本資料のうち，枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

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（格納容器圧力逃がし装置）について

＜目次＞

1. 概要 1
1.1 設置目的 1
1.2 設備構成の概略 2
1.2.1 機器配置 2
1.2.2 系統概要図 6
1.3 設備性能の概略 9
1.3.1 設備の使用方法の概略 9
1.3.2 放射性物質除去性能の概略 9
2. 設計方針 10
2.1 設計条件 10
2.2 格納容器圧力逃がし装置（原子炉格納容器フィルタベント系） 12
2.2.1 フィルタ装置，よう素フィルタ構造 12
2.2.1.1 容器 14
2.2.1.2 内部構造物 19
2.2.1.3 スクラバ水 25
2.2.2 格納容器圧力逃がし装置系統構成 25
2.2.2.1 主配管 27
2.2.2.2 主要弁等 34
2.3 附帯設備 39
2.3.1 格納容器圧力逃がし装置電源設備 39
2.3.1.1 概要 39
2.3.1.2 電源供給負荷 39
2.3.1.3 単線結線図 41
2.3.1.4 電源設備の多重性又は多様性及び独立性 44
2.3.2 格納容器圧力逃がし装置計測制御設備 47
2.3.2.1 概要 47
2.3.2.2 計測設備の目的 47
2.3.2.3 計測設備の仕様について 52
2.3.2.4 格納容器圧力逃がし装置の計測設備の多重性又は多様性について 56
2.3.3 格納容器圧力逃がし装置給水設備 58
2.3.3.1 機能 58
2.3.3.2 設備構成及び仕様 58
2.3.4 格納容器圧力逃がし装置ドレン設備 60
2.3.4.1 機能 60
2.3.4.2 設備構成及び仕様 60

2.3.5　格納容器圧力逃がし装置窒素パージ設備 69
2.3.5.1　機能 69
2.3.5.2　設備構成及び仕様 69
3. 格納容器圧力逃がし装置による放射性物質除去性能 75
3.1　放射性物質の除去原理 75
3.1.1　粒子状放射性物質の除去原理 75
3.1.1.1　水スクラバによる除去 75
3.1.1.2　金属フィルタによる除去 77
3.1.2　ガス状放射性物質の除去原理 78
3.1.2.1　格納容器圧力逃がし装置へ流入するガス状放射性物質量の低減 78
3.1.2.2　格納容器圧力逃がし装置での除去 79
3.2　性能検証 81
3.2.1　性能検証試験の概要 81
3.2.1.1　試験設備の概要 81
3.2.1.2　試験条件とその設定根拠 85
3.2.2　放射性物質の除去性能 91
3.2.2.1　格納容器圧力逃がし装置に流入する放射性物質 91
3.2.2.1.1　粒子状放射性物質（エアロゾル） 91
3.2.2.1.2　よう素 122
3.2.2.2　事故時のフィルタ装置のパラメータ変化 124
3.2.2.3　除去性能試験結果 131
3.2.2.3.1　エアロゾル除去性能試験 131
3.2.2.3.2　無機よう素除去性能試験 133
3.2.2.3.3　有機よう素除去性能試験 135
3.2.2.3.3.1　吸着材による除去性能試験結果 135
4.　格納容器圧力逃がし装置の設備操作と操作性 139
4.1　格納容器圧力逃がし装置の設備操作 139
4.1.1　格納容器ベント操作について 139
4.1.2　中央制御室及び現場での操作内容 141
4.1.3　中央制御室及び現場でのパラメータ監視 159
4.2　格納容器圧力逃がし装置の操作性 166
4.2.1　ベント弁操作エリア 166
4.2.1.1　ベント前の被ばく評価（線量分布） 166
4.2.1.2　ベント後の被ばく評価（線量分布） 166
4.2.2　フィルタベント遮蔽壁周辺 166
4.2.2.1　ベント前の被ばく評価（線量分布） 166
4.2.2.2　ベント後の被ばく評価（線量分布） 166
4.2.2.3　自然現象による操作性への影響 167

4.3　水素燃焼防止に関する設備操作 168
5.　設備の維持管理 176
5.1　点検方法 176
5.2　試験方法 181
6.　規制基準への適合性 185
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 185
6.1.1　第 38 条（重大事故等対処施設の地盤） 185
6.1.2　第 39 条（地震による損傷の防止） 186
6.1.3　第 40 条（津波による損傷の防止） 186
6.1.4　第 41 条（火災による損傷の防止） 187
6.1.5　第 43 条（重大事故等対処設備） 189
6.1.6　第 48 条（最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備） 193
6.1.7　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） . 194
6.1.8　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） 200
7.　格納容器圧力逃がし装置の設計基準事象に対する耐性 201
7.1　地震，津波以外の自然現象 201
7.1.1　風（台風） 201
7.1.2　竜巻 202
7.1.3　積雪 212
7.1.4　低温 215
7.1.5　落雷 216
7.1.6　火山 218
7.1.7　降水 221
7.1.8　生物学的事象 221
7.1.9　地滑り 222
7.2　その他事象 223
7.2.1　外部火災 223
7.2.2　内部火災 228
7.2.3　内部溢水 228
7.2.4　航空機墜落（偶発的事象） 230
7.2.5　船舶の衝突 231
7.2.6　電磁的障害 231
8.　格納容器圧力逃がし装置の意図的な航空機衝突事象に対する耐性 232
8.1　航空機衝突（意図的事象） 232
別紙 1　格納容器圧力逃がし装置の計測設備の網羅性について 235
別紙 2　格納容器圧力逃がし装置　計測設備の概略構成図 242

別紙 3　放射線検出器の計測上限及び放射性物質濃度算定の考え方 253
別紙 4　フィルタ装置水素濃度計の計測時間遅れについて 255
別紙 5　エアロゾル計測装置の計測原理 258
別紙 6　除去性能試験について 270
別紙 7　格納容器圧力逃がし装置系統内における可燃性ガスの燃焼について 300
別紙 8　ベント方法及び放出位置を変更することによる公衆被ばくへの影響 302
別紙 9　設備の維持管理についての補足事項 312
別紙 10　弁の操作方法について 314
別紙 11　格納容器圧力逃がし装置の劣化要因と対策について 324
別紙 12　金属フィルタの液滴除去性能について 326
別紙 13　フィルタ装置からの放射性物質の再浮遊について 330
別紙 14　水スクラバにて考慮する荷重と評価結果 339
別紙 15　よう素フィルタからの放射性物質の再浮遊について 345
別紙 16　格納容器圧力逃がし装置の弁選定の考え方 349
別紙 17　格納容器圧力逃がし装置と他系統との隔離 354
別紙 18　圧損計算の詳細..... 356
別紙 19　格納容器圧力逃がし装置と他系統との隔離について 360
別紙 20　配管内面への放射性物質付着量の考え方について 372
別紙 21　配管内面に付着した放射性物質による発熱の影響について 376
別紙 22　スクラバノズルのエロージョンについて 381
別紙 23　格納容器圧力逃がし装置からの漏えい対策について 383
別紙 24　スクラバ水の pH 調整方法について 389
別紙 25　窒素ガス置換に対する考え方について 391
別紙 26　ドレン移送ライン使用時における原子炉格納容器内へ空気流入影響について 398
別紙 27　スクラバ水の設定について 399
別紙 28　6 号炉と 7 号炉で放射線モニタ設置位置が異なることに対する考え方あ 412
別紙 29　よう素捕捉時の化学反応による影響について 413
別紙 30　フィルタ装置の長期使用時の影響について 416
別紙 31　地震による損傷の防止に関する耐震設計方針の説明 432
別紙 32　空気作動弁に対する人力操作の成立性について 434
別紙 33　格納容器ベント実施に伴う現場作業の線量影響について 440
別紙 34　スクラバ水スロッシングの影響について 462
別紙 35　格納容器圧力逃がし装置の材料選定に係る技術的根拠 463
別紙 36　フィルタ装置の性能維持の確認について 467
別紙 37　圧力開放板の凍結による影響について 468
別紙 38　高温使用時におけるフィルタベント系統からの漏えいがないこと . 471

別紙 39　格納容器圧力逃がし装置使用後の保管管理 474
別紙 40　よう素フィルタ部に発生する偏流について 475
別紙 41　原子炉格納容器ｐＨ制御による原子炉格納容器への影響の確認について
..... 485
別紙 42　よう素フィルタの初期過渡性能及び有機よう素許容吸着量について 491
別紙 43　格納容器からの取り出し位置について 496
別紙 44　代替格納容器圧力逃がし装置の給気配管タイラインについての検討 499

1.　概要

1.1　設置目的

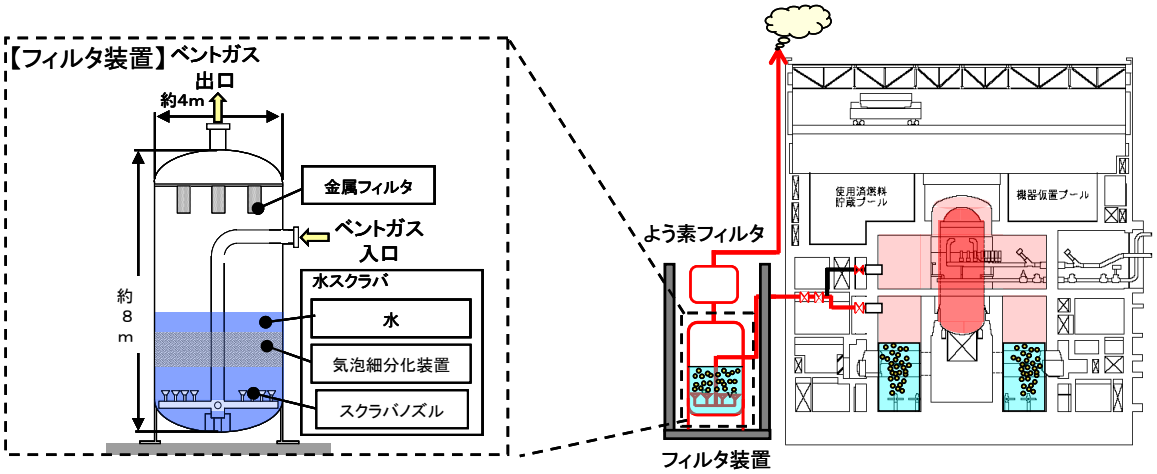
【格納容器圧力逃がし装置】【代替格納容器圧力逃がし装置】

格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置は，炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉格納容器内の圧力及び熱を外部へ放出し，原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させることで，原子炉格納容器の破損を防止する目的で設置する。

排気ラインに設置するフィルタ装置により，サプレッション・チェンバの排気ライン又はドライウェルの排気ラインを経由して排出する原子炉格納容器雰囲気ガスに含まれる放射性物質を低減することで，格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置の使用時の環境への影響を緩和する。

また，格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置は，格納容器内に滞留する水素ガスを環境へ放出する機能，及び，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おいて，炉心の著しい損傷又は原子炉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っている。

なお，フィルタ装置を設置することにより，格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置より排出される原子炉格納容器雰囲気ガスに含まれる放射性物質を十分に低減できると考えているが，環境への影響を更に低減させるため，フィルタ装置の下流に，原子炉格納容器雰囲気ガスに含まれるよう素を除去するためのよう素フィルタを設置する。



第 1.1－1 図　格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置
全体概要

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

1.2　設備構成の概略

1.2.1　機器配置

【格納容器圧力逃がし装置】

格納容器圧力逃がし装置は，フィルタ装置，ラプチャーディスク，隔離弁等と，これらを接続する配管で構成する。

第 1.2.1－1 図から第 1.2.1－6 図に 6 号炉及び 7 号炉の機器配置を示す。

6 号炉について，原子炉格納容器に接続する配管及び隔離弁は，サプレッション・チェンバ側を原子炉建屋地下 1 階，ドライウェル側を原子炉建屋 2 階に設置しており，原子炉建屋 3 階に設置されている二次隔離弁，二次隔離弁バイパス弁及びフィルタ装置入口弁を経由して，フィルタ装置ならびによう素フィルタが設置されている 6 号炉原子炉建屋東側地上部まで配管を設置している。フィルタ装置の出口とよう素フィルタ入口の間，ならびによう素フィルタ出口にはラプチャーディスクを設け，その下流側配管を 6 号炉原子炉建屋の屋上部まで導き，大気に開放する。

また，7 号炉について，原子炉格納容器に接続する配管及び隔離弁は，サプレッション・チェンバ側を原子炉建屋地下 1 階，ドライウェル側を原子炉建屋 2 階に設置しており，原子炉建屋 3 階に設置されている二次隔離弁，二次隔離弁バイパス弁及びフィルタ装置入口弁を経由して，フィルタ装置ならびによう素フィルタが設置されている 7 号炉原子炉建屋南東側地上部まで配管を設置している。フィルタ装置の出口とよう素フィルタ入口の間，ならびによう素フィルタ出口にはラプチャーディスクを設け，その下流側配管を 7 号炉原子炉建屋の屋上部まで導き，大気に開放する。

第 1.2.1－1 図　機器配置図（平面図）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

第 1.2.1－2 図　機器配置図（6 号炉原子炉建屋中 1 階及び地下 1 階）

第 1.2.1－3 図　機器配置図（6 号炉原子炉建屋 2 階及び 3 階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

第 1.2.1－4 図　機器配置図（7 号炉原子炉建屋中 1 階及び地下 1 階）

第 1.2.1－5 図　機器配置図（7 号炉原子炉建屋 2 階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

第 1.2.1－6 図　機器配置図（7 号炉原子炉建屋 3 階及び 4 階）

【代替格納容器圧力逃がし装置】

代替格納容器圧力逃がし装置は，フィルタ装置，よう素フィルタ，ラプチャーディスク，隔離弁等と，これらを接続する配管で構成する。

6 号炉，7 号炉ともに，原子炉格納容器ドライウェル側の取出し口は，有効燃料棒頂部より高い位置に設置する。また，フィルタ装置の出口とよう素フィルタ入口の間，ならびによう素フィルタ出口にはラプチャーディスクを設けることとする。

1.2.2　系統概要図

第 1.2.2－1 図に格納容器圧力逃がし装置の系統概要図を，第 1.2.2－2 図に代替格納容器圧力逃がし装置の系統概要図を示す。

【格納容器圧力逃がし装置】

格納容器圧力逃がし装置は，フィルタ装置，よう素フィルタ，ラプチャーディスク，隔離弁等と，これらを接続する配管で構成されており，原子炉格納容器内雰囲気ガスを，不活性ガス系及び耐圧強化ベント系ラインを経由してフィルタ装置ならびによう素フィルタへ導き，フィルタ装置ならびによう素フィルタにおいて放射性物質濃度を低減させた後に，原子炉建屋屋上に設ける排気管を通じて，大気に放出する。

原子炉格納容器からの取り出し口は，ドライウェル，サプレッション・チェンバそれぞれに設け，いずれの箇所からも排気することが可能な設計としている。

格納容器圧力逃がし装置は，以下の理由から既設の不活性ガス系と耐圧強化ベント系のラインを経由する設計としている。

①これらの系統はもとより原子炉格納容器から原子炉格納容器雰囲気ガスを抜くために設計されていることから，配管口径や原子炉格納容器からの取り出し口の設置高さが格納容器ベントに適している。

②格納容器圧力逃がし装置を使用する場合に，これらの系統を同時に使用することはない。

③共用する配管は静的機器であり損傷リスクは小さいこと，及び動的機器である弁については遠隔での人力操作を可能とするなど高い信頼性を確保していることから，独立して設置するメリットは小さい。

④格納容器圧力逃がし装置のために，新たに大口径のラインを敷設すると，格納容器のリークポテンシャルは高くなる（格納容器バウンダリ機能の低下）。

なお，格納容器圧力逃がし装置と他の系統・機器を隔離する弁は直列で二重に設置し，格納容器圧力逃がし装置と他の系統・機器を確実に隔離することで，悪影響を及ぼさない設計としている。

格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントを実施するために操作をする弁の構成は，以下のとおりである。原子炉格納容器内からの排気は，これらの弁を開操作することにより行う。

・一次隔離弁：空気駆動弁（AO 弁）
・二次隔離弁：電動駆動弁（MO 弁）
・二次隔離弁バイパス弁：手動駆動弁（HO 弁）
・フィルタ装置入口弁：空気駆動弁（AO 弁）

空気駆動弁は，駆動部に遠隔手動弁操作設備を設け，二次格納施設外に導くことで，全電源喪失時においても，放射線量率の低い二次格納施設の外から人力で操作が可能な設計とする。また，二次格納施設の外からボンベを用いて操作することも可能な設計としている。

電動駆動弁については，駆動部に遠隔手動弁操作設備を設け，二次格納施設外に導くことで，全電源喪失時においても，放射線量率の低い二次格納施設外から遠隔で操作することができる。

手動駆動弁についても，駆動部に遠隔手動弁操作設備を設け，二次格納施設外に導くことで，放射線量率の低い二次格納施設外から遠隔で操作することができる。

また，よう素フィルタの下流配管に，一部 U シール構造となる箇所があることから，ベントガス中の水蒸気の凝縮による凝縮水を抜く配管と凝縮水を溜めるドレンタンクを設置し，当該箇所で配管の閉塞が生じないような設計としている。

なお，格納容器圧力逃がし装置は，他号炉と共用しない。

【代替格納容器圧力逃がし装置】

代替格納容器圧力逃がし装置の系統は，フィルタ装置，よう素フィルタ，ラプチャーディスク，隔離弁等と，これらを接続する配管で構成されており，原子炉格納容器内雰囲気ガスをフィルタ装置ならびによう素フィルタへ導き，フィルタ装置ならびによう素フィルタにおいて放射性物質濃度を低減させた後に，原子炉建屋に設ける排気管を通じて，大気に放出する。また，フィルタ装置ならびによう素フィルタは，地下ピット内に設置する。

格納容器からの取り出し口は，ドライウェル，サプレッション・チェンバそれぞれに設け，いずれの箇所からも排気することが可能な設計としている。

代替格納容器圧力逃がし装置は，他の系統とは独立の配管を経由してフィルタ装置に導くことにより，他の系統や機器への悪影響を防止する設計としている。

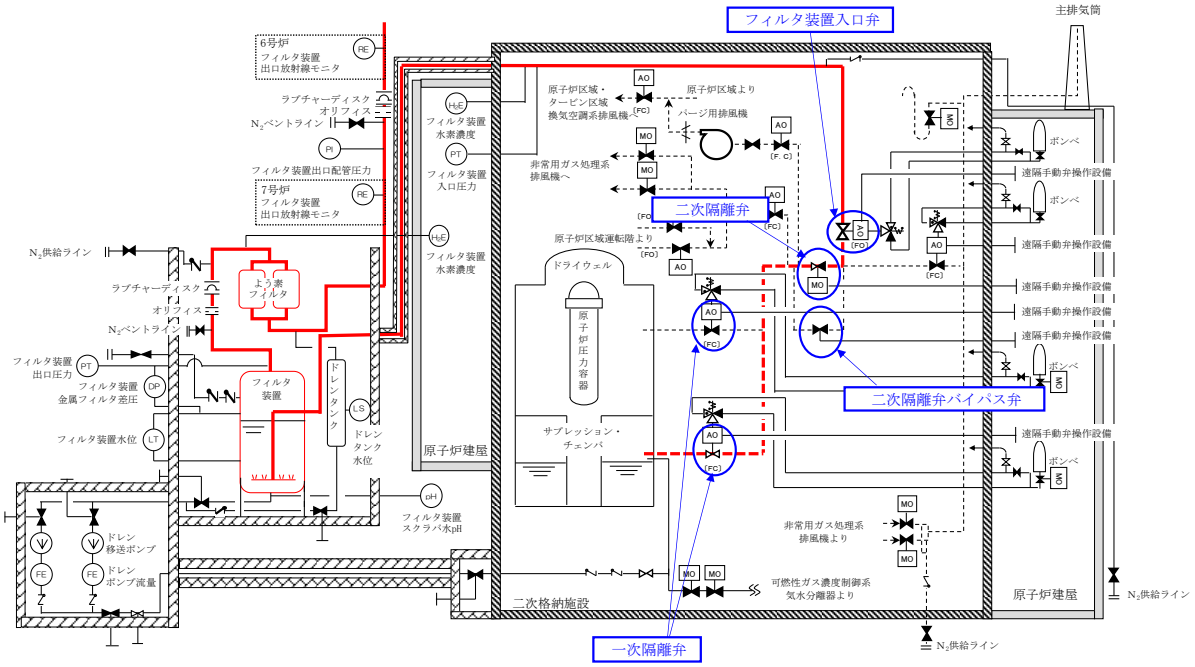
弁の構成は，以下のとおり。原子炉格納容器内からの排気は，これらの弁を開操作することにより行う。

・一次隔離弁：電動駆動弁（MO 弁）

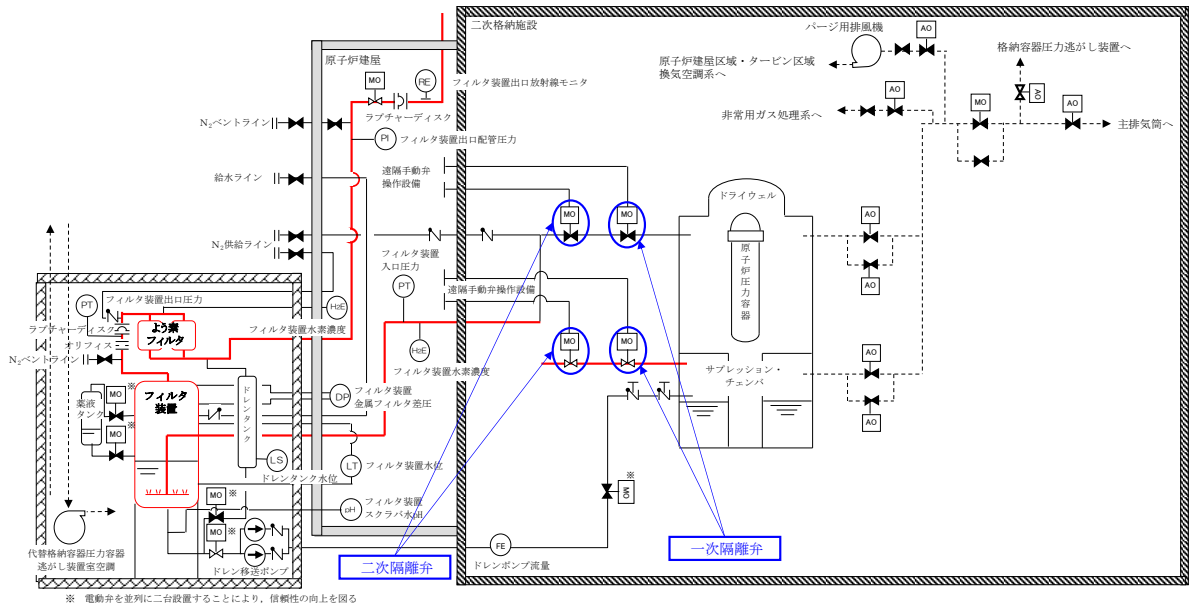
・二次隔離弁：電動駆動弁（MO 弁）

電動駆動弁については，駆動部に遠隔手動弁操作設備を設け，二次格納施設外に導くことで，全電源喪失時においても，放射線量率の低い二次格納施設外から遠隔で操作することができる。

なお，代替格納容器圧力逃がし装置は，他号炉と共用しない。



第 1.2.2－1 図　格納容器圧力逃がし装置系統概要



第 1.2.2－2 図　代替格納容器圧力逃がし装置系統概要図

1.3　設備性能の概略

1.3.1　設備の使用方法の概略

【格納容器圧力逃がし装置】

格納容器圧力逃がし装置を使用する場合には，一次隔離弁を「全開」，二次隔離弁を「調整開」とすることにより，原子炉格納容器内雰囲気ガスをフィルタ装置ならびによう素フィルタに導く。

この際，原子炉格納容器内の圧力を確認し，原子炉格納容器内圧力の低下が認められない場合には，二次隔離弁の開度を増す操作を実施する。

【代替格納容器圧力逃がし装置】

代替格納容器圧力逃がし装置を使用する場合には，一次隔離弁を「全開」，二次隔離弁を「調整開」とすることにより，原子炉格納容器内雰囲気ガスをフィルタ装置に導く。

この際，原子炉格納容器内の圧力を確認し，原子炉格納容器内圧力の低下が認められない場合には，二次隔離弁の開度を増す操作を実施する。

1.3.2　放射性物質除去性能の概略

【格納容器圧力逃がし装置】【代替格納容器圧力逃がし装置】

格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置に設置するフィルタ装置の粒子状放射性物質の除去性能（以下,「DF」という）は，サプレッション・チェンバからの排気を行う場合において，DF が 1000 以上となることを確認している。一方，ドライウェルからの排気を行う場合においては，原子炉格納容器から排出すると想定される粒子状放射性物質は，サプレッション・チェンバ内でのスクラビングによって，粒径の大きな粒子状放射性物質の除去がされないことから,サプレッション･チェンバからの排気を行う場合と比較して，粒径が大きくなる。このため，サプレッション・チェンバからの排気を行う場合と比較して，DF は大きくなることから，DF は 1000 以上となる。

格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置に設置するフィルタ装置の無機よう素の DF は，1000 以上を確保する。

格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置に設置するよう素フィルタの有機よう素の DF は，50 以上を確保する。

また，自主的な更なる安全性向上対策として,「pH 制御」を行いサプレッションプール水の pH を 7 以上に制御することにより,原子炉格納容器内でのよう素の発生を抑制することとする。

2. 設計方針

2.1 設計条件

【格納容器圧力逃がし装置】【代替格納容器圧力逃がし装置】

格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置は，重大事故等時において原子炉格納容器の過圧破損を防止する設備として，原子炉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。

そのため，原子炉格納容器の減圧機能を満足するための排気する原子炉格納容器雰囲気ガスの条件と，放射性物質の除去性能より，格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置の設計条件を第 2.1－1 表の通り定める。また，格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置の機器クラスと耐震クラスについても，第 2.1－1 表の通り定める。

第2.1－1表 格納容器圧力逃がし装置　設計条件

設計条件		考え方
最高使用圧力	620 kPa[gage] （よう素フィルタ上流側ラプチャーディスクまで）	原子炉格納容器が過大リークに至らない限界圧力である最高使用圧力の 2 倍の圧力（原子炉格納容器最高使用圧力 310kPa[gage]の 2 倍）にて適切なベントが実施できるよう，620kPa[gage]とする。
	250 kPa[gage] （よう素フィルタ上流側ラプチャーディスク以降）	格納容器圧力逃がし装置の系統の圧力損失を評価した結果から，よう素フィルタ上流側ラプチャーディスク以降に発生しうる最大の圧力を考慮し，250kPa[gage]とする。
最高使用温度	200℃	原子炉格納容器が過温による破損に至らない限界温度である 200℃とする。
設計流量 （ベントガス流量）	31.6kg/s	原子炉格納容器が最高使用圧力の 2 倍の圧力にてベントを実施した際に，原子炉定格熱出力の 2%相当の飽和蒸気を排出可能な設計とする。
効率	粒子状放射性物質，ならびに無機よう素に対して 99.9%以上	粒子状放射性物質ならびに無機よう素に対して，効率 99.9%以上（DF1000 以上）とする。
ベントガス組成 （蒸気割合）	蒸気：100% 非凝縮性ガス：100%	ガス組成は，ベント時に変化することから，100%蒸気だけでなく，非凝縮性ガス 100%の場合も考慮する。
機器クラス	重大事故等クラス 2	常設の重大事故等対処設備であることから，『重大事故等クラス 2』とする。
耐震クラス	基準地震動 Ss にて機能維持	基準地震動 Ss による地震力により，格納容器圧力逃がし装置の機能が喪失しないよう，『基準地震動 Ss にて機能維持』とする。

また，よう素フィルタについても通気される原子炉格納容器雰囲気ガスの条件やよう素の除去性能より，その設計条件等を第 2.1－2 表の通り定める。

第2.1－2表 よう素フィルタ設計条件

設計条件		考え方
最高使用圧力	250kPa[gage]	格納容器圧力逃がし装置の系統の圧力損失を評価した結果から，よう素フィルタで発生しうる最大の圧力を考慮して 250kPa[gage]とする。
最高使用温度	200℃	格納容器圧力逃がし装置の設計条件に合わせて 200℃とする。
設計流量 （ベントガス流量）	31.6kg/s（2 基）	原子炉格納容器が最高使用圧力の 2 倍の圧力にてベントを実施した際に，原子炉定格熱出力の 2%相当の飽和蒸気を排出可能な設計とする。
効率	有機よう素に対して 98%以上	有機よう素に対して，効率 98%以上（DF50 以上）とする。
機器クラス	重大事故等クラス 2	常設の重大事故等対処設備であることから，『重大事故等クラス 2』とする。
耐震クラス	基準地震動 Ss にて機能維持	基準地震動 Ss による地震力により，よう素フィルタの機能が喪失しないよう，『基準地震動 Ss にて機能維持』とする。

2.2　格納容器圧力逃がし装置（原子炉格納容器フィルタベント系）

2.2.1　フィルタ装置，よう素フィルタ構造

【格納容器圧力逃がし装置】【代替格納容器圧力逃がし装置】

【フィルタ装置】

格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置用フィルタ装置は，金属フィルタと水スクラバで構成する。

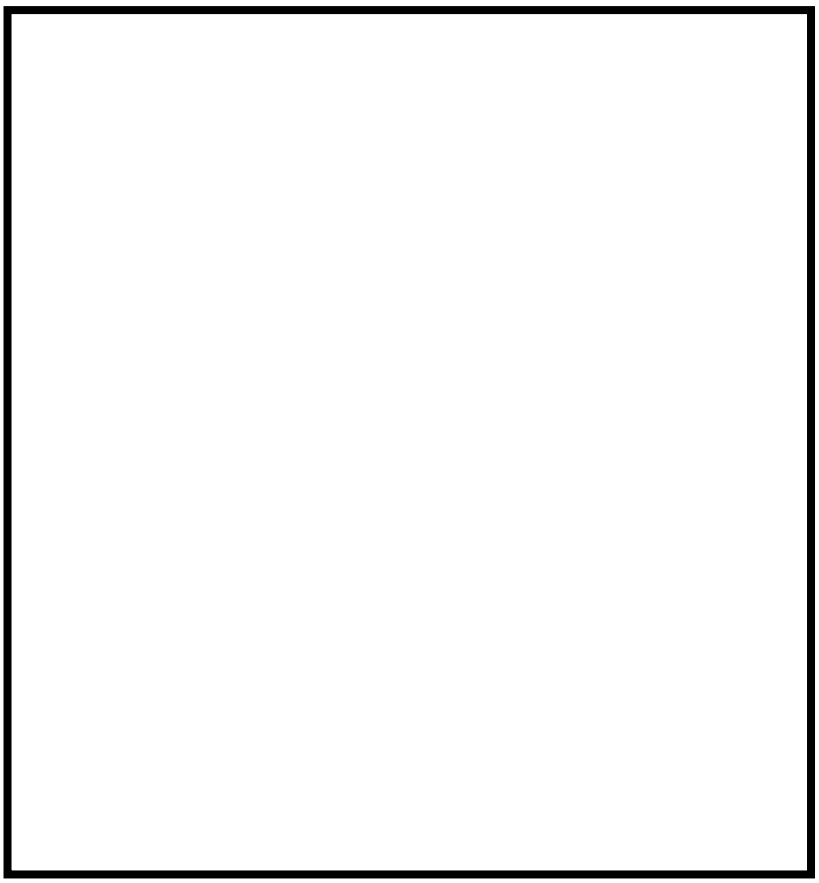
水スクラバは，粒子状放射性物質ならびに無機よう素を含んだガスが水中を通過する過程で，粒子状放射性物質ならびに無機よう素を捕捉することを目的に設ける。

また，スクラバノズルで，ガスを勢いよく噴射し，後述する気泡細分化装置で気泡を細かくすることで，粒子状放射性物質ならびに無機よう素の捕捉効率を上げている。

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

金属フィルタは，粒子状放射性物質を含んだガスが金属フィルタを通過する過程で，粒子状放射性物質を捕捉することを目的に設ける。

フィルタ装置の構造図を第 2.2.1－1 図に示す。



第 2.2.1－1 図　フィルタ装置構造図

【よう素フィルタ】

よう素フィルタは，キャンドルユニットと呼ばれるよう素吸着材を充填したフィルタユニットで構成する。キャンドルユニットは，よう素を含んだガスが吸着材周りを通過する過程で，よう素を捕捉することを目的に設ける。なお，よう素吸着材には銀ゼオライトを用いている。

よう素フィルタの構造図を第 2.2.1－2 図に示す。

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

第 2.2.1－2 図　よう素フィルタ構造図

2.2.1.1　容器

【格納容器圧力逃がし装置】

【フィルタ装置】

格納容器圧力逃がし装置の容器の構造図を第 2.2.1－3 図に示す。

容器は，たて置円筒形とし，スカートにて支持する。スカートには，剛性を確保するため，補強リブを設置する。また，スカートには，容器の底部点検のため，マンホール（500A）を設置する。

容器の最高使用温度は 200℃，最高使用圧力は 620kPa[gage]とする。

容器は，以下の部材で構成する。

①上部胴板

②下部胴板

③上部鏡板

④下部鏡板

⑤マンホール平板

また，容器に設置する管台は以下の通りである。

N1：ガス入口ノズル（400A）

N2：ガス出口ノズル（500A）

N3：給水ノズル（65A）

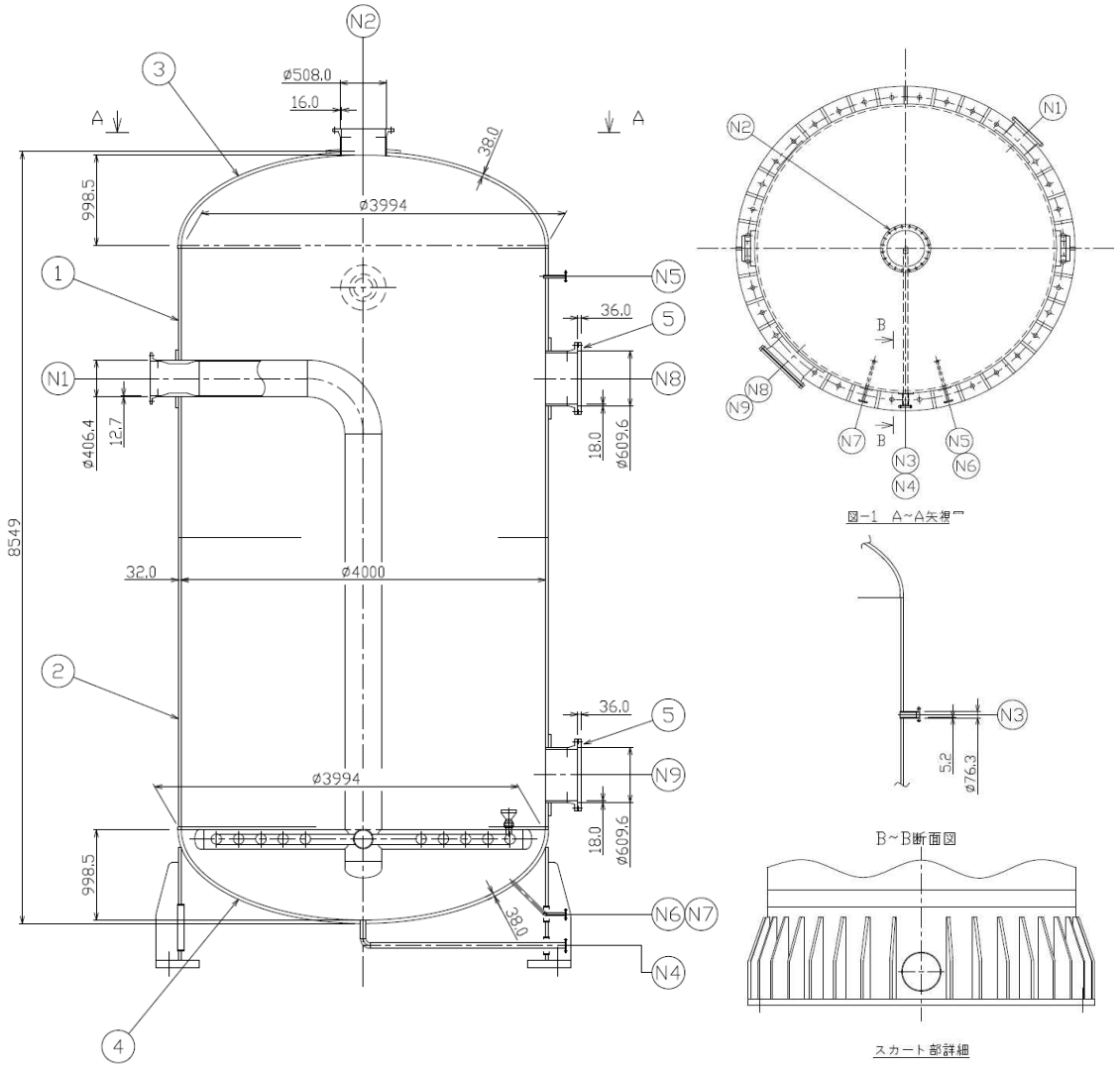
N4：ドレンノズル（50A）

N5：液面計ノズル（25A）

N6：液面計ノズル（25A）

N7：液面計ノズル（25A）
N8：マンホール（上）（600A）
N9：マンホール（下）（600A）

容器，各ノズル，スカート及びベースプレートの材質については，腐食の発生を考慮し，ステンレス鋼を用いる。また，スカート部には接地線を設置し，静電気による発火を防止する。



第 2.2.1－3 図　格納容器圧力逃がし装置構造図（容器）

【代替格納容器圧力逃がし装置】

代替格納容器圧力逃がし装置の容器の構造図を第 2.2.1－4 図に示す。

容器は，たて置円筒形とし，スカートにて支持する。スカートには，剛性を確保するため，補強リブを設置する。また，スカートには，容器の底部点検のため，マンホール（500A）を設置する。

容器の最高使用温度は200℃，最高使用圧力は620kPa[gage]とする。(格納容器圧力逃がし装置と同等の設計条件とする)

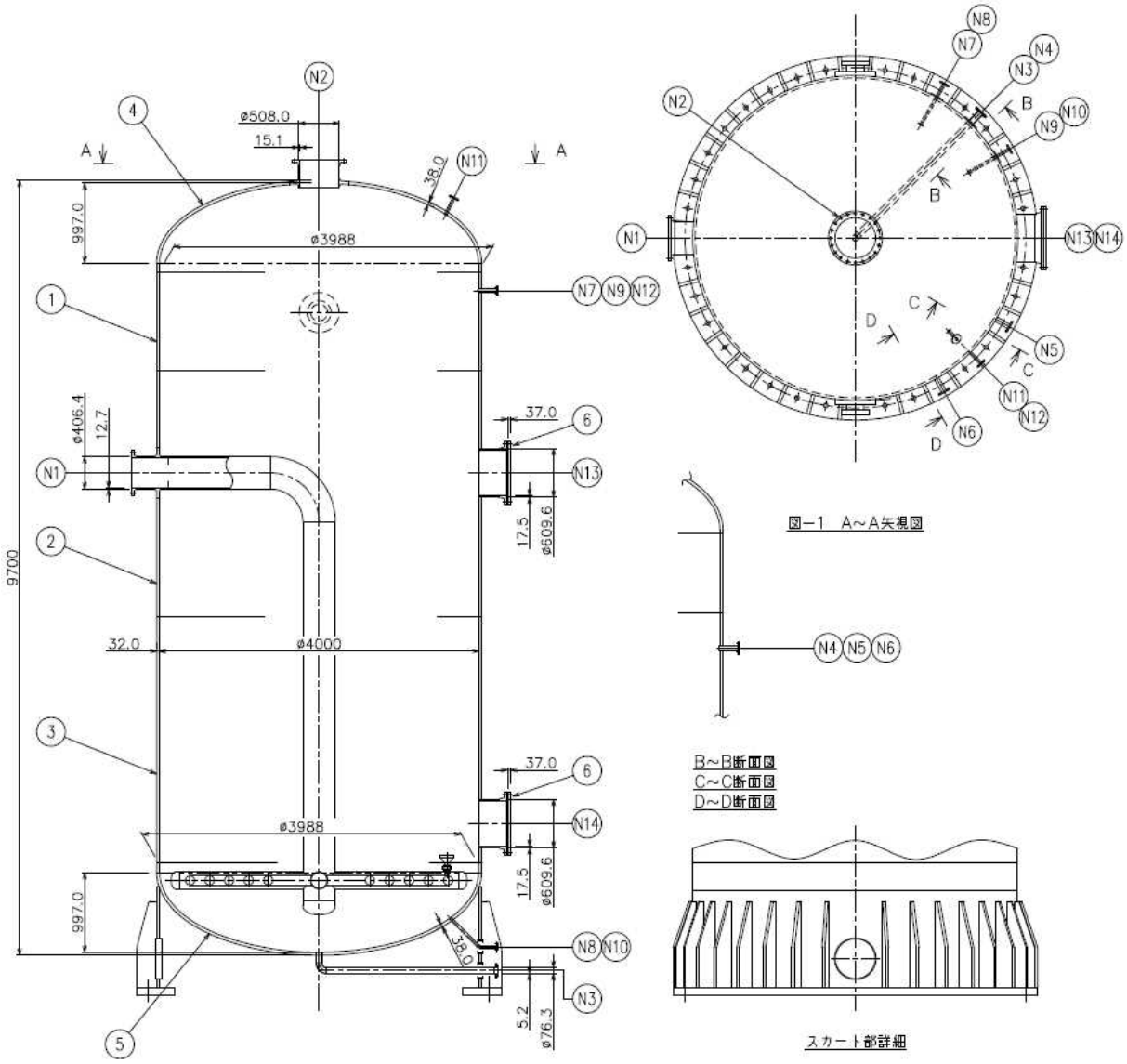
容器は，以下の部材で構成する。

①上部胴板
②中間胴板
③下部胴板
④上部鏡板
⑤下部鏡板
⑥マンホール平板

また，容器に設置する管台は以下の通りである。

N1：ガス入口ノズル（400A）　N8：液面計ノズル（25A）
N2：ガス出口ノズル（500A）　N9：液面計ノズル（25A）
N3：給水ノズル（50A）　N10 液面計ノズル（25A）
N4：ドレンノズル（65A）　N11：差圧計ノズル（25A）
N5：薬液補給ノズル（25A）　N12：差圧計ノズル（25A）
N6：薬液補給ノズル（25A）　N13：マンホール（上）（600A）
N7：液面計ノズル（25A）　N14：マンホール（下）（600A）

容器及びノズルの材質については，腐食の発生を考慮し，ステンレス鋼を用いる。また，スカート部には接地線を設置し，静電気による発火を防止する。



第 2.2.1－4 図　代替格納容器圧力逃がし装置構造図（容器）

【よう素フィルタ】

よう素フィルタの容器の構造図を第 2.2.1－5 図に示す。

容器は，たて置円筒形とし，容器側面に設置したラグにて支持する。

容器の最高使用温度は 200℃，最高使用圧力は 250kPa[gage]とする。

容器は，以下の部材で構成する。

①胴板

②胴リング

③上部鏡板

④下部鏡板

⑤マンホール平板

また，容器に設置する管台は以下の通りである。

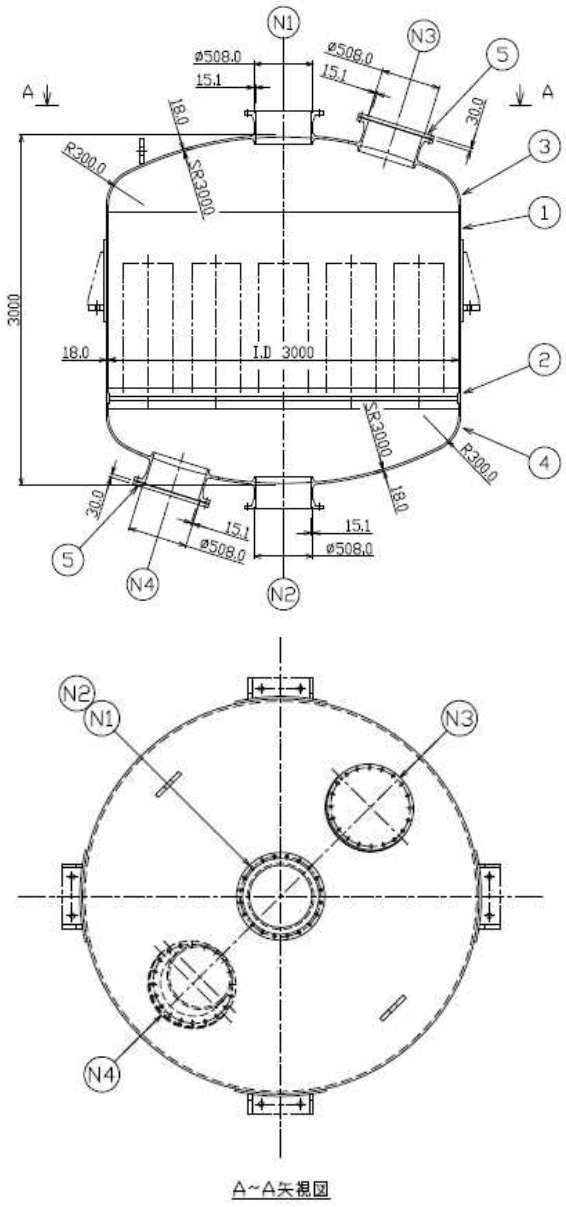
N1：ガス入口ノズル（500A）

N2：ガス出口ノズル（500A）

N3：マンホール（上）（500A）

N4：マンホール（下）（500A）

容器，各ノズルの材質については，腐食の発生を考慮し，ステンレス鋼を用いる。



第 2.2.1－5 図　よう素フィルタ構造図（容器）

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

2.2.1.2　内部構造物

【格納容器圧力逃がし装置】【代替格納容器圧力逃がし装置】

【フィルタ装置】

(1)　スクラバノズル

第 2.2.1－6 図にスクラバノズルの構造図及び配置図を示す。

スクラバノズルは，シャワーヘッド状の形状とし，ノズルレイアウトに示す位置に 140 本設置する。スクラバノズルは，ベントガスが均一に噴射するよう，容器中心から同心円状に配置する。

スクラバノズルの穴径は，φ5mm とし，1 つのスクラバノズルには，φ5mm の穴を 50 個設置することから，合計で，φ5mm の穴を 7000 個設置している。

スクラバノズルの材質については，腐食の発生を考慮し，ステンレス鋼を用いる。

第 2.2.1－6 図　スクラバノズル

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

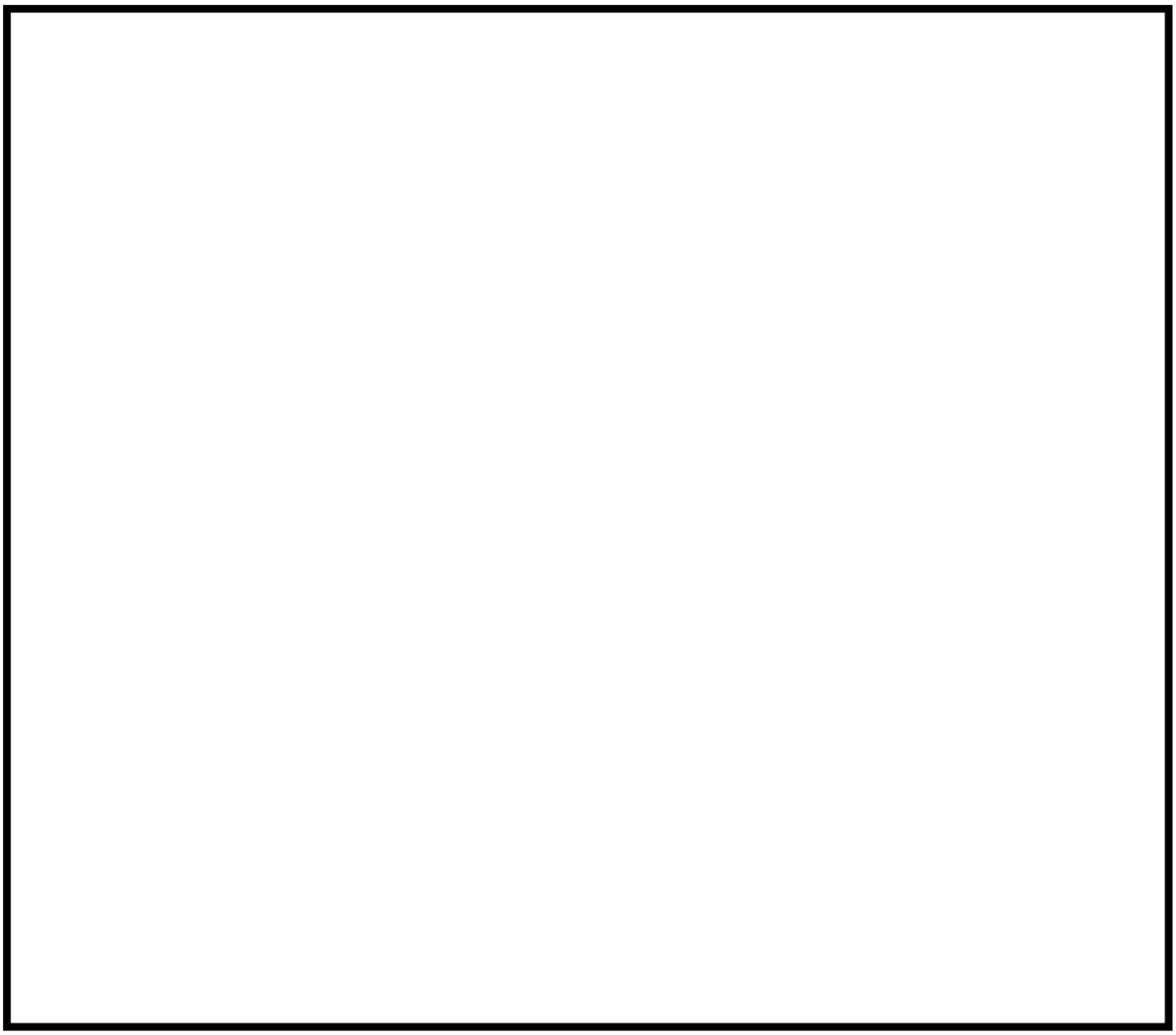
(2)　気泡細分化装置

第 2.2.1－7 図に気泡細分化装置を示す。

気泡細分化装置内には，メッシュ状の充填物を充填する。充填物は，試験により，装置通過後の気泡が最も細分化されたものを用いる。

気泡細分化装置は，スクラバノズルから 990mm 上方に設置し，充填厚さは，1000mm とする。

気泡細分化装置の材質については，腐食の発生を考慮し，ステンレス鋼を用いる。



第 2.2.1－7 図　気泡細分化装置

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

(3)　金属フィルタ

第 2.2.1－8 図に金属フィルタの配置図及び構造図を示す。

金属フィルタは，円筒状であり，内部は 3 層構造となっている。

1 層目には，φ30μｍの金属繊維からなるウェブを設置し，大粒径のエアロゾルやスクラバ水の飛沫を捕捉する。

2 層目には，φ2μｍの金属繊維焼結シートを設置し，小粒径のエアロゾルを捕捉する。

3 層目には，1 層目と同様にφ30μｍの金属繊維からなるウェブを設置する。

金属フィルタは，スクラバノズルから 5038mm 上方に設置し，第 2.2.1－8 図の金属フィルタレイアウトに示す位置に 128 本設置する。

金属フィルタの材質については，腐食の発生を考慮し，ステンレス鋼を用いる。

第 2.2.1－8 図　金属フィルタ

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

第 2.2.1－9 図　金属フィルタ（詳細）

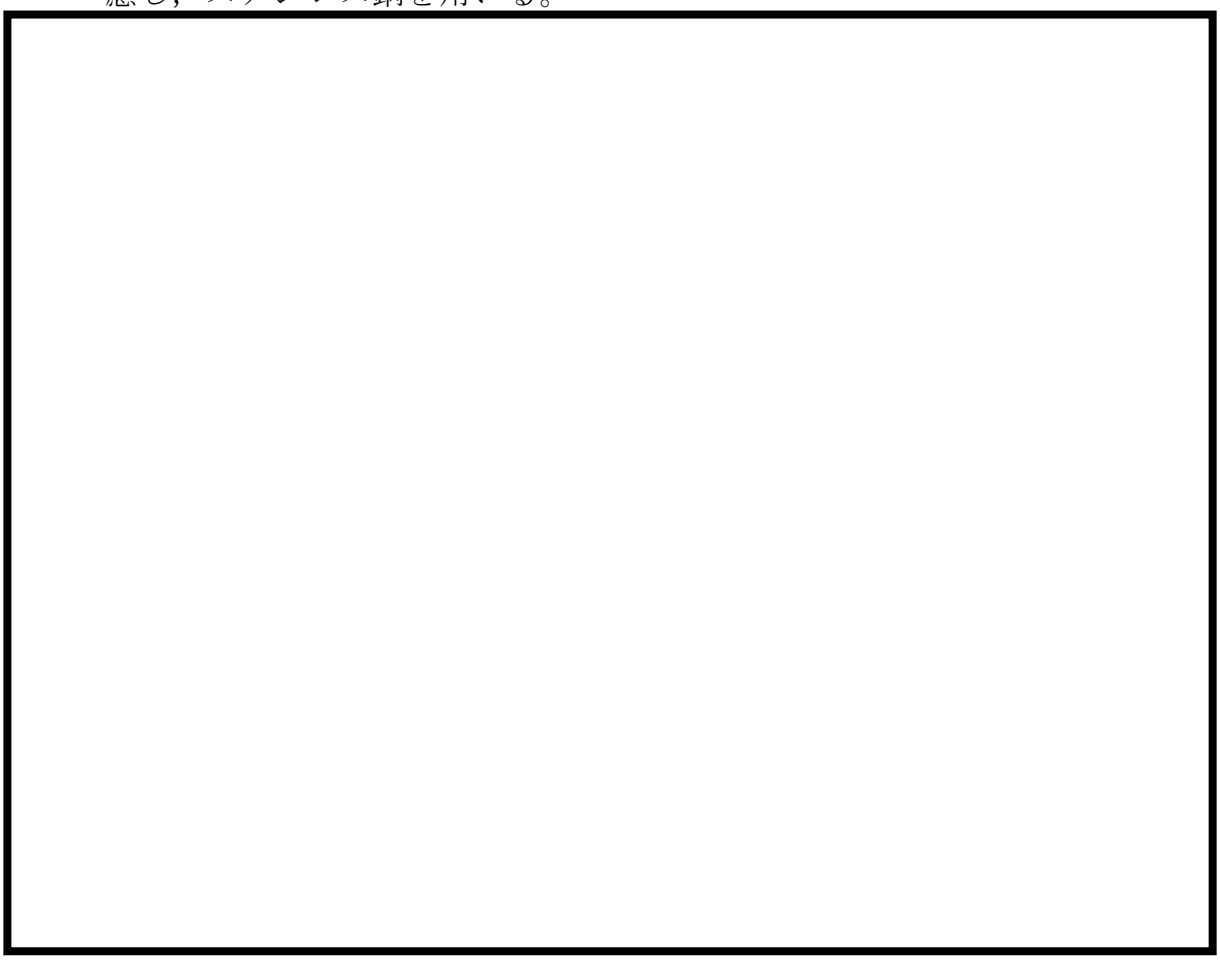
枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

(4)　整流板

第 2.2.1－10 図に整流板の配置図及び構造図を示す。

整流板は，金属フィルタへのガスの流れを整流するため，金属フィルタの下方にある入口配管の支持鋼材に設置する。また，整流板は地震発生時にスロッシングにより，スクラバ水の波面が金属フィルタに到達することも防止する。

整流板にはパンチングメタルを用い，材質については，腐食の発生を考慮し，ステンレス鋼を用いる。



第 2.2.1－10 図　整流板

【よう素フィルタ】

(5)　キャンドルユニット

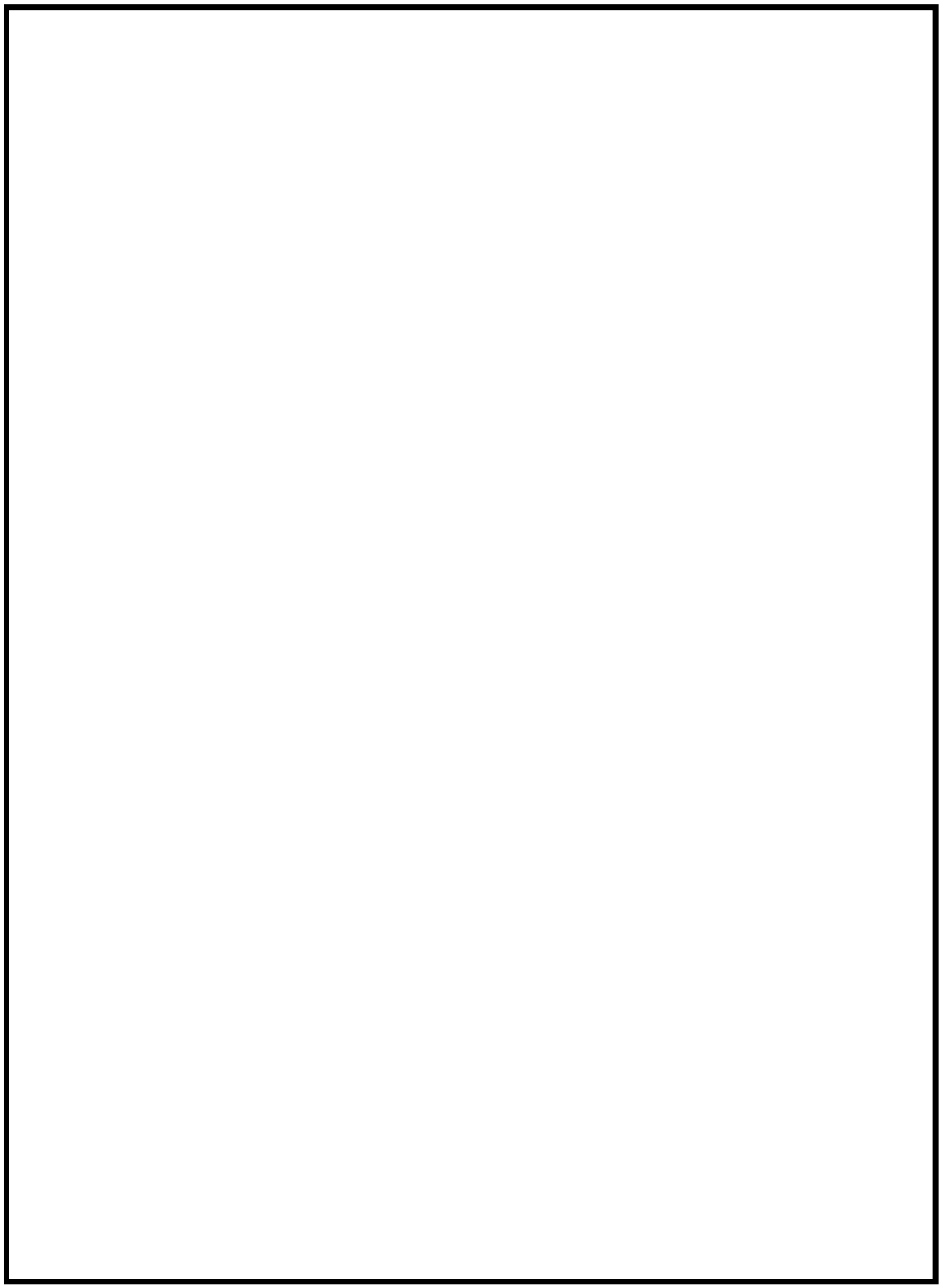
第 2.2.1－11 図にキャンドルユニットの配置図及び構造図を示す。

キャンドルユニットは，円筒状であり，外筒と内筒の間によう素吸着材を充填する。このよう素吸着材によりよう素を捕捉する。なお，よう素吸着材には銀ゼオライトを用いている。

キャンドルユニットは，容器胴に設置した管板に 19 本配置する。

キャンドルユニットの材質については，腐食の発生を考慮し，ステンレス鋼を用いる。

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。



第 2.2.1－11 図　キャンドルユニット

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

2.2.1.3　スクラバ水

【格納容器圧力逃がし装置】【代替格納容器圧力逃がし装置】

(1)　必要水量

フィルタ装置においてスクラビング機能を確保するため，待機時の水位はスクラバノズル先端から 1000mm とする。スクラビング機能については，水位が 500mm 以上あれば機能が確保される。また，フィルタ装置使用時には，フィルタ装置内での気泡の吹き上がりにより水位が上昇し，水位が 5000mm（代替格納容器圧力逃がし装置は 6000mm）まで上昇すれば金属フィルタ下端に到達することから，上限水位を 2200mm（代替格納容器圧力逃がし装置は 2600mm）として管理する。

(2)　水質への要求事項

フィルタ装置に内包するスクラバ水は，薬液（水酸化ナトリウム）を溶解した水溶液としている。

ガス状の無機よう素は，水酸化ナトリウムによる下記の化学反応により，よう素イオンとしてスクラバ水中で捕捉することにより，ベントガスより除去される。なお，下記の化学反応による捕捉を安定させるためには，スクラバ水の pH を□以上のアルカリ性に保つ必要がある。

$$3I_2+6OH^- \rightarrow 5I^-+IO_3^-+3H_2O$$

2.2.2　格納容器圧力逃がし装置系統構成

【格納容器圧力逃がし装置】

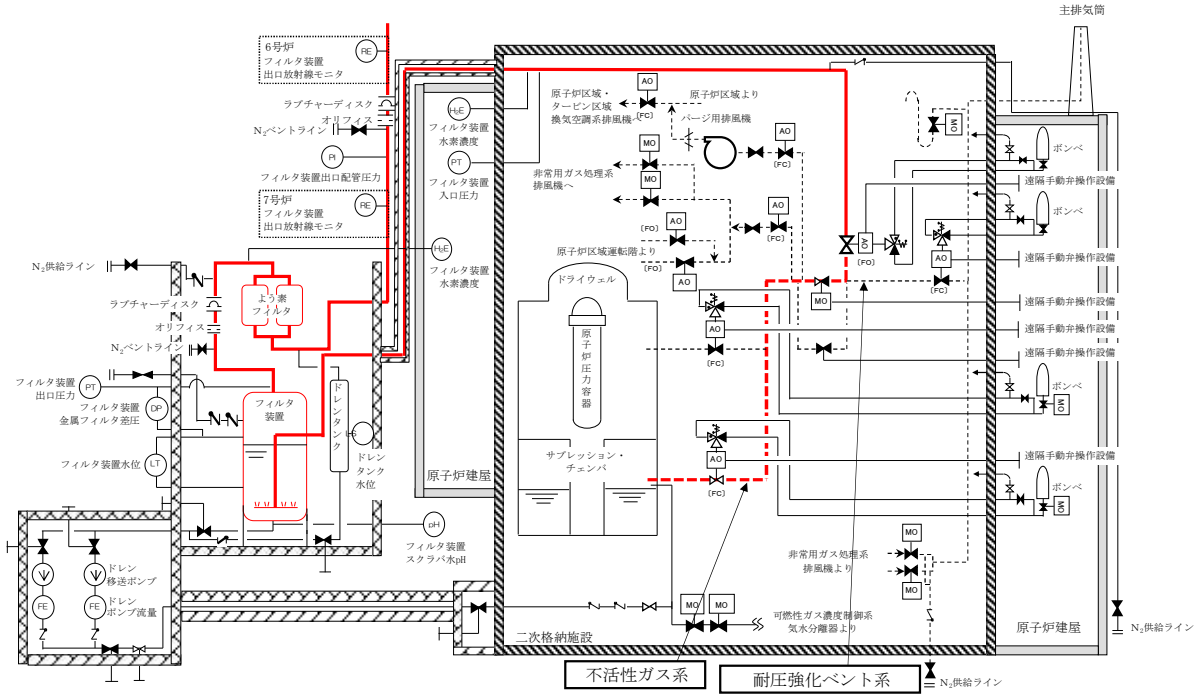
格納容器圧力逃がし装置の系統構成図を第 2.2.2－1 図に示す。フィルタ装置入口弁以降を格納容器圧力逃がし装置の系統範囲としている。

格納容器圧力逃がし装置は，よう素フィルタ上流側ラプチャーディスクまでは最高使用温度は 200℃，最高使用圧力は 620kPa[gage]とし，よう素フィルタ上流側ラプチャーディスクより下流は，最高使用温度 200℃，最高使用圧力は 250kPa[gage]とする。なお，原子炉格納容器から格納容器圧力逃がし装置の間には，不活性ガス系と耐圧強化ベント系のラインが設置されている。これらの最高使用温度と最高使用圧力は，原子炉格納容器と同じ 171℃，310kPa[gage]（不活性ガス系）と 171℃，620kPa[gage]（耐圧強化ベント系）であるが，格納容器圧力逃がし装置の使用条件（200℃，620kPa[gage]）で機能を確保できることを確認している。

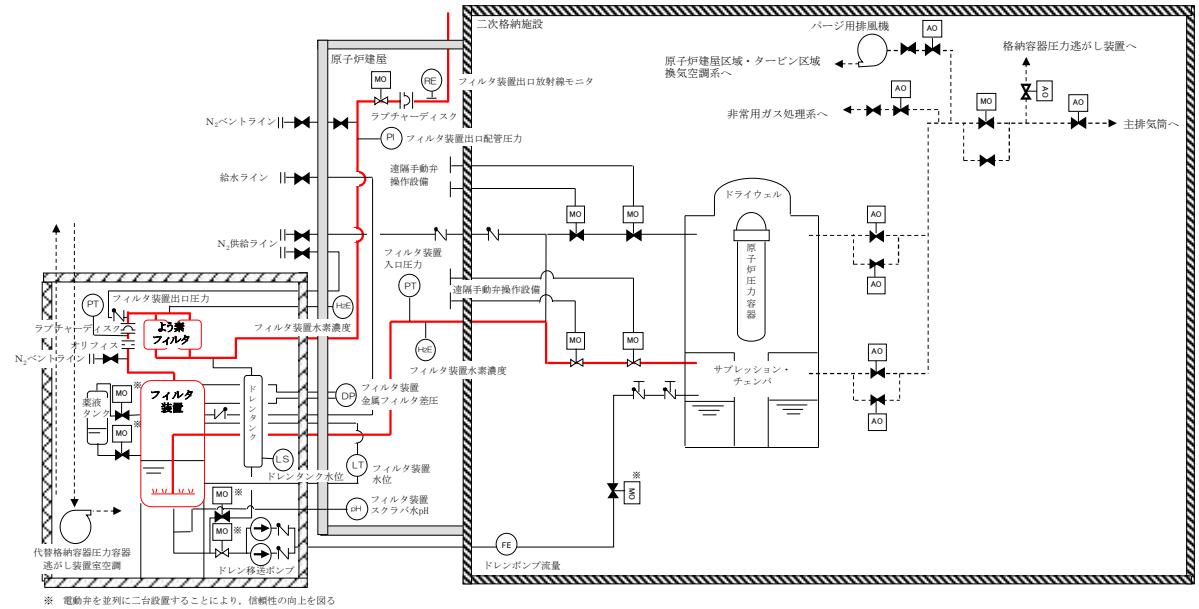
【代替格納容器圧力逃がし装置】

代替格納容器圧力逃がし装置の系統構成図を第 2.2.2－2 図に示す。原子炉格納容器からの取り口以降を代替格納容器圧力逃がし装置の系統範囲としている。

代替格納容器圧力逃がし装置は，よう素フィルタ上流側ラプチャーディスクまでは最高使用温度は 200℃，最高使用圧力は 620kPa[gage]とし，よう素フィルタ上流側ラプチャーディスクより下流は，系統の圧力損失を評価し決定する。



第 2.2.2－1 図　格納容器圧力逃がし装置系統範囲図



第 2.2.2－2 図　代替格納容器圧力逃がし装置系統範囲図

2.2.2.1　主配管

【格納容器圧力逃がし装置】

格納容器圧力逃がし装置の主配管の口径は，以下の通りとしている。

【6 号炉】

・ フィルタ装置入口側　：　350A，400A

・ フィルタ装置出口側　：　500A

【7 号炉】

・ フィルタ装置入口側　：　550A，400A

・ フィルタ装置出口側　：　500A

主配管の口径については，格納容器圧力逃がし装置の容量（31.6kg/s）を満足するのに十分になるように設定している。

格納容器圧力逃がし装置の主配管の材質は，以下の通りとしている。

【6 号炉】

・ フィルタ装置入口側　：　炭素鋼，フィルタ装置近傍はステンレス鋼

・ フィルタ装置出口側　：　炭素鋼

【7 号炉】

・ フィルタ装置入口側　：　炭素鋼，フィルタ装置近傍はステンレス綱

・ フィルタ装置出口側　：　炭素鋼

フィルタ装置入口側の配管のうち，フィルタ装置近傍部については，スクラバ水による腐食の発生を考慮し，ステンレス綱を用いる。

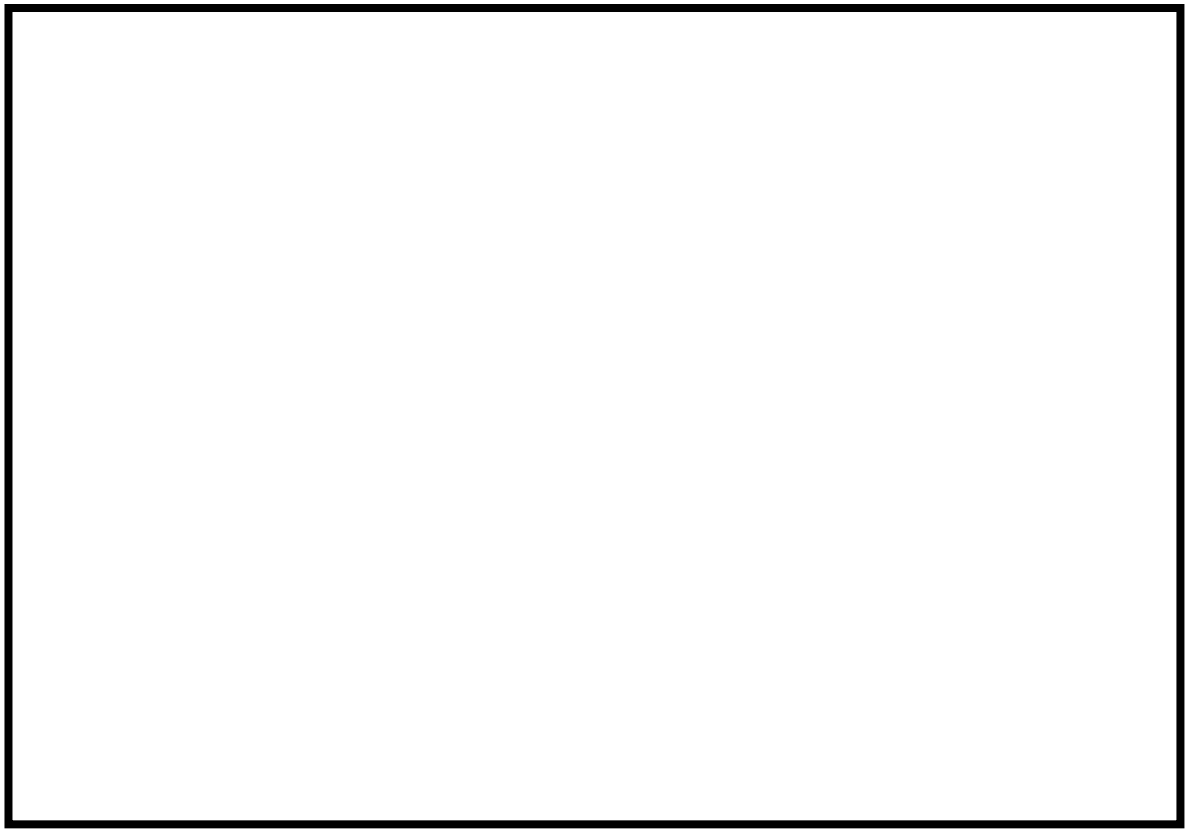
また，主配管の耐圧強化ベント系の分岐から，フィルタ装置を介して，原子炉建屋屋上に排気するまでのルーティングは，第 2.2.2.1－1 図から第 2.2.2.1－8 図の通りとなる。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

第 2.2.2.1－1 図　主配管ルート図（6 号炉　原子炉建屋 3 階）

第 2.2.2.1－2 図　主配管ルート図（6 号炉　原子炉建屋 4 階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



第 2.2.2.1－3 図　主配管ルート図（6 号炉　屋外）

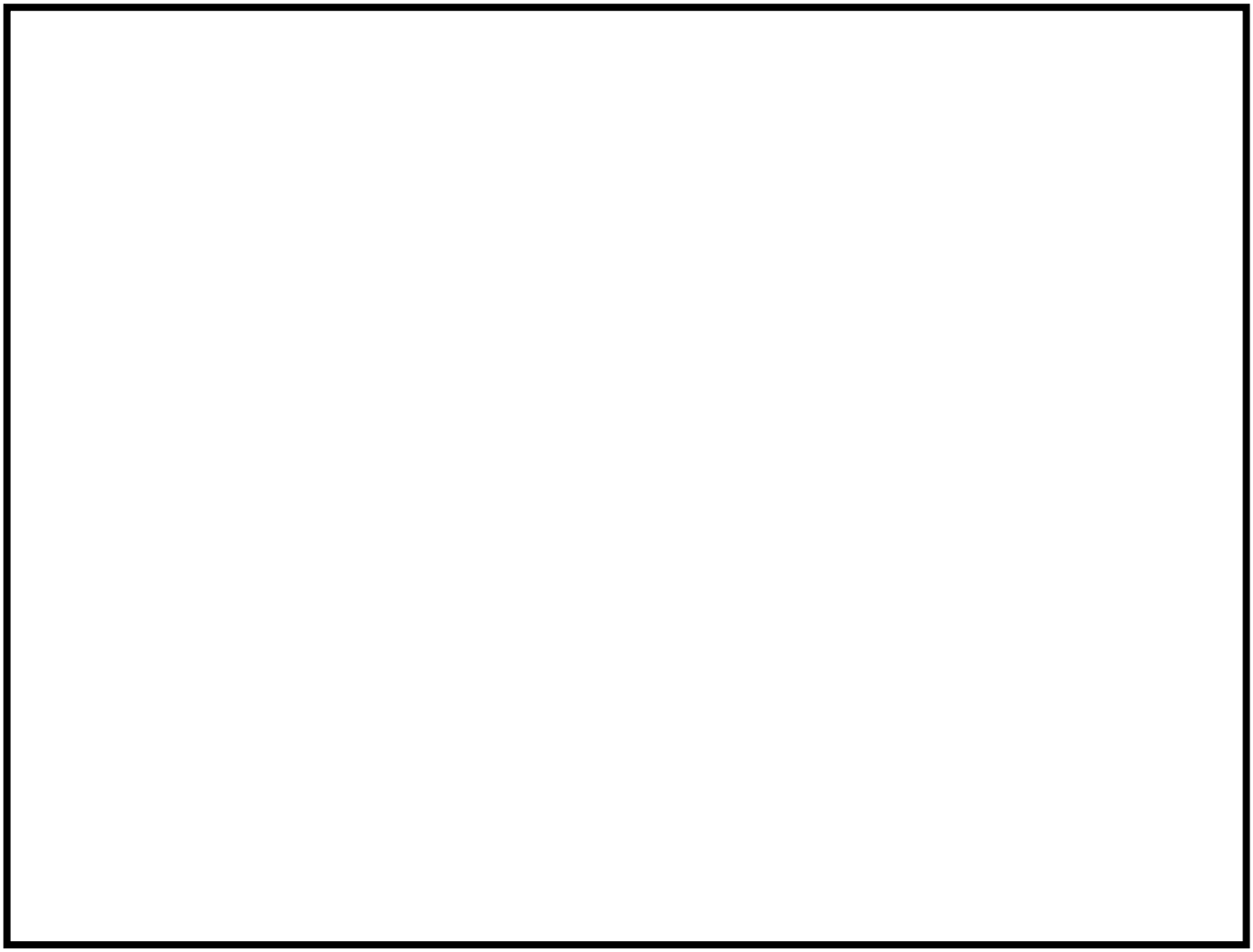
第 2.2.2.1－4 図　主配管ルート図（7 号炉　原子炉建屋 3 階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

第 2.2.2.1－5 図　主配管ルート図（7 号炉　原子炉建屋 4 階）

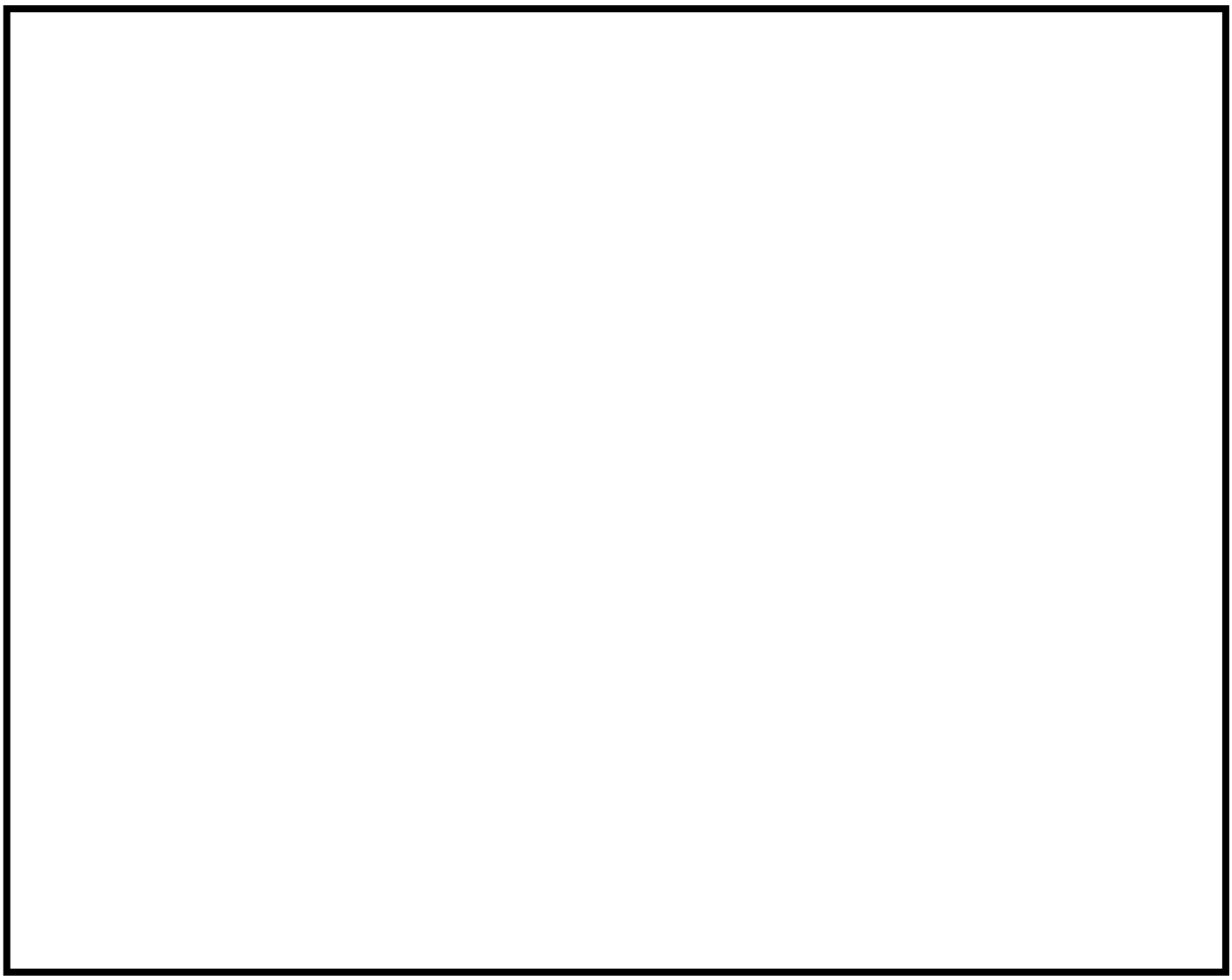
第 2.2.2.1－6 図　主配管ルート図（7 号炉　屋外）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



第 2.2.2.1－7 図　主配管鳥瞰図（6 号炉）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



第 2.2.2.1－8 図　主配管鳥瞰図（7 号炉）

【代替格納容器圧力逃がし装置】

代替格納容器圧力逃がし装置の主配管の口径は，以下の通りとしている。

【6 号炉】

・ フィルタ装置入口側　：　400A
・ フィルタ装置出口側　：　500A

【7 号炉】

・ フィルタ装置入口側　：　400A
・ フィルタ装置出口側　：　500A

主配管の口径については，代替格納容器圧力逃がし装置の容量（31.6kg/s）を満足するのに十分になるように設定している。

代替格納容器圧力逃がし装置の主配管の材質は，以下の通りとしている。

【6 号炉】

・ フィルタ装置入口側　：　炭素鋼，フィルタ装置近傍はステンレス鋼
・ フィルタ装置出口側　：　炭素鋼

【7 号炉】

・ フィルタ装置入口側　：　炭素鋼，フィルタ装置近傍はステンレス鋼
・ フィルタ装置出口側　：　炭素鋼

フィルタ装置入口側の配管のうち，フィルタ装置近傍部については，スクラバ水による腐食の発生を考慮し，ステンレス綱を用いる。

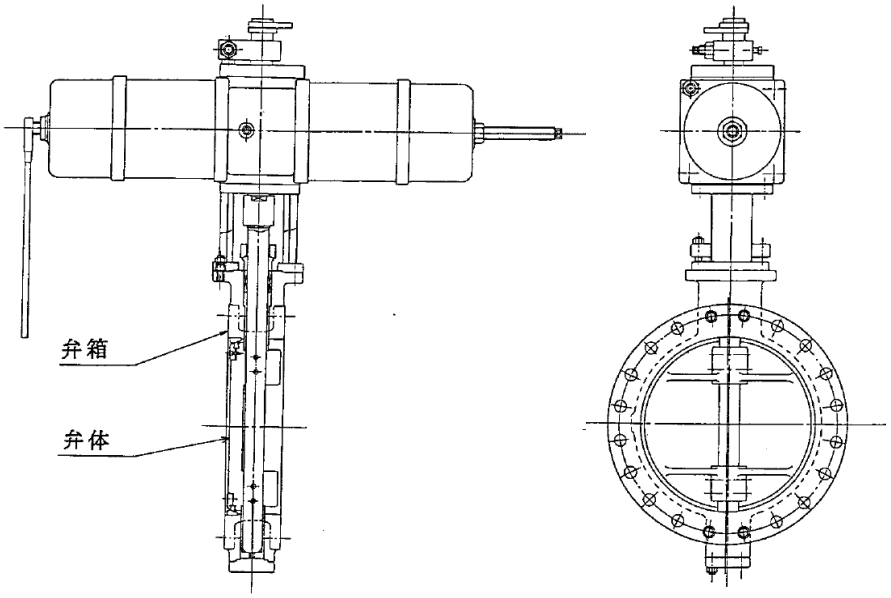
2.2.2.2　主要弁等

(1)　主要弁

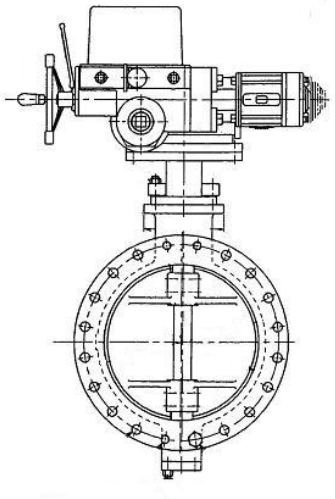
【格納容器圧力逃がし装置】

格納容器圧力逃がし装置に接続される配管には,一次隔離弁,二次隔離弁,二次隔離弁バイパス弁，フィルタ装置入口弁の 4 台の弁が設置されている。一次隔離弁は不活性ガス系に，二次隔離弁，二次隔離弁バイパス弁及びフィルタ装置入口弁は耐圧強化ベント系に設置されている。一次隔離弁及び二次隔離弁は既設の弁である。二次隔離弁バイパス弁及びフィルタ装置入口弁は,格納容器圧力逃がし装置の設置に伴い新たに設置した弁である。二次隔離弁バイパス弁ならびにフィルタ装置入口弁の仕様は，一次隔離弁と同仕様のものを設置している。

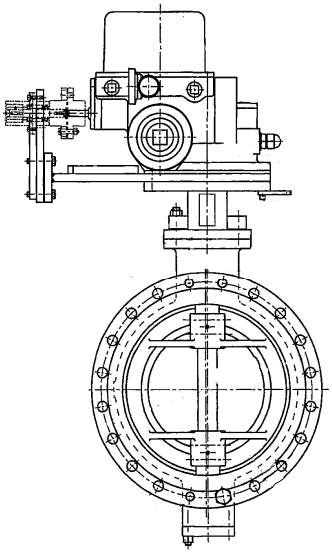
空気駆動弁である一次隔離弁及びフィルタ装置入口弁の構造を第 2.2.2.2－1 図に示す。また，電動駆動弁である二次隔離弁の構造を第 2.2.2.2－2 図に示す。さらに,手動駆動弁である二次隔離弁バイパス弁の構造を第 2.2.2.2－3 図に示す。



第 2.2.2.2－1 図　空気駆動弁



第 2.2.2.2－2 図　電動駆動弁



第 2.2.2.2－3 図　手動駆動弁

【代替格納容器圧力逃がし装置】

代替格納容器圧力逃がし装置に接続される配管には，一次隔離弁，二次隔離弁の 2 台の弁が設置されている。これらの弁は，代替格納容器圧力逃がし装置の設置に伴い新たに設置した弁である。一次隔離弁及び二次隔離弁は電動駆動弁で同仕様のものを設置している。これらの弁の構造を第 2.2.2.2－2 図に示す。

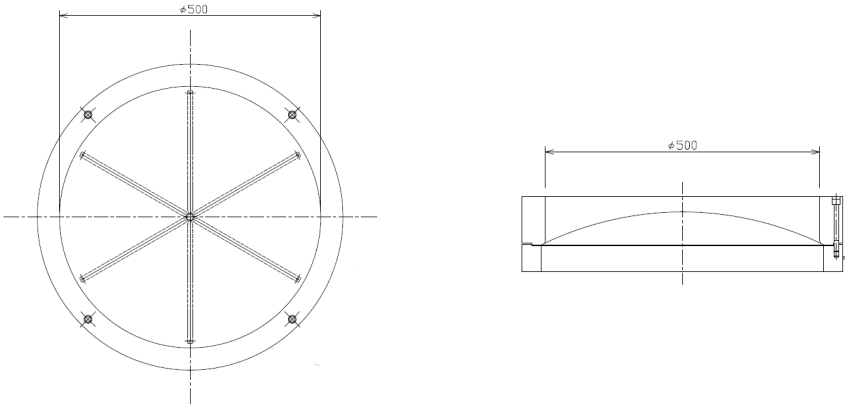
(2)ラプチャーディスク

【格納容器圧力逃がし装置】【代替格納容器圧力逃がし装置】

格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置には，系統内を窒素置換する際の大気との隔壁として，ラプチャーディスクを設置する。また，系統待機中にフィルタ装置内のスクラバ水が蒸発し，その水分がよう素フィルタの吸着材である銀ゼオライトに付着することによって銀ゼオライトが劣化することを防止するため，フィルタ装置とよう素フィルタの隔壁として，フィルタ装置とよう素フィルタの間にラプチャーディスクを設置する。

このラプチャーディスクは，格納容器ベントの障害とならないよう，格納容器ベント時の原子炉格納容器圧力と比較して十分低い圧力にて開放するよう設定している。なお，開放設定圧力は，約 100kPa[gage]である。

また，開放後には，ラプチャーディスク部分での圧力損失が小さくなるよう，開放断面積の大きい第 2.2.2.2－4 図の構造としている。



第 2.2.2.2-4 図　ラプチャーディスク

(3)　オリフィス

【格納容器圧力逃がし装置】

フィルタ装置出口側配管ならびによう素フィルタ出口側配管には，オリフィスを設置している。フィルタ装置出口側オリフィスは，よう素フィルタに流入する原子炉格納容器内雰囲気ガスに適切な露点温度差を持たせるため，よう素フィルタ手前でガスを急減圧するために設置するものである。また，よう素フィルタ出口側オリフィスは，よう素フィルタにおいて原子炉格納容器雰囲気ガスと吸着材の接触時間を適切な値に確保するために，よう素フィルタ部のガスを加圧状態として体積流量を小さくするために設置するものである。オリフィスの穴径は以下の通り設定している。

【6 号炉】

・フィルタ装置出口側オリフィス穴径　　：　φ272mm

・よう素フィルタ出口側オリフィス穴径　：　φ295mm

【7 号炉】

・フィルタ装置出口側オリフィス穴径　　：　φ252mm

・よう素フィルタ出口側オリフィス穴径　：　φ285mm

なお，オリフィスの穴径は，原子炉格納容器から原子炉建屋頂部に設置した放出口までの配管の摩擦・局所圧損，フィルタ装置の圧損，オリフィスの圧損，よう素フィルタ及びラプチャーディスクの圧損を考慮した場合に，原子炉格納容器が 620kPa[gage]でベントした際に，格納容器圧力逃がし装置の容量である 31.6kg/s の水蒸気を通気できるように設定している。

【代替格納容器圧力逃がし装置】

フィルタ装置出口側配管には，オリフィスを設置する。

オリフィスの穴径は，原子炉格納容器から原子炉建屋頂部に設置した放出口までの配管の摩擦・局所圧損，フィルタ装置の圧損，オリフィスの圧損，よう素フィルタ及びラプチャーディスクの圧損を考慮した場合において，格納容器が 620kPa[gage]でベントした際に，代替格納容器圧力逃がし装置の容量である 31.6kg/s の水蒸気を通気できるように設定する。

(4)　伸縮継手

【格納容器圧力逃がし装置】

格納容器圧力逃がし装置の主配管には，フィルタ装置入口側・フィルタ装置出口側ともに，原子炉建屋と遮蔽壁の渡り部に伸縮継手を設置している。

伸縮継手の可動範囲は以下の通りとなる。

【6 号炉】

・フィルタ装置入口側　：　上下左右前後方向に 300mm

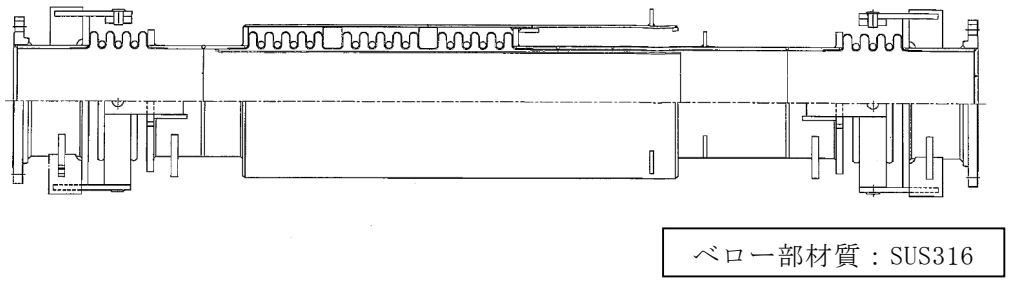
・フィルタ装置出口側　：　上下左右前後方向に 300mm

【7 号炉】

・フィルタ装置入口側　：　上下左右前後方向に 300mm

・フィルタ装置出口側　：　上下左右前後方向に 300mm

なお，柏崎刈羽原子力発電所における基準地震動 Ss が作用した場合の，原子炉建屋と遮蔽壁の渡り部の相対変位について評価を実施しており，その結果，地震時に生じる相対変位は 6 号炉，7 号炉ともに水平方向に約 100mm，鉛直方向に約 10mm であり，上記の伸縮継手の可動範囲と比較して十分小さな値となることを確認している。



第 2.2.2.2-5 図　伸縮継手

2.3　附帯設備

2.3.1　格納容器圧力逃がし装置電源設備

2.3.1.1　概要

【格納容器圧力逃がし装置】【代替格納容器圧力逃がし装置】

格納容器圧力逃がし装置の使用時，待機時，使用後に必要な計測制御設備，電動駆動弁，空気駆動弁用電磁弁，ドレン移送ポンプを作動させるため，常設代替直流電源設備（AM 用直流 125V 蓄電池），非常用低圧母線，代替所内電気設備より必要な電力を供給する設計としている。

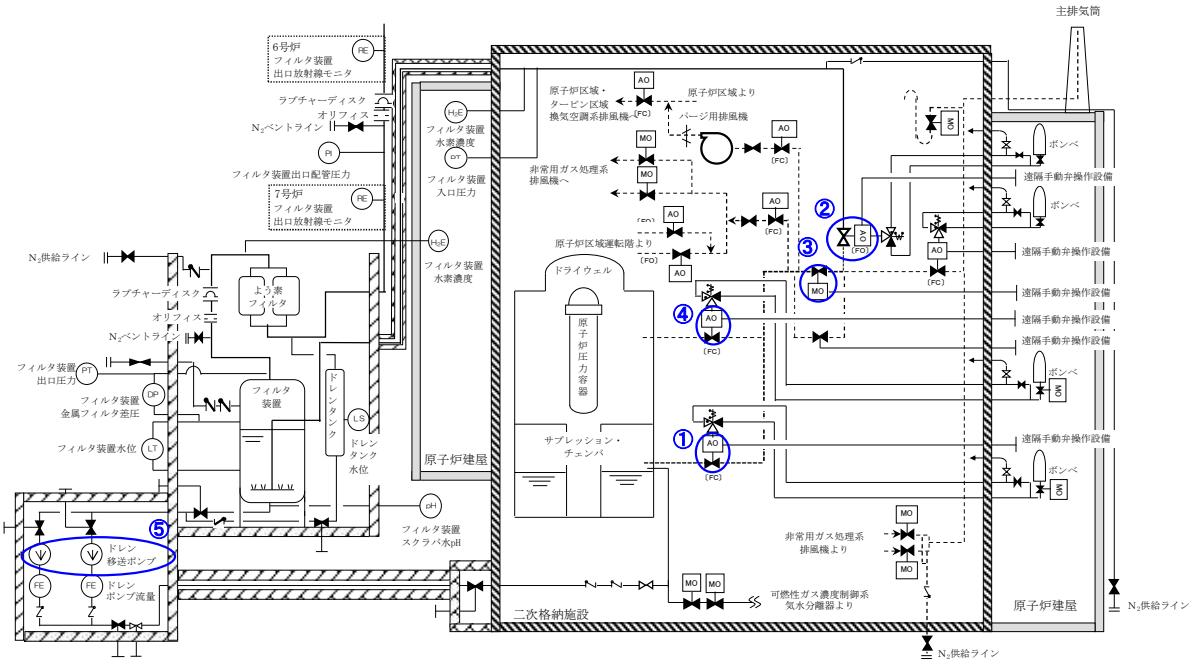
格納容器圧力逃がし装置については，代替交流電源設備（ガスタービン発電機，電源車）及び常設代替直流電源設備（AM 用直流 125V 充電器，AM 用直流 125V 蓄電池）から給電可能であり，全交流電源が喪失した場合でも監視，操作できる設計としている。

電源喪失時においても，電動駆動弁については，駆動部に遠隔手動弁操作設備を設け，二次格納施設の外から人力による操作が可能な設計としている。空気駆動弁については，二次格納施設の外から，ボンベを用いて操作するか，遠隔手動弁操作設備により人力で操作することが可能な設計としている。

2.3.1.2　電源供給負荷

【格納容器圧力逃がし装置】

格納容器圧力逃がし装置の使用時，待機時，使用後に電源供給が必要な負荷は，第 2.3.1.2－1 図及び第 2.3.1.2－1 表に示すとおりである。



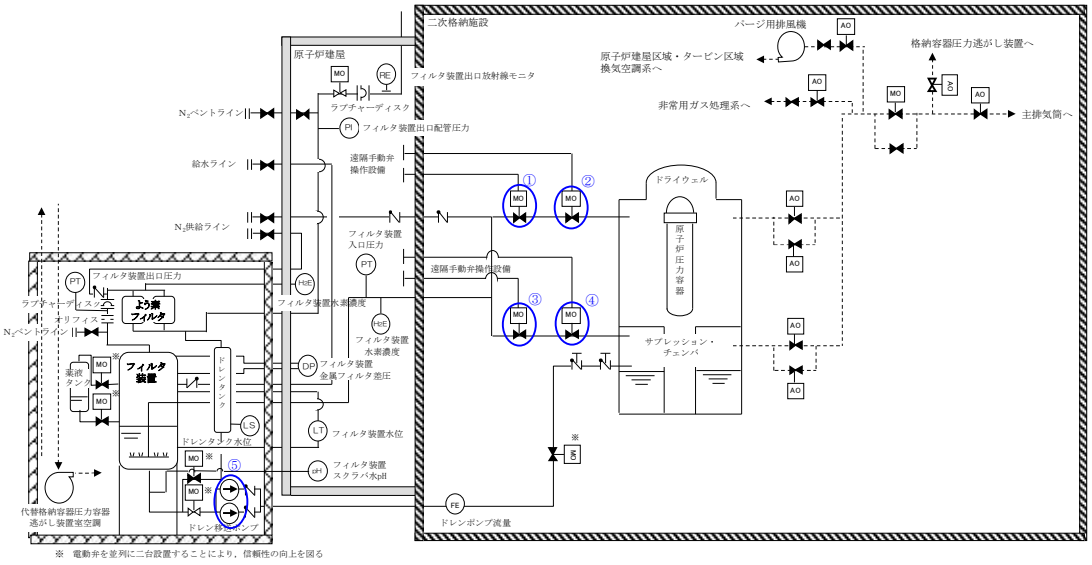
第 2.3.1.2－1 図　格納容器圧力逃がし装置概略図

第2.3.1.2－1表 格納容器圧力逃がし装置の電源供給負荷

	格納容器圧力逃がし装置の電源供給負荷	電源供給元	
		6 号炉	7 号炉
①	S/C ベント用出口隔離弁（一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側））	交流 120V フィルタベント無停電電源装置（MCC 6C-1-1，直流 125V フィルタベント分電盤）	交流 120V フィルタベント無停電電源装置（MCC 7C-1-1，直流 125V フィルタベント分電盤）
②	耐圧強化ベント系 PCV ベントラインフィルタベント側隔離弁（フィルタ装置入口弁）	交流 120V フィルタベント無停電電源装置（MCC 6C-1-1，直流 125V フィルタベント分電盤）	交流 120V フィルタベント無停電電源装置（MCC 7C-1-1，直流 125V フィルタベント分電盤）
③	PCV 耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁（二次隔離弁）	MCC 6C-1-3	MCC 7C-1-3
④	D/W ベント用出口隔離弁（一次隔離弁（ドライウェル側））	交流 120V フィルタベント無停電電源装置（MCC 6C-1-1，直流 125V フィルタベント分電盤）	交流 120V フィルタベント無停電電源装置（MCC 7C-1-1，直流 125V フィルタベント分電盤）
⑤	ドレン移送ポンプ（区分Ⅰ）（ドレン流量含む）	フィルタベント現場制御盤 No.1（MCC 6C-1-3）	フィルタベント現場制御盤 No.1（MCC 7C-1-2）
	ドレン移送ポンプ（区分Ⅱ）（ドレン流量含む）	フィルタベント現場制御盤 No.2（AM 用 MCC 6B）	フィルタベント現場制御盤 No.2（AM 用 MCC 7B）
－	計測制御設備	直流 125V フィルタベント分電盤（常設代替直流電源設備）又は 直流 125V 分電盤 6A-1	直流 125V フィルタベント分電盤（常設代替直流電源設備）又は 直流 125V 7A-1-1
－	フィルタ装置水素濃度（サンプルポンプを含む）	水素サンプリングラック制御電源用変圧器（MCC 6C-1-3，AM 用 MCC 6B）	水素サンプリングラック制御電源用変圧器（MCC 7C-1-1，AM 用 MCC 7B）
－	フィルタ装置スクラバ水 pH	フィルタベント現場制御盤 No.1（MCC 6C-1-3，AM 用 MCC 6B）	フィルタベント現場制御盤 No.1（MCC 7C-1-2，AM 用 MCC 7B）

【代替格納容器圧力逃がし装置】

代替格納容器圧力逃がし装置の使用時，待機時，使用後に電源供給が必要な負荷は，第 2.3.1.2－2 図及び第 2.3.1.2－2 表に示すとおりである。



第 2.3.1.2－2 図 代替格納容器圧力逃がし装置概略図

第2.3.1.2－2表 代替格納容器圧力逃がし装置の電源供給負荷

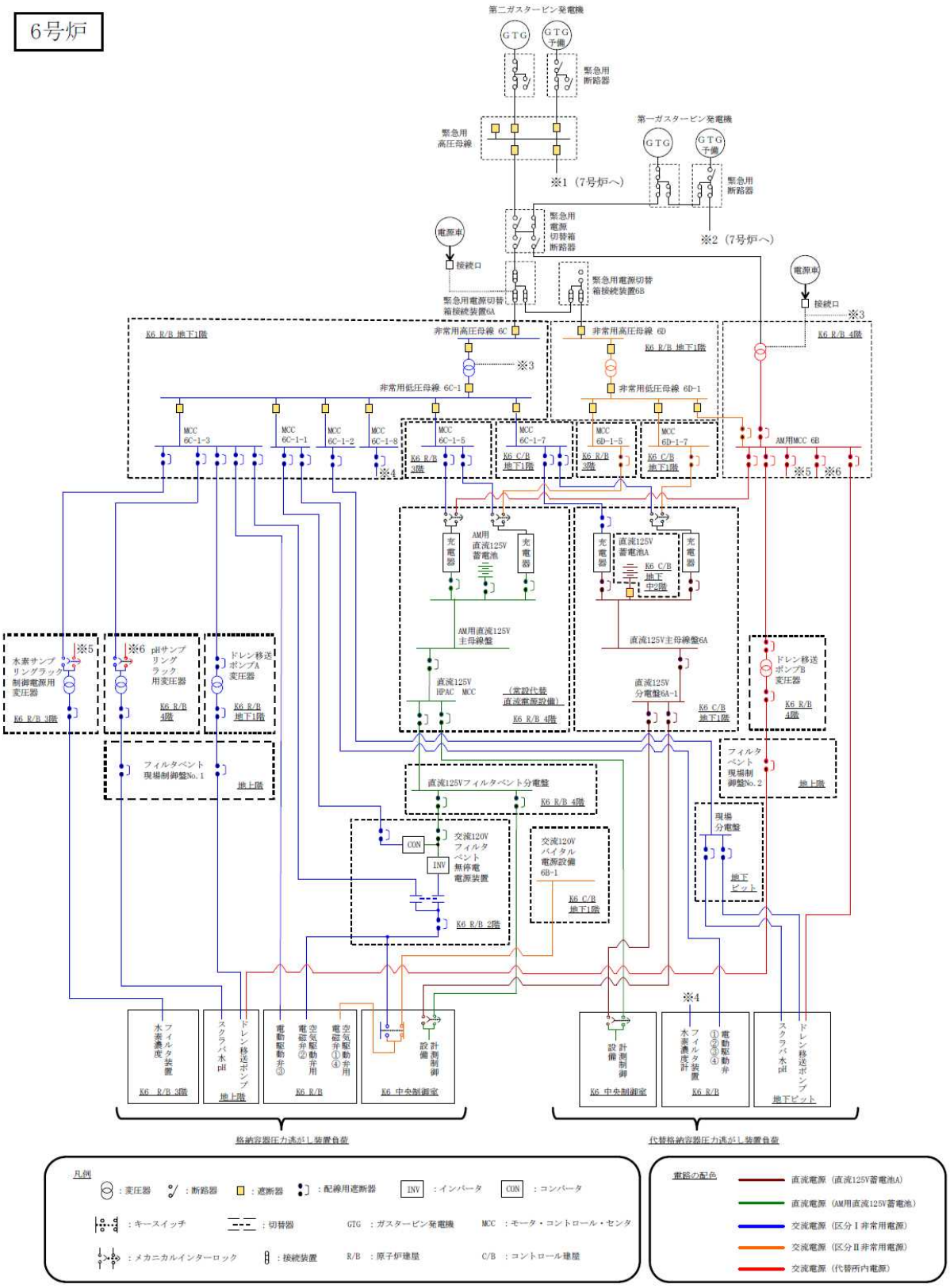
	代替格納容器圧力逃がし装置の電源供給負荷	電源供給元	
		6 号炉	7 号炉
①	地下式 FCVS 一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側）	MCC 6C-1-1	MCC 7C-1-1
②	地下式 FCVS 二次隔離弁（サプレッション・チェンバ側）	MCC 6C-1-1	MCC 7C-1-1
③	地下式 FCVS 一次隔離弁（ドライウェル側）	MCC 6C-1-1	MCC 7C-1-1
③	地下式 FCVS 二次隔離弁（ドライウェル側）	MCC 6C-1-1	MCC 7C-1-1
④	ドレン移送ポンプ（区分Ⅰ）（ドレン流量含む）	現場分電盤（MCC 6C-1-2）	現場分電盤（MCC 7C-1-1）
	ドレン移送ポンプ（区分Ⅱ）（ドレン流量含む）	AM 用 MCC 6B	AM 用 MCC 7B
－	計測制御設備	直流 125V HPAC MCC（常設代替直流電源設備），又は 直流 125V 分電盤 6A-1	直流 125V HPAC MCC（常設代替直流電源設備），又は 直流 125V 分電盤 7A-1-2A
－	フィルタ装置水素濃度（サンプルポンプを含む）	MCC 6C-1-8	MCC 7C-1-7
－	フィルタ装置スクラバ水 pH	現場分電盤（MCC 6C-1-2）	現場分電盤（MCC 7C-1-1）

※代替所内電気設備からの受電方法については詳細検討中

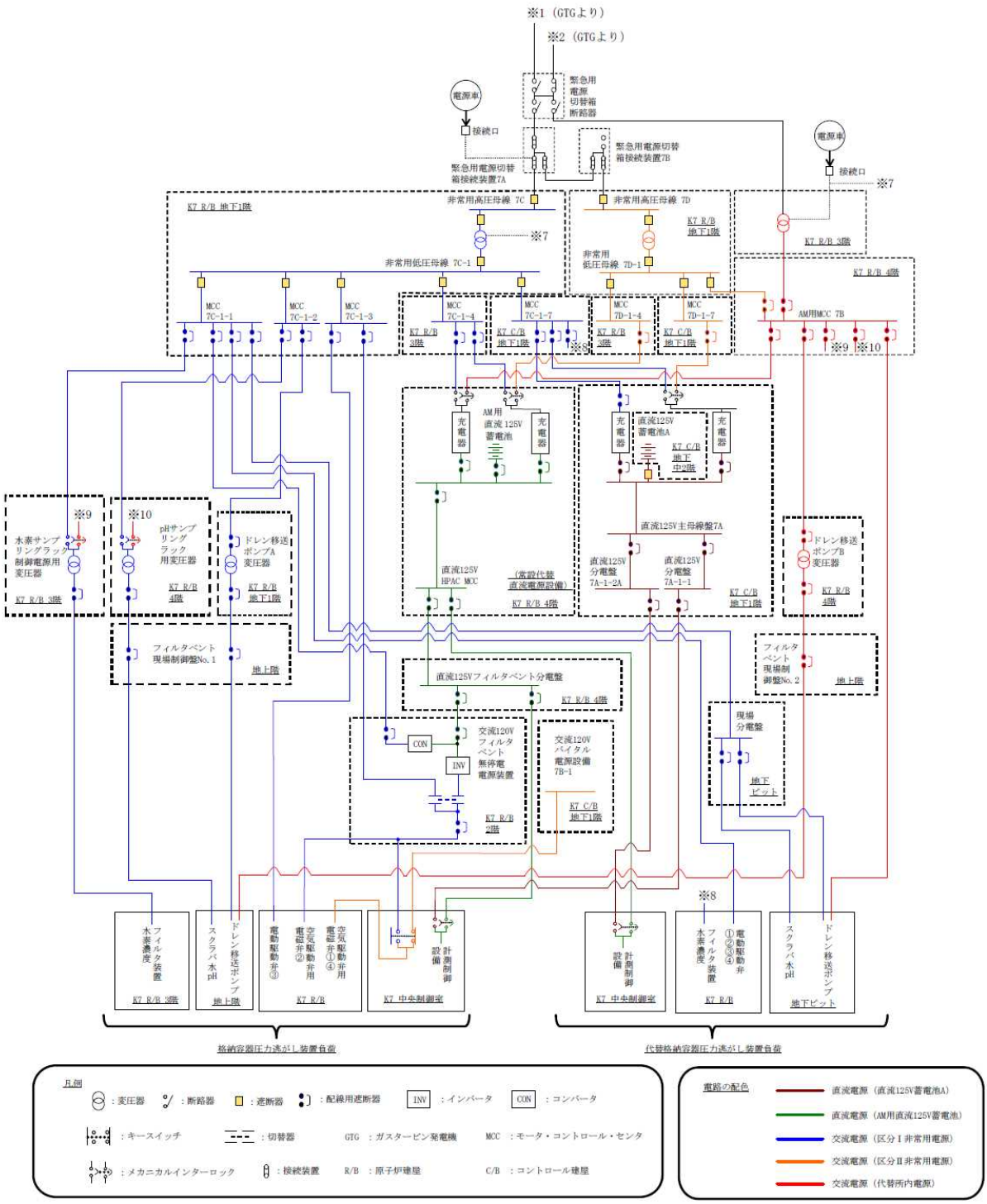
2.3.1.3　単線結線図

【格納容器圧力逃がし装置】【代替格納容器圧力逃がし装置】

格納容器圧力逃がし装置電源設備の単線結線図は，第 2.3.1.3－1 図及び第 2.3.1.3－2 図に示すとおりである。



第2.3.1.3－1 図 格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置電源設備の単線結線図（6号炉）



第2.3.1.3－2 図 格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置電源設備の単線結線図（7号炉）

2.3.1.4　電源設備の多重性又は多様性及び独立性

【格納容器圧力逃がし装置】【代替格納容器圧力逃がし装置】

(1)　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備用電源の多様性及び独立性

格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置は，設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ機能）及び当該系統の除熱を行う原子炉補機冷却水系，原子炉補機冷却海水系に対し，多様性を確保する設計としている。

格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置は，区分Ⅰの非常用電源及び代替所内電気設備から，残留熱除去系（格納容器スプレイ機能）（2 系統）は，区分Ⅱ／Ⅲの非常用電源から，各々供給されており，電源としては互いに独立性を確保する設計としている。

具体的には，区分分離された非常用電源及び代替所内電気設備は，基準地震動 Ss による地震力に対して十分な耐震性を有している。区分Ⅰと区分Ⅱ／Ⅲの非常用電源盤及び代替所内電気設備の電源盤（AM 用 MCC 6B 及び 7B）が設置されている電気品室については，位置的分散（第 2.3.1.4－1 図参照）を図る設計としている。また，格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置用の電路については，電線管で布設され，感知，消火対策が施されていることから，単一火災により格納容器スプレイ機能と同時に機能喪失しない設計としている。また，区分Ⅰと区分Ⅱ／Ⅲの非常用電気品室，代替所内電気設備の電気品室及び計測制御用電気品室は溢水防護区画により分離されていることから，溢水に対しても同時に機能喪失しない設計としている。

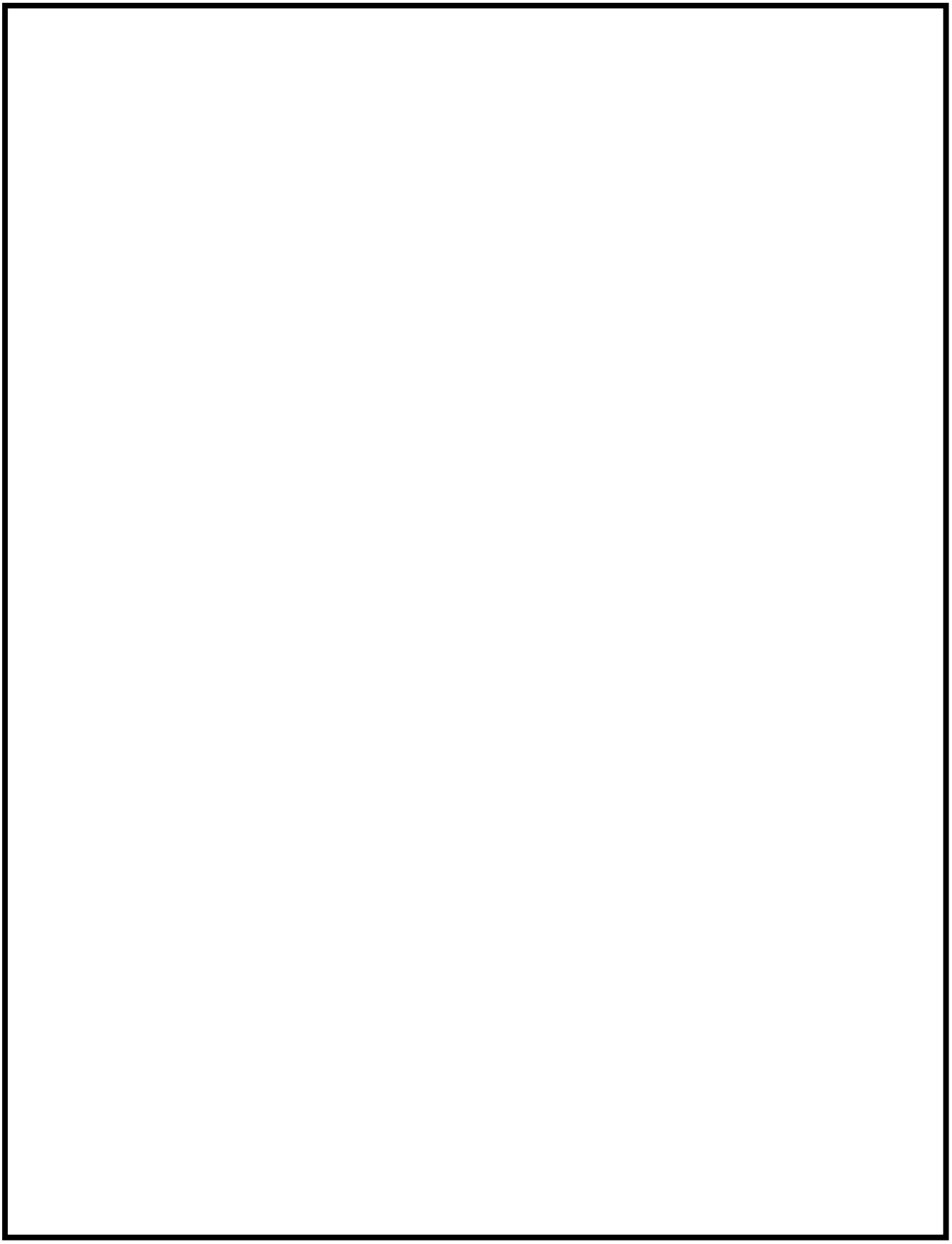
(2)　格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置用電源の多重性又は多様性及び独立性

格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置用電源については，24 時間の長期にわたる全交流電源喪失時においても機能が維持されるよう，区分Ⅰの直流電源から供給するものとする（第 2.3.1.3－1 図参照）。また，最低限必要な動的機器（一次隔離弁，二次隔離弁，フィルタ装置入口弁）は人力にて操作できる設計としている。

24 時間を超える格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置の運転において必要不可欠な動的機器であるドレン移送ポンプ及び付属する流量計については，単一故障を想定し二重化する設計としていることから，この電源（交流）については各々区分Ⅰの非常用電源及び代替所内電気設備から供給するものとする（第 2.3.1.3－1 図参照）。区分Ⅰの非常用電源及び代替所内電気設備については，(1)にて述べたとおり独立性を確保する設計としている。

また，格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置の多重化を図る計測制御設備については，電源（直流）の単一故障を想定し，同じ区分Ⅰではあるものの位置的分散（第 2.3.1.4－1 図参照）を図るとともに，電気的分離を確保するために相互に接続されることのない措置を講じた蓄電池（直流 125V 蓄電池 A：C/B 地下中 2 階，AM 用直流 125V 蓄電池：R/B 4 階）より供給していることから独立性を確保する設計としている（第 2.3.1.3－1 図参照）。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



第 2.3.1.4-1 図 電源設備配置図

2.3.2　格納容器圧力逃がし装置計測制御設備

【格納容器圧力逃がし装置】【代替格納容器圧力逃がし装置】

2.3.2.1　概要

格納容器圧力逃がし装置の使用時，待機時，使用後に，系統の圧力とフィルタ装置の水位を監視するため，圧力検出器と水位検出器を設置する。また，格納容器圧力逃がし装置の入口及び出口配管に水素濃度検出器，フィルタ装置出口に放射線検出器，フィルタ装置ドレン移送ラインにフィルタ装置ドレン流量検出器，フィルタ装置スクラバ水の pH 検出器，フィルタ装置内金属フィルタの差圧検出器，ドレンタンクに水位検出器を設置する。これらの監視パラメータは，中央制御室又は現場で監視可能な設計としている。

なお，代替格納容器圧力逃がし装置についても同様の設計としており，ここでは代表として格納容器圧力逃がし装置の計測設備について記載する。

2.3.2.2　計測設備の目的

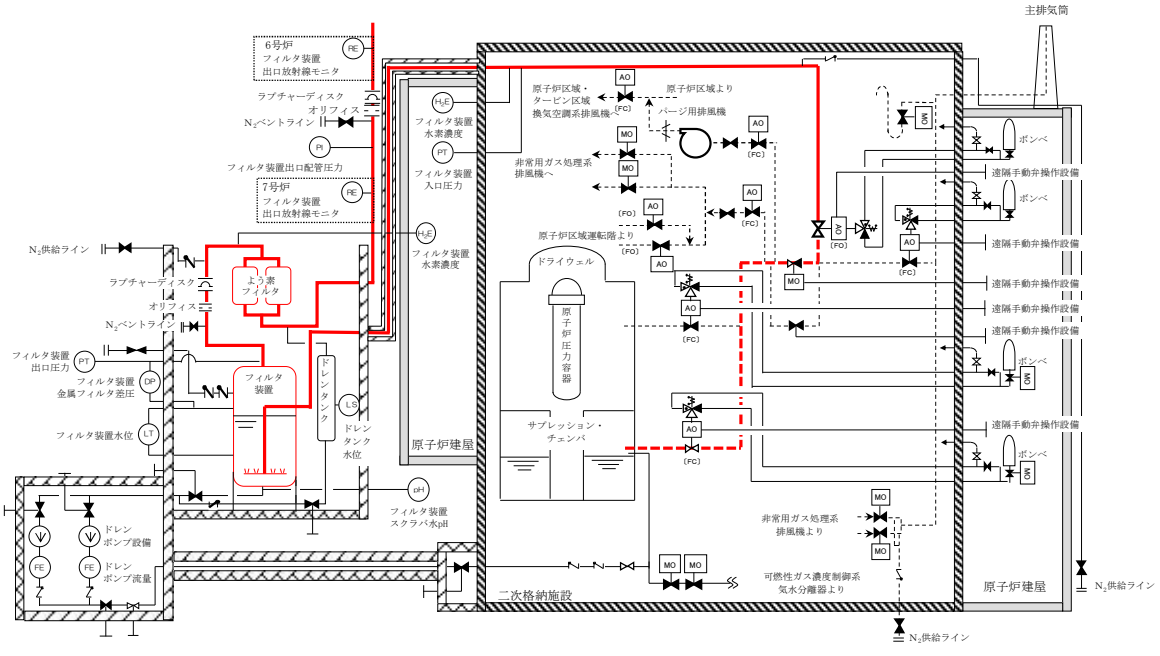
(1)　格納容器圧力逃がし装置の使用時の状態

格納容器圧力逃がし装置の使用時の状態を以下の通り確認する設計としている。

a. 原子炉格納容器雰囲気ガスがフィルタ装置へ導かれていることの確認：フィルタ装置入口圧力，フィルタ装置出口放射線モニタ

b. フィルタ装置の除去性能に影響するパラメータの確認：フィルタ装置水位

c. 放出されるガスの放射線量の確認：フィルタ装置出口放射線モニタ



第 2.3.2.2－1 図　格納容器圧力逃がし装置　使用時の概略図

使用時の状態が，以下のとおり把握可能である。

a. フィルタ装置の閉塞等によりガスの導入が妨げられていないこと

フィルタ装置入口圧力にて，格納容器ベント実施により待機圧力から上昇した圧力が，原子炉格納容器圧力の低下に追従して低下傾向を示すことを確認することで把握できる。フィルタ装置出口放射線量率が初期値から上昇することを計測することによりフィルタ装置が閉塞していないことを把握できる。

b. フィルタ装置の除去性能が低下していないこと

フィルタ装置水位にて，水位が約 500mm～約 2200mm の間（2.2.1.3 参照）であることを確認することで把握できる。

c. 放出されるガスの放射線量の確認

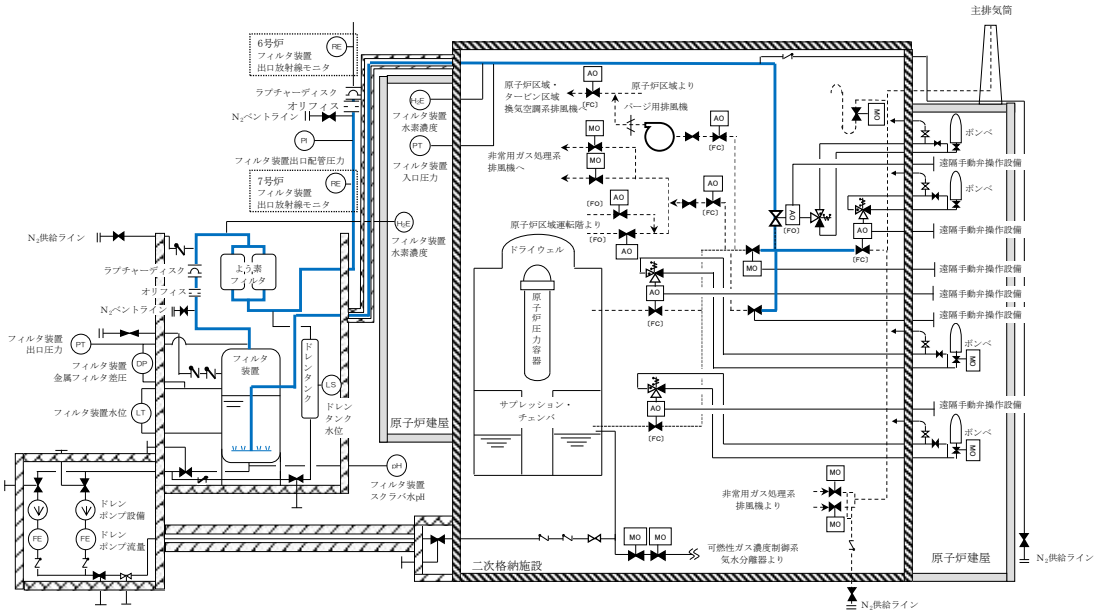
フィルタ装置出口放射線モニタにて，フィルタ装置出口配管に内包される放射性物質から放射線量率を監視し，排出経路の放射性物質濃度を評価することが可能である。

(2) 格納容器圧力逃がし装置の待機時の状態

格納容器圧力逃がし装置の待機時の状態を以下のとおり確認する設計としている。

a. フィルタ装置の除去性能に影響するパラメータの確認：フィルタ装置水位

b. フィルタ装置配管内の不活性状態の確認：フィルタ装置入口圧力，フィルタ装置出口圧力，フィルタ装置出口配管圧力



第 2.3.2.2－2 図　格納容器圧力逃がし装置　待機時の概略図

待機時の状態が，以下のとおり把握可能である。

a. フィルタ装置の除去性能が低下していないこと

フィルタ装置水位にて，水位が約 500mm～約 2200mm の間（2.2.1.3 参照）であることを確認することで把握できる。

b. フィルタ装置配管内の不活性状態の確認

フィルタ装置入口圧力及びフィルタ装置出口圧力にて，封入した窒素圧力（0.01MPa[gage]以上）を継続監視することによって配管内の不活性状態を把握できる。

また，フィルタ装置出口配管圧力にて，点検後の窒素置換操作を実施した際に，現場で圧力を監視することで，配管内が不活性状態になったことを把握できる。

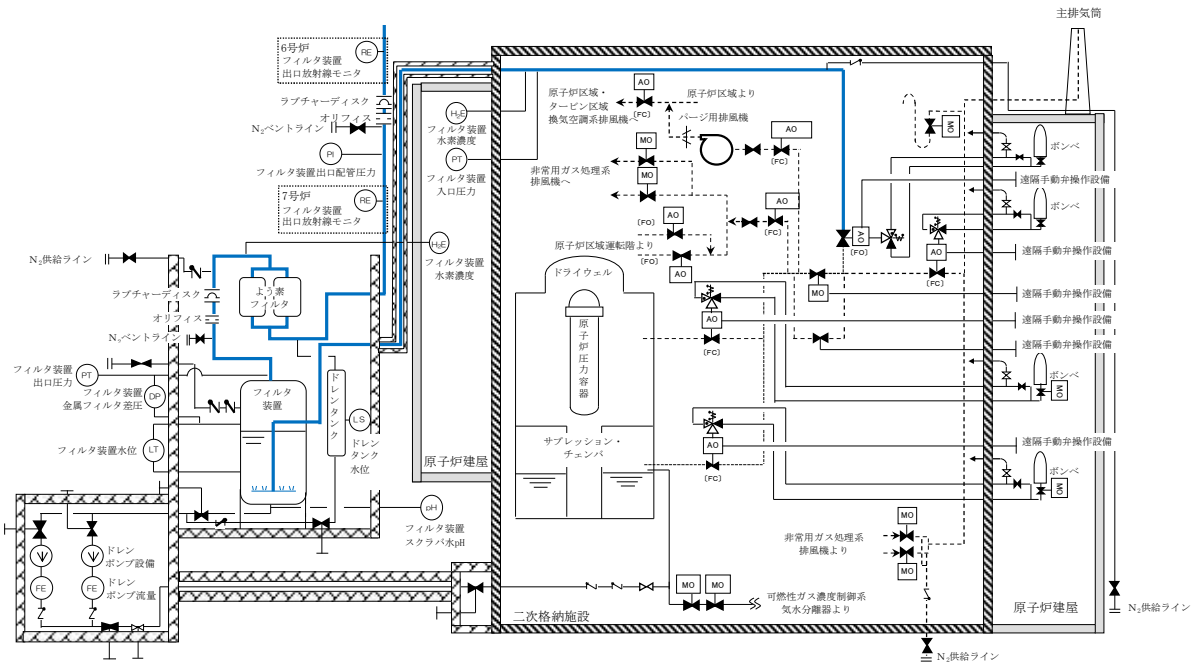
(3) 格納容器圧力逃がし装置の使用後の状態

格納容器圧力逃がし装置の使用後の状態を以下のとおり確認する設計としている。

a. フィルタ装置内スクラバ水の確認：フィルタ装置水位

b. フィルタ装置配管内の不活性状態の確認：フィルタ装置入口圧力，フィルタ装置水素濃度

c. 放出されるガスの放射線量の確認：フィルタ装置出口放射線モニタ



第 2.3.2.2－3 図　格納容器圧力逃がし装置　使用後の概略図

使用後の状態が，以下の通り把握可能である。

a. フィルタ装置内スクラバ水の確認

フィルタ装置水位にて，フィルタ装置内で捕捉した放射性物質の放熱により，フィルタ装置内の水が蒸発することによる水位低下を把握できる。

b. フィルタ装置配管内の不活性状態の確認

フィルタ装置入口圧力及びフィルタ装置水素濃度にて，配管内が封入した窒素で正圧に維持されていること，また，配管内に水素が残留していないことにより不活性状態が維持されていることを把握できる。

c. 放出されるガスの放射線量の確認

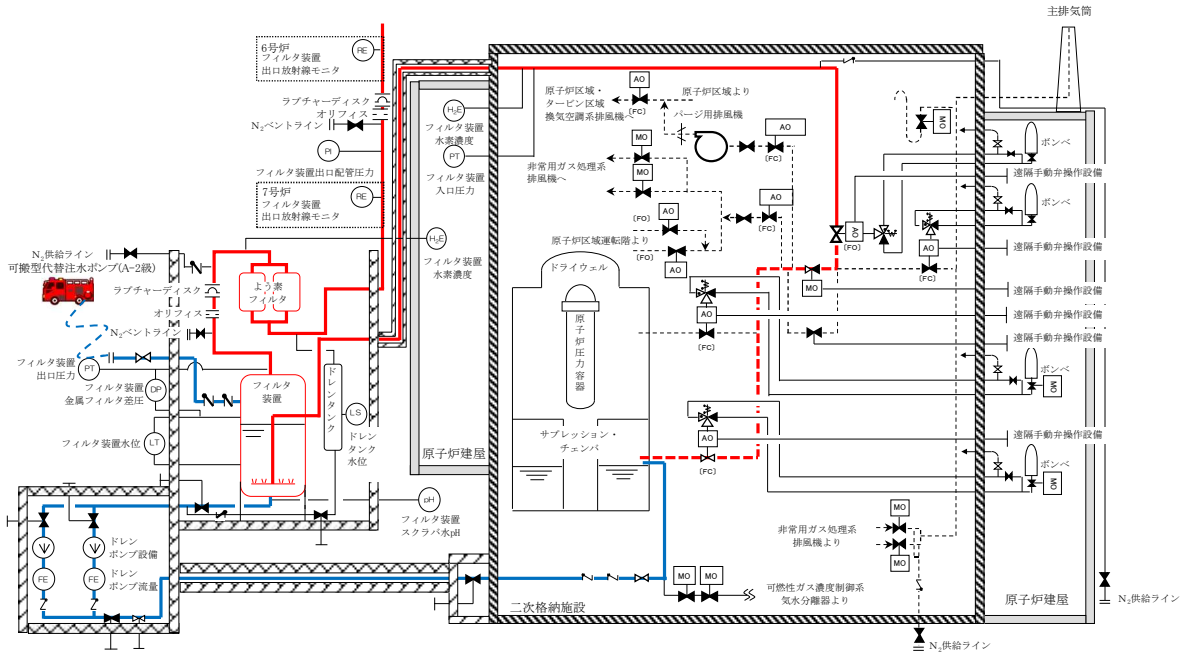
フィルタ装置出口放射線モニタにて，フィルタ装置出口配管に内包される放射性物質から放射線量率を監視し，排出経路の放射性物質濃度を評価することが可能である。

(4) フィルタ装置の水位調整時の確認

格納容器圧力逃がし装置の使用時，待機時，使用後に，フィルタ装置の水位調整を以下のとおり確認する設計としている。

a. フィルタ装置の水位調整の確認：フィルタ装置水位，フィルタ装置ドレン流量

b. フィルタ装置スクラバ水の水質管理：フィルタ装置水位，フィルタ装置ドレン流量，フィルタ装置スクラバ水 pH



第 2.3.2.2－4 図　フィルタ装置　水位調整操作の概略図

フィルタ装置の水位調整時の確認として，以下の通り把握可能である。

a. フィルタ装置の水位調整の確認

フィルタ装置水位にて，フィルタ装置の排水又は水張りを実施する際に，フィルタ装置の水位が把握できる。また，フィルタ装置ドレン流量にて，排水操作を実施した際のタンクドレン量の把握ができる。

b. フィルタ装置スクラバ水の水質管理（2.2.1.3 参照）

フィルタ装置水位にて，フィルタ装置の排水又は水張りを実施する際に，フィルタ装置の水位が把握できるとともに，必要な追加薬液量の把握ができる。また，フィルタ装置ドレン流量にて，排水操作を実施した際のタンクドレン量から，必要な追加薬液量の把握ができる。

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

(5) 想定される機能障害の把握

格納容器圧力逃がし装置の使用時に，想定される機能障害を以下のとおり確認する設計としている。

a. フィルタ装置の閉塞：フィルタ装置入口圧力，フィルタ装置出口放射線モニタ
b. 金属フィルタの閉塞：フィルタ装置金属フィルタ差圧，フィルタ装置入口圧力
c. よう素フィルタ出口配管の閉塞：ドレンタンク水位，フィルタ装置入口圧力，フィルタ装置出口圧力
d. フィルタ装置入口配管の破断：フィルタ装置入口圧力，フィルタ装置出口放射線モニタ
e. フィルタ装置スクラバ水の漏えい：フィルタ装置水位

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

a. フィルタ装置の閉塞

フィルタ装置入口圧力にて，格納容器ベント実施により待機圧力から上昇した圧力が，低下傾向を示さないことを確認することで，フィルタ装置が閉塞していることを把握できる。

フィルタ装置出口放射線量率が初期値から上昇しないことを確認することにより把握できる。

b. 金属フィルタの閉塞

フィルタ装置金属フィルタ差圧にて，金属フィルタの閉塞状態を把握

できる。なお，フィルタ装置入口圧力にて，金属フィルタの閉塞が進行し，フィルタ装置入口圧力が上昇傾向を示すことを確認することで，金属フィルタの閉塞状態を把握できる。

c. よう素フィルタ出口配管の閉塞

ドレンタンク水位にて，ドレン水によるよう素フィルタ出口配管の閉塞状態を把握できる。また，フィルタ装置入口圧力及びフィルタ装置出口圧力にて，ドレン水によるよう素フィルタ出口配管の閉塞が進行し，フィルタ装置入口圧力及びフィルタ装置出口圧力が上昇傾向を示すことを確認することで，よう素フィルタ出口配管のドレンによる閉塞状態を把握できる。

d. フィルタ装置入口配管の破断

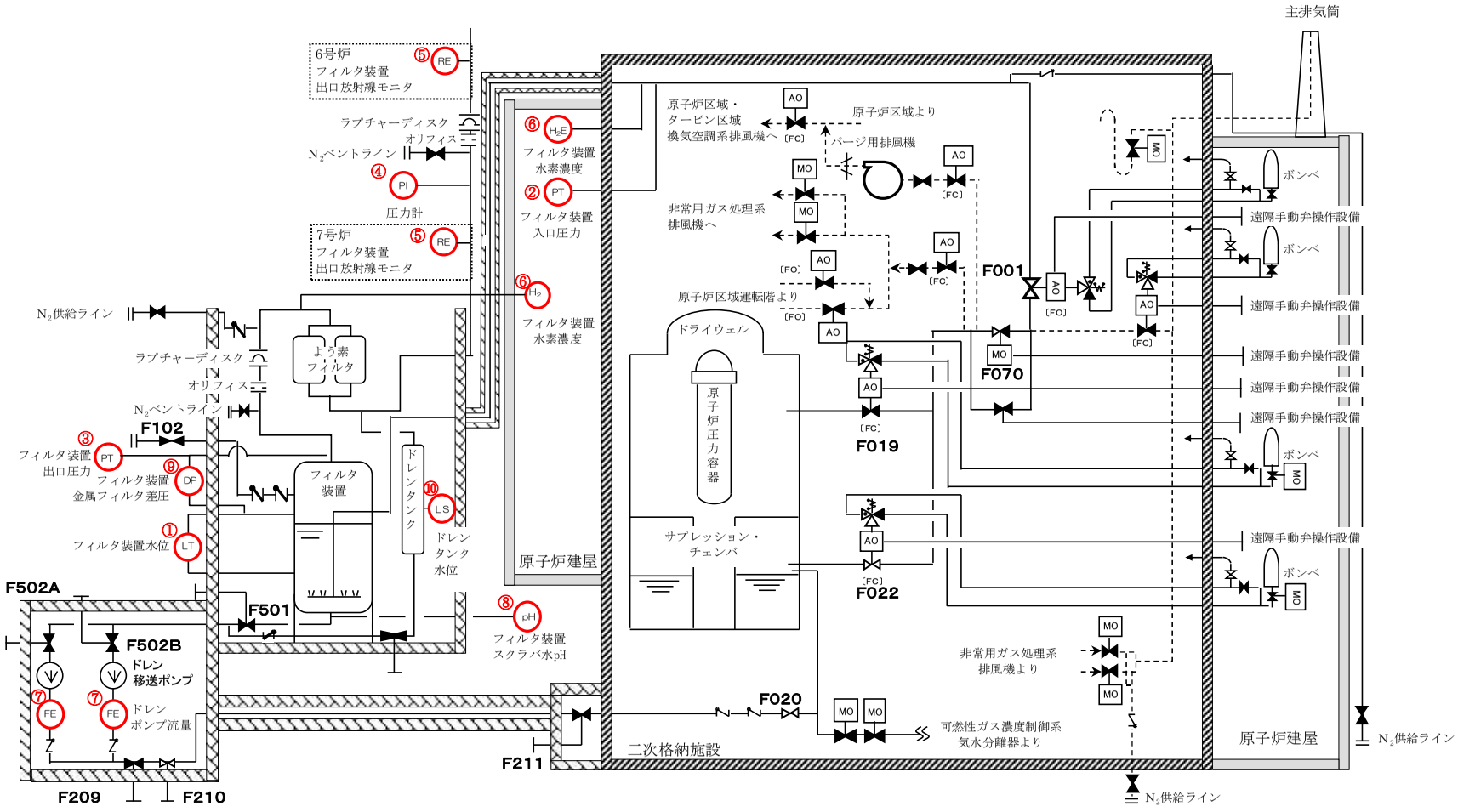
フィルタ装置入口圧力にて，格納容器ベント実施により待機圧力から上昇した圧力が低下傾向を示すが，フィルタ装置出口放射線量率が初期値から上昇しないことを確認することにより把握できる。

e. フィルタ装置スクラバ水の漏えい

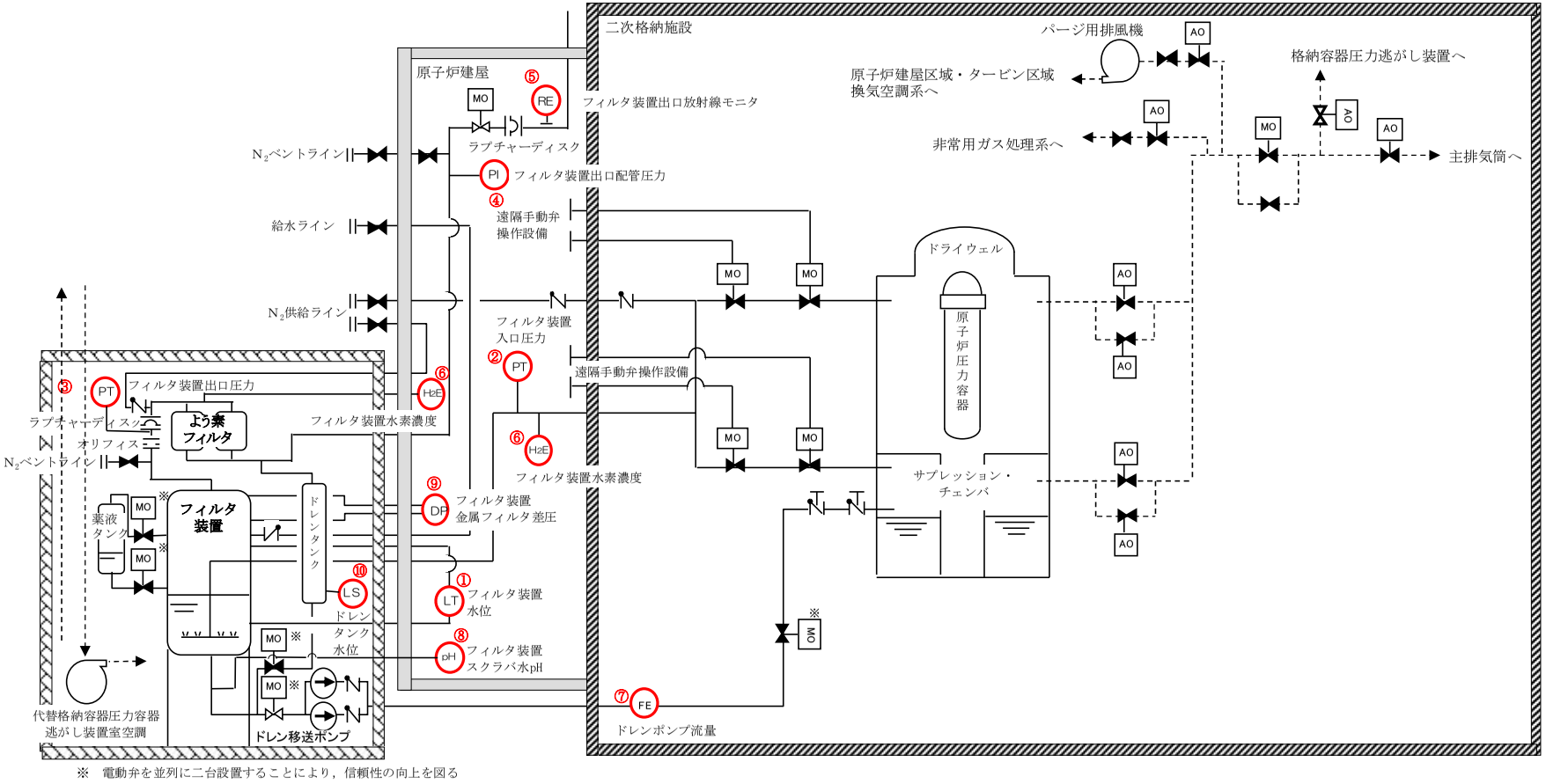
フィルタ装置水位にて，タンクからのスクラバ水漏えいによるフィルタ装置の水位低下を確認することで把握できる。

2.3.2.3　計測設備の仕様について

計測設備の概略構成図を第 2.3.2.3－1 図及び第 2.3.2.3－2 図，主要仕様を第 2.3.2.3－1 表に示す。



第 2.3.2.3－1 図　格納容器圧力逃がし装置の計測設備　概略構成図



※　電動弁を並列に二台設置することにより，信頼性の向上を図る

第 2.3.2.3－2 図　代替格納容器圧力逃がし装置の計測設備　概略構成図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

第 2.3.2.3－1 表　格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置の計測設備の監視パラメータ

監視パラメータ※1		計測範囲	計測範囲の根拠	個数	監視場所※5
①	フィルタ装置水位 （格納容器圧力逃がし装置）	0～6000mm	スクラバノズル上端を計測範囲のゼロ点とし，フィルタ装置機能維持のための上限水位：約2200mm，下限水位：約500mmが計測可能な範囲とする。	2	中央制御室 （緊急時対策所）
	フィルタ装置水位 （代替格納容器圧力逃がし装置）	0～7000mm	スクラバノズル上端を計測範囲のゼロ点とし，フィルタ装置機能維持のための上限水位：約3000mm，下限水位：約500mmが計測可能な範囲とする。	2	中央制御室 （緊急時対策所）
②フィルタ装置入口圧力		0～1.0MPa[gage]	以下の２つの状態を計測可能な範囲とする。 ・格納容器ベント実施時に，格納容器圧力逃がし装置の最高圧力（0.62MPa[gage]）が計測可能な範囲とする。 ・待機時に，窒素置換（約0.01MPa[gage]以上）が維持されていることを計測可能な範囲とする。	2*2	中央制御室 現場 （緊急時対策所）
③フィルタ装置出口圧力		0～0.5MPa[gage]	点検後の窒素置換操作を実施した際に，フィルタ装置出口の圧力開放板の設定圧力（0.1MPa[gage]）を超えないことが計測可能な範囲とする。	1	中央制御室 （緊急時対策所）
④フィルタ装置出口配管圧力		-0.1～0.2MPa[gage]		1	現場
⑤フィルタ装置出口放射線モニタ		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線量当量率（約7×10^{4}mSv/h）を計測可能な範囲とする。	2	中央制御室 （緊急時対策所）
⑥フィルタ装置水素濃度		0～100vol%	格納容器ベント停止後の窒素によるパージを実施し，フィルタ装置入口及び出口配管内に滞留する水素濃度が可燃限界濃度（4vol%）以下であることを計測可能な範囲とする。	2*3	中央制御室 現場 （緊急時対策所）
⑦フィルタ装置ドレン流量		0～30m³/h	ドレンポンプの定格流量（10m³/h）を計測可能な範囲とする。	2*4	現場
⑧フィルタ装置スクラバ水pH		pH0～14	フィルタ装置内スクラバ水のpHを計測可能な範囲とする。	1	中央制御室 現場 （緊急時対策所）
⑨フィルタ装置金属フィルタ差圧		0～50kPa		1	中央制御室 （緊急時対策所）
⑩ドレンタンク水位		タンク底部から 510mm タンク底部から 1586mm タンク底部から 3061mm タンク底部から 4036mm	ドレンタンク内の水位を把握し，ドレンの排水操作の開始やドレン排水操作の停止判断が可能な計測範囲とする。	4	中央制御室 現場 （緊急時対策所）

※1　監視パラメータの数字は第 2.3.2.3－1 図及び第 2.3.2.3－2 図の丸数字に対応する。
※2　中央制御室及び現場にそれぞれ１個
※3　フィルタ装置入口及び出口側にそれぞれ１個
※4　ドレンポンプ２台に対してそれぞれ１個
※5　代替格納容器圧力逃がし装置の監視場所についても同様の設計で計画中。なお，「（緊急時対策所）」については，緊急時対策所での監視も可能な設計としている。

2.3.2.4　格納容器圧力逃がし装置の計測設備の多重性又は多様性について

格納容器圧力逃がし装置の計測設備については，「2.3.2.2　計測設備の目的」で記載した，使用時，待機時，使用後に各確認すべき項目の全てについて，計器の単一故障を考慮しても監視可能とするため，多重性又は多様性を有している。

上記の使用時，待機時，使用後に各確認すべき項目について，多重性又は多様性を整理した結果を第 2.3.2.4－1 表に示す。

2.3.2.4－1表　格納容器圧力逃がし装置の計測設備の多重性又は多様性について

フィルタ装置の状態	確認すべき項目	計測設備	多重性又は多様性
(1)格納容器圧力逃がし装置の使用時	a. 原子炉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	①フィルタ装置入口圧力 ②フィルタ装置出口放射線モニタ	①②で多様性有り ①②はそれぞれ多重性有り
	b.フィルタ装置の除去性能に影響するパラメータの確認	①フィルタ装置水位	①は多重性有り
	c.放出されるガスの放射線量の確認	①フィルタ装置出口放射線モニタ	①は多重性有り
(2)格納容器圧力逃がし装置の待機時	a.フィルタ装置の除去性能に影響するパラメータの確認	①フィルタ装置水位	①は多重性有り
	b.フィルタ装置配管内の不活性状態の確認	①フィルタ装置入口圧力 ②フィルタ装置出口圧力 ③フィルタ装置出口配管圧力	①②③で多様性有り ①は多重性有り
(3)格納容器圧力逃がし装置の使用後	a.フィルタ装置内スクラバ水の確認	①フィルタ装置水位	①は多重性有り
	b.フィルタ装置配管内の不活性状態の確認	①フィルタ装置入口圧力 ②フィルタ装置水素濃度	①②で多様性有り ①は多重性有り ②は入口と出口配管でそれぞれ補完
	c.放出されるガスの放射線量の確認	①フィルタ装置出口放射線モニタ	①は多重性有り
(4)フィルタ装置の水位調整時	a.フィルタ装置の水位調整の確認	①フィルタ装置水位 ②フィルタ装置ドレン流量	①②で多様性有り ①②はそれぞれ多重性有り
	b.フィルタ装置スクラバ水の水質管理	①フィルタ装置水位 ②フィルタ装置ドレン流量 ③フィルタ装置スクラバ水 pH	①②③で多様性有り ①②はそれぞれ多重性有り
(5)想定される機能障害	a.フィルタ装置の閉塞	①フィルタ装置入口圧力 ②フィルタ装置出口放射線モニタ	①②で多様性有り ①②はそれぞれ多重性有り
	b.金属フィルタの閉塞	①フィルタ装置金属フィルタ差圧 ②フィルタ装置入口圧力	①②で多様性有り ②は多重性有り
	c.よう素フィルタ出口配管の閉塞	①ドレンタンク水位 ②フィルタ装置入口圧力 ③フィルタ装置出口圧力	①②③で多様性有り ②は多重性有り
	d.フィルタ装置入口配管の破断	①フィルタ装置入口圧力 ②フィルタ装置出口放射線モニタ	①②で多様性有り ①②はそれぞれ多重性有り
	d.フィルタ装置スクラバ水の漏えい	①フィルタ装置水位	①は多重性有り

2.3.3　格納容器圧力逃がし装置給水設備

2.3.3.1　機能

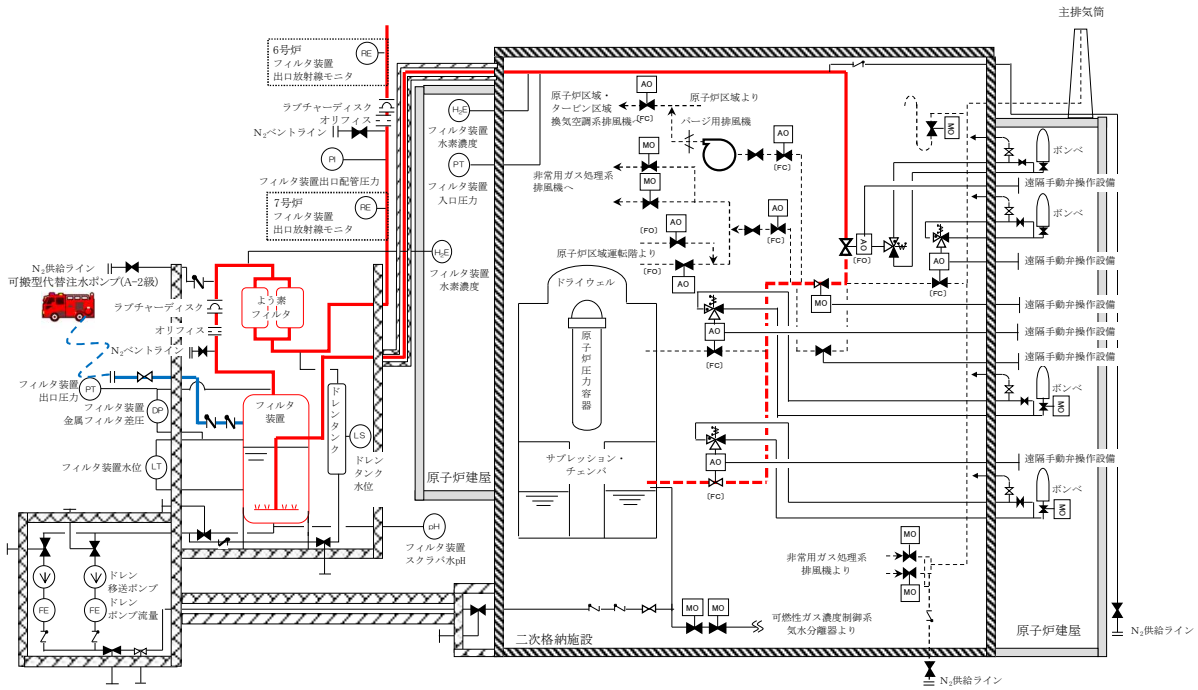
【格納容器圧力逃がし装置】【代替格納容器圧力逃がし装置】

格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置の使用時に，フィルタ装置の水位が低下した場合に，外部からスクラバ水を補給できるよう，給水設備を設置する。

2.3.3.2　設備構成及び仕様

【格納容器圧力逃がし装置】

給水設備の系統構成を第 2.3.3.2－1 図に示す。



第 2.3.3.2－1 図　格納容器圧力逃がし装置　給水設備系統図

給水設備は，配管，手動弁，逆止弁により構成され，フィルタ装置の給水ノズルに接続される。また，配管にはホース接続用の接続口を設置しており，可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)からのホースを接続できる構造としている。

給水設備の配管の口径は，以下の通りとしている。

【6 号炉】

・ 給水配管　：　65A

【7 号炉】

・ 給水配管　：　65A

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

また，給水設備の配管の材質は，以下の通りとしている。

【6 号炉】

・ 給水配管　：　ステンレス鋼

【7 号炉】

・ 給水配管　：　ステンレス鋼

給水配管のルーティングについては，第 2.3.3.2－2 図，第 2.3.3.2－3 図の通りとなる。

第 2.3.3.2－2 図　給水配管ルート図（6/7 号炉）

第 2.3.3.2－3 図　給水配管ルート図（6/7 号炉）

なお，可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)の吐出圧力は，0.85MPa[gage]（流量 120m^3/h 以上）であり，フィルタ装置内の圧力と比較して十分大きいことから，給水可能である。（フィルタ装置内の圧力は第 3.2.2.2－7 図を参照）

【代替格納容器圧力逃がし装置】

代替格納容器圧力逃がし装置における給水設備は，配管，手動弁，逆止弁により構成され，フィルタ装置の給水ノズルに接続される。また，配管にはホース接続用の接続口を設置しており，可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)からのホースを接続できる構造としている。

給水設備の配管の口径は，以下の通りとしている。

【6 号炉】

・ 給水配管　：　65A

【7 号炉】

・ 給水配管　：　65A

また，給水設備の配管の材質は，以下の通りとしている。

【6 号炉】

・ 給水配管　：　ステンレス鋼

【7 号炉】

・ 給水配管　：　ステンレス鋼

2.3.4　格納容器圧力逃がし装置ドレン設備

2.3.4.1　機能

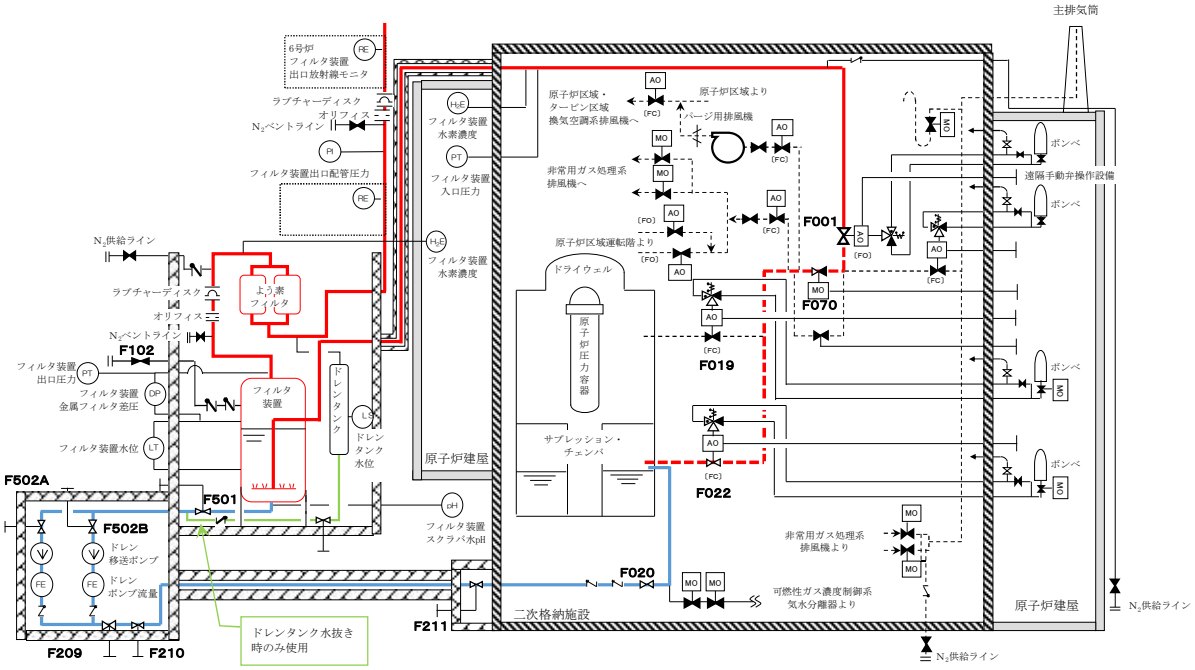
【格納容器圧力逃がし装置】【代替格納容器圧力逃がし装置】

格納容器圧力逃がし装置の使用時に，フィルタ装置の水位，もしくはドレンタンクの水位が上昇した場合，もしくは格納容器圧力逃がし装置使用後にフィルタ装置のスクラバ水を原子炉格納容器へ移送できるよう，ドレン設備を設置する。

2.3.4.2　設備構成及び仕様

【格納容器圧力逃がし装置】

格納容器圧力逃がし装置におけるドレン設備の系統構成を第 2.3.4.2－1 図に示す。



第 2.3.4.2－1 図　格納容器圧力逃がし装置　ドレン設備系統図

ドレン設備は，配管，伸縮継手，手動弁，逆止弁，ドレン移送ポンプ，ドレンタンクにより構成され，フィルタ装置のドレンノズル，ドレンタンク下部ノズル及び可燃性ガス濃度制御系の気水分離器のドレンラインに接続する。可燃性ガス濃度制御系のドレン移送ラインは原子炉格納容器のサプレッション・チェンバに接続されていることから，フィルタ装置のスクラバ水，ならびにドレンタンクの凝縮水を原子炉格納容器に移送することが可能である。

レン設備の配管の口径は，以下の通りとしている。

【6 号炉】

・ ドレン配管　：　50A

【7 号炉】

・ ドレン配管　：　50A

また，ドレン設備の配管の材質は，以下の通りとしている。

【6 号炉】

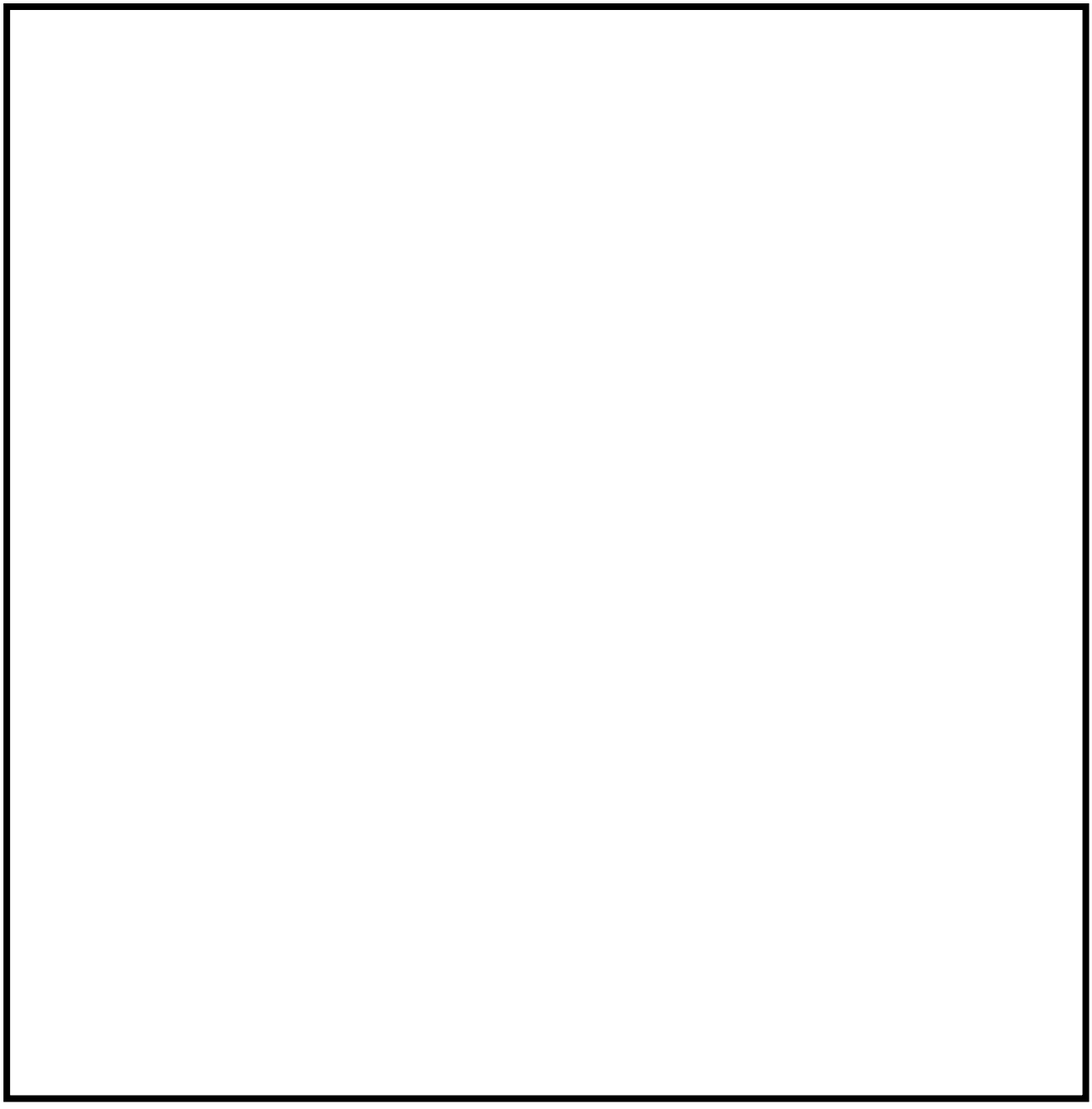
・ ドレン配管　：　ステンレス鋼

【7 号炉】

・ ドレン配管　：　ステンレス鋼

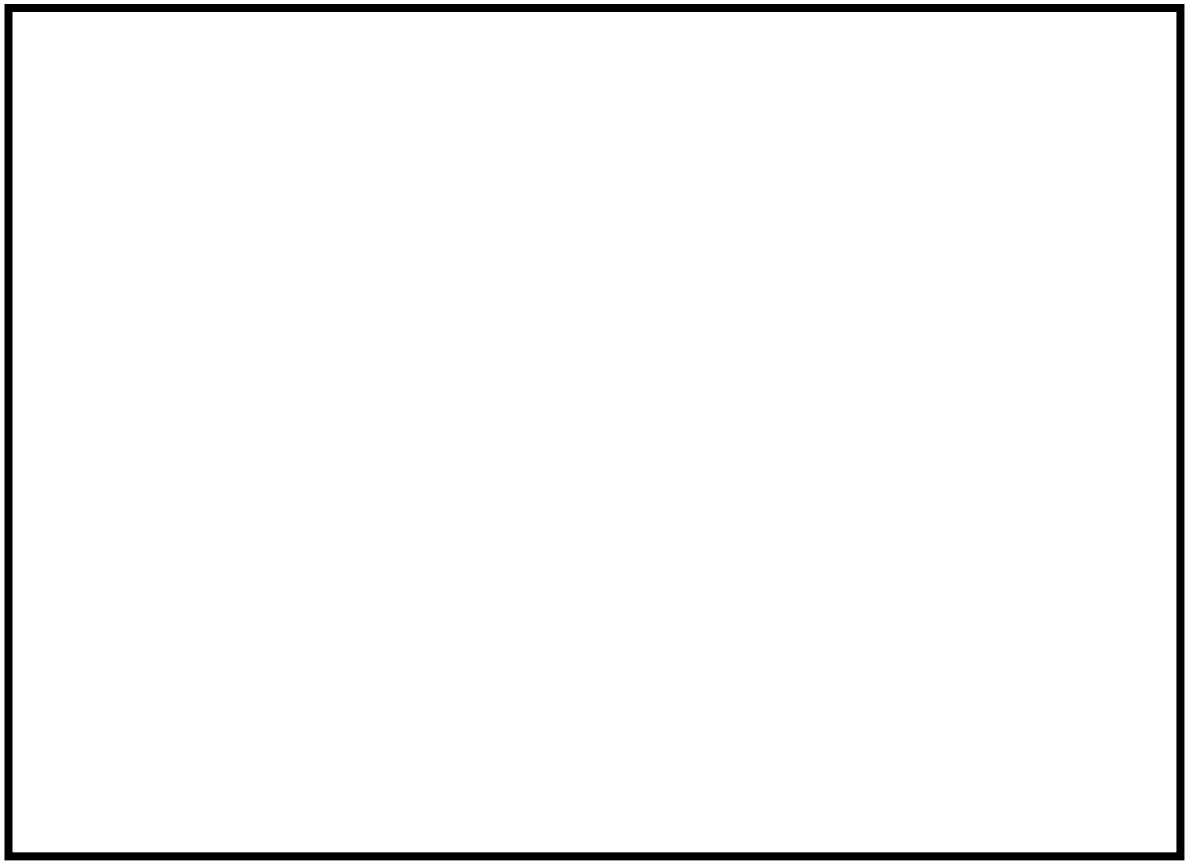
ドレン配管のルーティングについては，第 2.3.4.2－2 図から第 2.3.4.2－8 図の通りとなる。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

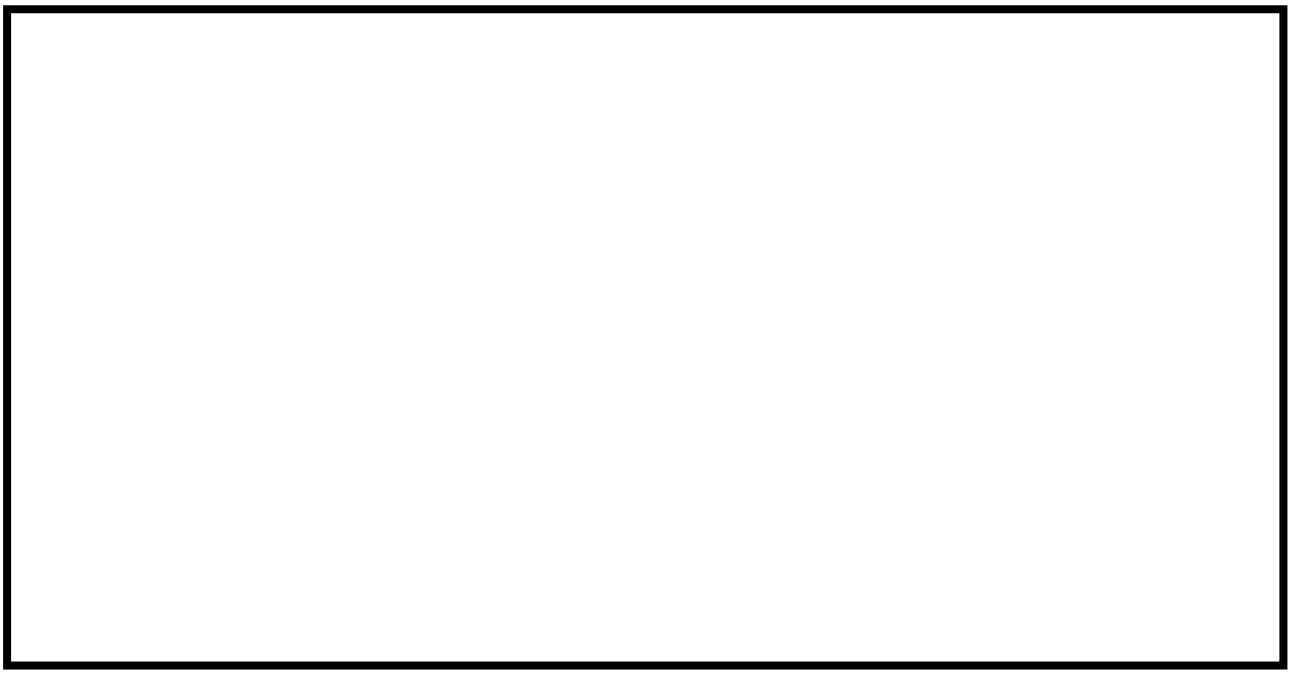


第 2.3.4.2-2 図　ドレン配管ルート図（6 号炉）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



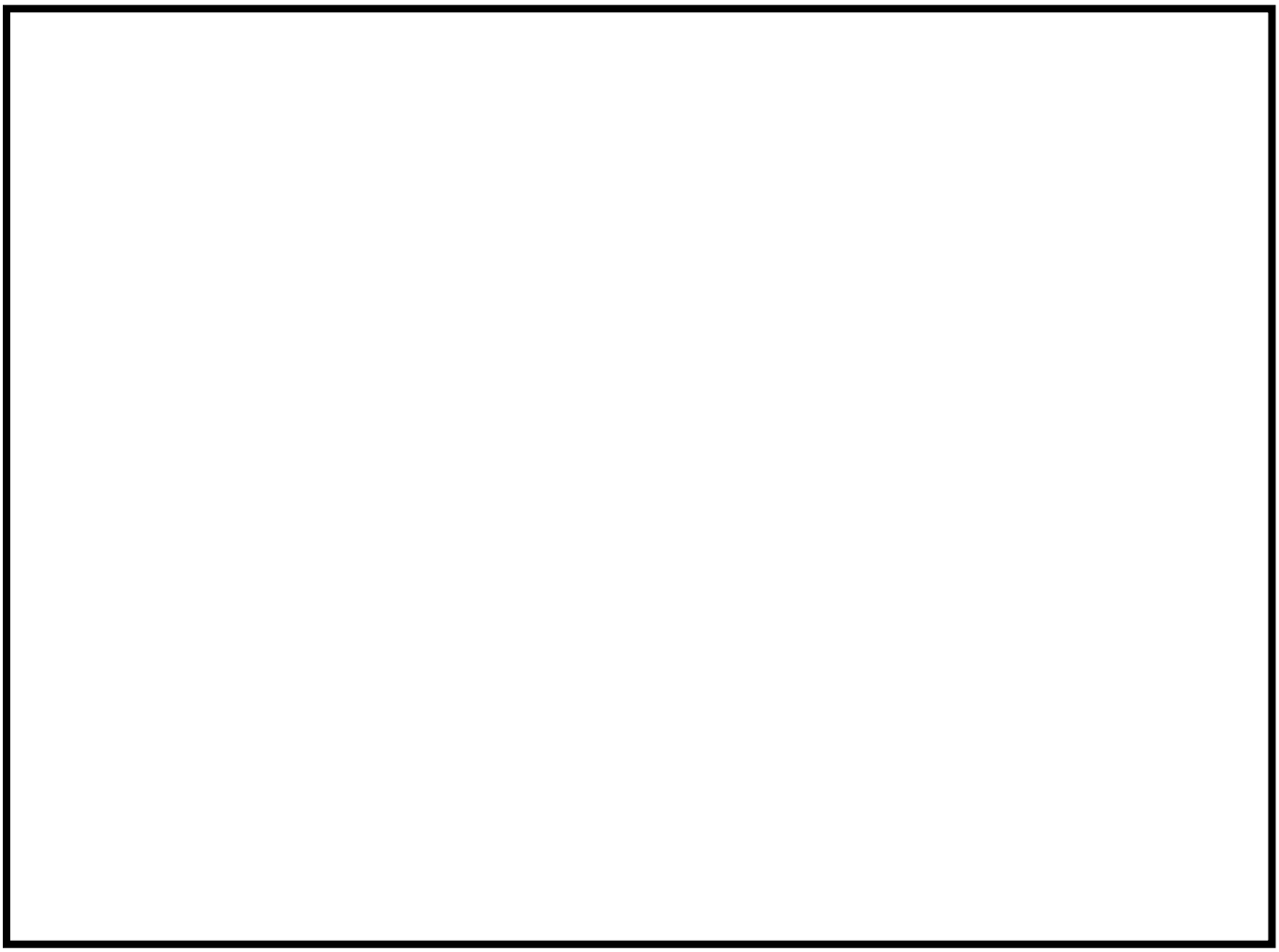
第 2.3.4.2-3 図　ドレン配管ルート図（6 号炉）



第 2.3.4.2-4 図　ドレン配管ルート図（6 号炉　原子炉建屋地下 1 階）

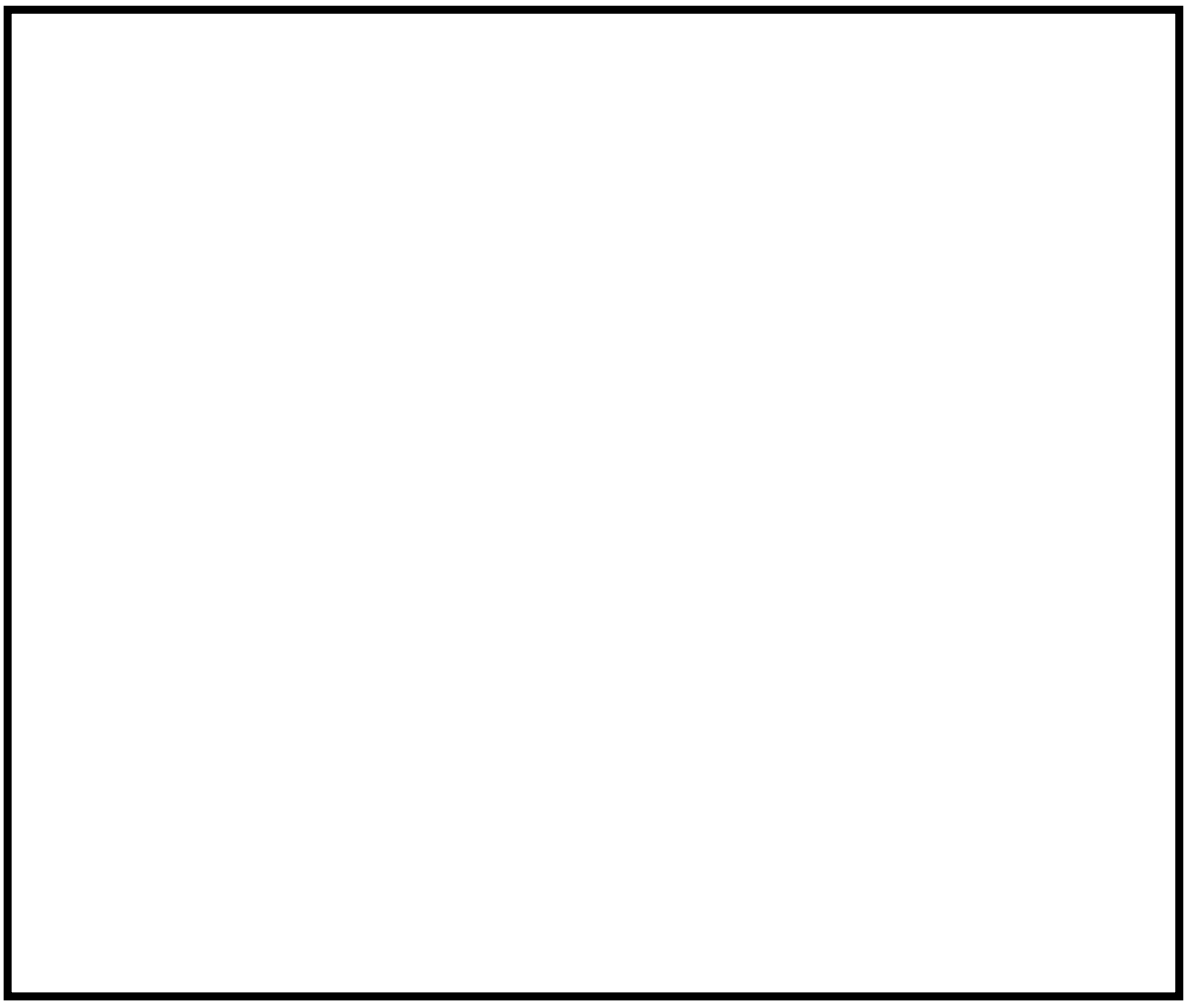
枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

第 2.3.4.2-5 図　ドレン配管ルート図（6 号炉　原子炉建屋地下 2 階）



第 2.3.4.2-6 図　ドレン配管ルート図（7 号炉）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



第 2.3.4.2-7 図　ドレン配管ルート図（7 号炉）

第 2.3.4.2-8 図　ドレン配管ルート図（7 号炉　原子炉建屋地下 1 階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

第 2.3.4.2-9 図　ドレン配管ルート図（7 号炉　原子炉建屋地下 2 階）

ドレン設備の伸縮継手の口径は，以下の通りとしている。

【6 号炉】

・ ドレン設備伸縮継手　：　50A

【7 号炉】

・ ドレン設備伸縮継手　：　50A

また，ドレン設備の伸縮継手の配管の材質は，以下の通りとしている。

【6 号炉】

・ ドレン設備伸縮継手　：　ステンレス鋼

【7 号炉】

・ ドレン設備伸縮継手　：　ステンレス鋼

ドレン設備のドレン移送ポンプは，格納容器圧力逃がし装置の運転中，停止中に依らず，フィルタ装置内のスクラバ水を移送できるよう，下記の容量としている。また，ドレン移送ポンプは 6 号炉と 7 号炉共に 2 台ずつ設置する。

【6 号炉】

・ ドレン移送ポンプ容量　：　吐出量 10m^3/h，揚程 50m

【7 号炉】

・ ドレン移送ポンプ容量　：　吐出量 10m^3/h，揚程 50m

また，ドレン移送ポンプの耐圧部の材質は，以下の通りとしている。

【6 号炉】

・ ドレン移送ポンプ　：　ステンレス鋼

【7 号炉】

・ ドレン移送ポンプ　：　ステンレス鋼

ドレン設備のドレンタンクの材質は，以下の通りとしている。

【6 号炉】

・ ドレンタンク　：　ステンレス鋼

【7 号炉】

・ ドレンタンク　：　ステンレス鋼

ドレンタンクは，ベント実施中はある程度の時間水抜き操作を実施する必要がなく，凝縮水を溜め置くことができるように，下記の容量としている。

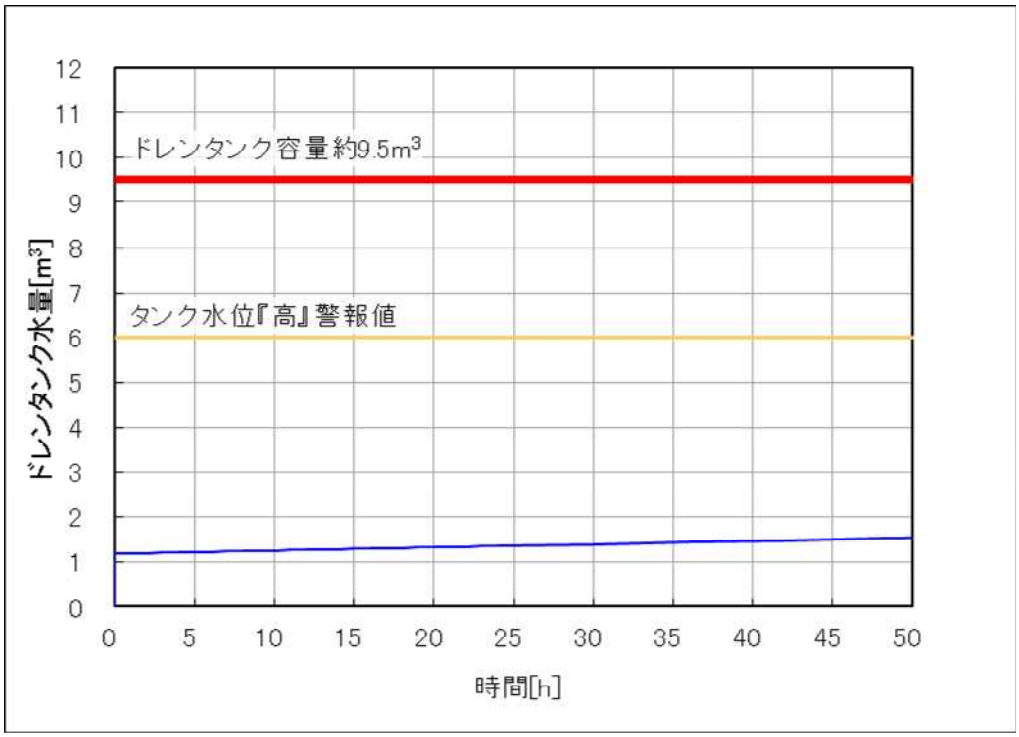
【6 号炉】

・ ドレンタンク容量　：　9.5m^3

【7 号炉】

・ ドレンタンク容量　：　9.5m^3

なお，有効性評価シナリオである大 LOCA＋SBO＋全 ECCS 機能喪失において，外気温は柏崎市における 1978 年～2012 年に計測した最低温度（-11.3℃）が継続するという非常に保守的な条件にて，ベント開始後にドレンタンクに溜まる凝縮水量の推移を評価したところ，第 2.3.4.2-10 図の通りとなった。実際は，配管で発生した凝縮水の中には，ベントガスと共に排気口より放出されるものもあると考えられるが，ここでは発生した凝縮水は全てドレンタンクに溜まるものとして評価を実施している。



第 2.3.4.2-10 図　ドレンタンク内凝縮水量評価結果

【代替格納容器圧力逃がし装置】

代替格納容器圧力逃がし装置におけるドレン設備は，配管，手動弁，逆止弁，ポンプにより構成され，フィルタ装置のドレンノズル，及び原子炉格納容器のサプレッション・チェンバに接続する。このため，フィルタ装置のスクラバ水を原子炉格納容器に移送することが可能である。

ドレン設備の配管の口径は，以下の通りとしている。

【6 号炉】

・ ドレン配管　：　65A，50A

【7 号炉】

・ ドレン配管　：　65A，50A

また，ドレン設備の配管の材質は，以下の通りとしている。

【6 号炉】

・ ドレン配管　：　ステンレス鋼

【7 号炉】

・ ドレン配管　：　ステンレス鋼

ドレン設備のドレン移送ポンプは，代替格納容器圧力逃がし装置の運転中，停止中によらず，フィルタ装置内のスクラバ水を移送できるよう設計する。また，ドレン設備のドレン移送ポンプは 6 号炉と 7 号炉共に 2 台ずつ設置する。

2.3.5　格納容器圧力逃がし装置窒素パージ設備

2.3.5.1　機能

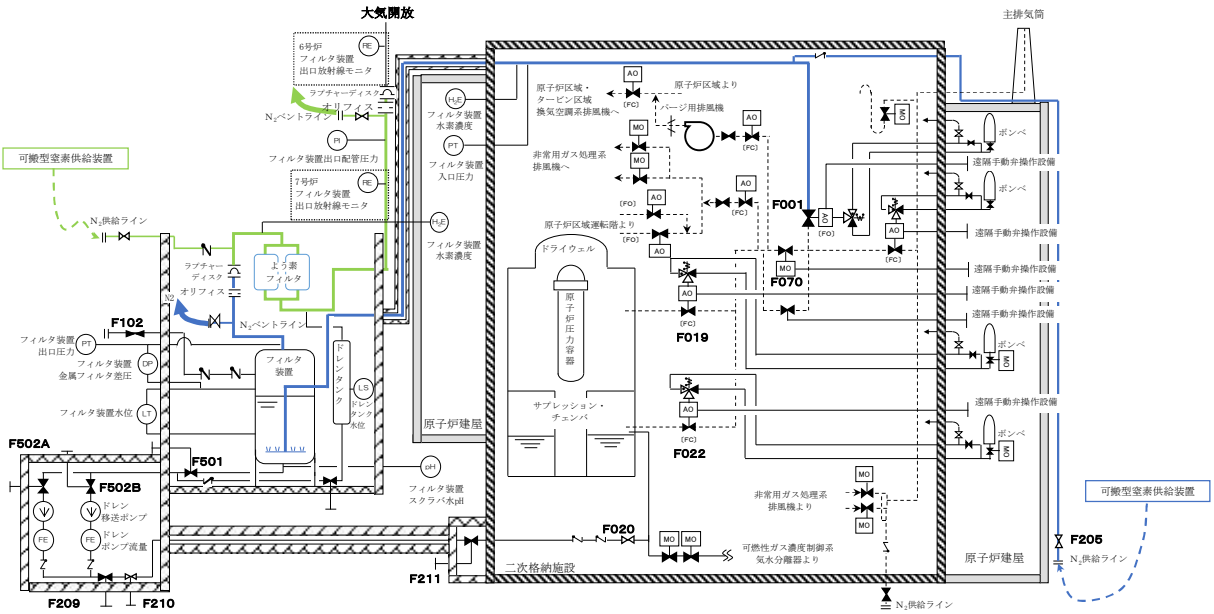
【格納容器圧力逃がし装置】【代替格納容器圧力逃がし装置】

格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置の待機中に系統内を窒素ガスで置換し，ベントガスに含まれる水素による爆発を防止する。また，格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置の使用後には，スクラバ水の放射線分解により発生し，系統内の頂部に溜まった水素ガスを，窒素ガスにより系統外へ排出することにより，滞留水素による爆発を防止する。

2.3.5.2　設備構成及び仕様

【格納容器圧力逃がし装置】

格納容器圧力逃がし装置における窒素パージ設備の系統構成を第 2.3.5.2－1 図に示す。



第 2.3.5.2－1 図　格納容器圧力逃がし装置　窒素パージ設備系統図
（窒素置換操作の例）

窒素パージ設備の配管の口径は，以下の通りとしている。

【6 号炉】

・ 窒素供給及びベント配管　：　25A

【7 号炉】

・ 窒素供給及びベント配管　：　25A

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

また，窒素パージ設備の配管の材質は，以下の通りとしている。

【6 号炉】

・ 窒素供給配管　　：　ステンレス鋼および炭素鋼
・ ベント配管　　：　炭素鋼

【7 号炉】

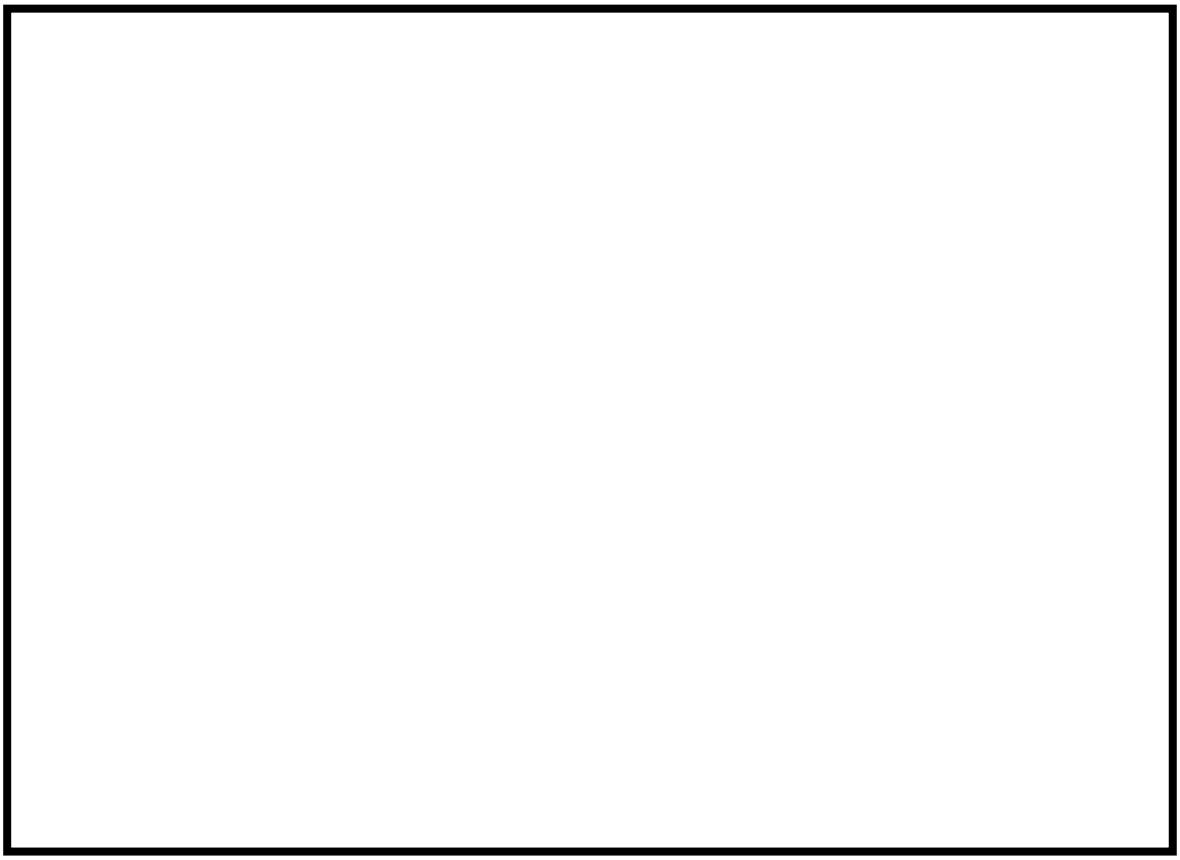
・ 窒素供給配管　　：　ステンレス鋼および炭素鋼
・ ベント配管　　：　炭素鋼

窒素パージ配管のルーティングについては，第 2.3.5.2－2 図から第 2.3.5.2－6 図の通りとなる。

第 2.3.5.2－2 図　窒素パージ配管ルート図（6 号炉　窒素供給配管）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

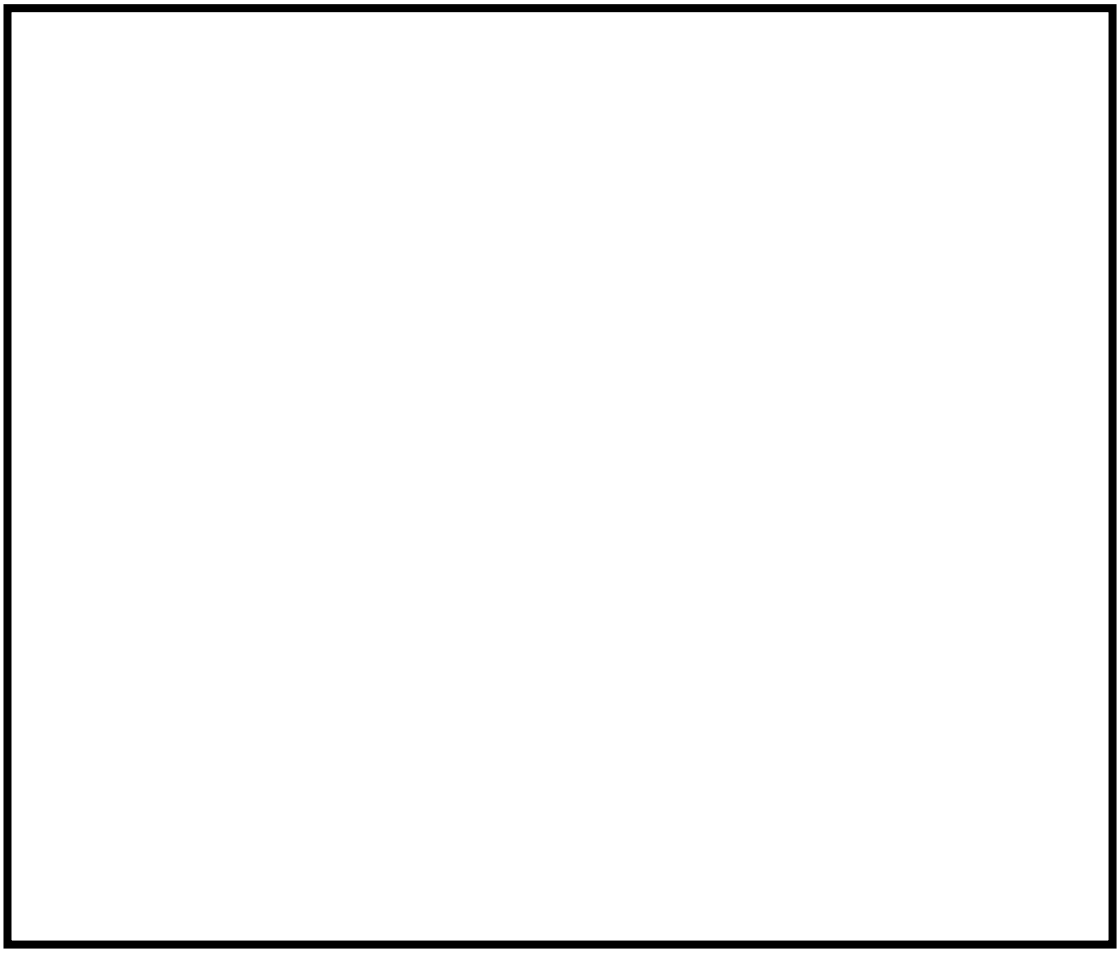
第 2.3.5.2-3 図　窒素パージ配管ルート図（6 号炉　窒素供給配管）



第 2.3.5.2-4 図　窒素パージ配管ルート図（6 号炉　窒素ベント配管）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

第 2.3.5.2-5 図　窒素パージ配管ルート図（7 号炉　窒素供給配管）



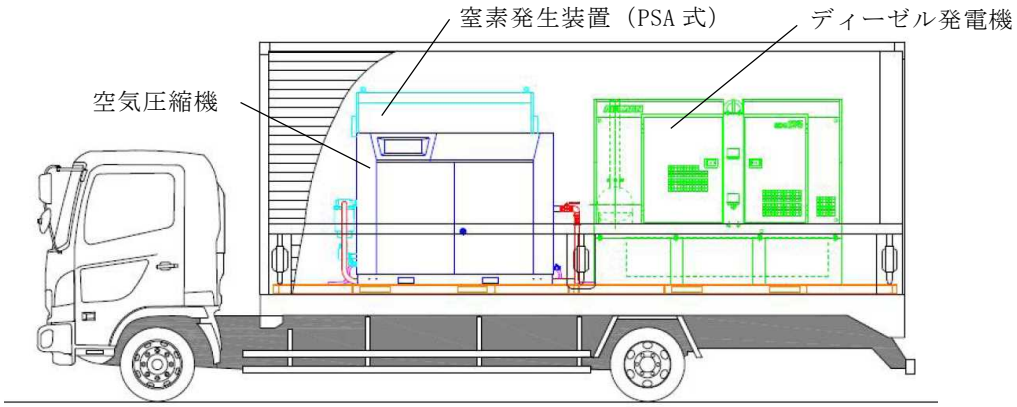
第 2.3.5.2-6 図　窒素パージ配管ルート図（7 号炉）

窒素ガスは，屋外に設置した接続口に可搬型窒素供給装置を接続し，供給する。可搬型窒素供給装置は，空気中から窒素を抽出し，高純度の窒素ガスを生成する。可搬型窒素供給装置量は，窒素ガス純度が 99%の場合において 70Nm^3/h の生成能力を有する。

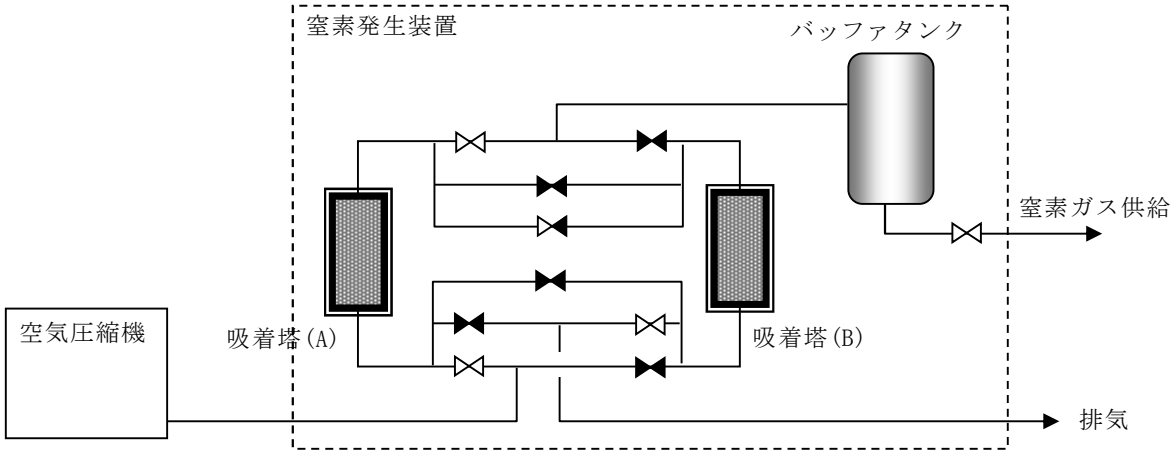
可搬型窒素供給装置は，第 2.3.5.2-7 図に示す通り，トレーラーのコンテナ内に窒素発生装置，空気圧縮機，ディーゼル発電機及び付属機器を搭載したものである。

窒素発生装置は，圧力スイング吸着（PSA：Pressure Swing Absorption）方式であり，加圧空気下においては分子ふるい炭素（ゼオライト）に対して窒素分子よりも酸素分子の方が速く拡散することを利用して空気中より窒素分子を分離する。第 2.3.5.2-8,9 図のように，空気圧縮機による加圧下で吸着，減圧下で吸着剤の再生（脱着）工程を繰り返し行うことで，純度の高い窒素ガスを連続して発生することが可能である。

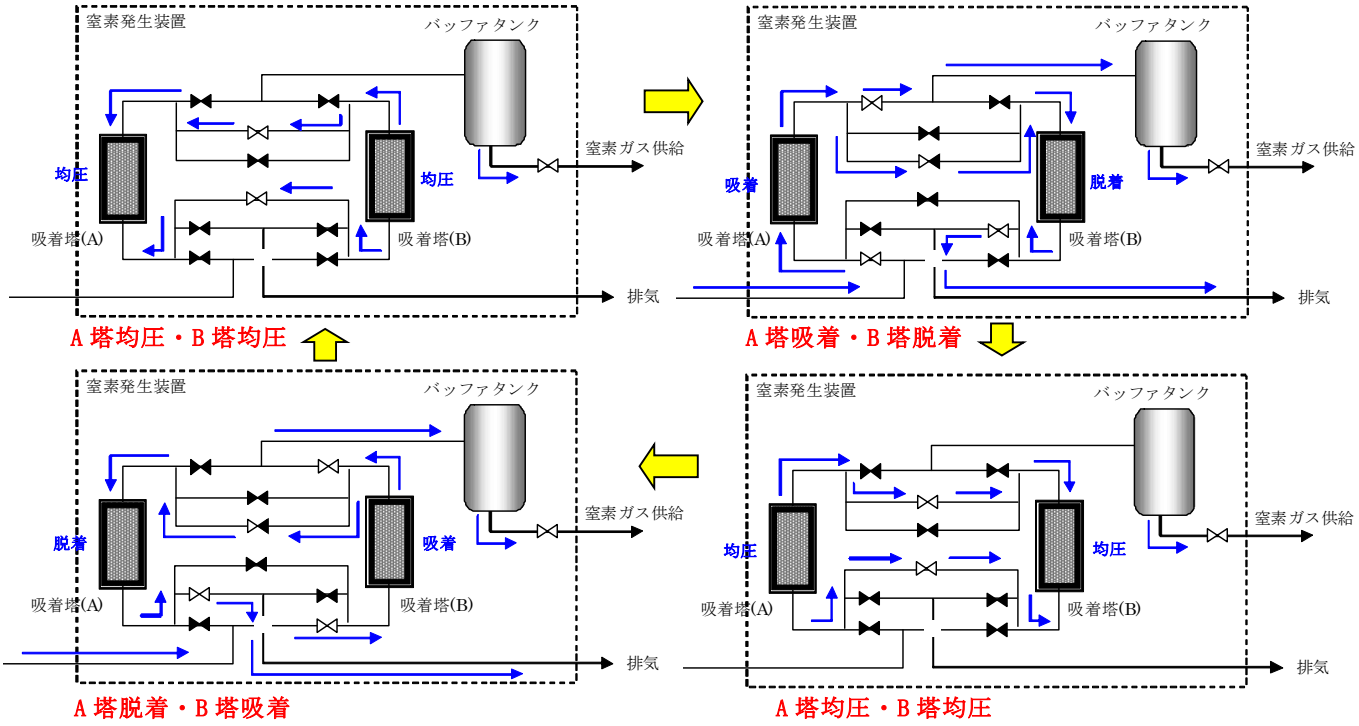
また，窒素発生装置及びコンプレッサーについては，ディーゼル発電機によって供給される電源のみで駆動し，燃料タンクに 1 回の給油で 2 日以上の間は連続して窒素ガスを供給することが可能である。



第 2.3.5.2-7 図　可搬型窒素供給装置　車載図



第 2.3.5.2-8 図　窒素発生装置（PSA 式）概略系統図



第 2.3.5.2-9 図　窒素発生装置（PSA 式）着・脱着工程概要図

【代替格納容器圧力逃がし装置】

代替格納容器圧力逃がし装置における窒素パージ設備の配管の口径は，以下の通りとしている。

【6 号炉】

・ 窒素供給及びベント配管　：　25A

【7 号炉】

・ 窒素供給及びベント配管　：　25A

また，窒素パージ設備の配管の材質は，以下の通りとしている。

【6 号炉】

・ 窒素供給及びベント配管　：　ステンレス鋼

【7 号炉】

・ 窒素供給及びベント配管　：　ステンレス鋼

窒素ガスは，屋外に設置した接続口に可搬型の窒素供給装置を接続し，供給する。可搬型窒素供給装置は，空気中から窒素を抽出し，高純度の窒素ガスを生成する。可搬型窒素供給装置量は，窒素ガス純度が 99%の場合において 70Nm^3/h の生成能力を有する。

3.　格納容器圧力逃がし装置による放射性物質除去性能

【格納容器圧力逃がし装置】【代替格納容器圧力逃がし装置】

3.1　放射性物質の除去原理

3.1.1　粒子状放射性物質の除去原理

3.1.1.1　水スクラバによる除去

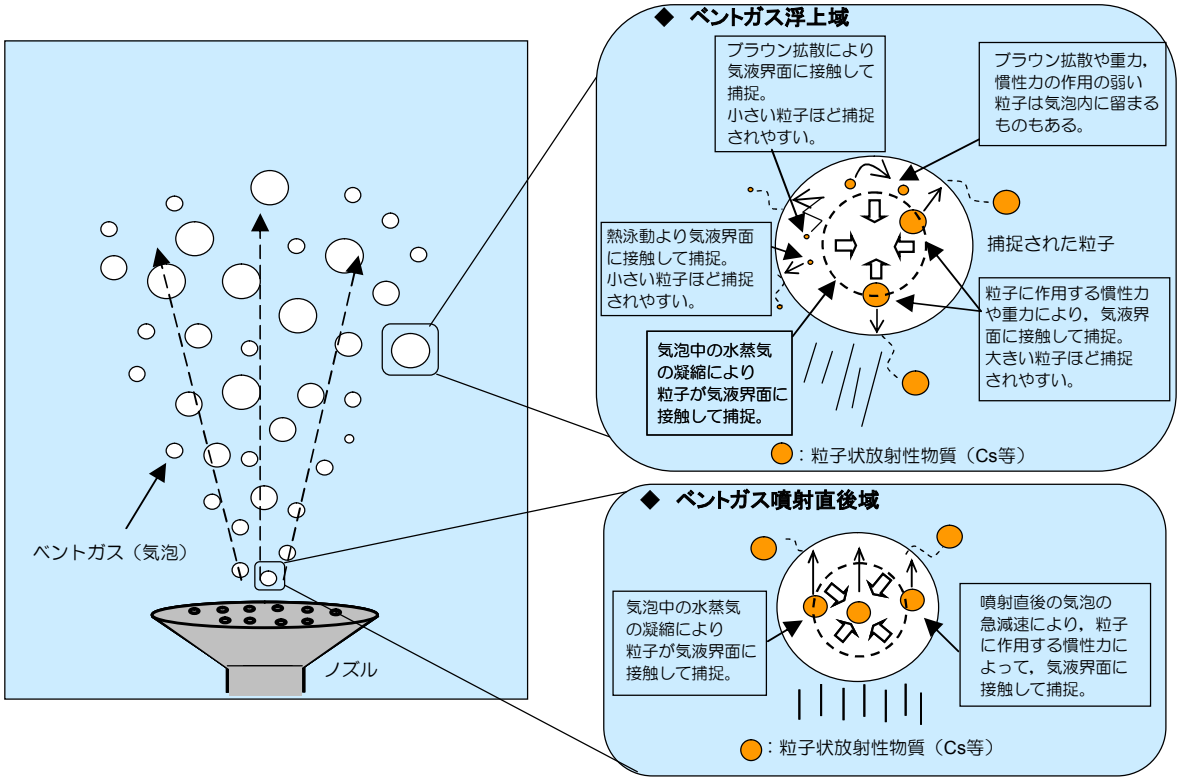
原子炉格納容器より排出された原子炉格納容器雰囲気ガスは，格納容器圧力逃がし装置の給気配管を経て，容器到達し，スクラバノズルから容器に内に噴出する。

水スクラバは，ベントガスをスクラバ水中に噴射するスクラバノズルと，スクラバ水中の気泡を細分化するための気泡細分化装置で構成されている。

水スクラバでは，下記の除去原理により粒子状物質を捕捉する。

- スクラバ水中でのベントガスの気泡に作用する加速度により，ベントガス気泡中の粒子状放射性物質に慣性力が働き，粒子状放射性物質がスクラバ水と接触することで捕捉する。
- ベントガスの気泡中の粒子状放射性物質が重力沈降し，粒子状放射性物質がスクラバ水と接触することで捕捉する。
- ベントガスの気泡中の粒子状放射性物質のブラウン運動により，粒子状放射性物質がスクラバ水と接触することで捕捉する。
- スクラバ水中でベントガス気泡中の水蒸気が凝縮することにより，粒子状放射性物質がスクラバ水と接触することで捕捉する。
- ベントガス気泡中の粒子状放射性物質の熱泳動により，粒子状放射性物質がスクラバ水と接触することで捕捉される。

なお，いずれの除去原理においても，スクラバ水中におけるベントガスの気泡径が小さいほど，粒子状放射性物質とスクラバ水が接触しやすくなるため，粒子状放射性物質の捕集効率が大きくなる。そのため，気泡細分化装置を設置し，スクラバ水中におけるベントガス気泡を小さくする設計としている。

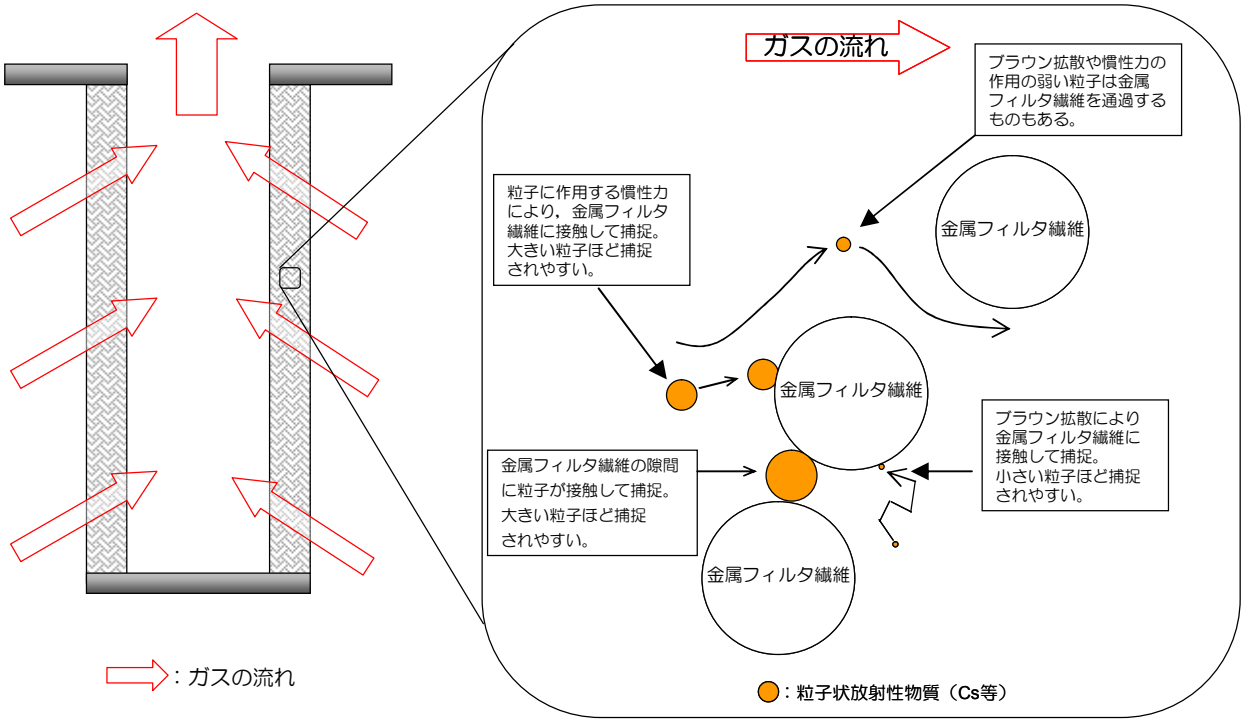


第 3.1.1.1－1 図　水スクラバによる除去原理（イメージ）

3.1.1.2　金属フィルタによる除去

金属フィルタ（Metal Fiber Filter；以下，MFF）は，三層構造の金属繊維と焼結シートの円筒状のフィルタにより構成される。この MFF では，下記のメカニズムにより粒子状放射性物質を捕捉する。

- 粒子状放射性物質に働く慣性力により，ベントガスの流線から外れ，粒子状放射性物質が MFF 繊維に接触することで捕捉する。
- 粒子状放射性物質のブラウン運動により，粒子状放射性物質が MFF 繊維に接触することで捕捉する。
- 粒子状放射性物質が，MFF 繊維の隙間に付着することで捕捉する。



第 3.1.1.2－1 図　金属フィルタによる除去原理（イメージ）

3.1.2　ガス状放射性物質の除去原理

【格納容器圧力逃がし装置】【代替格納容器圧力逃がし装置】

3.1.2.1　格納容器圧力逃がし装置へ流入するガス状放射性物質量の低減

(1)　希ガス

希ガスについては，格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置で除去できないことから，原子炉格納容器内にできるだけ長くとどめ，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となる。

このため，6 号炉及び 7 号炉では，原子炉格納容器の圧力上昇を抑制し，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，格納容器スプレイの実施や水源への補給等の対策を講じることとする。

(2)　よう素

サプレッション・プール水の pH 制御を行わない場合，サプレッション・プール水中に取り込まれた粒子状よう素が，サプレッション・プール水中で無機よう素に変化（$I^- \rightarrow I_2$）し，無機よう素の一部が時間をかけて有機よう素に変化する（$I_2 \rightarrow CH_3I$）。一度生成された有機よう素は原子炉格納容器内で除去されることなく，格納容器圧力逃がし装置に流入する可能性がある。一方，サプレッション・プール水の pH を 7 以上に維持した場合，サプレッション・プール水中での無機よう素の生成が抑制されるため，有機よう素の生成量も抑制される。

このため，よう素については，サプレッション・プール水の pH 制御を行い，原子炉格納容器内での有機よう素の発生を抑制することが，環境中へのよう素の放出量を低減させるための有効な対策となると考えられる。

以上より，6 号炉及び 7 号炉では，原子炉格納容器内での有機よう素の発生を抑制するために，サプレッション・プール水の pH を 7 以上に制御するための対策を講じることとする。

また，格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置では，次項に示す除去原理により無機よう素，及び有機よう素を除去し，環境へのよう素放出量を抑制する。

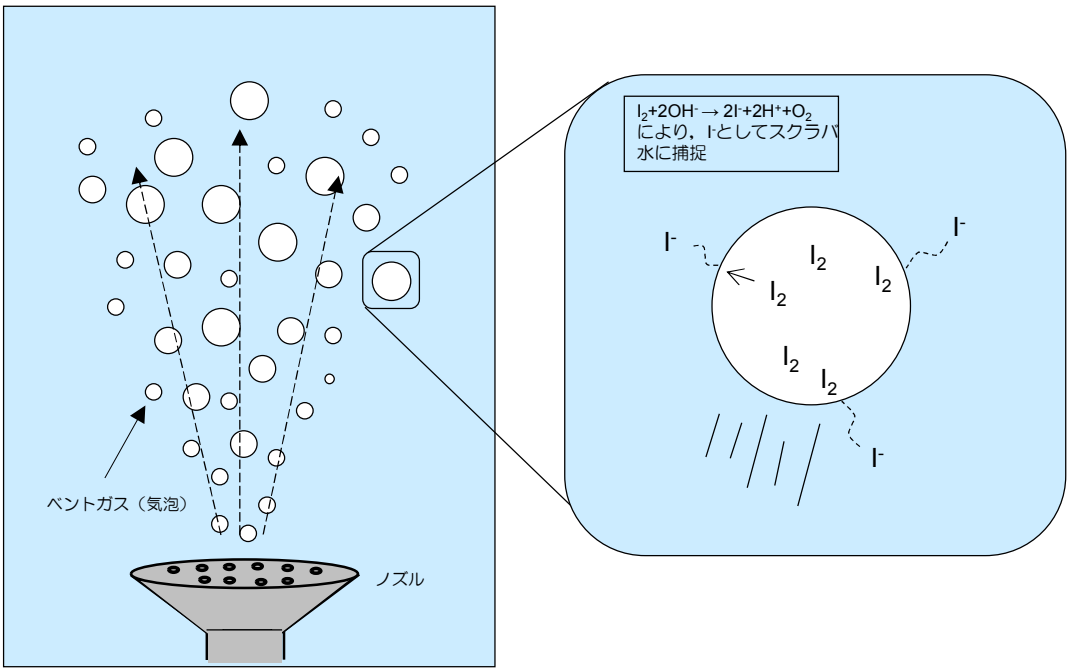
3.1.2.2　格納容器圧力逃がし装置での除去

(1)　水スクラバによる除去

フィルタ装置に内包するスクラバ水は，薬液（水酸化ナトリウム）を溶解した水溶液としている。

ガス状の無機よう素は，水酸化ナトリウムによる下記の化学反応により，よう素イオンとしてスクラバ水中に捕捉することにより，ベントガスより除去する。なお，下記の化学反応による捕捉を安定させるためには，スクラバ水の pH を［　］以上に保つ必要がある。

$$3I_2+6OH^- \rightarrow 5I^-+IO_3^-+3H_2O$$（発熱反応）



第 3.1.2.2－1 図　水スクラバによる無機よう素除去原理（イメージ）

(2)　吸着材による除去

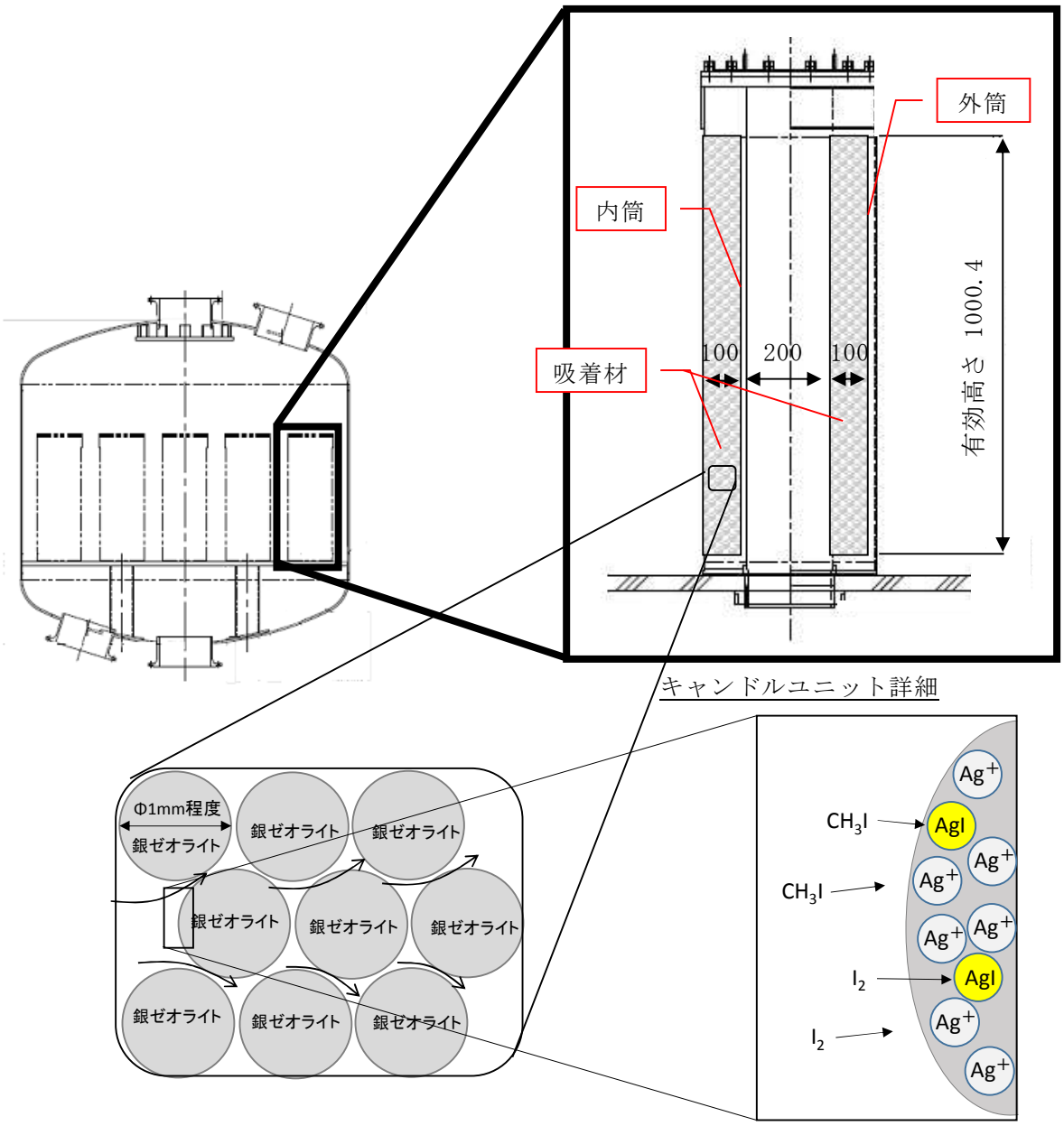
よう素フィルタは銀ゼオライト吸着材を充填したキャンドルユニットと呼ばれる吸着層で構成され，銀ゼオライトは，内部に多量の銀イオン（Ag^+）を有している。

ベントガスが吸着層を通過する過程において，ベントガスに含まれる有機よう素（CH_3I 等）や無機よう素（I_2）が，銀ゼオライト中の Ag^+と反応し，I が銀ゼオライト中に取り込まれ AgI となる。これにより，ベントガスに含まれる I が除去されることとなる。なお，この化学反応の式としては，以下となると言われているが，理論的に解明されていない点が多い。

［　］

そのため，銀ゼオライトのよう素除去性能については，実機に近い条件を模

擬したよう素吸着試験の結果により評価している。なお，反応生成物として可燃性物質が生成されるが，この物質はベントガスと共に窒素雰囲気となっている系統内を通過し，燃焼することなく系統外へ排出されることとなる。



第 3.1.2.2－2 図　吸着材によるよう素除去原理（イメージ）

3.2　性能検証

3.2.1　性能検証試験の概要

3.2.1.1　試験設備の概要

【エアロゾル除去性能試験】

格納容器ベント実施時に，格納容器圧力逃がし装置が必要なエアロゾル除去性能を達成できていることを確認するため，格納容器圧力逃がし装置を模擬した試験装置を用いてエアロゾル除去性能確認試験を実施した。

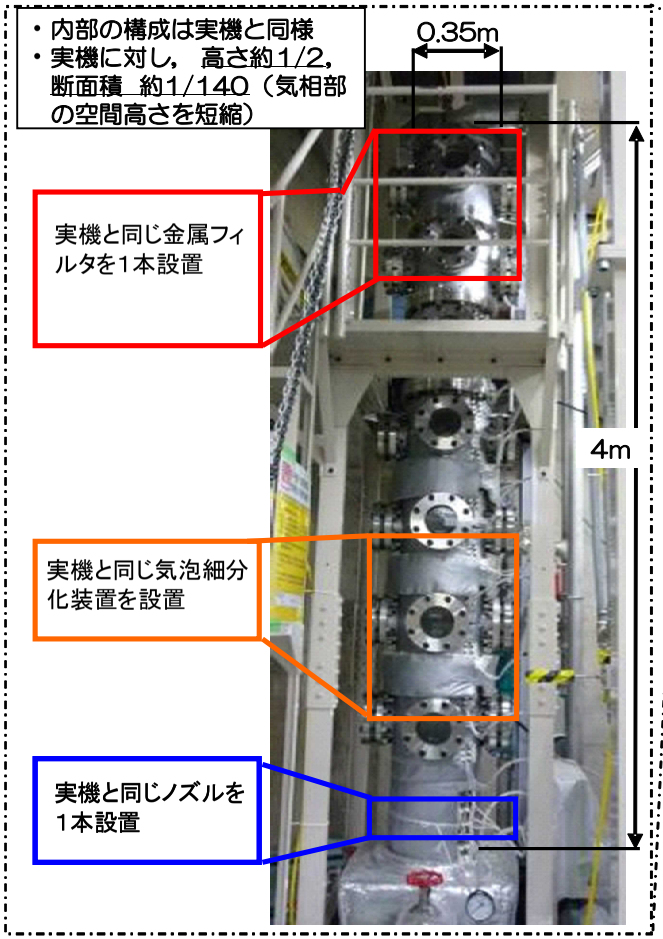
試験の概要を第 3.2.1.1－1 図に示す。格納容器圧力逃がし装置を模擬した試験フィルタに，コンプレッサからの空気に粒子状放射性物質を模擬した微粒子（エアロゾル）を混入して送気する。試験フィルタの前後にエアロゾル計測装置を設置して微粒子の個数を計測し，試験フィルタの DF を算出する。

試験フィルタは，直径 0.35m，高さ 4m の容器であり，断面積が実機の約 1/140，高さが実機の約 1/2 のスケールである。この容器の中に実機と同じノズル（1 本），気泡細分化装置，金属フィルタ（1 本）を設置している。高さが実機の 1/2 となっているが，実機より容器の高さが小さい分，装置の性能には影響を及ぼさない気相部の寸法を短縮している。それ以外の性能に影響を及ぼす気泡細分化装置の高さや，金属フィルタの長さについては，実機と同一となるようにしている。

コンプレッサは，実機にて想定される最大の体積流量の 1/140 の流量を発生させるのに十分な容量としている。

微粒子発生装置では，格納容器ベント時に想定される粒径に近い径の粒子を発生させる。粒子の種類は，PSL（ポリスチレン製標準粒子），TiO_2，Fe_2O_3 を選定している。

エアロゾル計測装置は，試験微粒子を高精度で計測するため，レーザー光散乱の計測原理を用いた計測装置と，電気移動度分級とレーザー光散乱の計測原理による計測装置を選定している。



試験用フィルタベント装置

試験装置全体図（大型試験装置）

第 3.2.1.1－1 図　試験概要図（エアロゾル除去性能試験）

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

【無機よう素除去性能試験】

格納容器ベント実施時に，格納容器圧力逃がし装置が必要な無機よう素除去性能を達成できていることを確認するため，格納容器圧力逃がし装置を模擬した試験装置を用いて無機よう素除去性能確認試験を実施した。

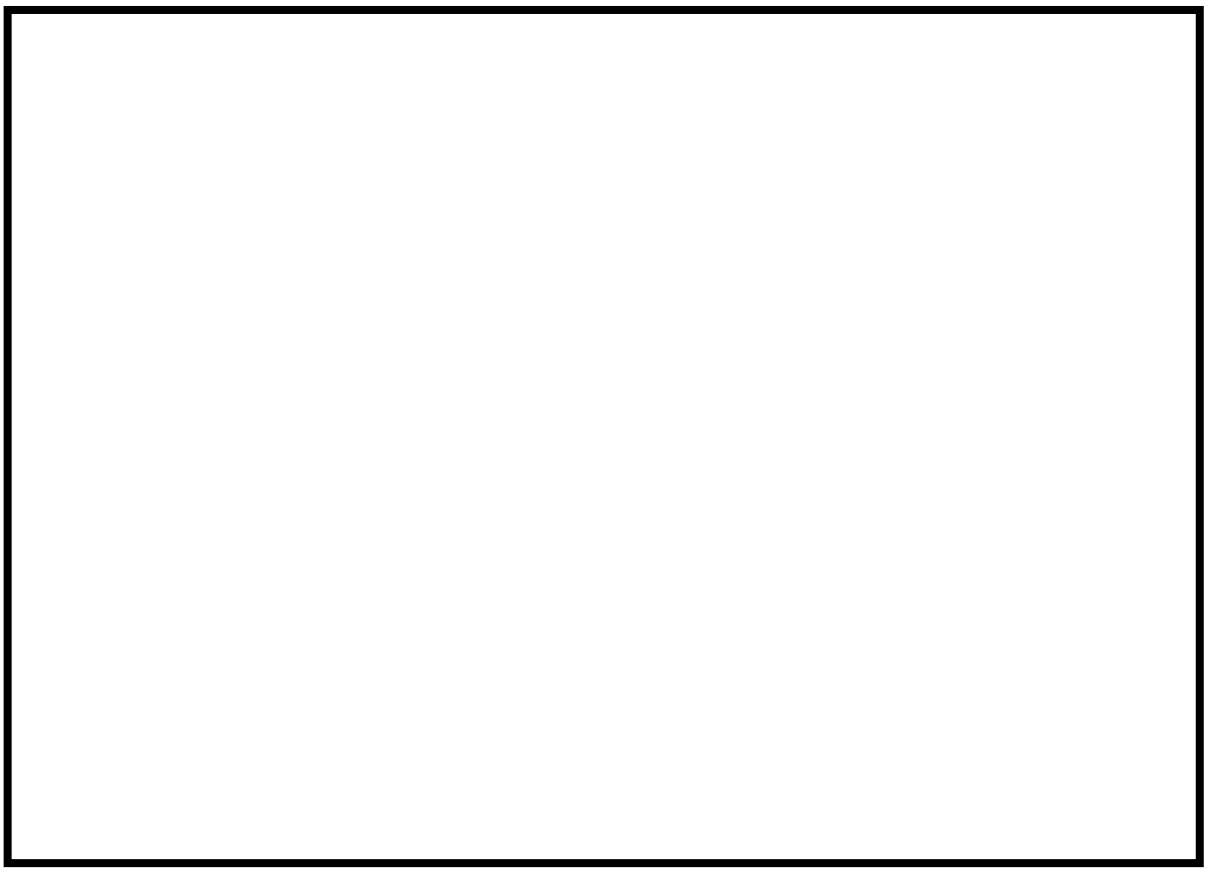
試験の概要を第 3.2.1.1－2，3 図に示す。格納容器圧力逃がし装置を模擬した試験フィルタに,コンプレッサからの空気に無機よう素を混入して送気する。試験フィルタの前後にサンプリング装置（インピンジャー）を設置して無機よう素濃度を計測し，試験フィルタの DF を算出する。無機よう素の濃度の計測には，ICP-MS を用いた。

試験フィルタは，エアロゾル除去性能試験と同じ，直径 0.35m，高さ 4m の容器を用いた。また，コンプレッサについてもエアロゾル除去性能試験と同じ，実機にて想定される最大の体積流量の 1/140 の流量を発生させるのに十分な容量のものを用いた。

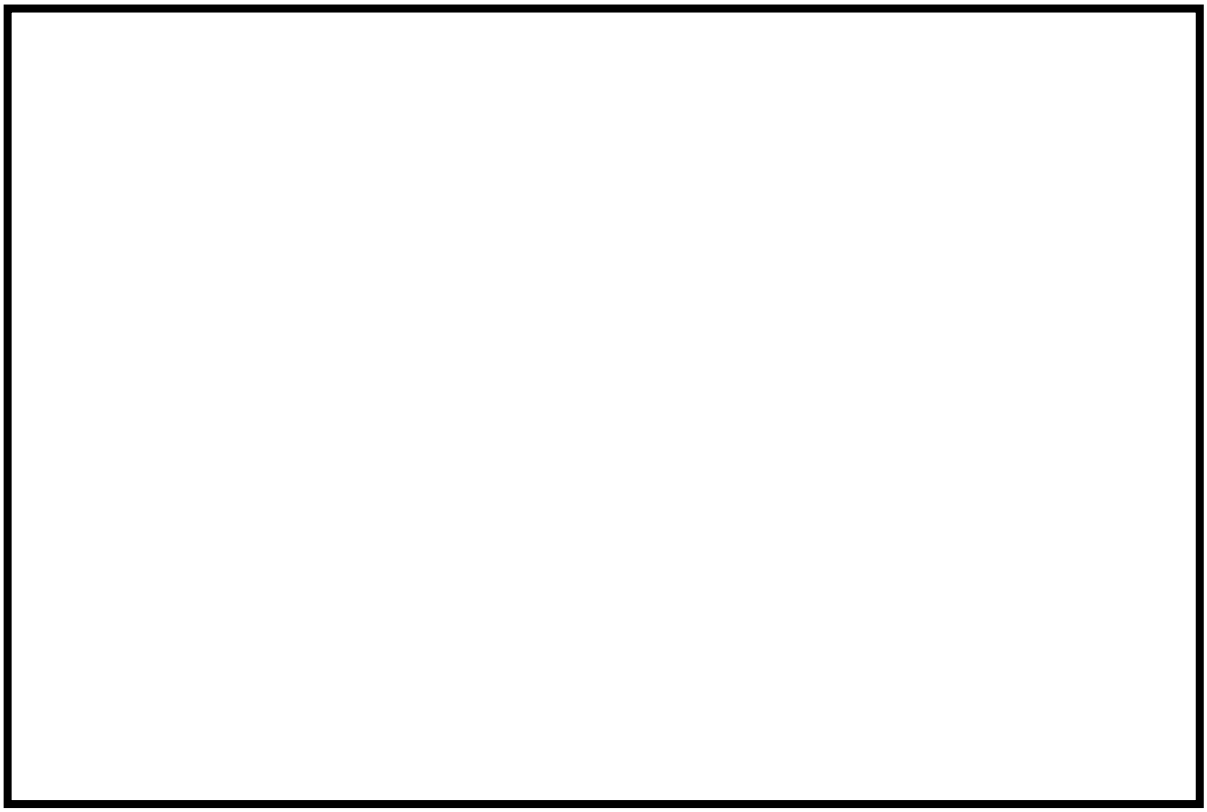
無機よう素供給装置は，無機よう素発生器，コンプレッサ，空気予熱器等からなる。無機よう素発生器は，器内をヒータにて高温状態とし，あらかじめ充填した固体状無機よう素を昇華させ，ガス状の無機よう素を発生させる。発生させたガス状無機よう素を，コンプレッサならびに空気予熱器からの高温空気により，試験系統に供給する構造となっている。

また，主空気ラインの空気も，空気加熱器により高温状態としている。さらに，配管及び試験容器にはヒータと保温材を設置して試験系統を高温の状態とし，ガス状の無機よう素が固化することを防止している。

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。



第 3.2.1.1－2 図　試験概要図（無機よう素除去性能試験）



第 3.2.1.1－3 図　サンプリング装置（無機よう素除去性能試験）

3.2.1.2　試験条件とその設定根拠

【エアロゾル除去性能試験】

格納容器ベント実施時のフィルタ装置のエアロゾル除去性能を確認するため，フィルタ装置の性能への影響が大きいパラメータとして，スクラバ水位，スクラバ水温，及び，ベントガス流量を設定した。

スクラバ水の水位は，ベントガス水蒸気の凝縮や，スクラバ水に捕捉された放射性物質の崩壊熱による蒸発により，ベント実施中に変動する。

スクラバ水温は，高温のベントガスの流入や，スクラバ水に捕捉された放射性物質の崩壊熱による発熱により，ベント実施中に変動する。

ベントガス流量は，原子炉格納容器の圧力に応じて，ベント実施中に変動する。

これらの変動パラメータと粒子状放射性物質の捕捉メカニズムとの関係を以下に示す。また，これらの影響を考慮した DF 計測試験の条件を第 3.2.1.2－1 表に示す。

(1)　水スクラバ部

a.　ベントガス噴射直後域

(a)　ベントガス噴射直後のガス速度急減速により粒子に生じる慣性力

ガス流量：流量が大きいほど減速の加速度が大きく DF は上がる。

(b)　ベントガス中の水蒸気の凝縮

水温：水温が高いほど水蒸気の凝縮量は小さくなるため，DF は下がる。

b.　ベントガス浮上域

(a)　ベントガス浮上中の動きに伴う加速度により，粒子生じる慣性力

水位：水位が高いほど，水中滞留時間が長くなり，DF は上がる。

(b)　粒子の重力沈降やブラウン拡散

水位：水位が高いほど，水中滞留時間が長くなり，DF は上がる。

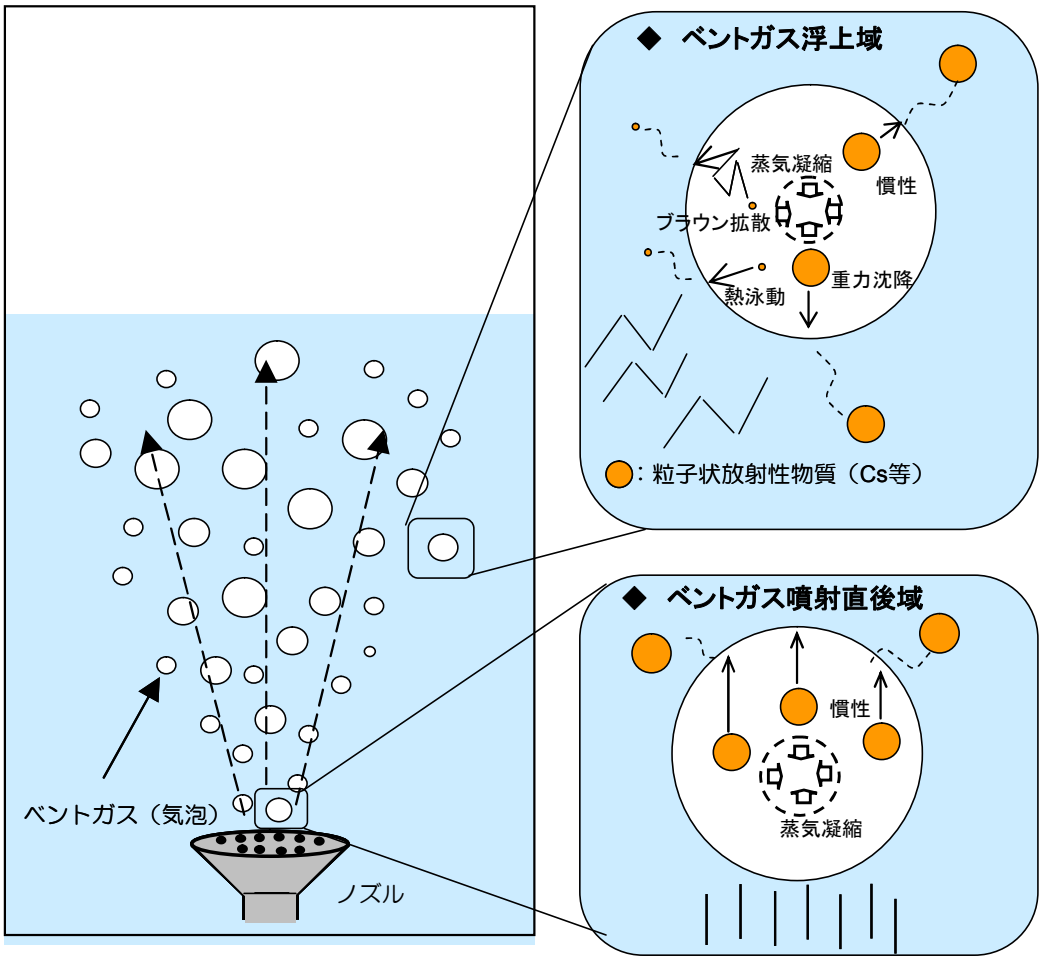
ガス流量:流量が大きいほど,水中滞留が短くなり,DF は下がる。

(c)　ベントガス中の水蒸気の凝縮

水温：水温が高いほど水蒸気の凝縮量は小さくなるため，DF は下がる。

(d)　粒子の熱泳動

水温:水温が高いほど熱泳動速度は小さくなるため,DF は下がる。



第 3.2.1.2－1 図　水スクラバ部の捕捉メカニズム

(2)　金属フィルタ部

(a)　粒子に生じる慣性力

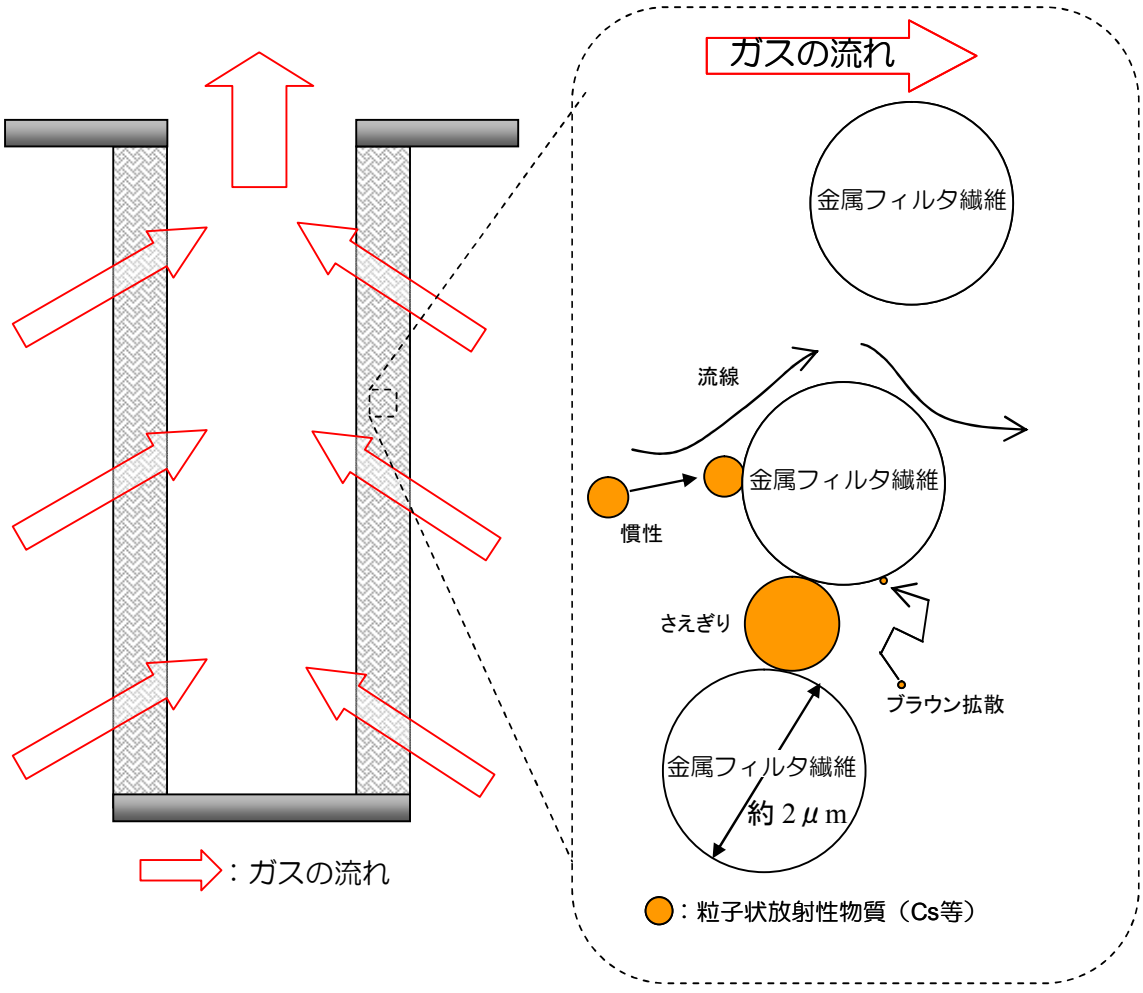
ガス流量：流量が大きいほど慣性力は大きく，DF は上がる。

(b)　ブラウン拡散

ガス流量：流量が大きいほど，フィルタ内での滞留が短くなり，DF は下がるが，格納容器圧力逃がし装置で想定される粒径の存在領域では，ブラウン拡散の DF 効果はほぼ無い。

(c)　金属フィルタ繊維の隙間への粒子の付着

粒子の大きさに依存する。



第 3.2.1.2－2 図　金属フィルタ部の捕捉メカニズム

第 3.2.1.2－1 表　DF 計測試験条件（エアロゾル除去性能試験）

	水スクラバ部	金属フィルタ部	試験パラメータ
水位	水位が高いほど DF は大きい	－	フィルタベント装置使用中，水位は 1m 以上であるため，1m に設定
水温	水温が高いほど凝縮や熱泳動による DF は小さい	－	水温は常温として設定するが，試験用のガスとして，凝縮や熱泳動による効果を見込めない非凝縮性のガスである常温の空気を用いる
ガス流量	捕捉メカニズムにより，ガス流量が大きいほど DF が大きくなるケースと DF が小さくなるケースのいずれもある	ガス流量が大きいほど DF は大きい	実機における 2Pd 時相当流量（約 33000m^3/h），1Pd 時相当流量（27000m^3/h），最小流量相当（13500m^3/h）の 3 パターンの流量を設定

【無機よう素除去性能試験】

格納容器ベント実施時のフィルタ装置の無機よう素除去性能を確認するため，フィルタ装置の性能への影響が大きいパラメータとして，スクラバ水位，スクラバ水温，ベントガス流量，スクラバ水 pH を設定した。

スクラバ水の水位は，ベントガス水蒸気の凝縮や，スクラバ水に捕捉された放射性物質の崩壊熱による蒸発により，ベント実施中に変動する。

スクラバ水温は，高温のベントガスの流入や，スクラバ水に捕捉された放射性物質の崩壊熱による発熱により，ベント実施中に変動する。

ベントガス流量は，原子炉格納容器の圧力に応じて，ベント実施中に変動する。

スクラバ水 pH は，原子炉格納容器からの酸性・塩基性物質の飛来，無機よう素のイオン化に伴う水酸化物イオンの消費，ベントガス水蒸気の凝縮による希釈により，ベント実施中に変動する。

これらの変動パラメータと無機よう素の捕捉メカニズムとの関係を考慮し，DF 計測試験の条件を第 3.2.1.2－2 表の通り設定した。

第 3.2.1.2－2 表　DF 計測試験条件（無機よう素除去性能試験）

	水スクラバ部	試験パラメータ
水位	水位が高いほど気泡とスクラバ水が接触する時間が大きくなることから，DF は大きい	フィルタベント装置使用中，水位は 1m 以上であるため，1m に設定
水温	水温が高いほど化学反応が促進され DF は大きい	水温は，飽和温度以下として設定。（実機はベント開始直後を除き，飽和温度となる）
ガス流量	捕捉メカニズムにより,ガス流量が大きいほど DF が大きくなるケースと DF が小さくなるケースのいずれもある ・ガス流量が大きい方が，気泡内の気体の拡散効果が大きく，拡散効果による DF は大きい ・ガス流量が小さい方が，気泡とスクラバ水の接触時間が大きくなり，DF は大きい	実機における 2Pd 時相当流量（約 33000m^3/h ），最小流量相当（13500m^3/h）の 2 パターンの流量を設定
スクラバ水 pH	無機よう素捕捉の化学式により，pH が大きいほど DF は大きい	pH は，8～13 に設定

3.2.2　放射性物質の除去性能

3.2.2.1　格納容器圧力逃がし装置に流入する放射性物質

3.2.2.1.1　粒子状放射性物質（エアロゾル）

【格納容器圧力逃がし装置】【代替格納容器圧力逃がし装置】

(1)　想定事故シナリオ

粒子状放射性物質の除去性能を確認する上で想定する事故シナリオとして，炉心損傷が発生する大 LOCA＋SBO＋全 ECCS 機能喪失シナリオを選定する。

a.　事象の概要

(a)　大 LOCA が発生し，原子炉格納容器内に冷却材が大量に漏えいする。

(b)　更に全 ECCS 機能喪失，SBO を想定するため，原子炉圧力容器への注水が出来ず炉心損傷に至る。70 分後に低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水を開始することで，原子炉圧力容器破損は回避される。

(c)　その後，原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器へのスプレイを実施するが，事象発生から約 38 時間後に原子炉格納容器圧力が限界圧力に到達し，格納容器圧力逃がし装置を用いたベントを実施する。

b.　想定事故シナリオ選定のフロー

想定事故シナリオ選定については，事故のきっかけとなる起因事象の選定を行い，起因事象に基づく事故シナリオの抽出および分類を行う。その後，重大事故等対策の有効性評価および事故シナリオの選定を行う。

(a)　起因事象の選定

プラントに影響を与える事象について，内部で発生する事象と外部で発生する事象（地震，津波，その他自然現象）をそれぞれ分析し，事故のきっかけとなる事象（起因事象）について選定する。

プラント内部で発生する事象については，プラントの外乱となる事象として，従前より許認可解析の対象としてきた事象である運転時の異常な過渡変化（外部電源喪失等）および設計基準事故（原子炉冷却材喪失等）を選定する。また，原子炉の運転に影響を与える事象として，非常用交流電源母線の故障，原子炉補機冷却系の故障等を選定する。

プラント外部で発生する事象については，地震，津波，及び，地震・津波以外の自然現象の約 40 事象から，地域性等を考慮して 7 事象（風（台風），竜巻，火山，落雷，積雪，低温（凍結），降水）

を選定する。また，設計基準を大幅に超える規模の事象発生を想定した上で，プラントに有意な頻度で影響を与えると考えられる場合は，考慮すべき起因事象とする。

(b)　起因事象に基づく事故シナリオの抽出及び分類

イベントツリー等により，事故のきっかけとなる事象（起因事象）を出発点に，事象がどのように進展して最終状態に至るかを，安全機能を有する系統の動作の成否を分岐として樹形状に展開し，事故シナリオを漏れなく抽出する。

抽出した事故シナリオを事故進展の特徴によって，第 3.2.2.1.1－1 表のとおりグループ別に分類する。

第 3.2.2.1.1－1 表　運転中の炉心損傷に係る事故シナリオグループ

運転中の炉心損傷に係る事故シナリオグループ	概要
崩壊熱除去機能喪失	崩壊熱の除去に失敗して炉心損傷に至るグループ
高圧・低圧注水機能喪失	低圧注水に失敗して炉心損傷に至るグループ
高圧注水・減圧機能喪失	高圧注水に失敗して炉心損傷に至るグループ
全交流動力電源喪失	電源を失うことにより炉心損傷に至るグループ
原子炉停止機能喪失	止める機能を喪失して炉心損傷に至るグループ
LOCA 時注水機能喪失	LOCA 時に注水に失敗して炉心損傷に至るグループ

(c)　重大事故等対策の有効性評価及び事故シナリオの選定

(b)で分類した事故シナリオのうち，出力運転中の原子炉における高圧・低圧注水機能喪失，高圧注水・減圧機能喪失，全交流動力電源喪失，崩壊熱除去機能喪失，原子炉停止機能喪失については，炉心損傷に至らない。

一方，LOCA 時注水機能喪失については，重大事故等対処施設が機能しても炉心損傷を避けられない。

以上より，炉心損傷が発生する LOCA 時注水機能喪失を想定事故シナリオとして選定した。なお，想定事故シナリオにおいてはサプレッション・チ

ェンバの排気ラインを使用したベント（以下，W/W ベントという）を実施した場合と，ドライウェルの排気ラインを使用したベント（以下，D/W ベントという）を実施した場合の両方を想定するものとする。

また，発生するエアロゾルの量や粒径分布の不確かさを考慮しても格納容器圧力逃がし装置が性能を発揮できることを確認するために，原子炉圧力容器が破損するケース（高圧・低圧注水機能喪失シナリオでさらに事象が進展し，炉心損傷及び原子炉圧力容器破損した後に D/W ベントを実施した場合）（※1）についても参考として示す。

※1　高圧・低圧注水機能喪失シナリオを選定した理由

第 3.2.2.1.1-1 表に示す各事故シナリオグループのうち，崩壊熱除去機能喪失シナリオ及び原子炉停止機能喪失シナリオは，仮に重大事故等対処施設の機能喪失又は機能が遅延した場合，炉心損傷より先に原子炉格納容器の過圧破損に至ることから，格納容器圧力逃がし装置の性能に期待できない。

また，高圧注水・減圧機能喪失シナリオ及び全交流動力電源喪失シナリオは，仮に重大事故等対処施設の機能喪失又は機能が遅延した場合，原子炉圧力容器が高圧状態で破損に至り，原子炉格納容器雰囲気直接加熱が発生すると原子炉格納容器の過温破損に至る。この場合についても，同様に格納容器圧力逃がし装置の性能に期待できない。

LOCA 時注水機能喪失シナリオについても，仮に重大事故等対処施設が機能喪失し,原子炉圧力容器の破損後においてもその状態が継続すると，原子炉格納容器の過温破損に至ることから，同様に格納容器圧力逃がし装置の性能に期待できない。

以上より，第 3.2.2.1.1-1 表に示す各事故シナリオグループのうち，重大事故等対処施設の機能喪失又は機能の遅延により，炉心損傷及び原子炉圧力容器破損した後に D/W ベントを実施した場合を想定し，格納容器圧力逃がし装置の性能を確認するシナリオとして，高圧・低圧注水機能喪失シナリオを選定した。

高圧・低圧注水機能喪失シナリオは，重大事故等対処施設が機能すれば，炉心損傷に至らず事象が収束するが，ここでは，原子炉圧力容器内への注水に失敗し，さらに溶融炉心・コンクリート相互作用が発生した場合の影響も見るため，あえて原子炉圧力容器破損前の原子炉格納容器下部への水張りも行わない状態を想定する。また，原子炉圧力容器が破損して溶融炉心が原子炉格納容器下部に落下した後は，原子炉格納容器下部への注水を行った後に D/W ベントを実施するものとする。

(2)　発生するエアロゾルの種類

格納容器ベント実施時には，核分裂生成物（安定核種を含む）やコンクリート，構造材の一部が格納容器圧力逃がし装置に流入する。これらは格納容器圧力逃がし装置に流入する際は，希ガスや気体状のよう素を除き，固体（エアロゾル粒子）として存在する。

想定するエアロゾルの種類，及び，想定事故シナリオ（W/W ベント）時に格納容器圧力逃がし装置に流入する粒子状物質量を第 3.2.2.1.1－2 表に示す。

また，想定事故シナリオ（D/W ベント）時や，原子炉圧力容器が破損するケースで格納容器圧力逃がし装置に流入する粒子状物質量を第 3.2.2.1.1-3 表に示す。

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

第3.2.2.1.1－2表　想定するエアロゾルの種類及び想定シナリオ(W/Wベント)時に格納容器圧力逃がし装置に流入する粒子状物質量

核種グループ	各核種グループに対応する主な化学物質例	事故直後炉心内内蔵量（安定核種を含む）※1	格納容器圧力逃がし装置に流入する粒子状物質量（安定核種を含む）※2
希ガス	Xe , Kr		-
CsI	CsI		約 7.4×10^{-5}kg
TeO_2, Te_2	TeO_2 , Te_2		約 3.8×10^{-5}kg
SrO	SrO		約 3.2×10^{-5}kg
MoO_2	MoO_2		約 1.5×10^{-5}kg
CsOH	CsOH , RbOH		約 1.3×10^{-3}kg
BaO	BaO		約 4.5×10^{-5}kg
La_2O_3	La_2O_3 , Pr_2O_3 , Nd_2O_3 , Sm_2O_3 , Y_2O_3		約 2.4×10^{-6}kg
CeO_2	CeO_2		約 2.4×10^{-6}kg
Sb	Sb		約 1.1×10^{-6}kg
UO_2	UO_2 , NpO_2 , PuO_2		0kg
コンクリート/構造材	-		約 1.7×10^{-3}kg

※1　核種毎の重量を ORIGEN コードを用いて評価し，その結果に基づき MAAP コードにより評価した値

※2　事故直後炉心内内蔵量と放出割合（MAAP コードと NUREG-1465 の知見を用いて評価）を用いて評価した値

第 3.2.2.1.1－3 表　想定事故シナリオ（D/W ベント）時及び原子炉圧力容器が破損するケース時に格納容器圧力逃がし装置に流入する粒子状物質量

核種グループ	格納容器圧力逃がし装置に流入する粒子状物質量（安定核種を含む）※1	
	想定事故シナリオ（大 LOCA＋SBO＋全 ECCS 機能喪失シナリオ）（D/W ベント）	原子炉圧力容器が破損するケース（高圧・低圧注水機能喪失シナリオ）（D/W ベント）
希ガス	－	－
CsI	約 1.5×10^{-1}kg	約 4.1×10^{-2}kg
TeO_2, Te_2	約 5.7×10^{-2}kg	約 4.0×10^{-1}kg
SrO	約 4.8×10^{-2}kg	約 5.7×10^{-5}kg
MoO_2	約 2.3×10^{-2}kg	約 9.2×10^{-6}kg
CsOH	約 $1.8\times10^{+0}$kg	約 $5.5\times10^{+0}$kg
BaO	約 6.6×10^{-2}kg	約 3.7×10^{-5}kg
La_2O_3	約 3.5×10^{-3}kg	約 6.0×10^{-5}kg
CeO_2	約 3.6×10^{-3}kg	約 7.7×10^{-5}kg
Sb	約 1.7×10^{-3}kg	約 4.7×10^{-2}kg
UO_2	0kg	約 2.6×10^{-4}kg
コンクリート/構造材	約 2.1×10^{-1}kg	約 4.7×10^{-2}kg

※1　事故直後炉心内内蔵量と放出割合（MAAP コードと NUREG-1465 の知見を用いて評価）を用いて評価した値

a. 炉心状態の想定

格納容器圧力逃がし装置に流入するエアロゾルを評価する際は，炉心状態として平衡炉心（サイクル末期）を想定している。

以下の(a)，(b）に示す通り，平衡炉心（サイクル末期）を想定して格納容器圧力逃がし装置に流入する核分裂生成物量を評価することで，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。

以上のことから，格納容器圧力逃がし装置に流入する核分裂生成物量の評価を行う際，炉心状態として平衡炉心（サイクル末期）を想定することは妥当であると考えられる。

(a) 事故直後における炉内の核分裂生成物内蔵量

事故直後における炉内の核分裂生成物内蔵量は，平衡炉心の燃焼サイクル末期を想定して評価を実施している。

核分裂生成物（エアロゾル粒子として放出される可能性のある核分裂生成物も含む）の量は，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（サイクル末期）の燃焼度は，その他の炉心状態（初期装荷炉心や取替炉心）の燃焼度に比べ大きいため，平衡炉心（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値を示す。

(b) 崩壊熱

燃料デブリからの放射性物質の放出割合は，崩壊熱が大きいほど多くなり，崩壊熱は，核分裂生成物内蔵量が多いほど大きくなる。(a)と同様の理由により，平衡炉心（サイクル末期）の崩壊熱はその他の炉心状態の崩壊熱を包絡する値を示す。このため，平衡炉心（サイクル末期）を想定した場合の，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値を示す。

b. 評価に用いる放出割合

格納容器圧力逃がし装置に流入するエアロゾル量は，事故直後の炉心内内蔵量と，格納容器圧力逃がし装置への放出割合（事故直後の炉心内内蔵量に対する割合）を用いて評価している。

事故直後の炉心内内蔵量は，ORIGEN コードを用いて評価した核種毎の重量に基づき，MAAP コードにより評価しており，放出割合は，MAAP コードと NUREG-1465 の知見を利用し評価している。

MAAP コードでは，原子炉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 MAAP 核種グループに分類しており，格納容器圧力逃がし装置への放出割合を MAAP 核種グループ毎に評価している。

大 LOCA＋SBO＋全 ECCS 機能喪失シナリオ（W/W ベント）での MAAP 解析による放出割合の評価結果（事故発生から 168 時間後時点）を第 3.2.2.1.1－4 表に示す。ただし，以下に示す通り，第 3.2.2.1.1－4 表の値は格納容器圧力逃がし装置に流入するエアロゾル量の評価に使用していない。

第 3.2.2.1.1－4 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極めて大きい（10^{-4} 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分かっている。

第 3.2.2.1.1－5 表は，TMI 事故後に評価された放射性核種の場所毎の存在量であるが，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内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。

また，第 3.2.2.1.1－6 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。

第 3.2.2.1.1－4 表の評価結果は，これらの観測事実と整合が取れていない。これは，大 LOCA＋SBO＋全 ECCS 機能喪失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。

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する。

以上のことから，大 LOCA＋SBO＋全 ECCS 機能喪失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 解析による放出量の評価結果を採用すると，放出割合として過度に保守的な評価を与える

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，格納容器圧力逃がし装置に流入するエアロゾル量を評価する際は，MAAP 解析による放出量の評価結果以外に，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 3.2.2.1.1－7 表に示す。

各 MAAP 核種グループの放出割合の具体的な評価手法は以下に示す通り。

(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については，MAAP 解析の結果得られた放出割合を採用する。

なお，Cs 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心内内蔵重量より，以下の式を用いて評価する。

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

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 元素の炉心内内蔵重量

M_{Cs}　：停止直後の Cs 元素の炉心内内蔵重量

W_I　：I の分子量　　W_{Cs}　：Cs の分子量

(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 の放出割合と，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(※1)とし，Cs 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は，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 3.2.2.1.1－8 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。

$$Fi(T) = F_{noble\ gass}(T) \times \gamma_i / \gamma_{Cs} \times F_{Cs}(168hr) / F_{noble\ gass}(168hr)$$

Fi(T)：時刻 T における i 番目の MAAP 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 MAAP 核種グループに相当する核種グループの原子炉格納容器への放出割合
γ_{Cs}：NUREG-1465 における Cs に相当する核種グループの原子炉格納容器への放出割合

※ 1　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殆ど燃料外に放出されないものと考えられる。そのため，ベント後の燃料からの追加放出はほとんど無く，事故初期に原子炉格納容器内に放出され，原子炉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。

ベントに伴い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 3.2.2.1.1－4 表　MAAP 解析による放出割合の評価結果（エアロゾル量の評価に使用しない）

核種グループ	格納容器圧力逃がし装置への放出割合（事故発生から 168 時間後時点,格納容器圧力逃がし装置に流入するエアロゾル量の評価には使用しない）
希ガス	約 9.2×10^{-1}
CsI	約 1.3×10^{-6}
TeO_2	約 1.7×10^{-6}
SrO	約 2.0×10^{-4}
MoO_2	約 3.0×10^{-6}
CsOH	約 2.7×10^{-6}
BaO	約 4.2×10^{-5}
La_2O_3	約 1.0×10^{-4}
CeO_2	約 1.0×10^{-4}
Sb	約 2.9×10^{-6}

第 3.2.2.1.1－5 表　TMI 事故後に評価された放射性核種の場所毎の存在量

（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（渡会偵祐，井上康，桝田藤夫 日本原子力学会誌 Vol.32,No.4(1990)）

第 3.2.2.1.1－6 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 野島の森（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：当社 HP（http://www.tepco.co.jp/cc/press/11040609-j.html）

第 3.2.2.1.1－7 表　格納容器圧力逃がし装置に流入するエアロゾル量を評価する際に使用する放出割合

核種グループ	格納容器圧力逃がし装置への放出割合 （事故発生から 168 時間後時点）
希ガス	約 9.2×10^{-1}
CsI	約 1.3×10^{-6}
TeO_2	約 5.2×10^{-7}
SrO	約 2.1×10^{-7}
MoO_2	約 2.6×10^{-8}
CsOH	約 2.7×10^{-6}
BaO	約 2.1×10^{-7}
La_2O_3	約 2.1×10^{-9}
CeO_2	約 5.2×10^{-9}
Sb	約 5.2×10^{-7}

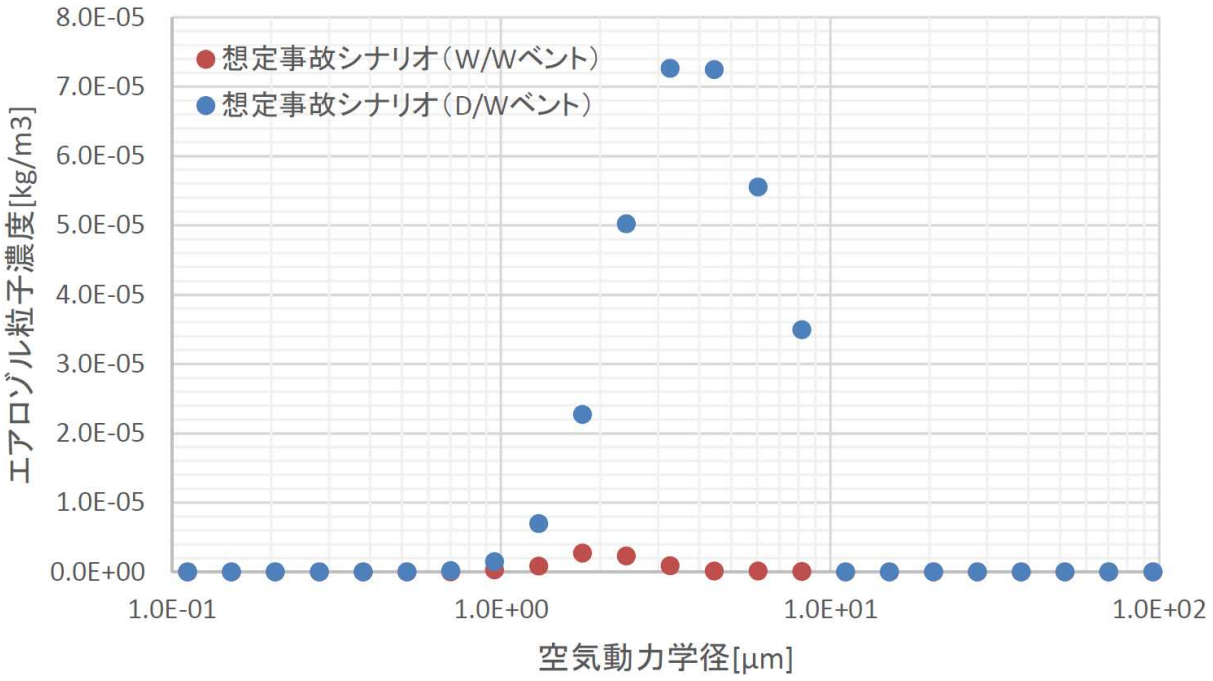
第 3.2.2.1.1－8 表　NUREG-1465 での原子炉格納容器内への放出割合

核種グループ	原子炉格納容器への放出割合 ※1
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

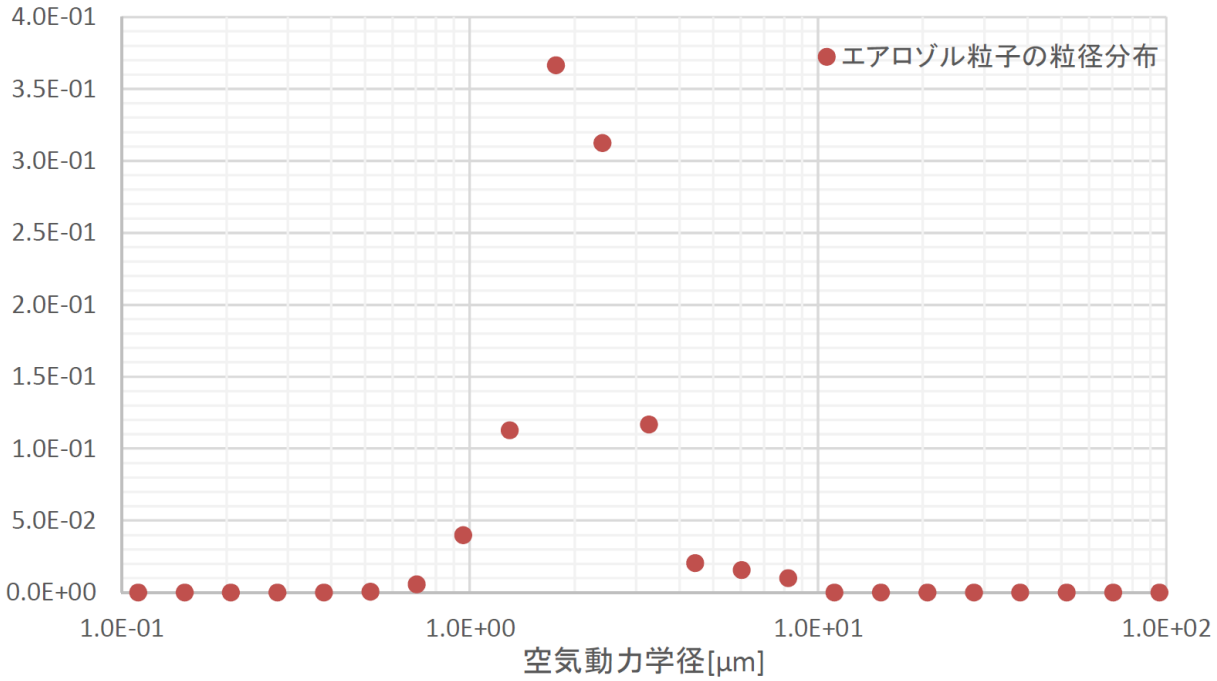
※1 NUREG-1465 の Table 3.12「Gap Release」の値と「Early In-Vessel」の値の和を参照

(3)　MAAP 解析に基づくエアロゾル粒径分布

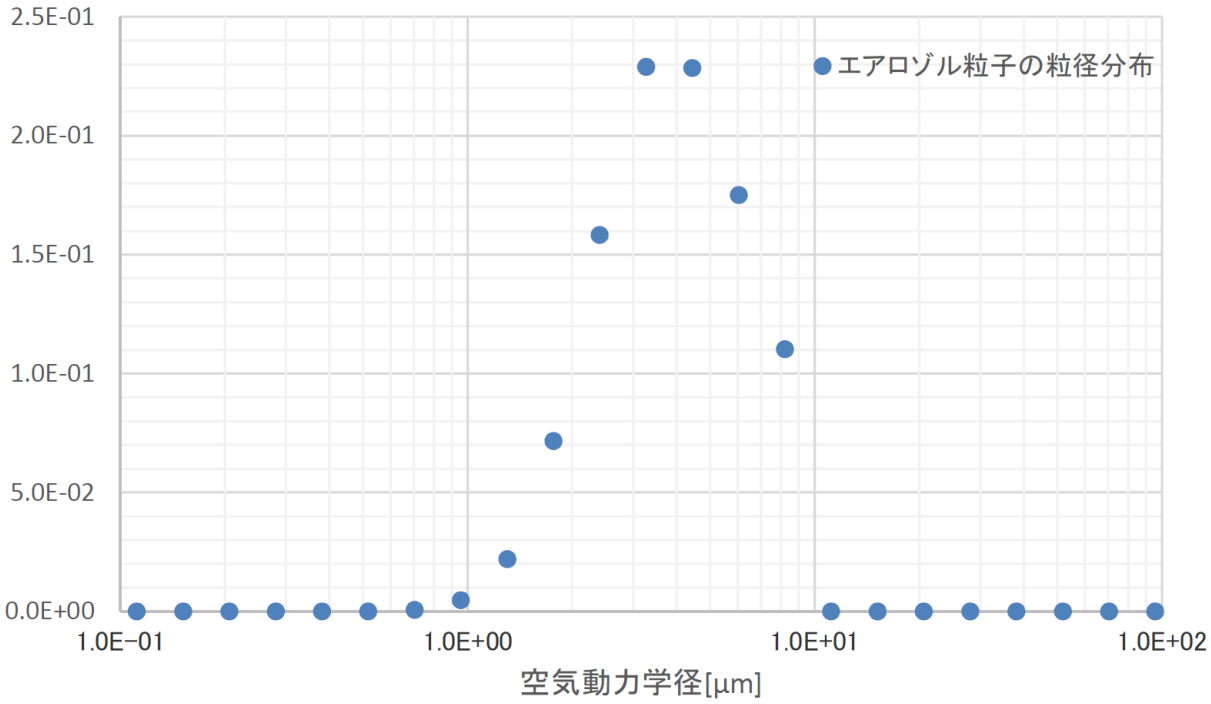
MAAP 解析では，原子炉格納容器内（サプレッション・プール通過前）と，サプレッション・プールを通過した後のエアロゾル粒子の粒径分布を，次項に示す理論式を用いて評価している。想定事故シナリオ（W/W ベント），想定事故シナリオ（D/W ベント），及び原子炉圧力容器が破損するケースでの評価結果を第 3.2.2.1.1－1 図に，各々を規格化（評価結果の各点の総和が 1 となるように規格化）した結果を第 3.2.2.1.1－2 図から第 3.2.2.1.1－4 図に示す。



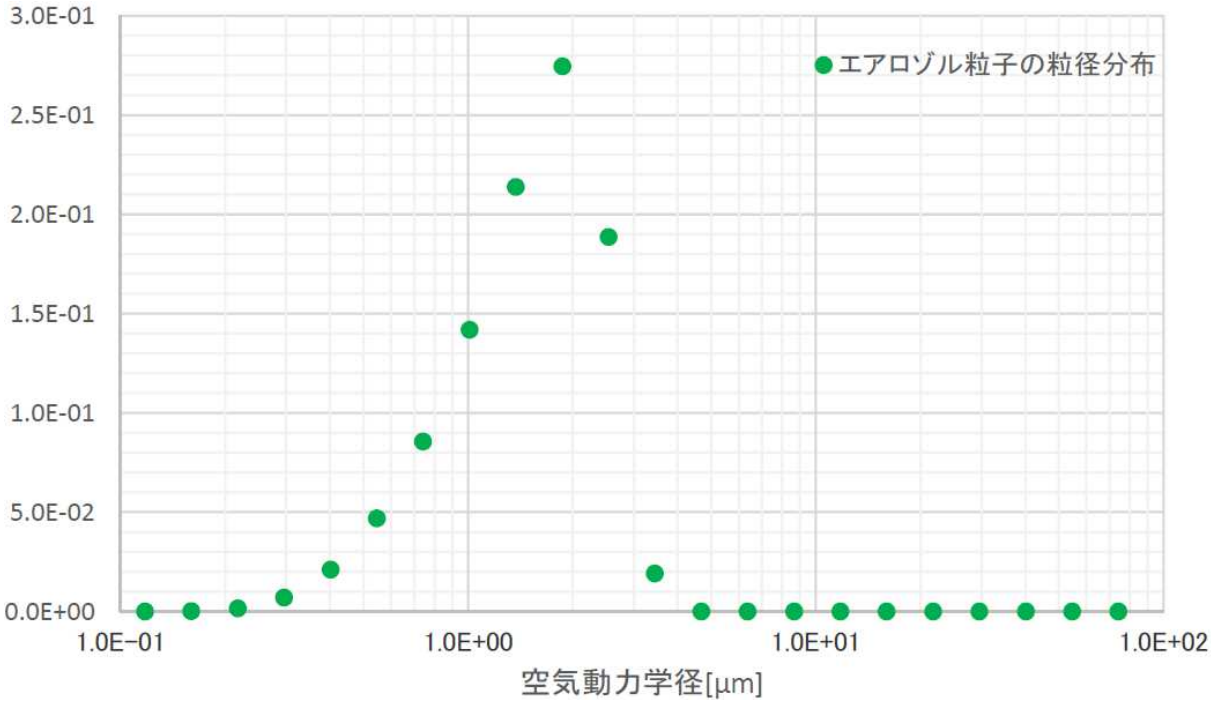
第 3.2.2.1.1－1 図　各事故シナリオのエアロゾル粒子の粒径分布



第 3.2.2.1.1－2 図　想定事故シナリオ（W/W ベント）時のエアロゾル粒子の粒径分布（規格化後）



第 3.2.2.1.1－3 図　想定事故シナリオ（D/W ベント）時のエアロゾル粒子の粒径分布（規格化後）



第 3.2.2.1.1－4 図　原子炉圧力容器が破損するケース（高圧・低圧注水機能喪失シナリオ（D/W ベント））でのエアロゾル粒子の粒径分布（規格化後）

a.　フィルタ装置に至るまでのエアロゾル粒子の挙動

事故発生後，原子炉格納容器内に放出されたエアロゾル粒子は，粒子同士の凝集や壁面への沈着により除去される。この際，凝集や沈着がおきにくい小粒径の粒子が除去されず多く残る。これにより，数μm を中心とした粒径分布が形成される。

エアロゾル粒子はサプレッション・プールを通過した後フィルタ装置に流入するが，プール水を通過する際に，エアロゾル粒子の大部分はプール水中への溶け込み等により除去される。大粒径の粒子は小粒径の粒子に比べプール水中に取り込まれやすいため，サプレッション・プールを通過することで，粒子全体の大部分を占める数μm 程度の粒子が多く除去される。これにより，サプレッション・プール通過前よりも小さい粒径を中心とした粒径分布が形成される。

以下に，原子炉格納容器内（サプレッション・プール通過前）での粒径分布の評価モデル，及びサプレッション・プール水を通過した後の粒径分布の評価モデルを示す。

(a)　原子炉格納容器内（サプレッション・プール通過前）での粒径分布の評価モデル

エアロゾル粒子の粒径分布は原子炉格納容器内での粒子の凝集や壁面への沈着等により変化する。MAAP における評価モデルでは，エアロゾル粒子同士の凝集と壁面等への沈着の効果を下式の形で考慮している。なお，右辺の第 1 項と第 2 項は拡散と重力沈降による凝集を表し，第 3 項は重力沈降による除去項，第 4 項は発生項を表す。

凝集と沈着の，エアロゾル粒子の粒径分布への影響は以下の通り。

・凝集：拡散と重力沈降の過程でエアロゾル粒子が衝突，小粒径のエアロゾル粒子が集まり，より粒径の大きい粒子がつくられ，粒径分布はより大きい方向にシフトする。

・沈着：重力沈降によりエアロゾル粒子が壁面等に沈着，粒径が大きいエアロゾル粒子ほど沈着し易いため，大粒径のエアロゾル粒子ほど多く除去され，粒径分布はより小さい方向にシフトする。

$$\frac{\partial n(v,t)}{\partial t} = \frac{1}{2}\int_0^v K(\bar{v}, v-\bar{v})\, n(\bar{v}, t)\, n(v-\bar{v}, t)\, d\bar{v}$$

$$- \int_0^\infty K(\bar{v}, v)\, n(\bar{v}, t)\, n(v, t)\, d\bar{v}$$

$$- \frac{n(v,t)\, u(v)}{h}$$

$$+ \dot{n}_p(v)$$

ここで、 $n(v,t)$ ：時間(t)における粒子体積(v)の単位体積あたりの個数

$K(v, \bar{v})$ ：粒子が凝集する頻度

$u(v)$ ：体積(v)の粒子に対する重力沈降速度

$\dot{n}_p(v)$ ：体積(v)の粒子の発生率

v ：粒子体積

h ：実効高さ（＝空間容積/沈着面積）

(b)　サプレッション・プール水を通過した後の粒径分布の評価モデル

プール水中ではエアロゾルは気泡として存在し，気泡中にエアロゾル粒子が存在する（第 3.2.2.1.1－5 図の赤丸)。気泡中のエアロゾル粒子の一部は，プール水中に取り込まれる（第 3.2.2.1.1－5 図の青丸）が，エアロゾル粒子の粒径分布はエアロゾル中（気泡中）に浮遊しているエアロゾル粒子のプール水中間の移行の効果により変化する。

MAAP における評価モデルでは(ⅰ)重力沈降，(ⅱ)慣性沈着，(ⅲ)ブラウン拡散，(ⅳ)対流，(ⅴ)拡散泳動，(ⅵ)熱泳動を以下の評価式で考慮している。

$$(dn/dt)_i = -A_i V_i n/v_B$$

ここで，

n	：	気泡内の粒子数
v_B	：	気泡体積
V_i	：	除去機構 i による沈着速度
A_i	：	除去機構 i に固有の面積

重力沈降では，$A_i = \pi r_B^2$，$v_B = (4/3)\pi r_B^3$

他の除去機構では，$A_i = 4\pi r_B^2$

出典: A.T.Wassel, et al “Analysis of radionuclide retention in water pools”, Nuclear Engineering and Design, Volume 90, Issue 1, 3rd Nov. 1985, Pages 87-104,

（ⅰ）　重力沈降

$$V_S = g\ \tau$$

$$\tau = \rho_p\ d_p^2\ C/(18\ \mu_G)$$

ここで，

g	：	重力加速度
ρ_p	：	粒子密度
d_p	：	粒子径(=$2r_p$)
C	：	Cunningham の補正係数
μ_G	：	ガス粘性係数

（ⅱ） 慣性沈着

$$V_I = 3\ U_B^2 \cdot \tau / d_B$$

ここで，

U_B ： 気泡上昇速度

d_B ： 気泡径 $(=2r_B)$

（ⅲ） ブラウン拡散

$$V_{BD} = 0.6\ (D_p\ U_B / r_B)^{1/2}$$

ここで，

D_p ： ブラウン拡散定数

（ⅳ） 対流

$$V_C = (dm_s/dt) / (\rho_G\ A)$$

ここで，

ms ： 気泡内蒸気質量

ρ_G ： ガス密度

A ： 気泡表面積

（ⅴ） 拡散泳動

$$V_D = [(M_s^{1/2} - M_{nc}^{1/2}) / (X_s M_s^{1/2} + X_{nc} M_{nc}^{1/2}) - (M_s - M_{nc}) / (X_s M_s + X_{nc} M_{nc})]\ D_G\ \nabla X_s$$

ここで，

D_G ： ガスの拡散定数

Xs ： 蒸気のモル分率

Xnc ： 非凝縮性ガスのモル分率

∇X_sは蒸気濃度勾配で，次式で計算する。

$$\nabla X_s = (X_{1,s} - X_{2,s}) / \delta_D$$

ここで，

$X_{1,s}$ ： 表面での蒸気モル分率

$X_{2,s}$ ： 気泡内の蒸気モル分率

δ_D ： 拡散境界層厚さ

（vi）　熱泳動

$$V_T = \{-2.34\mu_G / \rho_G (K_{tG}/K_p + 2.18\lambda/r_p)[1 + (\lambda/r_p)(1.2 + 0.41\exp(-0.88 r_p/\lambda)]\nabla T / T_G / [(1 + 3.42\lambda/r_p)(1 + 2K_{tG}/K_p + 4.36\lambda/r_p)]$$

$$\nabla T = (T_s - T_G)/\delta_t$$

K_p　：　粒子熱伝導率

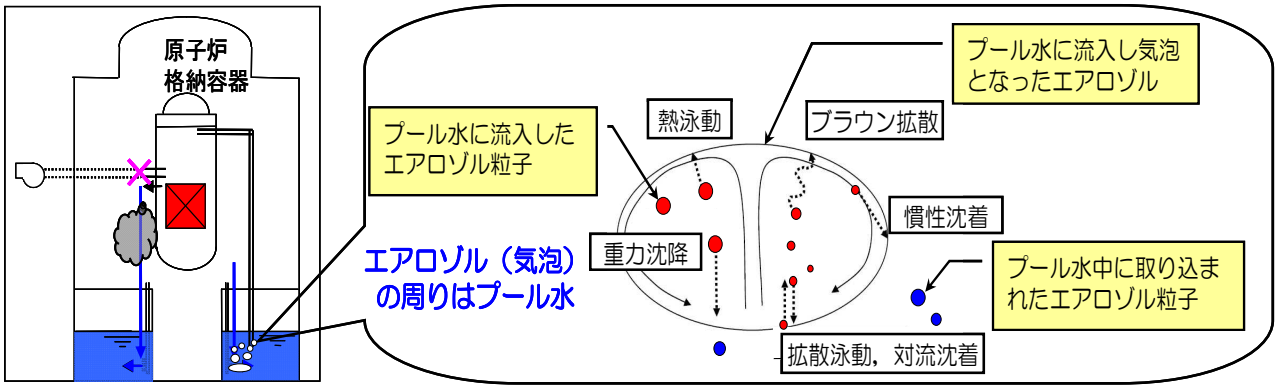
λ　：　平均自由工程

T_s　：　表面温度

T_G　：　ガス温度

δ_t　：　熱境界層厚さ

K_{tG}　：　ガス伝導率の遷移項



第 3.2.2.1.1－5 図　粒径分布の評価モデル

b.粒径分布の妥当性

格納容器圧力逃がし装置の除去性能を評価する際に使用する粒径分布として，MAAP 解析により得られた粒径分布を採用しているが，得られる粒径分布は，事故後の経過時間や原子炉格納容器内におけるエアロゾル粒子の濃度等に依存する。

ここでは,粒径分布を評価する上で想定している諸条件についての感度解析結果を示すことで，格納容器圧力逃がし装置の除去性能を評価する際に使用する粒径分布として,第 3.2.2.1.1－2 図の粒径分布を採用することの妥当性を説明する。

(a)炉心状態

格納容器圧力逃がし装置に流入するエアロゾルの粒径分布を評価する際，炉心状態として平衡炉心（サイクル末期）を想定している。

第 3.2.2.1.1－6 図に，炉心状態として平衡炉心（サイクル初期）を想定した場合の粒径分布を示す。第 3.2.2.1.1－6 図より，平衡炉心（サイクル初期）を想定した場合の粒径分布と，平衡炉心（サイクル末期）を想定した場合の粒径分布の差は大きくなく，炉心状態の相違が格納容器圧力逃がし装置に流入するエアロゾルの粒径分布に与える影響は限定的であることが分かる。

以下に，エアロゾルの粒径分布が炉心状態の想定にほとんど依存しない理由を示す。

炉心状態として平衡炉心（サイクル末期）を想定することで，原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物の総量は大きくなり（3.2.2.1.1 (2)a.参照），原子炉格納容器内のエアロゾル粒子の濃度が高くなる。エアロゾル粒子の濃度が高くなると，エアロゾル粒子同士の衝突の頻度が高くなり，より大きい粒径のエアロゾル粒子が生成されやすくなる。その結果として，原子炉格納容器内の粒径分布はより大きい方向にシフトすることになる。

このことは，前述した粒径分布の評価モデルにおいても再現できている。第 3.2.2.1.1－7 図は，上述の評価モデルを使用した原子炉格納容器中の無次元化したエアロゾル粒径分布の評価例であり，原子炉格納容器中に流入したエアロゾル量による，原子炉格納容器内の粒径分布への影響を示している。図中の数値は原子炉圧力容器から原子炉格納容器中に流入したエアロゾル量を示しており，エアロゾル量が大きくなるに従い，原子炉格納容器内の粒径分布は大きい方向にシフトする傾向となっている。

ここで，大 LOCA＋SBO＋全 ECCS 機能喪失シナリオは，エアロゾルは格納容器圧力逃がし装置に流入する前にサプレッション・プールを通るが，そのことでサプレッション・プール通過前に見られる粒径分布の差は緩和される傾向となる。これは，サプレッション・プールを通過することにより粒径の大きい粒子が特に多く除去されるため，サプレッション・プールで除去されにくい比較的小粒径の粒子が除去されずに残ることに起因する。

以上のことから，格納容器圧力逃がし装置の除去性能を評価する上で，第

3.2.2.1.1－2 図の粒径分布を採用しても問題ないと考える。

(b)事故後の経過時刻

格納容器圧力逃がし装置に流入するエアロゾルの粒径分布は時間経過に伴い変化するが，粒径分布を評価する際は，評価時刻としてベント直後を想定している。

ベント直後における粒径分布と，事故から 168 時間後時点における粒径分布を第 3.2.2.1.1－8 図に示す。第 3.2.2.1.1－8 図から，粒径分布の時間経過に伴う変化量は限定的であり，評価時刻としてベント直後を想定しても問題ないことが分かる。なお，エアロゾルが最も多く流入する時間帯はベント直後であるため，粒径分布を評価する時間帯として，事故直後を参照することは妥当であると考えられる。

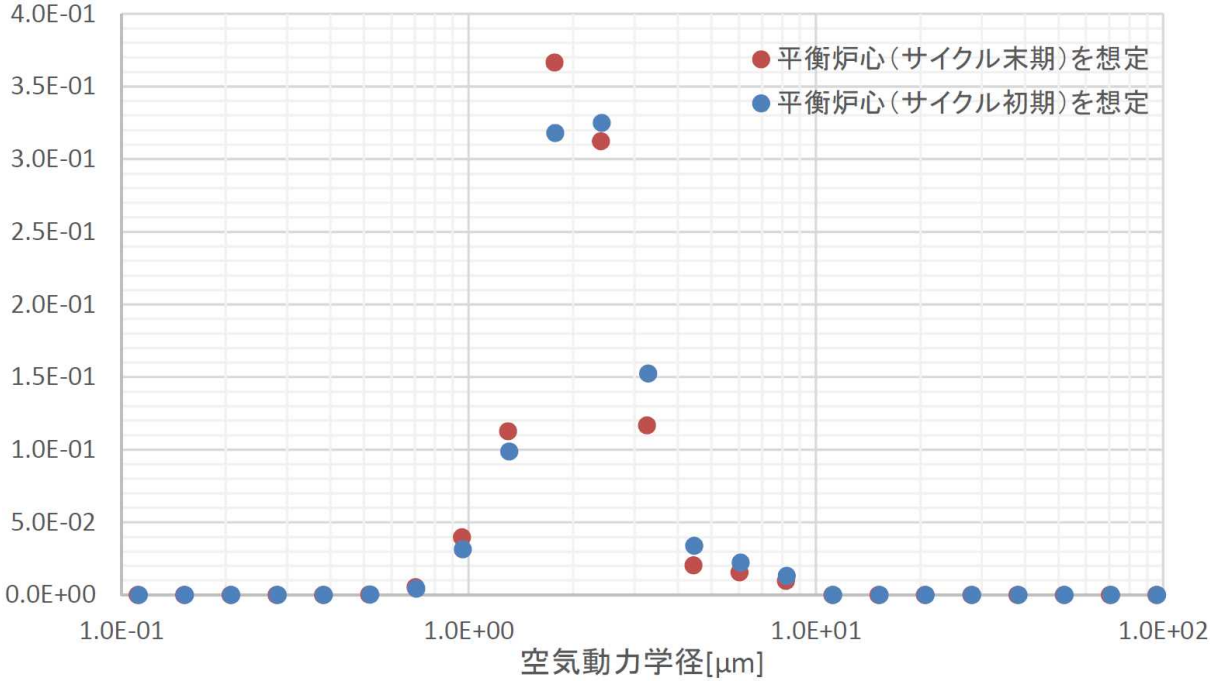
以上のことから，格納容器圧力逃がし装置の除去性能を評価する上で，第 3.2.2.1.1－2 図の粒径分布を採用しても問題ないと考える。

(c)中・低揮発性核種の放出割合の変更

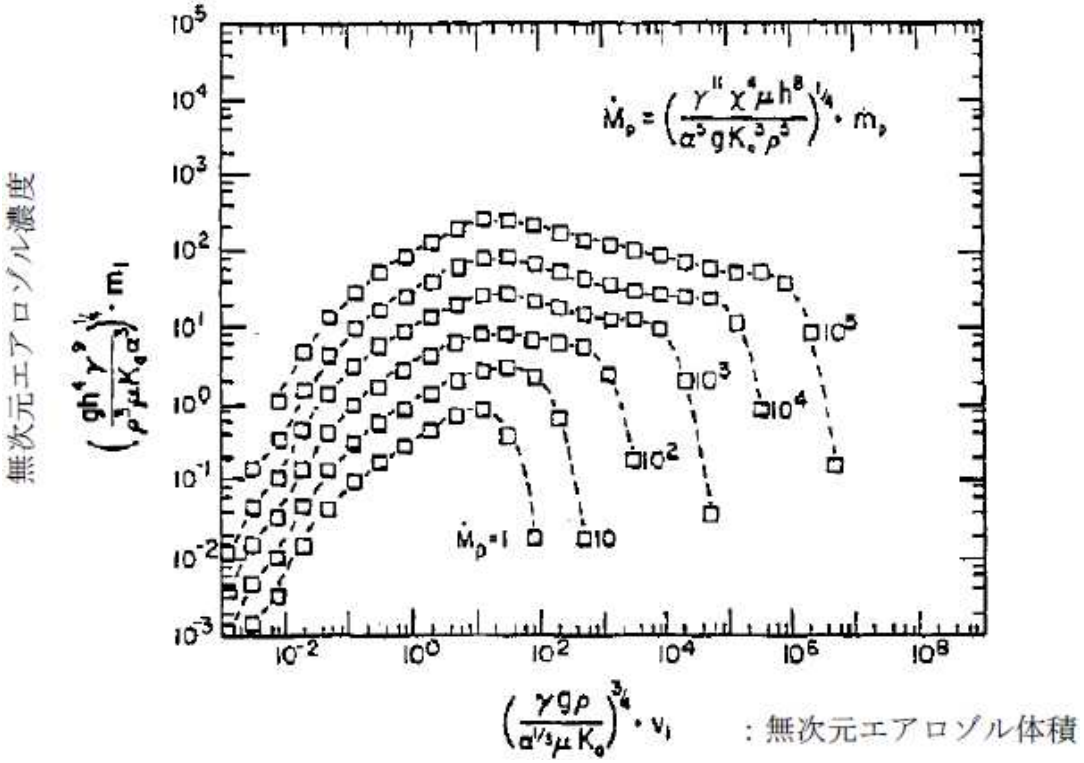
3.2.2.1.1 (2) b.に示した通り，格納容器圧力逃がし装置に流入するエアロゾル量を評価する際,放出割合として単に MAAP 解析により得られた放出割合の評価結果を採用するのではなく，NUREG-1465 の知見を利用している。このことは，原子炉圧力容器から原子炉格納容器内に流入する中・低揮発性核種のエアロゾル量をより少なく評価していることに相当している。そのため，上記の評価手法を取り入れることで，原子炉格納容器内のエアロゾル濃度は小さく評価され，エアロゾル粒子の粒径分布は小さい方向にシフトすると考えられる。

そこで,低揮発性核種の放出割合として MAAP 解析結果を使用しないことによる粒径分布への影響を評価するために，原子炉圧力容器から原子炉格納容器に放出される中･低揮発性核種の量をゼロと仮定した場合の粒径分布を評価した。評価結果を第 3.2.2.1.1－9 図に示す。なお，第 3.2.2.1.1－9 図では，炉心状態として平衡炉心（サイクル初期）を想定している。このように，極めて保守的に評価された場合であっても，粒径分布は大きく変化することはない。

以上のことから，中・低揮発性核種を考慮することによる影響は限定的であり，格納容器圧力逃がし装置の除去性能を評価する上で，第 3.2.2.1.1－2 図の粒径分布を採用しても問題ないと考える。

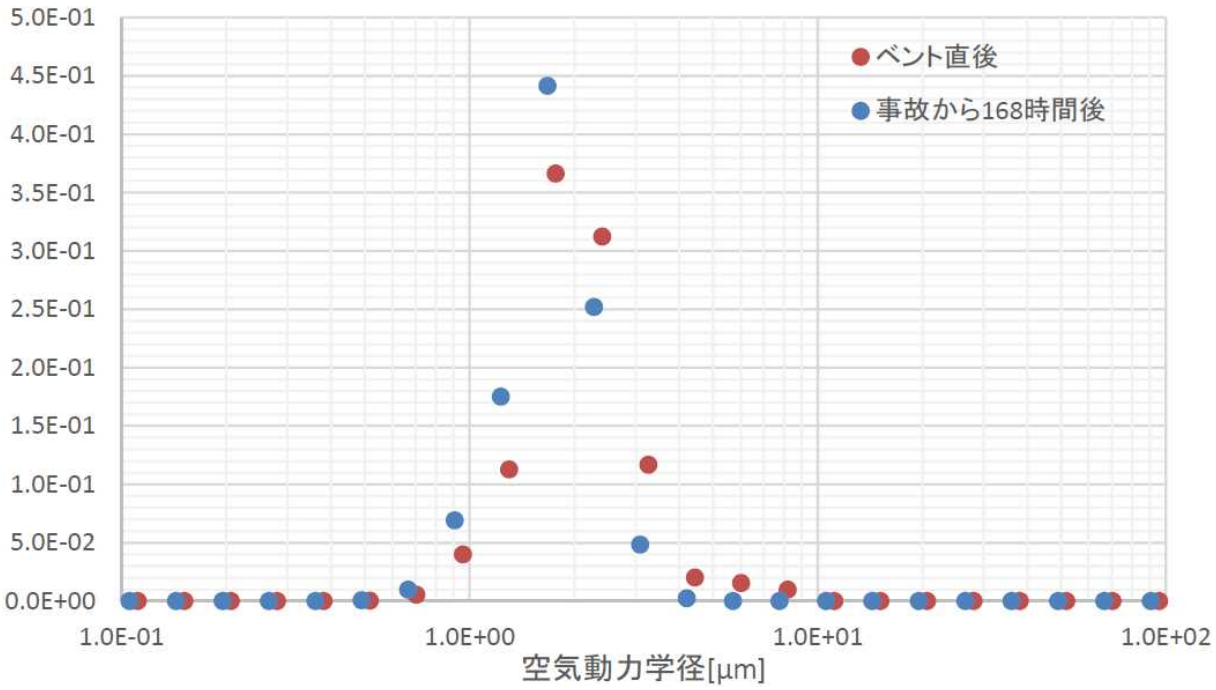


第 3.2.2.1.1－6 図　想定する炉心状態を変更した場合の粒径分布（規格化後）

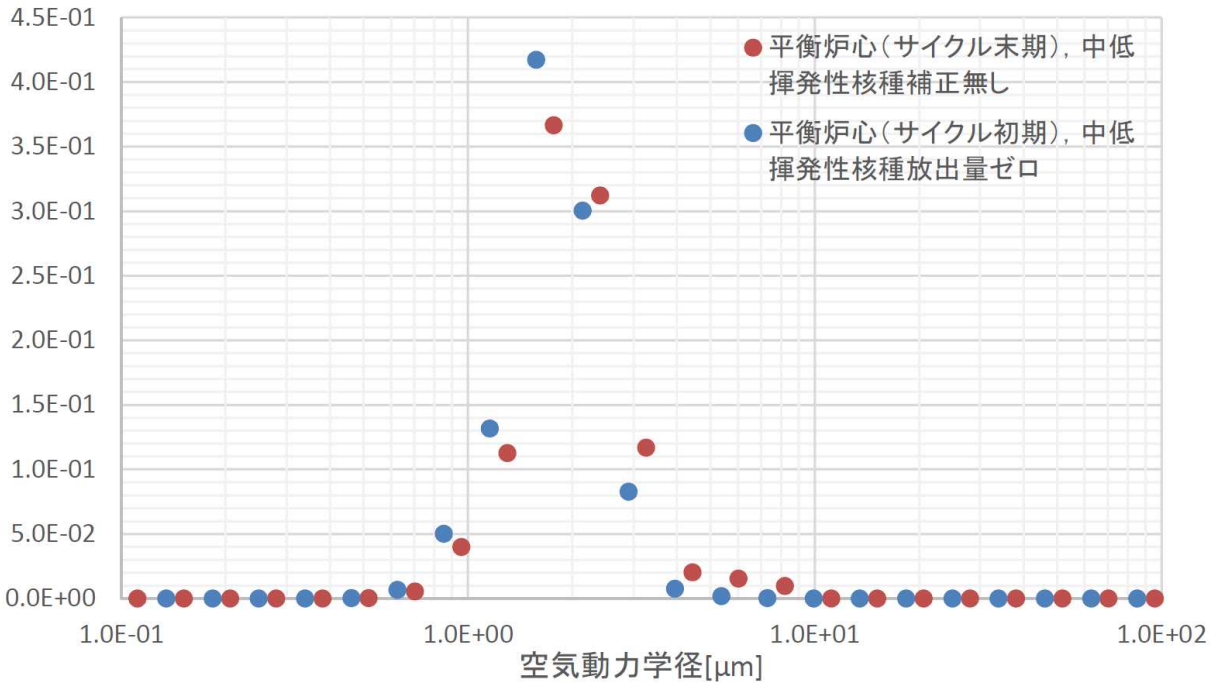


第 3.2.2.1.1－7 図　定常状態における無次元化した粒径分布

出典：A Principle of Similarity for Describing Aerosol Particle Size Distributions (MICHAEL EPSTEIN AND PHILLIP G. ELLISON　Journal of Colloid and Interface Science, Vol 119, No. 1, September 1987)



第 3.2.2.1.1－8 図　評価時刻を変更した場合の粒径分布（規格化後）



第 3.2.2.1.1－9 図　中・低揮発性核種の原子炉格納容器内への放出量をゼロとし，想定する炉心状態を変更した場合の粒径分布（規格化後）

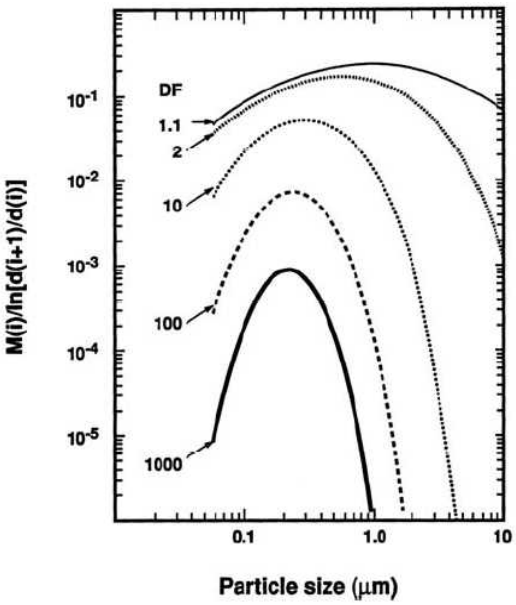
(4)　他の文献での解析例

原子炉格納容器内におけるエアロゾル粒子の粒径分布の解析結果は多くの文献に見られる。それらの文献中の粒径分布は対数正規分布とよく一致しており，中央径は数μm程度，幾何標準偏差は数μm程度となっている。

文献中に示されているエアロゾル粒子の粒径分布の例を第 3.2.2.1.1－10 図から第 3.2.2.1.1－12 図に示す。

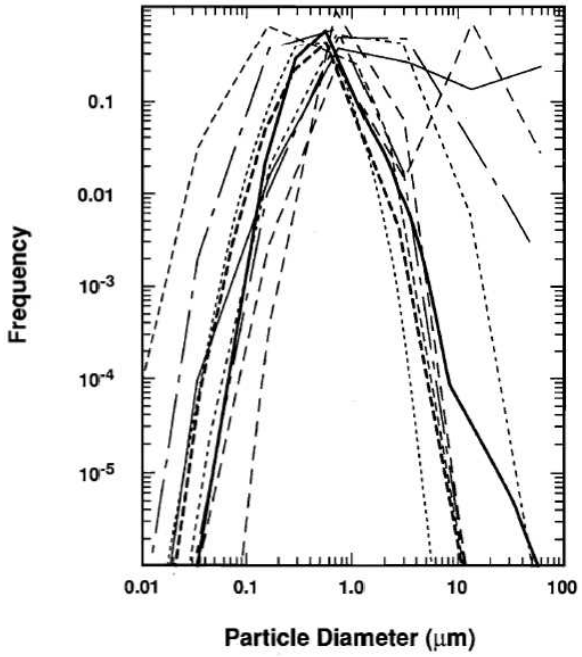
第 3.2.2.1.1－10 図は，ドライウェルスプレイを実施し続けることによる原子炉格納容器内のエアロゾル粒子の粒径分布の変化の解析結果を示している。図中の DF 値はドライウェルスプレイを継続して行うことによる積算の除去効果を表している。積算の除去効果が小さい段階（DF=1.1）では，エアロゾル粒子は最大値が約 1μm で幅の広い分布を持っているが，ドライウェルスプレイを継続し積算の除去効果が大きくなると，粒径分布の最大値は小さくなり，また分布の幅も小さくなる傾向が見られる。

第 3.2.2.1.1－11 図及び第 3.2.2.1.1－12 図は，米国の NRC が開発した総合事故解析コード STCP（Source Term Code Package）で評価された，原子炉格納容器内のエアロゾル粒子の粒径分布を表している。なお，第 3.2.2.1.1-12 図の粒径分布については，Mark Ⅰ型格納容器プラントにおいてスクラム失敗時に炉心損傷した状態のものを表している。何れも分布のピークは数μm となっており，幾何標準偏差が数μm であるような分布となっている。



第 3.2.2.1.1－10 図　ドライウェルスプレイを実施し続けることによる原子炉格納容器内の粒径分布の変化（図中の値はドライウェルスプレイによる積算の除去効果）

出典：STATE-OF-THE-ART REPORT ON NUCLEAR AEROSOLS　(OECD/NEA) 2009



第 3.2.2.1.1－11 図　STCP（Source Term Code Package）によるシビアアクシデント時における原子炉格納容器内エアロゾル粒径分布の評価例

出典：A Simplified Model of Aerosol Removal by Containment Sprays(NUREG/CR-5966)

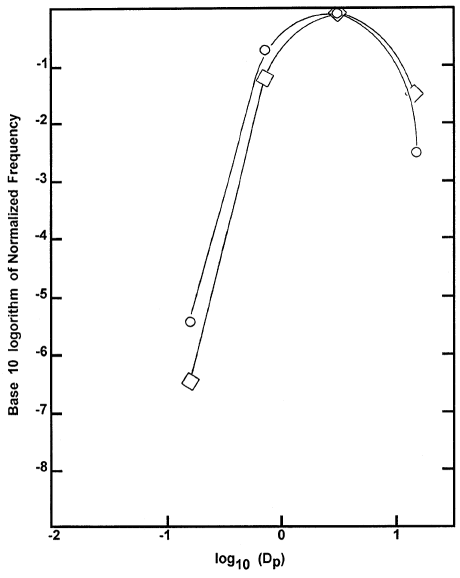


Figure 13. Size distribution of aerosols in the reactor coolant system predicted with the Source Term Code Package

第 3.2.2.1.1－12 図　STCP（Source Term Code Package）における一次系でのエアロゾルに対して想定する粒径分布の一例

出典：A Simplified Model of Decontamination by BWR Steam Suppression Pools (NUREG/CR-6153 SAND93-2588)

(5)　実験結果例

前節までは理論的に評価された粒径分布を扱ってきたが，ここでは実際に測定されたエアロゾル粒子の粒径分布について説明する。

シビアアクシデント時の原子炉格納容器内の放射性物質を含むエアロゾルの発生としては，炉心損傷時に1次系から放出されるエアロゾルやMCCI発生時に原子炉格納容器内に直接放出されるエアロゾル等が想定され，これら発生エアロゾル粒子が原子炉格納容器内で凝集・沈着の過程を経ることで，原子炉格納容器内に浮遊するエアロゾル粒径が時間とともに変化する。

これら各フェーズのエアロゾル挙動に着目した既往研究から，エアロゾル粒径に関する知見について整理した結果を第3.2.2.1.1－9表に示す。

第3.2.2.1.1－9表において,炉心損傷時の1次系内エアロゾルについては①，②及び③，MCCI時の発生エアロゾルについては④，さらに，原子炉格納容器内エアロゾル粒径に関しては⑤及び⑥に整理している。

この表に整理した試験結果等は，想定するエアロゾル発生源や挙動範囲（1次系,原子炉格納容器）に違いはあるものの,エアロゾル粒子はサブμmから数μmまでの範囲にあり,原子炉格納容器内環境でのエアロゾルの粒径はこれらのエアロゾル粒径と同等な分布範囲を持つものと推定できる。

第 3.2.2.1.1－9 表　エアロゾル粒径に関する既往研究

番号	試験名または報告書名等	エアロゾル粒径（μm）	備考
①	AECL が実施した試験	0.1～3.0	・CANDU 炉のジルカロイ被覆管燃料を使用した 1 次系内核分裂生成物挙動に関する小規模試験
②	PBF-SFD※1	0.29～0.56	・米国アイダホ国立工学研究所にて実施された炉心損傷時の燃料棒及び炉心の振る舞い，核分裂生成物及び水素の放出挙動を調べた大規模総合試験 ・粒径データはフィルタサンプルの SEM 分析による幾何平均直径
③	PHEBUS-FP※1	0.1～0.5	・仏国カダラッシュ原子力研究センターの PHEBUS 研究炉で実施された，シビアアクシデント条件下での炉心燃料から 1 次系を経て原子炉格納容器に至るまでの核分裂生成物の挙動を調べた大規模総合試験 ・粒径データは 1 次系内フィルタサンプルの SEM 分析による凝集物を構成する粒径
④	NUREG/CR-5901※2	0.25～2.5	・MCCI 時の発生エアロゾルに対する上部プール水のスクラビング DF モデル（相関式）を開発したレポート ・粒径データは，MCCI 時に想定される発生エアロゾルの質量平均粒径の範囲
⑤	LACE　LA2※3	約 0.5～約 5	・米国ハンフォード国立研究所(HEDL)にて実施された，原子炉格納容器内エアロゾル沈着挙動に関する大規模模擬実験 ・粒径データは，LA2 試験の事前解析として実施された，各種エアロゾル挙動解析コードによるエアロゾル空気動力学的直径の時間変化における最小値と最大値
⑥	PHEBUS-FP※１	2.4～4.0	・粒径データは，PHEBUS-FP 模擬格納容器内で測定されたエアロゾル空気動力学的直径の範囲

※1　STATE-OF-THE-ART REPORT ON NUCLEAR AEROSOLS, NEA/CSNI/R (2009) 5

※2　D.A.Powers and J. L. Sprung, NUREG/CR-5901, A Simplified Model of Aerosol Scrubbing by a Water Pool Overlying Core Debris Interacting With Concrete

※3　J.H.Wilson and P.C.Arwood, Summary of Pretest Aerosol Code Calculations for LWR Aerosol Containment Experiments (LACE) LA2, ORNL

A.L.Wright, J.H.Wilson and P.C.Arwood, PRETEST AEROSOL CODE COMPARISONS FOR LWR AEROSOL CONTAINMENT TESTS LA1 AND LA2

また，以下に PHEBUS-FP の試験結果を示す。※4

PHEBUS-FP は，放射線防護・原子力安全研究所（IRSN，仏国），フランス電力庁及び EU を中核として行われた,実機プラントの体系をスケールダウンした模擬試験であり，主目的として，エアロゾルの物理・化学挙動現象の模擬に焦点を置いている。

試験装置は，炉心部，一次系，原子炉格納容器等から構成されており，炉心部には実燃料が装荷されている。試験の際は炉心部で実燃料を溶融させており，一次系（蒸気発生器）を介し原子炉格納容器内に放出されたエアロゾル粒子の粒径を測定している。また，炉心部に装荷する燃料として新燃料を使用した場合（FPT0）と使用済み燃料を使用した場合（FPT1,2,3）の評価を行っており，各試験でエアロゾル粒子の粒径分布が測定されている。試験装置の概要図を第 3.2.2.1.1－13 図に，主な試験条件を第 3.2.2.1.1－10 表に示す。

以下に，粒径分布に関する主な試験結果を示す。

実験により測定されたエアロゾル粒子の粒径分布は対数正規分布によく一致しており，理論的な予想と整合がとれている。

また，FPT0（新燃料を使用）と FPT1,2,3（使用済燃料を使用）で得られた粒径分布を比較すると，平均粒径（AMMD）と幾何標準偏差は同程度となっている。このことは，燃料の燃焼度がエアロゾル粒子の粒径分布に及ぼす影響が限定的であることを示唆している。

なお，FPT4 では溶融デブリからの低揮発性核種や超ウラン元素の放出に関する定量的検討を行うことを目的としており，原子炉格納容器は模擬されておらず，試験目的の中に原子炉格納容器内粒径分布の調査は含まれていない。

【粒径分布に関連する主な試験結果】

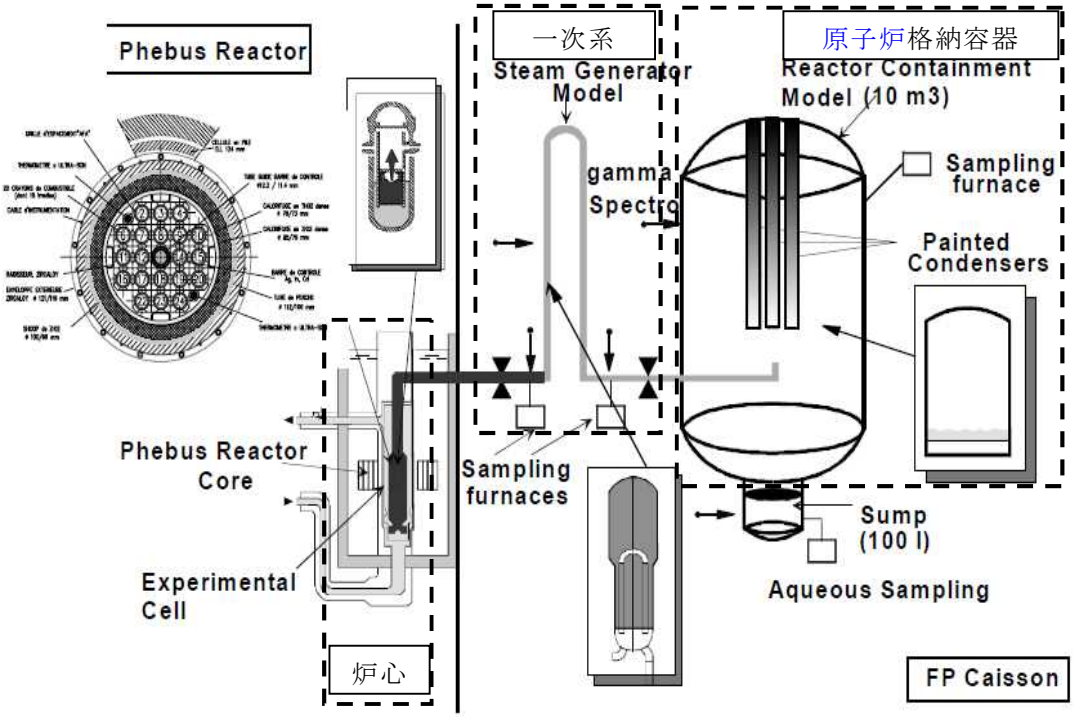
- FPT0 と FPT1 の粒径分布は対数正規分布によく一致
- FPT0 の平均粒径（AMMD）は，燃料集合体崩壊の最終時点で 2.4μｍ（最終的に 3.35μｍで安定）
- FPT1 におけるエアロゾル粒径は 3.5μｍから 4.0μｍの間
- FPT0 と FPT1 の双方の試験の対数正規分布の幾何標準偏差は約 2.0 でほぼ一定
- FPT2 の粒径分布は FPT1 の粒径分布と類似※5 ※6
- FPT3 の平均粒径（AMMD）は，概ね 3μｍであり，幾何標準偏差は約 1.5※6

※4 STATE-OF-THE-ART REPORT ON NUCLEAR AEROSOLS (OECD/NEA 2009)

※5 Progress of ASTEC validation on fission product release and transport in

circuits and containment (The 3rd European Review Meeting on Severe Accident Research(ERMSAR-2008))

※6 Overview of Main Results Concerning the Behaviour of Fission Products and Structural Materials in the Containment (NUCLEAR ENERGY FOR NEW EUROPE 2011)



第 3.2.2.1.1－13 図　試験装置の概要

第 3.2.2.1.1－10 表　主な試験条件

試験 No.	使用燃料と制御棒	プール水 pH	試験概要(ベースケースとの主な差異)
FPT0	・新燃料 ・Ag-In-Cd制御棒	pH5	・ベースケース
FPT1	・使用済燃料 ・ Ag-In-Cd制御棒	pH5	・使用済燃料を使用
FPT2	・使用済燃料 ・ Ag-In-Cd制御棒	pH9	・使用済燃料を使用 ・プール水のpHを変えた場合
FPT3	・使用済燃料 ・ B4C制御棒	pH5	・使用済み燃料を使用 ・B4C制御棒を使用
FPT4	使用済燃料と被覆管材料を混合した模擬デブリ	格納容器内模擬無し	・デブリからの放射性物質の放出を模擬

3.2.2.1.2　よう素

【格納容器圧力逃がし装置】【代替格納容器圧力逃がし装置】

3.1.2.1(2)に示したとおり，6 号炉及び 7 号炉では，原子炉格納容器内での有機よう素の発生を抑制するために，サプレッション・プール水の pH を 7 以上に制御するための対策を講ずることとしている。

NUREG/CR-5732(軽水炉の過酷事故時におけるよう素の化学形態について記載された報告書）では，原子炉格納容器内の pH を 7 以上に維持した場合，BWR では有機よう素と無機よう素の原子炉格納容器内での発生量は実質的にゼロになると結論付けている。

このことから，サプレッション・プール水の pH を 7 以上に制御することにより，有機よう素及び無機よう素の格納容器圧力逃がし装置への流入量は大幅に低減されると考えられる。

格納容器圧力逃がし装置に流入すると想定する有機よう素および無機よう素量については，流入量を保守的に評価するという観点から NUREG/CR-5732 の記載どおりにゼロとはせず，NUREG-1465 の知見，ACE 実験の知見（Compendium of Advanced Containment Experiments(ACE) Phase B Reports（2011)），および MAAP の解析結果を利用して評価することとした。

NUREG-1465 によると,原子炉格納容器内 pH が 7 以上に維持されている場合，原子炉圧力容器から原子炉格納容器内に放出されるよう素のうち 95%以上が粒子状よう素であり，無機よう素は最大で 5%となる。原子炉格納容器内に放出された後，粒子状よう素と無機よう素は，壁面沈着や W/W スクラビング効果により原子炉格納容器空間部より除去されるが，ACE 実験では，無機よう素は粒子状よう素と同等に除去されることが確認されている。

また，NUREG-1465 によると，有機よう素は無機よう素から時間をかけて生成され，原子炉格納容器中に浮遊する無機よう素のうち 3%が有機よう素に変換される。

なお，NUREG/CR-5732 では，原子炉格納容器内の pH 制御を行わない場合のよう素の挙動を 3 つの期間に分けて整理している。3 つの期間はそれぞれ，放射線分解等により無機よう素が生成される期間（よう素が原子炉格納容器内に放出されてから最初の約 20 時間まで)，原子炉格納容器空間部のよう素が無機よう素と有機よう素で構成される期間（約 20 時間後から 2～3 週間後まで)，原子炉格納容器内の有機よう素の割合が大きくなる期間（約 3 週間後以降）となっており，有機よう素が原子炉格納容器空間部にあらわれるのはよう素が原子炉格納容器内に放出される約 20 時間後からとの整理となっている。

これらを踏まえて，無機よう素および有機よう素の格納容器圧力逃がし装置への流入量を評価する。原子炉格納容器圧力逃がし装置に流入するよう素として，MAAP では粒子状よう素（CsI）のみがモデル化されているため，無機よう

素と有機よう素の流入量については，以下のとおり，MAAP 評価により得られた粒子状よう素の流入量を基に評価し，よう素の流入量に上乗せするものとした。

なお，原子炉格納容器内で生成された有機よう素は，原子炉格納容器内で除去されないものとした。

(1)　想定事故シナリオ（W/W ベント）時

無機よう素：粒子状よう素の流入量（MAAP 評価結果）に対し，4.85%

有機よう素：粒子状よう素の流入量（MAAP 評価結果）に対し，

0.15% × $DF_{S/P}$　※１

$DF_{S/P}$：サプレッション・プールの除去効率

※１　想定事故シナリオ（W/W ベント）時においては，格納容器空間部に浮遊している無機よう素は，格納容器ベントの実施に伴い，サプレッション・プール水を経由して除去された後に格納容器圧力逃がし装置に流入する。

このため，格納容器空間部に浮遊する無機よう素量は，格納容器圧力逃がし装置に流入する無機よう素量のサプレッション・プールスクラビング除去効率倍を想定した。その上で，有機よう素の発生量は，格納容器空間部に浮遊する無機よう素量の 3%分を想定した。

(2)　想定事故シナリオ（D/W ベント）時及び原子炉圧力容器が破損するケース（高圧・低圧注水機能喪失シナリオ（D/W ベント））

無機よう素：粒子状よう素の流入量（MAAP 評価結果）に対し，4.85%

有機よう素：粒子状よう素の流入量（MAAP 評価結果）に対し，0.15%

（＝5%×3%）

3.2.2.2　事故時のフィルタ装置のパラメータ変化

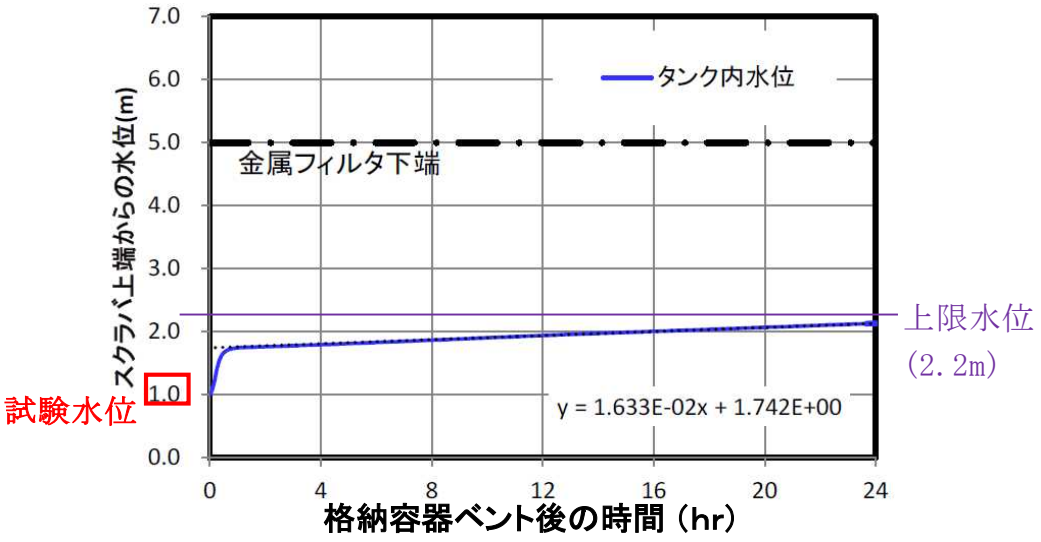
(1)　水位変化の影響

有効性評価のシナリオ(大 LOCA＋SBO＋全 ECCS 機能喪失,W/W ベント，D/W ベント）におけるフィルタ装置の水位の評価を実施した。

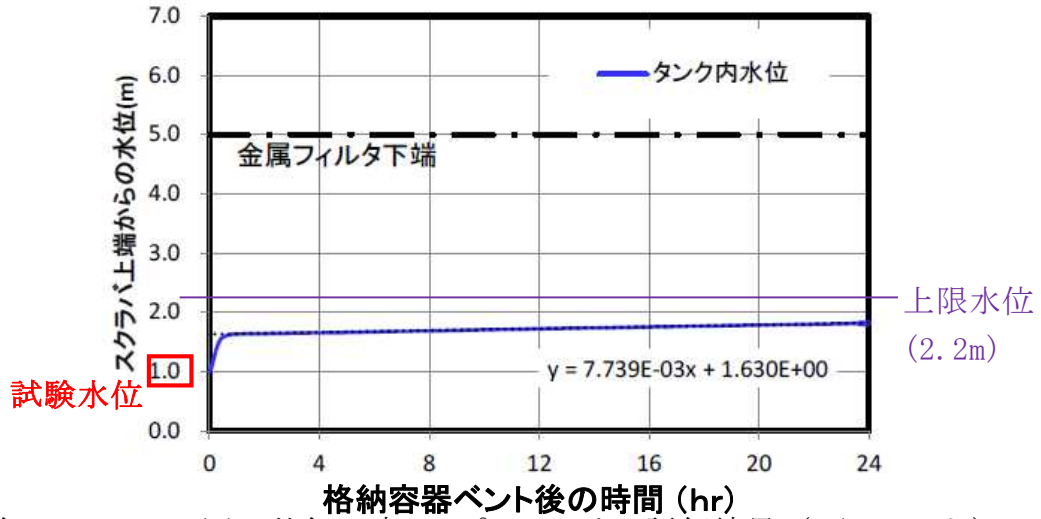
なお，外気温度により，ベントガス水蒸気の凝縮量が変わることから，外気温度が柏崎市における 1978 年～2012 年に計測した最低温度(-11.3℃)が継続した場合と，外気温度が 30.0℃が継続した場合の合計 4 ケースについて，評価を実施した。

評価結果を第 3.2.2.2－1 図～第 3.2.2.2－4 図に示す。いずれのケースにおいても，スクラバ水位は単調増加となる。

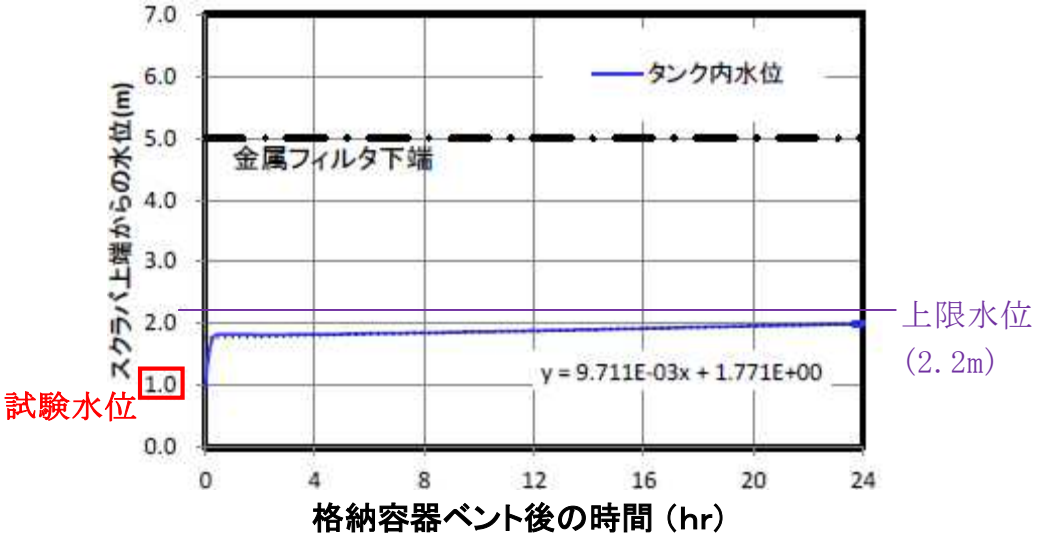
性能試験では，スクラバ水位を 1m と設定して試験を実施しているため，保守的な設定である。



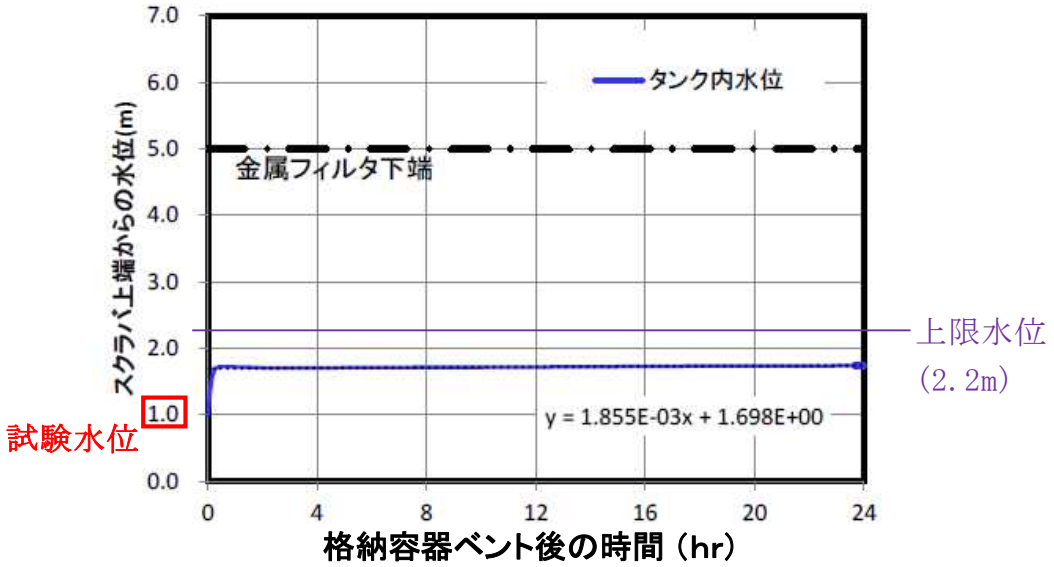
第 3.2.2.2－1 図　外気温度-11.3℃における評価結果（W/W ベント）



第 3.2.2.2－2 図　外気温度 30.0℃における評価結果（W/W ベント）



第 3.2.2.2－3 図　外気温度-11.3℃における評価結果（D/W ベント）



第 3.2.2.2－4 図　外気温度 30.0℃における評価結果（D/W ベント）

なお，各評価において，スクラバ水位がベント開始から上限水位に到達するまでの時間は第 3.2.2.2-1 表に示す通りである。

第 3.2.2.2-1 表　スクラバ水上限水位到達時間

シナリオ	外気温度[℃]	上限水位到達時間[h]
大 LOCA＋SBO＋全 ECCS 機能喪失（W/W ベント）	-11.3	28
	30.0	73
大 LOCA＋SBO＋全 ECCS 機能喪失（D/W ベント）	-11.3	44
	30.0	270

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

【上限水位】

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

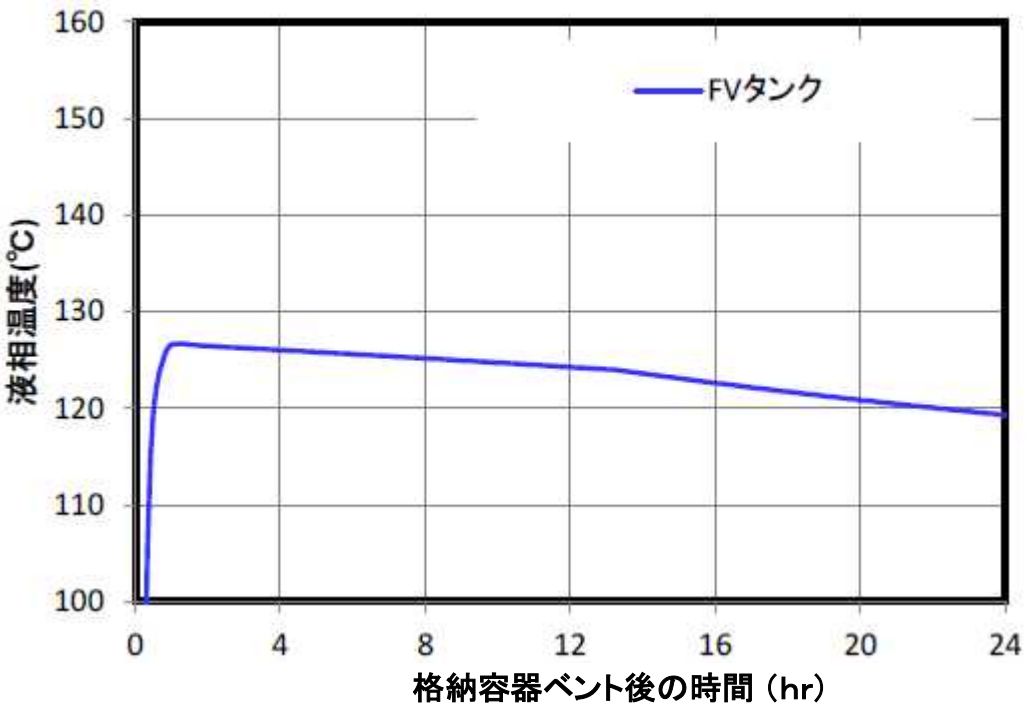
(2)　温度変化の影響

有効性評価のシナリオ（大 LOCA＋SBO＋全 ECCS 機能喪失，W/W ベント）の外気温-11.3℃におけるフィルタ装置内のスクラバ水温度を第 3.2.2.2－5 図に示す。

ベントガスの熱エネルギーや崩壊熱により，ベント開始後，スクラバ水の温度は上昇し，やがて，飽和温度相当の温度に到達する。飽和温度相当の温度に到達後は水蒸気凝縮による粒子捕集は期待できない。

エアロゾル除去性能試験では，試験ガスとして非凝縮性ガス（空気）を用いて試験を実施しているため,蒸気の凝縮による捕集は見込んでおらず,保守的な設定である。

また，無機よう素除去性能試験では，スクラバ水温は飽和温度以下として設定している。



第 3.2.2.2－5 図　スクラバ水温度の評価結果

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

(3)　流量変化の影響

有効性評価のシナリオ（大 LOCA＋SBO＋全 ECCS 機能喪失，W/W ベント）におけるベントガス流量の評価結果，及び，性能試験時の体積流量とフィルタベント使用時の体積流量の関係を第 3.2.2.2－6 図に示す。

これより，性能試験時の体積流量は，フィルタベント設備使用時の体積流量を包絡していることがわかる。

なお，運用上，二次隔離弁については「調整開」の運用としており，上記の評価も二次隔離弁を「調整開」とした場合のものである。仮に，二次隔離弁を「全開」とした場合，約 37,000m^3／h のベントガス流量となる。

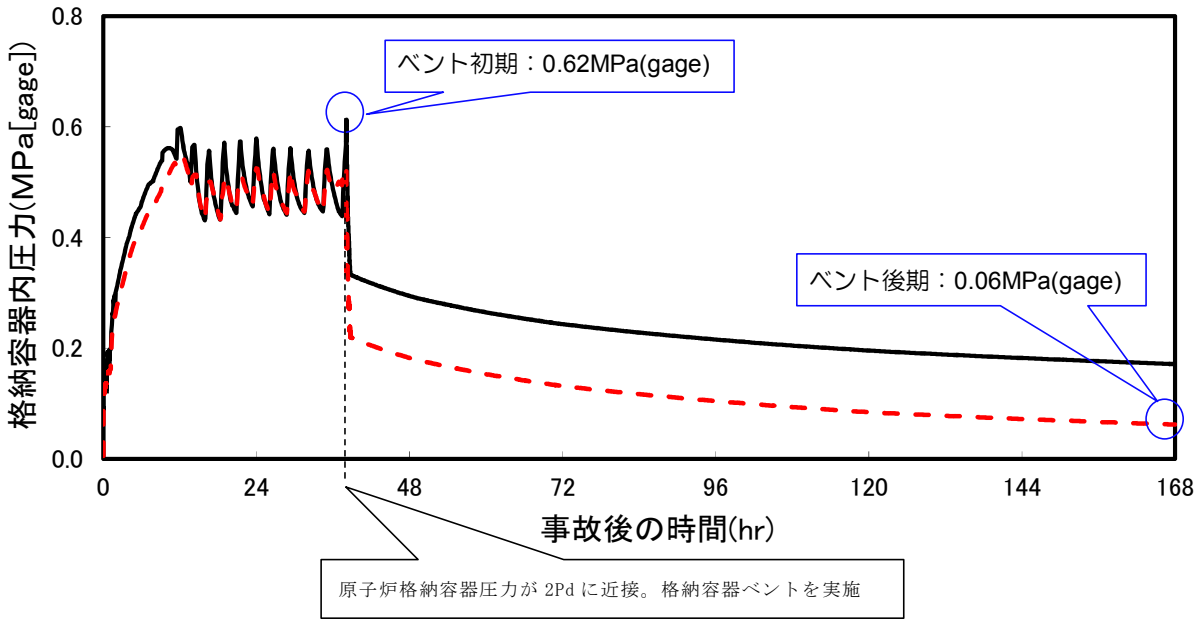
第 3.2.2.2－6 図　ベントガス流量の評価結果

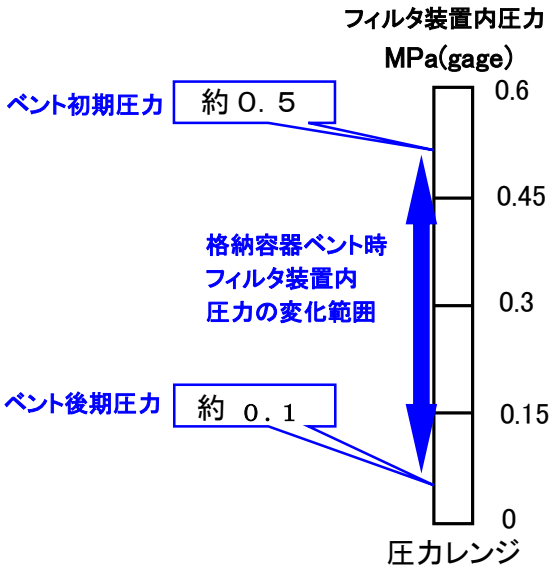
(4)　圧力変化の影響

フィルタ装置内圧力の評価結果を第 3.2.2.2－7 図に示す。

ここで，フィルタ装置内圧力は，原子炉格納容器圧力から，ベントガス通気時の配管や弁等の圧力損失を差し引いた値となる。

性能試験では，フィルタ装置内の圧力を変化させたケースも実施したが，実機で想定している放射性微粒子の粒径範囲において，DF への影響は認められなかった。





第 3.2.2.2－7 図　フィルタ装置内圧力の評価結果

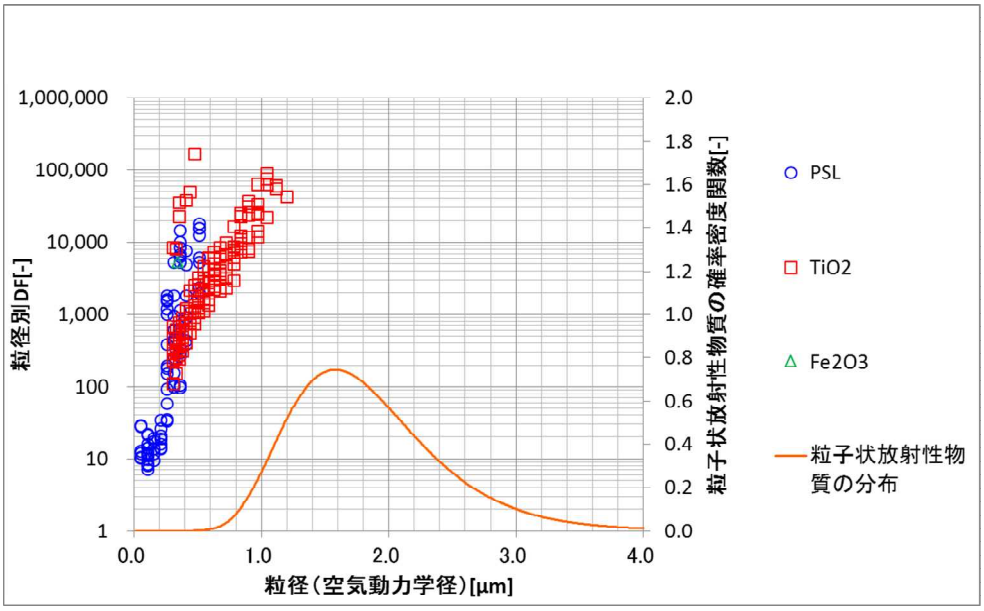
3.2.2.3　除去性能試験結果

3.2.2.3.1　エアロゾル除去性能試験

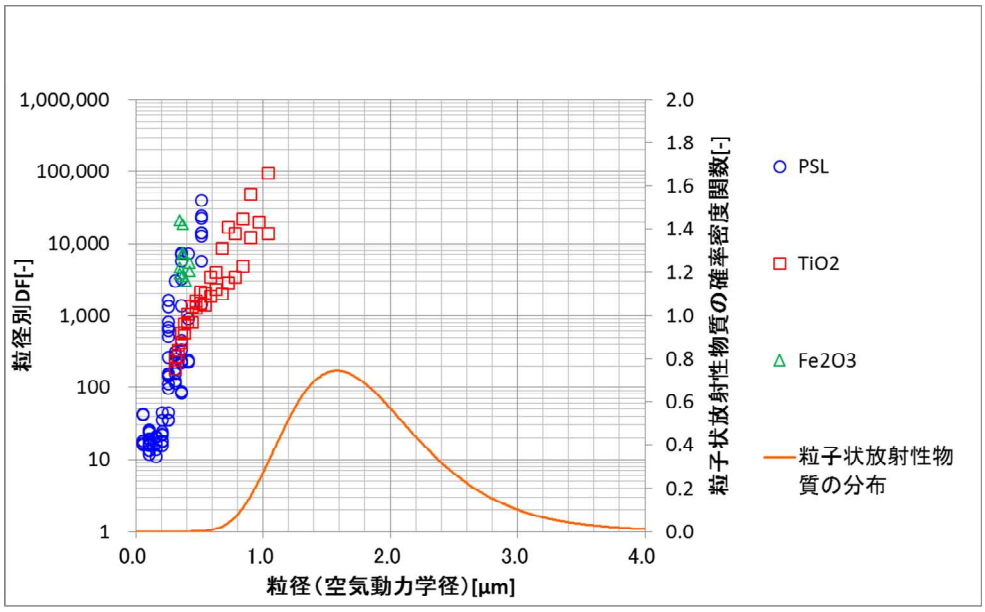
エアロゾル除去性能試験結果を第 3.2.2.3.1－1 図から第 3.2.2.3.1－3 図に示す。

CsI 粒子の密度は 4.5g/cm^3 に対し，試験用微粒子として，TiO_2 粒子（密度 4.23g/cm^3），Fe_2O_3 粒子（密度 5.24g/cm^3），PSL 粒子（密度 1.0g/cm^3）を用いている。

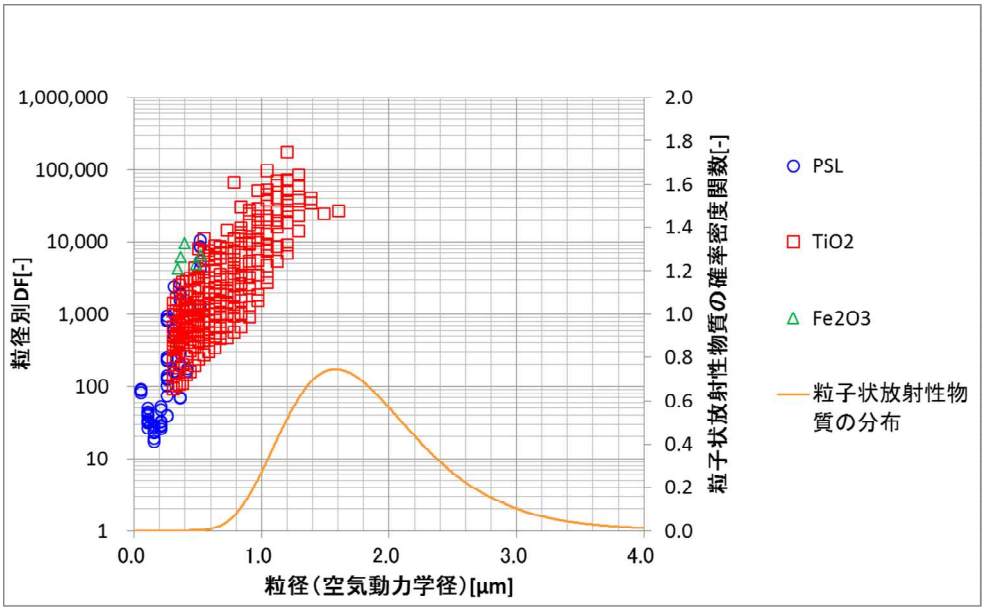
有効性評価のシナリオ（大 LOCA＋SBO＋全 ECCS 機能喪失，W/W ベント）において想定される放射性粒子の粒径分布に対して，全ての試験ケースにおいて，除染係数 DF が 1000 以上となることを確認できた。そのため，実機においても DF1000 以上を期待できると考えられる。



第 3.2.2.3.1－1 図　除去性能試験結果（2Pd 相当流量）



第 3.2.2.3.1－2 図　除去性能試験結果（1Pd 相当流量）



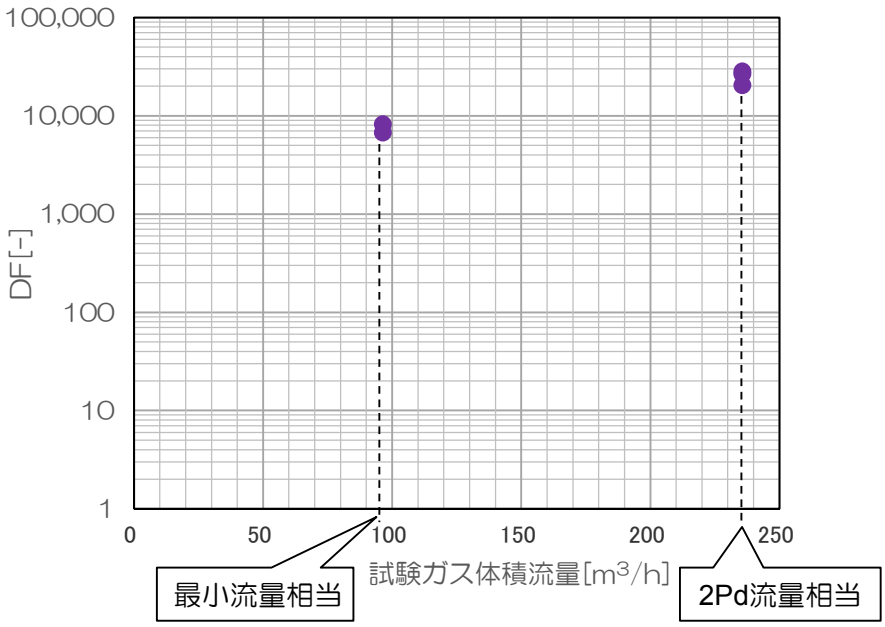
第 3.2.2.3－3 図　除去性能試験結果（最小流量相当）

3.2.2.3.2　無機よう素除去性能試験

無機よう素除去性能試験結果を第 3.2.2.3.2－1 図，第 3.2.2.3.2－2 図に示す。

第 3.2.2.3.2－1 図の試験では，無機よう素除去性能とガス流量との関係を確認するため，ガス流量を試験パラメータとした。スクラバ水の pH は 13 で固定とした。試験の結果より，無機よう素除去は，ガス流量が大きい方が DF が大きくなることが確認できた。

第 3.2.2.3.2－2 図の試験では，無機よう素除去性能とスクラバ水 pH との関係を確認するため，スクラバ水 pH を試験パラメータとした。ガス流量は，第 3.2.2.3.2－1 図の試験より小さい方が保守的であるため，実機最小流量相当にて試験を実施した。



第 3.2.2.3.2－1 図　除去性能試験結果（ガス流量依存性）

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

第 3.2.2.3.2－2 図　除去性能試験結果（スクラバ水 pH 依存性）

第 3.2.2.3.2－2 図より，無機よう素の DF を 1000 以上とするためには，スクラバ水の pH を□以上とする必要がある。そのため，スクラバ水に NaOH を添加し，格納容器圧力逃がし装置使用時において，フィルタ装置スクラバ水の pH が□以上となるようする。

3.2.2.3.3　有機よう素の除去性能試験

3.2.2.3.3.1　吸着材による除去性能試験結果

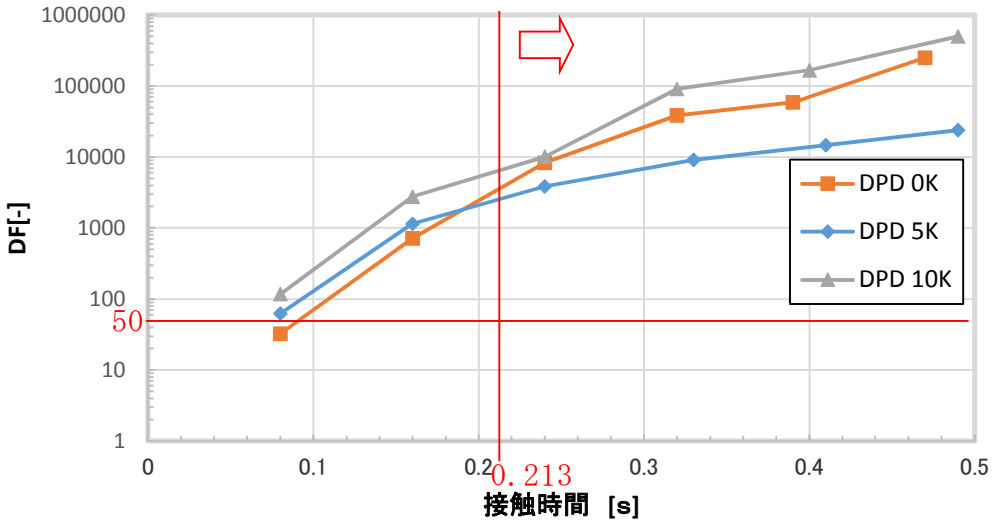
よう素フィルタの吸着材である銀ゼオライトは，ベントガスの露点温度差が大きいほど，またベントガスと吸着材の接触時間が大きいほど，よう素の除去性能が大きくなる性質がある。

そのため，格納容器ベント時のよう素フィルタの性能を確認するため，よう素フィルタの性能への影響が大きいパラメータとして，ベントガスの露点温度差，ベントガスと吸着材との接触時間を設定し，よう素除去性能試験を実施した。

よう素除去性能試験の条件を第3.2.2.3.3.1-1表,試験結果を第3.2.2.3.3.1-1図に示す。

第3.2.2.3.3.1-1表

項目		条件
試験ガス露点温度差		・0［K］　（試験ガス温度は 99[℃]） ・5［K］　（試験ガス温度は 104[℃]） ・10［K］　（試験ガス温度は 109[℃]）
接触時間	露点温度差 0［K］	・0.08　[s]，0.16　[s]，0.24　[s] 0.32　[s]，0.39　[s]，0.47　[s]
	露点温度差 5［K］	・0.08　[s]，0.16　[s]，0.24　[s] 0.33　[s]，0.41　[s]，0.49　[s]
	露点温度差 10［K］	・0.08　[s]，0.16　[s]，0.24　[s] 0.32　[s]，0.40　[s]，0.49　[s]
試験ガス組成		・水蒸気 95[%]，空気 5[%]
捕捉対象ガス		・ヨウ化メチル （微量の放射性よう素 I-131 を含む）



※接触時間 0.24[s]以上のデータで，露点温度差 0[K]と 5[K]の性能が逆転しているが，これは供給したヨウ化メチルの量に対して，DF が大きすぎることによる計測上の誤差であると考えられる。

第3.2.2.3.3.1-1図

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

本試験では，試験装置を恒温室内に設置し，吸着材と試験ガスが同一の温度になった後にヨウ化メチルを供給することとしている。ヨウ化メチルには微量の放射性よう素（I-131）を混入することで，ヨウ化メチルの除去性能を，供給した総放射能量と，吸着材に捕捉された放射能量により評価することが可能である。吸着材を充填する試験カラムは，1つの充填厚さが[ ]のカラムを6個直列に設置し，合計[ ]の充填厚さを有している。これにより，1回に試験で,6ケースの接触時間に対する除去性能を評価することが可能となる。具体的には，以下の方法でヨウ化メチルの除去性能を評価している。

【除去性能評価方法】

[ ]

なお，本試験は海外の性能認証機関[ ]にて実施したものである。

参考文献：シビアアクシデント対策としての放射性ヨウ素吸着剤 AgX の応用について
『日本機械学会　第 20 回動力・エネルギー技術シンポジウム講演論文集』

一方,6号炉及び7号炉の,よう素フィルタ部におけるベントガスの体積流量,ならびに露点温度差は第 3.2.2.3.3.1-2 表の通りとなる※1。また，よう素フィルタは第 2.2.1-2 図に記載のものを 2 基設置することとしている。さらに，よう素フィルタには,内部に吸着材を充填した円筒状のキャンドルユニットを 19 本設置する。そのため，キャンドルユニットはトータルで 38 本設置することとなる。

ここで，キャンドルユニットの吸着層の[ ]を用い，吸着層の有効高さ[ ]，キャンドルユニットの設置本数 38 本を用いて，式(1)にて吸着層の総有効面積を算出すると，[ ] となる。

(吸着層総有効面積)＝[ ]　(1)

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

また，吸着層の総有効面積と有機よう素フィルタで処理するベントガスの体積流量，さらに吸着層厚さ［　　］を用いて，式（2）にてベントガスと吸着材の接触時間を算出する。

（接触時間）＝（吸着層厚さ）÷｛（ベントガス体積流量）÷（吸着層総有効面積）｝　　（2）

式（2）にて算出したベントガスと吸着材の接触時間についても，第3.2.2.3.3.1-2表に記載する。

第3.2.2.3.3.1-2表

		PCV圧力:2Pd 二次隔離弁：調整開※1 ベントガス組成： 水蒸気(7%)，水素(34%)， 窒素(59%)※4	ベントガス質量 流量:4.5[kg/s]※2 二次隔離弁：調整開※1 ベントガス組成： 水蒸気(100%)	ベントガス質量 流量:2.5[kg/s]※3 二次隔離弁：調整開※1 ベントガス組成： 水蒸気(100%)
6号	ベントガス 体積流量 [m^3/s]			
	ベントガス 露点温度差 [K]			
	接触時間 [s]			
7号	ベントガス 体積流量 [m^3/s]			
	ベントガス 露点温度差 [K]			
	接触時間 [s]			

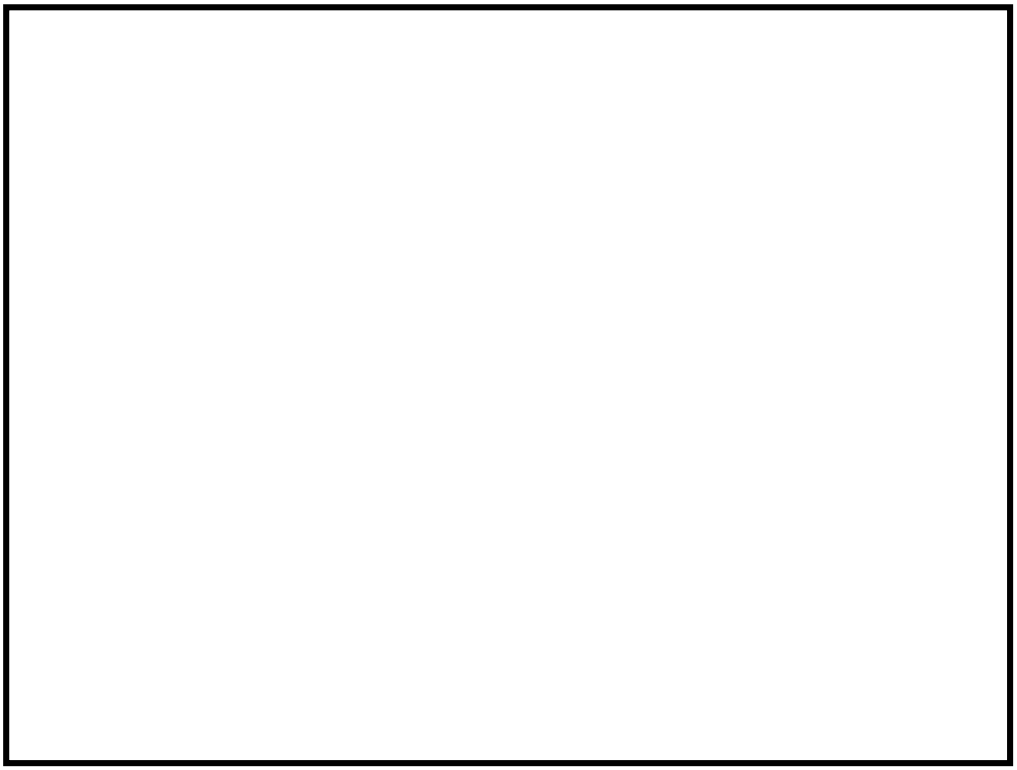
※1　6号炉弁開度：23.0(%)，7号炉弁開度：21.3(%)
MAAP解析における有効性評価シナリオ（大LOCA＋SBO＋全ECCS機能喪失，W/Wベント）のベント開始時ベントガス質量流量（17.45 kg/s）となる弁開度

※2　事故発生1週間後に原子炉格納容器内にて発生する水蒸気量

※3　事故発生1か月後に原子炉格納容器内にて発生する水蒸気量

※4　MAAP解析における有効性評価シナリオ（大LOCA＋SBO＋全ECCS機能喪失，W/Wベント）のベント開始時原子炉格納容器（S/C）内ガス組成より設定

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。



第 3.2.2.3.3.1-2 図 キャンドルユニット詳細図

第 3.2.2.3.3.1-2 表より，実機のよう素フィルタの運転範囲としては，以下の通りとなる。

【よう素フィルタ運転範囲】

第 3.2.2.3.3.1-1 図より，実機のよう素フィルタの運転範囲における有機よう素の DF（除染係数）は，設計値である 50 以上であることが確認できる。

なお，ベントガス露点温度差とベントガス・吸着材の接触時間については，原子炉格納容器内の圧力に応じてパッシブに決まるものであり，格納容器圧力逃がし装置使用時には上記の運転範囲内で変動する。また，これらのパラメータの変動は，よう素フィルタの性能を確保するのに必要な領域に収まることを確認している。そのため，よう素フィルタの性能を確保するためのよう素フィルタ温度等のパラメータ監視や制御の実施は不要である。

4. 格納容器圧力逃がし装置の設備操作と操作性

4.1 格納容器圧力逃がし装置の設備操作

4.1.1 格納容器ベント操作について

格納容器ベントの操作は，原子炉格納容器圧力を継続監視することにより，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（原子炉格納容器最高使用圧力到達時《炉心損傷前※1》，原子炉格納容器限界圧力到達前《炉心損傷後※1》，格納容器からの異常な漏えい発生時）※2 に，事故時対応手順書に定めた運転操作手順として当直副長が格納容器ベント判断を実施する。これは予め要領等に記載された運転操作手順の範囲内において，発電所対策本部長から当直副長に実施権限が委譲されているためである。

重大事故等時に，原子炉格納容器設計漏えい率を超える漏えいが発生した場合，重大事故時燃料貯蔵プールエリア放射線モニタ※3 により漏えいを認知することができる。また，炉心損傷後であるため，原子炉格納容器内の水素ガスが漏えいしていることを，原子炉区域運転階上部の水素ガス濃度計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器（PAR）の出入口温度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。

※1 ここでの「炉心損傷前後」は，原子炉格納容器内放射線量率が設計基準事故の 10 倍または原子炉圧力容器表面温度「300℃」を判断基準としている。

※2 原子炉格納容器圧力計により計測できない場合は原子炉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。重大事故等時に監視可能な原子炉格納容器温度計を「上部ドライウェル」「下部ドライウェル」「サプレッション・チェンバ（空間部）」の 3 ヶ所に設置している。なお、上記 3 エリアには他にも約 50 ヶの温度計があり，測定可能であれば監視することができる。

※3 設計基準設備である原子炉区域エリア放射線モニタ，燃料取替エリア排気放射線モニタ，原子炉建屋換気系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。

これらにより，原子炉格納容器からの異常な漏えいを認知した場合は，速やかに格納容器スプレイによる減圧操作を開始し，格納容器ベントを実施することにより原子炉格納容器からの漏えいの影響を抑制する。

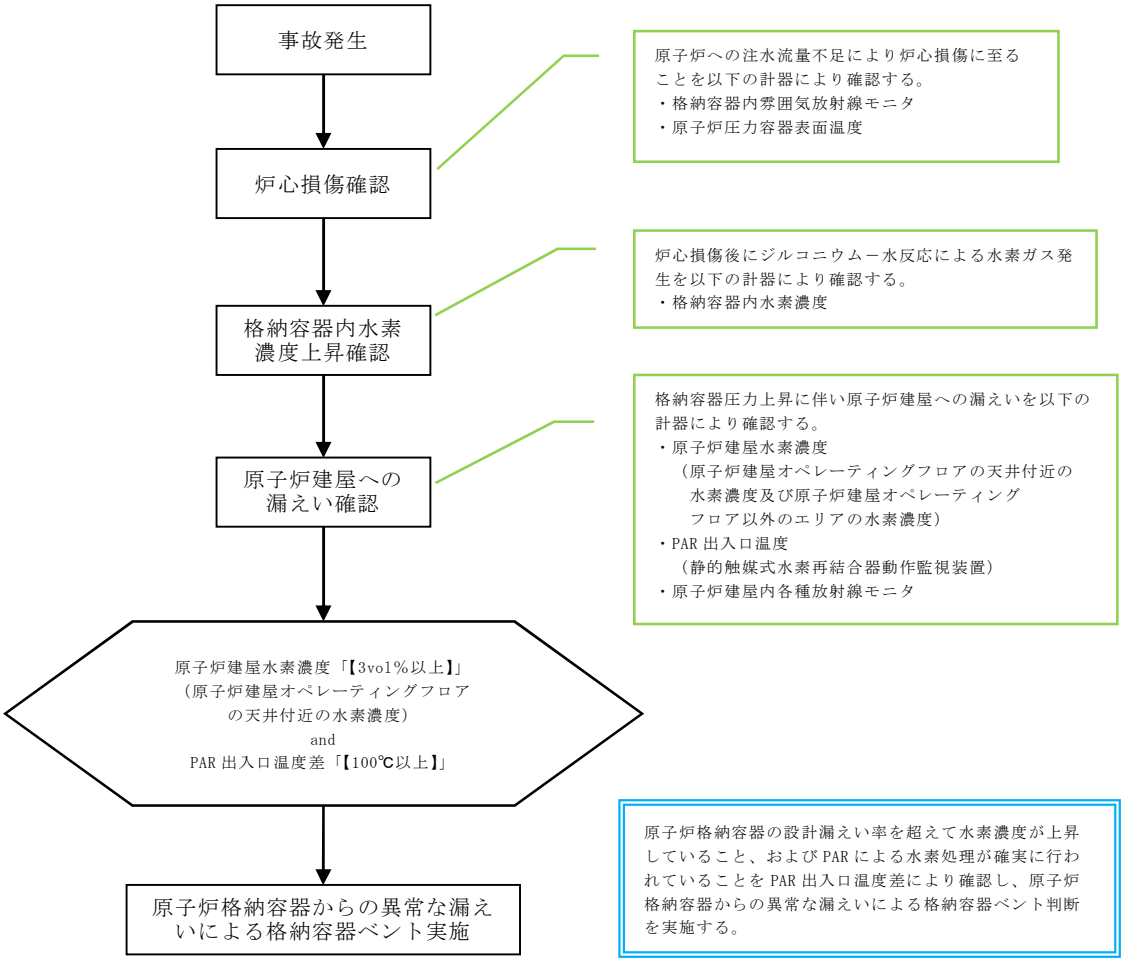
なお，原子炉格納容器からの異常な漏えいによる格納容器ベント実施について，事故時運転操作手順へ記載する方針である。操作概要について第 4.1.1－1 図に示す。

格納容器ベント操作は，原子炉格納容器圧力による格納容器ベント判断，または原子炉格納容器からの漏えいによる格納容器ベント判断により実施する方針であり，放射性物質は可能な限り原子炉格納容器内に閉じ込めること

を基本とする。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，原子炉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により放射性物質を放出する。格納容器ベントは最終ヒートシンクへの熱移動として使用するため，格納容器除熱機能等が回復されるまで継続するべきであり，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，希ガスについては，格納容器圧力逃がし装置等で除去できないことから，原子炉格納容器内にできるだけ長くとどめ，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，原子炉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，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，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）による格納容器スプレイや，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による冷却等を試みる。



第 4.1.1－1 図　原子炉格納容器からの異常な漏えいによる
格納容器ベント操作概要

4.1.2　中央制御室及び現場での操作内容

【格納容器圧力逃がし装置】

格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器の破損防止が必要になった場合，中央制御室操作または現場操作により格納容器ベント操作を実施することができる。通常は，中央制御室からの遠隔操作により実施するが，それができない場合は現場操作により実施することができる。

格納容器ベント操作が必要な状況になった際に速やかに操作ができるように，事前から重要なパラメータ（原子炉格納容器圧力，原子炉格納容器温度，サプレッション・チェンバ水位，フィルタ装置水位，フィルタ装置出入口圧力）を重大事故等時に使用可能な計器により監視し，その他必要な操作を実

施する。

a. 格納容器ベント操作前準備

原子炉格納容器圧力が，格納容器ベント操作が必要になる圧力に到達する前に準備操作を完了させる必要があるため，原子炉格納容器圧力を継続監視し，その傾向から到達する時間を予測し準備操作を開始する。

なお，設備の故障等により，現場で操作する場合は，操作に必要な時間が記載されている手順書を使用し，格納容器ベント操作が必要になる圧力に到達する前に，格納容器ベント準備操作が終了するように対応している。

(a) 格納容器圧力逃がし装置使用前確認

格納容器圧力逃がし装置の使用前に，設備に異常のないことを確認する。確認する項目は以下のとおり。

- 計測制御電源：電源が受電され，パラメータが監視可能であること。
- 駆動電源：格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント時に使用する電動弁，電動機の電源が供給されていること。
- フィルタ装置水位：通常水位付近にあること。
- フィルタ装置出入口圧力：封入した窒素圧力以上にあること。

なお，フィルタ装置の水質確認については，急激な水質変化が考えられないためフィルタ装置水位の確認により代用する。

(b) 格納容器ベントラインにつながる系統の隔離操作

格納容器ベントラインにつながる系統の隔離操作は，非常用ガス処理系，換気空調系及び耐圧強化ベント系との隔離弁の閉操作または閉確認を実施することである。本操作は，中央制御室からの遠隔操作を基本とする。制御電源・駆動源が喪失した場合，現場において閉状態の確認及び閉操作を実施する。

なお，非常用ガス処理系及び換気空調系とつながる系統の隔離操作については，空気駆動弁下流に通常時「閉」の弁を設置する計画である。この弁は，通常運転中に原子炉格納容器の圧力調整を実施する場合，一時的に開ける必要があるが，その場合は開操作を実施する操作員が近傍にいるため，異常時は速やかに閉めることが可能である。

(c) 格納容器ベントライン隔離弁の一部開操作

格納容器ベントライン隔離弁の一部開操作は，当直副長からの格納容器ベント実施指示を受けて，一つの隔離弁を操作するだけで格納容器ベントが開始できるように，他の隔離弁を事前に開操作することである。

この操作は，炉心損傷前ベントと炉心損傷後ベントで操作する弁が異なる。

炉心損傷前ベントの場合は，一次隔離弁及びフィルタ装置入口弁を準備操作として開操作及び開確認し，二次隔離弁を最後に開操作する。こ

れは，格納容器ベント中に隔離する機能を維持するためである。

炉心損傷後ベントの場合は，二次隔離弁及びフィルタ装置入口弁を準備操作として開操作及び開確認し，一次隔離弁を最後に開操作する。これは，原子炉格納容器バウンダリを最小にするためと一次隔離弁の開を維持するためである。

炉心損傷前ベントでは，一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側）{T31-AO-F022}または一次隔離弁（ドライウェル側）{T31-AO-F019}の全開操作及びフィルタ装置入口弁{T61-AO-F001}の全開確認を実施する。

炉心損傷後ベントの場合は，二次隔離弁{T31-MO-F070}の調整開操作※1及びフィルタ装置入口弁{T61-AO-F001}の全開確認を実施する。なお，二次隔離弁には手動駆動のバイパス弁を設置する計画である。

本操作は中央制御室からの遠隔操作を基本とするが，設備の故障等により通常の操作ができない場合は，それぞれの操作弁について下記の操作手法がある。

一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側／ドライウェル側）{T31-AO-F022/F019}の空気駆動源が喪失した場合は，ベント弁操作用空気供給電動駆動弁{6 号炉：T31-MO-F047/F045（7 号炉：T31-MO-F092/F082）}を中央制御室からの遠隔操作または現場での電動駆動弁手動操作により「全開」し，専用ボンベから圧縮空気を供給し，中央制御室から遠隔操作する。また，制御電源が喪失した場合は，電磁弁の排気側を加圧することにより当該弁を操作する，または弁本体を二次格納施設外から遠隔手動弁操作設備により操作する。電磁弁の排気側を加圧する操作は，排気ライン弁｛6 号炉:T31-F802/F803（7 号炉：T31－F779/F778)｝を「全閉」，ベント弁操作用空気供給電動駆動弁{6 号炉：T31-MO-F047/F045（7 号炉：T31-MO-F092/F082）}を「全開」し，空気供給弁｛6 号炉：T31-F062/F061（7 号炉：T31-F099/F098)｝を「全開」することにより，専用ボンベから圧縮空気が電磁弁の排気ラインへ供給され当該弁を操作することができる。この操作は「約 15 分（実操作時間約 5 分＋移動時間 10 分)」※2で実施可能であり，遠隔手動弁操作設備による人力操作の場合は「約 30 分（実操作時間約 20 分＋移動時間 10 分)」※2で実施可能と考える。

二次隔離弁{T31-MO-F070}の駆動電源が喪失した場合は，駆動部に設置された遠隔手動弁操作設備により二次格納施設の外から操作する。この操作は「約 25 分（実操作時間約 15 分＋移動時間 10 分)」※2で実施可能である。二次隔離弁が操作不能の場合は，手動駆動の二次隔離弁バイパス弁を遠隔手動弁操作設備により二次格納施設の外から操作する。この操作は「約 25 分（実操作時間約 15 分＋移動時間 10 分)」※2で実施可能である。

炉心損傷前後ベント準備の隔離弁操作対象弁を第 4.1.2－1 表に記す。

設備の故障による操作方法を，第 4.1.2－2 表（6 号炉），第 4.1.2－3 表（7 号炉）に整理する。

第 4.1.2－1 表　隔離弁操作対象一覧（ベント準備）

	操作対象弁	操作場所	操作（駆動）方法	操作時間
炉心損傷前	一次隔離弁 （空気駆動弁）	中央制御室	操作スイッチ	約 1 分
		二次格納施設外	専用ボンベ	約 15 分※2 （実操作時間約 5 分＋移動時間 10 分）
			遠隔手動弁操作設備	約 30 分※2 （実操作時間約 20 分＋移動時間 10 分）
炉心損傷後	二次隔離弁 （電動駆動弁）	中央制御室	操作スイッチ	約 1 分
		二次格納施設外	遠隔手動弁操作設備	約 25 分※2 （実操作時間約 15 分＋移動時間 10 分）
	二次隔離弁バイパス弁 （手動駆動弁）	二次格納施設外	遠隔手動弁操作設備	約 25 分※2 （実操作時間約 15 分＋移動時間 10 分）

※1　二次隔離弁はベント流量調節弁になるため「調整開」とする。

※2　最短の時間であり，手順・評価時は余裕を含めた時間を設定する。

(d) フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り

格納容器ベント中に想定されるフィルタ装置水位調整準備として，乾燥状態で保管されているドレン移送ポンプへ水張りを実施する。ドレン移送ポンプの水張りは，手動弁{T61-F502A/B}を「全開」，手動弁{T61-F501}を「開」し，フィルタ装置の水頭圧によりドレン移送ポンプ水張りを実施する。

水張り完了の確認は，ドレン移送ポンプの空気抜き弁により確認する。この操作は，「約１時間」程度で操作可能であると考えている。

ドレン移送ポンプ水張り完了後は，手動弁{T61-F501,F502A/B,F209}を「全閉」する。

また，ドレン移送ポンプの水張りに合わせて，フィルタ装置排水ラインの健全性を圧力計により確認する。

ドレン移送ポンプの水張り操作は，屋外での操作になる。格納容器ベント操作前であるため作業エリアの環境による作業性への影響はない。また，可搬設備は使用しないためアクセス性に影響はない。

(e) 中央制御室待避所設営

炉心損傷後の格納容器ベント操作前に準備操作として，中央制御室待避所への資機材搬入・待避所での監視装置の設営・中央制御室換気空調系の隔離操作・待避所の加圧操作等を実施する。

(f) 緊急時対策所待避所設営

炉心損傷後の格納容器ベント操作前に準備操作として，緊急時対策所待避所への資機材搬入・待避所での監視装置の設営・緊急時対策所換気空調系の隔離操作・待避所の加圧操作等を実施する。

(g) 格納容器圧力逃がし装置付帯設備（可搬）

格納容器圧力逃がし装置付帯設備（可搬）として「格納容器圧力逃がし装置給水設備」,「格納容器圧力逃がし装置窒素パージ設備」及び「スクラバ水 pH 制御設備」がある。格納容器ベント前準備としては以下のとおり。

- 給水設備（可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)）

  常時フィルタ装置は通常水位で維持されており，格納容器ベント開始後は水蒸気の凝縮により水位は上昇傾向であるため，基本的に補給の必要性はないと考える。

  フィルタ装置の水位が低下する要因として，フィルタ装置内で補足した放射性物質の放熱による蒸発量が水蒸気の凝縮量より大きくなる場合である。これは，格納容器ベント停止後，水蒸気の流入が減少した場合に起きやすく，格納容器ベント中は水蒸気の流入が継続するため起こり難い。そのため，可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)は格納容器ベント停止前，または格納容器ベント長時間継続による水蒸気の流入が減少し，フィルタ装置水位が低下傾向を示した場合に準備すればよく，格納容器ベント前に準備する必要はない。

- 窒素パージ設備（可搬型窒素供給装置）

  可搬型窒素供給装置は，フィルタ装置排水後の排水ライン窒素ガスパージ時もしくは，格納容器ベント停止後の格納容器圧力逃がし装置窒素ガスパージ時及びパージ後の管理に使用する。

  可搬型窒素供給装置は，事前に保管場所にて窒素ガス供給準備を実施しておくことにより，現場へ移動後にホースの接続及び接続口の隔離弁操作のみで窒素ガスを供給することができる。

  これにより，フィルタ装置排水操作時または格納容器ベント停止の目途が立ってから準備をすればよく，格納容器ベント前に準備する必要はない。

- スクラバ水 pH 制御設備

  フィルタ装置内のスクラバ水の水質は，フィルタ装置水位が維持されていれば変化することはない。スクラバ水 pH 制御設備が必要に

なるのは，フィルタ装置の排水によりスクラバ水の水質が低下した場合であり，排水操作に合わせて準備すればよく，格納容器ベント前に準備する必要はない。

b.　格納容器ベント開始操作

格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント操作は，当直副長の指示を受けて，炉心損傷前の場合は二次隔離弁{T31-MO-F070}を中央制御室からの遠隔操作または，二次格納施設外からの人力操作により「調整開」とし，炉心損傷後の場合は一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側／ドライウェル側）{T31-AO-F022/F019}を二次格納施設外からの人力操作により「全開」とし，格納容器ベントを実施する。

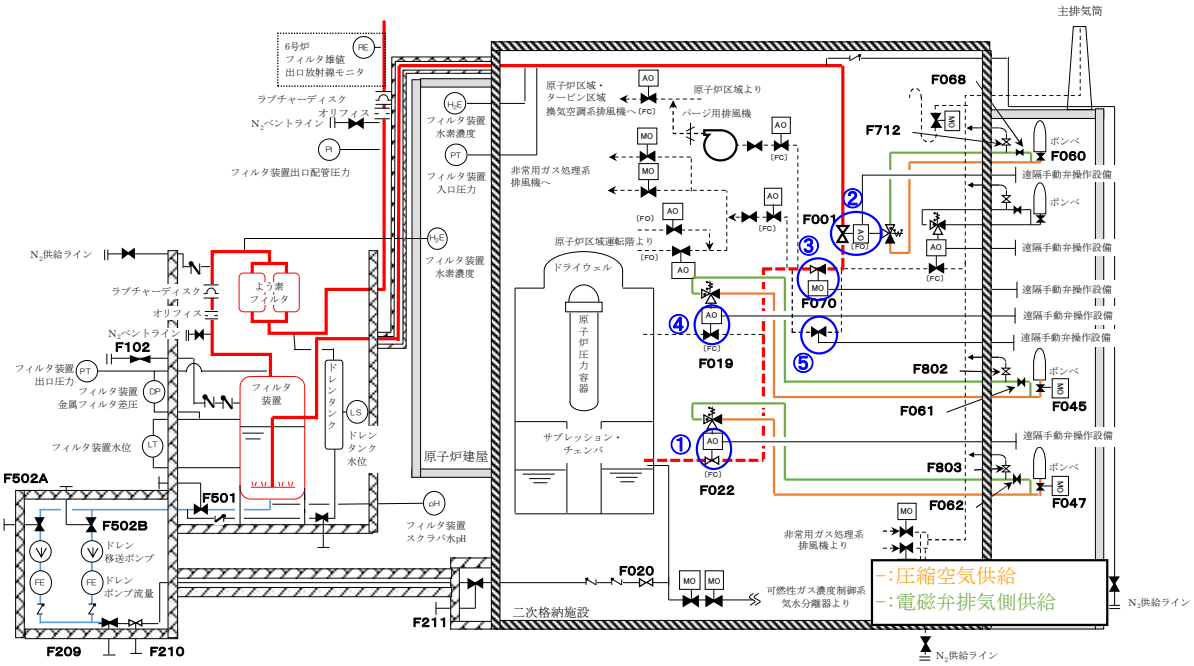
なお，二次隔離弁が操作不能の場合は，手動駆動の二次隔離弁バイパス弁を遠隔手動弁操作設備により二次格納施設の外から操作する。

原子炉格納容器からの異常な漏えい発生時における格納容器ベントは，サプレッション・チェンバ側からのベントを優先する。これは，公衆への影響が過大にならないことを目的としている。原子炉格納容器からの漏えい発生個所がドライウェル側であっても，サプレッション・チェンバ側からのベントにより原子炉格納容器圧力を低下させることは可能であり，原子炉格納容器からの漏えいを抑制することが可能である。

格納容器ベント操作に必要な空気駆動弁及び電動駆動弁は，炉心損傷前後において操作可能とする。

また，操作場所へのアクセスは複数のアクセスルートから選定することにより確保することができる。

① 一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側）
② フィルタ装置入口弁
③ 二次隔離弁
④ 一次隔離弁（ドライウェル側）
⑤ 二次隔離弁バイパス弁



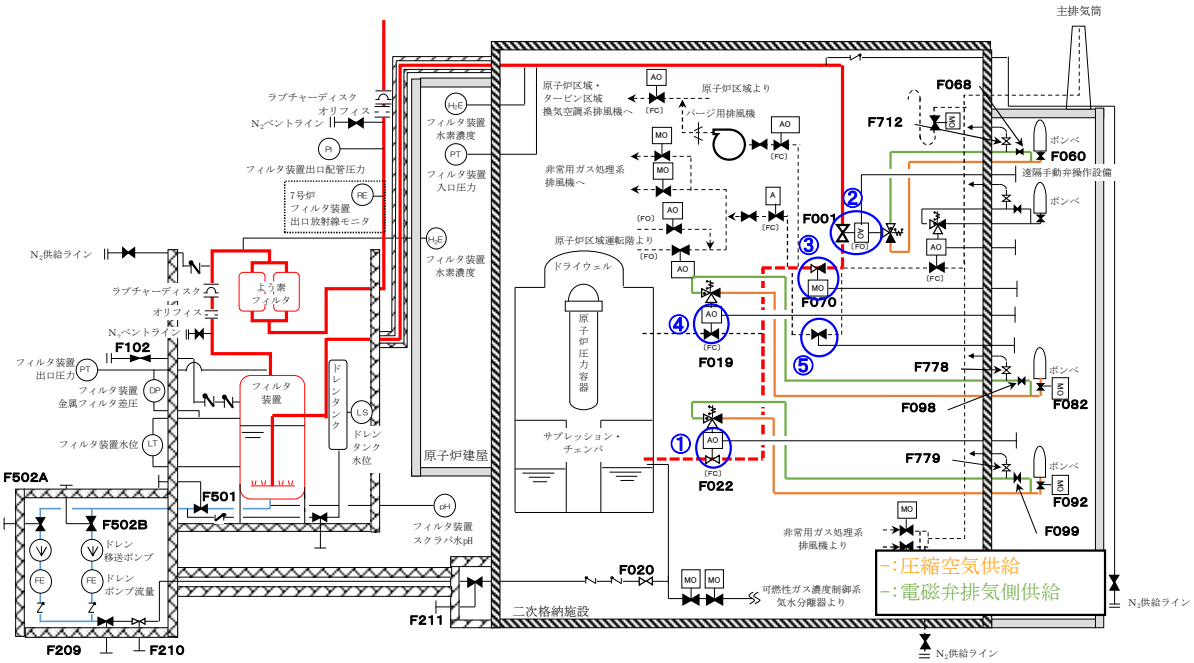
第 4.1.2－1 図　6 号炉　格納容器ベント操作前準備
及び格納容器ベント操作概略図
（格納容器圧力逃がし装置）

第 4.1.2－2 表　6 号炉　格納容器ベント操作（格納容器圧力逃がし装置）
対象弁操作方法

	操作対象弁	弁番号	駆動方式	通常状態	駆動源等喪失時動作	操作方法							
						通常時	空気駆動源喪失時	空気駆動弁制御電源喪失時		電動弁電源喪失			
										空気駆動源健全	空気駆動弁制御電源健全	空気駆動弁制御電源喪失	
①	原子炉格納容器一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側）	T31-AO-F022	空気駆動弁	通常閉	F．C	中操	専用ボンベ（中操）	専用ボンベ（現場）	エクステンション（現場）	中操	専用ボンベ（中操&現場）	専用ボンベ（現場）	エクステンション（現場）
②	フィルタ装置入口弁	T61-AO-F001	空気駆動弁	通常開	F．O	中操	専用ボンベ（中操&現場）	専用ボンベ（現場）	エクステンション（現場）	中操	専用ボンベ（中操&現場）	専用ボンベ（現場）	エクステンション（現場）
③	原子炉格納容器二次隔離弁	T31-MO-F070	電動駆動弁	通常閉	F．A．I	中操	中操	中操		エクステンション（現場）	エクステンション（現場）	エクステンション（現場）	エクステンション（現場）
④	原子炉格納容器一次隔離弁（ドライウェル側）	T31-AO-F019	空気駆動弁	通常閉	F．C	中操	専用ボンベ（中操）	専用ボンベ（現場）	エクステンション（現場）	中操	専用ボンベ（中操&現場）	専用ボンベ（現場）	エクステンション（現場）
⑤	原子炉格納容器二次隔離弁バイパス弁	弁番号未定	手動駆動弁	通常閉	－	エクステンション（現場）	－	－		－	－	－	－

F．C　駆動源等喪失時「閉」
F．O　駆動源等喪失時「開」
F．A．I　駆動源等喪失時「現状維持」
現場：二次格納施設外（非管理区域）

① 一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側）
② フィルタ装置入口弁
③ 二次隔離弁
④ 一次隔離弁（ドライウェル側）
⑤ 二次隔離弁バイパス弁



第 4.1.2－2 図　7 号炉　格納容器ベント操作前準備
及び格納容器ベント操作概略図
（格納容器圧力逃がし装置）

第 4.1.2－3 表　7 号炉　格納容器ベント操作（格納容器圧力逃がし装置）
対象弁操作方法

	操作対象弁	弁番号	駆動方式	通常状態	駆動源等喪失時動作	操作方法							
						通常時	空気駆動源喪失時	空気駆動弁制御電源喪失時		電動弁電源喪失			
										空気駆動源健全	空気駆動弁制御電源健全	空気駆動弁制御電源喪失	
①	原子炉格納容器一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側）	T31-AO-F022	空気駆動弁	通常閉	F．C	中操	専用ボンベ（中操）	専用ボンベ（現場）	エクステンション（現場）	中操	専用ボンベ（中操&現場）	専用ボンベ（現場）	エクステンション（現場）
②	フィルタ装置入口弁	T61-AO-F001	空気駆動弁	通常開	F．O	中操	専用ボンベ（中操&現場）	専用ボンベ（現場）	エクステンション（現場）	中操	専用ボンベ（中操&現場）	専用ボンベ（現場）	エクステンション（現場）
③	原子炉格納容器二次隔離弁	T31-MO-F070	電動駆動弁	通常閉	F．A．I	中操	中操	中操		エクステンション（現場）	エクステンション（現場）	エクステンション（現場）	エクステンション（現場）
④	原子炉格納容器一次隔離弁（ドライウェル側）	T31-AO-F019	空気駆動弁	通常閉	F．C	中操	専用ボンベ（中操）	専用ボンベ（現場）	エクステンション（現場）	中操	専用ボンベ（中操&現場）	専用ボンベ（現場）	エクステンション（現場）
⑤	原子炉格納容器二次隔離弁バイパス弁	弁番号未定	手動駆動弁	通常閉	－	エクステンション（現場）	－	－		－	－	－	－

F．C　駆動源等喪失時「閉」
F．O　駆動源等喪失時「開」
F．A．I　駆動源等喪失時「現状維持」
現場：二次格納施設外（非管理区域）

c. 格納容器ベント中操作

格納容器ベント操作を実施した際は，原子炉格納容器圧力が低下することにより格納容器圧力逃がし装置が正常に動作していることを確認する。また，フィルタ装置出口放射線モニタ指示の上昇・フィルタ装置入口圧力指示の原子炉格納容器圧力に追従することによっても格納容器圧力逃がし装置が正常に動作していることを確認する。なお、耐圧強化ベント系へのリークが無いことを，耐圧強化ベントラインに設置されている放射線モニタ指示が変化しないことにより確認することができる。

これらのパラメータにより格納容器ベントが正常に行われていないことを確認した場合は，原因調査を開始し，格納容器隔離弁の不具合が考えられる場合は遠隔操作から人力操作への切り替え・サプレッション・チェンバ側からドライウェル側への切り替え・二次隔離弁バイパス弁への切り替えを実施する。格納容器圧力逃がし装置の不具合が考えられる場合は耐圧強化ベントまたは代替格納容器圧力逃がし装置への切り替えを実施する。時間的な余裕がある場合は，格納容器圧力逃がし装置側を隔離してから耐圧強化ベント系等へ切り替える。耐圧強化ベント系への切り替え後，格納容器圧力逃がし装置の不具合が解消された場合には，再度格納容器圧力逃がし装置への切り替えを実施する。

二次隔離弁{T31-MO-F070}は，炉心損傷前ベントにおいて「調整開（弁開度 70%程度)」※1※2，炉心損傷後ベントにおいて「調整開（弁開度 20%程度)」※1※2を目標に操作するが，原子炉格納容器の圧力低下傾向に応じて開度を調整する。

（※1　格納容器圧力逃がし装置の系統圧力損失を踏まえた評価を実施した結果，炉心損傷前ベントにおいて「調整開（弁開度 70%程度)」，炉心損傷後ベントにおいて「調整開（弁開度 20%程度)」に変更する。これは，有効性評価における格納容器ベント時の原子炉格納容器除熱量を確保するための排出流量を満足する。

有効性評価においては，原子炉格納容器圧力「0.62MPa[gage]」における最大排出流量 31.6kg/s に対して炉心損傷前ベント時は「流路面積約 70%開」を，炉心損傷後ベント時は「流路面積約 50%開」を設定している。それぞれの流路面積に相当する排出流量を確保するために必要な二次隔離弁の弁開度を，格納容器圧力逃がし装置の系統圧力損失を踏まえて設定した。

（※2　二次隔離弁バイパス弁を使用した格納容器ベントの場合も同様となる計画である。）

格納容器ベント中は，原子炉格納容器圧力の低下を継続監視すると共にサプレッション・チェンバ水位，フィルタ装置入口圧力，フィルタ装置水位，ドレンタンク水位及びフィルタ装置出口放射線モニタを監視する。サプレッション・チェンバ水位がサプレッション・チェンバ取り出

し配管位置 [redacted] 以下※3 であることを確認する。

（※3 サプレッション・チェンバ取り出し配管位置に到達した場合は，サプレッション・チェンバからの取り出しをドライウェルからの取り出しに切り替える。格納容器ベント中にサプレッション・チェンバ水位が上昇する要因として，原子炉へ注水された水が破断口または主蒸気逃がし安全弁から流入することが考えられる。なお，サプレッション・チェンバ水温が飽和温度を下回っている場合，原子炉内の蒸気が主蒸気逃がし安全弁を通してサプレッション・チェンバで凝縮することにより水位が上昇することが考えられる。）

フィルタ装置水位が「2200mm(上限水位) ※4」から「1000mm（通常水位）※5」の範囲にあること及びフィルタ装置金属フィルタ差圧が [redacted] 以下であることを確認する。この範囲を逸脱する場合は以下のとおりフィルタ装置水位調整を実施する。

フィルタ装置水位が「2200mm(上限水位)」に到達した場合及びフィルタ装置金属フィルタ差圧が [redacted] に到達した場合は，フィルタ装置機能維持のためフィルタ装置の排水を実施する。フィルタ装置の排水は，手動弁{T61-F501,F502A/B,F210,F211}を「全開」し，ドレン移送ポンプＡ／Ｂのどちらかを起動する。ドレン移送ポンプ起動後，手動弁{T61-F209}にて流量調整し，フィルタ装置内の水をサプレッション・チェンバへ排水する。

フィルタ装置水位「1000mm（通常水位)」でフィルタ装置の排水を停止する。

（※4 上限水位はフィルタ装置内のベントガスによる吹き上がりによる上昇を考慮しても金属フィルタ下端水位「5000mm」まで到達しない水位として定めている。「3.2.2.2 事故時のフィルタ装置のパラメータ変化」にあるとおり，フィルタ装置水位が「2200mm」であれば吹き上がりを考慮しても金属フィルタ下端には到達しない。）

（※5 通常水位は下限水位に対して管理上の余裕を持たせた値として設定している。）

フィルタ装置の排水停止後，フィルタ装置薬液補給及びフィルタ装置排水ライン窒素ガスパージを行う。

フィルタ装置薬液補給は，フィルタ装置補給用接続口にスクラバ水 pH 制御設備からの送水ホースを接続し，フィルタ装置補給水弁{T61-F102}を「全開」にして必要補充量の薬液補給を実施する。

フィルタ装置排水ライン窒素ガスパージは，ドレン移送ポンプ出口ラインの残留水を可搬型窒素供給装置による窒素ガスによりサプレッション・チェンバに排水する。排水ライン接続口に可搬型窒素供給装置からの送気ホースを接続し，手動弁{T61-F211,F213}を「全開」にしてドレン移送ポンプ出口ラインの残留水をサプレッション・チェンバに排水及び窒素ガスパージを実施する。ドレン移送ポンプ出口ラインを加圧するた

めに手動弁{T61-F211}を「全閉」とし，圧力計により加圧されたことを確認する。加圧確認後，手動弁{T61-F211}を「全閉」とし窒素ガスパージを終了する。

フィルタ装置水位が「1000mm（通常水位）」を下回り「500mm（下限水位）※6」に到達する前に，フィルタ装置補給水ラインからフィルタ装置へ水張りを実施する。

フィルタ装置の水張りは，フィルタ装置補給用接続口に可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)からの送水ホースを接続し，フィルタ装置補給水弁{T61-F102}を「全開」にして水張りを実施する。

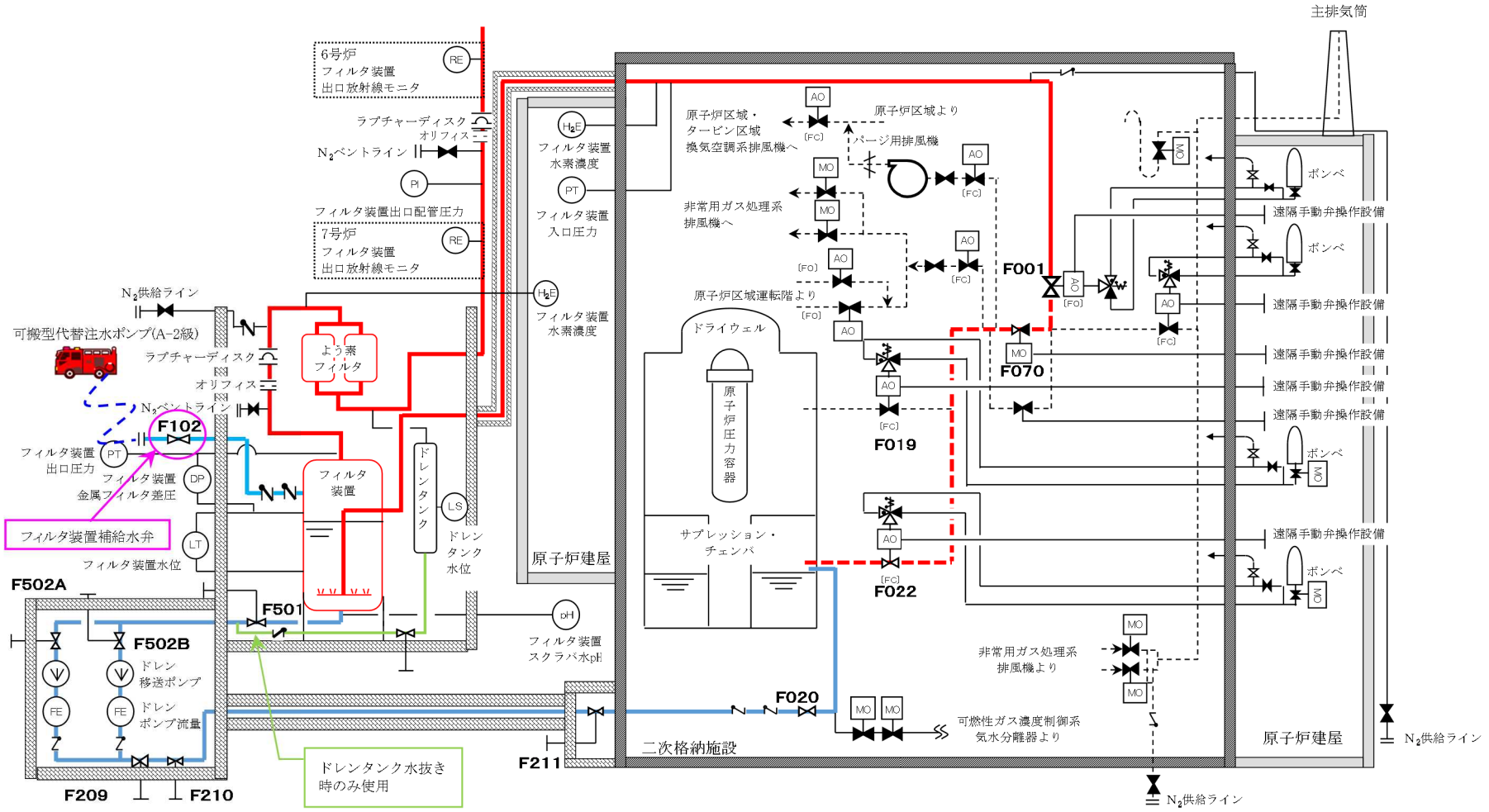
フィルタ装置水位「1000mm（通常水位）～1500mm」で水張りを停止する。

（※6　下限水位はDF性能確認試験の結果から得られた最低水位であるため，この水位を下回らないように水位調整を実施する必要がある。）

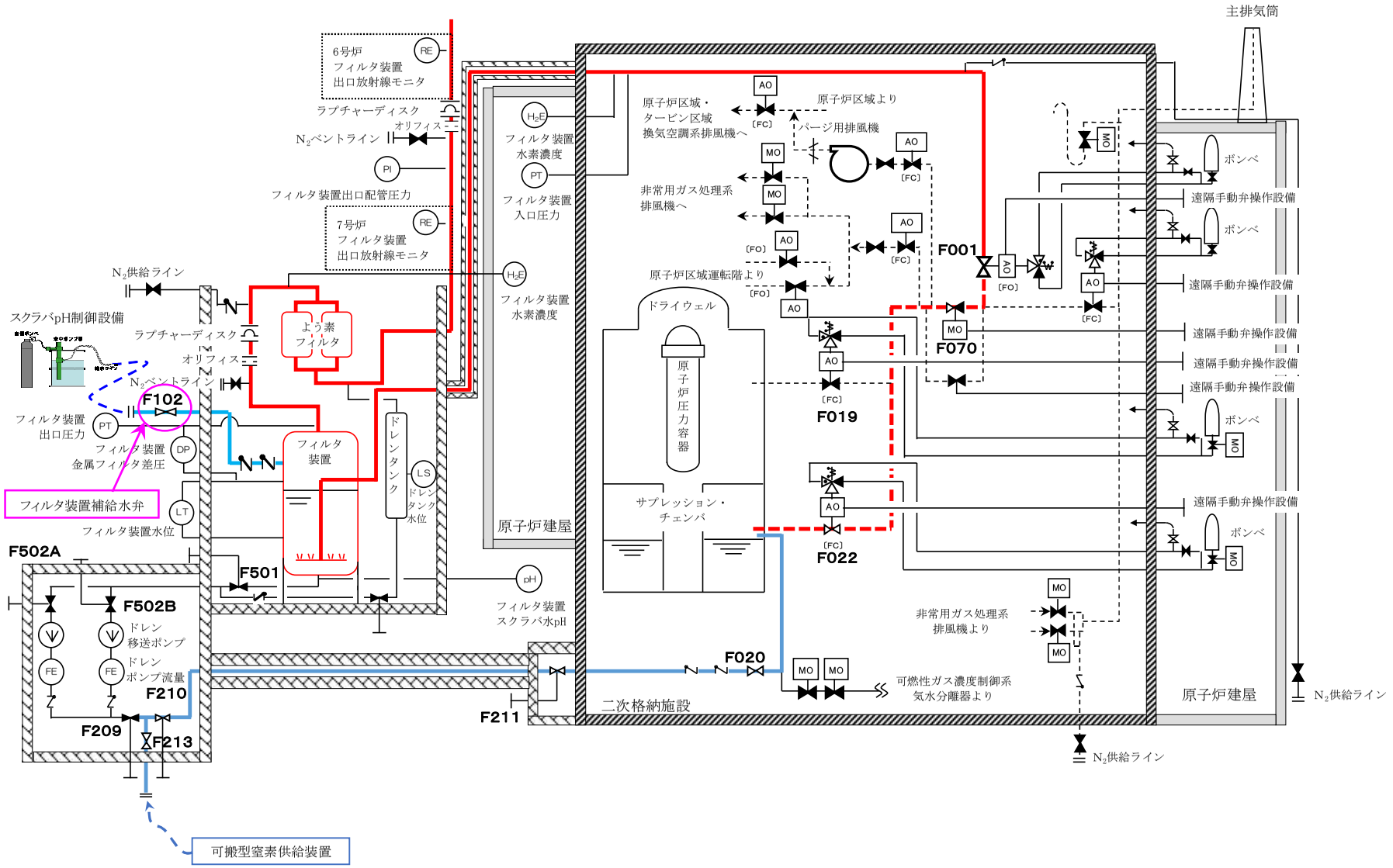
フィルタ装置の排水操作は，可搬設備を使用しないためアクセス性に影響はない。また，作業エリアの被ばく線量率が低下した後に作業を行う。

フィルタ装置薬液補給，フィルタ装置排水ライン窒素ガスパージおよびフィルタ装置の補給操作は，可搬設備を使用するためアクセスルートに支障がある場合は，重機等を使用してアクセスルートを確保する。また，作業エリアの被ばく線量率が低下した後に作業を行う。

ドレンタンク水位が水位高に到達した場合は，よう素フィルタの機能維持のために排水操作を実施する。ドレンタンクの排水は，ドレンタンク出口弁{T61-F521}を全開しフィルタ装置の排水操作と同様に排水操作を行う。ドレンタンク水位が水位低まで排水後，排水操作を停止する。



第 4.1.2－3 図　フィルタ装置水位調整操作概略図
（格納容器圧力逃がし装置）



第 4.1.2−4 図　フィルタ装置薬液補給・排水ライン窒素ガスパージ操作概略図
（格納容器圧力逃がし装置）

d. 格納容器ベント停止操作

格納容器ベント停止判断には下記の 2 つがある。

(a) 炉心損傷前ベント実施中に炉心の健全性が確認できない場合

炉心損傷前ベント実施中に，炉心の健全性が確認できない場合は炉心損傷に至る可能性があり，放射性物質の放出が増加するため格納容器ベントを停止する。原子炉停止後の経過時間で炉心損傷後の放射性物質放出量は減少するが，環境中への放出量を低減させるための対応である。格納容器ベント停止判断は，原子炉格納容器内雰囲気放射線モニタまたは原子炉圧力容器温度計により判断する。

格納容器ベント停止後は，原子炉格納容器限界圧力に到達しないように格納容器除熱を実施する。残留熱除去系による格納容器除熱機能及び格納容器可燃性ガス濃度制御機能が回復するまでは，過度な冷却による格納容器負圧を防止し，格納容器内酸素濃度が可燃限界濃度に到達する前に格納容器圧力逃がし装置等を用いた可燃性ガス放出を実施する。

(b) 格納容器除熱機能等が回復した場合

格納容器ベント実施中に，格納容器圧力逃がし装置以外の格納容器除熱機能及び格納容器可燃性ガス濃度制御機能が回復し，原子炉格納容器の破損防止のため使用した格納容器圧力逃がし装置を停止できると判断した場合に，格納容器ベントを停止する。

具体的には，残留熱除去系による格納容器除熱機能が使用可能な状態になり，長期にわたり原子炉格納容器の冷却が可能であること，原子炉格納容器内雰囲気モニタが使用可能な状態になり，格納容器内酸素／水素濃度測定が可能であること，及び可燃性ガス濃度制御系が使用可能な状態になり，原子炉格納容器内における水の放射線分解により発生する酸素／水素を可燃限界濃度に到達することなく制御が可能であることが確認された場合に，格納容器圧力逃がし装置を停止することができる。

なお，残留熱除去系による格納容器除熱により原子炉格納容器が負圧になることを防止するため過度な冷却を実施しないように操作するとともに，不活性ガス系統からの窒素ガス供給を実施する。

格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの停止操作は，一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側／ドライウェル側）{T31-AO-F022/F019}，二次隔離弁{T31-MO-F070}または二次隔離弁バイパス弁を，中央制御室からの遠隔操作または二次格納施設外からの現場操作にて「全閉」する。

格納容器ベント停止操作時に設備の故障が発生した場合については，

一次隔離弁は「FC」であるため「全閉」すると考えられる。また，二次格納施設外から遠隔手動弁操作設備による操作により確実に「全閉」することができる。二次隔離弁は電動駆動弁であるため，駆動電源喪失時は二次格納施設外から遠隔手動弁操作設備による操作により「全閉」する。

【代替格納容器圧力逃がし装置】

代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器の破損防止が必要になった場合，中央制御室操作または現場操作により格納容器ベント操作を実施することができる。通常は，中央制御室からの遠隔操作により実施するが，それができない場合は現場操作により実施することができる。

格納容器ベント操作が必要な状況になった際に速やかに操作ができるように，事前から重要なパラメータ（原子炉格納容器圧力，原子炉格納容器温度，サプレッション・チェンバ水位，フィルタ装置水位）の監視，その他必要な操作を実施する。

ａ．格納容器ベント操作前準備

格納容器ベント操作前のフィルタ装置排水ラインへの水張りは，格納容器圧力逃がし装置と同様に実施する計画である。操作の詳細については設計に合わせて決定する。

ｂ．格納容器ベント開始操作

代替格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント操作は，地下式 FCVS 一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側またはドライウェル側）を中央制御室からの遠隔操作により「全開」とし，当直副長の指示を受けて地下式 FCVS 二次隔離弁（サプレッション・チェンバ側またはドライウェル側）を中央制御室からの遠隔操作により「調整開」とし，原子炉格納容器ベントを実施する。

中央制御室からの遠隔操作ができない場合は，地下式 FCVS 一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側またはドライウェル側）及び地下式 FCVS 二次隔離弁（サプレッション・チェンバ側またはドライウェル側）を駆動部に設置された遠隔手動弁操作設備により二次格納施設の外から操作する。

ｃ．格納容器ベント中操作

格納容器ベント操作を実施した際は，原子炉格納容器圧力が低下することにより代替格納容器圧力逃がし装置が正常に動作していることを確認する。

地下式 FCVS 二次隔離弁の開度は設計に合わせて決定する。

格納容器ベント中の監視事項，及びフィルタ装置の水位調整については，格納容器圧力逃がし装置と同様の操作を実施する計画である。操作の詳細については設計に合わせて決定する。

ｄ．格納容器ベント停止操作

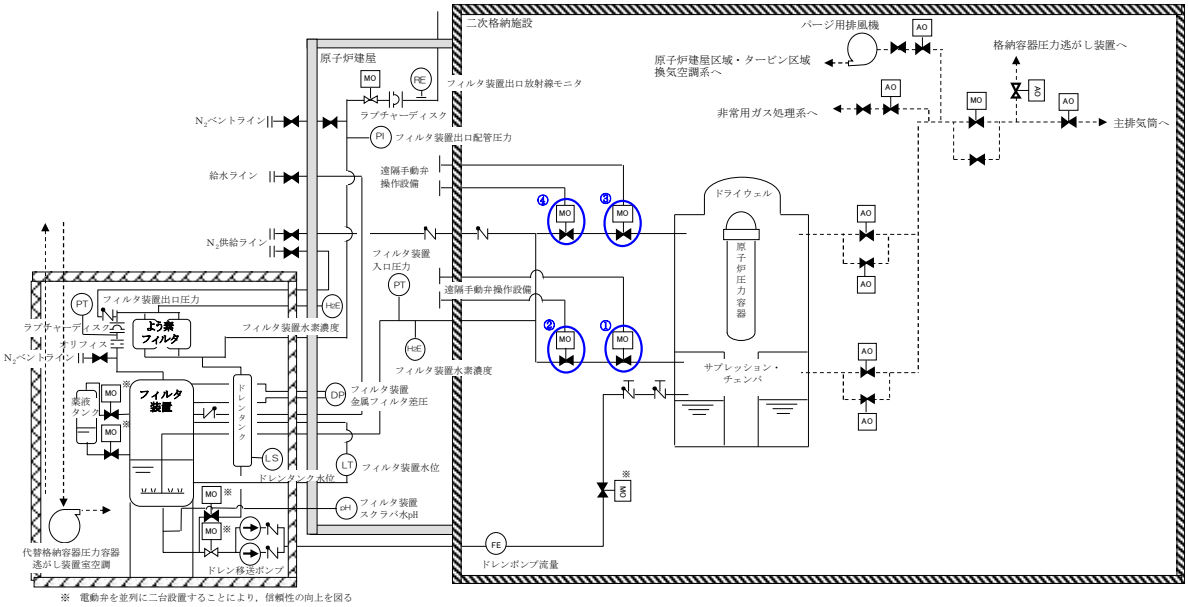
格納容器ベント実施中に，代替格納容器圧力逃がし装置以外の格納容器除熱機能が回復し，格納容器可燃性ガス濃度制御機能が確保され，格納容器破損防止のため使用した代替格納容器圧力逃がし装置を停止でき

ると判断した場合に，格納容器ベントを停止する。

具体的には，残留熱除去系による格納容器除熱機能が回復し長期にわたり原子炉格納容器の冷却が可能であること，原子炉格納容器内雰囲気モニタによる格納容器内酸素／水素濃度測定が可能であること，及び原子炉格納容器内における水の放射線分解により発生する酸素／水素を可燃性ガス濃度制御系により可燃限界濃度に到達することなく制御が可能であることが確認された場合に，代替格納容器圧力逃がし装置を停止することができる。

代替格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの停止操作は，地下式 FCVS 一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側またはドライウェル側），及び地下式 FCVS 二次隔離弁（サプレッション・チェンバ側またはドライウェル側）を，中央制御室からの遠隔操作または現場操作にて「全閉」する。

①	地下式 FCVS　一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側）
②	地下式 FCVS　二次隔離弁（サプレッション・チェンバ側）
③	地下式 FCVS　一次隔離弁（ドライウェル側）
④	地下式 FCVS　二次隔離弁（ドライウェル側）



第 4.1.2－5 図　代替格納容器圧力逃がし装置操作概略図

第 4.1.2－4 表　格納容器ベント操作（代替格納容器圧力逃がし装置）
対象弁操作方法

	操作対象弁	駆動方式	操作方法	
			通常時	電源喪失時
①	地下式ＦＣＶＳ 原子炉格納容器一次隔離弁 （サプレッション・チェンバ側）	電動駆動弁	中操	遠隔手動操作弁操作設備 （二次格納容器外（非管理区域））
②	地下式ＦＣＶＳ 原子炉格納容器二次隔離弁 （サプレッション・チェンバ側）	電動　　弁	中操	遠隔手動操作弁操作設備 （二次格納容器外（非管理区域））
③	地下式ＦＣＶＳ 原子炉格納容器一次隔離弁 （ドライウェル側）	電動駆動弁	中操	遠隔手動操作弁操作設備 （二次格納容器外（非管理区域））
④	地下式ＦＣＶＳ 原子炉格納容器二次隔離弁 （ドライウェル側）	電動駆動弁	中操	遠隔手動操作弁操作設備 （二次格納容器外（非管理区域））

4.1.3　中央制御室及び現場でのパラメータ監視

【格納容器圧力逃がし装置】

【フィルタ装置水位】

格納容器ベント操作前に，フィルタ装置水位が「1000mm(通常水位)※1」付近であることを確認し必要に応じてフィルタ装置水位の調整を実施する。

格納容器ベント操作時は，ベントガス蒸気の凝縮によりフィルタ装置水位が上昇するため継続監視し，フィルタ装置水位が「2200mm(上限水位)※2」に到達した場合は，フィルタ装置性能維持のためフィルタ装置の排水を実施する。

格納容器ベント操作時または格納容器ベント停止後に，フィルタ装置内で捕捉した放射性物質の放熱により，フィルタ装置内の水が蒸発しフィルタ装置水位が低下する場合は，「1000mm（通常水位)」を下回り「500mm(下限水位）※3」に到達する前に，フィルタ装置補給水ラインからフィルタ装置へ水張りを実施する。

フィルタ装置水位は中央制御室，緊急時対策所及びフィルタベント計装ラック（フィルタベント遮蔽壁附室）にて確認することができる。

（※1　通常水位は下限水位に対して管理上の余裕を持たせた値として設定している。）

（※2　上限水位はフィルタ装置内のベントガスによる吹き上がりによる上昇を考慮しても金属フィルタ下端水位「5000mm」まで到達しない水位として定めている。）

（※3　下限水位はDF性能確認試験の結果から得られた最低水位であるため，この水位を下回らないように水位調整を実施する必要がある。）

【フィルタ装置出口放射線モニタ】

格納容器ベント実施時に，フィルタ装置出口の放射線量を監視し，初期値からの指示上昇により放射性物質を含むガスが放出されていることを確認する。

また，格納容器ベント中においても継続監視することにより，放射性物質を含むガスの放出状況を把握する。

格納容器ベント停止後も，フィルタ装置出口配管が開放状態にあるため継続監視する。

フィルタ装置出口放射線モニタは中央制御室，緊急時対策所にて確認することができる。

【フィルタ装置入口圧力】

格納容器圧力逃がし装置点検等後の系統内窒素置換操作後に，フィルタ装置入口圧力を監視することにより窒素置換状態が維持され待機状態にあることを確認する。

格納容器ベント実施時に，待機圧力から上昇した後，原子炉格納容器圧力の低下と追従して低下傾向を示すことにより格納容器圧力逃がし装置が正常に動作していることを確認する。

また，格納容器ベント停止後に窒素ガスによるパージを実施した後は，配管内に残留した蒸気が凝縮することにより，フィルタ装置内の水の放射線分解により発生する水素の蓄積を防止するためフィルタ装置入口圧力が正圧で維持されていることを確認する。

フィルタ装置入口圧力は中央制御室，緊急時対策所及び二次格納施設外にて確認することができる。

【フィルタ装置出口圧力】

格納容器圧力逃がし装置点検等後の系統内窒素置換操作時に，可搬型窒素供給装置からの窒素ガスによりフィルタ装置出口圧力が待機状態の圧力まで加圧されたこと，及びラプチャーディスクの動作圧力まで加圧されないことを確認する。

なお，格納容器ベント実施後はラプチャーディスクが開放することにより大気圧と等しくなる。

フィルタ装置出口圧力は中央制御室，緊急時対策所及び現場（フィルタベント装置近傍）にて確認することができる。

【フィルタ装置出口配管圧力】

格納容器圧力逃がし装置点検等後の系統内窒素置換操作時に，可搬型窒素供給装置からの窒素ガスによりフィルタ装置出口配管圧力が待機状態の圧力まで加圧されたこと，及びラプチャーディスクの動作圧力まで加圧されないことを確認する。

なお，格納容器ベント実施後はラプチャーディスクが開放することにより大気圧と等しくなる。

フィルタ装置出口配管圧力は原子炉建屋 4 階屋上にて確認することができる。

【フィルタ装置水素濃度】

フィルタ装置入口及び出口配管に設置されている水素濃度計にて格納容器ベント操作後の窒素ガスによるパージ操作により，フィルタ装置入口及び出口配管内に水素が残留していないことを確認する。

また，窒素ガスによるパージ操作後もフィルタ装置入口及び出口配管内に水素が流入していないことを確認する。

フィルタ装置水素濃度は中央制御室，緊急時対策所にて確認することができる。

【フィルタ装置ドレン流量】

フィルタ装置ドレン移送ラインに設置されている流量計にて，フィルタ装置排水量及びドレンタンク排水量を確認する。

フィルタ装置ドレン流量は現場（フィルタベント遮蔽壁近傍）にて確認することができる。

【フィルタ装置スクラバ水 pH】

フィルタ装置の水位調整を実施した後，薬液を補給する際にスクラバ水の pH を確認する。

フィルタ装置スクラバ水 pH は現場（フィルタベント遮蔽壁附室）にて確認することができる。

【フィルタ装置金属フィルタ差圧】

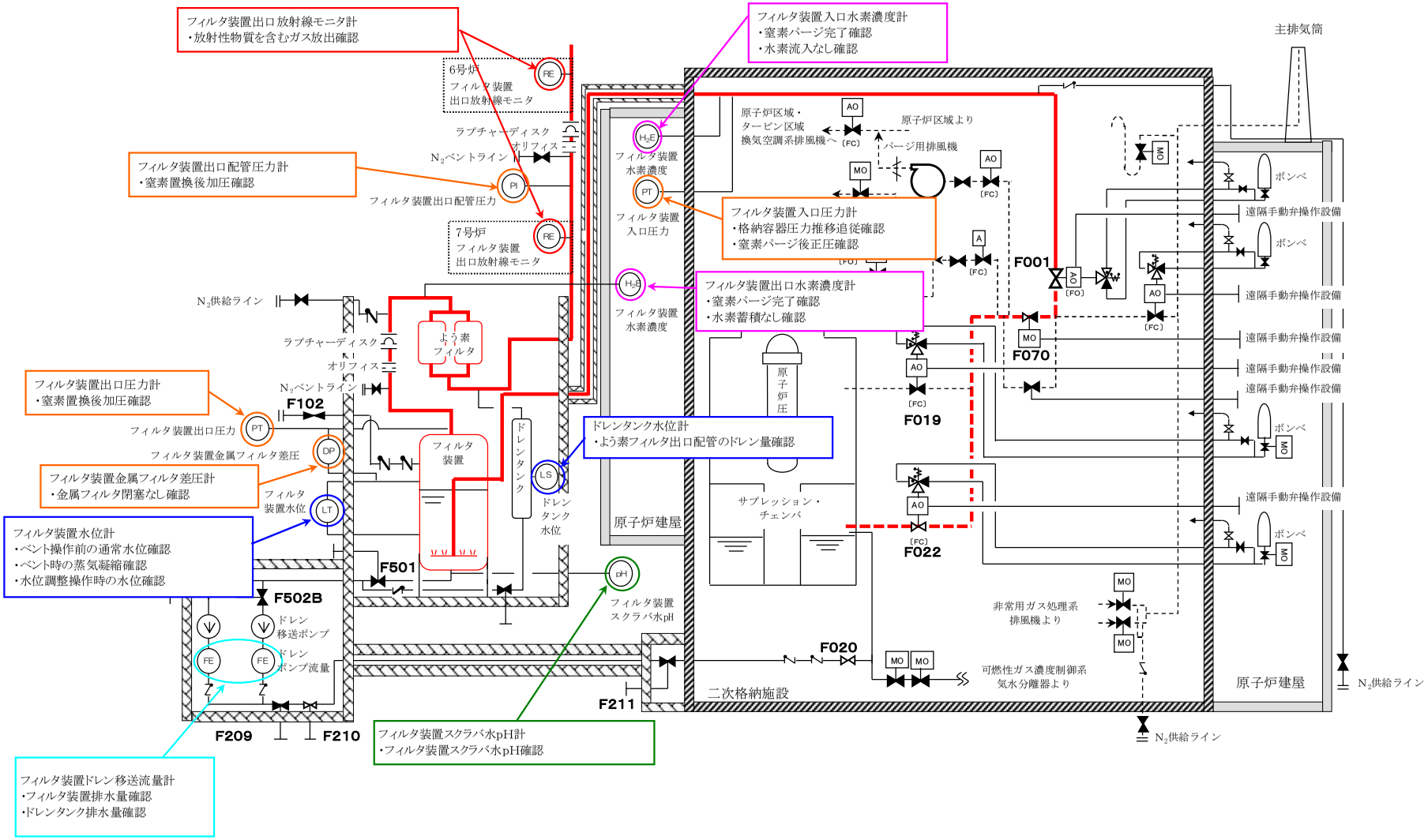
フィルタ装置金属フィルタ差圧により，金属フィルタの閉塞状態を確認する。

フィルタ装置金属フィルタ差圧は中央制御室，緊急時対策所にて確認することができる。

【ドレンタンク水位】

ドレンタンク水位により，よう素フィルタ出口配管のドレン量を確認する。ドレンタンク水位が水位高に到達した場合は，よう素フィルタの機能維持のために排水操作を実施する。

ドレンタンク水位は中央制御室，緊急時対策所にて確認することができる。



第 4. 1.3－1 図　格納容器圧力逃がし装置監視計器概要図

【代替格納容器圧力逃がし装置】

【フィルタ装置水位】

格納容器ベント操作前に，フィルタ装置水位が「1000mm(通常水位)※1」付近であることを確認し必要に応じてフィルタ装置水位の調整を実施する。

格納容器ベント操作時は，ベントガス蒸気の凝縮によりフィルタ装置水位が上昇するため継続監視し，フィルタ装置水位が「2600mm(上限水位)※2」に到達した場合は，フィルタ装置性能維持のためフィルタ装置の排水を実施する。

格納容器ベント操作時または格納容器ベント停止後にフィルタ装置内で捕捉した放射性物質の放熱によりフィルタ装置の水が蒸発しフィルタ装置水位が低下する場合は，「1000mm(通常水位)※1」を下回り「500mm(下限水位)※3」に到達する前に，フィルタ装置補給水ラインからフィルタ装置へ水張りを実施する。

フィルタ装置水位は中央制御室及び現場にて確認する計画である。

（※1　通常水位は下限水位に対して管理上の余裕を持たせた値として設定している。）

（※2　上限水位はフィルタ装置内のベントガスによる吹き上がりによる上昇を考慮しても金属フィルタ下端水位「6000mm」まで到達しない水位として定めている。）

（※3　下限水位はDF性能確認試験の結果から得られた最低水位であるため，この水位を下回らないように水位調整を実施する必要がある。）

【フィルタ装置出口放射線モニタ】

格納容器ベント実施時に，フィルタ装置出口の放射線量を監視し，初期値からの指示上昇により放射性物質を含むガスが放出されていることを確認する。

また，格納容器ベント中においても継続監視することにより，放射性物質を含むガスの放出状況を把握する。

格納容器ベント停止後も，フィルタ装置出口配管が開放状態にあるため継続監視する。

フィルタ装置出口放射線モニタは中央制御室にて確認する計画である。

【フィルタ装置入口圧力】

代替格納容器圧力逃がし装置点検等後の系統内窒素置換操作後に，フィルタ装置入口圧力を監視することにより窒素置換状態が維持され待機状態にあることを確認する。

格納容器ベント実施時に，待機圧力から上昇した後，原子炉格納容器圧力の低下と追従して低下傾向を示すことにより代替格納容器圧力逃がし装置が正常に動作していることを確認する。

また，格納容器ベント停止後に窒素ガスによるパージを実施した後は，配管内に残留した蒸気が凝縮することにより，フィルタ装置内の水の放射線分解により発生する水素の蓄積を防止するためフィルタ装置入口圧力が

正圧で維持されていることを確認する。

フィルタ装置入口圧力は中央制御室及び現場にて確認する計画である。

【フィルタ装置出口圧力】

代替格納容器圧力逃がし装置点検等後の系統内窒素置換操作時に，可搬型窒素供給装置からの窒素ガスによりフィルタ装置出口圧力が待機状態の圧力まで加圧されたこと，及びラプチャーディスクの動作圧力まで加圧されていないことを確認する。

なお，格納容器ベント実施後はラプチャーディスクが開放することにより大気圧と等しくなる。

フィルタ装置出口圧力は現場にて確認する計画である。

【フィルタ装置水素濃度】

フィルタ装置入口及び出口配管に設置されている水素濃度計にて格納容器ベント操作後の窒素ガスによるパージ操作により，フィルタ装置入口及び出口配管内に水素が残留していないことを確認する。

また，窒素ガスによるパージ操作後もフィルタ装置入口及び出口配管内に水素が流入していないことを確認する。

フィルタ装置水素濃度は中央制御室にて確認する計画である。

【フィルタ装置ドレン流量】

フィルタ装置ドレン移送ラインに設置されている流量計にて，フィルタ装置排水量を確認する。

フィルタ装置ドレン流量は現場にて確認する計画である。

【フィルタ装置スクラバ水 pH】

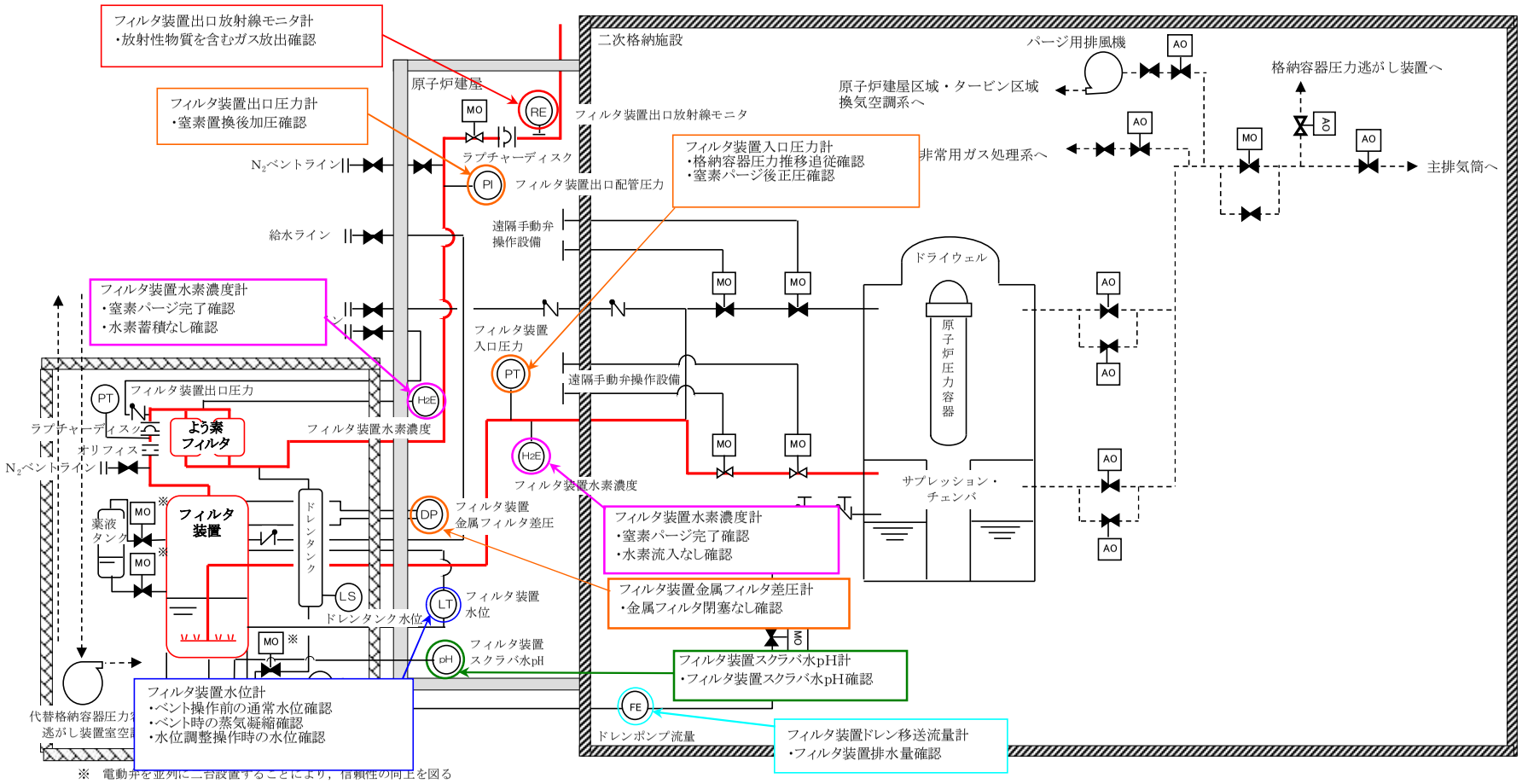
フィルタ装置の水位調整を実施した後，薬液を補給する際にスクラバ水の pH を確認する。

フィルタ装置スクラバ水 pH は現場にて確認する計画である。

【フィルタ装置金属フィルタ差圧】

フィルタ装置金属フィルタ差圧により，金属フィルタの閉塞状態を確認する。

フィルタ装置金属フィルタ差圧は中央制御室にて確認する計画である。



第 4.1.3－2 図　代替格納容器圧力逃がし装置監視計器概要図

4.2　格納容器圧力逃がし装置の操作性

4.2.1　ベント弁操作エリア

4.2.1.1　ベント前の被ばく評価（線量分布）

ベント前に二次格納施設外（屋内）にて現場作業を行う際は，二次格納施設内の放射性物質からのガンマ線による影響を受ける。

この経路からの被ばく線量を評価した結果，ベント前に二次格納施設外（屋内）にて行う現場作業の作業線量は，6 号炉側の作業で W/W ベント時は最大約 43mSv，D/W ベント時は最大約 45mSv，7 号炉側の作業で W/W ベント時は最大約 43mSv，D/W ベント時は最大約 45mSv となり作業可能である。

4.2.1.2　ベント後の被ばく評価（線量分布）

ベント後（ベント中を含む）に二次格納施設外（屋内）にて現場作業を行う際は，4.2.1.1 に示した被ばく経路に加え，二次格納施設内のベント配管内の放射性物質及び大気中に放出される希ガス等の放射性物質からのガンマ線による影響を受けることになる。

これらの経路からの被ばく線量を評価した結果，ベント後に二次格納施設外（屋内）にて行う現場作業の作業線量は，6 号炉側の作業で W/W ベント時は約 7.1mSv,D/W ベント時は約 2.8mSv,7 号炉側の作業で W/W ベント時は約 2.7mSv，D/W ベント時は約 4.4mSv となり作業可能である。

4.2.2　フィルタベント遮蔽壁周辺

4.2.2.1　ベント前の被ばく評価（線量分布）

ベント前に屋外にて現場作業を行う際は，二次格納施設内の放射性物質からのガンマ線による影響を受ける。

この経路からの被ばく線量を評価した結果，屋外にて行う現場作業の作業線量は，6 号炉側の作業で最大約 2mSv，7 号炉側の作業で最大約 2mSv となり作業可能である。

4.2.2.2　ベント後の被ばく評価（線量分布）

ベント後（ベント中を含む）に屋外にて現場作業を行う際は，4.2.2.1 に示した被ばく経路に加え，フィルタ装置，よう素フィルタ及びベント配管内の放射性物質並びに大気中に放出される希ガス等の放射性物質からのガンマ線による影響を受けることになる。

これらの経路からの被ばく線量を評価した結果，ベント後に屋外にて行う現場作業の作業線量は，6 号炉側の作業で W/W ベント時は最大約 47mSv，D/W ベン

ト時は最大約 45mSv，7 号炉側の作業で W/W ベント時は最大約 46mSv，D/W ベント時は最大約 44mSv となり作業可能である。

4.2.2.3　自然現象による操作性への影響

環境条件として設定する自然現象（降水，積雪，風（台風），低温（凍結））による，操作性への影響は以下のとおり。

a. 降水　（1 時間降水量：43.0mm，1 日降水量：131.4mm）

フィルタベント遮蔽壁周辺は，環境条件の降水が構内排水施設の排水能力を上回ることはなく，作業可能である。フィルタベント遮蔽壁内について，タンク室内はサンプ排水ラインを通じて排水するか，ドレン移送ポンプを用いてサプレッション・チェンバに移送することが可能であり操作性への影響はない。また，附室は排水口を設置することにより，雨水が溜まることはなく，作業可能である。

b. 積雪　（1 日降雪量：58.0cm，平均積雪深：31.1cm）

適切に除雪を実施することにより，作業可能である。

c. 風（台風）　（10 分間平均風速：22.2m/s）

構内での車両の走行は，横風を受けるような高速で移動するものではないため走行可能である。また，高所での作業はなく低所のみでの作業であるため十分な注意を払うことにより作業可能である。

d. 低温（凍結）　（気温：-10.3℃（24 時間継続））

防寒対策として適切な装備を着用することにより，作業可能である。

4.3　水素燃焼防止に関する設備操作

水素燃焼防止に関する操作は以下の２つがある。

①　格納容器圧力逃がし装置点検等後の窒素置換
（窒素ガスによる酸素濃度低下操作）

②　格納容器ベント停止後の窒素ガスによるパージ
（窒素ガスによる水素，残留蒸気パージ）

①　格納容器圧力逃がし装置点検等後の窒素置換
（窒素ガスによる酸素濃度低下操作）

【格納容器圧力逃がし装置】

格納容器圧力逃がし装置の点検等後は，フィルタ装置及び配管内部に酸素が存在するため，格納容器ベント操作時に，原子炉格納容器から流入した水素による燃焼を防止する必要がある。そのため，格納容器圧力逃がし装置を待機状態とする前に，窒素ガスを注入し酸素濃度を低下させ，窒素置換状態とする。

格納容器圧力逃がし装置の窒素置換操作は,「フィルタ装置入口配管，フィルタ装置」「フィルタ装置出口配管」の二つに区別される。

「フィルタ装置入口配管，フィルタ装置」の窒素置換操作は，フィルタ装置入口弁{T61-F001}を全閉とした上で，大気開放の窒素ベント弁{弁番号未定}を「全開」にし，可搬型窒素供給装置からの窒素ガスを窒素供給弁{T61-F205}を「開」することにより実施する。窒素ガス注入によって，フィルタ装置入口配管，フィルタ装置までの空気は，窒素ベント弁{弁番号未定}から大気へ放出される。ポータブルの酸素濃度計で放出箇所の酸素濃度を測定し「可燃限界濃度（5vol%）以下※1」まで低下確認できれば窒素置換完了と判断する。窒素置換完了後は,空気混入防止として系統内を加圧状態とする。加圧操作は，窒素ベント弁{弁番号未定}を「閉」し，フィルタ装置出口圧力及びフィルタ装置入口圧力の指示が上昇し，フィルタ装置出口圧力が「10kPa[gage]」まで加圧された後，窒素供給弁{T61-F205}を「全閉」し加圧状態とする。また，窒素置換完了後は原子炉格納容器内の窒素置換が完了するまではフィルタ装置入口弁{T61-F001}を窒素置換された範囲の隔離弁として全閉状態に保持する。

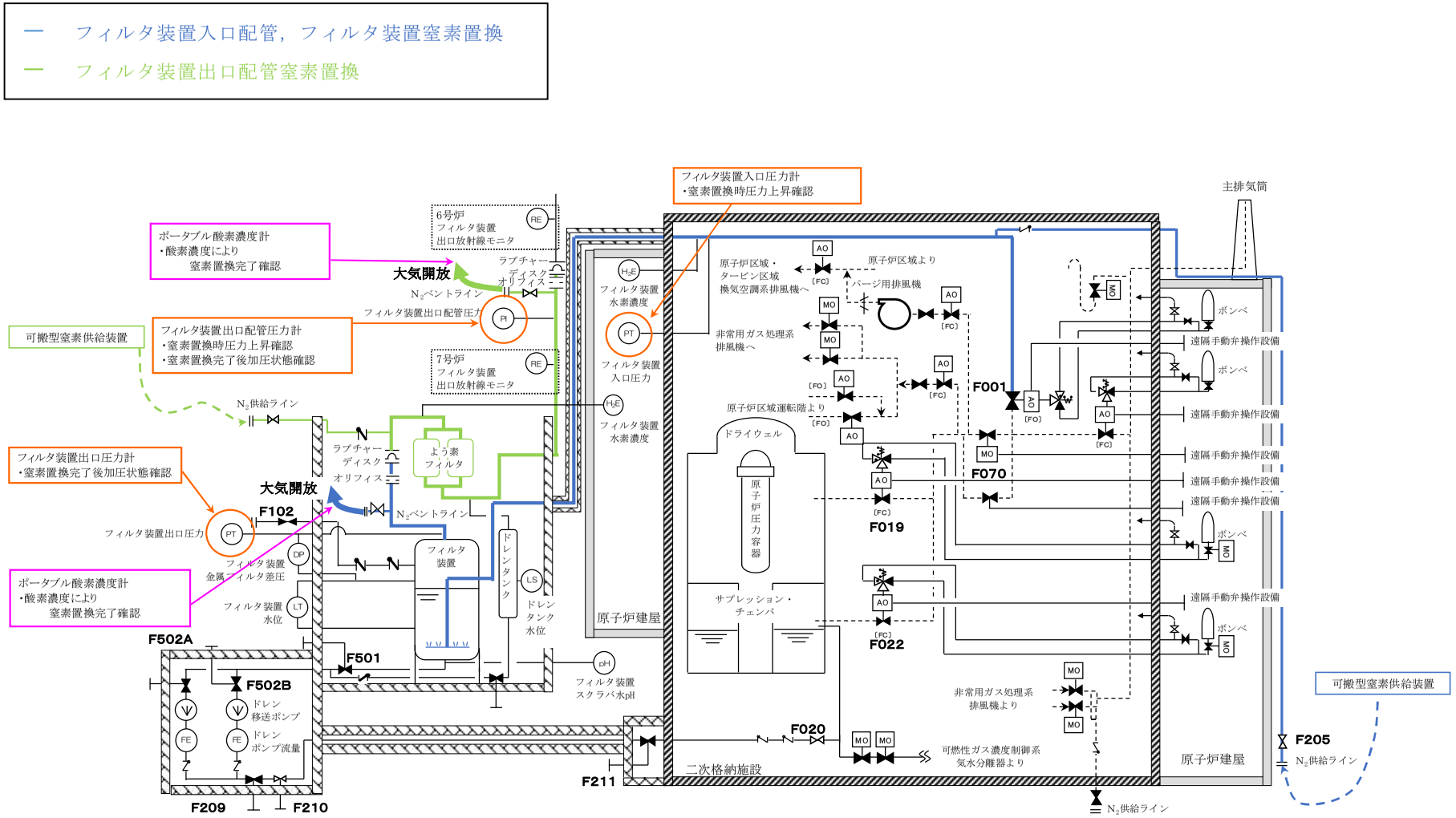
「フィルタ装置出口配管」の窒素置換操作は，大気開放の窒素ベント弁{T61-F207}を「全開」にし，可搬型窒素供給装置からの窒素ガスを窒素供給弁{弁番号未定}を「開」することにより実施する。窒素ガス注入によって，ラプチャーディスクまでのフィルタ装置出口配管内の空気は，窒素ベント弁{T61-F207}から大気へ放出される。ポータブルの酸素濃度計で放出箇所の酸素濃度を測定し「可燃限界濃度（5vol%）以下※1」まで低下確認できれば窒素置換完了と判断する。加圧操作は，窒素ベント弁{T61-F207}を「閉」し，フ

ィルタ装置出口配管圧力の指示が上昇し「10kPa[gage]」まで加圧された後，窒素供給弁{弁番号未定}を「全閉」し加圧状態とする。

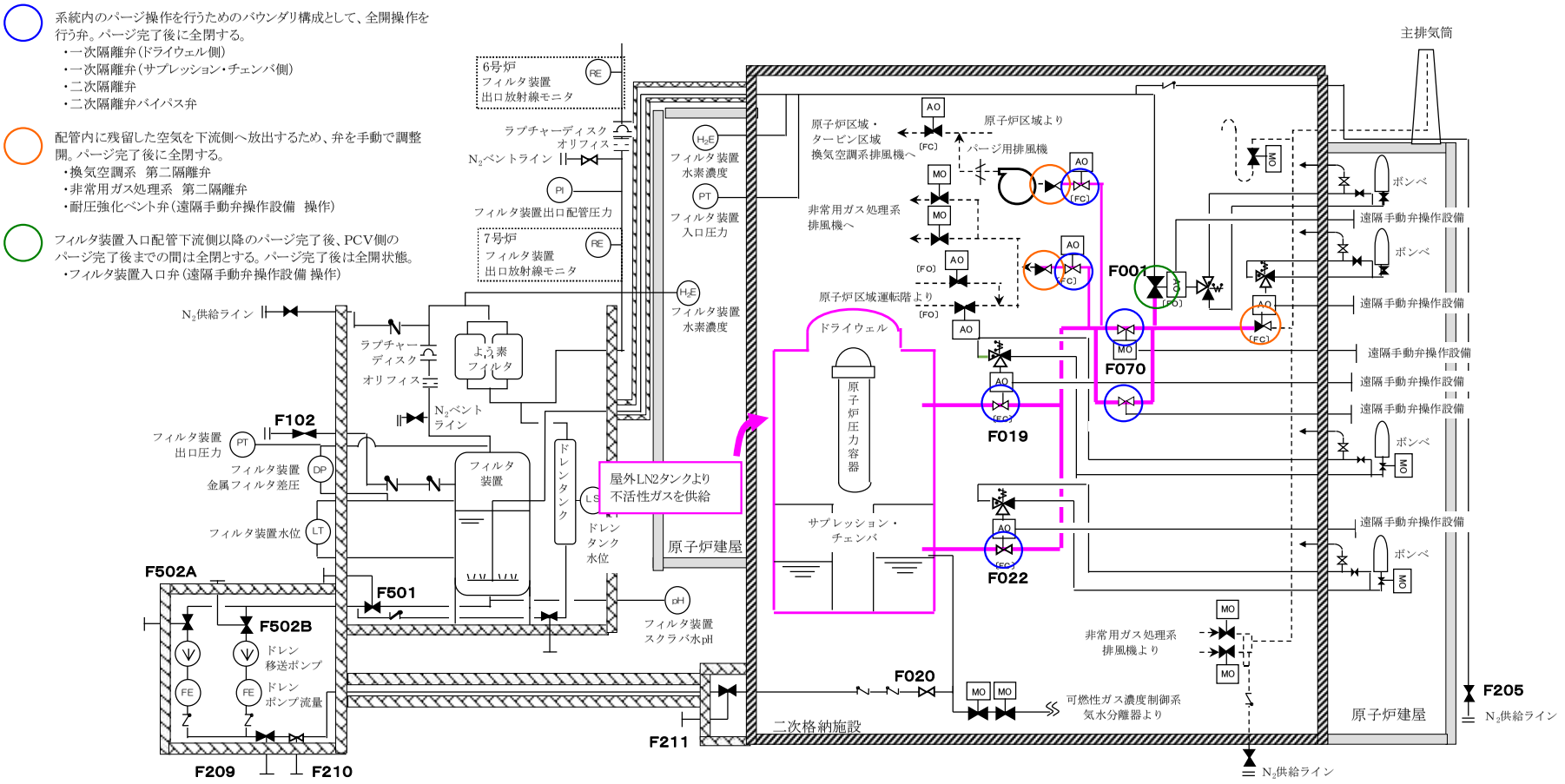
（※1　窒素置換完了判断値は可燃限界濃度以下の値とする）

一方で，フィルタ装置入口弁{T61-F001}上流側の範囲については，プラント起動時に不活性ガス系を用いて行う原子炉格納容器の窒素置換操作に合わせて系統内の窒素置換を行う。フィルタ装置入口弁{T61-F001}上流側の窒素置換操作は，バウンダリ構成として一次隔離弁（ドライウェル側）{T31-F019}※2，一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側）{T31-F022}※2，二次隔離弁{T31-F070}，二次隔離弁バイパス弁{T31-F072}，換気空調系一次隔離弁{T31-F021}※2，及び非常用ガス処理系一次隔離弁{T31-F020}を全開した上で，他系統との隔離弁までの配管内に残留した空気を下流側へ放出するために，順次，換気空調系二次隔離弁{U41-F050}※2，非常用ガス処理系二次隔離弁{T22-F040}，及び耐圧強化ベント弁{T61-F002}の開操作を行う。窒素置換操作が完了した後，上記隔離弁を全閉するとともに，フィルタ装置入口弁{T61-F001}を開状態に戻す。

（※2　原子炉格納容器の窒素置換操作において開操作する）



第 4.3－1 図　格納容器圧力逃がし装置窒素置換操作概略図
（格納容器圧力逃がし装置点検後のフィルタ装置入口弁下流側配管の窒素置換操作）



第 4.3－2 図　格納容器圧力逃がし装置窒素置換操作概略図
（起動前の格納容器内窒素置換時におけるフィルタ装置入口弁上流側配管の窒素置換操作）

【代替格納容器圧力逃がし装置】

代替格納容器圧力逃がし装置の点検等後は，フィルタ装置及び配管内部に酸素が存在するため，格納容器ベント操作時に，原子炉格納容器から流入した水素による燃焼を防止する必要がある。そのため，代替格納容器圧力逃がし装置を待機状態とする前に，窒素ガスを注入し酸素濃度を低下させ，窒素置換状態とする。

窒素置換操作は格納容器圧力逃がし装置と同様の操作を実施する計画である。

操作の詳細については設計に合わせて決定する。

② 格納容器ベント停止後の窒素ガスによるパージ

（窒素ガスによる水素，残留蒸気パージ）

【格納容器圧力逃がし装置】

格納容器ベント停止後は，配管内に残留する水素による燃焼防止と，残留蒸気が凝縮することにより配管内が負圧になり外気を吸い込むことを防止するため，格納容器圧力逃がし装置の窒素ガスによるパージを実施する。

本操作を格納容器ベント停止後速やかに実施できるよう，格納容器ベント停止までに可搬型窒素供給装置を準備する。格納容器圧力逃がし装置の窒素ガスによるパージ操作は，可搬型窒素供給装置からの窒素ガスを窒素供給弁{T61-F205}を「開」することにより実施する。格納容器ベント操作により，ラプチャーディスクが開放しているため，配管及びフィルタ装置内のガスは大気放出される。窒素ガスによるパージを一定時間（可搬型窒素供給装置流量《約 70Nm^3/h》において 3 時間）注入し，フィルタ装置水素濃度が「可燃限界濃度（2vol%）以下※」まで低下することにより窒素ガスによるパージ完了を判断する。

窒素ガスによるパージ完了後は，窒素供給弁{T61-F205}を「全閉」し窒素ガスの供給を停止する。その後は，フィルタ装置水素濃度を測定するとともに，配管内の残留蒸気凝縮により，フィルタ装置内の水の放射線分解により発生する水素の蓄積を防止するためフィルタ装置入口配管内が正圧で維持されていることを確認する。

時間経過に伴い，フィルタ装置入口配管またはフィルタ装置出口配管の水素濃度が上昇した場合には，可搬型窒素供給装置からの窒素ガスによるパージを再度実施する。再パージにより，フィルタ装置水素濃度が「可燃限界濃度（2vol%）以下※」まで低下を確認後，窒素ガスによるパージを停止する。

（※ 窒素ガスによるパージ完了判断値は可燃限界濃度以下の値を設定とする）

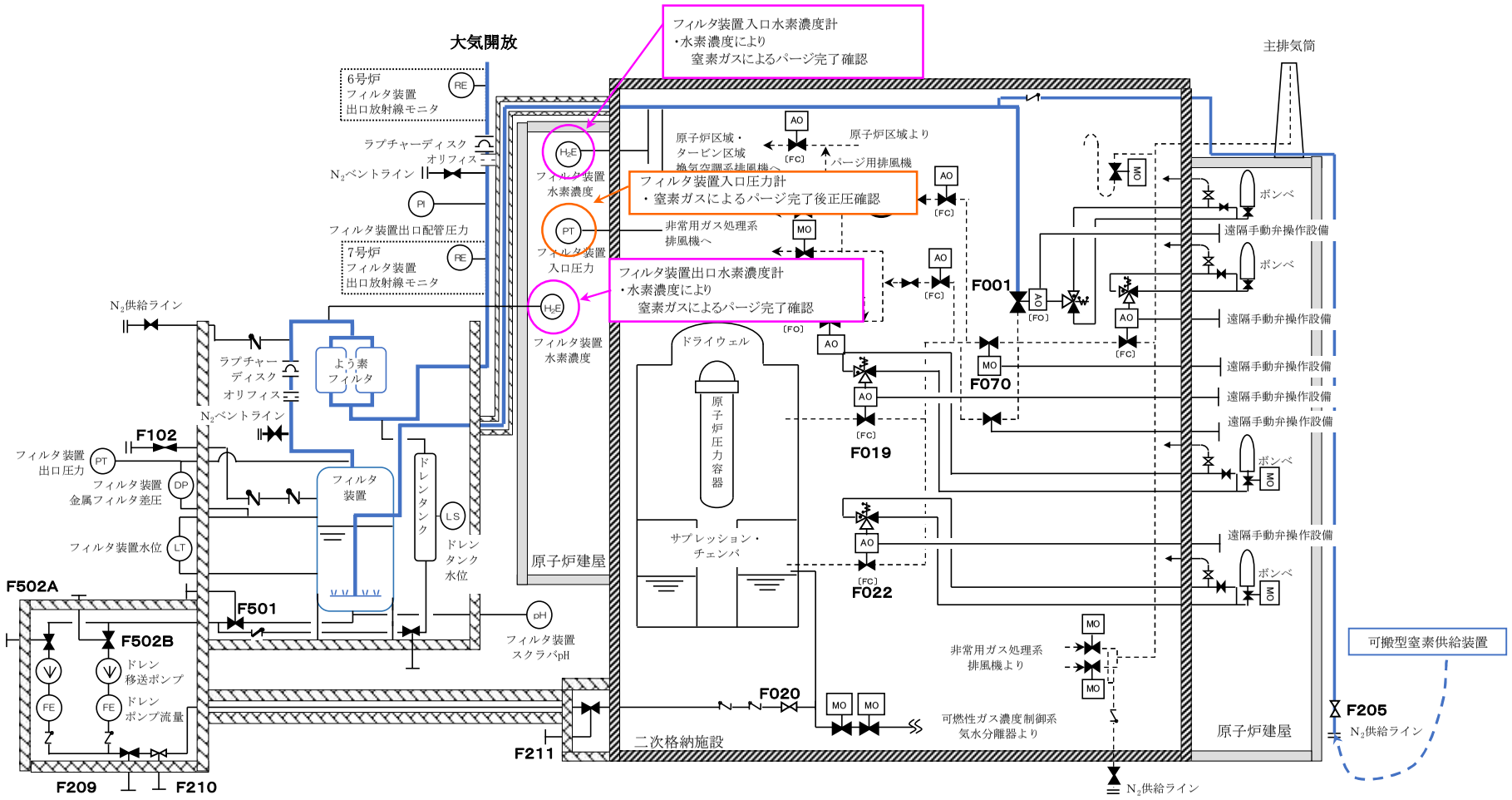
窒素ガスによるパージを再度実施するまでの時間余裕を第 4.3－1 表に示す。

第 4.3－1 表　窒素ガスパージ再実施時期

格納容器ベント実施箇所	窒素ガスパージ再実施時期	根拠
ドライウェル側	約 6 日後	フィルタ装置出口側配管の水素ガス濃度が可燃限界濃度に到達する時間
サプレッション・チェンバ側	約 180 日以上	

※「別紙 25　窒素ガスパージに対する考え方」より

ドライウェル側からの格納容器ベントを実施した場合は約 6 日後に水素ガス濃度が可燃限界濃度に到達するが，サプレッション・チェンバ側からの格納容器ベントを実施した場合は約 180 日以上可燃限界濃度に到達しない結果となった。



第 4.3－3 図　格納容器圧力逃がし装置窒素ガスによるパージ操作概略図

【代替格納容器圧力逃がし装置】

格納容器ベント停止後は，配管内に残留する水素による燃焼防止と，残留蒸気凝縮による配管内の負圧防止のため，代替格納容器圧力逃がし装置の窒素ガスによるパージを実施する。

窒素ガスによるパージは，格納容器圧力逃がし装置と同様の操作を実施する計画である。

操作の詳細については設計に合わせて決定する。

5.　設備の維持管理

5.1　点検方法

【格納容器圧力逃がし装置】

(1)　機械設備

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

対象機器毎の点検項目及び点検内容は，第5.1－1表のとおりである。

第5.1－1表　機械設備の対象機器毎の点検項目及び点検内容

対象機器	点検周期		点検項目	点検内容	
	本格	簡易		本格点検	簡易点検
容器	4	－	1.本体	a.マンホール開放 b.外観点検	―
			2.機能確認	a.漏えい確認	―
容器内部構造物 ・スクラバノズル ・気泡細分化装置 ・金属フィルタ ・整流板 ・吸着塔	4	－	1.本体	a.外観点検	―
			2.機能確認	a.外観点検	―
よう素フィルタ 銀ゼオライト	1	－	1.機能確認	a.銀ゼオライトよう素除去性能試験	―
ドレン移送ポンプ（キャンド型）	2	1	1.本体	a.下記の部分の点検手入 ・ケーシング，リアカバー ・インペラ ・キャン，ローター	a.外観点検
			2.機能確認	a.漏えい確認 b.絶縁抵抗測定 c.巻線抵抗測定 d.試運転	a.漏えい確認 b.絶縁抵抗測定 c.巻線抵抗測定 d.試運転
伸縮継手	1	－	1.本体	a.外観点検 b.カバー取替	―
			2.機能確認	a.窒素封入圧力確認※1	―
オリフィス	10	1	1.本体	a.外観点検	―
			2.機能確認	a.外観点検	a.窒素封入圧力確認※1
ラプチャーディスク	2	1	1.本体	a.ラプチャーディスク取替 b.フランジ面手入れ	―
			2.機能確認	a.窒素封入圧力確認※1	a.窒素封入圧力確認※1
配管	10	1	1.本体	a.外観点検 b.フランジ部点検手入れ	―
			2.機能確認	a.漏えい確認	a.窒素封入圧力確認※1 b.弁開閉試験時漏えい確認※2

弁	10	1	1.本体	a.弁箱内面点検手入れ b.弁体，弁座，弁棒の点検手入れ c.パッキン類取替 d.外観点検	―
			2.機能確認	a.漏えい確認 b.動作試験	a.窒素封入圧力確認※1 b.弁開閉試験時漏えい確認※2 c.動作試験(駆動部付弁)

※1 窒素封入圧力及びスクラバ水位は,簡易点検の他にパトロール時等において定期的に確認を実施する。

※2 空気駆動弁の電磁弁排気ポートへの駆動空気供給による弁開閉試験時に，空気駆動弁『開』保持状態（駆動空気を供給している状態）において，駆動空気供給系の漏えい確認を行う。

※3 点検周期の単位はサイクル。

(2)　電気設備

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

対象機器毎の点検項目及び点検内容は，第 5.1－2 表のとおりである。

第 5.1－2 表　電気設備の対象機器毎の点検項目及び点検内容

対象機器	点検周期		点検項目	点検内容	
	本格	一般		本格点検	一般点検
無停電電源装置	―	2	1.盤	―	a.外観点検 b.取付器具点検 c.冷却ファン点検
			2.変圧器	―	a.外観点検
			3.試験・測定	―	a.絶縁抵抗測定 b.保護シーケンス試験 c.主回路・ゲート回路波形測定 d.停電，復旧切替試験 e.入力電源切替試験 f.電解コンデンサ容量測定 g.特性試験 h.警報試験
電動駆動弁	6	1	1.電動機	a.外観点検	a.外観点検
			2.トルクスイッチ	a.トルクスイッチ点検 b.設定値確認	―
			3.リミットスイッチ	a.リミットスイッチ点検 b.潤滑油脂交換	―
			4.収納箱	a.配線類点検	―
			5.開度計	a.外観点検 b.指示値確認	a.外観点検 b.指示値確認
			6.試験・測定	a.絶縁抵抗測定 b.開閉試験 c.巻線抵抗測定	a.絶縁抵抗測定 b.開閉試験

※1 点検周期の単位はサイクル。

(3)　計測制御設備

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

対象機器毎の点検項目及び点検内容は，第 5.1－3 表のとおりである。

第 5.1－3 表　計測制御設備の対象機器毎の点検項目及び点検内容

対象機器	点検周期		点検項目	点検内容	
	本格	一般		本格点検	一般点検
圧力計	1	—	1.外観点検	a.各部点検手入	—
			2.特性試験	a.校正	—
電気式変換器	1	—	1.外観点検	a.各部点検手入	—
			2.特性試験	a.校正・ループ校正	—
電気式指示計	1	—	1.特性試験	a.校正・ループ校正	—
電気式記録計	1	—	1.特性試験	a.各部点検手入 b.校正	—
電磁流量計	1	—	1.分解点検	a.分解点検手入	—
電磁弁	—	1	1.外観点検	—	a.各部点検手入
			2.特性試験	—	a.絶縁抵抗・直流抵抗測定 b.動作試験
制御盤	1	—	1.外観点検	a.盤(ラック)，及び取付器具点検手入	—
検出器モニタ	1	—	1.外観点検	a.各部点検手入	—
			2.特性試験	a.回路特性試験 b.線源校正試験	—
水素検出装置	1	—	1.外観点検	a.各部点検手入	—
			2.特性試験	a.回路特性試験 b.基準ガスによる校正	— —
サンプリング機器	1	—	1.外観点検	a.サンプリング装置点検手入	—
			2.分解点検	a.ポンプ分解点検手入	—
			3.特性・性能試験	a.インサービス後の調整	—
pH 計	1	—	1.外観点検	a.各部点検手入	—
			2.特性試験	a.回路特性試験	—

※1 点検周期の単位はサイクル。

【代替格納容器圧力逃がし装置】

(1)　機械設備

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

(2)　電気設備

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

(3)　計測制御設備

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

保全方式の選定にあたっては「原子力発電所の保守管理規定（JEAC 4209）MC-11-1-1 保全方式の選定」に基づき，適切な方針を選定することとした。

格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置は設備の重要性から予防保全を行うことが適切である。機械設備，電気設備，及び計測制御設備については運転経験，劣化の進展予測等から，定期的な保全が妥当と判断するため，時間基準保全とする。

フィルタ装置の容器及び容器内部構造物については，スクラバ水の薬液に対する劣化状況について確認するため，マンホールを開放して定期的な内部点検を行う必要がある。また，銀ゼオライトについても発電所内で設置した類似事例がないことから，よう素フィルタ本体の定期的な開放点検等で劣化の進展状況を把握する必要があるため，同様に時間基準保全とする。

5.2　試験方法

【格納容器圧力逃がし装置】

格納容器圧力逃がし装置が所定の機能を確保していることを確認するため，「弁開閉試験」及び「ドレン移送ポンプ作動試験」，「漏えい試験」，「スクラバ水質確認試験」，「銀ゼオライト性能確認試験」を定期的に実施する。なお，これらの試験はプラント停止時に行う定期事業者検査を想定したものである。

(1)　弁開閉試験

弁開閉試験の概要図を第 5.2－1 図に示す。

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

a.　空気駆動弁（弁番号：①，②，③）

・中央制御室の操作スイッチによる弁開閉試験：①※，②※，③

・遠隔手動弁操作設備による人力での弁開閉試験：①，②，③

・電磁弁排気ポートへの駆動空気供給による弁開閉試験：①，②，③

b．電動駆動弁（弁番号：④，⑤，⑥）

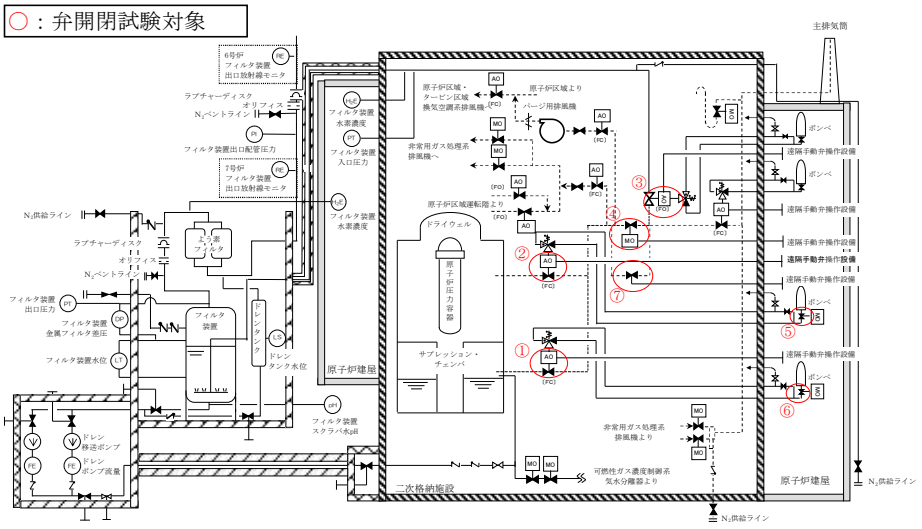
・中央制御室の操作スイッチによる弁開閉試験：④※，⑤，⑥

・弁駆動部の遠隔手動弁操作設備による人力での弁開閉試験：④

c．手動駆動弁（弁番号：⑦）

・弁駆動部の遠隔手動弁操作設備による人力での弁開閉試験：⑦

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

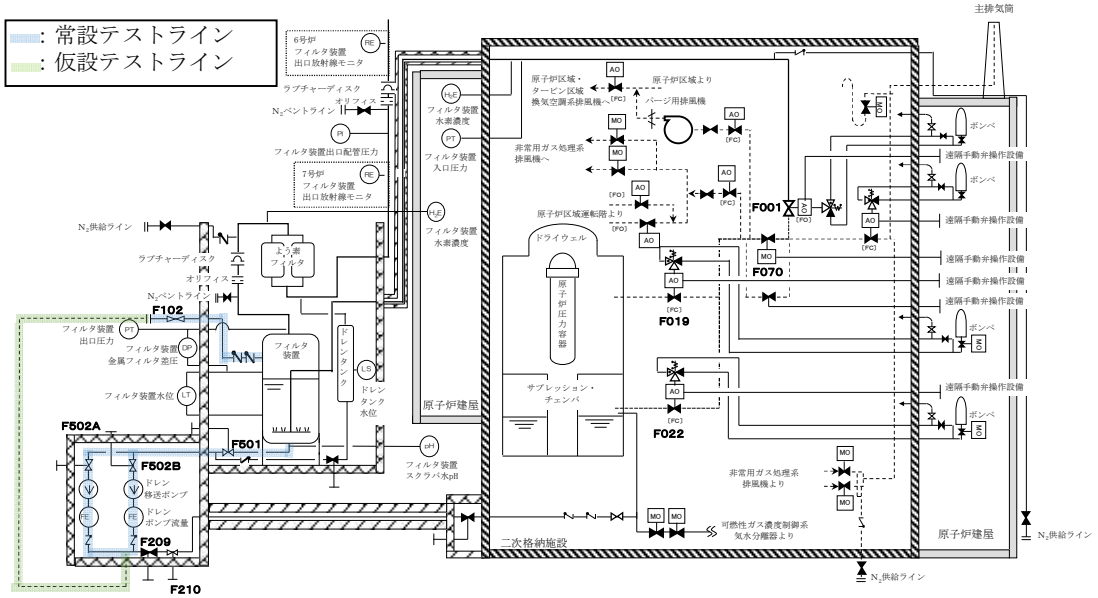


第 5.2－1 図　弁開閉試験概要図

(2)　ドレン移送ポンプ作動試験

ドレン移送ポンプ作動試験の概要図を第 5.2－2 図に示す。

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



第 5.2－2 図　ドレン移送ポンプ作動試験概要図

(3)　漏えい試験（主配管）

漏えい試験の試験条件・方法を第 5.2－1 表に，試験概要図を第 5.2－3 図に示す。

漏えい試験の各条件について下記 a～c に整理する。

a.　加圧媒体

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

b.　試験圧力

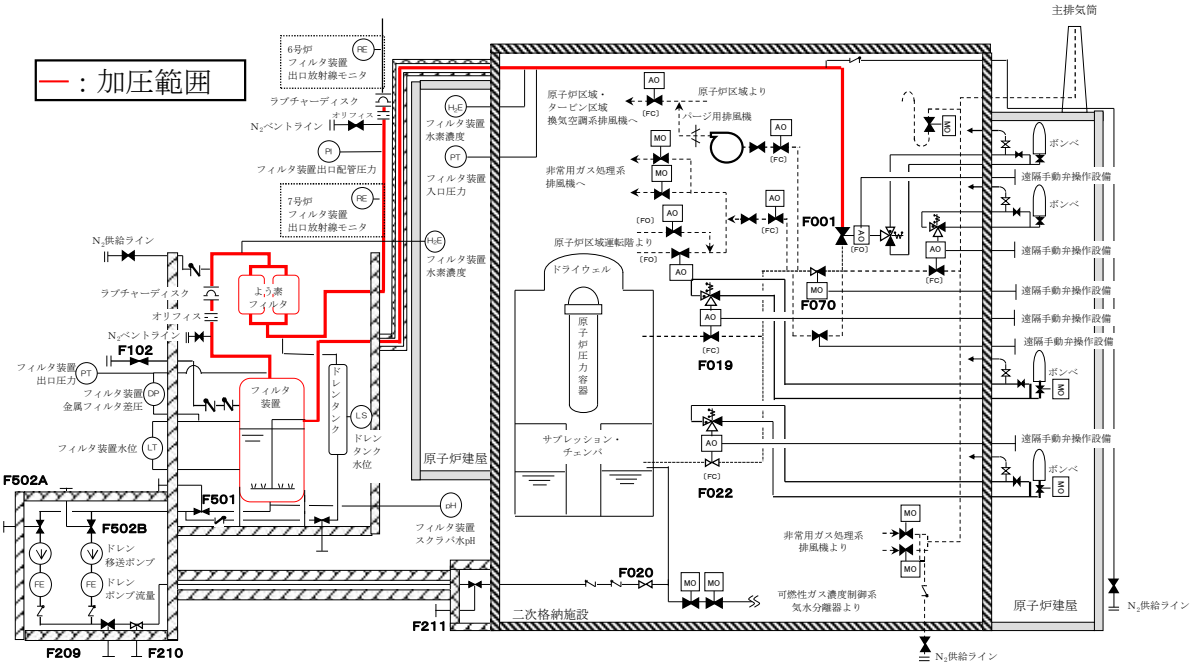
漏えい試験では,系統内が不活性状態で維持されていることの確認として窒素封入圧力 0.01MPa[gage]以上が維持されていること,並びに,系統が使用時にバウンダリ機能を維持できることの確認として最高使用圧力 0.62MPa［gage］，ならびに 0.25 MPa［gage］を試験圧力とする。

c. 試験温度

漏えい試験では，系統の最高使用温度 200℃を模擬することが困難となることから約 180℃低い常温約 20℃での漏えい確認となるが，同様に系統最高使用温度での漏えい確認が困難な原子炉圧力容器の漏えい試験では，通常運転温度約 280℃に対し 180℃以上低い 100℃以下で漏えい確認を行っていることから，常温での漏えい確認で十分であると判断する。

第 5.2－1 表　漏えい試験の試験条件・目的・方法

	加圧媒体	試験圧力	試験温度	試験目的・方法
簡易点検	窒素ガス	0.01MPa［gage］以上（窒素パージ圧力）	常温	系統内を不活性状態に維持することを目的に，系統全体を窒素パージ圧力（待機状態）に加圧し，著しい漏えいのないことを確認する。
本格点検	窒素ガス	0.62MPa［gage］（最高使用圧力）	常温	使用時にバウンダリ機能が維持されていることを確認するために，系統全体を最高使用圧力に加圧し，著しい漏えいのないことを確認する。（フィルタ装置入口弁からよう素フィルタ上流側ラプチャーディスクまで）
		0.25MPa［gage］（最高使用圧力）		使用時にバウンダリ機能が維持されていることを確認するために，系統全体を最高使用圧力に加圧し，著しい漏えいのないことを確認する。（よう素フィルタ上流側ラプチャーディスクからよう素フィルタ下流側ラプチャーディスクまで）



第 5.2－3 図　漏えい試験概要図

(4)　漏えい試験（空気駆動弁駆動空気系）

上記(1)弁開閉試験 a. 空気駆動弁の電磁弁排気ポートへの駆動空気供給による弁開閉試験において，空気駆動弁が『開』の状態（駆動空気を供給している状態）にて，駆動空気系の機器（ボンベ，配管，フランジ，弁）の各部より，駆動空気の漏えいのないことを確認する。

(5)　スクラバ水質確認試験

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

(6)　銀ゼオライト性能確認試験

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

【代替格納容器圧力逃がし装置】

代替格納容器圧力逃がし装置が所定の機能を確保していることを確認するため，格納容器圧力逃がし装置と同様に，「弁開閉試験」および「ドレン移送ポンプ作動試験」，「漏えい試験」，「スクラバ水質確認試験」を実施する。

6.　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 38 条（重大事故等対処施設の地盤）

【格納容器圧力逃がし装置】【代替格納容器圧力逃がし装置】

(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（以下「常設重大事故防止設備」という。）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（以下「常設耐震重要重大事故防止設備」という。）が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。）：

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（以下「常設重大事故緩和設備」という。）が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。）：

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（前項第二号の重大事故等対処施設を除く。次項及び次条第二項において同じ。）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

6 号炉及び 7 号炉原子炉施設設置位置付近の地盤分類，断層の分布状況及び岩石・岩盤試験等の結果を評価して行った有限要素法による動的解析結果によると，地震時における応力状態等からみて支持力が問題となることはない。

敷地には，将来活動する可能性のある断層等の露頭は認められていない。また,敷地周辺の活断層については,敷地から十分に離れている。そのため,断層変位に伴う基礎地盤の局所的な変形は原子炉施設の安全性に問題となるものではない。

以上より，格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置は，第 38 条の要求事項に適合している。

6.1.2　第 39 条（地震による損傷の防止）

【格納容器圧力逃がし装置】【代替格納容器圧力逃がし装置】

(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

格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置を構成する構築物・機器に対して，地震力により構築物・機器が損傷しないことを確認する必要があるため，規則を踏まえて実施した地震動評価結果に基づき策定した基準地震動 Ss により健全性を評価した。

基準地震動 Ss による地震力に対して,格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置を構成する構築物･機器は,十分な耐性を有しており，機能を維持できることを確認した。

以上より，格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置は，第 39 条の要求事項に適合している。

6.1.3　第 40 条（津波による損傷の防止）

【格納容器圧力逃がし装置】

(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

格納容器圧力逃がし装置を構成する構築物・機器に対して，津波波力や浸水により構築物・機器が損傷しないことを確認する必要があるため，規則を踏まえて実施した津波評価結果に基づき策定した基準津波により健全性を評価した。

格納容器圧力逃がし装置は，6 号炉及び 7 号炉近傍屋外の標高 12m の敷地に設置されており，基準津波による遡上波は到達せず，津波波力や浸水により構築物・機器の損傷は生じないことを確認している。

なお，格納容器圧力逃がし装置は，6 号炉及び 7 号炉近傍屋外の標高 12m

の敷地に設置されており，基準津波による遡上波は到達しないため，基準地震動と基準津波の影響が重畳することはない。

以上より，格納容器圧力逃がし装置は，第 40 条の要求事項に適合している。

【代替格納容器圧力逃がし装置】

代替格納容器圧力逃がし装置を構成する構築物・機器に対して，津波波力や浸水により構築物・機器が損傷しないことを確認する必要があるため，規則を踏まえて実施した津波評価結果に基づき策定した基準津波により健全性を評価した。

代替格納容器圧力逃がし装置は，6 号炉及び 7 号炉近傍屋外の標高 12m の敷地の地下に設置されており，基準津波による遡上波は到達せず，津波波力や浸水により構築物・機器の損傷は生じないことを確認している

なお，代替格納容器圧力逃がし装置は，6 号炉及び 7 号炉近傍屋外の標高 12m の敷地の地下に設置されており，基準津波による遡上波は到達しないため，基準地震動と基準津波の影響が重畳することはない。

以上より，代替格納容器圧力逃がし装置は，第 40 条の要求事項に適合している。

6.1.4　第 41 条（火災による損傷の防止）

【格納容器圧力逃がし装置】【代替格納容器圧力逃がし装置】

(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

ａ．火災の発生の防止

(a)火災防護対策を講じた設計

可燃物内包設備，及び火花や水素が発生する設備はない。また，系統内に水素が滞留することを防止する設計としている。

(b)不燃性材料又は難燃性材料の使用

主要構造物は不燃性材料を使用している。ケーブルは自己消火性（UL 垂直燃焼試験）・耐延焼性（IEEE383）の実証試験に合格する線種を使用している。ただし，放射線モニタ用ケーブルには，微弱電流・微弱パルスを扱

うことから，耐ノイズ性を確保するために高い絶縁抵抗を有する同軸ケーブルを使用している。このケーブルは，自己消火性を確認する UL 垂直燃焼試験は満足するが，耐延焼性を確認する IEEE383 燃焼試験の要求を満足しない。このケーブルに対しては，専用の電線管に敷設することとしており，発火した場合においても他の構築物，系統又は機器に火災を生じさせるおそれは小さい。

(c)落雷，地震への対策

落雷については，「7.1.5　落雷」を参照。

地震については，「6.1.1　第 39 条（地震による損傷の防止)」を参照。

b．火災の感知，消火

(a)火災感知設備

消防法に基づき火災感知器を設置する。さらに，屋内のケーブル敷設箇所及び電動駆動弁・電源盤・制御盤設置箇所には，火災時に炎が生じる前の発煙段階から感知できるアナログ式の煙感知器に加え，異なる 2 種類目の感知器としてアナログ式の熱感知器を設置する。設置にあたっては，消防法に準じた設置条件で設置する。

格納容器圧力逃がし装置遮蔽壁内の電源盤・計器ラック設置箇所，屋外のケーブル敷設箇所及びドレン移送ポンプ設置箇所については，屋外又は上部が大気開放されているため煙感知器による火災感知は困難であることから，炎感知器と熱感知器を設置する。炎感知器はアナログ式ではないが，アナログ式と同様に平常時から炎の有無を連続監視することで，火災現象（炎の発生）を把握することができるものを選定する。

なお，感知器については，外部電源が喪失した場合においても電源を確保する設計とし，中央制御室等にて適切に監視できる設計とする。

(b)消火設備

消火栓及び消火器を適切に設置している。原則ケーブルは電線管に敷設されていること，屋外又は格納容器圧力逃がし装置遮蔽壁内の分電盤，計器ラック及びドレン移送ポンプは屋外又は上部が大気開放されている箇所に設置されることから，火災によって煙が充満し消火が困難となることはない。

一方，屋内の電源盤とケーブルの取合部において電線管に敷設されていない箇所や，屋内の電源盤，計装ラック，電動駆動弁及び代替格納容器圧力逃がし装置のドレン移送ポンプが設置される箇所は，火災によって煙が充満するおそれがあることから，自動又は中操からの遠隔手動による固定式消火設備を設置する。

(c)自然現象への対策

屋外消火設備の配管は,保温材により凍結防止対策を行っている。また,屋外の消火栓本体は，不凍式の消火栓を採用している。

消火栓に使用する消火用水のポンプ等の機器は，給水建屋に設置されており，建築基準法に基づいた風荷重を考慮した設計となっている。万一，竜巻により給水建屋が損壊し消火栓が使用不能となる場合でも，原子炉建屋内の固定式消火設備や消火器によって，屋内のケーブル，電動駆動弁，電源盤，制御盤からの火災に対応する。屋外又は格納容器圧力逃がし装置遮蔽壁内の分電盤，計器ラック及びドレン移送ポンプからの火災に対しては，消火器又は消防車によって対応する。

給水建屋は津波による水没等の影響を受けないよう防潮壁等を設置している。

また，屋外消火配管は，基本的に地上化及びトレンチ化を図っており，水源となるタンクと配管の接続部にフレキシブル継手を採用するなど地盤変位を考慮した設計としている。

さらに，万一屋外消火配管が破断した場合は，消防車を用いて建屋の給水接続口より屋内消火栓へ水の供給が可能である。

(d)消火設備の破損等に対する対策

消火設備の破損，誤動作等により安全機能に影響を与えないことを，「7.2.3　内部溢水」にて確認している。

以上より，格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置は，第41条の要求事項に適合している。

6.1.5　第43条（重大事故等対処設備）

【格納容器圧力逃がし装置】【代替格納容器圧力逃がし装置】

(1)規制基準要求事項

第 6.1.5－1 表に示す重大事故等対処設備は以下に掲げるものでなければならない。

a.環境条件

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。又，設備の操作や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. 操作性

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。又，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。

c. 試験又は検査

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。

d. 共用の禁止，悪影響防止

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。又，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。ただし，二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって，同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は，この限りではない。

e. 容量

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。

f. 多様性

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。

第 6.1.5-1 表　原子炉格納容器過圧破損を防止するための設備

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種別	設備分類	
		設備	耐震重要度分類	常設可搬型	分類	機器クラス
格納容器圧力逃がし装置	フィルタ装置	－	－	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA－2
	よう素フィルタ			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA－2
	フィルタ装置水位※1			常設	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない)	－
	フィルタ装置入口圧力※1			常設	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない)	－
	フィルタ装置出口放射線モニタ※1			常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－
	フィルタ装置金属フィルタ差圧※1			常設	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない)	－
	フィルタ装置水素濃度※1			常設	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない)	－
	フィルタ装置スクラバ水 pH※1			常設	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない)	－
	ドレン移送ポンプ			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA－2
	ドレンタンク			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA－2
	遠隔手動弁操作設備			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－
	スクラバ水 pH 制御設備			可搬	可搬型重大事故緩和設備	SA－3
	ラプチャーディスク			常設	常設重大事故緩和設備	－
	可搬型窒素供給装置			可搬	可搬型重大事故緩和設備	－
	フィルタベント遮蔽壁			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備※2	－
	配管遮蔽			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備※2	－
	原子炉格納容器［ベント元］			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA－2
	格納容器圧力逃がし装置・不活性ガス系・耐圧強化ベント系　配管・弁［流路］			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA－2
	可搬型代替注水ポンプ (A－2 級)			可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	SA－3
	淡水貯水池・防火水槽［水源］			常設	－（代替淡水源）※3	－

※1　計装設備については計装ループ全体を示すため要素名を記載

※2　常設耐震重要重大事故防止設備・常設重大事故緩和設備等を操作する人が健全であることを担保する常設設備であるため，本分類としている。

※3　重大事故等対処設備ではなく代替淡水源（措置）であるが，本条文において必要なため記載

(2)規制基準適合性

a.環境条件

格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置を構成する機器は，事故時に想定される温度条件，装置を使用中に想定される放射線条件においても，動作確認や機能確認によって健全性を確認した機器を用いること，もしくは健全性を確認した範囲の環境条件を確保するための緩和措置等を実施することにより，当該機器に要求される機能を発揮するよう

設計する。また，フィルタ装置，よう素フィルタ，配管，弁は原子炉格納容器外に配置されており，想定される事故環境下においても，動作確認や機能確認によって健全性を確認した機器を用いること，もしくは健全性を確認した範囲の環境条件を確保するための緩和措置等を実施することにより，必要な機能を有効に発揮することができる設計とする。

b. 操作性

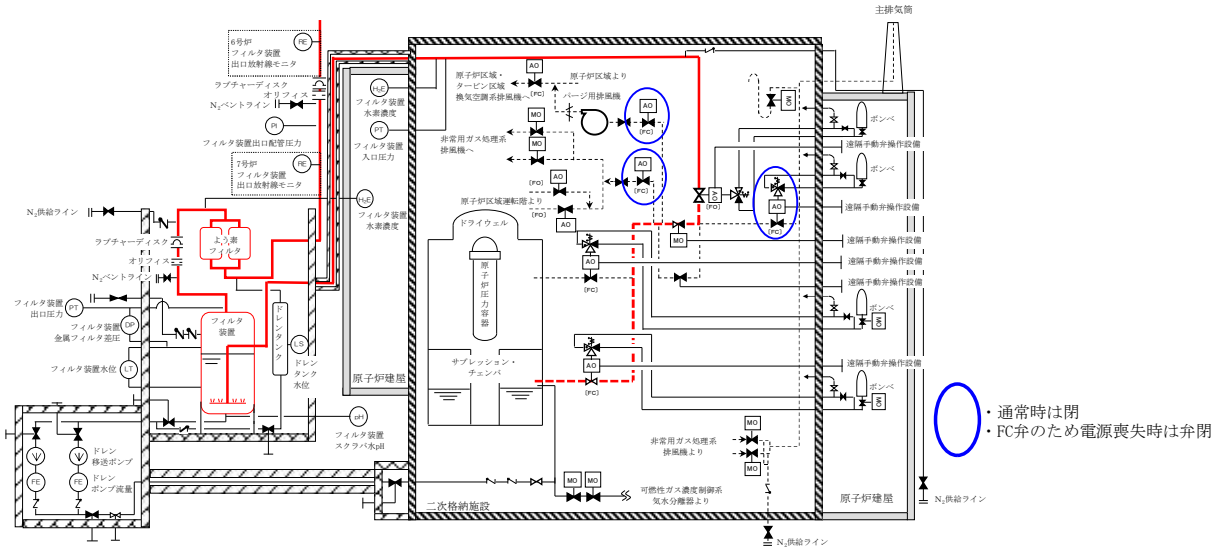
電動駆動弁，空気駆動弁及び手動駆動弁について，事故時においても，遠隔手動弁操作設備での操作，動作気体のバックアップ供給による操作等により，確実に操作できる設計とする。また，本系統を使用する場合に，通常状態で使用する系統との切り替え操作は，系統内の取り合い箇所が通常時閉，電源喪失時には FC により閉となる弁で仕切られているため，特段の操作は不要となる設計とする。

c. 試験又は検査

原子炉停止中に，弁の開閉試験，系統漏えい試験，及びスクラバ水の水質確認を実施し性能確認を実施する。

d. 共用の禁止，悪影響防止

他号炉と共用はしておらず，また第 6.1.5－1 図に示す通り，他の系統・機器とは，通常時閉，電源喪失時には FC により閉となる弁で隔離することで切り替え操作を不要にしており，本系統を使用する場合に，他の系統・機器とも独立させることで，他への悪影響を防止する設計とする。



第 6.1.5－1 図　格納容器圧力逃がし装置系統概略図

e. 容量

事故時に原子炉格納容器内で発生する蒸気量よりも，排出可能な蒸気量を大きくすることで，原子炉格納容器を減圧するために十分な容量を確保する設計とする。

f. 多様性

原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備としての設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ機能）及び当該系統の除熱を行う原子炉補機冷却水系，原子炉補機冷却海水系に対し，系統の接続箇所はなく，冷却方式も異なることから，多様性，独立性を有しており，共通要因により機能が損なわれない設計とする。

以上より，格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置は，第43条の要求事項に適合している。

6.1.6　第48条（最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備）

【格納容器圧力逃がし装置】【代替格納容器圧力逃がし装置】

(1)規制基準要求事項

炉心の著しい損傷等を防止するため，最終ヒートシンクへ熱を輸送するための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。又，格納容器圧力逃がし装置を整備する場合は，第50条1b)に準ずること。又，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

原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備としての設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ機能）及び当該系統の除熱を行う原子炉補機冷却水系，原子炉補機冷却海水系に対し，系統の接続箇所はなく，冷却方式も異なることから，多様性，独立性を有している。また，フィルタ装置は原子炉建屋近傍屋外もしくは地下ピット内に設置しており，原子炉建屋内の弁等についても，異なる区画の部屋に配置する等により位置的分散を図る設計としている。

以上より，格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置は，第48条の要求事項に適合している。

さらに，格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置の系統

に設置されるポンプ等の重要機器及び系統機能の確認のために特に重要な計測制御設備については，同一の機能を果たす機器及び計測制御設備を複数設けることにより，系統内の機器について，多様性及び多重性を確保する設計としている。

6.1.7　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）

【格納容器圧力逃がし装置】【代替格納容器圧力逃がし装置】

(1)規制基準要求事項

発電用原子炉施設には，炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため，原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備を設けること。原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備とは，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. 格納容器圧力逃がし装置又は格納容器再循環ユニットを設置すること。

b. 放射性物質低減対策

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。

c. 可燃性ガスの爆発防止等の対策

可燃性ガスの爆発防止等の対策が講じられていること。

d. 悪影響防止

配管等は，他の系統・機器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。

e. 原子炉格納容器の負圧破損防止

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。

f. 隔離弁

人力により容易かつ確実に開閉操作可能であること。又，炉心の著しい損傷時においても，現場において人力で操作ができるよう，遮蔽又は離隔等の放射線防護対策がなされていること。

g. ラプチャーディスク

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。

h. 接続位置

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。

i. 放射線防護対策

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

(2) 規制基準適合性

a. 格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置を設置する。

b. 放射線低減対策

フィルタ装置にて，粒子状放射性物質を 99.9%以上低減できる設計とする。また，被ばく低減の観点からガス状放射性無機よう素を 99.9%以上，ガス状放射性有機よう素を 98%以上低減できる設計とする。

c. 可燃性ガスの爆発防止等の対策

系統内を不活性ガス（窒素ガス）で置換した状態で待機すること及び使用後に系統内を不活性ガス（窒素ガス）でパージすることにより，排気中に含まれる可燃性ガス及び使用後に放射線分解により発生する可燃性ガスによる爆発を防ぐ設計とする。

d. 悪影響防止

格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置は，他号炉と共用はしておらず，また第 6.1.5－1 図に示す通り他の系統・機器とは，通常時閉，電源喪失時には FC により閉となる弁，及び逆止弁で隔離することで，通常状態で使用する系統との切り替え操作を不要にしており，他へ悪影響を及ぼさない設計としている。

e. 原子炉格納容器の負圧破損防止

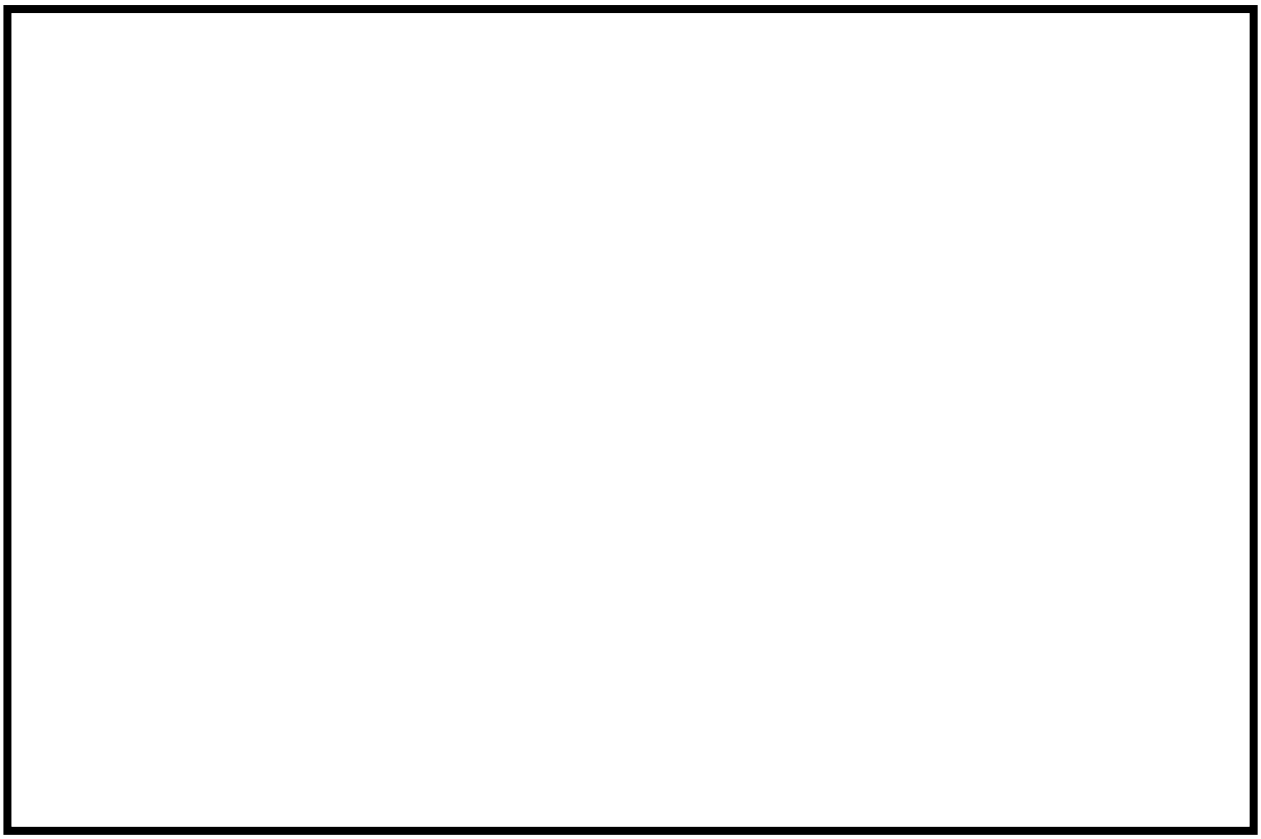
重大事故等対策の有効性評価において，格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置を使用しても，原子炉格納容器が負圧になることはないことを確認している。仮に格納容器スプレイを行う場合においても，原子炉格納容器圧力を確認し，規定の圧力まで減圧した場合は格納容器スプレイを停止する運用としている。

f. 隔離弁

空気駆動弁については，遠隔手動弁操作設備により人力で操作可能な設計とする。また，第 6.1.7－1 図から第 6.1.7－6 図に示す通りあらかじめ設置されているボンベの空気を手動により駆動シリンダへ供給することにより，容易に遠隔操作ができる設計とする。電動駆動弁ならびに手動駆動弁については，駆動部に遠隔手動弁操作設備を設け，人力にて容易に遠隔操作ができる設計とする。なお，空気駆動弁，電動駆動弁，手動駆動弁の遠隔手動弁操作設備による操作，ならびに空気駆動弁のボンベによる操作及び電動駆動弁の操作は，二次格納施設の外から実施可能であり，重大事故等発生時の作業員の放射線防護を考慮した設計とする。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

第 6.1.7－1 図　機器配置図（6 号炉原子炉建屋中 4 階及び 3 階）



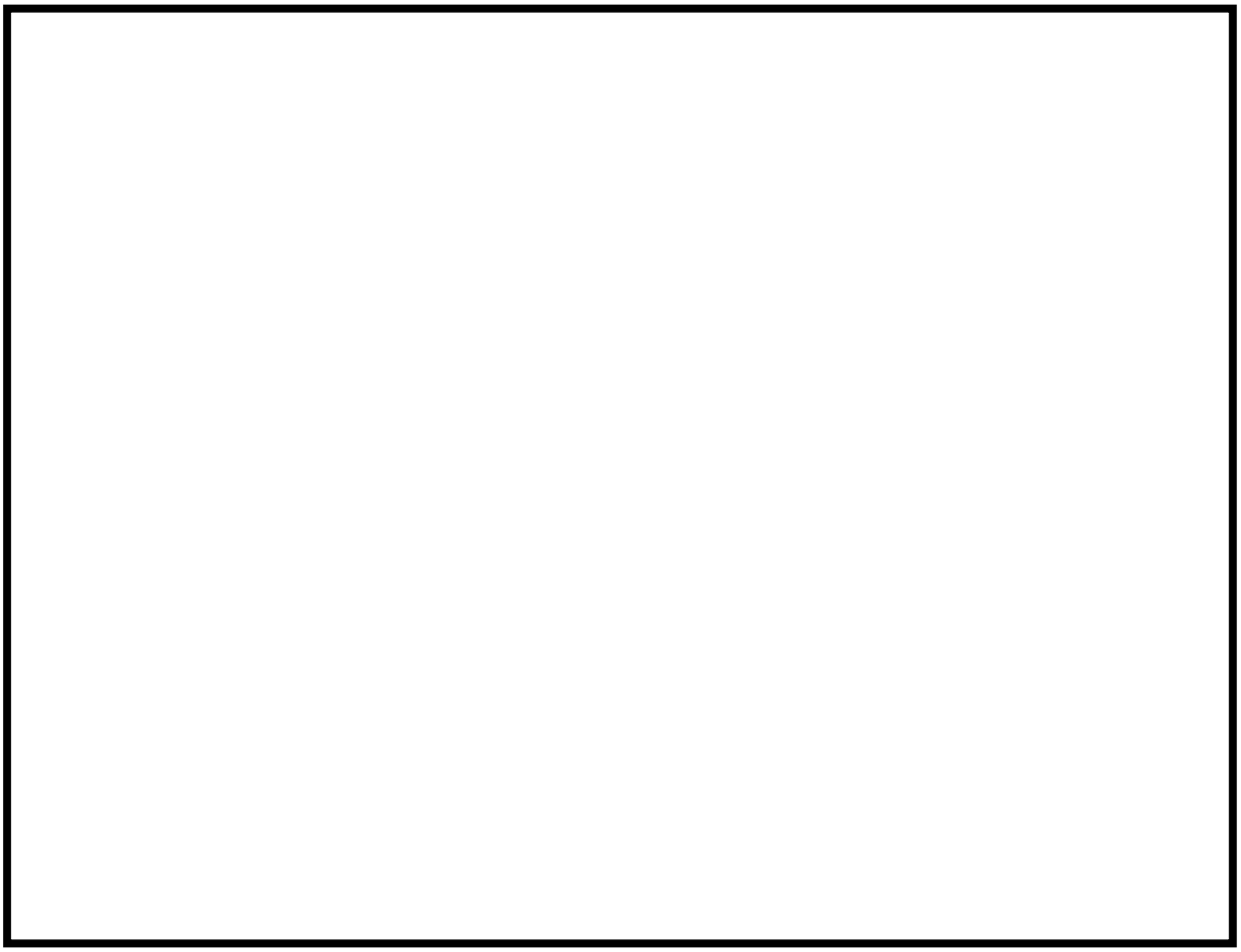
第 6.1.7－2 図　機器配置図（6 号炉原子炉建屋 2 階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

第 6.1.7－3 図　機器配置図（6 号炉原子炉建屋地下中 1 階及び地下 1 階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

第 6.1.7－4 図　機器配置図（7 号炉原子炉建屋中 4 階及び 3 階）



第 6.1.7－5 図　機器配置図（7 号炉原子炉建屋 2 階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

第 6.1.7－6 図　機器配置図（7 号炉原子炉建屋地下中 1 階及び地下 1 階）

g.ラプチャーディスク

系統内を不活性ガス（窒素ガス）で置換する際の大気との隔壁としてラプチャーディスクを設置する。バイパス弁を併置しないが，原子炉格納容器からの排気圧力（0.31MPa［gage］）と比較して十分低い圧力（0.10MPa［gage］）で開放する設定とし，排気の妨げにならない設計とする。

h.接続位置

原子炉格納容器の接続位置は，サプレッション・チェンバ及びドライウェルに設ける。これにより，いずれからも格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置を用いた排気操作を実施することができ，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.放射線防護対策

装置の周囲及び配管(フィルタ装置入口側)に遮蔽体を設置し，使用後に高線量となるフィルタ装置等から作業員が受ける被ばくを低減できる設計とする。

以上より，格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置は，第 50 条の要求事項に適合している。

6.1.8　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）【格納容器圧力逃がし装置】【代替格納容器圧力逃がし装置】

(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ること。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. 原子炉格納容器内を不活性化すること。

b. 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。

c. 炉心の著しい損傷時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる監視設備を設置すること。

d. 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

a. 原子炉格納容器内を不活性化する設計とする。

b. 排出経路での水素爆発を防止するため，系統待機中に系統内を窒素置換しておくことで，ベント実施時に排出ガスに含まれる水素と酸素により系統内が可燃域となることを防止する設計とする。また，ベント停止後にフィルタ装置内に蓄積し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によって，系統内が可燃域に達することを防止するため，外部より不活性ガスを供給することにより系統内をパージすることが可能な設計とする。また，排気経路にフィルタ装置及びよう素フィルタを設置することにより，排出ガスに含まれる放射性物質を低減することが可能な設計とする。また，フィルタ装置出口側配管に放射線検出器を設置することにより，放出された放射性物質濃度を測定することが可能な設計とする。

c. 排出経路配管の頂部となる箇所に水素濃度計を設置することにより，系統内の水素濃度を測定可能な設計とする。

d. 格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置の電源については，重大事故等対処設備である常設代替直流電源設備及び常設代替交流電源設備より受電可能とし，多様性を備えた設計とする。

以上より，格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置は，第 52 条の要求事項に適合している。

7.　格納容器圧力逃がし装置の設計基準事象に対する耐性

本節で挙げる設計基準事象に対して耐性を確保する必要があるのは設計基準対象施設であり，重大事故等対処施設ではないが，設計基準を超える事象が発生した場合に使用する重大事故等対処施設が，その前段の設計基準事象の自然現象によって機能喪失することは回避するべきであることから，以下健全性を確認する。

7.1　地震，津波以外の自然現象

7.1.1　風（台風）

【格納容器圧力逃がし装置】

(1)設計基準

基準風速は保守的に最も風速が大きい新潟市の観測記録史上 1 位である 40.1m/s とした。

(2)想定される影響

a.影響モード：風荷重

対象部位※1：フィルタベント遮蔽壁，フィルタ装置，フィルタ装置入口側及びフィルタ装置出口側の配管・弁，給水設備，窒素パージ設備，ドレン設備，計器類（水位計，圧力計，放射線モニタ等），計装ラック

※1 対象部位は，風により影響を受ける屋外に設置されている格納容器圧力逃がし装置の部位を抽出した。

b.影響モード：飛来物衝突の際の衝撃荷重

対象部位※2：フィルタベント遮蔽壁，フィルタ装置，フィルタ装置入口側及びフィルタ装置出口側の配管・弁，給水設備，窒素パージ設備，ドレン設備，計器類（水位計，圧力計，放射線モニタ等），計装ラック

※2 対象部位は，飛来物により影響を受け易い屋外に設置されている格納容器圧力逃がし装置の部位及び屋内設備であるが開口部（扉，ルーバ等）の近傍に設置されており，飛来物の影響を受ける可能性があるものを抽出した。

(3)耐性評価結果

a.格納容器圧力逃がし装置は，風荷重よりも大きい基準地震動の荷重に対して機能喪失しない設計としているため，風荷重により破損しない。

（例：柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉の原子炉建屋頂部 T.M.S.L.52.30m（地上高 40.3m）付近のフィルタ装置出口側配管に作用する単位長さ当たりの最小の地震荷重は3.56kN/mであるのに対して,風荷重は2.14kN/mである。）

b.風（台風）による飛来物の影響は，強い上昇気流を伴い風速も速い竜巻の方が飛来物の影響が大きいことから，竜巻評価に包絡される。

【代替格納容器圧力逃がし装置】

代替格納容器圧力逃がし装置の内，地下に設置されている部位については，風の影響を受けない。屋外に設置する排気管については，風荷重に対して耐え得る設計とするため，風により破損しない。

7.1.2　竜巻

柏崎刈羽原子力発電所において，竜巻設計飛来物の影響等については，以下の検討・評価を続けているところである。詳細設計段階において竜巻設計飛来物の影響等の詳細検討を踏まえた評価結果が得られ次第，設計飛来物が到達する箇所について，竜巻への耐性を確保するために必要となる対策を実施する。

【格納容器圧力逃がし装置】

(1)設計基準

設計竜巻の最大風速は，竜巻影響評価ガイドに従い，日本海側地域における竜巻の発生頻度や最大風速の年超過確率を参照し，発電所の敷地地形効果による風速の増幅効果を評価した上で，将来的な気候変動による竜巻発生の不確実性を考慮し 92m/s としているため，92m/s での評価を実施した。

竜巻防護施設及び格納容器圧力逃がし装置に衝突し得る飛来物は，柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉が立地する大湊側の現地調査の結果及び竜巻影響評価ガイドに例示されている飛来物を考慮し，砂利，鋼製材，角型鋼管，足場パイプ及び鋼製足場板を設計飛来物とした。但し，これらのうち飛散防止対策を講じるものは除く。

(2)想定される影響

影響モード：風荷重，気圧差荷重及び飛来物衝突の際の衝撃荷重を適切に組み合わせた荷重（以下,「複合荷重」という。）

対象部位※：フィルタベント遮蔽壁，フィルタ装置，よう素フィルタ，フィルタ装置入口側及びフィルタ装置出口側の配管・弁，ラプチャーディスク，給水設備，窒素パージ設備，ドレン設備，計器類（水位計，圧力計，放射線モニタ等），計装ラック

※　対象部位は，竜巻により影響を受ける屋外に設置されている

格納容器圧力逃がし装置の部位及び屋内設備だが開口部(扉，ルーバ等）の近傍に設置されており，飛来物の影響を受ける可能性があるものを抽出した。なお，屋内設置のうち，外気との接続がある換気空調設備は，気圧差の影響が想定されるが,格納容器圧力逃がし装置は,それに該当するものはない。

(3)耐性評価結果

格納容器圧力逃がし装置の複合荷重に対する健全性評価の実施にあたり，先ずは格納容器圧力逃がし装置に作用する竜巻荷重の内，影響が支配的な飛来物衝突による設備の貫通評価を実施した。なお,衝突を想定する飛来物は，仮設足場には飛散防止対策を講じた場合を想定し，設計飛来物の内，衝突影響が大きい鋼製材（長さ 4.2m×幅 0.3m×奥行 0.2m，質量 135kg）及び角型鋼管（長さ 4m×幅 0.1m×奥行 0.1m，質量 28kg）とした。

6 号炉格納容器圧力逃がし装置の概略図を第 7.1.2－1～3 図に,7 号炉格納容器圧力逃がし装置の概略図を第 7.1.2－4 図及び第 7.1.2－5 図に示す。また，鋼製材及び角型鋼管衝突による放射線遮蔽壁，フィルタ装置及び配管の貫通評価を第 7.1.2－1 表に示す。

鋼製材及び角型鋼管が衝突する速度の評価条件及び評価モデルについては,竜巻の最大風速 92m/s，フジタモデルとした。飛散した鋼製材及び角型鋼管が衝突した場合の飛来物の貫通評価については，飛来物の貫通を避けるために必要な鋼板厚さ，コンクリート厚さ（以下,「貫通限界厚さ」という。）及び飛来物の衝突によるコンクリートの裏面はく離を避けるために必要なコンクリート厚さ（以下,「裏面はく離限界厚さ」という。）と竜巻の影響が想定される対象部位の板厚を比較することで貫通の有無を判断した。

また，竜巻の最大風速 92m/s，フジタモデルにおける飛散評価の結果，鋼製材及び角型鋼管の浮き上がり高さは，0.08m，0.15m と僅かであるが，飛来物は回転して飛散すること，米国 Regulatory Guide 1.76 では飛来物が 9.1m（30feet）以下に影響を及ぼすこととしていることを踏まえ，飛来物は原則地面から 10m の高さまで影響を及ぼすものとして評価を実施し，貫通等により系統機能に影響を及ぼす場合には，防護対策を実施する。なお，仮設足場に飛散防止対策を講じない場合には，仮設足場材（足場パイプ，鋼製足場板）は地上から 10m より高い箇所への飛散が想定されることから，どの高さへの衝突も想定し，貫通等により系統機能に影響を及ぼす場合には，防護対策を実施する。

なお，設計飛来物（極小飛来物である砂利を除く。）より影響の大きい飛来物は，固縛等の飛散防止対策を実施する。

格納容器圧力逃がし装置は，各部位単体または防護対策と相まって竜巻による影響に対して耐性を有する設計とする。

a. 放射線遮蔽壁

放射線遮蔽壁は，壁厚約 0.7～1.6m のコンクリート製であり，飛来物衝突に対して耐性を有しているため，飛来物の放射線遮蔽壁貫通または放射線遮蔽壁の裏面はく離は生じない。

b. フィルタ装置，よう素フィルタ

フィルタ装置及びよう素フィルタの周囲には第 7.1.2－1～5 図に示す通りフィルタベント遮蔽壁が設置されているため，系統機能に影響を及ぼす範囲には，飛来物が浮上しないことを確認した。

竜巻襲来によりフィルタ装置の周囲の気圧が低下した場合の影響については，フィルタ装置の待機状態を想定した場合，フィルタ装置は外気との接続がないため，竜巻の襲来に伴い内圧が上昇する。竜巻襲来時のフィルタ装置の内圧は，フィルタ装置の待機状態における内圧に竜巻による最大気圧低下量を足し合わせることで算出できることから，竜巻の最大風速が 92m/s，風速場としてフジタモデルを適用した場合の最大気圧低下量は 6.4kPa となり，フィルタ装置の待機状態における内圧 10kPa と足し合わせると 16.4kPa となる。それに対してフィルタ装置の容器は，最高使用圧力 0.62MPa に耐える設計としていることから，竜巻による気圧差がフィルタ装置の性能に影響を与えることはない。

フィルタ装置の運転状態を想定した場合，フィルタ装置は外気との接続があるため，竜巻襲来時は外気の気圧低下に伴いフィルタ装置内の気圧も低下するため，フィルタ装置内外で差圧が発生しない。したがって，フィルタ装置の性能に影響を与えることはない。

c. フィルタ装置入口側配管・弁，給水設備，ドレン設備，窒素パージ設備，計器類（水位計，圧力計，放射線モニタ等）

フィルタ装置入口側の配管は，飛来物衝突に対して貫通しない板厚を有しており，また，フィルタ装置入口側の配管・弁の系統機能に影響を及ぼす範囲には，飛来物が浮上しないことを確認した。

また，その他の設備は，設計飛来物が到達する箇所に対し，飛来物衝突に対して貫通しない板厚を有し，複合荷重に対しても耐え得る鋼板等の取り付け，または十分な板厚を有する遮蔽板の設置により設備を防護するため，竜巻により破損しない。

d. フィルタ装置出口側の配管・弁

フィルタ装置出口側の配管は，飛来物衝突に対して貫通しない板厚を有しており，また，フィルタ装置出口側の配管・弁の系統機能に影響を及ぼす範囲には，飛来物が浮上しないことを確認した。

e. ラプチャーディスク

ラプチャーディスクが竜巻襲来時の気圧低下の影響を受けた場合の開放

の有無については，前述のフィルタ装置が待機状態における気圧差影響と同様にフィルタ装置出口配管及びラプチャーディスクには 16.4kPa（竜巻の最大風速 92m/s）の圧力が作用する。それに対してラプチャーディスクの設定圧力は，100kPa であるためラプチャーディスクは開放しない。

また，ラプチャーディスクの機能に影響を及ぼす範囲には，飛来物が浮上しないことを確認した。

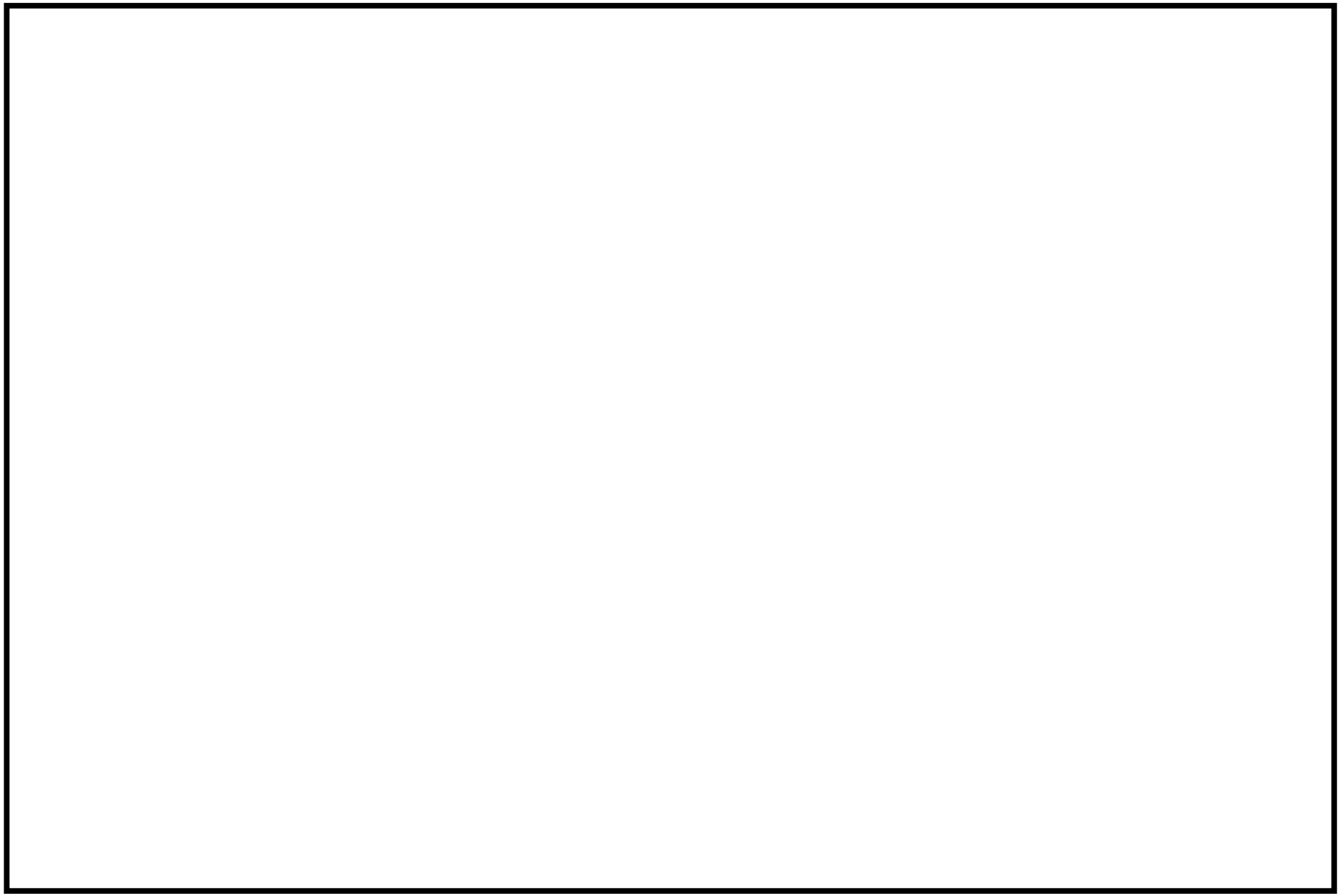
f.計装ラック

計装ラックの周囲には第7.1.2－3図及び第7.1.2－5図に示す通りフィルタベント遮蔽壁が設置されているため，フィルタベント遮蔽壁により計装ラックが防護されている部分については飛来物衝突及び複合荷重の影響を受けない。計装ラック上部については，飛来物衝突に対して貫通しない板厚を有し，複合荷重に対しても耐え得る鋼板等を取り付けて計装ラックを防護するため，竜巻により破損しない。

【代替格納容器圧力逃がし装置】

代替格納容器圧力逃がし装置の内，地下に設置されている部位については，竜巻の影響を受けない。なお，排気管については，飛来物衝突により損傷した場合であっても，放射性物質の放出量を抑制する機能には影響しないが，建屋等の外殻となる施設内を通し，原子炉建屋上方で屋外に露出するように配管を敷設し，原子炉建屋上方で放出する設計とする。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



第7.1.2-1図　6号炉 格納容器圧力逃がし装置 概略図（南立面図）

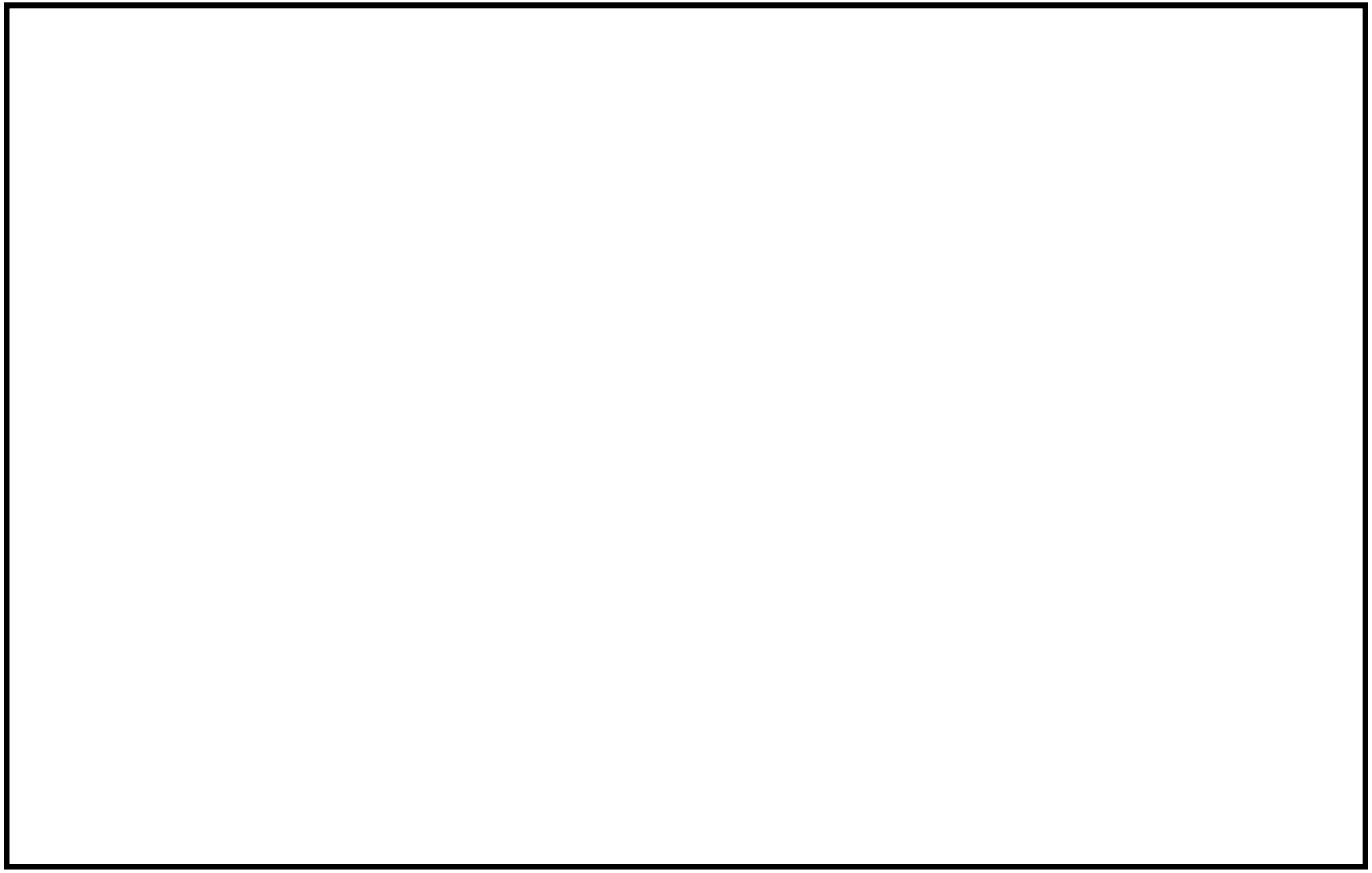
枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

第7.1.2-2図　6号炉 格納容器圧力逃がし装置 概略図（東立面図）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

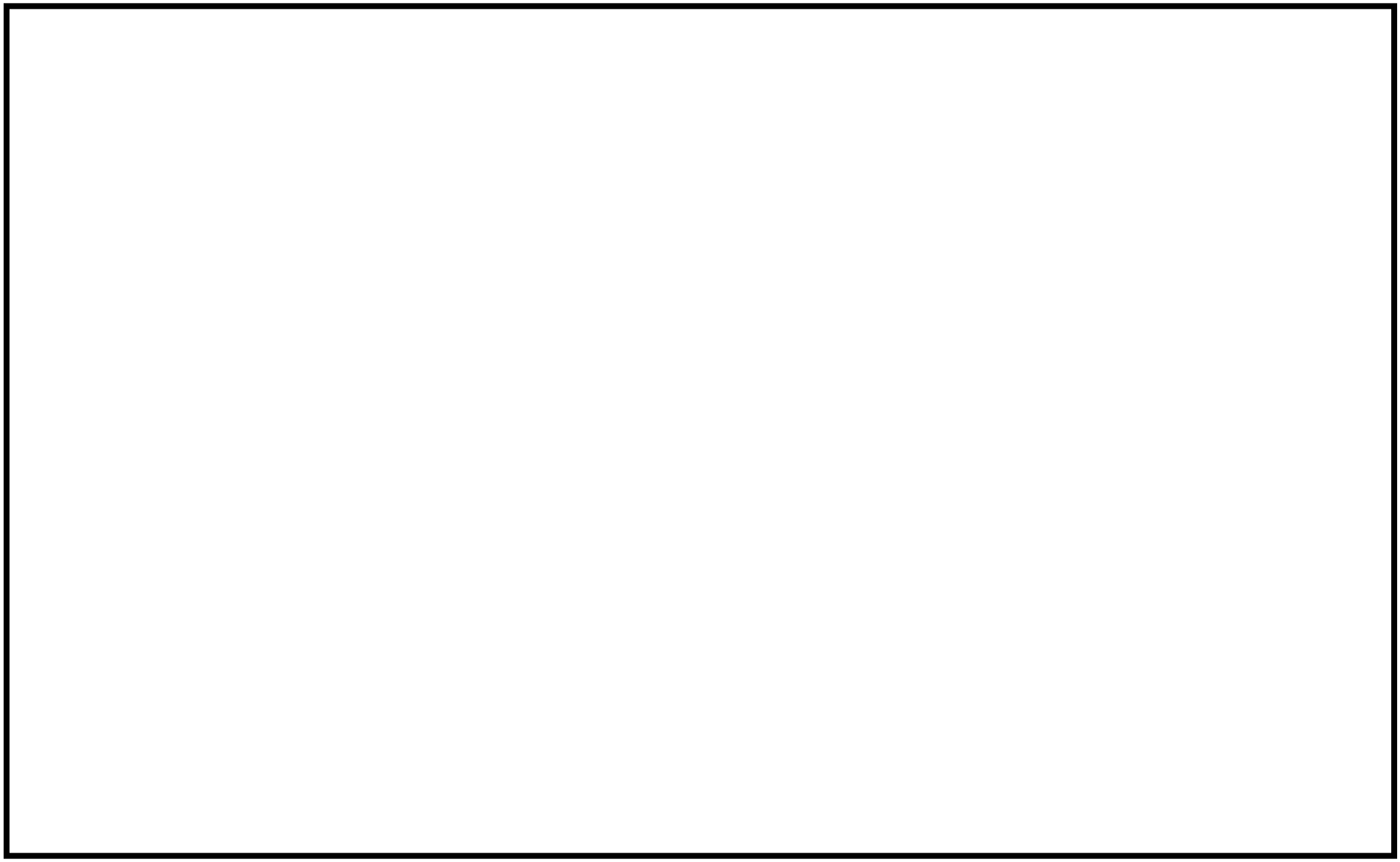
第7.1.2-3図　6号炉 格納容器圧力逃がし装置 概略図（平面図）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



第7.1.2-4図　7号炉 格納容器圧力逃がし装置 概略図（南立面図）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



第7.1.2-5図　7号炉 格納容器圧力逃がし装置 概略図（平面図）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

第 7.1.2－1 表　飛来物貫通評価結果
（竜巻の最大風速 92m/s，鋼製材及び角型鋼管の最大飛散速度は，フジタモデルにより評価。）

	コンクリート厚さまたは鋼板厚さ[mm]	貫通限界厚さまたは裏面はく離限界厚さ[mm]※	評価結果
フィルタベント遮蔽壁	700～1,600		
フィルタ装置（胴部）	30.4 （最小厚さ）		
フィルタ装置（上部）	30.0 （最小厚さ）		
フィルタ装置入口側配管	12.7		
フィルタ装置出口側配管	12.7		
給水設備に係わる配管	5.2		
ドレン設備に係る配管	3.9		

※：仮設足場に飛散防止対策を講じない場合における足場パイプ、鋼製足場板による各厚さは以下の通り。
＜足場パイプ＞
コンクリート：貫通限界厚さ（水平）110mm，裏面はく離限界厚さ（水平）180mm
鋼板　　：貫通限界厚さ（水平）17mm，（鉛直）15mm
＜鋼製足場板＞
コンクリート：貫通限界厚さ（水平）120mm，裏面はく離限界厚さ（水平）210mm
鋼板　　：貫通限界厚さ（水平）6mm，（鉛直）2mm

7.1.3　積雪

【格納容器圧力逃がし装置】

(1)設計基準

積雪の設計基準については，規格基準類（建築基準法）及び観測記録（気象庁アメダス），年超過確率評価，積雪時の発電所の対応を踏まえ，1日あたりの積雪量に最深積雪量の平均値を加えた値を設計基準として定めた。

評価の結果，統計的な処理による1日あたりの積雪量の年超過確率 10^{-4}/年の値は135.9cmとなり，さらに，過去の観測記録から最深積雪量の平均値31.1cmを加えた167cmを設計基準積雪量に設定した。

(2)想定される影響

a.堆積による荷重

影響モード：積雪による静的荷重

対象部位：フィルタ装置

b.積雪による開口部閉塞

影響モード：系統内への侵入による閉塞

対象部位：放出口

(3)耐性評価結果

a.堆積による荷重

フィルタ装置の上部への積雪による耐荷重については，フィルタ装置の保有水等の重量を考慮した許容耐荷重を3,832,930[N/m^2]と評価しており，設計基準積雪量167cm(4,910[N/m^2])を上回っていることから，積雪荷重に対する耐性が確保されていることを確認した。

b.積雪侵入による閉塞

格納容器圧力逃がし装置の出口配管配置図を第7.1.3－1図に示す。

放出口からの雪の侵入については，上空から落下してくる雪に対して，開口部が横向き，かつ開口部の形状が斜め下45°の形状となっていることから，雪が侵入し難い構造となっている。

また，雪が放出口から侵入した場合であっても，放出口付近の配管は水平方向に設置されているため，雪が配管内部のラプチャーディスク前面まで到達することは考え難く，侵入した雪は放出口付近の水平方向の配管上に堆積することが想定される。この場合，開口部の構造により雪の全てが配管内に侵入するものではないこと，配管の口径は508mmとなっていることから，配管は閉塞しないと考えられる。

なお，配管内に堆積した積雪が，気温の上昇に伴い，融雪した場合には，ラプチャーディスク前面に設置されたドレンラインより，排出することが可能である。

(4)地震との重畳影響

積雪と地震との重畳により，積雪単独事象より格納容器圧力逃がし装置への荷重影響が増長されるが，除雪を行うなど適切な対応を行い，格納容器圧力逃がし機能を維持する。

【代替格納容器圧力逃がし装置】

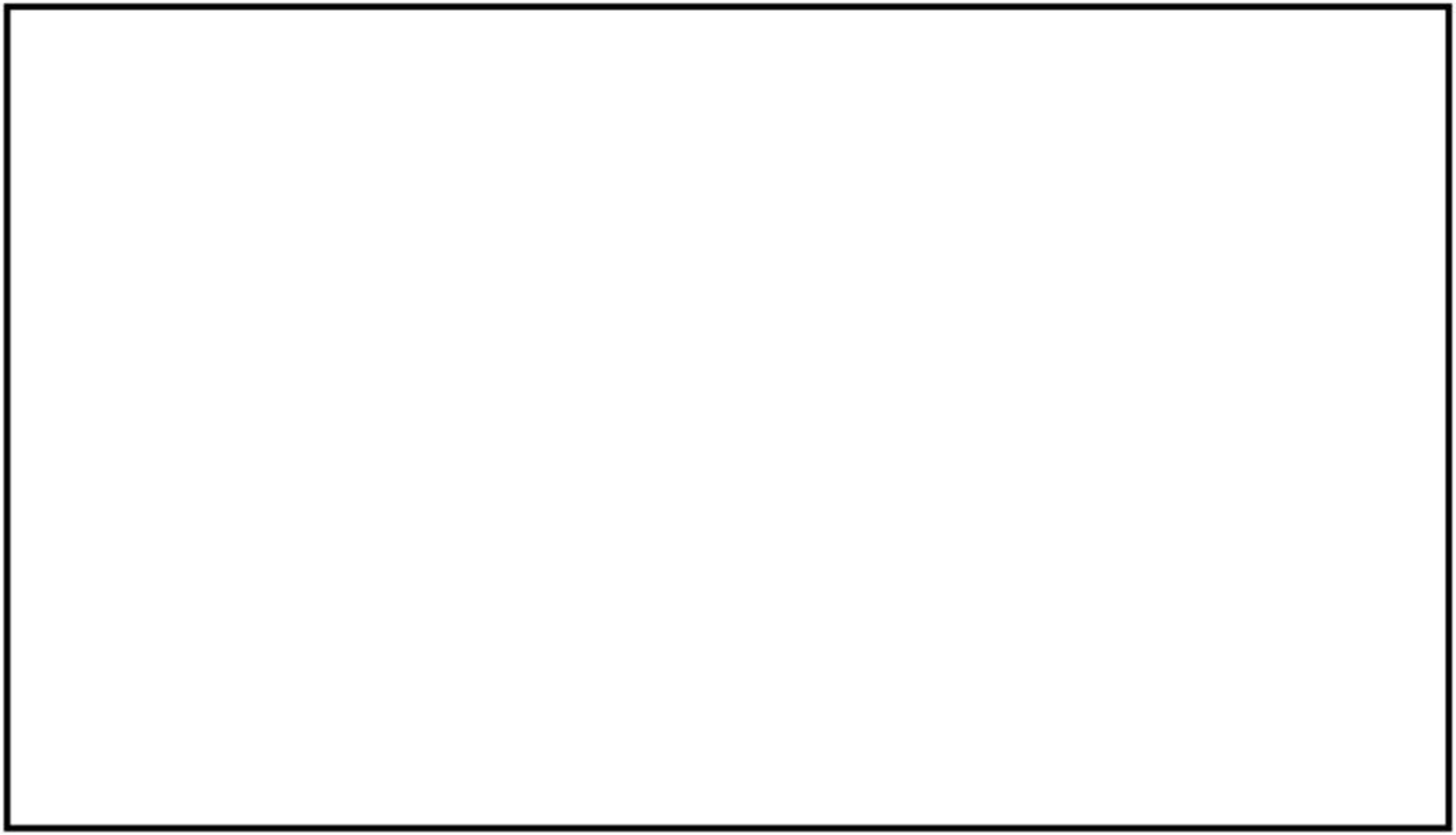
a.堆積による荷重

代替格納容器圧力逃がし装置は，屋外に露出しないことから，影響を受けない。

b.積雪侵入による閉塞

代替格納容器圧力逃がし装置の放出口については，配管内部へ侵入し難い構造に設計する。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



第 7.1.3－1 図　格納容器圧力逃がし装置の出口配管配置図（左：南立面図，右：平面図）

7.1.4　低温

【格納容器圧力逃がし装置】

(1)設計基準

低温の設計基準については，規格基準類及び観測記録（気象庁アメダス），年超過確率評価を踏まえ，最低気温が最も小さくなる値を設計基準として定めた。

評価の結果，統計的な処理による最低気温の年超過確率 10^{-4}/年の値は-15.2℃となった。また，低温の継続時間については，過去の最低気温を記録した当日の気温推移に鑑み，保守的に 24 時間と設定した。

また，基準温度より高い温度（-2.6℃）が長期間（173.4 時間）継続した場合について考慮する。

(2)想定される影響

a.凍結

影響モード：凍結

対象部位：フィルタ装置，フィルタ装置水位計配管，
フィルタ装置ドレン配管

(3)耐性評価結果

a.凍結

フィルタ装置保有水の凍結については，年超過確率 10^{-4}/年の値よりも厳しい外気温度-17℃となった場合に，凍結を開始する時間を解析した結果，フィルタ装置に保温材と，建物床ヒーター（300W/m^2）を設置した条件では約 38 時間となった。また，建物床ヒーターを考慮せず，保温材のみの場合においても約 25 時間となっており，いずれも低温継続時間 24 時間を上回っていることを確認した。

また，外気温度が-2.6℃が 173.4 時間継続する場合であっても，保温材と，建物床ヒーター（300W/m^2）を設置した解析条件であれば凍結しないことを確認した。

なお，屋外設置のフィルタ装置水位計や放射線モニタなどの計器類については，防湿対策が施されており，計器内部で凍結による影響は受けない。

【代替格納容器圧力逃がし装置】

a.凍結

フィルタ装置の保有水及び計器は，地下及び原子炉建屋屋内に設置されることにより，屋外に露出しないことから，低温による影響は受けない。

7.1.5　落雷

【格納容器圧力逃がし装置】

(1)設計基準

基準雷撃電流値は，柏崎刈羽原子力発電所での落雷観測記録の統計処理による年超過確率が 10^{-4}/年となる雷撃電流値から設定する。構内での落雷観測の結果に避雷鉄塔及び 5 号炉排気筒による遮蔽効果を考慮し求めた雷撃頻度及び電力中央研究所報告の雷撃電流頻度分布を用いて，原子炉建屋排気筒への年超過確率が 10^{-4}/年となる雷撃電流値を求めると 156kA となる。これに余裕を持った 200kA を設計基準電流値とする。

(2)想定される影響

影響モード：雷サージによる電気・計装設備の損傷

対象部位：タンク水位計，ドレンライン流量計，放射線モニタ

(3)耐性評価結果

格納容器圧力逃がし装置は，原子炉建屋排気筒頂部に設置されている避雷針の遮蔽範囲内にあり，落雷頻度が著しく低く，雷が直撃する可能性は十分小さいと考えられる。したがって，設備への影響が大きいと考えられる排気筒への落雷による雷サージを想定した。

6 号炉および 7 号炉の原子炉建屋では，排気筒への直撃雷時に建屋内へ侵入する雷電流を軽減するために，屋上と外壁に約 2m ピッチの避雷導線を埋設し雷電流の分流を図る対策（ファラデーケージ化）やメッシュ式の接地網によって接地抵抗の低減や接地電位の平坦化を図る対策を実施している。したがって，屋内設置の回路への雷サージの影響は軽微であると考えられるため，屋外計装設備の計装回路について雷サージ評価を行った。

落雷時に回路に加わるサージ電圧値の算出には，過去に 7 号炉で実施した雷インパルス試験の結果を用いた。試験では，排気筒頂部に 1kA 程度の印加電流を流し，その時に測定対象のケーブルへ加わった誘導電圧を測定している。基準雷撃電流値 200kA の雷撃を受けたときの雷サージ電圧値は，誘導電圧が印加電流値に保守的に比例するとして，雷インパルス試験の測定結果から求めた。

a. 屋外計装設備

(a)タンク水位計・ドレンライン流量計

タンク水位計及びドレンライン流量計はフィルタベント遮蔽壁の内側に設置されており，その計装回路は中央制御室に至っている。雷インパルス試験の測定結果としては，本回路の位置関係と類似の，コントロール建屋とトランスヤードを融通するケーブルの測定結果を用いる。耐電圧値は，当該回

路に耐雷対策としてシールドケーブルと保安器が使用されていることを考慮して保安器の耐電圧値 15kV を用いる。

評価結果を第 7.1.5－1 表に示す。原子炉建屋排気筒に設計基準である 200kA の落雷があった場合に当該回路に加わる雷サージ電圧値は最大で約 4.3kV となる。これは保安器の耐電圧値 15kV を下回ることから耐性は確保されている。

(b)放射線モニタ

放射線モニタの検出部は，原子炉建屋壁面の格納容器圧力逃がし装置排気配管に設置されており，その計装回路は中央制御室に至っている。雷インパルス試験の測定結果としては，本回路の位置関係と類似の，原子炉建屋中 4 階からコントロール建屋に至る回路の測定結果を用いる。また耐電圧値は，現場側に検出器の耐電圧値 1.5kV，中央制御室側では耐雷対策としてシールドケーブルと保安器が使用されていることを考慮して保安器の耐電圧値 10kV を用いる。

評価結果を第 7.1.5－1 表に示す。原子炉建屋排気筒に設計基準である 200kA の落雷があった場合に当該回路に加わる雷サージ電圧値は最大で約 0.25kV となる。これは，現場側の耐電圧値 1.5kV および中央制御室側の耐電圧値 10kV を下回ることから耐性は確保されている。

(4)地震／風／竜巻　いずれかの事象との重畳

落雷と竜巻等の重畳により，避雷鉄塔の損壊を想定した場合は，落雷単独事象より原子炉建屋排気筒への雷撃電流値は増長するが，耐電圧性を有する検出器の採用や保安器の設置等，適切な設計をして，格納容器圧力逃がし装置の機能を維持する。

第 7.1.5－1 表　落雷評価結果

評価対象設備		雷インパルス試験結果			誘導電圧換算値（200kA 時）	耐電圧値	評価結果
		測定地点	印加電流	誘導電圧	誘導電圧		
タンク水位計 ドレンライン流量計	中央制御室（指示計）	中央制御室	884A	2.8V	0.63kV	15kV(保安器)	影響なし
	現場（発信器）	トランスヤード	876A	18.8V	4.3kV	15kV(保安器)	影響なし
放射線モニタ	中央制御室（記録計）	中央制御室	888A	1.06V	0.24kV	10kV(保安器)	影響なし
	現場（前置増幅器）（検出器）	原子炉建屋中 4 階	868A	1.1V	0.25kV	1.5kV（前置増幅器） 1.5kV（検出器）	影響なし

【代替格納容器圧力逃がし装置】

代替格納容器圧力逃がし装置は，保安器やシールドケーブルの採用により設計基準である原子炉建屋への 200kA の落雷に耐える設計とすることから，落雷の影響はない。

7.1.6　火山

【格納容器圧力逃がし装置】

(1)設計基準

発電所へ影響を及ぼし得る火山のうち，将来の活動可能性が否定できない 32 火山について，設計対応が不可能な火山事象は，地質調査結果によれば，発電所敷地及び周辺で，痕跡が認められないことから，到達する可能性は十分小さいものと判断される。その他の発電所の安全性に影響を与える可能性のある火山事象を抽出した結果，降下火山灰が抽出された。

降下火山灰の堆積量については，文献調査や国内外の噴火実績，シミュレーション結果を踏まえ，検討を行った結果，火山噴火実績に保守性を考慮した 35cm を設計基準に設定する。

(2)想定される影響

a.堆積による荷重

影響モード：降下火山灰の堆積による静的荷重

対象部位：フィルタ装置

b.降下火山灰侵入による閉塞

影響モード：系統内への侵入による閉塞

対象部位：放出口

c.化学的影響

影響モード：降下火山灰に付着している腐食成分による化学的影響

対象部位：フィルタ装置及び屋外配管

(3)耐性評価結果

a.堆積による荷重

フィルタ装置に堆積する降下火山灰に対する耐荷重性については，フィルタ装置の保有水等の重量を考慮した許容耐荷重を 3,832,930[N/m^2]と評価しており，設計基準の降下火山灰 35cm（5,149[N/m^2]）を上回っていることから，降下火山灰の堆積荷重に対する耐性が確保されていることを確認した。

b.降下火山灰侵入による閉塞

放出口からの降下火山灰の侵入については，上空から落下してくる降下火山灰に対して，開口部が横向き，かつ開口部の形状が斜め下 45° の形状となっていることから，降下火山灰が侵入し難い構造となっている。

また，降下火山灰が放出口から侵入した場合であっても，放出口付近の配管は水平方向に設置されているため，降下火山灰が配管内部のラプチャーディスク前面まで到達することは考え難く，侵入した降下火山灰は放出口付近の水平方向の配管上に堆積することが想定される。この場合，開口部の構造により降下火山灰の全てが配管内に侵入するものではないこと，及び配管の口径は 508mm となっていることから，配管は閉塞しないと考えられる。

なお,放出口から降下火山灰が侵入した場合にはファイバースコープや,ラプチャーディスクを取り外しての目視による配管内部の点検等，適切な対策を実施し,降下火山灰による配管の閉塞に至らないことを確実にする。

c.化学的影響

フィルタ装置及び屋外配管については，酸性物質を帯びた降下火山灰に対して，容器材質が耐食性のあるステンレス製であることや，耐食性のあるふっ素樹脂塗装または，ポリウレタン樹脂塗装を施工していることなどから，耐食性が確保されていることを確認した。

(4)積雪との重畳影響

a. 重畳時の積雪量

冬季において多雪地域である立地地域は，火山噴火による降灰中，同じ影響モードである積雪の堆積荷重について，重畳を考慮する必要がある。

しかし，積雪の設計基準の 167cm については，10^{-4}/年程度の極低頻度であることから，重畳時における積雪量については，1 日あたりの積雪量の年超過確率 10^{-2}/年値の 84.3cm に，最深積雪量の平均値 31.1cm を加えた 115.4cm を想定するものとする。

従って，降下火山灰 35cm (5,149[N/m^2]) に，積雪 115.4cm (3,393[N/m^2]) を加えた，堆積荷重 8,542[N/m^2]を火山及び積雪の重畳時における評価基準値と設定する。

b. 耐性評価結果

フィルタ装置の降下火山灰及び積雪の堆積に対する耐荷重については，フィルタ装置の保有水等の重量を考慮した許容耐荷重を 3,832,930[N/m^2]と評価しており，降下火山灰及び積雪の重畳時における基準 8,542 [N/m^2]を上回っていることから，火山及び積雪の重畳時の堆積荷重に対する耐性が確保されていることを確認した。

また，放出口からの積雪及び降下火山灰の侵入については，(3)b.のとおり，配管内部へ侵入し難い構造であり，閉塞しないと考えられるが，放出口からの降下火山灰の侵入を防止するカバーの取り付け，または放出口から降下火山灰が侵入した場合における配管内部の点検等について，適切な対策を実施し,降下火山灰による配管の閉塞に至らないことを確実にする。

(5) 地震との重畳影響

火山と地震との重畳により，火山単独事象より格納容器圧力逃がし装置への荷重影響が増長されるが，除灰を行うなど適切な対応を行い，格納容器圧力逃がし機能を維持する。

【代替格納容器圧力逃がし装置】

a. 堆積による荷重

代替格納容器圧力逃がし装置は，屋外に露出しないことから，影響を受けない。

b. 降下火山灰侵入による閉塞

代替格納容器圧力逃がし装置の放出口については，配管内部へ侵入し難い構造に設計する。

7.1.7　降水

【格納容器圧力逃がし装置】

(1)設計基準

降水の設計基準については，規格基準類，観測記録（気象庁アメダス）に対し，更なる裕度を確保するために年超過確率評価の 10^{-4}/年の値である 1 時間降水量 101.3mm/h と定める。

(2)想定される影響

a.浸水

影響モード：浸水

対象部位：フィルタベント遮蔽壁内側設備

(3)耐性評価結果

a.浸水

フィルタベント遮蔽壁内側の設備の浸水については，設計基準の降水量である 1 時間降水量 101.3mm/h について，タンク室内はサンプ排水ラインを通じて排水するか，ドレン移送ポンプを用いてサプレッション・チェンバに移送することが可能であり影響を受けない。また，附室は排水口を設置することにより，雨水が溜まることはなく，降水による浸水の影響を受けない。

【代替格納容器圧力逃がし装置】

a.浸水

フィルタ装置は，地下及び原子炉建屋屋内に設置し，止水処理を実施することにより，降水による浸水の影響を受けない。

7.1.8　生物学的事象

【格納容器圧力逃がし装置】

(1)想定される影響

a.小動物の侵入

影響モード：ケーブル等の損傷

対象部位：フィルタベント遮蔽壁内側設備

(3)耐性評価結果

a.小動物の侵入

生物学的事象のうちネズミ等の小動物に対して，屋外ケーブル貫通部等は，侵入防止対策により安全機能が損なわれるおそれのない設計とするこ

とから，影響を受けることはない。

【代替格納容器圧力逃がし装置】

a.小動物

フィルタ装置は，地下及び原子炉建屋屋内に設置されることにより，屋外に露出しないことから，生物学的事象による影響は受けない。

7.1.9　地滑り

(1)想定される影響

a.地滑りによる土砂の到達

影響モード：土砂による荷重

対象部位：フィルタ装置

(2)耐性評価結果

地滑りが想定される斜面からの離隔距離を確保することにより，影響を受けない。フィルタ装置は，近傍の斜面より 120m 以上の離隔距離を確保しており，万が一当該斜面に地滑りが生じた場合であっても，影響が及ぶことはない。

7.2　その他事象

7.2.1　外部火災

【格納容器圧力逃がし装置】

(1)設計基準

a.森林火災

発電所構内の森林の全面的な火災を想定する（防火帯により延焼が防止されるエリアを除く）。

b.近隣の産業施設の火災

原子炉施設周辺に設置されており，格納容器圧力逃がし装置までの距離が近く貯蔵量の多い各号炉の軽油タンクの全面火災。なお，各号炉の軽油タンクは2基隣接して設置しているが，耐震Sクラス設備であり地震随伴事象としても2基同時火災の想定はしづらいこと，火災報知器や泡消火設備があることから延焼防止も可能であること，および隣接軽油タンク火災時にもう一方の軽油タンクの温度は発火点まで上昇せず2基同時に出火しないことから，格納容器圧力逃がし装置に近い軽油タンク1基の火災を想定する。

c.航空機墜落による火災

偶発事象として航空機墜落が発生する確率が10^{-7}回／炉・年を超えるエリアへ墜落した航空機による火災を想定する。なお，航空機墜落火災と危険物タンク火災との重畳については，当該号炉軽油タンクには航空機は墜落せず発火点には至らないこと及び，対象航空機によっては他号炉の軽油タンクに墜落する可能性はあるが，軽油タンクと格納容器圧力逃がし装置との間に位置するタービン建屋やサービス建屋に輻射熱は遮られることから危険物タンク火災との重畳は考慮不要である。（第7.2.1－2図，第7.2.1－3図）

(2)想定される影響

a.森林火災

影響モード：森林火災時の火炎からの輻射熱による温度上昇

対象部位※：フィルタベント遮蔽壁，フィルタ装置，屋外配管および弁（フィルタ装置入口側，フィルタ装置出口側，弁），給水設備，窒素パージ設備，ドレン設備，計器類（水位計，圧力計，放射線モニタ等），計装ラック

b.近隣の産業施設の火災

影響モード：軽油タンク防油堤全面火災時の火炎からの輻射熱による温度上昇

対象部位※：フィルタベント遮蔽壁，フィルタ装置，屋外配管および弁（フィルタ装置入口側，フィルタ装置出口側，弁），格納容器圧力逃がし装置給水設備，窒素パージ設備，ドレン設備，計器類（水位計，圧力計，放射線モニタ等），計装ラック

c. 航空機墜落による火災

影響モード：航空機墜落により発生した火炎からの輻射熱による温度上昇

対象部位※：フィルタベント遮蔽壁，フィルタ装置，屋外配管および弁（フィルタ装置入口側，フィルタ装置出口側，弁），給水設備，窒素パージ設備，ドレン設備，計器類（水位計，圧力計，放射線モニタ等），計装ラック

※　対象部位は，外部火災により影響をうける屋外に設置されている格納容器圧力逃がし装置の部位を抽出した。

(3) 耐性評価結果

a. 森林火災

(a) フィルタベント遮蔽壁

フィルタベント遮蔽壁はコンクリート製であり，健全性の基準 200℃に対し，森林火災発生時の輻射熱による遮蔽壁外面の温度は約 72℃に止まることから，火災に対する耐性が確保されていることを確認した。

(b) フィルタ装置

フィルタ装置の周囲にはフィルタベント遮蔽壁が設置されており，フィルタベント遮蔽壁内側の温度は上昇しない。また，フィルタ装置上部は開口しているが，フィルタベント遮蔽壁はフィルタ装置上部より約 5m 高く設置されており，輻射熱が直接フィルタ装置に届くことはないことから，火災に対する耐性が確保される。

(c) 屋外配管および弁（フィルタ装置入口側，フィルタ装置出口側，弁）

配管の設計温度は 200℃であり，防火帯林縁から至近の配管の温度は約 90℃に止まることから，火災に対する耐性が確保されていることを確認した。

(d) 給水設備，窒素パージ設備，ドレン設備

輻射熱による影響がないように，遮熱性のある板で覆うこと等により，設備を防護するため火災の影響はない。

(e) 計器類（水位計，圧力計，放射線モニタ等）

輻射熱による影響がないように，耐熱性のある計器の使用または遮熱性のある板で覆うこと等により，設備を防護するため火災の影響はない。

(f) 計装ラック

計装ラックの周囲にはフィルタベント遮蔽壁が設置されており，フィルタベント遮蔽壁内側の温度は上昇しないことから，火災に対する耐性が確保されていることを確認した。

b.近隣の産業施設等の火災

(a)フィルタベント遮蔽壁

フィルタベント遮蔽壁はコンクリート製であり，健全性の基準 200℃に対し，軽油タンク防油堤全面火災発生時の輻射熱によるフィルタベント遮蔽壁外面の温度は約 176℃に止まることから，火災に対する耐性が確保されていることを確認した。

(b) フィルタ装置

フィルタ装置の周囲にはフィルタベント遮蔽壁が設置されており，フィルタベント遮蔽壁内側の温度は上昇しない。また，フィルタ装置上部は開口しているが,フィルタベント遮蔽壁はフィルタ装置上部より約 5m 高く設置されており，輻射熱が直接フィルタ装置に届くことはないことから，火災に対する耐性が確保されていることを確認した。

(c) 屋外配管および弁（フィルタ装置入口側，フィルタ装置出口側，弁）

設計温度は 200℃であり,軽油タンク至近の配管の温度は約 144℃に止まることから，火災に対する耐性が確保されていることを確認した。

(d)給水設備，窒素パージ設備，ドレン設備

輻射熱による影響がないように，耐熱性のある計器の使用または遮熱性のある板で覆うこと等により，設備を防護するため火災の影響はない。

(e) 計器類（水位計，圧力計，放射線モニタ等）

輻射熱による影響がないように，耐熱性のある計器の使用または遮熱性のある板で覆うこと等により，設備を防護するため火災の影響はない。

(f) 計装ラック

計装ラックの周囲にはフィルタベント遮蔽壁が設置されており，フィルタベント遮蔽壁内側の温度は上昇しないことから，火災に対する耐性が確保されていることを確認した。

c.航空機墜落による火災

(a)フィルタベント遮蔽壁

フィルタベント遮蔽壁はコンクリート製であり，健全性の基準 200℃に対し，航空機墜落による火災発生時の輻射熱によるフィルタベント遮蔽壁外面の温度は約 62℃に止まることから，火災に対する耐性が確保されていることを確認した。

(b)フィルタ装置

フィルタ装置の周囲にはフィルタベント遮蔽壁が設置されており，フィ

ルタベント遮蔽壁内側の温度は上昇しない。また，フィルタ装置上部は開口しているが,フィルタベント遮蔽壁はフィルタ装置上部より約 5m 高く設置されており，輻射熱が直接フィルタ装置に届くことはないことから，火災に対する耐性が確保されていることを確認した。

(c) 屋外配管および弁（フィルタ装置入口側，フィルタ装置出口側，弁）

設計温度は 200℃であり，火災発生時の配管の温度は約 65℃に止まることから，火災に対する耐性が確保されていることを確認した。

(d)給水設備，窒素パージ設備，ドレン設備

輻射熱による影響がないように，耐熱性のある計器の使用または遮熱性のある板で覆うこと等により，設備を防護するため火災の影響はない。

(e) 計器類（水位計，圧力計，放射線モニタ等）

輻射熱による影響がないように，耐熱性のある計器の使用または遮熱性のある板で覆うこと等により，設備を防護するため火災の影響はない。

(f) 計装ラック

計装ラックの周囲にはフィルタベント遮蔽壁が設置されており，フィルタベント遮蔽壁内側の温度は上昇しないことから，火災に対する耐性が確保されていることを確認した。

【代替格納容器圧力逃がし装置】

代替格納容器圧力逃がし装置のうち，地下に設置されている部位については，外部火災の影響は受けない。屋外に設置する部位については，外部火災による影響がないような設計とする。

第 7.2.1－1 図　格納容器圧力逃がし装置と各火災の位置関係

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

第 7.2.1－2 図　航空機墜落位置と危険物タンク火災の重畳を考慮する位置（6 号炉）

第 7.2.1－3 図　航空機墜落位置と危険物タンク火災の重畳を考慮する位置（7 号炉）

7.2.2　内部火災

【格納容器圧力逃がし装置】【代替格納容器圧力逃がし装置】

(1)設計基準

格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置に発生する火災を想定する。

地震時においては，耐震Ｂ，Ｃクラスの機器を火災源とする火災を，火災区域内に想定する。

(2)想定される影響

影響モード：火災による温度上昇，引火，発火

対象部位：格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置の系統を構成する弁（手動弁，電動駆動弁，空気駆動弁）等
操作時に必要な監視機器
アクセスルート

(3)耐性評価結果

格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置の系統を構成する弁，操作時に必要な監視機器，アクセスルート等（以下，「機器等」という。）については，6.1.4 (2)a.に記載のとおり，火災の発生防止対策を施しており，当該機器等の引火・発火のおそれは小さく，温度上昇による損傷のおそれも小さい。また，機器等のうちケーブル等は難燃性のものを使用している。

万一，格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置の機器等に火災が発生した場合においても，6.1.4 (2)b.に記載のとおり，火災の感知，消火対策を施しており，当該機器等に発生した火災を速やかに感知し消火することによって，当該機器等の損傷を最小限に抑えることができる。

地震時における，耐震Ｂ，Ｃクラスの機器を火災源とする火災に対しては，火災によって格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置の機能に影響を及ぼす可能性のある耐震Ｂ，Ｃクラスの機器について，当該機器を耐震強化すること，又は当該機器の設置箇所に耐震強化した消火設備を設置することによって，格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置の機能を維持することができる。

7.2.3　内部溢水

【格納容器圧力逃がし装置】

(1)設計基準

発生要因別に分類した以下の溢水を想定した。

・溢水の影響を評価するために想定する機器の破損等により生じる溢水

・発電所内で生じる異常状態（火災を含む）の拡大防止のために設置される系統からの放水による溢水
・地震に起因する機器の破損等により生じる溢水

(2)想定される影響

溢水の発生要因に依らず，以下の影響を想定した。

影響モード：没水，被水，蒸気による環境条件の悪化

対象部位：格納容器圧力逃がし装置の系統を構成する弁（手動弁，電動駆動弁，空気駆動弁）
操作時に必要な監視機器
アクセスルート

(3)耐性評価結果

ａ．格納容器圧力逃がし装置の系統を構成する弁（手動弁，電動駆動弁，空気駆動弁）

(a)格納容器圧力逃がし装置の系統を構成する手動弁については，没水，被水，蒸気の影響は無く，機能は維持される。

(b)格納容器圧力逃がし装置の系統を構成する電動駆動弁及び空気駆動弁については，没水，被水等の影響により通常の遠隔操作機能を喪失する可能性がある。しかし，それぞれ物理的に隔離された箇所に設置されたバックアップ設備による代替操作が可能であり，万が一，バックアップ設備が溢水による影響を受けた場合においても，現場での手動操作が可能であることから，機能は維持される。

ｂ．操作時に必要な監視機器

(a)操作時に必要な監視機器については，止水対策，被水対策等，没水，被水，蒸気に対する防護対策を講じることにより，機能は維持される。

ｃ．アクセスルート

(a)内部溢水発生時は，自動隔離又は手動隔離により，漏えい箇所の隔離操作を行うこととしている（標準 80 分を想定）。また，地震時において，漏えい箇所の隔離が不可能な場合においても，漏えい水，蒸気については，開放ハッチ部，床ファンネルを介し，建屋最地下階へと導く設計としていることから，格納容器圧力逃がし装置操作時において，操作対象機器へのアクセスルートに水，蒸気が滞留し，操作を阻害することはない。

(b)格納容器圧力逃がし装置の操作時においては，操作対象機器へのアクセスルートに水，蒸気が滞留しないこと，壁による遮蔽があること等から，

放射線による影響も限定的であり，操作は可能である。

(4)管理区域外への漏えいについて

止水対策，堰等の防護対策を講じることにより，放射性物質を含む液体を放射線管理区域外へ漏えいさせることがないように設計する。

以上のことから，内部溢水が発生した場合でも，格納容器圧力逃がし装置の機能は維持される。

【代替格納容器圧力逃がし装置】

代替格納容器圧力逃がし装置については，止水対策，被水対策等，没水，被水，蒸気に対する防護対策を講じることにより，機能は維持される。

7.2.4　航空機墜落（偶発的事象）

【格納容器圧力逃がし装置】

(1)設計基準

原子炉建屋等重要施設を中心として，落下確率が 1.0×10^{-7} 回／炉・年となる範囲外への墜落。

(2)想定される影響

影響モード：衝突による衝撃力，火災による熱影響

対象部位：格納容器圧力逃がし装置を構成する構築物・機器

(3)耐性評価結果

柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉又は 7 号炉の原子炉建屋等重要施設に墜落する確率は，約 3.4×10^{-8} 回／炉・年であることから，格納容器圧力逃がし装置に対する偶発的な航空機の衝突は設計上考慮する必要はない。なお，10^{-7} 回／炉・年を超えるエリアへ墜落した場合における航空機燃料火災に対する耐性は 7.2.1 外部火災に示すとおりである。

【代替格納容器圧力逃がし装置】

柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉又は 7 号炉の原子炉建屋等重要施設に墜落する確率は，約 3.4×10^{-8} 回／炉・年であることから，代替格納容器圧力逃がし装置に対する偶発的な航空機の衝突は設計上考慮する必要はない。

また，代替格納容器圧力逃がし装置のうち，地下に設置されている部位については，航空機燃料火災の影響は受けない。屋外に設置する部位については，航空機燃料火災による影響がないように設計する。

7.2.5　船舶の衝突

(1)想定される影響

影響モード：船舶の衝突による荷重

対象部位：フィルタ装置

(2)耐性評価結果

敷地前面の海に面しておらず,また 300m 以上の離隔距離を確保しているため,船舶の衝突の影響が及ぶことはない。

7.2.6　電磁的障害

(1)設計基準

電力保安用通信連絡設備（PHS 端末）等の電磁波による擾乱を考慮する。

(2)想定される影響

影響モード：電磁波による擾乱

対象部位：電気設備・計装設備

(3)耐性評価結果

電磁波によりその機能が損なわれるおそれのある設備については，ラインフィルタや絶縁回路を設置することによりサージ・ノイズの侵入防止する，鋼製筐体や金属シールド付きケーブルの適用等，電磁波の侵入を防止する処置を講じた設計とする，又は電磁波による影響を確認することから影響を受けない。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

8.　格納容器圧力逃がし装置の意図的な航空機衝突事象に対する耐性

意図的な航空機衝突が発生した場合であっても，除熱機能が喪失しないことを以下，確認する。

8.1　航空機衝突（意図的事象）

【格納容器圧力逃がし装置】

(1)事象想定（第 8.1－1 表，第 8.1－1 図参照）

(2)想定される影響

影響モード：衝突による衝撃力，火災による熱影響

対象部位：フィルタベント遮蔽壁，フィルタ装置，フィルタ装置入口側配管，フィルタ装置出口側配管，屋外設備（給水設備，窒素パージ設備，ドレン設備，弁），計器類（水位計，圧力計，放射線モニタ等），計装ラック

(3)耐性評価結果（第 8.1－1 表参照）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

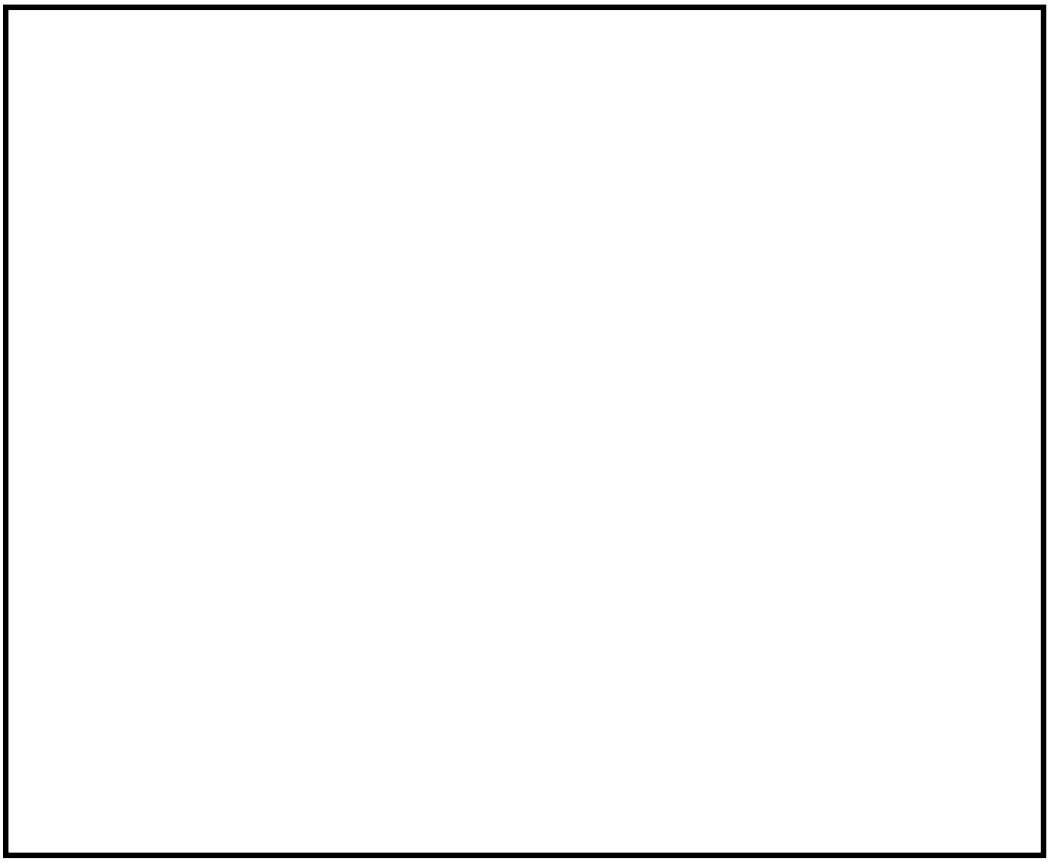
(4)代替手段（第 8.1－1 表参照）

【代替格納容器圧力逃がし装置】

代替格納容器圧力逃がし装置のうち，地下に設置される部位については，航空機衝突による衝撃力及び航空機燃料火災の影響は受けない。屋外に設置するフィルタ装置出口側配管は損傷する可能性があるが，放出される放射性物質の低減機能は喪失しない。

第 8.1－1 表　航空機の衝突方向別機能の維持状況

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



第 8.1-1 図　フィルタ装置及び建屋の配置状況（7 号炉）

別紙１　格納容器圧力逃がし装置の計測設備の網羅性について

【格納容器圧力逃がし装置】【代替格納容器圧力逃がし装置】

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

①格納容器圧力逃がし装置の使用時，待機時，使用後の各状態で，系統の要求上確認すべき項目の全てが監視可能であること。

②上記の各状態において，管理すべき値を網羅した計測範囲であること。

なお，代替格納容器圧力逃がし装置についても同様の設計としており，ここでは代表として格納容器圧力逃がし装置の計測設備について記載する。

1.　確認すべき項目について

格納容器圧力逃がし装置の使用時，待機時，使用後の各状態で確認すべき項目を下記(1)～(5)に抽出し，各確認すべき項目に対する計測設備が設置されていることを第 1－1 表に示す。(「2.3.2.2　計測設備の目的」の記載内容の一部再掲)

(1)　格納容器圧力逃がし装置の使用時の状態

使用時の状態が，以下のとおり把握可能である。

a. フィルタ装置の閉塞等によりガスの導入が妨げられていないこと

フィルタ装置入口圧力にて，格納容器ベント実施により待機圧力から上昇した圧力が，原子炉格納容器圧力の低下に追従して低下傾向を示すことを確認することで把握できる。また，フィルタ装置出口放射線量率が初期値から上昇することを計測することによりフィルタ装置が閉塞していないことを把握できる。

b. フィルタ装置の除去性能が低下していないこと

フィルタ装置水位にて，水位が約 500mm～約 2200mm の間（2.2.1.3 参照）であることを確認することで把握できる。

c. 放出されるガスの放射線量の確認

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に内包される放射性物質から放射線量率を監視し，排出経路の放射性物質濃度を評価することが可能である。

(2)　格納容器圧力逃がし装置の待機時の状態

待機時の状態が，以下のとおり把握可能である。

a. フィルタ装置の除去性能が低下していないこと

フィルタ装置水位にて，水位が約 500mm～約 2200mm の間（2.2.1.3 参照）であることを確認することで把握できる。

b. フィルタ装置配管内の不活性状態の確認

フィルタ装置入口圧力及びフィルタ装置出口圧力にて，封入した窒素圧力（0.01MPa[gage]以上）を継続監視することによって配管内の不活性状態を把握できる。

また，フィルタ装置出口配管圧力にて，点検後の窒素置換操作を実施した際に，現場で圧力を監視することで，配管内が不活性状態になったことを把握できる。

(3) 格納容器圧力逃がし装置の使用後の状態

使用後の状態が，以下の通り把握可能である。

a. フィルタ装置内スクラバ水の確認

フィルタ装置水位にて，フィルタ装置内で捕捉した放射性物質の放熱により，フィルタ装置内の水が蒸発することによる水位低下を把握できる。

b. フィルタ装置配管内の不活性状態の確認

フィルタ装置入口圧力及びフィルタ装置水素濃度にて，配管内が封入した窒素で正圧に維持されていること，また，配管内に水素が残留していないことにより不活性状態が維持されていることを把握できる。

c. 放出されるガスの放射線量の確認

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に内包される放射性物質から放射線量率を監視し，排出経路の放射性物質濃度を評価することが可能である。

(4) フィルタ装置の水位調整時の確認

格納容器圧力逃がし装置の使用時，待機時，使用後に，フィルタ装置の水位調整を以下の通り把握可能である。

a. フィルタ装置の水位調整の確認

フィルタ装置水位にて，フィルタ装置の排水又は水張りを実施する際に，フィルタ装置の水位が把握できる。また，フィルタ装置ドレン流量にて，排水操作を実施した際のタンクドレン量の把握ができる。

b. フィルタ装置スクラバ水の水質管理（2.2.1.3 参照）

フィルタ装置水位にて，フィルタ装置の排水又は水張りを実施する際

に，フィルタ装置の水位が把握できると共に，必要な追加薬液量の把握ができる。また，フィルタ装置ドレン流量にて，排水操作を実施した際のタンクドレン量から，必要な追加薬液量の把握ができる。

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

(5) 想定される機能障害の把握

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

a. フィルタ装置の閉塞

フィルタ装置入口圧力にて，格納容器ベント実施により待機圧力から上昇した圧力が，低下傾向を示さないことを確認することで，フィルタ装置が閉塞していることを把握できる。また，フィルタ装置出口放射線量率が初期値から上昇しないことを確認することにより把握できる。

b. 金属フィルタの閉塞

フィルタ装置金属フィルタ差圧にて，金属フィルタの閉塞状態を把握できる。なお，フィルタ装置入口圧力にて，金属フィルタの閉塞が進行し，フィルタ装置入口圧力が上昇傾向を示すことを確認することで，金属フィルタの閉塞状態を把握できる。

c. よう素フィルタ出口配管の閉塞

ドレンタンク水位にて，ドレン水によるよう素フィルタ出口配管の閉塞状態を把握できる。また，フィルタ装置入口圧力及びフィルタ装置出口圧力にて，ドレン水によるよう素フィルタ出口配管の閉塞が進行し，フィルタ装置入口圧力及びフィルタ装置出口圧力が上昇傾向を示すことを確認することで，よう素フィルタ出口配管のドレンによる閉塞状態を把握できる。

d. フィルタ装置入口配管の破断

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

e. フィルタ装置スクラバ水の漏えい

フィルタ装置水位にて，タンクからのスクラバ水漏えいによるフィルタ装置の水位低下を確認することで把握できる。

2.　計測範囲について

格納容器圧力逃がし装置の使用時，待機時，使用後の各状態で確認すべき項目について，管理すべき値を網羅した計測範囲であることを第1－2表に示す。

3.　設備操作との整合性について

「4.　格納容器圧力逃がし装置の設備操作と操作性」で記載した各操作における監視項目が全て監視可能であることを第1－3表に示す。

第1－1表　格納容器圧力逃がし装置 計測設備の網羅性について

フィルタ装置の状態	確認すべき項目	計測設備	多重性又は多様性
(1)格納容器圧力逃がし装置の使用時	a. 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	①フィルタ装置入口圧力 ②フィルタ装置出口放射線モニタ	①②で多様性有り ①②はそれぞれ多重性有り
	b. フィルタ装置の除去性能に影響するパラメータの確認	①フィルタ装置水位	①は多重性有り
	c. 放出されるガスの放射線量の確認	①フィルタ装置出口放射線モニタ	①は多重性有り
(2)格納容器圧力逃がし装置の待機時	a. フィルタ装置の除去性能に影響するパラメータの確認	①フィルタ装置水位	①は多重性有り
	b. フィルタ装置配管内の不活性状態の確認	①フィルタ装置入口圧力 ②フィルタ装置出口圧力 ③フィルタ装置出口配管圧力	①②③で多様性有り ①は多重性有り
(3)格納容器圧力逃がし装置の使用後	a. フィルタ装置内スクラバ水の確認	①フィルタ装置水位	①は多重性有り
	b. フィルタ装置配管内の不活性状態の確認	①フィルタ装置入口圧力 ②フィルタ装置水素濃度	①②で多様性有り ①は多重性有り ②は入口と出口配管でそれぞれ補完
	c. 放出されるガスの放射線量の確認	①フィルタ装置出口放射線モニタ	①は多重性有り
(4)フィルタ装置の水位調整時	a. フィルタ装置の水位調整の確認	①フィルタ装置水位 ②フィルタ装置ドレン流量	①②で多様性有り ①②はそれぞれ多重性有り
	b. フィルタ装置スクラバ水の水質管理	①フィルタ装置水位 ②フィルタ装置ドレン流量 ③フィルタ装置スクラバ水 pH	①②③で多様性有り ①②はそれぞれ多重性有り
(5)想定される機能障害	a. フィルタ装置の閉塞	①フィルタ装置入口圧力 ②フィルタ装置出口放射線モニタ	①②で多様性有り ①②はそれぞれ多重性有り
	b. 金属フィルタの閉塞	①フィルタ装置金属フィルタ差圧 ②フィルタ装置入口圧力	①②で多様性有り ②は多重性有り
	c. よう素フィルタ出口配管の閉塞	①ドレンタンク水位 ②フィルタ装置入口圧力 ③フィルタ装置出口圧力	①②③で多様性有り ②は多重性有り
	d. フィルタ装置入口配管の破断	①フィルタ装置入口圧力 ②フィルタ装置出口放射線モニタ	①②で多様性有り ①②はそれぞれ多重性有り
	d. フィルタ装置スクラバ水の漏えい	①フィルタ装置水位	①は多重性有り

第1－2表　格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置計測設備の計測範囲の網羅性について

監視パラメータ※1		計測範囲	計測範囲の根拠
①	フィルタ装置水位 （格納容器圧力逃がし装置）	0～6000mm	スクラバノズル上端を計測範囲のゼロ点とし，フィルタ装置機能維持のための上限水位：約2200mm，下限水位：約500mmが計測可能な範囲とする。
	フィルタ装置水位 （代替格納容器圧力逃がし装置）	0～7000mm	スクラバノズル上端を計測範囲のゼロ点とし，フィルタ装置機能維持のための上限水位：約3000mm，下限水位：約500mmが計測可能な範囲とする。
②フィルタ装置入口圧力		0～1.0MPa[gage]	以下の2つの状態を計測可能な範囲とする。 ・格納容器ベント実施時に，格納容器圧力逃がし装置の最高圧力（0.62MPa[gage]）が計測可能な範囲とする。 ・待機時に，窒素置換（約0.01MPa[gage]以上）が維持されていることを計測可能な範囲とする。
③フィルタ装置出口圧力		0～0.5MPa[gage]	点検後の窒素置換操作を実施した際に，フィルタ装置出口の圧力開放板の設定圧力（0.1MPa[gage]）を超えないことが計測可能な範囲とする。
④フィルタ装置出口配管圧力		-0.1～0.2MPa[gage]	
⑤フィルタ装置出口放射線モニタ		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線量当量率（約7×10^{4}mSv/h）を計測可能な範囲とする。
⑥フィルタ装置水素濃度		0～100vol%	格納容器ベント停止後の窒素によるパージを実施し，フィルタ装置入口及び出口配管内に滞留する水素濃度が可燃限界濃度（4vol%）以下であることを計測可能な範囲とする。
⑦フィルタ装置ドレン流量		0～30m³/h	ドレンポンプの定格流量（10m³/h）を計測可能な範囲とする。
⑧フィルタ装置スクラバ水pH		pH0～14	フィルタ装置内スクラバ水のpHを計測可能な範囲とする。
⑨フィルタ装置金属フィルタ差圧		0～50kPa	
⑩ドレンタンク水位		タンク底部から510mm タンク底部から1586mm タンク底部から3061mm タンク底部から4036mm	ドレンタンク内の水位を把握し，ドレンの排水操作の開始やドレン排水操作の停止判断が可能な計測範囲とする。

※1　監視パラメータの数字は第2.3.2.3－1図及び第2.3.2.3－2図の丸数字に対応する。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

第1－3表　「4.　格納容器圧力逃がし装置の設備操作と操作性」との整合について

プラント状態	2.3.2.2　計測設備の目的	4.　格納容器圧力逃がし装置の設備操作と操作性	監視パラメータ
プラント停止時又は通常運転時	(1)格納容器圧力逃がし装置の待機時の状態 (4)フィルタ装置の水位調整時の確認	4.3　①格納容器圧力逃がし装置点検等後の窒素置換	フィルタ装置入口圧力 フィルタ装置出口圧力 フィルタ装置出口配管圧力 フィルタ装置水位 フィルタ装置ドレン流量 フィルタ装置スクラバ水 pH
事故発生～格納容器ベント前		4.1.2　a.格納容器ベント操作前準備	
格納容器ベント開始	(2)格納容器圧力逃がし装置の使用時の状態 (4)フィルタ装置の水位調整時の確認 (5)想定される機能障害の把握	4.1.2　b.格納容器ベント開始操作	フィルタ装置入口圧力 フィルタ装置出口圧力 フィルタ装置水位 フィルタ装置出口放射線モニタ フィルタ装置ドレン流量 フィルタ装置スクラバ水 pH フィルタ装置金属フィルタ差圧 ドレンタンク水位
格納容器ベント開始後～格納容器ベント停止前		4.1.2　c.格納容器ベント中操作	
格納容器ベント停止			
格納容器ベント停止後	(3)格納容器圧力逃がし装置の使用後の状態 (4)フィルタ装置の水位調整時の確認	4.1.1　d.格納容器ベント停止操作 4.3　②格納容器ベント停止後の窒素ガスによるパージ	フィルタ装置入口圧力 フィルタ装置水位 フィルタ装置出口放射線モニタ フィルタ装置ドレン流量 フィルタ装置スクラバ水 pH フィルタ装置水素濃度

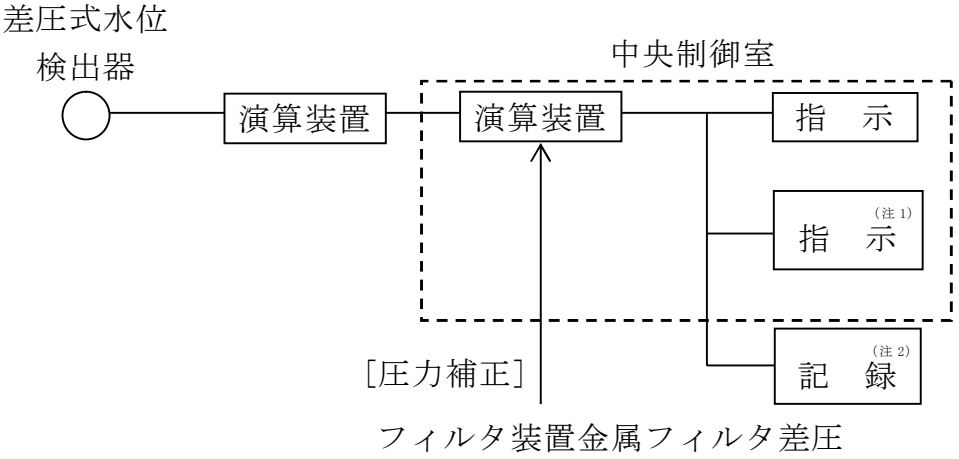
別紙２　格納容器圧力逃がし装置　計測設備の概略構成図

【格納容器圧力逃がし装置】【代替格納容器圧力逃がし装置】

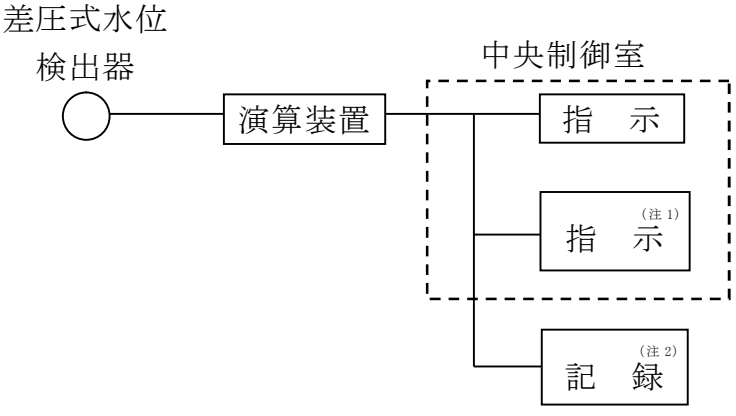
代替格納容器圧力逃がし装置についても同様の設計としており，ここでは代表として格納容器圧力逃がし装置の計測設備について記載する。

(1)　フィルタ装置水位

フィルタ装置水位は，重大事故等対処設備の機能を有しており，フィルタ装置水位の検出信号は，差圧式水位検出器にて差圧を検出し，演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後，フィルタ装置水位を中央制御室に指示し，記録する。（第１－1,2 図　「フィルタ装置水位の概略構成図」参照。）



第１－1 図　フィルタ装置水位の概略構成図



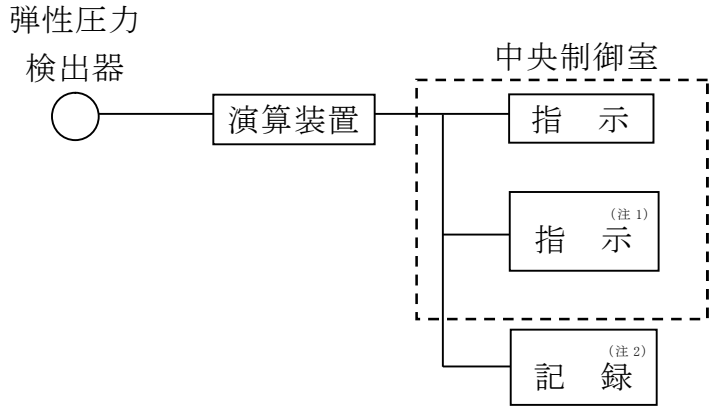
（注 1）記録計

（注 2）緊急時対策支援システム伝送装置

第１－2 図　フィルタ装置水位の概略構成図

(2)　フィルタ装置入口圧力

フィルタ装置入口圧力は，重大事故等対処設備の機能を有しており，フィルタ装置入口圧力の検出信号は，弾性圧力検出器にて圧力を検出し，演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後，フィルタ装置入口圧力を中央制御室に指示し，記録する。（第 1－3 図　「フィルタ装置入口圧力の概略構成図」参照。）

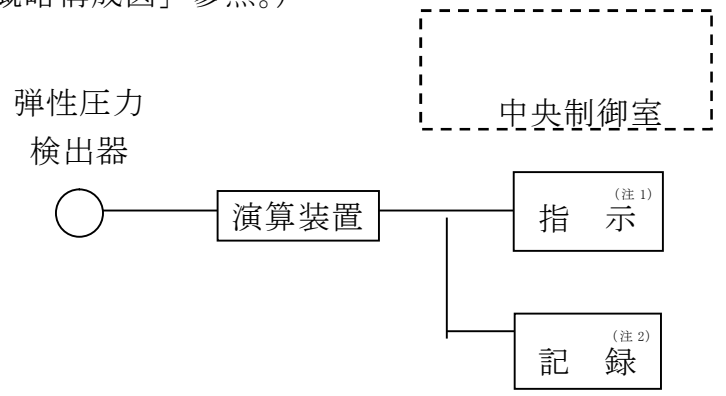


（注 1）記録計
（注 2）緊急時対策支援システム伝送装置

第 1－3 図　フィルタ装置入口圧力の概略構成図

(3)　フィルタ装置出口圧力

フィルタ装置出口圧力の検出信号は，弾性圧力検出器にて圧力を検出し，演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後，フィルタ装置出口圧力を中央制御室に指示し，記録する。（図 50-3-6　「フィルタ装置出口圧力の概略構成図」参照。）



（注 1）記録計
（注 2）緊急時対策支援システム伝送装置

第 1－4 図　フィルタ装置出口圧力の概略構成図

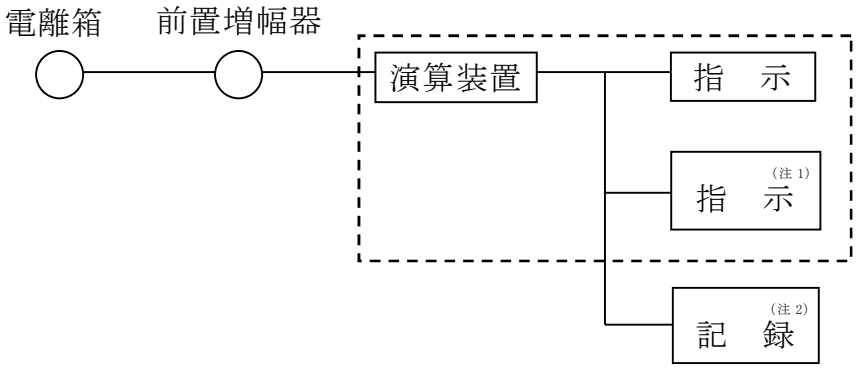
(4)　フィルタ装置出口配管圧力

フィルタ装置出口配管圧力の検出信号は，機械式圧力検出器にて圧力を検出し，フィルタ装置出口配管圧力を現場（原子炉建屋 4 階屋上）に指示する。（第 1－5 図　「フィルタ装置出口配管圧力の概略構成図」参照。）

第 1－5 図　フィルタ装置出口配管圧力の概略構成図

(5)　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，フィルタ装置出口放射線モニタの検出信号は，電離箱にて線量当量率を電気信号に変換した後，前置増幅器で電気信号を増幅し，演算装置にて線量当量率信号に変換する処理を行った後，線量当量率を中央制御室に指示し，記録する。（第 1－6 図　「フィルタ装置出口放射線モニタの概略構成図」参照。）



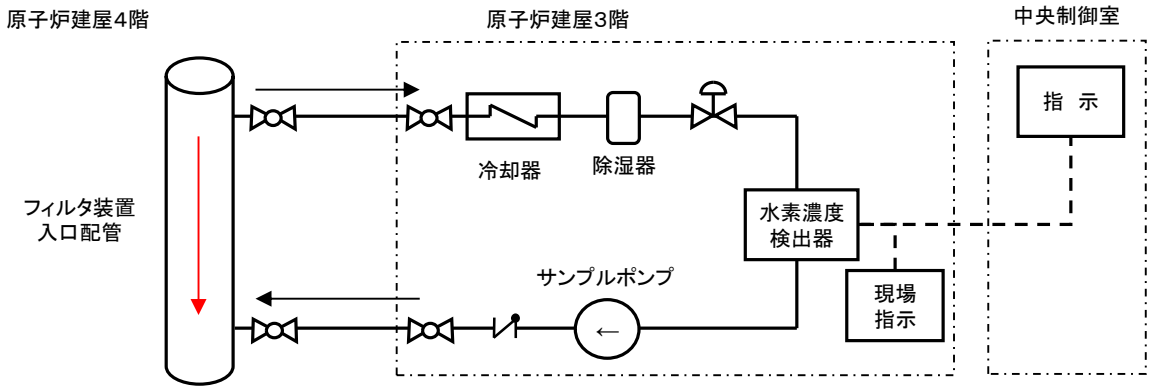
（注 1）記録計

（注 2）緊急時対策支援システム伝送装置

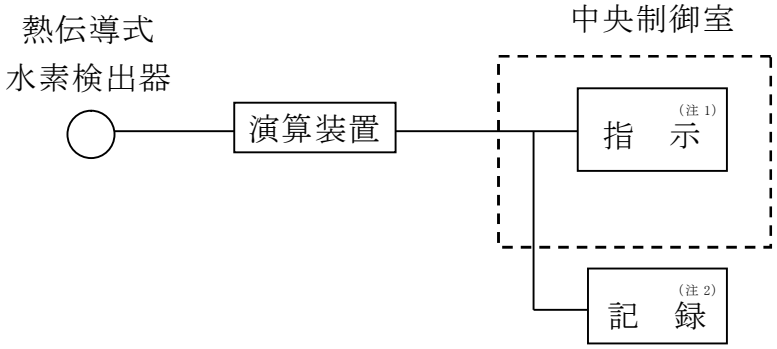
第 1－6 図　フィルタ装置出口放射線モニタの概略構成図

(6)　フィルタ装置水素濃度

フィルタ装置水素濃度は，重大事故等対処設備の機能を有しており，フィルタ装置水素濃度の検出信号は，熱伝導式水素検出器にて水素濃度を検出し，演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後，フィルタ装置水素濃度を中央制御室に指示し，記録する。（第1－7図　「フィルタ装置水素濃度　システム概要図」及び，第1－8図　「フィルタ装置水素濃度の概略構成図」参照。）



第 1－7 図　フィルタ装置水素濃度 システム概要図（出口配管側も同様）



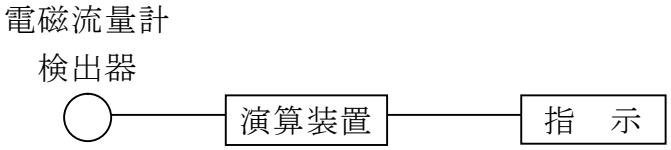
（注 1）記録計

（注 2）緊急時対策支援システム伝送装置

第 1－8 図　フィルタ装置水素濃度の概略構成図

(7)　フィルタ装置ドレン流量

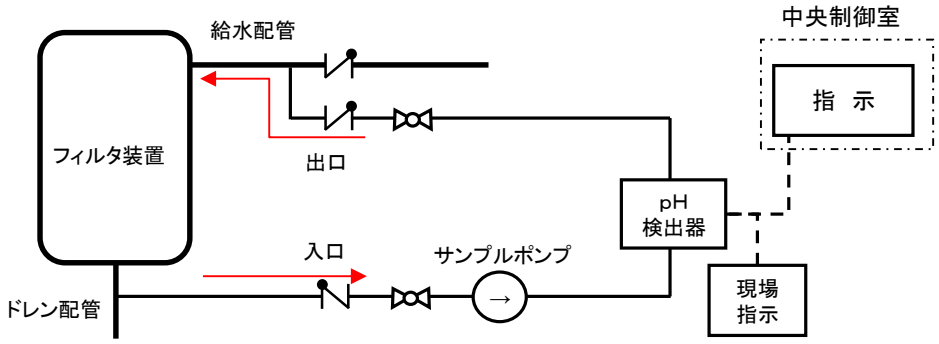
フィルタ装置ドレン流量の検出信号は，電磁流量計検出器にて流量を検出し，演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後，フィルタ装置ドレン流量を現場（フィルタベント遮蔽壁附室内）に指示する。（第 1－9 図「フィルタ装置ドレン流量の概略構成図」参照。）



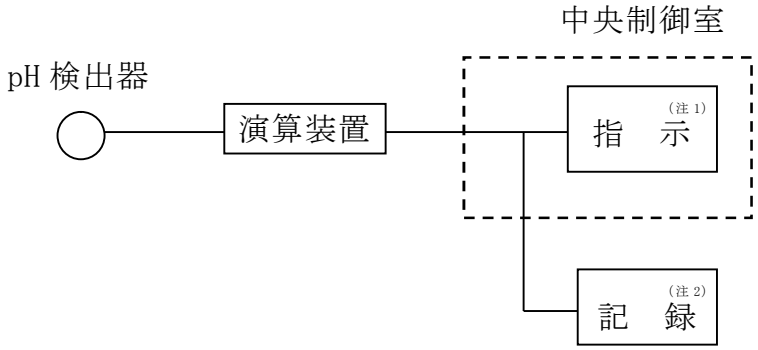
第 1－9 図　フィルタ装置ドレン流量の概略構成図

(8)　フィルタ装置スクラバ水 pH

フィルタ装置スクラバ水 pH は，重大事故等対処設備の機能を有しており，pH 検出器にて pH を検出し，演算装置にて電気信号に変換する処理を行った後，フィルタ装置スクラバ水 pH を中央制御室に指示し，記録する。（第 1－10 図　「フィルタ装置スクラバ水 pH の概略構成図」及び，第 1－11 図　「フィルタ装置スクラバ水 pH の概略構成図」参照。）



第 1－10 図　フィルタ装置スクラバ水 pH システム概要図



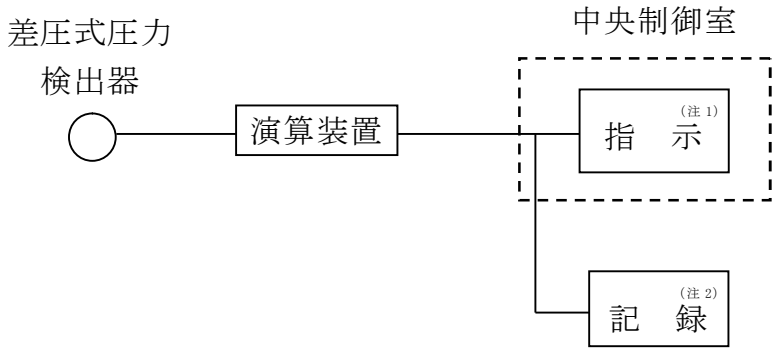
（注 1）記録計

（注 2）緊急時対策支援システム伝送装置

第 1－11 図　フィルタ装置スクラバ水 pH の概略構成図

(9)　フィルタ装置金属フィルタ差圧

フィルタ装置金属フィルタ差圧は，重大事故等対処設備の機能を有しており，フィルタ装置金属フィルタ差圧の検出信号は，差圧式圧力検出器にてフィルタ装置金属フィルタ差圧を検出し，演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後，フィルタ装置金属フィルタ差圧を中央制御室に指示し，記録する。（第 1－12 図　「フィルタ装置金属フィルタ差圧の概略構成図」参照。）



（注 1）記録計
（注 2）緊急時対策支援システム伝送装置

第 1－12 図　フィルタ装置金属フィルタ差圧の概略構成図

(10)　ドレンタンク水位

ドレンタンク水位の検出信号は，フロート式水位検出器にて所定の水位設定値に達した場合に，フロート式水位検出器の接点が動作することで水位を電気信号へ変換し，中央制御室に表示し，記録する。（第 1－13 図　「ドレンタンク水位の概略構成図」参照。）

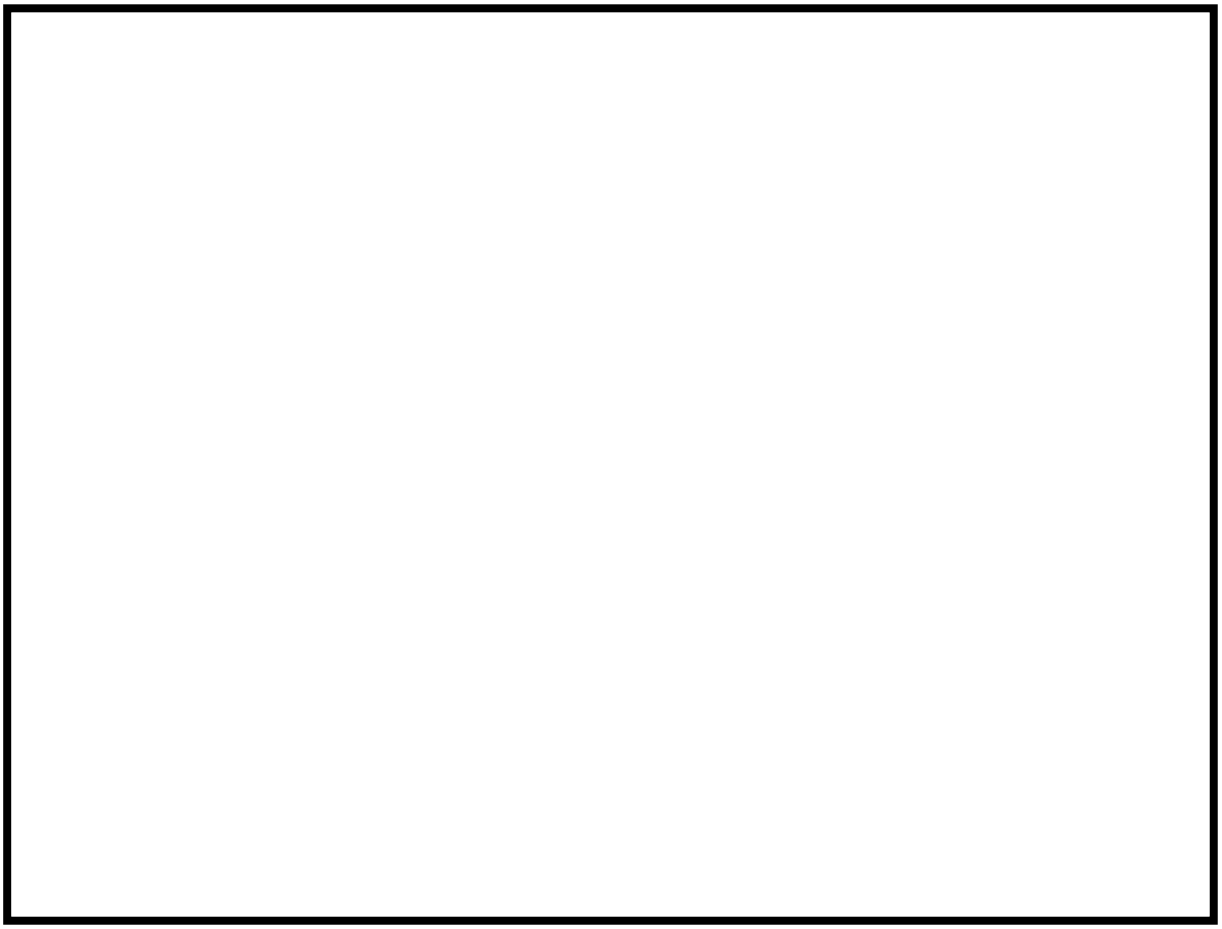
（注 1）記録計

第 1－13 図　ドレンタンク水位の概略構成図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

参考　格納容器圧力逃がし装置　計測設備の機器配置図

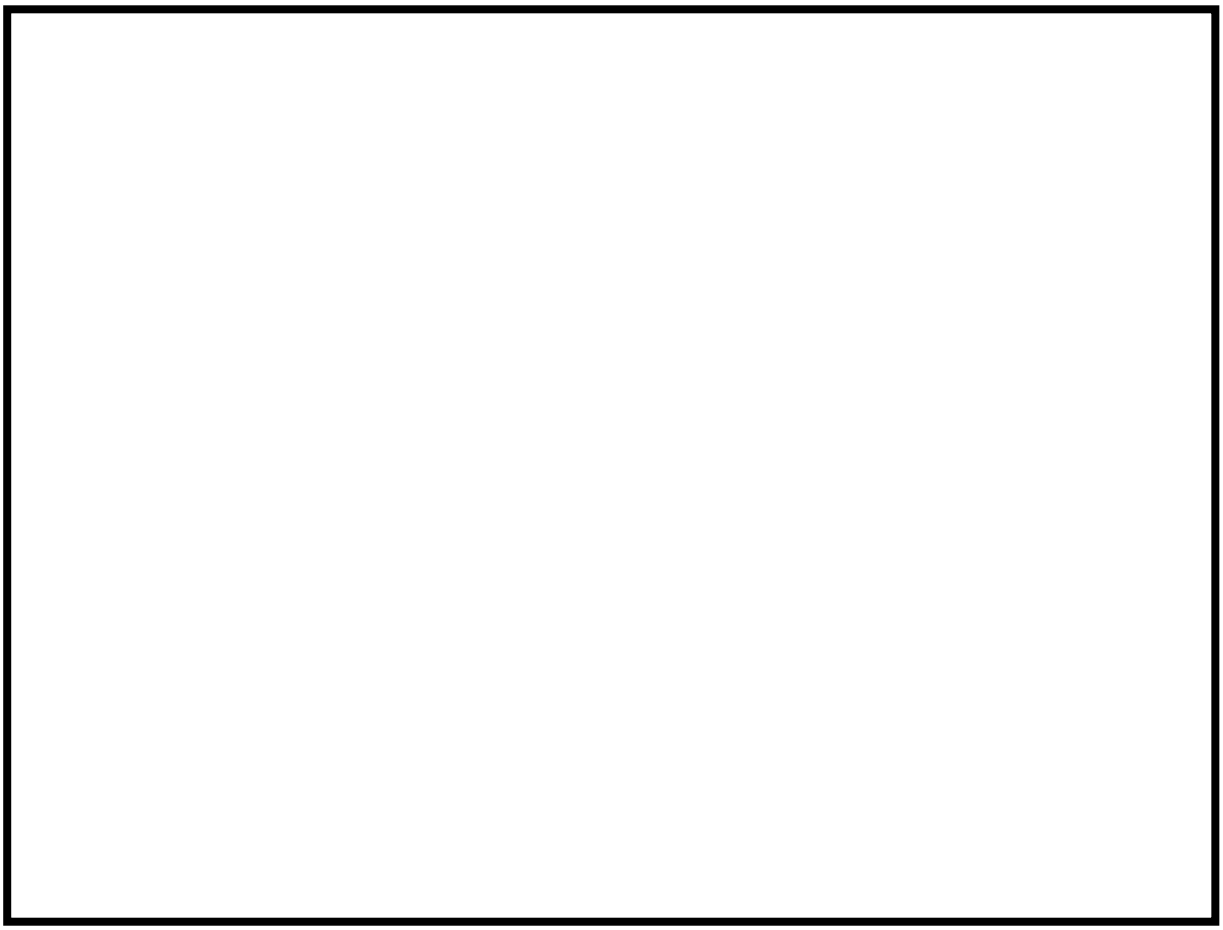
第 1－14 図　6 号炉格納容器圧力逃がし装置 計測設備 全体概要図



第 1－15 図　機器配置図（6 号炉屋外）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

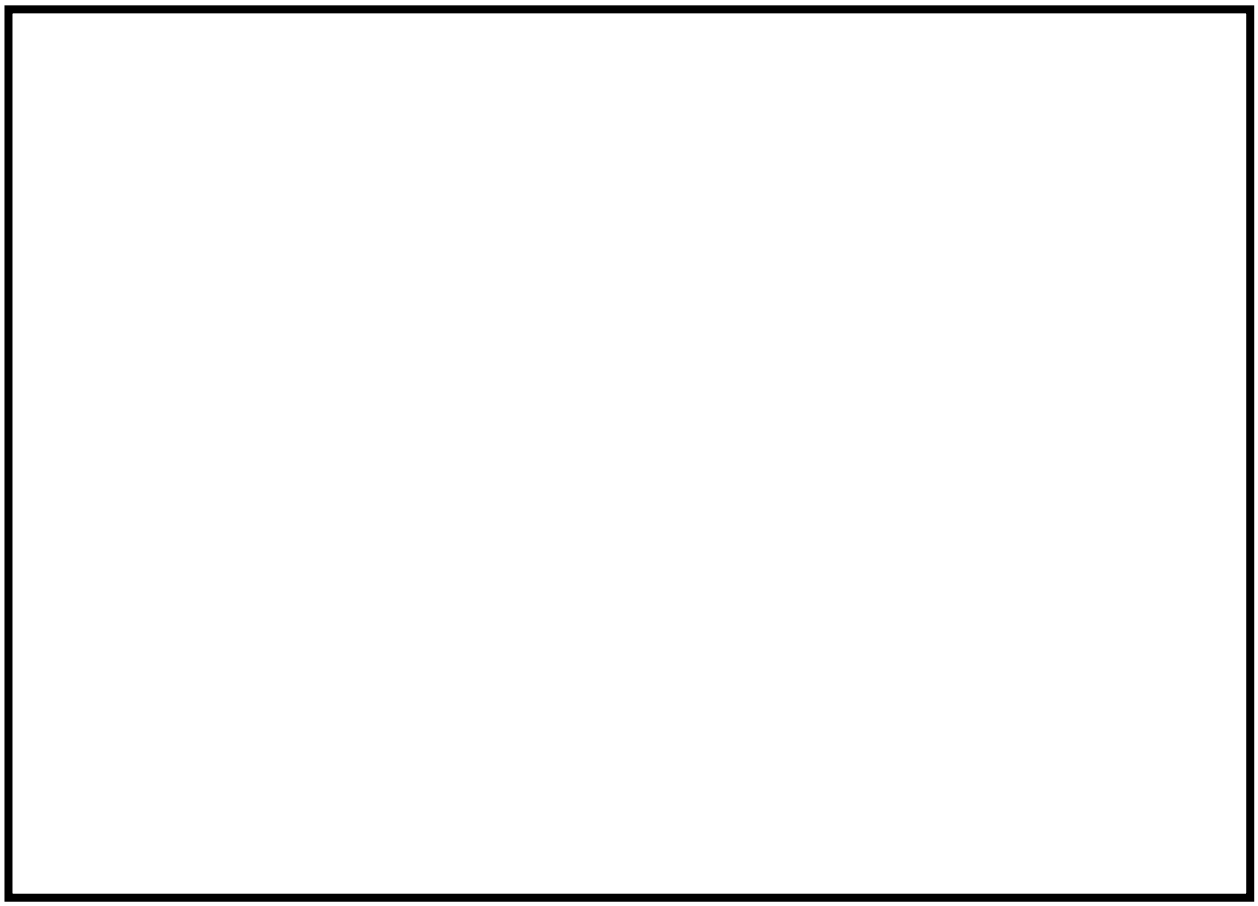
第 1－16 図　機器配置図（6 号炉屋上）



第 1－17 図　機器配置図（6 号炉原子炉建屋地上 3 階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

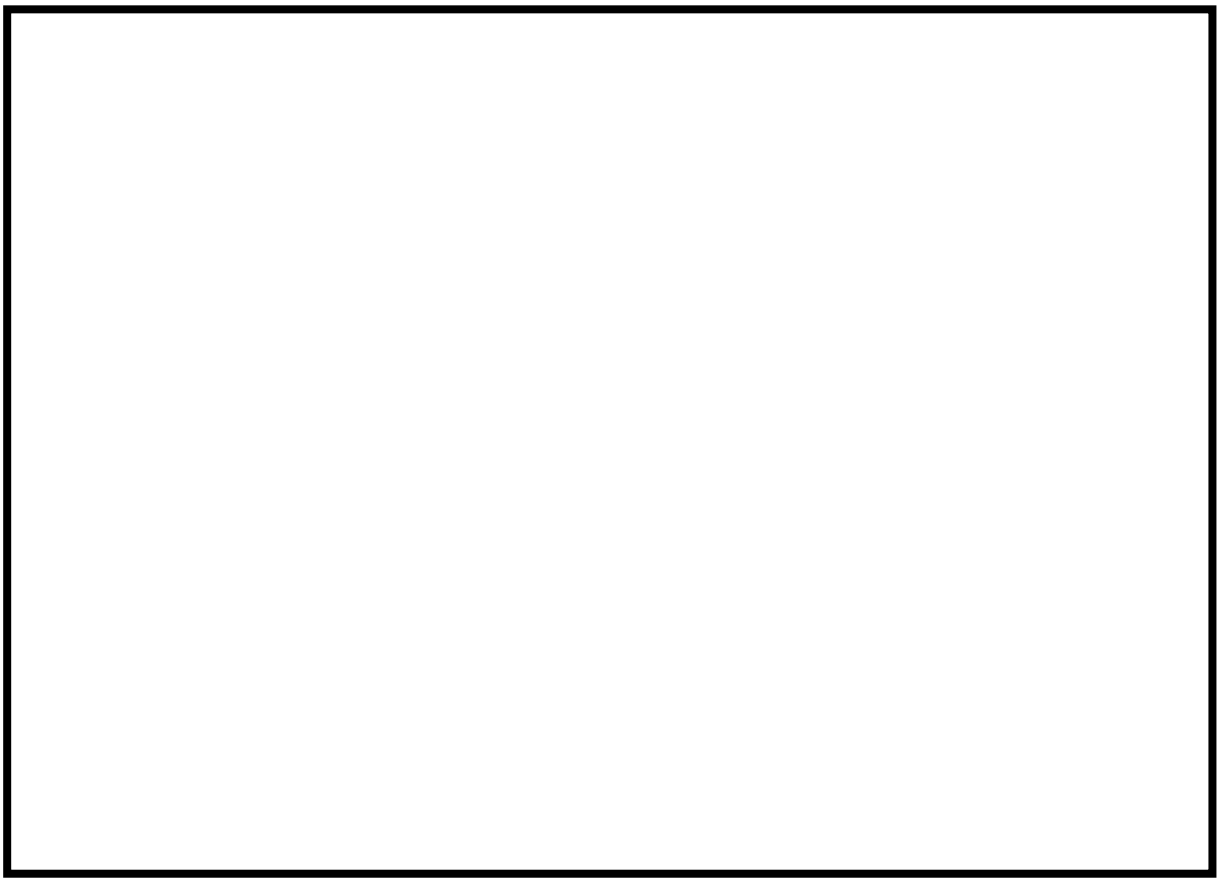
第 1－18 図　7 号炉格納容器圧力逃がし装置 計測設備 全体概要図



第 1－19 図　機器配置図（7 号炉屋外）

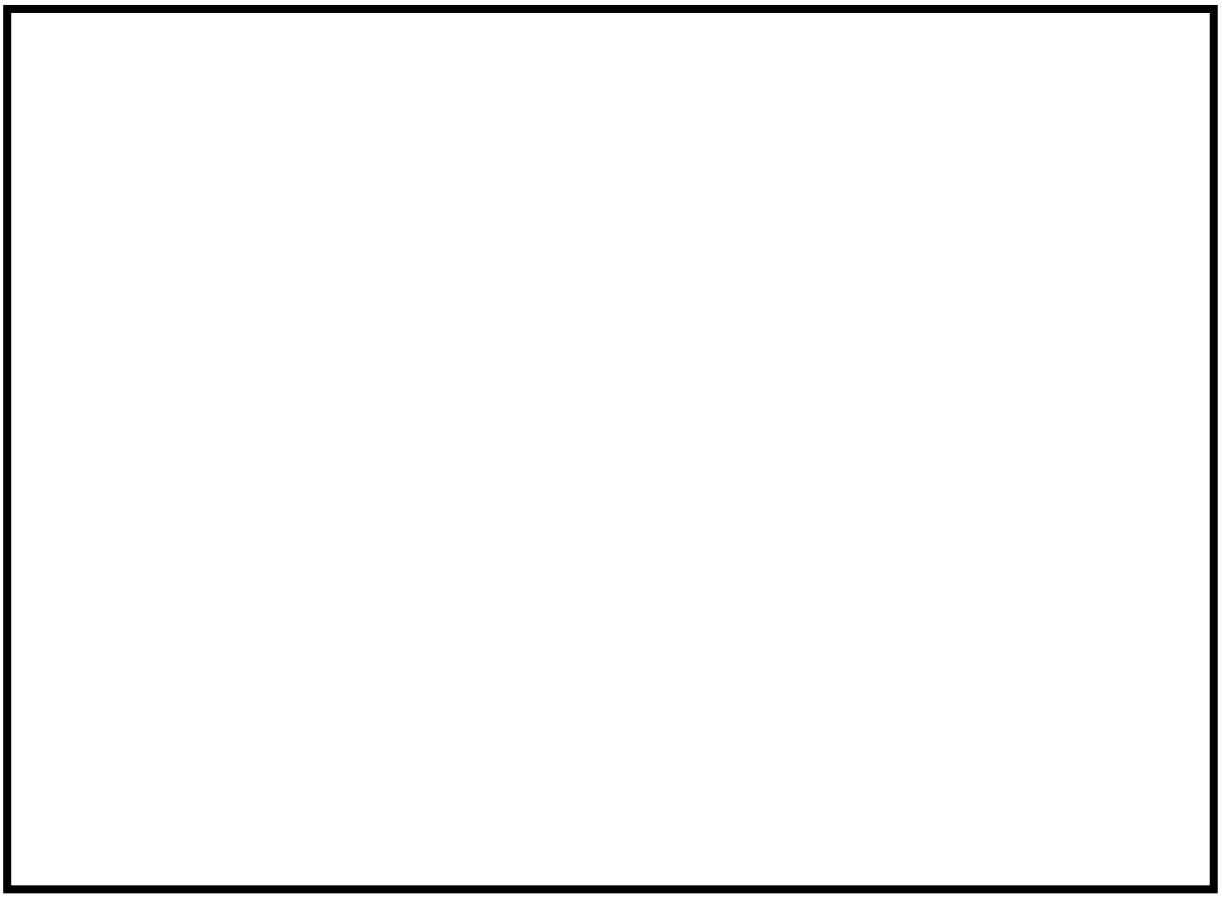
枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

第 1－20 図　機器配置図（7 号炉屋上）



第 1－21 図　機器配置図（7 号炉原子炉建屋地上 3 階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



第 1－22 図　機器配置図（7 号炉原子炉建屋地上中 3 階）

別紙 3　放射線検出器の計測上限及び放射性物質濃度算定の考え方

【格納容器圧力逃がし装置】【代替格納容器圧力逃がし装置】

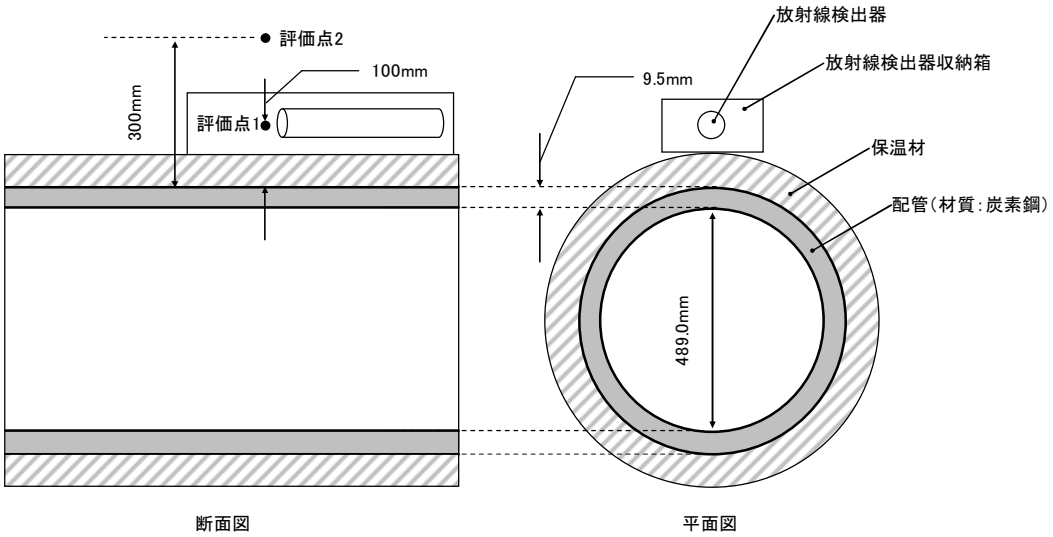
放射線検出器の計測範囲は，想定される最大線量率（mSv/h）の評価結果から上限を設定する設計としている。また，放出された放射性物質濃度の算定にあたっては，放射線検出器の指示値（mSv/h）から，放射性物質濃度（Bq/cm^3）を算定する方針としている。

なお，代替格納容器圧力逃がし装置についても同様の設計としており，ここでは代表として格納容器圧力逃がし装置について記載する。

a. 評価条件

放射線検出器の計測範囲の上限値は，余裕を持った設計とするため，フィルタ装置出口配管で想定される最大線量率の評価条件は，以下の通り保守的に設定する。

- 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「炉心状態が平衡炉心（サイクル末期)」に発生し，原子炉内に内蔵される放射性希ガスが全て原子炉格納容器内に移行し，均一に拡散したものとして設定する。
- 格納容器ベントの開始時間は，原子炉停止から 1 時間後に設定する。
- フィルタ装置出口配管と放射線検出器の評価モデルは第 1－1 図のとおりとする。
- フィルタ装置出口配管内の放射性物質濃度は原子炉格納容器内の放射性物質濃度と同等として設定する。



第 1－1 図　評価モデル（フィルタ装置出口配管）

b. 想定される最大線量率の評価結果

上記 a. の評価条件に基づき，線量率を評価した結果を第 1－1 表に示す。

第 1－1 表　線量率評価値

	評価点 1 （配管表面から 100mm）	評価点 2 （配管表面から 300mm）
線量率[mSv/h]	約 1.0×10^{5}	約 6.1×10^{4}

以上より，保守性を考慮した評価結果から最大線量率は約 1×10^{5}mSv/h 程度と想定しているが，放射線検出器は配管表面より 300mm 離した評価点 2 に設置する計画としていることから，検出器の計測範囲の上限を 1×10^{5}mSv/h として適切に設計している。

c. 放射性物質濃度の算定に関する方針

放射線検出器を配管表面から 300mm 離した評価点 2 での線量率（mSv/h），配管内の放射性物質濃度（Bq/cm^3）及び換算係数（[Bq/cm^3]/[mSv/h]）を評価した結果を第 1－2 表に示す。格納容器ベントの開始時間は，原子炉停止から 1 時間後および 24 時間後とする。

第1－2表　フィルタ装置出口配管内の放射性物質濃度と換算係数

原子炉停止後，格納容器ベント開始までの時間[h]	線量率 [mSv/h]	放射性物質濃度 [Bq/cm^3]	換算係数 [[Bq/cm^3]/[mSv/h]]
1	約 6.1×10^4	約 1.1×10^9	約 1.8×10^4
24	約 2.0×10^4	約 4.8×10^8	約 2.4×10^4

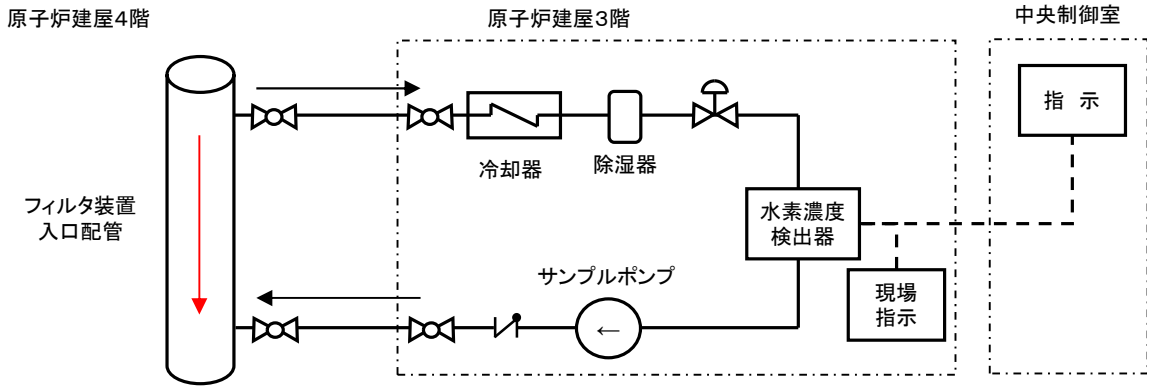
以上より，第 1－2 表の換算係数を事前に準備しておくことで，ベント初期段階での放射性希ガスの放出（少なくともベント実施から最初の 1 時間においては，希ガスの影響が支配的となると考えられる）に対して放射線検出器の指示値（mSv/h）から放射性物質濃度（Bq/cm^3）を算出する方針である。

なお，事故後に当該事故の詳細かつ正確なデータにより，換算係数の再評価を実施することで，放射線検出器の指示値（mSv/h）から，より精度の高い放射性物質濃度（Bq/cm^3）を評価することが可能である。

別紙 4　フィルタ装置水素濃度の計測時間遅れについて

【格納容器圧力逃がし装置】【代替格納容器圧力逃がし装置】

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



第 1－1 図　フィルタ装置水素濃度システム概要図

なお，フィルタ装置入口配管内のガスのサンプリング点は，フィルタ装置入口配管の頂部の原子炉建屋 4 階であり，そこから水素濃度検出器までの時間遅れは以下の通りである。

・ サンプリング配管長（サンプリング点～水素濃度検出器）：6 号炉：約 26m
　　7 号炉：約 20m
・ サンプリング配管の断面積：359.7mm^2（3.597×10^{-4}m^2）
・ サンプルポンプの定格流量：約 1l/min（約 1×10^{-3} m^3/min）
・ サンプルガス流速（流量÷配管断面積）：約 2.8m/min
　　なお，ガスは標準状態（0℃，101.325kPa[abs]）として算出。

第 1－1 表　フィルタ装置水素濃度の時間遅れ

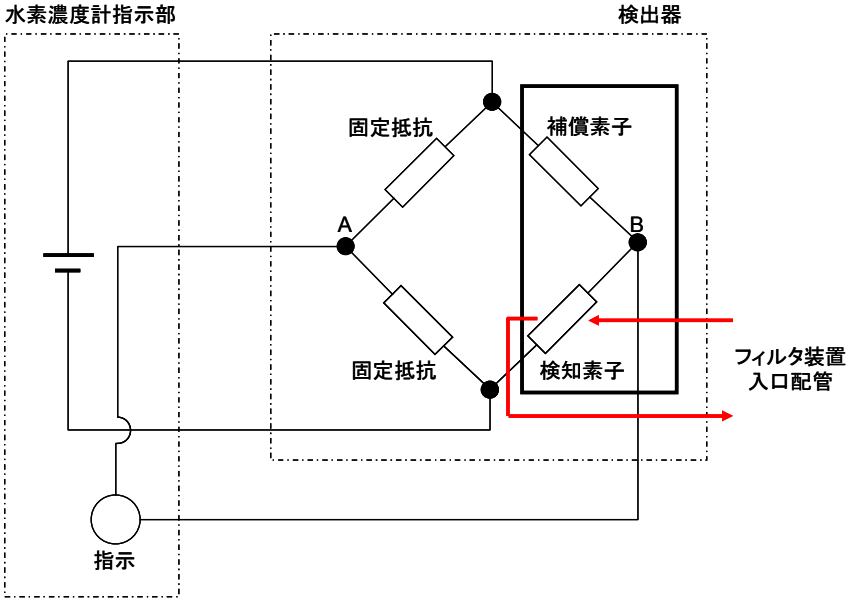
号炉	6 号炉	7 号炉
時間遅れ	約 10 分	約 8 分

＜参考＞

a. 水素濃度計の測定原理

水素濃度検出器は，熱伝導式を用いる計画であり，第 1－2 図に示すとおり，検知素子と補償素子（サーミスタ），及び 2 つの固定抵抗でブリッジ回路が構成されている。検知素子の部分に，サンプリングされたガスが流れるようになっており，補償素子には基準となる標準空気が密閉されており測定対象ガスとは接触しない構造になっている。

水素濃度指示計部より電圧を印加して検知素子と補償素子の両方のサーミスタを約 120℃に加熱した状態で，検知素子側に水素を含む測定ガスを流すと，測定ガスが熱をうばい，検知素子の温度が低下することにより抵抗が低下する。この検知素子の抵抗が低下するとブリッジ回路の平衡が失われ，第 1－2 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。



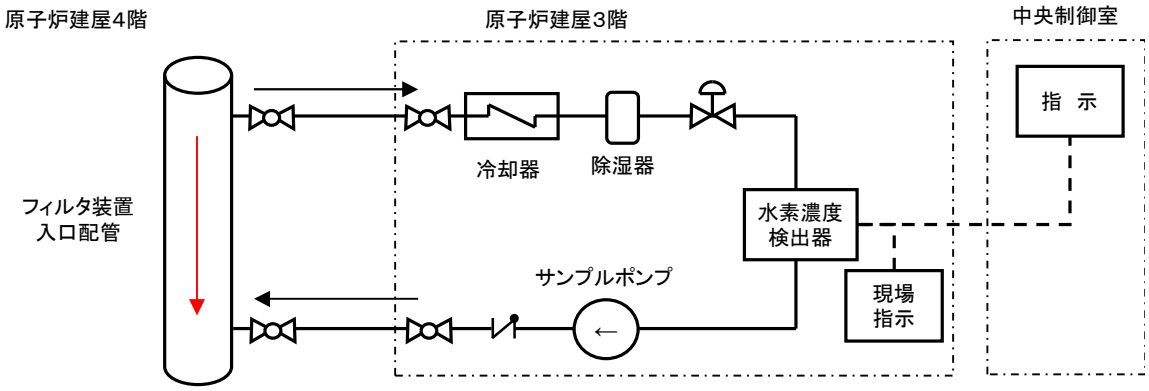
第 1－2 図　水素濃度計検出回路の概要図

b. 水素濃度の測定

水素濃度検出器は「a. 」で示したとおり標準空気に対する測定ガスの熱伝導の差を検出する方式のものであり，酸素，窒素などの空気中のガスに対し，水素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。

c. 水素濃度測定のシステム構成

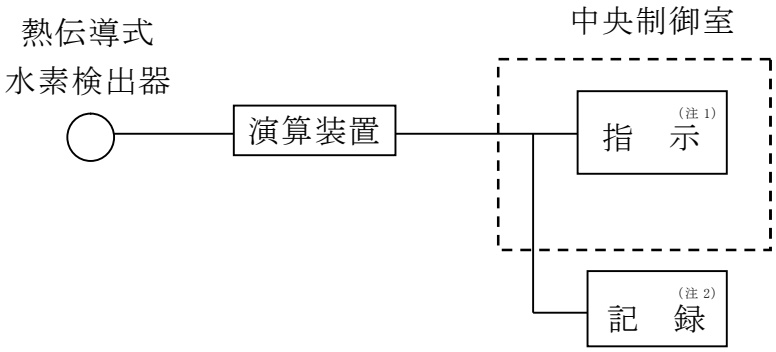
フィルタ装置入口配管内のガスをサンプルポンプで引き込み，除湿器で水分が除去されて，ほぼドライ状態で水素濃度検出器にて測定されるようにしている。



第 1－3 図　フィルタ装置水素濃度システム概要図

d. 水素濃度計の仕様

種　　類	熱伝導式水素濃度検出器
計測範囲	0～100vol%
個　　数	1
設置場所	原子炉建屋 3 階（二次格納施設外）



（注 1）記録計

（注 2）緊急時対策支援システム伝送装置

第 1－4 図　フィルタ装置水素濃度の概略構成図

水素濃度の計測範囲 0～100vol%において，計器仕様は最大±2vol%の誤差を生じる可能性があるが，この誤差があることを理解した上で，フィルタ装置使用後の配管内の水素濃度の推移，傾向（トレンド）を監視していくことができる。

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

別紙５　エアロゾル計測装置について

（１）エアロゾル計測装置の計測原理

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

（２）エアロゾル計測装置の計測精度について

エアロゾル計測装置の計測装置の計測精度については，以下の通り示す。

1.　光散乱式エアロゾルスペクトロメーター

光散乱式エアロゾルスペクトロメーターは，粒子に光を当てた際の散乱光パルスの強度を計測し，粒子の粒径や個数濃度を求めている。

まず，光散乱式エアロゾルスペクトロメーターの粒径に対する精度を第 2-1 表の通り示す。粒径に対する精度の確認は，粒径が既知の標準粒子（PSL）を計測し，標準粒子の径との比較をすることで評価している。

なお，光散乱式エアロゾルスペクトロメーターの可測粒径は 0.2～40μｍであるが，計測のメカニズムから，小さい粒子の方が発生する散乱光が弱く，計測の誤差が大きくなることから，可能な限り最小可測粒径に近い粒子を計測している。

また，試験にはエアロゾル計測装置はフィルタ入口側と出口側の 2 つ使用しているため，それぞれの誤差を示す。

第 2－1 表　光散乱式エアロゾルスペクトロメーターの粒径計測に対する誤差

第 2－1 表より，いずれの計測器も，最小可測粒径（0.2μｍ），を含めて粒径計測に対する誤差は小さく，粒径を適切に計測できていると考える。

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

次に，光散乱式エアロゾルスペクトロメーターの個数濃度に対する精度を第 2－2 表の通り示す。個数濃度に対する精度の確認も，粒径が既知の標準粒子（PSL）を用い，第 2-1 図に示す通り，国家標準とトレーサブルな凝縮粒子カウンター（標準器）で計測した個数濃度との比較により精度を評価している。

なお，光散乱式エアロゾルスペクトロメーターの可測粒径は 0.2～40μm であるが，計測のメカニズムから，小さい粒子の方が発生する散乱光が弱く，計測の誤差が大きくなることから，可能な限り最小可測粒径に近い粒子を計測している。

また，試験にはエアロゾル計測装置はフィルタ入口側と出口側の 2 つ使用しているため，それぞれの誤差を示す。

第 2－2 表 光散乱式エアロゾルスペクトロメーターの個数濃度計測に対する誤差

第 2－1 図　個数濃度評価構成

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

第 2－2 表に示す通り，いずれの粒径においても，標準器計測値に対する誤差は計測器 1,2 で同程度であることから，計測器 1,2 の個数濃度に対する計測精度は同等と考えられる。ただし，計測器番号 1,2 を比較した場合，若干ではあるものの，個数濃度は計測器 1 よりも計測器 2 の方が大きめに計測されることから，DF を保守的に評価するため，計測器 1 をフィルタ入口側に，計測器 2 をフィルタ出口側に設置している。

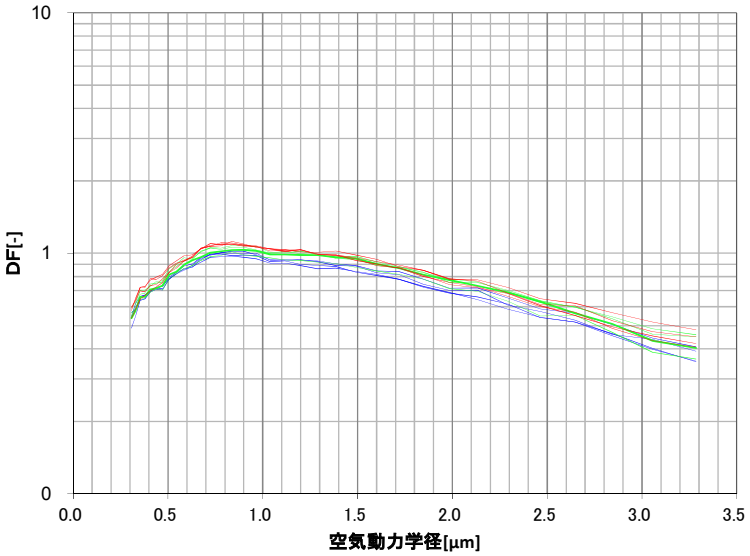
ここで，第 2-2 図の通り，試験フィルタには水を張らず，金属フィルタも取り外した状態で，計測器 1 をフィルタ入口側，計測器 2 を出口側に設置して，第 2-3 表の条件にて DF 計測試験を実施した。本条件では水スクラバと金属フィルタの粒子捕捉効果は発生しないため，容器壁面沈着の捕捉を確認することができる。

第 2－2 図　フィルタ容器 DF 計測試験装置構成図

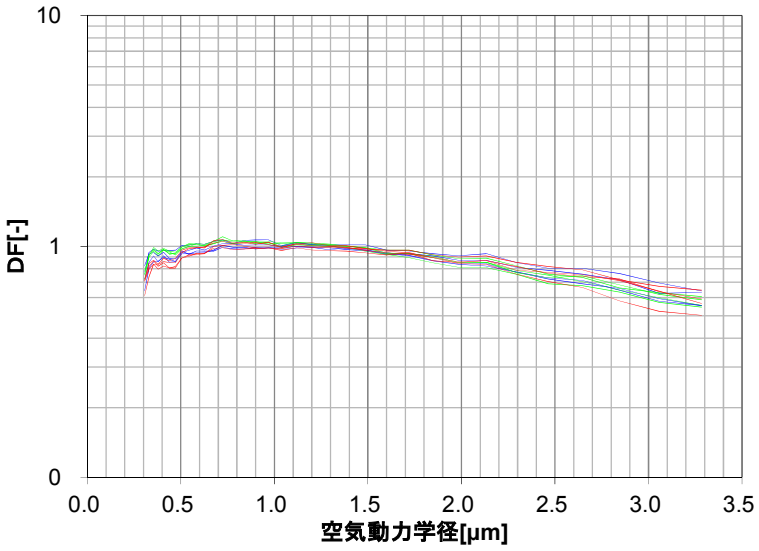
第 2－3 表　フィルタ容器 DF 性能試験条件一覧表

項目	条件
試験装置	・実機高さ試験装置
試験ガス	・空気
スクラバ水位	・0m
金属フィルタ	・無し
ガス温度	・常温
ガス体積流量	・2Pd 相当流量 ・最小流量相当
試験エアロゾル	・TiO_2

上記の条件にて試験を実施した結果,DF は第 2-3 図,第 2-4 図の通りとなった。



第 2－3 図　フィルタ容器 DF 性能試験結果（2Pd 相当流量）

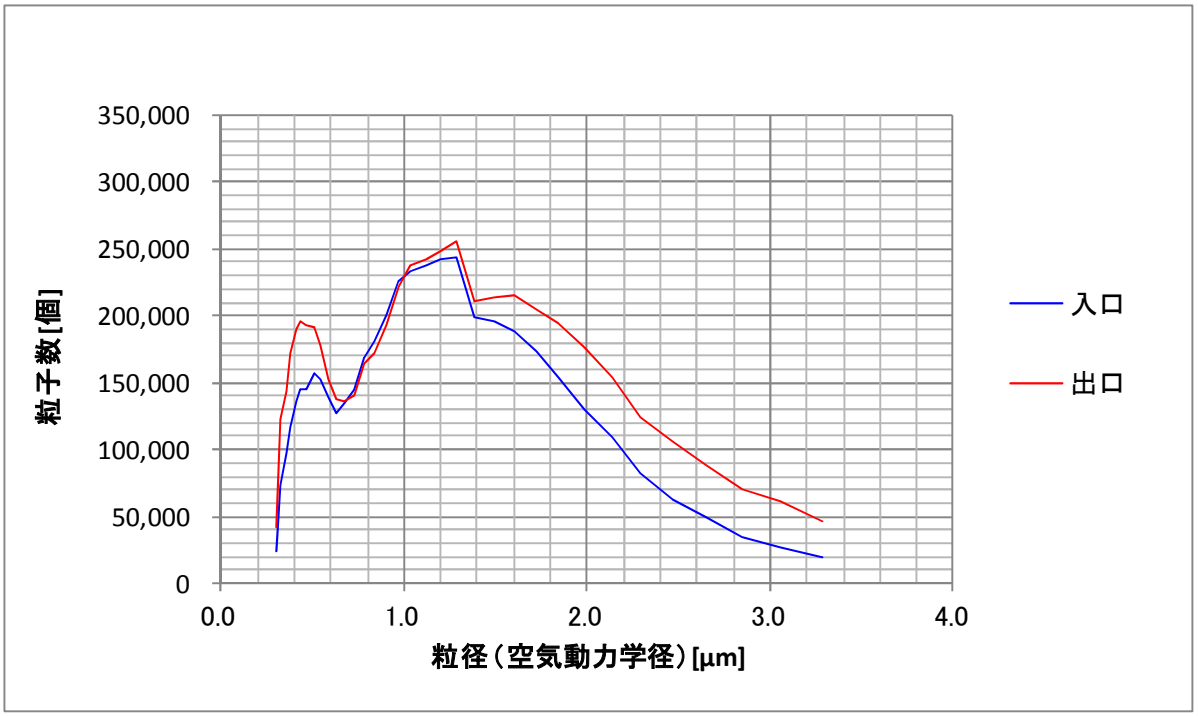


第 2－4 図　フィルタ容器 DF 性能試験結果（最小流量相当）

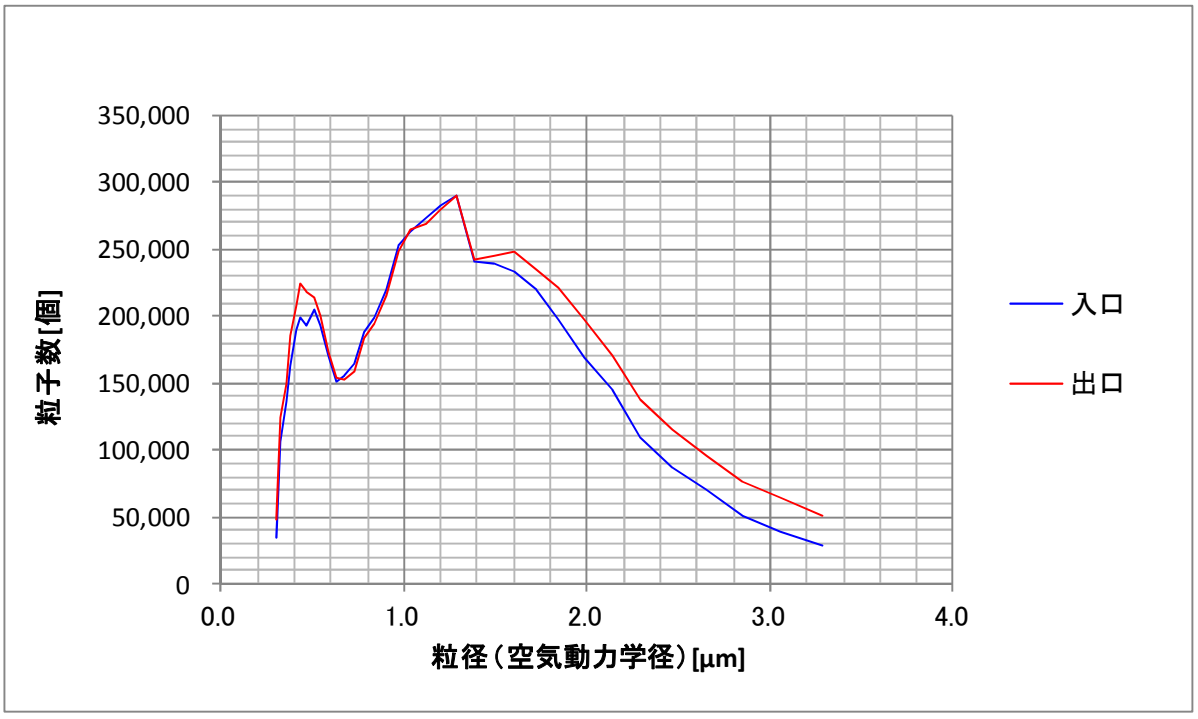
第 2－3 図，第 2－4 図より，ほとんどの粒径範囲において，DF が 1 以下となっており，フィルタ入口側の粒子検出個数よりも，フィルタ出口側の粒子検出個数の方が多くなっていることがわかった。計測器 1 をフィルタ入口側，計測器 2 を出口側に設置することで，DF を保守的に評価できていると考える。

なお，第 2－3 図，第 2－4 図の DF を評価した際の，フィルタ入口側と出口側の検出個数を第 2－5 図，第 2－6 図に示す。第 2－5 図と第 2－6 図より，粒子個数の分布の形はフィルタ入口側と出口側で大きく変わっていない。そのため，フィルタを通過する過程において，エアロゾルの凝集や分離はあまり生じていないと

考えられる。



第 2－5 図　粒子検出個数（2Pd 相当流量）



第 2－6 図　粒子検出個数（最小流量相当）

一方，第 2－3 図，第 2－4 図に示す通り，DF の最大値は 1.12 であり，これは容器壁面や気泡細分化装置への沈着による捕捉効果であると考えられる。

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

2.　走査式モビリティパーティクルサイザー

走査式モビリティパーティクルサイザーは，ガス中に含まれる粒子に対して，静電分級装置にて任意の粒径の粒子を分級し，凝縮粒子カウンターにて分級した粒子の個数濃度を計測するものである。

まず，粒子を分級する静電分級装置の精度を第2－4表の通り示す。分級に対する精度の確認は，粒径が既知の標準粒子（PSL）を計測し，標準粒子の径との比較をすることで評価している。

なお，静電分級装置の可測粒径は0.0025～1.0μmであるが，分級のメカニズムから，粒子の粒径に対して電気移動度に非線形性はないことから，□μmに対して分級誤差を評価することは妥当である。

また，試験にはエアロゾル計測装置はフィルタ入口側と出口側の2つ使用しているため，それぞれの誤差を示す。

第2－4表　静電分級装置の誤差

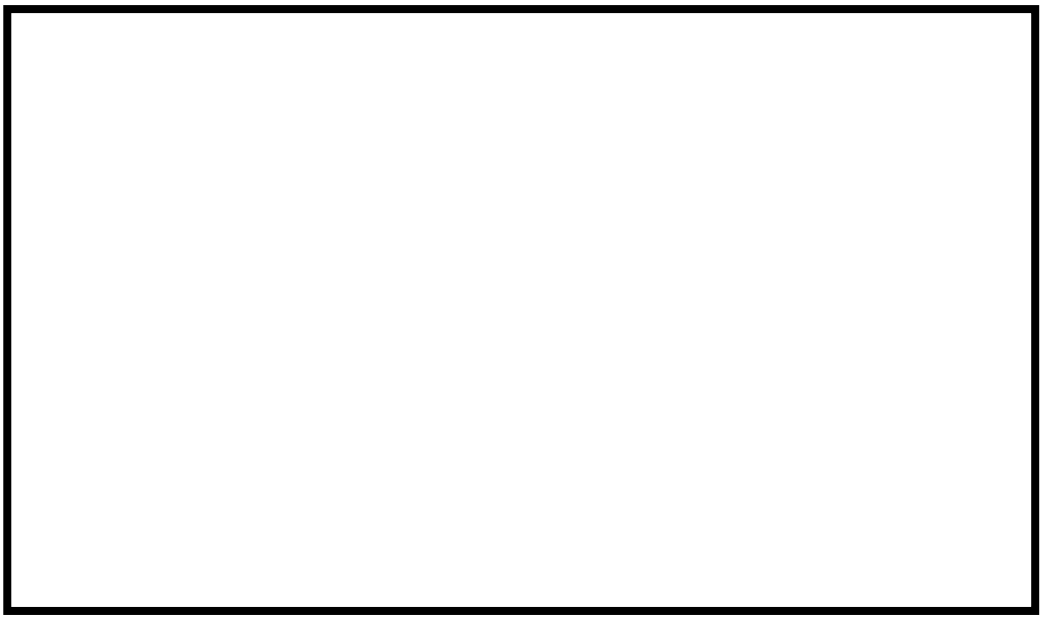
第2－4表より，いずれの計測器も粒径に対する誤差はと小さく，粒径を適切に計測できていると考える。

次に，凝縮粒子カウンターの個数濃度に対する精度を第2－5図，第2－6図に示す。個数濃度に対する精度の確認も，粒径が□μmの標準粒子（PSL）を用い，国家標準とトレーサブルな凝縮粒子カウンター（基準器）で計測した個数濃度との比較により精度を評価している。

なお，凝縮粒子カウンターの可測粒径は0.0025～1.0μmであるが，計測のメカニズムから，小さい粒子の方が発生する散乱光が弱く，計測の誤差が大きくなることから，可能な限り最小可測粒径に近い粒子を計測している。

また，試験にはエアロゾル計測装置はフィルタ入口側と出口側の2つ使用しているため，それぞれの評価結果を示す。

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。



第 2－5 図　凝縮粒子カウンター個数濃度誤差（計測器番号 1）

第 2－6 図　凝縮粒子カウンター個数濃度誤差（計測器番号 2）

第 2－5 図，第 2－6 図に示す通り，計測器 1，2 ともに基準器と同等の精度で個数濃度を計測できている。なお，計測器 1，2 を比較すると，若干ではあるものの個数濃度は計測器 1 よりも，計測器 2 の方が大きめに計測されることから，DF を保守的に評価するため，計測器 1 をフィルタ入口側に，計測器 2 をフィルタ出口側に設置している。

別紙 6　除去性能試験について

1.　超過流量状態における DF 性能について

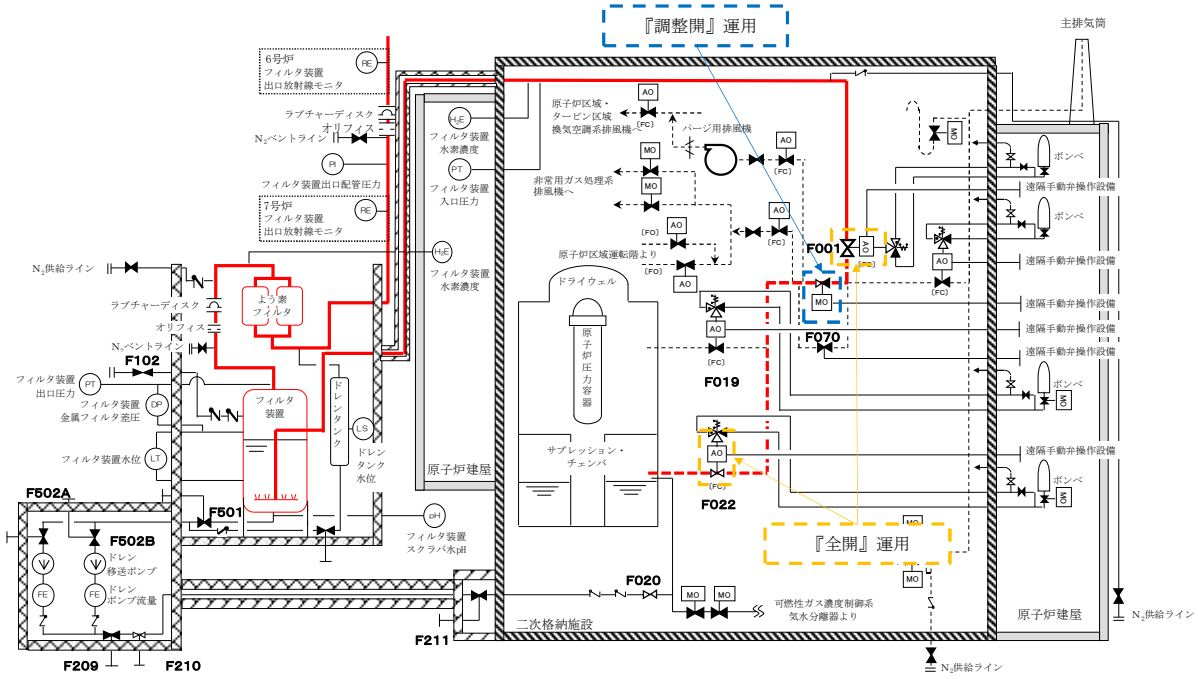
格納容器圧力逃がし装置の系統概要図を第 1－1 図に示す。

格納容器圧力逃がし装置の二次隔離弁については，格納容器ベント操作による急激な原子炉格納容器の減圧による原子炉格納容器の破損を防止することと，格納容器圧力逃がし装置の急激なガスの流れによる機器の破損を防止することが目的で，ベント実施中は開度を『調整開』とする運用としており，有効性評価においても，弁の開度はこのような状態として解析を実施している。

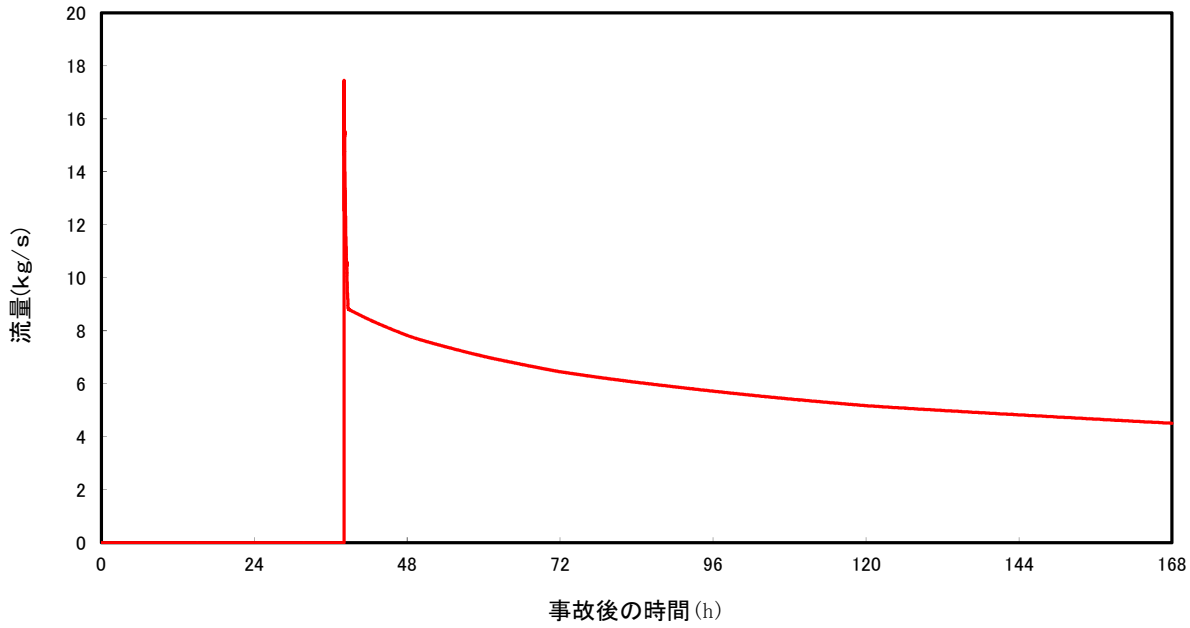
「大 LOCA＋SBO＋全 ECCS 機能喪失」シナリオにおける，ベントガス流量の評価結果を第 1－2 図に示す。

一方，第二弁を『全開』とした場合，上記より流量は大きくなり，体積流量で約 37,000m^3/h となる。この場合，性能試験の試験範囲を超過してしまうことから，新たに 37,000m^3/h の試験を実施した。37,000m^3/h 時の除去性能試験結果を第 1－3 図に示す。

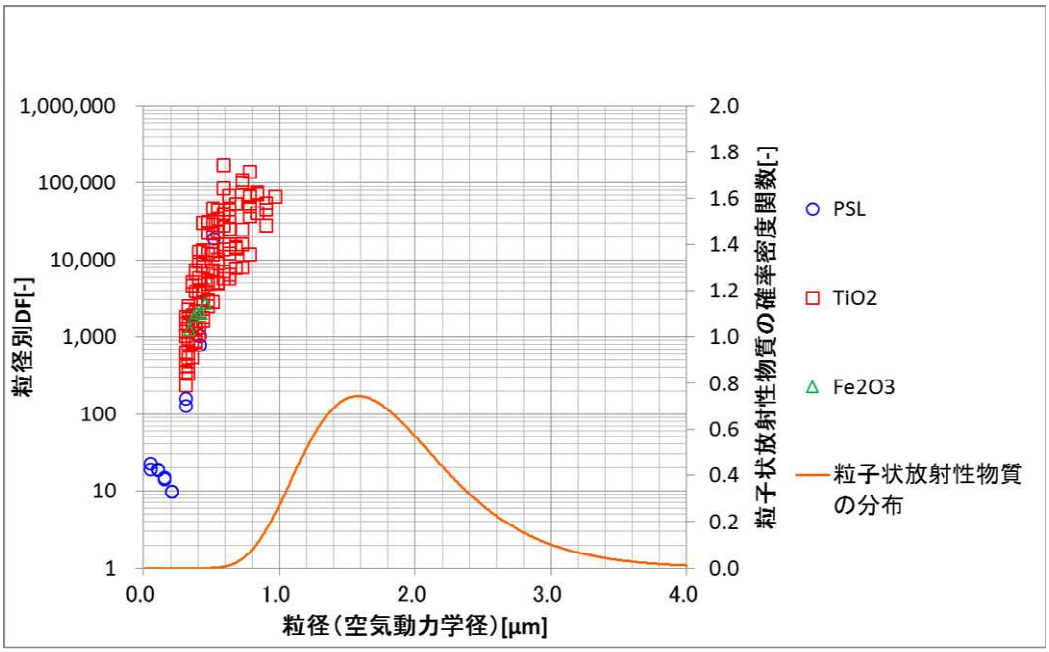
性能試験の結果，体積流量 37,000m^3/h においても，DF は 1,000 以上となることが確認できた。



第 1－1 図　系統概要図



第 1－2 図　ベントガス流量評価結果



第 1－3 図　除去性能試験結果（流量：37,000m³/h）

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

2. フィルタ装置内圧力の DF への影響について

フィルタ装置内圧力の DF への影響を確認するために,フィルタ装置内圧力を 0.1MPa, 0.41MPa, 0.72MPa (abs) として実施した除去性能試験の結果を第 2－1 図に示す。

試験条件として, 試験粒子は PSL 粒子(粒径 0.05～0.5μm),ガス流量は最小流量相当の 13,500m^3/h, スクラバ水位は 1m としている。

試験の結果, 粒径が 0.2μm 以上の粒子においては, フィルタ装置内の圧力の DF への影響がほぼ認められないことがわかった。

第 2－1 図　フィルタ装置内圧力の除染性能への影響

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

3. 試験のスケール性について

【水スクラバ】

(1) 実機フィルタ装置と試験用フィルタのボイド率について

7 号炉の格納容器圧力逃がし装置の実機を用いて各ノズルからのガス噴射状態を確認する試験を行った。

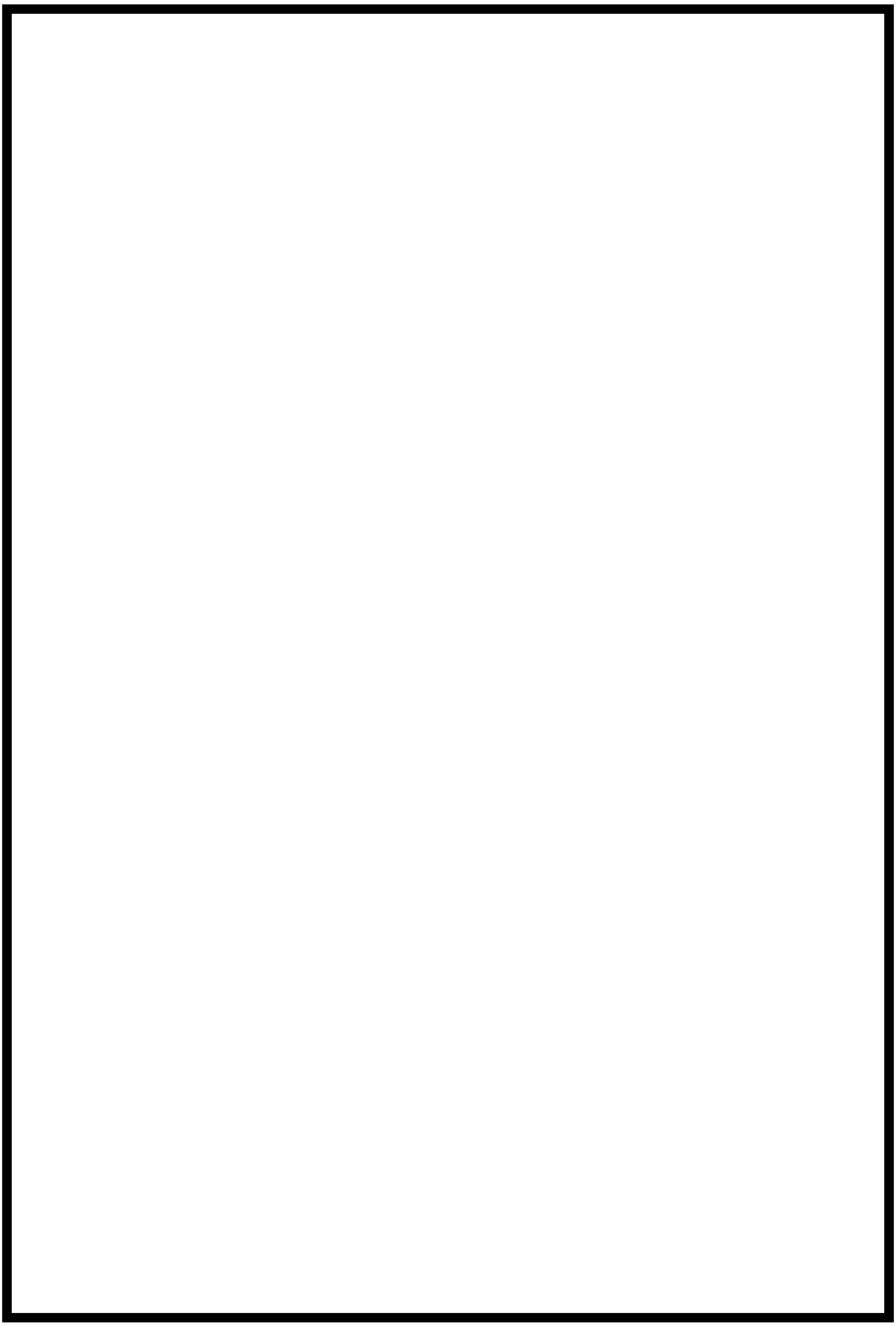
試験概要図を第3－1図に示す。図に示すように2象限分のノズルは閉止し，残り 2 象限にノズル流量計測装置を設置する。これらは 1 象限の半分のノズルに対して計測が可能となっており，ノズル噴射の対称性を考慮すると，全ノズルの流量状態を確認することと同等になると考えられる。

試験は，スクラバ水位を 100mm とし，ブロワーにて 4 象限分に換算して約 30,500m^3/h 相当の空気を送気した状態で，噴射状態の目視確認と噴射量の計測を実施した。

試験結果を第 3－2 図に示す。試験結果より，各ノズルからほぼ均一にガスが噴射できていることを確認した。

第 3－1 図　試験概要図

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。



第 3－2 図　ノズル噴射状況

ここで，実機フィルタ装置と試験装置の比較を第 3－3 図に示す。第 3－3 図に示す通り，試験容器の断面積は実機の 1/140，スクラバノズルは実機が 140 本であるのに対し 1 本設置していることから，実機と試験装置で相似則が成立している。

この試験装置を用いて，実機の 1/140 の体積流量のガスを通気し，試験を実施している。

実機においては，ガスが各ノズルからほぼ均一に噴射していることから，実機と試験装置では噴射時のガスの流速は同等になる。そのため，ベントガス噴射直後域では，実機と試験装置でガスの挙動は同様である。また，ベントガス浮上域においては，実機と試験装置では容器断面積の相似則が成立していることから，ボイド率は等しくなると考えられるため，実機と試験装置でガスの挙動は同様となる。

以上より，フィルタ装置の水スクラバ部においては，本試験装置における性能試験の結果にて，実機の性能を再現できていると考えられる。

(2) 隣接ノズルによる影響について

試験用フィルタは，スクラバノズルが 1 本のみ設置されているため，実機のように隣接するノズルによる影響は再現できていない。隣接ノズルがある場合，隣接ノズルのベントガス気泡と合体することにより，気泡が大きくなり DF が低下する可能性がある。なお，第 3－3 図に記載の気泡細分化装置通過後のベントガス浮上域においては，気泡細分化装置による整流効果により，隣接ノズルによる合体気泡については細分化されると考えられる。そのため，隣接ノズルによる合体気泡の影響は，気泡細分化装置に入る前までの領域（第 3－3 図に記載のベントガス噴射直後域）に限定されると考えられる。

そこで，第 3－4 図の通り，実機と同じ 50 個孔のノズルと，隣接ノズルの影響を模した 150 個孔のノズルを用いて，ベントガス噴射直後域の気泡について，可視化試験装置により確認した。この 150 個孔のノズルは，ノズル 3 つが非常に近接している場合を模擬している。なお，試験はノズル穴から噴射されるガスの流速を統一（つまり 150 個孔のノズル試験では，50 個孔のノズル試験の 3 倍の流量のガスを送気）し，2Pd 相当流量と最小流量相当の 2 通りのガス流速にて試験を実施した。

試験の結果を第 3－5 図，第 3－6 図に示す。図に示す通り，50 個孔のノズルと 150 個孔のノズルにて，ベントガス噴射直後域の気泡に有意な差はない。そのため，隣接ノズルのベントガス気泡により気泡が合体して大きな気泡になることによる DF の低下は生じないと考えられる。

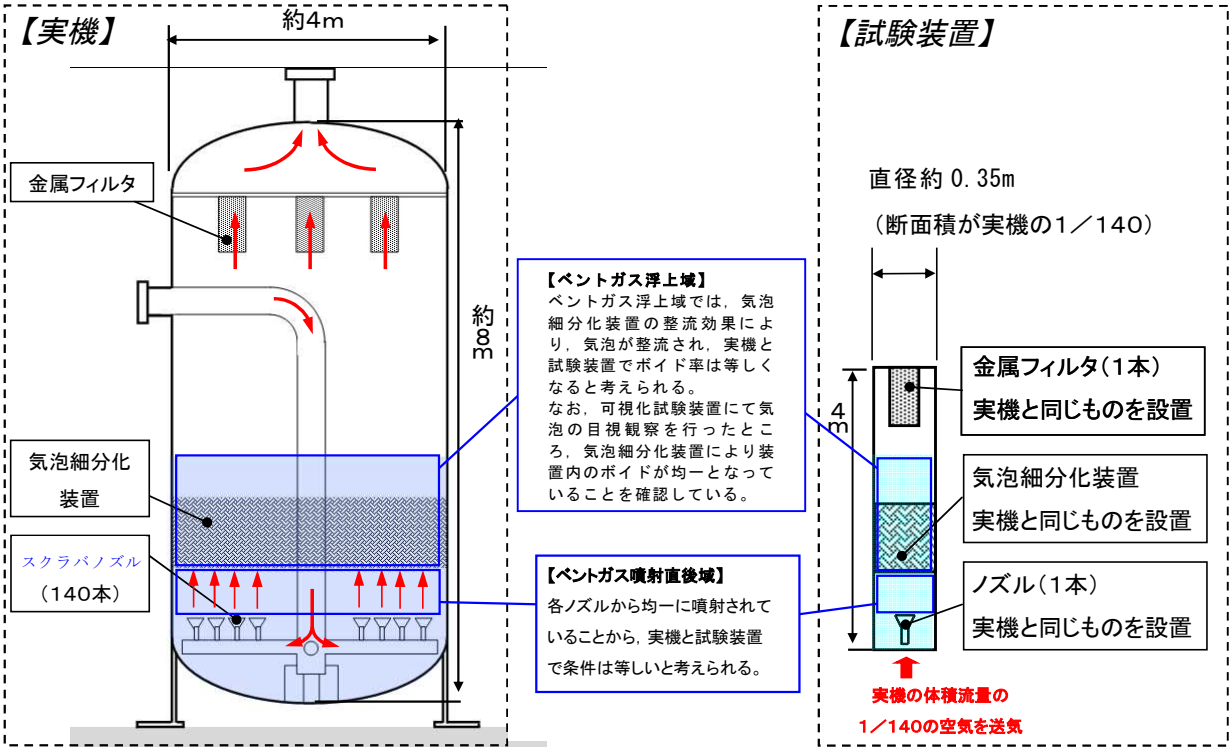
以上より，スクラバノズルが 1 本の試験装置にて，実機の性能は再現できていると考えられる。

【金属フィルタ】

実機フィルタ装置には，金属フィルタは 128 本設置されている。一方，第 3－3 図に示す通り，試験装置は断面積が実機の 1/140 の試験容器に，実機と同じ金属フィルタを 1 本設置している。この試験装置に，実機の 1/140 の体積流量のガスを通気し，試験を実施している。

そのため，金属フィルタ 1 本当たりの体積流量は，実機と比較して 128/140 倍となっており，金属フィルタを通過するガスの流速が実機よりも小さいことになる。

一方，実機フィルタ装置に流入する放射性微粒子の粒径分布は 3.2.2.1 に示す通りであり，考慮される粒径の存在領域においては，慣性力による捕捉が主たる捕捉メカニズムとなる。慣性力による捕捉メカニズムにおいては，ガスの流速が大きい程，粒子の捕捉効率は大きくなる。そのため，今回の試験は，金属フィルタ部のガスの流速は実機よりも小さいことから，保守的な評価ができていると考えられる。



第 3－3 図　実機と試験装置の比較

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

第 3－4 図　隣接ノズル影響確認試験装置

第 3－5 図　隣接ノズル影響確認試験結果（2Pd 相当流量）

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

第 3－6 図　隣接ノズル影響確認試験結果（最小流量相当）

【フィルタ容器】

フィルタ装置の容器内への放射性物質の付着量は，容器の体積/表面積の比が小さい程，大きくなる。実機のフィルタ装置と試験用フィルタの容器の体積/表面積比は，試験用フィルタの方が小さい。そのため，実機よりも試験用フィルタの方が容器内への付着は起こりやすく，その分の DF を過剰に見積もってしまっている可能性がある。

そこで、「別紙 5　エアロゾル計測装置について」にて記載の通り，スクラバ水を抜き，金属フィルタを取り外した状態で，試験フィルタの容器部の DF を計測したところ，最大で 1.12 であった。そのため，試験用フィルタの容器部における DF は殆ど見込めないことがわかった。ゆえに，実機のフィルタ装置と試験用フィルタの容器の体積/表面積比が異なることによる影響は非常に小さく，試験用フィルタにて，実機の DF を再現できていると考えられる。

4.　試験ガスの代表性について

性能試験においては，試験ガスとして空気を用いている。一方，実機においては，水蒸気がベントガスの主成分となる。そのため，性能試験と実機では，条件が異なることとなる。

そこで，空気と水蒸気ではいずれの方が粒子の捕捉効果が大きいかを，粒子の各捕捉メカニズムにおいて確認した。

【慣性力による捕捉】

気体中の粒子の慣性力の大きさを表す値として，『ストークス数』がある。ストークス数（St）は，下記の式により表される。ストークス数が大きい程，粒子に作用する慣性力は大きく，慣性力による捕捉効果が大きくなると考えられる。

$$St = D_p^2(\rho_p + \rho/2)Ccu_0/(9\eta D_f) \qquad (1)$$

ここで，D_pは粒径，ρ_pは粒子密度，ρはガス密度，C_cはスリップ補正係数，u_0はガスの流速，ηはガス粘度，D_fは流体中の代表直径である。また，スリップ補正係数（C_c）は以下の式により表される。

$$C_c = 1 + Kn\left\{1.257 + 0.4\exp\left(\frac{-1.1}{Kn}\right)\right\} \qquad (2)$$

$$Kn = 2\lambda_g / D_p \qquad (3)$$

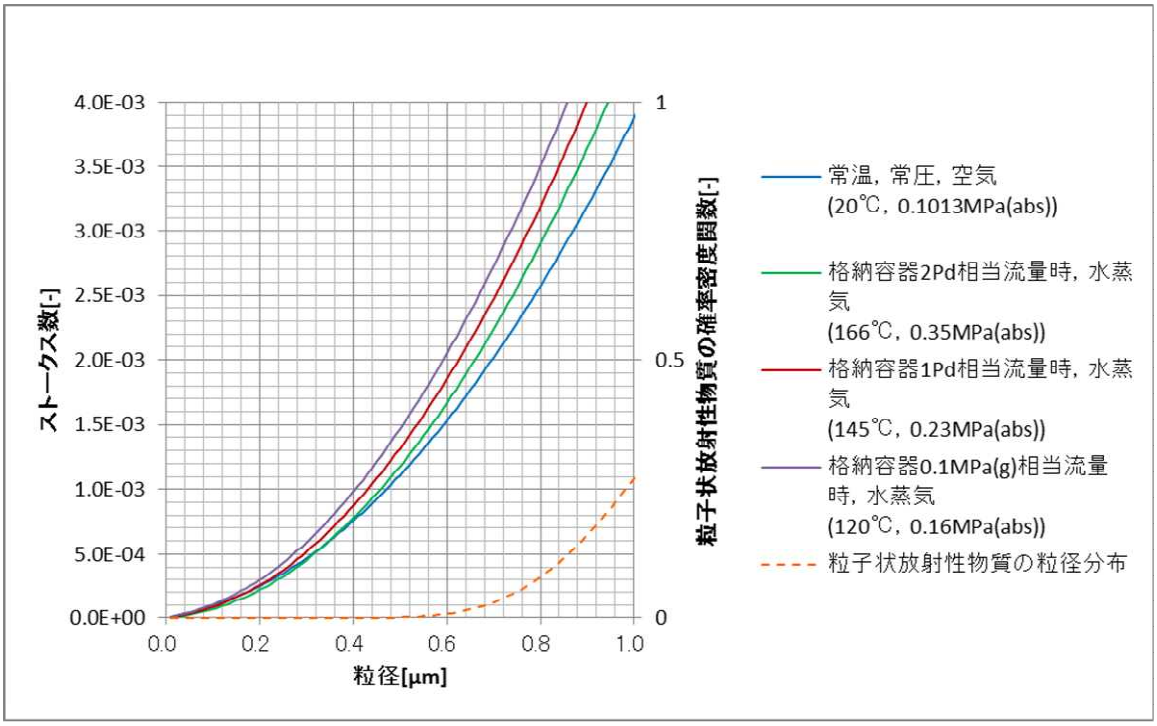
$$\lambda_g = \eta/(0.499P\sqrt{8M/\pi RT}) \qquad (4)$$

となる。なお，T はガス温度，P はガス圧力，M はガス分子量，R は気体定数である。

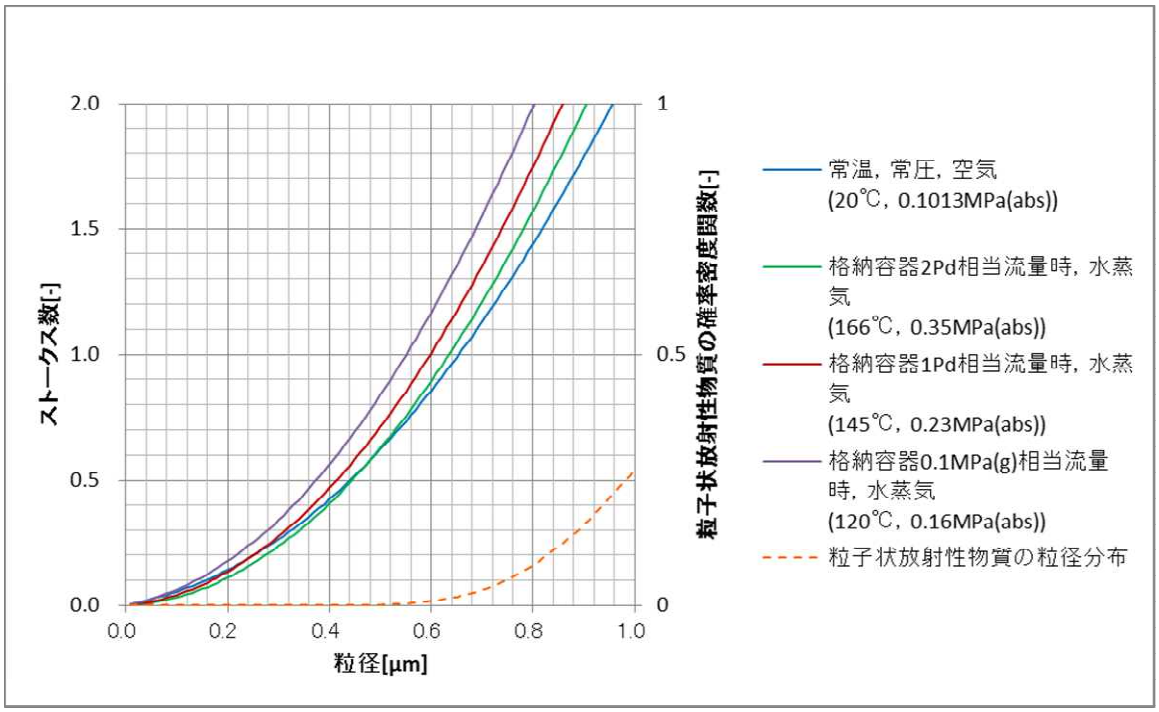
ここで，試験に用いている常温・常圧の空気と，実機で想定される水蒸気にて，各粒径におけるストークス数を算出したところ，第 4－1 図，第 4－2 図の通りとなった。第 4－1 図，第 4－2 図の通り，約 0.4μm 以上の粒径範囲であれば，常温･常圧の空気は，水蒸気よりもストークス数が小さいことがわかる。つまり，約 0.4μm 以上の領域であれば，空気の方が水蒸気よりも粒子に作用する慣性力が小さく，空気の方が水蒸気よりも慣性力による粒子捕捉効果が小さいと考えられる。第 4－1 図，第 4－2 図中には有効性評価シナリオ（大 LOCA＋SBO＋全 ECCS 機能喪失，W/W ベント）時にフィルタ装置に流入する粒子状放

射性物質の粒径分布を示しているが，粒径 0.4μｍ以上の粒子が大部分を占めている。また，性能試験においても，粒径 0.4μｍ以上の粒径範囲の計測もできている。（第 3.2.2.3－1～3 図参照）

そのため，空気による性能試験は，実機よりも保守的な条件ということとなる。



第 4－1 図　粒径とストークス数（水スクラバ）



第 4－2 図　粒径とストークス数（金属フィルタ）

【重力沈降による捕捉】

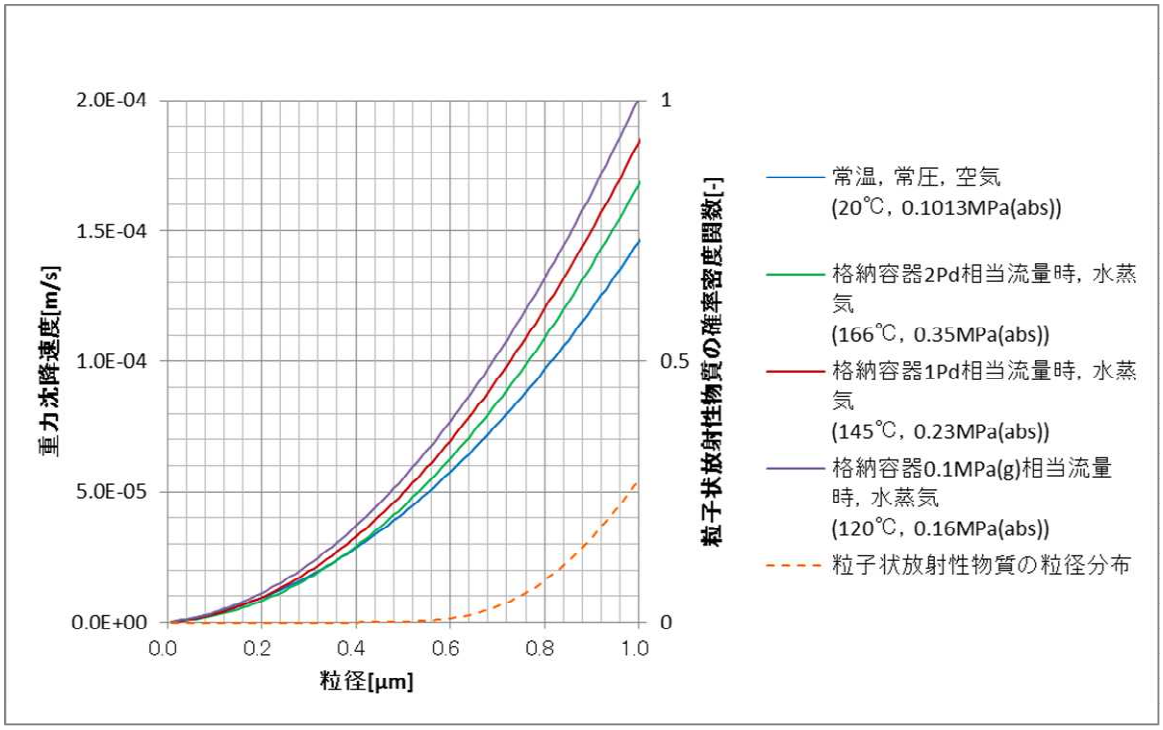
気体中の粒子の重力沈降速度（v_t）の大きさは，下記の式により表される。重力沈降速度が大きい程，重力沈降による粒子の捕捉効果は大きくなると考えられる。

$$v_t = \frac{C_c D_p^2 (\rho_p - \rho) g}{18\eta} \qquad (5)$$

ここで，D_pは粒径，ρ_pは粒子密度，ρはガス密度，gは重力加速度，ηはガス粘度，C_cはスリップ補正係数（(2) 式）である。

ここで，試験に用いている常温・常圧の空気と，実機で想定される水蒸気にて，各粒径における重力沈降速度を算出したところ，第4－3図の通りとなった。第4－3図の通り，約0.4μm以上の粒径範囲であれば，常温・常圧の空気は，水蒸気よりも重力沈降速度が小さいことがわかる。つまり，約0.4μm以上の領域であれば，空気の方が水蒸気よりも粒子に作用する重力沈降速度が小さく，空気の方が水蒸気よりも重力沈降による粒子捕捉効果が小さいと考えられる。第4－3図中には有効性評価シナリオ（大LOCA＋SBO＋全ECCS機能喪失，W/Wベント）時にフィルタ装置に流入する粒子状放射性物質の粒径分布を示しているが，粒径0.4μm以上の粒子が大部分を占めている。また，性能試験においても，粒径0.4μm以上の粒径範囲の計測もできている。（第3.2.2.3－1～3図参照）

そのため，空気による性能試験は，実機よりも保守的な条件ということとなる。



第 4－3 図　粒径と重力沈降速度

【ブラウン拡散による捕捉】

気体中の粒子のブラウン運動の激しさを表す値として,『拡散係数』がある。拡散係数（D）は，下記の式により表される。拡散係数が大きい程，粒子のブラウン運動は激しくなることから,ブラウン拡散による捕捉効果が大きくなると考えられる。

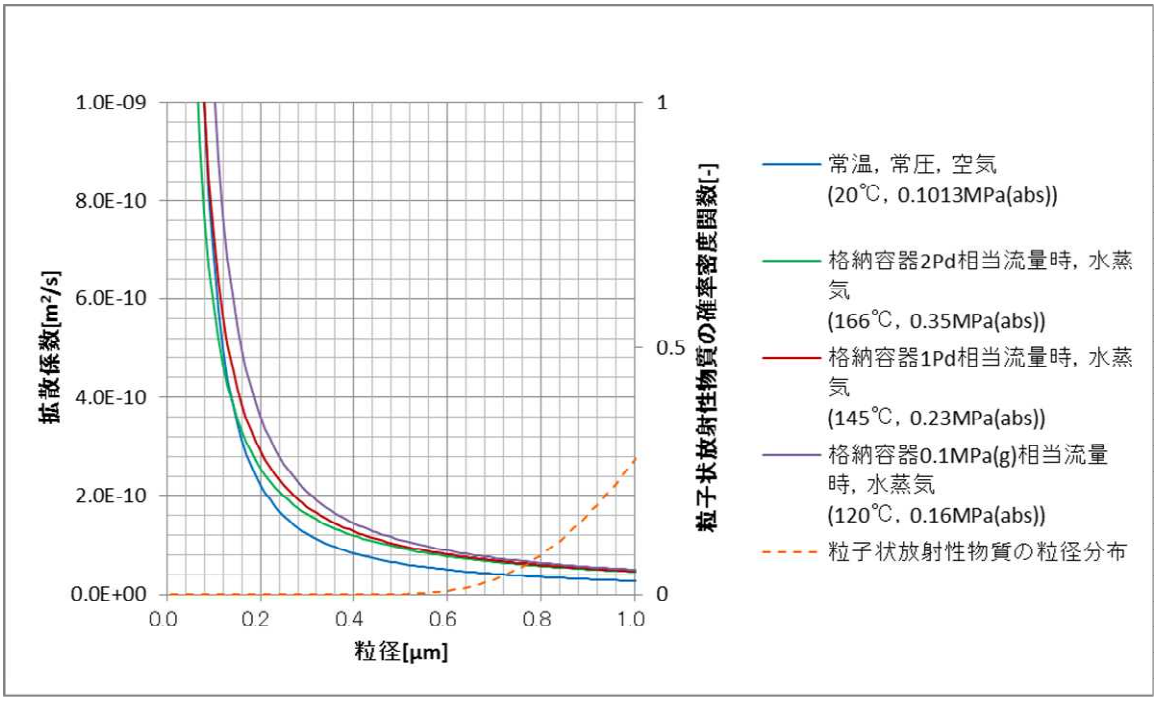
$$D = \frac{C_c kT}{3\pi\eta D_p} \qquad (6)$$

ここで，k はボルツマン定数，T はガス温度，η はガス粘度，C_c はスリップ補正係数（(2) 式）である。

ここで，試験に用いている常温・常圧の空気と，実機で想定される水蒸気にて，各粒径における拡散係数を算出したところ，第 4－4 図の通りとなった。第 4－4 図の通り，約 0.1μm 以上の粒径範囲であれば，常温・常圧の空気は，水蒸気よりも拡散係数が小さいことがわかる。つまり，約 0.1μm 以上の領域であれば,空気の方が水蒸気よりも粒子のブラウン運動は激しくないことから,空気の方が水蒸気よりもブラウン拡散による粒子捕捉効果が小さいと考えられる。第 4－4 図中には有効性評価シナリオ(大 LOCA＋SBO＋全 ECCS 機能喪失，W/W ベント）時にフィルタ装置に流入する粒子状放射性物質の粒径分布を示し

ているが，粒径 0.1μｍ以上の粒子が大部分を占めている。また，性能試験においても，粒径 0.1μｍ以上の粒径範囲の計測もできている。（第 3.2.2.3－1～3 図参照）

そのため，空気による性能試験は，実機よりも保守的な条件ということとなる。



第 4－4 図　粒径と拡散係数

【水蒸気凝縮による捕捉】

水蒸気がスクラバ水中へ流入する時，水蒸気の凝縮が起こり，凝縮による水蒸気の体積の減少分に相当する粒子が捕捉される。一方，空気は非凝縮性であるため，空気を用いた性能試験においては，ガスの凝縮による捕捉効果は見込めない。そのため，空気を用いた性能試験は，実機よりも保守的な条件ということとなる。

【熱泳動による捕捉】

ベントガスは，原子炉格納容器から急減圧されてフィルタ装置へ流入するため，過熱蒸気となっている。一方，スクラバ水はフィルタ装置内の圧力に準じた飽和温度以上にはならないことから，ベントガスの方がスクラバ水よりも高温の状態となっている。そのため，この温度勾配による熱泳動により，粒子が捕捉される。

性能試験においては，常温の空気を用いていることから，空気とスクラバ水の温度は等しい。そのため，常温の空気を用いた性能試験においては，熱泳動

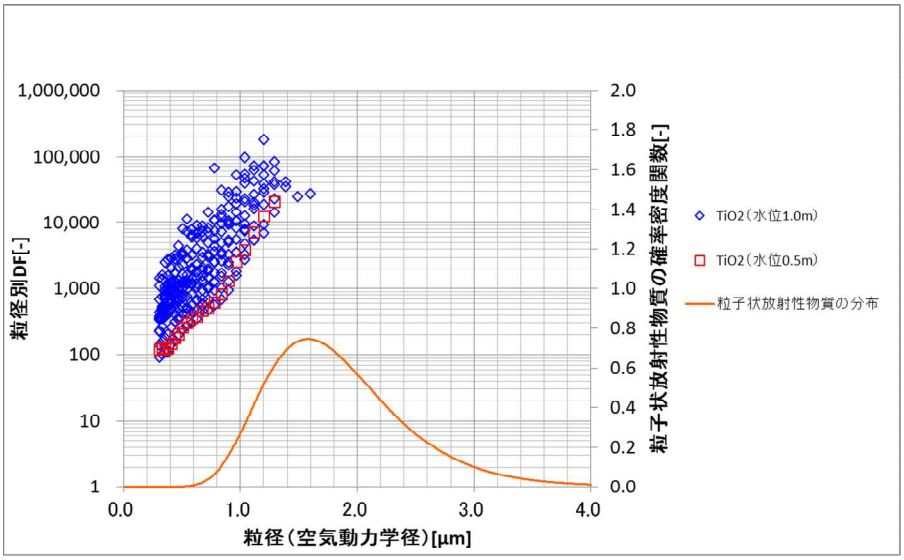
による捕捉効果は見込めないことから，実機よりも保守的な条件ということとなる。

以上より，フィルタ装置のそれぞれの捕捉メカニズムにおいて，空気の方が水蒸気よりも粒子の捕捉効果は劣ることから，空気を用いた性能試験は保守的であると考えられる。

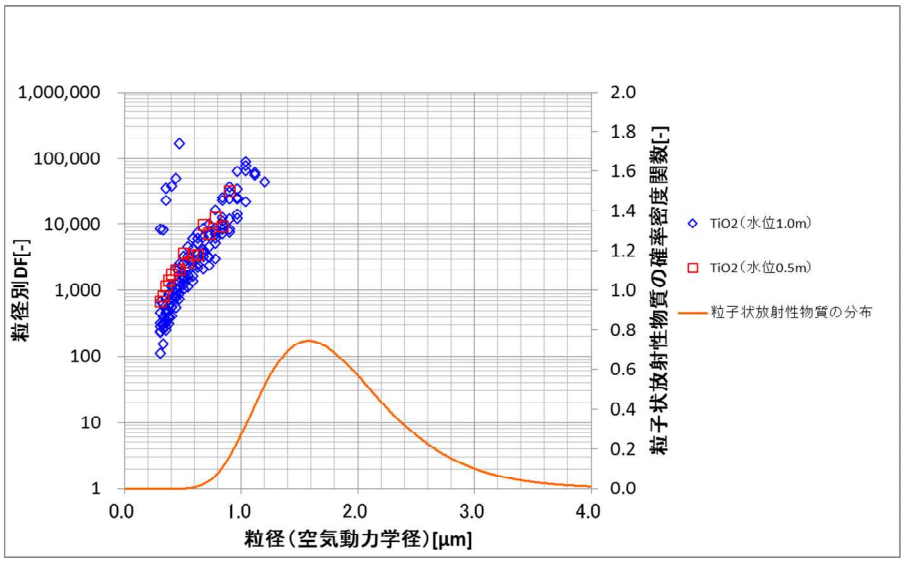
5.　スクラバ下限水位時のフィルタ装置の性能

フィルタ装置の運用水位の下限値は，スクラバ上端から 500mm の位置に設定している。下限水位時におけるフィルタ装置の DF 性能を確認するため，スクラバ水位を下限水位（スクラバ上端から 500mm）に設定し，除去性能確認試験を実施した。なお，ガスの流量は最小流量相当ならびに 2Pd 相当流量の 2 ケースにて試験を実施した。

試験結果を第 5－1 図，第 5－2 図に示す。また，比較としてスクラバ上端から 1000mm の時の試験結果も同一図にプロットする。試験結果より，スクラバ水位が下限水位であっても，スクラバ水位上端から 1000mm とほぼ同等の DF が確保できることが確認できた。



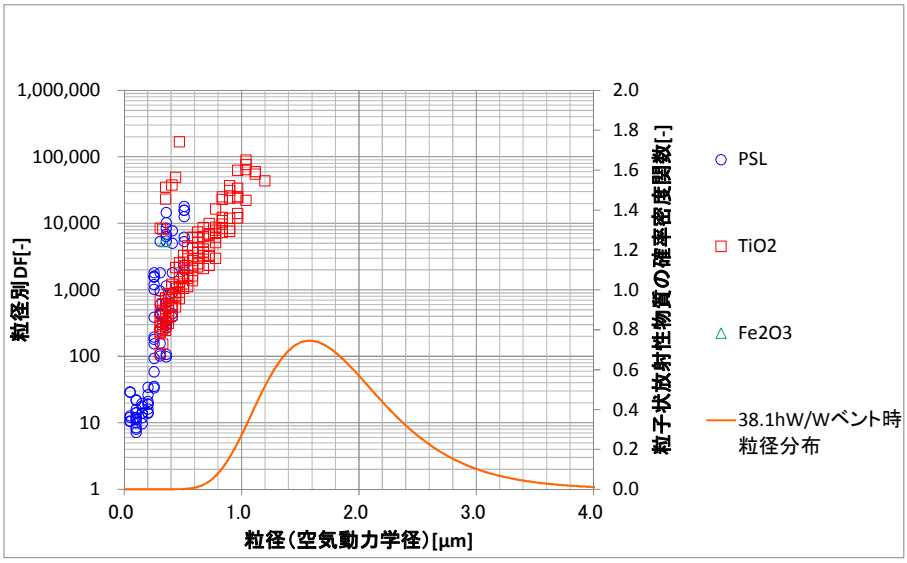
第 5－1 図　下限水位時　DF 性能試験結果（最小流量相当）



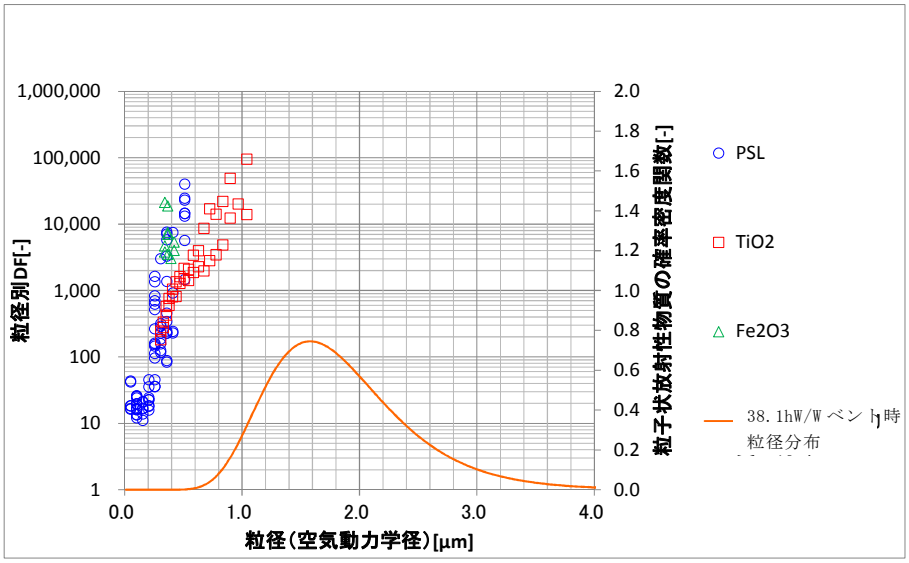
第 5－2 図　下限水位時　DF 性能試験結果（2Pd 相当流量）

6．オーバーオール DF

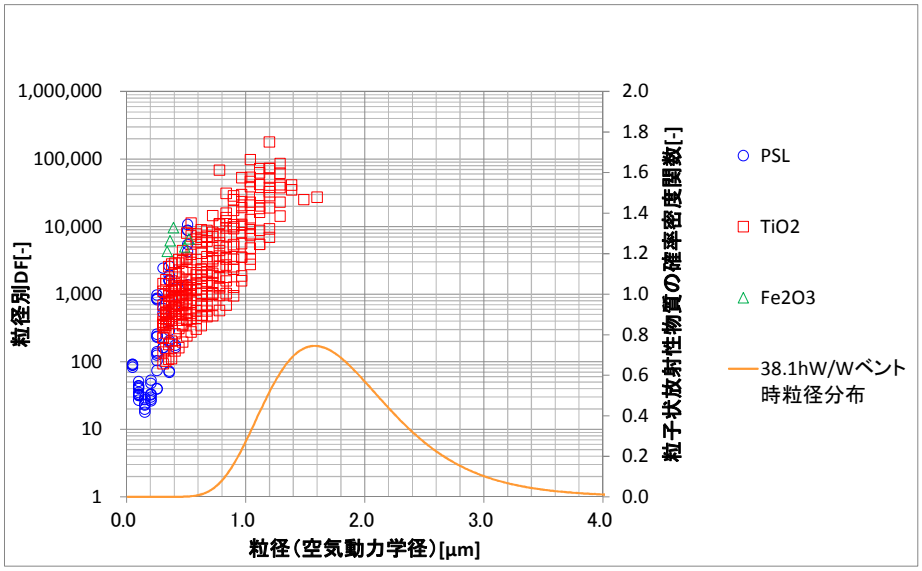
フィルタ装置の DF 性能では，第 6－1～3 図に示す通り，各流量に対して，各粒径における DF を評価してきた。



第 6－1 図　DF 性能試験結果（2Pd 相当流量）



第 6－2 図　DF 性能試験結果（1Pd 相当流量）

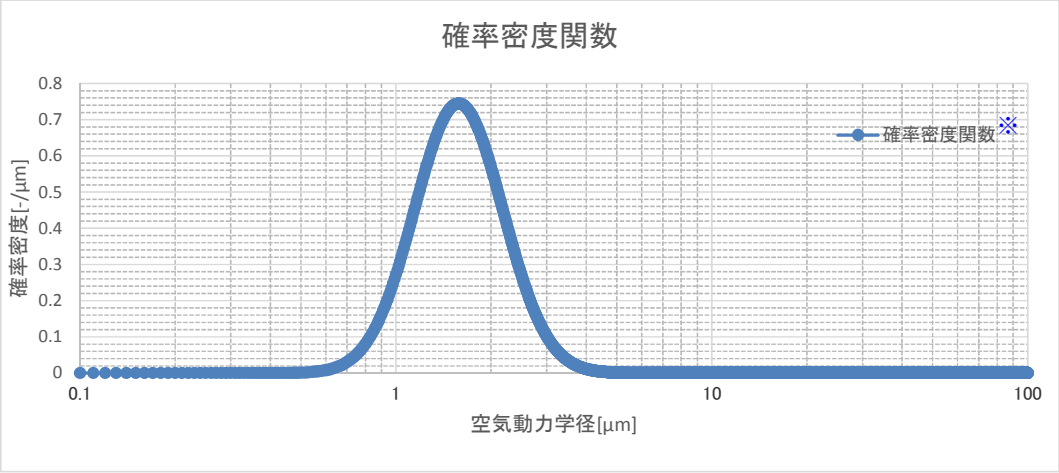


第 6－3 図　DF 性能試験結果（最小流量相当）

一方，フィルタ装置に流入するエアロゾルは，粒径分布を持ったものであり，フィルタ装置の DF の評価は，流入するエアロゾルに対して，オーバーオールでどの程度低減されたかを示す必要がある。

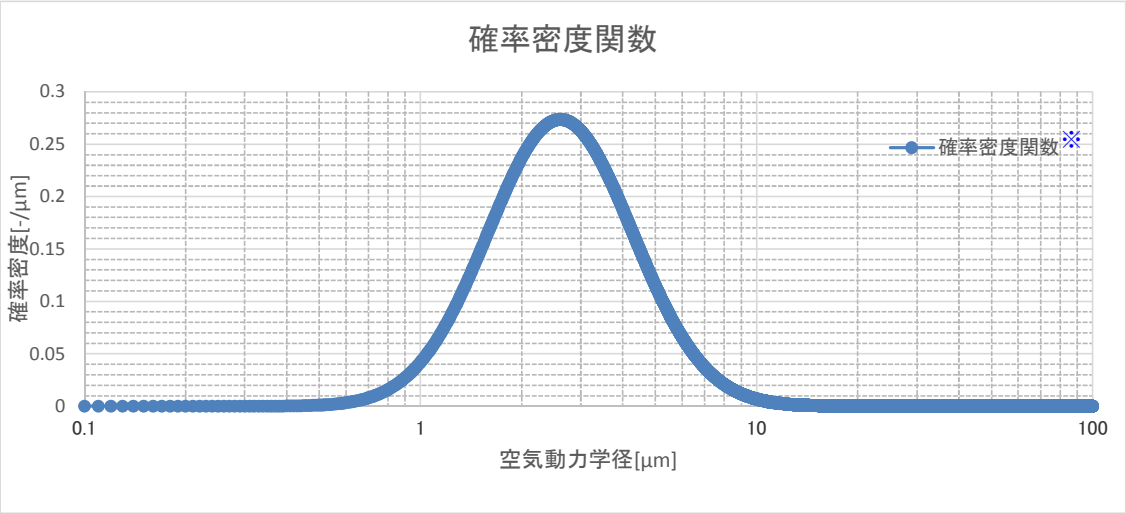
そこで，有効性評価シナリオである大 LOCA＋SBO＋全 ECCS 機能喪失シナリオの W/W ベントと D/W ベントにおいて，各流量におけるオーバーオールの DF を評価する。

まず，大 LOCA＋SBO＋全 ECCS 機能喪失シナリオの W/W ベントと D/W ベントにおける，フィルタ装置に流入するエアロゾル粒径分布は，第 6－4 図，第 6－5 図の通りとなる。



※　質量分布にて表現している。

第 6－4 図　エアロゾル粒径分布（大 LOCA＋SBO＋全 ECCS 機能喪失，W/W ベント）

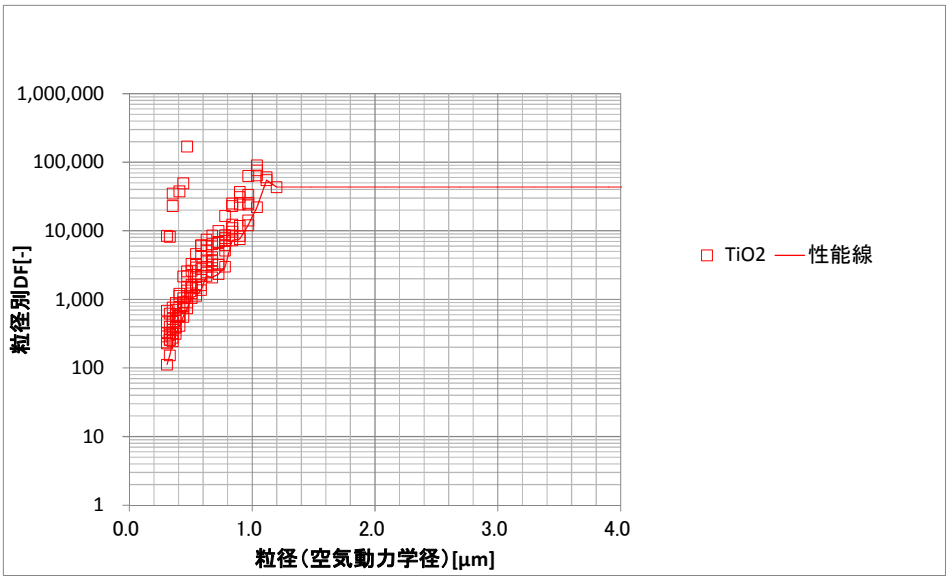


※　質量分布にて表現している。

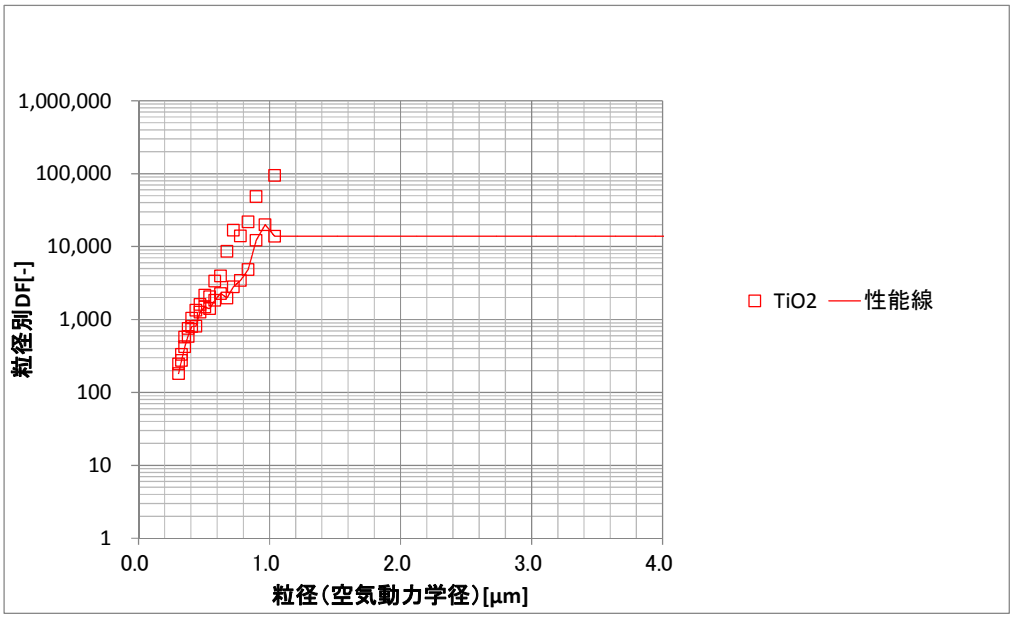
第 6－5 図　エアロゾル粒径分布（大 LOCA＋SBO＋全 ECCS 機能喪失，D/W ベント）

次に，フィルタ装置の DF 性能線を作成する。第 6－4 図，第 6－5 図より，フィルタに流入するエアロゾルの粒径分布は，約 0.7μｍ以上の領域に分布している。そのため，DF 計測試験結果のうち，TiO_2 のデータが有効であると考える。そこで，DF 計測試験結果のうち，TiO_2 のデータのみを抜き出し，保守的に DF の下限値で包絡する線を作成，それを DF 性能線とする。また，DF データが存在しない大粒径の DF は，保守的に存在する最大粒径における DF する。

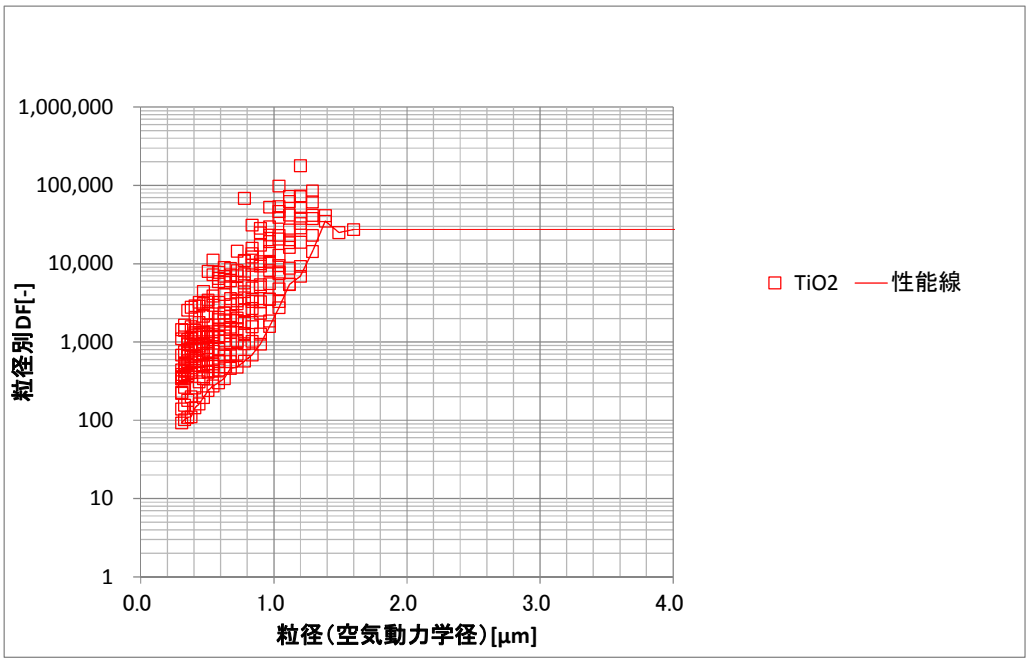
以上より，DF 性能線を作成すると，第 6－6～8 図の通りとなる。



第 6－6 図　DF 性能線（2Pd 相当流量）



第 6－7 図　DF 性能線（1Pd 相当流量）



第 6－8 図　DF 性能線（最小流量相当）

最後に，第 6－4 図，第 6－5 図の粒径分布の粒子に対して，第 6－6～8 図に示す DF 性能線を用いて，(1)式によりフィルタ装置のオーバーオールの DF を算出すると，第 6－1 表の通りとなった。

$$DF_{total} = \frac{\int M(D_p) dD_p}{\int \frac{M(D_p)}{DF(D_p)} dD_p} \qquad (1)$$

DF(Dp)は，粒径 Dp におけるフィルタ装置の DF

M(Dp)は，フィルタ装置に流入する粒径 Dp のエアロゾルの総質量

第 6-1 表　オーバーオール DF（下限包絡性能線）

シナリオ	ガス流量	オーバーオール DF
大 LOCA＋SBO＋全 ECCS 機能喪失，W/W ベント	2Pd 相当流量	34110
	1Pd 相当流量	13342
	最小流量相当	9856
大 LOCA＋SBO＋全 ECCS 機能喪失，D/W ベント	2Pd 相当流量	40858
	1Pd 相当流量	13728
	最小流量相当	20323

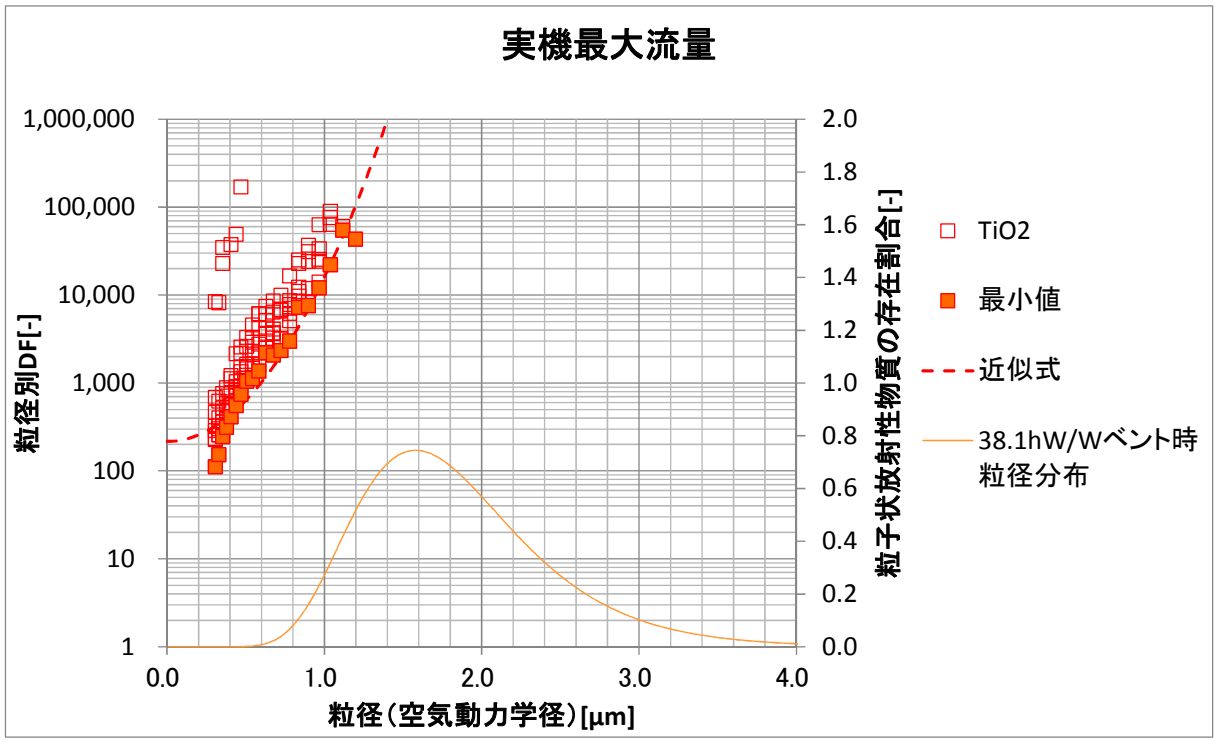
第 6－1 表より，大 LOCA＋SBO＋全 ECCS 機能喪失シナリオにおけるフィルタ装置のオーバーオールの DF は，1000 を大幅に上回っていることが確認できた。

また,第 6－1 表の W/W ベントと D/W ベントの評価結果を比較するとわかるように，粒径分布が小粒径側にシフトするとオーバーオール DF は低く，粒径分布が大粒径側にシフトするとオーバーオール DF は高くなる。

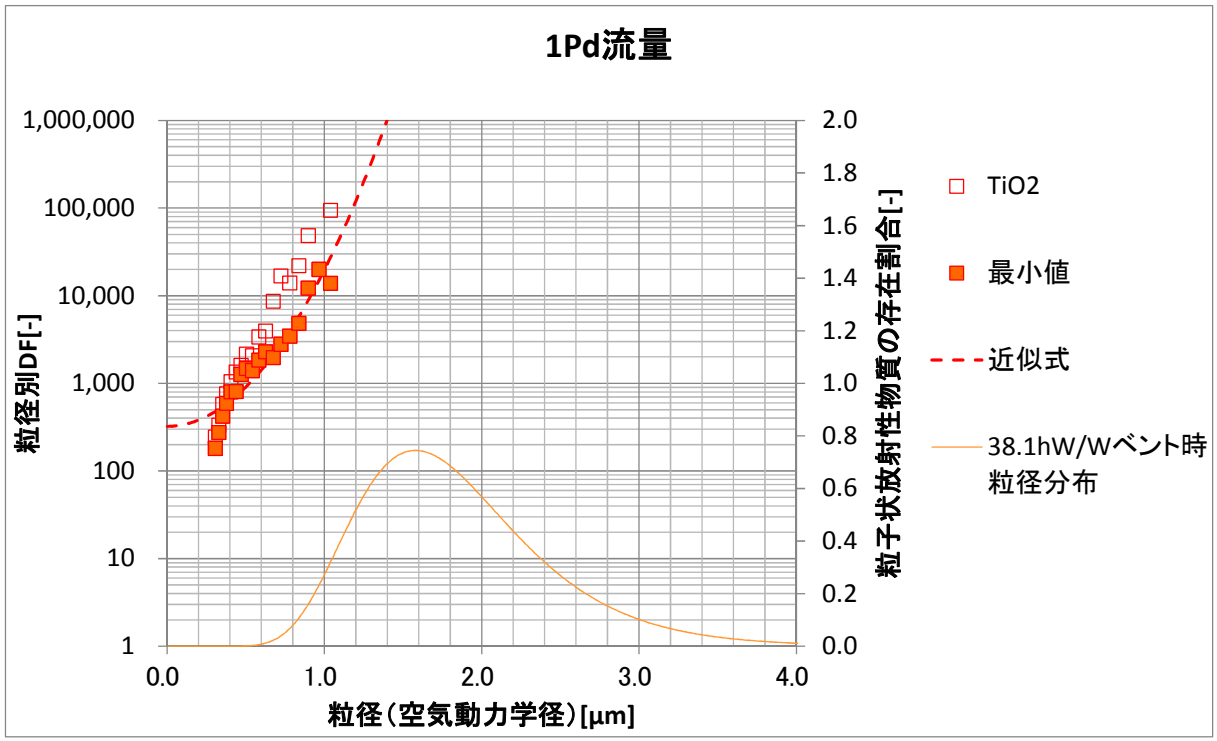
なお，大 LOCA＋SBO＋全 ECCS 機能喪失シナリオの D/W ベントにおいては，最小流量相当の方が，1Pd 相当流量よりもオーバーオール DF が大きくなっている。これは，第 6－7 図，第 6－8 図より，最小流量相当の方が DF を計測できている粒径が大きく，DF データが存在しない大粒径の DF を大きく見積もることができているためである。

一方，上記評価においては，DF データが存在しない大粒径の DF は，データが存在する最大粒径の DF であるとし,オーバーオール DF を算出している。しかし，実際は今回DFデータが存在しない1.0μm程度以上の粒径範囲の粒子においては，粒径が大きい程 DF も大きくなる。

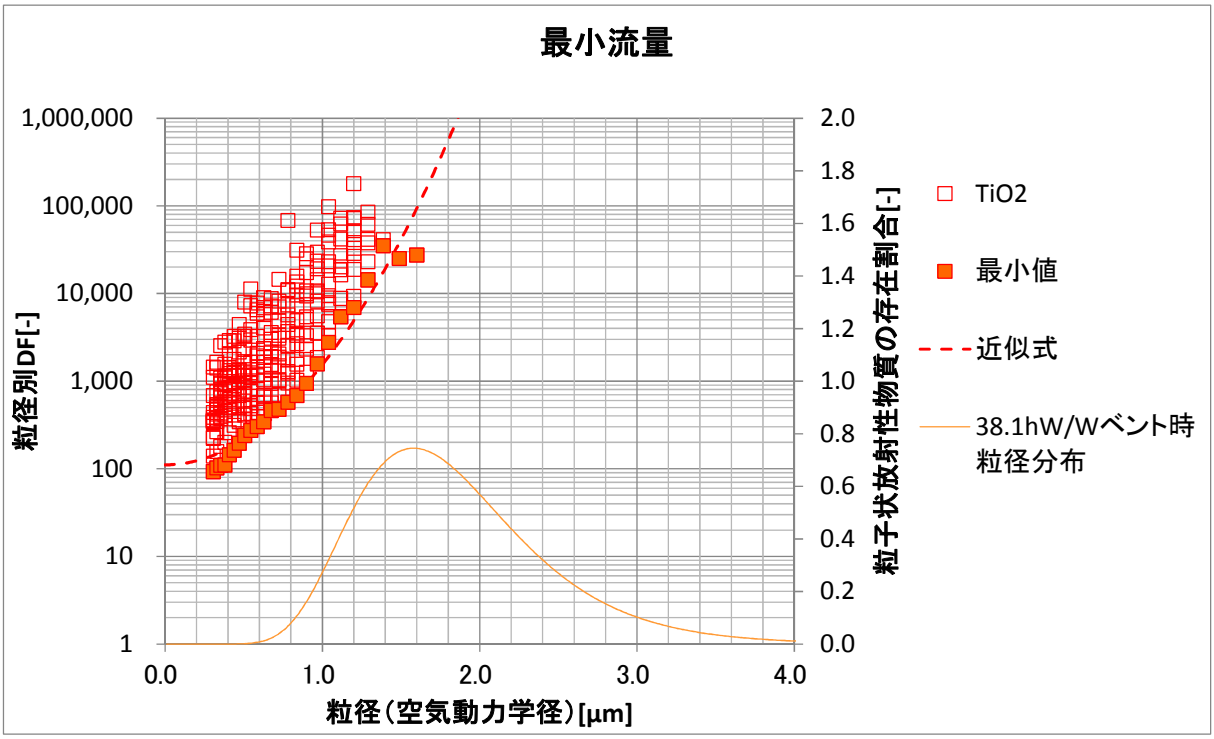
そこで，より現実的な評価として，DF データをフィッティングするカーブを作成し，それを DF 性能線とし，DF データが存在しない粒径範囲の DF についても，この DF 性能線上の DF であるすることで,オーバーオールの DF を算出することとする。フィッティングカーブを作成する際の DF データは，保守的に各粒径における最小値を用いることとする。フィッティングカーブは第 6－9～11 図の通りとなる。これを DF 性能線とする。



第 6－9 図　DF 性能線（2Pd 相当流量）



第 6－10 図　DF 性能線（1Pd 相当流量）



第 6－11 図　DF 性能線（最小流量相当）

これらの DF 性能性を用いて，第 6－4 図，第 6－5 図の粒径分布の粒子に対して，(1)式によりフィルタ装置のオーバーオールの DF を算出すると，第 6-2 表の通りとなった。

第 6－2 表　オーバーオール DF（フィッティング性能線）

シナリオ	ガス流量	オーバーオール DF
大 LOCA＋SBO＋全 ECCS 機能喪失，W/W ベント	2Pd 相当流量	91689
	1Pd 相当流量	117459
	最小流量相当	10199
大 LOCA＋SBO＋全 ECCS 機能喪失，D/W ベント	2Pd 相当流量	417803
	1Pd 相当流量	546628
	最小流量相当	54584

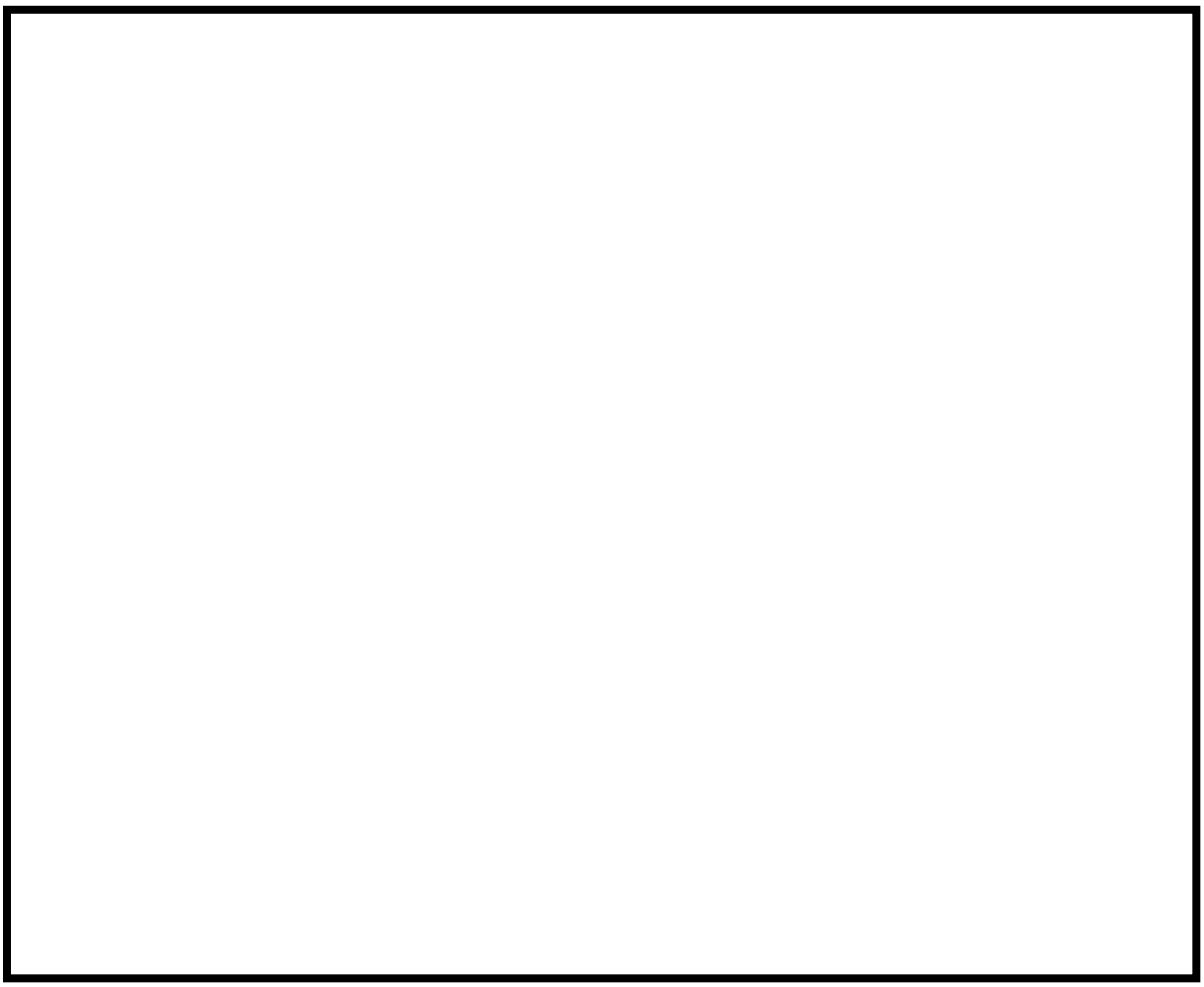
第 6－2 表によるオーバーオール DF は，第 6－1 表と比較し大幅に大きくなっているが，第 6－2 表の値がより確からしい実力値であると考える。また，第 6-1 表の評価方法は非常に保守的であることがわかる。

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

7. 蒸気を用いた性能試験

これまでのDF性能試験では，試験ガスとして常温の空気を用いて試験を実施してきた。これは，「4.　試験ガスの代表性について」に記載の通り，蒸気よりも空気の方がフィルタ装置の粒子捕捉メカニズムを考慮するとDF性能に対して保守的であるという考察を基にした設定である。

一方，実機ベントガスの主成分は蒸気であることから，蒸気によるDF性能試験についても実施した。試験設備の構成を第7－1図に，試験条件を第7－1表に示す。

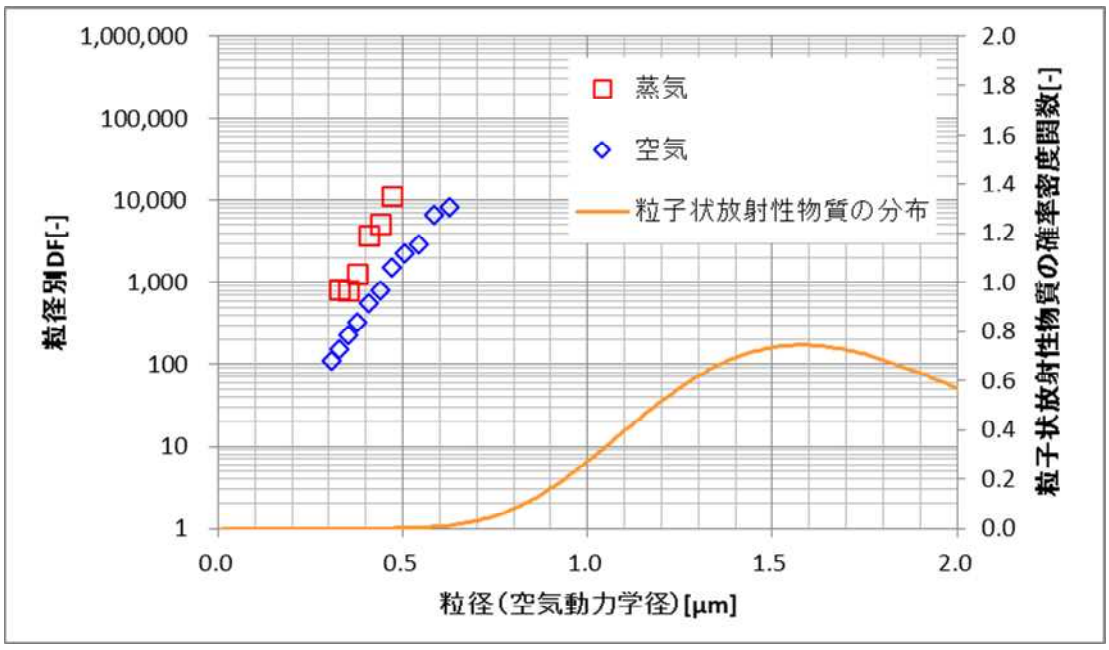


第7－1図　試験概要図（蒸気性能試験）

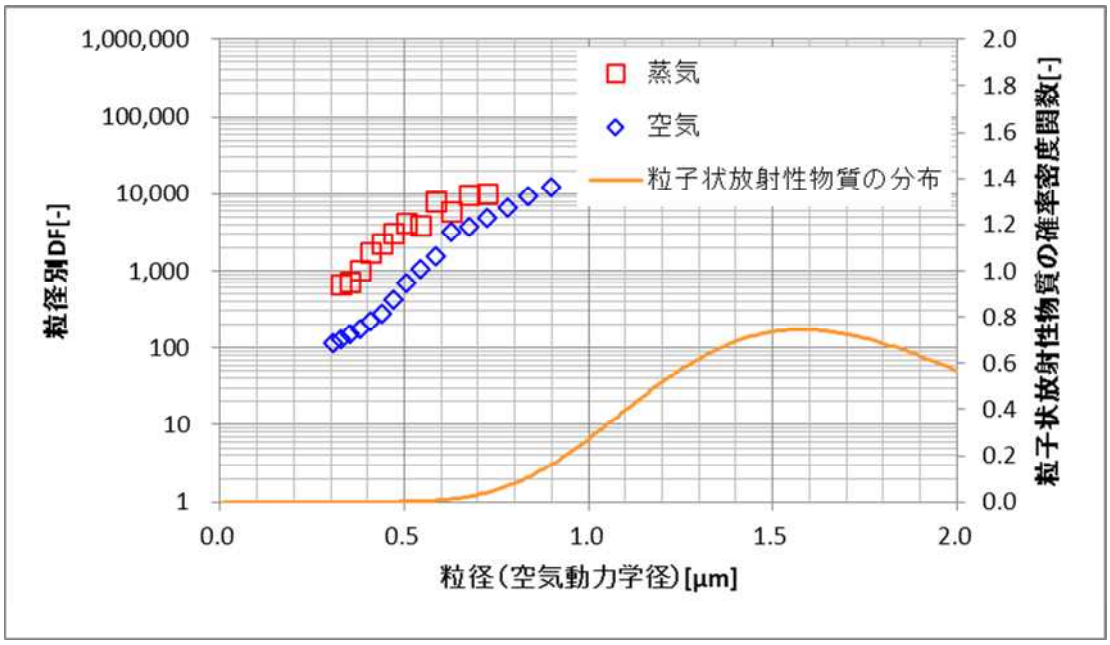
第 7－1 表　蒸気試験条件一覧表

項目	条件
試験装置	・実機高さ試験装置
試験ガス	・蒸気＋空気（エアロゾル送気用） ・試験時蒸気割合：約 95%（2Pd 相当流量） 約 88%（最小流量相当）
スクラバ水位	・1m
ガス・スクラバ水温度	・約 100℃
ガス体積流量	・2Pd 相当流量 ・最小流量相当
試験エアロゾル	・TiO_2

上記の条件にて試験を実施した結果，蒸気試験におけるの DF は第 7－2 図，第 7－3 図の通りとなった。これらより，蒸気試験における DF の方が，空気試験における DF よりも大きいことがわかり，フィルタ装置はベントガスが蒸気の条件においても，十分な性能を有していることが確認できた。また，「4.　試験ガスの代表性について」にて理論的に示した通り，空気試験は蒸気試験よりも保守的であることが確認できた。なお，空気試験については蒸気試験と条件を合わせるため，実機高さ試験装置にて計測した DF を記載している。



第 7－2 図　蒸気性能試験結果（2Pd 相当流量）



第 7－3 図　蒸気性能試験結果（最小流量相当）

8. 試験条件の網羅性

格納容器圧力逃がし装置使用時にフィルタ装置に作用する物理パラメータには，スクラバ水位，スクラバ水温，ベントガス性状，ベントガス流量，フィルタ装置内圧力がある。また，フィルタ装置には，粒径分布をもったエアロゾルが流入する。

これらフィルタ装置に作用する物理パラメータについては，下記の通り実機条件を網羅するか，もしくは実機よりもDFが小さく保守的な条件を，試験条件として設定している。

【スクラバ水位】

スクラバ水位は高い程DFは大きくなる。フィルタ装置使用中は，スクラバ水位変動要因としてベントガスに含まれる水蒸気の凝縮の影響が支配的となり，スクラバ水位は上昇する。そのため，スクラバ水位が初期水位の1m以下となることはない。そのため，保守的にスクラバ水位は1mを試験における基本条件とする。

一方，スクラバ水の運用上の最低水位は0.5mとしている。そのため，スクラバ水位0.5mにおける試験も実施し，DFは所望の性能を満たせることを確認している。(『5. スクラバ下限水位時のフィルタ装置の性能』参照)

【スクラバ水温】

スクラバ水温は低い程水蒸気凝縮や熱泳動によるメカニズムによるDFは大きくなる。試験における基本条件としては常温とするが，試験ガスとして水蒸気凝縮や熱泳動によるDFを見込めない常温空気と組み合わせて試験を実施することから，保守的な条件となる。

一方，スクラバ水高温状態における条件として，水温を飽和温度まで昇温し，試験ガスとして水蒸気と組み合わせた試験を実施し，基本条件として設定したスクラバ水常温＋常温空気の条件よりもDFが大きくなることを確認している。(『7. 蒸気を用いた性能試験』参照)

【ベントガス性状】

ベントガスの主成分は水蒸気である。水蒸気は凝縮や熱泳動によるメカニズムが作用すること，ならびに慣性力，重力沈降，ブラウン拡散による各捕捉効果が大きいことから，空気よりもDFは大きくなる(『4.　試験ガスの代表性について』参照)。そのため，試験ガス条件としては常温空気を用いることを基本条件とする。

一方，試験ガス条件として水蒸気を用いた試験を実施し，基本条件である常温空気の条件よりもDFが大きくなることを確認している。(『7. 蒸気を用いた性能試験』参照)

【ベントガス流量】

ベントガス流量については，実機にて想定される体積流量を網羅するよう，試験条件を設定している。

また，実機では二次隔離弁は調整開度に設定してベントを行うが，仮に二次隔離弁を全開とした場合の流量においても試験を実施し，DF は所望の性能を満たせることを確認している。(『1.　超過流量状態における DF 性能について』参照)

【フィルタ装置内圧力】

フィルタ装置内圧力については，基本条件として常圧条件とした。

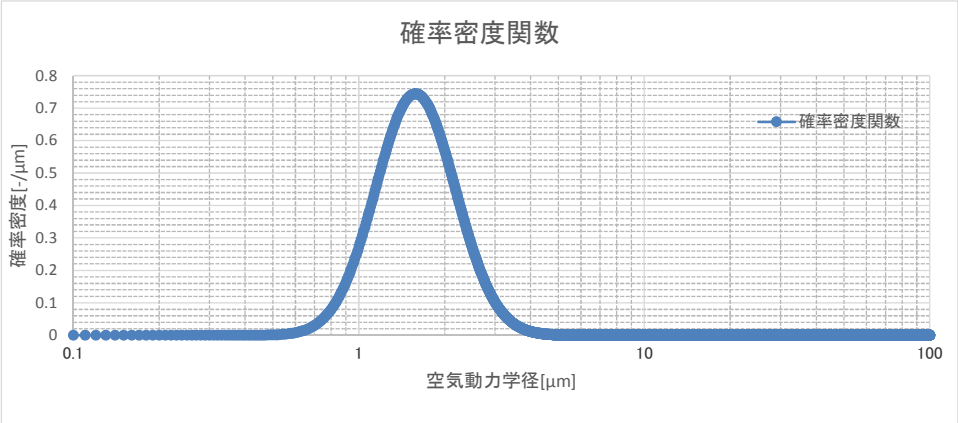
一方，フィルタ装置内圧力が DF へ与える影響を確認するため，フィルタ装置内圧力を 0.31MPa，0.62MPa（gage）に加圧した状態で試験を実施し，実機で想定される径の粒子においては，フィルタ装置内圧力が DF へ与える影響はないことを確認している。(『2. フィルタ装置内圧力の DF への影響について』参照)

第 8-1 表　フィルタ装置物理パラメータと試験条件

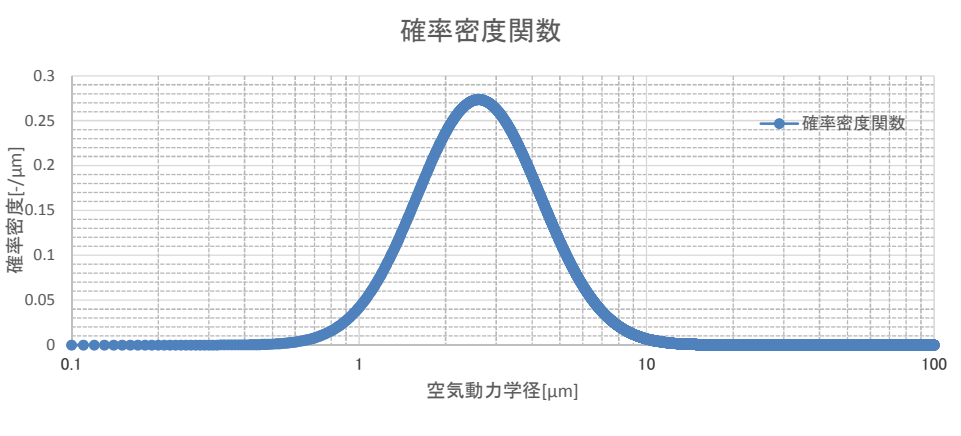
物理パラメータ	実機条件	試験条件
スクラバ水位	【実機運転時変動範囲】 1m～2.2m 【設定下限水位】 0.5m	【基本条件】 1m 【最低水位条件】 0.5m
スクラバ水温	【実機運転時変動範囲】 常温～飽和温度	【基本条件】 常温 【高温条件】 飽和温度
ベントガス性状	【実機運転時条件】 水蒸気（主成分）	【基本条件】 常温空気 【蒸気条件】 水蒸気
ベントガス流量	【実機運転時変動範囲】 14500m^3/h～33000m^3/h 【超過流量（二次隔離弁全開)】 37000m^3/h	【基本条件】 33000 m^3/h 相当 27000 m^3/h 相当 13500 m^3/h 相当 【超過流量条件】 37000 m^3/h 相当
フィルタ装置内圧力	【実機運転時変動範囲】 0.03MPa(gage)～0.5MPa(gage)	【基本条件】 常圧 【圧力影響確認試験】 0.31MPa(gage) 0.62MPa(gage)

【エアロゾル粒径分布】

大 LOCA＋SBO＋全 ECCS 機能喪失シナリオの W/W ベントならびに D/W ベント時のフィルタ装置に流入するエアロゾル粒径は第 8－1,2 図の通りとなる。W/W ベントにおいては約 0.7μm～約 3.5μm，D/W ベントにおいては約 0.7μm～約 10μm の範囲で粒子が分布している。なお，第 8－1,2 図にて粒径を空気動力学径※1 にて示しており，物理径から空気動力学径へ換算するときの粒子密度としては，保守的にベント時にフィルタ装置に流入する主要核種のうち，密度の小さい CsOH の値を設定している。



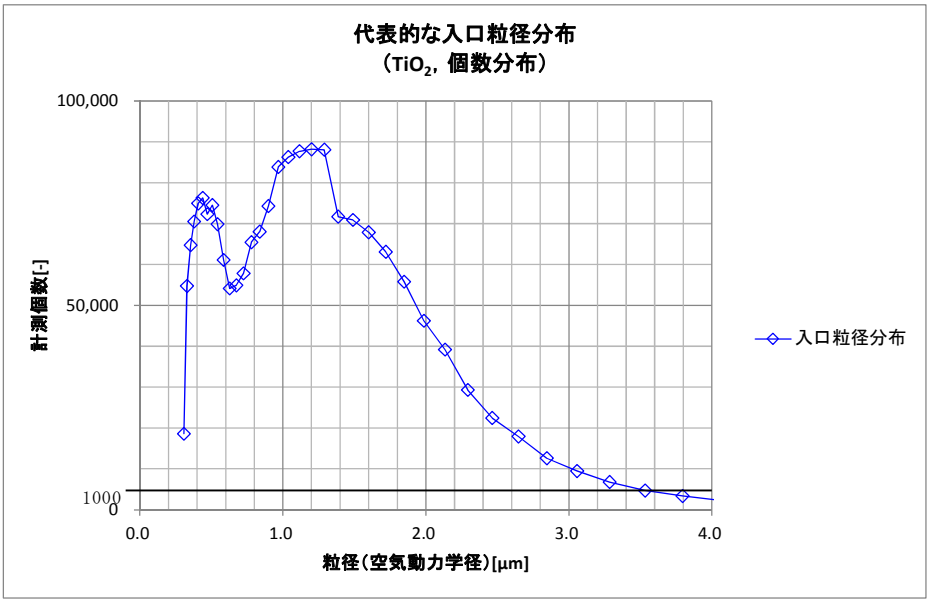
第 8－1 図　エアロゾル粒径分布（大 LOCA＋SBO＋全 ECCS 機能喪失,W/W ベント）



第 8－2 図　エアロゾル粒径分布（大 LOCA＋SBO＋全 ECCS 機能喪失,D/W ベント）

また，試験にて使用しているエアロゾルの粒径分布を第 8-3 図に示す。第 8-3 図より，約 3.5μm までは粒子個数が 1000 個を超えており，DF1000 を計測可能である。フィルタ装置の捕捉メカニズムには拡散効果，慣性効果，重力沈降等が考えられるが，拡散効果以外の慣性効果，重力沈降速度等は，粒径が大きい程 DF が大きくなる方向へ寄与する。拡散効果は粒径が小さい程 DF が大きくなる方向に寄与するが，拡散による粒子捕捉効果が得られるのは，約 0.1～0.2μm よりも小さい粒子である。そのため，実機で想定される約 0.7μm 以上の粒子に対しては，拡散による捕捉効果は非常に小さく，それ以外の慣性力等のメカニズムによる捕

捉が支配的である。よって，実機で想定される粒径範囲においては，粒径が大きいほど，DF は大きくなると考えられる。フィルタ装置に流入するエアロゾルは 3.5 μm より大きいものも含まれるが，その DF は試験用エアロゾルで網羅できている小さい粒径における DF よりも小さくなることはない。したがって，試験用エアロゾルが実機に流入するエアロゾルの粒径分布上の大きい粒子を網羅できていなくても，DF を保守的に評価することは可能である。



第 8－3 図　試験用エアロゾルの粒径分布

※1 空気動力学径

異なる密度の粒子を同じ空気動力学特性を持つ密度 1g/cm^3 の粒子に規格化したものであり，空気動力学径が同じであれば，その粒子は密度や物理的な大きさとは関係なく，同じ空気動力学的挙動を示す。

上記の特性から，フィルタ装置の性能評価においては，粒子の径として空気動力学径を用いている。

なお，物理的な粒径を空気動力学径へ変換する際は，物理的な粒径に粒子密度の平方根を乗じることで算出している。

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

別紙 7　格納容器圧力逃がし装置系統内における可燃性ガスの燃焼について

【格納容器圧力逃がし装置】【代替格納容器圧力逃がし装置】

格納容器圧力逃がし装置には，重大事故等時に原子炉格納容器内にて発生する可燃性ガスが流入する。可燃性ガスとしては，燃料被覆管のジルコニウムと水が反応して生成される水素があり，有効性評価シナリオである大 LOCA+SBO+全 ECCS 機能喪失シナリオにおいては，ベント前の原子炉格納容器内ガスのおよそ 30％（モル分率）が水素となっている。また，MCCI（溶融炉心・コンクリート相互作用）が発生する TQUV シナリオにおいては，燃料被覆管のジルコニウムと水が反応して生成される水素に加え，MCCI により，水素ならびに一酸化炭素が発生する。また，よう素フィルタにおいて有機よう素を吸着する際には，可燃性ガスの[redacted]が発生する可能性がある。

これらの可燃性ガスが格納容器圧力逃がし装置系統内で燃焼すると，格納容器圧力逃がし装置の機器や配管が損傷する恐れがある。特に，ベント開始直後においては，系統内が冷えた状態となっているため，ベントガスに含まれる水蒸気が凝縮することで，ベントガス中の非凝縮性可燃性ガスの濃度が上昇し，系統内での燃焼のリスクが大きくなる。

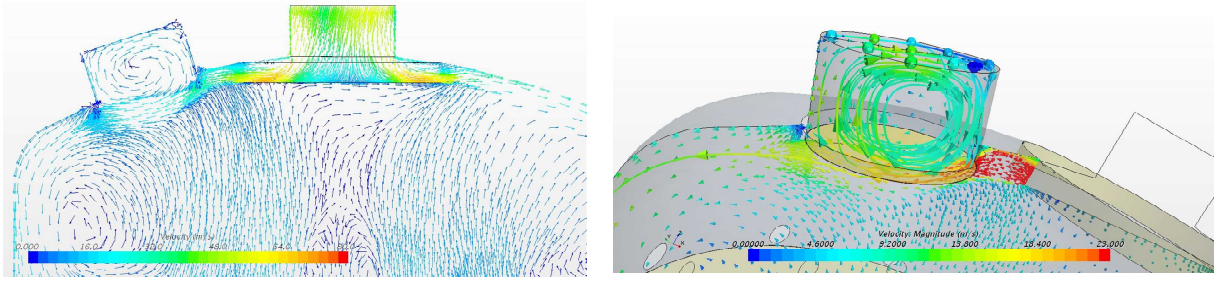
そのため，格納容器圧力逃がし装置は，待機時に系統内を窒素置換することとしている。それにより，ベント開始直後にベントガス中の非凝縮性可燃性ガスの濃度が上昇したとしても，系統内に酸素は殆ど存在しないため，可燃性ガスの燃焼は起こらない設計としている。また，ベント開始後には，常にベントガスの流れがあることから，排気口から空気が格納容器圧力逃がし装置内に逆流することはないため※1，外部から系統内に酸素が供給されることはない。よって，ベント実施中は，系統内は不活性な状態が維持されることになる。

一方，ベントガスには，原子炉格納容器内やフィルタ装置内の水の放射線分解により，微量の水素と酸素が混入し続ける。そのため，閉塞端部において，この水素と酸素の混合ガスが蓄積し，局所的な燃焼を引き起こす恐れがある。このような閉塞端としては，格納容器圧力逃がし装置系統内の上り配管端部（例えば格納容器圧力逃がし装置と他系統を仕切る弁までの範囲等）や，よう素フィルタの上部マンホールが挙げられる。

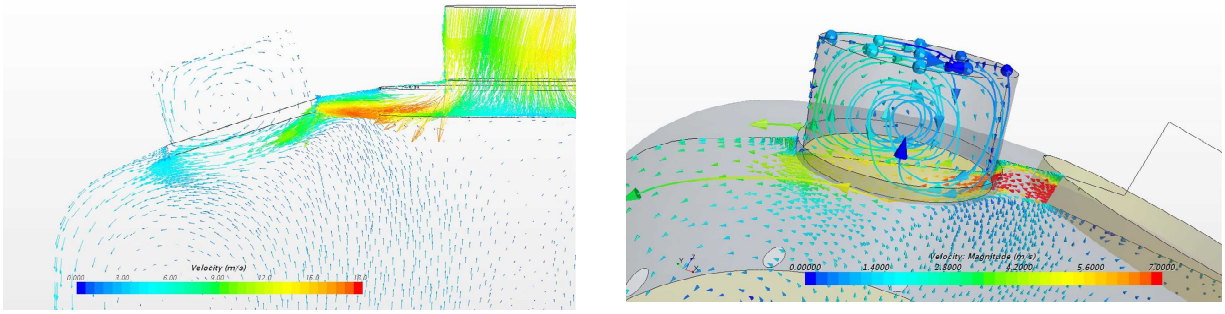
まず，格納容器圧力逃がし装置系統内の上り配管端部のうち，水素と酸素の混合ガスが蓄積する恐れのある箇所については，別紙 19 に示すように，混合ガスを排出するためのベントラインを設置し，混合ガスの蓄積を防止することとしている。また，よう素フィルタの上部マンホールについては，流動解析によりマンホール内を換気する流れによって，混合ガスの蓄積は生じないことを確認している（第 1，2 図参照）。

そのため，格納容器圧力逃がし装置系統内においては，可燃性ガスの燃焼は生

じないと考えられる。



第 1 図　よう素フィルタ上部マンホール内ガス流れ状態
［ベントガス組成：水蒸気 100%，ガス流量：15.8kg/s］



第 2 図　よう素フィルタ上部マンホール内ガス流れ状態
［ベントガス組成：水蒸気 100%，ガス流量：2.48kg/s（事故後 1 ヶ月後の流量）］

※1 格納容器ベント実施直後は，水蒸気，窒素，水素等の混合流体がフィルタ装置に流入するが，水蒸気の一部はスクラバ水に熱を奪われ凝縮する。スクラバ水が沸騰するまでにフィルタ装置に流入する水蒸気の全量が凝縮し続けると仮定した場合でも，沸騰するまでの間（1 時間以内）水素や窒素はフィルタ装置へ継続して流入（1000m^3/h 以上）するため，フィルタ装置の下流側の流量は維持される。また，沸騰した後はフィルタ装置に流入する水蒸気は凝縮されず，フィルタ装置の下流側の流量は維持される。以上より，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。

別紙 8　ベント方法及び放出位置を変更することによる公衆被ばくへの影響

【格納容器圧力逃がし装置】【代替格納容器圧力逃がし装置】

柏崎刈羽 6/7 号炉の有効性評価の「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損)」の事故シーケンスにおいては，事象発生から約 38 時間後に格納容器スプレイを停止し，その後にウェットウェルベント（W/W ベント）を実施している。

一方，有効性評価においては W/W ベントを実施しているが，ドライウェルベント（D/W ベント）を実施することも可能である。

ここでは，炉心損傷に至る代表的な事故シーケンスである「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」の事故シーケンスにて，ベントライン（W/W ベントまたは D/W ベント）及び放出位置（格納容器圧力逃がし装置配管または主排気筒)を変更することによる公衆被ばくへの影響を評価した。

(1)選定する事故シーケンス

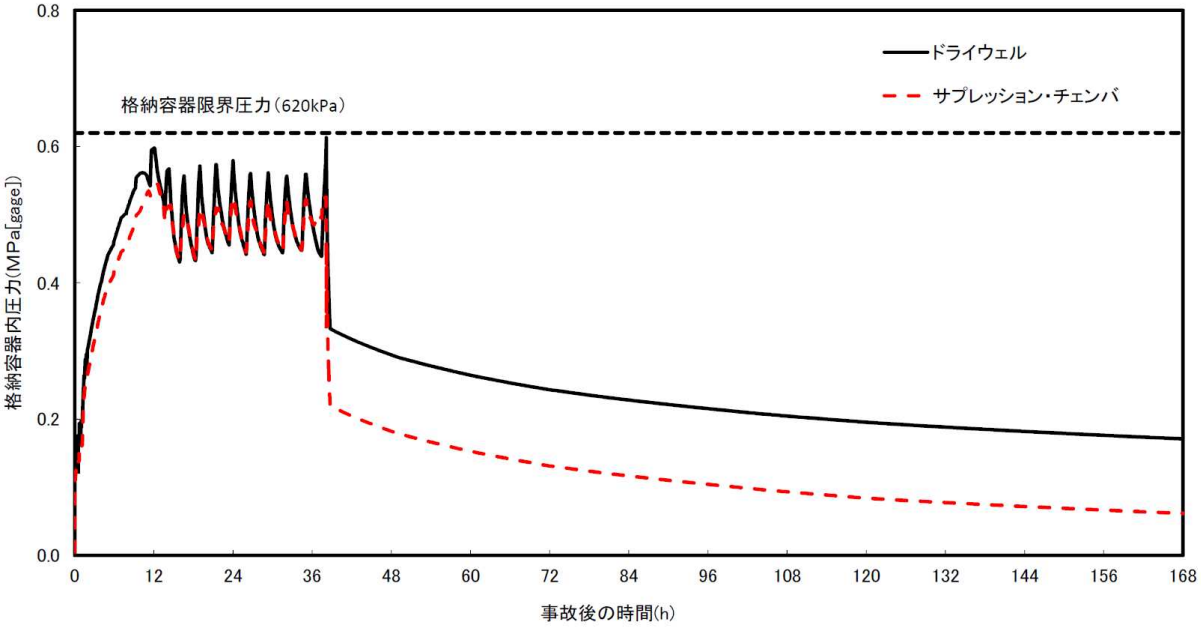
ベントライン及び放出位置を変更することによる公衆被ばくへの影響を評価するための事故シーケンスとして，ここでは以下の 2 つを選定した。

a. 38 時間 W/W ベントシナリオ

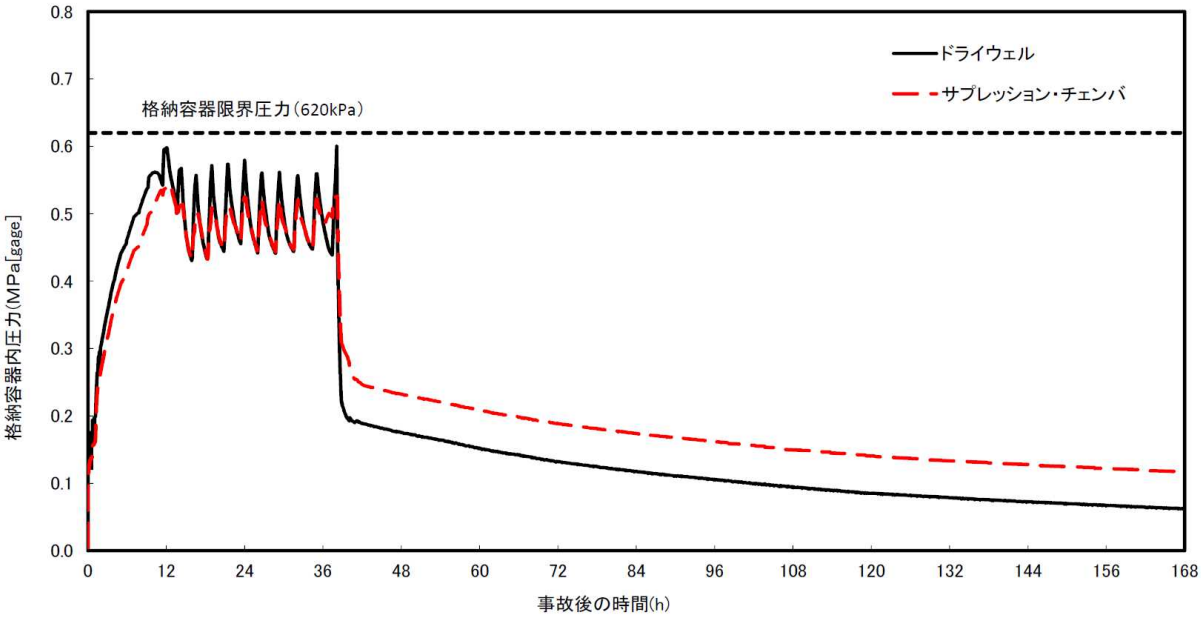
柏崎刈羽 6/7 号炉の有効性評価の「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」と同一の事故シーケンスであり，事象開始から約 38 時間後に W/W ベントを実施する。ベント時に原子炉格納容器から放出され，格納容器圧力逃がし装置に流入する Cs-137 の放射能量は,約 1.4TBq となる。格納容器圧力の推移を第 8－1 図に示す。

b. 38 時間 D/W ベントシナリオ

a.と同一の事故シナリオであるが,事象開始から約 38 時間後に D/W ベントを実施する。ベント時に原子炉格納容器から放出され，格納容器圧力逃がし装置に流入する Cs-137 の放射能量は，約 2000 TBq となる。原子炉格納容器圧力の推移を第 8－2 図に示す。



第 8－1 図　38 時間 W/W ベントシナリオの原子炉格納容器圧力の推移



第 8－2 図　38 時間 D/W ベントシナリオの原子炉格納容器圧力の推移

(2)被ばく量評価方法

a. 評価コード

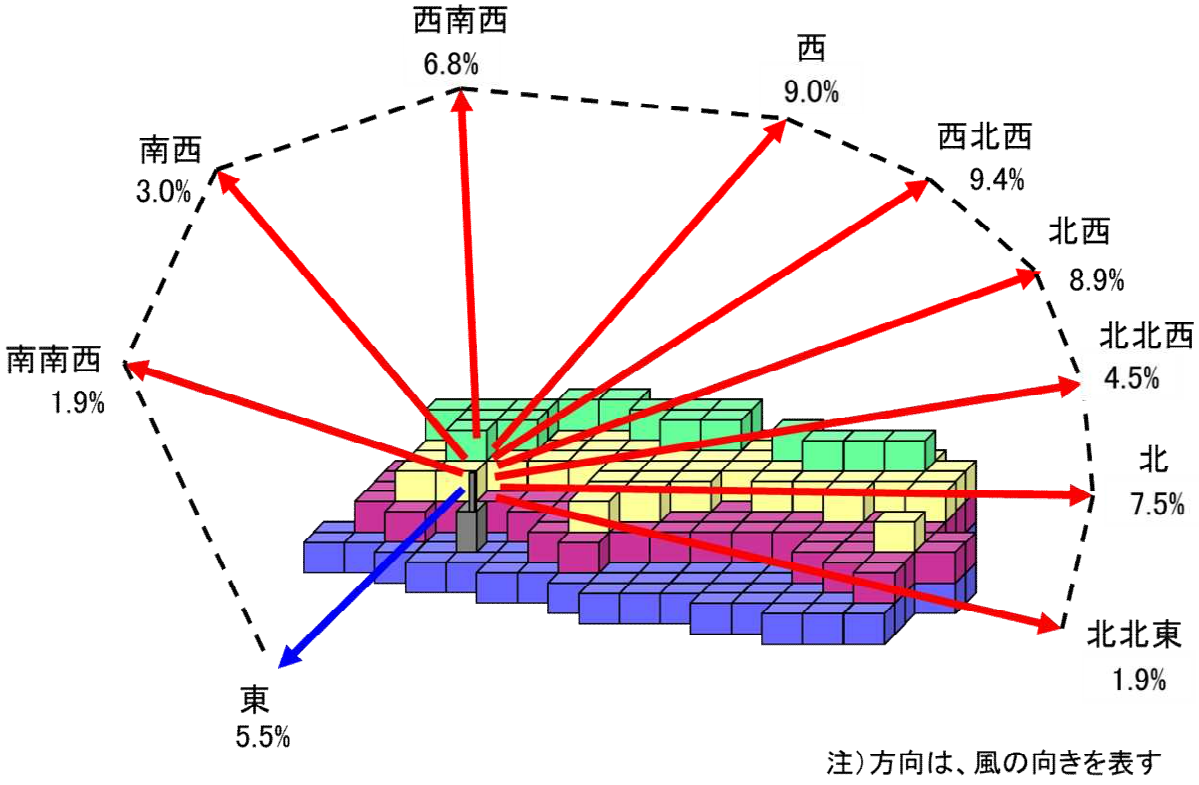
被ばく量評価において，ここでは3次元移流拡散評価コードを備えた原子力発電所周辺線量予測評価システム（以下，DIANA）を利用した。DIANAには，「国土数値情報 行政区域データ「平成26（2014）年 4月 1日時点」」を参照し，柏崎刈羽原子力発電所周辺の地形データを再現したブロック図がインプットされており，地形の形状を考慮した大気拡散評価が可能である。

b. 評価条件

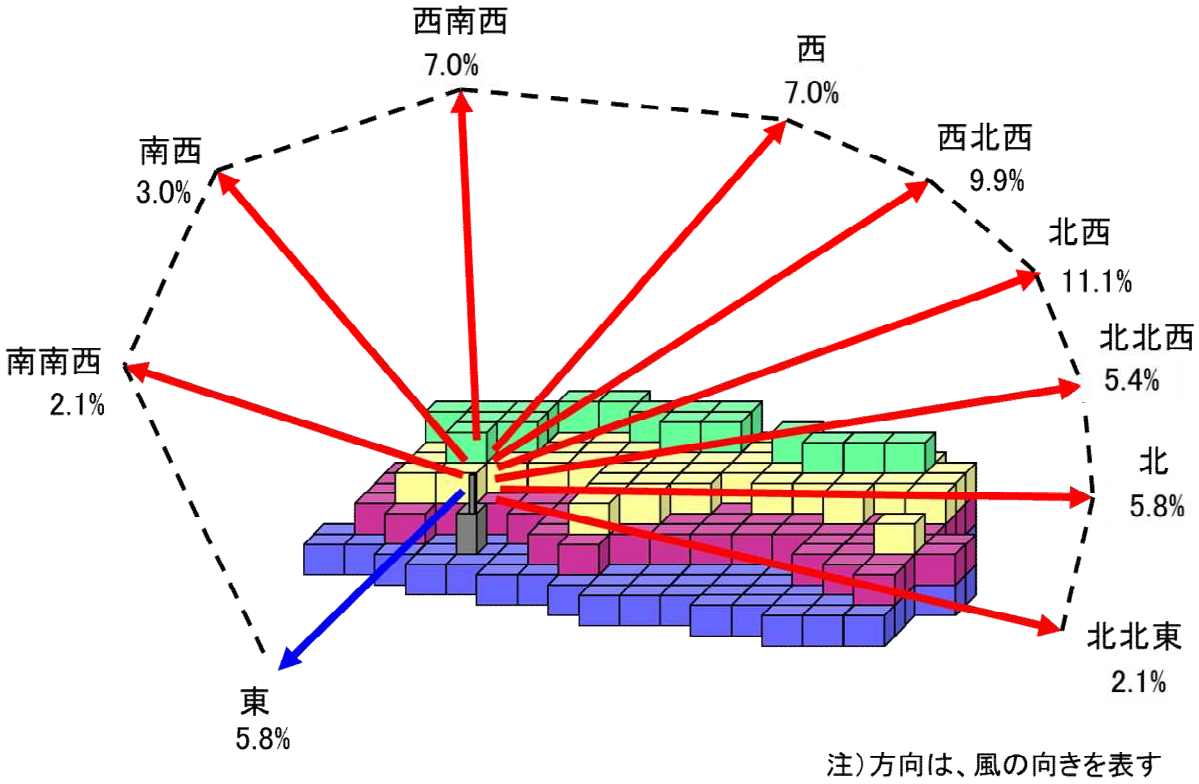
格納容器ベント実施に伴う公衆の被ばく量は，大気中に放出される放射能量の他に，格納容器ベント実施後の気象条件に強く依存する。ここではベントライン及び放出位置を変更することによる被ばく量への影響を明確にするため，気象条件（風向，風速，大気安定度）が時間によらず一定であるとして評価した。具体的な評価条件を第8－1表に示す。また,参考として，柏崎刈羽原子力発電所構内で観測された風向の，年間（1985年10月～1986年9月）の出現頻度を第8－3図から第8－5図に示す。

第8－1表　DIANAを用いた大気拡散評価条件

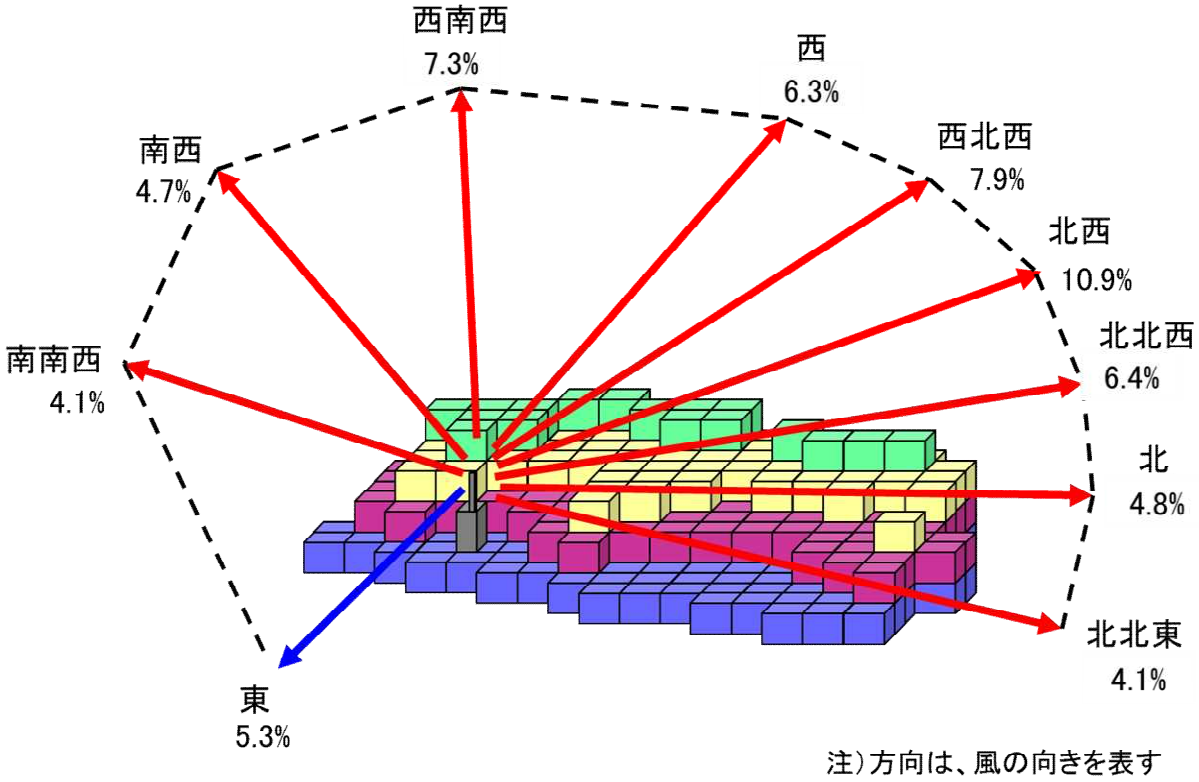
項目	選定内容	設定事由
風速	地上高10m：3.1m/sec 地上高75m：5.8m/sec 地上高150m：5.9m/sec	柏崎刈羽原子力発電所構内で観測された年間（1985年10月～1986年9月）の平均風速を参照
風向	陸向き：南南西,南西,西南西, 西,西北西,北西, 北北西,北,北北東 海向き：東	拡散が地形形状に影響されることを考慮し，陸側は全方位を選定。参考として海側方位も選定
大気安定度	D（中立）	柏崎刈羽原子力発電所構内で観測された大気安定度のうち，年間（1985年10月～1986年9月）で最も出現頻度の高い大気安定度を採用
放出位置	6号炉主排気筒（地上高73m), 6号炉格納容器圧力逃がし装置配管（地上高40.4m）	7号炉でも同様の結果が得られると考えられるため，6号炉で代表して評価
評価地点	発電所敷地境界, 発電所中心位置から5km地点	距離に対する依存性を確認するため，発電所中心位置から5km地点を評価



第 8－3 図　風向出現頻度（地上高 10m）



第 8－4 図　風向出現頻度（地上高 75m）



第 8－5 図　風向出現頻度（地上高 150m）

(3)評価結果

a.ベントラインの違いによる影響

各事故シナリオにおける希ガスによる外部被ばく評価結果を第8－2表に示す。ここでは，事故シナリオの違いによる影響を明確にするため，38時間W/Wベントシナリオ時の評価値を1に規格化した相対値を示した。

38時間D/Wベントシナリオ時の相対値は約0.81※1となった。このことから，希ガスによる外部被ばくの，ベントラインの違いによる影響は限定的であると考えられる。

※1 38時間D/Wベントシナリオ時の相対値は38時間W/Wベントシナリオ時と比べ小さくなっている。これは，38時間D/Wベントシナリオにおいては，格納容器ベント実施後も希ガスの一部がW/W気相部に閉じこめられ，しばらくの間原子炉格納容器外に放出されないためである。

なお，(1)に示したとおり，ベント時に原子炉格納容器外に放出され，格納容器圧力逃がし装置に流入するCs-137の放射能量は，2つの事故シナリオの中で38時間W/Wベントシナリオが約1.4TBqと，38時間D/Wベントシナリオの約2000TBqに比べ小さい。これはW/Wベントを行うことで，Cs-137がW/Wスクラビング効果等により原子炉格納容器内で更に除去されるためである。このため，長期に渡る土壌汚染を抑制するという観点では，2つの事故シナリオの中では38時間W/Wベントを選択することが好ましいと考えられる。

第8－2表 希ガスによる外部被ばく量の相対値(事故シナリオの違いによる影響)

事故シナリオ	希ガスによる外部被ばく量の相対値の評価結果（実効線量の相対値）	
	敷地境界	5km 地点
38 時間 W/W ベント シナリオ	1	1
38 時間 D/W ベント シナリオ	約 0.81	約 0.81

放出位置：6 号炉格納容器圧力逃がし装置配管

b. 放出位置の違いによる影響

放出位置の違いによる影響の評価結果を第 8－3 表に示す。ここでは，2 つの事故シナリオのうち，38 時間 W/W ベントシナリオについて評価を行った。なお，放出位置の違いによる影響を明確にするため，6 号炉格納容器圧力逃がし装置配管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した。6 号炉主排気筒放出時の敷地境界での相対値は約 0.55～約 0.91 であり，風向によって相対値が変わるという結果になった。風向毎の相対値と柏崎刈羽原子力発電所周辺の地形形状を第 8－6 図に示す。

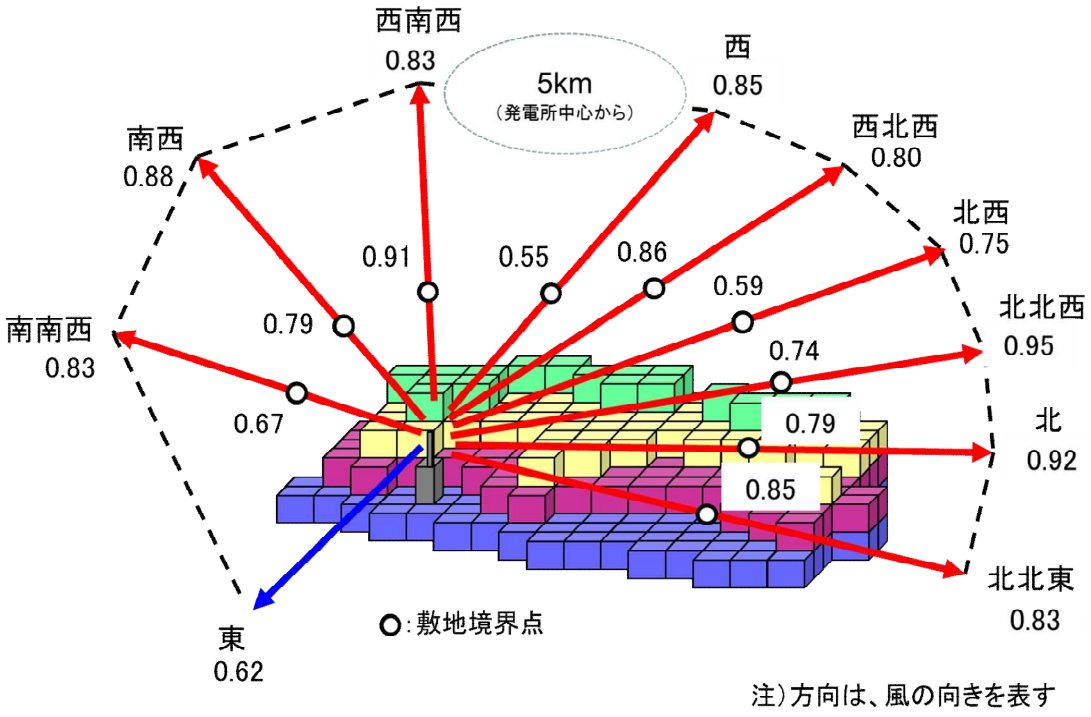
東風により海側へ放出した場合の 5km 地点における相対値は約 0.62 となっているが，障害物がない海側においては距離に応じて相対値が変わる。

一方，陸側に放出した場合においては距離だけではなく，評価位置の標高と 6 号炉格納容器圧力逃がし装置配管高さの違いによる影響がある。放出位置と評価位置の高さ方向の位置関係を第 8－7 図に示す。さらに，地形の起伏等による形状の違いから放出されたガスが発散や収束されることにより，敷地境界における相対値は変わるが，その違いは最大で 5 割程度である。しかし，5km 地点での相対値は最大で 3 割程度と，発電所からの距離に従い放出位置の違いによる影響は更に小さくなるという評価結果になった。

以上のことから，柏崎刈羽原子力発電所周辺の地形形状を考慮すると，放出位置の違いよる影響は敷地境界においても限定的であり，発電所からの距離が離れると影響は小さくなることがわかる。

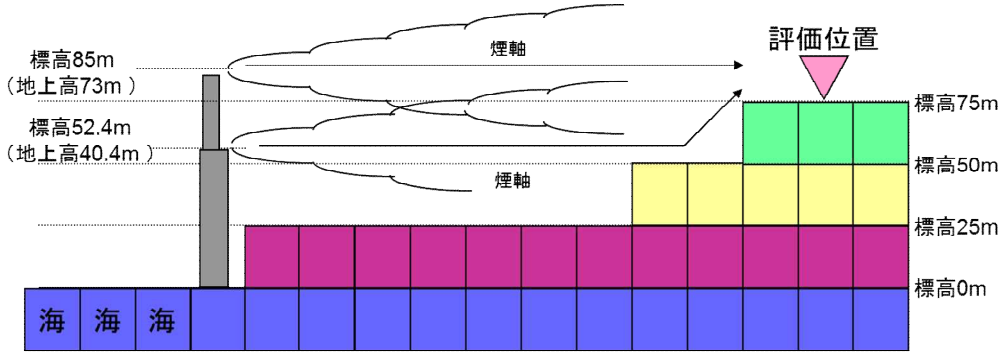
第 8－3 表　希ガスによる外部被ばく量の相対値（放出位置の違いによる影響）

事故シナリオ	放出位置	希ガスによる外部被ばく量の相対値の評価結果（実効線量の相対値）	
		敷地境界	5km 地点
38 時間 W/W ベントシナリオ	6 号炉格納容器圧力逃がし装置配管	1	1
	6 号炉主排気筒	陸側：約 0.55 ～約 0.91	陸側：約 0.75 ～約 0.95 海側：約 0.62

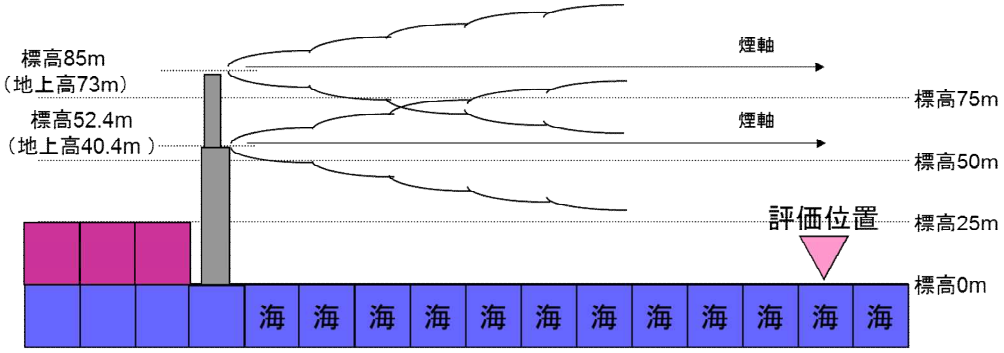


希ガス実効線量の影響(主排気筒/FV)

第 8－6 図　風向毎の相対値と柏崎刈羽原子力発電所周辺の地形形状イメージ



陸側に放出した場合



海側に放出した場合

第 8－7 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

(4)まとめ

希ガスによる外部被ばくに対し，ベントラインの変更による影響は限定的である。また，長期に渡る土壌汚染を抑制する観点では，2 つの事故シナリオの中では 38 時間 W/W ベントシナリオを選択することが好ましいと考えられる。

放出位置を変更しても,柏崎刈羽原子力発電所周辺の地形形状の効果により，被ばくへの影響は限定的となるため，放出位置として格納容器圧力逃がし装置配管を選定しても公衆被ばくの観点で問題は無いと考えられる。

別紙 9　設備の維持管理についての補足事項

1. 機能確認における外観点検の確認内容について

機能確認における外観点検の確認内容を下記第 1 表に示す。

第 1 表　機能確認における外観点検の確認内容

対象機器	機能	外観点検の確認内容
スクラバノズル	フィルタ性能	■表面に強度に影響を及ぼす恐れのある亀裂，変形，腐食及び摩耗がないこと。 ■性能に影響を及ぼす恐れのあるノズル穴の異物による閉塞，ノズル穴の変形がないこと。
気泡細分化装置		■表面に強度に影響を及ぼす恐れのある亀裂，変形，腐食及び摩耗がないこと。 ■性能に影響を及ぼす恐れのある気泡細分化装置の充填高さが，所定の高さであること。
金属フィルタ		■表面に強度に影響を及ぼす恐れのある亀裂，変形，腐食及び摩耗がないこと。 ■性能に影響を及ぼす恐れのある金属フィルタの異物による閉塞，溶接部の割れ，腐食がないこと。
整流板	整流機能	■表面に強度に影響を及ぼす恐れのある亀裂，変形，腐食及び摩耗がないこと。 ■性能に影響を及ぼす恐れのある整流板穴の異物による閉塞，穴の変形がないこと。
オリフィス	流量調整機能	■表面に強度に影響を及ぼす恐れのある亀裂，変形，腐食及び摩耗がないこと。 ■性能に影響を及ぼす恐れのあるオリフィス穴の異物による閉塞，穴の変形がないこと。

2. フィルタ性能の確認方法

待機中，定期的に，以下の a～c の項目を確認することでのフィルタ性能が維持されていることを確認する

a.　窒素封入圧力確認

窒素封入圧力を 0.01MPa[gage]以上に維持することで，容器内部の不活性状態が維持され，スクラバノズル及び気泡細分化装置，金属フィルタの腐食の発生を防止していることを確認する。

b.　スクラバ水位確認

スクラバ水位を通常水位（500mm～2200mm）で維持していることを確認する。

c.　スクラバ水質確認試験

スクラバ水をサンプリング測定することで，水酸化ナトリウムが規定の濃度を維持している事を確認する。

3. 点検周期の考え方

5.1 点検方法の第 5.1－1 表に示す点検周期は,第 2 表に示すように機能や設置環境の類似した既設類似機器を踏襲して決定する。また，点検周期は，今後の保全活動を実施する中で適切な周期の見直しを行うこととする。

容器及び容器内部構造物に対する，アルカリ性の薬液を注入することによる腐食の影響対策としては，本装置が通常待機状態であること，及び，耐腐食にすぐれたステンレス材を使用していることから，窒素封入による不活性状態を維持することにより容器内部構造物の腐食の発生を防止していることの確認を定期的に行うことで適切に維持できると考えられる。

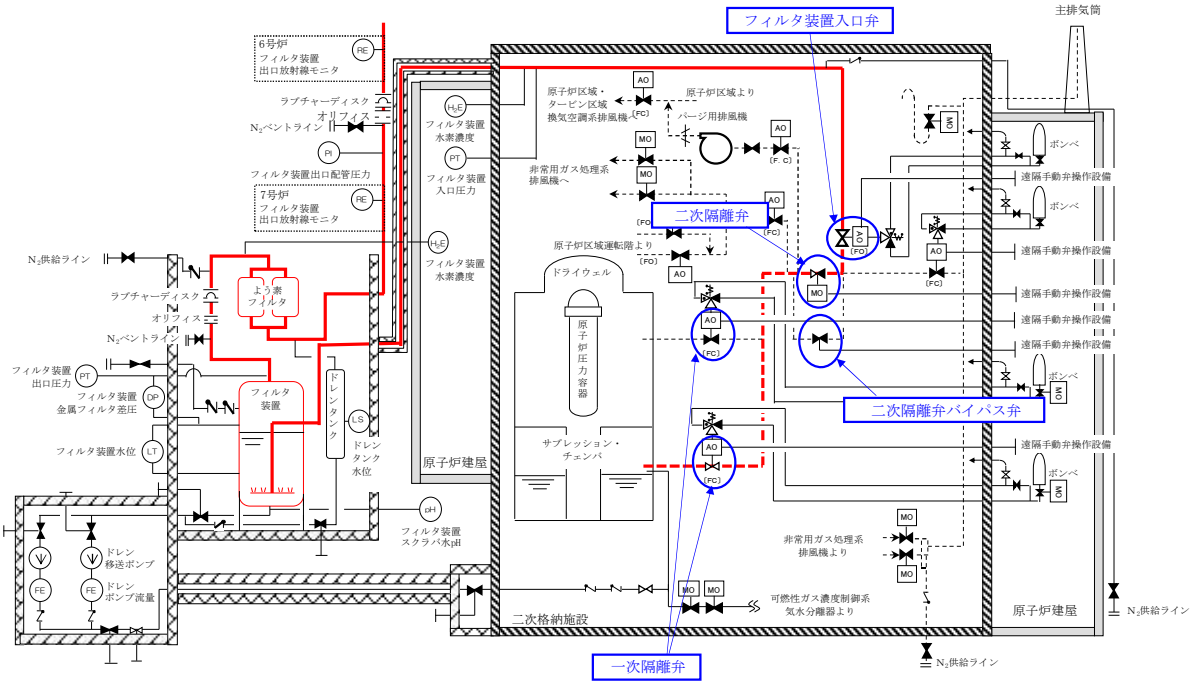
第 2 表　点検周期の決定根拠

対象機器	機能／設置環境			類似機器	点検周期	
	型式／機能	材料	内部流体		本格	簡易
容器	フィルタ等	ステンレス鋼	スクラバ水／窒素ガス	原子炉冷却材浄化系ろ過脱塩器	4	—
内部構造物 ・スクラバノズル ・気泡細分化装置 ・金属フィルタ ・整流板 ・吸着塔	フィルタ等	ステンレス鋼	スクラバ水／窒素ガス	原子炉冷却材浄化系ろ過脱塩器内部構造物	4	—
よう素フィルタ銀ゼオライト	フィルタ等	銀ゼオライト	窒素ガス	非常用ガス処理系活性炭フィルタ	1	—
ドレン移送ポンプ	キャンドポンプ	ステンレス鋼	スクラバ水	原子炉冷却材浄化系循環ポンプ	2	1
伸縮継手	変位吸収機構	ステンレス鋼	窒素ガス	原子炉格納容器ダイヤフラムフロアシールベロー	1	—
オリフィス	配管類	ステンレス鋼	窒素ガス	不活性ガス系配管	10	1
ラプチャーディスク	弁類	ステンレス鋼	窒素ガス／外気	不活性系圧力開放板	2	1
配管	配管類	炭素鋼	窒素ガス	不活性ガス系配管	10	1
		ステンレス鋼	スクラバ水／窒素ガス	気体廃棄物処理系配管	10	1
弁	弁類	炭素鋼	窒素ガス	不活性ガス系弁類	10	1
		ステンレス鋼	スクラバ水／窒素ガス	気体廃棄物処理系配管	10	1

※点検周期の単位はサイクル

別紙 10　弁の操作方法について

格納容器圧力逃がし装置の一次隔離弁，フィルタ装置入口弁は空気駆動弁（以下，「AO 弁」）である。また，二次隔離弁は電動駆動弁（以下，「MO 弁」），二次隔離弁バイパス弁は手動駆動弁（以下，「HO 弁」）となっている。これらの弁は重大事故等時を考慮し，電源喪失時においても操作が可能な構成としている。電源喪失時の操作方法は第 1 表の通りである。



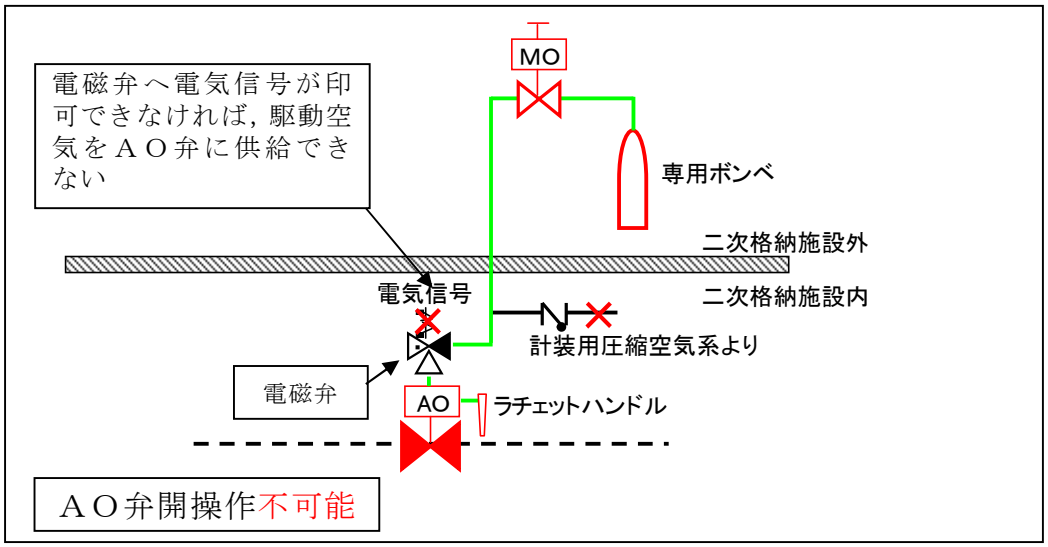
第 1 図　格納容器圧力逃がし装置系統概要図

第 1 表　弁の操作方法

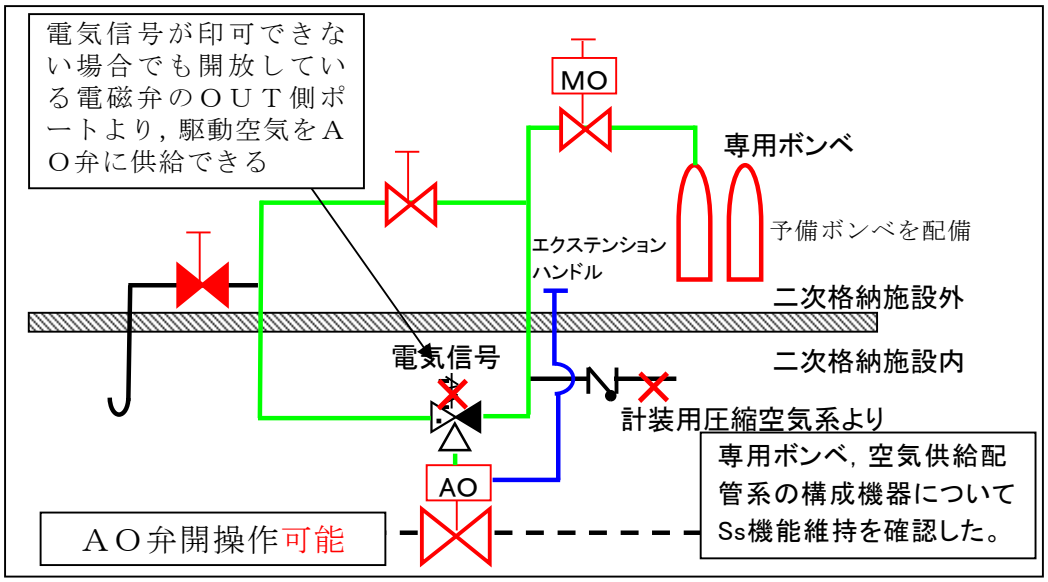
駆動方式	操作対象弁	電源喪失時の操作方法	操作場所
AO	■一次隔離弁 （サプレッション・ チェンバ側） ■フィルタ装置入口弁 ■一次隔離弁 （ドライウェル側）	遠隔手動弁操作設備による遠隔操作	二次格納施設外
		専用ボンベからの駆動空気供給による遠隔操作	二次格納施設外
MO	■二次隔離弁	遠隔手動弁操作設備による遠隔操作	二次格納施設外
HO	■二次隔離弁バイパス弁	遠隔手動弁操作設備による遠隔操作	二次格納施設外

MO 弁， HO 弁ならびに AO 弁については，遠隔手動弁操作設備により二次格納施設外から人力のみによる操作を行うことができる。

さらに AO 弁については，駆動用の空気供給配管系の構成を変更し，電源喪失時においても二次格納施設外から操作可能な構成としている。変更前の構成図を第 2 図，変更後の構成図を第 3 図に示す。



第 2 図　AO 弁　空気供給配管構成図（変更前）



第 3 図　AO 弁　空気供給配管構成図（変更後）

第 2 図に示す通り，空気供給配管系の変更前の構成では，電磁弁に電気信号を印可できなければ，駆動空気を AO 弁に供給することができない。そのため，電源喪失時には，駆動空気により AO 弁を操作することができない。

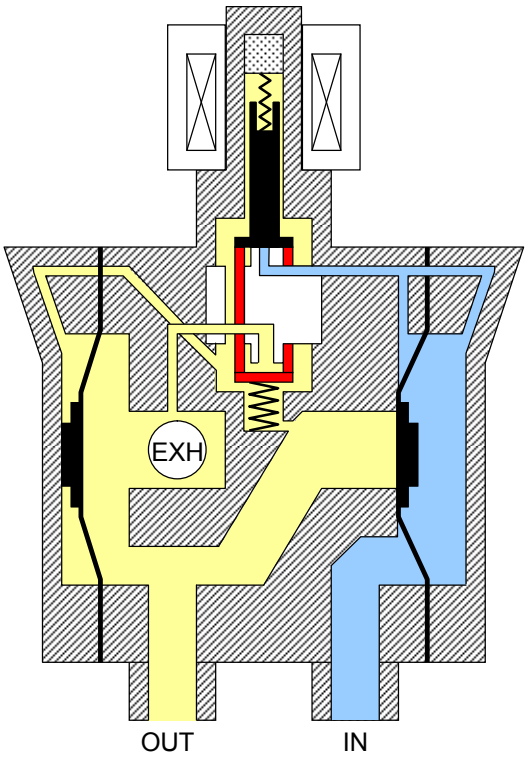
一方，第 3 図に示す通り，空気供給配管系の変更後の構成では，電磁弁に電気信号を印可できない場合においても開放している電磁弁の OUT 側ポートより，駆動空気を AO 弁に供給することができる。そのため，電源喪失時においても，駆動

空気により AO 弁を操作することができる。また，空気供給配管系に設置している弁は，全て二次格納施設外にて操作が可能である。よって，この空気供給配管系の変更により，電源喪失時において二次格納施設外より，AO 弁を操作することが可能となる。

以下に，電磁弁内の動作のメカニズムについて詳細に記載する。

(1)　電磁弁待機時（無励磁）の状態

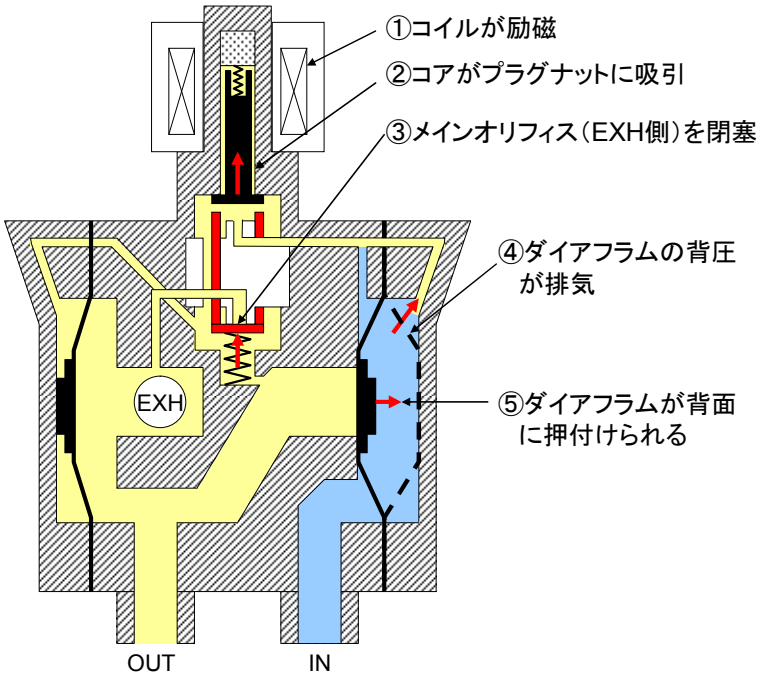
AO 弁用の電磁弁は，電気信号を印加していない状態（無励磁状態）では以下の第 4 図のような状態である。「IN 側」には計装用圧縮空気系，「OUT 側」は AO 弁の駆動部に接続されており，「EXH 側」は大気開放となっている。



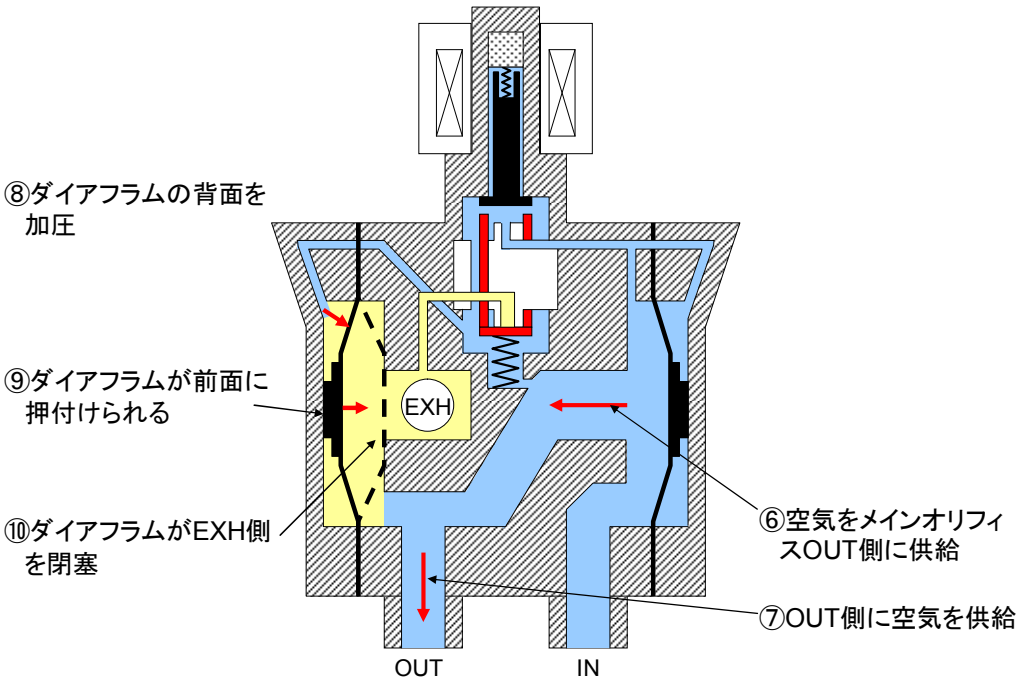
第 4 図　電磁弁（待機時）の概要図

(2)　電磁弁動作時（励磁）の状態

AO 弁用の電磁弁は，電気信号を印加した状態（励磁状態）となると第 5 図及び第6図のようなメカニズムにより，IN側の計装用圧縮空気系の空気をOUT側の AO 弁の駆動部に供給する。



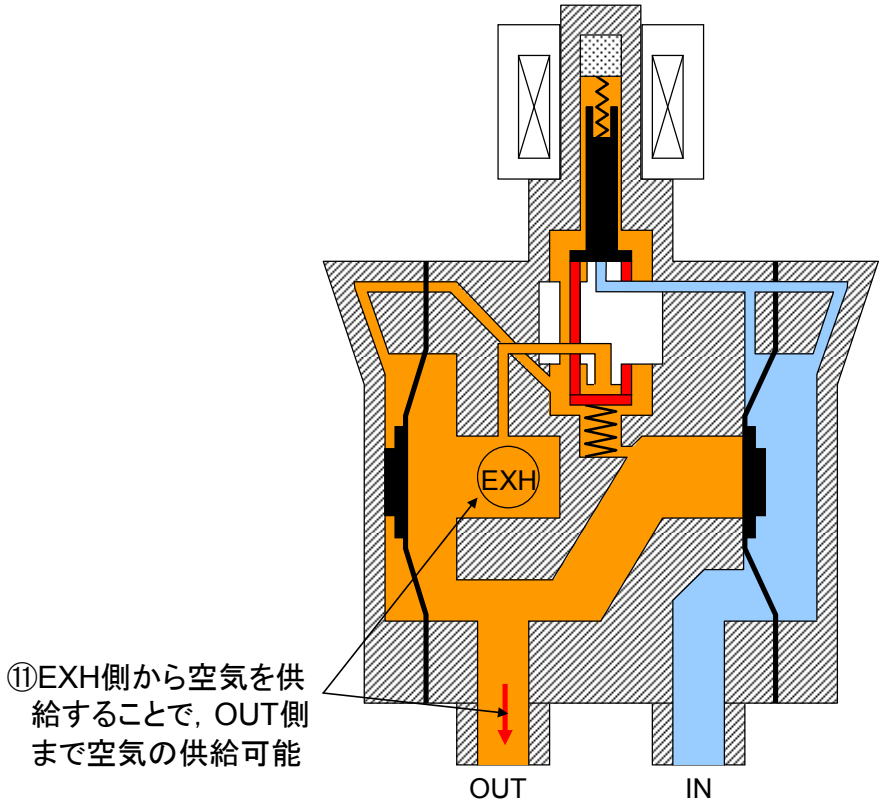
第 5 図　励磁時直後の動作概要図



第 6 図　ダイヤフラム動作～EXH 閉塞までの動作概要図

(3)　専用ボンベの空気を EXH 側から供給する場合

AO 弁用の電磁弁は，専用ボンベの空気を EXH 側から供給する場合は，第 7 図のようになる。専用ボンベの空気は IN 側にも供給されているため，右側のダイヤフラムは左右で圧力がバランスし，EXH 側の空気は OUT 側の AO 弁本体の駆動部へ供給される。

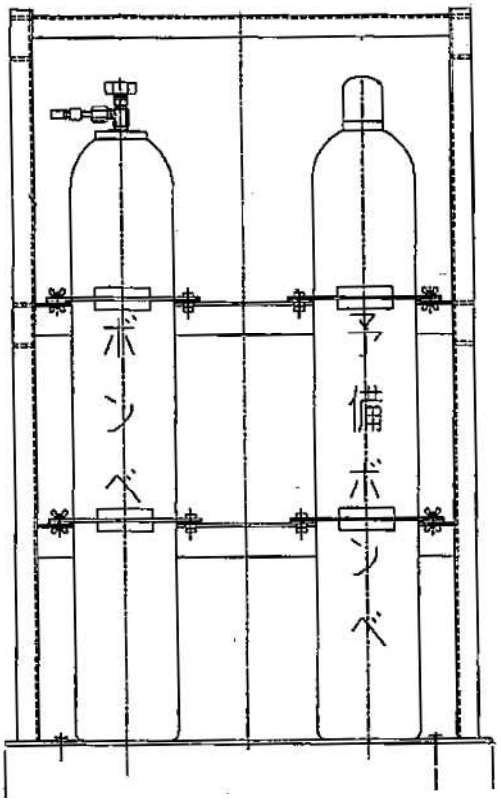


第 7 図　専用ボンベの空気を EXH 側から供給する場合の概要図

なお，専用ボンベの空気を EXH 側から供給する場合の AO 弁の開閉試験を実施し，AO 弁が確実に全開及び全閉になることを確認した。

上記(1)～(3)より専用空気ボンベの空気を電磁弁の EXH 側から供給することで，電磁弁へ悪影響を与えることなく，電源喪失時においても確実に AO 弁の駆動部へ空気を供給することが可能である。

AO 弁を二次格納施設外から遠隔操作する場合には,AO 弁の駆動源として駆動空気が必要となる。その場合における,駆動空気供給源の信頼性の向上を図るため,駆動空気は常設の専用ボンベより供給し，第 8 図に示すように，その専用ボンベの横に常設の予備ボンベを設置している。



第 8 図　AO 弁駆動ボンベラック構造図

ここで，AO 弁の専用ボンベによる遠隔操作機構と，MO 弁の遠隔手動弁操作設備による遠隔操作機構について第 2 表に示す通り比較を行った。

第 2 表　弁の遠隔操作機構の比較

項目	専用ボンベを用いた AO 弁の遠隔操作	遠隔手動弁操作設備を用いた MO 弁の遠隔操作
操作に必要な 駆動源	常設専用ボンベの空気圧力	人力
弁操作時間	約 2 分	約 20 分
作業負荷	空気供給弁と排気弁の操作。これらの弁は 25A 以下の小口径の弁であるため操作は容易。	操作トルク：約 40～50Nm※ 全開→全閉回転数：約 1500 回転
必要操作人員	1 名	2 名
信頼性	故障確率　7.3×10^{-8}	故障確率　3.4×10^{-8}

※　電動駆動弁を人力操作する場合の操作トルクについては，弁体の前後配管に最高使用温度である 200℃、最高使用圧力である 2Pd の差圧が負荷された状態を考慮している。

MO 弁の遠隔操作機構には，取り回しの容易なフレキシブルジョイントを用いる構成を仮定した。フレキシブルジョイントには駆動ロスがあり，駆動ロスの分，操作には大きなトルクが必要となることから，減速機を用いて操作トルクを低減する構造となっている場合が多い。一方，駆動ロスはフレキシブルジョイントの敷設長さや敷設時の曲げ箇所の個数，曲げ箇所の曲率半径により決まることから，敷設ルートが決まらなければ駆動ロスは求められない。そこで，今回は駆動ロスを仮定し，減速比 5 の減速機を設置する。(一次隔離弁はラビリンス構造の部屋に設置されており，必ず曲げ箇所を設置する必要があるため，駆動ロスは大きくなると考えられる)

AO 弁については空気供給弁と排気弁の操作のみであり，これらは 25A 以下の小口径の弁かつ一箇所に集中して設置されていることから，1 名約 2 分で操作可能である。

一方，MO 弁については，減速機の設置により必要回転数が 5 倍となることから，減速機が無ければ約 4 分の作業であるが，5 倍の約 20 分かかると想定し，これまでの訓練の実績を踏まえ，操作には最低 2 名は必要と考えられる。

これらの条件のもと評価した，遠隔操作機構の信頼性は，AO 弁，MO 弁ともに 10^{-8}[/h]オーダーであり，非常用の電動ポンプの故障率が 1.3×10^{-7}[/h]よりも小さく，代替機器としてはいすれの機構も十分な信頼性を有している。

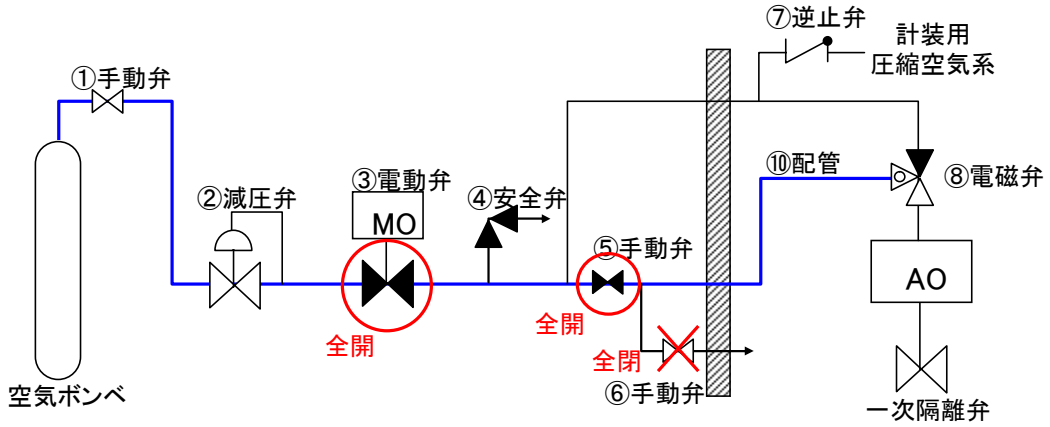
遠隔操作機構の信頼性については，以下の通り算定している。

【信頼性の算定】

各機器の故障率を，有限責任中間法人 日本原子力技術協会（現 原子力安全推進協会）が 2009 年にとりまとめた「故障件数の不確実さを考慮した国内一般機器故障率の推定」における国内一般故障率（21 ヵ年データ）時間故障率（平均値）から想定すると，以下の通りとなる。

(1)　専用ボンベを用いた遠隔操作

専用ボンベを用いた操作について，系統概要図を第 9 図に，故障率を第 3 表に示す。第 3 表の故障率から系統全体の故障率を算出すると「7.3×10^{-8}[/h]」となる。



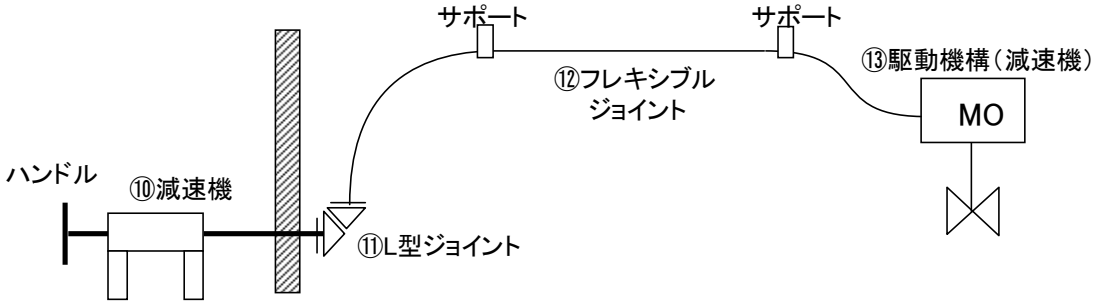
第 9 図　専用ボンベを用いた操作の系統概要図

第 3 表　専用ボンベを用いた操作の故障率

No.	機器名称	想定故障モード	想定機器と故障モード	故障率［/h］
①	手動弁	外部リーク	手動弁（外部リーク）	1.7×10^{-9}
②	減圧弁	減圧	安全弁（開閉失敗）	1.4×10^{-8}
③	電動弁（純水）	閉固着	手動弁（開閉失敗）	8.3×10^{-9}
		外部リーク	電動弁（外部リーク）	2.5×10^{-9}
④	安全弁	内部リーク	安全弁（内部リーク）	2.2×10^{-8}
⑤	手動弁	閉固着	手動弁（開閉失敗）	8.3×10^{-9}
		外部リーク	手動弁（外部リーク）	1.7×10^{-9}
⑥	手動弁	開固着	手動弁（開閉失敗）	8.3×10^{-9}
		内部リーク	手動弁（内部リーク）	3.7×10^{-9}
⑦	逆止弁	内部リーク	逆止弁（内部リーク）	7.1×10^{-9}
⑧	電磁弁	外部リーク	電磁弁（外部リーク）	4.4×10^{-9}
⑨	配管	リーク	配管（リーク）	6.6×10^{-9}
当該システムの故障率				7.3×10^{-8}

(2)　遠隔手動弁操作設備を用いた遠隔操作

遠隔手動弁操作設備を用いた操作について，系統概要図を第 10 図に，故障率を第 4 表に示す。第 3 表の故障率から系統全体の故障率を算出すると「3.4×10^{-8}[/h]」となる。



第 10 図　遠隔手動弁操作設備を用いた操作の系統概要図

第 4 表　遠隔手動弁操作設備を用いた操作の故障率

	機器名称	想定故障モード	想定機器と故障モード	故障率[/h]
⑩	減速機	動力伝達不可	手動弁（開閉失敗）	8.3×10^{-9}
⑪	L 型ジョイント	動力伝達不可	手動弁（開閉失敗）	8.3×10^{-9}
⑫	フレキシブルジョイント	動力伝達不可	手動弁（開閉失敗）	8.3×10^{-9}
⑬	MO 弁（減速機）	動力伝達不可	手動弁（開閉失敗）	8.3×10^{-9}
当該システムの故障率				3.4×10^{-8}

以上より，操作の実現性や機構の信頼性を考慮すると， AO 弁， MO 弁いずれも成立性があると考えられる。

第 1 図の構造図に記載の通り，一次隔離弁については不活性ガス系の弁と共用しており，当該弁は通常運転時も操作を実施する弁である。一方，原子炉格納容器隔離機能に着目すると，原子炉格納容器隔離信号発生時には，当該弁については確実に閉鎖する必要がある。そのため，電源喪失時に確実に FC となる AO 弁の方が，FAI となる MO 弁よりも適していると考えられる。

また，福島第一原子力発電所の事故では，空気駆動のベント弁の開操作が困難を極めたことから,「専用ボンベからの駆動空気供給による遠隔操作」においては，福島第一原子力発電所事故時の問題を考慮し,以下の第 5 表の対策を施している。

第 5 表　福島第一原子力発電所事故時の問題点と
格納容器圧力逃がし装置における対策

比較項目	1F での問題点	KK 格納容器圧力逃がし装置での対応策
放射線量	・AO 弁操作のために現場に向かうも 500mSv/h 以上あり 10 分で引き返した。(1 号機)	放射線量率の低い二次格納施設外にて操作が可能
電磁弁 (電源)	・電磁弁が地絡や他号機の爆発の影響により操作不能であった。(2 号機) ・仮設で用意した小型発電機が故障した。(3 号機)	電磁弁の排気ポートから空気を供給することで，強制的にベント弁の開操作を行うことができる。
作動空気	・IA 喪失により仮設コンプレッサーを用意したが，別途接続治具が必要であった。(1 号機) ・駆動用空気の残圧不足により，ベント弁の開状態の維持が困難であった。(2，3 号機)	専用の駆動用空気ボンベを現場に常設する。

別紙 11　格納容器圧力逃がし装置の劣化要因と対策について

１.フィルタ装置，よう素フィルタ，配管，弁，ドレン移送ポンプ等

屋外に設置するフィルタ装置，よう素フィルタ，屋外配管，弁，ドレン移送ポンプ等は外面腐食を防止するため，外面塗装を施している。屋内については，空調管理されていることから外面腐食リスクは小さいが，炭素鋼配管については外面塗装を施している。また，格納容器圧力逃がし装置待機時は，系統内は窒素にて置換することにより，配管内面やフィルタ装置内面・内部構造物（ノズル，気泡細分化装置，金属フィルタ等），よう素フィルタ内面・内部構造物の腐食を防止している。

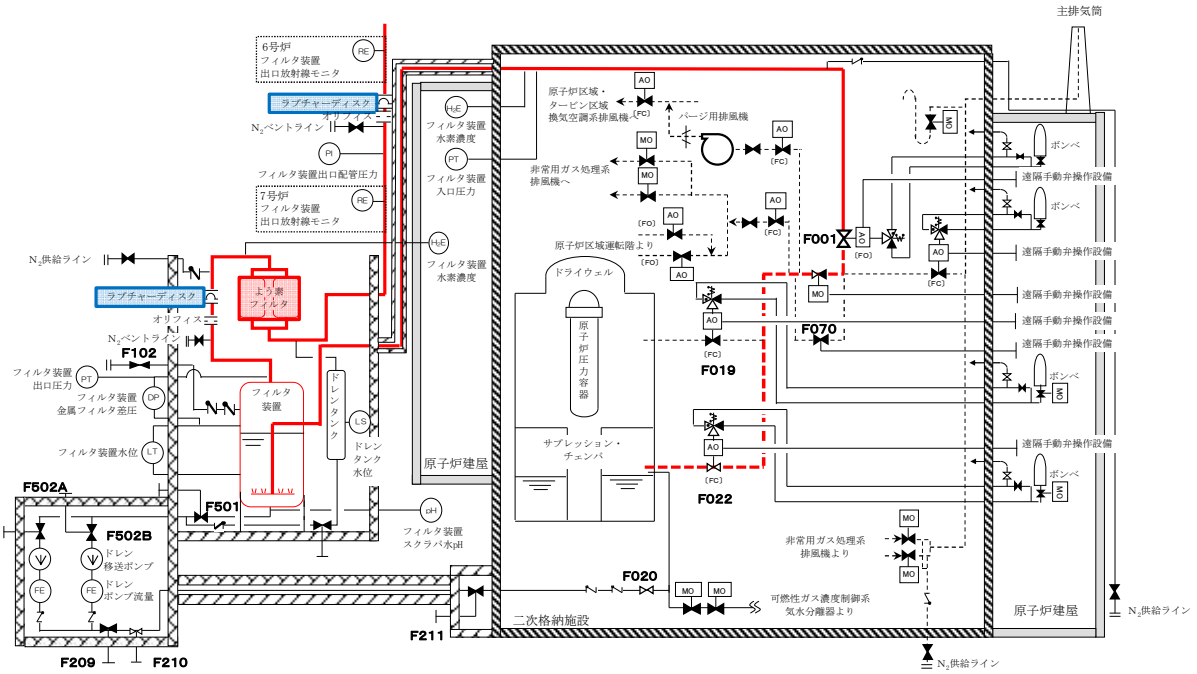
２.銀ゼオライト

よう素フィルタの吸着材として使用する銀ゼオライトは，高湿度ならびに光照射の環境に長期間晒されると，変質してよう素除去性能が低下する。

そのため，フィルタ装置とよう素フィルタの間に圧力開放板を設置し，待機時にフィルタ装置のスクラバ水に起因する湿分がよう素フィルタ内に侵入することを防止し，さらに待機時には，よう素フィルタ内は窒素で置換する。また，よう素フィルタはステンレス鋼製の容器とし，よう素フィルタ内に充填される銀ゼオライトに光が照射されないようにする。

このような対策により，よう素フィルタの吸着材として使用する銀ゼオライトの劣化を防止する。

なお，フィルタ装置とよう素フィルタの間に設置する圧力開放板は，格納容器ベントの障害とならないよう，格納容器ベント時の原子炉格納容器圧力と比較して十分小さい圧力にて開放するように設定する。（開放圧力は 100kPa[gage]に設定）



第１図　格納容器圧力逃がし装置　よう素フィルタ設備系統図

別紙 12　金属フィルタの液滴除去性能について

格納容器ベントを実施すると，スクラバ水には多量の放射性物質が捕捉される一方，スクラバ水の一部はエントレインメントにより液滴となってスクラバ水より浮遊する。当然ながら，液滴にも放射性物質は含まれることから，放射性物質の環境への放出量を抑制するためには，スクラバの後段に設置された金属フィルタにより，このスクラバ水の液滴を除去することも重要となる。

フィルタ装置に設置される金属フィルタは第2.2.1－9図に記載の通り3層構造となっている。そのうち，1層目と3層目にはφ30μmの金属繊維からなるウェブを設置しており，このウェブの層はスクラバ水の液滴を除去するデミスタの機能を有している。

金属フィルタの液滴の除去性能は，下記の試験にて確認している。

【金属フィルタ液滴除去性能試験】

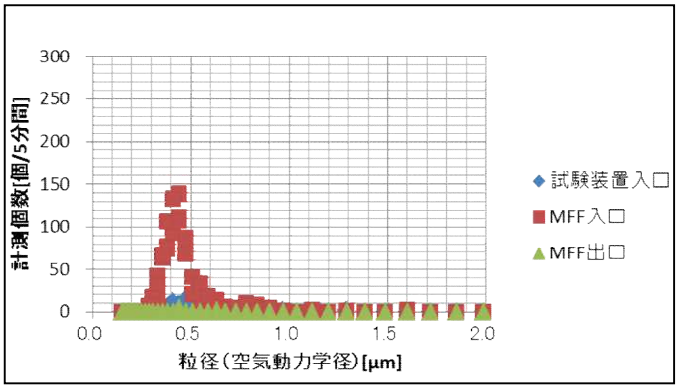
第1表　金属フィルタ液滴除去性能試験条件一覧表

項目	条件
試験装置	・4m 高さ試験装置
試験ガス	・空気（エアロゾルは送気しない）
ガス流量	・超過流量相当 ・2Pd 相当流量 ・1Pd 相当流量 ・最少流量相当
粒子計測位置	・試験装置入口 ・水スクラバ通過後（金属フィルタ入口） ・金属フィルタ出口
評価方法	・水スクラバ通過後（金属フィルタ入口）及び金属フィルタ出口の空気中の粒子（液滴）を比較することで，金属フィルタの液滴除去性能を確認

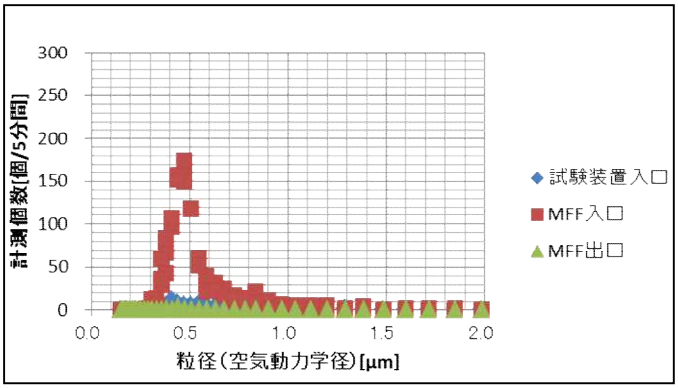
枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

第 1 図　試験概要図（金属フィルタ液滴除去性能試験）

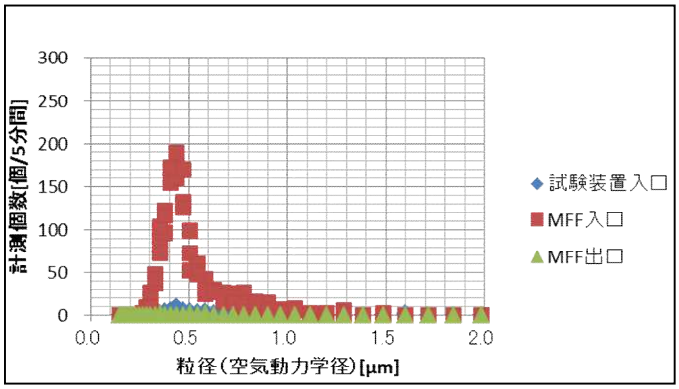
これらの試験の結果，各流量における粒子（液滴）の個数と粒径分布は以下の通りとなった。



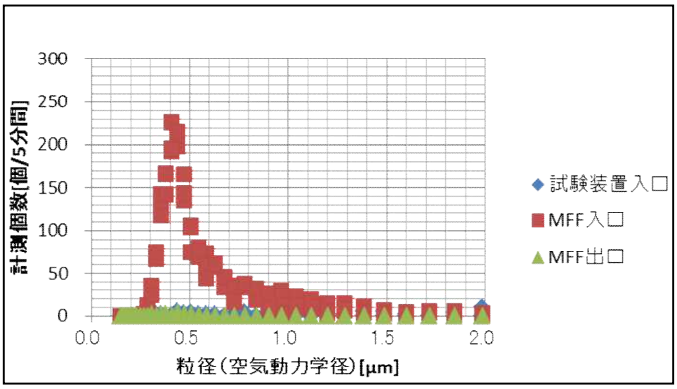
第 2 図　計測結果（最小流量相当）



第 3 図　計測結果（1Pd 相当流量）



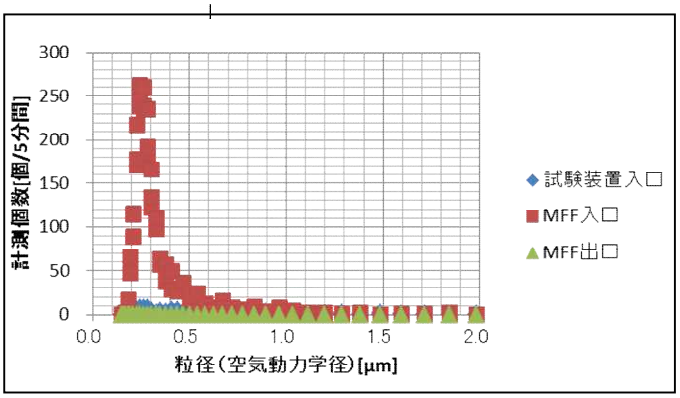
第 4 図　計測結果（2Pd 相当流量）



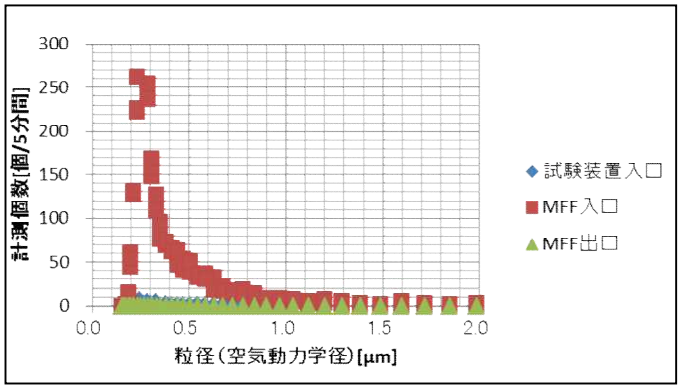
第 5 図　計測結果（超過流量相当）

全ての流量ケースにおいて，金属フィルタ出口側においては，殆ど粒子が検出されておらず，金属フィルタの液滴除去性能は非常に高いことを確認した。

また，スクラバ水に水溶性のエアロゾルが捕捉されている状態を模擬するため，スクラバ水に水溶性の硫酸カリウム（K_2SO_4）を 0.1wt%溶解した状態で，同様の試験を実施した。なお，試験流量については，最小流量相当と 2Pd 流量相当の２ケースにて実施した。



第 6 図　計測結果（最小流量相当）



第 7 図　計測結果（2Pd 相当流量）

スクラバ水に水溶性の硫酸カリウム（K_2SO_4）を添加した状態においても，金属フィルタ出口側においては，殆ど粒子が検出されないことを確認した。

一方，この試験時に金属フィルタの差圧を計測していたが，試験開始時と終了時おいて差圧に変化はなかった。（第 2 表参照）

なお，金属フィルタは構造検討段階において，実機と同様の 3 層構造で，実機と同じ材料（φ30μm のウェブとφ2μm の金属繊維焼結シート）を用いたφ75mm，高さ 500mm（実機はφ150mm，高さ 1000mm）の金属フィルタを製作し，その金属フィルタを水没させてから取り出し，すぐに差圧を計測する試験を行っている。この試験においても差圧が即座に回復する構造を見いだし，実機の金属フィルタの構造に採用している。そのため，フィルタ装置の金属フィルタは非常に水はけが良く，金属フィルタに水が付着しても，金属フィルタの差圧に関して問題はない。

第2表　フィルタ装置金属フィルタ差圧計測値一覧

スクラバ水の状態	流量	フィルタ装置金属フィルタ差圧[kPa]	
		試験開始時	試験終了時
水	最小流量相当	0.7	0.7
	1Pd 相当流量	1.9	1.9
	2Pd 相当流量	2.2	2.2
	超過流量相当	2.7	2.7
硫酸カリウム添加	最小流量相当	0.7	0.7
	2Pd 相当流量	2.2	2.2

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

別紙 13　フィルタ装置からの放射性物質の再浮遊について

■　水スクラバ

水スクラバに捕捉された放射性物質は，以下のメカニズムにより再浮遊する可能性がある。

（水スクラバの放射性物質再浮遊メカニズム）

① エントレインメントによる飛沫の浮遊

② よう素イオンが放射線照射により無機よう素となり浮遊

このうち①のエントレインメントによる飛沫については,『別紙１２　金属フィルタの液滴除去性能について』にて示す通り，水スクラバの後段に設置されている金属フィルタによりベントガスから除去することが可能な構成となっている。そのため，水スクラバより放射性物質を含んだ飛沫が発生したとしても，液滴除去性能を有する金属フィルタによって，放射性物質が環境へ放出されることを防止する設計としている。

また，②のよう素イオンの放射線照射による無機よう素の生成については，スクラバ水がアルカリ性に保たれていれば生じないことを，下記の試験にて確認している。スクラバ水の pH は，無機よう素の DF 捕捉性能を維持するため□以上としている。そのため，スクラバ水は常にアルカリ性となっていることから，放射性照射によるよう素イオンからの無機よう素の生成は生じない。

以上より，水スクラバにて捕捉された放射性物質の環境への放出は生じないと考える。

また,フィルタ装置使用後は,スクラバ水を原子炉格納容器に移送することで,放射性物質がフィルタ装置から環境へ放出されるリスクを更に低減する。

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

（無機よう素再浮遊試験）

I^-（よう素イオン）は照射下で酸化種 OH・ラジカルあるいは H_2O_2 によって酸化され，I_2（無機よう素）および HIO，さらに IO_3^- になる。一方，生成した I_2，HOI 及び IO_3^- は還元種（eaq^-，H）との反応によってもとに戻ると同時に，I_2 は加水分解する。I_2，HOI 及び IO_3^- は酸化種過剰の場合に応じて溶液内に残留するようになる。

■酸性環境下における反応式

$$I^- + HOI \rightarrow I_2 + OH^-$$

■アルカリ性環境下における反応式

$$2I^- + H_2O_2 \rightarrow I_2 + 2OH^-$$

$$3I_2+6OH^- \rightarrow 5I^-+IO_3^-+3H_2O$$

そのため，スクラバ水がアルカリ性に確保されていれば，よう素イオンから生成された無機よう素は，再びよう素イオンに戻るため，スクラバ水から無機よう素が再浮遊することはない。

今回，下記の第１図のに示す試験装置にて，放射線照射環境下におけるよう素イオンの挙動と溶液の pH の影響を確認する試験を実施した。

第１図　照射下よう素イオン挙動確認試験装置図

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

第1図に示す通り，放射線照射室に置かれた加温容器の中に，CsI を溶解し，pH を調整した後に，高温状態としつつ，空気ボンベによりバブリングを行った状態で放射線を照射する。加温容器からの排気は鉛遮蔽内に設置した空容器，ならびに捕集容器内のよう素吸収液を通気することで，排気に含まれるよう素を回収する構成となっている。

試験開始前の加温容器内のよう素量と，試験開始後の加温容器内，空容器内，捕集容器内,ならびに配管部のよう素量を比較することで,加温容器からのよう素の再浮遊の有無を確認した。

加温容器内の初期のよう素量を 6.5mg（CsI：1×10^{-4}[mol/l]），pH を 4,7,10 の 3 ケース，加温容器の温度を 90℃とし，積算放射線量約 18[kGy]を照射した後の各部のよう素量を確認した結果，第1表の通りとなった。

第1表　照射下よう素イオン挙動確認試験結果

第1表より，アルカリ性であれば，よう素イオンを含む溶液に放射線を照射したとしても，よう素の浮遊は生じないことが確認できた。

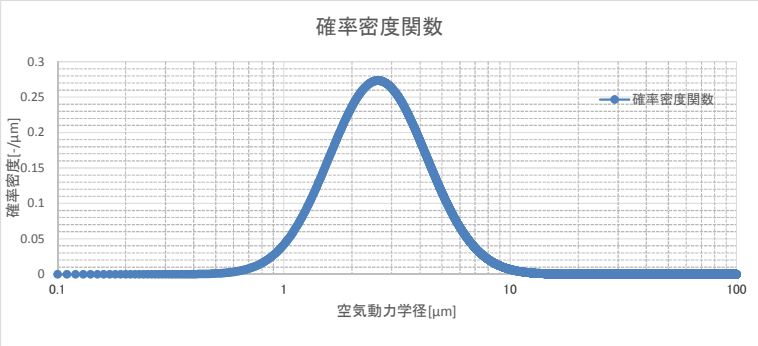
そのため，スクラバ水からのよう素イオンの浮遊を防止するため，スクラバ水はアルカリ性に保つ必要がある。

■　金属フィルタ

フィルタ装置を使用すると，金属フィルタは捕捉した放射性物質の崩壊熱により発熱する。もしも，金属フィルタの温度が捕捉した放射性物質の融点よりも高くなってしまうと，捕捉した放射性物質が金属フィルタより再浮遊してしまう恐れがある。そのため，金属フィルタの温度は，金属フィルタに捕捉された放射性物質の融点以下である必要がある。

フィルタ装置使用中は,金属フィルタにはベントガスが通気されることから,金属フィルタに捕捉された放射性物質の崩壊熱は除去される。一方，フィルタ装置使用後においては，ベントガスによる熱の除去はできないことから，金属フィルタの温度は上昇する。そこで，フィルタ装置使用後におけるフィルタ装置金属フィルタ部の温度評価を行った。

まず，有効性評価シナリオ（大 LOCA＋SBO＋全 ECCS 機能喪失，D/W ベント）における，金属フィルタに捕捉される放射性物質の崩壊熱を評価する。本シナリオにてフィルタ装置に流入する粒子状放射性物質の総崩壊熱は約 9.3kW となる。また，粒子径の分布は第 2 図の通りである。



第 2 図　エアロゾル粒子径分布（大 LOCA＋SBO＋全 ECCS 機能喪失，D/W ベント）

第 2 図の粒子径分布に対して,『別紙 30　2. 金属フィルタ閉塞』にて示した水スクラバの DF のうち,保守的に最小流量相当の DF 性能線を用いて,(1)式により水スクラバのオーバーオールの DF を算出すると，水スクラバの DF は 34 となる。

$$DF_{total} = \frac{\int M(D_p)dD_p}{\int \frac{M(D_p)}{DF(D_p)}dD_p} \qquad (1)$$

DF(Dp)は，粒径 Dp における水スクラバの DF

M(Dp)は，フィルタ装置に流入する粒径 Dp のエアロゾルの総質量

そのため，水スクラバの後段に設置する金属フィルタに捕捉される崩壊熱は

9.3/34=0.28kW となる。

そこで，金属フィルタ部の温度評価を実施する際の金属フィルタ捕捉崩壊熱を，0.28kW に対して，放射性物質の不均一な付着等を考慮しても十分保守的な 5kW に設定する。

上記の通り，金属フィルタに捕捉される崩壊熱 5kW にて，まず金属フィルタ部の温熱解析を実施する。温熱解析には STAR-CCM+（ver.8.04.010）を用いた。なお，STAR-CCM は第 4 表に示す通り，原子力産業にも広く利用されている解析コードである。

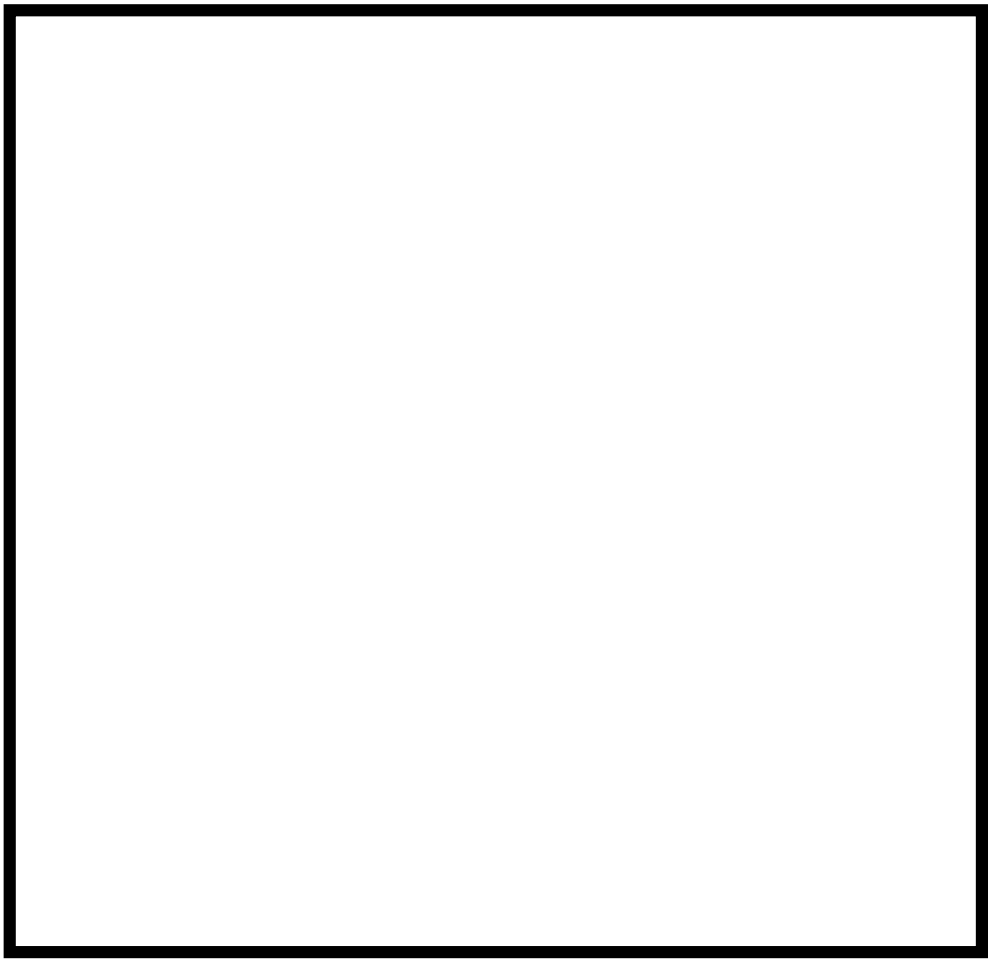
なお，フィルタ装置使用後においても，スクラバ水に捕捉された放射性物質の崩壊熱によりスクラバ水が蒸発し，金属フィルタ部においてガスの流れは生じるが，ここでは保守的にスクラバ水の給水のタイミングを想定し，スクラバ水の蒸発が発生していない状態の評価を実施した。

【温熱解析条件】

第 2 表　フィルタ装置温熱解析条件一覧表

項目	条件
評価コード	・STAR-CCM+（ver.8.04.010）
設定条件	・乱流モデル：Realizable K-ε ・状態方程式：理想気体 ・圧縮性：考慮 ・重力：考慮 ・気体の種類：水蒸気 ・定常
フィルタ装置内圧力	・大気圧（フィルタ装置使用後を想定）
フィルタ装置 周囲温度	・65℃
スクラバ水沸騰	・無し
スクラバ水温度	・100℃
フィルタ装置容器	・材質：SUS316L ・厚さ：30mmm
フィルタ装置保温	・有り ・材質：ケイ酸カルシウム保温材 ・厚さ：50mm
金属フィルタ 捕捉崩壊熱	・5kW

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。



第 3 図　解析モデル

第 2 表の解析条件ならびに第 3 図の解析モデルにて評価を実施したところ，金属フィルタ捕捉崩壊熱 5kW の場合の金属フィルタ部最高温度は，約 185℃となった。

第 4 図　解析結果(金属フィルタ捕捉崩壊熱 5kW)

一方，金属フィルタは第 5 図の通り，小粒径の粒子を捕捉する焼結シートの

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

前後に，大粒径の粒子やスクラバ水の飛沫を捕捉する金属繊維からなるウェブを設置した構造となっている。

第 5 図　金属フィルタ構造図

第 3 図の解析モデルは焼結シートのみをモデル化したものであり，ウェブについてはモデル化されていない。しかしながら，ウェブは空気を多く含む金属繊維であることから，ある程度の断熱効果があると考えられる。そこで，半径方向 1 次元の定常熱伝導評価式により，ウェブに挟まれた焼結シートの温度評価を実施した。

評価の条件を第 3 表に示す。

第 3 表　定常熱伝導条件一覧表

項目	条件
評価式	・半径方向 1 次元 定常熱伝導評価式
金属フィルタ 捕捉崩壊熱	・5kW
金属フィルタ 捕捉部位	・全ての放射性物質が焼結シートに付着しているとする （ウェブには付着していない）
金属フィルタ 周囲温度	・185℃
ウェブ熱伝導率	・保守的に水蒸気の熱伝導率を適用 （ステンレス製のウェブによる熱伝導率を考慮しない） ・水蒸気の熱伝導率は，金属フィルタ周囲温度の値を適用 （温度が低い方が，熱伝導率が小さく保守的であるため） ・0.032W/(m・K)（185℃における水蒸気の熱伝導率）
金属フィルタ 設置本数	・128 本
金属フィルタ 表面積	・0.36m^2

第 3 表の条件により評価した結果，ウェブに挟まれた焼結シートの温度は，下記の通りとなった。

【ウェブを考慮した場合の焼結シートの温度】

金属フィルタ発熱量=$5\times10^3/128$

=39.1W

金属熱流束（片面）=39.1/2/0.36

=54.3W/m^2

金属フィルタ厚さ方向温度差=$54.3\times11.45\times10^{-3}/0.032$

=19.5℃

焼結シート部温度=185+19.5=204.5℃

なお,フィルタ装置使用時に原子炉格納容器から飛来する放射性物質のうち，高揮発性の水酸化セシウムの融点は約 272℃である。そのため，金属フィルタに捕捉される放射性物質の崩壊熱が 5kW の場合，金属フィルタ焼結シートの温度は放射性物質の融点以下となり，捕捉された放射性物質が再浮遊する恐れはない。

よって，大 LOCA＋SBO＋全 ECCS 機能喪失シナリオの D/W ベントを考慮したとしても，金属フィルタに捕捉された放射性物質の再浮遊は生じないと考える。

第 4 表　STAR-CCM+ ，STAR-CD の原子力産業における使用実績

No	企業	使用ツール	概要	備考
1	JAEA	STAR-CD	水銀ターゲットの熱流動設計（流体の核発熱及び伝熱を考慮した水銀および重水の熱流体解析）	http://jolissrch-inter.tokai-sc.jaea.go.jp/pdfdata/JAEA-Technology-2008-033.pdf
2	三菱 FBR ｼｽﾃﾑｽﾞ	STAR-CD	過渡時の自然循環による除熱特性解析手法の開発（「もんじゅ」実証炉内、冷却系統の自然循環除熱の検討）	http://www.jst.go.jp/nrd/result/h21/p02.html
3	三菱 FBR ｼｽﾃﾑｽﾞ	STAR-CD	非定常流動解析に基づいた流動構造連成解析手法の開発	http://www.mfbr.co.jp/contents/0700.html
4	JAEA	STAR-CD	照射集合体伝熱解析（高速炉「常陽」内の照射集合体伝熱分布の評価）	
5	東京電力	STAR-CD	東通 ドライウエルスプレイ作動中の原子炉格納容器内流動解析	http://www.nsr.go.jp/archive/nisa/shingikai/800/3/1/004/04-05.pdf
6	AREVA	STAR-CCM+	PWR 集合体のスペーサグリッド周辺評価（蒸気バブルのふるまい評価）	http://www.aesj.or.jp/~fuel/Pdf/kaihou_2012_48-1.pdf
7	JAEA	STAR-CCM+	気体軸受液体水素ポンプのスラスト軸受性能評価解析及び気柱管内の熱音響振動解析コードの開発（スラスト軸受の浮上量評価）	http://jolissrch-inter.tokai-sc.jaea.go.jp/pdfdata/JAEA-Review-2012-042.pdf
8	電力中央研究所	STAR-CCM+	発電プラントの配管減肉現象の予測手法開発における STAR-CCM+の適用（流れ加速型腐食の原因の 1 つである乱流エネルギーの検討）	http://www.idaj.co.jp/ccsc2011/lecture/star_b13.html
9	JAEA	STAR-CCM+	冷中性子源装置の減速材容器内沸騰解析（減速材容器の受熱による減速材(液体水素)の沸騰挙動様相の解析）	
10	JNES	STAR-CCM+	汎用数値流動解析コードを用いた高速増殖炉におけるナトリウム-水反応解析手法の整備	http://www.jnes.go.jp/content/000119050.pdf
11	エネルギー総合工学研究所	STAR-CCM+	福島第一原子力発電所の圧力抑制プール内における蒸気凝縮の二相流解析	http://www2.cd-adapco.com/l/14592/2013-11-05/5smk3

別紙 14　水スクラバにて考慮する荷重と評価結果

フィルタ装置の水スクラバにおいては，ベント開始時にスクラバ配管内にたまっていた水のクリアリングによる噴流により，フィルタ装置の内部構造物に大きな荷重がかかる。そこで，このクリアリング荷重によるフィルタ装置内部構造物に発生する応力を評価した。なお，保守的に地震荷重（基準地震動 Ss）ならびに自重による荷重も組み合わせて評価を実施した。

（１）クリアリング荷重の評価

クリアリング荷重を評価するため，まずスクラバノズルからの水の噴射速度を算出する。ダルシー・ワイスバッハの式より，スクラバノズルからの水の噴射速度は以下のように算出できる。

$$P_i = P_o + \left(\frac{\zeta+1}{2}\right)\rho v^2 \tag{1}$$

$$\Delta P = P_i - P_o \tag{2}$$

$$\begin{aligned} v_1 &= \left(2\Delta P \Big/ \{\rho(\zeta+1)\}\right)^{0.5} \\ &= \left(2 \times \frac{\left(0.72\times10^6 - 0.10\times10^6\right)}{1000\times(3.05+1)}\right)^{0.5} \\ &= 17.5[\mathrm{m/s}] \end{aligned} \tag{3}$$

ここで，P_i，P_o，ρ，ζ は，以下の通り設定した。

■ P_i=0.72MPa(abs)

P_i はベント開始時のスクラバ配管内の圧力であり，保守的に原子炉格納容器の最高使用圧力の 2 倍の圧力である 0.72MPa(abs)とする。実際は，原子炉格納容器からフィルタ装置に至る配管の圧力損失により，スクラバ配管内の圧力は原子炉格納容器の圧力以下となる。

■ P_o =0.01MPa(abs)

P_0 は噴射直後の圧力であり，保守的に大気圧である 0.10MPa(abs)とする。実際は，スクラバ水の水頭圧力が作用するため，大気圧以上となる。

■ ρ =1000kg/m^3

ρ は水の密度であり，1000kg/m^3 とする。

■ ζ =3.05

ζ は圧力損失係数の総和であり，保守的にスクラバ配管から一番近いノズルまでの配管の圧力損失係数とする。

また，噴射速度から，力積の式を用いてスクラバノズルにおける荷重Fを算出した。

$$F\Delta t = mv \tag{4}$$

$$m/\Delta t = \rho A v \tag{5}$$

$$\begin{aligned} F &= m/\Delta t \times v = \rho A v^2 \\ &= 1000 \times \left(\pi \times \left(\frac{5}{2} \right)^2 \times 50 \times 140 \times 10^{-6} \right) \times 17.5^2 \\ &= 42092[\mathrm{N}] \end{aligned} \tag{6}$$

ここで，スクラバノズルの断面積Aは，一つのノズルにφ5㎜の穴が50個設置されており，スクラバノズルは全部で140本設置されていることから，(6)式の通り算出される。

よって，スクラバノズル1本当たりの荷重は以下の通りとなる。

$$(F/g)/140 = m = 30.7[\mathrm{kg}] \tag{7}$$

また，スクラバ配管の400Aエンドキャップにかかるクリアリング荷重について評価する。

まず，400A配管の水の流速を求める。400A配管の流速は，スクラバノズルの断面積比より，以下の通り算出することができる。

$$\begin{aligned} v_2 &= \left(2\Delta P / \{\rho(\zeta+1)\} \right)^{0.5} \times \frac{A_{scrubber}}{A_{400A}} \\ &= \left(2\Delta P / \{\rho(\zeta+1)\} \right)^{0.5} \times \left(\frac{\pi \times \left(\frac{5}{2} \right)^2 \times 50 \times 140 \times 10^{-6}}{\pi \times \left(\frac{381}{2} \right)^2 \times 1 \times 10^{-6}} \right) \\ &= 21.1[\mathrm{m/s}] \end{aligned} \tag{8}$$

また，噴射速度から，力積の式を用いてスクラバノズルにおける荷重Fを算出した。

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

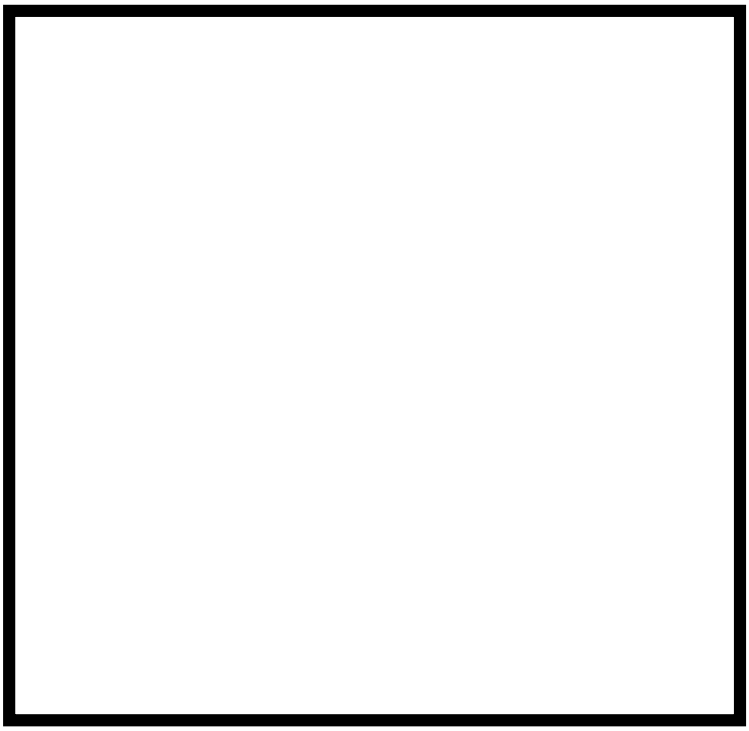
$$F = {m}/{\Delta t} \times v = \rho A v^2$$
$$= 1000 \times \left(\pi \times \left(\frac{381}{2} \right)^2 \times 1 \times 10^{-6} \right) \times 21.1^2 \qquad (9)$$
$$= 50744[\mathrm{N}]$$

よって，400A 配管エンドキャップに加わる荷重は以下の通りとなる。

$$F/g = m = 5.17[\mathrm{t}] \qquad (10)$$

（２）フィルタ装置内部構造物応力評価

フィルタ装置の FEM モデル（第 1 図）を作成し，式(7)(10)で算出されたクリアリング荷重，ならびに基準地震動 Ss による地震荷重を負荷し，各部に発生する応力を算出した。応力の評価には，汎用構造解析コード FINAS v21.0 を用いた。また，健全性評価に当たり，許容応力は第 1 表に示す供用状態 D の値を用いた。



第 1 図　フィルタ装置 FEM 解析モデル

第 1 表　許容応力一覧

評価対象	曲げ [MPa]	引張 [MPa]	せん断 [MPa]	配管 [MPa]
スクラバ配管	―	―	―	240
支持構造物（U ボルトを含む）	220	162	93	―

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

以上の条件のもと評価を実施したところ,第2表ならびに第3表の通りとなり，発生応力が許容応力以下となっていることを確認した。そのため，フィルタ装置内部構造物は，クリアリング荷重・地震荷重・自重による荷重が重畳した場合においても，健全性を確保することが可能である。

第 2 表　評価結果一覧表①

識別番号	部位名称			断面係数 Z [mm3]	Uボルト断面積 [mm²]	内圧 [MPa]	σ（自重） [MPa]	σ（水の噴出反力） [MPa]	σ（耐震） [MPa]	ボルト本数	σ（合計） [MPa]	許容値 [MPa]	裕度	判定
1	400A配管	ティー	－	1.50E+06	－	0	7	28	146.62	－	181	240	1.3	○
2		直管部(Sch 160)	－	3.88E+06	－	0	0.35	0.24	12.49	－	14	240	17.1	○
3		直管部(Sch 40)	－	1.50E+06	－	0	0.28	0.07	7.62	－	8	240	30.0	○
4		エルボ	－	1.50E+06	－	0	1.15	0.36	20.06		22	240	10.9	○
5	200A配管	ティー	－	2.69E+05	－	0	8.07	15.79	36.36	－	61	240	3.9	○
6		直管部	－	2.69E+05	－	0	2.69	5.54	7.74	－	16	240	15.0	○
7	100A配管	エルボ	－	5.25E+04	－	0	3.69	7.40	3.02	－	15	240	16.0	○
8	UボルトM16		引張方向	－	1.57E+02	－	0.00	0.00	12.55	2	7	162	23.1	○
9	（100A配管用）		せん断方向	－	1.57E+02	－	0.19	1.55	21.41	2	12	93	7.7	○
10	UボルトM20		引張方向	－	2.45E+02	－	0.00	0.00	100.04	1	101	162	1.6	○
11	（200A配管用）		せん断方向	－	2.45E+02	－	0.00	0.00	35.59	1	36	93	2.5	○

※発生応力の内圧，σ（自重），σ（水の噴出反力），σ（耐震）は小数点以下第 1 位で四捨五入，発生応力のσ（合計）は小数点以下第 1 位で切上げ，許容値は小数点以下第 1 位で切捨て，裕度は小数点以下第 2 位で切捨てを実施。これらはすべての評価が完了後に実施している。

第 2 図　応力発生点①

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

第 3 表　評価結果一覧表②

	部位名称		X (MPa)	Y (MPa)	Z (MPa)	M (MPa)	合計 (MPa)	許容値 (MPa)	裕度	判定
1	入口サポート	引張	7	－	－	－	8	162	20.2	○
2		せん断	－	5	3	－	9	93	10.3	○
3		曲げ	－	－	－	39	39	220	5.6	○
4	スクラバ配管サポート H鋼	引張	2	－	－	－	2	162	81.0	○
5		せん断	－	3	0	－	3	93	31.0	○
6		曲げ	－	－	－	22	23	220	9.5	○
7	スクラバ配管サポート C鋼	引張	1	－	－	－	2	162	81.0	○
8		せん断	－	7	0	－	7	93	13.2	○
9		曲げ	－	－	－	42	42	220	5.2	○
10	スクラバ配管サポート 支持柱	引張	5	－	－	－	6	162	27.0	○
11		せん断	－	2	2	－	5	93	18.6	○
12		曲げ	－	－	－	5	6	220	36.6	○

※発生応力の X，Y，Z，M は小数点以下第 1 位で四捨五入，発生応力の合計は小数点以下第 1 位で切上げ，許容値は小終点以下第 1 位で切捨て，裕度は小数点以下第 2 位で切捨てを実施している。なお，これらはすべての評価が完了後に実施している。

第 3 図　応力発生点②

第 4 表　FINAS の原子力産業における使用実績

No	企業	使用ツール	概要	備考
1	JNES	FINAS	BWR 炉内構造物耐震実証試験体解析	https://www.nsr.go.jp/archive/jnes/atom-library/seika/000007949.pdf
2	JNES	FINAS	もんじゅ IHX ベローズの弾塑性大変形クリープ解析	https://www.nsr.go.jp/archive/jnes/content/000126973.pdf
3	JAEA	FINAS	もんじゅ 炉心構成要素の群振動解析	http://www.nsr.go.jp/archive/nisa/shingikai/107/4/2/014/14-3-5.pdf
4	JAEA	FINAS	もんじゅ 原子炉容器及び炉内構造物の鉛直方向振動解析	http://www.atom.pref.fukui.jp/senmon/dai58kai/no1-3.pdf
5	JAEA	FINAS Ver.18	再処理施設 ラグ支持貯槽の地震動による時刻歴応答解析	http://jolissrch-inter.tokai-sc.jaea.go.jp/pdfdata/JAEA-Technology-2011-006.pdf
6	PNC	FINAS Ver.10	FBR 原子炉容器モデルのスロッシング解析	http://jolissrch-inter.tokai-sc.jaea.go.jp/pdfdata/PNC-TN9410-87-125.pdf
7	JANTI SANE 委員会	FINAS Ver.18	柏崎刈羽原子力発電所 No.3 ろ過水タンクおよび 7 号機軽油タンクの地震動による時刻歴応答解析	http://www.gengikyo.jp/archive/pdf/JANTI-SANE-02.pdf
8	東京電力	FINAS Ver.20.1	福島第一　汚染水処理設備 円筒型タンク(1000m^{3}容量)の基準地震動 Ss に対する耐震性評価	http://www.tepco.co.jp/cc/press/betu14_j/images/140409j0103.pdf
9	九州電力	FINAS	川内原子力発電所2号機 燃料取替用水タンクおよび復水タンクの耐震バックチェック評価	https://www.nsr.go.jp/archive/nisa/stresstest/files/kaitou15-4.pdf
10	三菱原子燃料 関西電力	FINAS	大飯発電所第 1,2 号機 燃料体の強度計算に用いる炉心支持構造物の地震応答解析(基準地震動 Ss)	http://www.nsr.go.jp/data/000031724.pdf
11	三菱重工	FINAS	FBR 実用化炉 ポンプ組込型 IHX の振動解析	https://www.mhi.co.jp/technology/review/pdf/434/434045.pdf
12	海洋技術安全研究所	FINAS	原子力プラント機器の高経年化と熱流動挙動に関する研究 流路内円管列の流力弾性振動解析	https://www.nmri.go.jp/main/publications/paper/pdf/21/05/02/PNM21050201-00.pdf
13	原子力発電環境整備機構	FINAS Ver.12	最終処分施設の処分場の設計 廃棄体定置後のニアフィールドにおける温度解析	https://www.numo.or.jp/approach/technical_report/tr0401pdf/TR0401-04c4.pdf

別紙 15　よう素フィルタからの放射性物質の再浮遊について

■　放射線照射による再浮遊

よう素フィルタの銀ゼオライトに捕捉されたよう素は，捕捉した放射性核種による放射線の照射を受ける。ここで，一旦銀ゼオライトに捕獲されたよう素が放射線照射下において安定的に保持できるのかを確認するため，有機よう素を吸着した銀ゼオライトに対して放射線を照射したものと，放射線を照射していないものとを比較し,放射線照射によるよう素の離脱の有無の確認を行った。

まず，よう素フィルタの銀ゼオライトが吸収する放射線量について，以下の第 1 表の条件にて評価を行った。

第 1 表　銀ゼオライト吸収放射線量評価条件

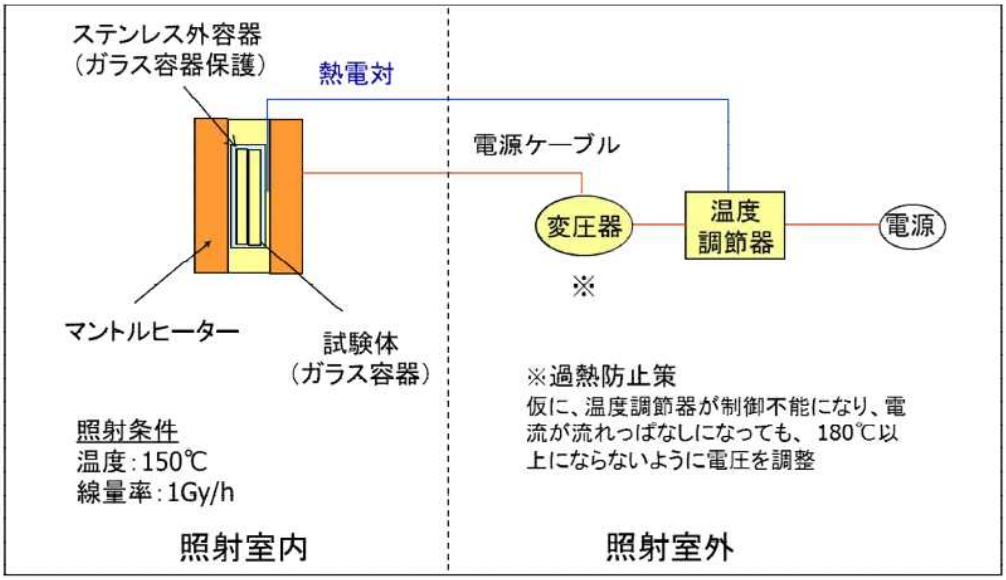
項目	条件
対象プラント	・ABWR
事故シナリオ	・シナリオレス（圧力容器から原子炉格納容器内に CsI が 100%放出すると想定）
原子炉格納容器 pH 制御	・原子炉格納容器の pH 制御は無し
ベントタイミング	・出力停止後 1 時間後（線量を保守的に算定するための仮定）
対象線源	・よう素フィルタに蓄積したよう素（有機よう素，無機よう素）及びよう素が崩壊して生成したキセノン。放射線としてはガンマ線及びベータ線を考慮
原子炉格納容器外への放出割合	・有機よう素＝0.04，無機よう素＝0.91×0.5（原子炉格納容器への沈着）×0.01（スプレイによる除去）×0.1（S/C での除去） ・D/W ベントの場合も，無機よう素は少なくとも一度は S/C スクラビングを受けるものと考えられるため，S/C での除去も考慮する
フィルタ装置の DF	・無機よう素，有機よう素＝1（除去されない）
よう素フィルタの DF	・無機よう素，有機よう素＝∞（全て除去される）
線源分布	・よう素フィルタの吸着材全体に均一に吸着されると想定
評価時間	・10 万時間（積算値がほぼ変化しなくなるまでの時間）
評価方針	・ORIGEN2 コードにてよう素フィルタに蓄積したよう素，キセノンの放出エネルギ（崩壊熱）の時間変化を評価し，この放出エネルギが全量よう素フィルタに充填される銀ゼオライト全量で 100%吸収されたとして，吸収線量を評価（系外への漏えい無し）

第 1 表の条件にて，よう素フィルタに充填される銀ゼオライトに吸収される累積放射線量を評価したところ,銀ゼオライト 1g 当たり 20kGy との結果となった。

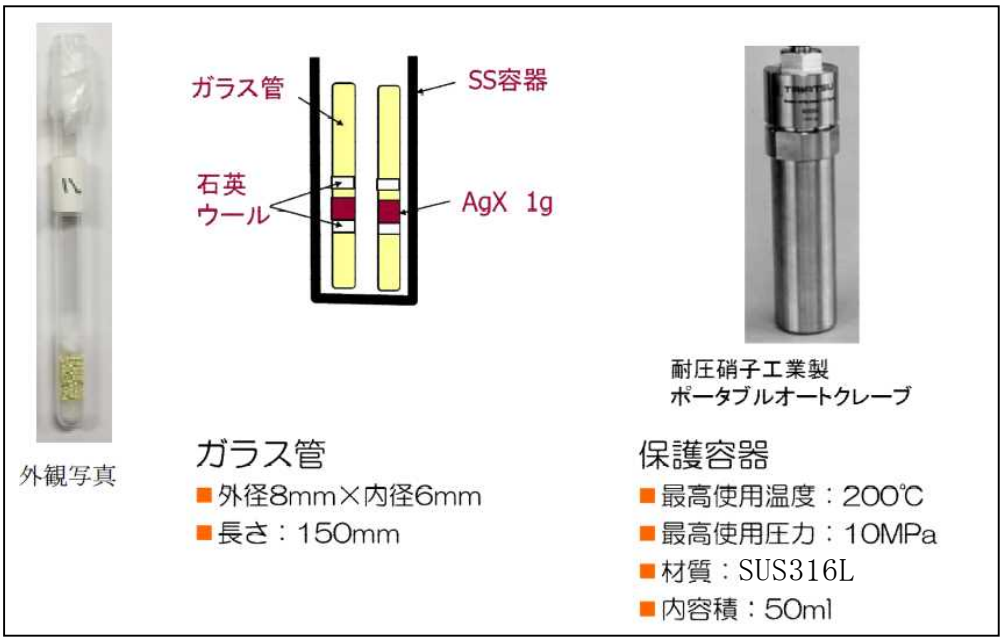
上記の評価結果を踏まえ，第 2 表の条件にて銀ゼオライトの放射線照射試験を実施した。また，試験設備の概略構成図を第 1 図に示す。

第 2 表　銀ゼオライト放射線照射試験条件

項目	条件
供試体	・有機よう素吸着済みの銀ゼオライト（１サンプル１g） ・有機よう素を性能破過するまで吸着した
照射線量	・累積照射線量：4.1kGy，18.9kGy，28.4kGy ・照射線量率：1.02Gy/h，1.05Gy/h，1.08Gy/h
試験温度	・150℃
分析装置	・SEM/EDX

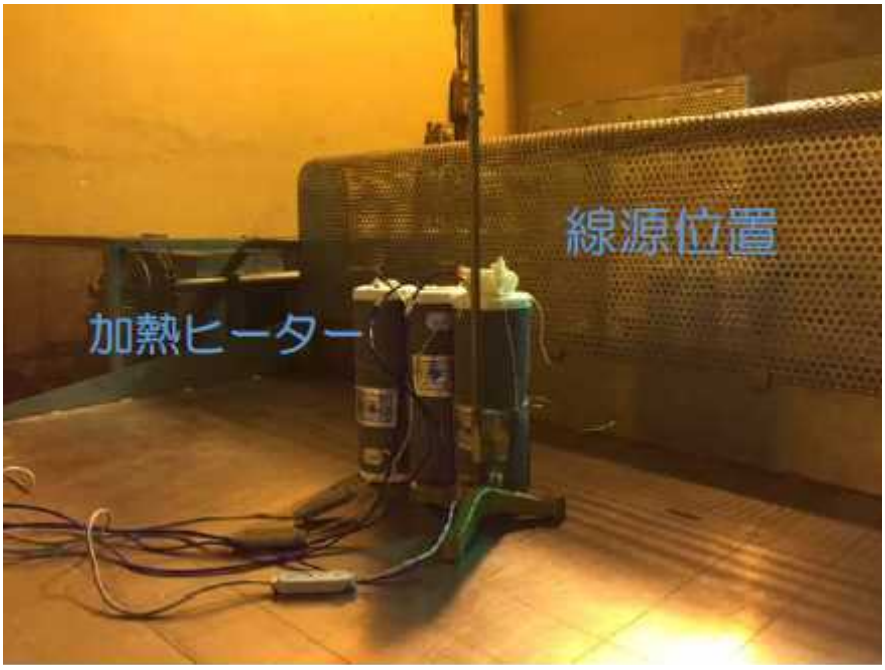


第 1 図　試験設備概略構成図



第 2 図　試験サンプル，保護容器

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。



第 3 図　放射線照射設備

第 2 表の条件にて，有機よう素吸着済みの銀ゼオライトに放射線を照射したものと，放射線を照射していないものに対して成分分析を実施したところ，第 3 表の通りとなった。また，放射線照射量とよう素・銀の濃度比の関係は第 4 図の通りとなった。これらの結果より，放射線照射の有無，累積放射線量の大きさに関わらず，よう素と銀の濃度比はほぼ一定であった。そのため，放射線照射により，銀ゼオライトに捕捉されたよう素の再揮発は生じないと考えられる。

第 3 表　成分分析結果

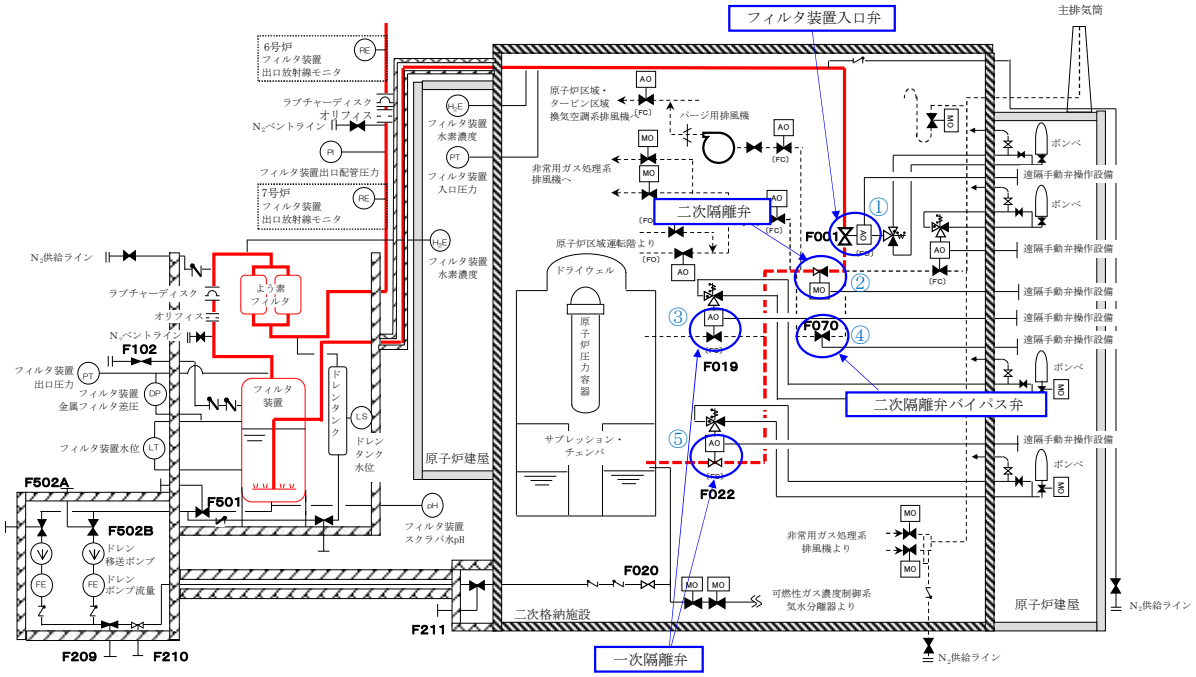
枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

第４図　累積放射線量とよう素・銀濃度比の関係

別紙 16　格納容器圧力逃がし装置の弁選定の考え方

格納容器圧力逃がし装置を使用するためには，第 1 図に示す通り，一次隔離弁，二次隔離弁，フィルタ装置入口弁の合計 3 つの弁が「開」となる必要がある。一次隔離弁とフィルタ装置入口弁には空気駆動弁（AO 弁），二次隔離弁には電動駆動弁（MO 弁）を選定している。それぞれの弁の駆動方式・弁の状態（NC（通常状態「閉」；Normal Close），NO（通常時「開」；Normal Open），FC（電源喪失時「閉」；Failure Close），FO（電源喪失時「開」；Failure Open））及び採用理由について第 1 表に示す。

一方，二次隔離弁については，単一故障により格納容器圧力逃がし装置，ならびに耐圧強化ベントともに機能を喪失し，格納容器ベントが実施できなくなる。そのため，原子炉格納容器減圧機能の信頼性を向上されるため，二次隔離弁をバイパスする二次隔離弁バイパス弁を設置する。なお，二次隔離弁バイパス弁は手動駆動弁（HO 弁）とする。



第 1 図　格納容器圧力逃がし装置系統概要と主要弁

第１表　格納容器圧力逃がし装置　弁選定理由

No.	弁名称	駆動方式 弁の状態		選定理由
① ②	一次隔離弁 （ドライウェル側，サプレッション・チェンバ側）	空気 駆動	NC FC	■原子炉格納容器隔離機能の信頼性を高めるためには，FC 動作の空気駆動弁が望ましいこと ■全開・全閉の運用であること ■重大事故等時の作業員の弁操作に関する労力の低減を図ること （弁駆動空気系の改造により，全電源が喪失した状態においても，二次格納施外よりボンベの空気を弁駆動部へ供給することにより開操作が可能。労力が非常に小さい） ■遠隔手動弁操作設備により，二次格納施設外からの人力操作も可能であること
③	二次隔離弁	電動 駆動	NC	■開度調整が必要であること ■遠隔手動弁操作設備により，二次格納施設外からの人力操作が可能であること
④	フィルタ装置入口弁	空気 駆動	NO FO	■格納容器圧力逃がし装置の機能信頼性を高めるためには，FO 動作の空気駆動弁が望ましいこと ■全開・全閉の運用であること ■重大事故等時の作業員の弁操作に関する労力の低減を図ること （弁駆動空気系の改造により，全電源が喪失した状態においても，二次格納施外よりボンベの空気を弁駆動部へ供給することにより閉操作が可能。労力が非常に小さい） ■遠隔手動弁操作設備により，二次格納施設外からの人力操作が可能であること
⑤	二次隔離弁バイパス弁	手動 駆動	NC	■開度調整が必要であること ■駆動部の構造が非常にシンプルであり，信頼性が高いこと ■遠隔手動弁操作設備により，二次格納施設外からの人力操作が可能であること

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

一方，格納容器圧力逃がし装置（FCVS）を設置している諸外国の弁構成を以下に例示する。

【フィンランド】

フィンランドBWRプラントに設置されているFCVS系統の概略系統図を第2図に示す。V1とV20はラプチャーディスクである。ベントラインに設置している弁は全て手動駆動弁で構成されている。D/W のラインにはバイパスラインが設置されており，V2，V3は通常時「開」となっている。また，V21，V23についても通常時「開」となっている。そのため，操作員がベントラインに設置された弁の「開」操作を実施しなくても，原子炉格納容器圧力が規定の値まで上昇し，V1とV20のラプチャーディスクが開放すれば，D/W のバイパスラインより格納容器ベントは自動的に開始される。

第2図　概略系統図（フィンランドBWRプラント）

【ドイツ】

ドイツのBWRプラントに設置されているFCVS系統の概略系統図を第3図に示す。FCVS系統は，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，原子炉格納容器隔離のための電動弁が2つと，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（FCVS使用後にフィルタ装置内の水蒸気が凝縮し，フィルタ装置内圧力が負圧となった場合に，スタックから空気を吸い込むことがないよう設置されているものと考えられる）。

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

第 3 図　概略系統図（ドイツ BWR プラント）

【スイス】

スイスの BWR プラントに設置されている FCVS 系統の概略系統図を第 4 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，原子炉格納容器から 1 つめの弁は通常時「開」，2 つめの弁は通常時「閉」となっている。また，2 つめ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ラプチャーディスクが設置されている。そのため，操作員が 2 つめの弁の「開」操作を実施しなくても，原子炉格納容器圧力が規定の値まで上昇し，ラプチャーディスクが開放すれば，格納容器ベントは自動的に開始される。

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

第 4 図　概略系統図（スイス BWR プラント）

フィンランドならびにスイスのプラントでは，ラプチャーディスクにより格納容器ベントの開始に際して人的介在が不要な弁構成となっている。一方，柏崎刈羽 6/7 号炉は格納容器ベントを実施する際は，必ず操作員による弁操作が必要な構成としている。これは,格納容器ベントのタイミングは，あくまでも人間が決めるべきであるという設計思想によるものである。ただし，弁操作を実施しないと格納容器ベントができないことから，弁は事故時に確実に操作できることが要求される。そのため，空気駆動弁には，遠隔手動弁操作設備による人力操作機構とボンベによる駆動機構を二次格納施設外に設置し，電動駆動弁についても遠隔手動弁操作設備による人力操作機構を二次格納容器外に設置している。また，電動駆動弁（二次隔離弁）が単一故障した場合に備え，それをバイパスする手動駆動弁を設置し，弁操作に対する信頼性の向上を図った構成としている。

また，ドイツのプラントでは，フィルタ装置の下流側に逆止弁が設置されているが，柏崎刈羽 6/7 号炉には設置していない。これは，逆止弁の固着等により，格納容器ベントの実施が阻害されるのを防止するためである。しかしながら，ベント実施後には格納容器圧力逃がし装置内が負圧となり，排気口から空気を吸い込む可能性がある。そのため，格納容器ベント実施後には，可搬型窒素供給装置により格納容器圧力逃がし装置の窒素パージを実施することとしている。

以上より，諸外国のプラントと柏崎刈羽 6/7 号炉では，格納容器圧力逃がし装置の弁構成が異なるが，これは設計思想の違いであり，諸外国の懸念事項に対して,柏崎刈羽 6/7 号炉の弁構成であったとしても対策は施せていると考えている。

別紙 17　格納容器圧力逃がし装置と他系統との隔離

格納容器圧力逃がし装置は，既設の不活性ガス系と耐圧強化ベントのラインよりフィルタ装置にベントガスを導くが,他の系統･機器とは弁で隔離することで,他の系統や機器への悪影響を防止する設計としている。それぞれの系統における隔離弁の駆動方式等を第 1 表に整理する。各弁の構成については,第 1 図に示す。

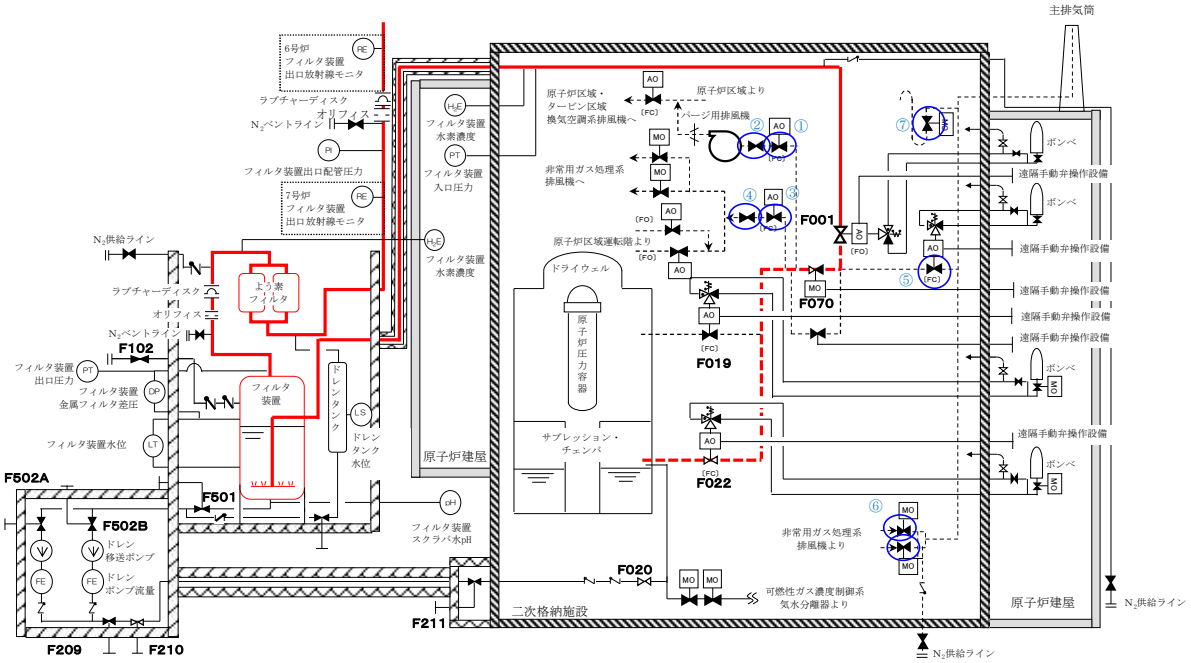
第 1 表　格納容器圧力逃がし装置に接続している他の系統の隔離弁

<table>
<tr><th rowspan="2">系統名称</th><th colspan="4">系統の隔離弁</th><th rowspan="2">採用理由</th></tr>
<tr><th colspan="2">一次隔離弁</th><th colspan="2">二次隔離弁</th></tr>
<tr><td>換気空調系　①②</td><td>空気
駆動</td><td>NC
FC</td><td>手動
駆動</td><td>NC</td><td>■ 既設空気駆動弁（一次隔離弁）
系統の隔離機能が要求される観点から，FC の空気駆動弁が採用されている。
■ 新設手動駆動弁（二次隔離弁）
格納容器圧力逃がし装置から換気空調系の隔離を確実にする観点から，手動駆動弁を新設する。</td></tr>
<tr><td>非常用ガス処理系
③④</td><td>空気
駆動</td><td>NC
FC</td><td>手動
駆動</td><td>NC</td><td>■ 既設空気駆動弁（一次隔離弁）
系統の隔離機能が要求される観点から，FC の空気駆動弁が採用されている。
■ 新設手動駆動弁（二次隔離弁）
格納容器圧力逃がし装置から非常用ガス処理系の隔離を確実にする観点から，手動駆動弁を新設する。</td></tr>
<tr><td rowspan="2">耐圧強化ベント
⑤⑥⑦</td><td rowspan="2">空気
駆動</td><td rowspan="2">NC
FC</td><td>電動
駆動</td><td>NC</td><td rowspan="2">■ 新設空気駆動弁（一次隔離弁）
系統の隔離機能が要求される観点から，FC の空気駆動弁が採用されている。
■ 既設電動駆動弁（二次隔離弁）
電動駆動弁が採用されている。</td></tr>
<tr><td>電動
駆動</td><td>NO</td></tr>
</table>

① ～⑥の弁については,系統作動時の圧損を減らすよう考慮してバタフライ弁としており，弁座シール材には EP ゴムを用いている。

弁座シール材に EP ゴムを用いたバタフライ弁においては,格納容器一次隔離弁が晒される環境を模した条件にてシール機能確認試験を実施しており，閉じこめ機能は確保可能であることを確認している。(小型弁試験装置により，EP ゴム弁座シールのバタフライ弁を 0.3MGy の累積放射線量を照射し,PCV 設計圧力の 2 倍の圧力･200℃の蒸気暴露環境に 168 時間晒した状態において，シール機能の健全性を確認する試験を実施)

一方,⑦については,玉型弁としており,弁座シールはメタルタッチである。そのため，放射線照射に対してシール機能を確保可能である。



第１図　格納容器圧力逃がし装置系統概要と他系統隔離弁

別紙 18　圧損計算の詳細

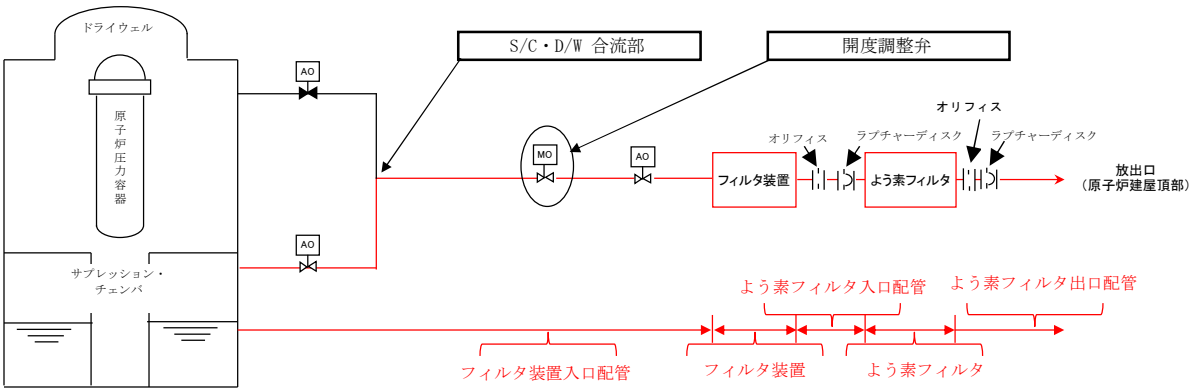
1　原子炉格納容器圧力毎の圧力損失

1.1　圧力損失・流量の評価

格納容器圧力逃がし装置を流れるガスの流量は，原子炉格納容器の圧力に依存し変化する。格納容器圧力逃がし装置使用時，格納容器圧力逃がし装置には原子炉格納容器内にて発生する水蒸気量に応じた流量のガスを通気し，原子炉格納容器圧力はその流量に応じた圧力にて静定する。

原子炉格納容器圧力が 2Pd（620kPa［gage］），1Pd（310kPa［gage］）の際のガスの流量，各部の圧力損失，ならびに事故発生 1 週間後および 1 ヶ月後に発生する水蒸気量を通気する際の原子炉格納容器圧力，各部の圧力損失を第 1.1－1，2 表に示す。なお，二次隔離弁（MO 弁）については，ベント時は調整開度にて運用することとしている。そのため，二次隔離弁の開度の影響についても考慮することとする。また，各部の圧力勾配について，第 1.1－2，3 図に示す。

なお，これらについては S/C を用いたベントの場合の評価であるが，D/W を用いた場合のベントにおいても，ほぼ同じ評価結果となる。(S/C 取出口～S/C・D/W 合流部と D/W 取出口～S/C・D/W 合流部の配管口径は同一であり，ルート長さに大きな違いはないため)



第 1.1－1 図　格納容器圧力逃がし装置　主ライン概略構成図

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

第 1.1－1 表　（6 号炉）格納容器圧力に対するガス流量と各部圧力損失

原子炉格納容器圧力 (kPa[gage])	二次隔離弁開度	ガス流量 (kg/s)	各部圧力損失 (kPa)				
			フィルタ装置入口配管	フィルタ装置	よう素フィルタ入口配管	よう素フィルタ	よう素フィルタ出口配管

第 1.1－2 表　（7 号炉）格納容器圧力に対するガス流量と各部圧力損失

原子炉格納容器圧力 (kPa[gage])	二次隔離弁開度	ガス流量 (kg/s)	各部圧力損失 (kPa)				
			フィルタ装置入口配管	フィルタ装置	よう素フィルタ入口配管	よう素フィルタ	よう素フィルタ出口配管

※1,2　フィルタ装置，よう素フィルタの圧力損失については，最大流量時に想定される圧力損失値を，保守的に全評価ケースに適用

※3　有効性評価シナリオ（大 LOCA+SBO＋全 ECCS 機能喪失）における，原子炉格納容器ベント開始時の S/C の圧力。大 LOCA 時は，S/C よりも D/W の方が圧力が高い状態で推移する。そのため，D/W が 2Pd に到達して原子炉格納容器ベントを開始する時の S/C の圧力は，2Pd よりも小さな値となる。

※4　事故発生 1 週間後に原子炉格納容器内にて発生する蒸気量

※5　事故発生 1 ヶ月後に原子炉格納容器内にて発生する蒸気量

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

第 1.1－2 図　（6 号炉）格納容器圧力逃がし装置 各部圧力勾配

第 1.1－3 図　（7 号炉）格納容器圧力逃がし装置 各部圧力勾配

第 1.1－1，2 表に示す通り，フィルタ装置，よう素フィルタに非常に保守的な圧力損失を見込んだとしても，事故発生 1 週間後，1 ヶ月後に原子炉格納容器内において発生する蒸気全量を通気し，原子炉格納容器の減圧状態を維持することが可能である。

なお，格納容器圧力逃がし装置の系統における各部圧力損失のうち，ガスの流量に関連しないものは水スクラバ部の水頭圧のみである。それ以外のものは，

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

ガス流量が小さいほど圧力損失も小さくなる（ガス流量が 0 であれば，圧力損失も 0 となる)。そのため，原子炉格納容器の圧力がスクラバ水の水頭圧以上であれば，格納容器圧力逃がし装置のガスの通気は可能である。

1.2　フィルタ装置，よう素フィルタの圧力損失

【フィルタ装置】

1.1 の評価において，フィルタ装置の圧力損失としては，スクラバ部圧力損失，スクラバ水頭圧，金属フィルタ圧力損失を考慮している。水スクラバ部については最大流量時の圧力損失[redacted]，スクラバ水頭圧については設計上の許容最大スクラバ水位時における水頭圧[redacted]，金属フィルタ部については設計上の許容最大圧力損失[redacted]を考慮している。

水スクラバ部ならびに金属フィルタ部については，流量が低下すれば圧力損失も低下するが，1.1 では保守的に最大流量時の圧力損失に固定して評価を実施している。また，金属フィルタ部の圧力損失は，想定されるエアロゾル負荷量（大 LOCA＋SBO＋全 ECCS 機能喪失，S/C ベント時のエアロゾル負荷量）に対して十分な裕度を持った設計としており，最大流量時においても許容最大圧力損失[redacted]には到達しないことを確認している。

なお，各圧力損失値の評価には，実機のスクラバ，金属フィルタを用いた当社ＦＶ試験設備にて取得した圧力損失データを用いている。

【よう素フィルタ】

1.1 の評価において，よう素フィルタの圧力損失としては，吸着塔の圧力損失を考慮しており，最大流量時の圧力損失[redacted]を考慮している。吸着塔の圧力損失は，流量が低下すれば圧力損失も低下するが，ここでは保守的に最大流量時の圧力損失に固定して評価を実施している。

なお，圧力損失値の評価には，実機の吸着塔を用いた当社のよう素フィルタ試験設備にて取得した圧力損失データを用いている。

2　設計の意図

格納容器圧力逃がし装置の系統設計の意図は，原子炉格納容器圧力が 2Pd（620kPa [gage]）の際に，31.6kg/s の蒸気を排出可能であることである。(原子炉格納容器減圧という目的に対して，十分な容量を持つこと)

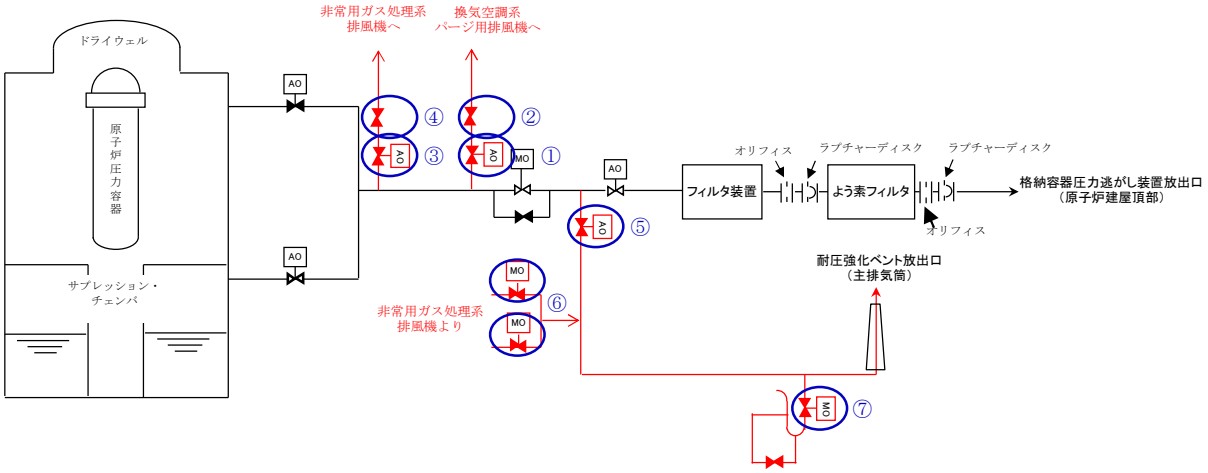
系統設計としては，これを満足するよう，配管ルート，配管口径，オリフィス径等の設定をしている。

フィルタ装置，よう素フィルタについては，この系統設計により評価されるガス条件において性能が満足できるよう，設計している。

別紙 19　格納容器圧力逃がし装置と他系統との隔離について

1　他系統の接続位置

格納容器圧力逃がし装置には，排気経路に非常用ガス処理系，換気空調系ならびに耐圧強化ベント系が接続されている。非常用ガス処理系と換気空調系との接続箇所は，第 1 図に示す通り一次隔離弁と二次隔離弁の間となっている。また，耐圧強化ベント系は二次隔離弁とフィルタ装置入口弁との間に接続され，耐圧強化ベント系には非常用ガス処理系が接続されている。また，格納容器圧力逃がし装置とそれぞれの系統を隔離する弁は各 2 弁ずつ設置し，格納容器圧力逃がし装置使用中に，格納容器圧力逃がし装置と確実に隔離できるようにし，ベントガスに含まれる水素が原子炉建屋に回り込むことを防止する設計としている。



第 1 図　格納容器圧力逃がし装置　接続他系統概略構成図

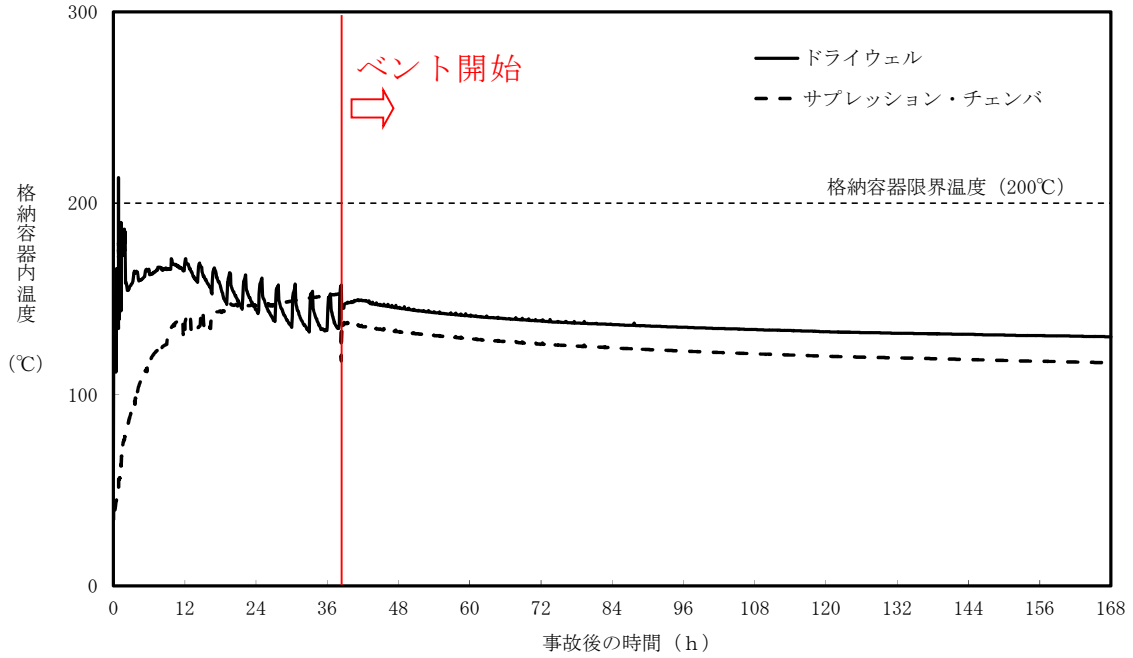
2　格納容器圧力逃がし装置運用時に他系統隔離弁が受ける負荷

炉心損傷後に格納容器圧力逃がし装置を運用する場合，まず二次隔離弁を「調整開」とし，次に一次隔離弁を「開」とすることで，格納容器ベントを開始する。そのため，格納容器圧力逃がし装置に接続される非常用ガス処理系，換気空調系，ならびに耐圧強化ベント系と格納容器圧力逃がし装置を隔離している弁は，一次隔離弁を「開」操作し，格納容器ベントを開始するタイミングで，ベントガスと接することとなる。

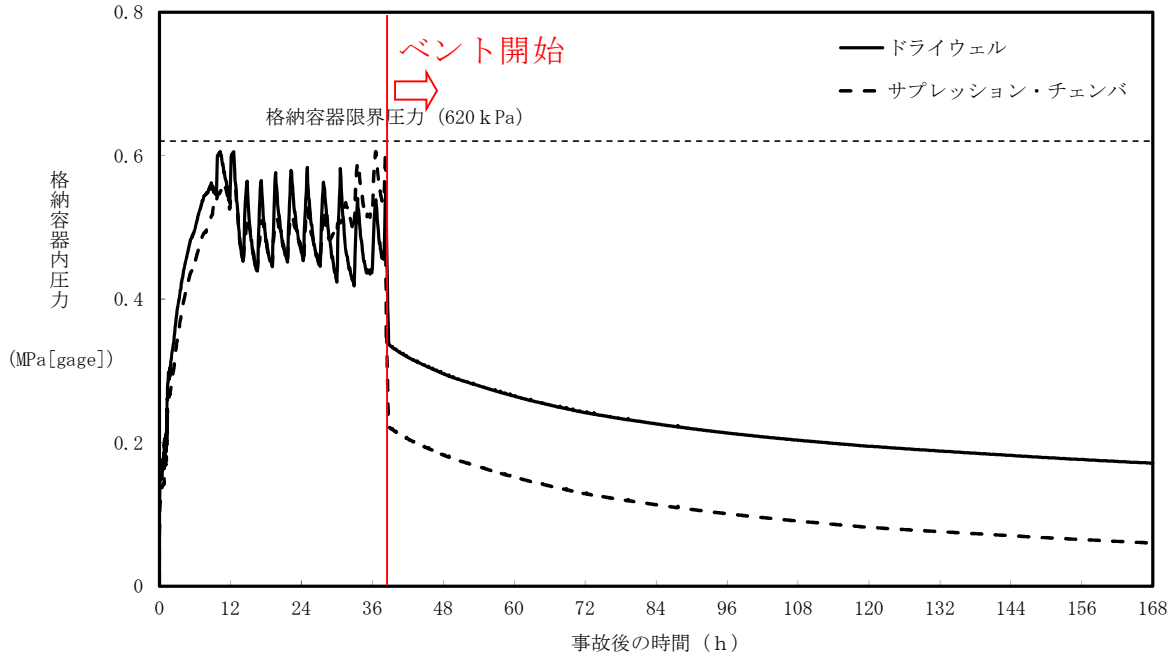
ここで，格納容器圧力逃がし装置と他系統を隔離している弁の部分におけるベントガスの温度・圧力は，原子炉格納容器から当該弁までの配管部におけるエネルギ損失により，原子炉格納容器の温度・圧力よりも小さな値となる。大 LOCA+SBO+全 ECCS 機能喪失シナリオにおける原子炉格納容器の温度・圧力の推移は第 2，3 図の通りとなる。

第 2 図より，原子炉格納容器の温度はベント開始後 200℃以下となる。そのため，格納容器圧力逃がし装置と他系統を隔離している弁が晒される温度も 200℃以下となる。また，第 3 図より，原子炉格納容器の圧力はベント開始直前に PCV

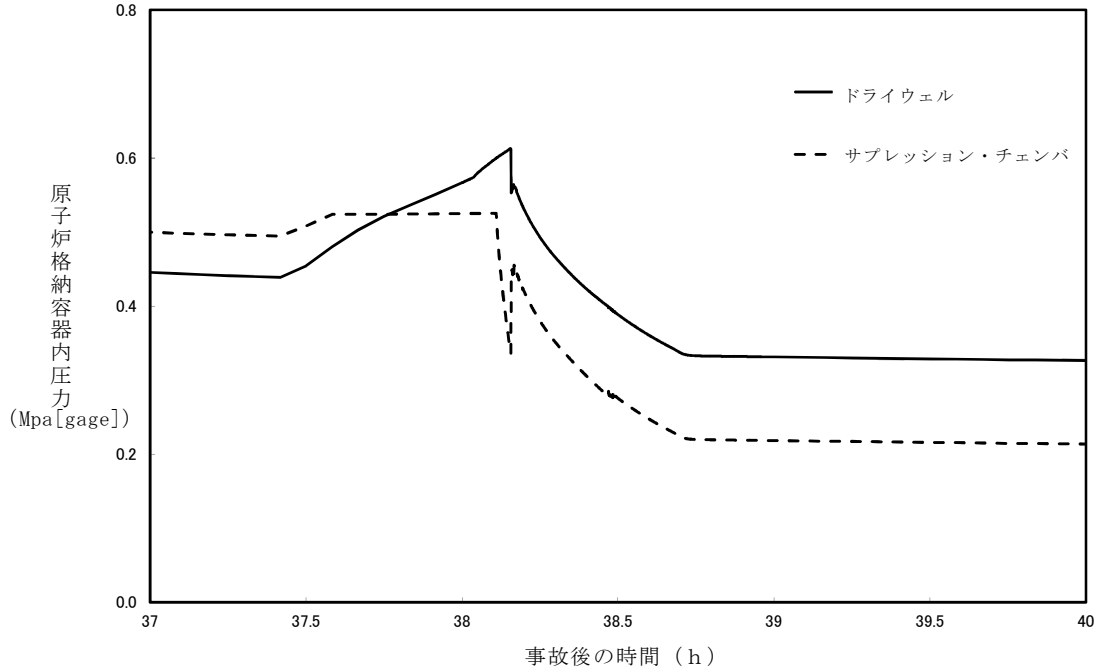
の設計圧力の 2 倍となるが，ベント開始後は即座に圧力が降下している。そのため，格納容器圧力逃がし装置と他系統を隔離している弁が晒される圧力も PCV の設計圧力の 2 倍以下となる。



第 2 図　原子炉格納容器温度推移(大 LOCA+SBO+全 ECCS 機能喪失シナリオ)



第 3 図　原子炉格納容器圧力推移（大 LOCA+SBO+全 ECCS 機能喪失シナリオ）



第 4 図　原子炉格納容器圧力推移（ベント初期部拡大）

一方，格納容器圧力逃がし装置と他系統を隔離する①～⑥の弁は，弁シール材に EP ゴムを用いたバタフライ弁としている。EP ゴムシール材のバタフライ弁については，200℃・PCV 設計圧力の 2 倍の圧力に晒した状態において，シール機能を確保可能であることを確認している。そのため，格納容器圧力逃がし装置と他系統を隔離する弁のシール機能は確保可能である。また，シール機能をより強化するため，各弁のシール材をより耐環境性に優れた改良 EPDM へ変更する。⑦の弁は玉型弁であり，弁座シールはメタルタッチであることから，耐温度，耐圧力性能は非常に高く（圧力クラス 600LB），格納容器圧力逃がし装置使用時において，弁のシール機能を確保可能である。

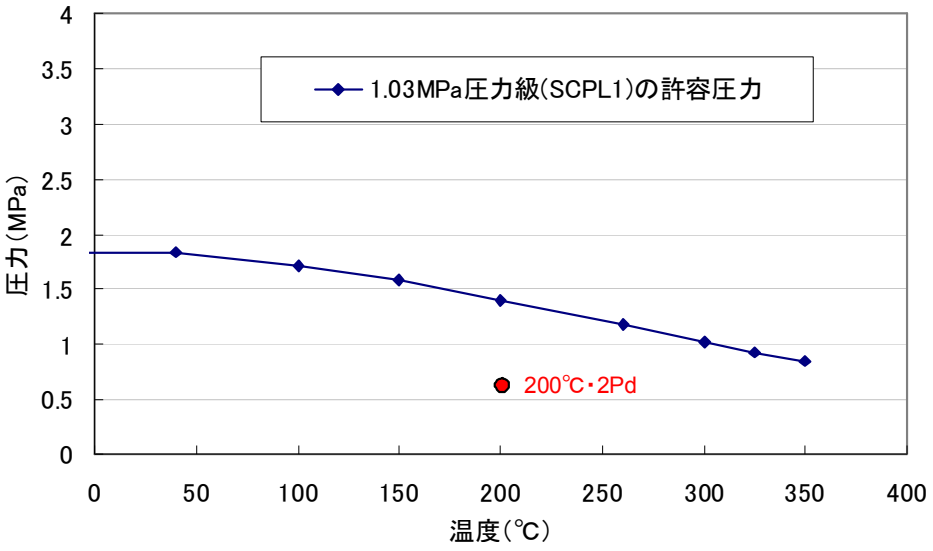
格納容器圧力逃がし装置と他系統を隔離する弁の駆動方式,状態，圧力クラス，採用理由について第 1 表にまとめる。第 1 表に記載の通り，格納容器圧力逃がし装置から他系統を隔離する 1 つ目の弁（一次隔離弁）については，事故時に確実に「閉」動作するよう， FC の空気駆動弁を採用している。

また，格納容器圧力逃がし装置と他系統を隔離する弁は，全て圧力クラスを 150LB，ならびに 600LB としており，第 5，6 図に示す通り 200℃・PCV 設計圧力の 2 倍の圧力は，許容圧力を下回る。そのため，200℃・PCV 設計圧力の 2 倍の圧力に対して，耐圧部の強度に問題はない。

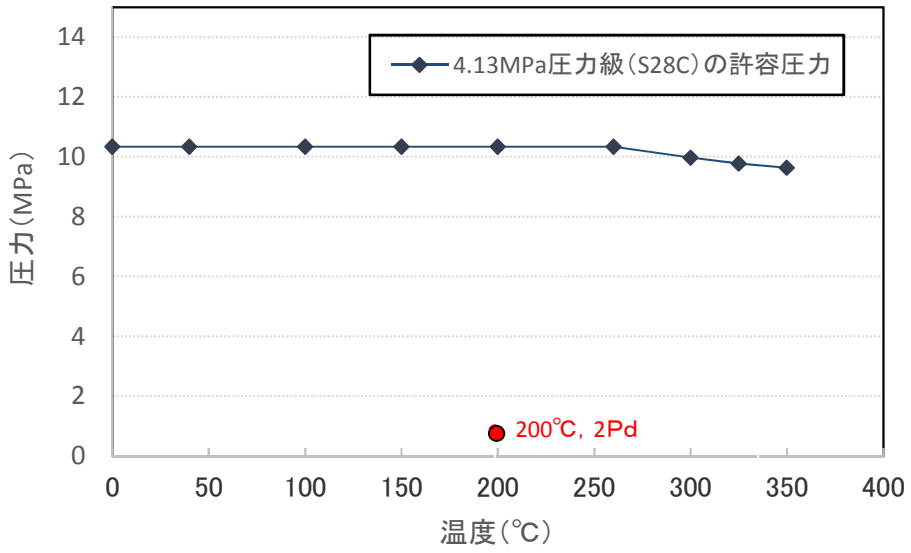
以上より，格納容器圧力逃がし装置と他系統を隔離する弁は，晒される環境条件に対して，隔離機能を有すると考える。

第１表　格納容器圧力逃がし装置に接続している他の系統の隔離弁

系統名称	一次隔離弁			二次隔離弁			採用理由
	駆動方式 状態		圧力 クラス [LB]	駆動方式 状態		圧力 クラス [LB]	
換気空調系 ①②	空気 駆動	NC FC	150	手動 駆動	NC	150	■ 既設空気駆動弁（一次隔離弁）系統の隔離機能が要求される観点から，FC の空気駆動弁が採用されている。 ■ 新設手動駆動弁（二次隔離弁）格納容器圧力逃がし装置から換気空調系の隔離を確実にする観点から，通常時「閉」の手動駆動弁を新設する。
非常用ガス 処理系 ③④	空気 駆動	NC FC	150	手動 駆動	NC	150	■ 既設空気駆動弁（一次隔離弁）系統の隔離機能が要求される観点から，FC の空気駆動弁が採用されている。 ■ 新設手動駆動弁（二次隔離弁）格納容器圧力逃がし装置から非常用ガス処理系の隔離を確実にする観点から，通常時「閉」の手動駆動弁を新設する。
耐圧強化 ベント系 ⑤⑥⑦	空気 駆動	NC FC	150	電動 駆動	NC	150	■ 新設空気駆動弁（一次隔離弁）系統の隔離機能が要求される観点から，FC の空気駆動弁が採用されている。 ■ 既設電動駆動弁（二次隔離弁）電動駆動弁が採用されている。
				電動 駆動	NO	600	



第 5 図　150LB 級バタフライ弁の設計上の許容圧力確認結果
（出展：JSME 設計・建設規格 2005 年版/2007 追補版）



第 6 図　600LB 級バタフライ弁の設計上の許容圧力確認結果
（出展：JSME 設計・建設規格 2005 年版/2007 追補版）

3. 分岐点から他系統隔離弁までの位置関係及び水素滞留について

6 号炉及び 7 号炉について，格納容器圧力逃がし装置と接続される他系統との隔離弁までの配管口径及び容積等を第 2 表，系統図を第 7 図，鳥瞰図を第 8 図及び第 9 図に示す。

ベント時において，これら他系統と隔離弁までの閉止空間における水素滞留の評価を「BWR 配管における混合ガス（水素・酸素）蓄積防止に関するガイドライン（第 3 版)」に基づき実施した。

評価の結果，6 号炉の換気空調系の隔離弁までの配管，及び耐圧強化ベント系への二次隔離弁及び二次隔離弁バイパス弁までの配管，及び 7 号炉の耐圧強化ベント系への二次隔離弁バイパス弁までの配管については，水平枝管であり閉止端までの長さが短いため，水素が蓄積することはない。

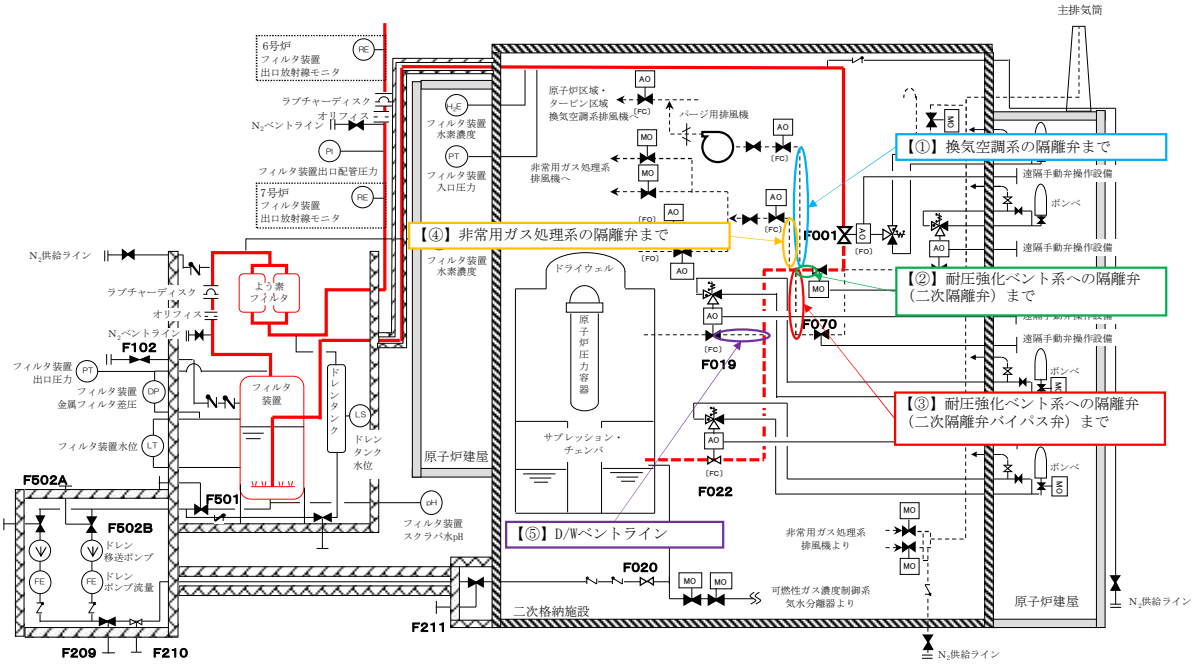
一方，6 号炉及び 7 号炉の非常用ガス処理系の隔離弁までの配管，及び 7 号炉の耐圧強化ベント系への二次隔離弁までの配管については，水平及び上向きで分岐する組合せ枝管であり閉止端までの長さが長いため，水素が滞留する可能性がある。そのため，ベント時に水素を連続してベントの主ラインに排出させるベントラインを設置し，水素が蓄積することのない設計とする。

また，7 号炉においては，W/W ベント時に D/W 側一次隔離弁までの配管合流部において水素が滞留する可能性がある。そのため，W/W ベント時に水素を連続してベントの主ラインに排出させるベントラインを設置し，水素が蓄積することのない設計とする。一方で 6 号炉については， W/W ベント時においては配管合流部より D/W 側一次隔離弁，D/W ベント時においては配管合流部より W/W 側一次隔離弁までが水平枝管（下り勾配）であるため，水素が蓄積することはない。

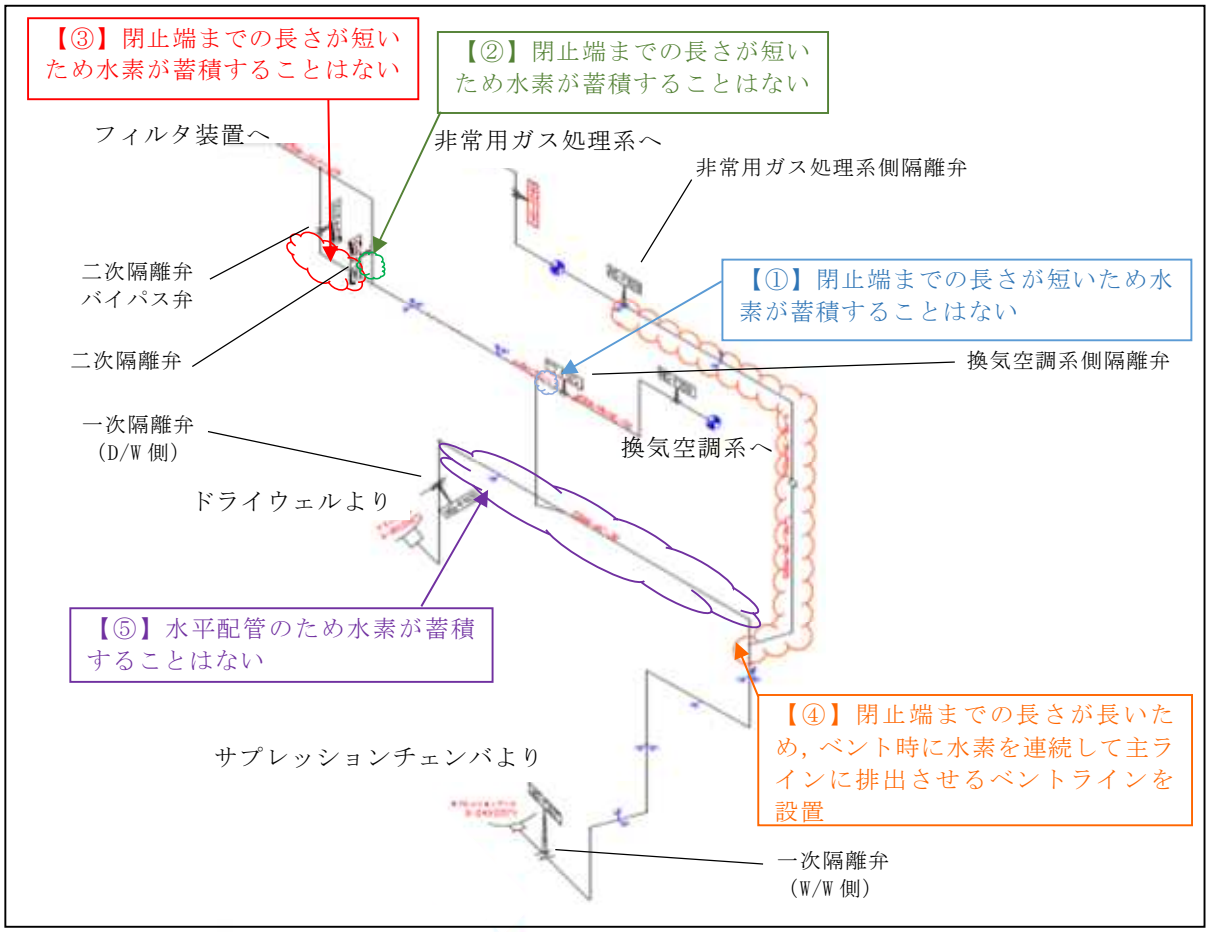
上記を踏まえて，水素滞留防止のために設置するベントラインの設置箇所を第 10 図～第 12 図に示す。

第２表　主ラインから他系統と隔離する弁までの配管口径及び容積等

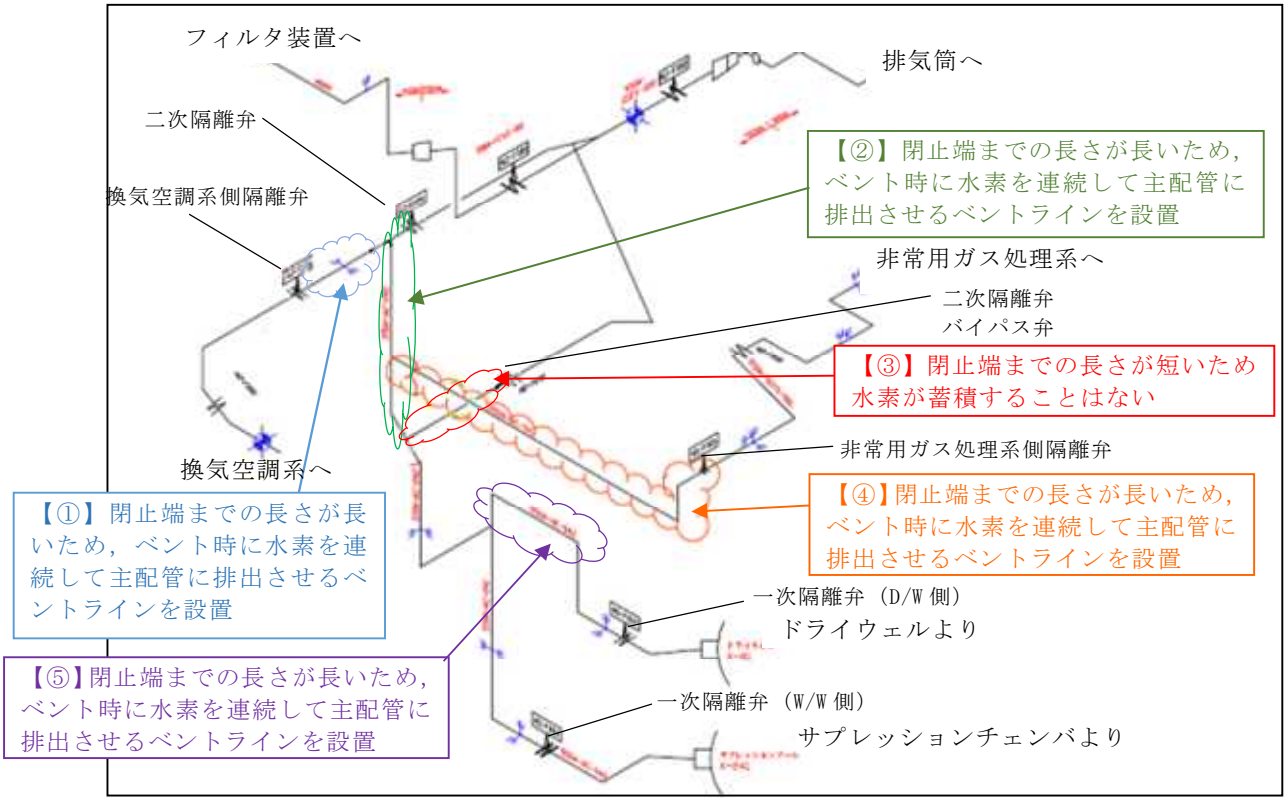
号炉	No	系統	配管口径	配管長 (m)	容積 (m^3)	対応方針
6	①	換気空調系	550A	0.7	0.2	対策不要
	②	耐圧強化ベント系（二次隔離弁）	550A	0.8	0.2	対策不要
	③	耐圧強化ベント系（二次隔離弁バイパス弁）	550A	2.4	0.6	対策不要
	④	非常用ガス処理系	400A 250A	2.0 11.8	0.9	ベントライン設置
7	①	換気空調系	550A	1.3	0.3	ベントライン設置
	②	耐圧強化ベント系（二次隔離弁）	550A	3.1	0.8	ベントライン設置
	③	耐圧強化ベント系（二次隔離弁バイパス弁）	550A	1.1	0.3	対策不要
	④	非常用ガス処理系	250A	4.5	0.3	ベントライン設置
	⑤	D/W ベントライン	550A	9.7	2.3	ベントライン設置



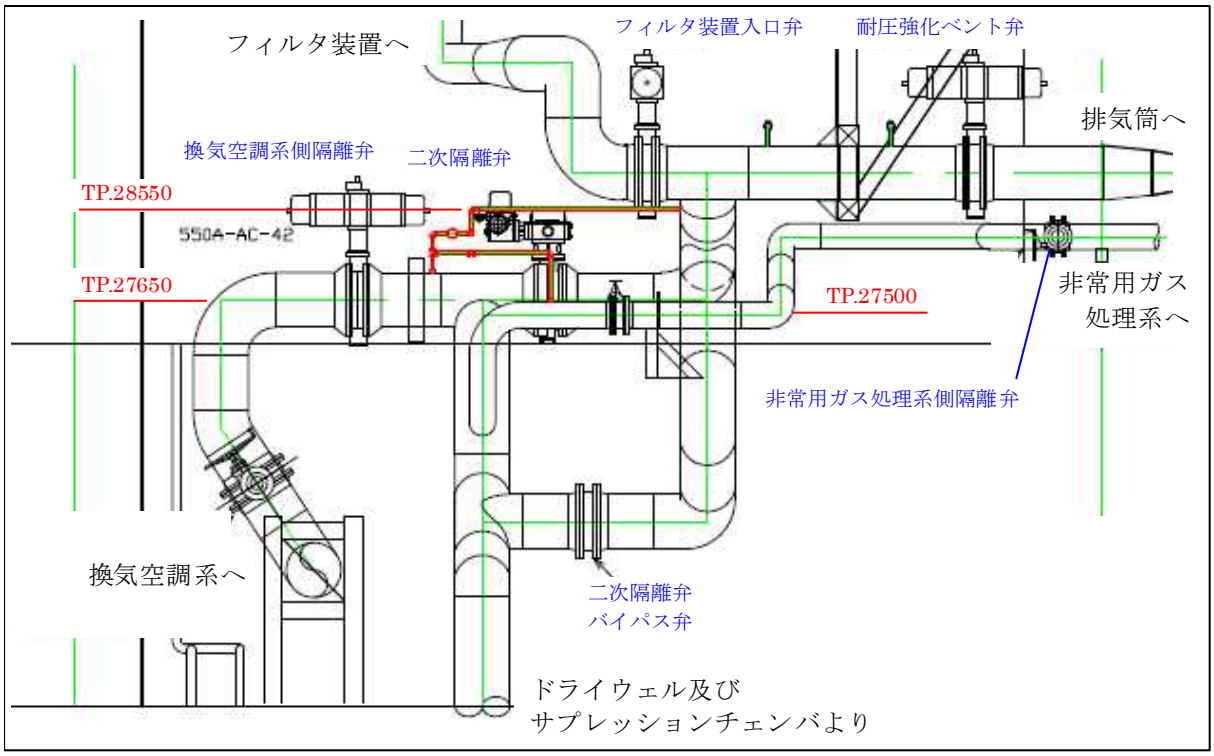
第７図　主ラインから他系統と隔離する弁までの配管系統図



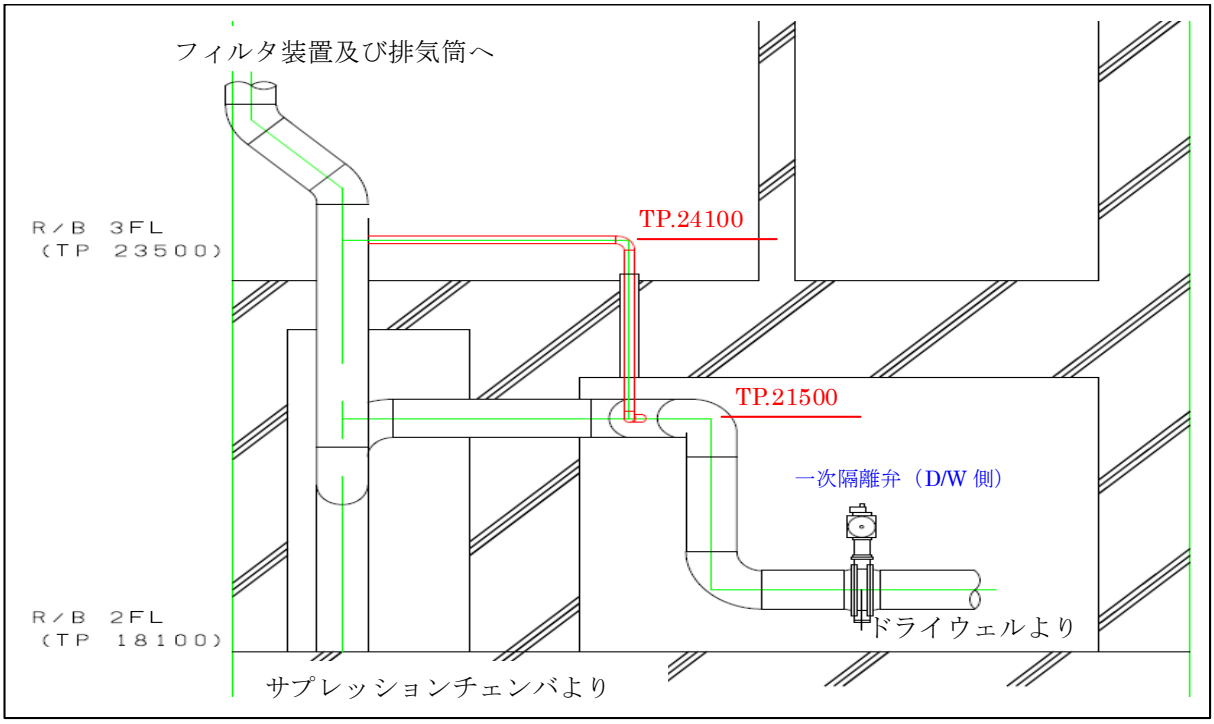
第 8 図　主ラインから他系統と隔離する弁までの配管鳥瞰図（6 号炉）



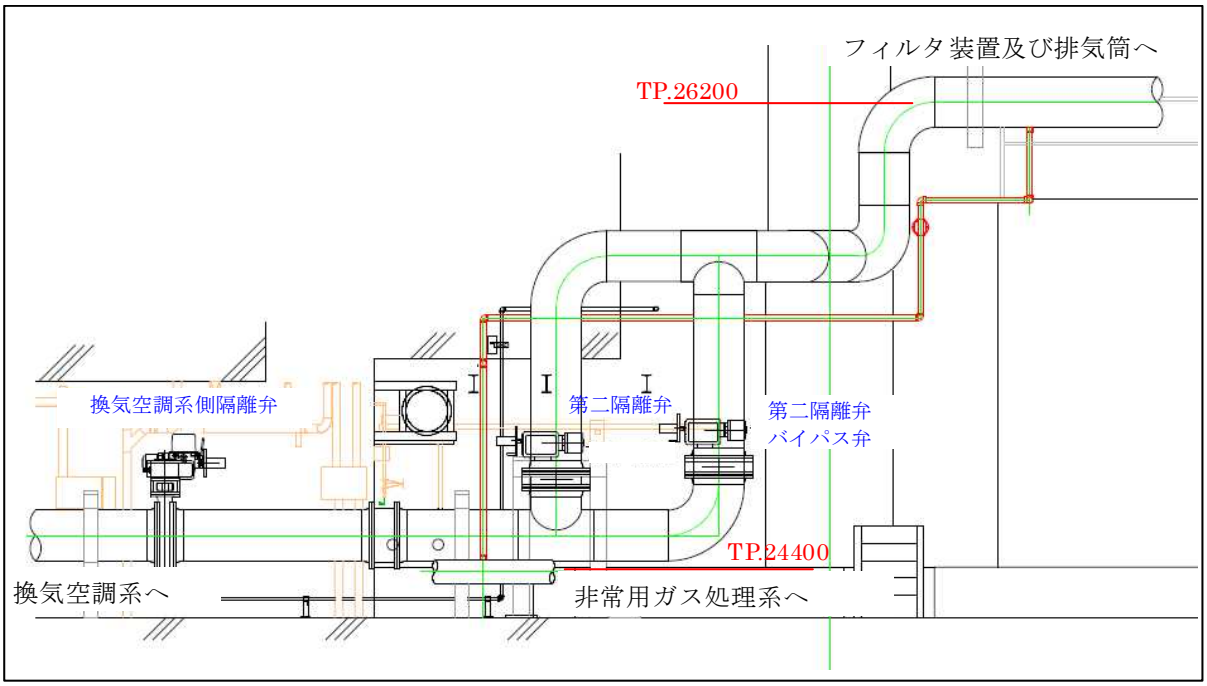
第 9 図　主ラインから他系統と隔離する弁までの配管鳥瞰図（7 号炉）



第 10 図　非常用ガス処理系及び換気空調系までの配管隔離弁に対するバイパスラインの設置位置図（7 号炉）



第 11 図　D/W ベントラインに対するベントラインの設置位置図（7 号炉）



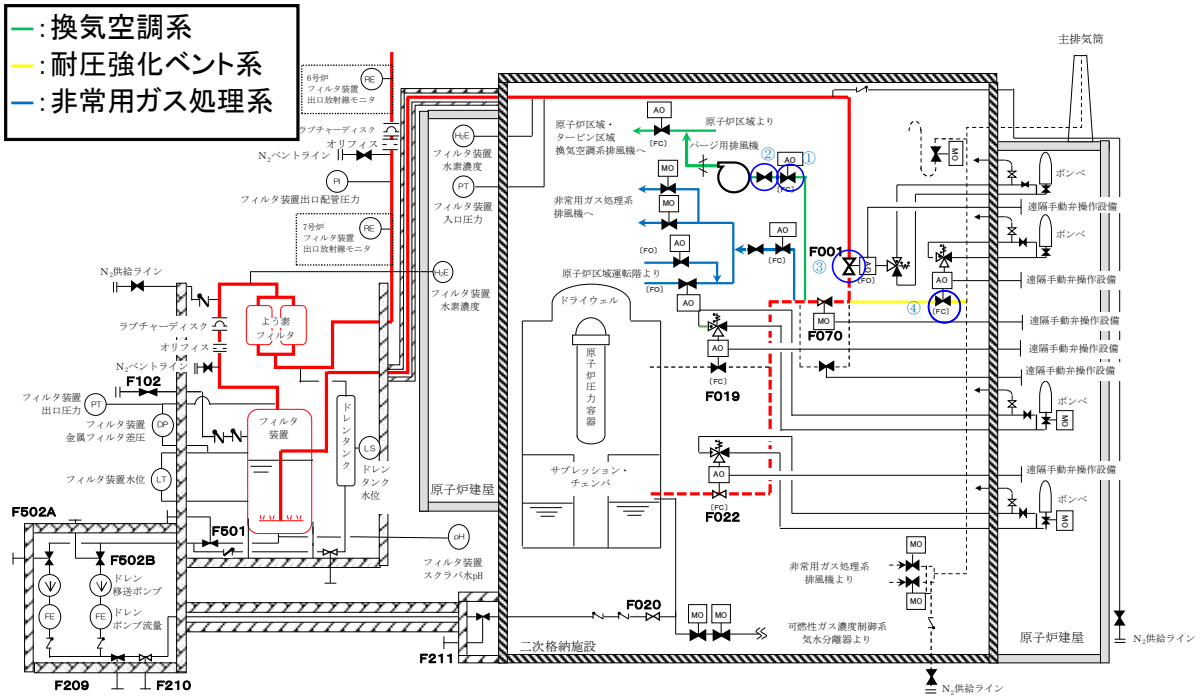
第 12 図　非常用ガス処理系までの配管隔離弁に対するベントラインの
設置位置図（6 号炉）

4　格納容器圧力逃がし装置運用時における他系統使用との干渉

格納容器圧力逃がし装置と接続する系統は，換気空調系，耐圧強化ベント系，非常用ガス処理系がある。（第 13 図参照）

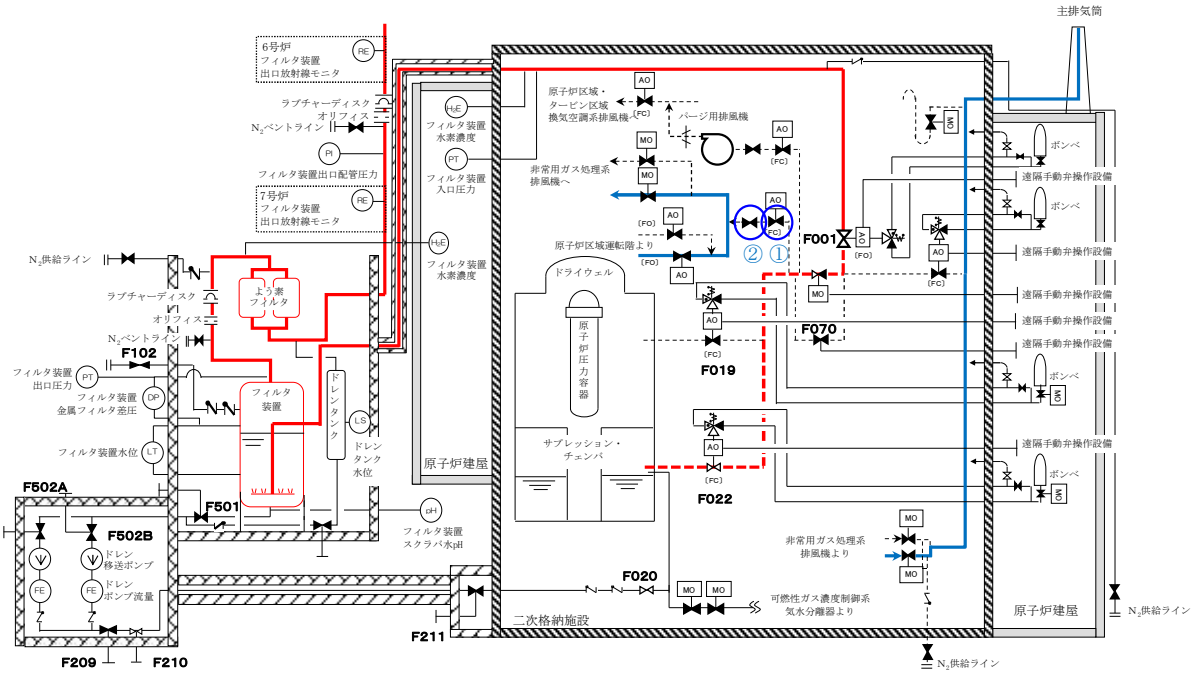
格納容器圧力逃がし装置に接続される換気空調系のラインは，通常時のプラント起動・停止時に原子炉格納容器内を窒素・空気に置換するためのものであり，事故時に格納容器圧力逃がし装置と同時に使用することはない。そのため，格納容器圧力逃がし装置使用時に，格納容器圧力逃がし装置と換気空調系を隔離する①②の弁が「閉」であっても問題はない。

格納容器圧力逃がし装置と耐圧強化ベント系は，③④の弁により使用する系統を選択ことができる。また，格納容器圧力逃がし装置と耐圧強化ベント系は同時に使用することはない。



第 13 図　格納容器圧力逃がし装置系統概要と他系統隔離弁

格納容器圧力逃がし装置と非常用ガス処理系の使用時における系統構成を第 14 図に記載する。第 14 図に記載の通り，非常用ガス処理系使用時は原子炉区域運転階より原子炉建屋内のガスを吸気し，非常用ガス処理系排風機ならびにフィルタを通した後に主排気筒へ排気する。そのため，非常用ガス処理系使用時には，格納容器圧力逃がし装置に接続される非常用ガス処理系のラインは使用しない。よって，当該ラインに接続される①②弁については，非常用ガス処理系使用時において「閉」となっていても非常用ガス処理系の機能に影響を与えるものではない。



第 14 図　格納容器圧力逃がし装置，非常用ガス処理系使用時の系統構成

以上より，格納容器圧力逃がし装置と接続する換気空調系，耐圧強化ベント系，非常用ガス処理系は，格納容器圧力逃がし装置と接続していることで，その系統の機能に影響を与えることのない設計としている。

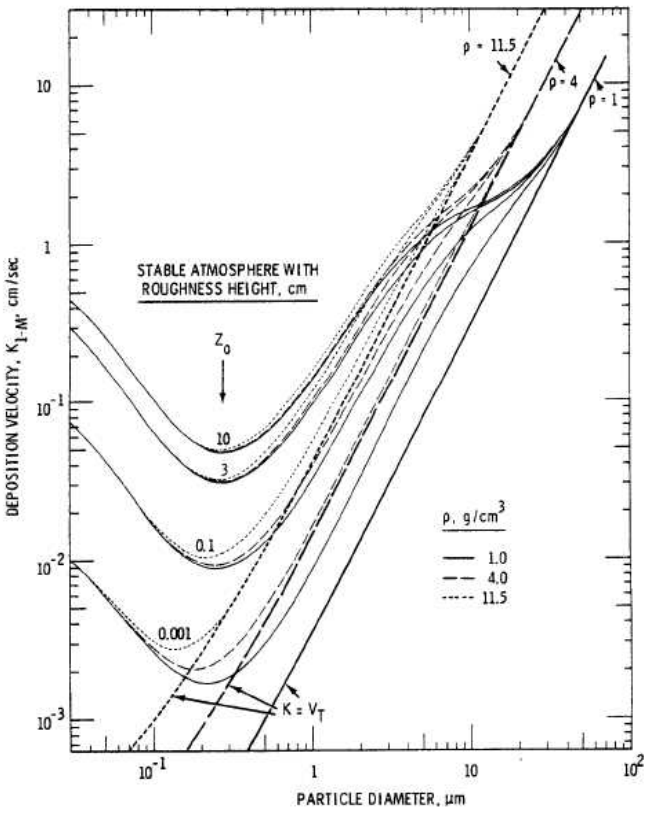
別紙 20

配管内面への放射性物質付着量の考え方について

配管内面への放射性物質（エアロゾル）の付着量を設定するにあたっては，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検討した。

NUREG/CR-4551“Evaluation of Severe Accident Risks: Qualification of Major Input Parameters MACCS INPUT”[*1] は，環境拡散評価（MELCOR Accident Consequence Code System: MACCS 計算）についての文献となっており，その評価には，エアロゾル粒径，エアロゾル粒子密度，対象物の表面粗さで沈着速度を整理した Sehmel のモデルが用いられている。

この Sehmel の沈着速度モデルに基づき，配管内面の表面粗さ 0.001cm（10μm）と粒子密度 4g/cm^3 を想定した，PCV より放出される粒径ごとの沈着速度（第 1 図参照）を用いて配管内面への沈着割合（エアロゾルの沈着速度と配管内のベントガス通過時間から算出された，流れているベントガス中のエアロゾルが壁面に到達する割合）を以下の通り評価した。

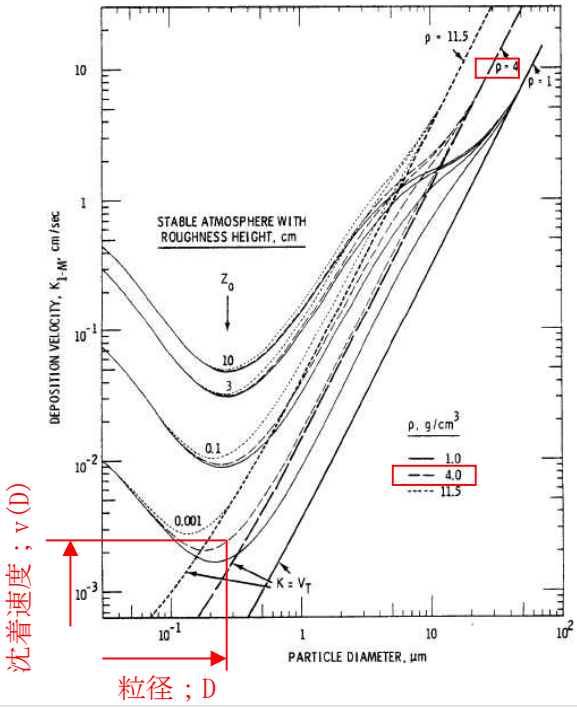


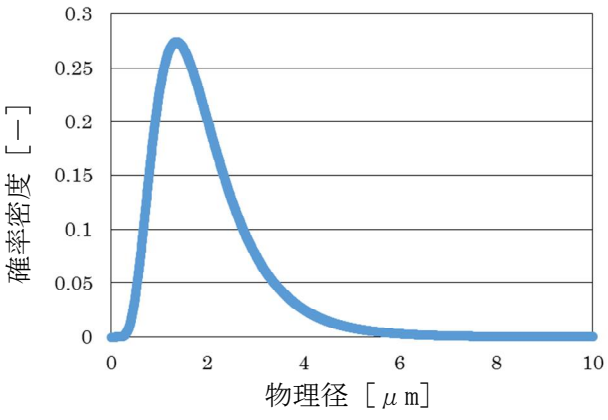
第 1 図　エアロゾル粒径と沈着速度の関係

評価条件は，ABWR（6 号炉及び 7 号炉）を対象として，配管長さ 100m，配管内径 400mm，2Pd および最小流量で排気される蒸気流量を適用する。また，考慮する粒径分布は「大 LOCA＋SBO＋全 ECCS 機能喪失（D/W ベント）」（第 3.2.2.1.1－3 図）に基づくものとした。

これらの条件から，100m の配管をベントガスが通過する時間を算出し，その時間に粒径ごとの沈着速度を乗じて，ベントガス通過時間中に配管内面方向にどれだけのエアロゾルが移動するかを評価する。この移動した粒子の総和について，ベントガス通過中のエアロゾル総量に対する割合を算出することで沈着割合を評価する。

評価の考え方を第 2 図および第 3 図に，評価結果を第 1 表に示す。



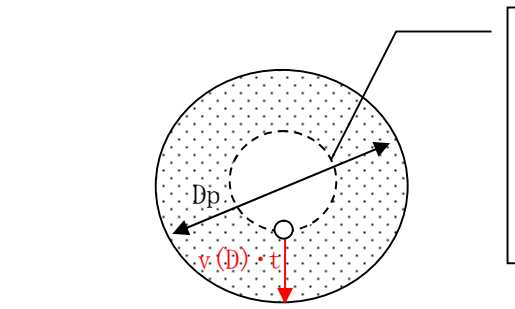


第 1 図に基づき，各粒径ごとの沈着速度を設定する。

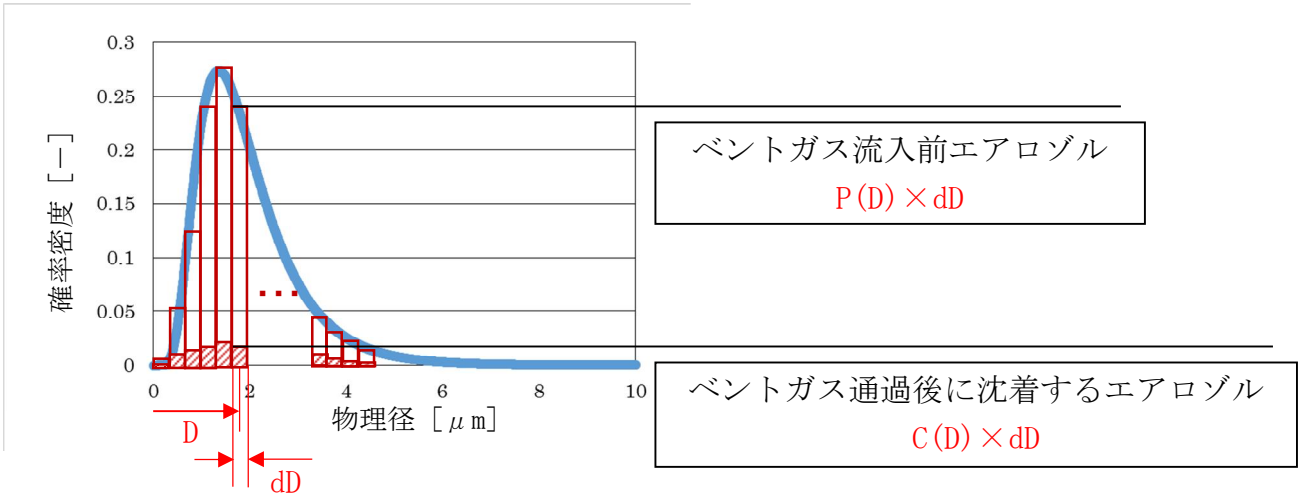
第 3.2.2.1.1－3 図に基づき，粒径分布の確率密度（P(D)）を算出する。

（次頁に続く）

第 2 図　沈着割合評価の考え方（1/2）



沈着量は，100m の配管をベントガスが通過する時間（t）の分だけ，各粒子が各沈着速度（v(D)）で移動して壁面に到達できる範囲（$A=\pi((Dp/2)^2-((Dp/2)-v(D)\cdot t)^2)$）にあるエアロゾル量の総和となる。



第 3 図　沈着割合評価の考え方（2/2）

上記の関係から，沈着割合 R は以下の式で表される。

$$R = \left(\frac{\Sigma\,\blacksquare}{\Sigma\,\square}\right)\times 100 = \left(\frac{\Sigma\,(\,C(D)\times dD\,)}{\Sigma\,(\,P(D)\times dD\,)}\right)\times 100 = \left(\frac{\Sigma\,(\,C(D)\,)}{\Sigma\,(\,P(D)\,)}\right)\times 100$$

ここで，C(D)は以下の式で表される。

$$C(D) = P(D) \times \left(\frac{\pi\,(Dp/2)^2 - \pi\,((Dp/2) - v(D)\cdot t)^2}{\pi\,(Dp/2)^2}\right)$$

$$= P(D) \times \left(\frac{(Dp/2)^2 - ((Dp/2) - v(D)\cdot t)^2}{(Dp/2)^2}\right)$$

第1表　排気される蒸気流量に対する沈着割合評価結果

項目	パラメータ	単位	2Pd	最小流量
配管条件	長さ	m	100	
	内径	m	0.4	
沈着条件	沈着速度の分布	m/s	1.9×10^{-3}～3.9×10^{-1}	
排気条件	蒸気流量	kg/s	15.7	2.5
	蒸気流速	m/s	33.1	14.8
沈着割合		%	約2.5	約5.4

第1表より，最小流量であっても約5.4%の沈着割合となることが評価された。以上を踏まえ，エルボ部などといった部位での沈着量がばらつくことを考慮し，100m あたり 10%を配管への沈着割合として放射性物質の付着量を設定する。

*1；”Evaluation of Severe Accident Risks: Qualification of Major Input Parameters MACCS INPUT”, NUREG/CR-4551 Vol.2 Rev.1 Pt.7, 1990

別紙 21　配管内面に付着した放射性物質による発熱の影響について

フィルタベント容器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，以下の 2 ケースを想定した。

【ケース 1】

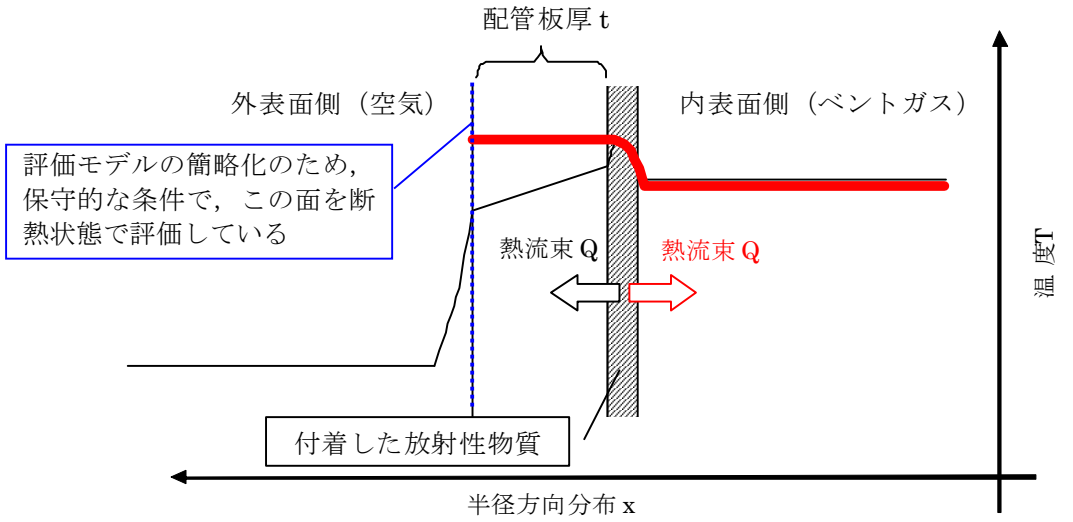
ベント中を想定し，配管内に高温の蒸気が流れ，なおかつ配管内面に付着した放射性物質からの発熱が加わった状態。

【ケース 2】

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

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



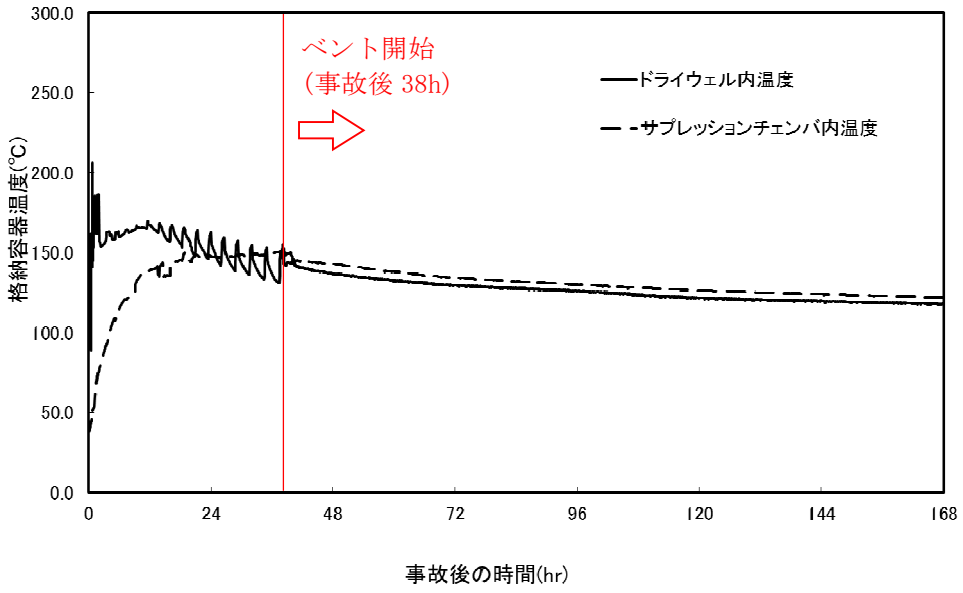
注；実際の伝熱状態は―― で示すような分布になると想定されるが，保守的な評価となるよう配管外面を断熱し，全ての熱流束がベントガス側に移行する評価とした。（赤線で示されるような熱流束の与え方と分布）

第 1 図　配管内表面の温度評価（イメージ）

第 1 表　配管内表面の温度上昇評価条件【ケース 1】

項目	条件
評価シナリオ	有効性評価シナリオ「大破断 LOCA＋SBO＋全 ECCS 機能喪失（D/W ベント）」
PCV より流入する崩壊熱量	9.3kW
配管内発熱割合 （FP 付着割合）	10%／100m
配管外径，板厚	400A，Sch40
配管熱流束	7.3W/m^2
質量流量	2.5kg/s（ベント後期（ベント 1 ヶ月後の蒸気流量））
ベントガス温度	150℃

ベント時のガス温度条件を踏まえて配管内面の温度を評価する。第 2 図に大 LOCA＋SBO＋全 ECCS 機能喪失シナリオにおける D/W ベント時の原子炉格納容器内の温度推移を示す。ベント時に最も配管内ガス温度が高い条件としてはベント開始直後であり，概ね 150℃以下となる。



第 2 図　原子炉格納容器内温度推移
（大 LOCA＋SBO＋全 ECCS 機能喪失シナリオ，38h 後 D/W ベント）

原子炉格納容器より流入する崩壊熱量は 9.3kW とし，配管内面に付着する放射性物質量割合としては，別紙 20 にて設定した 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 2.5kg/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。

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

ΔT；放射性物質の崩壊熱による配管内表面の温度上昇（℃）
q；配管熱流束（W/m^2）
h；配管内表面の熱伝達率（$W/(m^2 \cdot K)$）

$$h = Nu \times k / d \quad \cdots \text{式 (2)}$$

Nu；ヌッセルト数
k；水蒸気の熱伝導率（0.032（W/(m･K)））
d；水力等価直径（m）

ここで，Nu を算出するにあたり円管内乱流の熱伝達率を表現するものとして Kays の式を引用した（式 (3)）。

$$Nu = 0.022\ Re^{0.8} \times Pr^{0.5} \quad \cdots \text{式 (3)}$$

Re；レイノルズ数
Pr；プラントル数（1.1；保守的に 160℃の飽和蒸気の値を設定）

$$Re = v \times d / \nu \quad \cdots \text{式 (4)}$$

v；流速（約 41.7（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 4.2×10^{-6}（m/s））

これより，配管内面の温度上昇は 0.09℃程度であると評価できる。ベントガスの温度は 150℃程度であることから，上記の温度上昇分を考慮しても，配管内表面温度は配管設計における最高使用温度である 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】の温度評価条件を第 2 表に示す。

第 2 表　配管内表面の温度上昇評価条件【ケース 2】

項目	条件
評価シナリオ	有効性評価シナリオ「大破断 LOCA＋SBO＋全 ECCS 機能喪失（D/W ベント）」
PCV より流入する崩壊熱量	9.3ｋW
配管内発熱割合 （FP 付着割合）	10%／100m
配管外径，板厚	400A，Sch.40
配管熱流束	7.3W/m^2
配管外表面放射率	0.80（酸化鉄相当の放射率*1）
環境温度	50℃

*1；日本機械学会 伝熱工学資料 改訂第 5 版

以上の条件に基づき，配管内面に付着した放射性物質の崩壊熱による温度を評価する。ここで，評価対象の配管板厚は 12.7mm 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，配管内部の熱量による温度を評価する方法として JIS A 9501“保温保冷工事施工標準”の表面温度および表面熱伝達率の算出方法を用いて，配管外表面温度を評価する。

評価式の概要は以下の通りとなる。

$$T = (q / h_{se}) + T_{atm} \quad \cdots \text{式 (5)}$$

T；配管外表面温度（℃）
q；配管熱流束（W/m^2）
h_{se}；配管外表面熱伝達率（W/(m^2･K)）
T_{atm}；環境温度（℃）

この式（5）における，q と h_{se} は以下の式で表される。

$$q = Q / S \quad \cdots \text{式 (6)}$$

$h_{se} = h_r + h_{cv}$　　・・・式（7）

Q；単位長さあたりの配管内面での発熱量（W/m）
S；単位長さあたりの配管外表面積（m^2）
h_r；放射による配管外表面熱伝達率（$W/(m^2 \cdot K)$）
h_{cv}；対流による配管外表面熱伝達率（$W/(m^2 \cdot K)$）

上記の h_r は以下の式で表される。

$$h_r = \varepsilon \times \sigma \times \left(\frac{(T + 273.15)^4 - (T_{atm} + 273.15)^4}{(T - T_{atm})} \right)$$　・・・式（8）

ε；配管外表面放射率（0.80）
σ；ステファン・ボルツマン定数（5.67×10^{-8}（$W/(m^2 \cdot K^4)$））

h_{cv} については，JIS A 9501“保温保冷工事施工標準”附属書 E（参考）表面温度及び表面熱伝達率の算出方法における，垂直平面及び管（Nusselt の式）及び水平管（Wamsler,Hinlein の式）をもとに対流熱伝達率を算出した。垂直管（式（9），（10））と水平管（式（11））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）$= 2.56 \times (T - T_{atm})^{0.25}$　（$(T - T_{atm}) \geqq 10K$）…式（9）
h_{cv}（垂直管）$= 3.61 + 0.094 \times (T - T_{atm})$　（$(T - T_{atm}) < 10K$）…式（10）

$$h_{cv}（水平管） = 1.19 \times \left(\frac{(T - T_{atm})}{D_o} \right)^{0.25}$$　・・・式（11）

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 51℃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，管外径などの寸法にかかる制約条件は規定されていない。

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

別紙 22　スクラバノズルのエロージョンについて

スクラバノズルは，第 1 図に示す通り，ノズル吹き出し部手前の配管が細く，当該部にてベントガスの流速が大きくなる。そのため，ベントガス中の水蒸気が凝縮してできた液滴が，この高流速のガス流れにより加速され，高速の状態でスクラバノズルの天板に衝突すると考えられる。この液滴の衝突により，スクラバノズル天板にエロージョン（液滴衝撃エロージョン）が生じて孔が開くと，水スクラバの性能が低下する恐れがある。そこで，この液滴の衝突によるスクラバノズル天板の液滴衝撃エロージョンに対する評価を行った。

第 1 図　スクラバノズル構造図

まず，スクラバノズル吹き出し部手前の配管におけるベントガス流速を算出する。ベントガスの体積流量は最も厳しい超過流量時の 37000[m^3/h]とする。また，スクラバノズル細管部の内径は　　スクラバノズル本数は 140[本]である。

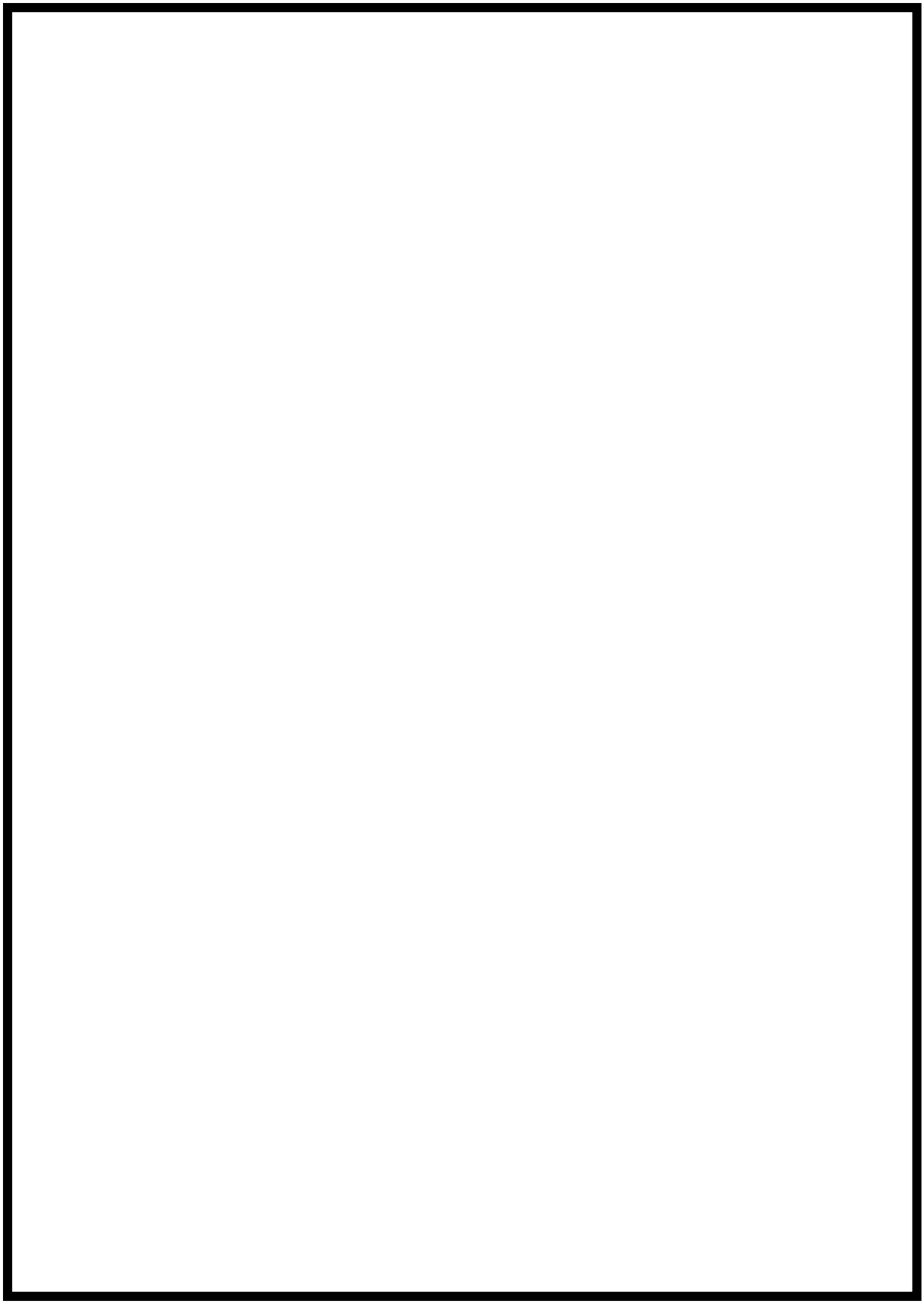
スクラバノズル細管部流速[m/s] = 37000/3600/ {140×(　　×10^{-3})^2×π/4}

=

一方，『発電用設備規格　配管減肉に関する規格（2005 年版）（増訂版）JSME S CA1-2005』より，液滴衝撃エロージョン発生の限界流速は 70[m/s]である。そのため，スクラバ細管部の流速は液滴衝撃エロージョン発生の限界流速よりも小さいことから，スクラバノズル天板に液滴衝撃エロージョンは生じない。

なお，蒸気を累積で 179 時間通気した後の，フィルタ性能試験設備のノズルを取り外して外観確認を行ったが，エロージョンの発生は認められなかった。

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。



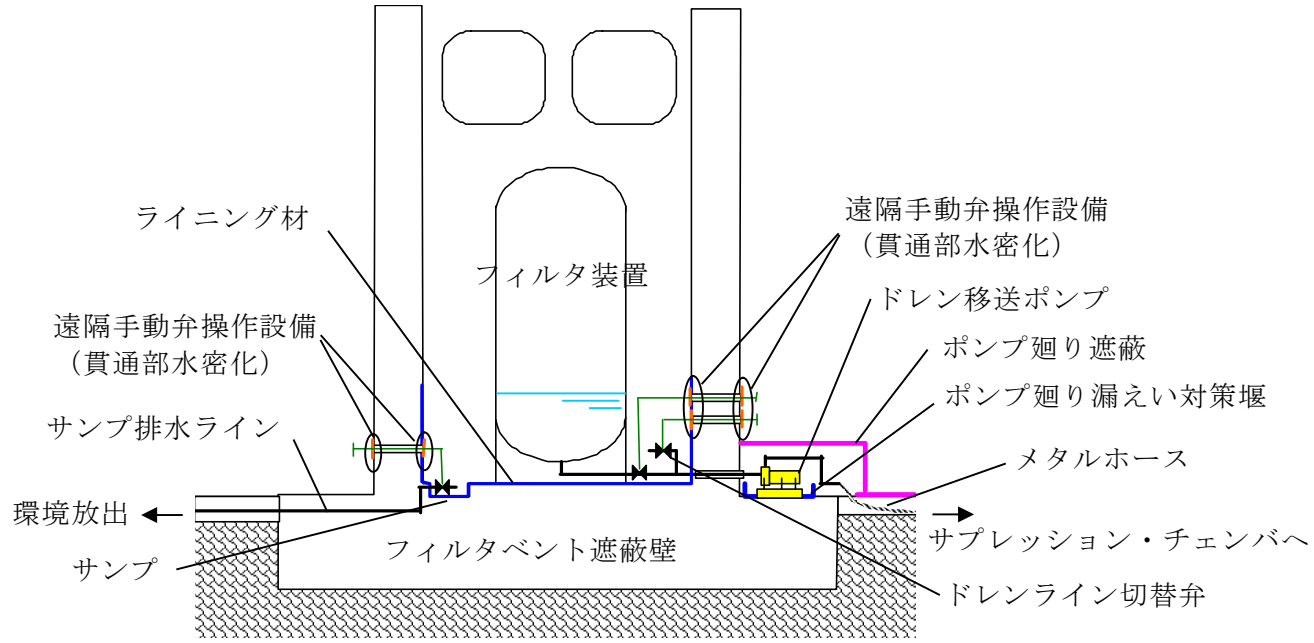
第2図　試験用フィルタノズル　外観確認結果

別紙 23　格納容器圧力逃がし装置からの漏えい対策について

1. フィルタ装置及びフィルタ装置廻り配管からの漏えい対策について

フィルタベント遮蔽壁は上部に屋根が無いため，雨水や降雪等は遮蔽壁内に流入する。タンク室内に流入した雨水等はサンプに集められ，サンプ排水ラインを通じて外部へ放出される。

一方で，遮蔽壁内でフィルタ装置及びフィルタ装置廻り配管から漏えいがあった場合の対策についてを第 1 図に示す。サンプ排水ラインに設置されている排水止め弁をタンク室外部より遠隔手動弁操作設備を介して遠隔操作を行い閉じることで，漏えい水を遮蔽壁内側に貯留し，遮蔽壁外部へ漏えいしないようにする。また，遮蔽壁タンク室内はコンクリート表面の亀裂への追従性の良いポリウレア系のライニング材を内側に塗布することにより，地震等により遮蔽壁内のコンクリート面に亀裂が生じていた場合にも，亀裂を通じてタンク室外部へ漏えいすることを防止する。



第 1 図　フィルタベント遮蔽壁内の漏えい対策概要図

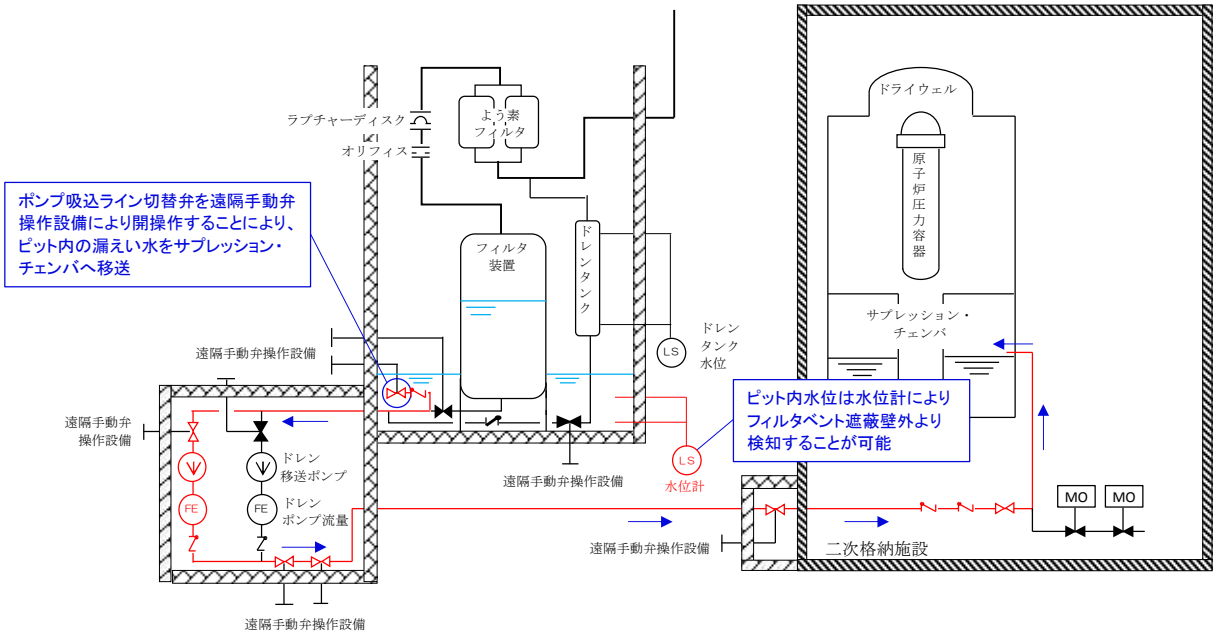
さらに，遮蔽壁タンク室内の弁を遠隔操作するために設置しているエクステンションジョイント貫通部については，貫通部を 0 リングにて水密化することにより，貫通部を通じた漏えいを防止している。

貫通部シャフトは第 2 図に示すとおり，遮蔽壁内外よりベアリングにて固定されているが,それぞれのベアリングに対して 0 リングを組み合わせることにより，貫通部を 2 重の水密構造としている。

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

第 2 図　遠隔手動弁操作設備貫通部に対する水密構造

フィルタベント使用時に漏えいがあった場合に排水止め弁を閉じる必要があるため，雨水によってタンク室内の水位が上昇した場合には，漏えい水を含んだ雨水がオーバーフローにより外部へ漏えいする懸念がある。そのため，第 3 図に示すようにドレン移送配管のポンプ吸込側を分岐してタンク室側に開放し，ドレン移送ポンプを用いて漏えい水をサプレッション・チェンバへ移送することが可能な構造とした。通常時はフィルタ装置内のスクラバ水が上昇対策としてサプレッション・チェンバへ移送する運用としているが，附室側から遠隔手動弁操作設備にて切替弁を操作することにより，遮蔽壁内に貯留した雨水等をサプレッション・チェンバへ移送することが可能である。一方で，遮蔽壁内には水位計を設置することにより，遮蔽壁内の雨水がオーバーフロー水位に達しているかを遮蔽壁外より監視可能である。



第 3 図　遮蔽壁内サンプ排水操作概要図

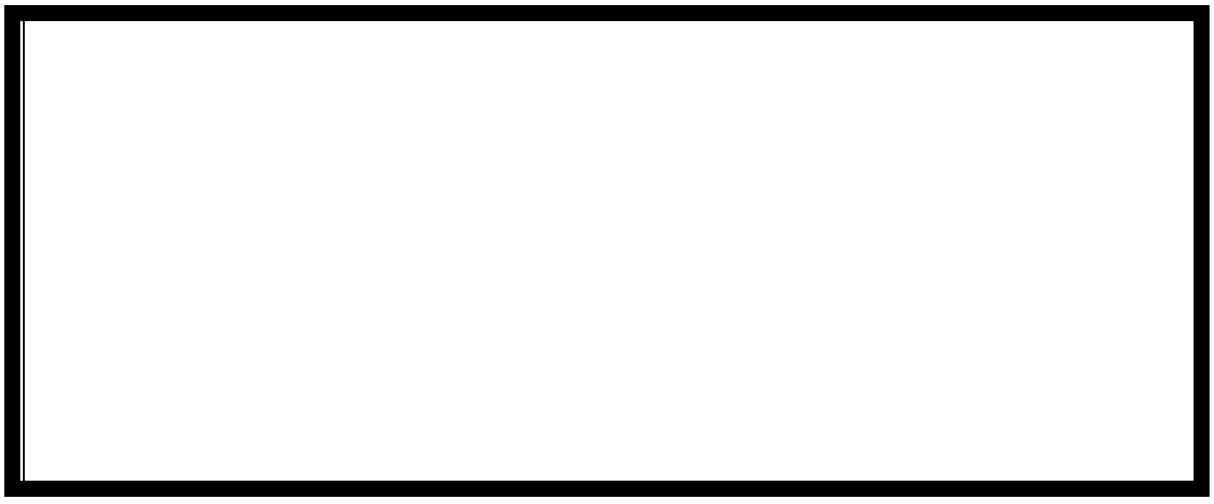
ベント実施後はサンプ排水弁を常時閉運用とすることにより，万が一漏えいがあった場合には環境へ放出することを防止する運用とする。ベント実施後に周辺線量が下がった後にサンプ排水弁を微開し，サンプ排水ラインより遮蔽壁内の貯留水をサンプリングし,遮蔽壁内に漏えいがないことを確認した上で排水を行う。

2. ドレン移送ポンプ及びポンプ廻り配管からの漏えい対策について

遮蔽壁外に設置されているドレン移送ポンプについては，軸封部からの漏えいのない構造であるキャンドモーターポンプを用いることとしている。

また，ドレン移送ポンプ及びポンプ廻りの配管については，鉄板遮蔽壁が設置されており，ドレンライン使用時にポンプ及び配管内のスクラバ水からの線量に対して操作員の被ばくを低減するよう配慮されている。（第 4 図，第 5 図）

第 4 図　ドレン移送ポンプ廻りメタルホース敷設図（平面図）



第 5 図　ドレン移送ポンプ廻りメタルホース敷設図（側面図）

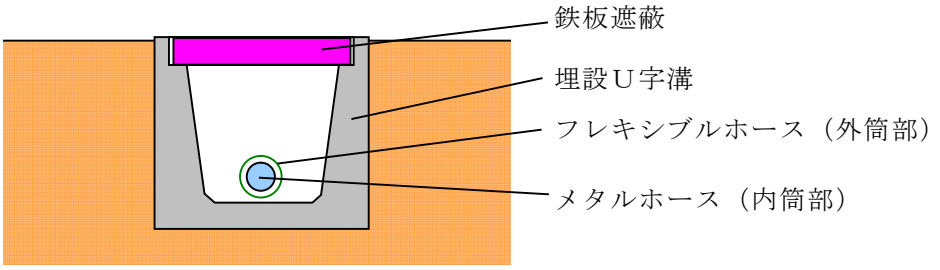
枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

3．遮蔽壁外の屋外配管からの漏えい対策について

ドレン移送ポンプから原子炉建屋までの屋外配管については，可撓性のあるメタルホースを用いることで地震による変位を吸収する構造としている。また，第6図に示すように，フレキシブルホースを外筒としてメタルホースを内部に格納することで二重管構造とし，メタルホースからの漏えいは外筒部のフレキシブルホース内に貯留する構造となっている。メタルホース間の接合部はフランジ締結されており，メタルホースに損傷があった場合には対象部を予備品と交換可能な構造としている。

第6図　メタルホースの二重管構造

メタルホースは第7図のように埋設U字溝内に格納されており，U字溝上部にはスクラバ水に含まれる放射性物質による地上面の線量の上昇を抑制するように鉄板遮蔽蓋が設置されている。



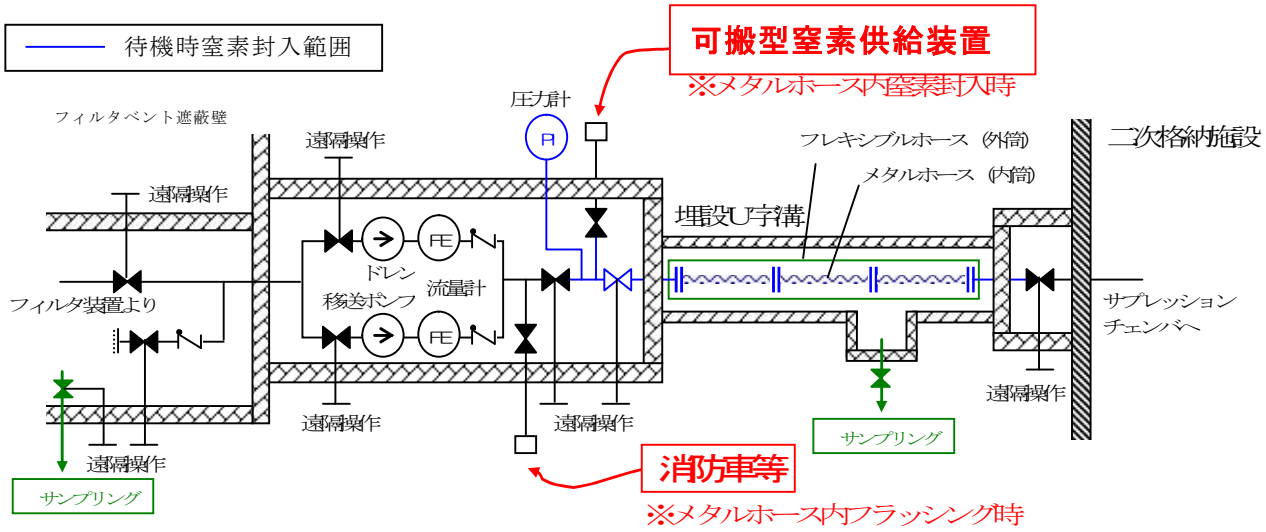
第7図　U字溝内メタルホース敷設図

系統待機時には第8図に示すようにメタルホース内を可搬型窒素供給装置により大気圧より高い状態で窒素封入しており，圧力計にてメタルホースの内圧を常時監視可能な構造としている。ドレン移送ライン使用前にメタルホースが損傷した場合には，メタルホース内の窒素封入ガスが外筒部へ漏えいして内圧が下がるため，圧力計にて監視可能である。したがって，ドレン移送ライン使用前には圧力計を確認し，メタルホースの健全性を確認した上でドレン移送ラインを使用する手順としている。

また，ドレン移送ライン使用後は，待機時と同様に可搬型窒素供給装置より系統内に窒素を供給してメタルホース内のスクラバ水をサプレッション・チェンバへ移送すると共に，メタルホース両端の仕切弁を全閉することにより圧力計にてメタルホースの圧力降下を監視する。

メタルホースの敷設範囲を第9図及び第10図に示す。

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。



第 8 図　ドレン移送ライン概略系統図

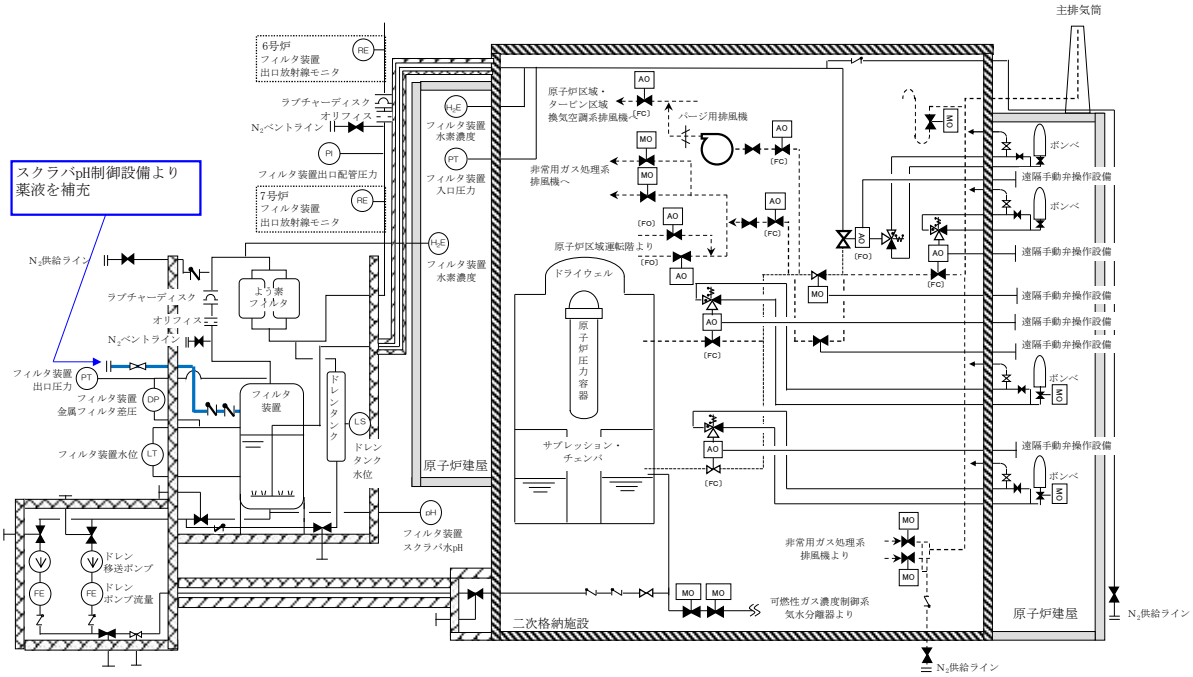
第 9 図　メタルホース敷設範囲図（7 号炉）

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

第 10 図　メタルホース敷設範囲図（6 号炉）

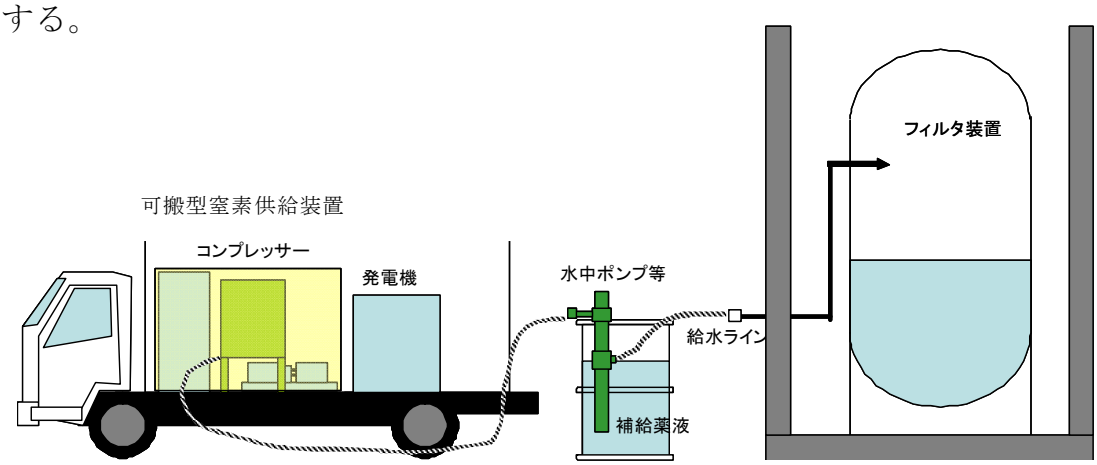
別紙 24　スクラバ水の pH 調整方法について

ベントガスに含まれる水蒸気の凝縮によりフィルタ装置内のスクラバ水位が上昇した場合，スクラバ水に含まれる薬液が凝縮水により薄まるため，スクラバ水の pH 値が低下する。pH 値が規定値よりも低くなった場合には，第 1 図に示すように給水ラインを用いて外部よりスクラバ水へ薬液を補充する必要がある。



第 1 図　薬液注入箇所

薬液を補充する方法については，第 2 図に示すように，可搬型窒素供給装置の空気圧力にて空気駆動水中ポンプ等を用いてフィルタ装置内に薬液を注入する。補充する薬液濃度は，スクラバ水内の初期濃度よりも十分に濃度の高いものとし，必要な補充量についてはフィルタ装置水位により予め算出した量を補充するものとする。



第 2 図　スクラバ水 pH 制御設備概要図（案）

薬液を貯留するタンク及び水中ポンプ等の資機材は可搬式として薬液補充が必要な時期までに予め給水口付近まで運搬して待機するものとする。また，補充する薬液については，高濃度の薬液を予め用意しておき，必要となる時期までに必要量をタンク内に準備する。

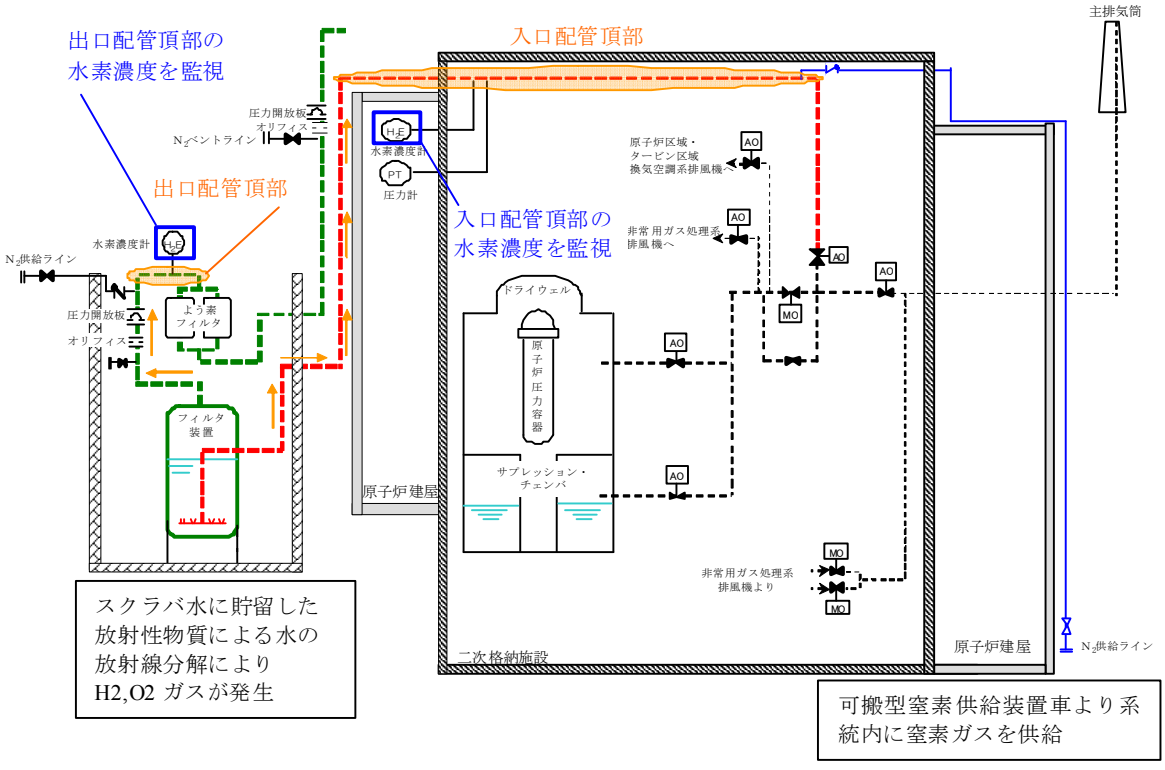
別紙 25　窒素ガス置換に対する考え方について

1．格納容器圧力逃がし装置への水素滞留可能性について

ベント実施直後には原子炉格納容器内でジルコニウムー水反応によって発生した水素がベントガスとともに格納容器圧力逃がし装置を通じて系外へ放出される。このときのベントガスのモル組成としては水蒸気及び水素，窒素が支配的であり，酸素はほとんど含まれていない。ベント実施前は予め系統内は窒素置換されており，ベントガスに含まれる水素濃度が高くても可燃限界に達することはない。

ベント実施中においては原子炉格納容器内及びフィルタ装置内へ放出された放射性物質により水の放射線分解によって発生する水素・酸素が系統内へ放出される。ただし，常にガス流れがあること，及びベントガス中のモル組成としては水蒸気が支配的であるため，系統内が可燃限界に達することはない。また，配管内で他系統への隔離弁によって閉塞する箇所のうち，水素滞留の可能性がある箇所については別紙 19 に示すベントラインを設置することで，局所的に水素・酸素濃度が上昇しないように配慮している。

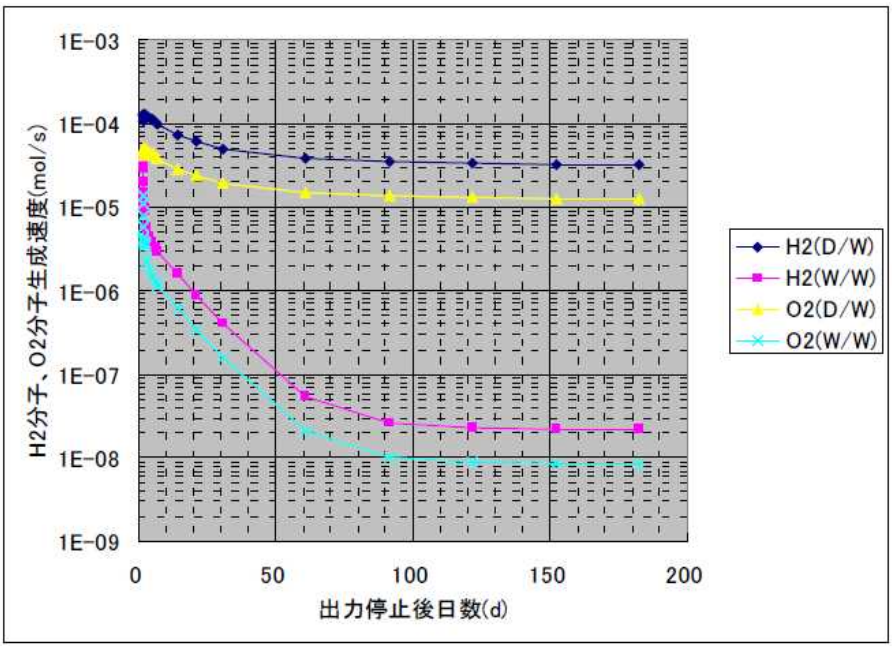
ベント停止後にベント弁を閉じた後は，系統内にガス流れが無くなるため，スクラバ水内に蓄積された放射性物質による水の放射線分解によって発生した水素・酸素が系統内に滞留する。水素は分子量が小さいため，浮力により上部へ移行して，時間とともに系統内配管頂部に蓄積する。（第 1 図）



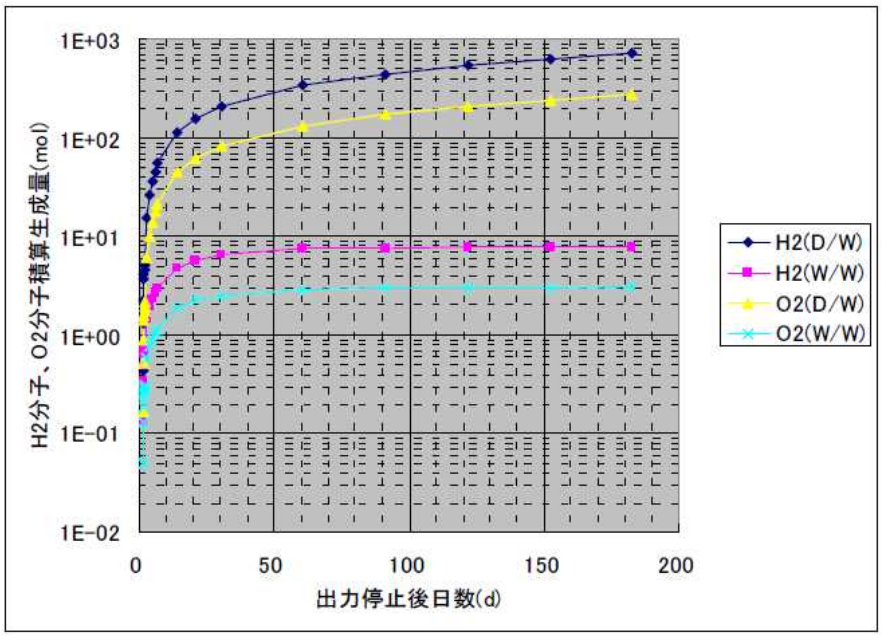
第 1 図　スクラバ水内での水素・酸素の発生系統図

2. スクラバ水で発生する水素・酸素により系統内が可燃限界となるまでの評価

ベント実施時において，スクラバ水内に蓄積された放射性物質の影響により，水の放射線分解にて発生する水素・酸素の生成速度及び積算生成量について評価を行った。ベントシナリオとしては大 LOCA+SBO+全 ECCS 機能喪失シナリオとし，38 時間後に W/W 及び D/W よりベントを行った条件とした。評価結果を第 2 図及び第 3 図に示す。



第 2 図　スクラバ水内での水素・酸素分子の生成量速度



第 3 図　スクラバ水内での水素・酸素分子の積算生成量

なお，水素・酸素分子の生成量を算出するにあたって，有効性評価の補足説明資料「G 値について」にて紹介されている電力共同研究「事故時放射線分解に関する研究」にて実測された照射開始から短時間経過後の実効 G 値のうち，最も大きい実効 G 値※1 である以下の値を用いた。

$G(H_2) = 0.36(10^{-2}eV)$，$G(O_2) = 0.14(10^{-2}eV)$

※1 上記の値は FCS の性能解析に用いることを目的として設定した環境条件下での G 値の測定結果である。有効性評価の補足説明資料「G 値について」で示したとおり，G 値は重大事故等時の環境下では上記の値よりも低いという実験結果が得られている。このため，今回の評価において FCS の性能解析条件下での G 値を用いることは保守的な扱いになっているものと考える。

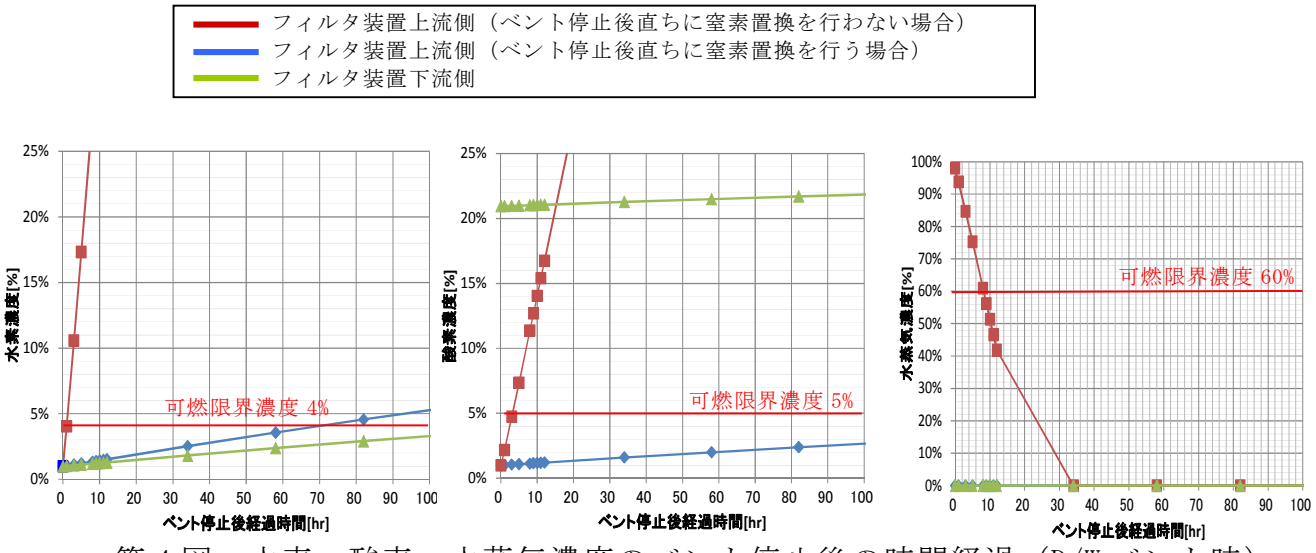
上記をもとに，ベント停止後に系統内の水素及び酸素が可燃限界濃度となるまでの概略時間について計算を行った。可燃限界の基準としては，水素 4%以上，酸素 5%以上，水蒸気 60%以下とした。なお，保守的な条件として，系統内の水蒸気が外気温度まで冷却されて凝縮する時間は考慮せず，ベント停止後直ちに水蒸気は凝縮したものとする。

評価条件を第 1 表，評価結果を第 4 図及び第 5 図に示す。

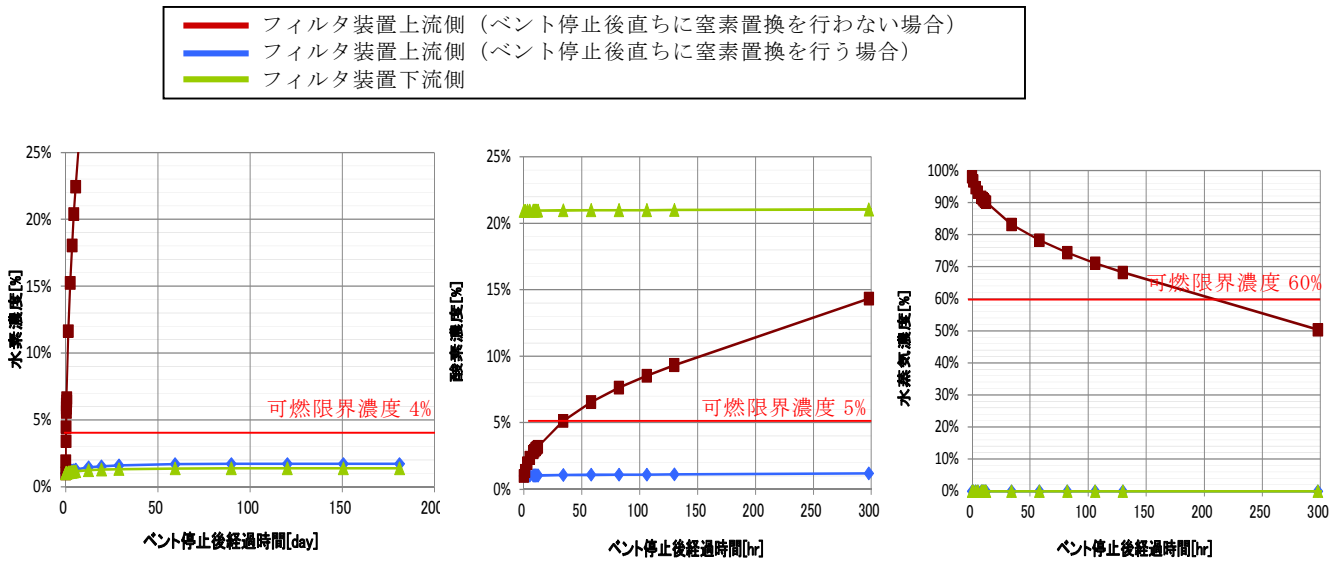
第 1 表　評価条件一覧

評価対象	主な評価条件
フィルタ装置上流側（ベント停止後直ちに窒素置換を行わない場合）	・隔離弁を閉止後に窒素置換を行わず，系統内配管での放熱によってベントガスに含まれていた水蒸気が凝縮してフィルタ装置上流側配管が負圧（46℃で約 0.1atm）になることにより，スクラバ水がフィルタ装置上流側配管に約 9m 吸い上げられたと仮定した。 ・系統内の気体のモル組成として，水素と酸素以外は全て水蒸気と仮定した。また，初期の系統内の気体条件として，水素 1%，酸素 1%が系統内に存在すると仮定した。 ・スクラバ水に蓄積された FP によって水素・酸素が発生する範囲としては，フィルタ装置内の配管からフィルタ装置上流側配管の水面までの範囲とした。 ・スクラバ水位はノズル上端から 0.5m と仮定し，吸い上げにより下限水位を下回らないものとした。 ・水素，酸素が蓄積する範囲としては，保守的に水面から真上の第一エルボまでの小さな空間で評価した。

評価対象	主な評価条件
フィルタ装置上流側 （ベント停止後直ちに窒素置換を行う場合）	・隔離弁を閉止後に窒素置換を行い，フィルタ装置上流側配管が窒素で置換（1atm）されたと仮定した。（スクラバ水がフィルタ装置上流側配管に吸い上げられることはない） ・系統内の気体のモル組成として，水素と酸素以外は全て窒素と仮定した。また，初期の系統内の気体条件として，水素1%，酸素 1%が系統内に存在すると仮定した。 ・スクラバ水に蓄積された FP によって水素・酸素が発生する範囲としては，フィルタ装置内の配管からフィルタ装置上流側配管の水面までの範囲とした。 ・スクラバ水位はスクラバノズル上端部から 2.5m（上限水位）と仮定し，水素，酸素が蓄積する範囲としては，保守的に水面から真上の第一エルボまでの小さな空間で評価した。
フィルタ装置下流側	・隔離弁を閉止した後に窒素置換を行わないことと仮定した。 ・スクラバ水位はノズル上端から 2.5m（上限水位）と仮定した。 ・保守的に狭い空間体積への水素・酸素ガスの蓄積を評価することとし，フィルタ装置気層部から下流側配管への水素・酸素ガスの拡散が起こらないものと仮定して評価を行った。 ・フィルタ装置下流部はラプチャーディスクが開放されていることから，初期ガス組成としては，空気 1atm とした。



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



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

評価を行った結果，ベント停止後直ちに窒素置換を行わない場合では，D/W ベントの場合は約 8 時間後，W/W ベントの場合は約 9 日後にフィルタ装置上流側の水蒸気濃度が 60%以下となり，可燃限界に達した。

一方で，ベント停止後直ちに窒素置換を行う場合では，D/W ベントの場合では約 6 日後にフィルタ装置下流側の水素濃度が 4%以上（酸素濃度は大気開放のため 5%以上）となり，可燃限界に達した。W/W ベントの場合では，180 日後でも可燃限界に到達することはなかった。

3. 窒素置換完了までの所要時間について

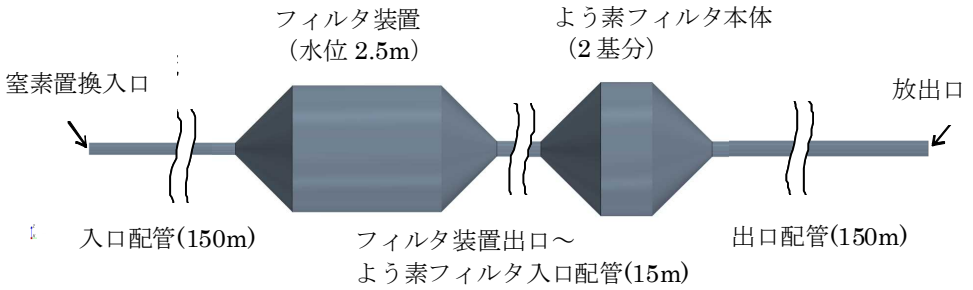
格納容器圧力逃がし装置の簡略化したモデルにおいて，可搬型窒素供給装置を用いて系統内に蓄積した水素を窒素置換し，水素濃度が可燃限界濃度以下となるのに必要な時間を評価した。

評価条件を第 2 表，評価モデルを第 6 図に示す。

第 2 表　評価条件

項目	値
使用コード	汎用流体計算コード STAR-CCM+ Ver.8.04
窒素供給装置流量	70 Nm^3/h※
窒素供給装置ガス組成	窒素 99%，酸素 1%
系統内初期ガス組成	窒素 91%，酸素 5%，水素 4%
FV 系統モデル	・第 6 図参照 ・強制対流と濃度差に伴う混合ガスの相互拡散を考慮する。

※　可搬型窒素供給装置の窒素供給能力としては，純度 99%以上の窒素ガスを，70 Nm^3/h の流量にて供給可能である。



第 6 図　窒素置換評価モデル

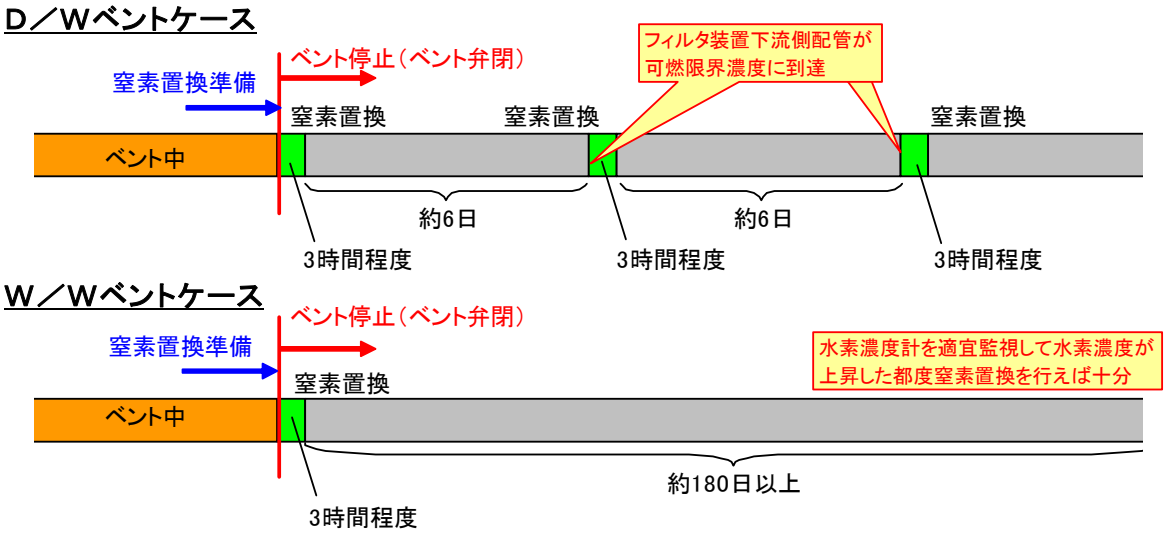
上記条件にて系統内の水素濃度の時間的変化の評価を行った結果，約 3 時間程度で系統内全域において濃度が 1%を下回った。以上より，可搬型窒素供給装置は系統内が可燃限界に達した状態から約 3 時間程度で水素濃度を 1%まで下げる能力を有している。

4. 窒素置換を間欠的に行う場合の妥当性について

窒素置換が完了後に窒素置換作業を停止し，次回窒素置換を開始するまでの時間余裕について評価を行った。その結果，D/W ベントの場合は約 6 日後に可燃限界に達したが，W/W ベントの場合は約 180 日以上可燃限界に達することはなかった。したがって，間欠的に窒素置換を行うことは可能である。

間欠的に窒素置換を行う際の，窒素置換を停止する際の判断基準としては，前述の評価に基づき，系統内配管頂部に設置されている水素濃度計により監視を行い，可搬型窒素供給装置の窒素供給能力（70Nm^3/h において窒素濃度 99%），ならびに水素濃度計の誤差を考慮して，規定時間窒素置換を実施し，その上で水素濃度が 2%以下になった時点で窒素置換を停止する。

以上をもとに，窒素置換を間欠的に実施する運用に関してを第 7 図に示す。ベント停止においては，直ちに窒素置換を開始できるよう，予め可搬型窒素供給装置の配備を行っておき，ベント停止後直ちに窒素置換を開始する運用とする。また，窒素置換完了後には水素濃度計にて水素濃度を監視しつつ，水素濃度が上昇した場合には間欠的に窒素置換を行うこととする。

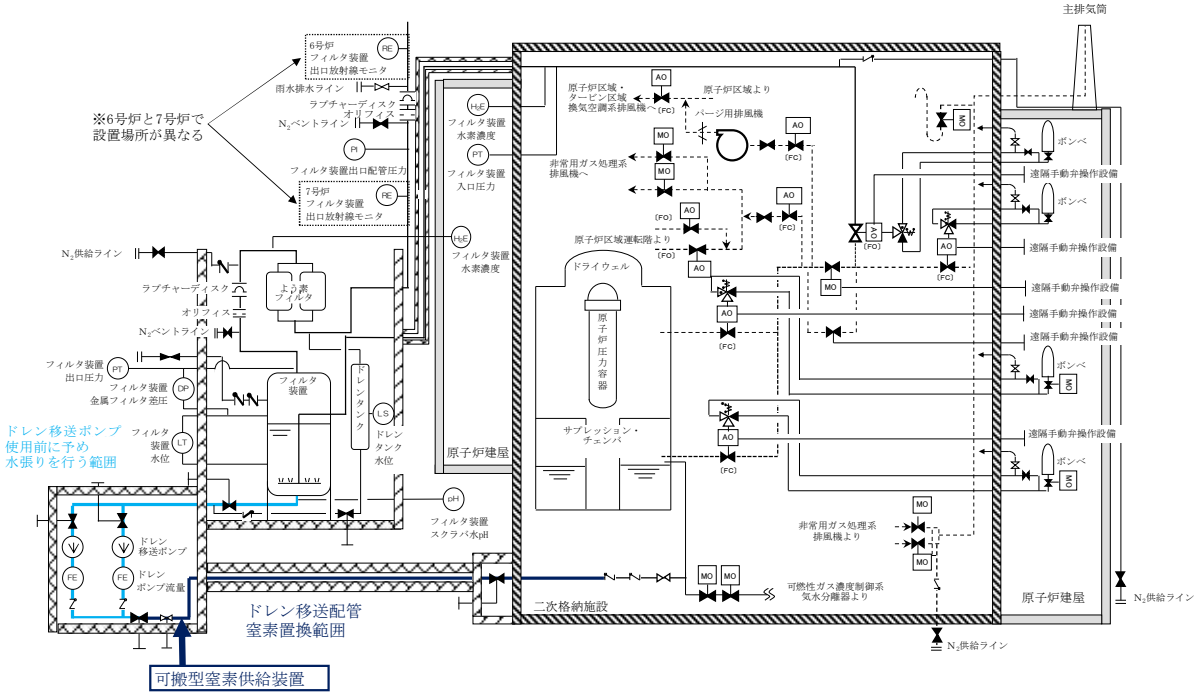


第 7 図　ベント停止後の間欠的な窒素置換運用

別紙 26 ドレン移送ライン使用時における原子炉格納容器内への空気流入影響について

ドレン移送ラインについては，第１図のように可燃性ガス濃度制御系配管を通じてサプレッション・チェンバに接続されている。ドレン移送ポンプを用いてスクラバ水をサプレッション・チェンバへ移送した際には，ドレン移送ポンプ下流側配管のうち水張りを行っていない範囲の空気がスクラバ水と同時にサプレッション・チェンバへ流入する。サプレッション・チェンバ内の水素濃度が高い状態でスクラバドレン水を移送した場合には，流入した空気に含まれる酸素と水素が合流してサプレッション・チェンバ内で局所的な水素燃焼を生じることが懸念される。

したがって，点検停止中に予めドレン移送ライン（ポンプ出口側隔離弁～原子炉格納容器隔離弁間）の窒素置換をしておくことにより，スクラバドレン水移送時においてもサプレッション・チェンバ内に酸素が流入しない運用とする。



第１図　ドレン移送ライン窒素置換範囲系統図

別紙 27　スクラバ水の設定について

【待機時薬液濃度の設定】

水スクラバの無機よう素に対する DF を 1000 以上とするためには，スクラバ水の pH を□以上とする必要がある。そのため，スクラバ水の薬液として NaOH を添加することとしている。

一方，格納容器ベント中は，以下の 3 つの要因によりスクラバ水の pH は酸性側にシフトする。

（スクラバ水 pH を低下させる要因）

① 原子炉格納容器からの酸性物質の飛来に伴う水酸化物イオンの消費
② 無機よう素のイオン化に伴う水酸化物イオンの消費
③ ベントガスに含まれる水蒸気の凝縮によるスクラバ水量の増加に伴う希釈

フィルタ装置待機時のスクラバ水薬液濃度は，これらの要因を考慮しても pH が□以上を維持できるよう設定する必要がある。

そこで，①～③の要因による水酸化物イオンの消費，希釈量を評価する。

① 原子炉格納容器からの酸性物質の飛来に伴う水酸化物イオンの消費

格納容器ベント実施に伴い，原子炉格納容器内の酸性物質の一部がスクラバ水に流入する。原子炉格納容器内で発生する主な酸性物質については NUREG/CR-5950 にて検討がなされており，その発生源として燃料（核分裂生成物），サプレッション・プール水及び溶存窒素，原子炉格納容器内のケーブル，原子炉格納容器下部コンクリートが挙げられている。また，これに加え，原子炉格納容器内の塗料についても成分元素に窒素が含まれており，硝酸の発生源となる可能性がある。格納容器内で発生する主な酸性物質を第 1 表に示す。

以下では，第 1 表に示す酸性物質のうち格納容器内での発生量が多くなると考えられる原子炉格納容器内のケーブルから発生する酸性物質，サプレッション・プール水中で発生する硝酸，原子炉格納容器下部コンクリートから発生する二酸化炭素について検討を行い，スクラバ水への酸性物質の流入量を評価した。

評価の結果，スクラバ水に流入する酸性物質として影響が支配的になると考えられるのは，原子炉格納容器内のケーブルから発生する酸性物質であり，原子炉格納容器からスクラバ水への流入量は HCl で 330[mol]となった。この酸を中和するため，水酸化物イオンは 330[mol]消費される。

第 1 表　格納容器内で発生する主な酸性物質

発生源	酸性物質
燃料（核分裂生成物）	よう化水素（HI）
サプレッション・プール水及び溶存窒素	硝酸（HNO_3）
原子炉格納容器内のケーブル	塩化水素（HCl）
原子炉格納容器下部コンクリート（溶融炉心落下時）	二酸化炭素（CO_2）
原子炉格納容器内塗料	硝酸（HNO_3）

a. 原子炉格納容器内のケーブルから発生する酸性物質

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

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

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

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

$$Q = q_1 \times 1/(DF_1 \times DF_2)$$
$$= 33000 \times 1/(10 \times 10)$$
$$= 330[mol]$$

Q：HCl の流入量[mol]
q_1：熱分解による HCl 発生量(33000)[mol]
DF_1：格納容器内スプレイによる除去係数（10：CSE 試験に基づき設定）[-]
DF_2：サプレッション・チェンバでのスクラビングによる除去係数
（10：発電用軽水型原子炉の安全評価に関する審査指針（平成 2 年 8 月 30 日 原子力安全委員会決定 一部改訂 平成 13 年 3 月 29 日 原子力安全委員会））[-]

b. サプレッション・プール水中で発生する硝酸

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

大 LOCA＋SBO＋全 ECCS 機能喪失においては，サプレッション・プール水中での硝酸の発生量は 7 日間で 1000[mol]程度と評価しているが，①生成される場所がサプレッション・プール水中であること，②硝酸は揮発しにくい性質を持つことから，原子炉格納容器気相部への硝酸の移行量は小さいものと考えられる。

このことから，スクラバ水への硝酸の移行量は小さく，前述の塩酸の移行量と比べ無視しうる程度と考えられる。

c. 原子炉格納容器下部コンクリートから発生する二酸化炭素

溶融炉心・コンクリート相互作用発生時において，原子炉格納容器下部コンクリートから二酸化炭素が発生した場合，二酸化炭素は水中で水と結合し酸性物質である炭酸（H_2CO_3）が生成される。

柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉の事故進展解析においては，溶融炉心・コンクリート総合作用発生時においても，二酸化炭素の発生量は無視しうる程度と評価している。※1 このことから，スクラバ水への二酸化炭素の流入量は小さく，前述の塩酸の移行量と比べ無視しうる程度と考えられる。

※1 有効性評価「溶融炉心・コンクリート総合作用」を参照

② 無機よう素のイオン化に伴う水酸化物イオンの消費

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

$$3I_2+6OH^- \rightarrow 5I^-+IO_3^-+3H_2O$$

今，フィルタ装置に流入する無機よう素量は，5.22[mol]※2 と評価している。そのため，この無機よう素を捕捉するため，水酸化物イオン 10.44[mol]が消費される。

※2　無機よう素のフィルタ装置への流入量は，原子炉格納容器内での沈着や，サプレッション・チェンバでのスクラビング効果を考慮し，以下の式により評価する。ここで，よう素放出量の低減対策として導入した原子炉格納容器内 pH 制御については，その効果に期待しないものとした。

$$Q = q_0 \times F \times g \times 1/(DF_1 \times DF_2 \times DF_3) \times 1/M$$
$$= 29100 \times 1 \times 0.91 \times 1/(2 \times 10 \times 1) \times 1/254$$
$$\sim 5.22[mol]$$

Q：無機よう素のフィルタ装置への流入量[mol]

q_0：よう素の停止時炉内内蔵量(29100)[g]

F：よう素の原子炉圧力容器から原子炉格納容器内への放出割合（1）[-]

g：無機よう素の組成構成比（0.91：R.G.1.195）[-]

DF_1：原子炉格納容器内での沈着による除去係数（2：Standard Review Plan6.5.5）[-]

DF_2：サプレッション・チェンバでのスクラビングによる除去係数

（10：発電用軽水型原子炉の安全評価に関する審査指針（平成 2 年 8 月 30 日 原子力安全委員会決定 一部改訂 平成 13 年 3 月 29 日 原子力安全委員会））[-]

DF_3：ドライウェルスプレイによる除去係数(1)[-]

M：無機よう素の分子量（254）[-]

ベントガスに含まれる水蒸気の凝縮によるスクラバ水量の増加に伴う希釈

待機時のフィルタ装置には，スクラバノズル上端から 1[m]まで水を張っており，水量は 23670[l]である。ベントガスの凝縮により，スクラバ水の最大水位はスクラバノズル上端から 2.2[m]であることから，水量は 38750[l]へ増加する。そのため，スクラバの薬液濃度は 23670/38750=0.61 倍に希釈される。

ここで，フィルタ装置待機時のスクラバ水薬液濃度を[redacted][wt%]とする。スクラバ水の初期量は 23670[l]であるため，添加する NaOH の量は 23670×[redacted]=[redacted][kg]=[redacted] [mol]となる。

上記の①及び②による水酸化物イオンの消費量は 330+10.44=340.44[mol]であるため，これらの反応後，水酸化物イオンの残存量は[redacted]−340.44=[redacted][mol]となる。一方，③の最大水位におけるスクラバ水の量は 38750[l]である。そのため，水酸化物イオン濃度は[redacted]/38750=[redacted] [mol/l]となり，pH は[redacted]となる。

よって，フィルタ装置待機時のスクラバ水薬液濃度を[redacted][wt%]とすると，①②③の要因を考慮した後の pH は[redacted]となり，無機よう素の DF を 1000 以上とするために必要なスクラバ水の pH である[redacted]よりも十分に大きい。そのため，フィルタ装置待機時のスクラバ水薬液濃度は[redacted][wt%]（NaOH）とする。また，その時の pH は[redacted]となる。

【ラジオリシスによる pH の変化】

フィルタ装置スクラバ水は，スクラバ水に捕捉された放射性物質による放射線に晒される。この放射線により，スクラバ水が放射線分解し，pH が酸性側にシフトしてしまうと，期待する無機よう素除去性能を達成できなくなる可能性がある。

そこで，放射線分解シミュレーションにより，スクラバ水に想定される高温の放射線照射環境下において,スクラバ水の pH がどのように変化するかの評価を実施した。評価の条件を第 2 表に示す。

第 2 表　放射線分解シミュレーション条件一覧表

項目	条件
評価コード	・FACSIMILE
設定条件	・水の放射線分解収量，分解生成物の反応式リスト，反応速度定数 ：文献 [1] より設定 ・高温での水酸化ナトリウム解離定数 ：文献 [2] より設定.
スクラバ水の条件	【ケース 1：スクラバ水温 100℃】 ・スクラバ水温度：100℃ ・雰囲気：脱気 ・スクラバ水吸収線量率：10kGy/h※1 ・照射時間：7 日間 ・初期 pH：12.5（25℃における値） 【ケース 2：スクラバ水温 200℃】 ・スクラバ水温度：200℃ ・雰囲気：脱気 ・スクラバ水吸収線量率：10kGy/h※1 ・照射時間：7 日間 ・初期 pH：12.5（25℃における値）

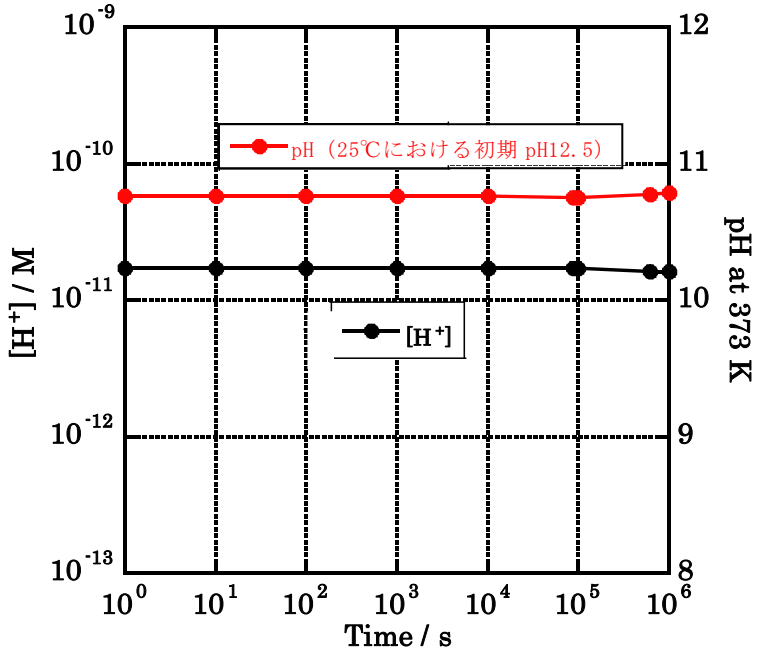
文献 [1]：A. J. Elliot, AECL 153-127160-450-001 (2009)

文献 [2]：Kiwamu Sue et al., J. Supercrit. Fluids, 28, 287-296 (2004)

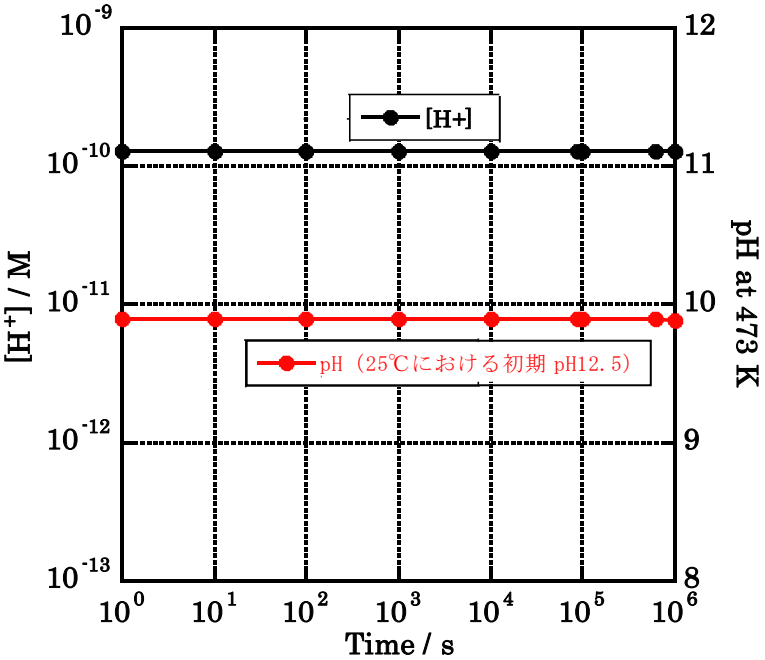
※1 大 LOCA＋SBO＋全 ECCS 機能喪失，D/W ベントシナリオにて想定される線量率の約 10 倍

第 2 表の条件にて放射線分解シミュレーションを実施したところ，スクラバ水 pH の時間推移は第 1 図，第 2 図の通りとなった。第 1 図，第 2 図より，いずれのケースにおいても，H^+濃度はほとんど変化しておらず，そのためスクラバ水の pH もほとんど変化しないことがわかった。

よって,スクラバ水の放射線分解による pH の変化はほとんど生じないことから，スクラバ水の放射線分解がフィルタ装置の無機よう素の捕捉性能に与える影響はない。



第 1 図　スクラバ水 pH の時間推移（スクラバ水温 100℃）



第 2 図　スクラバ水 pH の時間推移（スクラバ水温 200℃）

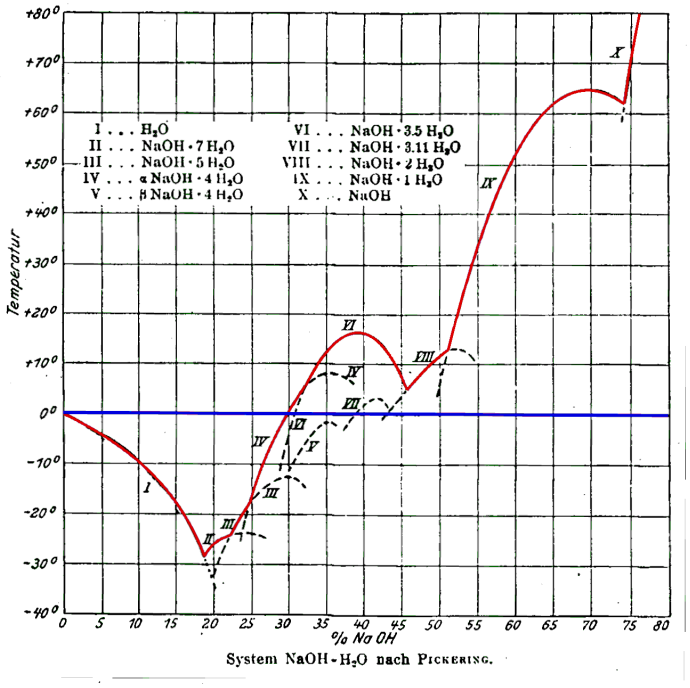
枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

【薬液の劣化・濃度均一性】

フィルタ装置スクラバ水に添加する NaOH の水系の相平衡については,『Gmelins Handbuch der anorganischer Chemie,Natrium,8 Auflage,Verlag Chemie,Berlin 1928』より，第 3 図の通り示されている。第 3 図より，フィルタ装置スクラバ水の添加濃度である NaOH [redacted] [wt%]では,水温が 0℃以上であれば相変化は起こらない（つまり析出することはない）ことがわかる。フィルタ装置は保温材を敷設してあり，スクラバ水は 0℃以上となる。よって，フィルタ装置待機中に NaOH が析出することはない。

また，NaOH は非常に安定な化学種であり，フィルタ装置待機中，フィルタ装置はラプチャーディスクより外界と隔離され，窒素雰囲気に置かれることから，フィルタ装置待機中において，薬液が変質することはない。

また，フィルタ装置を使用すると，スクラバノズルから噴射されるベントガスによりバブリングされ，NaOH は均一に拡散されると考えられる。



第 3 図　NaOH の水系相平衡図

【水位の設定】

スクラバ水の水位は，以下の理由から下限水位/上限水位を設定し，フィルタ装置使用中は，スクラバ水位が下限水位から上限水位までの範囲を逸脱しないよう水位の確認，調整を行う。

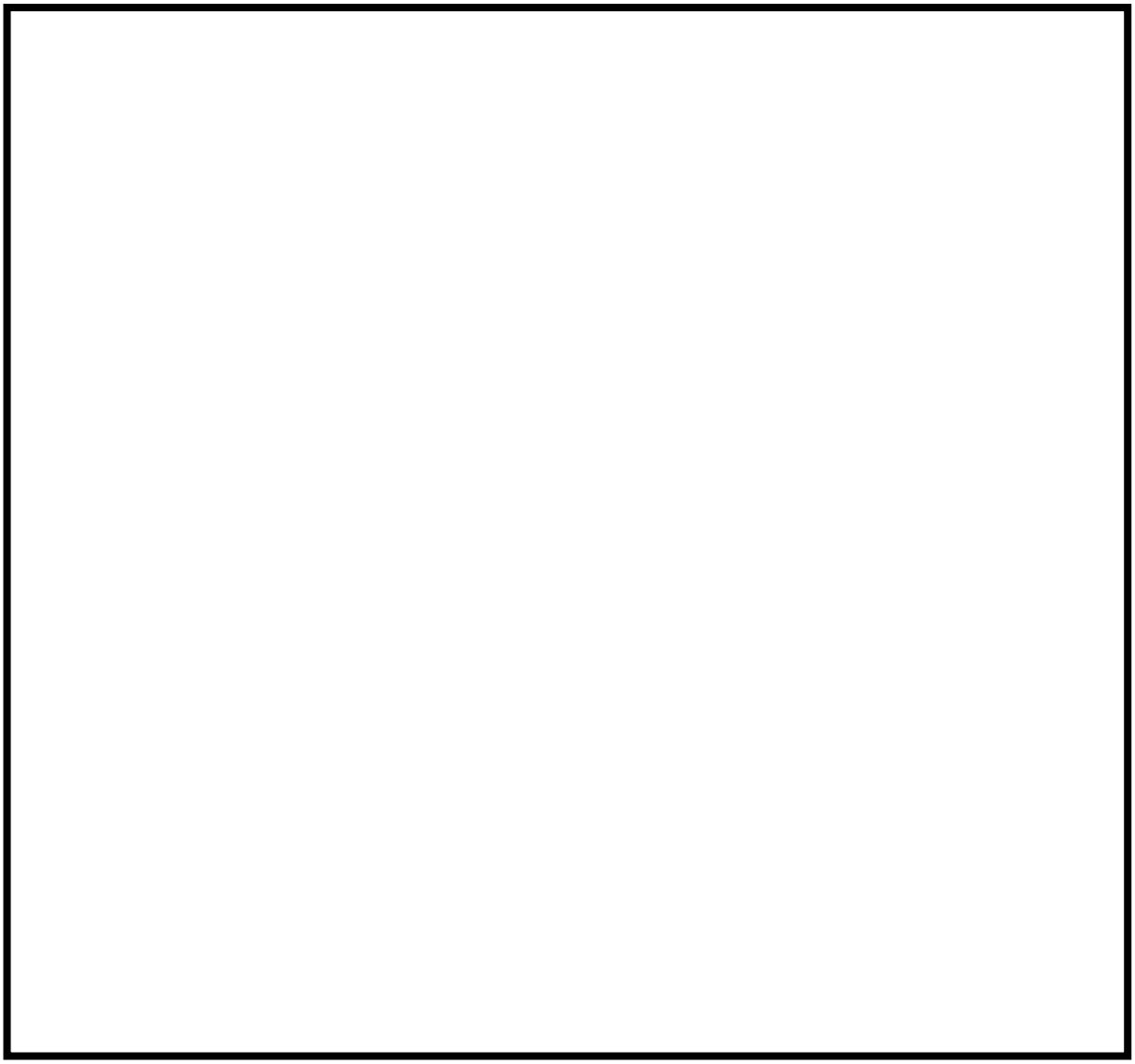
① 下限水位

・スクラバ水は，水位が高い方が DF は大きくなる。
・スクラバ水位がスクラバノズル上端から 0.5m 以上であれば，DF が目標性能を満足できることを確認している。
・そのため，水スクラバの下限水位を，スクラバノズル上端から 0.5m に設定する。

② 上限水位

・スクラバ水位が上昇し，ベントガスによるスクラバ水の吹き上がりが金属フィルタに到達すると，金属フィルタの有効面積が減少し，金属フィルタの差圧が上昇する。
・金属フィルタの差圧が上昇すると，金属フィルタドレン配管内の水位が上昇し，最悪の場合，金属フィルタドレン配管から金属フィルタ二次側へスクラバ水を噴出する。
・スクラバ水の噴出は，金属フィルタドレン配管下端が気相に露出するまで継続する。
・金属フィルタドレン配管下端の位置は，第 4 図の通り，スクラバノズル上端よりも低いため，水スクラバは機能喪失する。また，金属フィルタドレン配管を通じて，金属フィルタをバイパスしてガスが流れることから，金属フィルタも機能喪失する。そのため，フィルタ装置の機能が喪失する。
・スクラバ水の吹き上がり量，ならびにスクラバ水吹き上がりに伴う金属フィルタの差圧上昇については，以下の『スウェル試験』により確認し，その結果，上限水位をスクラバノズル上端から 2.2m に設定する。

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。



第4図　フィルタ装置構造図

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

（スウェル試験）

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

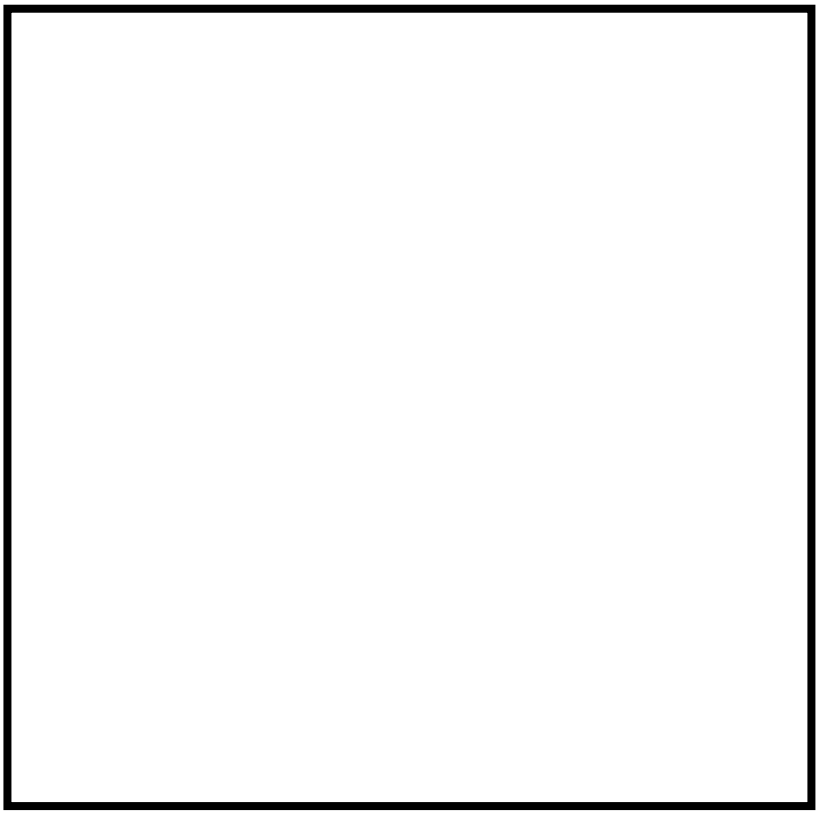
試験条件は第 3 表に記載の通り，実機と同じ高さの試験装置を用い，スクラバ水の水位を徐々に大きくし，スクラバ水の吹き上がり量を目視にて確認し，同時に金属フィルタの差圧を計測した。水の粘度が大きい方が，吹き上がり高さも高くなることから，保守的にスクラバ水を常温の状態とし，試験ガスは常温の空気を用いた。また，薬液による影響を考慮するため，スクラバ水に実機と同じく [redacted][wt%]の NaOH を溶解した。

第 3 表　スウェル試験条件一覧表

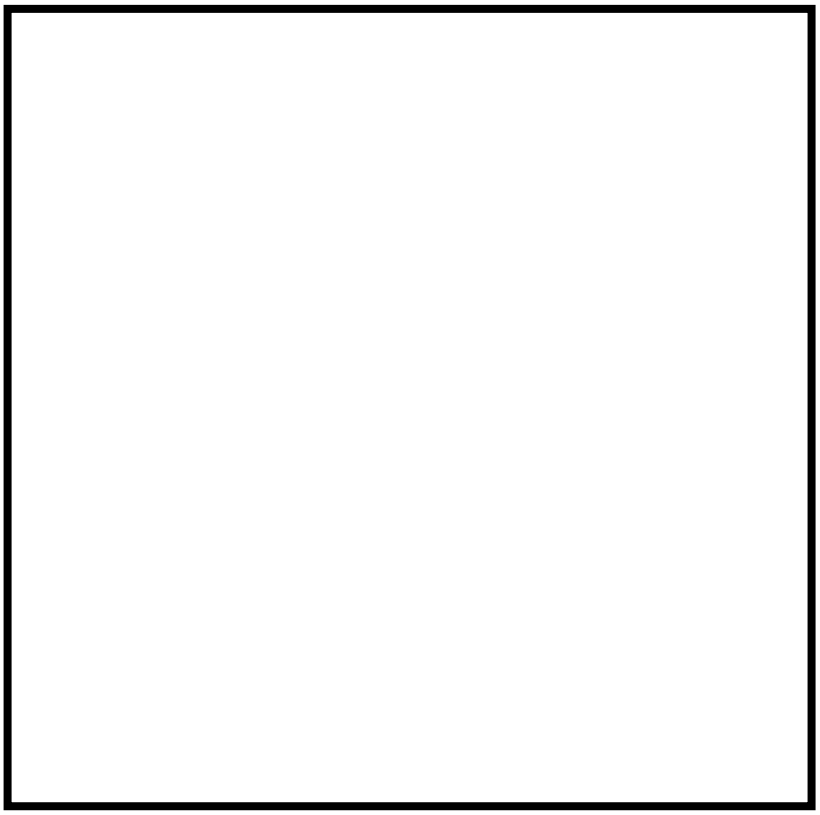
項目	条件
試験装置	・実機高さ試験装置 スクラバノズル本数は 1 本（実機は 140 本），断面積は実機の 1/140
試験ガス	・空気
ガス・スクラバ水温度	・常温
スクラバ水位	・1m，2m，2.1m，2.2m，2.3m，2.4m，2.5m （2Pd 相当流量試験時） ・2m，2.5m （最小流量相当試験時）
ガス体積流量	・2Pd 相当流量 ・最小流量相当
薬液濃度	・NaOH [redacted] wt%

上記条件にて試験を実施した結果，スクラバ水の吹き上がり量は第 5，6 図の通りとなった。第 5 図に示す通り，2Pd 相当流量（実機最大流量）においては，スクラバ水位 2.3m で吹き上がった水は金属フィルタ下端に到達し，それより高い水位では金属フィルタの一部が水没した。また，第 6 図の通り，最小流量相当では，スクラバ水位 2.5m でも吹き上がった水は金属フィルタ下端には到達しなかった。

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

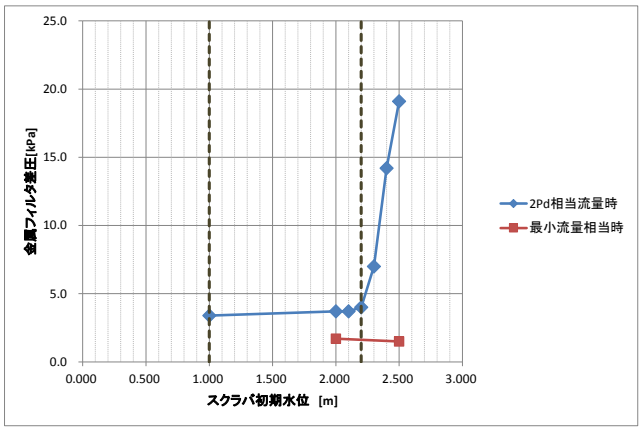


第 5 図　吹き上がり量目視確認試験結果（2Pd 相当流量時）



第 6 図　吹き上がり量目視確認試験結果（最小流量相当時）

また，金属フィルタの差圧は第 7 図の通りとなった。第 7 図に示す通り，2Pd 相当流量（実機最大流量）においては，水位が 2.3m以上となると金属フィルタの差圧が急上昇していることがわかる。そのため，やはり金属フィルタの一部が水没してしまうと，金属フィルタの差圧が上昇することを確認した。一方，最小流量相当では，スクラバ水位 2.5m でも金属フィルタの差圧上昇は認められなかった。



第 7 図　金属フィルタ差圧計測結果

以上より，水スクラバの上限水位は，実機最大流量時の吹き上がり高さを考慮して，スクラバノズル上端+2.2mに設定する。

一方，フィルタ装置が最大流量となるのは，原子炉格納容器圧力 2Pd にてベントを開始した直後であり，スクラバ水位は低い状態である。ベントガスの凝縮によりスクラバ水位が上昇して上限水位に到達する時には，ベント開始から十分時間が経過しており，ベントガスの流量は最大流量と比較して十分小さくなっている。

そのため，水スクラバの水位が高い状態と，ベントガスの流量が大きい状態を組み合わせて設定した上限水位は，非常に保守的である。

・

別紙 28　6 号炉と 7 号炉で放射線モニタ設置位置が異なることに対する考え方

放射線モニタの設置目的は，別紙 3 で示したとおり，配管の線量率(mSv/h)から放射性物質濃度(Bq/cm^3)を算出することである。

放射線モニタは 6 号炉の場合，ラプチャーディスク通過後に設置しており，7 号炉では，ラプチャーディスク通過前に設置してあるが，ラプチャーディスクは，原子炉格納容器からの排気圧力（0.62MPa [gage]）と比較して十分低い圧力（0.10MPa [gage]）で開放する設定としているため，6 号炉及び 7 号炉の設置位置でも放射線モニタで十分に計測することが可能である。そのため，放射線モニタの設置位置は,現場の施工性を考慮して上記のとおり設計している。

なお，ラプチャーディスクが開放したかどうかの判断については，圧力計で確認できる設計としている。

別紙 29　よう素捕捉時の化学反応による影響について

(1) 水スクラバによる無機よう素の捕捉

【化学反応熱】

水スクラバには，薬液として NaOH を □[wt%]溶解することにより，下記の化学反応式により，無機よう素をよう素イオンとして，水スクラバ中に捕捉する。

$$3I_2+6OH^- \rightarrow 5I^-+IO_3^-+3H_2O$$

上記の反応に伴う反応熱 Q_1 を標準エンタルピーより算出すると，Q_1 は以下の通りとなる。なお，無機よう素は固体状とガス状で標準エンタルピーが異なることから，それぞれの場合について反応熱 Q_1 を算出する。(化学便覧改訂 5 版基礎編Ⅱ 表 10.127 および表 10.139 より)

① 無機よう素が固体状の場合

$$3x[0]+6x[-230.015]=5x[-56.78]+1x[-221.3]+3x[-285.83]+Q_1$$

$$Q_1=-17.4[kJ/mol]$$

ここで，フィルタ装置に流入する無機よう素は 5.22[mol]と評価していることから，無機よう素の捕捉により生じる熱量 Q_2 は，以下の通りとなる。

$$Q_2=Q_1\times5.22$$
$$=-17.4\div3\times5.22$$
$$=-30.276[kJ]$$

② 無機よう素がガス状の場合

$$3x[62.438]+6x[-230.015]=5x[-56.78]+1x[-221.3]+3x[-285.83]+Q_1$$

$$Q_1=169.914[kJ/mol]$$

ここで，フィルタ装置に流入する無機よう素は 5.22[mol]と評価していることから，無機よう素の捕捉により生じる熱量 Q_2 は，以下の通りとなる。

$$Q_2=Q_1\times5.22$$
$$=169.914\div3\times5.22$$
$$=295.651[kJ]$$

一方，フィルタ装置には，事故後 1 ヶ月においても約 2.5[kg/s]の蒸気が流入する。なお，フィルタ装置に流入する蒸気が，保守的に大気圧の飽和蒸気であるとすると，蒸気の比エンタルピーは 2675.57[kJ/kg]となる。よって，事故後 1 ヶ月における，フィルタ装置への蒸気エネルギーの流入率 W_3[kJ/s]は以下の通りとなる。

$$W_3=2675.57\times2.5$$
$$=6688.92[kJ/s]$$

ゆえに，無機よう素が捕捉される際の熱量は，事故後 1 ヶ月後のフィルタ装置への蒸気流入量を想定したとしても，1 秒間に流入する蒸気のエネルギーに満たない非常に小さい熱量であることがわかる。そのため，無機よう素捕捉による熱

量がフィルタ装置の性能に与える影響はない。

【化学反応生成物】

無機よう素が反応するときの生成物は，フィルタ装置の性能に影響を与えるものではなく，可燃性物質もないことから，生成物の除去等特段の対応は不要である。

また，原子炉格納容器から塩化物の飛来が想定されるが，スクラバ水の水酸化ナトリウムと反応して NaCl が生成されるだけであることから，フィルタ装置の性能に影響を与えるものではない。

また，有機よう素はスクラバ水とは反応しないことから，有機よう素の飛来がフィルタ装置の性能に与える影響はない。さらに，フィルタ装置内の内部に塗装は施していないため，フィルタ装置内で有機よう素が発生することはない。

(2) 銀ゼオライト吸着材による有機よう素の捕捉

【化学反応熱】

よう素フィルタは，銀ゼオライト吸着材により，下記の化学反応式によって，有機よう素をよう化銀として，銀ゼオライト中に捕捉すると言われている。

[redacted]

上記の反応に伴う反応熱 Q_1 を標準エンタルピーより算出すると，Q_1 は以下の通りとなる。(化学便覧改訂 5 版基礎編Ⅱ 表 10.127，10.129 および表 10.133 より)

[redacted] +Q

$$Q_1=142.004[kJ/mol]$$

ここで，よう素フィルタに流入する有機よう素は 9.16[mol] (1.3[kg]) と評価していることから，有機よう素の捕捉により生じる熱量 Q_2 は，以下の通りとなる。

$$Q_2=Q_1\times 9.16$$
$$=142.004\times 9.16$$
$$=1300.757[kJ]$$

一方，よう素フィルタには，事故後 1 ヶ月においても約 2.5[kg/s]の蒸気が流入する。なお，よう素フィルタに流入する蒸気が，保守的に大気圧の飽和蒸気であるとすると，蒸気の比エンタルピーは 2675.57[kJ/kg]となる。よって，事故後 1 ヶ月における，よう素フィルタへの蒸気エネルギーの流入率 W_3[kJ/s]は以下の通りとなる。

$$W_3=2675.57\times 2.5$$
$$=6688.92[kJ/s]$$

ゆえに，有機よう素が捕捉される際の熱量は，事故後 1 ヶ月後のよう素フィルタへの蒸気流入量を想定したとしても，1 秒間に流入する蒸気のエネルギーに満たない非常に小さい熱量であることがわかる。また，よう素フィルタに流入する

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

蒸気により，この熱量はすぐに除去されると考えられる。そのため，有機よう素捕捉による熱量がよう素フィルタの性能に与える影響はない。

【化学反応生成物】

有機よう素が反応するときの生成物として，可燃性物質である[redacted]が生成されるが，この[redacted]はベントガスと共に窒素雰囲気となっている系統内を通過し，燃焼することなく系統外へ排出されることとなる。 そのため，よう素フィルタにおいて，有機よう素を捕捉する際に生成される[redacted]が，格納容器圧力逃がし装置に与える悪影響はない。なお，仮に有機よう素の反応が全て上式による場合，発生する[redacted]の量は[redacted](9.16[mol])となる。一方，ベントガスの蒸気流量は，事故後１ヶ月後においても約2.5[kg/s]となっている。そのため，発生する[redacted]の量は，ベントガスの蒸気流量に対して非常に微量である。

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

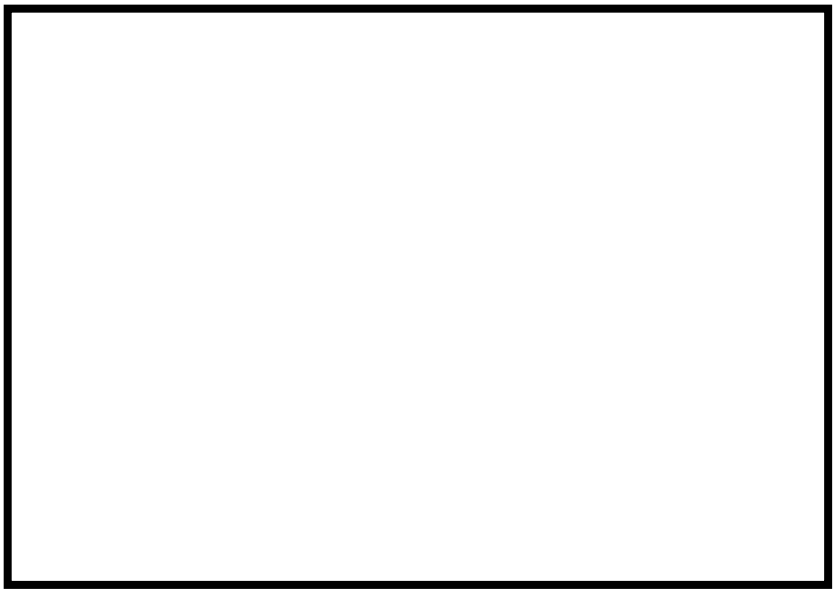
別紙 30　フィルタ装置の長期使用時の影響について

フィルタ装置を長期間使用した場合の影響として，フィルタ装置スクラバ水にエアロゾルを捕集したことによるスクラバ水性状変化による DF 性能への影響と，金属フィルタに捕捉されるエアロゾルによる閉塞，スクラバノズルの振動による脱落，さらに金属フィルタによう素が付着することによる腐食の影響について，以下の通り確認した。

1. スクラバ水性状変化による影響

水スクラバには，格納容器ベントに伴い飛来するエアロゾルが大量に捕捉される。エアロゾルには，水溶性のエアロゾルと非水溶性のエアロゾルがあり，エアロゾルを捕集することによりスクラバ水の性状が変化する。このスクラバ水の性状の変化が DF 性能に与える影響を確認するため，水溶性エアロゾルとして CsI を，非水溶性エアロゾルとして TiO_2 それぞれをスクラバ水に大量に投入して，水スクラバ単体の DF 性能試験を行い，エアロゾルを投入しない場合の DF 性能試験の結果と比較した。

試験は第 1－1 図に示す，アクリル試験装置を用いて実施した。試験条件を第 1－1 表に示す。また，実機に換算したエアロゾルの投入量を第 1－2 表に示す。第 1－2 表より，非常に大量のエアロゾルを投入したことがわかる。



第 1－1 図　試験概要図（スクラバ水性状影響確認試験）

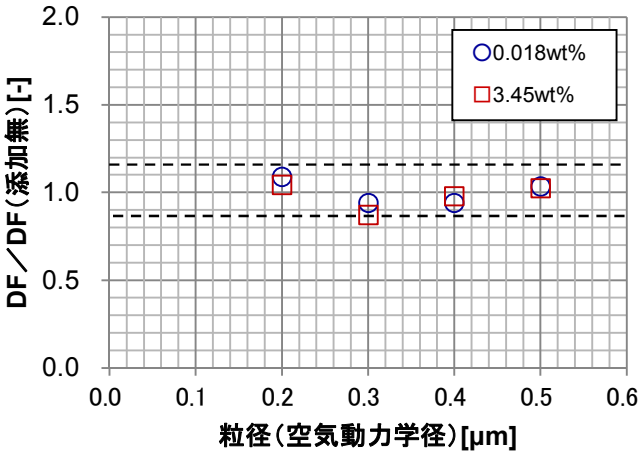
第 1－1 表　スクラバ水性状影響確認試験条件一覧表

項目	条件
試験装置	・アクリル試験装置
試験ガス	・空気
スクラバ水位	・1m
ガス・スクラバ水温度	・常温
ガス体積流量	・2Pd 相当流量 ・最小流量相当
スクラバ水への エアロゾル投入濃度	【CsI】 ・0.018wt% ・3.45wt% 【TiO_2】 ・0.019wt% ・3.67wt%
試験エアロゾル	・PSL

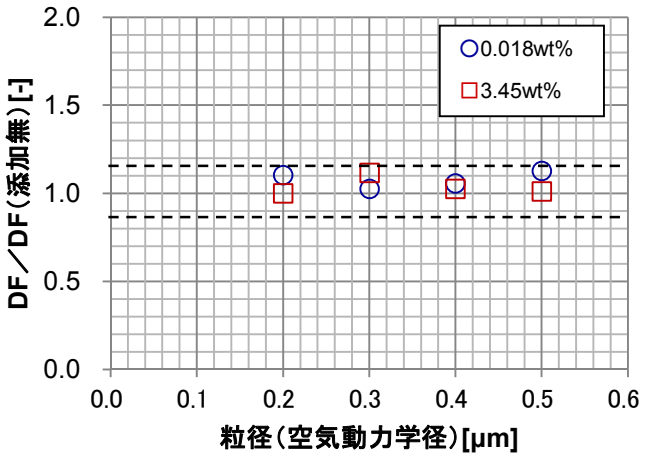
第 1－2 表　エアロゾル投入量実機換算値

試験投入濃度		実機換算量
CsI	0.018wt%	4.42kg
	3.45wt%	847.32kg
TiO_2	0.019wt%	4.66kg
	3.67wt%	901.35kg

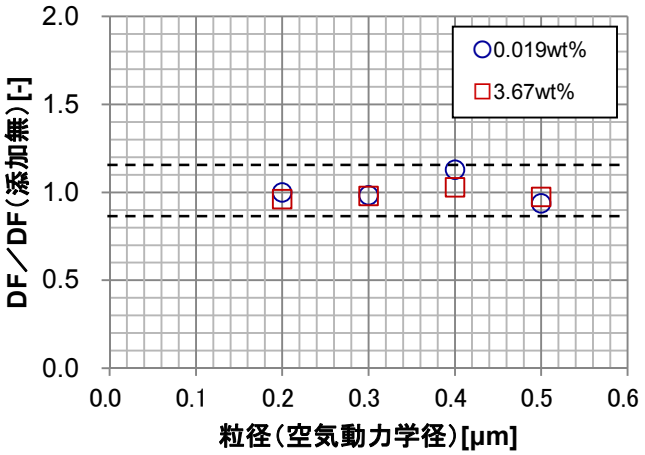
上記の条件にて試験を実施して DF を算出し，スクラバ水にエアロゾルを投入しない場合の DF との比を算出した結果，第 1－2～5 図の通りとなった。



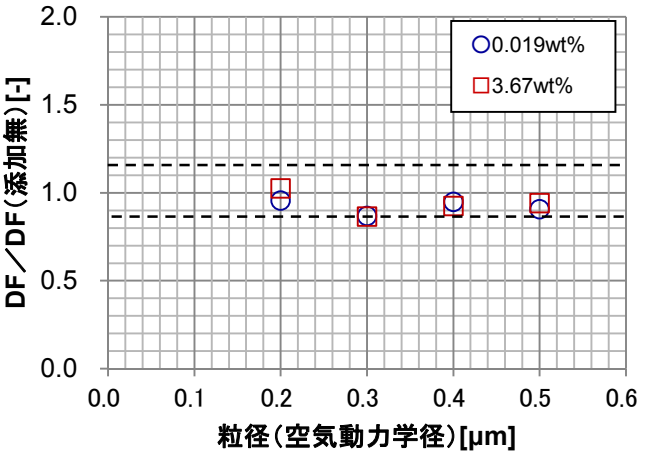
第 1－2 図　DF 比（CsI 投入，2Pd 相当流量）



第 1－3 図　DF 比（CsI 投入，最小流量相当）



第 1－4 図　DF 比（TiO_2 投入，2Pd 相当流量）



第 1－5 図　DF 比（TiO_2 投入，最小流量相当）

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

2.金属フィルタ閉塞

フィルタ装置へのエアロゾルの流入による，金属フィルタの閉塞評価を実施した。事故シナリオは，大 LOCA＋SBO＋全 ECCS 機能喪失シナリオと，MCCI が発生する高圧・低圧注水機能喪失シナリオ※1 とし，フィルタ装置へのエアロゾル流入量が大きい D/W ベントの場合を考慮した。

※1　フィルタ装置へのエアロゾル流入量の不確かさを考慮してもフィルタ装置が性能を発揮できることを確認するために，MCCI により，コンクリートエアロゾルが大量に発生するシナリオを想定した。このシナリオでは，原子炉圧力容器への注水及び下部ドライウェルへの事前水張りに全て失敗し，溶融炉心が下部ドライウェルに落下してから 1 時間後に初めて原子炉格納容器内（下部ドライウェル）に注水を開始するものとした。

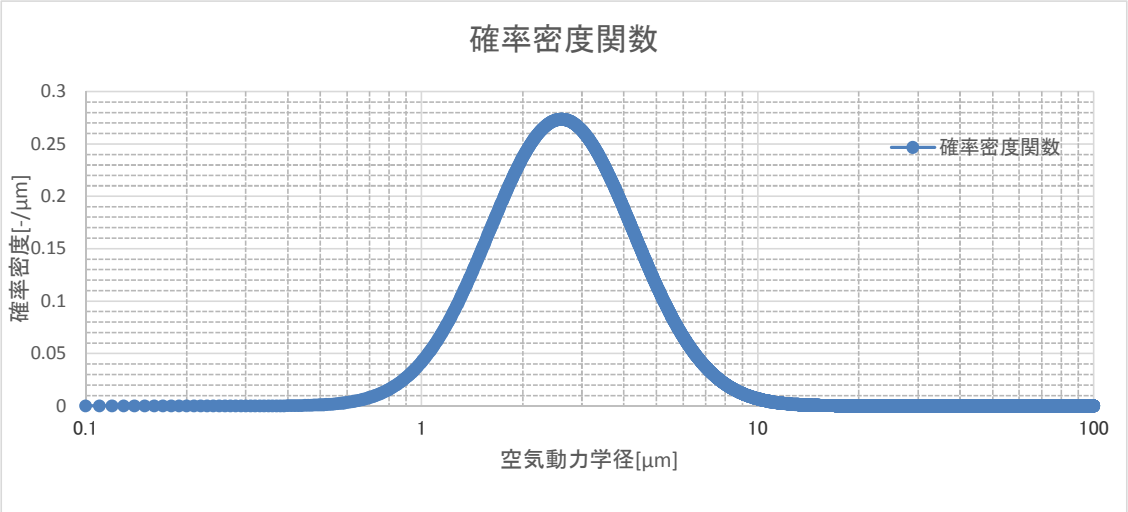
評価の手順は，以下の通りとなる。

① 各シナリオにおける，フィルタ装置に流入するエアロゾルの粒径分布と流入量（cm^3）を評価
② フィルタ装置に流入するエアロゾル粒径分布に対して，水スクラバ単体のオーバーオールの DF を算出
③ フィルタ装置に流入するエアロゾル量を水スクラバ単体のオーバーオール DF で除して，金属フィルタに流入するエアロゾルの量を算出
④ 金属フィルタに流入するエアロゾルの量と，金属フィルタに許容されるエアロゾル量と比較し，流入量＜許容量であることを確認する

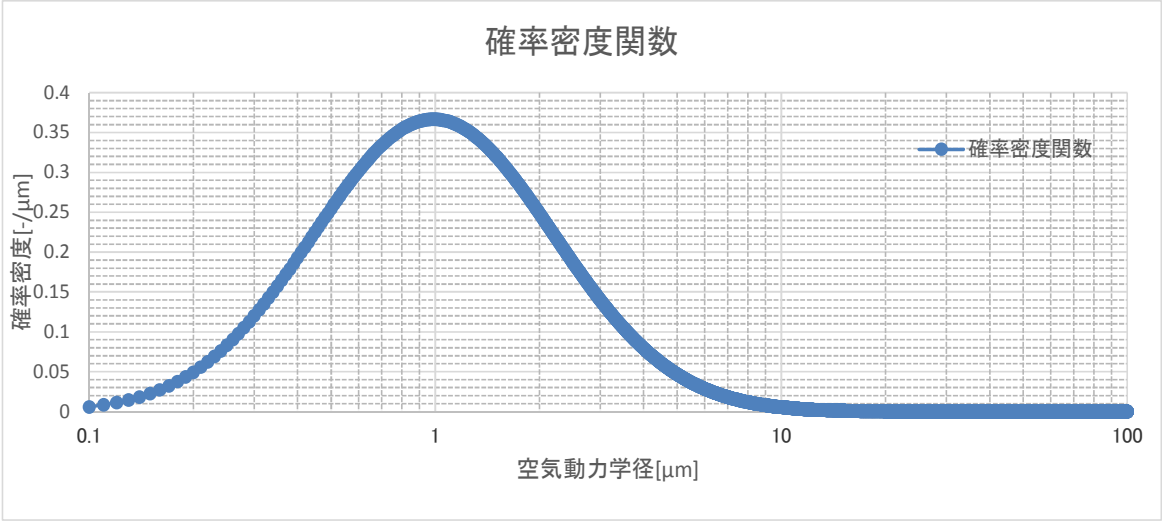
以下に評価結果を示す。

① フィルタ装置に流入するエアロゾル粒径分布と流入量

フィルタ装置に流入するエアロゾルの粒径分布は第 2－1，2 図の通りとなる。また，フィルタ装置に流入するエアロゾル量は第 2－1 表の通りとなる。



第 2－1 図　エアロゾル粒径分布（大 LOCA＋SBO＋全 ECCS 機能喪失，D/W ベント）



第 2－2 図　エアロゾル粒径分布（高圧・低圧注水機能喪失，D/W ベント）

第 2－1 表　エアロゾル流入量

シナリオ	エアロゾル流入量
大 LOCA＋SBO＋全 ECCS 機能喪失，D/W ベント	569.48 cm^3
高圧・低圧注水機能喪失，D/W ベント	10203.38 cm^3

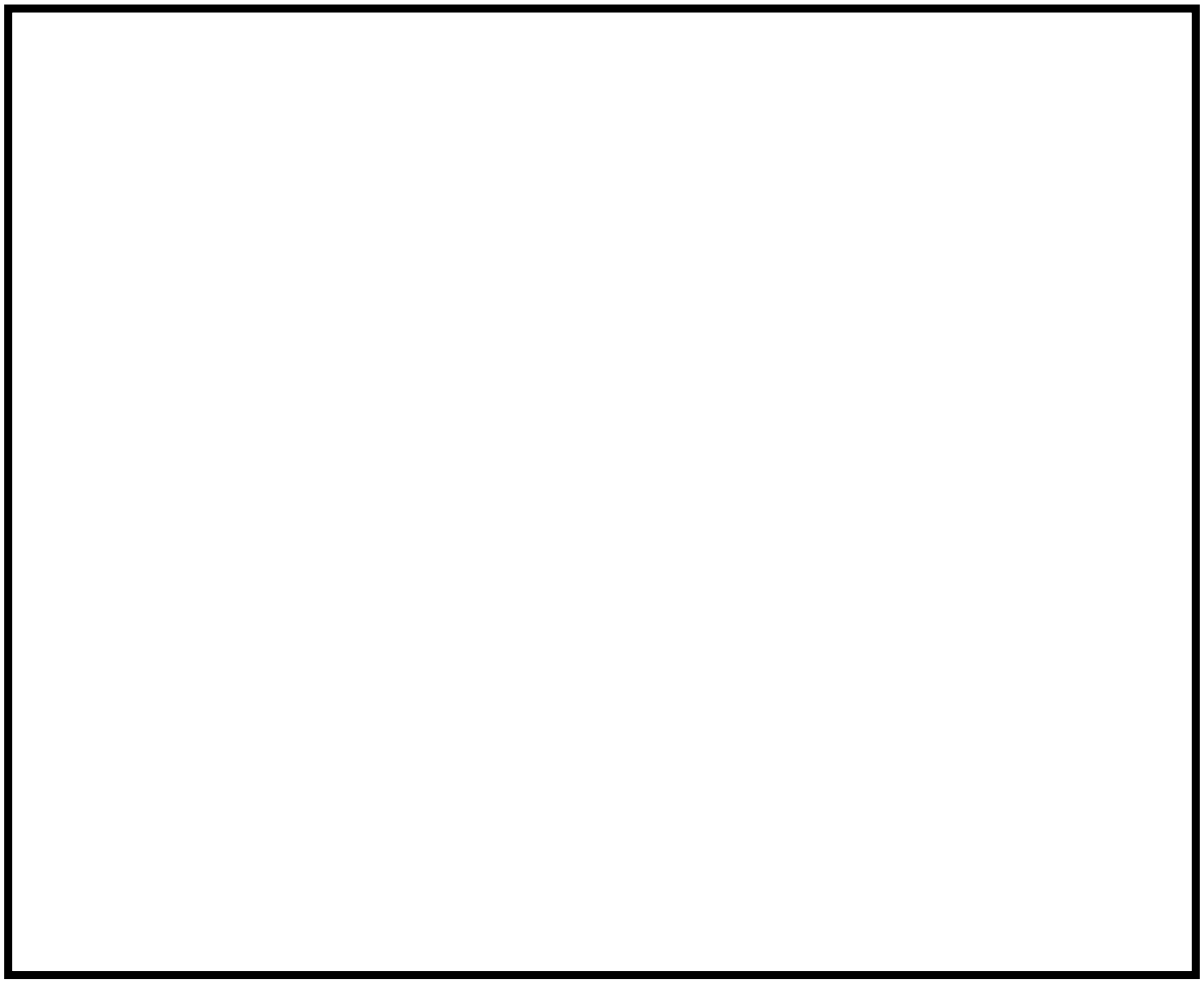
枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

② 水スクラバ単体オーバーオール DF

水スクラバオーバーオールの DF を評価するため，水スクラバ単体の DF 性能試験にて DF を評価した。

DF 性能試験は，実機により近い条件である蒸気を用いた場合にて実施した。なお，スクラバ水温は飽和温度とし，水蒸気の凝縮効果を見込まない保守的な条件とした。試験設備は第 2－3 図，試験条件を第 2－2 表に示す。なお，スクラバ水の薬液の影響を考慮し，スクラバ水に実機と同じ NaOH を　[wt%]溶解して試験を実施した。

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

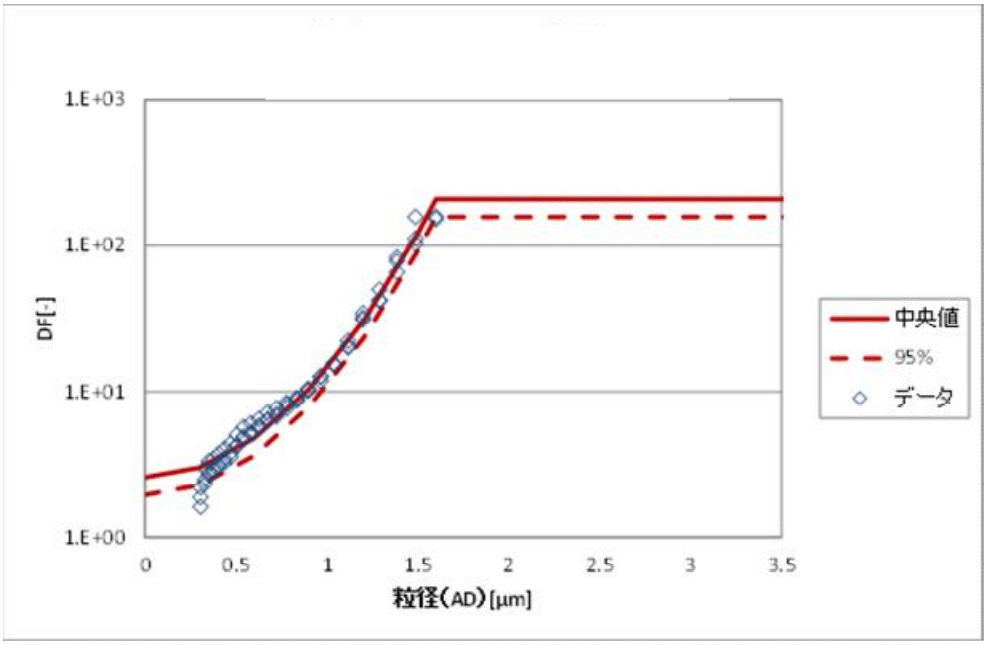


第 2－3 図　試験概要図（蒸気，水スクラバ性能試験）

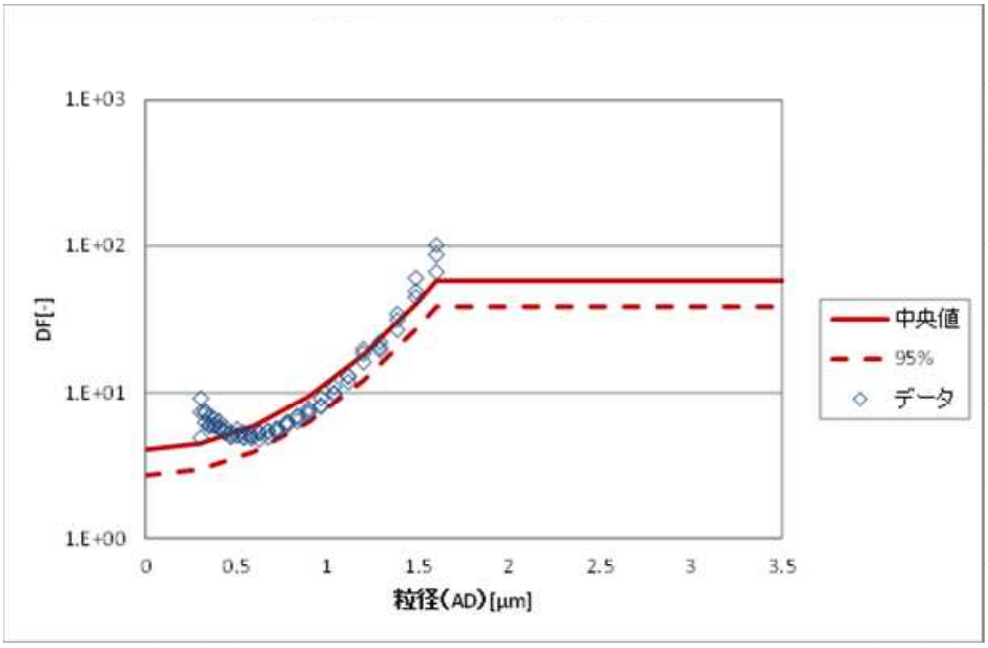
第 2－2 表　蒸気，水スクラバ試験条件一覧表

項目	条件
試験装置	・実機高さ試験装置
試験ガス	・蒸気＋空気（エアロゾル送気用） ・試験時蒸気割合：約 95%（2Pd 相当流量） 約 88%（最小流量相当）
スクラバ水位	・1m
ガス・スクラバ水温度	・約 100℃
ガス体積流量	・2Pd 相当流量 ・最小流量相当
薬液添加量	・NaOH □ wt%
試験エアロゾル	・TiO_2

上記の条件にて試験を実施した結果，蒸気試験における DF は第 2－4 図，第 2－5 図の通りとなった。なお，試験データプロットにはばらつきがあることから，これらデータプロットのフィッティングカーブを作成し，さらに 95%信頼区間の下限値を示すカーブを作成した。また，2Pd 相当流量，最小流量相当ともに約 1.5 μm，までのデータがあるが，それより大きい粒径範囲の DF については，非常に保守的な設定であるが，データがある最大の粒径における DF 値であるとした。このようにして作成した線を水スクラバ単体の DF 性能線とした。



第 2－4 図　水スクラバ性能試験結果（2Pd 相当流量）



第 2－5 図　水スクラバ性能試験結果（最小流量相当）

第 2－1 図，第 2－2 図の粒径分布に対して，第 2－4 図，第 2－5 図に示す水スクラバの DF 性能線を用いて，(1)式により水スクラバのオーバーオールの DF を算出すると，第 2－3 表の通りとなった。

$$DF_{total} = \frac{\int M(D_p) dD_p}{\int \frac{M(D_p)}{DF(D_p)} dD_p} \qquad (1)$$

DF(Dp)は，粒径 Dp におけるスクラバ水の DF

M(Dp)は，フィルタ装置に流入する粒径 Dp のエアロゾルの総質量

第 2－3 表　水スクラバオーバーオール DF

シナリオ	ガス流量	水スクラバ オーバーオール DF
大 LOCA＋SBO＋全 ECCS 機能喪失， D/W ベント	2Pd 相当流量	115
	最小流量相当	34
高圧・低圧注水機能喪失， D/W ベント	2Pd 相当流量	15
	最小流量相当	12

③ 金属フィルタに流入するエアロゾルの量

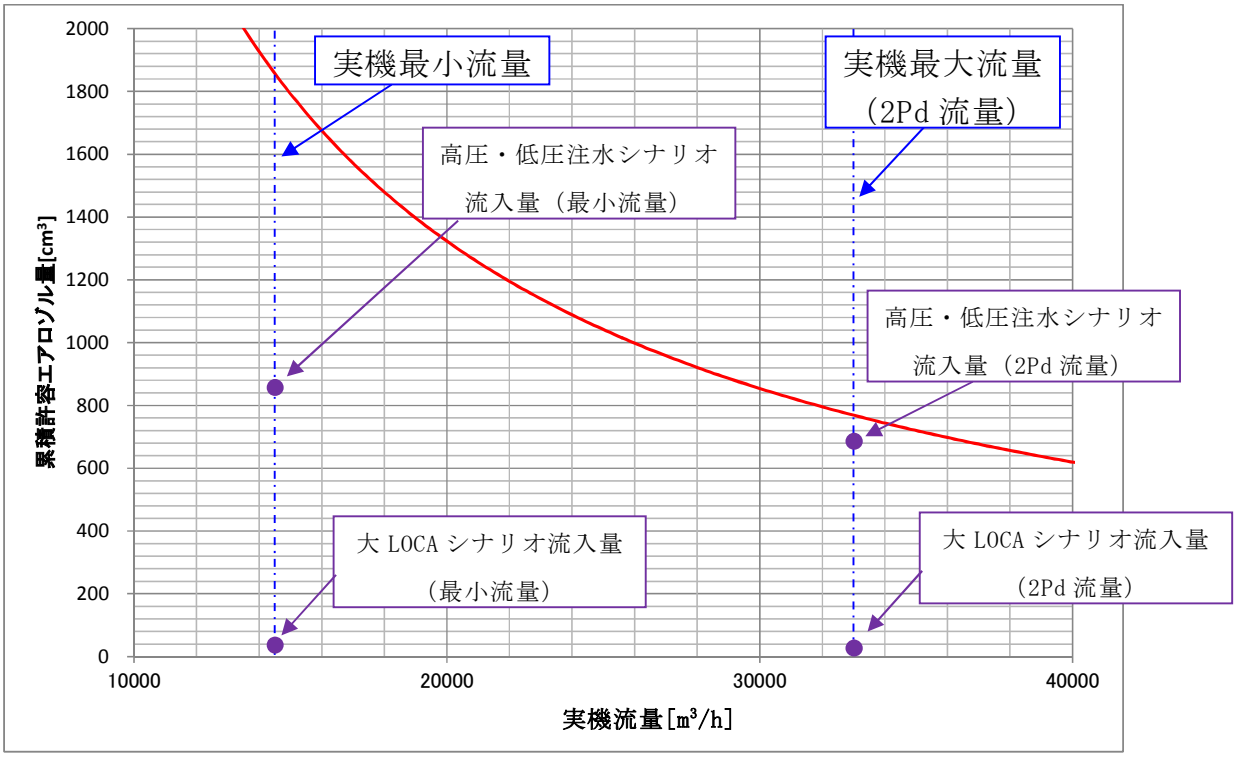
フィルタ装置に流入するエアロゾル量①と，水スクラバのオーバーオール DF ②より，金属フィルタに流入するエアロゾルの量は，第 2－4 表の通り評価できる。

第 2－4 表　金属フィルタに流入するエアロゾル量

シナリオ	ガス流量	金属フィルタに流入する エアロゾル量
大 LOCA＋SBO＋全 ECCS 機能喪失， D/W ベント	2Pd 相当流量	4.95 cm^3
	最小流量相当	16.75 cm^3
高圧・低圧注水機能喪失， D/W ベント	2Pd 相当流量	680.23 cm^3
	最小流量相当	850.29 cm^3

④　金属フィルタに流入するエアロゾルの量と，金属フィルタに許容されるエアロゾル量と比較

金属フィルタに許容されるエアロゾル量を第 2－6 図に示す。



第 2－6 図　金属フィルタの許容エアロゾル量

第 2－6 図に示す通り，大 LOCA＋SBO＋全 ECCS 機能喪失シナリオ，MCCI が発生する高圧・低圧注水機能喪失シナリオともに，金属フィルタに流入するエアロゾルの量は，金属フィルタに許容されるエアロゾルの量よりも小さいことがわかった。よって，金属フィルタの閉塞は生じないと考える。

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

3. スクラバノズルの振動による脱落

スクラバノズルは，第 3－1 図に示す通り，ユニオンにより接続されている。フィルタ装置使用中は，スクラバノズルからはベントガスが勢いよく噴射され，それによる流力振動によりユニオンが緩む恐れがある。ユニオンが緩み，スクラバノズルが脱落してしまった場合,水スクラバの除去効率が低下すると考えられる。

そこで，第 3－2 図に示す通りユニオンにワイヤリングを施し，フィルタ装置使用時のスクラバノズルユニオンの緩みを防止することとする。なお，ワイヤリングに用いるワイヤの材質は，腐食の発生を考慮し SUS316L とする。

第 3－1 図　スクラバノズル構造図

第 3－2 図　ワイヤリング設置図

4.よう素による金属フィルタ腐食の影響

フィルタ装置に設置される金属フィルタはSUS316Lステンレス鋼製である。ステンレス鋼にベントガスに含まれるCsIやI_2に由来するI^-が付着すると，Cl^-と同じハロゲン元素イオンであることから，ステンレスの保護被膜を破壊し，局所腐食の原因となる可能性がある。そこにO_2が存在すると，保護被膜が破壊された箇所の腐食が進展する。(有機よう素は金属フィルタでは捕捉できないため，金属フィルタ腐食の原因とはならない)

フィルタ装置には，金属フィルタの前段に水スクラバが設置されており，CsIやI_2の大部分は水スクラバに捕捉される。そのため，フィルタ装置の金属フィルタには，CsIやI_2に由来するI^-が付着するとしても，非常に微量であると考えられる。さらに，フィルタ装置に流入するベントガスにはO_2はほとんど含まれないことから,酸化性が弱く,腐食反応は進みにくいと考えられる。そのため，よう素種に起因する金属フィルタの腐食により,金属フィルタのエアロゾル捕捉性能が低下することは考えにくい。

今回，金属フィルタにCsIが付着したことによる，金属フィルタのエアロゾル捕捉性能に与える影響を確認するため，以下の試験を実施した。

【試験項目】

(1) DF性能試験装置の試験用フィルタにCsI粒子を混入した水蒸気を通気。金属フィルタにCsIを付着させる。
(2) 金属フィルタにCsIを付着させた状態で，一定期間保持する。(CsIに由来するI^-による金属フィルタの腐食を進展させる)
(3) CsIを付着させた金属フィルタを用いて，エアロゾルDF計測試験を実施。粒子を付着させていない新品の金属フィルタを用いたエアロゾルDF計測試験と比較することで，CsIが付着することによる，金属フィルタの性能に与える影響を確認する。

試験(1)の試験条件を第4－1表，試験装置構成図を第4－1図，試験に用いたCsI粒子の粒径分布を第4－2図に示す。試験では，水スクラバに捕捉されるCsI粒子の量を小さくし，金属フィルタに流入するCsI粒子の量を大きくするため，ガス流量は最小流量相当とし，CsI粒子の粒径は実機で想定される粒径よりも小さいものを用いた。また，CsI粒子の送気量は0.0051molとしている。実機の大LOCA+SBO+全ECCS機能喪失，D/Wベント時にフィルタ装置へ流入すると想定されるCsI粒子の量は0.5599molであり,金属フィルタは128本設置されているため1本当たりに換算すると0.0044molとなることから,今回の試験で送気されるCsI粒子の量は，実機よりも大きくなる。さらに，実機ではベントガスには酸素はほとんど含まれないが，今回の試験では約19%の割合で空気を混入し，より金属フ

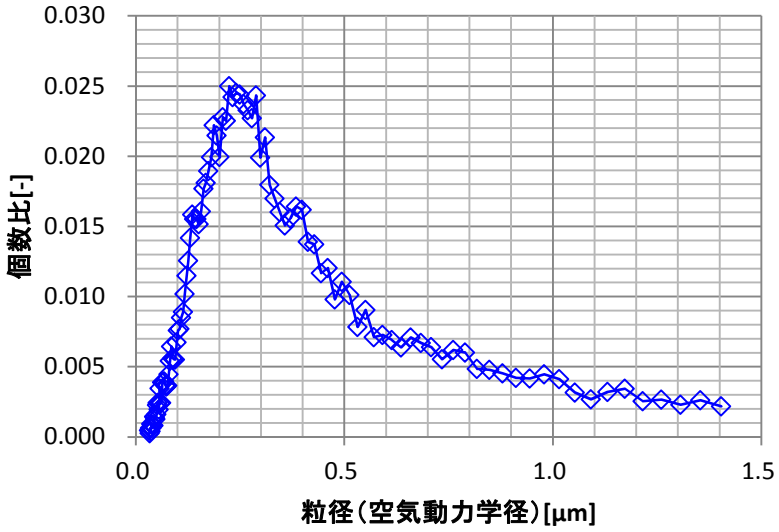
ィルタの腐食が進展する環境とした。

第 4－1 表　CsI 粒子付着試験一覧表

項目	条件
試験装置	・実機高さ試験装置
試験ガス	・蒸気＋空気（エアロゾル送気用） ・試験時蒸気割合：約 81%
スクラバ水位	・1m
ガス・スクラバ水温度	・約 100℃
ガス体積流量	・最小流量相当
薬液添加量	・NaOH [redacted] wt%
試験エアロゾル	・CsI
試験エアロゾル送気量	・0.0051mol（CsI）

[redacted]

第 4－1 図　CsI 粒子付着試験構成図



第 4－2 図　CsI 粒子の粒径分布

試験(1)が完了後，試験フィルタへの蒸気と CsI 粒子の送気を停止し，ヒーターを停止して 2 日間静置した。その間，金属フィルタには凝縮水が付着し，試験用フィルタ出口側から空気を吸い込むことで，金属フィルタは空気中に晒された状態となっていた。その後，試験フィルタから金属フィルタを取り外し，約 2.5 ヶ月の間空調の無い倉庫に保管した。これを試験(2)とした。

試験(3)は，試験条件を第 4－2 表，試験装置構成を第 4－3 図の通りとし，試験を実施した。試験の結果を第 4－4 図に示す。

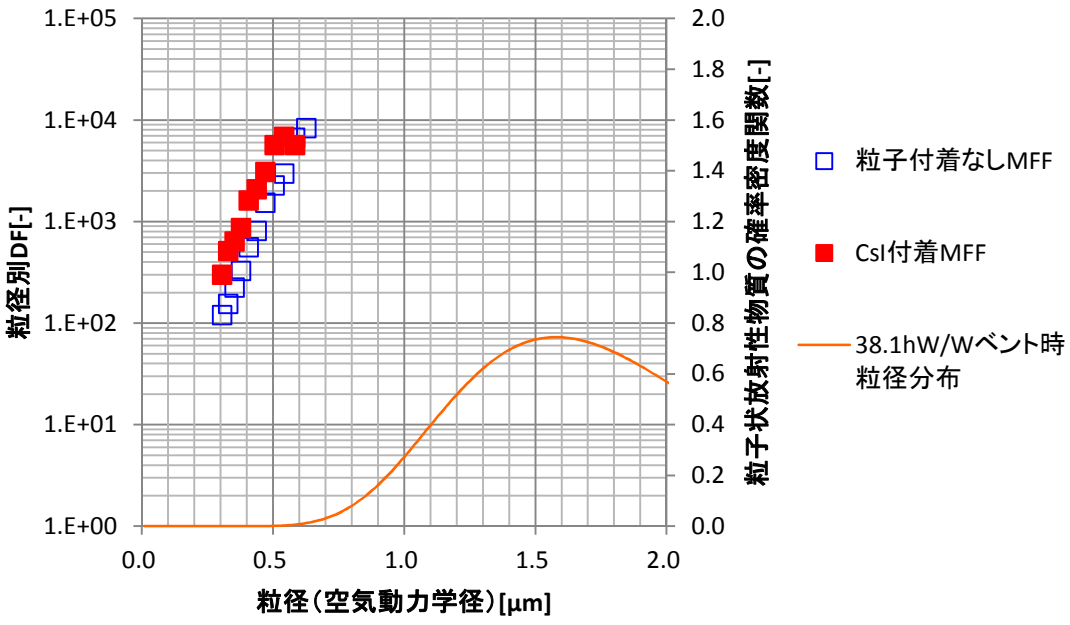
第 4－4 図より，CsI が付着した金属フィルタと新品の金属フィルタでは，エアロゾル除去性能はほぼ同じであることが確認できた。よって，CsI の付着による金属フィルタのエアロゾル除去性能の低下は生じないことが確認できた。

第 4－2 表　エアロゾル計測試験一覧表

項目	条件
試験装置	・実機高さ試験装置
試験ガス	・常温空気
スクラバ水位	・1m
ガス体積流量	・2Pd 相当流量
試験エアロゾル	・TiO_2
使用金属フィルタ	・CsI 付着金属フィルタ ・新品金属フィルタ

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

第 4－3 図　エアロゾル DF 性能試験構成図



第 4－4 図　エアロゾル DF 性能試験結果（CsI 付着影響確認試験）

別紙 31　地震による損傷の防止に関する耐震設計方針の説明

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

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

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等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。したがって，地震荷重に対する荷重の組合せを「供用状態 D」とし，各部にかかる応力が設計引張応力以内であり，なおかつ疲労破壊を起こさないことを確認している。

表 1　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

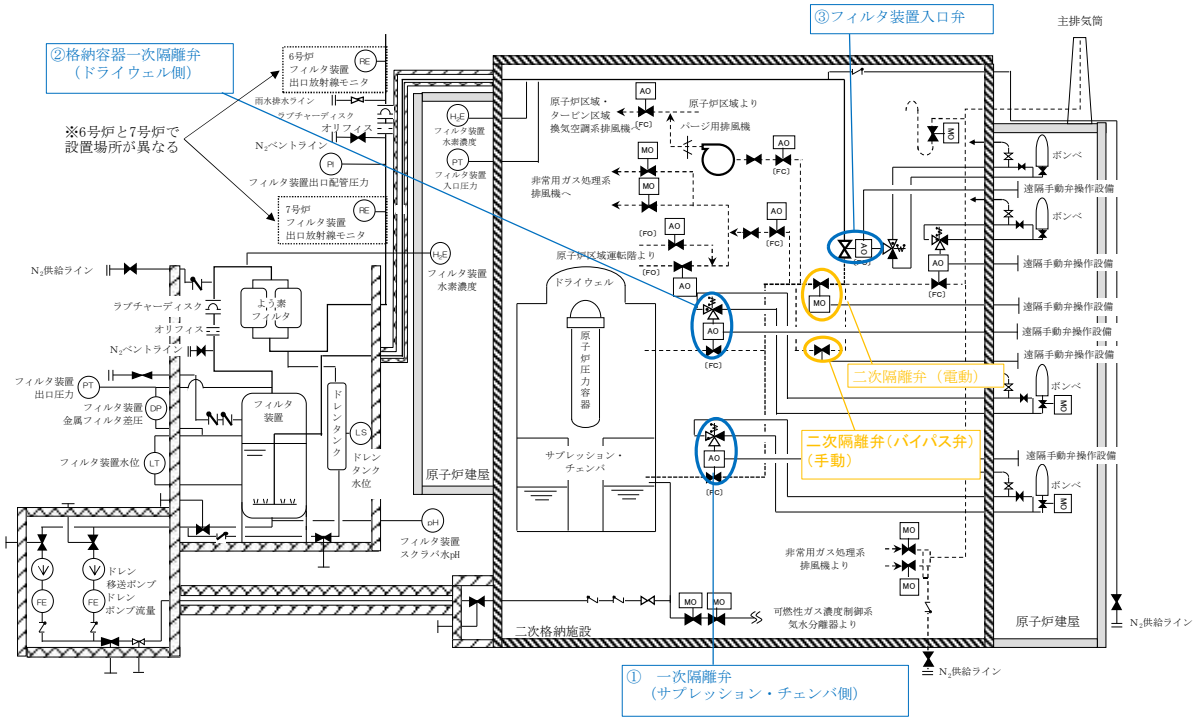
Su　：設計引張強さ　設計・建設規格　付録材料図表　Part5 表 9 に規定される値

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）(以下「JEAG4601」という。）および発電用原子力設備規格（設計・建設規格 JSME S NC1-2005(2007 追補版含む)（日本機械学会 2005 年 9 月，2007 年 9 月）(以下「設計・建設規格」という。）に準拠したものである。

別紙 32　空気作動弁に対する人力操作の成立性について

1．概要

ベント操作に関連して開閉が必要な空気作動弁としては，一次隔離弁（ドライウェル側及びサプレッション・チェンバ側）及びフィルタ装置入口弁がある（第 1 図）。これらはの弁はいずれもシリンダー操作式空気作動バタフライ弁であり，二次格納施設外からの遠隔人力操作が可能な構造としている。



第 1 図　二次格納施設外より人力操作を行う空気作動弁

遠隔人力操作機構の主な機器構成を第 2 図に示す。

- 二次格納施設外の操作ハンドルの回転トルクを弁駆動部シリンダーの操作軸まで伝達させるための等速ジョイント
- 手動操作軸の回転トルクを低減するための減速ギアボックス
- 等速ジョイントを躯体床もしくは壁面に固定するためのギアボックス

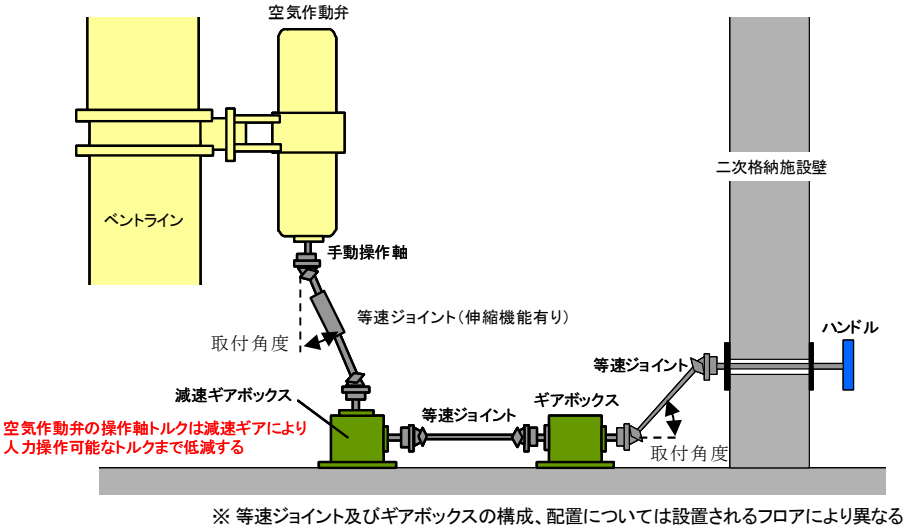
により構成されている。

空気作動バタフライ弁に対して空気作動の場合と人力操作を行う場合の動作機構の説明を第 3 図に示す。

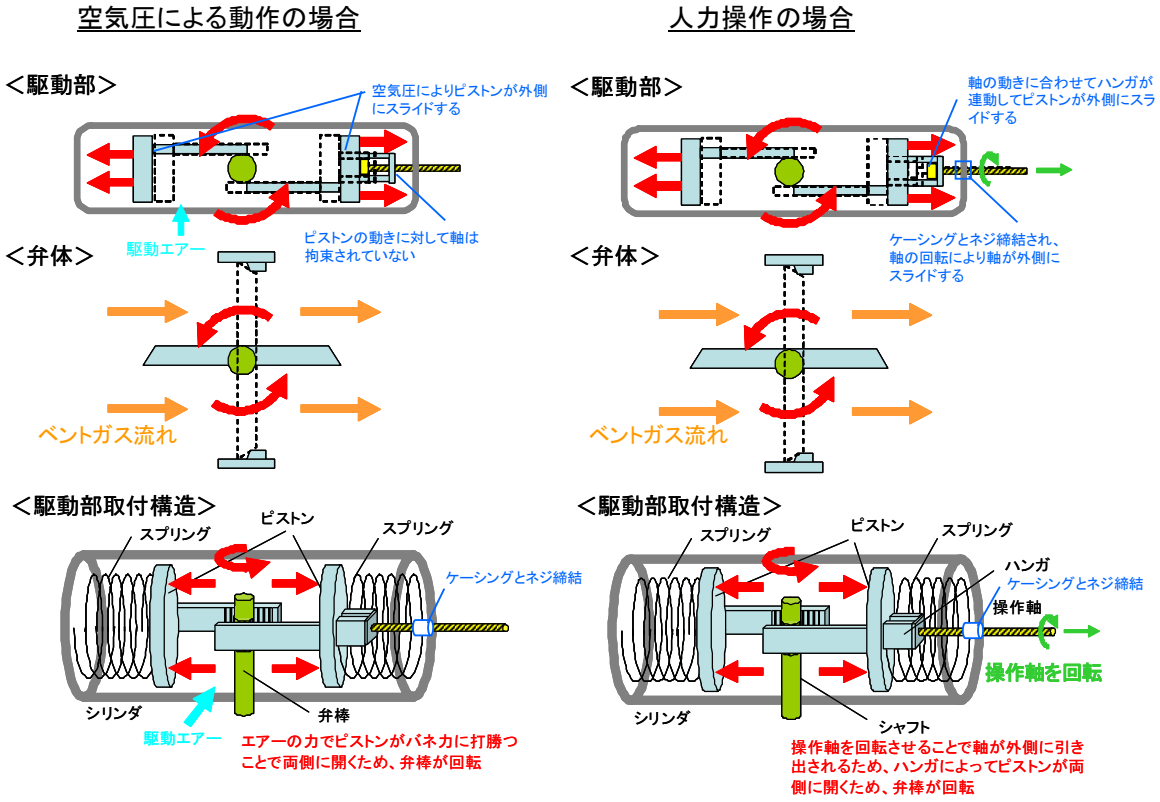
空気作動を行う場合にはシリンダー内に空気を供給することにより，ピストンがスプリング反力に逆らって外側に押し広げられ，ピストンの動作に合わせて弁棒が回転して弁体が開閉動作する。

一方で，人力操作を行う場合，操作軸がケーシングに対してネジ締結になっており，手動で操作軸を回転させることにより，操作軸が水平方向に移動する。ピストンに取付けられているハンガは操作軸と連動して回転することなく水平方向

に移動し，弁が開閉する。この際に，スプリング力は水平方向の力しか発生しないため，操作軸を水平方向に押さえつけるだけである。そのため，操作軸に回転力を加え続けなくても逆転することはなく，開保持は可能である。開保持可能であることは弁単体を用いた実機での作動試験においても十分に確認済みである。



第 2 図　空気作動弁遠隔操作機構構成図



第 3 図　空気作動弁を操作する際の動作原理

2．操作性

二次格納施設外よりハンドルを回転する際の操作トルクについては，等速ジョイントやギアボックスによる伝達効率を考慮した上で，人力で操作可能な回転数，トルクに調整されている。人力操作対象弁を操作する際の最大トルク及び人力で全開もしくは全閉するためのハンドル回転数について第1表に示す。

第1表　空気作動バタフライ弁の人力操作性（6/7号炉）

No.	弁名称	駆動方式	弁の状態	最大操作トルク※1	回転数（全閉→全開）	操作時間※2	必要人員※2
①	一次隔離弁（ドライウェル側）	空気駆動	NC FC	30～40N･m	779回転	約20分	2人
②	一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側）	空気駆動	NC FC	30～40N･m	779回転	約20分	2人
③	フィルタ装置入口弁	空気駆動	NO FO	30～40N･m	779回転	約20分	2人

※1　空気駆動弁を人力操作する場合のハンドルトルクについては，弁駆動部の手動操作軸がスプリングをたわめながら回転する反力が支配的であり，全開操作を行った際に全開状態付近で受ける反力が最大となる。一方で，全閉状態で弁体に対して2Pdの差圧が負荷された状態で，全開操作を行ったときには，差圧が無い状態と比べて操作トルクは過渡的に大きくなる可能性があるが，スプリング反力と比較して小さい。

以上のことから，最大操作トルクは全開操作時に全開付近のものを対象としており，その時点での弁体前後の差圧影響はない。

※2　操作時間については，既に遠隔人力操作機構を設置済みの空気駆動弁（7号炉の一次隔離弁（ドライウェル側及びサプレッション・チェンバ側））に対し，遠隔人力操作機構にて人力操作試験を行った際の実績時間（全閉→全開とする時間）をもとに設定している。

人力操作試験にあたっては，SA時の作業状況を再現するために全面マスクを着用して実施し，操作員の個人差による影響については極力保守的な結果となるように配慮して実施した。なお，人力操作試験を実施していない空気駆動弁の操作時間については，等速ジョイントの伝達ロス等の差異を考慮すると，人力操作試験を実施済みの空気駆動弁（7号炉の一次隔離弁（ドライウェル側及びサプレッション・チェンバ側））よりも短くなる見込みである。

3．信頼性

シリンダー操作式空気作動バタフライ弁である一次隔離弁(ドライウェル側及びサプレッション・チェンバ側)については，従前より原子炉格納容器バウンダリの一次隔離弁として設置されているものであり，十分な耐放射線性，耐震性，耐環境性を有している。また，フィルタ装置入口弁については，一次隔離弁と同一仕様のものを採用しており，一次隔離弁と同様に，十分な耐放射線性，耐震性，耐環境性を有している。

また,シリンダー操作式空気作動バタフライ弁について操作軸を回転させることにより開閉することは,従前から配備していたラチェットハンドルにて人力操作する機構（第4図）を取り付けることで実施しており，現状までに当該装置を用いることによる開閉操作によって,シリンダー操作式空気作動バタフライ弁に不具合は発生していない。そのため，操作軸を回転させることにより生じる荷重に対して，操作軸やハンガ，ピストン，シリンダが十分な強度を有していると考える。

第4図　シリンダー操作式空気作動バタフライ弁

一方，今回追設する遠隔人力操作機構においても，事故時の動作要求を満足することを確認するため，耐放射線性，耐震性，耐環境性について，下記の通り検証した。また，ベント操作を複数回実施する場合を想定し，繰り返しの荷重（駆動トルク）に対する遠隔人力操作機構の健全性についても確認した。

【耐放射線性】

ベント時に配管から受ける線量に対して劣化しないことが求められるが，駆動部及びケーシング等の強度部材として有機物を使用していないため，操作性に影響を与えることはない。

【耐震性】

等速ジョイント及びギアボックス単品について，各部品が設置されるフロアにおける地震荷重に対して健全であることを加振試験にて確認する。また，各部品を組み合わせた場合に，構成上最も厳しいパターンを代表して，加振試験を行うことで健全性を確認する。

また，操作対象弁が設置される配管が熱及び地震荷重によって変位するため，建屋床及び壁面に直接設置されるギアボックスに対して相対変位を生じる。これによって，弁とギアボックスを接続する等速ジョイントに可動範囲外の荷重がかかり，機器を破損することを防止するため，操作対象弁とギアボックスを接続する等速ジョイントは変位を吸収するための伸縮機構が設置されている。

【耐環境条件】

遠隔人力操作機構が設置されるエリアの事故時環境温度としては，保守的に100℃を想定する。等速ジョイントやギアボックスの主要部材は金属であることから事故時環境温度においても影響はない。一方で，主要部材以外で比較的耐熱温度が低いものについては以下の 2 点がある。

・　ギアボックスに使用している潤滑油については，高温状態に晒された条件で長期間使用することで劣化速度が早まる傾向がある。劣化した状態で使用することによりギアボックスの内部抵抗が増加する可能性があるが，人力による低速回転で使用するものであり，使用時間も十分短いことから，潤滑油の劣化が機能に影響することはない。

・　等速ジョイントに使用されている異物混入防止カバーについてはクロロプレンゴム製品であるが，カバーの劣化が機能に影響を及ぼすことはない。また，クロロプレンゴム(CR)は ASTM における材料物性として耐熱温度が120℃と規定されているため，十分に許容温度以内である。

【複数回動作に対する健全性】

等速ジョイント（伸縮機構有り，無し）には，長時間健全に動作するために許容されるトルクと取付角度が定められている。遠隔人力操作機構の等速ジョイントに負荷されるトルクと取付角度は，これらの許容トルクならびに許容取付角度を超過しないよう設計している。

また，ギアボックスには，長時間健全に作動するために許容されるトルクが定められている。遠隔人力操作機構のギアボックスに負荷されるトルクは，この許容トルクを超過しないよう設計している。

一方，遠隔人力操作機構を構成する等速ジョイントやギアボックスは，本来自動車の駆動系等の長時間に渡り動作することが要求される回転機械に適用さ

れるものである。そのため，トルクや取付角度について，許容される範囲を満たす使い方をすれば，遠隔人力操作機構を複数回使用した程度で損傷するものではない。なお，これまで，実機に設置した遠隔人力操作機構を用いて，一次隔離弁の開閉操作を合計 18 回実施したが,遠隔人力操作機構および弁に不具合は発生していない。

別紙 33　格納容器ベント実施に伴う現場作業の線量影響について

格納容器ベント実施に伴う現場作業は，放射線環境下での作業となることから，作業の成立性を確認するために各作業場所における線量影響を評価する。

なお，中央制御室又は現場のいずれにおいても同等の操作が可能な場合については，高線量環境が予想される現場での作業線量のみについて記載する。

線量影響の評価に当たっては，「実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド」（以下「審査ガイド」という。）を参照した。

1.　想定する作業と作業時間帯，作業エリア

ここでは格納容器ベント実施に伴う作業を評価対象とする。格納容器ベントの実施前及び実施後における作業の作業場所，作業時間帯を第 1 表及び第 1－1 図から第 2－5 図に示す。

なお，原子炉建屋外での作業時の評価に当たっては，作業場所への移動中における線量率や作業時間帯中の一時退避時における線量率が，作業場所（線源となるよう素フィルタ等の近傍）における線量率よりも小さいことを考慮し，作業時間帯のうち半分は作業場所よりも線量影響が小さい場所に移動しているものとして評価した。

第１表　格納容器ベント実施前後の作業及び被ばく経路

評価経路	評価内容	格納容器ベント実施前の作業			格納容器ベント実施後の作業			
		二次隔離弁の開操作	フィルタ装置排水ポンプ水張り	一次隔離弁の開操作	フィルタ装置水位調整	フィルタ装置への薬液注入	排水ラインの窒素パージ	ドレンタンク排水
		屋内（二次格納施設外）	屋外	屋内（二次格納施設外）	屋外	屋外	屋外	屋外
原子炉格納容器から原子炉建屋に漏えいする放射性物質	二次格納施設内に浮遊する放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	○	○	○	○	○	○	○
大気中へ放出される放射性物質	放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	—※4	—※4	○	○	○	○	○
	放射性雲中の放射性物質を吸入摂取することによる内部被ばく	—※4	—※4	—（大気中の放射性物質の屋内への流入は無いものと想定した）	○	○	○	○
	地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	—※4	—※4	○	○	○	○	○
フィルタ及び配管内の放射性物質	格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及びよう素フィルタ並びに配管内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	○	—（屋内の配管中の線源との間に十分な遮蔽があるため，影響は軽微であり無視できる）	○	○	○	○	○
作業開始時間（事象開始後）		4 時間後～約 38 時間後	約 36 時間後～約 37 時間後	ベント実施時刻（約 38 時間後）	W/W ベント時：63 時間後※1 D/W ベント時：79 時間後※1	W/W ベント時：63 時間後以降 D/W ベント時：79 時間後以降		168 時間後以降※2
作業時間（作業場所へのアクセス時間及び一時退避時間を含む）		60 分間	60 分間	25 分間	135 分間（現場滞在は 60 分間※3）	60 分間※3	60 分間※3	60 分間※3

※1 スクラバ水の上限水位到達時間の評価結果から，水位調整に要する作業時間に余裕を見込み 3 時間を差し引き設定

※2 ドレンタンク内凝縮水量の評価結果を参照

※3 詳細仕様検討中のため，今後見直す可能性がある

※4 線源となる放射性物質が無いため評価対象外

2. 想定シナリオ

想定シナリオは以下のとおりとした。

- 発災プラント：6 号及び 7 号炉
- 想定事象：大破断 LOCA＋ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失
- 格納容器ベント時のベントライン：以下の 4 ケースについて評価※1
  - 6 号炉：W/W ベント，7 号炉：代替循環冷却系により事象収束に成功
  - 6 号炉：代替循環冷却系により事象収束に成功，7 号炉：W/W ベント
  - 6 号炉：D/W ベント，7 号炉：代替循環冷却系により事象収束に成功
  - 6 号炉：代替循環冷却系により事象収束に成功，7 号炉：D/W ベント

※1　柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉においては，原子炉格納容器破損防止対策に係る有効性評価における雰囲気圧力・温度による静的負荷のうち，原子炉格納容器過圧の破損モードにおいて想定している「大破断 LOCA 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失したシーケンス」においても，格納容器ベントを実施することなく事象を収束することのできる代替循環冷却系を整備している。したがって，仮に 6 号及び 7 号炉において同時に重大事故等が発生したと想定する場合であっても，第一に両号炉において代替循環冷却系を用いて事象を収束することとなる。しかしながら，被ばく評価においては，片方の号炉において代替循環冷却に失敗することも考慮し，当該号炉において格納容器圧力逃がし装置を用いた格納容器ベントを想定する。格納容器ベントに至る事故シーケンスとしては，前述の「大破断 LOCA 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失したシーケンス」を選定した。なお，よう素放出量の低減対策として導入した原子炉格納容器内 pH 制御については，その効果に期待しないものとした。

3. 放出放射能量

大気中への放出放射能量は，中央制御室の居住性（重大事故）に係る被ばく評価※1 と同じ評価方法にて評価した。評価結果を第 2-1 表，主な評価条件を第 2-3 表に示す。

※1 「59-11 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について」の「添付資料 2 中央制御室の居住性（重大事故対策）に係る被ばく評価について」を参照。

第 2－1 表　放射性物質の大気中への放出量（7 日間積算値）

核種類	停止時炉内内蔵量 [Bq] (gross 値)	単一号炉当たりの放出放射能量[Bq]（gross 値）	
		格納容器圧力逃がし装置及びよう素フィルタを経由した放出 (W/W ベント時)	格納容器圧力逃がし装置及びよう素フィルタを経由した放出（D/W ベント時）
希ガス類	約 1.6×10^{19}	約 7.6×10^{18}	約 6.5×10^{18}
よう素類	約 3.4×10^{19}	約 5.7×10^{15}	約 4.2×10^{15}
Cs 類	約 1.3×10^{18}	約 3.4×10^{9}	約 5.1×10^{12}
Te 類	約 9.5×10^{18}	約 2.4×10^{9}	約 3.4×10^{12}
Ba 類	約 2.9×10^{19}	約 2.3×10^{9}	約 3.4×10^{12}
Ru 類	約 2.9×10^{19}	約 3.7×10^{8}	約 5.4×10^{11}
La 類	約 6.5×10^{19}	約 6.6×10^{7}	約 9.6×10^{10}
Ce 類	約 8.9×10^{19}	約 3.0×10^{8}	約 4.3×10^{11}

4.　大気拡散評価

大気拡散評価の条件は，評価点及び着目方位を除き，中央制御室の居住性（重大事故）に係る被ばく評価と同じとした。

放射性物質の大気拡散評価で用いた放出点,評価点並びに評価結果を表 2-2 に示す。また，主な評価条件を第 2-4 表に示す。

なお，評価点は，全方位（16 方位）に対し 10m 刻みで評価点を変更した大気拡散評価を行った場合に最大の評価結果を与える評価点を選定した。このため，作業エリア全域に対し，表 2-2 に示す相対濃度及び相対線量を適用することは保守的な結果を与える。

第 2－2 表　相対濃度（χ／Q）及び相対線量（D／Q）

放出点	評価点	放出点から評価点までの距離 [km]	相対濃度 （χ／Q） [s/m^3]	相対線量 (D／Q) [Gy/Bq]
6 号炉格納容器圧力逃がし装置配管	屋内及び屋外の作業エリア	相対濃度：0.01km 相対線量：0.05km	1.0×10^{-3}	7.4×10^{-18}
7 号炉格納容器圧力逃がし装置配管	屋内及び屋外の作業エリア	相対濃度：0.01km 相対線量：0.05km	1.0×10^{-3}	7.4×10^{-18}

5. 評価経路

格納容器ベント実施前においては,二次格納施設内の放射性物質からのガンマ線の影響を受ける。また，格納容器ベント実施後においては，格納容器ベント前の被ばく経路に加え,格納容器ベントに伴い大気中に放出された放射性物質並びに格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及びよう素フィルタ並びに配管内の放射性物質からのガンマ線の影響を受けることになる。各作業で評価対象とする被ばく経路を第 1 表に示す。また，被ばく経路の概念図を第 3－1 図及び第 3－2 図に示す。

6. 評価方法

(1)原子炉建屋外での作業

a.原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく

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

b.放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく

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

c.放射性雲中の放射性物質を吸入摂取することによる被ばく

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

d.地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく

地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばくは,事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に，大気拡散効果，地表面沈着効果を踏まえて評価した。

e.フィルタ及び配管内の放射性物質

格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及びよう素フィルタ並びに配管内の放射性物質による作業エリアでの被ばくは,フィルタ及び配管内の放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による実効線量を,作業エ

リアの位置，フィルタ及び配管の位置と形状等を考慮し評価した。評価に当たっては，QAD-CGGP2R コード及び G33-GP2R コードを用いた。

(2)原子炉建屋内での作業

a.原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく

原子炉建屋内の作業エリアにおいては，二次格納施設内の放射性物質からのガンマ線による実効線量を，QAD-CGGP2R コードを用いて評価した。原子炉建屋内の積算線源強度は，原子炉建屋外での作業時の評価と同じとした。

b.放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく

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

c.原子炉建屋内に取り込まれた放射性物質による被ばく

本評価においては，中央制御室の居住性（重大事故）に係る被ばく評価と同じく原子炉建屋内と外気とのやりとりは無いものと想定し，外気から原子炉建屋内へ放射性物質の取り込みは無いものとした。

d.地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく

地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばくは，事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に，大気拡散効果，地表面沈着効果を踏まえて評価した。

e.フィルタ及び配管内の放射性物質

格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及びよう素フィルタ並びに配管内の放射性物質による作業エリアでの被ばくは，フィルタ及び配管内の放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による実効線量を，作業エリアの位置，フィルタ及び配管の位置と形状並びに作業エリアを囲む壁等によるガンマ線の遮蔽効果を考慮し評価した。評価に当たっては，QAD-CGGP2R コード及び G33-GP2R コードを用いた。

7. 評価条件

大気中への放出量及び大気拡散評価以外に関する主な評価条件を第 2－5 表及び第 2－6 表に示す。

8. 評価結果

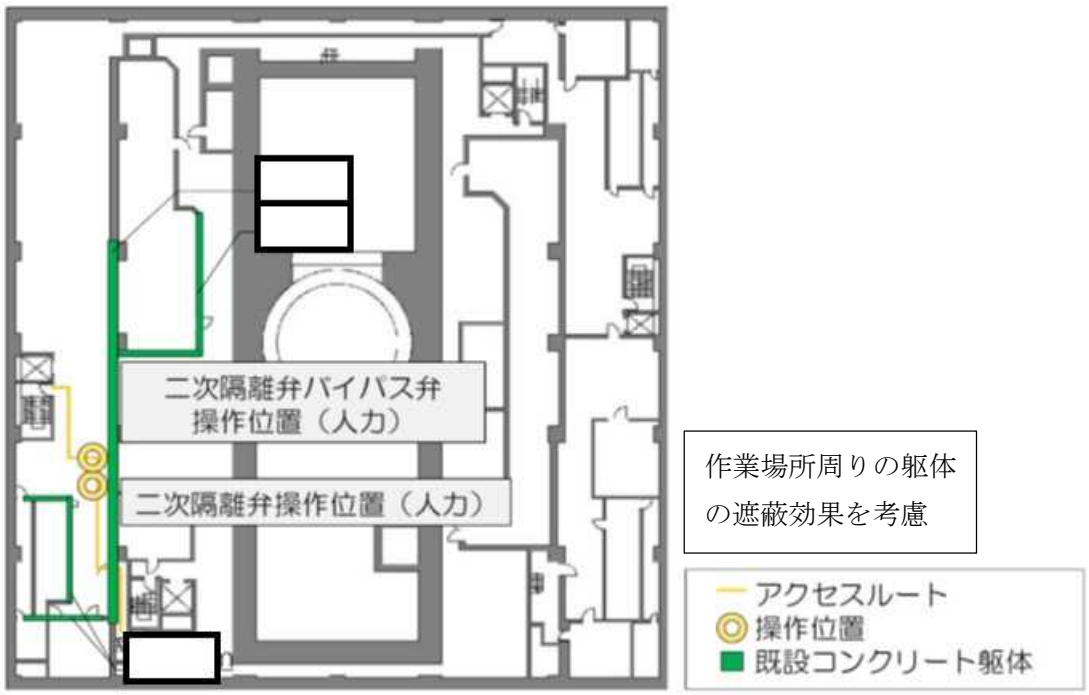
格納容器ベント（W/W ベント）の実施前及び実施後における作業時の実効線量率を第 3－1 表，第 3－2 表に示す。また，格納容器ベント（D/W ベント）の実施前及び実施後における作業時の実効線量率を第 4－1 表，第 4－2 表に示す。

最も被ばく量が大きくなるのは，屋外で行うフィルタ装置の水位調整，薬液注入，排水ラインの窒素パージであり，6 号炉の格納容器ベント実施時で W/W ベント時は約 94mSv，D/W ベント時は約 90mSv，7 号炉の格納容器ベント実施時で W/W ベント時は約 87mSv，D/W ベント時は約 85mSv となる。したがって，緊急時作業に係る線量限度 100mSv に照らしても，作業可能であることを確認した。

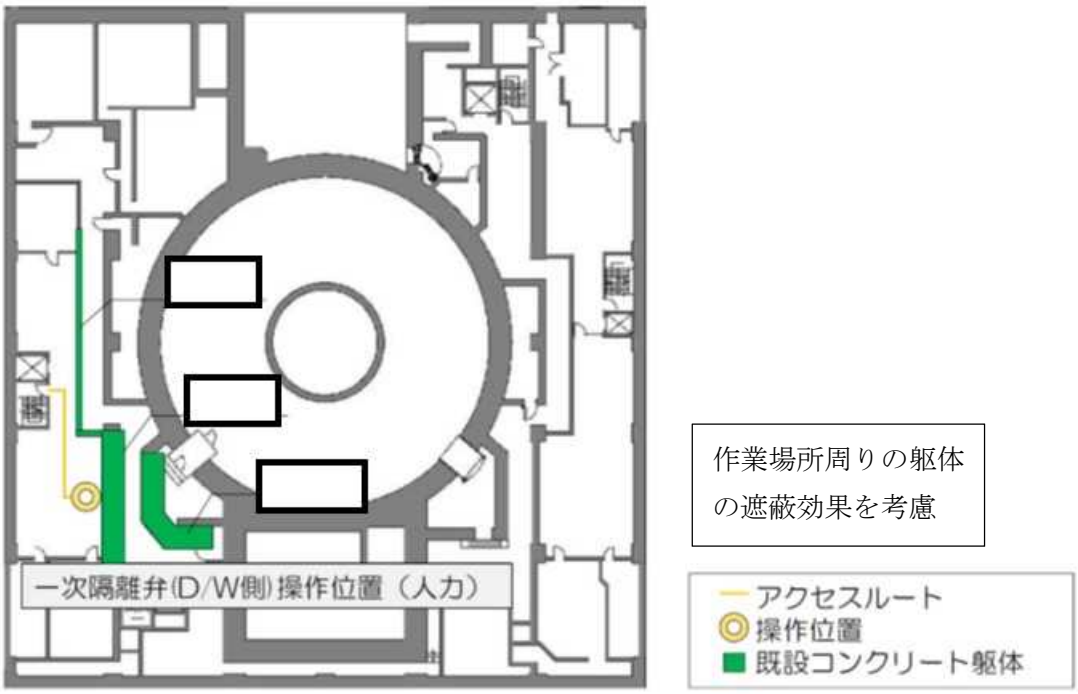
なお，第 3－1 表～第 4－2 表の評価結果は，第 1 表に示す各作業の作業開始時間の範囲のうち，作業線量の評価結果が最も大きくなる時間帯で作業を実施した場合の線量率を記載しており，その他の時間帯における線量影響は前述の評価結果以下となる。したがって，第 1 表に示す各作業の作業開始時間の範囲においては，いずれの時間帯においても作業可能である。

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

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

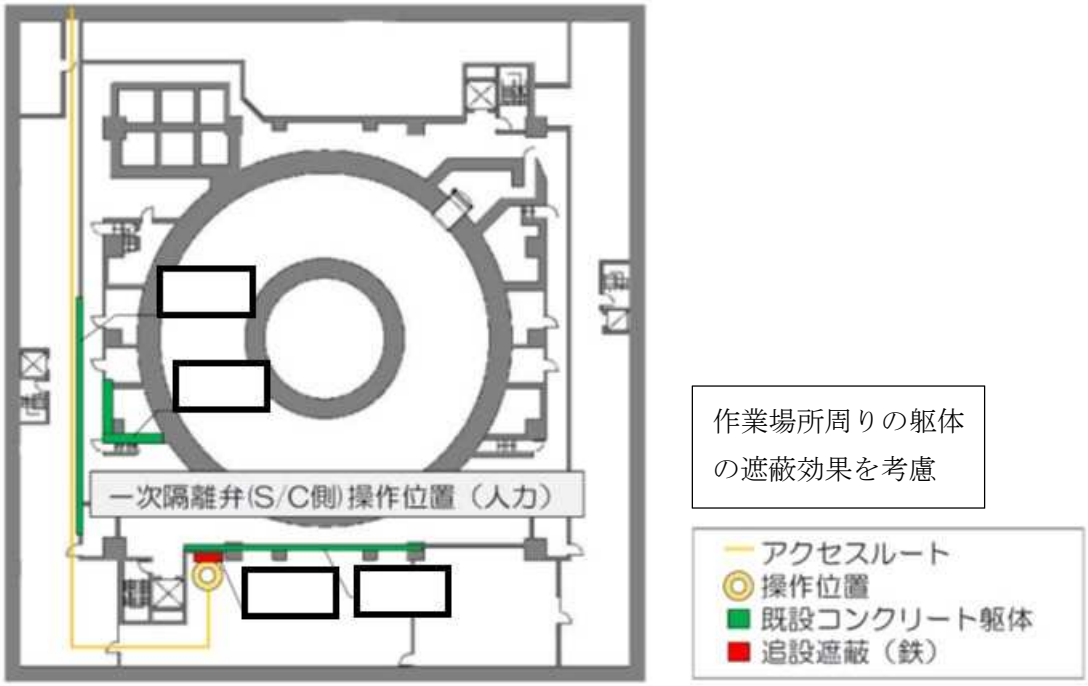


第 1－1 図　6 号炉屋内作業場所及び周辺の遮蔽壁（原子炉建屋 3 階）

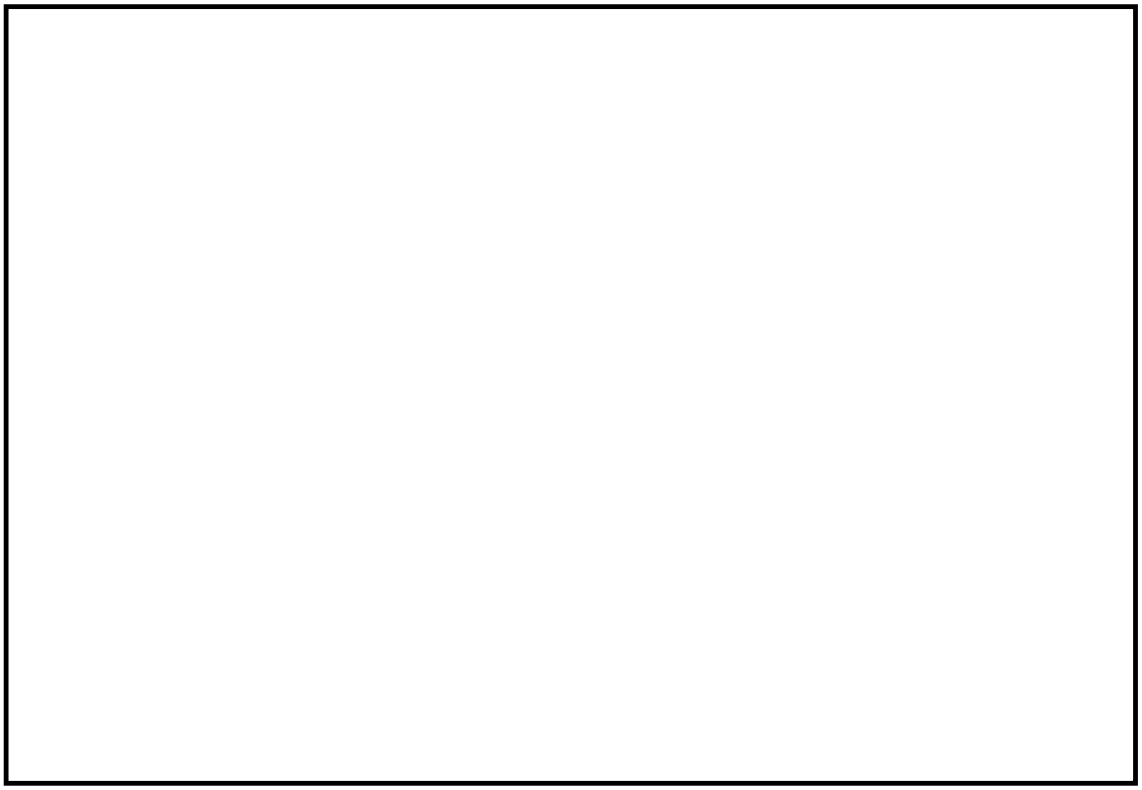


第 1－2 図　6 号炉屋内作業場所及び周辺の遮蔽壁（原子炉建屋 2 階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

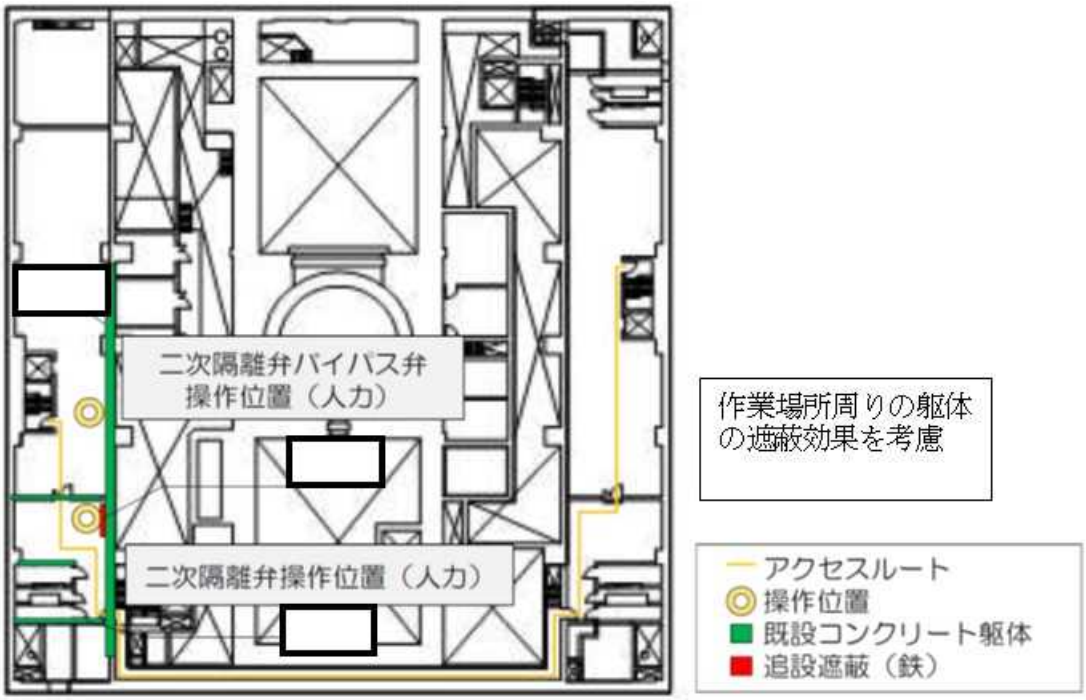


第 1－3 図　6 号炉屋内作業場所及び周辺の遮蔽壁（原子炉建屋地下 1 階）

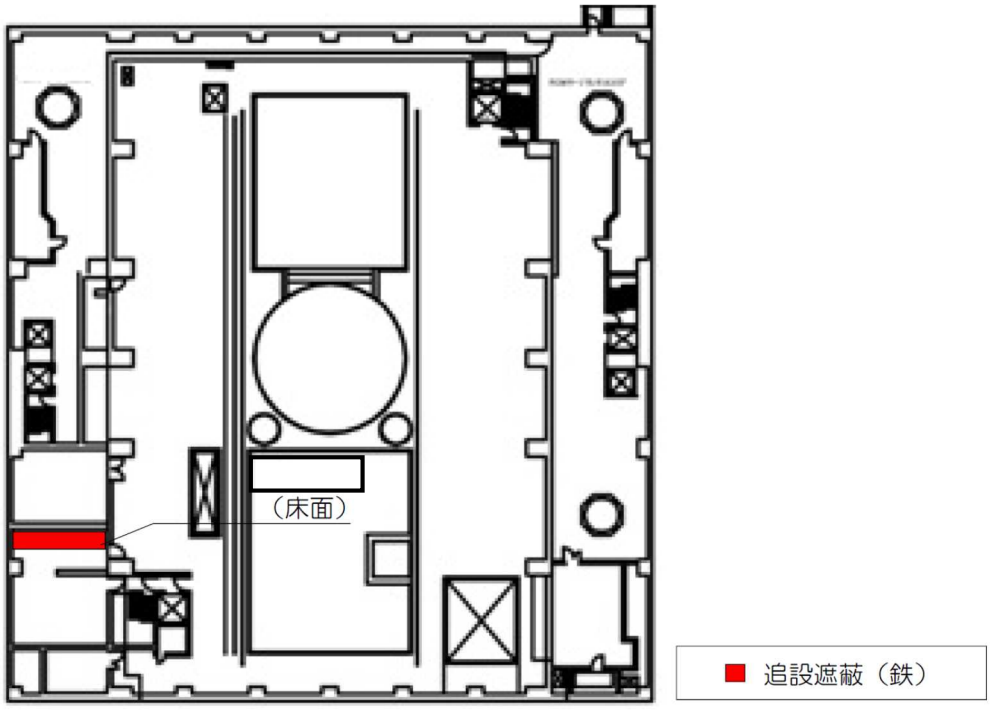


第 1－4 図　6 号炉屋外作業場所及び周辺の遮蔽壁

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

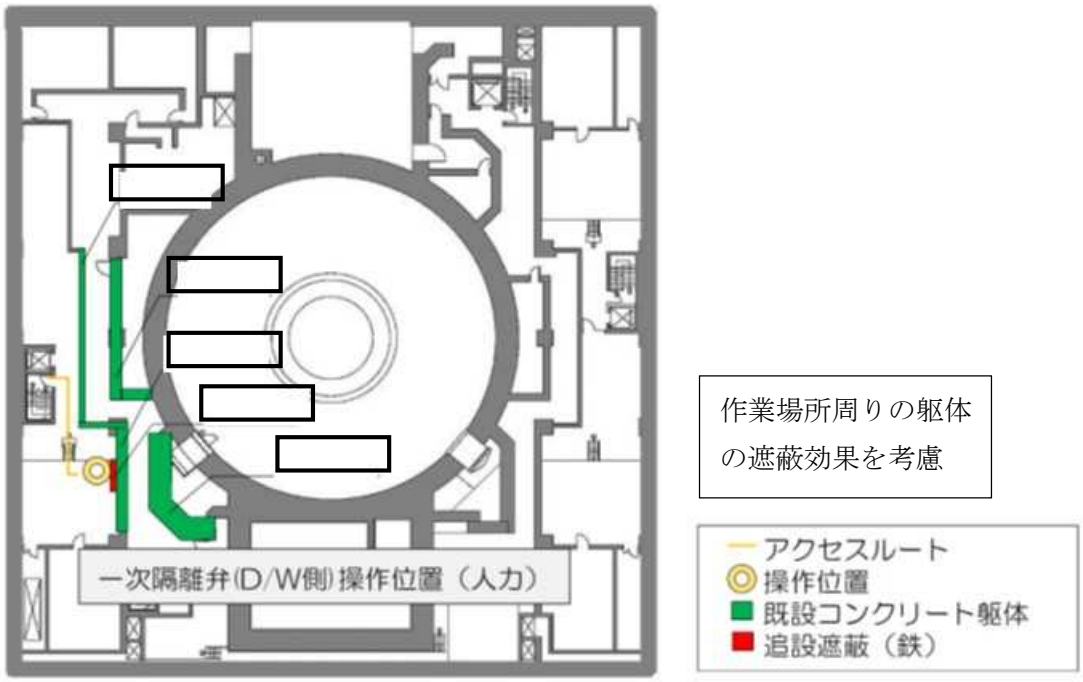


第 2－1 図　7 号炉屋内作業場所及び周辺の遮蔽壁（原子炉建屋中 4 階）

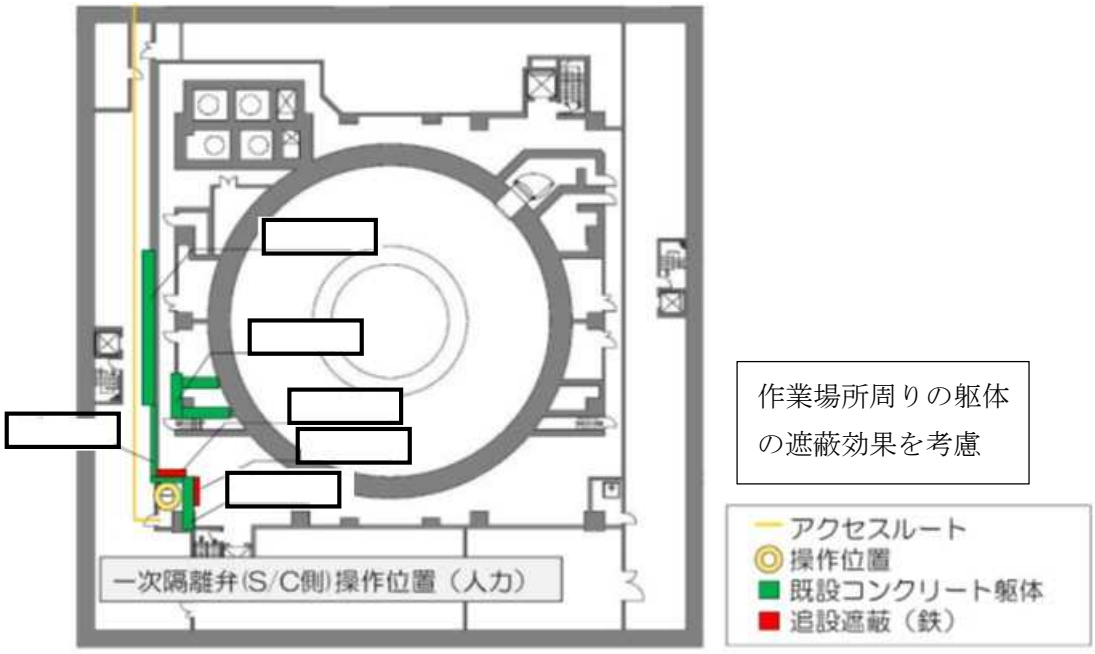


第 2－2 図　7 号炉屋内作業場所及び周辺の遮蔽壁（原子炉建屋 4 階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

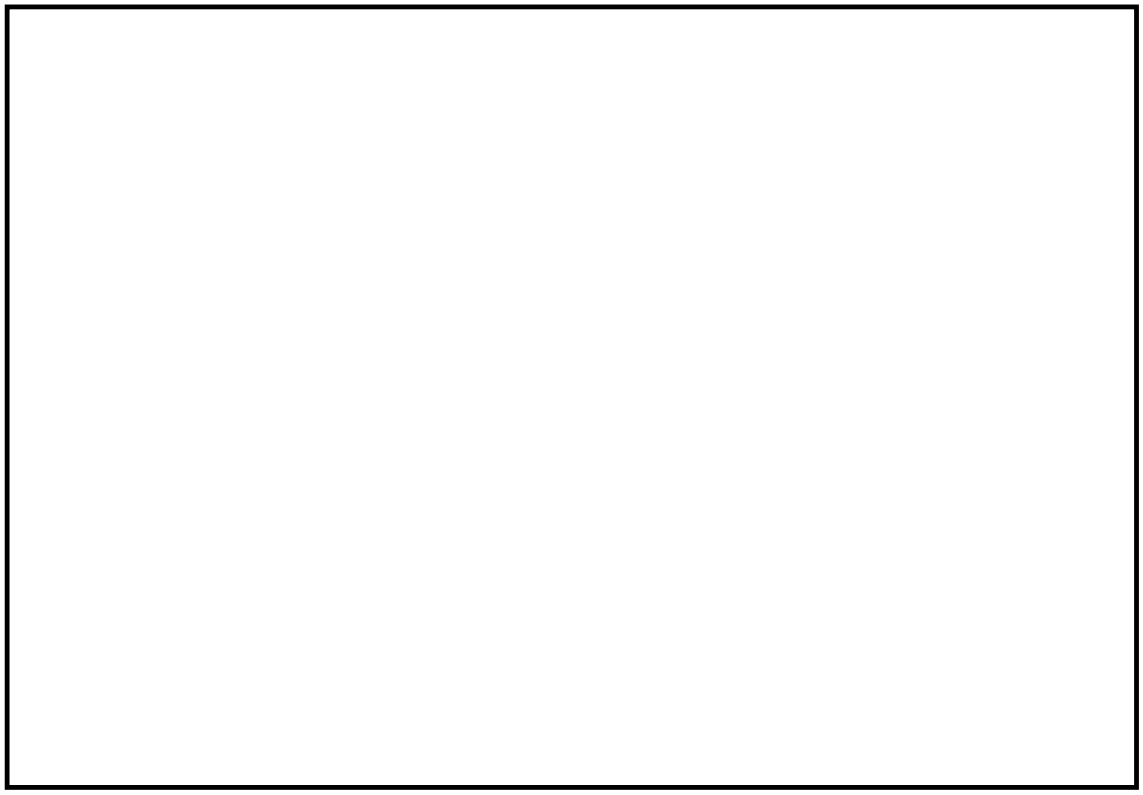


第 2－3 図　7 号炉屋内作業場所及び周辺の遮蔽壁（原子炉建屋 2 階）

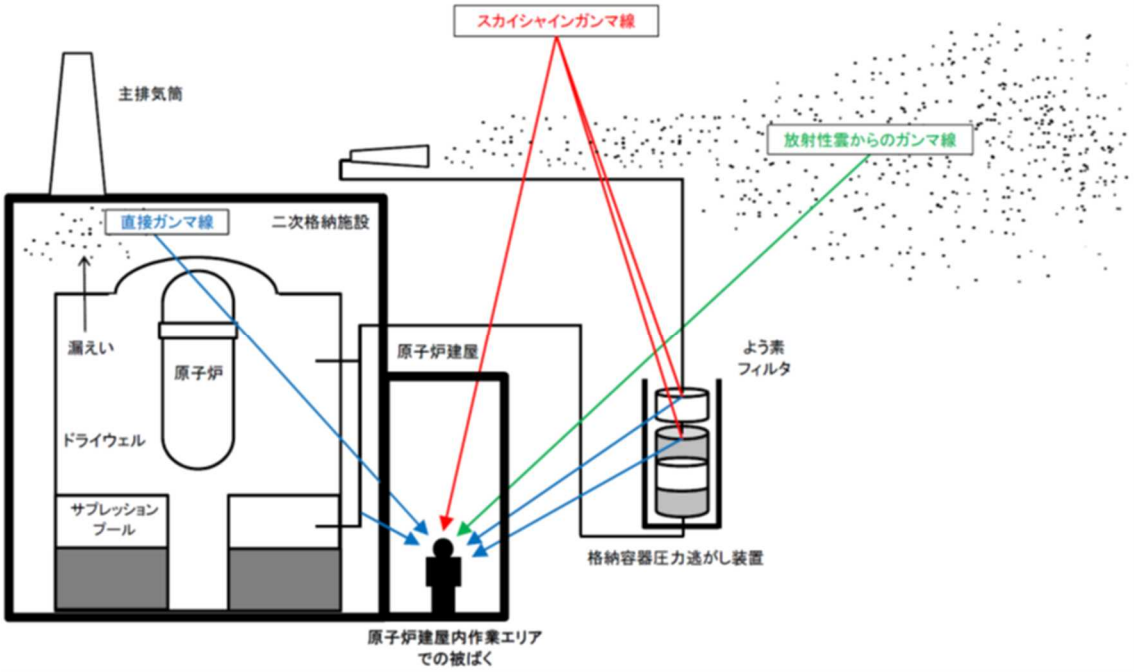


第 2－4 図　7 号炉屋内作業場所及び周辺の遮蔽壁（原子炉建屋地下 1 階）

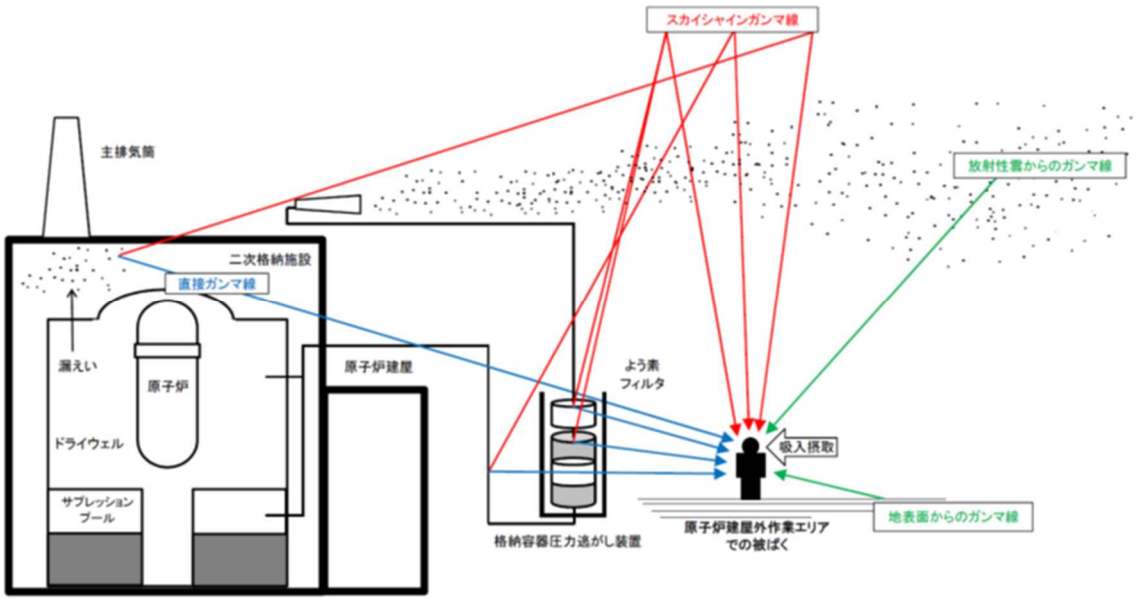
枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



第 2－5 図　7 号炉屋外作業場所及び遮蔽壁



第 3－1 図　被ばく経路概念図（原子炉建屋内）



第 3－2 図　被ばく経路概念図（原子炉建屋外）

第 2－3 表　大気中への放出放射能量評価条件（1/3）

項目	評価条件	選定理由
炉心熱出力	3926MW	定格熱出力
運転時間	1 サイクル：10000h（416 日） 2 サイクル：20000h 3 サイクル：30000h 4 サイクル：40000h 5 サイクル：50000h	1 サイクル 13 ヶ月(395 日）を考慮して,燃料の最高取出燃焼度に余裕を持たせ長めに設定
取替炉心の燃料装荷割合	1 サイクル：0.229（200 体） 2 サイクル：0.229（200 体） 3 サイクル：0.229（200 体） 4 サイクル：0.229（200 体） 5 サイクル：0.084（72 体）	取替炉心の燃料装荷割合に基づき設定
放出開始時刻	原子炉格納容器漏えい: 事象発生直後 格納容器ベント： 約 38 時間後	MAAP 解析に基づく
原子炉格納容器内 pH 制御の効果	未考慮	原子炉格納容器内 pH 制御設備は,重大事故等対処設備と位置付けていないため考慮しない
原子炉圧力容器から原子炉格納容器に放出されるよう素の形態	粒子状よう素：5% 無機よう素：91% 有機よう素：4%	原子炉格納容器内 pH 制御の効果に期待しないため，R.G.1.195 に基づき設定
原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率	以下のとおり，開口面積を原子炉格納容器圧力に応じ設定。 MAAP 解析上で,原子炉格納容器圧力に応じ漏えい率が変化するものとした。 【開口面積】 1Pd 以下：0.9Pd で 0.4%/day, 1～2Pd：2.0Pd で 1.3%/day に相当する開口面積	原子炉格納容器の設計漏えい率（0.9Pd で 0.4%/day)及び AEC 式に基づき設定
原子炉格納容器の漏えい孔における捕集係数	希ガス：1 無機よう素：1 有機よう素：1 粒子状物質：450	粒子状物質に対しては,原子炉格納容器の漏えい孔での捕集効果を考慮

第2－3表　大気中への放出放射能量評価条件（2/3）

項目		評価条件	選定理由
原子炉格納容器内でのエアロゾルの除去効果		MAAP解析に基づく	―
原子炉格納容器内での有機よう素の除去効果		考慮しない	保守的に考慮しないものとした
原子炉格納容器内での無機よう素の沈着による除去係数		無機よう素：2	「発電用軽水型原子炉の安全評価に関する審査指針」（平成2年8月30日 原子力安全委員会決定 一部改訂 平成13年3月29日 原子力安全委員会）を参照
サプレッション・チェンバでのスクラビングによる無機よう素の除去係数		無機よう素：10	Standard Review Plan6.5.5に基づき設定
ドライウェルスプレイによる無機よう素の除去係数		無機よう素：100	CSE試験に基づき設定
原子炉格納容器からベントラインへの流入割合	格納容器ベント（W/Wベント）を想定する場合	炉内内蔵量に対して， 希ガス類：約9.4×10^{-1} よう素類：約3.1×10^{-2} Cs類：約8.8×10^{-7} Te類：約1.8×10^{-7} Ba類：約7.1×10^{-8} Ru類：約8.8×10^{-9} La類：約7.1×10^{-10} Ce類：約1.8×10^{-9}	MAAP解析結果及びNUREG-1465の知見に基づき設定。よう素類については，よう素の化学形態に応じた原子炉格納容器内での除去のされかたの違いを考慮。
	格納容器ベント（D/Wベント）を想定する場合	炉内内蔵量に対して， 希ガス類：約8.1×10^{-1} よう素類：約3.4×10^{-2} Cs類：約3.9×10^{-3} Te類：約7.7×10^{-4} Ba類：約3.1×10^{-4} Ru類：約3.9×10^{-5} La類：約3.1×10^{-6} Ce類：約7.7×10^{-6}	
	代替循環冷却系を用いて事象を収束することを想定する場合	ベントラインへの流入割合はゼロ	

第2－3表　大気中への放出放射能量評価条件（3/3）

項目	評価条件	選定理由
原子炉建屋から大気中への漏えい	考慮しない	原子炉格納容器から漏えいした水蒸気は原子炉建屋内で凝縮するため，原子炉建屋空間部が過度に加圧されることはないと考えられる。また，原子炉建屋の換気空調系を停止しているため，外気との空気のやり取りがないものと想定した。
格納容器圧力逃がし装置の除去係数	希ガス：1 有機よう素：1	―
	無機よう素：1,000 粒子状放射性物質：1,000	設計値
よう素フィルタによる除去係数	希ガス：1 粒子状放射性物質：1 無機よう素：1	―
	有機よう素：50	設計値

第 2－4 表　放射性物質の大気拡散評価条件

項目	評価条件	選定理由
大気拡散評価モデル	ガウスプルームモデル	審査ガイドを参照
気象データ	柏崎刈羽原子力発電所における 1 年間の気象データ（1985 年 10 月～1986 年 9 月）	建屋影響を受ける大気拡散評価を行うため保守的に地上風（地上約 10m）の気象データを使用 審査ガイドに示された通り，発電所において観測された 1 年間の気象データを使用
実効放出継続時間	1 時間	保守的に 1 時間と設定
放出源及び 放出源高さ	【6 号炉】 6 号炉格納容器圧力逃がし装置配管：地上 40.4m 【7 号炉】 7 号炉格納容器圧力逃がし装置配管：地上 39.7m	実高さを参照。 なお，放出エネルギーによる影響は未考慮。
累積出現頻度	小さい方から累積して 97%	審査ガイドを参照
建屋巻き込み	考慮する	放出点から近距離の建屋の影響を受けるため，建屋による巻き込み現象を考慮
巻き込みを生じる代表建屋	6 号炉原子炉建屋 及び 7 号炉原子炉建屋	放出源であり，巻き込みの影響が最も大きい建屋として設定
放射性物質濃度の評価点	全方位（16 方位）に対し，放出点からの距離を 10m 刻みで変更した大気拡散評価を行い，最大の評価結果を与える方位及び距離を選定	大気拡散評価の評価結果が，作業エリア全域に適用可能となるよう保守的に設定
着目方位	全方位	大気拡散評価の評価結果が作業エリア全域に適用可能となるよう保守的に設定
建屋投影面積	1931m^2	審査ガイドに示された評価方法を参照し設定。風向に垂直な投影面積のうち最も小さいもの。
形状係数	1/2	審査ガイドに示された評価方法を参照し設定

第2－5表　線量換算係数及び地表面への沈着速度等

項目	評価条件	選定理由
線量換算係数	成人実効線量換算係数使用(主な核種を以下に示す) I-131：2.0×10^{-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 Publication71 及び ICRP Publication72 に基づく	ICRP Publication71 及び ICRP Publication72 に基づく
呼吸率	1.2m^3/h	ICRP Publication71 に基づく成人活動時の呼吸率を設定
地表への沈着速度	エアロゾル：1.2cm/s 無機よう素：1.2cm/s 有機よう素：沈着無し 希ガス：沈着無し	線量目標値評価指針(降水時における沈着率は乾燥時の2～3倍大きい) を参考に，湿性沈着を考慮して乾性沈着速度(0.3cm/s)の4倍を設定。乾性沈着速度はNUREG/CR-4551　Vol.2[*1] より設定。
配管内，フィルタ内の線源強度の評価で用いる，放射性物質の付着割合	【配管内】 希ガス：0% 有機よう素：0% 無機よう素：10%/100m 粒子状物質：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 (別紙20参照)
	【フィルタ装置】 希ガス：0% 有機よう素：0% 無機よう素：100% 粒子状物質：100% 【よう素フィルタ】 希ガス：0% 有機よう素：100% 無機よう素：0% 粒子状物質：0%	フィルタ内の線源強度を保守的に見積もるために,設計上フィルタで除去できる放射性物質については,フィルタに流入する全量が付着するものとした。なお，フィルタへの流入量の評価に当たっては,配管内への付着による放射性物質の除去効果を考慮しないものとした。
遮蔽	第1－1図～第2－5図のとおり	遮蔽厚さは設計値に基づき設定

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

第2－6表　防護措置

項目	評価条件	選定理由
マスクによる除染係数	50	着用を考慮し,期待できる除染係数として設定した
安定よう素剤	考慮しない	保守的に考慮しないものとした
防護服	考慮しない	同上

第3－1表　6号炉の格納容器ベント（W/Wベント）実施に伴う被ばく評価結果　（単位：mSv）

評価経路	評価内容	格納容器ベント実施前の作業			格納容器ベント実施後の作業			
		二次隔離弁の開操作※1	フィルタ装置排水ポンプ水張り	一次隔離弁の開操作（S/C側）	フィルタ装置水位調整	フィルタ装置への薬液注入※1	排水ラインの窒素パージ※1	ドレンタンク排水※1
		屋内（二次格納施設外）	屋外	屋内（二次格納施設外）	屋外	屋外	屋外	屋外
原子炉格納容器から原子炉建屋に漏えいする放射性物質	二次格納施設内に浮遊する放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	3.7×10^{1}	6.5×10^{0} ※2	2.3×10^{0}	4.5×10^{0} ※1	4.5×10^{0} ※1	4.5×10^{0} ※1	3.5×10^{0} ※1
大気中へ放出される放射性物質	放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	—※3	—※3	0.1以下	2.3×10^{0}	2.3×10^{0}	2.3×10^{0}	5.5×10^{-1}
	放射性雲中の放射性物質を吸入摂取することによる内部被ばく	—※3	—※3	—（大気中の放射性物質の屋内への流入は無いものと想定した）	8.5×10^{-1}	8.5×10^{-1}	8.5×10^{-1}	0.1以下
	地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	—※3	—※3	0.1以下	0.1以下	0.1以下	0.1以下	0.1以下
フィルタ及び配管内の放射性物質	格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及びよう素フィルタ並びに配管内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	0.1以下	—（屋内の配管中の線源との間に十分な遮蔽があるため，影響は軽微であり無視できる）	4.4×10^{0}	8.6×10^{1}	8.6×10^{1}	8.6×10^{1}	4.1×10^{1}
作業線量		37mSv	6.5mSv	6.7mSv	94mSv	94mSv	94mSv	45mSv

※1 作業線量の評価結果が最も大きくなる時間帯で作業を実施した場合の線量率を記載
※2 詳細仕様検討中のため，今後見直す可能性がある
※3 線源となる放射性物質が無いため評価対象外

第3－2表　7号炉の格納容器ベント（W/Wベント）実施に伴う被ばく評価結果　（単位：mSv）

評価経路	評価内容	格納容器ベント実施前の作業			格納容器ベント実施後の作業			
		二次隔離弁の開操作※1	フィルタ装置排水ポンプ水張り	一次隔離弁の開操作（S/C側）	フィルタ装置水位調整	フィルタ装置への薬液注入※1	排水ラインの窒素パージ※1	ドレンタンク排水※1
		屋内（二次格納施設外）	屋外	屋内（二次格納施設外）	屋外	屋外	屋外	屋外
原子炉格納容器から原子炉建屋に漏えいする放射性物質	二次格納施設内に浮遊する放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	3.7×10^{1}	4.5×10^{0} ※2	2.3×10^{0}	3.0×10^{0} ※1	3.0×10^{0} ※1	3.0×10^{0} ※1	2.0×10^{0} ※1
大気中へ放出される放射性物質	放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	—※3	—※3	0.1以下	2.3×10^{0}	2.3×10^{0}	2.3×10^{0}	5.5×10^{-1}
	放射性雲中の放射性物質を吸入摂取することによる内部被ばく	—※3	—※3	—（大気中の放射性物質の屋内への流入は無いものと想定した）	8.5×10^{-1}	8.5×10^{-1}	8.5×10^{-1}	0.1以下
	地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	—※3	—※3	0.1以下	0.1以下	0.1以下	0.1以下	0.1以下
フィルタ及び配管内の放射性物質	格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及びよう素フィルタ並びに配管内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	0.1以下	—（屋内の配管中の線源との間に十分な遮蔽があるため，影響は軽微であり無視できる）	0.1以下	8.1×10^{1}	8.1×10^{1}	8.1×10^{1}	3.9×10^{1}
作業線量		37mSv	4.5mSv	2.3mSv	87mSv	87mSv	87mSv	41mSv

※1 作業線量の評価結果が最も大きくなる時間帯で作業を実施した場合の線量率を記載
※2 詳細仕様検討中のため，今後見直す可能性がある
※3 線源となる放射性物質が無いため評価対象外

第4－1表　6号炉の格納容器ベント（D/Wベント）実施に伴う被ばく評価結果　（単位：mSv）

評価経路	評価内容	格納容器ベント実施前の作業			格納容器ベント実施後の作業			
		二次隔離弁の開操作※1	フィルタ装置排水ポンプ水張り	一次隔離弁の開操作（D/W側）	フィルタ装置水位調整	フィルタ装置への薬液注入※1	排水ラインの窒素パージ※1	ドレンタンク排水※1
		屋内（二次格納施設外）	屋外	屋内（二次格納施設外）	屋外	屋外	屋外	屋外
原子炉格納容器から原子炉建屋に漏えいする放射性物質	二次格納施設内に浮遊する放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	3.2×10^{1}	6.6×10^{0} ※2	2.4×10^{0}	3.9×10^{0} ※1	3.9×10^{0} ※1	3.9×10^{0} ※1	3.5×10^{0} ※1
大気中へ放出される放射性物質	放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	—※3	—※3	0.1以下	4.9×10^{0}	4.9×10^{0}	4.9×10^{0}	6.0×10^{-1}
	放射性雲中の放射性物質を吸入摂取することによる内部被ばく	—※3	—※3	—（大気中の放射性物質の屋内への流入は無いものと想定した）	2.4×10^{0}	2.4×10^{0}	2.4×10^{0}	5.1×10^{-1}
	地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	—※3	—※3	0.1以下	3.9×10^{-1}	3.9×10^{-1}	3.9×10^{-1}	3.9×10^{-1}
フィルタ及び配管内の放射性物質	格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及びよう素フィルタ並びに配管内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	0.1以下	—（屋内の配管中の線源との間に十分な遮蔽があるため，影響は軽微であり無視できる）	0.1以下	7.9×10^{1}	7.9×10^{1}	7.9×10^{1}	4.8×10^{1}
作業線量		32mSv	6.6mSv	2.4mSv	90mSv	90mSv	90mSv	53mSv

※1 作業線量の評価結果が最も大きくなる時間帯で作業を実施した場合の線量率を記載
※2 詳細仕様検討中のため，今後見直す可能性がある
※3 線源となる放射性物質が無いため評価対象外

第4－2表　7号炉の格納容器ベント（D/Wベント）実施に伴う被ばく評価結果　（単位：mSv）

評価経路	評価内容	格納容器ベント実施前の作業			格納容器ベント実施後の作業			
		二次隔離弁の開操作※1	フィルタ装置排水ポンプ水張り	一次隔離弁の開操作（D/W側）	フィルタ装置水位調整	フィルタ装置への薬液注入※1	排水ラインの窒素パージ※1	ドレンタンク排水※1
		屋内（二次格納施設外）	屋外	屋内（二次格納施設外）	屋外	屋外	屋外	屋外
原子炉格納容器から原子炉建屋に漏えいする放射性物質	二次格納施設内に浮遊する放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	3.2×10^{1}	4.6×10^{0} ※2	2.4×10^{0}	2.4×10^{0} ※1	2.4×10^{0} ※1	2.4×10^{0} ※1	2.1×10^{0} ※1
大気中へ放出される放射性物質	放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	—※3	—※3	0.1以下	4.9×10^{0}	4.9×10^{0}	4.9×10^{0}	6.0×10^{-1}
	放射性雲中の放射性物質を吸入摂取することによる内部被ばく	—※3	—※3	—（大気中の放射性物質の屋内への流入は無いものと想定した）	2.4×10^{0}	2.4×10^{0}	2.4×10^{0}	5.1×10^{-1}
	地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	—※3	—※3	0.1以下	3.9×10^{-1}	3.9×10^{-1}	3.9×10^{-1}	3.9×10^{-1}
フィルタ及び配管内の放射性物質	格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及びよう素フィルタ並びに配管内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	0.1以下	—（屋内の配管中の線源との間に十分な遮蔽があるため，影響は軽微であり無視できる）	1.6×10^{0}	7.5×10^{1}	7.5×10^{1}	7.5×10^{1}	4.6×10^{1}
作業線量		32mSv	4.6mSv	4.0mSv	85mSv	85mSv	85mSv	50mSv

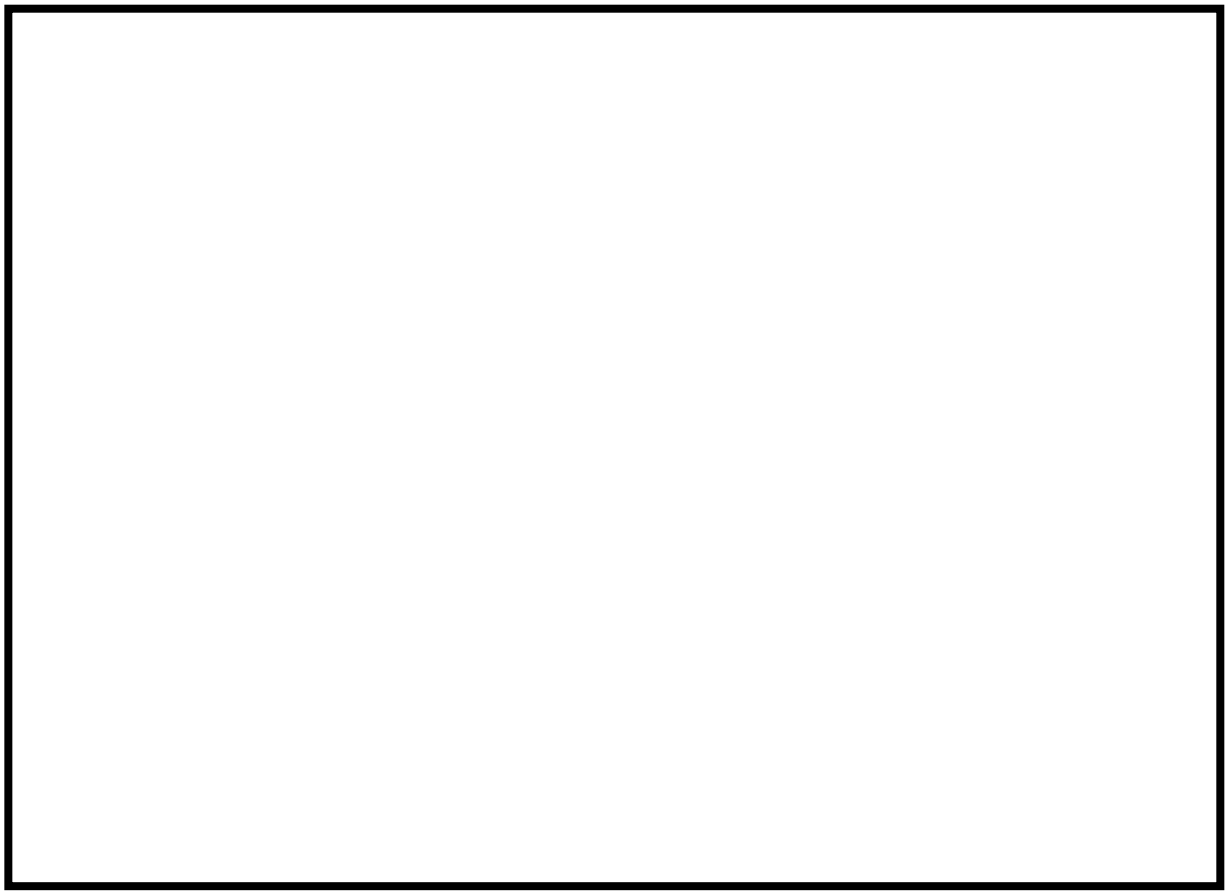
※1 作業線量の評価結果が最も大きくなる時間帯で作業を実施した場合の線量率を記載
※2 詳細仕様検討中のため，今後見直す可能性がある
※3 線源となる放射性物質が無いため評価対象外

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

別紙 34　スクラバ水スロッシングの影響について

フィルタ装置使用中に地震が発生した場合，スクラバ水にスロッシングが発生する可能性がある。そこで，フィルタ装置使用時にスロッシングが発生したスクラバ水の挙動について，CFD 解析にて確認した。

解析の条件として，フィルタ装置の性能として厳しい条件である，下限水位であるスクラバノズル上端＋0.5mの時に，基準地震動 Ss の地震が発生したとする。評価の結果を第 1 図に示す。



第 1 図　スクラバ水スロッシング評価結果

第 1 図に示す通り，下限水位時に Ss 地震によりスロッシングが発生すると，波高が高い瞬間はスクラバノズルが一部気相部に露出し，水スクラバの性能が低下する。

しかしながら，地震が発生して，さらにスクラバノズルの一部が気相部に露出している時間は，格納容器ベント実施期間と比較して非常に小さく，さらに水スクラバの後段には金属フィルタも設置していることから，格納容器ベントにより放出される放射性物質のトータル量に影響を与えるものではないと考える。

別紙 35　格納容器圧力逃がし装置の材料選定にる技術的根拠

(1) ガスケット選定の妥当性

格納容器圧力逃がし装置の弁,フィルタ装置･よう素フィルタのマンホール，オリフィス，ラプチャーディスク等の接続部に設置するガスケットには，使用時の温度，圧力，放射線による劣化によってリークが生じないよう，耐温度，耐圧力，耐放射線性能に優れた黒鉛を主要材としている『ステンレス製うず巻きガスケット』と『黒鉛パッキン』を用いている。これらのガスケットを格納容器圧力逃がし装置に使用することの妥当性を以下に示す。

なお，格納容器圧力逃がし装置において，最も放射線量が大きくなるのは，最も大量の放射性物質を保持するスクラバ水である。大 LOCA＋SBO＋全 ECCS 機能喪失の D/W ベントシナリオにおいて，ベントガスに含まれる希ガスと有機よう素以外の全ての放射性物質がスクラバ水に捕捉された場合，スクラバ水の放射線量率は最大で約 1kGy/h となる。

① ステンレス製うず巻きガスケット

格納容器圧力逃がし装置のガスケットに用いているステンレス製うず巻きガスケットは，優れた耐熱性・耐薬品性を有しており，ステンレス（SUS316）製の内外輪の間に，黒鉛パッキンをフィラー材として用いたものである。格納容器圧力逃がし装置に使用するステンレス製うず巻きガスケットは，最高仕様温度 450℃，最高仕様圧力 30MPa のものを選定しており，格納容器圧力逃がし装置の設計条件（200℃，0.62MPa）に対して，十分な余裕を有している。

また，ステンレス製うず巻ガスケットは，1.0MGy の放射線照射に対してもパッキンのシール性能を確保可能であることから，十分な耐放射線性を有している。

さらに，ステンレス製うず巻ガスケットは，フィルタ装置スクラバ水に想定される強アルカリ環境下においても適用可能であることを確認している。

以上より，ステンレス製うず巻ガスケットを格納容器圧力逃がし装置に使用することは妥当であると考える。

なお，ステンレス製渦巻きガスケットは，フィルタ装置フランジ部，よう素フィルタフランジ部，ドレン設備フランジ部に用いている。

② 黒鉛パッキン

格納容器圧力逃がし装置のガスケットに用いている黒鉛パッキンは，優れた耐熱性・耐薬品性を有しており，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い分野で使用され

ている。格納容器圧力逃がし装置のガスケットとして使用する黒鉛パッキンは，最高使用温度 300℃，最高使用圧力 3.4MPa のものを選定しており，格納容器圧力逃がし装置の設計条件（200℃，0.62MPa）に対して，十分な余裕を有している。

また，黒鉛パッキンは，0.1MGy の放射線照射に対してもパッキンのシール性能を確保可能であることから，十分な耐放射線を有している。

さらに，黒鉛パッキンは，フィルタ装置スクラバ水に想定される強アルカリ環境下においても適用可能であることを確認している。

以上より，黒鉛パッキンを格納容器圧力逃がし装置に使用することは妥当であると考える。

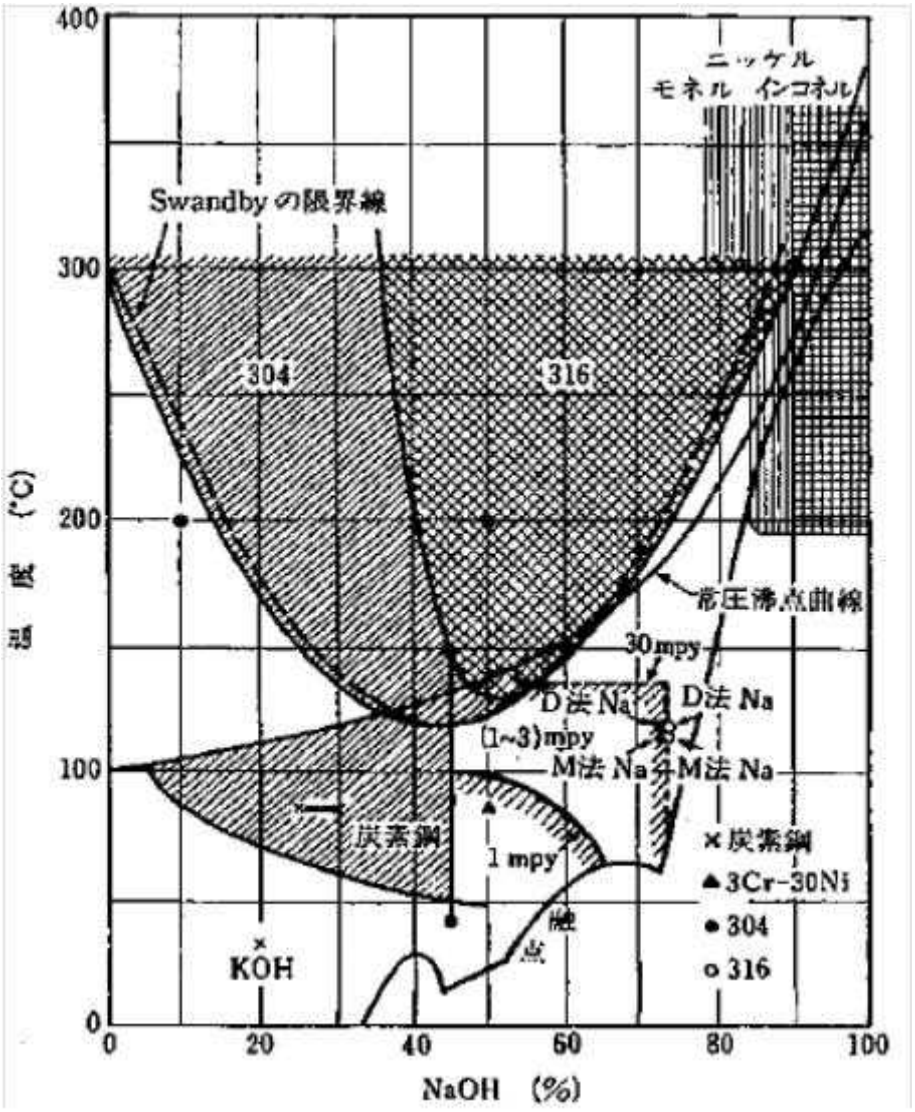
なお，黒鉛パッキンは，ステンレス製渦巻きガスケットを用いているフィルタ装置フランジ部，よう素フィルタフランジ部，ドレン設備フランジ部以外の接続部に用いている。

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

(2) フィルタ装置構造材（ステンレス鋼）の妥当性

フィルタ装置の容器・内部構造材には，ステンレス鋼を用いている。

フィルタ装置待機中は，スクラバ水には NaOH [redacted] [wt%]の薬液を内包している。ステンレス鋼は,高濃度の NaOH 溶液に晒されるとアルカリ腐食割れを生じる可能性がある。ステンレス鋼のアルカリ腐食割れに対する温度と NaOH 濃度の関係は，『小若，金属の腐食と防食技術，アグネ承風社，2000 年』により，第 1 図の通り示されており，NaOH [redacted] [wt%]，フィルタ装置の最高使用温度である 200℃においては,ステンレス鋼のアルカリ腐食割れは生じないことが確認できる。そのため，フィルタ装置スクラバ水の NaOH 濃度において，アルカリ腐食割れは発生しない。



第 1 図　アルカリ腐食割れに及ぼす温度，濃度の影響

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

また，フィルタ装置使用中は，無機よう素の捕捉性能を確保するため，フィルタ装置の pH を□以上に維持することとしているが，アルカリ腐食割れが生じるほど NaOH が高濃度となることはない※1。

一方，フィルタ装置使用中は，pH を□以上の強アルカリに保つことにより，フィルタ装置に飛来する塩化物による，フィルタ装置の容器・内部構造材に発生する孔食，すきま腐食，SCC の発生を抑制することができる。

※1　フィルタの水位が上昇しドレン操作を実施する都度，フィルタ装置使用中の薬液の補充を実施する。薬液の補充量は，ドレン操作により抜けてしまった分の薬液量とする。そのため，薬液の補充により，薬液濃度が必要以上に高濃度となることはない。

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

別紙 36　フィルタ装置の性能維持の確認について

フィルタ装置使用中に,フィルタ装置の性能が維持されていることについては,下記をもって確認することができる。

【エアロゾル除去性能】

■ 水スクラバについては，水位が規定の水位（スクラバノズル上端＋0.5～2.2m）にあることで，規定の性能を維持することができる。スクラバ水位については,フィルタ装置に設置されている水位計により確認することができる。

■ 金属フィルタについては,差圧が規定の差圧（□kPa)以下であることで，規定の性能を維持することができる。金属フィルタの差圧は，フィルタ装置に設置されているフィルタ装置金属フィルタ差圧計をもって確認可能である。

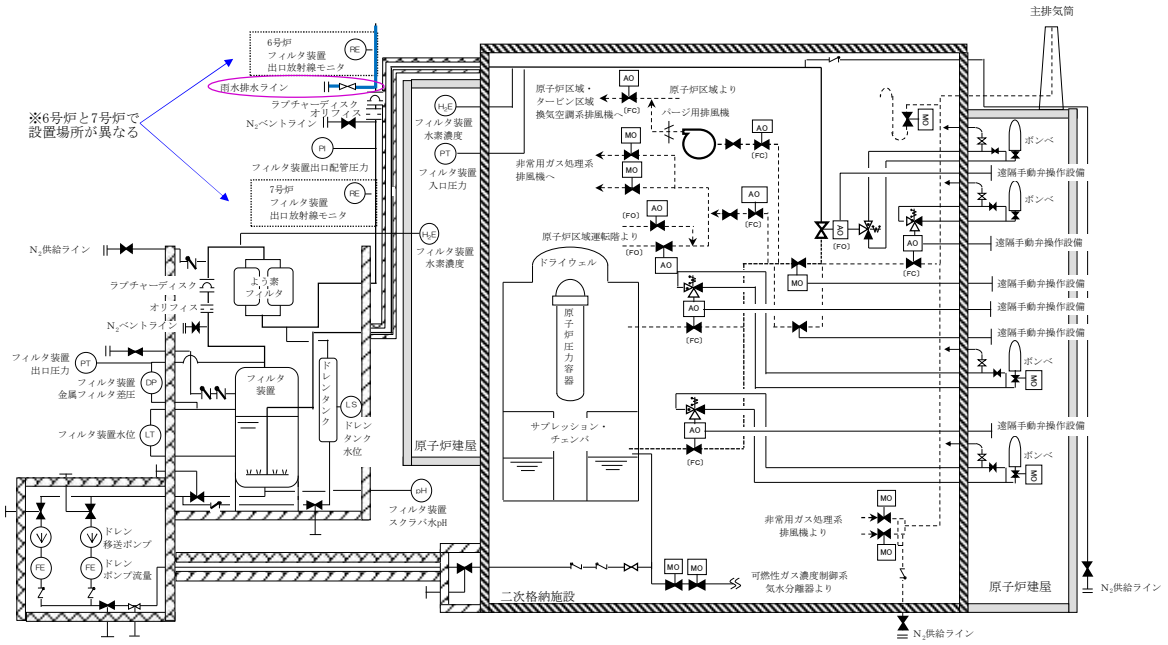
【無機よう素除去性能】

■無機よう素除去性能については，スクラバ水の pH が規定値（pH□）以上であることで，規定の性能を維持することができる。スクラバ水の pH は，pH 計により確認可能である。

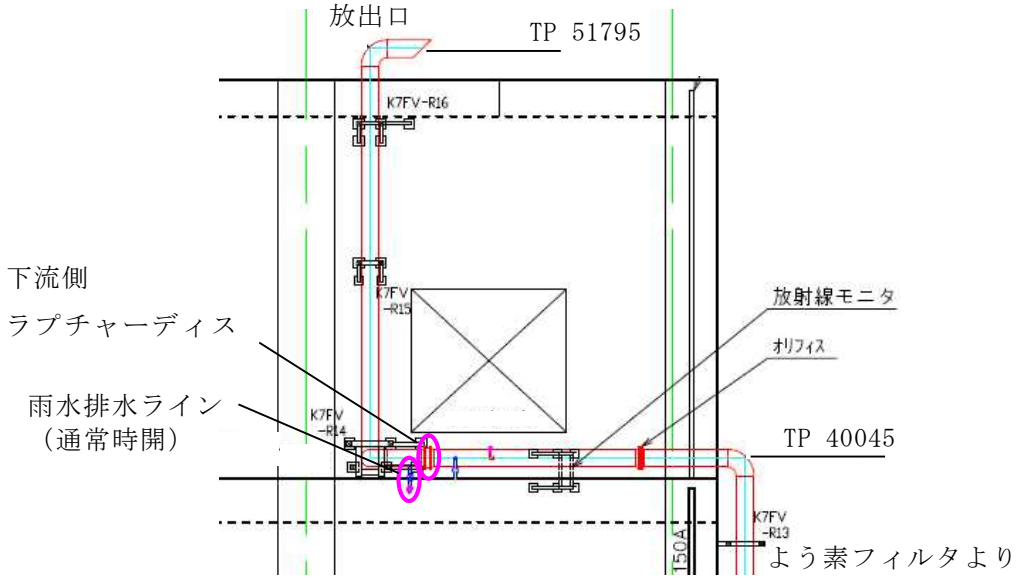
なお，スクラバ水の pH については，スクラバ水位の上昇によりドレン操作を実施する都度，ドレン操作によりフィルタ装置より抜けてしまった分の NaOH を追加することで，pH□以上に維持することが可能である。

別紙 37　ラプチャーディスクの凍結による影響について

よう素フィルタ下流側のラプチャーディスク出口側は第 1 図に示すとおり大気側に開放されているため，格納容器圧力逃がし装置の出口配管の頂部放出口から雨水が流入した p 場合，ラプチャーディスクまで流入する。そのため，第 2 図に示すようにラプチャーディスクの下流側配管水平部に設置している雨水排水ラインの止め弁を常時開運用とすることにより，流入した雨水はラプチャーディスク下流側配管内に蓄積せずに系外へ放出され，配管内で凍結することはない。



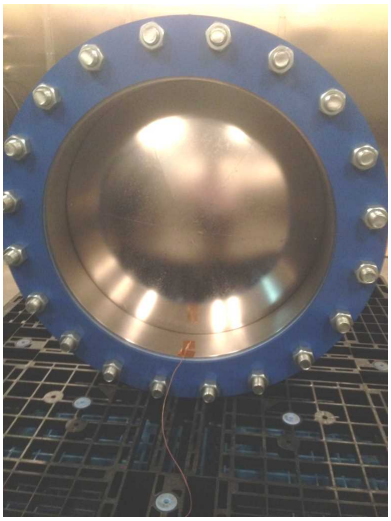
第 1 図　雨水排水ライン系統図



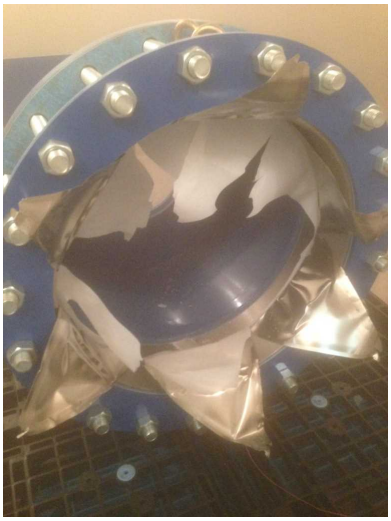
第 2 図　ラプチャーディスク下流側の配管配置図（7 号炉）

一方で，下流側ラプチャーディスクの出口側配管は大気開放されていることから，配管内で水分が結露して水滴が付着し，その状態で外気温が氷点下以下となった場合にはラプチャーディスク表面で水分が凍結する可能性がある。ラプチャーディスク表面が凍結することにより，設定圧力での作動への影響ついては，ラプチャーディスク表面を意図的に凍結させることにより，凍結状態を模擬した冷温破裂試験を行うことにより，破裂圧力に影響がないことを確認している。(第 3 図)

試験結果を第 1 表に示す。



＜破裂前＞



＜破裂後＞

＜表面凍結状況＞

第 3 図　ラプチャーディスク破裂試験

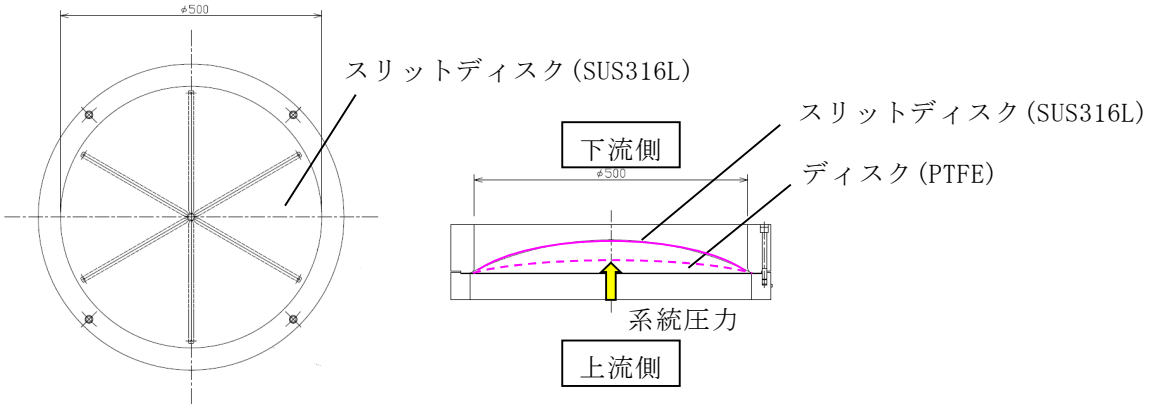
第 1 表　ラプチャーディスク表面の凍結による破裂圧力影響試験結果

	破裂設定圧力	試験環境温度	備考
通常破裂圧力 (工場出荷時)	0.1±0.01MPa	200℃±10℃	仕様書において定める破裂圧力設定値
凍結時破裂圧力 (冷温試験時)	[redacted]	-17℃以下	ラプチャーディスク出口側を凍結

ラプチャーディスクの構造を第 4 図に示す。ラプチャーディスク上流側の系統圧力が上昇すると，圧力によりディスク(PTFE)が膨らみ，スリットディスク(SUS316L)に接触する。圧力に対してスリットディスクの強度が許容値を上回っている場合は，ラプチャーディスクは破裂することはない。圧力が上昇してスリットディスクの許容値を超えた場合には，スリットディスクが均等に破裂し，系統圧力は大気側に開放される。

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

当該のラプチャーディスクの破裂圧力は200℃にて0.1MPaにて破裂するように設定されているが，冷温破裂試験においては［　　］にて破裂した。これはステンレスの物性値は温度によって左右することから，200℃以外の温度条件では破裂圧力は変化することによるものと考えられる。但し，試験の結果からもベント操作に対して阻害するほどの影響ではないため，凍結したとしても問題はない。



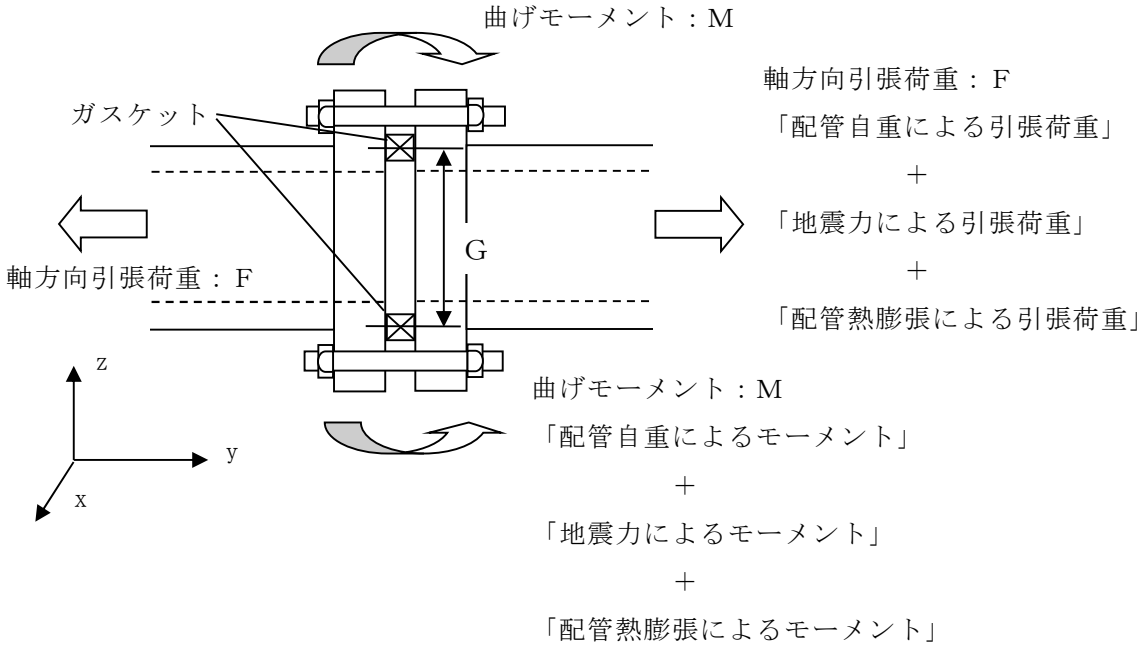
第4図　ラプチャーディスク構造図

別紙 38　高温使用時におけるフィルタベント系統からの漏えいがないこと

格納容器圧力逃がし装置の使用状態において，常温での最高使用圧力に対するフランジ部の強度評価については，「発電用原子力設備規格　設計・建設規格（2005 年度版）」の「PPD-3414 フランジ」において既に評価済みである。

本資料においては，高温・高圧環境下（200℃，0.62MPa）にて配管と配管をつなぐフランジ間からの漏えい評価について示す。

「高圧ガス設備等耐震設計指針（2012）」を用いて配管内圧及びフランジに接続する配管から受ける反力を考慮してフランジボルト締付圧力が十分に必要な面圧を満足していることを評価する。なお，フランジに接続する配管からの反力については，自重，地震荷重，配管の熱膨張が同時に負荷されたものとし，フランジの片当たりの原因となるモーメント及び両側からの引張力について考慮するものとする。（第 1 図）



第 1 図　フランジにかかる配管荷重

「高圧ガス設備等耐震設計指針（2012） レベル 2 耐震性能評価　解説編」に基づき，フランジ漏えい評価を実施した。以下に評価式を示す。

$$mp + \alpha p_e \leq \sigma_a \qquad \cdots \quad (1)$$

m：ガスケット係数 [-]
p：内圧 [MPa]
α：等価内圧に対する漏えい影響度補正係数で，0.75m [-]
σ_a：ボルトの初期締め付け力によるガスケット面圧 [MPa]
p_e：地震力等に係る軸方向引張力 F 及び曲げモーメント M に対する等価内圧 [MPa]であり以下の式で算出する。

$$p_e = \frac{4F}{\pi G^2} + \frac{16M}{\pi G^3} \qquad \cdots \quad (2)$$

G：ガスケット接触面の平均直径 [mm]
F：軸引張力 [N]
M：曲げモーメント [N・mm]

ここで，軸引張力 F は配管応力解析における配管軸方向の引張荷重 Fy であり，曲げモーメント M は同様に配管応力解析における軸直角方向のモーメントの Mx と Mz から $\sqrt{M_X^2 + M_Z^2}$ で算出する。

なお，フランジの熱膨張係数がボルトよりも大きいため，フランジーボルト間の熱膨張差によりガスケットの面圧が増加するが，安全側に働くため本評価においては考慮しない。

今回，格納容器圧力逃がし装置の配管応力解析モデル※1 にて，自重，地震荷重（基準地震動 Ss），最高使用温度（200℃）における配管熱膨張が作用した場合の各節点における x,y,z 各成分の反力とモーメントを算出し，各節点の反力とモーメントの中から，成分毎の最大値をそれぞれ抽出した。

この抽出された成分毎の反力とモーメントの最大値が，フィルタ装置とよう素フィルタの配管フランジ（500A）に作用し，さらに内圧として最高使用圧力（0.62MPa）が印可されているという非常に保守的な条件にて，上記(1)式に基づきフランジ漏えい評価を実施した。

評価の結果，(1)式の判定条件を満足することを確認した（第 1 表参照）。よって，格納容器圧力逃がし装置使用時の高温状態においても，配管フランジからの漏えいは発生しない。

※1　配管応力解析モデルにおいてフランジ部のモデル化は，フランジ設置箇所にフランジの質量に相当する質点を負荷し，当該部の配管材質をフランジの材質として置き換えることで行っている。ただし，フランジの断面係数等の形状に起因する剛性の影響については考慮していない。そのため，系の固有振動数が実機条件とは少し異なる可能性がある。しかしながら，解析に用いる FRS は，周期軸方向に±10%拡幅されているため，このようなモデル化による誤差の影響は包絡されていると考えられる。

第 1 表　フランジ漏えい評価結果

項目	記号	単位	値
設計条件			
最高使用圧力	P	MPa	0.62
ガスケット接触面寸法－外径	D	mm	568
ガスケット接触面寸法－内径	d	mm	536
ガスケット寸法－厚さ	tg	mm	4.5
ガスケット座の基本幅	b0	mm	8.0
ガスケット接触面の平均径	G	mm	553.7
ガスケット有効幅	b	mm	7.1
ガスケット係数	m	—	3
ガスケットの最小締付荷重	y	MPa	68.9
ガスケット接触面積	A	mm2	27747
標準トルクからのガスケット面圧	σa	MPa	40.5
最小トルクからのガスケット面圧	σb	MPa	31.5
応力評価			
地震動等による曲げモーメント	M	N・mm	2.43E+08
地震動等による引張力	F	N	1.55E+05
等価内圧	pe	MPa	7.92
等価内圧に対する漏洩影響度補正係数	α	−	2.3
標準トルクからのガスケット面圧を想定した場合			
ガスケット開口圧力	σ	MPa	19.7
標準トルクからのガスケット面圧	σa	MPa	40.5
漏洩評価　σ＜σa			**合格**
最小トルクからのガスケット面圧を想定した場合			
ガスケット開口圧力	σ	MPa	19.7
最小トルクからのガスケット面圧	σa’	MPa	31.5
漏洩評価　σ＜σa’			**合格**

別紙 39　格納容器圧力逃がし装置使用後の保管管理

格納容器圧力逃がし装置使用後には，フィルタ装置，並びによう素フィルタには多量の放射性物質が捕捉される。そのため，格納容器圧力逃がし装置使用後には，フィルタ装置並びによう素フィルタに捕捉された放射性物質が環境に放出することがないよう，適切に保管する必要がある。格納容器圧力逃がし装置使用後のフィルタ装置，並びによう素フィルタの保管方針を以下に示す。

【フィルタ装置】

格納容器圧力逃がし装置使用後は，フィルタ装置内のスクラバ水は原子炉格納容器へ移送し，スクラバ水に捕捉された放射性物質が環境へ放出しないよう気中保管する。

なお，「別紙 13」に記載の通り，フィルタ装置に放射性物質を含んだスクラバ水が保管されていたとしても，水スクラバから環境への放射性物質の再浮遊は防止可能であるが，放射性物質の放出リスクを更に低減するため，スクラバ水を原子炉格納容器へ移送する。

また，同じく「別紙 13」に記載の通り，有効性評価シナリオにおいて，金属フィルタに捕捉した放射性物質は，フィルタ装置使用後にベントガス流れが無い状態においても，崩壊熱に伴う金属フィルタの過熱による放射性物質の再浮遊は生じないことを確認している。

【よう素フィルタ】

よう素フィルタについても，気中保管とする。

よう素フィルタに流入した放射性よう素は，AgI の化学種にてよう素フィルタ内に捕捉される。AgI は [redacted] 以上の高温状態にて水素環境に晒されると，AgI が還元されて HI（ガス状）の化学種となり，よう素は環境へ放出されてしまう。

そのため，上記の通り，スクラバ水を原子炉格納容器へ移送することで，よう素フィルタに水素が流入しないようにし，よう素フィルタからの放射性よう素の再浮遊を防止する。

なお，格納容器圧力逃がし装置使用後には，放出口手前に設置している放射線モニタにて，フィルタ装置並びによう素フィルタからの放射性物質の放出がないことを確認する。

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

別紙 40　よう素フィルタ部に発生する偏流について

よう素フィルタは，第 1 図に示す通り，キャンドルと呼ばれる銀ゼオライトを充填した吸着塔を 19 本配置した構造となっている。このよう素フィルタを 2 基設置し，計 38 本のキャンドルを設置する。

ベントガスがキャンドルに充填された銀ゼオライト吸着材を通過する過程で，ベントガス中に含まれるガス状よう素が銀ゼオライトに捕捉される。

第 1 図　よう素フィルタ構造図

よう素フィルタのガス状よう素除去性能は，ベントガスと銀ゼオライト吸着材との接触時間が大きいほど，大きくなる。そのため，よう素フィルタ内で偏流が生じ，局所的にベントガスの銀ゼオライト吸着材通過速度が大きくなり，銀ゼオライト吸着材との接触時間が小さくなると，ガス状よう素除去性能が低下する。

そこで，流動解析により，よう素フィルタ内に生じるガスの偏流を評価した。

なお，銀ゼオライトが充填されているキャンドル部の流動特性について確認するため，実機と同じキャンドルを用いて蒸気を通気する流動試験（キャンドルユニット試験）を実施した。そして，キャンドルユニット試験により得られた試験データをよう素フィルタの流動解析に適用し，流動解析の精度向上を図った。

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

【キャンドルユニット試験】

第2図に示す通り，実機と同じキャンドルを容器内に1本設置し，試験容器に実機のキャンドル1本に相当する体積流量の蒸気を通気し，キャンドルに生じる差圧を計測した。

第2図　キャンドルユニット試験装置全体図

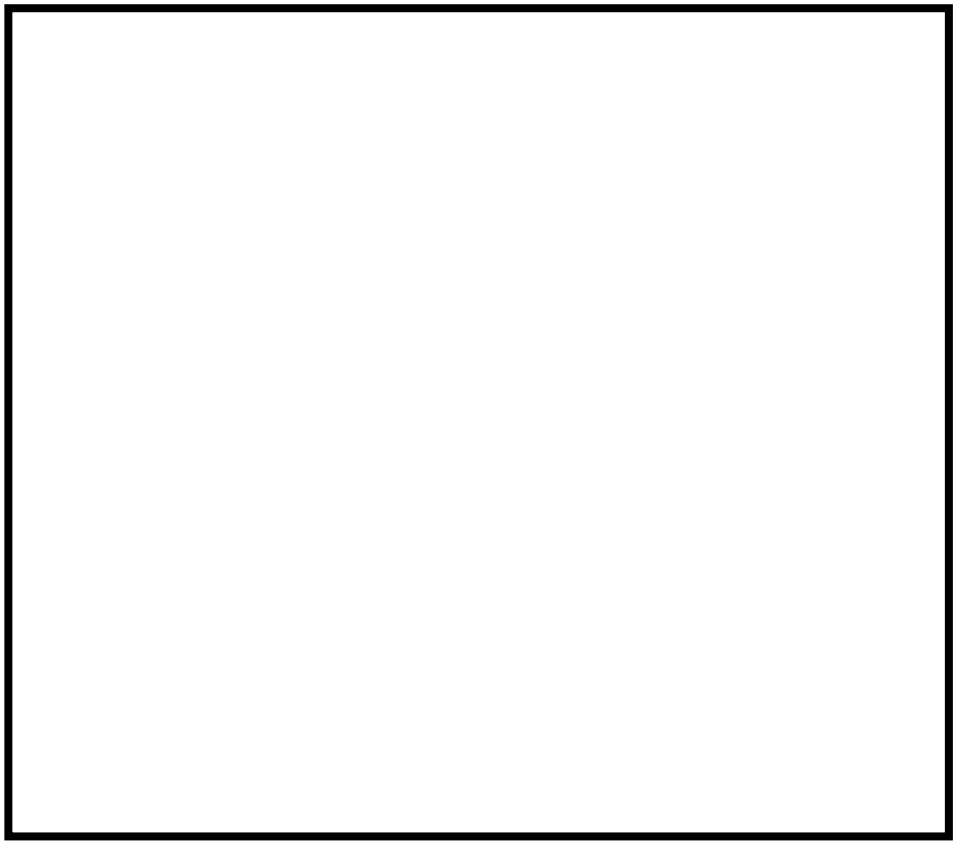
実機のよう素フィルタで処理するベントガスの最大体積流量は第3.2.2.3.3.1－2表に示す通り，16.8m^3/s(原子炉格納容器2Pd時流量)である。実機のよう素フィルタのキャンドルの設置本数は38本であるため,キャンドル1本当たりの体積流量は0.44 m^3/s(原子炉格納容器2Pd時流量)となる。そこで，実機の最大体積流量を網羅するように，第1表の通り，キャンドルユニット試験の試験条件を設定した。

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

第１表　キャンドルユニット試験条件一覧表

項目	条件
試験装置	・キャンドルユニット試験装置
キャンドル設置本数	・１本
試験ガス	・蒸気
ガス体積流量	・0.74 m^3/s ・0.51 m^3/s ・0.39 m^3/s ・0.29 m^3/s ・0.23 m^3/s

第１表の条件にて試験を実施した結果，ガス体積流量とキャンドル差圧の関係は，第３図の通りとなった。



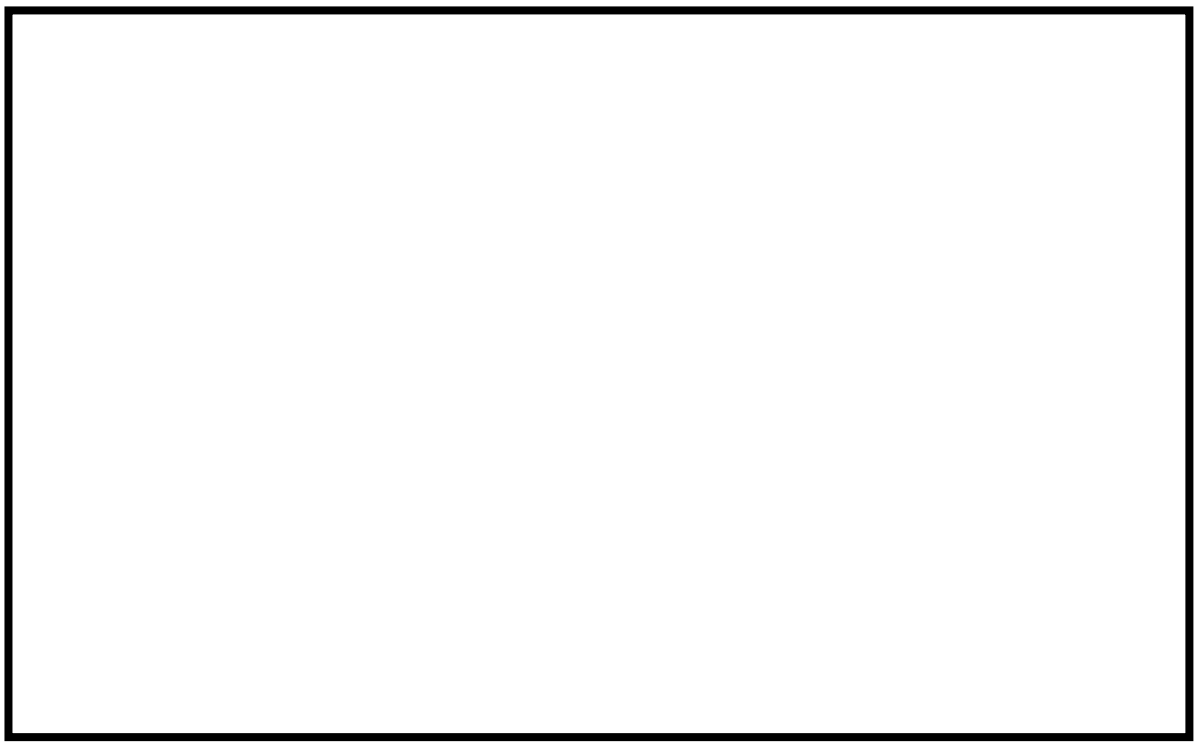
第３図　試験結果（ガス体積流量とキャンドル差圧の関係）

第３図のキャンドル差圧の実測値を用いて,よう素フィルタ全体の流動解析を実施した。

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

【よう素フィルタ全体流動解析】

よう素フィルタ内の偏流を評価するため，よう素フィルタ全体の流動解析を実施した。解析モデルは第4図に示す通り，よう素フィルタ1基をモデル化した。



第4図　よう素フィルタ流動解析モデル

まず，キャンドルをモデル化しているポーラスメディアの圧損係数を，第3図のキャンドルユニット試験実測値より求める。第3図のガス体積流量をキャンドルの表面積で除すことで，線速度LV（m/s）に変換し，試験データを非線形最小二乗法により最適フィッティングした抵抗係数カーブを作成する。抵抗係数カーブは，以下の2パターン作成する。

① 慣性抵抗項（LV^2の項）と粘性抵抗項（LVの項）を考慮
（ガス流れがAgXに遮られる際に生じる慣性抵抗に加え，ガスがAgXとAgXの間の狭隘部を通過する際に生じる粘性抵抗を考慮）
② 慣性抵抗項（LV^2の項）を考慮
（ガス流れがAgXに遮られる際に生じる慣性抵抗のみを考慮）

以上の条件にて，抵抗係数カーブを作成すると，第5図の通りとなる。①を赤線，②を緑点線で示す。また，それぞれの抵抗係数カーブは以下の関数で表される。

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

① Dp=[redacted]×LV^2 +[redacted]×LV ・・・(1)

② Dp=[redacted]×LV^2 ・・・(2)

次に，(試験実測値－フィッティングカーブ）の RMS を算出したところ，①は 115.3，②は 176.7 となった。そのため，①の方が実験データを精度よくフィッティングできていることがわかった。よって，①をキャンドルの抵抗係数カーブとした。

次に，汎用抵抗式は以下の通り表される。

汎用抵抗式 ： $Dp=ki\times\rho\times LV^2 + kv\times\mu\times LV$ ・・・(3)

ここで，ρ ：気体密度(kg/m^3)，μ ：粘性係数(Pa・s),ki：慣性抵抗係数(-)，kv：粘性抵抗係数(1/m)である。(1)，(3)式より,ki×ρ=[redacted] kv×μ=[redacted] なる。ここで，キャンドルユニット試験時のガスの密度は 0.56937(kg/m^3)，粘性係数は 1.3032×10^{-5}(Pa･s)であったことから,ki ならびに kv は,ki=[redacted](-)，kv=[redacted](1/m)となる。

そのため，ki=[redacted](-)，kv=[redacted](1/m)を，流動解析を実施する際のキャンドル（ポーラスメディア）の圧力損失係数とする。

[redacted]

第 5 図　抵抗係数カーブ

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

よう素フィルタ全体の流動解析は，実機の流量を再現するよう，原子炉格納容器圧力 2Pd にてベントした直後の最大流量相当と，事故後 1 ヶ月後の流量の 2 ケースで実施した。解析条件を第 2 表に示す。

第 2 表　よう素フィルタ流動解析条件一覧表

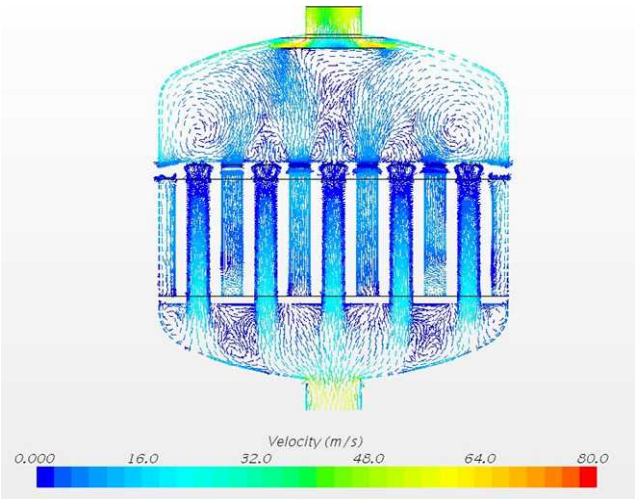
項目	条件
評価コード	・STAR-CCM+ (ver.9)
設定条件	・基礎式：質量保存式，運動量保存式 (Navier-Stokes 方程式) ・基礎式の離散化手法：有限体積法 ・乱流モデル：Realizable K-ε ・壁近傍の扱い：ALL y+モデル ・対流項離散化：二次精度風上差分 ・気体の扱い：水蒸気，非圧縮性流体 ・キャンドル圧力損失係数:ki=[redacted](-),kv=[redacted](1/m)
ベントガス条件	【ケース 1：原子炉格納容器圧力 2Pd，ベント開始直後流量】 ・体積流量：16.0 m^3/s（よう素フィルタ 2 基分） ・質量流量：15.8 kg/s（よう素フィルタ 2 基分） ・圧力：181.3 kPa(abs) ・露点温度差：15 K 【ケース 2：事故後 1 ヶ月流量】 ・体積流量：3.80 m^3/s（よう素フィルタ 2 基分） ・質量流量：2.48 kg/s（よう素フィルタ 2 基分） ・圧力：114.3 kPa(abs) ・露点温度差：6.5K

また，キャンドル配置と番号を第 6 図の通り設定した。

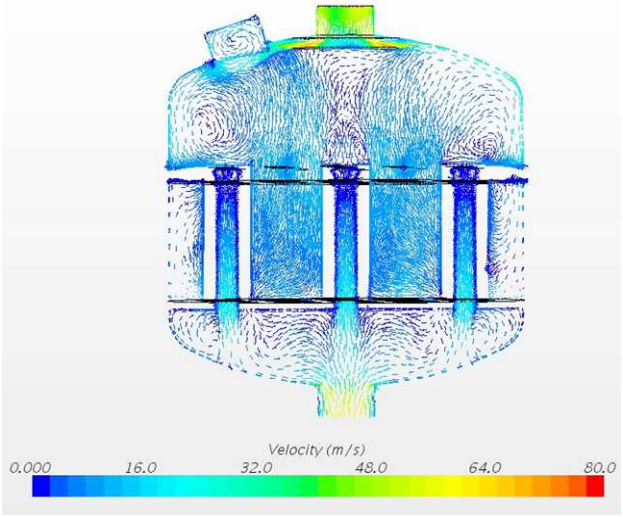
第 6 図　キャンドル配置ならびに番号

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

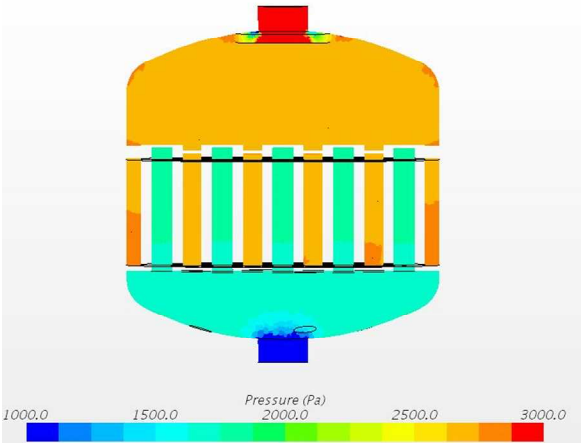
上記条件にてよう素フィルタ全体の流動解析を実施した。ケース 1 の解析結果を第 7～11 図，第 3 表に示す。



第 7 図　フィルタ中央(キャンドル 31-35)
断面ガス流速（ケース 1）



第 8 図　フィルタ中央（出入口配管方向）
断面ガス流速（ケース 1）



第 9 図　フィルタ中央(キャンドル 31-35)
断面ガス圧力（ケース１）

第 3 表　各キャンドル流量分布
（ケース１）

第 10 図　各キャンドル流量分布
（ケース１）

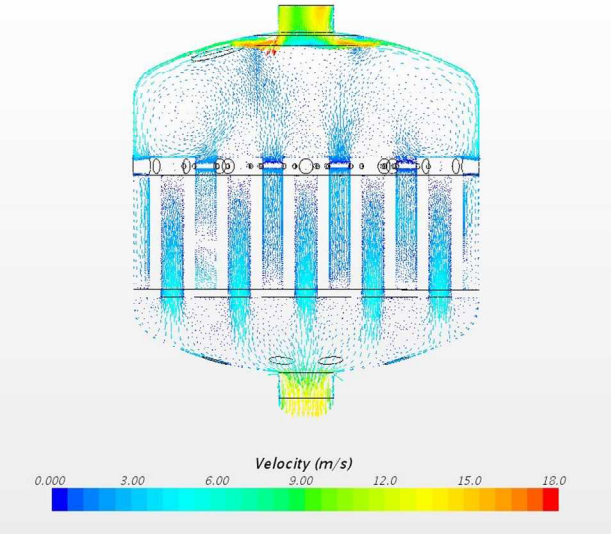
第 11 図　各キャンドル上下方向流速分布
（ケース１）

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

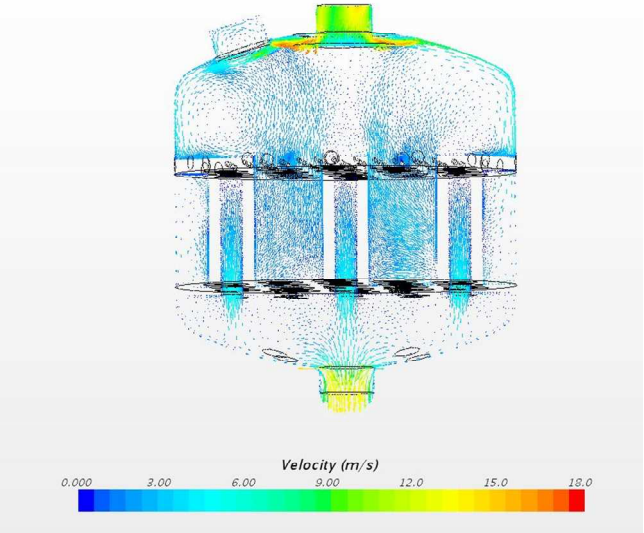
第 10 図，第 3 表より，各キャンドルの流量分配はほぼ均一で，各キャンドルのばらつきの範囲は±1%に収まっている。

また，第 11 図より，キャンドルの上下方向は，キャンドル下側の方が流量が大きい状態となっているが，上下方向のばらつきの範囲は±10%に収まっている。

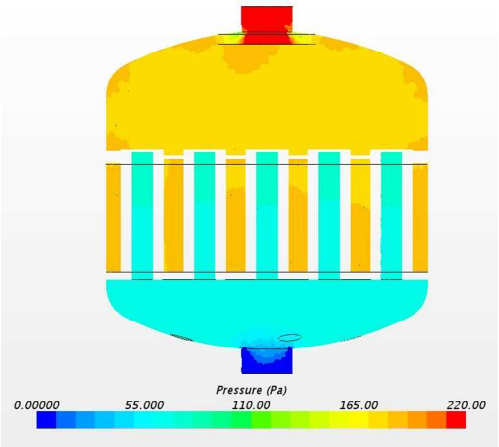
次に，ケース 2 の解析結果を第 12～16 図，第 4 表に示す。



第 12 図　フィルタ中央（キャンドル 31-35）断面ガス流速（ケース 2）



第 13 図　フィルタ中央（出入口配管方向）断面ガス流速（ケース 2）

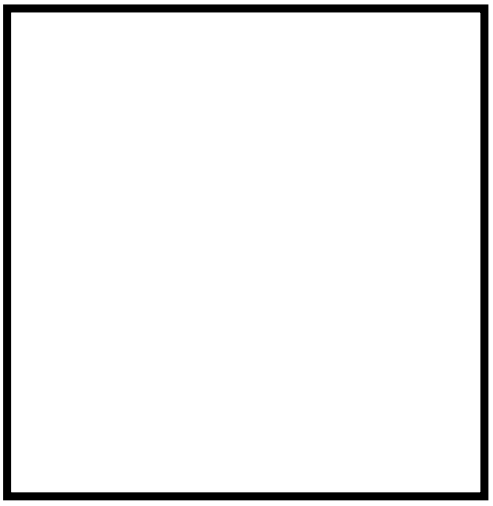


第 14 図　フィルタ中央(キャンドル 31-35)断面ガス圧力（ケース 2）

第 15 図　各キャンドル流量分布（ケース 2）

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

第 4 表　各キャンドル流量分布
（ケース 2）



第 16 図　各キャンドル上下方向流速分布
（ケース 2）

第 15 図，第 4 表より，各キャンドルの流量分配はほぼ均一で，各キャンドルのばらつきの範囲は±0.6%に収まっている。

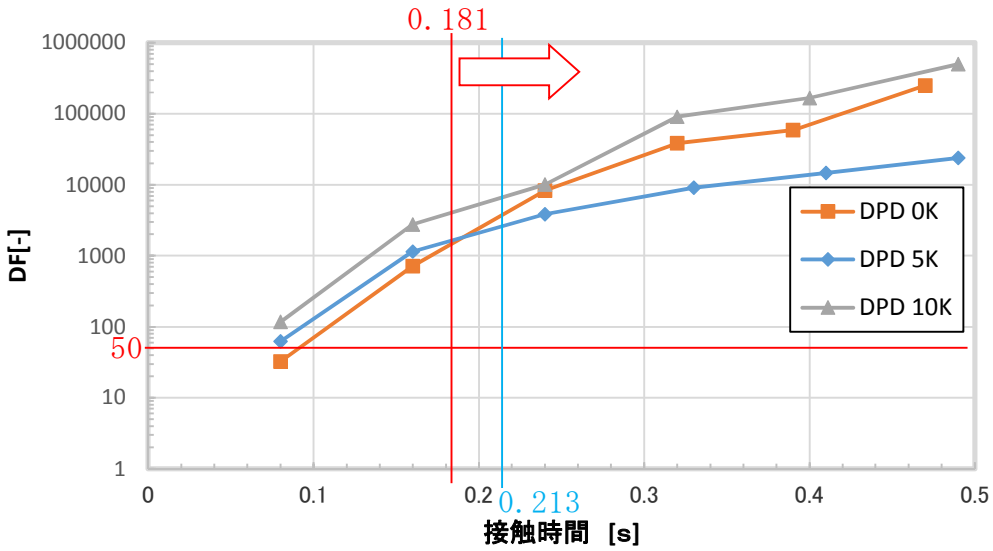
また，第 16 図より，キャンドルの上下方向は，キャンドル下側において流量が大きい状態となっているが，上下方向のばらつきの範囲は±5%に収まっている。

以上より，よう素フィルタは流量が大きい方ほどキャンドル各部の偏流は大きくなるが，実機最大流量においても，各キャンドルの流量ばらつきは±1%以内，キャンドル上下方向のばらつきは±10%以内に収まることが確認できた。

次に，キャンドルの偏流がよう素フィルタの性能に与える影響を考える。

各キャンドルへ完全に均一にガスが流れていた場合における，ベントガスと吸着材の接触時間は，原子炉格納容器圧力 2Pd のベント直後において 0.213[s]となる。ここで，キャンドルの偏流により，局所的にベントガスの流速が保守的に 15%大きくなった場合を考慮すると，局所的にベントガスと吸着材の接触時間は 15%減少し，0.181[s]となる。銀ゼオライトの性能は第 17 図に示す通りであり，接触時間が 0.181[s]であっても DF50 以上確保可能である。

今，キャンドルの偏流は，原子炉格納容器圧力 2Pd のベント直後であっても 15%より小さいため，キャンドルの偏流を考慮したとしても，DF50 以上は確保可能である。

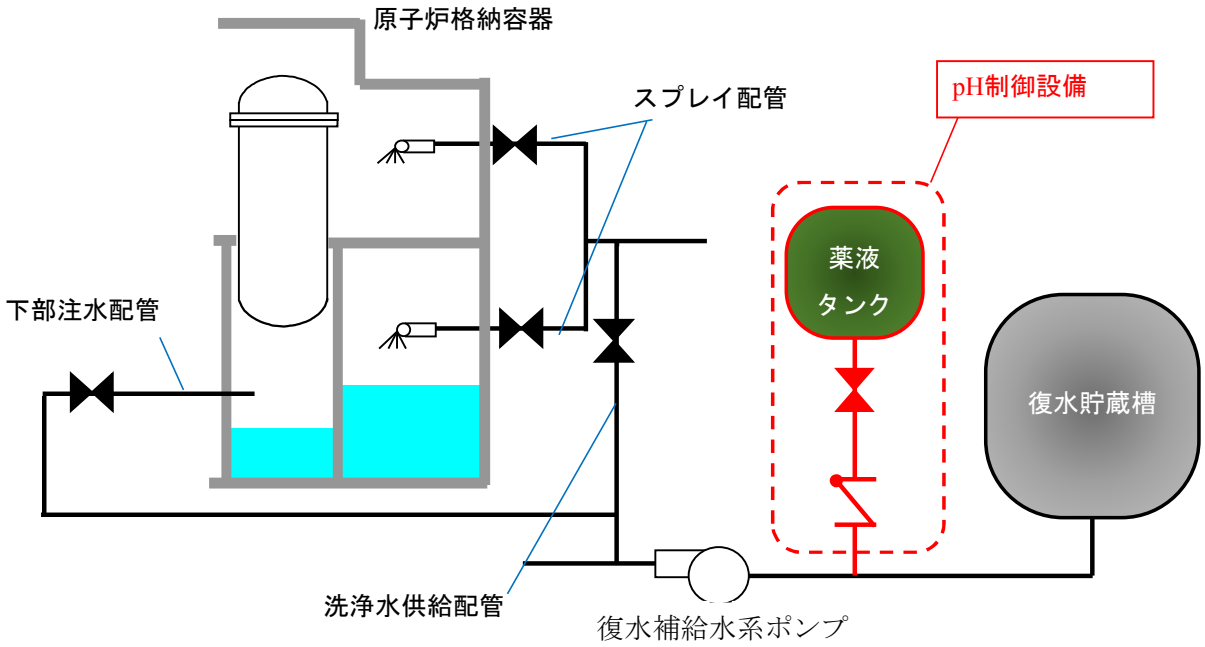


第 17 図　銀ゼオライト性能線図

別紙 41　原子炉格納容器 pH 制御による原子炉格納容器への影響の確認について

1．設備概要

設備概要を第 1 図に示す。本系統は復水補給水系ポンプの吸込配管に薬液を混入させ，上部ドライウェルスプレイ配管，サプレッション・チェンバスプレイ配管，下部ドライウェル注水配管から原子炉格納容器内に薬液を注入する構成とする。薬液タンクに貯蔵する薬液は，原子炉格納容器内に敷設された全てのケーブルが溶融し，ケーブルに含まれる酸性物質（塩素）が溶出した際でも，原子炉格納容器内のサプレッション・プール水が酸性化することを防止するために必要な容量を想定し，水酸化ナトリウム(□ [wt%]水溶液) □ [m³]とする。

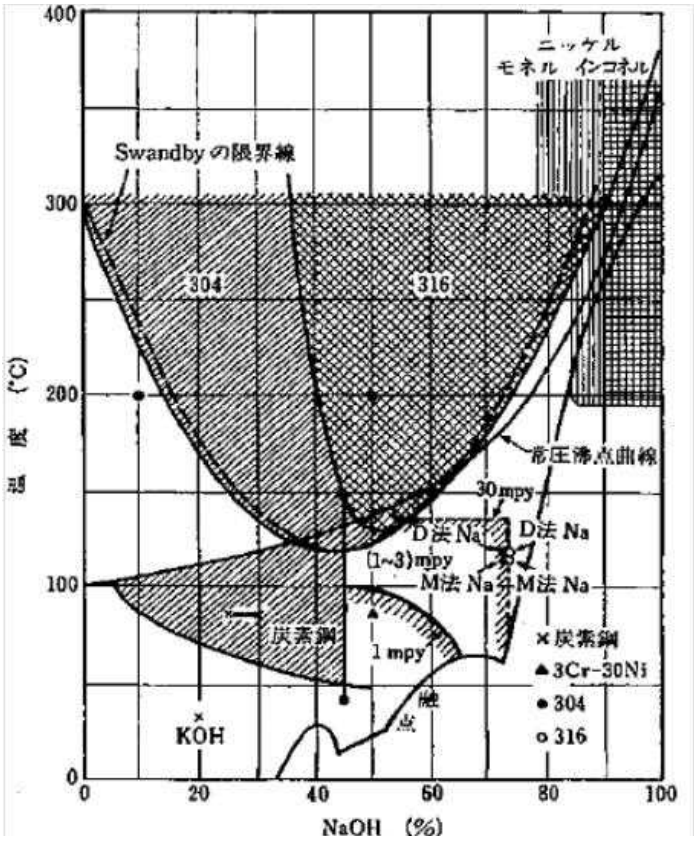


第 1 図　原子炉格納容器 pH 制御のための設備　系統概要図

2．原子炉格納容器バウンダリに対する影響について

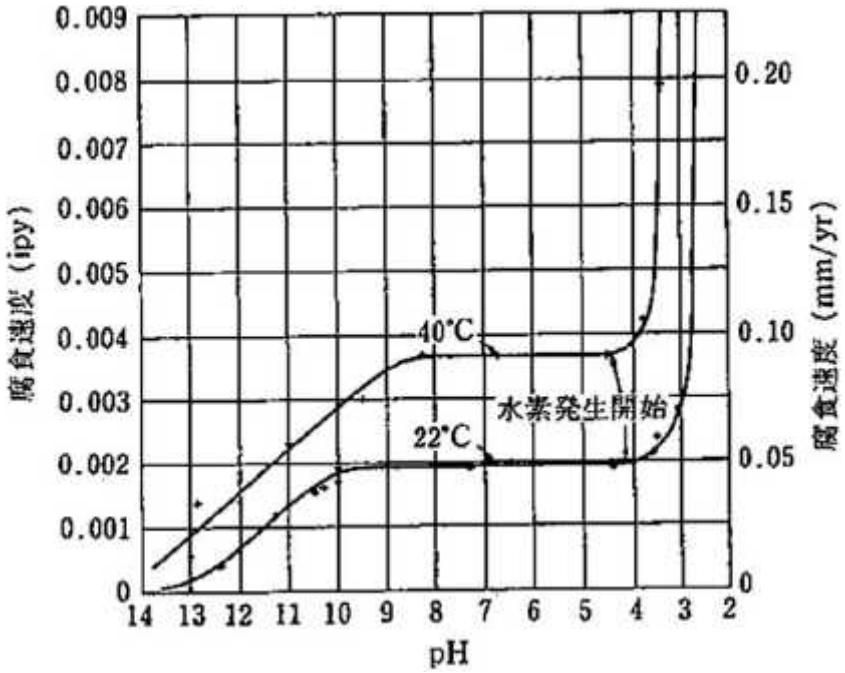
薬液は原子炉格納容器内の上部ドライウェル，下部ドライウェル，サプレッション・チェンバへそれぞれ均等に注入するが，それらは連通孔やベント管等で接続されており，最終的にはサプレッション・プールに流入する。その場合，サプレッション・プール水の水酸化ナトリウム濃度は最大で約 □ [wt%]，pH は約 □ となる。また各箇所へ所定量の薬液を注入した後には，薬液を含まない復水貯蔵槽の水をそれぞれの箇所へ継続して注水するため，薬液が局所的に滞留・濃縮することはない。

サプレッション・チェンバのライナ部で使用しているステンレス鋼，及び底部ライナに使用している炭素鋼のアルカリ腐食への耐性を第 2 図，第 3 図に示すが，pH 制御操作時の濃度ではアルカリ腐食割れは発生せず，また，塩化物による孔食，すきま腐食，SCC の発生を抑制することができる。



第 2 図　アルカリ腐食割れに及ぼす温度，濃度の影響
出典『小若，金属の腐食と防食技術，アグネ承風社，2000 年』

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。



第 3 図　炭素鋼の腐食に及ぼす pH の影響

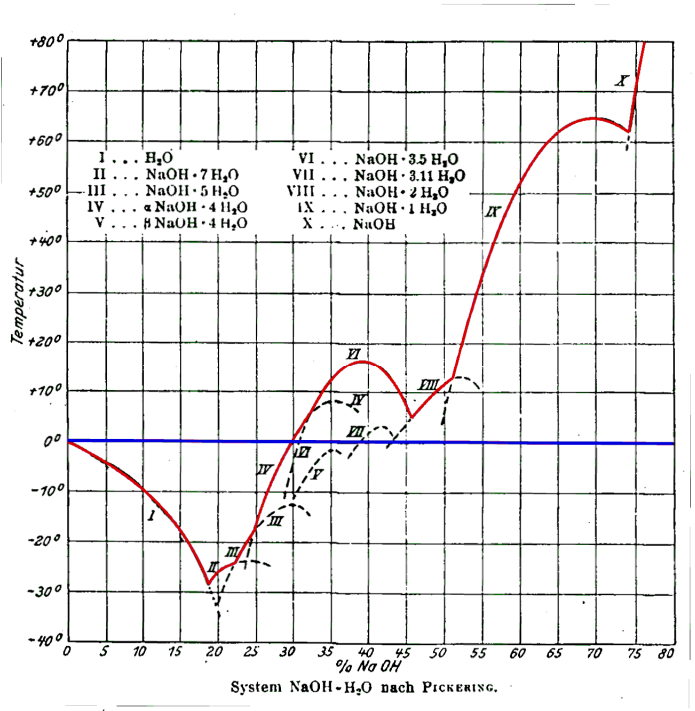
出典『小若，金属の腐食と防食技術，アグネ承風社，2000 年』

また，原子炉格納容器バウンダリで主に使用しているシール材は，耐熱性能に優れた改良 EPDM に変更しているが，この改良 EPDM について事故条件下でのシール性能を確認するため，第 1 表の条件で蒸気暴露後の気密試験を実施し，耐アルカリ性能を確認した。

第 1 表　改良 EPDM 耐アルカリ性確認試験

これらから，pH 制御薬液による原子炉格納容器バウンダリへの悪影響は無いことを確認した。

なお，水酸化ナトリウムの相平衡を第 4 図に示すが，本系統使用後の濃度である□[wt%]では，水温が 0℃以上であれば相変化は起こらず，析出することはない。



第 4 図　水酸化ナトリウムの水系相平衡図

出典『Gmelins Handbuch der anorganischer Chemie,Natrium,8 Auflage,Verlag Chemie,Berlin 1928』

3．水素の発生について

原子炉格納容器内では，配管の保温材等にアルミニウムを使用している。アルミニウムは両性金属であり，スプレイにより水酸化ナトリウムに被水すると式(a)に示す反応により水素が発生する。また，原子炉格納容器内のグレーチングには，亜鉛によるメッキが施されている。亜鉛もまた両性金属であり，式(b)に示すとおり水酸化ナトリウムと反応することで水素が発生する。

これらを踏まえ，事故時に想定される原子炉格納容器内の水素の発生量を評価する。なお，実際に薬液と反応する金属はスプレイの飛散範囲内と考えられるが，保守的に原子炉格納容器内の全ての亜鉛とアルミニウムが反応し水素が発生するとして評価を行う。

$$Al + NaOH + H_2O \rightarrow NaAlO_2 + 3/2H_2\uparrow \qquad 式(a)$$

$$Zn + NaOH + H_2O \rightarrow NaHZnO_2 + H_2\uparrow \qquad 式(b)$$

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

3.1　アルミニウムによる水素発生量

原子炉格納容器内のアルミニウムの使用用途は配管保温材の外装材とドライウェルクーラのアルミフィンである。これらの全てが薬液と反応した場合の水素発生量を評価した。

【算出条件】

【計算結果】

上記条件より，アルミニウム量は[kg]となる。そして，式(a)よりこのアルミニウムが全量反応すると，水素の発生量は約[kg]となる。

3.2　亜鉛による水素発生量

原子炉格納容器内の亜鉛の使用用途はグレーチングの亜鉛メッキである。そのためグレーチングの亜鉛メッキ量を調査し，アルミニウムと同様に全てが薬液と反応した場合の水素発生量を評価した。

【算出条件】

【計算結果】

上記条件より，亜鉛量はドライウェルで[kg]，サプレッション・チェンバで[kg]となり，合計で[kg]となる。そして，式(b)よりこの亜鉛が全量反応すると，水素の発生量は約[kg]となる。

3.3　水素発生による影響について

ジルコニウム－水反応等により原子炉格納容器内で発生する水素量は，有効性評価上の大 LOCA シナリオで 592[kg]であり，薬液注入によりアルミニウムと亜鉛が全量反応したとしても，事故時の原子炉格納容器内の気相は水蒸気が多くを占めていることから，原子炉格納容器の圧力制御には影響がない。また，原子炉格納容器内は窒素ガスにより不活性化されており，本反応では酸素の発生がないことから，水素の燃焼は発生しない。

これらのことから，pH 制御に伴って原子炉格納容器内に水素が発生することを考慮しても，影響はないものと考える。

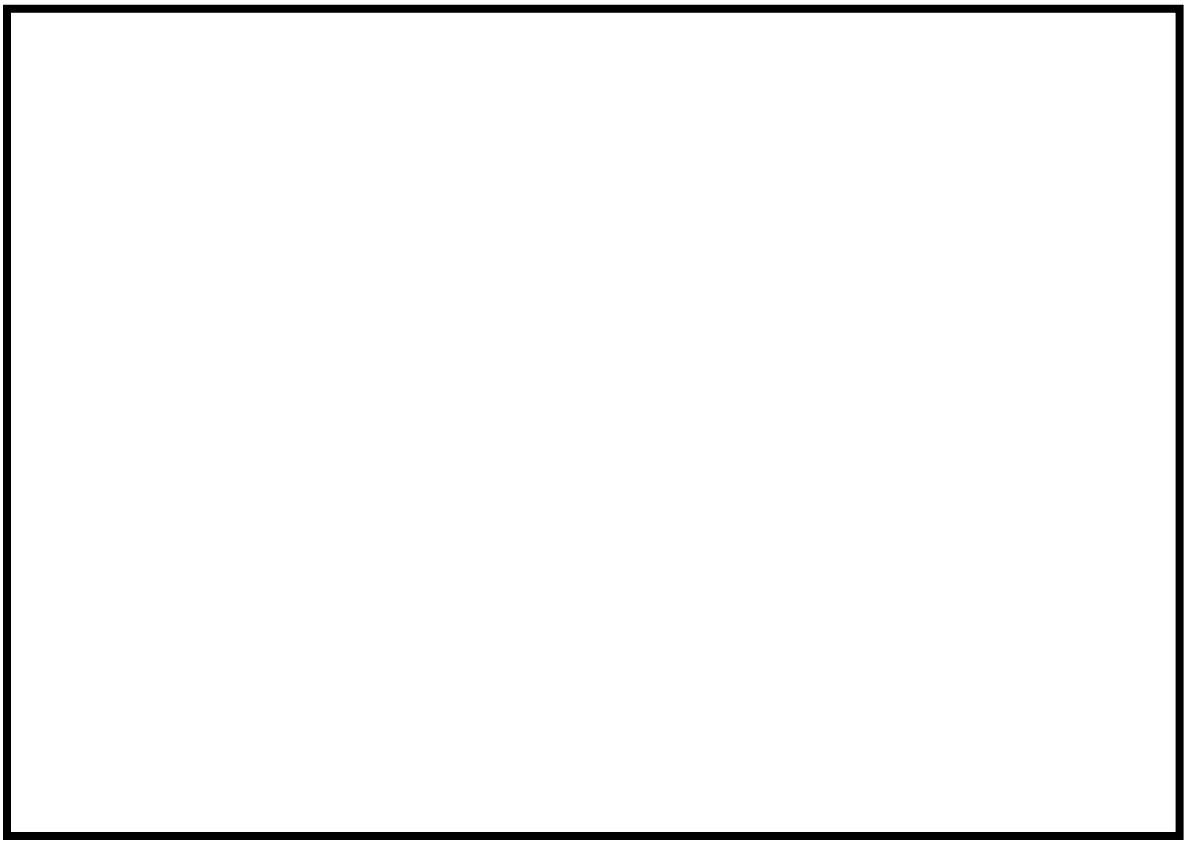
枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

別紙 42　よう素フィルタの初期過渡性能及び有機よう素許容吸着量について

1．よう素フィルタの初期過渡性能について

よう素フィルタの有機よう素除去性能については 3.2.2.3.3 に記載の通りであり，ベント初期から長期連続運転後のベント後期にかけて，目標とする除去性能が達成可能であることを確認している。しかし，第 3.2.2.3.3.1－1 図に示す性能線は，吸着材の温度が一定の状態の性能を示したものであり，ベント最初期の吸着材が冷えており，吸着層内でベントガスの蒸気の凝縮が発生するような状態のものとは異なる可能性がある。

そこで，第 1 図に示す有機よう素除去性能試験装置にて，ベント最初期の吸着材が冷えている状態を模擬し，よう素フィルタの初期過渡性能を確認した。



第 1 図　有機よう素除去性能試験装置構成図

ヨウ化メチル発生装置から供給されるガスは，ボイラからの蒸気と混合され，実機と同じ銀ゼオライト吸着材が充填された試験カラムに導かれる。試験カラム上流の配管にはガス注入口を設け，蒸気以外のベントガス組成である水素や窒素を必要に応じて注入してガス組成を調整できるようにした。試験カラムの銀ゼオライト充填層の厚さは，実機キャンドルユニットの吸着材充填厚さと同

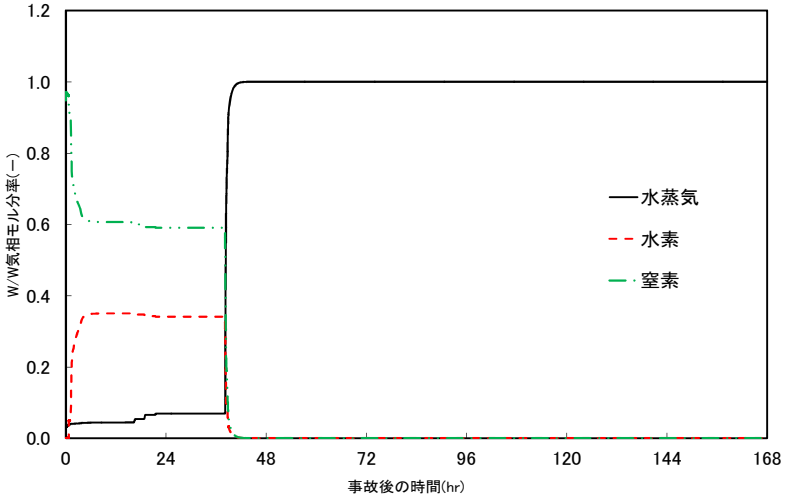
一寸法とした。

試験装置に供給されるヨウ化メチルの濃度は、サンプリング口①から試料を採取してガスクロマトグラフ（GC-FID：島津製作所製 GC-14B）による分析で確認した。一方、試験カラムを通過したガスは窒素希釈され、冷却トラップでガスと凝縮水に分離してサンプリング口②から採取され、その両方を試料として GC-FID による分析を行った。また、蒸気流量は凝縮水の重量から算出した。試験は，まずダミーカラムに水蒸気を通気し，試験ガスの条件を安定させた後，吸着カラムにラインを切り替え，DF の計測を開始する。

今回実施した試験条件を第 1 表に示す。ベント最初期の状態を模擬するため，吸着材カラム部のヒータを切って吸着材の温度を室温の状態とし，その状態からダミーカラムより試験カラムへラインを切り替え，試験を開始した。また，ベント最初期のベントガスは蒸気，水素，窒素の混合ガスであることから，実機の条件を考慮して蒸気 10%，水素 30%，窒素 60%の混合ガスとして試験を実施した（実機のガス組成は第 2 図参照）。さらに，接触時間はベント初期に想定される 0.213s よりも短い 0.173s とした。

第 1 表　よう素フィルタ初期過渡性能試験条件一覧表

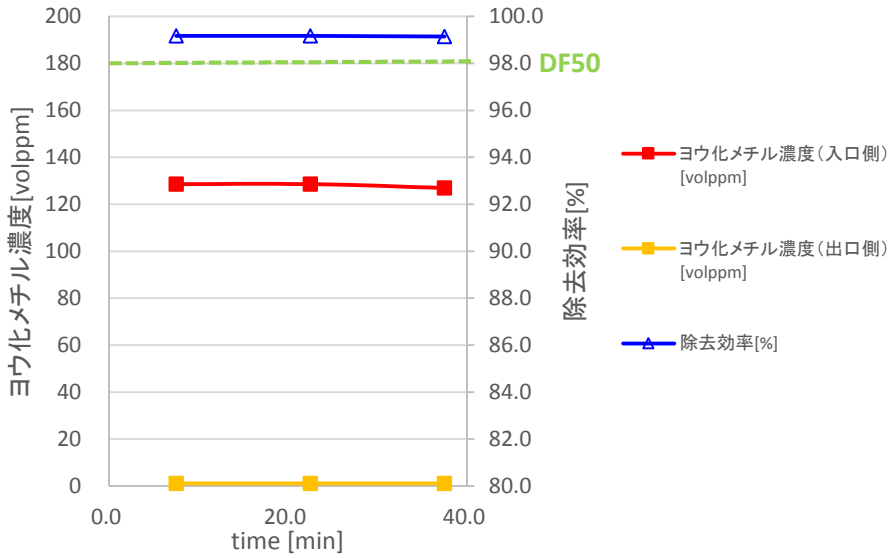
項目	条件
試験装置	有機よう素除去性能試験装置
試験ガス組成	蒸気 10%，水素 30%，窒素 60%
試験ガス温度	101 ℃
試験カラム入口圧力	15.9 kPa(g)
ヨウ化メチル濃度	126 volppm
接触時間	0.173 s



第 2 図　ベントガス組成時刻歴

第 1 表の条件にて有機よう素除去性能試験を実施したところ，DF の時刻歴は第 3 図に示す通りとなった。第 3 図中の最初の計測データは，試験カラム通気開始時から 15 分後までのガスを採取したサンプルのデータ，2 つ目のデータは 15 分後から 30 分後までのガスを採取したサンプルのデータ，3 つ目のデータは 30 分後から 45 分後までのガスを採取したサンプルのデータである。

第 3 図より，ベント最初期の吸着材が低温の状態であって，接触時間が実機よりも短い条件であったとしても，DF は 50 以上となることが確認できた。よって，実機においてベント最初期の吸着材が低温であって，吸着層内でベントガスの蒸気の凝縮が発生するような状況であっても，目標の DF を達成できると考えられる。



第 3 図　有機よう素除去性能試験結果

2. よう素フィルタの有機よう素許容吸着量について

よう素フィルタの有機よう素除去性能については 3.2.2.3.3 に記載の通りであるが，供給するヨウ化メチルの量は少なく，DF が低下するほどのヨウ化メチルは供給していない。

そこで，第 1 図の有機よう素除去性能試験装置を用いて，ヨウ化メチルを大量に供給し，DF が目標である 50 を維持する期間中に吸着できるヨウ化メチルの量を確認する試験を実施した。なお，この試験では，試験カラム部のヒータも入れた状態で，まず試験カラムに水蒸気のみを通気し，所望のガスの流量や温度となり，吸着材の温度が一定となったところでヨウ化メチルを供給することとした。

試験条件を第 2 表に示す。また，DF が 50 以上を維持する期間中に、実機の

よう素フィルタに吸着されるヨウ化メチルの総質量（3.2.2.3.3 に示すように，よう素フィルタは 2 個並列設置されるのでその合計値）であり、次式によって算出した。

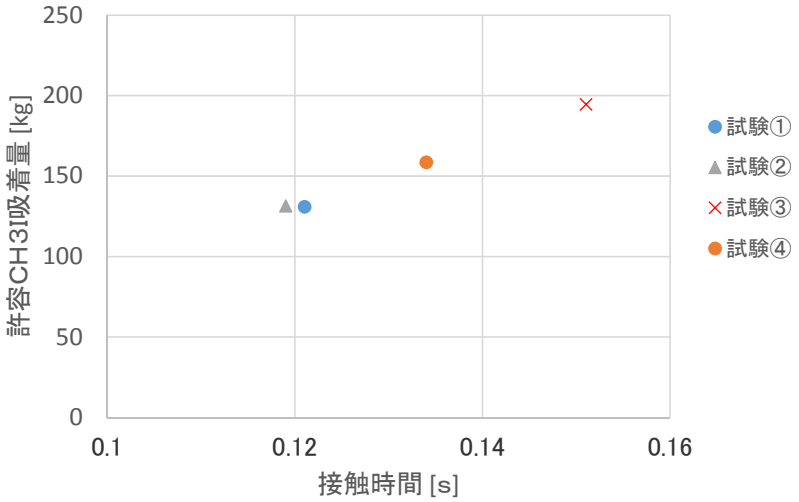
$$A = \int_0^T SI\left(1 - \frac{1}{DF}\right) dt \cdot AgXr/AgXt$$

ここで、A はよう素フィルタ許容吸着量、SI は試験カラムに単位時間当たりに供給されたヨウ化メチルの質量、DF は除染係数、AgX_r は実機のよう素フィルタ 2 個に充填される吸着材の総質量、AgX_t は試験カラムに充填された吸着材の総質量、T は試験開始から DF が 50 を切るまでの時間である。

第 2 表　よう素フィルタ許容吸着量確認試験条件一覧表

項目	条件			
	試験①	試験②	試験③	試験④
試験装置	有機よう素除去性能試験装置			
試験ガス組成	蒸気 100%			
露点温度差	9.1 K	10.6 K	8.5 K	12.5 K
試験カラム入口圧力	8.1 kPa(g)	8.4 kPa(g)	5.6 kPa(g)	250.4 kPa(g)
ヨウ化メチル濃度	55 volppm	116 volppm	48 volppm	57 volppm
接触時間	0.121 s	0.119 s	0.151 s	0.134 s

以上の条件にて試験を実施し，よう素フィルタの許容吸着量を評価したところ，第 4 図の通りとなった。第 4 図に示す通り，よう素フィルタの許容吸着量は接触時間に対してほぼ線形的に増加し，ヨウ化メチル濃度や，ガスの圧力に対する依存性はないことが確認できた。また，ヨウ化メチルの許容吸着量は 100kg 以上であることが確認できた。一方，実機にてよう素フィルタに流入する有機よう素の量は約 1.3kg※1 と評価していることから，流入量に対して十分な余裕があることが確認できた。



第 4 図　よう素フィルタ許容吸着量確認試験結果

※1　有機よう素のよう素フィルタへの流入量は，以下の式により評価する。ここで，有機よう素の原子炉格納容器内及びフィルタ装置での除去には期待しないものとした。また，よう素放出量の低減対策として導入した原子炉格納容器内 pH 制御については，その効果に期待しないものとした。

$$Q = q_0 \times F \times g \times M_{CH3I}/M_I$$
$$= 29.1 \times 1 \times 0.04 \times 142/127$$
$$\sim 1.3[kg]$$

Q：有機よう素のよう素フィルタへの流入量[kg]
q_0：よう素の停止時炉内内蔵量（29.1）[kg]
F：よう素の原子炉圧力容器から原子炉格納容器内への放出割合(1)[-]
g：有機よう素の組成構成比（0.04：R.G.1.195）[-]
M_{CH3I}：有機よう素の分子量（142）[-]
M_I：よう素の分子量（127）[-]

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

別紙 43　格納容器からの取り出し位置について

1.　格納容器圧力逃がし装置

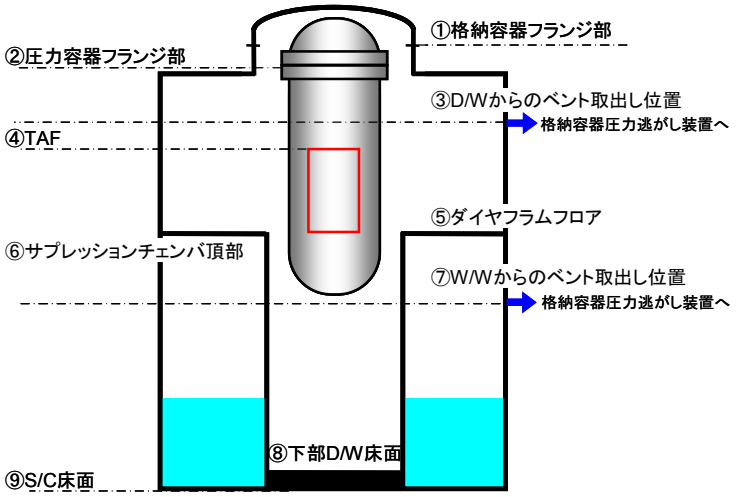
1.1　配管設置箇所

原子炉格納容器からの排気ラインの取出し位置は，ドライウェル及びサプレッション・チェンバのそれぞれに設け，いずれの箇所からも排気が可能な設計としている。

格納容器圧力逃がし装置の系統において，ドライウェル及びサプレッション・チェンバからの取り出し箇所の概要を，第 1－1 表，第 1－1 図に示す。

第 1－1 表　格納容器圧力逃がし装置　取り出し箇所概要（T.M.S.L）

No.	場所	6 号機	7 号機
①	原子炉格納容器フランジ部	24,400	24,400
②	原子炉圧力容器フランジ部	22,653	22,653
③	ドライウェルからの取り出し箇所	19,000	19,000
④	有効燃料頂部		
⑤	ダイヤフラムフロア	12,300	12,300
⑥	サプレッション・チェンバ頂部	11,100	11,100
⑦	サプレッション・チェンバからの取り出し箇所	9,000	9,200
⑧	下部ドライウェル床面	-6,600	-6,600
⑨	サプレッション・チェンバ床面	-8,200	-8,200



第 1－1 図　格納容器圧力逃がし装置　取り出し箇所概略図（高さ）

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

1.2　設計の意図

格納容器圧力逃がし装置の系統において，ドライウェル，及び，サプレッション・チェンバからの取り出し箇所は，ダイヤフラムフロア及びサプレッション・チェンバの水面からの高さを確保し，気相部からの取り出しを確保できる位置としている。

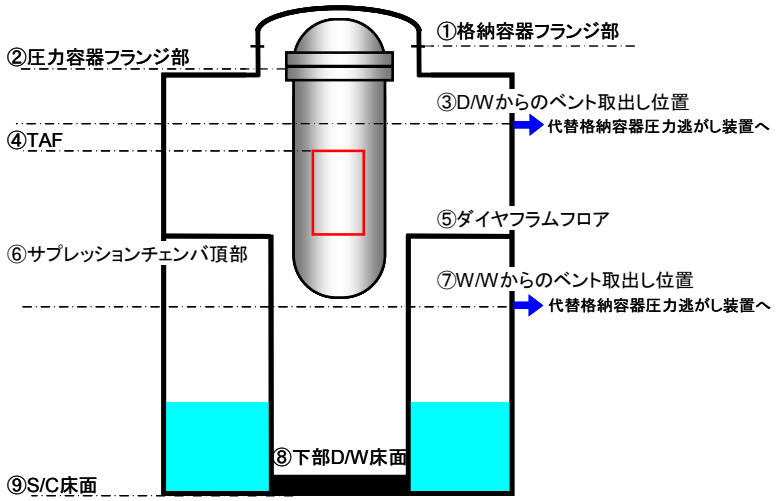
2.　　代替格納容器圧力逃がし装置

2.1　配管設置箇所

代替格納容器圧力逃がし装置の系統において，ドライウェル，及び，サプレッション・チェンバからの取り出し箇所の概要を，第 2－1 表，第 2－1 図及び第 2－2 表，第 2－2 図に示す。

第 2－1 表　代替格納容器圧力逃がし装置　取り出し箇所概要（T.M.S.L）

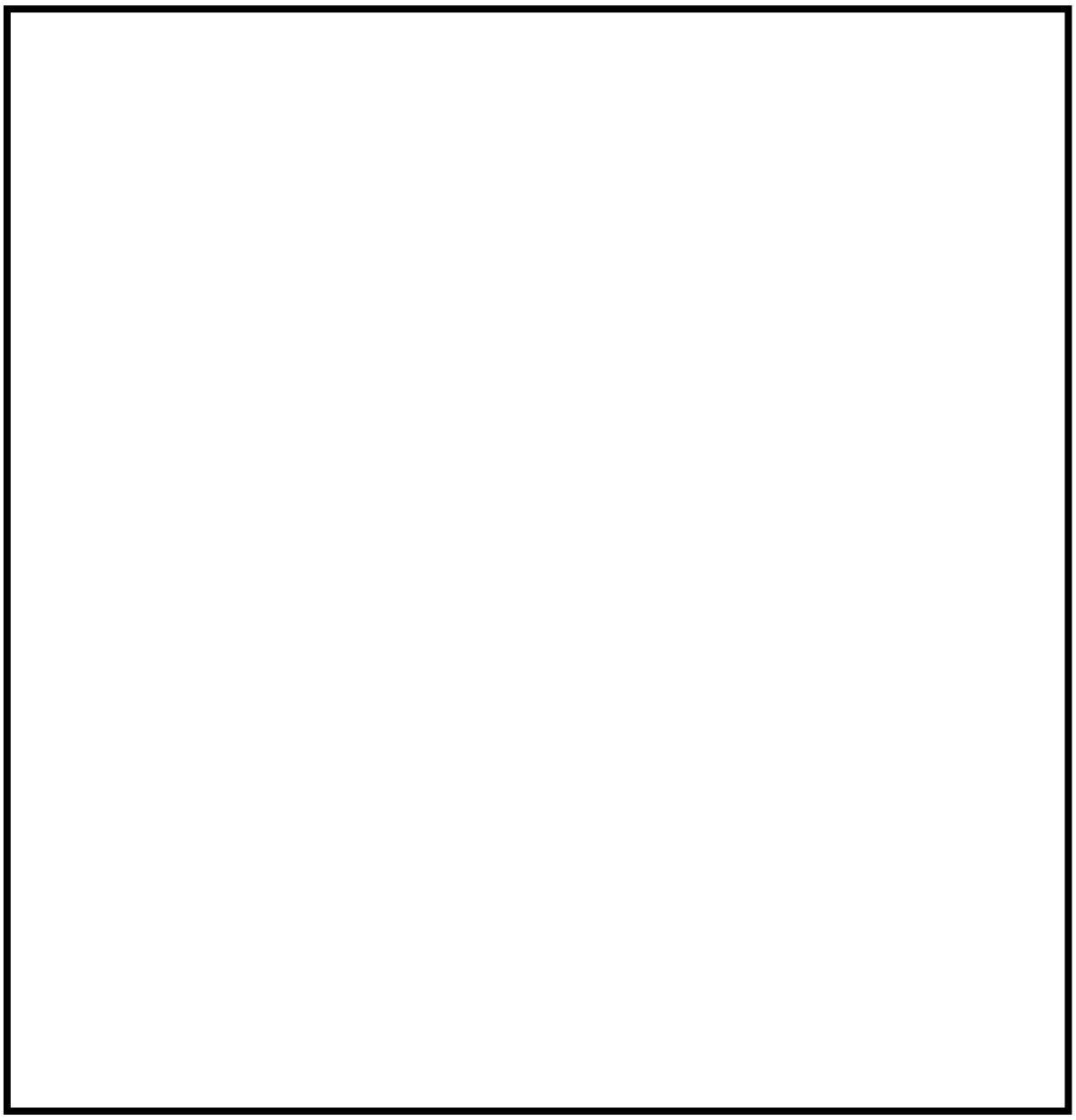
No.	場所	6 号機	7 号機
①	原子炉格納容器フランジ部	24,400	24,400
②	原子炉圧力容器フランジ部	22,653	22,653
③	ドライウェルからの取り出し箇所	20,100	20,100
④	有効燃料頂部		
⑤	ダイヤフラムフロア	12,300	12,300
⑥	サプレッション・チェンバ頂部	11,100	11,100
⑦	サプレッション・チェンバからの取り出し箇所	9,400	9,200
⑧	下部ドライウェル床面	-6,600	-6,600
⑨	サプレッション・チェンバ床面	-8,200	-8,200



第 2－1 図　代替格納容器圧力逃がし装置　取り出し箇所概略図（高さ）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

第2－2表　代替格納容器圧力逃がし装置　取り出し箇所概要（角度）

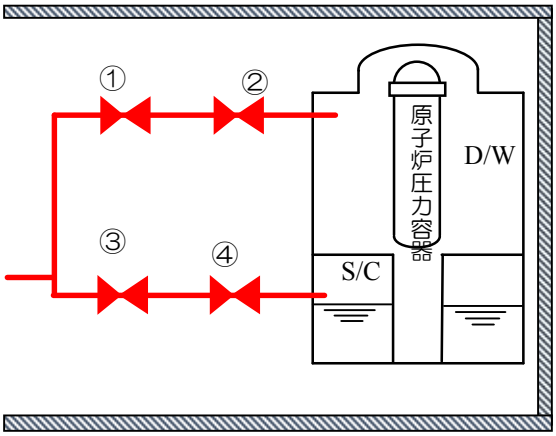


第2－2図　代替格納容器圧力逃がし装置　取り出し箇所概略図（方位）

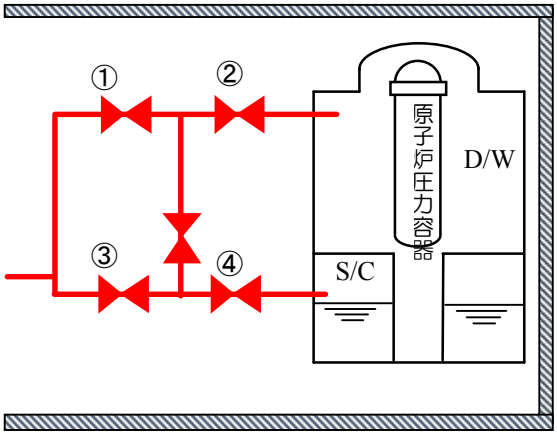
別紙 44　代替格納容器圧力逃がし装置の給気配管タイラインについての検討

1. 系統構成の比較

代替格納容器圧力逃がし装置の給気配管の系統構成は第 1 図の様に D/W 側と S/C 側それぞれに隔離弁を 2 弁設けることを検討しており，この構成にタイラインで接続する場合の系統構成を第 2 図に示す。タイラインを接続することによる影響を検討した。



第 1 図　地下式 FCVS 系統構成



第 2 図　タイライン接続案

2. タイラインを設置することによる悪影響について

タイラインを設けることで，これまで D/W 側と S/C 側の 2 パターンだったベントの系統構成が 4 パターンに増え，信頼性が向上すると考えられる。一方，タイラインを設けることで配管長も長くなり，配管自体もリークする可能性がある。特に K7 については S/C 側と D/W 側の原子炉格納容器からの取り出し箇所が対角位置（180° 離れている）となっているため，タイラインとしてかなり長い配管の引き回しが必要となる。また，タイラインを設置することで現場施工の成立性による制約，水素溜まり，ドレン溜まりの発生などの悪影響が生じることが考えられる。

（参考）タイライン設置によるベント失敗率低減効果について

タイラインを設けることでベント可能となるケースが増えるが，組合せによってはタイラインを設けてもベントは不可である。具体的には，「①と④」，「②と③」の弁の故障時にタイラインを設けることでベントが可能となる（「①と②」，「③と④」はタイラインを設けなくてもベント可能、「②と④」，「①と③」はタイラインを設けてもベント不可）。遠隔手動弁操作設備を用いた遠隔操作の故障率は 3.4×10^{-8}[/h] ※であるため，弁の開操作失敗によるベント失敗確率について，タイラインを設けない場合は式（1），設ける場合は式（2）の様に算出され，信頼性向上（ベント失敗率の低減効果）は式（3）より 2.32×10^{-15}[/h]となる。

$$(3.4\times10^{-8})^2 \times 4 = 4.62\times10^{-15} \quad (1)$$

[2 弁開の故障率]　[4 パターン]

$(3.4\times10^{-8})^2 \times 2 + (3.4\times10^{-8})^2 \times (3.4\times10^{-8}) \times 2 = 2.32\times10^{-15}$ (2)

[2 弁開の故障率]　[2 パターン]　[2 弁開の故障率]　[タイライン弁開の故障率]　[2 パターン]

$4.62\times10^{-15} - 2.32\times10^{-15} = 2.32\times10^{-15}$ (3)

[タイライン無しの失敗率(1)]　[タイライン有りの失敗率(2)]

※別紙 10 にて提示した遠隔手動弁操作設備を用いた操作の故障率を引用

本資料のうち，枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

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

第 53 条：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

＜目　　次＞

1.　基本方針
1.1　要求事項の整理
1.2　適合のための設計方針

2.　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
2.1　概要
2.2　水素濃度制御設備（静的触媒式水素再結合器）について
2.2.1 静的触媒式水素再結合器の設計方針について
添付 1　浜岡原子力発電所 4/5 号機で発生した OG 系トラブルについて
添付 2　静的触媒式水素再結合器の最高使用温度について
添付 3　 PAR 製作誤差による処理能力への影響
添付 4　 PAR の検査・点検について
添付 5　水素処理容量に関する説明について
添付 6　 PAR 周辺機器に対する悪影響防止について

2.2.2 静的触媒式水素再結合器の効果について
添付 7　オペレーティングフロア大物搬入口ハッチの構造について
添付 8　原子炉建屋内における成層化について
添付 9　格納容器頂部注水系の効果を考慮した水素挙動について
添付 10　6 号炉の GOTHIC 解析による水素濃度評価

2.2.3 静的触媒式水素再結合器の性能試験について
添付 11 国内容器試験について
添付 12 静的触媒式水素再結合器 動作監視装置について
添付 13 原子炉建屋小部屋における水素爆発防止対策について
添付 14 SNL 試験，THAI 試験の試験データ適用性について

2.3　水素濃度監視設備について
2.3.1 水素濃度監視設備の設計方針について
添付 15 原子炉建屋水素濃度の適用性について

2.4　格納容器頂部注水系（自主対策設備）について
2.4.1 格納容器頂部注水系の設計方針について
2.4.2 格納容器頂部注水系の効果について

2.5　参照文献

参考資料１　福島第一原子力発電所１号機現地調査状況
参考資料２　PAR による再結合反応の律速段階について
参考資料３　GOTHIC コードについて

＜概　　要＞

1.において，設置許可基準規則，技術基準規則の要求事項を明確化するとともに，それら要求に対する柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉における適合性を示す。

2.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設備に関する基準適合性について説明する。

1.　基本方針

1.1　要求事項の整理

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関する設置許可基準規則第 53 条の要求事項並びに当該要求事項に該当する技術基準規則第 68 条の要求事項を表 1-1 に示す。

表 1-1　設置許可基準規則第 53 条，技術基準規則第 68 条　要求事項

設置許可基準規則 第 53 条	技術基準規則 第 68 条	備考
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。	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施設しなければならない。	－

設置許可基準規則：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
技術基準規則：実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則

1.2　適合のための設計方針

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ために，水素濃度制御設備及び水素濃度監視設備を設置する設計とする。

水素濃度制御設備としては，原子炉建屋運転床（以下，原子炉建屋オペレーティングフロアという。）に静的触媒式水素再結合器（以下，PAR という。）を設置し，重大事故等時に原子炉格納容器（以下，格納容器という。）から原子炉建屋内に水素ガスが漏えいした場合において，原子炉建屋内の水素濃度上昇を抑制し，水素爆発を防止する設計とする。また，PAR は運転員による起動操作を行うことなく，水素ガスと酸素ガスを触媒反応によって再結合できる装置を適用し，起動操作に電源が不要な設計とする。なお，PAR の動作確認を行うために PAR の入口側及び出口側に温度計を設置する設計とする。

水素濃度監視設備としては，原子炉建屋内に水素濃度計を設置し，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監視できる設計とする。なお，当該水素濃度計については，代替電源設備から給電可能な設計とする。

これらの設備に加え，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の自主対策設備として，原子炉格納容器トップヘッドフランジの過温破損を防止し，原子炉建屋への水素漏えいを抑制するために格納容器頂部注水系を設置する。格納容器頂部注水系は，重大事故等時に原子炉建屋外から代替淡水源（防火水槽又は淡水貯水池）の水，若しくは海水を可搬型代替注水ポンプにより原子炉ウェルに注水することで原子炉格納容器トップヘッドフランジを冷却できる設計とする。

2.　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

2.1　概要

福島第一原子力発電所事故において発生した水素爆発は，第一に電源喪失に伴う注水・除熱機能の喪失によって炉心損傷が起こりジルコニウムー水反応による大量の水素発生に至ってしまったこと，第二に除熱機能の喪失によって格納容器破損が起こり大量の水素ガスが原子炉建屋に漏えいしてしまったこと，第三に原子炉建屋に漏えいした水素ガスに対する対応手段がなかったことによって起こったものである。そのため，水素爆発防止のためには，これら３つの課題に対してそれぞれ対策を施す必要がある。

第一の課題である大量の水素発生の防止については，炉心損傷を防止することが対策となる。柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉は，設計基準事故対処設備に加えて，重大事故等が発生した状況において炉心の著しい損傷を防止するために，高圧注水機能の強化，原子炉減圧機能の強化，低圧注水機能の強化，格納容器冷却機能の強化等を行い，炉心損傷による大量の水素発生を防止する設計とする。

第二の課題である大量の水素ガスの原子炉建屋への漏えいの防止については，上述の炉心損傷防止対策を踏まえてもなお，重大事故等時に備え，格納容器の破損を防止することが対策となる。柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉は，格納容器過温破損防止設備として代替格納容器スプレイ冷却系，改良ＥＰＤＭ製シール材，格納容器頂部注水系，格納容器過圧破損防止設備として格納容器圧力逃がし装置並びに代替循環冷却系を設置する設計とする。これらの対策により，原子炉建屋への水素漏えいを抑制し，あるいは原子炉建屋を経由せず大気に水素ガスを排出する。

第三の課題である原子炉建屋に漏えいした水素ガスに対する対応手段の確保については，格納容器過温・過圧破損防止対策を踏まえてもなお，格納容器には設計上漏えい率を考慮していることから，重大事故時に格納容器内で発生した水素ガスが原子炉建屋内に漏えいした場合に備え，原子炉建屋内において水素ガスを処理することが対策となる。柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉は，水素濃度制御設備として PAR を原子炉建屋オペレーティングフロアに設置する。この対策により，漏えいした水素ガスと空気中の酸素を再結合させ，水素爆発リスクを低減する。

なお，格納容器からの異常な漏えいが発生し，大量の水素ガスが原子炉建屋に漏えいしてしまった場合にも，PAR は効力を発揮し，水素濃度が可燃限界に至るまでの時間を延長し，設備の復旧や対応手段の検討を実施する時間を確保できることから，更なる水素爆発リスクの低減を図ることが出来る。このようにして確保した時間の中で，例えば，格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントを

行うことで，原子炉建屋の水素濃度も低減させることが可能である。

以上，第一から第三の課題それぞれに対する対策を施すことにより，福島第一原子力発電所事故において発生した原子炉建屋の水素爆発を防止する。これらの対策の関係を図 2-1 に整理する。

本章では，柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉の原子炉建屋水素爆発防止対策のうち，設置許可基準規則第 53 条（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）に該当する設備の基準適合性を説明する。

最初に第三の課題に対する対策である PAR に関する説明を「2.2　水素濃度制御設備（静的触媒式水素再結合器）について」で示す。

また，原子炉建屋の水素濃度を監視するために，原子炉建屋に設置する水素濃度監視設備に関する説明を「2.3 水素濃度監視設備について」で示す。

さらに，第二の課題に対する自主対策設備である格納容器頂部注水系に関する説明を「2.4 格納容器頂部注水系について」で示す。格納容器頂部注水系は，重大事故等時に原子炉格納容器トップヘッドフランジの過温破損を防止し，原子炉建屋への水素漏えいを抑制するために設置するものである。これは原子炉格納容器トップヘッドフランジのシール材の高温劣化を防ぐ目的であるが，一方で原子炉格納容器トップヘッドフランジシール材を耐環境性に優れた改良ＥＰＤM製シール材に変更する対策も施しており，閉じ込め機能を強化している。したがって，格納容器頂部注水系は更なる水素漏えい抑制対策という位置づけであるが，シール材の熱劣化要因を低減することが可能であり，水素漏えい抑制対策として効果的である。

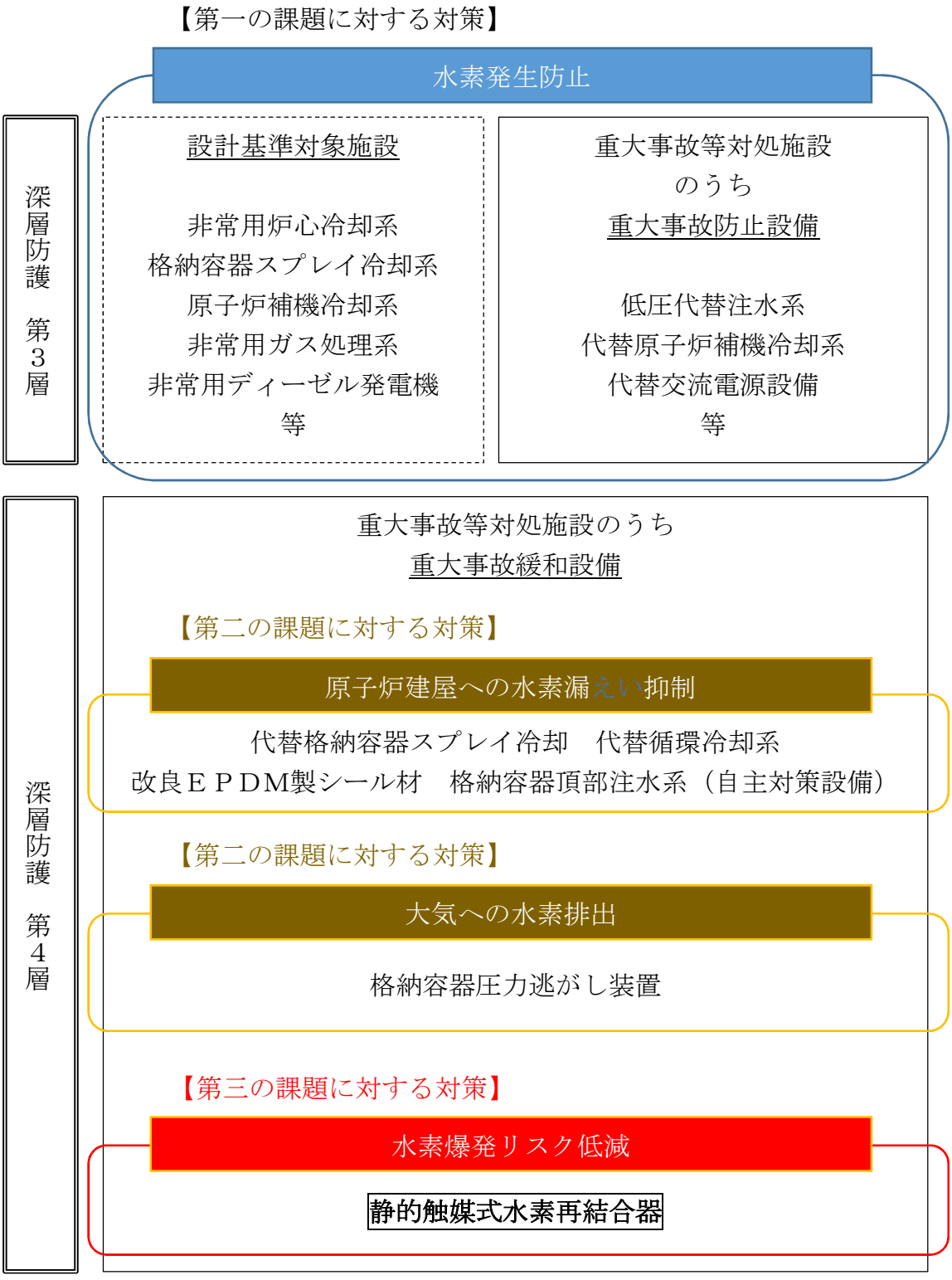


図 2-1　水素対策の観点で整理した深層防護第３層・第４層設備

2.2　水素濃度制御設備（静的触媒式水素再結合器）について

炉心の著しい損傷が発生した場合，格納容器内に水素ガスが蓄積した状況では，格納容器のフランジ部等を通じて水素ガスが原子炉建屋内に漏えいする可能性がある。原子炉建屋内に漏えいした水素ガスは，比重の関係で原子炉建屋オペレーティングフロアまで上昇し，原子炉建屋オペレーティングフロアに滞留することが予想される。福島第一原子力発電所事故においても，格納容器から漏えいした水素ガスが原子炉建屋内に蓄積し，原子炉建屋オペレーティングフロアを中心として大規模な水素爆発を起こしている。この事故知見を踏まえて，柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉の原子炉建屋水素爆発防止対策として，原子炉建屋オペレーティングフロアに，水素濃度上昇を抑制することができる PAR を水素濃度制御設備として設置する。

(1)PAR について

静的触媒式水素再結合器 PAR は Passive Autocatalytic Recombiner の略であり，触媒反応を用いて可燃性ガス（水素ガス，酸素ガス）を再結合させて，雰囲気を可燃限界以下に維持する設備である。PAR は触媒反応により受動的に運転される設備であり，電源及び起動操作は必要とせず，水素ガス，酸素ガスがあれば自動的に反応を開始する設備である。

PAR は，概要図を図 2-2 で示している通りハウジングと触媒カートリッジで構成されており，PWR や BWR のシビアアクシデント時に発生する水素対策として世界的に広く採用されている設備である。NIS PAR の納入実績は表 2-1 の通り。柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉については，国内 BWR プラント適用に向けた被毒物質影響の知見が得られている独国の NIS 社製 PAR を採用している。なお，NIS 社が製造する PAR は，国際的な性能試験，さまざまな国の性能試験をパスしており，欧米をはじめ世界的に性能が確認されている。

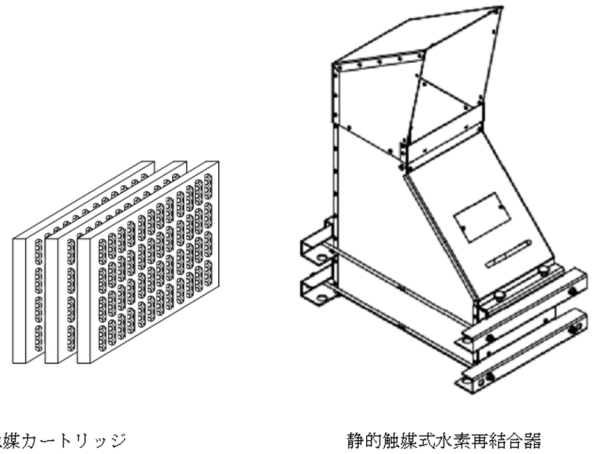


図 2-2 静的触媒式水素再結合器(PAR)の概要図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

図 2-3　PAR-11 写真

表 2-1 NIS PAR の納入実績

No.	国名	発電所名	炉型	備考
1				
2				
3				
4				
5				
6				
7				
8				

(2)PAR ハウジング

PAR のハウジングは図 2-4 に構造を示しているが，箱型のステンレス鋼板によるフレーム構造を採用しており，以下の機能を持っている。

- 触媒カートリッジを内部に設置すること。
- ガスを誘導すること。

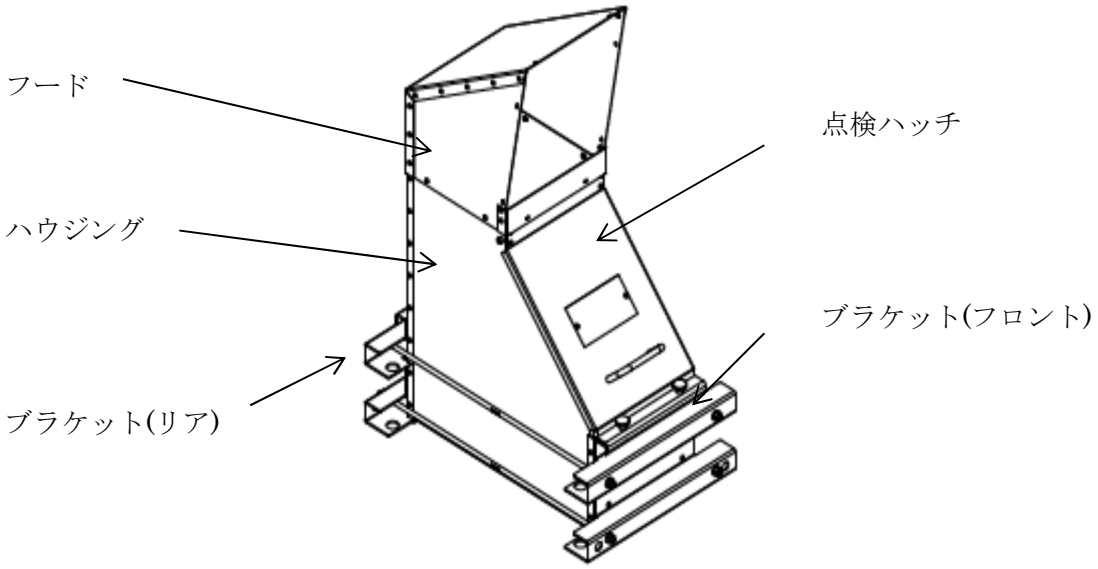


図 2-4 PAR ハウジングの構造

PAR ハウジングは，触媒カートリッジを水素処理に適切な間隔に保持し，水素処理に適切なガス流れとなるよう設計されている。

ハウジング前面の点検ハッチは，触媒カートリッジの点検及び性能試験時に取外，取付を容易にするものであり，通常運転時は，点検ハッチをハウジング本体に固定して使用する。

ハウジングに固定されているブラケットは，PAR 本体を設置する構造物，又は支持架台に固定するために用いられる。

ハウジング上部に設置されるフードは，PAR の上部に位置する構築物に，水素処理を行った PAR 出口ガスの排熱が直接当たらないようにするために，ガス流れ方向を変える役割をもつ。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

(2)触媒

NIS 社製 PAR の触媒はパラジウムであり，基盤となる材料が酸化アルミニウム（アルミナ）である。概要図を図 2-5 に示しているが，基盤となる材料をパラジウムの溶液に浸透させてシェル状の触媒を形作っており，直径約□mm の球状の形をしている。また，疎水コートにより高湿度な雰囲気から触媒を保護し，水素ガス，酸素ガスが触媒に接触し易くする構造になっている。

また，球状に触媒が存在するため，水素ガスと酸素ガスが触れる表面積が大きいことが特徴であり，よう素等の被毒物質が流入した際に，球状であることから全表面が被毒物質で覆われ難い構造になっている。これら触媒粒の量は，PAR の水素処理容量に合わせて調整され，触媒カートリッジに充填される。

図 2-5 触媒の概要図

(3)触媒カートリッジ

触媒カートリッジは，図 2-2 で示す形状をしており，カートリッジ内部に触媒を充填しており，原子炉建屋オペレーティングフロアの空気を触媒と接触させるために多数の長穴が開けられている。この触媒カートリッジには，PAR の水素処理容量に合わせた触媒量が充填される。完成した触媒カートリッジを必要数，適切な間隔で PAR ハウジング内に取付けることで PAR は完成品となる。触媒カートリッジが多いタイプの PAR が，１台あたりの水素処理容量が多いが，その分サイズも大きくなる。柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉においては，設置場所に配慮して，触媒カートリッジが PAR 1 台につき 11 枚設置される PAR-11 タイプ（図 2-3 参照）を採用している。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

(4)PAR の主要仕様

柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉では NIS 社製 PAR(PAR-11 タイプ)を採用しており，表 2-2 で主要仕様を示す。

表 2-2　　主要仕様（PAR-11 タイプ 1 台）

静的触媒式水素再結合器		
種　　類		触媒反応式
水素処理容量 （添付 5 に詳細記載）		0.25kg/h/個以上 （水素濃度 4vol%，大気圧，温度 100℃）
最高使用温度		300℃
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	幅	
	高　さ	
	厚　さ	
質　　量	触媒ｶｰﾄﾘｯｼﾞ全質量	
	触媒材質の充填質量	
カートリッジ枚数		11 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		

2.2.1 静的触媒式水素再結合器の設計方針について

2.2.1.1 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に水素ガスが漏えいした際に，原子炉建屋の水素濃度の上昇を抑制し，水素爆発を防止するための設備である。水素ガスの量は事故シナリオに依存するが，重大事故等対策の有効性評価のシナリオのうち，格納容器過圧・過温破損シナリオにおいて原子炉建屋へ漏えいする水素ガスの量を考慮した場合においても，原子炉建屋オペレーティングフロアの水素濃度を可燃限界未満に抑制できることを PAR の設計における必要条件としている。これは，炉心損傷に伴う水素発生が想定される事故シナリオの中で，格納容器圧力・温度が高い値で推移し，かつその状態が格納容器ベントを実施する約 38 時間後まで継続することから，格納容器から原子炉建屋への水素ガスの漏えい量が多くなるためである。

この必要条件を満たした上で，当社は，さらに厳しい条件下での水素漏えいを想定して，PAR の基本設計方針を以下の通り定める。

(1)PAR による水素処理容量について（PAR の必要台数について）

下表に示す条件で格納容器から原子炉建屋内に水素ガスが漏えいする事象で，原子炉建屋オペレーティングフロアの水素，酸素濃度が可燃限界未満となる水素処理機能を有すること。すなわち，この水素処理機能が確保できる PAR 台数を定め，事故環境下における触媒被毒による性能低下を考慮し，必要台数に余裕を持たせた台数とする。表 2-3 で示す通り，PAR 設計条件は有効性評価シナリオ（格納容器過圧・過温破損シナリオ）で想定する格納容器漏えい率，水素発生量，水素漏えい終了時間より十分保守的に設定しており，原子炉建屋水素爆発防止対策を強化している。

表 2-3　PAR 設計条件（水素漏えい）

No	項目	設計条件	（参考）格納容器過圧・過温破損シナリオ
1	格納容器漏えい率	10%/日	約 1.0%/日 ： AEC 式（2Pd 時）
2	水素発生量	AFC（燃料有効部被覆管）100%相当の水素発生量：約 1600kg	約 600kg （AFC 約 39%相当の水素発生量）
3	水素漏えい終了時間 （格納容器ベント）	ー （格納容器ベントなし）	約 38 時間後

① 格納容器漏えい率（10%/日）について

重大事故等時で格納容器圧力が設計圧力を超える場合の格納容器漏えい率をAEC(Atomic Energy Commission)の式を用いて求める。格納容器漏えい率は格納容器圧力に応じて変化するが，重大事故等時には，格納容器圧力が設計圧力の2倍（以下，2Pd）を超えないよう運用するため，2Pdにおける格納容器漏えい率が最大漏えい率となり，事故時におけるガス組成（水素濃度包絡条件，水素ガス 33vol%:窒素ガス 21vol%:水蒸気 46vol%）を踏まえるとAECの式から約1.0%/日となる。この値は重大事故等対策の有効性評価のシナリオにおける最大値であることから，これに余裕を見て，10%/日と設定する。

$$L = L_0 \cdot \sqrt{\frac{(P_t - P_a) \cdot R_t \cdot T_t}{(P_b - P_a) \cdot R_b \cdot T_b}}$$

L0　：設計漏えい率

Pt　：事故時の格納容器圧力

Pb　：設計圧力

Pa　：格納容器外の圧力

Rt　：事故時の気体定数*　（＊事故時の気体の平均分子量が小さい程Rtは大きくなる）

Rb　：空気の気体定数

Tt　：事故時の格納容器内温度

Tb　：設計格納容器内温度

② 水素発生量(AFC 100%)について

重大事故等対策の有効性評価のシナリオのうち，格納容器過圧・過温破損シナリオにおいて発生する水素ガスの量は，表2-3の通り約600kg（AFC約 39%相当の水素発生量）であるが，水素発生の主要因であるジルコニウムー水反応に着目し，余裕を見た水素発生量を設定する。ジルコニウムー水反応は 900℃以上で活発になることから，加熱源である燃料有効部の被覆管全て（AFC 100%）が反応すると仮定することで，保守的な水素発生量を評価することが可能である。

この場合の水素発生量は，表 2-3 の通り約 1600kg であり，格納容器過圧・過温破損シナリオにおいて発生する水素ガスの量と比較して保守的な設定となっていることが確認できる。

なお，これらの条件を用いて設定した PAR 設計条件は，重大事故等対策の有効性評価シナリオのうち，格納容器内での水素燃焼による影響に着目した水素燃焼シナリオと比較しても保守的な設定であることを確認している。

水素燃焼シナリオの評価においては，「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」に記載されている「全炉心内のジルコニウム量の 75%が水と反応」した場合（水素発生量約 2700kg）と MAAP コードによる評価結果（水素発生量 約 600kg）を比較し，格納容器内の酸素濃度や圧力挙動を踏まえ，水素燃焼の観点から厳しい評価結果となる MAAP コードによる評価結果を用いている。

いずれのケースも格納容器は健全であることから，格納容器漏えい率は，格納容器過圧・過温破損シナリオ同様に格納容器圧力が 2Pd に到達したと仮定し，かつ①で示したガス組成のうち水蒸気分が全て水素ガスに置き換わったと仮定した場合の約 1.5%/日を下回る。

以上から，水素燃焼シナリオにおける格納容器内水素発生量は PAR 設計条件である約 1600kg（AFC100%相当の水素発生量であり，全炉心内のジルコニウム量の約 45%が水と反応した場合の発生量に相当）を上回る約 2700kg となる場合もあるが，格納容器漏えい率は PAR 設計条件の方が 6 倍以上（約 1.5%/日に対して 10%/日）大きくなる。このため，最終的に原子炉建屋内に漏えいする単位時間あたりの水素量は，PAR 設計条件の方が多くなる。したがって，PAR 設計条件は水素燃焼シナリオと比較しても十分保守的であると判断できる。

(2)PAR の設置場所について

炉心の著しい損傷が発生した場合が発生し，格納容器内に水素ガスが蓄積した状況では，格納容器のフランジ部等を通じて水素ガスが原子炉建屋内に漏えいする可能性がある。原子炉建屋内に漏えいした水素ガスは，比重の関係で原子炉建屋オペレーティングフロアまで上昇し，原子炉建屋オペレーティングフロアに滞留することが予想される。福島第一原子力発電所事故においても，格納容器から漏えいした水素ガスが原子炉建屋内に蓄積し，原子炉建屋オペレーティングフロアを中心として大規模な水素爆発を起こしている（参考資料 1 参照）。この事故知見を踏まえて，PAR は水素ガスが最も蓄積されると想定される原子炉建屋オペレーティングフロアに設置する。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

2.2.1.2 設計仕様

PAR の基本設計方針に基づき，設計仕様は表 2-4 の通りとする。設計仕様の根拠を次に述べる。

表 2-4　PAR 設計仕様

項目	6 号炉	7 号炉
水素処理容量（PAR 1 個あたり）	0.250 kg/h/個	0.250 kg/h/個
PAR 必要台数 （設置台数）	54 台以上 （56 台）	54 台以上 （56 台）

（1）水素処理容量（PAR 1 個あたり）の設定根拠

①PAR の基本性能評価式

柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉においては，設置場所に配慮して，触媒カートリッジが PAR 1 台につき 11 枚設置される PAR-11 タイプを採用する。メーカによる開発試験を通じて，NIS 社製 PAR の 1 個あたりの水素処理容量は，水素濃度，雰囲気圧力，雰囲気温度に対して，以下の式で表される関係にあることを示している。

$$DR = A \times \left(\frac{C_{H2}}{100} \right)^{1.307} \times \frac{P}{T} \times 3600 \times SF \qquad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \text{（式 1）}$$

DR ：水素処理容量（kg/h/個）

A ：定数[　　]

C_{H2} ：PAR 入口水素濃度(vol%)

P ：圧力(10^{-5}Pa)

T ：温度(K)

SF ：スケールファクター

スケールファクターSF について，当社は PAR-11 タイプを採用するため，PAR には各々11 枚の触媒カートリッジが装荷されるため「11/88」となる。スケールファクターの妥当性については「2.2.3 静的触媒式水素再結合器の性能試験について」で示す。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

これらに以下の条件を想定し，PAR の水素処理容量を算出する。

・水素濃度 C_{H2}

水素ガスの可燃限界濃度 4vol%未満に低減するため，4vol%とする。

・圧力 P

重大事故時の原子炉建屋の圧力は原子炉格納容器からのガスの漏えいにより大気圧より僅かに高くなると考えられるが，保守的に大気圧（1.01325 bar）とする。

・温度 T

保守的に 100℃（373.15 K）とする。

以上により，PAR 1 個あたりの水素処理容量は，0.250 kg/h/個（水素濃度 4vol%，大気圧=1.01325 bar，温度 100℃=373.15K）となる。

（２）個数の設定根拠

①実機設計における性能評価式

実機設計（PAR の個数を踏まえた設計）においては，反応阻害物質ファクターを乗じた式(2)を用いる。反応阻害物質ファクターとは，重大事故時に PAR の設置場所である原子炉建屋オペレーティングフロアに存在するガス状よう素による，PAR の性能低下を考慮したものであり，Battelle Model Containment の試験結果（参照文献(c)），並びに重大事故時に柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉の原子炉建屋オペレーティングフロアにて想定されるガス状よう素の濃度より，保守的に「0.5」とする。なお，ガス状よう素による PAR の性能低下については，2.2.3（２）①に詳述する。

$$DR = A \times \left(\frac{C_{H2}}{100} \right)^{1.307} \times \frac{P}{T} \times 3600 \times SF \times F_{inhibit} \times F_{lowO2} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots \text{（式 2）}$$

DR ：水素処理容量（kg/h/個）

A ：定数[　　]

C_{H2} ：PAR 入口水素濃度(vol%)

P ：圧力(10^{-5}Pa)

T ：温度(K)

SF	：スケールファクター
$F_{inhibit}$	：反応阻害物質ファクター(-)
F_{low02}	：低酸素ファクター(-)

1)必要個数の計算

格納容器からの水素漏えい量を以下のように想定し，これと水素処理量が釣り合うように個数を設定する。なお必要個数の評価に当たっては，静的触媒式水素再結合器の水素処理容量に重大事故時の反応阻害物質ファクターとして 0.5 を乗じた水素処理量を用いる。

・水素の発生量：約 1600 kg

・原子炉格納容器の漏えい率：10%／日

・反応阻害物質ファクター　$F_{inhibit}$＝0.5

・水素処理量　＝　0.250 kg/h/個 × 0.5
　　＝　0.125 kg/h/個

・必 要 個 数　＝（約 1600 kg ×10 %/日）／（24 h/日）／ 0.125 kg/h/個
　　＝　53.3 個

これより，PAR の必要台数は 54 台以上を設置台数とする。なお,実際の PAR 設置台数は，余裕を見込み 6 号炉に 56 台，7 号炉に 56 台設置する。

2)原子炉建屋が可燃限界以下になることの確認

基本設計方針が,「格納容器から原子炉建屋内に水素ガスが漏えいする事象で,原子炉建屋オペレーティングフロアの水素ガス,酸素濃度が可燃性限界以下となる水素処理機能を有すること」であるため,PAR の個数が上記算定結果の 54 個において，原子炉建屋オペレーティングフロアが可燃限界以下であることの確認を次の通り実施する。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

① 評価方法

原子炉建屋（原子炉建屋オペレーティングフロア）雰囲気の水素濃度等は図 2-6 に示すモデルにより評価する。モデルでは評価対象の空間内は均一に混合するものとして，質量，エネルギーバランスにより，水素濃度，温度の時間変化を評価する。

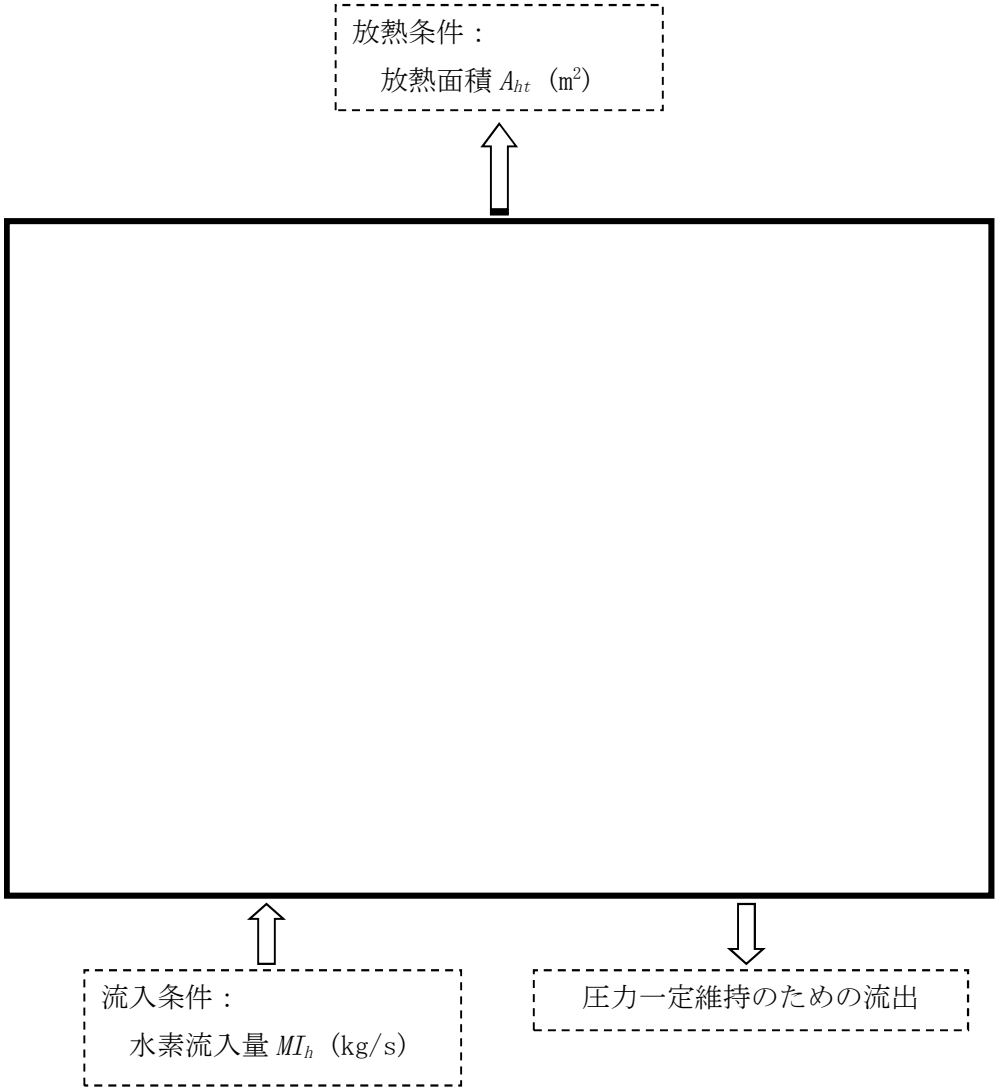


図 2-6　原子炉建屋（原子炉建屋オペレーティングフロア）雰囲気の評価モデル

②評価条件

・機能が要求される状態

炉心の著しい損傷が発生した場合において，格納容器破損を防止するための重大事故等対処設備により，炉心損傷後であっても格納容器の健全性を維持するための措置を講じている。したがって，格納容器の健全性が維

持されることにより，原子炉建屋への気体の漏えい率は格納容器設計漏えい率（0.4%/day）に維持されることになる。しかしながら，本設備の機能が要求される状態としては，炉心の著しい損傷が発生した場合で不測の事態を考慮し，格納容器設計漏えい率を大きく上回る格納容器漏えい率（10%/day）の状態で水素ガスが原子炉建屋へ漏えいする事象を想定する。

・水素低減性能に関する評価条件

PAR については以下の条件で評価する。

・水素処理容量：　0.250 kg/h/個

・個　　数：　54

本評価に使用するその他の条件を表 2-5 に示す。

表 2-5　評価条件

分類	項目	単位	条件
PCV 条件	PCV 容積	m^3	13310
	想定 PCV 漏えい率	%/day	10
PCV 内雰囲気条件（固定）	圧力	kPa	721
	温度	℃	200
	水素濃度	vol%	33
	酸素濃度	vol%	0
	窒素濃度	vol%	21
	水蒸気濃度	vol%	46
建屋条件（初期条件）	空間容積（評価範囲）	m^3	42500
	初期温度	℃	40
	初期圧力	Pa	101325
	初期酸素濃度	vol%	19.47
	初期窒素濃度	vol%	73.24
	初期水蒸気濃度	vol%	7.29
放熱条件	外気温	℃	40
	放熱面積	m^2	5200
	熱通過率	$W/m^2/K$	1.36
PAR 条件	起動水素濃度	vol%	1.5
	起動酸素濃度	vol%	2.5
	反応阻害物質ファクター	-	0.5

② 評価結果

図 2-7 に原子炉建屋（原子炉建屋オペレーティングフロア）雰囲気の水素濃度の時間変化，図 2-8 に雰囲気温度の時間変化，及び図 2-9 に原子炉建屋（原子炉建屋オペレーティングフロア）からのガスの流出量の時間変化を示す。

PCV からのガスの漏えいにより雰囲気温度が上昇するが，外気への放熱とのバランスにより，雰囲気温度は一時的に約 42℃の一定値に近づく。PCV から漏えいする水素ガスにより，原子炉建屋（原子炉建屋オペレーティングフロア）雰囲気の水素濃度は上昇するが，約 8 時間後に 1.5vol%に到達すると，静的触媒式水素再結合器による水素ガスの再結合処理が開始し，水素ガスの再結合による発熱で雰囲気温度がさらに上昇する。原子炉建屋（原子炉建屋オペレーティングフロア）からのガスの流出量は，雰囲気温度の上昇率に応じて膨張した気体分だけ増加するが，雰囲気温度が一定値に近づくとともに，PCV からのガスの漏えい量の約 0.04kg/s に近づく結果となっている。

PCV からの漏えいエネルギー，水素ガスの再結合による発熱及び外気への放熱量のバランスにより，雰囲気温度は最終的に約 71℃の一定値に近づく。一方，PCV からの水素の漏えい量，水素ガスの再結合処理量，及び原子炉建屋（原子炉建屋オペレーティングフロア）からの水素ガスの流出量のバランスにより，雰囲気の水素濃度は最終的に約 3.5vol%の一定値に近づく結果となっている。

以上より，静的触媒式水素再結合器 54 台の設置により，本評価条件において原子炉建屋（原子炉建屋オペレーティングフロア）雰囲気の水素濃度を可燃限界である 4vol%未満に低減でき，原子炉建屋の水素爆発を防止することが出来る。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

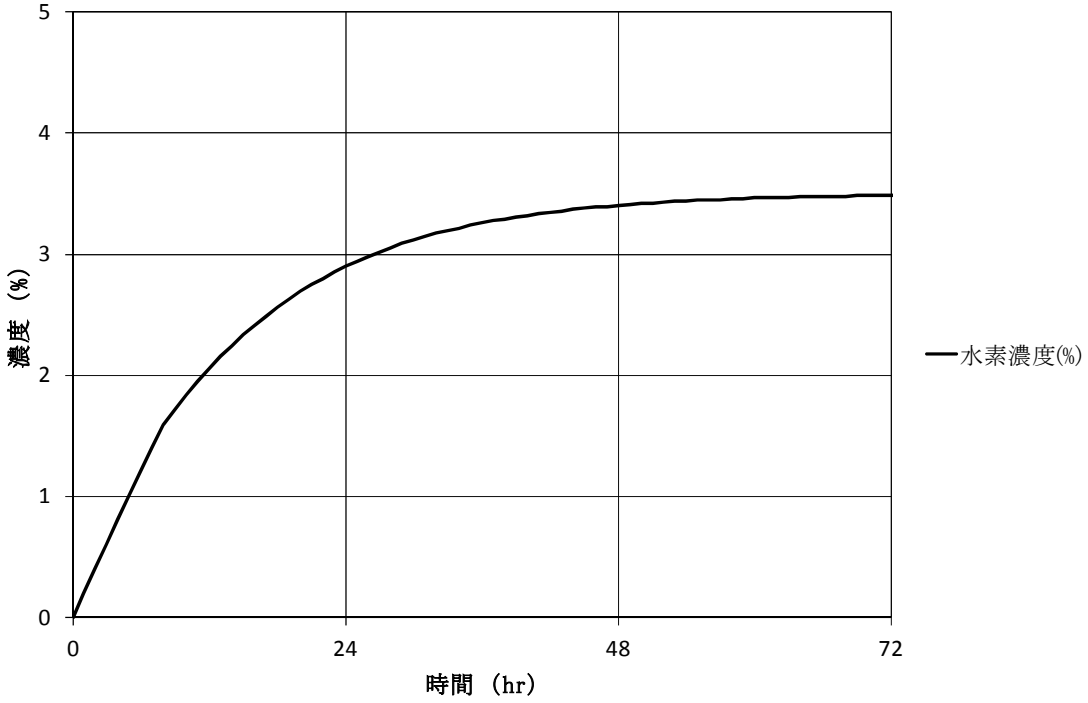


図 2-7　原子炉建屋（原子炉建屋オペレーティングフロア）水素濃度の時間変化

図 2-8　原子炉建屋（原子炉建屋オペレーティングフロア）温度の時間変化

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

図 2-9　原子炉建屋（原子炉建屋オペレーティングフロア）からの
ガスの流出量の時間変化

（３）PAR の設置位置について

PAR は水素ガスを処理する際の熱でガス温度が上昇するため，PAR 装置で上昇気流が発生する。したがって，原子炉建屋オペレーティングフロアにある程度散らばりをもたせて PAR を配置することで，原子炉建屋オペレーティングフロアの水素ガスが自然対流を起こし撹拌され，水素ガスが PAR 全体に行き渡る流れとなる。PAR 配置の散らばりについては，原子炉建屋オペレーティングフロアの壁面に配置しても，中央に配置しても自然対流による撹拌効果により水素ガス濃度に大きな違いは無いことが判っている。また，この撹拌効果を高めるために，PAR の設置高さを全て同じレベルにするのではなく，なるべく上下方向 2 段に分けることが事前評価で確認できている。よって，PAR の設置位置は，PAR 取付作業性も考慮し，原子炉建屋オペレーティングフロア壁面に全数設置することとし，設置スペースを考慮して極力上下方向 2 段に分けて配置する。

（４）PAR 設置の設計フロー

以上のことから，PAR の個数を設定し，現場取付作業性を考慮して設置位置を設定するが，最終的にはこの配置で水素処理効果を評価して，「空間水素濃度

に偏りがないこと」,「可燃限界以下となること」を確認する。確認の結果，性能要求が満足できない場合は，PAR の配置変更，台数の再検討を行い，再度水素処理効果を評価して設計の妥当性を確認する。これら PAR 設置の設計フローを図 2-10 に示す。

図 2-10 で示す「4.台数・配置決定」は,「2.2.1.2 (2)個数の設定根拠」で示す通り原子炉建屋オペレーティングフロアが可燃限界以下になる PAR 必要台数を決定し,「2.2.1.2 (3)PAR の設置位置について」で示す通り，PAR による気流の撹拌効果及び施工性を踏まえて配置を決定する。しかしながら，この時点では原子炉建屋オペレーティングフロアを１点のモデルとした簡易評価結果による台数，配置決定であるため「仮決定」という位置づけとなる。これら仮決定結果をインプット条件とし，流動解析により空間「空間水素濃度に偏りはないか」,「空間水素／酸素濃度は可燃限界未満を維持できるか」を確認し,「4.台数・配置決定」の仮決定結果が妥当であるかを示し，最終決定する設計フローとしている。これら設置位置の妥当性については,「2.2.2 静的触媒式水素再結合器の効果について」で PAR の設置位置をモデル化した解析で示す。

これらの検討の結果，最終決定した 6 号炉の PAR 配置を図 2-11，7 号炉の PAR 配置を図 2-12 に示す。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

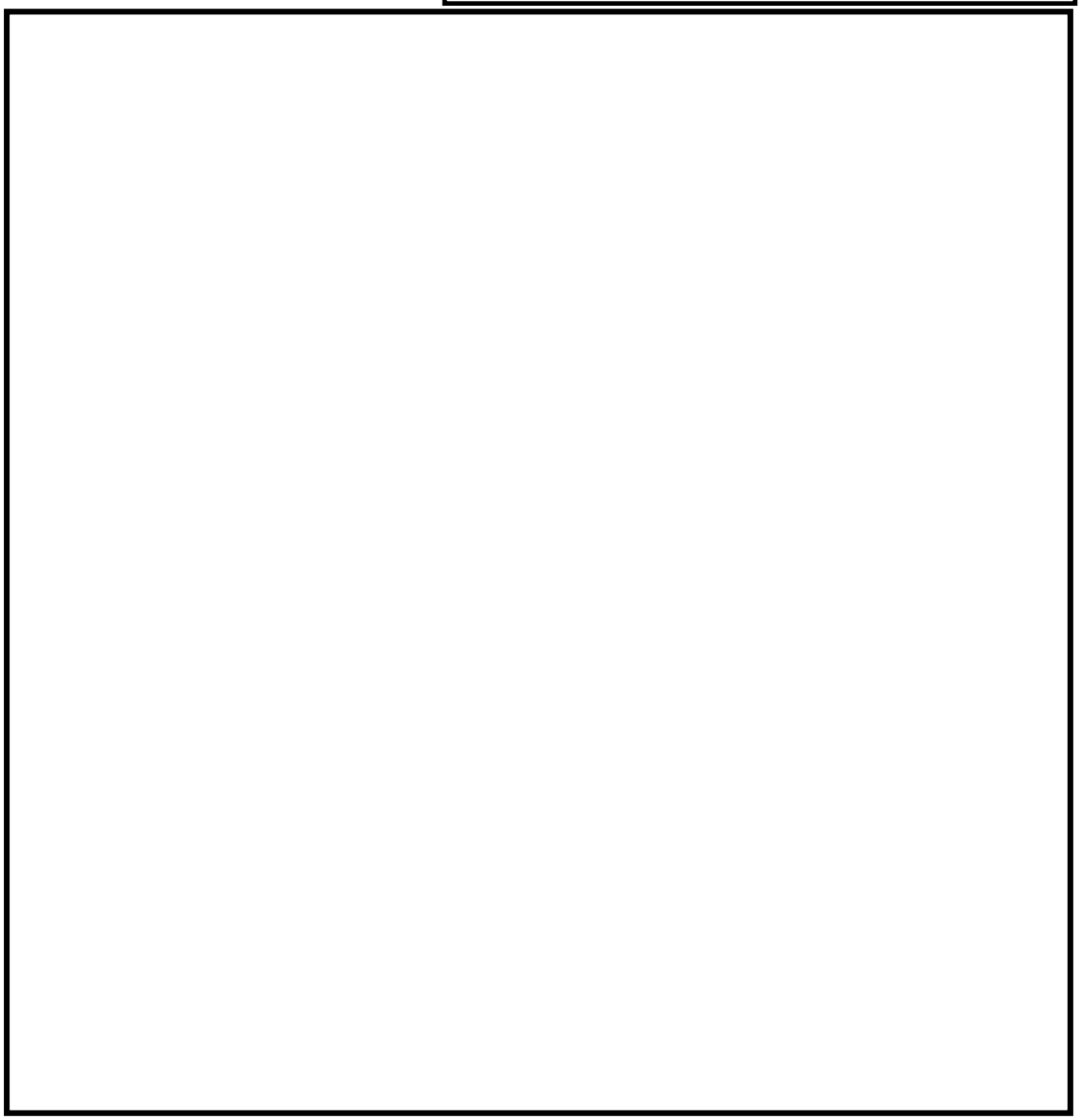


図 2-10　PAR 設置の設計フロー

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

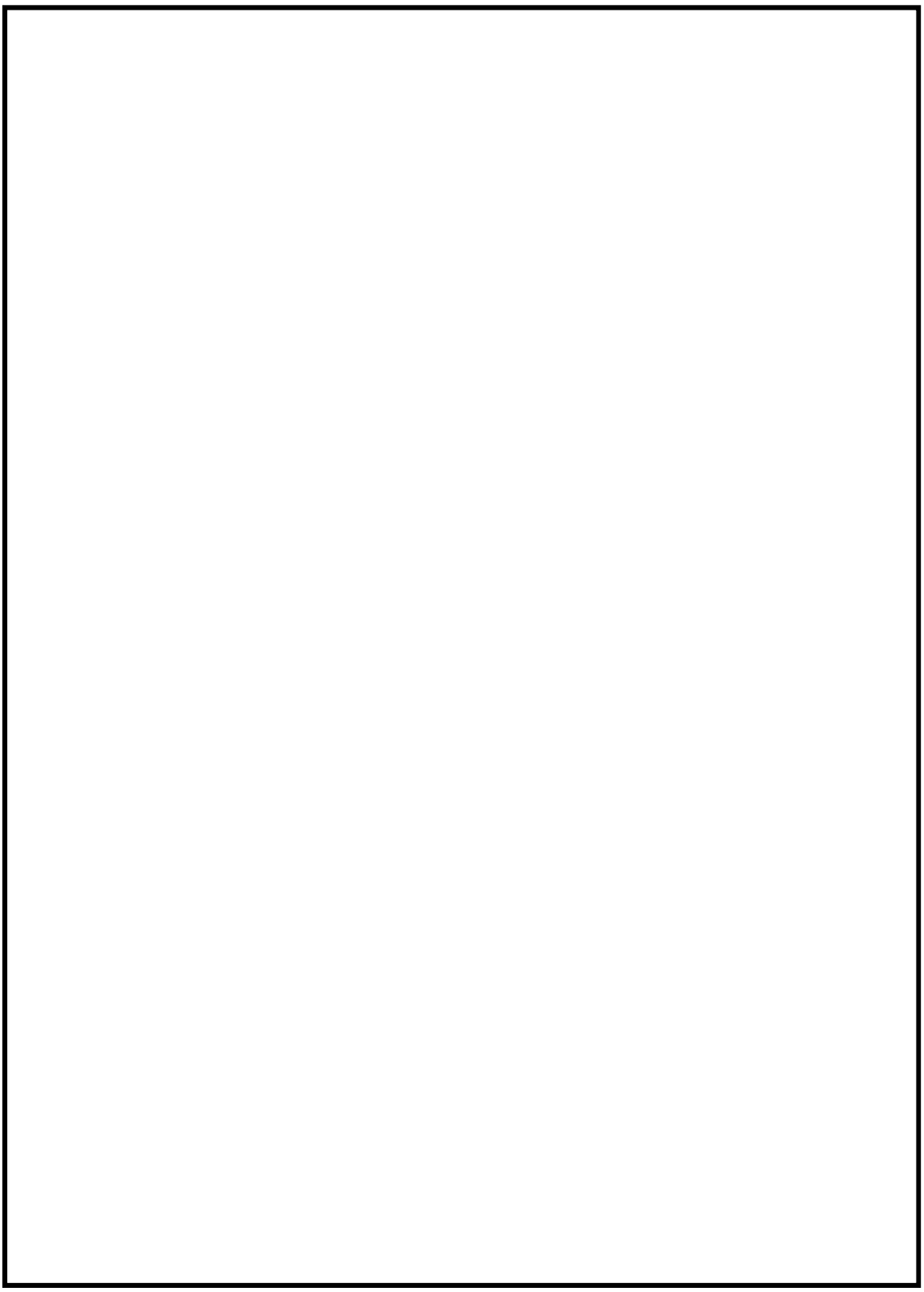


図 2-11　6 号炉 PAR 配置（①設置高さ，②台数）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

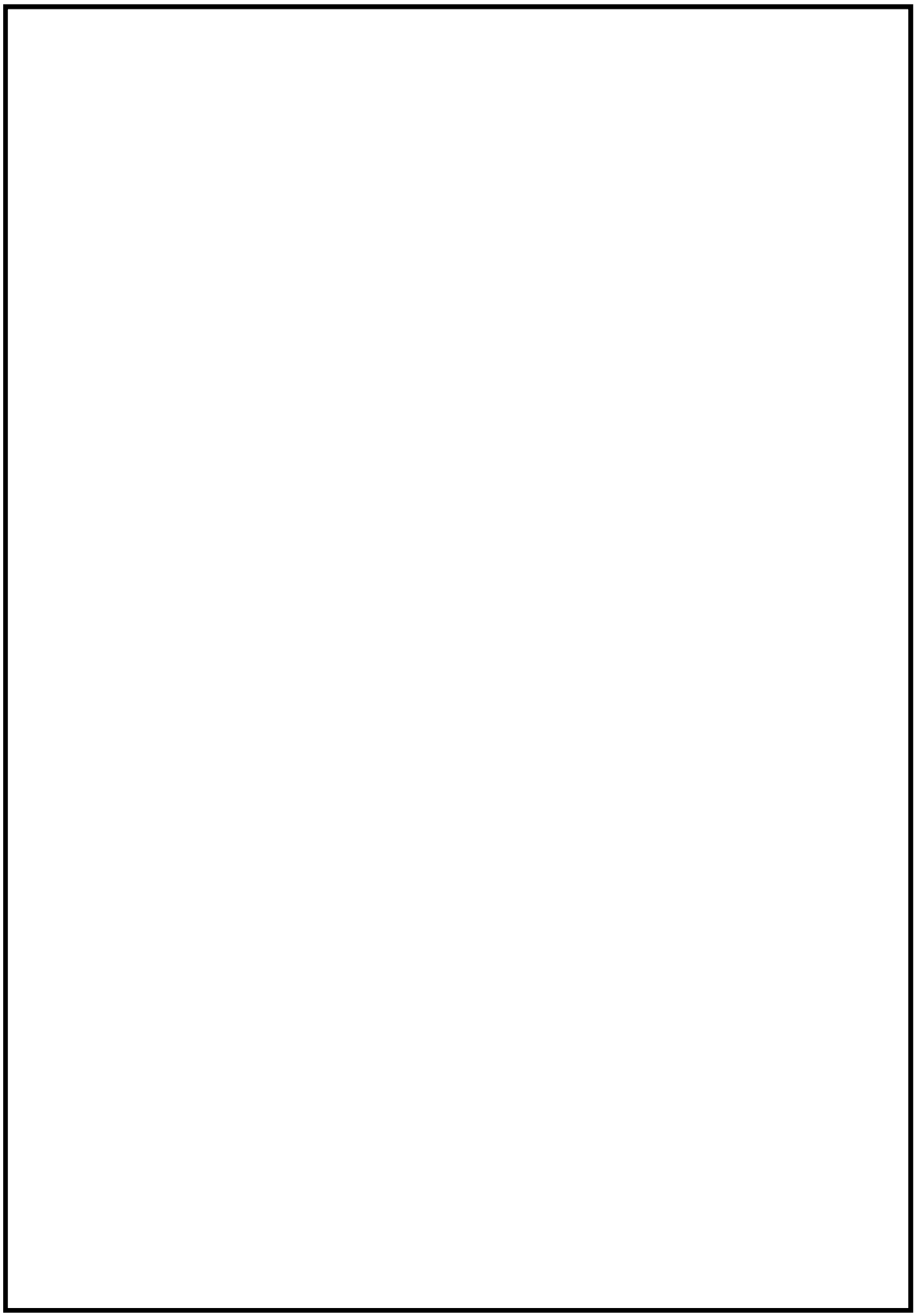


図 2-12　7 号炉 PAR 配置（①設置高さ，②台数）

添付 1

浜岡原子力発電所 4/5 号機で発生した OG 系トラブルについて

浜岡原子力発電所4号機及び5号機で気体廃棄物処理系（以下，OG系という）の水素濃度が上昇する事象が発生したが，推定原因として，製造段階での触媒担体（アルミナ）のベーマイト化及びシロキサンの存在が挙げられており，2つの要因が重畳した結果，OG系の排ガス再結合器触媒の性能低下に至ったものと報告されている。これに対し，PARの触媒は，製造段階でアルミナのベーマイト化が大きく進行する可能性が無いことを確認した。このことから，浜岡原子力発電所4号機，5号機OG系排ガス再結合器で発生したような，触媒の水素処理性能が大きく低下するような事象が発生することは無いと考える。

以下に，浜岡原子力発電所で起きた事象概要，推定原因，PAR触媒への対応の必要性について示す。

１．浜岡原子力発電所OG系水素濃度上昇事象の概要

(1)浜岡原子力発電所5号機の事象（平成20年11月5日発生）

調整運転開始後にOG系で系統内の水素濃度が上昇する事象が確認され，同系統内の希ガスホールドアップ塔A塔にて温度上昇が確認されたため，原子炉を手動停止した。本事象の原因調査と対策検討を実施し，調整運転を再開し，出力一定保持していたところ，OG 系で水素濃度の上昇を示す警報（設定値 2vol%）が点灯し，その後も水素濃度が上昇傾向を示したことから，原子炉を手動停止した。

(2)浜岡原子力発電所4号機の事象（平成21年5月5日発生）

調整運転開始後，出力一定保持していたところ，OG 系で系統内の水素濃度の上昇を示す警報（設定値2vol％）が点灯し，水素濃度が可燃限界（4vol％）を超えたため，原子炉を手動停止した。

２．浜岡原子力発電所OG系水素濃度上昇事象の推定原因

水素濃度上昇の原因となる排ガス再結合器触媒の性能低下に関して，以下の二つの要因が確認された。

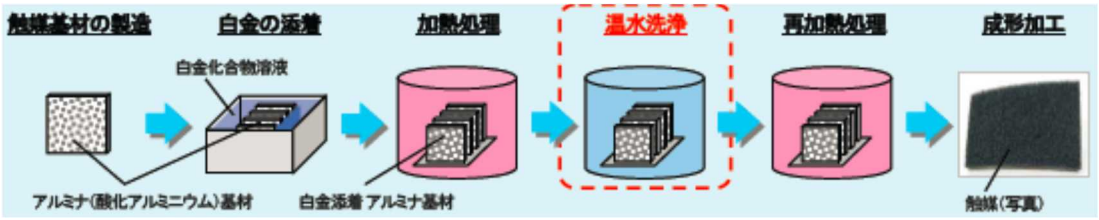
(1)触媒の特性に起因する性能低下

排ガス再結合器触媒の概略製造工程を図(添付1-1)※に示す。平成8年以降，触媒の製造工程の一部を変更しており（原子力発電所向けのみに，触媒中の塩素に起因する系統機器・配管の応力腐食割れ対策として施される触媒の脱塩処理工程について，温水洗浄の時間を長くした），それにより触媒のアルミナ（酸化アルミニウム；Al_2O_3）基材の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；AlO(OH)又はAl_2O_3・H_2O）となる割合が多くなっていることが認められた。また，ベーマイトが多い触媒は，プラントの運転に伴い，アルミナ表面に添着された白金の活性表面積が減少することを確認した（図(添付1-2)※）。

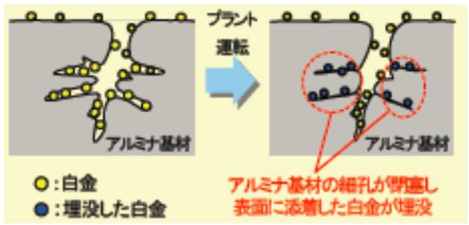
(2)触媒性能阻害物質による性能低下

実機から取り出した触媒の成分を分析した結果，触媒の性能を低下させるシロキサン（有機ケイ素化合物の一つ）が存在していることが認められた。シロキサンの発生源を調査した結果，4号機においては平成18年の低圧タービン点検で，5号機においては平成19年以降に低圧タービン等で使用を始めた液状パッキンに含まれるシロキサンが揮発することで排ガス再結合器に流入する可能性があることが確認された。

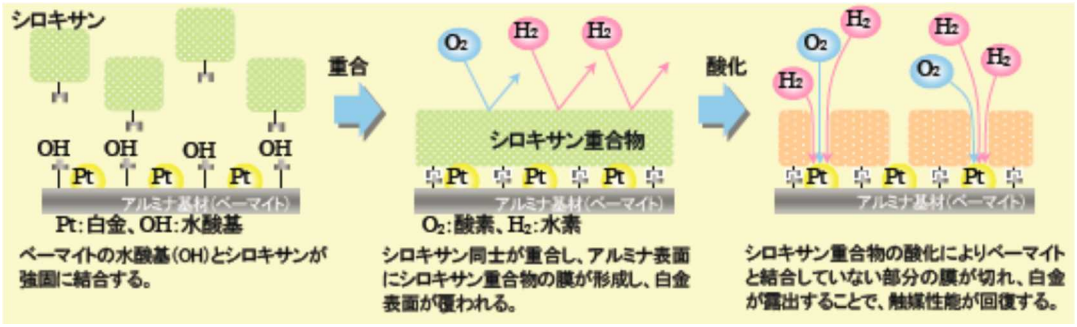
また，ベーマイトが多い触媒ほどシロキサンの影響が大きいことや，触媒の温度が上昇するとシロキサン重合物が酸化し，膜が切れ，白金の活性表面積が増加するため，触媒の性能が回復することも確認された（図(添付1-3)※）。



図(添付1-1)　排ガス再結合器触媒の概略製造工程



図(添付1-2) ベーマイトが多い触媒における白金の活性表面積の減少イメージ



図(添付1-3)　シロキサンによる触媒表面の変化状況（イメージ）

※　図(添付1-1～3)は参照文献(a)より引用。

３．PAR触媒への対応の必要性について

浜岡原子力発電所4号機，5号機OG系排ガス再結合器の触媒の水素処理性能が大きく低下した事象は，アルミナのベーマイト化及びシロキサンの存在という2つの原因が重畳した結果発生した。このことから，2つの原因のうちどちらか1つの原因が該当しなければ，同様の事象は起きないと考えられ，以下の確認結果から，浜岡原子力発電所4号機，5号機OG系排ガス再結合器で発生したような，触媒の水素処理性能が大きく低下するような事象が発生することは無いと考える。

(1)触媒の比較

浜岡原子力発電所4号機，5号機で使用されているOG系排ガス再結合器の触媒とPARの触媒の比較を表(添付1-1)に示す。触媒の種類は，セラミック触媒と金属触媒で異なっており，触媒貴金属も異なる。OG系排ガス再結合器で使用されている触媒は，ニッケルクロム合金を基材としてその上にアルミナを添着させた板状の担体を用いているのに対し，PARの触媒は，球状アルミナを担体として使用しており，形状も異なる。ただし，触媒の担体であるアルミナについては，両者ともにγアルミナを使用している。

表(添付1-1)　PARとOG系排ガス再結合器触媒の比較

項目	PAR	OG系排ガス再結合器
種類	セラミック触媒	金属触媒
触媒貴金属	パラジウム	白金
担体	γアルミナ	γアルミナ（ベーマイト含む）
製造時の温水洗浄の有無	無し	有り

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

(2)触媒の製造プロセスの比較

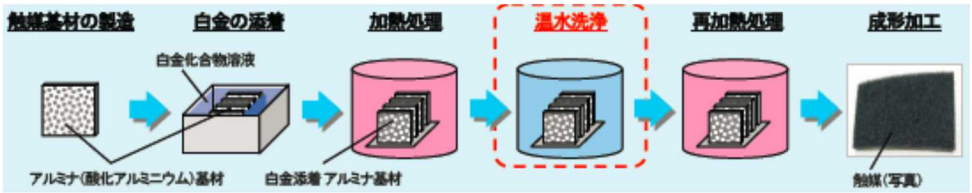
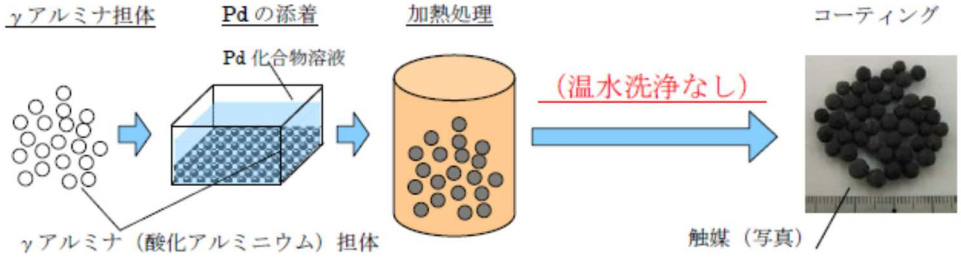
浜岡原子力発電所OG系の水素濃度上昇事象に対する原因調査において，触媒の特性に起因する性能低下として，以下の知見（アルミナのベーマイト化）が得られている。

・ベーマイトを多く含む触媒については，使用履歴や触媒毒であるシロキサンの影響により，触媒性能が低下しやすい
・ベーマイトが多く含まれた要因は，触媒の製造プロセスにおいて，温水洗浄の時間を長くしていた[　　]

浜岡原子力発電所OG系排ガス再結合器の触媒とPARの触媒の製造プロセスの比較を表(添付1-2)に示す。OG系排ガス再結合器の触媒は，製造プロセスにおいて，応力腐食割れ対策として脱塩素処理のため温水洗浄[　　][　　]を施しており，この温水洗浄の時間を長くしたために，ベーマイトに変化する量が増えたと推定されている。通常の触媒では，応力腐食割れ対策を考慮する必要がないことから温水洗浄の工程は必要なく，PARの触媒に関しても，温水洗浄の工程は無い。

このため，製造段階において，PARの触媒担体（アルミナ）のベーマイト化が大きく進行する可能性は無い。

表(添付1-2)　触媒の製造プロセスの比較

触媒	製造プロセス
OG系排ガス再結合器	
PAR	

(3)触媒の成分分析

上記(2)に記載した理由から，PARの触媒について，アルミナのベーマイト化が大きく進行する可能性は無いが，過去に，NIS社製PARの触媒に対して①X線回折（XRD）分析，②熱重量分析を実施し，成分分析により触媒中のベーマイトの有無について確認を行っている。成分分析の結果，PARの触媒に有意なベーマイト成分は含まれておらず，アルミナのベーマイト化は進行していなかった。

(4)シロキサンの影響について

浜岡原子力発電所4号機，5号機OG系排ガス再結合器の触媒の水素処理性能が大きく低下した事象の原因の一つとして，有機シリコン系シール材に含まれるシロキサン（有機ケイ素化合物の一つ）の存在が報告されている。現在，シロキサンの使用は原則禁止しているものの，過去に弁や機器等の点検で使用されていることがわかっている。成分分析の結果より，PARの触媒については，ベーマイトが検出されなかったため，アルミナのベーマイト化及びシロキサンの存在という2つの原因が重畳せず，同様の事象が発生することは無いと考えるが，過去に，シロキサンの触媒性能への影響についても試験を行っている。

試験は，密閉空間内でPAR触媒をシロキサン試薬に曝露し，曝露後の再結合反応による温度上昇時間を確認することにより，水素処理性能への影響を確認しており，シロキサン曝露有無により水素処理性能に有意な差はなかった。このことからPAR触媒はシロキサンによる被毒の影響を受けないことが確認される。

添付 2

静的触媒式水素再結合器の最高使用温度について

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，その考え方について示す。

2. 最高使用温度の考え方

最高使用温度は，「実用発電用原子炉及びその付属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則」（以下，設置許可基準規則）において次のように定義されている。

> 第二条 2 項　三十九
> 「最高使用温度」とは，対象とする機器，支持構造物又は炉心支持構造物がその主たる機能を果たすべき運転状態において生ずる最高の温度以上の温度であって，設計上定めるものをいう。

設置許可基準規則第 53 条（原子炉建屋等の水素爆発防止対策）の基準適合のための設計方針として，原子炉建屋オペレーティングフロアに静的触媒式水素再結合器を設置する。当社としては，原子炉建屋の水素爆発を防止するために，原子炉建屋オペレーティングフロアを可燃限界以下に抑えることを設計方針としており，水素濃度を 4vol%以下に抑制することが，静的触媒式水素再結合器の主たる機能である。

よって，静的触媒式水素再結合器は，水素濃度によって温度が異なることが判っているため，主たる機能を果たすべき運転状態の最大水素濃度 4vol%における温度を最高使用温度と定義する。

3. 最高使用温度 300℃の設定理由

静的触媒式水素再結合器の設置位置は原子炉建屋オペレーティングフロアであるため，雰囲気温度よりも再結合反応時の静的触媒式水素再結合器自体の温度が高くなる。静的触媒式水素再結合器の強度計算として，ハウジング，取付ボルトの強度を評価するために，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，Sandia National Laboratory(SNL)における試験（参照文献(b)）及び OECD/NEA の THAI Project で行われた試験（参照文献(e),(f),(g)）を参照している。

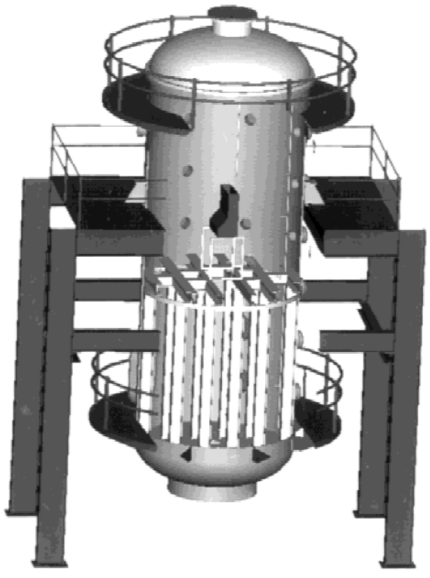
3.1 SNL 試験

(1)試験概要

NIS 社製 PAR(PAR-11)を用いた SNL 試験の試験装置概要は図(添付 2-1～2)，試験に用いた PAR を図 (添付 2-3) に示す。

図(添付 2-1)　The Surtsey vessel

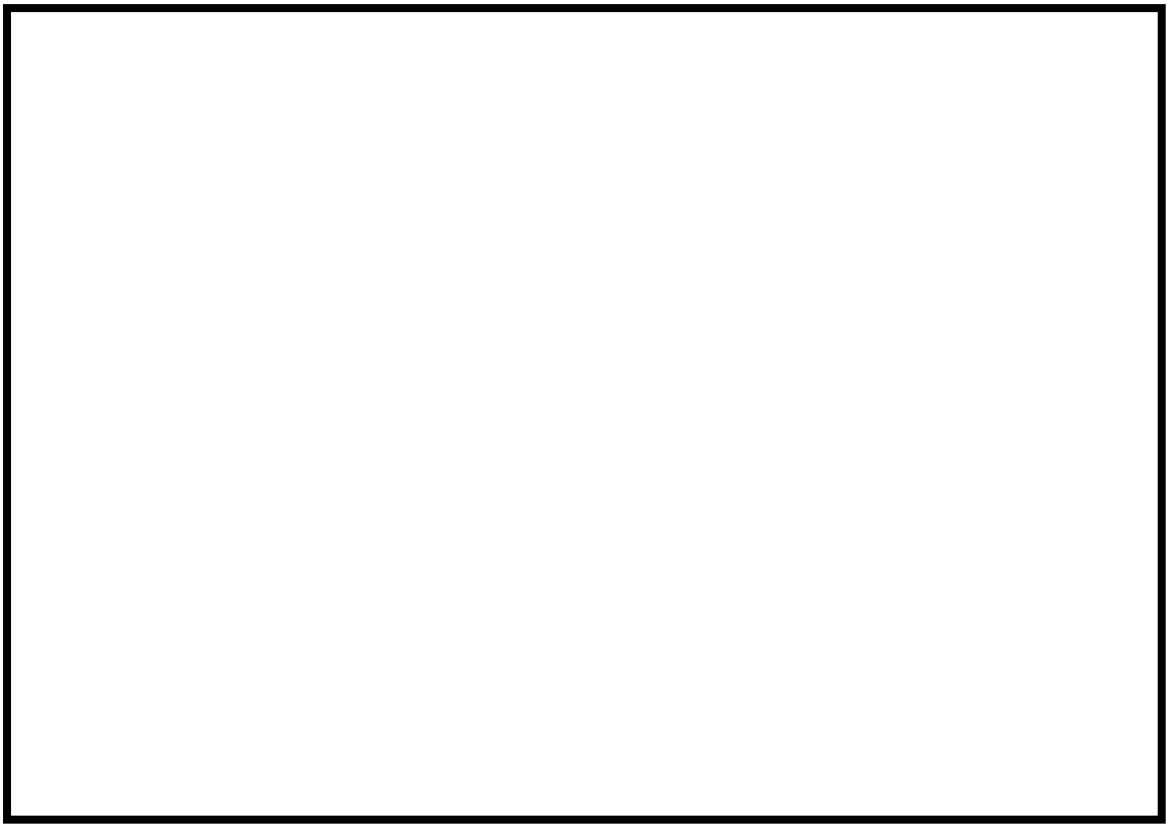
※参照文献(b)より抜粋



図(添付 2-2)　PAR location in the Surtsey vessel

※参照文献(b)より抜粋

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

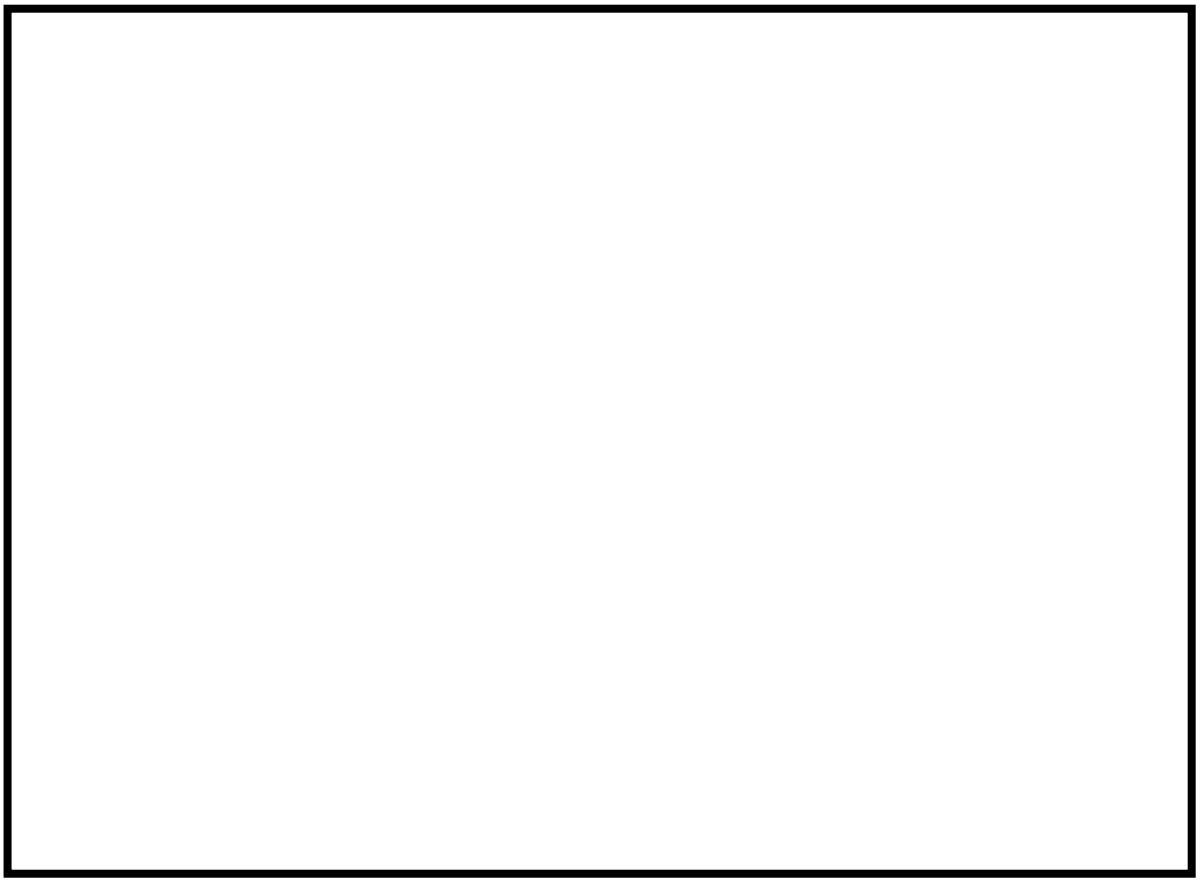


図(添付 2-3)　SNL で行われた試験用 PAR　概要

(2)試験結果と最高使用温度 300℃の妥当性

本試験の試験結果を図(添付 2-4)に示す。図(添付 2-4)は，試験装置の水素濃度と PAR 出入口の温度差ΔT の関係を示している。この結果を参照すると，水素濃度 4vol%のときの PAR 出入口の温度差は約 160℃であることが確認できる。これを目安として，当社の原子炉建屋オペレーティングフロアの雰囲気を最大で 100℃と想定したとしても，水素濃度 4vol%時の PAR 出口温度は 260℃である。これらの結果と，ハウジング及び取付ボルトの位置を踏まえ，最高使用温度として 300℃と設定することは妥当と考えている。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



図(添付 2-4)　SNL で行われた試験結果 (PAR 温度と水素濃度の関係)

3.2 THAI 試験

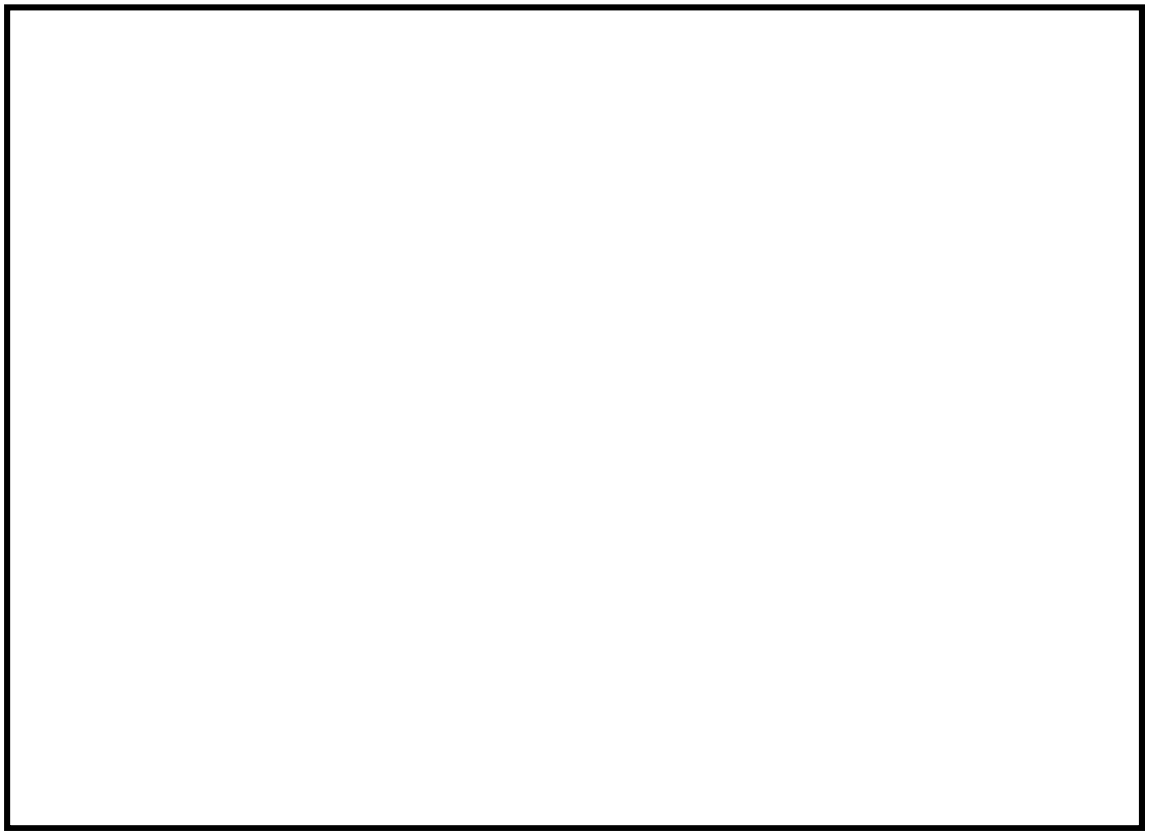
(1)試験概要

THAI 試験装置を図(添付 2-5), 試験に使用された PAR を図(添付 2-6), 試験条件を表(添付 2-1)に示す。

表(添付 2-1) : THAI Project での試験条件

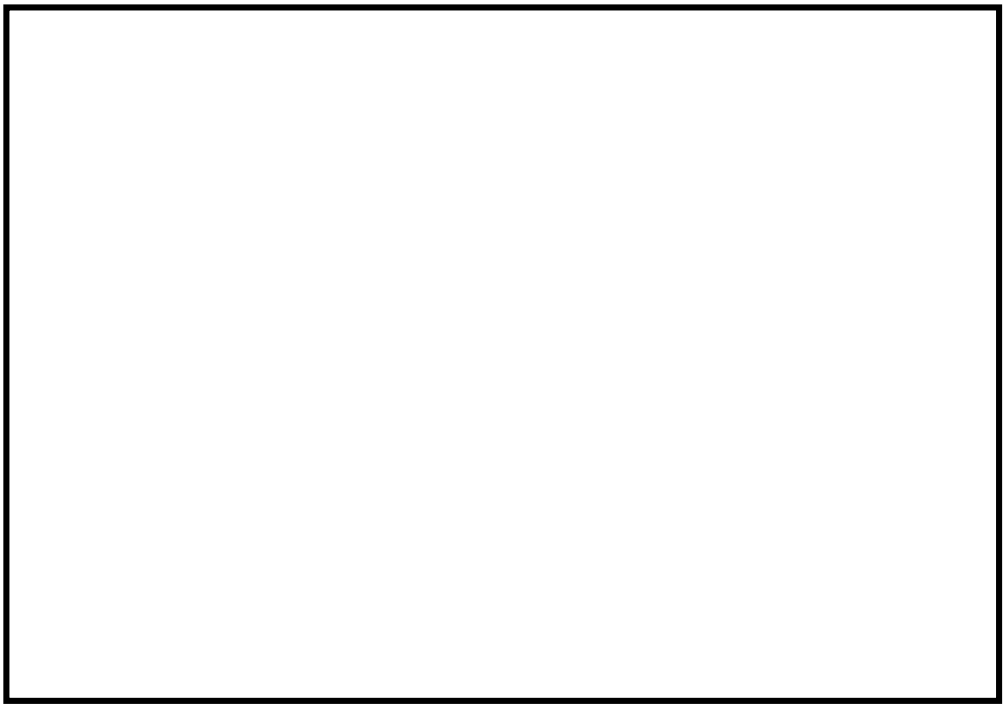
試 験 番 号	圧力	温度	水蒸気濃度	酸素濃度	水素注入速度

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



図(添付 2-5)　THAI 試験装置

※参照文献(e)より抜粋



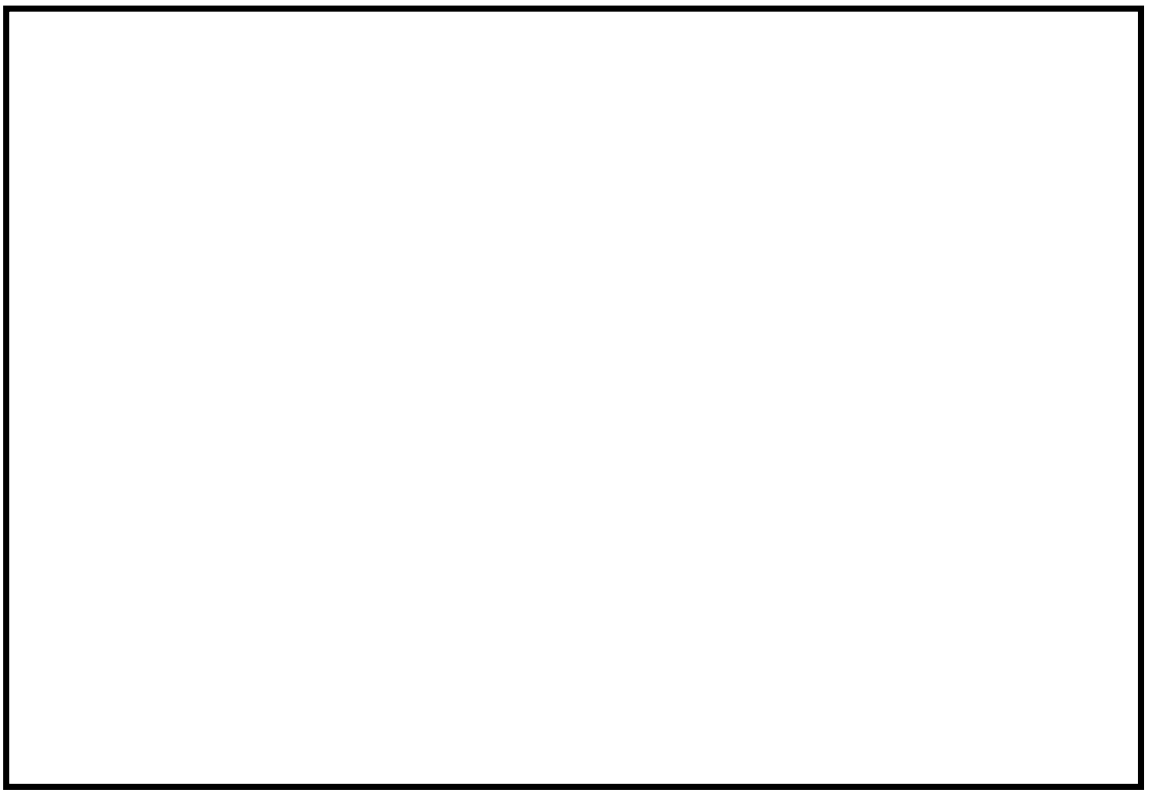
図(添付 2-6)　試験に使用した NIS PAR

※参照文献(e)より抜粋

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

(2)試験結果と最高使用温度300℃の妥当性

水素濃度一定状態でのPAR内部温度，ガス温度の時系列変化がTHAI試験（HR-15）にて得られている。試験結果を図(添付2-7)に示す。



図(添付2-7)　HR-15 PAR内部温度，ガス温度の時系列変化

※参照文献(e)より抜粋

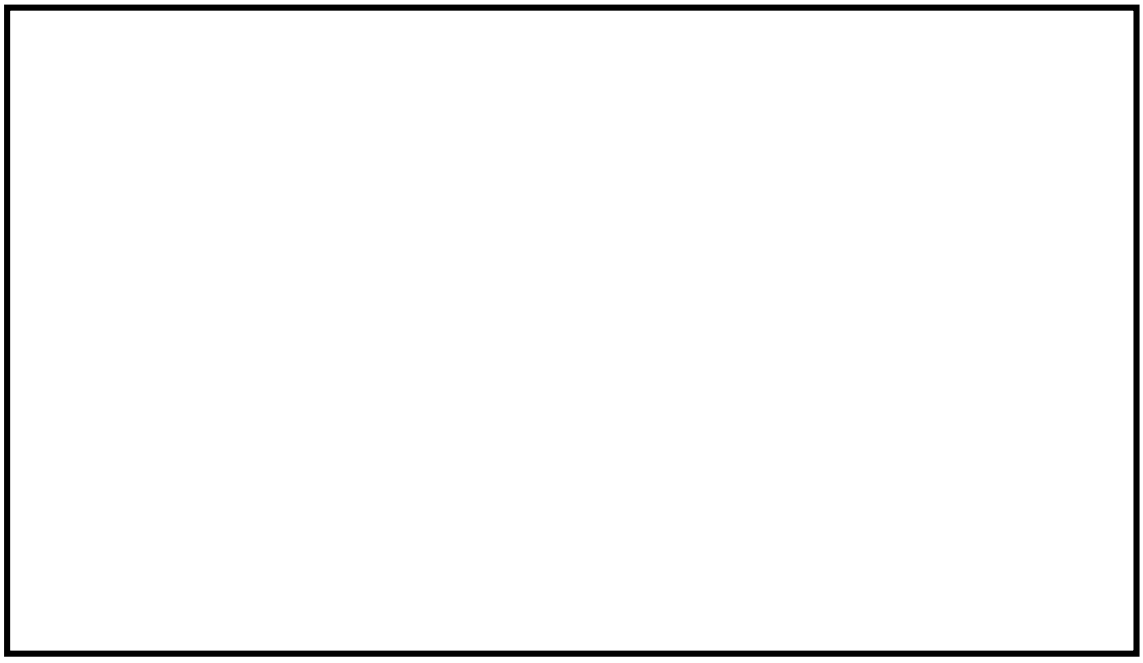
図(添付2-7)において115～130分頃の時間帯で水素濃度を一定に保っているが，このときPAR内部温度，ガス温度は数分程度の時間遅れはあるものの，ほぼ一定値に保たれていることがわかる。また，水素濃度上昇時には反応熱が増加するが，各部の熱容量等の影響により温度上昇は遅れ，水素濃度低下時には反応熱は低下するが，各部の放熱速度などの影響により温度低下は遅れる傾向にあることが確認できる。

次に，直接，筐体の温度を計測しているTHAI試験結果（HR-40）を図(添付2-8)，図(添付2-9)に示す。図(添付2-8)が水素注入量と水素濃度の時系列，図(添付2-9)が筐体温度の時系列をあらわしている。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

図(添付 2-8)　HR-40 水素注入量と水素濃度の時系列

※参照文献(g)より抜粋



図(添付 2-9)　HR-40 筐体温度の時系列

※参照文献(g)より抜粋

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

図(添付 2-8)及び図(添付 2-9)より，106 分から 126 分までの約 20 分間は，水素濃度は常時 4vol%を超えているが，126 分時点での水素濃度低下時の水素濃度 4vol%における筐体温度は約 295℃であり，最高使用温度 300℃に対して低い値である。よって，HR-15 及び HR-40 の試験結果を踏まえると，水素濃度 4vol%一定状態での筐体温度は 295℃よりも低いと考えられる。また，本試験においてはＰＡＲ入口温度が柏崎刈羽原子力発電所の原子炉建屋オペレーティングフロア環境条件である 100℃よりも高い(＊1)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できる。

＊1：126 分時の PAR 入口温度

PAR 製作誤差による処理能力への影響

PAR は水素ガスと酸素ガスが触媒効果により再結合して水素処理する構造であるため，水素処理性能は，内部を通過する水素量（流量）と触媒自体の性能，及びガス流れと触媒の接触面積によって決まってくる。PAR の水素処理能力は，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時から以下に示す製造上の確認項目を原則として変更していない。したがって，表(添付 3-1)に示す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，様々な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能力は確保できると考える。

表(添付 3-1)　PAR 製造上の確認項目

性能因子	確認項目	確認方法
接触面積	触媒カートリッジの寸法，配置	・カートリッジ寸法，配置が設計通りであることを確認（＊）
	触媒に接触する実効的な流路長さ	・封入される触媒重量の確認 ・外観上，触媒粒がカートリッジ満杯であることを確認
触媒性能	触媒の品質管理	・封入される触媒の粒径，触媒表面積，材料成分の確認
流量	ハウジング形状	・ハウジング形状が設計通りであることを確認

＊：PAR の開発時から，触媒カートリッジの高さ及び，触媒カートリッジの間隔は変更していない。

表(添付 3-1)で示すカートリッジ寸法，配置及びハウジング形状については，設計図で指定された製作誤差範囲であることを確認することにより担保する。触媒単体及び触媒に接触する実効的な流路長さについては以下の品質管理を行うことで性能を担保する。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

表(添付 3-2)　PAR 製造上の管理値

	対象	項目	管理値
1	触媒単体	触媒直径	
		触媒表面積	
		材料確認	
2	触媒カートリッジ	外観	
		総触媒重量（1 枚）	
		触媒の反応性	試験の判定基準を満足すること

よって，上記に示す品質管理を行うことで，製造誤差を考慮しても，PAR 設計仕様の性能に影響を与えないことを確認している。

触媒については、製造メーカが表(添付 3-2)で示す品質管理を行い，これを事業者が記録確認することにより性能を担保している。品質管理については，設計上必要な触媒量が適切に充填されていることを触媒単体の直径，表面積，材料成分で確認するとともに，触媒カートリッジ 1 枚の総触媒重量を確認することで管理を行っている。

また，触媒量が適切に充填されていることが確認できても，その触媒の製作環境，保管環境により，触媒の酸化（パラジウムの酸化）による機能低下，触媒被毒による機能低下等で触媒の活性が損なわれる可能性があるため，触媒活性を確認するために触媒カートリッジを抜き取りで，触媒製造１ロット分につき１枚以上※を，専用試験装置にかけて水素ガスと酸素ガスの再結合反応を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。専用試験装置は添付 4 の図（添付 4-1），図（添付 4-2）で示す通りであり，触媒カートリッジに水素ガス（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 $2H_2+0_2 \rightarrow 2H_20$ の発熱反応が生じない，あるい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できる。

そして，工場出荷後に事業者として触媒活性の健全性を確認するために，PAR 使用開始前に触媒活性の確認を，添付 4 の図（添付 4-1），図（添付 4-2）に示す専用試験装置で抜き取りで実施する。触媒カートリッジを検査装置内にセット後，水素ガス（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

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

率（NIS 社による推奨判定値：10℃/20 分もしくは 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，工場における性能試験については国外で実施されるため水素濃度 3.0vol%にて試験を行うが，PAR 使用開始前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%）を用いて試験を行う。国外の工場試験よりも水素濃度が低い条件であり，水素処理能力が低い（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性能管理を行う。

また，使用開始後について，PAR を設置する原子建屋内の雰囲気は空気であり，触媒を化学変化させるような強い酸化剤や酸や塩のようなその他の化学的薬剤もなく，温度は室温であり，PAR に機械的荷重をかけることもないので，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無いものと考えている。しかしながら，事業者として触媒活性の低下がないことを確認するために，定期的に添付 4 の図（添付 4-1），図（添付 4-2）に示す専用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運用とする。測定方法は PAR 使用開始前の試験と同様に，触媒カートリッジを検査装置内にセット後，水素ガス（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 分もしくは 20℃/30 分）を計測することで，性能低下の有無を確認する。

※抜き取り率に対する考え方について

工場における触媒性能試験は，触媒製造１ロット分につき１枚のカートリッジを抜き取りで性能確認することで品質確認可能である。触媒粒の製造方法は，[redacted] プロセスである。これらのプロセスは触媒粒 1 バッチにつき 1 プロセスで製造される。この製造方法は，触媒粒が均一的に製造されることが確認された方法であり，触媒製造メーカによる検査，証明書で品質確認された触媒粒は，同じロット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。

また，触媒カートリッジを製造する際は，同じロットで製造された触媒粒をランダムに採取し，触媒カートリッジ１枚ずつに充填していくことから，同じロットで製造された触媒カートリッジの性能は同様であると考えられるため，触媒性能試験は触媒製造 1 ロット分につき 1 枚の触媒カートリッジを抜き取り確認することで十分である。

なお，PAR 使用開始前の試験及び使用開始後の試験の抜き取り数については，検査要領を定める際に適切に設定する。

添付 4

PAR の検査・点検について

設置段階及び供用開始以降，以下に示す項目を確認することによりPAR性能の維持管理を行うことが可能である。

(1)PARの性能確保に必要な確認項目

PARの水素処理性能は，内部を通過する水素量（流量）と触媒自体の性能，及びガス流れと触媒の接触面積によって決まってくるため，これらに影響を与える各パラメータについて，検査・点検時に確認することでPAR性能を維持管理できると考える。表(添付4-1)にPARの性能確保に必要となる確認項目と確認方法を示す。

表(添付4-1)　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
接触面積	触媒カートリッジの寸法，配置	・カートリッジ寸法，配置が設計通りであることを確認
	触媒に接触する実効的な流路長さ	・封入される触媒重量の確認 ・外観上，触媒粒がカートリッジ満杯であることを確認
触媒性能	・触媒製造時の品質管理 ・触媒の劣化	・封入される触媒の粒径，触媒表面積の確認 ・検査装置による水素処理機能検査
流量	ハウジング形状	・ハウジング形状が設計通りであることを確認

(2)水素処理機能検査

水素処理機能検査用の検査装置の外観を図(添付 4-1)，系統概略図を図(添付 4-2)に示す。触媒カートリッジを検査装置内にセット後，水素ガスを含む試験ガスを流量 15001/h 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 分もしくは 20℃/30 分）を計測することで，性能低下の有無を確認する。この判定値は，PAR 製造メーカの既往の試験，経験を踏まえて，触媒に要求される活性を有すると判断できる基準として設定したものである。このように触媒活性を有することを確認し，併せてハウジング形状が設計通りであることを確認することで，設計で定める水素処理容量が確保できることが確認可能である。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

図(添付 4-1)　検査装置外観

図(添付 4-2)　検査装置系統概略図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

添付 5

水素処理容量に関する説明について

主要仕様である水素処理容量 0.250kg/h/個（水素濃度 4vol%,大気圧,温度 100℃）は，PAR 設置環境が大気圧で温度 100℃の条件において，PAR 入口水素濃度が 4vol%の際に，PAR により水素処理できる能力を示している。よって，その条件における PAR 入口水素濃度と出口水素濃度の差から，PAR 1 個あたり 0.250kg/h で水素処理できる能力があることを示している。

この値は，NIS 社製 PAR の性能評価式（式 1）に水素濃度 4vol%，大気圧，温度 100℃及びスケールファクター11/88 を入力した際に得られる水素処理容量である。PAR の性能評価式で示す通り，水素処理容量は水素濃度，圧力，温度により変動するため，主要仕様として記載する容量は，表（添付 5-1）に示す理由で設定した環境条件における水素処理容量を定格値として定めている。

$$DR = A \times \left(\frac{C_{H2}}{100} \right)^{1.307} \times \frac{P}{T} \times 3600 \times SF \qquad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \text{（式 1）}$$

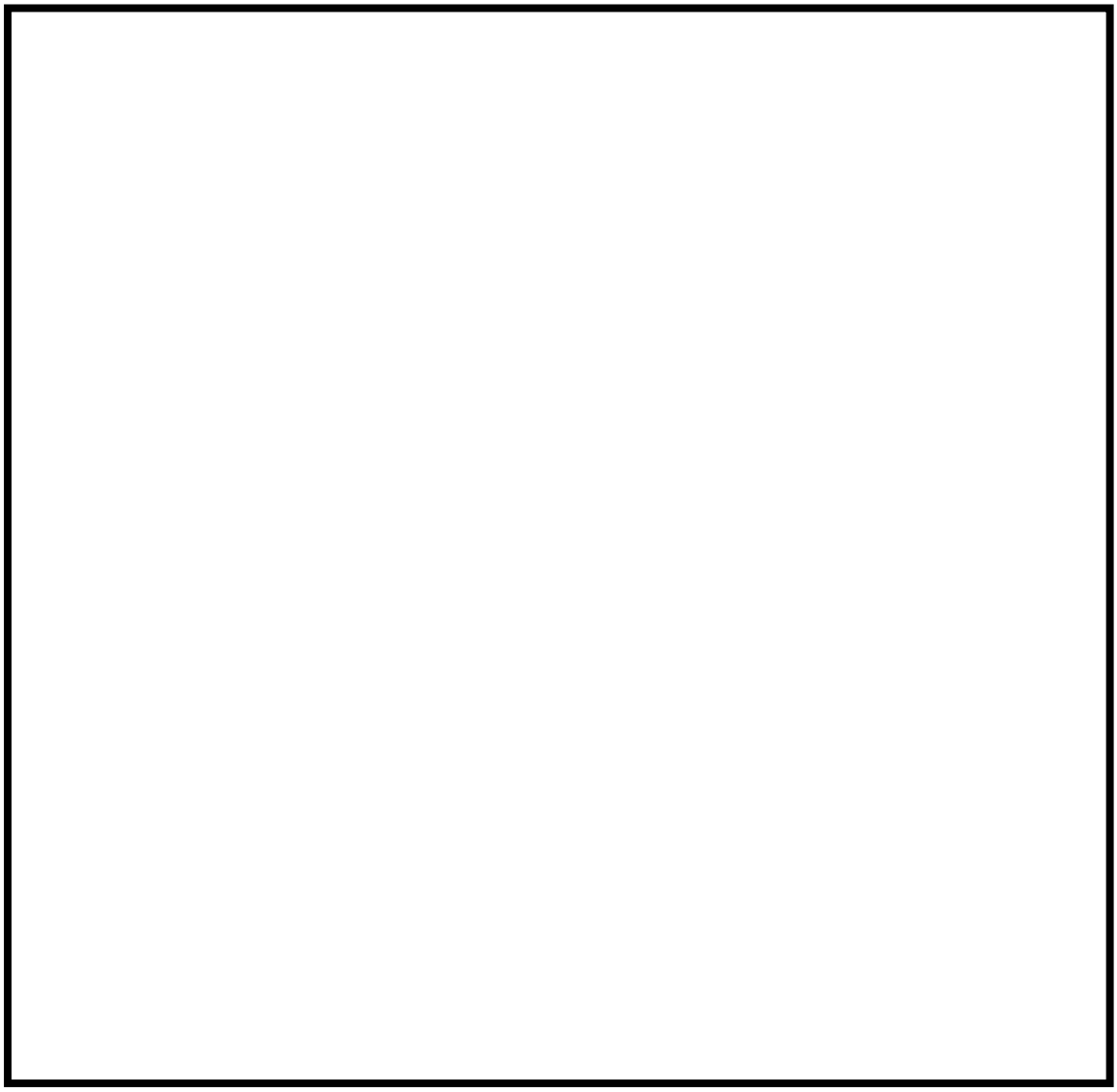
DR ：水素処理容量（kg/h/個）
A ：定数
C_{H2} ：PAR 入口水素濃度(vol%)
P ：圧力(10^{-5}Pa)
T ：温度(K)
SF ：スケールファクター

表（添付 5-1）　容量算出の条件設定理由

項目	設定値	設定理由
水素濃度(CH2)	4vol%	水素ガスの可燃限界濃度 4vol%未満に抑制することを目的とした設備であるため，水素濃度抑制上限値である 4vol%を設定
圧力（P）	大気圧(1.01325 bar)	重大事故時の原子炉建屋の圧力は原子炉格納容器からのガスの漏えいにより大気圧より僅かに高くなると考えられるが，保守的に大気圧(1.01325 bar)とする。
温度（T）	100℃(373.15 K)	重大事故時の原子炉建屋環境を踏まえ，保守的に 100℃（373.15K）とする。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

なお，式 1 で示す性能評価式は， NRC による SNL 試験で妥当性が確認されているものである。SNL 試験の試験装置概要を図（添付 5-1）に示しているが，PAR 入口水素濃度と PAR 出口水素濃度を測定しており，その水素濃度差から水素処理容量（kg/h/個）を試験データとして得ている。これら試験データをもとに，式 1 で示す性能評価式の妥当性が確認されている。



図（添付 5-1） SNL で行われた試験の計測位置＜基本式入力値＞

PAR 周辺機器に対する悪影響防止について

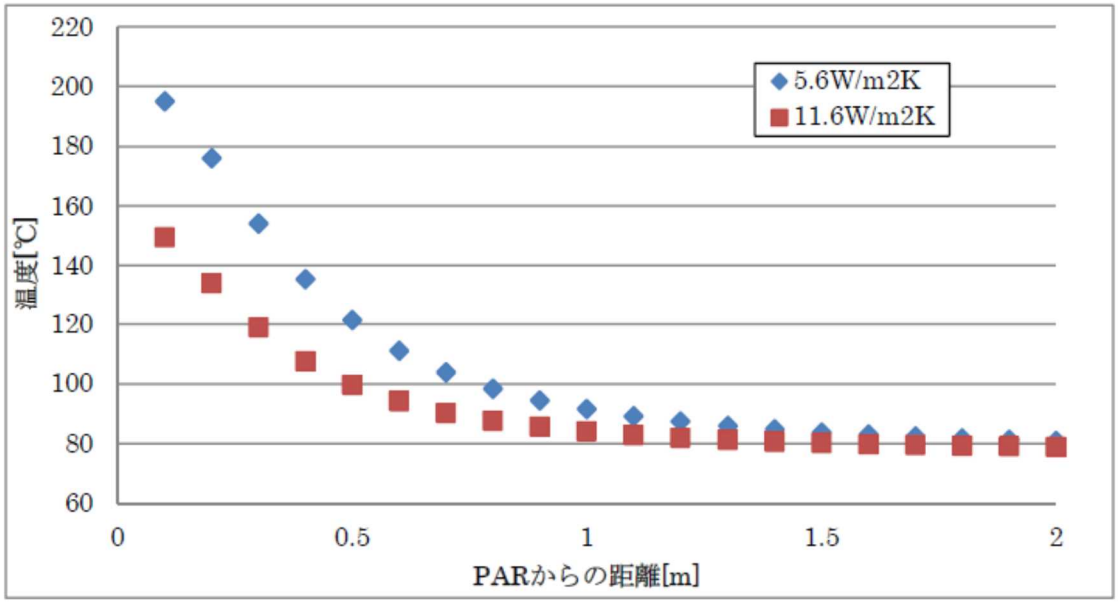
PAR は水素処理が始まると触媒温度が上昇するため，PAR の温度上昇が周辺機器に影響を与えないための PAR 設置方針を検討した。PAR の温度上昇が周辺機器に影響を与える評価項目としては「①PAR ハウジングからの熱輻射による熱影響評価」と「②PAR 排気ガスによる熱影響評価」があり，それらの検討結果を以下に示す。

① PAR ハウジングからの熱輻射による熱影響評価

PAR 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結果を図（添付 6-1）に示す。

温度は，原子炉建屋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。原子炉建屋オペレーティングフロアの気流速度は，図 2-32 で示す流速ベクトル（最大値 0.58m/s）を踏まえて，v=0～1.5m/s と仮定しユルゲスの式に代入すると，h=5.6～11.6 W/m^{2}K となる。したがって対流熱伝達率は 5.6W/m^{2}K 及び 11.6W/m^{2}K の 2 ケースで評価を行った。

評価の結果から，周囲機器の温度が 100℃となるのは，対流熱伝達率が 5.6W/m^{2}K の場合は 0.77m，対流熱伝達率が 11.6W/m^{2}K の場合は 0.50m であり，PAR より 1m 離すことで熱影響は 100℃以下となる。



図（添付 6-1）　PAR 熱輻射による温度影響と距離の関係について

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

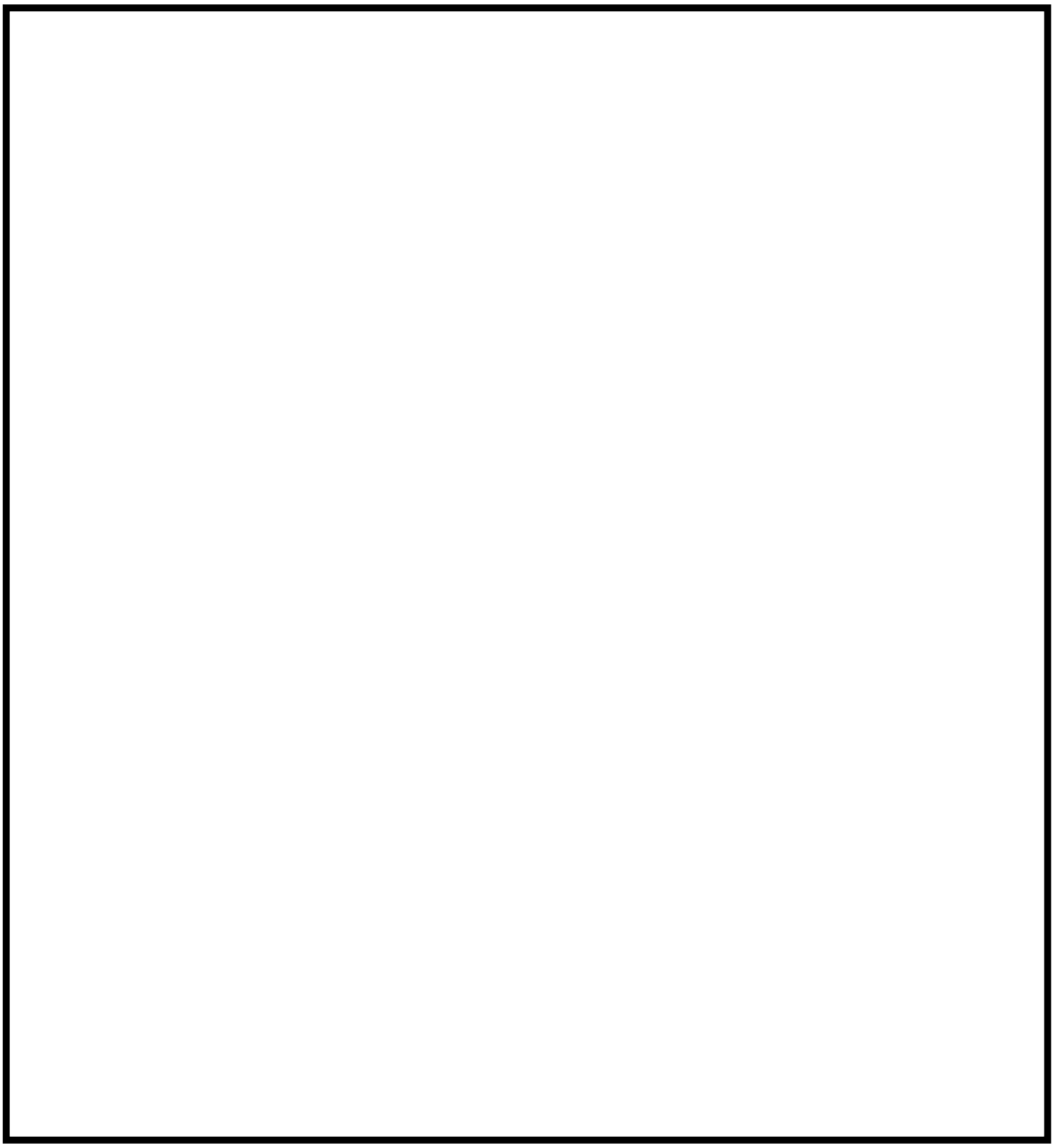
② PAR 排気ガスによる熱影響評価

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。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。図（添付 6-2）に HR-40 テスト時の水素濃度を示したグラフを示す。今回，温度データを参考とする条件として，図（添付 6-3～5）の青枠で示す測定点を選択する。

図（添付 6-2）　HR-40 テスト時の水素濃度

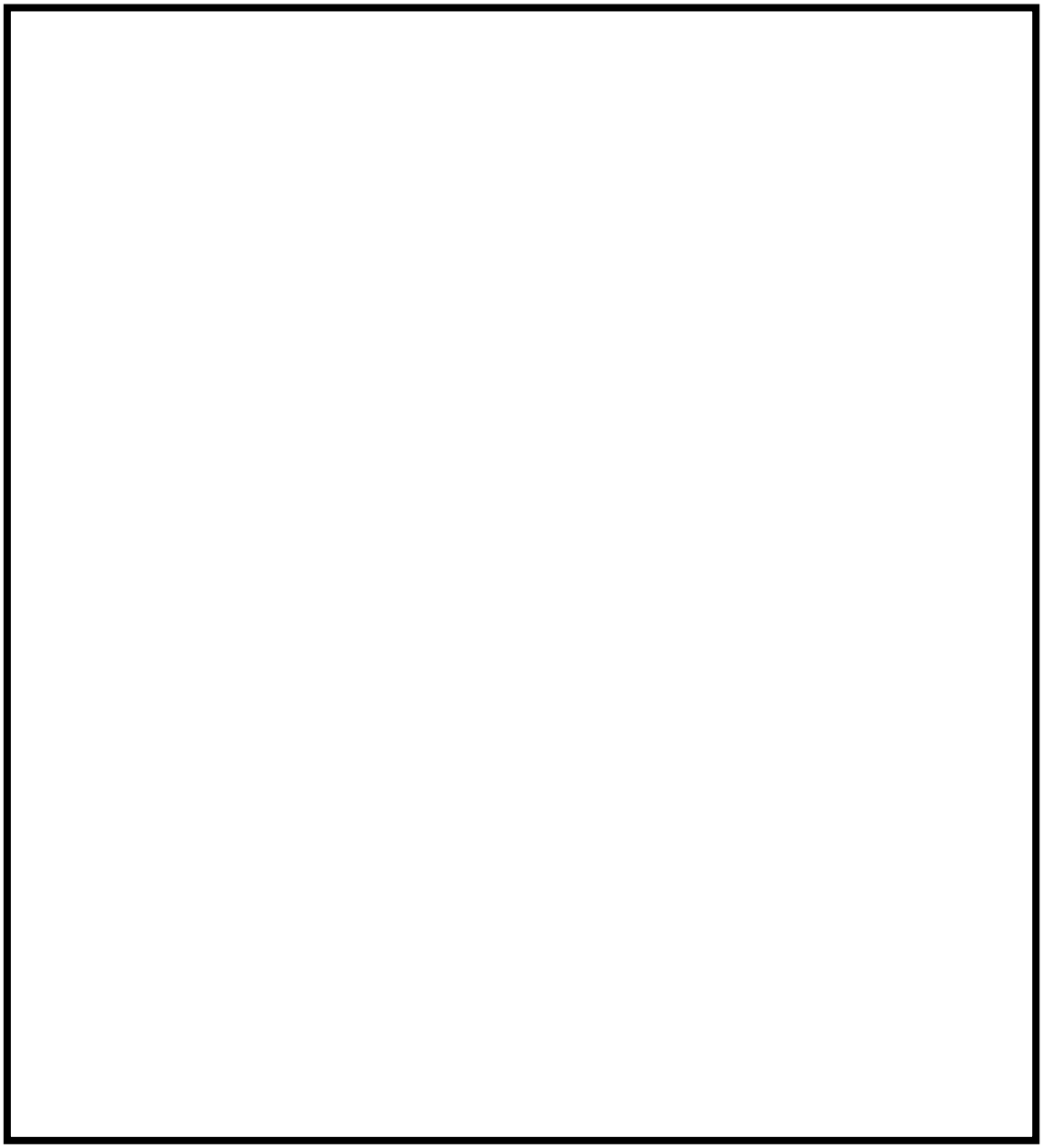
図（添付 6-3）　THAI 試験温度測定点（その１）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



図（添付 6-4）　THAI 試験温度測定点（その２）

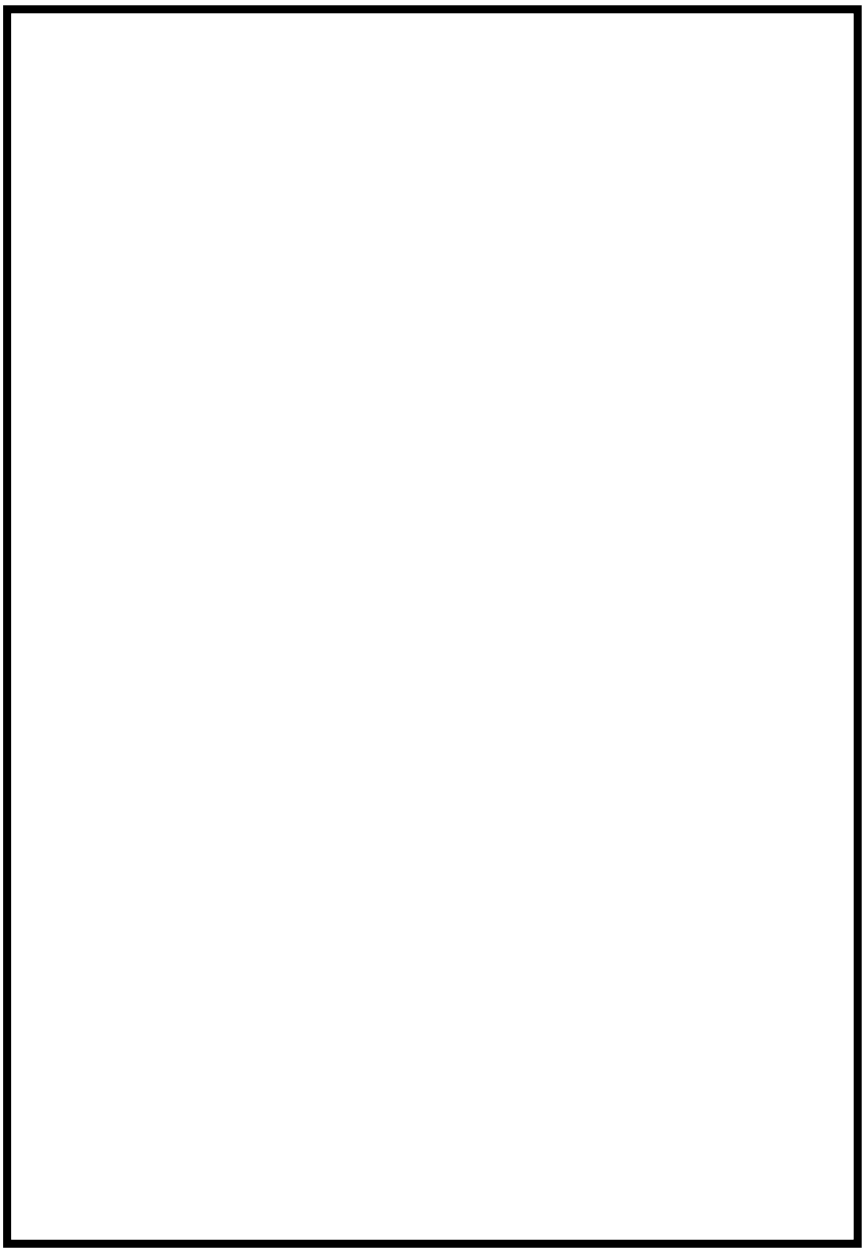
枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



図（添付 6-5）　THAI 試験温度測定点（その３）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

表（添付 6-1）　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



表（添付 6-1）より，126.4 分の場合についてみると，ハウジング上部の測定点 364（チムニー出口からの距離約 985mm）において温度が 145℃程度となっている。その周囲の測定点（360,831,833）の温度もほぼ同様の温度になっており，チムニー出口温度（811,812）が 290℃程度であることを考慮すると，排気口から 1m 程度離れれば温度が 150℃程度低下していることがわかる。THAI 試験条件と柏崎刈羽原子力発電所原子炉建屋オペレーティングフロアにおける条件は異なるため，一概に同様の温度低下となるとは言えないが，原子炉建屋オペレーティングフロア条件の方が雰囲気温度が低いことを考慮すると，PAR

排気口から数メートル離れれば排気による熱影響は十分に小さくなると考えられる。

上記①，②の結果から，PAR 配置検討にあたっては以下を考慮することとしている。

＜PAR 周辺機器への熱影響防止の方針＞

・PAR 周囲（排気口方面を除く）に，熱影響により安全機能を損なう設備がないことを，熱影響評価結果を踏まえて確認する。

・PAR 排気口方面には，高温ガスが流れることから，付近に安全機能を損なう設備がないことを確認する。

以上の方針から，原子炉建屋オペレーティングフロアに設置する重大事故等対処設備については PAR による熱的な悪影響がないことを確認する方針としている。水素濃度監視設備については，原子炉建屋オペレーティングフロア天井付近に設置しており，PAR 設置位置から 10m 以上離れているため，PAR の温度上昇による水素濃度監視機能への悪影響はない。

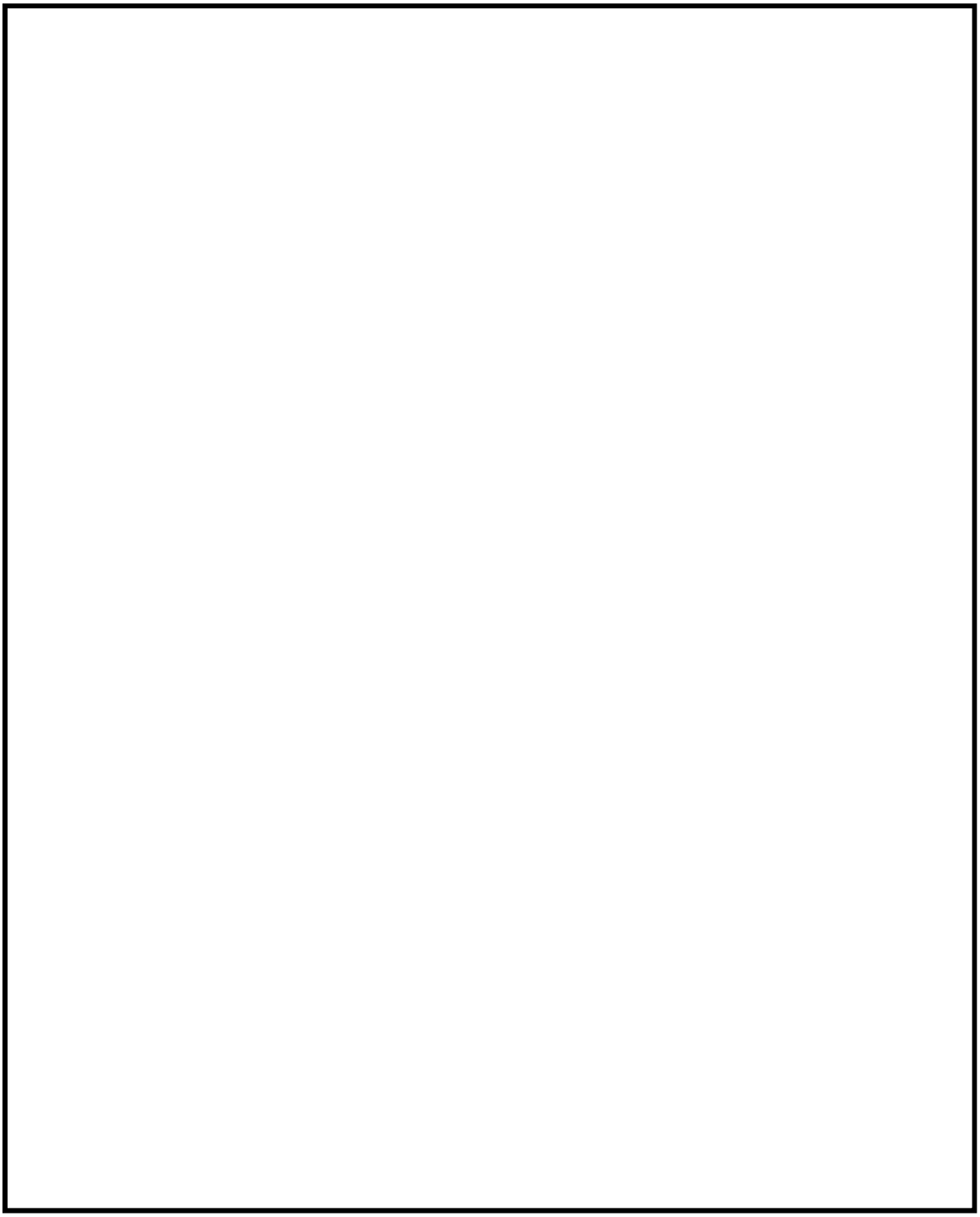
枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

2.2.2 静的触媒式水素再結合器の効果について

2.2.1 に基づき設置した PAR の効果について，7 号炉を代表に解析コードを用いて確認した結果を示す。

2.2.2.1 解析コード，解析モデル

解析コードは，汎用熱流動解析コード GOTHIC(Ver.7.2a)を使用する。



枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

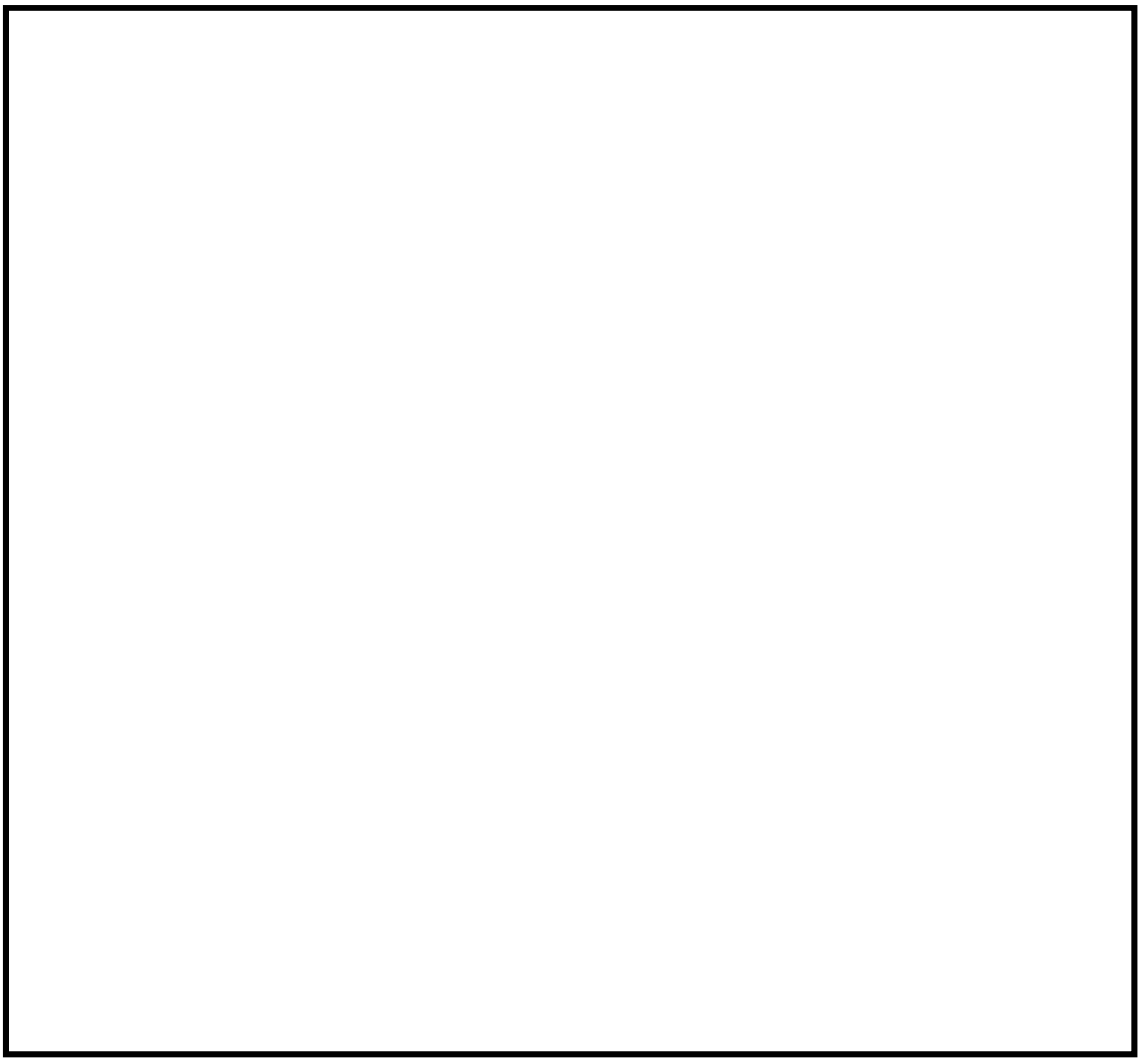


図 2-13　7 号炉原子炉建屋の GOTHIC 解析モデル

表 2-6　格納容器内ガス漏えい想定箇所

漏えいフロア	漏えい箇所
4 階	原子炉格納容器トップヘッドフランジ
2 階	上部ドライウェル機器搬入用ハッチ
	上部ドライウェル所員用エアロック
	ISI 用ハッチ
地下 1 階	S/C 出入口
地下 2 階	下部ドライウェル機器搬入用ハッチ
	下部ドライウェル所員用エアロック

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

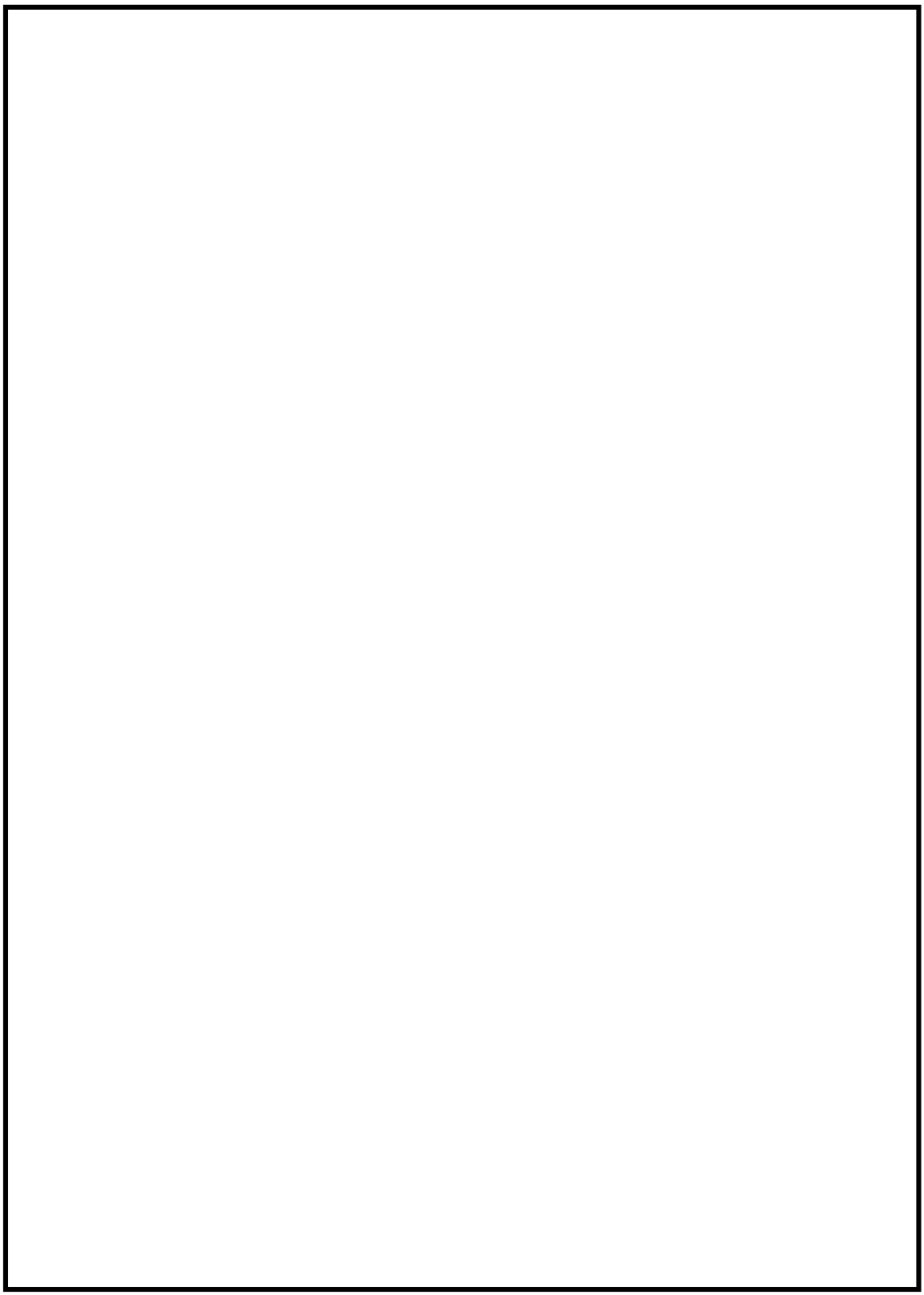


図 2-14　7 号炉原子炉建屋オペレーティングフロアの
サブボリューム分割イメージ

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

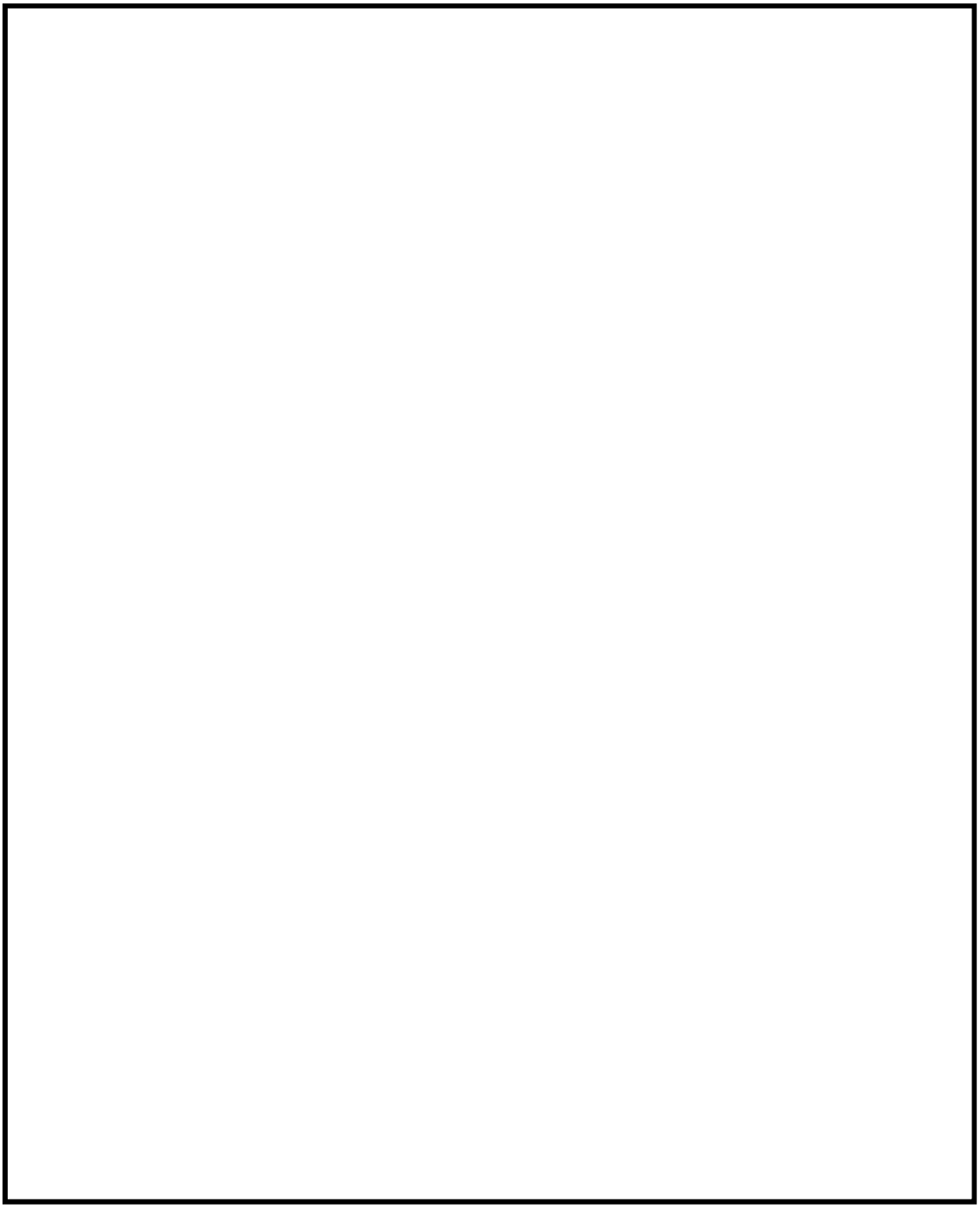


図 2-15　7 号炉 PAR 設置サブボリューム番号と PAR 入口・出口の関係

2.2.2.2 解析条件

（１）PCV 漏えい条件

PCV から原子炉建屋への漏えい条件として，「①有効性評価代表シナリオ包絡条件」，「②設計条件」，「③循環冷却シナリオ包絡条件」のいずれかを用いる。

① 有効性評価代表シナリオ包絡条件

PCV からの漏えい条件を表 2-7 に示す。漏えいするガスの圧力，温度，ガス組成（水蒸気分率，水素分率，窒素分率）は，格納容器破損防止対策の有効性評価（ベント時刻変更後）の MAAP 解析結果である図 2-16，図 2-17，図 2-18（図中でのベント時刻の包絡条件は 48 時間）から決定した。

圧力は，PCV ベント想定時刻（38 時間）までは格納容器限界圧力（620kPa[g]），PCV ベント想定時刻以降は，格納容器最高使用圧力×0.5（155kPa[g]）を想定する。

温度は，PCV ベント想定時刻までは，格納容器限界温度（200℃），PCV ベント想定時刻以降は，格納容器最高使用温度（171℃）を想定する。

ガス組成について，PCV ベント想定時刻までは，保守的に②設計条件と同じとし，PCV ベント想定時刻以降は，PCV 内は全て蒸気と仮定し，蒸気のみの漏えいが継続するものとする。

PCV ベント想定時刻までの格納容器漏えい率は，上記の圧力，温度，ガス組成を用いて AEC の式より算出した値に対し，マージンを加えて 1.5%/day とする。PCV ベント想定時刻以降は，AEC の式より算出した 0.5%/day とする。

② 設計条件

PCV からの漏えい条件を表 2-8 に示す。PCV ベントは想定せず，また，PCV 漏えい率 10%/day が一定で漏えいする保守的な条件を設定する。

③ 循環冷却シナリオ包絡条件

PCV からの漏えい条件を表 2-9 に示す。漏えいするガスの圧力，温度，ガス組成（水蒸気分率，水素分率，窒素分率）は，格納容器破損防止対策の有効性評価シナリオに対して代替循環冷却ラインを用いた

除熱を考慮した場合のMAAP解析結果である図2-19，図2-20，図2-21，図2-22から決定した。

圧力は，24時間までは格納容器限界圧力（620kPa[g]）とし，その後は段階的に465kPa[g]，格納容器最高使用圧力310kPa[g]と低下することを想定する。

温度は，84時間までは格納容器限界温度（200℃）とし，その後は格納容器最高使用温度（171℃）に低下することを想定する。

ガス組成については，水素濃度をMAAP結果包絡値で一定とし，窒素濃度を事象発生前の全量がPCV内に残っていると仮定して算出し，残りを全て水蒸気とする。

格納容器漏えい率は，上記の圧力，温度，ガス組成を用いてAECの式より算出した値を包絡する値である1.5%/day（0～24時間），1.0%/day（24～84時間），0.75%/day（84時間以降）とする。

（２）漏えい箇所

漏えい箇所として，4階（原子炉建屋オペレーティングフロア）のみから漏えいする条件と，4階，2階，地下1階，地下2階の各フロアから表2-10に示す割合で漏えいする条件の2条件とする。表2-10で示す割合とは，リークポテンシャルであるフランジ部，エアロックの開口部周長の割合を示している。これら2条件の全漏えい量は同じとする。

表 2-7　PCV からの漏えい条件（有効性評価代表シナリオ包絡条件）

項目	解析条件	
	ベント想定時刻(38h)まで	ベント想定時刻以降
圧力	620 kPa[g] (2 Pd)	155 kPa[g] (0.5 Pd)
温度	200 ℃	171 ℃
水蒸気分率	46 %	100 %
水素分率	33 %	0 %
窒素分率	21 %	0 %
格納容器漏えい率	1.5 %/day (1.0 %/day)	0.5 %/day (0.5 %/day)

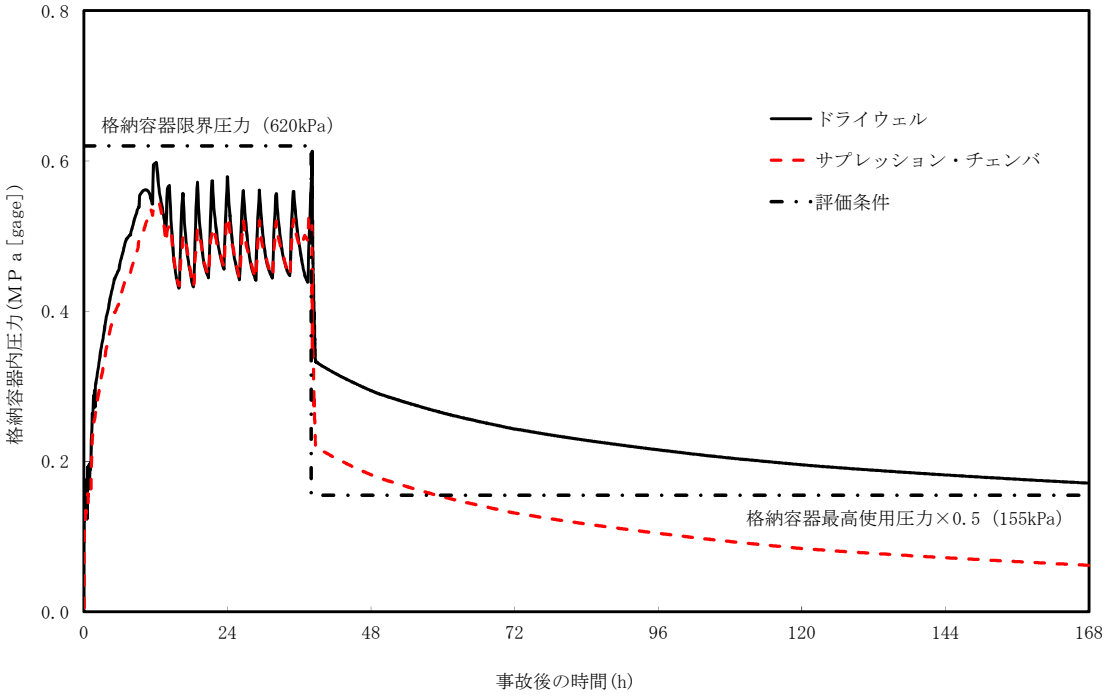


図 2-16　PCV 圧力（格納容器過圧・過温シナリオ）

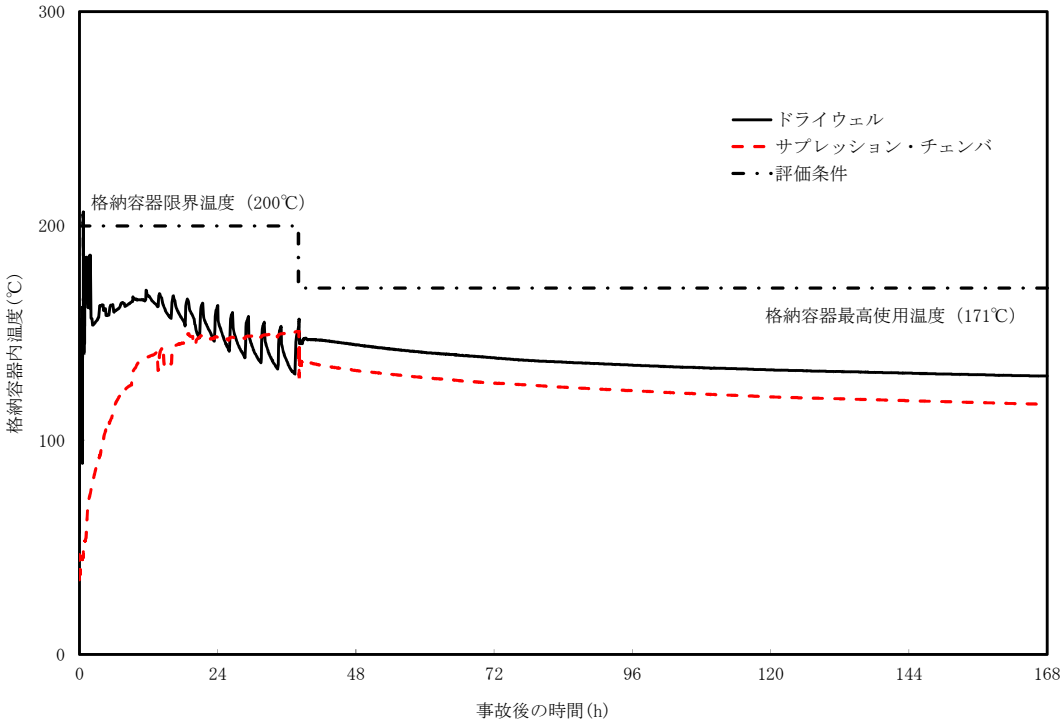


図 2-17　PCV 温度（格納容器過圧・過温シナリオ）

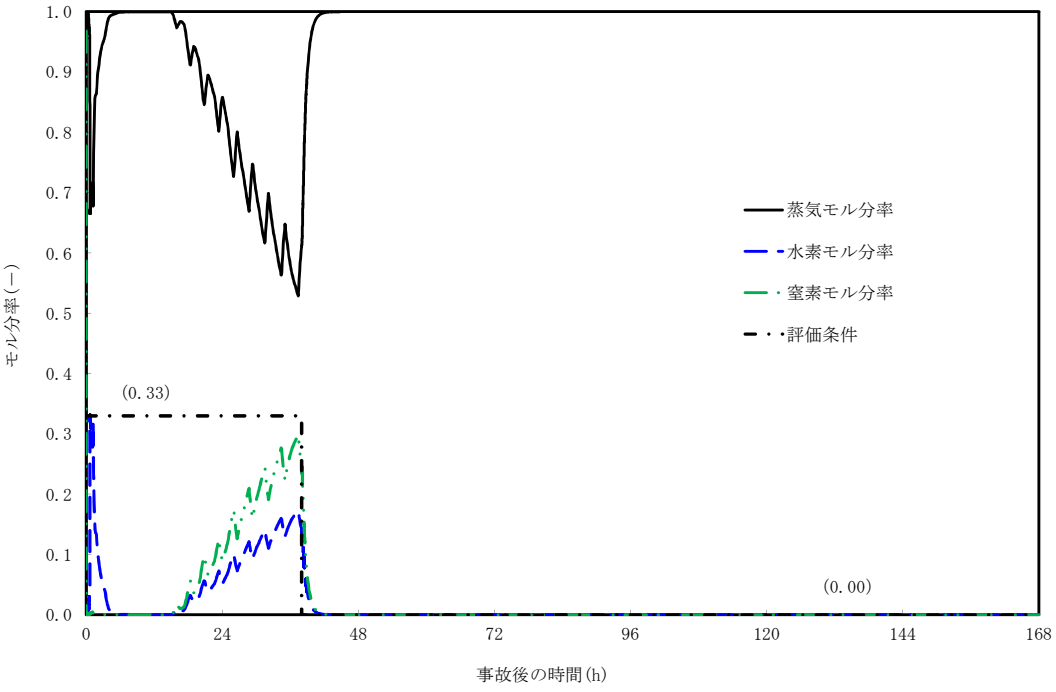


図 2-18　PCV ガス組成（格納容器過圧・過温シナリオ）

表 2-8　PCV からの漏えい条件（設計条件）

項目	解析条件
圧力	620 kPa[g] (2 Pd)
温度	200 ℃
水蒸気分率	46 %
水素分率	33 %
窒素分率	21 %
格納容器漏えい率	10 %/day

表 2-9　PCV からの漏えい条件（循環冷却シナリオ包絡条件）

項目	D/W			S/C		
	0～24h	24～84h	84～168h	0～24h	24～84h	84～168h
圧力	620 kPa[g] (2 Pd)	465 kPa[g] (1.5 Pd)	310 kPa[g] (1 Pd)	620 kPa[g] (2 Pd)	465 kPa[g] (1.5 Pd)	310 kPa[g] (1 Pd)
温度	200 ℃		171 ℃	200 ℃		171 ℃
水蒸気分率	46 %	41 %	33 %	40 %	35 %	27 %
水素分率	33 %			39 %		
窒素分率	21 %	26 %	34 %	21 %	26 %	34 %
格納容器 漏えい率	1.5%/day	1.0%/day	0.75%/day	1.5%/day	1.0%/day	0.75%/day
備考	4 階、2 階の漏えい条件			地下 1 階、地下 2 階の漏えい条件		

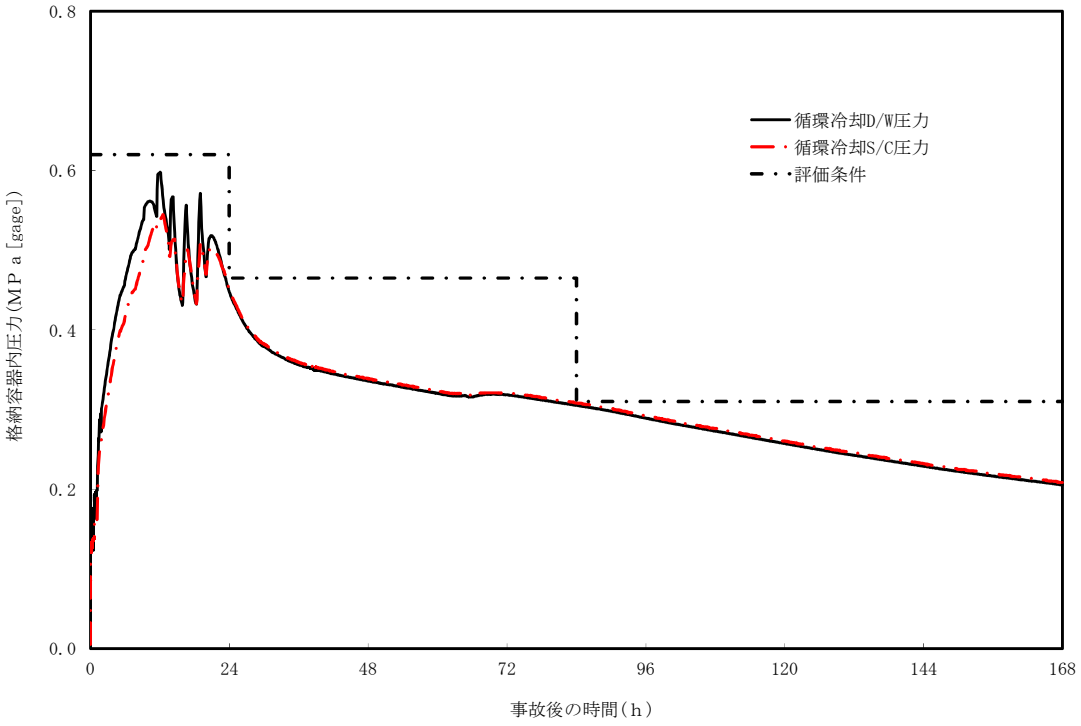


図 2-19　PCV 圧力（循環冷却シナリオ）

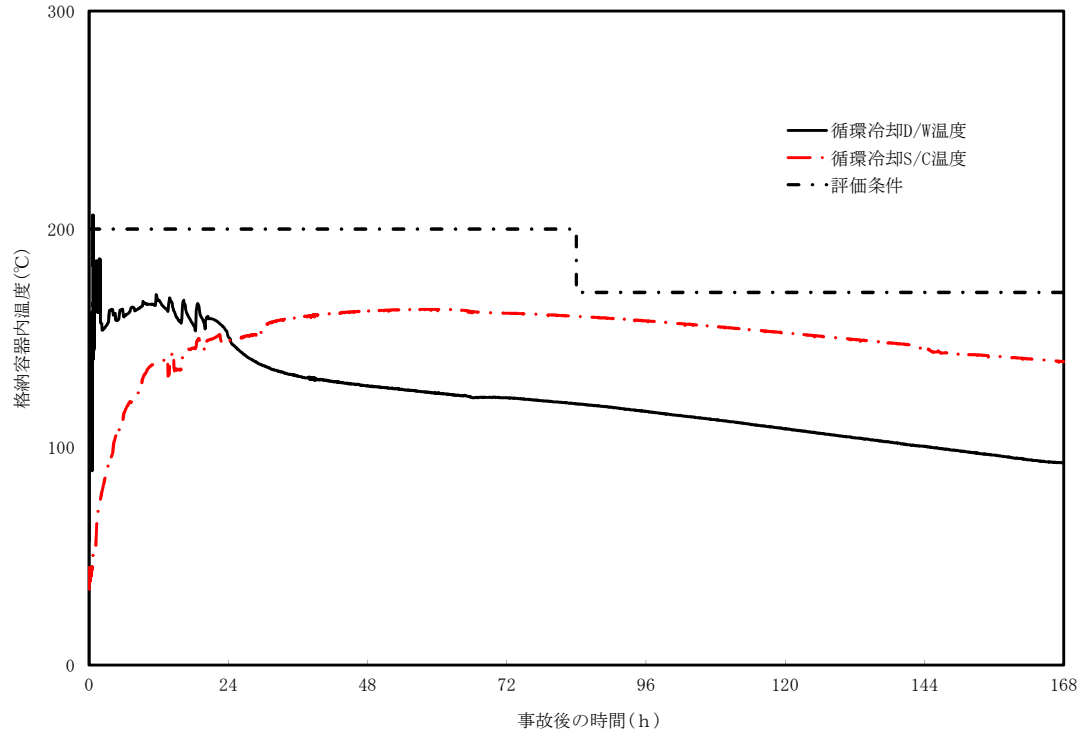


図 2-20　PCV 温度（循環冷却シナリオ）

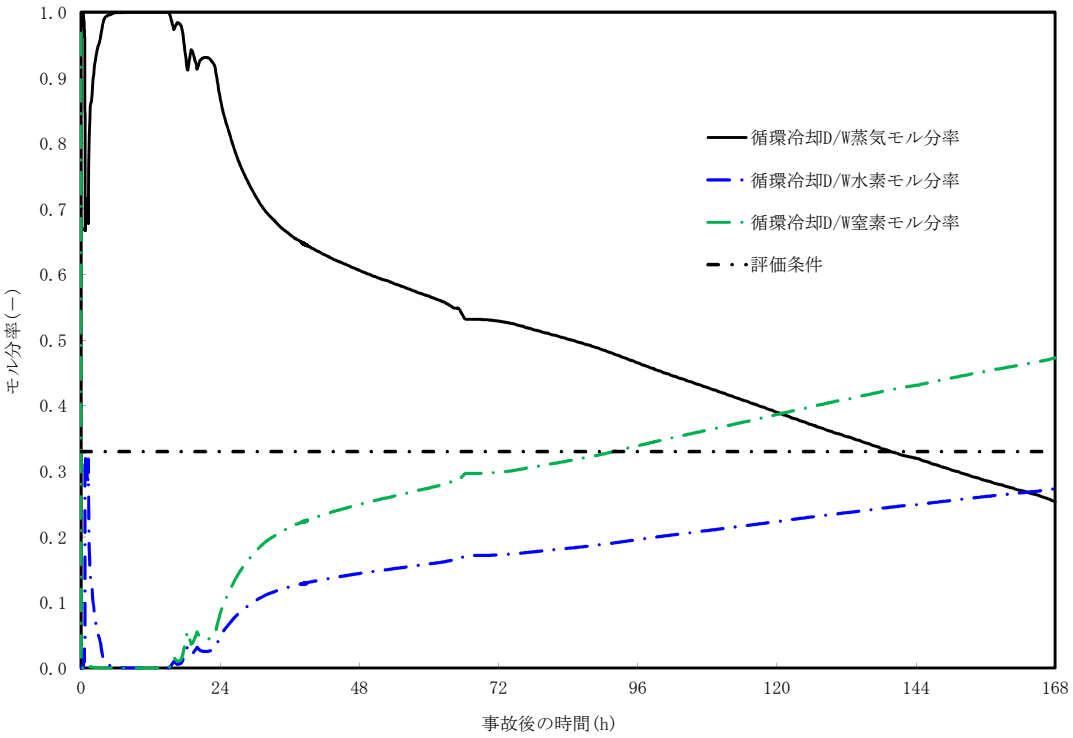


図 2-21　PCV（D/W）ガス組成（循環冷却シナリオ）

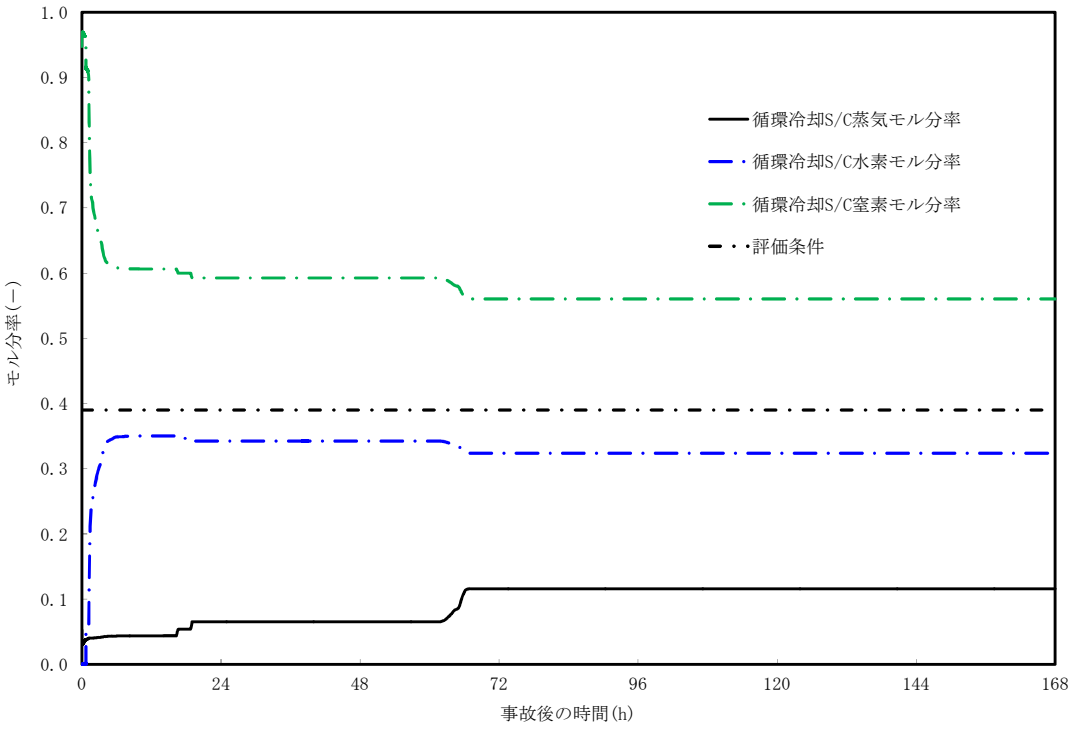


図 2-22　PCV（S/C）ガス組成（循環冷却シナリオ）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

表 2-10　水素漏えい量の分配条件

漏えいフロア	漏えい箇所	口径[mm]	周長[mm]※1	周長割合※2	漏えい量割合※3
4F	PCV 主フランジ				
2F	所員用エアロック				
	ISI 用ハッチ				
	機器搬入用ハッチ				
B1F	S/C 出入口				
B2F	機器搬入用ハッチ				
	所員用エアロック				

※1 所員用エアロックの周長は、エアロック扉内側の矩形部分の周長とする。その他は、漏えい箇所の口径[mm]から周長[mm]（口径[mm]×円周率）を算出する。

※2 周長割合=漏えい箇所の周長/各漏えい箇所の周長合計値。

※3 各フロアの周長割合合計値を各フロアの漏えい量割合とする。「MAAP 包絡」の漏えい量に漏えい量割合の数値を乗じた値を各フロアの漏えい量とする。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

（3）PAR 解析条件

PAR の解析条件を表 2-11 に纏める。

表 2-11　PAR の解析条件

No	項目	説明	入力値
1	PAR の性能 (NIS 製 PAR-11) (1)水素処理容量 DR	$DR = A \times \left(\frac{C_{H2}}{100}\right)^{1.307} \times \frac{P}{T} \times 3600 \times SF$ DR　:水素処理容量（kg/h/個） A　　:定数[　　] CH2　:PAR 入口水素濃度（vol%） P　　:圧力(10^{-5}Pa) T　　:温度(K) SF　:スケールファクター	－
	(2)反応阻害 ファクター$F_{inhibit}$	プラント通常運転中及び事故時の劣化余裕を考慮する。	0.5 （事故初期より一定）
	(3)低酸素 ファクターF_{low02}	低酸素ファクターは以下の通りとする。ただし 1 以上の場合は全て 1，0 未満の場合は全て 0 とする。 $F_{lowO2} = 0.7421\left(\frac{C_{O2}}{C_{H2}}\right)^3 - 0.6090\left(\frac{C_{O2}}{C_{H2}}\right)^2 + 0.7046\left(\frac{C_{O2}}{C_{H2}}\right) - 0.026$ CO_2　:酸素濃度(vol%)	－
	(4)起動水素濃度 CH2on	国内試験で起動が確認されている範囲に余裕を見た値として 1.5vol%※とする。感度解析のため 1.0vol%の条件でも実施する。	1.5vol% 又は 1.0vol%
	(5)起動酸素濃度 CO2on	同上	2.5vol%
	(6)起動遅れ	考慮しない	－
2	PAR 個数（1 ノード）	56 個：実際の設置個数	56 個
3	PAR 設置位置	サブボリューム分割モデルに使用。 PAR 取付位置図より該当するノード内に設置する。	－

※時間遅れ（保守的な条件）を考慮した場合の反応熱による温度影響

反応開始を想定している水素濃度 1.5vol%到達以前の発熱量がある場合，この発熱量は水素の再結合が生じた結果であり，起動の時間遅れを無視して水素濃度上昇開始時に水素ガスの処理が開始するものとすれば，水素濃度は低めに推移するものと考えられる。ただし，水素濃度変化は水素ガスの漏えい量と PAR の処理量がバランスする濃度に向かって漸近してゆくため，反応開始後の水素濃度のトレンドや最大濃度には反応開始のタイミングの影響は小さいと考えられる。PAR 自体の処理量の観点からは，反応開始時の PAR 内部の温度上昇は内部のガスの浮力を増加させて吸入ガス量を増加させるので，当初は処理量が増加する側に働くが，吸入ガス量の増加に伴って PAR 内部も冷却されるため，時間遅れを伴って定常状態の処理量に漸近するので，反応開始時の反応熱の水素処理量への影響は小さい。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

（4）その他解析条件

表 2-12 に原子炉建屋の条件，圧力境界条件，流出条件，及び放熱条件を示す。

表 2-12　解析条件

No	項目	解析条件	備考
1	原子炉建屋の条件		
	(1) 圧力（初期条件）	大気圧条件	
	(2) 温度（初期条件）	40℃	
	(3) 組成（初期条件）	相対湿度 70%の空気	
	(4) 空間容積（固定）	4 階：36100m^3 3 階：3400m^3 2 階：2200m^3 1 階：3900m^3 地下 1 階：1200m^3 地下 2 階：7100m^3 地下 3 階：6100m^3	原子炉建屋オペレーティングフロア(4 階)の容積は，低減率 0.85 とする。(躯体分，機器配管分を差し引いた値) 原子炉建屋オペレーティングフロア以外の容積は，二次格納施設内の区画の床面積×高さにより算出
	(5)ハッチ開口面積（固定）	4 階-3 階：44.5m^2 3 階-2 階：60.6m^2 2 階-1 階：57.5m^2 1 階-地下 1 階：11.02m^2 地下 1 階-地下 2 階：7.25m^2 地下 2 階-地下 3 階：4.05m^2	原子炉建屋のハッチ寸法より算出
2	圧力境界条件		
	(1) 圧力（固定）	101.325kPa	大気圧
	(2) 温度（固定）	40℃	
	(3) 酸素濃度（固定）	21vol%	乾燥空気の組成
	(4) 窒素濃度（固定）	79vol%	同上
3	流出条件		
	(1)位置	4 階	原子炉建屋の気密性を考慮し設定
4	放熱条件		
	(1) 内壁熱伝達率（原子炉建屋燃料取替床－壁面）	凝縮熱伝達及び自然対流熱伝達を考慮	
	(2) 壁厚さ（固定）	下部壁：[redacted]mm 上部壁：[redacted]mm 天井：[redacted]mm	
	(3) 壁内熱伝導率（固定）	1.5W/m/K	コンクリートの物性
	(4) 壁の比熱（固定）	1kJ/kg/K	同上
	(5) 壁の密度（固定）	2400kg/m^3	同上
	(6) 外壁熱伝達率（壁面－外気）	5W/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
	(7) 外気温（固定）	40℃	
	(8) 放熱面積（固定）	下部壁：514.8m^2 上部壁：2281.6m^2 天井：2360.16m^2	

2.2.2.3　解析結果

2.2.2.2 で示した解析条件の組み合わせから，表 2-13 に示す４ケースを選定し，解析を行った。なお，ケース１については，感度解析として PAR 反応開始水素濃度を 1.0vol%とした場合の解析も実施した。

表 2-13　解析ケース

	ケース１ （漏えい箇所としてオペフロのみを想定）	ケース２ （漏えい箇所としてオペフロと下層階を想定）	ケース３ 設計裕度の確認	ケース４ 代替循環冷却ライン使用時の影響確認
モデル	原子炉建屋　全階を模擬したモデル			
シナリオ	有効性評価シナリオ （PCV 過圧・過温）		シナリオレス （保守的評価）	循環冷却シナリオ （PCV 過圧・過温）
漏えい箇所	オペフロのみ	オペフロ＋下層階	オペフロのみ	オペフロ＋下層階
格納容器漏えい率	1.5%/day （AEC 式:約 1.0%）	1.5%/day （AEC 式:約 1.0%）	10%/day	1.5%/day
PAR 反応開始濃度	1.0vol% & 1.5vol%	1.5vol%	1.5vol%	1.5vol%

※表中のオペフロは原子炉建屋オペレーティングフロアを示す。

これらの解析ケースは以下の観点で選定を行った。

ケース１：2.2.1.1 において PAR の設計における必要条件とした格納容器過圧・過温破損シナリオにおいて，原子炉建屋オペレーティングフロアの水素濃度を可燃限界未満に抑制できることを確認する。

ケース２：ケース１と同様のシナリオにおいて，原子炉建屋オペレーティングフロアのみに PAR を設置することが妥当であることを確認する。

ケース３：ケース１・２のシナリオを超え，PAR の設計条件に相当する水素発生量・格納容器漏えい率となった場合には，格納容器からの異常な漏えいが発生している状態であることから，格納容器ベントを実施することが基本的な戦略となる。このような対応を行うための十分な時間を確保できることを確認する。

ケース４：新たに導入を決定した代替循環冷却ライン使用時の原子炉建屋水素濃度に対する影響を確認する。

（1）ケース１－１

有効性評価代表シナリオ（格納容器過圧・過温シナリオ）における PAR の効果を確認するため，漏えい箇所を原子炉建屋オペレーティングフロア（4階）のみとして，より多くの水素ガスが PAR 設置エリアに直接到達する条件とした場合の水素濃度の時間変化を評価した。解析結果を図 2-23，図 2-24 に示す。

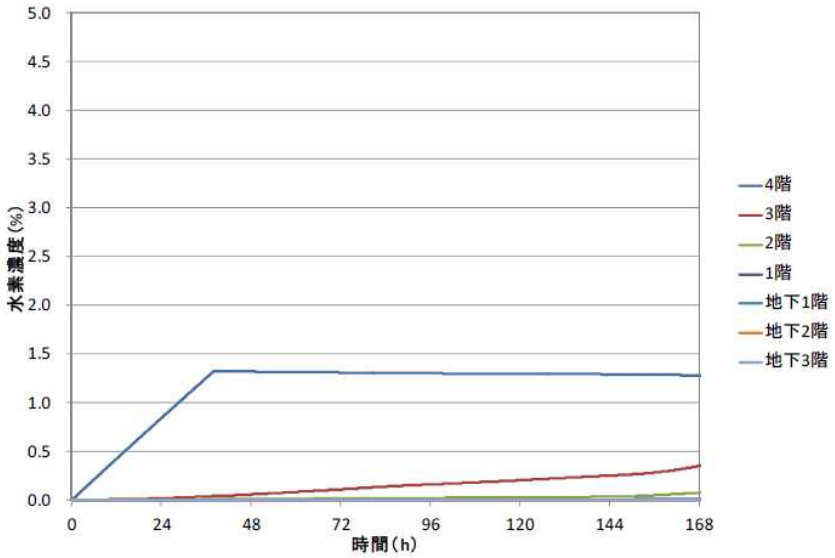


図 2-23　ケース１－１　水素濃度の時間変化（原子炉建屋全域）

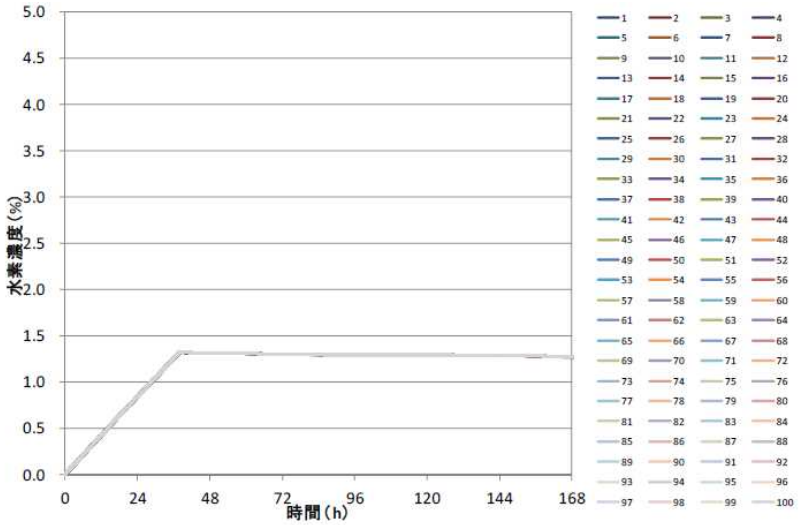


図 2-24　ケース１－１　水素濃度の時間変化
（原子炉建屋オペレーティングフロア）
（サブボリューム別）

本ケースにおいては，水素濃度が PAR 反応開始濃度に到達する前に PCV ベント時刻となったため，PAR が起動しないまま事象収束となった。

（2）ケース１－２

ケース１－１においてPARが起動しなかったことから，感度解析としてPAR反応開始水素濃度を1.0vol%に変更して，水素濃度の時間変化を評価した。解析結果を図2-25，図2-26に示す。

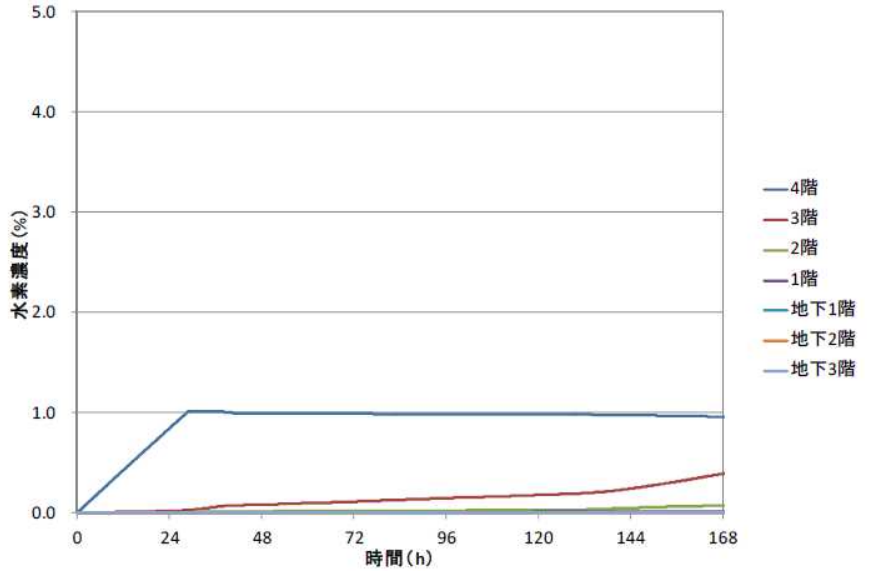


図2-25　ケース１－２　水素濃度の時間変化（原子炉建屋全域）

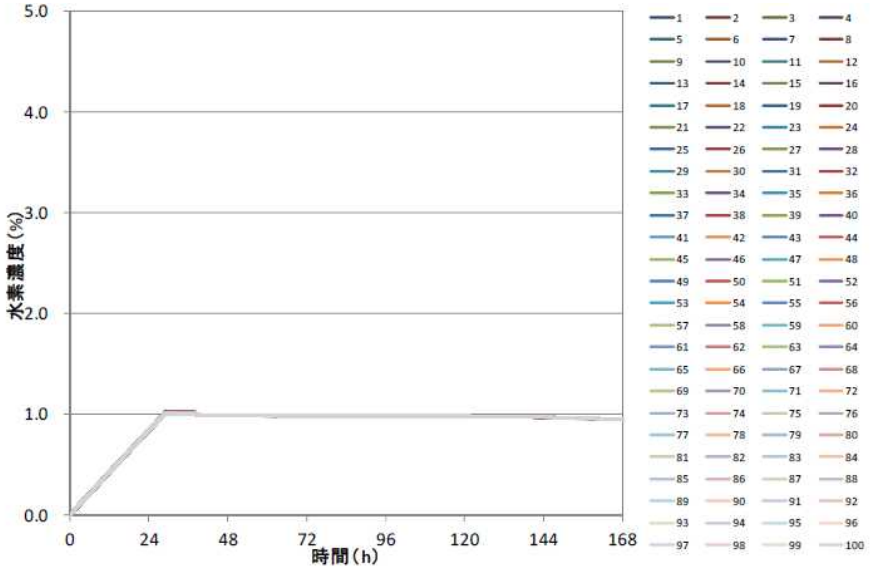


図2-26　ケース１－２　水素濃度の時間変化
（原子炉建屋オペレーティングフロア）
（サブボリューム別）

本ケースにおいては，水素濃度が1.0vol%に到達した時点でPARによる水素処理が開始されることにより，原子炉建屋内の水素濃度上昇が抑制され，可燃限界に至ることなく事象収束することを確認できた。

（３）ケース２

下層階にて水素ガスが漏えいした場合の建屋内挙動を確認するため，ケース１－１において漏えい箇所を原子炉建屋オペレーティングフロア（4 階）及び下層階（2 階，地下 1 階，地下 2 階）に変更して，水素濃度の時間変化を評価した。解析結果を図 2-27，図 2-28 に示す。

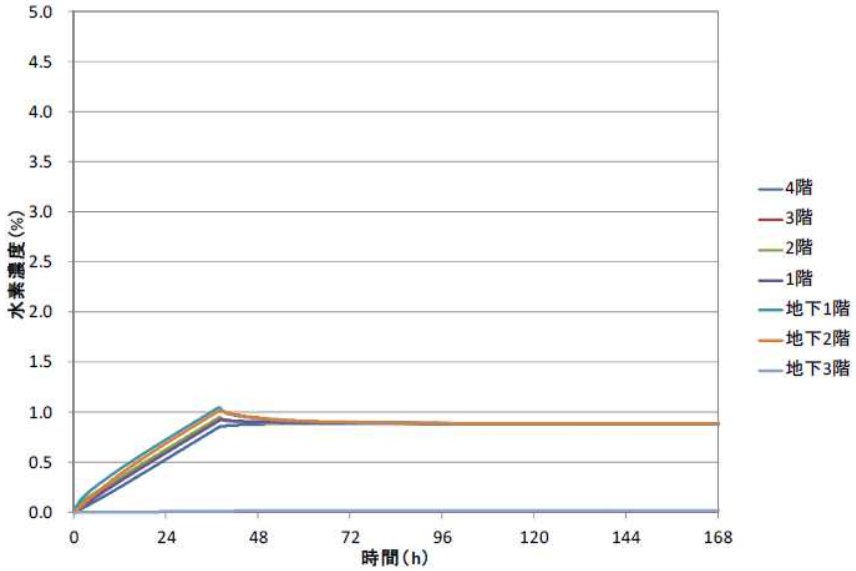


図 2-27　ケース２　水素濃度の時間変化（原子炉建屋全域）

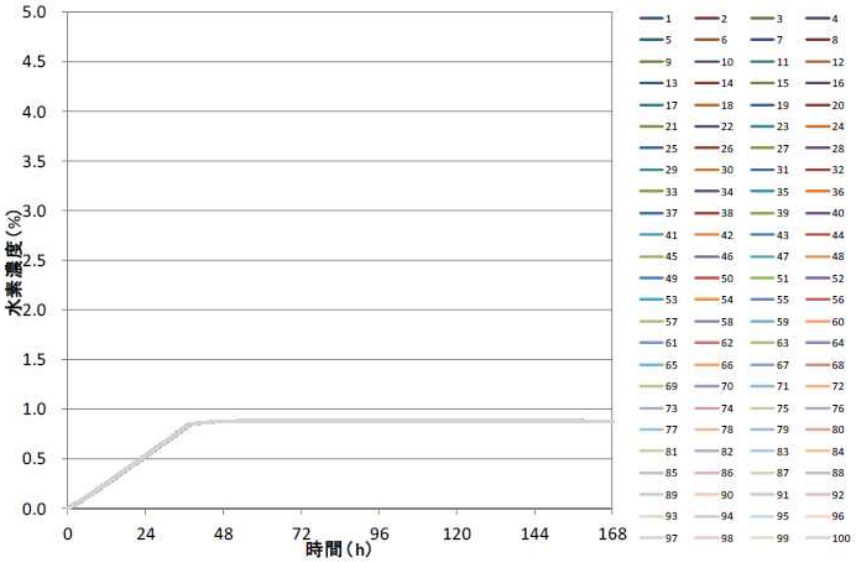


図 2-28　ケース２　水素濃度の時間変化
（原子炉建屋オペレーティングフロア）
（サブボリューム別）

図 2-28 から，下層階にて水素ガスが漏えいした場合においても，大物搬入口領域及び地下ハッチ領域を通じて原子炉建屋全域で水素濃度が均一化されることを確認できた。

なお，本解析においては原子炉建屋オペレーティングフロア以外の階を１ノードとして設定しているが，下層階の小部屋にて水素漏えいが発生した場合においても，当該区画は通路部又は原子炉建屋オペレーティングフロアとダクト等にて繋がっていることを確認しており，時間遅れは発生しうるものの，本解析と同様の挙動を示すものと考える。

（4）ケース３

設計裕度の確認を行うため，有効性評価シナリオに対して十分保守的に設定した仮想的な条件である PAR 設計値（水素発生量 AFC100%相当及び格納容器漏えい率 10%/day）を用いて評価した水素ガスが全量 PAR 設置エリアである原子炉建屋オペレーティングフロア（4 階）のみから漏えいするとして，水素濃度の時間変化を評価した。解析結果を図 2-29，図 2-30 に示す。

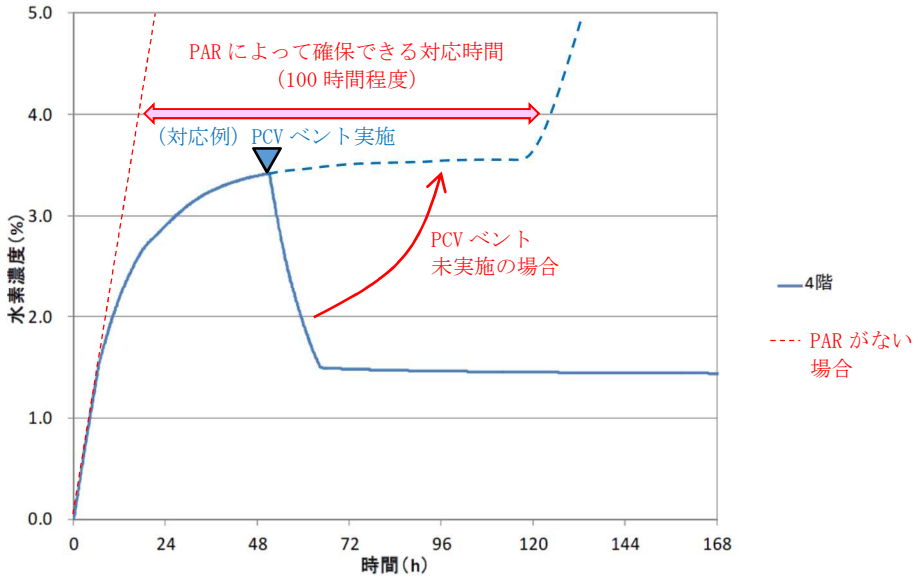


図 2-29　ケース３　水素濃度の時間変化
（原子炉建屋オペレーティングフロア）

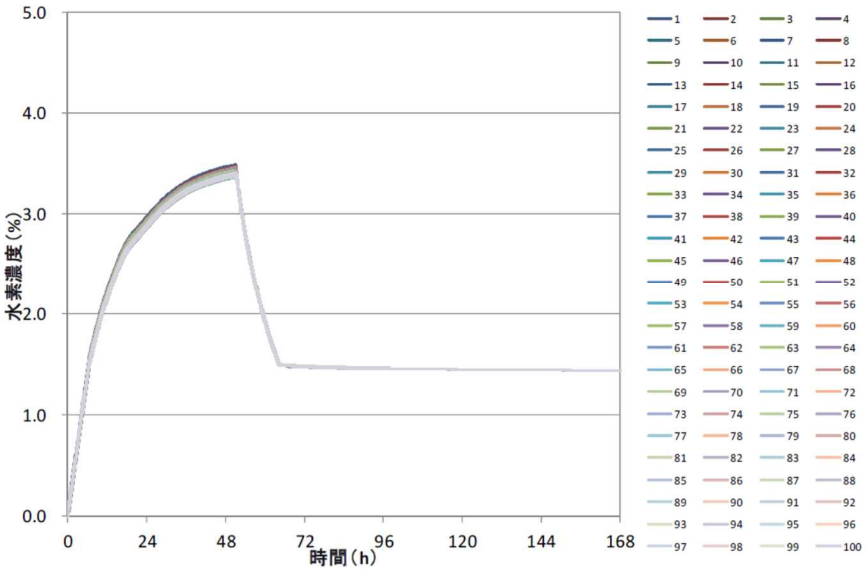


図 2-30　ケース３　水素濃度の時間変化
（原子炉建屋オペレーティングフロア）
（格納容器ベント実施ケース，サブボリューム別）

図 2-29，図 2-30 から，設計条件の水素発生量に対して PAR による水素処理が効果を発揮し，原子炉建屋内の水素濃度上昇が抑制され，可燃限界に至ることなく事象収束することを確認できた。また，図 2-29 に示したとおり，PAR の設置によって水素濃度が 4vol%に到達するまでの時間は 100 時間程度延びていることから，設備の復旧や対応手段の検討を実施する時間を確保できることも確認できた。10%/day という格納容器漏えい率は格納容器からの異常な漏えいが発生している状態を意味しているため，例えば，この時間の中で格納容器からの異常な漏えいによる格納容器ベントを行うことで，水素濃度を低減させることが可能である。格納容器からの異常な漏えいによる格納容器ベント操作の概要を図 2-31 に示す。

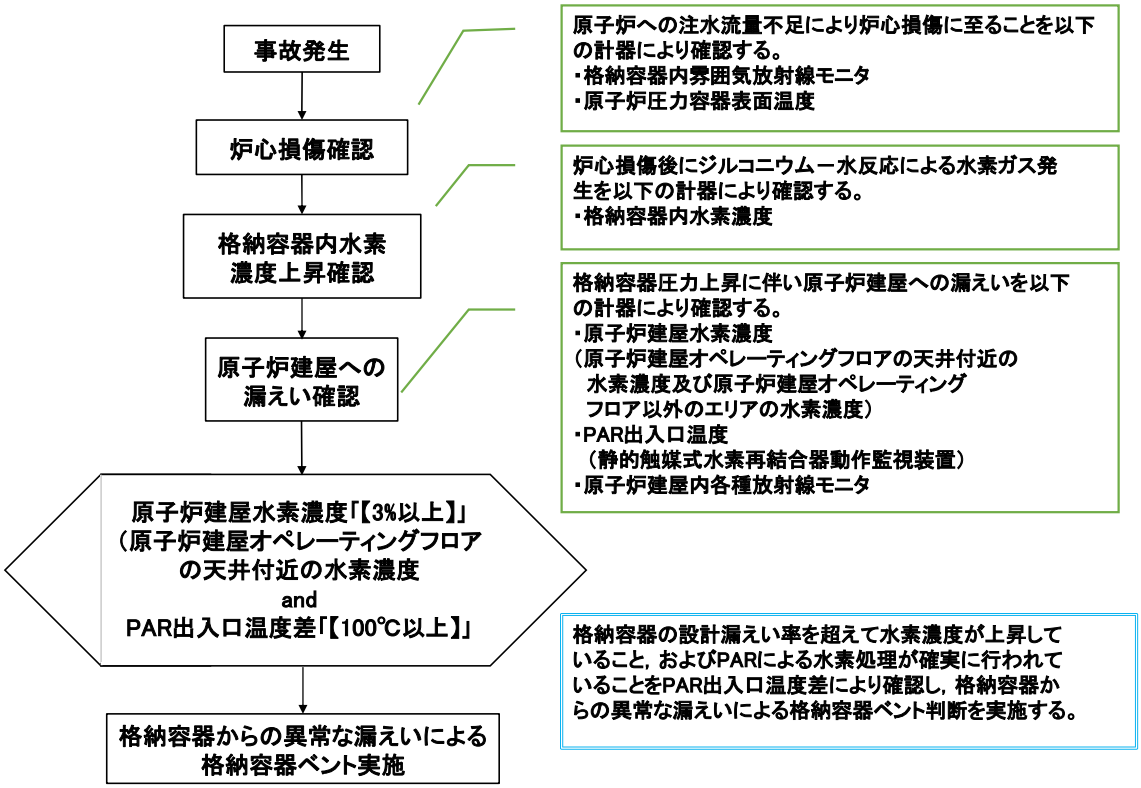


図 2-31　格納容器からの異常な漏えいによる格納容器ベント操作概要

なお，図 2-29 の格納容器ベント未実施ケースにおいて，事象発生後 120 時間程度から原子炉建屋オペレーティングフロアで水素濃度の上昇が発生しているが，これは大量に発生した水素ガスを処理し続けた結果，酸素が欠乏し

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

たことにより，PAR の反応開始酸素濃度を下回ってしまい，PAR による水素処理が停止したことで起こっているものである。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。

また，本ケースにおいては，原子炉建屋オペレーティングフロア内全域で水素ガスが攪拌され，フロア全域で水素処理が行われていることを確認するため，流速ベクトルを評価した。解析結果を図 2-32 に示す。

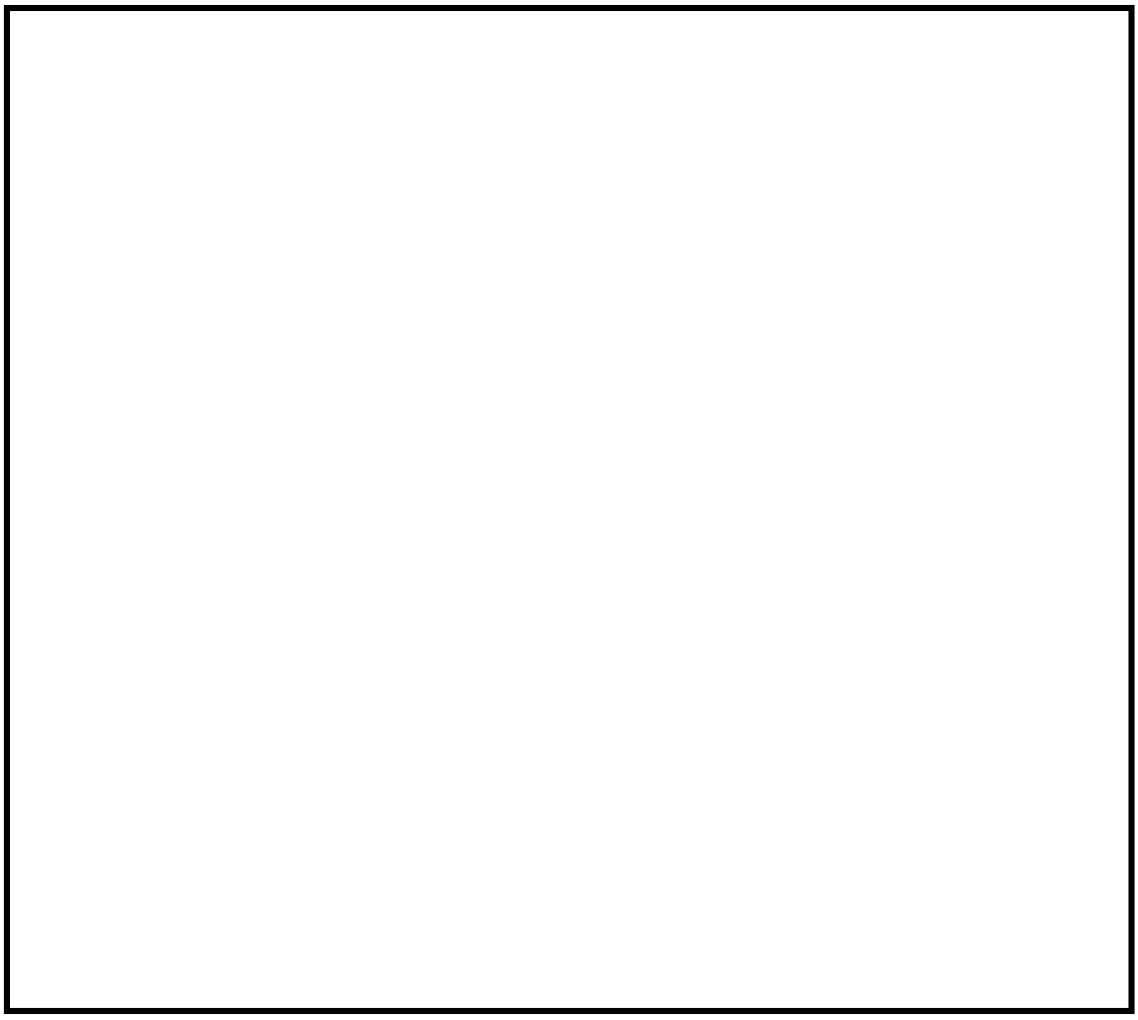


図 2-32　ケース３　原子炉建屋オペレーティングフロア流速ベクトル

図 2-32 から，PAR による水素処理によって上昇流が発生し，原子炉建屋オペレーティングフロア内全域が攪拌されることを確認できた。

（５）ケース４

代替循環冷却ライン使用時の影響確認を行うため，ケース２の評価シナリオを循環冷却シナリオに変更して，水素濃度の時間変化を評価した。解析結果を図 2-33，図 2-34 に示す。

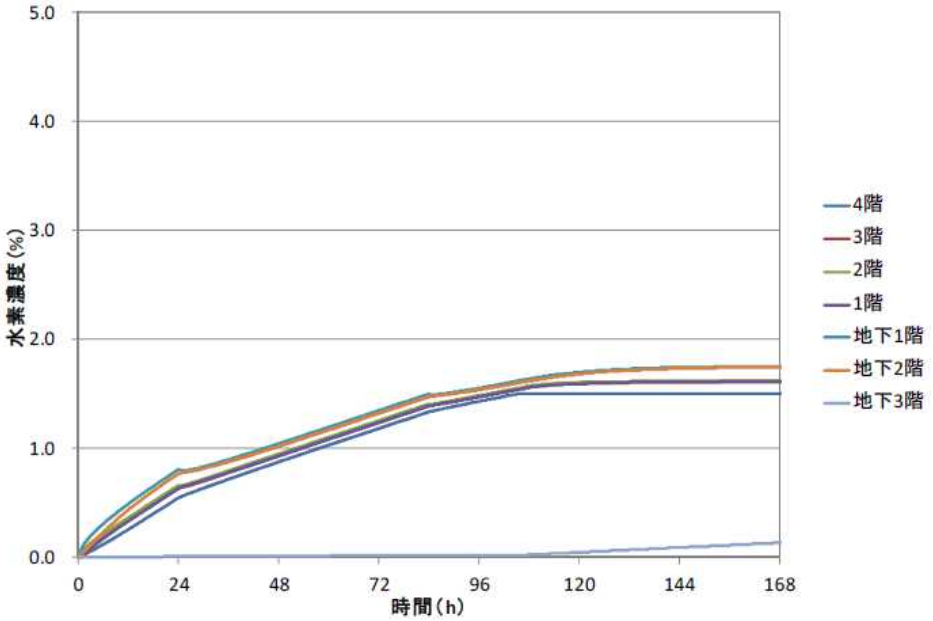


図 2-33　ケース４　水素濃度の時間変化（原子炉建屋全域）

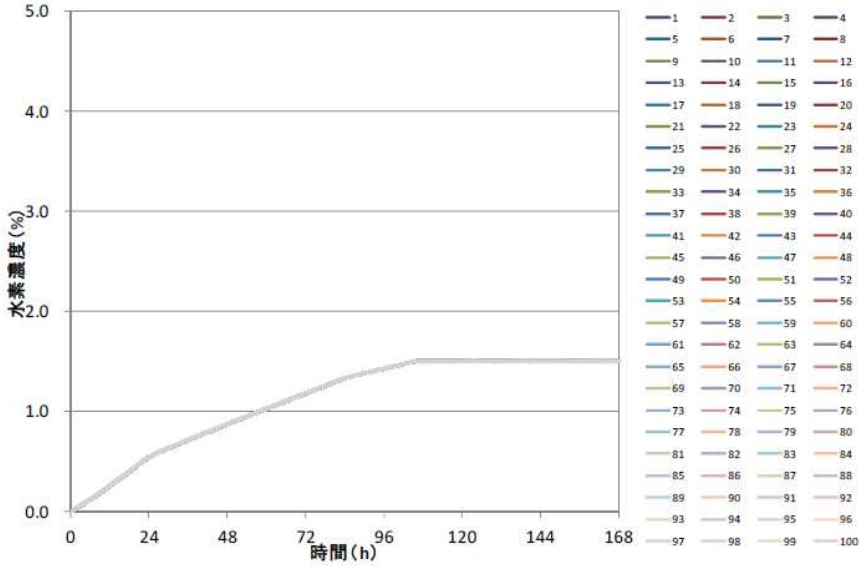


図 2-34　ケース４　水素濃度の時間変化（原子炉建屋オペレーティングフロア）（サブボリューム別）

本ケースにおいても，水素濃度が 1.5vol%に到達した時点で PAR による水素処理が開始されることにより，原子炉建屋内の水素濃度上昇が抑制され，可燃限界に至ることなく事象収束することを確認できた。

原子炉建屋オペレーティングフロア大物搬入口ハッチの構造について

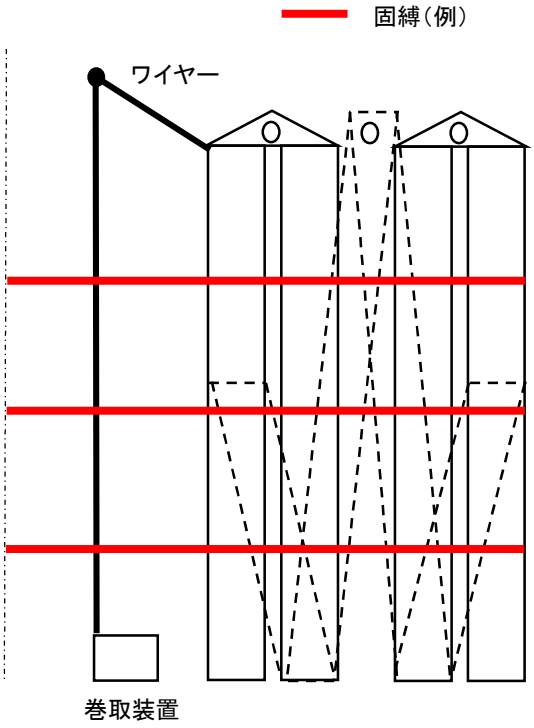
柏崎刈羽原子力発電所6号炉及び7号炉の原子炉建屋オペレーティングフロア大物搬入口用ハッチカバーは，4分割伸縮折畳式ハッチカバーである。代表で6号炉のハッチカバーの外観を図(添付7-1)，構造を図(添付7-3)に示す。ハッチカバーは片側からワイヤーで引っ張ることで開動作，緩めることで閉動作する構造であり，開状態においてはストッパーピンを入れておくことで意図しない閉動作を防止する構造になっている。なお，今後は地震動によるワイヤーの切断，ストッパーピンの破断がおきた場合においても，原子炉建屋オペレーティングフロア大物搬入口ハッチの開状態を維持できるよう，ハッチカバーの固縛，あるいはその他開状態維持可能な措置を講じることとする。固縛の例を図（添付7-2）に示しているが，詳細評価を行った上で最終的な耐震性確保のための措置を決定する。

なお，原子炉建屋オペレーティングフロア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「工事計画の認可を要するもの」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，原子炉建屋オペレーティングフロア大物搬入口ハッチが地震により閉動作しないことの評価結果の説明については，工事計画書添付資料の「原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書」にて記載する。

＜原子炉建屋オペレーティングフロア大物搬入口ハッチの設計方針＞
炉心の著しい損傷が発生した場合に原子炉格納容器から漏えいした水素ガスを原子炉建屋オペレーティングフロアに導くために，通常運転時は原子炉建屋オペレーティングフロア大物搬入口ハッチを開状態に維持することとする。なお，地震によりハッチが閉動作することを防止するため，地震力を受けても開状態を維持できるものとし，必要に応じてハッチカバーの固縛，あるいはその他開状態維持可能な措置を講じることとする。

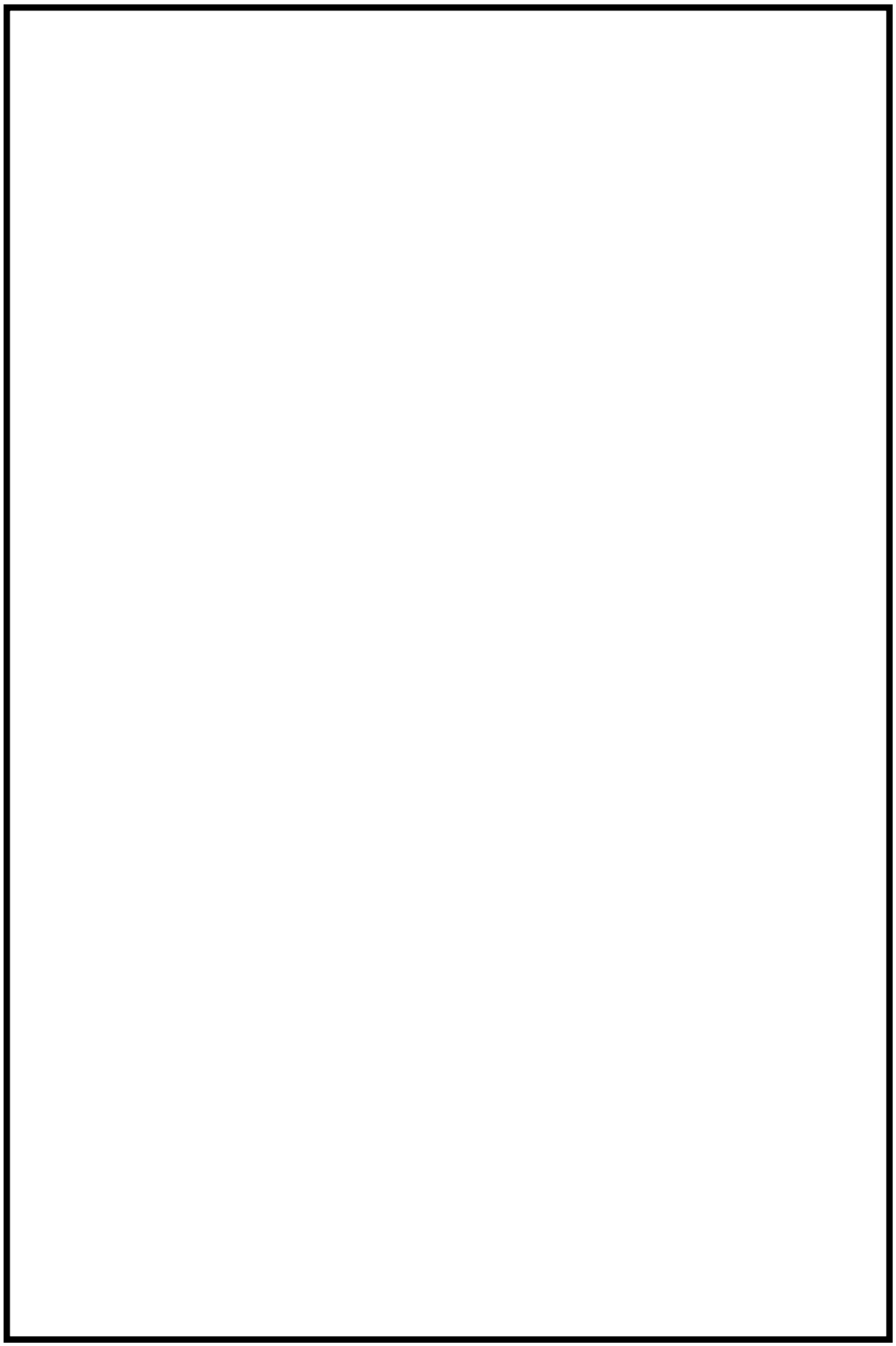
枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

図（添付7-1）　ハッチカバー外観



図（添付7-2）　ハッチカバー固縛例水素処理容量に関する説明について

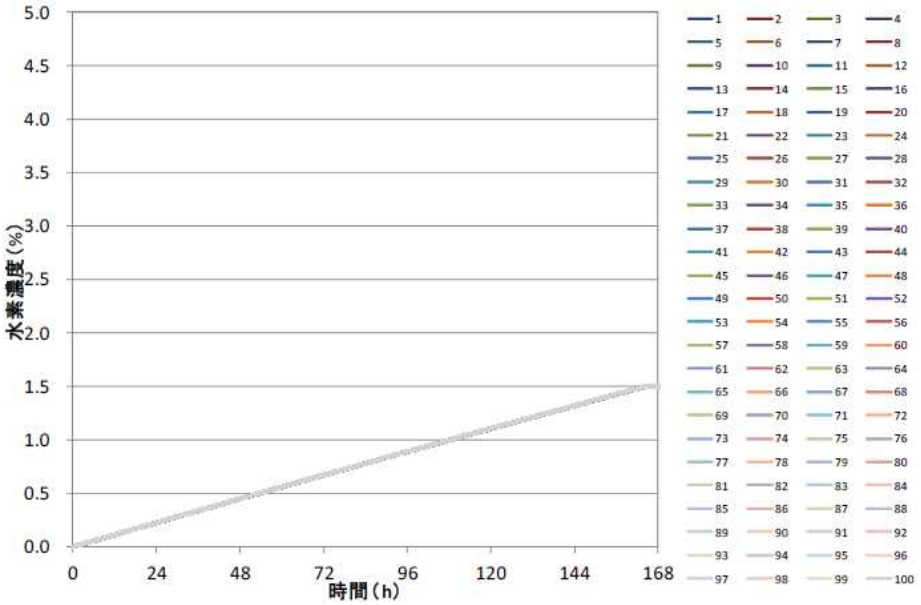
枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



図（添付 7-3）　ハッチカバー構造図

原子炉建屋内における成層化について

2.2.2.3（４）において，PAR による水素処理によって上昇流が発生し，原子炉建屋オペレーティングフロア内全域が攪拌されることを確認しているが，格納容器からの漏えい量が小さい場合に PAR 起動前の対流が発生せず，原子炉建屋オペレーティングフロア内で成層化することがないか確認を行うため，格納容器漏えい率を設計漏えい率である 0.4%/day（一定）とした場合の評価を GOTHIC にて実施した。格納容器漏えい率以外の条件は 2.2.2.3（４）と同様である。水素濃度の解析結果を図(添付 8-1)に示す。



図(添付 8-1)　水素濃度の時間変化（原子炉建屋オペレーティングフロア）
（サブボリューム別）

図(添付 8-1)から，PAR 起動前においてもサブボリューム毎の水素濃度の差はほとんどなく，漏えい量を設計漏えい率相当まで小さくした場合でも成層化は起こらないことを確認できた。このことから，原子炉建屋オペレーティングフロア内での対流は，漏えいガスの運動に起因した流動ではなく，高温ガスが流入することで発生する温度差による対流が支配的であると推定できる。

したがって，格納容器から漏えいするガスが高温である限り対流は発生し，成層化は起こらないと考える。

それでもなお，仮に成層化が発生してしまった場合には，PAR を設置していない原子炉建屋オペレーティングフロア天井部にて水素濃度が上昇するものと考えられることから，水素濃度監視設備及び PAR 動作監視装置にて発生の可能性を判断する。天井部に設置した水素濃度監視設備における水素濃度が PAR 起動確認濃度 1.5vol%を上回っているにも関わらず，PAR 動作監視装置にて PAR の動作を確認できない場合には，天井部付近の水素ガスが PAR 設置位置まで到達していないこととなるため，成層化が発生している可能性があると判断できる。

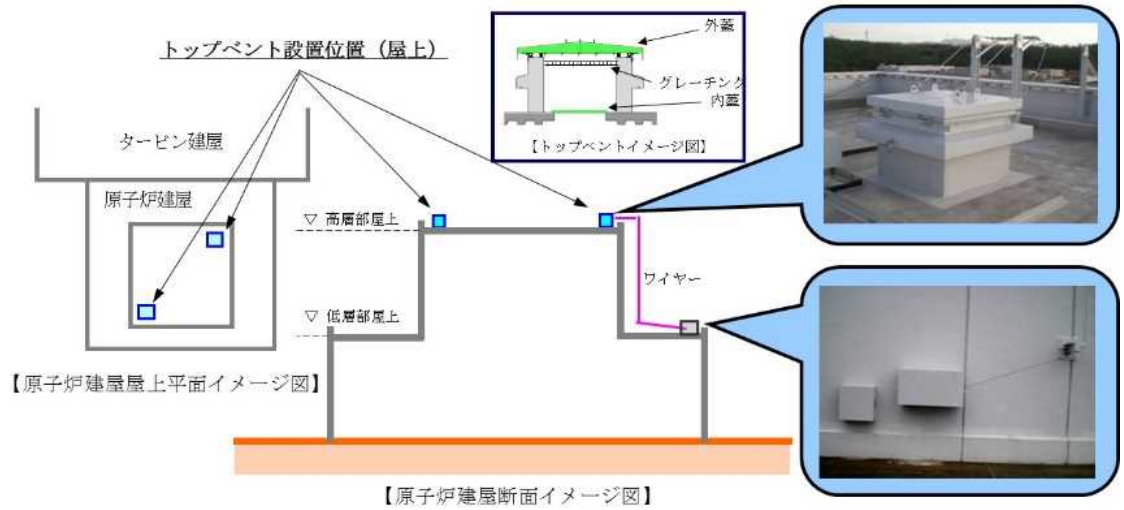
成層化が発生している可能性があると判断した場合の対応としては，水素発生源を断つための格納容器ベント操作，外気を取り込み対流の発生を促すための大物搬入口等の原子炉建屋 1 階外扉の開放操作，水素ガスを排出するための自主設備である原子炉建屋トップベント（図(添付 8-2)参照）の開放操作が挙げられる。

格納容器ベント操作については，格納容器の圧力・温度が最高使用圧力（310kPa[g]）・最高使用温度（171℃）を上回っており，かつ水素濃度監視設備において水素濃度の上昇傾向を捉えた段階で，格納容器の閉じ込め機能の劣化兆候を示していると考えられることから，遅滞なく準備を実施し，成層化が発生している可能性があると判断した段階においては速やかに行うこととなる。

一方，外扉開放操作及び原子炉建屋トップベント開放操作については，原子炉建屋の閉じ込め機能を損なう対応でもあることから，水素濃度の時間変化や炉心・格納容器の冷却状況を各種パラメータによって確認しつつ，各対策の準備状況や津波襲来の可能性等の外部条件を踏まえて行うこととなる。

なお，非常用ガス処理系による換気は，水素ガスを排出できるという点では有用であるが，系統内での水素爆発の可能性を否定できないことから，可能な限り使用しない。系統内の気体温度が水素着火温度である約 500℃になることは考えられないが，福島第一原子力発電所事故における水素爆発も雰囲気温度が約 500℃になって起こったとは考えられない。福島第一原子力発電所事故では，不燃限界濃度を超える水素ガスが存在する環境であったと想定され，機器の動作時などの金属摩擦や貴金属の触媒作用，静電気の放電，電気設備・機器からの漏電等の要因で着火した可能性が高いと考えられる。柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉の非常用ガス処理系は，原子炉建屋オペレーティングフロア吸込口付近の水素濃度監視及び当該水素濃度による起動／停止判断手順といった水素爆発防止措置をとっておらず，電動の動的機器であるファンを用い

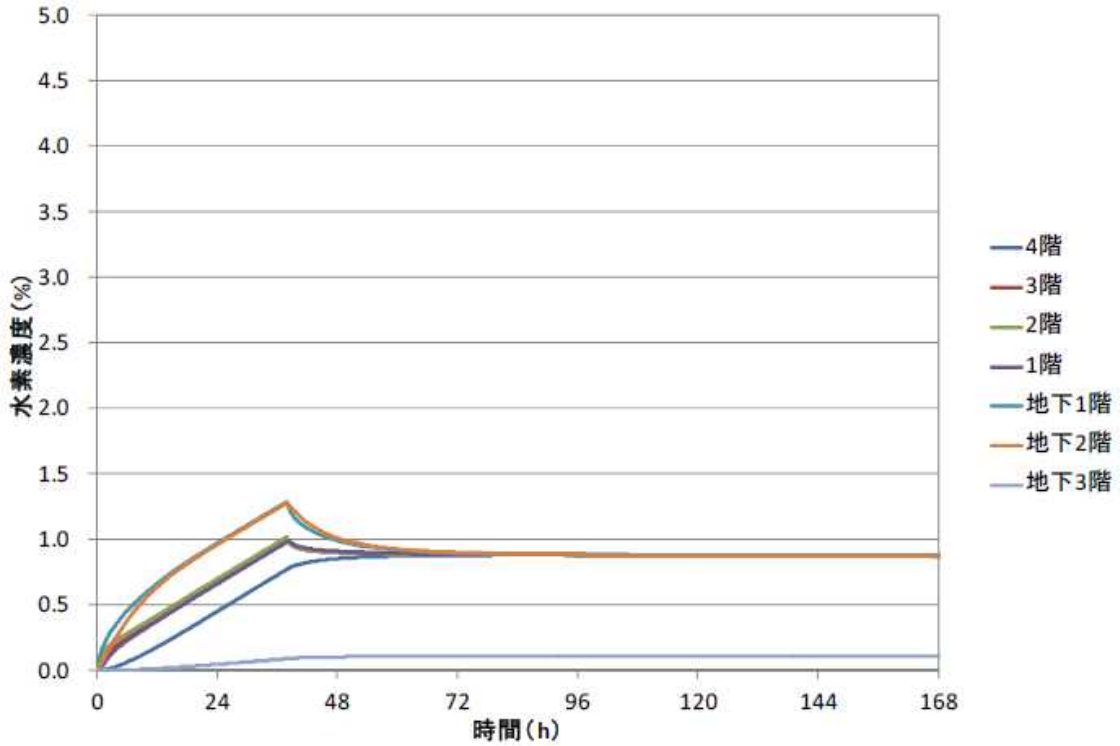
ることから，上述の通り，成層化対応中の水素爆発のリスクがあると判断している。



図(添付 8-2)　原子炉建屋トップベント

格納容器頂部注水系の効果を考慮した水素挙動について

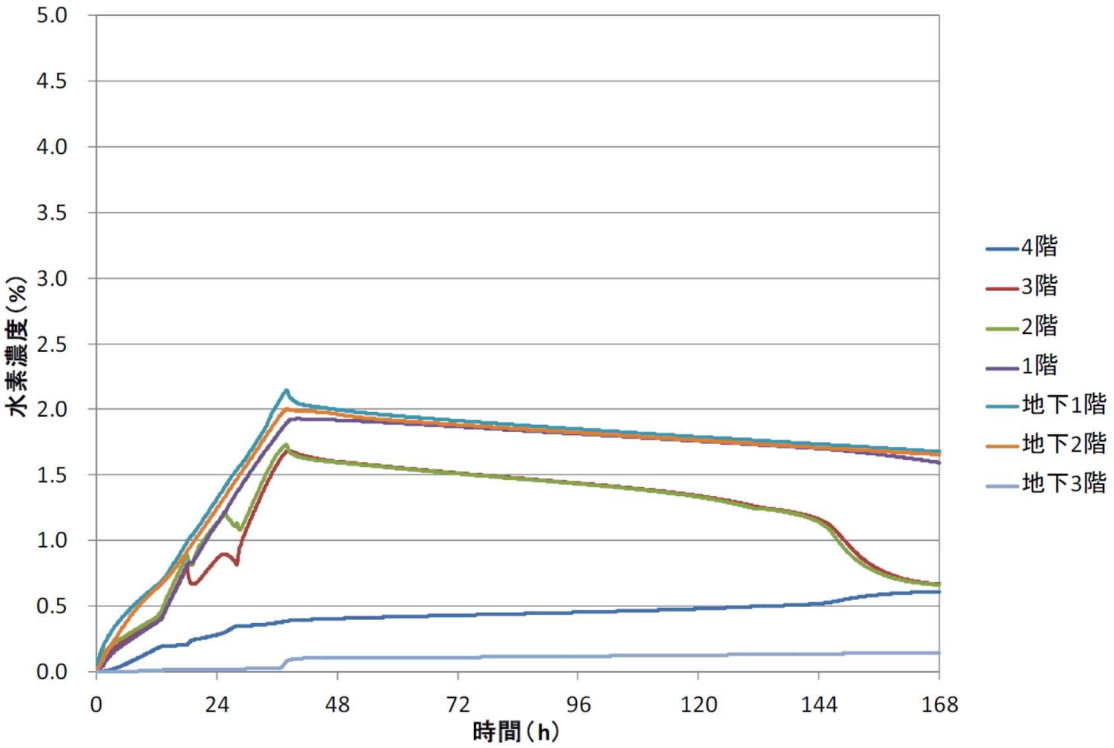
2.2.2.3（３）において，下層階にて水素ガスが漏えいした場合の建屋内挙動を確認したが，2.4 に示す自主対策設備である格納容器頂部注水系の効果等により原子炉建屋オペレーティングフロアに直接水素ガスが漏えいしなくなった場合の建屋内挙動を確認するため，漏えい箇所を下層階（2 階，地下 1 階，地下 2 階）のみとし，PCV 主フランジを除く周長割合で全漏えい量を分配した場合の評価を GOTHIC にて実施した。漏えい箇所以外の条件は 2.2.2.3（３）と同様である。水素濃度の解析結果を図(添付 9-1)に示す。



図(添付 9-1)　水素濃度の時間変化（原子炉建屋全域）

図(添付 9-1)から，下層階のみから水素ガスが漏えいした場合においても，大物搬入口領域及び地下ハッチ領域を通じて原子炉建屋全域で水素濃度が均一化され，原子炉建屋オペレーティングフロア（4 階）まで水素ガスが到達することを確認できた。

さらに，格納容器頂部注水系の効果により，ウェルに溜まった水が蒸発し，原子炉建屋オペレーティングフロア（4 階）に水蒸気が追加で流入した場合の水素挙動の影響を確認するため，格納容器頂部注水系の機能を期待できる 12 時間後から原子炉ウェルの水が蒸発し，原子炉建屋オペレーティングフロア（4 階）に水蒸気が流入するとした場合の評価を GOTHIC にて実施した。水蒸気追加流入以外の条件は図(添付 9-1)に示した解析と同様である。水素濃度の解析結果を図(添付 9-2)に示す。



図(添付 9-2)　水素濃度の時間変化（原子炉建屋全域，原子炉ウェル蒸発）

図(添付 9-2)から，原子炉ウェルの水が蒸発して水蒸気の追加流入が発生した場合においては，原子炉建屋オペレーティングフロア（4 階）への水素流入は緩やかになるものの，大物搬入口領域及び地下ハッチ領域を通じて原子炉建屋 3 階以下で水素濃度が均一化される効果と相まって，可燃限界に至ることはないことを確認できた。

ただし，上述の通り原子炉建屋オペレーティングフロア（4 階）への水素流入を緩やかにする効果があることを確認できたため，自主対策設備である格納容器頂部注水系の運用については，この効果を加味して改善していく予定である。

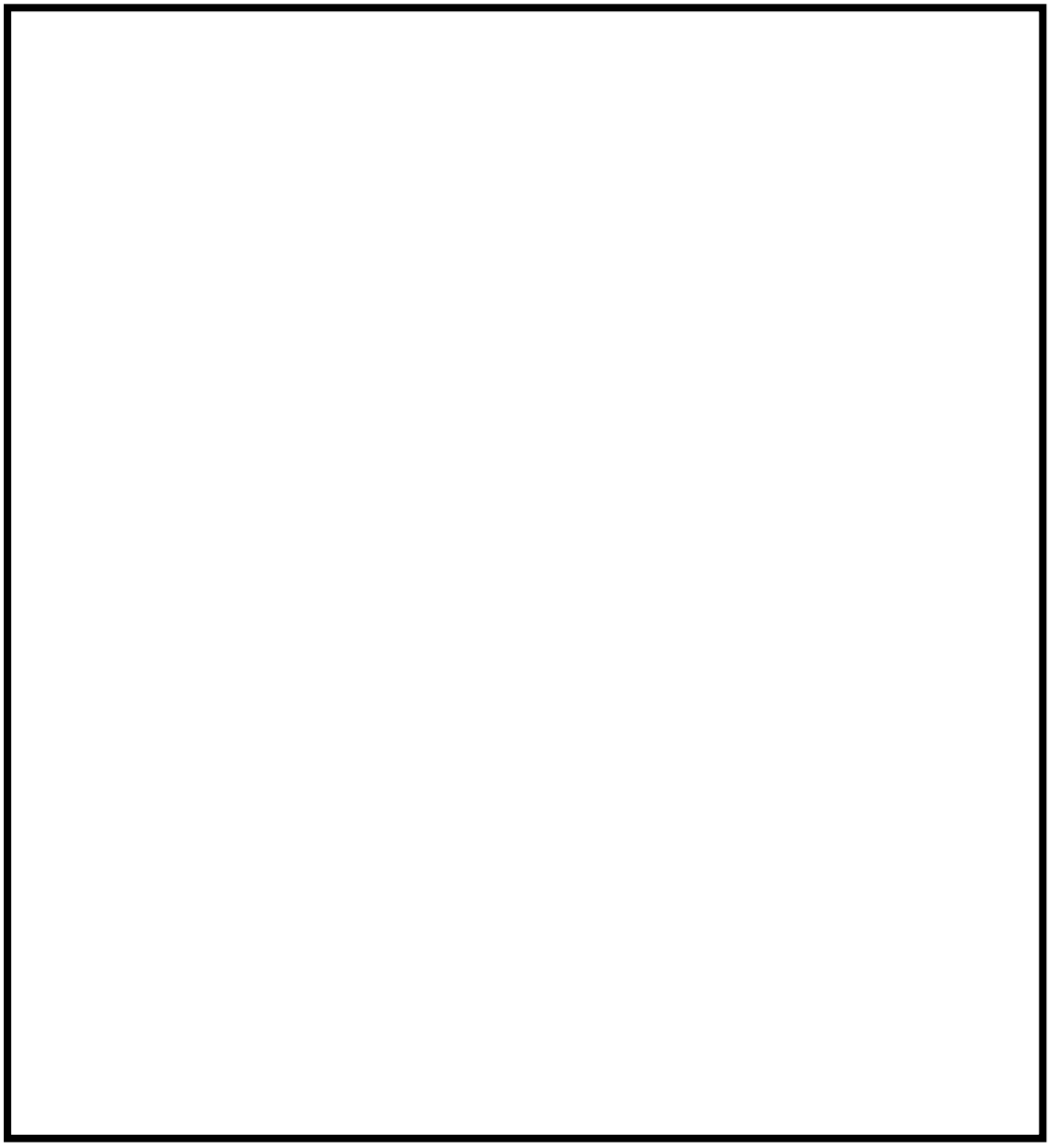
枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

添付 10

6 号炉の GOTHIC 解析による水素濃度評価

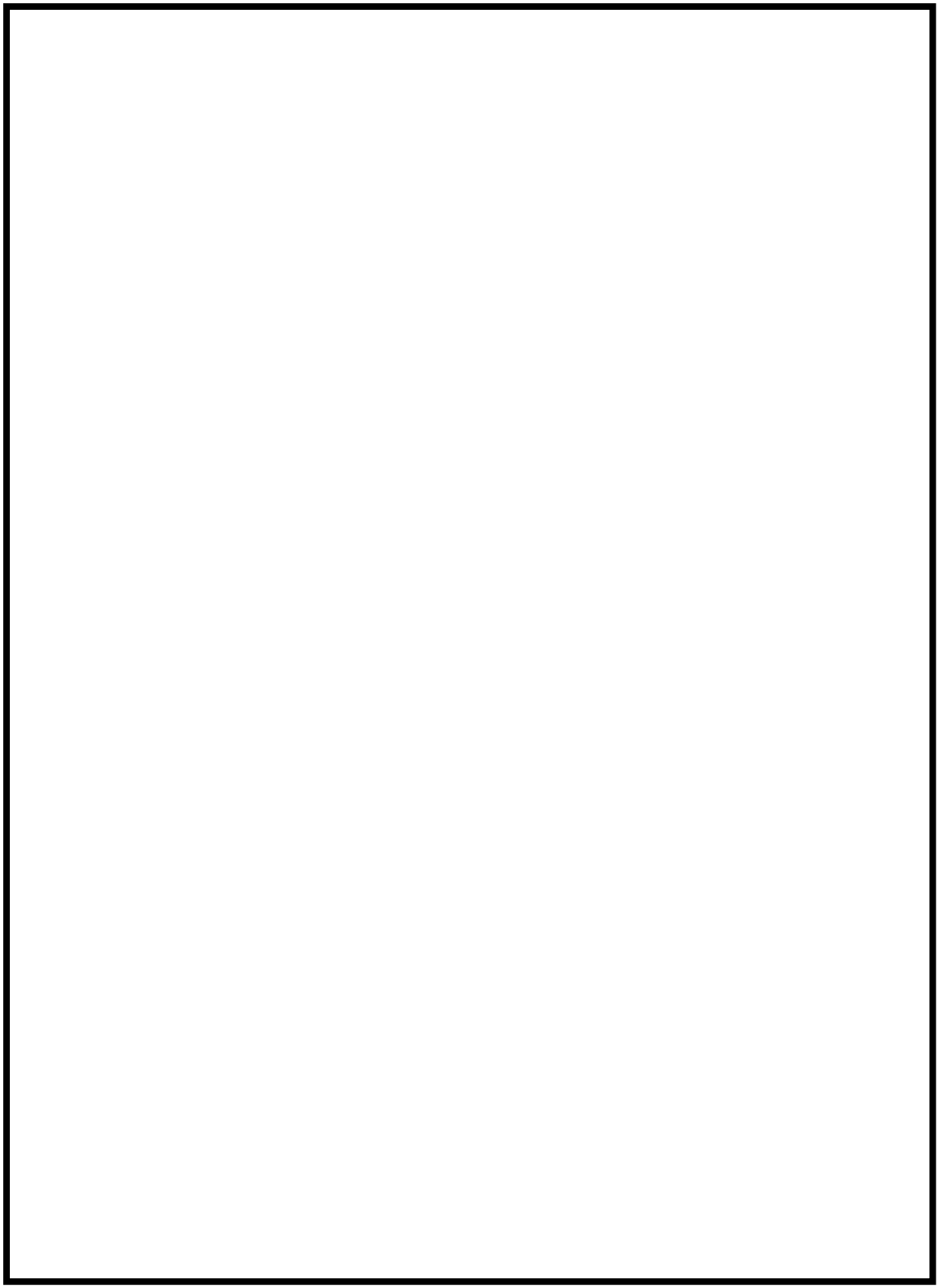
１．解析コード，解析モデル

解析コードは，汎用熱流動解析コード GOTHIC（Ver.7.2a）を使用する。解析モデルの基本的な考えは 7 号炉と同じであり，6 号炉の建屋寸法，PAR 配置を考慮して図（添付 10-1），図（添付 10-2）及び図（添付 10-3）で示すモデルで解析を実施した。



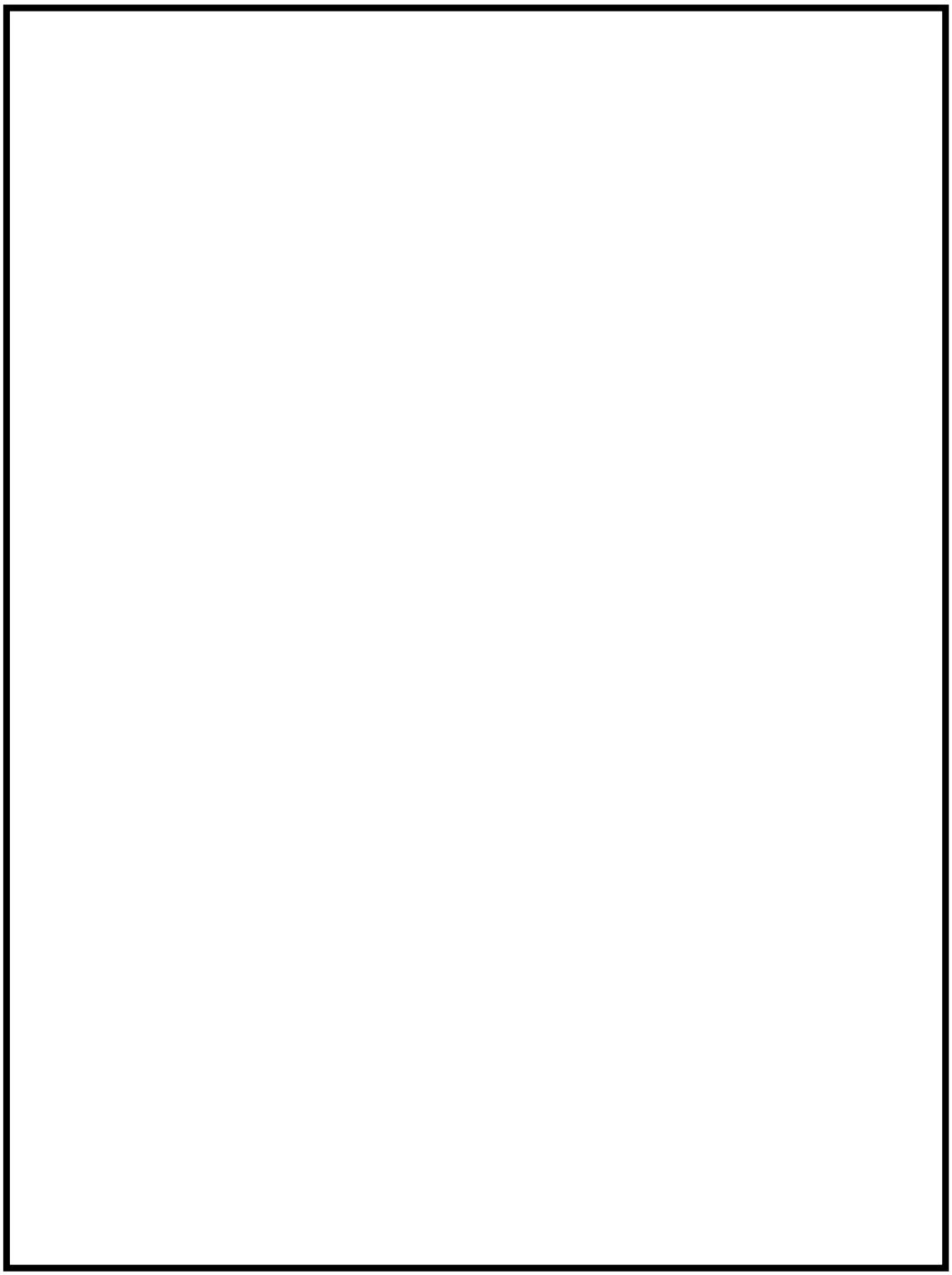
図（添付 10-1）　6 号炉原子炉建屋の GOTHIC 解析モデル

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



図（添付 10-2）　6 号炉原子炉建屋オペレーティングフロアの
サブボリューム分割

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



図（添付 10-3）　6 号炉 PAR 設置サブボリューム番号と PAR 入口・出口の関係

２．解析条件，解析ケース

解析条件については，6 号炉固有の建屋寸法等により決定するものを除き，「2.2.2.2 解析条件」で示す 7 号炉の解析条件と基本的に同じ条件で実施する。

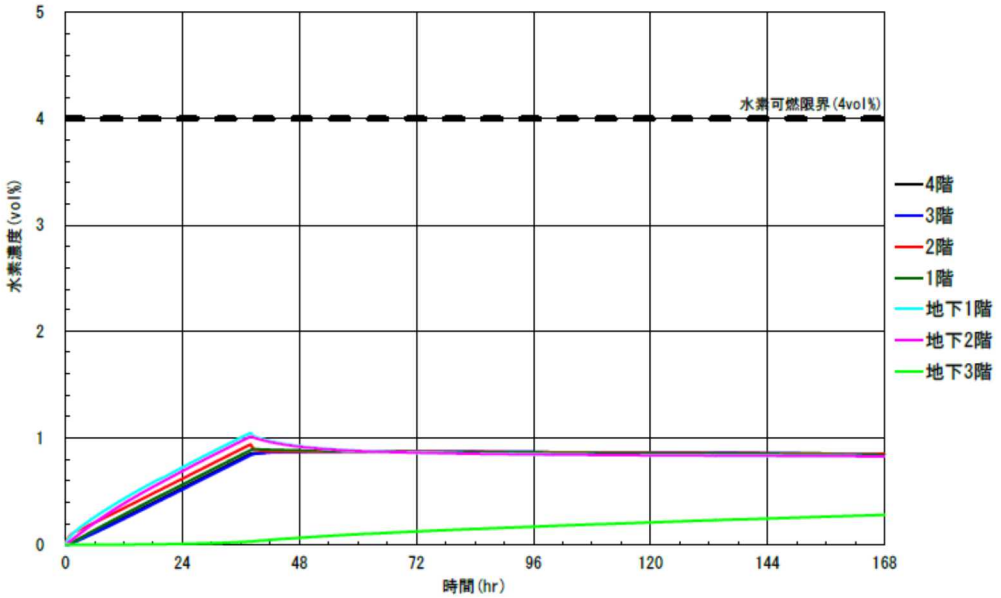
解析ケースについては，「2.2.2.3 解析結果」の表 2-13 で示す 7 号炉のケースのうち，「ケース 2（漏えい箇所として原子炉建屋オペレーティングフロアと下層階を想定)」と同じケースについて解析を実施する。表（添付 10-1）に 6 号炉の解析ケースを示す。

表（添付 10-1）　解析ケース

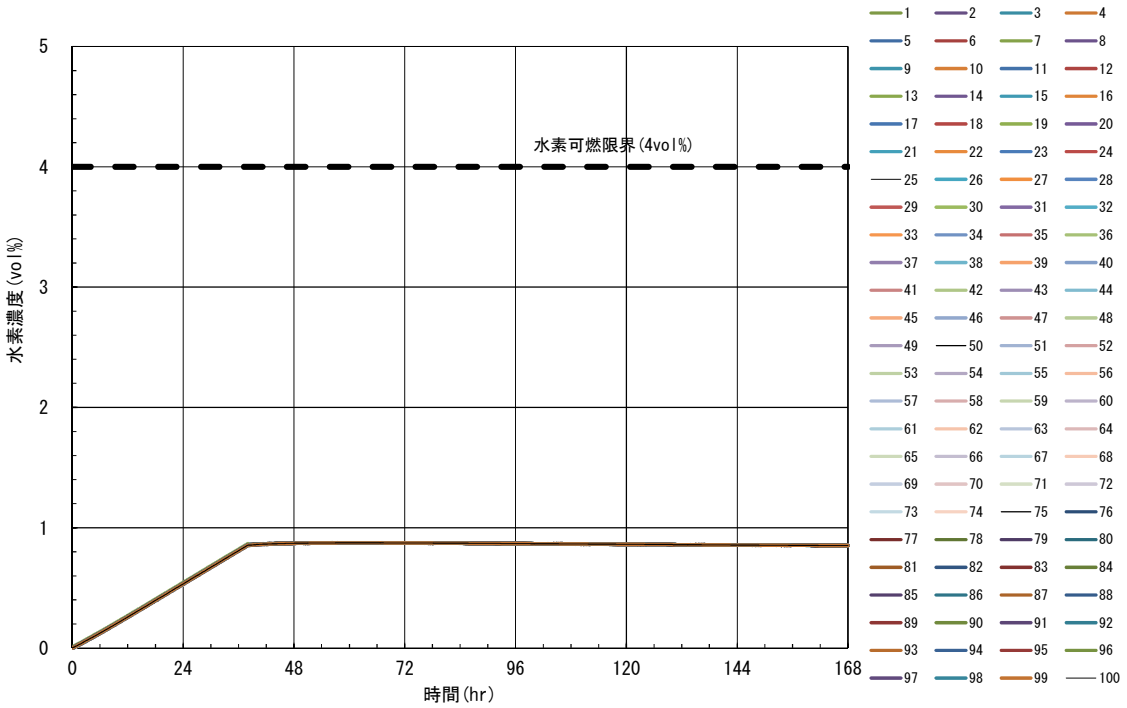
解析ケース	漏えい箇所として原子炉建屋オペレーティングフロアと下層階を想定
モデル	原子炉建屋　全階を模擬したモデル
シナリオ	有効性評価シナリオ （PCV 過圧・過温）
漏えい箇所	原子炉建屋オペレーティングフロア＋下層階
格納容器漏えい率	1.5%/day　(AEC 式：約 1.0%)
PAR 反応開始濃度	1.5vol%

３．解析結果

６号炉の原子炉建屋全域の水素濃度評価結果を図（添付 10-4），原子炉建屋オペレーティングフロアの水素濃度評価結果を図（添付 10-5）に示す。



図（添付 10-4）　6 号炉の水素濃度の時間変化（原子炉建屋全域）



図（添付 10-5）　6 号炉の水素濃度の時間変化
（原子炉建屋オペレーティングフロア）
（サブボリューム別）

図（添付 10-4）及び図（添付 10-5）から，7 号炉と同様に，下層階にて水素ガスが漏えいした場合においても大物搬入口領域及び地下ハッチ領域を通じて原子炉建屋全域で水素濃度が均一化されることを確認できた。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

2.2.3 静的触媒式水素再結合器の性能試験について

本章では，PAR の既往研究で示された性能試験について説明する。前章で示した解析における PAR 性能評価式の妥当性を示す「（１）PAR の水素低減性能試験について」と，PAR の性能阻害ファクターによる性能影響を示す「（２）PAR の触媒性能低下要因の影響について」に分類し，既往の試験結果をもとに PAR 性能について示す。

（１）PAR の水素低減性能試験について

PAR の性能確認は，国際的な実証試験においても行われており，NRC による Sandia National Laboratory(SNL)における試験ではメーカの小型 PAR について試験を行い，性能確認が行われている（参照文献(b)）。この試験結果で示す PAR の水素処理特性と，NIS 社製 PAR の下記に示す性能評価式を比較することで，性能評価式の妥当性を示す。

$$DR = A \times \left(\frac{C_{H2}}{100} \right)^{1.307} \times \frac{P}{T} \times 3600 \times SF$$

DR	：水素処理容量（kg/h/個）
A	：定数
C_{H2}	：PAR 入口水素濃度(vol%)
P	：圧力(10^{-5}Pa)
T	：温度(K)
SF	：スケールファクター

① 試験装置概要

SNL で行われた PAR の水素低減性能試験に使用した試験装置の全体写真を図 2-35，試験装置内の PAR 配置を図 2-36 に示す。本試験では PAR-88（PAR 1 基に付き 88 枚の触媒カートリッジ）の 1/2 スケール（PAR-44），1/4 スケール(PAR-22)，1/8 スケール(PAR-11)の PAR を使用して試験している。当社が設置する PAR は PAR-11 であることから，1/8 スケールの試験装置を参照する。

なお，本試験では高さ 500mm の煙突（チムニー）が取り付けられた PAR を用いて試験を実施している。

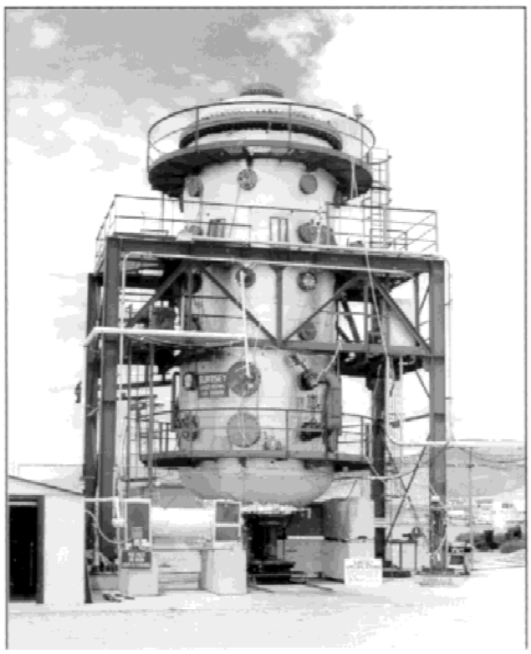


図 2-35　The Surtsey vessel

※参照文献(b)より抜粋

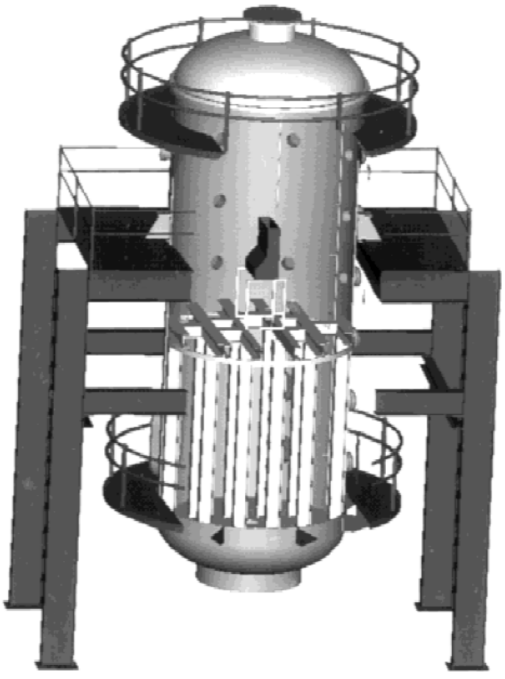


図 2-36　PAR location in the Surtsey vessel

※参照文献(b)より抜粋

② 試験条件及び結果

PAR の水素低減性能試験における試験結果を図 2-37,38 に示す。図 2-37 は低水素濃度時の水素濃度と水素処理速度の関係を示したものである。水素濃度試験雰囲気は表 2-14 の通りであり，当社は PAR-11 を使用していることから試験条件「PAR-6 (1/8 scale)」を参照する。試験結果は，スケール毎に正規化した水素処理速度データを示している (1/8 スケールの PAR は 8 倍)。また，性能評価式により得られた結果が図中にあるが，試験条件は「1bar 空気，1bar 蒸気」であることから，「1 bar air/1 bar steam」を参照する。これら試験結果と性能評価式による計算結果を比較すると，試験結果の値の方が大きくなっていることが確認されている。

したがって，性能評価式は保守的であることが確認できる。

表 2-14　試験雰囲気

試験	スケール	雰囲気
PAR-4	1/2	1 bar 空気，1 bar 蒸気
PAR-5	1/4	1 bar 空気，1 bar 蒸気
PAR-6	1/8	1 bar 空気，1 bar 蒸気

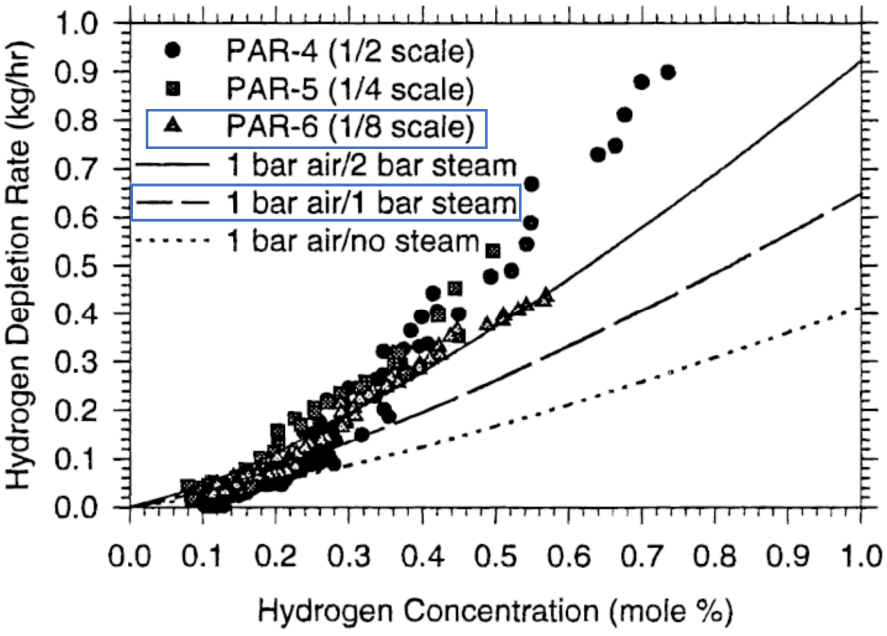


図 2-37　SNL で行われた試験結果（低水素濃度）

※参照文献(b)より抜粋

図 2-38 は高水素濃度時の水素濃度と水素処理速度の関係を示したものである。水素濃度試験雰囲気は表 2-15 の通りであり，当社は PAR-11 を使用していることから試験条件「PAR-8R (1/8 scale)」を参照する。試験結果は，スケール毎に正規化した水素処理速度データを示している（1/8 スケールの PAR は 8 倍)。また，性能評価式により得られた結果が図中にあるが，試験条件は「1bar 空気，1bar 蒸気」であることから，「1 bar air/1 bar steam」を参照する。これら試験結果と性能評価式による計算結果を比較すると，試験結果の値の方が大きくなっていることが確認されている。

したがって，性能評価式は保守的であることが確認できる。

表 2-15　試験雰囲気

試験	スケール	雰囲気
PAR-8R	1/8	1 bar 空気，1 bar 蒸気
PAR-12	1/4	1 bar 空気，1 bar 蒸気
PAR-13	1/2	1 bar 空気，1 bar 蒸気

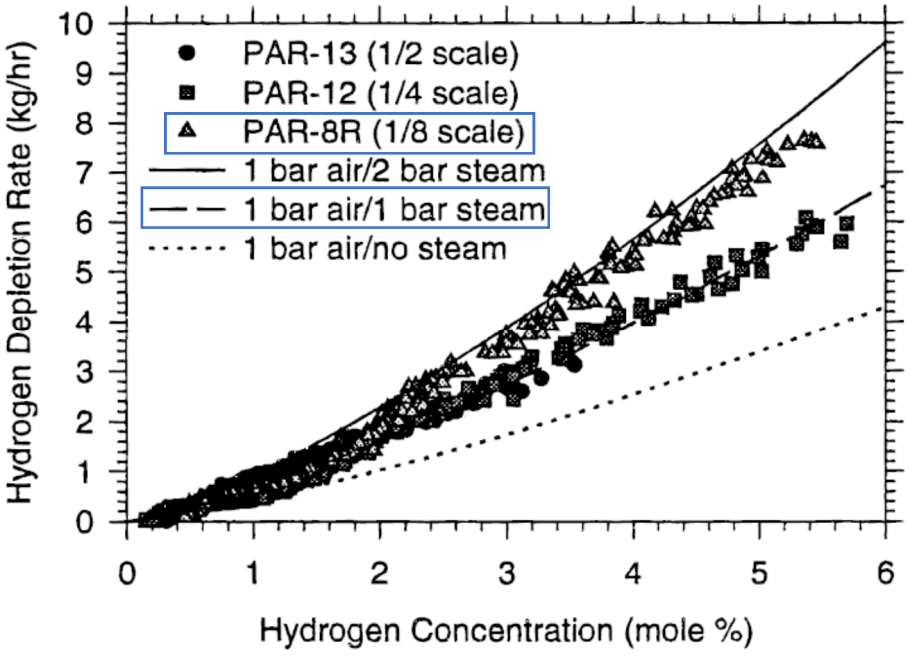


図 2-38　SNL で行われた試験結果（高水素濃度）

※参照文献(b)より抜粋

③ チムニーの影響について

水素低減性能試験において，PAR にチムニー(煙突)を取り付けることにより，水素低減性能が大きくなることが確認されている。煙突が取り付けられていない場合，高さ 500mm の煙突が取り付けられた場合，高さ 1000mm の煙突が取り付けられた場合の水素低減性能の係数について，製造メーカ社内の試験プログラムの中で確認されており，煙突が取り付けられていない場合と比較して高さ 500mm の煙突が取り付けられた場合は 1.15 程度，高さ 1000mm の煙突が取り付けられた場合は 1.25 程度という数字が報告されている。

SNL で行われた試験では，高さ 500mm の煙突が取り付けられた PAR で水素低減性能試験を実施している。当社の PAR は煙突が取り付けられていないため，図 2-37，図 2-38 で示す水素処理容量(kg/h)を 1/1.15 することで当社 PAR の構造を考慮した場合の水素処理容量と比較できる。

水素濃度 4vol%時に着目すると，チムニーの影響を考慮しても，当社の水素処理容量である 0.25kg/h よりも十分大きな値であることから，当社の水素処理容量は妥当であると考えられる。

（２）PAR の触媒性能低下要因の影響について

PAR で用いる Pd-Al_3O_3（パラジウムーアルミナ担持）触媒の触媒性能が低下する要因として，触媒の反応阻害物質の被毒が考えられる。この触媒における反応阻害物質としては核分裂生成物に含まれるハロゲンや，水が考えられる。ハロゲンについては，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着目し，被毒による影響を Battelle Model Containment の試験(参照文献(c))により確認する。

また，水については，事故時に原子炉建屋に格納容器ガスが漏えいしたときに，水蒸気環境となるため，水蒸気による性能影響を SNL の試験（参照文献(b)）及び THAI 試験（参照文献(e),(f)）により確認する。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

① よう素による性能影響確認

NIS 社製 PAR のよう素による影響は，Battelle Model Containment の試験（参照文献(c)）で過去に示されている。試験装置概要を図 2-39 に示しているが，容器内(10m^3)に設置した PAR の下から，3g のよう素をすべて気化させ，よう素の影響を確認する試験を実施している。

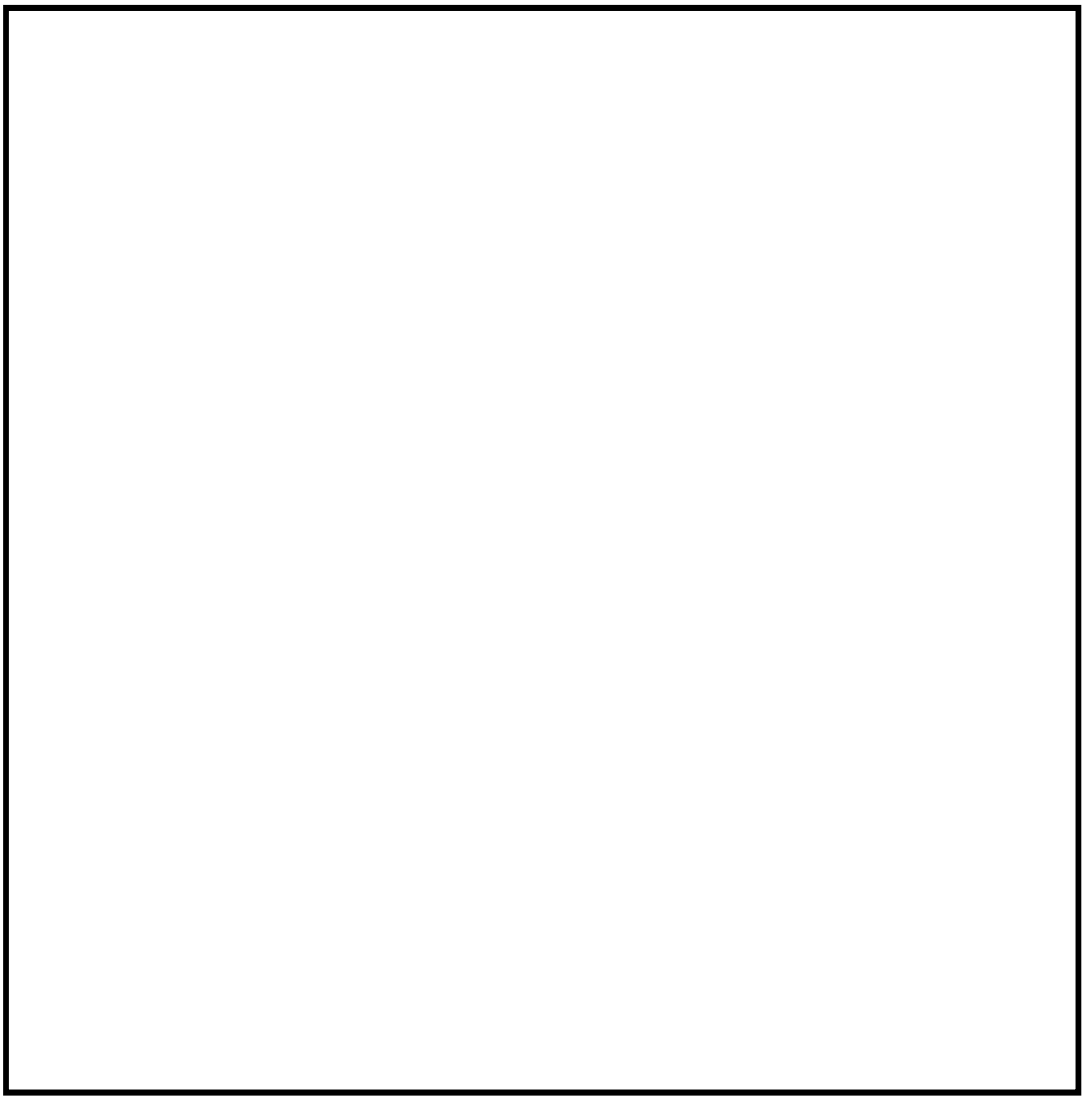


図 2-39　Battelle Model Containment 試験装置概要

※参照文献(c)より抜粋

試験条件は表 2-16，試験結果は図 2-40 に示しており，よう素環境下における PAR 動作時の水素濃度の低下傾向をプロットしている。なお，図中には比較対象として，よう素がない場合の試験データに基づくフィットカーブも示してある。この結果を踏まえると，平均よう素濃度 0.3g/m^3 の環境においても，NIS 社製 PAR の水素処理性能は 25%以上低下しないことが言える。なお，本試験装置は NIS 社

製 PAR [redacted] による試験結果であり，本試験装置と PAR-11（柏崎刈羽 6/7 号機納入品）ではスケーリングファクターは異なるが，スケーリングファクターがいくつであっても，PAR 内の流速は一律であり，触媒カートリッジ一枚あたりのよう素に晒される量は同じであることから，スケーリング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 PAR-11 に対しても適用可能である。

表 2-16　Battelle Model Containment 試験条件

[redacted]

[redacted]

図 2-40　Battelle Model Containment 試験結果

※参照文献(c)より抜粋

次に，6 号炉及び 7 号炉において，炉心の著しい損傷が発生した場合に格納容器内ガスが原子炉建屋に漏えいした際の原子炉建屋オペレーティングフロアに存在するよう素濃度を算定する。表 2-17 に示す保守的な条件で建物内全よう素濃度を算定したところ，68.92mg/m^3 となり，Battelle Model Containment 試験

条件である 300mg/m^3 以下のよう素濃度であることから，性能低下は 25%以上低下しないものと考えられる。6 号炉及び 7 号炉の PAR 設置台数は，性能阻害ファクターにより性能低下が 50%あるものと想定し，台数が決められている。よって，これらの結果から，よう素による性能低下は想定されるものの，PAR 台数に余裕を見込んでいることから，原子炉建屋の水素爆発防止対策としての機能への影響はないと考えられる。

表 2-17　原子炉建屋オペレーティングフロアよう素濃度の算定条件

No	項目	単位	無機よう素	有機よう素	備考
①	初期インベントリー	kg	29.1		
②	PCV 放出率	-	100%		
③	無機よう素割合	-	91%	4%	
④	ＤＦ	-	20	1	
⑤	建物放出量	kg	1.3241	1.1640	PCV 内よう素が全量建物放出される保守的想定
⑥	建物容積	m^3	36100		原子炉建屋オペレーティングフロア容積
⑦	建物内各よう素濃度	mg/m^3	36.677	32.244	
⑧	建物内全よう素濃度	mg/m^3	68.92		

本試験は，表 2-16 に示す条件でよう素による触媒性能低下の影響を確認しているが，本試験結果が実機条件に適用できるかを確認するために，本試験結果における水蒸気濃度，温度，圧力の影響について示す。

触媒の被毒は，強力な化学吸着による触媒反応の阻害によって発生する。したがって，よう素による被毒は，よう素によるパラジウム原子の物理的な閉塞により発生する（図 2-41 参照）。圧力と水蒸気濃度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，基本的には水蒸気濃度と圧力は，よう素による被毒効果に与える影響は無いと考えられる。なお，水蒸気については，触媒に被膜ができること等による物理的な触媒性能低下の影響が考えられるが，それについては「②水蒸気濃度の PAR 性能への影響」で後述する通り有意な影響はないことを確認している。さらに，触媒粒には疎水コーティングが施されていることから，水蒸気による性能低下を防ぐ設計考慮がなされている。

また，本試験条件は，柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉の事故時に想定される環境と比較し，よう素濃度，蒸気濃度は保守的な条件となっている。こ

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

れらを踏まえ，本試験結果における水蒸気濃度，圧力が与える大きな影響はないと考えられる。

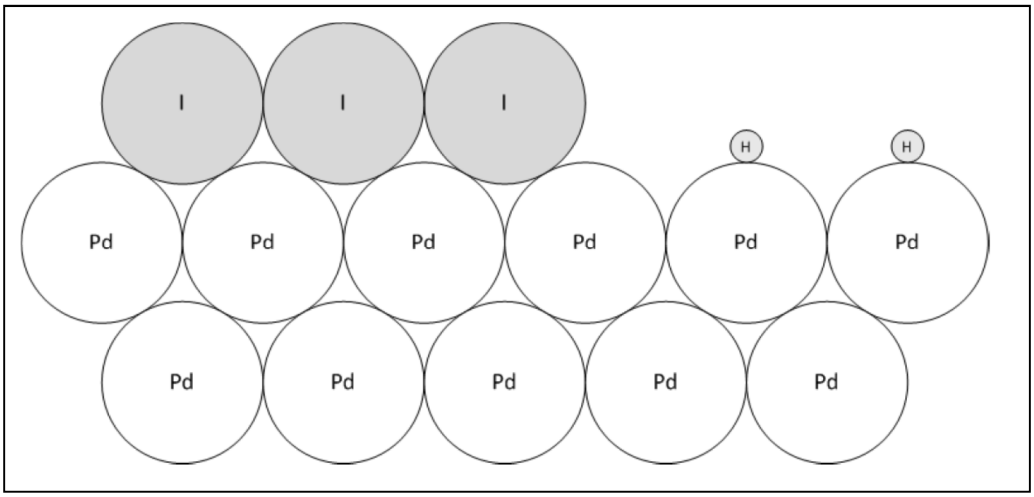


図 2-41　パラジウムへのよう素の結合の概略図

一方，温度については，触媒周りの温度が 200℃付近の高温になると，吸着されたパラジウムとよう素が分離し，パラジウムは触媒機能を回復する知見が既往研究（参照文献(d)）より確認されている（図 2-42 参照)。 これは温度が上がったことにより化学結合状態が壊れてパラジウムとよう素が分離する状況になったことによるものと考える。

図 2-42　再結合効率と温度の関係

※参照文献(d)より抜粋

PAR は再結合反応を始めると，触媒温度が上昇し触媒自体は 200℃を超える高

温状態になる。NIS 社製 PAR 触媒は，粒型の触媒粒をカートリッジに敷き詰めた構造になっており，被毒物質に全ての触媒が覆われることを防ぐことが設計上配慮されている。よって，被毒されていない部分は再結合反応が始まり，それに伴い触媒粒の温度が上昇することで，被毒された部分の吸着されたパラジウムとよう素が分離することで触媒機能が回復する傾向になると考えられる。すなわち，よう素による被毒は再結合反応開始時に影響するものであるが，反応が開始すると，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。よって，本試験結果で示す触媒性能低下評価において，温度条件は大きな影響を与えるものではない。

② 水蒸気濃度の PAR 性能への影響

NRC による SNL における試験では，PAR の起動における水蒸気の影響を確認している。試験結果を図 2-43 に示す。空気と水蒸気が約 50%ずつの環境下にて 0～6vol%水素濃度の水素ガスを注入した場合において，PAR は性能を発揮することが確認されており，水蒸気濃度 50%以下であれば性能に影響は見られない。

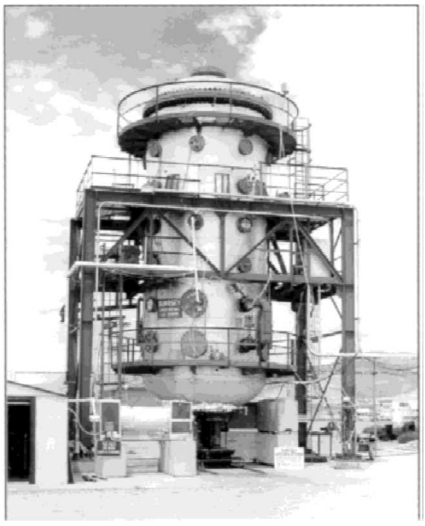


Fig. 5. The Surtsey vessel.

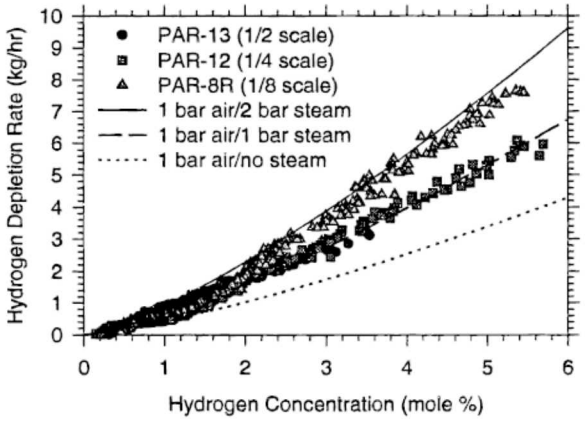


Fig. 10. Normalized depletion rate at high hydrogen concentrations.

図 2-43：SNL で行われた試験結果

※参照文献(b)より抜粋

なお，炉心の著しい損傷が発生した場合に原子炉格納容器から 10%/day でガスが原子炉建屋に漏えいした場合の原子炉建屋オペレーティングフロアの水蒸気濃度の評価結果を図 2-44 に示す。評価結果から PAR 設置位置における水蒸気

濃度は 20%以下であり，PAR 性能は水蒸気濃度 50%以下では影響が見られない試験結果からも，水蒸気による影響は問題ないと考えられる。

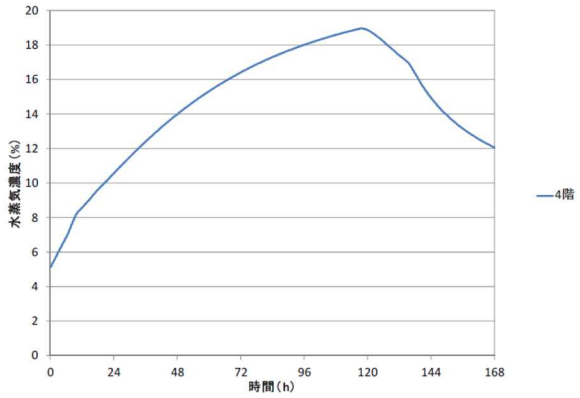


図 2-44　原子炉建屋オペレーティングフロア水蒸気濃度
（10%/day 漏えい条件）

また，重大事故等時に使用済み燃料プールの冷却機能が喪失し，使用済み燃料プール温度が上昇し，大量の水蒸気が発生した場合についても，触媒粒に疎水コーティングが施されていることから有意な性能劣化は起こらないと考えている。また，水蒸気濃度が大幅に高まると，原子炉建屋オペレーティングフロアは水蒸気に満たされ PAR が作動しない環境になるとともに，可燃限界未満となる。

なお，水蒸気濃度が高まる前に PAR の作動が始まっている場合は，触媒温度が高温になるため，水蒸気の付着を防ぐことができるため，PAR 性能への影響はないと考えている。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

③水素再結合反応開始の遅れの影響について

水素再結合反応の開始については OECD/NEA の THAI Project で行われた試験（参照文献(e),(f),(g)）を用いて影響を確認する。THAI 試験装置を図 2-45～47 に示す。

THAI Project で行われた試験においては，次の 6 つのケースにおいて水素再結合反応を開始する水素濃度の確認を行っている。試験条件を表 2-18 に示す。

表 2-18：THAI Project での試験条件

試験番号	圧力	温度	水蒸気濃度	酸素濃度	水素注入速度

これらの結果から，概ね 1vol%以下の水素濃度で PAR が起動していることが確認できる。

一方で，PAR の効果を示すための GOTHIC による解析条件として，水素再結合反応は水素濃度 1.5vol%にて開始することとしている。したがって，解析評価上 PAR の起動に対して余裕を持たせているが，その評価結果においても原子炉建屋を可燃限界以下に抑えることができている。よって，水素再結合反応開始の遅れの影響について，問題ないと考えている。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

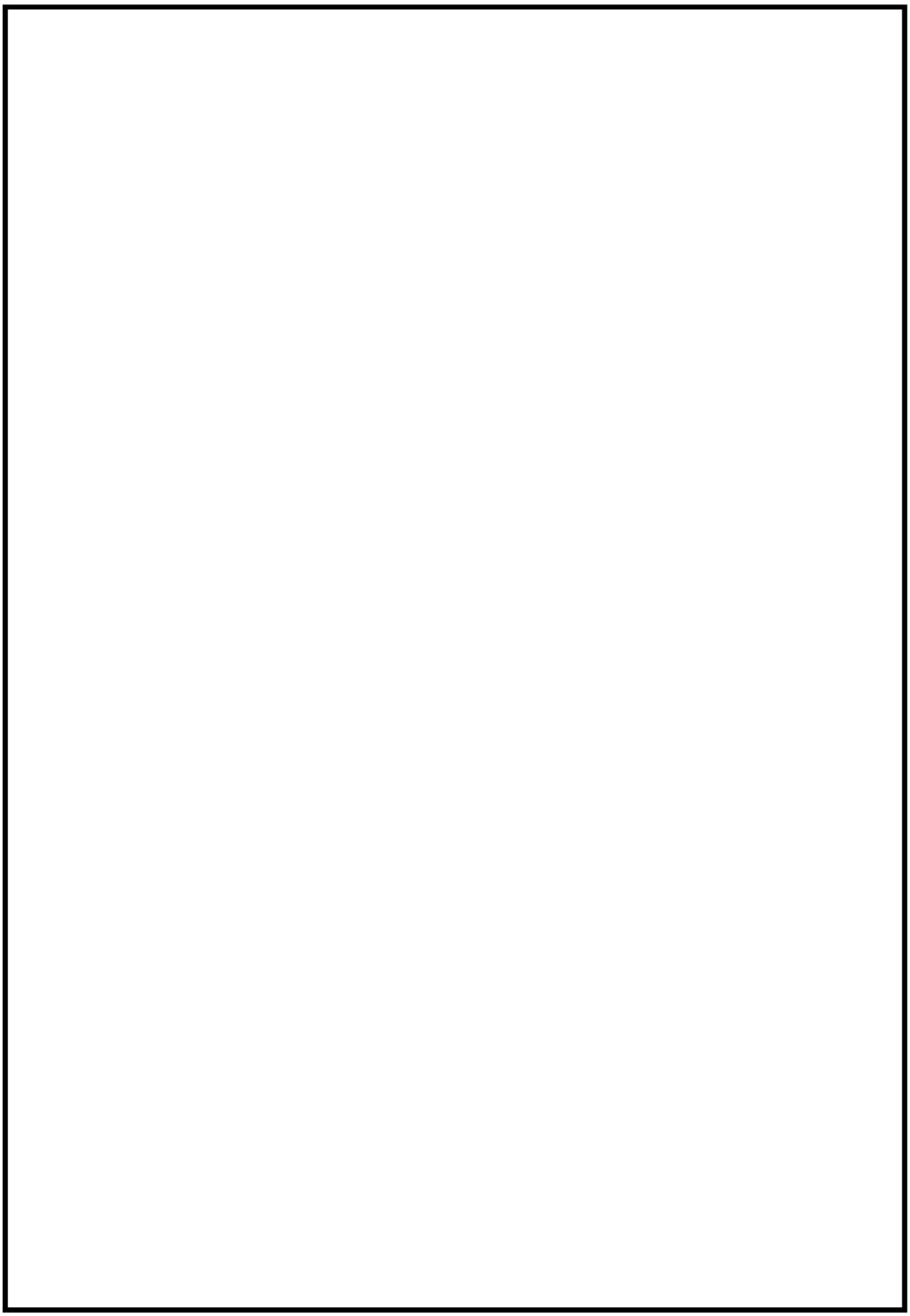


図 2-45　THAI test vessel

※参照文献(e)より抜粋

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

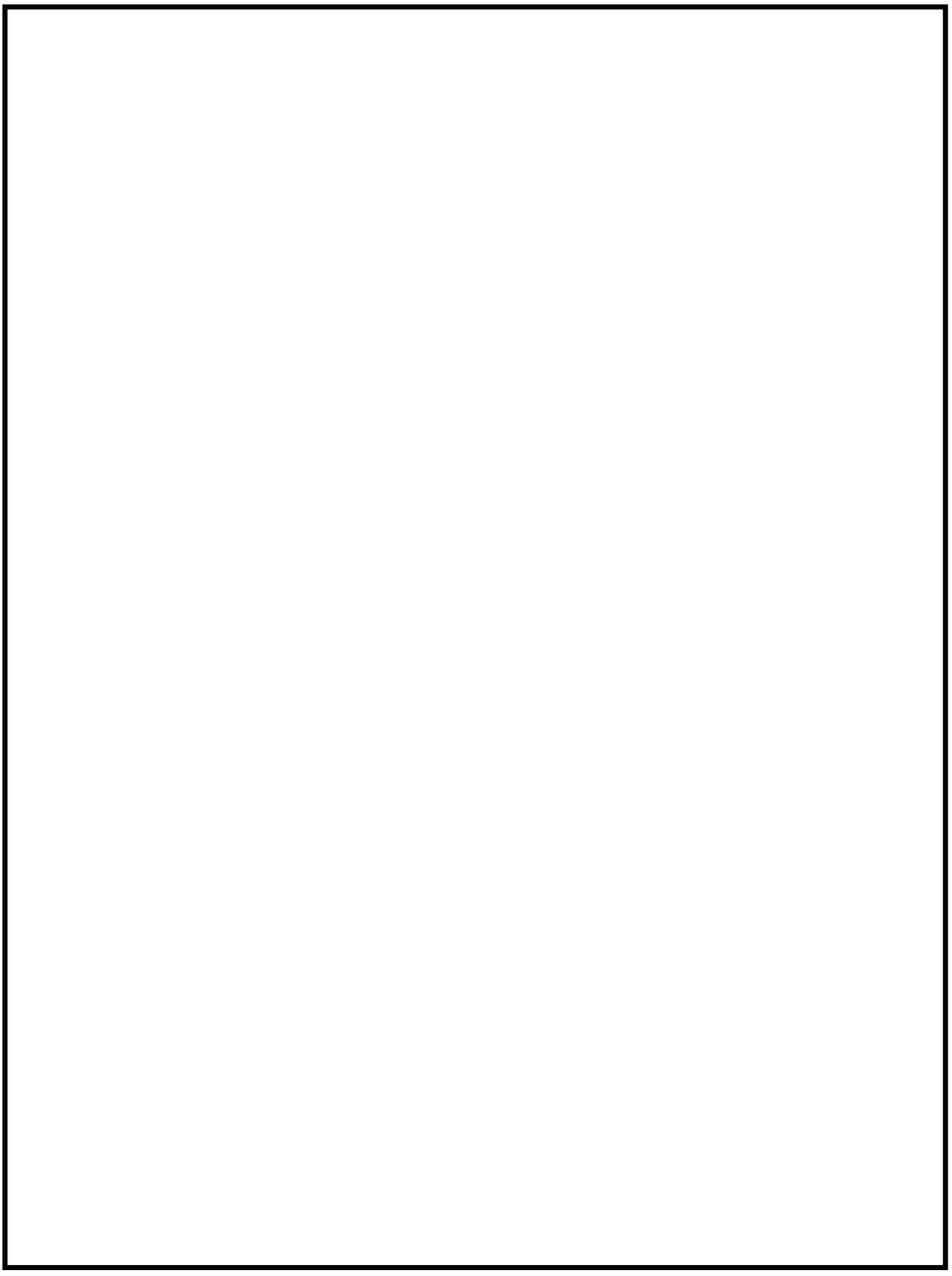


図 2-46　HR test vessel configuration with NIS PAR

※参照文献(e)より抜粋

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

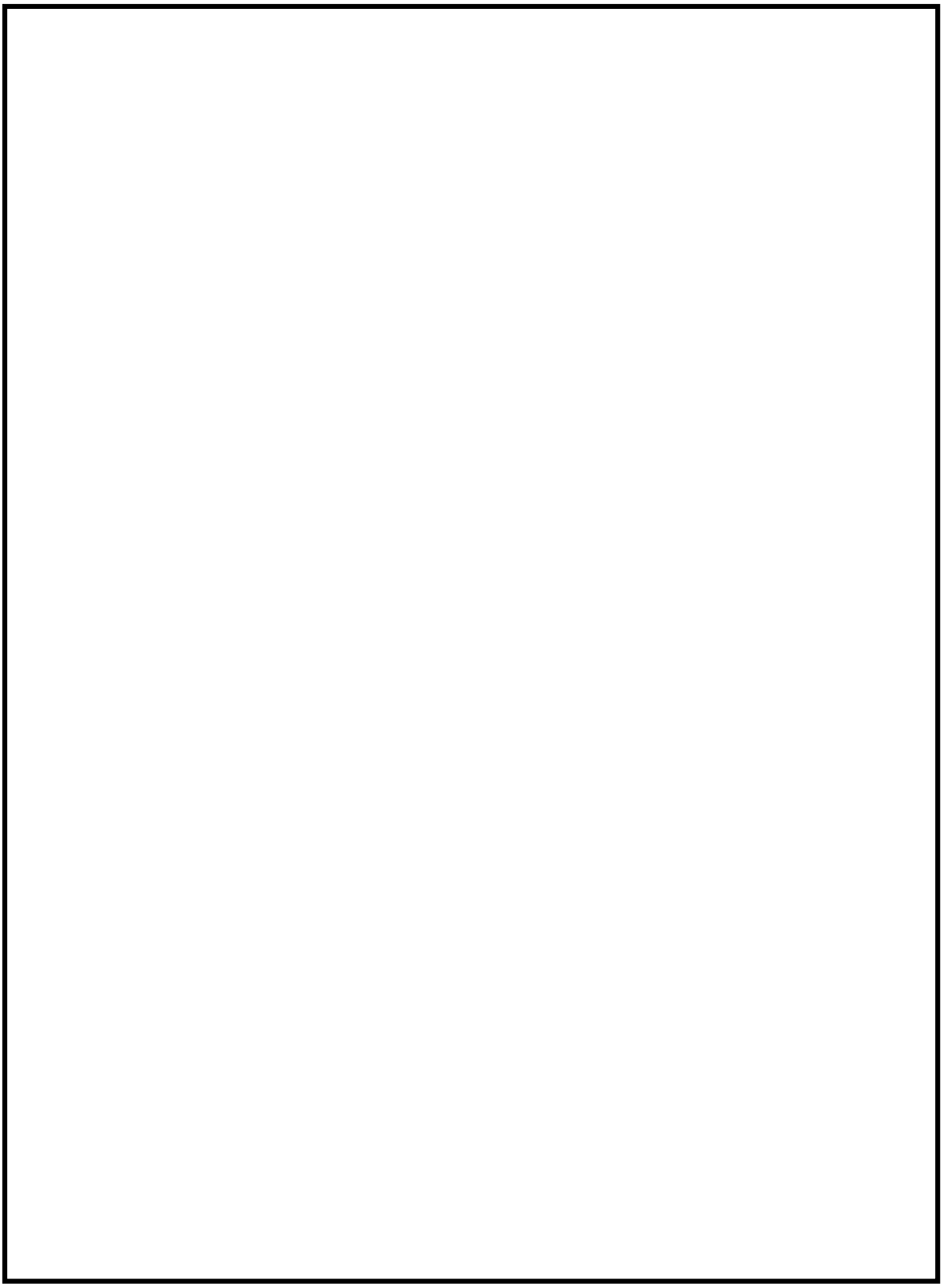


図 2-47：NIS PAR instrumentation
※参照文献(e)より抜粋

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

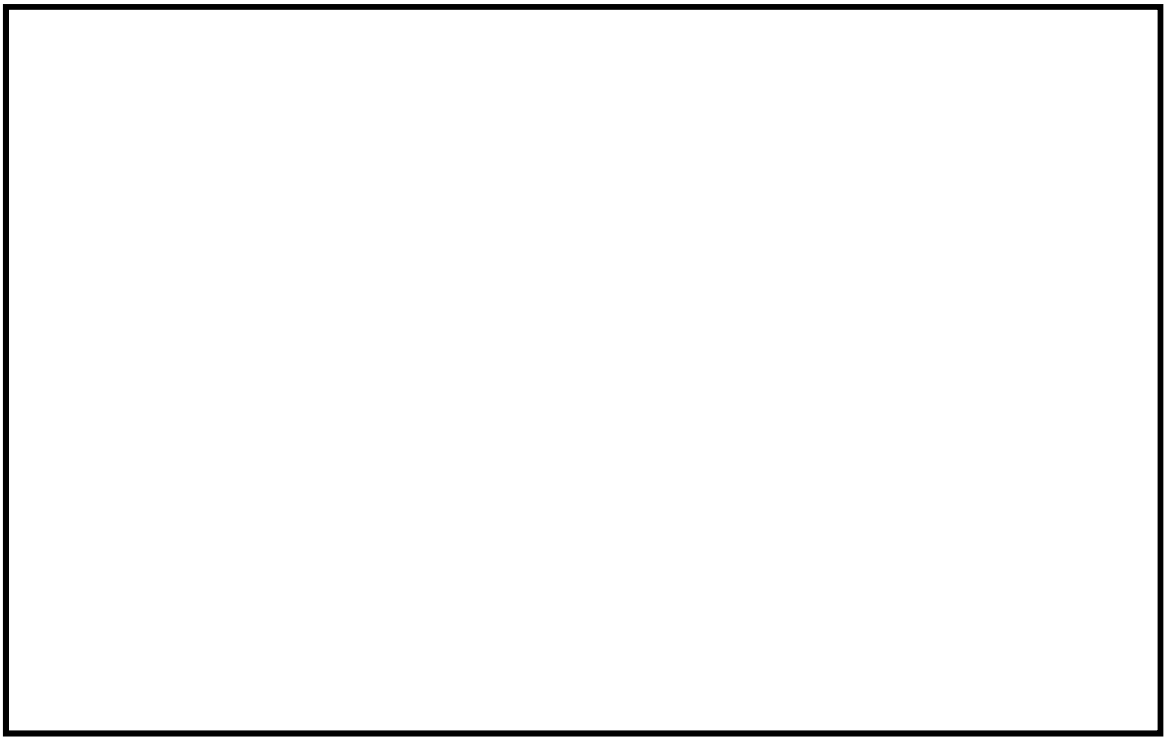


図 2-48 THAI HR-14: Recombiner temperatures

※参照文献(e)より抜粋

図 2-49 THAI HR-14: Recombiner temperatures

※参照文献(e)より抜粋

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

図 2-50 THAI HR-14: Hydrogen concentrations(“wet”) in PAR inlet and outlet
※参照文献(e)より抜粋

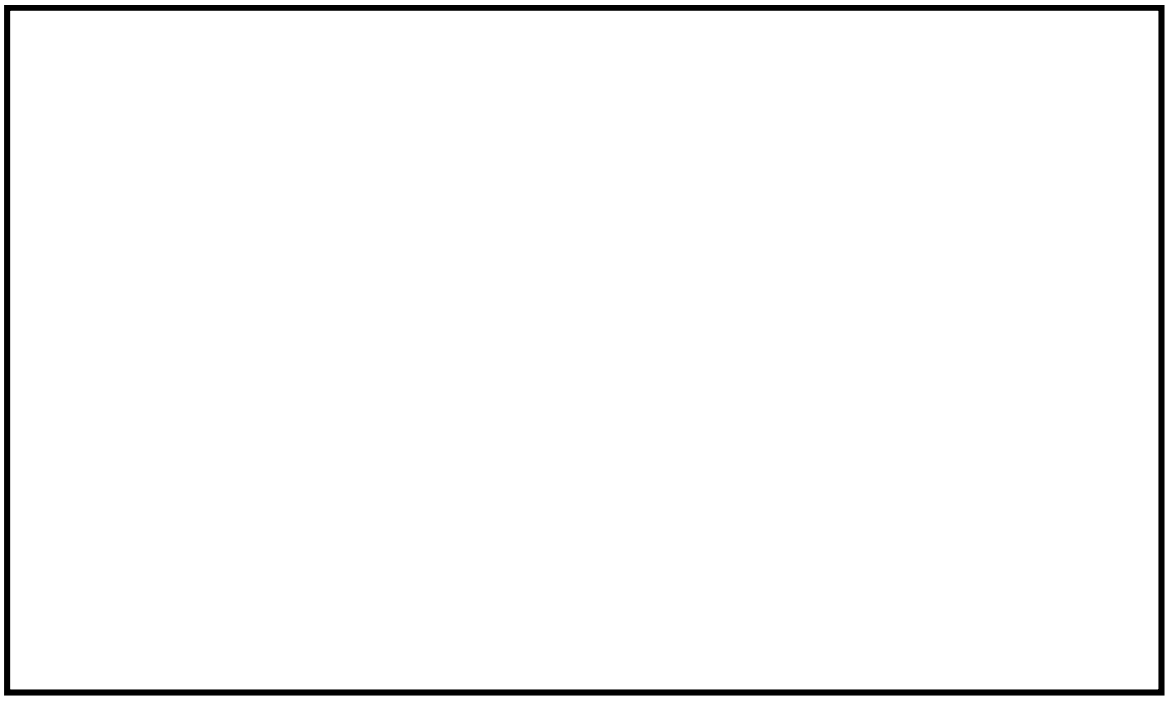


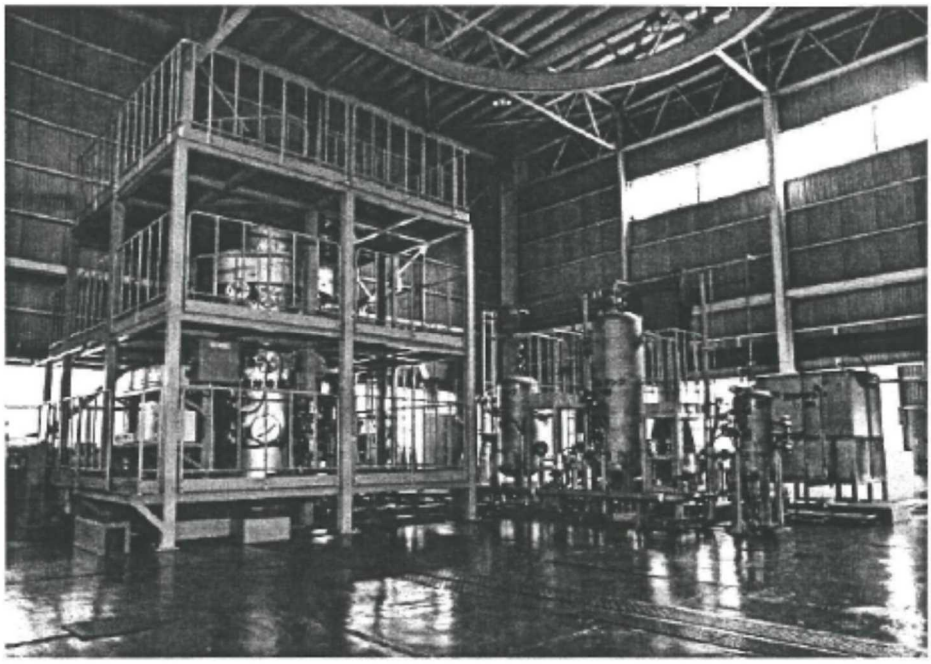
図 2-51 THAI HR-14: Flow velocity and oxygen surplus ratio at PAR inlet channel
※参照文献(e)より抜粋

国内容器試験について

平成 11 年 1 月から平成 13 年 5 月までの期間で電力共通研究「触媒式 FCS 再結合装置適用性研究(PHASE2)」が実施された。この研究において，水素処理速度式の妥当性確認を目的の一つとして，縮小モデルを用いた国内容器試験が実施されており（参照文献(h)），その試験装置，試験条件等を以下にまとめた。

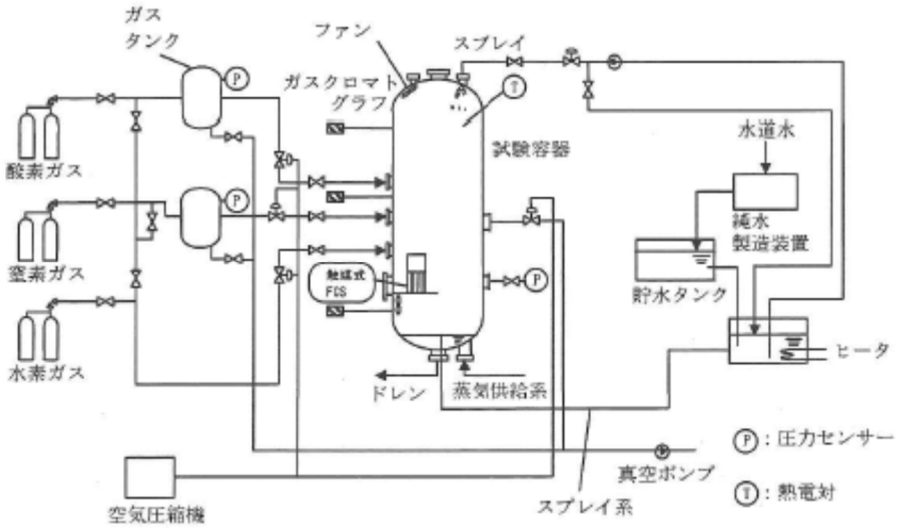
１．試験装置

図(添付11-1)に容器試験装置の外観を，図(添付11-2)に系統図を示す。試験装置は，試験容器，ガス注入系，ガス供給設備，ガス分析系，真空排気装置等から構成されている。図(添付11-3)に試験容器を示す。試験容器は，内径1.5[m]，内高3.5[m]，容積5.76[m^3]であり，内部に図(添付11-4)に示すPARを設置している。PAR内部には，高さ20[cm]×幅20[cm]×厚さ1[cm]の触媒カートリッジ5枚が格納されている。



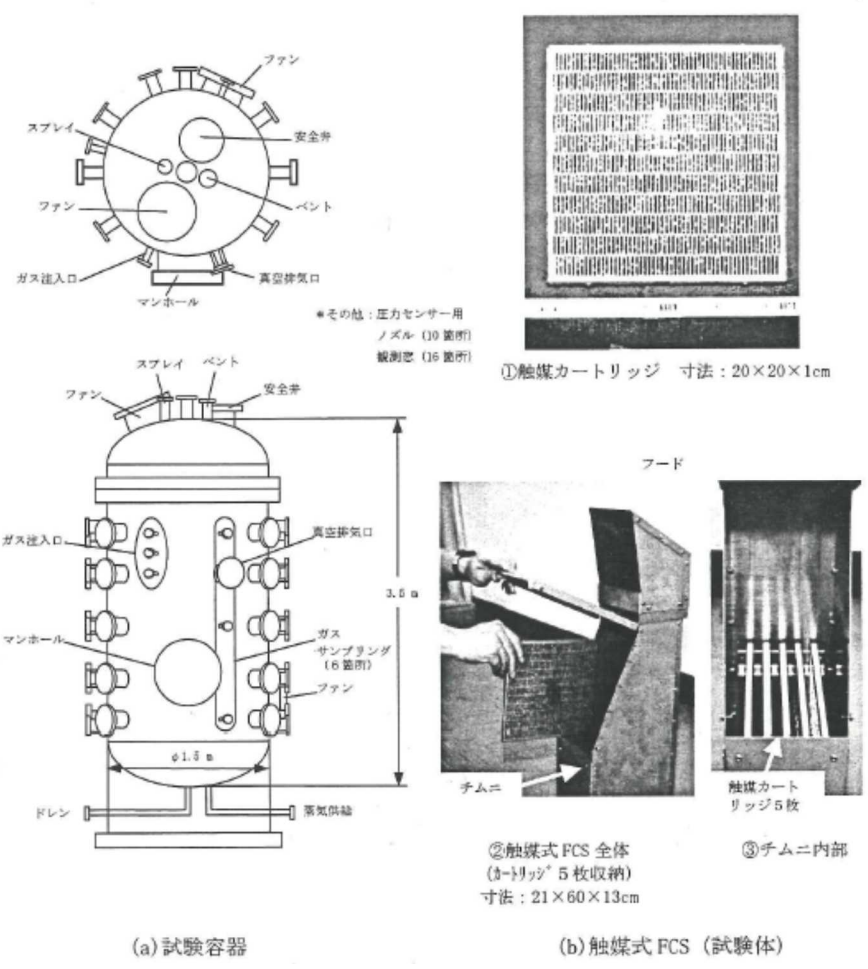
図(添付11-1)　試験装置外観

※参照文献(h)より抜粋



図(添付11-2)　試験装置系統図

※参照文献(h)より抜粋



図(添付11-3)　試験容器

図(添付11-4)　PAR（試験体）

※参照文献(h)より抜粋

ここで，本試験にて用いている試験PARとPAR-11（柏崎刈羽原子力発電所6/7号炉で採用），PAR-22，PAR-44，PAR-88の触媒カートリッジの比較を表(添付11-1)に示す。PARのスケールファクターは，触媒カートリッジの寸法及び配置間隔を開発時から変えないことを条件として，NIS開発試験時に使用されたプロトタイプPARのカートリッジ枚数（88枚）に対する，使用するPARのカートリッジ枚数の比として，水素処理性能が規定できるとするものである。また，本試験にて用いている試験PARとPAR-11では，カートリッジの幅寸法が異なるが，幅寸法を変更している場合には，入口部開口面積の比で整理し，スケールファクターを算出できる。

本試験においてはこのスケールファクターを使用することで,実機の縮小モデルにより，水素処理性能評価式の妥当性等を検証している。

表(添付11-1)　触媒カートリッジの比較

PARタイプ	触媒カートリッジ			PAR-88に対するカートリッジ枚数の比	入口開口面積	PAR-88に対する入口部開口面積の比	スケールファクター
	枚数	間隔	幅×高さ×厚さ				
PAR-88	88	1cm	45×20×1cm	1	7568cm^2	1	1
PAR-44	44	1cm	45×20×1cm	0.5	3784cm^2	0.5	0.5
PAR-22	22	1cm	45×20×1cm	0.25	1892cm^2	0.25	0.25
PAR-11	11	1cm	45×20×1cm	0.125	946cm^2	0.125	0.125
国内試験用PAR	5	1cm	20×20×1cm	0.0568	190cm^2	0.0251	0.0251

２．試験条件

本試験においては，原子炉格納容器内の条件を模擬し，スプレイ流量等の試験パラメータを変化させて試験を実施しているが，表(添付11-2)にスプレイ無しで実施された試験条件を示す。

表(添付11-2)　試験条件

RUN No.	スプレイ流量 (L/min)	水素濃度 (vol%)	酸素濃度 (vol%)	圧力 (MPa)	温度 (K)
RUN-2	－	0.5～3	3.5	0.13	333

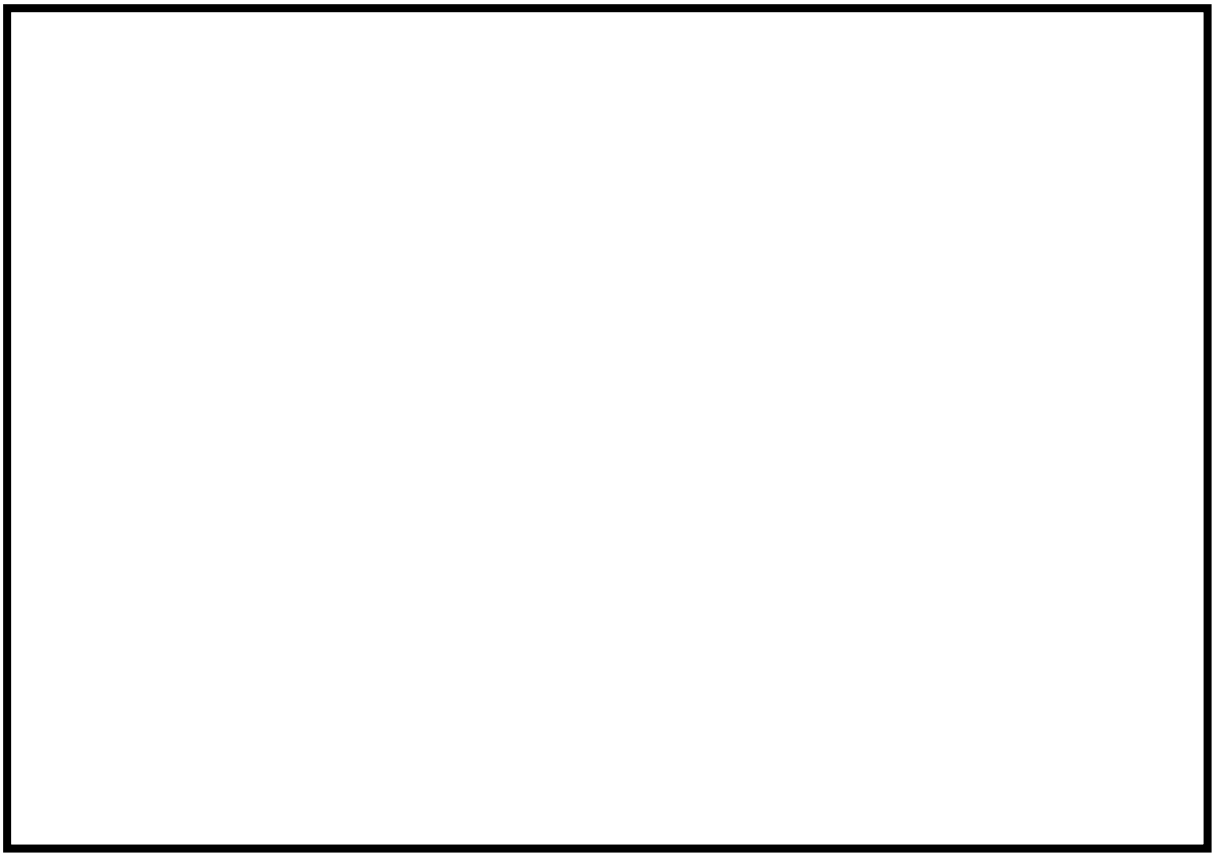
３．試験方法と試験手順

試験容器内を約0.13[kPa]（約1[torr]）まで減圧した後，所定の分圧になるように窒素ガス及び酸素ガスを注入し，その後，試験容器周りの加熱ヒータにより試験温度条件に設定する。最後に，水素ガスを容器に注入してPARによる水素ガス，酸素ガスの再結合反応状態について確認する。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

４．試験結果

図(添付11-5)に試験結果と水素処理性能評価式を用いた算出値の比較を示す。図より，試験結果に対して水素処理性能評価式から求めた値は，保守側となっていることが確認できる。



図(添付11-5)　試験結果と水素処理性能評価式を用いた算出値の比較

※参照文献(h)より抜粋

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

添付 12

静的触媒式水素再結合器 動作監視装置について

(1)目的

静的触媒式水素再結合器（以下，PARという。）は，原子炉建屋内の水素濃度上昇に従い自動的に作動する装置であり，電源や運転員による操作の不要な設備である。

PARは，触媒における再結合反応により水素ガスを除去する設備であるので，水素濃度の上昇にしたがって装置の入口側と出口側の差温度が上昇する（図(添付12-1)，図(添付12-2)）ことから，PARに温度計を設置することにより，水素処理の状況を把握することができ，PARによる水素処理が行われていることを確認することができれば，重大事故対処時の有効な情報となると考えられる。

このことから，原子炉建屋内に設置されているPAR（2個）に，熱電対を入口側と出口側に取り付け，中央制御室にてPARの温度を確認できるようにし，重大事故対処時の監視情報の充実を図る。

図(添付12-1)　SNLで行われた試験用PAR 概要

※参照文献(b)より抜粋

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

図(添付 12-2)　SNL で行われた試験結果（PAR 温度と水素濃度の関係）
※参照文献(b)より抜粋

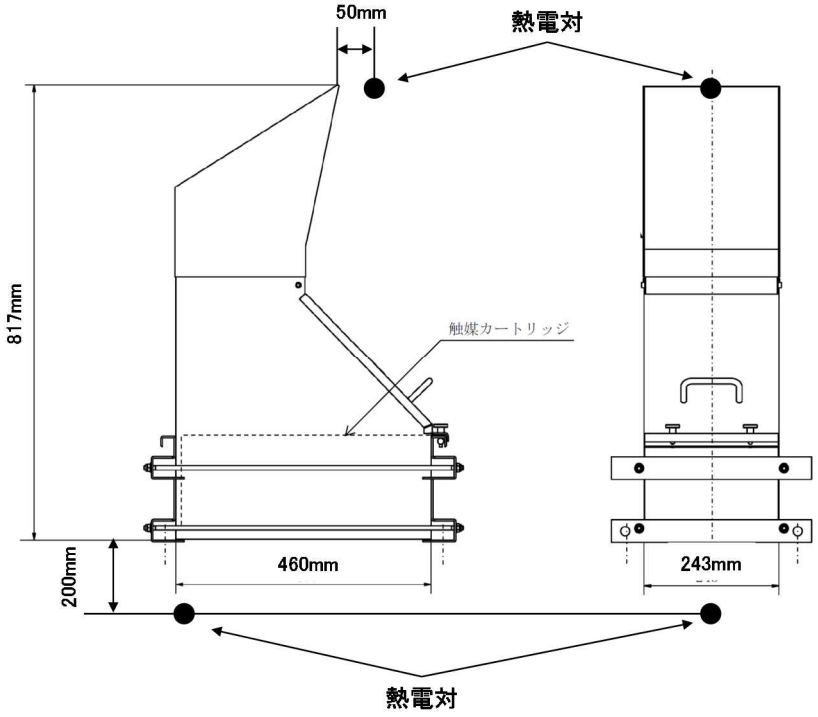
(2)設備概要

PAR2個に対し，入口側及び出口側に熱電対を取り付け，事故時のPARの測定温度を中央制御室にて監視できるようにする。

熱電対の設置位置は，PAR入口及び出口近傍に熱電対シースを取り付け，ガス温度を測定できるようにしている。

実験結果（図(添付12-2)）において，触媒部での水素再結合反応に伴い，水素濃度1.0vol%程度でPAR入口と出口のガス差温度は約40K，水素濃度4.0vol％程度でPAR入口と出口のガス差温度は約170Kになっており，PARの入口側と出口側の差温度が明確であることから，PAR動作を把握することができる。

なお，PAR の入口側及び出口側温度計と原子炉建屋水素濃度の関係を考慮した PAR 動作監視方法について，PAR 実機モデルでの評価等も踏まえて改善検討を行っていく。



図(添付12-3)　PARへの熱電対取り付け位置

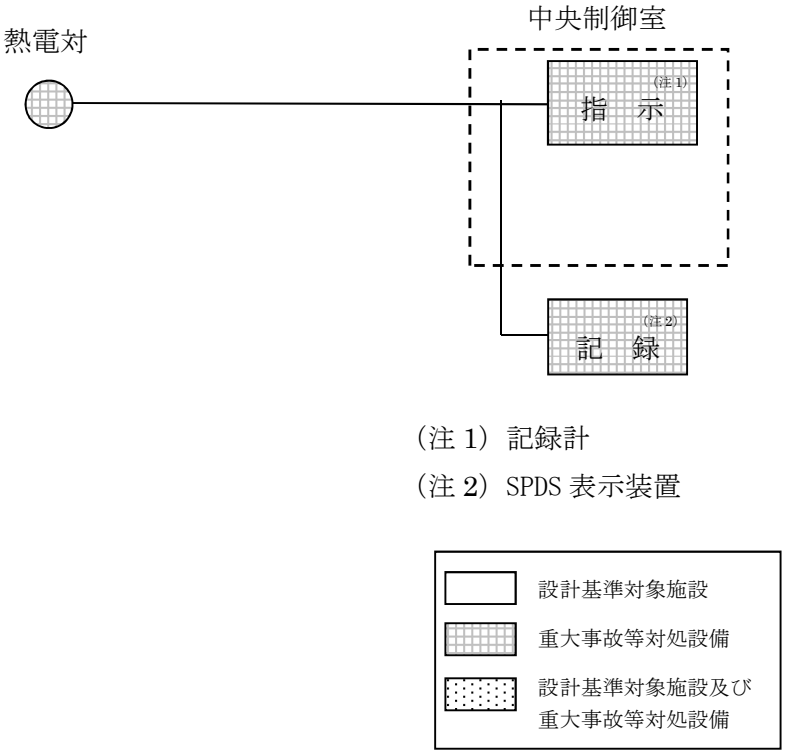
PARへの熱電対取り付け位置は，サポートとの干渉を考慮したPAR筐体付近への取り付け性，固定性，保守性等を考慮してPAR入口側及び出口側のガス温度が測れる位置としている（図(添付12-3)）。

熱電対シースは外径4.8mm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。

測定温度は，中央制御室及び緊急時対策所に指示及び記録される（図(添付12-4)）。

表(添付12-1)　　PAR入口・出口温度計の主要仕様

名称	種類	計測範囲	取付箇所	個数
PAR入口温度計	熱電対	0～300℃	原子炉建屋4階	2
PAR出口温度計	熱電対	0～300℃	原子炉建屋4階	2



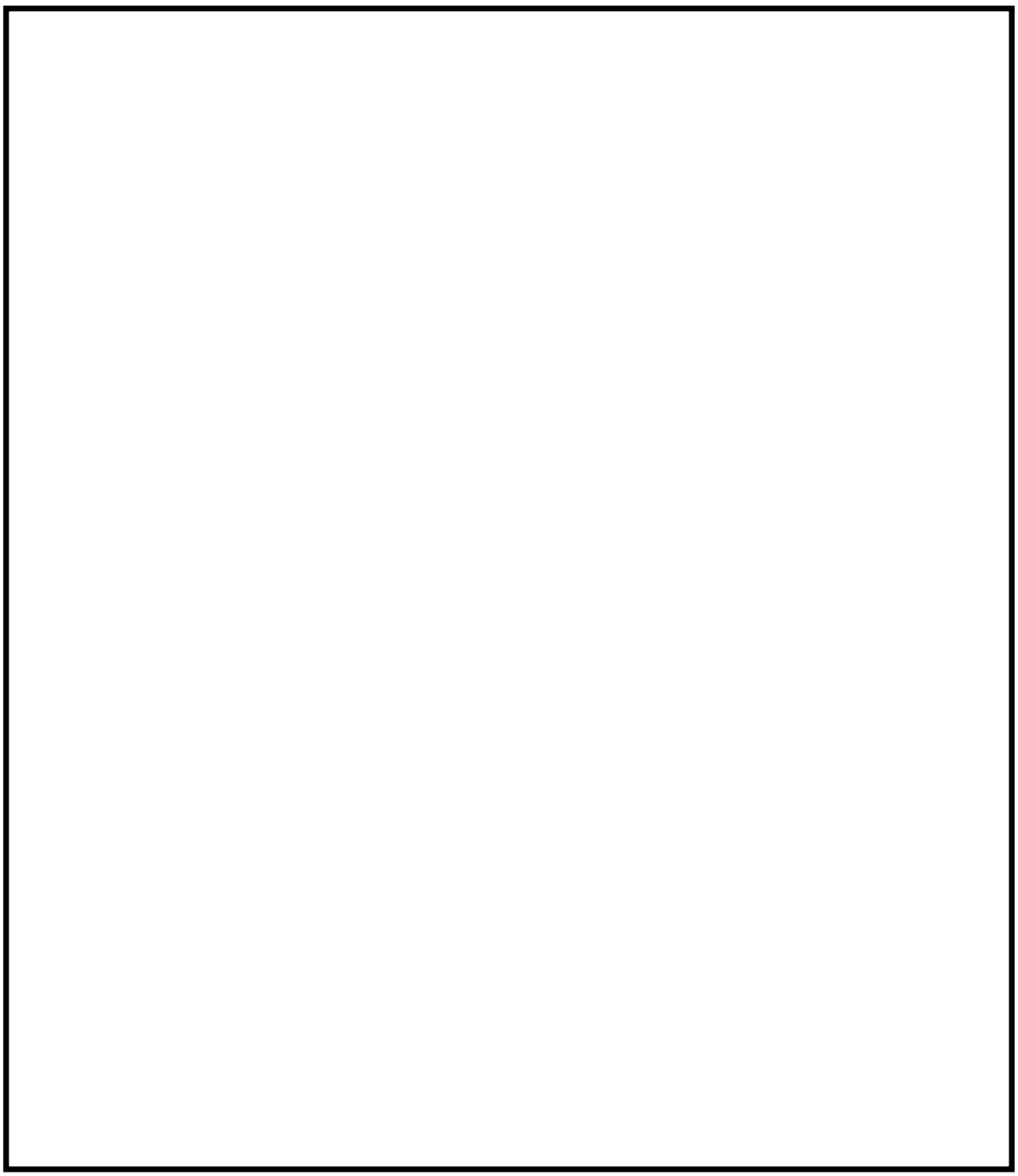
図(添付 12-4) PAR 動作監視装置の概略構成図

(3) PAR 動作監視装置の設置場所

PAR は水素ガスを処理する際の熱でガス温度が上昇するため，PAR 装置で上昇気流が発生する。したがって，原子炉建屋オペレーティングフロアの水素ガスが自然対流を起こし拡散されることから,原子炉建屋オペレーティングフロアの両壁面に配置した PAR 全体に水素ガスが行き渡り，一様に触媒反応を起こして温度が上昇すると想定している(「2.2.1.2 (3)PAR の設置位置について」及び「2.2.2.3 解析結果」参照）。

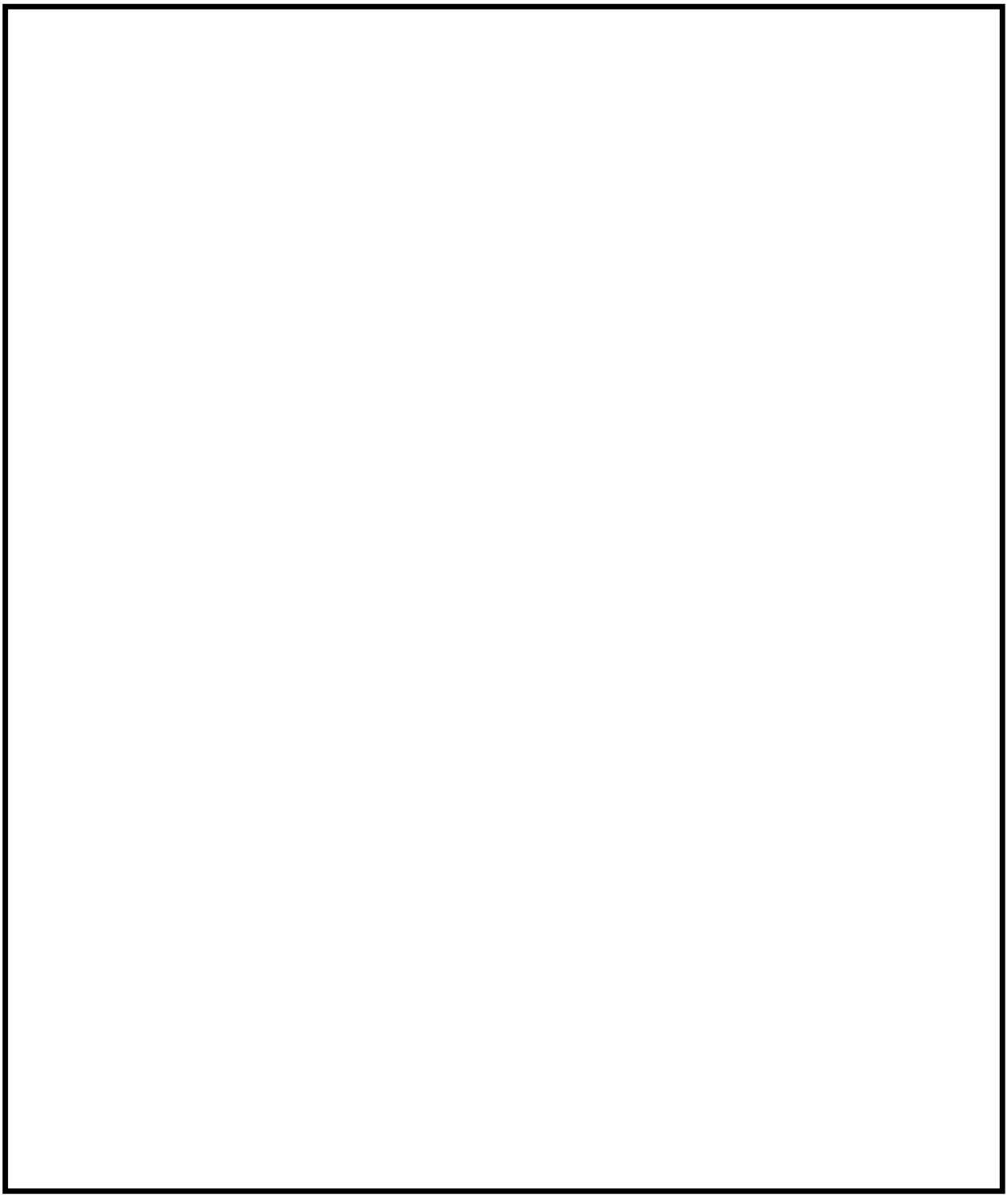
以上を考慮して，PAR動作監視装置の設置場所は，位置的分散を考慮して，原子炉建屋オペレーティングフロアの両壁面に配置したそれぞれ1台のPARに設置している。（図(添付12-5)，図(添付12-6)）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



図(添付 12-5)　機器配置図 (6 号炉)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



図(添付 12-6)　機器配置図 (7 号炉)

原子炉建屋小部屋における水素爆発防止対策について

1. はじめに

当社は，格納容器から漏えいした水素ガスを処理するために原子炉建屋オペレーティングフロアに PAR を設置し，原子炉格納容器トップヘッドフランジ並びにそれ以外の格納容器漏えいポテンシャルから漏えいする水素ガスを原子炉建屋オペレーティングフロアで再結合処理することで，原子炉建屋の水素濃度上昇を抑制する。格納容器漏えいポテンシャルがある箇所には，小部屋になっている箇所もあるため，そこでの水素ガス濃度の影響について説明する。

2. 水素影響を考慮すべき小部屋について

炉心の著しい損傷が発生した場合において，格納容器から水素ガスが漏えいする可能性がある箇所は格納容器ペネトレーションと考えられる。格納容器ペネトレーションのうち，炉心の著しい損傷が発生した場合において格納容器過温・過圧によるシール機能への影響が考慮されるものとして，格納容器変形に伴い開口が比較的生じる原子炉格納容器トップヘッドフランジ，機器搬入用ハッチ，エアロックがあり，水素漏えいは主にここから発生するものと考えられる。よって，水素影響を考慮すべき原子炉格納容器トップヘッドフランジ以外の漏えいポテンシャルと考えるペネトレーションで，小部屋にあるものを抽出した結果，表（添付 13-1）が水素影響を考慮すべき小部屋と考える。

表(添付 13-1)　水素影響を考慮すべき小部屋（6 号炉及び 7 号炉）

漏えいフロア	漏えい箇所
2 階	上部ドライウェル機器搬入用ハッチ
	上部ドライウェル所員用エアロック
	ISI ハッチ
地下 1 階	S/C 出入口
地下 2 階	下部ドライウェル機器搬入用ハッチ
	下部ドライウェル所員用エアロック

3.　小部屋のダクトについて

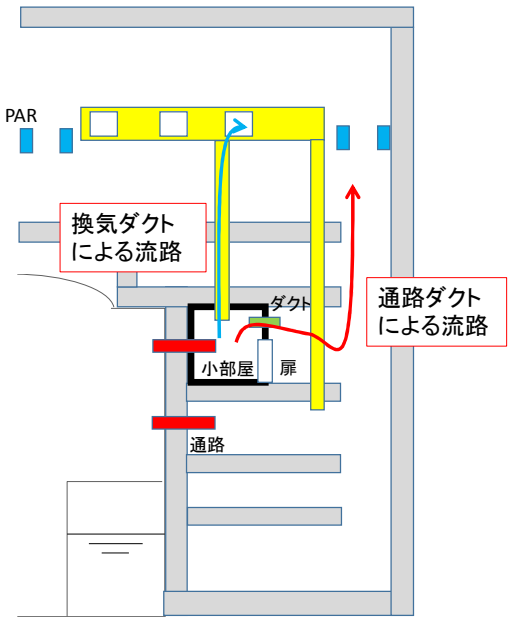
水素影響を考慮すべき小部屋について，水素ガスが原子炉建屋オペレーティングフロアに流れる流路の有無を調査した。各小部屋には，各階の通路に繋がるダクト（以下，通路ダクトという）と，原子炉建屋オペレーティングフロアに繋がるダクト（以下，換気ダクトという）がある。図（添付 13-1）に通路ダクト，換気ダクトによる流路のイメージを示す。

1)通路ダクトについて

各階の通路は，各フロアに設置されたハッチにより，最地下階から原子炉建屋オペレーティングフロアまで各階に開口部がある。そのため，通路ダクトにより通路部に抜けた水素ガスは，原子炉建屋オペレーティングフロアに流れる流路があるため，原子炉建屋オペレーティングフロアに設置された PAR により水素処理されることが期待できる。

2)換気ダクトについて

換気ダクトは原子炉建屋オペレーティングフロアに繋がるダクトであるため，小部屋の水素ガスは原子炉建屋オペレーティングフロアに流れる流路がある。よって，この流路を通って原子炉建屋オペレーティングフロアに設置された PAR により水素処理されることが期待できる。



図(添付 13-1)　通路ダクト，換気ダクトによる流路のイメージ

水素影響を考慮すべき小部屋について，通路ダクト，換気ダクトの有無を整理した結果を 6 号炉については表(添付 13-2)，7 号炉については表(添付 13-3)に示す。

表(添付 13-2)　小部屋の通路ダクト・換気ダクト有無（6 号炉）

貫通部	通路ダクトの有無	換気ダクトの有無	備考
上部ドライウェル機器搬入用ハッチ	有	有	
上部ドライウェル所員用エアロック	有	有	
ISI ハッチ	有	有	
S/C 出入口	有	有	
下部ドライウェル機器搬入用ハッチ	無※	有	※隣部屋との境界は，気密性のない遮蔽体 隣部屋に通路ダクトあり
下部ドライウェル所員用エアロック	有	有	

表(添付 13-3)　小部屋の通路ダクト・換気ダクト有無（7 号炉）

貫通部	通路ダクトの有無	換気ダクトの有無	備考
上部ドライウェル機器搬入用ハッチ	有	有	
上部ドライウェル所員用エアロック	有	有	
ISI ハッチ	有	有	
S/C 出入口	有	有	
下部ドライウェル機器搬入用ハッチ	有	有	
下部ドライウェル所員用エアロック	無※	有	※隣部屋に繋がるダクトあり。 隣部屋に通路ダクトあり

これらのダクトは耐震性を考慮して設計したものではないが，水素ガス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，水素ガスの流路として考慮する。

4．小部屋の水素対策について

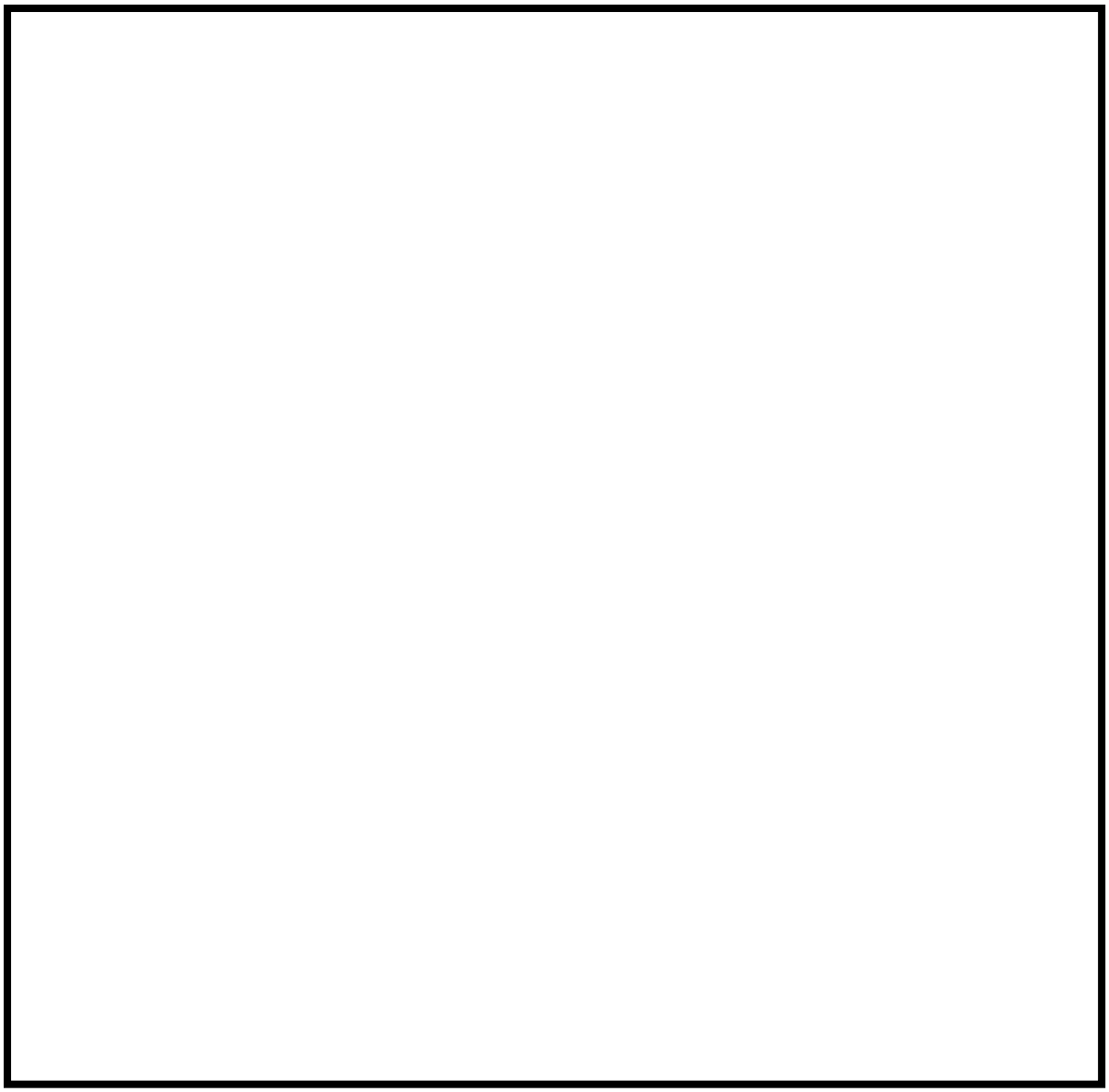
小部屋に漏えいした水素ガスは，表(添付 13-2)及び表(添付 13-3)で示すように原子炉建屋オペレーティングフロアに水素ガスが流れる流路の有無を確認し，水素影響の考慮が必要になると判断した場合は，原子炉建屋オペレーティングフロアに繋がる流路等を検討し，水素濃度の上昇を抑制する。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

5. 小部屋の水素濃度の評価例について

小部屋における水素影響について，換気ダクトの効果を確認するため，下部ドライウェル機器搬入用ハッチを設置している部屋を例として，2.2.2 同様，汎用熱流動解析コード GOTHIC を用いて評価した結果を以下に示す。

解析モデルのイメージ図を図(添付 13-2)に示す。



図(添付 13-2)　下部ドライウェル機器搬入用ハッチ室　解析モデルイメージ

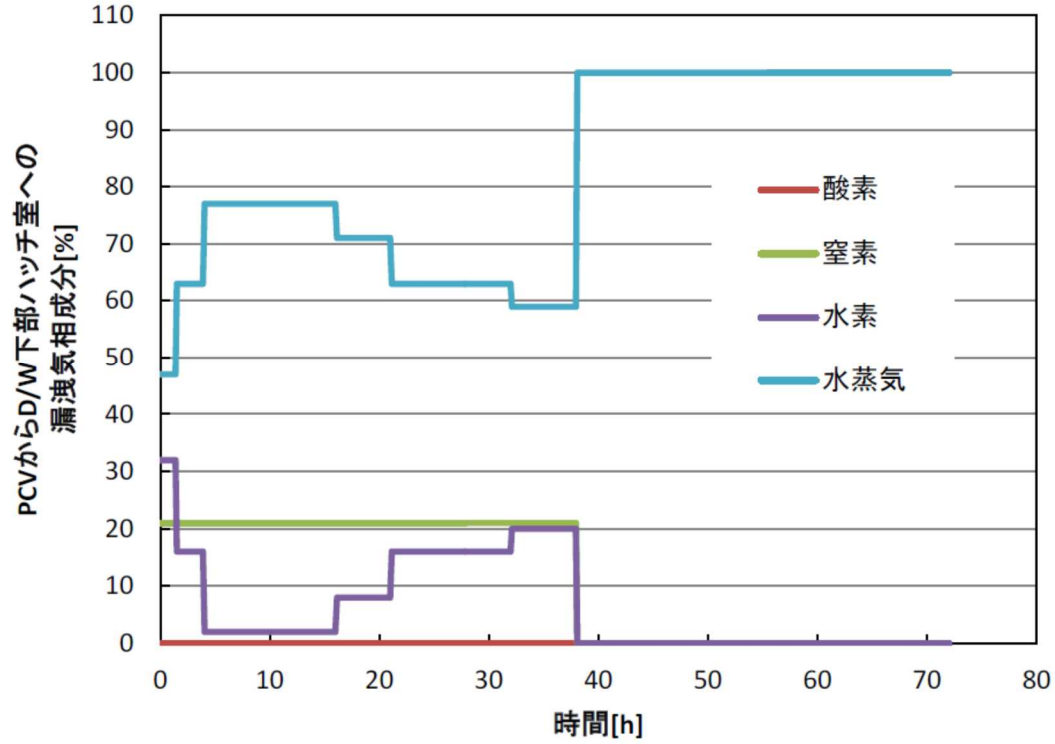
枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

格納容器から室内へのガス漏えい条件は，2.2.2.3 のケース 2 に示す「①有効性評価代表シナリオ包絡条件」かつ「原子炉建屋オペレーティングフロア＋下層階」漏えい条件から水素濃度の時間変化をより細かく設定した表(添付 13-4)，図(添付 13-3)を用い，事故後 72 時間までの評価を行う。なお，保守的に格納容器ベント実施（38 時間）までは 2.2.2.2 の「①有効性評価代表シナリオ包絡条件」同様，格納容器限界圧力（620kPa[g]），格納容器限界温度（200℃），格納容器漏えい率 1.5%/day 一定とし，格納容器ベント実施後は 2.2.2.2 の「①有効性評価代表シナリオ包絡条件」と同じ条件とする。

表(添付 13-4)　格納容器からハッチ室へのガス漏えい条件

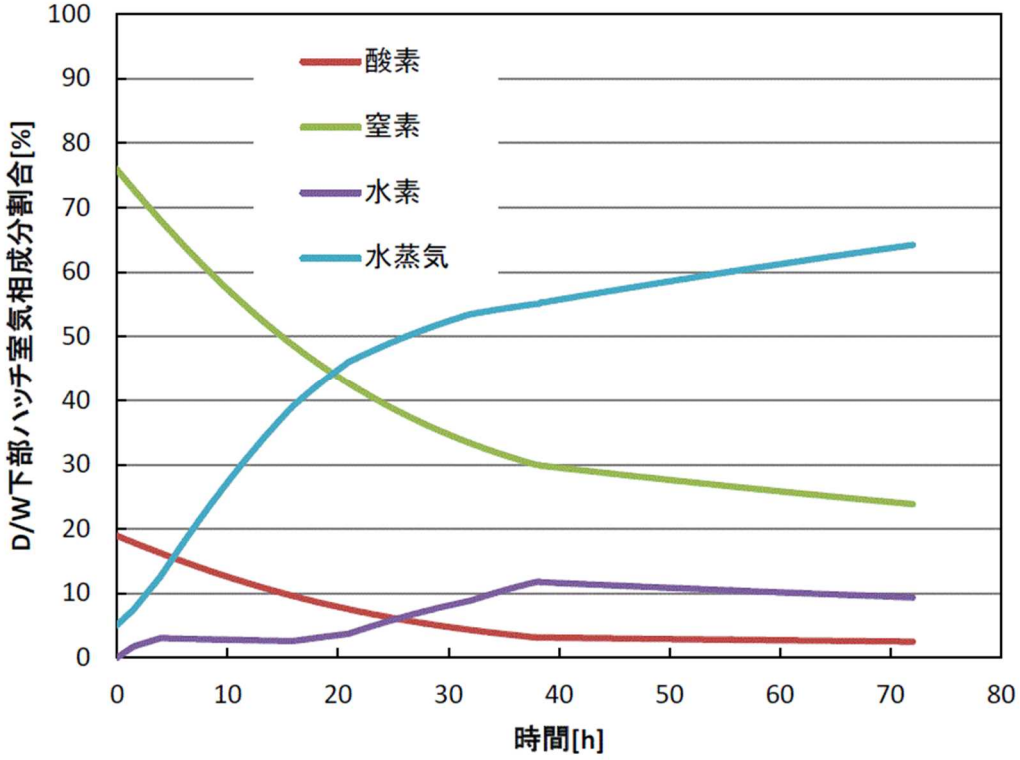
項目	解析条件			
	0～1.5 時間	1.5～4 時間	4～16 時間	16～21 時間
圧力	620kPa[g] (2Pd)	620kPa[g] (2Pd)	620kPa[g] (2Pd)	620kPa[g] (2Pd)
温度	200℃	200℃	200℃	200℃
水蒸気分率	47vol%	63vol%	77vol%	71vol%
水素分率	32vol%	16vol%	2vol%	8vol%
窒素分率	21vol%	21vol%	21vol%	21vol%
格納容器漏えい率	1.5%/day	1.5%/day	1.5%/day	1.5%/day

項目	解析条件		
	21～32 時間	32～38 時間	38～72 時間
圧力	620kPa[g] (2Pd)	620kPa[g] (2Pd)	155kPa[g] (0.5Pd)
温度	200℃	200℃	171℃
水蒸気分率	63vol%	59vol%	100vol%
水素分率	16vol%	20vol%	0vol%
窒素分率	21vol%	21vol%	0vol%
格納容器漏えい率	1.5%/day	1.5%/day	0.5%/day



図(添付 13-3)　格納容器からハッチ室への漏えいガス成分割合（vol%）

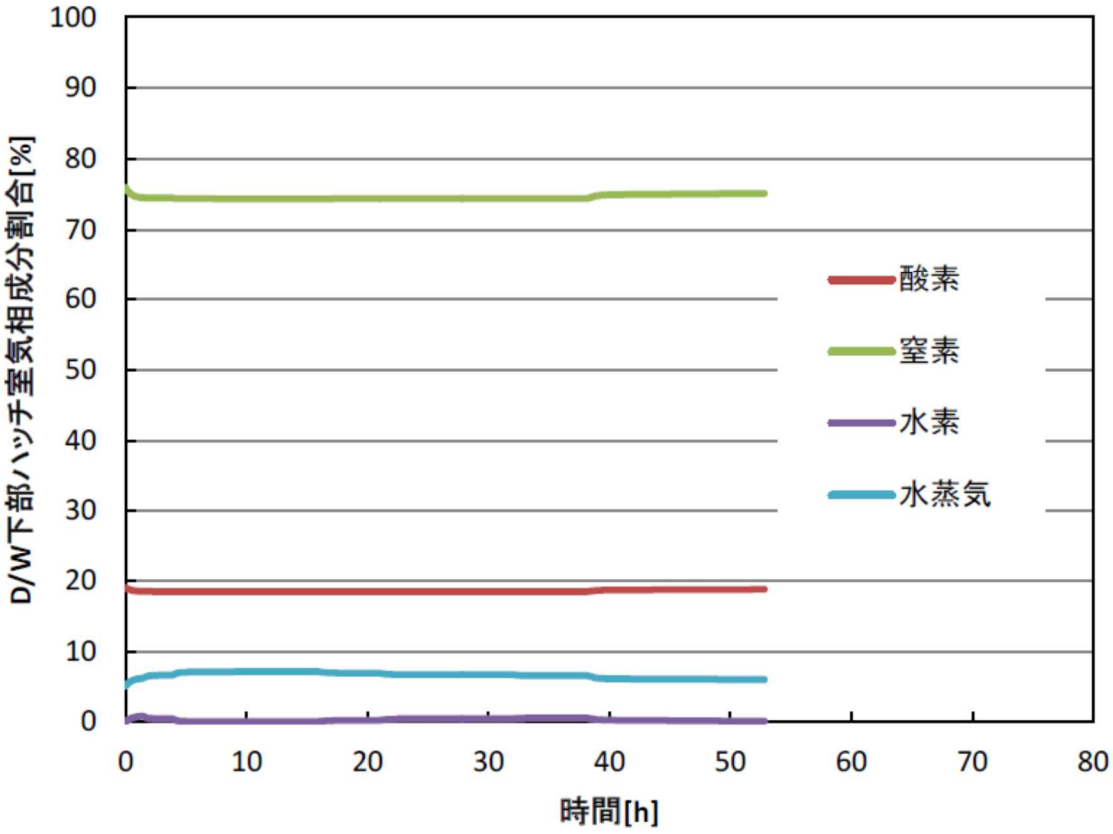
解析結果を図(添付 13-4)に示す。



図(添付 13-4)　ハッチ室気相成分割合（水素濃度最大箇所）

格納容器ベント実施前（38 時間）までは格納容器から漏えいする水蒸気・窒素ガス・水素ガスの混合気体によってハッチ室内の空気（窒素ガス・酸素ガス）が押し出され，格納容器ベント実施後は同様に格納容器から漏えいする水蒸気によってハッチ室内の空気（水蒸気・窒素ガス・酸素ガス・水素ガス）が押し出されていることから，ハッチ室内に漏えいした水素ガスは換気ダクトを通じて PAR を設置している原子炉建屋オペレーティングフロアに導かれることを確認できた。

なお，下部ドライウェル機器搬入用ハッチを設置している部屋の入口は気密性のない遮蔽体であることから，この遮蔽体の隙間を通じたガスの流出入を考慮し，その他の条件は表(添付 13-4)，図(添付 13-3)と同様とした場合の解析結果を図(添付 13-5)に示す。なお，解析時間は格納容器ベント実施（38 時間）後に静定するまでとした。

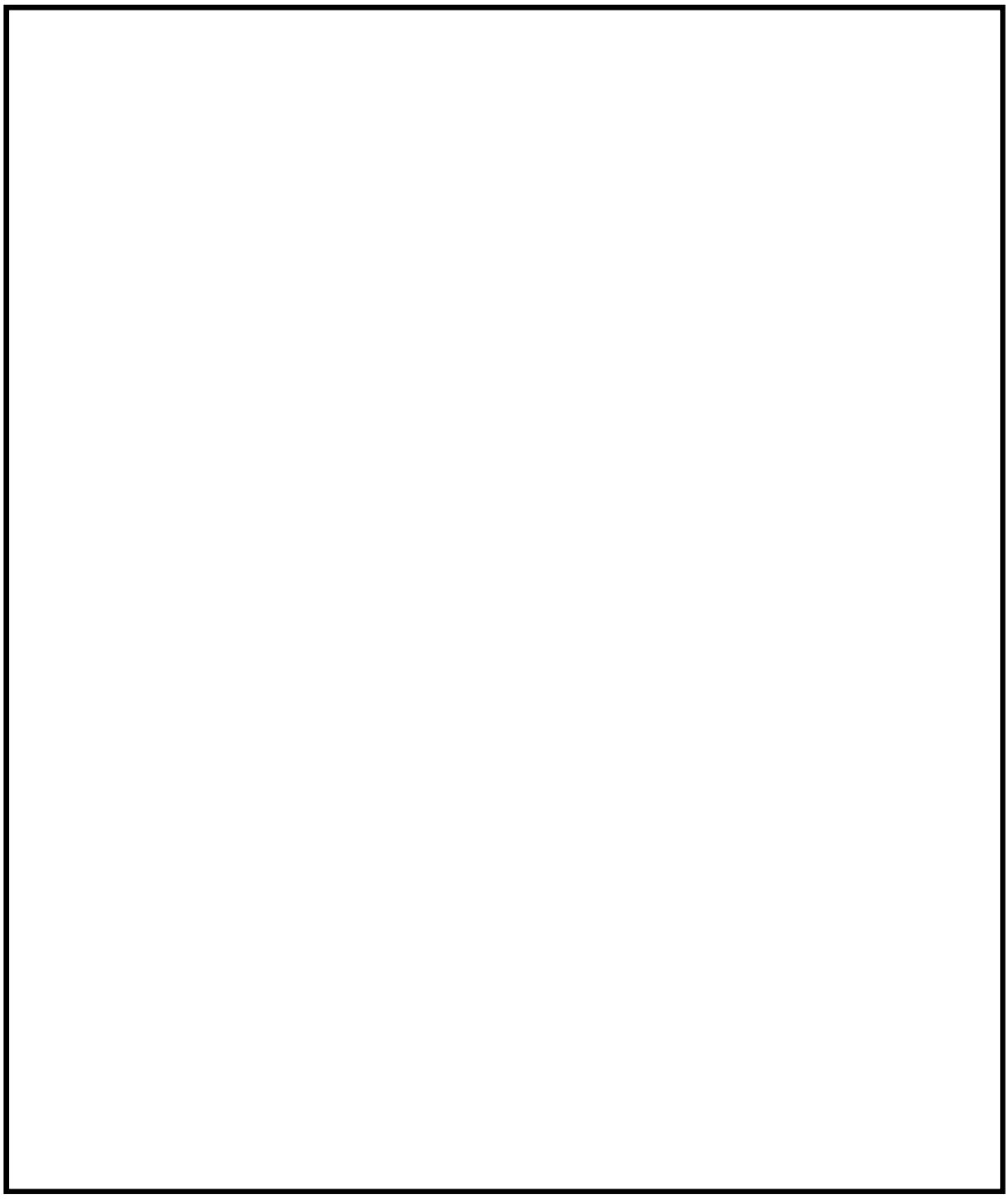


図(添付 13-5)　ハッチ室気相成分割合（水素濃度最大箇所，ガス流出入条件見直し後）

換気ダクトの効果を確認することはできないが，ハッチ室内の水素濃度はほぼ上昇しないことを確認できた。

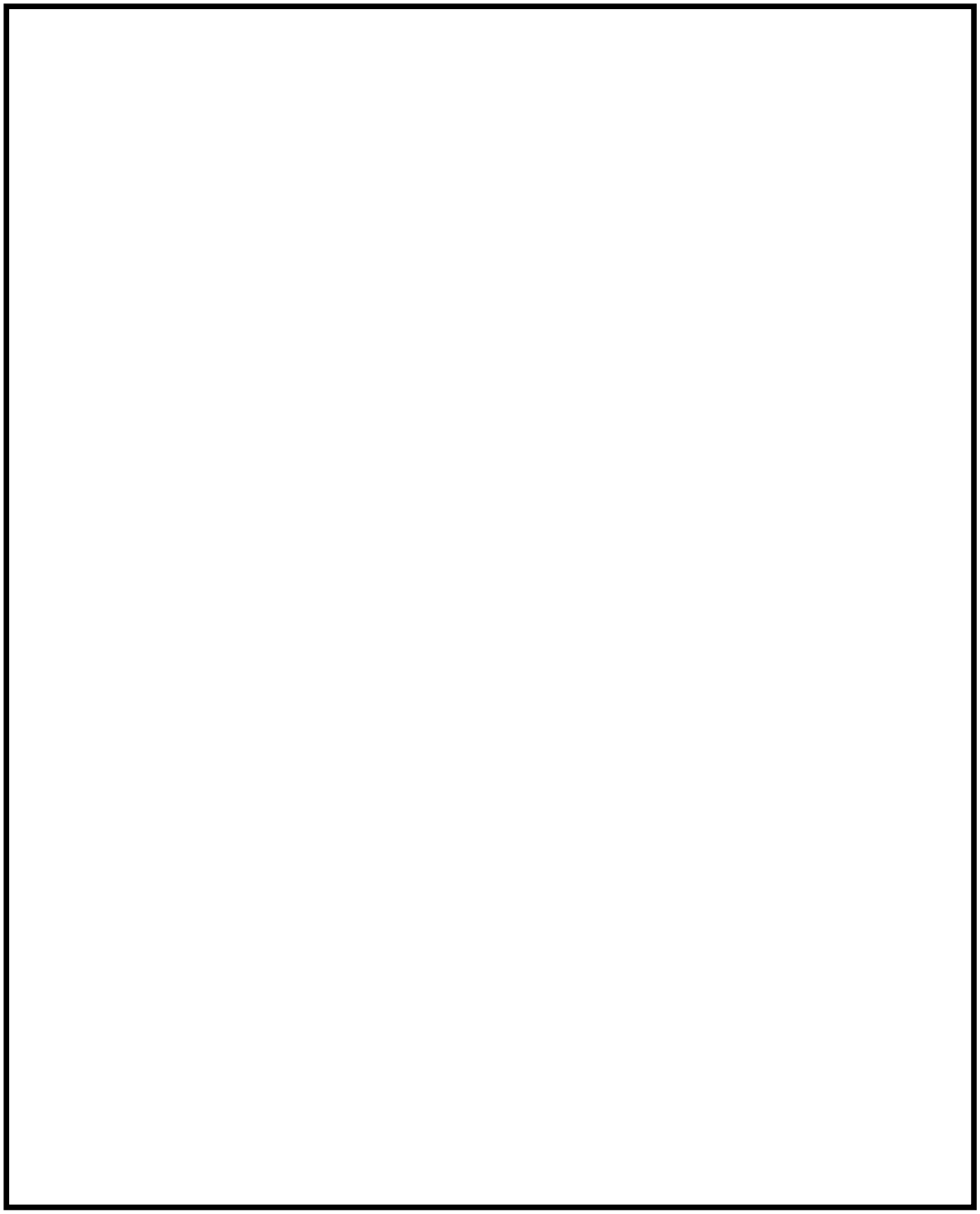
ただし，小部屋に漏えいした水素ガスを早期検知及び滞留状況を把握することは，水素爆発による原子炉建屋の損傷を防止するために有益な情報になることから，表(添付 13-2)及び表(添付 13-3)に示す小部屋に漏えいした水素ガスを計測するため水素濃度計を設置し，事故時の監視性能を向上させる。設置箇所を図(添付 13-6～11)に示す。これにより，格納容器内にて発生した水素ガスが漏えいするポテンシャルのある箇所での水素濃度と，水素ガスが最終的に滞留する原子炉建屋オペレーティングフロアでの水素濃度の両方を監視できることとなり，原子炉建屋全体での水素影響を把握することが可能となる。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



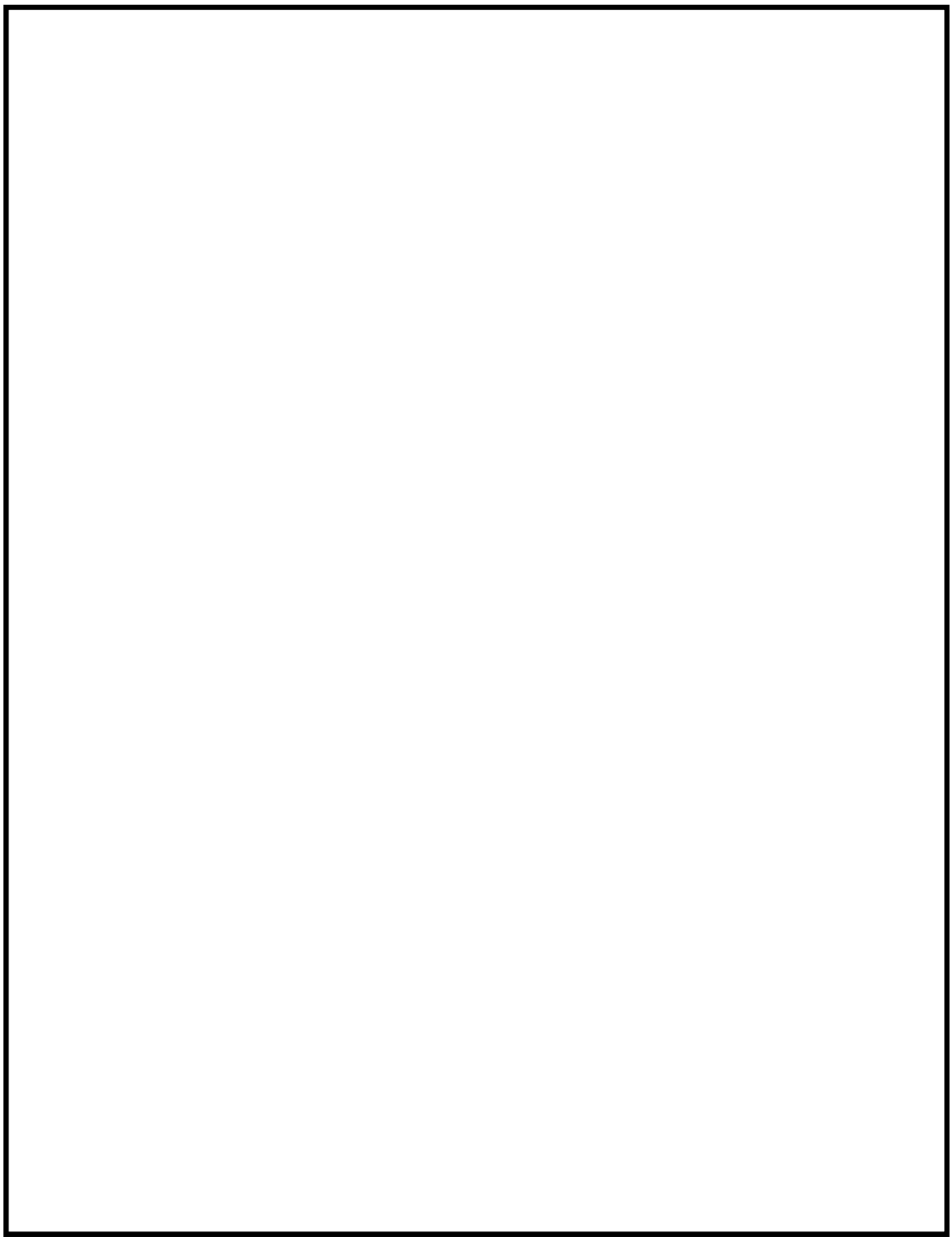
図(添付 13-6)　機器配置図 (6 号炉)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



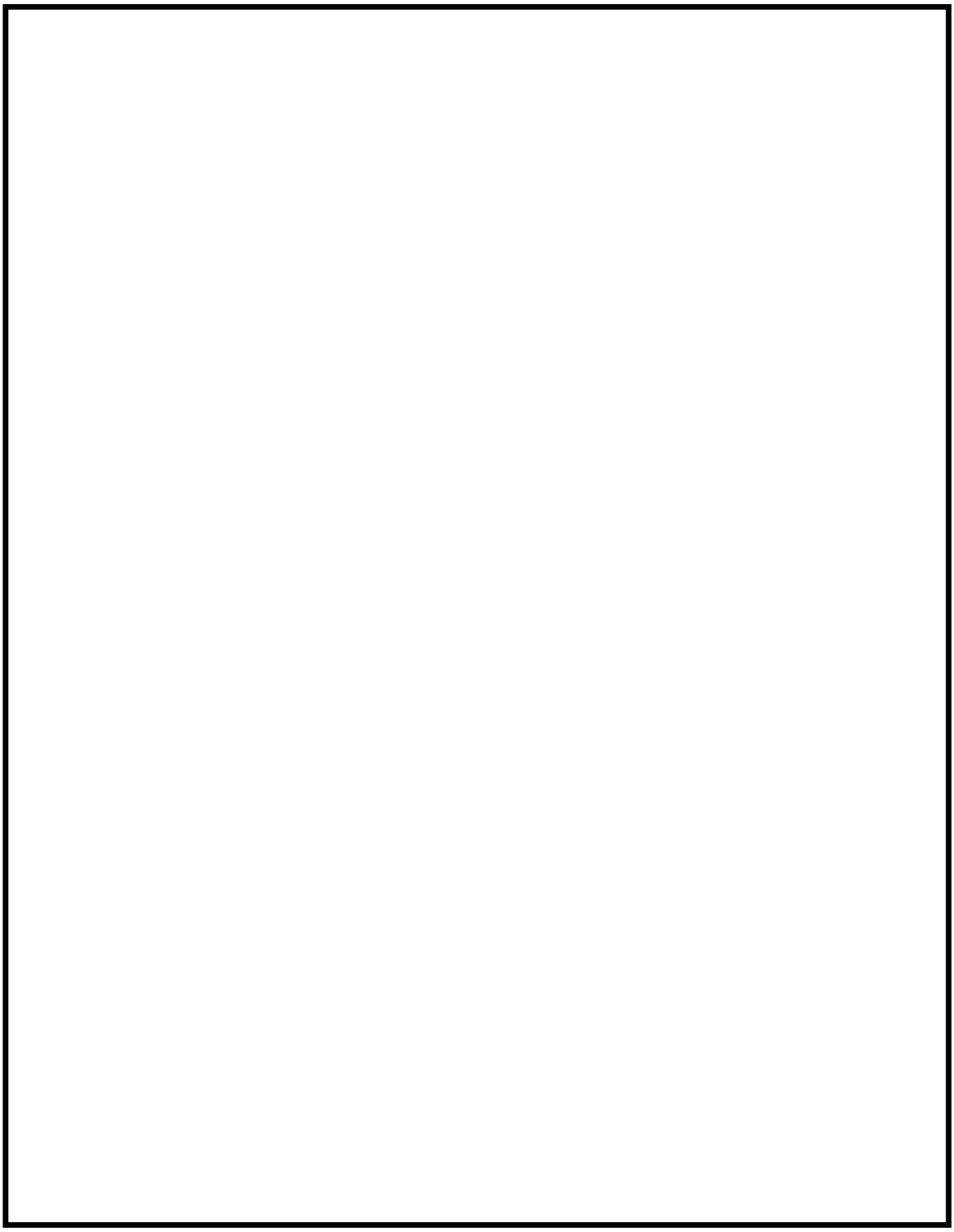
図(添付 13-7)　機器配置図 (6 号炉)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



図(添付 13-8)　機器配置図 (6 号炉)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

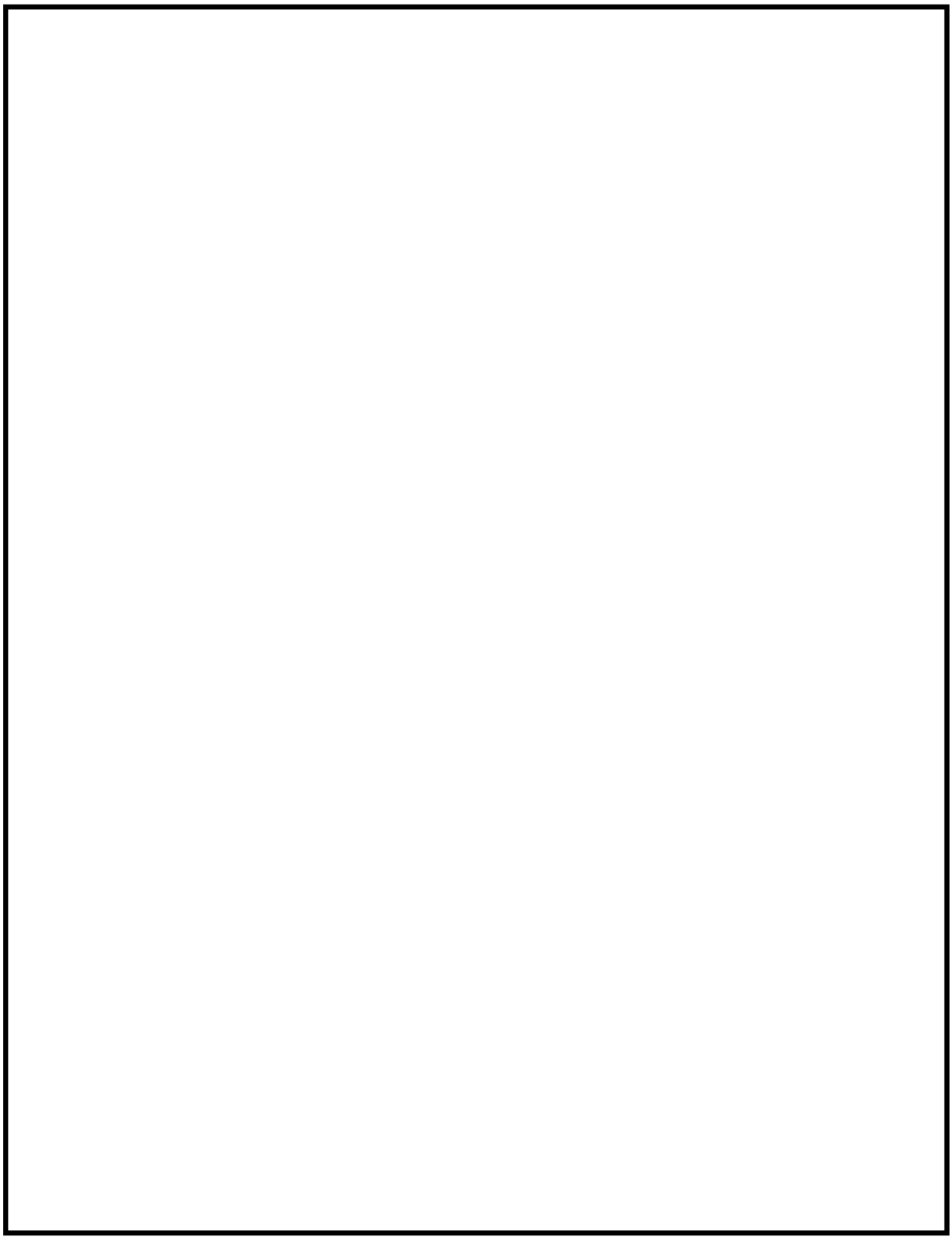


図(添付 13-9)　機器配置図 (7 号炉)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

図(添付 13-10)　機器配置図 (7 号炉)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



図(添付 13-11)　機器配置図 (7 号炉)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

添付 14

SNL 試験，THAI 試験の試験データ適用性について

本章では，SNL 試験及び THAI 試験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。SNL 試験及び THAI 試験は表（添付 14-1）に示す項目に対して試験データを用いている。以下に，それぞれの項目についての試験適用性を示す。

表（添付 14-1）　SNL 試験及び THAI 試験を説明に使用した項目について

No	説明項目	使用した試験データ	
		SNL 試験	THAI 試験
(1)	性能評価式の妥当性	○	―
(2)	水蒸気濃度の PAR 性能への影響	○	―
(3)	水素再結合反応開始の遅れの影響	―	○

(1) 性能評価式の妥当性

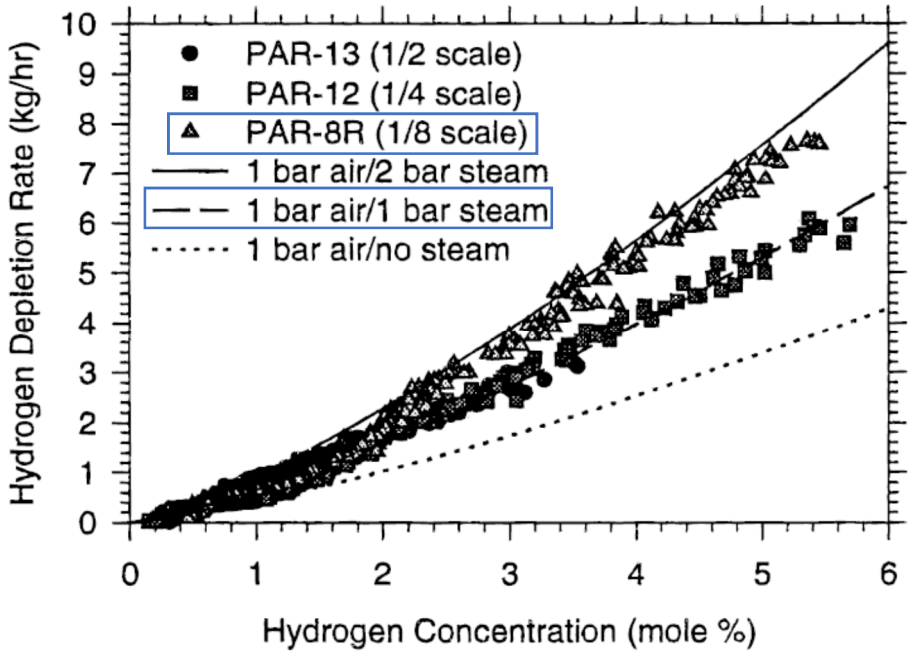
PAR 性能評価式の妥当性を示すために，SNL 試験で報告された試験データ，性能評価式の比較を参照して，性能評価式よりも試験データが上回ることから，性能評価式が妥当であることを示している。SNL 試験で用いた PAR と柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉に設置する PAR の代表的なスペックの比較を表（添付 14-2）に示す。

表（添付 14-2）　実機と SNL 試験の PAR 比較について

項目	柏崎刈羽 6 号炉及び 7 号炉	SNL 試験
PAR 外形		
PAR 製造社	NIS 社	NIS 社
カートリッジ枚数	11 枚	11 枚 (88 枚タイプの 1/8 スケール)
入口サイズ		
チムニー高さ	チムニーなし	500mm 型チムニーあり

表（添付 14-2）に示す通り，柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉に設置する PAR と SNL 試験に用いた PAR のスペックとしては，いずれも NIS 社製で PAR 枚数も 11 枚タイプで同じであり，入口サイズも多少異なるものの同程度のサイズである。大きく異なる箇所としてはチムニー有無であり，柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉に設置する PAR はチムニー無しのタイプであるのに対し，SNL 試験で用いた PAR は 500mm 型のチムニーがあるタイプである。チムニーは，煙突効果で PAR 内の上昇気流を高め，水素処理能力を向上させることができ，製造メーカの試験プログラムの中で 500mm 型のチムニーを取り付けた場合は，チムニー無しの場合と比較して 1.15 倍程度の水素処理能力になることが示されている。よって，SNL 試験の試験結果は 500mm 型チムニーの影響を踏まえたものとなるが，チムニーによる性能向上を見込まない場合は本試験結果を 1/1.15 倍することでチムニー無しの柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉に設置する PAR に適用可能な試験データになる。

なお，SNL 試験結果を図（添付 14-1）に示す。当社は PAR-11 を使用していることから試験条件「PAR-8R(1/8 scale)」を参照する。試験結果はスケール毎に正規化した水素処理速度データを示している（1/8 スケールの PAR は 8 倍)。また，性能評価式により得られた結果が図中にあるが，試験条件は「1bar 空気，1bar 蒸気」であることから，「1bar air/1bar steam」を参照する。この試験結果についてチムニー影響を踏まえて 1/1.15 倍したとしても，性能評価式は妥当であると判断できる。よって SNL 試験で示す性能評価式の妥当性については，当社が設置する PAR に対しても適用可能である。



図（添付 14-1）　SNL で行われた試験結果（高水素濃度）

(2) 水蒸気濃度の PAR 性能への影響

PAR の起動における水蒸気の影響を確認するために SNL 試験データを用いている。PAR は水蒸気により触媒機能が低下することを防止するために，触媒粒に疎水コーティングを施しており，水蒸気の影響を基本的に受けない。仮に触媒粒が水蒸気により触媒機能に影響を与えたとしても，PAR は一度反応を開始すると発熱により触媒粒を覆った水膜を蒸発させ，触媒機能は回復することが判っている。このように，水蒸気濃度による PAR 性能影響は，触媒反応が開始するか否かが重要であり，反応が開始してしまえば各々の PAR 型式の性能を発揮する傾向になる。つまり，水蒸気濃度の影響を確認する試験では PAR 型式は重要にならない。よって，上述の通り SNL 試験は当社 PAR と異なり 500㎜型チムニーを有した構造であるが，チムニー有無で水蒸気濃度による PAR 性能影響は大きく関係しないことから，SNL 試験結果を適用しても問題ない。

(3) 水素再結合反応開始の遅れの影響

PAR 反応開始の遅れの影響を確認するために，PAR の水素処理量・温度等を時刻歴で取得している THAI 試験のデータを用いている(図（添付 14-2）参照)。THAI 試験に用いた PAR と当社に設置する PAR の比較を表（添付 14-2）に示しているが，いずれも NIS 社製で PAR 枚数も 11 枚タイプで同じであり，入口サイズも多少異なるものの同程度のサイズである。大きく異なる箇所としてはチムニー有無であり，当社設置の PAR はチムニーが無いタイプであるのに対し，THAI 試験に用いた PAR は 1000㎜型チムニーを有するタイプを用いている。

ただし，ここで確認したい事項は，水素ガス流入に対して PAR の反応開始時間・定格容量に到達するまでの時間にどれだけ遅れがあるかを確認することが目的である。チムニーは，触媒反応開始による発熱で PAR 内の上昇気流を増強させて水素処理能力を向上させるものであり，触媒反応が開始される初期についてはチムニーの効果はない。つまり，PAR の反応開始初期の発熱による温度変化，定格の水素処理能力を発揮するまでの時間を確認する際は，水素処理容量を向上させるために取付けているチムニーの有無は大きく関係しない。よって，水素再結合反応開始の遅れの影響を確認するために THAI 試験を適用することに問題はない。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

表（添付 14-2）　実機と THAI 試験の PAR 比較について

項目	柏崎刈羽 6 号炉及び 7 号炉	THAI 試験
PAR 外形		
PAR 製造社	NIS 社	NIS 社
カートリッジ枚数	11 枚	11 枚
入口サイズ		
チムニー高さ	チムニーなし	1000mm 型チムニーあり

図（添付 14-2）　THAI HR-14: Recombiner temperatures

2.3　水素濃度監視設備について

2.3.1 水素濃度監視設備の設計方針について

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋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原子炉建屋水素濃度を設置する。

(1) 設計方針

原子炉建屋水素濃度は炉心の著しい損傷が発生した場合が発生し，ジルコニウムー水反応等で短期的に発生する水素ガス及び水の放射線分解等で長期的に緩やかに発生し続ける水素ガスが格納容器から原子炉建屋へ漏えいした場合に，原子炉建屋において，水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定を行い，中央制御室において連続監視できる設計とする。また，原子炉建屋水素濃度は電源が喪失した場合においても代替電源設備からの給電が可能な設計とする。

(2) 設備概要

ａ．機器仕様

検出器：熱伝導度方式
計測範囲：水素濃度0～20vol%
個数：7

ｂ．配置場所

図(添付 13-6)～図(添付 13-11)，図 2-52，図 2-53 の通り

なお，添付 13 にて記載した小部屋（図(添付 13-6)～図(添付 13-11)）に漏えいした水素ガスを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に有益な情報になることから，小部屋に漏えいした水素ガスを計測するため水素濃度計を設置し，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ガスが漏えいするポテンシャルのある箇所での水素濃度と，水素ガスが最終的に滞留する原子炉建屋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，原子炉建屋全体での水素影響を把握することが可能となる。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

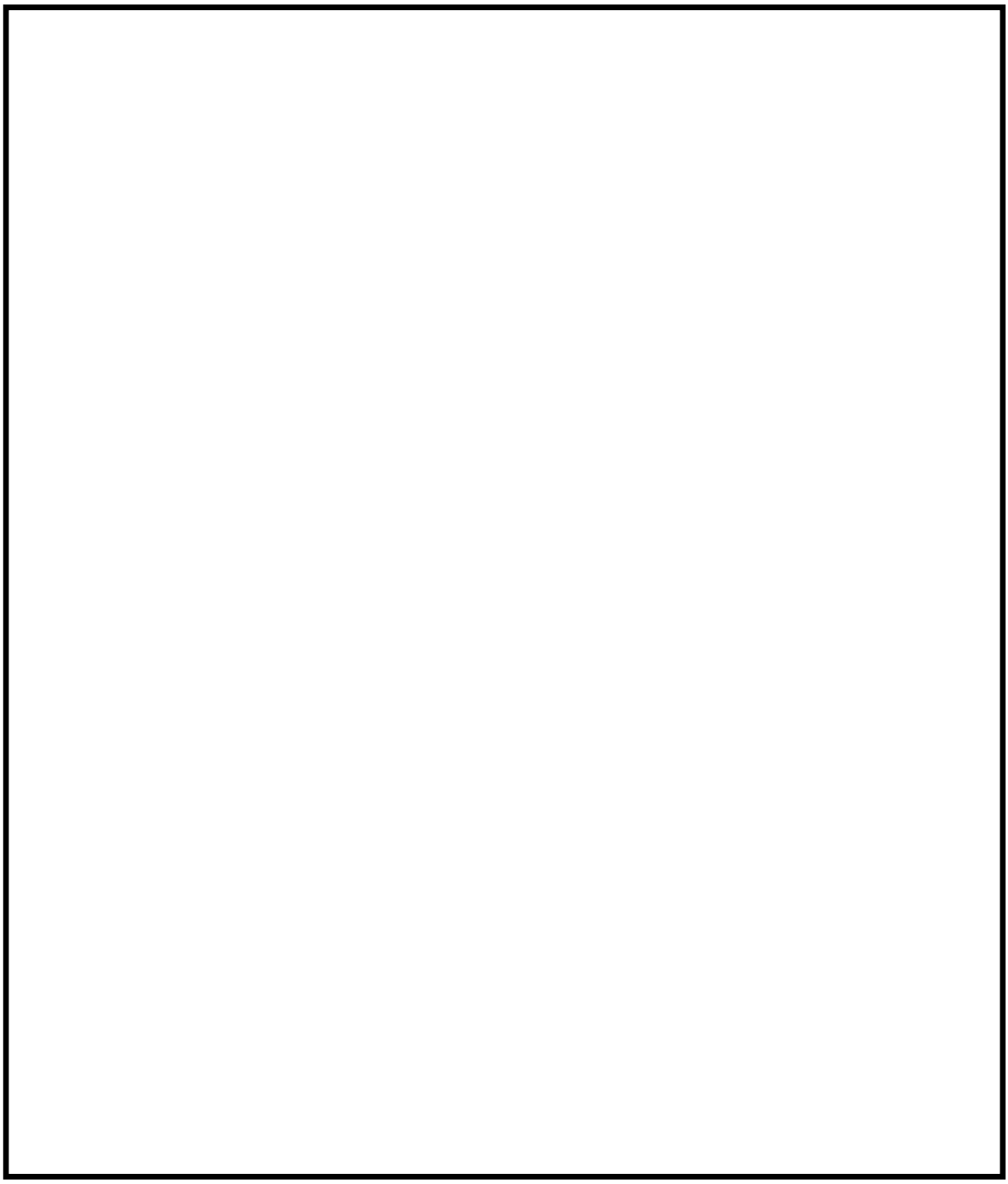


図 2-52　機器配置図（6 号炉）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

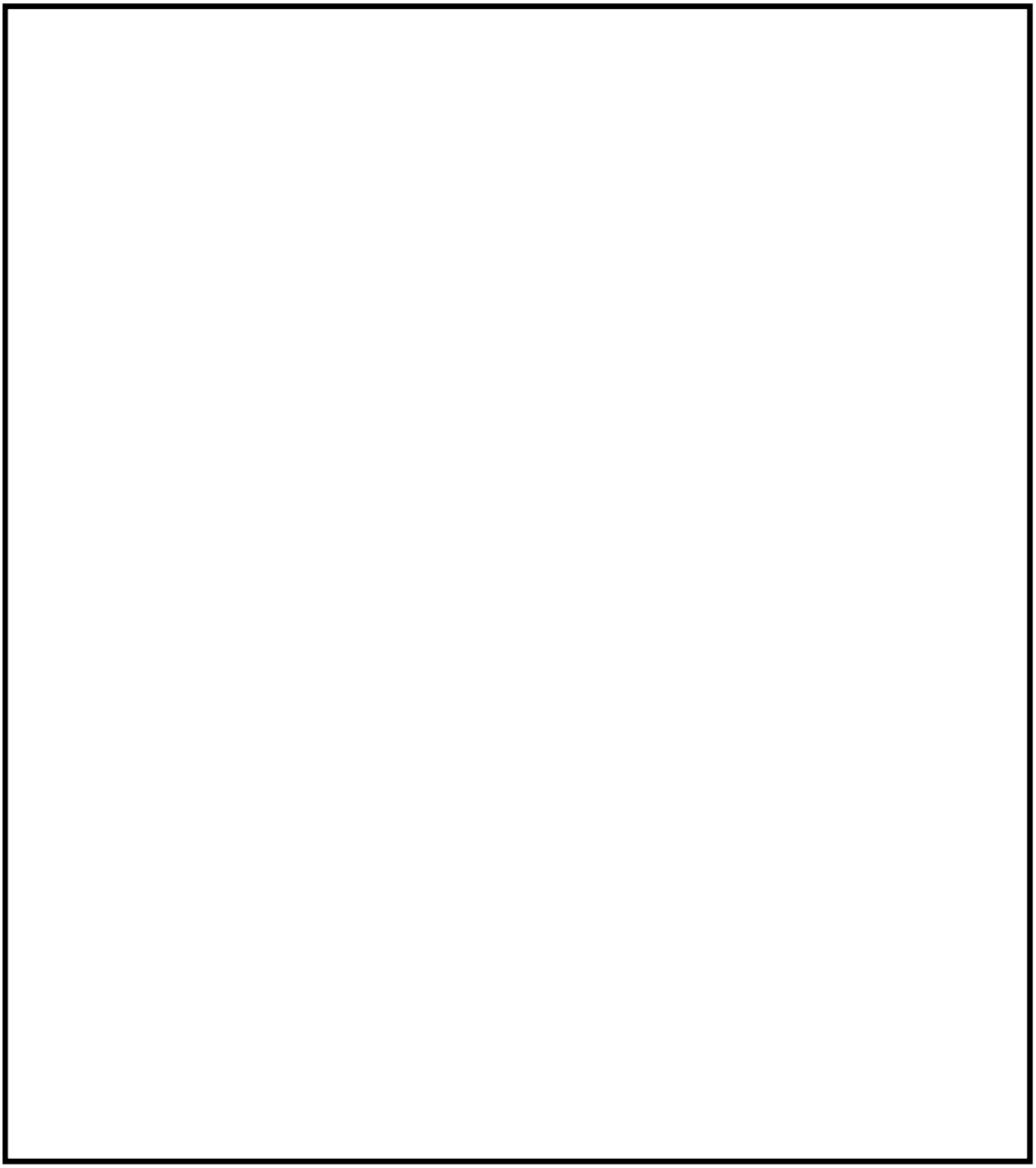


図 2-53　機器配置図（7 号炉）

ｃ．システム構成

原子炉建屋水素濃度は，熱伝導度方式水素濃度検出器を用いて電気信号として検出する。検出された電気信号は，演算器にて水素濃度信号に変換することで，中央制御室及び緊急時対策所に指示及び記録される。原子炉建屋水素濃度のシステム構成を図2-54，55に示す。

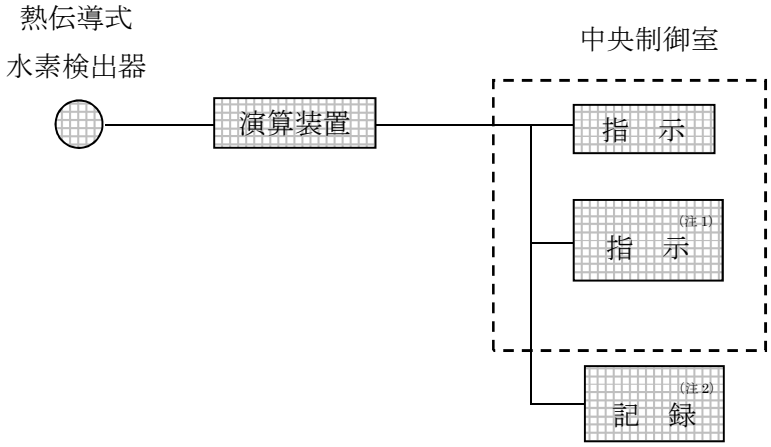


図 2-54　原子炉建屋水素濃度の概略構成図

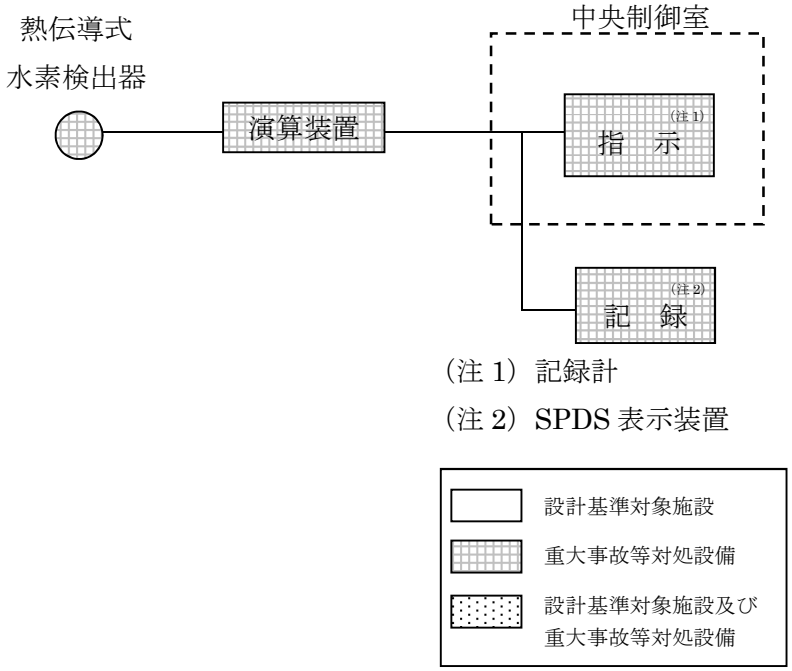


図 2-55　原子炉建屋水素濃度の概略構成図

(3)代替電源の確保

原子炉建屋内の水素濃度を測定するために必要な計器の電源は，代替電源設備から供給可能な設計としている（図2-56，57参照）。

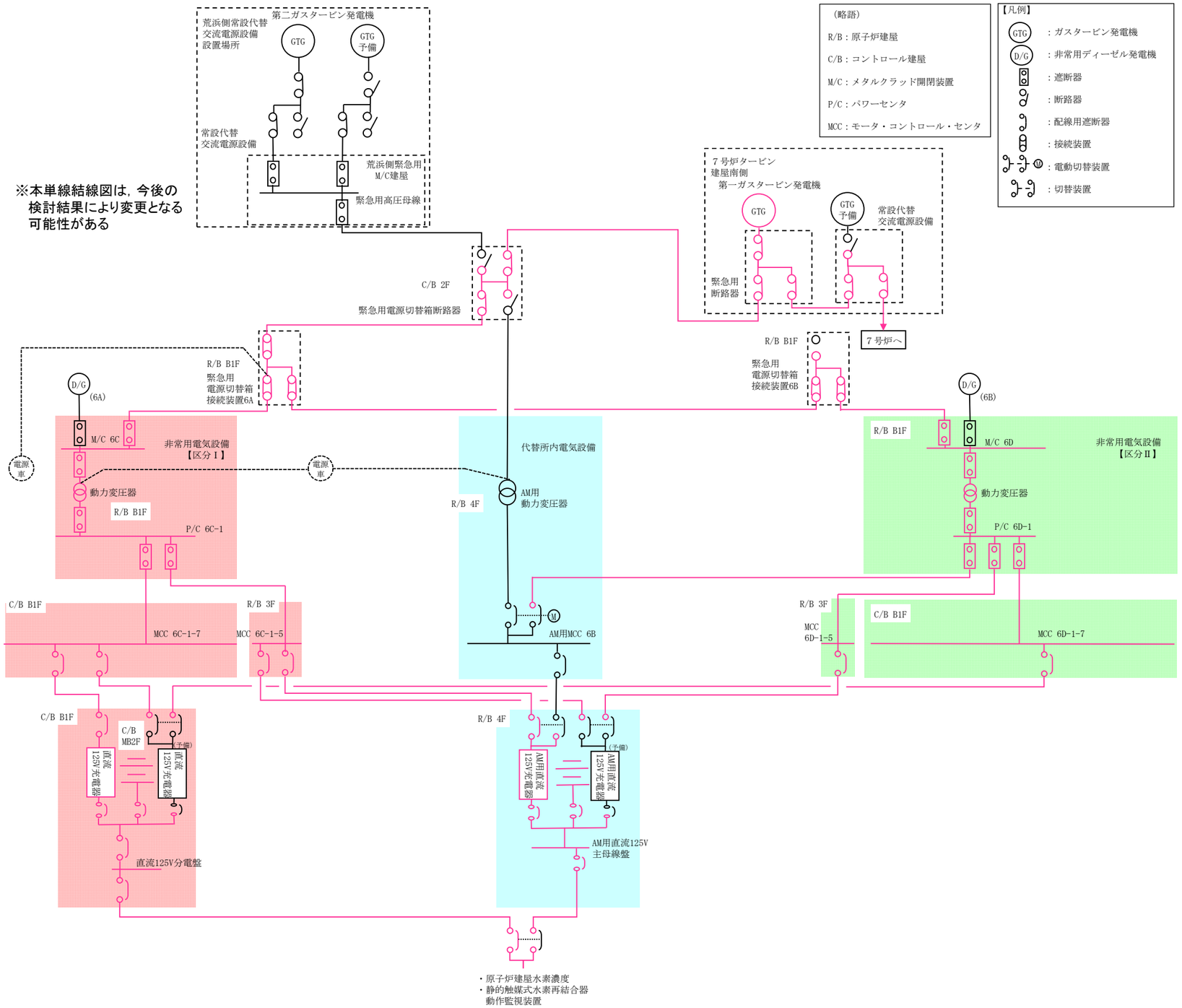


図 2-56　単線結線図（6 号炉）

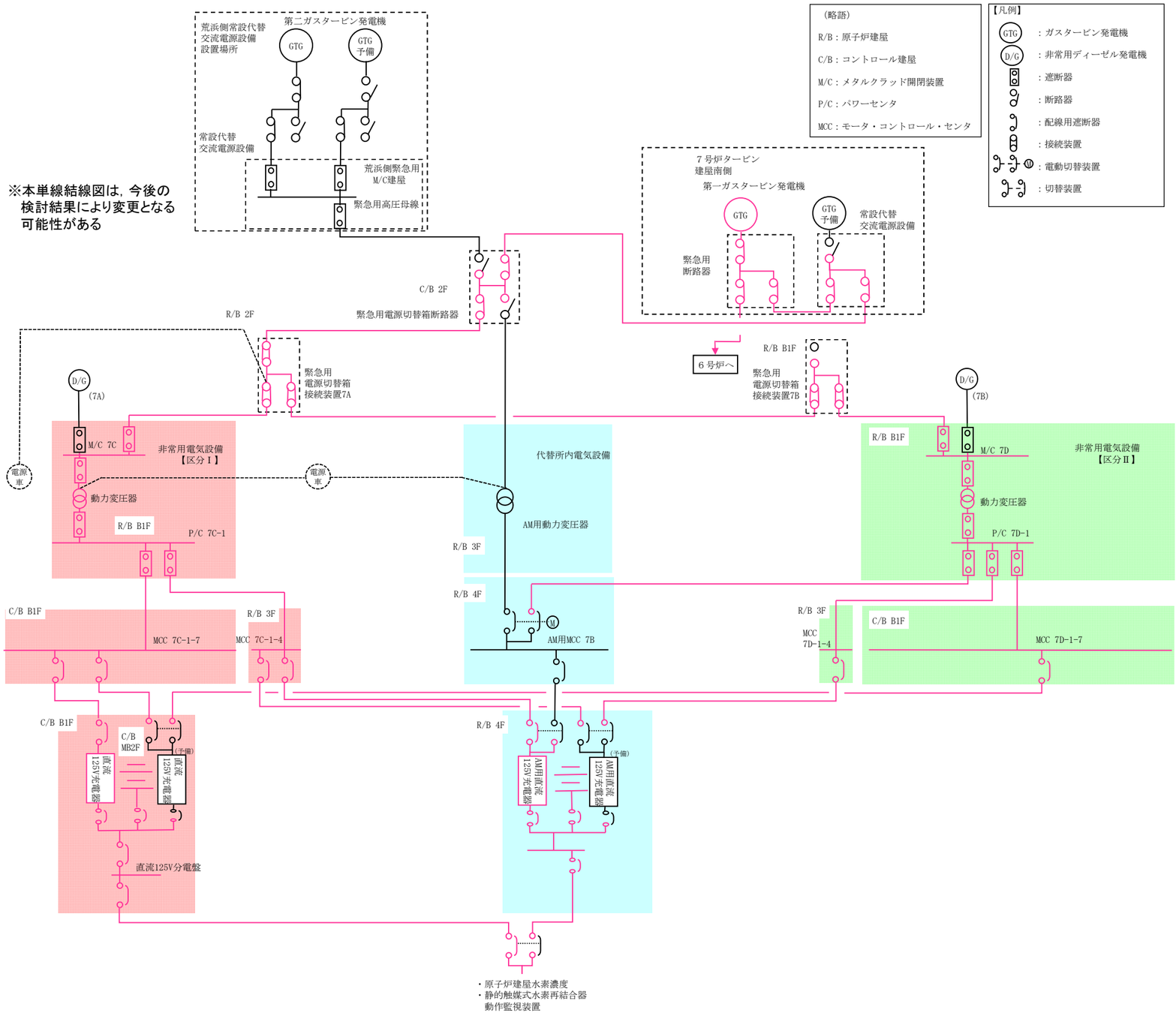


図 2-57　単線結線図（7 号炉）

添付 15

原子炉建屋水素濃度の適用性について

原子炉建屋水素濃度は，炉心の著しい損傷が発生した場合に，原子炉建屋内に発生する水素ガスを監視する目的で，水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる設計としている。

(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ガスが原子炉建屋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，0～20vol%を計測可能な範囲とする。

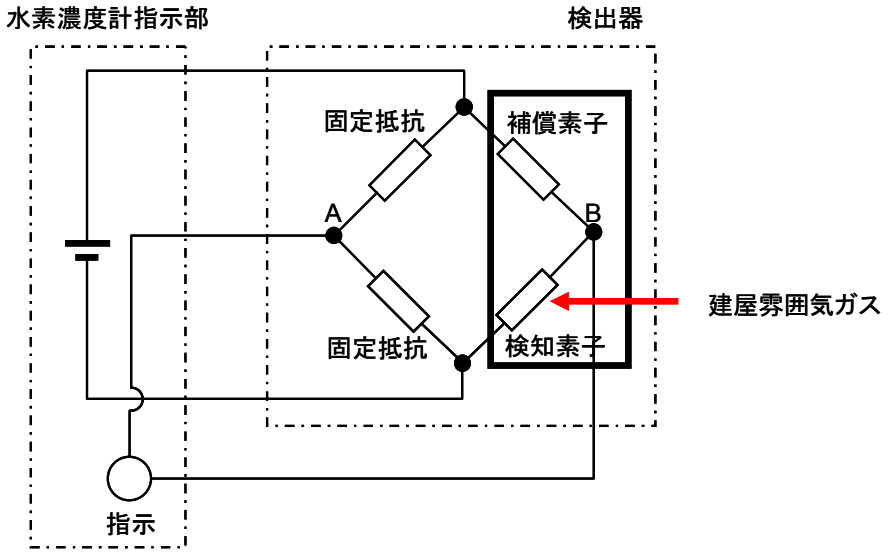
(2)水素濃度計の測定原理

原子炉建屋内の水素濃度を測定するために用いる水素濃度計は，熱伝導式のものを用いる。

熱伝導式の水素検出器は，図(添付 15-1)に示すとおり，白金線のフィラメントで構成された検知素子と補償素子，及び２つの固定抵抗でブリッジ回路が構成されている。検知素子の部分に，原子炉建屋内雰囲気ガスが触れるようになっており，補償素子側は基準となる標準空気が密閉されており測定対象ガスは直接接触しない構造になっている。(補償素子の標準空気容器の外側には測定ガスが同様に流れ，温度補償は考慮された構造となっている。)

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，酸素ガス，窒素ガスなどの空気中のガスに対し，水素ガスの熱伝導率の差が大きいことを利用しているものである。水素ガスの熱伝導率は，約0.18 W/(m･K)at27℃である一方，酸素ガス，窒素ガスは，約0.02W/(m･K)at27℃と水素ガスより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，原子炉建屋水素濃度の計測範囲 0～20vol%において，計器仕様は最大±1vol%の誤差を生じる可能性があるが，この誤差があることを理解した上で，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を監視していくことができる。



図(添付 15-1)　水素濃度計検出回路の概要図

(3)水素濃度計の設置場所

炉心の著しい損傷が発生した場合が発生し,格納容器内に水素ガスが蓄積した状況では,格納容器のフランジ部等を通じて水素ガスが原子炉建屋内に漏えいする可能性がある。原子炉建屋内に漏えいした水素ガスは,比重の関係で原子炉建屋オペレーティングフロアまで上昇し,原子炉建屋オペレーティングフロアに滞留することが予想される（「2.2.1.1 (2)PAR の設置場所について」参照)。また，PAR は水素ガスを処理する際の熱でガス温度が上昇するため，PAR 装置で上昇気流が発生する。したがって，原子炉建屋オペレーティングフロアの水素ガスが自然対流を起こし拡散される（「2.2.1.2 (3)PAR の設置位置について」参照）。

以上を考慮して，水素濃度計の設置場所は，水素ガスが最も蓄積されると想定される原子炉建屋オペレーティングフロアの天井付近に位置的分散して配置している。

なお，添付13にて記載した小部屋に漏えいした水素ガスを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に有益な情報になることから，小部屋に漏えいした水素ガスを計測するため水素濃度計を設置し，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ガスが漏えいするポテンシャルのある箇所での水素濃度と，水素ガスが最終的に滞留する原子炉建屋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，原子炉建屋全体での水素影響を把握することが可能となる。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

(4)水素濃度計の耐環境性について

水素濃度計の設置場所（原子炉建屋4階）について，重大事故等時の環境下で最も設置雰囲気の環境が厳しいと想定される有効性評価の「格納容器過圧・過温シナリオ」で評価した事故時想定環境（想定環境は，2.2.2.3　解析結果　ケース1，2，4を包絡する条件で設定）は表(添付15-1)の通りであり，上記の環境条件においても健全性が確保できていることを確認している。

表(添付15-1)　事故時想定環境条件と試験条件

事故時想定環境		試験条件
温度	77℃＊	□℃
相対湿度	100%RH＊	□%RH
積算放射線量	480Gy＊	□Gy

＊評価値はドラフトであり，詳細評価により今後見直す可能性あり

2.4　格納容器頂部注水系（自主対策設備）について

格納容器頂部注水系は，重大事故等時において，格納容器頂部を冷却することで格納容器外への水素漏えいを抑制し，原子炉建屋の水素爆発を防止する機能を有するものであり，自主対策設備として設置する。格納容器頂部は図 2-58 に示すように，原子炉ウェルに水を注水することで，原子炉格納容器トップヘッドフランジを外側から冷却することができる。原子炉格納容器トップヘッドフランジは事故時の過温・過圧状態に伴うフランジ開口で，シール材が追従できない程の劣化があると，閉じ込め機能を喪失する。このシール材は，以前はシリコンゴムを採用していたが，格納容器閉じ込め機能の強化のために耐熱性，耐蒸気性，耐放射線性に優れた改良 EPDM 製シール材に変更し閉じ込め機能強化を図っている。改良 EPDM 製シール材は 200℃蒸気が 7 日間継続しても閉じ込め機能が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，熱劣化要因が低下し，閉じ込め機能もより健全となり，原子炉建屋への水素漏えいを抑制できる。

このことから，設置許可基準規則第 53 条（原子炉建屋水素爆発防止）に対する自主対策設備として，重大事故等時に原子炉ウェルに注水し，格納容器外側から格納容器頂部を冷却し水素漏えいを抑制することを目的として，原子炉格納容器頂部注水系を設置する。

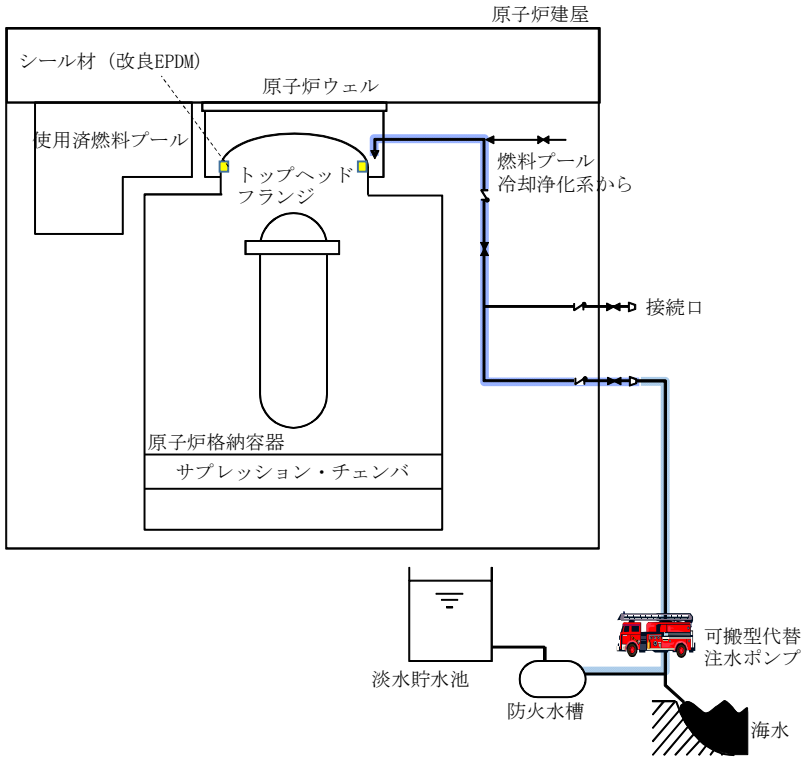


図 2-58　格納容器頂部注水系の概要図

2.4.1 格納容器頂部注水系の設計方針について

格納容器頂部注水系は，原子炉ウェルに水を注水し，原子炉格納容器トップヘッドフランジシール材を格納容器外部から冷却することを目的とした系統である。格納容器頂部注水系は，可搬型代替注水ポンプ，接続口等で構成しており，重大事故等時において，代替淡水源の水又は海水を原子炉ウェルに注水し格納容器頂部を冷却することで，格納容器頂部からの水素漏えいを抑制する設計とする。したがって，事故時に速やかに原子炉格納容器トップヘッドフランジシール材を冠水させるように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冠水分と余裕分も見込み約 70m^3 以上とする。これを注水開始から約 1 時間 30 分で達成できることを設計方針としており，格納容器頂部注水の系統流量は 50m^3/h 以上とする。これを達成するために，格納容器頂部注水系のポンプは可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を採用する。また，可搬型代替注水ポンプを接続する接続口は，位置的分散して複数設置する。格納容器頂部注水系の主要仕様を表 2-19 に示す。

表 2-19　格納容器頂部注水系主要仕様

可搬型代替注水ポンプ	
台　数	1
容　量	120m^3/h/台以上 （吐出圧力 0.85MPa において） 84m^3/h/台以上 （吐出圧力 1.4MPa において）

2.4.2 格納容器頂部注水系の効果について

重大事故等時における格納容器過温・過圧事象において，原子炉格納容器トップヘッドフランジの閉じ込め機能を強化するために格納容器限界温度（200℃）が 7 日間継続したとしても健全性が確認できる改良ＥＰＤＭ製シール材を取り付ける。よって，原子炉格納容器トップヘッドフランジからの水素ガス漏えいポテンシャルは低減しているが，格納容器頂部注水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，水素ガスの漏えいをさらに抑制することが可能である。よって，格納容器頂部注水系は，原子炉建屋の水素爆発防止対策の１つとして効果的である。

2.4.3 格納容器頂部注水による格納容器への影響について

格納容器頂部注水系は，原子炉格納容器温度が 200℃のような過温状態で常温の水を原子炉ウェルに注水することから，原子炉格納容器トップヘッドフランジ部を急冷することにより格納容器閉じ込め機能に影響が無いかについて評価を行った。

(評価方法)

格納容器過温時に原子炉ウェルに注水することで，低温の水が原子炉格納容器トップヘッドフランジに与える熱的影響を評価する。格納容器への影響としては鋼材部の熱影響が考えられるため，影響する可能性がある部位としては原子炉格納容器トップヘッドフランジ及び原子炉格納容器トップヘッド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り温度影響を受けるため，評価対象として原子炉格納容器トップヘッドフランジボルトを選定し，原子炉格納容器トップヘッドフランジ締付ボルトの急冷による熱的影響を評価する。

(評価結果)

格納容器頂部注水による原子炉格納容器トップヘッドフランジ締付ボルト冷却時の発生応力について表 2-20 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，応力値は降伏応力を下回っておりボルトが破損することはない。

表 2-20 原子炉格納容器トップヘッドフランジ締付ボルトの熱収縮による応力評価結果

項目	記号	単位	値	備考
材料	-	-	SNCM439	原子炉格納容器トップヘッドフランジ締付ボルトの材料
ヤング率	E	MPa	204000	
熱膨張率	α	1/K	1.27E-05	
温度差	ΔT	K	180	水温 20℃とし，格納容器温度 200℃時の温度差
ひずみ	ε	-	2.29E-03	$\varepsilon = \alpha \cdot \Delta T$
応力	σ	MPa	466	$\sigma = E \cdot \alpha \cdot \Delta T$
設計降伏点	Sy	MPa	754	SNCM439(200℃)
設計引張応力	Su	MPa	865	SNCM439(200℃)

また、格納容器頂部注水は原子炉ウェルに注水し原子炉格納容器トップヘッドフランジ部を冷却するため、原子炉格納容器を除熱することによる原子炉格納容器負圧破損への影響が懸念される。この原子炉格納容器の負圧破損に対する影響について検討した結果、原子炉ウェルに注水し格納容器頂部を冷却することによる原子炉格納容器除熱効果は小さく、崩壊熱に対して十分低いことが確認できており、原子炉格納容器を負圧にするような悪影響はない。

（まとめ）

上記の結果から，格納容器頂部注水による急冷により格納容器閉じ込め機能に悪影響を与えることはない。また，低炭素鋼の延性―脆性遷移温度は一般的に約-10℃以下であり，水温はこの温度領域以上であるので脆性の影響もないと考えられる。

2.4.4 格納容器頂部注水系の監視方法について

格納容器頂部注水系の使用時における監視は，可搬型代替注水ポンプ付属の流量計と，ドライウェル雰囲気温度（上部ドライウェル内雰囲気温度）により行う。可搬型代替注水ポンプで注水する際に流量計で累積注水流量を確認することで，原子炉ウェル内に注水した水量から原子炉ウェル水位を想定すると同時に，ドライウェル雰囲気温度（上部ドライウェル内雰囲気温度）の指示により原子炉格納容器トップヘッドフランジが冷却されていることを確認し，格納容器頂部注水系の効果を監視する。

2.5 参照文献

(a) 中部電力株式会社 2009 年 6 月 23 日プレスリリース参考資料「浜岡原子力発電所 4, 5 号機 気体廃棄物処理系における水素濃度の上昇に対する原因と対策について」

(b) Thomas K. Blanchat, Asimios C. Malliakos, “TESTING A PASSIVE AUTOCATALYTIC RECOMBINER IN SURTESY TEST”, Nuclear Technology Vol.129 March 2000

(c) Behrens U. et al., “EXPERIMENTAL INVESTIGATIONS OF THE BEHAVIOR OF THE NIS-DEVELOPED CATALYST MODEL MODULE UNDER VARIOUS SYSTEM CONDITIONS AND ARRANGEMENTS”, Battelle Institute, Volume Ⅰ and Ⅱ, March 1991

(d) “EFFECTS OF INHIBITORS AND POISONS ON THE PERFORMANCE OF PASSIVE AUTOCATALYTIC RECOMBINERS (PARs) FOR COMBUSTIBLE GAS CONTROL IN ALWRs”, the EPRI ALWR Program, May 1997

(e) T. Kanzleiter, “QUICK LOOK REPORT HYDROGEN RECOMBINER TESTS HR-14 TO HR-16 (TESTS USING A NIS PAR), AREVA, AECL AND NIS PAR COMPARISON”, OECD-NEA THAI Project, 150 1326-HR-QLR-4, Becker Technologies GmbH, Eschborn, Germany, October 2009

(f) S. Gupta, E. W. Schmidt-Naujok, “QUICK LOOK REPORT HYDROGEN RECOMBINER TESTS WITH NIS PAR (HR-40, HR-41, and HR-42)”, 70211-HR40-42-QLR, Becker Technologies GmbH, Eschborn, Germany, November 2013

(g) S. Gupta, E. Schmidt, G. Langer, “TECHNICAL REPORT PAR PERFORMANCE TESTS, TESTS WITH NIS PAR HR-40, HR-41, HR-42”, 1501420-TR-HR-40-42, Becker Technologies GmbH, Eschborn, Germany, July 2014

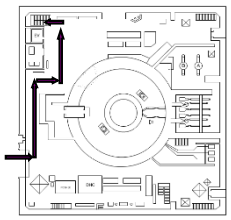
(h) 「沸騰水型原子力発電所　触媒式可燃性ガス濃度制御系について」株式会社 日立製作所 HLR-109 平成 18 年 12 月

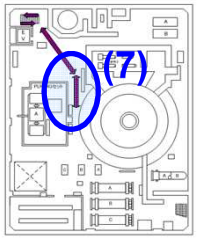
福島第一原子力発電所1号機現地調査状況

参考資料1

➡ 原子炉建屋入域ルート

【日時】2015年2月21日（土）
13時00分頃～14時00分頃
（4階：約30分）
【場所】1F1号機R/B


原子炉建屋１階

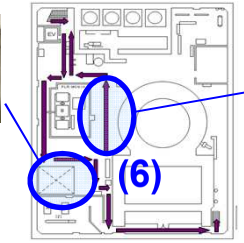


原子炉圧力計

IC戻り配管及び隔離弁

原子炉建屋２階

吹き抜け部



原子炉建屋３階

IC凝縮水配管

(5)北側ガレキ及び天井状況

(1) ほう酸水注入（SLC）系状況

- SLC周辺では一部空調ダクトに変形、脱落があったものの、主要機器に損傷は見受けられなかった

(2) 非常用復水器（IC）蒸気隔離弁

IC入口
隔離弁(A)

(2)IC蒸気管ベントライン

(4)IC本体周辺

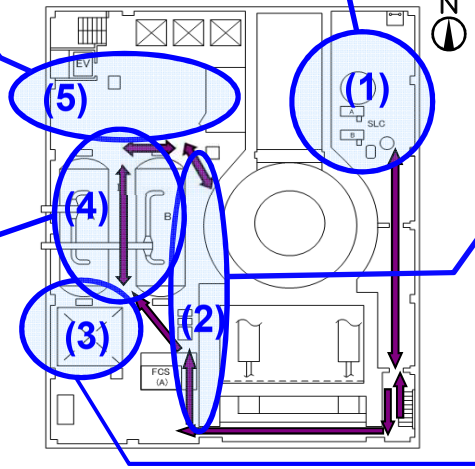
- 4階は南側の損傷が激しく北側は軽微であった
- 保温材などは損傷しているものの、機器自体に損傷は見受けられなかった

IC本体北側

IC本体中央部

IC本体南側

IC(A)水位計　IC(B)水位計



原子炉建屋4階

(3)機器ハッチ周辺

参考1-1

東京電力 TEPCO
無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

参考資料 2

PAR による再結合反応の律速段階について

NIS製PARの水素処理は，設計上想定している入口水素濃度0～4vol%の範囲において，拡散律速となっており，その処理速度は水素及び酸素粒子の拡散速度がボトルネックとなり決まってくる。このことは図1に示すTHAI試験(HR-15，HR-40，HR-41，HR-42)の結果から確認できる。図1は入口水素濃度と水素処理速度の関係をあらわしているが，いずれの試験においても入口水素濃度0～4%の範囲で，入口水素濃度の上昇に伴い水素処理速度も上昇していることがわかる。これは水素濃度の上昇による水素粒子数の増加が直接的に水素処理速度の上昇につながっている結果であると考えられる。更に水素濃度を上昇させた場合，一般的には，ある一定のレベルで拡散律速から反応速度律速に遷移し，水素濃度を上昇させても処理速度は上昇しなくなるものと予想される。なお，HR-42の入口水素濃度6～9vol%付近において傾きが緩やかになっていることが確認されるが，これは反応速度律速遷移によるものではなく，酸素欠乏（酸素粒子数の減少）による影響であると考えられる。これを裏付けるものとして，その後，赤矢印で示す時点から酸素供給を開始しているが，それ以後，処理速度が再上昇していることが確認できる。

また，他の試験結果と比較し，HR-42のみ傾きが大きく異なっているが，これはHR-42のみカートリッジ11枚中の6枚を抜いた状態で試験が実施されていることによる。

表1　THAI試験の試験条件

試験番号	圧力	温度	水蒸気濃度	酸素濃度	水素注入速度

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

図1　Recombination rate for tests with NIS-PAR

図2　触媒温度と再結合効率の関係（参考）

次に，HR-40の実験データから触媒温度と再結合効率（[入口水素濃度-出口水素濃度]／入口水素濃度）の関係を参考としてプロットしたものを図2に示す。触媒温度の上昇に対し，再結合効率に特に上昇傾向は見られず，全範囲において反応速度律速段階ではないことが確認できる。

[参照文献]

・ S. Gupta, E. Schmidt, G. Langer, “TECHNICAL REPORT PAR PERFORMANCE TESTS, TESTS WITH NIS PAR HR-40, HR-41, HR-42”, 1501420-TR-HR-40-42, Becker Technologies GmbH, Eschborn, Germany, July 2014

ＧＯＴＨＩＣコードについて

１．はじめに

建屋水素対策の有効性を評価するための原子炉建屋内水素流動解析に「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。以下に「ＧＯＴＨＩＣ」コードを本評価に用いることの妥当性を示す。

２．本計算機コードの特徴

(1) 概要

本解析コードは，気相，液体連続相，及び液体分散相（液滴）の三相について，各々，質量，運動量，エネルギーの３保存式を解く，完全三流体（９保存式）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構成式モデルにより取り扱われ，これにより，凝縮・沸騰現象や，液滴による気体の引き込み等，複雑な混相流現象を模擬することができる。また，特殊モデルとして，ファンや水素結合器等の機器のモデルが組み込まれており，これらの機器固有の物理現象を模擬できる。

本解析コードは，このような基本構成により，原子炉建屋内の気液混相の熱流動を取り扱うことができる。

(2) 流体

前記のように，本解析コードは各種液体の流動，気体の流動及び相変化を取り扱うことができる。このうち気体については，蒸気を含む様々なガスが混合した多成分ガスの取り扱いが可能であり，水素ガス，窒素ガス，酸素ガス等ガスを考慮可能である。

(3) 伝熱

各流体相間の伝熱（エネルギー移動）は，(1)で記述したように構成式モデルで考慮される。それ以外の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，これらと流体間の伝熱及び構造体内部の熱伝導を考慮できる。

流体と熱構造体間の伝熱は，熱伝達モデルにより評価する。熱伝達モデルには，自然対流，強制対流熱伝達，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，水の沸騰や流体・構造物間の熱伝達を考慮可能である。

(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，複数ノード（サブノード分割）として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可能である。

このうち，分布定数系モデル（サブノードモデル）は，いわゆる直交系の構造格子モデルであり，３次元の流体挙動が計算される。分布定数系モデルにおいては，各サブノード

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

の体積や高さ等，また，サブノード間の流路面積や水力等価直径等の形状パラメータを設定することにより，当該部の３次元形状をモデル化することが可能である。更に，乱流モデル及び分子拡散モデルが組み込まれており，乱流拡散及び分子拡散による質量・運動量・エネルギーの移動を考慮可能である。また，壁面摩擦モデルや局所圧力損失モデルにより，壁面と流体との相互作用や，流路内の構造物を通過することによる運動量・エネルギーの損失を考慮可能である。更に，各相間の界面を通じた質量，運動量，エネルギーの移動が考慮されている。これらにより，各サブノードの質量・運動量・エネルギーの保存式を計算することにより，三次元熱流動を評価する。

集中定数系においては，各区画・各相について質量とエネルギーの保存式が計算される。一方，集中定数系の区画間の流れはフローパスモデルで模擬する。フローパスは，各相について１次元の運動量の保存式が計算され，壁面摩擦モデル，局所圧力損失モデル，各相間の界面を通じた運動量の移動等が考慮されている。また，区画と境界条件とを接続することにより，境界との流体の流入・流出が計算される。フローパスは１次元の流れであるが，場合によって，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。

形状モデルの例を図 2-1 に示す。

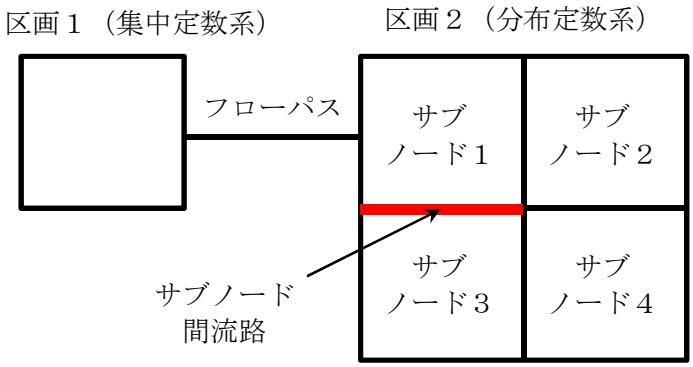


図 2-１　形状モデル例

(5) 境界条件

流量を指定する流出入境界や，圧力を指定する圧力境界，熱流束や温度境界条件等が設定可能である。

(6) 機器モデル

ファンや水素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ガスと酸素ガスの結合反応及び上記結合反応によって生じる反応発熱を制御できる。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

３．本計算機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ガス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) 三次元流動・濃度解析

原子炉建屋内では，格納容器等から漏えいしたガスが拡散し，また，雰囲気ガスと混合する。

建屋水素対策の有効性評価では，オペレーティングフロアに対して，多ノード分割できる分布定数系モデルを適用することで，水素ガスや水蒸気等ガスのノード間への拡散・混合を解析可能である。

ガス拡散・混合に関する代表的な総合効果試験として NUPEC 試験があり(図 3.1-1 参照)，表 3.1-1，図 3.1-2～4 に示す試験体系において，ガス放出の有無，放出ガス種類（水蒸気又は水素ガスの代替としてのヘリウム）や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，雰囲気温度やガス濃度分布が測定されている。ここでは，水蒸気と水素ガスの両方が放出され，かつスプレイを想定しない点で建屋水素対策の条件に近い Test M-4-3 を対象に，解析の試験データとの比較を行った。

Test M-4-3 試験条件は以下の通りである。

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　：図 3.1-3 参照
6. スプレイ　：なし

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

以上より，PCV リークによる水素ガスや水蒸気の放出を想定して，ガス拡散・混合を評価する原子炉建屋内水素流動解析に本コードを適用するのは妥当である。

表 3.1-1　NUPEC 試験体系の内部区画(出典：[1] Table3-2)

ノード番号	区画
1	炉内計装チェイス
2	CV サンプ　ポンプ室
3	一般部(下部) C
4	一般部(下部) D
5	一般部(下部) A
6	一般部(下部) B
7	SG 基礎部 C
8	SG 基礎部 D (Test M-4-3 ヘリウム,蒸気放出位置)
9	CV 冷却材　ドレンタンク
10	SG 基礎部 A
11	SG 基礎部 B
12	一般部(上部) C,D
13	一般部(上部) A,B
14	SG ループ室 C
15	SG ループ室 D
16	加圧器室(下部)
17	SG ループ室 A
18	SG ループ室 B
19	キャビティ
20	SG 煙突部 C
21	SG 煙突部 D
22	加圧器室(上部)
23	SG 煙突部 A
24	SG 煙突部 B
25	ドーム部

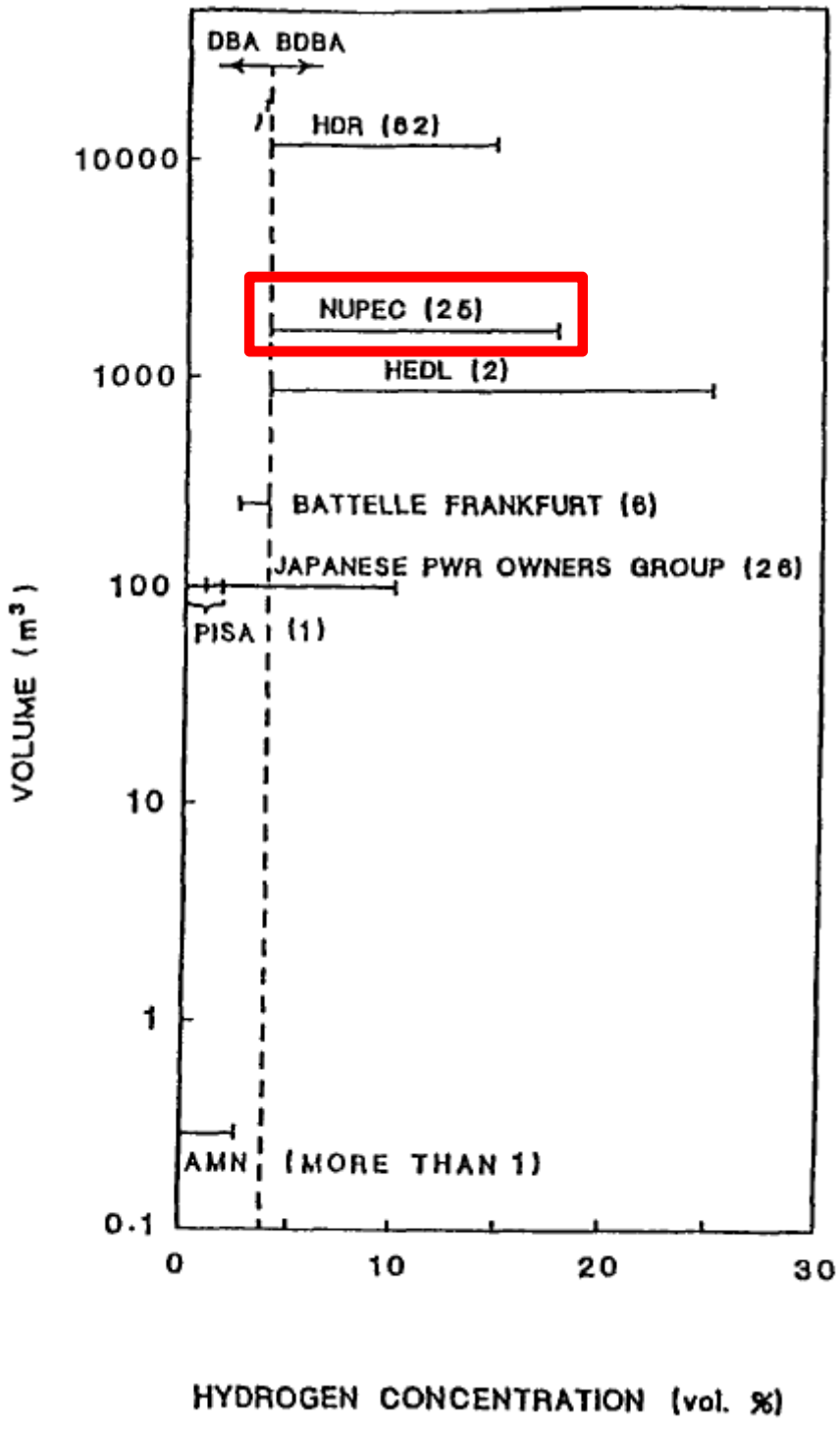


図 3.1-1　水素濃度の範囲と試験スケール(出典：[1] Fig.3-1)

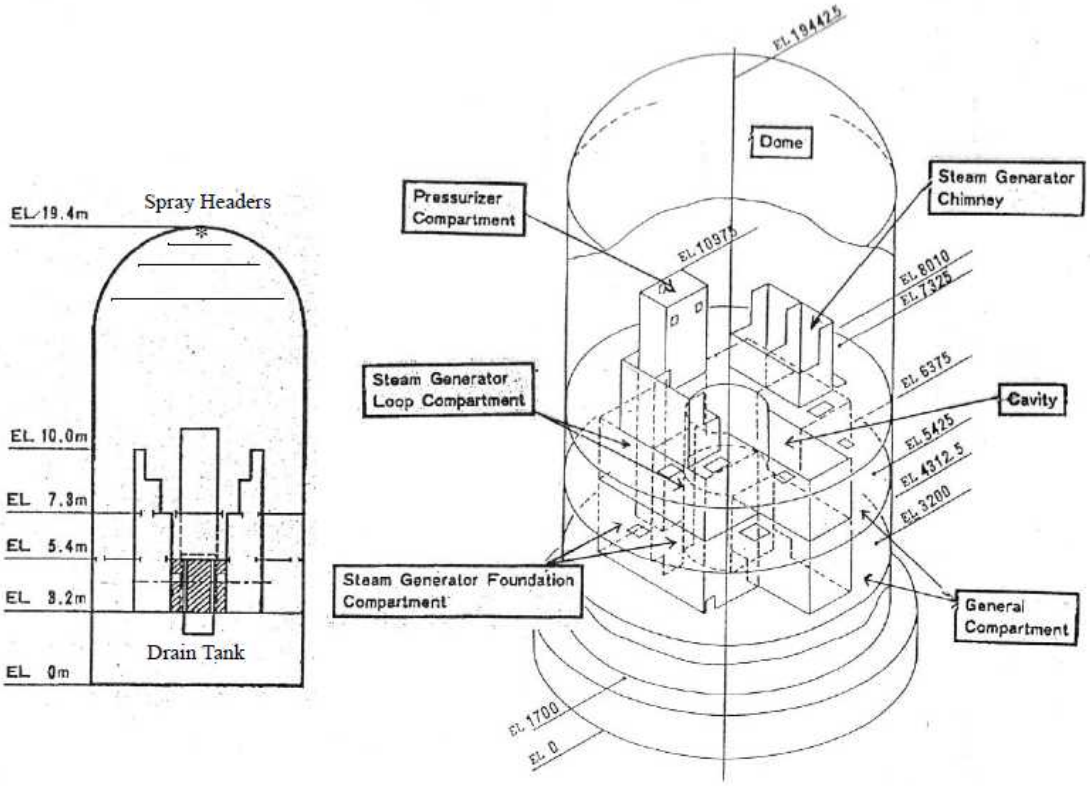


図 3.1-2　NUPEC 試験体系の概要(出典：[2] Fig.16-1)

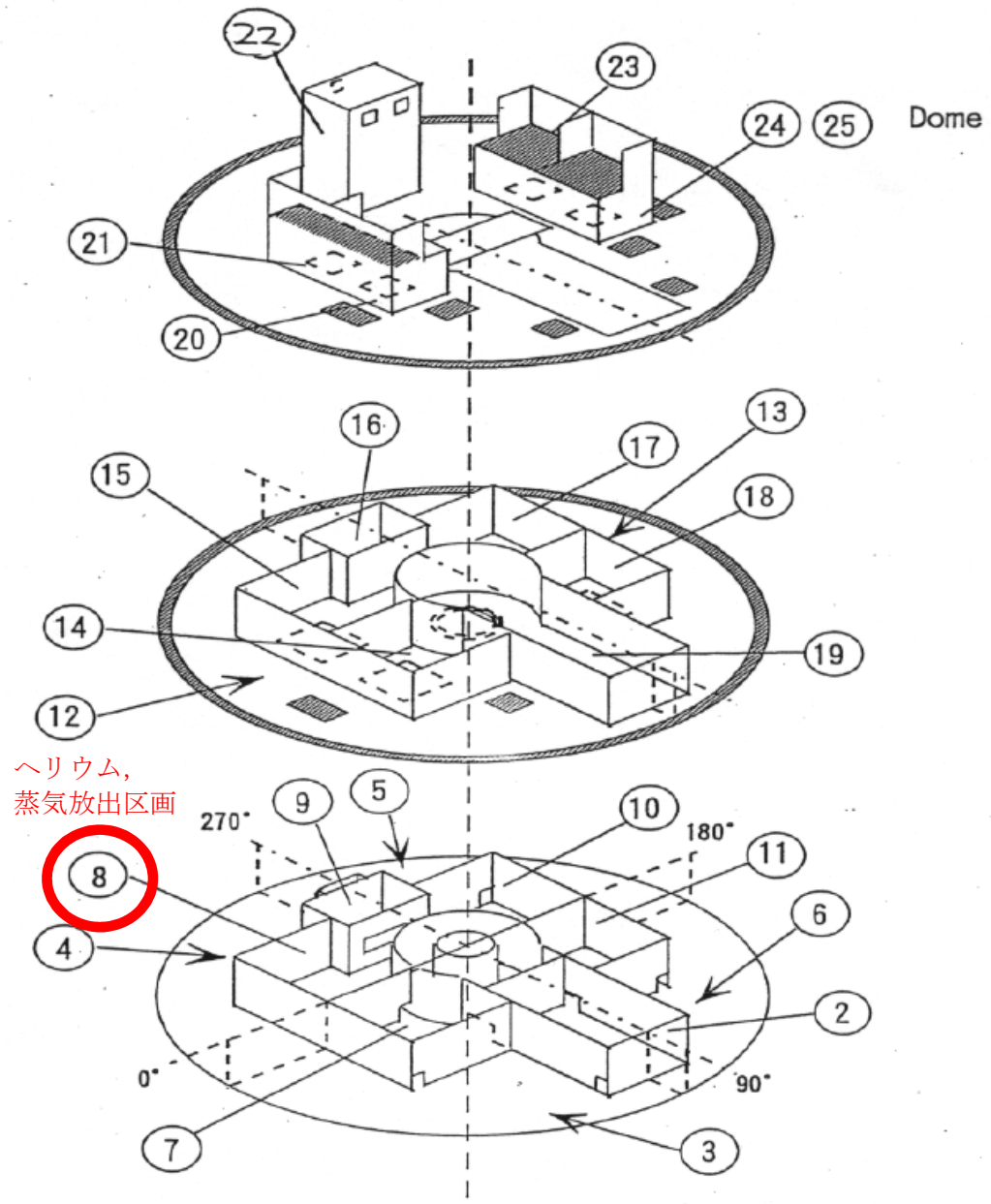


図 3.1-3　NUPEC 試験体系における区画と開口部(出典：[2] Fig.16-2)

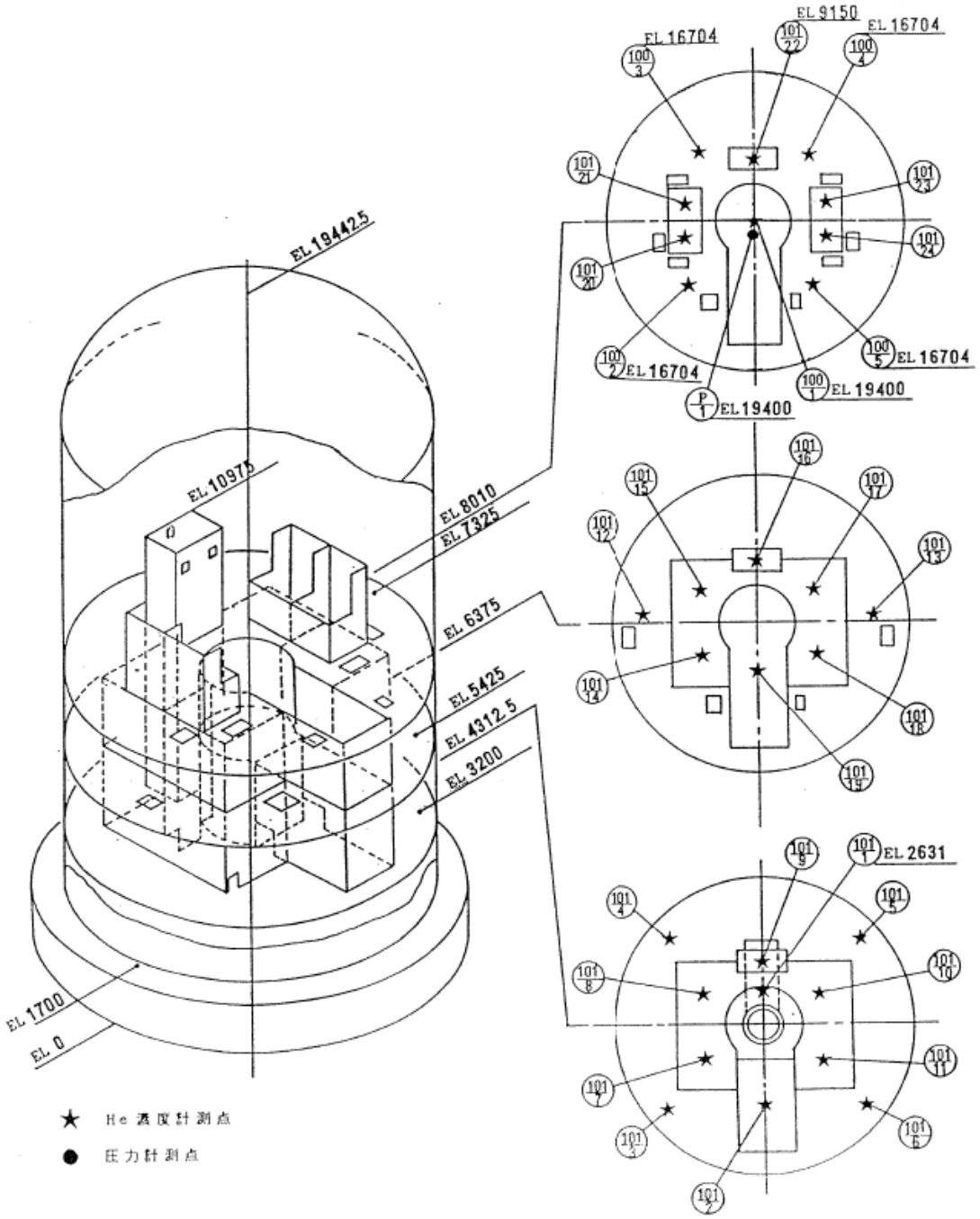


図 3.1-4　NUPEC 試験体系におけるヘリウム濃度及び圧力の計測点

（出典：[3] 図 3.1.4）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

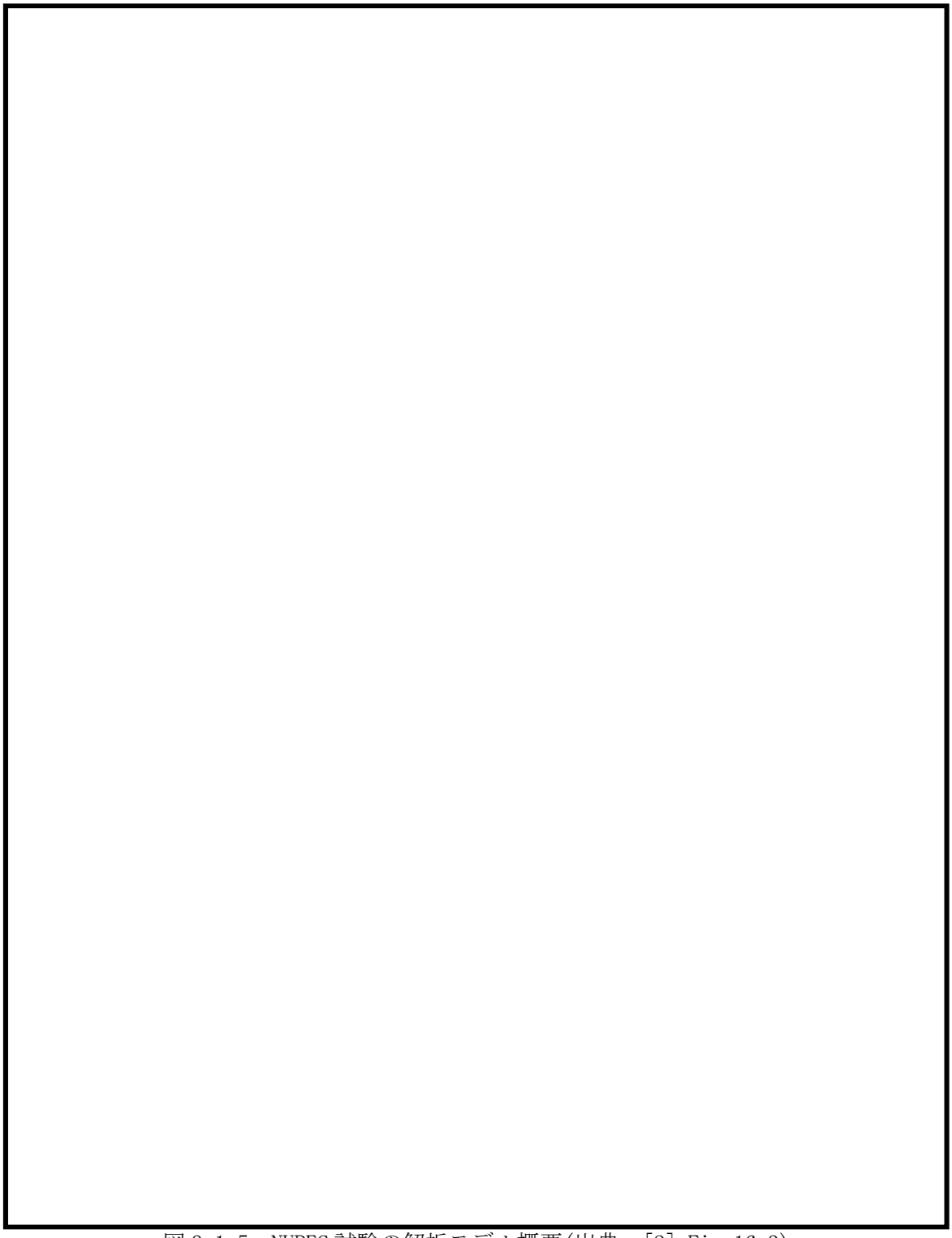


図 3.1-5　NUPEC 試験の解析モデル概要(出典：[2] Fig.16-3)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

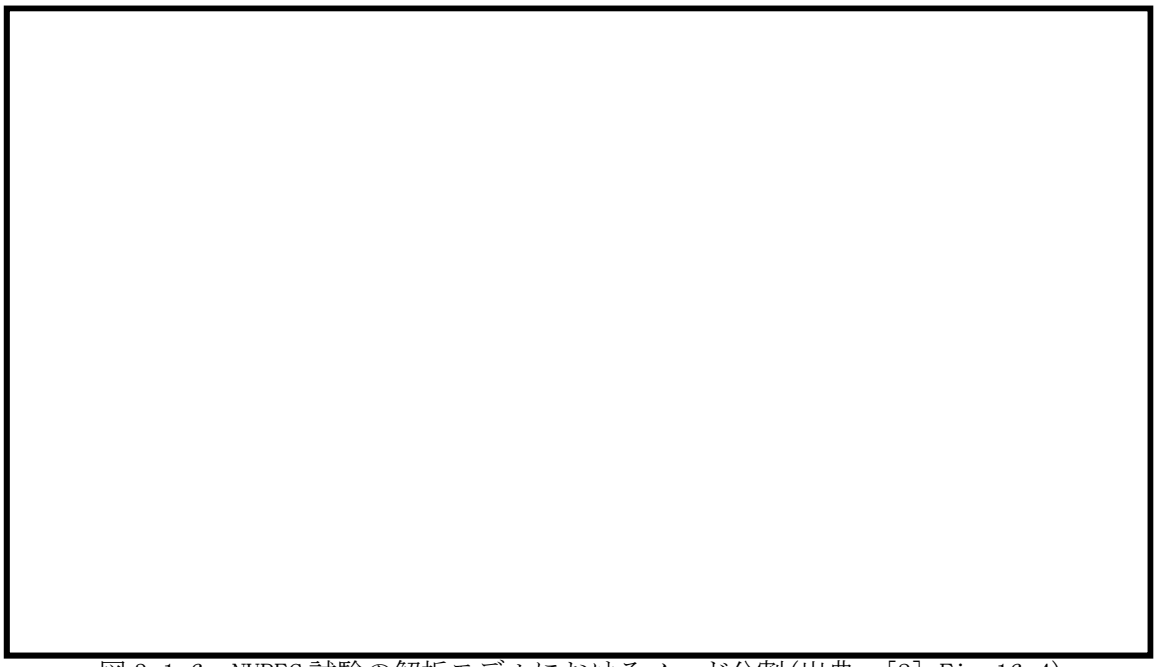


図 3.1-6　NUPEC 試験の解析モデルにおけるノード分割(出典：[2] Fig.16-4)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

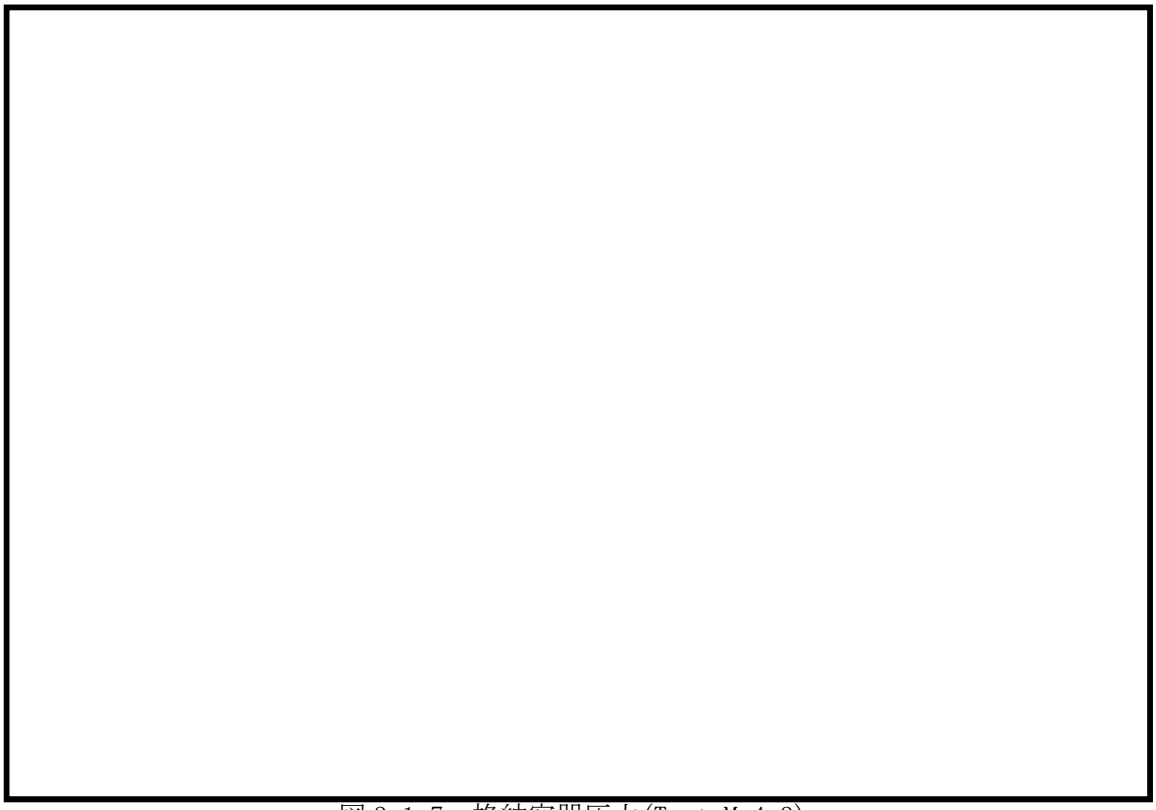


図 3.1-7　格納容器圧力(Test M-4-3)

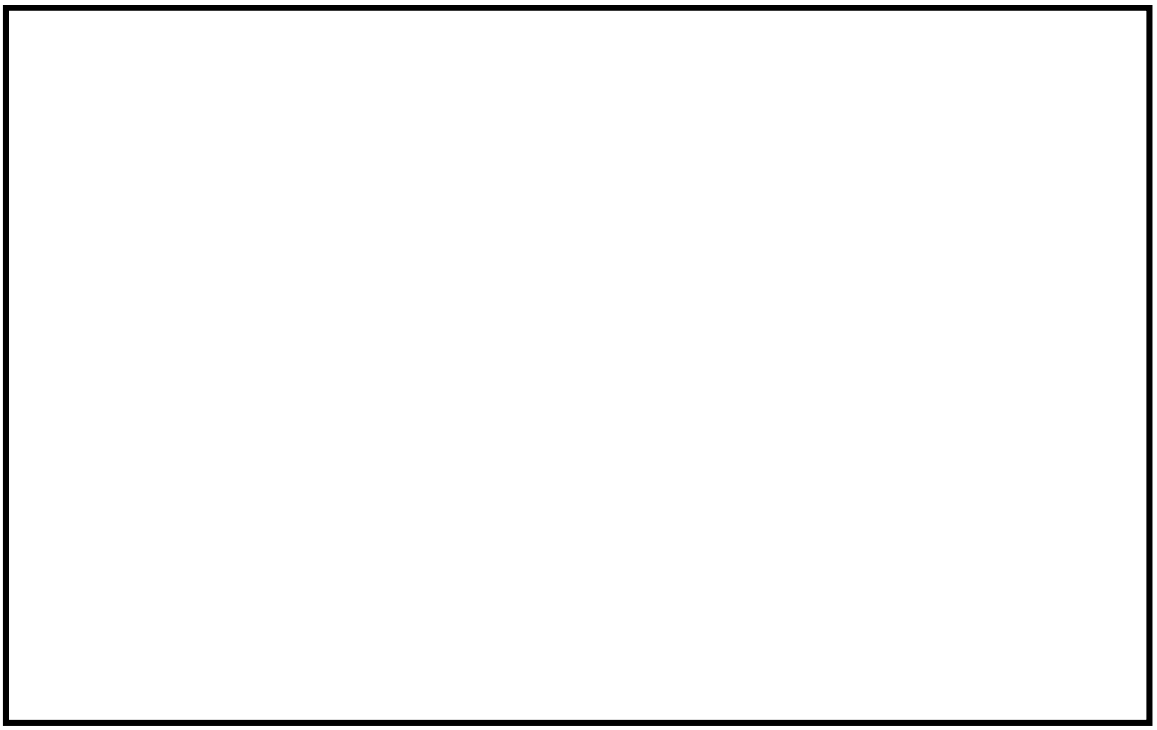


図 3.1-8　格納容器温度(Test M-4-3)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

図 3.1-9　ヘリウム濃度(Test M-4-3)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

(2) 水蒸気の壁面熱伝達による凝縮

格納容器等からの漏えいに含まれる高温の水蒸気は，壁面との熱伝達により凝縮される。

建屋水素対策の有効性評価に用いた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)を使用した。本モデルは，液膜の擾乱や壁面付近での液滴発生を考慮した最適評価モデルである(図 3.2-1)。

本モデルで評価された凝縮熱伝達率の試験データとの比較を図 3.2-2 に示す。ここで試験は，内田，ウィスコンシン大学や Debhi MIT 等で実施されたものであり，試験パラメータは以下の通り広範囲である。

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，原子炉建屋内水素流動解析において想定されるパラメータ範囲が以下のように試験範囲に収まっていることから，本モデルを適用するのは妥当である。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

図 3.2-1　DLM-FM モデルの概要
（液膜の擾乱や壁面付近での液滴発生の考慮について）

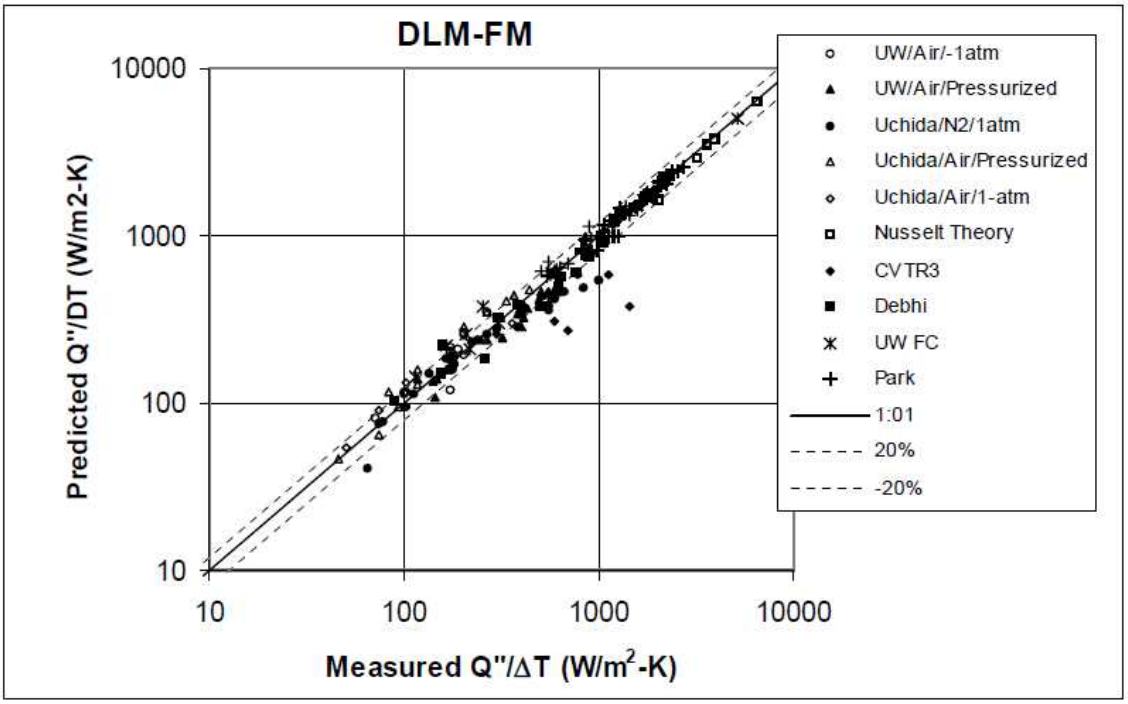


図 3.2-2　DLM-FM モデルの試験データとの比較(出典：[2] Fig.5-40)

(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，建屋内側からの放熱で熱伝導が生じる。

GOTHIC コードに内蔵されている構造体熱伝導モデルは，一次元的に熱伝導方程式にしたがって計算される。

円筒の体系において，本モデルで評価した温度の時間変化の解析解との比較を図 3.3-1 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，本モデルを高温の PCV リークを想定する原子炉建屋内水素流動解析に適用するのは妥当である。

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]

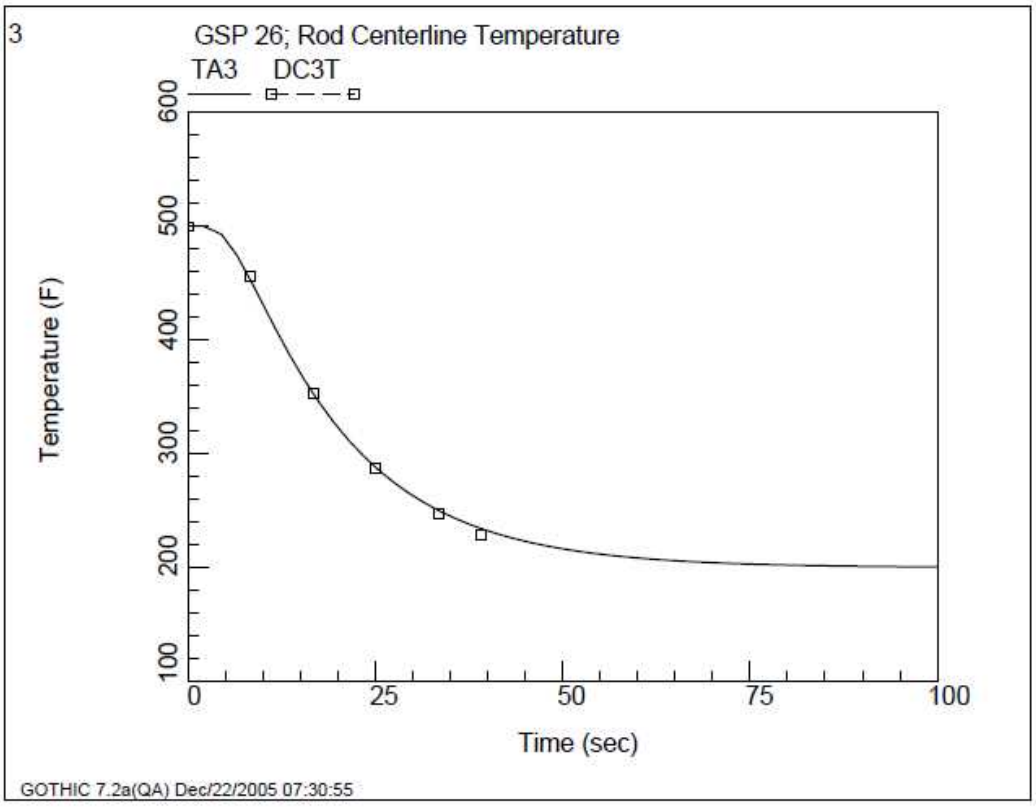


図 3.3-1　円筒中心温度の 1 次元熱伝導モデルによる計算結果(変数名 : TA3)と解析解(変数名 : DC3T)との比較 (出典 : [2] Fig.4-8)

(4) PAR モデル

オペレーティングフロアのような相対的に広大な空間に設置された PAR による水素再結合挙動を、GOTHIC コードによって適切に行えるかどうかについては、以下の２つの点に着目して検討する必要がある。

・GOTHIC でモデル化する PAR において、本来、PAR 内部で生じているような局所的な熱流動影響を伴う、PAR の水素・酸素再結合を取り扱えるか否か。
・PAR の大きさに対して、相対的に空間スケールの大きい「粗メッシュ」モデルによっても、適正な PAR 流入気体条件（水素、酸素濃度、気体温度、圧力）を与えることができるか否か。

以下では、これらの観点に対しての考察・検討を示す。

① PAR の自然循環流量の扱い

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、及び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。

SNL で行われた試験[4]で PAR の水素処理量の基本式についての妥当性検証においては、PAR の入口において計測された水素濃度、気体圧力、気体温度（図 3.4-1）を相関式への入力値として与えており、これによって相関式の妥当性が確認された。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速度を、PAR の入口において計測された水素濃度、気体圧力、気体温度（図 3.4-1）の関数として整理して与えたものが、2.2.1.2 の（式１）水素処理速度相関式である。すなわち、（式１）は PAR 内の浮力や流動抵抗等の PAR の自然循環流動及び水素処理特性を内包しており、PAR 入口条件として水素濃度、気体圧力、気体温度を与えれば、これらの PAR の自然循環流量を陰に含んだ形で、当該 PAR 水素処理速度を得ることができるように配慮されている。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

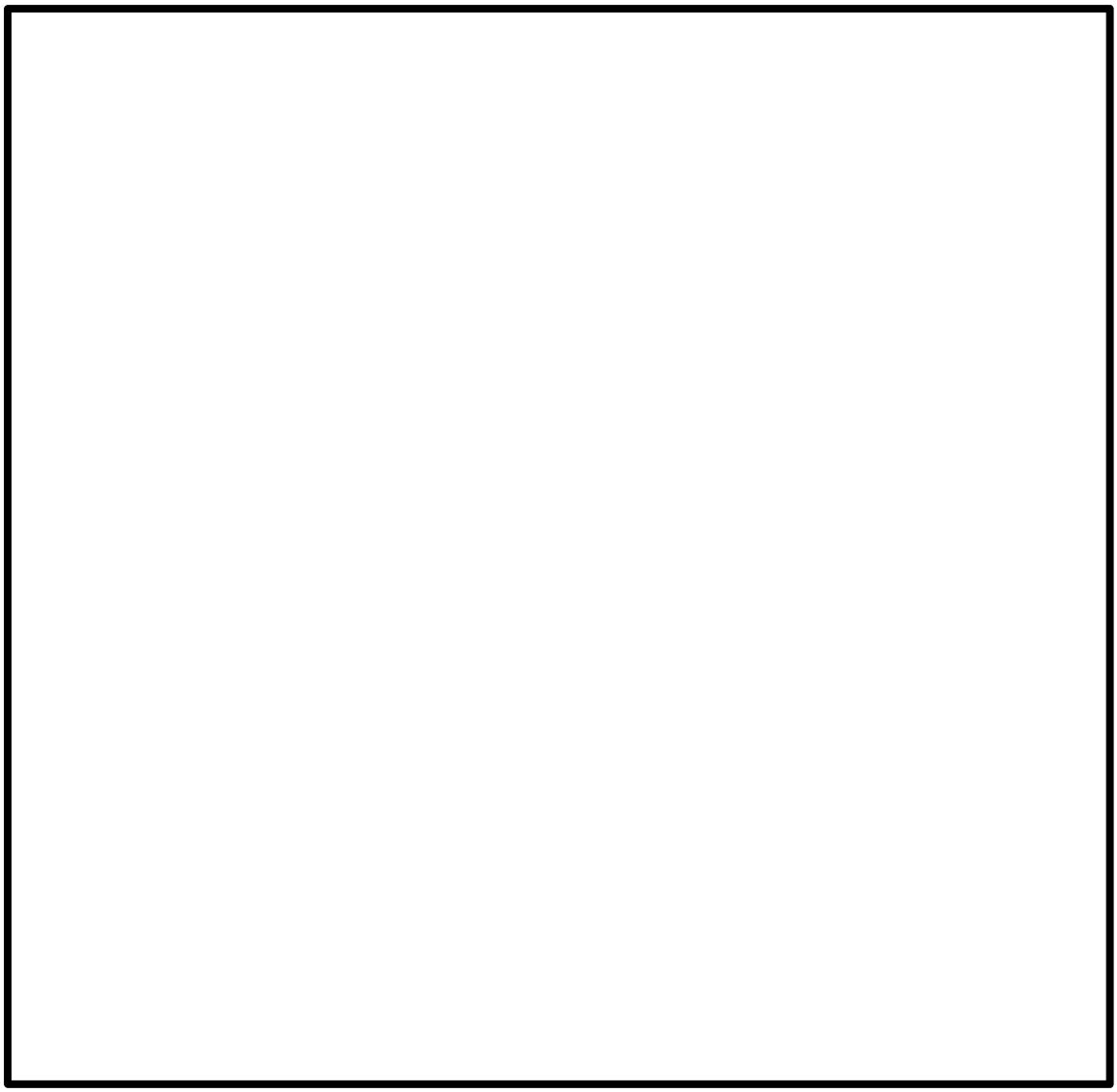


図 3.4-1　SNL で行われた試験の計測位置＜基本式入力値＞

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

②GOTHIC における PAR のモデル化

2.2.1.2 の（式１）の NIS 社製の PAR による水素処理相関式は、以下の２項に分けて記述された Fisher の相関式[5]による。

まず、再結合熱による PAR 内の温度上昇により、PAR 内外に温度差が発生する。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、NIS 社製 PAR について PAR 入口の水素濃度の関数として以下の相関式により記述される。

$$\mathrm{Q} = 0.67{C_H}^{0.307}$$

Q：PAR 入口体積流量（定常状態）(m^3/s)

C_H：PAR 入口水素体積濃度(−)

次に、PAR 入口から引き込まれたガスは、PAR 内に設置されたカートリッジにより水素・酸素の再結合反応を生じる。NIS 社製 PAR について水素処理速度は、PAR 内に引き込まれるガスの体積流量、PAR 入口の水素濃度等の関数として以下の相関式により記述される。

$$\mathrm{R} = \varepsilon \cdot \mathrm{Q} \cdot \rho_H$$

ε：水素処理効率係数(−)

R：水素処理質量速度(kg/s)

ρ_H：PAR 入口水素質量密度(kg/m^3)

更に、ρ_Hについては、

$$\rho_H = C_H \cdot {}^{P}/_{R_H T}$$

P：PAR 入口圧力(Pa)

R_H：水素気体定数（質量表示）$\left({}^{J}/_{kg \cdot K}\right)$

T：PAR 入口気体温度(K)。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

③GOTHIC のオペフロ解析モデルと PAR モデルの関係

上記②により、GOTHIC コードにおいて、PAR の水素処理速度相関式を忠実にモデル化していることを示した。また、①により、PAR 入口の水素濃度、気体圧力、気体温度を与えれば、適正な水素処理速度を計算できることを示した。

2.2.2 で示した、GOTHIC による PAR の解析においては、オペフロ内のサブボリュームの大きさは、PAR の大きさに比して大きく、PAR 入口部を局所的にモデル化はしていない。よて、PAR の水素処理量を適正に評価するためには、PAR の入口条件を適切に評価する必要がある。これについて考察を行った。

2.2.2 で示した、GOTHIC の解析モデルにおいては、PAR はフローパスの入口と出口を同じサブノードに接続している。すなわち、PAR の設置部周辺について、局所的な、気体温度、水素ガス、酸素ガス等ガス濃度、及び気体圧力の分布は一様であり、PAR 入口について局所性は考慮していない。これによる PAR の入口条件への影響を考察する。

・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，水素処理速度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。

・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、サブノード内の気体全体を加熱するため、PAR 出口温度については、実際よりも低く評価され、浮力による上昇速度が実際よりも小さくなる。これは、オペフロ内の気体の混合性を小さくする。水素濃度分布の局所化や成層化の観点からは、オペフロ内の気体の混合性が促進されないほうが一般に厳しい評価となると考えられる。

また、PAR に流入する気体温度の観点からは、実際よりも高温な気体が PAR に流入することになり、これは PAR の水素処理速度を実際よりも低下させる方向に作用する。

・気体圧力

解析においては、サブノード内の気体圧力は一定である。一方、実際の流動においては、圧力に分布がある。しかしながら、解析対象としているような、解放空間にける空間内の圧力差は小さく、圧力分布を均一に扱っている影響は僅少と考えられる。

④PAR 設置状態における総合的な解析能力

3(1)に示した NUPEC 試験についての解析は、上記の①～③が適合する状況で行われたものであり、この結果は、3(1)で先述のように、GOTHIC で適切な PAR 解析を行い得ることを示している。

以上から、GOTHIC コードによる PAR 解析については、

・PAR の自然循環流量については、PAR 入口条件に縮約された水素処理速度相関式により、

・PAR 周囲を比較的粗メッシュであることについては、その設定が 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、

評価モデルとしては適正であることを示した。また、総合的な評価能力については、3(1)の実験解析により、適切な解析能力があることを示した。

以上の検討から、GOTHIC における PAR のモデル化、及び同モデルを用いての水素・酸素再結合解析は適正に実施できる。

参考文献

[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.
https://www.oecd-nea.org/nsd/docs/1994/csni-r1994-29.pdf

[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] Thomas K.Blanchat, Asimios C. Malliakos, “TESTING A PASSIVE AUTOCATALYTIC RECOMBINER IN SURTESY TEST”, Nuclear Technology Vol.129 March 2000

[5] Karsten Fischer, Qualification of a passive catalytic module for hydrogen mitigation, Nuclear Technology, Vol.112, p.58-62, 1995