

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉

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

平成26年8月

東京電力株式会社

<目次>

1. 概要	4
1.1 設置目的	4
1.2 設備構成の概略	5
1.2.1 機器配置	5
1.2.2 系統概要図	9
1.3 設備性能の概略	12
1.3.1 設備の使用方法の概略	12
1.3.2 放射性物質除去性能の概略	12
2. 設計方針	13
2.1 設計条件	13
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）	14
2.2.1 フィルタ装置本体構造	14
2.2.1.1 容器	14
2.2.1.2 内部構造物	18
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	32
2.3 附帯設備	36
2.3.1 格納容器圧力逃がし装置電源設備	36
2.3.1.1 概要	36
2.3.1.2 電源供給負荷	36
2.3.1.3 単線結線図	39
2.3.1.4 電源設備の多重性又は多様性及び独立性	41
2.3.2 格納容器圧力逃がし装置計測制御設備	44
2.3.2.1 概要	44
2.3.2.2 計測設備の目的	44
2.3.2.3 計測設備の仕様について	49
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	53
2.3.3 格納容器圧力逃がし装置給水設備	55
2.3.3.1 機能	55
2.3.3.2 設備構成及び仕様	55
2.3.4 格納容器圧力逃がし装置ドレン設備	57
2.3.4.1 機能	57
2.3.4.2 設備構成及び仕様	57

2.3.5	格納容器圧力逃がし装置窒素パーージ設備	65
2.3.5.1	機能	65
2.3.5.2	設備構成及び仕様	65
3.	フィルタ装置の性能	70
3.1	フィルタ装置による放射性物質の除去原理	70
3.1.1	粒子状放射性物質の除去原理	70
3.1.1.1	水スクラバによる除去	70
3.1.1.2	金属フィルタによる除去	72
3.1.2	ガス状放射性物質の除去原理	73
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	73
3.1.2.2	格納容器圧力逃がし装置での除去	73
3.2	性能検証	75
3.2.1	性能検証試験の概要	75
3.2.1.1	試験設備の概要	75
3.2.1.2	試験条件とその設定根拠	77
3.2.2	粒子状放射性物質の除去性能	81
3.2.2.1	想定されるエアロゾル	81
3.2.2.2	事故時のフィルタ装置のパラメータ変化	109
3.2.2.3	除去性能試験結果	115
3.2.2.4	フィルタ装置の継続使用による性能への影響	117
3.2.3	ガス状放射性物質の除去性能	118
3.2.3.1	格納容器圧力逃がし装置へ流入するよう素量	118
4.	格納容器圧力逃がし装置の設備操作と操作性	120
4.1	格納容器圧力逃がし装置の設備操作	120
4.1.1	中央制御室及び現場での操作内容	120
4.1.2	中央制御室及び現場でのパラメータ監視	131
4.2	格納容器圧力逃がし装置の操作性	136
4.2.1	ベント弁操作エリア	136
4.2.1.1	ベント時の被ばく評価（線量分布）	136
4.2.1.2	ベント後の被ばく評価（線量分布）	136
4.2.2	フィルタ装置遮へい壁周辺	137
4.2.2.1	ベント時の被ばく評価（線量分布）	137
4.2.2.2	ベント後の被ばく評価（線量分布）	137
4.3	水素燃焼防止に関する設備操作	139
5.	設備の維持管理	143
5.1	点検方法	143
5.2	試験方法	147
6.	規制基準への適合性	151

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	151
6.1.1	第38条(重大事故等対処施設の地盤)	151
6.1.2	第39条(地震による損傷の防止)	152
6.1.3	第40条(津波による損傷の防止)	152
6.1.4	第41条(火災による損傷の防止)	153
6.1.5	第43条(重大事故等対処設備)	155
6.1.6	第48条(最終ヒートシンクに熱を輸送するための設備)	158
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)	158
7.	原子炉格納容器圧力逃がし装置の設計基準事象に対する耐性	163
7.1	地震, 津波以外の自然現象	163
7.1.1	風(台風)	163
7.1.2	竜巻	164
7.1.3	積雪	177
7.1.4	低温	180
7.1.5	落雷	180
7.1.6	火山	183
7.2	その他事象	186
7.2.1	外部火災	186
7.2.2	内部火災	191
7.2.3	内部溢水	191
7.2.4	航空機墜落(偶発的事象)	193
8.	原子炉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	194
8.1	航空機衝突(意図的事象)	194
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	198
別紙2	格納容器圧力逃がし装置 計測設備の概略構成図	204
別紙3	放射線検出器の計測上限及び放射性物質濃度算定の考え方	213
別紙4	フィルタ装置水素濃度計の計測時間遅れについて	215
別紙5	エアロゾル計測装置の計測原理	218
別紙6	除去性能試験について	222
別紙7	ベント初期に対向流が発生する可能性について	235
別紙8	格納容器圧力逃がし装置の排気を排気筒ではなく、原子炉建屋の上から放出する理由について	236
別紙9	設備の維持管理についての補足事項	240
別紙10	弁の操作方法について	241

1. 概要

1.1 設置目的

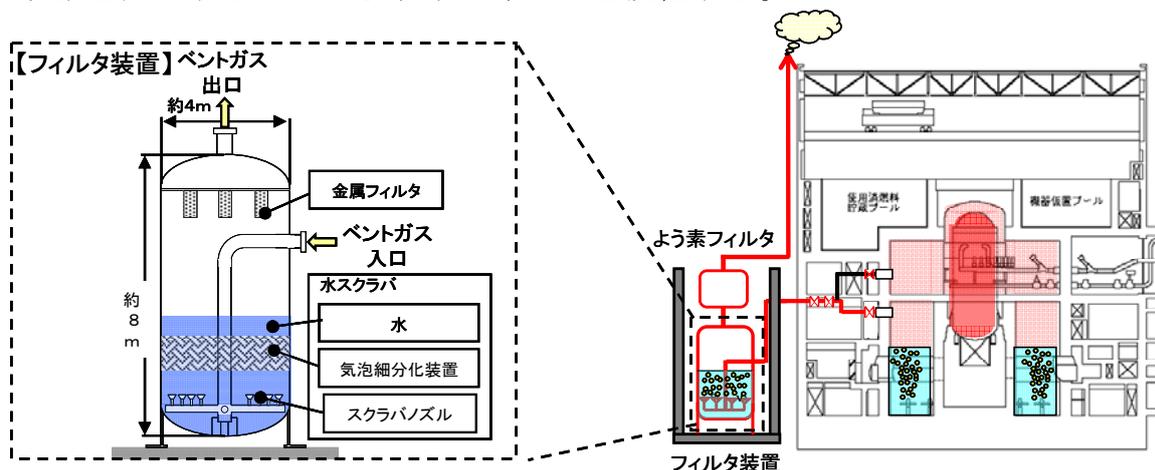
【格納容器圧力逃がし装置】【代替格納容器圧力逃がし装置】

格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器内の圧力及び熱を外部へ放出し、格納容器の圧力及び温度を低下させることで、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エルの排気ラインを経由して排出する排気ガスに含まれる放射性物質を低減することで、格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置の使用時の環境への影響を緩和する。

また、格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置は、格納容器内に滞留する水素ガスを環境へ放出する機能、及び、設計基準事故対処設備に係る最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合で、かつ残留熱除去系の使用が不可能な場合において、炉心の著しい損傷又は格納容器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、排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、自主的な安全性向上対策として、フィルタ装置の下流に、排気ガスに含まれるよう素を除去するためのよう素フィルタを設置する。



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

1.2 設備構成の概略

1.2.1 機器配置

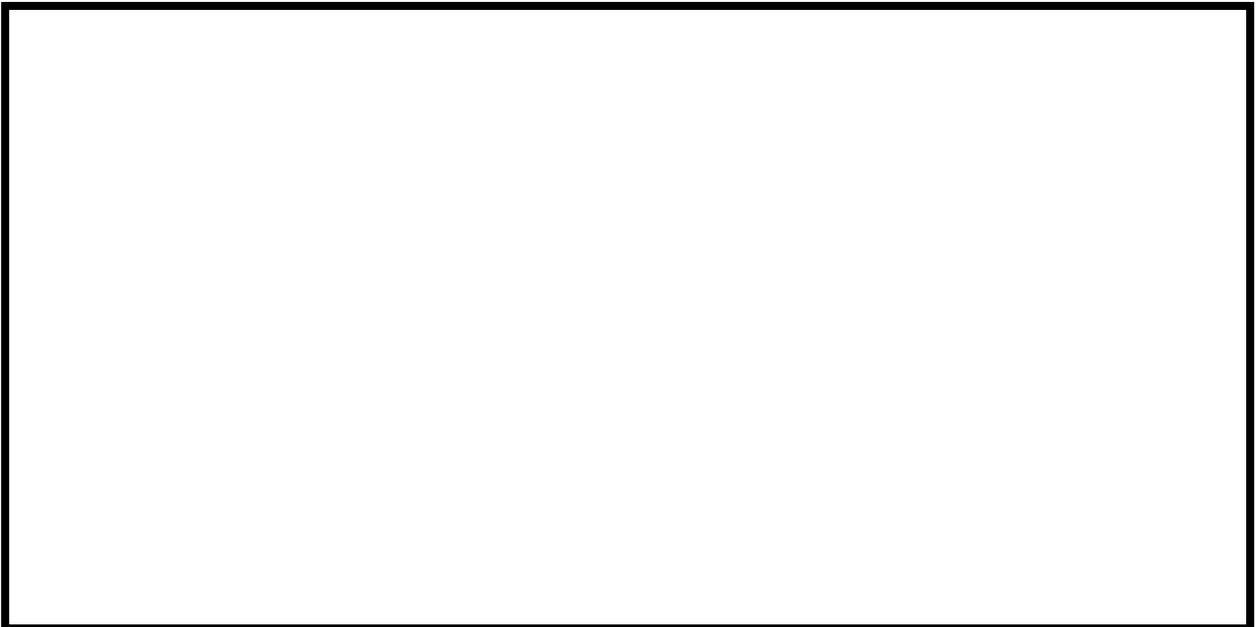
【格納容器圧力逃がし装置】

格納容器圧力逃がし装置は、フィルタ装置、圧力開放板、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 1.2.1-5 図に 6 号炉及び 7 号炉の機器配置を示す。

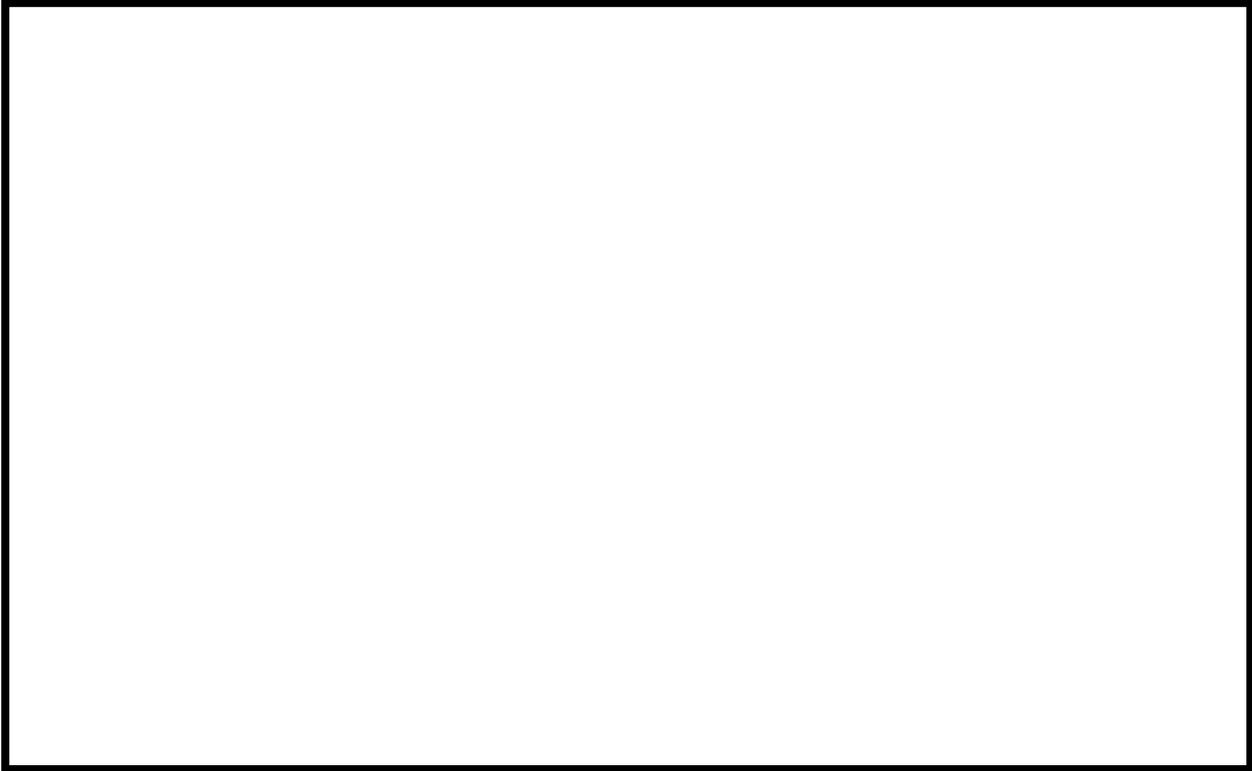
6 号炉について、原子炉格納容器に接続する配管及び隔離弁は、サブプレッション・チェンバ側を原子炉建屋地下 1 階、ドライウエル側を原子炉建屋 2 階に設置しており、原子炉建屋 3 階に設置されている二次隔離弁及びフィルタ装置入口弁を経由して、フィルタ装置が設置されている 6 号炉原子炉建屋東側地上部まで配管を設置している。フィルタ装置の出口には圧力開放板を設け、その下流側配管を 6 号炉原子炉建屋の屋上部まで導き、大気に開放する。

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及びフィルタ装置入口弁を経由して、フィルタ装置が設置されている 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には圧力開放板を設け、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）

枠囲みの内容は核物質防護上の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1階及び2階)

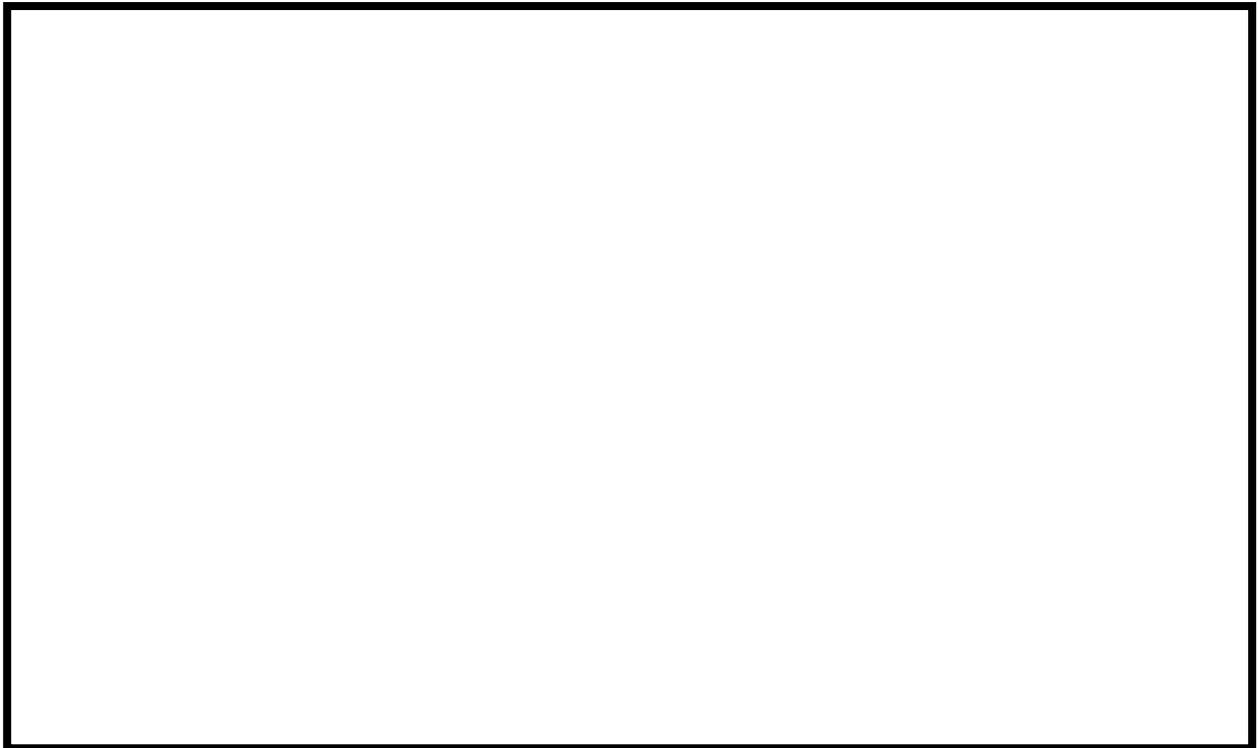


第 1.2.1-3 図 機器配置図 (6号炉原子炉建屋3階)

枠囲みの内容は核物質防護上の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 1 階及び 2 階)



第 1.2.1-5 図 機器配置図 (7 号炉原子炉建屋 3 階)

【代替格納容器圧力逃がし装置】

代替格納容器圧力逃がし装置は、フィルタ装置、圧力開放板、隔離弁等と、これらを接続する配管で構成する。

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、サブレーション・チェンバ側を原子炉建屋1階、ドライウエル側を原子炉建屋2階に設置しており、原子炉建屋地下2階を経由して、フィルタ装置が設置されている6号炉原子炉建屋北側地下ピットまで配管を設置している。フィルタ装置の出口には圧力開放板を設け、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、サブレーション・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、原子炉建屋地下2階を経由して、フィルタ装置が設置されている7号炉原子炉建屋北東側地下ピットまで配管を設置している。フィルタ装置の出口には圧力開放板を設け、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。

1.2.2 系統概要図

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

【格納容器圧力逃がし装置】

格納容器圧力逃がし装置は、フィルタ装置、圧力開放板、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へ導き、フィルタ装置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。

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、既設の不活性ガス系と耐圧強化ベント系ラインよりフィルタ装置に導くが、他の系統・機器とは弁で隔離することで、他の系統や機器への悪影響を防止する設計としている。

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

- ・一次隔離弁：空気駆動弁（AO弁）
- ・二次隔離弁：電動駆動弁（MO弁）
- ・フィルタ装置入口弁：空気駆動弁（AO弁）

空気駆動弁は、電源喪失時においても、ラチェットハンドルにより、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、駆動部にエクステンションを設け、二次格納施設外に導くことで、全電源喪失時においても、放射線量率の低い二次格納施設外から遠隔で操作することができる。

なお、格納容器圧力逃がし装置は、他号炉と共用しない。

【代替格納容器圧力逃がし装置】

代替格納容器圧力逃がし装置の系統は、フィルタ装置、圧力開放板、隔離弁等と、これらを接続する配管で構成されており、原子炉格納容器内雰囲気ガスをフィルタ装置へ導き、フィルタ装置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。また、フィルタ装置は、地下ピット内に設置する。

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

代替格納容器圧力逃がし装置は、他の系統とは独立の配管を経由してフィル

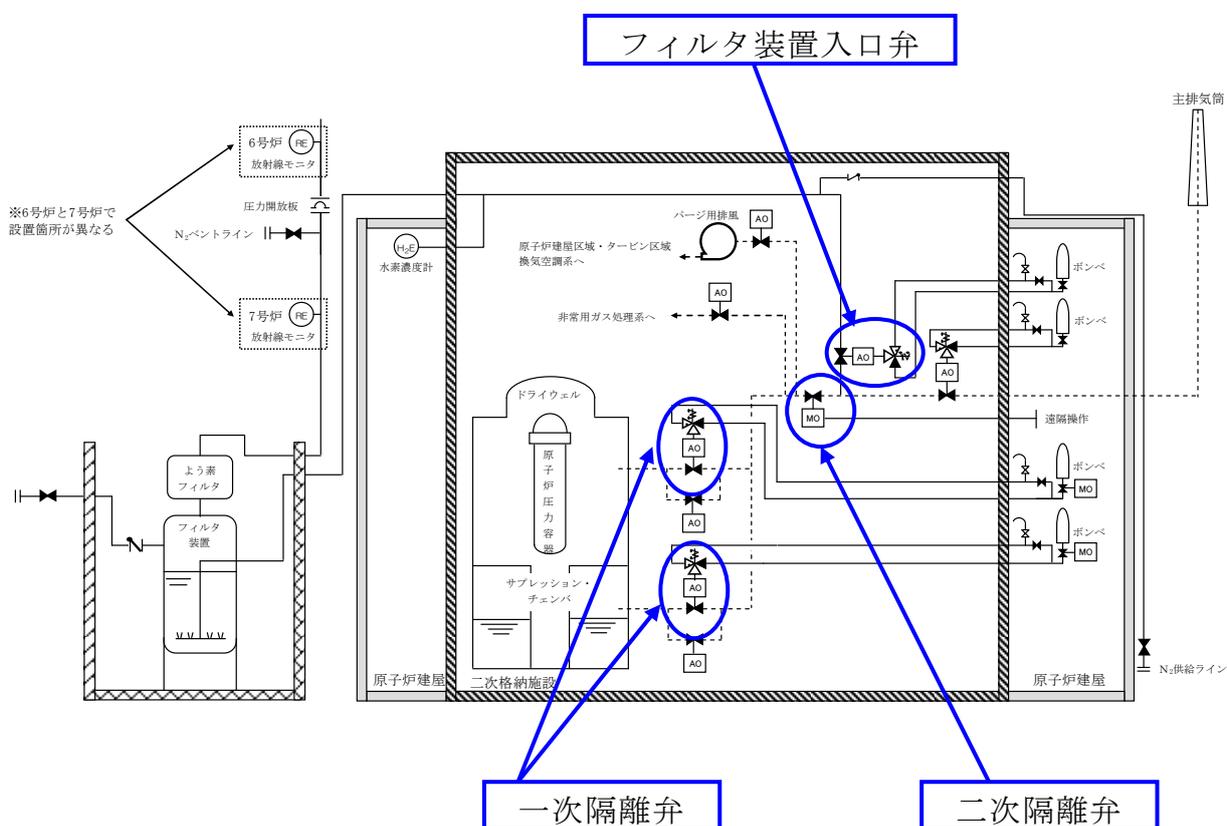
タ装置に導くことにより、他の系統や機器への悪影響を防止する設計としている。

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

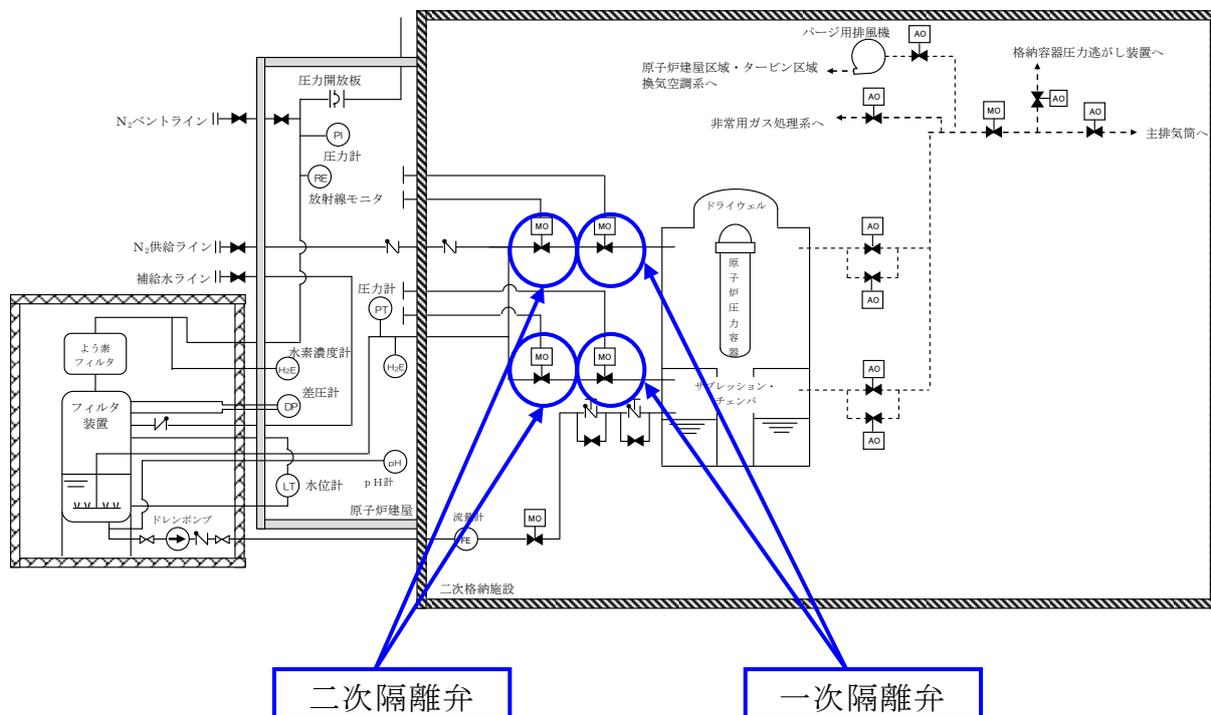
- ・一次隔離弁：電動駆動弁（MO弁）
- ・二次隔離弁：電動駆動弁（MO弁）

電動駆動弁については、駆動部にエクステンションを設け、二次格納施設外に導くことで、全電源喪失時においても、放射線量率の低い二次格納施設外から遠隔で操作することができる。

なお、代替格納容器圧力逃がし装置は、他号炉と共用しない。



第 1.2.2-1 図 格納容器圧力逃がし装置系統概要図



第 1.2.2-2 図 代替格納容器圧力逃がし装置系統概要図

1.3 設備性能の概略

1.3.1 設備の使用方法的概略

【格納容器圧力逃がし装置】

格納容器圧力逃がし装置を使用する場合には，原子炉格納容器一次隔離弁及びフィルタ装置入口弁を「全開」，二次隔離弁を「調整開」とすることにより，原子炉格納容器内雰囲気ガスをフィルタ装置に導く。

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

【代替格納容器圧力逃がし装置】

代替格納容器圧力逃がし装置を使用する場合には，原子炉格納容器一次隔離弁を「全開」，二次隔離弁を「調整開」とすることにより，原子炉格納容器内雰囲気ガスをフィルタ装置に導く。

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

1.3.2 放射性物質除去性能の概略

【格納容器圧力逃がし装置】【代替格納容器圧力逃がし装置】

格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置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1,000以上となることを確認している。

一方，ドライウエ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，粒子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，粒子径が大きくなる。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1,000以上となる。

また，自主的な更なる安全性向上対策として，「pH制御」を行いサプレッションプール水のpHを7以上に制御することにより，原子炉格納容器内でのよう素の発生を抑制するとともに，銀ゼオライトを吸着剤として用いる「よう素フィルタ」を，フィルタ装置の下流に設置する。よう素フィルタはDF50以上を確保する。

2. 設計方針

2.1 設計条件

【格納容器圧力逃がし装置】【代替格納容器圧力逃がし装置】

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

第2.1-1表 設計条件

設計条件		考え方
最高使用圧力	620 kPa[gage]	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。
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	粒子状放射性物質に対して99.9%以上	粒子状放射性物質に対して，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 S_s にて機能維持	基準地震動 S_s 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 S_s 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 フィルタ装置本体構造

【格納容器圧力逃がし装置】【代替格納容器圧力逃がし装置】

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

水スクラバは、粒子状放射性物質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。

フィルタ装置本体の構造図を第 2.2.1-1 図に示す。



第 2.2.1-1 図 フィルタ装置本体構造図

2.2.1.1 容器

【格納容器圧力逃がし装置】

格納容器圧力逃がし装置の容器の構造図を第 2.2.1-2 図に示す。

容器は、縦置き円筒型とし、スカートにて支持する。スカートには、剛性を

確保するため、補強リブを設置する。また、スカートには、容器の底部点検のため、マンホール（500A）を設置する。

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

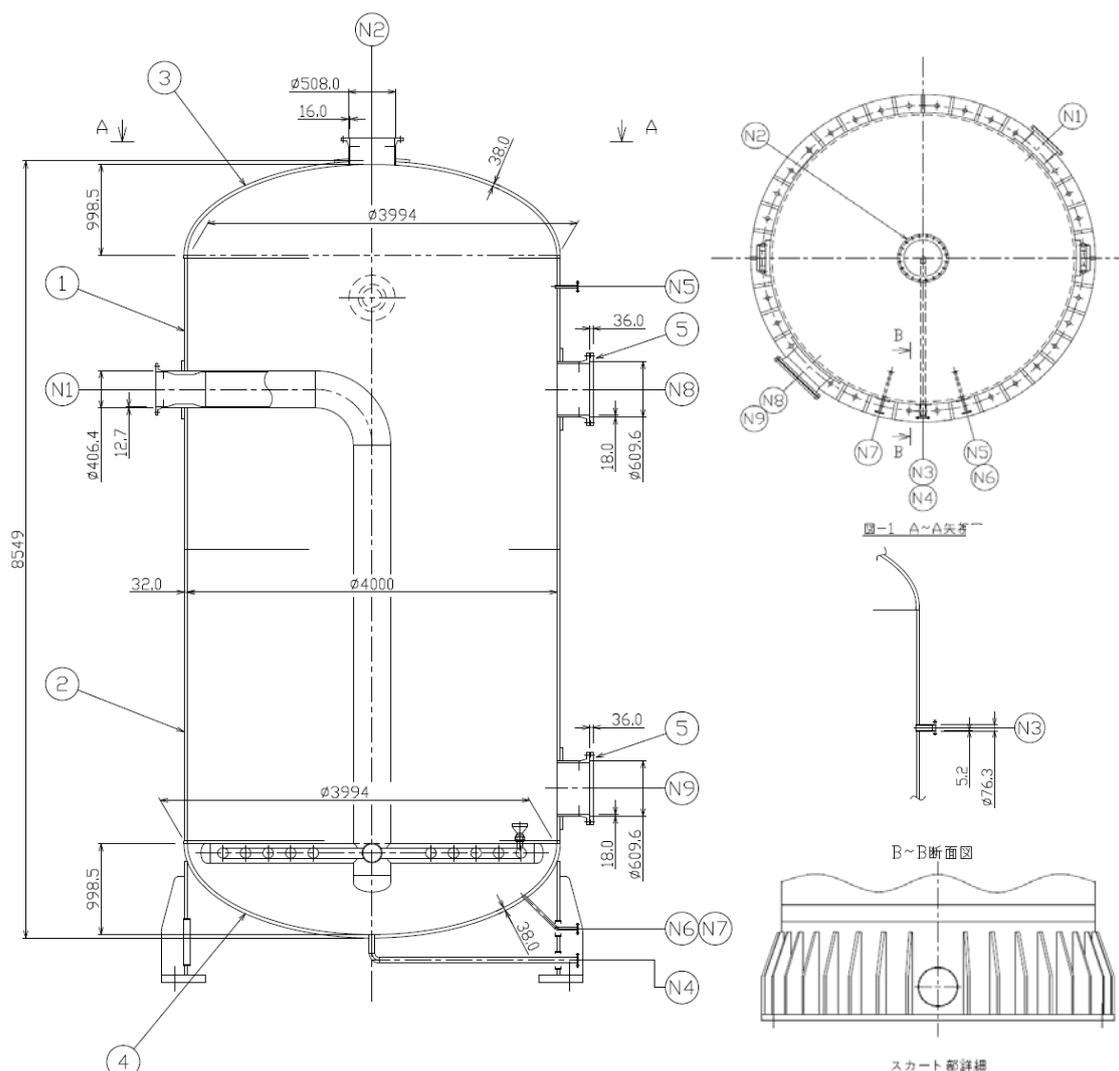
容器は、以下の部材で構成する。

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

また、容器に設置する管台は以下の通りである。

- N 1 : ガス入口ノズル (400A)
- N 2 : ガス出口ノズル (500A)
- N 3 : 給水ノズル (65A)
- N 4 : ドレンノズル (50A)
- N 5 : 液面計ノズル (25A)
- N 6 : 液面計ノズル (25A)
- N 7 : 液面計ノズル (25A)
- N 8 : マンホール (上) (600A)
- N 9 : マンホール (下) (600A)

容器、各ノズル、スカート及びベースプレートの材質については、腐食の発生を考慮し、SUS316Lを用いる。



第 2.2.1-2 図 格納容器圧力逃がし装置構造図 (容器)

【代替格納容器圧力逃がし装置】

代替格納容器圧力逃がし装置の容器の構造図を第 2.2.1-3 図に示す。

容器は、縦置き円筒型とし、スカートにて支持する。スカートには、剛性を確保するため、補強リブを設置する。また、スカートには、容器の底部点検のため、マンホール (500A) を設置する。

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

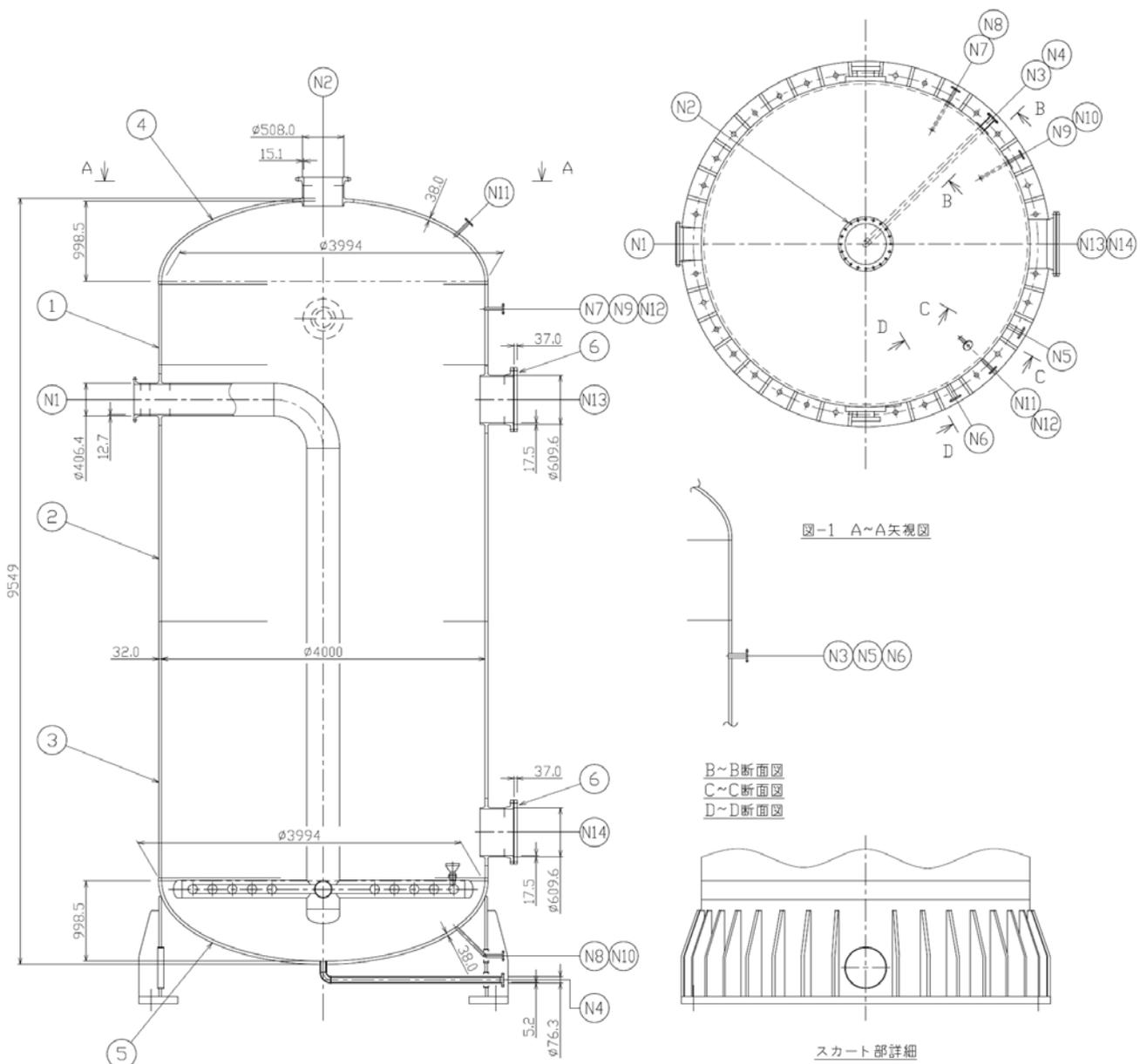
容器は、以下の部材で構成する。

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

また、容器に設置する管台は以下の通りである。

- | | |
|-----------------------|---------------------------|
| N 1 : ガス入口ノズル (400 A) | N 8 : 液面計ノズル (25 A) |
| N 2 : ガス出口ノズル (500 A) | N 9 : 液面計ノズル (25 A) |
| N 3 : 給水ノズル (50 A) | N 1 0 : 液面計ノズル (25 A) |
| N 4 : ドレンノズル (65 A) | N 1 1 : 差圧計ノズル (25 A) |
| N 5 : 薬液補給ノズル (25 A) | N 1 2 : 差圧計ノズル (25 A) |
| N 6 : 薬液補給ノズル (25 A) | N 1 3 : マンホール (上) (600 A) |
| N 7 : 液面計ノズル (25 A) | N 1 4 : マンホール (下) (600 A) |

容器及びノズルの材質については、腐食の発生を考慮し、SUS316L を用いる。



第 2.2.1-3 図 代替格納容器圧力逃がし装置構造図 (容器)

2.2.1.2 内部構造物

【格納容器圧力逃がし装置】【代替格納容器圧力逃がし装置】

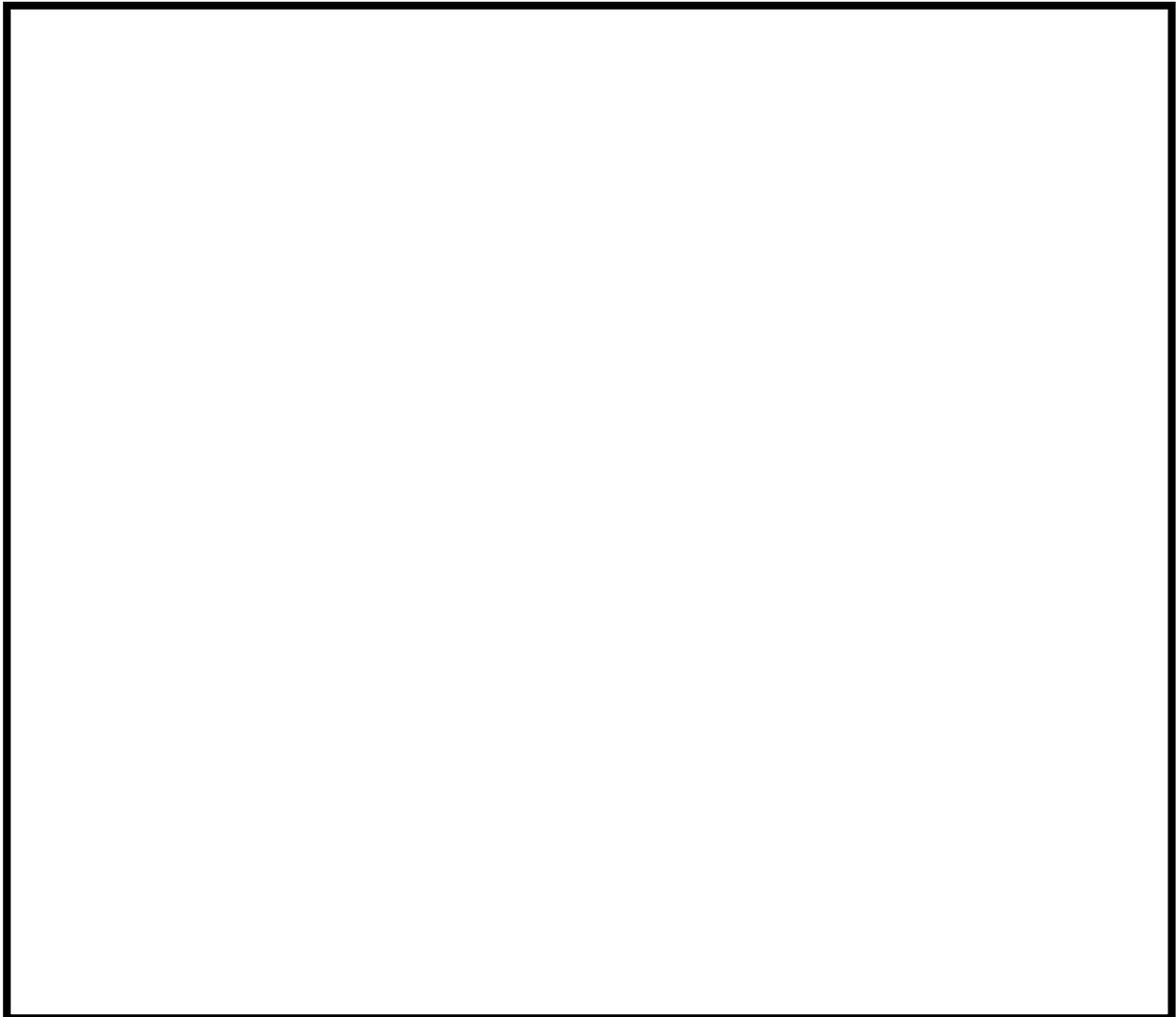
(1) スクラバノズル

第 2.2.1-4 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、SUS316L を用いる。



第 2.2.1-4 図 スクラバノズル

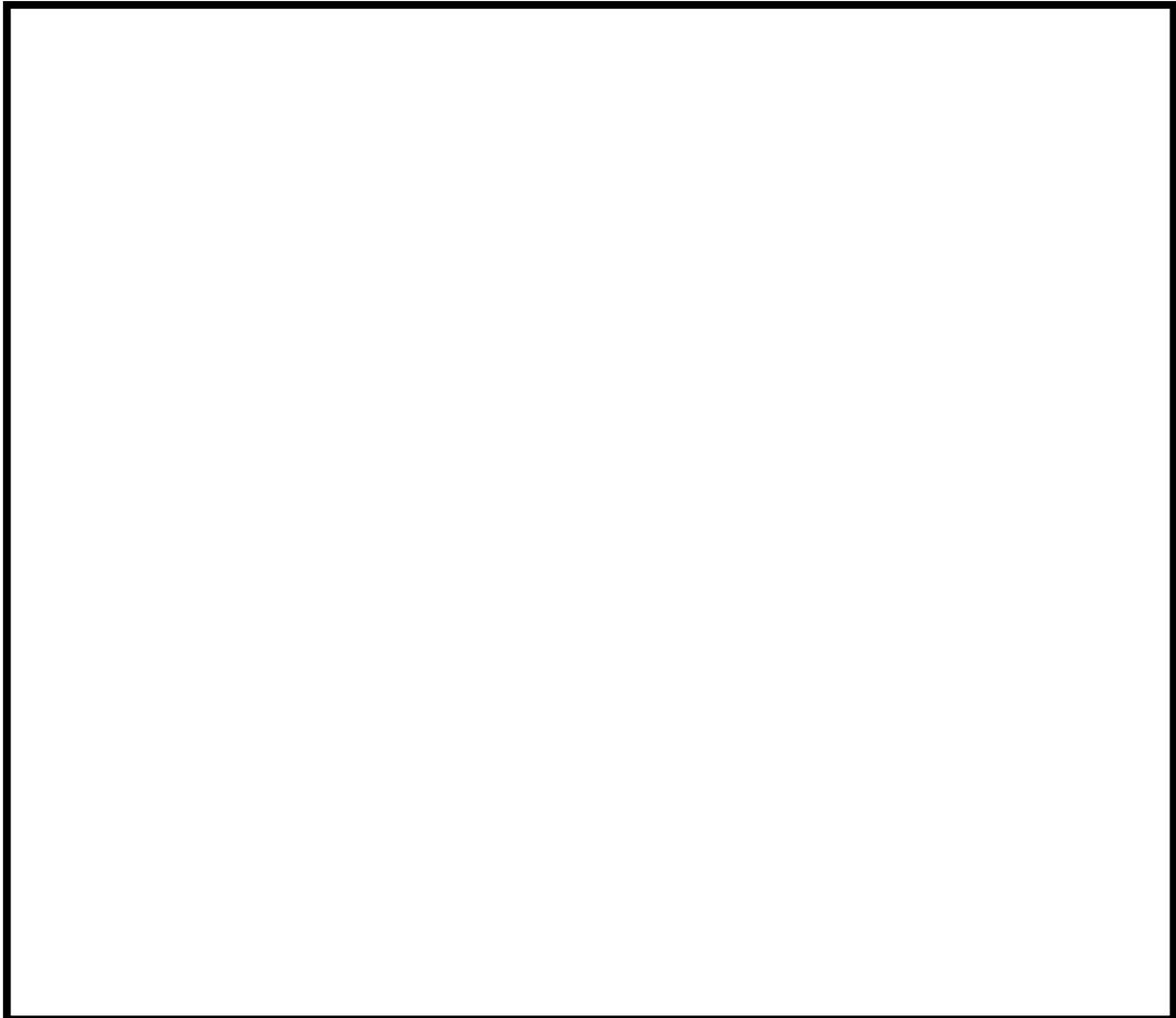
(2) 気泡細分化装置

第 2.2.1-5 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、1,000mm 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、SUS316L を用いる。



第 2.2.1-5 図 気泡細分化装置

(3) 金属フィルタ

第 2.2.1-6 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。

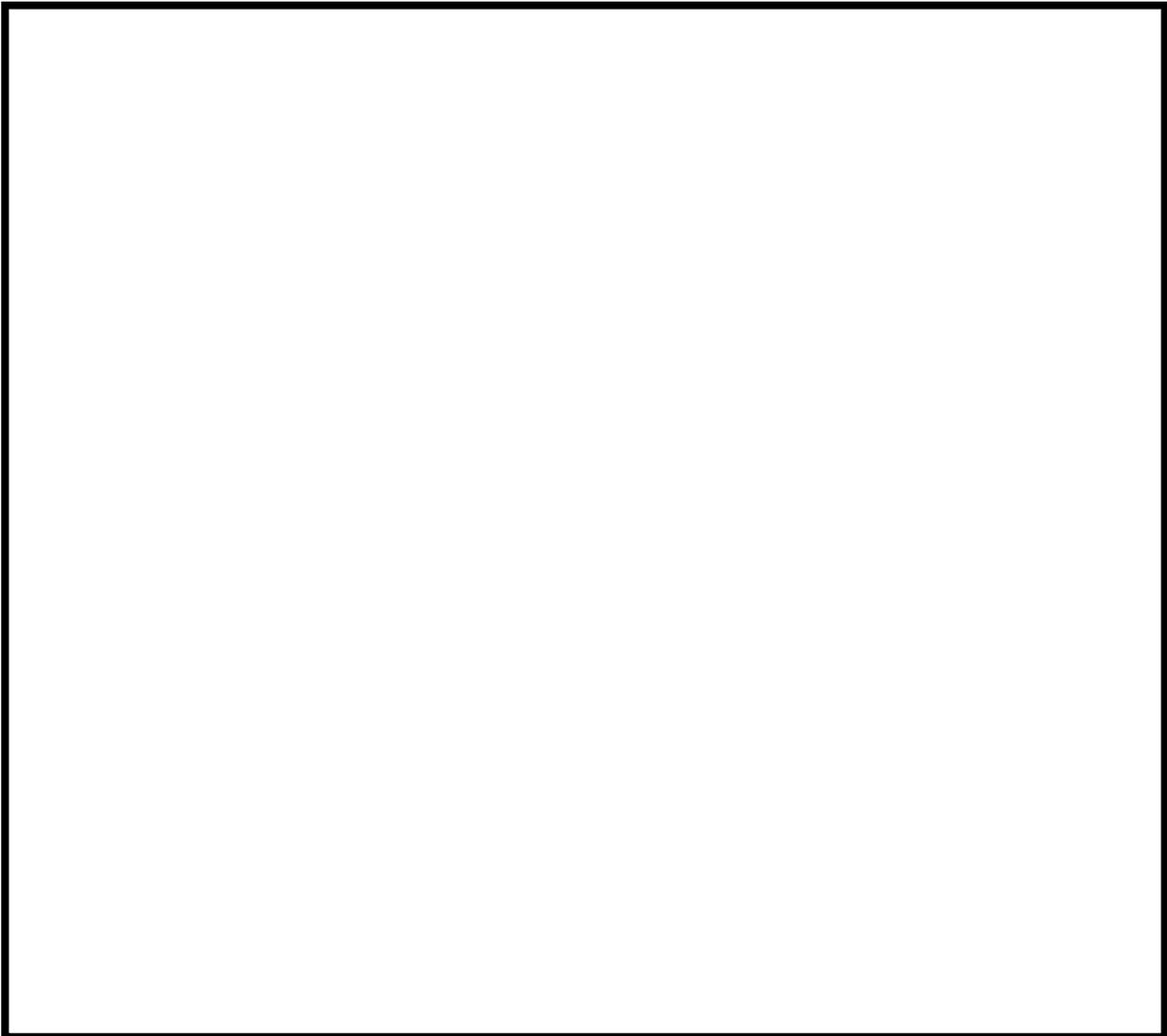
1 層目には、 $\phi 30 \mu\text{m}$ の金属繊維からなるウェブを設置し、大粒径のエアロゾルやスクラバ水の飛沫を捕捉する。

2 層目には、 $\phi 2 \mu\text{m}$ の金属繊維焼結シートを設置し、小粒径のエアロゾルを捕捉する。

3 層目には、1 層目と同様に $\phi 30 \mu\text{m}$ の金属繊維からなるウェブを設置する。

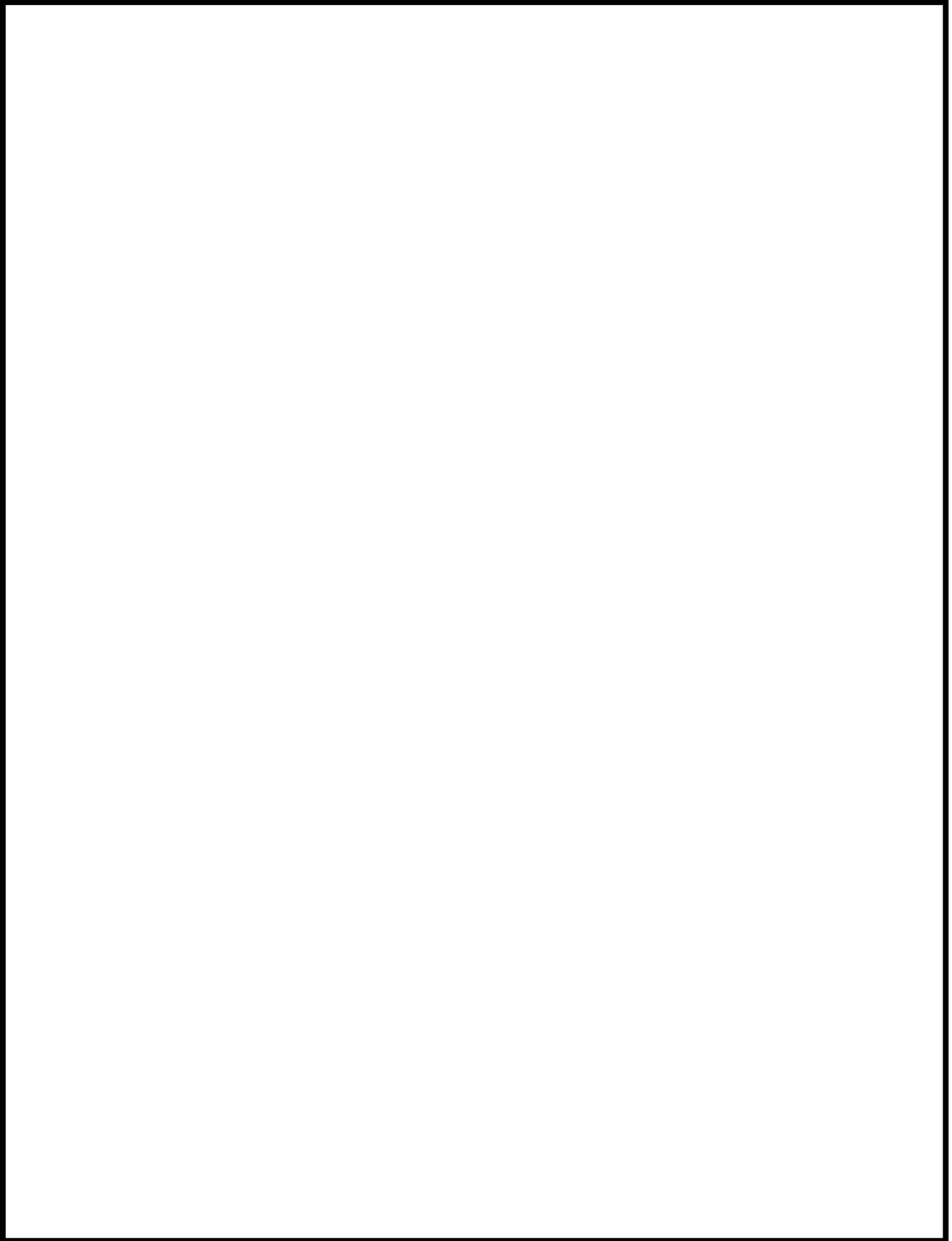
金属フィルタは、スクラバノズルから 5,038mm 上方に設置し、第 2.2.1-6 図の金属フィルタレイアウトに示す位置に 128 本設置する。

金属フィルタの材質については、腐食の発生を考慮し、SUS316L を用いる。



第 2.2.1-6 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。



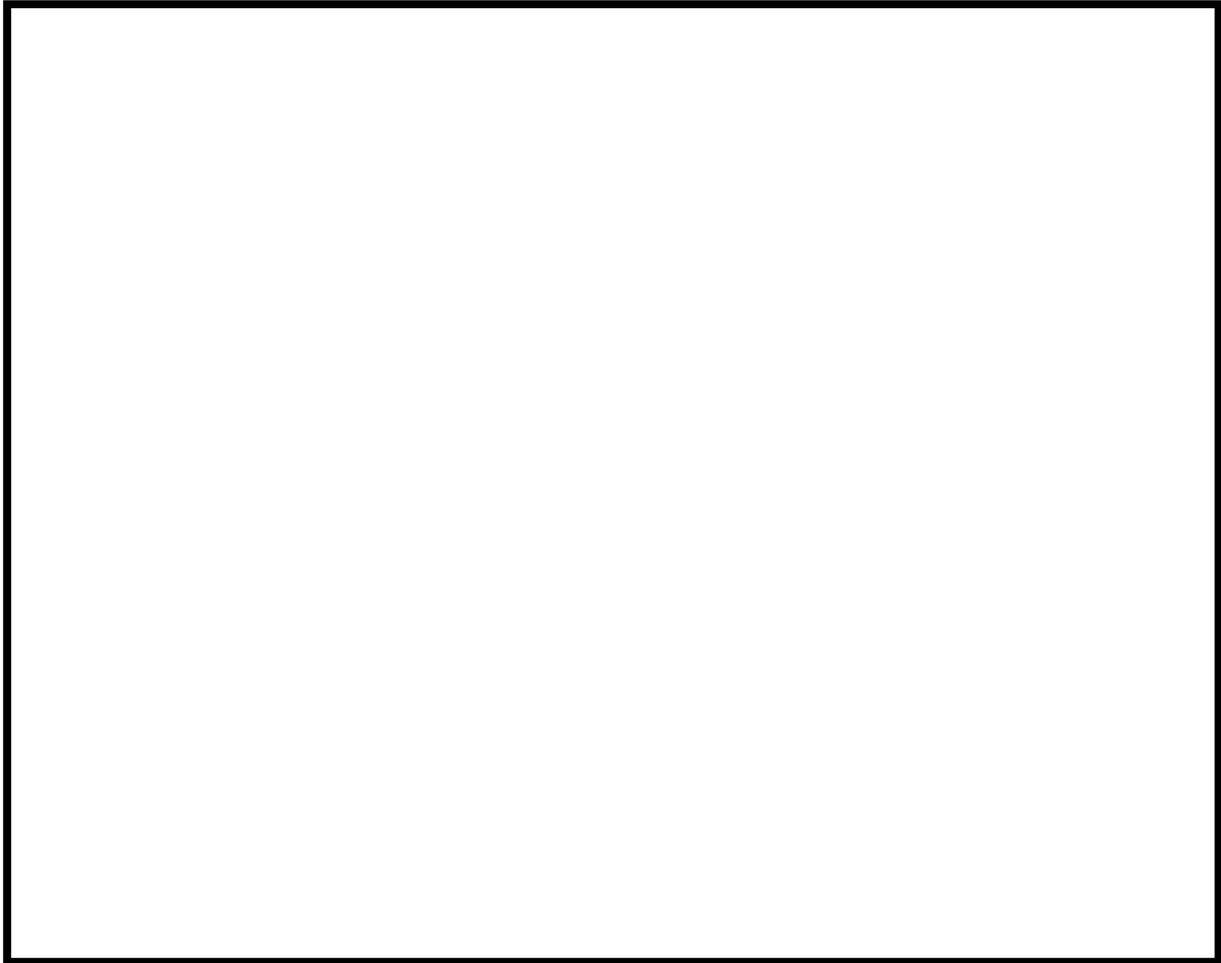
第 2.2.1-7 図 金属フィルタ（詳細）

(4) 整流板

第 2.2.1-8 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、SUS316L を用いる。



第 2.2.1-8 図 整流板

2.2.1.3 スクラバ水

【格納容器圧力逃がし装置】【代替格納容器圧力逃がし装置】

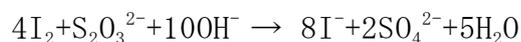
(1) 必要水量

フィルタ装置においてスクラビング機能を確保するため、待機時の水位はスクラバノズル先端から 1000mm とする。スクラビング機能については、水位が 500mm 以上あれば機能が確保される。また、フィルタ装置使用時には、フィルタ装置内での気泡の吹き上がりにより水位が上昇し、水位が 5000mm（代替格納容器圧力逃がし装置は 6000mm）まで上昇すれば金属フィルタ下端に到達することから、上限水位を 2500mm（代替格納容器圧力逃がし装置は 3000mm）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（チオ硫酸ナトリウムと水酸化ナトリウム）を溶解した水溶液としている。

ガス状の無機よう素は、チオ硫酸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 7 以上のアルカリ性に保つ必要があることから、スクラバ水には水酸化ナトリウムも溶解する。



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】

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、最高使用温度は 200℃、最高使用圧力は 620kPa[gage]とする。なお、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、格納容器と同じ 171℃、310kPa[gage]であるが、格納容器圧力逃がし装置の使用条件（200℃、620kPa[gage]）で機能を確保できることを確認している。

【代替格納容器圧力逃がし装置】

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

代替格納容器圧力逃がし装置は、最高使用温度は 200℃、最高使用圧力は 620kPa[gage]とする。

2.2.2.1 主配管

【格納容器圧力逃がし装置】

格納容器圧力逃がし装置の主配管の口径は、以下の通りとしている。

【6号炉】

- ・ フィルタ装置入口側 : 350A, 400A
- ・ フィルタ装置出口側 : 500A

【7号炉】

- ・ フィルタ装置入口側 : 550A, 400A
- ・ フィルタ装置出口側 : 500A

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

格納容器圧力逃がし装置の主配管の材質は、以下の通りとしている。

【6号炉】

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

【7号炉】

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

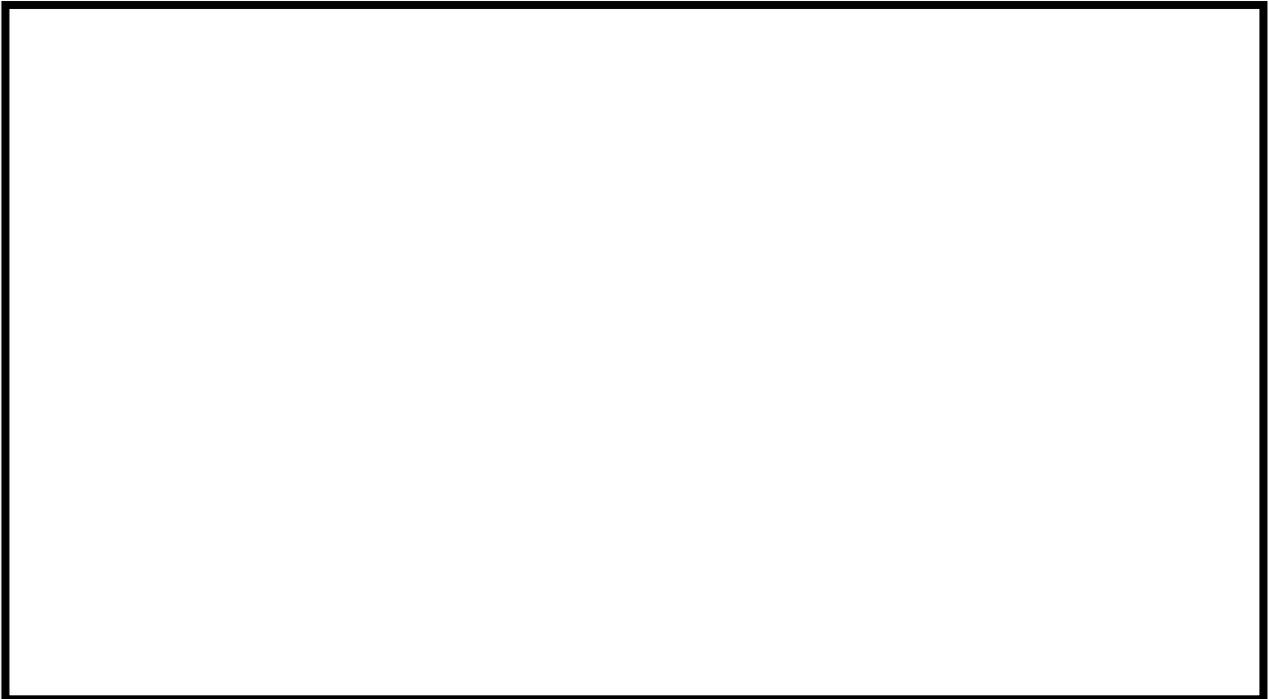
フィルタ装置入口側の配管のうち、フィルタ装置近傍部については、スクラバ水による腐食の発生を考慮し、ステンレス鋼を用いる。

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。

枠囲みの内容は核物質防護上の機密事項に属しますので公開できません。

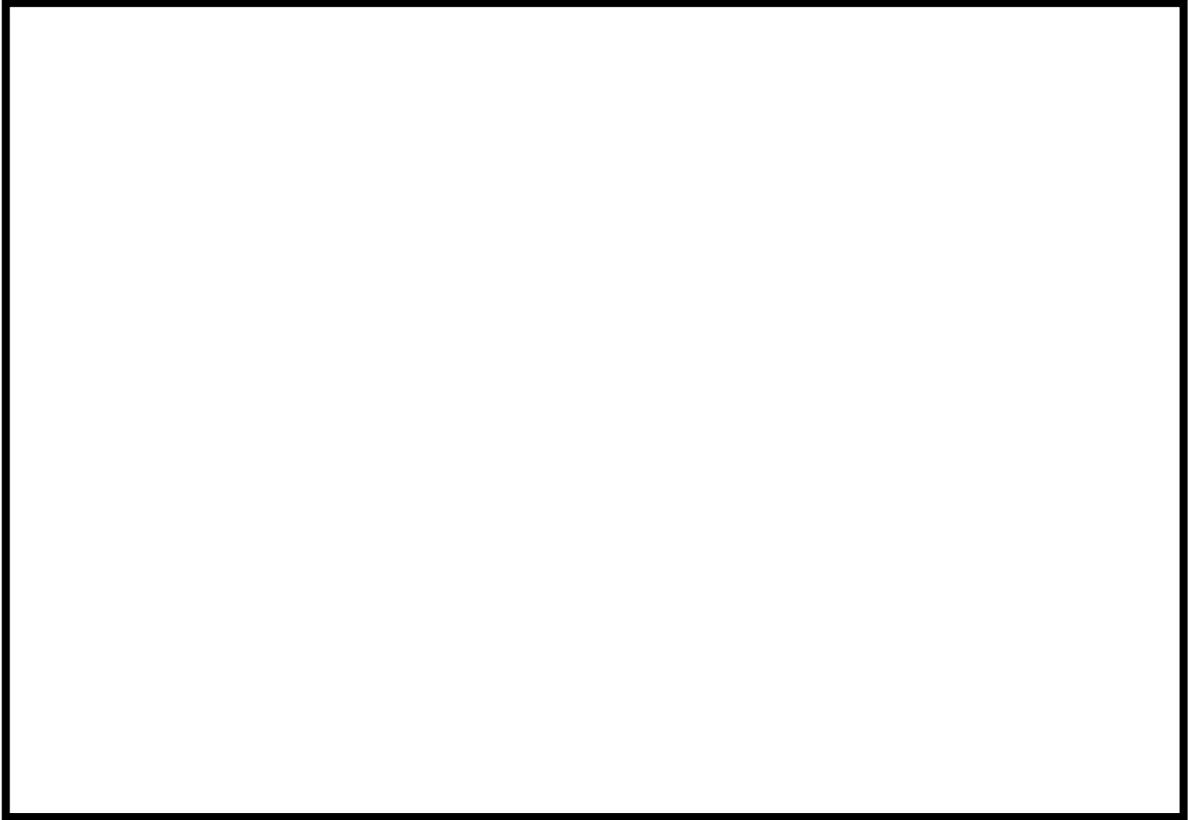


第 2.2.2.1-1 図 主配管ルート図 (6 号炉 原子炉建屋 3 階)



第 2.2.2.1-2 図 主配管ルート図 (6 号炉 原子炉建屋 4 階)

枠囲みの内容は核物質防護上の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)

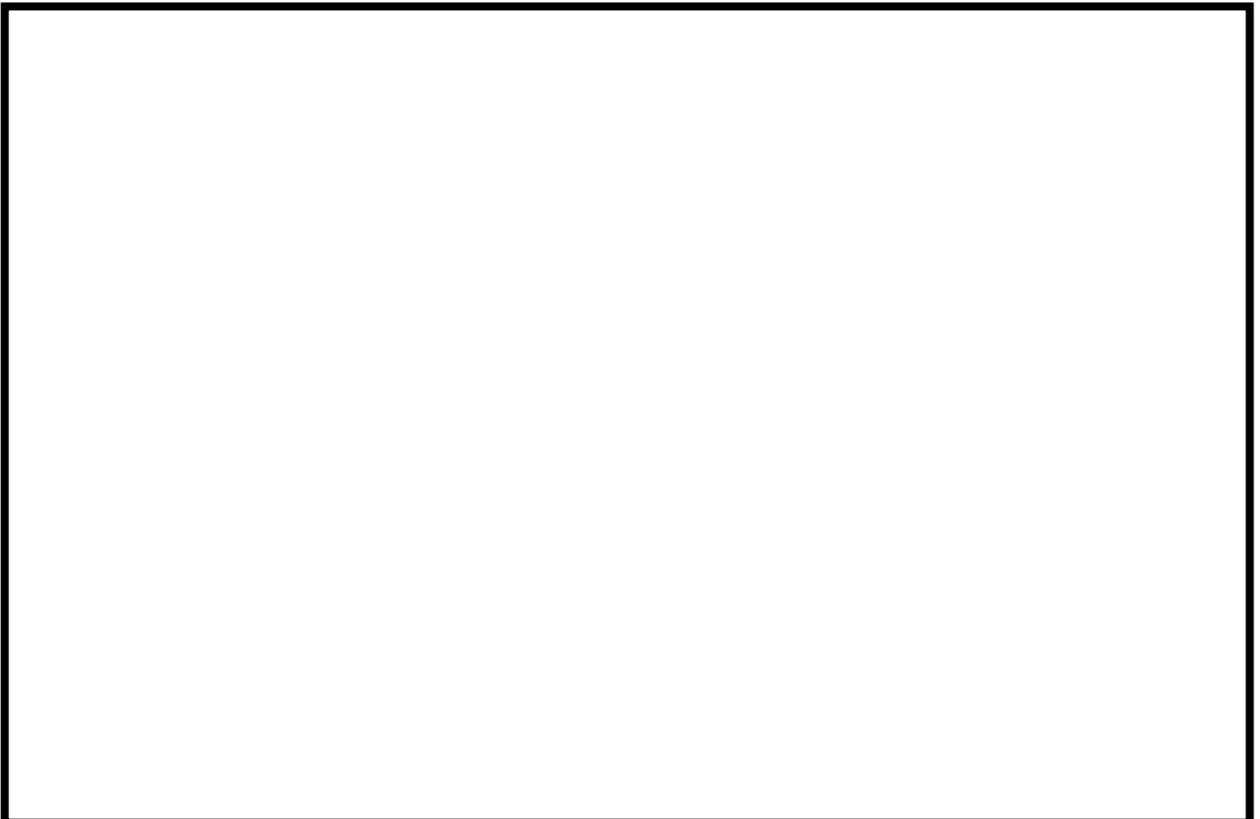


第 2.2.2.1-4 図 主配管ルート図 (7 号炉 原子炉建屋 3 階)

枠囲みの内容は核物質防護上の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)



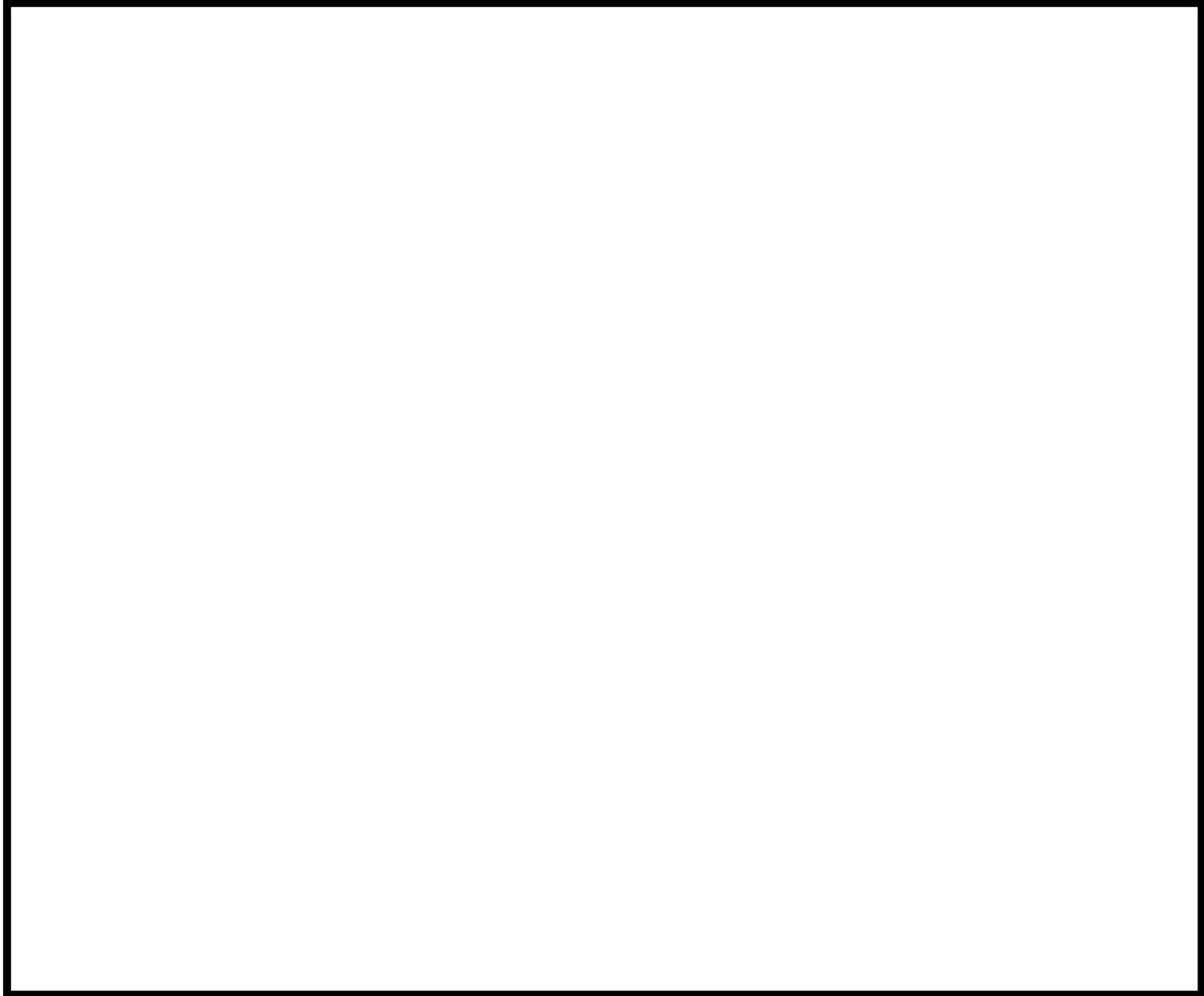
第 2.2.2.1-6 図 主配管ルート図 (7 号炉 屋外)

枠囲みの内容は核物質防護上の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)

枠囲みの内容は核物質防護上の機密事項に属しますので公開できません。



第 2.2.2.1-8 図 主配管鳥瞰図 (7 号炉)

【代替格納容器圧力逃がし装置】

代替格納容器圧力逃がし装置の主配管の口径は、以下の通りとしている。

【6号炉】

- ・ フィルタ装置入口側 : 400A
- ・ フィルタ装置出口側 : 500A

【7号炉】

- ・ フィルタ装置入口側 : 400A
- ・ フィルタ装置出口側 : 500A

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

代替格納容器圧力逃がし装置の主配管の材質は、以下の通りとしている。

【6号炉】

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

【7号炉】

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

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

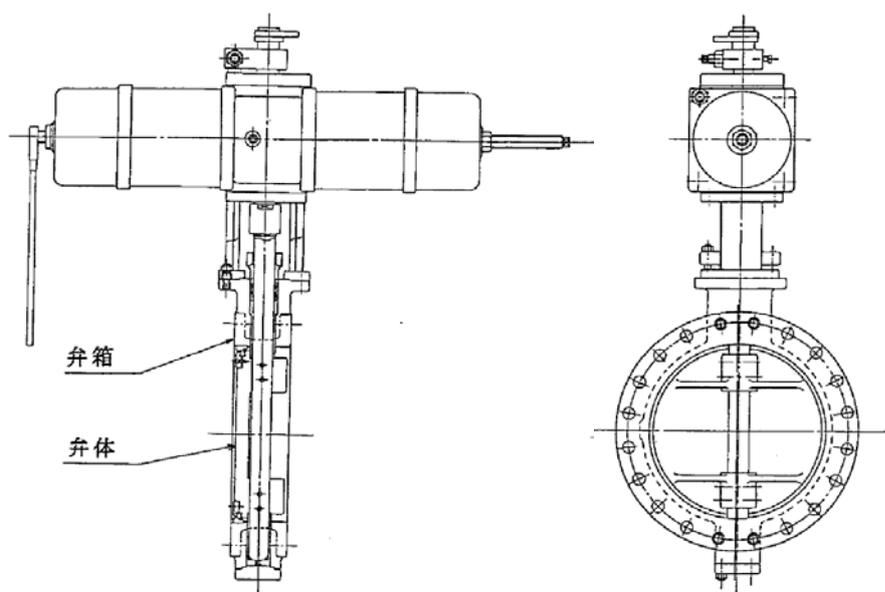
2.2.2.2 主要弁等

(1) 主要弁

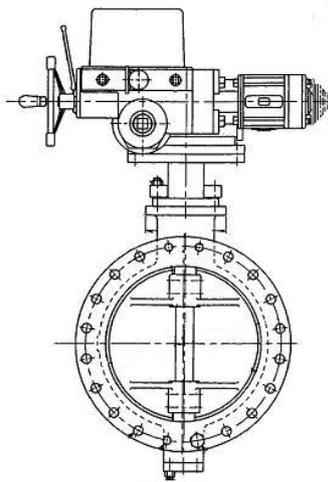
【格納容器圧力逃がし装置】

格納容器圧力逃がし装置に接続される配管には、一次隔離弁、二次隔離弁、フィルタ装置入口弁の3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。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。フィルタ装置入口弁の仕様は、一次隔離弁と同仕様のものを設置している。

空気駆動弁である一次隔離弁及びフィルタ装置入口弁の構造を第2.2.2.2-1図に示す。また、電動駆動弁である二次隔離弁の構造を第2.2.2.2-2図に示す。



第2.2.2.2-1図 空気駆動弁



第 2.2.2.2-2 図 電動駆動弁

【代替格納容器圧力逃がし装置】

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

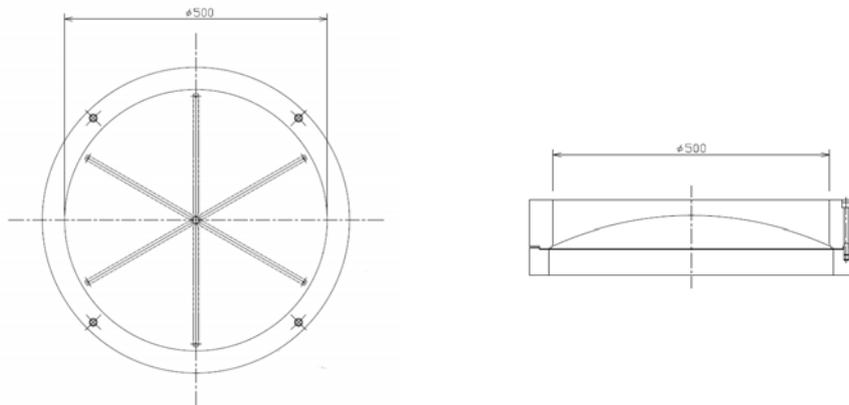
(2) 圧力開放板

【格納容器圧力逃がし装置】【代替格納容器圧力逃がし装置】

格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置には、系統内を窒素置換する際の大気との隔壁として、圧力開放板を設置する。

この圧力開放板は、格納容器ベントの障害とならないよう、格納容器ベント時の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、100kPa[gage]である。

また、開放後には、圧力開放板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 圧力開放板

(3) オリフィス

【格納容器圧力逃がし装置】

フィルタ装置出口側配管には、オリフィスを設置している。オリフィスの穴径は以下の通り設定している。

【6号炉】

・オリフィス穴径 : $\phi 260\text{mm}$

【7号炉】

・オリフィス穴径 : $\phi 245\text{mm}$

なお、オリフィスの穴径は、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、及び圧力開放板の圧損を考慮した場合に、格納容器が $620\text{kPa}[\text{gage}]$ でベントした際に、格納容器圧力逃がし装置の容量である 31.6kg/s の水蒸気を通気できるように設定している。

【代替格納容器圧力逃がし装置】

フィルタ装置出口側配管には、オリフィスを設置する。

オリフィスの穴径は、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、及び圧力開放板の圧損を考慮した場合において、格納容器が $620\text{kPa}[\text{gage}]$ でベントした際に、代替格納容器圧力逃がし装置の容量である 31.6kg/s の水蒸気を通気できるように設定する。

(4) 伸縮継手

【格納容器圧力逃がし装置】

格納容器圧力逃がし装置の主配管には，フィルタ装置入口側・フィルタ装置出口側ともに，原子炉建屋と遮へい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。

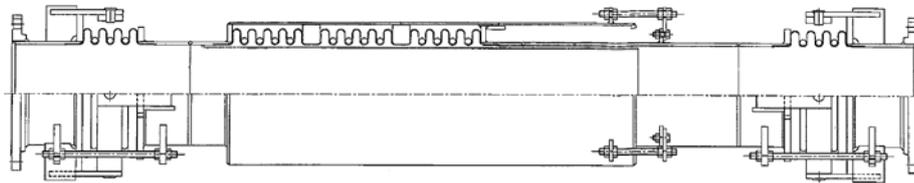
【6号炉】

- ・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，原子炉建屋と遮へい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。



ベロー部材質：SUS316

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】【代替格納容器圧力逃がし装置】

格納容器圧力逃がし装置の使用時，待機時，使用後に必要な計測制御設備，電動駆動弁，空気駆動弁用電磁弁，ドレン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。

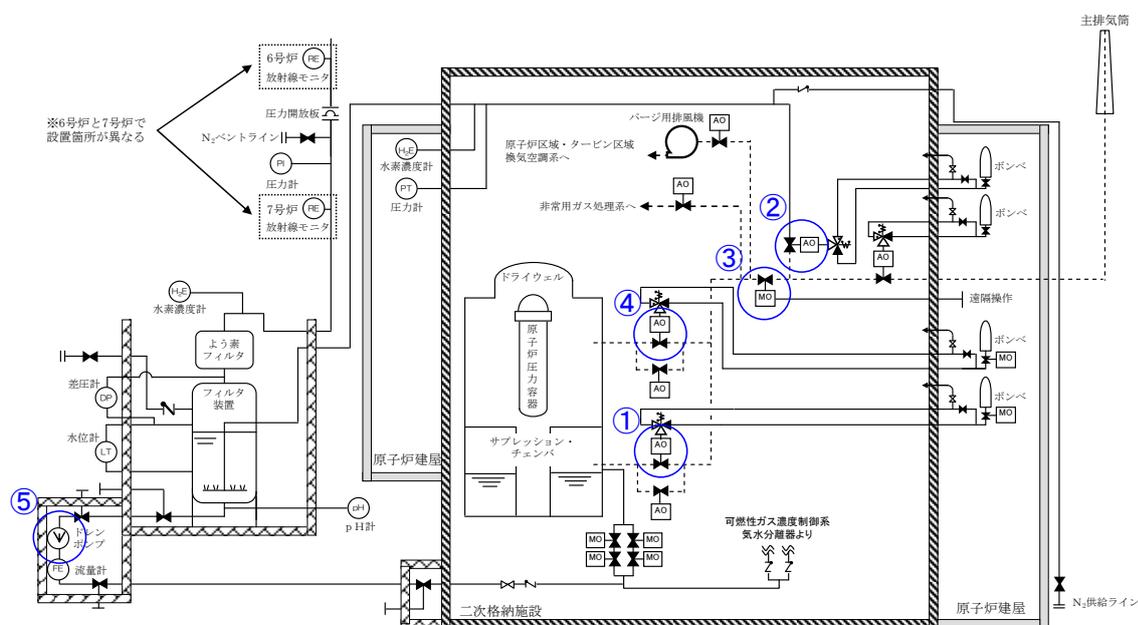
格納容器圧力逃がし装置については，代替交流電源設備（ガスタービン発電機，電源車）及び常設代替直流電源設備（AM用直流 125V 充電器，AM用直流 125V 蓄電池）から給電可能であり，全交流電源が喪失した場合でも監視，操作できる設計としている。

また，電源喪失時においても，電動駆動弁については，駆動部にエクステンションを設け，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，ポンペを用いて操作するか，ラチェットハンドルにより人力で操作することが可能な設計としている。

2.3.1.2 電源供給負荷

【格納容器圧力逃がし装置】

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



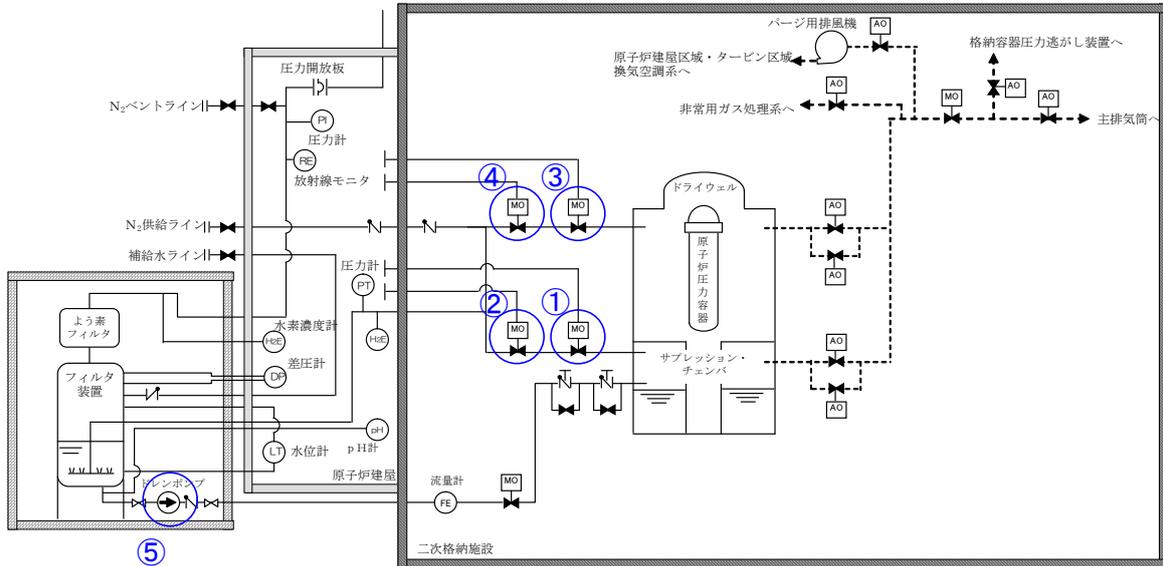
第 2.3.1.2-1 図 格納容器圧力逃がし装置概略図

第2.3.1.2-1表 格納容器圧力逃がし装置の電源供給負荷

	格納容器圧力逃がし装置の 電源供給負荷	電源供給元	
		6号炉	7号炉
①	S/Cベント用出口隔離弁 (原子炉格納容器一次隔離弁 (サプレッション・チェンバ側))	交流 120V フィルタベント 無停電電源装置 (MCC 6C-1-1, 直流 125V フィルタベント分電盤)	交流 120V フィルタベント 無停電電源装置 (MCC 7C-1-1, 直流 125V フィルタベント分電盤)
②	耐圧強化ベント系 PCVベント ラインフィルタベント側隔離弁 (フィルタ装置入口弁)	交流 120V フィルタベント 無停電電源装置 (MCC 6C-1-1, 直流 125V フィルタベント分電盤)	交流 120V フィルタベント 無停電電源装置 (MCC 7C-1-1, 直流 125V フィルタベント分電盤)
③	PCV耐圧強化ベント用連絡配管 隔離弁 (原子炉格納容器二次隔離弁)	MCC 6C-1-3	MCC 7C-1-3
④	D/Wベント用出口隔離弁 (原子炉格納容器一次隔離弁 (ドライウエル側))	交流 120V フィルタベント 無停電電源装置 (MCC 6C-1-1, 直流 125V フィルタベント分電盤)	交流 120V フィルタベント 無停電電源装置 (MCC 7C-1-1, 直流 125V フィルタベント分電盤)
⑤	ドレンポンプ (区分Ⅰ) (ドレン流量計含む)	現場分電盤 (MCC 6C-1-3)	現場分電盤 (MCC 7C-1-2)
	ドレンポンプ (区分Ⅱ) (ドレン流量計含む)	現場分電盤 (MCC 6D-1-2)	現場分電盤 (MCC 7D-1-2)
—	計測制御設備	直流 125V フィルタベント 分電盤 (常設代替直流電源設備) 又は 直流 125V 分電盤 6A-1	直流 125V フィルタベント 分電盤 (常設代替直流電源設備) 又は 直流 125V 7A-1-1
—	フィルタ装置水素濃度計 (サンプルポンプを含む)	交流 120V 中央制御室計 測用分電盤 6A (MCC 6C-1-8)	交流 120V 中央制御室計測 用分電盤 7A-1 (MCC 7C-1-7)
—	フィルタ装置スクラバ水 pH 計	現場分電盤 (MCC 6C-1-3)	現場分電盤 (MCC 7C-1-2)

【代替格納容器圧力逃がし装置】

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



第 2.3.1.2-2 図 代替格納容器圧力逃がし装置概略図

第2.3.1.2-2表 代替格納容器圧力逃がし装置の電源供給負荷

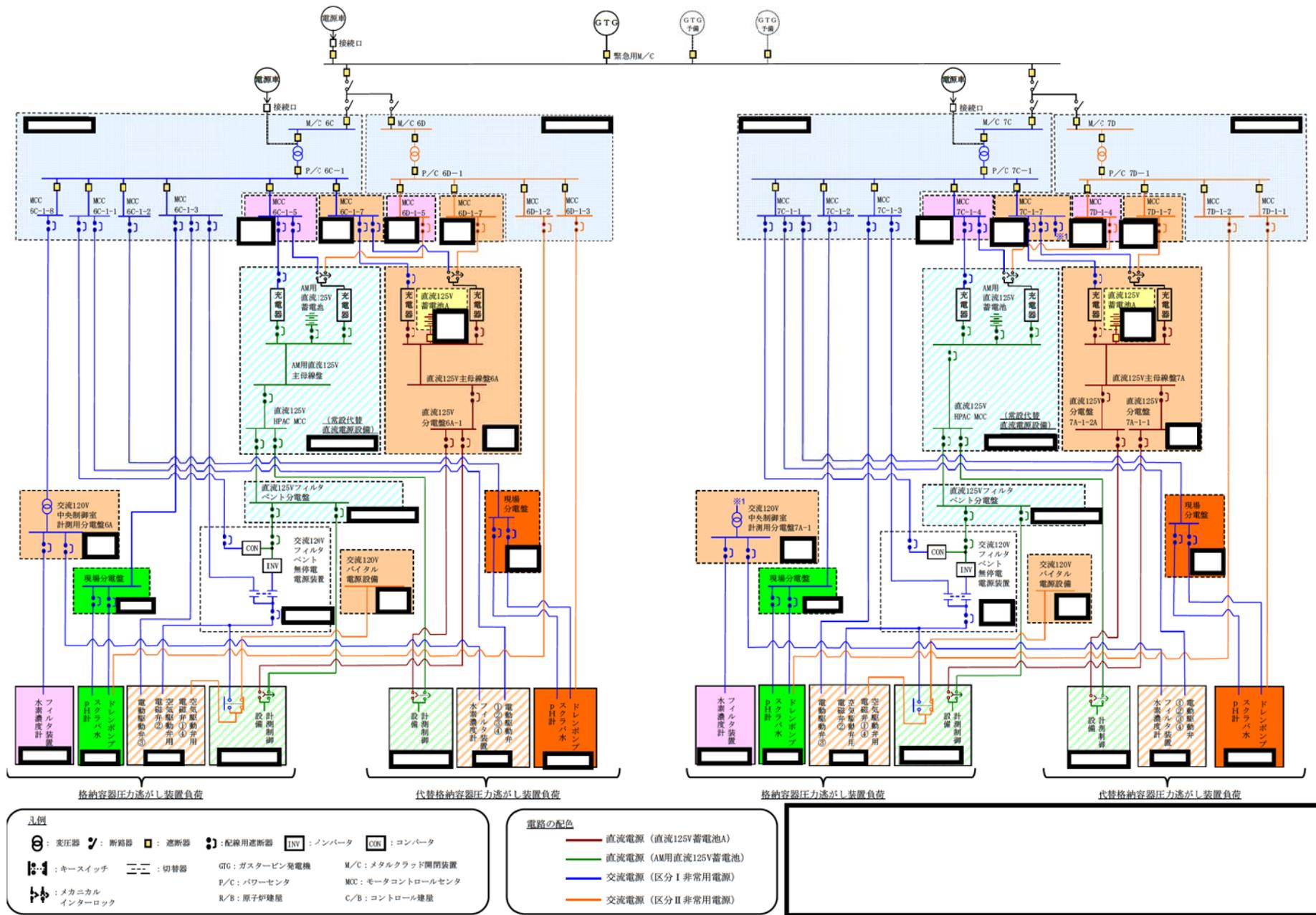
	代替格納容器圧力逃がし装置の 電源供給負荷	電源供給元	
		6号炉	7号炉
①	地下式FCVS 原子炉格納容器一次隔離弁 (サブプレッション・チェンバ側)	MCC 6C-1-1	MCC 7C-1-1
②	地下式FCVS 原子炉格納容器二次隔離弁 (サブプレッション・チェンバ側)	MCC 6C-1-1	MCC 7C-1-1
③	地下式FCVS 原子炉格納容器一次隔離弁 (ドライウエル側)	MCC 6C-1-1	MCC 7C-1-1
④	地下式FCVS 原子炉格納容器二次隔離弁 (ドライウエル側)	MCC 6C-1-1	MCC 7C-1-1
⑤	ドレンポンプ (区分Ⅰ) (ドレン流量計含む)	現場分電盤 (MCC 6C-1-2)	現場分電盤 (MCC 7C-1-1)
	ドレンポンプ (区分Ⅱ) (ドレン流量計含む)	現場分電盤 (MCC 6D-1-3)	現場分電盤 (MCC 7D-1-1)
—	計測制御設備	直流 125V HPAC MCC (常設代替直流電源設備), 又は 直流 125V 分電盤 6A-1	直流 125V HPAC MCC (常設代替直流電源設備), 又は 直流 125V 分電盤 7A-1-2A
—	フィルタ装置水素濃度計 (サンプルポンプを含む)	交流 120V 中央制御室計 測用分電盤 6A (MCC 6C-1-8)	交流 120V 中央制御室計 測用分電盤 7A-1 (MCC 7C-1-7)
—	フィルタ装置スクラバ水 pH 計	現場分電盤 (MCC 6C-1-2)	現場分電盤 (MCC 7C-1-1)

2.3.1.3 単線結線図

【格納容器圧力逃がし装置】【代替格納容器圧力逃がし装置】

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

枠囲みの内容は核物質防護上の機密事項に属しますので公開できません。



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

2.3.1.4 電源設備の多重性又は多様性及び独立性

【格納容器圧力逃がし装置】【代替格納容器圧力逃がし装置】

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

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

格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置は，区分Ⅰの非常用電源から，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の非常用電源盤が設置されている電気品室については，位置的分散（第2.3.1.4-1図参照）を図る設計としている。また，格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置用の電路については，電線管で布設され，感知，消火対策が施されていることから，単一火災により格納容器スプレイ機能と同時に機能喪失しない設計としている。また，区分Ⅰと区分Ⅱ／Ⅲの非常用電気品室及び計測制御用電気品室は溢水防護区画により分離されていることから，溢水に対しても同時に機能喪失しない設計としている。

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

格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置用電源については，24時間の長期にわたる全交流電源喪失時においても機能が維持されるよう，区分Ⅰの直流電源から供給するものとする（第2.3.1.3-1図参照）。また，最低限必要な動的機器（原子炉格納容器一次隔離弁，二次隔離弁，フィルタ装置入口弁）は人力にて操作できる設計としている。

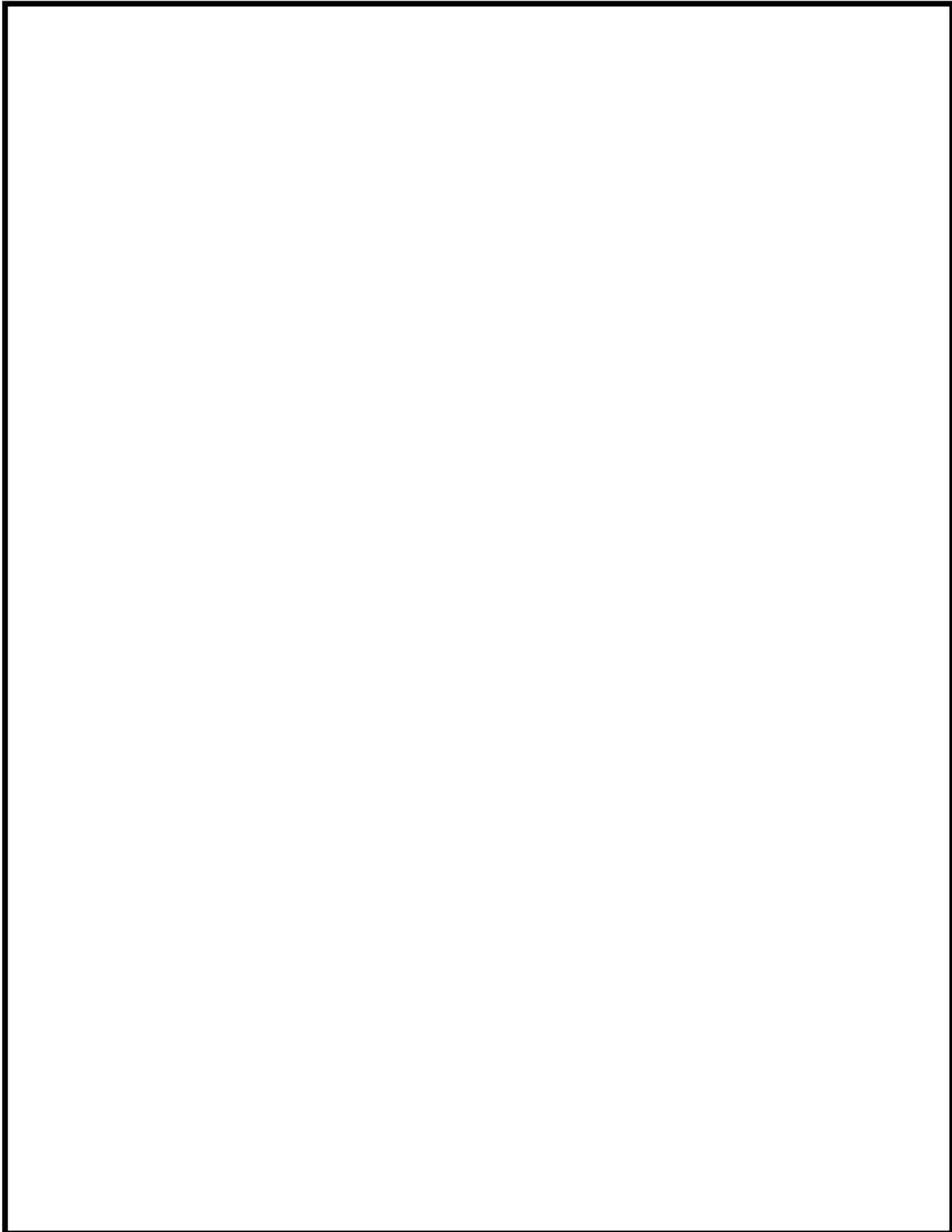
24時間を超える格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置の運転において必要不可欠な動的機器であるドレンポンプ及び付属する流量計については，単一故障を想定し二重化する設計としていることから，この電源（交流）については各々区分Ⅰ，Ⅱの非常用電源から供給するものとする（第2.3.1.3-1図参照）。区分Ⅰ及びⅡの非常用電源については，(1)にて述べたとおり独立性を確保する設計としている。

また，格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置の多重化を図る計測制御設備については，電源（直流）の単一故障を想定し，同じ区

枠囲みの内容は核物質防護上の機密事項に属しますので公開できません。

分 I ではあるものの位置的分散（第 2.3.1.4-1 図参照）を図ると共に，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： AM用直流 125V 蓄電池：）より供給していることから独立性を確保する設計としている（第 2.3.1.3-1 図参照）。

枠囲みの内容は核物質防護上の機密事項に属しますので公開できません。



第 2.3.1.4-1 図 電源設備配置図

2.3.2 格納容器圧力逃がし装置計測制御設備

【格納容器圧力逃がし装置】【代替格納容器圧力逃がし装置】

2.3.2.1 概要

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

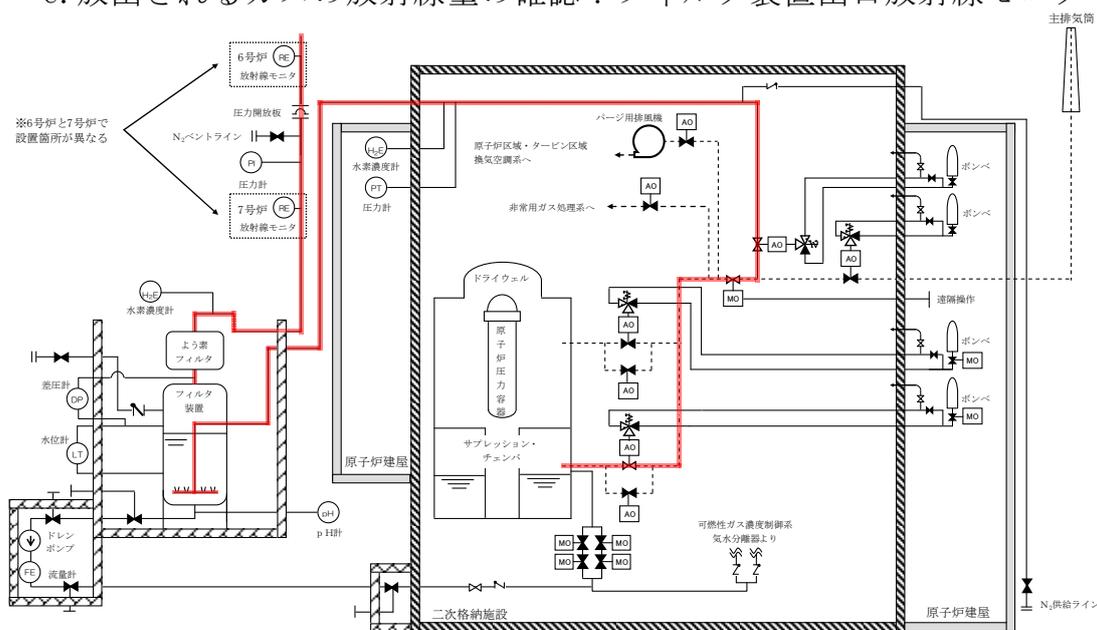
なお、代替格納容器圧力逃がし装置についても同様の設計としており、ここでは代表として格納容器圧力逃がし装置の計測設備について記載する。

2.3.2.2 計測設備の目的

(1) 格納容器圧力逃がし装置の使用時の状態

格納容器圧力逃がし装置の使用時の状態を以下の通り確認する設計としている。

- a. 格納容器内のガスがフィルタ装置へ導かれていることの確認：フィルタ装置入口圧力、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

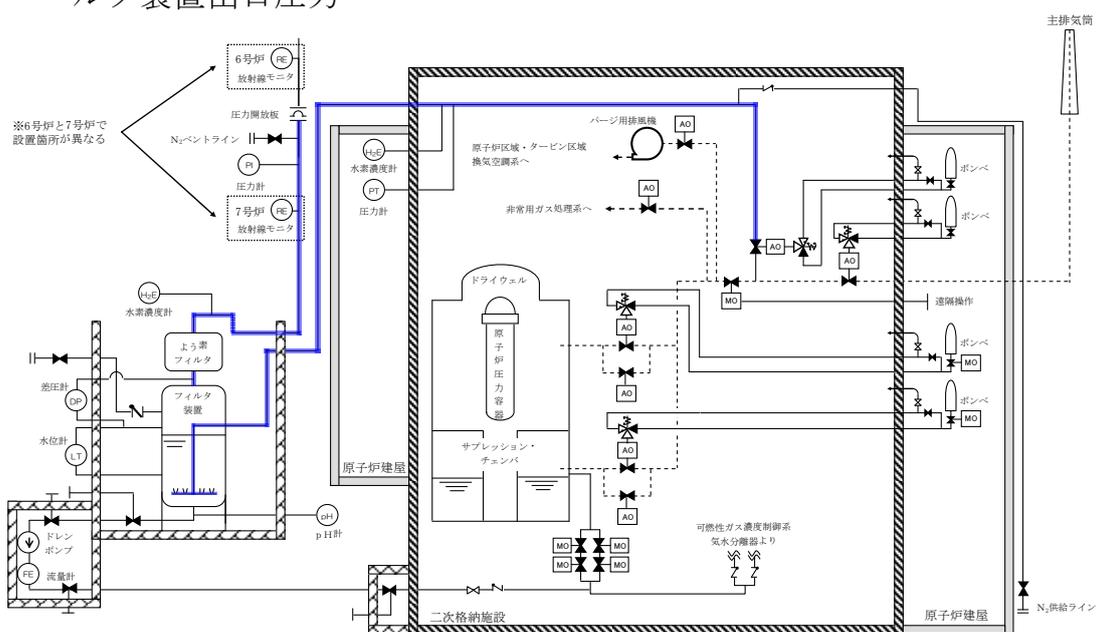
使用時の状態が、以下のとおり把握可能である。

- 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計にて、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、格納容器圧力の低下に追従して低下傾向を示すことを確認することで把握できる。また、フィルタ装置出口放射線量率が初期値から上昇することを計測することによりフィルタ装置が閉塞して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
 フィルタ装置水位計にて、水位が約 500mm～約 2500mm の間（2.2.1.3 参照）であることを確認することで把握できる。
- c. 放出されるガスの放射線量の確認
 フィルタ装置出口放射線モニタにて、フィルタ装置出口配管に内包される放射性物質から放射線量率を監視し、排出経路の放射性物質濃度を評価することが可能である。

(2) 格納容器圧力逃がし装置の待機時の状態

格納容器圧力逃がし装置の待機時の状態を以下のとおり確認する設計としている。

- a. フィルタ装置の除去性能に影響するパラメータの確認：フィルタ装置水位
- b. フィルタ装置配管内の不活性状態の確認：フィルタ装置入口圧力、フィルタ装置出口圧力



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

フィルタ装置水位計にて、水位が約 500mm～約 2500mm 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

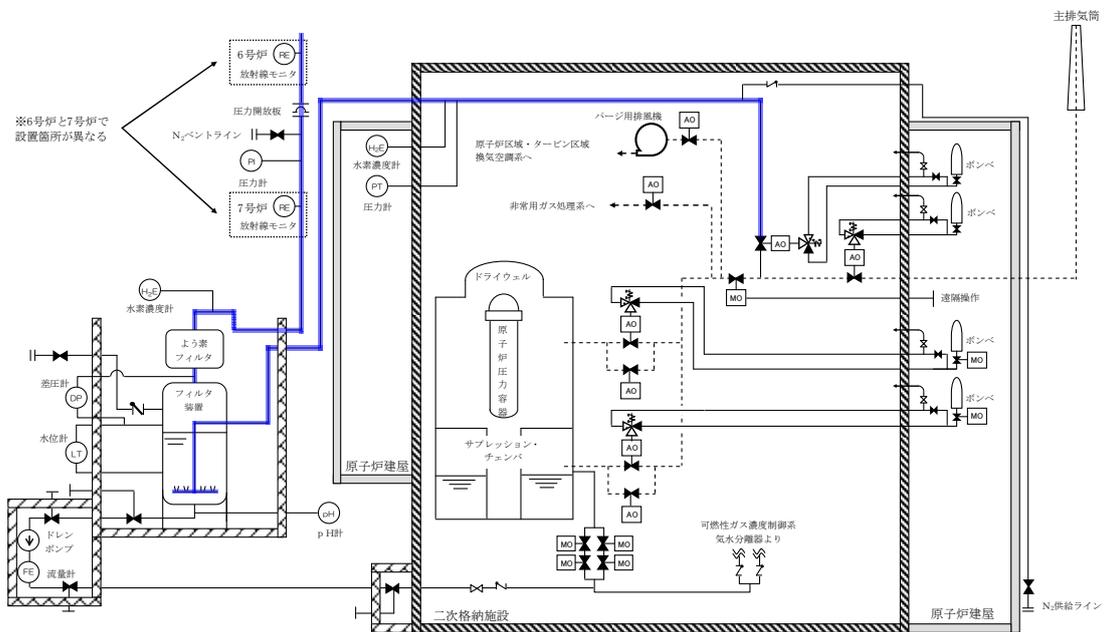
フィルタ装置入口圧力計にて、封入した窒素圧力(0.01MPa[gage]以上)を継続監視することによって配管内の不活性状態を把握できる。

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

(3) 格納容器圧力逃がし装置の使用後の状態

格納容器圧力逃がし装置の使用後の状態を以下のとおり確認する設計としている。

- a. フィルタ装置内スクラバ水の確認：フィルタ装置水位
- b. フィルタ装置配管内の不活性状態の確認：フィルタ装置入口圧力，フィルタ装置水素濃度
- c. 放出されるガスの放射線量の確認：フィルタ装置出口放射線モニタ



第 2.3.2.2-3 図 格納容器圧力逃がし装置 使用後の概略図

使用後の状態が、以下の通り把握可能である。

a. フィルタ装置内スクラバ水の確認

フィルタ装置水位計にて、フィルタ装置内で捕捉した放射性物質の放射熱により、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計及びフィルタ装置水素濃度計にて、配管内が封入した窒素で正圧に維持されていること、また、配管内に水素が残留していないことにより不活性状態が維持されていることを把握できる。

c. 放出されるガスの放射線量の確認

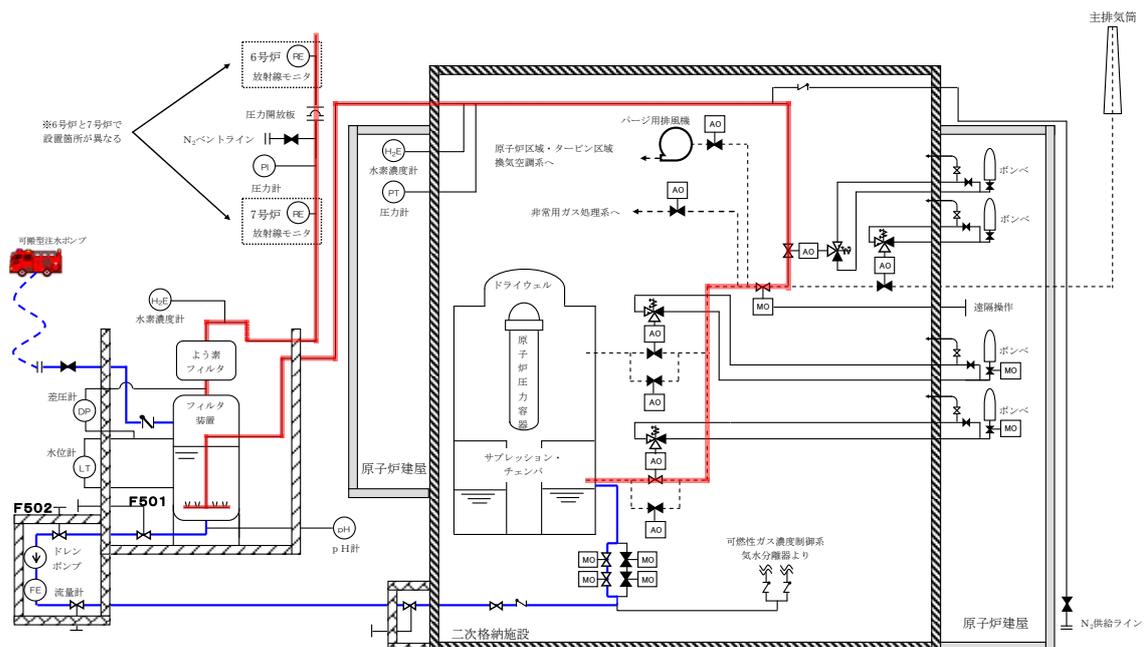
フィルタ装置出口放射線モニタにて、フィルタ装置出口配管に内包される放射性物質から放射線量率を監視し、排出経路の放射性物質濃度を評価することが可能である。

(4) フィルタ装置の水位調整時の確認

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

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

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



第 2.3.2.2-4 図 フィルタ装置 水位調整操作の概略図

フィルタ装置の水位調整時の確認として、以下の通り把握可能である。

a. フィルタ装置の水位調整の確認

フィルタ装置水位計にて、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計にて、排水操作を実施した際のタンクドレン量の把握ができる。

b. フィルタ装置スクラバ水の水質管理 (2.2.1.3 参照)

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

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

(5) 想定される機能障害の把握

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

- a. フィルタ装置の閉塞：フィルタ装置入口圧力，フィルタ装置出口放射線モニタ
- b. 金属フィルタの閉塞：金属フィルタ差圧，フィルタ装置入口圧力
- c. 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
- d. フィルタ装置スクラバ水の漏えい：フィルタ装置水位

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

a. フィルタ装置の閉塞

フィルタ装置入口圧力計にて、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

金属フィルタ差圧計にて、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計にて、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. フィルタ装置入口配管の破断

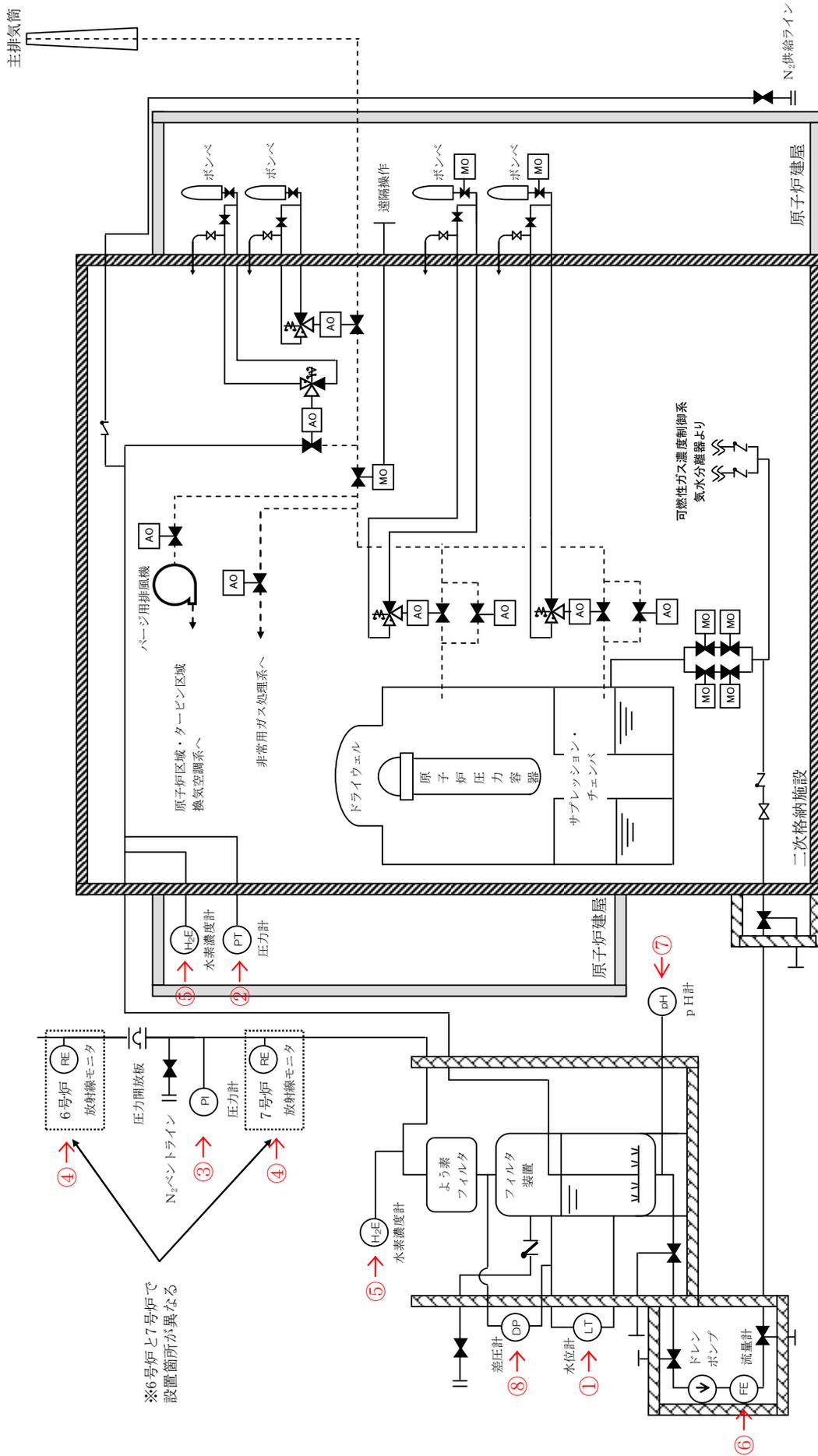
フィルタ装置入口圧力計にて、格納容器ベント実施により待機圧力から上昇した圧力が低下傾向を示すが、フィルタ装置出口放射線量率が初期値から上昇しないことを確認することにより把握できる。

d. フィルタ装置スクラバ水の漏えい

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

2.3.2.3 計測設備の仕様について

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



※6号炉と7号炉で
設置箇所が異なる

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

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

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

監視パラメータ※1		計測範囲	計測範囲の根拠	個数	監視場所※5
①	フィルタ装置水位 (格納容器圧力逃がし装置)	0～6000mm	スクラバノズル上端を計測範囲のゼロ点とし、フィルタ装置機能維持のための上限水位：約2500mm、下限水位：約500mmが計測可能な範囲とする。	2	中央制御室 (緊急時対策所)
	フィルタ装置水位 (代替格納容器圧力逃がし装置)	0～7000mm	スクラバノズル上端を計測範囲のゼロ点とし、フィルタ装置機能維持のための上限水位：約3000mm、下限水位：約500mmが計測可能な範囲とする。	2	中央制御室 (緊急時対策所)
②フィルタ装置入口圧力		0～1.0MPa[gage]	以下の2つの状態を計測可能な範囲とする。 ・格納容器ベント実施時に、格納容器圧力逃がし装置の最高圧力(0.62MPa[gage])が計測可能な範囲とする。 ・待機時に、窒素置換(約0.01MPa[gage]以上)が維持されていることを計測可能な範囲とする。	2*2	中央制御室 現場 (緊急時対策所)
③フィルタ装置出口圧力		-0.1～0.2MPa[gage]	点検後の窒素置換操作を実施した際に、フィルタ装置出口の圧力開放板の設定圧力(0.1MPa[gage])を超えないことが計測可能な範囲とする。	1	現場
④フィルタ装置出口放射線モニタ		10 ⁻² ～10 ⁵ mSv/h	格納容器ベント実施時に、想定されるフィルタ装置出口の最大線量当量率(約7×10 ⁴ mSv/h)を計測可能な範囲とする。	2	中央制御室 (緊急時対策所)
⑤フィルタ装置水素濃度		0～100%	格納容器ベント停止後の窒素によるバージを実施し、フィルタ装置入口及び出口配管内に滞留する水素濃度が可燃限界濃度(4%)以下であることを計測可能な範囲とする。	2*3	中央制御室 (緊急時対策所)
⑥フィルタ装置ドレン流量		0～30m ³ /h	ドレンポンプの定格流量(10m ³ /h)を計測可能な範囲とする。	2*4	現場
⑦フィルタ装置スクラバ水pH		pH0～14	フィルタ装置内スクラバ水のpHを計測可能な範囲とする。	1	現場
⑧金属フィルタ差圧		0～50kPa		1	中央制御室 (緊急時対策所)

※1 監視パラメータの数字は第 2.3.2.3-1 図及び第 2.3.2.3-2 図の丸数字に対応する。

※2 中央制御室及び現場にそれぞれ 1 個

※3 フィルタ装置入口及び出口側にそれぞれ 1 個

※4 ドレンポンプ 2 台に対してそれぞれ 1 個

※5 代替格納容器圧力逃がし装置の監視場所についても同様の設計で計画。なお、「(緊急時対策所)」については、緊急時対策所での監視も可能な設計としている。

2.3.2.4 格納容器圧力逃がし装置の計測設備の多重性又は多様性について

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

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

第 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. 格納容器内のガスがフィルタ装置へ導かれていることの確認	①フィルタ装置入口圧力計 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フィルタ装置水位計	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フィルタ装置水位計	①は多重性有り
	b. フィルタ装置配管内の不活性状態の確認	①フィルタ装置入口圧力計 ②フィルタ装置出口圧力計	①②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フィルタ装置水位計	①は多重性有り
	b. フィルタ装置配管内の不活性状態の確認	①フィルタ装置入口圧力計 ②フィルタ装置水素濃度計	①②で多様性有り ①は多重性有り ②は入口と出口配管でそれぞれ補完
	c. 放出されるガスの放射線量の確認	①フィルタ装置出口放射線モニタ	①は多重性有り
(4) フィルタ装置の水位調整時	a. フィルタ装置の水位調整の確認	①フィルタ装置水位計 ②フィルタ装置ドレン流量計	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フィルタ装置水位計 ②フィルタ装置ドレン流量計 ③フィルタ装置スクラバ水 pH 計	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計 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金属フィルタ差圧計 ②フィルタ装置入口圧力計	①②で多様性有り ②は多重性有り
	c. フィルタ装置入口配管の破断	①フィルタ装置入口圧力計 ②フィルタ装置出口放射線モニタ	①②で多様性有り ①②はそれぞれ多重性有り
	d. フィルタ装置スクラバ水の漏えい	①フィルタ装置水位計	①は多重性有り

2.3.3 格納容器圧力逃がし装置給水設備

2.3.3.1 機能

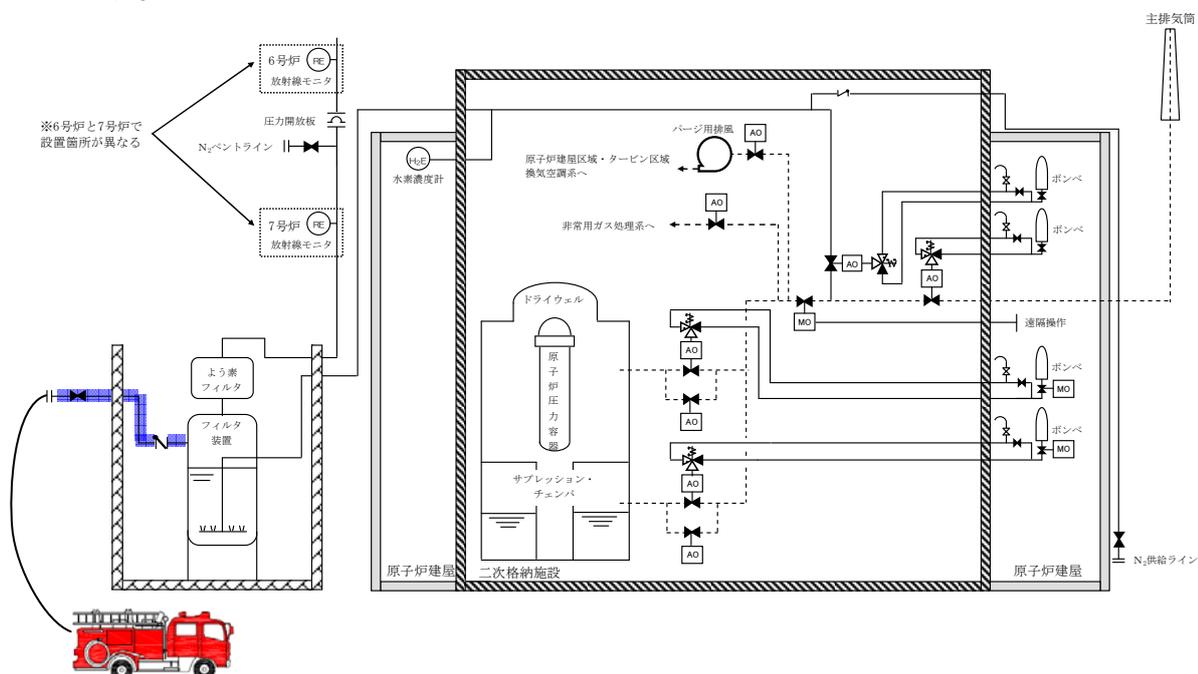
【格納容器圧力逃がし装置】【代替格納容器圧力逃がし装置】

格納容器圧力逃がし装置の使用時に、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に、給水設備を設置する。

2.3.3.2 設備構成及び仕様

【格納容器圧力逃がし装置】

格納容器圧力逃がし装置における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、逆止弁よりなり、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、消防車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

枠囲みの内容は核物質防護上の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、消防車の吐出圧力は、0.85MPa[gage]（流量 120m³/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 3.2.2.2-5 図を参照）

【代替格納容器圧力逃がし装置】

代替格納容器圧力逃がし装置における給水設備は、配管、手動弁、逆止弁よりなり、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、消防車からのホースを接続できる構造としている。

給水設備の配管の口径は、以下の通りとしている。

【6号炉】

- ・ 給水配管 : 65A

【7号炉】

- ・ 給水配管 : 65A

また、給水設備の配管の材質は、以下の通りとしている。

【6号炉】

- ・ 給水配管 : ステンレス鋼

【7号炉】

- ・ 給水配管 : ステンレス鋼

2.3.4 格納容器圧力逃がし装置ドレン設備

2.3.4.1 機能

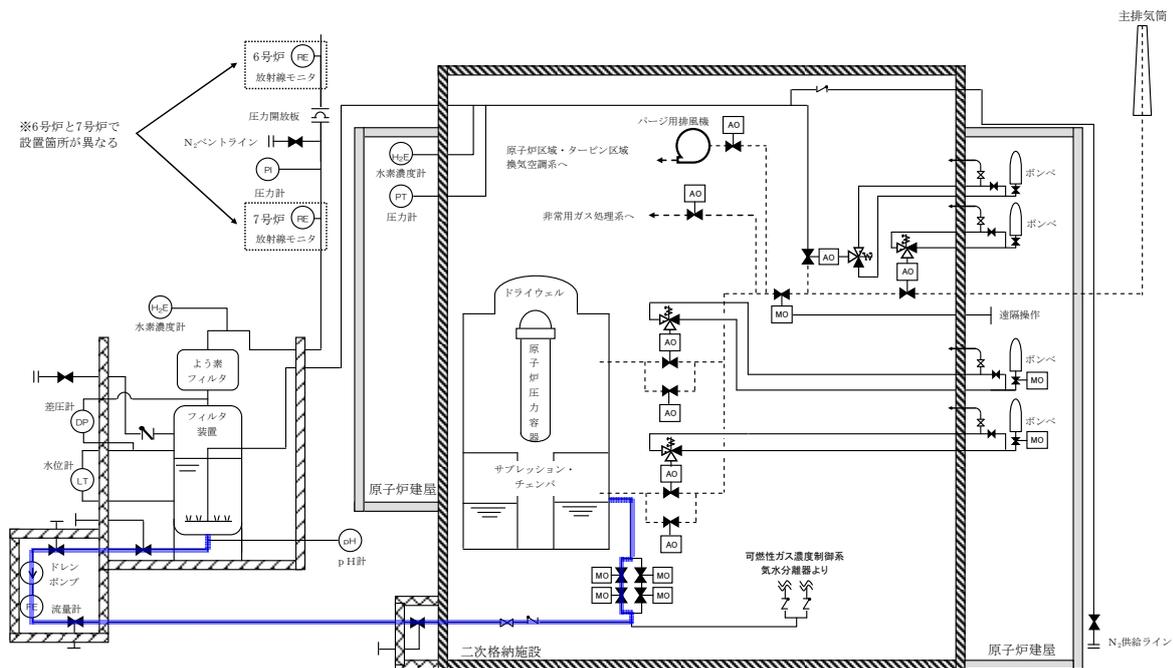
【格納容器圧力逃がし装置】【代替格納容器圧力逃がし装置】

格納容器圧力逃がし装置の使用時に、フィルタ装置の水位が上昇した場合、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格納容器へ移送できるよう、ドレン設備を設置する。

2.3.4.2 設備構成及び仕様

【格納容器圧力逃がし装置】

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



第 2.3.4.2-1 図 格納容器圧力逃がし装置 ドレン設備系統図

ドレン設備は、配管、伸縮継手、手動弁、逆止弁、ポンプよりなり、フィルタ装置のドレンノズル、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ラインは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を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

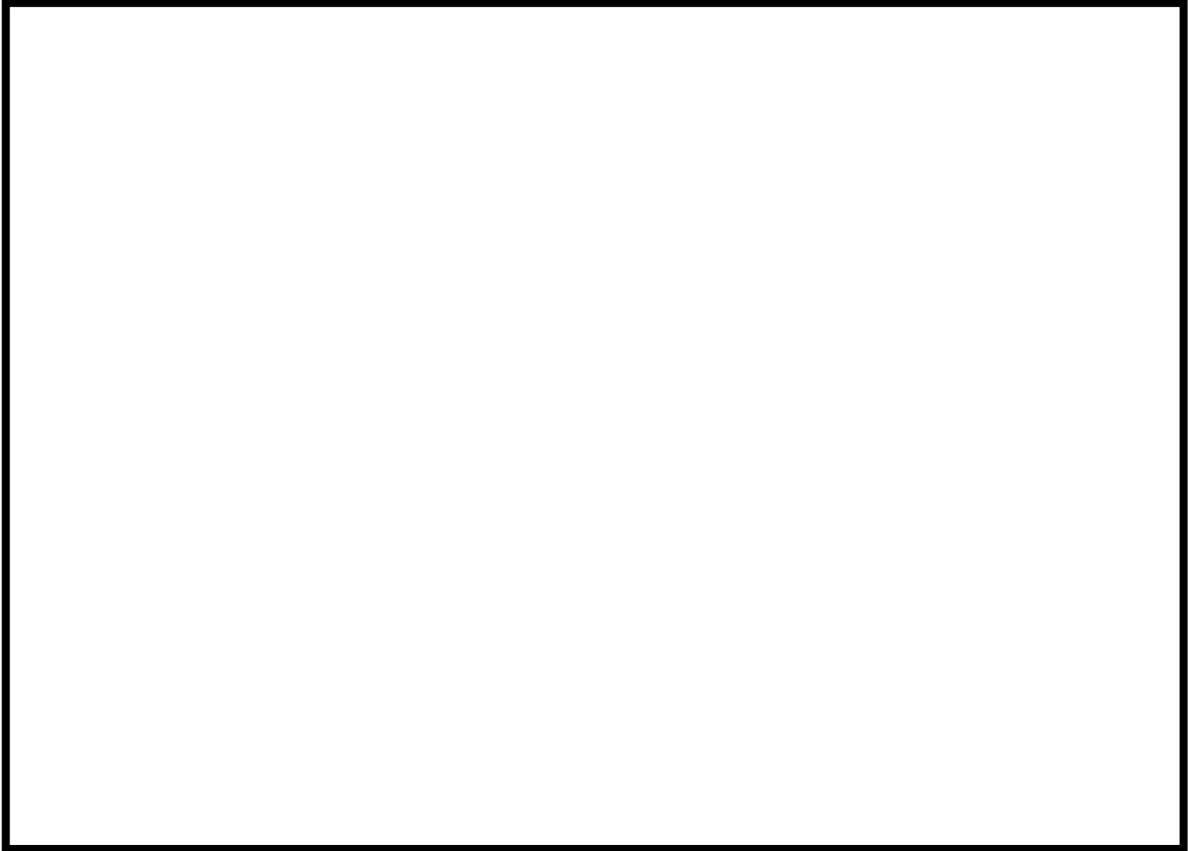
ドレン配管のルーティングについては、第 2.3.4.2-2 図から第 2.3.4.2-8 図の通りとなる。

枠囲みの内容は核物質防護上の機密事項に属しますので公開できません。

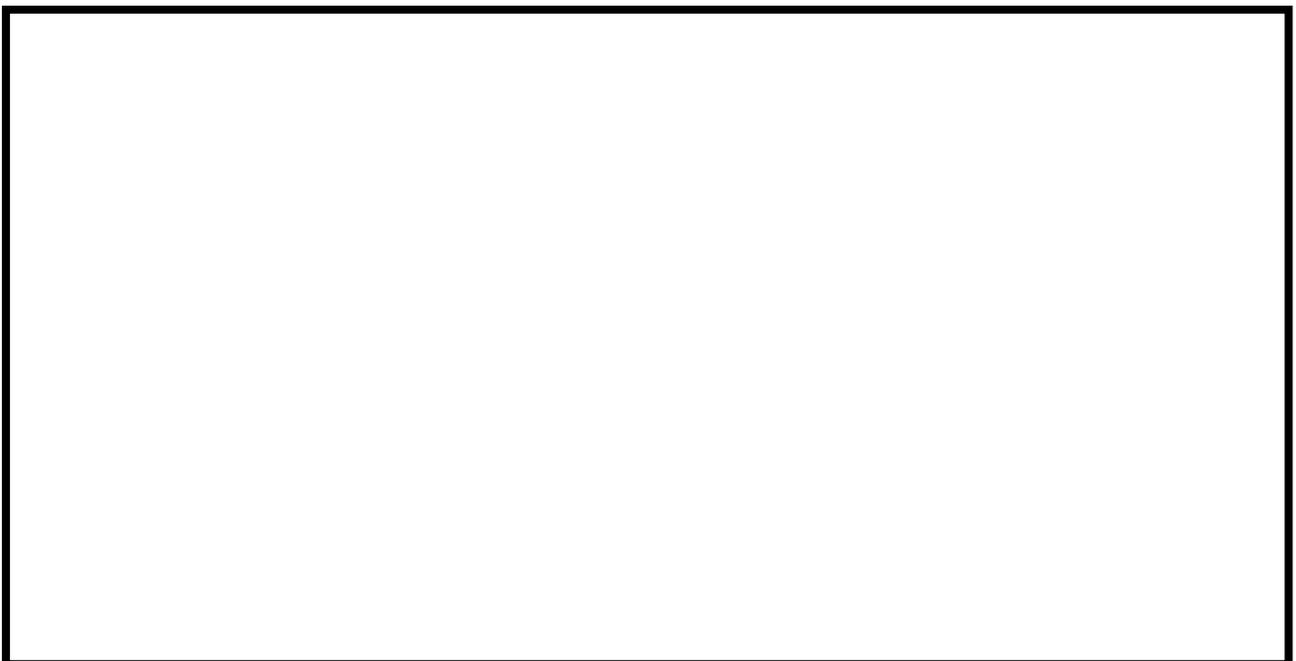


第 2.3.4.2-2 図 ドレン配管ルート図 (6号炉)

枠囲みの内容は核物質防護上の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)

枠囲みの内容は核物質防護上の機密事項に属しますので公開できません。



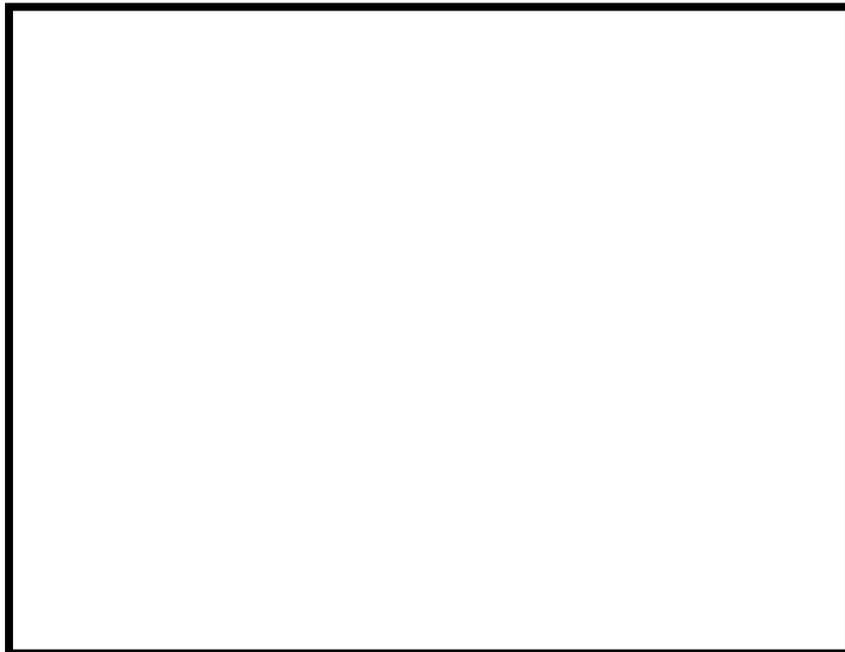
第 2.3.4.2-5 図 ドレン配管ルート図 (6 号炉 原子炉建屋地下 2 階)



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)

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、ドレン設備のポンプは6号炉と7号炉共に2台ずつ設置する。

【6号炉】

- ・ ドレン設備ポンプ容量 : 吐出量 10m³/h, 揚程 50m

【7号炉】

- ・ ドレン設備ポンプ容量 : 吐出量 10m³/h, 揚程 50m

また、ドレン設備のポンプの耐圧部の材質は、以下の通りとしている。

【6号炉】

- ・ ドレン設備ポンプ : ステンレス鋼

【7号炉】

- ・ ドレン設備ポンプ : ステンレス鋼

【代替格納容器圧力逃がし装置】

代替格納容器圧力逃がし装置におけるドレン設備は、配管、手動弁、逆止弁、ポンプよりなり、フィルタ装置のドレンノズル、及び格納容器のサブプレッション・チェンバに接続する。このため、フィルタ装置のスクラバ水を格納容器に移送することが可能である。

ドレン設備の配管の口径は、以下の通りとしている。

【6号炉】

- ・ ドレン配管 : 65A, 50A

【7号炉】

- ・ ドレン配管 : 65A, 50A

また、ドレン設備の配管の材質は、以下の通りとしている。

【6号炉】

- ・ ドレン配管 : ステンレス鋼

【7号炉】

- ・ ドレン配管 : ステンレス鋼

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

2.3.5 格納容器圧力逃がし装置窒素パージ設備

2.3.5.1 機能

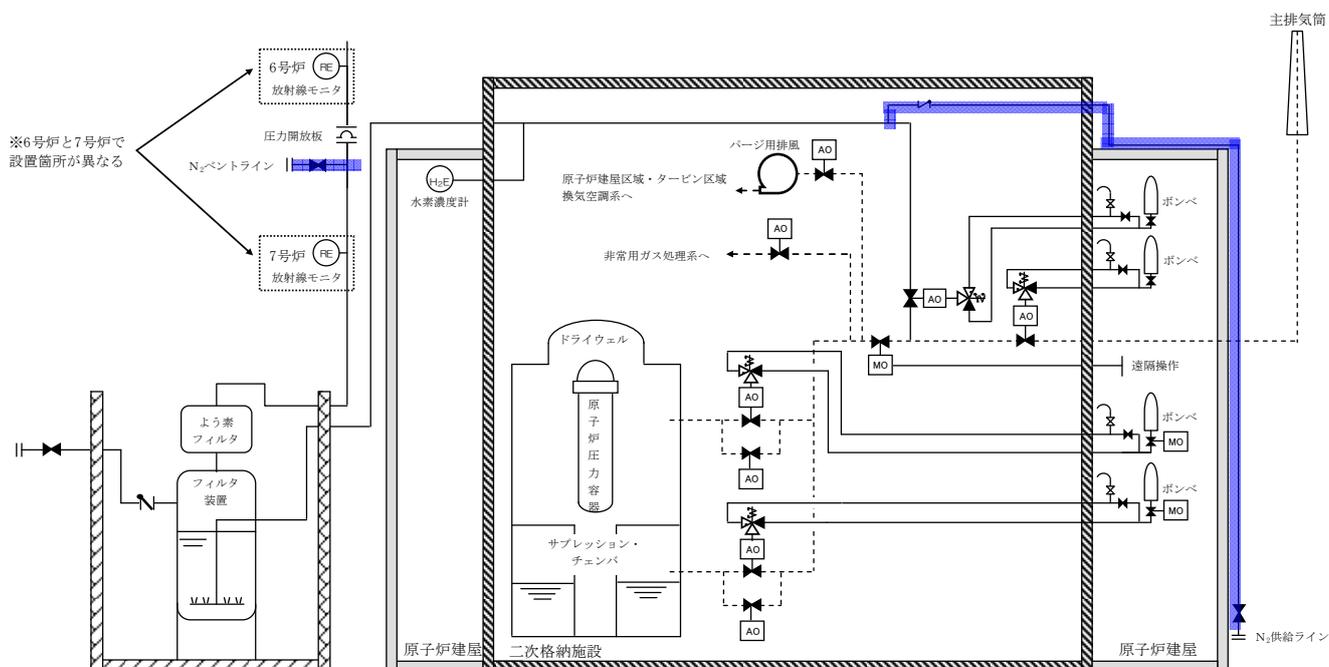
【格納容器圧力逃がし装置】【代替格納容器圧力逃がし装置】

格納容器圧力逃がし装置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には、スクラバ水の放射線分解により発生し、系統内の頂部に溜まった水素ガスを、窒素ガスにより系統外へ排出することにより、滞留水素による爆発を防止する。

2.3.5.2 設備構成及び仕様

【格納容器圧力逃がし装置】

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



第 2.3.5.2-1 図 格納容器圧力逃がし装置 窒素パージ設備系統図

窒素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

枠囲みの内容は核物質防護上の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。

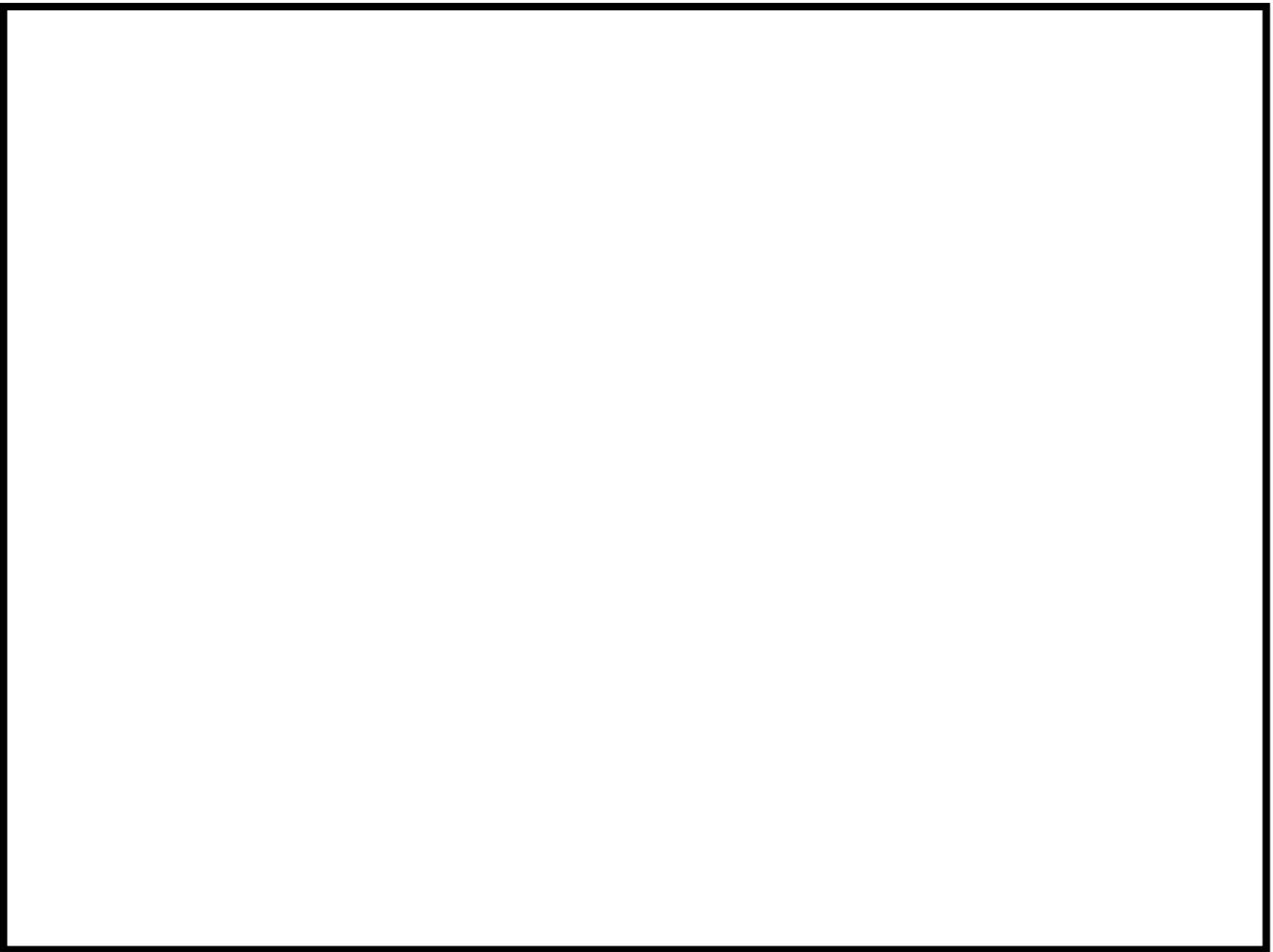
【6号炉】

- ・ 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）

枠囲みの内容は核物質防護上の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)

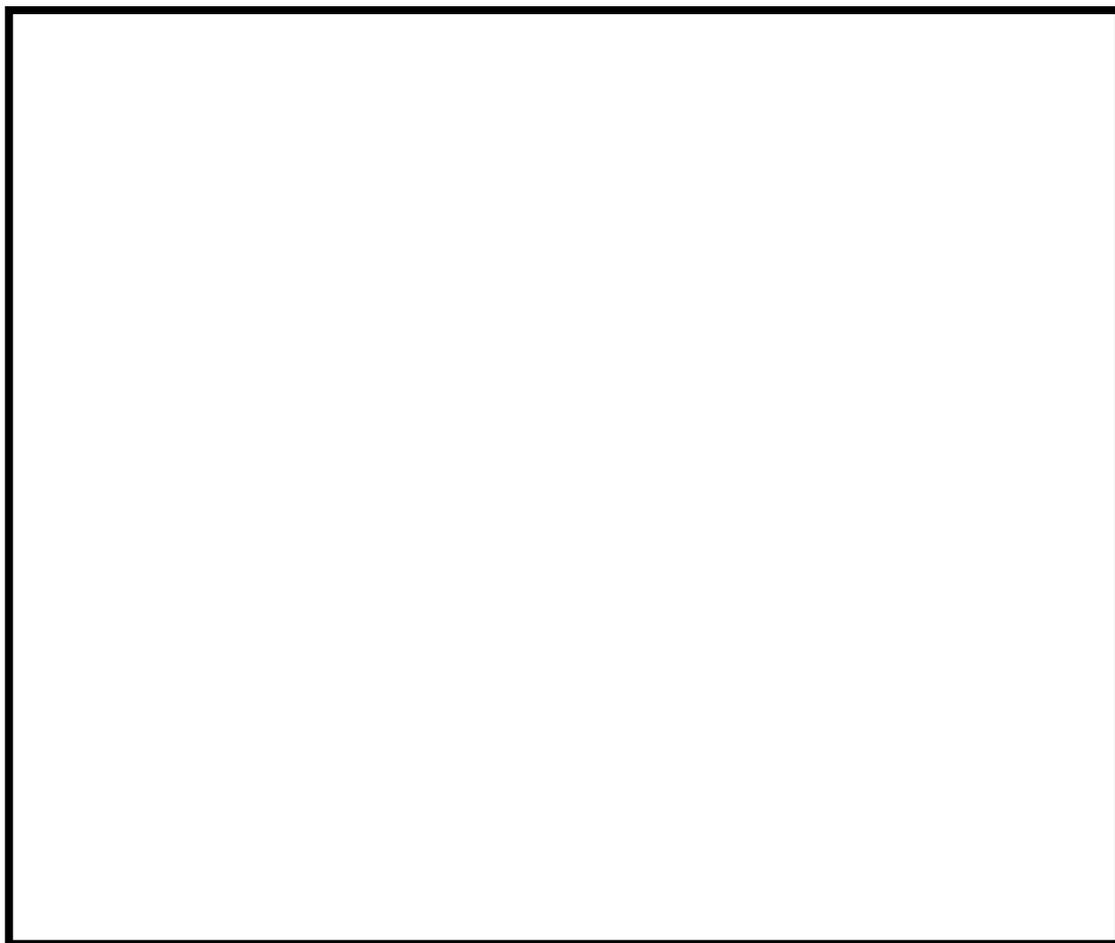


第 2.3.5.2-4 図 窒素パージ配管ルート図 (6 号炉 窒素ベント配管)

枠囲みの内容は核物質防護上の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の窒素供給装置を接続し、供給する。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。窒素供給装置量は、窒素ガス純度が 99%の場合において 70Nm³/h の生成能力を有する。

【代替格納容器圧力逃がし装置】

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

【6号炉】

- ・ 窒素供給及びベント配管 : 25A

【7号炉】

- ・ 窒素供給及びベント配管 : 25A

また、窒素パージ設備の配管の材質は、以下の通りとしている。

【6号炉】

- ・ 窒素供給及びベント配管 : ステンレス鋼

【7号炉】

- ・ 窒素供給及びベント配管 : ステンレス鋼

窒素ガスは、屋外に設置した接続口に可搬型の窒素供給装置を接続し、供給する。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。窒素供給装置量は、窒素ガス純度が 99%の場合において 70Nm³/h の生成能力を有する。

3. フィルタ装置の性能

【格納容器圧力逃がし装置】【代替格納容器圧力逃がし装置】

3.1 フィルタ装置による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

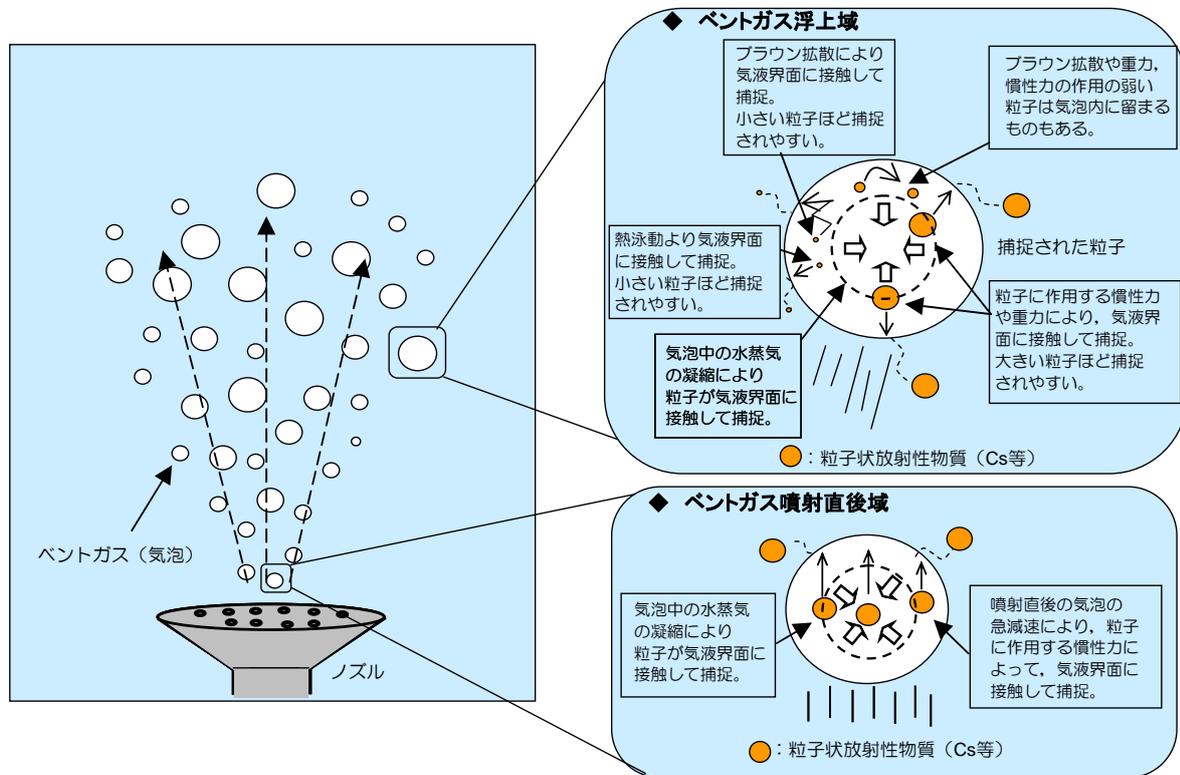
格納容器より排出されたガスは、格納容器圧力逃がし装置の給気配管を経て、容器に到達し、スクラバノズルから容器内に噴出する。

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。

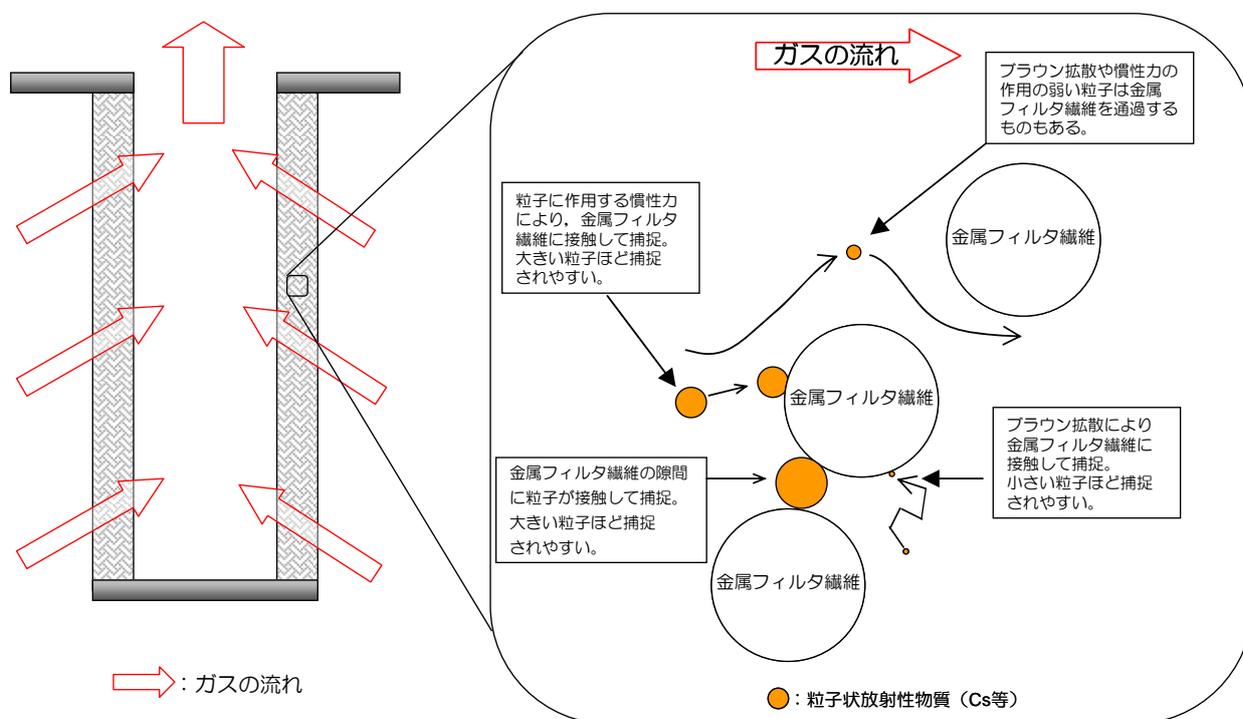


第 3.1.1-1 図 水スクラバによる除去原理（イメージ）

3.1.1.2 金属フィルタによる除去

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

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



第3.1.1-2図 金属フィルタによる除去原理（イメージ）

3.1.2 ガス状放射性物質の除去原理

【格納容器圧力逃がし装置】【代替格納容器圧力逃がし装置】

3.1.2.1 格納容器圧力逃がし装置へ流入するガス状放射性物質の低減

(1) 希ガス

希ガスについては、格納容器圧力逃がし装置で除去できないことから、格納容器内にできるだけ長くとどめ、放射エネルギーを可能な限り時間減衰させることが、環境中への希ガスの放出量を低減させるための有効な対策となる。

このため、6号炉及び7号炉では、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、格納容器内での有機よう素の発生を抑制することが、環境中へのよう素の放出量を低減させるための有効な対策となると考えられる。

以上より、6号炉及び7号炉では、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。

格納容器圧力逃がし装置での無機よう素及び有機よう素の除去原理は次項に示す通り。

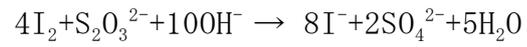
3.1.2.2 格納容器圧力逃がし装置での除去

(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（チオ硫酸ナトリウムと水酸化ナトリウム）を溶解した水溶液としている。

ガス状の無機よう素は、チオ硫酸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をアルカリ性に保つ必要があることから、スクラバ水には水酸化ナトリウム

も溶解する。



(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により、ガス状の有機よう素及び無機よう素をよう化銀として吸着材の中に取り込むことにより、ベントガスより除去する。

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

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。

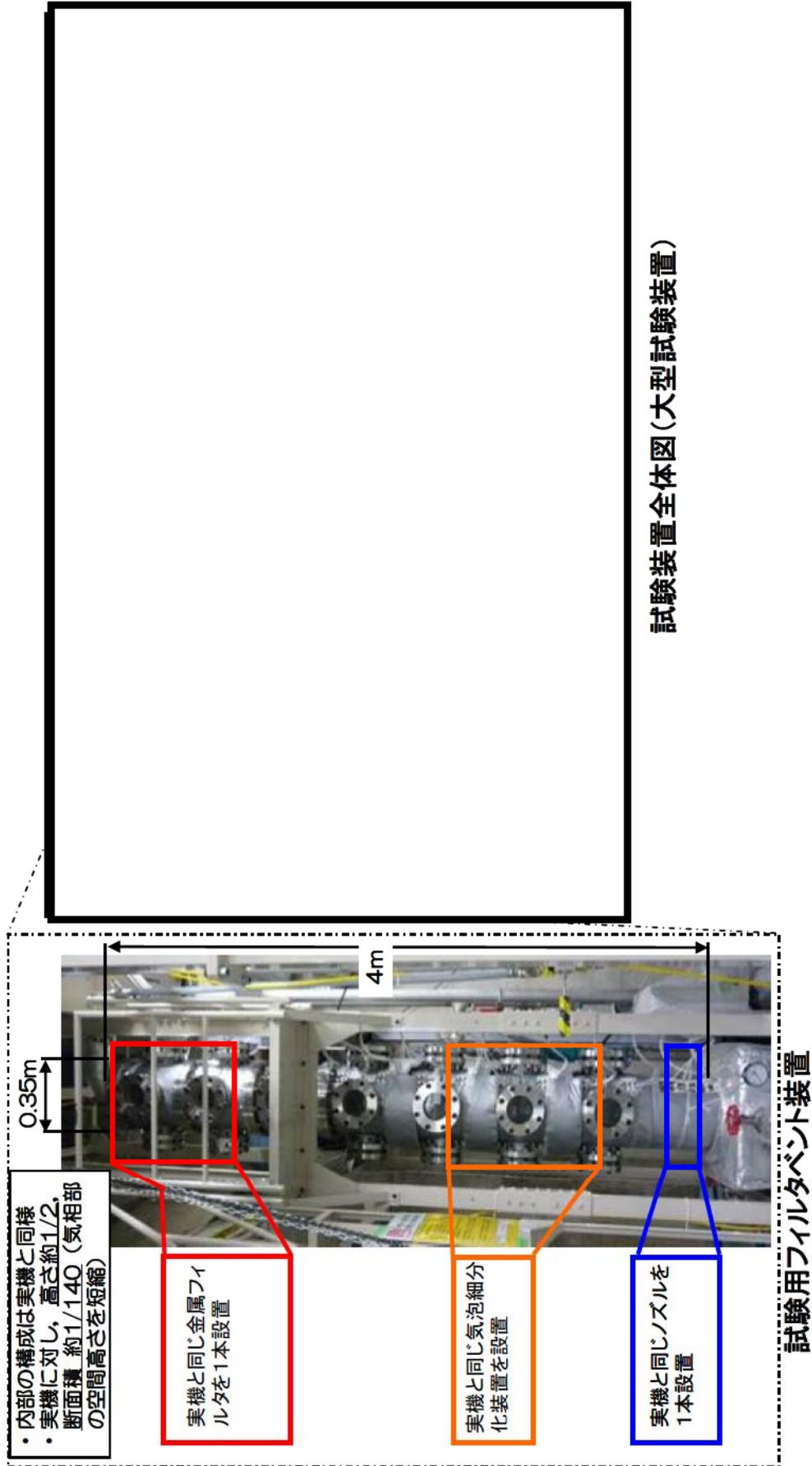
試験の概要を第3.2.1.1-1図に示す。格納容器圧力逃がし装置を模擬した試験フィルタに、コンプレッサからの空気に粒子状放射性物質を模擬した微粒子（エアロゾル）を混入して送気する。試験フィルタの前後にエアロゾル計測装置を設置して微粒子の個数を計測し、試験フィルタのDFを算出する。

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子径に近い径の粒子を発生させる。粒子の種類は、PSL（ポリスチレン製標準粒子）、 TiO_2 、 Fe_2O_3 を選定している。

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



第 3.2.1.1-1 図 試験概要図

3.2.1.2 試験条件とその設定根拠

格納容器ベント実施時のフィルタベント装置の性能を確認するため、フィルタベント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 3.2.1-1 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。

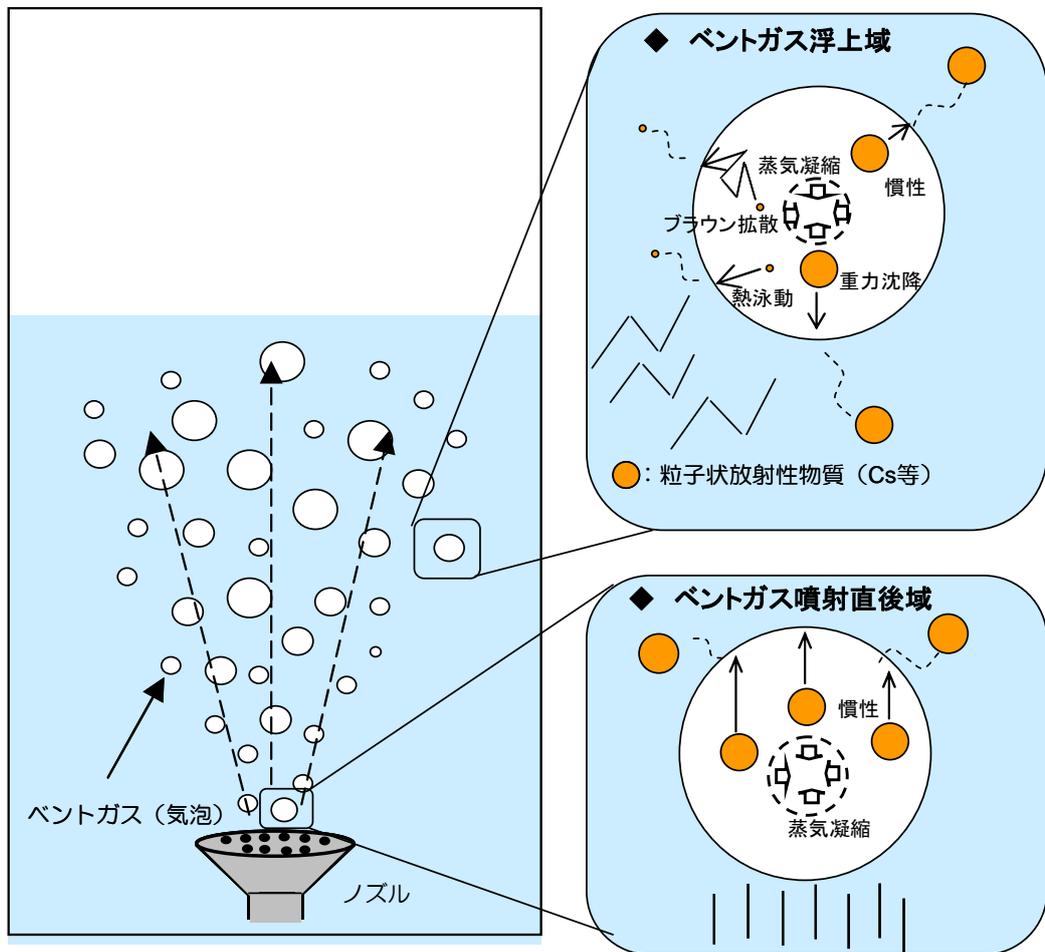
b. ベントガス浮上域

(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

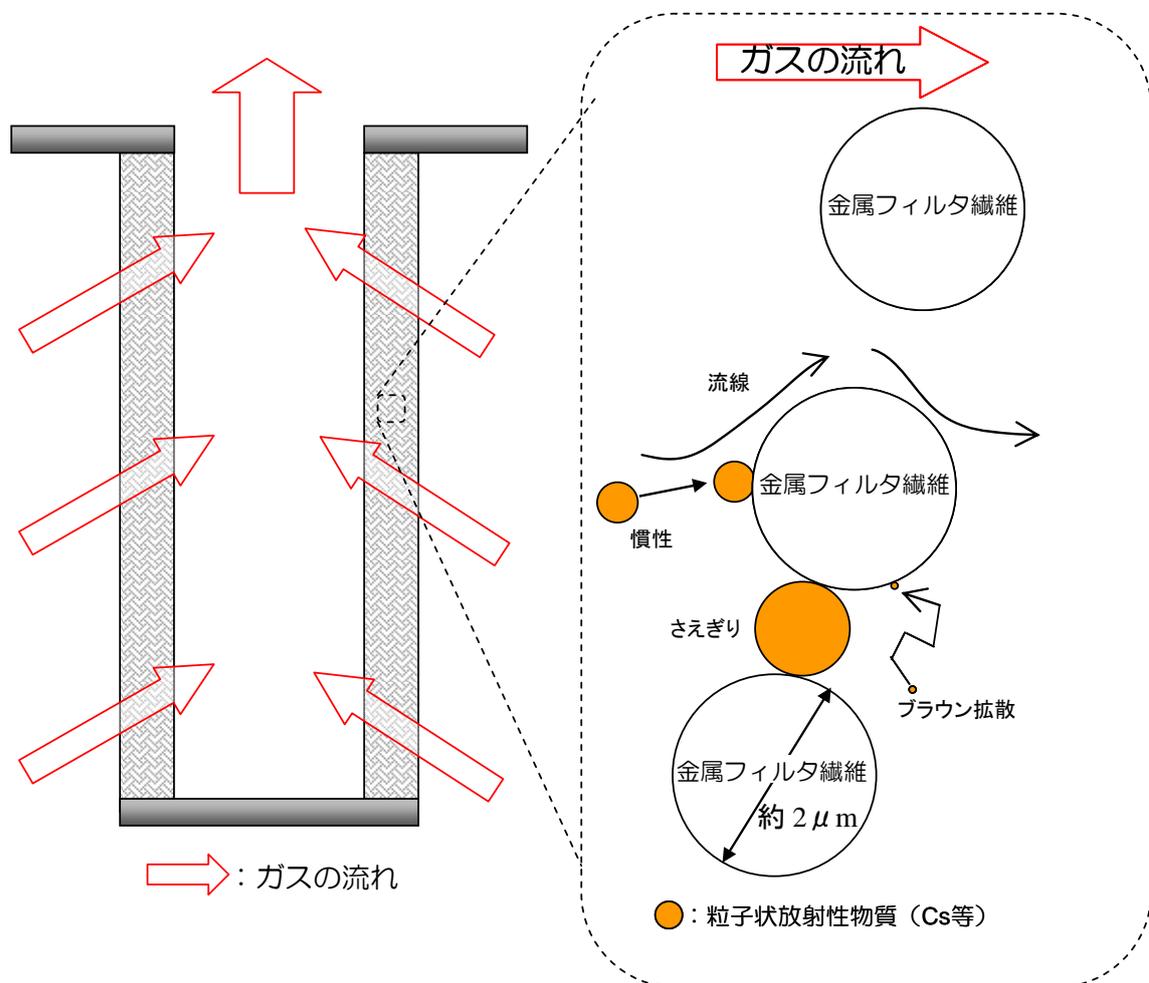
ガス流量：流量が大きいほど慣性力は大きく、DFは上がる。

(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子径の存在領域では、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 3.2.1-1 表 DF 計測試験条件

	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 として設置
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空気を用いる
ガス流量	捕捉メカニズムにより, ガス流量が大きいほど DF が大きくなるケースと DF が小さくなるケースのいずれもある	ガス流量が大きいほど DF は大きい	実機における 2Pd 時相当流量 (約 33000m ³ /h), 1Pd 時相当流量 (27000m ³ /h), 最小流量相当 (13500m ³ /h) の 3 パターンの流量を設定

3.2.2 粒子状放射性物質の除去性能

3.2.2.1 想定されるエアロゾル

【格納容器圧力逃がし装置】【代替格納容器圧力逃がし装置】

(1) 想定事故シナリオ

粒子状放射性物質の除去性能を確認する上で想定する事故シナリオとして、炉心損傷が発生する大破断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

- (a) 大破断LOCAが発生し、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(ECCS)喪失、全交流動力電源喪失(SBO)を想定するため、原子炉圧力容器への注水が出来ず炉心損傷に至る。2時間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格納容器へのスプレイを実施するが、事象発生から約25時間後に格納容器圧力が限界圧力に到達し、格納容器圧力逃がし装置を用いたベントを実施する。

b. 想定事故シナリオ選定のフロー

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

(a) 起因事象の選定

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

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

プラント外部で発生する事象については、地震、津波、及び、地震・津波以外の自然現象の約40事象から、地域性等を考慮して6事象(強風、竜巻、火山、落雷、積雪、低温)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 表のとおりグループ別に分類する。

第 3.2.2.1-1 表 運転中の炉心損傷に係る事故シナリオグループ

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

(c) 重大事故等対策の有効性評価及び事故シナリオの選定

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

一方、LOCA時注水機能喪失については、重大事故等対処施設が機能しても炉心損傷を避けられず、炉心損傷後の格納容器ベントの実施が必要となる。

以上より、LOCA時注水機能喪失を想定事故シナリオとして選定した。

なお、想定事故シナリオにおいてはサプレッション・チェンバの排気ラインを使用したベント（以下、W/W ベントという）を実施した場合と、ドライウエルの排気ラインを使用したベント（以下、D/W ベントという）を実施した場合の両方を想定するものとする。

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

※1 高圧・低圧注水機能喪失シナリオを選定した理由

第 3.2.2.1-1 表に示す各事故シナリオグループのうち、崩壊熱除去機能喪失シナリオ及び原子炉停止機能喪失シナリオは、仮に重大事故等対処施設の機能喪失又は機能が遅延した場合、炉心損傷より先に格納容器の過圧破損に至ることから、格納容器圧力逃がし装置の性能に期待できない。

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

L O C A 時注水機能喪失シナリオについても、仮に重大事故等対処施設の機能喪失又は機能が遅延し、原子炉圧力容器が破損すると、格納容器の過温破損に至ることから、同様に格納容器圧力逃がし装置の性能に期待できない。

以上より、第 3.2.2.1-1 表に示す各事故シナリオグループのうち、重大事故等対処施設の機能喪失又は機能の遅延により、炉心損傷及び原子炉圧力容器破損した後に D/W ベントを実施した場合を想定し、格納容器圧力逃がし装置の性能を確認するシナリオとして、高圧・低圧注水機能喪失シナリオを選定した。

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

(2) 発生するエアロゾルの種類

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

想定するエアロゾルの種類、及び、想定事故シナリオ（W/W ベント）時に格納容器圧力逃がし装置に流入する粒子状物質量を第 3.2.2.1-2 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 3.2.2.1-3 表に示す。

第 3.2.2.1-3 表に示すとおり、格納容器圧力逃がし装置に流入する粒子状物質量は、想定事故シナリオ（D/W ベント）に比べ、原子炉圧力容器が破損するケースの方が少なくなっている。これは、以下の違いによるものと考えられる。

想定事故シナリオ（D/W ベント）は L O C A を想定しているため、炉心から放出された粒子状物質は破断配管から直接格納容器空間部に放出される。一方、原子炉圧力容器が破損するケースは原子炉圧力容器の減圧に成功することを想定しているため、炉心から放出された粒子状物質の大部分はまず主蒸気逃がし安全弁の排気ラインを介しサプレッション・チェンバに排気される。サプレッション・チェンバに排気された粒子状物質は、サプレッション・プール水で除去された後に格納容器気相部に移行する。

また、原子炉圧力容器が破損するケースでは、燃料デブリが格納容器下部に落下するが、格納容器下部に直接注水することで燃料デブリは冠水される。格納容器下部の燃料デブリからは粒子状物質が放出されるが、粒子状物質は格納容器空間部に移行する前に水により除去される。

以上のことが、格納容器圧力逃がし装置に流入する粒子状物質量が、想定事故シナリオ（D/W ベント）時に比べ、原子炉圧力容器が破損するケースの方が少ない要因となっていると考えられる。

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

第 3.2.2.1-2 表 想定するエアロゾルの種類及び想定シナリオ (W/W ベント) 時に格納容器圧力逃がし装置に流入する粒子状物質量

核種グループ	各核種グループに対応する主な化学物質例	事故直後炉心内内蔵量 (安定核種を含む) ※ 1	格納容器圧力逃がし装置に流入する粒子状物質量 (安定核種を含む) ※ 2
希ガス	Xe , Kr		-
CsI	CsI		約 3.3×10^{-4} kg
TeO ₂ , Te ₂	TeO ₂ , Te ₂		約 5.9×10^{-5} kg
SrO	SrO		約 5.8×10^{-5} kg
MoO ₂	MoO ₂		約 2.8×10^{-5} kg
CsOH	CsOH , RbOH		約 2.2×10^{-3} kg
BaO	BaO		約 8.1×10^{-5} kg
La ₂ O ₃	La ₂ O ₃ , Pr ₂ O ₃ , Nd ₂ O ₃ , Sm ₂ O ₃ , Y ₂ O ₃		約 4.3×10^{-6} kg
CeO ₂	CeO ₂		約 4.4×10^{-6} kg
Sb	Sb		約 2.1×10^{-6} kg
UO ₂	UO ₂ , NpO ₂ , PuO ₂		0kg
コンクリート/ 構造材	-		約 6.5×10^{-3} kg

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

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

第 3.2.2.1-3 表 想定事故シナリオ (D/W ベント) 時及び原子炉圧力容器が破損するケース時に格納容器圧力逃がし装置に流入する粒子状物質量

核種グループ	格納容器圧力逃がし装置に流入する粒子状物質量 (安定核種を含む) ※ 1	
	想定事故シナリオ (大破断 L O C A + 全交流動力 電源喪失 + 全 E C C S 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 1.7×10^{-3} kg	約 1.4×10^{-3} kg
TeO ₂ , Te ₂	約 5.0×10^{-2} kg	約 1.5×10^{-4} kg
SrO	約 4.9×10^{-2} kg	約 1.5×10^{-4} kg
MoO ₂	約 2.4×10^{-2} kg	約 6.8×10^{-5} kg
CsOH	約 $2.0 \times 10^{+0}$ kg	約 4.8×10^{-3} kg
BaO	約 6.8×10^{-2} kg	約 2.0×10^{-4} kg
La ₂ O ₃	約 3.6×10^{-3} kg	約 1.1×10^{-5} kg
CeO ₂	約 3.7×10^{-3} kg	約 1.1×10^{-5} kg
Sb	約 1.8×10^{-3} kg	約 5.0×10^{-6} kg
UO ₂	0 kg	0 kg
コンクリート/ 構造材	約 2.1×10^{-2} kg	約 5.0×10^{-3} kg

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

a. 炉心状態の想定

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

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

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

(a) 事故直後における炉内の核分裂生成物内蔵量

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

核分裂生成物（エアロゾル粒子として放出される可能性のある核分裂生成物も含む）の量は、運転が進み燃焼度が大きくなるに従い多くなる。

平衡炉心（サイクル末期）の燃焼度は、その他の炉心状態（初期装荷炉心や取替炉心）の燃焼度に比べ大きいため、平衡炉心（サイクル末期）の炉内の核分裂生成物内蔵量は、その他の炉心状態の核分裂生成物内蔵量を包絡する値を示す。

(b) 崩壊熱

燃料デブリからの放射性物質の放出割合は、崩壊熱が大きいほど多くなり、崩壊熱は、核分裂生成物内蔵量が多いほど大きくなる。

(a)と同様の理由により、平衡炉心（サイクル末期）の崩壊熱はその他の炉心状態の崩壊熱を包絡する値を示す。このため、平衡炉心（サイクル末期）を想定した場合の、燃料デブリからの放射性物質の放出割合は、他の炉心状態を想定した場合の放出割合を包絡する値を示す。

b. 評価に用いる放出割合

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

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

MAAP コードでは、格納容器内における振る舞いの違い（揮発のし易さ

の違い等)を考慮し、放射性物質を複数の MAAP 核種グループに分類しており、格納容器圧力逃がし装置への放出割合を MAAP 核種グループ毎に評価している。

大破断 L O C A + 全交流動力電源喪失 + 全 E C C S 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 3.2.2.1-4 表に示す。ただし、以下に示す通り、第 3.2.2.1-4 表の値は格納容器圧力逃がし装置に流入するエアロゾル量の評価に使用していない。

第 3.2.2.1-4 表によると、高揮発性核種 (CsI や CsOH) の放出割合 (10^{-6} オーダー) と比べ、中・低揮発性核種の放出割合が極めて大きい (10^{-3} 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 3.2.2.1-5 表は、TMI 事故後に評価された放射性核種の場所毎の存在量であるが、希ガスや高揮発性核種 (セシウムやよう素) が原子炉圧力容器外に全量の内半分程度放出されている一方で、中・低揮発性核種はほぼ全量が原子炉圧力容器内に保持されているという評価となっている。

また、第 3.2.2.1-6 表は、福島第一原子力発電所事故後に実施された発電所敷地内の土壌中放射性核種のサンプリング結果であるが、最も多く検出されているのは高揮発性核種 (セシウムやよう素) であり、多くの中・低揮発性核種は不検出という結果となっている。

第 3.2.2.1-4 表の評価結果は、これらの観測事実と整合が取れていない。これは、大破断 L O C A + 全交流動力電源喪失 + 全 E C C S 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。

なお、高揮発性核種 (セシウムやよう素) 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ないものとする。

以上のことから、大破断 L O C A + 全交流動力電源喪失 + 全 E C C S 機能喪失シナリオにおいて中・低揮発性核種の放出割合を評価する際、単に MAAP 解析による放出量の評価結果を採用すると、放出割合として過

度に保守的な評価を与える可能性があるため、他の手法を用いた評価が必要になると考えられる。

そこで、格納容器圧力逃がし装置に流入するエアロゾル量を評価する際は、MAAP 解析による放出量の評価結果以外に、海外での規制等にも活用されている NUREG-1465（米国の原子力規制委員会（NRC）で整備されたものであり、米国でもシビアアクシデント時の典型的な例として、中央制御室の居住性等の様々な評価で使用されている）の知見を利用するものとした。このことにより、TMI 事故や福島第一原子力発電所事故の実態により見合った評価が可能となる。NUREG-1465 の知見を利用した場合の放出割合の評価結果を第 3.2.2.1-7 表に示す。

各 MAAP 核種グループの放出割合の具体的な評価手法は以下に示す通り。

(a) 希ガスグループ、CsI グループ、CsOH グループ

希ガスを含めた高揮発性の核種グループについては、MAAP 解析の結果得られた放出割合を採用する。

なお、Cs の放出割合は、CsI グループと CsOH グループの放出割合、及び、I 元素と Cs 元素の原子炉停止直後の炉心内内蔵重量より、以下の式を用いて評価する。

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

ここで、

- F_{Cs} : 時刻 T におけるセシウムの放出割合
 F_{CsOH} : 時刻 T における CsOH グループの放出割合
 F_{CsI} : 時刻 T における CsI グループの放出割合
 M_I : 停止直後の I 元素の炉心内内蔵重量
 M_{Cs} : 停止直後の Cs 元素の炉心内内蔵重量
 W_I : I の分子量 W_{Cs} : Cs の分子量

(b) それ以外の核種グループ

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

ここで、放出割合の経時的な振る舞いは希ガスと同一（※1）とし、Cs の放出割合に対する当該核種グループの放出割合の比率は、168 時間経過時点において、NUREG-1465 で得られた比率に等しいと

して、以下の評価式に基づき評価した。第 3.2.2.1-8 表に、NUREG-1465 で評価された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

γ_i : NUREG-1465 における i 番目の MAAP 核種グループに相当する核種グループの格納容器への放出割合

γ_{Cs} : NUREG-1465 における Cs に相当する核種グループの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、事故初期に格納容器内に放出され、格納容器気相部に浮遊しているものだけが大気中に放出され得ると考えられる。

ベントに伴い低揮発性核種は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 3.2.2.1-4 表 MAAP 解析による放出割合の評価結果（エアロゾル量の評価に使用しない）

核種グループ	格納容器圧力逃がし装置への放出割合 (事故発生から 168 時間後時点, 格納容器圧力逃がし装置に流入するエアロゾル量の評価には使用しない)
希ガス	約 9.6×10^{-1}
CsI	約 5.7×10^{-6}
TeO ₂	約 4.4×10^{-6}
SrO	約 4.6×10^{-4}
MoO ₂	約 5.6×10^{-6}
CsOH	約 4.6×10^{-6}
BaO	約 2.5×10^{-5}
La ₂ O ₃	約 2.2×10^{-3}
CeO ₂	約 2.1×10^{-3}
Sb	約 1.7×10^{-4}

第 3.2.2.1-5 表 TMI 事故後に評価された放射性核種の場所毎の存在量
(単位：%)

核種	低揮発性			中揮発性			高揮発性		
	¹⁴⁴ Ce	¹⁵⁴ Eu	¹⁵⁵ Eu	⁹⁰ Sr	¹⁰⁶ Ru	¹²⁵ Sb	¹³⁷ Cs	¹³¹ I	⁸⁵ Kr
原子炉建屋									
原子炉容器	105.4	122.7	109.5	89.7	93.2	117.2	40.1	42	30
原子炉冷却系	—	—	—	1	—	0.2	3	1	—
地階水、気相タンク類	0.01	—	—	2.1	0.5	0.7	47	(47)†	54
補助建屋	—	—	—	0.1	—	0.7	5	7	—
合計	105	122	110	93	94	119	95	97	85

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

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

第 3.2.2.1-6 表 福島第一原子力発電所事故後に検出された土壌中の放射性核種

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9-ヒス トル前 (北約1,000m)*2	⑤固体廃棄物貯 蔵庫1,2棟近傍 (北約500m)*2	⑥南南西 約500m*2	⑦南南西 約750m*2	⑧南南西 約1,000m*2
	3/21	3/25	3/28	3/25	3/28	3/25	3/28	3/25	3/28	3/25	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	3/30	3/28	3/25	3/25	3/24	3/25
核種														
I-131(約8日)	5.8E+06	5.7E+06	3.8E+06	3.0E+06	3.9E+04	1.2E+07	2.6E+06	4.6E+05	3.1E+06	7.9E+05	2.2E+06	5.4E+06		
I-132(約2時間)	*4	*4	2.3E+05	*4	1.3E+02	*4	1.5E+05	*4	*4	*4	*4	*4		
Cs-134(約2年)	3.4E+05	4.9E+05	5.3E+05	7.7E+04	3.2E+02	3.5E+06	9.7E+05	6.8E+04	9.5E+05	8.7E+03	1.7E+04	1.6E+05		
Cs-136(約13日)	7.2E+04	6.1E+04	3.3E+04	1.0E+04	2.8E+01	4.6E+05	6.9E+04	8.6E+03	1.1E+05	1.9E+03	2.2E+03	2.5E+04		
Cs-137(約30年)	3.4E+05	4.8E+05	5.1E+05	7.6E+04	3.2E+02	3.5E+06	9.3E+05	6.7E+04	1.0E+06	2.0E+04	1.6E+04	1.6E+05		
Te-129m(約34日)	2.5E+05	2.9E+05	8.5E+05	5.3E+04	ND	2.7E+06	6.0E+05	2.8E+04	8.9E+05	9.5E+03	1.9E+04	1.7E+05		
Te-132(約3日)	6.1E+05	3.4E+05	3.0E+05	6.5E+04	1.4E+02	3.1E+06	2.0E+05	3.2E+04	1.9E+06	2.1E+04	3.9E+04	3.8E+05		
Ba-140(約13日)	1.3E+04	1.5E+04	ND	2.5E+03	ND	ND	ND	ND	8.0E+04	ND	ND	ND		
Nb-95(約35日)	1.7E+03	2.4E+03	ND	ND	ND	5.3E+03	ND	ND	8.1E+03	ND	ND	7.9E+02		
Ru-106(約370日)	5.3E+04	ND	ND	6.4E+03	ND	2.7E+05	ND	ND	6.8E+04	1.9E+03	ND	3.2E+04		
Mo-99(約68時間)	2.1E+04	ND	ND	ND	ND	6.6E+04	ND	ND	ND	ND	ND	ND		
To-99m(約9時間)	2.3E+04	2.0E+04	ND	ND	ND	4.5E+04	ND	1.8E+03	2.3E+04	ND	ND	8.3E+03		
La-140(約2日)	3.3E+04	3.7E+04	ND	2.3E+03	ND	9.7E+04	ND	2.5E+03	2.1E+05	4.2E+02	6.2E+02	7.8E+03		
Be-7(約53日)	ND	ND	ND	ND	ND	ND	ND	ND	3.2E+04	ND	ND	ND		
Ag-110m(約250日)	1.1E+03	2.6E+03	ND	ND	ND	ND	ND	1.7E+02	1.8E+04	ND	ND	ND		

出典：東京電力 HP (<http://www.tepco.co.jp/cc/press/11040609-j.html>)

第 3.2.2.1-7 表 格納容器圧力逃がし装置に流入するエアロゾル量を評価する際に使用する放出割合

核種グループ	格納容器圧力逃がし装置への放出割合 (事故発生から 168 時間後時点)
希ガス	約 9.6×10^{-1}
CsI	約 5.7×10^{-6}
TeO ₂	約 9.3×10^{-7}
SrO	約 3.7×10^{-7}
MoO ₂	約 4.7×10^{-8}
CsOH	約 4.6×10^{-6}
BaO	約 3.7×10^{-7}
La ₂ O ₃	約 3.7×10^{-9}
CeO ₂	約 9.3×10^{-9}
Sb	約 9.3×10^{-7}

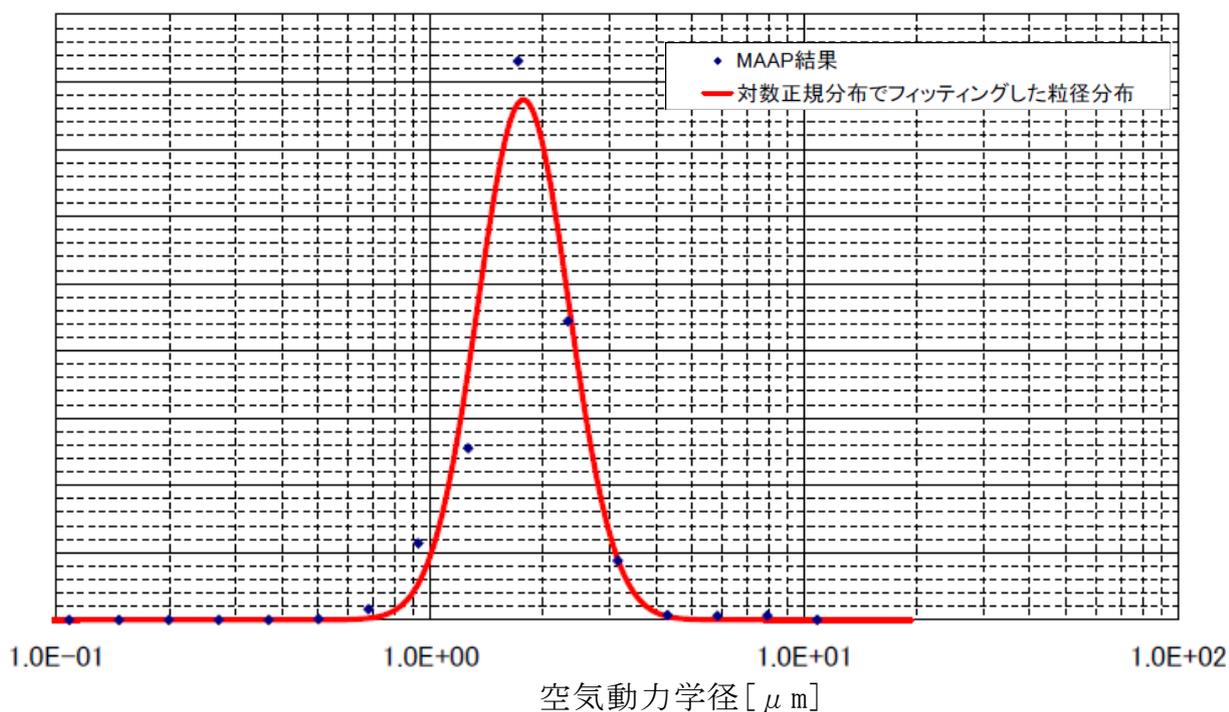
第 3.2.2.1-8 表 NUREG-1465 での格納容器内への放出割合

核種グループ	格納容器への放出割合 ※ 1
Cs	0.25
TeO ₂ , Sb	0.05
SrO, BaO	0.02
MoO ₂	0.0025
CeO ₂	0.0005
La ₂ O ₃	0.0002

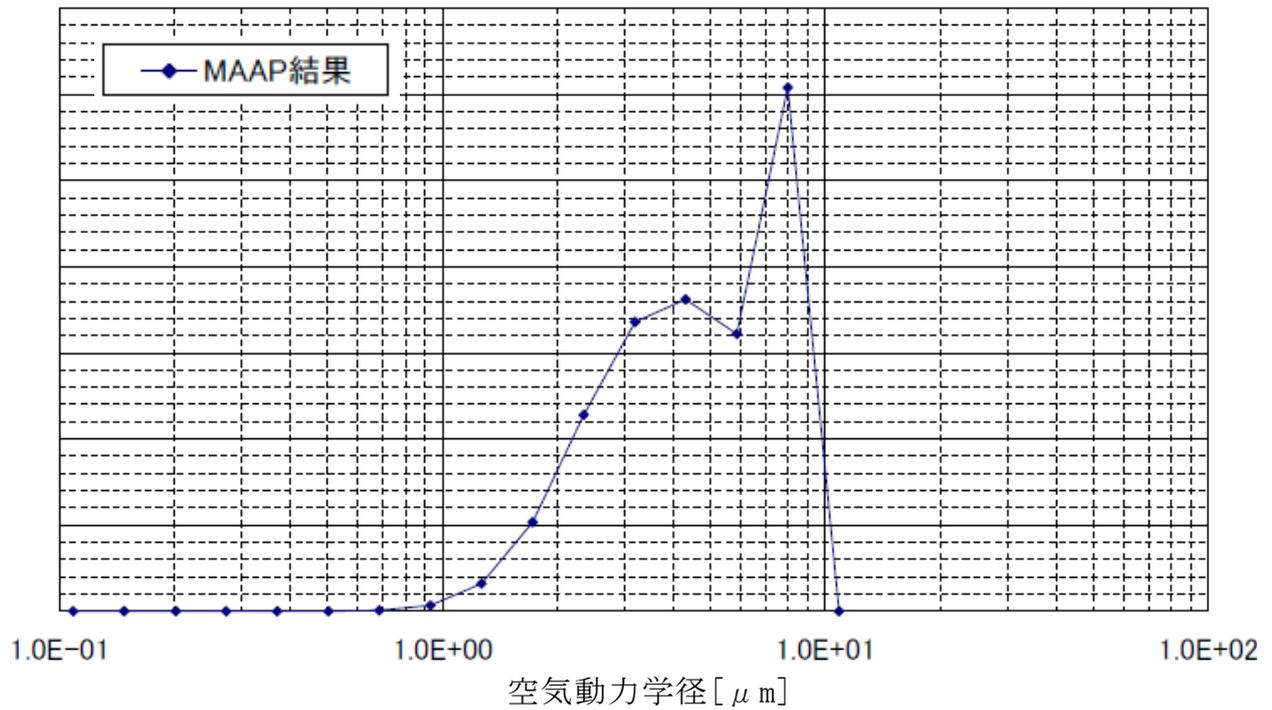
※ 1 NUREG-1465 の Table 3.12 「Gap Release」の値と「Early In-Vessel」の値の和を参照

(3) MAAP 解析に基づくエアロゾル粒径分布

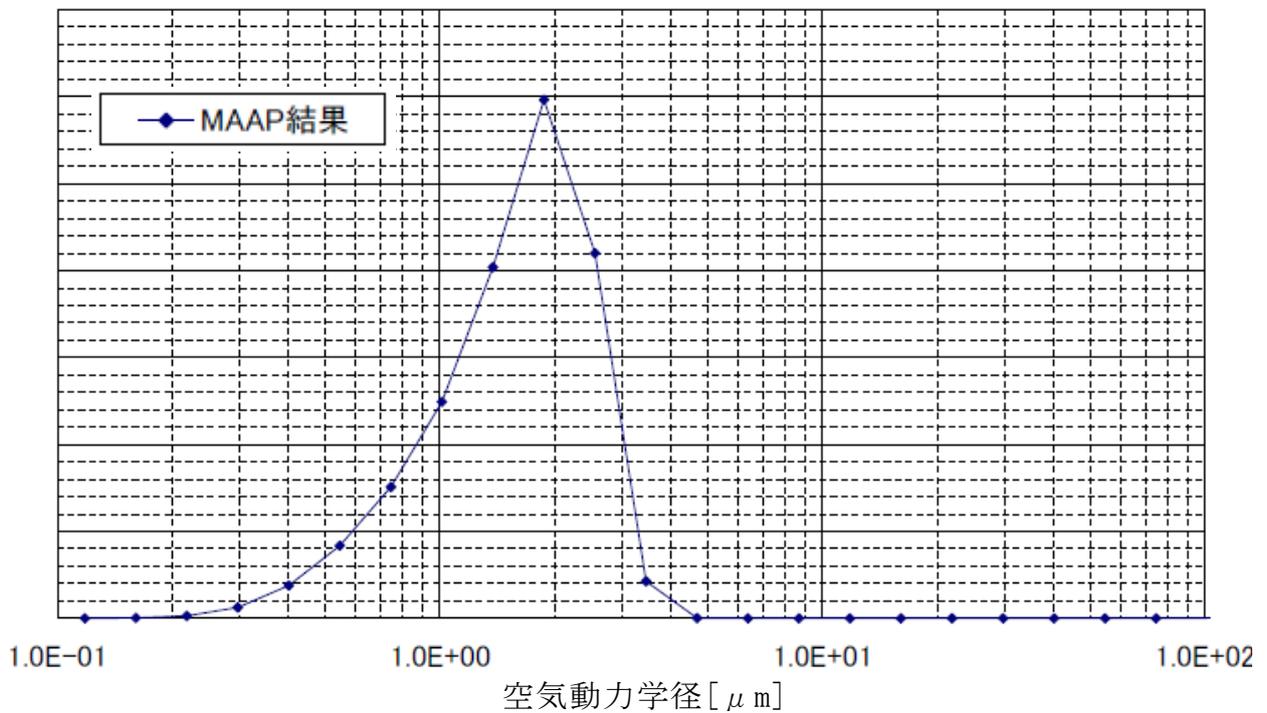
MAAP 解析では、格納容器内（サブプレッション・プール通過前）と、サブプレッション・プールを通過した後のエアロゾル粒子の粒径分布を、次項に示す理論式を用いて評価している。想定事故シナリオ（W/W ベント）、想定事故シナリオ（D/W ベント）、及び原子炉圧力容器が破損するケースでの評価結果を第 3.2.2.1-1 図から第 3.2.2.1-3 図に示す。



第 3.2.2.1-1 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



第 3.2.2.1-2 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



第 3.2.2.1-3 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

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

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

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

凝集と沈着の、エアロゾル粒子の粒径分布への影響は以下の通り。

- ・凝集：拡散と重力沈降の過程でエアロゾル粒子が衝突、小粒径のエアロゾル粒子が集まり、より粒径の大きい粒子がつかられ、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。

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

- ここで、
- $n(v, t)$: 時間(t)における粒子体積(v)の単位体積あたりの個数
 - $K(v, \bar{v})$: 粒子が凝集する頻度
 - $u(v)$: 体積(v)の粒子に対する重力沈降速度
 - $\dot{n}_p(v)$: 体積(v)の粒子の発生率
 - v : 粒子体積
 - h : 実効高さ (= 空間容積/沈着面積)

(b) サプレッション・プール水を通過した後の粒径分布の評価モデル

プール水中ではエアロゾルは気泡として存在し、気泡中にエアロゾル粒子が存在する（第 3.2.2.1-4 図の●）。気泡中のエアロゾル粒子の一部は、プール水中に取り込まれる（第 3.2.2.1-4 図の●）が、エアロゾル粒子の粒径分布はエアロゾル中（気泡中）に浮遊しているエアロゾル粒子のプール水中間の移行の効果により変化する。

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

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

ここで,

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

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

他の除去機構では, $A_i = 4 \pi r_B^2$

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

(i) 重力沈降

$$V_s = g \tau$$

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

ここで,

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

(ii) 慣性沈着

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

ここで,

U_B : 気泡上昇速度
 d_B : 気泡径 (=2 r_B)

(iii) ブラウン拡散

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

ここで,

D_p : ブラウン拡散定数

(iv) 対流

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

ここで,

m_s : 気泡内蒸気質量
 ρ_G : ガス密度
 A : 気泡表面積

(v) 拡散泳動

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

ここで,

D_G : ガスの拡散定数
 X_s : 蒸気モル分率
 X_{nc} : 非凝縮性ガスのモル分率

∇X_s は蒸気濃度勾配で、次式で計算する。

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

ここで,

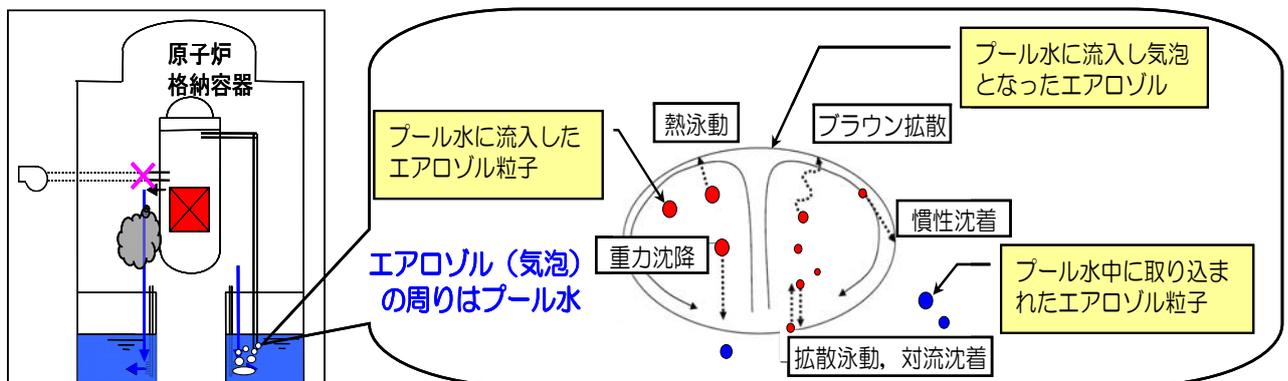
$X_{1,s}$: 表面での蒸気モル分率
 $X_{2,s}$: 気泡内の蒸気モル分率
 δ_D : 拡散境界層厚さ

(vi) 熱泳動

$$V_T = \{-2.34 \mu_g / \rho_g (K_{tg} / K_p + 2.18 \lambda / r_p) [1 + (\lambda / r_p) (1.2 + 0.41 \exp(-0.88 r_p / \lambda))] \nabla T / T_g / [(1 + 3.42 \lambda / r_p) (1 + 2K_{tg} / K_p + 4.36 \lambda / r_p)]\}$$

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

- K_p : 粒子熱伝導率
- λ : 平均自由行程
- T_s : 表面温度
- T_g : ガス温度
- δ_t : 熱境界層厚さ
- K_{tg} : ガス伝導率の遷移項



第 3.2.2.1-4 図 粒子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 図の粒径分布を採用することの妥当性を説明する。

(a) 炉心状態

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

第 3.2.2.1-5 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 3.2.2.1-5 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小さくなく、炉心状態の相違が格納容器圧力逃がし装置に流入するエアロゾルの粒径分布に与える影響は限定的であることが分かる。

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

炉心状態として平衡炉心（サイクル末期）を想定することで、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 (2)a. 参照）、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、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 3.2.2.1-6 図は、上述の評価モデルを使用した格納容器中の無次元化したエアロゾル粒径分布の評価例であり、格納容器中に流入したエアロゾル量による、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、格納容器内の粒径分布は大きい方向にシフトする傾向となっている。

ここで、大破断 L O C A + 全交流動力電源喪失 + 全 E C C S 機能喪失シナリオでは、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 図の粒径分布を採用しても問題ないと考える。

(b) 事故後の経過時刻

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

ベント直後における粒径分布と、事故から 168 時間後時点における粒径分布を第 3.2.2.1-7 図に示す。第 3.2.2.1-7 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。

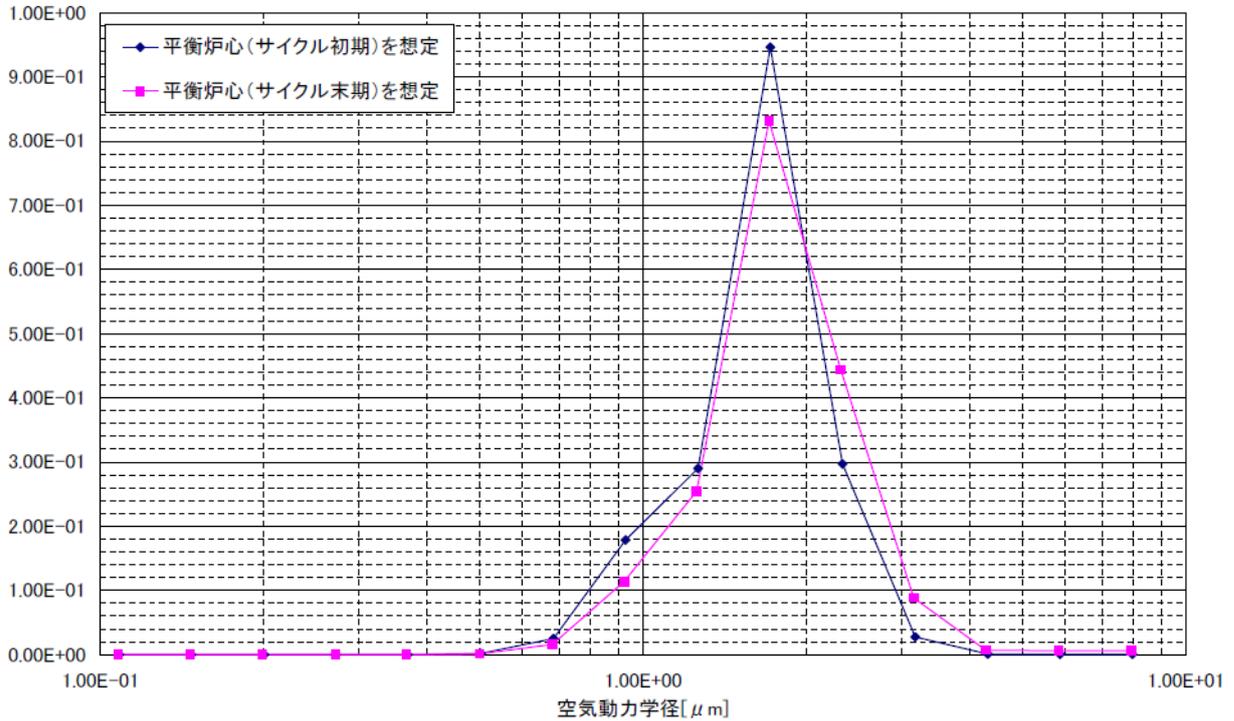
以上のことから、格納容器圧力逃がし装置の除去性能を評価する上で、第 3.2.2.1-1 図の粒径分布を採用しても問題ないと考える。

(c) 中・低揮発性核種の放出割合の変更

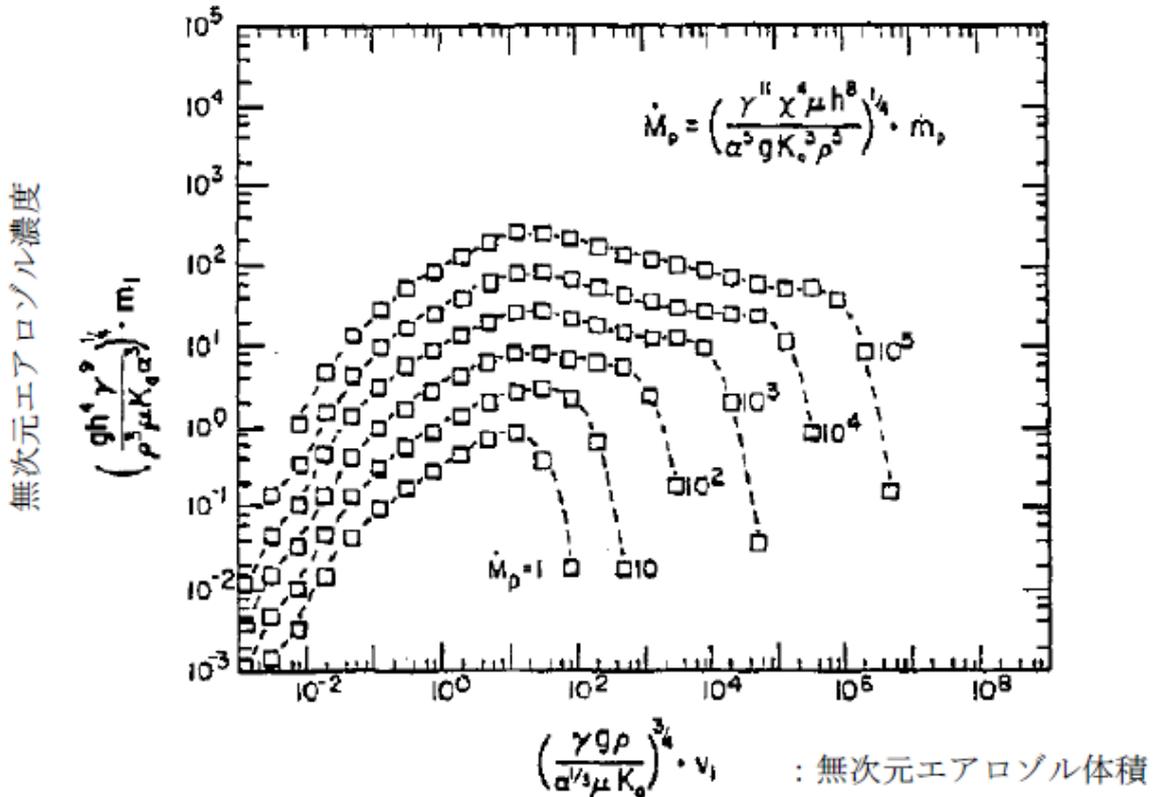
3.2.2.1 (2) b. に示した通り、格納容器圧力逃がし装置に流入するエアロゾル量を評価する際、放出割合として単に MAAP 解析により得られた放出割合の評価結果を採用するのではなく、NUREG-1465 の知見を利用している。このことは、原子炉圧力容器から格納容器内に流入する中・低揮発性核種のエアロゾル量をより少なく評価していることに相当している。そのため、上記の評価手法を取り入れることで、格納容器内のエアロゾル濃度は小さく評価され、エアロゾル粒子の粒径分布は小さい方向にシフトすると考えられる。

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 3.2.2.1-8 図に示す。なお、第 3.2.2.1-8 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 図の粒径分布を採用しても問題ないと考える。

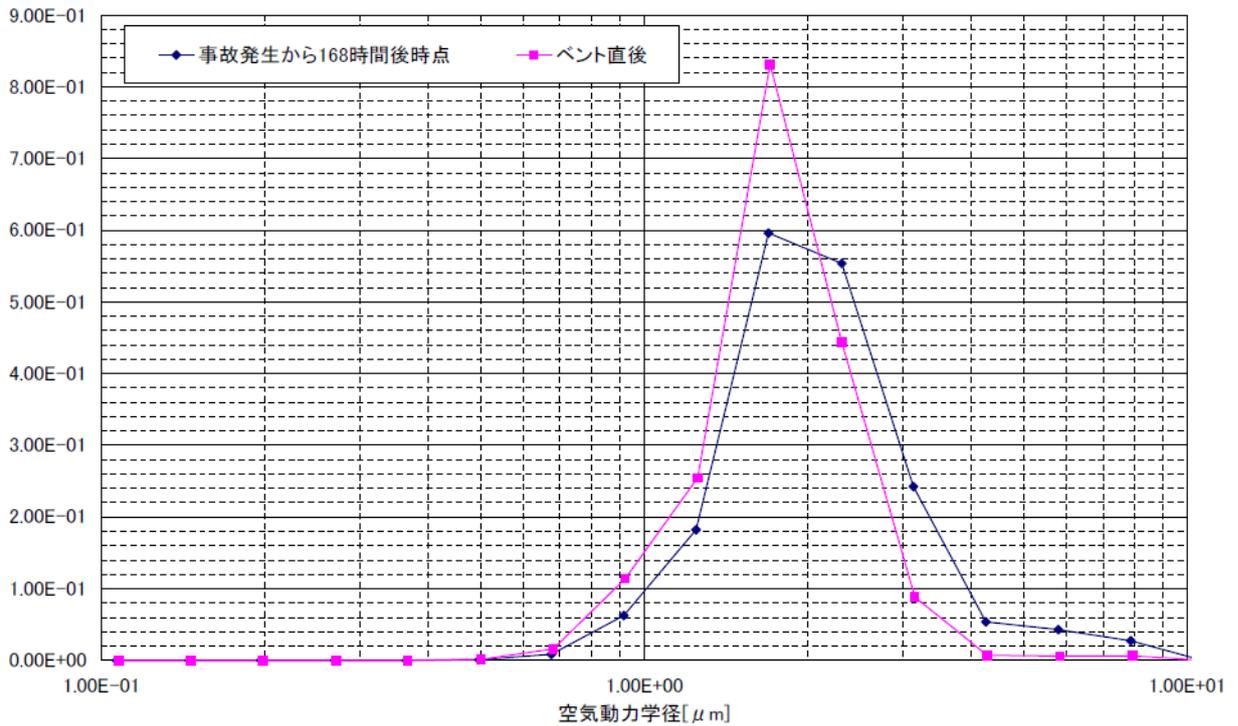


第 3.2.2.1-5 図 想定する炉心状態を変更した場合の粒径分布

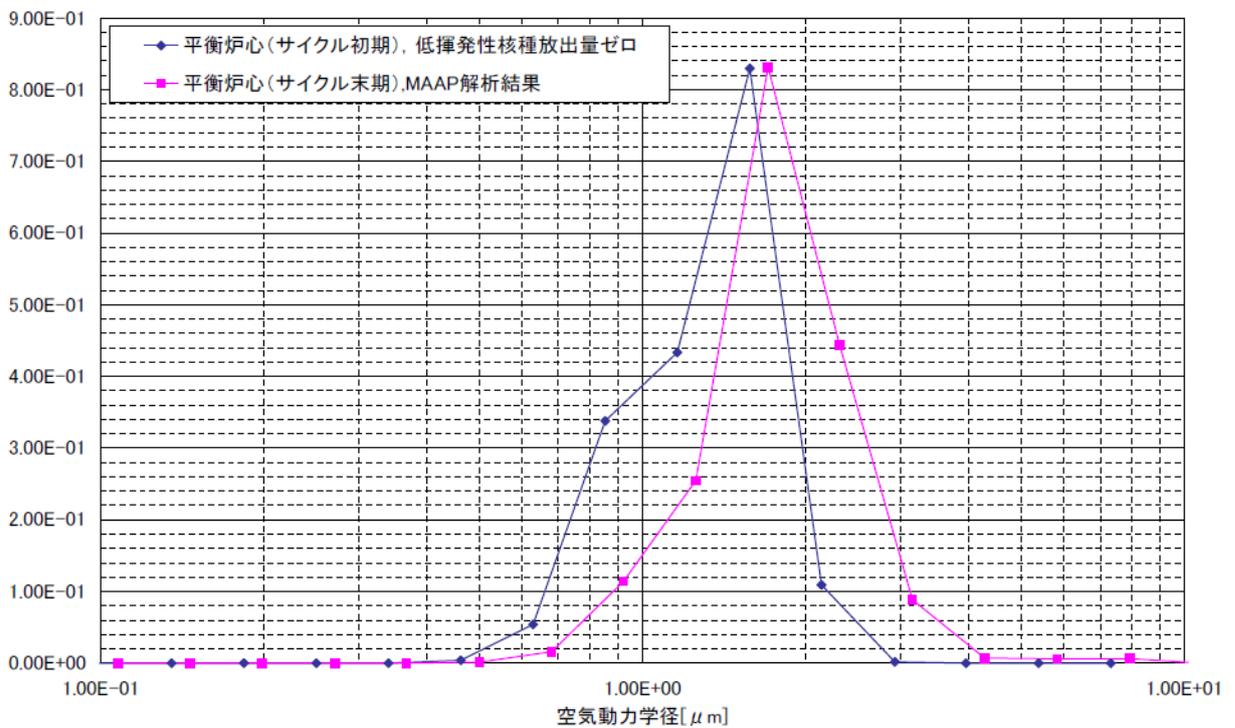


第 3.2.2.1-6 図 定常状態における無次元化した粒径分布

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. 1-7 図 評価時刻を変更した場合の粒径分布



第 3. 2. 2. 1-8 図 中・低揮発性核種の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

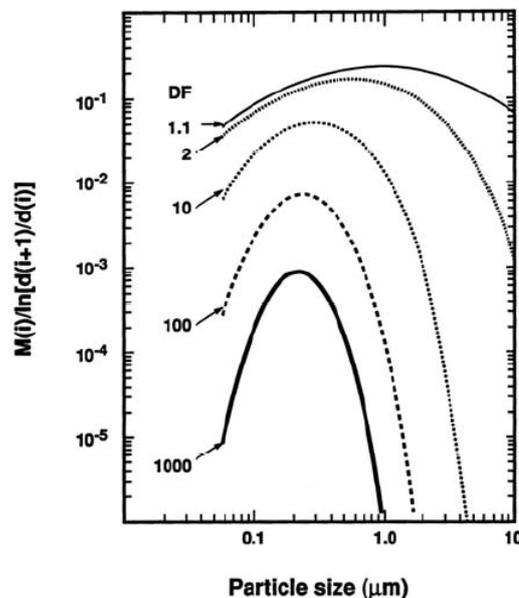
(4) 他の文献での解析例

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

文献中に示されているエアロゾル粒子の粒径分布の例を第 3.2.2.1-9 図から第 3.2.2.1-11 図に示す。

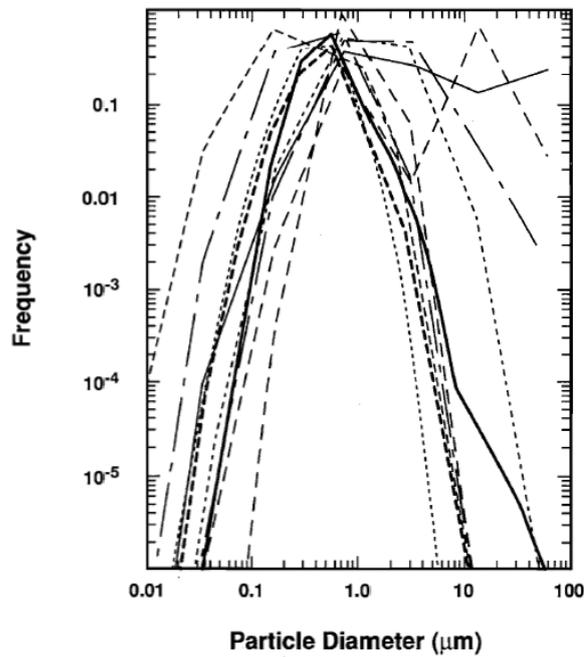
第 3.2.2.1-9 図は、ドライウェルスプレイを実施し続けることによる格納容器内のエアロゾル粒子の粒径分布の変化の解析結果を示している。図中の DF 値はドライウェルスプレイを継続して行うことによる積算の除去効果を表している。積算の除去効果が小さい段階 (DF=1.1) では、エアロゾル粒子は最大値が約 $1\mu\text{m}$ で幅の広い分布を持っているが、ドライウェルスプレイを継続し積算の除去効果が大きくなると、粒径分布の最大値は小さくなり、また分布の幅も小さくなる傾向が見られる。

第 3.2.2.1-10 図及び第 3.2.2.1-11 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、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 3.2.2.1-11 図の粒径分布については、Mark I 型格納容器プラントにおいてスクラム失敗時に炉心損傷した状態のものを表している。何れも分布のピークは数 μm となっており、幾何標準偏差が数 μm であるような分布となっている。



第 3.2.2.1-9 図 ドライウェルスプレイを実施し続けることによる格納容器内の粒径分布の変化 (図中の値はドライウェルスプレイによる積算の除去効果)

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



第 3.2.2.1-10 図 STCP (Source Term Code Package) によるシビアアクシデント時における格納容器内エアロゾル粒径分布の評価例

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

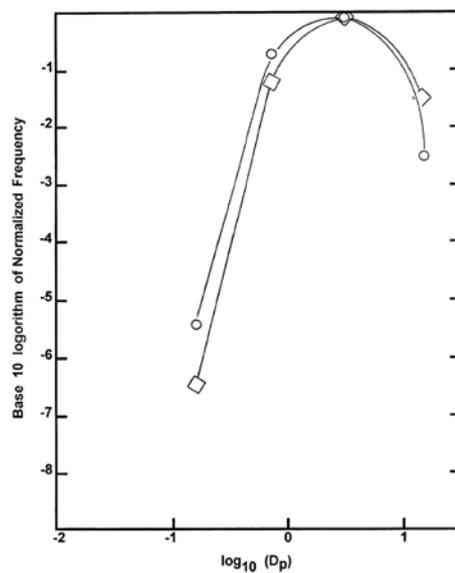


Figure 13. Size distribution of aerosols in the reactor coolant system predicted with the Source Term Code Package

第 3.2.2.1-11 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。例として、以下に PHEBUS-FP の試験結果を示す。(出典 1)

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、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3.2.2.1-12図に、主な試験条件を第3.2.2.1-9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、格納容器は模擬されておらず、試験目的の中に格納容器内粒径分布の調査は含まれていない。

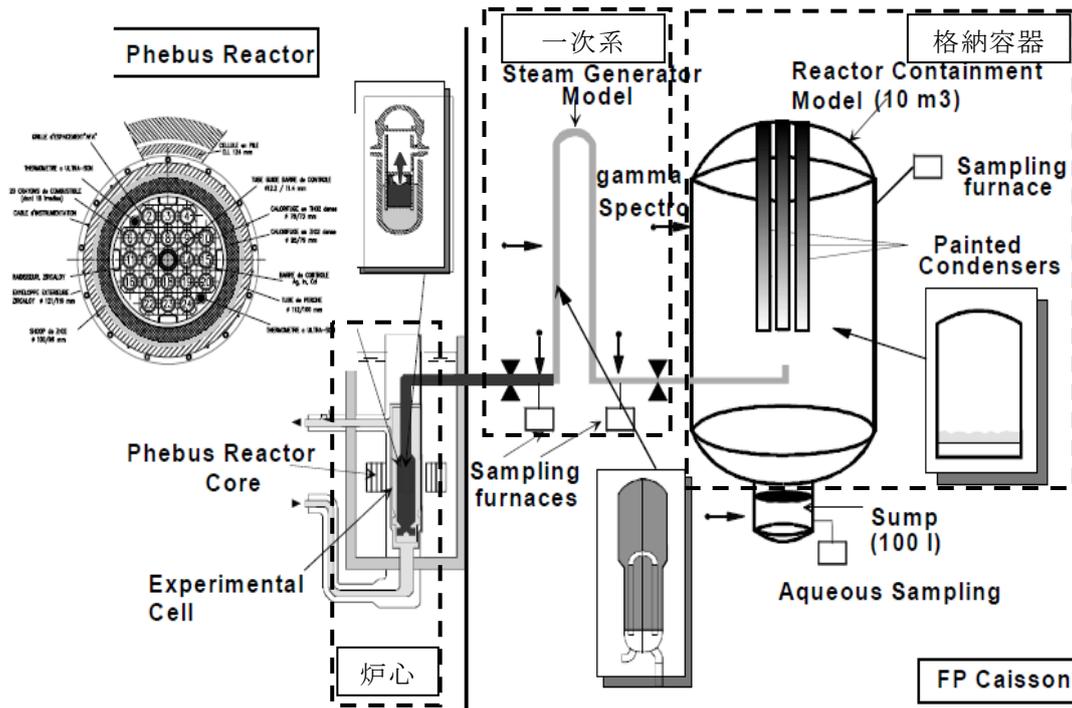
【粒径分布に関連する主な試験結果】

- 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(出典 2, 3)
- 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(出典 3)

出典 1 : STATE-OF-THE-ART REPORT ON NUCLEAR AEROSOLS (OECD/NEA 2009)

出典 2 : 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))

出典 3 : Overview of Main Results Concerning the Behaviour of Fission Products and Structural Materials in the Containment (NUCLEAR ENERGY FOR NEW EUROPE 2011)



第 3.2.2.1-12 図 試験装置の概要

第 3.2.2.1-9 表 主な試験条件

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

3.2.2.2 事故時のフィルタ装置のパラメータ変化

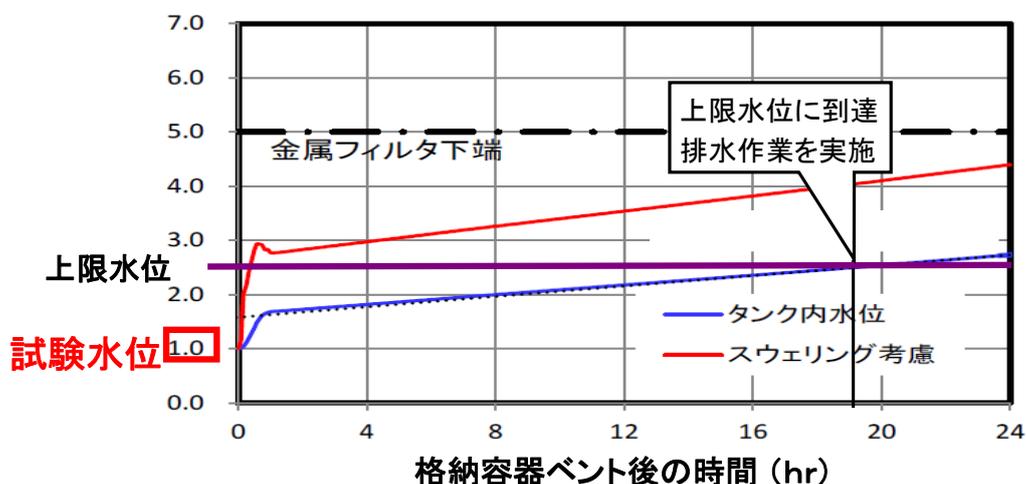
(1) 水位変化の影響

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

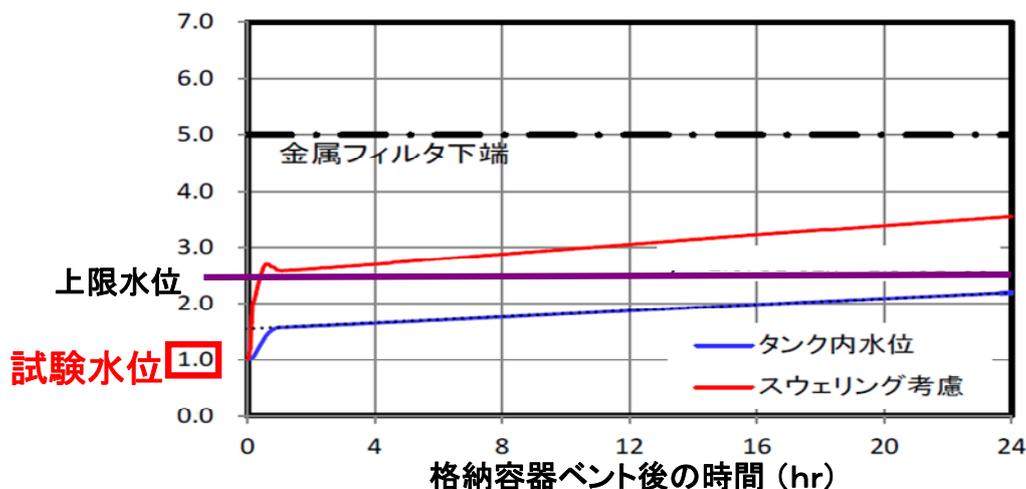
なお，外気温度により，ベントガス水蒸気の凝縮量が変わることから，外気温度が年超過確率 10^{-4} / 年値の最低温度（ -17°C ）に相当する -16.9°C と外気温度が 30.0°C の 2 ケースについて，評価を実施した。

評価結果を第 3.2.2.2-1 図及び第 3.2.2.2-2 図に示す。いずれのケースにおいても，スクラバ水位は単調増加となる。

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



第 3.2.2.2-1 図 外気温度 -16.9°C における評価結果



第 3.2.2.2-2 図 外気温度 30.0°C における評価結果

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

【上限水位】



枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。



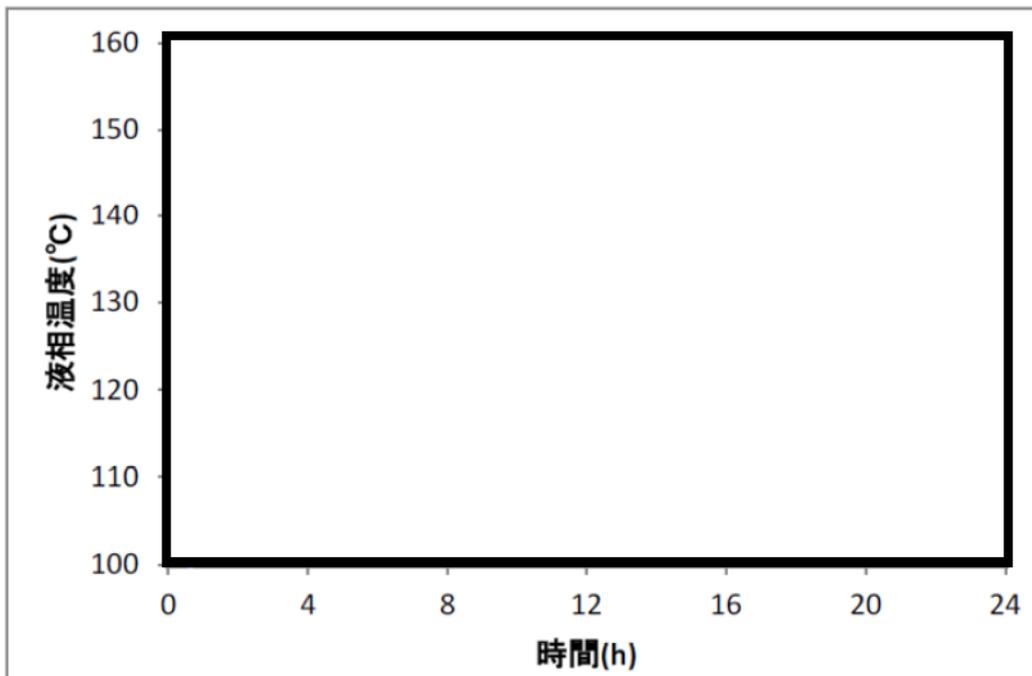
枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

(2) 温度変化の影響

有効性評価のシナリオ（大 LOCA+SBO+ECCS 機能喪失，W/W ベント）におけるフィルタ装置内のスクラバ水温度を第 3.2.2.2-3 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。

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。



第 3.2.2.2-3 図 スクラバ水温度の評価結果

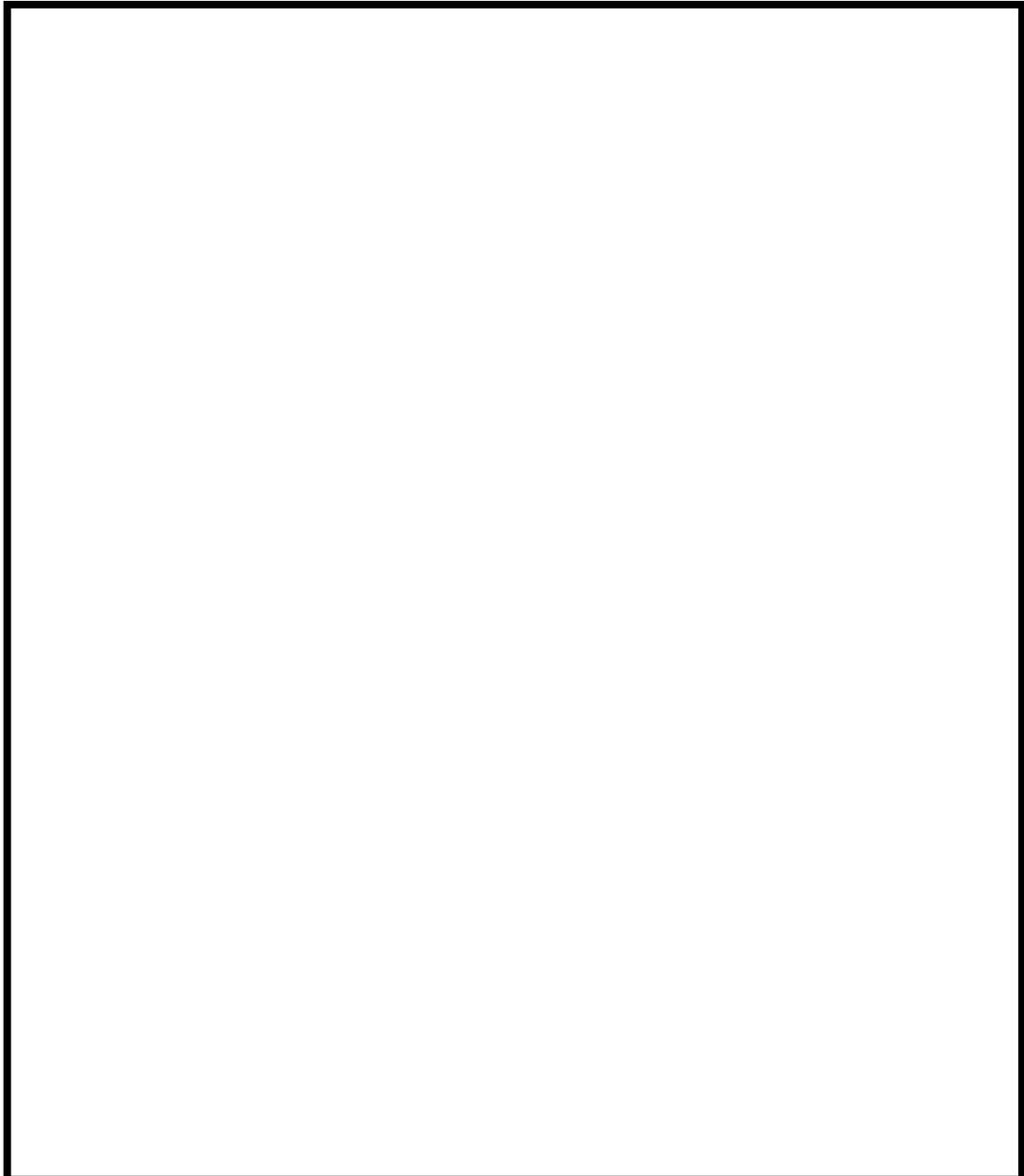
枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

(3) 流量変化の影響

有効性評価のシナリオ（大 LOCA+SBO+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 3.2.2.2-4 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，第二隔離弁については「中間開」の運用としており，上記の評価も二次隔離弁を「中間開」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 37,000m³/h のベントガス流量となる。



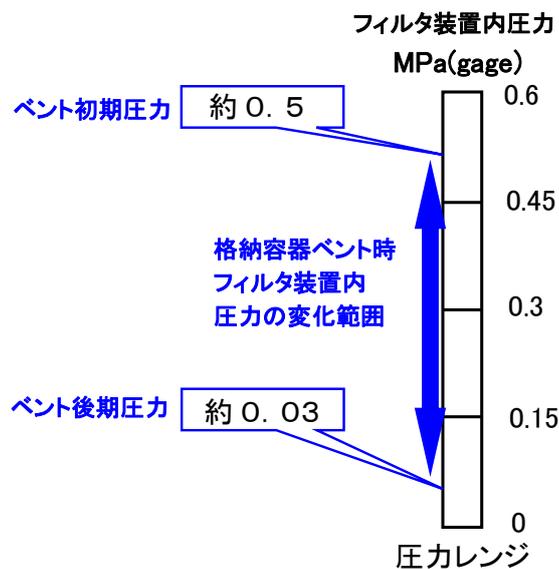
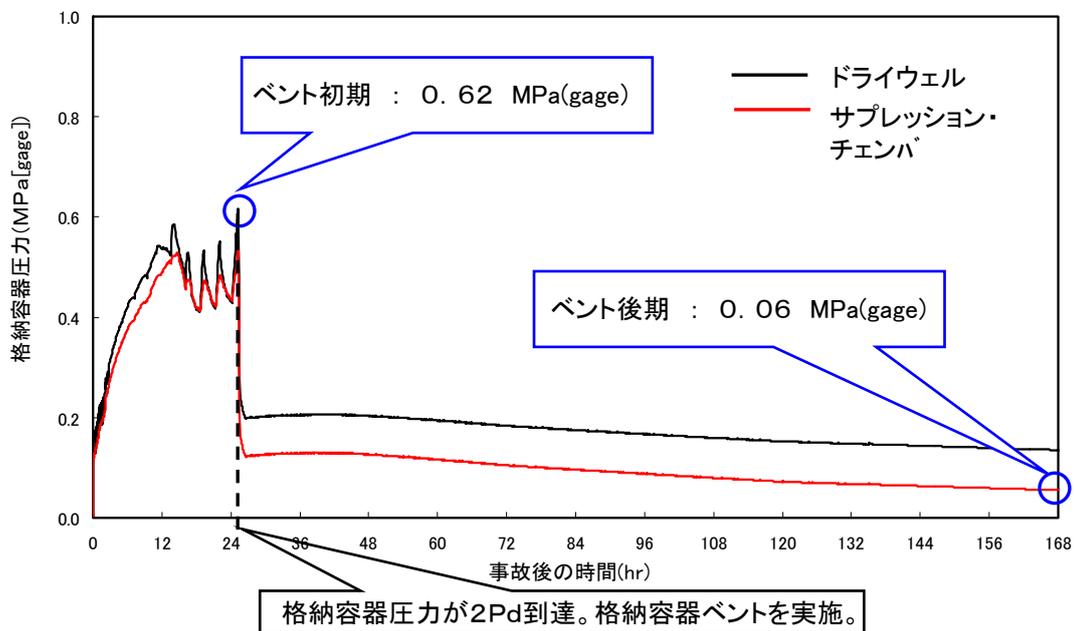
第 3.2.2.2-4 図 ベントガス流量の評価結果

(4) 圧力変化の影響

フィルタ装置内圧力の評価結果を第 3.2.2.2-5 図に示す。

ここで、フィルタ装置内圧力は、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子径範囲において、DF への影響は認められなかった。



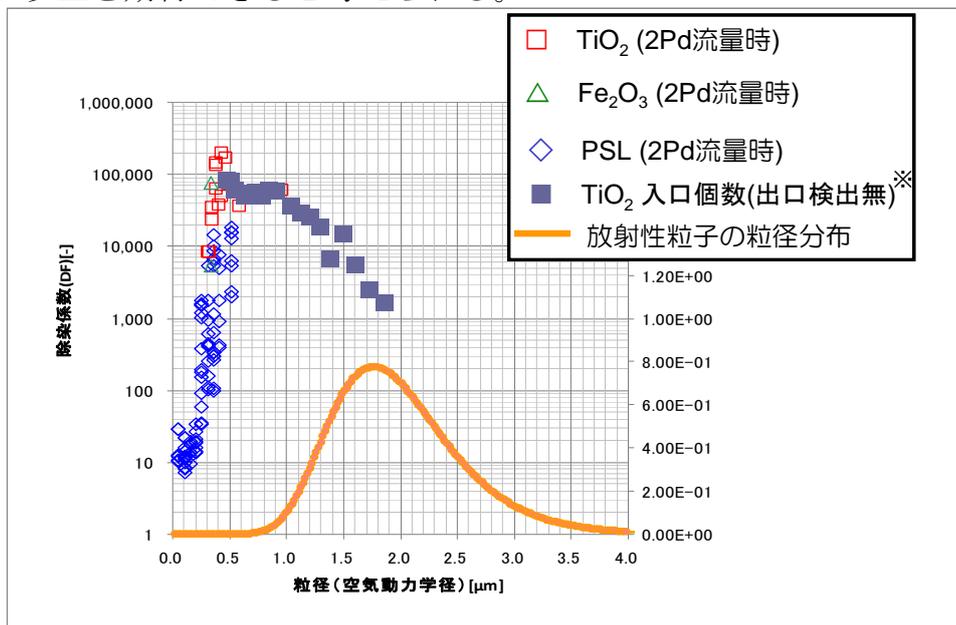
第 3.2.2.2-5 図 フィルタ装置内圧力の評価結果

3.2.2.3 除去性能試験結果

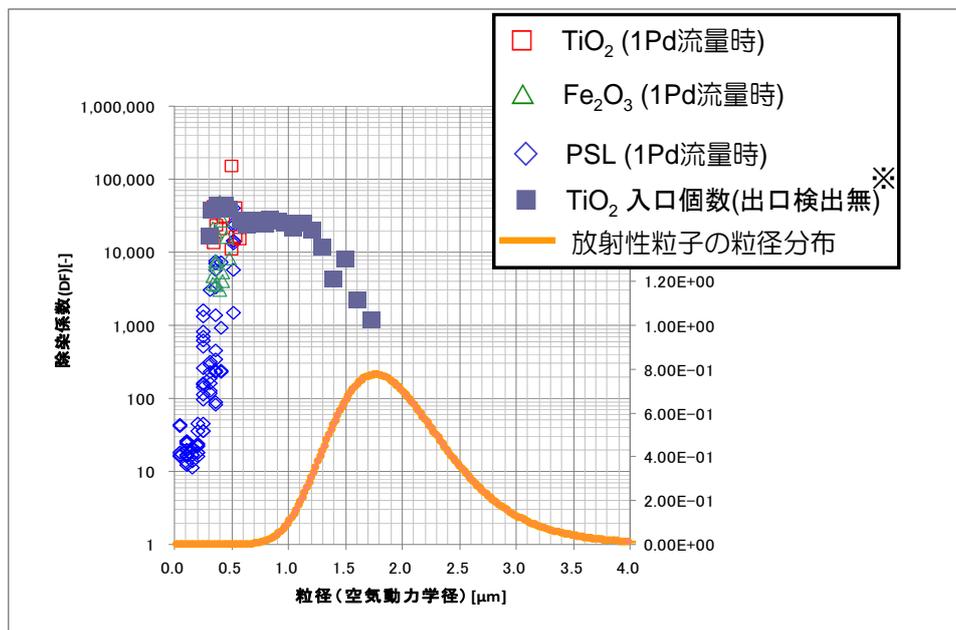
除去性能試験結果を第 3.2.2.3-1 図から第 3.2.2.3-3 図に示す。

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

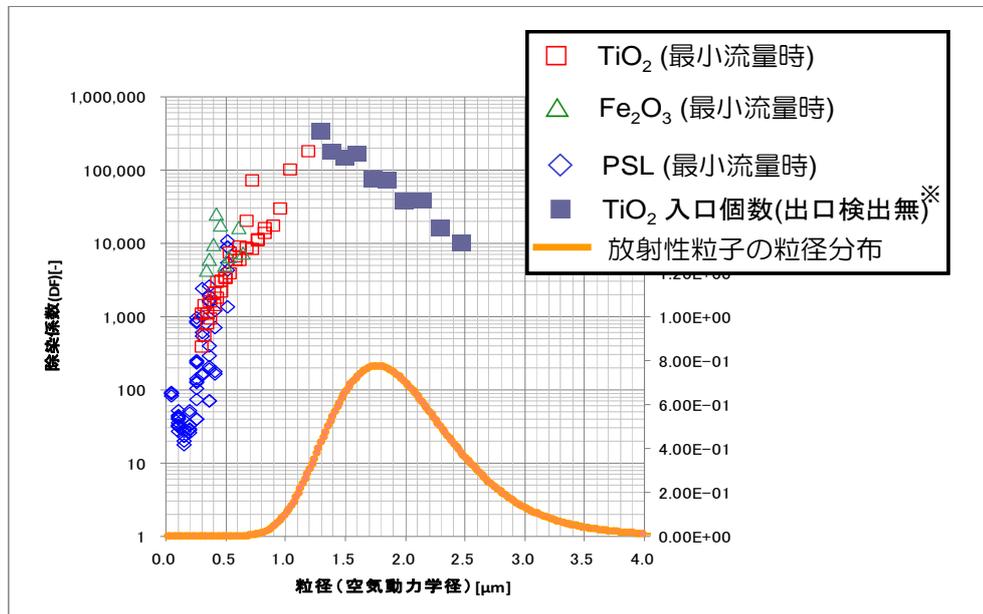
有効性評価のシナリオ（大 LOCA+SBO+ECCS 機能喪失，W/W ベント）において想定される放射性粒子の粒径分布に対して、全ての試験ケースにおいて、除染係数 DF が 1,000 以上となることを確認できた。そのため、実機においても DF1,000 以上を期待できると考えられる。



第 3.2.2.3-1 図 除去性能試験結果



第 3.2.2.3-2 図 除去性能試験結果



第 3.2.2.3-3 図 除去性能試験結果

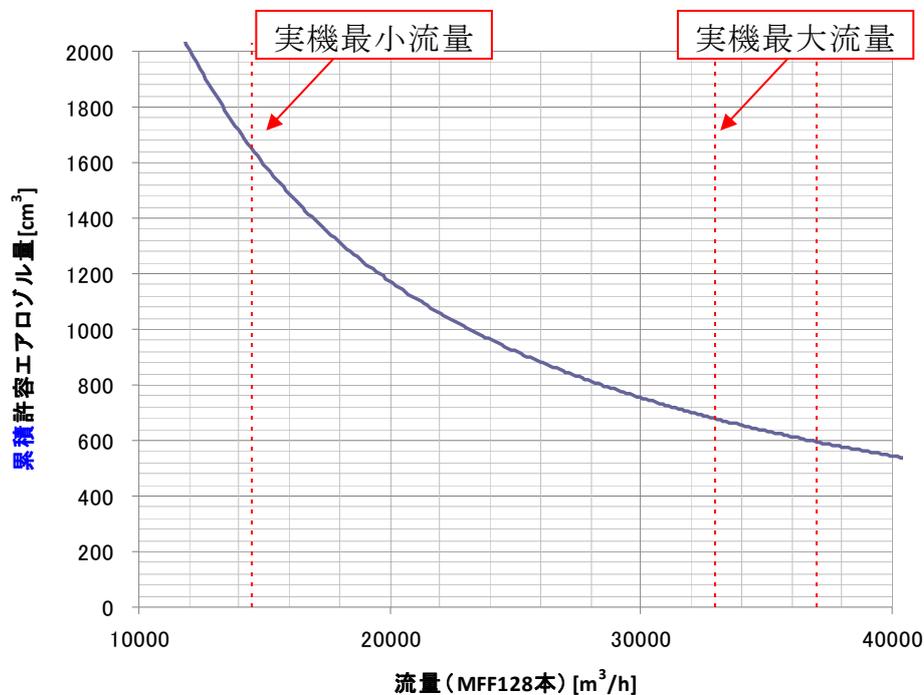
※ 大きな粒子径では、フィルタ出口側で粒子が検出できないため、計測不可能となっている。

3.2.2.4 フィルタ装置の継続使用による性能への影響

(1) 金属フィルタの閉塞影響評価

金属フィルタは、ベントガスに含まれるエアロゾルの捕捉に伴い次第に閉塞し、金属フィルタの前後差圧が上昇する。金属フィルタの差圧の上限は、金属フィルタドレン配管からのドレン水の逆流を考慮し、に設定している。

金属フィルタの差圧とエアロゾル捕捉体積の関係は、試験設備にて実機の金属フィルタにエアロゾルを含んだガスを通気し、送気したエアロゾル体積と差圧を計測することで確認している。金属フィルタ差圧が上限値 となるエアロゾル捕捉体積と、ベントガスの体積流量の関係を第 3.2.2.4-1 図に示す。



第 3.2.2.4-1 図 エアロゾル捕捉体積とベントガス流量（差圧 ）

一方、格納容器ベント実施時にフィルタ装置に流入するエアロゾル（核分裂生成物（安定核種を含む）や構造材の一部）の体積は、有効性評価のシナリオ（大 LOCA+SB0+ECCS 機能喪失，W/W ベント）において と評価している。

そのため、実機で想定されるエアロゾル体積は、金属フィルタの許容エアロゾル体積と対して十分小さいことから閉塞するおそれはない。また、金属フィルタの手前には水スクラバもあるため、金属フィルタに流入するエアロゾル体積は、さらに小さくなる。

(2) 水質変化による性能への影響評価

スクラバ水は、ベントガスに含まれるエアロゾルの捕捉により、放射性物質が多量に含まれた状態となる。一方、水スクラバへのベントガスの噴射によるエントレインメントにより、放射性物質を含んだスクラバ水の飛沫が水スクラバより放出される恐れがある。

しかしながら、水スクラバの後段には金属フィルタが設置されており、スクラバ水の飛沫は金属フィルタによりベントガスから分離される。そのため、フィルタ装置の継続使用により、スクラバ水が放射性物質を多量に含む状態であっても性能へ影響を与えるおそれはない。

3.2.3 ガス状放射性物質の除去性能

3.2.3.1 格納容器圧力逃がし装置へ流入するよう素量

【格納容器圧力逃がし装置】【代替格納容器圧力逃がし装置】

3.1.2.1(2)に示したとおり、6号炉及び7号炉では、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、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ことが考えられる。

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、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。格納容器内に放出された後、粒子状よう素と無機よう素は、壁面沈着やW/Wスクラビング効果により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、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、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（よう素が格納容器内に放出されてから最初の約20時間まで）、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）、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、有機よう素が格納容器空間部にあらわれるのはよう素が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。格納容器圧力逃がし装置に流入するよう素として、MAAPでは粒子状よう素（CsI）のみがモデル化されているため、無機よう素と有機よう素の流入量については、以下のとおり、MAAP評価により得られた粒子状よう素の流入量を基に評価し、よう素の流入量に上乘せするものとした。

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

(1) 想定事故シナリオ（W/W ベント）時

無機よう素：粒子状よう素の流入量（MAAP 評価結果）に対し、4.85%

有機よう素：粒子状よう素の流入量（MAAP 評価結果）に対し、

$$0.15\% \times DF_{S/P} \quad ※1$$

$DF_{S/P}$ ：サブプレッション・プールの除去効率

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

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

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

無機よう素：粒子状よう素の流入量（MAAP 評価結果）に対し、4.85%

有機よう素：粒子状よう素の流入量（MAAP 評価結果）に対し、0.15%
(=5%×3%)

4. 格納容器圧力逃がし装置の設備操作と操作性

4.1 格納容器圧力逃がし装置の設備操作

4.1.1 中央制御室及び現場での操作内容

【格納容器圧力逃がし装置】

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

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

a. 格納容器ベント操作前準備

格納容器ベント操作前には、格納容器ベント中に想定されるフィルタ装置水位調整準備として、乾燥状態で保管されているフィルタ装置排水ラインへ水張りが必要になる。フィルタ装置排水ラインの水張りは、手動弁{T61-F502, F208}を「全開」し、手動弁{T61-F501}を「開」することにより、フィルタ装置の水頭圧により排水ラインへ水張りを実施する。

水張り完了の確認は、水張り開始後からの経過時間^{*}により判断する。

(※ 排水ラインの容積はフィルタ装置の容積に比べて小さい(1/90)ため、フィルタ装置の水位低下から水張り完了を確認することが難しいことから、経過時間により判断する。経過時間の設定値については設備の試運転時に実測することにより決定する計画である。)

フィルタ装置排水ライン水張り完了確認後は、手動弁{T61-F501, F502, F208}を「全閉」する。

フィルタ装置排水ラインの水張り操作は、屋外での操作になる。格納容器ベント操作前であるため作業エリアの環境による作業性への影響はない。また、可搬設備は使用しないためアクセス性に影響はない。

b. 格納容器ベント開始操作

格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント操作は、原子炉格納容器一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側）{T31-A0-F022}または原子炉格納容器一次隔離弁（ドライウエル側）{T31-A0-F019}及びフィルタ装置入口弁{T61-A0-F001}を中央制御室からの遠隔操作により「全開」とし、発電所対策本部長の指示を受けて原子炉格納容器二次隔離弁{T31-M0-F070}を中央制御室からの遠隔操作により「調整開」とし、格納容器ベントを実施する。

設備の故障等により通常の操作ができない場合は、それぞれの操作弁

について下記の操作手法がある。

(a) AC系空気駆動弁

(原子炉格納容器一次隔離弁 (サプレッション・チェンバ側/ドライウエル側) {T31-A0-F022/F019})

空気駆動源が喪失した場合は、ベント弁操作用空気供給電動駆動弁 {6号炉:T31-M0-F047/F045 (7号炉:T31-M0-F092/F082)} を中央制御室からの遠隔操作または現場での電動駆動弁手動操作により「全開」し、専用ボンベから圧縮空気を供給し、中央制御室から遠隔操作する。

空気駆動弁の制御電源が喪失した場合は、電磁弁の排気側を加圧することにより当該弁を操作する、または弁本体をラチェットハンドルにより操作する。電磁弁の排気側を加圧する操作は、排気ライン弁 {6号炉:排気弁 (7号炉:T31-F779/F778)} を「全閉」、ベント弁操作用空気供給電動駆動弁 {6号炉:T31-M0-F047/F045 (7号炉:T31-M0-F092/F082)} を「全開」し、空気供給弁 {6号炉:T31-F062/F061 (7号炉:T31-F099/F098)} を「全開」することにより、専用ボンベから圧縮空気が電磁弁の排気ラインへ供給され当該弁を操作することができる。

(b) フィルタベント系空気駆動弁

(フィルタ装置入口弁 {T61-A0-F001})

空気駆動源が喪失した場合は、現場にてベント弁操作用空気供給弁 {T31-F060} を「全開」し、専用ボンベから圧縮空気を供給し、中央制御室から遠隔操作する。

空気駆動弁の制御電源が喪失した場合は、電磁弁の排気側を加圧することにより当該弁を操作する、または弁本体をラチェットハンドルにより操作する。電磁弁の排気側を加圧する操作は、排気ライン弁 {6号炉:排気弁 (7号炉:T31-F712)} を「全閉」、ベント弁操作用空気供給弁 {T31-F060} を「全開」し、空気供給弁 {T31-F068} を「全開」することにより、専用ボンベから圧縮空気が電磁弁の排気ラインへ供給され当該弁を操作することができる。

(c) AC系電動駆動弁

(原子炉格納容器二次隔離弁 {T31-M0-F070})

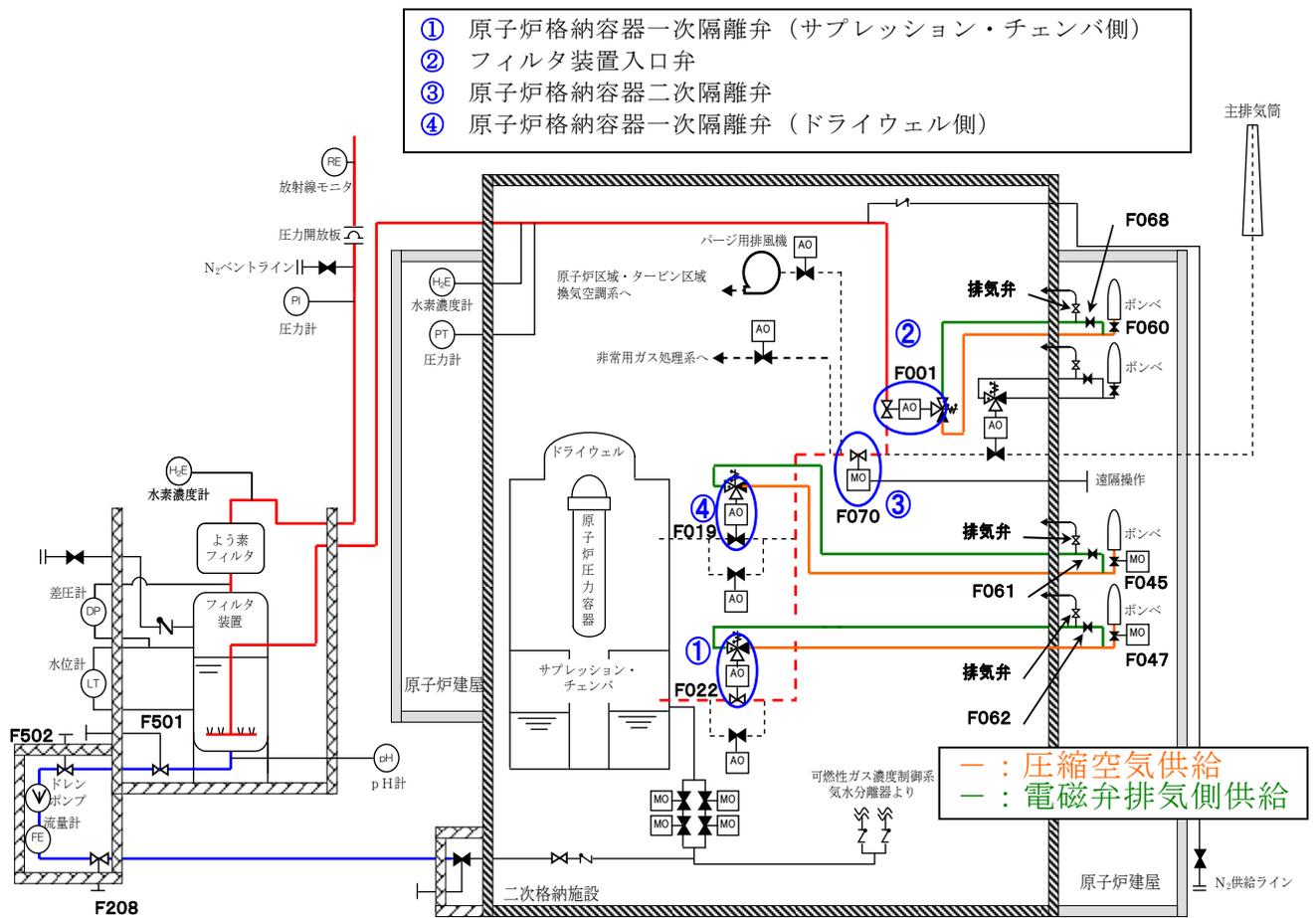
駆動源の電源が喪失した場合は、駆動部に設置されたエクステンションにより二次格納施設の外から操作する。

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

また、操作場所へのアクセスは複数のアクセスルートから選定するこ

とにより確保することができる。

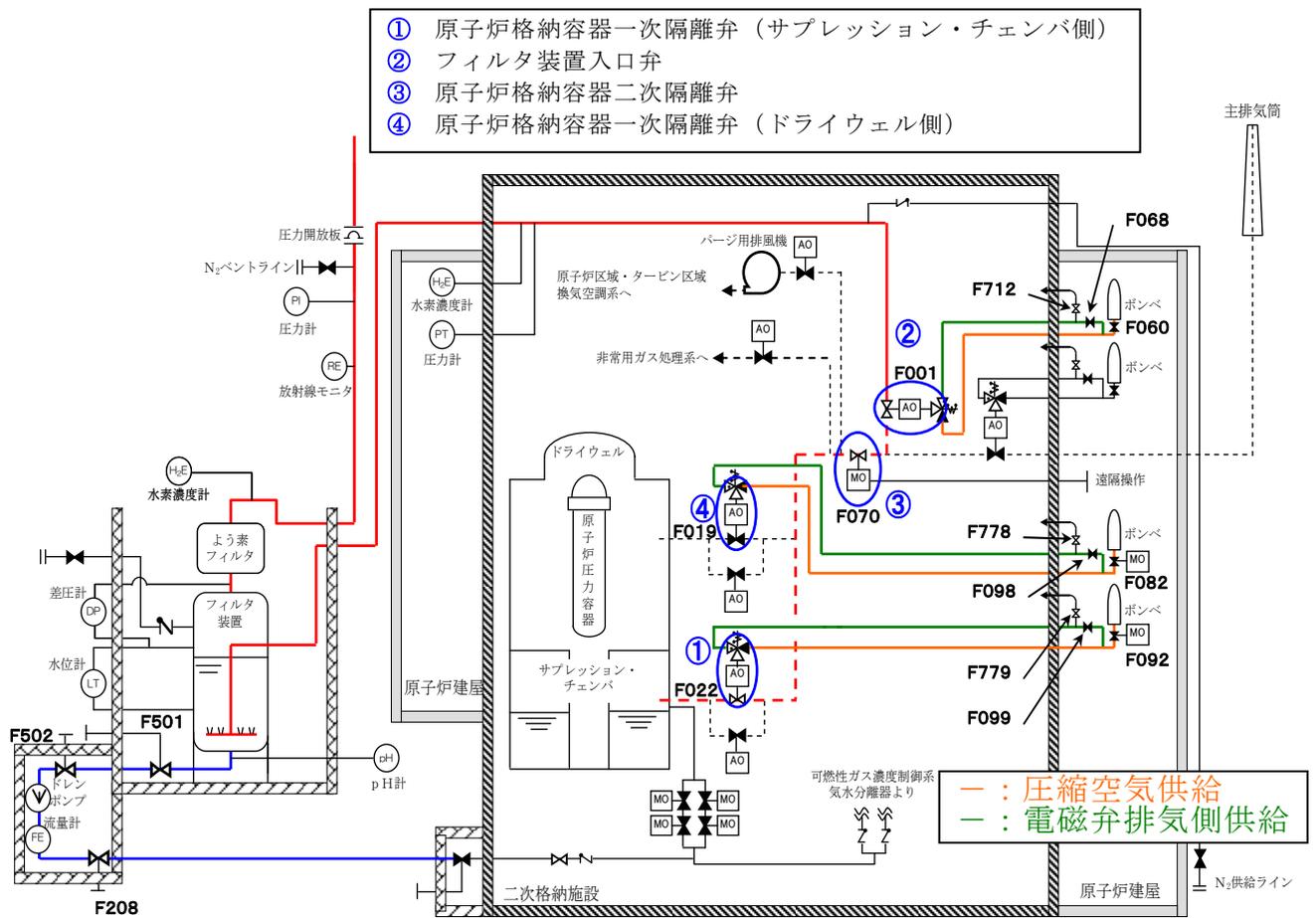
設備の故障による操作方法を、第 4.1.1-1 表 (6 号炉)、第 4.1.1-2 表 (7 号炉) に整理する。



第 4.1.1-1 図 6号炉 格納容器ベント操作前準備
及び格納容器ベント操作概略図
(格納容器圧力逃がし装置)

第 4.1.1-1 表 6号炉 格納容器ベント操作 (格納容器圧力逃がし装置)
対象弁操作方法

操作対象弁	弁番号	駆動方式	操作方法							
			通常時	空気駆動源喪失時	空気駆動弁 制御電源喪失時		電動弁電源喪失			
					空気駆動源健全	空気駆動弁 制御電源健全	空気駆動弁制御電源喪失			
① 原子炉格納容器 一次隔離弁 (サブプレッション・ チェンバ側)	T31-A0-F022	空気駆動弁	中操	専用ポンペ (中操)	専用ポンペ (現場)	ラチェット ハンドル (現場)	中操	専用ポンペ (中操&現場)	専用ポンペ (現場)	ラチェット ハンドル (現場)
② フィルタ装置入口弁	T61-A0-F001	空気駆動弁	中操	専用ポンペ (中操&現場)	専用ポンペ (現場)	ラチェット ハンドル (現場)	中操	専用ポンペ (中操&現場)	専用ポンペ (現場)	ラチェット ハンドル (現場)
③ 原子炉格納容器 二次隔離弁	T31-M0-F070	電動駆動弁	中操	中操	中操		エクステンション (現場)	エクステンション (現場)	エクステンション (現場)	エクステンション (現場)
④ 原子炉格納容器 一次隔離弁 (ドライウエル側)	T31-A0-F019	空気駆動弁	中操	専用ポンペ (中操)	専用ポンペ (現場)	ラチェット ハンドル (現場)	中操	専用ポンペ (中操&現場)	専用ポンペ (現場)	ラチェット ハンドル (現場)



第 4.1.1-2 図 7号炉 格納容器ベント操作前準備
及び格納容器ベント操作概略図
(格納容器圧力逃がし装置)

第 4.1.1-2 表 7号炉 格納容器ベント操作 (格納容器圧力逃がし装置)
対象弁操作方法

操作対象弁	弁番号	駆動方式	操作方法							
			通常時	空気駆動源喪失時	空気駆動弁 制御電源喪失時		電動弁電源喪失			
					空気駆動源健全	空気駆動弁 制御電源健全	空気駆動弁制御電源喪失			
① 原子炉格納容器 一次隔離弁 (サブプレッション・ チェンバ側)	T31-A0-F022	空気駆動弁	中操	専用ポンベ (中操)	専用ポンベ (現場)	ラチェット ハンドル (現場)	中操	専用ポンベ (中操&現場)	専用ポンベ (現場)	ラチェット ハンドル (現場)
② フィルタ装置入口弁	T61-A0-F001	空気駆動弁	中操	専用ポンベ (中操&現場)	専用ポンベ (現場)	ラチェット ハンドル (現場)	中操	専用ポンベ (中操&現場)	専用ポンベ (現場)	ラチェット ハンドル (現場)
③ 原子炉格納容器 二次隔離弁	T31-M0-F070	電動駆動弁	中操	中操	中操		エクステンション (現場)	エクステンション (現場)	エクステンション (現場)	エクステンション (現場)
④ 原子炉格納容器 一次隔離弁 (ドライウェル側)	T31-A0-F019	空気駆動弁	中操	専用ポンベ (中操)	専用ポンベ (現場)	ラチェット ハンドル (現場)	中操	専用ポンベ (中操&現場)	専用ポンベ (現場)	ラチェット ハンドル (現場)

c. 格納容器ベント中操作

格納容器ベント操作を実施した際は、格納容器圧力が低下することにより格納容器圧力逃がし装置が正常に動作していることを確認する。原子炉格納容器二次隔離弁{T31-MO-F070}は「中間開（50%程度）」^{※1}を目標に操作するが、格納容器の圧力低下傾向に応じて開度を調整する。

(※1 目標開度を定めるに際して、「中間開（50%程度）」よりも絞った「25%開度」で評価したところ、圧力容器が破損している状態では、一旦格納容器圧力は低下するものの、格納容器内で発生する蒸気により、格納容器圧力が上昇する結果となった。また、「100%開度」の評価とも比較し、「50%開度」であれば十分に減圧できることを確認した。急激な減圧による格納容器に対する負荷を避けることも重要である。さらに、目標開度「中間開（50%程度）」以下では、格納容器ベント実施後における屋外の線量低下が遅くなると推測されるため、屋外での復旧作業の再開が遅れることが懸念される。これらにより、目標開度を「中間開（50%程度）」としている。)

格納容器ベント中は、格納容器圧力の低下を継続監視すると共にサブプレッション・チェンバ水位、フィルタ装置入口圧力、フィルタ装置水位及びフィルタ装置出口放射線モニタを監視する。

サブプレッション・チェンバ水位がサブプレッション・チェンバ取り出し配管位置 以下^{※2}であることを確認する。

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

フィルタ装置水位が「2500mm(上限水位)^{※3}」から「1000mm(通常水位)^{※4}」の範囲にあることを確認する。この範囲を逸脱する場合は以下のとおりフィルタ装置水位調整を実施する。

フィルタ装置水位が「2500mm(上限水位)」に到達した場合は、フィルタ装置機能維持のためフィルタ装置の排水を実施する。フィルタ装置の排水は、手動弁{T61-F501, F502, F210}及び可燃性ガス濃度制御系出口隔離弁{T49-MO-F007A, F008A}を「全開」、手動弁{T61-F208}を「微開」し、ドレンポンプを起動する。ドレンポンプ起動後、手動弁{T61-F208}を「開」操作し、フィルタ装置内の水をサブプレッション・チェンバへ排水する。

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

(※3 上限水位はフィルタ装置内のベントガスによる吹き上がりによる上昇を考慮しても金属フィルタ下端水位「5000mm」まで到達しない水位として定めている。「3.2.2.2 事

故時のフィルタ装置のパラメータ変化」にあるとおり、フィルタ装置水位が「2500mm」であれば吹き上がりを考慮しても金属フィルタ下端には到達しない。）

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

フィルタ装置水位が「1000mm (通常水位)」を下回り「500mm(下限水位)※5」に到達する前に、フィルタ装置補給水ラインからフィルタ装置へ水張りを実施する。

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

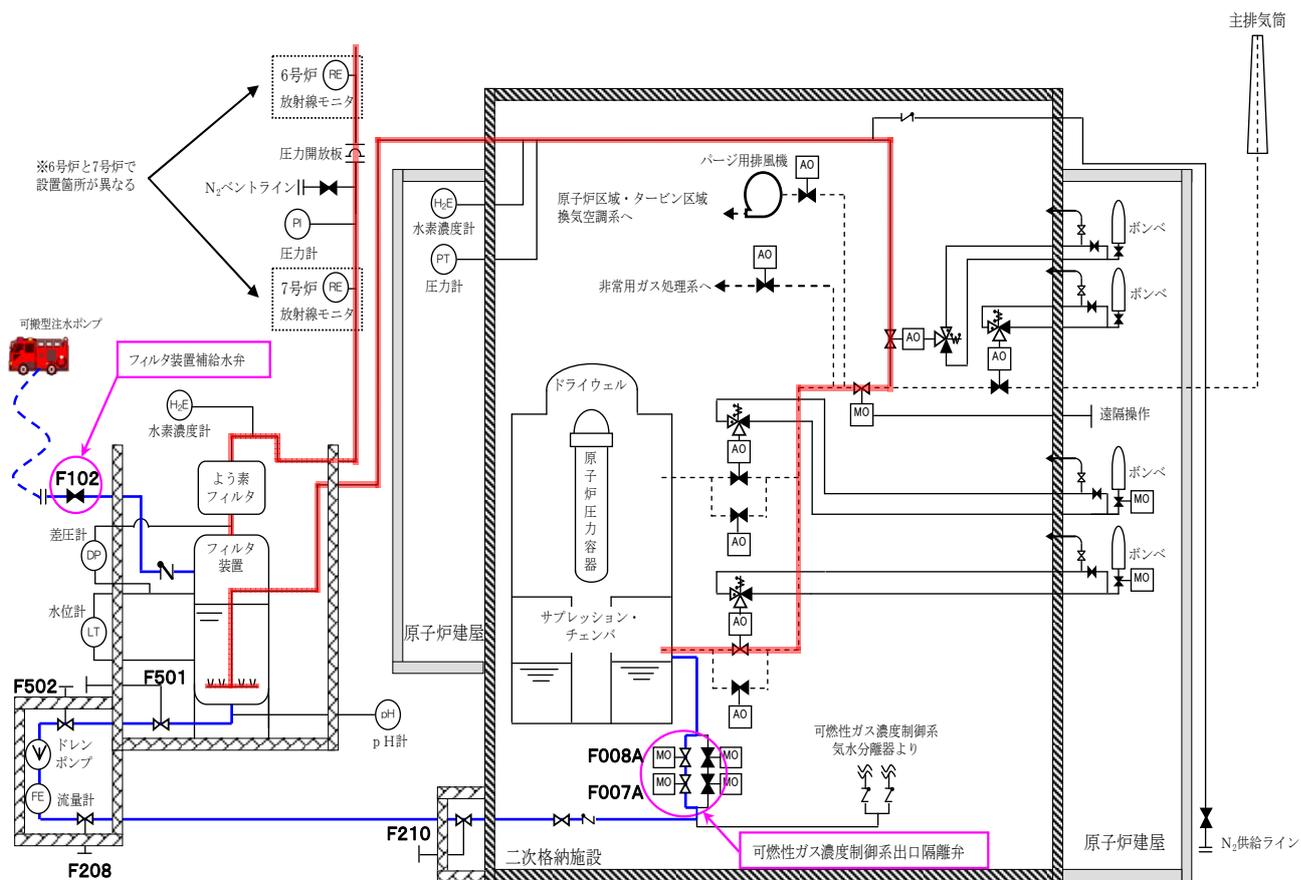
フィルタ装置水位「1000mm (通常水位) ~1500mm」で水張りを停止する。

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

フィルタ装置への薬液補給についても、フィルタ装置への水張りと同様の操作にて実施する。

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

フィルタ装置の補給操作は、可搬設備を使用するためアクセスルートに支障がある場合は、重機等を使用してアクセスルートを確保する。また、作業エリアの被ばく線量率が低下した後に作業を行う。



第 4.1.1-3 図 フィルタ装置水位調整操作概略図
(格納容器圧力逃がし装置)

d. 格納容器ベント停止操作

格納容器ベント実施中に、格納容器圧力逃がし装置以外の格納容器除熱機能が回復し、格納容器可燃性ガス濃度制御機能が確保され、格納容器破損防止のため使用した格納容器圧力逃がし装置を停止できると判断した場合に、発電所対策本部長の指示により格納容器ベントを停止する。

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

格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの停止操作は、原子炉格納容器一次隔離弁（サブプレッション・チェンバ側／ドライウェル側）{T31-A0-F022/F019}、原子炉格納容器二次隔離弁{T31-MO-F070}及びフィルタ装置入口弁{T61-A0-F001}を、中央制御室からの遠隔操作または現場操作にて「全閉」する。

【代替格納容器圧力逃がし装置】

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

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

a. 格納容器ベント操作前準備

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

b. 格納容器ベント開始操作

代替格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント操作は、地下式FCVS原子炉格納容器一次隔離弁（サブプレッション・チェンバ側またはドライウエル側）を中央制御室からの遠隔操作により「全開」とし、発電所対策本部長の指示を受けて地下式FCVS原子炉格納容器二次隔離弁（サブプレッション・チェンバ側またはドライウエル側）を中央制御室からの遠隔操作により「調整開」とし、格納容器ベントを実施する。

中央制御室からの遠隔操作ができない場合は、地下式FCVS原子炉格納容器一次隔離弁（サブプレッション・チェンバ側またはドライウエル側）及び地下式FCVS原子炉格納容器二次隔離弁（サブプレッション・チェンバ側またはドライウエル側）を駆動部に設置されたエクステンションにより二次格納施設の外から操作する。

c. 格納容器ベント中操作

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

地下式FCVS原子炉格納容器二次隔離弁の開度は設計に合わせて決定する。

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

d. 格納容器ベント停止操作

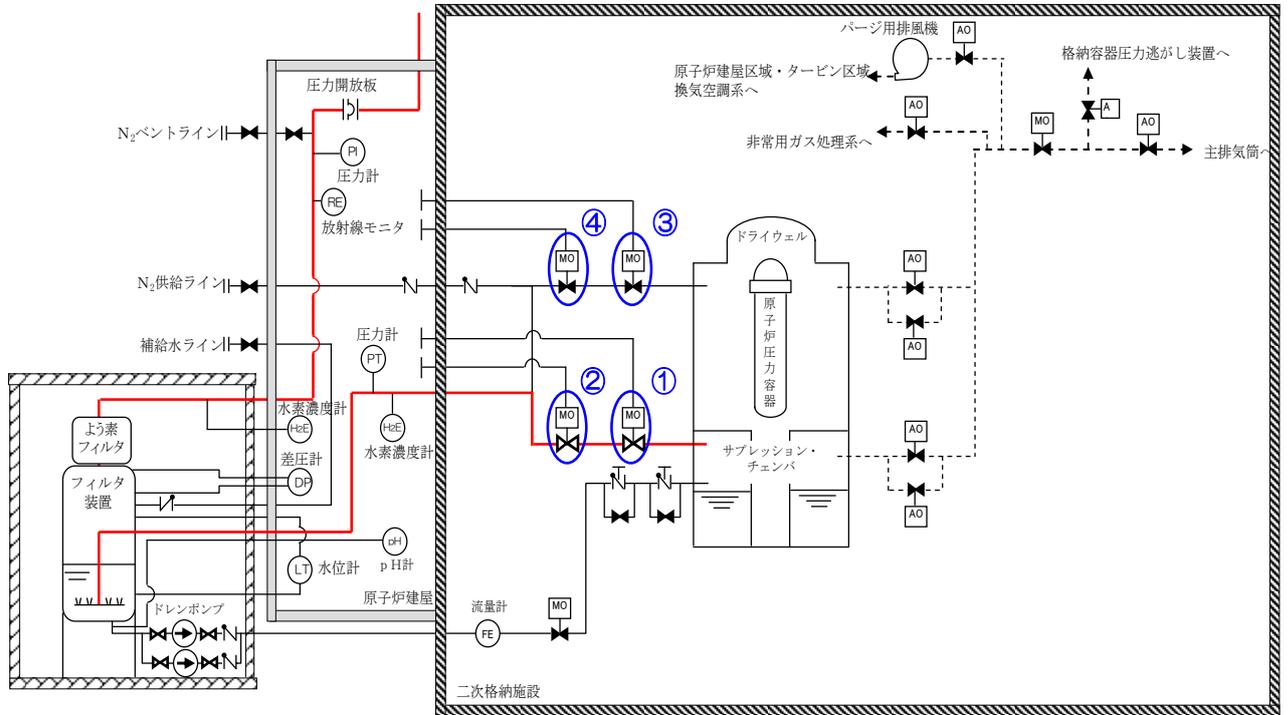
格納容器ベント実施中に、代替格納容器圧力逃がし装置以外の格納容器除熱機能が回復し、格納容器可燃性ガス濃度制御機能が確保され、格納容器破損防止のため使用した代替格納容器圧力逃がし装置を停止でき

ると判断した場合に、発電所対策本部長の指示により格納容器ベントを停止する。

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

代替格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの停止操作は、地下式FCVS原子炉格納容器一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側またはドライウエル側）、及び地下式FCVS原子炉格納容器二次隔離弁（サプレッション・チェンバ側またはドライウエル側）を、中央制御室からの遠隔操作または現場操作にて「全閉」する。

- ① 地下式FCVS 原子炉格納容器一次隔離弁（サブプレッション・チェンバ側）
- ② 地下式FCVS 原子炉格納容器二次隔離弁（サブプレッション・チェンバ側）
- ③ 地下式FCVS 原子炉格納容器一次隔離弁（ドライウエル側）
- ④ 地下式FCVS 原子炉格納容器二次隔離弁（ドライウエル側）



第 4.1.1-3 図 代替格納容器圧力逃がし装置操作概略図

第 4.1.1-3 表 格納容器ベント操作（代替格納容器圧力逃がし装置）
対象弁操作方法

	操作対象弁	駆動方式	操作方法	
			通常時	電源喪失時
①	地下式FCVS 原子炉格納容器一次隔離弁 (サブプレッション・チェンバ側)	電動駆動弁	中操	エクステンション (現場)
②	地下式FCVS 原子炉格納容器二次隔離弁 (サブプレッション・チェンバ側)	電動駆動弁	中操	エクステンション (現場)
③	地下式FCVS 原子炉格納容器一次隔離弁 (ドライウエル側)	電動駆動弁	中操	エクステンション (現場)
④	地下式FCVS 原子炉格納容器二次隔離弁 (ドライウエル側)	電動駆動弁	中操	エクステンション (現場)

4.1.2 中央制御室及び現場でのパラメータ監視

【格納容器圧力逃がし装置】

【フィルタ装置水位】

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

格納容器ベント操作時は、ベントガス蒸気の凝縮によりフィルタ装置水位が上昇するため継続監視し、フィルタ装置水位が「2500mm(上限水位)^{※2}」に到達した場合は、フィルタ装置性能維持のためフィルタ装置の排水を実施する。

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

フィルタ装置水位は中央制御室及び現場にて確認することができる。

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

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

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

【フィルタ装置出口放射線モニタ】

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

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

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

フィルタ装置出口放射線モニタは中央制御室にて確認することができる。

【フィルタ装置入口圧力】

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

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

また、格納容器ベント停止後に窒素ガスによるパージを実施した後は、

配管内に残留した蒸気が凝縮することにより、フィルタ装置内の水の放射線分解により発生する水素の蓄積を防止するためフィルタ装置入口圧力が正圧で維持されていることを確認する。

フィルタ装置入口圧力は中央制御室及び現場にて確認することができる。

【フィルタ装置出口圧力】

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

なお、格納容器ベント実施後は圧力開放板が開放することにより大気圧と等しくなる。

フィルタ装置出口圧力は現場にて確認することができる。

【フィルタ装置水素濃度】

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

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

フィルタ装置水素濃度は中央制御室にて確認することができる。

【フィルタ装置ドレン移送流量】

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

フィルタ装置ドレン移送流量は現場にて確認することができる。

【フィルタ装置スクラバ水 pH 計】

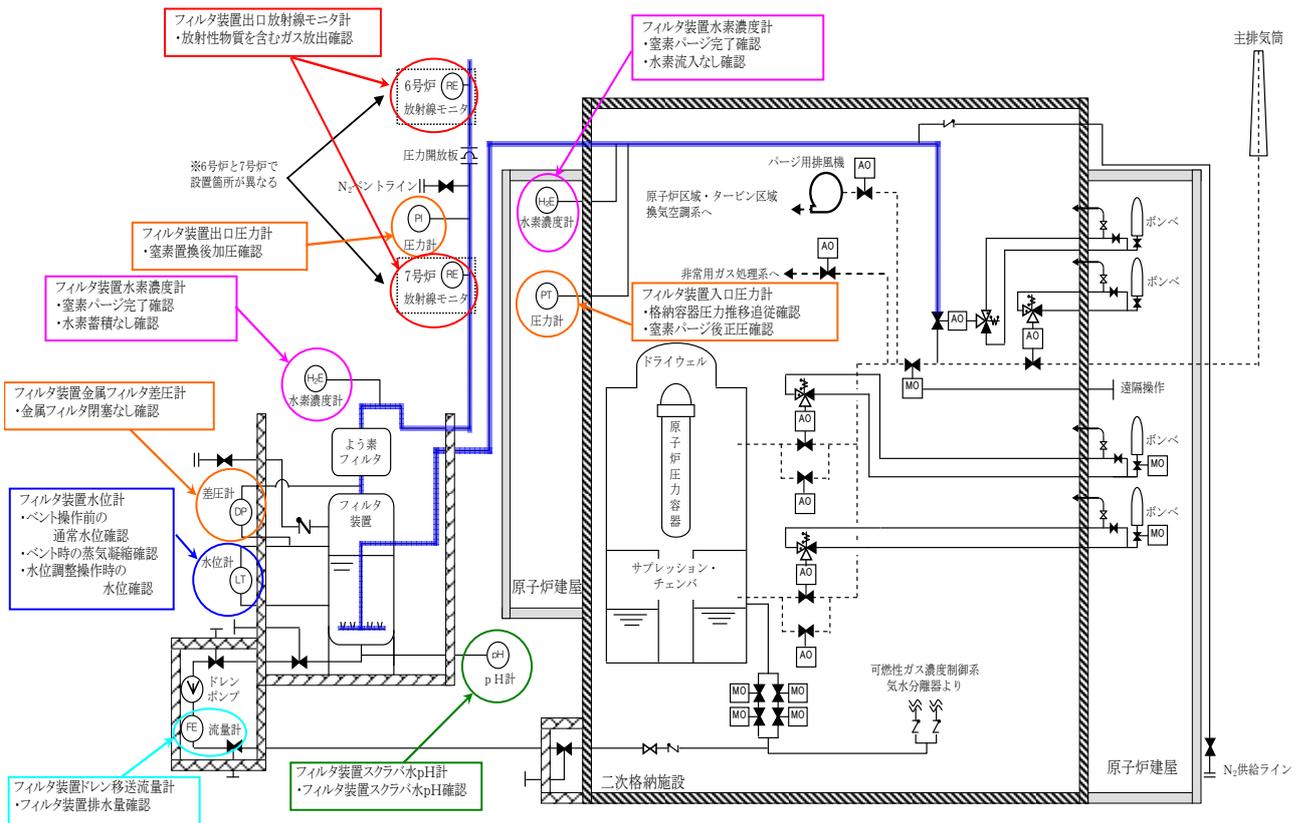
フィルタ装置の水位調整を実施した後、薬液を補給する際にスクラバ水の pH を確認する。

フィルタ装置スクラバ水 pH 計は現場にて確認することができる。

【金属フィルタ差圧計】

金属フィルタ差圧計により、金属フィルタの閉塞状態を確認する。

金属フィルタ差圧計は中央制御室にて確認することができる。



第 4.1.2-1 図 格納容器圧力逃がし装置監視計器概要図

【代替格納容器圧力逃がし装置】

【フィルタ装置水位】

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

格納容器ベント操作時は、ベントガス蒸気の凝縮によりフィルタ装置水位が上昇するため継続監視し、フィルタ装置水位が「3000mm(上限水位)^{※2}」に到達した場合は、フィルタ装置性能維持のためフィルタ装置の排水を実施する。

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

フィルタ装置水位は中央制御室及び現場にて確認する計画である。

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

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

(※3 下限水位は DF 性能確認試験の結果から得られた最低水位であるため、この水位を下回らな

いように水位調整を実施する必要がある。)

【フィルタ装置出口放射線モニタ】

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

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

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

フィルタ装置出口放射線モニタは中央制御室にて確認する計画である。

【フィルタ装置入口圧力】

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

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

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

フィルタ装置入口圧力は中央制御室及び現場にて確認する計画である。

【フィルタ装置出口圧力】

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

なお、格納容器ベント実施後は圧力開放板が開放することにより大気圧と等しくなる。

フィルタ装置出口圧力は現場にて確認する計画である。

【フィルタ装置水素濃度】

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

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

フィルタ装置水素濃度は中央制御室にて確認する計画である。

【フィルタ装置ドレン移送流量】

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

フィルタ装置ドレン移送流量は現場にて確認する計画である。

【フィルタ装置スクラバ水 pH 計】

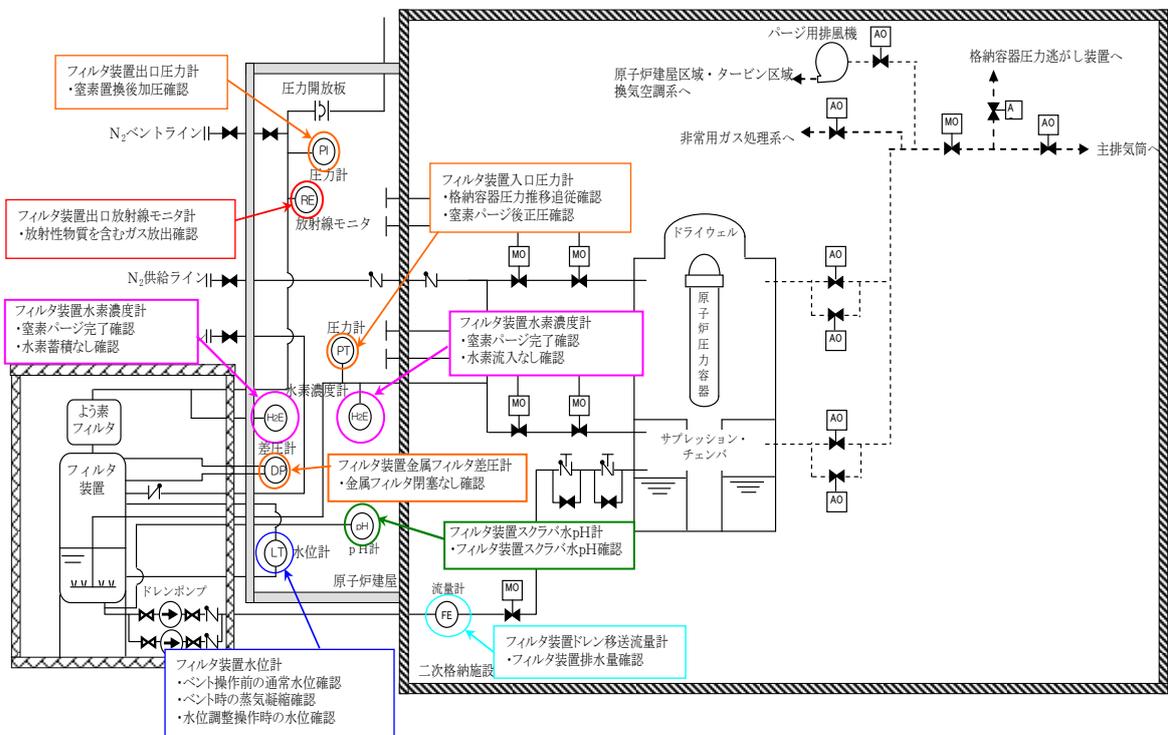
フィルタ装置の水位調整を実施した後、薬液を補給する際にスクラバ水の pH を確認する。

フィルタ装置スクラバ水 pH 計は現場にて確認する計画である。

【金属フィルタ差圧計】

金属フィルタ差圧計により、金属フィルタの閉塞状態を確認する。

金属フィルタ差圧計は中央制御室にて確認する計画である。



第 4.1.2-2 図 代替格納容器圧力逃がし装置監視計器概要図

4.2 格納容器圧力逃がし装置の操作性

4.2.1 ベント弁操作エリア

4.2.1.1 ベント時の被ばく評価（線量分布）

二次格納施設外の一次隔離弁（AO弁）の弁操作エリア及び二次隔離弁（MO弁）の弁操作エリアにおいては，二次格納施設内のベント配管内を流れる放射性物質が主たる被ばく線源となる。

二次隔離弁については，MO弁であることから電源喪失時の弁の操作には時間を要することと，ベント配管と弁の操作位置が近いことから，ベント開始時の希ガスの通気による，弁操作エリアの放射線量率の評価を実施した。

放射線量率評価は，下記の条件にて実施している。

【評価条件】

- ・放射性物質インベントリ：出力停止後 24 時間後のインベントリ
- ・インベントリ評価コード：ORIGEN2
- ・線量評価コード：QAD-CGGP2R
- ・放射性物質放出割合：有効性評価シナリオ（大 LOCA + SBO + ECCS 機能喪失）
- ・希ガス放出速度：原子炉格納容器内の自由空間に充満した希ガスが 19 分間でベント配管を通過すると想定。

以上の評価条件にてMO弁操作エリアにおける線量率を評価したところ，評価結果は第 4.2.1.1-1 表の通りとなった。

第 4.2.1.1-1 表 二次隔離弁操作エリア線量評価結果（ベント開始時）

ユニット	二次隔離弁操作エリアの放射線量率（mSv/h）
6 号炉	1.20
7 号炉	0.33 [*]

※ 7 号炉については，二次隔離弁操作エリアとベント配管が近接していることから追加の鉄板遮へいを設置している。

第 4.2.1.1-1 表より，6 号炉，7 号炉ともに，二次隔離弁操作エリアの放射線率は十分操作が可能な値であることを確認した。

4.2.1.2 ベント後の被ばく評価（線量分布）

二次隔離弁については，MO弁であることから電源喪失時の弁の操作には時間を要することと，ベント配管と弁の操作位置が近いことから，ベント実施後の配管に付着した放射性物質による，弁操作エリアの放射線量率の評価を実施

した。

放射線量率評価は、下記の条件にて実施している。

【評価条件】

- ・放射性物質インベントリ：出力停止後 24 時間後のインベントリ
- ・インベントリ評価コード：ORIGEN2
- ・線量評価コード：QAD-CGGP2R
- ・放射性物質放出割合：有効性評価シナリオ（大 LOCA+SBO+ECCS 機能喪失）
- ・放射性物質付着量：配管 100m につき，放射性物質の放出量の 10%が付着すると想定

以上の評価条件にてMO弁操作エリアにおける線量率を評価したところ，評価結果は第 4.2.1.2-1 表の通りとなった。

第 4.2.1.2-1 表 二次隔離弁操作エリア線量評価結果（ベント実施後）

ユニット	二次隔離弁操作エリアの放射線量率 (mSv/h)
6 号炉	0.021
7 号炉	0.0027*

※ 7 号炉については，二次隔離弁操作エリアとベント配管が近接していることから追加の鉄板遮へいを設置している。

第 4.2.1.2-1 表より，6 号炉，7 号炉ともに，二次隔離弁操作エリアの放射線率は十分操作が可能な値であることを確認した。

4.2.2 フィルタ装置遮へい壁周辺

4.2.2.1 ベント時の被ばく評価（線量分布）

格納容器ベント実施に伴い，大気中に希ガス等の放射性物質が放出されるため，格納容器圧力逃がし装置周辺の被ばく線量率は上昇する。格納容器ベント実施直後における主たる被ばく線源は希ガスであり，格納容器圧力逃がし装置の放出口付近の作業エリアの被ばく線量率は一時的に 1Sv/h を超えると考えられる。格納容器ベント実施時に行う消防車への燃料補給等については，被ばく線量率が低下した後作業を行うものとする。

4.2.2.2 ベント後の被ばく評価（線量分布）

格納容器ベント実施後においては，格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置内や配管内に付着した放射性物質が，格納容器圧力逃がし装置周辺での主たる被ばく線源となる。格納容器ベント実施後に行う消防車への燃料補給等については，被ばく線源からできるだけ離れて作業する等の対策を講ずることで作業

は可能となる。

また、格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置や配管から離れている作業エリアでは、土壤に沈着した放射性物質が主たる被ばく線源となる。土壤に沈着する放射性物質は格納容器内や格納容器圧力逃がし装置で除去されるため、放射性物質の土壤への沈着量は低減される。このことより、被ばく線量率は高くはならず、作業は可能である。

4.3 水素燃焼防止に関する設備操作

水素燃焼防止に関する操作は以下の2つがある。

- ① 格納容器圧力逃がし装置点検等後の窒素置換
(窒素ガスによる酸素濃度低下操作)
- ② 格納容器ベント停止後の窒素ガスによるパージ
(窒素ガスによる水素，残留蒸気パージ)

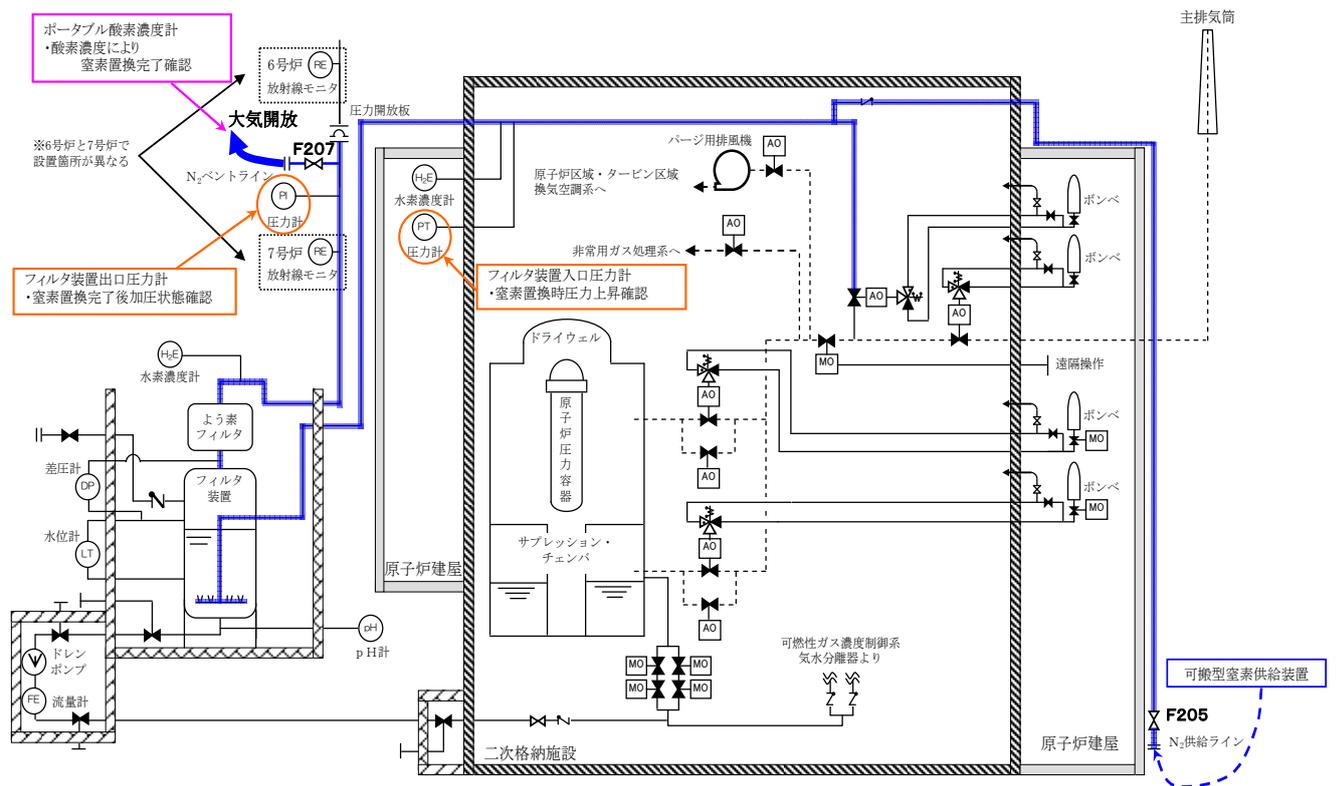
- ① 格納容器圧力逃がし装置点検等後の窒素置換
(窒素ガスによる酸素濃度低下操作)

【格納容器圧力逃がし装置】

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

格納容器圧力逃がし装置の窒素置換操作は，大気開放の窒素ベント弁{T61-F207}を「全開」にし，可搬型窒素供給装置からの窒素ガスを窒素供給弁{T61-F205}を「開」することにより実施する。窒素ガス注入によって，フィルタ装置入口配管，フィルタ装置本体及び圧力開放板までのフィルタ装置出口配管内の空気は，窒素ベント弁{T61-F207}から大気へ放出される。ポータブルの酸素濃度計で放出箇所酸素濃度を測定し「可燃限界濃度(5%)以下^{*}」まで低下確認できれば窒素置換完了と判断する。(※ 窒素置換完了判断値は可燃限界濃度以下の値を設定とする)

窒素置換完了後は，空気混入防止として系統内を加圧状態とする。加圧操作は，窒素ベント弁{T61-F207}を「閉」し，フィルタ装置出口圧力及びフィルタ装置入口圧力の指示が上昇し，フィルタ装置出口圧力が「10kPa[gage]」まで加圧された後，窒素供給弁{T61-F205}を「全閉」し加圧状態とする。



第 4.3-1 図 格納容器圧力逃がし装置窒素置換操作概略図

【代替格納容器圧力逃がし装置】

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

窒素置換操作は格納容器圧力逃がし装置と同様の操作を実施する計画である。

操作の詳細については設計に合わせて決定する。

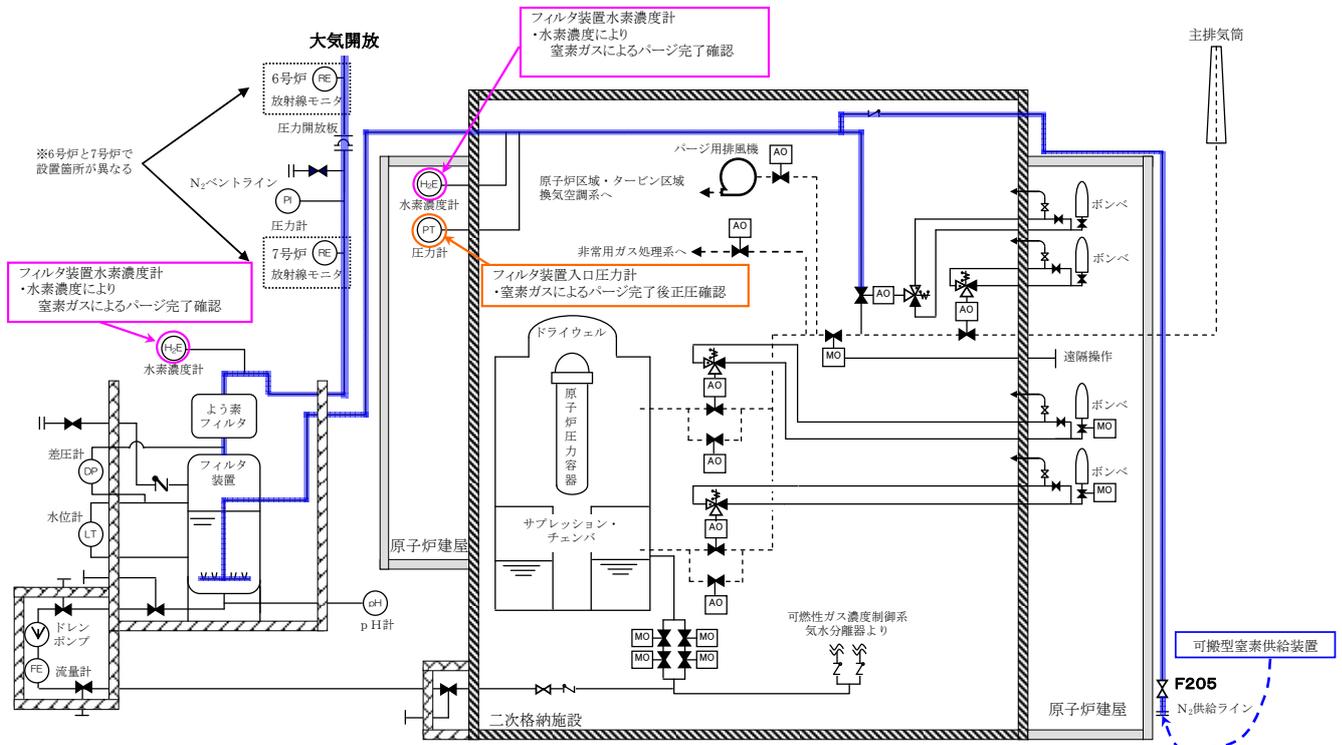
② 格納容器ベント停止後の窒素ガスによるパージ
 (窒素ガスによる水素, 残留蒸気パージ)

【格納容器圧力逃がし装置】

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

格納容器圧力逃がし装置の窒素ガスによるパージ操作は、可搬型窒素供給装置からの窒素ガスを窒素供給弁{T61-F205}を「開」することにより実施する。格納容器ベント操作により、圧力開放板が開放しているため、配管及びフィルタ装置内のガスは大気放出される。窒素ガスによるパージを一定時間(可搬型窒素供給装置流量《約 70Nm³/h》において 2 時間)注入し、フィルタ装置水素濃度が「可燃限界濃度 (4%) 以下*」まで低下することにより窒素ガスによるパージ完了を判断する。(※ 窒素ガスによるパージ完了判断値は可燃限界濃度以下の値を設定とする)

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



第 4.3-2 図 格納容器圧力逃がし装置窒素ガスによるパージ操作概略図

【代替格納容器圧力逃がし装置】

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

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

操作の詳細については設計に合わせて決定する。

5. 設備の維持管理

5.1 点検方法

【格納容器圧力逃がし装置】

(1) 機械設備

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

対象機器毎の点検項目及び点検内容は、第 5.1-1 表のとおりである。

第 5.1-1 表 機械設備の対象機器毎の点検項目及び点検内容

対象機器	点検周期		点検項目	点検内容	
	本格	簡易		本格点検	簡易点検
容器	10	1	1. 本体	a. マンホール開放 b. 外観点検	a. 外観点検
			2. 機能確認	a. 漏えい確認	a. 窒素封入圧力確認※
容器内部構造物 ・スクラバノズル ・気泡細分化装置 ・金属フィルタ ・整流板	10	1	1. 本体	a. 外観点検	—
			2. 機能確認	a. 外観点検	a. 窒素封入圧力確認※ b. スクラバ水位確認※
ドレンポンプ (キャンド型)	3	1	1. 本体	a. 下記の部分の点検手入 ・ケーシング, リアカバー ・インペラ ・キャン, ローター	a. 外観点検
			2. 機能確認	a. 漏えい確認 b. 絶縁抵抗測定 c. 巻線抵抗測定 d. 試運転	a. 漏えい確認 b. 絶縁抵抗測定 c. 巻線抵抗測定 d. 試運転
伸縮継手	3	1	1. 本体	a. 外観点検 b. カバー取替	a. 外観点検
			2. 機能確認	a. 漏えい確認	a. 窒素封入圧力確認※
オリフィス	3	1	1. 本体	a. 外観点検	—
			2. 機能確認	a. 外観点検	a. 窒素封入圧力確認※
圧力開放板	3	1	1. 本体	a. 圧力開放板取替 b. フランジ面手入れ	—
			2. 機能確認	a. 漏えい確認	a. 窒素封入圧力確認※
配管	10	1	1. 本体	a. 外観点検 b. フランジ部点検手入れ	—
			2. 機能確認	a. 漏えい確認	a. 窒素封入圧力確認※
弁	10	1	1. 本体	a. 弁箱内面点検手入れ b. 弁体, 弁座, 弁棒の点検手入れ c. パッキン類取替 d. 外観点検	—
			2. 機能確認	a. 漏えい確認 b. 動作試験	a. 窒素封入圧力確認※ b. 動作試験(駆動部付弁)

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

(2) 電気設備

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

対象機器毎の点検項目及び点検内容は、第 5.1-2 表のとおりである。

第 5.1-2 表 電気設備の対象機器毎の点検項目及び点検内容

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

(3) 計測制御設備

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

対象機器毎の点検項目及び点検内容は、第 5.1-3 表のとおりである。

第 5.1-3 表 計測制御設備の対象機器毎の点検項目及び点検内容

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

【代替格納容器圧力逃がし装置】

(1) 機械設備

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

(2) 電気設備

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

(3) 計測制御設備

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

5.2 試験方法

【格納容器圧力逃がし装置】

格納容器圧力逃がし装置が所定の機能を確保していることを確認するため、「弁開閉試験」及び「ドレン設備ポンプ作動試験」、「漏えい試験」、「スクラバ水質確認試験」を実施する。

(1) 弁開閉試験

弁開閉試験の概要図を第 5.2-1 図に示す。

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

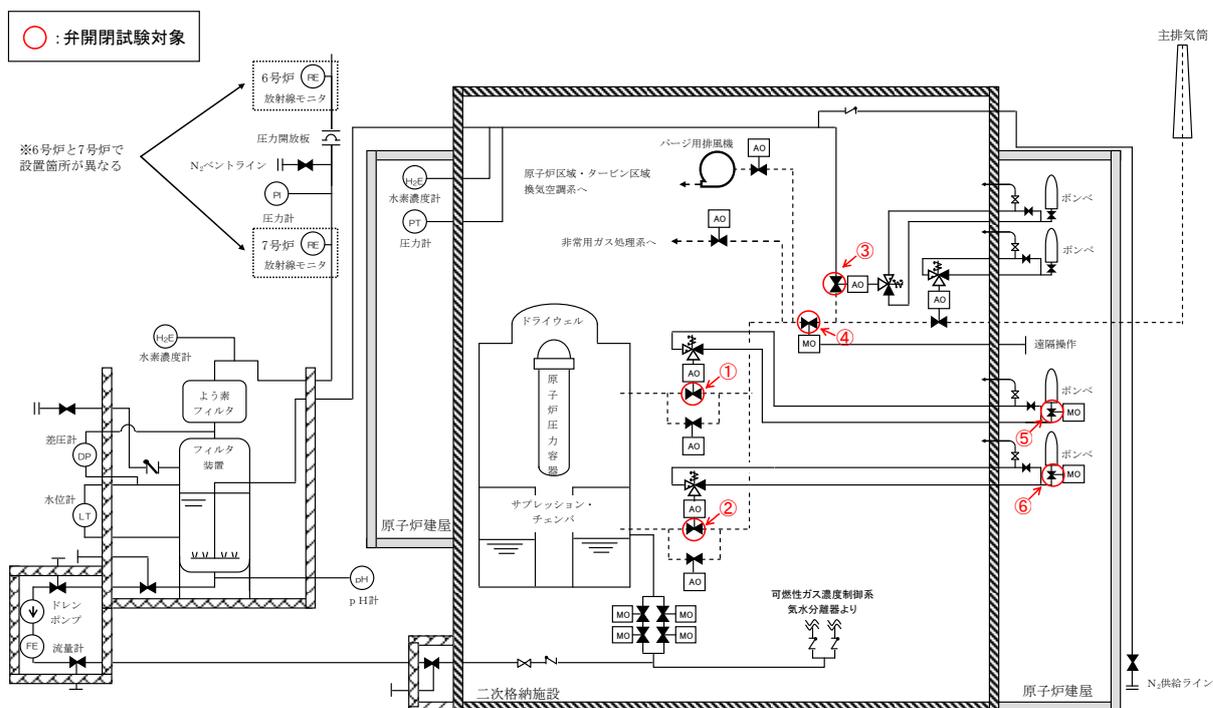
a. 空気駆動弁（弁番号：①，②，③）

- ・中央制御室の操作スイッチによる弁開閉試験：①^{*}，②^{*}，③
- ・ラチェットハンドルによる人力での弁開閉試験：①，②，③
- ・電磁弁排気ポートへの駆動空気供給による弁開閉試験：①，②，③

b. 電動駆動弁（弁番号：④，⑤，⑥）

- ・中央制御室の操作スイッチによる弁開閉試験：④^{*}，⑤，⑥
- ・弁駆動部のエクステンションによる人力での弁開閉試験：④

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



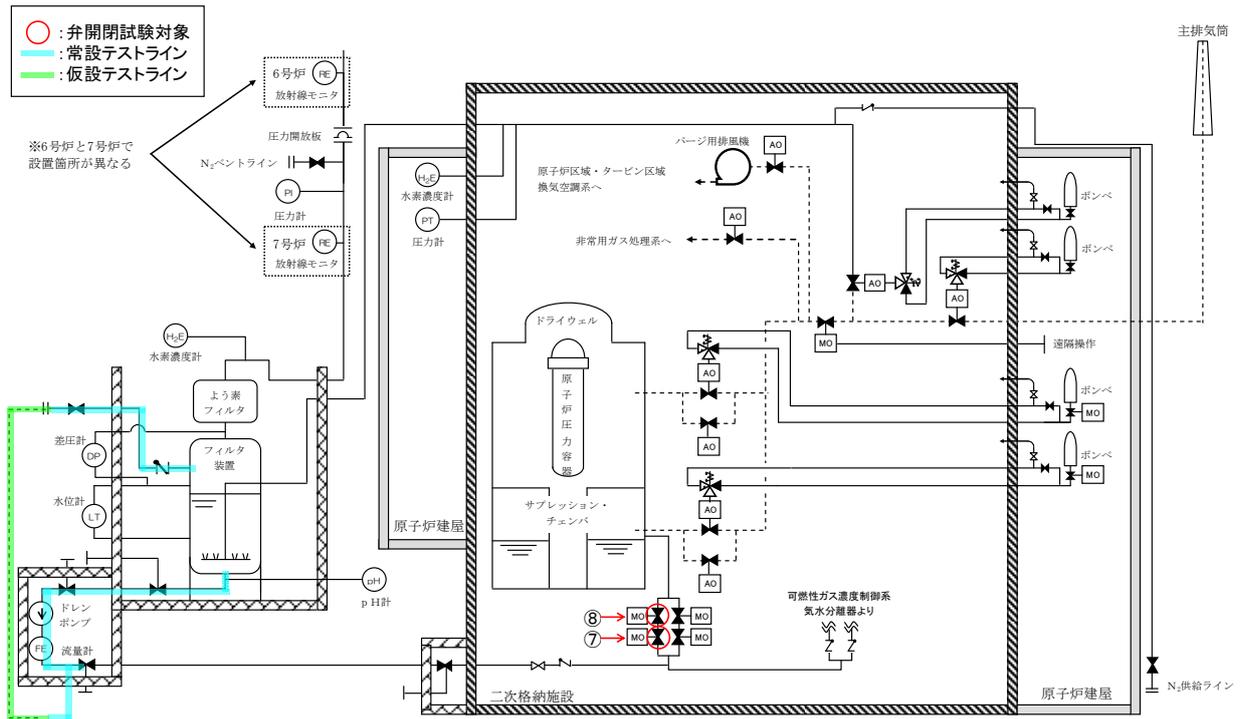
第 5.2-1 図 弁開閉試験概要図

(2) ドレン設備ポンプ作動試験

ドレン設備ポンプ作動試験の概要図を第 5.2-2 図に示す。

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

ドレン排出先となるサブプレッション・チェンバ入口の⑦、⑧の弁開閉試験は、格納容器隔離弁の弁開閉試験として別途実施する。



第 5.2-2 図 ドレン設備ポンプ作動試験概要図

(3) 漏えい試験

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

漏えい試験の各条件について下記 a~c に整理する。

a. 加圧媒体

格納容器圧力逃がし装置の最高使用圧力 0.62MPa [gage] でのベント開始時の系統内は窒素ガスが支配的であること、また、ベント継続中に漏えい防止対象となる放射性物質は窒素より分子量が大きいことから、窒素ガスを加圧媒体とすることは妥当であると判断する。

b. 試験圧力

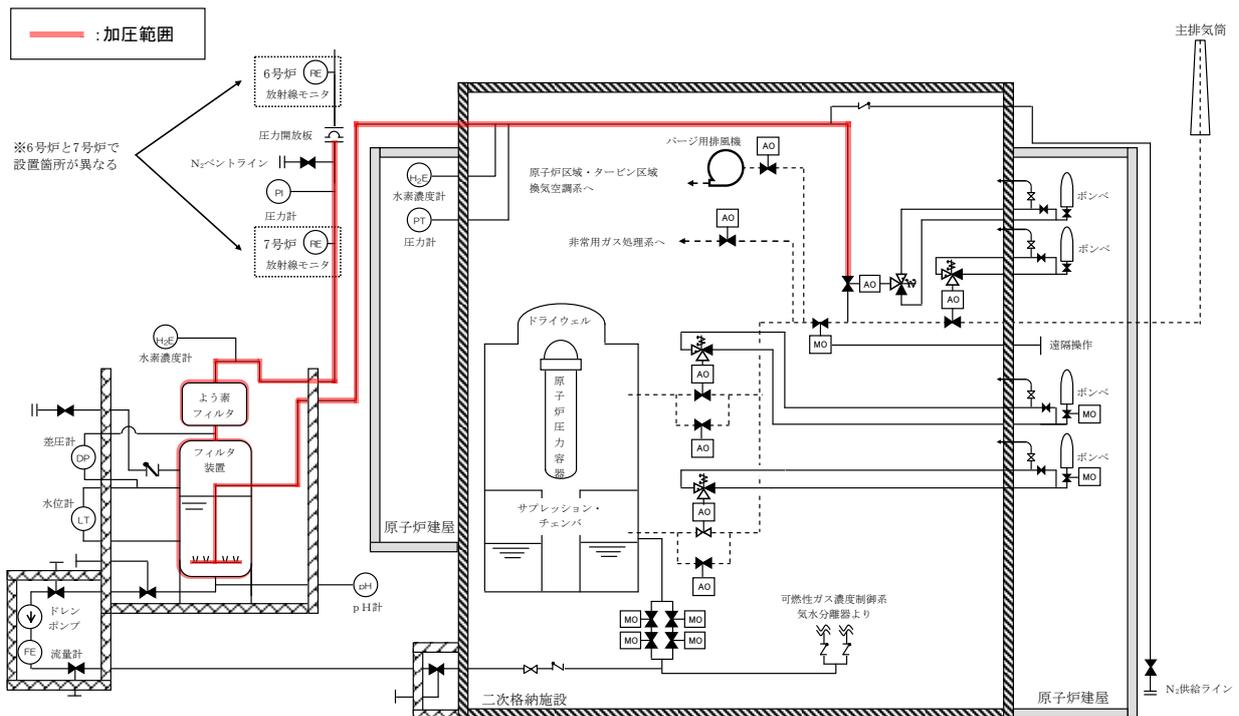
漏えい試験では、系統内が不活性状態が維持されていることの確認として窒素封入圧力 0.01MPa [gage] 以上が維持されていること、並びに、系統が使用時にバウンダリ機能を維持できることの確認として最高使用圧力 0.62MPa [gage] を試験圧力とする。

c. 試験温度

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

第 5.2-1 表 漏えい試験の試験条件・目的・方法

	加圧媒体	試験圧力	試験温度	試験目的・方法
簡易点検	窒素ガス	0.01MPa [gage] 以上 (窒素パージ圧力)	常温	系統内を不活性状態に維持することを目的に、系統全体を窒素パージ圧力（待機状態）に加圧し、著しい漏えいのないことを確認する。
本格点検	窒素ガス	0.62MPa [gage] (最高使用圧力)	常温	使用時にバウンダリ機能が維持されていることを確認するために、系統全体を最高使用圧力に加圧し、著しい漏えいのないことを確認する。



第 5.2-3 図 漏えい試験概要図

(4) スクラバ水質確認試験

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

【代替格納容器圧力逃がし装置】

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

6. 規制基準への適合性

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

6.1.1 第38条(重大事故等対処施設の地盤)

【格納容器圧力逃がし装置】【代替格納容器圧力逃がし装置】

(1) 規制基準要求事項

重大事故防止設備のうち常設のもの(以下「常設重大事故防止設備」という。)であって, 耐震重要施設に属する設計基準事故対処設備が有する機能を代替するもの(以下「常設耐震重要重大事故防止設備」という。)が設置される重大事故等対処施設(特定重大事故等対処施設を除く.):

基準地震動による地震力が作用した場合においても当該重大事故等対処施設を十分に支持することができる地盤に設けなければならない。

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

基準地震動による地震力が作用した場合においても当該重大事故等対処施設を十分に支持することができる地盤に設けなければならない。

重大事故等対処施設(前項第二号の重大事故等対処施設を除く。次項及び次条第二項において同じ。)は, 変形した場合においても重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない地盤に設けなければならない。

重大事故等対処施設は, 変位が生ずるおそれがない地盤に設けなければならない。

(2) 規制基準適合性

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

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

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

6.1.2 第 39 条（地震による損傷の防止）

【格納容器圧力逃がし装置】【代替格納容器圧力逃がし装置】

(1) 規制基準要求事項

常設耐震重要重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設：

基準地震動による地震力に対して重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること。

常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設：

基準地震動による地震力に対して重大事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること。

(2) 規制基準適合性

格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置を構成する構築物・機器に対して、地震力により構築物・機器が損傷しないことを確認する必要があるため、規則を踏まえて実施した地震動評価結果に基づき策定した基準地震動 $S_s-1 \sim S_s-7$ により健全性を評価した。

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

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

6.1.3 第 40 条（津波による損傷の防止）

【格納容器圧力逃がし装置】

(1) 規制基準要求事項

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

(2) 規制基準適合性

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

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

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

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

以上より、格納容器圧力逃がし装置は、第40条の要求事項に適合している。

【代替格納容器圧力逃がし装置】

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

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

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

以上より、代替格納容器圧力逃がし装置は、第40条の要求事項に適合している。

6.1.4 第41条（火災による損傷の防止）

【格納容器圧力逃がし装置】【代替格納容器圧力逃がし装置】

(1)規制基準要求事項

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

(2)規制基準適合性

a. 火災の発生の防止

(a)火災防護対策を講じた設計

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

(b)不燃性材料又は難燃性材料の使用

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

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

(c) 落雷，地震への対策

落雷については、「7.1.5 落雷」を参照。

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

b. 火災の感知，消火

(a) 火災感知設備

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

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

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

(b) 消火設備

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

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

(c) 自然現象への対策

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

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

給水建屋は津波による水没等の影響を受けないよう防潮壁等を設置している。

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

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

(d) 消火設備の破損等に対する対策

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

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

6.1.5 第43条（重大事故等対処設備）

【格納容器圧力逃がし装置】【代替格納容器圧力逃がし装置】

(1) 規制基準要求事項

重大事故等対処設備は以下に掲げるものでなければならない。

a. 環境条件

想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。又、設備の操作や復旧作業を行うことができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

b. 操作性

想定される重大事故等が発生した場合において、確実に操作できるもの

であること。又、本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するため
に使用する設備にあっては、通常時に使用する系統から速やかに切り替え
られる機能を備えるものであること。

c. 試験又は検査

健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試
験又は検査ができるものであること。

d. 共用の禁止、悪影響防止

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。又、
二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし、二
以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子
炉施設の安全性が向上する場合であって、同一の工場等内の他の発電用原
子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、この限りではない。

e. 容量

想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

f. 多様性

共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が
損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。

(2) 規制基準適合性

a. 環境条件

格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置を構成する機
器は、事故時に想定される温度条件、装置を使用中に想定される放射線条
件においても、動作確認や機能確認によって健全性を確認した機器を用い
ること、もしくは健全性を確認した範囲の環境条件を確保するための緩和
措置等を実施することにより、当該機器に要求される機能を発揮するよう
設計する。また、フィルタ装置、配管、弁は原子炉格納容器外に配置され
ており、想定される事故環境下においても、動作確認や機能確認によって
健全性を確認した機器を用いること、もしくは健全性を確認した範囲の環
境条件を確保するための緩和措置等を実施することにより、必要な機能を
有効に発揮することができる設計とする。

b. 操作性

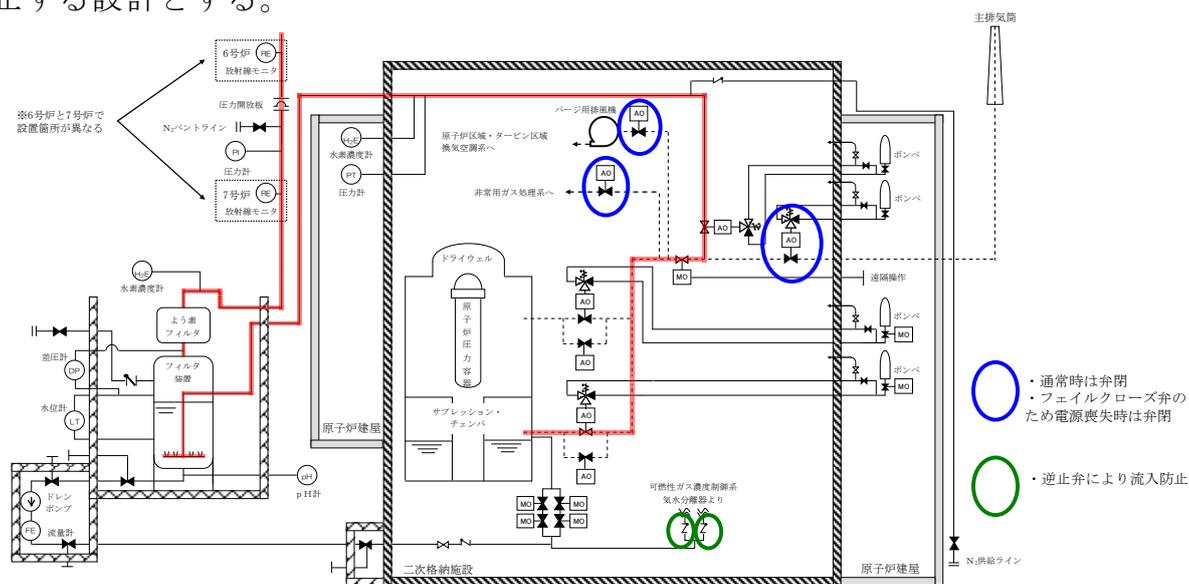
電動駆動弁及び空気駆動弁等について、事故時においても、エクステン
ションやラチェットハンドルでの操作、動作気体のバックアップ供給による
操作等により、確実に操作できる設計とする。また、本システムを使用する
場合に、通常状態で使用する系統との切り替え操作は、系統内の取り合い
箇所が通常時閉、電源喪失時にはフェイルクローズにより閉となる弁で仕
切られているため、特段の操作は不要となる設計とする。

c. 試験又は検査

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

d. 共用の禁止，悪影響防止

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



第 6.1.5-1 図 格納容器圧力逃がし装置系統概略図

e. 容量

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

f. 多様性

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

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

6.1.6 第48条（最終ヒートシンクに熱を輸送するための設備）

【格納容器圧力逃がし装置】【代替格納容器圧力逃がし装置】

(1) 規制基準要求事項

重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備に対して、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。又、格納容器圧力逃がし装置を整備する場合は、第50条1b)に準ずること。又、その使用に際しては、敷地境界での線量評価を行うこと。

(2) 規制基準適合性

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

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

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

6.1.7 第50条（原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備）

【格納容器圧力逃がし装置】【代替格納容器圧力逃がし装置】

(1) 規制基準要求事項

以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備として、格納容器圧力逃がし装置又は格納容器再循環ユニットを設置すること。

a. 放射性物質低減対策

排気中に含まれる放射性物質を低減するものであること。

b. 可燃性ガスの爆発防止等の対策

可燃性ガスの爆発防止等の対策が講じられていること。

c. 悪影響防止

配管等は、他の系統・機器や他号機の格納容器圧力逃がし装置等と共用しないこと。ただし、他への悪影響がない場合を除く。

d. 格納容器の負圧破損防止

格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、必要に応じて、原子炉格納容器の負圧破損を防止する設備を整備すること。

e. 隔離弁

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

f. ラプチャーディスク

ラプチャーディスクを使用する場合は、バイパス弁を併置すること。ただし、格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならないよう、十分に低い圧力に設定されたラプチャーディスクを使用する場合又はラプチャーディスクを強制的に手動で破壊する装置を設置する場合を除く。

g. 接続位置

長期的にも熔融炉心及び水没の悪影響を受けない場所に接続されていること。

h. 放射線防護対策

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

(2) 規制基準適合性

a. 放射線低減対策

フィルタ装置にて、粒子状放射性物質を 99.9% 以上低減できる設計とする。

b. 可燃性ガスの爆発防止等の対策

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

c. 悪影響防止

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

d. 格納容器の負圧破損防止

枠囲みの内容は核物質防護上の機密事項に属しますので公開できません。

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

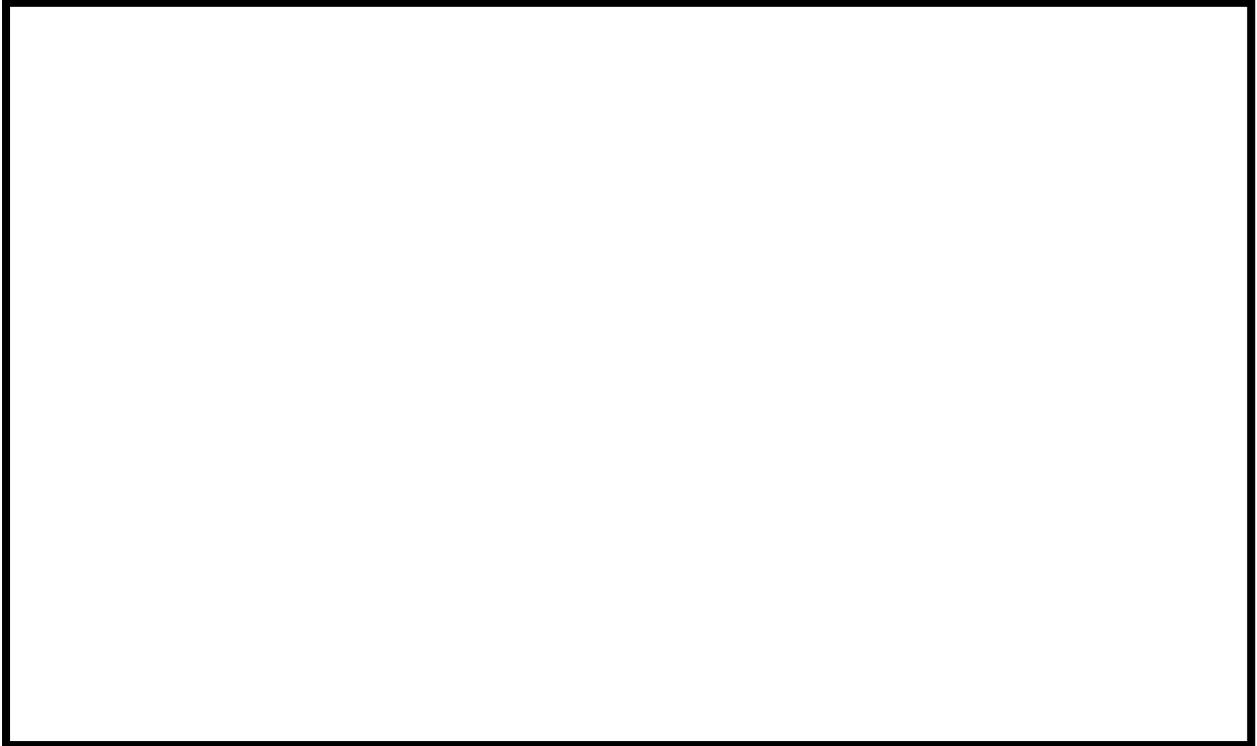
e. 隔離弁

空気駆動弁については、ラチェットハンドルにより人力で操作可能な設計とする。ラチェットハンドルによる操作は、弁に近接して行う必要があるため、遮へいを設置する等、重大事故等発生時の作業員の放射線防護を考慮した設計とする。また、第 6.1.7-1 図から第 6.1.7-4 図に示す通りあらかじめ設置されているポンベの空気を手動により駆動シリンダへ供給することにより、容易に遠隔操作ができる設計とする。電動駆動弁については、駆動部にエクステンションを設け、人力にて容易に遠隔操作ができる設計とする。なお、空気駆動弁のポンベによる操作及び電動駆動弁の操作は、二次格納施設の外から実施可能であり、重大事故等発生時の作業員の放射線防護を考慮した設計とする。

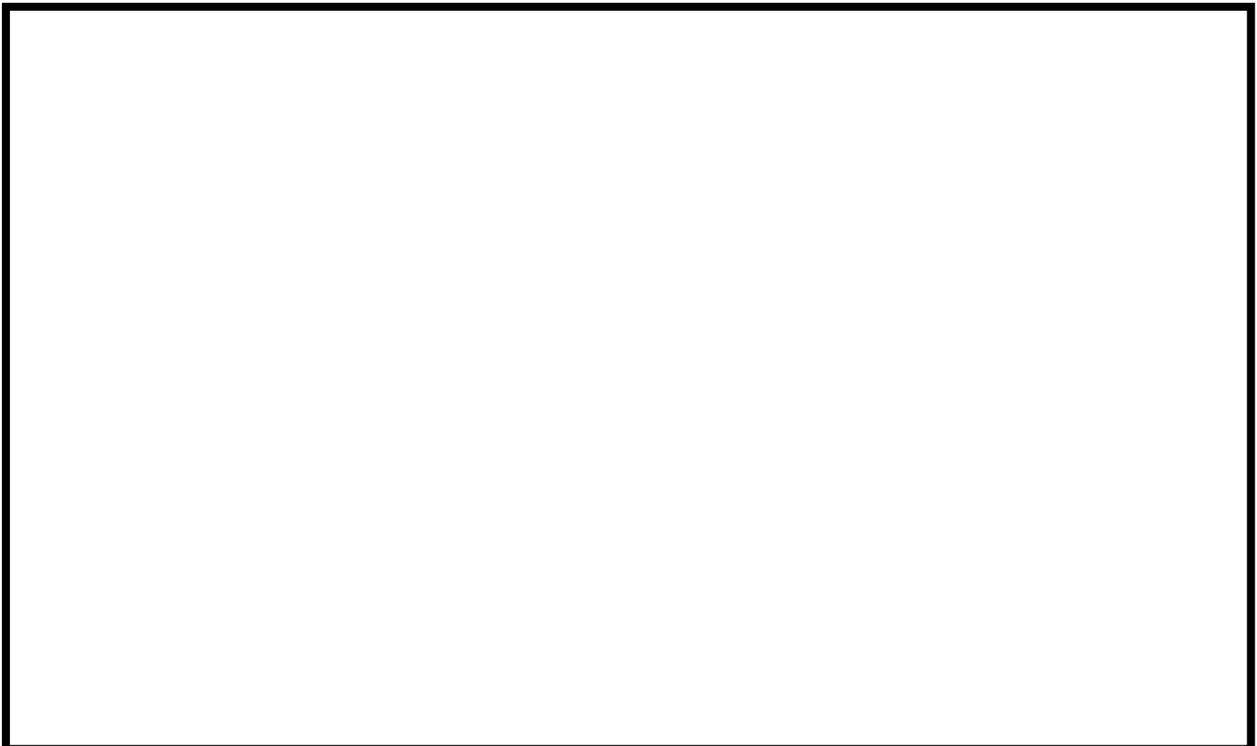


第 6.1.7-1 図 機器配置図 (6 号炉原子炉建屋地下 1 階及び 2 階)

枠囲みの内容は核物質防護上の機密事項に属しますので公開できません。



第 6.1.7-2 図 機器配置図 (6 号炉原子炉建屋 3 階)



第 6.1.7-3 図 機器配置図 (7 号炉原子炉建屋地下 1 階及び 2 階)



第 6.1.7-4 図 機器配置図 (7 号炉原子炉建屋 3 階)

f. ラプチャーディスク

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

g. 接続位置

格納容器の接続位置は、サプレッション・チェンバ及びドライウエルに設ける。これにより、いずれからも格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置を用いた排気操作を実施することができ、長期的にも熔融炉心及び水没の悪影響を受けない設計とする。

h. 放射線防護対策

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

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

7. 原子炉格納容器圧力逃がし装置の設計基準事象に対する耐性

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

7.1 地震，津波以外の自然現象

7.1.1 風（台風）

【格納容器圧力逃がし装置】

(1) 設計基準

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

(2) 想定される影響

a. 影響モード：風荷重

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

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

b. 影響モード：飛来物衝突の際の衝撃荷重

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

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

(3) 耐性評価結果

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

- (例：柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉の原子炉建屋頂部 T. M. S. L. 52. 30m (地上高 40. 3m) 付近のフィルタ装置出口側配管に作用する単位長さ当たりの最小の地震荷重は 3. 56kN/m であるのに対して, 風荷重は 2. 14kN/m である。)
- b. 風 (台風) による飛来物の影響は, 強い上昇気流を伴い風速も速い竜巻の方が飛来物の影響が大きいことから, 竜巻評価に包絡される。

【代替格納容器圧力逃がし装置】

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

7. 1. 2 竜巻

【格納容器圧力逃がし装置】

(1) 設計基準

設計竜巻の最大風速は, 竜巻影響評価ガイドに従い, 日本海側地域における竜巻の発生頻度や最大風速の年超過確率を参照し, 発電所の敷地地形効果による風速の増幅効果を評価した上で 69m/s としているが, 設計竜巻を超える竜巻が襲来した場合の影響の大きさを考慮して, 国内既往最大の竜巻風速 (70~92m/s, F3) に余裕を見込んだ風速 100m/s の評価も実施した。

竜巻防護施設及び格納容器圧力逃がし装置に衝突し得る飛来物は, 柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉が立地する大湊側の現地調査の結果及び竜巻影響評価ガイドに例示されている飛来物を考慮し, 砂利, 鋼製パイプ及び鋼製材を設計飛来物とした。

(2) 想定される影響

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

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

※ 対象部位は, 竜巻により影響を受ける屋外に設置されている格納容器圧力逃がし装置の部位及び屋内設備だが開口部 (扉, ルーバ等) の近傍に設置されており, 飛来物の影響を受ける可能性があるものを抽出した。なお, 屋内設置のうち, 外気との接続がある換気空調設備は, 気圧差の影響が想定される

が、格納容器圧力逃がし装置は、それに該当するものはない。

(3) 耐性評価結果

格納容器圧力逃がし装置の複合荷重に対する健全性評価の実施にあたり、まずは格納容器圧力逃がし装置に作用する竜巻荷重の内、影響が支配的な飛来物衝突による設備の貫通評価を実施した。なお、衝突を想定する飛来物は、設計飛来物の内、最も衝突影響が大きい鋼製材（長さ 4.2m×幅 0.3m×奥行 0.2m、質量 135kg）とした。

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

鋼製材が衝突する速度の評価条件及び評価モデルについては、第7.1.2-1表は竜巻の最大風速 69m/s、ランキン渦モデル、第7.1.2-2表は竜巻の最大風速 100m/s、鋼製材の衝突速度を竜巻影響評価ガイドに例示されている最大飛散速度、第7.1.2-3表は竜巻の最大風速 69m/s、フジタモデル、第7.1.2-4表は竜巻の最大風速 100m/s、フジタモデルとした。飛散した鋼製材が衝突した場合の飛来物の貫通評価については、飛来物の貫通を避けるために必要な鋼板厚さ、コンクリート厚さ（以下、「貫通限界厚さ」という。）及び飛来物の衝突によるコンクリートの裏面はく離を避けるために必要なコンクリート厚さ（以下、「裏面はく離限界厚さ」という。）と竜巻の影響が想定される対象部位の板厚を比較することで貫通の有無を判断した。

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

a. 放射線遮へい壁

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

b. フィルタ装置、よう素フィルタ

フィルタ装置及びよう素フィルタの周囲には第7.1.2-1～5図に示す通り放射線遮へい壁が設置されているため、放射線遮へい壁によりフィルタ装置及びよう素フィルタが防護されている部分については複合荷重の影響を受けない。フィルタ装置上部及びよう素フィルタ上部については、飛来物衝突に対して貫通しない板厚を有し、複合荷重に対しても耐え得る鋼板等を取り付けてフィルタ装置及びよう素フィルタを防護するため、竜巻により破損しない。

竜巻襲来によりフィルタ装置の周囲の気圧が低下した場合の影響について

ては、フィルタ装置の待機状態を想定した場合、フィルタ装置は外気との接続がないため、竜巻の襲来に伴い内圧が上昇する。竜巻襲来時のフィルタ装置の内圧は、フィルタ装置の待機状態における内圧に竜巻による最大気圧低下量を足し合わせることで算出できることから、竜巻の最大風速が 69m/s と 100m/s の場合の最大気圧低下量を原子力規制委員会の定める「原子力発電所の竜巻影響評価ガイド」に従い算出すると 4.3kPa, 8.9kPa となり、フィルタ装置の待機状態における内圧 10kPa と足し合わせると 14.3kPa, 18.9kPa となる。それに対してフィルタ装置の容器は、最高使用圧力 0.62MPa に耐える設計としていることから、竜巻による気圧差がフィルタ装置の性能に影響を与えることはない。

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

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

飛来物衝突に対して貫通しない板厚を有し、複合荷重に対しても耐え得る鋼板等の取り付け、または十分な板厚を有する遮へい板の設置により設備を防護するため、竜巻により破損しない。防護対策を実施する範囲については、第 7.1.2-1～5 図に示す通りとする。

d. フィルタ装置出口側の配管・弁

竜巻によって重大事故に至る可能性は非常に低いと考えられるが、たとえ格納容器圧力逃がし装置を使用することになったとしても、フィルタ装置出口側の配管や弁が飛来物衝突により損傷した場合であれば、放射性物質の放出量を抑制する機能には影響しない。なお、竜巻が柏崎刈羽原子力発電所に襲来し出口側の配管や弁が損傷した場合、損傷箇所補修のためにプラントを停止する。

e. ラプチャーディスク

ラプチャーディスクが竜巻襲来時の気圧低下の影響を受けた場合の開放の有無については、前述のフィルタ装置が待機状態における気圧差影響と同様にフィルタ装置出口配管及びラプチャーディスクには 14.3kPa（竜巻の最大風速 69m/s）または 18.9kPa（竜巻の最大風速 100m/s）の圧力が作用する。それに対してラプチャーディスク開放の設定圧力は、100kPa であるためラプチャーディスクは開放しない。

ただし、ラプチャーディスクに飛来物が外部から衝突した場合に、衝撃によりラプチャーディスクが開放する可能性がある。このため、ラプチャーディスクに飛来物が衝突しないよう、当初設置を計画していた箇所から飛来物衝突の影響を受けない箇所へ移設すること、またはラプチャーディスクに飛

来物衝突に対して貫通しない板厚を有し、複合荷重に対しても耐え得る鋼板等を取り付けることにより防護する。

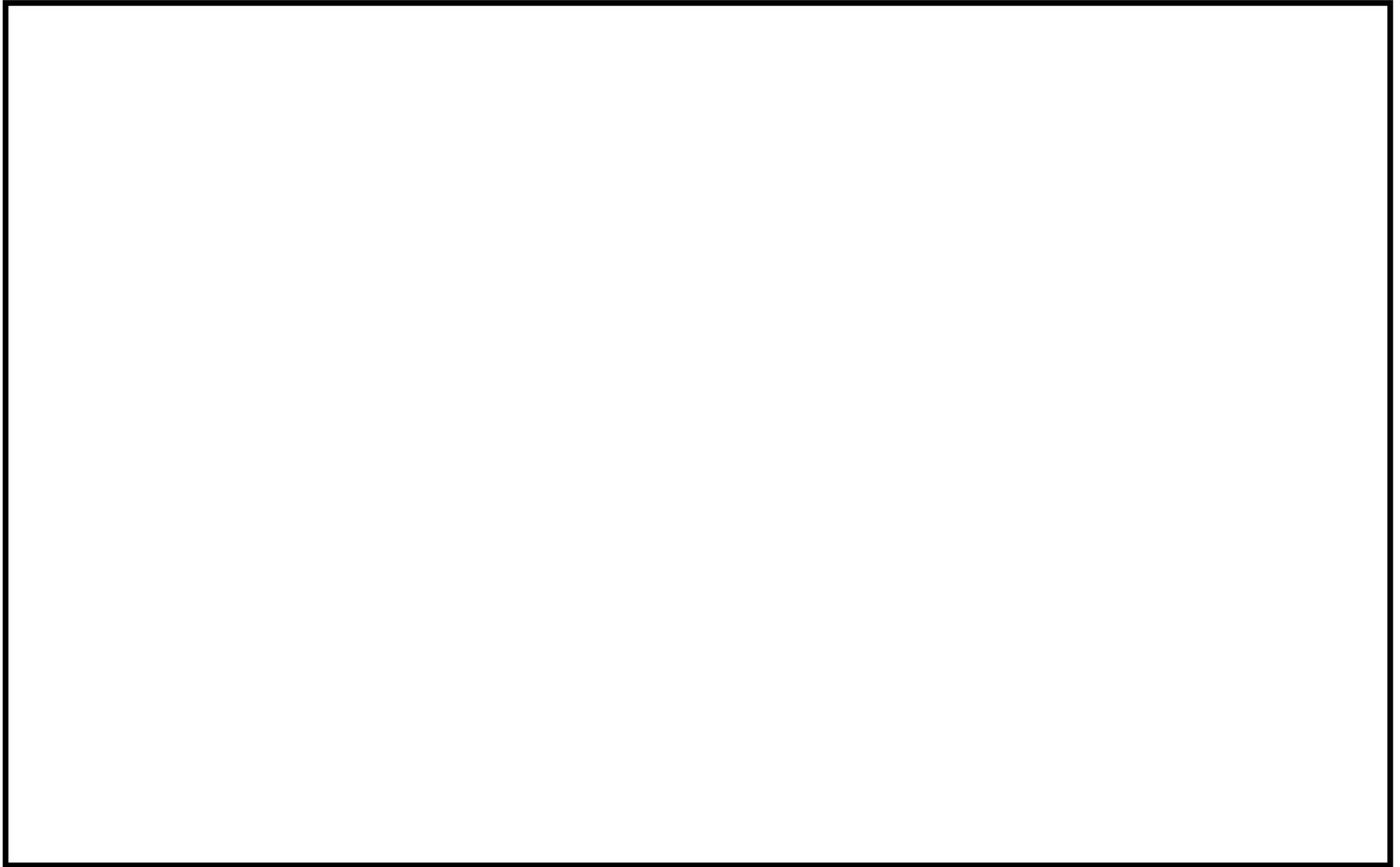
f. 計装ラック

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

【代替格納容器圧力逃がし装置】

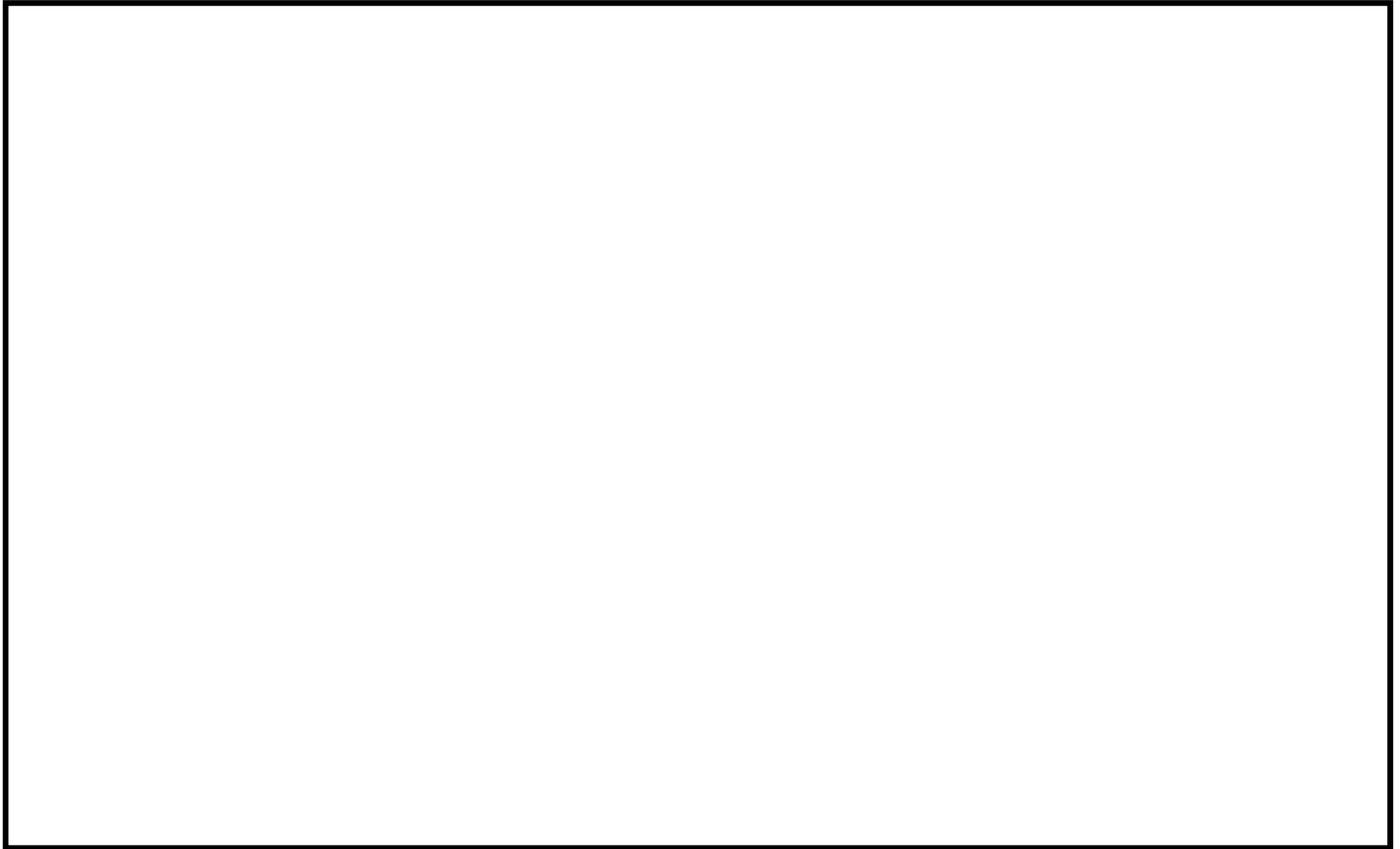
代替格納容器圧力逃がし装置の内、地下に設置されている部位については、竜巻の影響を受けない。なお、排気管については、飛来物衝突により損傷した場合であっても、放射性物質の放出量を抑制する機能には影響しないが、建屋等の外殻となる施設内を通し、原子炉建屋上方で屋外に露出するように配管を敷設し、原子炉建屋上方で放出する設計とする。

枠囲みの内容は核物質防護上の機密事項に属しますので公開できません。



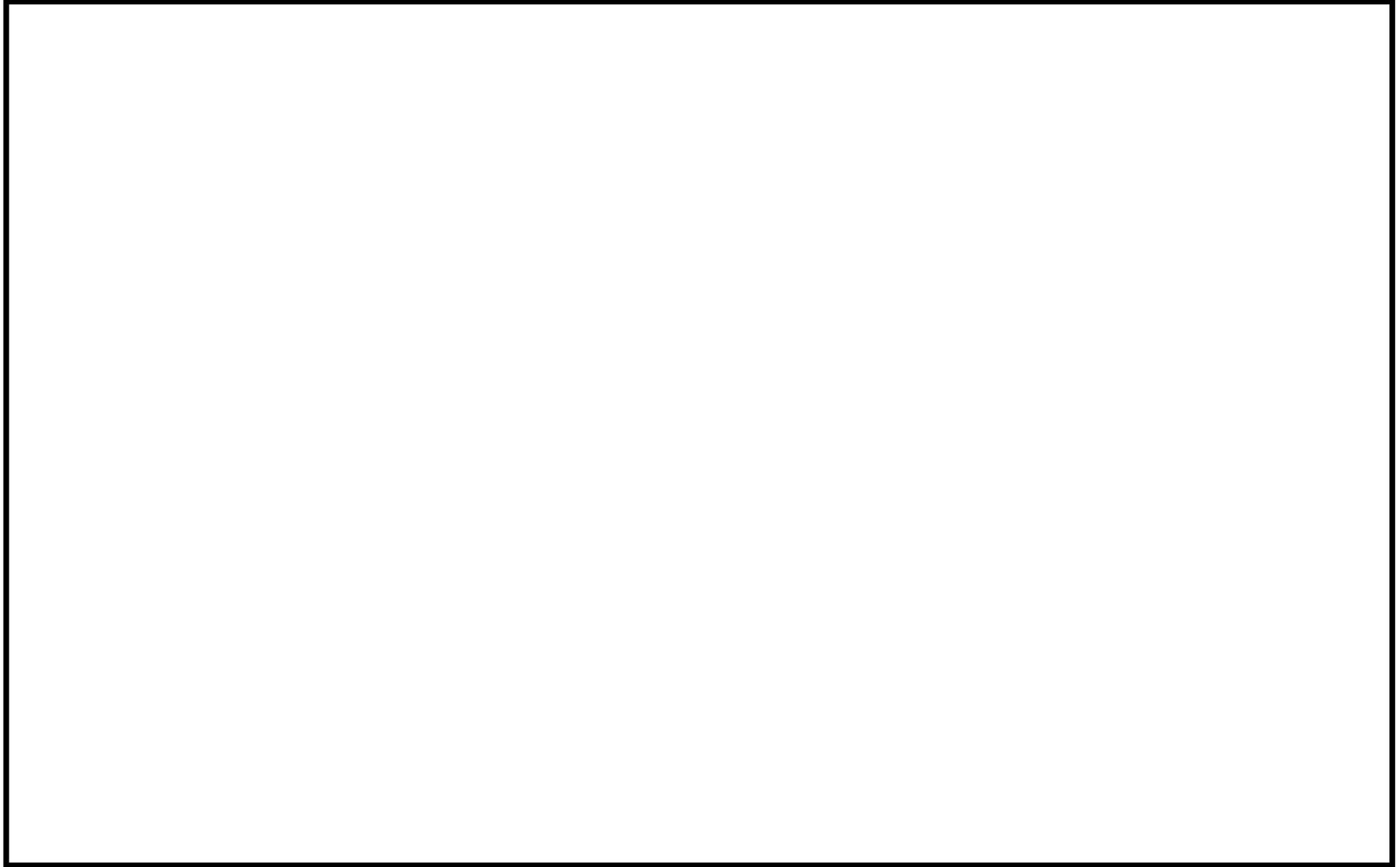
第 7.1.2-1 図 6 号炉 格納容器圧力逃がし装置 概略図 (南立面図)

枠囲みの内容は核物質防護上の機密事項に属しますので公開できません。



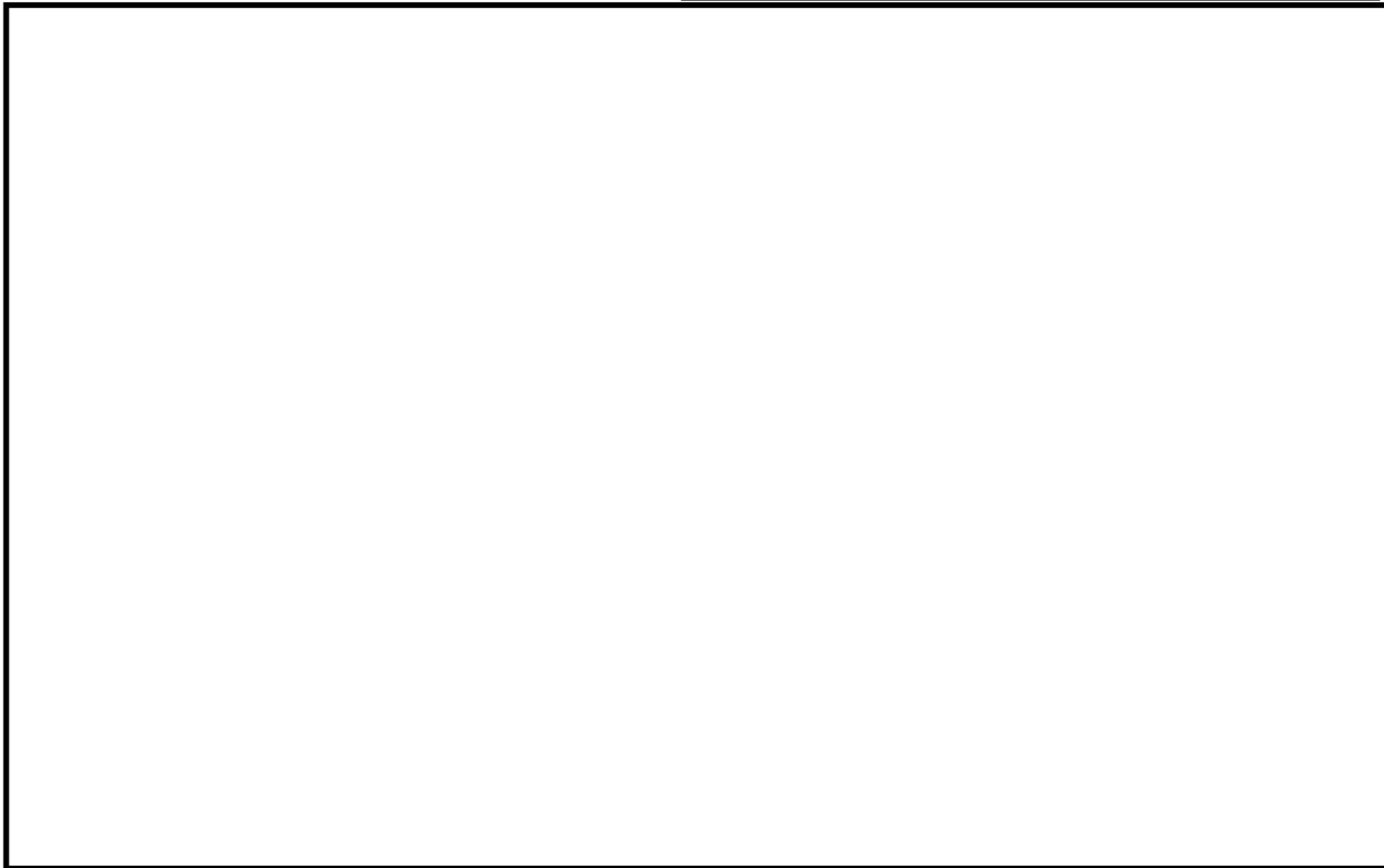
第 7.1.2-2 図 6 号炉 格納容器圧力逃がし装置 概略図 (東立面図)

枠囲みの内容は核物質防護上の機密事項に属しますので公開できません。



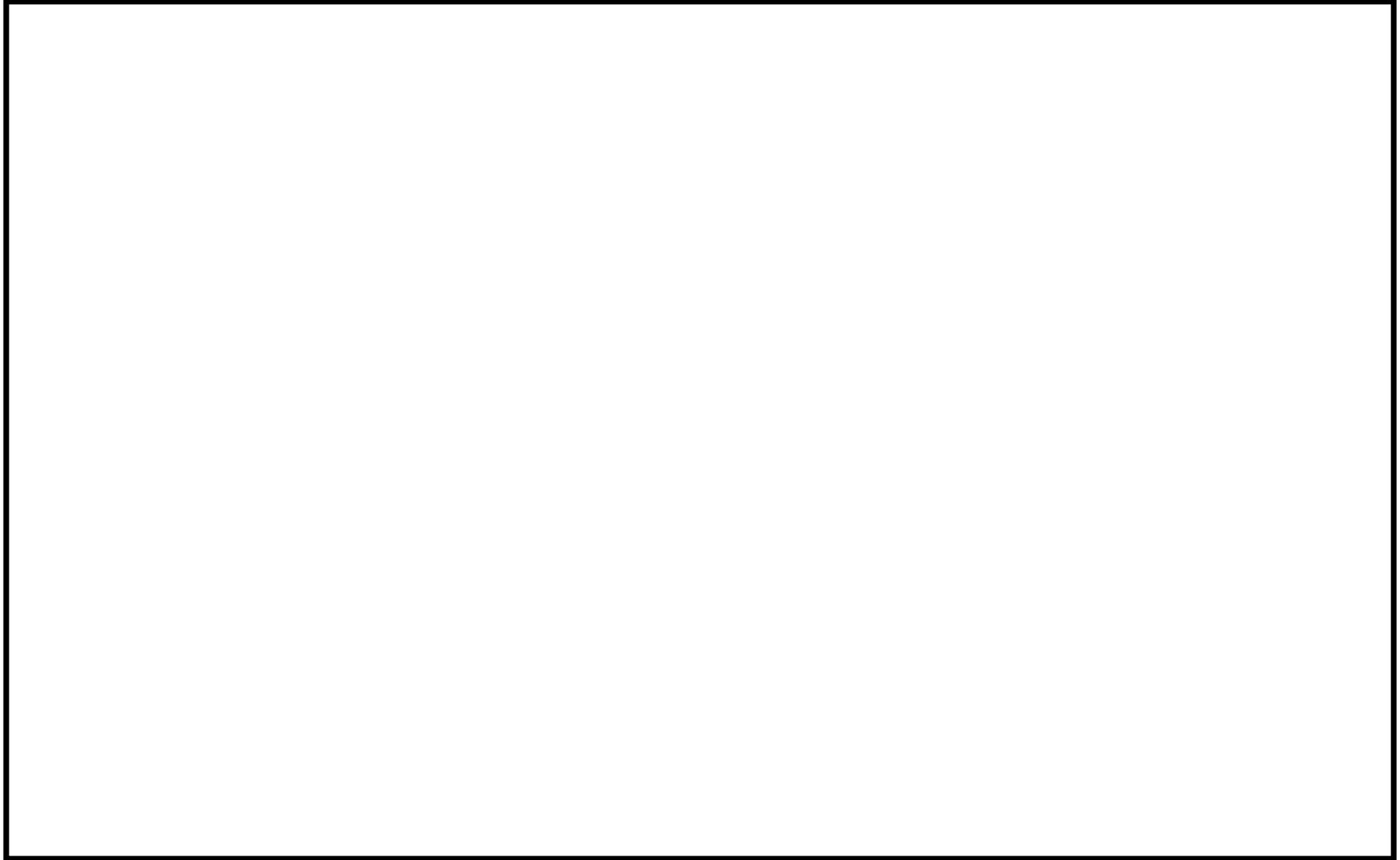
第 7.1.2-3 図 6 号炉 格納容器圧力逃がし装置 概略図 (平面図)

枠囲みの内容は核物質防護上の機密事項に属しますので公開できません。



第 7.1.2-4 図 7 号炉 格納容器圧力逃がし装置 概略図 (南立面図)

枠囲みの内容は核物質防護上の機密事項に属しますので公開できません。



第 7.1.2-5 図 7 号炉 格納容器圧力逃がし装置 概略図 (平面図)

第 7.1.2-1 表 飛来物貫通評価結果

(竜巻の最大風速 69m/s, 鋼製材の最大飛散速度は, ランキン渦モデルにより評価。鋼製材の空力パラメータは, 原子力安全基盤機構の委託研究成果報告書¹⁾ 記載値を採用。)

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

枠囲みの内容は核物質防護上の機密事項に属しますので公開できません。

第 7.1.2-2 表 飛来物貫通評価結果

(竜巻の最大風速 100m/s, 鋼製材の最大飛散速度は竜巻影響評価ガイドに例示されている値を採用。)

	コンクリート 厚さまたは鋼 板厚さ [mm]	貫通限界厚さまたは裏面 はく離限界厚さ [mm]	評価結果
放射線遮へい壁	700~1,600		
フィルタ装置 (胴部)	30.4 (最小厚さ)		
フィルタ装置 (上部)	30.0 (最小厚さ)		
フィルタ装置入口側配管	12.7		
フィルタ装置出口側配管	12.7		
給水設備に係わる配管	5.2		
ドレン設備に係わる配管	3.9		

第 7.1.2-3 表 飛来物貫通評価結果

(竜巻の最大風速 69m/s, 鋼製材の最大飛散速度は, フジタモデルにより評価。鋼製材の空力パラメータは, 原子力安全基盤機構の委託研究成果報告書¹⁾ 記載値を採用。)

	コンクリート 厚さまたは鋼 板厚さ [mm]	貫通限界厚さまたは裏面 はく離限界厚さ [mm]	評価結果
放射線遮へ い壁	700~1,600	— (鋼製材は飛散しない)	貫通・裏面はく離 なし
フィルタ装 置 (胴部)	30.4 (最小厚さ)	— (鋼製材は飛散しない)	貫通なし
フィルタ装 置 (上部)	30.0 (最小厚さ)		
フィルタ装 置入口側配 管	12.7		
フィルタ装 置出口側配 管	12.7		
給水設備に 係わる配管	5.2		
ドレン設備 に係わる配 管	3.9		

枠囲みの内容は核物質防護上の機密事項に属しますので公開できません。

第 7.1.2-4 表 飛来物貫通評価結果

(竜巻の最大風速 100m/s, 鋼製材の最大飛散速度は, フジタモデルにより評価。鋼製材の空力パラメータは, 原子力安全基盤機構の委託研究成果報告書¹⁾ 記載値を採用。)

	コンクリート 厚さまたは鋼 板厚さ [mm]	貫通限界厚さまたは裏面 はく離限界厚さ [mm]	評価結果
放射線遮へい壁	700~1,600		
フィルタ装置 (胴部)	30.4 (最小厚さ)		
フィルタ装置 (上部)	30.0 (最小厚さ)		
フィルタ装置入口側配管	12.7		
フィルタ装置出口側配管	12.7		
給水設備に係わる配管	5.2		
ドレン設備に係わる配管	3.9		

1) 東京工芸大学:「平成21~22 年度原子力安全基盤調査研究 (平成22 年度) 竜巻による原子力施設への影響に関する調査研究」, 独立行政法人原子力安全基盤機構委託研究成果報告書, 平成23年2月

7.1.3 積雪

【格納容器圧力逃がし装置】

(1) 設計基準

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

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

(2) 想定される影響

a. 堆積による荷重

影響モード：積雪による静的荷重

対象部位：フィルタ装置

b. 積雪による開口部閉塞

影響モード：系統内への侵入による閉塞

対象部位：放出口

(3) 耐性評価結果

a. 堆積による荷重

フィルタ装置の上部への積雪による耐荷重については、フィルタ装置の保有水等の重量を考慮した許容耐荷重を3,832,930[N/m²]と評価しており、設計基準積雪量167cm(4,914[N/m²])を上回っていることから、積雪荷重に対する耐性が確保されていることを確認した。

b. 積雪侵入による閉塞

格納容器圧力逃がし装置の出口配管配置図を第7.1.3-1図に示す。

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

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

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

可能である。

(4)地震との重畳影響

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

【代替格納容器圧力逃がし装置】

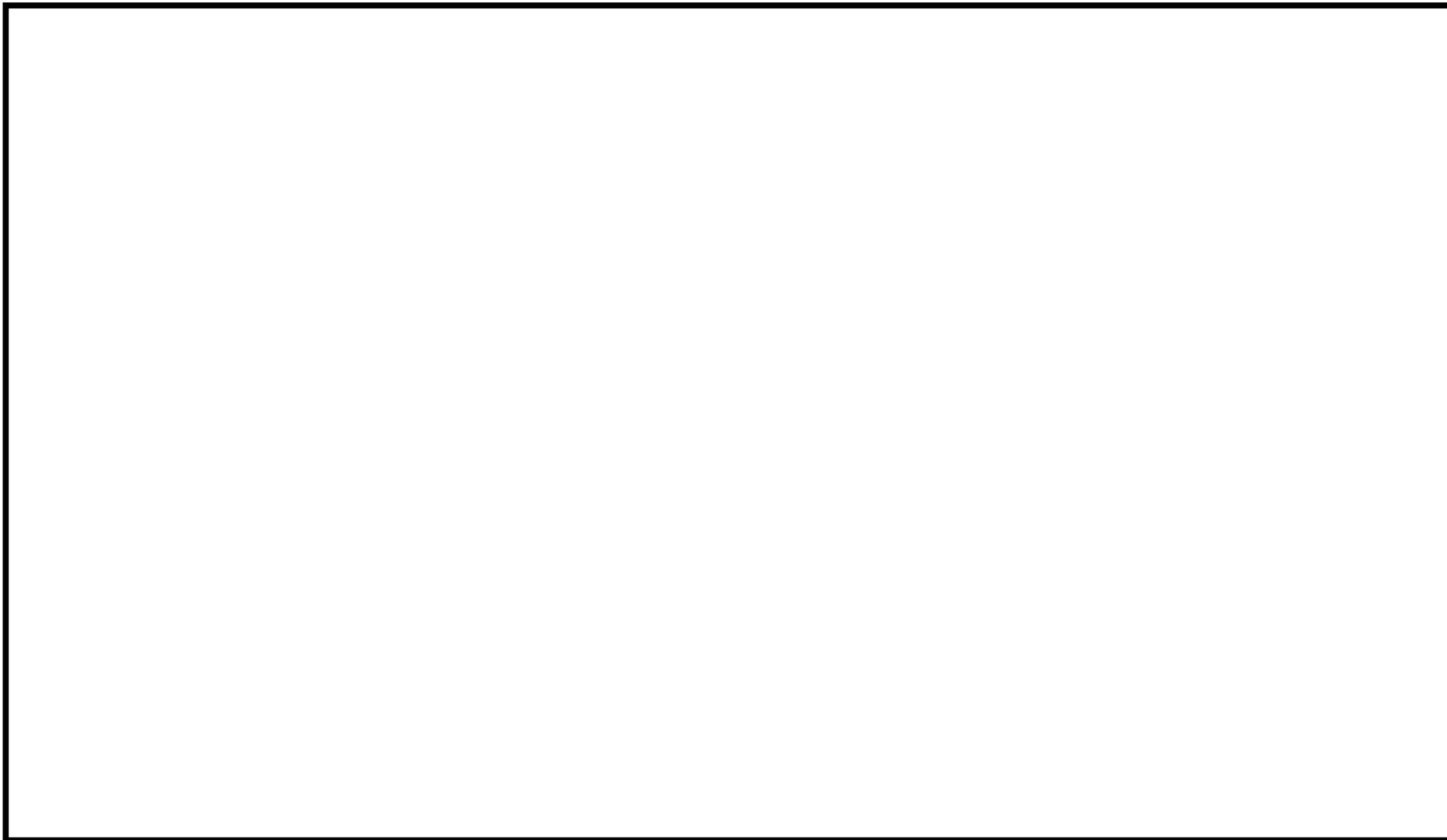
a. 堆積による荷重

代替格納容器圧力逃がし装置は，屋外に露出しないことから，影響を受けない。

b. 積雪侵入による閉塞

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

枠囲みの内容は核物質防護上の機密事項に属しますので公開できません。



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

7.1.4 低温

【格納容器圧力逃がし装置】

(1)設計基準

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

評価の結果、統計的な処理による最低気温の年超過確率 10^{-4} /年の値は -17°C となった。また、低温の継続時間については、過去の最低気温を記録した当日の気温推移に鑑み、保守的に 24 時間と設定した。

(2)想定される影響

a.凍結

影響モード：凍結

対象部位：フィルタ装置，フィルタ装置水位計配管，
フィルタ装置ドレン配管

(3)耐性評価結果

a.凍結

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

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

【代替格納容器圧力逃がし装置】

a.凍結

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

7.1.5 落雷

【格納容器圧力逃がし装置】

(1)設計基準

基準雷撃電流値は、柏崎刈羽原子力発電所での落雷観測記録の統計処理による年超過確率が 10^{-4} /年となる雷撃電流値から設定する。構内での落雷観測の結果に避雷鉄塔及び 5 号炉排気筒による遮へい効果を考慮し求めた雷撃頻

度及び電力中央研究所報告の雷撃電流頻度分布を用いて、原子炉建屋排気筒への年超過確率が 10^{-4} /年となる雷撃電流値を求めると156kAとなる。これに余裕を持った200kAを設計基準電流値とする。

(2) 想定される影響

影響モード：雷サージによる電気・計装設備の損傷

対象部位：タンク水位計，ドレンライン流量計，放射線モニタ

(3) 耐性評価結果

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

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

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

a. 屋外計装設備

(a) タンク水位計・ドレンライン流量計

タンク水位計及びドレンライン流量計は放射線遮へい壁の内側に設置されており、その計装回路は中央制御室に至っている。雷インパルス試験の測定結果としては、本回路の位置関係と類似の、コントロール建屋とトランスヤードを融通するケーブルの測定結果を用いる。耐電圧値は、当該回路に耐雷対策としてシールドケーブルと保安器が使用されていることを考慮して保安器の耐電圧値15kVを用いる。

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

(b)放射線モニタ

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

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

(4)地震／風／竜巻 いずれかの事象との重畳

落雷と竜巻等の重畳により、避雷鉄塔の損壊を想定した場合は、落雷単一事象より原子炉建屋排気筒への雷撃電流値は増長するが、耐電圧性を有する検出器の採用や保安器の設置等、適切な設計をして、格納容器圧力逃がし装置の機能を維持する。

第 7.1.5-1 表 落雷評価結果

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

【代替格納容器圧力逃がし装置】

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

7.1.6 火山

【格納容器圧力逃がし装置】

(1)設計基準

発電所へ影響を及ぼし得る火山のうち、将来の活動可能性が否定できない 30 火山について、設計対応が不可能な火山事象は、地質調査結果によれば、発電所敷地及び周辺で、痕跡が認められないことから、到達する可能性は十分小さいものと判断される。その他の発電所の安全性に影響を与える可能性のある火山事象を抽出した結果、降下火山灰が抽出された。

降下火山灰の堆積量については、文献調査や国内外の噴火実績、シミュレーション結果を踏まえ、検討を行った結果、火山噴火実績に保守性を考慮した 30cm を設計基準に設定する。

(2) 想定される影響

a. 堆積による荷重

影響モード：降下火山灰の堆積による静的荷重

対象部位：フィルタ装置

b. 降下火山灰侵入による閉塞

影響モード：系統内への侵入による閉塞

対象部位：放出口

c. 化学的影響

影響モード：降下火山灰に付着している腐食成分による化学的影響

対象部位：フィルタ装置及び屋外配管

(3) 耐性評価結果

a. 堆積による荷重

フィルタ装置に堆積する降下火山灰に対する耐荷重性については、フィルタ装置の保有水等の重量を考慮した許容耐荷重を $3,832,930$ [N/m²] と評価しており、設計基準の降下火山灰 30cm ($4,413$ [N/m²]) を上回っていることから、降下火山灰の堆積荷重に対する耐性が確保されていることを確認した。

b. 降下火山灰侵入による閉塞

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

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

なお、放出口からの降下火山灰の侵入を防止するカバーの取り付け、または放出口から降下火山灰が侵入した場合における配管内部の点検等について、適切な対策を実施し、降下火山灰による配管の閉塞に至らないことを確実にする。

c. 化学的影響

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

(4)積雪との重畳影響

a. 重畳時の積雪量

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

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

従って、降下火山灰30cm(4,413[N/m²])に、積雪115.4cm(3,396[N/m²])を加えた、堆積荷重7,809[N/m²]を火山及び積雪の重畳時における評価基準値と設定する。

b. 耐性評価結果

フィルタ装置の降下火山灰及び積雪の堆積に対する耐荷重については、フィルタ装置の保有水等の重量を考慮した許容耐荷重を3,832,930[N/m²]と評価しており、降下火山灰及び積雪の重畳時における基準値7,809[N/m²]を上回っていることから、火山及び積雪の重畳時の堆積荷重に対する耐性が確保されていることを確認した。

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

(5)地震との重畳影響

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

【代替格納容器圧力逃がし装置】

a. 堆積による荷重

代替格納容器圧力逃がし装置は、屋外に露出しないことから、影響を受けない。

b. 降下火山灰侵入による閉塞

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

7.2 その他事象

7.2.1 外部火災

【格納容器圧力逃がし装置】

(1) 設計基準

a. 森林火災

発電所構内の森林の全面的な火災を想定する（防火帯により延焼が防止されるエリアを除く）。

b. 近隣の産業施設の火災

原子炉施設周辺に設置されており、格納容器圧力逃がし装置までの距離が近く貯蔵量の多い各号炉の軽油タンクの全面火災。なお、各号炉の軽油タンクは2基隣接して設置しているが、耐震Sクラス設備であり地震随伴事象としても2基同時火災の想定はしづらいこと、火災報知器や泡消火設備があることから延焼防止も可能であること、および隣接軽油タンク火災時にもう一方の軽油タンクの温度は発火点まで上昇せず2基同時に出火しないことから、格納容器圧力逃がし装置に近い軽油タンク1基の火災を想定する。

c. 航空機墜落による火災

偶発事象として航空機墜落が発生する確率が 10^{-7} 回/炉・年を超えるエリアへ墜落した航空機による火災を想定する。なお、航空機墜落火災と危険物タンク火災との重畳については、当該号炉軽油タンクには航空機は墜落せず発火点には至らないこと及び、他号炉の軽油タンクは対象航空機によっては危険物タンクに墜落する可能性はあるが、危険物タンクと格納容器圧力逃がし装置との間に位置するタービン建屋やサービス建屋に輻射熱は遮られることから危険物タンクとの重畳は考慮不要である。（第7.2.1-2図，第7.2.1-3図）

(2) 想定される影響

a. 森林火災

影響モード：森林火災時の火炎からの輻射熱による温度上昇

対象部位※：放射線遮へい壁，フィルタ装置，屋外配管および弁（フィルタ装置入口側，フィルタ装置出口側，弁），給水設備，窒素パージ設備，ドレン設備，計器類（水位計，圧力計，放射線モニタ等），計装ラック

b. 近隣の産業施設の火災

影響モード：軽油タンク防油堤全面火災時の火炎からの輻射熱による温度

上昇

対象部位※：放射線遮へい壁，フィルタ装置，屋外配管および弁（フィルタ装置入口側，フィルタ装置出口側，弁），給水設備，窒素パージ設備，ドレン設備，計器類（水位計，圧力計，放射線モニタ等），計装ラック

c. 航空機墜落による火災

影響モード：航空機墜落により発生した火炎からの輻射熱による温度上昇

対象部位※：放射線遮へい壁，フィルタ装置，屋外配管および弁（フィルタ装置入口側，フィルタ装置出口側，弁），給水設備，窒素パージ設備，ドレン設備，計器類（水位計，圧力計，放射線モニタ等），計装ラック

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

(3) 耐性評価結果

a. 森林火災（再評価中のため評価結果については追而）

(a) 放射線遮へい壁

放射線遮へい壁はコンクリート製であり，健全性の基準 200℃に対し，森林火災発生時の輻射熱による遮へい壁外面の温度は約〇〇℃（外部火災の審査を踏まえ，出火地点の見直しなどを行い再評価実施中）となる。

(b) フィルタ装置

フィルタ装置の周囲には放射線遮へい壁が設置されており，放射線遮へい壁内側の温度は上昇しない。また，フィルタ装置上部は開口しているが，放射線遮へい壁はフィルタ装置上部より約 5m 高く設置されており，輻射熱が直接フィルタ装置に届くことはないことから，火災に対する耐性が確保される。

(c) 屋外配管および弁（フィルタ装置入口側，フィルタ装置出口側，弁）

配管の設計温度は 200℃であるが，防火帯林縁から至近の配管の温度は約〇〇℃（外部火災の審査を踏まえ，出火地点の見直しなどを行い再評価実施中）となる。

(d) 給水設備，窒素パージ設備，ドレン設備

輻射熱による影響がないように，遮熱性のある板で覆うこと等により，設備を防護するため火災の影響はない。

(e) 計器類（水位計，圧力計，放射線モニタ等）

輻射熱による影響がないように，耐熱性のある計器の使用または遮熱性のある板で覆うこと等により，設備を防護するため火災の影響はない。

(f) 計装ラック

計装ラックの周囲には放射線遮へい壁が設置されており、放射線遮へい壁内側の温度は上昇しないことから、火災に対する耐性が確保される。

b. 近隣の産業施設等の火災

(a) 放射線遮へい壁

放射線遮へい壁はコンクリート製であり、健全性の基準 200℃に対し、軽油タンク防油堤全面火災発生時の輻射熱による遮へい壁外面の温度は約 176℃に止まることから、火災に対する耐性が確保されていることを確認した。

(b) フィルタ装置

フィルタ装置の周囲には放射線遮へい壁が設置されており、放射線遮へい壁内側の温度は上昇しない。また、フィルタ装置上部は開口しているが、放射線遮へい壁はフィルタ装置上部より約 5m 高く設置されており、輻射熱が直接フィルタ装置に届くことはないことから、火災に対する耐性が確保されていることを確認した。

(c) 屋外配管および弁（フィルタ装置入口側、フィルタ装置出口側、弁）

設計温度は 200℃であり、軽油タンク至近の配管の温度は約 132℃に止まることから、火災に対する耐性が確保されていることを確認した。

(d) 給水設備、窒素パージ設備、ドレン設備

輻射熱による影響がないように、耐熱性のある計器の使用または遮熱性のある板で覆うこと等により、設備を防護するため火災の影響はない。

(e) 計器類（水位計、圧力計、放射線モニタ等）

輻射熱による影響がないように、耐熱性のある計器の使用または遮熱性のある板で覆うこと等により、設備を防護するため火災の影響はない。

(f) 計装ラック

計装ラックの周囲には放射線遮へい壁が設置されており、放射線遮へい壁内側の温度は上昇しないことから、火災に対する耐性が確保されていることを確認した。

c. 航空機墜落による火災

(a) 放射線遮へい壁

放射線遮へい壁はコンクリート製であり、健全性の基準 200℃に対し、航空機墜落による火災発生時の輻射熱による遮へい壁外面の温度は約 62℃に止まることから、火災に対する耐性が確保されていることを確認した。

(b) フィルタ装置

フィルタ装置の周囲には放射線遮へい壁が設置されており、放射線遮へ

枠囲みの内容は核物質防護上の機密事項に属しますので公開できません。

い壁内側の温度は上昇しない。また、フィルタ装置上部は開口しているが、放射線遮へい壁はフィルタ装置上部より約 5m 高く設置されており、輻射熱が直接フィルタ装置に届くことはないことから、火災に対する耐性が確保されていることを確認した。

(c) 屋外配管および弁（フィルタ装置入口側，フィルタ装置出口側，弁）
設計温度は 200℃であり，火災発生時の配管の温度は約 53℃に止まることから，火災に対する耐性が確保されていることを確認した。

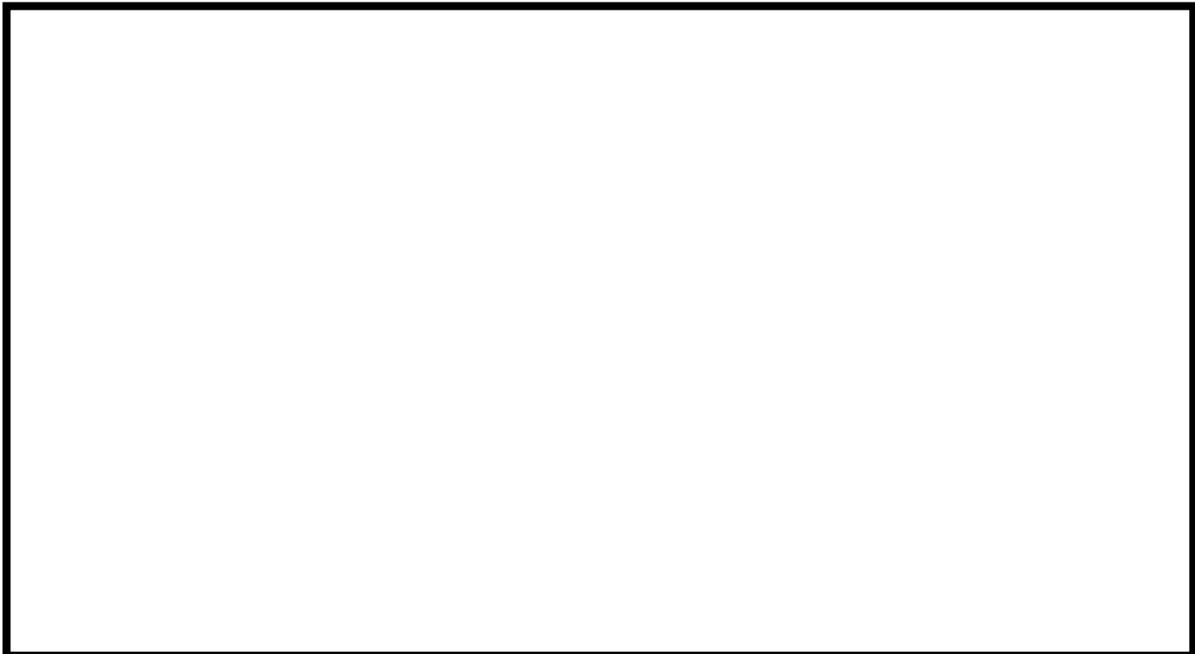
(d) 給水設備，窒素パージ設備，ドレン設備
輻射熱による影響がないように，耐熱性のある計器の使用または遮熱性のある板で覆うこと等により，設備を防護するため火災の影響はない。

(e) 計器類（水位計，圧力計，放射線モニタ等）
輻射熱による影響がないように，耐熱性のある計器の使用または遮熱性のある板で覆うこと等により，設備を防護するため火災の影響はない。

(f) 計装ラック
計装ラックの周囲には放射線遮へい壁が設置されており，放射線遮へい壁内側の温度は上昇しないことから，火災に対する耐性が確保されていることを確認した。

【代替格納容器圧力逃がし装置】

代替格納容器圧力逃がし装置のうち，地下に設置されている部位については，外部火災の影響は受けない。屋外に設置する部位については，外部火災による影響がないような設計とする。



第 7.2.1-1 図 格納容器圧力逃がし装置と各火災の位置関係

枠囲みの内容は核物質防護上の機密事項に属しますので公開できません。



第 7.2.1-2 図 航空機墜落位置と危険物タンクの重畳を考慮する位置 (6号炉)



第 7.2.1-3 図 航空機墜落位置と危険物タンクの重畳を考慮する位置(7号炉)

7.2.2 内部火災

【格納容器圧力逃がし装置】【代替格納容器圧力逃がし装置】

(1)設計基準

格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置に発生する火災を想定する。

地震時においては、耐震B，Cクラスの機器を火災源とする火災を，火災区域内に想定する。

(2)想定される影響

影響モード：火災による温度上昇，引火，発火

対象部位：格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置の系統を構成する弁（手動弁，電動駆動弁，空気駆動弁）等
操作時に必要な監視機器
アクセスルート

(3)耐性評価結果

格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置の系統を構成する弁，操作時に必要な監視機器，アクセスルート等（以下，「機器等」という。）については，6.1.4 (2)a.に記載のとおり，火災の発生防止対策を施しており，当該機器等の引火・発火のおそれは小さく，温度上昇による損傷のおそれも小さい。また，機器等のうちケーブル等は難燃性のものを使用している。

万一，格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置の機器等に火災が発生した場合においても，6.1.4 (2)b.に記載のとおり，火災の感知，消火対策を施しており，当該機器等に発生した火災を速やかに感知し消火することによって，当該機器等の損傷を最小限に抑えることができる。

地震時における，耐震B，Cクラスの機器を火災源とする火災に対しては，火災によって格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置の機能に影響を及ぼす可能性のある耐震B，Cクラスの機器について，当該機器を耐震強化すること，又は当該機器の設置箇所に耐震強化した消火設備を設置することによって，格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置の機能を維持することができる。

7.2.3 内部溢水

【格納容器圧力逃がし装置】

(1)設計基準

発生要因別に分類した以下の溢水を想定した。

- ・溢水の影響を評価するために想定する機器の破損等により生じる溢水

- ・発電所内で生じる異常状態（火災を含む）の拡大防止のために設置される系統からの放水による溢水
- ・地震に起因する機器の破損等により生じる溢水

(2) 想定される影響

溢水の発生要因に依らず、以下の影響を想定した。

影響モード：没水，被水，蒸気による環境条件の悪化

対象部位：格納容器圧力逃がし装置の系統を構成する弁（手動弁，
電動駆動弁，空気駆動弁）

操作時に必要な監視機器

アクセスルート

(3) 耐性評価結果

a. 格納容器圧力逃がし装置の系統を構成する弁（手動弁，電動駆動弁，空気駆動弁）

(a) 格納容器圧力逃がし装置の系統を構成する手動弁については，没水，被水，蒸気の影響は無く，機能は維持される。

(b) 格納容器圧力逃がし装置の系統を構成する電動駆動弁及び空気駆動弁については，没水，被水等の影響により通常の遠隔操作機能を喪失する可能性がある。しかし，それぞれ物理的に隔離された箇所に設置されたバックアップ設備による代替操作が可能であり，万が一，バックアップ設備が溢水による影響を受けた場合においても，現場での手動操作が可能であることから，機能は維持される。

b. 操作時に必要な監視機器

(a) 操作時に必要な監視機器については，止水対策，被水対策等，没水，被水，蒸気に対する防護対策を講じることにより，機能は維持される。

c. アクセスルート

(a) 内部溢水発生時は，自動隔離又は手動隔離により，漏えい箇所の隔離操作を行うこととしている（標準 80 分を想定）。また，地震時において，漏えい箇所の隔離が不可能な場合においても，漏えい水，蒸気については，開放ハッチ部，床ファンネルを介し，建屋最地下階へと導く設計とすることから，格納容器圧力逃がし装置操作時において，操作対象機器へのアクセスルートに水，蒸気が滞留し，操作を阻害することはない。

(b) 格納容器圧力逃がし装置の操作時においては，操作対象機器へのアクセスルートに水，蒸気が滞留しないこと，壁による遮蔽があること等から，

放射線による影響も限定的であり、操作は可能である。

(4)管理区域外への漏えいについて

止水対策，堰等の防護対策を講じることにより，放射性物質を含む液体を放射線管理区域外へ漏えいさせることがないように設計する。

以上のことから，内部溢水が発生した場合でも，格納容器圧力逃がし装置の機能は維持される。

【代替格納容器圧力逃がし装置】

代替格納容器圧力逃がし装置については，止水対策，被水対策等，没水，被水，蒸気に対する防護対策を講じることにより，機能は維持される。

7.2.4 航空機墜落（偶発的事象）

【格納容器圧力逃がし装置】

(1)設計基準

原子炉建屋等重要施設を中心として，落下確率が 1.0×10^{-7} 回／炉・年となる範囲外への墜落。

(2)想定される影響

影響モード：衝突による衝撃力，火災による熱影響

対象部位：格納容器圧力逃がし装置を構成する構築物・機器

(3)耐性評価結果

柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉又は 7 号炉の原子炉建屋等重要施設に墜落する確率は，約 3.4×10^{-8} 回／炉・年であることから，格納容器圧力逃がし装置に対する偶発的な航空機の衝突は設計上考慮する必要はない。なお， 10^{-7} 回／炉・年を超えるエリアへ墜落した場合における航空機燃料火災に対する耐性は 7.2.1 外部火災に示すとおりである。

【代替格納容器圧力逃がし装置】

柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉又は 7 号炉の原子炉建屋等重要施設に墜落する確率は，約 3.4×10^{-8} 回／炉・年であることから，代替格納容器圧力逃がし装置に対する偶発的な航空機の衝突は設計上考慮する必要はない。

また，代替格納容器圧力逃がし装置のうち，地下に設置されている部位については，航空機燃料火災の影響は受けない。屋外に設置する部位については，航空機燃料火災による影響がないように設計する。

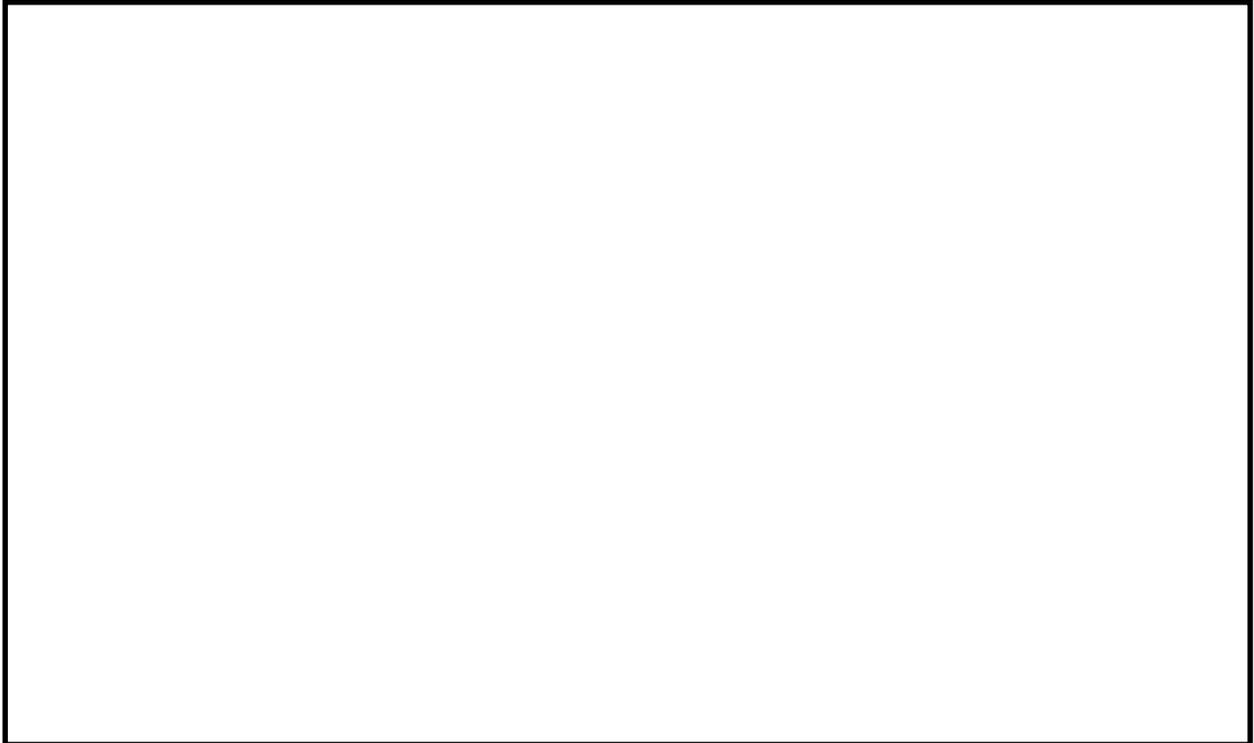
枠囲みの内容は核物質防護上の機密事項に属しますので公開できません。

8. 原子炉格納容器圧力逃がし装置の意図的な航空機衝突事象に対する耐性
意図的な航空機衝突が発生した場合であっても、除熱機能が喪失しないこと
を以下、確認する。

8.1 航空機衝突（意図的事象）

【格納容器圧力逃がし装置】

(1) 事象想定（第 8.1-1 表，第 8.1-1 図参照）



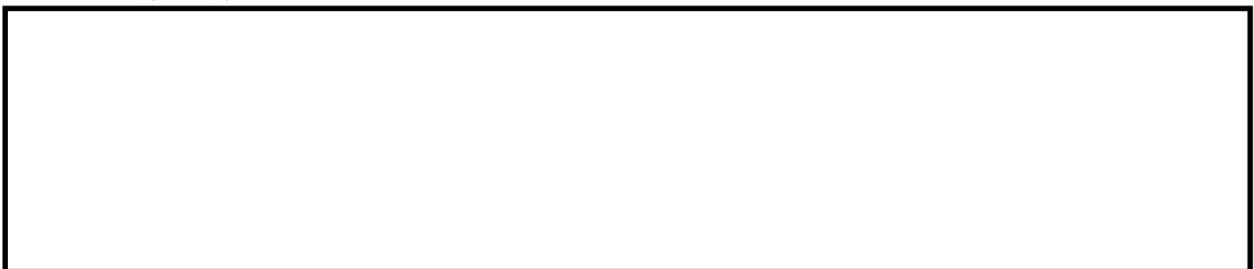
(2) 想定される影響

影響モード：衝突による衝撃力，火災による熱影響

対象部位：放射線遮へい壁，フィルタ装置，フィルタ装置入口側配管，フィルタ装置出口側配管，屋外設備（給水設備，窒素パージ設備，ドレン設備，弁），計器類（水位計，圧力計，放射線モニタ等），計装ラック

(3) 耐性評価結果（第 8.1-1 表参照）

a. 放射線遮へい壁



枠囲みの内容は核物質防護上の機密事項に属しますので公開できません。

b. フィルタ装置

c. フィルタ装置入口側配管

d. フィルタ装置出口側配管

e. 屋外設備（給水設備，窒素パージ設備，ドレン設備，弁）

f. 計器類（水位計，圧力計，放射線モニタ等），計装ラック

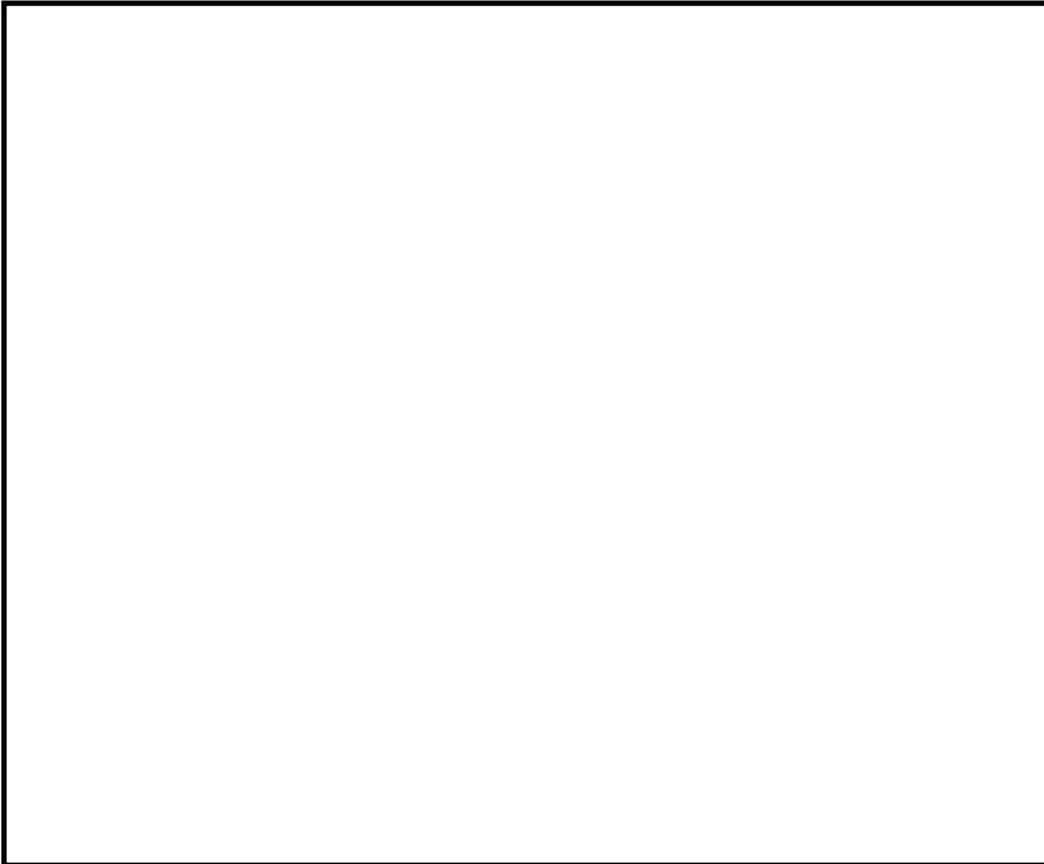
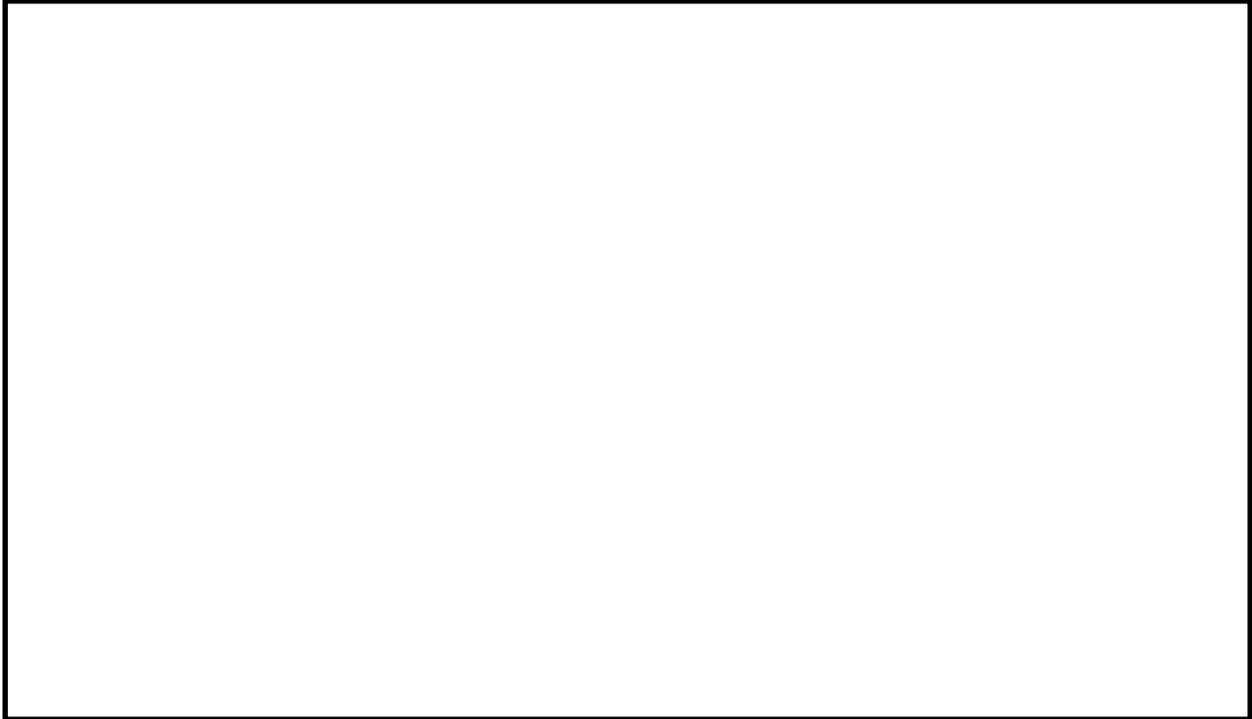
枠囲みの内容は核物質防護上の機密事項に属しますので公開できません。

【代替格納容器圧力逃がし装置】

代替格納容器圧力逃がし装置のうち、地下に設置される部位については、航空機衝突による衝撃力及び航空機燃料火災の影響は受けない。屋外に設置するフィルタ装置出口側配管は損傷する可能性があるが、放出される放射性物質の低減機能は喪失しない。

枠囲みの内容は核物質防護上の機密事項に属しますので公開できません。

第 8.1-1 表 航空機の衝突方向別機能の維持状況



第 8.1-1 図 フィルタ装置及び建屋の配置状況

別紙1 格納容器圧力逃がし装置の計測設備の網羅性について

【格納容器圧力逃がし装置】【代替格納容器圧力逃がし装置】

格納容器圧力逃がし装置の計測設備については、以下の考えに基づき網羅性を有する設計としている。

①格納容器圧力逃がし装置の使用時、待機時、使用後の各状態で、系統の要求上確認すべき項目の全てが監視可能であること。

②上記の各状態において、管理すべき値を網羅した計測範囲であること。

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

1. 確認すべき項目について

格納容器圧力逃がし装置の使用時、待機時、使用後の各状態で確認すべき項目を下記(1)～(5)に抽出し、各確認すべき項目に対する計測設備が設置されていることを第1-1表に示す。(「2.3.2.2 計測設備の目的」の記載内容の一部再掲)

(1) 格納容器圧力逃がし装置の使用時の状態

使用時の状態が、以下のとおり把握可能である。

a. フィルタ装置の閉塞等によりガスの導入が妨げられていないこと

フィルタ装置入口圧力計にて、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、格納容器圧力の低下に追従して低下傾向を示すことを確認することで把握できる。また、フィルタ装置出口放射線量率が初期値から上昇することを計測することによりフィルタ装置が閉塞して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

フィルタ装置水位計にて、水位が約500mm～約2500mmの間(2.2.1.3参照)であることを確認することで把握できる。

c. 放出されるガスの放射線量の確認

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

(2) 格納容器圧力逃がし装置の待機時の状態

待機時の状態が、以下のとおり把握可能である。

a. フィルタ装置の除去性能が低下していないこと

フィルタ装置水位計にて、水位が約 500mm～約 2500mm 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計にて、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、フィルタ装置出口圧力計にて、点検後の窒素置換操作を実施した際に、現場で圧力を監視することで、配管内が不活性状態になったことを把握できる。

(3) 格納容器圧力逃がし装置の使用後の状態

使用後の状態が、以下の通り把握可能である。

a. フィルタ装置内スクラバ水の確認

フィルタ装置水位計にて、フィルタ装置内で捕捉した放射性物質の放射熱により、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計及びフィルタ装置水素濃度計にて、配管内が封入した窒素で正圧に維持されていること、また、配管内に水素が残留していないことにより不活性状態が維持されていることを把握できる。

c. 放出されるガスの放射線量の確認

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

(4) フィルタ装置の水位調整時の確認

格納容器圧力逃がし装置の使用時、待機時、使用後に、フィルタ装置の水位調整を以下の通り把握可能である。

a. フィルタ装置の水位調整の確認

フィルタ装置水位計にて、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計にて、排水操作を実施した際のタンクドレン量の把握ができる。

b. フィルタ装置スクラバ水の水質管理（2.2.1.3 参照）

フィルタ装置水位計にて、フィルタ装置の排水又は水張りを実施する際に、フィルタ装置の水位が把握できると共に、必要な追加薬液量の把

握ができる。また、フィルタ装置ドレン流量計にて、排水操作を実施した際のタンクドレン量から、必要な追加薬液量の把握ができる。

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

(5) 想定される機能障害の把握

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

a. フィルタ装置の閉塞

フィルタ装置入口圧力計にて、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

金属フィルタ差圧計にて、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計にて、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. フィルタ装置入口配管の破断

フィルタ装置入口圧力計にて、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。

d. フィルタ装置スクラバ水の漏えい

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

2. 計測範囲について

格納容器圧力逃がし装置の使用時、待機時、使用後の各状態で確認すべき項目について、管理すべき値を網羅した計測範囲であることを第 1-2 表に示す。

3. 設備操作との整合性について

「4. 格納容器圧力逃がし装置の設備操作と操作性」で記載した各操作における監視項目が全て監視可能であることを第 1-3 表に示す。

第1-1表 格納容器圧力逃がし装置 計測設備の網羅性について

フィルタ装置の状態	確認すべき項目	計測設備	多重性又は多様性
(1) 格納容器圧力逃がし装置の使用時	a. 格納容器内のガスがフィルタ装置へ導かれていることの確認	①フィルタ装置入口圧力計 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フィルタ装置水位計	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フィルタ装置水位計	①は多重性有り
	b. フィルタ装置配管内の不活性状態の確認	①フィルタ装置入口圧力計 ②フィルタ装置出口圧力計	①②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フィルタ装置水位計	①は多重性有り
	b. フィルタ装置配管内の不活性状態の確認	①フィルタ装置入口圧力計 ②フィルタ装置水素濃度計	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
	c. 放出されるガスの放射線量の確認	①フィルタ装置出口放射線モニタ	①は多重性有り
(4) フィルタ装置の水位調整時	a. フィルタ装置の水位調整の確認	①フィルタ装置水位計 ②フィルタ装置ドレン流量計	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フィルタ装置水位計 ②フィルタ装置ドレン流量計 ③フィルタ装置スクラバ水 pH 計	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計 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金属フィルタ差圧計 ②フィルタ装置入口圧力計	①②で多様性有り ②は多重性有り
	c. フィルタ装置入口配管の破断	①フィルタ装置入口圧力計 ②フィルタ装置出口放射線モニタ	①②で多様性有り ①②はそれぞれ多重性有り
	d. フィルタ装置スクラバ水の漏えい	①フィルタ装置水位計	①は多重性有り

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

第1-2表 格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置計測設備の計測範囲の網羅性について

監視パラメータ※1		計測範囲	計測範囲の根拠
①	フィルタ装置水位 (格納容器圧力逃がし装置)	0～6000mm	スクラバノズル上端を計測範囲のゼロ点とし、フィルタ装置機能維持のための上限水位：約2500mm、下限水位：約500mmが計測可能な範囲とする。
	フィルタ装置水位 (代替格納容器圧力逃がし装置)	0～7000mm	スクラバノズル上端を計測範囲のゼロ点とし、フィルタ装置機能維持のための上限水位：約3000mm、下限水位：約500mmが計測可能な範囲とする。
②	フィルタ装置入口圧力	0～1.0MPa[gage]	以下の2つの状態を計測可能な範囲とする。 ・格納容器ベント実施時に、格納容器圧力逃がし装置の最高圧力(0.62MPa[gage])が計測可能な範囲とする。 ・待機時に、窒素置換(約0.01MPa[gage]以上)が維持されていることを計測可能な範囲とする。
③	フィルタ装置出口圧力	-0.1～0.2MPa[gage]	点検後の窒素置換操作を実施した際に、フィルタ装置出口の圧力開放板の設定圧力(0.1MPa[gage])を超えないことが計測可能な範囲とする。
④	フィルタ装置出口放射線モニタ	10^{-2} ～ 10^5 mSv/h	格納容器ベント実施時に、想定されるフィルタ装置出口の最大線量当量率(約 7×10^4 mSv/h)を計測可能な範囲とする。
⑤	フィルタ装置水素濃度	0～100%	格納容器ベント停止後の窒素によるパージを実施し、フィルタ装置入口及び出口配管内に滞留する水素濃度が可燃限界濃度(4%)以下であることを計測可能な範囲とする。
⑥	フィルタ装置ドレン流量	0～30m ³ /h	ドレンポンプの定格流量(10m ³ /h)を計測可能な範囲とする。
⑦	フィルタ装置スクラバ水pH	pH0～14	フィルタ装置内スクラバ水のpHを計測可能な範囲とする。
⑧	金属フィルタ差圧	0～50kPa	

※1 監視パラメータの数字は第2.3.2.3-1図及び第2.3.2.3-2図の丸数字に対応する。

第1-3表 「4. 格納容器圧力逃がし装置の設備操作と操作性」との整合について

プラント状態	2.3.2.2 計測設備の目的	4. 格納容器圧力逃がし装置の設備操作と操作性	監視パラメータ
プラント停止時または通常運転時	(1) 格納容器圧力逃がし装置の待機時の状態 (4) フィルタ装置の水位調整時の確認	4.3 ①格納容器圧力逃がし装置点検等後の窒素置換	フィルタ装置入口圧力 フィルタ装置出口圧力 フィルタ装置水位
事故発生～格納容器ベント前		4.1.1 a. 格納容器ベント操作前準備	フィルタ装置ドレン流量 フィルタ装置スクラバ水 pH
格納容器ベント開始	(2) 格納容器圧力逃がし装置の使用時の状態 (4) フィルタ装置の水位調整時の確認	4.1.1 b. 格納容器ベント開始操作	フィルタ装置入口圧力 フィルタ装置水位
格納容器ベント開始後～格納容器ベント停止前	(4) フィルタ装置の水位調整時の確認	4.1.1 c. 格納容器ベント中操作	フィルタ装置出口放射線モニタ フィルタ装置ドレン流量 フィルタ装置スクラバ水 pH 金属フィルタ差圧
格納容器ベント停止	(5) 想定される機能障害の把握		
格納容器ベント停止後	(3) 格納容器圧力逃がし装置の使用後の状態 (4) フィルタ装置の水位調整時の確認	4.1.1 d. 格納容器ベント停止操作 4.3 ②格納容器ベント停止後の窒素ガスによるパージ	フィルタ装置入口圧力 フィルタ装置水位 フィルタ装置出口放射線モニタ フィルタ装置ドレン流量 フィルタ装置スクラバ水 pH フィルタ装置水素濃度計

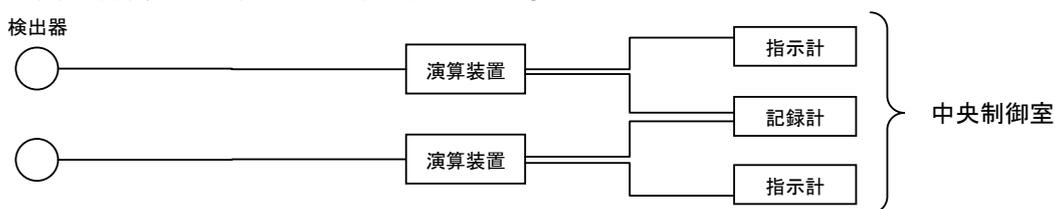
別紙2 格納容器圧力逃がし装置 計測設備の概略構成図

【格納容器圧力逃がし装置】【代替格納容器圧力逃がし装置】

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

(1) フィルタ装置水位計

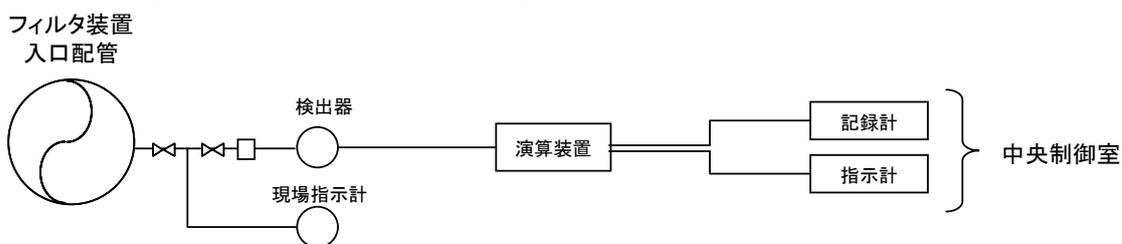
フィルタ装置水位計は、差圧式水位検出器を用いて電気信号として検出する。検出された電気信号は、演算装置にて水位信号に変換することで、中央制御室に指示及び記録される。



第1-1図 フィルタ装置水位計の概略構成図

(2) フィルタ装置入口圧力計

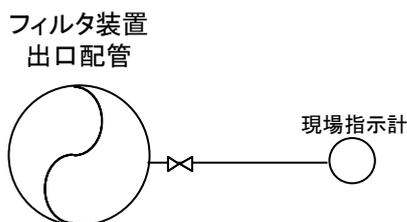
フィルタ装置入口圧力計は、圧力検出器を用いて電気信号として検出する。検出された電気信号は、演算装置にて圧力信号に変換することで、中央制御室に指示及び記録される。中央制御室及び現場（二次格納施設外）にて監視可能な設計としている。



第1-2図 フィルタ装置入口圧力計の概略構成図

(3) フィルタ装置出口圧力計

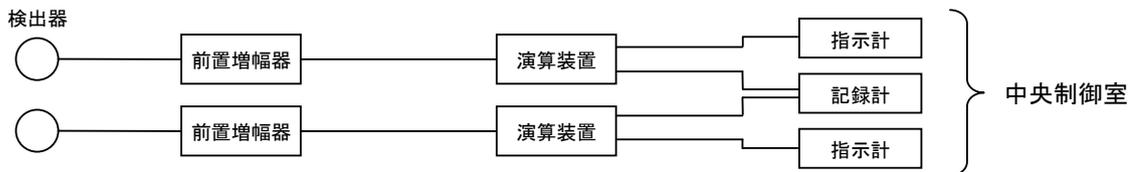
フィルタ装置出口圧力計は、機械式圧力検出器を用いて現場で監視可能な設計としている。



第1-3図 フィルタ装置出口圧力計の概略構成図

(4) フィルタ装置出口放射線モニタ

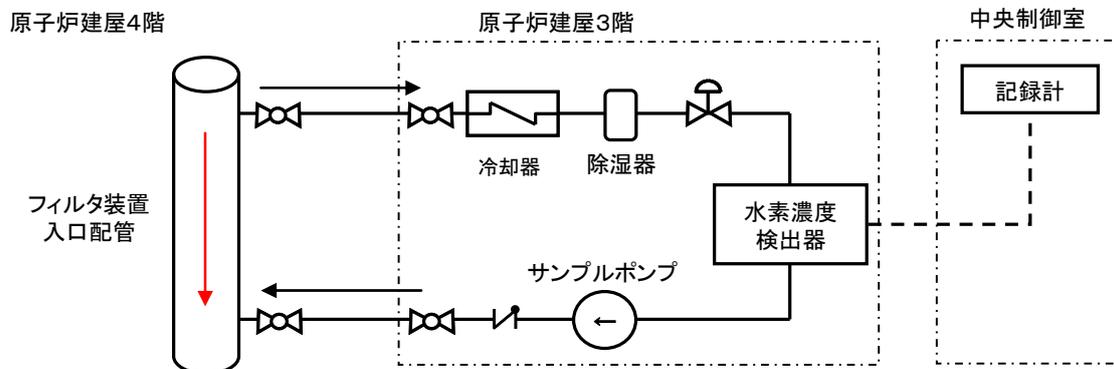
フィルタ装置出口放射線モニタは、フィルタ装置出口配管内のガスに含まれる放射性物質から放出される γ 線を電離箱を用いて電流信号として検出する。検出した電流信号を前置増幅器で増幅し、演算装置にて線量当量率へ変換する処理を行った後、中央制御室に指示及び記録される。



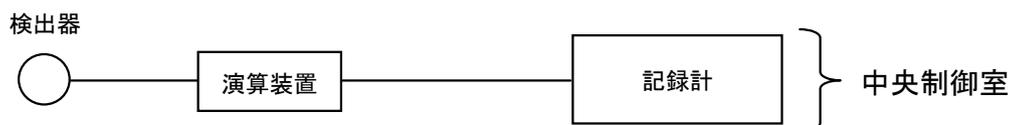
第1-4図 フィルタ装置出口放射線モニタの概略構成図

(5) フィルタ装置水素濃度計

フィルタ装置水素濃度計は、フィルタ装置入口配管内のガスをサンプルポンプで引き込み、除湿器で水分が除去されて、水素濃度検出器にて測定されるようにしている。水素濃度検出器により計測した電気信号は演算装置で水素濃度信号に変換し、中央制御室に記録する。なお、出口側配管に設置する水素濃度計については、出口配管設計に適した検出方法を選定する。



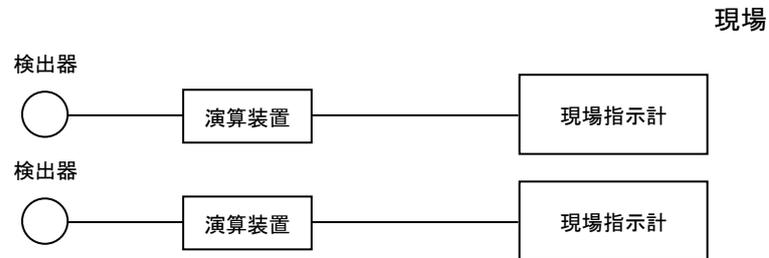
第1-5図 フィルタ装置水素濃度計 システム概要図



第1-6図 フィルタ装置水素濃度計の概略構成図

(6) フィルタ装置ドレン流量計

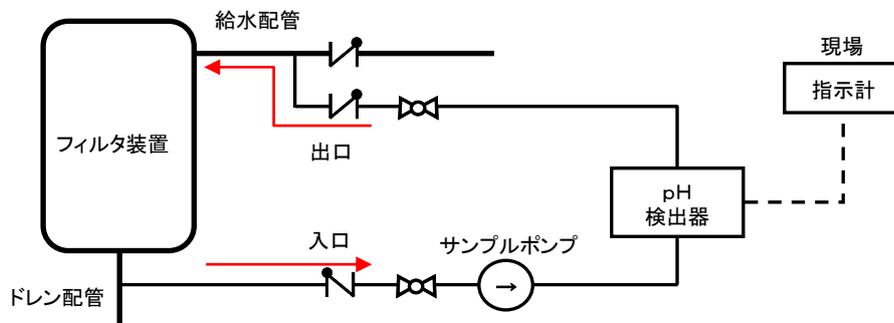
フィルタ装置ドレン流量計は、電磁式流量検出器を用いて電気信号として検出する。検出された電気信号は、演算装置にて流量信号に変換することで、現場に指示する。2台あるドレンポンプに対してそれぞれ1個設ける設計としている。



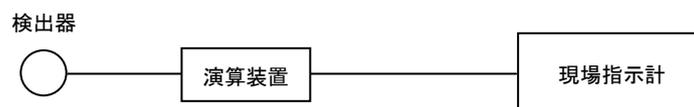
第1-7図 フィルタ装置ドレン流量計の概略構成図

(7) フィルタ装置スクラバ水 pH 計

フィルタ装置スクラバ水 pH 計は、フィルタ装置ドレン配管からサンプリング設備によりサンプリングして、pH 検出器により計測する。計測後のサンプル水はフィルタ装置に戻す構成とする。フィルタ装置スクラバ水 pH 計は、pH 検出器を用いて電気信号として検出する。検出された電気信号は、演算装置にて pH 信号に変換することで、現場に指示する。



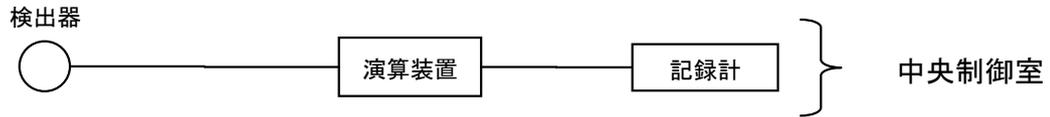
第1-8図 フィルタ装置スクラバ水 pH 計 システム概要図



第1-9図 フィルタ装置スクラバ水 pH 計の概略構成図

(8) 金属フィルタ差圧計

金属フィルタ差圧計は，差圧検出器を用いて電気信号として検出する。検出された電気信号は，演算装置にて差圧信号に変換することで，中央制御室に記録される。



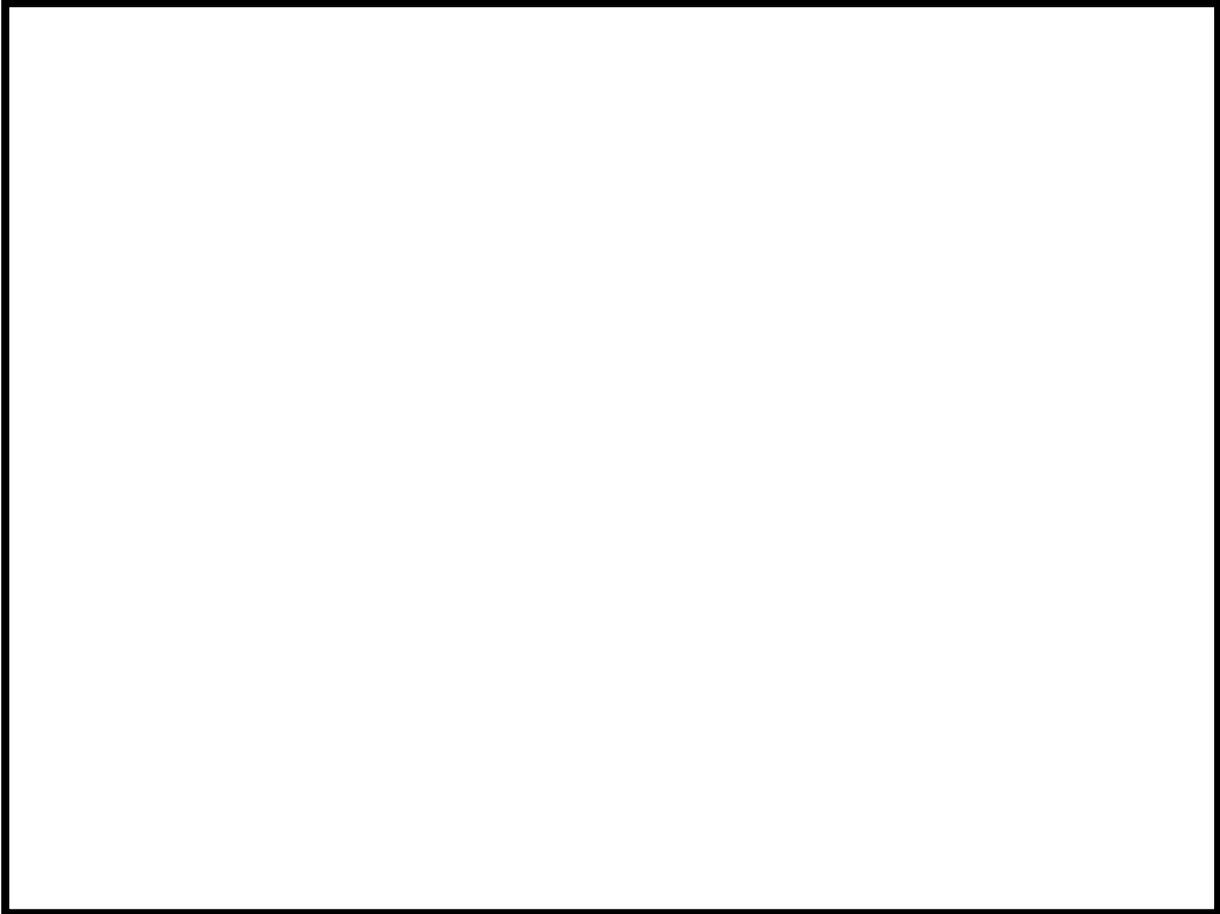
第 1-10 図 金属フィルタ差圧計の概略構成図

枠囲みの内容は核物質防護上の機密事項に属しますので公開できません。

参考 格納容器圧力逃がし装置 計測設備の機器配置図

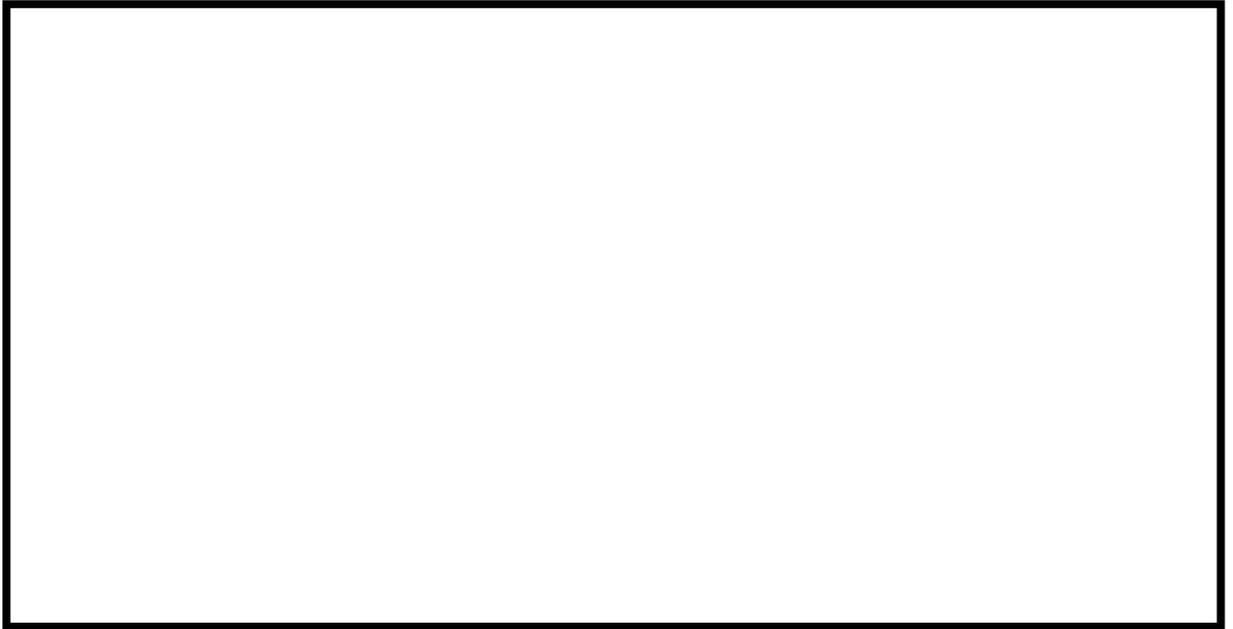


第 1-11 図 6 号炉格納容器圧力逃がし装置 計測設備 全体概要図

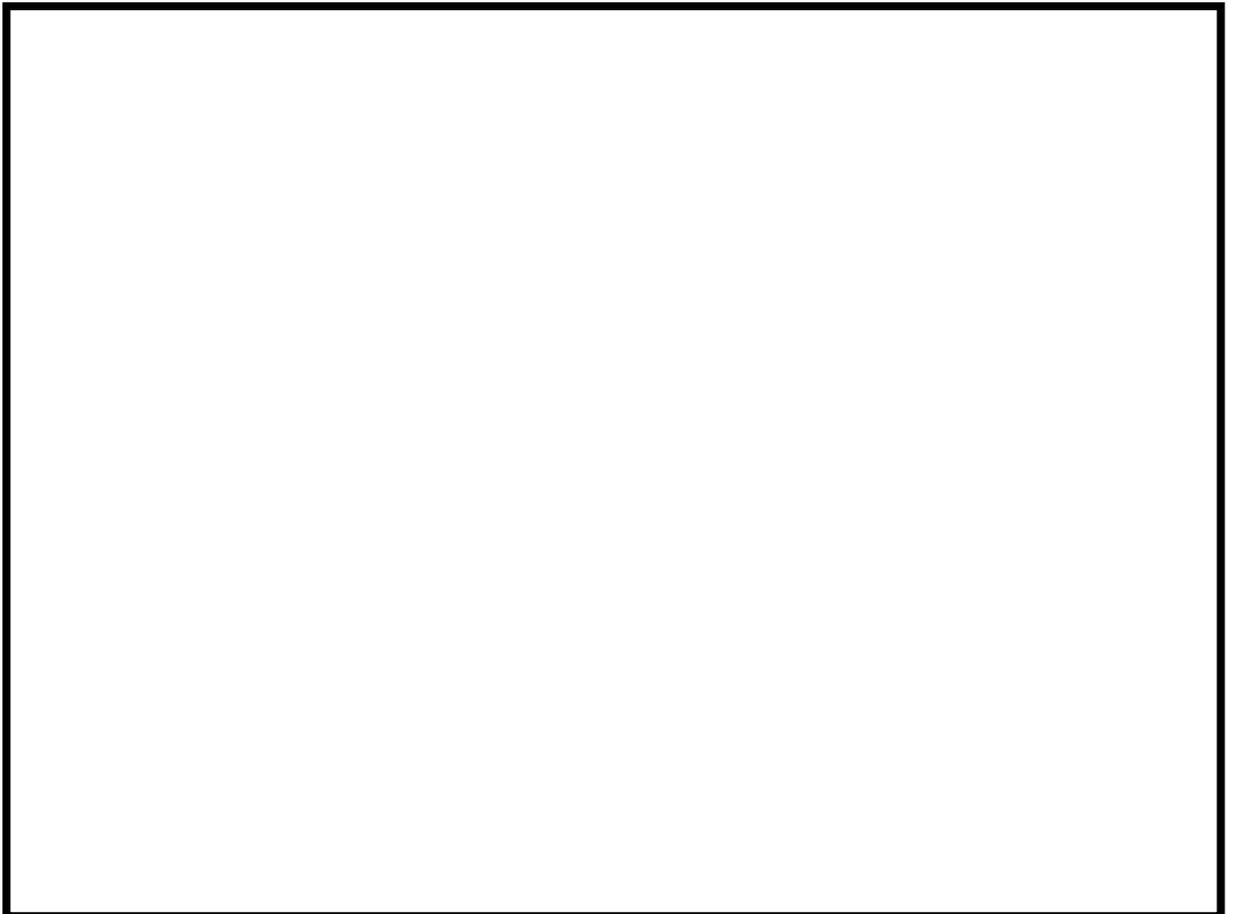


第 1-12 図 機器配置図 (6 号炉屋外)

枠囲みの内容は核物質防護上の機密事項に属しますので公開できません。



第 1-13 図 機器配置図 (6 号炉屋上)

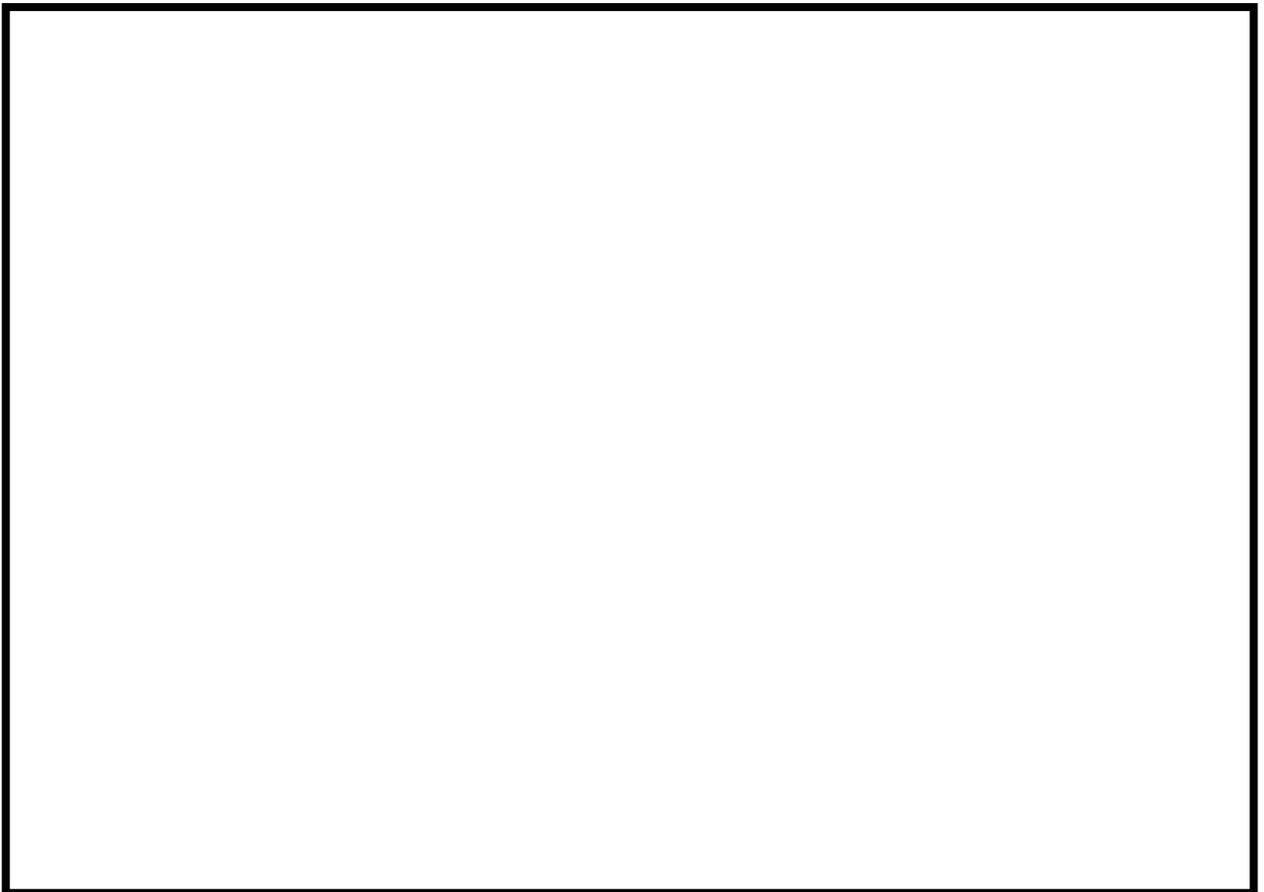


第 1-14 図 機器配置図 (6 号炉原子炉建屋地上 3 階)

枠囲みの内容は核物質防護上の機密事項に属しますので公開できません。

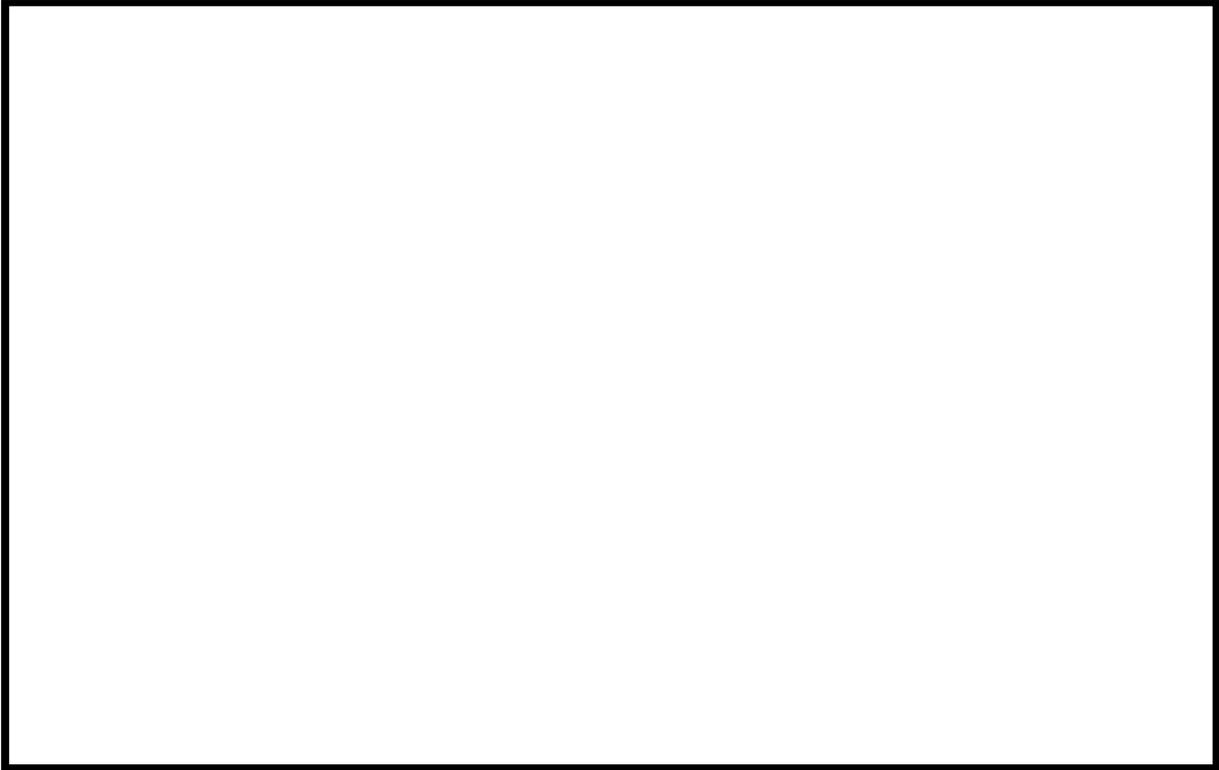


第 1-15 図 7 号炉格納容器圧力逃がし装置 計測設備 全体概要図

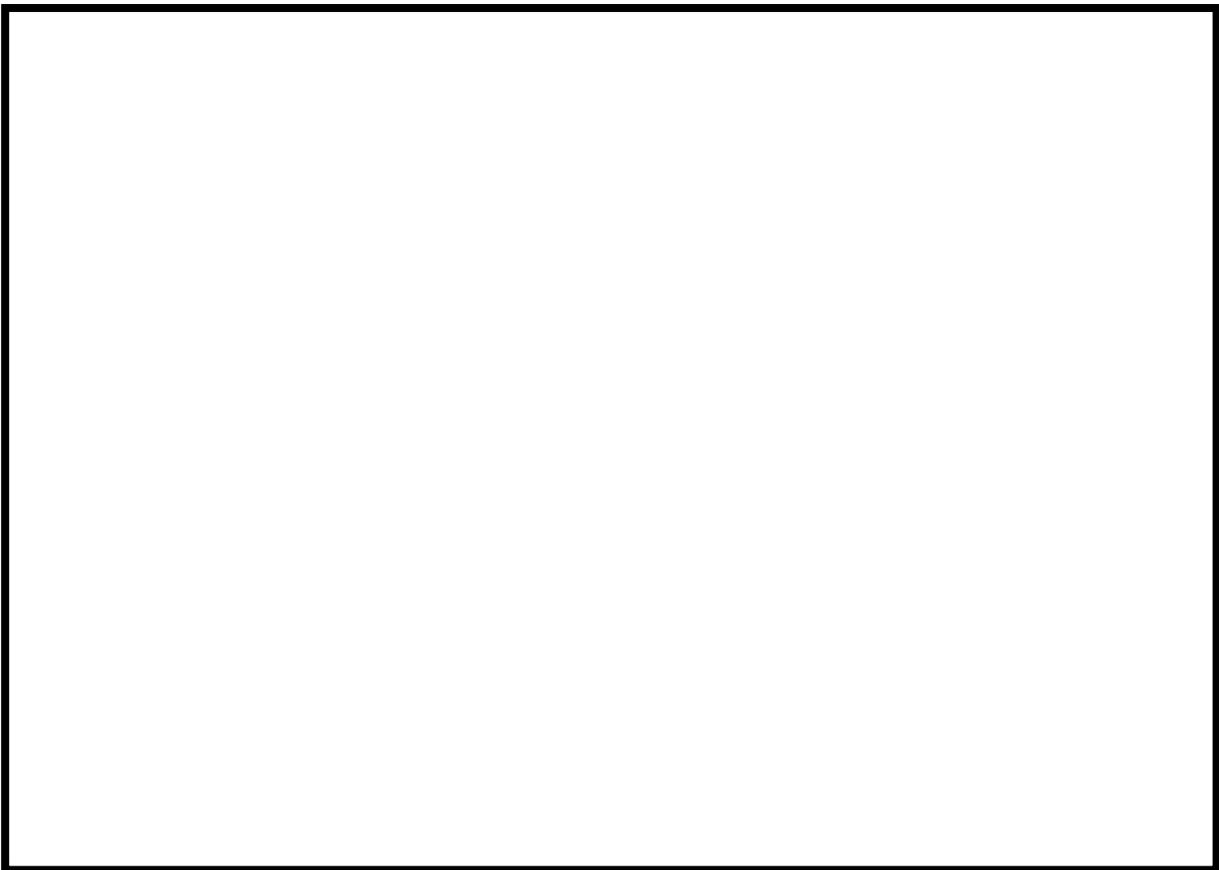


第 1-16 図 機器配置図 (7 号炉屋外)

枠囲みの内容は核物質防護上の機密事項に属しますので公開できません。



第 1-17 図 機器配置図 (7 号炉屋上)



第 1-18 図 機器配置図 (7 号炉原子炉建屋地上 3 階)

枠囲みの内容は核物質防護上の機密事項に属しますので公開できません。



第 1-19 図 機器配置図 (7 号炉原子炉建屋地上中 4 階)

別紙3 放射線検出器の計測上限及び放射性物質濃度算定の考え方

【格納容器圧力逃がし装置】【代替格納容器圧力逃がし装置】

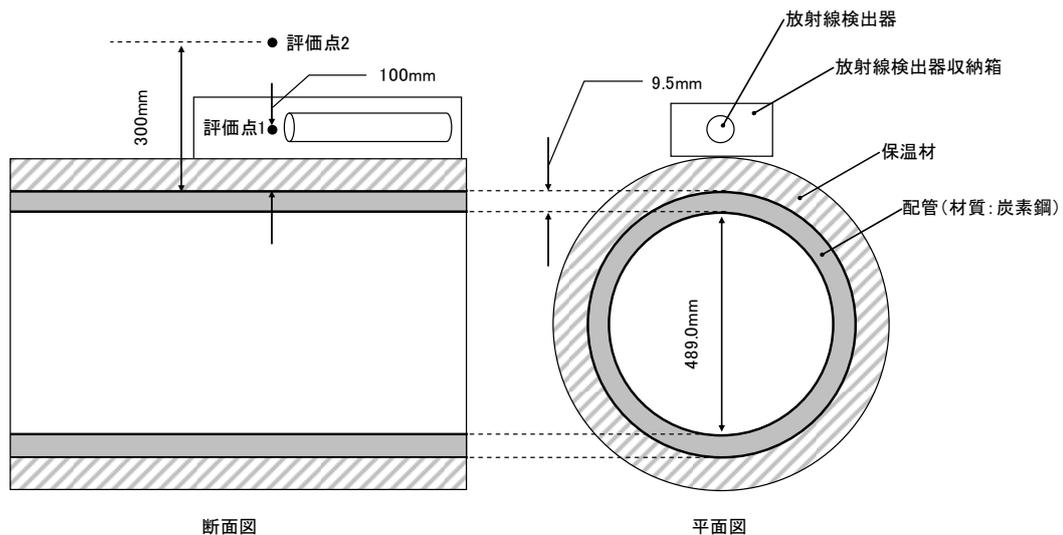
放射線検出器の計測範囲は、想定される最大線量率 (mSv/h) の評価結果から上限を設定する設計としている。また、放出された放射性物質濃度の算定にあたっては、放射線検出器の指示値 (mSv/h) から、放射性物質濃度 (Bq/cm³) を算定する方針としている。

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

a. 評価条件

放射線検出器の計測範囲の上限値は、余裕を持った設計とするため、フィルタ装置出口配管で想定される最大線量率の評価条件は、以下の通り保守的に設定する。

- ・ 想定事故は、炉心内の放射性物質の量が最も多く含まれる「炉心状態が平衡炉心 (サイクル末期)」に発生し、原子炉内に内蔵される放射性希ガスが全て格納容器内に移行し、均一に拡散したものと設定する。
- ・ 格納容器ベントの開始時間は、原子炉停止から1時間後に設定する。
- ・ フィルタ装置出口配管と放射線検出器の評価モデルは第1-1図のとおりとする。
- ・ フィルタ装置出口配管内の放射性物質濃度は格納容器内の放射性物質濃度と同等として設定する。



第1-1図 評価モデル (フィルタ装置出口配管)

b. 想定される最大線量率の評価結果

上記 a. の評価条件に基づき、線量率を評価した結果を第 1-1 表に示す。

第 1-1 表 線量率評価値

	評価点 1 (配管表面から 100mm)	評価点 2 (配管表面から 300mm)
線量率[mSv/h]	約 7.2×10^4	約 4.4×10^4

以上より、保守性を考慮した評価結果から最大線量率は約 7×10^4 mSv/h 程度と想定しているが、放射線検出器は配管表面より 300mm 離れた評価点 2 に設置する計画としていることから、検出器の計測範囲の上限を 1×10^5 mSv/h として適切に設計している。

c. 放射性物質濃度の算定に関する方針

放射線検出器を配管表面から 300mm 離れた評価点 2 での線量率 (mSv/h) , 配管内の放射性物質濃度 (Bq/cm³) 及び換算係数 ([Bq/cm³]/[mSv/h]) を評価した結果を第 1-2 表に示す。格納容器ベントの開始時間は、原子炉停止から 1 時間後および 24 時間後とする。

第 1-2 表 フィルタ装置出口配管内の放射性物質濃度と換算係数

原子炉停止後、格納容器ベント開始までの時間[h]	線量率 [mSv/h]	放射性物質濃度 [Bq/cm ³]	換算係数 [[Bq/cm ³]/[mSv/h]]
1	約 4.4×10^4	約 1.1×10^9	約 2.5×10^4
24	約 1.0×10^4	約 4.8×10^8	約 4.8×10^4

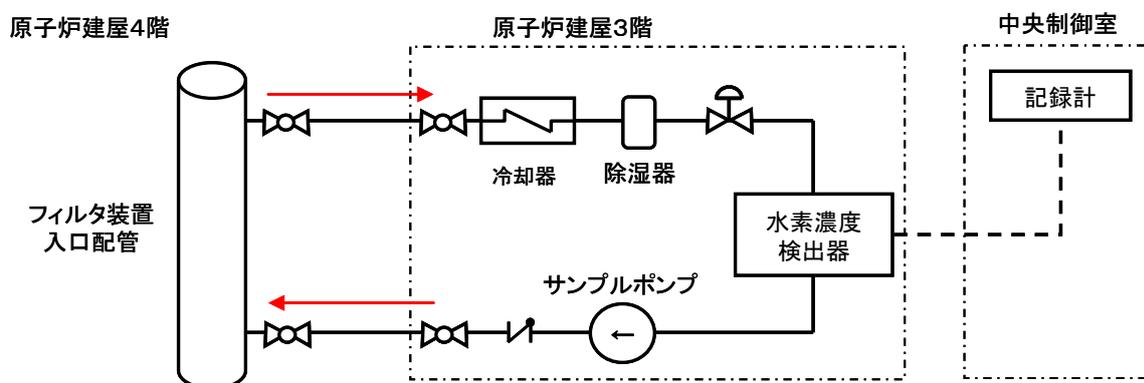
以上より、第 1-2 表の換算係数を事前に準備しておくことで、ベント初期段階での放射性希ガスの放出に対して放射線検出器の指示値 (mSv/h) から放射性物質濃度 (Bq/cm³) を算出する方針である。

なお、事故後に当該事故の詳細かつ正確なデータにより、換算係数の再評価を実施することで、放射線検出器の指示値 (mSv/h) から、より精度の高い放射性物質濃度 (Bq/cm³) を評価することが可能である。

別紙4 フィルタ装置水素濃度計の計測時間遅れについて

【格納容器圧力逃がし装置】【代替格納容器圧力逃がし装置】

フィルタ装置水素濃度計は、格納容器圧力逃がし装置の使用後に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するため、フィルタ装置入口配管内のガスをサンプルポンプで引き込み、除湿器で水分が除去されて、水素濃度検出器にて測定されるようにしている。水素計測後のサンプルガスは格納容器圧力逃がし装置の配管に戻す構成としている。水素濃度検出器により計測した電気信号は演算装置で水素濃度信号に変換し、中央制御室に記録する。



第1-1図 フィルタ装置水素濃度計システム概要図

なお、フィルタ装置入口配管内のガスのサンプリング点は、フィルタ装置入口配管の頂部の原子炉建屋4階であり、そこから水素濃度検出器までの時間遅れは以下の通りである。

- ・ サンプリング配管長（サンプリング点～水素濃度検出器）：6号炉：約26m
7号炉：約20m
- ・ サンプリング配管の断面積：359.7mm² (3.597×10⁻⁴m²)
- ・ サンプルポンプの定格流量：約1l/min (約1×10⁻³ m³/min)
- ・ サンプルガス流速（流量÷配管断面積）：約2.8m/min

なお、ガスは標準状態（0℃，101.325kPa[abs]）として算出。

第1-1表 フィルタ装置水素濃度計の時間遅れ

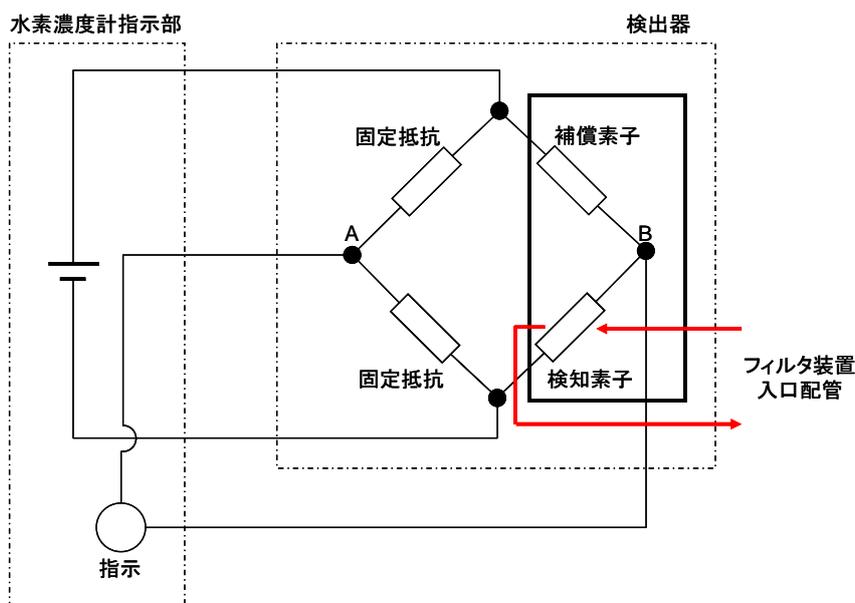
号炉	6号炉	7号炉
時間遅れ	約10分	約8分

<参考>

a. 水素濃度計の測定原理

水素濃度検出器は、熱伝導度式を用いる計画であり、第 1-2 図に示すとおり、検知素子と補償素子（サーミスタ）、及び 2 つの固定抵抗でブリッジ回路が構成されている。検知素子の部分に、サンプリングされたガスが流れるようになっており、補償素子には基準となる標準空気が密閉されており測定対象ガスとは接触しない構造になっている。

水素濃度指示計部より電圧を印加して検知素子と補償素子の両方のサーミスタを約 120℃に加熱した状態で、検知素子側に水素を含む測定ガスを流すと、測定ガスが熱をうばい、検知素子の温度が低下することにより抵抗が低下する。この検知素子の抵抗が低下するとブリッジ回路の平衡が失われ、第 1-2 図の A B 間に電位差が生じる。この電位差が水素濃度に比例する原理を用いて、水素濃度を測定する。



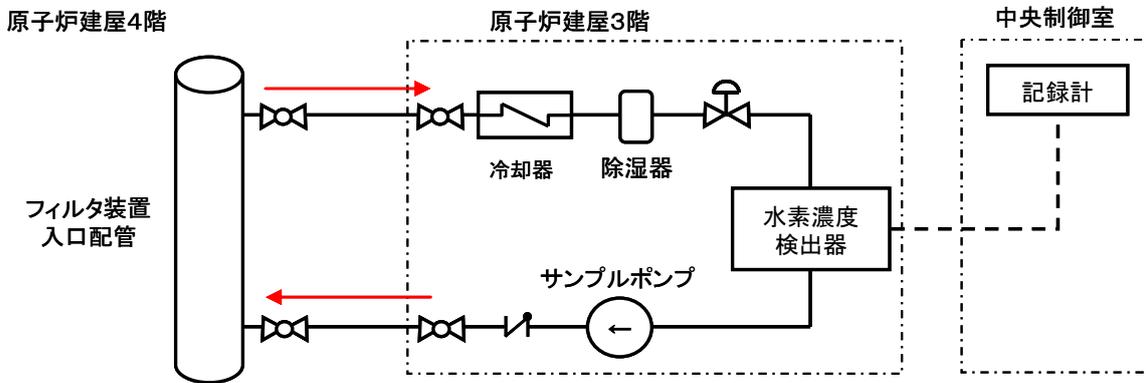
第 1-2 図 水素濃度計検出回路の概要図

b. 水素濃度の測定

水素濃度検出器は「a.」で示したとおり標準空気に対する測定ガスの熱伝導の差を検出する方式のものであり、酸素、窒素などの空気中のガスに対し、水素ガスの熱伝導率の差が大きいことを利用しているものである。水素の熱伝導率は、約 $0.18 \text{ W}/(\text{m}\cdot\text{K})$ at 27°C である一方、酸素、窒素は、約 $0.02 \text{ W}/(\text{m}\cdot\text{K})$ at 27°C と水素より 1 桁小さく、これらのガス成分の変動があっても水素濃度計測に対する大きな誤差にはならない。

c. 水素濃度測定システムの構成

フィルタ装置入口配管内のガスをサンプルポンプで引き込み、除湿器で水分が除去されて、ほぼドライ状態で水素濃度検出器にて測定されるようにしている。



第 1-3 図 フィルタ装置水素濃度計システム概要図

d. 水素濃度計の仕様

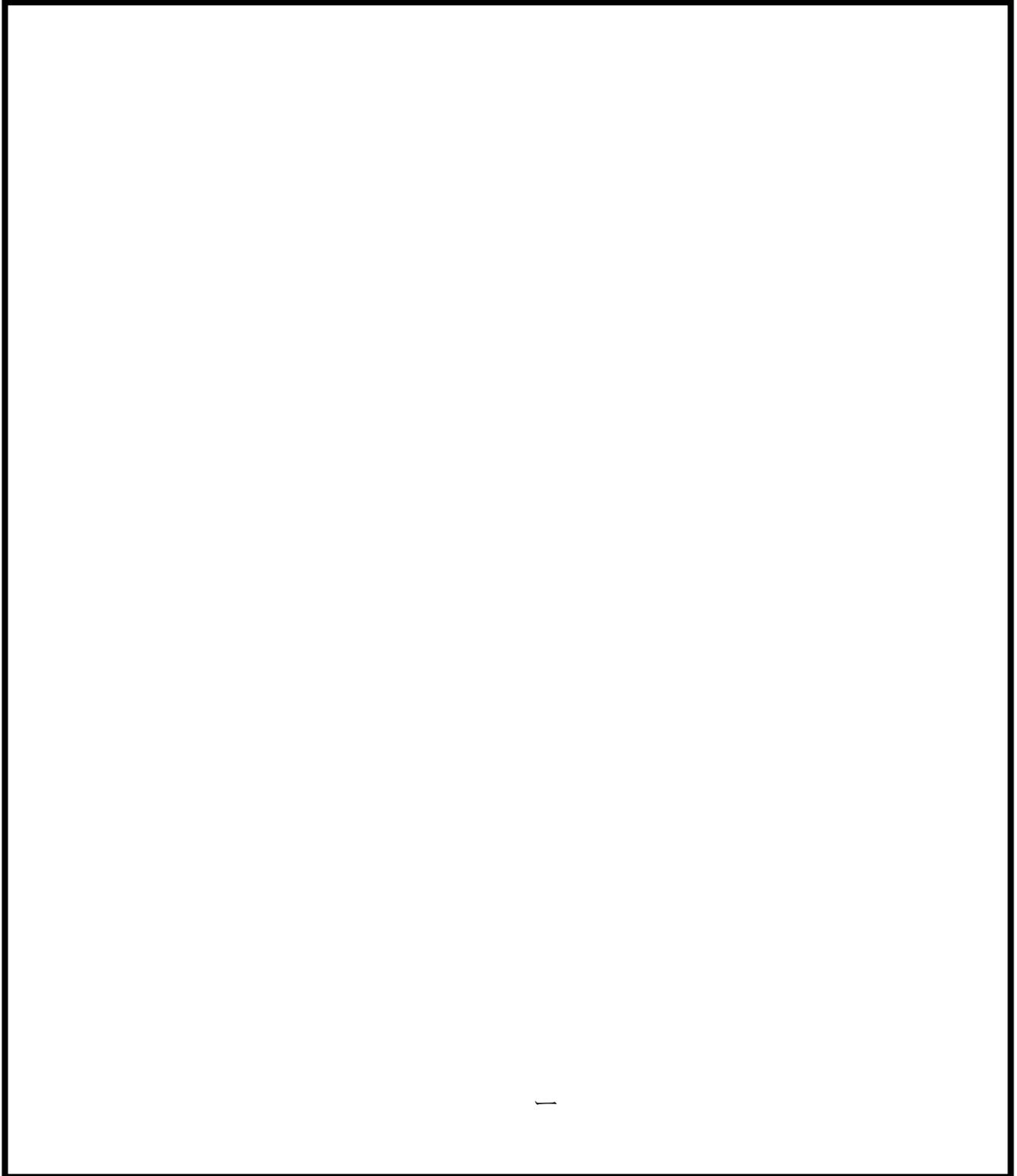
種 類	熱伝導度式水素濃度検出器
計 測 範 囲	0～100%
個 数	1
設 置 場 所	原子炉建屋 3 階（二次格納施設外）



第 1-4 図 フィルタ装置水素濃度計の概略構成図

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

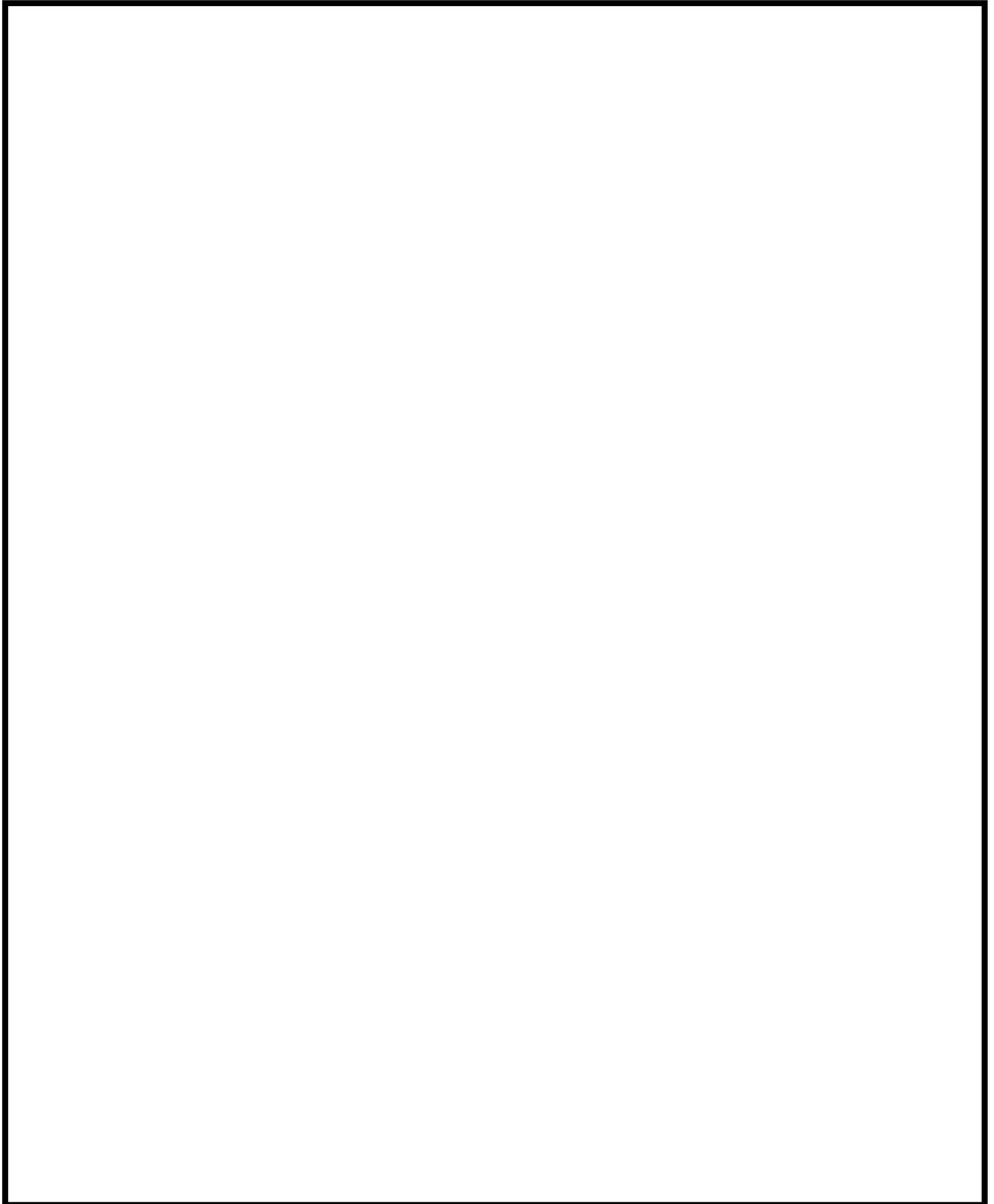
別紙5 エアロゾル計測装置の計測原理



枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。



枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。



枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。



別紙6 除去性能試験について

1. 超過流量状態における DF 性能について

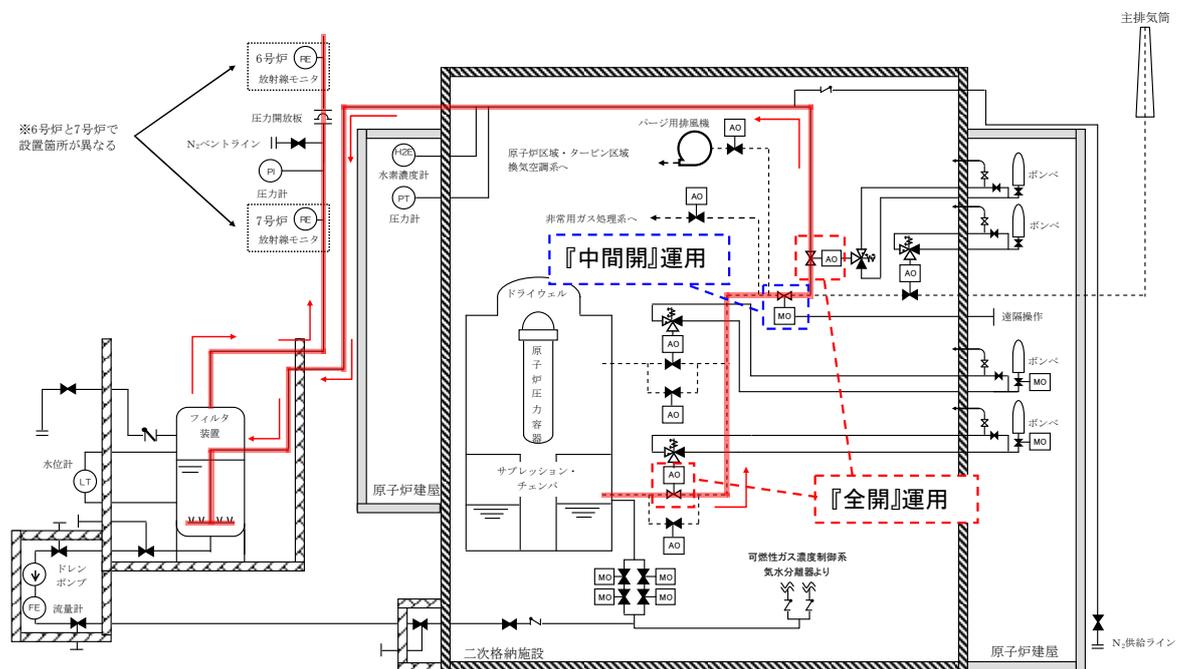
フィルタベント系統の系統概要図を第1-1図に示す。

フィルタベント系統の第二弁については、格納容器ベント操作による急激な格納容器の減圧による格納容器の破損を防止することと、フィルタベント系統への急激なガスの流れによる機器の破損を防止することを目的で、ベント実施中は開度を『中間開』とする運用としており、有効性評価においても、弁の開度はこのような状態として解析を実施している。

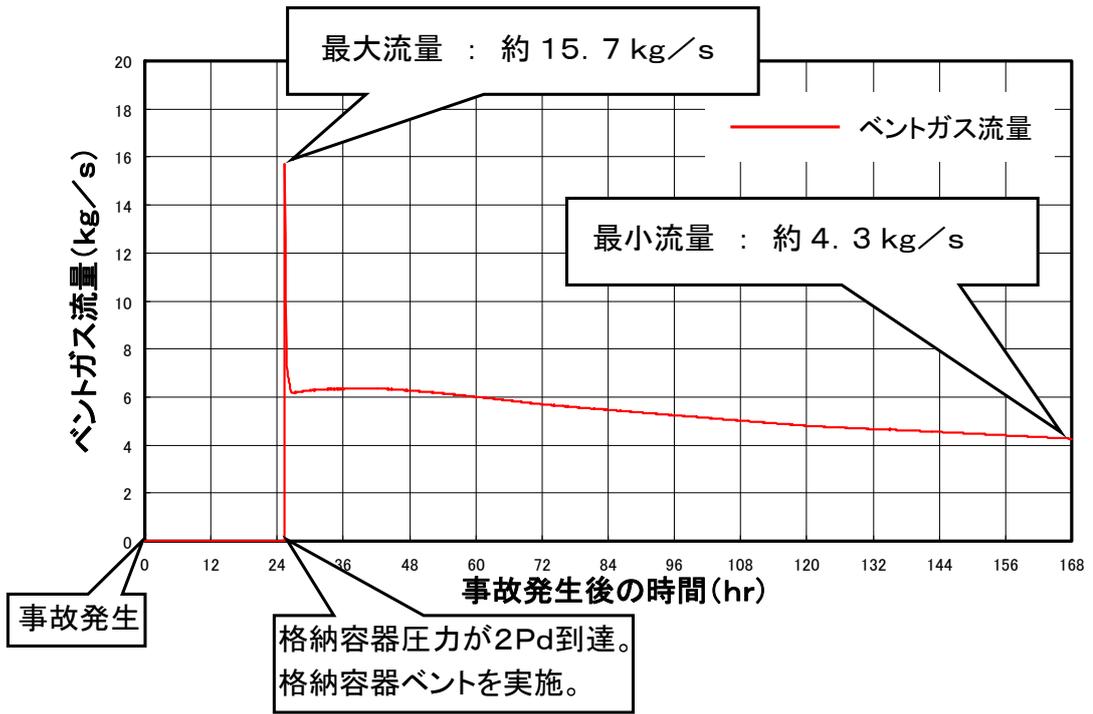
「大LOCA+全ECCS機能喪失+SBO」シナリオにおける、ベントガス流量の評価結果を第1-2図に示す。

一方、第二弁を『全開』とした場合、上記より流量は大きくなり、体積流量で約37,000m³/hとなる。この場合、性能試験の試験範囲を超過してしまうことから、新たに37,000m³/hの試験を実施した。37,000m³/h時の除去性能試験結果をを第1-3図に示す。

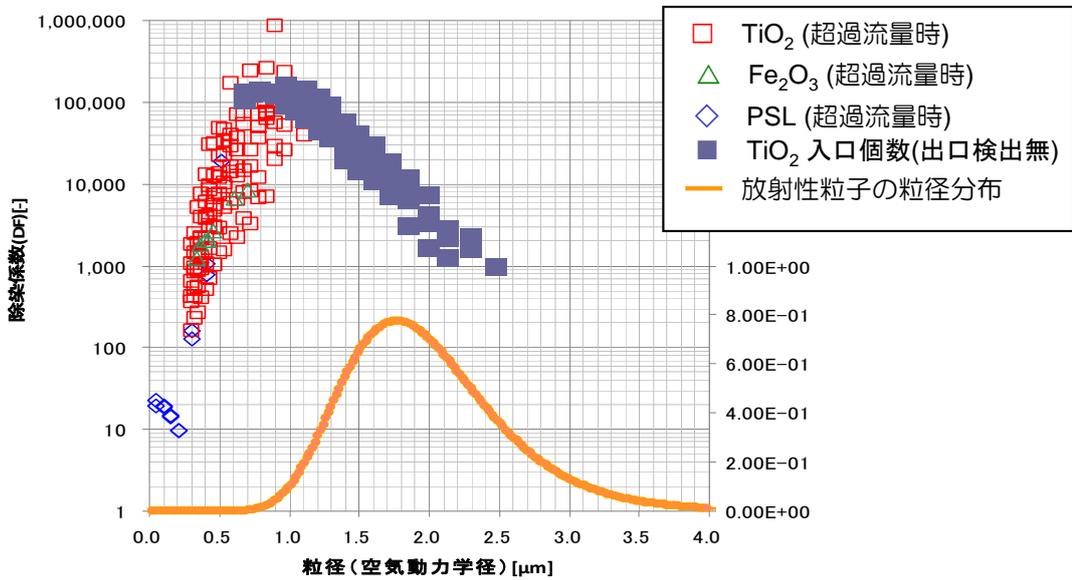
性能試験の結果、体積流量37,000m³/hにおいても、DFは1,000以上となることが確認できた。



第1-1図 系統概要図



第1-2図 ベントガス流量評価結果



第1-3図 除去性能試験結果 (流量: 37,000m³/h)

2. フィルタ装置内圧力の DF への影響について

フィルタ装置内圧力の DF への影響を確認するために、フィルタ装置内圧力を 0.1MPa, 0.41MPa, 0.72MPa (abs) として実施した除去性能試験の結果を第 2-1 図に示す。

試験条件として、試験粒子は PSL 粒子 (粒径 0.05~0.5 μm), ガス流量は最小流量相当の 13,500 m^3/h , スクラバ水位は 1m としている。

試験の結果, 粒子径が 0.2 μm 以上の粒子においては, フィルタ装置内の圧力の DF への影響がほぼ認められないことがわかった。



第 2-1 図 フィルタ装置内圧力の除染性能への影響

3. 試験のスケール性について

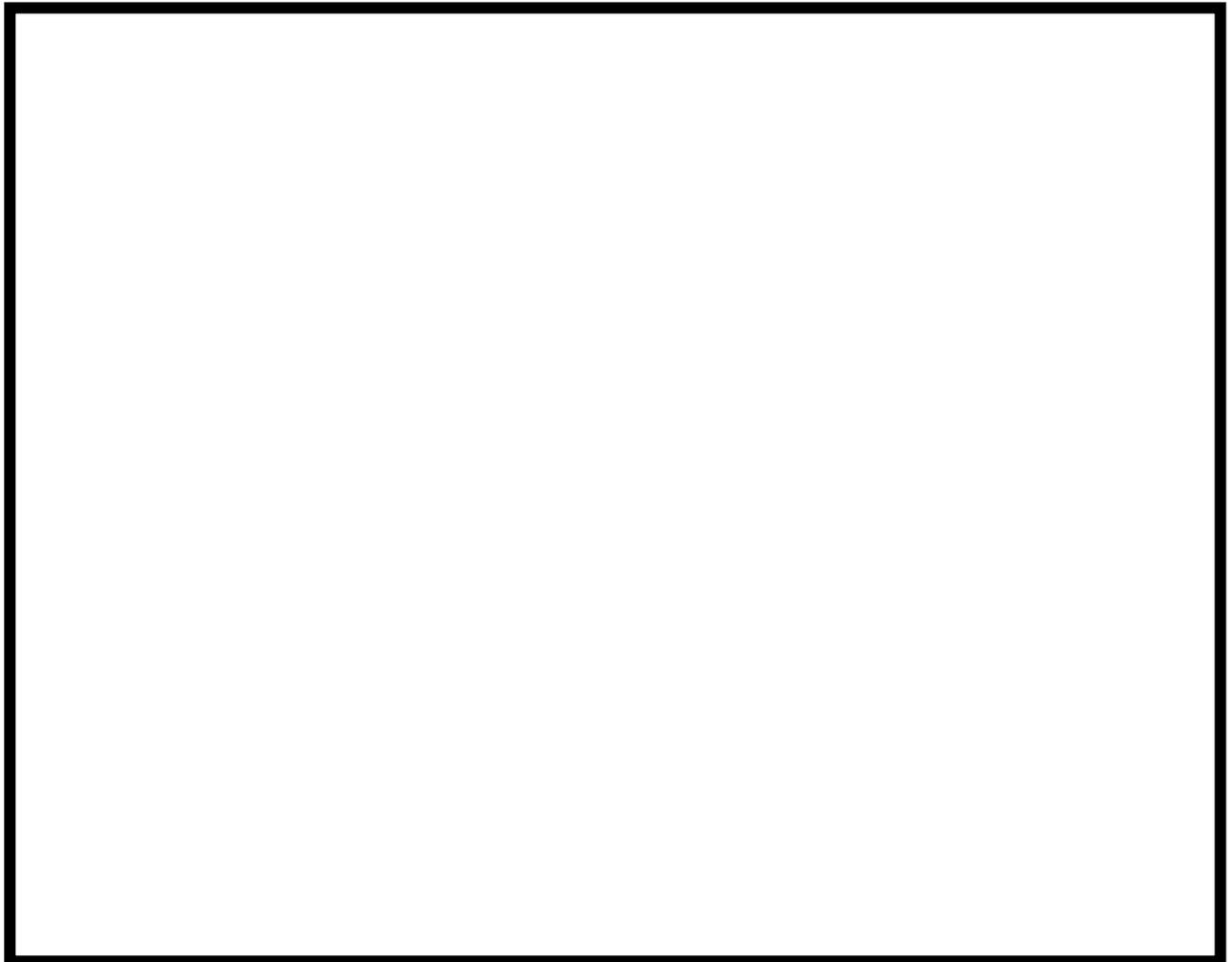
【水スクラバ】

7号炉の格納容器圧力逃がし装置の実機を用いて各ノズルからのガス噴射状態を確認する試験を行った。

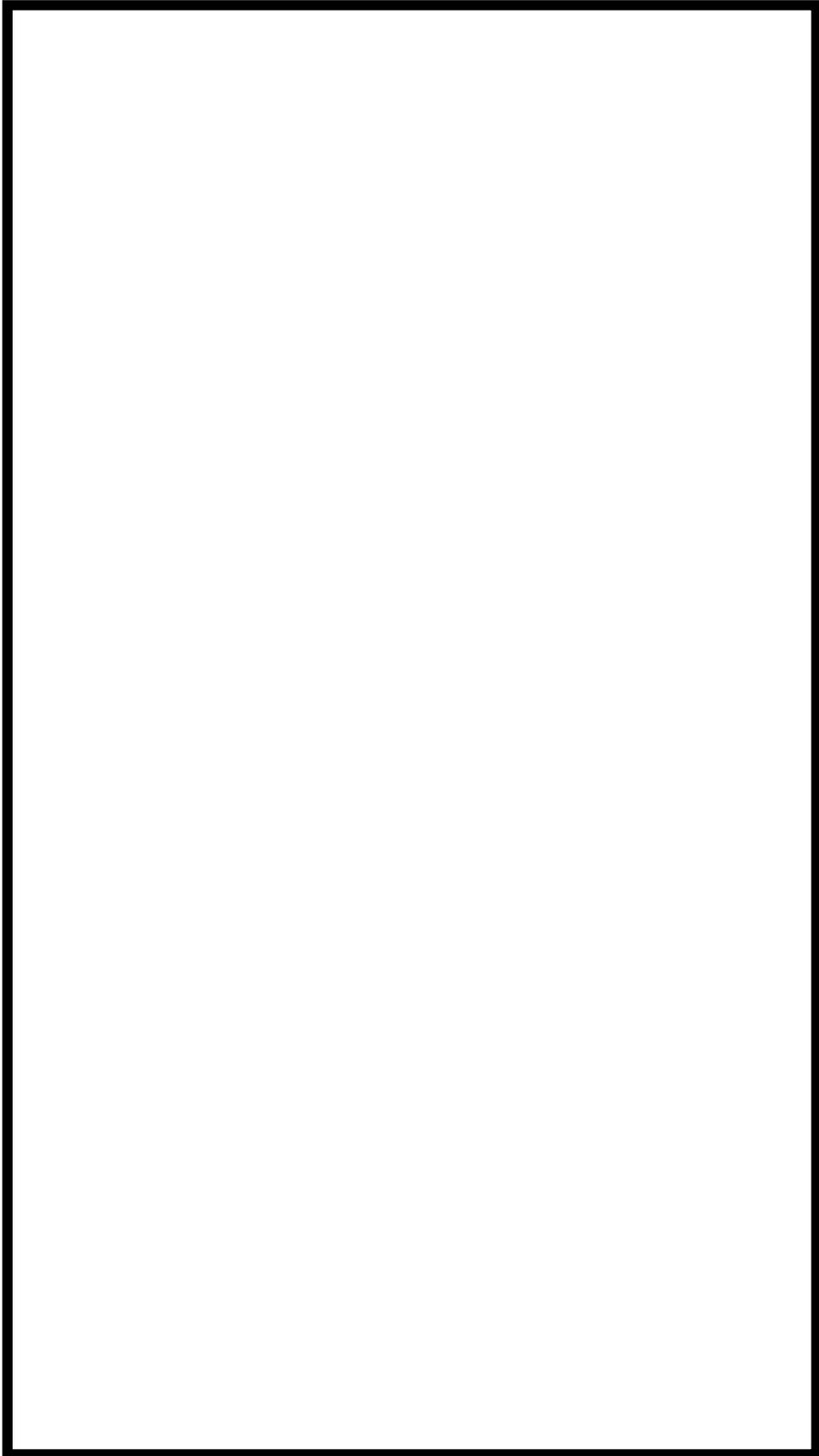
試験概要図を第3-1図に示す。図に示すように2象限分のノズルは閉止し、残り2象限にノズル流量計測装置を設置する。これらは1象限の半分のノズルに対して計測が可能となっており、ノズル噴射の対称性を考慮すると、全ノズルの流量状態を確認することと同等になると考えられる。

試験は、スクラバ水位を100mmとし、ブロワーにて4象限分に換算して約30,500m³/h相当の空気を送気した状態で、噴射状態の目視確認と噴射量の計測を実施した。

試験結果を第3-2図に示す。試験結果より、各ノズルからほぼ均一にガスが噴射できていることを確認した。



第3-1図 試験概要図



第3-2図 ノズル噴出状況

ここで、実機フィルタ装置と試験装置の比較を第3-3図に示す。第3-3図に示す通り、試験容器の断面積は実機の1/140、スクラバノズルは実機が140本であるのに対し1本設置していることから、実機と試験装置で相似則が成立している。

この試験装置を用いて、実機の1/140の体積流量のガスを通気し、試験を実施している。

実機においては、ガスが各ノズルからほぼ均一に噴射していることから、実機と試験装置では噴射時のガスの流速は同等になる。そのため、ベントガス噴射直後域では、実機と試験装置でガスの挙動は同様である。また、ベントガス浮上域においては、実機と試験装置では容器断面積の相似則が成立していることから、ボイド率は等しくなると考えられるため、実機と試験装置でガスの挙動は同様となる。

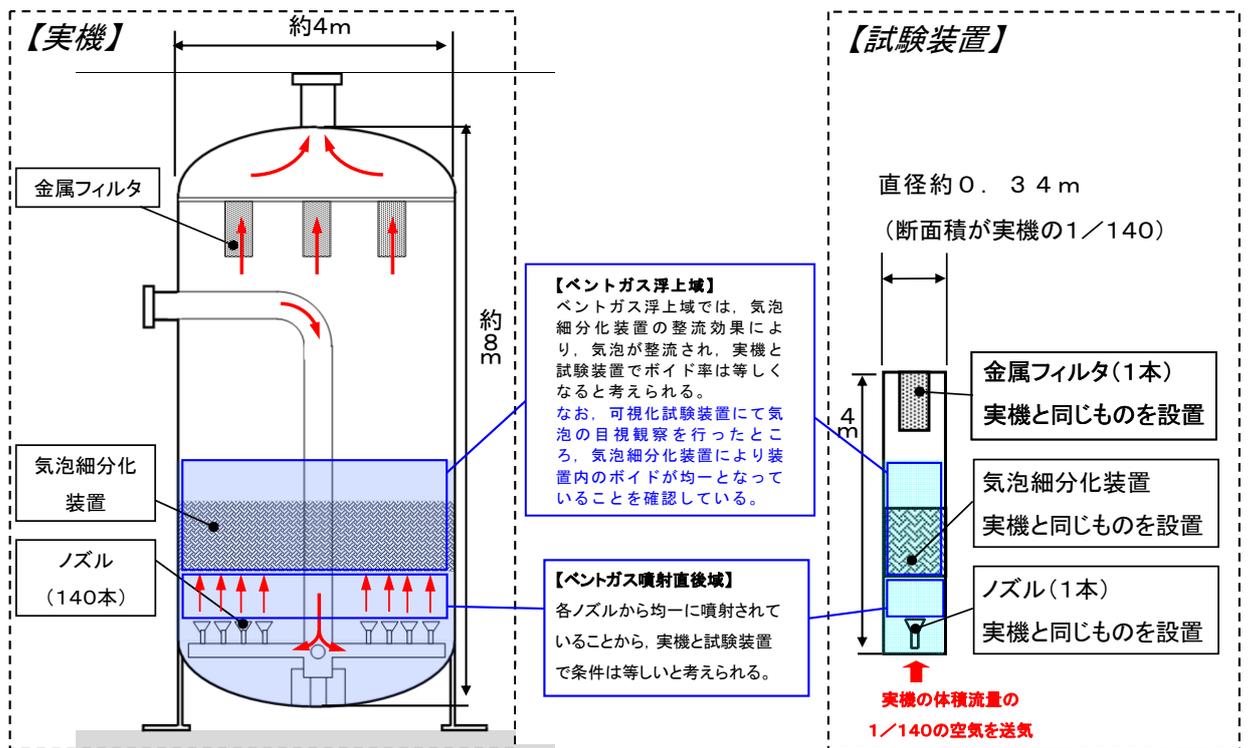
以上より、フィルタ装置の水スクラバ部においては、本試験装置における性能試験の結果にて、実機の性能を再現できていると考えられる。

【金属フィルタ】

実機フィルタ装置には、金属フィルタは128本設置されている。一方、第3-3図に示す通り、試験装置は断面積が実機の1/140の試験容器に、実機と同じ金属フィルタを1本設置している。この試験装置に、実機の1/140の体積流量のガスを通気し、試験を実施している。

そのため、金属フィルタ1本当たりの体積流量は、実機と比較して128/140倍となっており、金属フィルタを通過するガスの流速が実機よりも小さいことになる。

一方、実機フィルタ装置に流入する放射性微粒子の粒子径分布は3.2.2.1に示す通りであり、考慮される粒子径の存在領域においては、慣性力による捕捉が主たる捕捉メカニズムとなる。慣性力による捕捉メカニズムにおいては、ガスの流速が大きい程、粒子の捕捉効率は大きくなる。そのため、今回の試験は、金属フィルタ部のガスの流速は実機よりも小さいことから、保守的な評価ができていていると考えられる。



第3-3図 実機と試験装置の比較

4. 試験ガスの代表性について

性能試験においては、試験ガスとして空気を用いている。一方、実機においては、水蒸気がベントガスの主成分となる。そのため、性能試験と実機では、条件が異なることとなる。

そこで、空気と水蒸気ではいずれの方が粒子の捕捉効果が大きいかを、粒子の各捕捉メカニズムにおいて確認した。

【慣性力による捕捉】

気体中の粒子の慣性力の大きさを表す値として、『ストークス数』がある。ストークス数 (St) は、下記の式により表される。ストークス数が大きい程、粒子に作用する慣性力は大きく、慣性力による捕捉効果が大きくなると考えられる。

$$St = D_p^2(\rho_p + \rho/2)C_c u_0 / (9\eta D_f) \quad (1)$$

ここで、 D_p は粒子径、 ρ_p は粒子密度、 ρ はガス密度、 C_c はスリップ補正係数、 u_0 はガスの流速、 η はガス粘度、 D_f は流体中の代表直径である。また、スリップ補正係数 (C_c) は以下の式により表される。

$$C_c = 1 + Kn \left\{ 1.257 + 0.4 \exp\left(\frac{-1.1}{Kn}\right) \right\} \quad (2)$$

$$Kn = 2\lambda_g / D_p \quad (3)$$

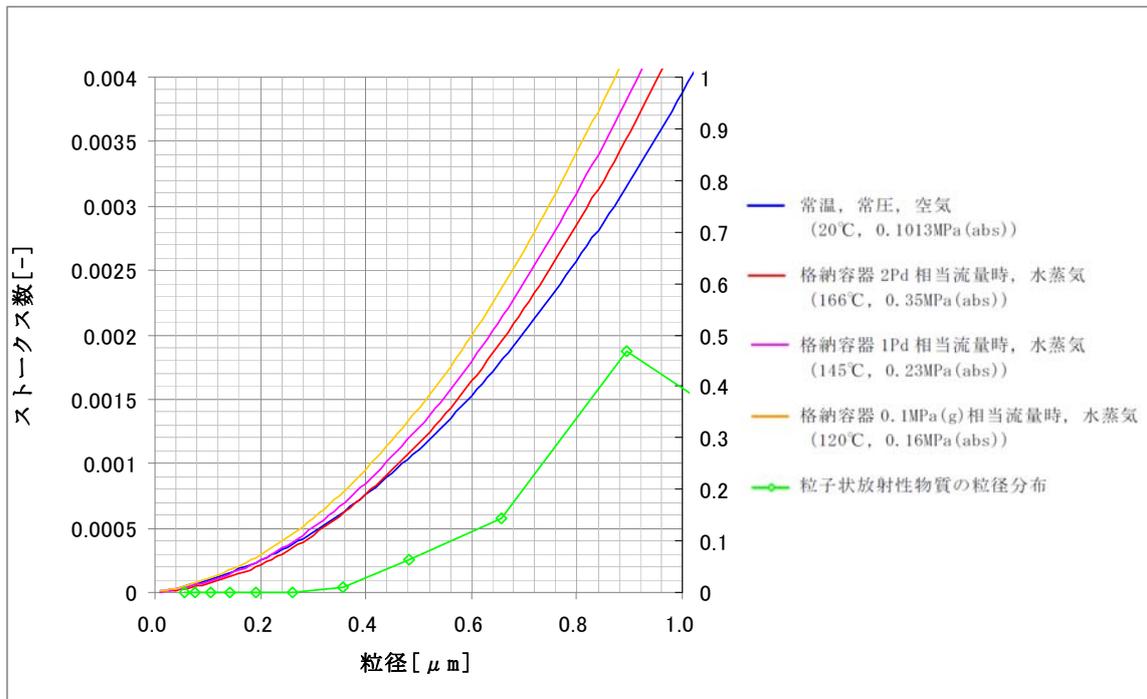
$$\lambda_g = \eta / (0.499P\sqrt{8M/\pi RT}) \quad (4)$$

となる。なお、 T はガス温度、 P はガス圧力、 M はガス分子量、 R は気体定数である。

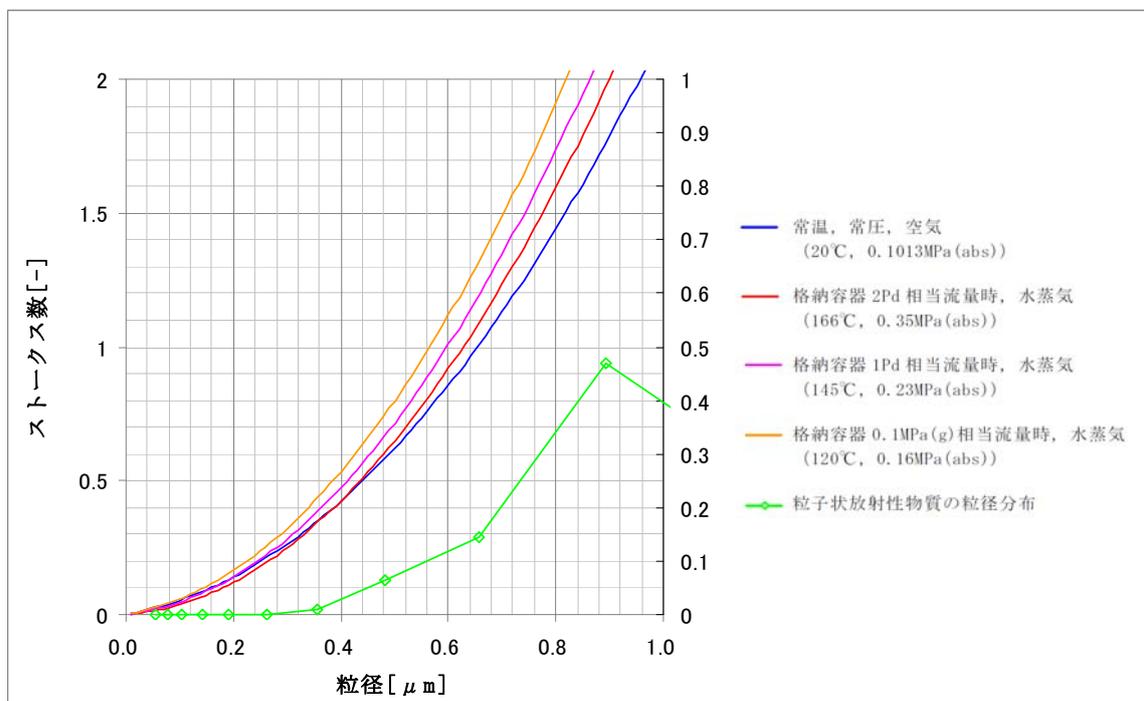
ここで、試験に用いている常温・常圧の空気と、実機で想定される水蒸気にて、各粒子径におけるストークス数を算出したところ、第4-1図、第4-2図の通りとなった。第4-1図、第4-2図の通り、約 $0.4\mu\text{m}$ 以上の粒子径領域であれば、常温・常圧の空気は、水蒸気よりもストークス数が小さいことがわかる。つまり、約 $0.4\mu\text{m}$ 以上の領域であれば、空気の方が水蒸気よりも粒子に作用する慣性力が小さく、空気の方が水蒸気よりも慣性力による粒子捕捉効果が小さいと考えられる。第4-1図、第4-2図中には有効性評価シナリオ (大 LOCA+SBO+ECCS 機能喪失, W/W ベント) 時にフィルタ装置に流入する粒

子状放射性物質の粒子径分布を示しているが、粒子径 $0.4 \mu\text{m}$ 以上の粒子が大部分を占めている。また、性能試験においても、粒子径 $0.4 \mu\text{m}$ 以上の粒子径領域の計測もできている。(第 3.2.2.3-1~3 図参照)

そのため、空気による性能試験は、実機よりも保守的な条件ということとなる。



第 4-1 図 粒径とストークス数 (水スクラバ)



第 4-2 図 粒径とストークス数 (金属フィルタ)

【重力沈降による捕捉】

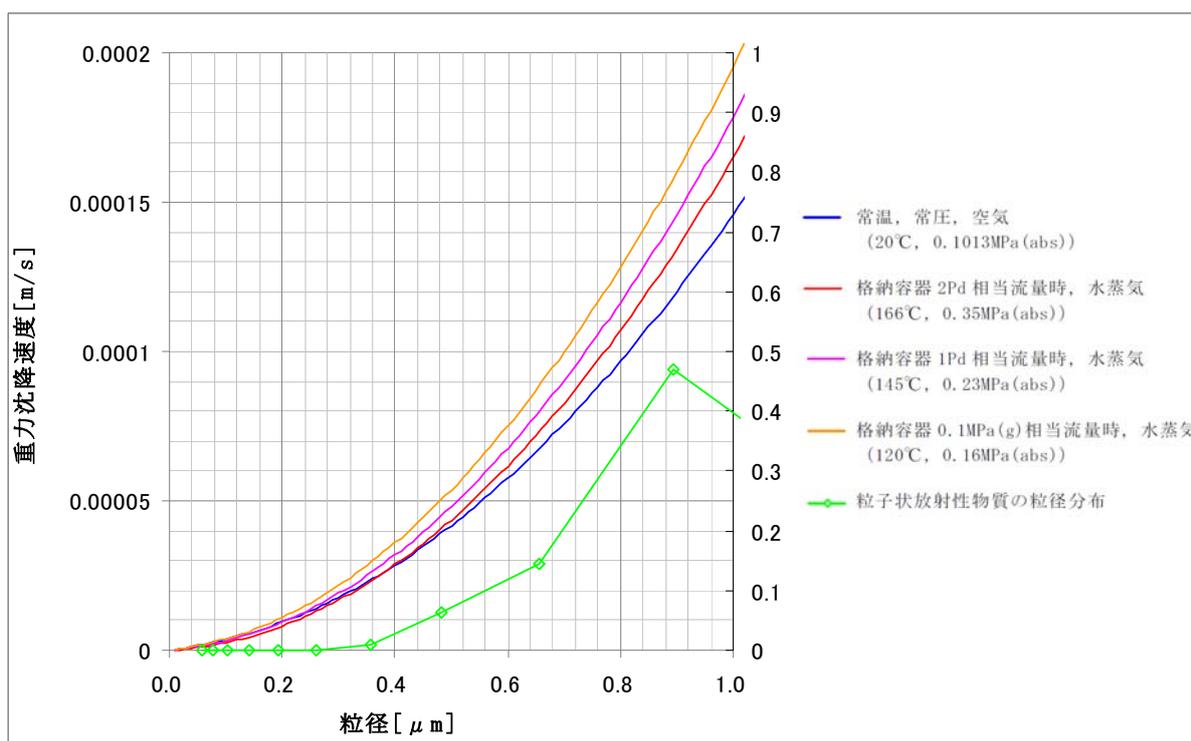
気体中の粒子の重力沈降速度 (v_t) の大きさは、下記の式により表される。重力沈降速度が大きい程、重力沈降による粒子の捕捉効果は大きくなると考えられる。

$$v_t = \frac{C_c D_p^2 (\rho_p - \rho) g}{18\eta} \quad (5)$$

ここで、 D_p は粒子径、 ρ_p は粒子密度、 ρ はガス密度、 g は重力加速度、 η はガス粘度、 C_c はスリップ補正係数 ((2) 式) である。

ここで、試験に用いている常温・常圧の空気と、実機で想定される水蒸気にて、各粒子径における重力沈降速度を算出したところ、第4-3図の通りとなった。第4-3図の通り、約 $0.4 \mu\text{m}$ 以上の粒子径領域であれば、常温・常圧の空気は、水蒸気よりも重力沈降速度が小さいことがわかる。つまり、約 $0.4 \mu\text{m}$ 以上の領域であれば、空気の方が水蒸気よりも粒子に作用する重力沈降速度が小さく、空気の方が水蒸気よりも重力沈降による粒子捕捉効果が小さいと考えられる。第4-3図中には有効性評価シナリオ (大 LOCA + SBO + ECCS 機能喪失, W/W ベント) 時にフィルタ装置に流入する粒子状放射性物質の粒子径分布を示しているが、粒子径 $0.4 \mu\text{m}$ 以上の粒子が大部分を占めている。また、性能試験においても、粒子径 $0.4 \mu\text{m}$ 以上の粒子径領域の計測もできている。(第3.2.2.3-1~3図参照)

そのため、空気による性能試験は、実機よりも保守的な条件ということとなる。



第 4-3 図 粒径と重力沈降速度

【ブラウン拡散による捕捉】

気体中の粒子のブラウン運動の激しさを表す値として、『拡散係数』がある。拡散係数 (D) は、下記の式により表される。拡散係数が大きい程、粒子のブラウン運動は激しくなることから、ブラウン拡散による捕捉効果が大きくなると考えられる。

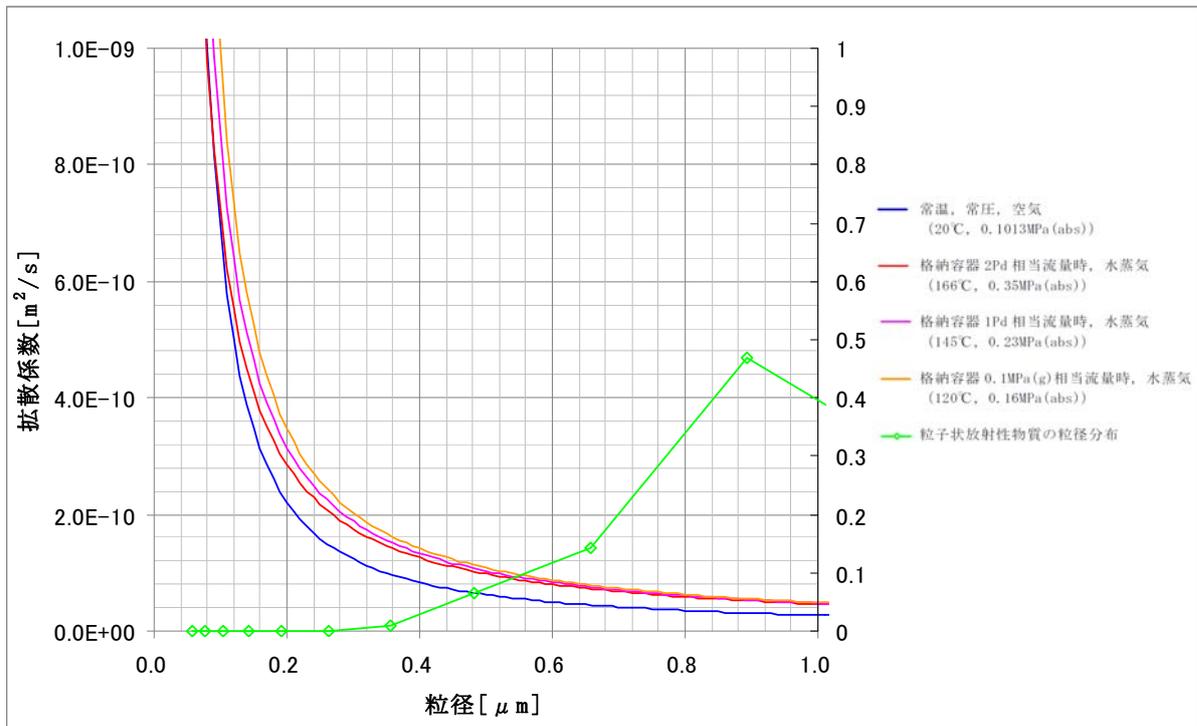
$$D = \frac{C_c kT}{3\pi\eta D_p} \quad (6)$$

ここで、k はボルツマン定数、T はガス温度、 η はガス粘度、 C_c はスリップ補正係数 ((2) 式) である。

ここで、試験に用いている常温・常圧の空気と、実機で想定される水蒸気にて、各粒子径における拡散係数を算出したところ、第 4-4 図の通りとなった。第 4-4 図の通り、約 $0.1 \mu\text{m}$ 以上の粒子径領域であれば、常温・常圧の空気は、水蒸気よりも拡散係数が小さいことがわかる。つまり、約 $0.1 \mu\text{m}$ 以上の領域であれば、空気の方が水蒸気よりも粒子のブラウン運動は激しくないことから、空気の方が水蒸気よりもブラウン拡散による粒子捕捉効果が小さいと考えられる。第 4-4 図中には有効性評価シナリオ (大 LOCA+SBO+ECCS 機能喪失, W/W ベント) 時にフィルタ装置に流入する粒子状放射性物質の粒子径分布を示

しているが、粒子径 $0.1\mu\text{m}$ 以上の粒子が大部分を占めている。また、性能試験においても、粒子径 $0.1\mu\text{m}$ 以上の粒子径領域の計測もできている。(第 3.2.2.3-1~3 図参照)

そのため、空気による性能試験は、実機よりも保守的な条件ということとなる。



第 4-5 図 粒径と拡散係数

【水蒸気凝縮による捕捉】

水蒸気がスクラバ水中へ流入する時、水蒸気の凝縮が起こり、凝縮による水蒸気の体積の減少分に相当する粒子が捕捉される。一方、空気は非凝縮性であるため、空気を用いた性能試験においては、ガスの凝縮による捕捉効果は見込めないことから、空気を用いた性能試験は、実機よりも保守的な条件ということとなる。

【熱泳動による捕捉】

ベントガスは、格納容器から急減圧されてフィルタ装置へ流入するため、過熱蒸気となっている。一方、スクラバ水はフィルタ装置内の圧力に準じた飽和温度以上にはならないことから、ベントガスの方がスクラバ水よりも高温の状態となっている。そのため、この温度勾配による熱泳動により、粒子が捕捉される。

性能試験においては、常温の空気を用いていることから、空気とスクラバ水の温度は等しい。そのため、常温の空気を用いた性能試験においては、熱泳動

による捕捉効果は見込めないことから、実機よりも保守的な条件ということとなる。

以上より、フィルタ装置のそれぞれの捕捉メカニズムにおいて、空気の方が水蒸気よりも粒子の捕捉効果は劣ることから、空気を用いた性能試験は保守的であると考えられる。

別紙7 ベント初期に対向流が発生する可能性について

【格納容器圧力逃がし装置】【代替格納容器圧力逃がし装置】

格納容器ベント実施直後は、水蒸気、窒素、水素等の混合流体がフィルタ装置に流入するが、水蒸気の一部はスクラバ水に熱を奪われ凝縮する。

スクラバ水が沸騰するまでにフィルタ装置に流入する水蒸気の全量が凝縮し続けると仮定した場合でも、沸騰するまでの間（1時間以内）水素や窒素はフィルタ装置へ継続して流入（1000m³/h以上）するため、フィルタ装置の下流側の流量は維持される。また、沸騰した後はフィルタ装置に流入する水蒸気は凝縮されず、フィルタ装置の下流側の流量は維持される。以上のことより、フィルタ装置の下流側の流量は維持され、対向流は発生しない。

別紙 8 格納容器圧力逃がし装置の排気を排気筒ではなく、原子炉建屋の上から放出する理由について

【格納容器圧力逃がし装置】【代替格納容器圧力逃がし装置】

格納容器圧力逃がし装置の排気に限らず、放射性物質を含んだ気体を放出する場合に排気筒から放出するか、原子炉建屋頂部から放出するかについては、次ページに示すメリット及びデメリットがある。

これらを踏まえた上で、当社としては、従前より耐圧強化ベント系による格納容器ベント時は排気筒より放出することを勘案し、格納容器圧力逃がし装置の排気については原子炉建屋頂部から放出することを選択している。

なお、排気高さに関しては、高い位置から放出した場合は薄く広く、低い位置から放出した場合は濃く狭く、放射性物質が拡散することになるため、長期土壌汚染の範囲を限定する目的からは低い位置の方が良い。一方、最も低い地上位置から放出した場合は事故対応を行う位置での線量が高くなり、事故対応が出来なくなる恐れがある。これらを勘案し、原子炉建屋頂部からの放出を選択している。

	排気筒	原子炉建屋頂部	
長期土壌汚染の主要原因となる放射性物質（セシウム）の影響	メット	（高所放出であるため拡散範囲が広く） 各箇所の汚染濃度が薄くなる。	（低所放出であるため拡散範囲が狭く） 汚染範囲が狭くなる。
	デメット	（高所放出であるため拡散範囲が広く） 汚染範囲が広がる。	（低所放出であるため拡散範囲が狭く） 各箇所の汚染濃度が濃くなる。
	同一気象条件と仮定した場合、KK7であれば 排気筒放出拡散半径：原子炉建屋頂部放出拡散半径 ≒排気筒高さ（73m）：原子炉建屋高さ（40m）≒2：1 と考えられるため、原子炉建屋頂部放出の方が排気筒放出に比べて、拡散範囲は1/4程度になり、濃度は4倍程度になる		
短期的な被ばくの主要原因となる放射性物質（希ガス、よう素）の影響	メット	（高所放出であるため拡散範囲が広く） 各箇所での放射性物質通過時の被ばく量が小さくなる。	（低所放出であるため拡散範囲が狭く） 放射性物質が通過する範囲が狭くなる。
	デメット	（高所放出であるため拡散範囲が広く） 放射性物質が通過する範囲が広がる。	（低所放出であるため拡散範囲が狭く） 各箇所での放射性物質通過時の被ばく量が大きくなる。
	KK7から放出した場合 ①排気筒高さから放出＋排気筒高さ気象データ ②原子炉建屋頂部から放出＋地上高さ気象データ（※） での大気拡散データを評価すると、 希ガスの大気拡散（D/Q）は①：②≒1：2 よう素の大気拡散（ χ /Q）は①：②≒1：4 程度の差があるため、原子炉建屋頂部放出の方が排気筒放出に比べて、拡散範囲は1/4程度になり、希ガスによる外部被ばく量は2倍程度、よう素による内部被ばく量は4倍程度になる（補足後述） （※）原子炉建屋頂部高さの気象データが存在しないため、		

	排気筒	原子炉建屋頂部	
	保守的に地上高さ気象データとしている		
多様性	メリット	—	(耐圧強化ベント系が排気筒放出の場合) 放出箇所が多様性を確保できる。
	デメリット	(耐圧強化ベント系が排気筒放出の場合) 放出箇所が多様性が確保できない。	—
耐震性	メリット	—	<ul style="list-style-type: none"> 高さが排気筒に比べると低いため、耐震性を確保しやすい。 原子炉建屋から排気筒所までの距離が短いため、相対変位による破損のリスクを低くすることができる。(ただし、フィルタベント装置が原子炉建屋から離れている等の場合は、排気筒と同程度のリスクとなることもある。)
	デメリット	<ul style="list-style-type: none"> 非常に高い構築物のため耐震性の確保が難しい。(排気筒そのものの耐震性を確保している場合でも、荷重を増やすことになる。) 原子炉建屋から排気筒までの間に距離がある場合、その 	—

		排気筒	原子炉建屋頂部
		間も耐震性を確保しなければならぬが、相対変位による破損のリスクが高まる。	

(補足) χ/Q , D/Q に関する補足説明

現行の大気拡散モデルでは鉛直・水平のそれぞれがガウス分布（正規分布）となっており、その形状は放出点からの距離と大気安定度で決まる拡散パラメータを用いて表現されている。

相対濃度 (χ/Q) はある 1 点での濃度なので、放出高さを変えると鉛直方向のガウス分布をなぞるように変化することになり、放出高さの変化の影響を直接受ける。

一方、相対線量 (D/Q) は、拡散した全ての放射性物質（線源）からの γ 線による線量の重ね合わせ（無限空間の三重積分）となるため、放出高さの変化は計算地点と線源との距離を変化させるにとどまる。放出高さが高くなれば、濃度の高い軸が地上（計算地点）から離れるため、相対線量は低下傾向（立体角で減少）になるが、影響がゼロになるわけではないため、変化は緩やかになる。

従って、一般に放出高さの違いの影響は相対濃度 (χ/Q) の方が大きくなる。

別紙9 設備の維持管理についての補足事項

1. 機能確認における外観点検の確認内容について

機能確認における外観点検の確認内容を下記表に示す。

表 機能確認における外観点検の確認内容

対象機器	機能	外観点検の確認内容
スクラバノズル	フィルタ性能	表面に強度・性能に影響を及ぼす恐れのあるき裂，変形，腐食及び摩耗がないこと
気泡細分化装置		表面に強度・性能に影響を及ぼす恐れのあるき裂，変形，腐食及び摩耗がないこと
金属フィルタ		表面に強度・性能に影響を及ぼす恐れのあるき裂，変形，腐食及び摩耗がないこと
整流板	整流機能	表面に強度・性能に影響を及ぼす恐れのあるき裂，変形，腐食及び摩耗がないこと
オリフィス	流量調整機能	表面に強度・性能に影響を及ぼす恐れのあるき裂，変形，腐食及び摩耗がないこと

2. フィルタ性能の確認方法

待機中，定期的に，以下の a～c の項目を確認することでのフィルタ性能が維持されていることを確認する

a. 窒素封入圧力確認

窒素封入圧力が 0.01MPa [gage] 以上を維持することで，容器内部の不活性状態が維持され，スクラバノズル及び気泡細分化装置，金属フィルタの腐食の発生を防止していることを確認する。

b. スクラバ水位確認

スクラバ水位が通常水位 (500mm～2500mm) を維持していることを確認する。

c. スクラバ水質確認試験

スクラバ水をサンプリング測定することで，チオ硫酸ナトリウム及び水酸化ナトリウムが規定の濃度を維持している事を確認する。

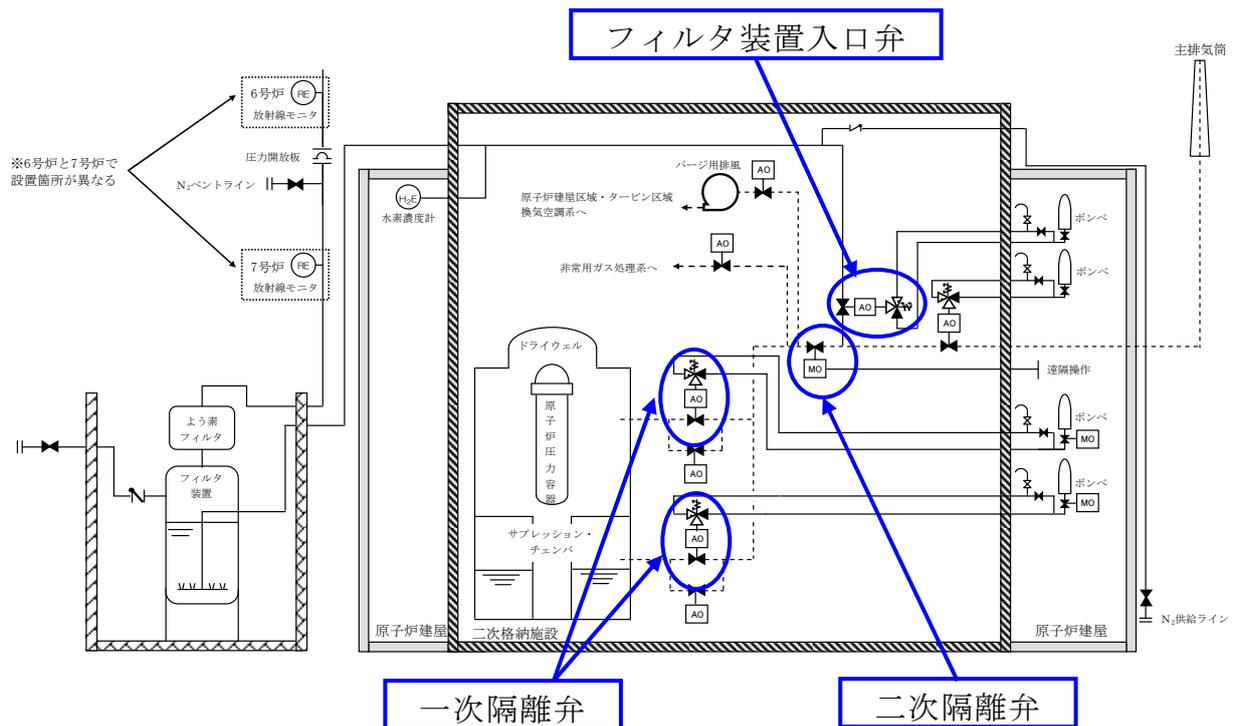
3. 点検周期の考え方

点検周期は，機能や設置環境の類似した既設機器を踏襲して決定する。

容器及び容器内部構造物に対する，アルカリ性の薬液を注入することによる腐食の影響対策としては，本装置が通常待機状態であること，及び，耐腐食にすぐれた SUS316L 材を使用していることから，窒素封入による不活性状態を維持することにより容器内部構造物の腐食の発生を防止していることの確認を定期的に行うことで問題ないと判断する。

別紙10 弁の操作方法について

格納容器圧力逃がし装置の一次隔離弁、フィルタ装置入口弁は空気駆動弁（以下、「AO弁」）である。また、二次隔離弁は電動駆動弁（以下、「MO弁」）となっている。これらの弁はシビアアクシデント時を考慮し、電源喪失時においても操作が可能な構成としている。電源喪失時の操作方は第1表の通りである。



第1図 格納容器圧力逃がし装置系統概要図

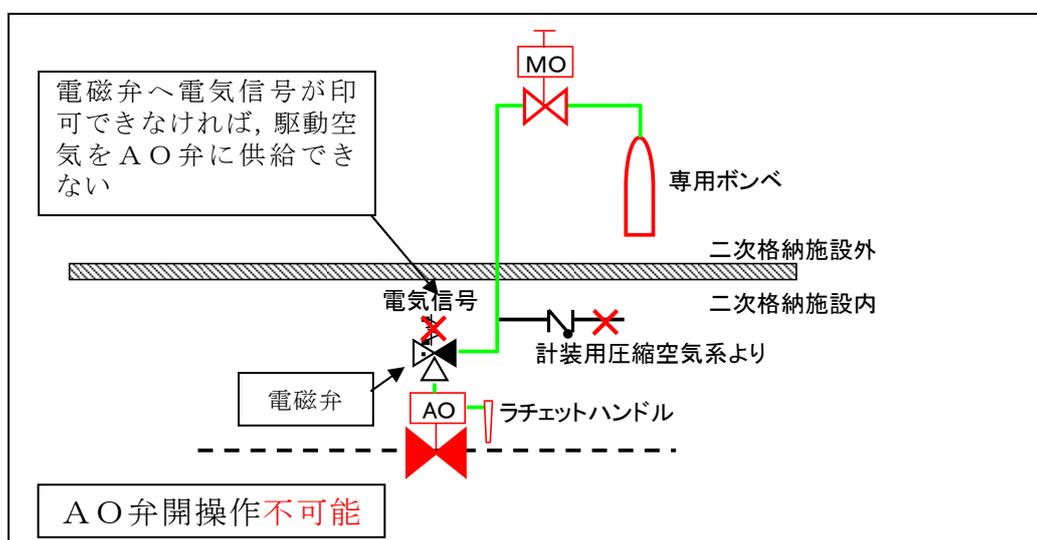
第1表 弁の操作方法

駆動方式	操作対象弁	電源喪失時の操作方法	操作場所
AO弁	<ul style="list-style-type: none"> ■一次隔離弁 (サプレッション・チェンバ側) 	ラチェットハンドルによる手動操作	弁直近
	<ul style="list-style-type: none"> ■フィルタ装置入弁 ■一次隔離弁 (ドライウエル側) 	専用ボンベからの駆動空気供給による遠隔操作	二次格納施設外
MO弁	<ul style="list-style-type: none"> ■二次隔離弁 	エクステンションによる遠隔操作	二次格納施設外

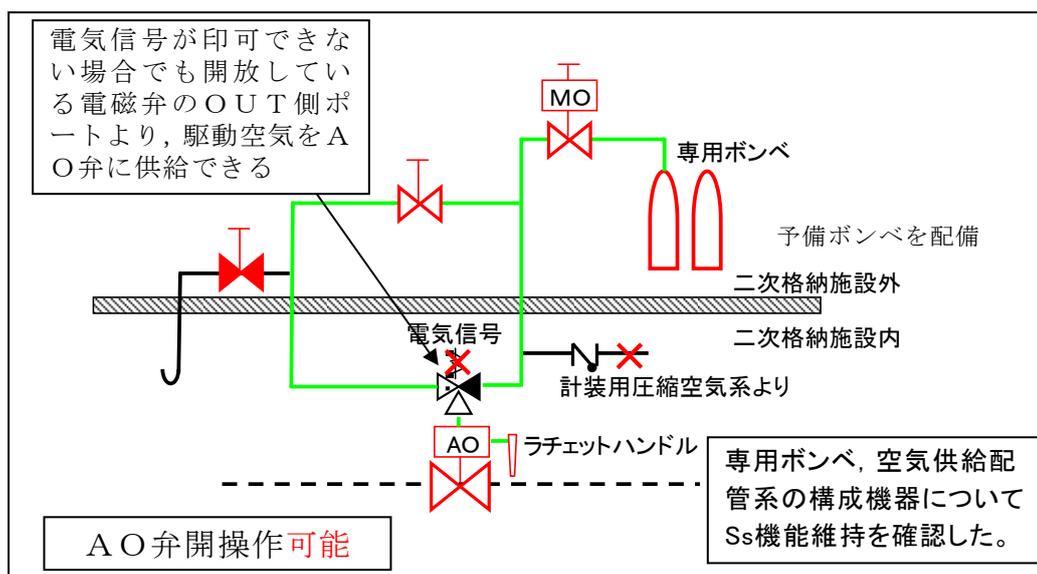
MO弁については、エクステンションにより二次格納施設外から人力のみによる操作を行うことができる。

AO弁については、ラチェットハンドルにより人力のみによる操作を行うことができる。なお、ラチェットハンドルによる操作は弁に近接して行う必要があることから、弁操作時に操作エリアの放射線量率が高くなる可能性のある一次隔離弁については遮へいを設置する等、作業員の放射線防護を考慮した設計としている。

一方、AO弁についても、事故時に放射線量率の低い二次格納施設外からの操作も可能であることが望ましい。そのため、AO弁については、駆動用の空気供給配管系の構成を変更し、電源喪失時においても二次格納施設外からAO弁を操作可能な構成としている。変更前の構成図を第2図、変更後の構成図を第3図に示す。



第2図 AO弁 空気供給配管構成図（変更前）



第3図 AO弁 空気供給配管構成図（変更後）

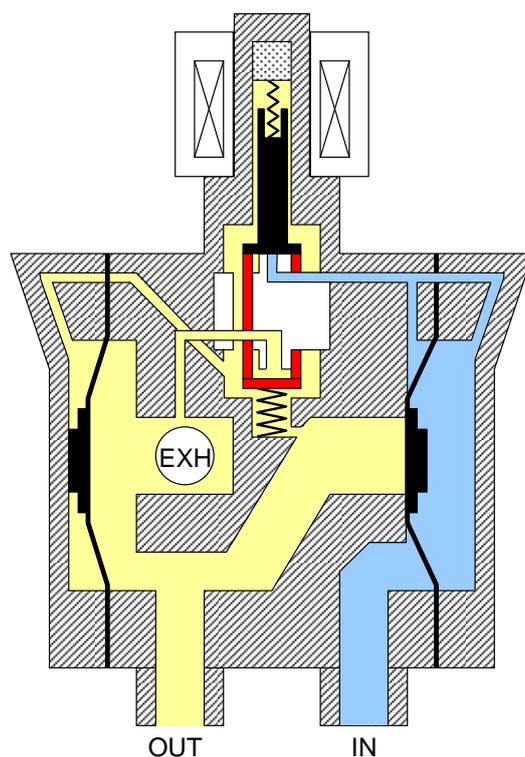
第2図に示す通り、空気供給配管系の変更前の構成では、電磁弁に電気信号を印可できなければ、駆動空気をA O弁に供給することができない。そのため、電源喪失時には、駆動空気によりA O弁を操作することができない。

一方、第3図に示す通り、空気供給配管系の変更後の構成では、電磁弁に電気信号を印可できない場合においても開放している電磁弁のO U T側ポートより、駆動空気をA O弁に供給することができる。そのため、電源喪失時においても、駆動空気によりA O弁を操作することができる。また、空気供給配管系に設置している弁は、全て二次格納施設外にて操作が可能である。よって、この空気供給配管系の変更により、電源喪失時において二次格納施設外より、A O弁を操作することが可能となる。

以下に、電磁弁内の動作のメカニズムについて詳細に記載する。

(1) 電磁弁待機時（無励磁）の状態

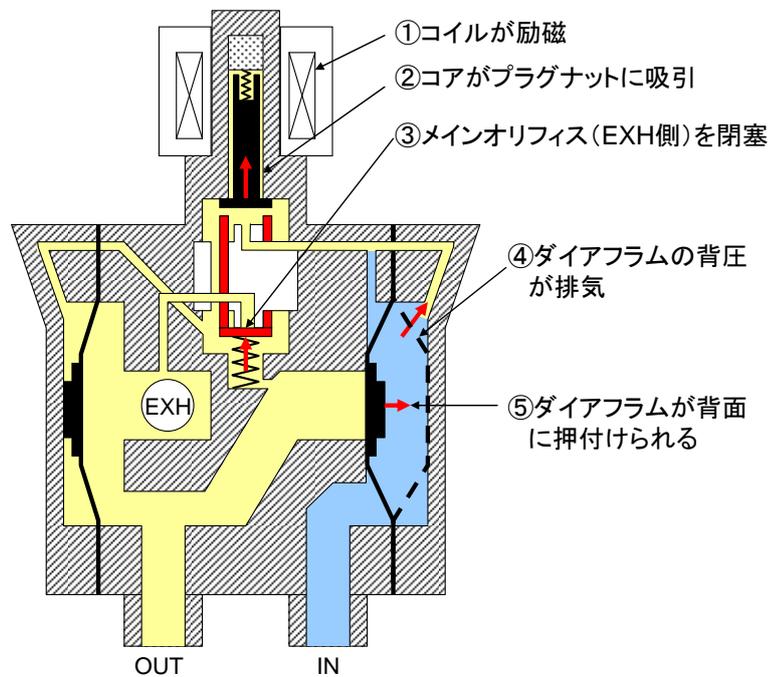
A O弁用の電磁弁は、電気信号を印可していない状態（無励磁状態）では以下の第4図のような状態である。「IN側」には計装用圧縮空気系、「OUT側」はA O弁の駆動部に接続されており、「EXH側」は大気開放となっている。



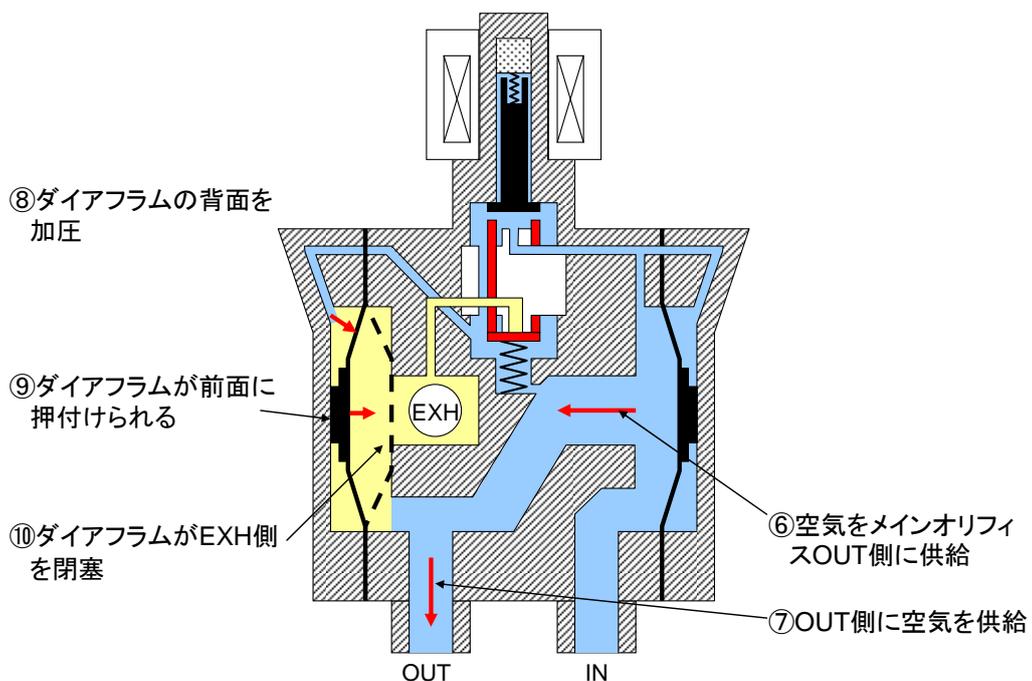
第4図 電磁弁（待機時）の概要図

(2) 電磁弁動作時（励磁）の状態

AO弁用の電磁弁は、電気信号を印可した状態（励磁状態）となると第5図及び第6図のようなメカニズムにより、IN側の計装圧縮空気系の空気をOUT側のAO弁の駆動部に供給する。



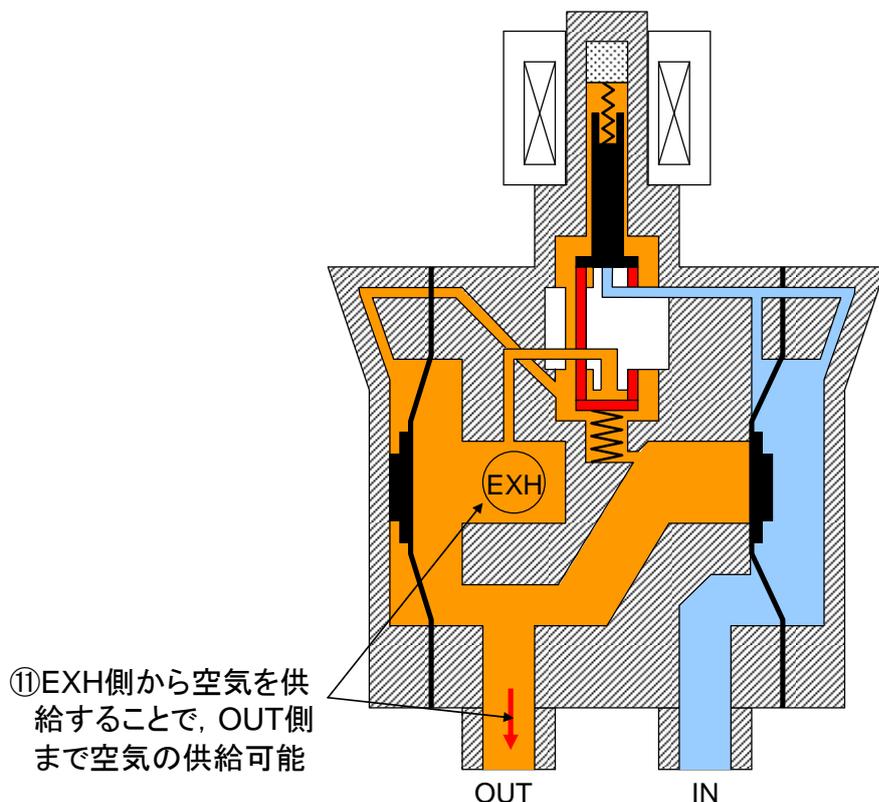
第5図 励磁時直後の動作概要図



第6図 ダイヤフラム動作～EXH閉塞までの動作概要図

(3) 専用ポンベの空気を EXH 側から供給する場合

AO弁用の電磁弁は、専用ポンベの空気を EXH 側から供給する場合は、第7図のようになる。専用ポンベの空気は IN 側にも供給されているため、右側のダイヤフラムは左右で圧力がバランスし、EXH 側の空気は OUT 側の AO 弁本体の駆動部へ供給される。

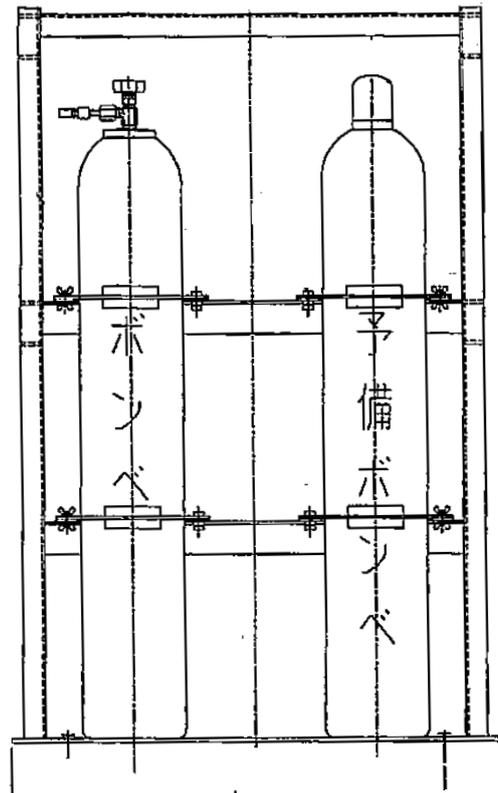


第7図 専用ポンベの空気を EXH 側から供給する場合の概要図

なお、専用ポンベの空気を EXH 側から供給する場合の AO 弁の開閉試験を実施し、AO 弁が確実に全開及び全閉になることを確認した。

上記(1)～(3)より専用空気ポンベの空気を電磁弁の EXH 側から供給することで、電磁弁へ悪影響を与えることなく、電源喪失時においても確実に AO 弁の駆動部へ空気を供給することが可能である。

AO弁を二次格納施設外から遠隔操作する場合には、AO弁の駆動源として駆動空気が必要となる。その場合における、駆動空気供給源の信頼性の向上を図るため、駆動空気は常設の専用ポンペより供給し、第8図に示すように、その専用ポンペの横に常設の予備ポンペを設置している。



第8図 AO弁駆動ポンペラック構造図

一方、弁の遠隔操作の駆動源を人力のみとする場合、A O弁をMO弁に変更し、弁駆動力（人力によるトルク）をエクステンションジョイントによりMO弁まで伝達する構造に変更することも考えられる。

そこで、A O弁の専用ポンベによる遠隔操作機構と、MO弁のエクステンションジョイントによる遠隔操作機構について第2表に示す通り比較を行った。

第2表 弁の遠隔操作機構の比較

項目	専用ポンベを用いた A O弁の遠隔操作	エクステンションジョイント を用いたMO弁の遠隔操作
操作に必要な 駆動源	常設専用ポンベの空気圧力	人力
弁操作時間	約2分	約20分
作業負荷	空気供給弁と排気弁の操作。これらの弁は25A以下の小口径の弁であるため操作は容易。	駆動トルク：約40～50Nm 全開→全閉回転数：約1500回転
必要操作人員	1名	3名
信頼性	故障確率 7.3×10^{-8}	故障確率 3.4×10^{-8}

MO弁の遠隔操作機構には、取り回しの容易なフレキシブルジョイントを用いる構成を仮定した。フレキシブルジョイントには駆動ロスがあり、駆動ロスの分、操作には大きなトルクが必要となることから、減速機を用いて操作トルクを低減する構造となっている場合が多い。一方、駆動ロスにはフレキシブルジョイントの敷設長さや敷設時の曲げ箇所の数、曲げ箇所の曲率半径により決まることから、敷設ルートが決まらなければ駆動ロスは求められない。そこで、今回は駆動ロスを仮定し、減速比5の減速機を設置する。（一次隔離弁はラビリンス構造の部屋に設置されており、必ず曲げ箇所を設置する必要があるため、駆動ロスは大きくなると考えられる）

A O弁については空気供給弁と排気弁の操作のみであり、これらは25A以下の小口径の弁かつ一箇所に集中して設置されていることから、1名約2分で操作可能である。

一方、MO弁については、減速機の設置により必要回転数が5倍となることから、減速機が無ければ約4分の作業であるが、5倍の約20分かかると想定し、これまでの訓練の実績を踏まえ、操作には最低3名は必要と考えられる。

これらの条件のもと評価した、遠隔操作機構の信頼性は、A O弁、MO弁ともに 10^{-8} [/h]オーダーであり、非常用の電動ポンプの故障率が 1.3×10^{-7} [/h]よりも小さく、代替機器としてはいずれの機構も十分な信頼性を有している。

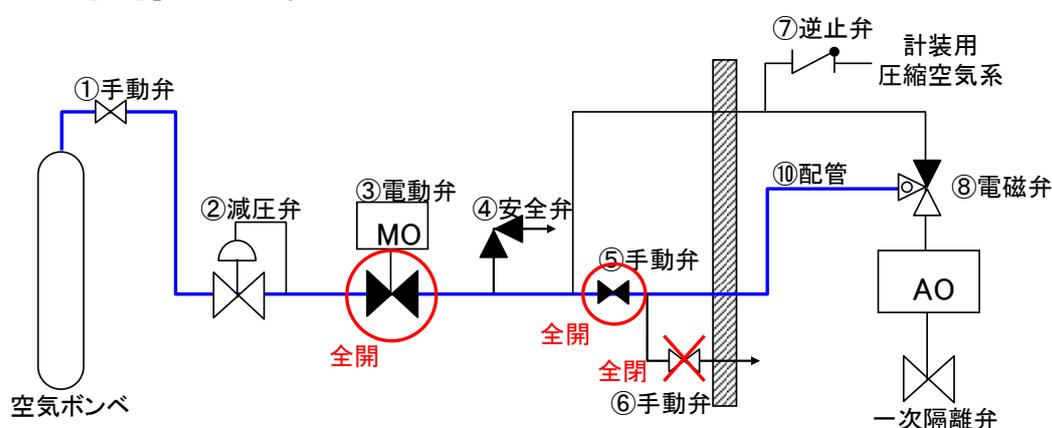
遠隔操作機構の信頼性については、以下の通り算定している。

【信頼性の算定】

各機器の故障率を、有限責任中間法人 日本原子力技術協会（現 原子力安全推進協会）が 2009 年にとりまとめた「故障件数の不確実さを考慮した国内一般機器故障率の推定」における国内一般故障率（21 ヶ年データ）時間故障率（平均値）から想定すると、以下の通りとなる。

(1) 専用ポンペを用いた遠隔操作

専用ポンペを用いた操作について、系統概要図を第 9 図に、故障率を第 3 表に示す。第 3 表の故障率から系統全体の故障率を算出すると「 7.3×10^{-8} [h]」となる。



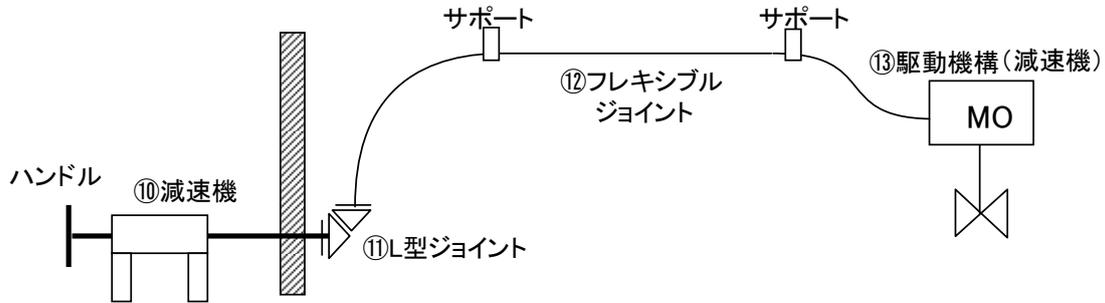
第 9 図 専用ポンペを用いた操作の系統概要図

第 3 表 専用ポンペを用いた操作の故障率

No.	機器名称	想定故障モード	想定機器と故障モード	故障率 [h]
①	手動弁	外部リーク	手動弁（外部リーク）	1.7×10^{-9}
②	減圧弁	減圧	安全弁（開閉失敗）	1.4×10^{-8}
③	電動弁（純水）	閉固着	手動弁（開閉失敗）	8.3×10^{-9}
		外部リーク	電動弁（外部リーク）	2.5×10^{-9}
④	安全弁	内部リーク	安全弁（内部リーク）	2.2×10^{-8}
⑤	手動弁	閉固着	手動弁（開閉失敗）	8.3×10^{-9}
		外部リーク	手動弁（外部リーク）	1.7×10^{-9}
⑥	手動弁	開固着	手動弁（開閉失敗）	8.3×10^{-9}
		内部リーク	手動弁（内部リーク）	3.7×10^{-9}
⑦	逆止弁	内部リーク	逆止弁（内部リーク）	7.1×10^{-9}
⑧	電磁弁	外部リーク	電磁弁（外部リーク）	4.4×10^{-9}
⑨	配管	リーク	配管（リーク）	6.6×10^{-9}
当該システムの故障率				7.3×10^{-8}

(2) エクステンションを用いた遠隔操作

エクステンションを用いた操作について、系統概要図を第10図に、故障率を第4表に示す。第3表の故障率から系統全体の故障率を算出すると「 3.4×10^{-8} [h]」となる。



第10図 エクステンションを用いた操作の系統概要図

第4表 エクステンションを用いた操作の故障率

	機器名称	想定故障モード	想定機器と故障モード	故障率[/h]
⑩	減速機	動力伝達不可	手動弁（開閉失敗）	8.3×10^{-9}
⑪	L型ジョイント	動力伝達不可	手動弁（開閉失敗）	8.3×10^{-9}
⑫	フレキシブルジョイント	動力伝達不可	手動弁（開閉失敗）	8.3×10^{-9}
⑬	MO弁（減速機）	動力伝達不可	手動弁（開閉失敗）	8.3×10^{-9}
当該システムの故障率				3.4×10^{-8}

以上より、操作の実現性や機構の信頼性を考慮すると、AO弁、MO弁いずれも成立性があると考えられる。

第1図の構造図に記載の通り、一次隔離弁については不活性ガス系の弁と共用しており、当該弁は通常運転時も操作を実施する弁である。一方、格納容器隔離機能に着目すると、格納容器隔離信号発生時には、当該弁については確実に閉鎖する必要がある。そのため、電源喪失時に確実にフェイルクローズとなるAO弁の方が、フェイルアズイズとなるMO弁よりも適していると考えられる。

また、福島第一原子力発電所の事故では、空気駆動のベント弁の開操作が困難を極めたことから、「専用ポンベからの駆動空気供給による遠隔操作」においては、福島第一原子力発電所事故時の問題を考慮し、以下の第5表の対策を施している。

第5表 福島第一原子力発電所事故時の問題点と圧力逃がし装置における対策

比較項目	1 F での問題点	KK 圧力逃がし装置での対応策
放射線量	<ul style="list-style-type: none"> ・ A O 弁操作のために現場に向かうも 500mSv/h 以上あり 10 分で引き返した。(1 号機) 	放射線量率の低い二次格納施設外にて操作が可能
電磁弁 (電源)	<ul style="list-style-type: none"> ・ 電磁弁が地絡や他号機の爆発の影響により操作不能であった。(2 号機) ・ 仮設で用意した小型発電機が故障した。(3 号機) 	電磁弁の排気ポートから空気を供給することで、強制的にベント弁の開操作を行うことができる。
作動空気	<ul style="list-style-type: none"> ・ I A 喪失により仮設コンプレッサーを用意したが、別途接続治具が必要であった。(1 号機) ・ 駆動用空気の残圧不足により、ベント弁の開状態の維持が困難であった。(2, 3 号機) 	専用の駆動用空気ポンベを現場に常設する。