

## 別添資料－ 1

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

## <目次>

1. 概要	1
1.1 設置目的	1
1.2 設備構成の概略	2
1.2.1 機器配置	2
1.2.2 系統概要図	6
1.3 設備性能の概略	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

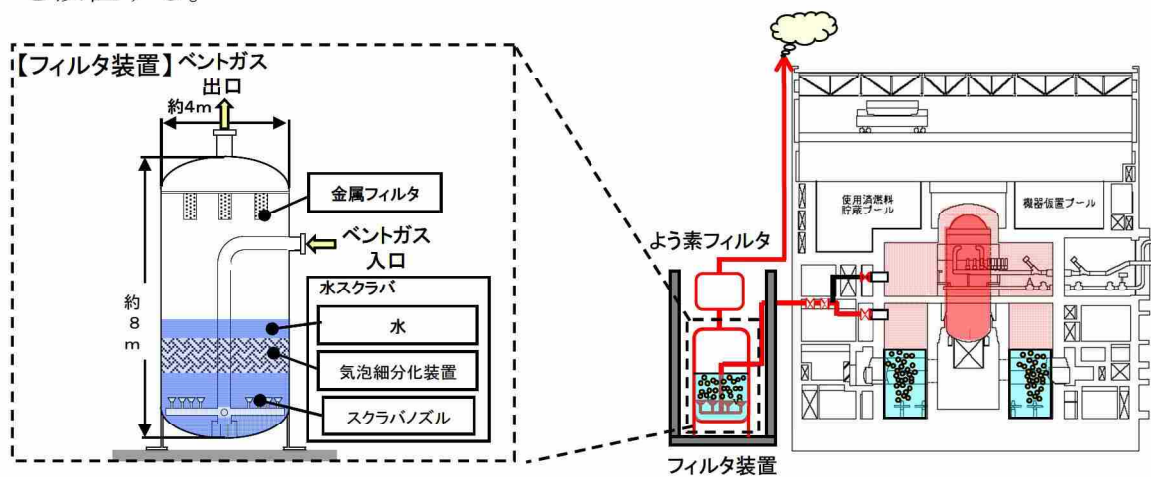
### 1.1 設置目的

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、サブプレッション・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ろ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ろ素フィルタ入口の間、ならびによろ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。

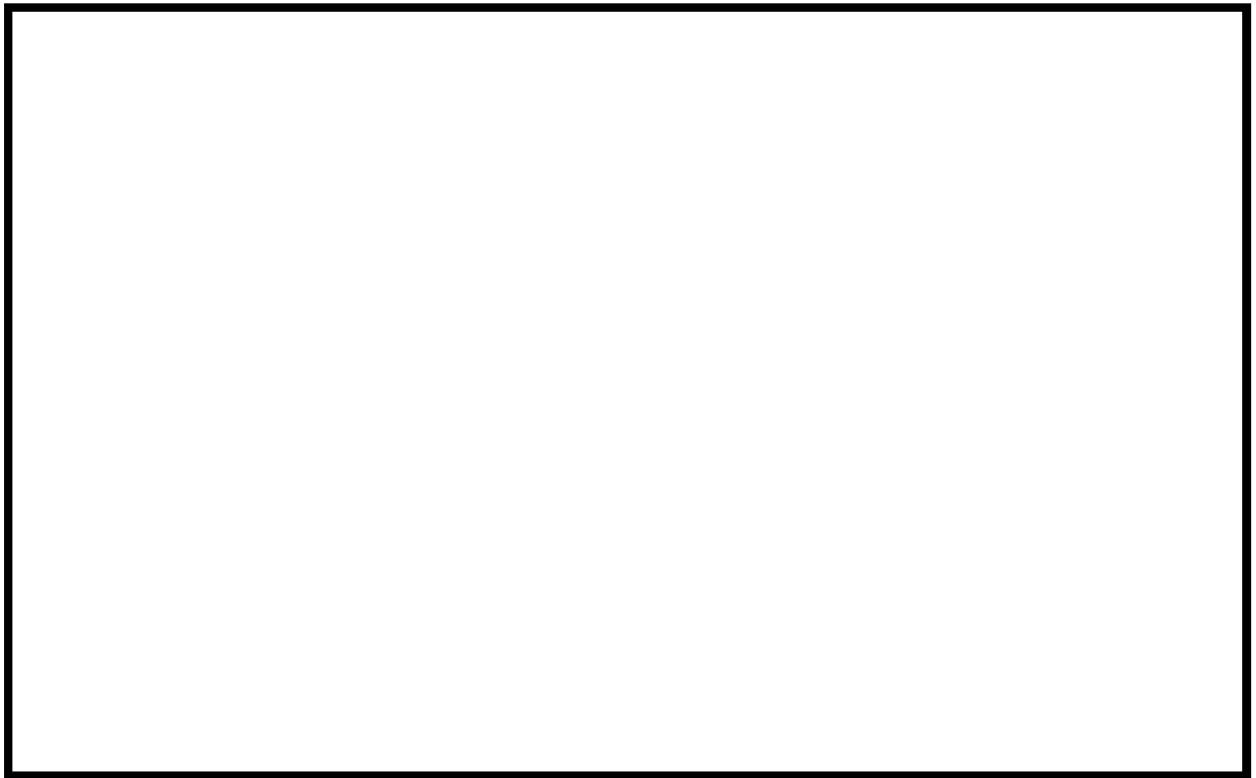
また、7号炉について、原子炉格納容器に接続する配管及び隔離弁は、サブプレッション・チェンバ側を原子炉建屋地下1階、ドライウエル側を原子炉建屋2階に設置しており、原子炉建屋3階に設置されている二次隔離弁、二次隔離弁バイパス弁及びフィルタ装置入口弁を経由して、フィルタ装置ならびによろ素フィルタが設置されている7号炉原子炉建屋南東側地上部まで配管を設置している。フィルタ装置の出口とよろ素フィルタ入口の間、ならびによろ素フィルタ出口にはラブチャーディスクを設け、その下流側配管を7号炉原子炉建屋の屋上部まで導き、大気に開放する。



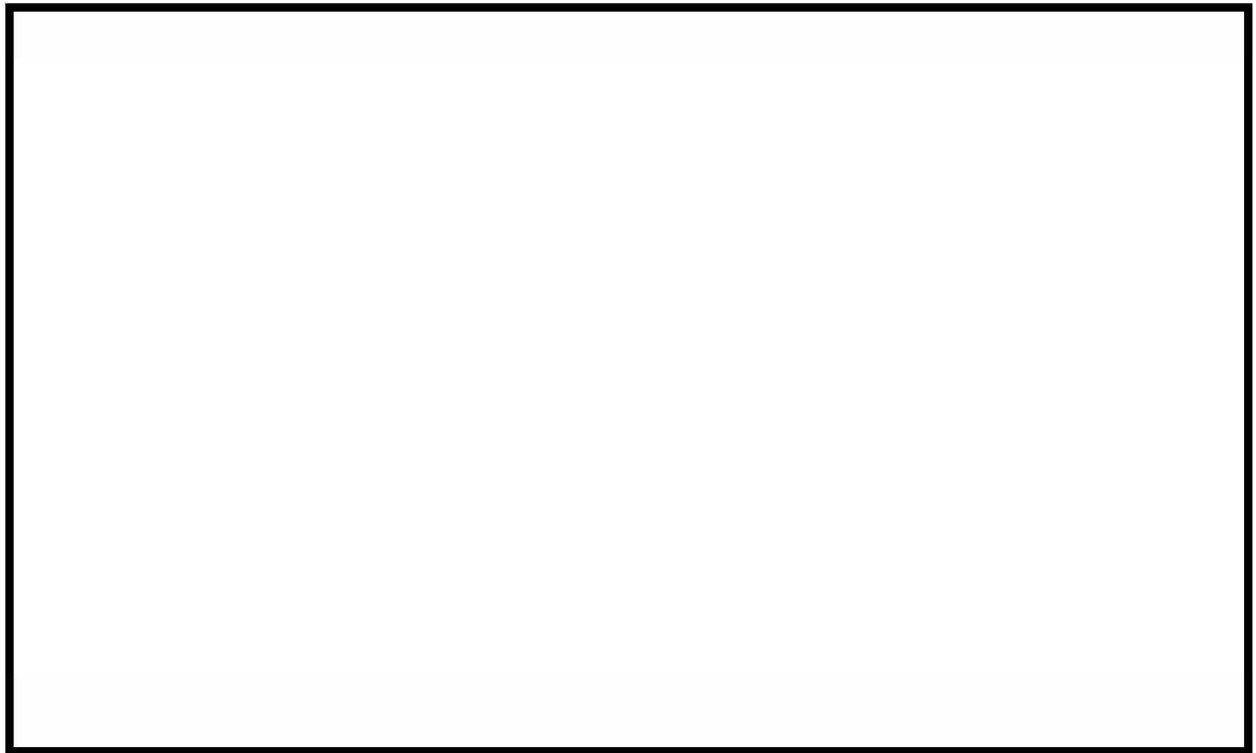
第1.2.1-1図 機器配置図（平面図）



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)

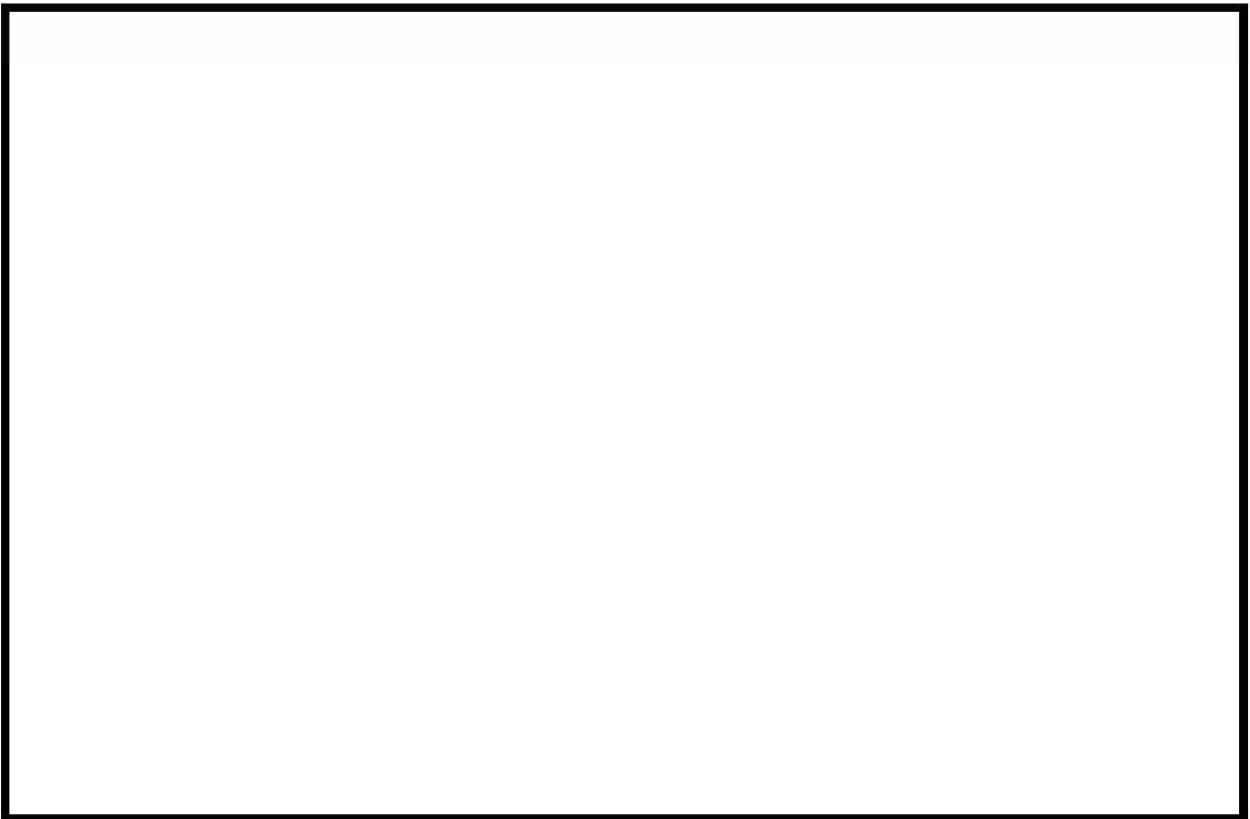


第 1.2.1-3 図 機器配置図 (6号炉原子炉建屋2階及び3階)

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。

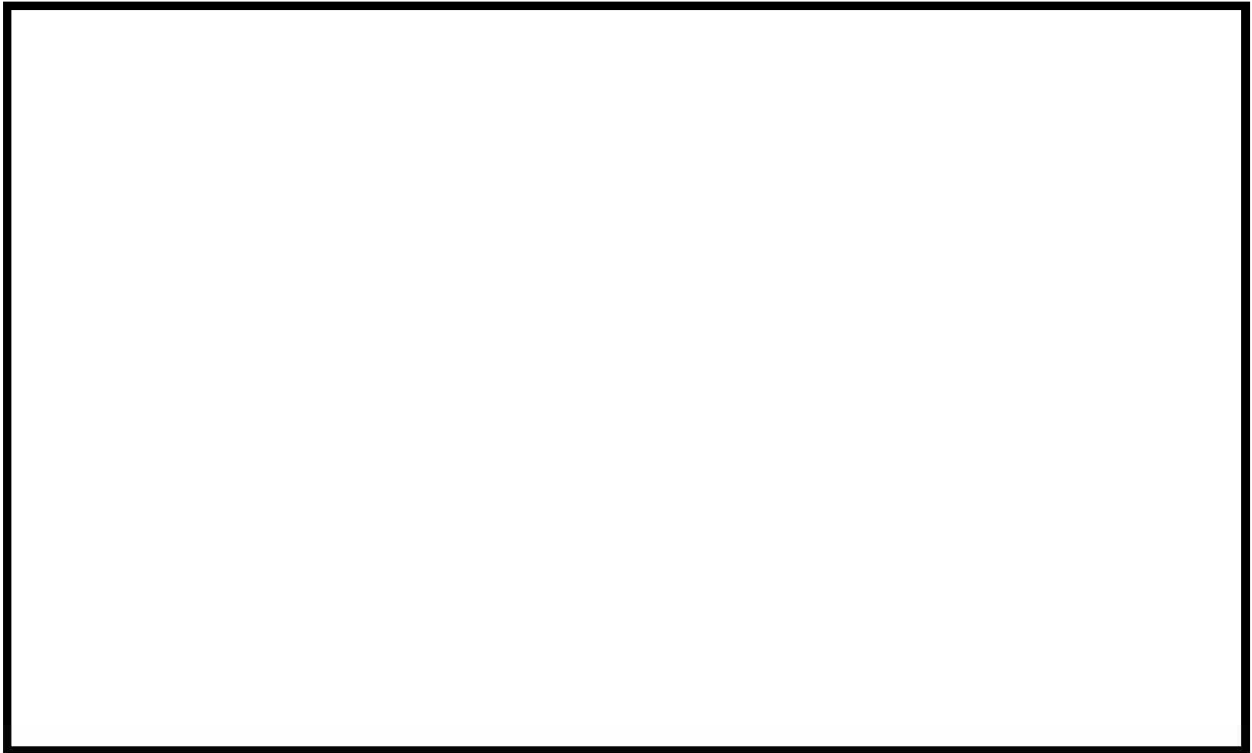


第 1.2.1-4 図 機器配置図 (7号炉原子炉建屋地下中1階及び地下1階)



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

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

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

- ① これらの系統はもとより原子炉格納容器から原子炉格納容器雰囲気ガスを抜くために設計されていることから、配管口径や原子炉格納容器からの取り出し口の設置高さが格納容器ベントに適している。
- ② 格納容器圧力逃がし装置を使用する場合に、これらの系統を同時に使用することはない。
- ③ 共用する配管は静的機器であり損傷リスクは小さいこと、及び動的機器である弁については遠隔での人力操作を可能とするなど高い信頼性を確保していることから、独立して設置するメリットは小さい。
- ④ 格納容器圧力逃がし装置のために、新たに大口径のラインを敷設すると、格納容器のリークポテンシャルは高くなる（格納容器バウンダリ機能の低下）。

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

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

- ・一次隔離弁：空気駆動弁（A0 弁）
- ・二次隔離弁：電動駆動弁（M0 弁）
- ・二次隔離弁バイパス弁：電動駆動弁（M0 弁）
- ・フィルタ装置入口弁：空気駆動弁（A0 弁）

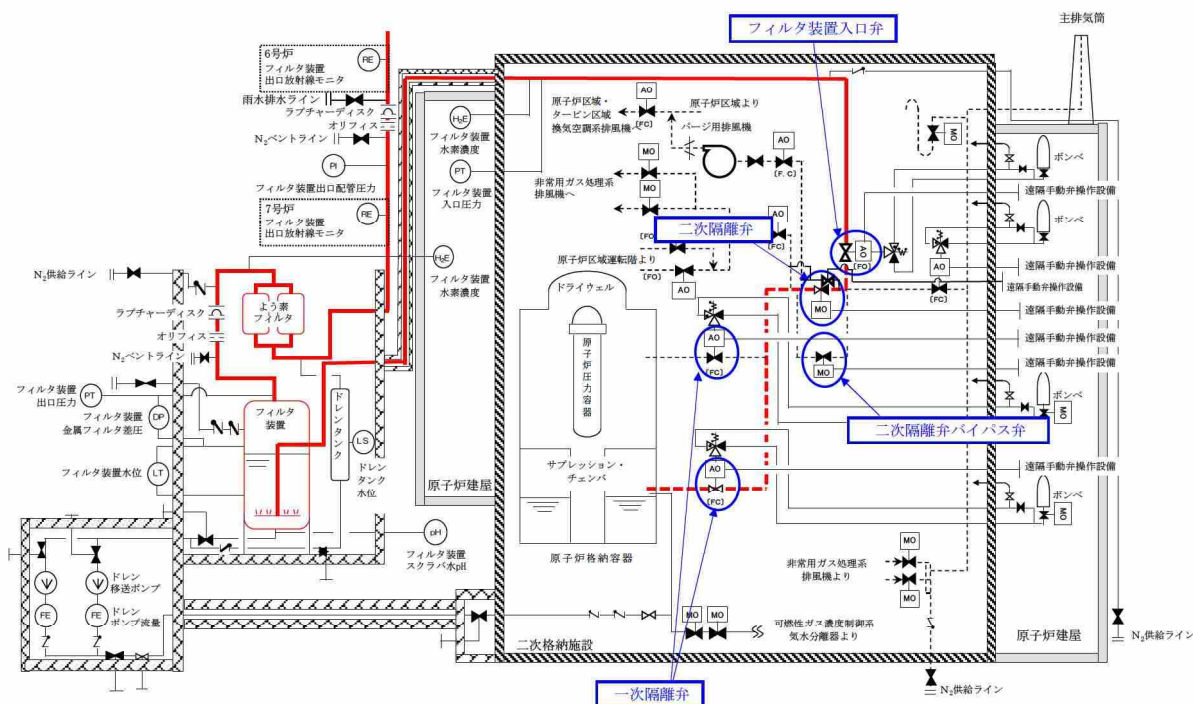
空気駆動弁は、駆動部に遠隔手動弁操作設備を設け、二次格納施設外に導くことで、全電源喪失時においても、放射線量率の低い二次格納施設の外から人力で操作が可能な設計とする。また、二次格納施設の外からポンペを用いて操

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としている。

なお、格納容器圧力逃がし装置は、他号炉と共用しない。



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

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



第2.1-2表 よう素フィルタ設計条件

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

## 2.2 格納容器圧力逃がし装置（原子炉格納容器フィルタベント系）

### 2.2.1 フィルタ装置，よう素フィルタ構造

#### 【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。

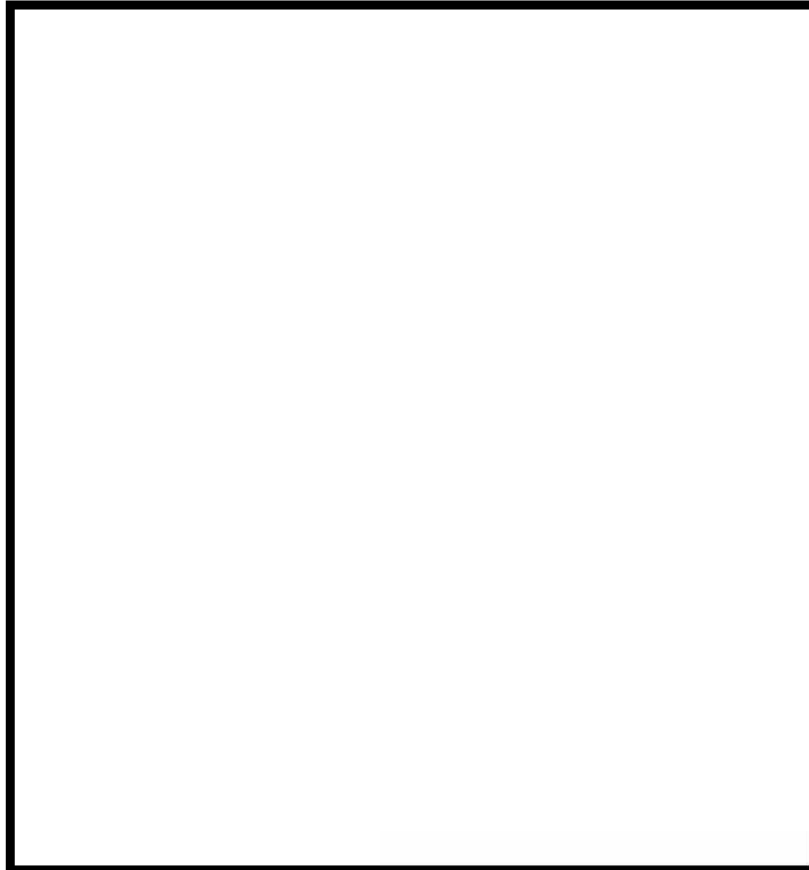
また、スクラバノズルで、ガスを勢いよく噴射し、後述する気泡細分化装置で気泡を細かくすることで、粒子状放射性物質ならびに無機よう素の捕捉効率を上げている。

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

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）



### 【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。

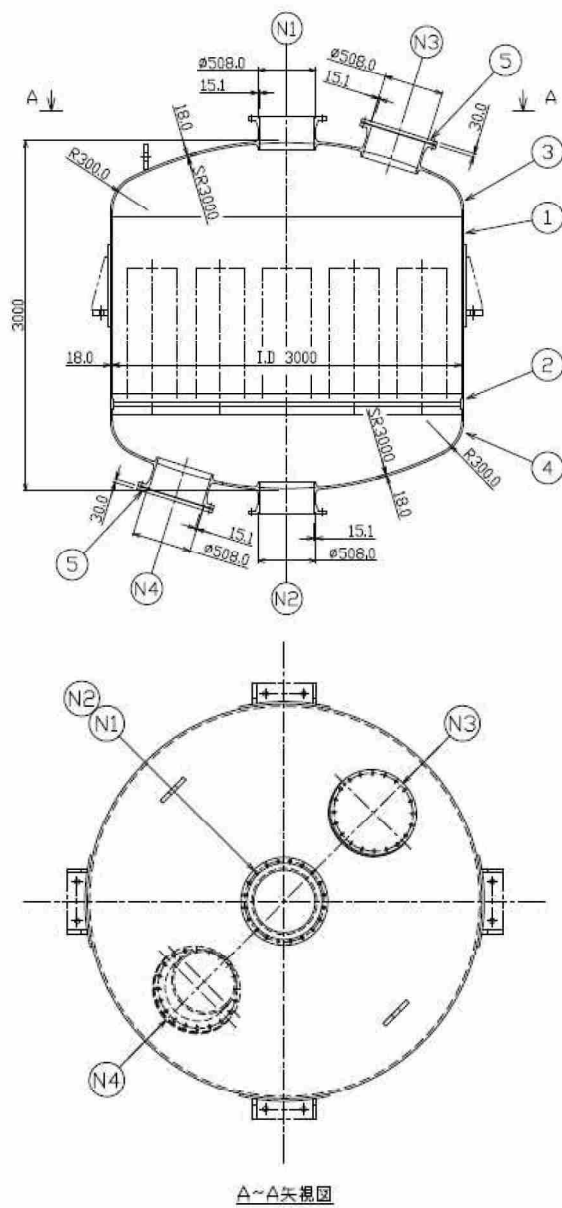
N1：ガス入口ノズル（500A）

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】

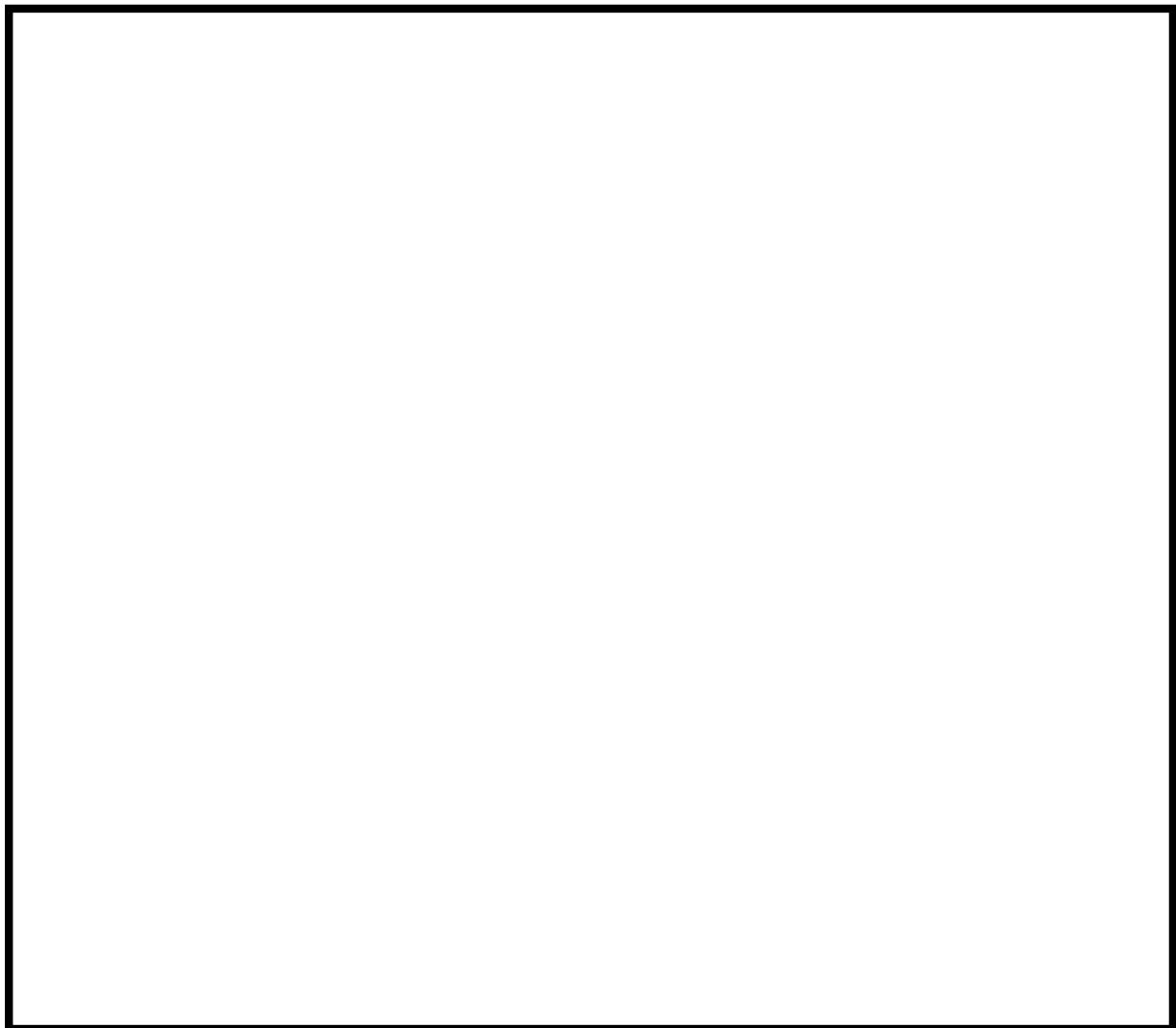
#### (1) スクラバノズル

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

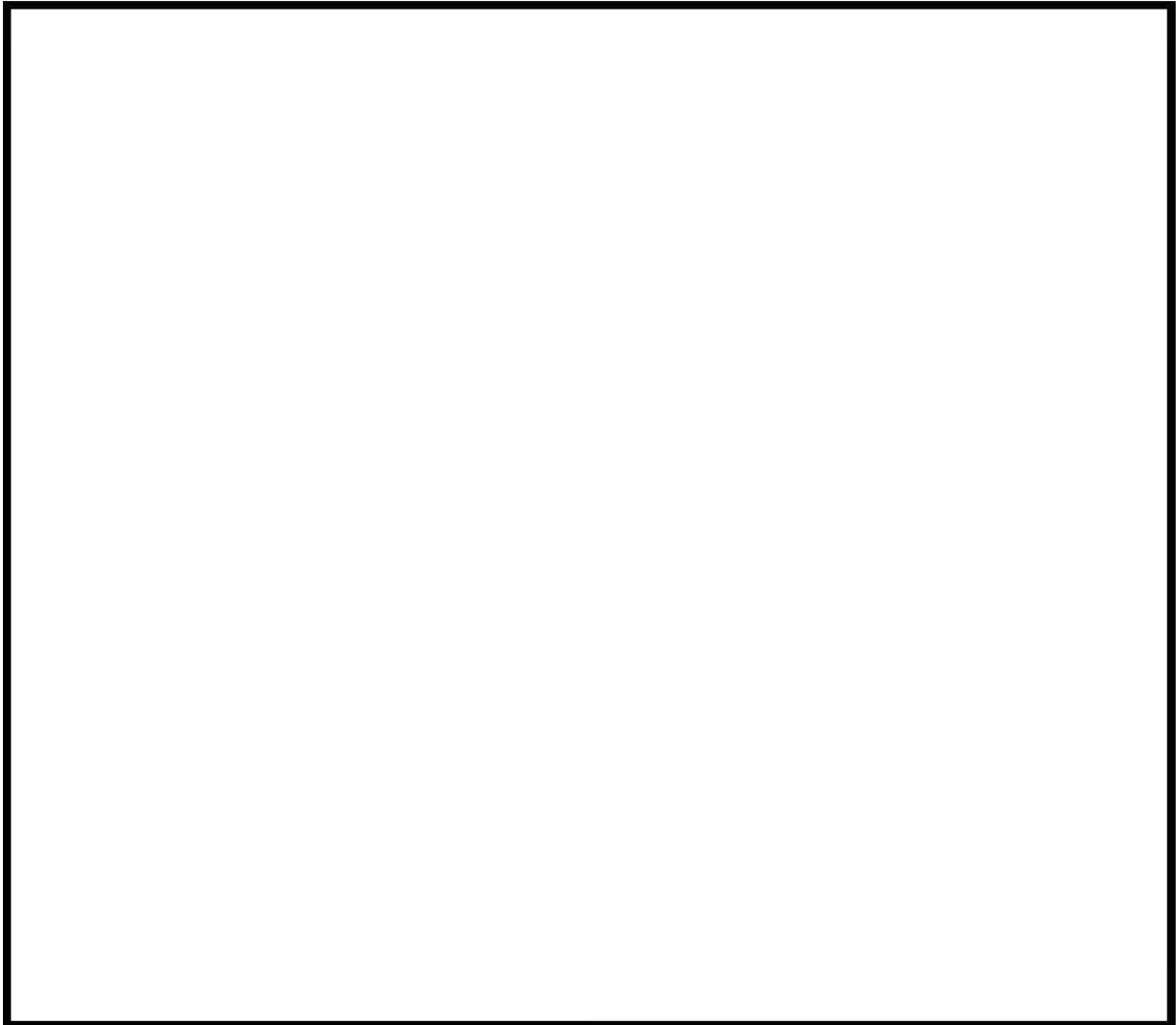
(2) 気泡細分化装置

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。



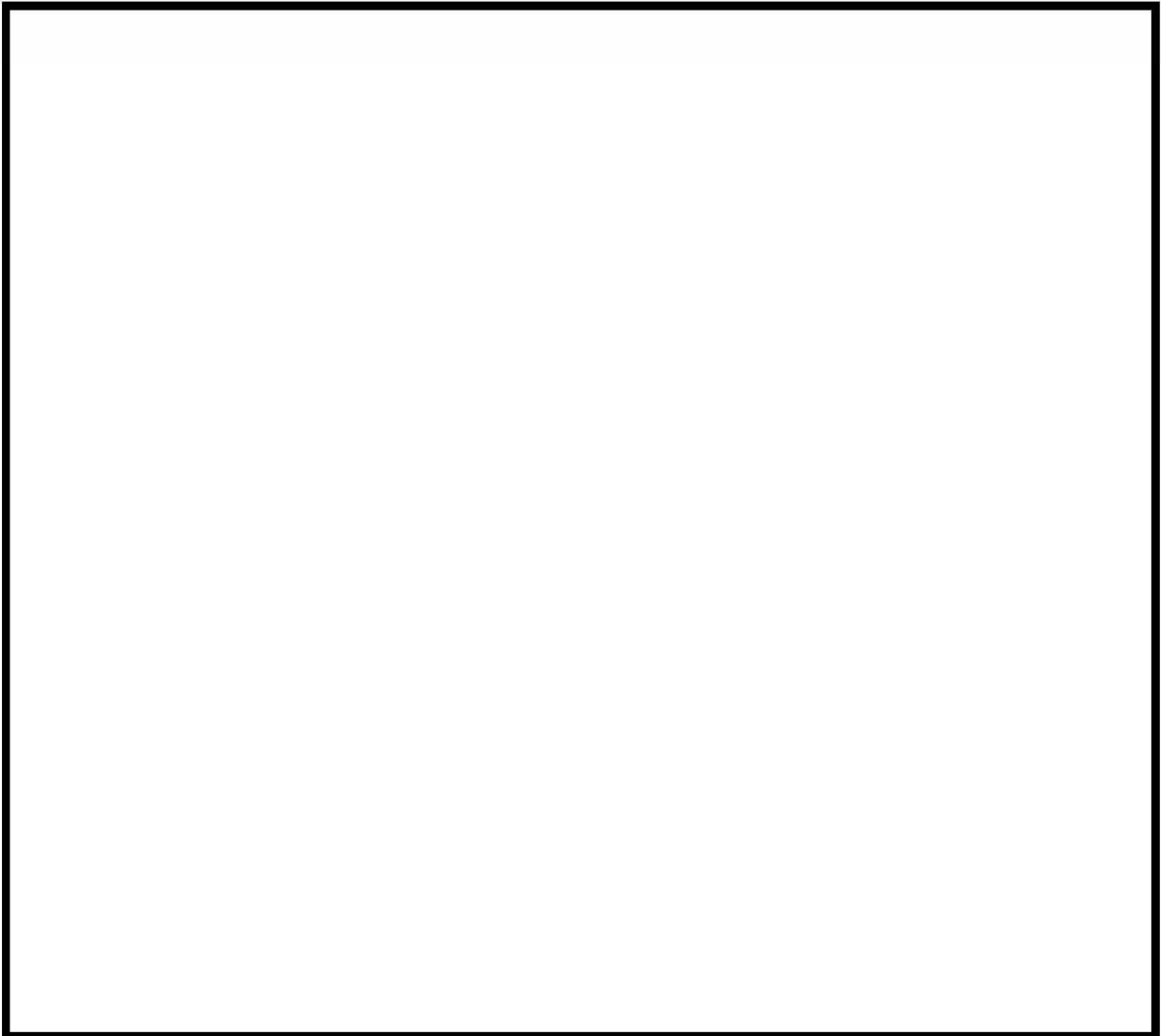
枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

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。

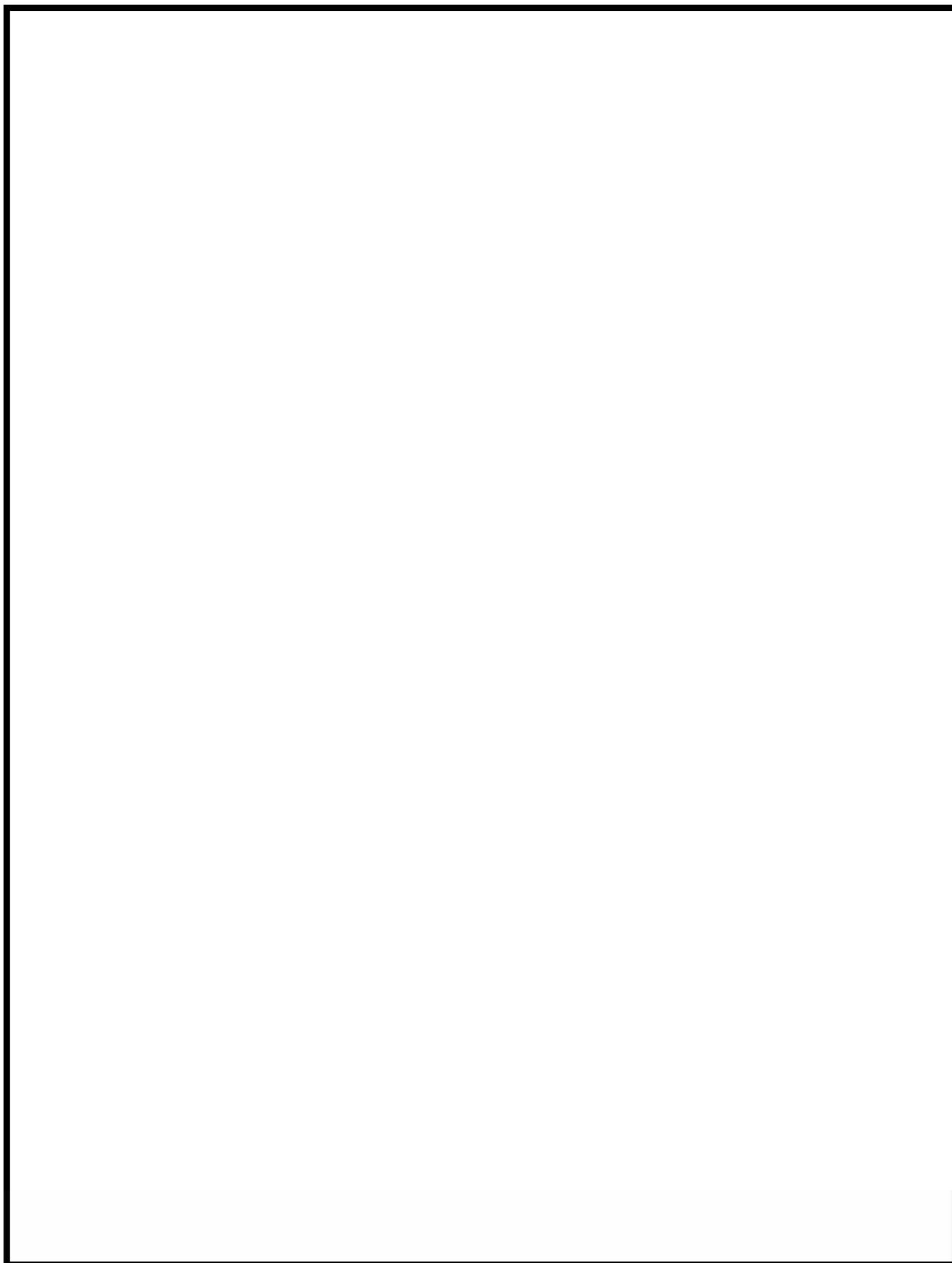
金属フィルタは、スクラバノズルから5038mm上方に設置し、第2.2.1-7図の金属フィルタレイアウトに示す位置に128本設置する。

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。



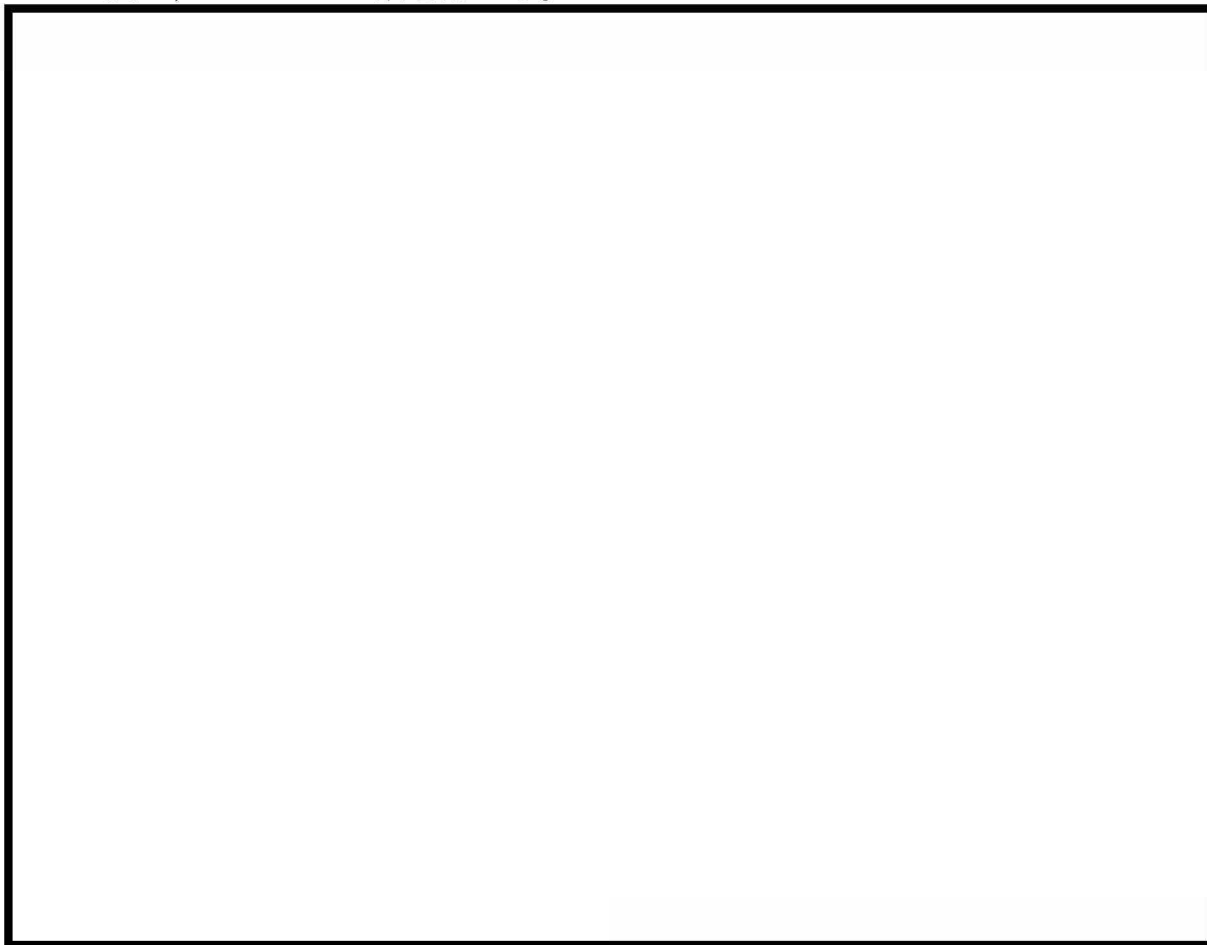
第 2.2.1-8 図 金属フィルタ (詳細)

(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、スクラバ水の波面が金属フィルタに到達することも防止する。

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



第 2.2.1-9 図 整流板

【よう素フィルタ】

(5) キャンドルユニット

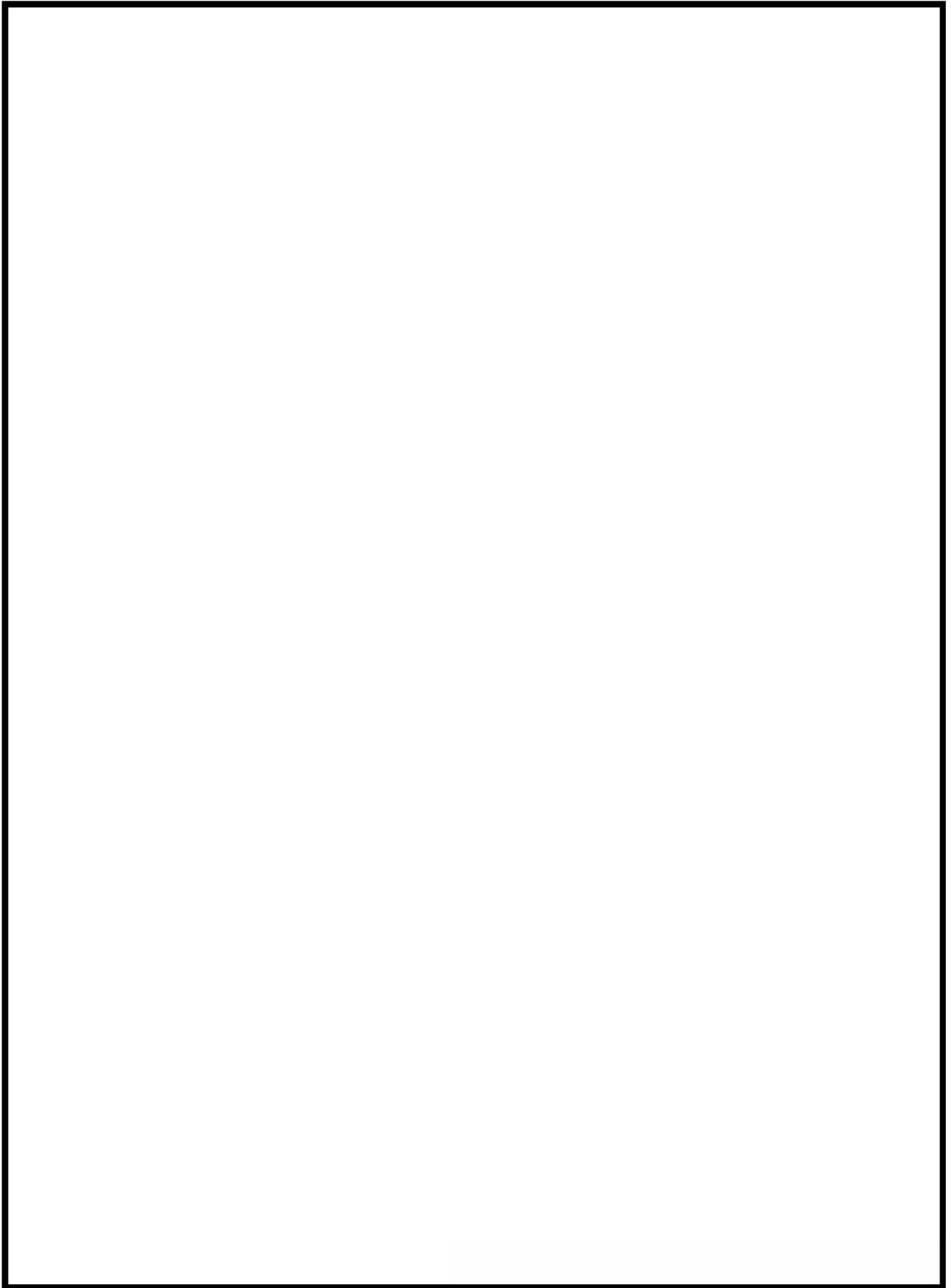
第 2.2.1-10 図にキャンドルユニットの配置図及び構造図を示す。

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

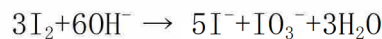
#### (1) 必要水量

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。

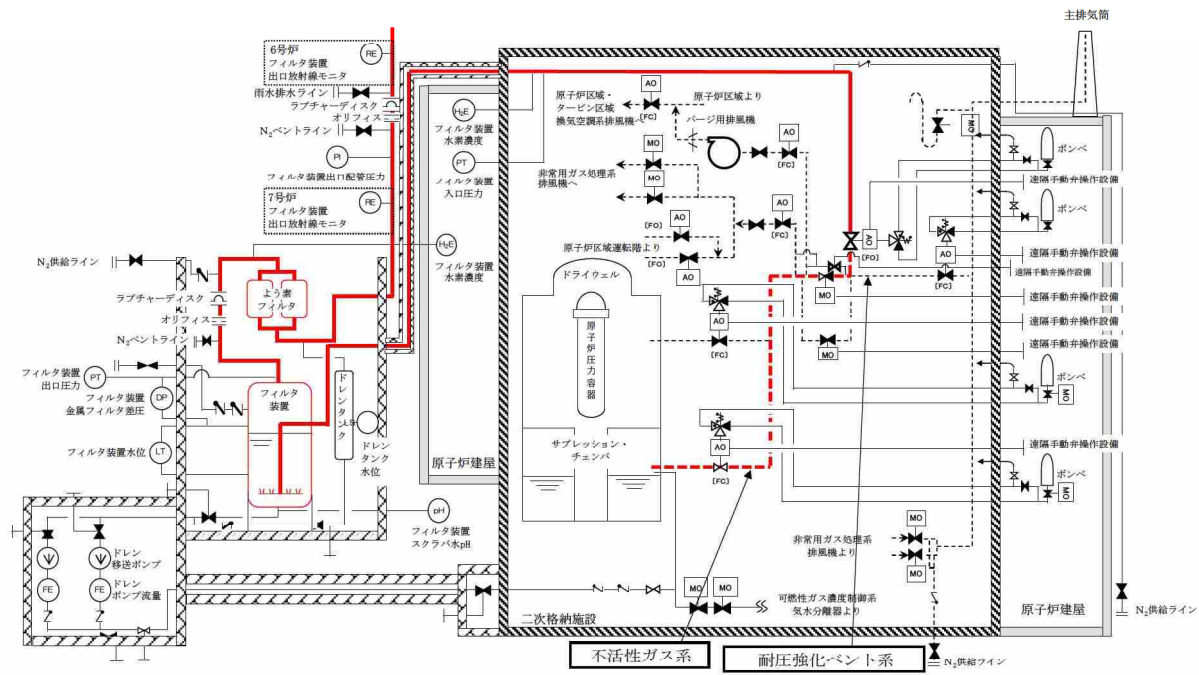
ガス状の無機よう素は、水酸化ナトリウムによる下記の化学反応により、よう素イオンとしてスクラバ水中で捕捉することにより、ベントガスより除去される。なお、下記の化学反応による捕捉を安定させるためには、スクラバ水の pH を  以上のアルカリ性に保つ必要がある。



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



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

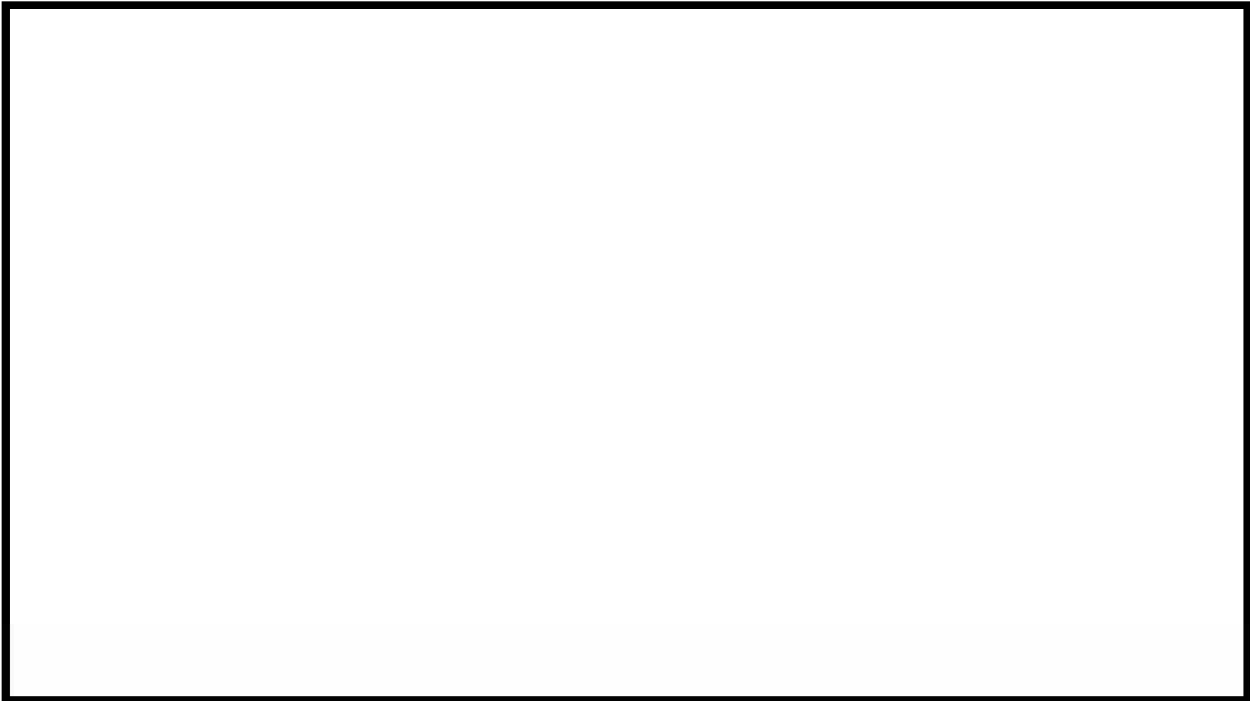
フィルタ装置入口側の配管のうち、フィルタ装置近傍部については、スクラバ水による腐食の発生を考慮し、ステンレス鋼を用いる。

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。



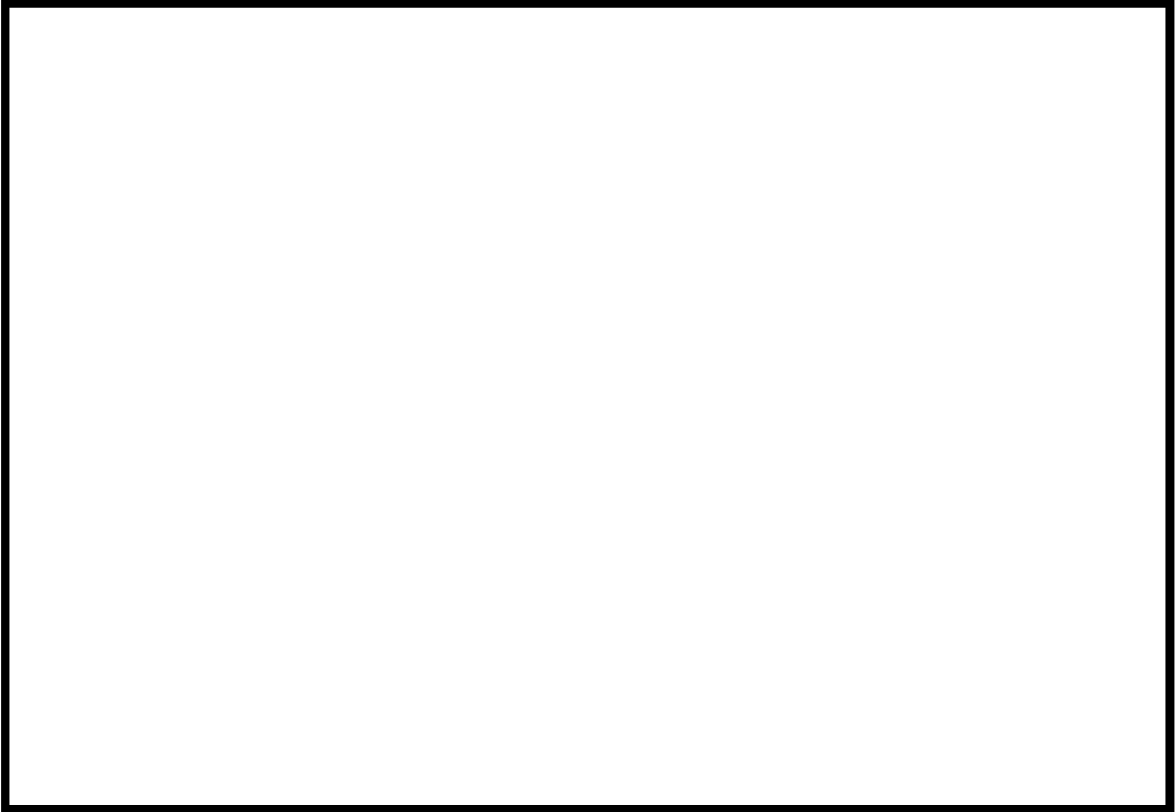
第 2.2.2.1-1 図 主配管ルート図 (6 号炉 原子炉建屋 3 階)



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。

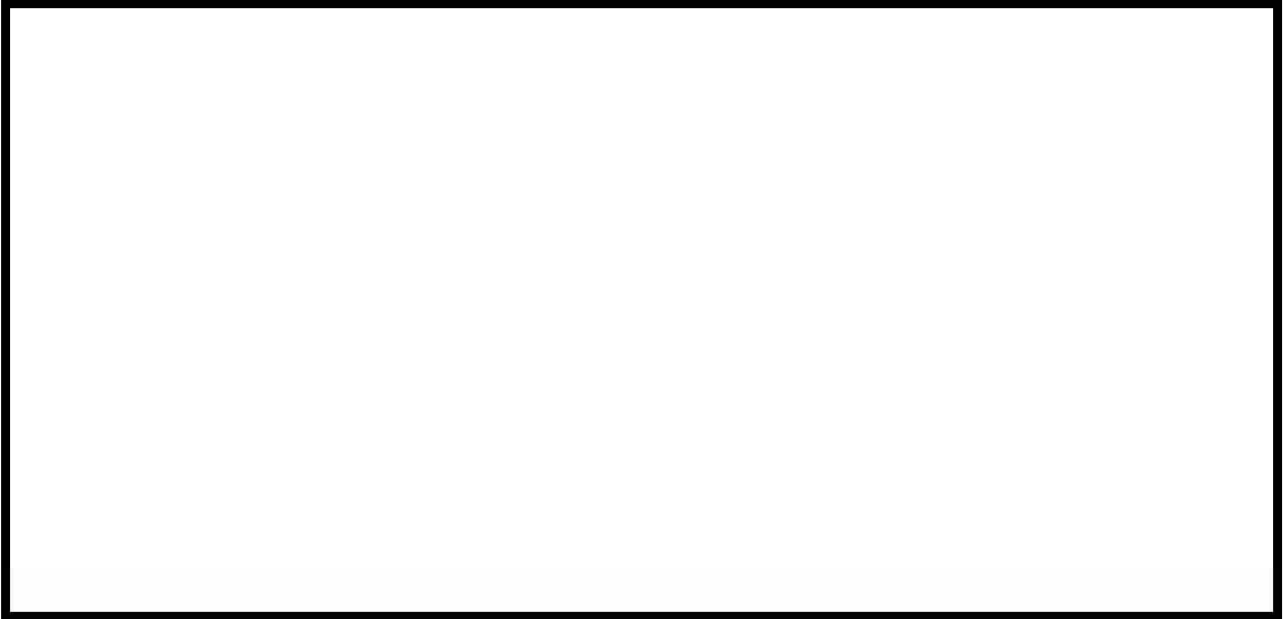


第 2.2.2.1-3 図 主配管ルート図 (6 号炉 屋外)

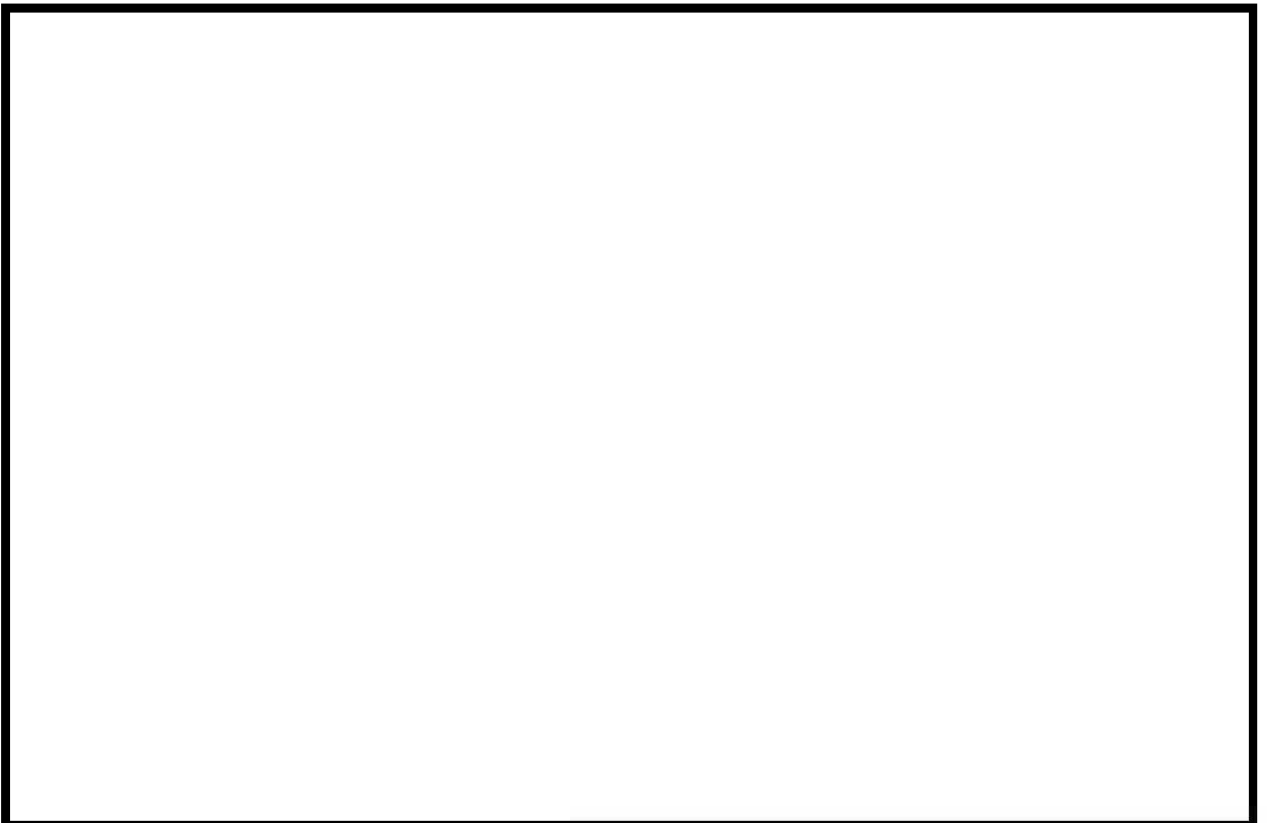


第 2.2.2.1-4 図 主配管ルート図 (7 号炉 原子炉建屋 3 階)

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。

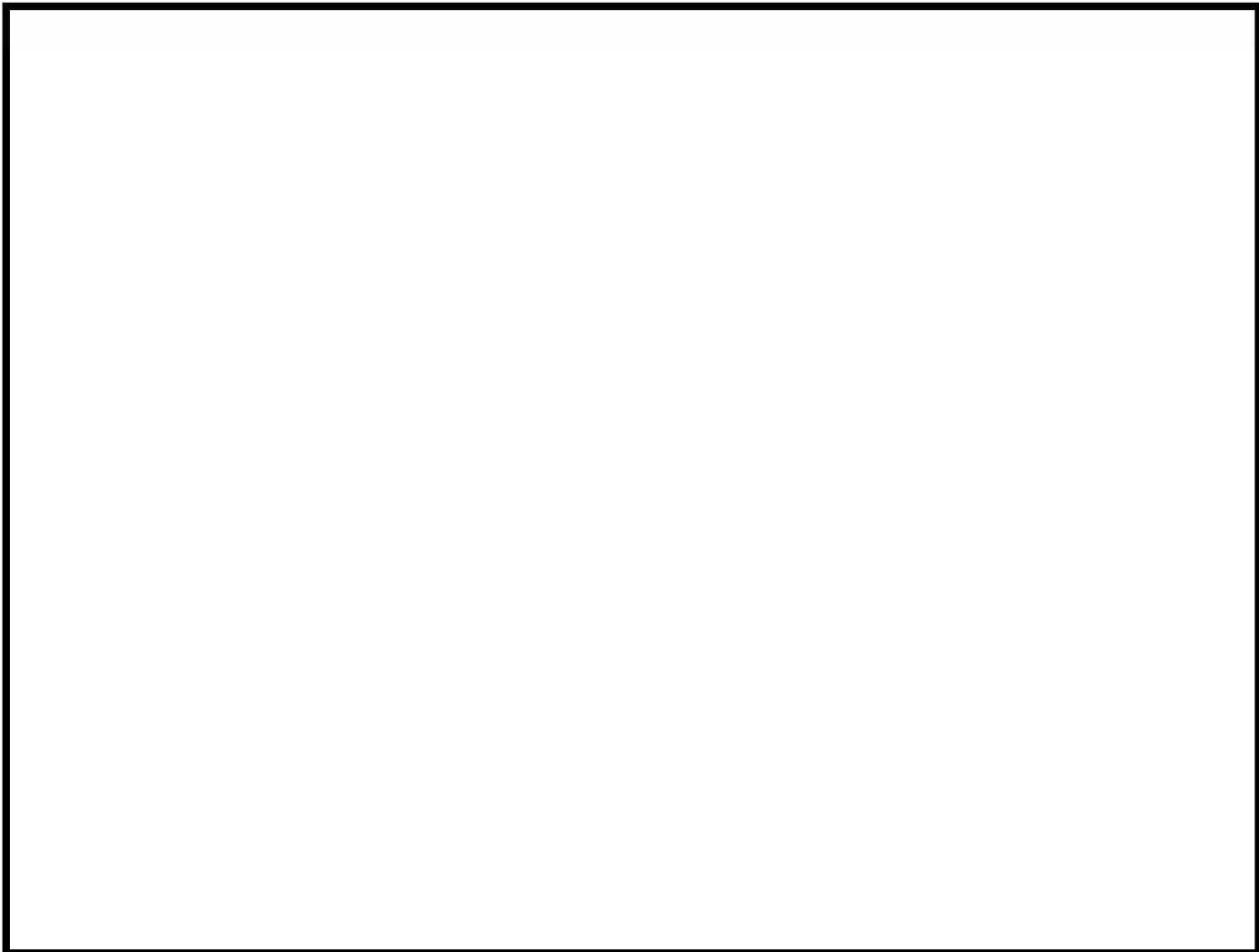


第 2.2.2.1-5 図 主配管ルート図 (7 号炉 原子炉建屋 4 階)



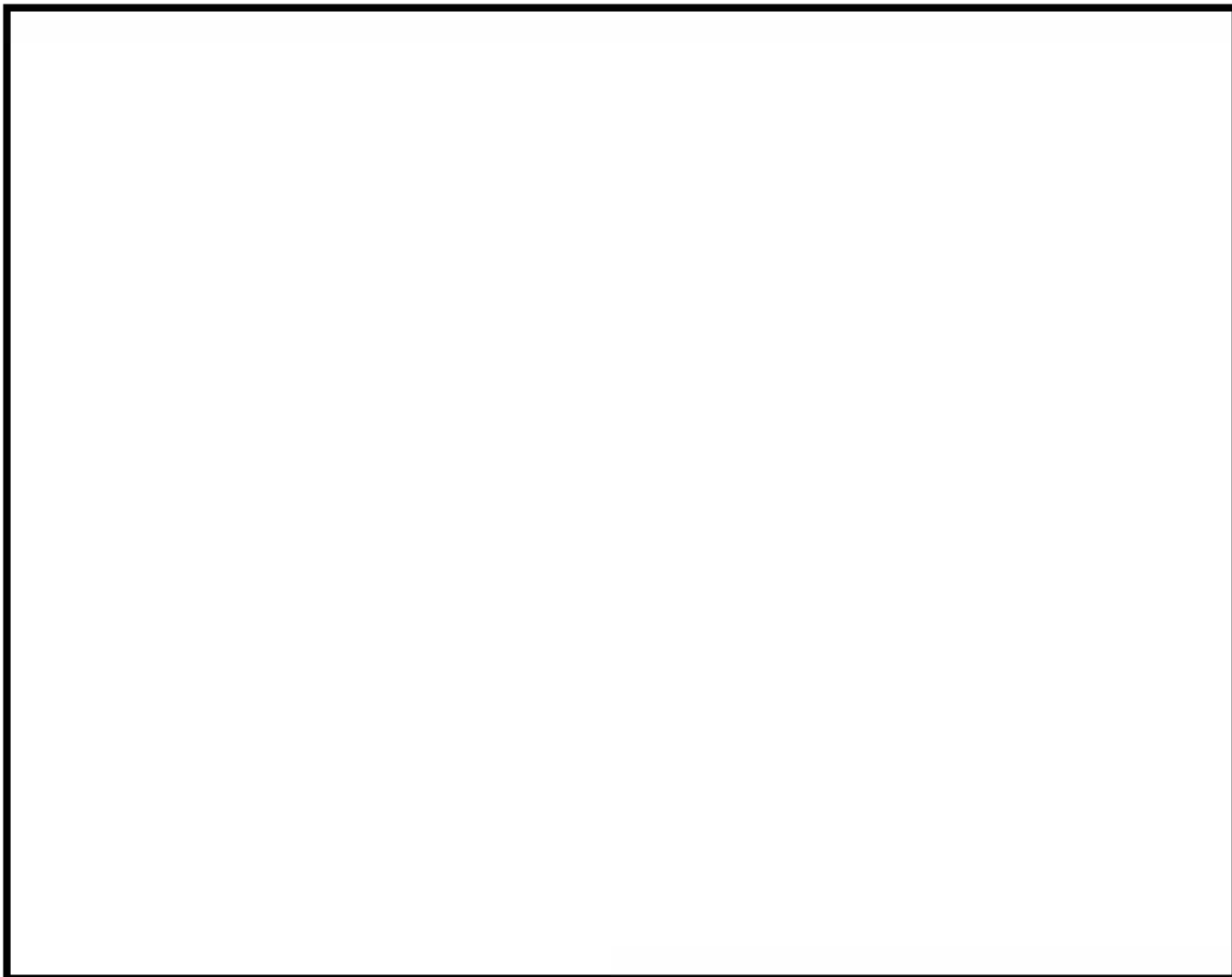
第 2.2.2.1-6 図 主配管ルート図 (7 号炉 屋外)

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。



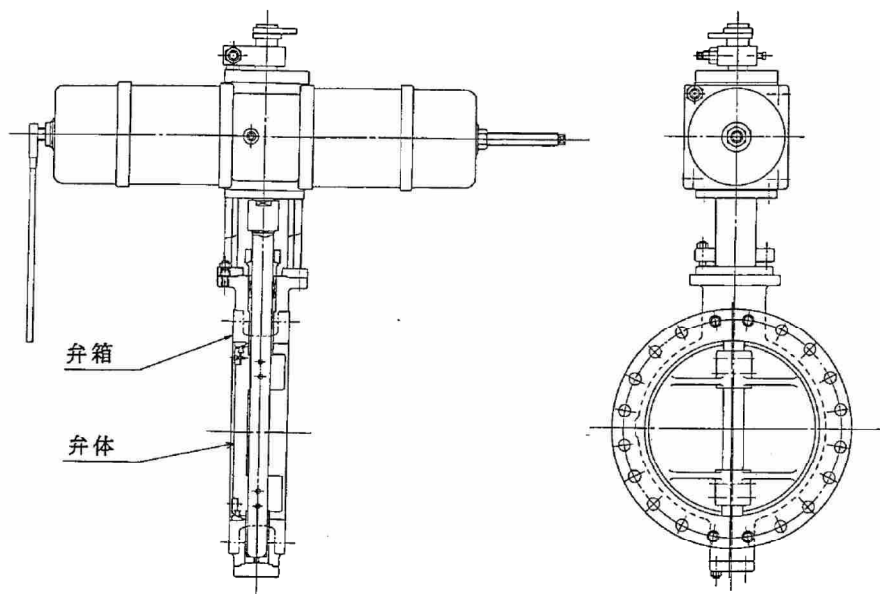
第 2.2.2.1-8 図 主配管鳥瞰図 (7 号炉)

## 2.2.2.2 主要弁等

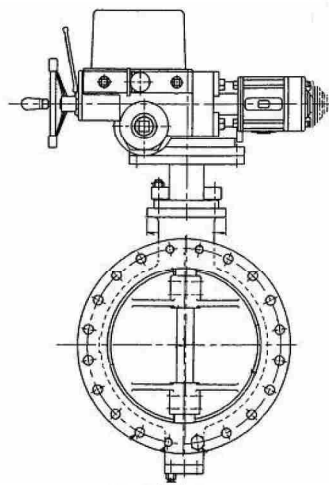
### (1) 主要弁

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



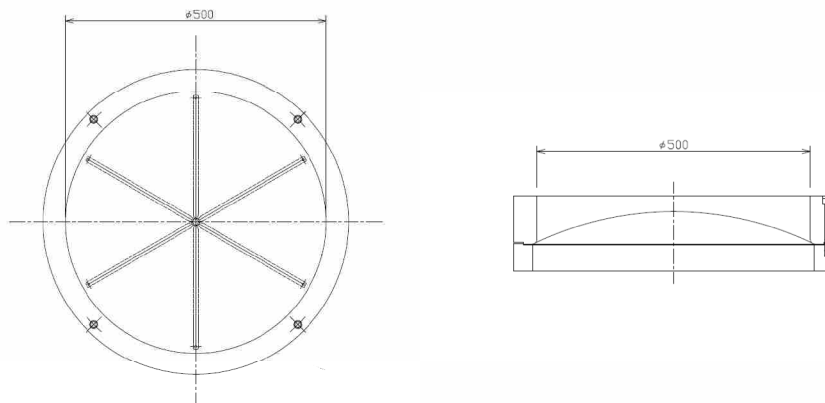
第 2.2.2.2-2 図 電動駆動弁

(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。

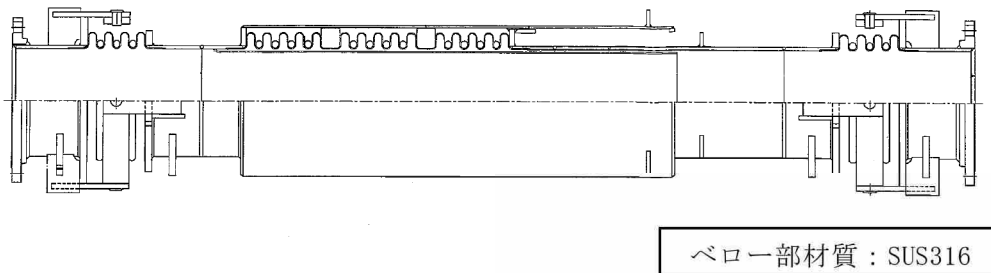
【6号炉】

- ・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

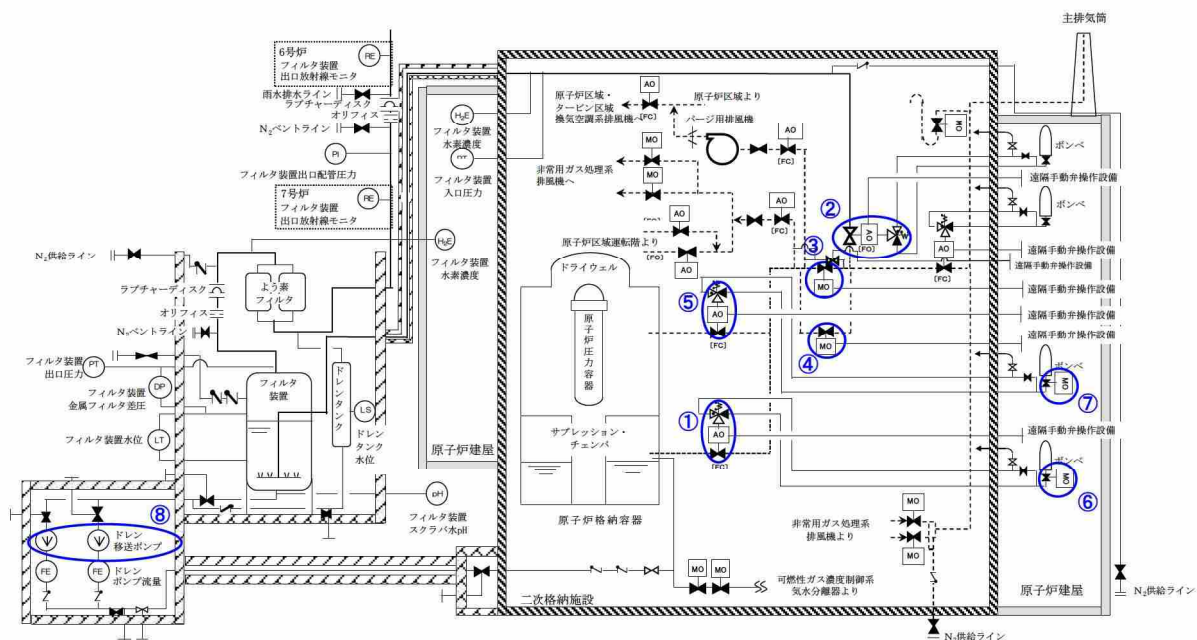
格納容器圧力逃がし装置の使用時，待機時，使用後に必要な計測制御設備，電動駆動弁，空気駆動弁用電磁弁，ドレン移送ポンプを作動させるため，常設代替直流電源設備（AM用直流125V蓄電池），非常用低圧母線，代替所内電気設備より必要な電力を供給する設計としている。

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(サブレッション・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(ドライウエル側))	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。





#### 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。

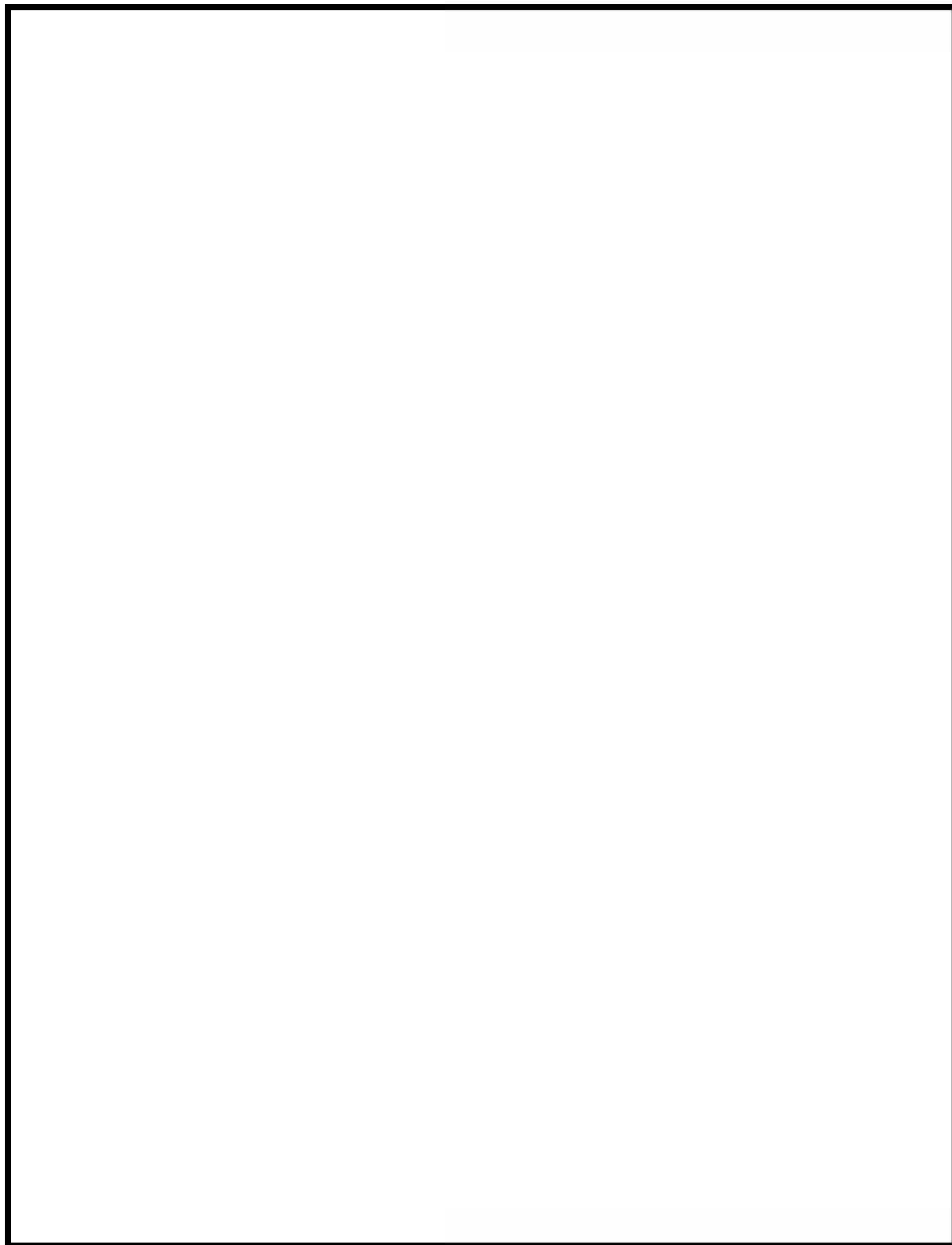
##### (2) 格納容器圧力逃がし装置用電源の多重性又は多様性及び独立性

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

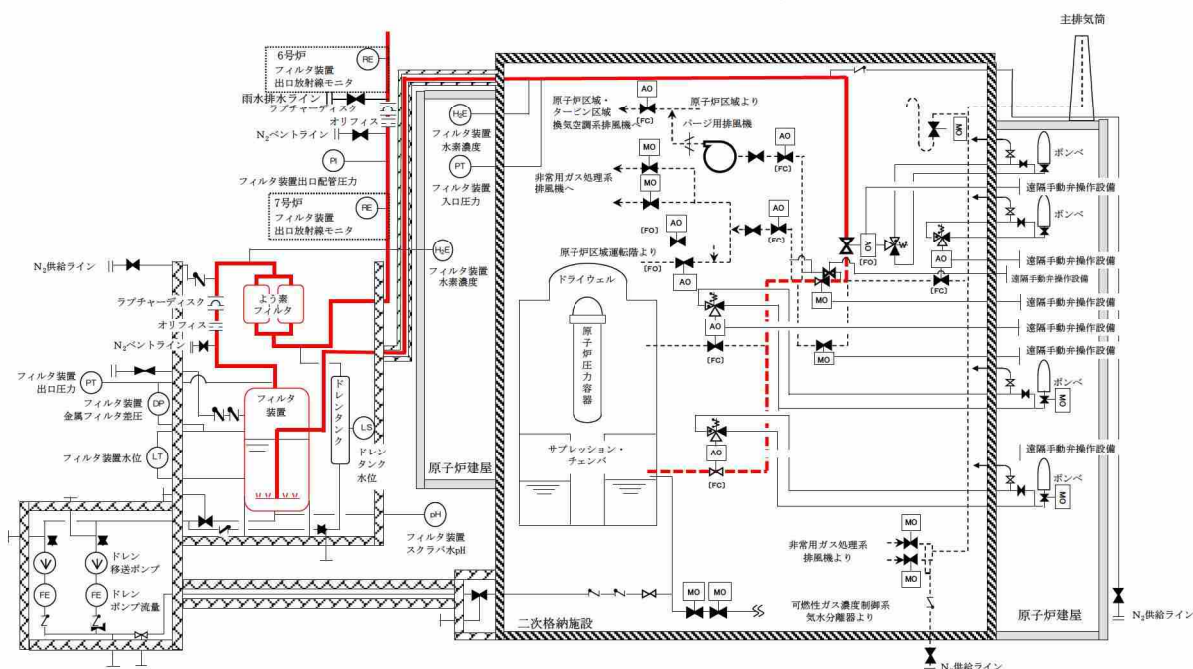
格納容器圧力逃がし装置の使用時、待機時、使用後に、系統の圧力とフィルタ装置の水位を監視するため、圧力検出器と水位検出器を設置する。また、格納容器圧力逃がし装置の入口及び出口配管に水素濃度検出器、フィルタ装置出口に放射線検出器、フィルタ装置ドレン移送ラインに流量検出器、フィルタ装置スクラバ水の pH 検出器、フィルタ装置内金属フィルタに差圧検出器、ドレンタンクに水位検出器を設置する。これらの監視パラメータは、中央制御室又は現場で監視可能な設計としている。

### 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



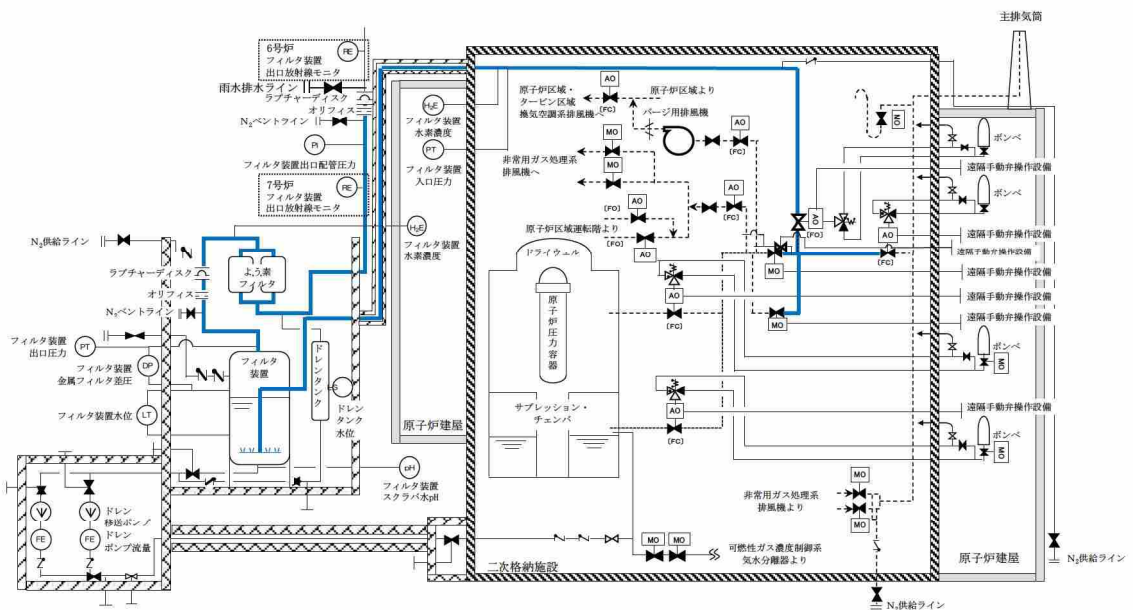
使用時の状態が、以下のとおり把握可能である。

- 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

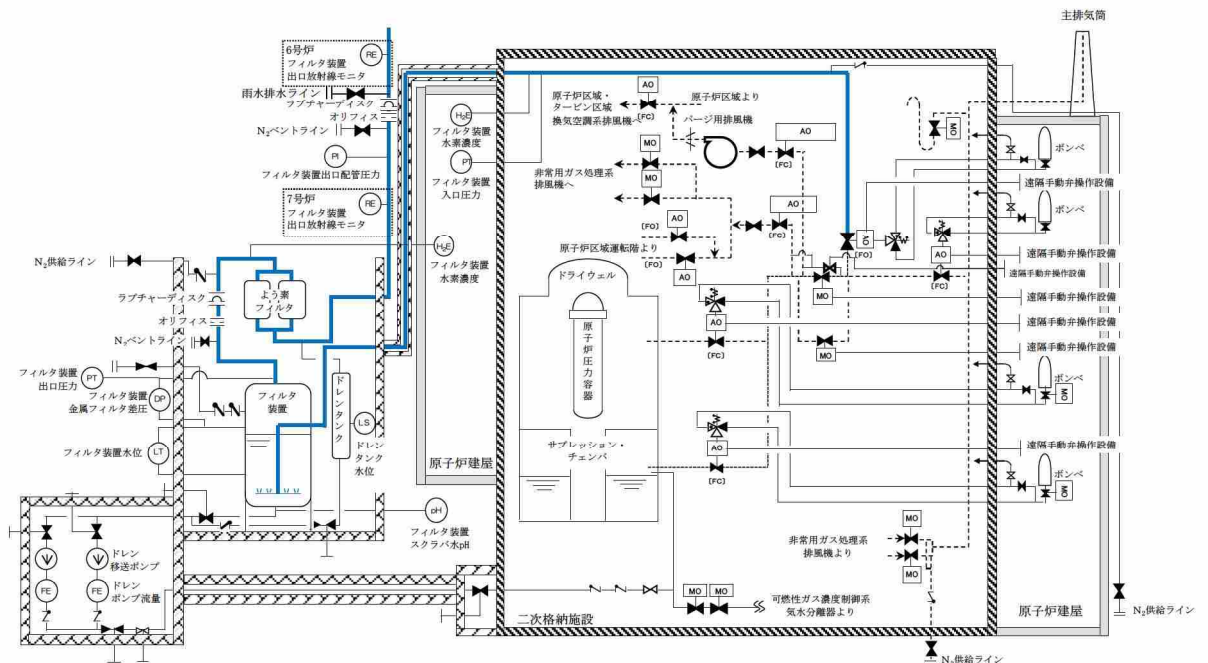
フィルタ装置入口圧力及びフィルタ装置出口圧力にて、封入した窒素圧力（0.01MPa[gage]以上）を継続監視することによって配管内の不活性状態を把握できる。

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

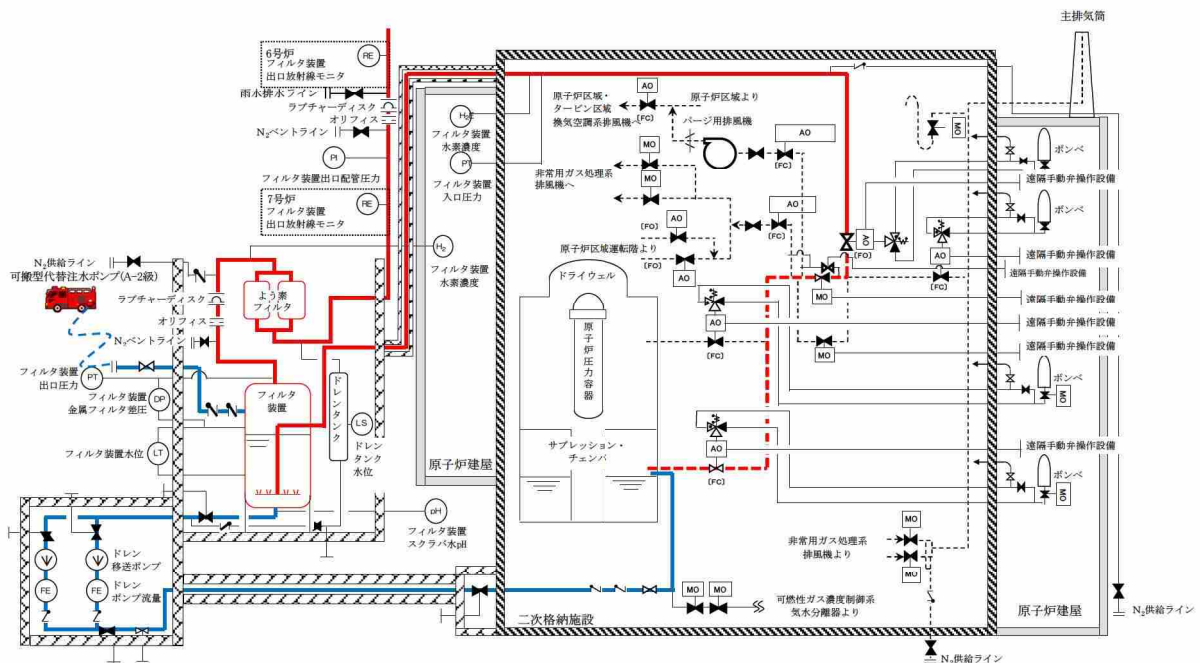
フィルタ装置出口放射線モニタにて、フィルタ装置出口配管に内包される放射性物質からの放射線量率を測定し、排出経路の放射性物質濃度を推定することが可能である。

(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

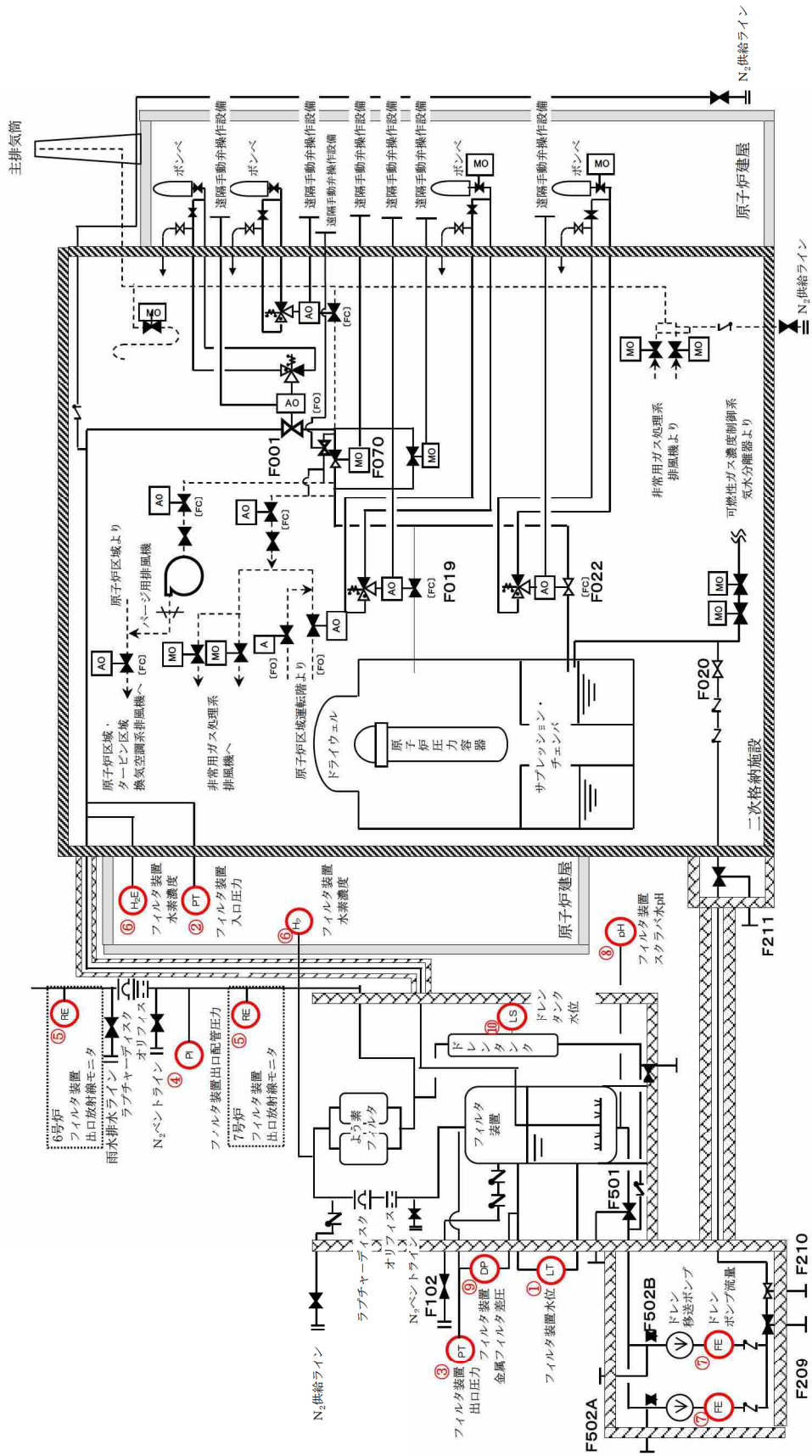
フィルタ装置入口圧力にて、格納容器ベント実施により待機圧力から上昇した圧力が低下傾向を示すが、フィルタ装置出口放射線量率が初期値から上昇しないことを確認することにより把握できる。

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

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

第2.3.2.3-1表 格納容器圧力逃がし装置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	スクラパ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	
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パ水pH	pH0～14	フィルタ装置内スクラパ水の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ることを監視可能。	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ることの確認	①フィルタ装置入口圧力 ②フィルタ装置出口放射線モニタ	①②で多様性有り ①②はそれぞれ多重性有り
	b. フィルタ装置の除去性能に影響するパラメータの確認	①フィルタ装置水位	①は多重性有り
	c. 放出されるガスの放射線量の確認	①フィルタ装置出口放射線モニタ	①は多重性有り
(2) 格納容器圧力逃がし装置の待機時	a. フィルタ装置の除去性能に影響するパラメータの確認	①フィルタ装置水位	①は多重性有り
	b. フィルタ装置配管内の不活性化状態の確認	①フィルタ装置入口圧力 ②フィルタ装置出口圧力 ③フィルタ装置出口配管圧力	①②③で多様性有り ①は多重性有り
(3) 格納容器圧力逃がし装置の使用後	a. フィルタ装置内スクラバ水の確認	①フィルタ装置水位	①は多重性有り
	b. フィルタ装置配管内の不活性化状態の確認	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バ水の水質管理	①フィルタ装置水位 ②フィルタ装置ドレン流量 ③フィルタ装置スクラバ水 pH	①②③で多様性有り ①②はそれぞれ多重性有り
(5) 想定される機能障害	a. フィルタ装置の閉塞	①フィルタ装置入口圧力 ②フィルタ装置出口放射線モニタ	①②で多様性有り ①②はそれぞれ多重性有り
	b. 金属フィルタの閉塞	①フィルタ装置金属フィルタ差圧 ②フィルタ装置入口圧力	①②で多様性有り 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バ水の漏えい	①フィルタ装置水位	①は多重性有り

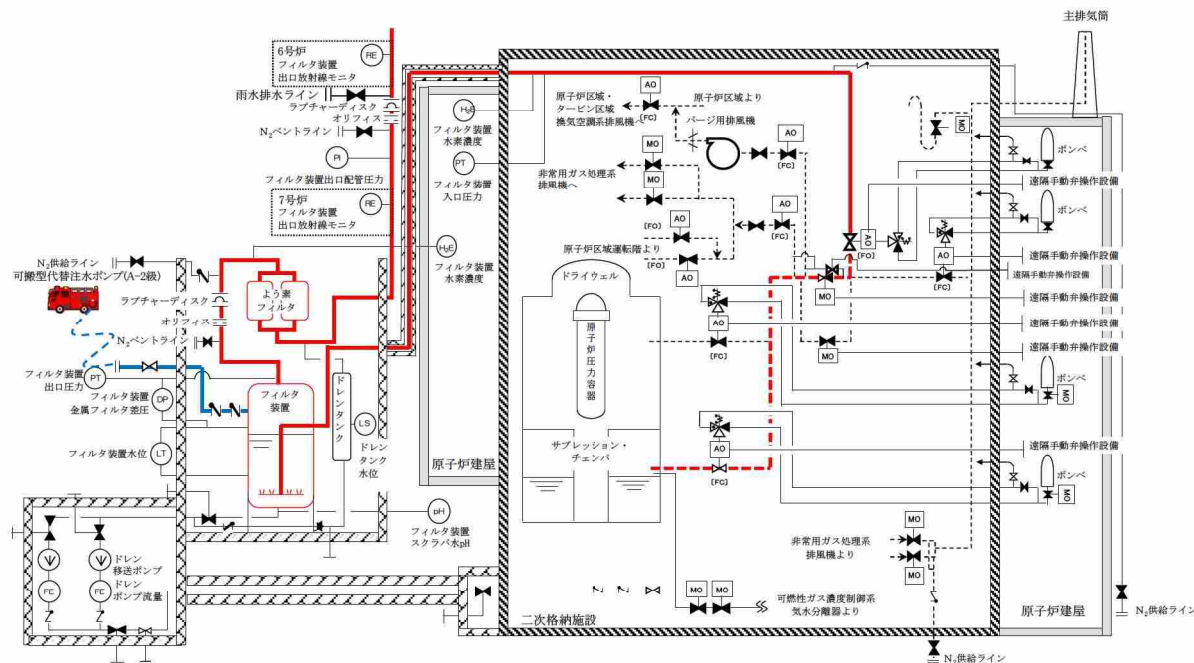
## 2.3.3 格納容器圧力逃がし装置給水設備

### 2.3.3.1 機能

格納容器圧力逃がし装置の使用時に、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)

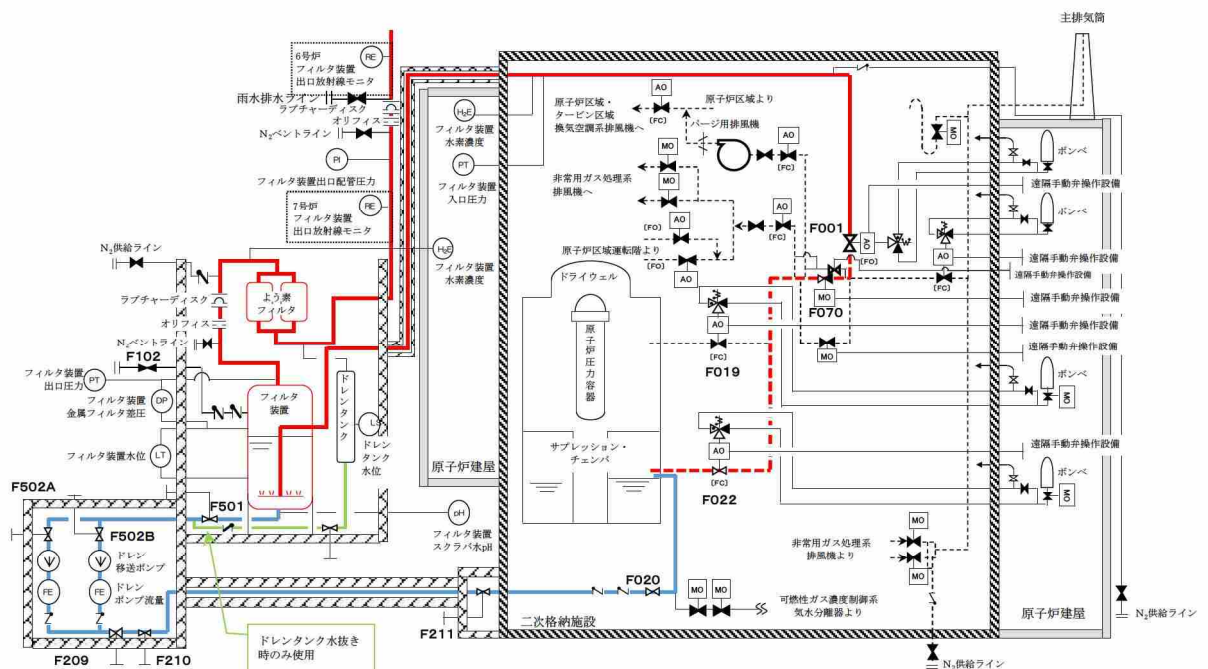
## 2.3.4 格納容器圧力逃がし装置ドレン設備

### 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】**

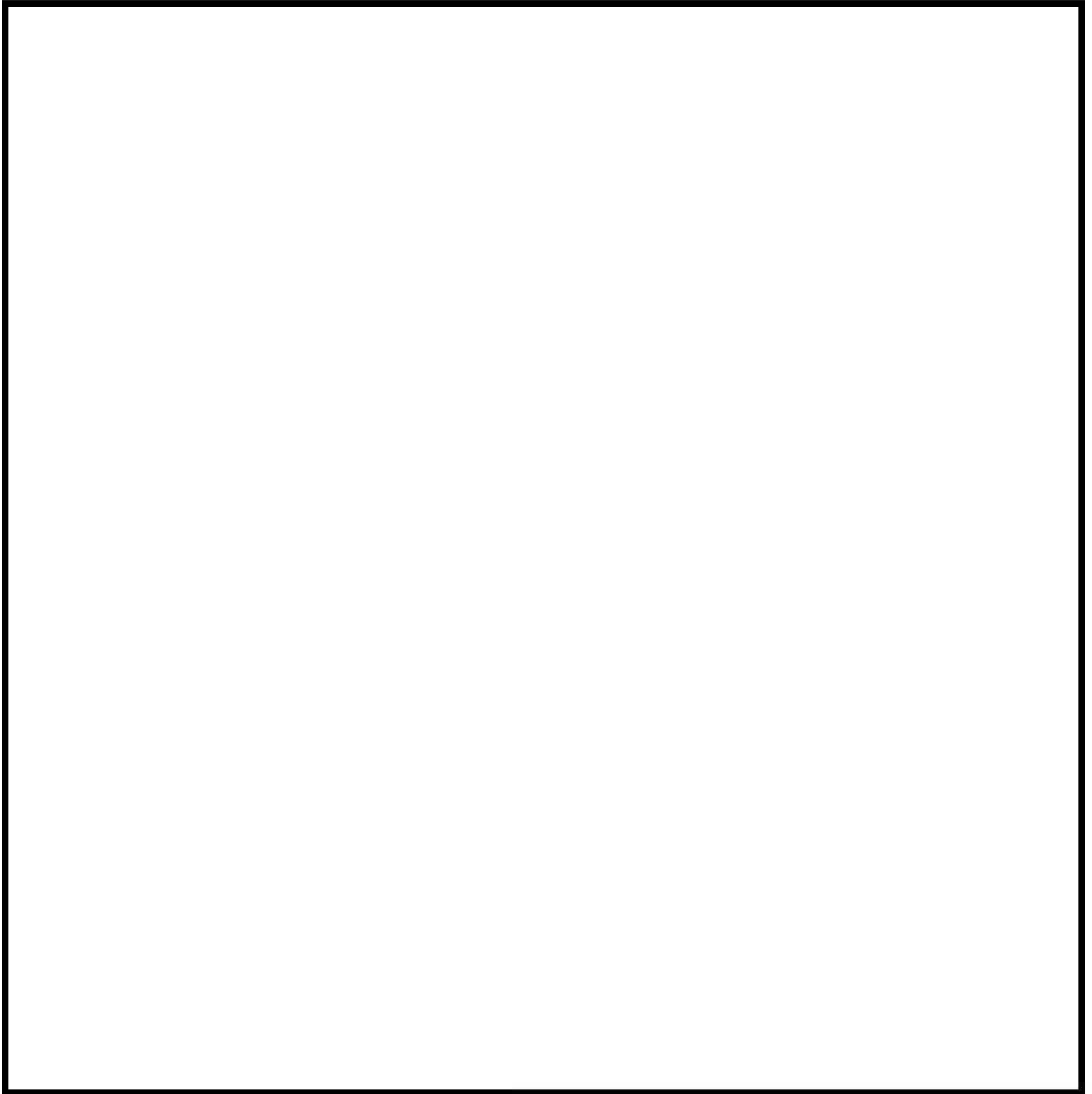
- ・ ドレン配管 : ステンレス鋼

**【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。

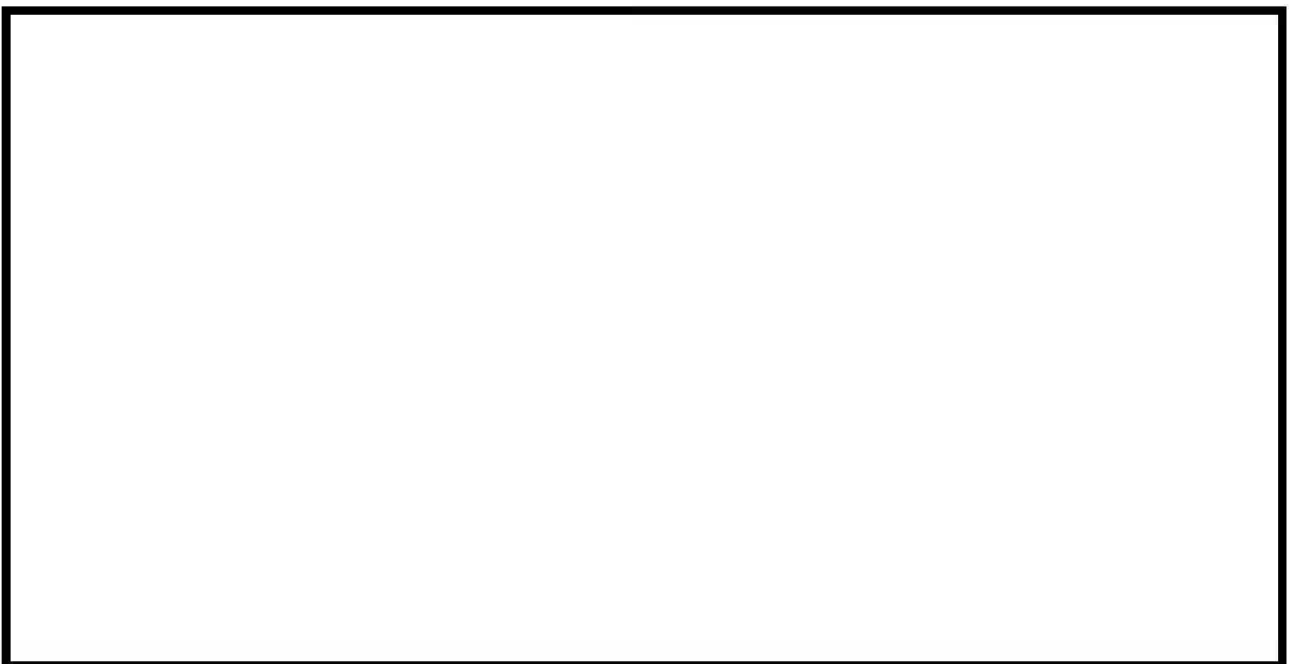


第 2.3.4.2-2 図 ドレン配管ルート図 (6 号炉)

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)

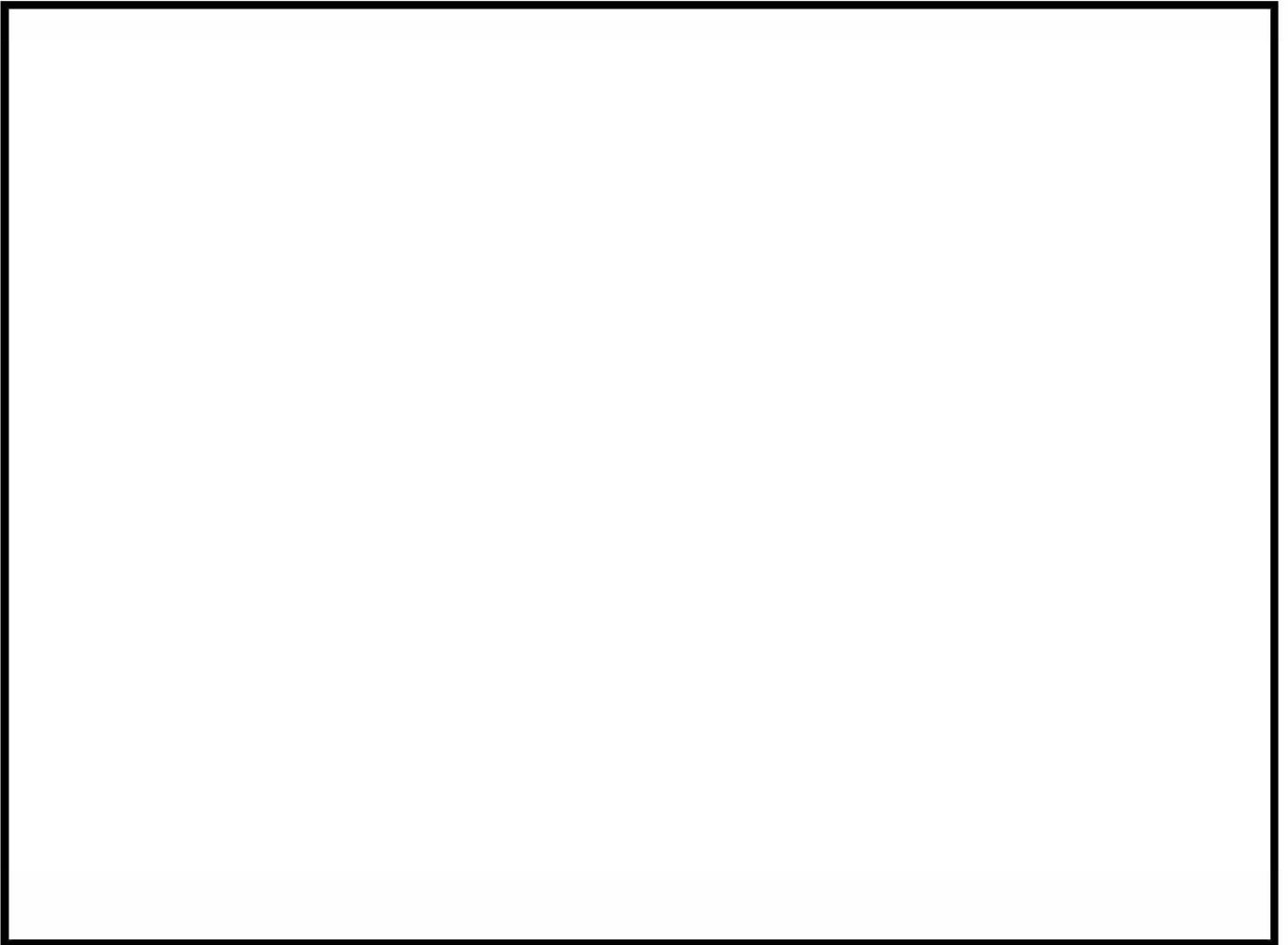


第 2.3.4.2-4 図 ドレン配管ルート図 (6 号炉 原子炉建屋地下 1 階)

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。

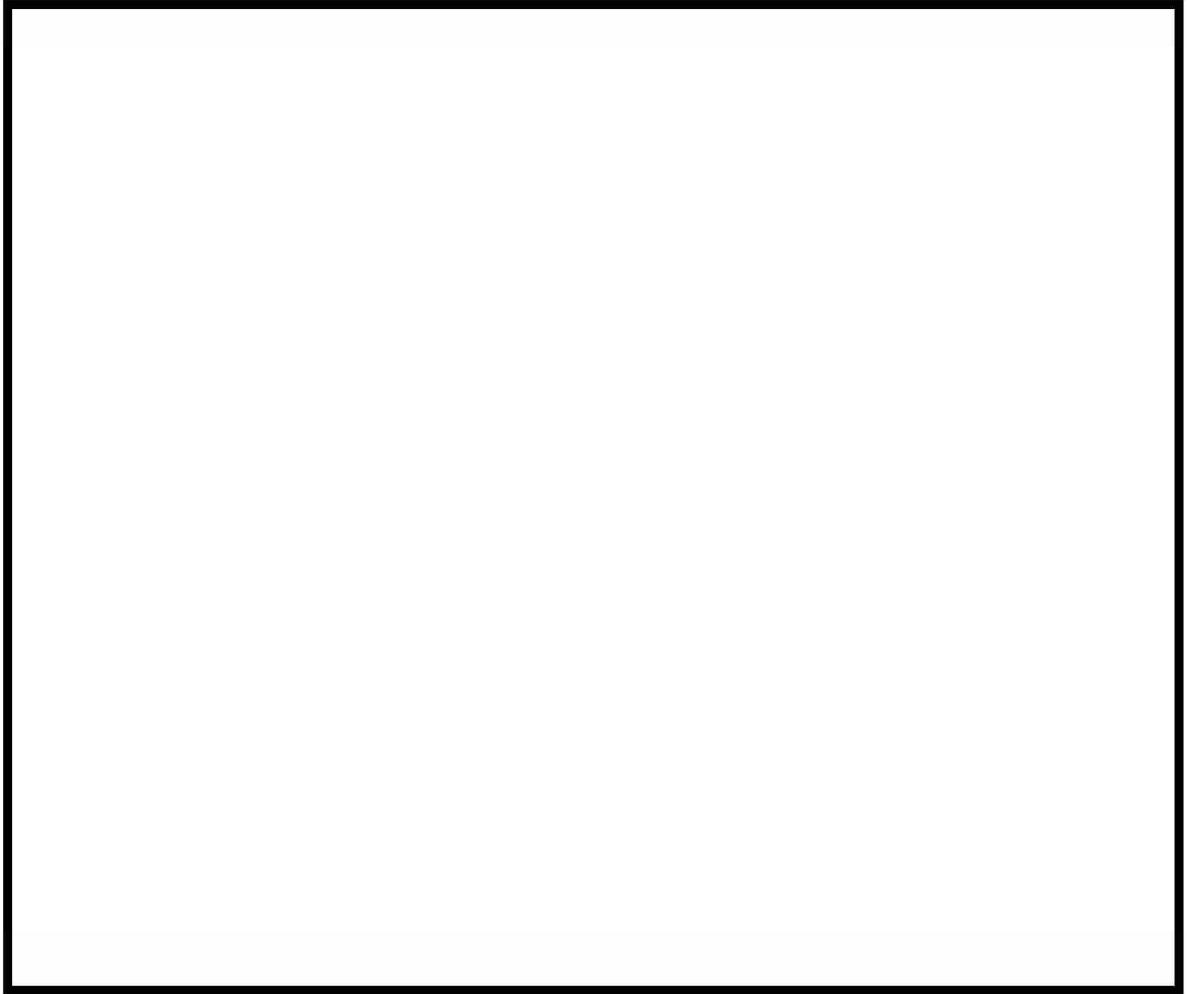


第 2.3.4.2-5 図 ドレン配管ルート図 (6 号炉 原子炉建屋地下 2 階)



第 2.3.4.2-6 図 ドレン配管ルート図 (7 号炉)

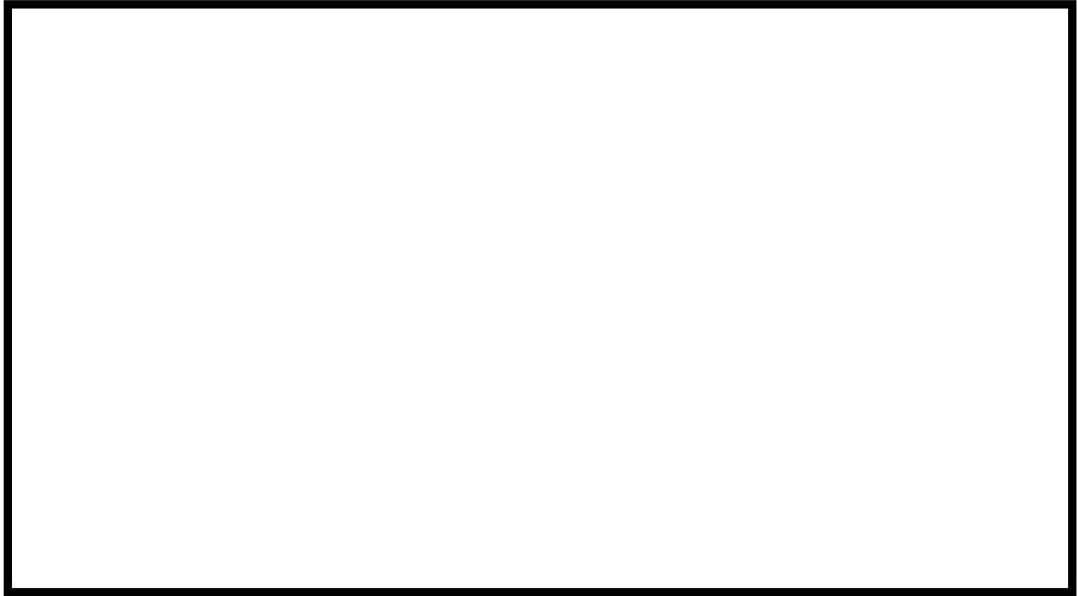




第 2.3.4.2-7 図 ドレン配管ルート図 (7 号炉)



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、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。

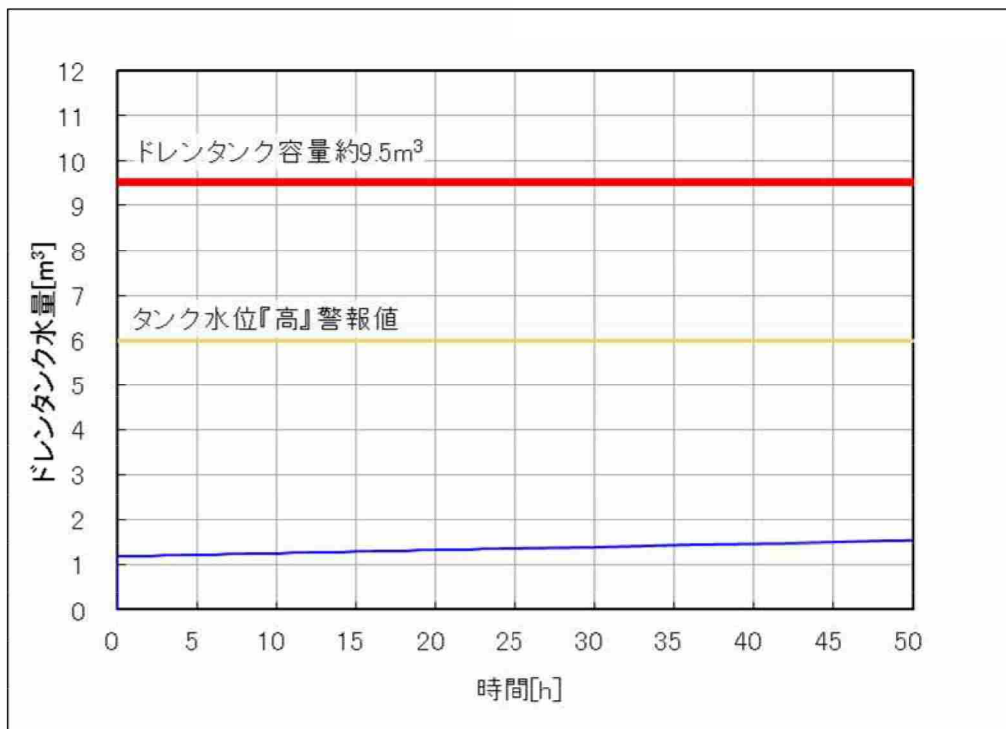
【6号炉】

- ・ ドレンタンク容量 :  $9.5\text{m}^3$

【7号炉】

- ・ ドレンタンク容量 :  $9.5\text{m}^3$

なお、有効性評価シナリオである大 LOCA+SBO+全 ECCS 機能喪失において、外気温は柏崎市における 1978 年～2012 年に計測した最低温度 ( $-11.3^{\circ}\text{C}$ ) 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

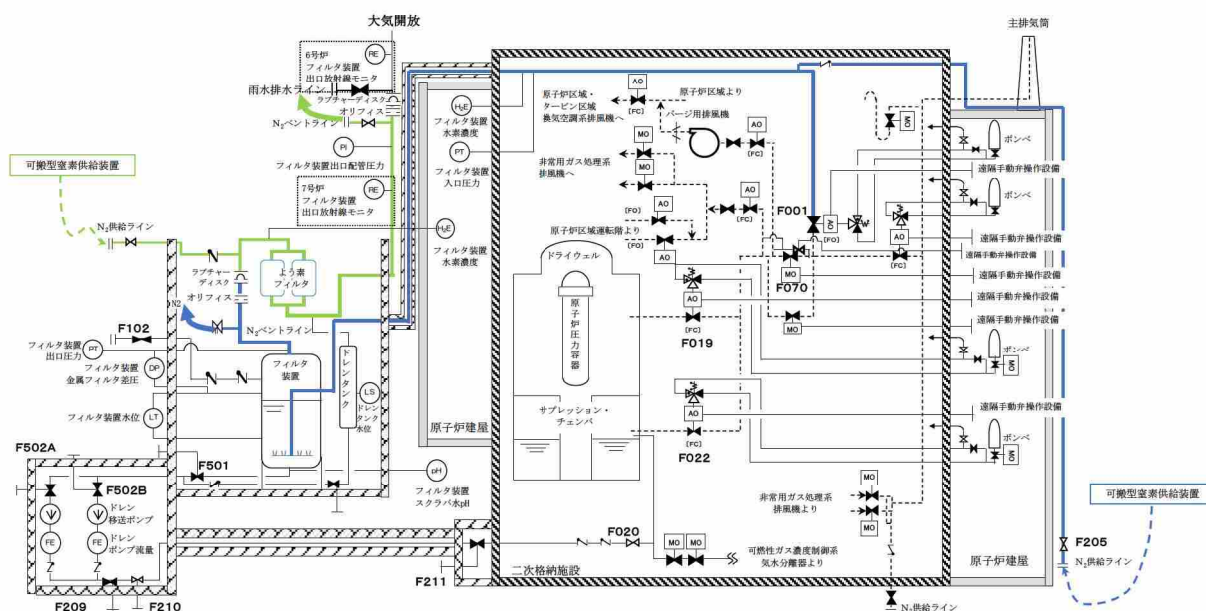
## 2.3.5 格納容器圧力逃がし装置窒素パージ設備

### 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

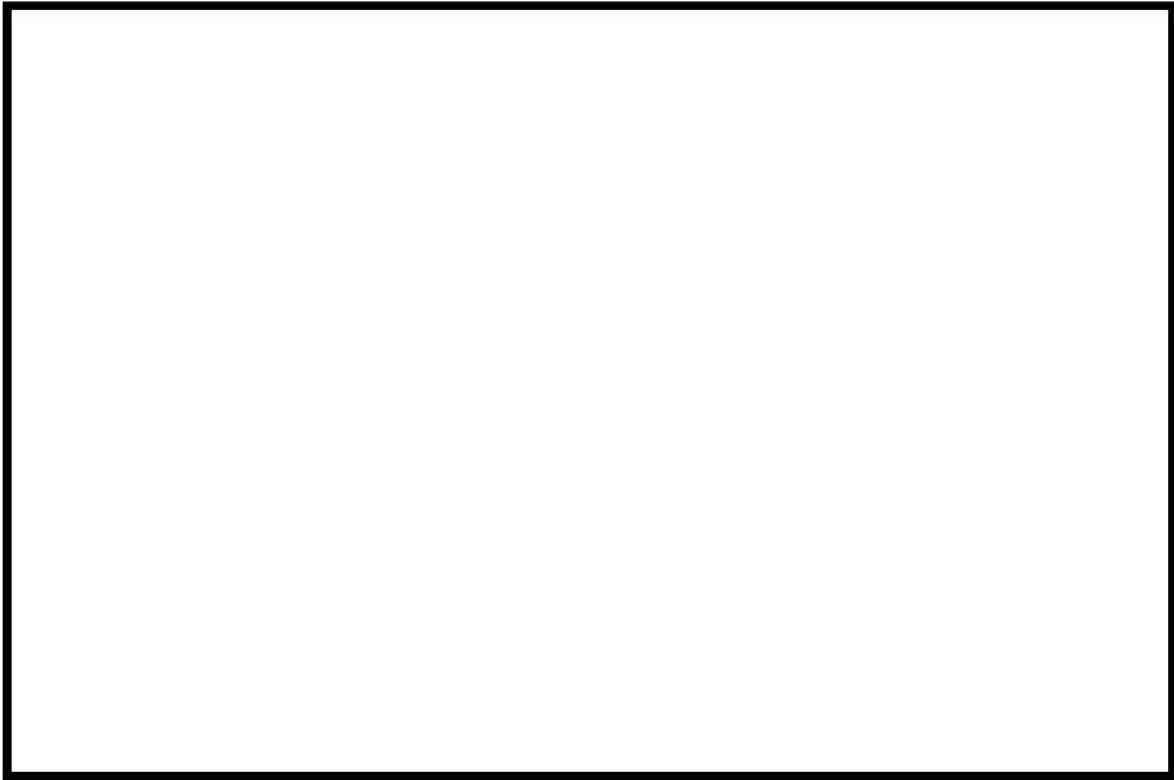
【7号炉】

- ・ 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

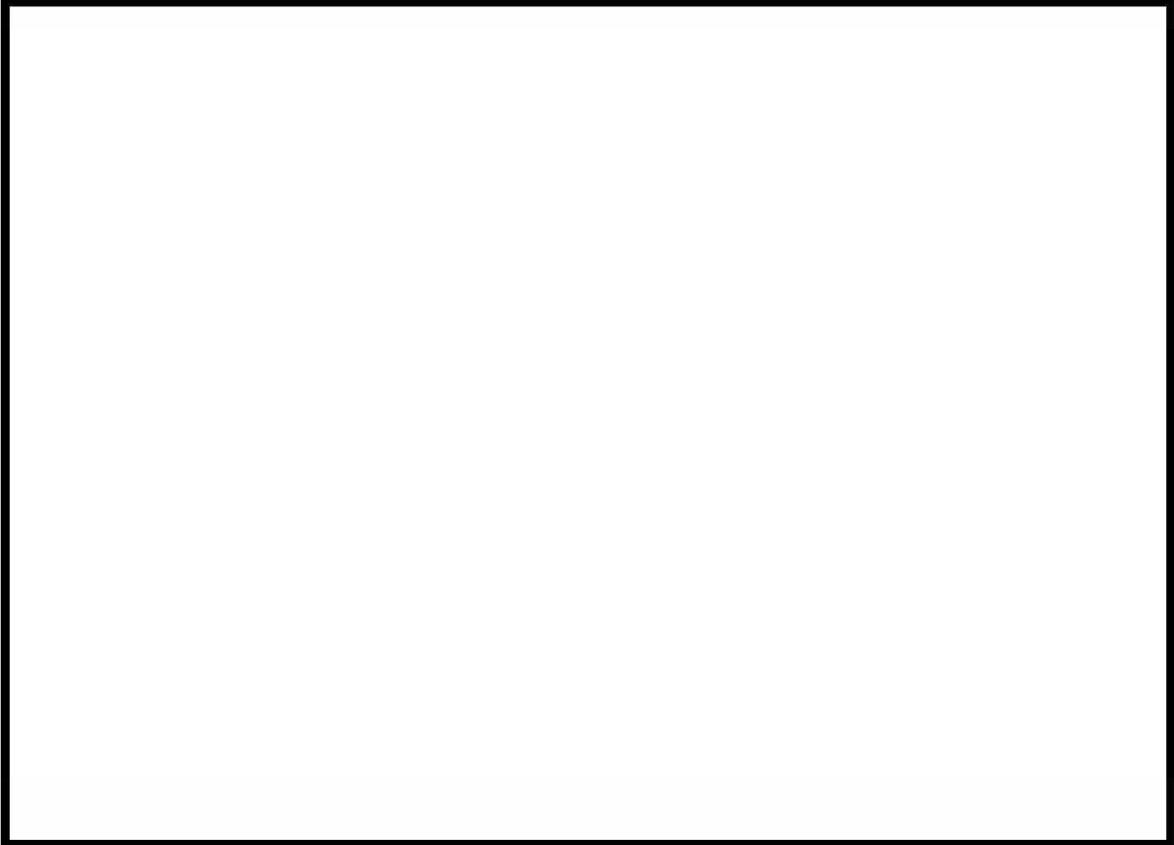
窒素パージ配管のルーティングについては、第2.3.5.2-2図から第2.3.5.2-6図の通りとなる。

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)

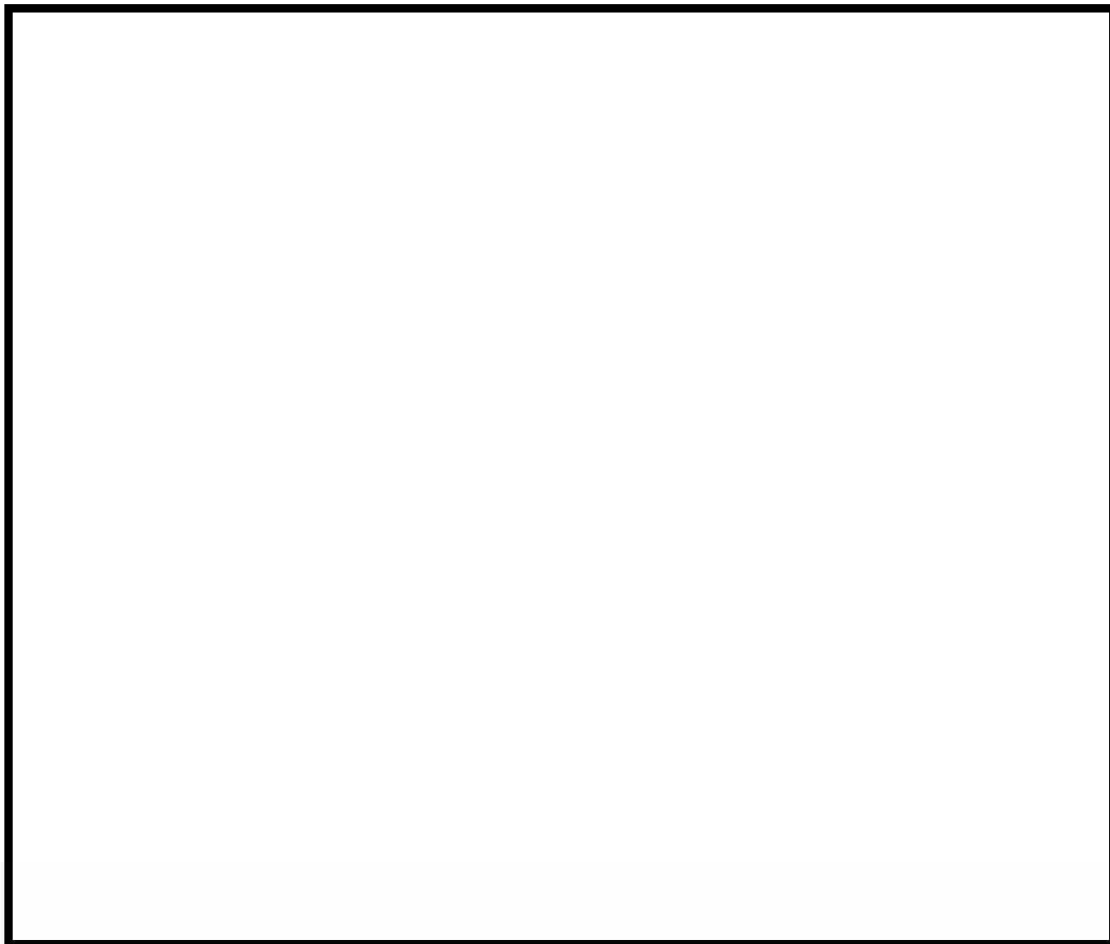


第 2.3.5.2-4 図 窒素パージ配管ルート図 (6 号炉 窒素ベント配管)

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)



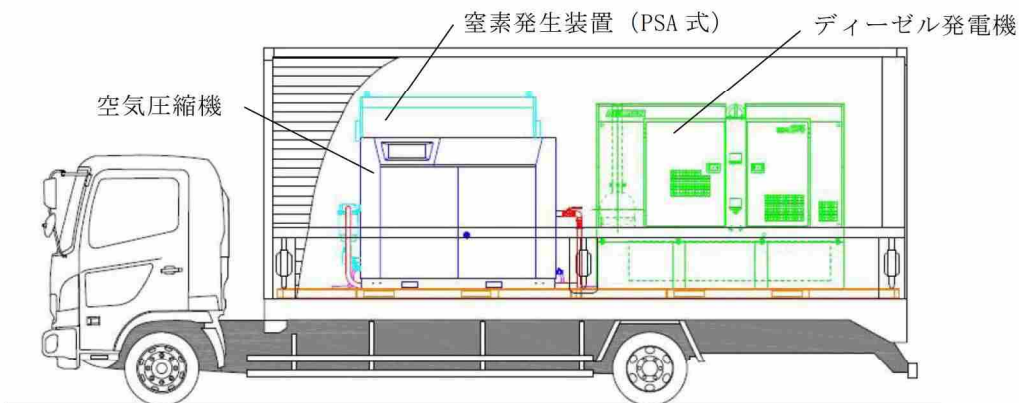
第 2.3.5.2-6 図 窒素パージ配管ルート図 (7号炉)

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。

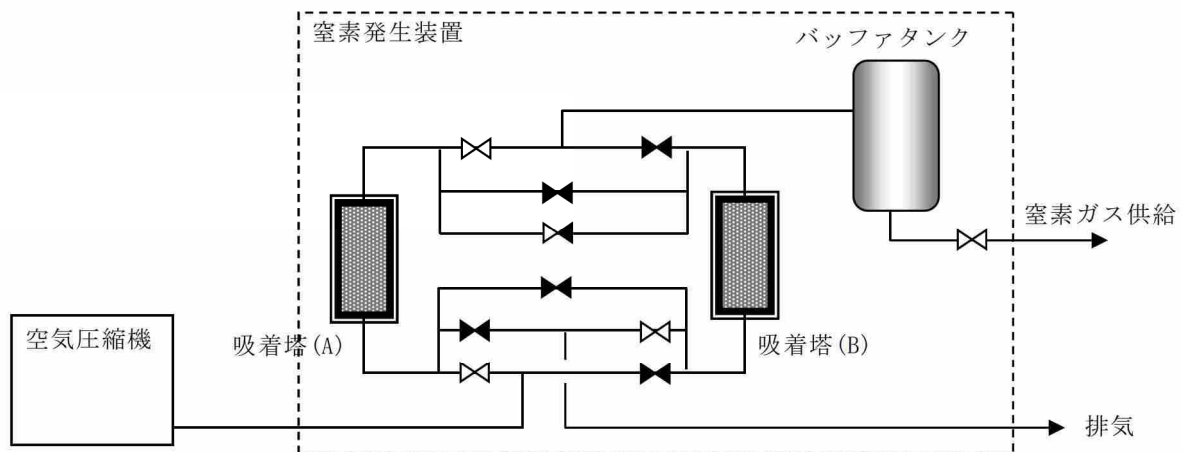
可搬型窒素供給装置は、第 2.3.5.2-7 図に示す通り、トレーラーのコンテナ内に窒素発生装置、空気圧縮機、ディーゼル発電機及び付属機器を搭載したものである。

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。

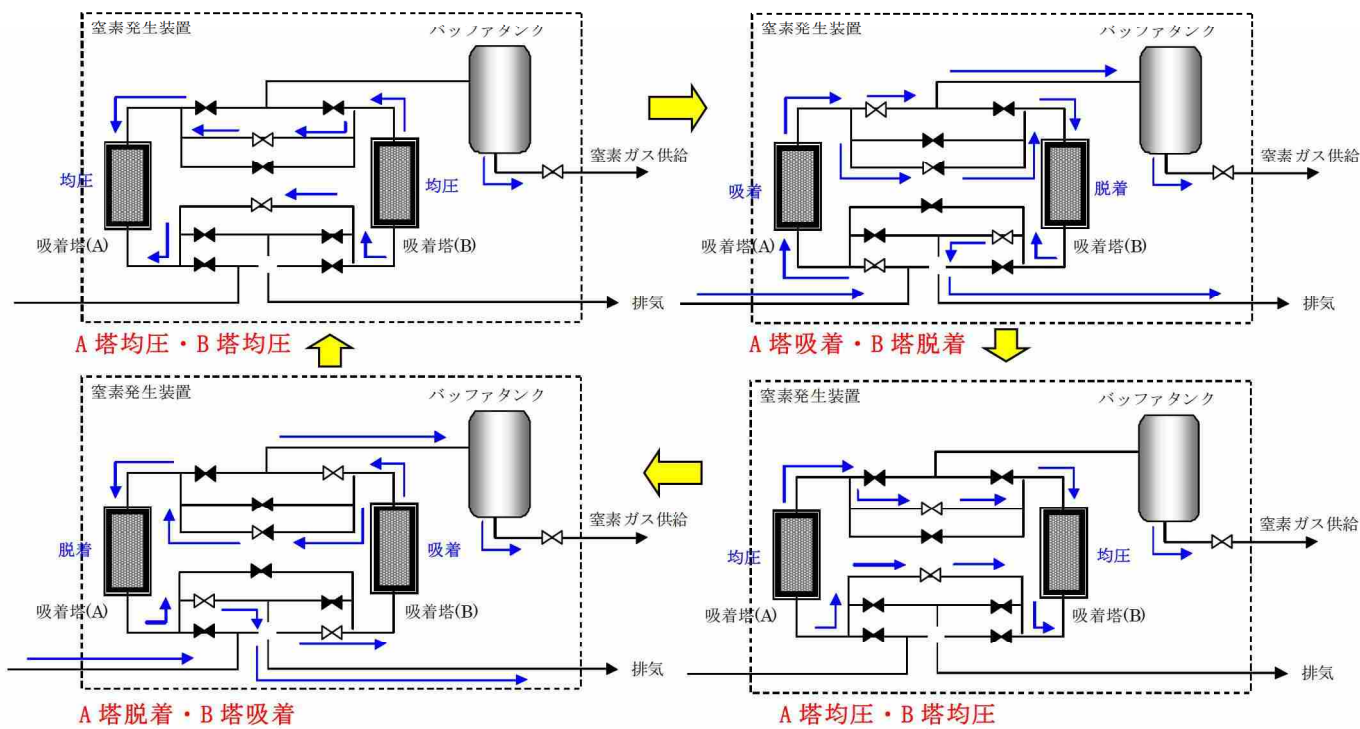


第 2.3.5.2-7 図 可搬型窒素供給装置 車載図



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

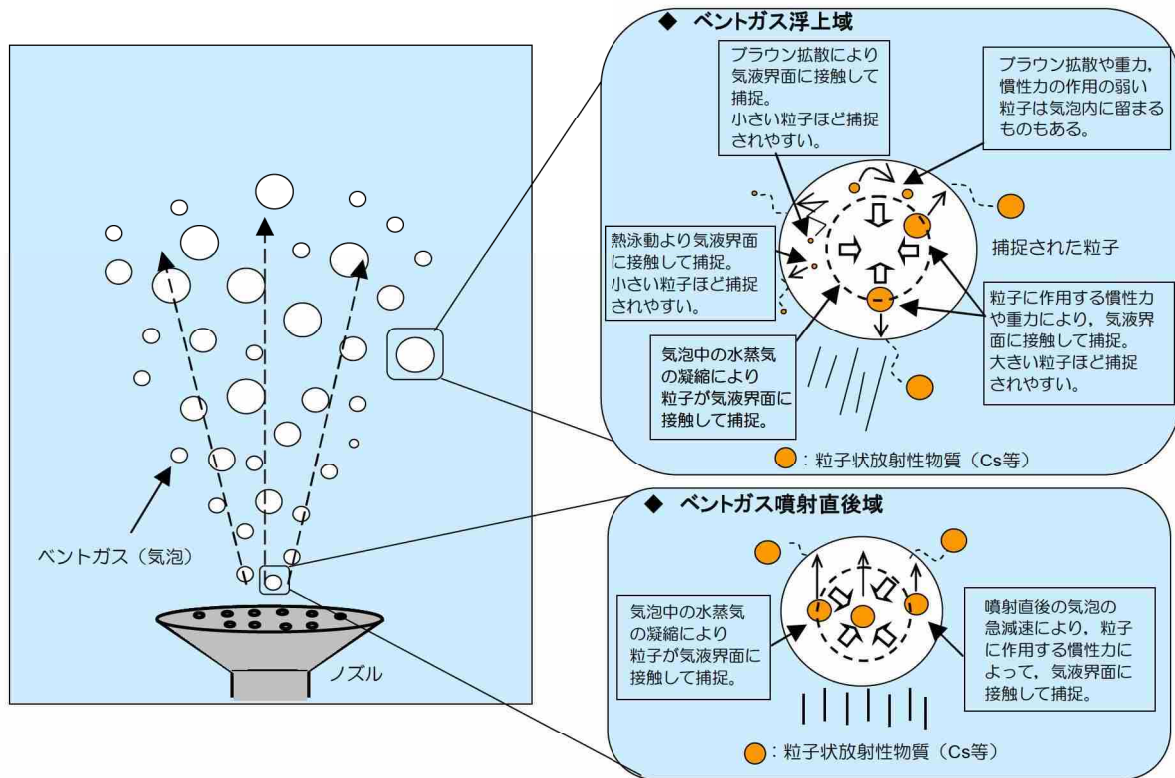
原子炉格納容器より排出された原子炉格納容器内雰囲気ガスは、格納容器圧力逃がし装置の給気配管を経て、容器に到達し、スクラバノズルから容器内に噴出する。

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。

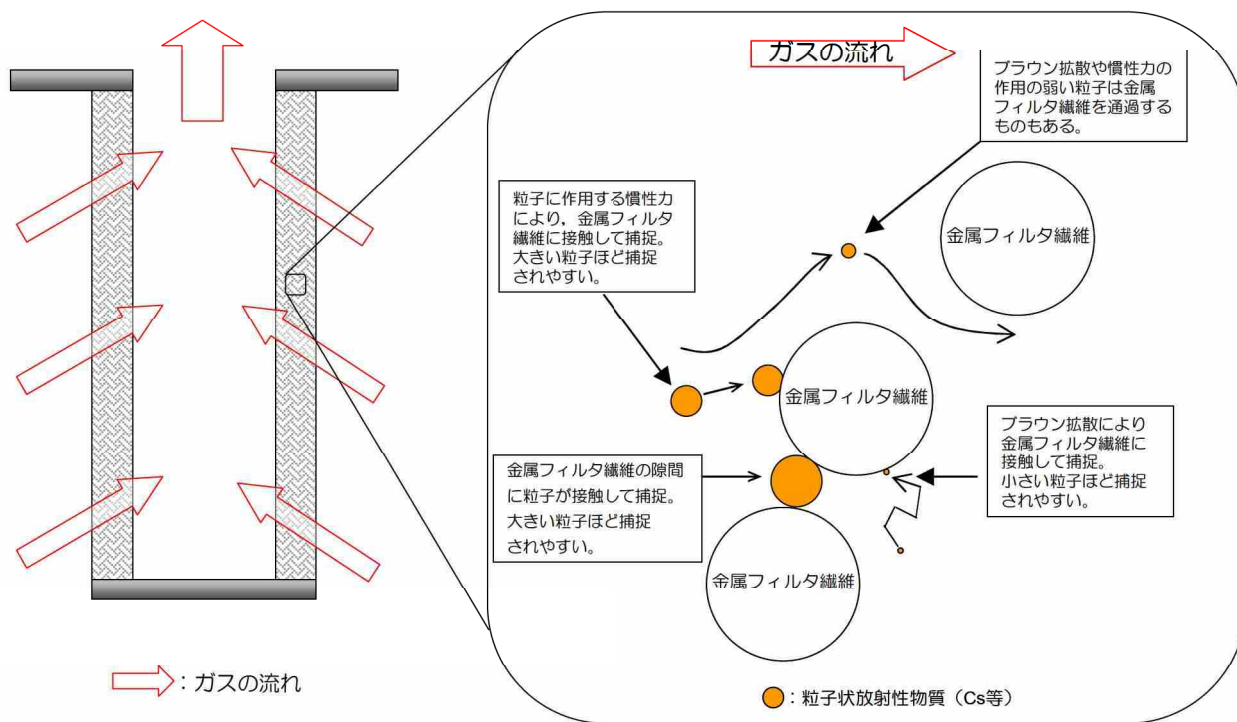


第 3. 1. 1. 1-1 図 水スクラバによる除去原理（イメージ）

### 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。

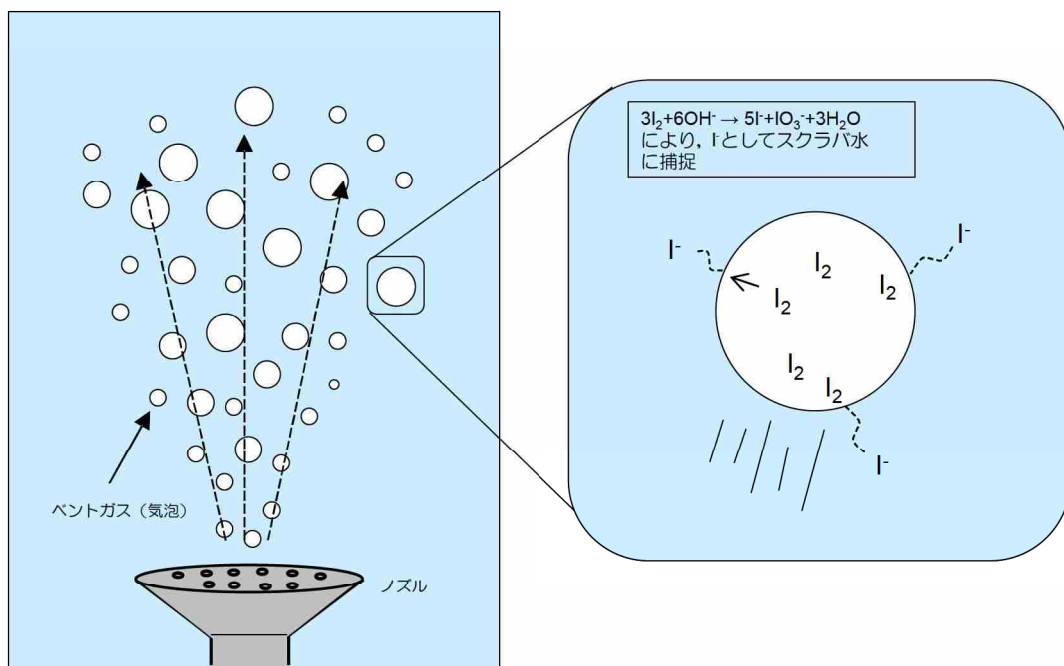
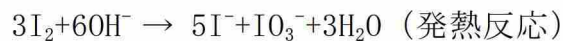
また、格納容器圧力逃がし装置では、次項に示す除去原理により無機よう素、及び有機よう素を除去し、環境中へのよう素放出量を抑制する。

### 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

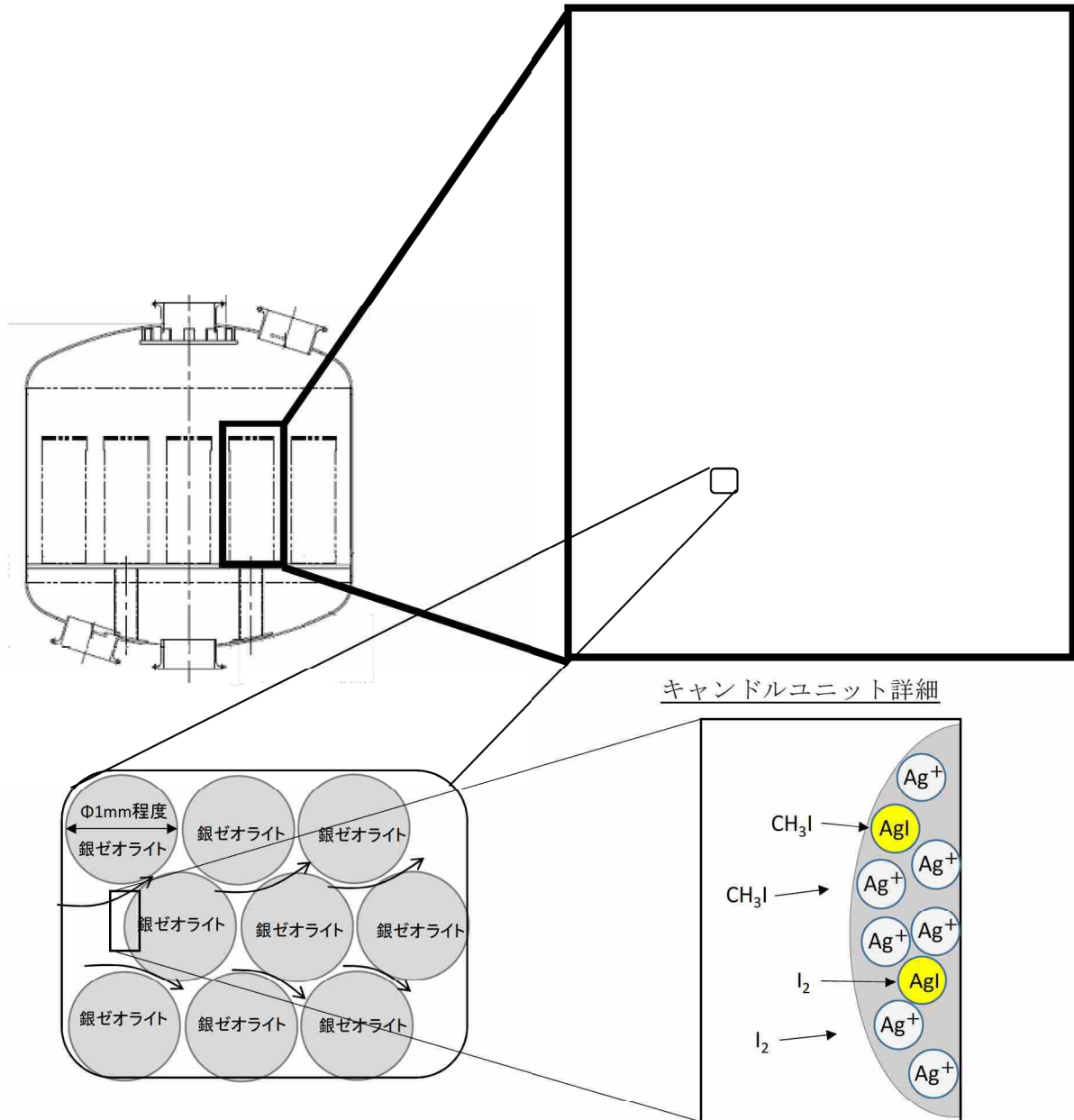
よう素フィルタは銀ゼオライト吸着材を充填したキャンドルユニットと呼ばれる吸着層で構成され、銀ゼオライトは、内部に多量の銀イオン ( $\text{Ag}^+$ ) を有している。

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。

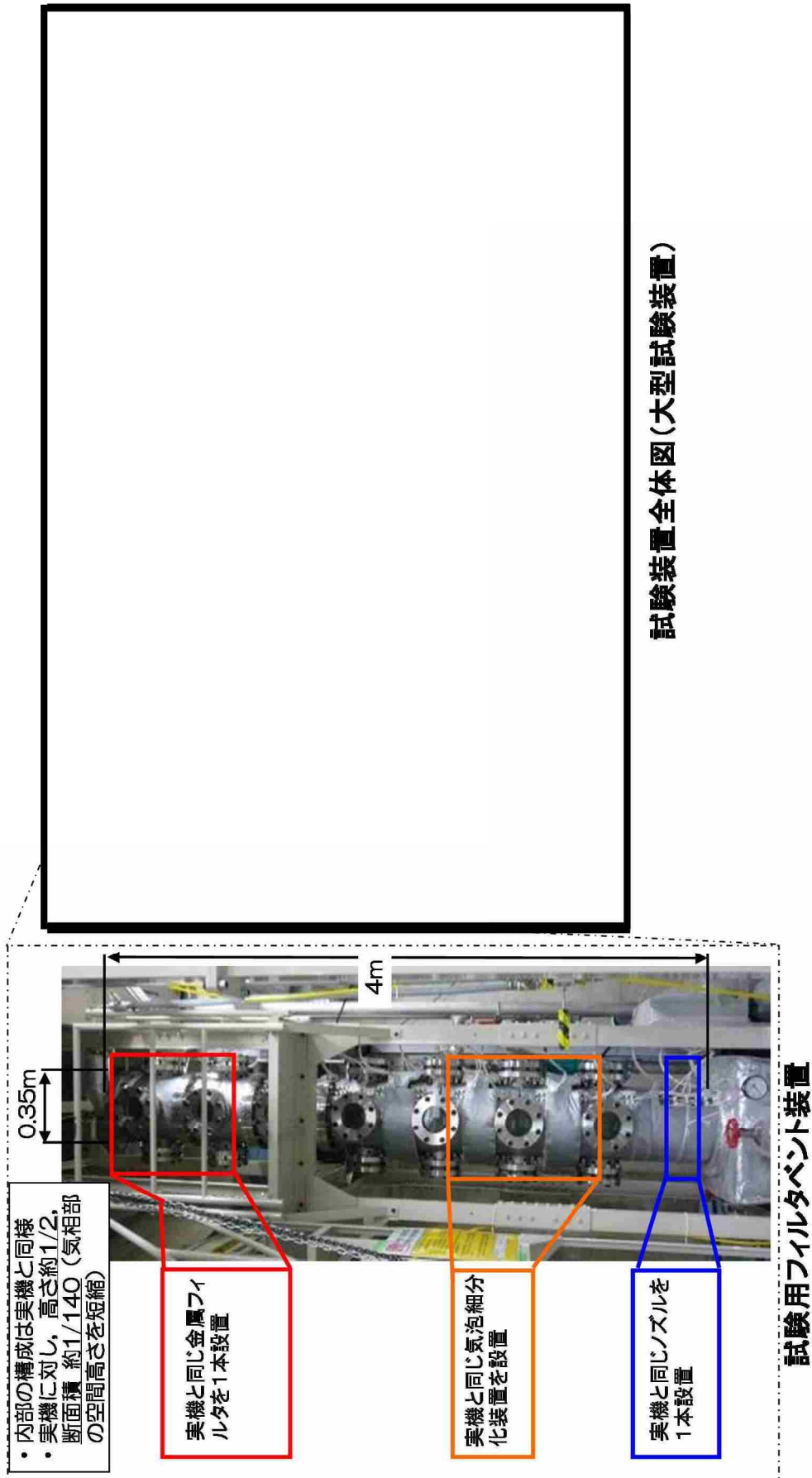
コンプレッサは、実機にて想定される最大の体積流量の1/140の流量を発生させるのに十分な容量としている。

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。



枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。



第3.2.1.1-1 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。

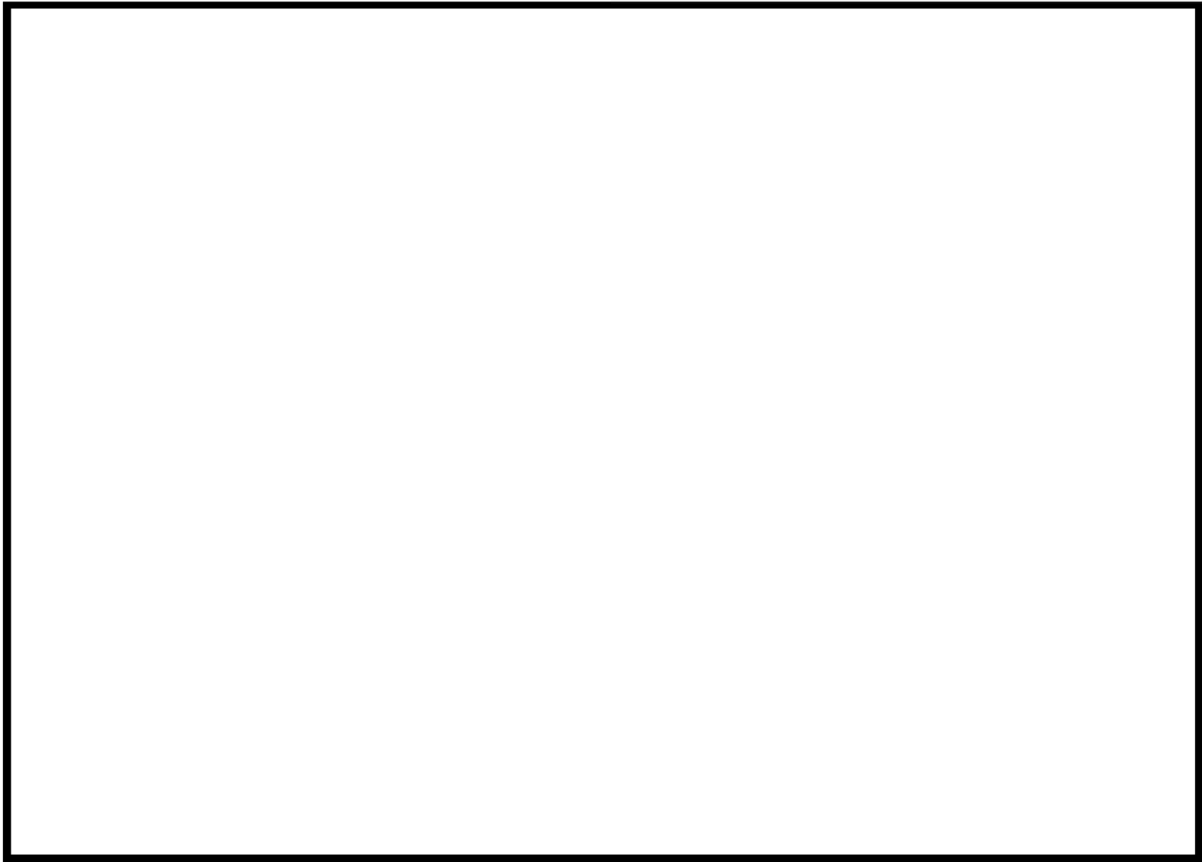
試験の概要を第 3.2.1.1-2, 3 図に示す。格納容器圧力逃がし装置を模擬した試験フィルタに、コンプレッサからの空気は無機よう素を混入して送気する。試験フィルタの前後にサンプリング装置（インピンジャー）を設置して無機よう素濃度を計測し、試験フィルタの DF を算出する。無機よう素の濃度の計測には、ICP-MS を用いた。

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。

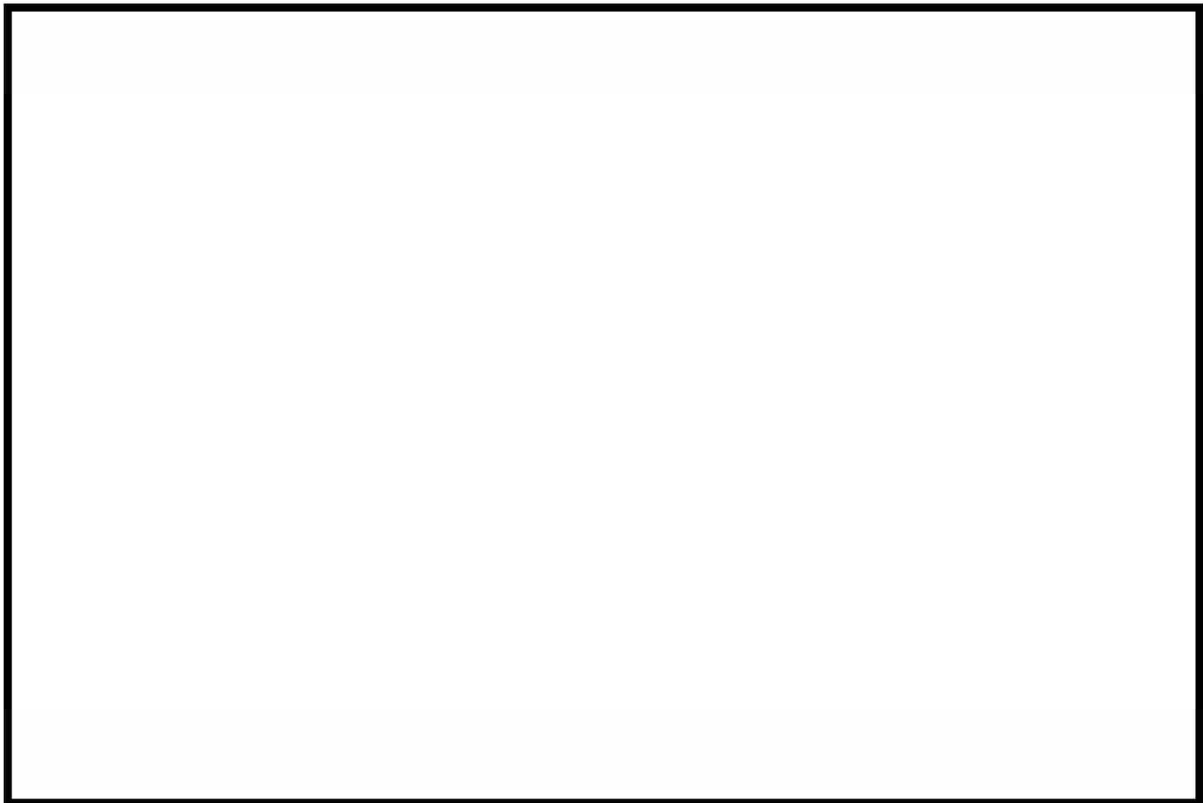
無機よう素供給装置は、無機よう素発生器、コンプレッサ、空気予熱器等からなる。無機よう素発生器は、器内をヒータにて高温状態とし、あらかじめ充填した固体状無機よう素を昇華させ、ガス状の無機よう素を発生させる。発生させたガス状無機よう素を、コンプレッサならびに空気予熱器からの高温空気により、試験系統に供給する構造となっている。

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。

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。



第 3.2.1.1-2 図 試験概要図（無機よう素除去性能試験）



第 3.2.1.1-3 図 サンプリング装置（無機よう素除去性能試験）

### 3.2.1.2 試験条件とその設定根拠

#### 【エアロゾル除去性能試験】

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

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

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

ベントガス流量は、原子炉格納容器の圧力に応じて、ベント実施中に変動する。

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

#### (1) 水スクラバ部

##### a. ベントガス噴射直後域

(a) ベントガス噴射直後のガス速度急減速により粒子に生じる慣性力  
ガス流量：流量が大きいほど減速の加速度が大きくなり 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

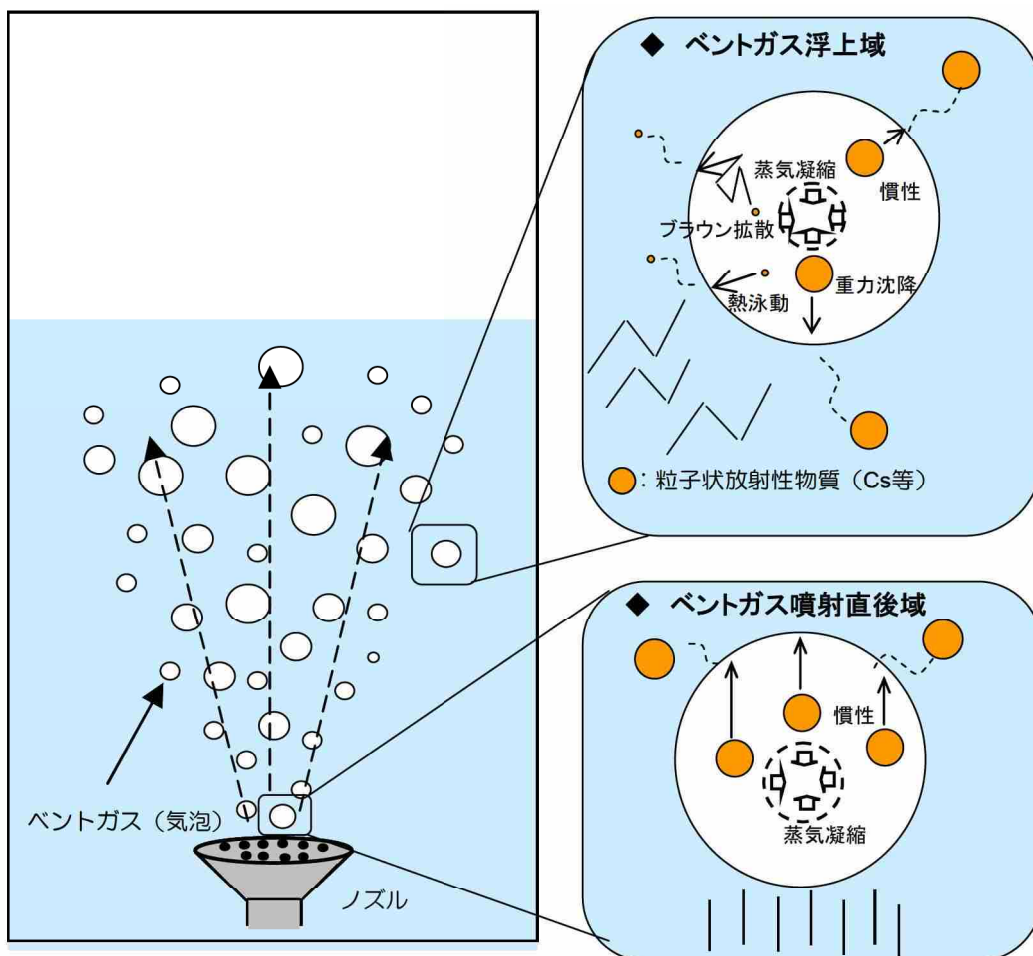
水位：水位が高いほど、水中滞留時間が長くなり、DF は上がる。  
ガス流量：流量が大きいほど、水中滞留時間が短くなり、DF は下がる。

(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

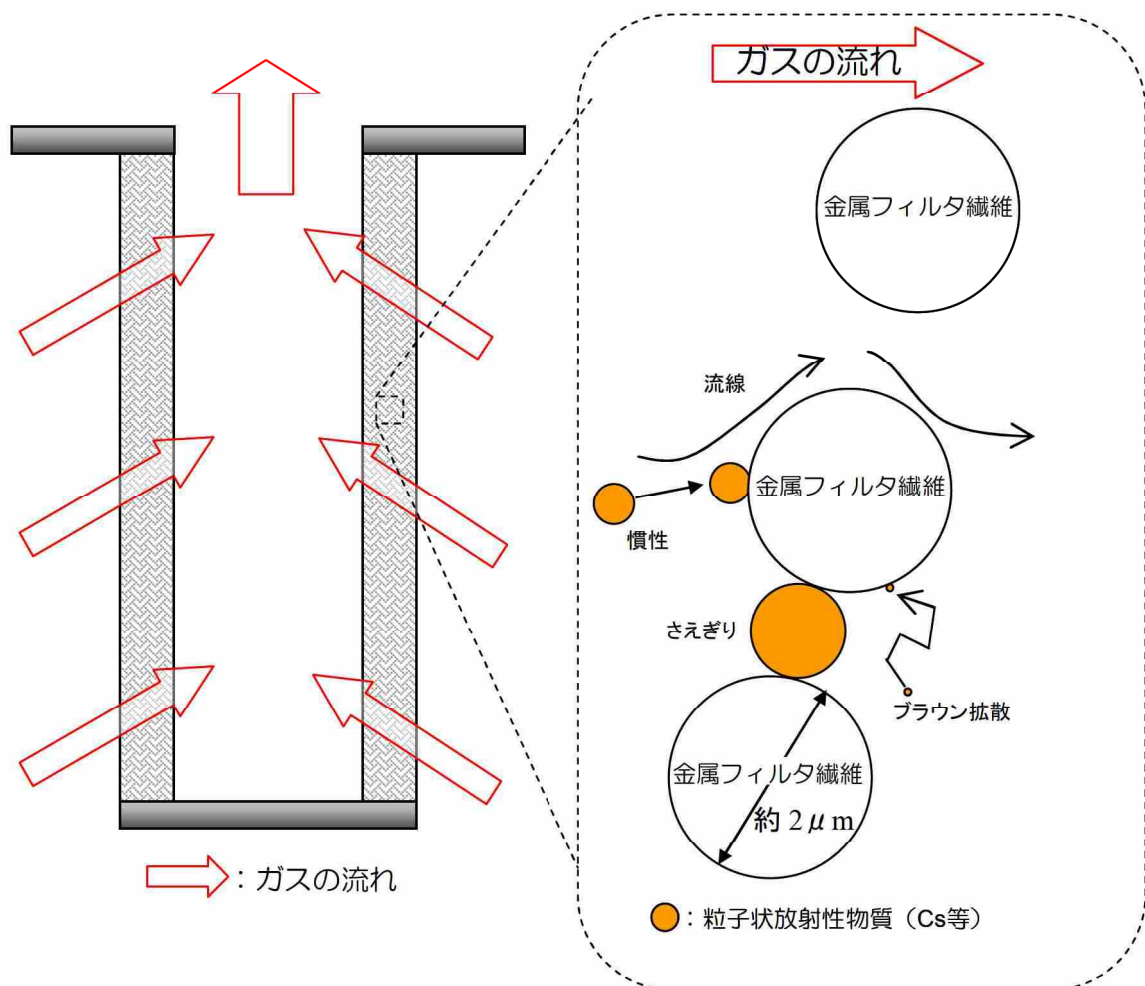
ガス流量：流量が大きいほど慣性力は大きく、DFは上がる。

(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因事象の選定を行い、起因事象に基づく事故シナリオの抽出および分類を行う。その後、重大事故等対策の有効性評価および事故シナリオの選定を行う。

###### (a) 起因事象の選定

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

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

プラント外部で発生する事象については、地震・津波に加え、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・チェ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。

なお、本評価では、コリウムシールドがない状態を仮定し、保守的に溶融炉心からプールへの熱流束は  $800\text{kW/m}^2$  相当で一定（圧力依存なし）としている。

(2) 発生するエアロゾルの種類

格納容器ベント実施時には、核分裂生成物（安定核種を含む）やコンクリート、構造材の一部が格納容器圧力逃がし装置に流入する。これらは格

納容器圧力逃がし装置に流入する際は、希ガスや気体状のよう素を除き、固体（エアロゾル粒子）として存在する。

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

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

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) 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。

a. 炉心状態の想定

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

以下の(a)，(b)に示す通り、平衡炉心（サイクル末期）を想定して格納容器圧力逃がし装置に流入する核分裂生成物量を評価することで、その他の炉心状態を想定した場合の流入量を包絡することができる。

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

(a) 停止時炉内内蔵量

停止時炉内内蔵量は、平衡炉心の燃焼サイクル末期を想定して評価を実施している。

核分裂生成物（エアロゾル粒子として放出される可能性のある核分裂生成物も含む）の量は、運転が進み燃焼度が大きくなるに従い多くなる。平衡炉心（サイクル末期）の燃焼度はその他の炉心状態（初期装荷炉心や取替炉心）の燃焼度に比べ大きいいため、平衡炉心（サイクル末期）の炉内の核分裂生成物内蔵量は、その他の炉心状態の核分裂生成物内蔵量を包絡する値を示す。

(b) 崩壊熱

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

b. 評価に用いる放出割合

格納容器圧力逃がし装置に流入するエアロゾル量は、炉内内蔵量[kg]と、格納容器圧力逃がし装置への放出割合を用いて評価している。

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ており、放出割合は、MAAP コードと NUREG-1465 の知見を利用し評価している。

MAAP コードでは、原子炉格納容器内における振る舞いの違い（揮発のし易さの違い等）を考慮し、放射性物質を複数の MAAP 核種グループに分類しており、格納容器圧力逃がし装置への放出割合を MAAP 核種グループごとに

評価している。

大 LOCA+SBO+全 ECCS 機能喪失シナリオ (W/W ベント) での MAAP 解析による放出割合の評価結果 (事故発生から 168 時間後時点) を第 3.2.2.1.1-5 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壌中放射性核種のサンプリング結果であるが、最も多く検出されているのは高揮発性核種 (セシウムやよう素) であり、多くの中・低揮発性核種は不検出という結果となっている。

また、燃料からの核分裂生成物の放出及び移動挙動に関する実験結果より、各元素の放出挙動は以下のように整理されており<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+SB0+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+SB0+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  
（単位：%）

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

出典：TMI-2 号機の調査研究成果（渡会偵祐，井上康，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 野島の森 (西約500m)*2			【定点③】*1 産廃処分場近傍 (南南西約500m)*2		④5.6号機リセス ビル前 (北約1,000m)*2	⑤固体廃棄物貯 蔵庫1,2棟近傍 (北約500m)*2	⑥南南西 約500m*2	⑦南南西 約750m*2	⑧南南西 約1,000m*2
	試料採取日	3/21	3/25	3/28	3/25	3/28	3/25	3/28	3/25	3/22	3/22	3/22	3/22
分析機関	JAEA	JAEA	日本分析 センター*3	JAEA	日本分析 センター*3	JAEA	日本分析 センター*3	JAEA	JAEA	JAEA	JAEA	JAEA	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
核種	I-131(約8日)	5.8E+06	5.7E+06	3.8E+06	3.0E+06	3.9E+04	1.2E+07	2.6E+06	4.6E+05	3.1E+06	7.9E+05	2.2E+06	5.4E+06
I-132(約2時間)	*4	*4	2.3E+05	*4	1.3E+02	*4	1.5E+05	*4	*4	*4	*4	*4	*4
Cs-134(約2年)	3.4E+05	4.9E+05	5.3E+05	7.7E+04	3.2E+02	3.5E+06	9.7E+05	6.8E+04	9.5E+05	8.7E+03	1.7E+04	1.6E+05	
Cs-136(約13日)	7.2E+04	6.1E+04	3.3E+04	1.0E+04	2.8E+01	4.6E+05	6.9E+04	8.6E+03	1.1E+05	1.9E+03	2.2E+03	2.5E+04	
Cs-137(約30年)	3.4E+05	4.8E+05	5.1E+05	7.6E+04	3.2E+02	3.5E+06	9.3E+05	6.7E+04	1.0E+06	2.0E+04	1.6E+04	1.8E+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68時間)	2.1E+04	ND	ND	ND	ND	6.6E+04	ND	ND	ND	ND	ND	ND	
To-99m(約6時間)	2.3E+04	2.0E+04	ND	ND	ND	4.5E+04	ND	1.8E+03	2.3E+04	ND	ND	8.3E+03	
La-140(約2日)	3.3E+04	3.7E+04	ND	2.3E+03	ND	9.7E+04	ND	2.5E+03	2.1E+05	4.2E+02	6.2E+02	7.8E+03	
Be-7(約53日)	ND	ND	ND	ND	ND	ND	ND	ND	3.2E+04	ND	ND	ND	
Ag-110m(約260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

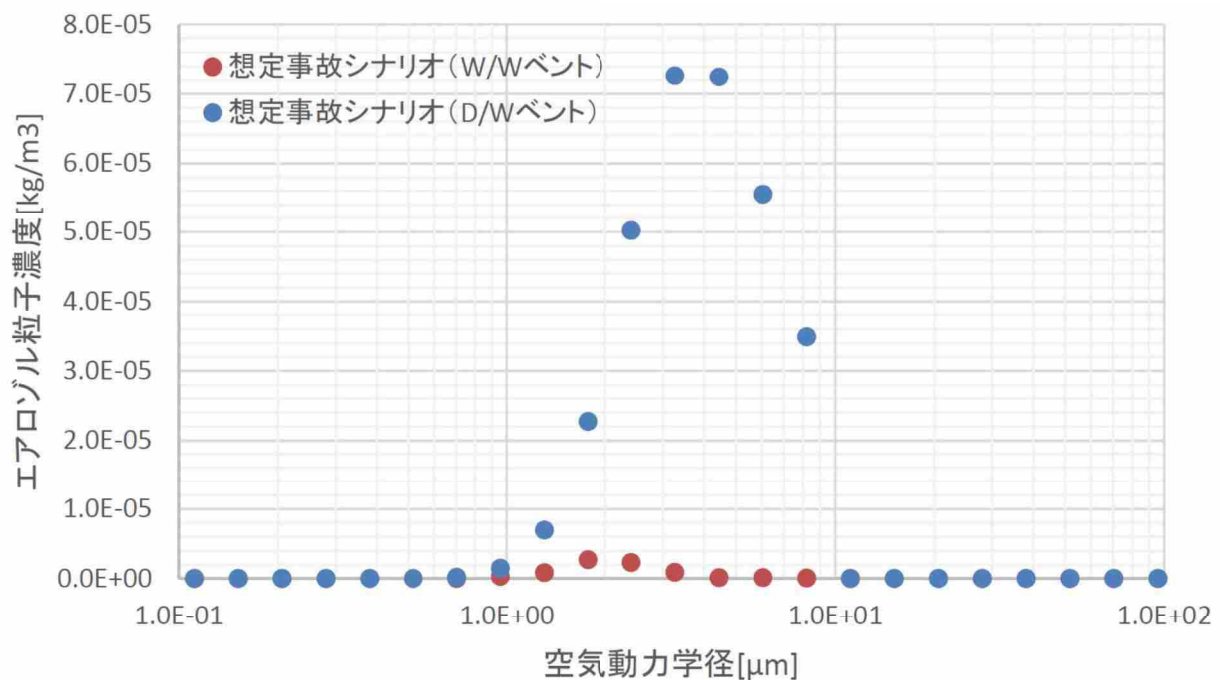
\* Values shown are fractions of core inventory.

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

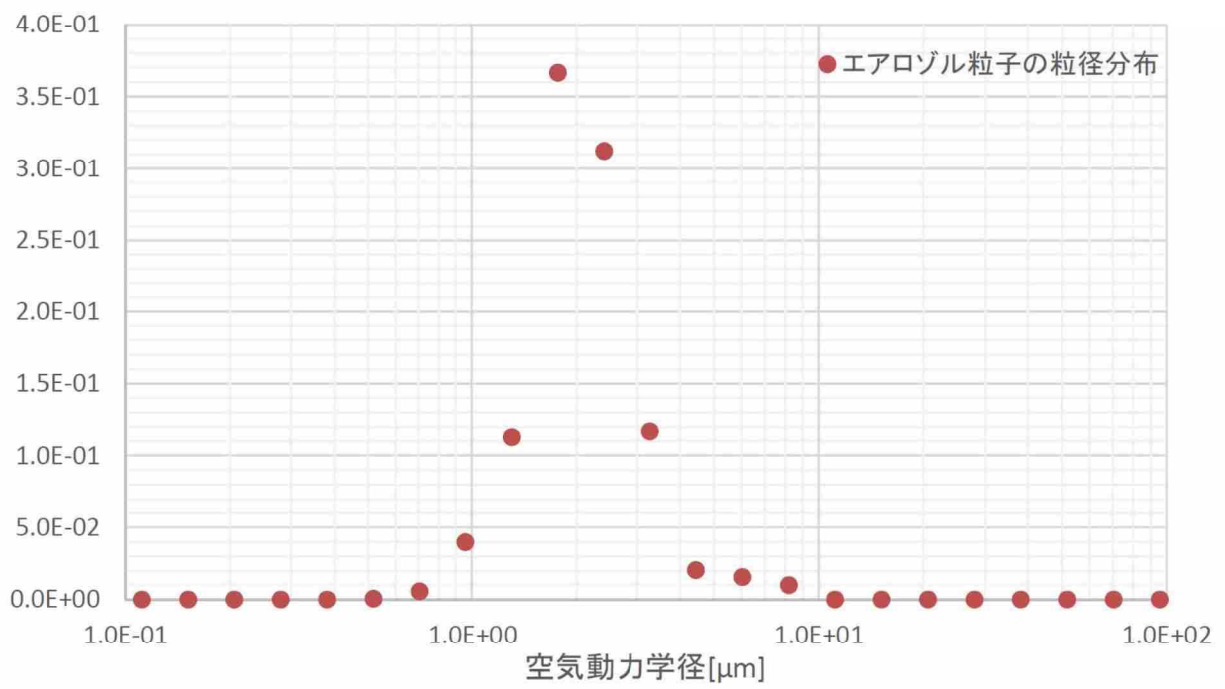
\*\*\* Gap release is 3 percent if long-term fuel cooling is maintained.

(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。

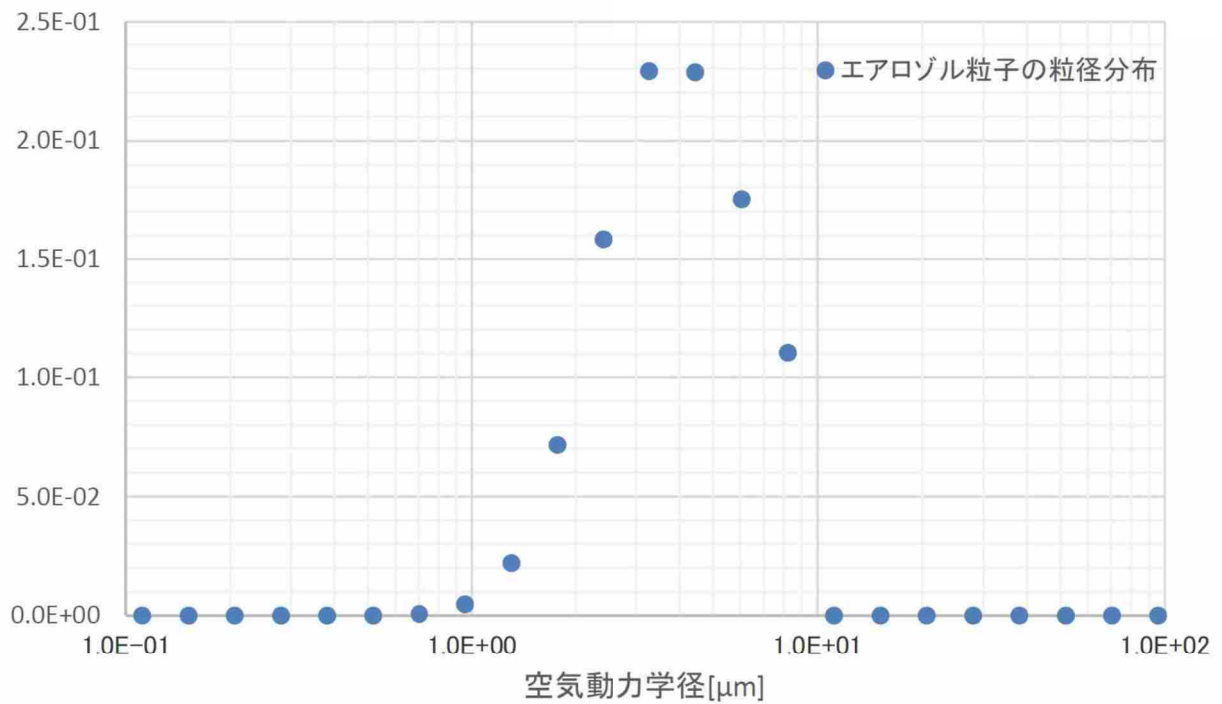


第 3.2.2.1.1-1 図 各事故シナリオのエアロゾル粒子の粒径分布

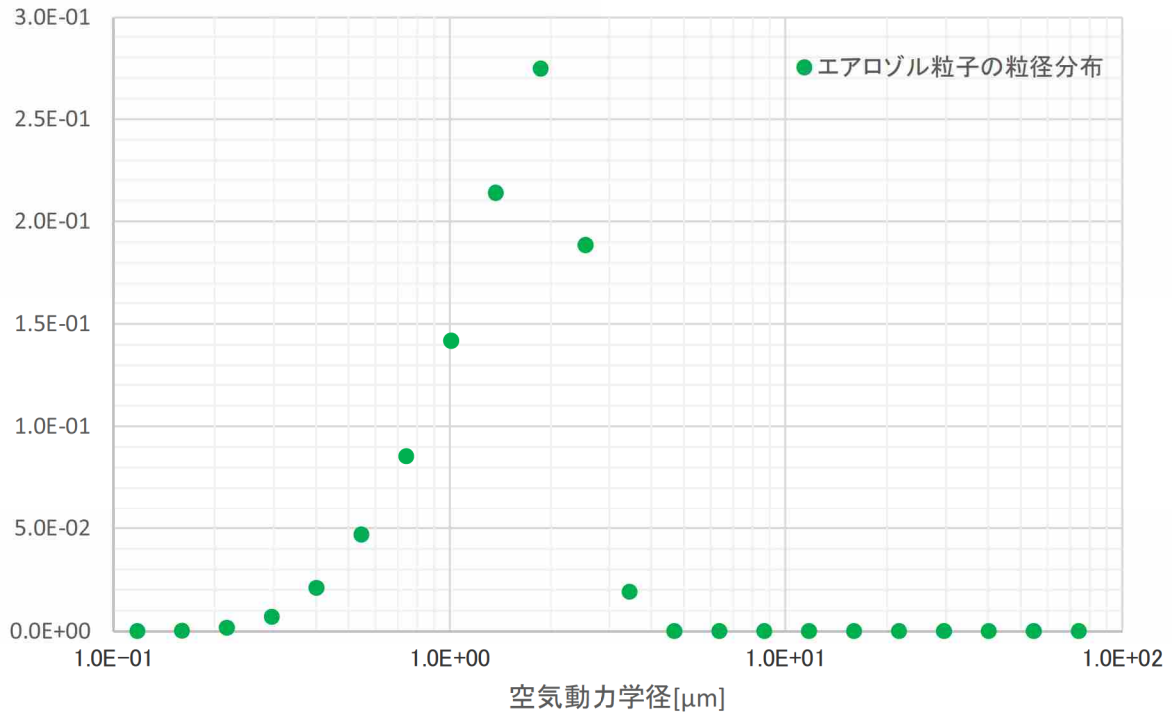


第 3.2.2.1.1-2 図 想定事故シナリオ (W/W ベント) 時のエアロゾル粒子の粒径分布 (規格化後)





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は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。

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

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

$n$  : 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。

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

$X_{1,s}$  : 表面での蒸気マール分率

$X_{2,s}$  : 気泡内の蒸気マール分率

$\delta_D$  : 拡散境界層厚さ

(vi) 熱泳動

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

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

$K_p$  : 粒子熱伝導率

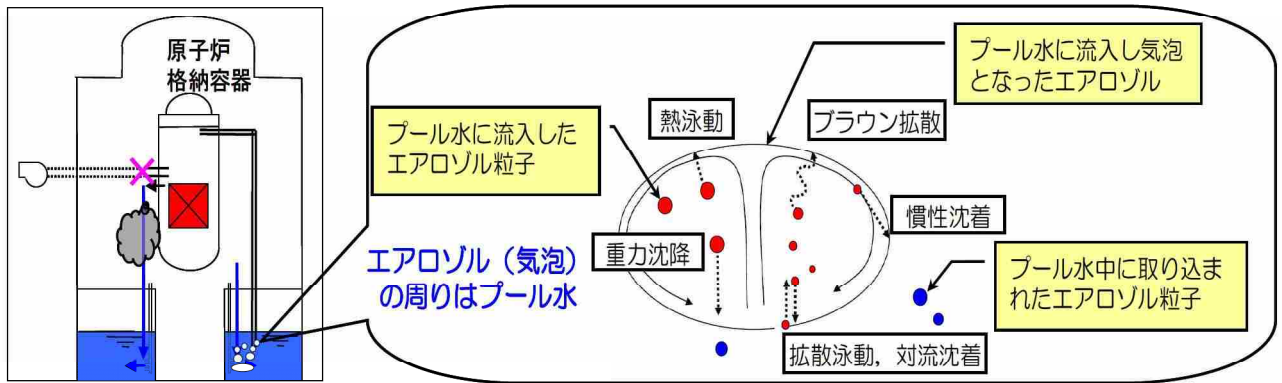
$K_{tG}$  : ガス伝導率の遷移項

$\lambda$  : 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。

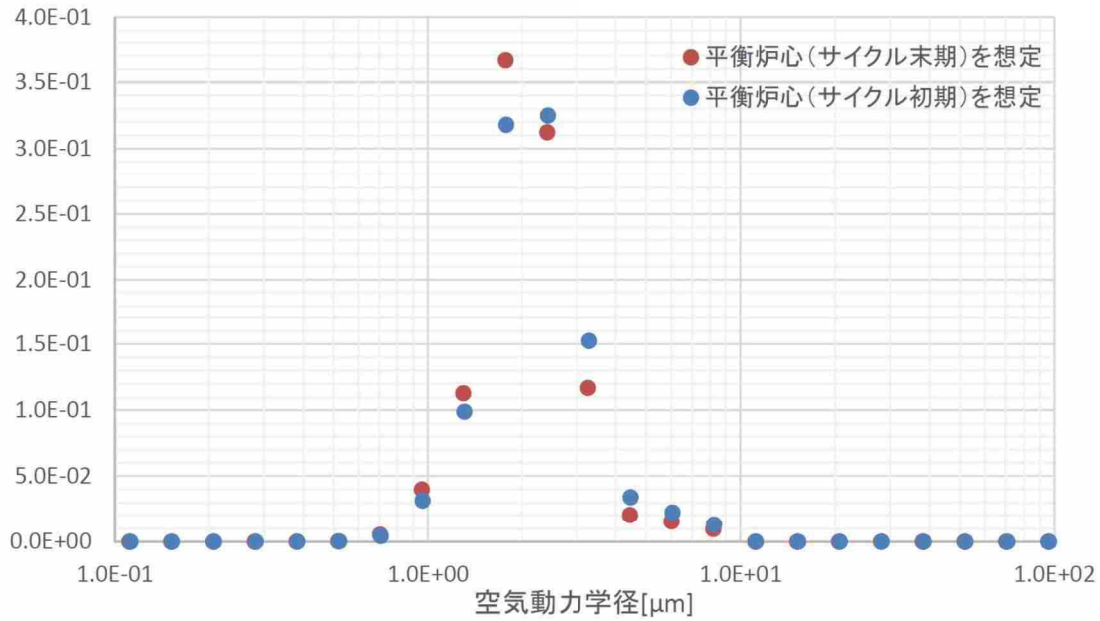
#### (c) 中・低揮発性核種の放出割合の変更

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。

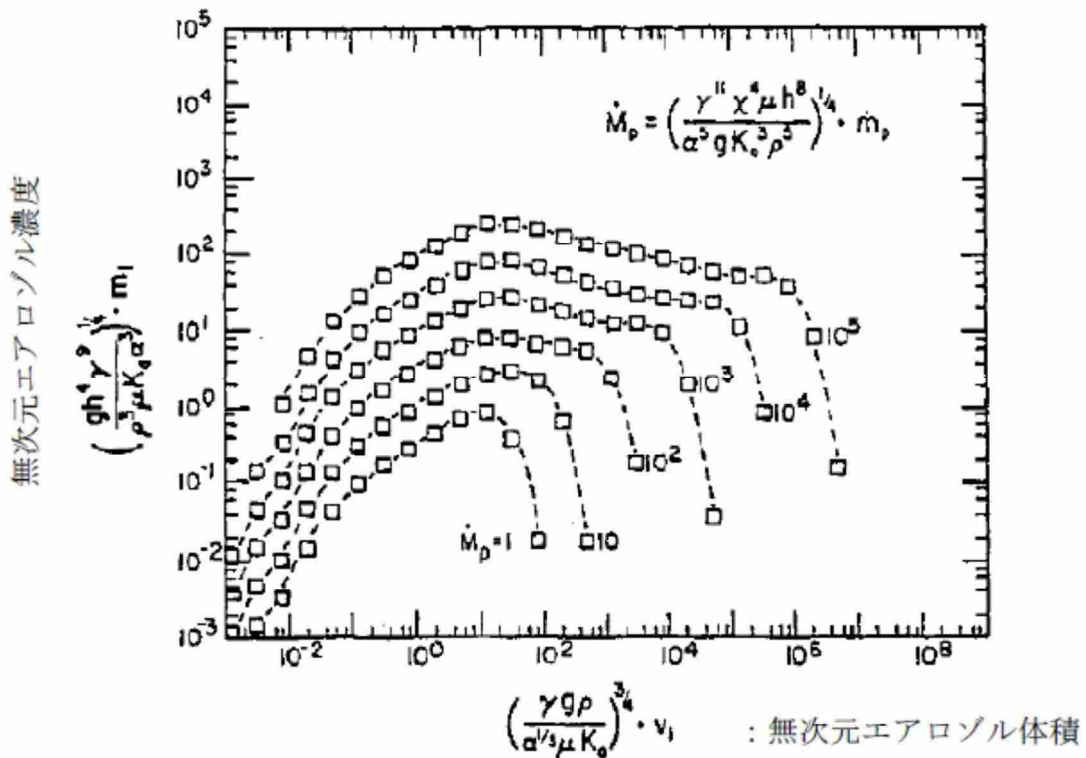
そこで、低揮発性核種の放出割合として MAAP 解析結果を使用しないことによる粒径分布への影響を評価するために、原子炉圧力容器から原子炉格納容器に放出される中・低揮発性核種の量をゼロと仮定した場合の粒径分布を評価した。評価結果を第 3.2.2.1.1-9 図に示す。なお、第 3.2.2.1.1-9 図では、炉心状態として平衡炉心（サイクル初期）を想定している。このように、極めて保守的に評価された場合であっても、粒径分布は大きく変化することはない。

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。



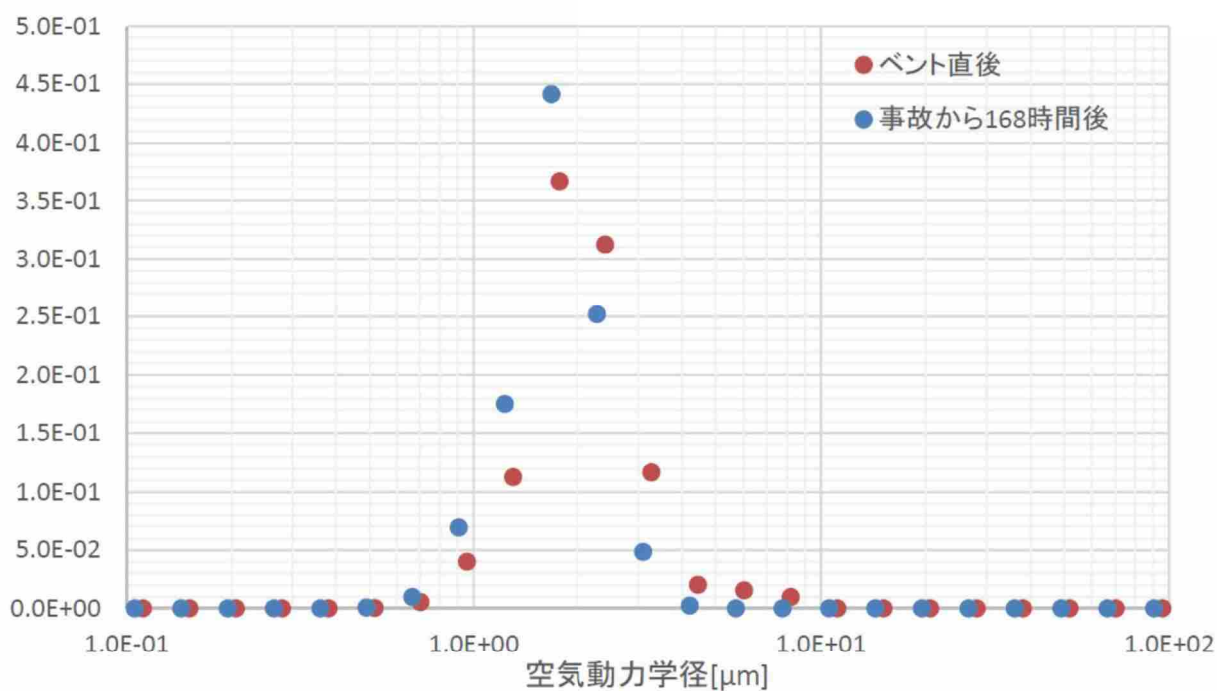


第 3.2.2.1.1-6 図 想定する炉心状態を変更した場合の粒径分布 (規格化後)

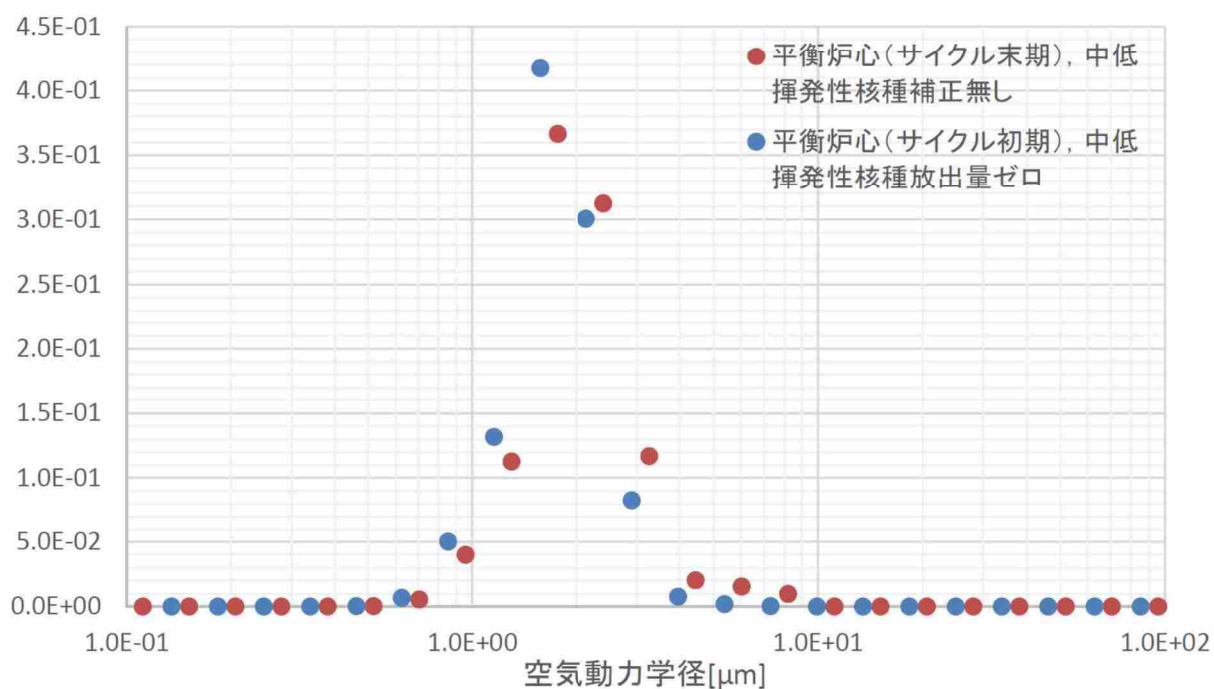


第 3.2.2.1.1-7 図 定常状態における無次元化した粒径分布

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）

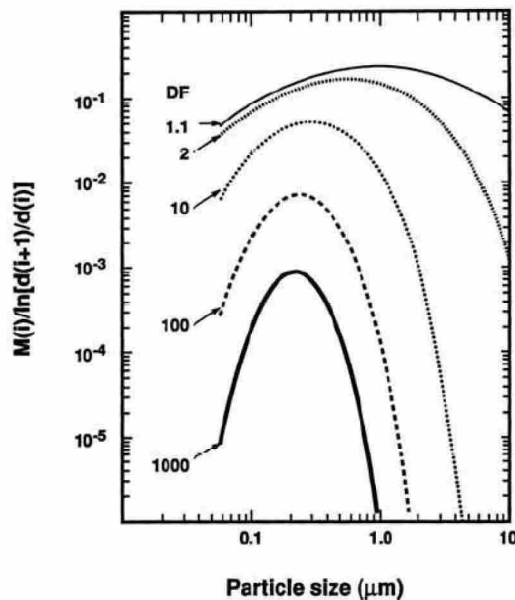
(4) 他の文献での解析例

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。

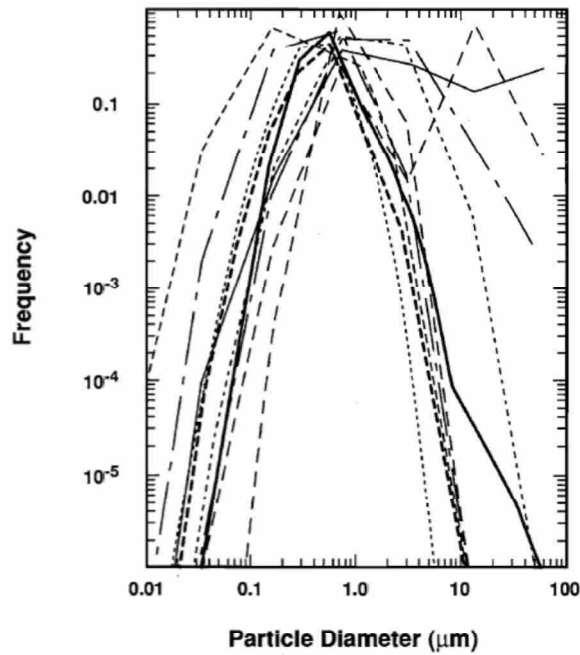
第 3.2.2.1.1-10 図は、格納容器スプレイを実施し続けることによる原子炉格納容器内のエアロゾル粒子の粒径分布の変化の解析結果を示している。図中の DF 値は格納容器スプレイを継続して行うことによる積算の除去効果を表している。積算の除去効果が小さい段階 (DF=1.1) では、エアロゾル粒子は最大値が約  $1\mu\text{m}$  で幅の広い分布を持っているが、格納容器スプレイを継続し積算の除去効果が大きくなると、粒径分布の最大値は小さくなり、また分布の幅も小さくなる傾向が見られる。

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)

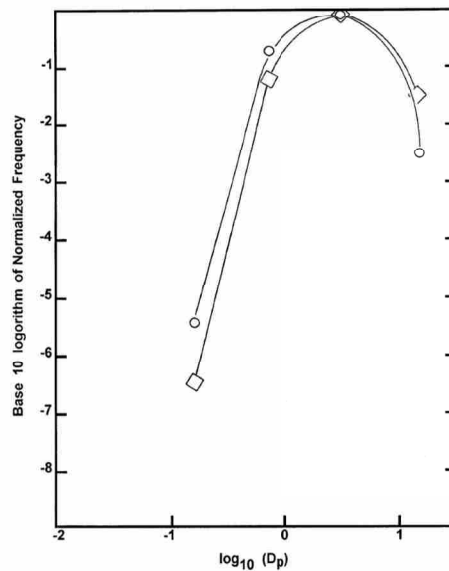


Figure 13. Size distribution of aerosols in the reactor coolant system predicted with the Source Term Code Package

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、溶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

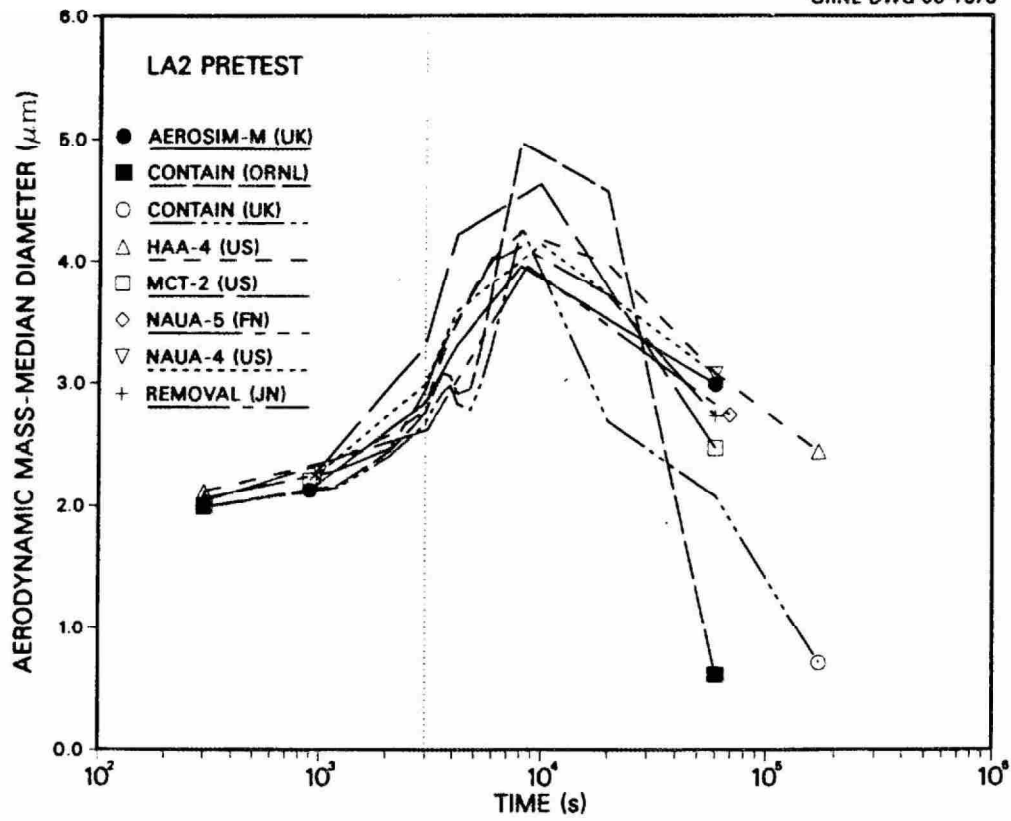


Fig. 11. LA2 pretest calculations — aerodynamic mass median diameter vs time.

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

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  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

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  (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

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  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溶融させており、一次系 (蒸気発生器) を介し原子炉格納容器内に放出されたエアロゾル粒子の粒径を測定している。また、炉心部に装荷する燃料として新燃料を使用した場合 (FPT0) と使用済み燃料を使用した場合 (FPT1, 2, 3) の評価を行っており、各試験でエアロゾル粒子の粒径分布が測定されている。試験装置の概要図を第 3.2.2.1.1-14 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 では溶融デブリからの低揮発性核種や超ウラン元素の放出に関する定量的検討を行うことを目的としており、原子炉格納容器は模擬されておらず、試験目的の中に原子炉格納容器内粒径分布の調査は含まれていない。

#### 【粒径分布に関連する主な試験結果】

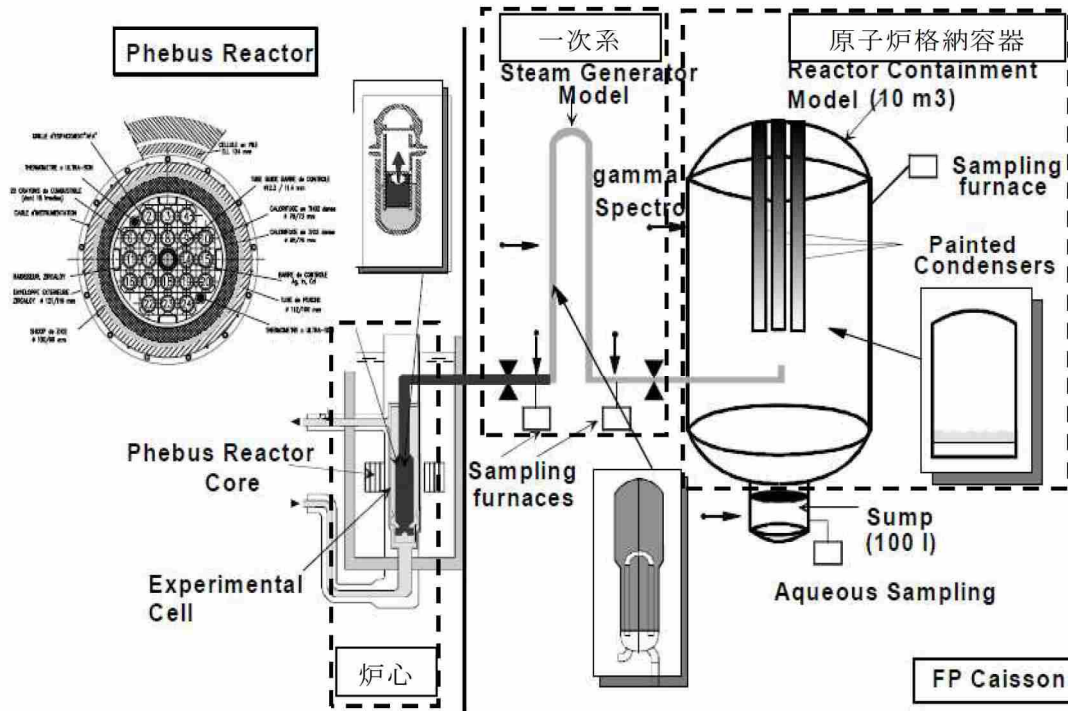
- ・ FPT0 と FPT1 の粒径分布は対数正規分布によく一致
- ・ FPT0 の平均粒径 (AMMD) は、燃料集合体崩壊の最終時点で  $2.4 \mu\text{m}$  (最終的に  $3.35 \mu\text{m}$  で安定)
- ・ FPT1 におけるエアロゾル粒径は  $3.5 \mu\text{m}$  から  $4.0 \mu\text{m}$  の間
- ・ FPT0 と FPT1 の双方の試験の対数正規分布の幾何標準偏差は約 2.0 でほぼ一定
- ・ FPT2 の粒径分布は FPT1 の粒径分布と類似<sup>※5</sup> <sup>※6</sup>
- ・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

--

### 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%×3%)

3.2.2.2 事故時のフィルタ装置のパラメータ変化

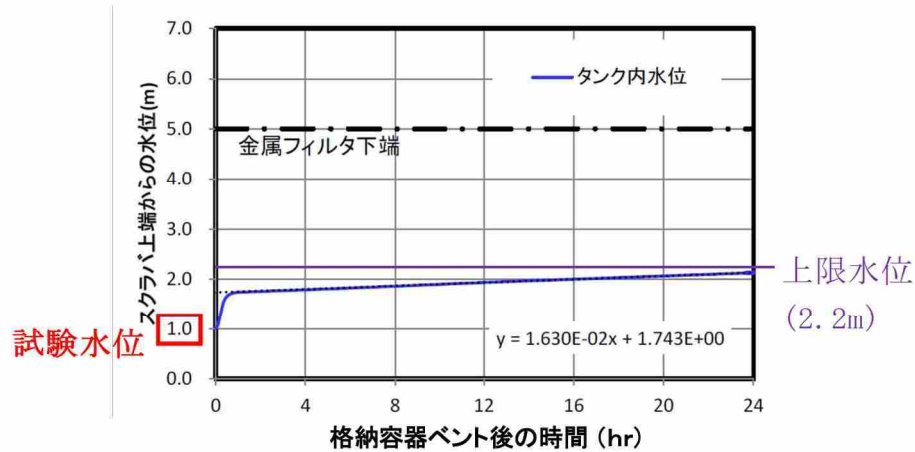
(1) 水位変化の影響

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

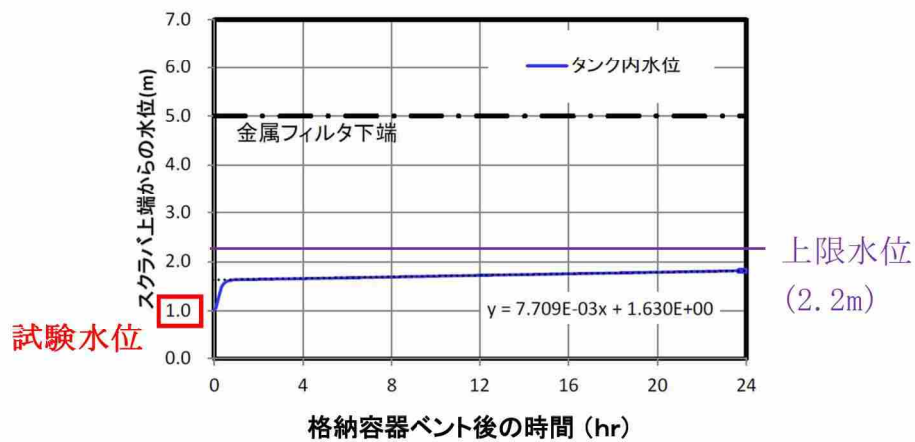
30.0℃が継続した場合の評価をそれぞれ実施した。

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。

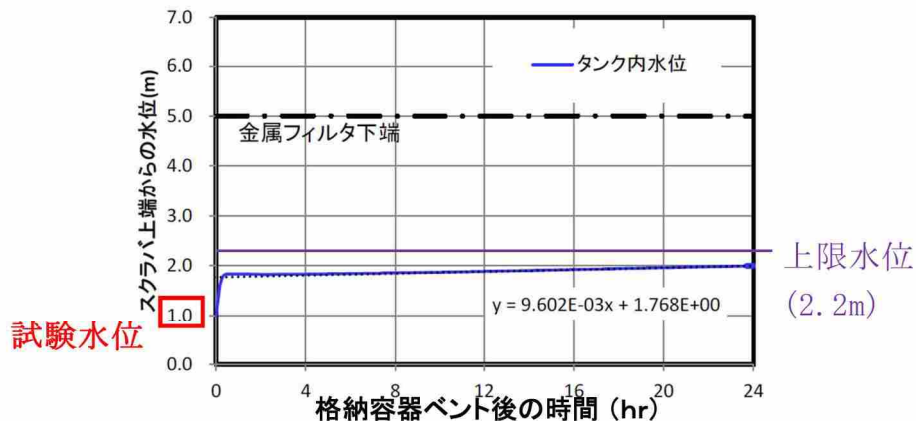
性能試験では、スクラバ水位を 1m と設定として試験を実施しているため、保守的な設定である。



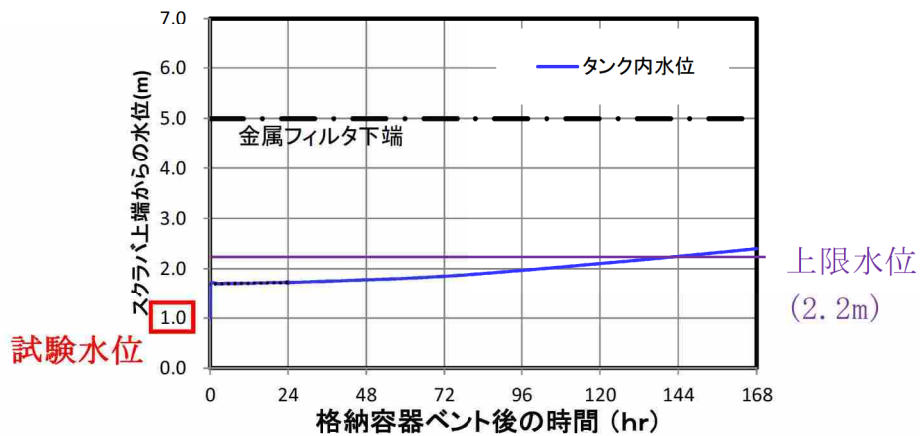
第 3.2.2.2-1 図 外気温度-11.3℃における評価結果 (W/W ベント)



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。

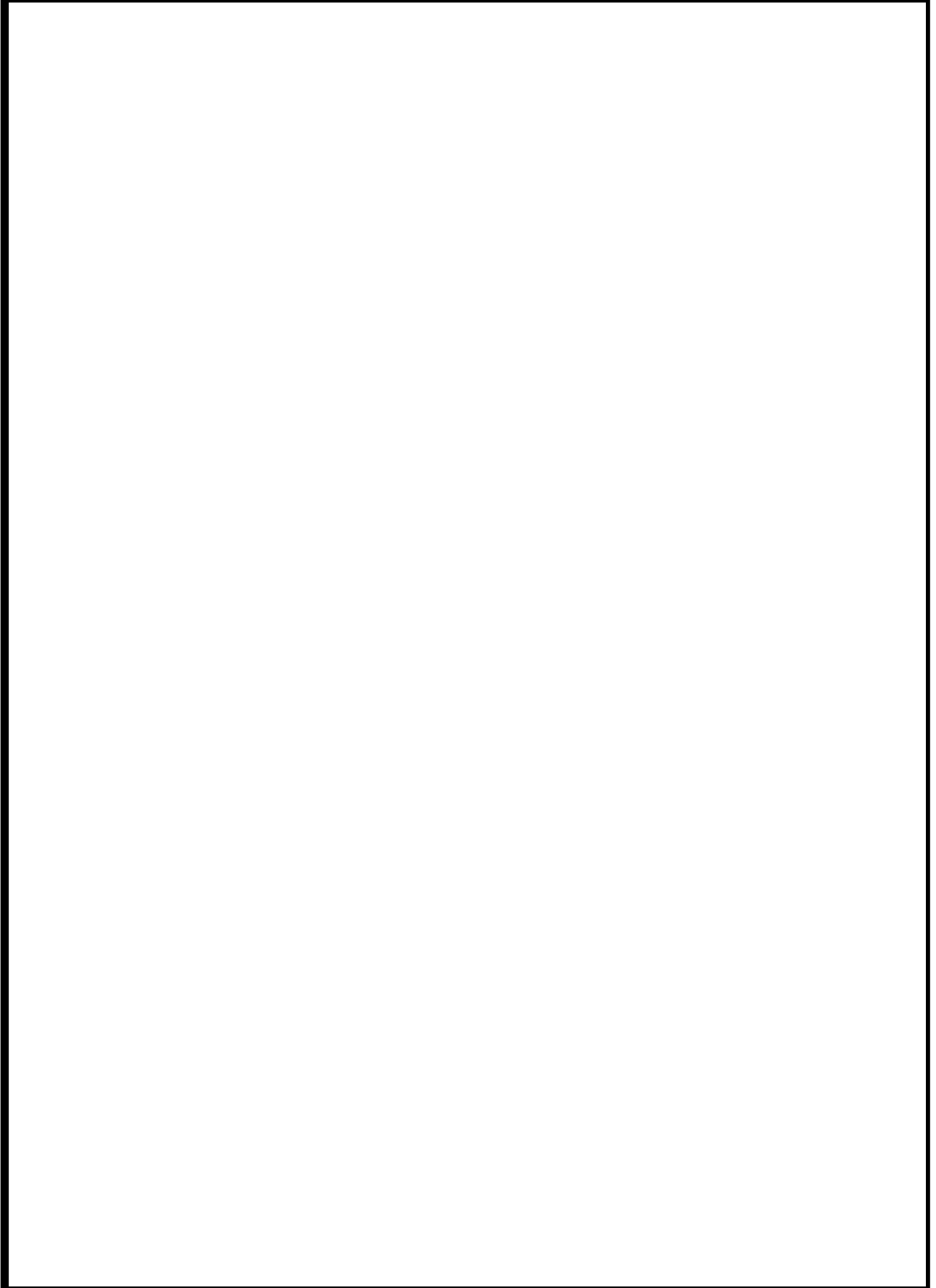
また、最もスクラバ水の蒸発量が大きく、凝縮水の発生量が小さい（つまりスクラバ水量が減少しやすい）D/W ベントで外気温度が 30℃のケースにおいても、スクラバ水位は増加を続け、格納容器ベント開始後 137 時間後に上限水位に到達し、水抜き操作を実施することとなる。水抜き操作を実施すると、スクラバ水に含まれていた放射性物質が原子炉格納容器に移送されるため、スクラバ水中の崩壊熱量は減少し、水位上昇速度は大きくなる。そのため、本シナリオにおいて、スクラバ水の補給が必要となることはない。

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】



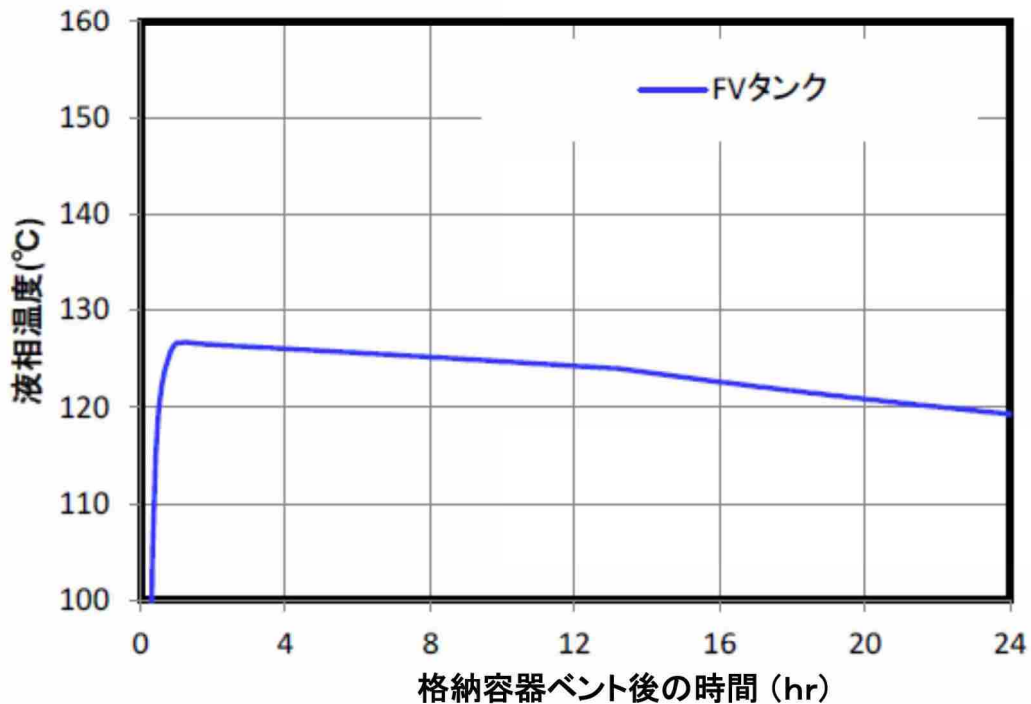
(2) 温度変化の影響

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°C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。



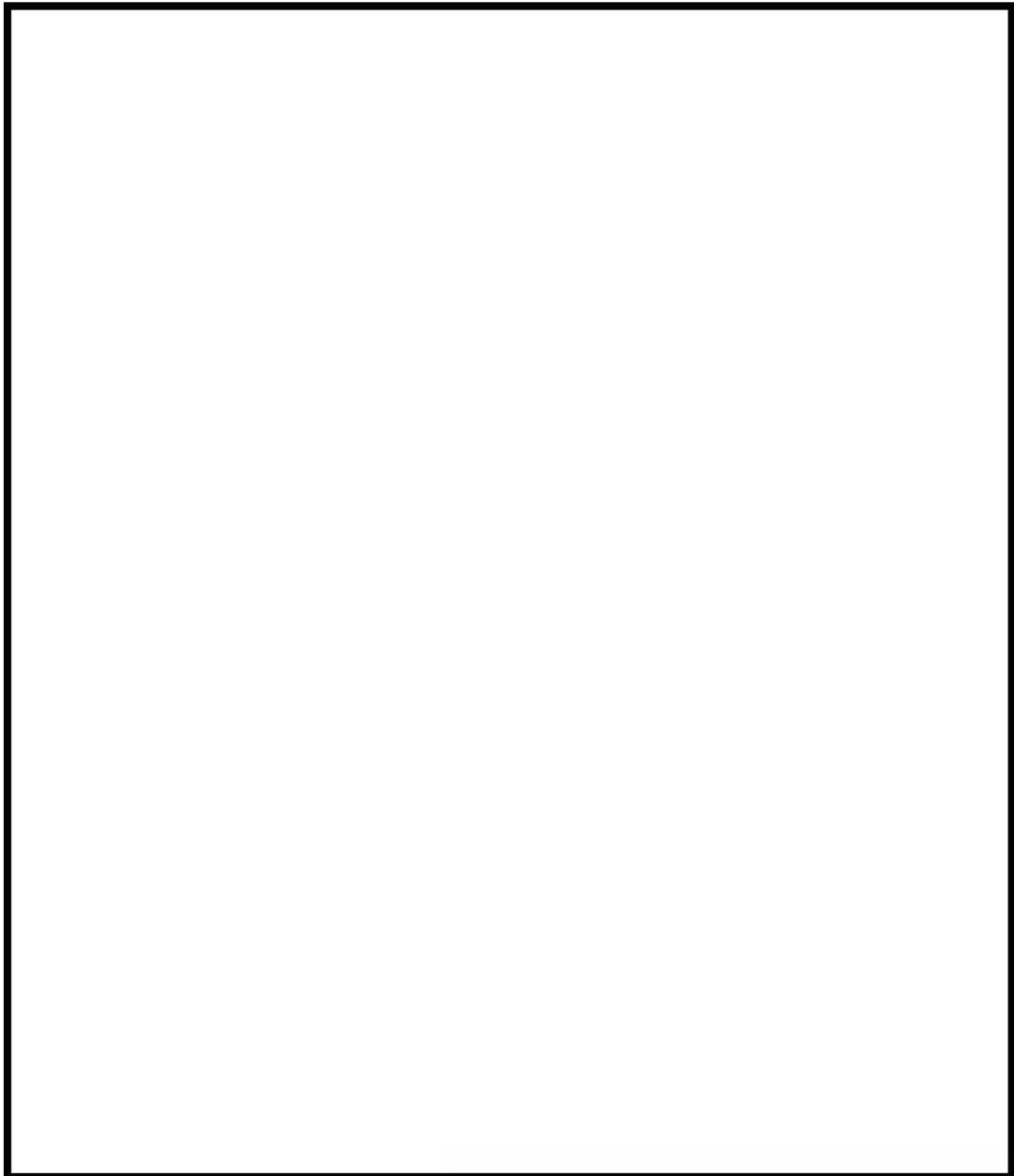
第 3. 2. 2. 2-5 図 スクラバ水温度の評価結果

(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 37,000m<sup>3</sup>/h のベントガス流量となる。



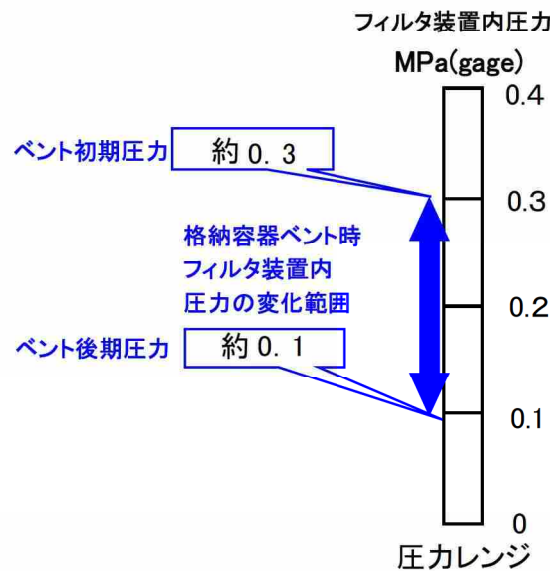
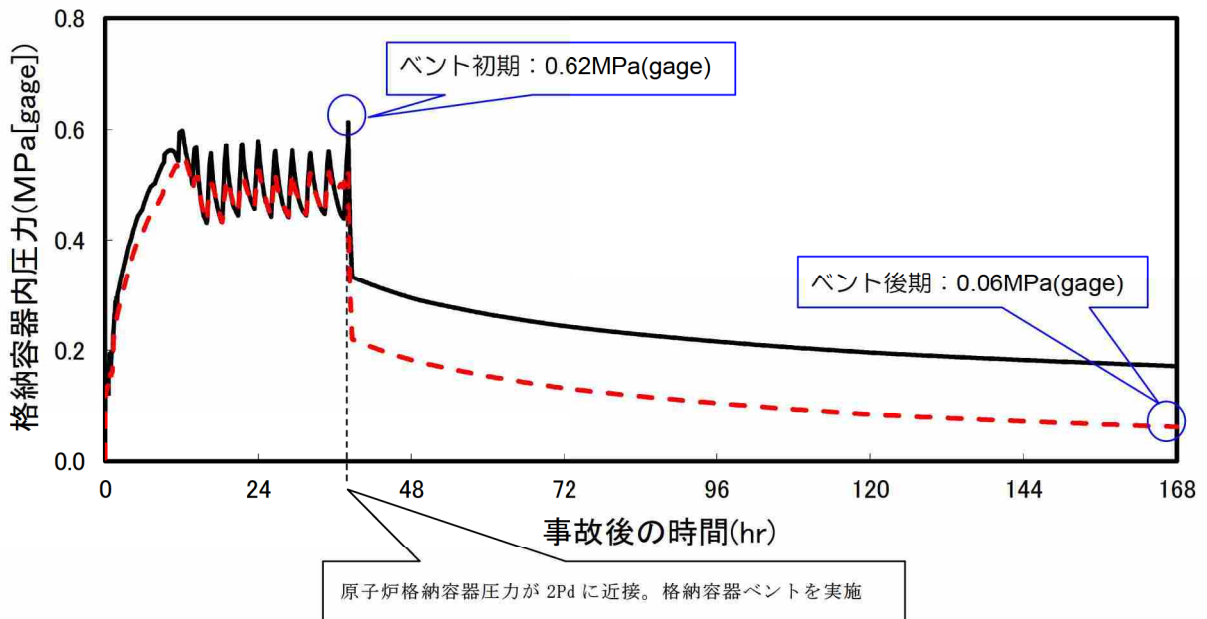
第 3.2.2.2-6 図 ベントガス流量の評価結果

(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

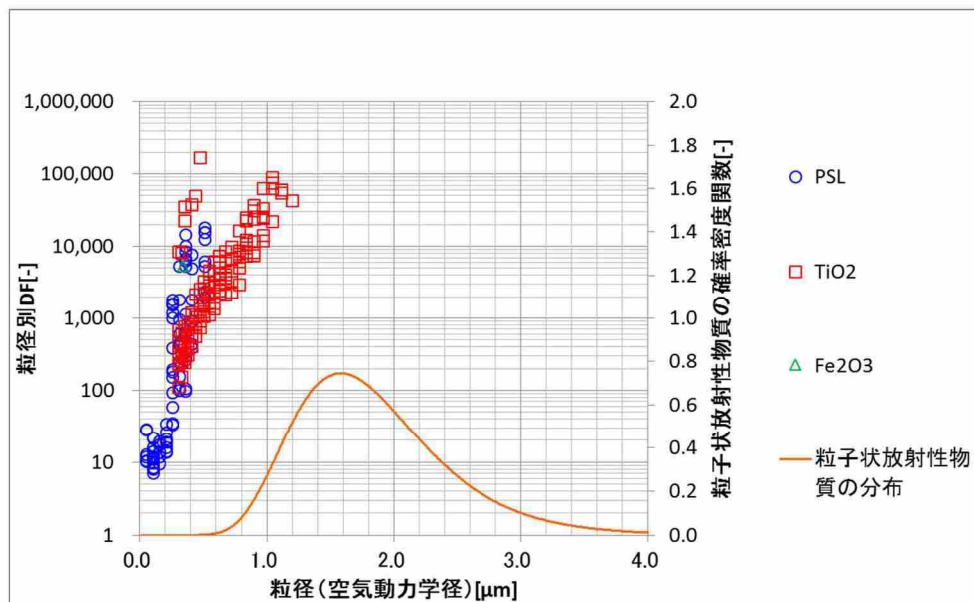
### 3.2.2.3 除去性能試験結果

#### 3.2.2.3.1 エアロゾル除去性能試験

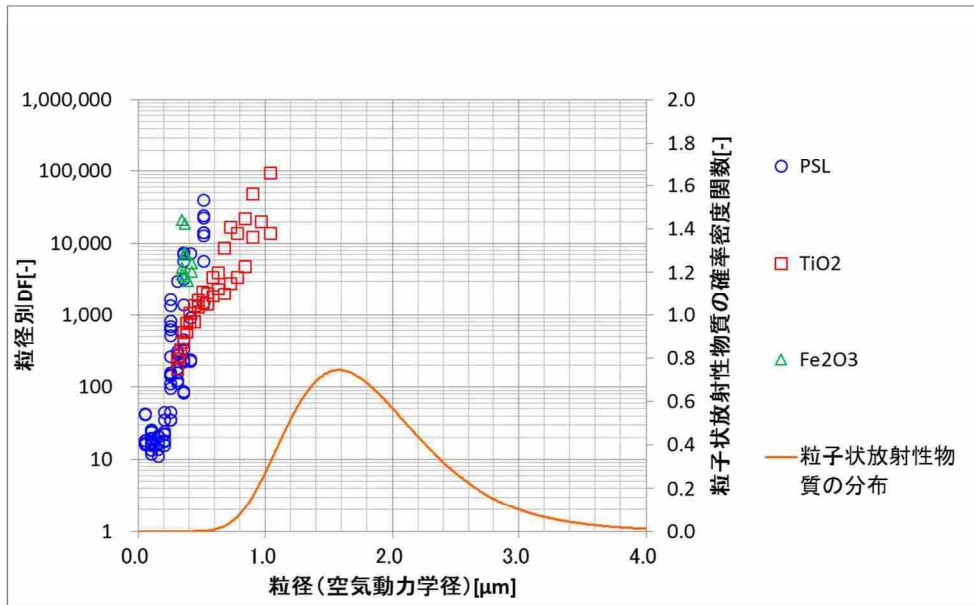
エアロゾル除去性能試験結果を第 3.2.2.3.1-1 図から第 3.2.2.3.1-3 図に示す。

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。

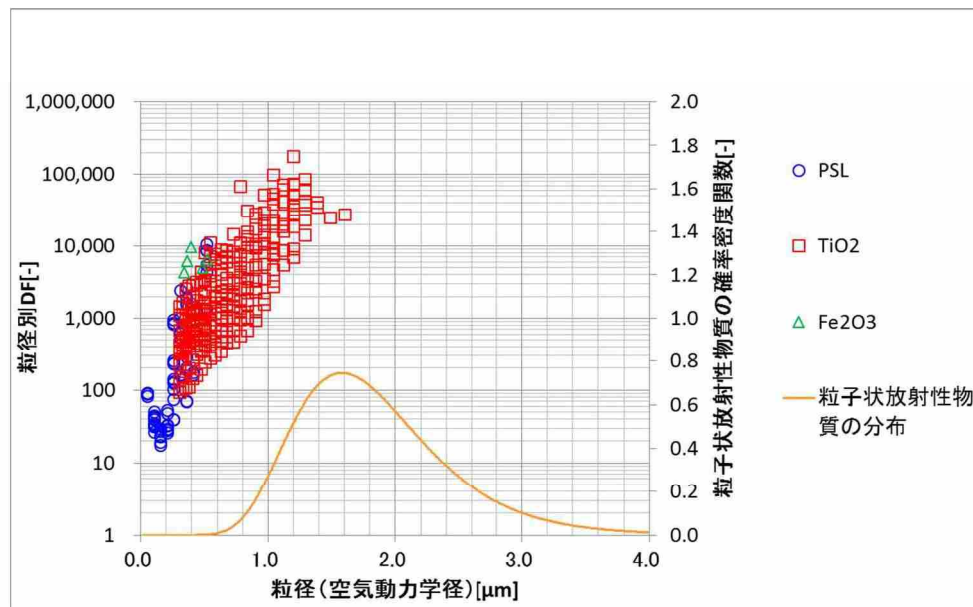
有効性評価のシナリオ（大 LOCA+SBO+全 ECCS 機能喪失，W/W ベント）において想定される放射性粒子の粒径分布に対して、全ての試験ケースにおいて、存在する粒子径に対するトータルの除染係数 DF（オーバーオール DF）が 1000 以上となることを確認できた。そのため、実機においても DF1000 以上を期待できると考えられる。なお、オーバーオール DF の評価値は、『別紙 6.6. オーバーオール DF』に記載している。



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)



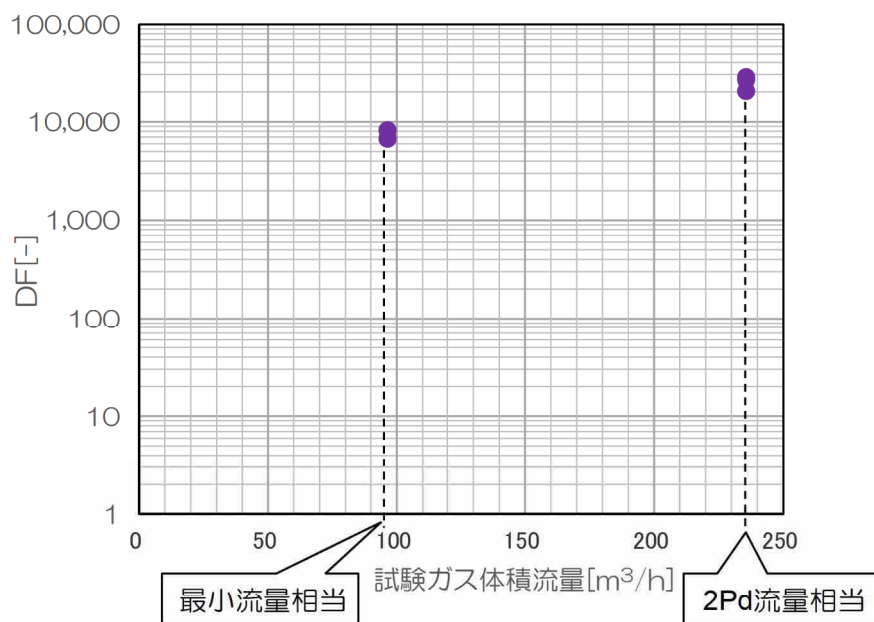
第 3. 2. 2. 3-3 図 除去性能試験結果 (最小流量相当)

### 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。

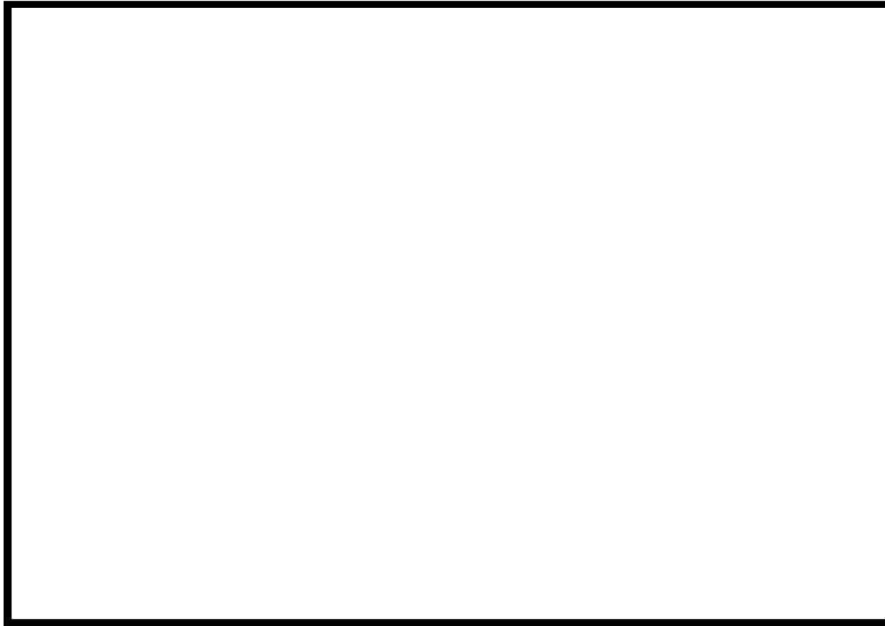
第 3.2.2.3.2-1 図の試験では, 無機よう素除去性能とガス流量との関係を確認するため, ガス流量を試験パラメータとした。スクラバ水の pH は 13 で固定とした。試験の結果より, 無機よう素除去は, ガス流量が大きい方が DF が大きくなることが確認できた。

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)

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。



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

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



### 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

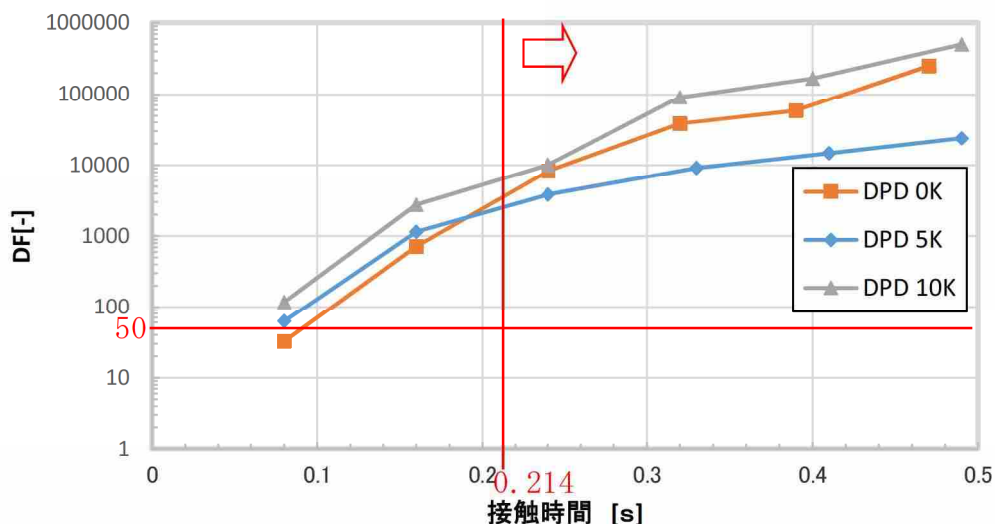
よう素フィルタの吸着材である銀ゼオライトは、ベントガスの露点温度差が大きいほど、またベントガスと吸着材の接触時間が大きいほど、よう素の除去性能が大きくなる性質がある。

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>



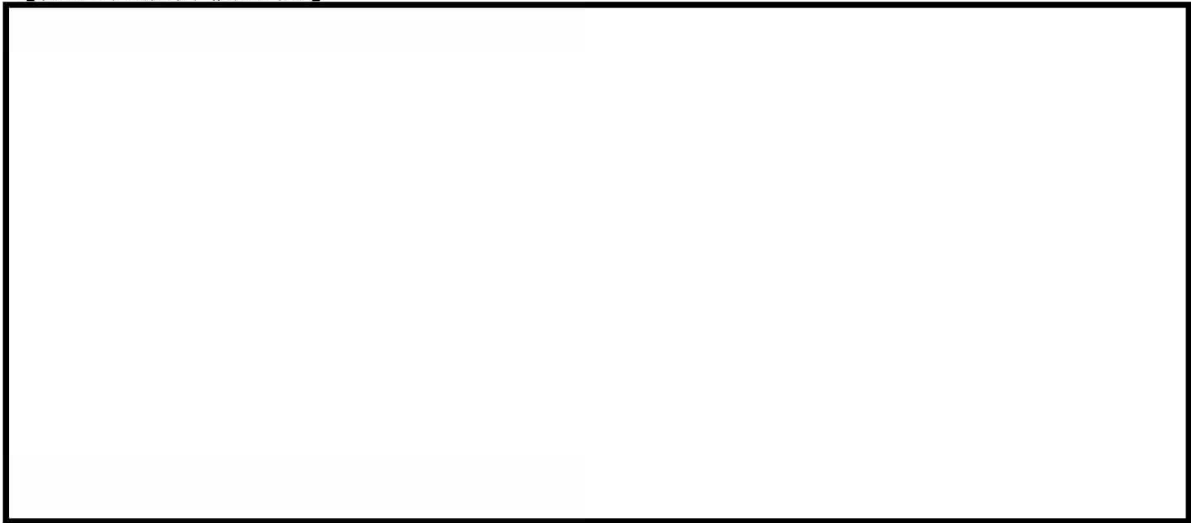
※接触時間 0.24[s]以上のデータで、露点温度差 0[K]と 5[K]の性能が逆転しているが、これは供給したヨウ化メチルの量に対して、DFが大きすぎることによる計測上の誤差であると考えられる。

第 3.2.2.3.3.1-1 図

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

本試験では、試験装置を恒温室内に設置し、吸着材と試験ガスが同一の温度になった後にヨウ化メチルを供給することとしている。ヨウ化メチルには微量の放射性ヨウ素（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。

(吸着層総有効面積) = [ ] (1)

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

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

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

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	ベントガス質量 流量:4.5[kg/s]**2	ベントガス質量 流量:2.5[kg/s]**3
		二次隔離弁:調整開**1 ベントガス組成: 水蒸気(7%), 水素 (34%), 窒素(59%)**4	二次隔離弁:調整開**1 ベントガス組成: 水蒸気(100%)	二次隔離弁:調整開**1 ベントガス組成: 水蒸気(100%)
6号	ベントガス 体積流量 [m³/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 [m³/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。