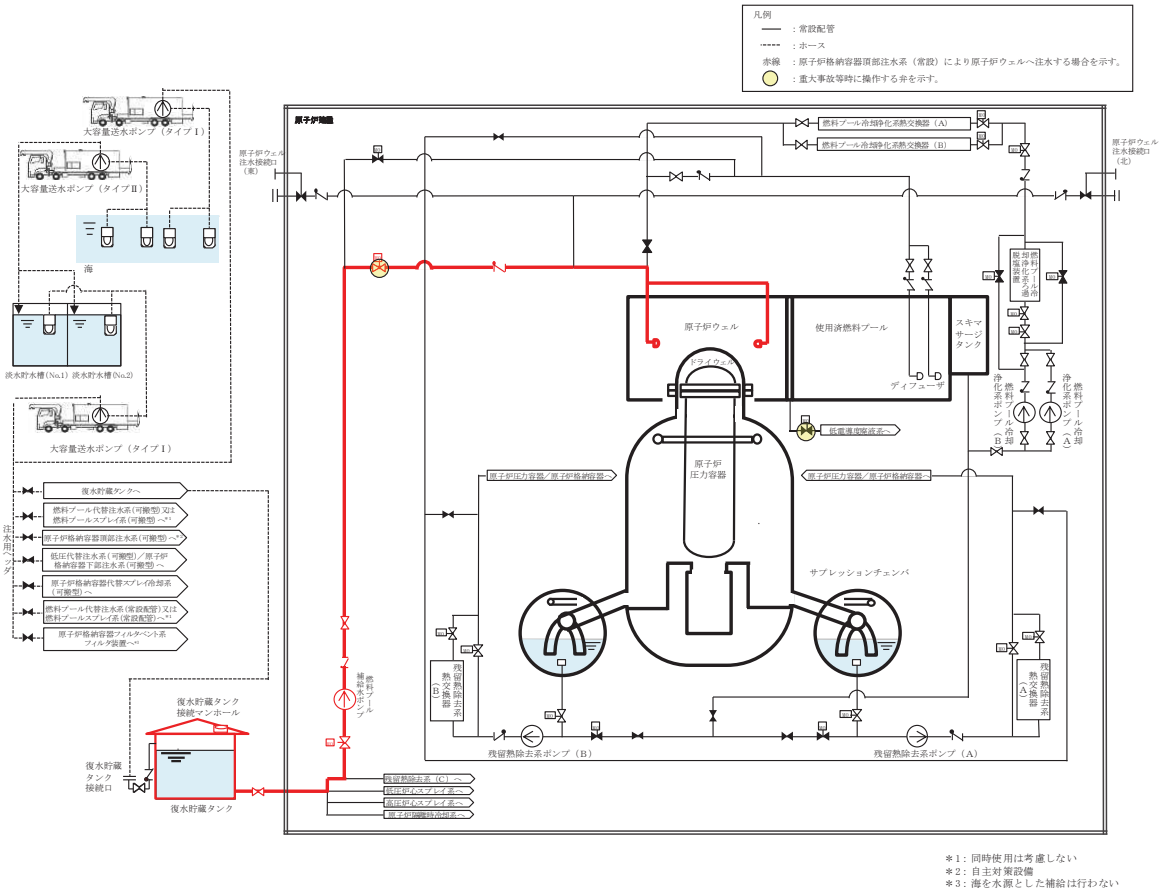
原子炉格納容器頂部注水系（可搬型）は，代替淡水源（淡水貯水槽（No.1）又は淡水貯水槽（No.2））を水源として，大容量送水ポンプ（タイプⅠ）により燃料プール冷却浄化系の配管を経由して，屋外から原子炉ウェルへ注水することで，格納容器頂部を冷却可能な設計とする。

原子炉格納容器頂部注水系の系統概要を第 15-1 図及び第 15-2 図に示す。

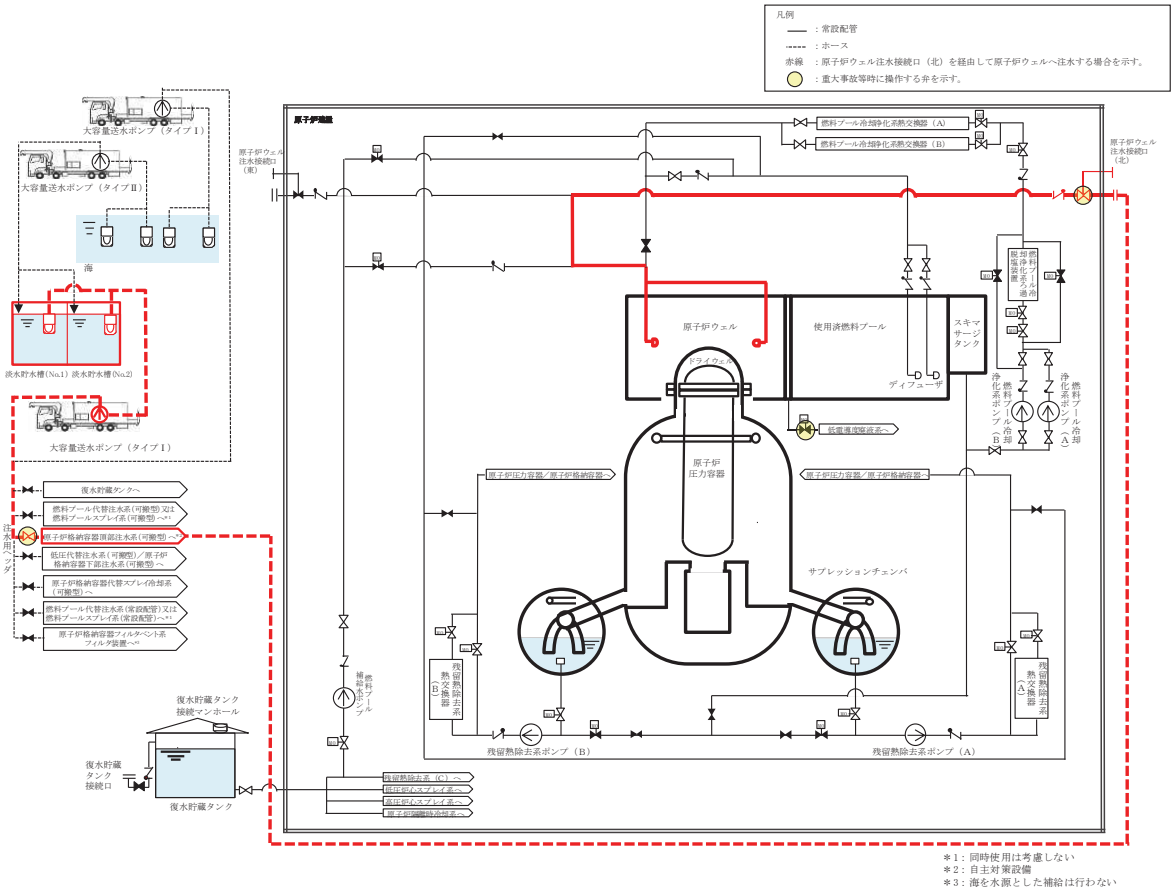
原子炉格納容器頂部注水系により，原子炉ウェルへ注水することで，ドライウェル主フランジを外側から冷却することが可能である。

ドライウェル主フランジは，重大事故時において過圧・過温状態となるフランジ開口であり，シール材が追従できないほどの劣化が発生した場合に，格納容器の閉じ込め機能が喪失する。ドライウェル主フランジのシール材は，従来はシリコンゴムを使用していたが，格納容器閉じ込め機能の強化のため，耐熱性，耐蒸気性，耐放射線性に優れた改良 EPDM 製のシール材に変更することとしている。改良 EPDM 製シール材は，200℃蒸気が 7 日間継続しても格納容器の閉じ込め機能を確保できる

ことを確認しているが，シール材の温度が低くなると，シール材の熱劣化要因が低下し，より確実に閉じ込め機能を確保でき，格納容器から原子炉建屋原子炉棟内への水素の漏えいを抑制することが可能である。



第 15-1 図　原子炉格納容器頂部注水系（常設）



第 15-2 図　原子炉格納容器頂部注水系（可搬型）

2. 原子炉格納容器頂部注水系の設計方針

原子炉格納容器頂部注水系（常設）は，燃料プール補給水ポンプ等で構成し，全交流動力電源喪失した場合でも，代替交流電源設備からの給電により，中央制御室からの手動操作によって原子炉ウェルへ注水することが可能な設計とする。

原子炉格納容器頂部注水系（可搬型）は，大容量送水ポンプ（タイプⅠ）等で構成し，全交流動力電源喪失した場合でも，原子炉ウェルへ注水することが可能な設計とする。

原子炉格納容器頂部注水系は，原子炉ウェルに注水することで，ドライウェル主フランジのシール材を格納容器外側から冷却できる設計とする。したがって，重大事故時において，ドライウェル主フランジを速やかに冠水できるよう原子炉ウェルに水を張ることが必要であり，その際の必要注水量は約 45m^3 である。原子炉格納容

器頂部注水系の系統流量は 30m³/h であるため，注水開始から 90 分で水張りが可能である。

燃料プール補給水系ポンプ及び大容量送水ポンプ（タイプⅠ）の仕様を第 15-1 表に示す。

第 15-1 表　原子炉格納容器頂部注水系主要仕様

	原子炉格納容器頂部 注水系（常設）	原子炉格納容器頂部 注水系（可搬型）
ポンプ	燃料プール補給水系ポンプ	大容量送水ポンプ（タイプⅠ）
個数	1 台	5 台（うち予備 1）＊
容量	30m³/h	1,440 m³/h
揚程	50m	122m

＊「低圧代替注水系（可搬型），原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型），原子炉格納容器下部注水系（可搬型），燃料プール代替注水系（常設配管），燃料プール代替注水系（可搬型），燃料プールスプレイ系（常設配管），燃料プールスプレイ系（可搬型），原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の各系統の注水設備及び水の供給設備として 1 台，「原子炉補機代替冷却水系」の熱を海へ輸送する設備として 1 台使用する。

3．原子炉格納容器頂部注水系の効果

重大事故時における格納容器過圧・過温状態において，ドライウェル主フランジの閉じ込め機能を強化するため，格納容器限界温度（200℃）が 7 日間継続しても健全性を確認できる改良 EPDM 製シール材を取り付ける。

これにより，ドライウェル主フランジの健全性を確保することが可能であるが，原子炉格納容器頂部注水系により原子炉ウェルに常温の水を注水することで冷却効果が得られるため，格納容器から原子炉建屋原子炉棟内への水素の漏えいをさらに抑制することが可能である。よって，原子炉格納容器頂部注水系は，原子炉建屋の水素爆発防止対策として効果的である。

4. 原子炉格納容器頂部注水による格納容器への影響

原子炉格納容器頂部注水系は，格納容器内温度が 200℃のような過温状態で，原子炉ウェルに常温の水を注水することから，格納容器頂部を急冷することになる。急冷することによる格納容器の閉じ込め機能への影響がないことを評価している。評価結果を以下に示す。

(1) ドライウェル主フランジ締付ボルトの熱収縮

格納容器過温時に格納容器頂部に注水することで，格納容器頂部を急冷することによる熱収縮の影響を評価する。

格納容器への影響範囲としては鋼材部が考えられるため，ドライウェル主フランジ及びドライウェル主フランジ締付ボルトが挙げられる。このうち，体積が小さい方が水による温度影響を受けやすいため，評価対象としてドライウェル主フランジ締付ボルトを選定し，急冷による熱的影響を評価する。

原子炉ウェルへの注水によるドライウェル主フランジ締付ボルト冷却時の発生応力について，第 15-2 表に示す。評価結果から，ボルトが 200℃から 20℃まで急冷された場合でも，発生応力はボルトの降伏応力を下回っており，ボルトが破損することはない。

第 15-2 表　ドライウェル主フランジ締付ボルトの発生応力

項目	記号	単位	値	備考
材料	－	－	SNCM439	ドライウェル主フランジ締付ボルトの材料
ヤング率	E	MPa	205,000	－
熱膨張率	α	1/K	1.25×10^{-5}	－
温度差	ΔT	K	180	水温を 20℃とし，格納容器温度 200℃時の温度差
ひずみ	ε	－	2.26×10^{-3}	$\varepsilon=\alpha\times\Delta T$
応力	σ	MPa	464	$\sigma=E\times\varepsilon$
設計降伏点	Sy	MPa	754	SNCM439（200℃）
設計引張応力	Su	MPa	865	SNCM439（200℃）

(2)格納容器の負圧破損

原子炉格納容器頂部注水系は，原子炉ウェルに注水し，格納容器頂部を冷却するため，格納容器を除熱することによる格納容器の負圧破損への影響が懸念される。

格納容器負圧破損に対する影響について検討した結果，原子炉ウェルへの注水による格納容器の除熱効果は小さく，原子炉内燃料体の崩壊熱に対して十分に低いことが確認されており，格納容器を負圧にするような影響はないと考えられる。

(3)格納容器の低温脆性

原子炉格納容器頂部注水系は，原子炉格納容器頂部に注水し冷却するため，炭素鋼の冷却による脆性の影響が懸念されるが，炭素鋼の延性－脆性遷移温度は一般的に約-10℃以下であり，原子炉ウェルに注水する水の温度は，この温度領域以上であるため，影響はないと考えられる。

5. 原子炉格納容器頂部注水系の手順及び監視方法

原子炉格納容器頂部注水系（常設）は，燃料プール補給水ポンプを起動し，流量調整弁にて速やかに必要流量（30㎥/h）に調整する。原子炉ウェルの水位は，原子炉ウェル水位により監視し，ドライウェル主フランジ部が冠水する水位を維持するよう燃料プール補給水系ポンプを運転することで制御する。

原子炉格納容器頂部注水系（可搬型）は，大容量送水ポンプ（タイプⅠ）を起動し，流量調整弁にて速やかに必要流量（30㎥/h）に調整する。原子炉ウェルの水位は，原子炉ウェル水位により監視し，ドライウェル主フランジ部が冠水する水位を維持するよう流量調整弁を操作することで制御する。

別紙 16　局所エリアの漏えいガスの滞留

1．はじめに

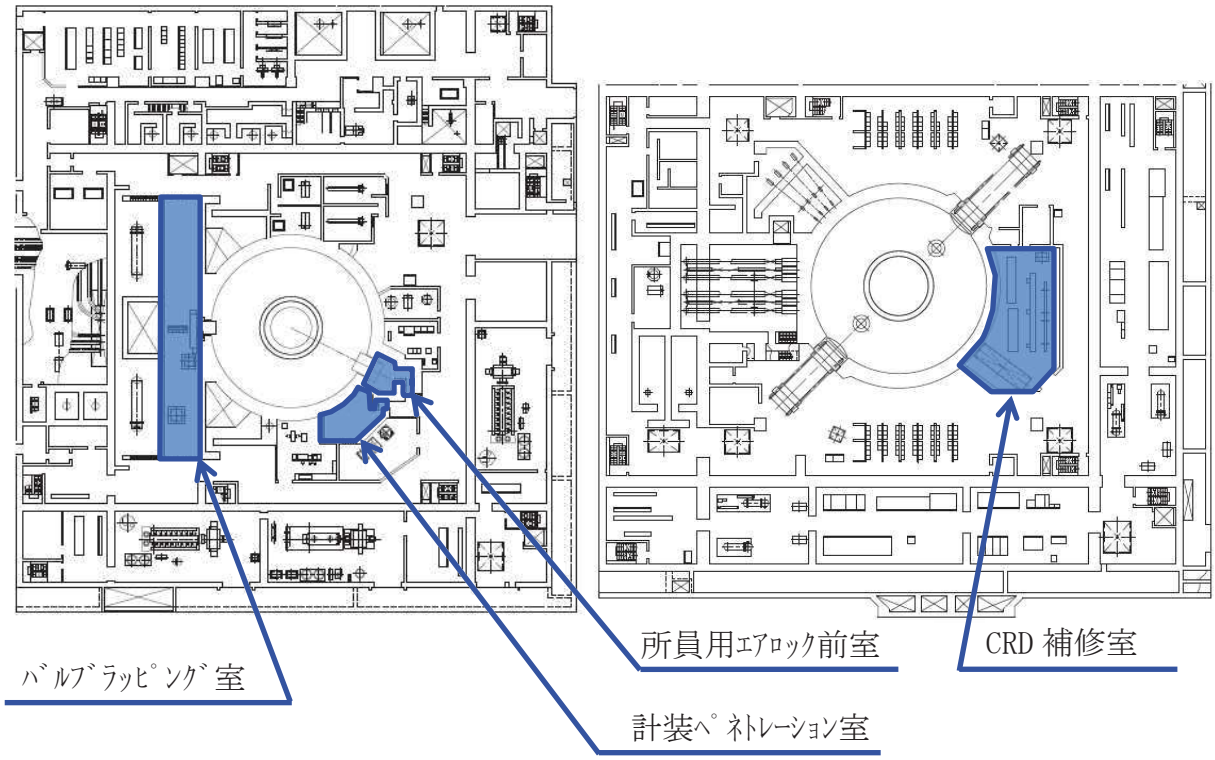
格納容器から漏えいした水素を処理するため，オペレーティングフロアに PAR を設置し，ドライウェル主フランジ及び格納容器ハッチ類から漏えいする水素をオペレーティングフロアで再結合処理することで，原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度上昇を抑制する。格納容器ハッチ類には，局所エリアに設置されたハッチ類があることから，このエリアにおける水素濃度について評価する。

2．水素影響を考慮すべき局所エリア

格納容器からの水素漏えいが想定される局所エリアを第 16-1 表に，配置を第 16-1 図に示す。なお，原子炉ウェルカバーが置かれた状態の原子炉ウェル部についても，局所エリアとなる可能性があるが，原子炉ウェルカバーにシール性がなく，隙間を有する構造であることから，局所エリアから除外とした。

第 16-1 表　局所エリア

階数	エリア名称	ハッチ類名称
地上１階	バルブラッピング室	逃がし安全弁搬出入口
地上１階	所員用エアロック前室	所員用エアロック
地上１階	計装ペネトレーション室	ISI 用ハッチ
地下１階	CRD 補修室	制御棒駆動機構搬出入口



原子炉建屋地上 1 階（0.P.15000）　　原子炉建屋地下 1 階（0.P.6000）

第 16-1 図　局所エリア配置

3. 局所エリアからの水素の流路

局所エリアについて，水素がオペレーティングフロアまで流れる流路を確認する。

各局所エリアには，通路につながる空調ダクト（以下，「通路ダクト」という。）又は開口部（以下，「通路開口部」という。）がある。また，各階から PAR が設置されているオペレーティングフロアまでは，大物搬入口ハッチ，オペレーティングフロアへつながる空調ダクト（以下，「換気ダクト」という。）がある。

局所エリアからオペレーティングフロアまでの水素の流路イメージを第 16-2 図に，局所エリアからの流路を第 16-2 表に示す。

(1)　局所エリアから通路部への流路

a．通路ダクト

格納容器から通路ダクトが設置されている局所エリアへ漏えいした水素は，通路ダクトにより局所エリアから通路部に流れる。

b．通路開口部

格納容器から通路開口部が設置されている局所エリアへ漏えいした水素は，通路開口部により局所エリアから通路部に流れる。なお，所員用エアロック前室は，扉に水素排出用の開口部を設ける設計とする。

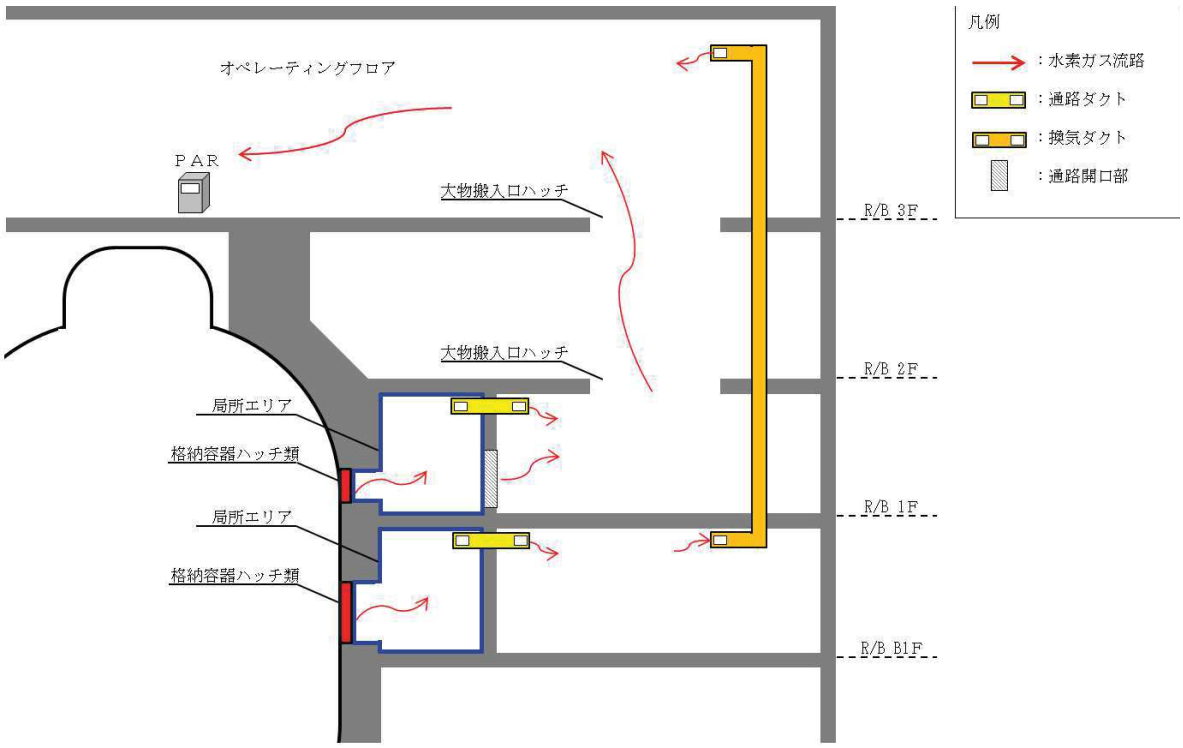
(2)　各階通路部からオペレーティングフロアへの流路

a．大物搬入口ハッチ

原子炉建屋原子炉棟の地上2階及び地上3階には，大物搬入口ハッチが設置されているため，地上1階の通路部に流れた水素は，大物搬入口ハッチを通じてオペレーティングフロアに設置されるPARにより処理される。

b．換気ダクト

換気ダクトは，原子炉建屋原子炉棟の地下1階から地上3階につながるダクトであり，地下1階の通路部に流れた水素は，換気ダクトを通じてオペレーティングフロアに設置されるPARにより処理される。



第 16-2 図　局所エリアからオペレーティングフロアまでの水素流路イメージ

第 16-2 表　局所エリアからオペレーティングフロアまでの水素流路

階数	エリア名称 ハッチ類名称	局所エリアから 通路部	通路部からオペレーティングフロア	備考
地上 1 階	バルブラッピング室 逃がし安全弁搬出入口	通路ダクト	大物搬入口ハッチ	
地上 1 階	所員用エアロック前室 所員用エアロック	通路開口部	大物搬入口ハッチ	扉に水素排出用の開口部を設置
地上 1 階	計装ペネトレーション室 ISI 用ハッチ	通路ダクト	大物搬入口ハッチ	
地下 1 階	CRD 補修室 制御棒駆動機構搬出入口	通路ダクト	換気ダクト	

なお，空調ダクトは耐震性を考慮して設計したものではないが，水素の流れを遮断するような完全閉塞を起こすことは工学的に考えられないことから，水素流路として考慮する。

4. 局所エリアの水素濃度評価

局所エリアに設置される格納容器ハッチ類からの漏えいガスの滞留について，空間容積に対する格納容器ハッチ類シール部の開口部周長割合が大きい所員用エアロック前室及びCRD補修室の評価を行う（第16-3表参照）。

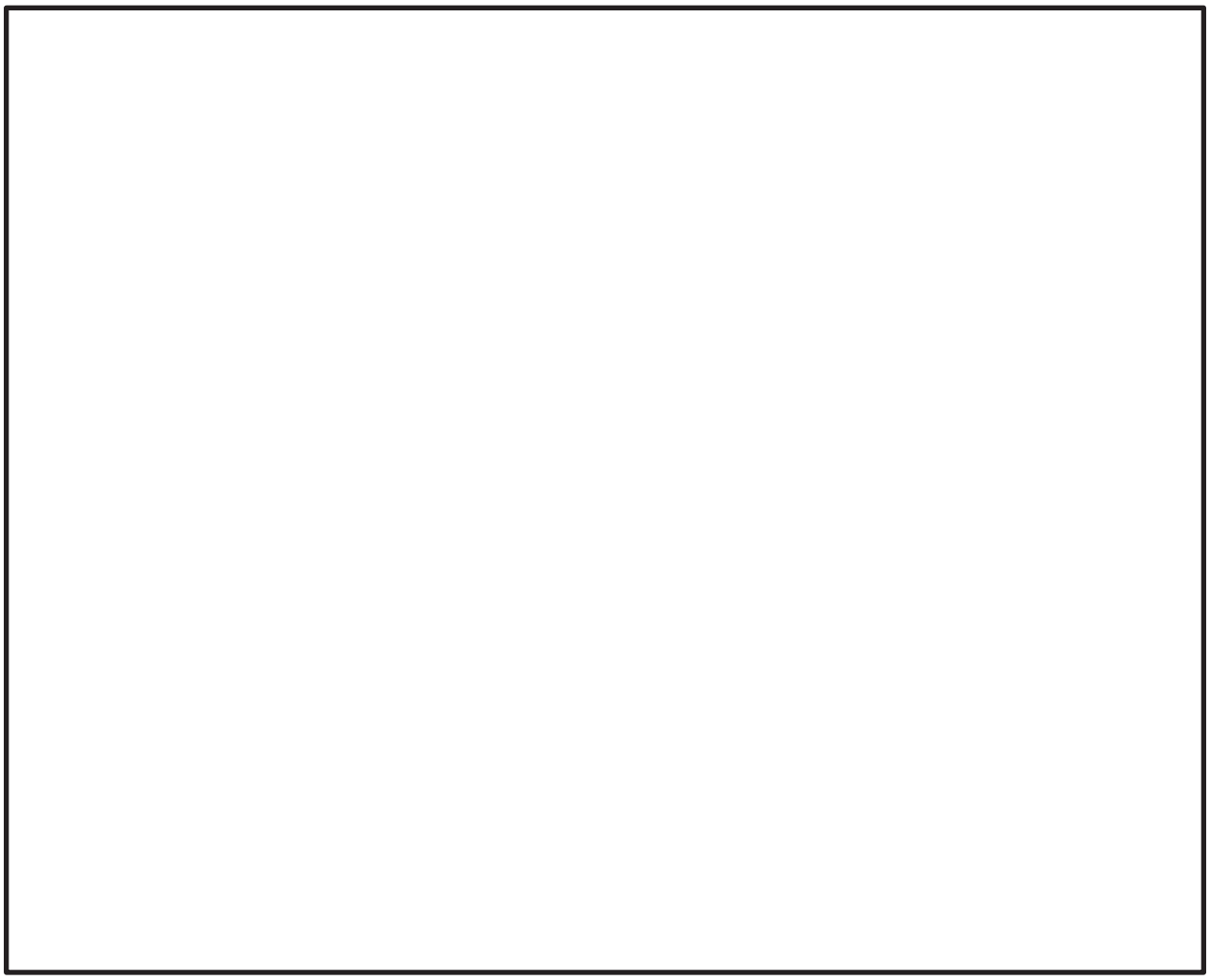
第16-3表　格納容器ハッチ類のシール部

階数	エリア名称 ハッチ類名称	シール部の開口部周長(mm)	空間容積(m^3)	空間容積に対する周長割合
地上１階	バルブラッピング室 逃がし安全弁搬出入口			
地上１階	所員用エアロック前室 所員用エアロック			
地上１階	計装ペネトレーション室 ISI用ハッチ			
地下１階	CRD補修室 制御棒駆動機構搬出入口			

評価にあたっては，「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち代替循環冷却系を使用する場合（ケース1）及び代替循環冷却系を使用できない場合（原子炉格納容器フィルタベント系を使用する場合）（ケース2）について，熱流動解析コードGOTHICを用いた解析を実施し，「3. 局所エリアからの水素の流路」を考慮した解析モデルを使用する。解析モデルを第16-3図，解析条件を第16-4表から第16-6表に示す。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙16-5



第 16-3 図　解析モデル

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 16-6

第 16-4 表　GOTHIC コードによる解析条件

項目	解析条件	設定理由
格納容器条件		
格納容器圧力	第 16-5 表及び第 16-6 表のとおり	―
格納容器温度		
格納容器ガス組成		―
格納容器漏えい率		
漏えい箇所	・ドライウェル主フランジ ・逃がし安全弁搬出入口 ・所員用エアロック ・ISI 用ハッチ ・機器搬出入用ハッチ ・制御棒駆動機構搬出入口 ・サプレッションチェンバ出入口	第 16-7 表による
原子炉建屋初期条件		
建屋圧力	101.325kPa［abs］	第 2.3.3.1-1 表に同じ
建屋温度	40℃	
建屋ガス組成	・酸素　19.5vol% ・窒素　73.2vol% ・水蒸気　7.3vol%	
建屋解析モデル		
建屋解析モデル	原子炉建屋原子炉棟内 ｵﾍﾟﾚｰﾃｨﾝｸﾞﾌﾛｱ　30,000m^3 地上 2 階　3,100m^3 地上 1 階　3,100m^3 地下 1 階　8,700m^3 トーラス室　7,300m^3 大物搬入口ハッチ　1,900m^3 階段室（西側）　280m^3 階段室（南側）　120m^3 バルブラッピング室　1,230m^3 所員用ｴｱﾛｯｸ前室　110m^3 計装ﾍﾟﾈｽﾄﾚｰｼｮﾝ室　330m^3 CRD 補修室　480m^3	空間の構造物を除いた容積として設定

第 16-5 表　GOTHIC コードによる解析条件（ケース 1）

<table>
<tr><th colspan="2" rowspan="2">項目</th><th colspan="6">条件</th></tr>
<tr><th>0～6h</th><th>6～24h</th><th>24～36h</th><th>36～48h</th><th>48～72h</th><th>72～168h</th></tr>
<tr><td rowspan="6">ドライウェル</td><td>格納容器圧力
(kPa[gage])</td><td colspan="3">550</td><td>300</td><td>250</td><td>200</td></tr>
<tr><td>格納容器温度
(℃)</td><td colspan="3">200</td><td colspan="3">171</td></tr>
<tr><td>水素分率
(vol%)</td><td colspan="2">10</td><td>15</td><td colspan="3">20</td></tr>
<tr><td>窒素分率
(vol%)</td><td>0</td><td colspan="2">10</td><td colspan="3">35</td></tr>
<tr><td>水蒸気分率
(vol%)</td><td>90</td><td>80</td><td>75</td><td colspan="3">45</td></tr>
<tr><td>格納容器漏えい率*
(%/day)</td><td colspan="3">1.3</td><td>0.7</td><td>0.65</td><td>0.6</td></tr>
<tr><td rowspan="6">サプレッションチェンバ</td><td>格納容器圧力
(kPa[gage])</td><td colspan="3">550</td><td>300</td><td>250</td><td>200</td></tr>
<tr><td>格納容器温度
(℃)</td><td colspan="3">200</td><td colspan="3">171</td></tr>
<tr><td>水素分率
(vol%)</td><td colspan="2">25</td><td>20</td><td colspan="3">15</td></tr>
<tr><td>窒素分率
(vol%)</td><td colspan="3">30</td><td colspan="3">25</td></tr>
<tr><td>水蒸気分率
(vol%)</td><td colspan="2">45</td><td>50</td><td colspan="3">60</td></tr>
<tr><td>格納容器漏えい率*
(%/day)</td><td colspan="3">1.3</td><td>0.7</td><td>0.65</td><td>0.6</td></tr>
</table>

＊：格納容器漏えい率は，以下の式（AEC 式）により算出される値に余裕を考慮した値とする。

$$L = L_0\sqrt{\frac{(P-P_a)RT}{(P_0-P_a)R_0T_0}}$$

L　　：事故時の格納容器漏えい率［%/day］
L_0　：漏えい試験時の格納容器漏えい率［%/day］
P　　：事故時の格納容器圧力［Pa］
P_a　：格納容器外の圧力［Pa］
R　　：事故時の格納容器の気体定数［kJ/kg･K］
T　　：事故時の格納容器温度［K］
P_0　：漏えい試験時の格納容器圧力［Pa］
R_0　：漏えい試験時の気体定数［kJ/kg･K］
T_0　：漏えい試験時の格納容器温度［K］

第 16-6 表　GOTHIC コードによる解析条件（ケース 2）

項目		条件		
		0～6h	6～60h	60～168h
ドライウェル	格納容器圧力 (kPa[gage])	854		50
	格納容器温度 (℃)	200		171
	水素分率 (vol%)	10		0
	窒素分率 (vol%)	0	10	0
	水蒸気分率 (vol%)	90	80	100
	格納容器漏えい率* (%/day)	1.3		0.5 (設計漏えい率)
サプレッションチェンバ	格納容器圧力 (kPa[gage])	854		50
	格納容器温度 (℃)	200		171
	水素分率 (vol%)	25		0
	窒素分率 (vol%)	30		0
	水蒸気分率 (vol%)	45		100
	格納容器漏えい率* (%/day)	1.3		0.5 (設計漏えい率)

*：格納容器漏えい率は，以下の式（AEC 式）により算出される値に余裕を考慮した値とする。

$$L = L_0\sqrt{\frac{(P-P_a)RT}{(P_0-P_a)R_0T_0}}$$

L　　：事故時の格納容器漏えい率［%/day］
L_0　：漏えい試験時の格納容器漏えい率［%/day］
P　　：事故時の格納容器圧力［Pa］
P_a　：格納容器外の圧力［Pa］
R　　：事故時の格納容器の気体定数［kJ/kg･K］
T　　：事故時の格納容器温度［K］
P_0　：漏えい試験時の格納容器圧力［Pa］
R_0　：漏えい試験時の気体定数［kJ/kg･K］
T_0　：漏えい試験時の格納容器温度［K］

第 16-7 表　漏えい箇所及び漏えい割合

漏えいフロア	漏えい箇所*1	内径(mm)	周長(mm)	漏えい割合*2
原子炉建屋地上 3 階（ｵﾍﾟﾚｰﾃｨﾝｸﾞﾌﾛｱ）	ドライウェル主フランジ			
原子炉建屋地上 1 階	逃がし安全弁搬出入口			
	所員用エアロック			
	ISI 用ハッチ			
原子炉建屋地下 1 階	機器搬出入用ハッチ（2 箇所）			
	制御棒駆動機構搬出入口			
トーラス室	サプレッションチェンバ出入口（2 箇所）			

*1：漏えい箇所は，ドライウェル主フランジ及び格納容器貫通部のうちシール部を有するハッチ類を選定する。

*2：漏えい割合は，シール部の開口部周長の割合とする。

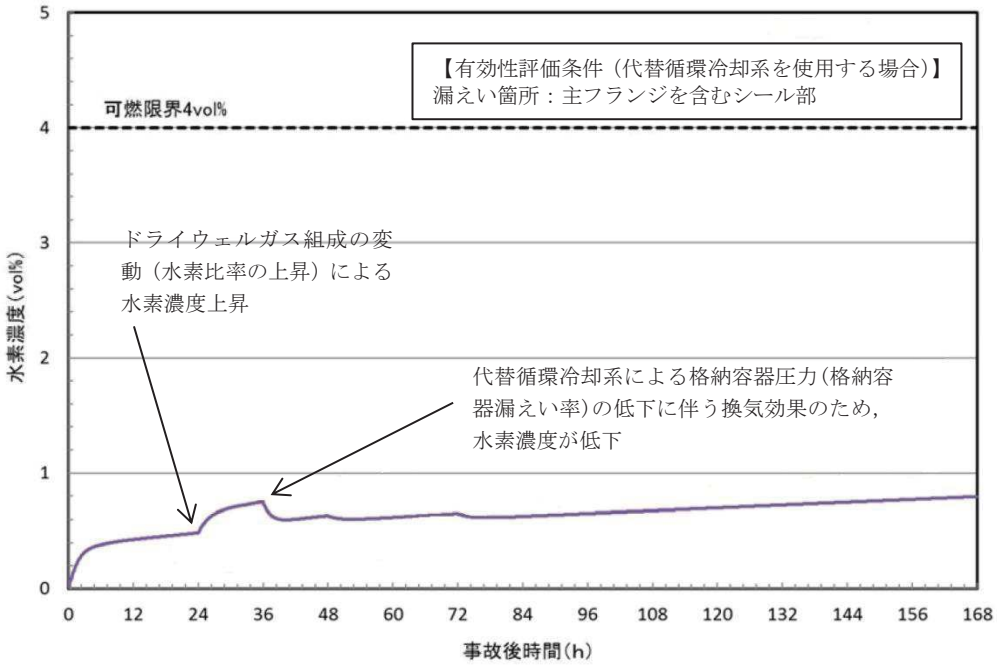
(1) 代替循環冷却系を使用する場合（ケース１）

評価の結果，水素濃度が可燃限界未満（4vol%）となることを確認した。評価結果を第 16-4 図及び第 16-5 図に示す。

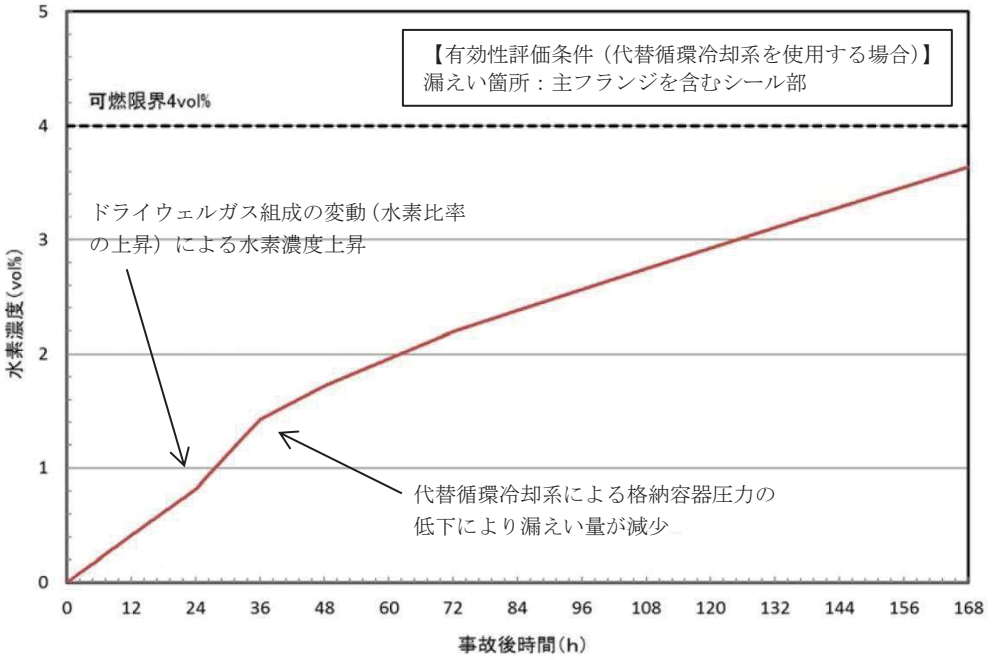
水素濃度は全体的には上昇傾向となり，168 時間後時点で最も高くなるものの，可燃限界未満となった。

局所エリア内では，格納容器ハッチ類から局所エリアへ漏えいするガスによって，局所エリア内の空気が通路ダクト又は通路開口部から通路部へ押し出されることにより，水素の滞留が防止されると考えられる。第 16-6 図に示すとおり，オペレーティングフロア及び各階の通路部における水素濃度が時間経過とともに上昇しており，局所エリアから通路部へ押し出された水素が，建屋内全体で均一化されることを確認した。

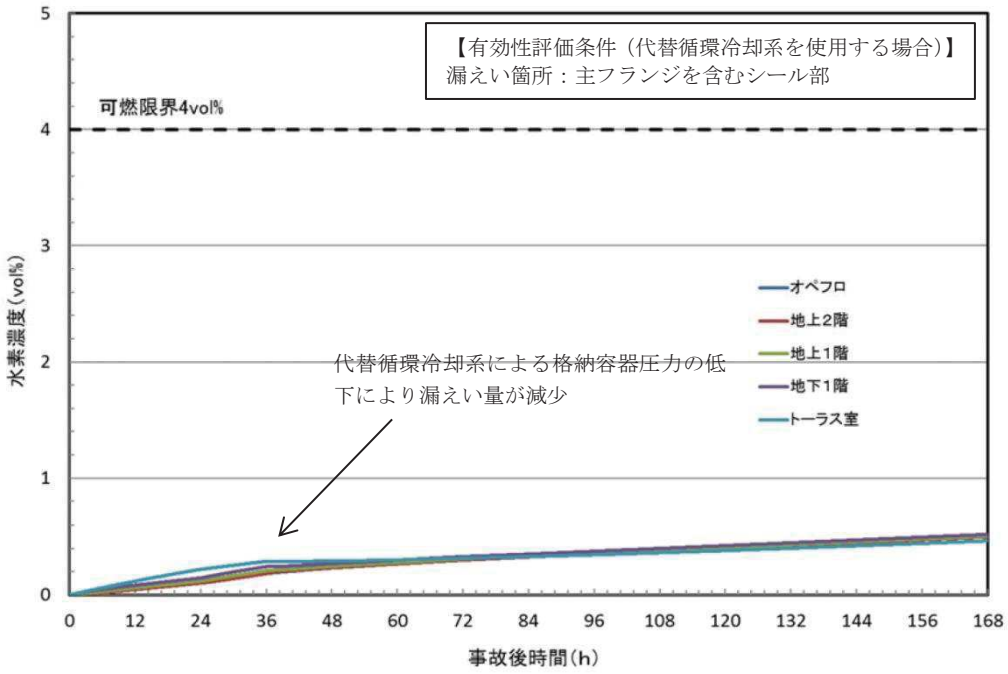
枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



第 16-4 図　所員用エアロック前室の水素濃度



第 16-5 図　CRD 補修室の水素濃度

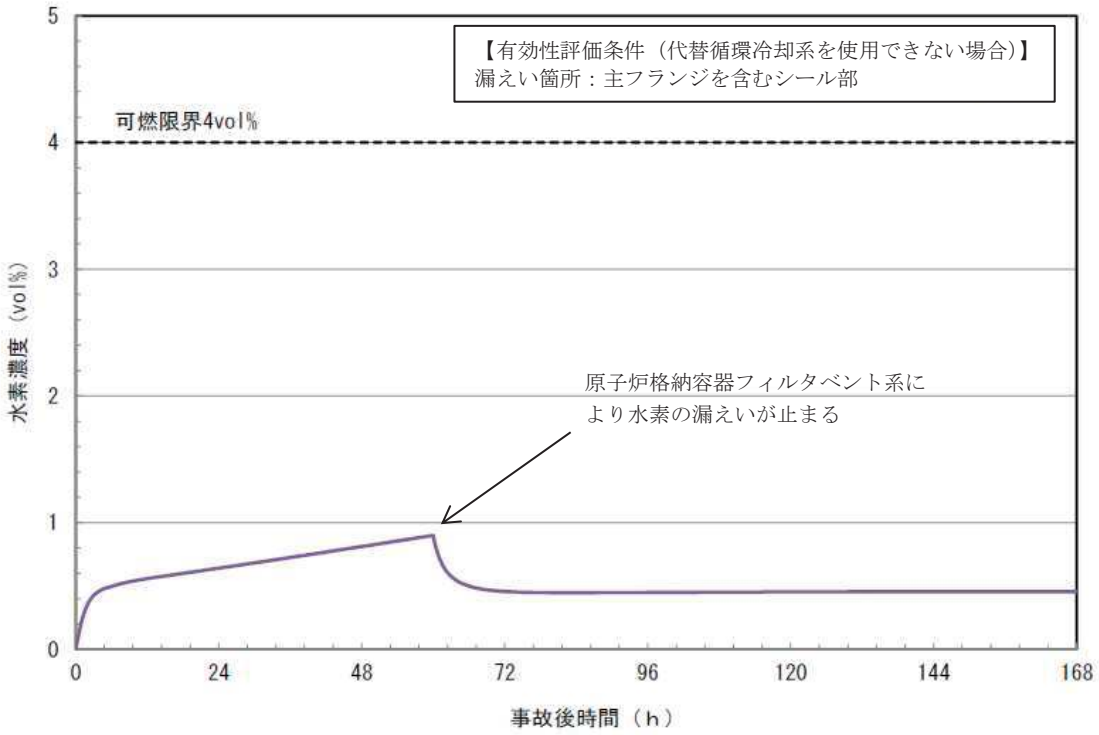


第 16-6 図　オペレーティングフロア及び各階通路部の水素濃度

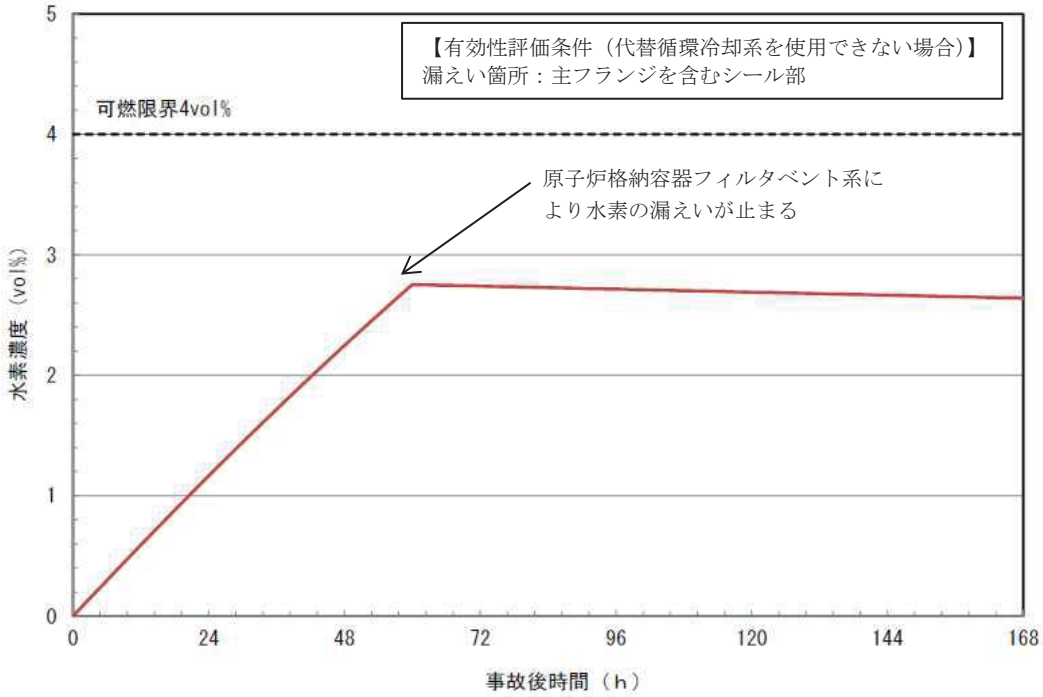
(2) 代替循環冷却系を使用できない場合（ケース２）

評価の結果，水素濃度が可燃限界未満（4vol%）となることを確認した。評価結果を第 16-7 図及び第 16-8 図に示す。

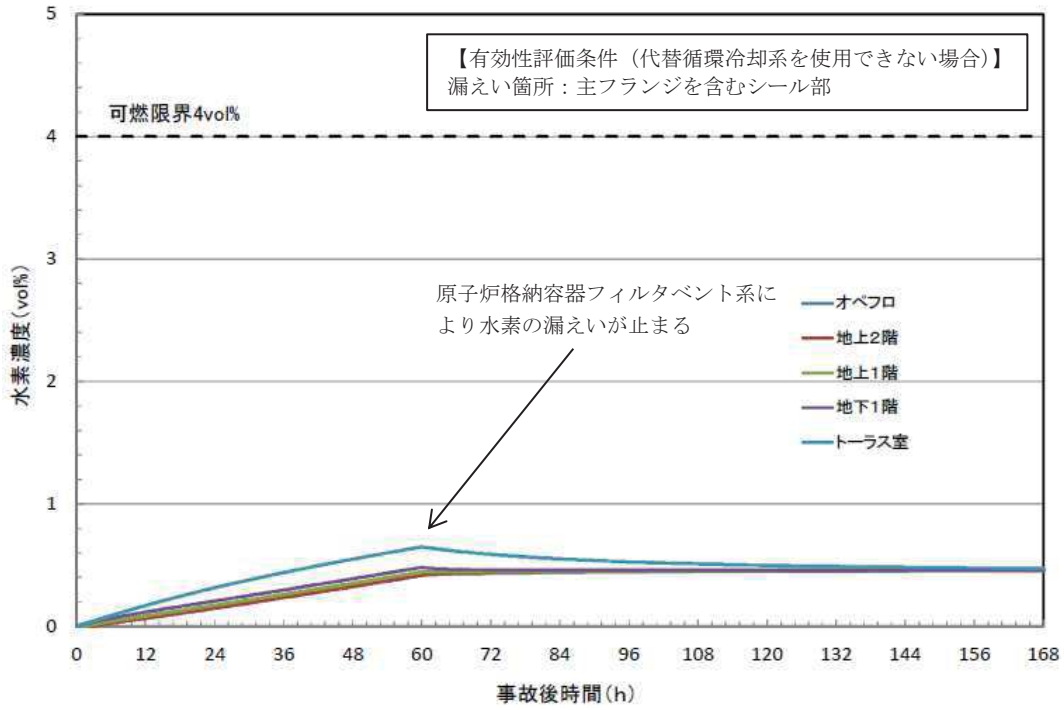
第 16-9 図に示すとおり，オペレーティングフロア及び各階の通路部における水素濃度が時間経過とともに収束することから，局所エリアから通路部へ押し出された水素が，建屋内全体で均一化されることを確認した。



第 16-7 図　所員用エアロック前室の水素濃度



第 16-8 図　CRD 補修室の水素濃度



第 16-9 図　オペレーティングフロア及び各階通路部の水素濃度

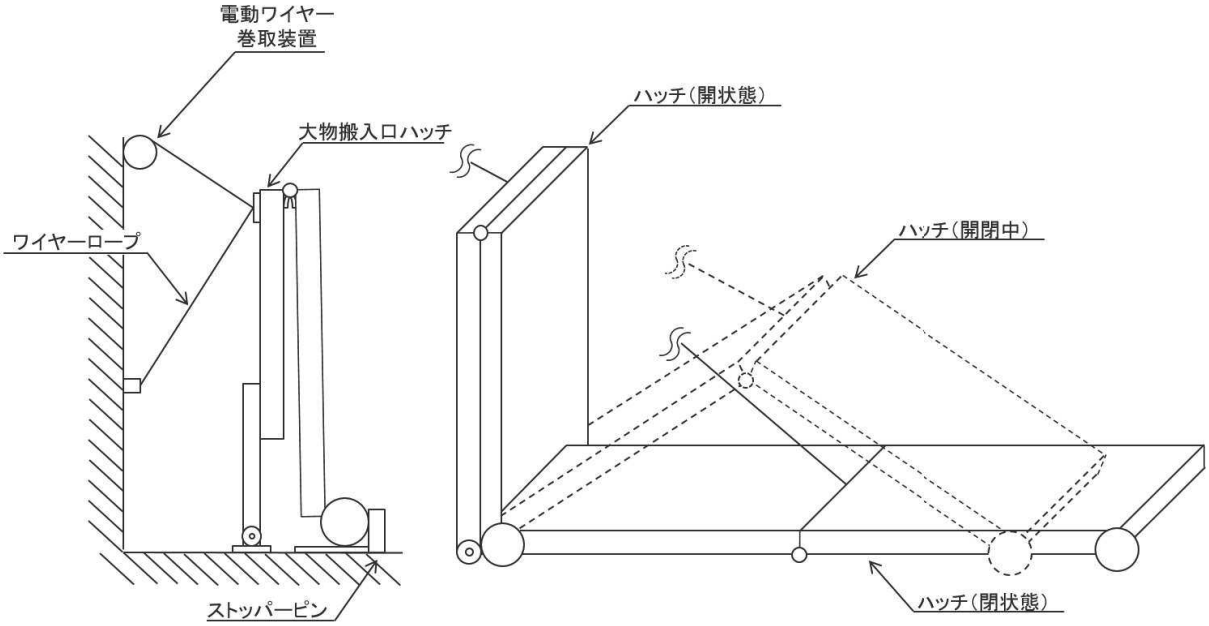
(3) 評価結果

以上から，水素が最終的に滞留するオペレーティングフロアの水素濃度を監視することで，原子炉建屋原子炉棟全体の水素影響を把握することが可能であるが，局所エリアに漏えいした水素を早期に検知し，滞留状況を把握することは，水素爆発による原子炉建屋の損傷を防止するために有益な情報になる。そのため，第 16-1 表に示す局所エリアに漏えいした水素を計測するための原子炉建屋水素濃度監視設備を設置し，事故時の監視性能を向上させる。これにより，格納容器内にて発生した水素が漏えいする可能性のある箇所での水素濃度と，水素が最終的に滞留するオペレーティングフロアでの水素濃度の両方を監視できることとなり，より確実に原子炉建屋原子炉棟全体での水素影響を把握することが可能となる。

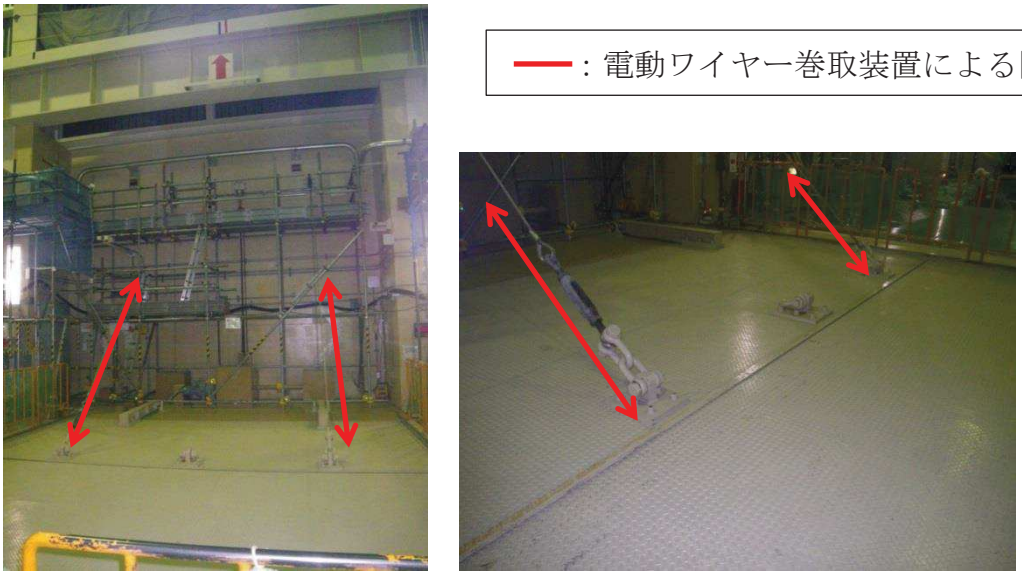
（参考）　大物搬入口ハッチの運用

格納容器ハッチ類から漏えいした水素は，通常開状態の大物搬入口ハッチからオペレーティングフロアへ流入する。大物搬入口ハッチは，電動ワイヤー巻取装置により開閉し，全開状態においてストッパーピンにより意図しない閉動作を防止する構造となっている。また，大物搬入口ハッチは，地震動による電動ワイヤー巻取装置及びストッパーが破損した場合においても，大物搬入口ハッチの開状態を維持できるようワイヤーロープにより壁に固定する。（第 1 図から第 3 図参照）

なお，電動ワイヤー巻取装置の不具合が発生した場合には，別に設置している手動チェーンブロックにより開閉することができる。



第 1 図　大物搬入口ハッチ イメージ図



第 2 図 大物搬入口ハッチの閉状態

第 3 図　大物搬入口ハッチの開状態

なお，大物搬入口ハッチは，「実用発電用原子炉の設置，運転に関する規則」別表第一で示す「7　原子炉格納施設」の「工事計画認可を要するもの」及び「工事計画の事前届出を要するもの」に該当する設備ではないことから，工事計画手続きの対象設備には該当しない。ただし，大物搬入口ハッチが地震により閉動作しないことの説明については，工事計画書にて記載する。

別紙 17　原子炉建屋原子炉棟内の水素挙動評価への GOTHIC コードの適用性

1.　はじめに

原子炉建屋原子炉棟内の水素対策の有効性を評価するための水素流動解析に，「GOTHIC」コードを用いている。「GOTHIC」コードは，米国ＥＰＲＩ（Electric Power Research Institute）開発の汎用熱流動解析コードである。

原子炉建屋原子炉棟内の水素流動解析に用いることの妥当性について以下に示す。

2.　解析コードの特徴

(1) 概要

本解析コードは，気相・液相・液滴相について，質量，運動量及びエネルギーの 3 保存則を解く解析コードである。

各相間の質量・運動量・エネルギーの移動は，気相／液相の体積比(ボイド率)等を考慮した流動様式に基づく相関式で取り扱い，凝縮及び沸騰等，複雑な混相流動現象を模擬することができ，気液混相の 3 次元熱流動を模擬することができる。

また，ファン及び水素再結合器等の様々な機器のモデルが組み込まれており，これらの機器の物理現象を模擬することができる。

(2) 流体

液体及び気体の流動，並びに気体の相変化を模擬することができる。気体については蒸気を含む水素，窒素，酸素等の様々なガスが混合した多成分ガスを模擬することができる。

(3) 伝熱

各相間の伝熱は，気相／液相の体積比(ボイド率)等を考慮した流動様式に基づく相関式で取り扱い，壁面等の構造体への伝熱は，構造体をヒートシンクとしてモデル化し，構造体と流体間の伝熱及び構造体内部の熱伝導を熱伝達モデルにより計算する。

熱伝達モデルには，自然対流熱伝達モデル，強制対流熱伝達モデル，凝縮熱伝達モデル等が組み込まれており，壁面等での蒸気の凝縮，水の沸騰，流体・構造物間及び構造物内部の熱伝達を模擬することができる。

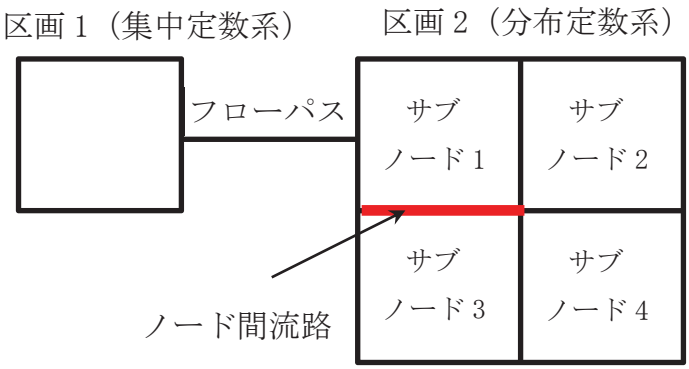
(4) 形状モデリング

各区画を１ノードとして扱う集中定数系モデル及び区画内を複数ノード（サブノード分割）で扱う分布定数系モデルがあり，解析内容に応じて適切にモデル化することができる。

集中定数系モデルは，各区画及び各相について質量とエネルギー保存則が計算され，区画間の流れは流路面積や圧損係数に基づいて流量を計算するフローパスモデルで模擬する。フローパスモデルは，1 次元の流れであるが，これらを複数設置することにより，区画間の循環流れ等も模擬することができる。

分布定数系モデルは，ノード毎の形状及びノード間の流路面積や圧損係数等を設定し，各ノードの質量・運動量・エネルギーを計算可能であり，3 次元熱流動の評価が可能である。さらに，流体と壁面との摩擦及び質量・運動量・エネルギーの各相間の界面を通じた移動や乱流拡散及び分子拡散効果を考慮可能である。

また，区画間の接続は，フローパスモデルで適切に模擬可能であり，境界条件は，区画と接続することで，境界からの流体の流入・流出を模擬することができる。区画間の接続イメージを第 17-1 図に示す。



第 17-1 図　形状モデル例

(5) 境界条件

流量を直接指定する流出入境界条件及び指定した圧力に基づいて流量を計算する圧力境界条件等を設定することができる。

(6) 機器モデル

ファンや水素再結合器等の機器を模擬可能である。ファンモデルは，フローパスに流入・流出する流量を制御できる。水素再結合器モデルは，当該モデルに流入する水素及び酸素の結合反応並びに結合反応によって生じる反応発熱を制御することができる。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

3.　解析コードの妥当性確認

原子炉建屋内水素流動解析に本計算機コードを用いることの妥当性を確認するため，基本的な物理現象である三次元的な流動によるガスの流動・拡散現象，ガスの熱流動と水素濃度変化への影響が大きい水蒸気の壁面熱伝達による凝縮及び構造体内部熱伝導，PAR モデルに着目する。

(1)　3 次元流動・濃度解析

原子炉建屋原子炉棟内では，格納容器から漏えいしたガスが拡散し，混合する。

建屋水素対策の評価では，オペレーティングフロアに対して，複数ノード分割できる分布定数系モデルを適用することで，水素や水蒸気等のガスのサブノード間への拡散・混合を解析することができる。

ガスの拡散・混合に関する代表的な総合効果試験として NUPEC 試験がある。(第 17-2 図参照)　NUPEC 試験では，第 17-1 表に示す内部区画，第 17-3 図～第 17-5 図に示す試験設備において，ガス放出の有無，放出ガスの種類（水蒸気又は水素の代替としてのヘリウムガス)，スプレイの有無等を考慮した 35 ケースの試験が行われており，雰囲気温度及びガス濃度分布が測定されている。このうち，水蒸気とヘリウムガスの両方が放出され，かつスプレイを想定しない点で重大事故等時に想定される原子炉建屋原子炉棟内の条件に近い Test M-4-3 を対象に，解析と試験データとの比較を行った。

【Test M-4-3 の試験条件】

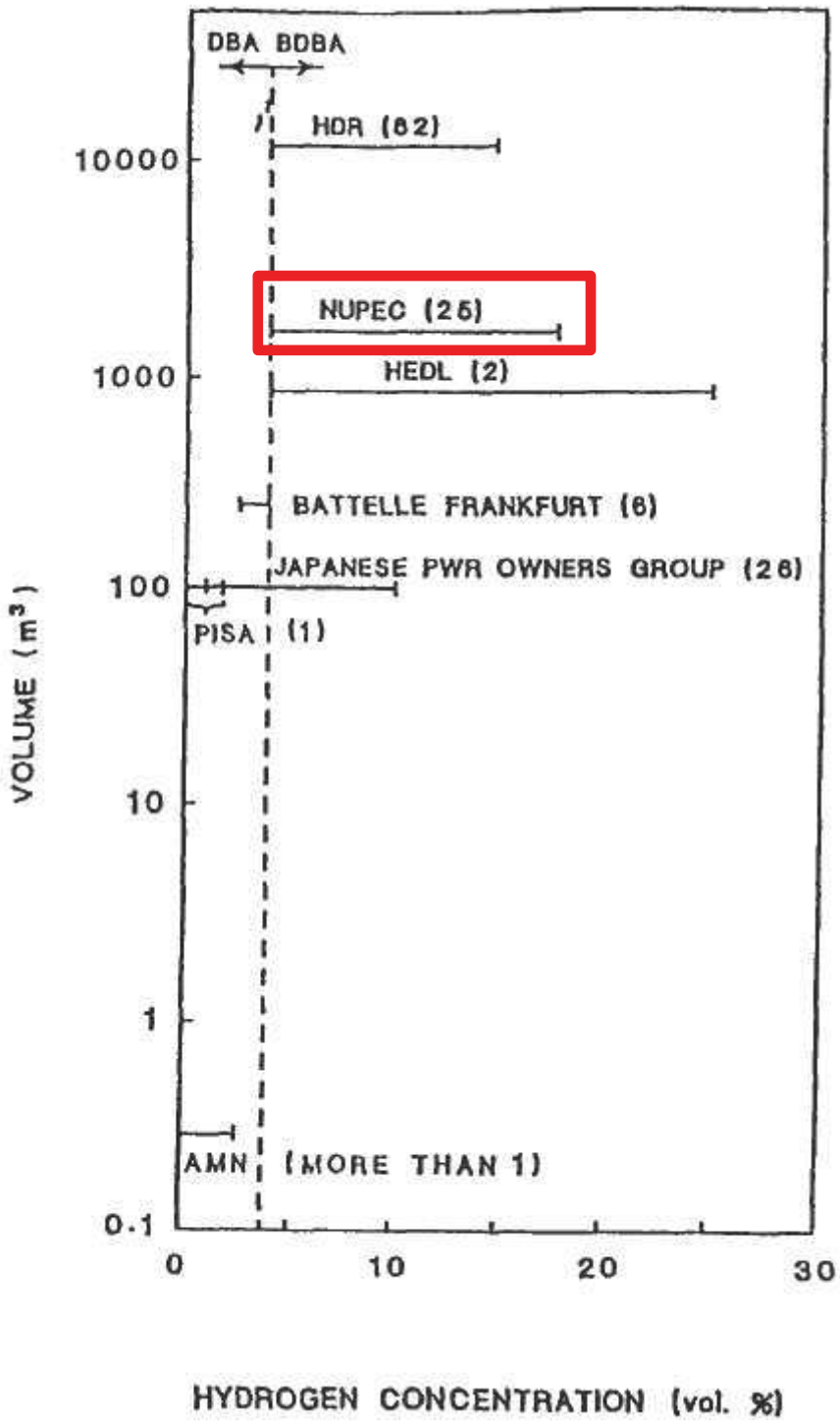
1.	初期圧力	: 101 [kPa(abs)]
2.	初期温度	: 28 [℃]
3.	破断流量の蒸気成分	: 0.33 [kg/s] (30 分で停止)
4.	破断流量のヘリウム成分	: 0.03 [kg/s] (30 分で停止)
5.	破断位置	: 区画 8(第 17-4 図参照)
6.	スプレイ	: なし

以上より，格納容器からの漏えいによる水素や水蒸気の放出を想定して，ガスの拡散・混合を評価する原子炉建屋原子炉棟内の水素流動解析に本解析コードを適用することは妥当である。

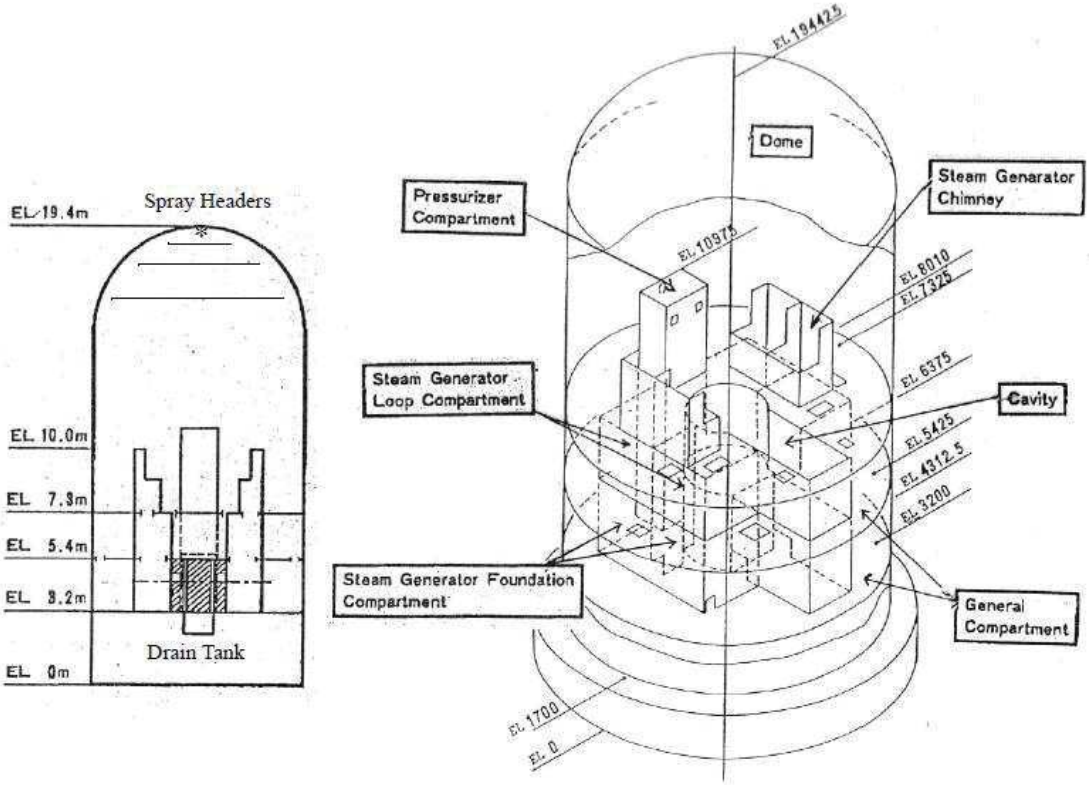
枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

第 17-1 表　NUPEC 試験の内部区画(参考図書 1)

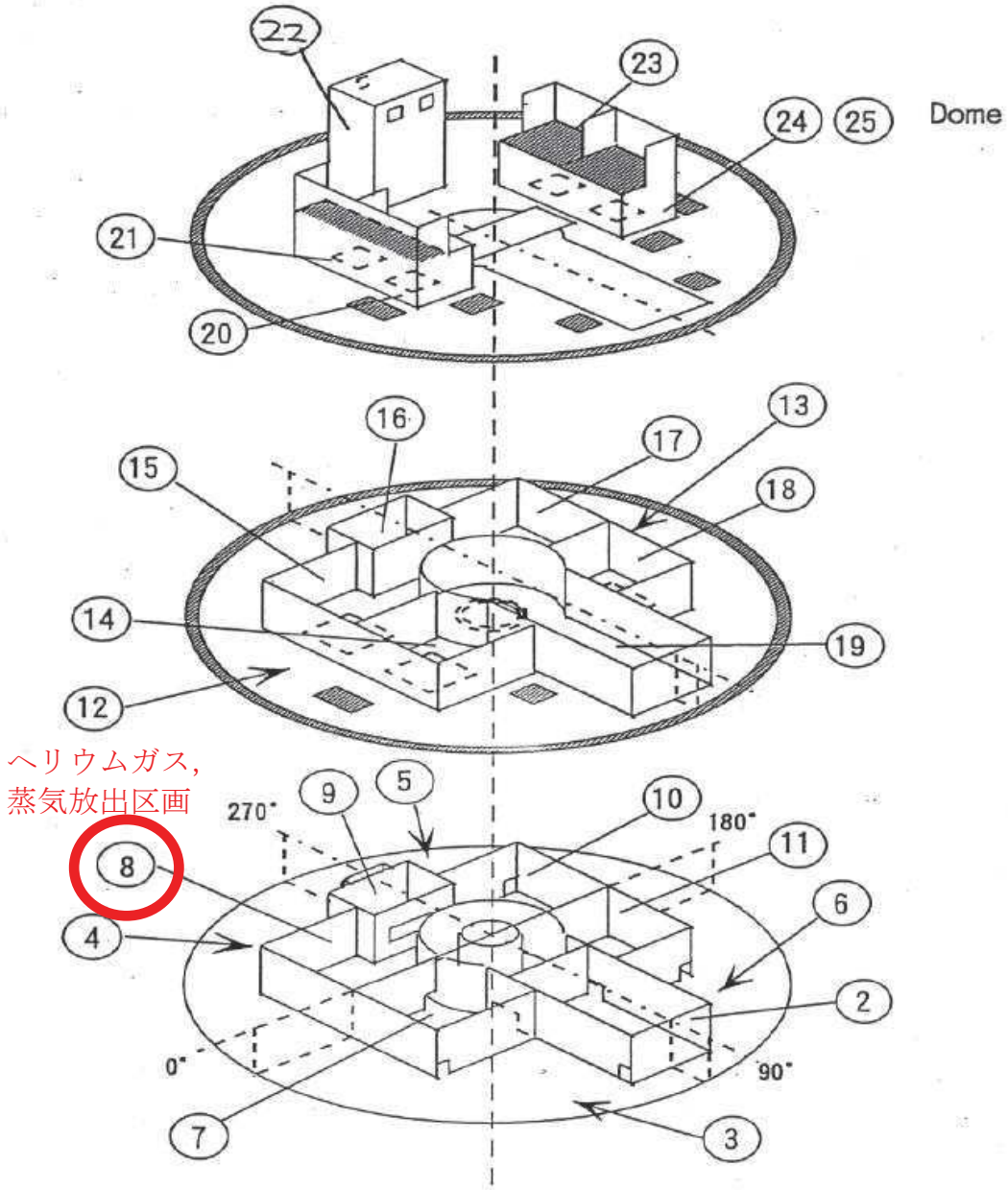
ノード番号	区画	区画内容積(m^3)
1	炉内計装チェイス	5.95
2	CV サンプ　ポンプ室	14.95
3	一般部(下部) C	28.91
4	一般部(下部) D	32.84
5	一般部(下部) A	32.84
6	一般部(下部) B	28.91
7	SG 基礎部 C	10.80
8	SG 基礎部 D (Test M-4-3 ヘリウム，蒸気放出位置)	12.66
9	CV 冷却材　ドレンタンク	3.74
10	SG 基礎部 A	12.66
11	SG 基礎部 B	10.80
12	一般部(上部) C, D	53.05
13	一般部(上部) A, B	53.05
14	SG ループ室 C	9.22
15	SG ループ室 D	10.80
16	加圧器室(下部)	2.14
17	SG ループ室 A	10.80
18	SG ループ室 B	9.22
19	キャビティ	24.14
20	SG 煙突部 C	2.01
21	SG 煙突部 D	2.016
22	加圧器室(上部)	5.44
23	SG 煙突部 A	2.016
24	SG 煙突部 B	2.01
25	ドーム部	931.3



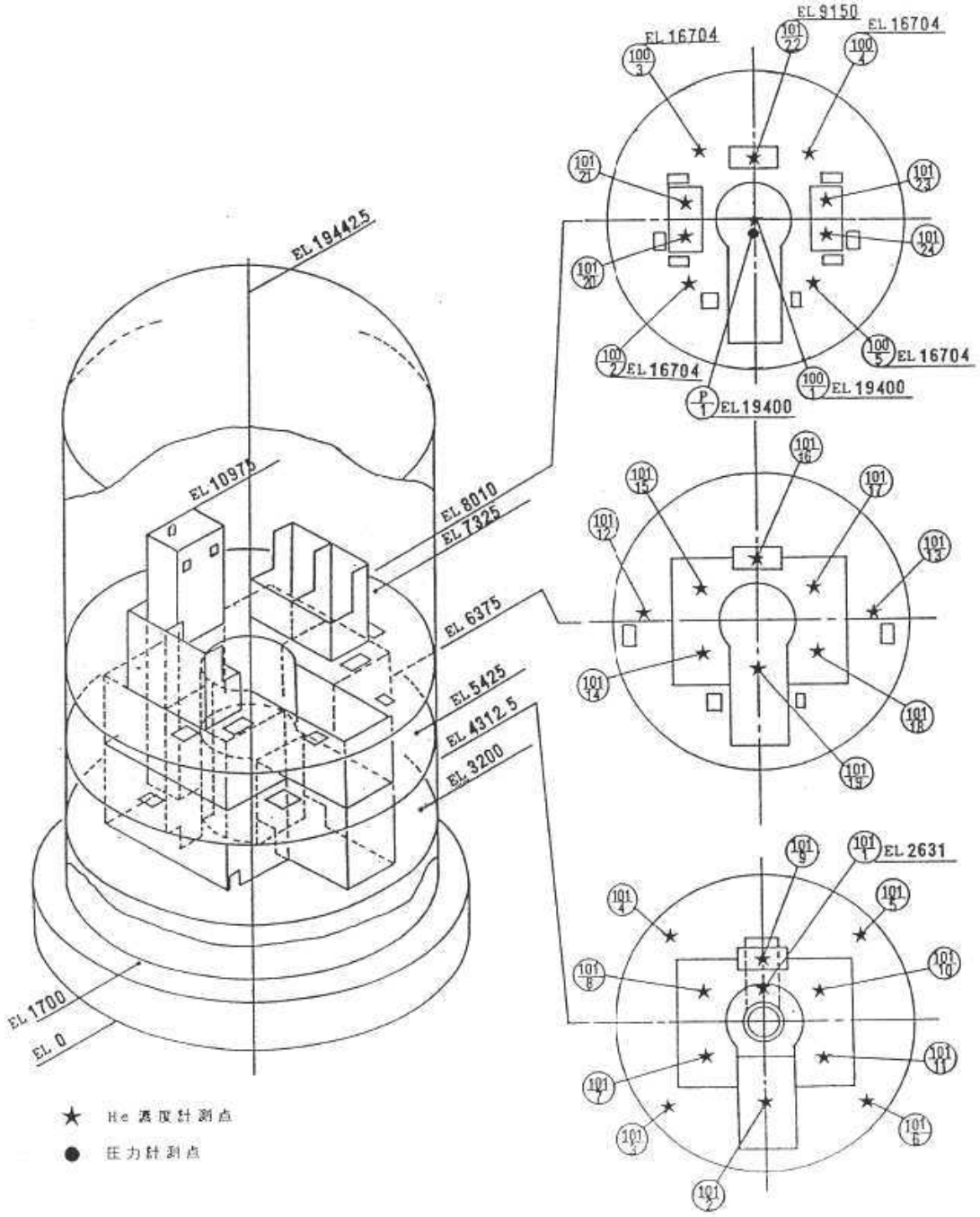
第 17-2 図　水素濃度の範囲と試験スケール(参考図書 1)



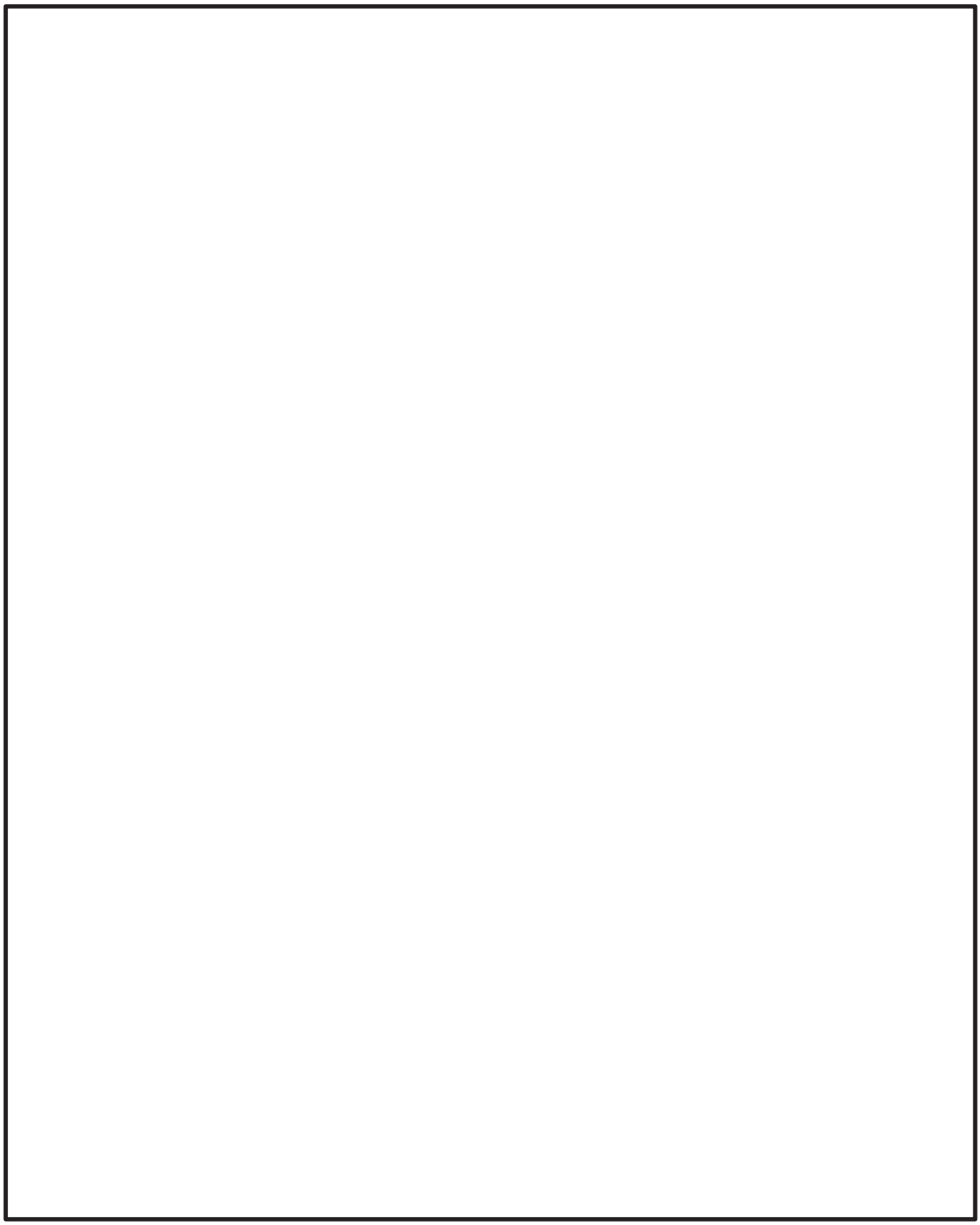
第 17-3 図　NUPEC 試験の概要(参考図書 2)



第 17-4 図　NUPEC 試験における区画と開口部(参考図書 2)



第 17-5 図　NUPEC 試験におけるヘリウム濃度及び圧力の計測点(参考図書 3)

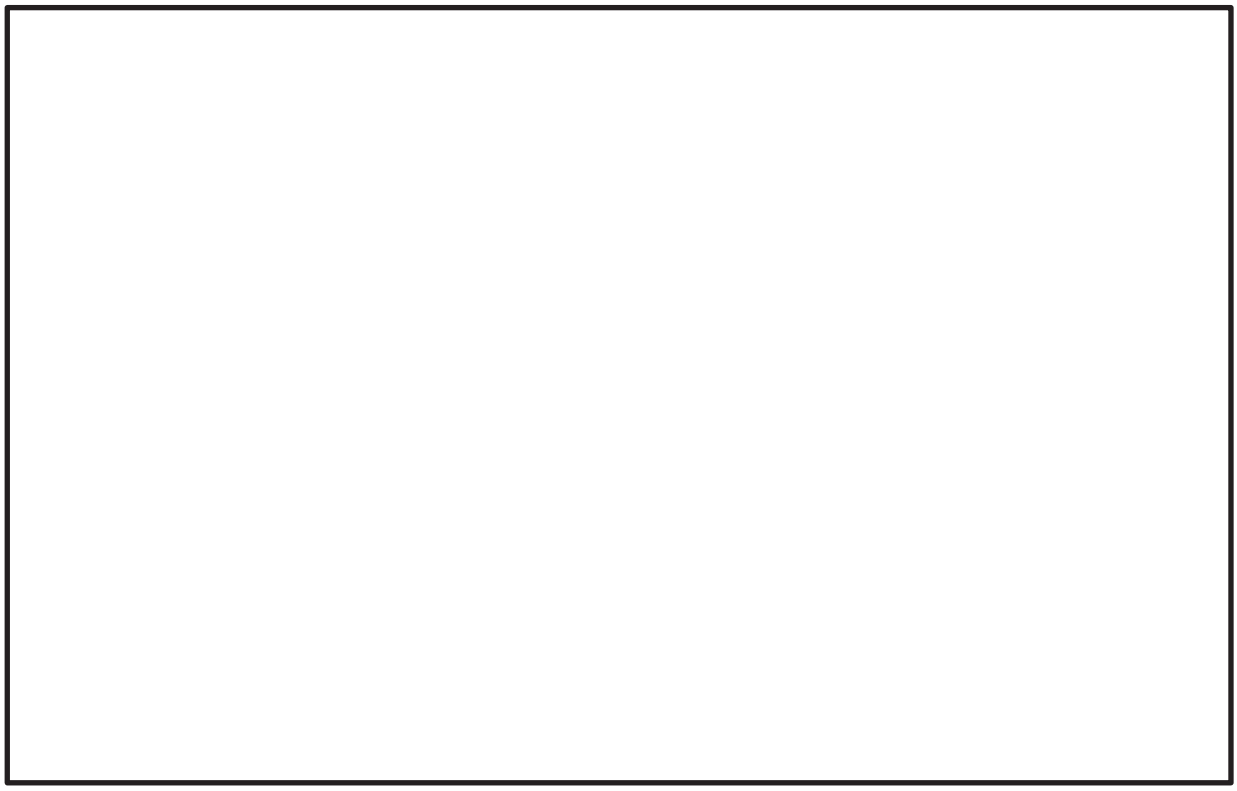


第 17-6 図　NUPEC 試験の解析モデル概要(参考図書 2)

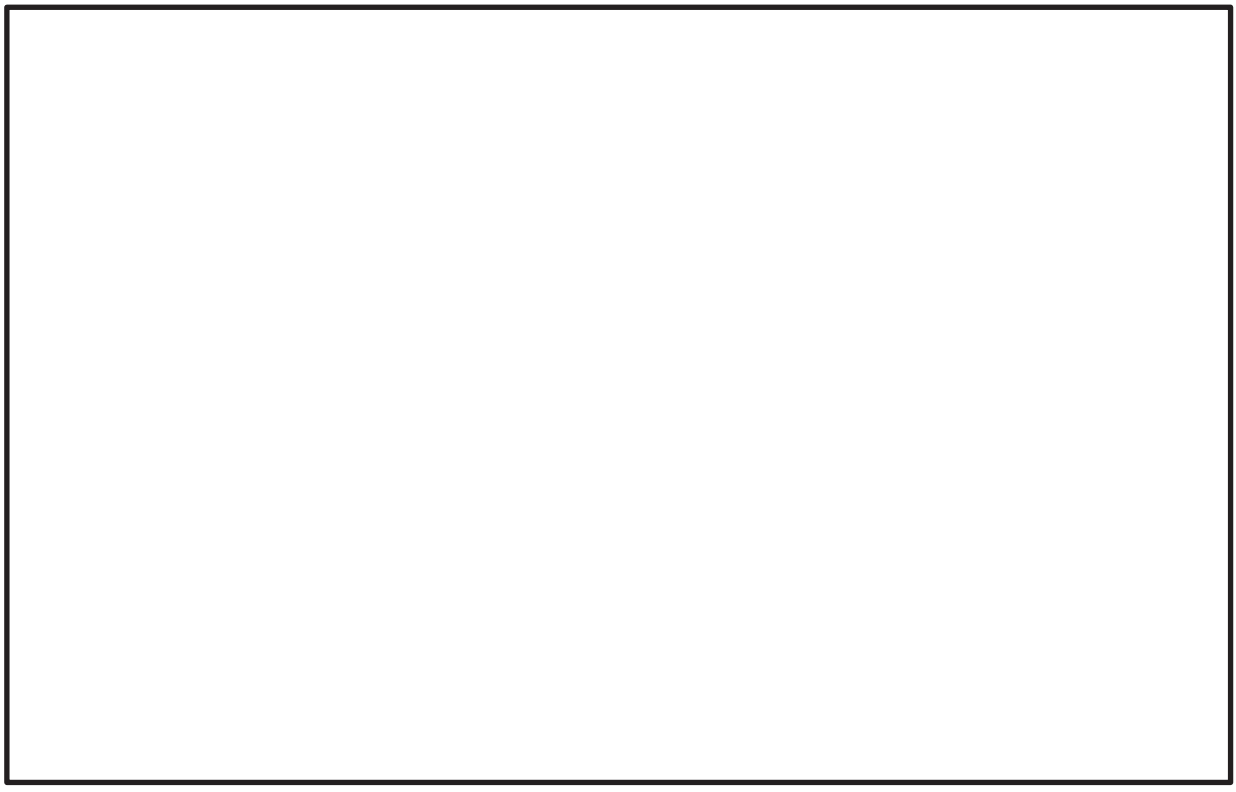
枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

第 17-7 図　NUPEC 試験の解析モデルにおけるノード分割(参考図書 2)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

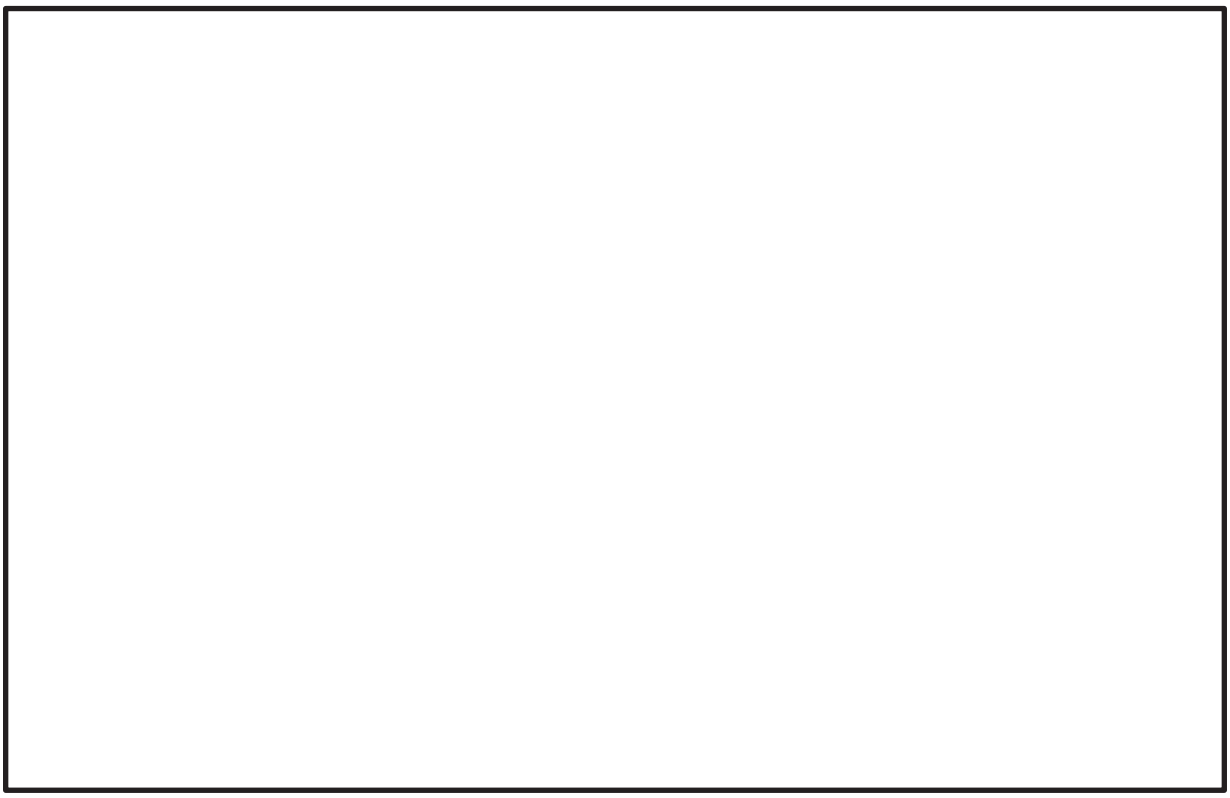


第 17-8 図　格納容器圧力(参考図書 2)



第 17-9 図　格納容器温度(参考図書 2)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



第 17-10 図　ヘリウム濃度(参考図書 2)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(2) 水蒸気の壁面熱伝達による凝縮

格納容器から漏えいする高温の水蒸気は，雰囲気の飽和条件により凝縮される他に，壁面における熱伝達によっても凝縮される。

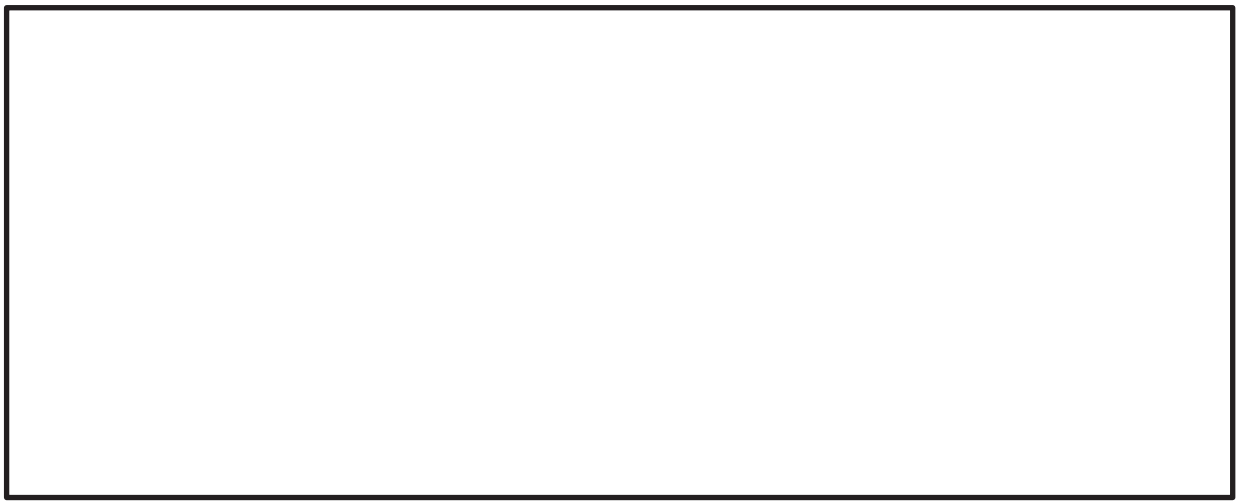
建屋水素対策の評価では，凝縮熱伝達モデルとして，GOTHIC コードに内蔵されている DLM-FM モデル(Diffusion Layer Model with enhancement due to Film roughening and Mist generation in the boundary layer)を使用する。(第 17-11 図) DLM-FM モデルは，液膜の擾乱や壁面付近での液滴の生成を考慮しており，熱伝達を最適に予測する評価モデルであることが確認されている。DLM-FM モデルで評価された凝縮熱伝達率と試験データとの比較を第 17-12 図に示す。この試験は，内田，ウィスコンシン大学，Debhi MIT 等で実施されたものである。

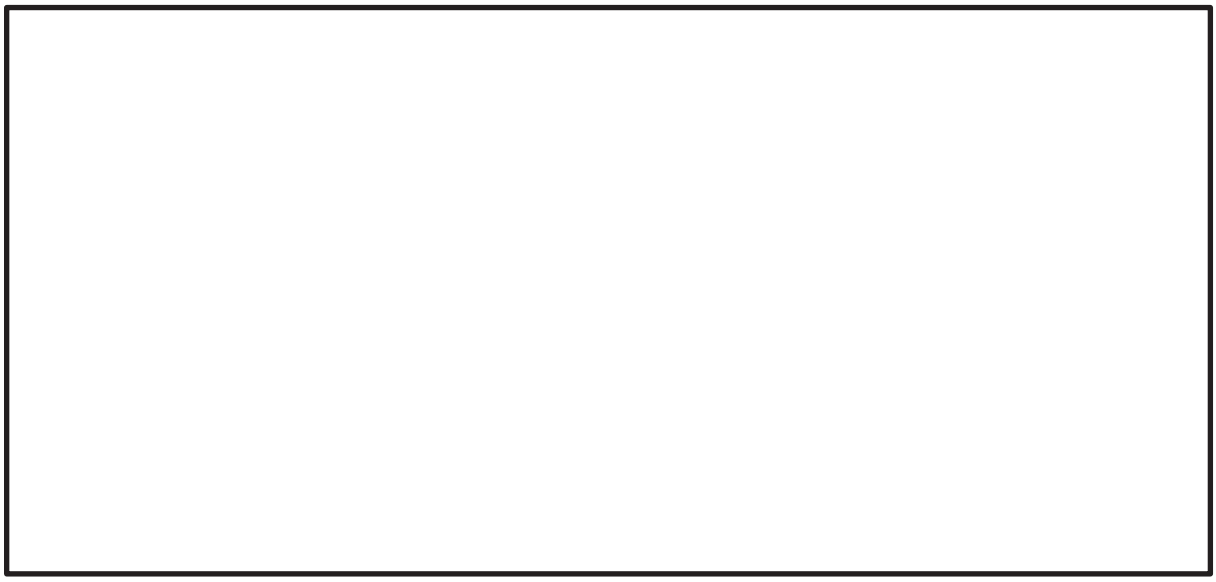
【試験範囲】

第 17-12 図より，ほとんどの試験データを約 20%以内で再現しており，女川原子力発電所 2 号炉原子炉建屋原子炉棟内の水素流動解析において想定されるパラメータ範囲が試験範囲内であることから,DLM-FM モデルを適用することは妥当である。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

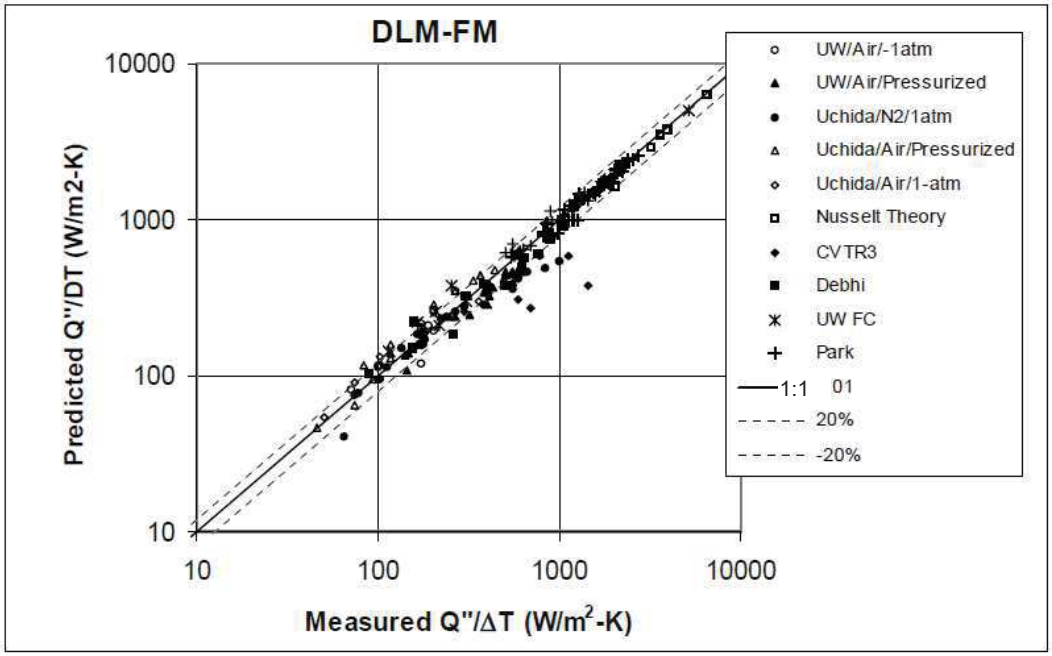
【原子炉建屋原子炉棟内の水素流動解析範囲】





第 17-11 図　DLM-FM モデルの概要

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



第 17-12 図　DLM-FM モデルの試験データとの比較(参考図書 2)

(3) 構造体内部熱伝導

オペレーティングフロアにおける壁や天井において，建屋内側からの熱伝達により，構造体内部に熱伝導が生じる。

GOTHIC コードに内蔵されている構造材内部の熱伝導モデルは,一次元熱伝導方程式に従って計算される。

円筒の体系において，本解析モデルで評価した温度の時間変化の解析解との比較を第 17-13 図に示す。円筒内の初期温度を 500[F]，円筒周りの流体温度を 200[F]とする条件で，円筒中心の時間変化を評価したものであり，解析解とよく一致している。

これより，本解析モデルを高温の格納容器からの漏えいを想定する原子炉建屋原子炉棟内の水素流動解析に適用することは妥当である。

1. 熱伝導率　　：12［Btu/hr-ft-R］

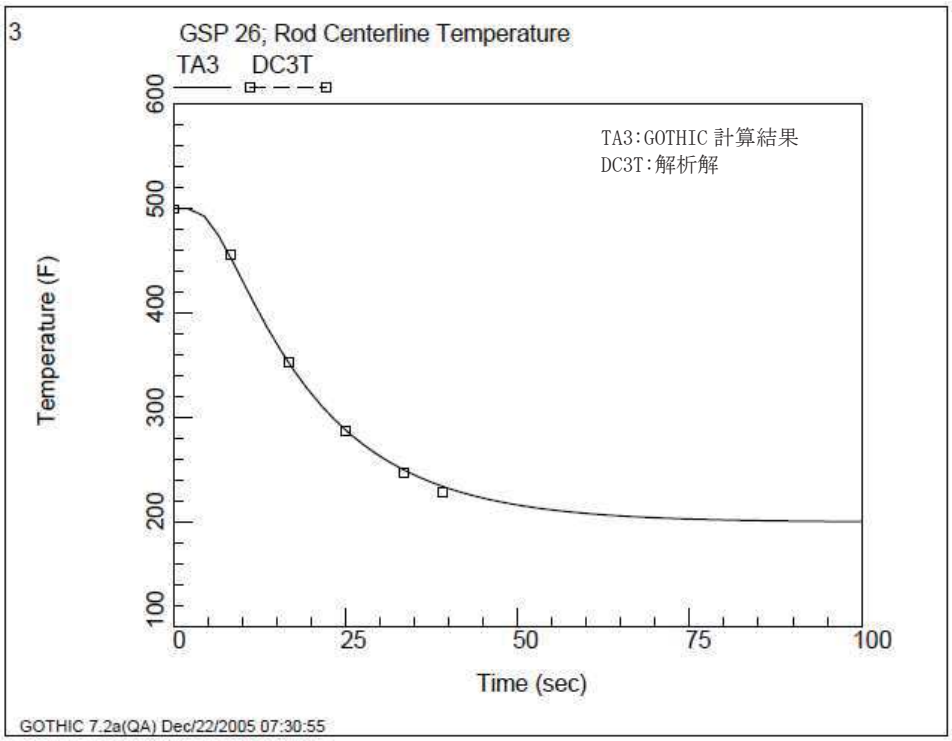
2. 定圧比熱　　：0.1［Btu/lbm-R］

3. 密度　　：400［lbm/ft^3］

4. 円筒径　　：2［in］

5. 円筒内の初期温度　　：500［F］

6. 円筒周りの流体温度　　：200［F］



第 17-13 図　円筒中心温度の１次元熱伝導モデルによる計算結果(変数名：TA3)と解析解(変数名：DC3T)との比較（参考図書 2)

(4) PAR モデル

格納容器から漏えいする水素は，オペレーティングフロアに設置する PAR によって処理される。

GOTHIC コードでは，2.(6)機器モデルに示した PAR モデルを使用する。このモデルの妥当性確認として以下 2 点が重要であり，この観点で妥当性を示す。

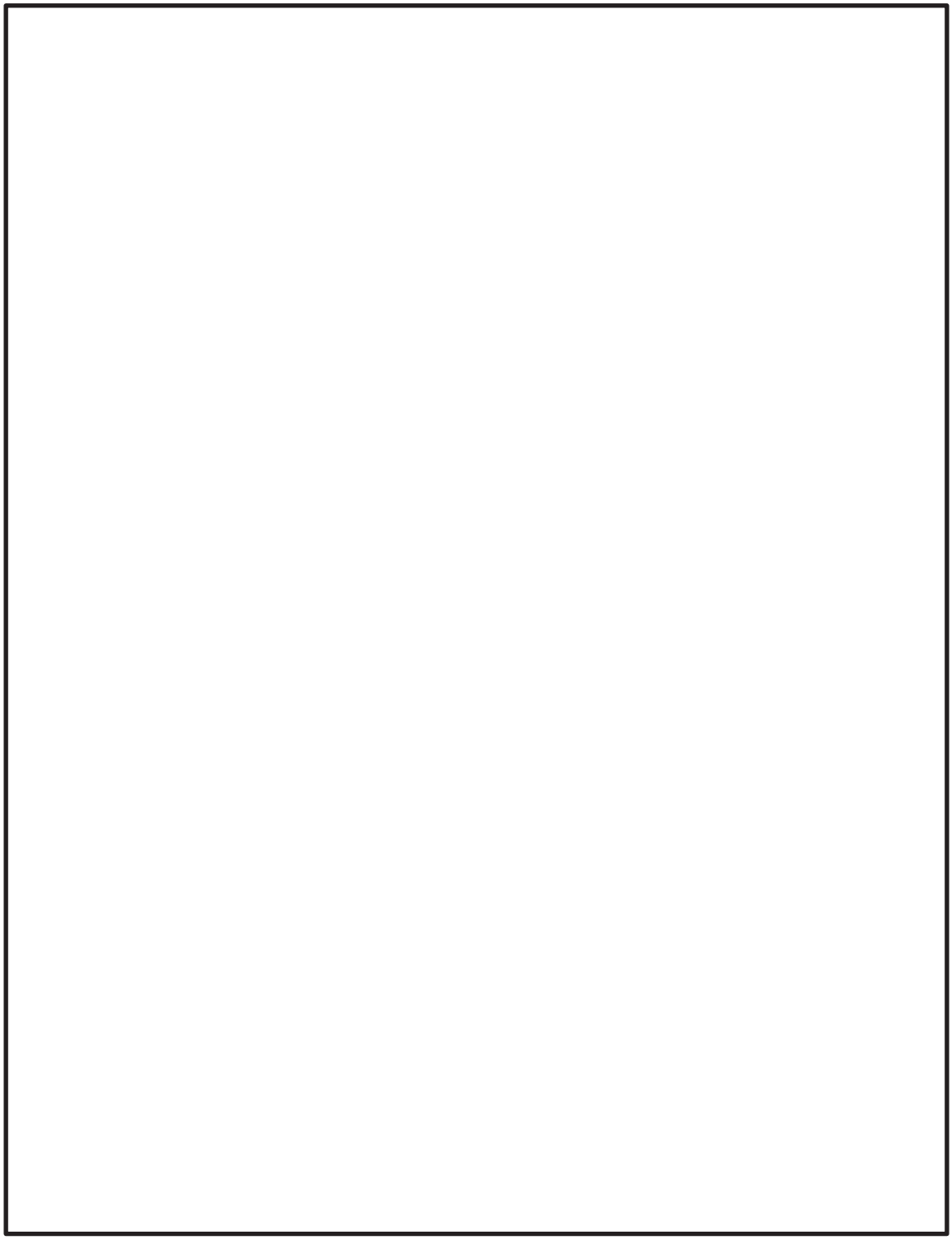
・PAR の水素・酸素再結合及びオペレーティングフロアミキシングの駆動力としての PAR の自然循環流量を模擬できること。

・PAR の大きさに対して相対的に空間スケールの大きいノード分割でも，PAR 入口条件（水素濃度，酸素濃度，雰囲気温度，圧力）を適切に与えることができること。

a. PAR 自然循環流量

PAR の内部においては，カートリッジにおける水素・酸素の再結合開始に伴い，カートリッジでの再結合熱の流入気体への伝熱，伝熱に伴う気体の浮力による上昇流の発生，上昇流に対する流動抵抗の発生等，複雑な熱流動現象が発生していると考えられる。

PAR 水素処理量の基本相関式①の KALI 試験（参考文献 4）による妥当性検証において，PAR 入口において計測された水素濃度，雰囲気温度，圧力（第 17-14 図）を基本相関式①への入力値として与えており，これによって基本相関式①の妥当性が確認されている。すなわち，PAR 内部の複雑な熱流動現象の結果としての水素処理容量を,PAR の入口において計測された水素濃度,雰囲気温度,圧力の関数として整理されたものが基本相関式①であり，PAR 内の浮力や流動抵抗などの PAR の自然循環流動及び水素処理特性を内包しており，PAR の自然循環流量を陰に含んだ形で PAR 水素処理容量を得ることができる。



第 17-14 図　KALI 試験の計測位置（参考文献 4）

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

b. GOTHIC における PAR のモデル化

GOTHIC においては，PAR 入口流量および水素処理（再結合）を，[redacted]

[redacted]

[redacted]を用いて，別紙 5 に示す式に従って模擬している。まず，再結合反応熱による PAR 内の温度上昇により，PAR 内外に温度差が発生する。この温度差によって発生する浮力の効果により，PAR 入口から PAR 内にガスが自然に引き込まれる。その体積流量は，浮力と流動抵抗のバランスで決まり，女川原子力発電所 2 号炉に設置する PAR については,PAR 入口の水素濃度の関数として，別紙 5(式 5-3)に反応阻害ファクター及びスケールファクターを考慮した以下の式(ⅰ)で表される。

$$Q = a \times \left(\frac{C_{H2}}{100}\right)^{0.307} \times F_{inhibit} \times SF \cdots\cdots\cdots\

GOTHIC では,[redacted]上式(ⅰ)に従って，PAR 入口から自然に引き込まれる[redacted]。また,[redacted]及びPAR入口の水素密度などのパラメータから，上式(ⅱ)に従って，水素処理容量を模擬している。

c. GOTHIC のオペフロ解析モデルと PAR モデルの関係

2.3.3 節に示した GOTHIC による原子炉建屋原子炉棟内の水素挙動解析では，オペレーティングフロア内の分割ノードの大きさはPARの大きさに比べて大きく，PAR 入口部を局所的にモデル化していない。また，PAR はフローパスの入口と出口を同一サブノードに接続しているが，以下の点について問題ないと考える。

・水素濃度

PAR で処理され水素濃度が低くなったガスが，フローパスの出口より同サブノードに排出され混合する。そのため，同サブノードの水素濃度は，実際の PAR 入口の水素濃度よりも低くなり，水素処理容量が実際よりも小さくなると考えられる。

・酸素濃度

PAR で処理され酸素濃度が低くなったガスが，フローパスの出口より同サブノードに排出され混合する。そのため，同サブノードの酸素濃度は，実際の PAR 入口の酸素濃度よりも低くなり，低酸素ファクターの影響を受けやすくなる。

・雰囲気温度

GOTHIC モデルにおいては，PAR の水素・酸素再結合による発生熱量がサブ

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

ノード内の雰囲気全体を加熱させるため，PAR 出口温度は実際より低く評価され，浮力による上昇速度は実際より小さくなる。また，水素処理容量も，PAR を模擬したフローパスの入口と出口を同一ノードに接続しているために実際よりも高温な気体が PAR に流入することになり，水素処理容量も実際より小さくなる。

・圧力

解析ではオペフロの圧力は大気圧一定である。実際は圧力に分布があるが，圧力差は小さく，圧力分布を均一に扱うことの影響は小さいと考えられる。

以上から,GOTHIC コードにおける PAR モデルにおいて,PAR 自然循環流量は PAR 入口条件に基づく水素処理容量相関式により，PAR の大きさに対して相対的に空間スケールの大きいノード分割に対しては PAR の水素処理量を低く見積もる定性的傾向があることにより，評価モデルとして適切である。

＜＜参考図書＞＞

1. NUPEC, “Final Comparison Report on ISP-35 : NUPEC Hydrogen Mixing and Distribution Test (Test M-7-1)”, CSNI Report NEA/CSNI/R(94)29, December, 1994.
2. Electric Power Research Institute, Inc., “GOTHIC CONTAINMENT ANALYSIS PACKAGE QUALIFICATION REPORT Version 7.2a(QA)”, NAI 8907-09 Rev 9, January 2006
3. 独立行政法人原子力安全基盤機構，溶接部等熱影響部信頼性実証試験(原子炉格納容器)に関する報告書(平成 4 年度)，平成 5 年 3 月
4. Generic Tests of Passive Autocatalytic Recombiners(PARs) for Combustible Gas Control in Nuclear Power Plants, Volume 1 Program Description, 1997, EPRI/EdF

5. Karsten Fischer, Qualification of a passive catalytic module for hydrogen mitigation, Nuclear Technology, Vol.112, p.58-62, 1995

参考資料１　静的触媒式水素再結合装置による再結合反応の律速段階について

NIS 社製 PAR の水素処理は，PAR の入口水素濃度が 0～4vol%の範囲においては，拡散律速であり，十分な酸素がある状態であれば水素濃度により水素処理速度が決まる。

拡散律速であることは，THAI 試験（HR-15，HR-40，HR-41 及び HR-42）の結果から確認できる。THAI 試験の試験条件を表 1，試験により得られた PAR 入口水素濃度と水素処理速度の関係を図 1 に示す。

表 1　THAI 試験の試験条件

試験番号	圧力[bar]	温度[℃]	水蒸気濃度	酸素濃度	水素注入速度

図 1　水素濃度と水素処理速度の関係

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

いずれの試験においても，PAR 入口水素濃度が 0～4vol%の範囲において，水素濃度が大きくなるにつれて水素処理速度も大きくなっている。これは，水素濃度が大きくなることにより増加する水素が，触媒表面上の自由面積部で酸素と再結合反応していることによるものであることから，水素粒子の増加が直接的に水素処理速度の増加につながっている結果と考えられる。

なお，他の試験結果と比較して HR-42 のみ傾きが大きく異なっているが，これは HR-42 のみ触媒カートリッジが 6 枚少ない 5 枚の状態で試験を実施しているためである。

また，NIS 社製 PAR は，触媒としてパラジウムを使用しているため，室温又はそれ以下の温度において水素と酸素の再結合反応が可能であり，触媒の性能を十分に発揮できる状態となっている。

なお,HR-41 については水素濃度が 6%を越える付近で水素処理速度が低下しており，HR-42 については水素濃度が 6%以上で水素処理速度の傾きが低下しているが，これは反応速度律速遷移によるものではなく，酸素欠乏によるものである。水素注入を停止し，酸素注入を開始した時点（図 1 の赤矢印）において，水素濃度が低下しているものの，水素処理速度が大きくなっていることから，酸素欠乏によるものであることが確認できる。

参考資料２　重大事故等時に発生が想定されるガス等による被毒について

パラジウムを触媒として使用するNIS製のPARに対しては，ハロゲンをはじめとする反応阻害物質による水素処理性能への影響が知られていることから，反応阻害物質として炉心損傷時の核分裂生成物のハロゲンの大部分を占めるよう素による影響について確認を行っている。

一方，よう素以外の重大事故等時に発生が想定されるガス等によるパラジウム触媒への被毒について，Southern Nuclear Engineering（SNE）の試験にて評価が行われていることから，その試験結果を基に格納容器から原子炉建屋内にガス等が放出された場合の影響について確認を行った。

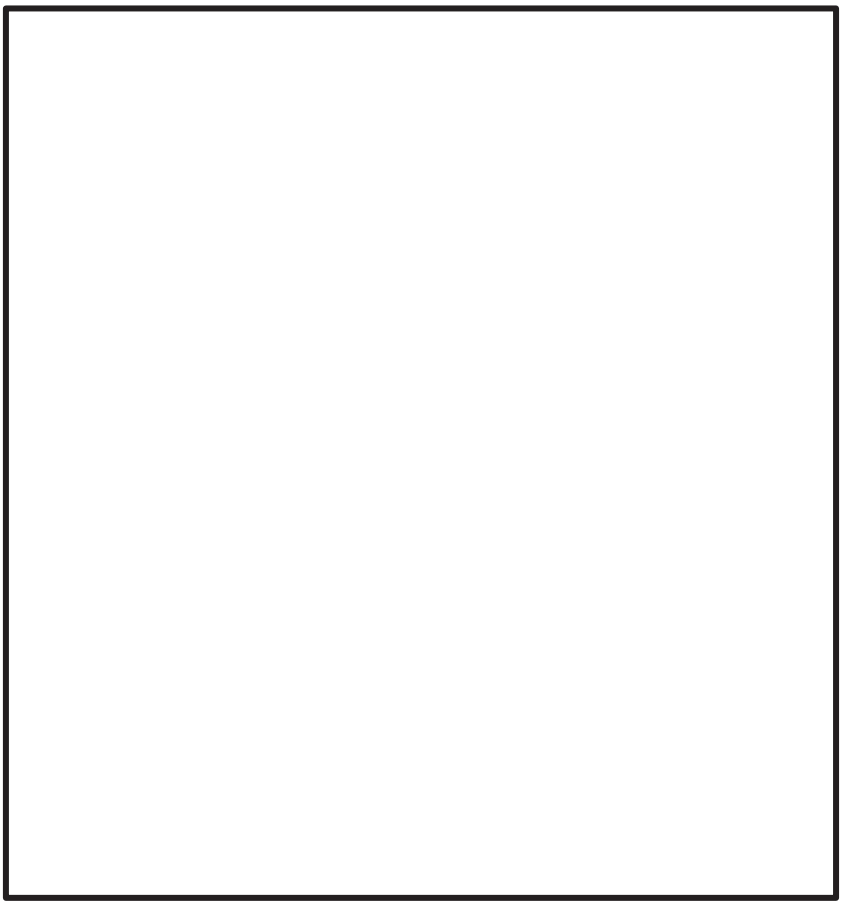
1.　対象とする化学物質

1997年5月22日にEPRI（米国電力研究所）によって発行された文献によると，Southern Nuclear Engineering（SNE）の試験において，プラントで一般的に使用される化学物質（有機溶剤，機械油等）及びLOCA後の核分裂生成物がパラジウム触媒の水素除去効率へ及ぼす影響について評価を行っている。

対象とした化学物質は表1のとおりであり，加圧水型軽水炉の格納容器内で存在又は発生しうる一般的に使用される化学物質とLOCA後の核分裂生成物（ハロゲンを除く）を，触媒活性への影響に関わらず選定している。

なお，ここでは格納容器から原子炉建屋内への漏えいを想定し，表1のうちガスと揮発性の高い液体について，パラジウム触媒に与える影響の確認を行う。

表 1　SNE 試験で確認した化学物質



2.　試験方法

SNE 試験では，図 1 に示す試験装置を用い，一定時間水素及び化学物質を触媒試験体に通過させ入口及び出口の水素濃度を測定することで，触媒試験体の水素処理性能の変化を測定している。触媒試験体は円筒形の触媒ペレットを充填したものを使用している。試験条件を表 2 に示す。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

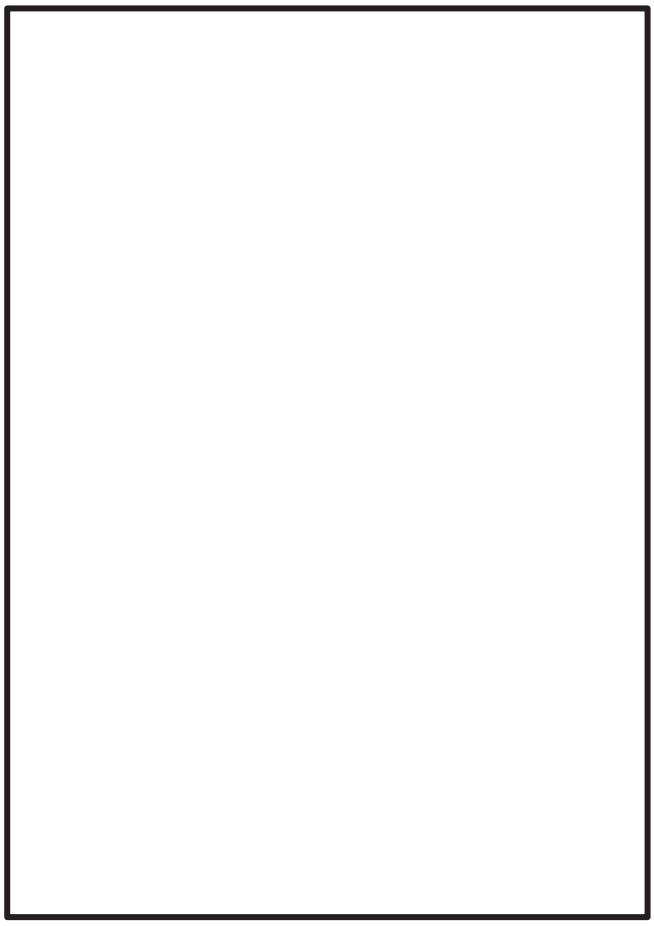


図 1　試験装置概要

表 2　試験条件

入口温度	
入口水素濃度	
入口流量	
触媒の種類	
触媒寸法	
化学物質濃度	
試験時間	

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

3.　試験結果

ガス及び揮発性の高い液体について，パラジウム触媒に対する水素処理性能の低下率を確認したところ図2のとおりであり，性能低下は□未満であった。

図2　ガス及び揮発性の高い液体の水素処理性能低下率

4.　重大事故等時に発生が想定されるガス等による影響

SNE 試験結果より，よう素以外の重大事故等時に発生が想定されるガス等はパラジウム触媒の水素処理性能に対し有意な影響を及ぼさないと考えられる。

なお，化学物質のうち一酸化炭素を想定した場合，女川原子力発電所2号炉において,MCCI により発生する一酸化炭素の全量がオペレーティングフロアに存在すると仮定してもオペレーティングフロアの一酸化炭素濃度は□kg/m^3 程度であり，SNE 試験条件の□kg/m^3 に比べて十分に低い濃度であることが確認された。また，PAR の台数は，反応阻害ファクターとして保守的に 0.5（50%の性能低下）を考慮して算出している。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

≪参考図書≫

1. EPRI ALWR Program (May 22, 1997)

EFFECTS OF INHIBITORS AND POISONS ON THE PERFORMANCE OF PASSIVE AUTOCATALYTIC RECOMBINERS (PARs) FOR COMBUSTIBLE GAS CONTROL IN ALWRs