

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。

## 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	8
1.3.1 設備の使用方法の概略	8
1.3.2 放射性物質除去性能の概略	8
2. 設計方針	9
2.1 設計条件	9
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）	11
2.2.1 フィルタ装置，よう素フィルタ構造	11
2.2.1.1 容器	13
2.2.1.2 内部構造物	17
2.2.1.3 スクラバ水	23
2.2.2 格納容器圧力逃がし装置系統構成	23
2.2.2.1 主配管	25
2.2.2.2 主要弁等	31
2.3 附帯設備	35
2.3.1 格納容器圧力逃がし装置電源設備	35
2.3.1.1 概要	35
2.3.1.2 電源供給負荷	35
2.3.1.3 単線結線図	36
2.3.1.4 電源設備の多重性又は多様性及び独立性	39
2.3.2 格納容器圧力逃がし装置計測制御設備	42
2.3.2.1 概要	42
2.3.2.2 計測設備の目的	42
2.3.2.3 計測設備の仕様について	47
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	50
2.3.3 格納容器圧力逃がし装置給水設備	52
2.3.3.1 機能	52
2.3.3.2 設備構成及び仕様	52
2.3.4 格納容器圧力逃がし装置ドレン設備	54
2.3.4.1 機能	54
2.3.4.2 設備構成及び仕様	54

2.3.5	格納容器圧力逃がし装置窒素パージ設備	62
2.3.5.1	機能	62
2.3.5.2	設備構成及び仕様	62
3.	格納容器圧力逃がし装置による放射性物質除去性能	68
3.1	放射性物質の除去原理	68
3.1.1	粒子状放射性物質の除去原理	68
3.1.1.1	水スクラバによる除去	68
3.1.1.2	金属フィルタによる除去	70
3.1.2	ガス状放射性物質の除去原理	71
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	71
3.1.2.2	格納容器圧力逃がし装置での除去	72
3.2	性能検証	74
3.2.1	性能検証試験の概要	74
3.2.1.1	試験設備の概要	74
3.2.1.2	試験条件とその設定根拠	78
3.2.2	放射性物質の除去性能	84
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	84
3.2.2.1.1	粒子状放射性物質（エアロゾル）	84
3.2.2.1.2	よう素	119
3.2.2.2	事故時のフィルタ装置のパラメータ変化	120
3.2.2.3	除去性能試験結果	127
3.2.2.3.1	エアロゾル除去性能試験	127
3.2.2.3.2	無機よう素除去性能試験	129
3.2.2.3.3	有機よう素除去性能試験	131
3.2.2.3.3.1	吸着材による除去性能試験結果	131
4.	格納容器圧力逃がし装置の設備操作と操作性	135
4.1	格納容器圧力逃がし装置の設備操作	135
4.1.1	格納容器ベント操作について	135
4.1.2	中央制御室及び現場での操作内容	137
4.1.3	中央制御室及び現場でのパラメータ監視	152
4.2	格納容器圧力逃がし装置の操作性	156
4.2.1	原子炉建屋内（二次格納施設外）	156
4.2.1.1	ベント前の被ばく評価	156
4.2.1.2	ベント後の被ばく評価	156
4.2.2	原子炉建屋外	156
4.2.2.1	ベント前の被ばく評価	156
4.2.2.2	ベント後の被ばく評価	156
4.2.2.3	自然現象による操作性への影響	156

4.3	水素燃焼防止に関する設備操作	158
5.	設備の維持管理	164
5.1	点検方法	164
5.2	試験方法	169
6.	規制基準への適合性	173
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	173
6.1.1	第38条（重大事故等対処施設の地盤）	173
6.1.2	第39条（地震による損傷の防止）	174
6.1.3	第40条（津波による損傷の防止）	174
6.1.4	第41条（火災による損傷の防止）	175
6.1.5	第43条（重大事故等対処設備）	177
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）	180
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）	181
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）	187
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	188
7.1	地震，津波以外の自然現象	188
7.1.1	風（台風）	188
7.1.2	竜巻	189
7.1.3	積雪	199
7.1.4	低温	202
7.1.5	落雷	203
7.1.6	火山	205
7.1.7	降水	207
7.1.8	生物学的事象	208
7.1.9	地滑り	208
7.2	その他事象	209
7.2.1	外部火災	209
7.2.2	内部火災	214
7.2.3	内部溢水	214
7.2.4	航空機墜落（偶発的事象）	216
7.2.5	船舶の衝突	217
7.2.6	電磁的障害	217
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	218
8.1	航空機衝突（意図的事象）	218
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	221
別紙2	格納容器圧力逃がし装置 計測設備の概略構成図	228

別紙 3	放射線検出器の計測上限及び放射性物質濃度推定の考え方	239
別紙 4	フィルタ装置水素濃度の計測時間遅れについて	243
別紙 5	エアロゾル計測装置について	246
別紙 6	除去性能試験について	258
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	288
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	297
別紙 9	設備の維持管理についての補足事項	307
別紙 10	弁の操作方法について	309
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	319
別紙 12	金属フィルタの液滴除去性能について	321
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	325
別紙 14	水スクラバにて考慮する荷重と評価結果	334
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	340
別紙 16	格納容器圧力逃がし装置の弁選定の考え方	344
別紙 17	格納容器圧力逃がし装置と他系統との隔離	349
別紙 18	圧損計算の詳細	351
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	355
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	367
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	371
別紙 22	スクラバノズルのエロージョンについて	376
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	378
別紙 24	スクラバ水の pH 調整方法について	384
別紙 25	窒素ガス置換に対する考え方について	386
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	393
別紙 27	スクラバ水の設定について	394
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 .....	407
別紙 29	よう素捕捉時の化学反応による影響について	408
別紙 30	フィルタ装置の長期使用時の影響について	411
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	427
別紙 32	空気作動弁に対する人力操作の成立性について	429
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	434
別紙 34	スクラバ水スロッシングの影響について	464
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	465
別紙 36	フィルタ装置の性能維持の確認について	469
別紙 37	ラプチャーディスクの凍結による影響について	470
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	473

別紙 39	格納容器圧力逃がし装置使用後の保管管理 .....	476
別紙 40	よう素フィルタ部に発生する偏流について .....	477
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 .....	487
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	493
別紙 43	格納容器からの取り出し位置について .....	498
別紙 44	格納容器過圧破損防止のための原子炉格納容器ベントについて .	500
別紙 45	適合性審査において確認を行う事項(第 50 条等, FCVS)に対する記載事項について .....	517
別紙 46	AC 系バタフライ弁動作不良事象と格納容器圧力逃がし装置の隔離弁への影響について .....	537
別紙 47	SUPRA コードによる計算結果と試験結果の比較について .....	542
別紙 48	セシウムの放出割合の評価方法 .....	546

## 1. 概要

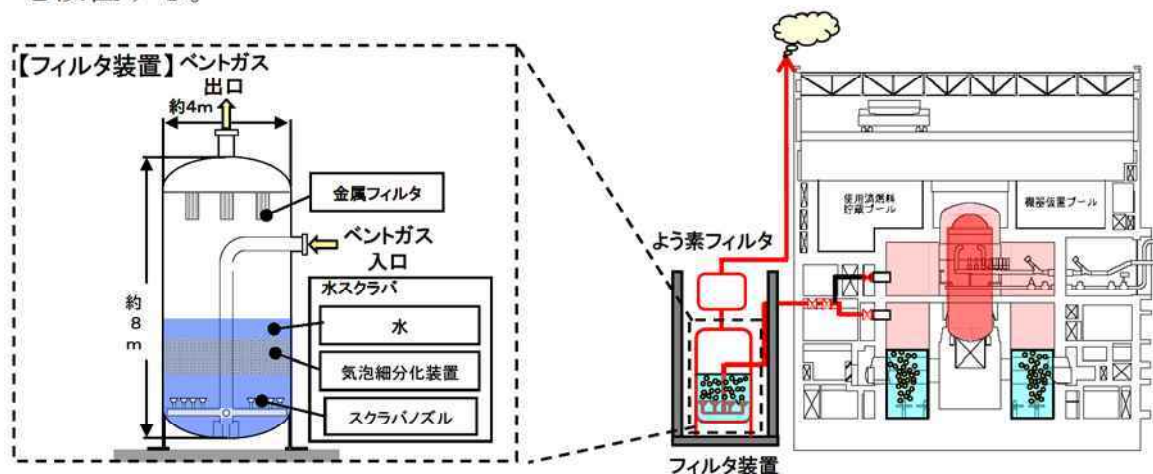
### 1.1 設置目的

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、限界圧力及び限界温度未満に維持することで、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において、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ヨウ素を除去するためのヨウ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全体概要

## 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は、フィルタ装置、ラブチャーディスク、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、サブプレッション・チェンバ側を原子炉建屋地下 1 階、ドライウエル側を原子炉建屋 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ブ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。

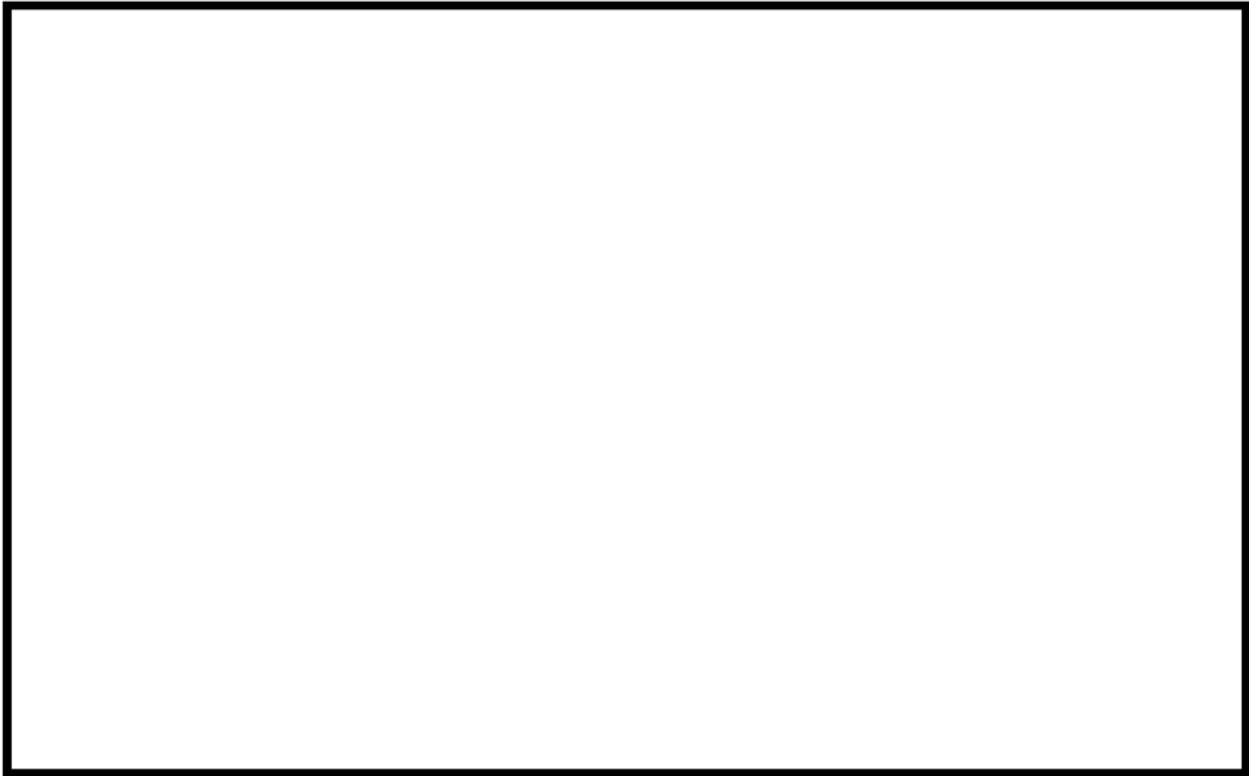
また、7 号炉について、原子炉格納容器に接続する配管及び隔離弁は、サブプレッション・チェンバ側を原子炉建屋地下 1 階、ドライウエル側を原子炉建屋 2 階に設置しており、原子炉建屋 3 階に設置されている二次隔離弁、二次隔離弁バイパス弁及びフィルタ装置入口弁を経由して、フィルタ装置ならびによう素フィルタが設置されている 7 号炉原子炉建屋南東側地上部まで配管を設置している。フィルタ装置の出口とよう素フィルタ入口の間、ならびによう素フィルタ出口にはラブチャーディスクを設け、その下流側配管を 7 号炉原子炉建屋の屋上部まで導き、大気に開放する。



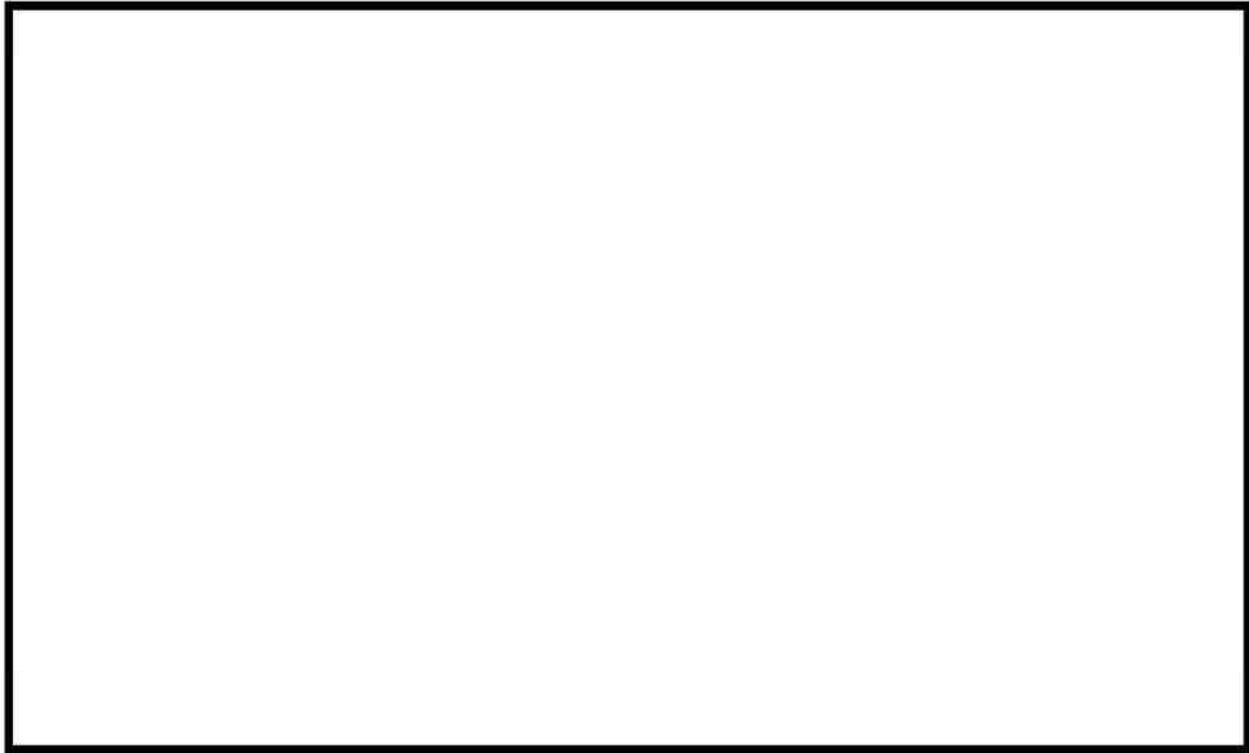
第 1.2.1-1 図 機器配置図（平面図）



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号炉原子炉建屋地下中1階及び地下1階)

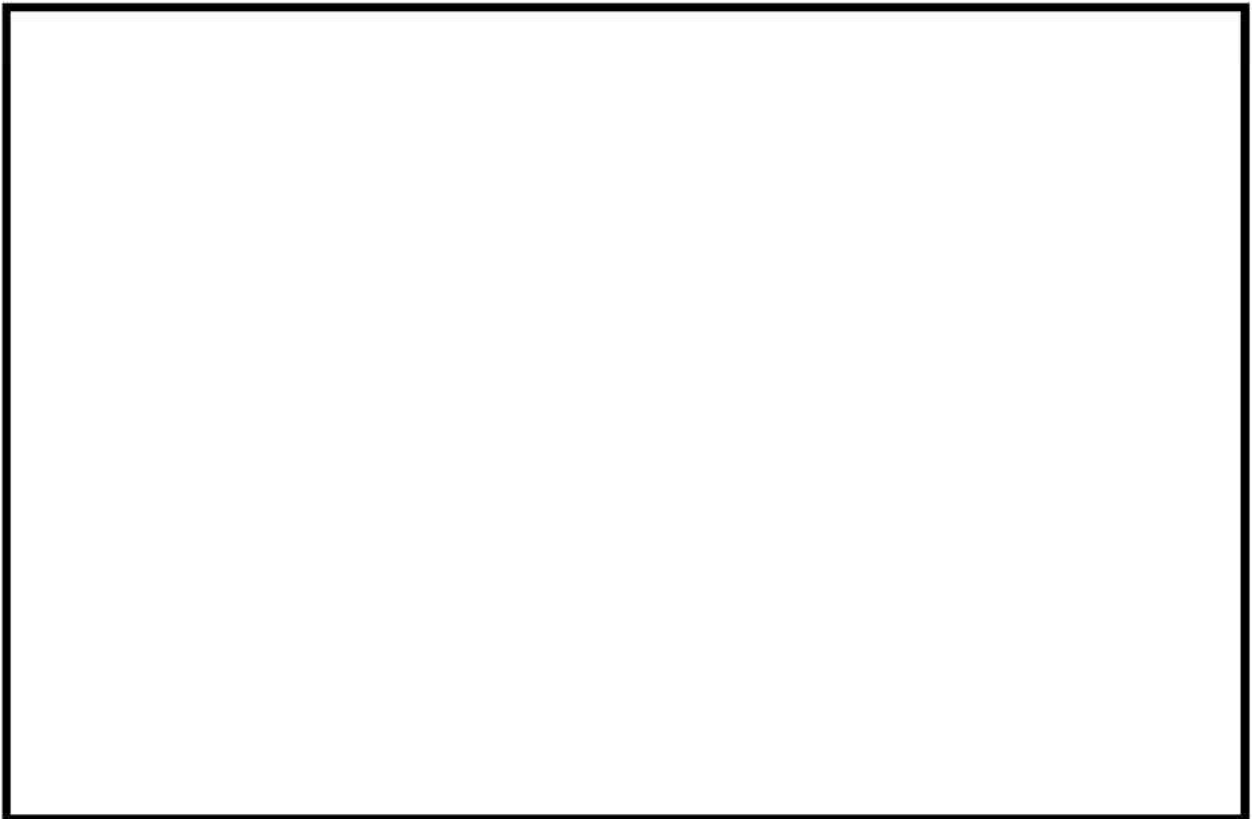


第 1.2.1-3 図 機器配置図 (6号炉原子炉建屋2階及び3階)

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。

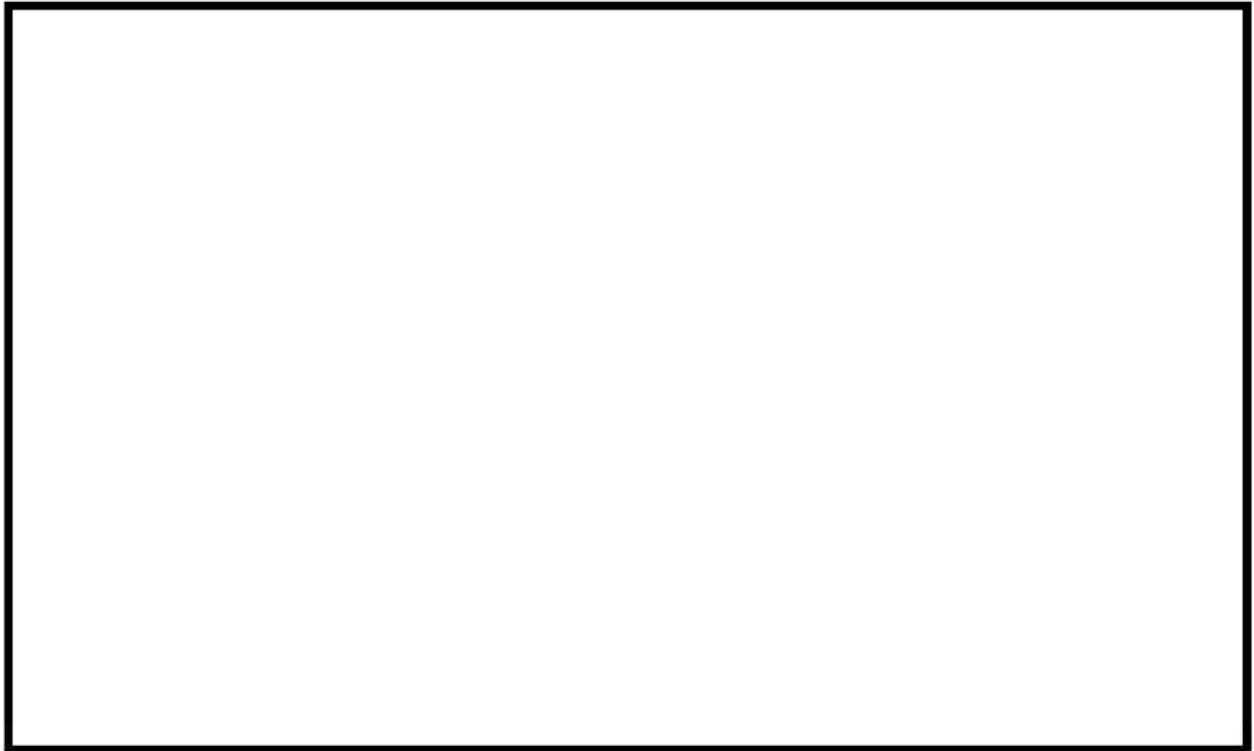


第 1.2.1-4 図 機器配置図 (7号炉原子炉建屋地下中1階及び地下1階)



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 階及び中 3 階)

### 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示す。

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、ラブチャーディスク、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：電動駆動弁（MO弁）
- ・フィルタ装置入口弁：空気駆動弁（AO弁）

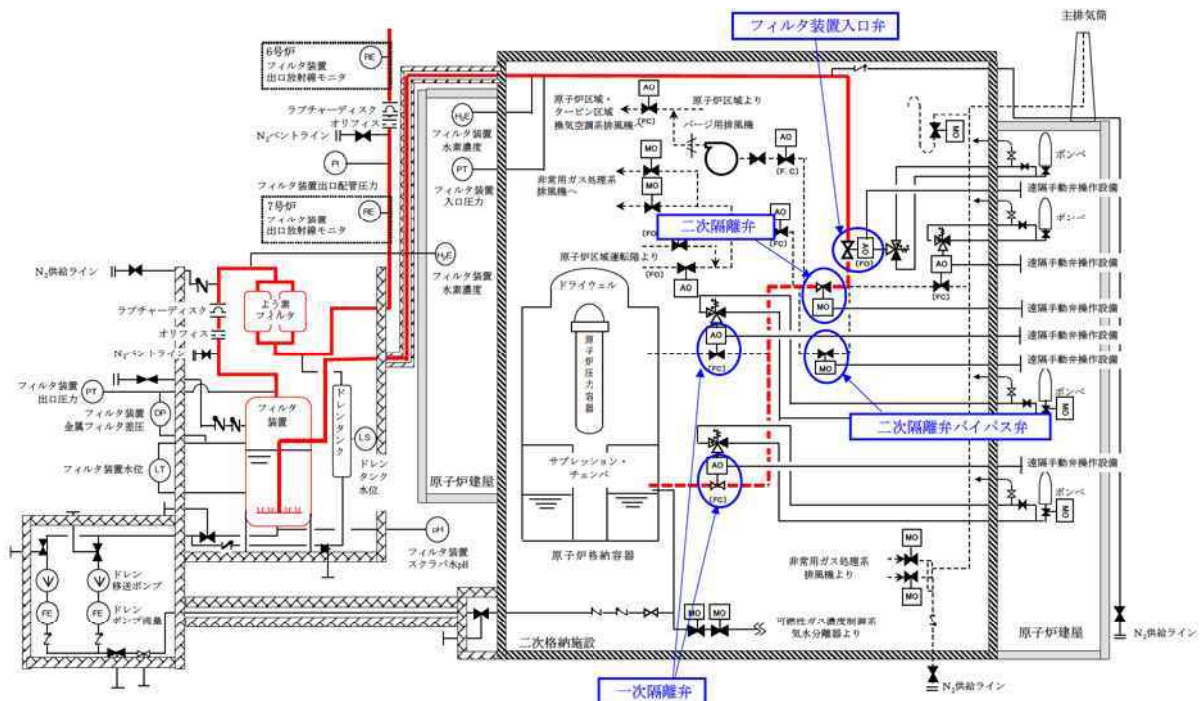
空気駆動弁は、駆動部に遠隔手動弁操作設備を設け、二次格納施設外に導くことで、全電源喪失時においても、放射線量率の低い二次格納施設の外から人力で操作が可能な設計とする。また、二次格納施設の外からポンペを用いて操

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。

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、当該箇所での配管の閉塞が生じないように設計している。

なお、格納容器圧力逃がし装置は、他号炉と共用しない。



第 1.2.2-1 図 格納容器圧力逃がし装置系統概要

### 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ろ素フィルタに導く。

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。

#### 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に設置するフィルタ装置の無機よろ素のDFは、1000以上を確保する。

格納容器圧力逃がし装置に設置するよろ素フィルタの有機よろ素の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ろ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ブチャードイスクまで)	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ブチャードイスク以降)	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ブチャードイ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

#### 【フィルタ装置】

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。（湿式フィルタ方式）

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。

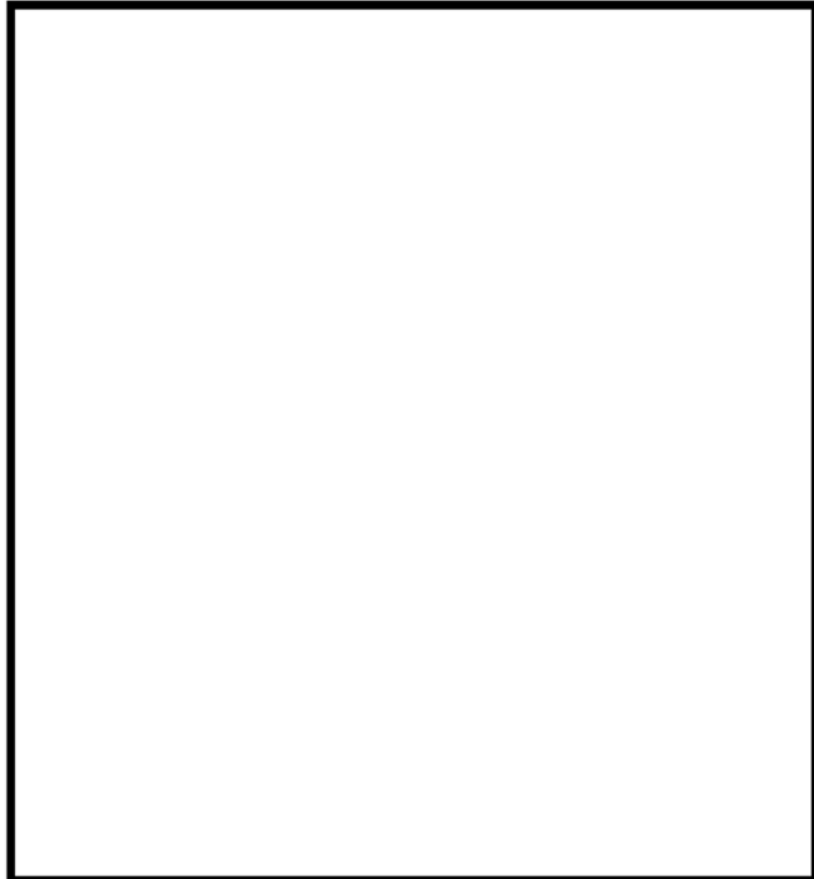
金属フィルタは、粒子状放射性物質を含んだガスが金属フィルタを通過する

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。

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。

湿式フィルタ方式では、上記のように粒子状放射性物質だけではなく、無機よう素も捕捉することができることから、フィルタ装置の構造には同方式を採用している。

フィルタ装置の構造図を第 2.2.1-1 図に示す。



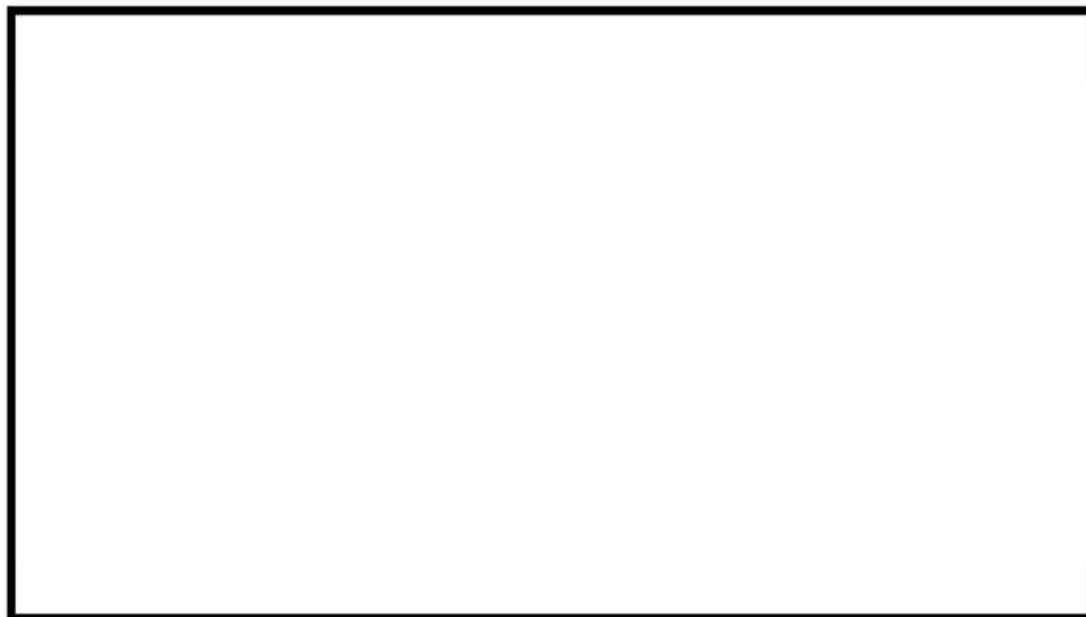
第 2.2.1-1 図 フィルタ装置構造図

#### 【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

##### 【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（600A）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。

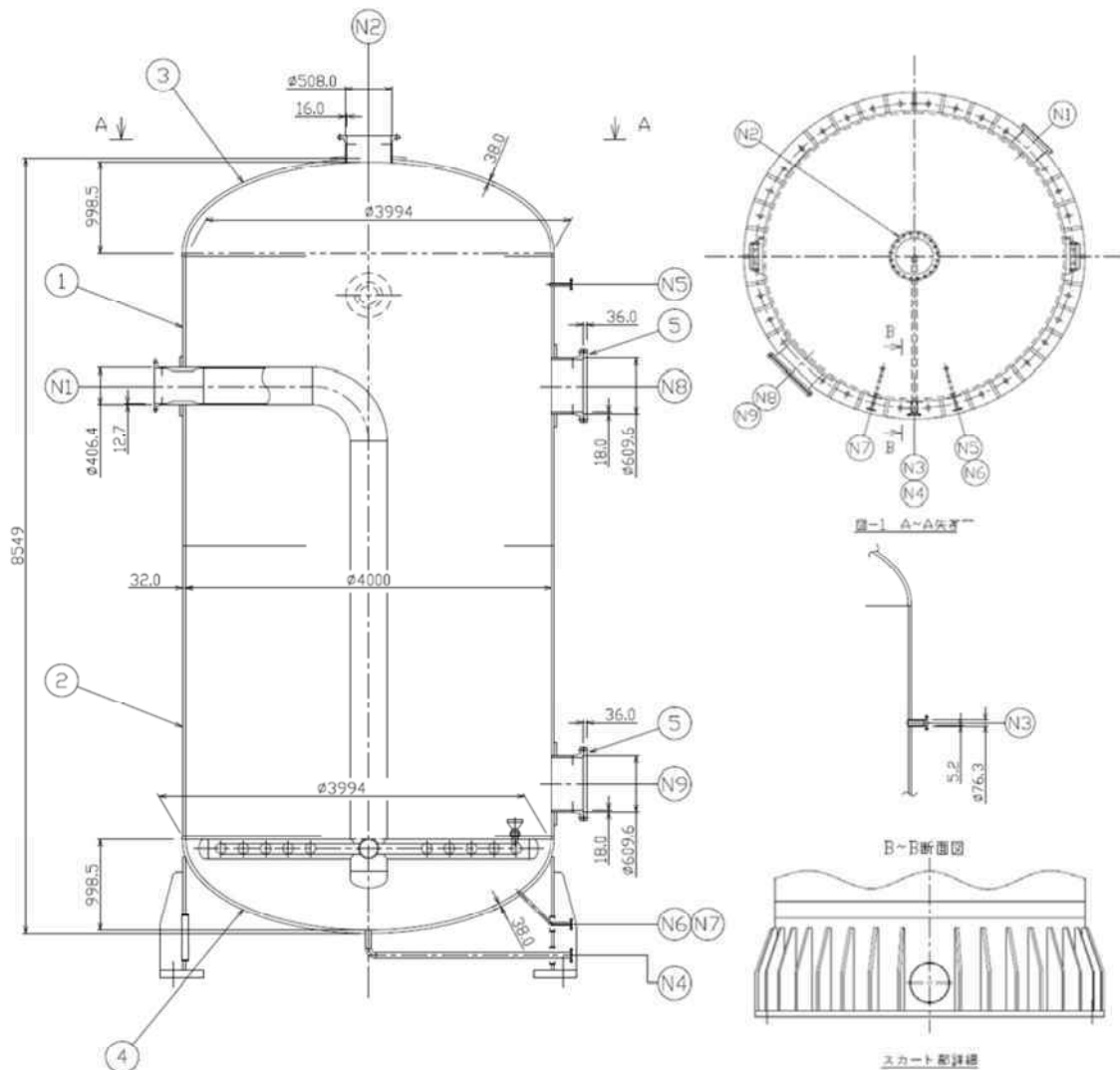
- ①上部胴板
- ②下部胴板
- ③上部鏡板
- ④下部鏡板
- ⑤マンホール平板

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)

### 【よう素フィルタ】

よう素フィルタの容器の構造図を第 2.2.1-4 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。

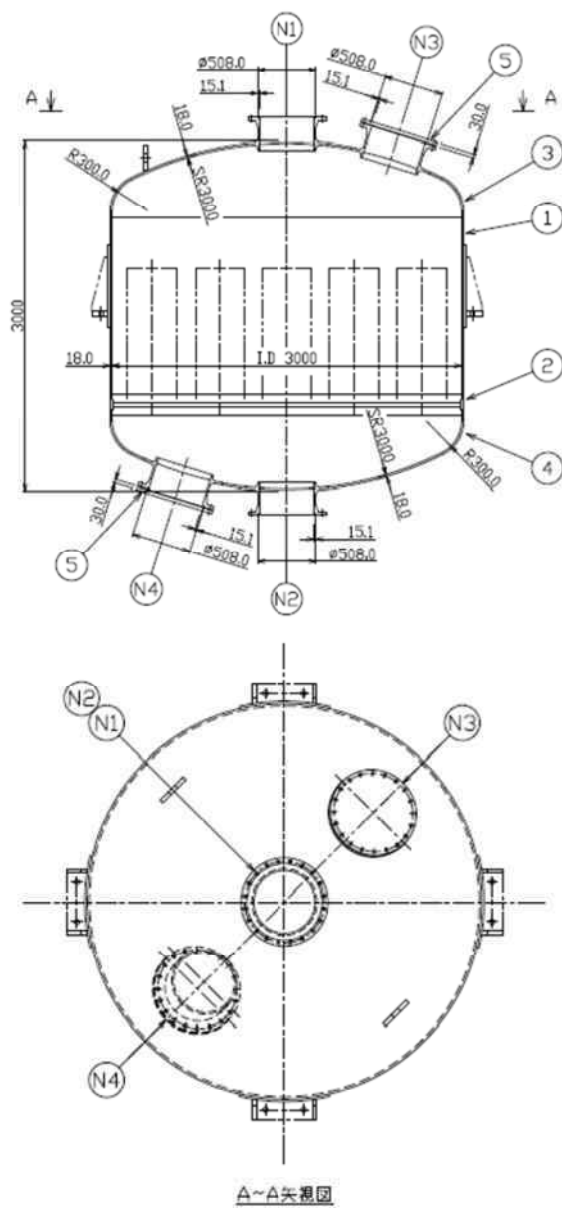
N1：ガス入口ノズル（500A）

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 2.2.1-4 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

### 【フィルタ装置】

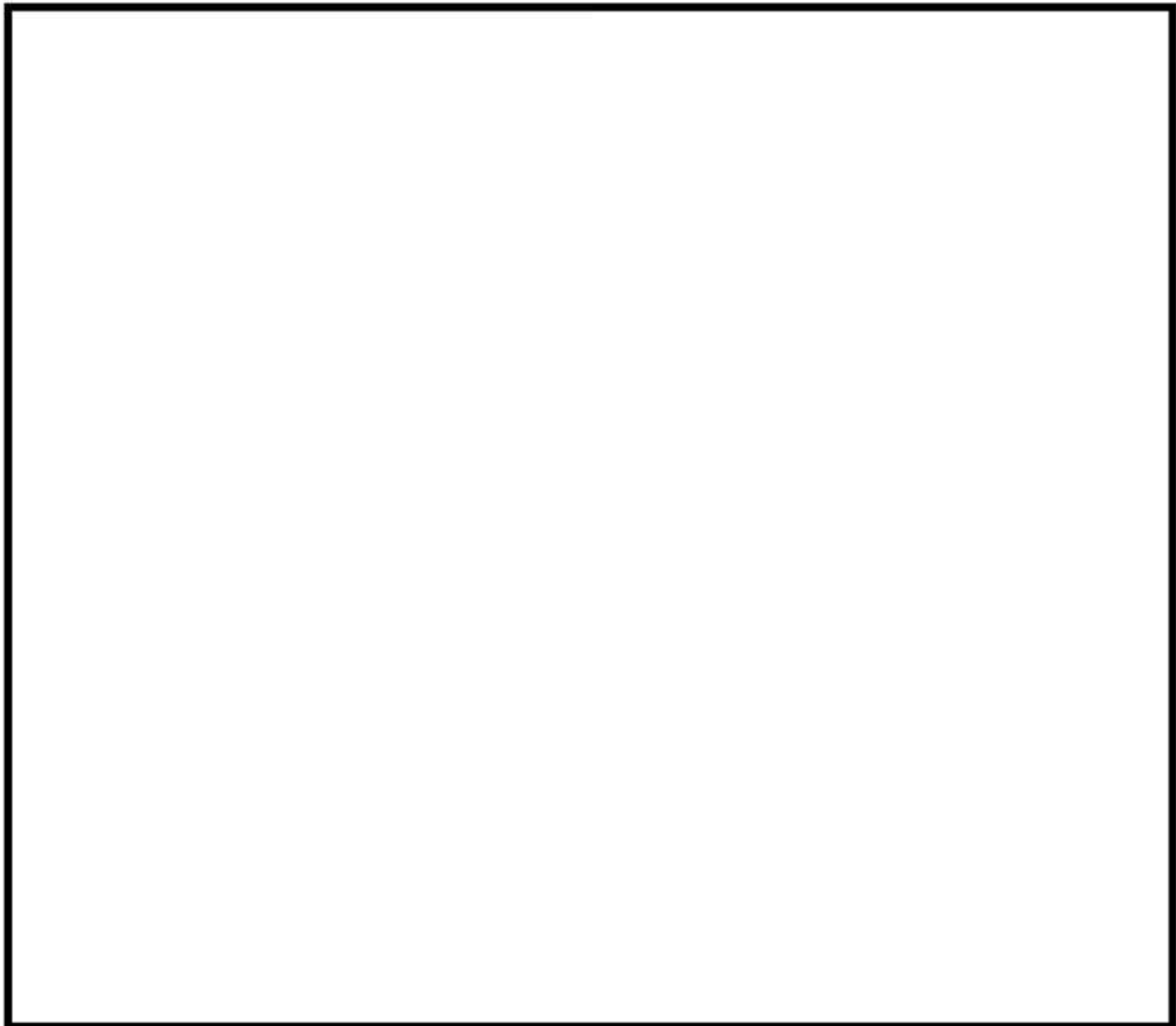
#### (1) スクラバノズル

第2.2.1-5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、 $\phi 5\text{mm}$ とし、1つのスクラバノズルには、 $\phi 5\text{mm}$ の穴を50個設置することから、合計で、 $\phi 5\text{mm}$ 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2.2.1-5図 スクラバノズル

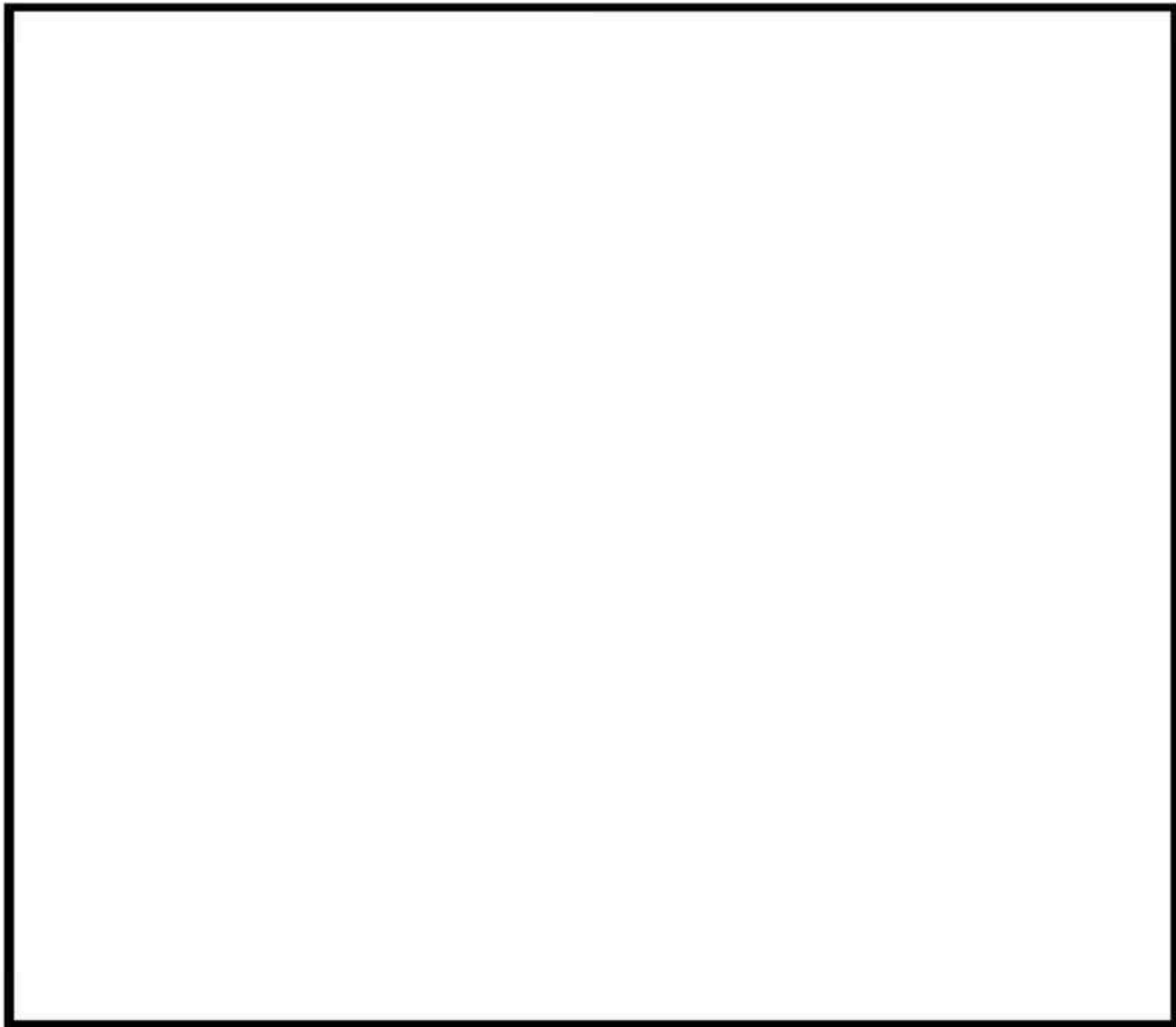
(2) 気泡細分化装置

第 2.2.1-6 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 2.2.1-6 図 気泡細分化装置

(3) 金属フィルタ

第 2.2.1-7 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、 $\phi 30 \mu\text{m}$  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。



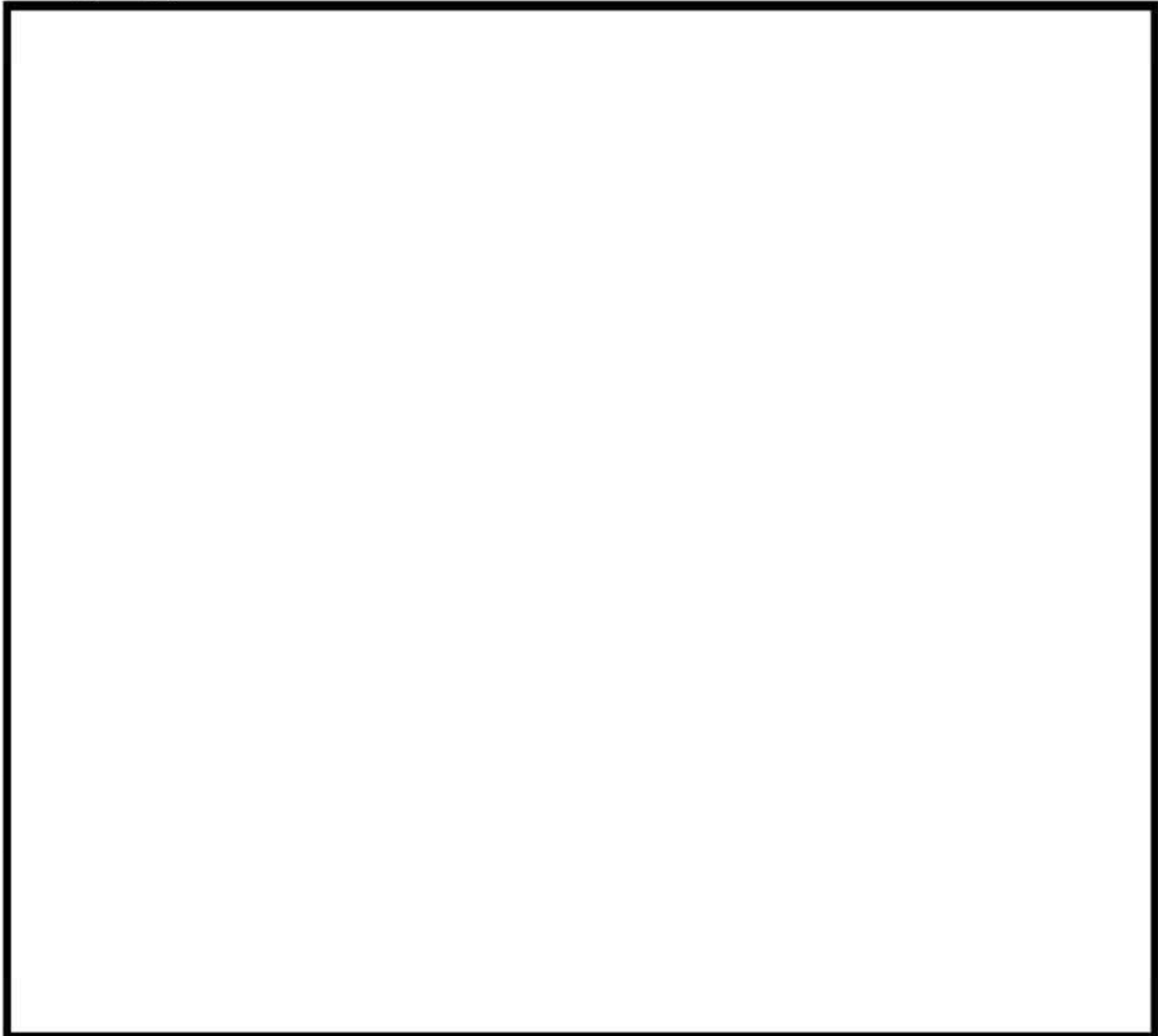
枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

2層目には、 $\phi 2\mu\text{m}$ 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 $\phi 30\mu\text{m}$ 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2.2.1-7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2.2.1-7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。



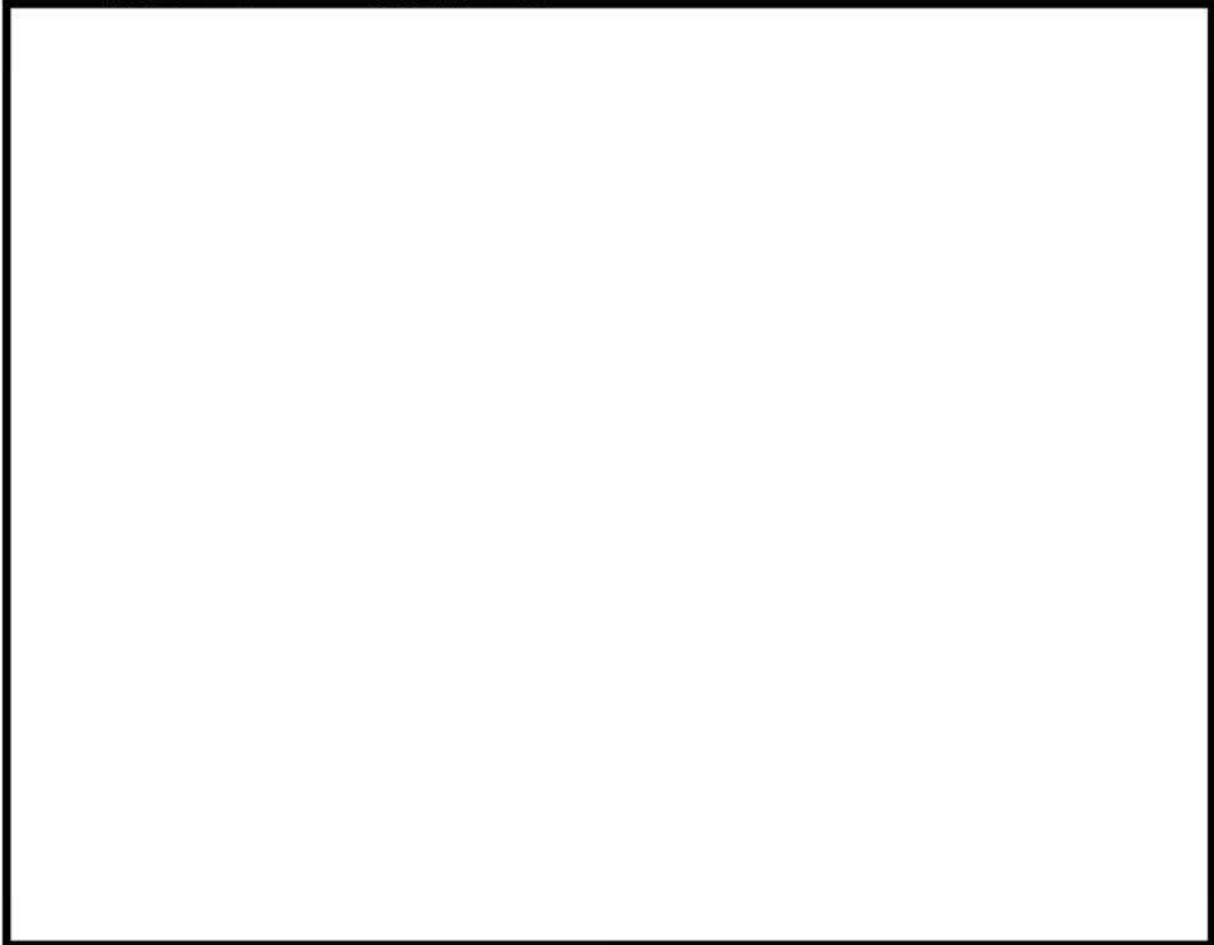
第 2.2.1-8 図 金属フィルタ (詳細)

(4) 整流板

第 2.2.1-9 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、スクラパ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 2.2.1-9 図 整流板

【よう素フィルタ】

(5) キャンドルユニット

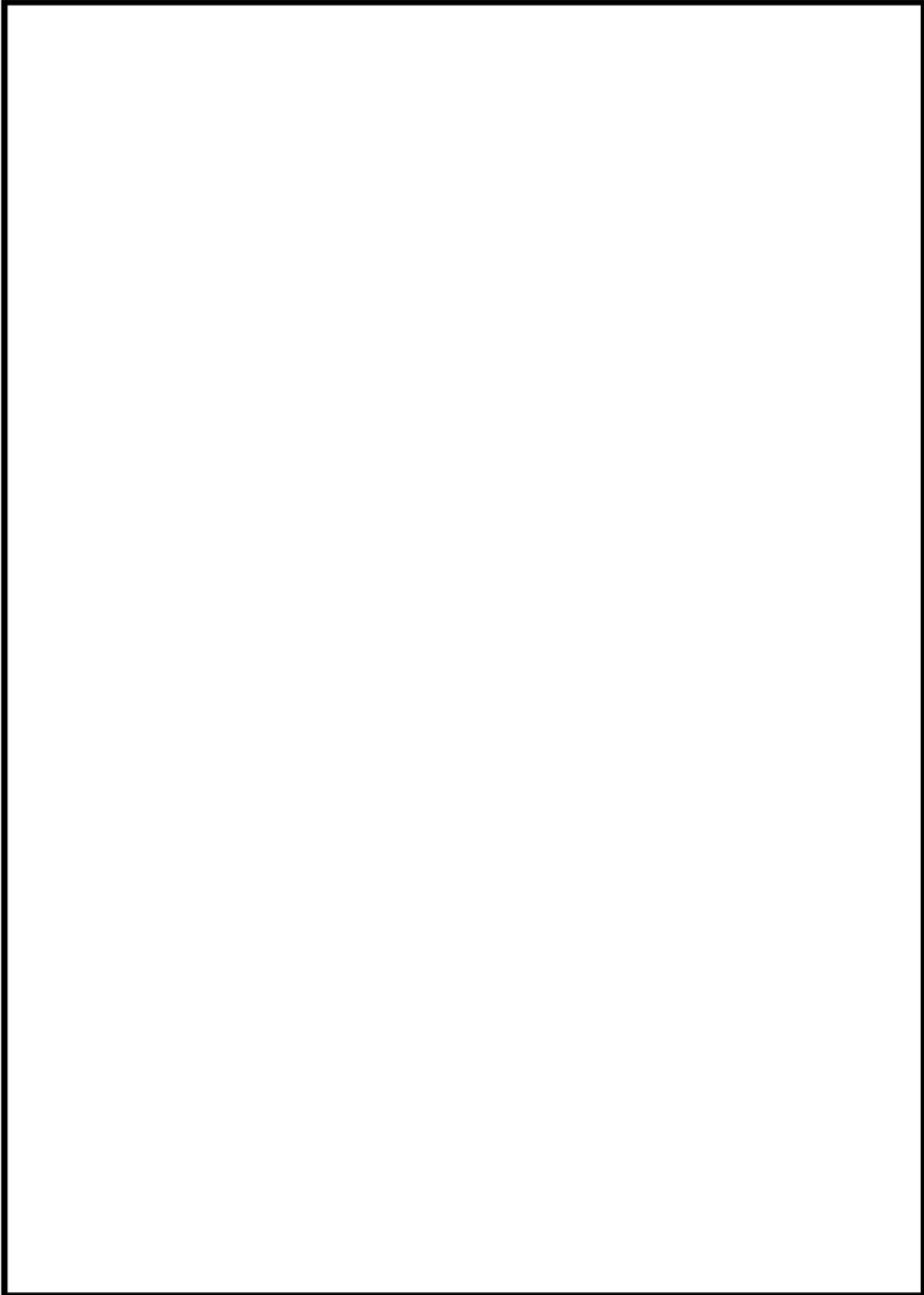
第 2.2.1-10 図にキャンドルユニットの配置図及び構造図を示す。

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る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 2.2.1-10 図 キャンドルユニット

### 2.2.1.3 スクラバ水

#### (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、フィルタ装置使用时には、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 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 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。

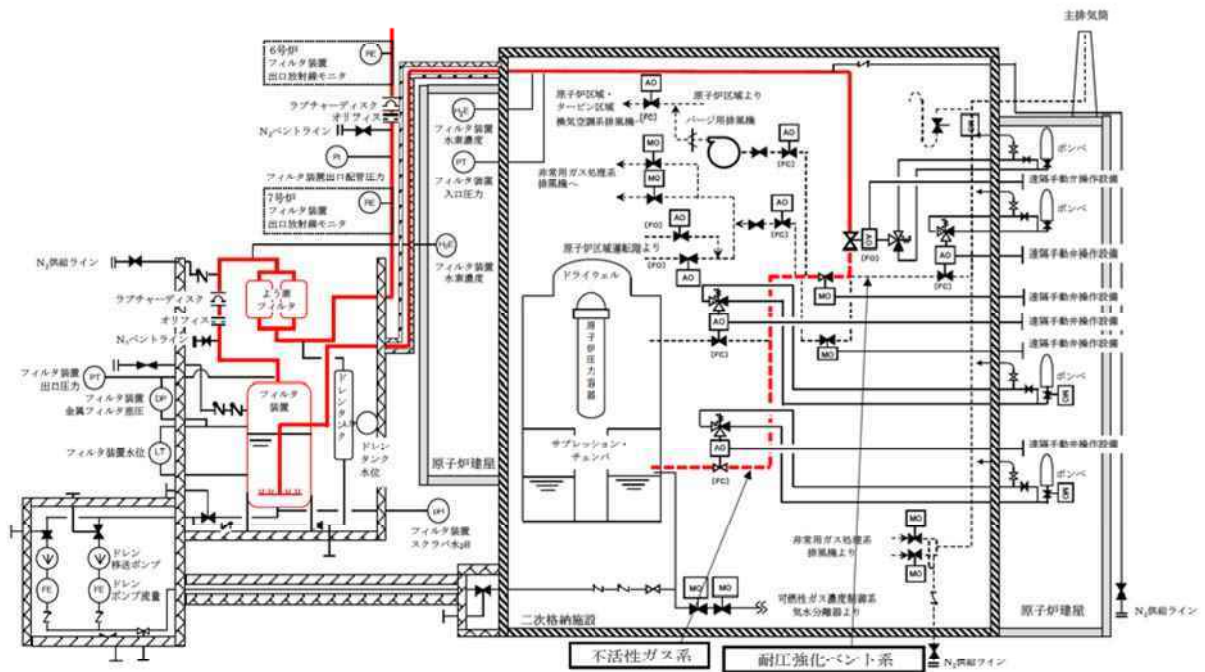
ガス状の無機よう素は、水酸化ナトリウムによる下記の化学反応により、よう素イオンとしてスクラバ水中で捕捉することにより、ベントガスより除去される。なお、下記の化学反応による捕捉を安定させるためには、スクラバ水の pH を  以上のアルカリ性に保つ必要がある。



### 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ブ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ブ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。



第 2.2.2-1 図 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、ステンレス鋼を用いる。

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)

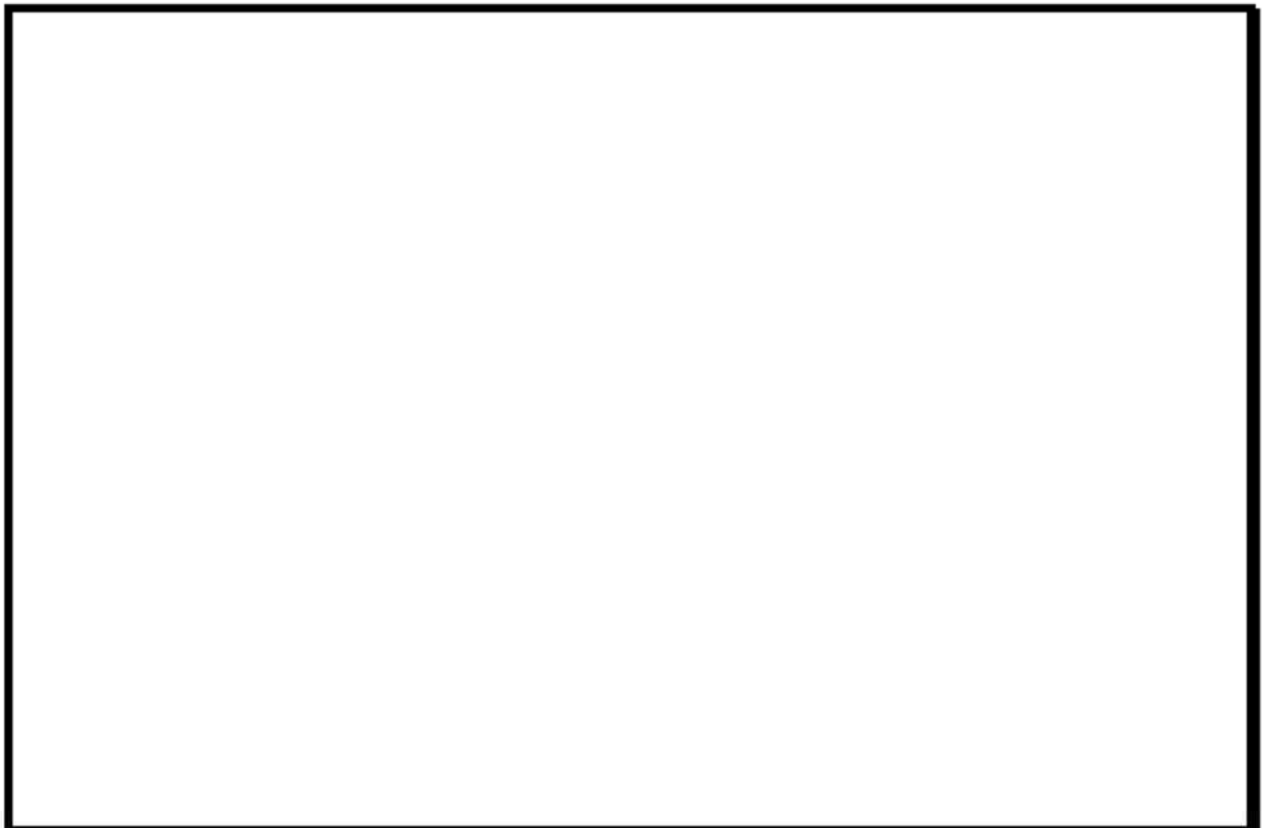


第 2.2.2.1-4 図 主配管ルート図 (7 号炉 原子炉建屋 3 階)

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。

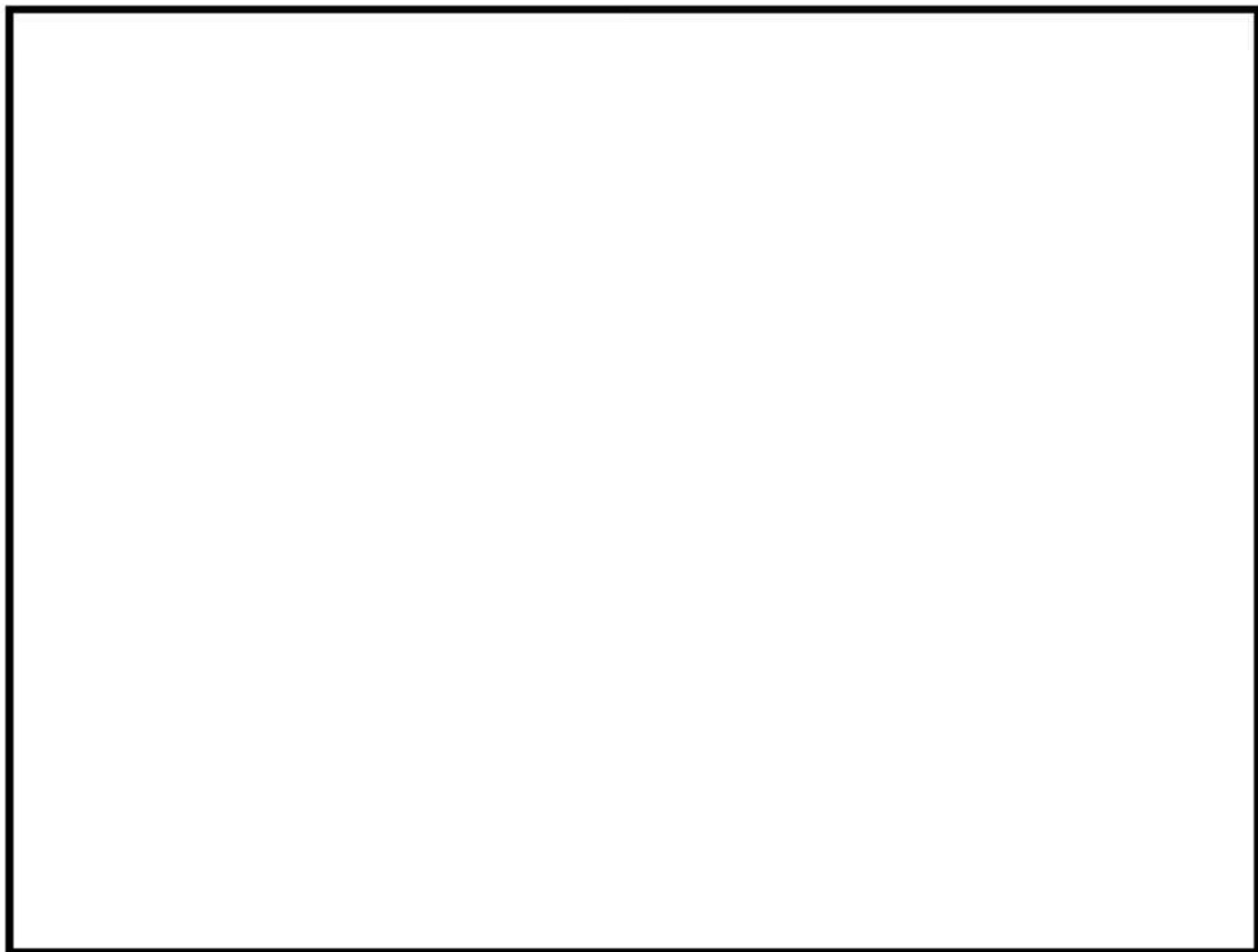


第 2.2.2.1-5 図 主配管ルート図 (7 号炉 原子炉建屋 4 階)



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。



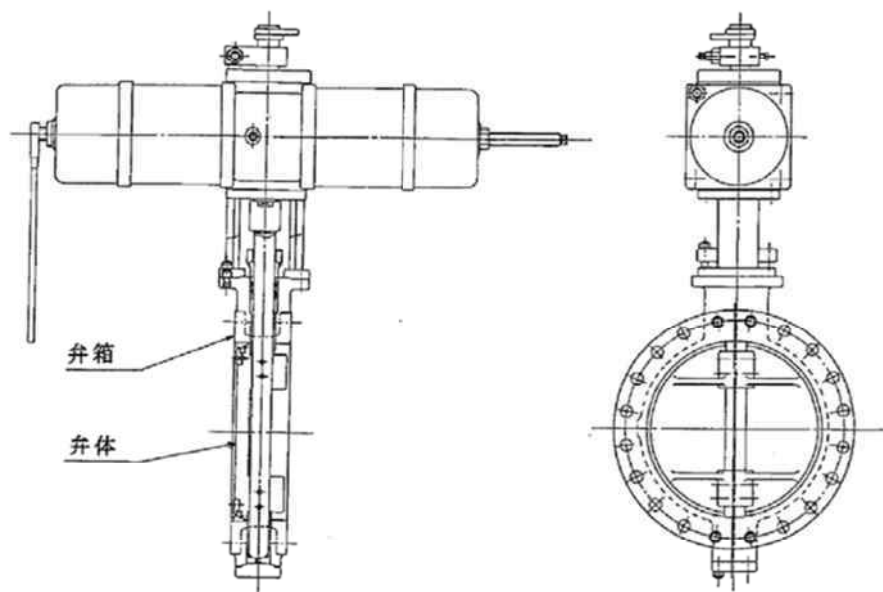
第 2.2.2.1-8 図 主配管鳥瞰図 (7 号炉)

## 2.2.2.2 主要弁等

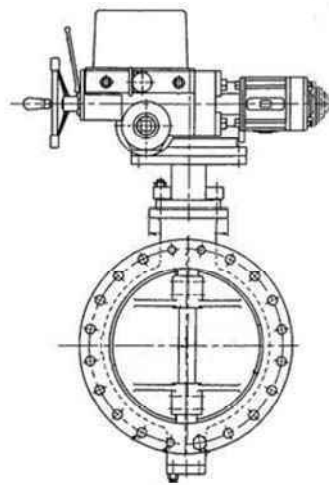
### (1) 主要弁

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5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で設置している。

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及び二次隔離弁バイパス弁の構造を第2.2.2.2-2図に示す。



第2.2.2.2-1図 空気駆動弁



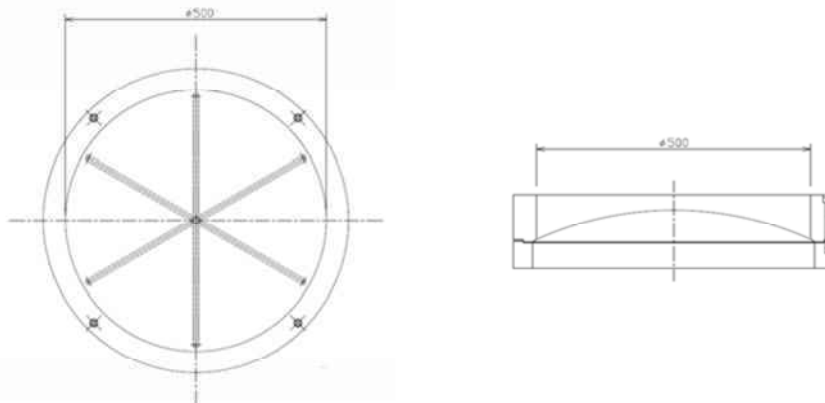
第 2.2.2.2-2 図 電動駆動弁

(2) ラプチャーディスク

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 2.2.2.2-3 図の構造としている。



第 2.2.2.2-3 図 ラプチャーディスク

### (3) オリフィス

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内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 :  $\phi$  272mm
- ・よう素フィルタ出口側オリフィス穴径 :  $\phi$  295mm

#### 【7号炉】

- ・フィルタ装置出口側オリフィス穴径 :  $\phi$  252mm
- ・よう素フィルタ出口側オリフィス穴径 :  $\phi$  285mm

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。

(4) 伸縮継手

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。

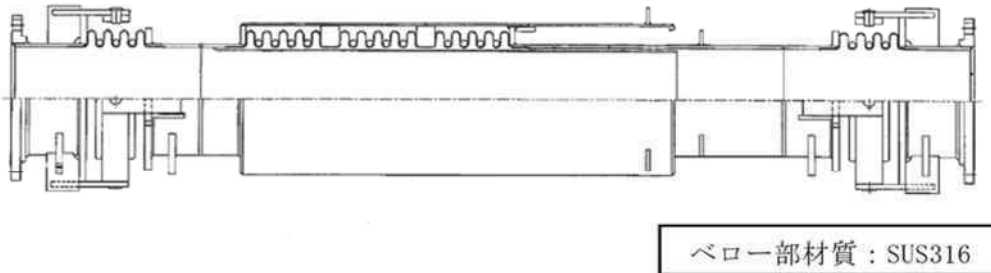
【6号炉】

- ・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  $S_s$  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 2.2.2.2-4 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

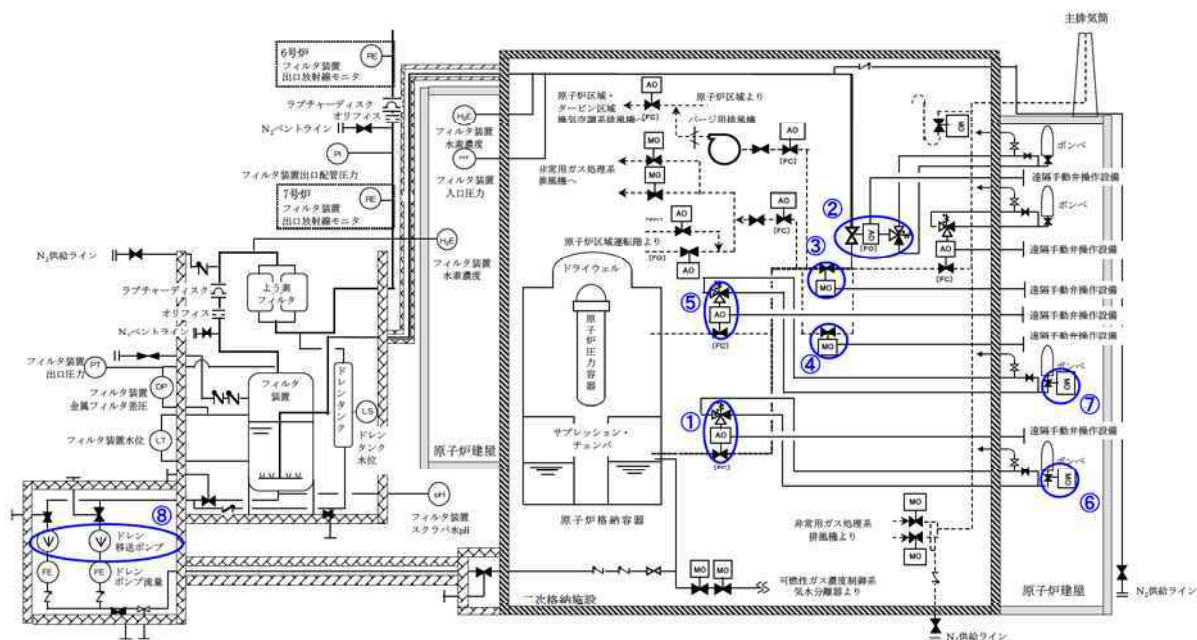
格納容器圧力逃がし装置の使用時，待機時，使用後に必要な計測制御設備，電動駆動弁，空気駆動弁用電磁弁，ドレン移送ポンプを作動させるため，常設代替直流電源設備（AM用直流125V蓄電池），非常用低圧母線，代替所内電気設備より必要な電力を供給する設計としている。

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，ポンプ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。



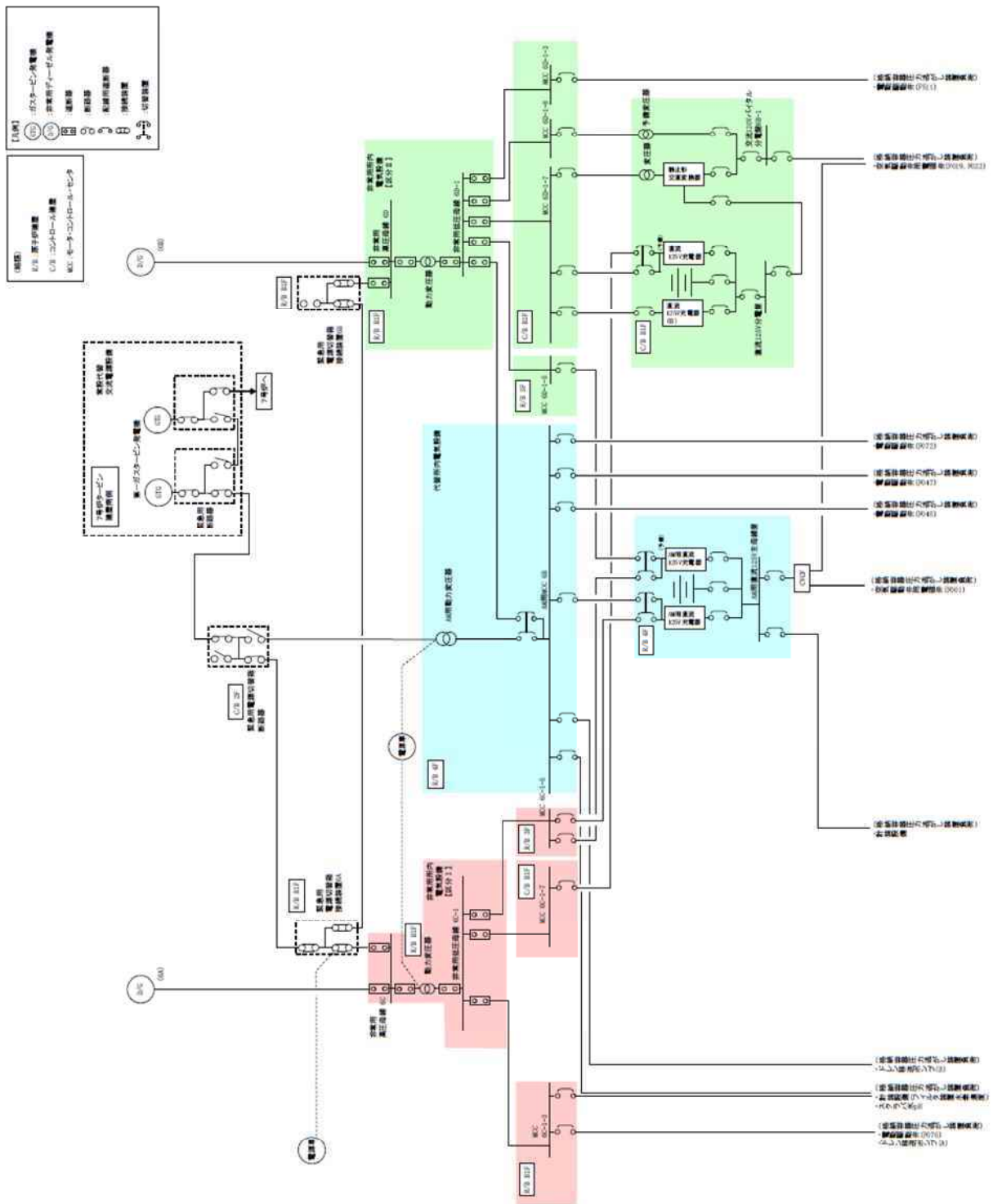
第2.3.1.2-1図 格納容器圧力逃がし装置概略図

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 (サブレーション・チ ェンバ側))	AM用直流 125V 主母線盤	AM用直流 125V 主母線盤
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)	AM用直流 125V 主母線盤	AM用直流 125V 主母線盤
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	二次隔離弁バイパス弁	AM用 MCC 6B	AM用 MCC 7B
⑤	D/W ベント用出口隔離弁 (一次隔離弁 (ドライウェル側))	AM用直流 125V 主母線盤	AM用直流 125V 主母線盤
⑥	S/C ベント弁操作用空気供給弁	AM用 MCC 6B	AM用 MCC 7B
⑦	D/W ベント弁操作用空気供給弁	AM用 MCC 6B	AM用 MCC 7B
⑧	ドレン移送ポンプ (区分Ⅰ) (ドレン流量含む)	MCC 6C-1-3	MCC 7C-1-2
	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	AM用直流 125V 主母線盤	AM用直流 125V 主母線盤
—	フィルタ装置水素濃度 (サンプルポンプを含む)	MCC 6C-1-3, AM用 MCC 6B	MCC 7C-1-1, AM用 MCC 7B
—	フィルタ装置スクラバ水 pH	MCC 6C-1-3, AM用 MCC 6B	MCC 7C-1-2, AM用 MCC 7B

### 2.3.1.3 単線結線図

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 電源設備の単線結線図 (6号炉)



#### 2.3.1.4 電源設備の多重性又は多様性及び独立性

##### (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  $S_s$  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。

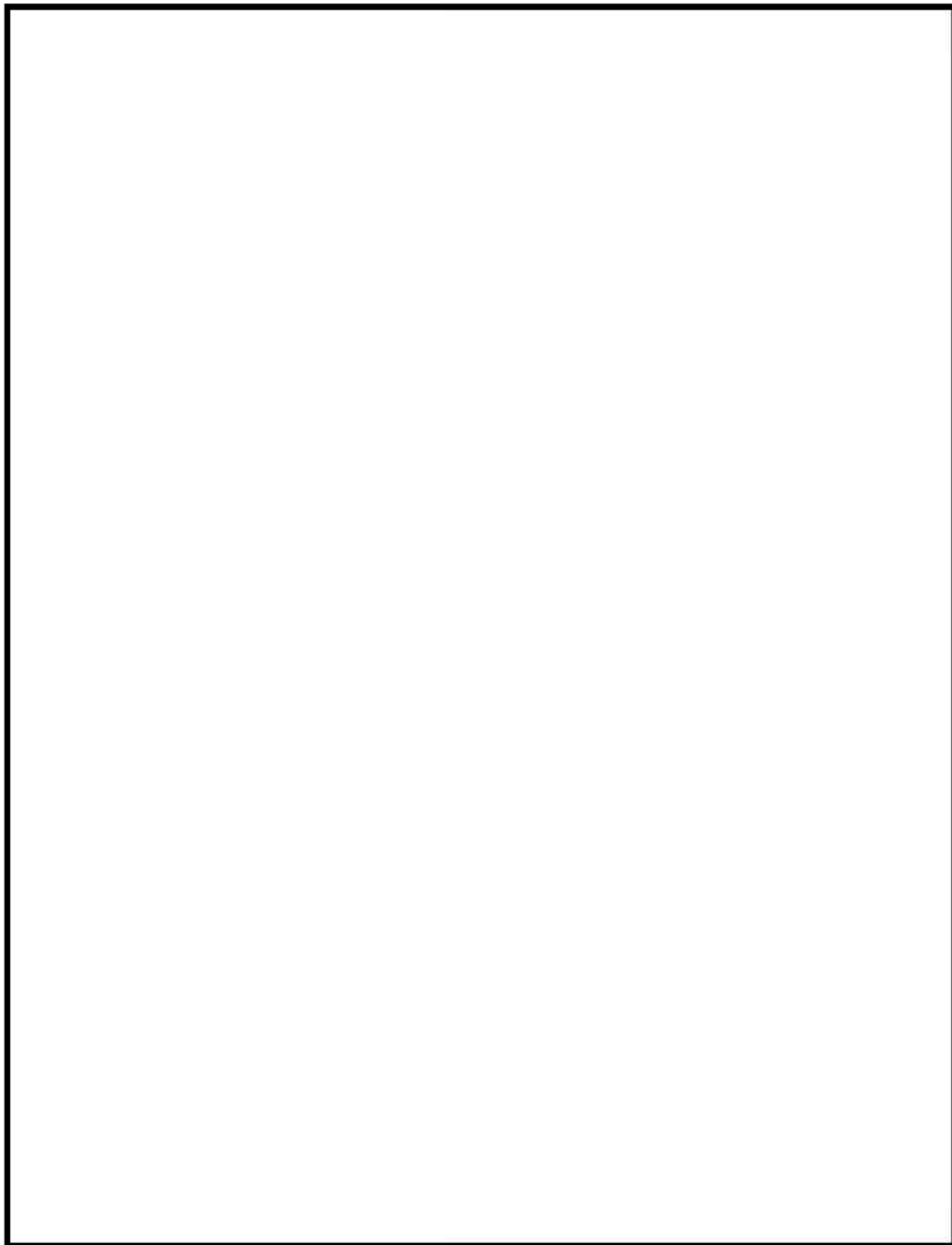
##### (2) 格納容器圧力逃がし装置用電源の多重性又は多様性及び独立性

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, 2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, 2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/B4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2.3.1.3-1，2図参照）。



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

### 2.3.2.1 概要

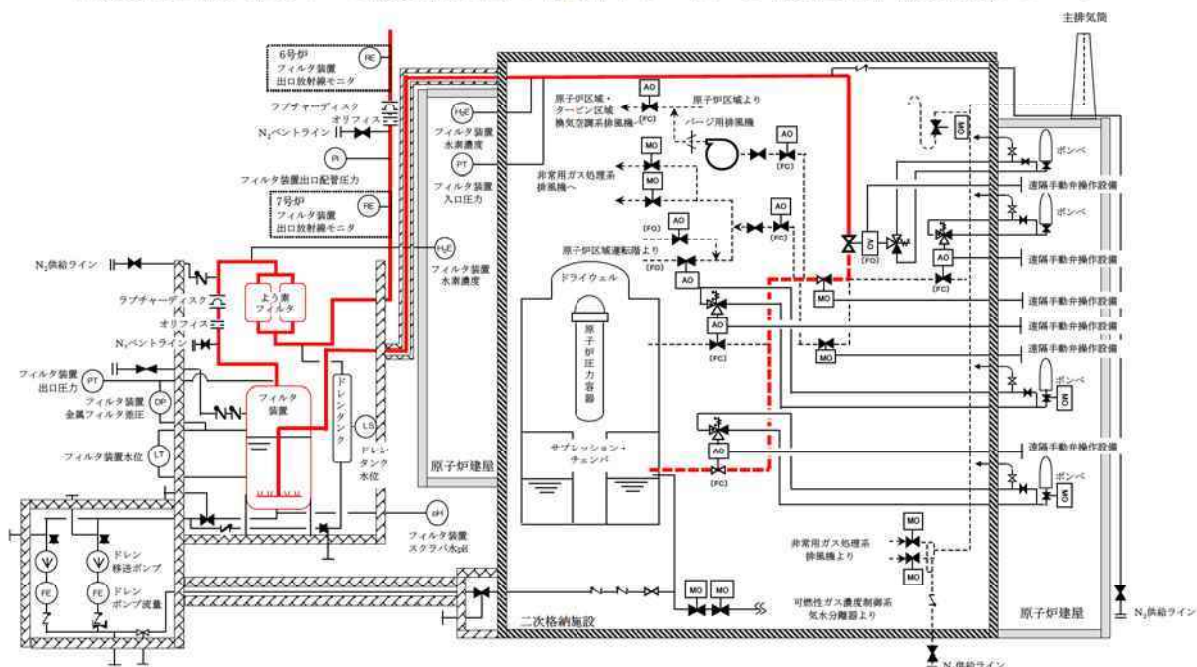
格納容器圧力逃がし装置の使用時、待機時、使用後に、系統の圧力とフィルタ装置の水位を監視するため、圧力検出器と水位検出器を設置する。また、格納容器圧力逃がし装置の入口及び出口配管に水素濃度検出器、フィルタ装置出口に放射線検出器、フィルタ装置ドレン移送ラインに流量検出器、フィルタ装置スクラバ水の pH 検出器、フィルタ装置内金属フィルタに差圧検出器、ドレンタンクに水位検出器を設置する。これらの監視パラメータは、中央制御室又は現場で監視可能な設計としている。

### 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とお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



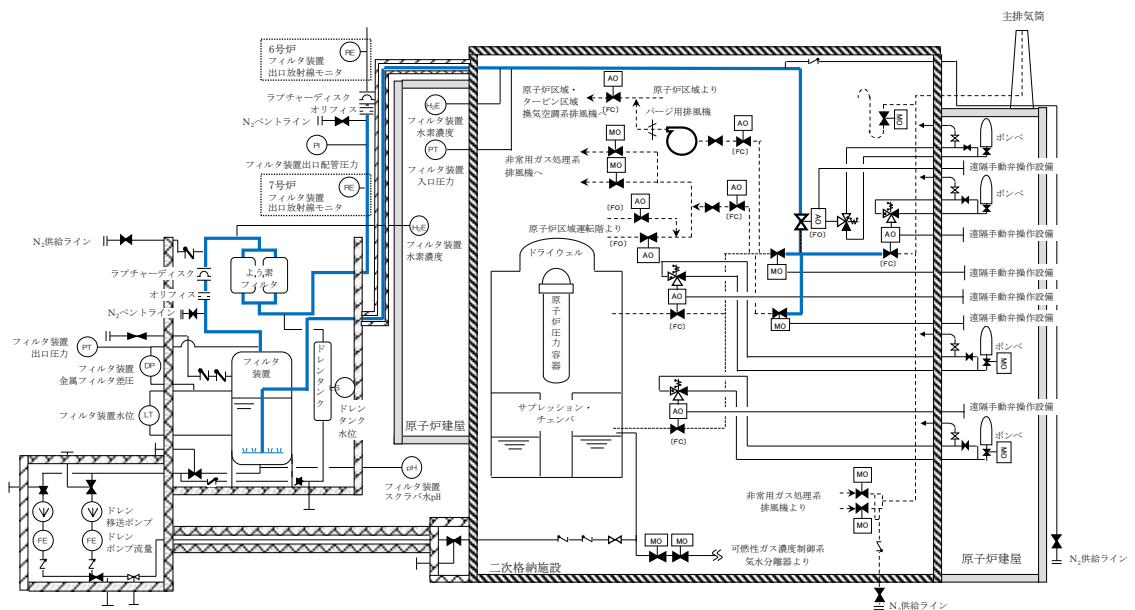
使用時の状態が、以下のとおり把握可能である。

- 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の放射線量率を測定し、排出経路の放射性物質濃度を推定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。

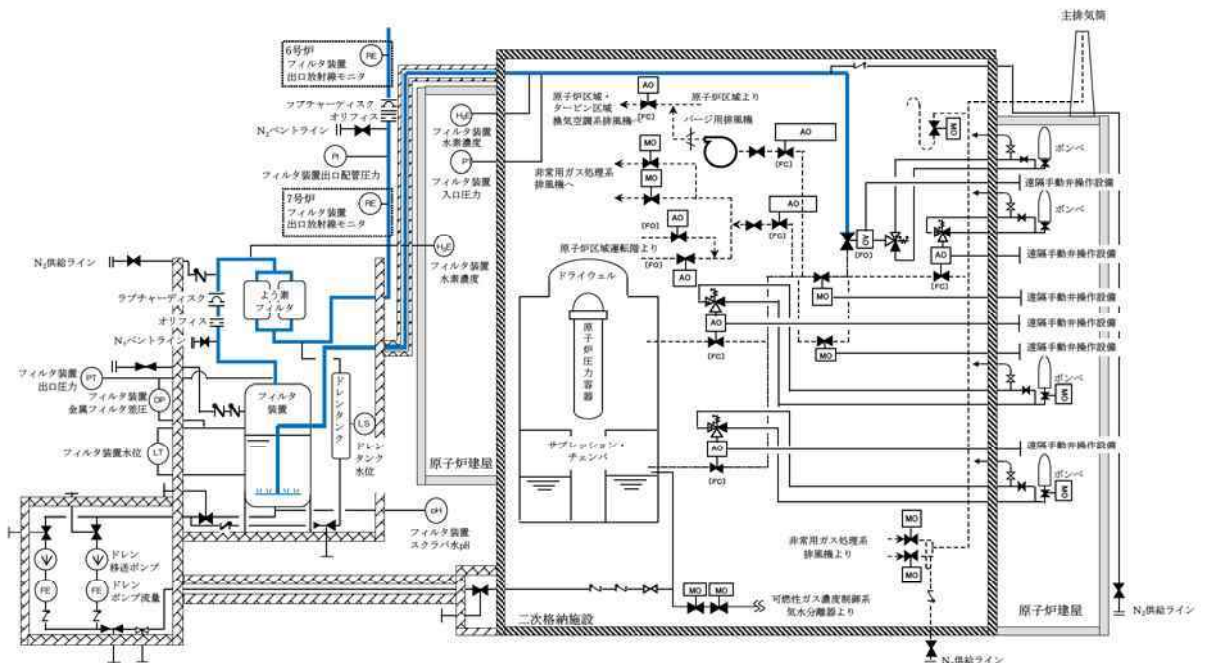
(3) 格納容器圧力逃がし装置の使用後の状態

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、以下のとおり把握可能である。

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

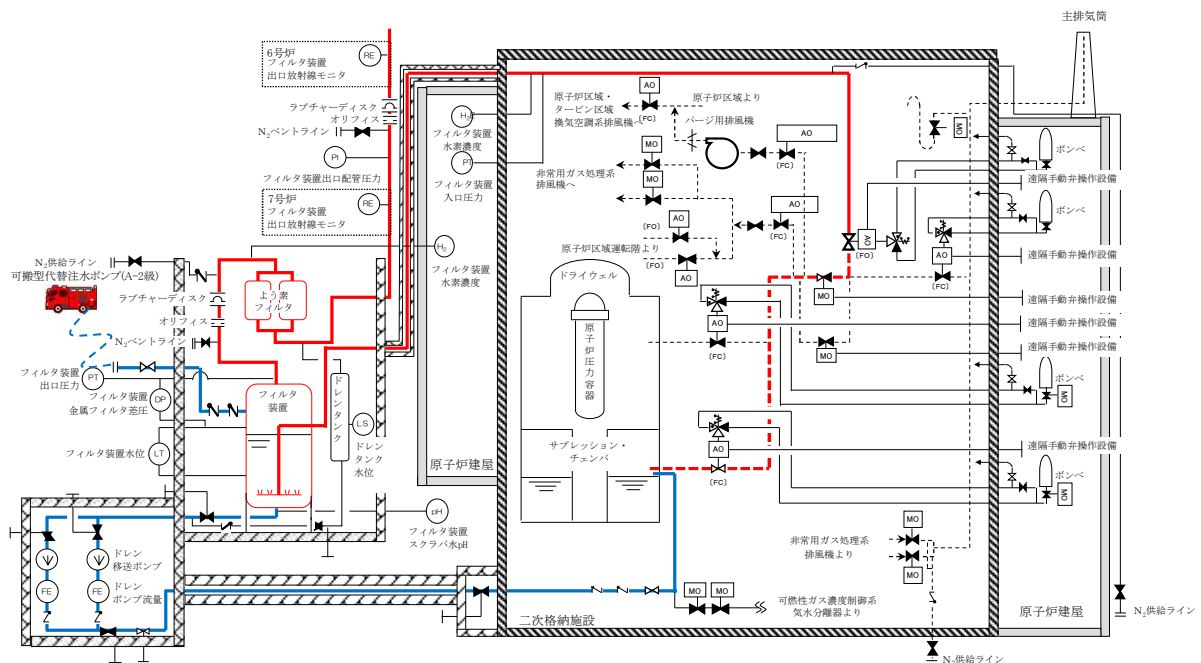
フィルタ装置出口放射線モニタにて、フィルタ装置出口配管に内包される放射性物質からの放射線量率を測定し、排出経路の放射性物質濃度を推定することが可能である。

(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、以下のとおり把握可能である。

a. フィルタ装置の水位調整の確認

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、以下のとおり把握可能である。

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

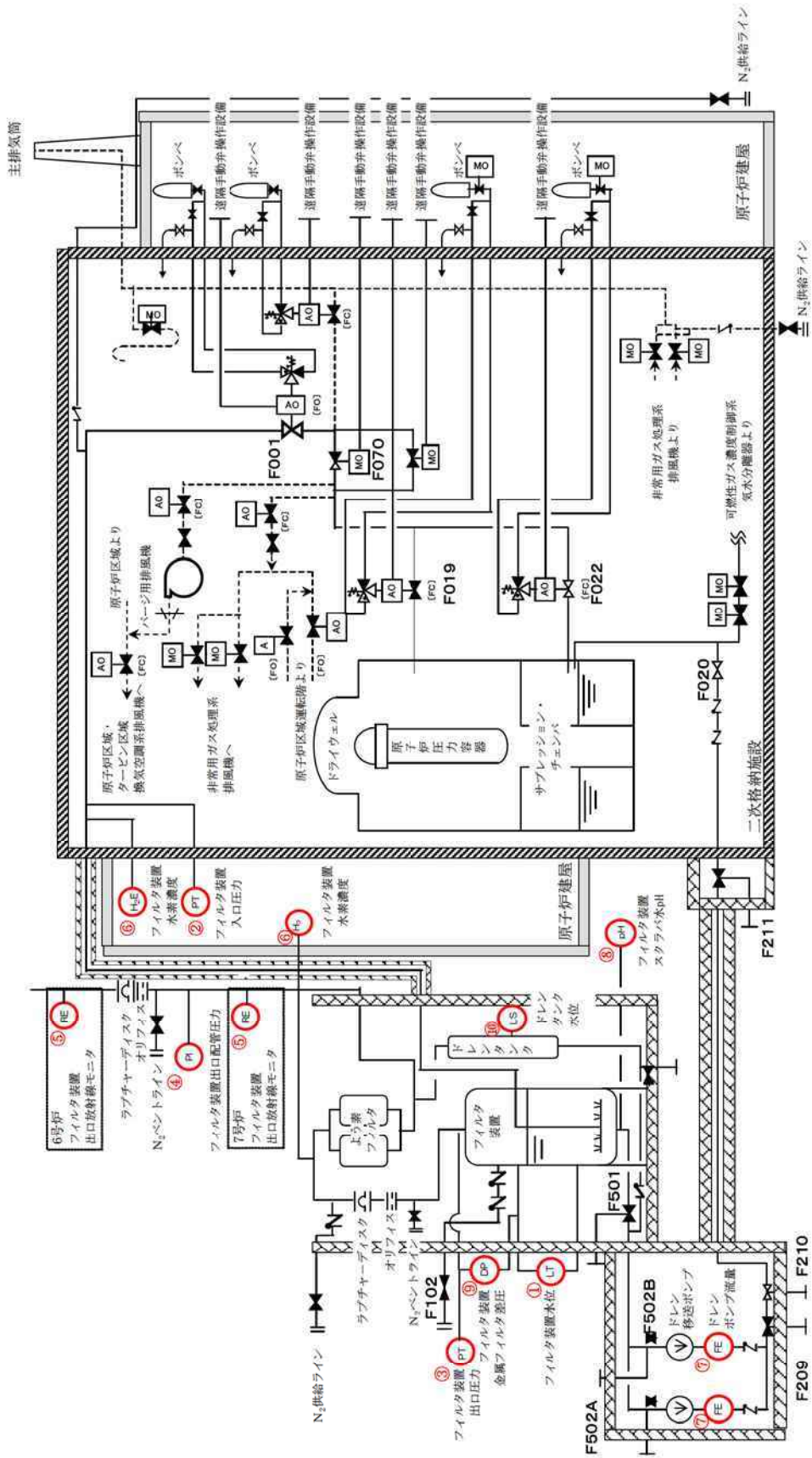
フィルタ装置入口圧力にて、格納容器ベント実施により待機圧力から上昇した圧力が低下傾向を示すが、フィルタ装置出口放射線量率が初期値から上昇しないことを確認することにより把握できる。

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、フィルタ装置からのスクラバ水漏えいによる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

第 2.3.2.3-1 表 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	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を監視可能。	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]	格納容器ベント実施時に、格納容器圧力逃がし装置内の最高圧力 (0.62MPa [gage]) が監視可能。また、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監視可能。	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]) を超えないことを監視可能。	1	中央制御室
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 <sup>-2</sup> ～10 <sup>5</sup> mSv/h	格納容器ベント実施時に、想定されるフィルタ装置出口の最大放射線量率 (約7×10 <sup>4</sup> mSv/h) を監視可能。	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 (4vol%) 未満であることを監視可能。格納容器内水素濃度の最大値 (38vol% (ドライ条件)) を監視可能。	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	0～30m <sup>3</sup> /h	ドレンポンプの定格流量 (10m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	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 (pH0～14) が監視可能。	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		2	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ことを監視可能。	4	中央制御室 現場

※1 監視パラメータの数字は第 2.3.2.3-1 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 ドレン移送ポンプ 2 台に対してそれぞれ 1 個。

※5 「(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. 原子炉格納容器雰囲気ガスがフィルタ装置へ導かれていないことの確認	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パ水の確認	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充
(4) フィルタ装置の水位調整時	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
	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パ水の水質管理	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パ水 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 ①②はそれぞれ多重性有り
	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
	e. フィルタ装置スクラパ水の漏えい	①フィルタ装置水位	①は多重性有り

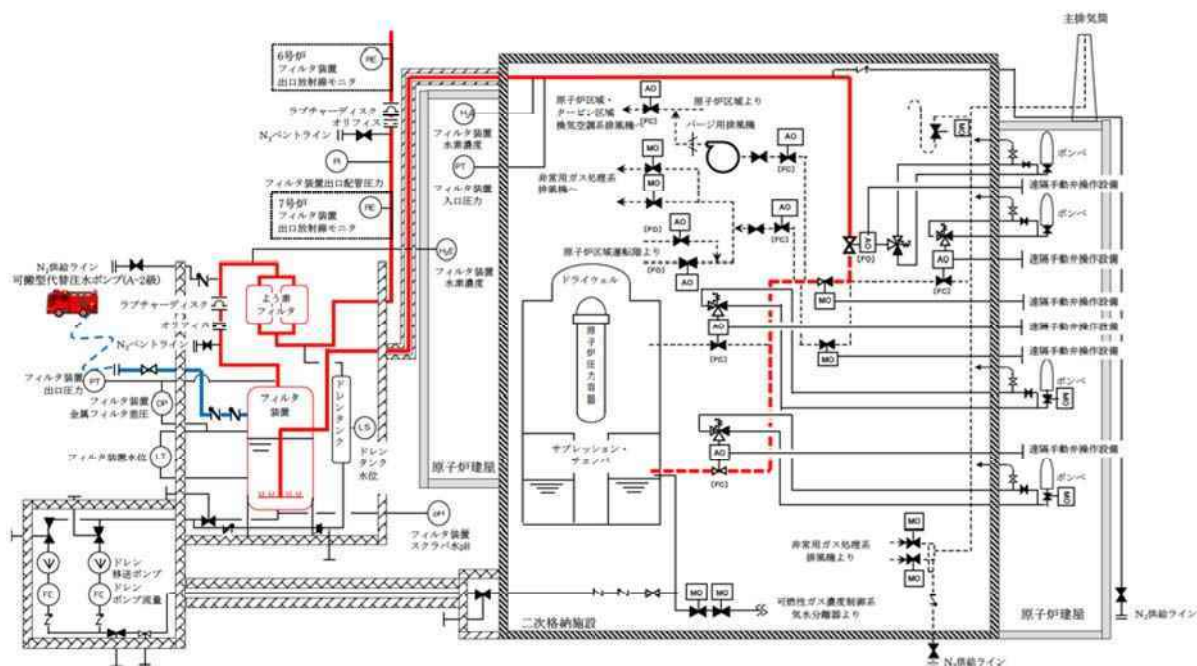
## 2.3.3 格納容器圧力逃がし装置給水設備

### 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

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<sup>3</sup>/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)

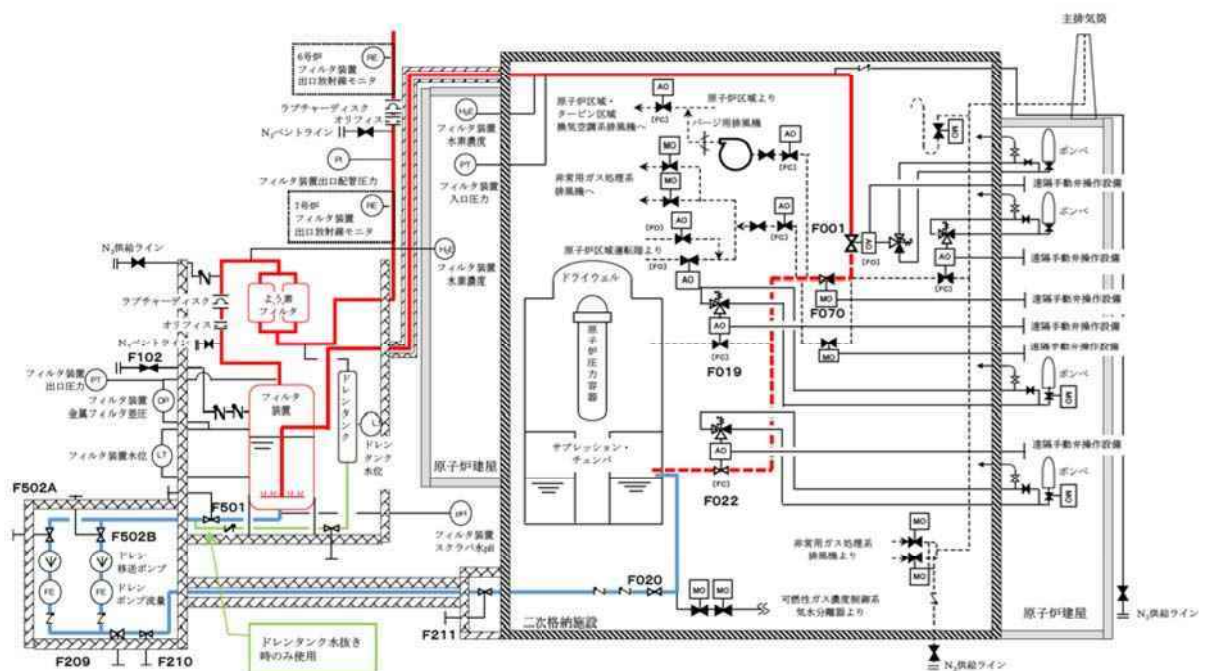
## 2.3.4 格納容器圧力逃がし装置ドレン設備

### 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に、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ブプレッション・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。

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 : 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】**

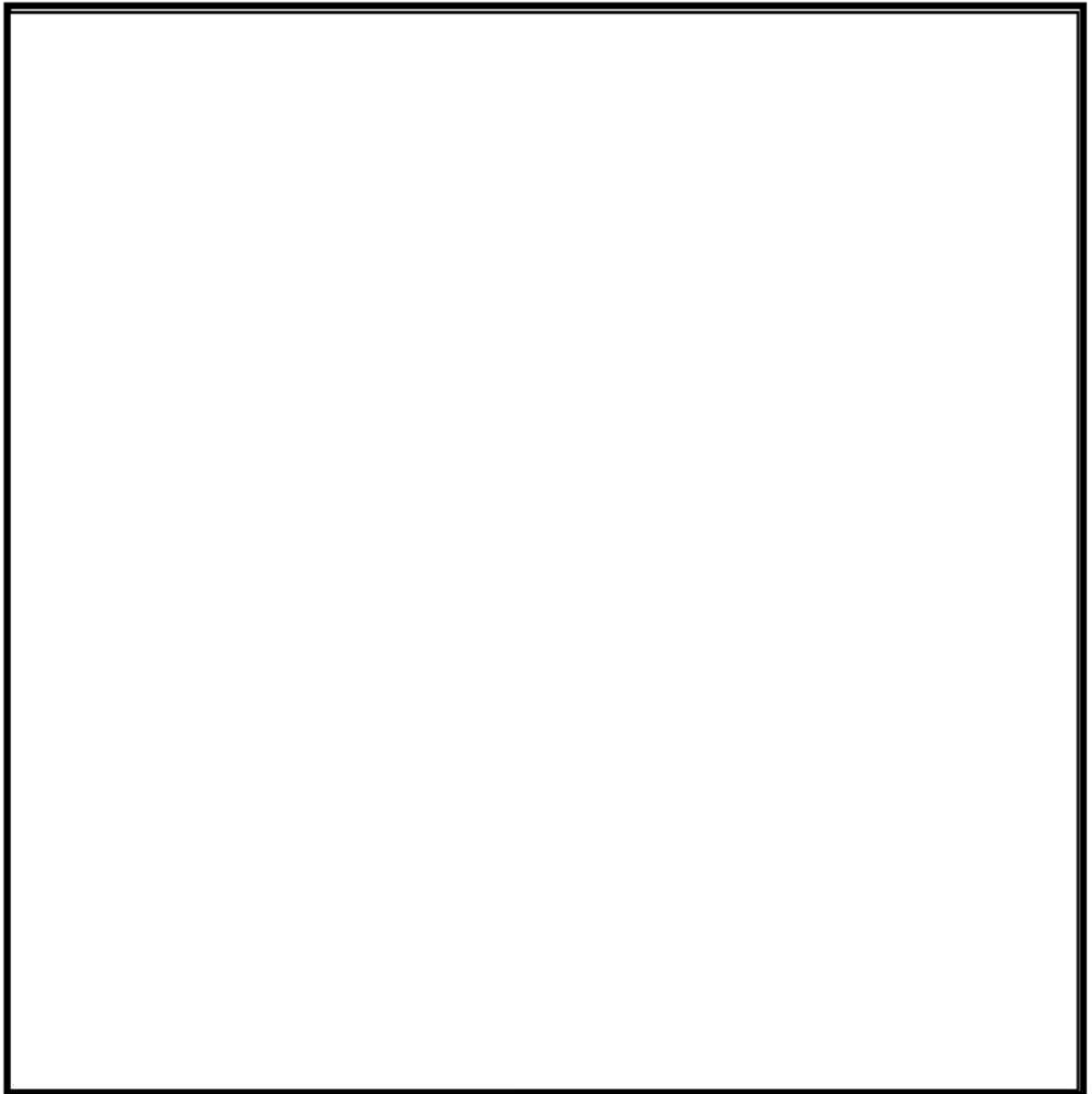
- ・ ドレン配管 : ステンレス鋼

**【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 2.3.4.2-9 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)

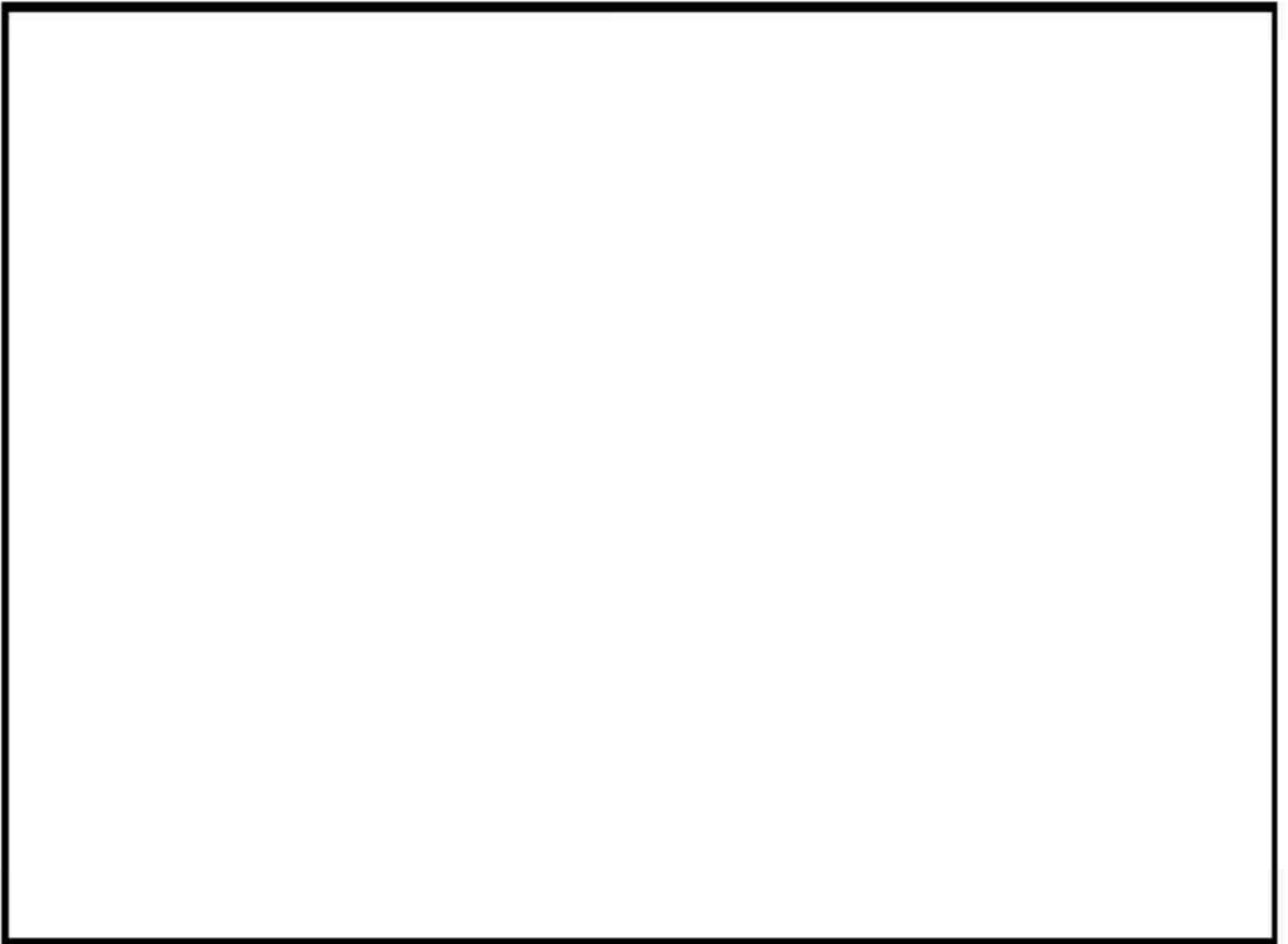


第 2.3.4.2-4 図 ドレン配管ルート図 (6 号炉 原子炉建屋地下 1 階)

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)

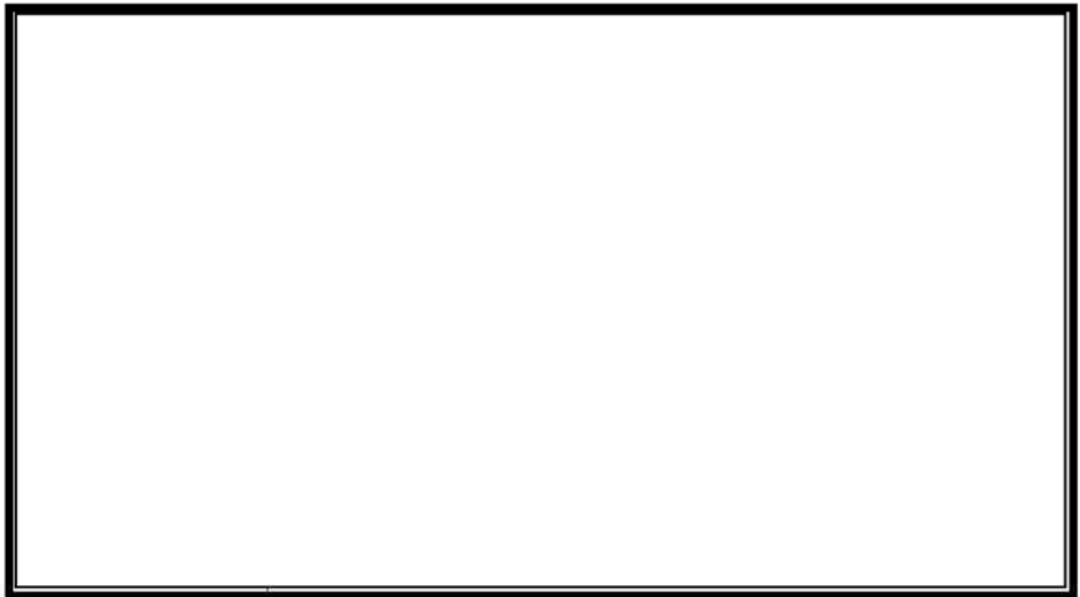




第 2.3.4.2-7 図 ドレン配管ルート図 (7 号炉)



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)



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に、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<sup>3</sup>/h, 揚程 50m

【7 号炉】

- ・ ドレン移送ポンプ容量 : 吐出量 10m<sup>3</sup>/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、ベント実施中に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。

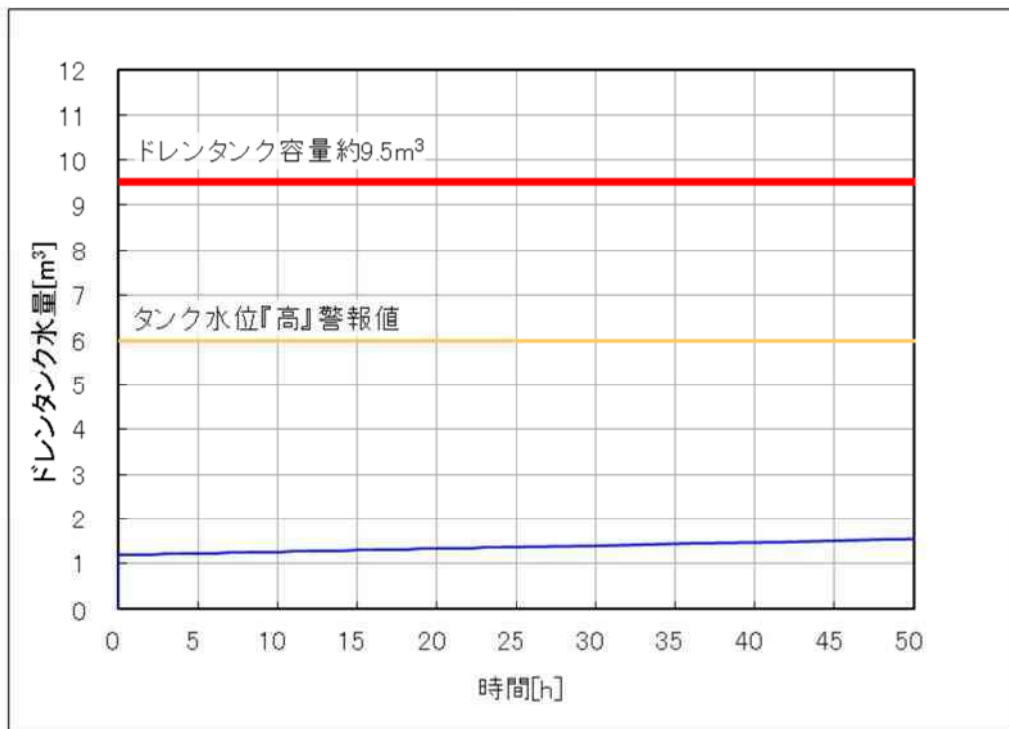
【6号炉】

- ・ ドレンタンク容量 : 9.5m<sup>3</sup>

【7号炉】

- ・ ドレンタンク容量 : 9.5m<sup>3</sup>

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

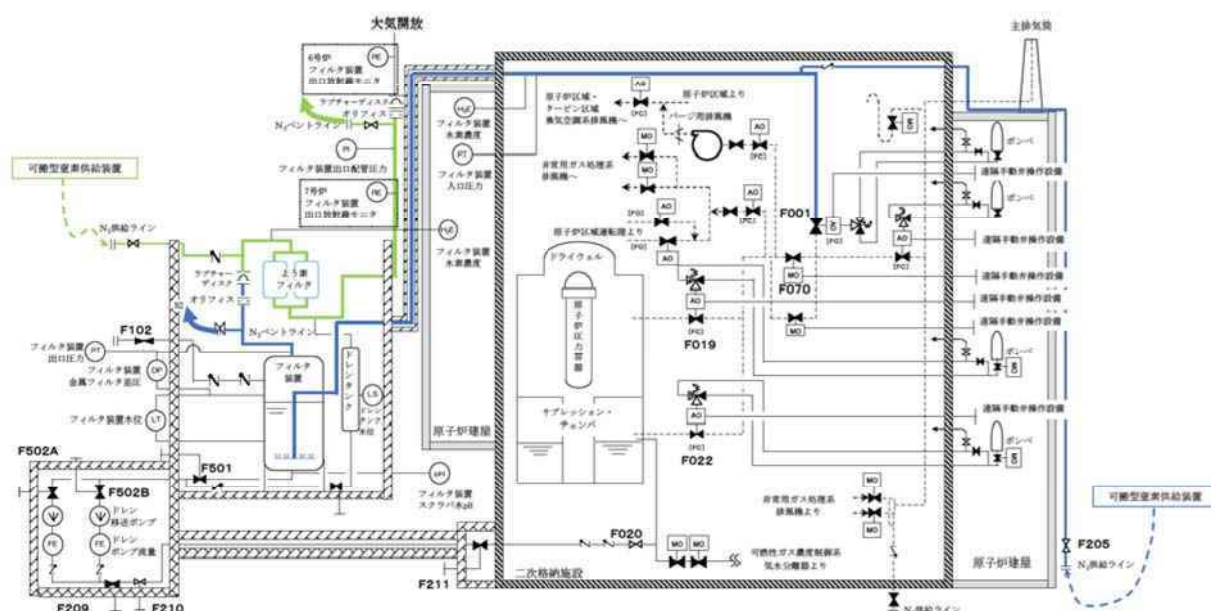
## 2.3.5 格納容器圧力逃がし装置窒素パージ設備

### 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の使用後は、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】

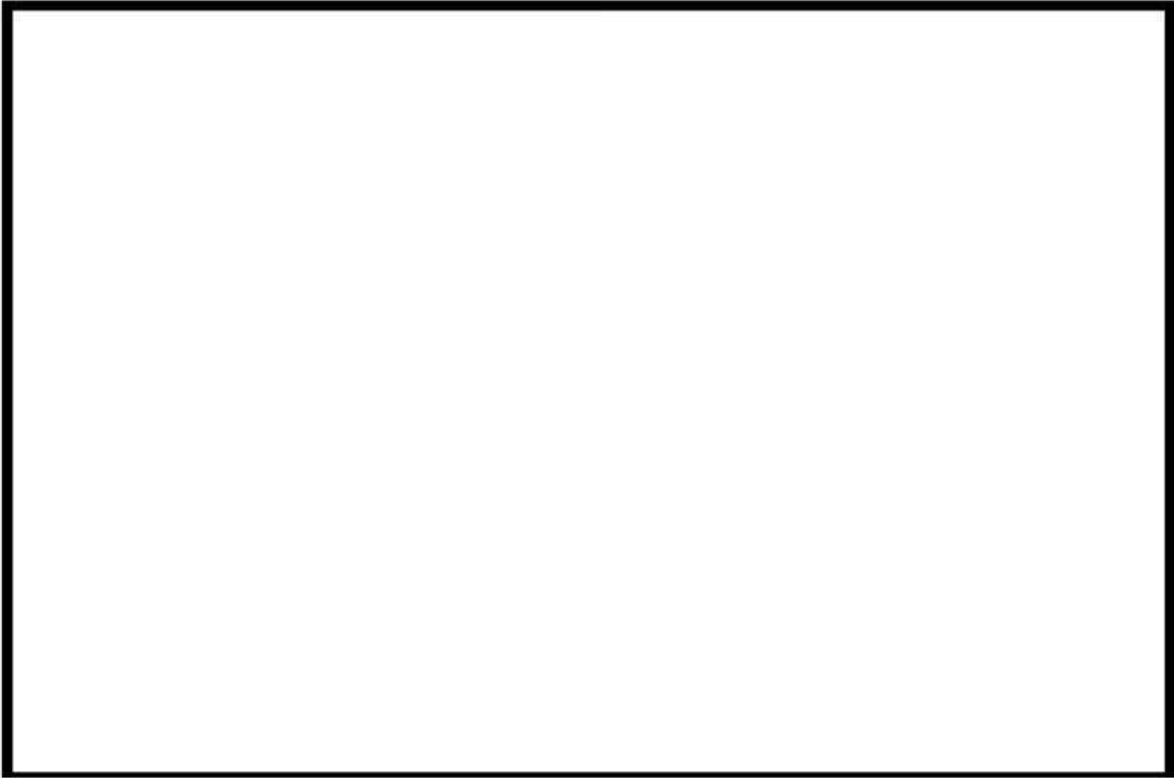
- ・ 窒素供給配管 : ステンレス鋼および炭素鋼
- ・ ベント配管 : 炭素鋼

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。

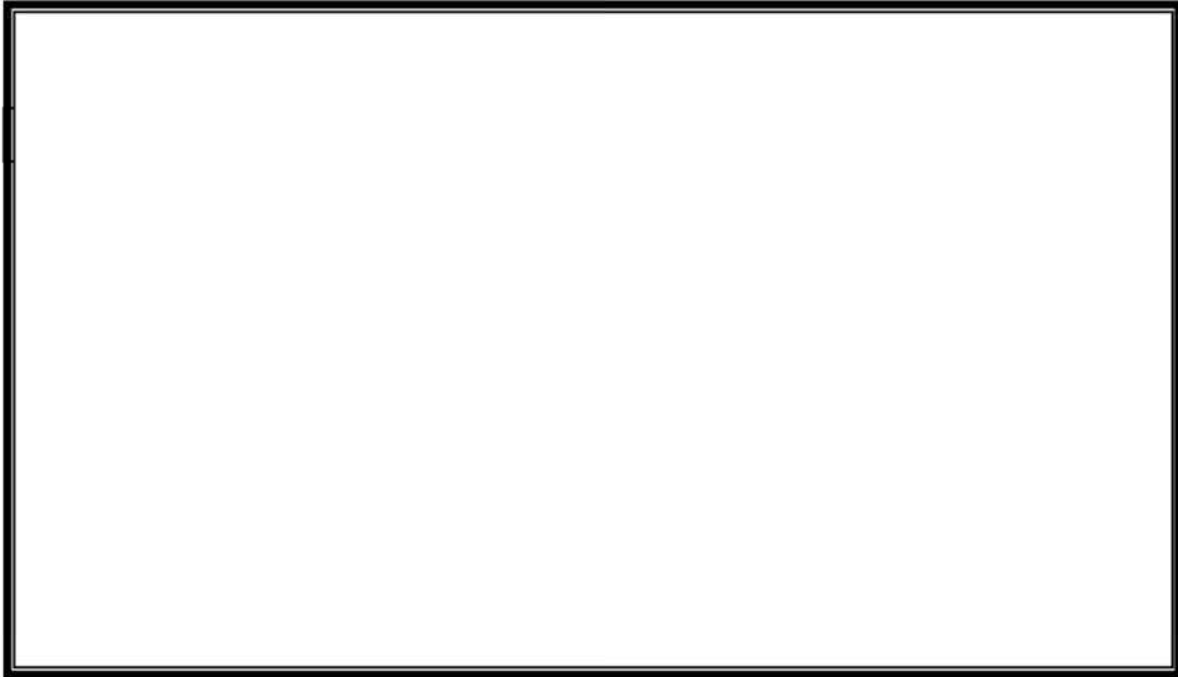


第 2.3.5.2-3 図 窒素パージ配管ルート図 (6 号炉 窒素供給配管)



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)



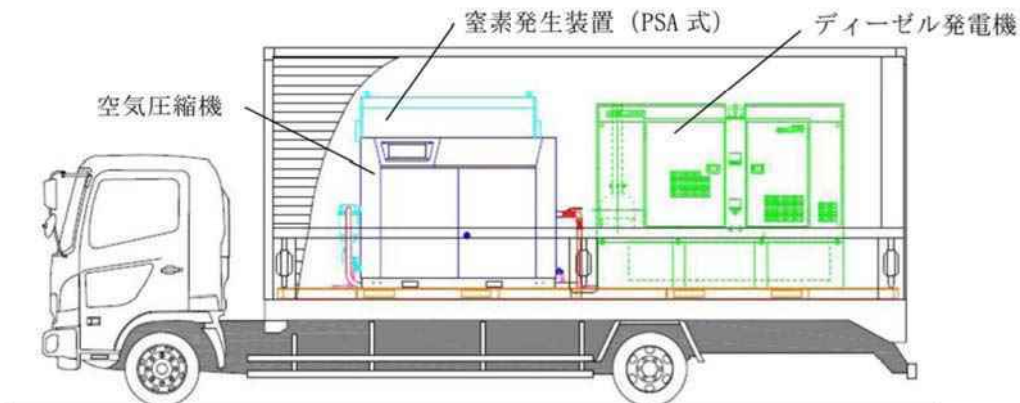
第 2.3.5.2-6 図 窒素パージ配管ルート図 (7号炉)

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の流量は、窒素ガス純度が 99%の場合において 70Nm<sup>3</sup>/h の生成能力を有する。

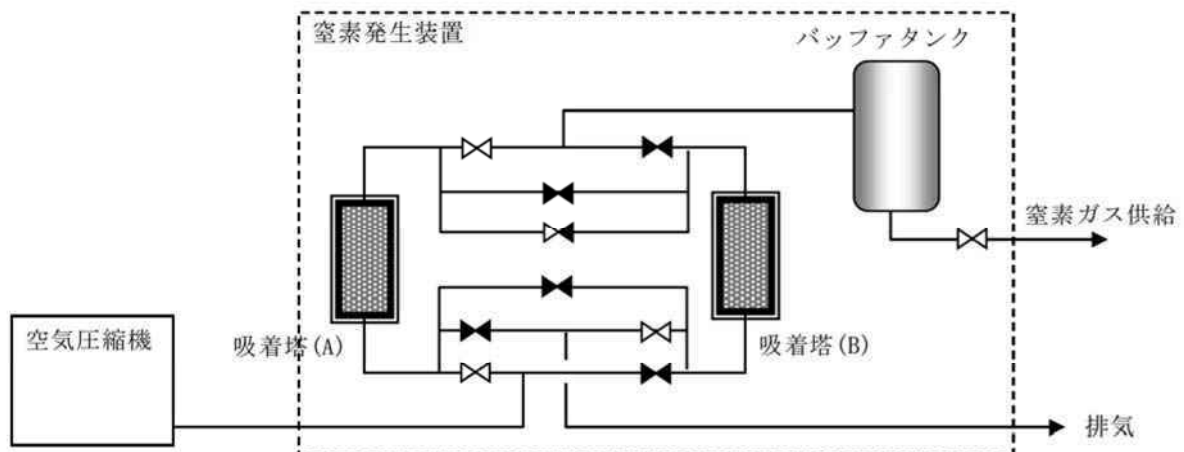
可搬型窒素供給装置は、第 2.3.5.2-7 図に示す通り、トレーラーのコンテナ内に窒素発生装置、空気圧縮機、ディーゼル発電機及び付属機器を搭載したものである。

窒素発生装置は、圧カスイング吸着 (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、減圧下で吸着材の再生 (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。

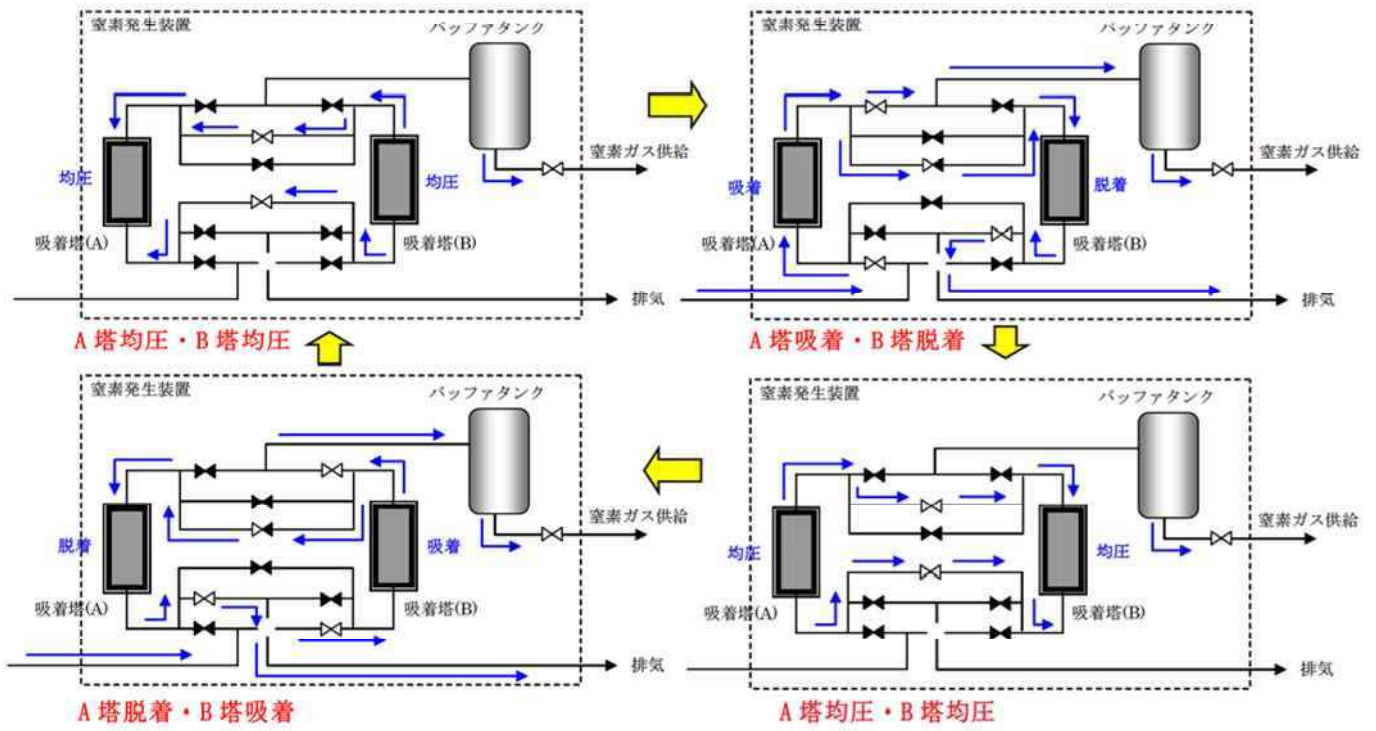


第 2.3.5.2-7 図 可搬型窒素供給装置 車載図



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

### 3. 格納容器圧力逃がし装置による放射性物質除去性能

#### 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

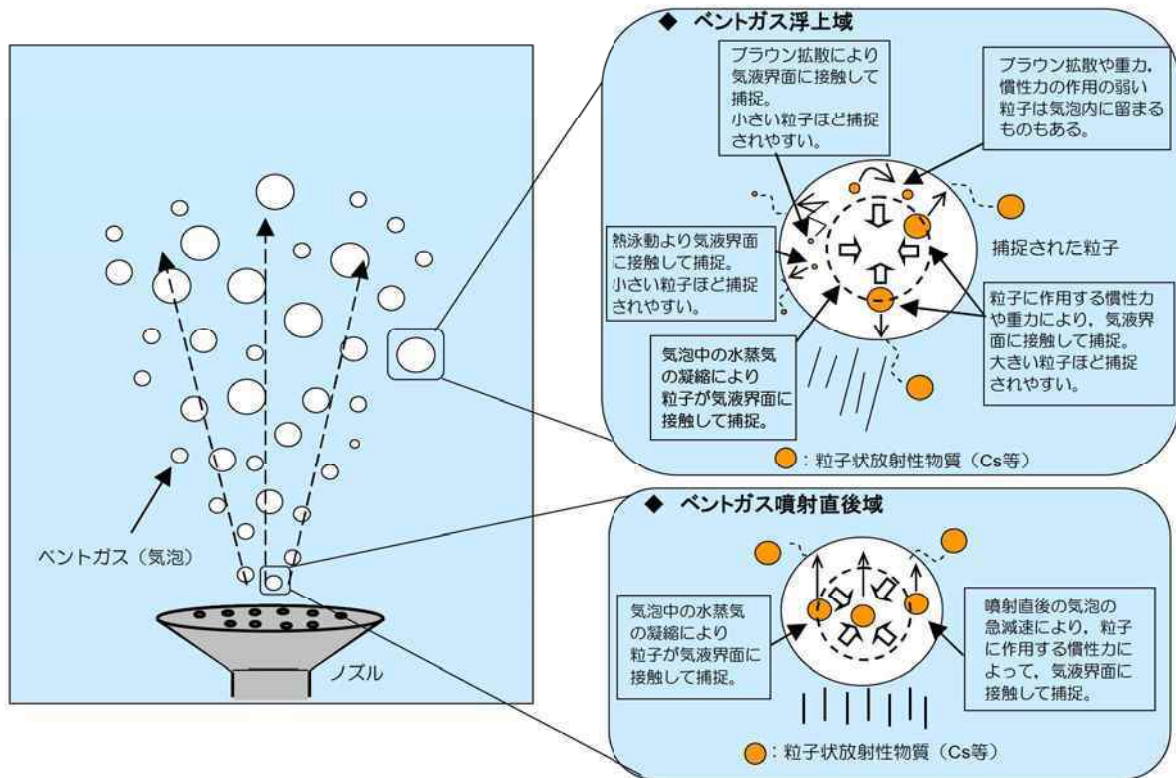
原子炉格納容器より排出された原子炉格納容器内雰囲気ガスは、格納容器圧力逃がし装置の給気配管を経て、容器に到達し、スクラバノズルから容器内に噴出する。

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。

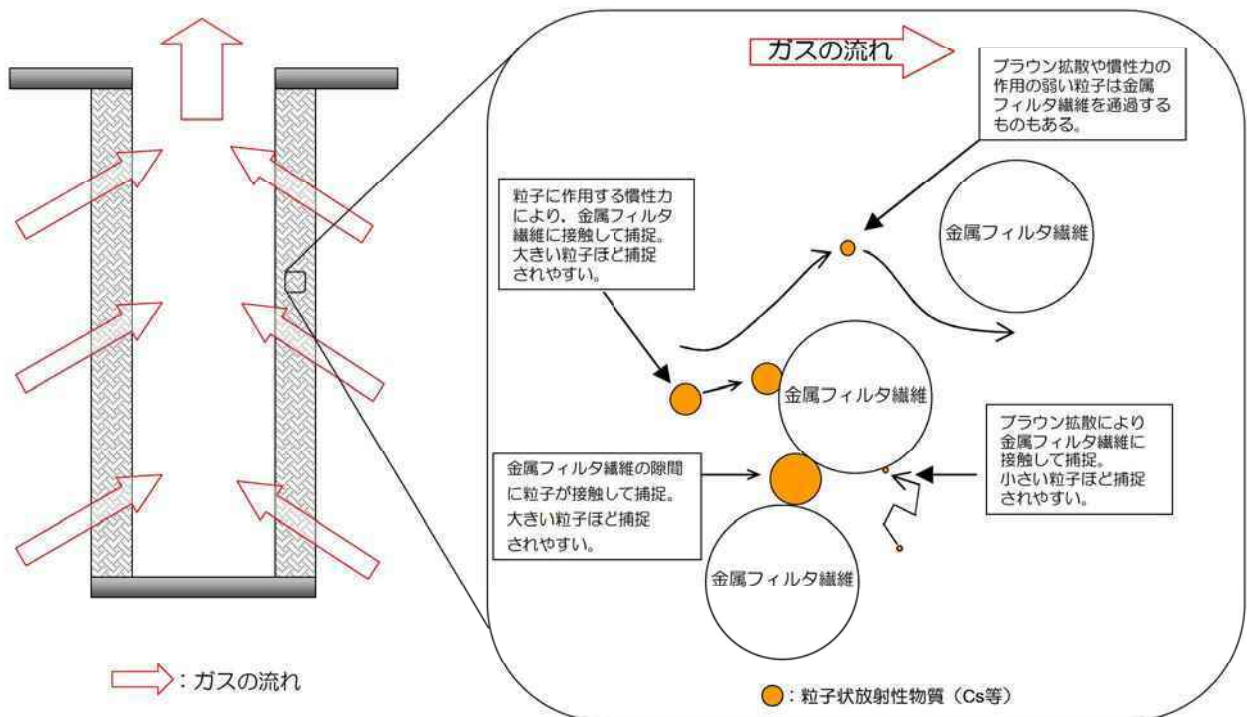


第 3.1.1.1-1 図 水スクラバによる除去原理（イメージ）

### 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, MF) 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 MF 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 MF 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 MF 繊維に接触することで捕捉する。
- ・ 粒子状放射性物質が, MF 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

#### 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

希ガスは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、放射エネルギーを可能な限り時間減衰させることが、環境中へ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。

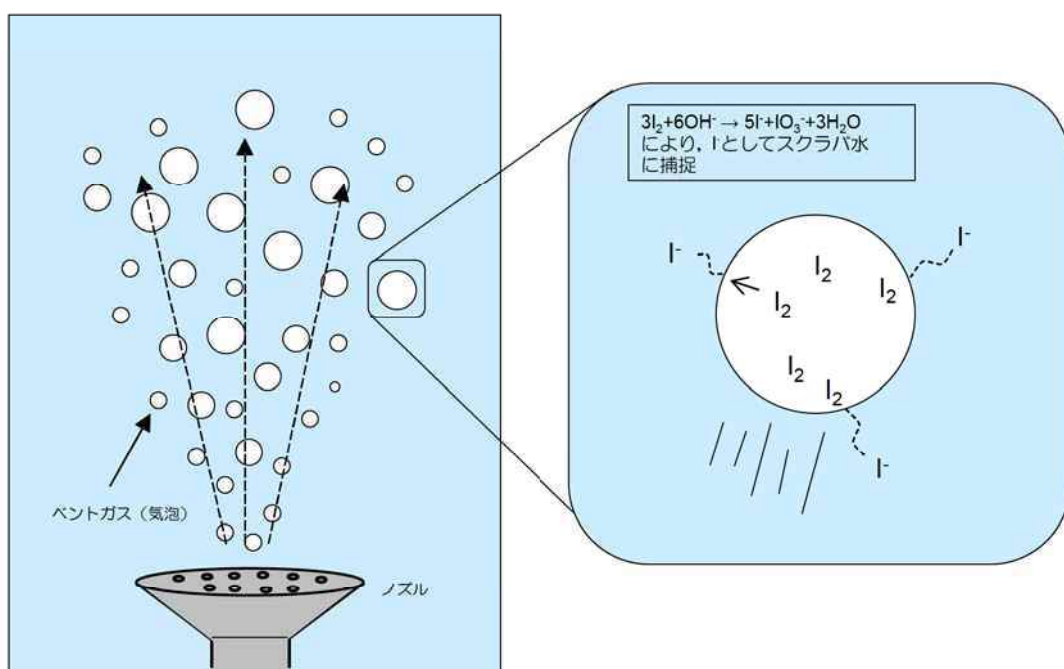
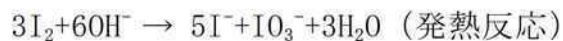
また、格納容器圧力逃がし装置では、次項に示す除去原理により無機よう素、及び有機よう素を除去し、環境中へのよう素放出量を抑制する。

### 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。



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

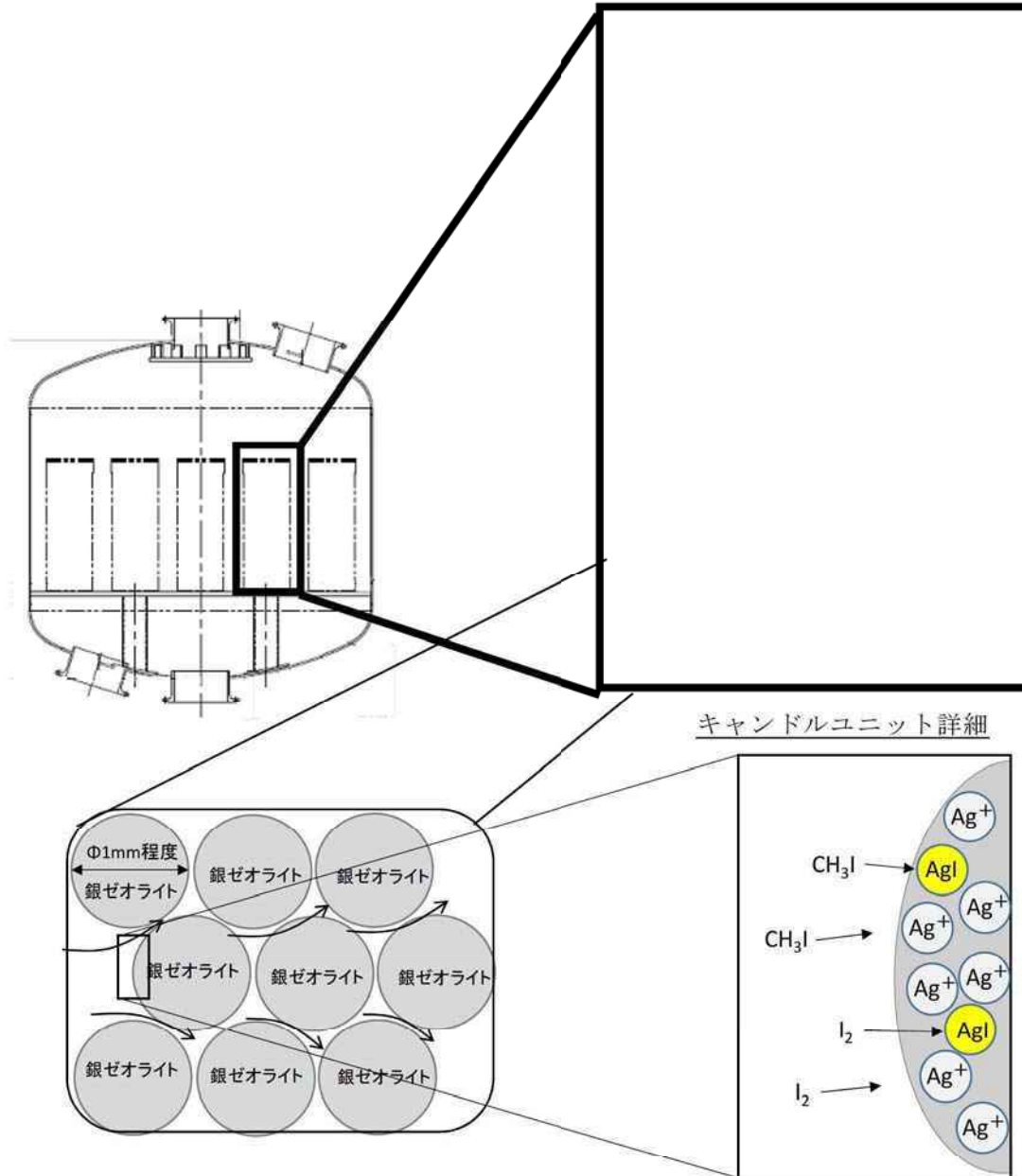
よう素フィルタは銀ゼオライト吸着材を充填したキャンドルユニットと呼ばれる吸着層で構成され、銀ゼオライトは、内部に多量の銀イオン ( $\text{Ag}^+$ ) を有している。

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 ( $\text{CH}_3\text{I}$  等) や無機よう素 ( $\text{I}_2$ ) が、銀ゼオライト中の  $\text{Ag}^+$  と反応し、 $\text{I}$  が銀ゼオライト中に取り込まれ  $\text{AgI}$  となる。これにより、ベントガスに含まれる  $\text{I}$  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

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。

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。

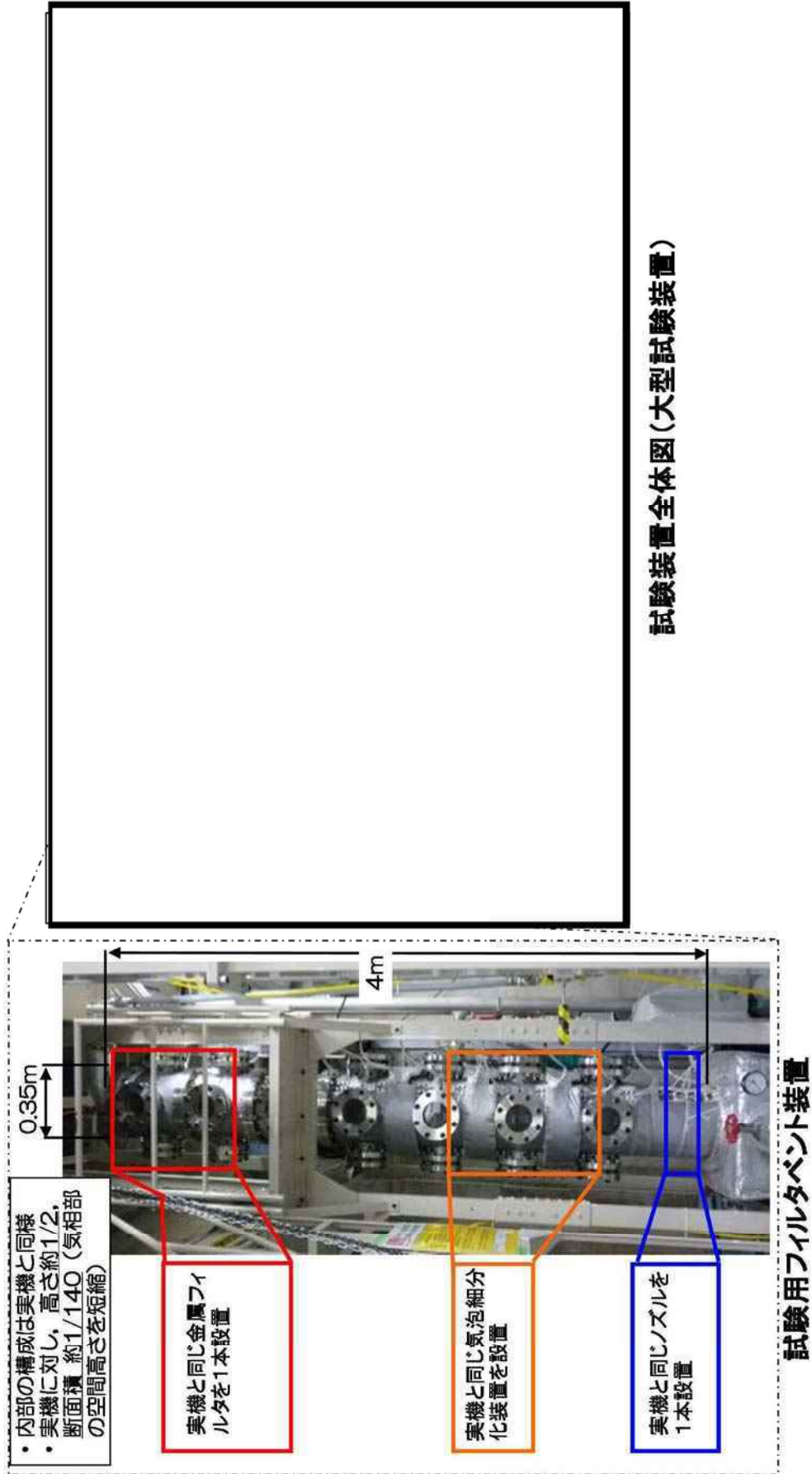
試験フィルタは、直径 0.35m、高さ 4m の容器であり、断面積が実機の約 1/140、高さが実機の約 1/2 のスケールである。この容器の中に実機と同じノズル（1本）、気泡細分化装置、金属フィルタ（1本）を設置している。高さが実機の 1/2 となっているが、実機より容器の高さが小さい分、装置の性能には影響を及ぼさない気相部の寸法を短縮している。それ以外の性能に影響を及ぼす気泡細分化装置の高さや、金属フィルタの長さについては、実機と同一となるようにしている。

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<sub>2</sub>、Fe<sub>2</sub>O<sub>3</sub> 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。





第3.2.1.1-1 図 試験概要図 (エアロゾル除去性能試験)

### 【無機よう素除去性能試験】

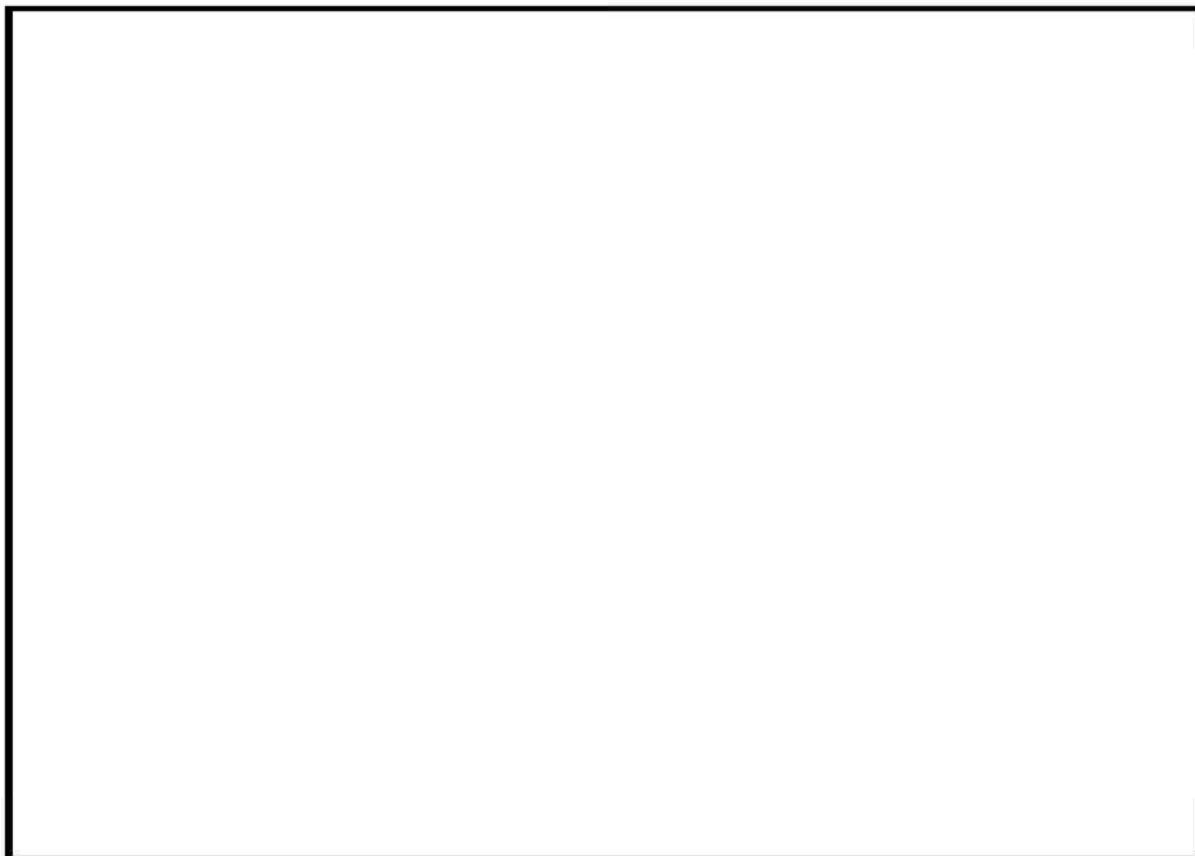
格納容器ベント実施時に、格納容器圧力逃がし装置が必要な無機よう素除去性能を達成できていることを確認するため、格納容器圧力逃がし装置を模擬した試験装置を用いて無機よう素除去性能確認試験を実施した。

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は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。



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 サンプルング装置（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なり 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、粒子に生じる慣性力

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。

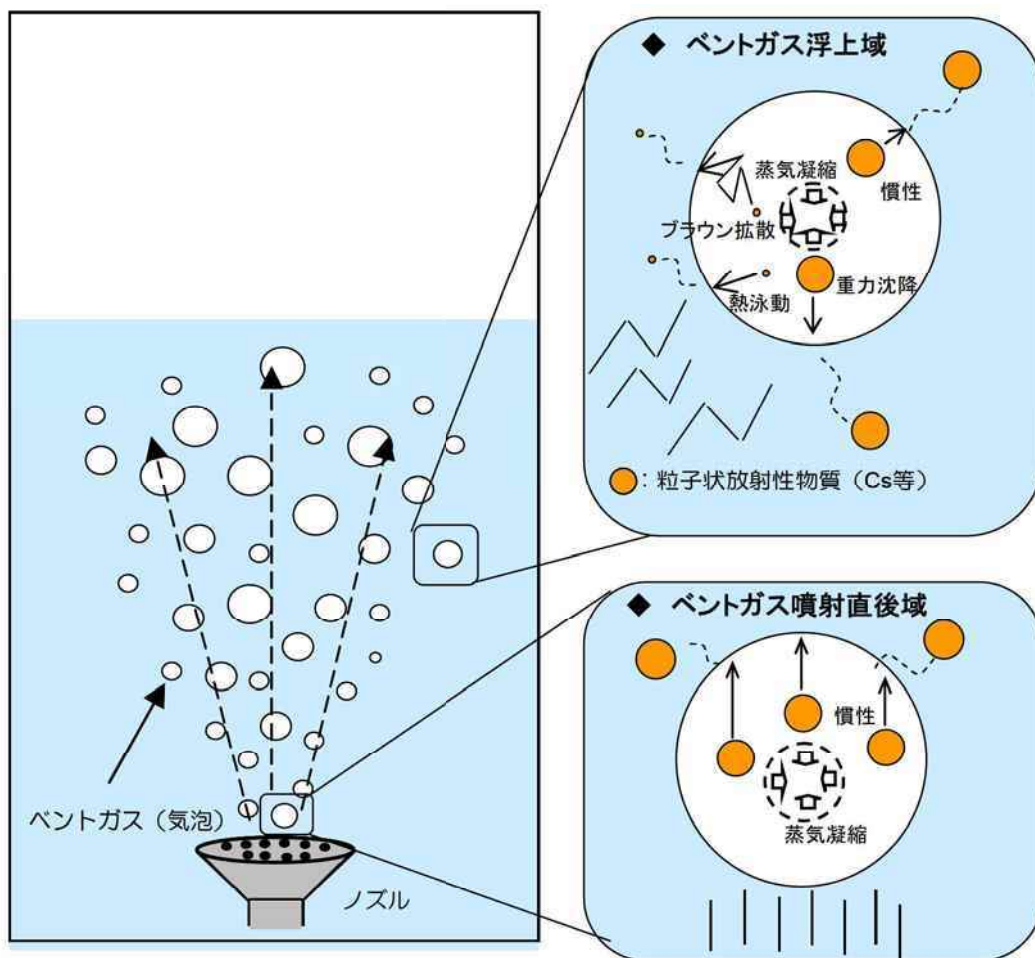
ガス流量：流量が大きいほど、水中滞留時間が短くなり、DF は下がる。

(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

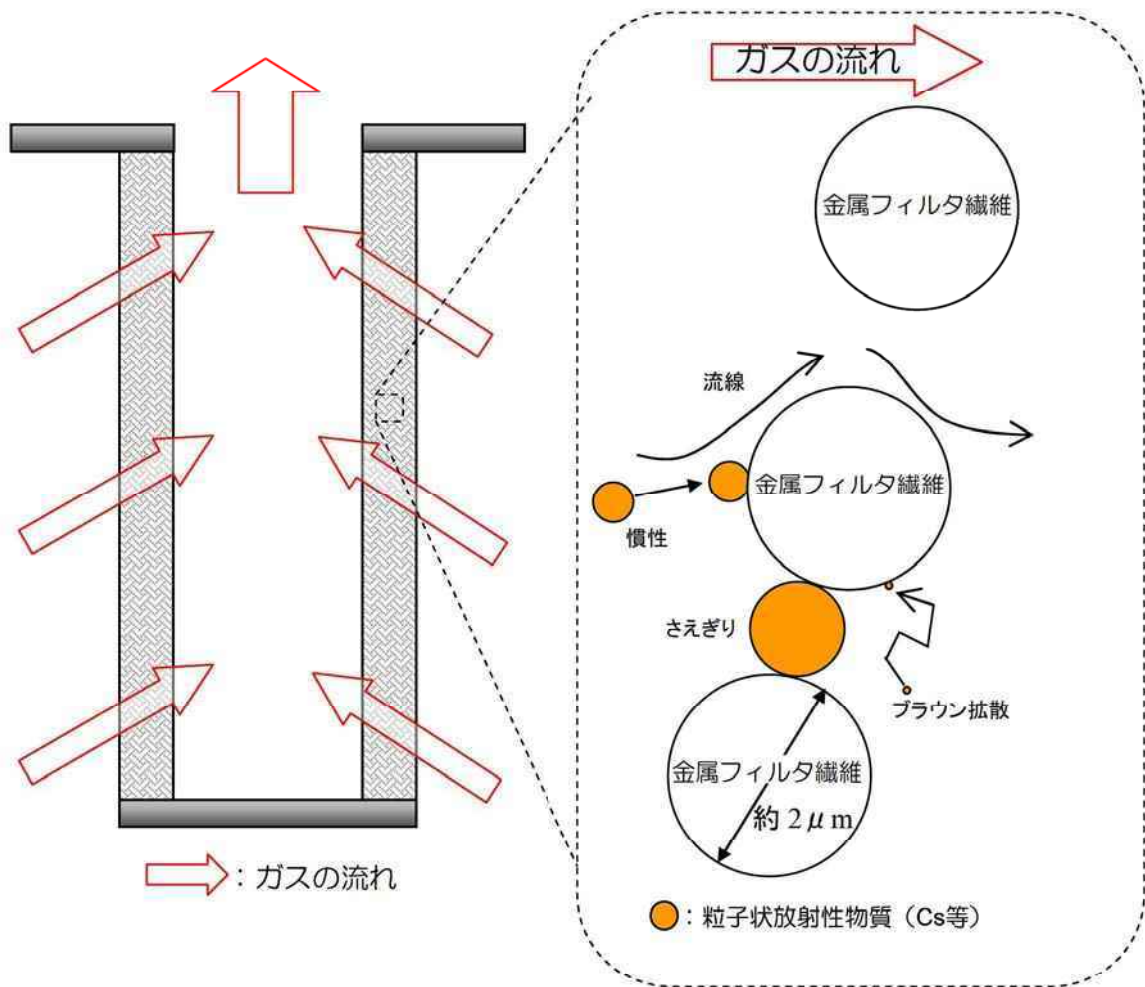
ガス流量：流量が大きいほど慣性力は大きく、DFは上がる。

(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 <sup>3</sup> /h），1Pd 時相当流量（約 27000m <sup>3</sup> /h），最小流量相当（約 13000m <sup>3</sup> /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 <sup>3</sup> /h）、最小流量相当（約 13000m <sup>3</sup> /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）

###### (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+全交流動力電源喪失+全 ECCS 機能喪失シナリオを選定する。

###### a. 事象の概要（格納容器ベント時）

- (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) 更に非常用炉心冷却系（以下、ECCS という。）喪失、全交流動力電源喪失（以下、SBO という。）を想定するため、原子炉圧力容器への注水ができず炉心損傷に至る。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

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回事象の選定を行い、起回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) 起回事象の選定

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（起回事象）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・津波に加え、地震・津波以外の自然現象の 42 事象から、地域性等を考慮して 9 事象

(風(台風), 竜巻, 火山, 落雷, 積雪, 低温(凍結), 降水, 生物学的的事象, 地滑り)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崩壊熱除去機能喪失, 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, 原子炉停止機能喪失については, 炉心損傷に至らないため, 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事故シナリオは, LOCA 時注水機能喪失のみとなる。

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

エンバの排気ラインを使用した格納容器ベント(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格納容器ベント(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

原子炉圧力容器が破損し溶融炉心が原子炉格納容器下部に落下すると、溶融炉心・コンクリート相互作用によりコンクリートのエアロゾル粒子が大量に生成され、格納容器ベント時に放出されるエアロゾル量や粒径分布に影響を与える。ここでは、溶融炉心・コンクリート相互作用の観点で厳しくなるシナリオを参考ケースとして選定するものとした。

溶融炉心・コンクリート相互作用の観点からは、原子炉格納容器下部に落下する溶融炉心の割合が多くなる原子炉圧力容器が低圧で破損に至るシーケンスが厳しくなる。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、高圧注水・減圧機能喪失、全交流動力電源喪失シナリオは、高圧の状態が維持されることから、参考ケースから除外した。

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、重大事故等対処施設の機能喪失または機能の遅延を仮定した場合において、原子炉格納容器が先行して破損するシナリオであり、格納容器圧力逃がし装置の性能を確認する上では適切なシナリオではないと考えられるため、参考ケースから除外した。

LOCA時注水機能喪失は、原子炉格納容器下部への原子炉冷却材の流入の可能性があることから、溶融炉心・コンクリート相互作用の観点で厳しい事象ではないと考えられるため、参考ケースから除外した。

以上のことから、原子炉格納容器が健全な状態で原子炉圧力容器が低圧で破損に至り、また、原子炉格納容器下部への原子炉冷却材の流入のない高圧・低圧注水機能喪失シナリオを参考ケースとして採用した。

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確認するため、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。

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。

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	炉内内蔵量[kg] (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, RbI		約 $7.4 \times 10^{-5}$ kg
TeO <sub>2</sub> , Te <sub>2</sub> ※4	TeO <sub>2</sub> , Te <sub>2</sub>		約 $7.1 \times 10^{-5}$ kg
SrO	SrO		約 $3.2 \times 10^{-5}$ kg
MoO <sub>2</sub>	MoO <sub>2</sub> , RuO <sub>2</sub> , TcO <sub>2</sub> , RhO <sub>2</sub>		約 $1.5 \times 10^{-5}$ kg
CsOH	CsOH, RbOH		約 $1.3 \times 10^{-3}$ kg
BaO	BaO		約 $4.5 \times 10^{-5}$ kg
La <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	La <sub>2</sub> O <sub>3</sub> , Pr <sub>2</sub> O <sub>3</sub> , Nd <sub>2</sub> O <sub>3</sub> , Sm <sub>2</sub> O <sub>3</sub> , Y <sub>2</sub> O <sub>3</sub> , ZrO <sub>2</sub> , NbO <sub>2</sub> , AmO <sub>2</sub> , CmO <sub>2</sub>		約 $2.4 \times 10^{-6}$ kg
CeO <sub>2</sub>	CeO <sub>2</sub> , NpO <sub>2</sub> , PuO <sub>2</sub>		約 $2.4 \times 10^{-6}$ kg
Sb	Sb		約 $1.1 \times 10^{-6}$ kg
UO <sub>2</sub>	UO <sub>2</sub>		約 $8.9 \times 10^{-4}$ kg
コンクリート/ 構造材	-		約 $1.7 \times 10^{-3}$ kg

※1 炉内内蔵量[kg]は、ORIGEN コードを用いて評価した核種ごとの停止時炉内内蔵量に基づき、MAAP コードにより評価した値

※2 格納容器圧力逃がし装置に流入する粒子状物質量は、炉内内蔵量[kg]と、格納容器圧力逃がし装置への放出割合（MAAP 解析結果を NUREG-1465 の知見を用いて補正）から評価した。想定シナリオ（W/W ベント時）では Te<sub>2</sub> 及び UO<sub>2</sub> の放出割合の MAAP 解析結果はゼロであることから、後述する MAAP 解析の保守性は顕在化しておらず、NUREG-1465 の知見を用いた補正は必ずしも必要ないものと考えられる。しかしながら、ここでは、格納容器圧力逃がし装置に流入する粒子状物質量を保守的に評価するために Te<sub>2</sub> 及び UO<sub>2</sub> の放出割合として MAAP 解析結果（ゼロ）そのものではなく、MAAP 解析結果を NUREG-1465 の知見を用いて補正した放出割合を採用した。

※3 表中の Te<sub>2</sub> の炉内内蔵量[kg]は、Te の全量が Te<sub>2</sub> の形態で存在する場合の値に相当する。

※4 ここでは TeO<sub>2</sub> と Te<sub>2</sub> の存在比率を考慮せず、TeO<sub>2</sub> と Te<sub>2</sub> の各々が表中の炉内内蔵量[kg]をもつものとして格納容器圧力逃がし装置に流入する粒子状物質量を評価した（Te の停止時炉内内蔵量を、ORIGEN コードを用いて評価した値よりも大きい値として想定することに対応）。本評価は格納容器圧力逃がし装置の設備設計に係る評価であることから、このような保守的な評価方法を採用した。なお、放出放射エネルギーの評価に当たっては、より現実的な想定として停止時炉内内蔵量は ORIGEN コードを用いて評価した値そのものを採用している。

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 $1.5 \times 10^{-1}$ kg	約 $4.1 \times 10^{-2}$ kg
TeO <sub>2</sub> , Te <sub>2</sub> ※2	約 $1.1 \times 10^{-1}$ kg	約 $4.0 \times 10^{-1}$ kg
SrO	約 $4.8 \times 10^{-2}$ kg	約 $5.7 \times 10^{-5}$ kg
MoO <sub>2</sub>	約 $2.3 \times 10^{-2}$ kg	約 $9.2 \times 10^{-6}$ kg
CsOH	約 $1.8 \times 10^0$ kg	約 $5.5 \times 10^0$ kg
BaO	約 $6.6 \times 10^{-2}$ kg	約 $3.7 \times 10^{-5}$ kg
La <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	約 $3.5 \times 10^{-3}$ kg	約 $6.0 \times 10^{-5}$ kg
CeO <sub>2</sub>	約 $3.6 \times 10^{-3}$ kg	約 $7.7 \times 10^{-5}$ kg
Sb	約 $1.7 \times 10^{-3}$ kg	約 $4.7 \times 10^{-2}$ kg
UO <sub>2</sub>	約 $1.3 \times 10^0$ kg	約 $2.6 \times 10^{-4}$ kg
コンクリート/ 構造材	約 $2.1 \times 10^{-1}$ kg	約 $4.7 \times 10^{-2}$ kg

※1 格納容器圧力逃がし装置に流入する粒子状物質質量は、炉内内蔵量[kg]と、格納容器圧力逃がし装置への放出割合(MAAP 解析結果を NUREG-1465 の知見を用いて補正)から評価した。想定シナリオ(D/W ベント時)では Te<sub>2</sub> 及び UO<sub>2</sub> の放出割合の MAAP 解析結果はゼロであることから、後述する MAAP 解析の保守性は顕在化しておらず、NUREG-1465 の知見を用いた補正は必ずしも必要ないものと考えられる。しかしながら、ここでは、格納容器圧力逃がし装置に流入する粒子状物質質量を保守的に評価するために Te<sub>2</sub> 及び UO<sub>2</sub> の放出割合として MAAP 解析結果(ゼロ)のものではなく、MAAP 解析結果を NUREG-1465 の知見を用いて補正した放出割合を採用した。

※2 ここでは TeO<sub>2</sub> と Te<sub>2</sub> の存在比率を考慮せず、TeO<sub>2</sub> と Te<sub>2</sub> の各々が第 3.2.2.1.1-2 表中の炉内内蔵量[kg]をもつものとして格納容器圧力逃がし装置に流入する粒子状物質質量を評価した(Te の停止時炉内内蔵量を、ORIGEN コードを用いて評価した値よりも大きい値として想定することに対応)。本評価は格納容器圧力逃がし装置の設備設計に係る評価であることから、このような保守的な評価方法を採用した。なお、放出放射エネルギーの評価に当たっては、より現実的な想定として停止時炉内内蔵量は ORIGEN コードを用いて評価した値そのものを採用している。

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 $1.5 \times 10^{-1}$ kg	約 $4.1 \times 10^{-2}$ kg
TeO <sub>2</sub> , Te <sub>2</sub> ※2	約 $1.1 \times 10^{-1}$ kg	約 $4.0 \times 10^{-1}$ kg
SrO	約 $4.8 \times 10^{-2}$ kg	約 $5.7 \times 10^{-5}$ kg
MoO <sub>2</sub>	約 $2.3 \times 10^{-2}$ kg	約 $9.2 \times 10^{-6}$ kg
CsOH	約 $1.8 \times 10^0$ kg	約 $5.5 \times 10^0$ kg
BaO	約 $6.6 \times 10^{-2}$ kg	約 $3.7 \times 10^{-5}$ kg
La <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	約 $3.5 \times 10^{-3}$ kg	約 $6.0 \times 10^{-5}$ kg
CeO <sub>2</sub>	約 $3.6 \times 10^{-3}$ kg	約 $7.7 \times 10^{-5}$ kg
Sb	約 $1.7 \times 10^{-3}$ kg	約 $4.7 \times 10^{-2}$ kg
UO <sub>2</sub>	約 $1.3 \times 10^0$ kg	約 $2.6 \times 10^{-4}$ kg
コンクリート/ 構造材	約 $2.1 \times 10^{-1}$ kg	約 $4.7 \times 10^{-2}$ kg

※1 格納容器圧力逃がし装置に流入する粒子状物質質量は、炉内内蔵量[kg]と、格納容器圧力逃がし装置への放出割合 (MAAP 解析結果を NUREG-1465 の知見を用いて補正) から評価した。想定シナリオ (D/W ベント時) では Te<sub>2</sub> 及び UO<sub>2</sub> の放出割合の MAAP 解析結果はゼロであることから、後述する MAAP 解析の保守性は顕在化しておらず、NUREG-1465 の知見を用いた補正は必ずしも必要ないものと考えられる。しかしながら、ここでは保守的に Te<sub>2</sub> 及び UO<sub>2</sub> の放出割合として MAAP 解析結果 (ゼロ) そのものではなく、MAAP 解析結果を NUREG-1465 の知見を用いて補正した放出割合を採用した。

※2 ここでは TeO<sub>2</sub> と Te<sub>2</sub> の存在比率を考慮せず、TeO<sub>2</sub> と Te<sub>2</sub> の各々が第 3.2.2.1.1-2 表中の炉内内蔵量[kg]をもつものとして格納容器圧力逃がし装置に流入する粒子状物質質量を評価した (Te の停止時炉内内蔵量を、ORIGEN コードを用いて評価した値よりも大きい値として想定することに対応)。本評価は格納容器圧力逃がし装置の設備設計に係る評価であることから、このような保守的な評価方法を採用した。なお、放出放射エネルギーの評価に当たっては、より現実的な想定として停止時炉内内蔵量は ORIGEN コードを用いて評価した値そのものを採用している。

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 3.2.2.1.1-5 表に示す。ただし、以下に示すとおり、第 3.2.2.1.1-5 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 3.2.2.1.1-5 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 3.2.2.1.1-6 表は、TMI 事故後に評価された放射性核種の場所ごとの存在量であるが、希ガスや高揮発性核種 (セシウムやよう素) が原子炉圧力容器外に全量のうち半分程度放出されている一方で、中・低揮発性核種はほぼ全量が原子炉圧力容器内に保持されているという評価となっている。

さらに、第 3.2.2.1.1-7 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壤中放射性核種のサンプリング結果であるが、最も多く検出されているのは高揮発性核種 (セシウムやよう素) であり、多くの中・低揮発性核種は不検出という結果となっている。

また、燃料からの核分裂生成物の放出及び移動挙動に関する実験結果より、各元素の放出挙動は以下のように整理されており<sup>\*1</sup>、希ガスが高温で燃料からほぼ全量放出されるのに対し、それ以外の核種の放出挙動は雰囲気条件に依存するとしている。

希ガス：高温にて燃料からほぼ全量放出される。

I, Cs：高温にて燃料からほぼ全量放出される。放出速度は希ガスと同等。

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

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

Ce, Np, Pu, Y, Zr, Nb：高温状態でも放出速度は低い。

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

第 3.2.2.1.1-5 表の評価結果は、これらの観測事実及び実験結果と整合が取れていない。これは、大 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、炉心が再冠水し熔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熔融プール中心部の温度を参照し放出量を評価していることや、炉心冠水時において燃料デブリ上部の水によるスクラビング効果を考慮していないことが挙げられる。MAAP コードの開発元である EPRI から、再冠水した炉心からの低揮発性核種の放出について MAAP 解析が保守的な結果を与える場合がある旨の以下の報告がなされている。

- ・炉心が再冠水した場合の低揮発性核種（Ru 及び Mo）の放出について、低温の熔融燃料表面付近ではなく、熔融燃料の平均温度を基に放出速度を算出しているため、MAAP 解析が保守的な結果を与える場合がある。
- ・Mo の放出量評価について、NUREG-1465 よりも MAAP コードの方が放出量を多く評価する。

なお、高揮発性核種（セシウムやヨウ素）については、炉心熔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にくいものと考えられる。

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 解析による評価結果を採用すると、放出割合として過度に保守的な結果を与える可能性があるため、他の手法を用いた評価が必要になると考えられる。

そこで、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。

なお、事故シーケンス「大 LOCA+SBO+全 ECCS 機能喪失」において、原子炉注水機能が使用できないものと仮定した場合における、炉心損傷開始から、原子炉圧力容器が破損するまでの MAAP 解析事象進展（格納容器圧力逃がし装置に流入するエアロゾル量評価における想定事故シナリオでは、当該事故シーケンスにおいて原子炉注水機能を使用することにより原子炉圧力容器破損には至らない）と NUREG-1465 の想定と比較は第 3.2.2.1.1-4 表のとおりであり、NUREG-1465 の想定と MAAP 解析の事象進展に大きな差はなく、本評価において NUREG-1465 の知見は使用可能と判断した。

NUREG-1465 の知見を利用した場合の放出割合の評価結果を第 3.2.2.1.1-8 表に示す。

第 3.2.2.1.1-4 表 MAAP 解析事象進展と NUREG-1465 の想定と比較

	燃料被覆管の損傷が開始し、ギャップから放射性物質が放出される期間	炉心溶融が開始し、溶融燃料が原子炉压力容器破損するまでの期間
MAAP	約 17 分～約 41 分 <sup>※1</sup>	約 41 分～約 6.4 時間 <sup>※2</sup>
NUREG-1465	～30 分	30 分～2 時間

※1 炉心損傷開始（燃料被覆管温度 1000K）～炉心溶融開始（燃料被覆管温度 2500K）

※2 原子炉注水機能が使用できないものと仮定した場合における原子炉压力容器破損時間

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<sup>※1※2</sup>、及び、I 元素と Cs 元素の停止時炉内内蔵量より、以下の式を用いて評価する（詳細は別紙 48 参照）。

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

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

$M_I$  : I 元素の停止時炉内内蔵量

$M_{Cs}$  : Cs 元素の停止時炉内内蔵量

$W_I$  : I の原子量                       $W_{Cs}$  : Cs の原子量

※1 MAAP コードでは化学的・物理的性質を考慮し核種をグループ分けしており、各グループの放出割合は、当該グループの停止時炉内内蔵量と放出重量の比をとることで評価している。

※2 各核種グループの停止時炉内内蔵量は以下の手順により評価している。

① ORIGEN コードにより核種ごとの初期重量を評価

② ①の結果をもとに、同位体の重量を足し合わせ、各元素の重量を評価する。

③ ②の結果を MAAP コードにインプットし、MAAP コードにて、各元素の化合物の重量を評価する。

- ④ 各化合物は第 3.2.2.1.1-2 表に示す核種グループに属するものとして整理している。核種グループの炉内内蔵量は、当該の核種グループに属する化合物の炉内内蔵量の和として評価している。

(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 3.2.2.1.1-9 表及び第 3.2.2.1.1-10 表に、NUREG-1465 で評価された原子炉格納容器内への放出割合を示す。

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

$F_i(T)$  : 時刻 T における i 番目の MAAP 核種グループの放出割合

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

$\gamma_i$  : 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

$\gamma_{\text{Cs}}$  : 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 3.2.2.1.1-5 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 $9.2 \times 10^{-1}$
CsI	約 $1.3 \times 10^{-6}$
TeO <sub>2</sub>	約 $1.7 \times 10^{-6}$
SrO	約 $2.0 \times 10^{-4}$
MoO <sub>2</sub>	約 $3.0 \times 10^{-6}$
CsOH	約 $2.7 \times 10^{-6}$
BaO	約 $4.2 \times 10^{-5}$
La <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	約 $1.0 \times 10^{-4}$
CeO <sub>2</sub>	約 $1.0 \times 10^{-4}$
Sb	約 $2.9 \times 10^{-6}$
Te <sub>2</sub>	0
UO <sub>2</sub>	0
Cs <sup>※1</sup>	約 $2.6 \times 10^{-6}$

※1 CsI グループと CsOH グループの放出割合から評価（評価式は別紙 48 参照）

第 3.2.2.1.1-6 表 TMI 事故後に評価された放射性核種の場所ごとの存在量

核種	(単位: %)								
	低揮発性			中揮発性			高揮発性		
	<sup>144</sup> Ce	<sup>154</sup> Eu	<sup>155</sup> Eu	<sup>90</sup> Sr	<sup>106</sup> Ru	<sup>125</sup> Sb	<sup>137</sup> Cs	<sup>130</sup> I	<sup>85</sup> 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(おもに地階水洗殿物)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いました。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ます。

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

第 3.2.2.1.1-7 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 グラウンド (西北西約500m)*2			【定点②】*1 野鳥の森 (西約500m)*2			【定点③】*1 産廃処分場近傍 (南南西約500m)*2		④5.6号機サ-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
	3/21	3/25	3/28	3/25	3/28	3/25	3/28	3/25	3/22	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	JAEA
測定日	3/24	3/28	3/30	3/28	3/30	3/28	3/30	3/28	3/25	3/25	3/25	3/24	3/25
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	1.8E+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	1.8E+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	
To-99m(約8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 3.2.2.1.1-8 表 NUREG-1465 の知見を用いた補正後の放出割合（格納容器圧力逃がし装置に流入するエアロゾル量を評価する際に使用）

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 $9.2 \times 10^{-1}$
CsI	約 $1.3 \times 10^{-6}$
TeO <sub>2</sub>	約 $5.2 \times 10^{-7}$
SrO	約 $2.1 \times 10^{-7}$
MoO <sub>2</sub>	約 $2.6 \times 10^{-8}$
CsOH	約 $2.7 \times 10^{-6}$
BaO	約 $2.1 \times 10^{-7}$
La <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	約 $2.1 \times 10^{-9}$
CeO <sub>2</sub>	約 $5.2 \times 10^{-9}$
Sb	約 $5.2 \times 10^{-7}$
Te <sub>2</sub>	約 $5.2 \times 10^{-7}$
UO <sub>2</sub>	約 $5.2 \times 10^{-9}$
Cs <sup>※1</sup>	約 $2.6 \times 10^{-6}$

※1 CsI グループと CsOH グループの放出割合から評価（評価式は別紙 48 参照）

第 3.2.2.1.1-9 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 <sub>2</sub> , Sb, Te <sub>2</sub>	0.05
SrO, BaO	0.02
MoO <sub>2</sub>	0.0025
CeO <sub>2</sub> , UO <sub>2</sub>	0.0005
La <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	0.0002

※1 NUREG-1465 の Table 3.12 「Gap Release」の値と「Early In-Vessel」の値の和を参照 (NUREG-1465 では、「Gap Release」, 「Early In-Vessel」, 「Ex-Vessel」及び「Late In-Vessel」の各事象進展フェーズに対して原子炉格納容器内への放出割合を与えている。格納容器圧力逃がし装置に流入するエアロゾル量評価における想定事故シナリオでは、原子炉圧力容器が健全な状態で事故収束するため、原子炉圧力容器損傷前までの炉心からの放出を想定する「Gap Release」及び「Early In-Vessel」の値の和を用いる。)

第 3.2.2.1.1-10 表 NUREG-1465 (抜粋)

Table 3.8 Revised Radionuclide Groups

Group	Title	Elements in Group
1	Noble gases	Xe, Kr
2	Halogens	I, Br
3	Alkali Metals	Cs, Rb
4	Tellurium group	Te, Sb, Se
5	Barium, strontium	Ba, Sr
6	Noble Metals	Ru, Rh, Pd, Mo, Tc, Co
7	Lanthanides	La, Zr, Nd, Eu, Nb, Pm, Pr, Sm, Y, Cm, Am
8	Cerium group	Ce, Pu, Np

Table 3.12 BWR Releases Into Containment\*

	Gap Release***	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel
Duration (Hours)	0.5	1.5	3.0	10.0
Noble Gases**	0.05	0.95	0	0
Halogens	0.05	0.25	0.30	0.01
Alkali Metals	0.05	0.20	0.35	0.01
Tellurium group	0	0.05	0.25	0.005
Barium, Strontium	0	0.02	0.1	0
Noble Metals	0	0.0025	0.0025	0
Cerium group	0	0.0005	0.005	0
Lanthanides	0	0.0002	0.005	0

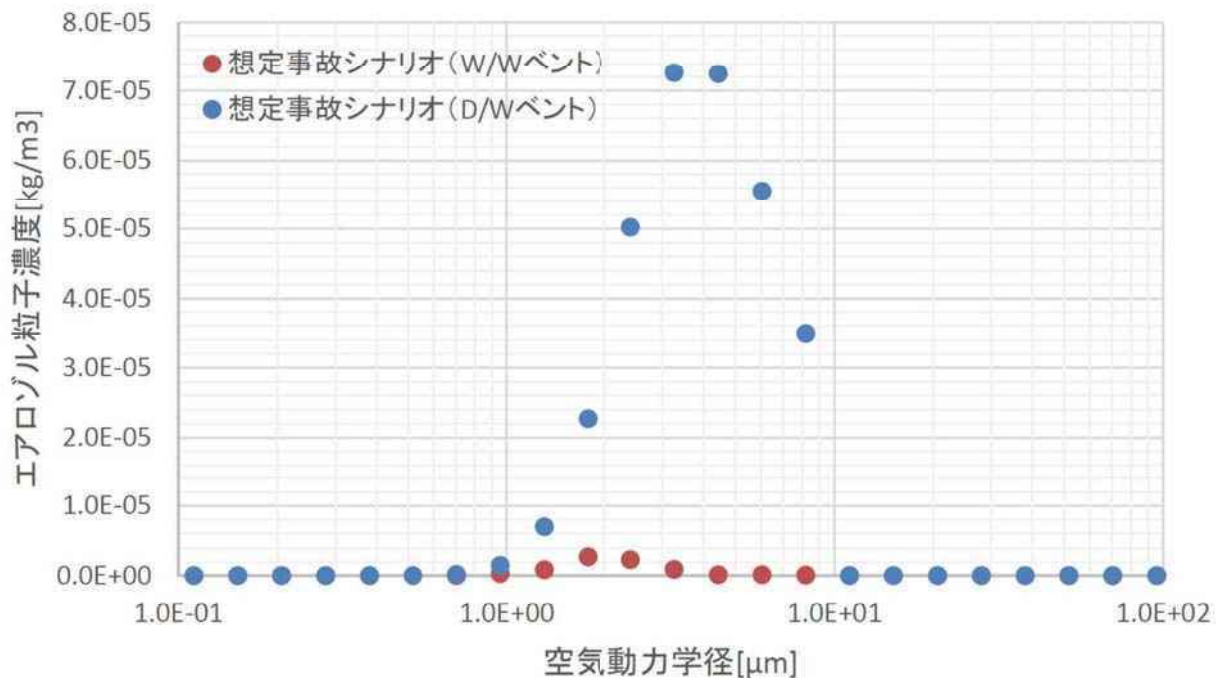
\* Values shown are fractions of core inventory.

\*\* See Table 3.8 for a listing of the elements in each group

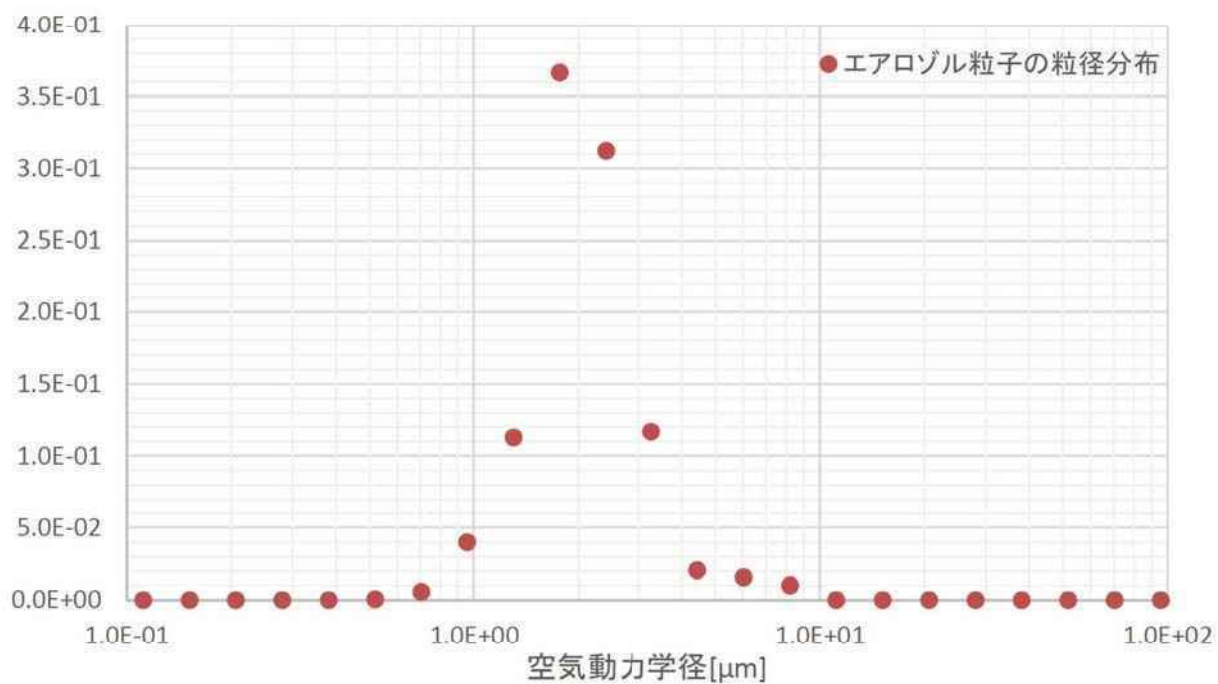
\*\*\* Gap release is 3 percent if long-term fuel cooling is maintained.

(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。

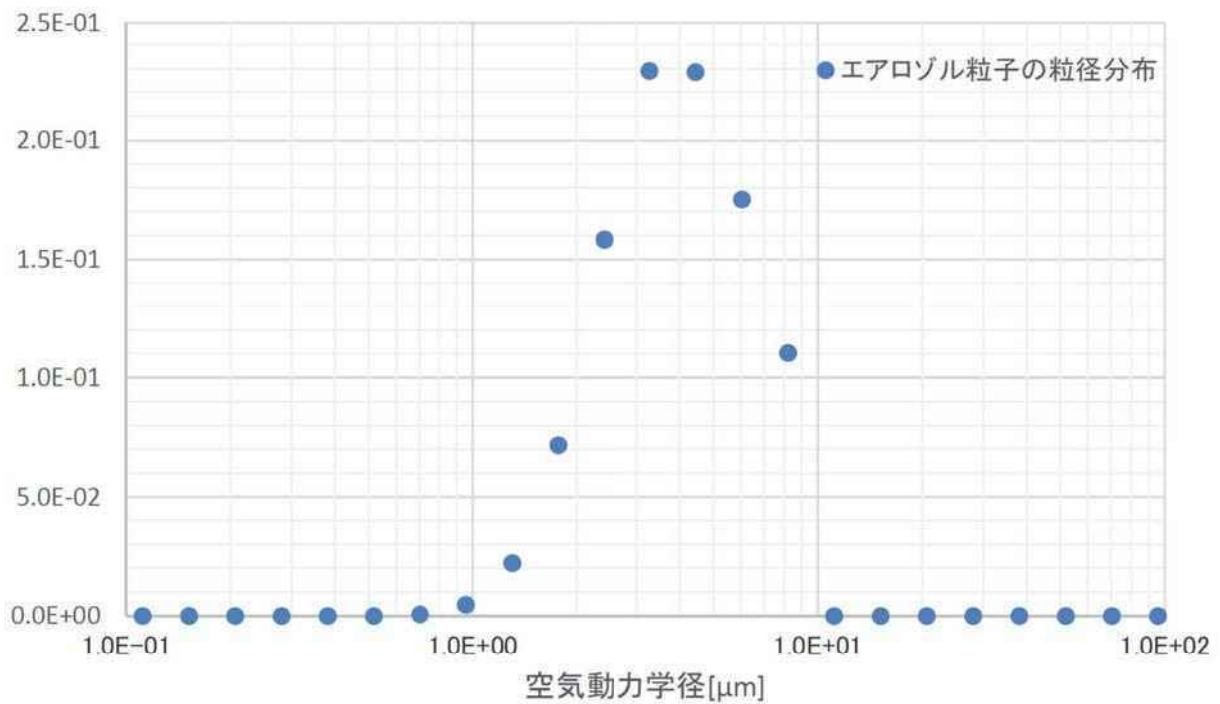


第 3.2.2.1.1-1 図 各事故シナリオのエアロゾル粒子の粒径分布

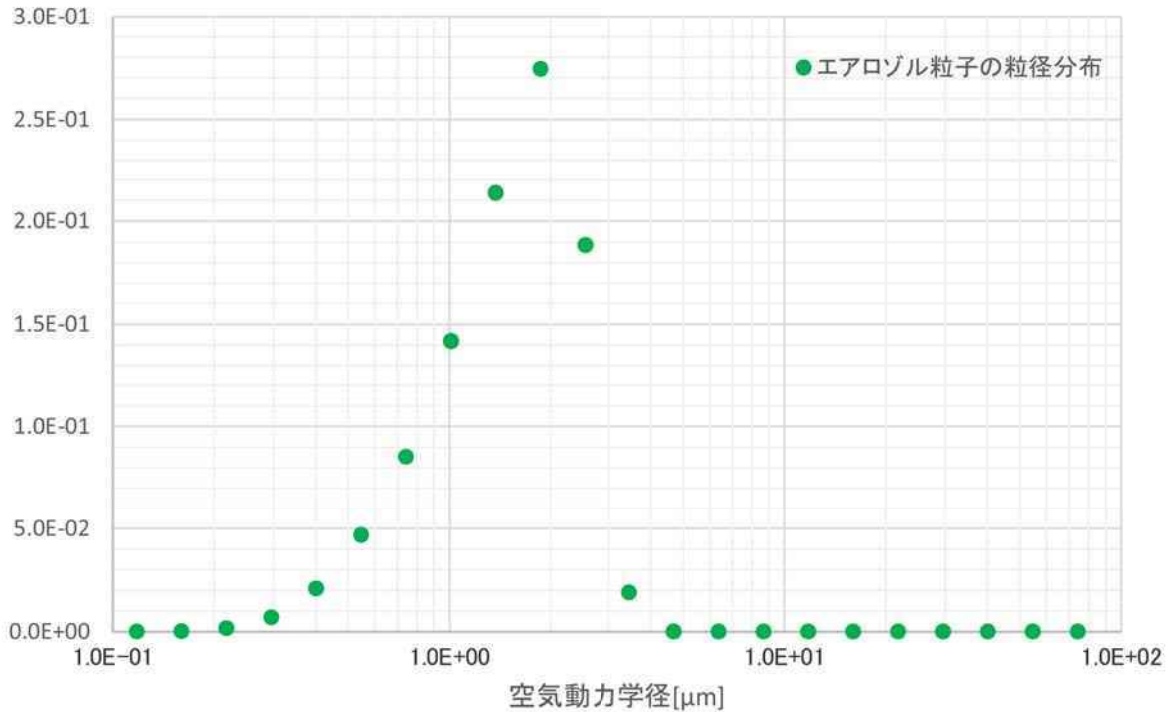


第 3.2.2.1.1-2 図 想定事故シナリオ (W/W ベント) 時のエアロゾル粒子の粒径分布 (規格化後)





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 $\mu\text{m}$ 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 $\mu\text{m}$ 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 コード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次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かられ、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。

$$\begin{aligned} \frac{\partial n(v, t)}{\partial t} = & \frac{1}{2} \int_0^v K(\bar{v}, v - \bar{v}) n(\bar{v}, t) n(v - \bar{v}, t) d\bar{v} \\ & - \int_0^\infty K(\bar{v}, v) n(\bar{v}, t) n(v, t) d\bar{v} \\ & - \frac{n(v, t) u(v)}{h} \\ & + \dot{n}_p(v) \end{aligned}$$

$n(v, t)$  : 時刻(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、気泡中のエアロゾル粒子(第3.2.2.1.1-5図の赤丸)の一部はプール水中に取り込まれ(第3.2.2.1.1-5図の青丸)気泡中から除去される。除去のされやすさはエアロゾル粒子の粒径により異なるため、エアロゾル粒子の粒径分布は、サプレッション・プールでのスクラビングを受けることにより変化する。

MAAPコードでもサプレッション・プールでのスクラビング効果を考慮しており、SUPRAコードにより種々の条件で計算されたDF値のデータテーブルがMAAPコードに内蔵されている。また、MAAPコードでは、プール水深、エアロゾル粒子の粒子径等の条件により、データテーブルを補間してサプレッション・プールの除去効率(DF)を求めている。

SUPRAコードでは、沈着メカニズム(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)熱泳動を考慮しており、以下の評価式で計算している。また、別紙47に示すとおり、SUPRAコードの評価結果は試験結果と比較しても概ね同じオーダーとなっており、妥当であると考えられる。

- (b) サプレッション・プール水を通じ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。

$$\left(\frac{dn}{dt}\right)_i = -A_i V_i \frac{n}{v_B}$$

$$v_B = \frac{4}{3} \pi r_B^3$$

$n$  : 気泡内の粒子数

$V_i$  : 除去機構  $i$  による沈着速度

$v_B$  : 気泡体積

$r_B$  : 気泡半径

$A_i$  : 除去機構  $i$  に固有の面積

重力沈降では,  $A_i = \pi r_B^2$ ,

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

$$V_s = g \tau$$

$$\tau = \frac{\rho_p d_p^2 C}{18 \mu_g}$$

$g$  : 重力加速度

$\rho_p$  : 粒子密度

$d_p$  : 粒子径 (=  $2r_p$ )

$C$  : Cunningham の補正係数

$\mu_G$  : ガス粘性係数

(ii) 慣性沈着

$$V_I = 3U_B^2 \cdot \frac{\tau}{d_B}$$

$U_B$  : 気泡上昇速度

$d_B$  : 気泡径 (=  $2r_B$ )

(iii) ブラウン拡散

$$V_{BD} = 0.6 \left( \frac{D_P U_B}{r_B} \right)^{\frac{1}{2}}$$

$D_P$  : ブラウン拡散定数

(iv) 対流

$$V_C = \left( \frac{dm_s}{dt} \right) / (\rho_G A)$$

$m_s$  : 気泡内蒸気質量

$\rho_G$  : ガス密度

$A$  : 気泡表面積

(v) 拡散泳動

$$V_D = \left( \frac{M_s^{\frac{1}{2}} - M_{nc}^{\frac{1}{2}}}{X_s M_s^{\frac{1}{2}} + X_{nc} M_{nc}^{\frac{1}{2}}} - \frac{M_s - M_{nc}}{X_s M_s + X_{nc} M_{nc}} \right) D_G \nabla X_s$$

$D_G$  : ガスの拡散定数

$X_s$  : 蒸気のマール分率

$X_{nc}$  : 非凝縮性ガスのマール分率

$M_s$  : 蒸気のマール質量

$M_{nc}$  : 非凝縮性ガスのマール質量

$\nabla X_s$  は蒸気濃度勾配で、次式で計算する。

$$\nabla X_s = \frac{X_{1,s} - X_{2,s}}{\delta_D}$$

$X_{1,s}$  : 表面での蒸気モル分率

$X_{2,s}$  : 気泡内の蒸気モル分率

$\delta_D$  : 拡散境界層厚さ

(vi) 熱泳動

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

$$\nabla T = \frac{T_s - T_G}{\delta_t}$$

$K_p$  : 粒子熱伝導率

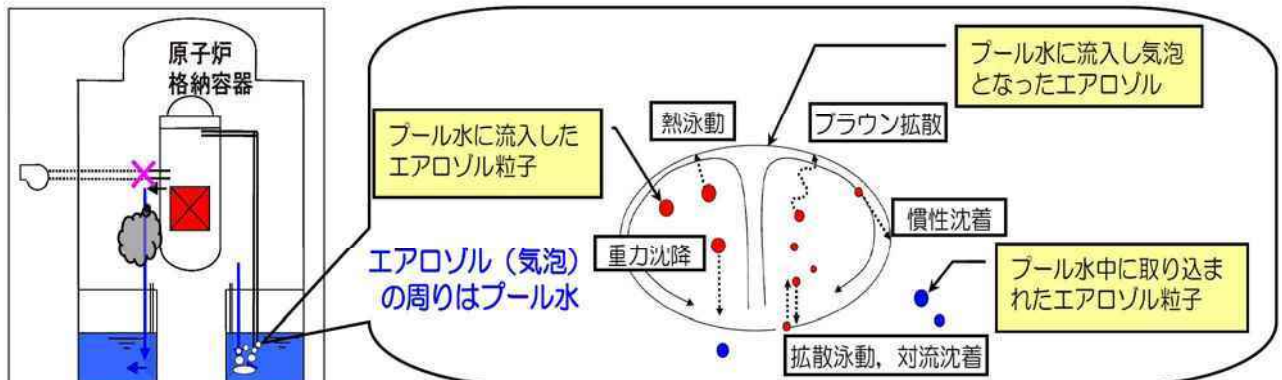
$K_{tG}$  : ガス伝導率の遷移項

$\lambda$  : 平均自由行程

$T_s$  : 表面温度

$T_G$  : ガス温度

$\delta_t$  : 熱境界層厚さ



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粒子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粒子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、エアロゾル粒子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、前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子の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。

大 LOCA+SBO+全 ECCS 機能喪失シナリオにおいては、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られる。

#### (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粒子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られる。

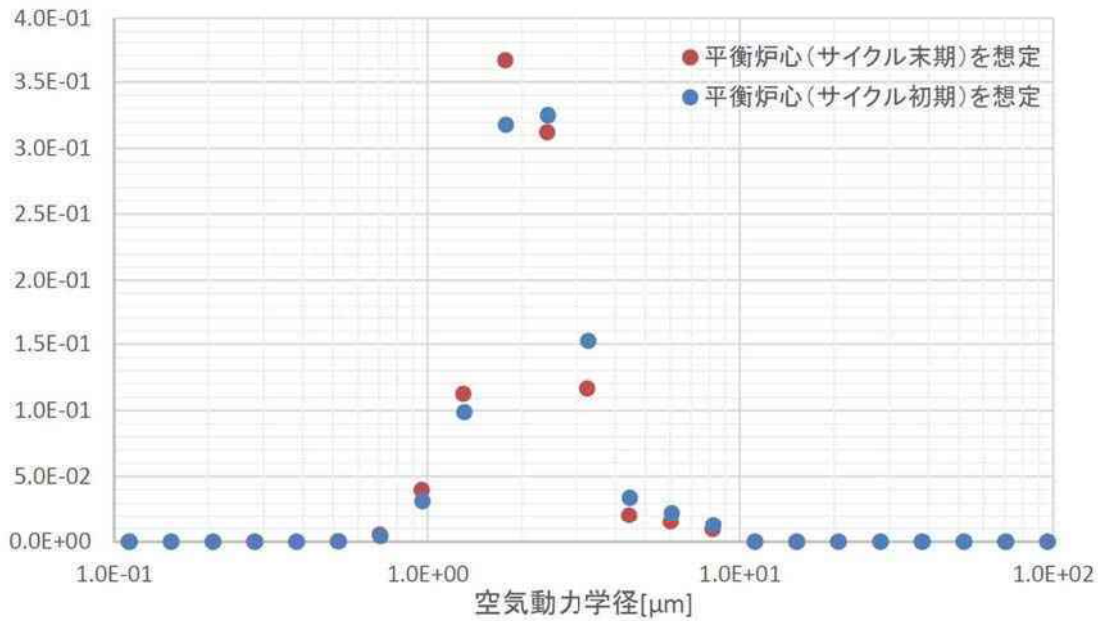
#### (c) 中・低揮発性核種の放出割合の変更

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。

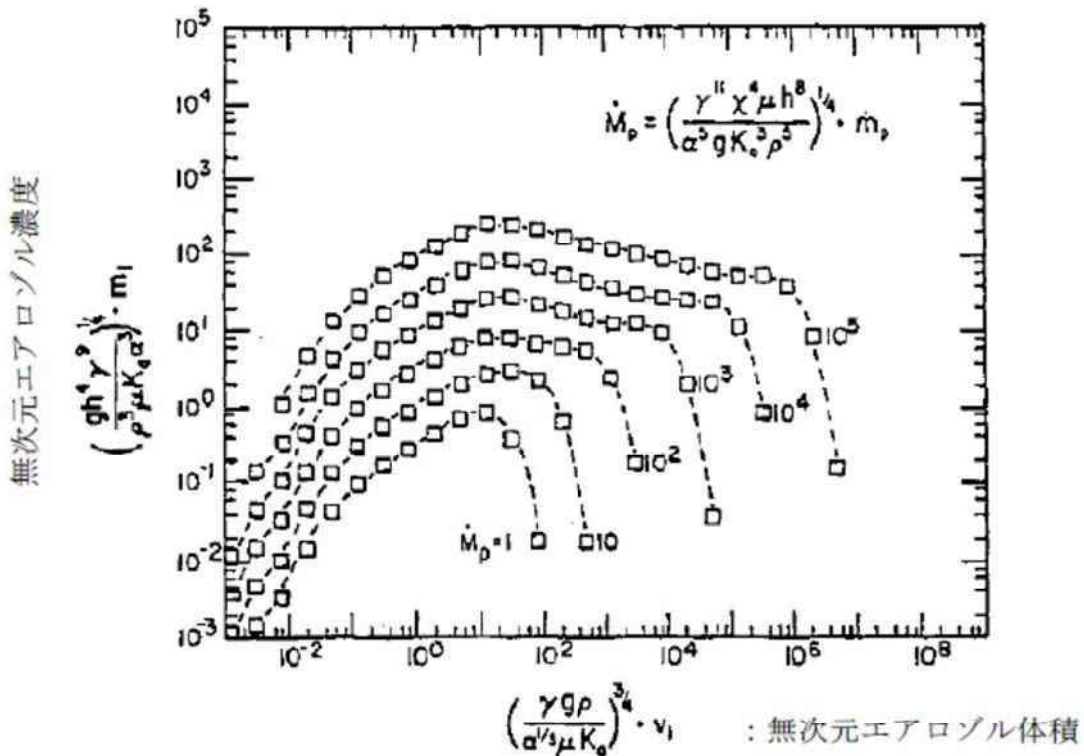
そこで、低揮発性核種の放出割合として MAAP 解析結果を使用しないことによる粒径分布への影響を評価するために、原子炉圧力容器から原子炉格納容器に放出される中・低揮発性核種の量をゼロと仮定した場合の粒径分布を評価した。評価結果を第 3.2.2.1.1-9 図に示す。なお、第 3.2.2.1.1-9 図では、炉心状態として平衡炉心（サイクル初期）を想定している。このように、極めて保守的に評価された場合であっても、粒径分布は大きく変化することはない。

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られる。

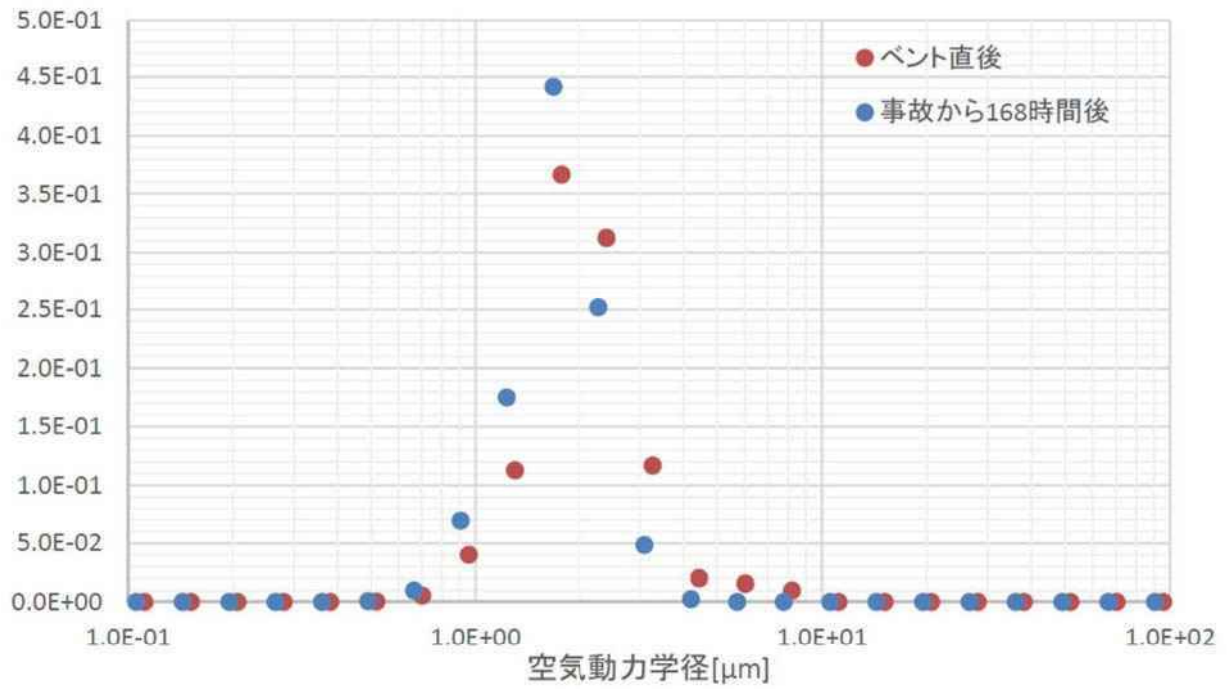




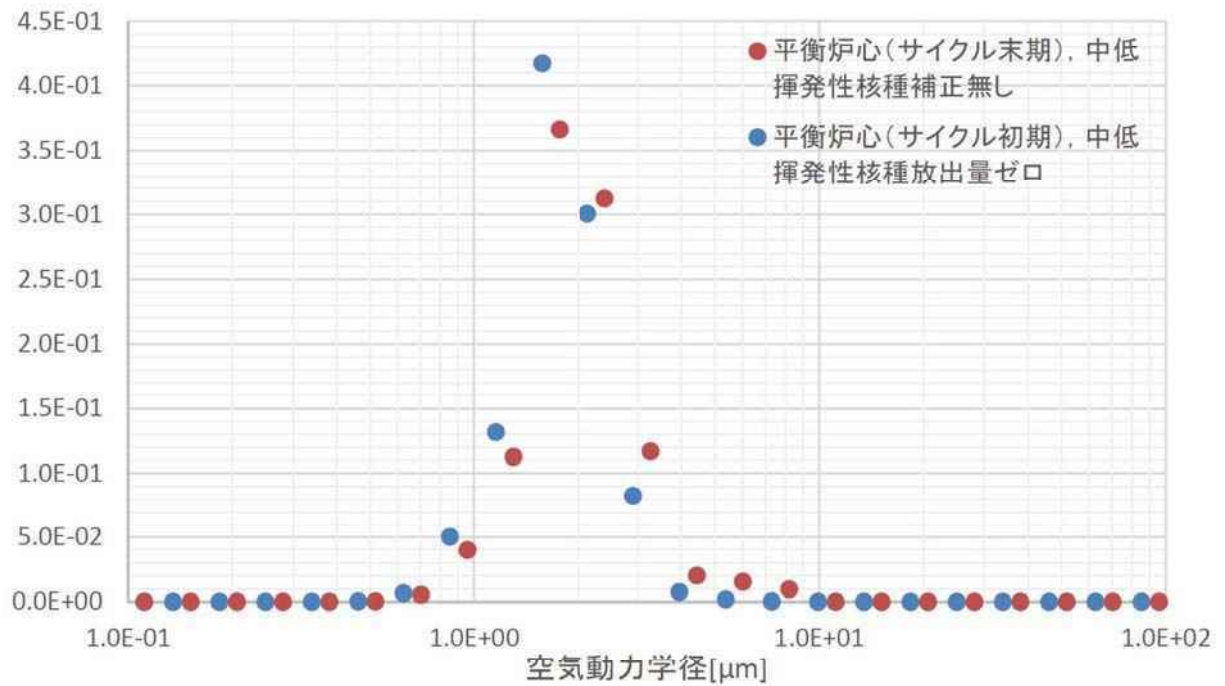
第 3.2.2.1.1-6 図 想定する炉心状態を変更した場合の粒径分布 (規格化後)



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）

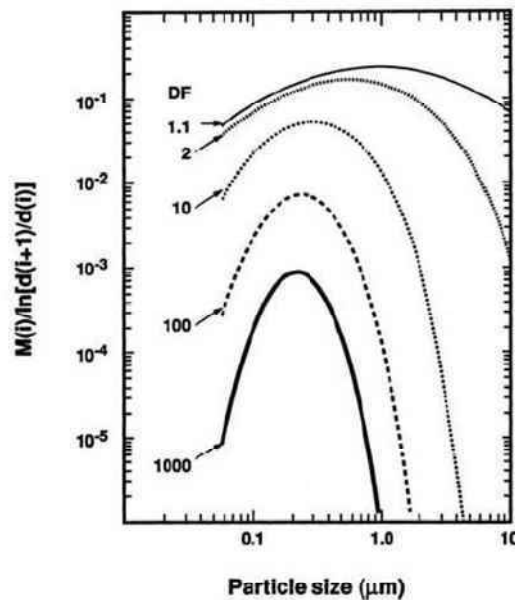
(4) 他の文献での解析例

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 $\mu\text{m}$ 程度、幾何標準偏差は数 $\mu\text{m}$ 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。

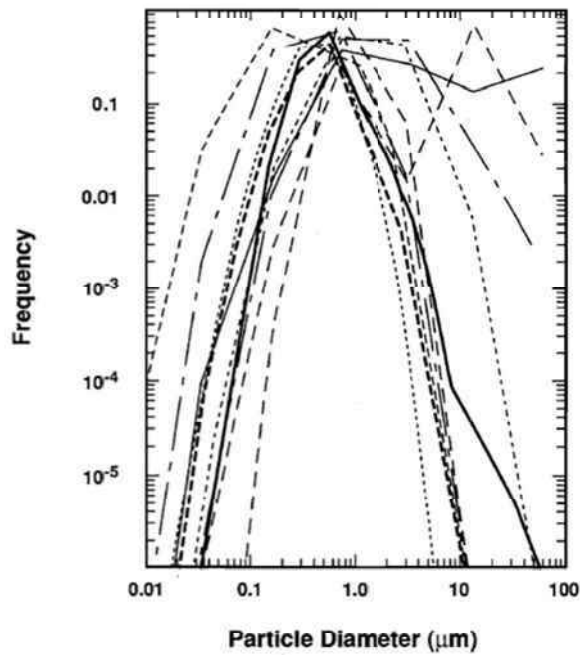
第 3.2.2.1.1-10 図は、格納容器スプレイを実施し続けることによる原子炉格納容器内のエアロゾル粒子の粒径分布の変化の解析結果を示している。図中の DF 値は格納容器スプレイを継続して行うことによる積算の除去効果を表している。積算の除去効果が小さい段階 (DF=1.1) では、エアロゾル粒子は最大値が約  $1\mu\text{m}$  で幅の広い分布を持っているが、格納容器スプレイを継続し積算の除去効果が大きくなると、粒径分布の最大値は小さくなり、また分布の幅も小さくなる傾向が見られる。

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 $\mu\text{m}$ となっており、幾何標準偏差が数 $\mu\text{m}$ であるような分布となっている。



第 3.2.2.1.1-10 図 格納容器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 (図中の値は格納容器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のエアロゾル粒子の粒径分布の評価例  
 出典: A Simplified Model of Aerosol Removal by Containment Sprays (NUREG/CR-5966)

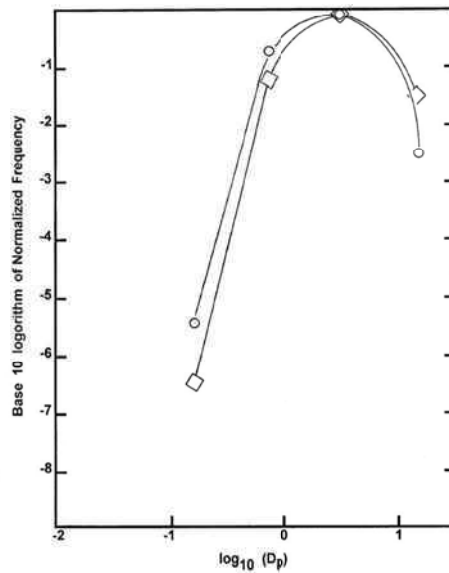


Figure 13. Size distribution of aerosols in the reactor coolant system predicted with the Source Term Code Package

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には原子炉格納容器内にスプレイ等による注水が実施されることから、シビアアクシデント時の粒径分布を想定し、「原子炉格納容器内でのエアロゾルの挙動」及び「原子炉格納容器内の水の存在の考慮」といった観点で実施された第3.2.2.1.1-11表の②, ⑤に示す試験等を調査した。さらに、シビアアクシデント時のエアロゾル粒子の粒径に対する共通的な知見とされている情報を得るために、海外の規制機関(NRC等)や各国の合同で実施されているシビアアクシデント時のエアロゾルの挙動の試験等(第3.2.2.1.1-11表の①, ③, ④)を調査した。以上の調査結果を第3.2.2.1.1-11表に示す。この表で整理した試験等は、想定するエアロゾル発生源、挙動範囲(原子炉格納容器, 1次冷却材配管等), 水の存在等に違いがあるが、エアロゾル粒子の粒径の範囲に大きな違いはなく、原子炉格納容器内環境でのエアロゾル粒子の粒径はこれらのエアロゾル粒子の粒径と同等な分布範囲を持つものと推定できる。

第 3.2.2.1.1-11 表 シビアアクシデント時のエアロゾル粒子の  
粒径についての文献調査結果

番号	試験名または 報告書名等	エアロゾル 粒子の粒径 ( $\mu\text{m}$ )	備考
①	LACE LA2 <sup>*1</sup>	約 0.5～5 (第 3.2.2.1.1- 13 図参照)	シビアアクシデント時の評価に使用されるコードでの原子炉格納容器閉じ込め機能喪失を想定した条件とした比較試験
②	NUREG/CR-5901 <sup>*2</sup>	0.25～2.5 (参考 1-1)	原子炉格納容器内に水が存在し、熔融炉心を覆っている場合のスクラビング効果のモデル化を紹介したレポート
③	AECL が実施した 実験 <sup>*3</sup>	0.1～3.0 (参考 1-2)	シビアアクシデント時の炉心損傷を考慮した 1 次系内のエアロゾル挙動に着目した実験
④	PBF-SFD <sup>*3</sup>	0.29～0.56 (参考 1-2)	シビアアクシデント時の炉心損傷を考慮した 1 次系内のエアロゾル挙動に着目した実験
⑤	PHÉBUS FP <sup>*3</sup>	0.5～0.65 (参考 1-2)	シビアアクシデント時の FP 挙動の実験 (左記のエアロゾル粒径は PHÉBUS FP 実験の原子炉格納容器内のエアロゾル挙動に着目した実験の結果)

参考文献

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

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

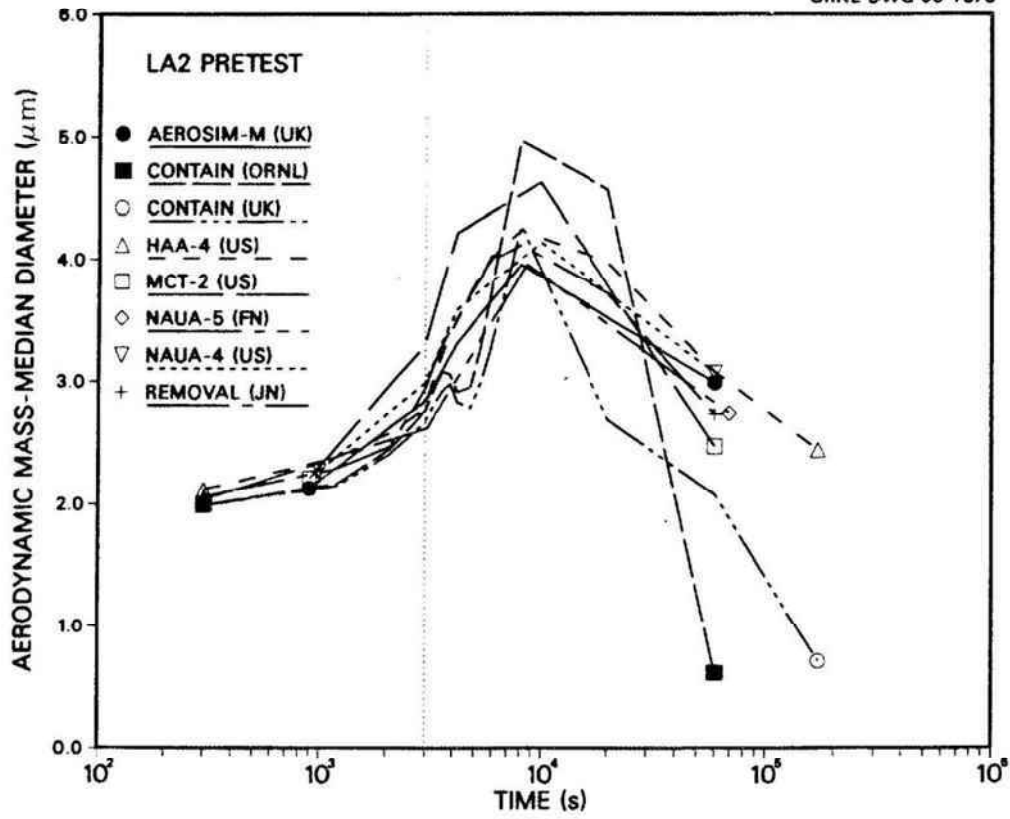


Fig. 11. LA2 pretest calculations - aerodynamic mass median diameter vs time.

第 3. 2. 2. 1. 1-13 図 LACE LA2 でのコード比較試験で得られたエアロゾル粒子の粒径の時間変化グラフ

so-called "quench" temperature. At temperatures below this quench temperature the kinetics of gas phase reactions among CO, CO<sub>2</sub>, H<sub>2</sub>, and H<sub>2</sub>O are too slow to maintain chemical equilibrium on useful time scales. In the sharp temperature drop created by the water pool, very hot gases produced by the core debris are suddenly cooled to temperatures such that the gas composition is effectively "frozen" at the equilibrium composition for the "quench" temperature. Experimental evidence suggest that the "quench" temperature is 1300 to 1000 K. The value of the quench temperature was assumed to be uniformly distributed over this temperature range for the calculations done here.

(6) Solute Mass. The mass of solutes in water pools overlying core debris attacking concrete has not been examined carefully in the experiments done to date. It is assumed here that the logarithm of the solute mass is uniformly distributed over the range of  $\ln(0.05 \text{ g/kilogram H}_2\text{O}) = -3.00$  to  $\ln(100 \text{ g/kilogram H}_2\text{O}) = 4.61$ .

(7) Volume Fraction Suspended Solids. The volume fraction of suspended solids in the water pool will increase with time. Depending on the available facilities for replenishing the water, this volume fraction could become quite large. Models available for this study are, however, limited to volume fractions of 0.1. Consequently, the volume fraction of suspended solids is taken to be uniformly distributed over the range of 0 to 0.1.

(8) Density of Suspended Solids. Among the materials that are expected to make up the suspended solids are Ca(OH)<sub>2</sub> ( $\rho = 2.2 \text{ g/cm}^3$ ) or SiO<sub>2</sub> ( $\rho = 2.2 \text{ g/cm}^3$ ) from the concrete and UO<sub>2</sub> ( $\rho = 10 \text{ g/cm}^3$ ) or ZrO<sub>2</sub> ( $\rho = 5.9 \text{ g/cm}^3$ ) from the core debris or any of a variety of aerosol materials. It is assumed here that the material density of the suspended solids is uniformly distributed over the range of 2 to 6 g/cm<sup>3</sup>. The upper limit is chosen based on the assumption that suspended UO<sub>2</sub> will hydrate, thus reducing its effective density. Otherwise, gas sparging will not keep such a dense material suspended.

(9) Surface Tension of Water. The surface tension of the water can be increased or decreased by dissolved materials. The magnitude of the change is taken here to be  $S\sigma(w)$  where S is the weight fraction of dissolved solids. The sign of the change is taken to be minus or plus depending on whether a random variable  $\epsilon$  is less than 0.5 or greater than or equal to 0.5. Thus, the surface tension of the liquid is:

$$\sigma_1 = \begin{cases} \sigma(w) (1-S) & \text{for } \epsilon < 0.5 \\ \sigma(w) (1+S) & \text{for } \epsilon \geq 0.5 \end{cases}$$

where  $\sigma(w)$  is the surface tension of pure water.

(10) Mean Aerosol Particle Size. The mass mean particle size for aerosols produced during melt/concrete interactions is known only for situations in which no water is present. There is reason to believe smaller particles will be produced if a water pool is present. Examination of aerosols produced during melt/concrete interactions shows that the primary particles are about 0.1  $\mu\text{m}$  in diameter. Even with a water pool present, smaller particles would not be expected.



Consequently, the natural logarithm of the mean particle size is taken here to be uniformly distributed over the range from  $\ln(0.25 \mu\text{m}) = -1.39$  to  $\ln(2.5 \mu\text{m}) = 0.92$ .

(11) Geometric Standard Deviation of the Particle Size Distribution. The aerosols produced during core debris-concrete interactions are assumed to have lognormal size distributions. Experimentally determined geometric standard deviations for the distributions in cases with no water present vary between 1.6 and 3.2. An argument can be made that the geometric standard deviation is positively correlated with the mean size of the aerosol. Proof of this correlation is difficult to marshal because of the sparse data base. It can also be argued that smaller geometric standard deviations will be produced in situations with water present. It is unlikely that data will ever be available to demonstrate this contention. The geometric standard deviation of the size distribution is assumed to be uniformly distributed over the range of 1.6 to 3.2. Any correlation of the geometric standard deviation with the mean size of the aerosol is neglected.

(12) Aerosol Material Density. Early in the course of core debris interactions with concrete,  $\text{UO}_2$  with a solid density of around  $10 \text{ g/cm}^3$  is the predominant aerosol material. As the interaction progresses, oxides of iron, manganese and chromium with densities of about  $5.5 \text{ g/cm}^3$  and condensed products of concrete decomposition such as  $\text{Na}_2\text{O}$ ,  $\text{K}_2\text{O}$ ,  $\text{Al}_2\text{O}_3$ ,  $\text{SiO}_2$ , and  $\text{CaO}$  with densities of  $1.3$  to  $4 \text{ g/cm}^3$  become the dominant aerosol species. Condensation and reaction of water with the species may alter the apparent material densities. Coagglomeration of aerosolized materials also complicates the prediction of the densities of materials that make up the aerosol. As a result the material density of the aerosol is considered uncertain. The material density used in the calculation of aerosol trapping is taken to be an uncertain parameter uniformly distributed over the range of  $1.5$  to  $10.0 \text{ g/cm}^3$ .

Note that the mean aerosol particle size predicted by the VANESA code [6] is correlated with the particle material density to the  $-1/3$  power. This correlation of aerosol particle size with particle material density was taken to be too weak and insufficiently supported by experimental evidence to be considered in the uncertainty analyses done here.

(13) Initial Bubble Size. The initial bubble size is calculated from the Davidson-Schular equation:

$$D_b = \epsilon \left( \frac{6}{\pi} \right)^{1/3} \frac{V_s^{0.4}}{g^{0.2}} \text{ cm}$$

where  $\epsilon$  is assumed to be uniformly distributed over the range of 1 to 1.54. The minimum bubble size is limited by the Fritz formula to be:

$$D_b = 0.0105 \Psi[\sigma_l / g(\rho_l - \rho_g)]^{1/2}$$

where the contact angle is assumed to be uniformly distributed over the range of  $20$  to  $120^\circ$ . The maximum bubble size is limited by the Taylor instability model to be:

**9.2.1 Aerosols in the RCS**

9.2.1.1 AECL

The experimenters conclude that spherical particles of around 0.1 to 0.3  $\mu\text{m}$  formed (though their composition was not established) then these agglomerated giving rise to a mixture of compact particles between 0.1 and 3.0  $\mu\text{m}$  in size at the point of measurement. The composition of the particles was found to be dominated by Cs, Sn and U: while the Cs and Sn mass contributions remained constant and very similar in mass, U was relatively minor in the first hour at 1860 K evolving to be the main contributor in the third (very approximately: 42 % U, 26 % Sn, 33 % Cs). Neither break down of composition by particle size nor statistical size information was measured.

9.2.1.2 PBF-SFD

Further interesting measurements for purposes here were six isokinetic, sequential, filtered samples located about 13 m from the bundle outlet. These were used to follow the evolution of the aerosol composition and to examine particle size (SEM). Based on these analyses the authors state that particle geometrical-mean diameter varied over the range 0.29-0.56  $\mu\text{m}$  (elimination of the first filter due to it being early with respect to the main transient gives the range 0.32-0.56  $\mu\text{m}$ ) while standard deviation fluctuated between 1.6 and 2.06. In the images of filter deposits needle-like forms are seen. Turning to composition, if the first filter sample is eliminated and "below detection limit" is taken as zero, for the structural components and volatile fission products we have in terms of percentages the values given in Table 9.2-1.

**9.2.2 Aerosols in the containment**

9.2.2.1 PHÉBUS FP

The aerosol size distributions were fairly lognormal with an average size (AMMD) in FPT0 of 2.4  $\mu\text{m}$  at the end of the 5-hour bundle-degradation phase growing to 3.5  $\mu\text{m}$  before stabilizing at 3.35  $\mu\text{m}$ ; aerosol size in FPT1 was slightly larger at between 3.5 and 4.0  $\mu\text{m}$ . Geometric-mean diameter ( $d_{50}$ ) of particles in FPT1 was seen to be between 0.5 and 0.65  $\mu\text{m}$ ; a SEM image of a deposit is shown in Fig. 9.2-2. In both tests the geometric standard deviation of the lognormal distribution was fairly constant at a value of around 2.0. There was clear evidence that aerosol composition varied very little as a function of particle size except for the late settling phase of the FPT1 test: during this period, the smallest particles were found to be cesium-rich. In terms of chemical speciation, X-ray techniques were used on some deposits and there also exist many data on the solubilities of the different elements in numerous deposits giving a clue as to the potential forms of some of the elements. However, post-test oxidation of samples cannot be excluded since storage times were long (months) and the value of speculating on potential speciation on the basis of the available information is debatable. Nevertheless, there is clear evidence that some elements reached higher states of oxidation in the containment when compared to their chemical form in the circuit.

試験名又は報告書名等	試験の概要
AECL が実施した実験	CANDU のジルカロイ被覆管燃料を使用した、1 次系での核分裂生成物の挙動についての試験
PBF-SFD	米国のアイダホ国立工学環境研究所で実施された炉心損傷状態での燃料棒及び炉心のふるまい並びに核分裂生成物及び水素の放出についての試験
PHÉBUS FP	フランスのカダラッシュ研究所の PHÉBUS 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る実機燃料を用いた総合試験

また、以下に PHEBUS-FP の試験結果を示す。<sup>※4</sup>

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熔融させており、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 3.2.2.1.1-14 図に、主な試験条件を第 3.2.2.1.1-12 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（使用済み燃料を使用）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 では熔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】

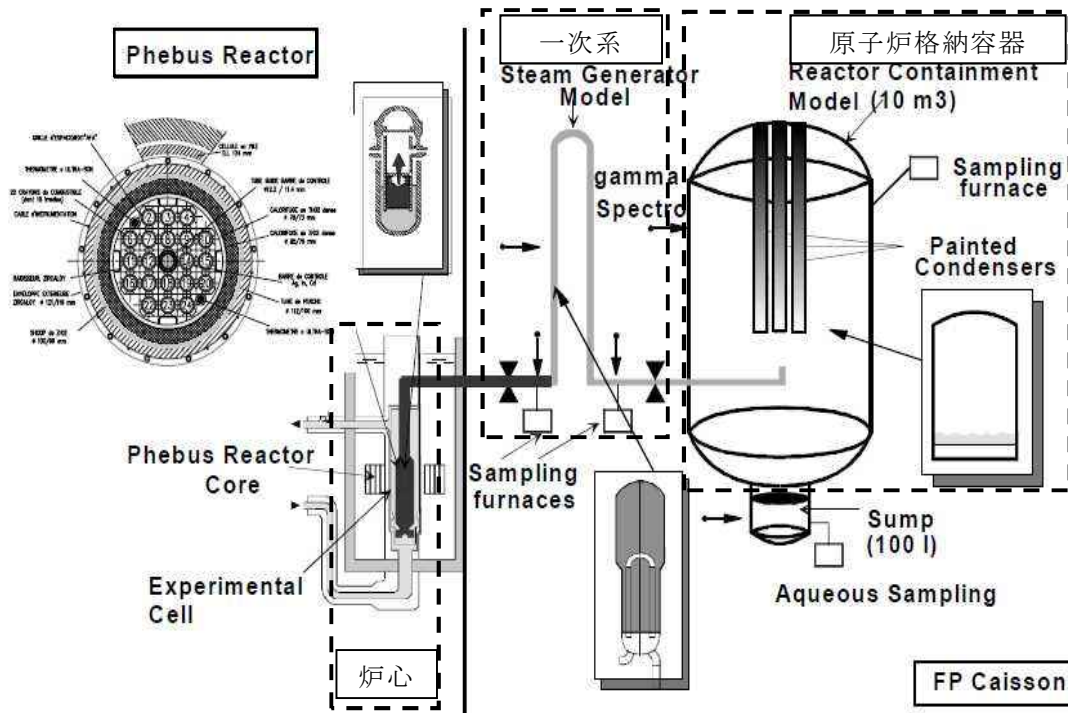
- FPT0 と FPT1 の粒径分布は対数正規分布によく一致
- FPT0 の平均粒径（AMMD）は、燃料集合体崩壊の最終時点で  $2.4 \mu\text{m}$ （最終的に  $3.35 \mu\text{m}$  で安定）
- FPT1 におけるエアロゾル粒径は  $3.5 \mu\text{m}$  から  $4.0 \mu\text{m}$  の間
- FPT0 と FPT1 の双方の試験の対数正規分布の幾何標準偏差は約 2.0 でほぼ一定
- FPT2 の粒径分布は FPT1 の粒径分布と類似<sup>※5 ※6</sup>
- FPT3 の平均粒径（AMMD）は、概ね  $3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

※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. 1-14 図 試験装置の概要

第 3. 2. 2. 1. 1-12 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

3.1.2.1(2)に示したとおり、6号及び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、壁面沈着やサプレッション・プールでの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コードでは粒子状よう素(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解析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乘せするものと

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 解析結果) に対し、4.85%

有機よう素：粒子状よう素の流入量 (MAAP 解析結果) に対し、

$$0.15\% \times DF_{S/P} \quad ※ 1$$

$DF_{S/P}$ ：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、原子炉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、原子炉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、原子炉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 解析結果) に対し、4.85%

有機よう素：粒子状よう素の流入量 (MAAP 解析結果) に対し、0.15%

$$(=5\% \times 3\%)$$

3.2.2.2 事故時のフィルタ装置のパラメータ変化

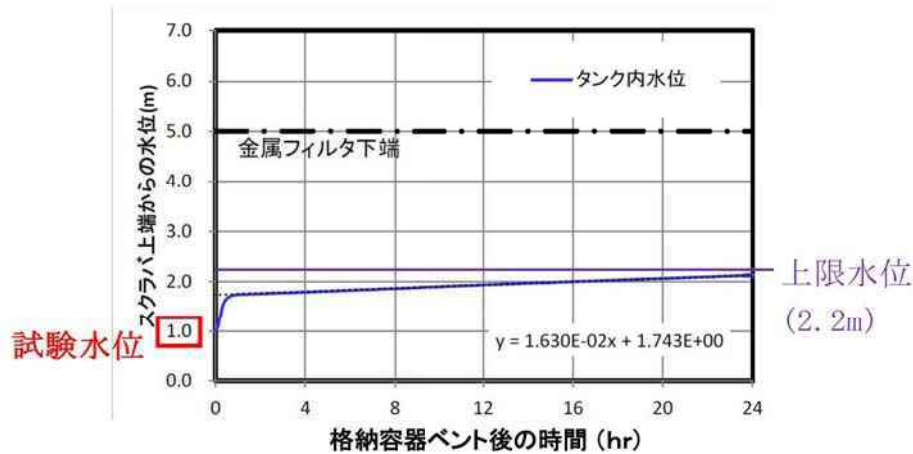
(1) 水位変化の影響

有効性評価のシナリオ (大 LOCA+SBO+全 ECCS 機能喪失) におけるフィルタ装置の水位の評価を実施した。スクラバ水を減少させる要因としては、スクラバ水中に捕捉された放射性物質の崩壊熱や、ベントガスの過熱度によりスクラバ水が蒸発することが考えられる。そのため、フィルタ装置へ流入する崩壊熱量が異なる W/W ベントと D/W ベントそれぞれについて評価を実施した。一方、スクラバ水を増加させる要因としては、ベントガス中の水蒸気が配管やフィルタ装置表面からの放熱により凝縮することが考えられる。放熱量は外気温度により変わることから、柏崎市における 1978 年～2012 年に計測した最低温度 (-11.3℃) が継続した場合と、外気温度が

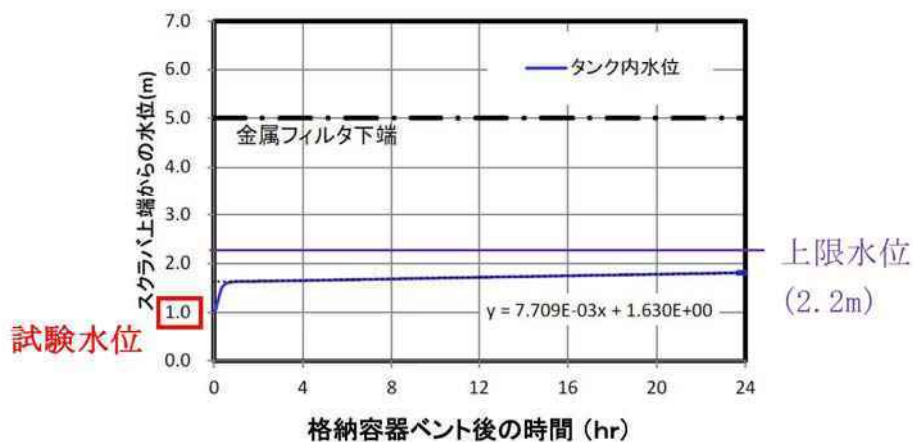
30.0℃が継続した場合の評価をそれぞれ実施した。

評価結果を第 3.2.2.2-1 図～第 3.2.2.2-4 図に示す。なお D/W ベントで外気温度が 30℃の評価では、水位の上昇が遅いことから、格納容器ベント開始から 168 時間後までの評価としている。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。

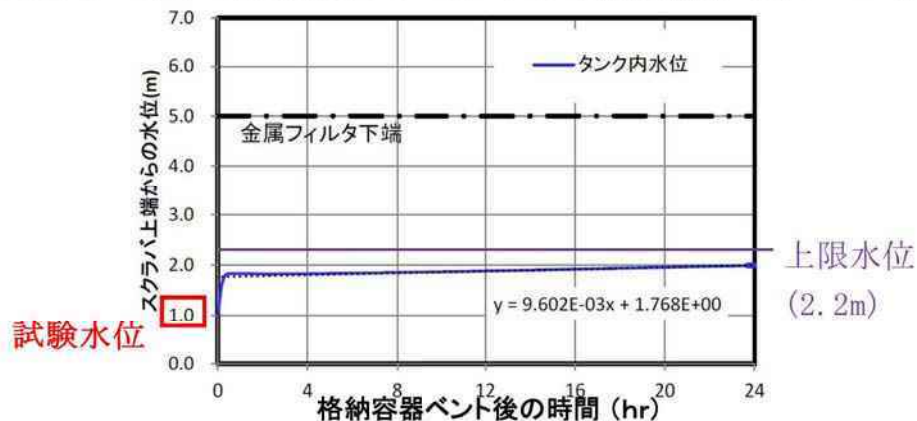
性能試験では、スクラバ水位を 1m と設定として試験を実施しているため、保守的な設定である。



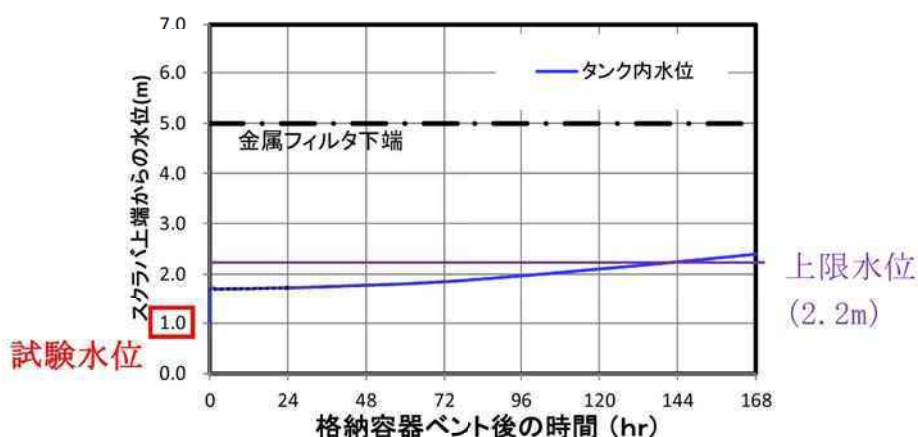
第 3.2.2.2-1 図 外気温度-11.3℃における評価結果 (W/W ベント)



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)

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。いずれのケースも上限水位に到達し水抜き操作が必要になるのは、格納容器ベント開始から 24 時間後以降である。

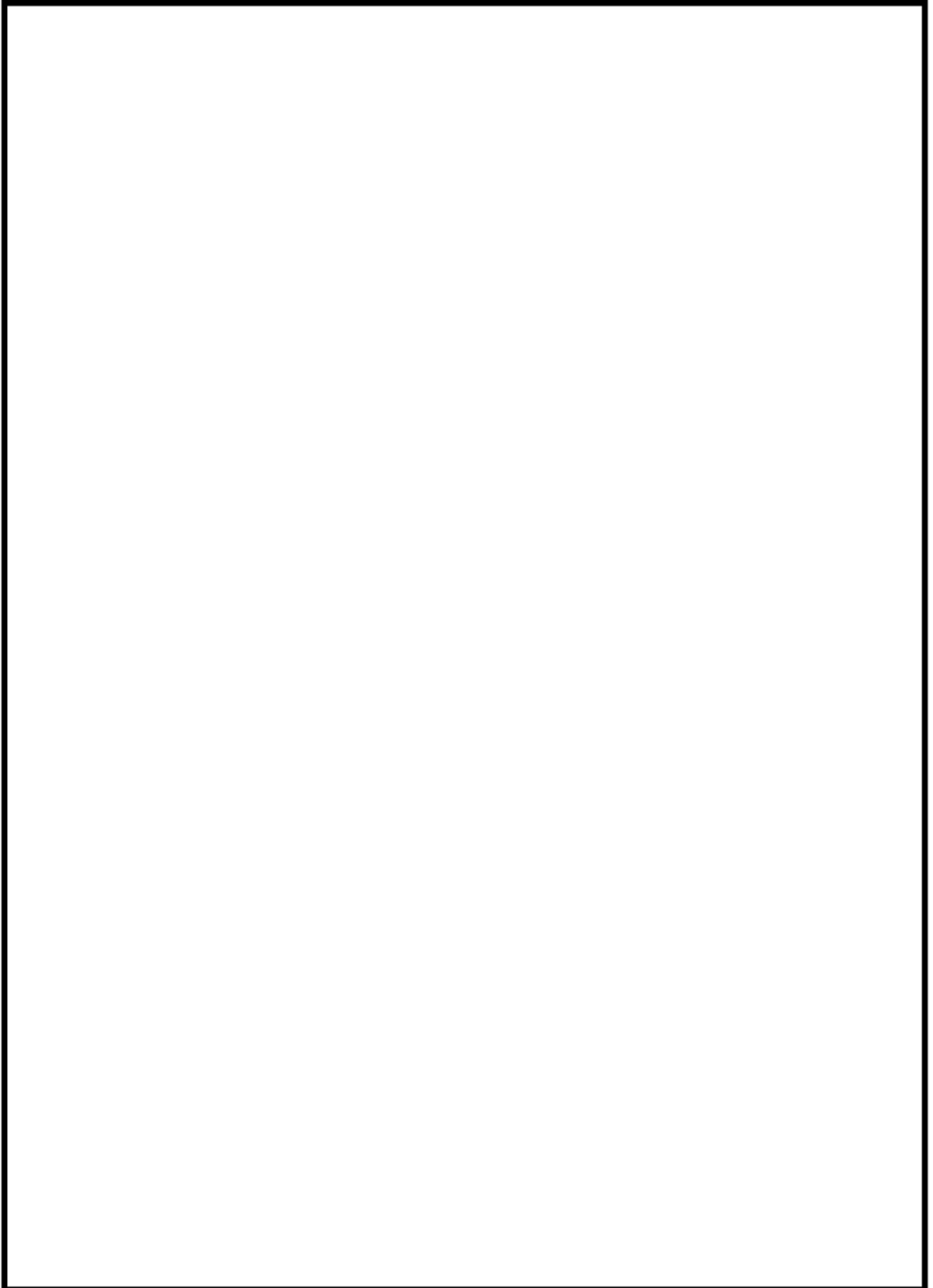
また、最もスクラバ水の蒸発量が大きく、凝縮水の発生量が小さい（つまりスクラバ水量が減少しやすい）D/W ベントで外気温度が 30℃のケースにおいても、スクラバ水位は増加を続け、格納容器ベント開始後 137 時間後に上限水位に到達し、水抜き操作を実施することとなる。水抜き操作を実施すると、スクラバ水に含まれていた放射性物質が原子炉格納容器に移送されるため、スクラバ水中の崩壊熱量は減少し、水位上昇速度は大きくなる。そのため、本シナリオにおいて、スクラバ水の補給が必要となることはない。

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 [°C]	上限水位到達時間 [h]
大 LOCA+SB0+全 ECCS 機能喪失 (W/W ベント)	-11.3	28
	30.0	73
大 LOCA+SB0+全 ECCS 機能喪失 (D/W ベント)	-11.3	44
	30.0	137



【上限水位】



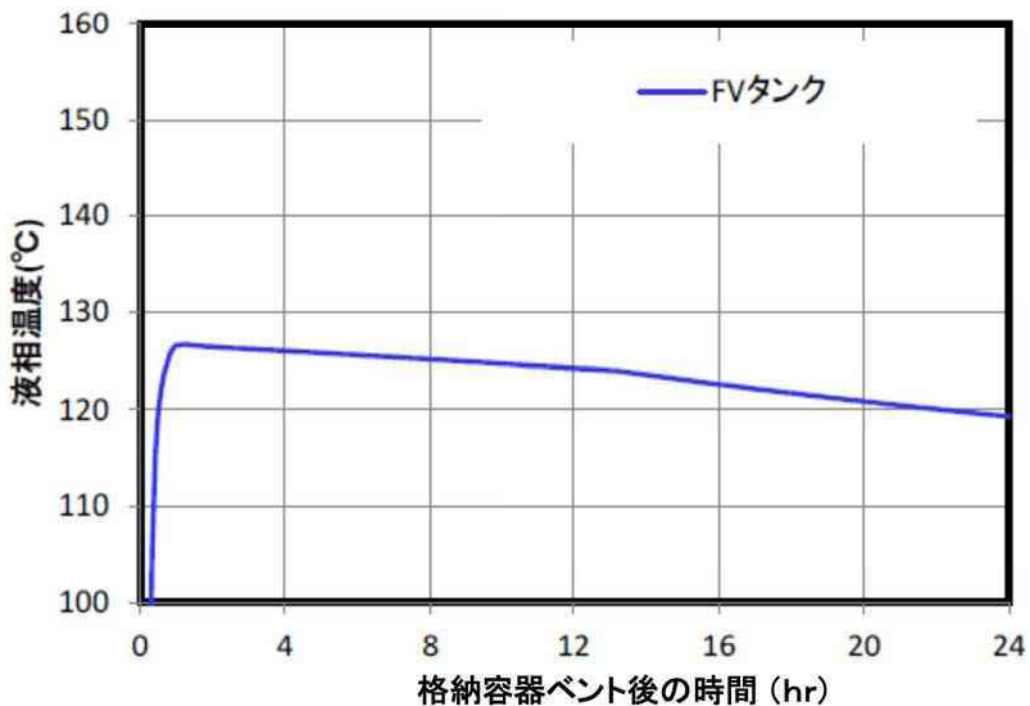
(2) 温度変化の影響

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。



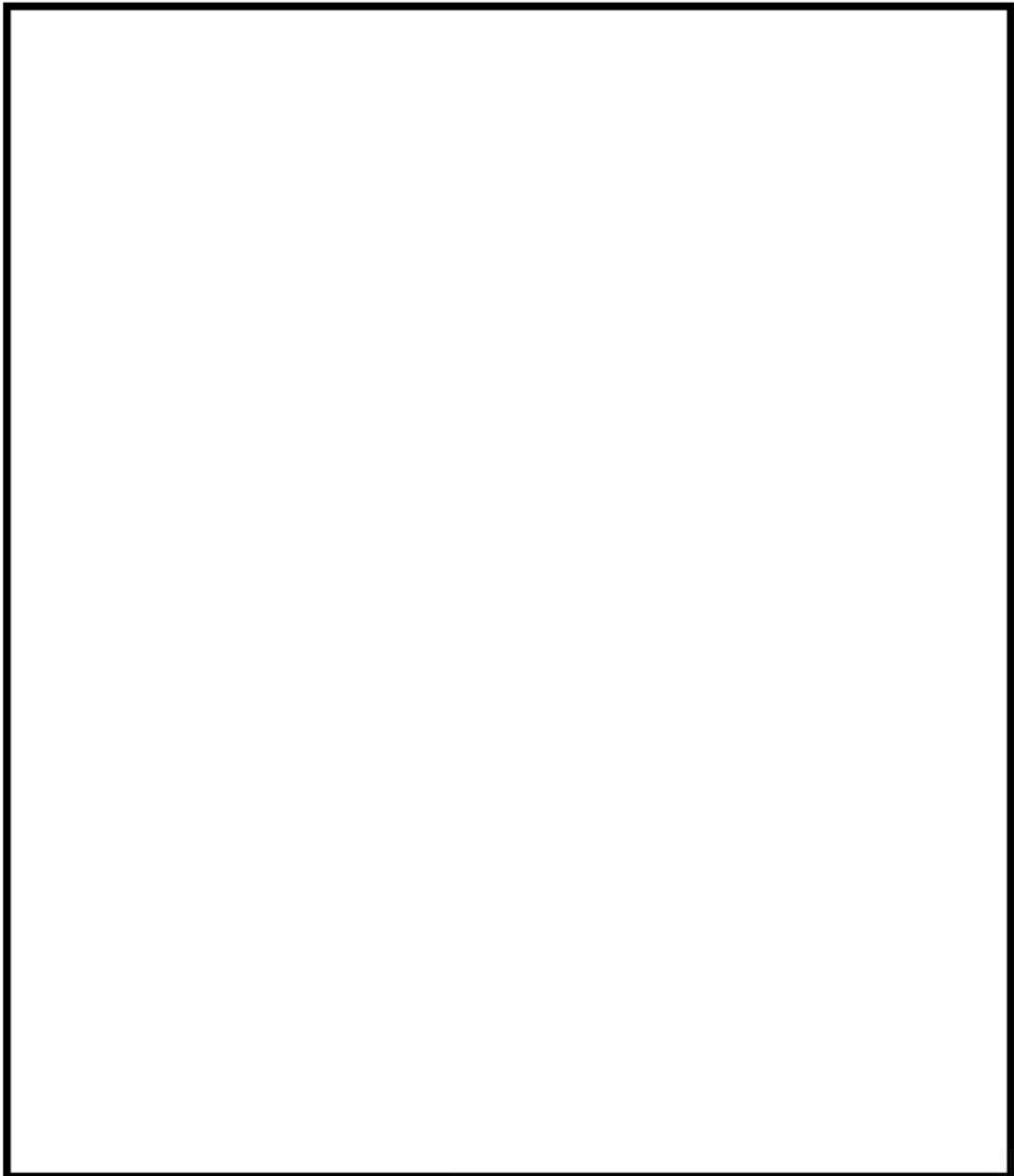
第 3. 2. 2. 2-5 図 スクラバ水温度の評価結果

(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  $37,000\text{m}^3/\text{h}$  のベントガス流量となる。



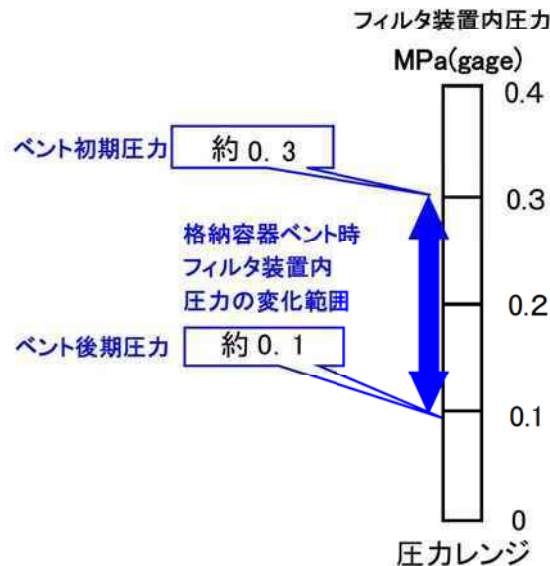
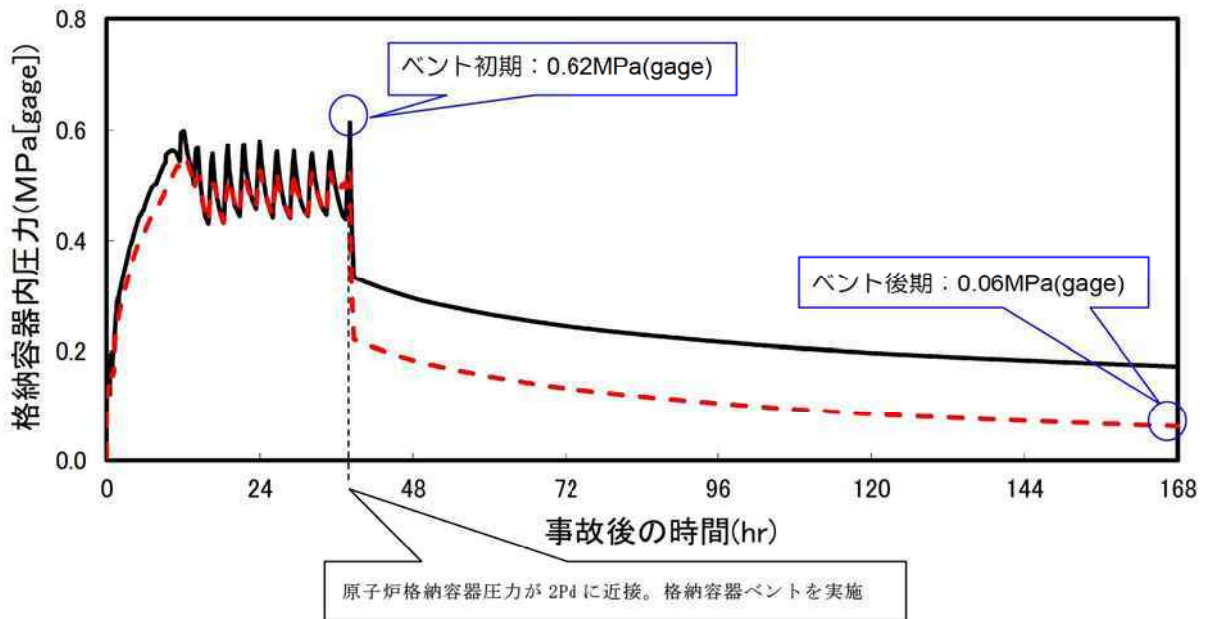
第 3.2.2.2-6 図 ベントガス流量の評価結果

(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

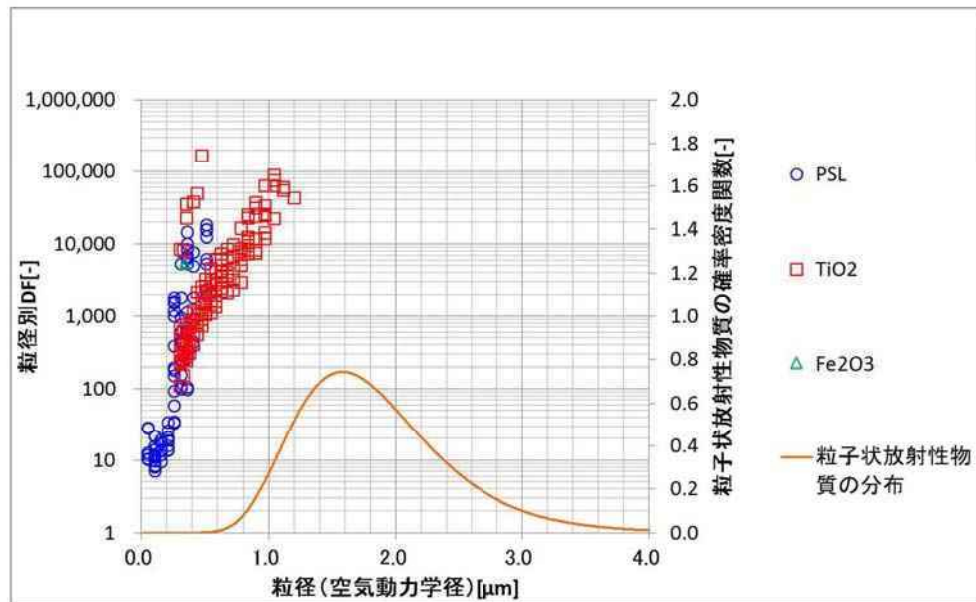
### 3.2.2.3 除去性能試験結果

#### 3.2.2.3.1 エアロゾル除去性能試験

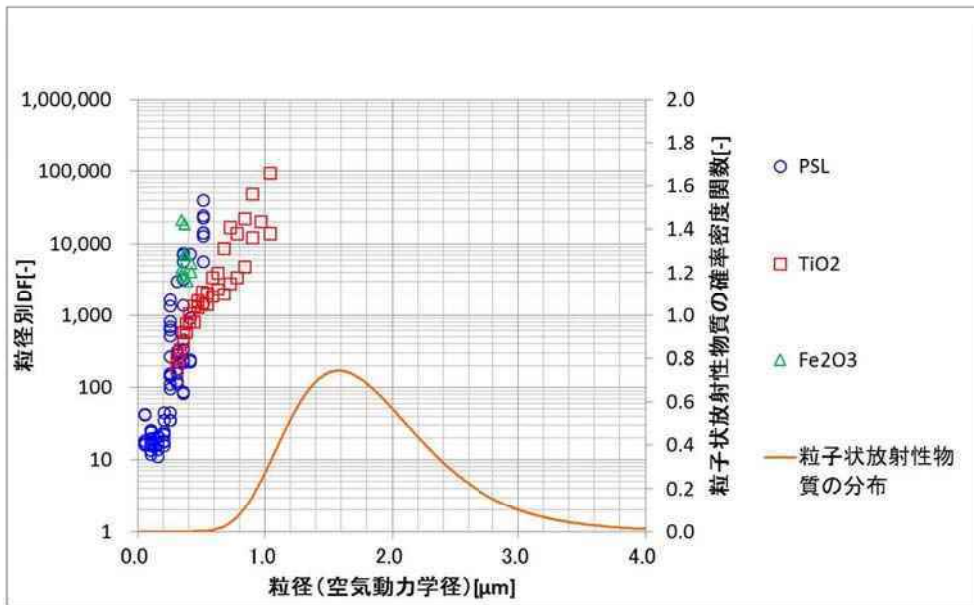
エアロゾル除去性能試験結果を第 3.2.2.3.1-1 図から第 3.2.2.3.1-3 図に示す。

CsI 粒子の密度は約  $4.51\text{g/cm}^3$  に対し、試験用微粒子として、 $\text{TiO}_2$  粒子（密度約  $4.23\text{g/cm}^3$ ）、 $\text{Fe}_2\text{O}_3$  粒子（密度約  $5.24\text{g/cm}^3$ ）、PSL 粒子（密度約  $1.06\text{g/cm}^3$ ）を用いている。

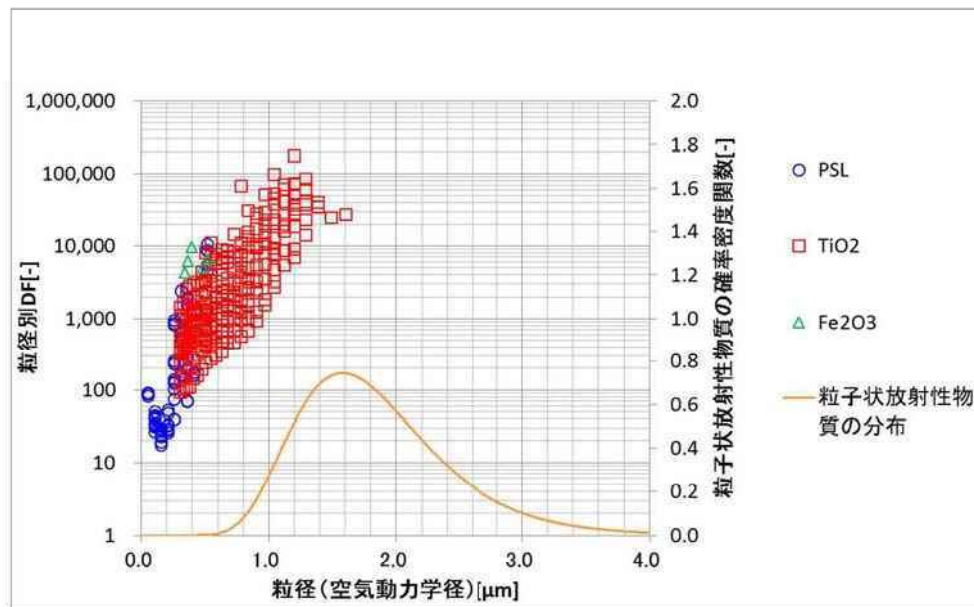
有効性評価のシナリオ（大 LOCA+SBO+全 ECCS 機能喪失，W/W ベント）において想定される放射性粒子の粒径分布に対して、全ての試験ケースにおいて、存在する粒子径に対するトータルの除染係数 DF（オーバーオール DF）が 1000 以上となることを確認できた。そのため、実機においても DF1000 以上を期待できると考えられる。なお、オーバーオール DF の評価値は、『別紙 6.6. オーバーオール DF』に記載している。



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)



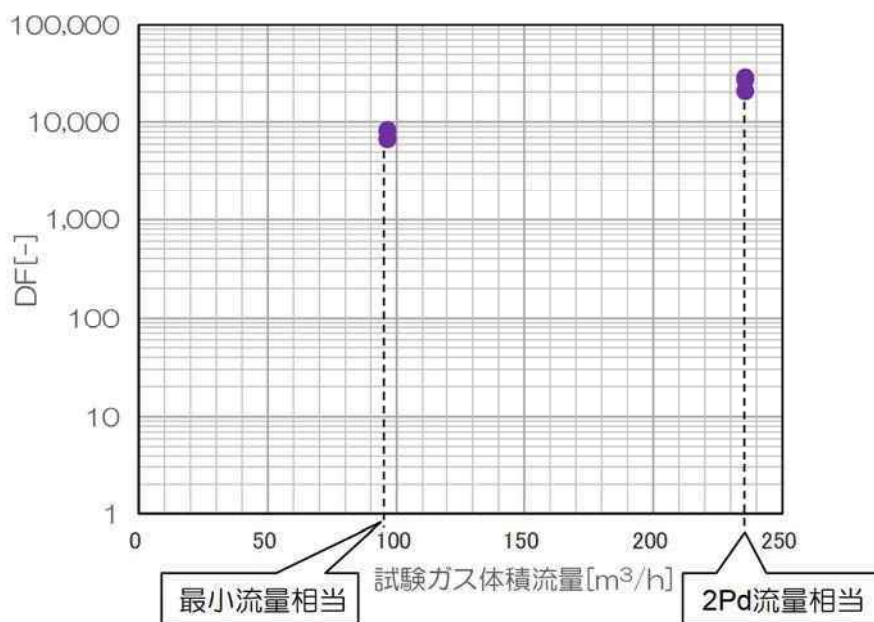
第 3. 2. 2. 3-3 図 除去性能試験結果 (最小流量相当)

### 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)



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  以上となるようにする。



### 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

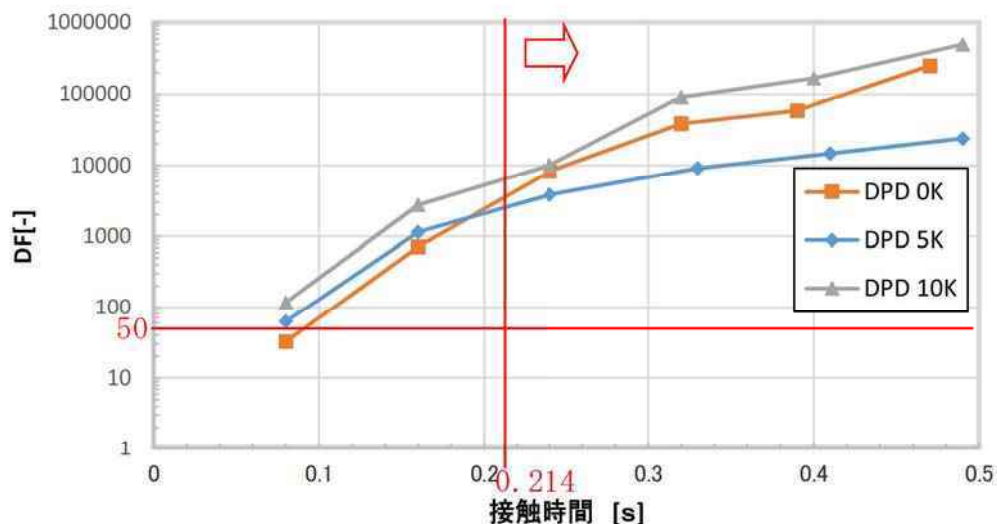
よう素フィルタの吸着材である銀ゼオライトは、ベントガスの露点温度差が大きいほど、またベントガスと吸着材の接触時間が大きいほど、よう素の除去性能が大きくなる性質がある。

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		<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 0 [K] (試験ガス温度は 99[°C])</li> <li>・ 5 [K] (試験ガス温度は 104[°C])</li> <li>・ 10 [K] (試験ガス温度は 109[°C])</li> </ul>
接触時間	露点温度差 0 [K]	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 0.08 [s], 0.16 [s], 0.24 [s]</li> <li>・ 0.32 [s], 0.39 [s], 0.47 [s]</li> </ul>
	露点温度差 5 [K]	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 0.08 [s], 0.16 [s], 0.24 [s]</li> <li>・ 0.33 [s], 0.41 [s], 0.49 [s]</li> </ul>
	露点温度差 10 [K]	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 0.08 [s], 0.16 [s], 0.24 [s]</li> <li>・ 0.32 [s], 0.40 [s], 0.49 [s]</li> </ul>
試験ガス組成		・ 水蒸気 95[%], 空気 5[%]
捕捉対象ガス		<ul style="list-style-type: none"> <li>・ ヨウ化メチル</li> <li>(微量の放射性よう素 I-131 を含む)</li> </ul>



※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由来す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ヨウ素（I-131）を混入することで、ヨウ化メチルの除去性能を、供給した総放射エネルギーと、吸着材に捕捉された放射エネルギー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、ヨウ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<sup>\*1</sup>。また、ヨウ素フィルタは第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、ヨウ素フィルタには、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。

$$\text{(吸着層総有効面積)} = [ ] \quad (1)$$

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。

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

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

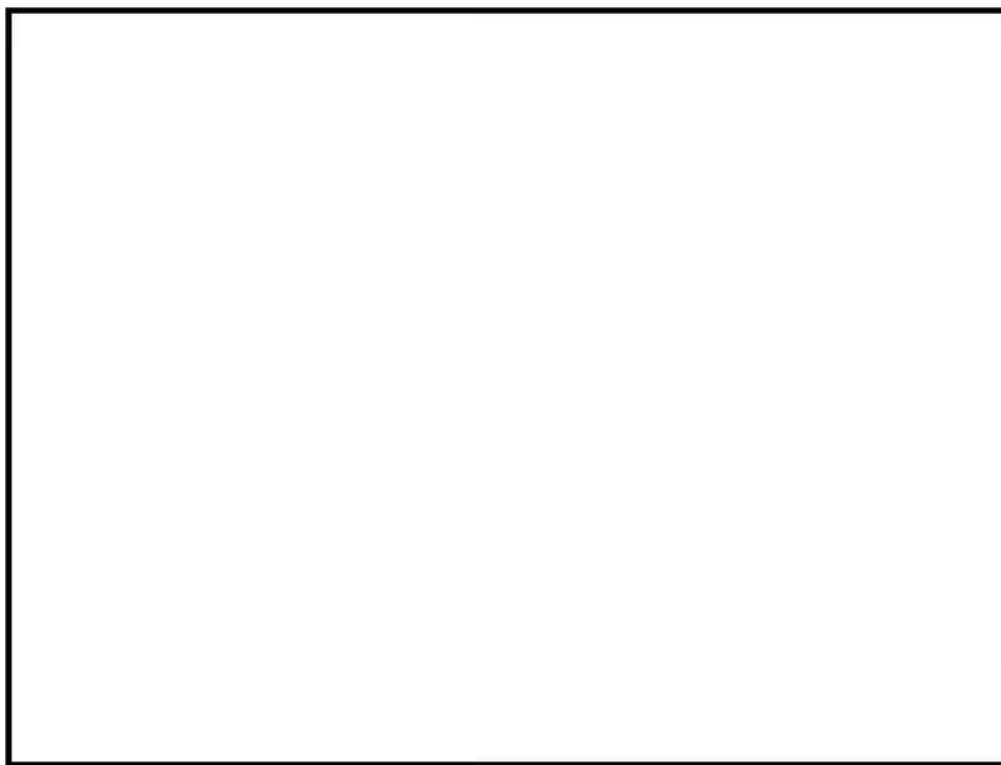
※1 6号炉弁開度：23.0(%)，7号炉弁開度：21.3(%)

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



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、実機のような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、実機のような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<sup>※1</sup>》、サプレッション・チェンバ・プール水位が「真空破壊弁高さ」到達若しくは原子炉格納容器限界圧力到達前《炉心損傷後<sup>※1</sup>》、格納容器からの異常な漏えいによる原子炉建屋水素濃度上昇時）<sup>※2</sup>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、使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ<sup>※3</sup>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、原子炉建屋オペレーティングフロア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倍又は原子炉圧力容器表面温度「300℃」を判断基準としている。炉心損傷前の格納容器ベントを実施する際は炉心の健全性を確認することとしている。炉心の健全性は、原子炉格納容器内放射線量率が格納容器ベント許可領域にあること及び原子炉注水機能が健全であることにより確認する。

※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「上部ドライウエル」「下部ドライウエル」「サプレッション・チェンバ（空間部）」の3箇所を設置している。なお、上記3エリアには他にも約50個の温度計があり、測定可能であれば監視することができる。

※3 設計基準事故対象施設である原子炉建屋エリア放射線モニタ及び設計基準事故対処設備である燃料取替エリア排気放射線モニタ、原子炉区域換気空調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。

原子炉建屋オペレーティングフロア上部の水素ガス濃度が「2.2vol%」に到達した場合、原子炉建屋の水素爆発防止を目的とした格納容器ベントを実施することにより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原子炉建屋の水素爆発防止を目的とした格納容器ベント実施について、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。

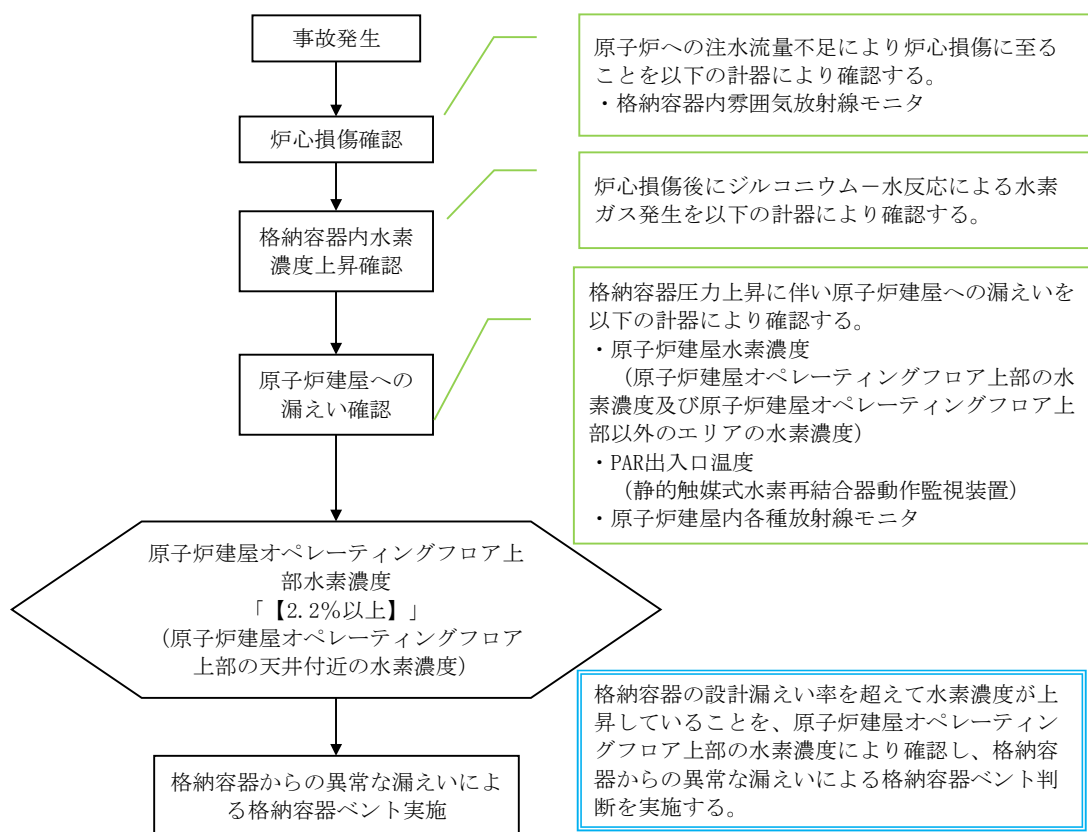
格納容器ベント操作は、サプレッション・チェンバ・プール水位若しくは原子炉格納容器圧力による格納容器ベント判断、又は原子炉格納容器からの漏えいによる原子炉建屋の水素爆発防止を目的とした格納容器ベント判断により実施する方針であり、放射性物質は可能な限り原子炉格納容器内に閉じ込めることを基本とする。代替設備による除熱、故障設備の復旧に努めるが、格納容器限界圧力に到達する可能性のある場合は、原子炉格納容器の破損により公衆への影響が過大にならないことを目的として格納容器ベントにより放射性物質を放出する。格納容器ベントは最終ヒートシンクへの熱移動として使用するため、格納容器除熱機能等が回復されるまで継続するべきであり、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、放射エネルギー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。

格納容器圧力逃がし装置は原子炉格納容器の過圧破損防止、水素爆発防止を目的とした設備であり、原子炉格納容器の過温破損防止としては格納容器スプレイを実施することとしている。

なお、炉心損傷前のベントは原子炉格納容器圧力、温度の上昇を抑制し原子炉格納容器の冷却を行うとともに、原子炉への注水機能を維持させることを目的に実施する。



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、中央制御室操作又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・プール水位、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。サブレーション・チェンバ・プール水位により格納容器ベント操作を実施する場合も同様である。

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：電源が供給され、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駆動弁、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又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。また、フィルタベント大気放出ラインドレン弁についても格納容器ベント前の系統構成として閉操作を実施する。

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を開始できるように、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（サブプレッション・チェンバ側）{T31-A0-F022}又は一次隔離弁（ドライウエル側）{T31-A0-F019}の全開操作及びフィルタ装置入口弁{T61-A0-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-M0-F070}又は二次隔離弁バイパス弁{T31-M0-F072}の調整開操作<sup>※1</sup>及びフィルタ装置入口弁{T61-A0-F001}の全開確認を実施する。また、水素バイパスライン止め弁{T31-F600}を二次格納施設外からの遠隔手動弁操作設備により「全開」する。

※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。

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実行ができない場合は、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（サブプレッション・チェンバ側／ドライウエル側）{T31-A0-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-M0-F047/F045(7号炉:T31-M0-F092/F082)}を中央制御室からの遠隔操作又は現場での電動駆動弁手動操作により「全開」し、専用ポ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、又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-F803/F802(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-M0-F047/F045(7号炉:T31-M0-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、専用ポ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）」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）」で実施可能である。

二次隔離弁{T31-M0-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 15 分（実操作時間約 5 分＋移動時間 10 分）」で実施可能である。二次隔離弁が操作不能の場合は、二次隔離弁バイパス弁を中央制御室からの遠隔操作，又は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。遠隔手動弁操作設備による操作は「約 15 分（実操作時間約 5 分＋移動時間 10 分）」で実施可能と考えられる。

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	専用ポンベ	約 15 分 (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 (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 15 分 (実操作時間約 5 分＋移動時間 10 分)
	二次隔離弁 バイパス弁 (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 15 分 (実操作時間約 5 分＋移動時間 10 分)

(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}

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) 中央制御室待避室設営

炉心損傷後の格納容器ベント操作前に準備操作として、中央制御室待避室への資機材搬入・待避室での監視装置の設営・中央制御室換気空調系の隔離操作・待避室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、フィルタ装置内で捕捉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、又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又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。

これにより、フィルタ装置排水操作時又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変動する  
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-M0-F070}を中央制御室  
からの遠隔操作又は、二次格納施設外からの遠隔手動弁操作設備により  
「調整開」とし、格納容器ベントを実施する。格納容器ベント開始後に、  
水素バイパスライン止め弁{T31-F600}を二次格納施設外からの遠隔手動  
弁操作設備により「全開」する。炉心損傷後の場合は一次隔離弁（サブ  
プレッション・チェンバ側／ドライウエル側）{T31-A0-F022/F019}を二次  
格納施設外からの遠隔手動弁操作設備により「全開」とし、格納容器ベ  
ントを実施する。

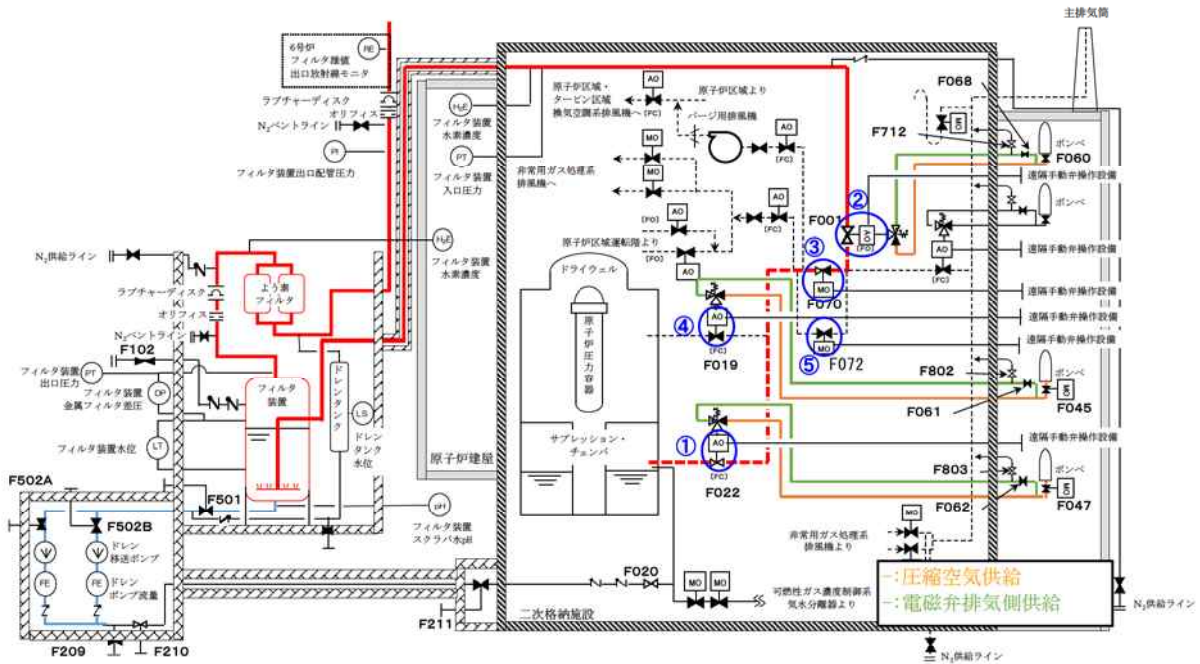
なお、二次隔離弁が操作不能の場合は、電動駆動の二次隔離弁バイパ  
ス弁{T31-M0-F072}を中央制御室からの遠隔操作又は、二次格納施設外か  
らの遠隔手動弁操作設備により二次格納施設の外から操作する。

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、  
サブプレッション・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エル側であっても、サブプレッション・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（サブプレッション・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（ドライウエル側）
- ⑤ 二次隔離弁バイパス弁

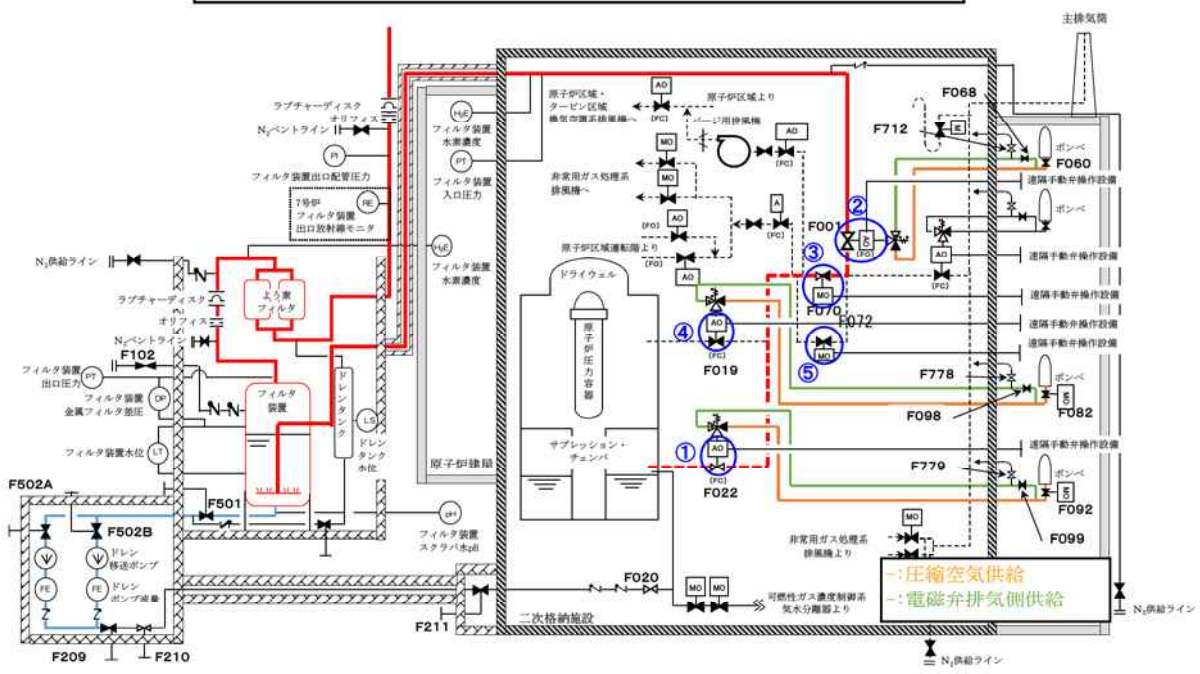


第 4.1.2-1 図 6号炉 格納容器ベント操作前準備  
及び格納容器ベント操作概略図  
(格納容器圧力逃がし装置)

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	駆動原等喪失時動作	操作方法							
					通常時	空気駆動原喪失時	空気駆動弁 制御電源喪失時			電動弁電源喪失		
							通常時	空気駆動原喪失時	空気駆動弁健全	空気駆動弁制御電源喪失	空気駆動弁健全	空気駆動弁制御電源喪失
① 原子炉格納容器一次隔離弁 (サブプレッション・チェンバ側)	T31-MO-F022	空気駆動弁	通常閉	F. C	中操	専用ポンベ (中操)	専用ポンベ (現場)	エクステンション (現場)	中操	専用ポンベ (中操&現場)	専用ポンベ (現場)	エクステンション (現場)
② フィルタ装置入口弁	T61-MO-F001	空気駆動弁	通常開	F. O	中操	専用ポンベ (中操&現場)	専用ポンベ (現場)	エクステンション (現場)	中操	専用ポンベ (中操&現場)	専用ポンベ (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	通常開	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 (ドライウエル側)	T31-MO-F019	空気駆動弁	通常開	F. C	中操	専用ポンベ (中操)	専用ポンベ (現場)	エクステンション (現場)	中操	専用ポンベ (中操&現場)	専用ポンベ (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	T31-MO-F072	電動駆動弁	通常開	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)	
					F. C	駆動原等喪失時「閉」			現場 二次格納施設外 (非管理区域)			
					F. O	駆動原等喪失時「開」						
					F. A. I	駆動原等喪失時「現状維持」						

- 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（ドライウエル側）
- ⑤ 二次隔離弁パイパス弁



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		
							空気駆動部健全	空気駆動弁 制御電源健全	空気駆動弁制御電源喪失	空気駆動部健全	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-MO-F022	空気駆動弁	通常閉	F, C	中操	専用ポンベ (中操)	専用ポンベ (現場)	エクステン ション (現場)	中操	専用ポンベ (中操&現場)	専用ポンベ (現場)	エクステンション (現場)
② フィルタ装置入口弁	T61-MO-F001	空気駆動弁	通常開	F, O	中操	専用ポンベ (中操&現場)	専用ポンベ (現場)	エクステン ション (現場)	中操	専用ポンベ (中操&現場)	専用ポンベ (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	通常開	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 (ドライウエル側)	T31-MO-F019	空気駆動弁	通常開	F, C	中操	専用ポンベ (中操)	専用ポンベ (現場)	エクステン ション (現場)	中操	専用ポンベ (中操&現場)	専用ポンベ (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 パイパス弁	T31-MO-F072	電動駆動弁	通常開	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)	

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替え及び二次隔離弁バイパス弁への切替えを実施する。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への切替えを実施する。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替える。耐圧強化ベント系への切替え後、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替えを実施する。

二次隔離弁{T31-M0-F070}は、炉心損傷前ベントにおいて「調整開（弁開度 70%程度）」<sup>※1※2</sup>、炉心損傷後ベントにおいて「調整開（弁開度 20%程度）」<sup>※1※2</sup>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た開度を調整する。

(※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・プール水位、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・プール水位がサプレッション・

チェンバ取り出し配管位置「 (サブプレッション・チェンバ・プール水位計にて)」未満<sup>※3</sup>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、サブプレッション・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ブプレッション・チェンバ・プール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又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、サブプレッション・チェンバ・プール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ブプレッション・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)<sup>※4</sup>」から「1000mm(通常水位)<sup>※5</sup>」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ブプレッション・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ブプレッション・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ブプレッション・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-F213}を「全閉」とし窒素ガスパーズを終了する。

フィルタ装置水位が「1000mm(通常水位)」を下回り「500mm(下限水位)<sup>※6</sup>」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。

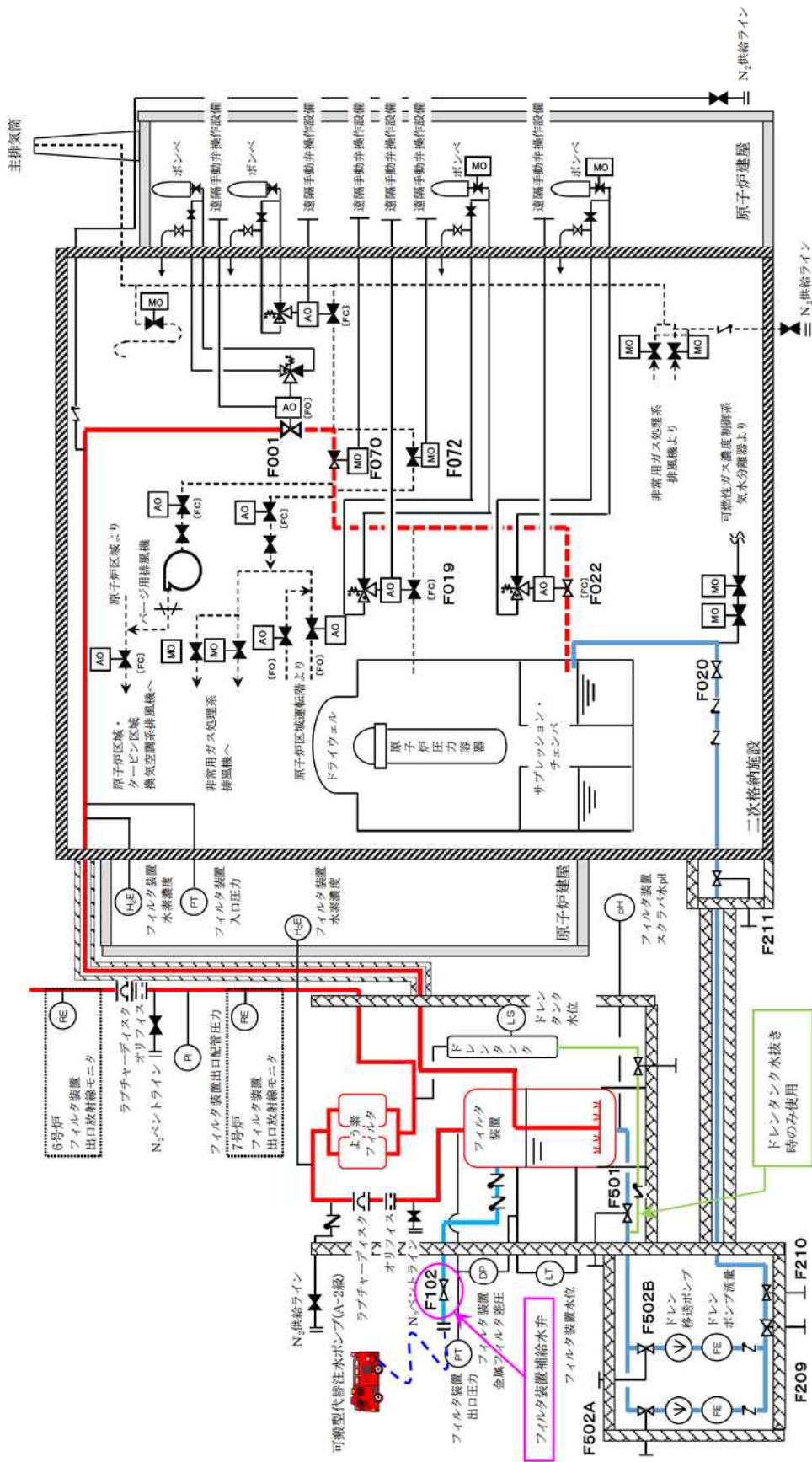
フィルタ装置水位「1000mm(通常水位)～1500mm」で水張りを停止する。

(※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。)

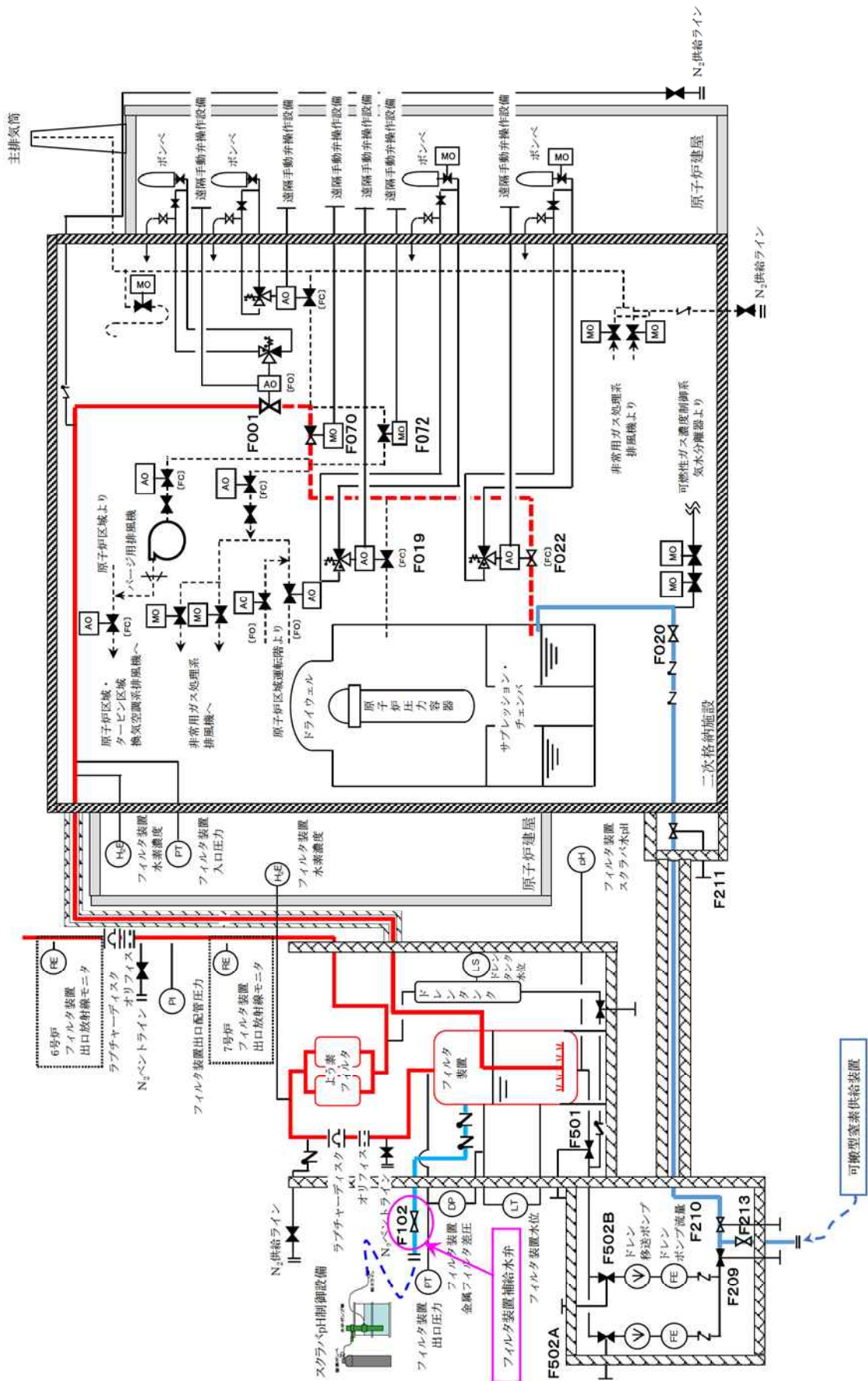
フィルタ装置の排水操作は、可搬設備を使用しないためアクセス性に影響はない。また、作業エリアの被ばく線量率が低下した後に作業を行う。

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ズ及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行う。ドレンタンク水位が水位低まで低下後、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（代替循環冷却系を含む）による格納容器除熱機能が使用可能な状態<sup>※7</sup>になり、長期にわたり原子炉格納容器の除熱が可能<sup>※8</sup>であること、格納容器内雰囲気放射線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、及び炉心損傷後においては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ガス／水素ガス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以外の格納容器除熱機能の起動前若しくは起動操作直後に格納容器圧力逃がし装置を停止することができる。

格納容器除熱機能が1系統のみ使用可能な場合は、一次隔離弁（サブレーション・チェンバ側／ドライウエル側）{T31-A0-F022/F019}を、中央制御室からの遠隔操作又は二次格納施設外からの遠隔手動弁操作設備にて「全閉」する。以降、格納容器除熱機能が更に1系統使用可能となり、より安定的な状態になった場合には、二次隔離弁{T31-M0-F070}又は二次隔離弁バイパス弁{T31-M0-F072}を、中央制御室からの遠隔操作又は二次格納施設外からの遠隔手動弁操作設備にて「全閉」する。

※7 「格納容器除熱機能が使用可能」とは、残留熱除去系の場合は残留熱除去系ポンプを起動し系統流量が確保されること及び原子炉補機冷却系又は代替原子炉補機冷却系を用いて残留熱除去系熱交換器に冷却水が供給されていることにより判断する。代替循環冷却系の場合は復水移送ポンプを起動し低圧代替注水系（常設）等により系統流量が確保されること及び原子炉補機冷却系又は代替原子炉補機冷却系を用いて代替循環冷却系で使用する残留熱除去系熱交換器に冷却水が供給されていることにより判断する。

※8 「長期にわたり原子炉格納容器の除熱が可能」とは、格納容器ベント停止後の崩壊熱が除去可能であることにより確認する。原子炉補機冷却系を用いた残留熱除去系による格納容器除熱は設計基準事故対処設備として使用する。代替原子炉補機冷却系で使用する熱交換器ユニットの設計熱交換量は約23MWであり、これは約24時間後の崩壊熱に相当する熱量である。有効性評価シナリオ「崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）」では、代替原子炉補機冷却系を用いた残留熱除去系による事象発生20時間後からの格納容器除熱の効果を示している。また、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）代替循環冷却系を使用する場合」では、代替循環冷却系を用いた事象発生22.5時間後からの格納容器除熱の効果を示している。

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、不活性ガス系統等からの窒素ガス供給を実施する。

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。

#### 4.1.3 中央制御室及び現場でのパラメータ監視

##### 【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)<sup>※1</sup>」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)<sup>※2</sup>」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又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)<sup>※3</sup>」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ガス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中央制御室、緊急時対策所及び現場（フィルタ装置近傍）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ガス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ガス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。

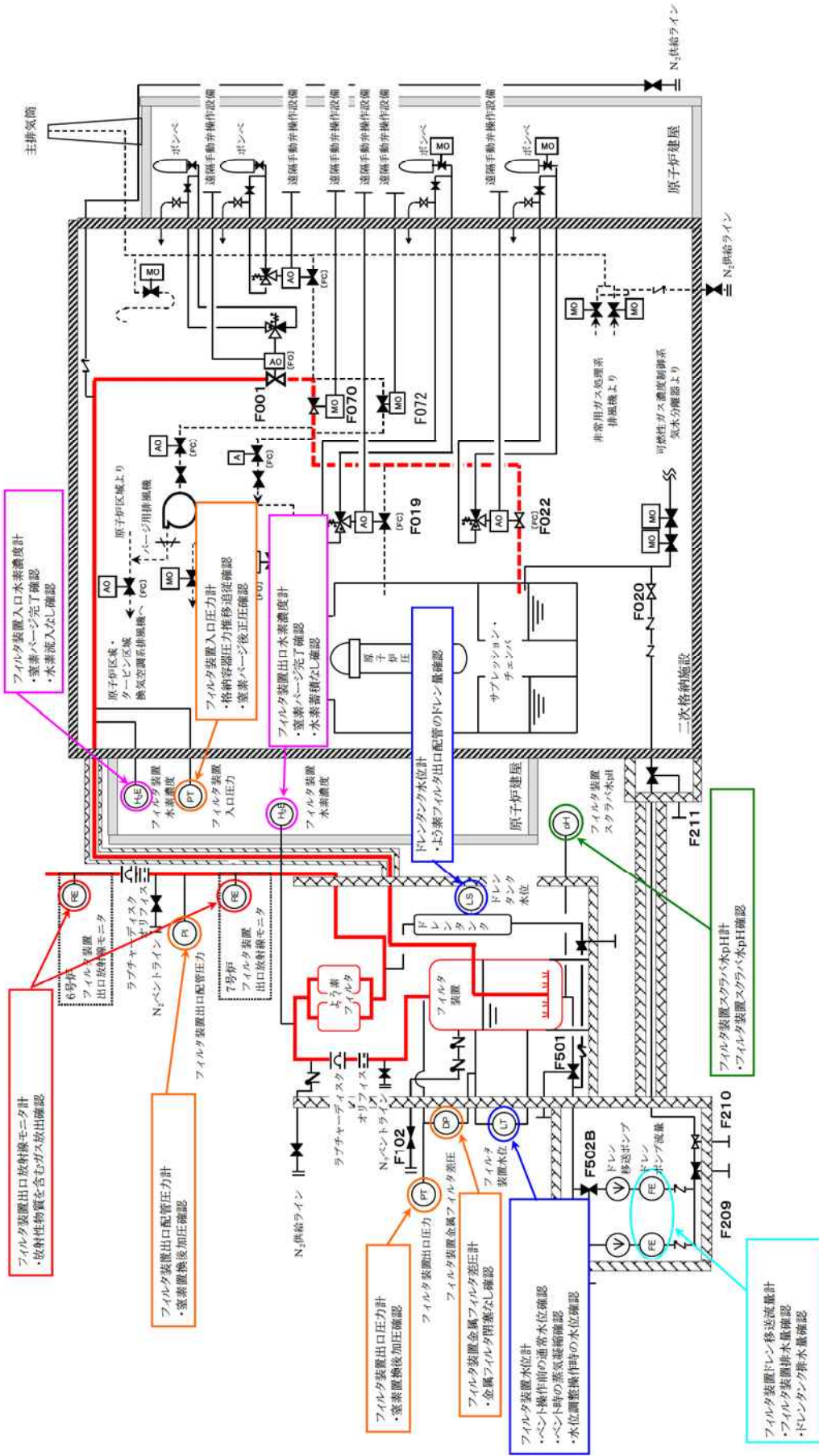
フィルタ装置金属フィルタ差圧は中央制御室、緊急時対策所にて確認することができる。

**【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。





フィルタ装置入口水素濃度計  
 ・窒素パージ完了確認  
 ・水素流入なし確認

フィルタ装置出口放射線モニタ計  
 ・放射性物質を含むガス放出確認

フィルタ装置出口配管圧力計  
 ・窒素置換後加圧確認

フィルタ装置出口圧力計  
 ・窒素置換後加圧確認

フィルタ装置出口圧力計  
 ・窒素置換後加圧確認

フィルタ装置水位計  
 ・ベント操作前の通常水位確認  
 ・ベント時の蒸気凝縮確認  
 ・水位調整操作時の水位確認

フィルタ装置スクラバ水pH計  
 ・フィルタ装置スクラバ水pH確認

フィルタ装置ドレン移送流量計  
 ・フィルタ装置排水量確認  
 ・ドレンタンク排水量確認

第 4.1.3-1 図 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 原子炉建屋内（二次格納施設外）

#### 4.2.1.1 ベント前の被ばく評価\*

ベント前に屋内（二次格納施設外）にて現場作業を行う際は、原子炉建屋内に浮遊する放射性物質からのガンマ線等による影響を受ける。

ベント前の屋内（二次格納施設外）における現場作業の被ばく線量を評価した結果、最大で約 2.4mSv となり作業可能である。

#### 4.2.1.2 ベント後の被ばく評価\*

ベント後（ベント中を含む）に屋内（二次格納施設外）にて現場作業を行う際は、二次格納施設内のベント配管内の放射性物質及び格納容器圧力逃がし装置を経由し大気中に放出される放射性物質からのガンマ線等による影響を受ける。

ベント後の屋内（二次格納施設外）における現場作業の被ばく線量を評価した結果、最大で約 21mSv となり作業可能である。

### 4.2.2 原子炉建屋外

#### 4.2.2.1 ベント前の被ばく評価\*

ベント前に屋外にて現場作業を行う際は、原子炉建屋から大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線等による影響を受ける。

ベント前の屋外における現場作業の被ばく線量を評価した結果、最大で約 45mSv となり作業可能である。

#### 4.2.2.2 ベント後の被ばく評価\*

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、格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及び配管並びに素フィルタ内の放射性物質からのガンマ線等による影響を受ける。

ベント後の屋外における現場作業の被ばく線量を評価した結果、最大で約 81mSv となり作業可能である。

※被ばく評価の詳細は、別紙 33 を参照

#### 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）

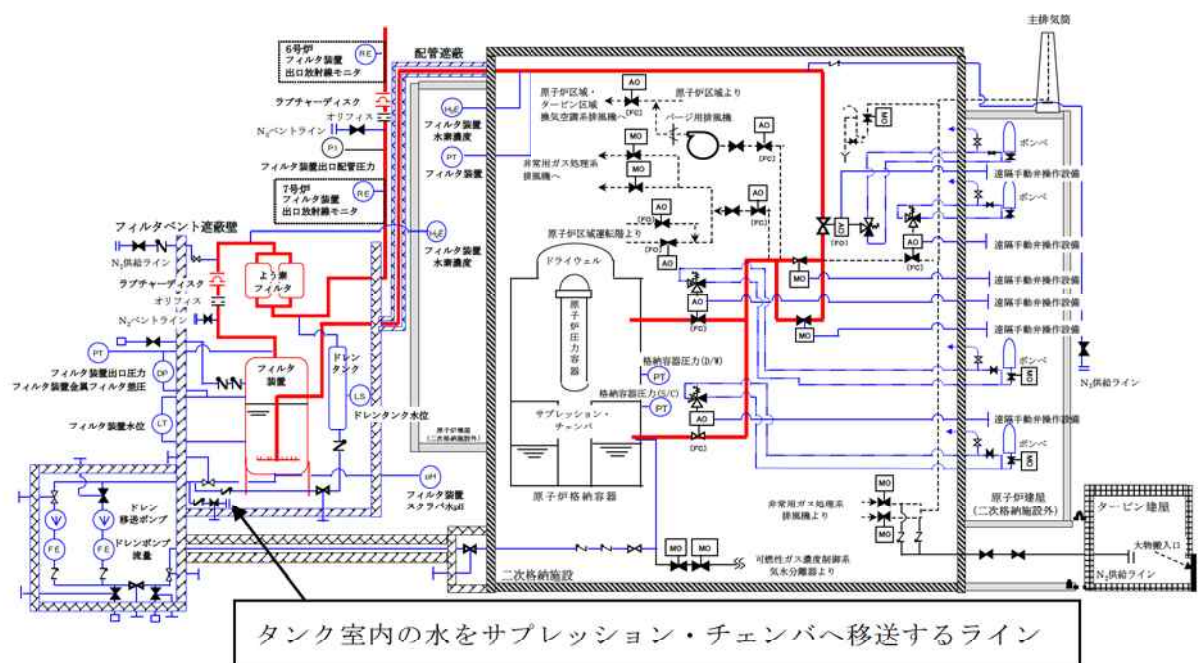
適切に除雪を実施することにより、作業可能である。

- 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：-10.4℃（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。



第 4. 2. 2. 3-1 図 格納容器圧力逃がし装置系統概要図

#### 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ガス、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の点検等後は、フィルタ装置及び配管内部に酸素ガスが存在するため、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ガス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、窒素ガスを注入して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{T61-F722}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{T61-F722}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酸素濃度を測定し「可燃限界濃度(5vol%)以下<sup>\*1</sup>」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{T61-F722}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。

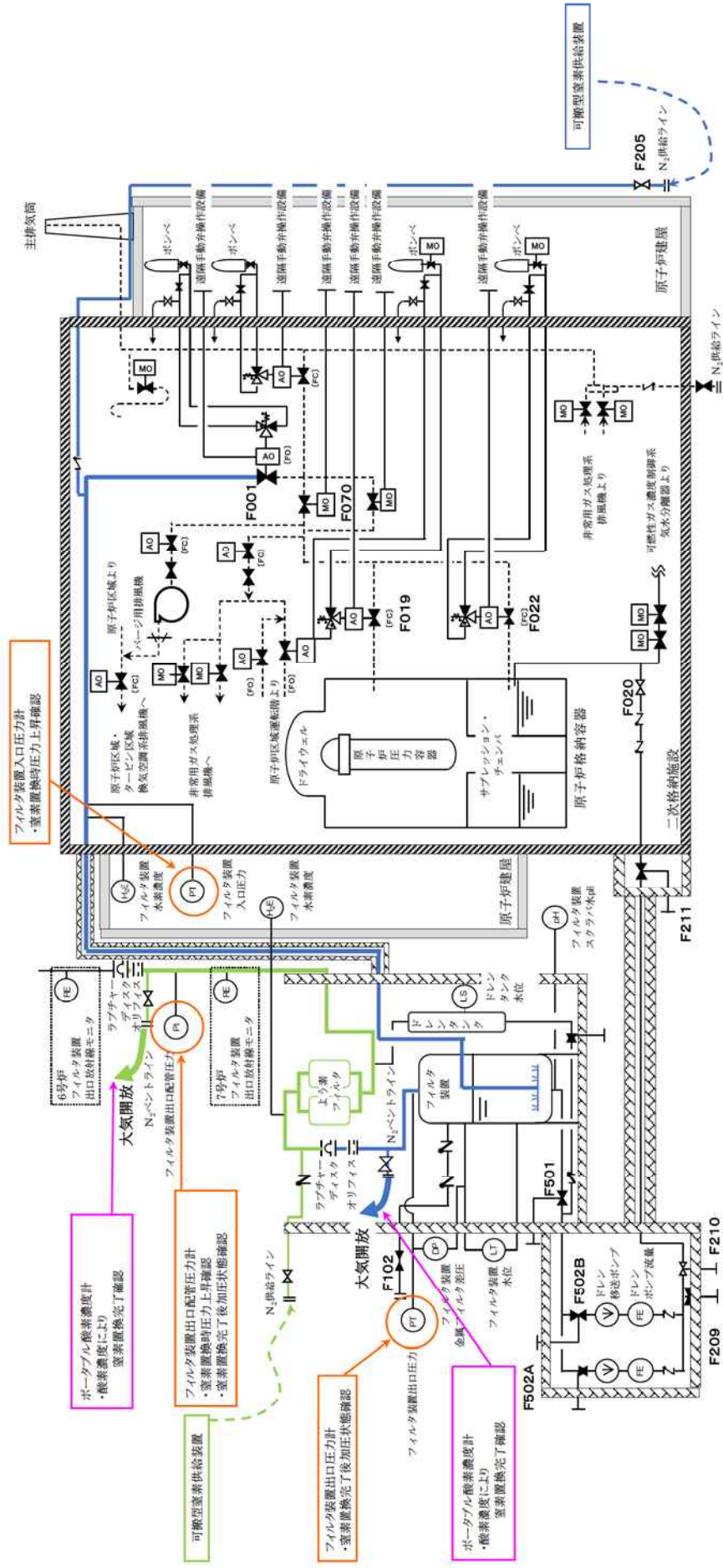
「フィルタ装置出口配管」の窒素置換操作は、大気開放の窒素ベント弁{T61-F207}を「全開」にし、可搬型窒素供給装置からの窒素ガスを窒素供給弁{弁番号未定}を「開」することにより実施する。窒素ガス注入によって、ラプチャーディスクまでのフィルタ装置出口配管内の空気は、窒素ベント弁{T61-F207}から大気へ放出される。ポータブルの酸素濃度計で放出箇所酸素濃度を測定し「可燃限界濃度(5vol%)以下<sup>\*1</sup>」まで低下確認できれば窒素置換完了と判断する。加圧操作は、窒素ベント弁{T61-F207}を「閉」し、フィルタ装置出口配管圧力の指示が上昇し「10kPa[gage]」まで加圧された後、

窒素供給弁 {弁番号未定} を「全閉」し加圧状態とする。

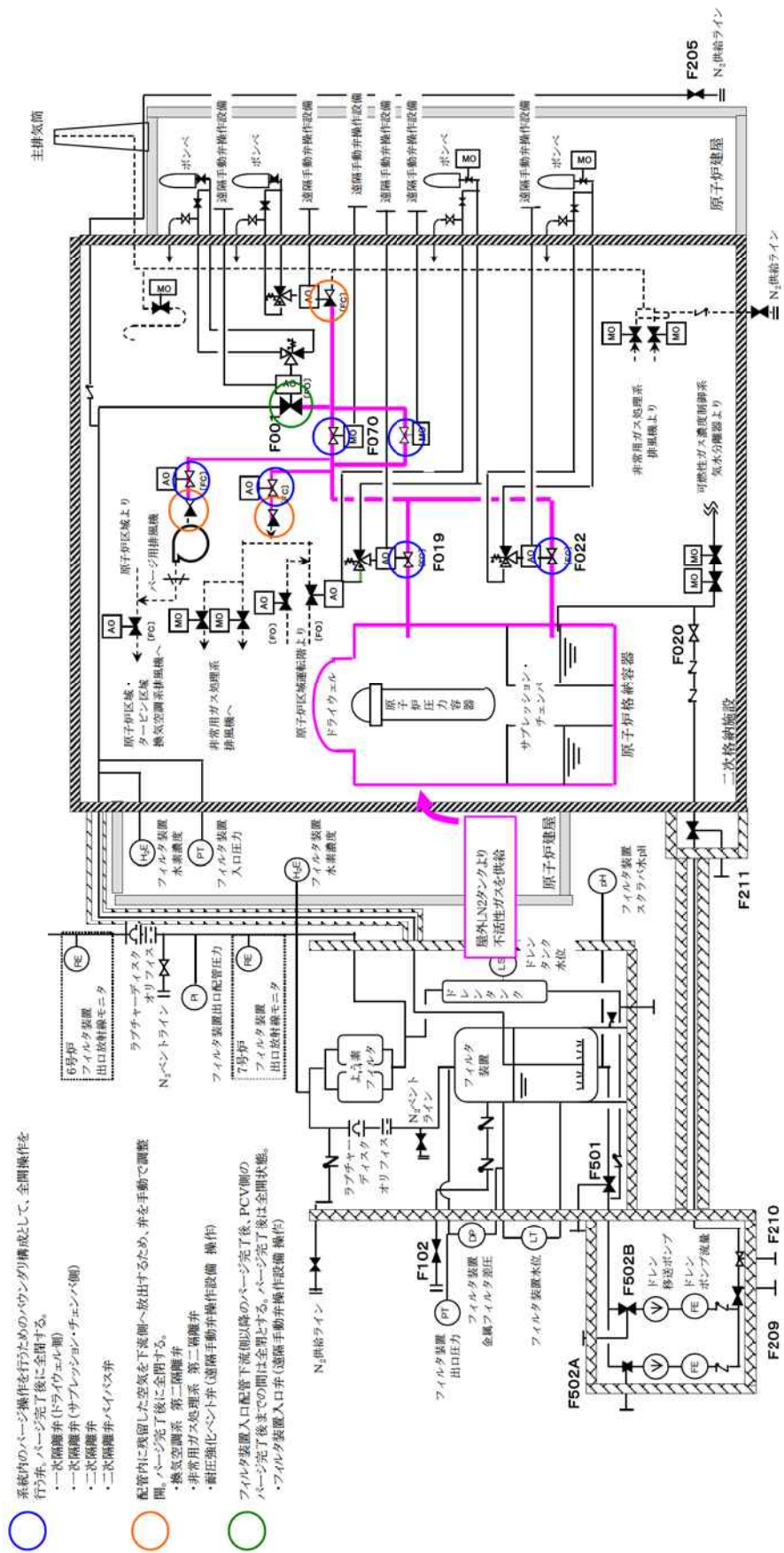
(※1 窒素置換完了判断値は可燃限界濃度以下の値とする)

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 (ドライウエル側) {T31-F019} <sup>※2</sup>、一次隔離弁 (サブプレッション・チェンバ側) {T31-F022} <sup>※2</sup>、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} <sup>※2</sup>、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} <sup>※2</sup>、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)

- 系統内のパージ操作を行つたためのバウンダリ構成として、全開操作を行つた後、パージ完了後に全閉する。
  - ・一次隔離弁 (ドライウエル側)
  - ・二次隔離弁 (サブプレッジョン/チェンバ側)
  - ・二次隔離弁/バイパス弁
- 配管内に残留した空気を下流側へ放出するため、弁を手動で調整し、パージ完了後に全閉する。
  - ・換気空調系 第二隔離弁
  - ・非常用ガス処理系 第二隔離弁
  - ・軽圧強化バース弁 (遠隔手動弁操作設備 操作)
- フィルタ装置入口配管下流側以降のパージ完了後、PCV側のパージ完了後までの間は全閉とする。パージ完了後は全開状態。
  - ・フィルタ装置入口弁 (遠隔手動弁操作設備 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ガス、残留蒸気パージ)

格納容器ベント停止後は、配管内に残留する水素ガスによる燃焼防止と、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に、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<sup>3</sup>/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ガス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「可燃限界濃度以下\*」まで低下したことを確認後、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。

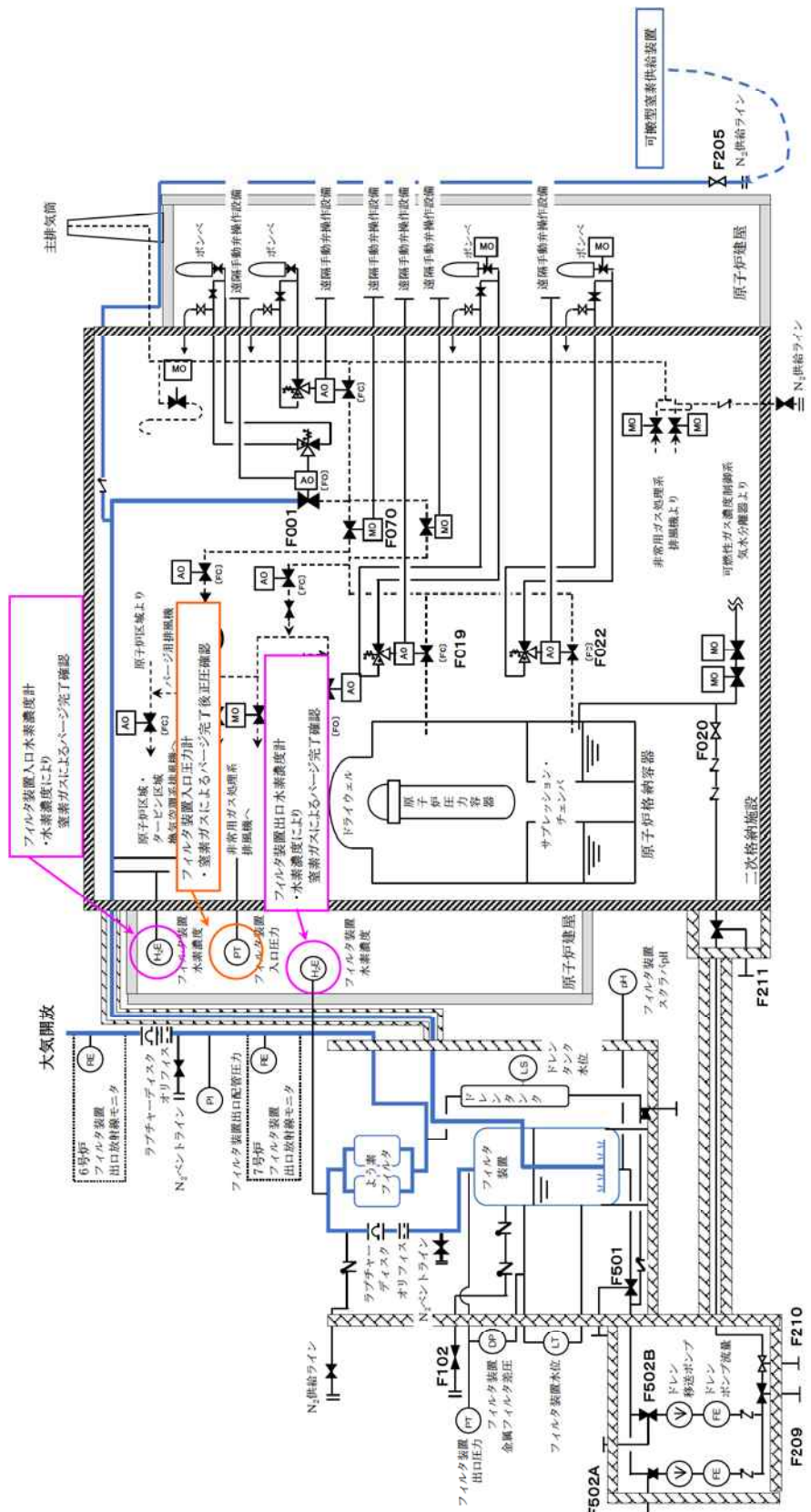
第 4.3-1 表 窒素ガスパージ再実施時期

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 5 日後	フィルタ装置出口側配管の水素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 5 日後に水素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

## 5. 設備の維持管理

### 5.1 点検方法

#### (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	—
スクラバ水	1	-	1. 機能確認	a. pH 値の確認	—
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 <sup>※1</sup>	—
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 <sup>※1</sup>
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 <sup>※1</sup>	a. 窒素封入圧力確認 <sup>※1</sup>
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 <sup>※1</sup> b. 弁開閉試験時漏えい確認 <sup>※2</sup>

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 <sup>※1</sup> b. 弁開閉試験時漏えい確認 <sup>※2</sup> 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
静止型無停電電源装置 (可変電圧可変周波数電源装置含む)	—	2	1. 盤	—	a. 外観点検 b. 整定値確認 c. 取付器具点検 d. 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、復電試験 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
電動弁	6	—	1. 電動機	a. 外観点検 b. 電磁ブレーキ点検	—
			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	—
			6. 試験・測定	a. 絶縁抵抗測定 b. 開閉試験 c. 巻線抵抗測定 d. ディクラッチレバー替試験	—

※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 <sup>※1</sup>		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	1. 特性試験	a. 校正	(ループ校正)
電気式記録計	1	—	1. 特性試験	a. 校正	—
電磁流量計	1	—	1. 分解点検	a. 分解点検手入	—
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。

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。

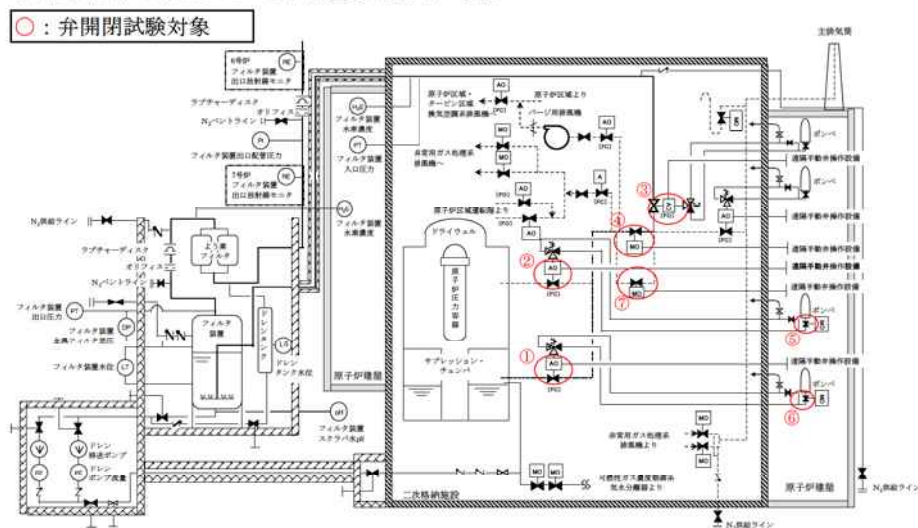
#### a. 空気駆動弁（弁番号：①，②，③）

- ・中央制御室の操作スイッチによる弁開閉試験：①<sup>\*</sup>，②<sup>\*</sup>，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<sup>\*</sup>，⑤，⑥，⑦<sup>\*</sup>
- ・弁駆動部の遠隔手動弁操作設備による人力での弁開閉試験：④，⑦

※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。

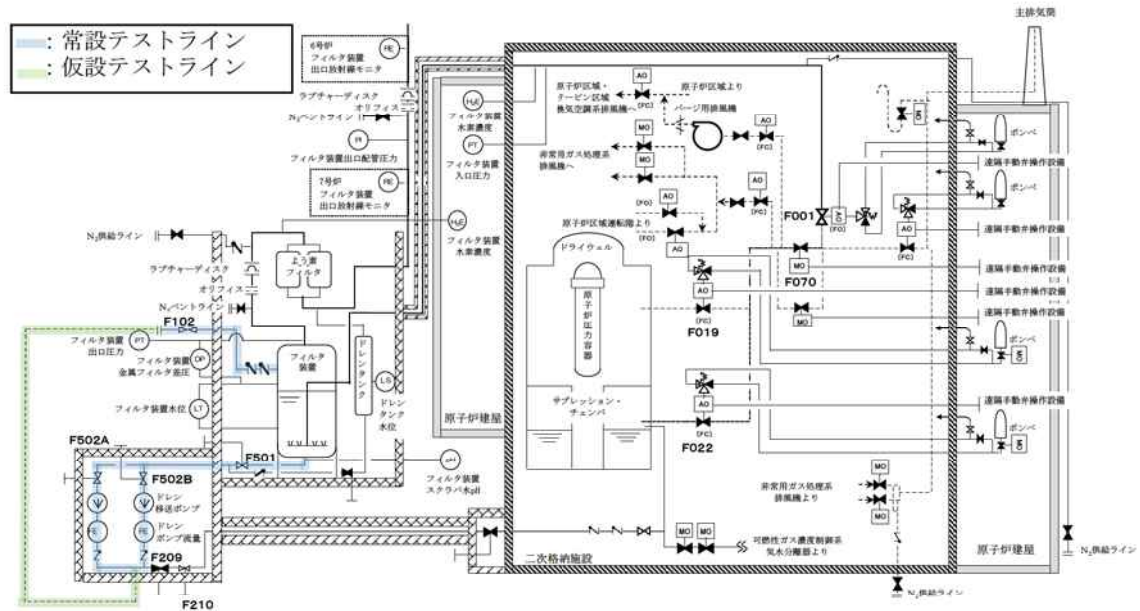


第 5.2-1 図 弁開閉試験概要図

(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。

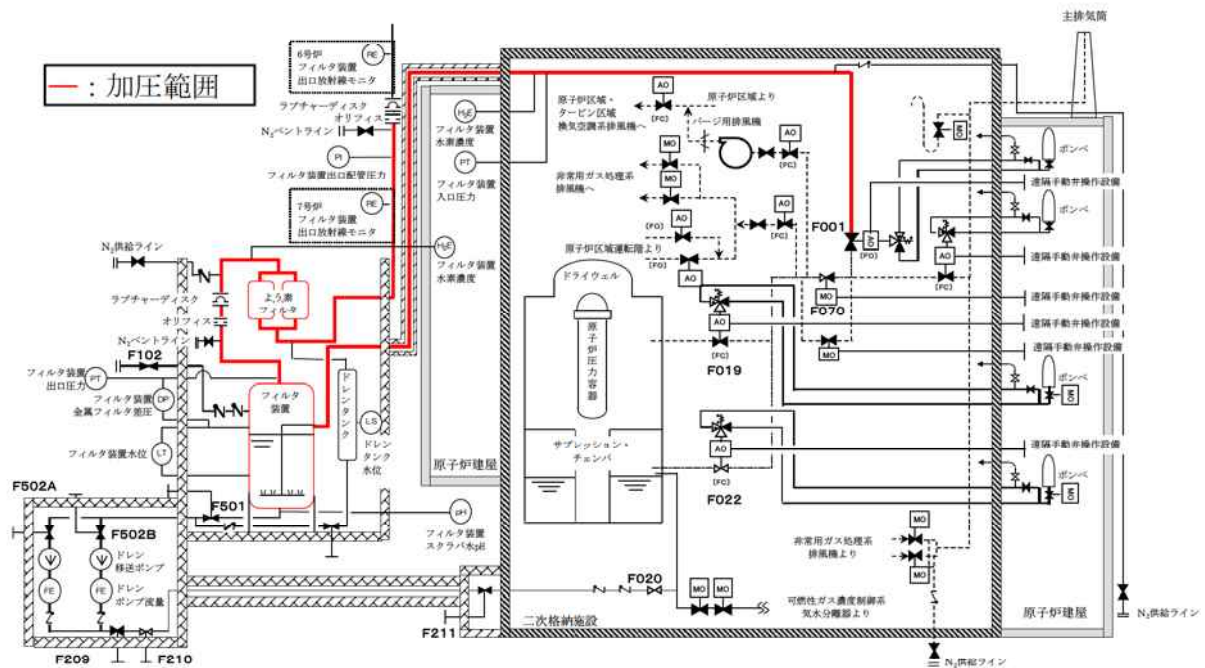


c. 試験温度

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ブ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ブチャーディスクからよう素フィルタ下流側ラブ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 (ポンペ、配管、フランジ、弁) の各部より、駆動空気の漏えいのないことを確認する。

(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。

## 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)

##### (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）

### (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  $S_s$  により健全性を評価した。

基準地震動  $S_s$  による地震力に対して、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）

### (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。

#### 6.1.4 第 41 条（火災による損傷の防止）

##### (1) 規制基準要求事項

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

##### (2) 規制基準適合性

###### 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、「6.1.2 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、計器ラック、電動駆動弁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）

##### (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		設備 種別	設備分類	
		設計基準対象施設			分類	機器 クラス
		設備	耐震重要度分類	常設		
格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	フィルタ装置	-	-	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
				常設重大事故緩和設備		
	よう素フィルタ			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
				常設重大事故緩和設備		
	ラプチャーディスク			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		
	ドレン移送ポンプ			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
				常設重大事故緩和設備		
	ドレントank			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
				常設重大事故緩和設備		
	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		
	遠隔空気駆動弁操作作用ポンベ			可搬	可搬型重大事故防止設備	SA-3
				可搬型重大事故緩和設備		
	可搬型窒素供給装置			可搬	可搬型重大事故緩和設備	-
	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
	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 <sup>※1</sup>		
	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 <sup>※1</sup>		
不活性ガス系配管・弁 [流路]	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2			
	常設重大事故緩和設備					
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	SA-2			
	常設重大事故緩和設備					
格納容器圧力逃がし装置 配管・弁 [流路]	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2			
	常設重大事故緩和設備					
遠隔空気駆動弁操作設備 配管・弁 [流路]	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2			
	常設重大事故緩和設備					
ホース・接続口 [流路]	可搬	可搬型重大事故緩和設備	SA-3			
原子炉格納容器 (サブ レクション・チェンバ、 真空破壊弁を含む) [排 出元]	(原子炉格納容器)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2	
				常設重大事故緩和設備		

※1 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。

(2) 規制基準適合性

a. 環境条件

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

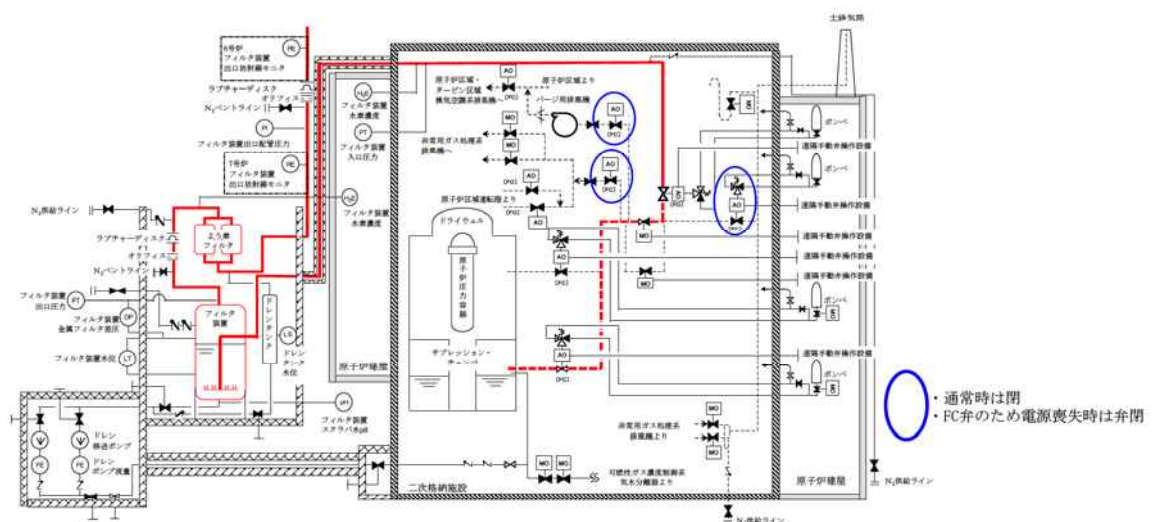
電動駆動弁、空気駆動弁及び手動駆動弁について、事故時においても、遠隔手動弁操作設備での操作、動作気体のバックアップ供給による操作等により、確実に操作できる設計とする。また、本システムを使用する場合に、通常状態で使用する系統との切り替え操作は、系統内の取り合い箇所が通常時閉、電源喪失時にはFCにより閉となる弁で仕切られているため、特段の操作は不要となる設計とする。

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质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、本システムを使用する場合に、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）

(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）

##### (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。

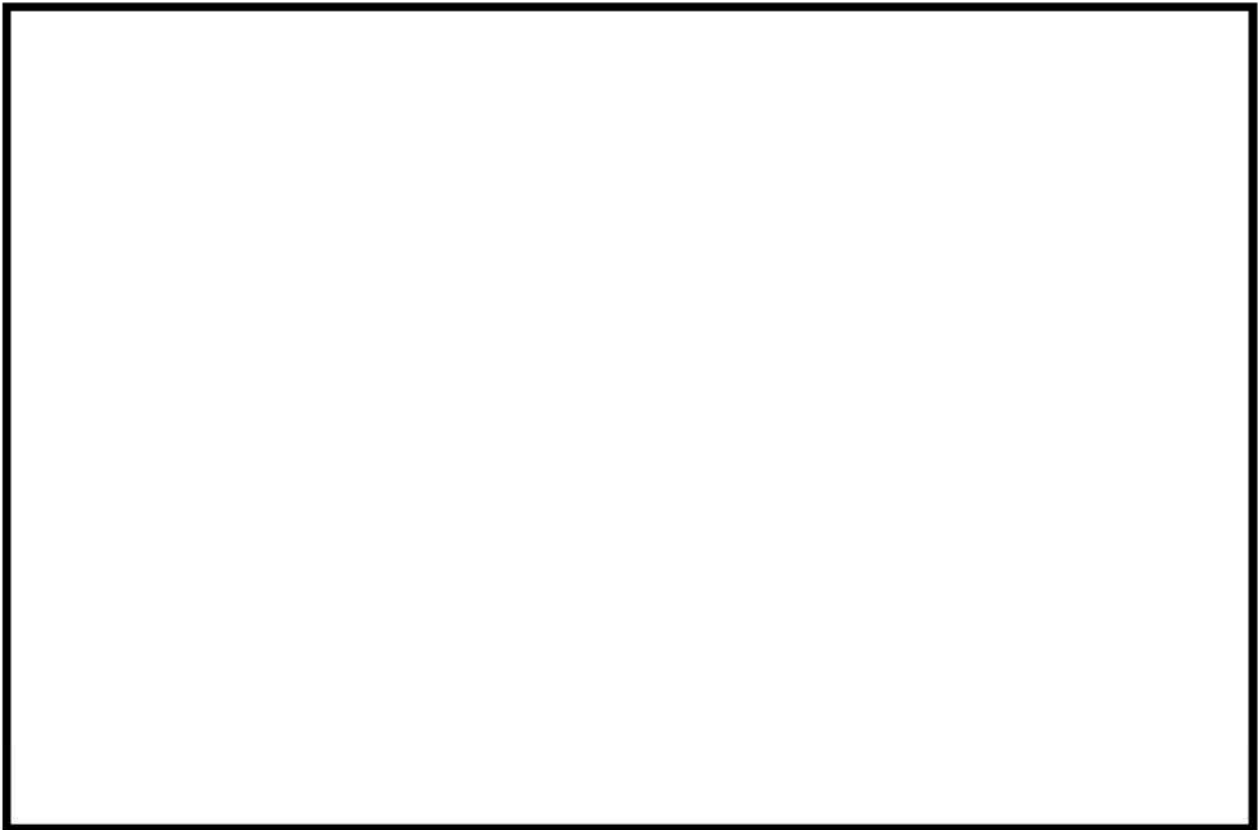
f. 隔離弁

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ポ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ポ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。

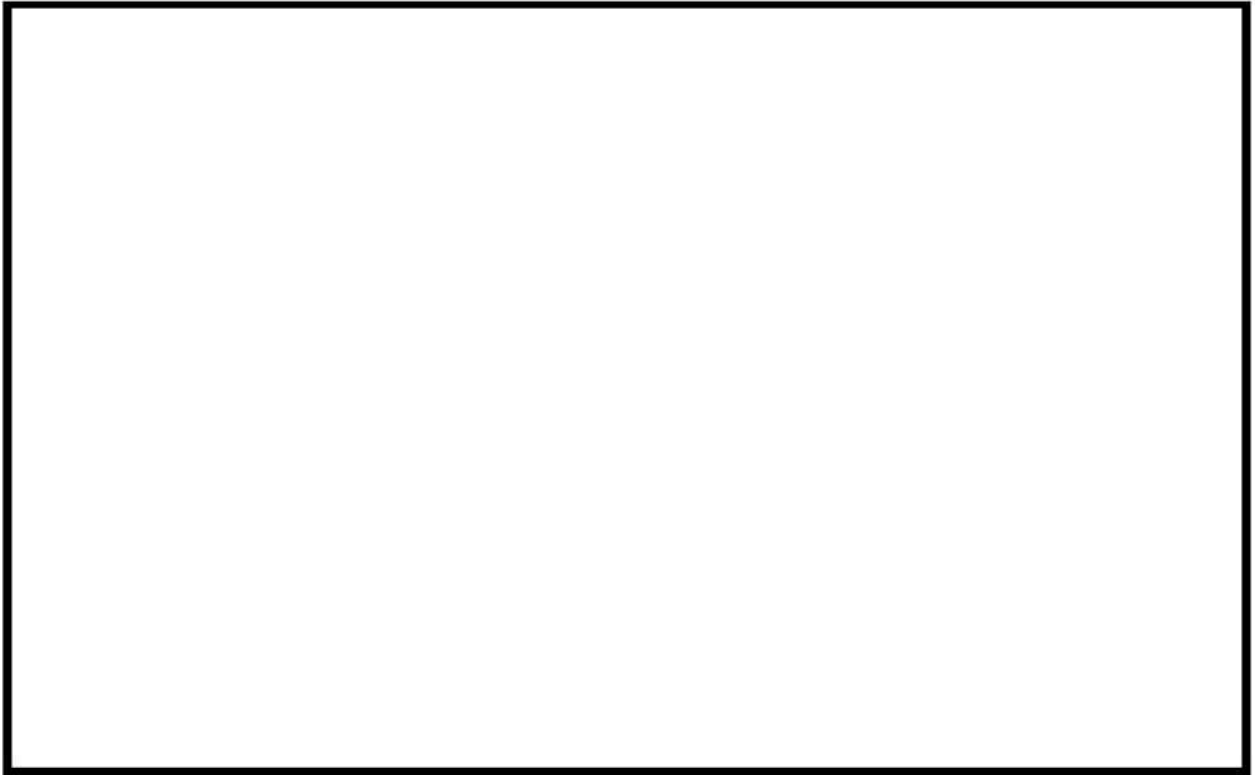


第 6.1.7-1 図 機器配置図 (6 号炉原子炉建屋中 4 階及び 3 階)



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。

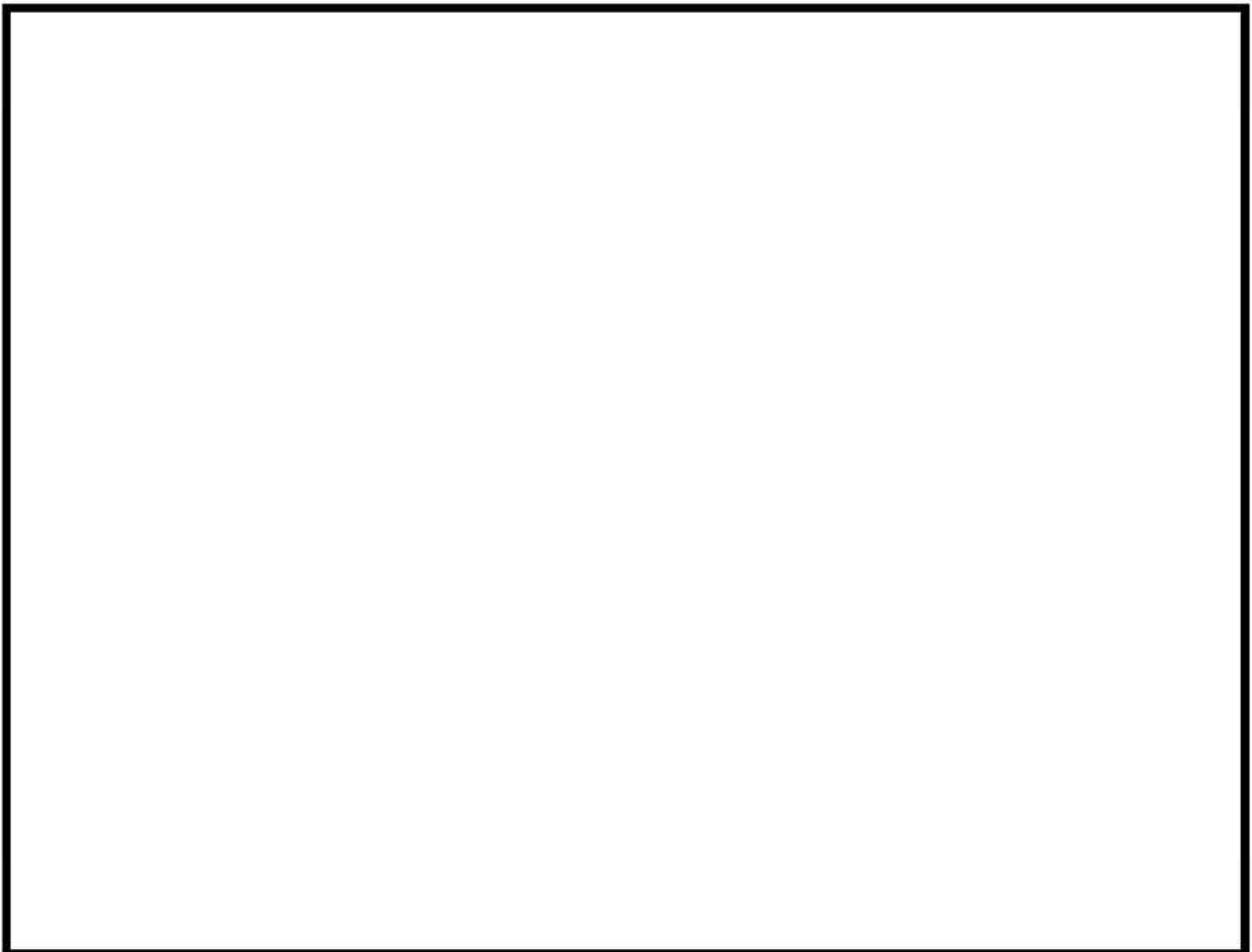


第 6.1.7-3 図 機器配置図 (6 号炉原子炉建屋地下中 1 階及び地下 1 階)

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)



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エルに設ける。これにより、いずれからも格納容器圧力逃がし装置を用いた排気操作を実施することができ、長期的にも熔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）

### (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は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は、第52条の要求事項に適合している。