

第 46-12-8 表 非信頼度の評価結果一覧（共用部を含めない範囲）

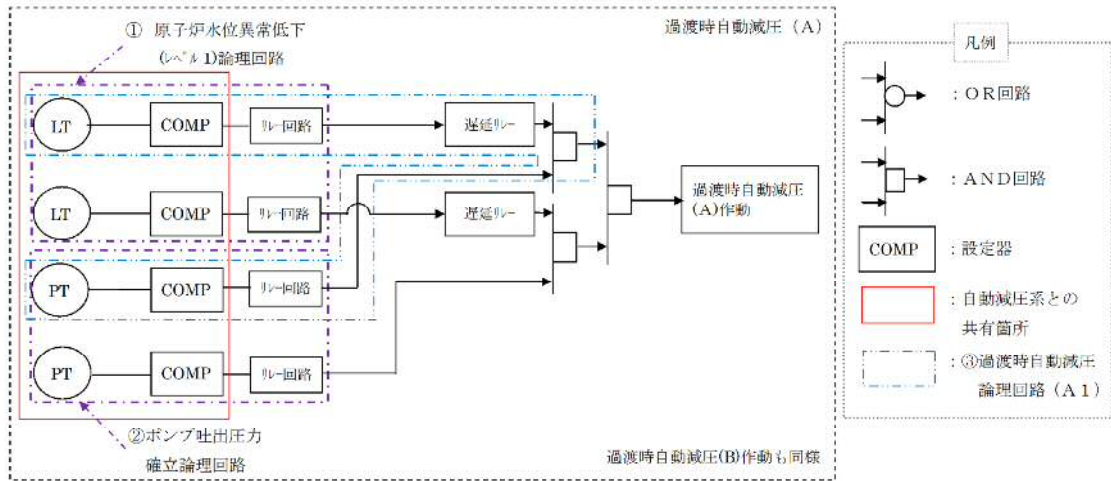
評価範囲又は共通原因	非信頼度
①原子炉水位異常低下(レベル1)論理回路(A1)	<input type="text"/>
②ポンプ吐出圧力確立論理回路(A1)	<input type="text"/>
③過渡時自動減圧論理回路(A1) (①, ②論理回路を含む)	<input type="text"/>
④過渡時自動減圧論理回路(A) (A1(③), A2論理回路を含む)	<input type="text"/>
⑤過渡時自動減圧回路 (A(④), B論理回路を含む)	<input type="text"/>
⑥検出器共通原因故障	<input type="text"/>
過渡時自動減圧機能の非信頼度(①~⑥)	<input type="text"/>

※3 検出器等の共用部の故障を考慮しないため

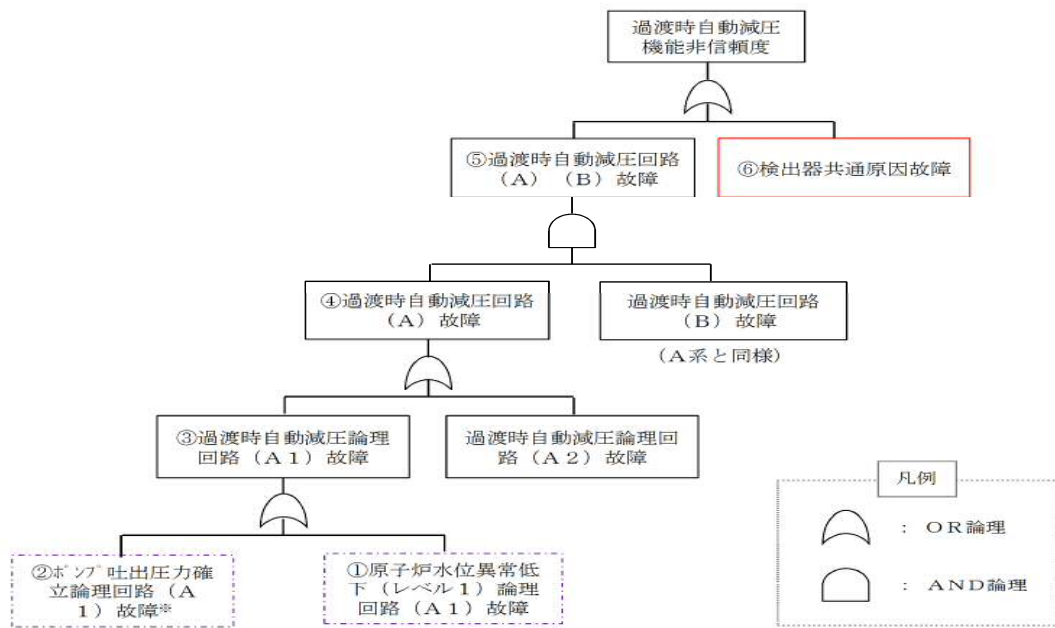
※4 ポンプ吐出圧力は2要素(A系: LPCI-A, LPCS B系: LPCI-B, C)のため共用部の故障の寄与が小さいため

※5 ①論理回路の共用部の非信頼度低下の寄与

※6 内部事象PRAにおいて過渡時自動減圧機能論理回路に期待する状況(高圧注水・減圧機能喪失)の発生頻度( $2.0 \times 10^{-8}$ /炉年)を乗じ、過渡時自動減圧機能の不作動の発生頻度を算出



第 46-12-5 図 非信頼度評価モデル



※：ポンプ吐出圧力は2要素(LPCI-A, LPCS)

第 46-12-6 図 非信頼度評価フォールトツリー

46-13 高温環境下での逃がし安全弁の開保持機能維持について

## 高温環境下での逃がし安全弁の開保持機能維持について

### 1. はじめに

原子炉水位が燃料有効長頂部を下回り、炉心損傷に至るような状況では、原子炉圧力容器（以下「R P V」という。）内に高温の過熱蒸気が発生する。高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱（以下「D C H」という。）を防止するためには、その様な環境下でも逃がし安全弁（以下「S R V」という。）を開保持し、R P V内の圧力を2.0MPa[gage]以下の低圧に維持する必要がある。

S R Vは本体と補助作動装置から構成されているが、補助作動装置の温度が上昇すると、電磁弁又はピストンのシール部が熱によって損傷し、S R Vの開保持機能に影響を及ぼす恐れがある。

ここでは、炉心損傷後、D C H防止のために原子炉の減圧を継続する環境下においても、S R Vの開保持機能が損なわれないことを評価する。

### 2. 評価方法

電力共同研究「安全上重要な機器の信頼性確認に関する研究」において、設計基準事故を包含する保守的な環境条件として、「171℃において3時間継続の後、160℃において3時間継続した状態」でのS R V機能維持について確認されている（以下「S R V環境試験」という。）。第2図にS R V環境試験条件を示す。

このため、M A A PコードによるD C H有効性評価解析より得られた環境温度条件を入力として、3次元熱流動解析コード（S T A R－C C M+）によりS R Vの温度を評価し、S R V環境試験の温度条件に包含されることを確認することで、重大事故時においてもS R Vの開保持機能が維持されるこ

とを確認する。

なお、3次元熱流動解析は保守的な温度条件を設定した定常解析にて実施するが、下部プレナムへの溶融炉心の落下に伴いRPV内の気相温度が急激に上昇する期間に対しては、SRVの温度上昇をより現実的に評価するため非定常解析を実施する。

### 3. 評価条件

#### (1) 温度条件

第3図及び第4図に、MAAP解析結果のRPV内気相平均温度及びドライウェル内気相平均温度を示す。このMAAP解析結果を踏まえ、以下に示す2通りの温度条件を設定する。第1表に評価条件を示す。

##### ・温度条件①（定常解析）

RPV内気相温度については、事象発生から下部プレナムへの溶融炉心移行中の期間を代表する温度条件として、この期間における最高温度を考慮し512℃を設定する。

また、ドライウェル内気相温度については、手順に従い実施する格納容器スプレイの冷却効果を考慮することとし、格納容器スプレイを開始した以降、RPV破損までの最高温度を考慮し53℃を設定する。なお、格納容器スプレイを開始するまでの初期のドライウェル内気相温度は53℃よりも高い80℃程度で推移するが、この期間におけるRPV内気相温度は定常解析の温度条件である512℃より十分に低いことから、SRV開保持機能維持の観点で、初期のドライウェル内気相温度の影響は、RPV内気相温度条件の保守性に包含される。

##### ・温度条件②（非定常解析）

下部プレナムへの溶融炉心移行に伴うRPV内の気相温度の急激な上

昇を考慮した温度条件として、温度条件①で設定した期間以降のR P V内気相温度の最高値到達までの温度条件として、512℃から586℃の温度履歴を設定する。

また、ドライウェル内気相温度については、温度条件①と同様に53℃を設定する。

## (2) 評価部位

S R V（自動減圧機能）の開保持には、電磁弁コイルを励磁することで、補助作動装置のピストン部へ窒素を供給し、S R V本体スプリングの閉止力を上回る駆動力を発生させ、ピストンを押し上げた状態とする必要がある。S R Vの開保持機能維持の観点では、高温影響を受けやすい以下の部位について評価する必要がある。

### ①電磁弁（下部コイルハウジング）

電磁弁のコイルは熱容量が小さく、高温影響を受けやすい。電磁弁のコイルが熱によって損傷した場合、電磁弁のコイルが消磁することで、補助作動装置のピストンへの窒素供給が遮断されるとともに、流路が排気側へ切替ることから、ピストンを押し上げていた窒素が排出され、S R V本体スプリングの閉止力によってS R V（自動減圧機能）が閉止する。このため、電磁弁を評価の対象とするが、その中でも高温配管に近く、最も温度が高くなり易い下部コイルハウジングの温度を評価する。

### ②ピストン（シール部）

ピストンのシール部にはフッ素ゴム製のOリングが用いており、高温影響を受けやすい。ピストンのシール部が熱によって損傷した場合、シール部よりピストンを押し上げていた窒素が排出され、S R V本体ス

プリングの閉止力によってSRV（自動減圧機能）が閉止する。このため、ピストンの温度を評価する。

### (3) 評価モデル

SRV（自動減圧機能）が最も近く隣接するバルブB及びバルブHを含む範囲をモデル化する。実際の事故対応では互いに離れた位置のSRV2弁を開操作する手順とするが、電磁弁及びピストンのシール部の温度条件を厳しく評価する観点より、本評価では、隣接した2弁を同時に開状態とする評価モデルとする。第5図にSRV配置図及びモデル化範囲を、第6図にモデル図及び断面メッシュ図を示す。

## 4. 評価結果

評価結果を第2表及び第7図から第9図に示す。

事象発生から下部プレナムへの熔融炉心移行中の期間を代表する温度条件を適用した温度条件①の定常解析では、下部コイルハウジングの最高温度はバルブBの約120℃、ピストン部の最高温度はバルブBの約124℃であり、SRV環境試験温度である160℃を下回る。

また、下部プレナムへの熔融炉心移行に伴うRPV内の気相温度の急激な上昇を考慮した温度条件②の非定常解析では、下部コイルハウジングの最高温度はバルブBの約124℃、ピストン部の最高温度はバルブBの約124℃であり、SRV環境試験温度である160℃を下回る。

なお、SRV環境試験では、160℃以上の温度条件において6時間の機能維持が確認されている。この試験の初期の温度条件として171℃を与えていることを踏まえると、160℃以下の温度条件では約7.6時間の機能維持が可能<sup>\*</sup>であると考えられる。したがって、逃がし安全弁（自動減圧機能）の開保持

機能が要求される，事象発生から原子炉圧力容器破損までの時間（約 4.5 時間）に対して，十分な余裕がある。

以上のとおり，炉心損傷後，DCH防止のために原子炉の減圧を継続している状況を想定した環境下でも，SRV開保持機能は維持されと考えられる。

※ SRVは，「171℃において3時間継続の後，160℃において3時間継続（合計6時間）」という環境条件での機能維持がSRV環境試験によって確認されている。この初期の熱負荷（171℃において3時間継続）をアレニウス則に基づき，160℃の熱負荷に換算すると，160℃において約4.6時間継続となり，これを後段の試験時間と合計すると約7.6時間は機能維持が可能となる。

#### 5. 本体部の温度上昇による影響

前述のとおり，重大事故時においてもSRVの開保持機能は維持されるが，ここではSRV強制開機能に対する温度上昇の影響について評価する。

閉状態のSRVを強制開とするためには，補助作動装置の駆動力がSRV本体の閉止力を上回る必要がある。第3表に温度上昇の影響を示す。SRV本体の閉止力に対する温度上昇の影響は，いずれも強制開の妨げとなることはない。



第1表 3次元熱流動解析での温度条件

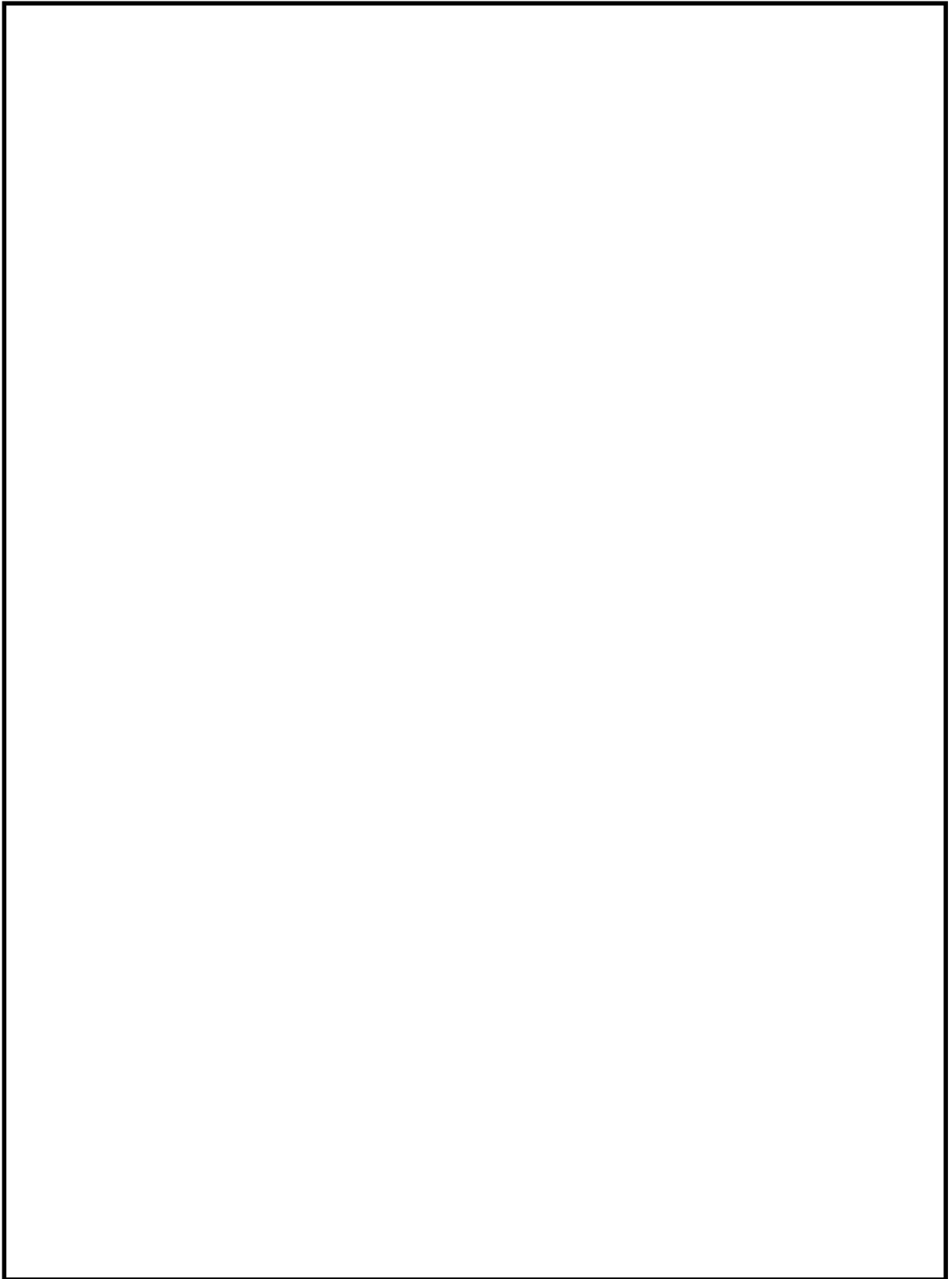
項目	温度条件①【定常解析】	温度条件②【非定常解析】
R P V内 気相平均温度	512℃	512℃→586℃
ドライウエル内 気相平均温度	53℃	53℃

第2表 3次元熱流動解析での評価結果

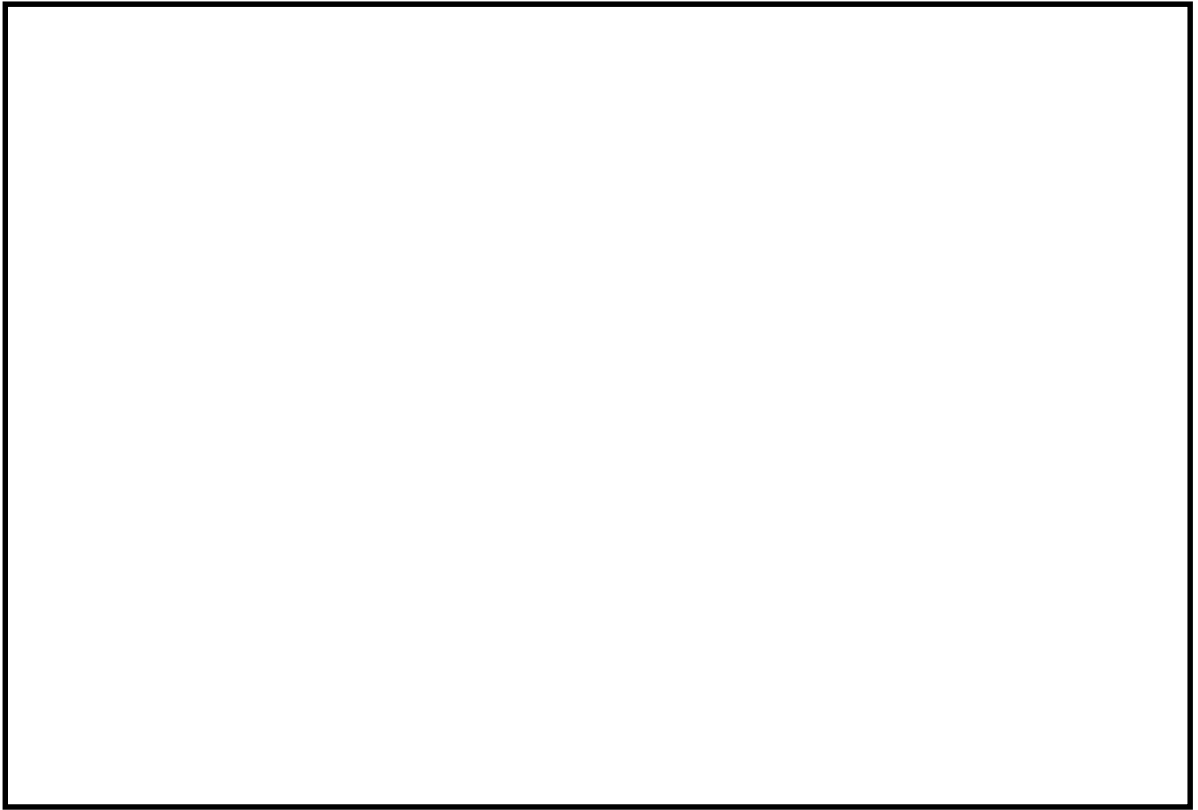
項目	温度条件①【定常解析】		温度条件②【非定常解析】	
	バルブB	バルブH	バルブB	バルブH
下部コイル ハウジング 最高温度	約 120℃	約 112℃	約 124℃	約 116℃
ピストン部 最高温度	約 124℃	約 113℃	約 124℃	約 113℃

第3表 S R V本体の抵抗力に対する温度上昇の影響

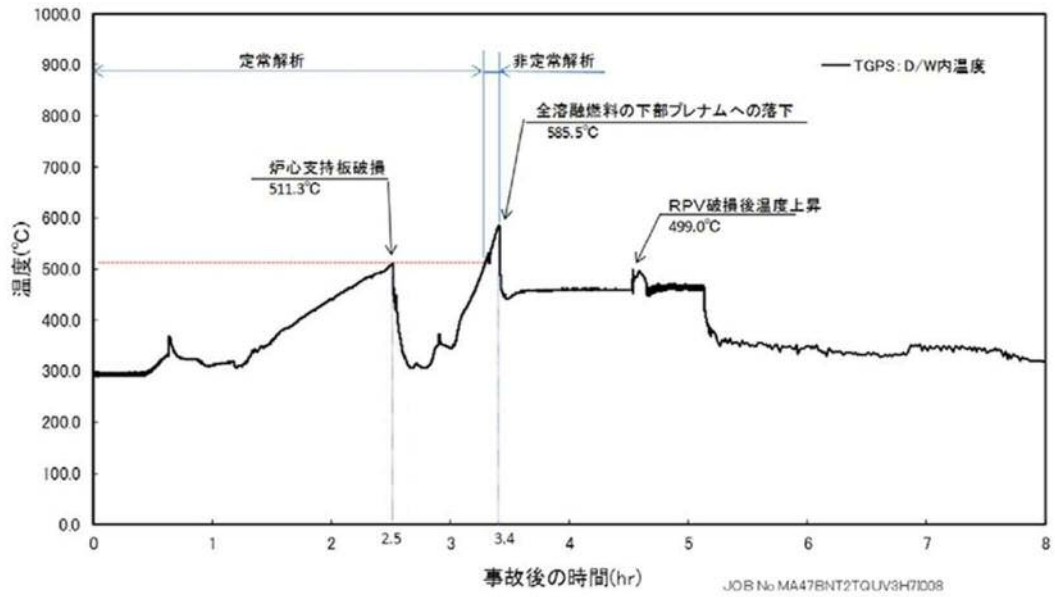
項目	温度上昇の影響
S R Vスプリング閉止力	温度上昇に伴い、低下する方向にある。また、補助作動装置はスプリング閉止力に対して十分な駆動力を有している。
弁棒・アジャスタリング 摺動抵抗	主蒸気流路から離れた位置にあり、温度上昇幅は小さく、S R V強制開機能には影響を及ぼさない。
弁棒・ネッキブッシュ 摺動抵抗	弁棒はS U S 431、ネッキブッシュはニッケルブロンズと、入熱時に隙間が拡大する材料の組合せとなっており、ネッキブッシュによる弁棒拘束は発生しない。
バランスピストン・ブッシュ 摺動抵抗	バランスピストンはS U S 403、ブッシュはニッケルブロンズと、入熱時に隙間が拡大する材料の組合せとなっており、ネッキブッシュによる弁棒拘束は発生しない。
弁体（ガイド部）・ガイド 摺動抵抗	主蒸気温度上昇に伴い拡大するため、温度上昇に伴うガイドによる弁体拘束は発生しない。



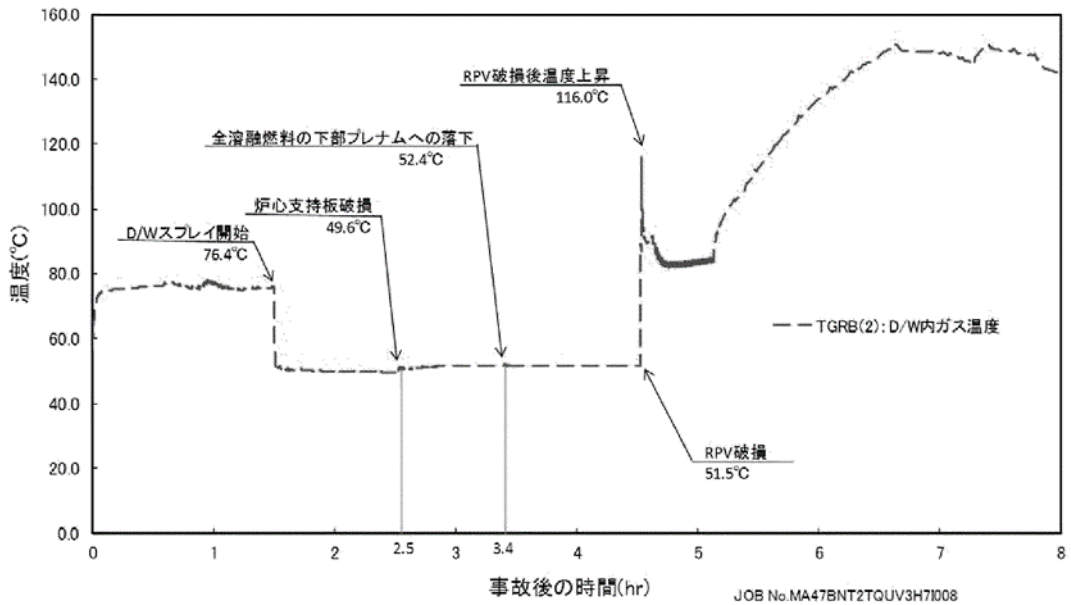
第 1 図 S R V 構造図 (開状態)



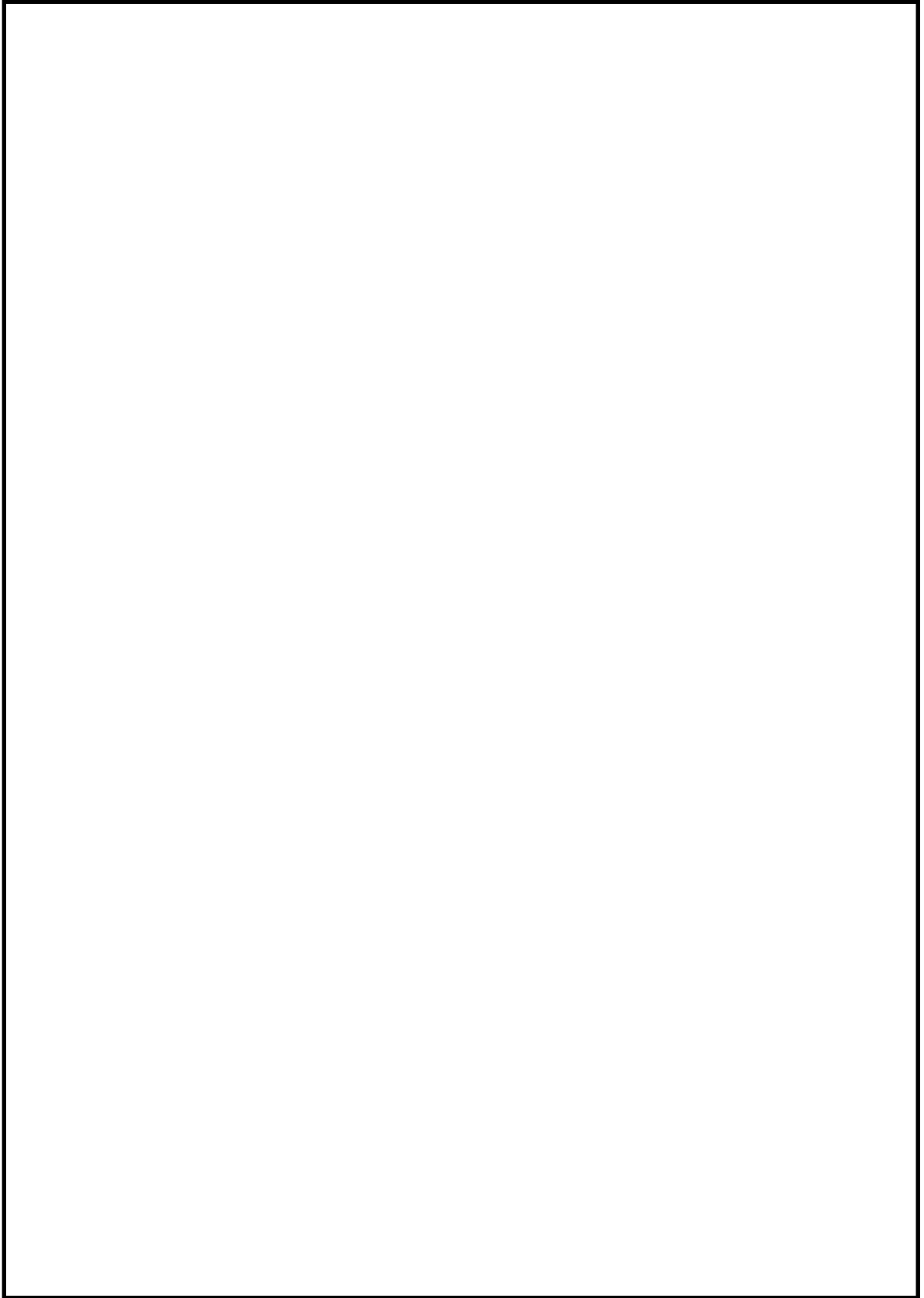
第 2 図 S R V 環境試験条件



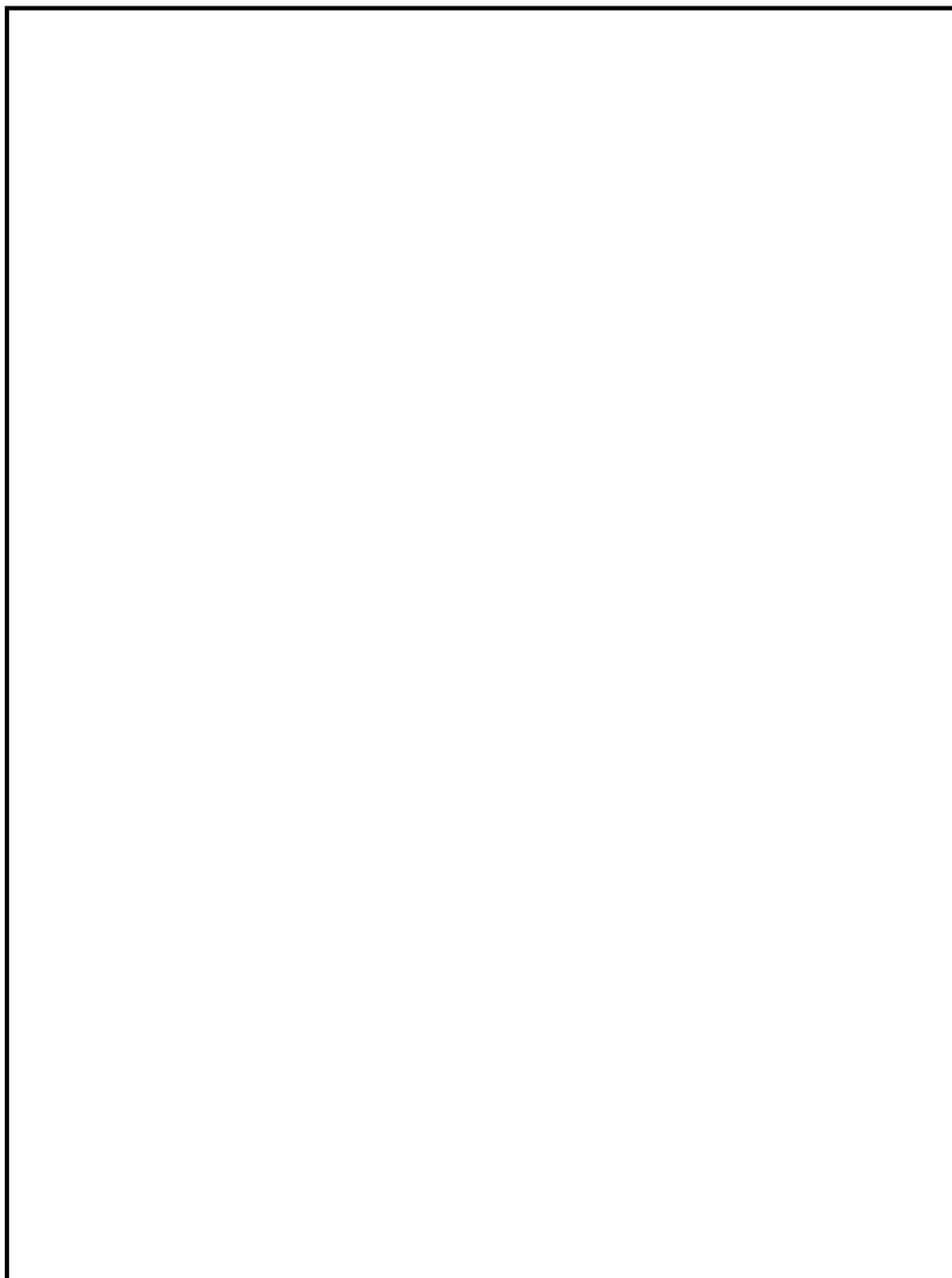
第3図 原子炉圧力容器内気相平均温度の推移



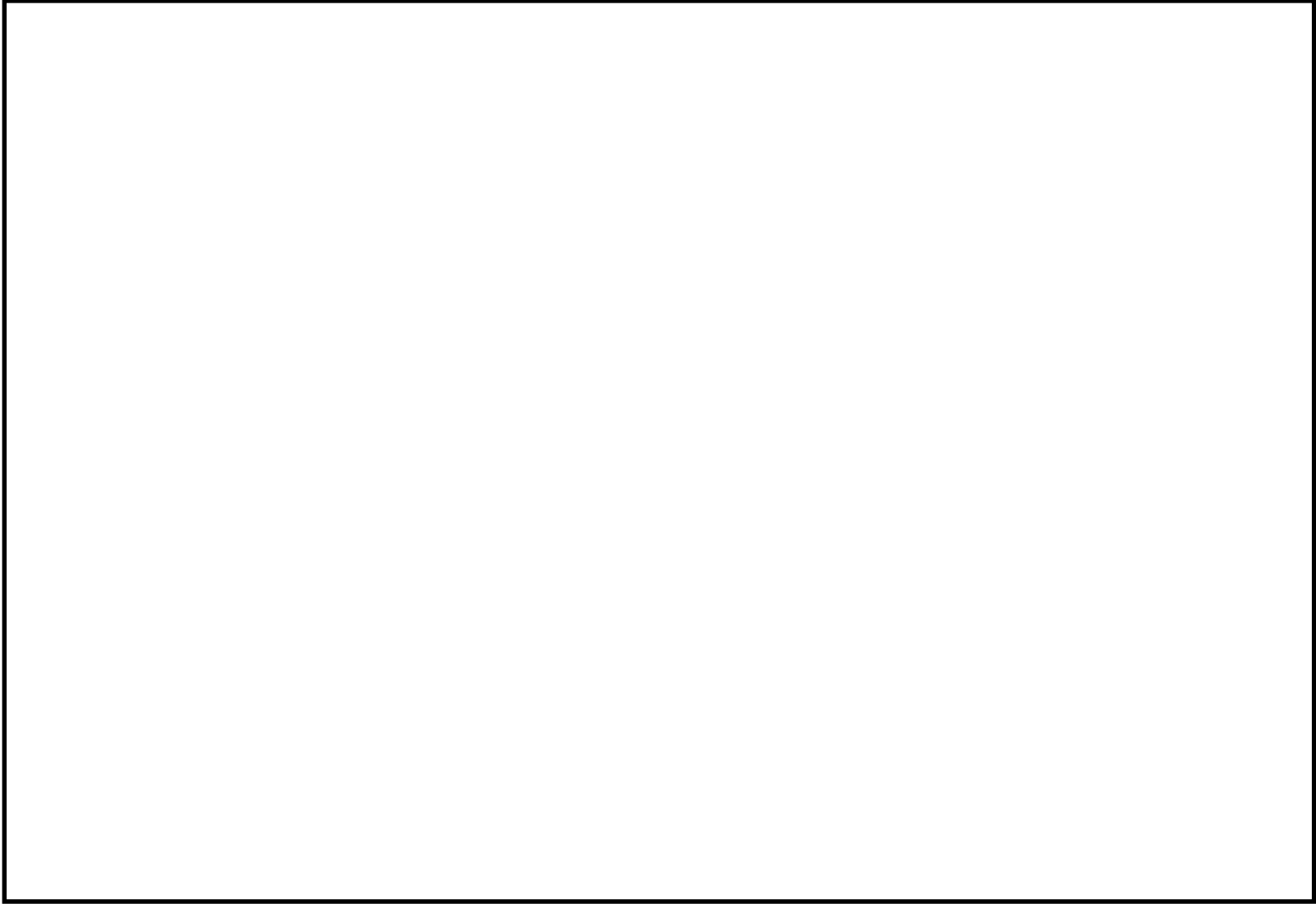
第4図 ドライウェル内気相平均温度の推移



第5図 S R V 配置図及びモデル化範囲



第 6 図 モデル図及び断面メッシュ図

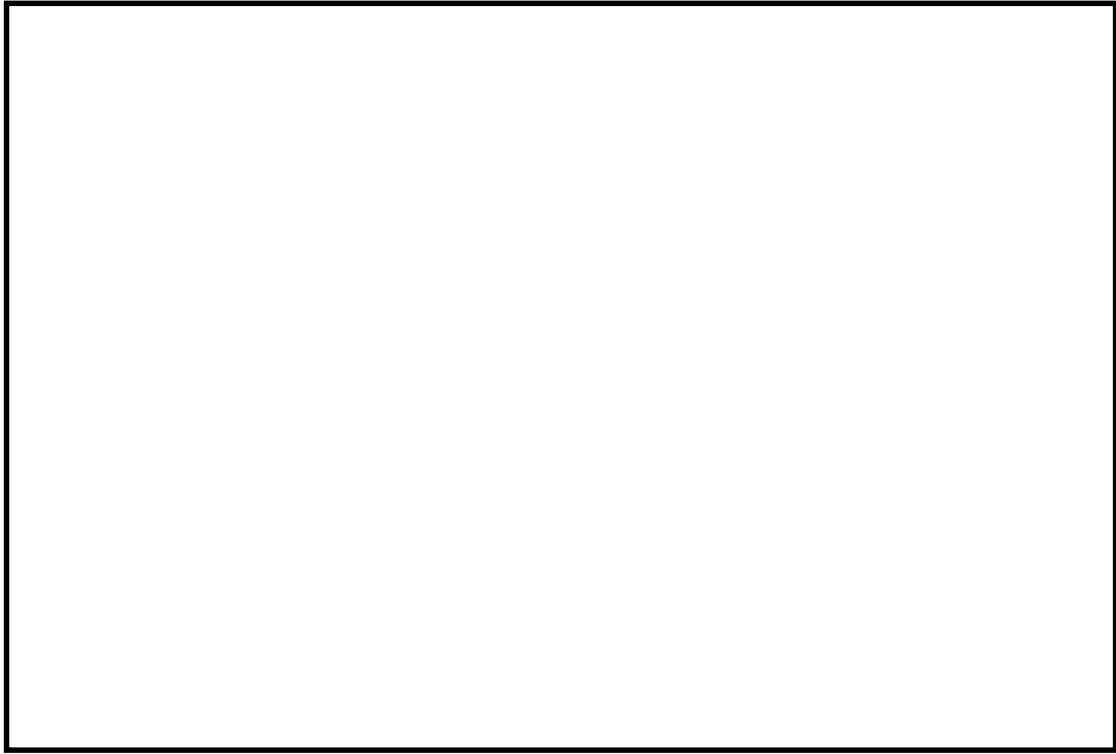


第7図 定常解析結果（温度条件①バルブB）

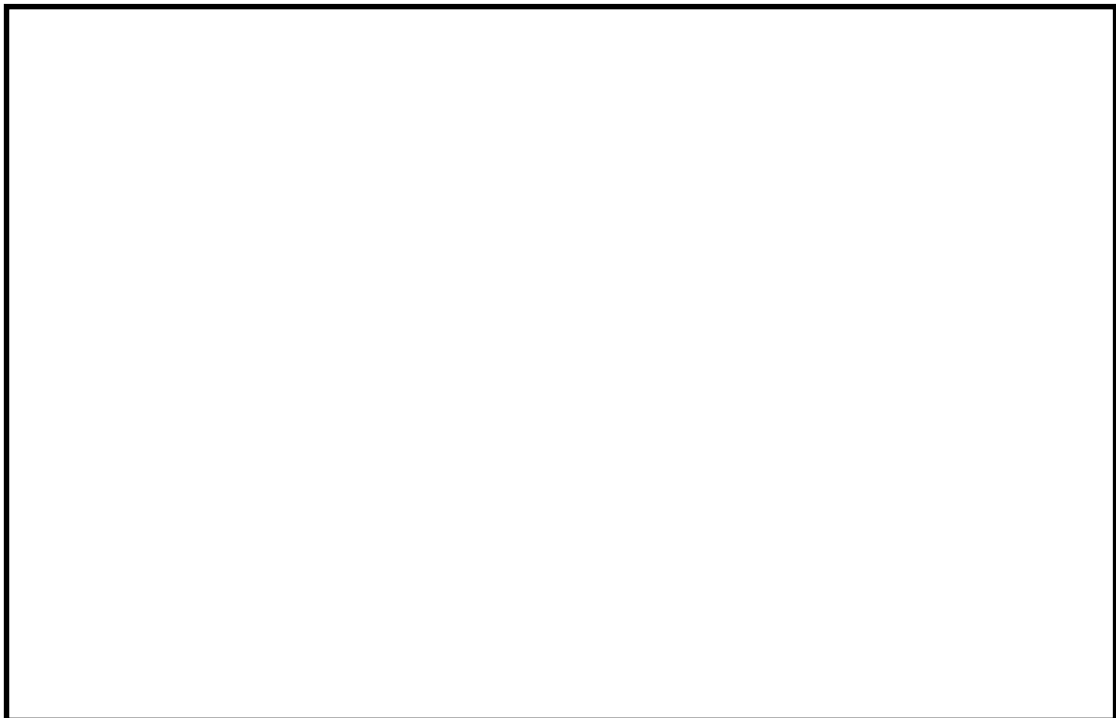


第 8 図 定常解析結果 (温度条件①バルブ H)





下部コイルハウジング最高温度



ピストン部最高温度

第 9 図 非定常解析結果（温度条件②）

46-14 SRVの耐環境性向上のための取組みについて

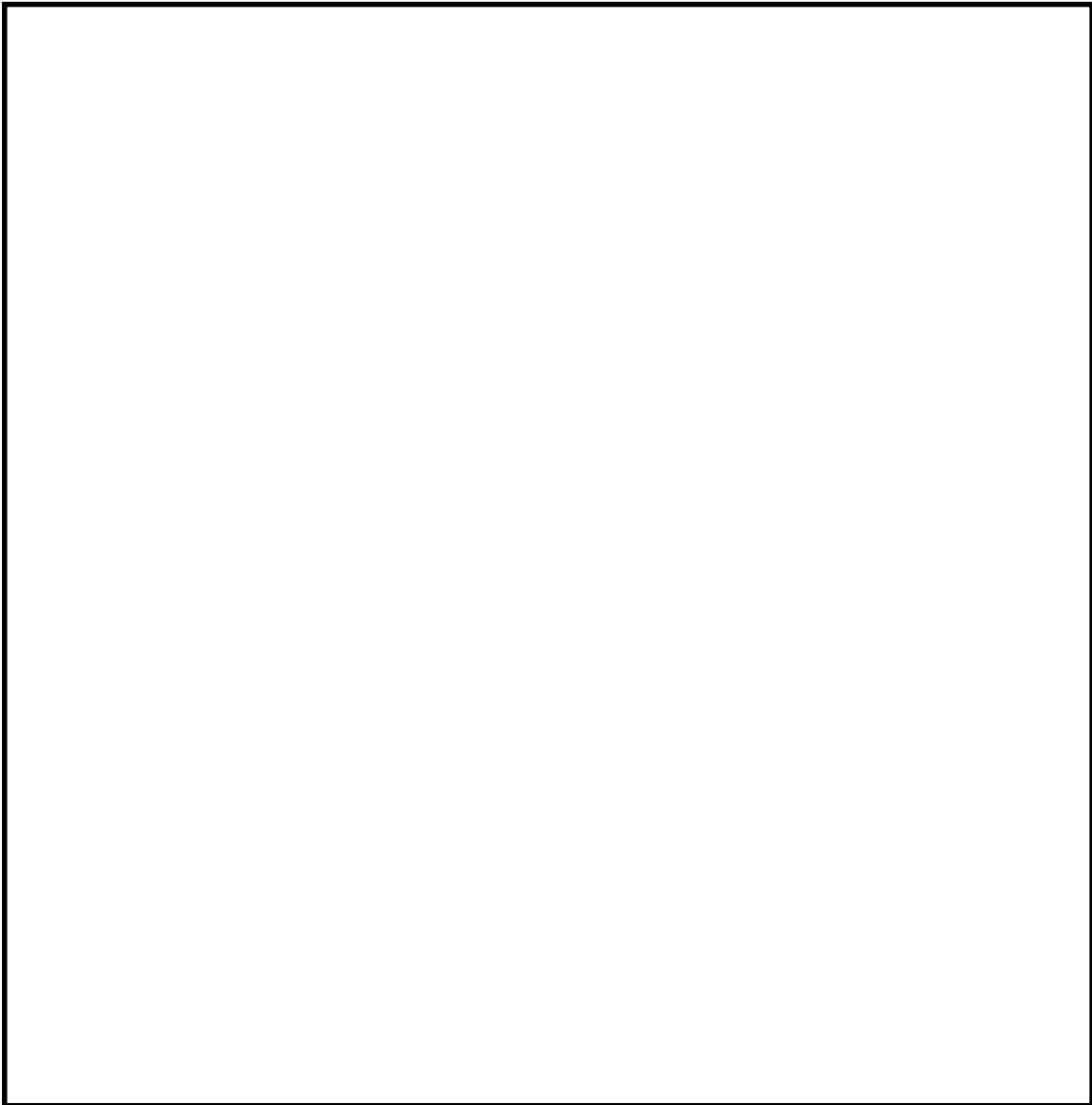
## 1. はじめに

東海第二発電所の有効性評価では、格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」における評価事故シーケンス（以下「DCH シーケンス」という。）の解析結果を入力として、逃がし安全弁（以下「SRV」という。）（自動減圧機能）の中で高温影響を受けやすい部位の温度を評価し、評価した温度が第1図に示す安全上重要な機器の信頼性確認に関する研究（平成7年度）のSRV環境試験条件を下回ることで、SRV（自動減圧機能）の機能が維持されることを確認している（添付資料①）。また、SRV環境試験は本体、補助作動装置（シリンダ、電磁弁等）を組み上げて実施しており、その範囲を第2図に示す。

以下では、DCH シーケンス以外のSRV（自動減圧機能）に対して厳しい環境となる様々なシーケンスを想定した場合の環境条件についてまとめる。



第1図 安全上重要な機器の信頼性確認に関する研究（平成7年度）のSRV環境試験条件



第2図 安全上重要な機器の信頼性確認に関する研究（平成7年度）の  
SRV 環境試験機器概要図

2. 様々なシーケンスを想定した場合のSRV（自動減圧機能）の環境条件について

(1) SRV（自動減圧機能）の環境が厳しくなるシーケンスについて

SRV（自動減圧機能）は、本体と補助作動装置から構成されており、補助作動装置の温度が上昇すると、電磁弁又はピストンのシール部が高温劣化し、SRVの機能に影響を及ぼす恐れがある。このため、SRV（自動減圧機能）の高温劣化の観点から、格納容器内が高温状態で長時間維持される事象について、以下に考察する。

SRVが必要になるのは、原子炉注水のために原子炉圧力容器（以下「RPV」という。）の減圧が必要になる場合であり、起因事象として過渡事象又は破断面積の小さいLOCAを想定する（大破断LOCAのようなRPV減圧が不要な事象は想定しない）。

炉心損傷の有無については、SRV（自動減圧機能）の環境が厳しくなるのは、炉心損傷により格納容器内の雰囲気温度が上昇する場合であり、炉心が損傷するシーケンスを想定する。

SRV（自動減圧機能）に期待する時間としては、長時間期待する方がSRV（自動減圧機能）にとって厳しい条件となることから、RPVが破損しない場合を想定する。

以上を踏まえると、様々なシーケンスを想定した場合、SRV（自動減圧機能）の環境が厳しくなるシーケンスは第1表のとおりとなる。

第1表 SRV（自動減圧機能）の環境が厳しくなるシーケンス

No.	シーケンス
1	破断面積の小さいLOCA+炉心損傷+SRV（自動減圧機能）開，低圧注水復旧+RPV破損防止（SRV（自動減圧機能）開維持，低圧注水維持）
2	過渡事象+炉心損傷+SRV（自動減圧機能）開，低圧注水復旧+RPV破損防止（SRV（自動減圧機能）開維持，低圧注水維持）

なお、DCHシーケンスでは低圧代替注水系（常設）による原子炉注水機能を評価上考慮しておらず、重大事故等対処設備の一部の機能に期待していない。また、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）や代替循環冷却系が機能喪失するシーケンスも存在し得るが、このような重大事故等対処設備が機能喪失する場合は大規模損壊の範囲であり、SRV（自動減圧機能）の健全性確保が必須ではないと考える。

(2) No.1（破断面積の小さいLOCA）シーケンスについて

破断口からD/Wに蒸気等が流出することによりD/W圧力及び雰囲気温度が上昇するが、格納容器圧力が上昇し465kPa[gage]に到達した場合は、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）によりD/Wスプレイを実施することから、D/W圧力は465kPa[gage]を超えることはない。また、D/Wスプレイ実施によりD/W内は過熱状態にはならず、D/W雰囲気温度は465kPa[gage]の飽和温度（約156℃）を超えることはない。さらに、東海第二発電所では、SRV（自動減圧機能）の環境緩和のために事故後90分後に代替循環冷却系を起動しD/Wへ連続してスプレイすることとしているため、仮にD/W雰囲気温度が約156℃、D/W圧力が465kPa[gage]に一時的に到達した場合でも、代替循環冷却系を起動後D/W雰囲気温度及びD/W圧力は低下傾向となる。

(3) No.2（過渡事象）シーケンスについて

RPV内の蒸気はSRV（自動減圧機能）を介してS/Pに流入し凝縮されるため、S/P水が飽和状態となるまではD/W圧力及び雰囲気温度が大幅に上昇することはない。S/P水が飽和状態になった後、格納容器圧力が上昇し465kPa[gage]に到達した場合は、代

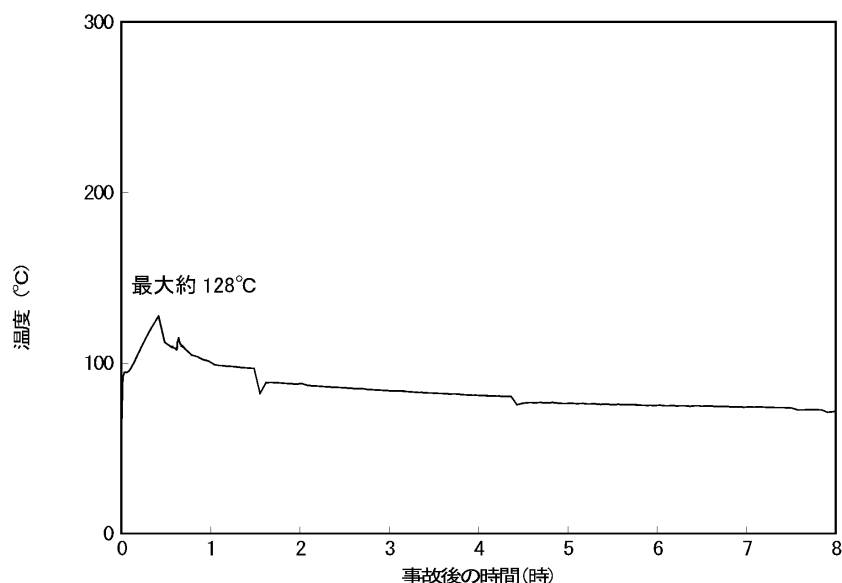
替格納容器スプレイ冷却系（常設）により D/W スプレイを実施することから、D/W 圧力は 465kPa[gage] を超えることはない。また、D/W スプレイ実施により D/W 内は過熱状態にはならず、D/W 雰囲気温度は 465kPa[gage] の飽和温度（約 156℃）を超えることはない。さらに、東海第二発電所では、SRV（自動減圧機能）の環境緩和のために事故後 90 分後に代替循環冷却系を起動し D/W へ連続してスプレイすることとしているため、仮に D/W 雰囲気温度が約 156℃、D/W 圧力が 465kPa[gage] に一時的に到達した場合でも、代替循環冷却系を起動後 D/W 雰囲気温度及び D/W 圧力は低下傾向となる。

(4) SRV（自動減圧機能）の環境条件について

① D/W 雰囲気温度について

(2) (3) のとおり、SRV（自動減圧機能）の環境が厳しくなるシーケンスを想定すると、D/W 雰囲気温度は最大約 156℃となり、代替循環冷却系の起動後は D/W 雰囲気温度は低下傾向になるため、長期的にも第 1 図に示す安全上重要な機器の信頼性確認に関する研究（平成 7 年度）の SRV 環境試験条件を下回ると考えられる。

参考に、直接破断口からの蒸気が D/W に吹き出し、D/W 雰囲気温度が厳しくなる No. 1（破断面積の小さい LOCA）シーケンスを対象に D/W 雰囲気温度を解析した。なお、破断面積としては、原子炉圧力容器破損までに DCH 防止のために SRV（自動減圧機能）による減圧が必要となる範囲での最大の破断面積である 14cm<sup>2</sup> とし、D/W 雰囲気温度が厳しくなる条件とした。その結果、D/W 雰囲気温度の最大値は約 128℃であり、156℃を下回ることを確認した（第 3 図）。



第 3 図 破断面積の小さい LOCA シーケンスにおける D/W 雰囲気温度の推移

② D/W 圧力について

D/W 圧力の上昇により SRV の機能が喪失する事象として、SRV の電磁弁等のシール

材料に加わる外側圧力の上昇によりシール材料に加わる内外差圧が上昇することによる物理的破損（引張りによりシール材料が破断する）が考えられる。ただし、既存の SRV に使用されているシール材（フッ素ゴム）の破断強度は 13MPa であるところ、格納容器内に設置される場合、最大でも内外差圧は 0.62MPa 程度となること、また、弁等の機器に組み込まれるシール材は、一般的にケーシング等によって変形が拘束され過大な変形が発生することはないことから、物理的破損が発生する可能性は極めて低く、D/W 圧力の増加による SRV の機能への影響はない。

したがって、(2)(3)に記載した 465kPa[gage]は、第 1 図に示す安全上重要な機器の信頼性確認に関する研究（平成 7 年度）の SRV 環境試験における圧力条件の最大値（ $4.35\text{kg/cm}^2\text{g}$ ：約 0.427MPa[gage]）を上回っているが、SRV の機能への影響はない。

以上のとおり、SRV（自動減圧機能）の環境が厳しくなるシーケンスを想定すると、D/W 雰囲気温度は約 156°C を下回り、代替循環冷却系の起動後は D/W 雰囲気温度は低下傾向になるため、長期的にも第 1 図に示す過去の SRV 環境試験における温度条件を下回る。また、D/W 圧力は第 1 図に示す過去の SRV 環境試験における圧力条件を上回る可能性があるが、SRV の機能への影響はない。

### 3. まとめ

東海第二発電所では、SRV（自動減圧機能）の環境が厳しくなるシーケンスを想定しても、第 1 図に示す過去の SRV 環境試験条件を SRV（自動減圧機能）の環境条件とすることで問題ないとする。また、SRV（自動減圧機能）は 7 個存在し、仮に DCH 防止のための原子炉の急速減圧に使用する SRV（自動減圧機能）2 個が使えなくなった場合でも、残り 5 個の SRV（自動減圧機能）を使用することにより長期的に減圧維持が可能である。

さらに、東海第二発電所では、原子炉減圧機能の重要性に鑑み、以下の対応により RPV 減圧機能の信頼性向上を図ることとする。

- ・ SRV（自動減圧機能）の作動に必要な窒素供給機能が喪失した場合を想定して非常用逃がし安全弁駆動系を SRV（逃がし弁機能）4 個に対して設置し、非常用逃がし安全弁駆動系使用時には温度 200°C 及び圧力 620kPa[gage]の環境下でも開保持できる設計とする。
- ・ SRV 用アクチュエータの耐環境性能向上のため、SRV（自動減圧機能）7 個及び非常用逃がし安全弁駆動系の流路となる SRV（逃がし弁機能）4 個の計 11 個の SRV を対象に、使用前検査までにシリンダーピストンの作動に影響を与えないシール部について改良型 EPDM 材を用いた改良品に変更する（添付資料②）。
- ・ SRV 用電磁弁の耐環境性能向上のため、SRV（自動減圧機能）7 個及び非常用逃がし安全弁駆動系の流路となる SRV（逃がし弁機能）4 個の計 11 個の SRV を対象に、使

用前検査までに電磁弁の作動性能に影響を与えないシール部について改良型 EPDM 材に変更する（添付資料③）。

以上



## 高温環境下での逃がし安全弁の開保持機能維持について

## 1. はじめに

原子炉水位が燃料有効長頂部を下回り、炉心損傷に至るような状況では、原子炉圧力容器（以下「R P V」という。）内に高温の過熱蒸気が発生する。高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱（以下「D C H」という。）を防止するためには、その様な環境下でも逃がし安全弁（以下「S R V」という。）を開保持し、R P V内の圧力を2.0MPa[gage]以下の低圧に維持する必要がある。

S R Vは本体と補助作動装置から構成されているが、補助作動装置の温度が上昇すると、電磁弁又はピストンのシール部が熱によって損傷し、S R Vの開保持機能に影響を及ぼす恐れがある。

ここでは、炉心損傷後、D C H防止のために原子炉の減圧を継続する環境下においても、S R Vの開保持機能が損なわれないことを評価する。

## 2. 評価方法

電力共同研究「安全上重要な機器の信頼性確認に関する研究」において、設計基準事故を包含する保守的な環境条件として、「171℃において3時間継続の後、160℃において3時間継続した状態」でのS R V機能維持について確認されている（以下「S R V環境試験」という。）。また、長期の機能維持の観点から、126℃において試験開始24時間後から15日後までの機能維持を確認している。第2図にS R V環境試験条件を示す。

このため、M A A PコードによるD C H有効性評価解析より得られた環境温度条件を入力として、3次元熱流動解析コード（S T A R - C C M +）によりS R Vの温度を評価し、S R V環境試験の温度条件に包含されることを

確認することで、重大事故時においてもSRVの開保持機能が維持されることを確認する。

なお、3次元熱流動解析は保守的な温度条件を設定した定常解析にて実施するが、下部プレナムへの溶融炉心の落下に伴いRPV内の気相温度が急激に上昇する期間に対しては、SRVの温度上昇をより現実的に評価するため非定常解析を実施する。

### 3. 評価条件

#### (1) 温度条件

第3図及び第4図に、MAAP解析結果のRPV内気相平均温度及びドライウェル内気相平均温度を示す。このMAAP解析結果を踏まえ、以下に示す2通りの温度条件を設定する。第1表に評価条件を示す。

##### ・温度条件①（定常解析）

RPV内気相温度については、事象発生から下部プレナムへの溶融炉心移行中の期間を代表する温度条件として、この期間における最高温度を考慮し512℃を設定する。

また、ドライウェル内気相温度については、手順に従い実施する代替循環冷却系による格納容器除熱操作（格納容器スプレイの冷却効果）を考慮することとし、格納容器スプレイを開始した以降、RPV破損までの最高温度を考慮し53℃を設定する<sup>\*1</sup>。なお、格納容器スプレイを開始するまでの初期のドライウェル内気相温度は53℃よりも高い80℃程度で推移するが、この期間におけるRPV内気相温度は定常解析の温度条件である512℃より十分に低いことから、SRV開保持機能維持の観点で、初期のドライウェル内気相温度の影響は、RPV内気相温度条件の保守性に包含される。

※1 格納容器スプレイによるドライウェル内気相部の冷却効果は考慮しているが、格納容器スプレイによる液滴がSRVの構造物に接触することによる冷却効果は考慮していない。

・温度条件②（非定常解析）

下部プレナムへの熔融炉心移行に伴うRPV内の気相温度の急激な上昇を考慮した温度条件として、温度条件①で設定した期間以降のRPV内気相温度の最高値到達までの温度条件として、512℃から586℃の温度履歴を設定する。

また、ドライウェル内気相温度については、温度条件①と同様に53℃を設定する。

(2) 評価部位

SRV（自動減圧機能）の開保持には、電磁弁コイルを励磁することで、補助作動装置のピストン部へ窒素を供給し、SRV本体スプリングの閉止力を上回る駆動力を発生させ、ピストンを押し上げた状態とする必要がある。SRVの開保持機能維持の観点では、高温影響を受けやすい以下の部位について評価する必要がある。

①電磁弁（下部コイルハウジング）

電磁弁のコイルは熱容量が小さく、高温影響を受けやすい。電磁弁のコイルが熱によって損傷した場合、電磁弁のコイルが消磁することで、補助作動装置のピストンへの窒素供給が遮断されるとともに、流路が排気側へ切り替わることから、ピストンを押し上げていた窒素が排出され、SRV本体スプリングの閉止力によってSRV（自動減圧機能）が閉止する。このため、電磁弁を評価の対象とするが、その中で

も高温配管に近く、最も温度が高くなりやすい下部コイルハウジングの温度を評価する。

## ②ピストン（シール部）

ピストンのシール部にはフッ素ゴム製のOリングが用いており、高温影響を受けやすい。ピストンのシール部が熱によって損傷した場合、シール部よりピストンを押し上げていた窒素が排出され、SRV本体スプリングの閉止力によってSRV（自動減圧機能）が閉止する。このため、ピストンの温度を評価する。

## (3) 評価モデル

SRVの温度上昇を厳しく評価する観点から、互いの配管内を流れる高温の過熱蒸気の影響を受けやすい箇所として、SRV（自動減圧機能）が最も近く隣接するバルブB及びバルブHを含む範囲をモデル化する。実際の事故対応では互いに離れた位置のSRV2弁を開操作する手順とするが、電磁弁及びピストンのシール部の温度条件を厳しく評価する観点より、本評価では、隣接した2弁を同時に開状態とする評価モデルとする。第5図にSRV配置図及びモデル化範囲を、第6図にモデル図及び断面メッシュ図を示す。

## 4. 評価結果

評価結果を第2表及び第7図から第9図に示す。

事象発生から下部プレナムへの溶融炉心移行中の期間を代表する温度条件を適用した温度条件①の定常解析では、下部コイルハウジングの最高温度はバルブBの約120℃、ピストン部の最高温度はバルブBの約124℃であり、SRV環境試験温度である160℃を下回る。

また、下部プレナムへの溶融炉心移行に伴うRPV内の気相温度の急激な上昇を考慮した温度条件②の非定常解析では、下部コイルハウジングの最高温度はバルブBの約124℃、ピストン部の最高温度はバルブBの約124℃であり、SRV環境試験温度である160℃を下回る。

なお、SRV環境試験では、160℃以上の温度条件において6時間の機能維持が確認されている。この試験の初期の温度条件として171℃を与えていることを踏まえると、160℃以下の温度条件では約7.6時間の機能維持が可能<sup>※2</sup>であると考えられる。したがって、逃がし安全弁（自動減圧機能）の開保持機能が要求される、事象発生から原子炉圧力容器破損までの時間（約4.5時間）に対して、十分な余裕がある。

以上のとおり、炉心損傷後、DCH防止のために原子炉の減圧を継続している状況を想定した環境下でも、SRV開保持機能は維持されることが考えられる。

※2 SRVは、「171℃において3時間継続の後、160℃において3時間継続（合計6時間）」という環境条件での機能維持がSRV環境試験によって確認されている。この初期の熱負荷（171℃において3時間継続）をアレニウス則に基づき、160℃の熱負荷に換算すると、160℃において約4.6時間継続となり、これを後段の試験時間と合計すると約7.6時間は機能維持が可能となる。したがって、逃がし安全弁（自動減圧機能）の開保持機能が要求される4.5時間よりも3時間以上SRV開保持機能は維持されることとなり、十分余裕が確保されている。

## 5. 本体部の温度上昇による影響

前述のとおり, 重大事故時においても S R V の開保持機能は維持されるが, ここでは S R V 強制開機能に対する温度上昇の影響について評価する。

閉状態の S R V を強制開とするためには, 補助作動装置の駆動力が S R V 本体の閉止力を上回る必要がある。第 3 表に温度上昇の影響を示す。S R V 本体の閉止力に対する温度上昇の影響は, いずれも強制開の妨げとなることはない。

第 1 表 3次元熱流動解析での温度条件

項 目	温度条件①【定常解析】	温度条件②【非定常解析】
R P V内 気相平均温度	512℃	512℃→586℃
ドライウエル内 気相平均温度	53℃	53℃

第 2 表 3次元熱流動解析での評価結果

項 目	温度条件①【定常解析】		温度条件②【非定常解析】	
	バルブ B	バルブ H	バルブ B	バルブ H
下部コイル ハウジング 最高温度	約 120℃	約 112℃	約 124℃	約 116℃
ピストン部 最高温度	約 124℃	約 113℃	約 124℃	約 113℃

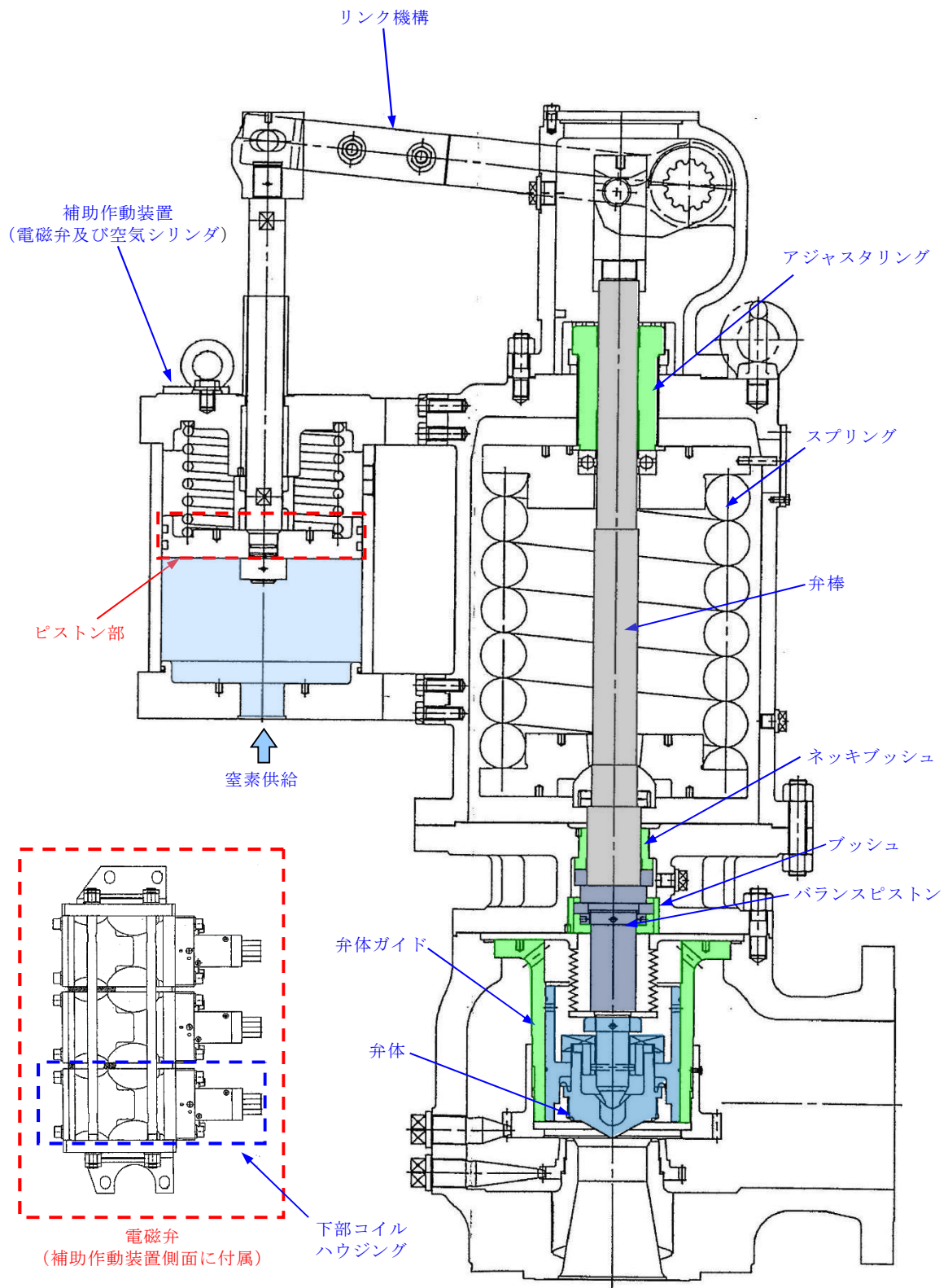
下部コイルハウジングは、蒸気配管からの距離がピストン部よりも近く、より蒸気配管内の高温蒸気の影響を受けやすい。したがって、下部コイルハウジング最高温度は、定常解析結果に比べて非定常解析結果の方が約 4℃上昇している。

一方で、ピストン部は蒸気配管からの距離が下部コイルハウジングよりも遠く、蒸気配管内の高温蒸気の影響を受けにくい。したがって、ドライウエル雰囲気温度の影響がより支配的となり、定常解析結果と非定常解析結果で温度差が小さい。

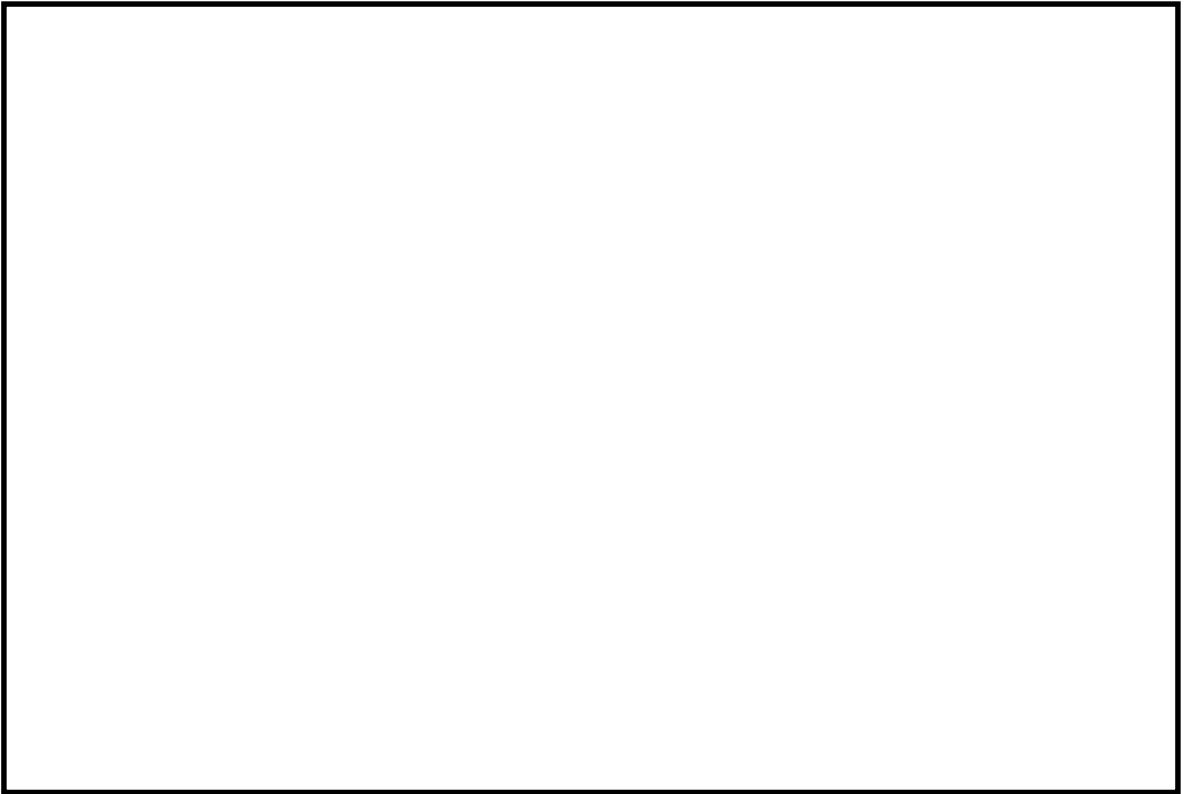
第3表 SRV本体の抵抗力に対する温度上昇の影響

項目	温度上昇の影響
SRVスプリング閉止力	温度上昇に伴い、低下する方向にある。また、補助作動装置はスプリング閉止力に対して十分な駆動力を有している。
弁棒・アジャスタリング摺動抵抗	主蒸気流路から離れた位置にあり、温度上昇幅は小さく、SRV強制開機能には影響を及ぼさない。
弁棒・ネッキブッシュ摺動抵抗	弁棒はSUS431、ネッキブッシュはニッケルブロンズと、入熱時に隙間が拡大する材料の組合せとなっており、ネッキブッシュによる弁棒拘束は発生しない。
バランスピストン・ブッシュ摺動抵抗	バランスピストンはSUS403、ブッシュはニッケルブロンズと、入熱時に隙間が拡大する材料の組合せとなっており、ネッキブッシュによる弁棒拘束は発生しない。
弁体（ガイド部）・ガイド摺動抵抗	主蒸気温度上昇に伴い拡大するため、温度上昇に伴うガイドによる弁体拘束は発生しない。

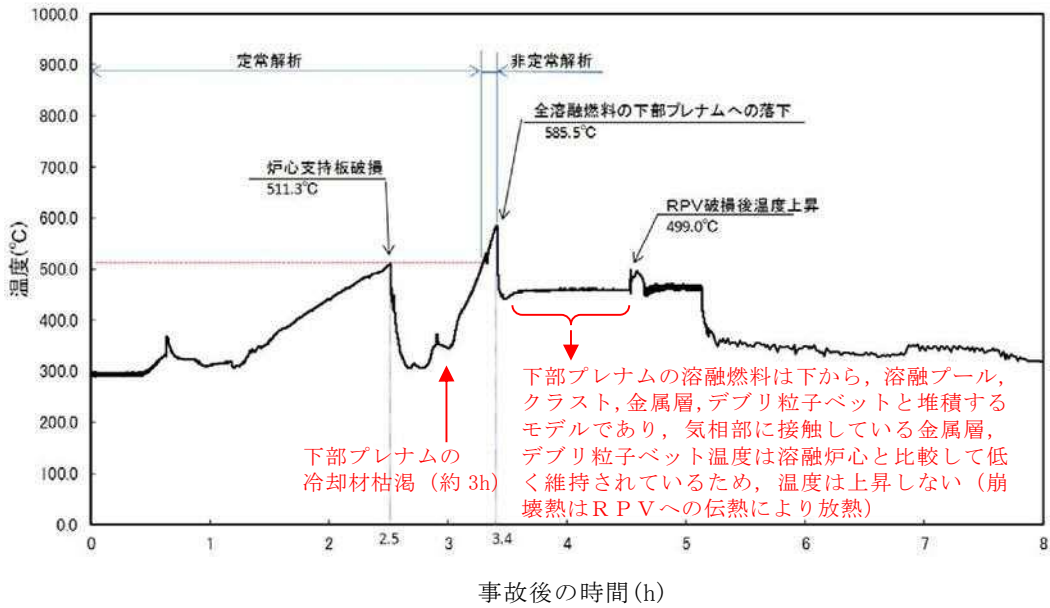




第1図 SRV構造図 (開状態)

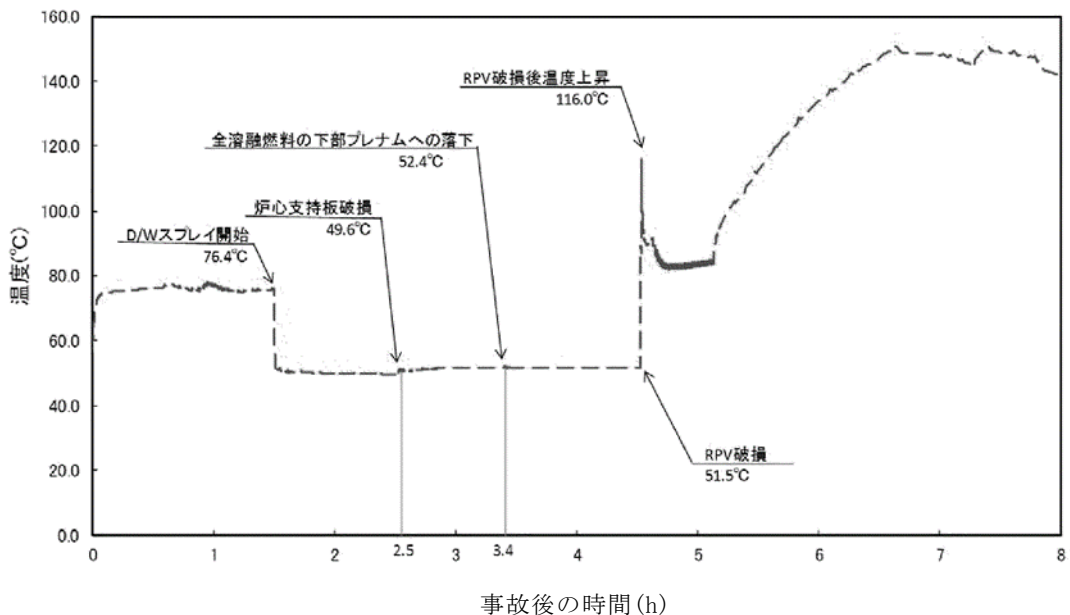


第 2 図 S R V 環境試験条件

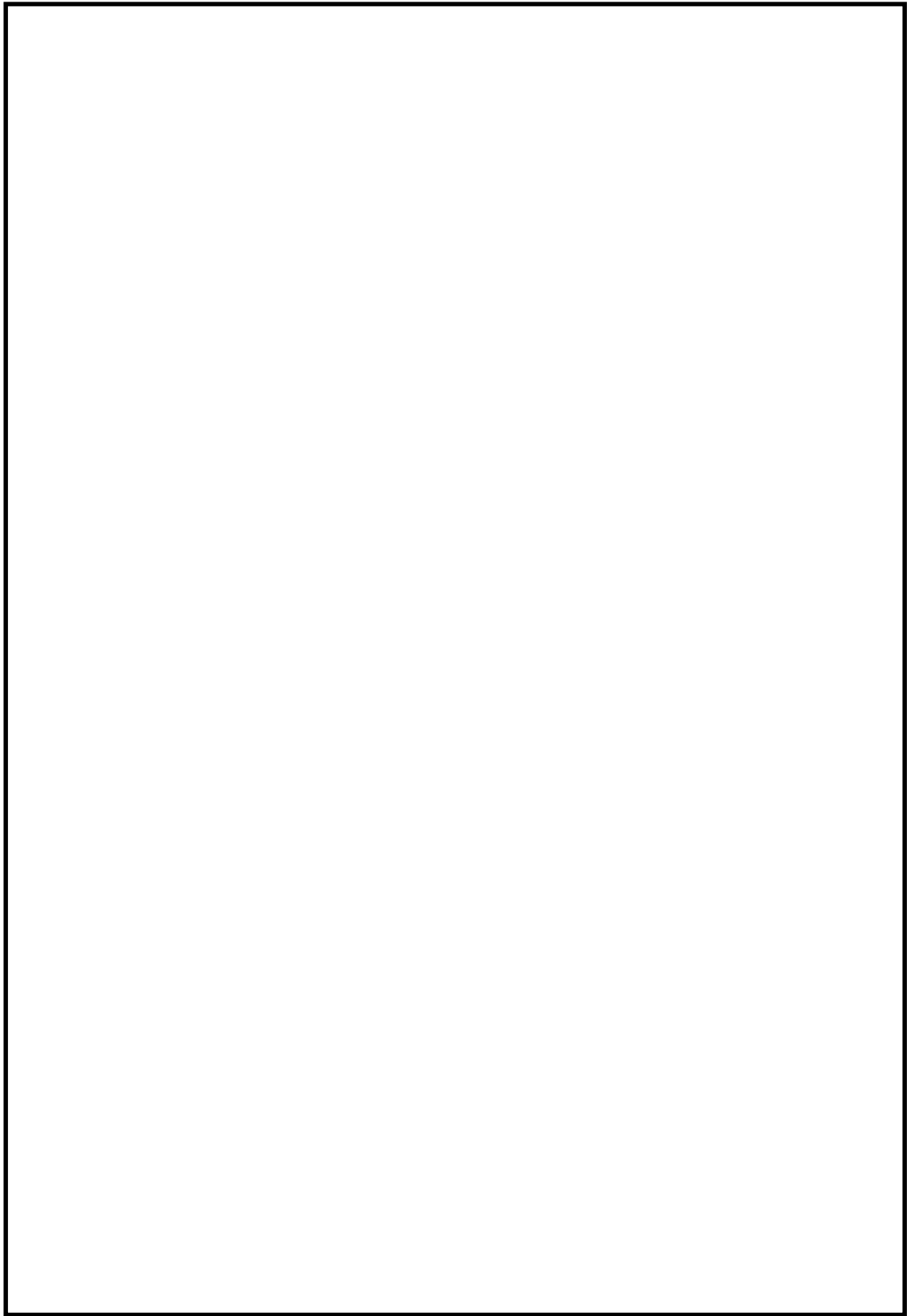


MAAP 解析の結果、炉心領域での気相温度は最大約 930°Cに到達しているが、その後、炉心上部のセパレータ、ドライヤ等を通して、原子炉压力容器内気相平均温度の推移としては本図のとおりとなっている

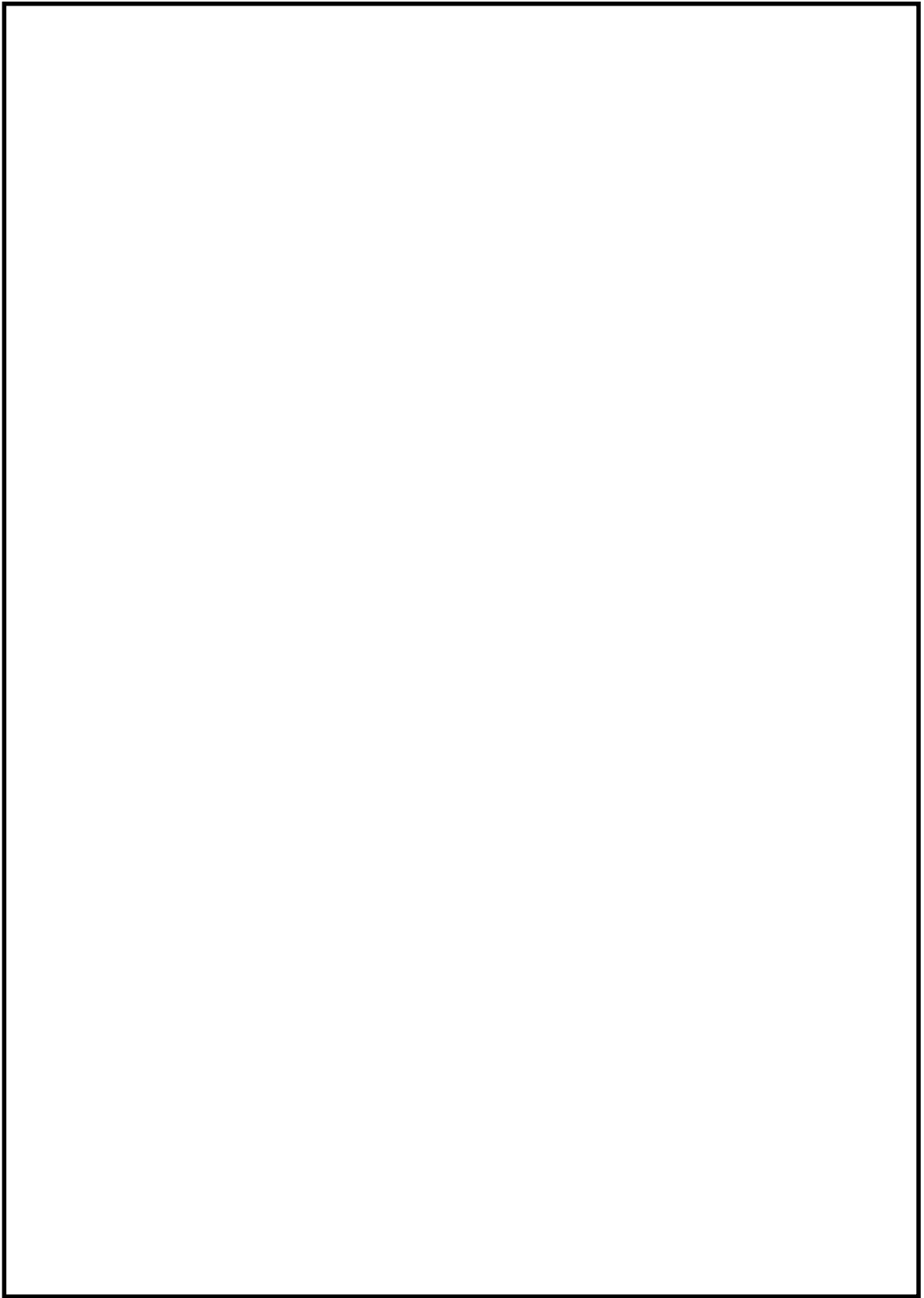
第 3 図 原子炉压力容器内気相平均温度の推移



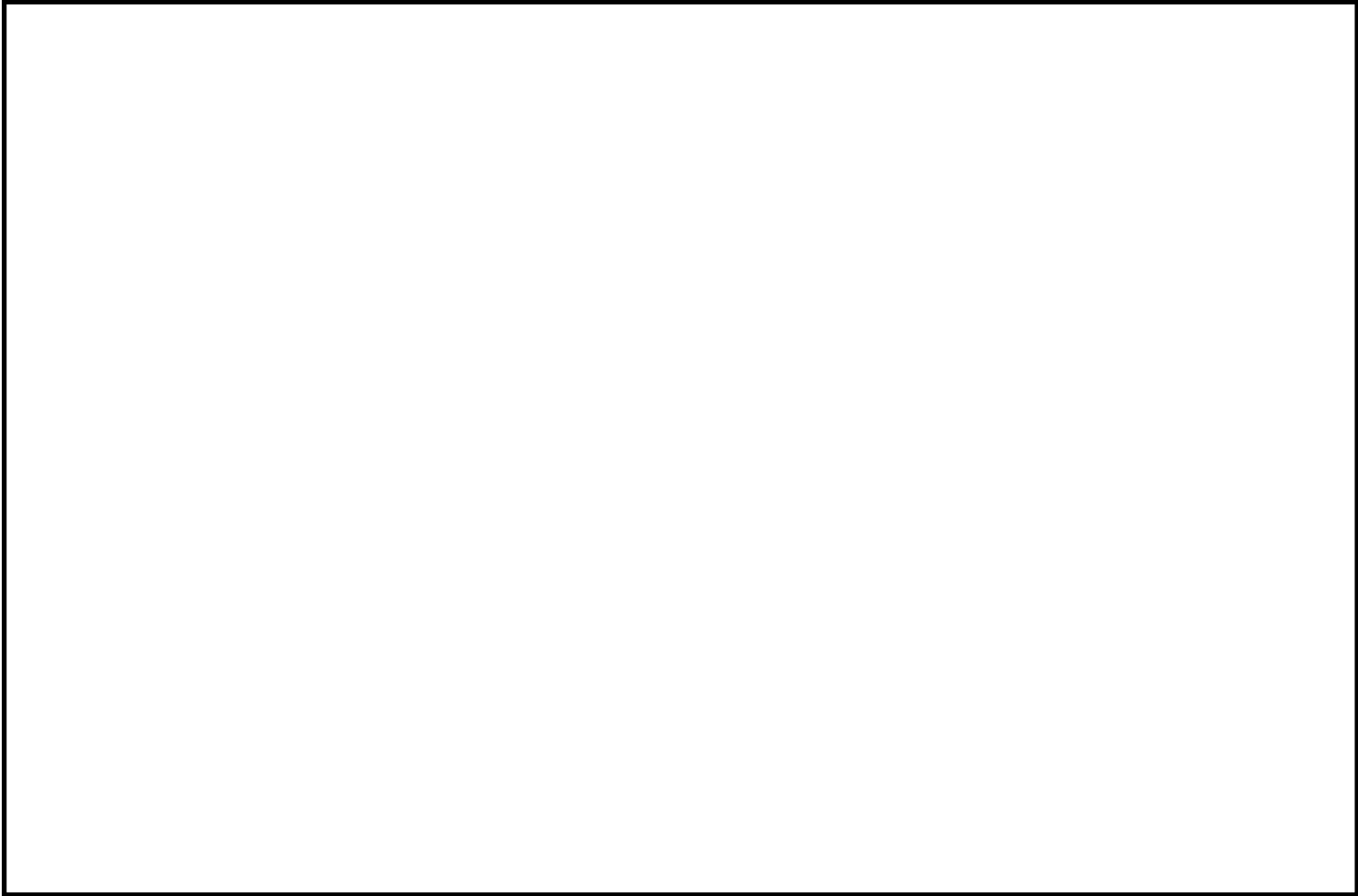
第 4 図 ドライウェル内気相平均温度の推移



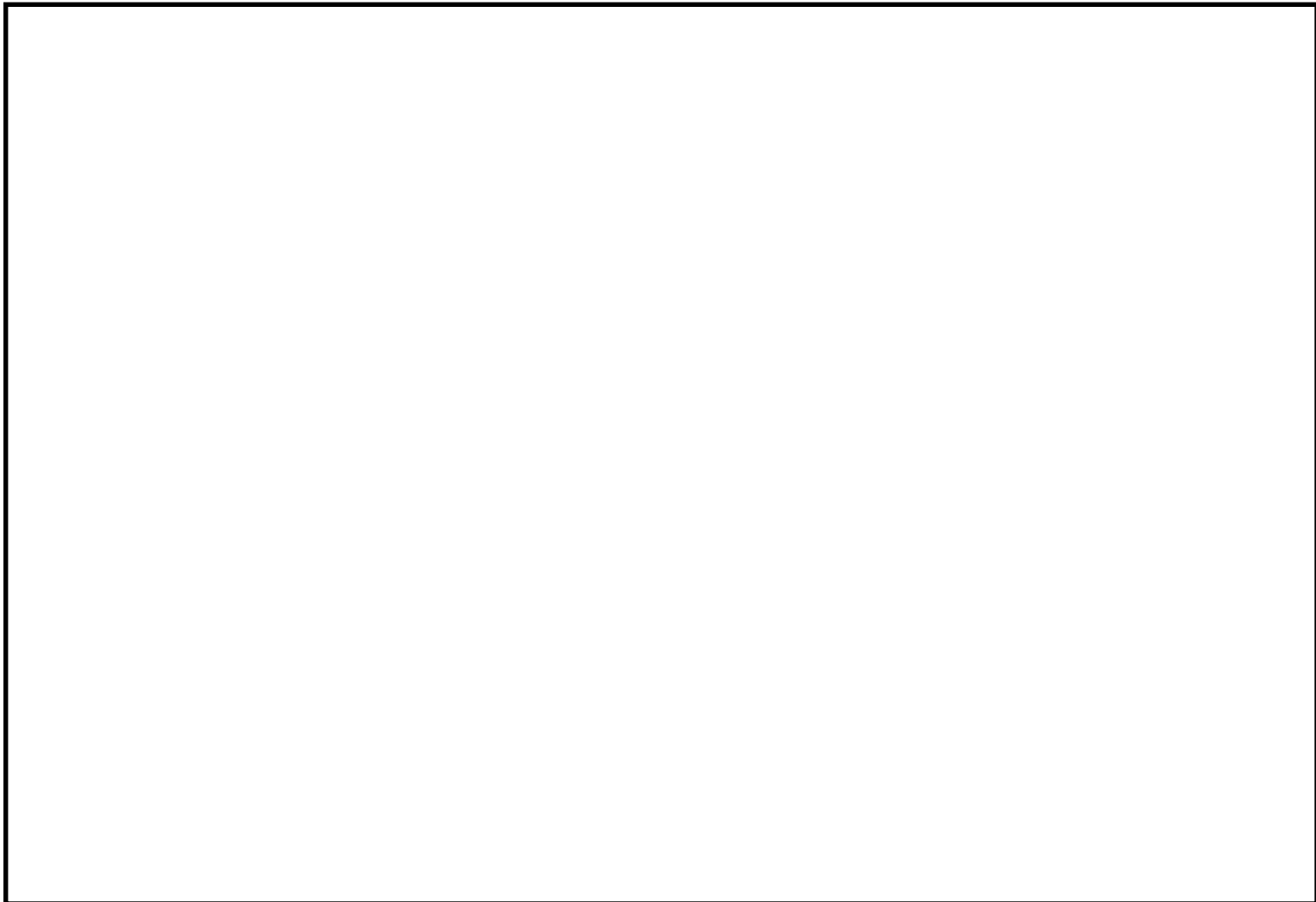
第 5 図 S R V 配置図及びモデル化範囲



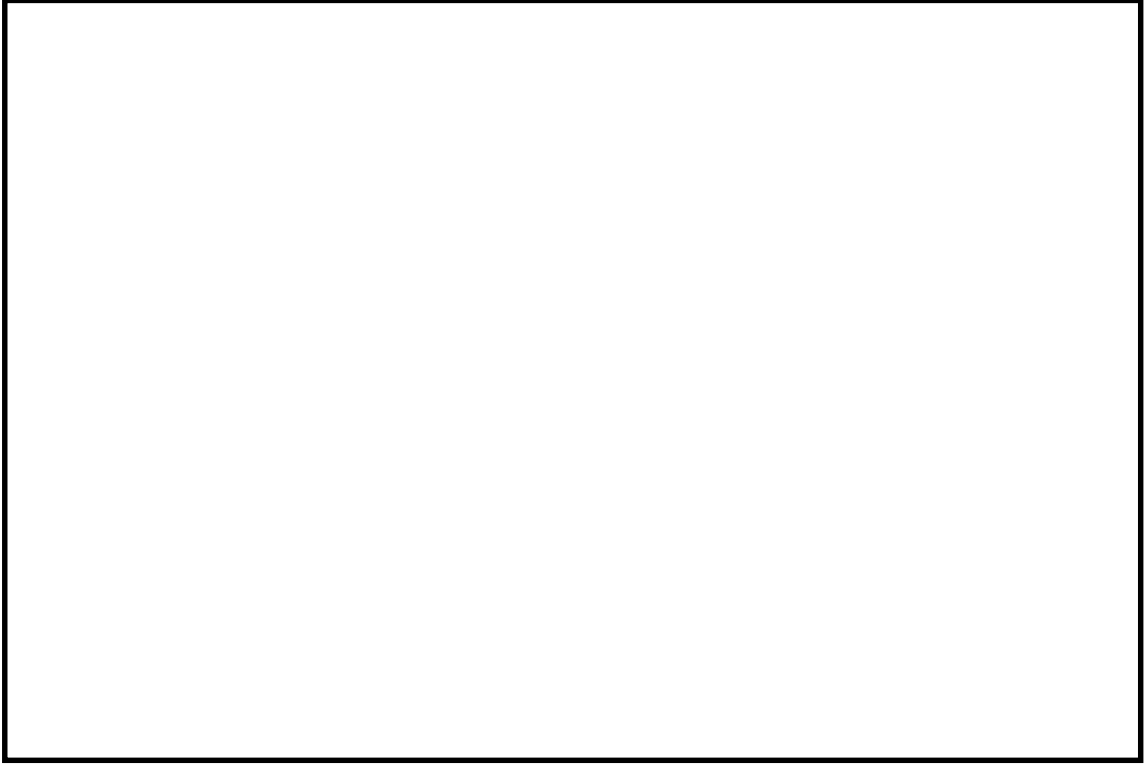
第 6 図 モデル図及び断面メッシュ図



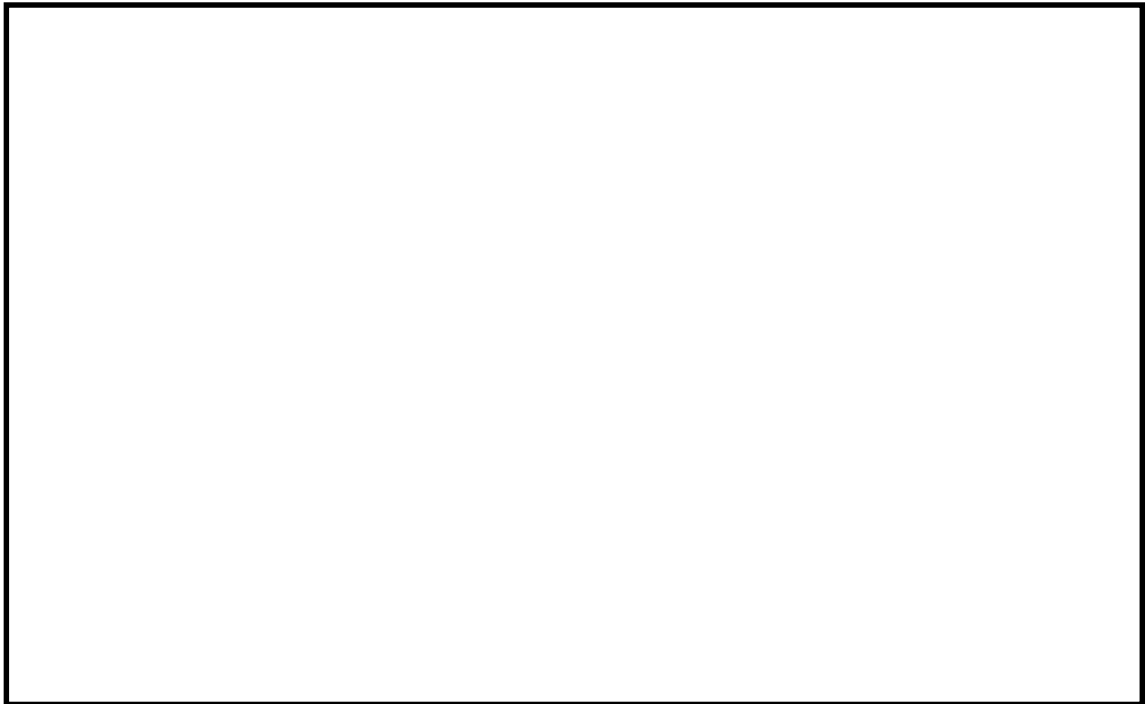
第 7 図 定常解析結果（温度条件①バルブ B）



第 8 図 定常解析結果 (温度条件①バルブ H)



下部コイルハウジング最高温度



ピストン部最高温度

第 9 図 非定常解析結果（温度条件②）



## 逃がし安全弁用アクチュエータの耐環境性能向上について

## 1. 概要

逃がし安全弁用アクチュエータは、逃がし安全弁を外部信号によって作動させるための空気作動式の補助装置であり、シリンダへの窒素供給によってピストンを作動させることで逃がし安全弁を作動させる設計としている。

シリンダに供給された窒素圧力は、ピストンＯリング及びシリンダガスケットにより維持されるが、シール材は重大事故等時における高温蒸気環境下において損傷する恐れがあることから、シリンダ及びピストンの改良により新たなシール部（バックシート）を設け、ピストンのＯリングが破損した場合においてもシール性能が維持することが可能な設計とすることを計画している。

逃がし安全弁の概要図を図 1 に、アクチュエータの概要図を図 2 に示す。

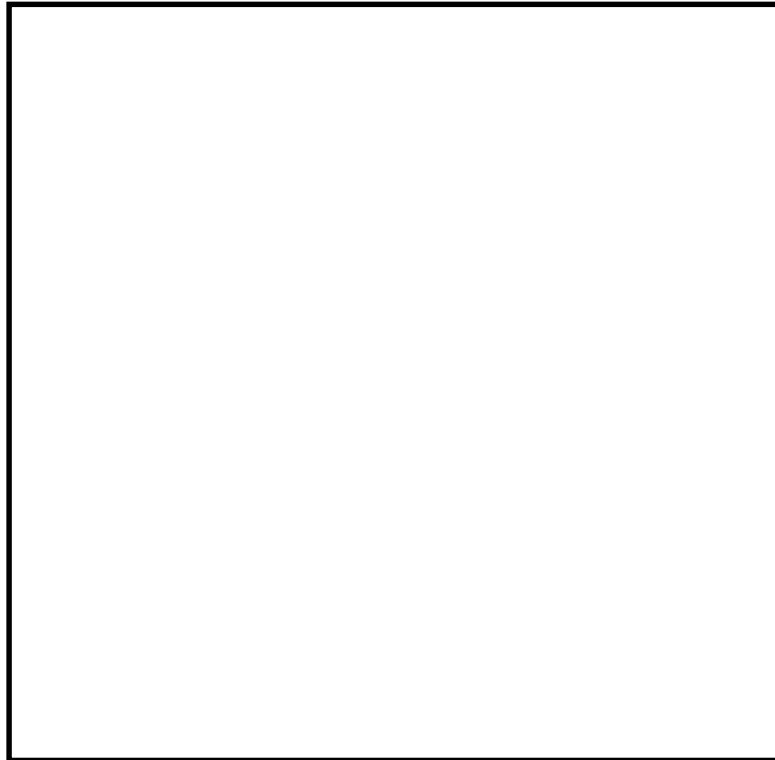


図 1 逃がし安全弁概要図

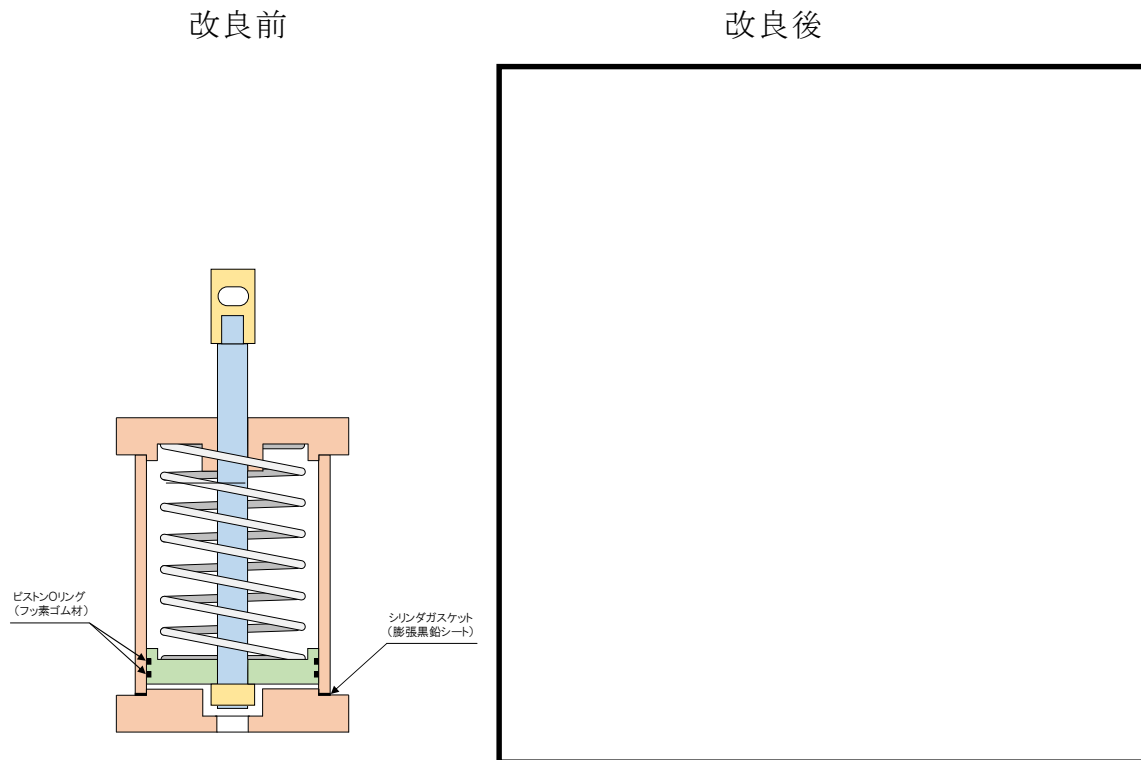


図2 アクチュエータ概要図

## 2. 健全性確認試験

改良シリンダについては、開発における健全性確認として表1に示す試験を実施している。蒸気暴露試験装置の概要を図3に、蒸気暴露試験条件を図4に示す。

表1 改良シリンダの健全性確認試験

	確認項目		判定基準	結果
シリンダ単体試験	作動試験		円滑に動作すること	良
	漏えい試験		漏えいがないこと	良
蒸気暴露試験	漏えい試験		漏えいがないこと	良

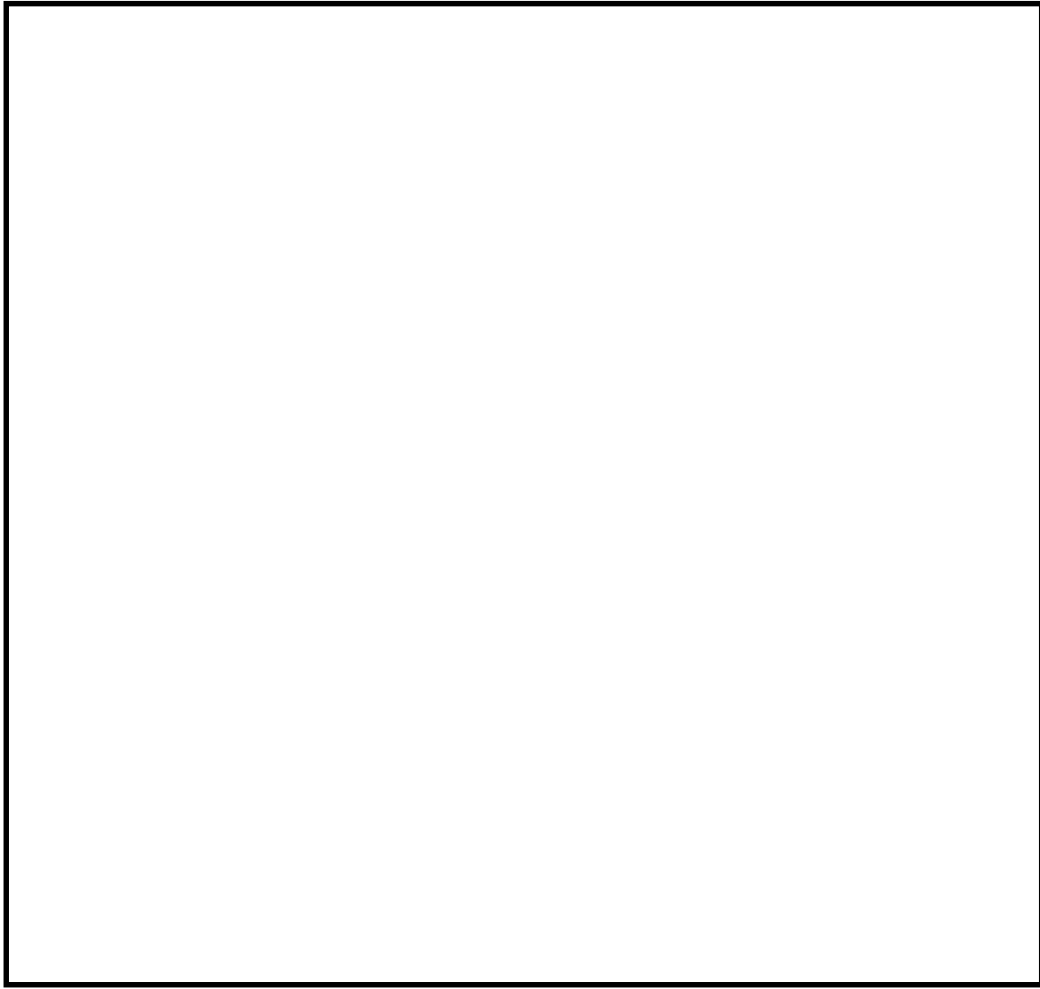


図3 蒸気暴露試験装置の概要



図4 蒸気暴露試験条件

### 3. 今後の方針

シリンダの改良は、設計基準事故時の逃がし安全弁動作に影響を与える変更となることから、今後、信頼性確認試験を実施し、プラント運転に影響を与えないことを確認することとしている。

以上

## S R V用電磁弁の耐環境性能向上について

### (1) 目的

S R Vの機能向上させるための対策として、S R V電磁弁内のシール材を事故時環境下の耐性に優れた改良型E P D Mを使用したS R V電磁弁への交換を行う。改良型E P D Mへの変更箇所は、非常用窒素供給系及び非常用逃がし安全弁駆動系により窒素を供給する際に流路となるバウンダリのうち、電磁弁の作動性能に影響を与えないシール部を、従来のフッ素ゴムより高温耐性が優れた改良E P D M材に変更する。

### (2) 概要

S R V用電磁弁の改良E P D M材の採用箇所を図1に示す。また、取替対象範囲を図2に示す。

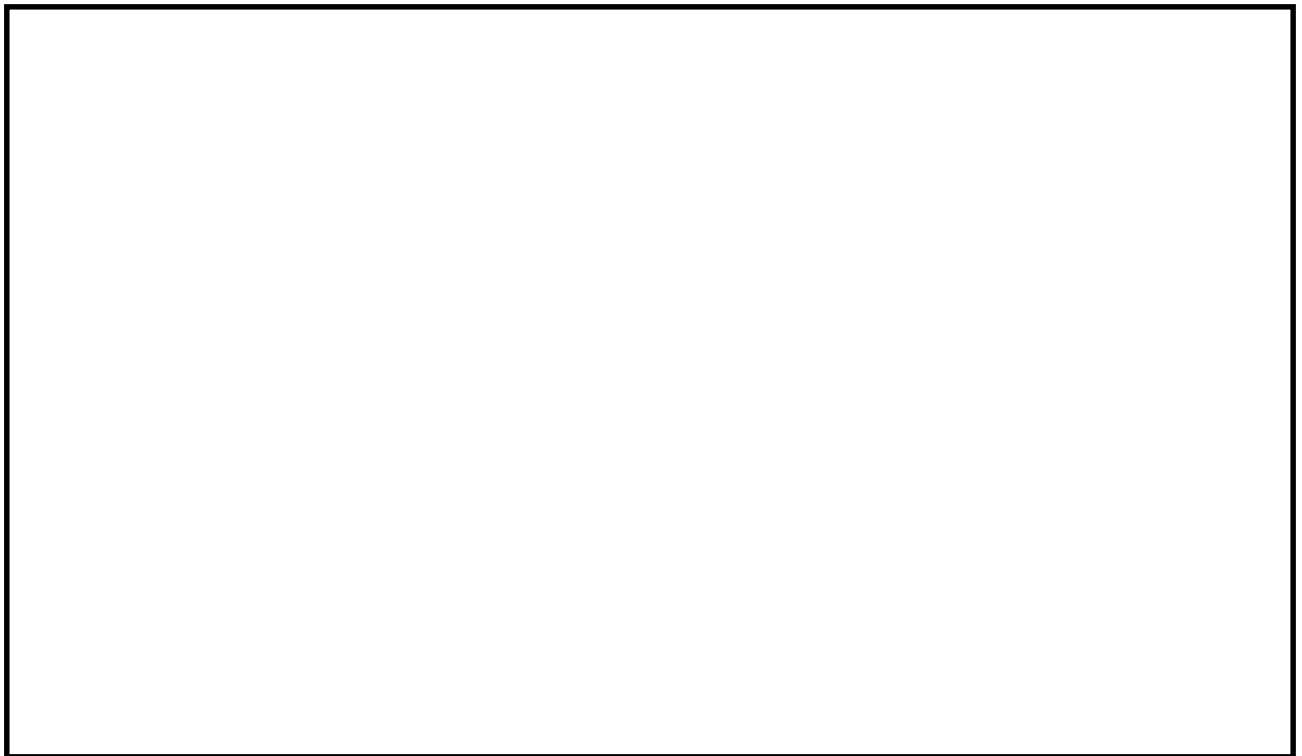














図1 改良E P D M材を採用したS R V用電磁弁概要図

-  : 逃がし安全弁
-  : 逃がし安全弁  
(シール材: 改良型EPDM)
-  : 電磁弁
-  : 電磁弁  
(シール材: 改良型EPDM)
-  : 三方弁  
(シール材: 膨張黒鉛シート)
-  : アクムレータ  
(逃がし弁機能用)  
(自動減圧機能用)
-  : 電動弁
-  : 空気作動弁
-  : 減圧弁
-  : 逆止弁
-  : 手動弁
-  : 圧力検出器

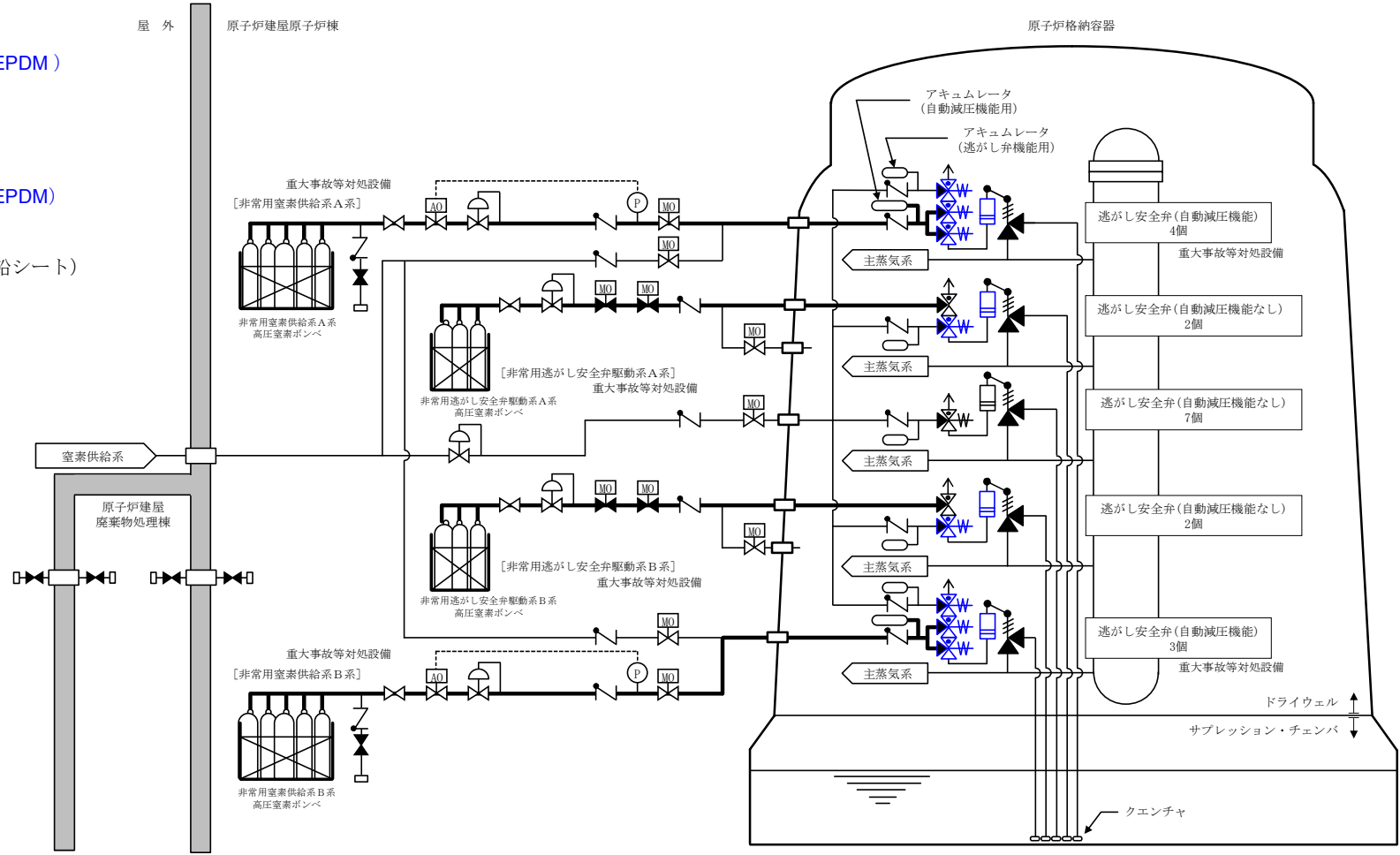
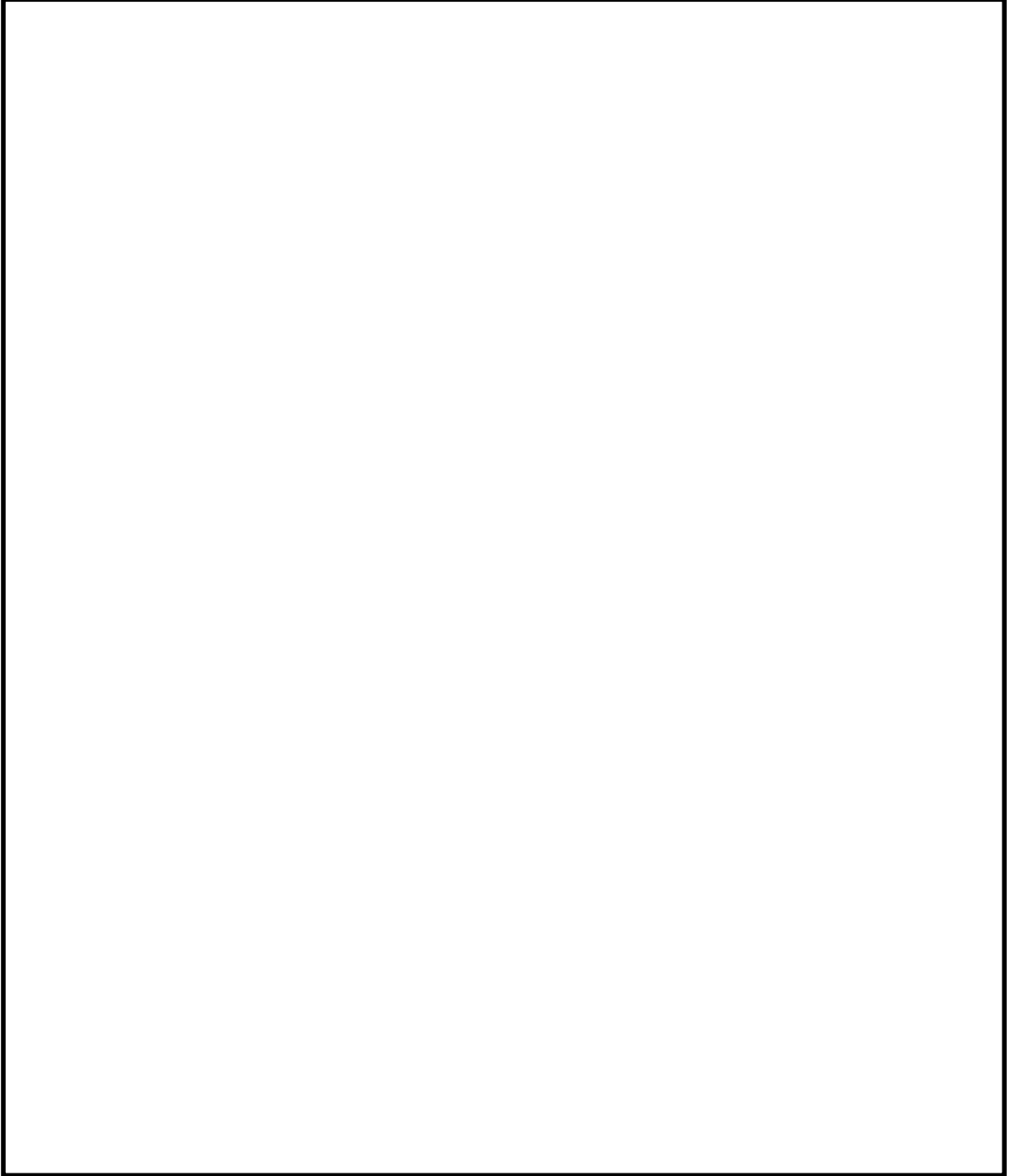
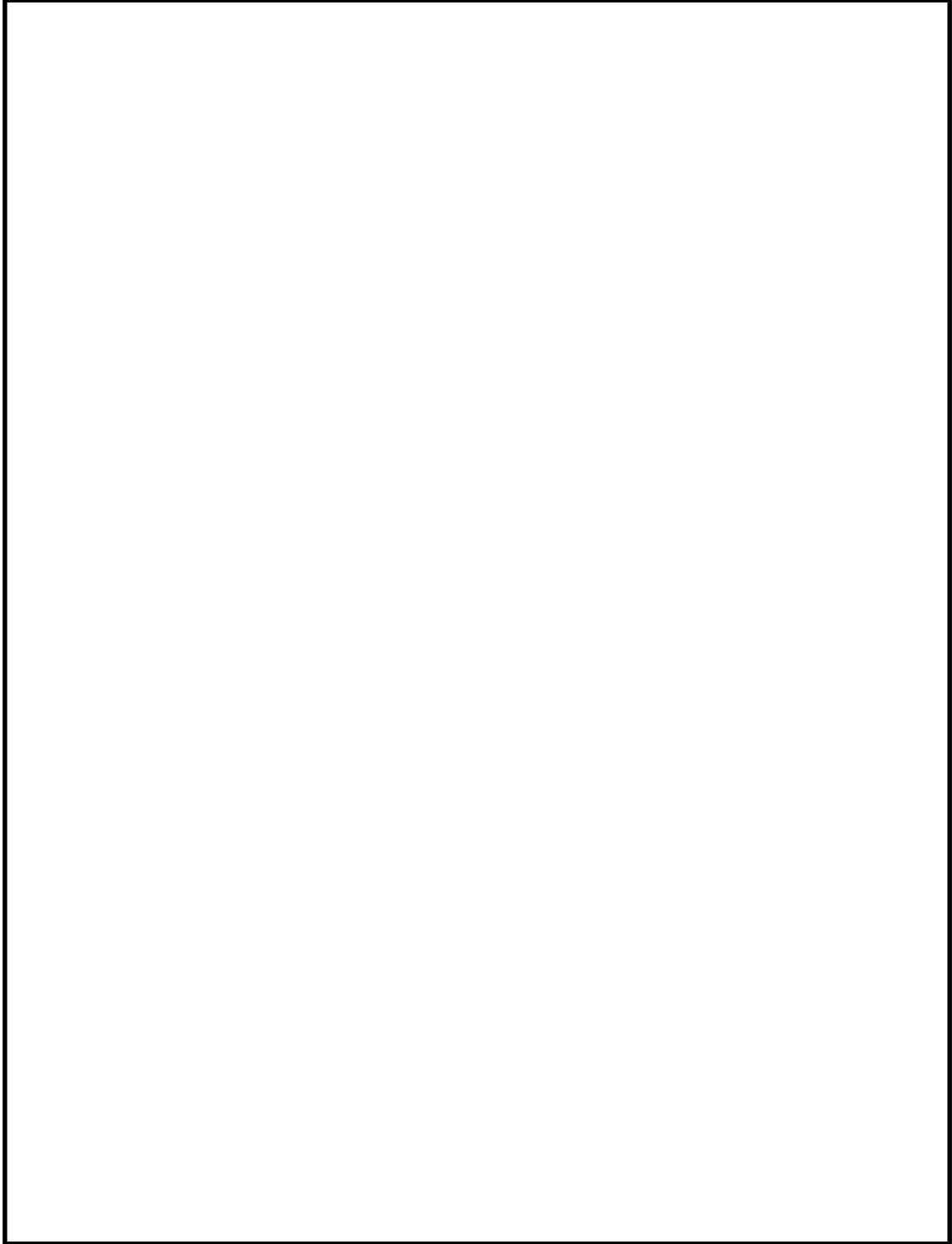


図2 取替対象範囲図

46-15 S Aバウンダリ系統図 (参考図)







47-1 SA設備基準適合性 一覧表

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第47条:原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備		常設低圧代替注水系ポンプ		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	その他の建屋内	C
			海水	使用時海水通水又は淡水だけでなく海水も使用可能	II	
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)	—	
			関連資料	47-3 配置図		
		第2号	操作性	中央制御室操作	A	
			関連資料	47-4 系統図		
		第3号	試験・検査(検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ	A	
			関連資料	47-5 試験検査		
		第4号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	
			関連資料	47-4 系統図		
		第5号	悪影響防止	系統設計	通常待機時は隔離又は分離	A b
				その他(飛散物)	その他設備	対象外
			関連資料	47-4 系統図		
		第6号	設置場所	中央制御室操作	B	
	関連資料		47-3 配置図, 47-4 系統図			
	第2項	第1号	常設SAの容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	47-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内	A a
サポート系による要因				異なる駆動源又は冷却源	B a	
関連資料			本文			

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (可搬型)

第47条: 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備		可搬型代替注水大型ポンプ		類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	屋外	D
			海水	使用時海水通水又は淡水だけでなく海水も使用可	II
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)	—
			関連資料	47-3 配置図, 47-8 保管場所図	
		第2号	操作性	工具の使用, 設備の運搬・設置, スイッチ操作, 弁及び接続操作	B b, B c, B d, B f, B g
			関連資料	47-4 系統図, 47-7 接続図	
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ, 内燃機関	A, G
			関連資料	47-5 試験検査	
		第4号	切替性	本来の用途として使用する	対象外
			関連資料	47-3 配置図, 47-4 系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	通常待機時は隔離又は分離
	その他 (飛散物)			その他設備	対象外
	関連資料		47-3 配置図, 47-4 系統図		
	第6号	設置場所	現場操作 (設置場所)	A a	
		関連資料	47-3 配置図, 47-4 系統図		
	第3項	第1号	可搬SAの容量	原子炉建屋の外から水又は電力を供給する可搬型設備	A
			関連資料	47-6 容量設定根拠	
		第2号	可搬SAの接続性	フランジ接続	B
			関連資料	47-7 接続図	
		第3号	異なる複数の接続箇所の確保	屋外	A b
			関連資料	47-7 接続図	
		第4号	設置場所	(放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定)	—
			関連資料	47-3 配置図, 47-7 接続図	
		第5号	保管場所	屋外	A b
			関連資料	47-3 配置図, 47-8 保管場所図	
		第6号	アクセスルート	屋外	B
			関連資料	47-9 アクセスルート図	
第7号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋外	A b
			サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a
	関連資料	本文			

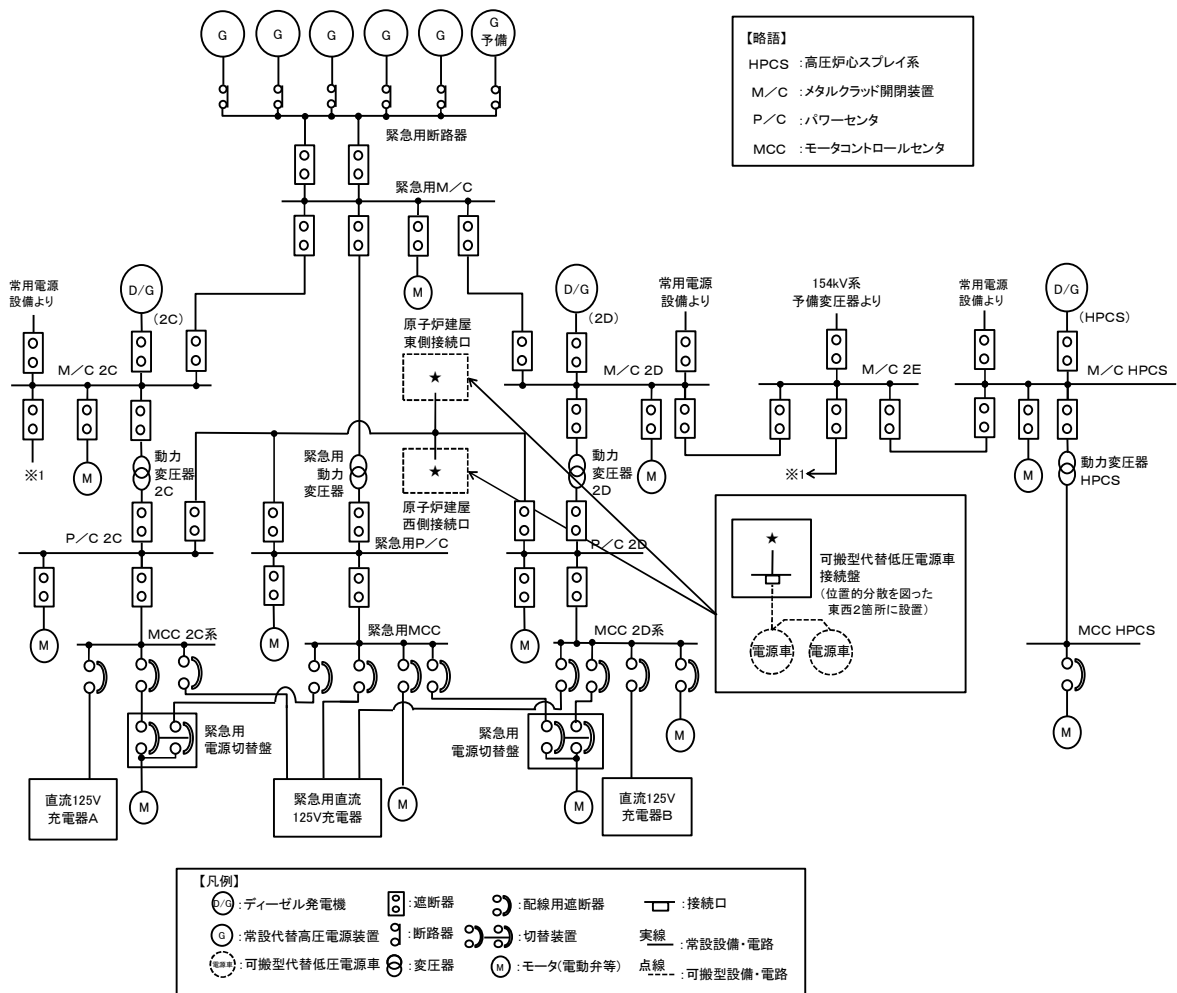
東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (可搬型)

第47条: 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備		可搬型代替注水中型ポンプ		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	屋外	D
			海水	使用時海水通水又は淡水だけでなく海水も使用可	II	
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)	—	
			関連資料	47-3 配置図, 47-8 保管場所図		
		第2号	操作性	工具の使用, 設備の運搬・設置, スイッチ操作, 弁及び接続操作	B b, B c, B d, B f, B g	
		関連資料	47-4 系統図, 47-7 接続図			
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ, 内燃機関	A, G	
		関連資料	47-5 試験検査			
		第4号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	
		関連資料	47-3 配置図, 47-4 系統図			
		第5号	悪影響防止	系統設計	通常待機時は隔離又は分離	A b
	その他(飛散物)			その他設備	対象外	
	関連資料		47-3 配置図, 47-4 系統図			
	第6号	設置場所	現場操作(設置場所)	A a		
	関連資料	47-3 配置図, 47-4 系統図				
	第3項	第1号	可搬SAの容量	原子炉建屋の外から水又は電力を供給する可搬型設備	A	
			関連資料	47-6 容量設定根拠		
		第2号	可搬SAの接続性	フランジ接続	B	
			関連資料	47-7 接続図		
		第3号	異なる複数の接続箇所の確保	屋外	A b	
			関連資料	47-7 接続図		
		第4号	設置場所	(放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定)	—	
			関連資料	47-3 配置図, 47-7 接続図		
		第5号	保管場所	屋外	A b	
			関連資料	47-3 配置図, 47-8 保管場所図		
		第6号	アクセスルート	屋外	B	
関連資料			47-9 アクセスルート図			
第7号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋外	A b	
			サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a	
		関連資料	本文			

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

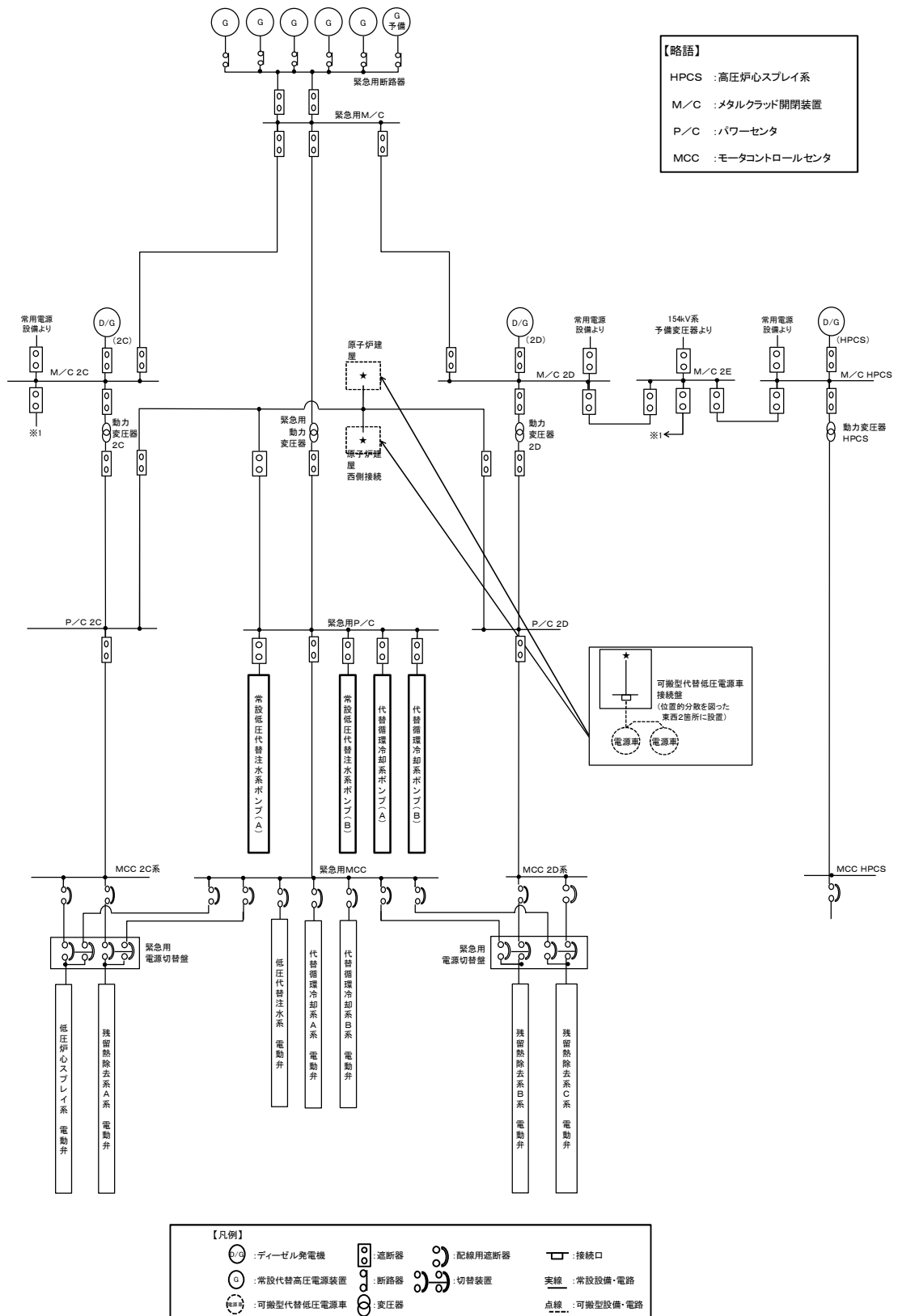
第47条:原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備		代替循環冷却系ポンプ		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
			海水	海水は通水しない	対象外	
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)	—	
			関連資料	47-3配置図, 47-10 その他設備		
		第2号	操作性	中央制御室操作	A	
			関連資料	47-4 系統図		
		第3号	試験・検査(検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ	A	
			関連資料	47-5 試験検査		
		第4号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	
			関連資料	47-7 系統図		
		第5号	悪影響防止	系統設計	通常待機時は隔離又は分離	A b
				その他(飛散物)	その他設備	対象外
			関連資料	47-4 系統図		
		第6号	設置場所	中央制御室操作	B	
	関連資料		47-3 配置図			
	第2項	第1号	常設SAの容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	47-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内	A a
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a
	関連資料		本文			

## 47-2 電源構成図



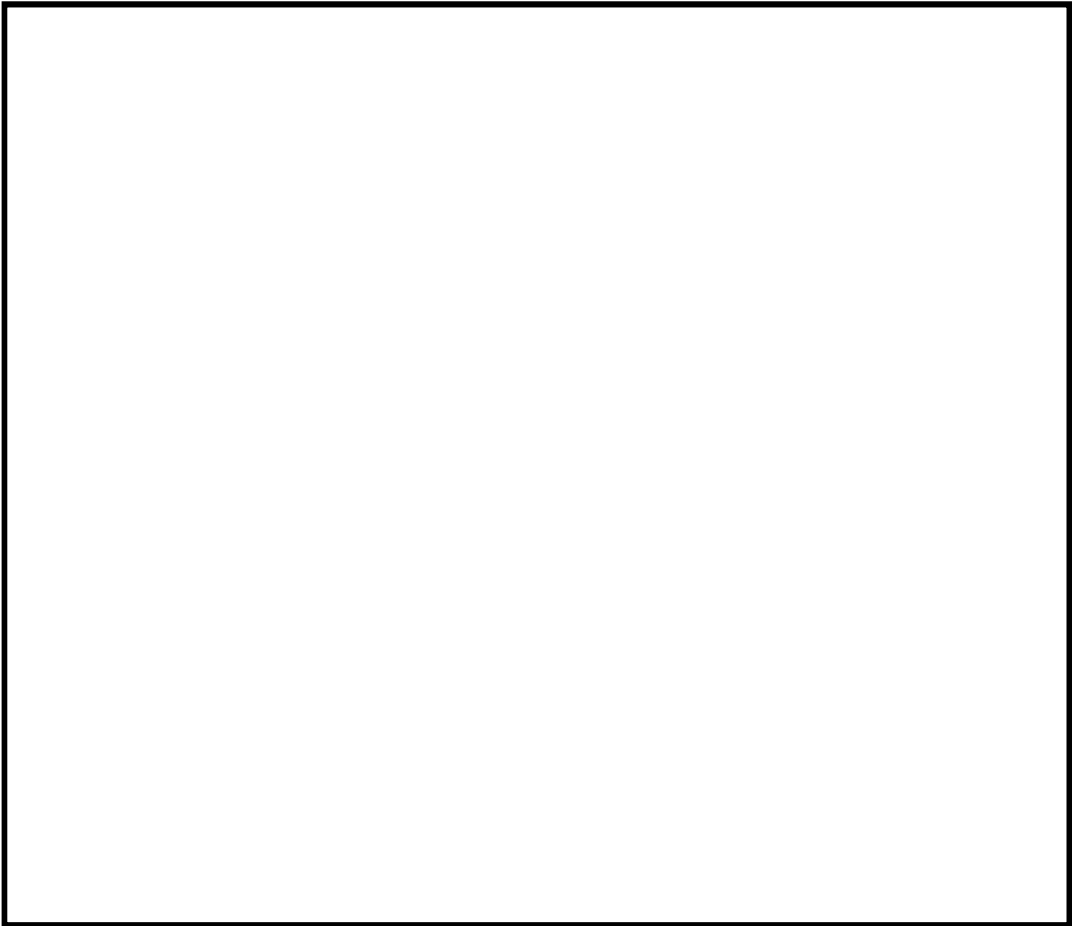
第 47-2-1 図 電源構成図 (交流電源) (1/2)






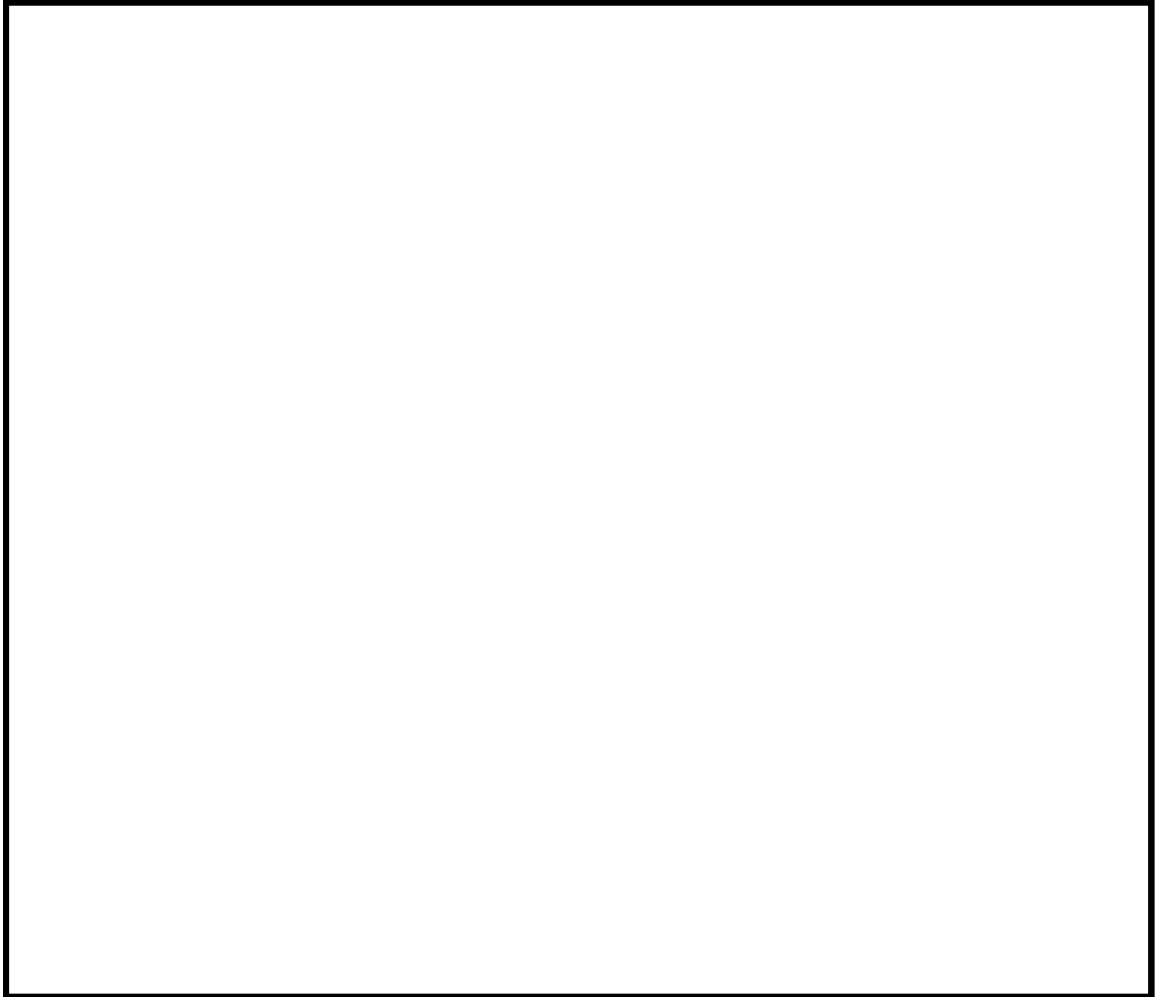
第 47-2-2 図 電源構成図 (交流電源) (2/2)


47-3 配置図



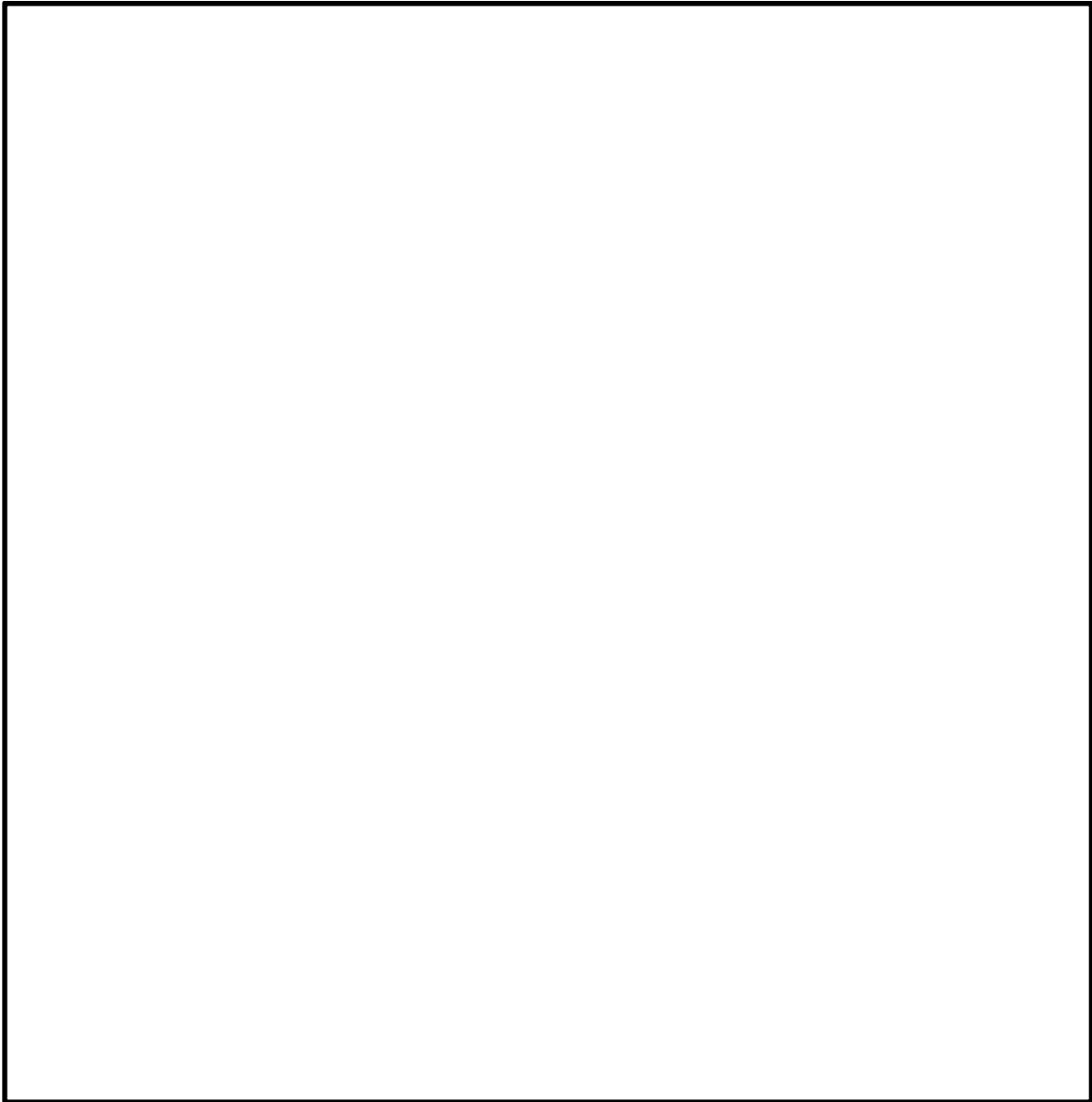
 : 第 47 条に係る重大事故等対処設備を示す。


第 47-3-1 図 構内全体配置図 ( 1 / 2 )



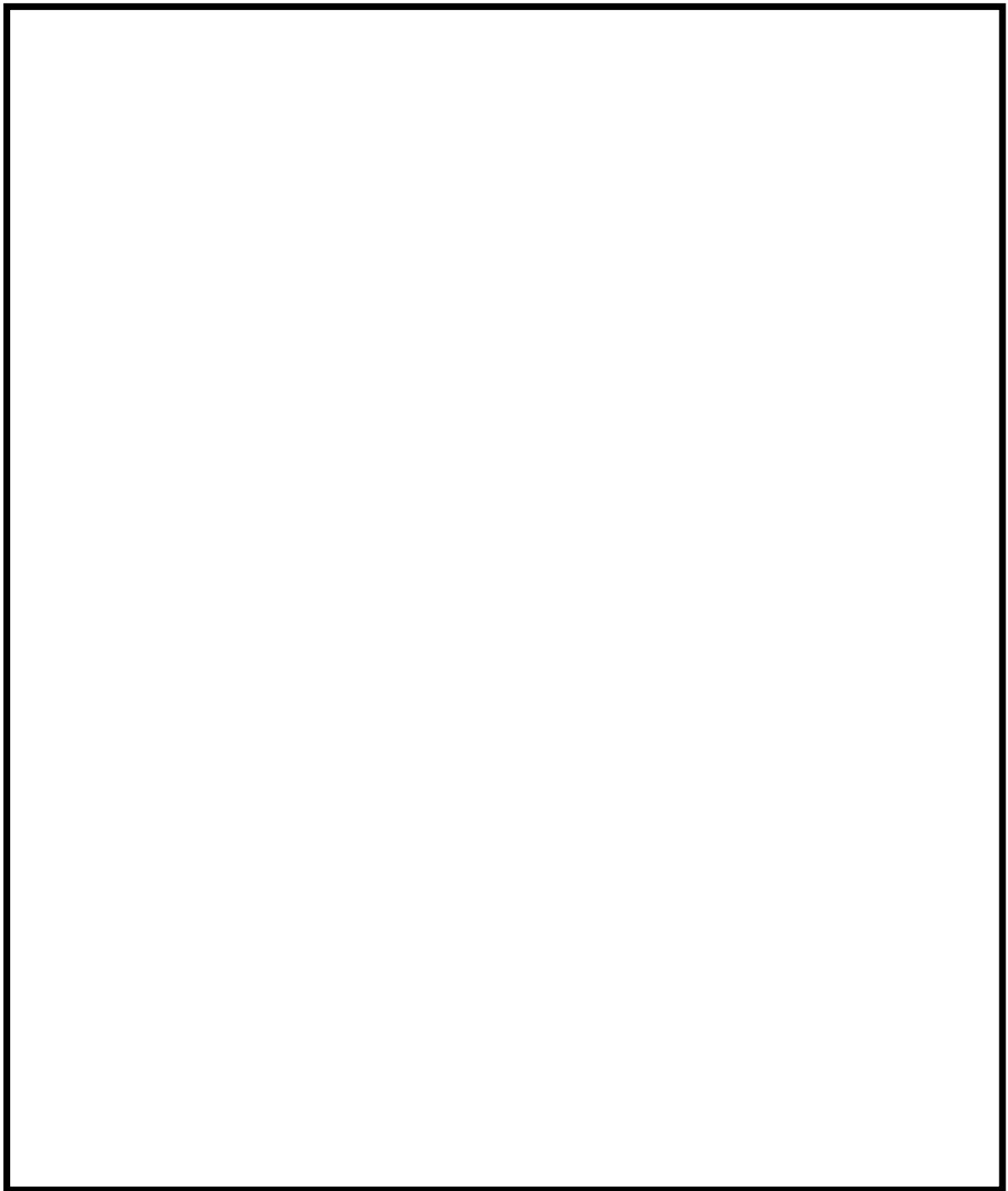
 : 第 47 条に係る重大事故等対処設備を示す。

第 47-3-2 図 構内全体配置図 (2 / 2)

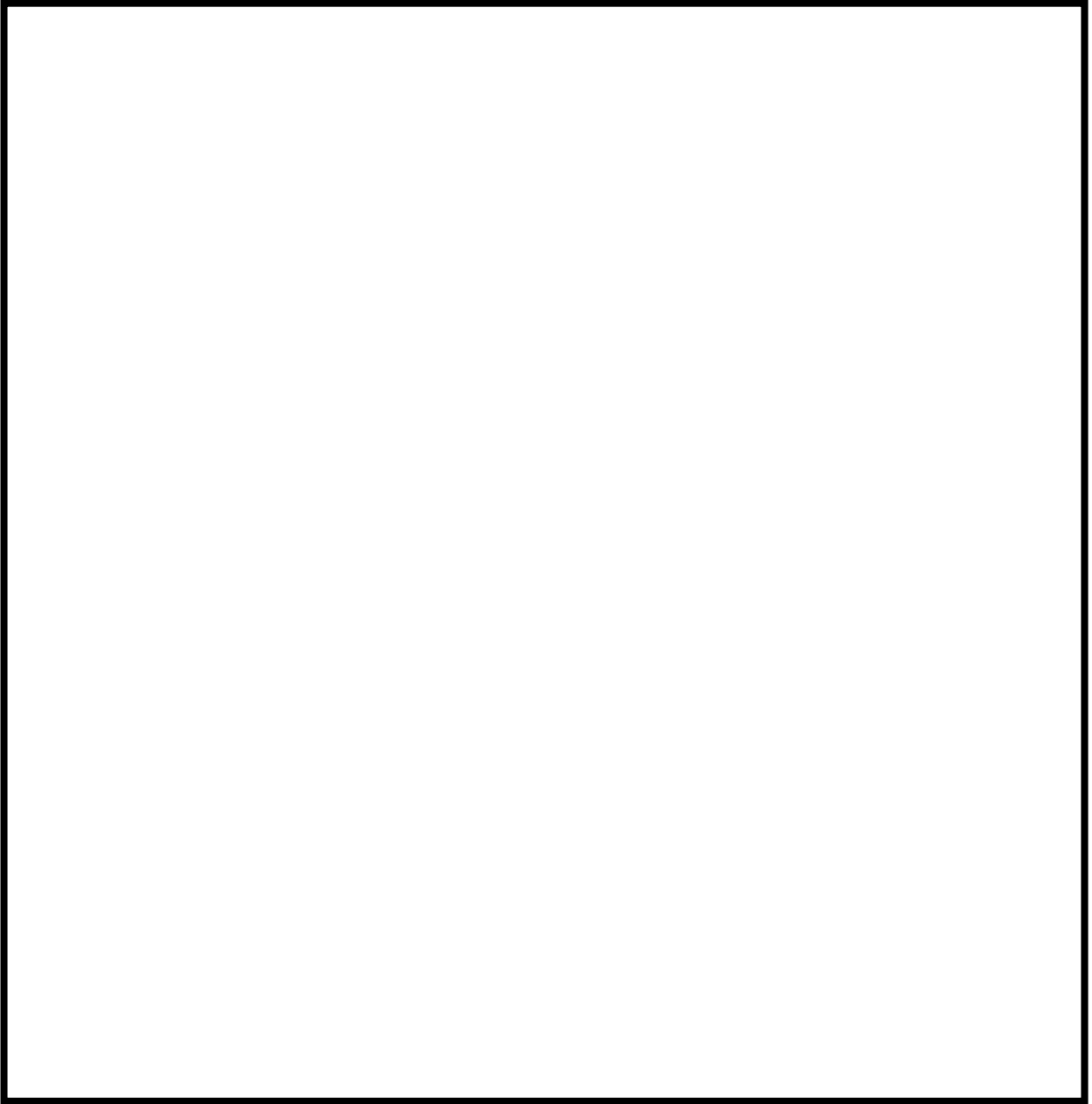


 : 第 47 条に係る重大事故等対処設備を示す。

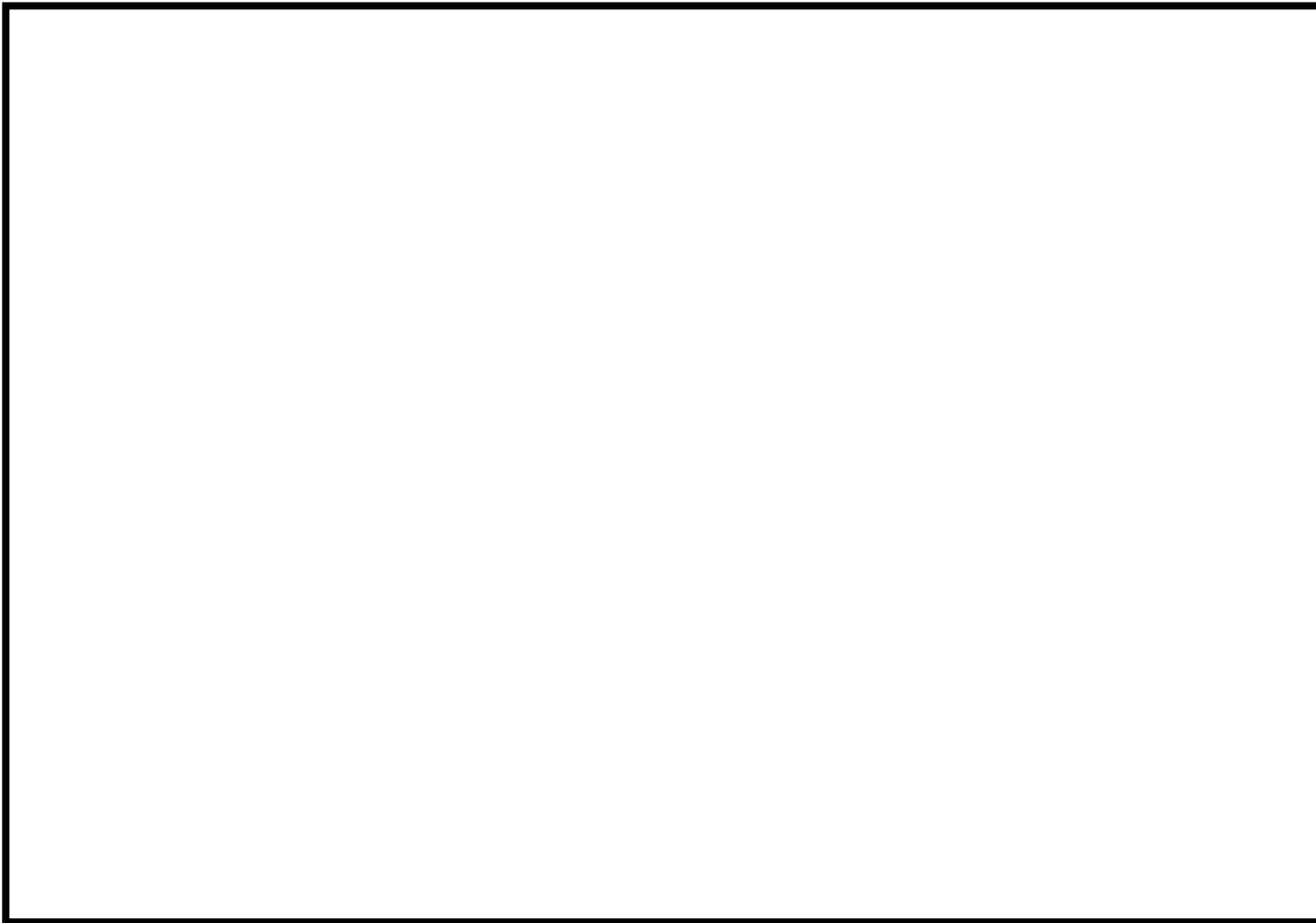
第47-3-3図 低圧代替注水系に係る機器配置図 (1/2)



第 47-3-4 図 低圧代替注水系に係る機器配置図 (2/2)



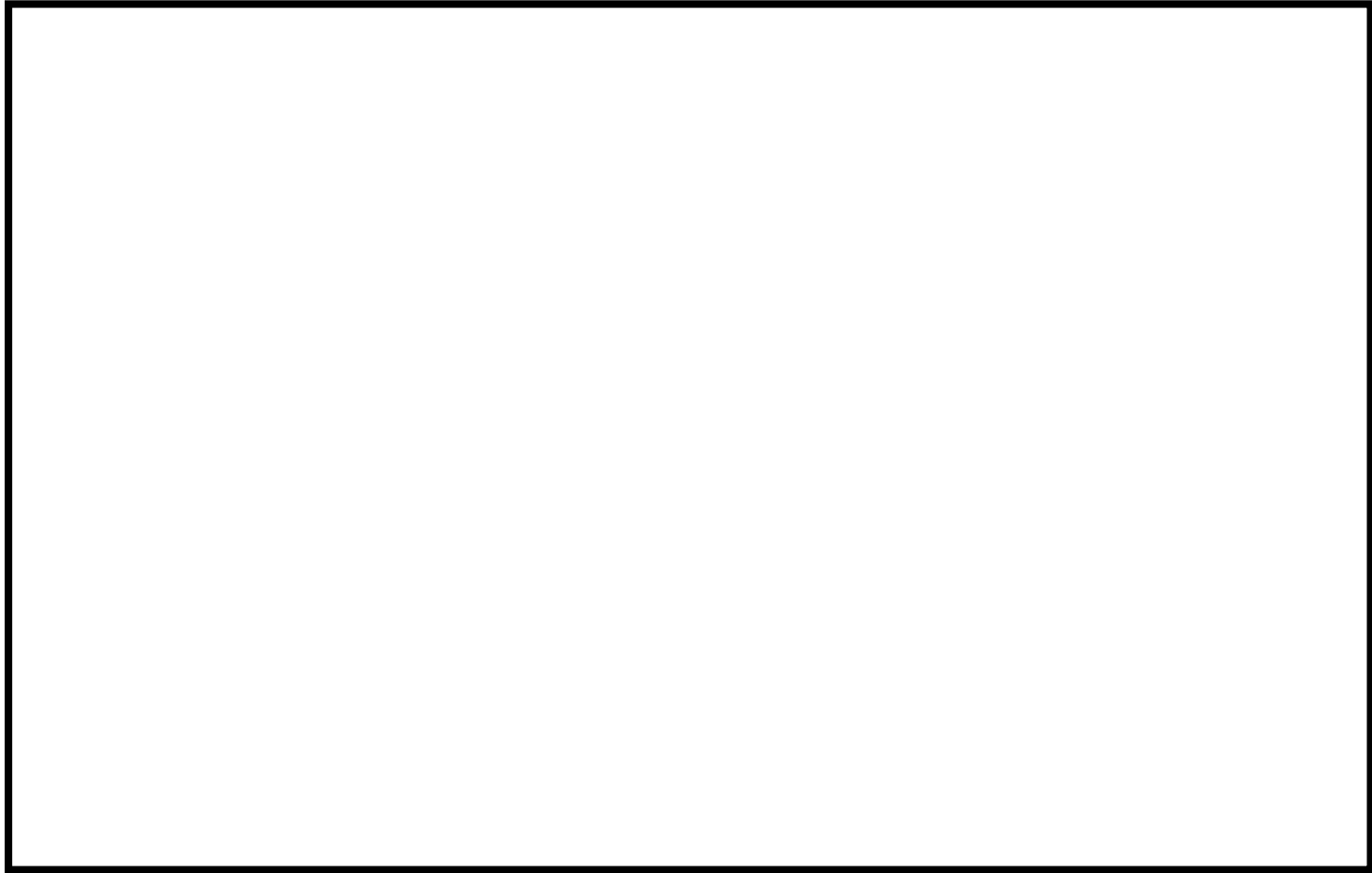
第 47-3-5 図 残留熱除去系及び低圧炉心スプレイ系に係る機器配置図  
(原子炉建屋地下 2 階)



第 47-3-6 図 低圧代替注水系に係る機器（弁）配置図

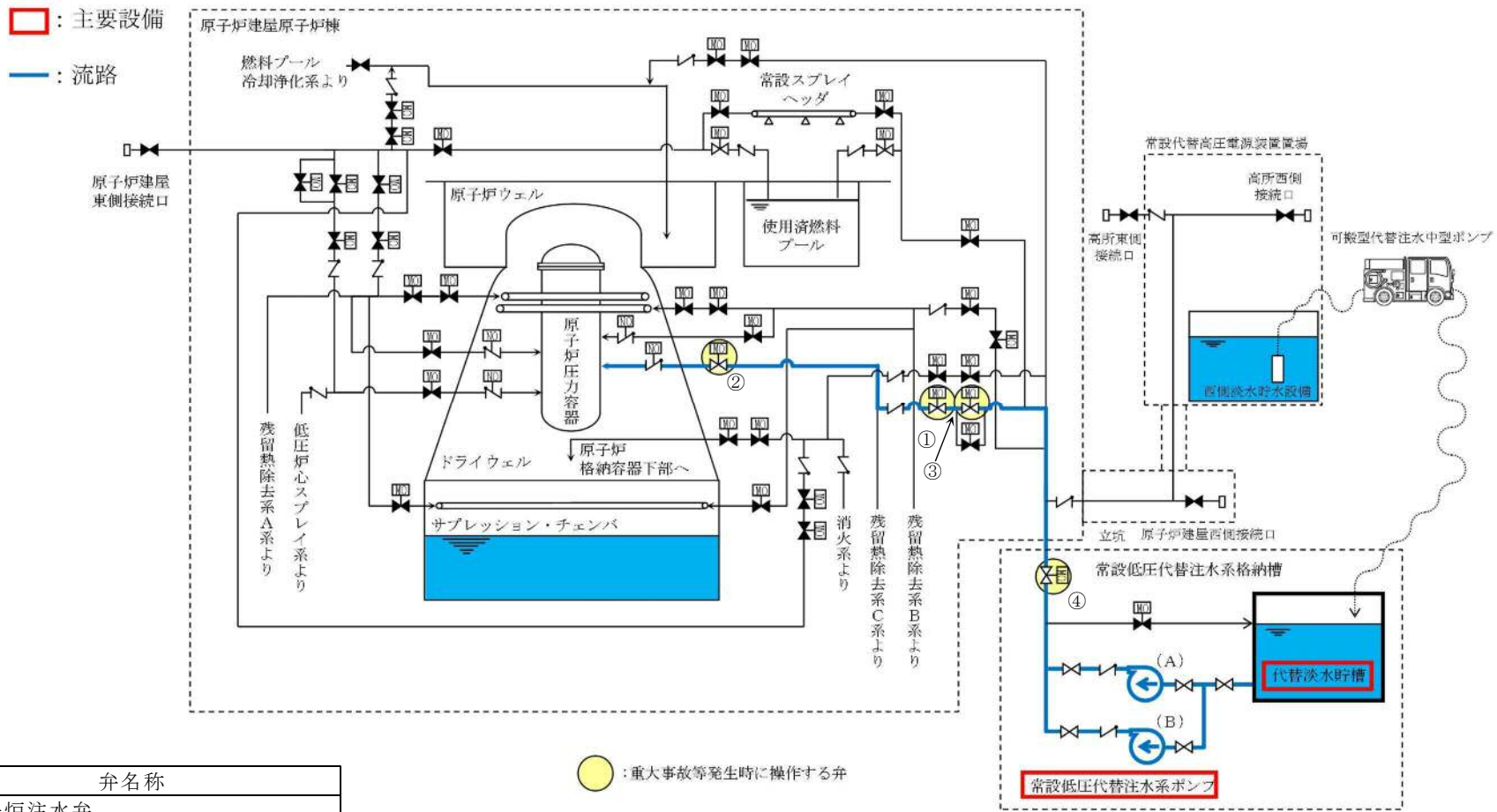
（原子炉建屋 3 階）





第 47-3-7 図 低圧代替注水系に係る機器（弁）配置図  
(原子炉建屋 4 階)

47-4 系統図



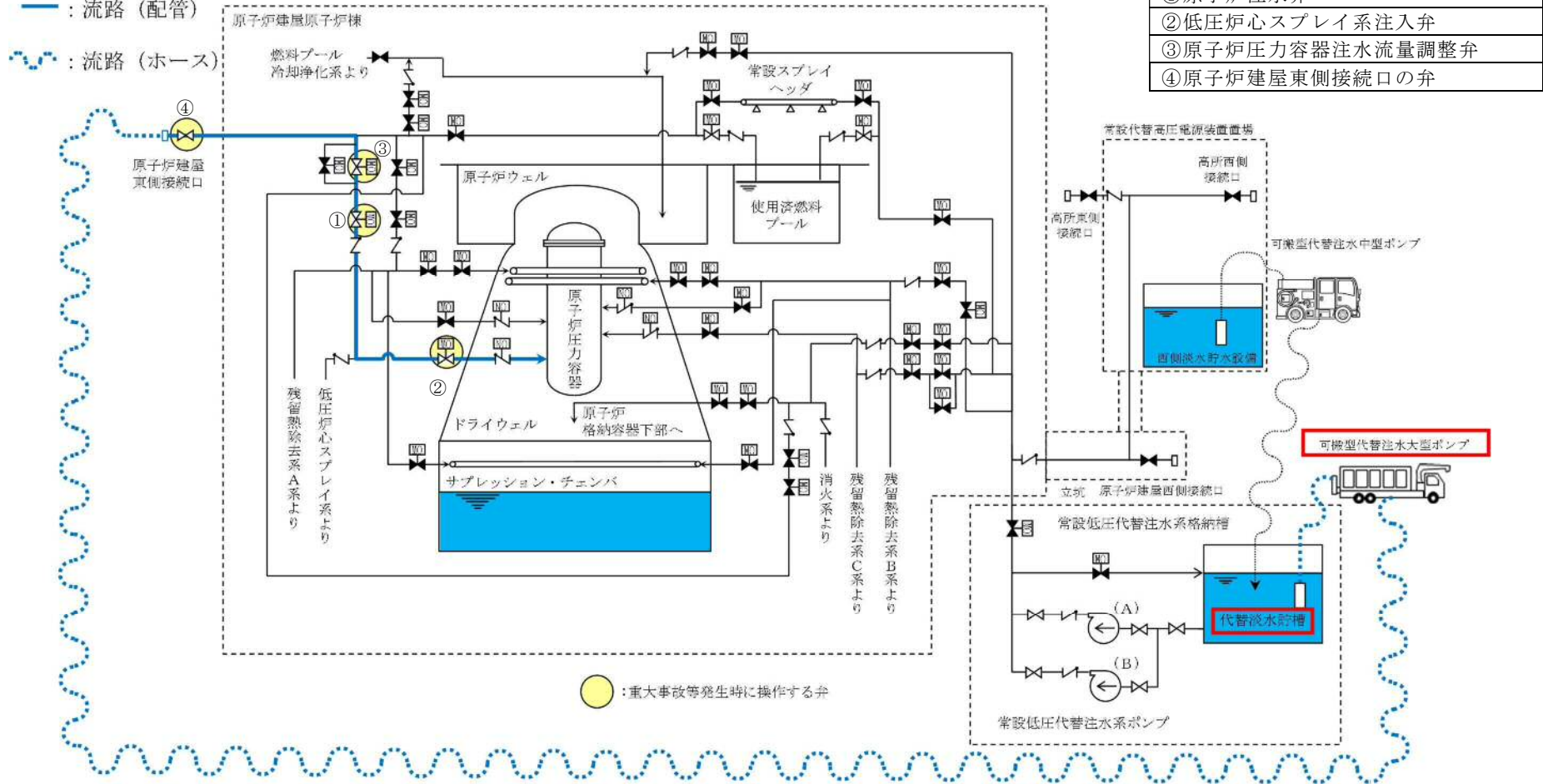
弁名称
①原子炉注水弁
②残留熱除去系C系注入弁
③原子炉压力容器注水流量調整弁
④常設低圧代替注水系系統分離弁

第 47-4-1 図 低圧代替注水系（常設）系統概要図

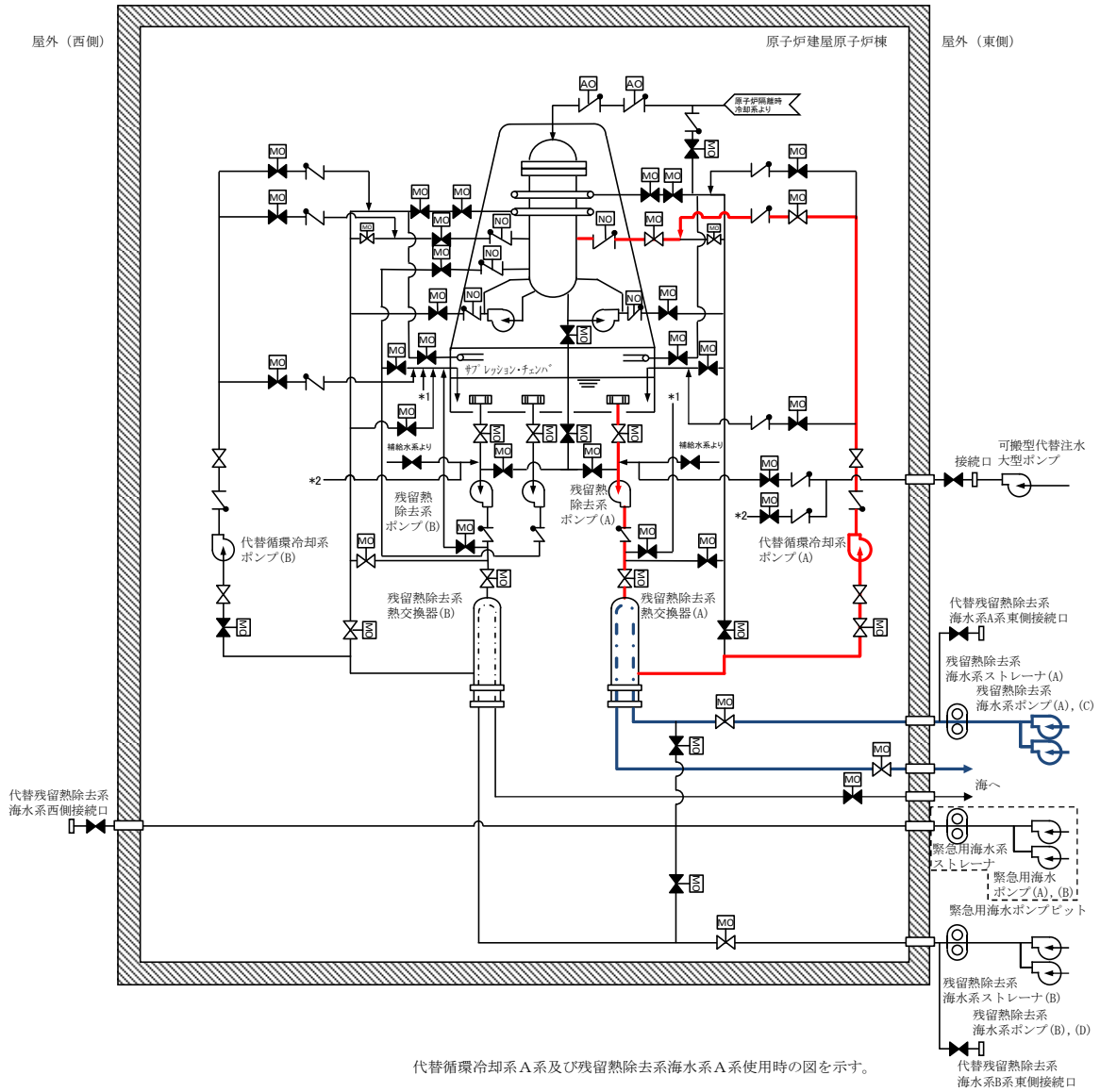
□ : 主要設備

— : 流路 (配管)

⋯ : 流路 (ホース)



第 47-4-2 図 低圧代替注水系 (可搬型) 系統概要図 (代替淡水貯槽～原子炉建屋東側接続口)

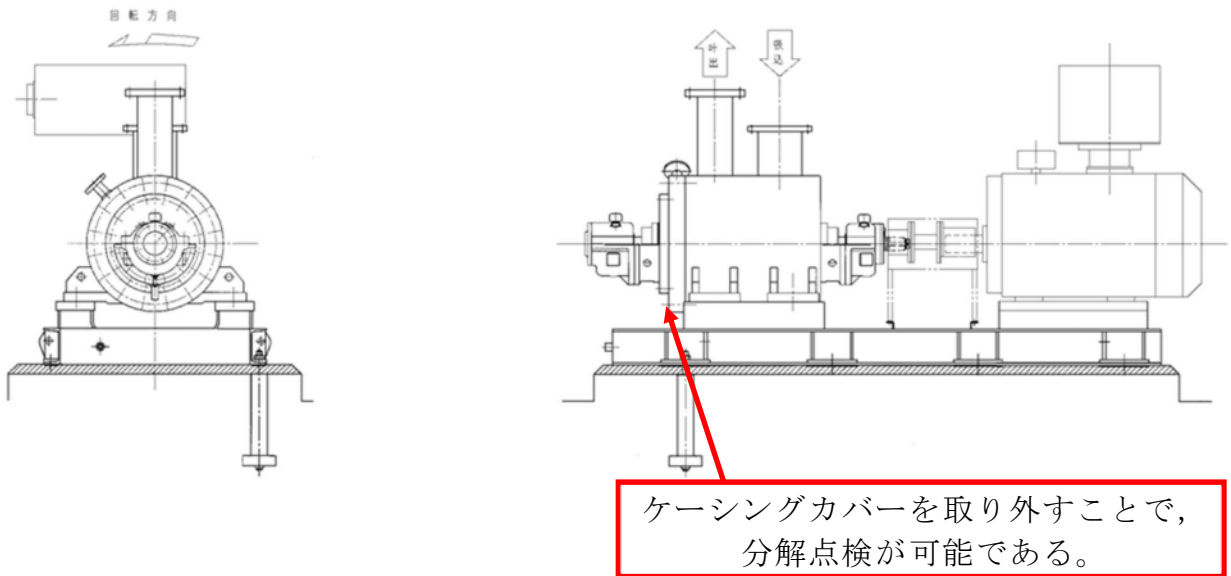


第 47-4-3 図 代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却 系統概要図

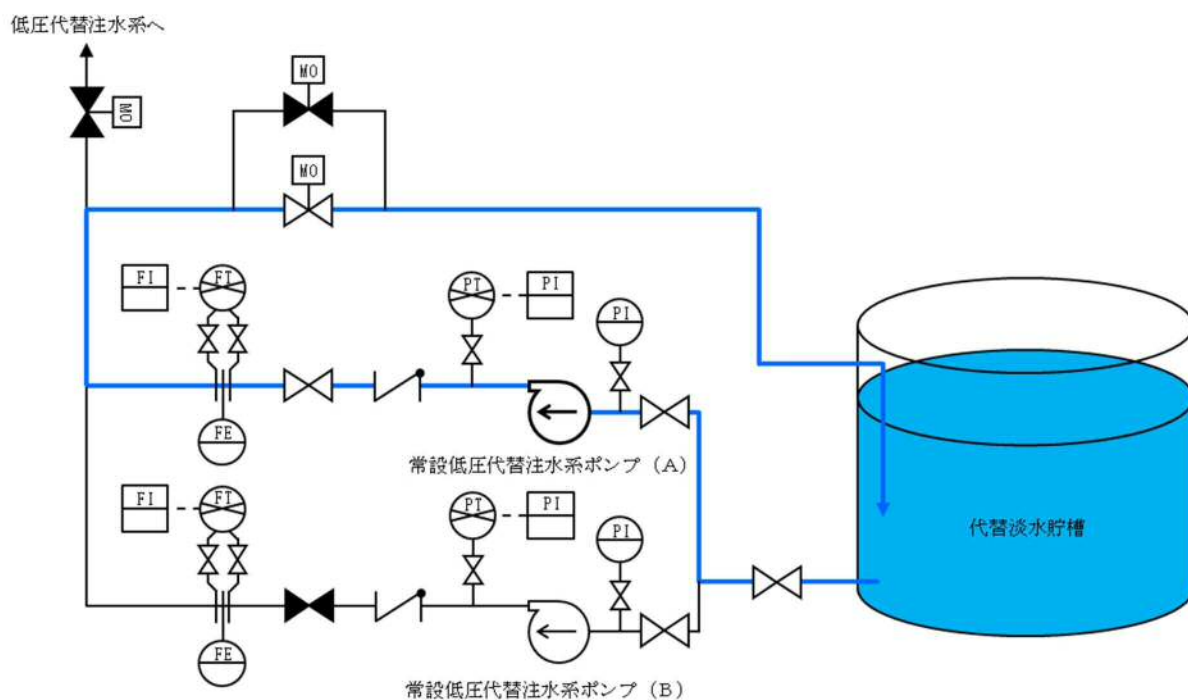
47-5 試驗檢查

第 47-5-1 表 低圧代替注水系（常設）の試験検査

原子炉の状態	項目	内容
運転中	機能・性能検査	ポンプ運転性能，ポンプ及び系統配管・弁の漏えい確認，外観の確認
	弁動作確認	弁開閉動作の確認
停止中	機能・性能検査	ポンプ運転性能，ポンプ及び系統配管・弁の漏えい確認，外観の確認
	弁動作確認	弁開閉動作の確認
	分解検査	ポンプまたは弁の部品の表面状態について浸透探傷試験及び目視により確認



第 47-5-1 図 常設低圧代替注水系ポンプ構造図



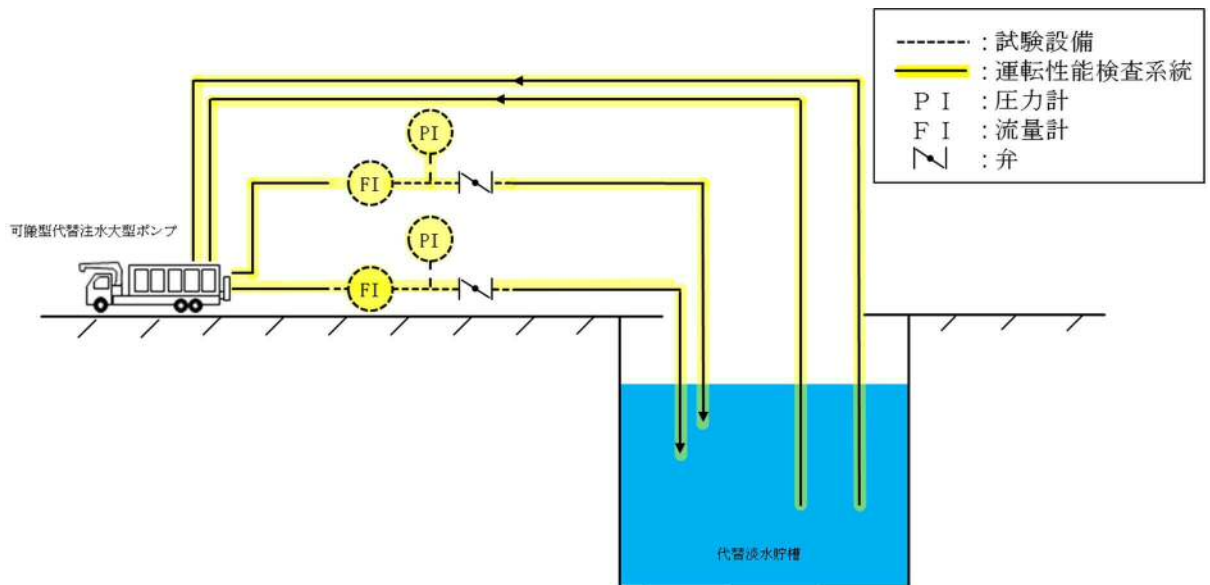
図は常設低圧代替注水系ポンプ（A）の機能・性能検査システムを示す。代替淡水貯槽を水源とした循環運転によりポンプの運転性能，系統の漏えい確認を実施する。常設低圧代替注水系ポンプ（B）も同様。

第 47-5-2 図 機能・性能検査系統図  
 (常設低圧代替注水系ポンプ)



第47-5-2表 低圧代替注水系（可搬型）の試験検査

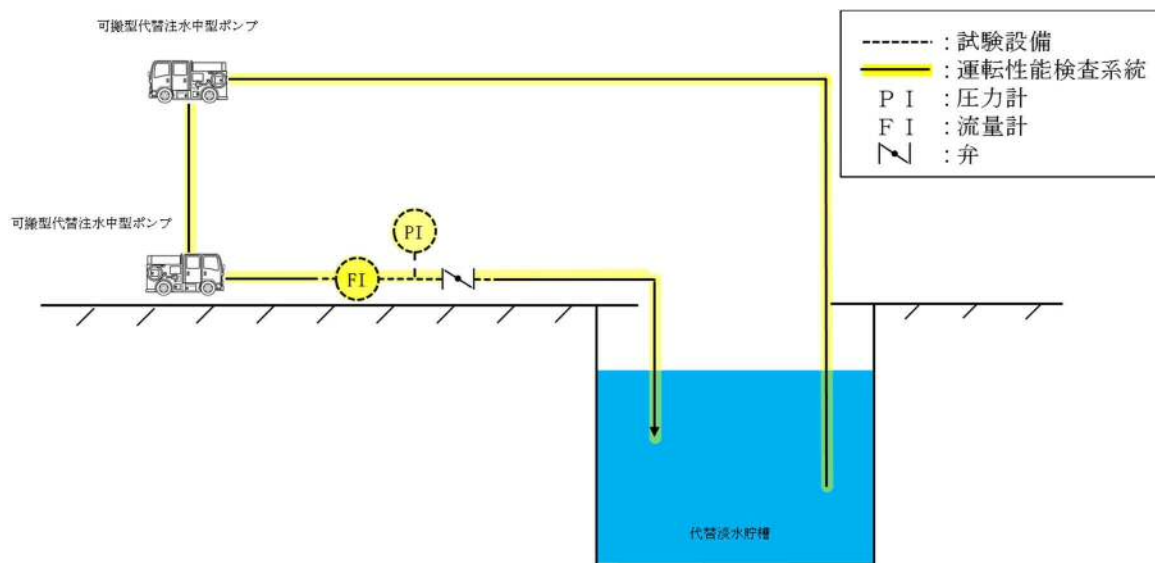
原子炉の状態	項目	内容
運転中	機能・性能検査	ポンプ運転性能，ポンプ及びホースの漏えい確認，外観の確認
	分解検査	ポンプの部品の表面状態について浸透探傷試験及び目視により確認又は取替を実施する。
	弁動作確認	弁開閉動作の確認
	車両検査	車両の走行確認
停止中	機能・性能検査	ポンプ運転性能，ポンプ及びホースの漏えい確認，外観の確認
	分解検査	弁の部品の表面状態について浸透探傷試験及び目視により確認 ポンプの部品の表面状態について浸透探傷試験及び目視により確認又は，取替を実施する。
	弁動作確認	弁開閉動作の確認
	車両検査	車両の走行確認



図は代替淡水貯槽を使用した可搬型代替注水大型ポンプの機能・性能検査系統を示す。機能・性能検査は、可搬型代替注水大型ポンプを代替淡水貯水槽近傍に設置し、ホース等により仮設の試験設備を構成し、代替淡水貯槽を水源とした循環運転によりポンプの運転性能、系統の漏えい確認を実施する。仮設の試験設備であるため、代替淡水貯槽以外の水源でも試験可能である。

第 47-5-3 図 機能・性能検査系統図

(可搬型代替注水大型ポンプ)



図は代替淡水貯槽を使用した可搬型代替注水中型ポンプの機能・性能検査システムを示す。機能・性能検査は、可搬型代替注水中型ポンプ（1台又は2台）を代替淡水貯水槽近傍に設置し、ホース等により仮設の試験設備を構成し、代替淡水貯槽を水源とした循環運転によりポンプの運転性能、システムの漏えい確認を実施する。仮設の試験設備であるため、代替淡水貯槽以外の水源でも試験可能である。

第 47-5-4 図 機能・性能検査システム

(可搬型代替注水中型ポンプ)

## 47-6 容量設定根拠

名称		常設低圧代替注水系ポンプ
容量	m <sup>3</sup> /h/台	189以上（注1） ， （約200（注2））
全揚程	m	144以上（注1） ， （約200（注2））
最高使用圧力	MPa[gage]	3.14
最高使用温度	℃	66
原動機出力	kW/台	約190
機器仕様に関する注記		注1：要求値を示す。 注2：公称値を示す。

#### 【設定根拠】

低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプは、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために必要な注水量を有する設計とする。

なお、重大事故等対処設備の低圧代替注水系（常設）として使用する常設低圧代替注水系ポンプは2台設置する。

#### 1. 容量

常設低圧代替注水系ポンプを用いて残留熱除去系配管（C）から原子炉圧力容器へ注入する場合の注水量としては、炉心の著しい損傷の防止の重要事故シーケンスのうち、低圧代替注水系（常設）を用いる、高圧・低圧注水機能喪失、崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合、残留熱除去系が故障した場合）、LOCA時注水機能喪失、原子炉格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）及び全交流動力電源喪失（運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれのある事故）に係る有効性

評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付資料十）において、有効性が確認されている原子炉への注水流量が最大 $378\text{m}^3/\text{h}$ であり、ポンプ2台運転において1台あたり $189\text{m}^3/\text{h}$ 以上が必要となることから、約 $200\text{m}^3/\text{h}$ （公称値）の容量を確保する設計とする。

また、低圧代替注水系（常設）は、格納容器スプレイ冷却系と同時に使用する可能性があるため、同時注水時に各々の必要流量が確保できることを添付（1）「格納容器下部注水系と代替格納容器スプレイ冷却の同時注水について」で示す。

## 2. 全揚程

原子炉圧力容器に注水する場合の常設低圧代替注水系ポンプの全揚程は、上記注水量で注水を実施する場合の圧損（水源（代替淡水貯槽）と注水先（原子炉圧力容器）の圧力差、静水頭、機器圧損、配管及び弁類圧損）を考慮し、約200mの全揚程を確保可能な設計とする。

<移送先の圧力は約0.604MPaとする>

水源と移送先の圧力差	約62.9m
静水頭	約45.9m
配管及び弁類圧損	約35.0m
合計	約143.8m ≒ 144m

### 3. 最高使用圧力

常設低圧代替注水系ポンプの最高使用圧力は、ポンプ締切運転時の揚程約300m（約2.94MPa[gage]）に代替淡水貯槽の静水頭約20.63m（約0.20MPa[gage]）を加えた約320.63m[gage]を上回る圧力として3.14MPa[gage]とする。

### 4. 最高使用温度

低圧代替注水系（常設）として使用する常設代替注水系ポンプの最高使用温度は、水源の代替淡水貯槽の最高使用温度に合わせ66℃としている。

### 5. 電動機出力

低圧代替注水系（常設）として使用する常設低圧代替注水ポンプの容量200m<sup>3</sup>/h、全揚程200mの時の必要軸動力は、下記の式より約□kWとなる。

$$\begin{aligned} P &= 10^{-3} \times \rho \times g \times ((Q/3,600) \times H) / (\eta/100) \\ &= 10^{-3} \times 1,000 \times 9.80665 \times ((200/3,600) \times 200) / (\square/100) \\ &= \square \text{ kW} \doteq \square \text{ kW} \end{aligned}$$

$P$ ：必要軸動力（kW）

$P_w$ ：水動力（kW）

$\rho$ ：流体の密度（kg/m<sup>3</sup>）=1,000

$g$ ：重力加速度（m/s<sup>2</sup>）=9.80665

$Q$ ：ポンプ容量（m<sup>3</sup>/h）=200

$H$ ：ポンプ揚程（m）=200（図1参照）

$\eta$ ：ポンプ効率（%）=約□（図1参照）

(参考文献：「ターボポンプ用語」(JIS B 0131-2002))



第47-6-1図 常設低圧代替注水ポンプ性能曲線

以上より，低圧代替注水系ポンプ電動機の必要動力は□kW／台であり，  
低圧代替注水系（常設）として使用する常設低圧代替注水ポンプの電動機出力は，190kW／台とする。



名称		可搬型代替注水大型ポンプ
容量	m <sup>3</sup> /h/台	50以上/110以上（注1）（約1, 320（注2））
全揚程	m	130以上/ 59以上（注1）（約140（注2））
最高使用圧力	MPa[gage]	1.4
最高使用温度	℃	60
原動機出力	kW/台	約847
機器仕様に関する注記		注1：要求値を示す。 注2：設計仕様を示す。

### 【設定根拠】

低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプは、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために必要な注水量を有する設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプは、重大事故等時において注水等に必要な容量を有するものを1台使用する。保有数は2セットで2台と、故障時及び保守点検による待機除外時の予備として2台の合計4台を保管する。予備については、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）と兼用する。

#### 1. 容量

低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプを用いて低圧炉心スプレイ系配管又は残留熱除去系配管から原子炉へ注水する場合の容量は、注水量としては、炉心の著しい損傷の防止の重要事故シーケンスのうち、低圧代替注水系（可搬型）を用いる、全交流動力電源喪失（長期T B）に係る有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付資料十）にお

いて、有効性が確認されている原子炉への注水流量が $110\text{m}^3/\text{h}$ 以上であることから、ポンプ容量を $1,320\text{m}^3/\text{h}$ とする。

全交流動力電源喪失時には、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉への注水（ $50\text{m}^3/\text{h}$ ）、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器スプレイ（ $130\text{m}^3/\text{h}$ ）及び代替燃料プール注水系による使用済燃料プールへの注水（ $16\text{m}^3/\text{h}$ ）を同時に実施可能な設計とする。

また、低圧代替注水系（可搬型）は、格納容器スプレイ冷却系等と同時に使用する可能性があるため、同時注水時に各々の必要流量が確保できることを添付（1）「常設低圧代替注水系ポンプ、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを使用した同時注水について」で示す。

## 2. 全揚程

可搬型代替注水大型ポンプを用いた低圧代替注水系の単独注水時の全揚程は、有効性が確認されている原子炉への注水流量（ $110\text{m}^3/\text{h}$ ）における圧損（水源（代替淡水貯槽）と注水先（原子炉圧力容器）の圧力差、静水頭、機器圧損、配管・ホース及び弁類圧損）を考慮し、以下を考慮した設計とする。

(1) 高所東側接続口使用の場合（最も圧損評価が厳しい高所東側接続口接続口で評価）

注水先圧力	約	0	m
静水頭	約	26.1	m
ホース圧損	約	2.2	m
配管及び弁類圧損	約	29.8	m
合計	約	58.1	m ≒ 59 m

以上より，代替格納容器スプレイ冷却系単独注水時の可搬型代替注水大型ポンプに要求される最大揚程は，59mとなる。

また，可搬型代替注水大型ポンプを用いた低圧代替注水系（50 m<sup>3</sup>/h），代替格納容器スプレイ冷却系（130 m<sup>3</sup>/h）及び代替燃料プール注水系（16 m<sup>3</sup>/h）の同時注水時における原子炉への注水に必要な全揚程は，圧損（水源（代替淡水貯槽）と注水先（原子炉格圧力容器）の圧力差，静水頭，機器圧損，配管・ホース及び弁類圧損）を考慮し，以下を考慮した設計とする。

(1) 高所東側接続口使用の場合（最も圧損評価が厳しい高所東側接続口接続口で評価）

注水先圧力	約	46.1 m
静水頭	約	26.1 m
ホース圧損	約	28.1 m
配管及び弁類圧損	約	29.0 m
合計	約	129.3 m ≒ 130 m

以上より，代替格納容器スプレイ冷却系同時注水時の可搬型代替注水大型ポンプに要求される最大揚程は，130mとなる。

可搬型代替注水大型ポンプの全揚程の公称値は，ポンプ特性からエンジン最大回転数時の容量の公称値である約1,320m<sup>3</sup>/hにおける吐出圧力の約140mとする。

### 3. 最高使用圧力

可搬型代替注水大型ポンプの供給ライン（ホースの最高使用圧力）を考慮

し、吐出圧力を制限していることから1.4MPa[gage]とする。

#### 4. 最高使用温度

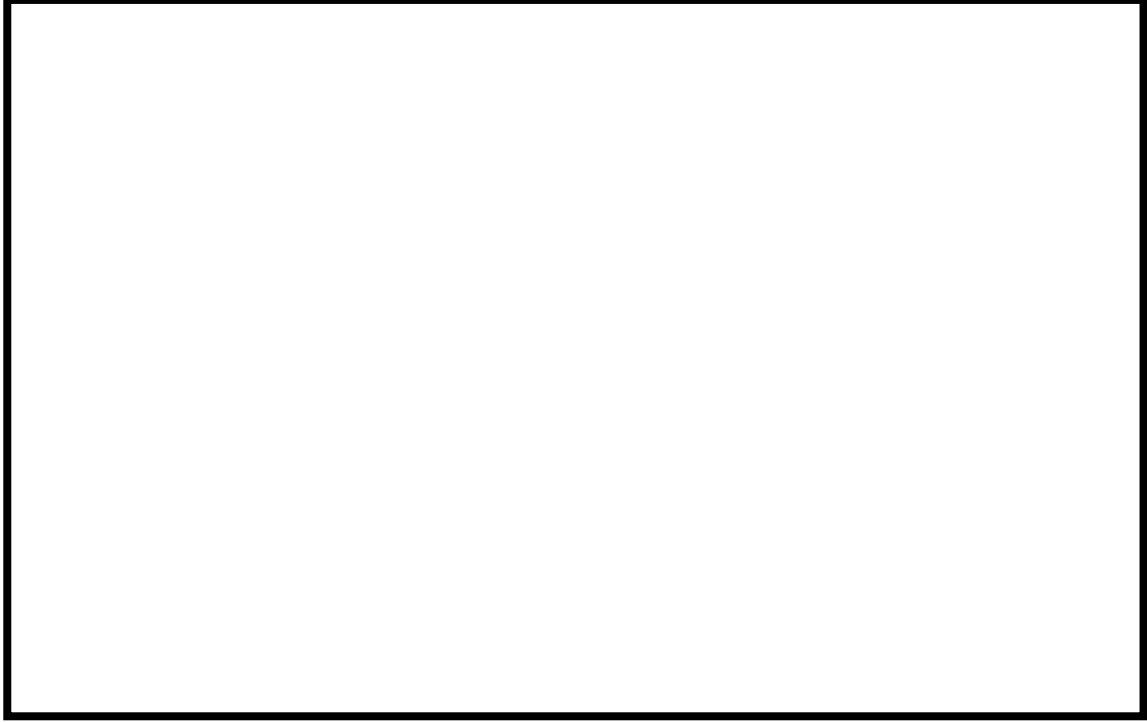
可搬型代替注水大型ポンプの最高使用温度は、供給ラインを考慮し接続するホースの最高使用温度である60℃とする。

#### 5. 原動機出力

低圧代替注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水ポンプの原動機出力については、メーカー設計値である約847kWとする。

6. 可搬型代替注水大型ポンプの性能曲線

可搬型代替注水大型ポンプの性能曲線を以下に示す。



第47-6-2図 可搬型代替注水大型ポンプ性能曲線

名称		可搬型代替注水中型ポンプ
容量	m <sup>3</sup> /h/台	50以上/110以上（注1）（約210（注2））
全揚程	m	97以上/ 37以上（注1）（約100（注2））
最高使用圧力	MPa[gage]	1.4
最高使用温度	℃	60
原動機出力	kW/台	約147
機器仕様に関する注記		注1：要求値を示す。 注2：設計仕様を示す。

### 【設定根拠】

低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水中型ポンプは、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために必要な注水量を有する設計とする。

可搬型代替注水中型ポンプは、重大事故等時において注水に必要な揚程を確保するため2台のポンプを使用する。保有数は2セットで4台と、故障時及び保守点検による待機除外時の予備として1台の合計5台を保管する。

#### 1. 容量

低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水中型ポンプを用いて低圧炉心スプレイ系配管又は残留熱除去系配管から原子炉へ注水する場合の容量は、炉心の著しい損傷の防止の重要事故シーケンスのうち、低圧代替注水系（可搬型）を用いる、全交流動力電源喪失（長期TB）に係る有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付資料十）において、有効性が確認されている原子炉への注水流量が110m<sup>3</sup>/h以上であることから、ポンプ容量を210m<sup>3</sup>/hとする。なお、可搬型代替注水中型ポンプ1台では必要な流

量に対し揚程が不足することから、可搬型代替注水中型ポンプ2台を直列に接続し、1台目は水源（西側淡水貯水設備）からの取水に使用することで2台目のポンプ入口の静水頭を確保する。これにより、原子炉压力容器への単独の注入流量を確保することに加え、複数箇所への同時注水においても各々の必要流量を確保可能な設計とする。

低圧代替注水系（可搬型）は、代替格納容器スプレイ冷却系等と同時に使用する可能性があるため、同時注水時に各々の必要流量が確保できることを添付（1）「常設低圧代替注水系ポンプ，可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを使用した同時注水について」で示す。

## 2. 全揚程

可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水系の単独注水時の全揚程は、有効性が確認されている原子炉への注水流量（ $110\text{m}^3/\text{h}$ ）を確保する設計とする。低圧代替注水系は、可搬型代替注水中型ポンプ2台を直列に接続し使用する。1台目は、水源（西側淡水貯水設備）からの取水を目的とし、2台目は、原子炉压力容器への注水を目的としている。

圧損評価は、水源（西側淡水貯水設備）と注水先（原子炉压力容器）の圧力差、静水頭、ホース圧損、配管及び弁類圧損を考慮した設計とする。

### (1) 西側淡水貯水設備～中型ポンプ2台目（中型ポンプ1台目圧損評価）

注水先圧力	約	0	m
静水頭	約	29.0	m
ホース圧損	約	4.5	m
2台目への静水頭	約	3.5	m
合計	約	37.0	m = 37m

(2) 中型ポンプ 2 台目～原子炉格納容器（中型ポンプ 2 台目圧損評価）（最も圧損評価が厳しい東側接続口で評価）

注水先圧力 約 0 m

静水頭 約 27.1m

ホース圧損 約 0.2m

配管及び弁類圧損 約 9.7m

合計 約 37.0m =37m

以上より，低圧代替注水系単独注水時の可搬搬型代替注水中型ポンプに要求される最大揚程は，37mとなる。

また，可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水系（50 m<sup>3</sup>/h），代替格納容器スプレイ冷却系（130 m<sup>3</sup>/h）及び代替燃料プール注水系（16 m<sup>3</sup>/h）の同時注水も考慮する設計とする。

圧損評価は，水源（西側淡水貯水設備）と注水先（原子炉圧力容器）の圧力差，静水頭，ホース圧損，配管及び弁類圧損を考慮した設計とする。

(1) 西側淡水貯水設備～中型ポンプ 2 台目（中型ポンプ 1 台目圧損評価）

注水先圧力 約 0 m

静水頭 約 29.0m

ホース圧損 約 10.9m

2 台目への静水頭 約 5.0m

合計 約 44.9m =45m

(2) 中型ポンプ 2 台目～原子炉格納容器（中型ポンプ 2 台目圧損評価）（最も圧損評価が厳しい東側接続口で評価）



注水先圧力	約	46.1m
静水頭	約	27.1m
ホース圧損	約	0.3m
配管及び弁類圧損	約	22.6m
合計	約	96.1m = 97m

以上より，低圧代替注水系同時注水時に使用する可搬型代替注水中型ポンプに要求される最大揚程は，97mとなる。

可搬型代替注水中型ポンプ全揚程の公称値は，ポンプ特性からエンジン最大回転数時の容量の公称値である約210m<sup>3</sup>/hにおける吐出圧力の約100mとする。

### 3. 最高使用圧力

可搬型代替注水中型ポンプの供給ライン（ホースの最高使用圧力）を考慮し，吐出圧力を制限していることから1.4MPa[gage]とする。

### 4. 最高使用温度

可搬型代替注水中型ポンプの最高使用温度は，供給ラインを考慮し接続するホースの最高使用温度である60℃とする。

### 5. 原動機出力

低圧代替注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水ポンプの原動機出力については，メーカー設計値である約147kWとする。

6. 可搬型代替注水中型ポンプの性能曲線

可搬型代替注水中型ポンプの性能曲線を以下に示す。



第47-6-2図 可搬型代替注水中型ポンプ性能曲線

常設低圧代替注水系ポンプ，可搬型代替注水中型ポンプ及び  
可搬型代替注水大型ポンプを使用した同時注水について

常設低圧代替注水系ポンプ，可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプを使用した注水については，原子炉，原子炉格納容器，ペDESTAL（ドライウェル部），原子炉格納容器頂部及び使用済燃料プールを注水先として設計する。このため，重大事故等時において，複数の注水先に対して同時に必要流量を注水できるよう設計する。なお，各注水先への注水は弁の開操作のみで実施可能であるため，必要箇所への注水を継続しつつ，注水先を追加することが可能である。

有効性評価で考慮する同時注水パターンを第 1 表及び第 2 表に示す。  
また，有効性評価における事象進展ごとの常設低圧代替注水系ポンプ，可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプによる注水先の組み合わせケースを第 3 表から第 7 表に示す。

第 1 表 有効性評価で考慮する常設低圧代替注水系ポンプを使用した同時注水ケース

原子炉	原子炉格納容器	(ドライウエル部) ペDESTAL	原子炉格納容器頂部	使用済燃料プール
47 条 / 1.4	49 条 / 1.6	51 条 / 1.8	53 条 / 1.10	54 条 / 1.11
230m <sup>3</sup> / h	130m <sup>3</sup> / h	—	—	—
—	300m <sup>3</sup> / h	80m <sup>3</sup> / h	—	—
50m <sup>3</sup> / h	130m <sup>3</sup> / h	—	—	114m <sup>3</sup> / h

第 2 表 有効性評価で考慮する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを使用した同時注水ケース

原子炉	原子炉格納容器	(ドライウエル部) ペDESTAL	原子炉格納容器頂部	使用済燃料プール
47 条 / 1.4	49 条 / 1.6	51 条 / 1.8	53 条 / 1.10	54 条 / 1.11
50m <sup>3</sup> / h	130m <sup>3</sup> / h	—	—	—
50m <sup>3</sup> / h	130m <sup>3</sup> / h	—	—	16m <sup>3</sup> / h

第3表 設計基準事故対処設備による原子炉注水失敗時に常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合（炉心損傷前）

	47条/1.4	49条/1.6	51条/1.8	53条/1.10	54条/1.11	備考
	原子炉	原子炉格納容器	(ドライウエル部) ペDESTAL	原子炉格納容器頂部	使用済燃料プール	
初期注水段階	378m <sup>3</sup> /h	—	—	—	—	・QH特性に従った注水 ・原子炉水位回復後は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上は注水量一定で注水開始/停止操作実施）
原子炉格納容器スプレイ段階	230m <sup>3</sup> /h	130m <sup>3</sup> /h	—	—	—	・原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上は注水量一定で注水開始/停止操作実施） ・原子炉格納容器スプレイは原子炉格納容器圧力に応じてスプレイ開始/停止操作
使用済燃料プール冷却復旧操作段階	50m <sup>3</sup> /h	130m <sup>3</sup> /h	—	—	114m <sup>3</sup> /h	・有効性評価の解析条件ではないが、使用済燃料プールの冷却機能復旧操作を同時に行うことを想定 ・使用済燃料プールが80℃到達まで1日以上の余裕があるため、原子炉水位及び原子炉格納容器圧力制御が安定した状態で実施することを想定
原子炉格納容器ベント段階	50m <sup>3</sup> /h	—	—	—	—	・原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量 ・使用済燃料プールは代替燃料プール冷却系等による除熱に期待できることから、同時注水を考慮していない

対象事象：高圧・低圧注水機能喪失，LOCA時注水機能喪失

第4表 設計基準事故対処設備による原子炉注水成功後に常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合

	47条/1.4	49条/1.6	51条/1.8	53条/1.10	54条/1.11	備考
	原子炉	原子炉格納容器	(ドライウエル部) ペDESTAL	原子炉格納容器頂部	使用済燃料プール	
原子炉減圧・低圧注水移行段階	378m <sup>3</sup> /h	—	—	—	—	・QH特性に従った注水 ・原子炉水位回復後は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上は注水量一定で注水開始/停止操作実施）
原子炉格納容器スプレイ段階	230m <sup>3</sup> /h	130m <sup>3</sup> /h	—	—	—	・原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上は注水量一定で注水開始/停止操作実施） ・原子炉格納容器スプレイは原子炉格納容器圧力に応じてスプレイ開始/停止操作
使用済燃料プール冷却復旧操作段階	50m <sup>3</sup> /h	130m <sup>3</sup> /h	—	—	114m <sup>3</sup> /h	・有効性評価の解析条件ではないが、使用済燃料プールの冷却機能復旧操作を同時に行うことを想定 ・使用済燃料プールが80℃到達まで1日以上の余裕があるため、原子炉水位及び原子炉格納容器圧力制御が安定した状態で実施することを想定
原子炉格納容器ベント段階*	50m <sup>3</sup> /h	—	—	—	—	・原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量 ・使用済燃料プールは代替燃料プール冷却系等による除熱に期待できることから、同時注水を考慮していない

※崩壊熱除去機能（残留熱除去系が故障した場合）のケース

対象事象：崩壊熱除去機能喪失

第5表 全交流動力電源喪失（24時間継続）時に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを使用する場合

	47条/1.4	49条/1.6	51条/1.8	53条/1.10	54条/1.11	備考
	原子炉	原子炉格納容器	(ドライウエル部) ペDESTAL	原子炉格納容器頂部	使用済燃料プール	
原子炉減圧・低圧注水移行段階	110m <sup>3</sup> /h	—	—	—	—	・QH特性に従った注水 ・原子炉水位回復後は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上は注水量一定で注水開始/停止操作実施）
原子炉格納容器スプレイ段階	50m <sup>3</sup> /h	130m <sup>3</sup> /h	—	—	—	・原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上は注水量一定で注水開始/停止操作実施） ・原子炉格納容器スプレイは原子炉格納容器圧力に応じてスプレイ開始/停止操作
使用済燃料プール冷却復旧操作段階	50m <sup>3</sup> /h	130m <sup>3</sup> /h	—	—	16m <sup>3</sup> /h	・有効性評価の解析条件ではないが、使用済燃料プールの冷却機能復旧操作を同時に行うことを想定し、設定したケース ・使用済燃料プールが80℃到達まで1日以上の余裕があるため、原子炉水位及び原子炉格納容器圧力制御が安定した状態で実施することを想定

対象事象：全交流動力電源喪失、津波浸水による注水機能喪失

第6表 設計基準事故対処設備による原子炉注水失敗時に常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合（LOCA起因による炉心損傷事象）

	47条/1.4	49条/1.6	51条/1.8	53条/1.10	54条/1.11	備考
	原子炉	原子炉格納容器	(ドライウエル部) ペDESTAL	原子炉格納容器頂部	使用済燃料プール	
初期注水段階	230m <sup>3</sup> /h	130m <sup>3</sup> /h	—	—	—	・LOCAが発生し設計基準事故対処設備による注水に失敗し、炉心損傷に至った場合に、炉心の再冠水並びに原子炉格納容器内温度及び圧力を抑制するためのケース
再冠水後制御段階*	50m <sup>3</sup> /h	130m <sup>3</sup> /h	—	—	—	・原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量 ・原子炉格納容器スプレイは原子炉格納容器圧力に応じてスプレイ開始/停止操作
使用済燃料プール冷却復旧操作段階*	50m <sup>3</sup> /h	130m <sup>3</sup> /h	—	—	114m <sup>3</sup> /h	・有効性評価の解析条件ではないが、使用済燃料プールの冷却機能復旧操作を同時に行うことを想定し、設定したケース ・使用済燃料プールが80℃到達まで1日以上の余裕があるため、原子炉水位及び原子炉格納容器圧力制御が安定した状態で実施することを想定
原子炉格納容器ベント段階*	50m <sup>3</sup> /h	—	—	—	—	・原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量

※代替循環冷却系を使用できない場合のケース

対象事象：雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）、水素燃焼

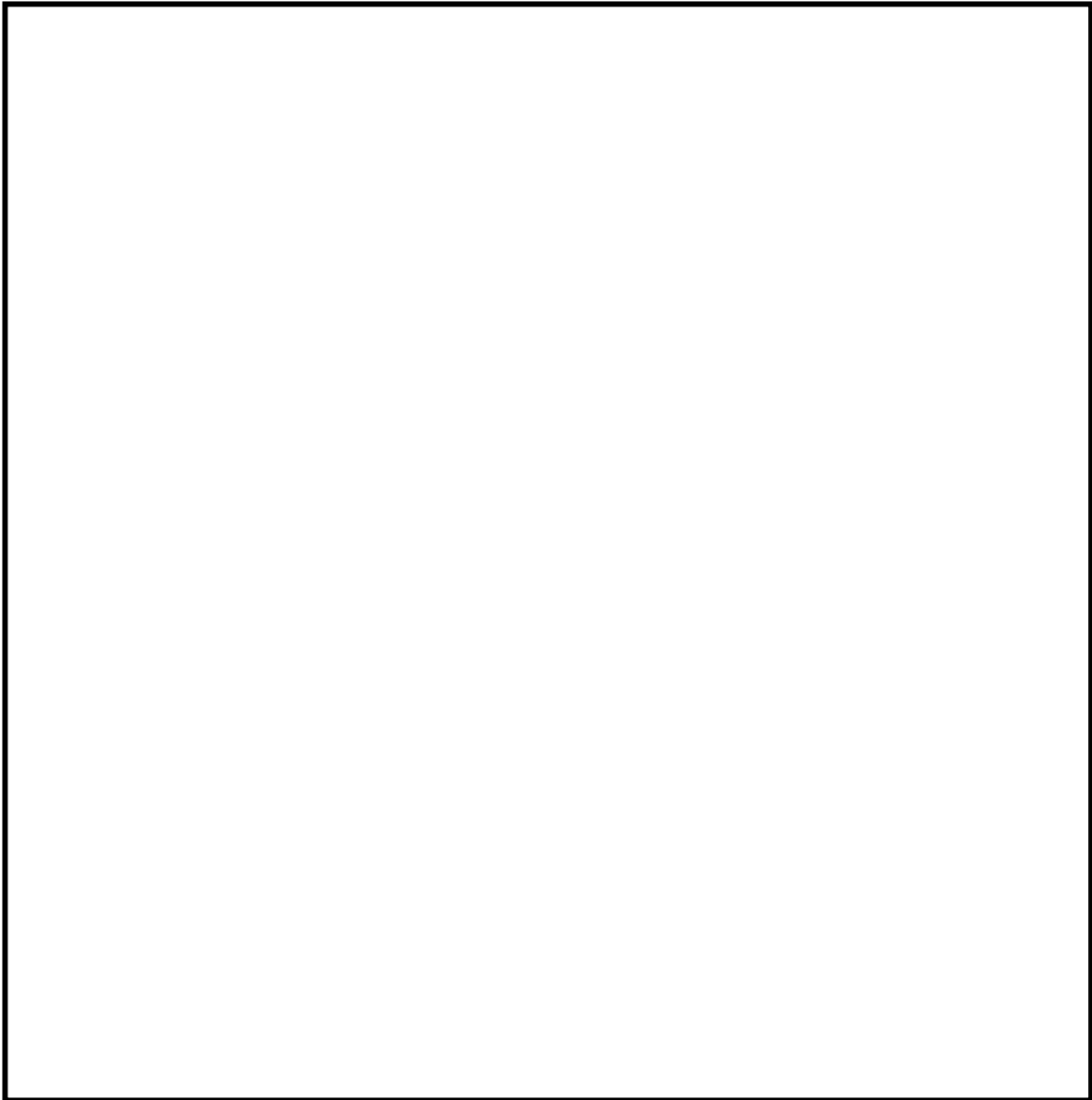
第7表 原子炉圧力容器破損時に常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合


	47条/1.4	49条/1.6	51条/1.8	53条/ 1.10	54条/ 1.11	
	原子炉	原子炉格納容器	(ドライウエル部) ベDESTAL	原子炉格納容器頂部	使用済燃料プール	備考
原子炉圧力容器破損段階	—	300m <sup>3</sup> /h	80m <sup>3</sup> /h	—	—	・設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備による原子炉注水に失敗し、原子炉圧力容器の破損に至った場合に、原子炉格納容器内温度及び圧力の抑制並びにベDESTAL（ドライウエル部）に落下した溶融炉心を冷却するためのケース
原子炉圧力容器破損段階での対応後の段階	—	130m <sup>3</sup> /h	80m <sup>3</sup> /h	—	—	・ベDESTAL（ドライウエル部）注水はベDESTAL（ドライウエル部）の水位維持時の注水量 ・原子炉格納容器スプレイは原子炉格納容器圧力に応じてスプレイ開始/停止操作
使用済燃料プール冷却復旧操作段階	—	—	80m <sup>3</sup> /h	—	114m <sup>3</sup> /h	・有効性評価の解析条件ではないが、使用済燃料プールの冷却機能復旧操作を同時に行うことを想定し、設定したケース ・使用済燃料プールが80℃到達まで1日以上の余裕があるため、原子炉水位及び原子炉格納容器圧力制御が安定した状態で実施することを想定

対象事象：高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱，原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用，溶融炉心・コンクリート相互作用

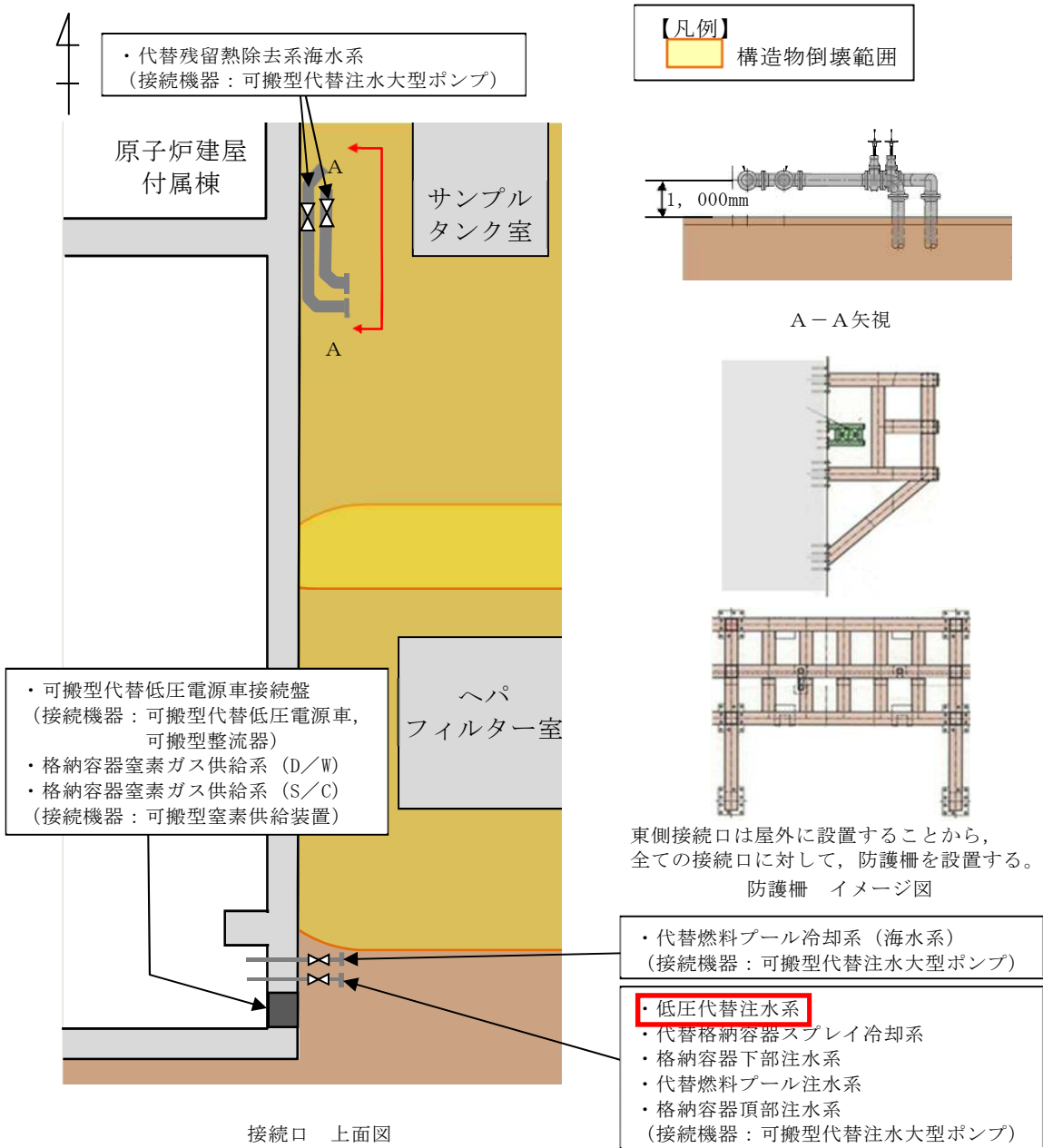
47-7 接続図





 : 第47条に係る重大事故等対処設備を示す。

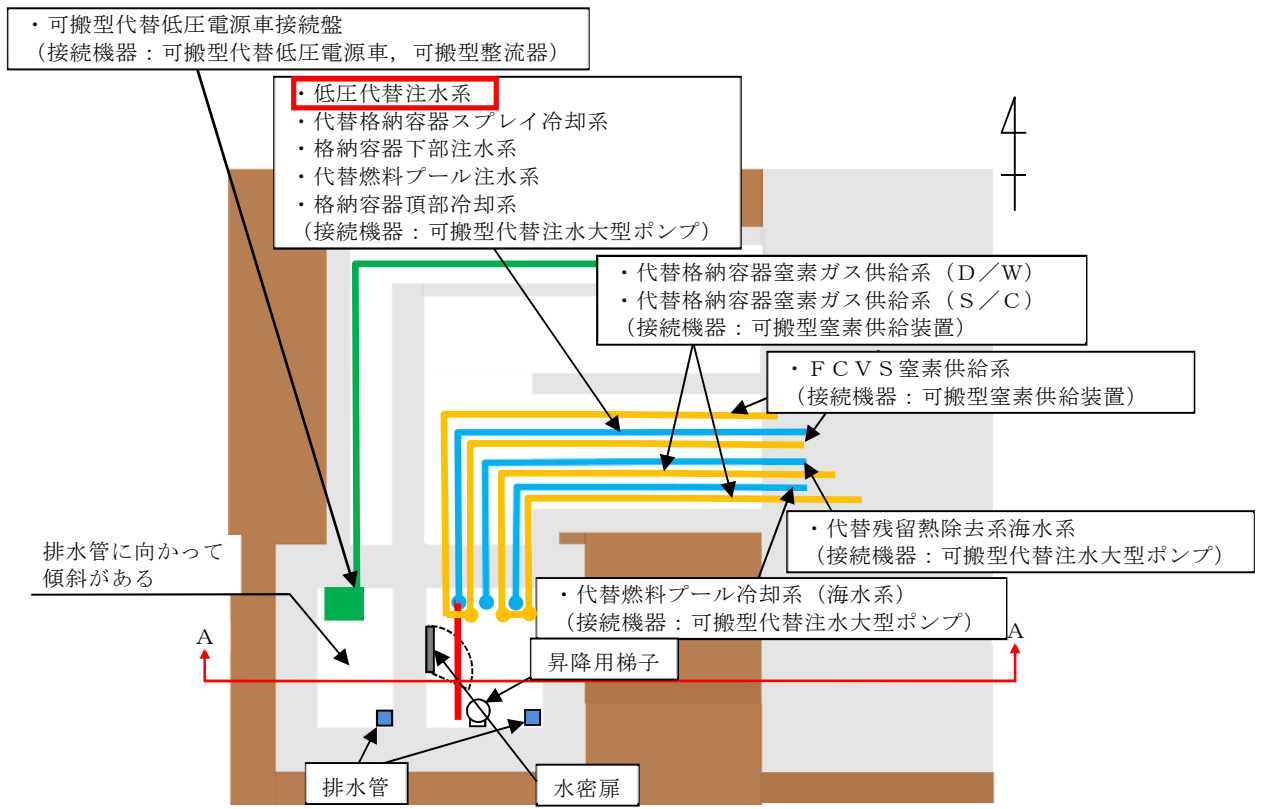
第47-7-1図 低圧代替注水系接続図



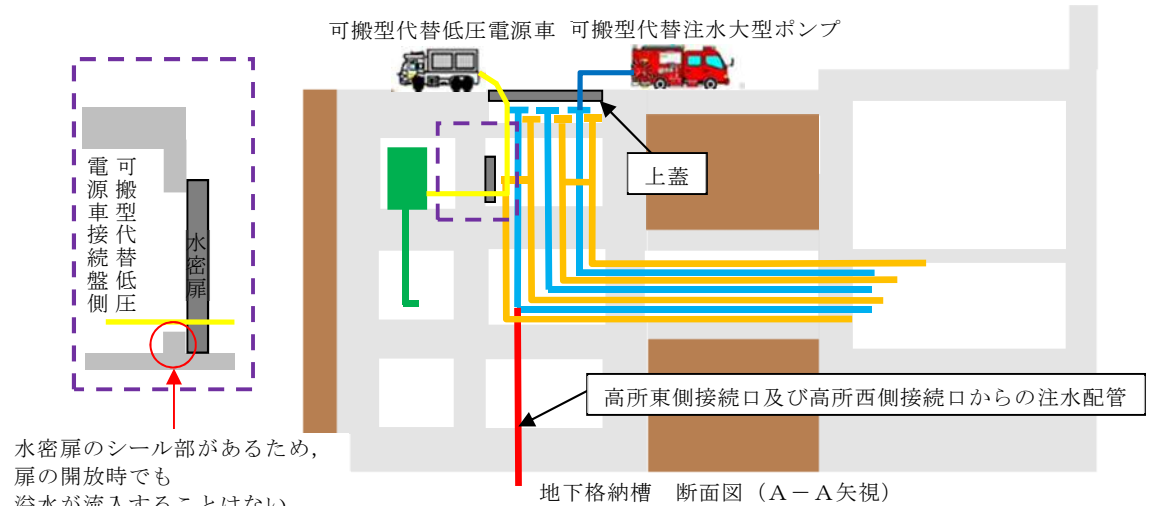
今後の検討結果等により変更となる可能性がある

         : 第47条に係る接続口を示す。

第47-7-2図 東側接続口の構造図



地下格納槽 上面図



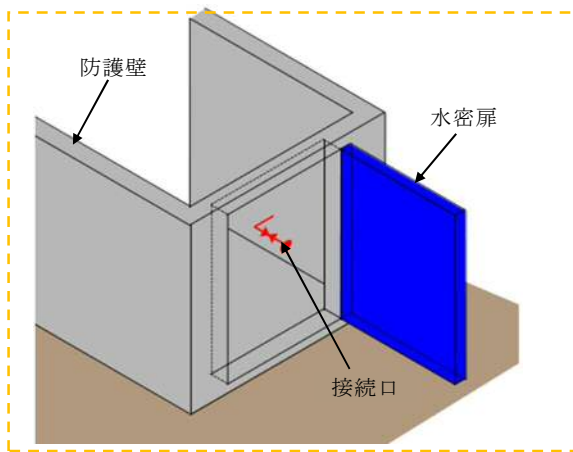
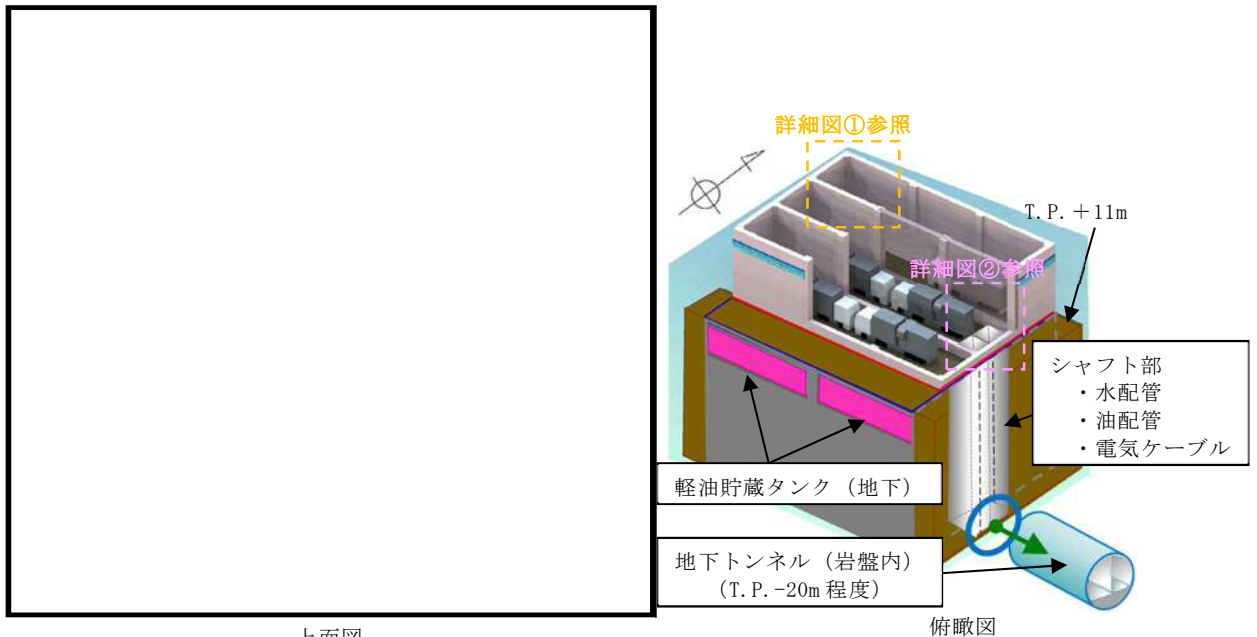
水密扉のシール部があるため、扉の開放時でも溢水が流入することはない。

地下格納槽 断面図 (A-A 矢視)

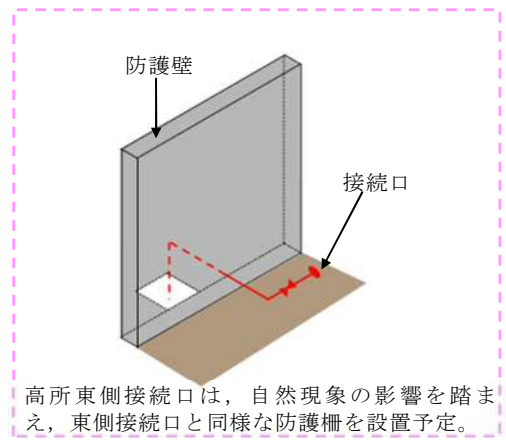
今後の検討結果等により変更となる可能性がある

: 第 47 条に係る接続口を示す。

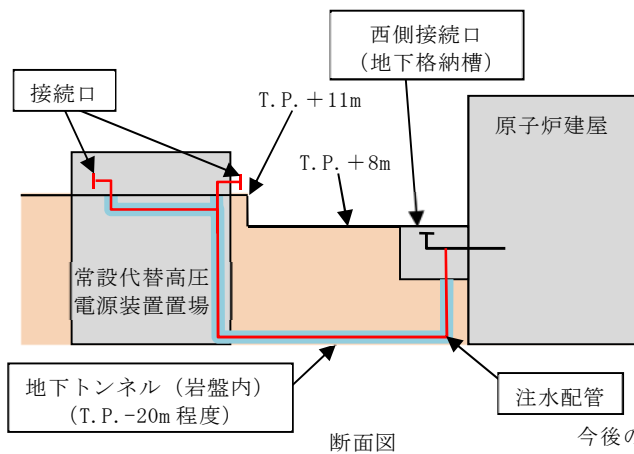
第47-7-3図 西側接続口の構造図



詳細図① (高所西側接続口)



詳細図② (高所東側接続口)

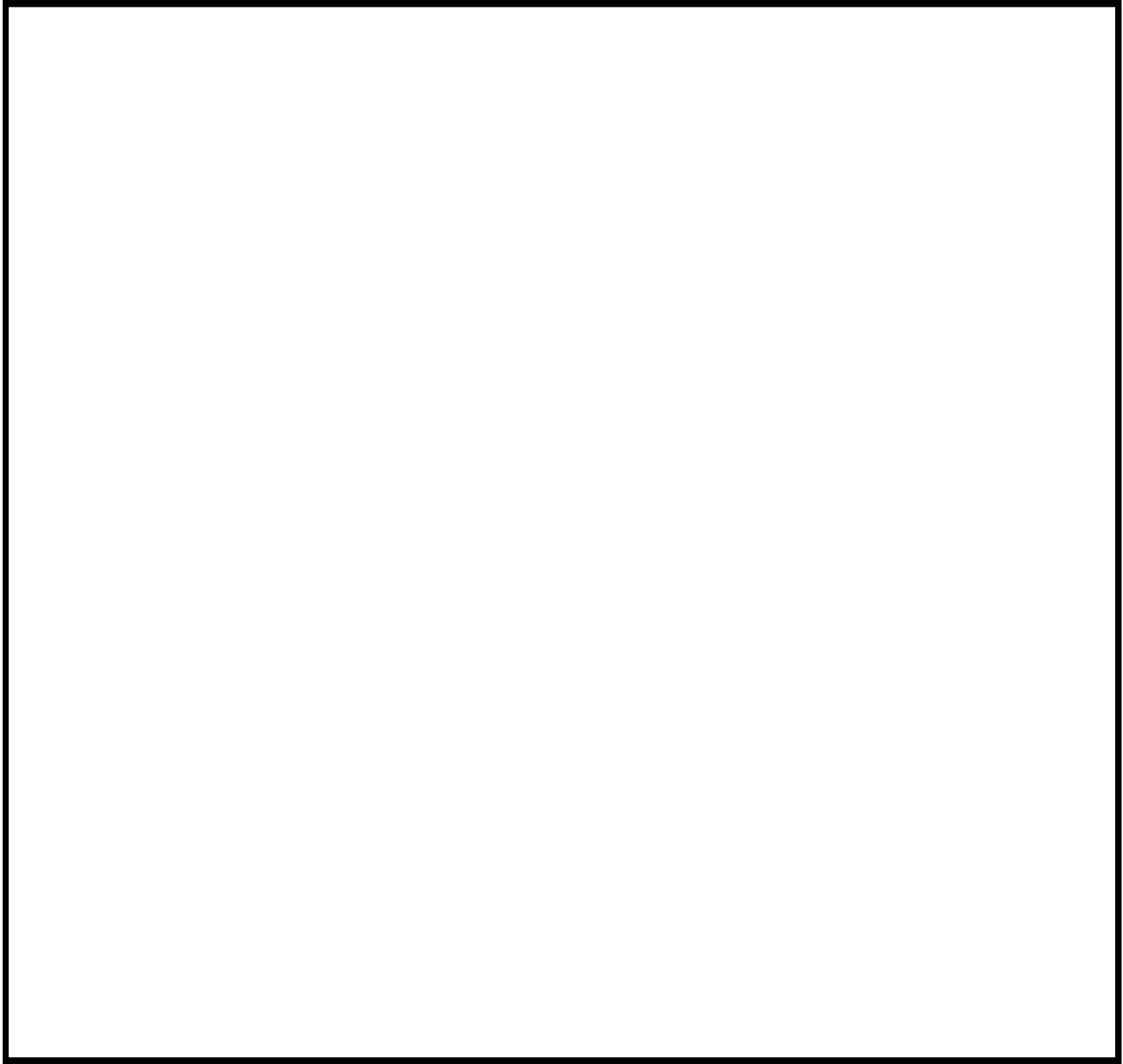


- ・トンネル内にはケーブル接続部を設けない。
- ・軽油配管にはフランジ部を設けない。
- ・水配管、軽油配管はケーブル類より下位置に配置する。
- ・ケーブル敷設部と水配管敷設部の間には点検通路スペースを設ける。

今後の検討結果等により変更となる可能性がある

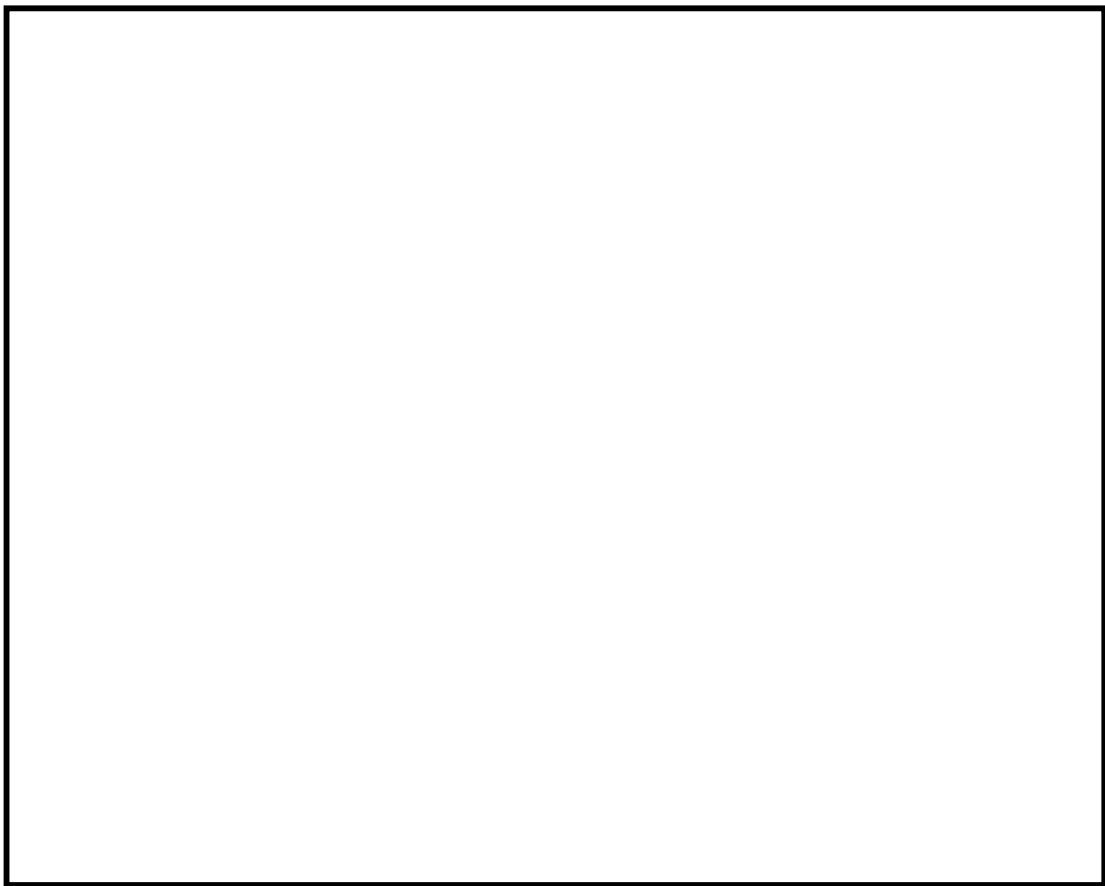
第47-7-4図 高所東側接続口及び高所西側接続口の構造図

47-8 保管場所図



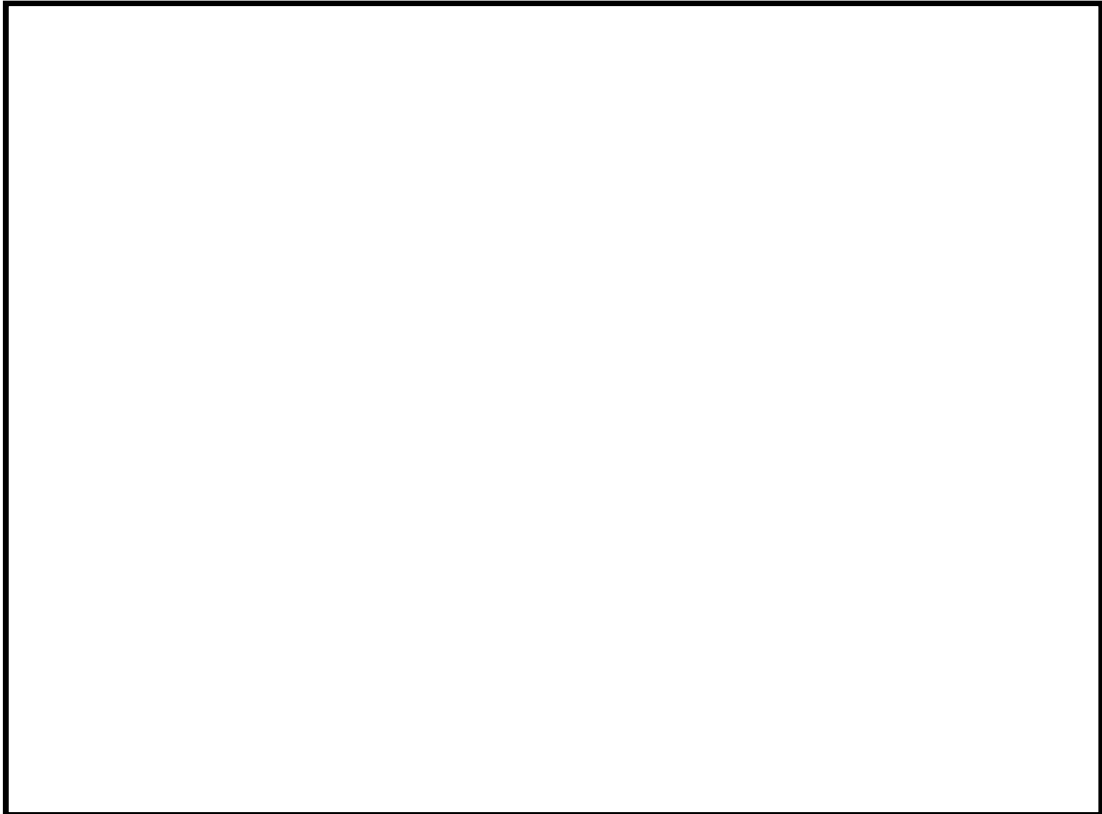
第 47-8-1 図 保管場所図 (位置の分散)

47-9 アクセスルート図

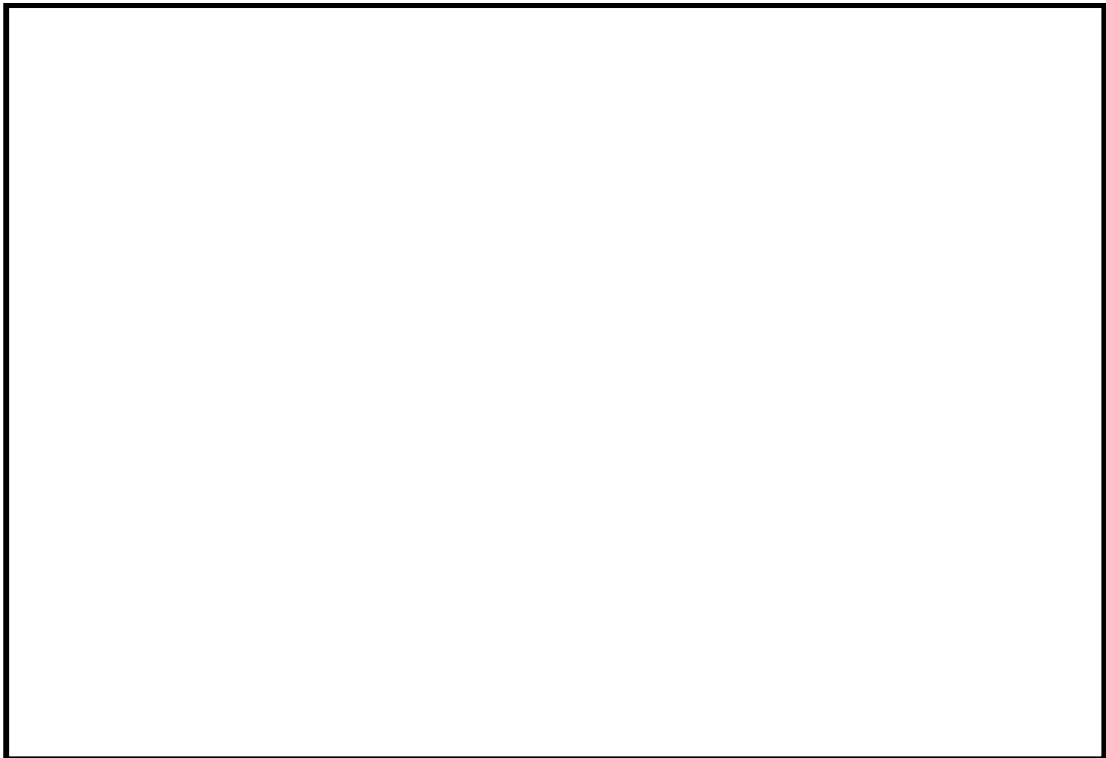


第 47-9-1 図 保管場所及びアクセスルート図

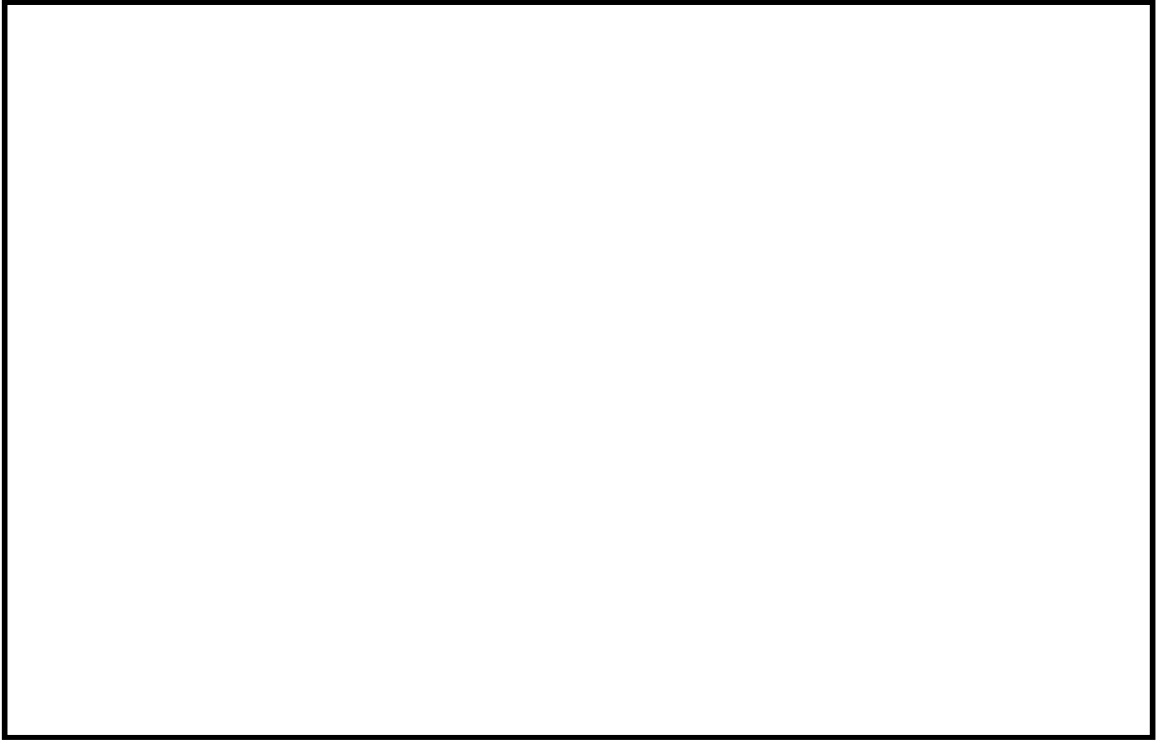




第 47-9-2 図 緊急時対策所～西側淡水貯水設備～高所東側接続口又は高所西側接続口及び緊急時対策所～代替淡水貯槽～原子炉建屋西側接続口までのアクセスルート概要



第 47-9-3 図 緊急時対策所～代替淡水貯槽～東側接続口，西側接続口までのアクセスルート概要



第 47-9-4 図 緊急時対策所～西側淡水貯水設備～代替淡水貯槽までのアクセスルート概要

47-10 その他設備

47-10-1

原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための自主対策設備として、以下を整備する。

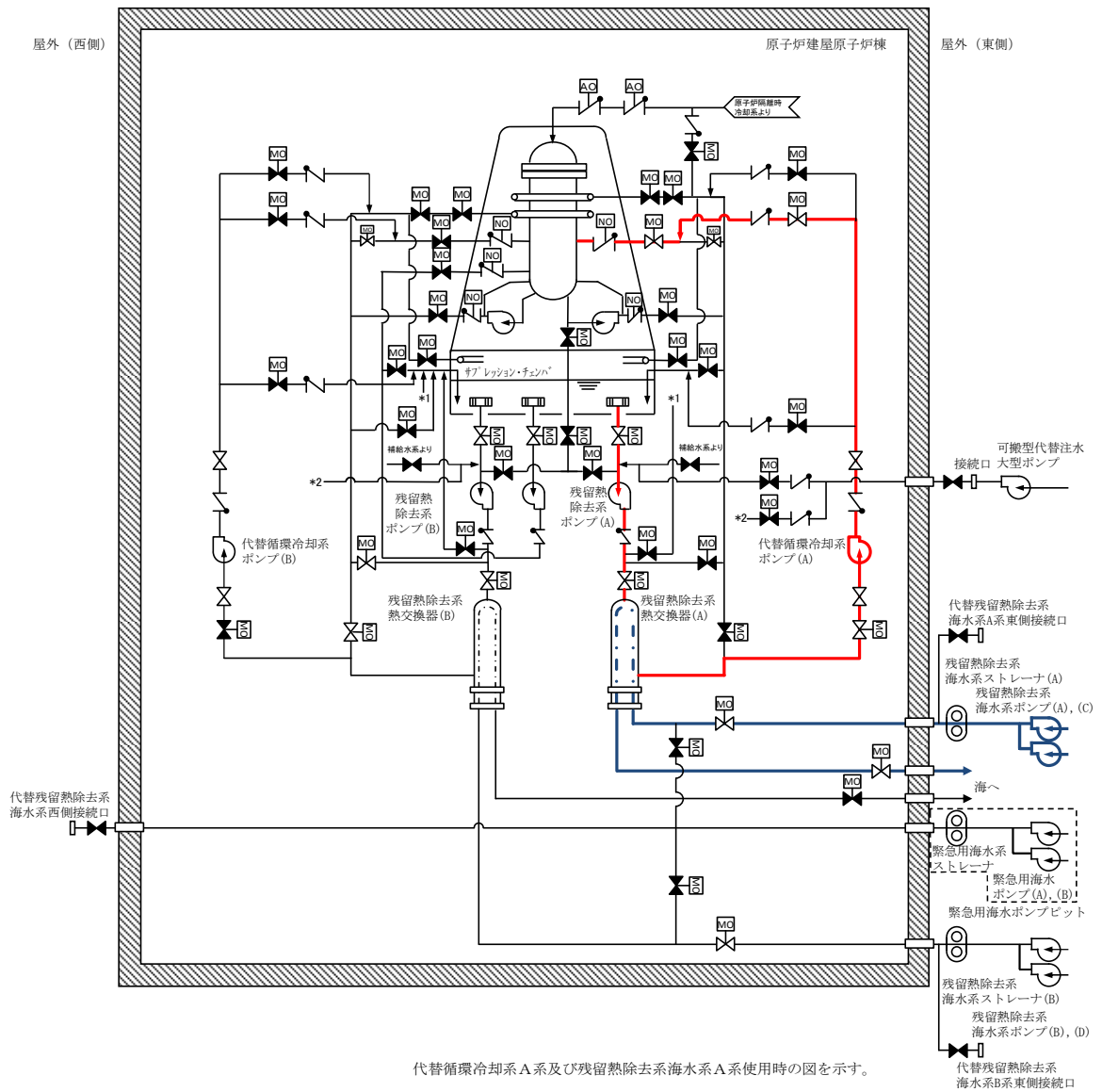
#### ①代替循環冷却系による炉心損傷前の原子炉への注水

設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）及び低圧炉心スプレイ系が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、炉心損傷前の原子炉への注水が可能となるよう、自主対策設備として代替循環冷却系を設ける。

本系統は、サブプレッション・プールを水源とし、原子炉建屋原子炉棟に設置された代替循環冷却系ポンプを用い、残留熱除去系熱交換器で冷却されたサブプレッション・プール水を原子炉圧力容器に注水する設計とする。

残留熱除去系熱交換器の冷却用海水は、緊急用海水ポンプ又は残留熱除去系海水系ポンプにより送水するものとし、緊急用海水ポンプは、水源である海から、非常用取水設備であるS A用海水ピット取水塔、海水引込み管及びS A用海水ピットを通じて引き込む海水を使用する設計とする。残留熱除去系海水系ポンプは、水源である海から、取水路を通じて海水を取水するものとし、津波時の引き波を考慮し貯留堰を設ける。

上記主要設備については、技術的能力審査基準への適合のため、熔融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応設備として整備する代替循環冷却系と同じ設計とする。



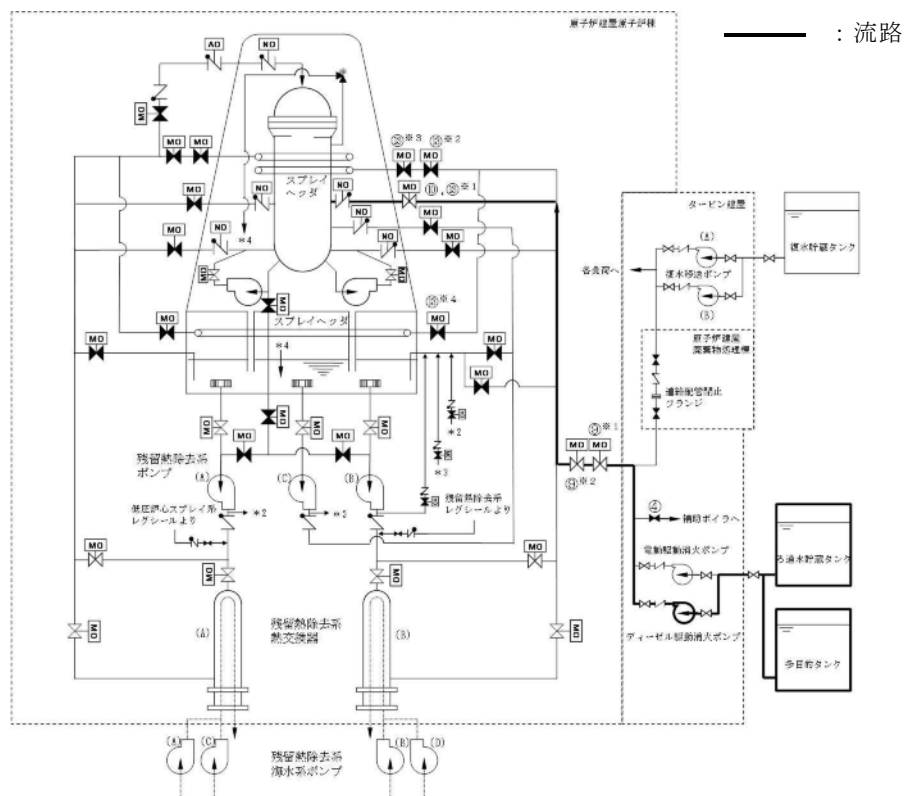
- : 代替循環冷却系 A 系流路
- : 残留熱除去系海水系 A 系流路

第 47-10-1 図 代替循環冷却系 系統概要図

## ②消火系を用いた低圧注水の実施

設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）及び低圧炉心スプレイ系が機能喪失し、残留熱除去系注入ライン（A）、（C）又は低圧炉心スプレイ系注入ラインの機能が喪失した場合においても低圧注水可能とするために、自主対策設備として消火系及び残留熱除去系（B）配管を用いた原子炉注水手段を整備している。

消火系を用いた原子炉注水手段については、ディーゼル駆動消火ポンプ又は電動駆動消火ポンプを用い、残留熱除去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）及び低圧炉心スプレイ系、並びに低圧代替注水系（常設）及び低圧代替注水系（可搬型）とは異なる淡水タンク（ろ過水タンク及び多目的タンク）を水源とし、消火系及び残留熱除去系（B）を通じて原子炉圧力容器へ注水する。

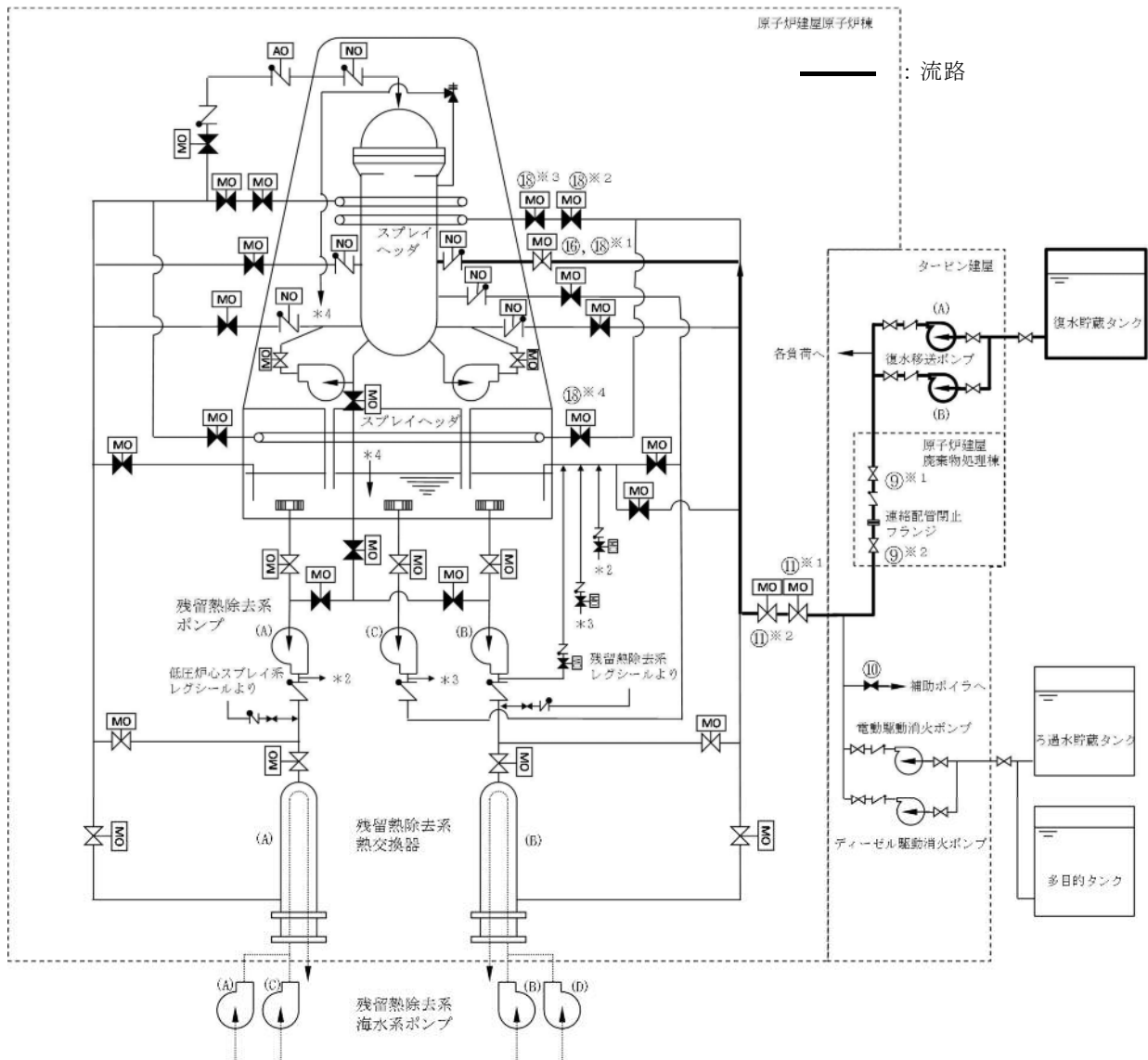


第 47-10-2 図 消火系による原子炉注水手順の概要図

### ③補給水系を用いた低圧注水の実施

設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）及び低圧炉心スプレイ系が喪失し、残留熱除去系注入ライン（A）、（C）又は低圧炉心スプレイ系注入ラインの機能が喪失した場合においても低圧注水可能とするために、自主対策設備として復水移送ポンプ及び消火系配管及び残留熱除去系（B）配管を用いた原子炉注水手段を整備している。

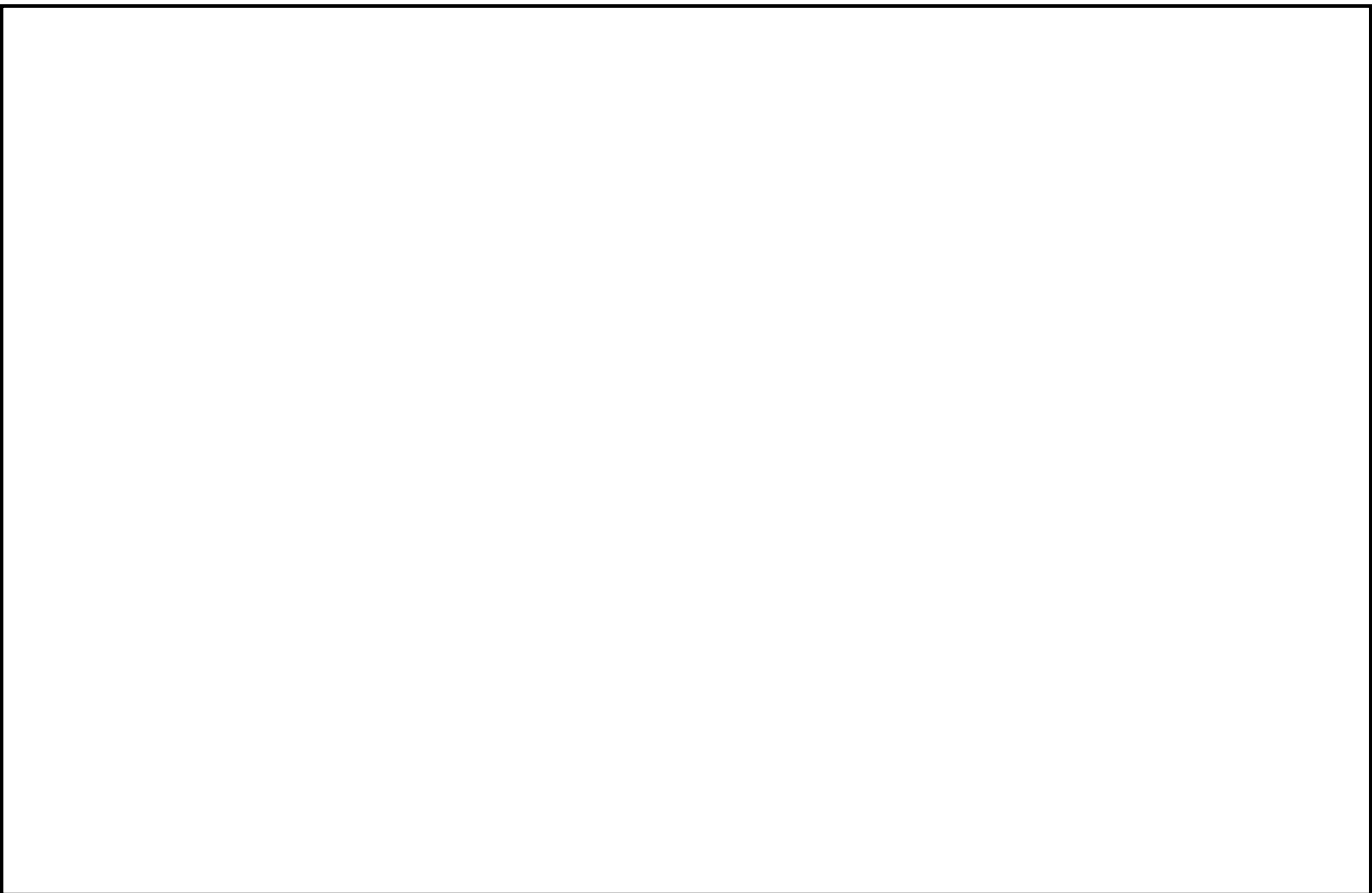
補給水系を用いた原子炉注水手段については、復水移送ポンプを用い、残留熱除去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）、並びに低圧代替注水系（常設）及び低圧代替注水系（可搬型）とは異なる復水貯蔵タンクを水源として、補給水系、消火系及び残留熱除去系を通じて原子炉圧力容器へ注水する。



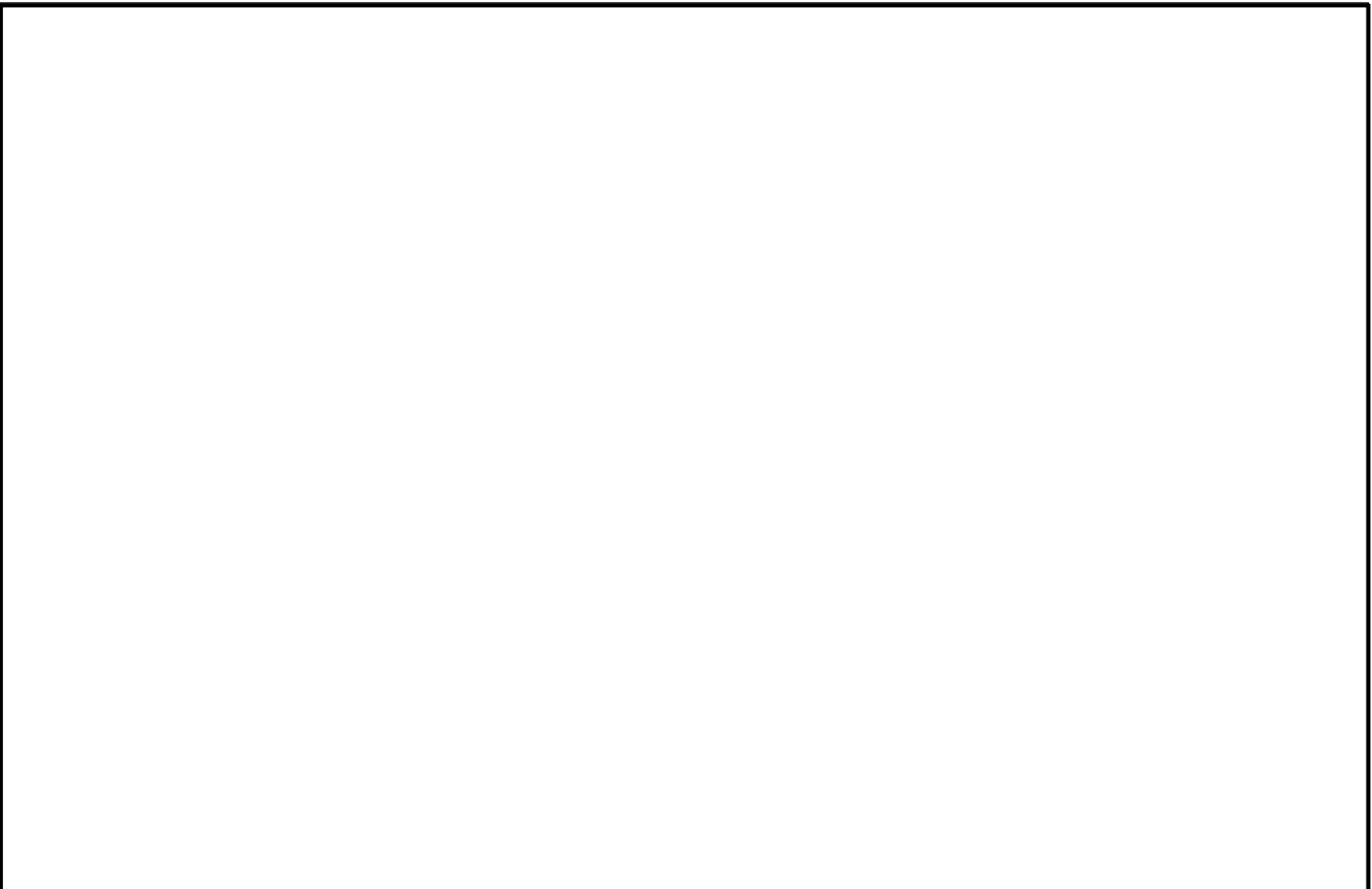
第 47-10-3 図 補給水系による原子炉注水手順の概要図

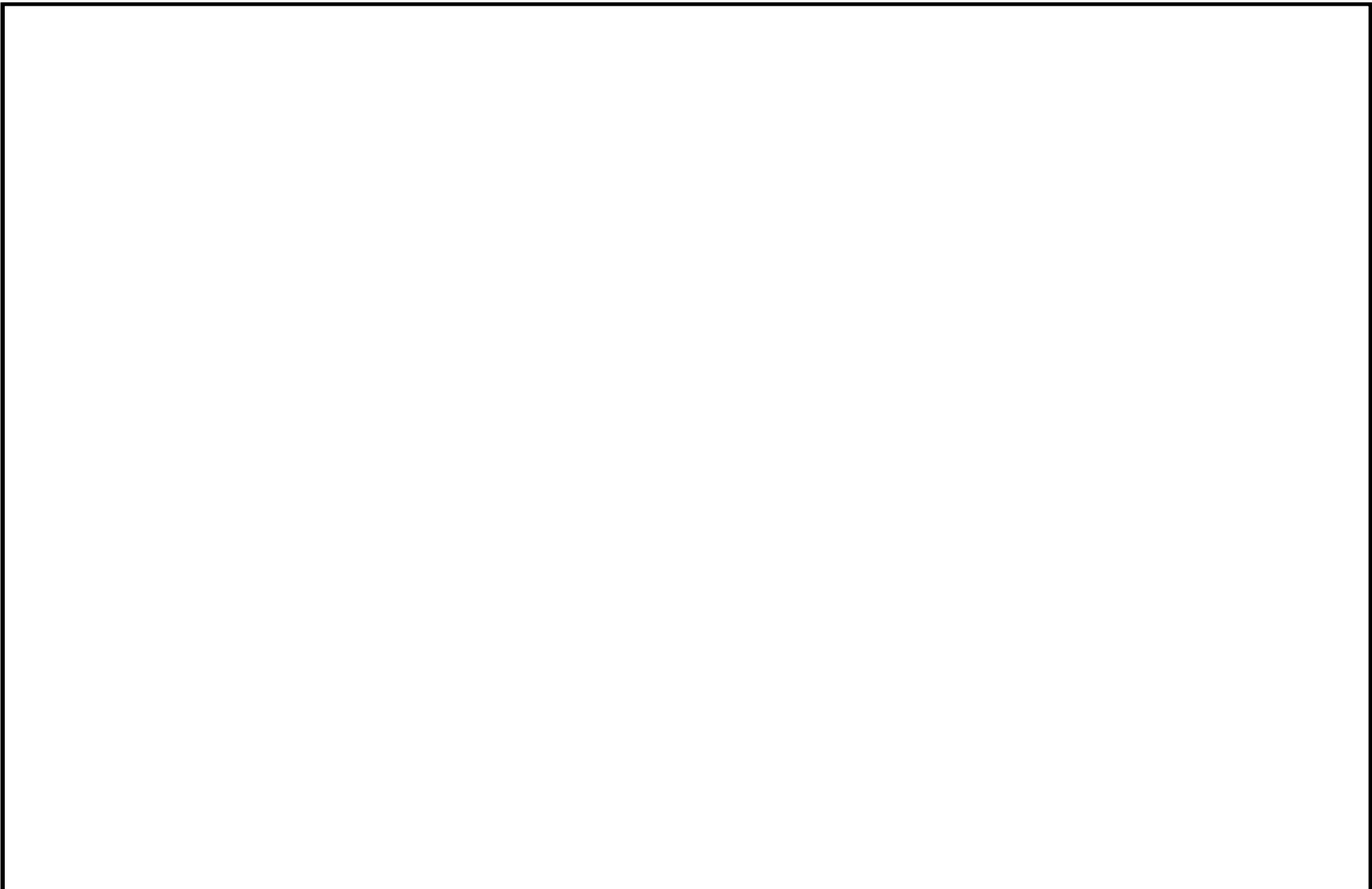


47-11 SAバウンダリ系統図 (参考図)



47-11-2

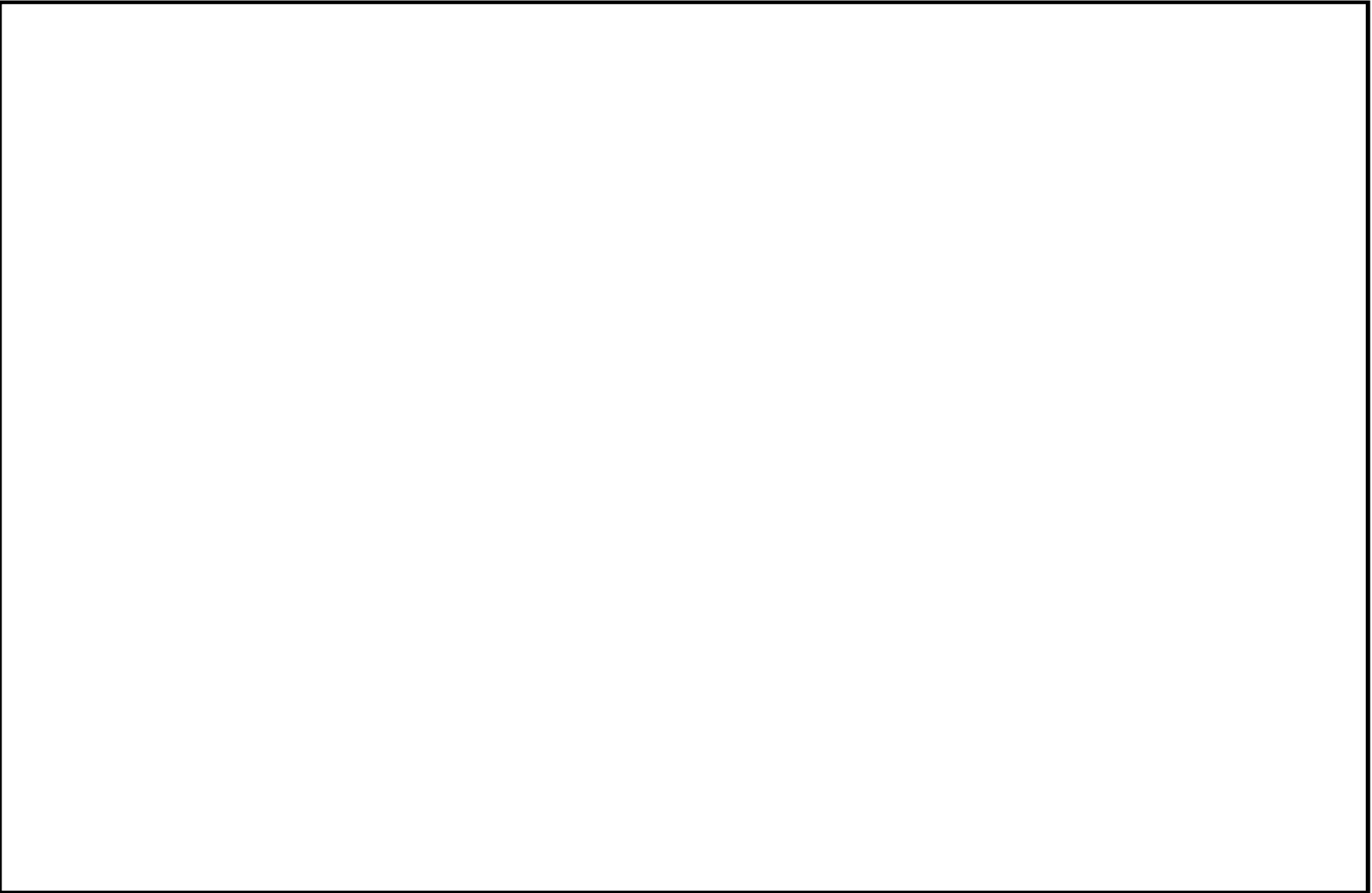




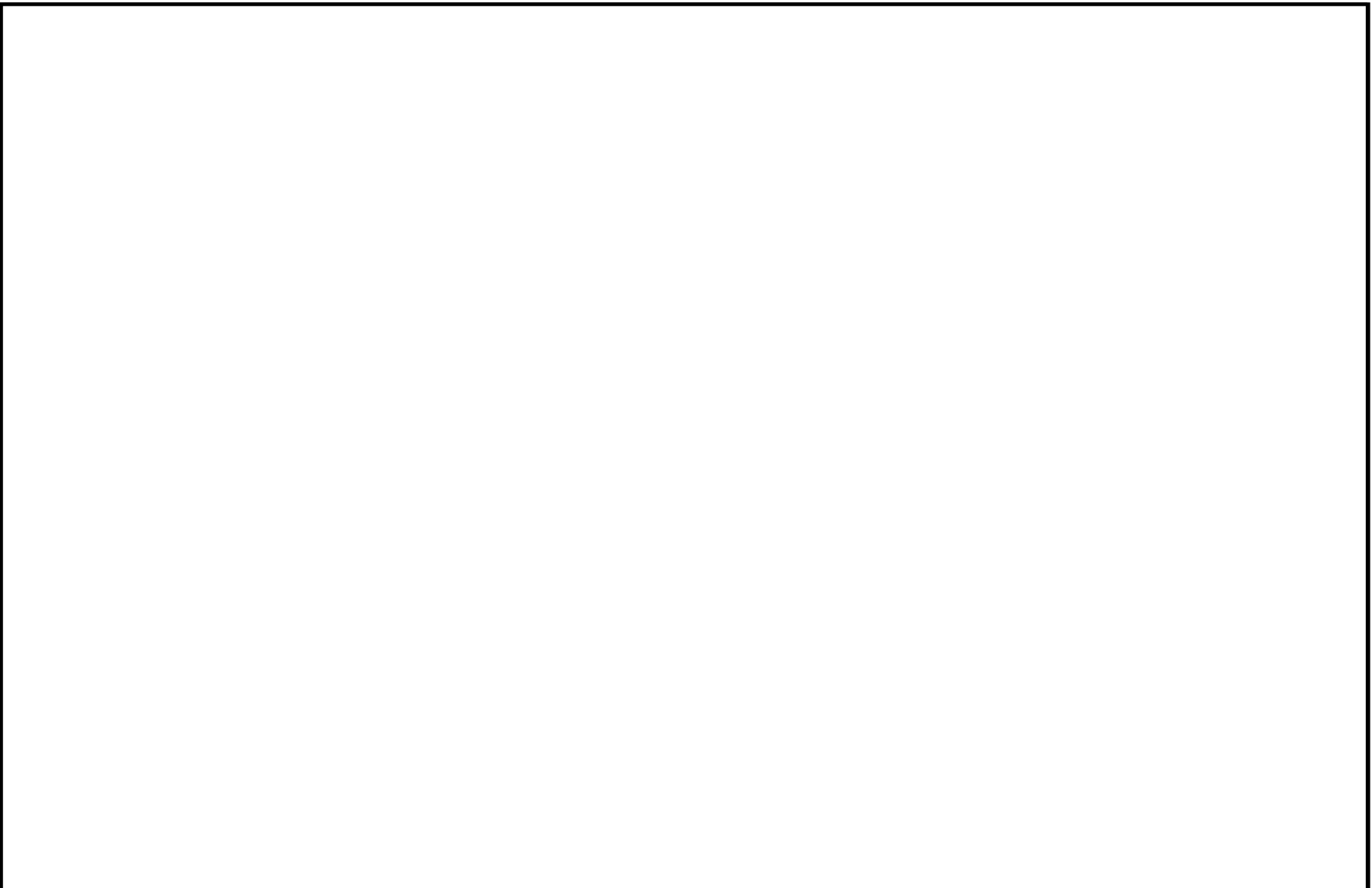
47-11-4



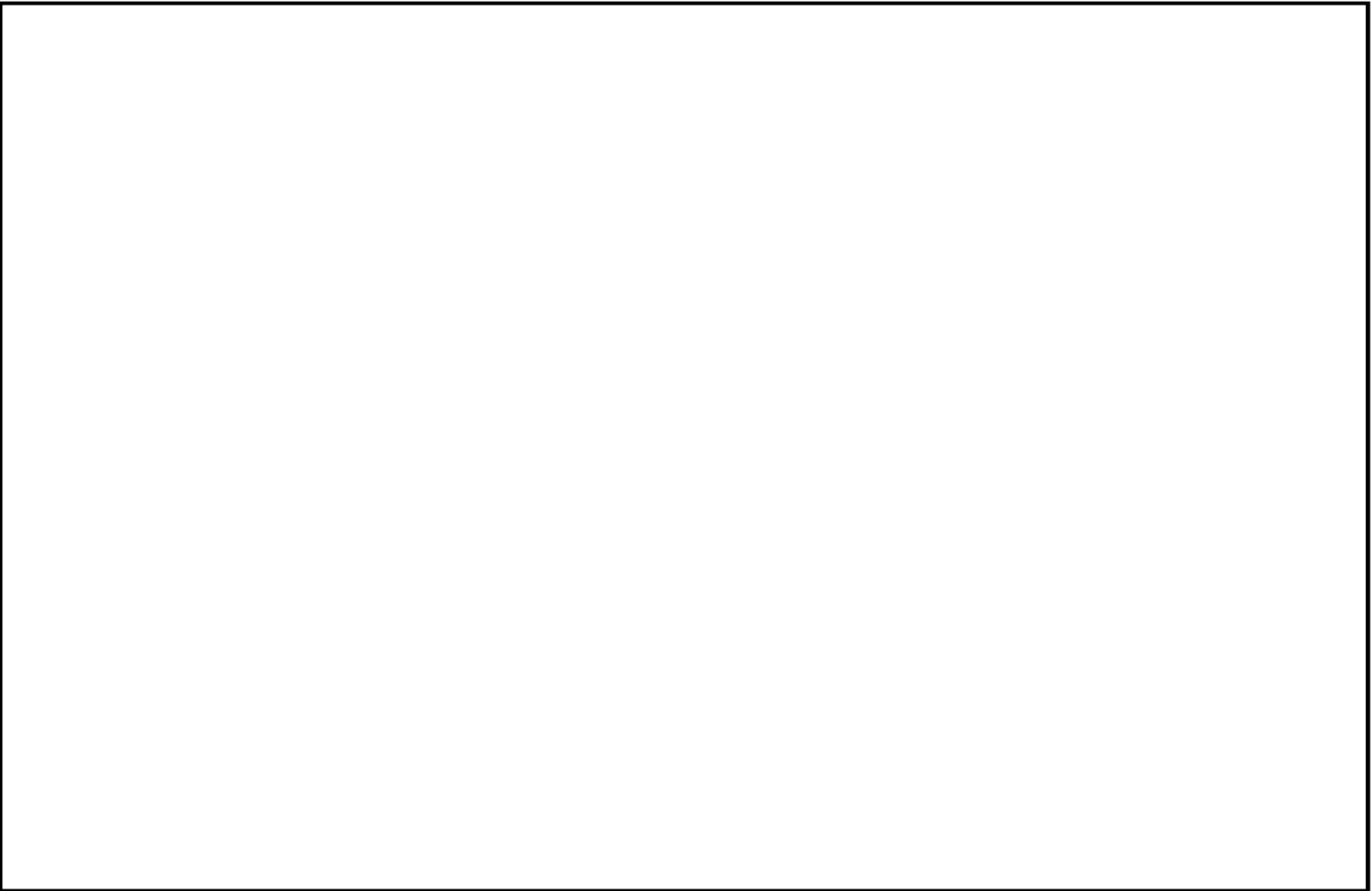
47-11-5



47-11-6

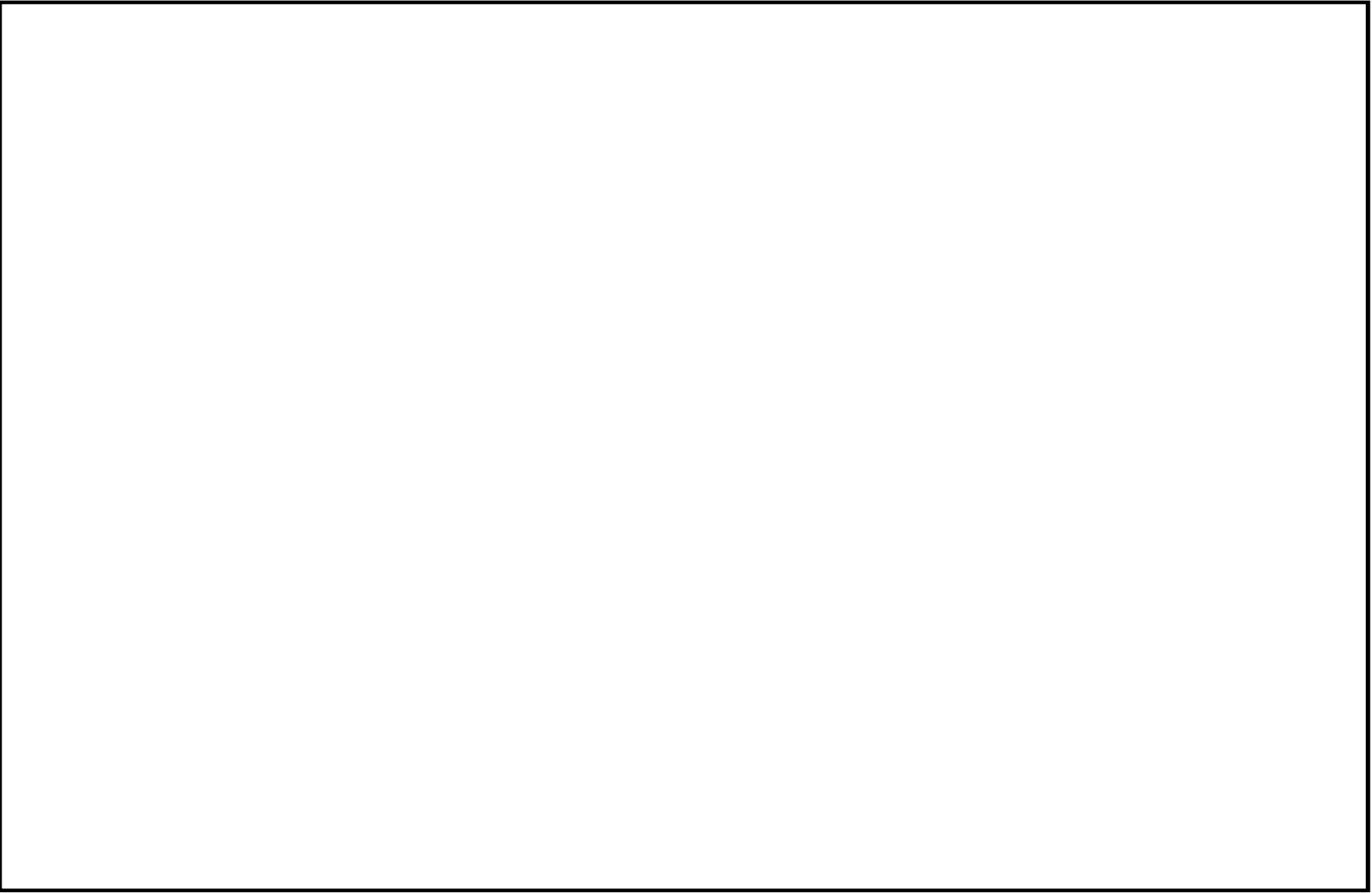


47-11-7



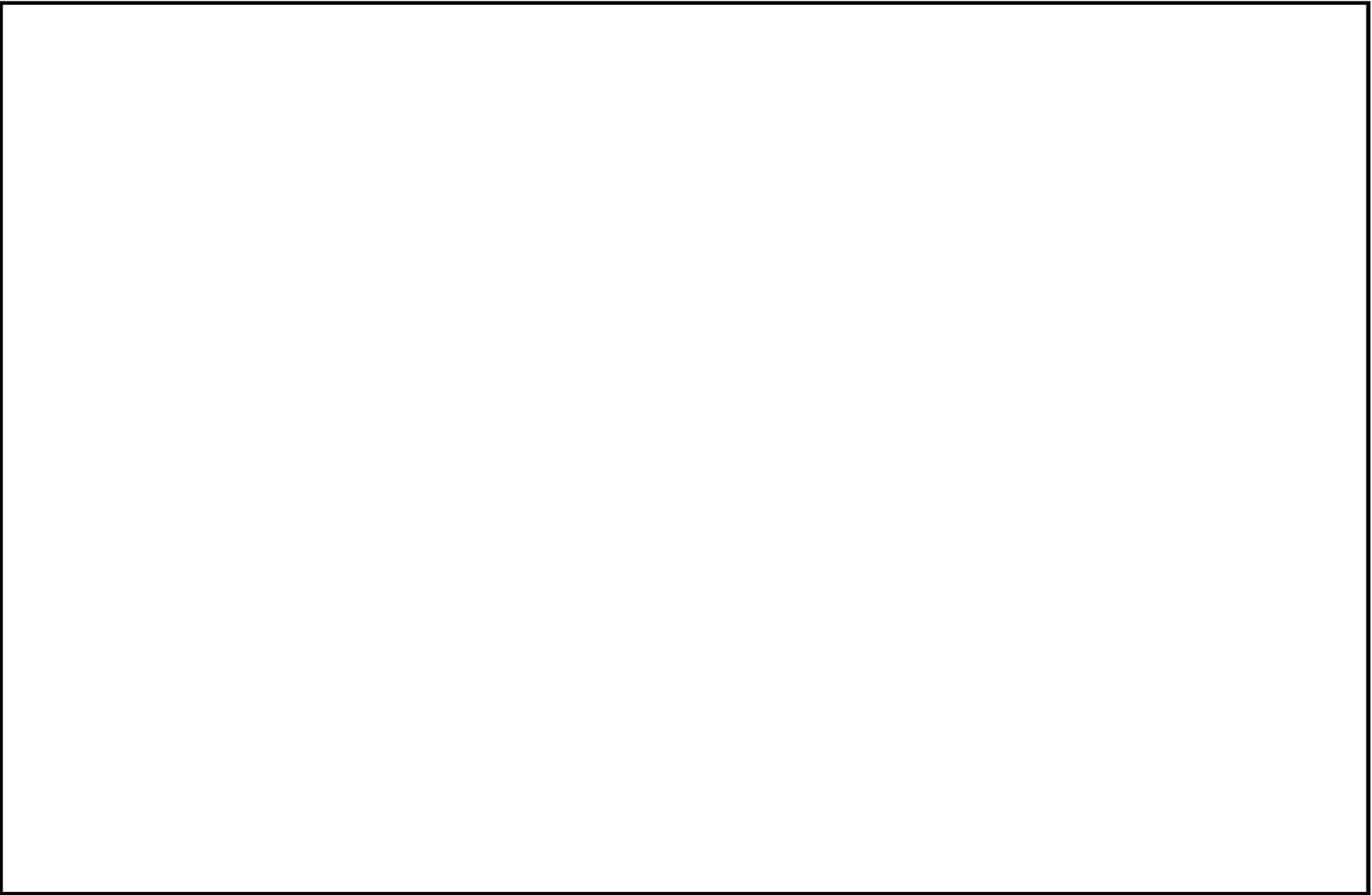
47-11-8



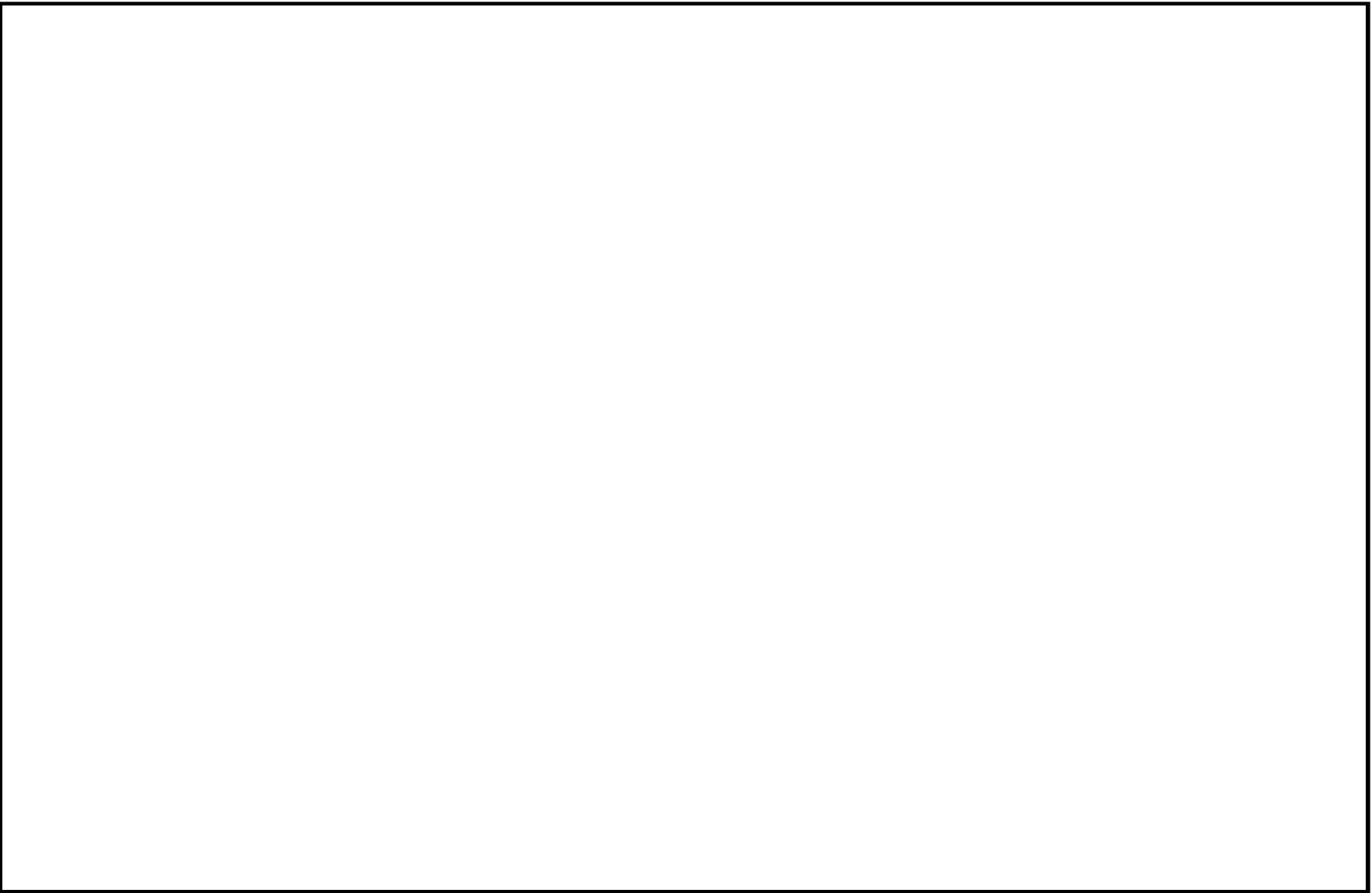


47-11-9

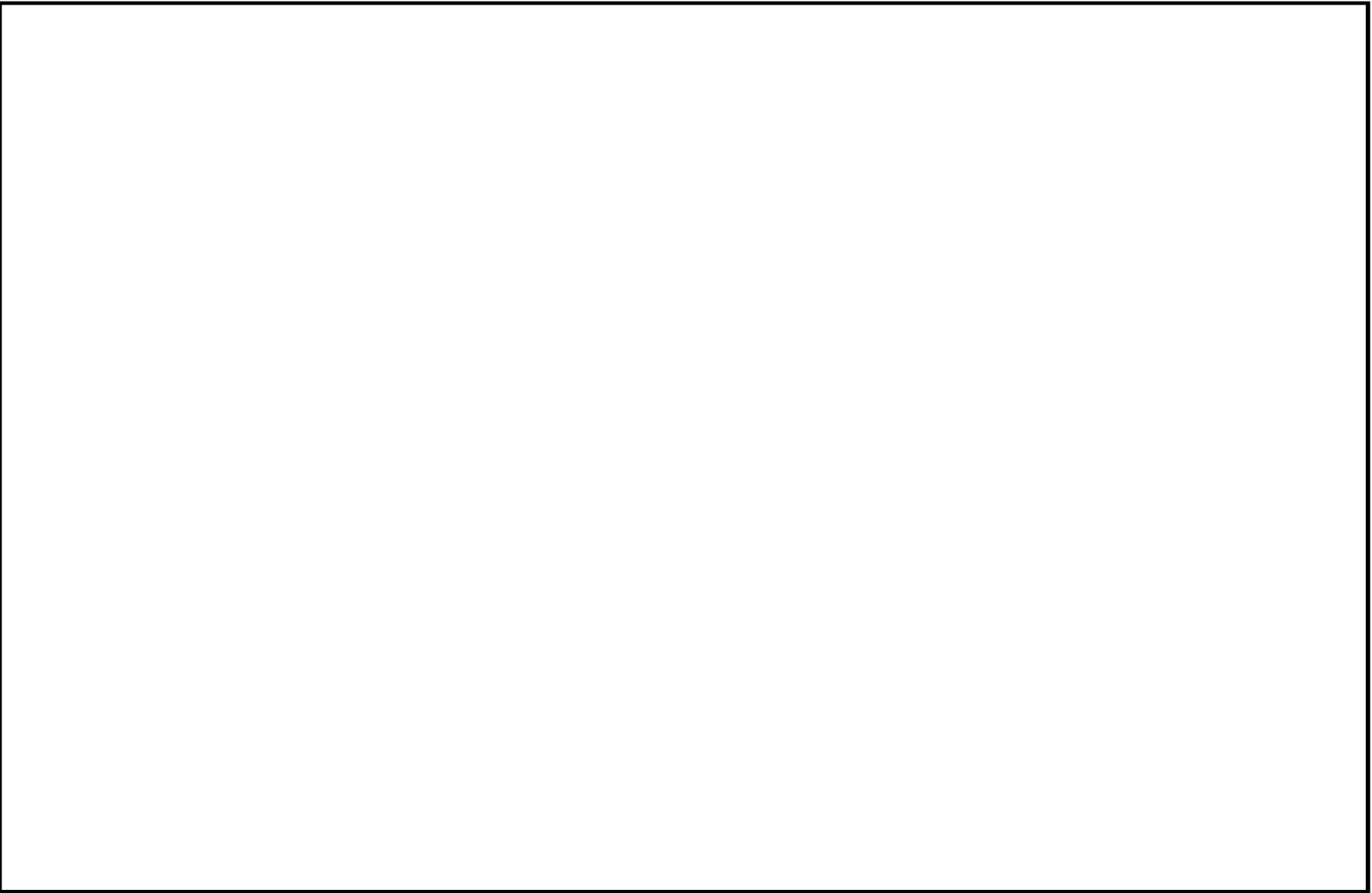
47-11-10



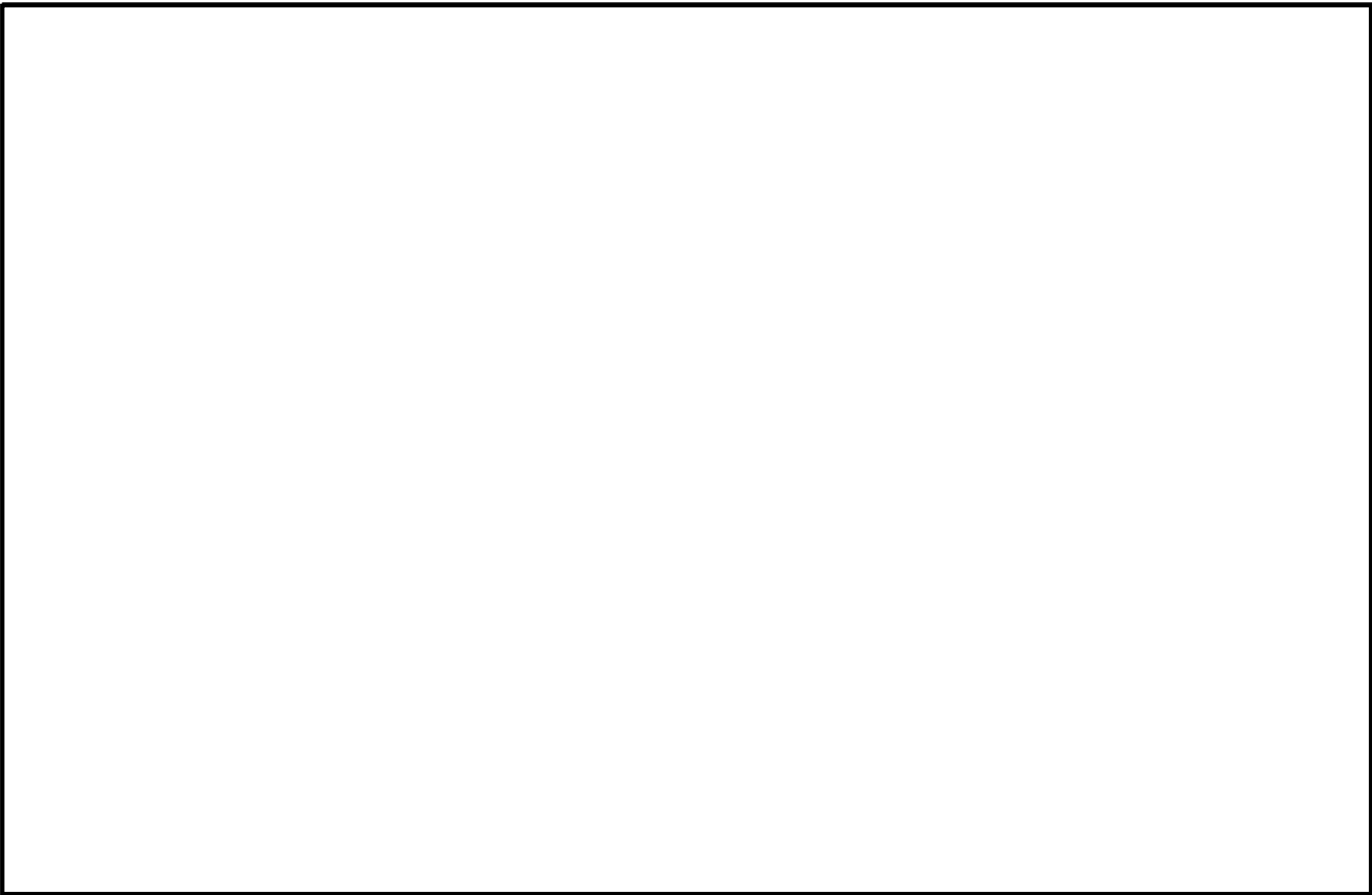
47-11-11



47-11-12



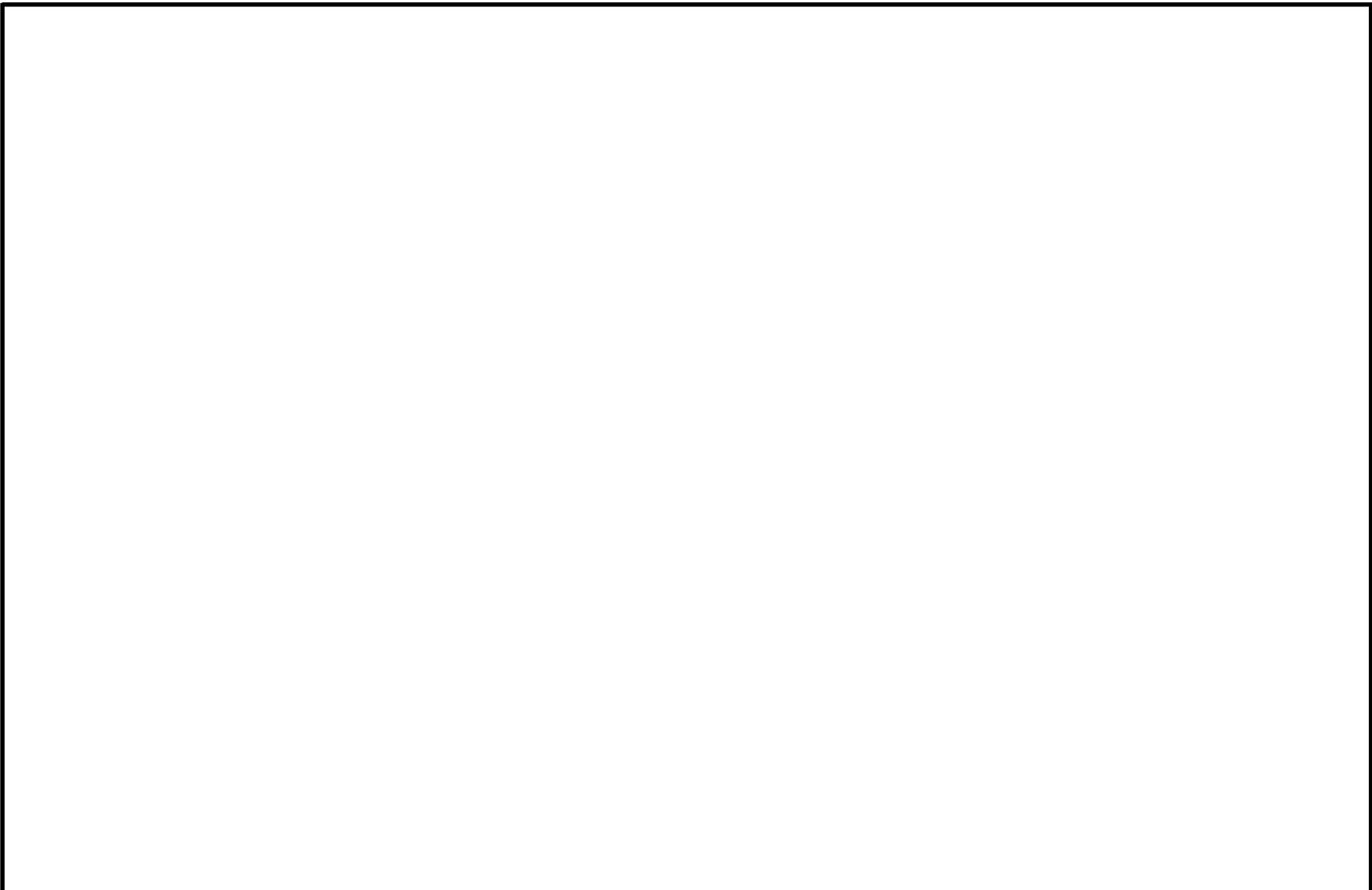
47-11-13



47-11-14

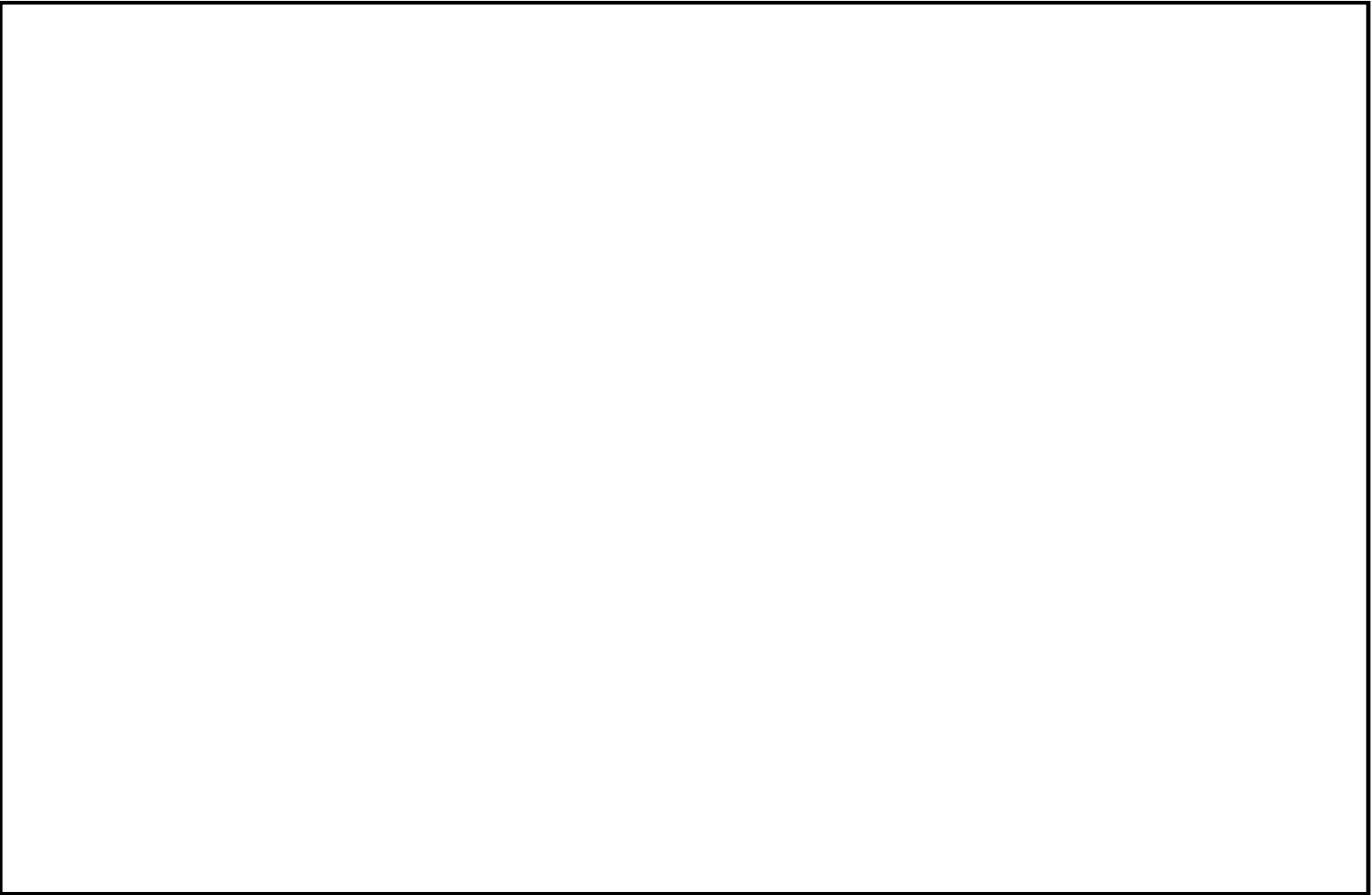


47-11-15

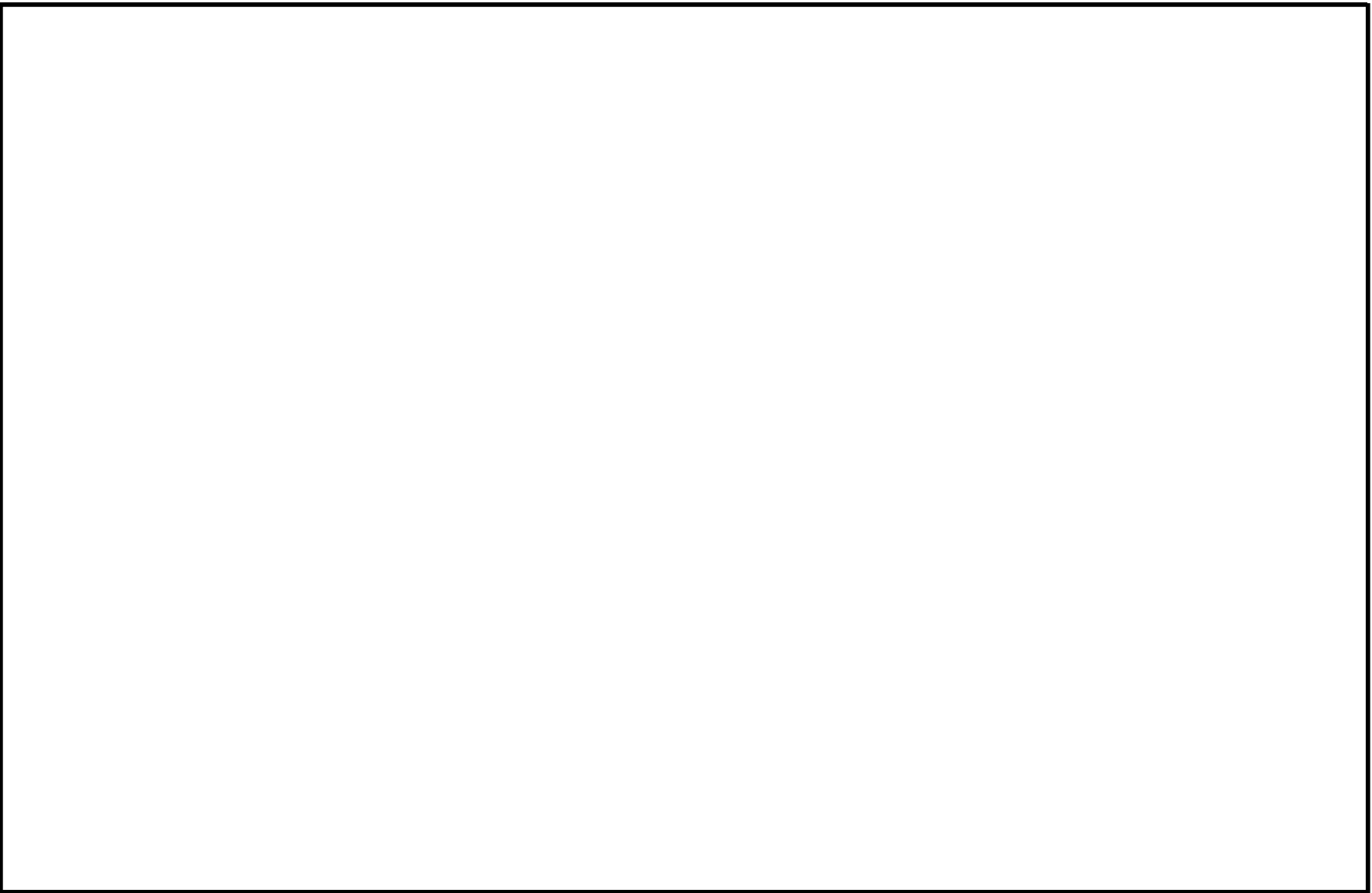


47-11-16



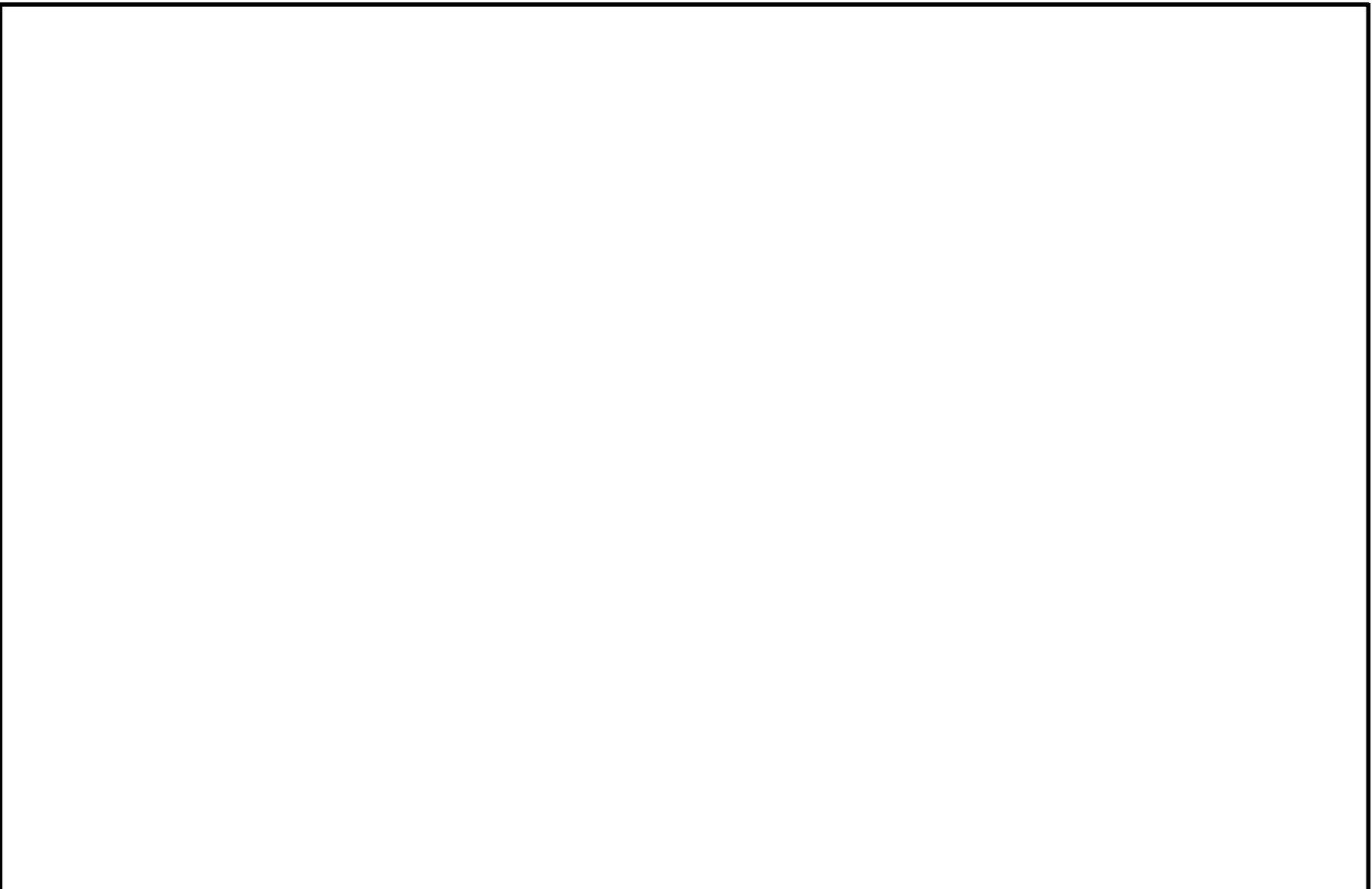


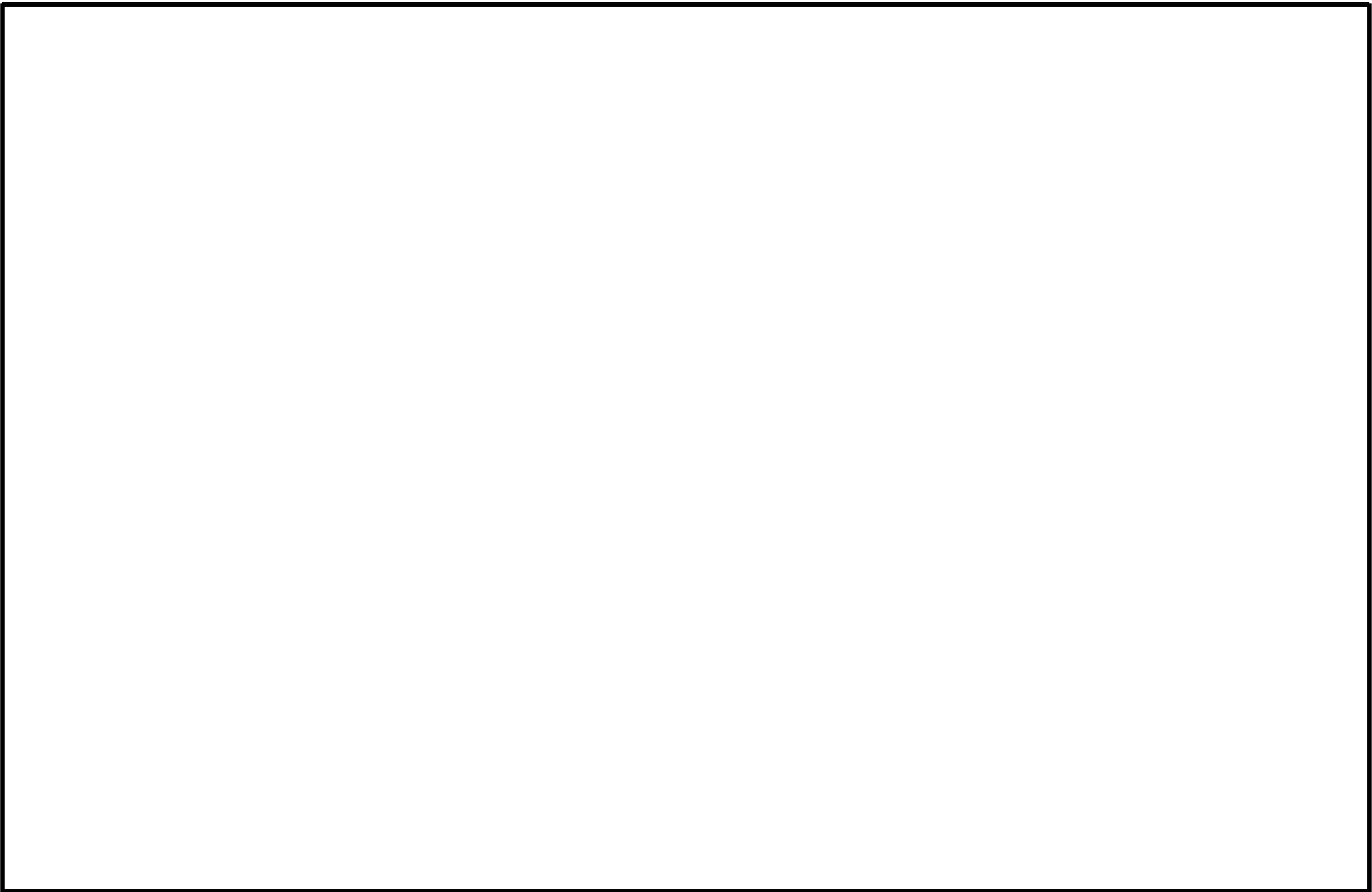
47-11-17



47-11-18

47-11-19





48-1 SA設備基準適合性 一覽表

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第43条		第48条:最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備		緊急用海水ポンプ	類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度/屋外の天候/放射線/荷重	その他の建屋内	C	
			海水		常時海水通水又は海で使用	I	
			周辺機器等からの悪影響		(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-	
			電磁的障害		(電磁波の影響を受けない)	-	
			関連資料		48-4 配置図		
		第2号	操作性		中央制御室操作	A	
		関連資料		48-5 系統図			
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)		ポンプ	A	
		関連資料		48-6 試験検査			
		第4号	切替性		本来の用途として使用する	対象外	
		関連資料		48-5 系統図			
		第5号	悪影響防止	系統設計		通常待機時は隔離又は分離	A b
				その他 (飛散物)		その他設備	対象外
				関連資料		48-5 系統図	
		第6号	設置場所		中央制御室操作	B	
	関連資料		48-4 配置図, 48-5 系統図				
	第2項	第1号	常設SAの容量		重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料		48-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外	
		関連資料		-			
		第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災		屋内	A a
				サポート系による要因		異なる駆動源又は冷却源	B a
				関連資料		本文	

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第48条:最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備		緊急用海水系ストレーナ		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度/屋外の天候/放射線/荷重	その他の建屋内	C
			海水		常時海水通水又は海で使用	II
			周辺機器等からの悪影響		(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-
			電磁的障害		(電磁波の影響を受けない)	-
			関連資料	48-4 配置図		
	第2号	操作性	操作不要		対象外	
		関連資料	48-5 系統図			
	第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	その他		M	
		関連資料	48-6 試験検査			
	第4号	切替性	本来の用途として使用する		対象外	
		関連資料	48-5 系統図			
	第5号	悪影響防止	系統設計	通常待機時は隔離又は分離		A b
			その他 (飛散物)	その他設備		対象外
			関連資料	48-5 系統図		
	第6号	設置場所	操作不要		対象外	
		関連資料	48-4 配置図, 48-5 系統図			
	第2項	第1号	常設SAの容量	流路		対象外
			関連資料	-		
		第2号	共用の禁止	共用しない設備		対象外
			関連資料	-		
第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内		A a
			サポート系による要因	多様性を考慮すべきDB設備がない		対象外
			関連資料	本文		

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第48条:最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備		第一弁 (S/C側)		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境温度・環境圧力・湿度/屋外の天候/放射線/荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B	
			海水	海水を通水しない	対象外	
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)	—	
			関連資料	48-4 配置図		
		第2号	操作性	中央制御室操作	A	
			関連資料	48-3 計測制御系統図, 48-5 系統図		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	弁	B	
			関連資料	48-6 試験検査		
		第4号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	
			関連資料	48-3 計測制御系統図, 48-5 系統図		
		第5号	悪影響防止	系統設計	通常待機時は隔離又は分離	A b
	その他 (飛散物)			その他設備	対象外	
	関連資料		48-3 計測制御系統図, 48-5 系統図			
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B		
		関連資料	48-3 計測制御系統図, 48-4 配置図, 48-5 系統図			
	第2項	第1号	常設SAの容量	流路	対象外	
			関連資料	48-7 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内	A a
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a
			関連資料	本文		



東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第48条:最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備		第一弁 (D/W側)		類型化区分			
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度 /屋外の天候/放射線/荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B	
			海水	海水を通水しない		対象外	
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)		—	
			電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)		—	
			関連資料	48-4 配置図			
		第2号	操作性	中央制御室操作		A	
		関連資料	48-3 計測制御系統図, 48-5 系統図				
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	弁		B	
		関連資料	48-6 試験検査				
		第4号	切替性	本来の用途として使用する		対象外	
		関連資料	48-3 計測制御系統図, 48-5 系統図				
		第5号	悪影響防止	系統設計	通常待機時は隔離又は分離		A b
	その他 (飛散物)			その他設備		対象外	
	関連資料			48-3 計測制御系統図, 48-5 系統図			
	第6号	設置場所	中央制御室操作		B		
		関連資料	48-3 計測制御系統図, 48-4 配置図, 48-5 系統図				
	第2項	第1号	常設SAの容量	流路		対象外	
			関連資料	48-7 容量設定根拠			
		第2号	共用の禁止	共用しない設備		対象外	
			関連資料	—			
		第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内		A a
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源		B a
				関連資料	本文		

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第48条:最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備		耐圧強化ベント系一次隔離弁		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度 /屋外の天候/放射線/荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
			海水		海水を通水しない	対象外
			周辺機器等からの悪影響		(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁的障害		(電磁波の影響を受けない)	—
			関連資料		48-4 配置図	
	第2号	操作性		中央制御室操作	A	
		関連資料		48-3 計測制御系統図, 48-5 系統図		
	第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)		弁	B	
		関連資料		48-6 試験検査		
	第4号	切替性		本来の用途として使用する	対象外	
		関連資料		48-3 計測制御系統図, 48-5 系統図		
	第5号	悪影響防止	系統設計		通常待機時は隔離又は分離	A b
			その他 (飛散物)		その他設備	対象外
			関連資料		48-3 計測制御系統図, 48-5 系統図	
	第6号	設置場所		中央制御室操作	B	
		関連資料		48-3 計測制御系統図, 48-4 配置図, 48-5 系統図		
	第2項	第1号	常設SAの容量		流路	対象外
			関連資料		48-7 容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		—	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災		屋内
サポート系による要因					異なる駆動源又は冷却源	B a
関連資料					本文	

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第48条:最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備		耐圧強化ベント系二次隔離弁		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度 /屋外の天候/放射線/荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
			海水	海水を通水しない		対象外
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)		—
			電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)		—
			関連資料	48-4 配置図		
		第2号	操作性	中央制御室操作		A
			関連資料	48-3 計測制御系統図, 48-5 系統図		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	弁		B
			関連資料	48-6 試験検査		
		第4号	切替性	本来の用途として使用する		対象外
	関連資料		48-3 計測制御系統図, 48-5 系統図			
	第5号	悪影響防止	系統設計	通常待機時は隔離又は分離		A b
			その他 (飛散物)	その他設備		対象外
		関連資料	48-3 計測制御系統図, 48-5 系統図			
	第6号	設置場所	中央制御室操作		B	
		関連資料	48-3 計測制御系統図, 48-4 配置図, 48-5 系統図			
	第2項	第1号	常設SAの容量	流路		対象外
			関連資料	48-7 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	共用しない設備		対象外
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内	
サポート系による要因				異なる駆動源又は冷却源		B a
関連資料			本文			

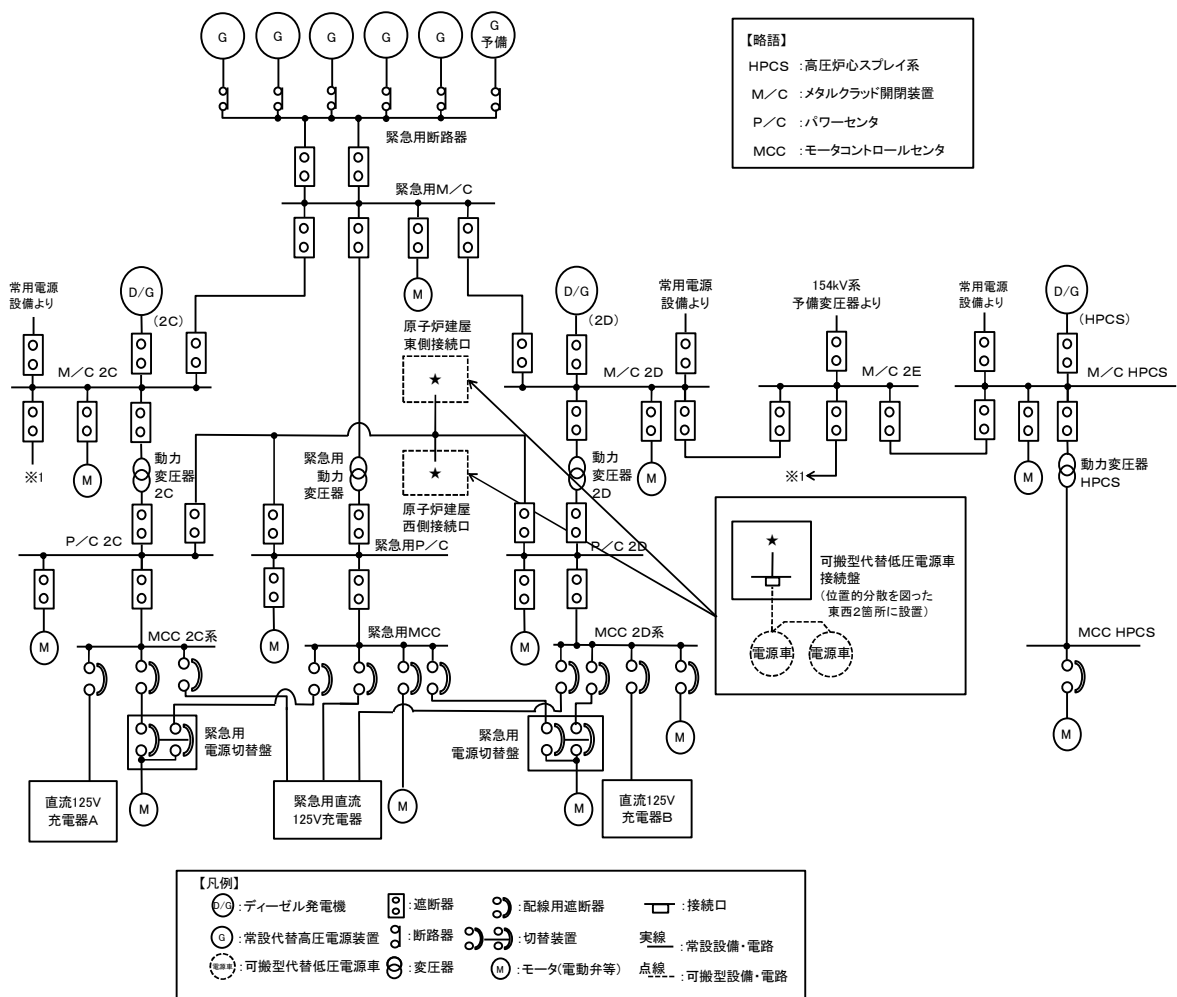
東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第43条		第48条:最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備		残留熱除去系海水系ポンプ	類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件・環境圧力・湿度/屋外の天候/放射線/荷重	屋外	D	
			海水	常時海水を通水又は海で使用	I	
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)	—	
			関連資料	—		
		第2号	操作性	中央制御室操作	A	
			関連資料	48-5 系統図		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ	A	
			関連資料	—		
		第4号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	
			関連資料	—		
		第5号	悪影響防止	系統設計	D B施設と同じ系統構成	A d
				その他 (飛散物)	その他設備	対象外
				関連資料	48-5 系統図	
		第6号	設置場所	中央制御室操作	B	
	関連資料		—			
	第2項	第1号	常設SAの容量	設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもの 必要な容量等に対して十分であるもの	B	
			関連資料	—		
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	位置的分散を考慮すべきD B設備等がない	対象外
サポート系による要因				異なる駆動源又は冷却源	B a	
関連資料				—		

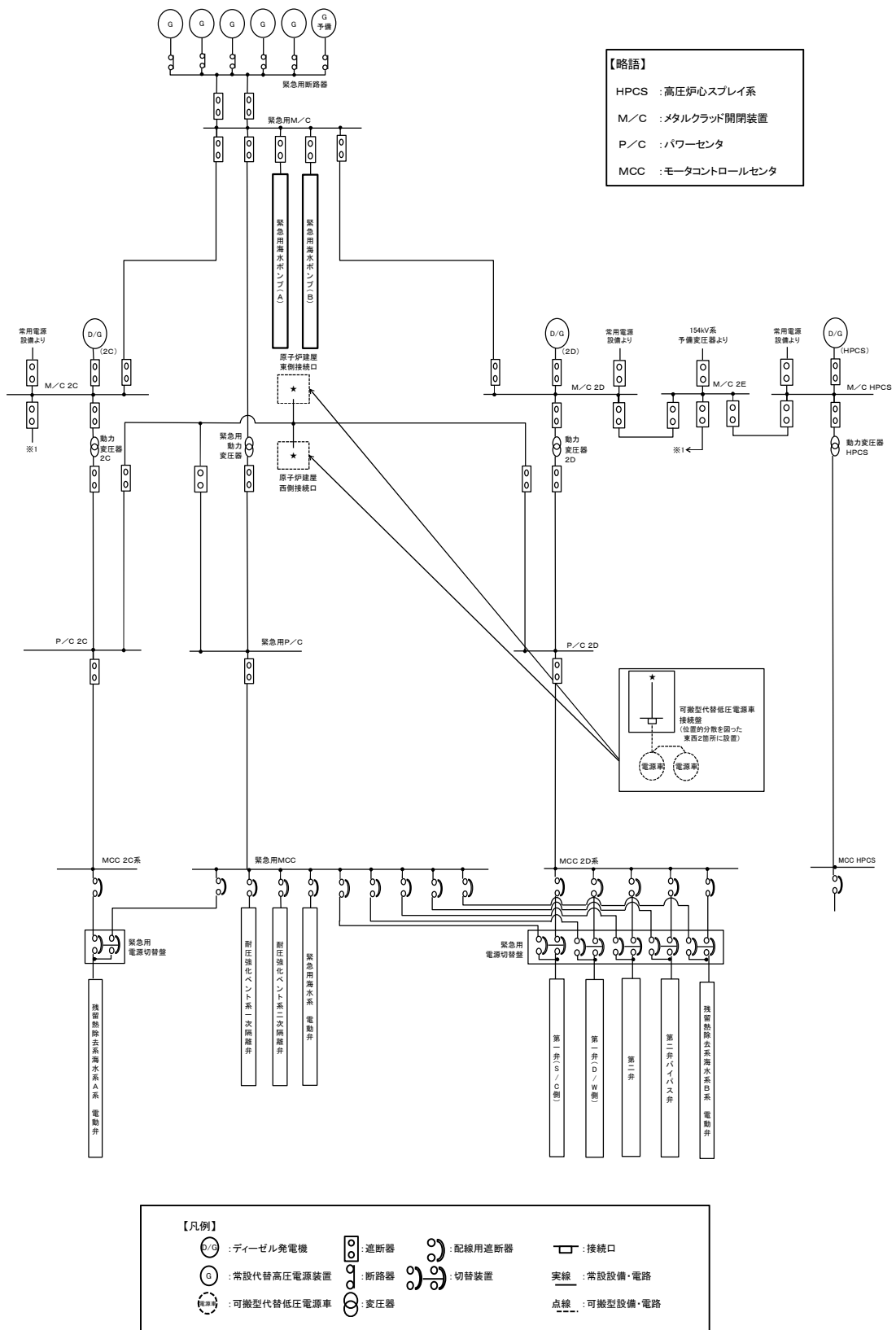
東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第43条		第48条:最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備		残留熱除去系海水系ストレーナ	類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度/屋外の天候/放射線/荷重	屋外	D
			海水	使用時に海水を通水又は淡水だけでなく海水も使用可能		II
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)		-
			電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)		-
			関連資料	-		
		第2号	操作性	操作性	操作不要	対象外
		関連資料	48-5 系統図			
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	その他		M
		関連資料	-			
		第4号	切替性	本来の用途として使用する		対象外
	関連資料	-				
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成		A d
			その他 (飛散物)	その他設備		対象外
			関連資料	48-5 系統図		
	第6号	設置場所	操作不要		対象外	
	関連資料	-				
	第2項	第1号	常設SAの容量	流路		対象外
			関連資料	-		
		第2号	共用の禁止	共用しない設備		対象外
			関連資料	-		
第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	位置的分散を考慮すべきDB設備等がない		対象外
			サポート系による要因	多様性を考慮すべきDB設備等がない		対象外
			関連資料	本文		

## 48-2 電源構成図



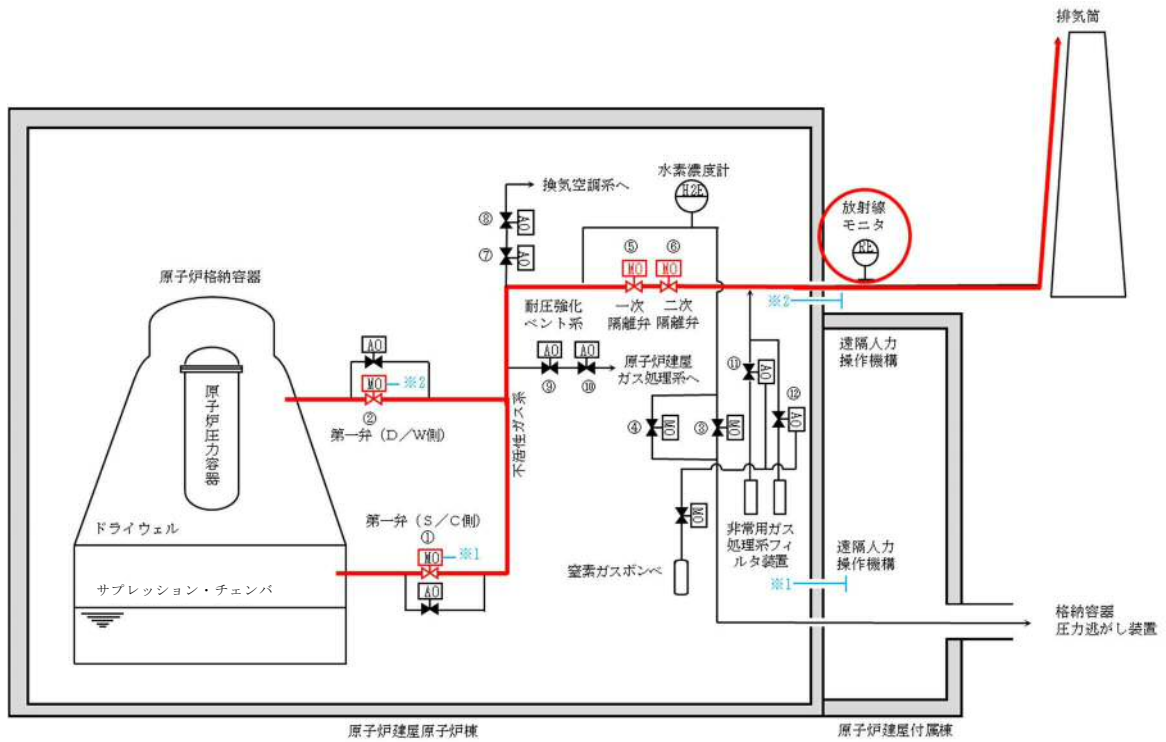
第 48-2-1 図 電源構成図 (交流電源) (1/2)



第 48-2-2 図 電源構成図 (交流電源) (2/2)



### 48-3 計測制御系統図



	機器名称		機器名称
①	第一弁 (S/C側)	⑦	換気空調系一次隔離弁
②	第一弁 (D/W側)	⑧	換気空調系二次隔離弁
③	二次隔離弁	⑨	原子炉建屋ガス処理系一次隔離弁
④	二次隔離弁バイパス弁	⑩	原子炉建屋ガス処理系二次隔離弁
⑤	耐圧強化ベント系一次隔離弁	⑪	非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁 A
⑥	耐圧強化ベント系二次隔離弁	⑫	非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁 B

第 48-3-1 図 耐圧強化ベント系 計測制御系統図

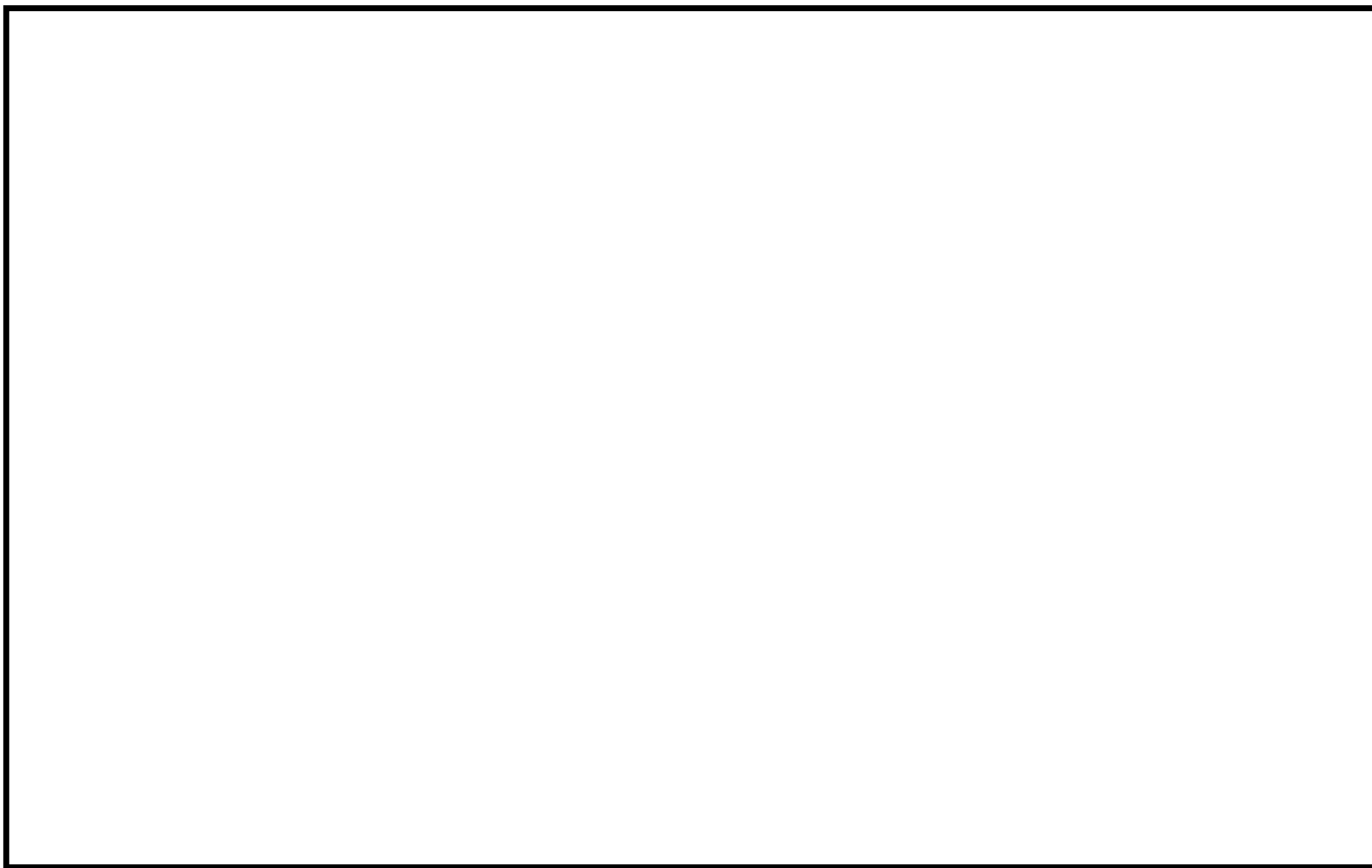
第 48-3-1 表 耐圧強化ベント系の計測設備主要仕様

監視パラメータ	計測範囲	個数
耐圧強化ベント系放射線モニタ※1	$10^{-3} \sim 10^4$ mSv/h	1

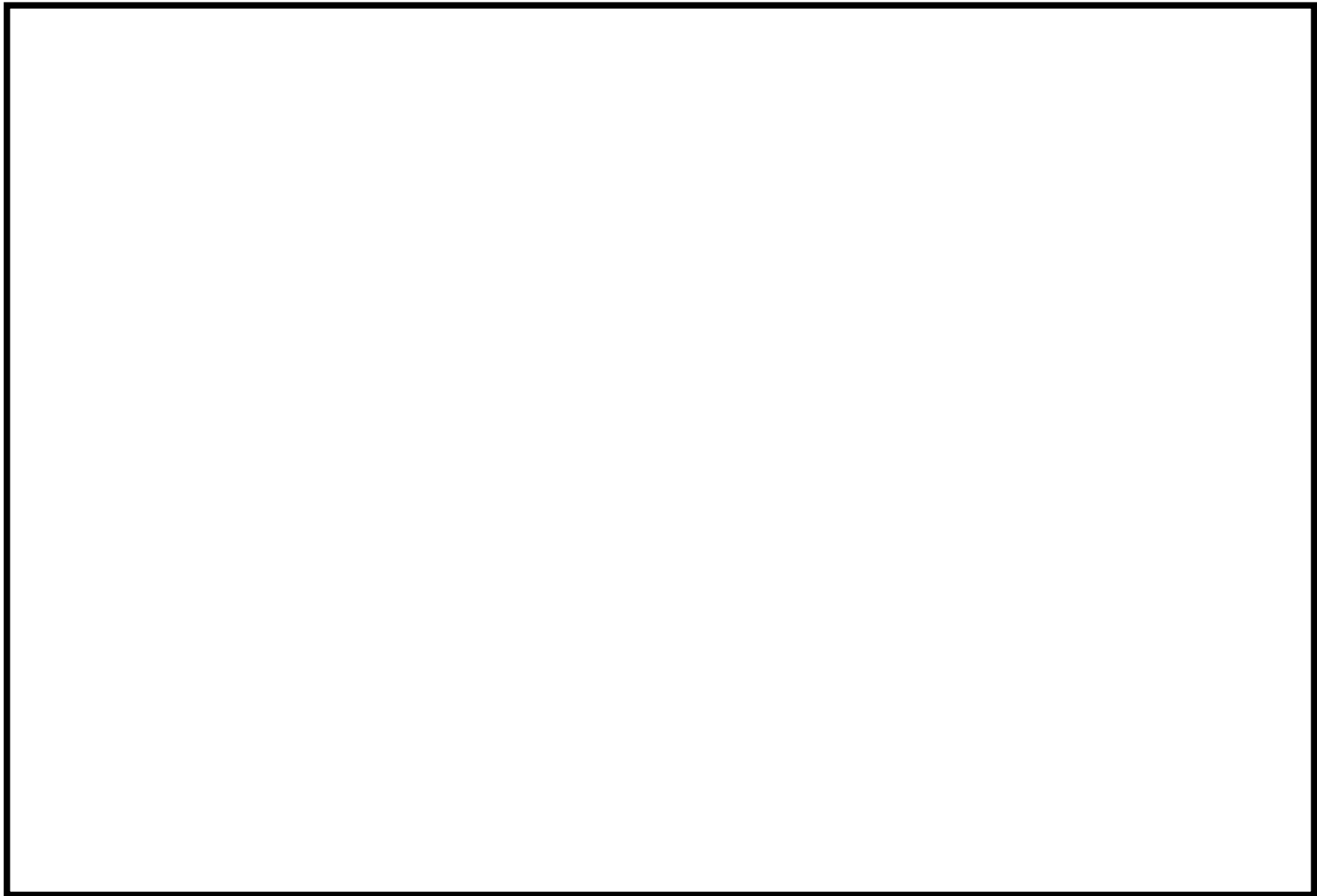
※1 上図赤丸で示す。

48-4 配置図

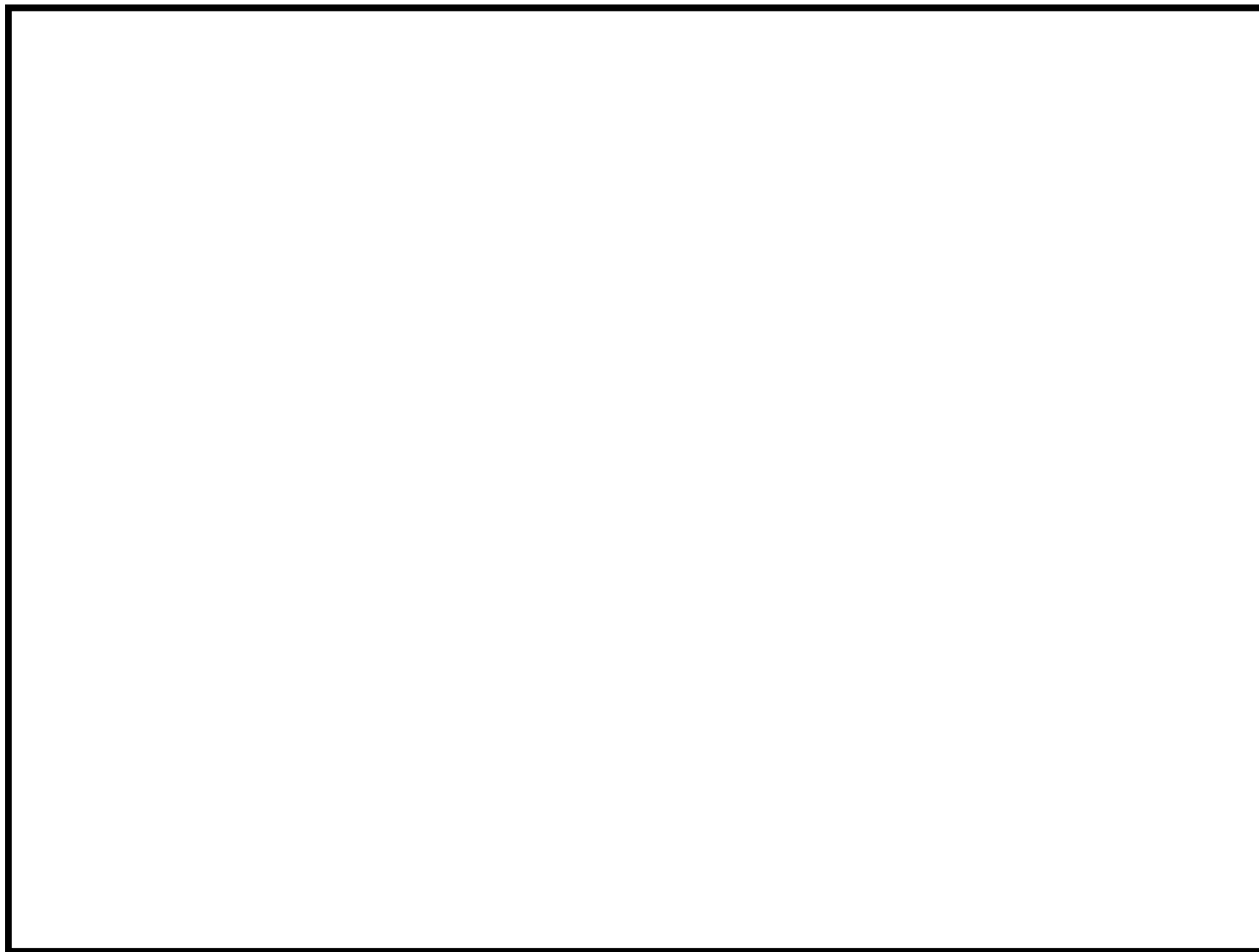
48-4-2



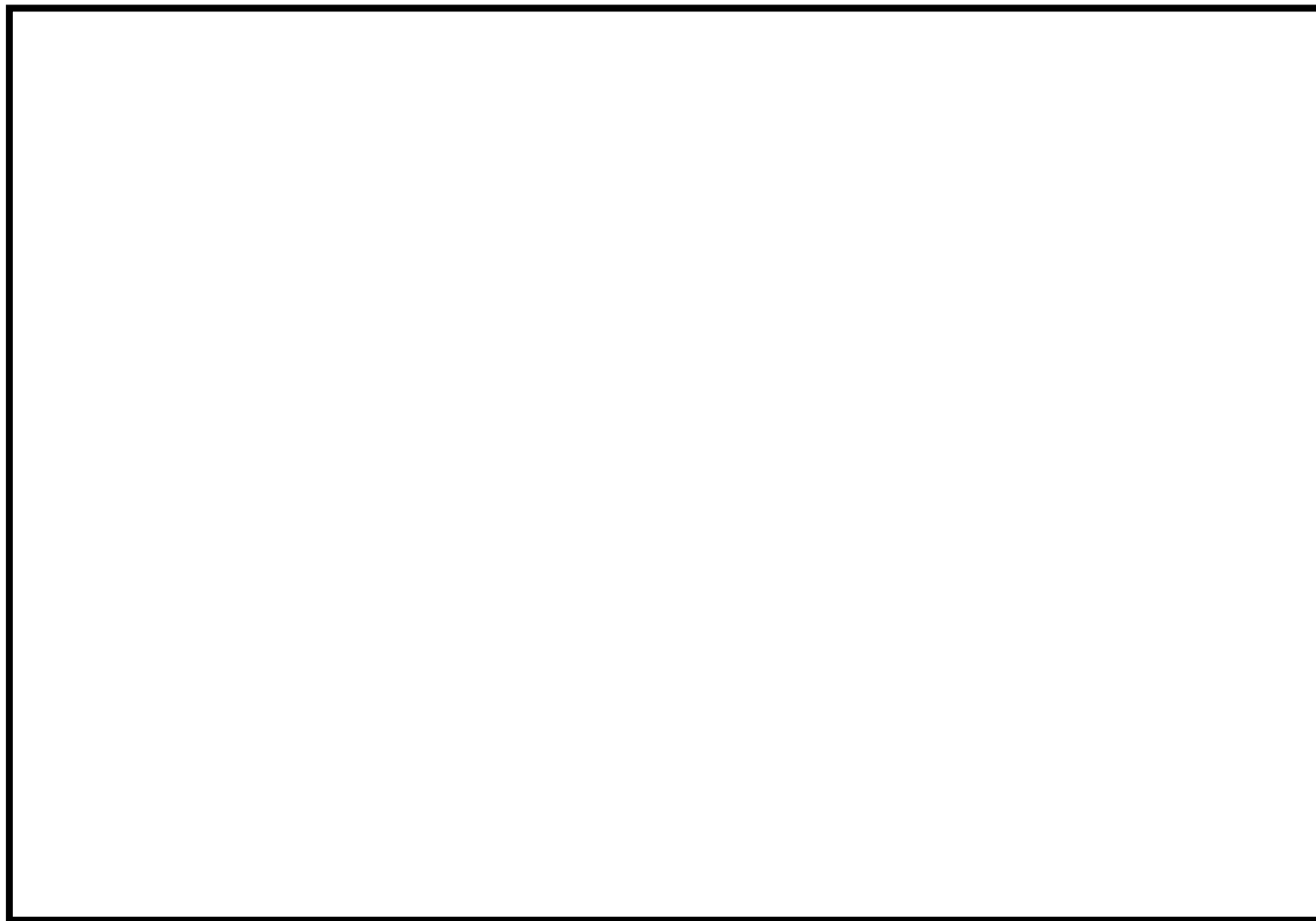
第 48-4-1 図 緊急用海水系に関わる機器の配置を明示した図面（原子炉建屋地下 1 階）



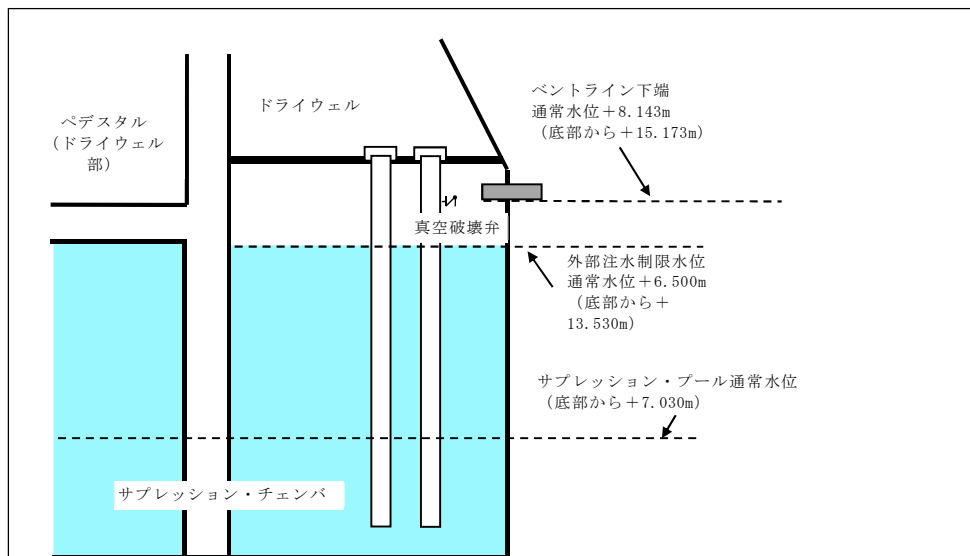
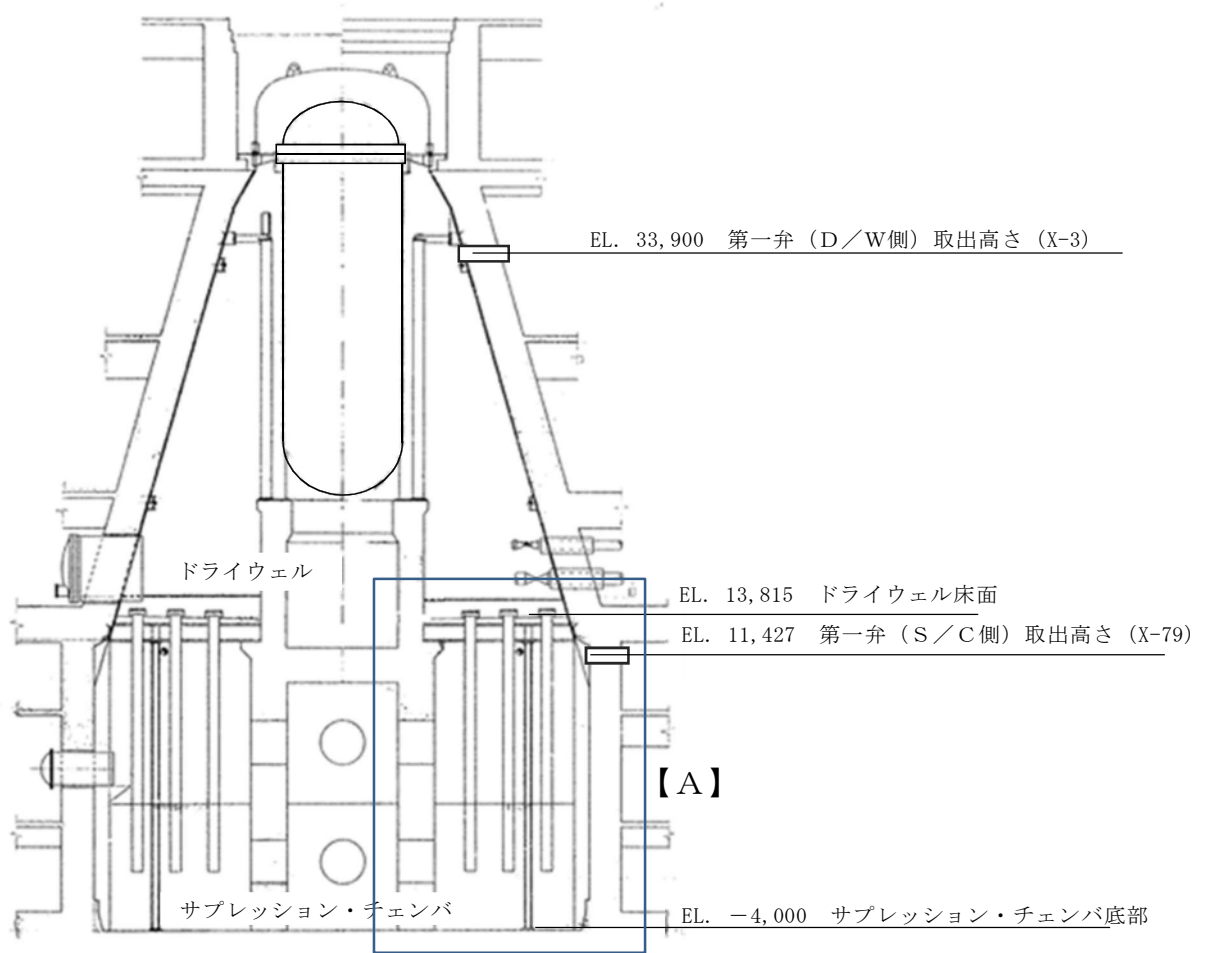
第 48-4-2 図 耐圧強化ベント系に関わる機器の配置を明示した図面（原子炉建屋 1 階）



第 48-4-3 図 耐圧強化ベント系に関わる機器の配置を明示した図面（原子炉建屋 4 階）



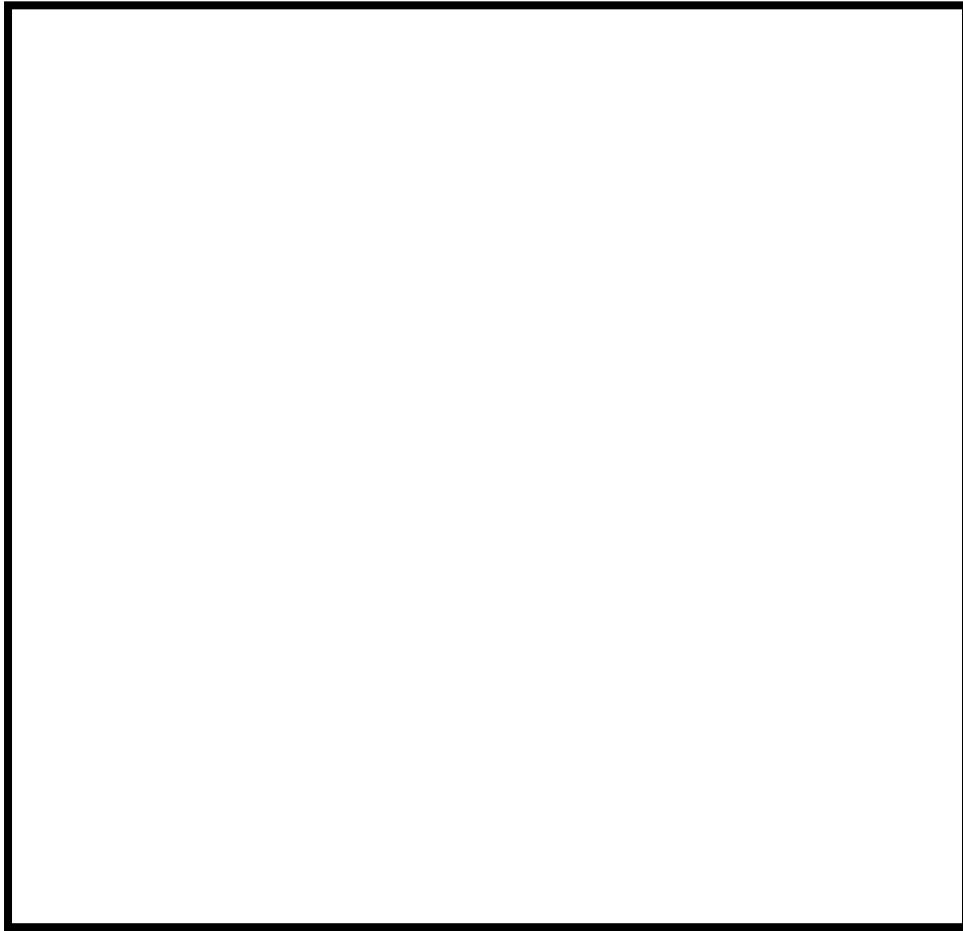
第 48-4-4 図 耐圧強化ベント系に関わる機器の配置を明示した図面（原子炉建屋 5 階）



【A部拡大】

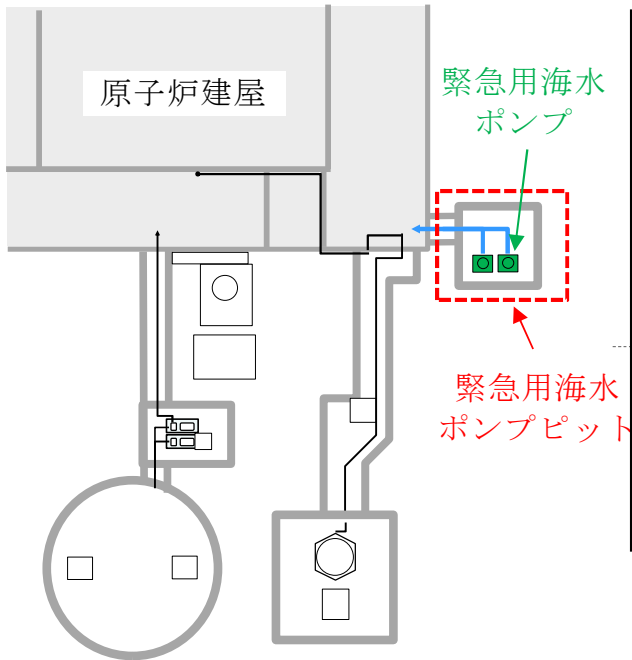
第 48-4-5 図 耐圧強化ベント系 格納容器取出し配置図



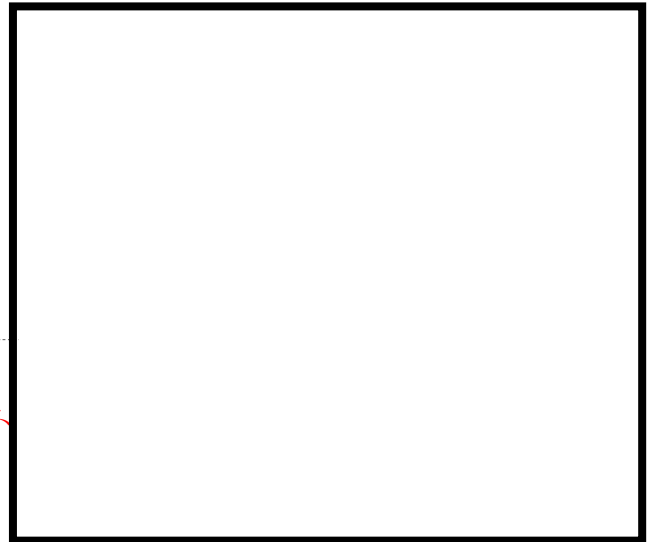


[全体配置図]

緊急用海水  
ポンプ



[平面図]

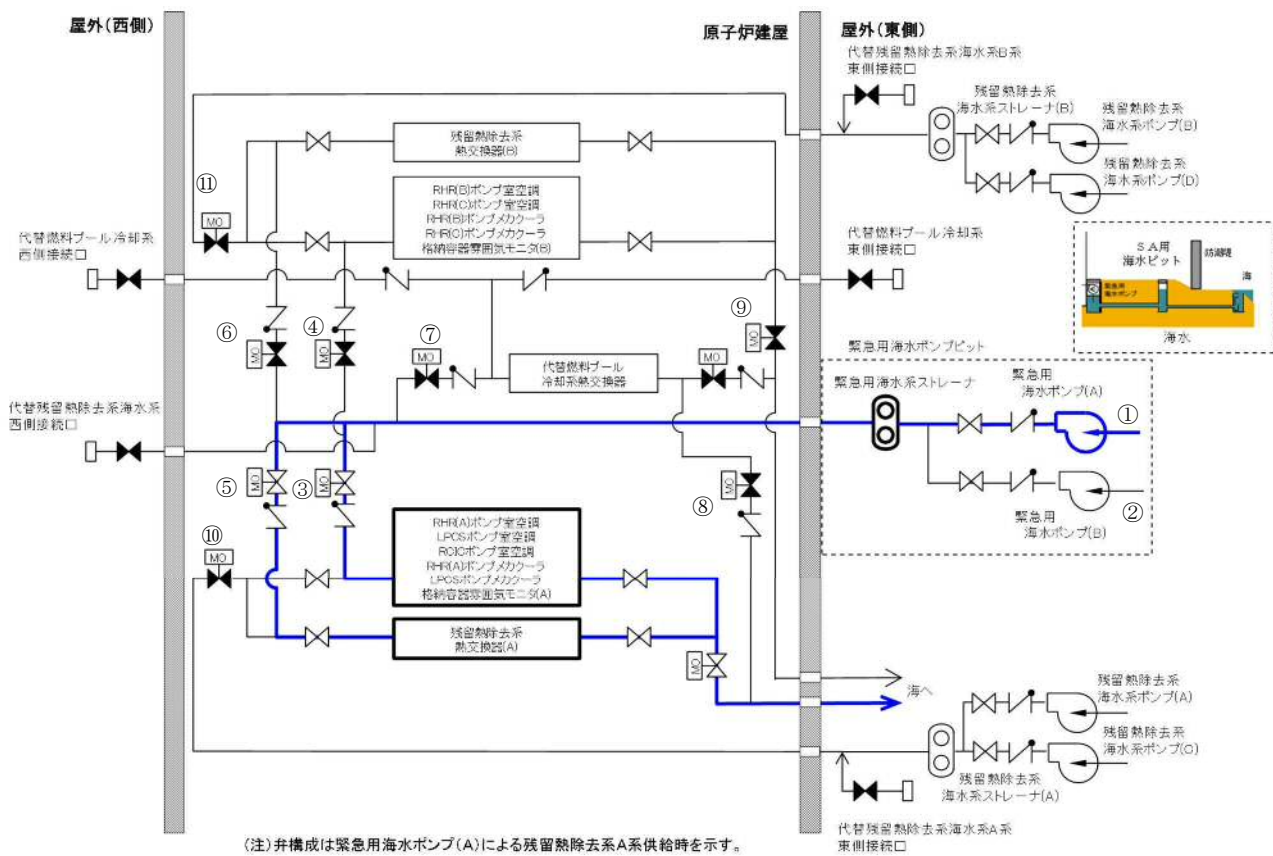


[立面図]

緊急用海水系配置図

第 48-4-6 図 緊急用海水系配置図

48-5 系統図

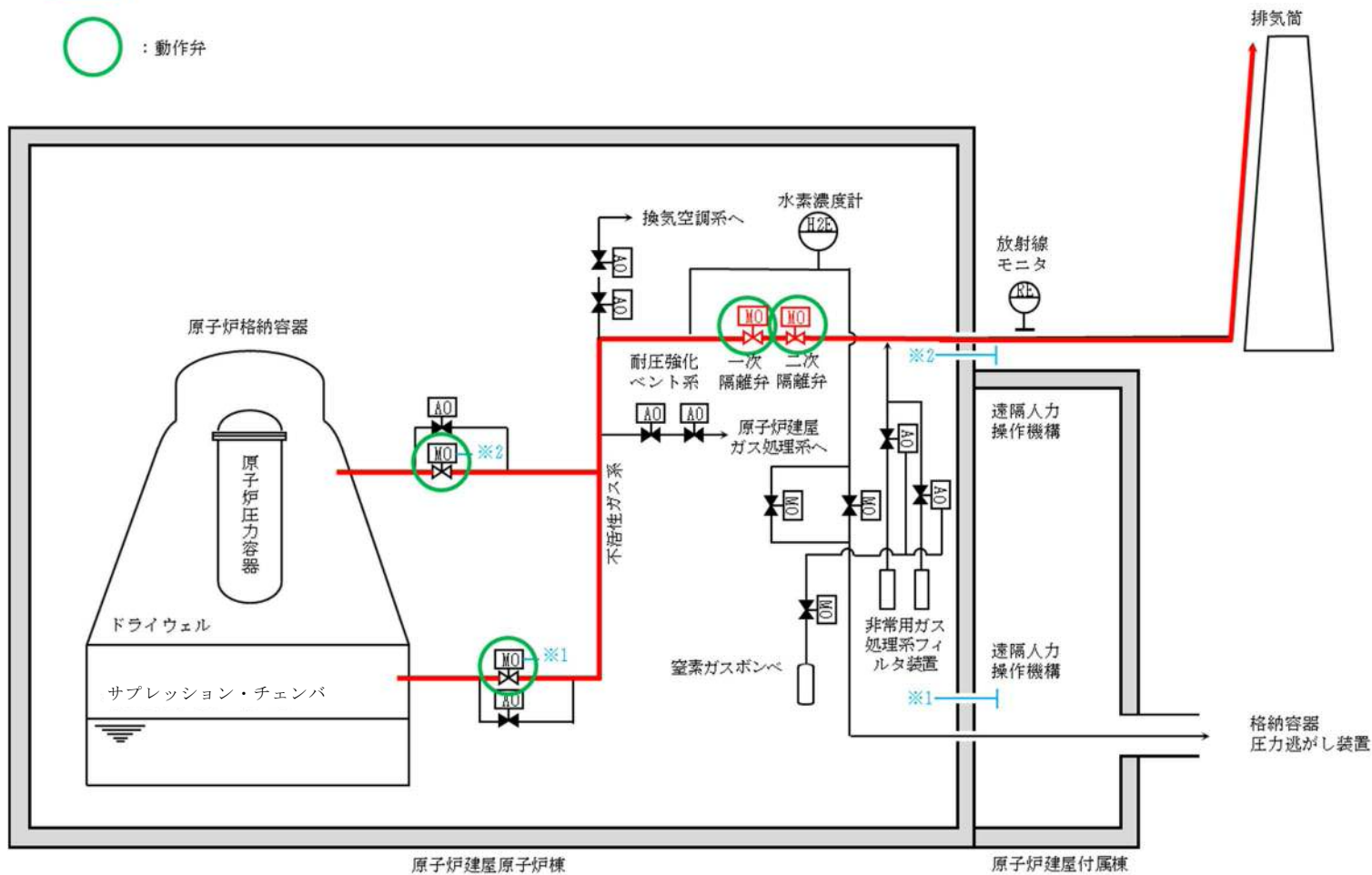


	機器名称		機器名称
①	緊急用海水ポンプ (A)	⑦	緊急用海水系代替 F P C 系隔離弁
②	緊急用海水ポンプ (B)	⑧	緊急用海水系代替 F P C 系出入口弁 (A) 系
③	緊急用海水系 RHR A 系熱交換器隔離弁	⑨	緊急用海水系代替 F P C 系出入口弁 (B) 系
③	緊急用海水系 RHR B 系熱交換器隔離弁	⑩	残留熱除去系 - 緊急用海水系系統分離弁 (A) 系
④	緊急用海水系 RHR A 系補機隔離弁	⑪	残留熱除去系 - 緊急用海水系系統分離弁 (B) 系
⑥	緊急用海水系 RHR B 系補機隔離弁		

第 48-5-1 図 緊急用海水系 系統概要図

(残留熱除去系海水系 A 系供給時)

- : 主要設備
- : 附属設備
- : 動作弁



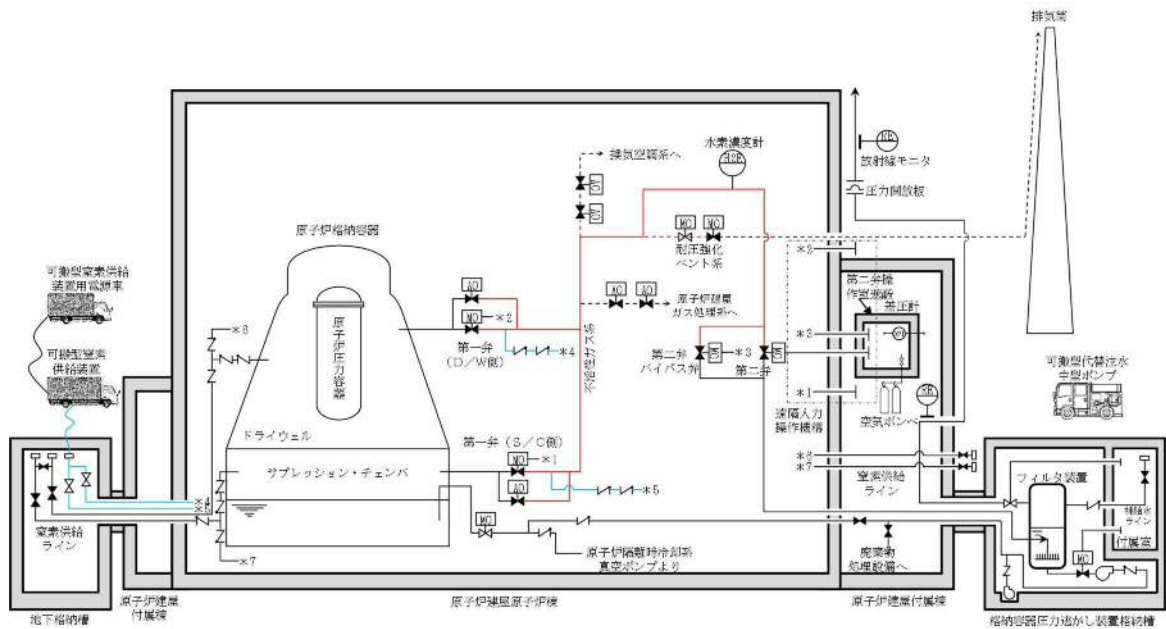
第 48-5-2 図 耐圧強化ベント系 概略系統図

48-6 試驗檢查

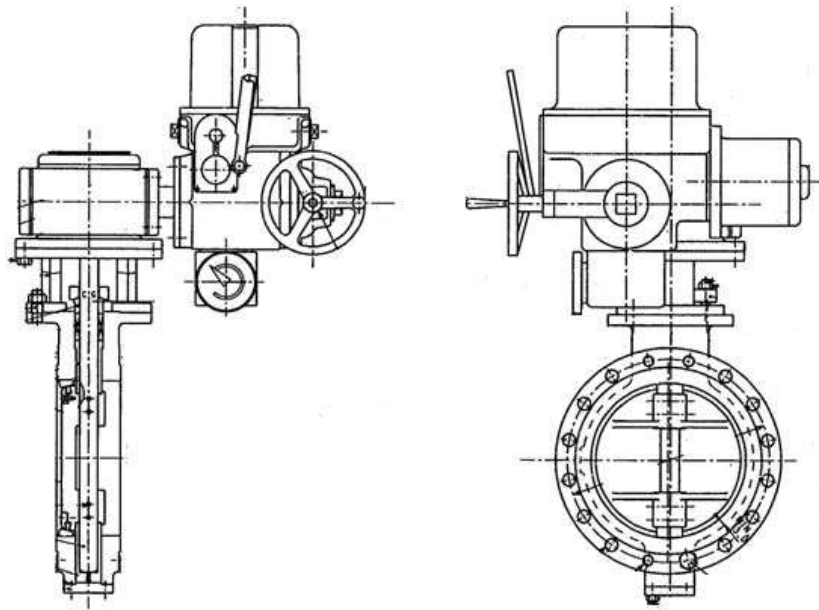
【耐圧強化ベント系】

第48-6-1表 耐圧強化ベント系の試験検査

原子炉の状態	項目	内容
停止中	分解検査	弁部品の分解検査（非破壊検査を含む） 又は取替
	機能・性能検査	系統漏えい確認，外観の確認
	弁動作確認	弁開閉動作の確認
	（遠隔人力操作機構） 機能・性能検査	弁，エクステンションロッド及び減速機 等の動作状況確認



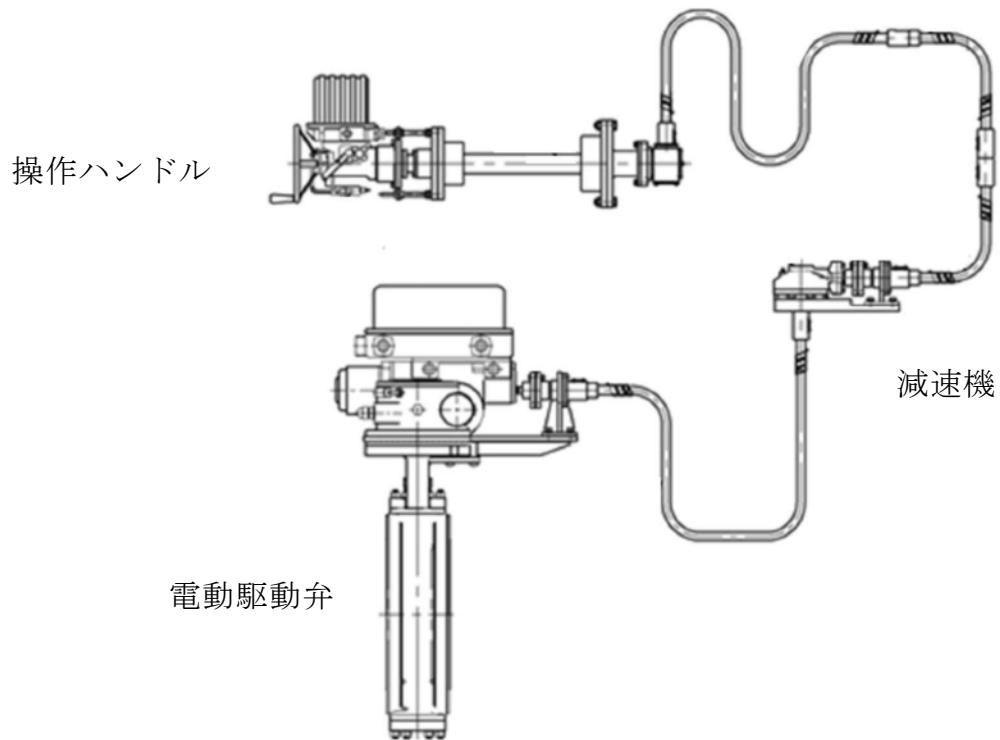
第 48-6-1 図 耐圧強化ベント系機能・性能検査系統図



配管よりフランジを切り離す  
ことにより，弁の分解点検が可能

第 48-5-3 図に示す動作弁の  
電動弁を示す。

第 48-6-2 図 電動駆動弁外形図

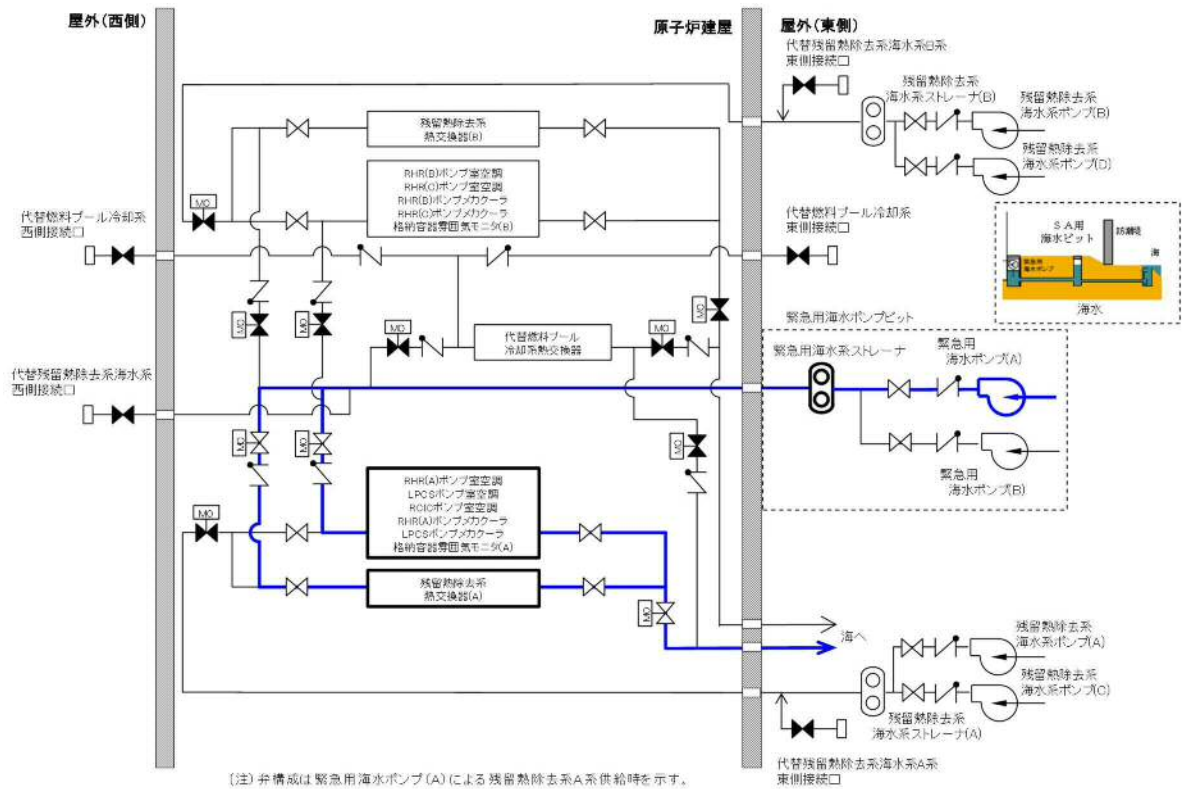


第 48-6-3 図 遠隔人力操作機構外形図

【緊急用海水系】

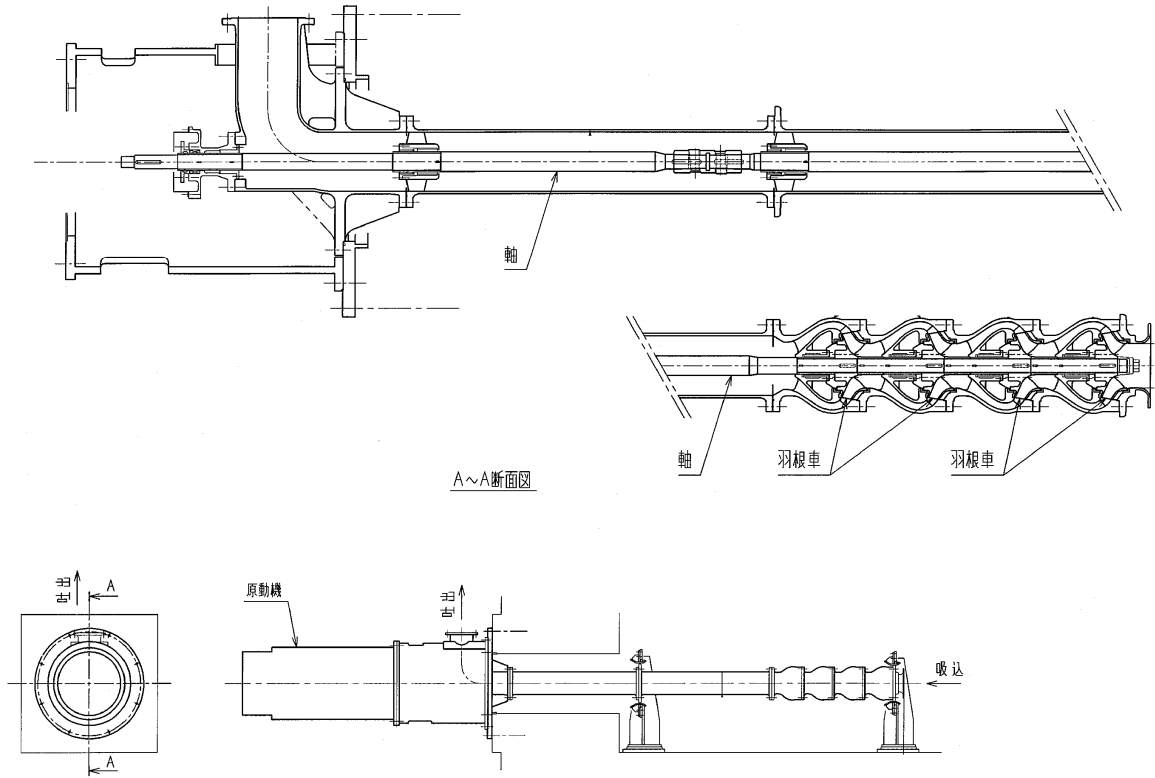
第48-6-2表 緊急用海水系の試験検査

原子炉の状態	項目	内容
停止中	機能・性能検査	ポンプ運転性能, ポンプ, 熱交換器及び系統配管・弁の漏えい確認, 外観の確認 緊急用海水系ストレーナの差圧確認
	弁動作確認	弁開閉動作の確認
	分解検査	ポンプまたは弁の部品の表面状態について, 浸透探傷試験及び目視により確認
	内部点検	熱交換器の内部点検, 伝熱管の渦流探傷試験 緊急用海水系ストレーナの内部点検



第 48-6-4 図 緊急用海水系運転性能検査系統図  
(残留熱除去系海水系 A 系供給時)





第 48-6-5 図 緊急用海水系ポンプ構造図

## 48-7 容量設定根拠

名称		緊急用海水ポンプ
容量	m <sup>3</sup> /h/台	834 (注1) , (約844 (注2) )
全揚程	m	120 (注1) , (約130 (注2) )
最高使用圧力	MPa [gage]	2.45
最高使用温度	℃	38
電動機出力	kW/台	510
機器仕様に関する注記		注1 : 要求値を示す 注2 : 公称値を示す
<p><b>【設定根拠】</b></p> <p>緊急用海水ポンプは、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止するために必要な容量を有する設計とする。</p> <p>なお、緊急用海水ポンプは重大事故等時に1台使用し、1台を予備とし計2台を設置する。</p> <p>1. 容量</p> <p>緊急用海水ポンプの容量は、残留熱除去系海水系が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合でも、格納容器ベントを行うことなく格納容器からの除熱が可能な容量として、ポンプ1台当たり834m<sup>3</sup>/hが必要であることから、ポンプ1台当たり約844m<sup>3</sup>/hを供給可能なポンプを1台使用する設計とする。</p> <p>&lt;要求値&gt;</p> <p>①残留熱除去系熱交換器 : 650m<sup>3</sup>/h</p> <p>②補機用冷却器 : 40m<sup>3</sup>/h</p>		

③代替燃料プール冷却系熱交換器：144m<sup>3</sup>/h

$$\text{①} + \text{②} + \text{③} = 834\text{m}^3/\text{h}$$

## 2. 全揚程

緊急用海水ポンプの揚程は、ポンプ1台で834m<sup>3</sup>/hの海水供給時の圧損（水源である海と供給先（残留熱除去系熱交換器等）の圧力差，静水頭，機器圧損，配管及び弁類圧損）を考慮し，約130mの揚程を確保可能な設計とする。

## 3. 最高使用圧力

緊急用海水ポンプの最高使用圧力は，ポンプ締切揚程，建屋内配管の静水頭に裕度を考慮し2.45MPa [gage] とする。

①ポンプ締切揚程 2.01MPa [gage]

②静水頭 0.05MPa [gage]

合計 2.06MPa [gage]

上記計算結果を満足する 2.45MPa [gage] を公称値とする。

## 4. 最高使用温度 38℃

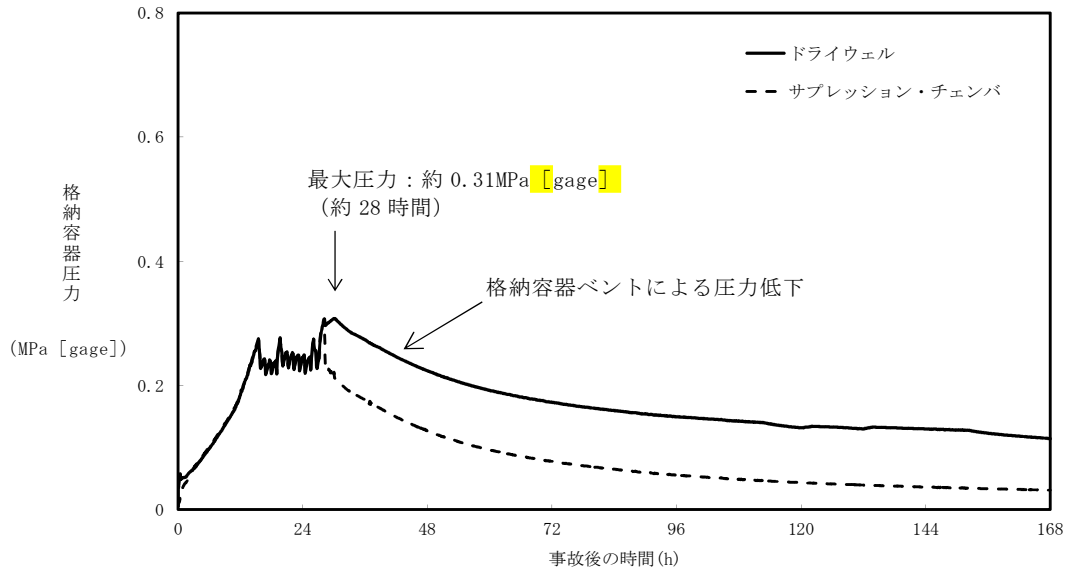
緊急用海水ポンプの最高使用温度は，既設の残留熱除去系海水系ポンプの最高使用温度に合わせ38℃とする。

## 5. 電動機出力

電動機出力は，緊急用海水ポンプの容量約844m<sup>3</sup>/h，全揚程約130m及び電動機効率70%を考慮し，510kWとする。

名称		耐圧強化ベント系（系統容量）
最高使用圧力	MPa [gage]	0.31 (0.62) (不活性ガス系から二次隔離弁まで) 0.014 (0.62) (二次隔離弁から非常用ガス処理系まで)
最高使用温度	℃	171 (200) (不活性ガス系から二次隔離弁まで) 72 (200) (二次隔離弁から非常用ガス処理系まで)
設計流量	kg/h	48,000
機器仕様に関する注記		( ) 内の数値は、重大事故等時の値を示す。
<p>(1) 最高使用圧力</p> <p>①不活性ガス系から二次隔離弁まで</p> <p>不活性ガス系との接続点から圧力境界となる二次隔離弁までは、不活性ガス系配管の最高使用圧力に合わせ、0.31MPa [gage] とする。</p> <p>②二次隔離弁から非常用ガス処理系まで</p> <p>圧力境界となる二次隔離弁から非常用ガス処理系の接続点までは、非常用ガス処理系配管の最高使用圧力に合わせ、0.014MPa [gage] とする。</p> <p>③重大事故等時使用圧力</p> <p>格納容器の最高使用圧力の2倍である0.62MPa [gage] とする。</p> <p>炉心損傷前の格納容器ベントは、格納容器圧力が最高使用圧力である0.31MPa [gage] に到達後、実施することとなる。そのため、実際にベントが開始できるまでの格納容器の圧力上昇を考慮しても十分に余裕がある0.62MPa [gage] を、耐圧強化ベント系の最高使用圧</p>		

力とする（第1図参照）。



第1図 格納容器圧力の推移（LOCA時注水機能喪失<sup>※1</sup>）

※1 耐圧強化ベント系使用時の最も厳しい条件

## (2) 最高使用温度

### ①不活性ガス系から二次隔離弁まで

不活性ガス系との接続点から温度境界となる二次隔離弁までは、不活性ガス系配管の最高使用温度に合わせ、171℃とする。

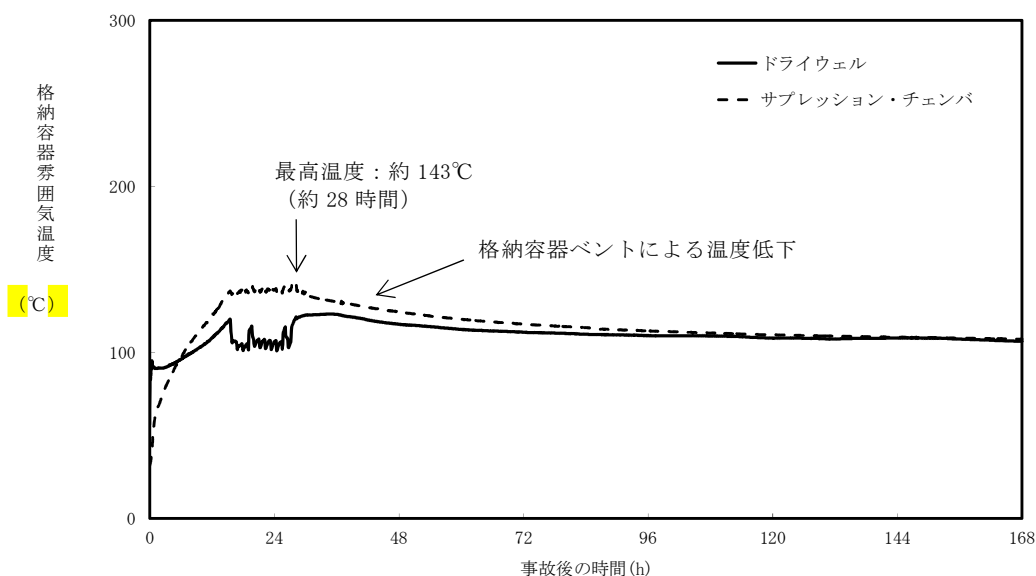
### ②二次隔離弁から非常用ガス処理系まで

温度境界となる二次隔離弁から非常用ガス処理系の接続点までは、非常用ガス処理系配管の最高使用温度に合わせ、72℃とする。

### ③重大事故等時使用温度

有効性評価における炉心損傷前ベントシナリオであるLOCA時注水機能喪失において、ベント使用時の格納容器内雰囲気温度は200℃以下となることを確認している。そのため、格納容器に接続さ

れる耐圧強化ベント系の温度も200℃以下となることから、重大事故時等使用温度を200℃とする（第2図参照）。



第2図 格納容器温度推移（LOCA時注水機能喪失<sup>※1</sup>）

※1 耐圧強化ベント系使用時の最も厳しい条件

### (3) 設計流量（ベントガス流量）

格納容器圧力が最高使用圧力にてベントを実施した際に、原子炉の1%崩壊熱相当の発生蒸気量48,000kg/hを排出可能な設計とする。

なお、炉心の崩壊熱が定格熱出力の1%となるのは、原子炉停止から3時間後であり、その際の格納容器内における発生蒸気量は13.4kg/sとなる。

一方、有効性評価シナリオであるLOCA時注水機能喪失シナリオにおけるベント開始時間は、原子炉停止から約28時間後となっている。そのため、ベント開始時における格納容器内の発生蒸気量は、耐圧強化ベ

ント系の設計流量よりも小さな値となる。

よって、耐圧強化ベント系を用いて、炉心の崩壊熱を最終ヒートシンクである大気へ輸送することは可能である。



48-8 その他の最終ヒートシンクへ熱を輸送する設備について

## 設備概要（自主対策設備を含む。）

最終ヒートシンクへ熱を輸送するための自主対策設備として、以下を整備する。

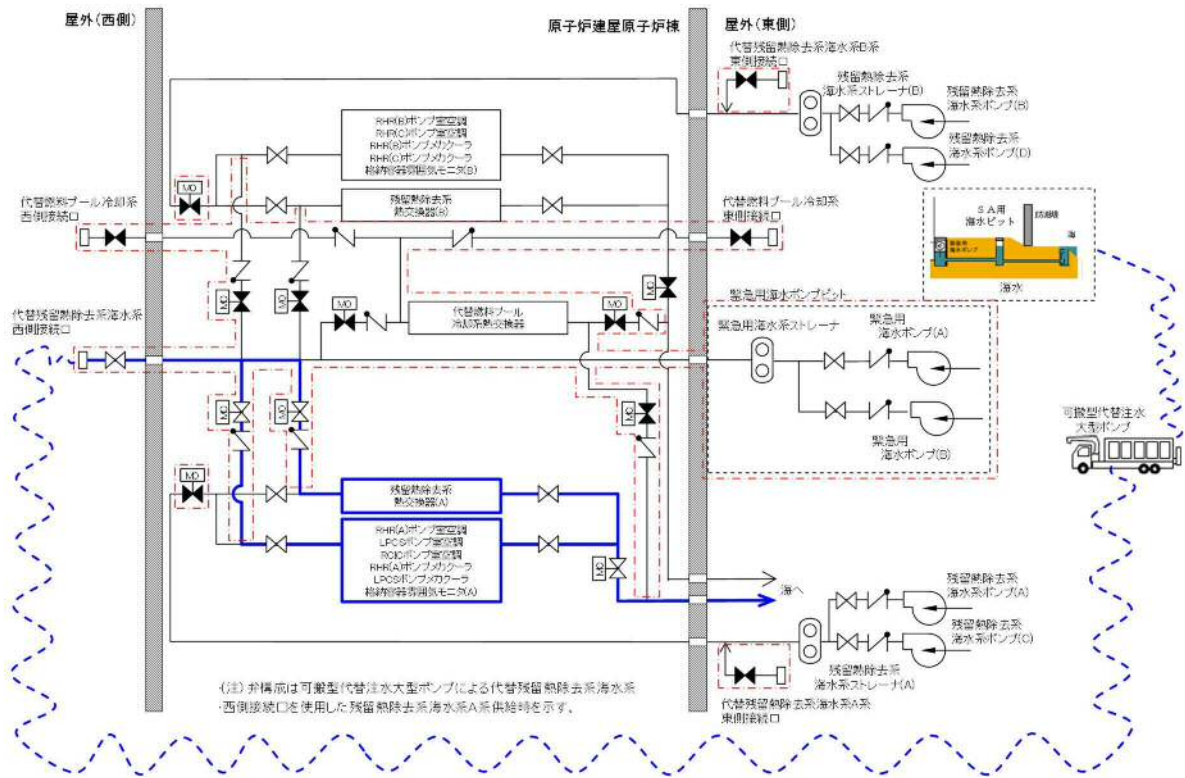
### (1) 代替残留熱除去系海水系（可搬型）

設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能及び緊急用海水系の機能が喪失した際、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送する設備として、代替残留熱除去系海水系（可搬型）を整備する。

本設備は、可搬型代替注水大型ポンプ、燃料設備である可搬型設備用軽油タンク、タンクローリ、流路であるホース、配管・弁、残留熱除去系熱交換器から構成される。

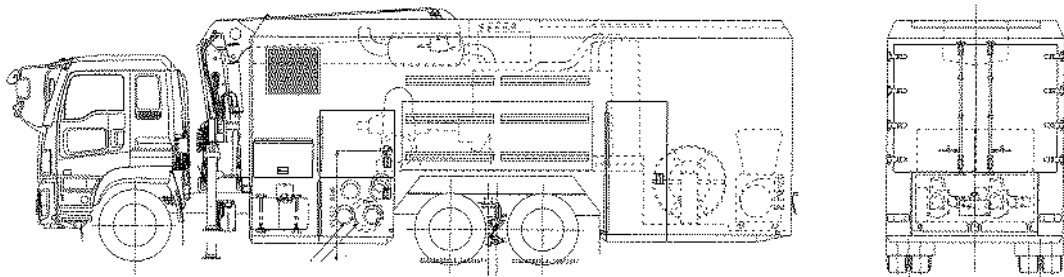
可搬型代替注水大型ポンプ及びホース等の可搬設備は、可搬型設備保管場所に保管する。

可搬型代替注水大型ポンプ外観図を第 48-8-1 図に、本系統全体の概要図を第 48-8-2 図に示す。



第 48-8-1 図 代替残留熱除去系海水系（可搬型）系統概要図

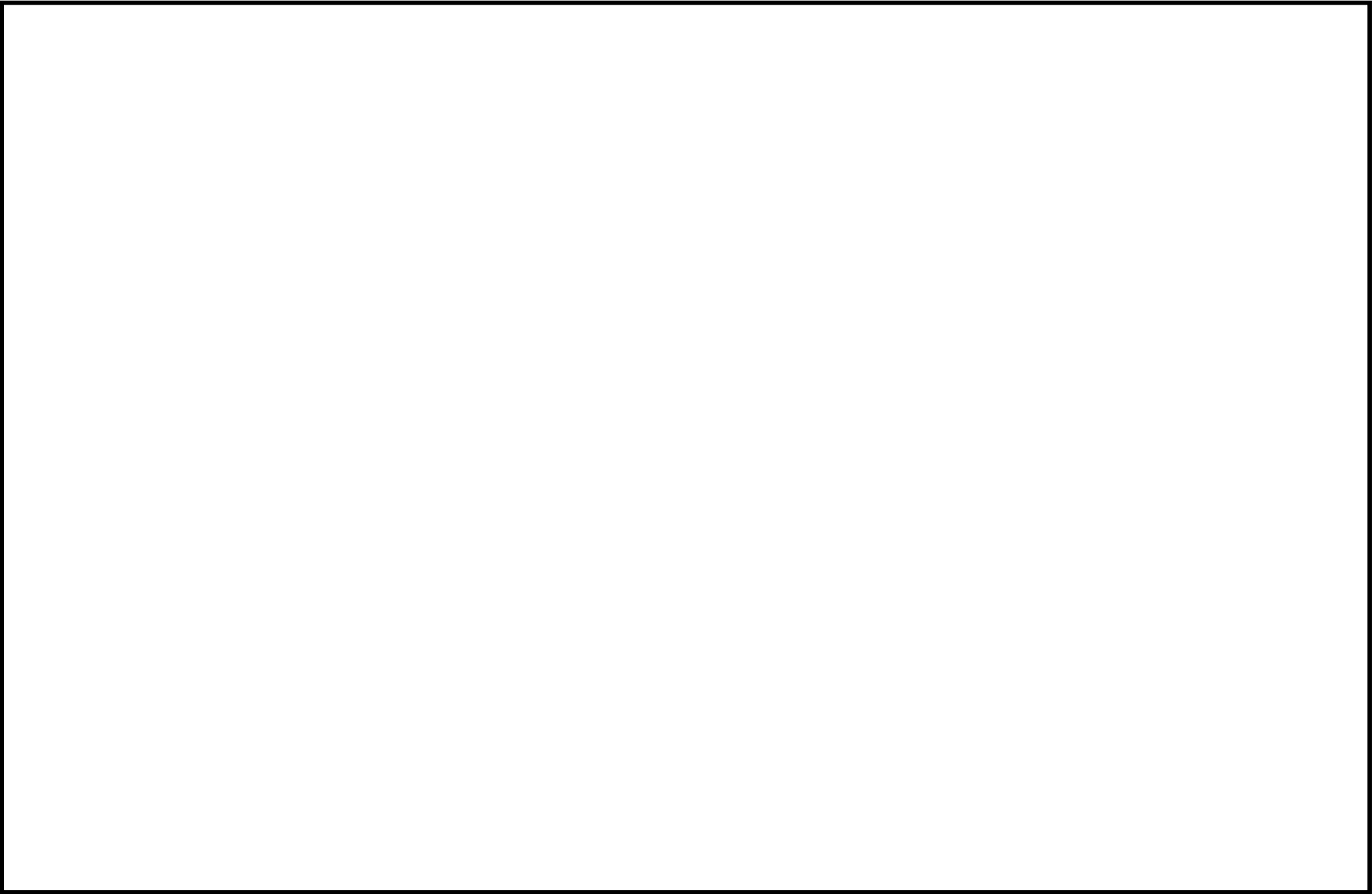
（西側接続口を使用した残留熱除去系海水系 A 系接続例）



第 48-8-2 図 代替残留熱除去系海水系

可搬型代替注水大型ポンプ外観図

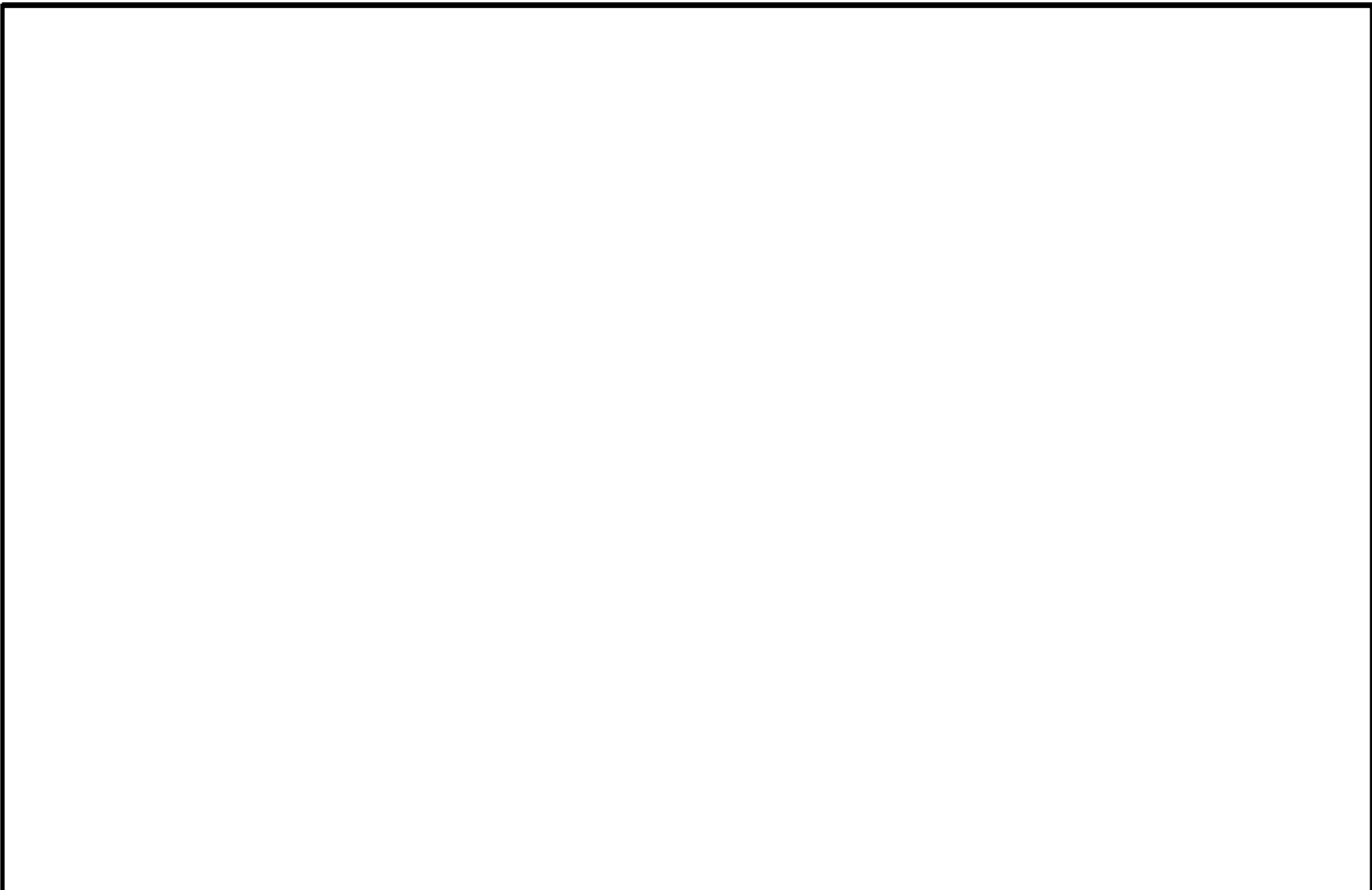
48-9 SAバウンダリ系統図 (参考図)



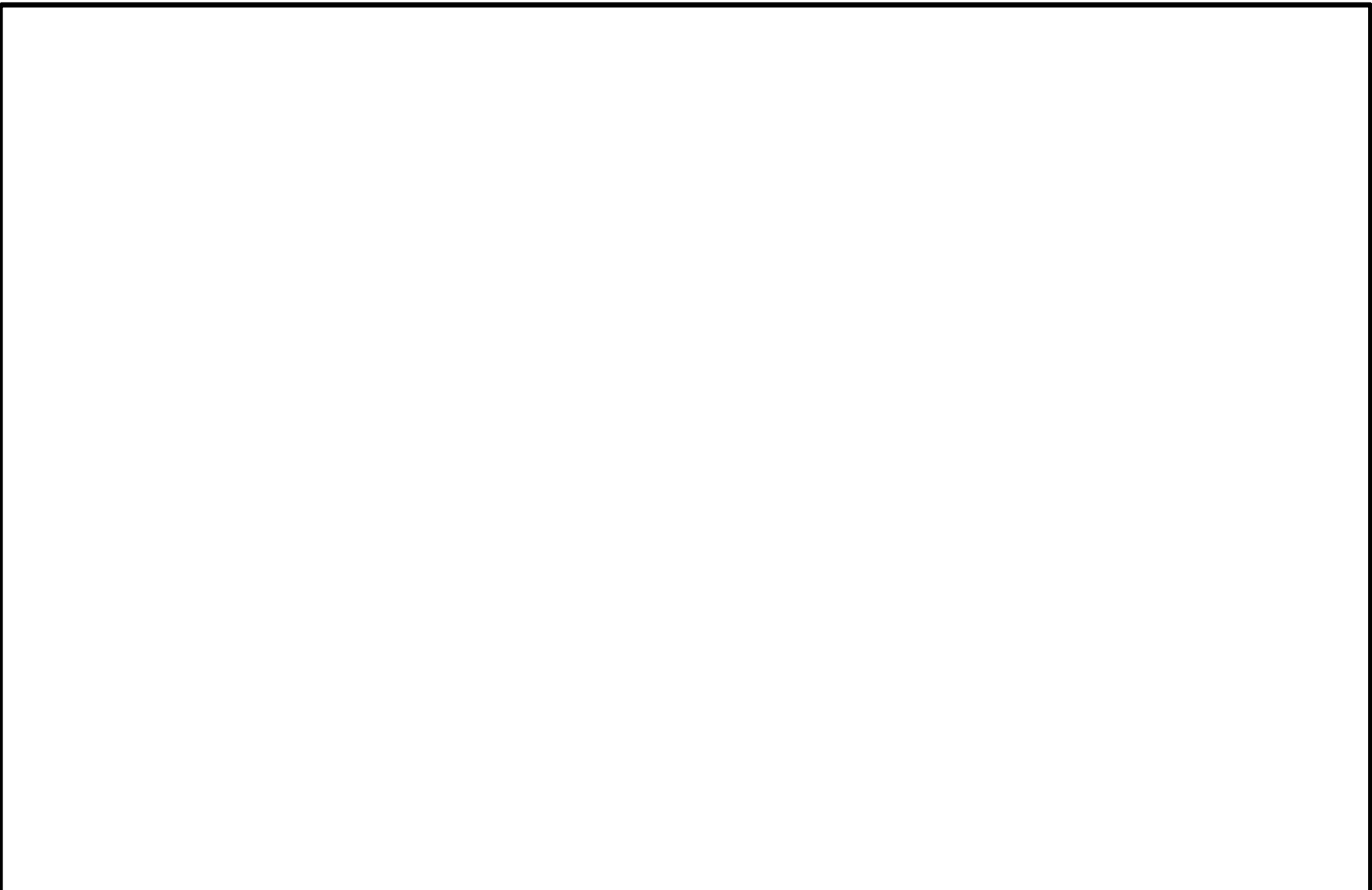
48-9-2

48-9-3

48-9-4

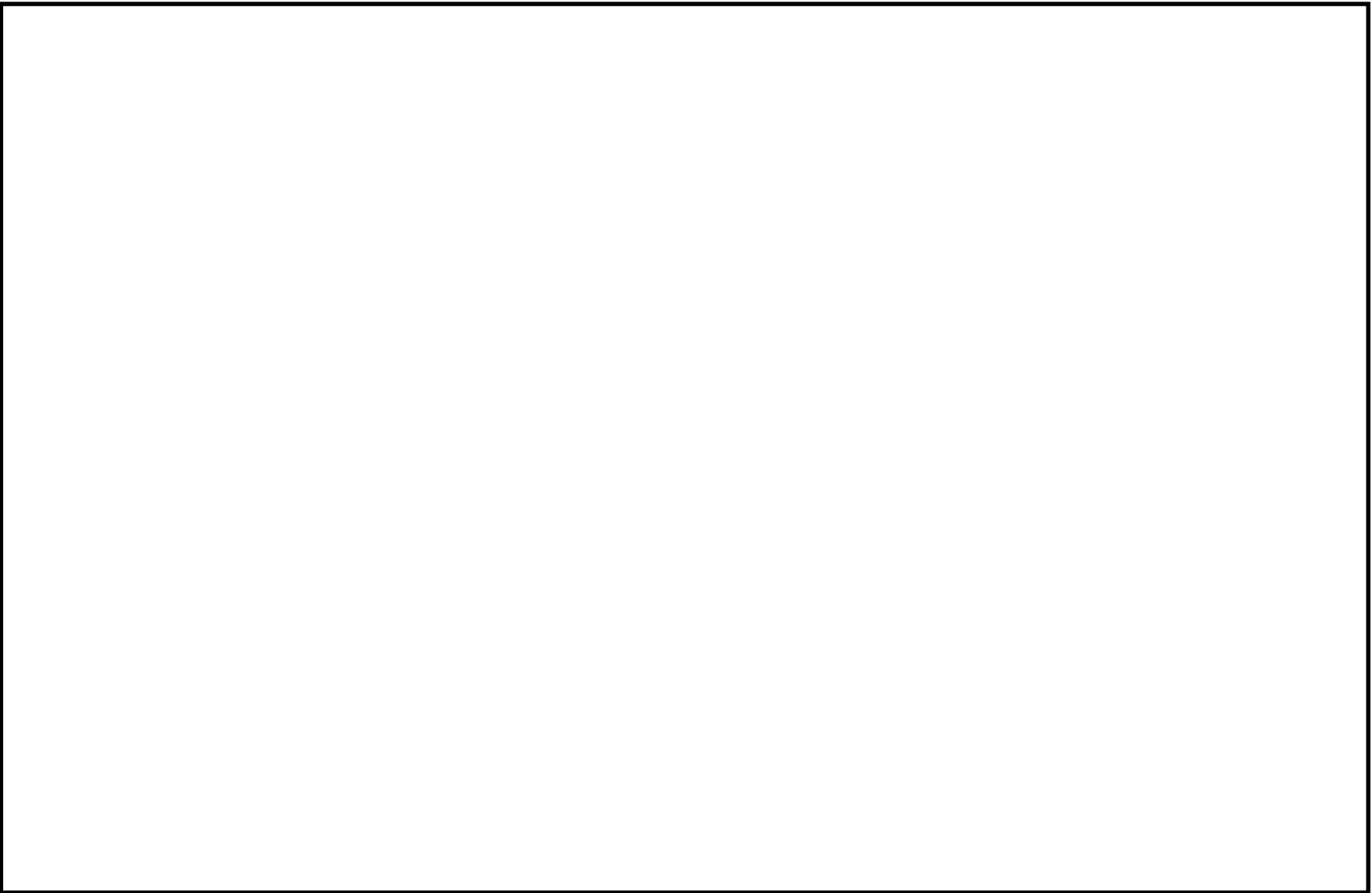


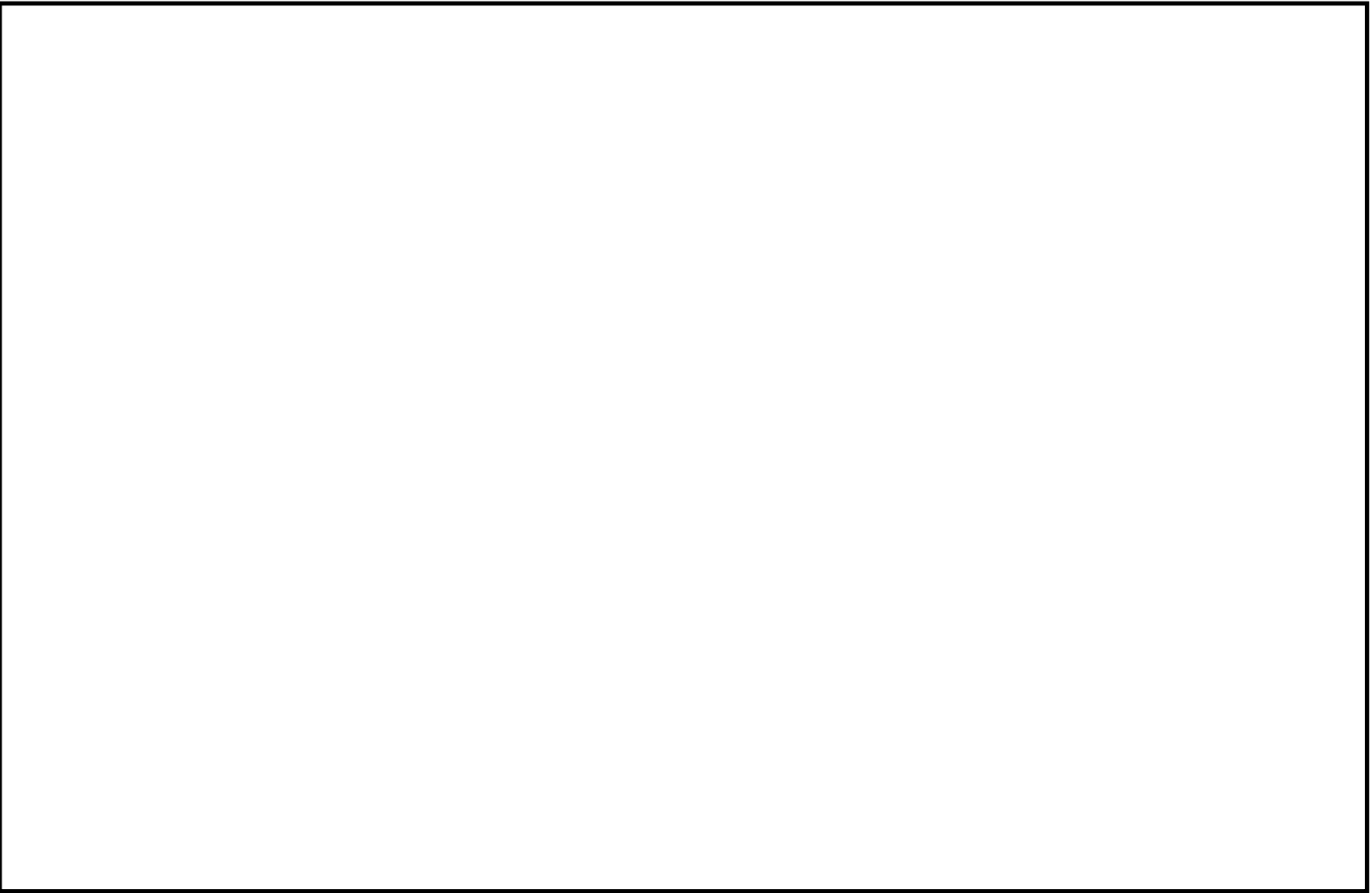
48-9-5





48-9-6





48-9-7

48-9-8

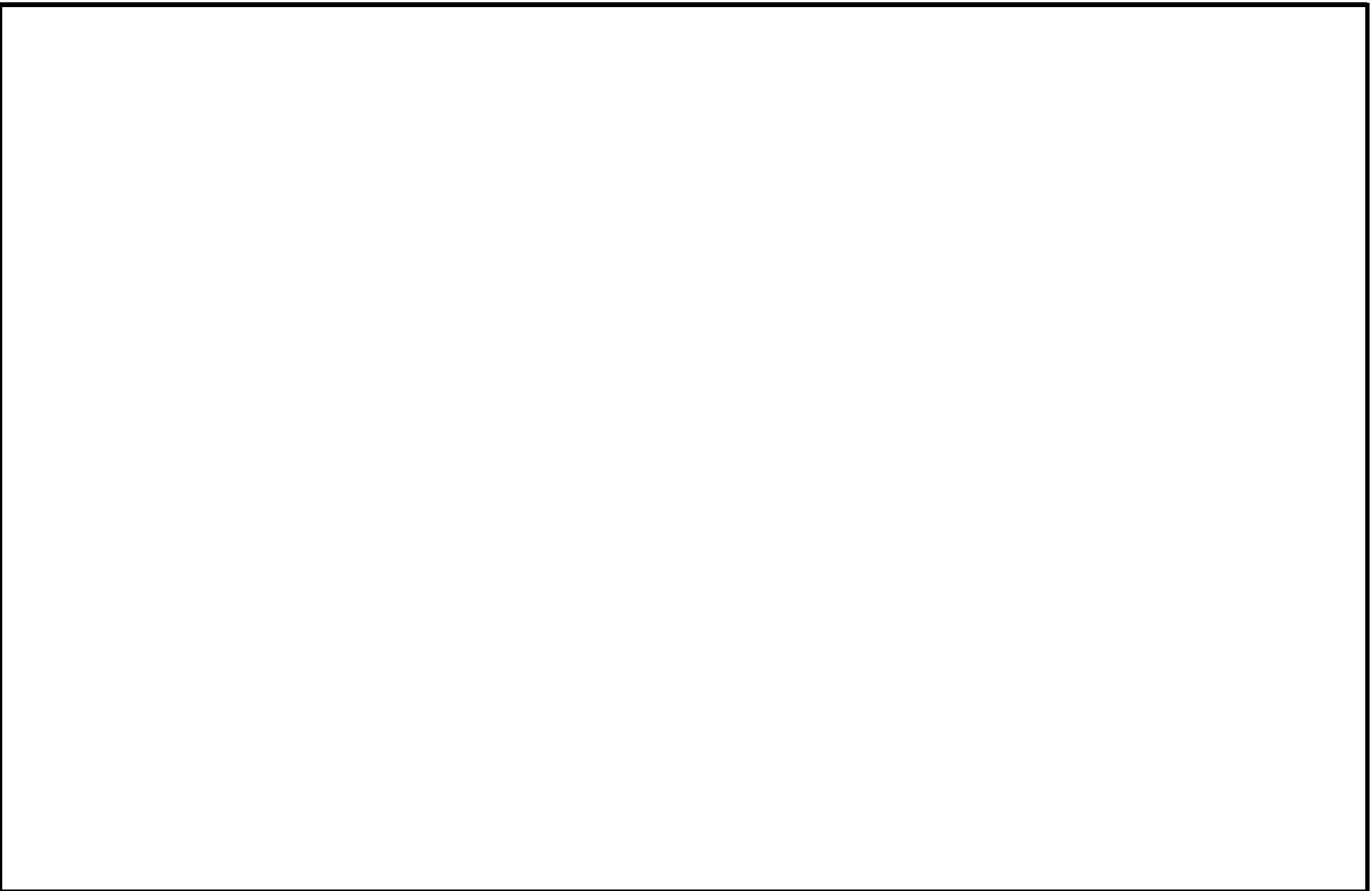


48-9-9

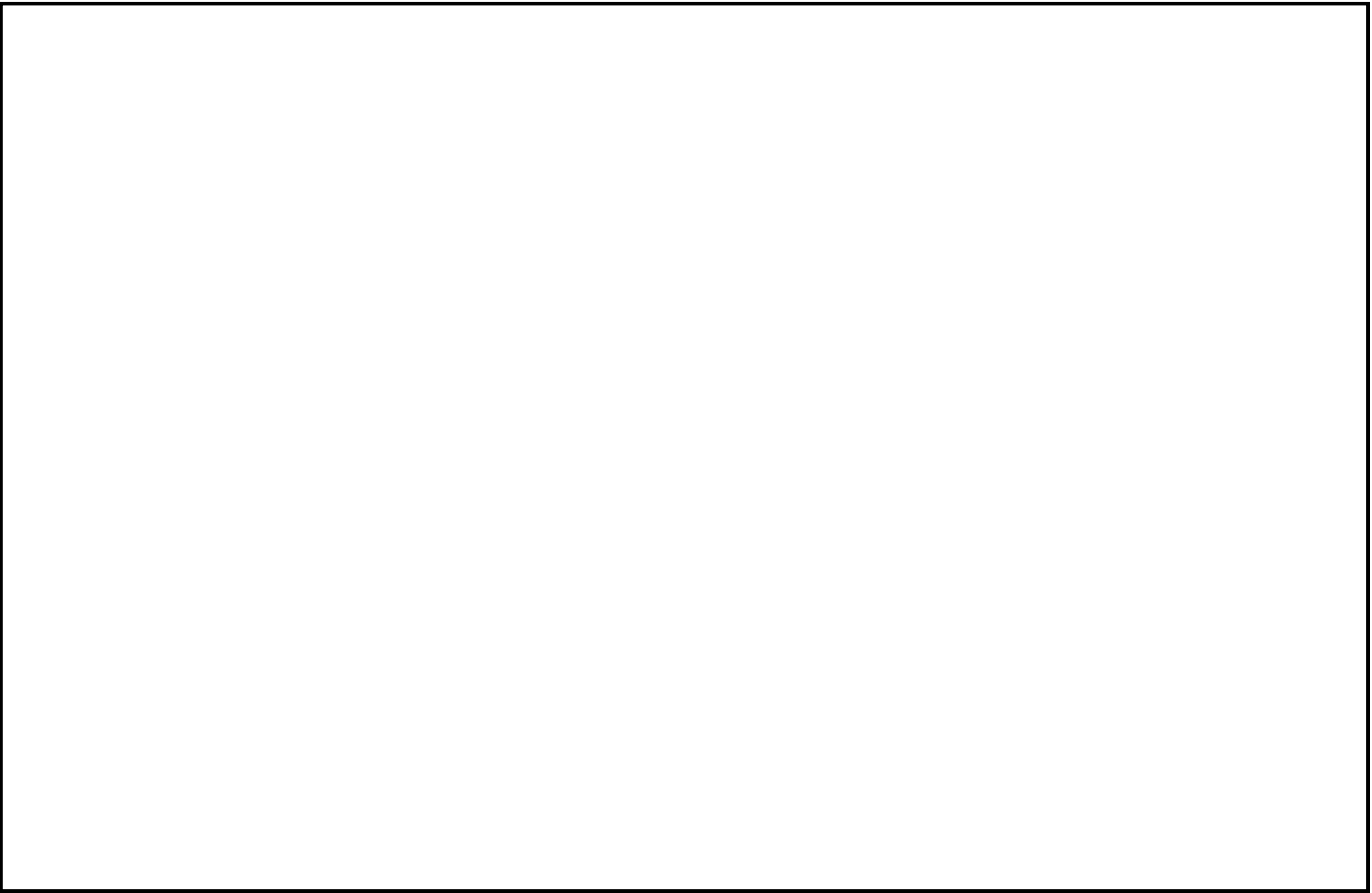


48-9-10

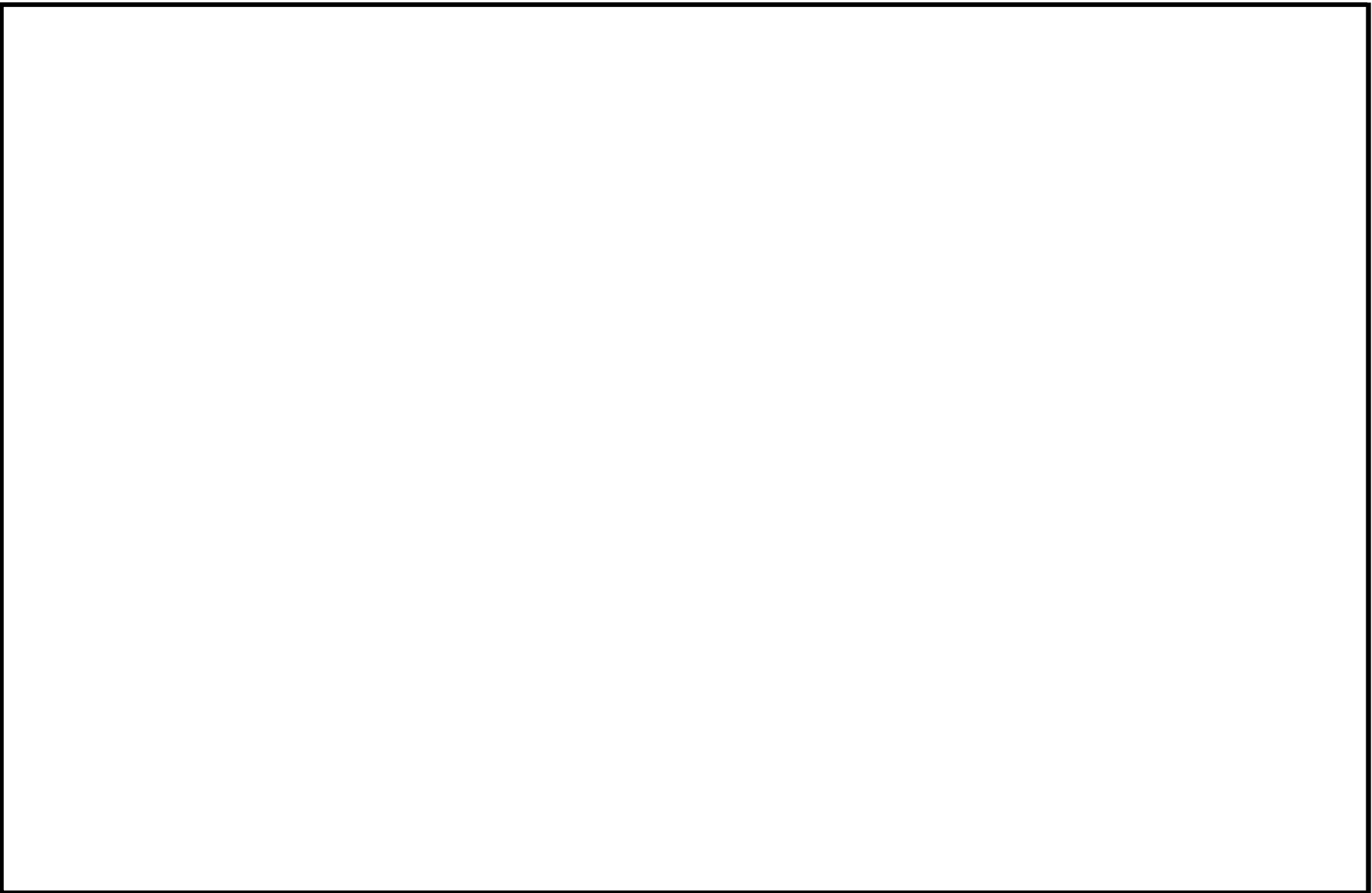




48—9—11

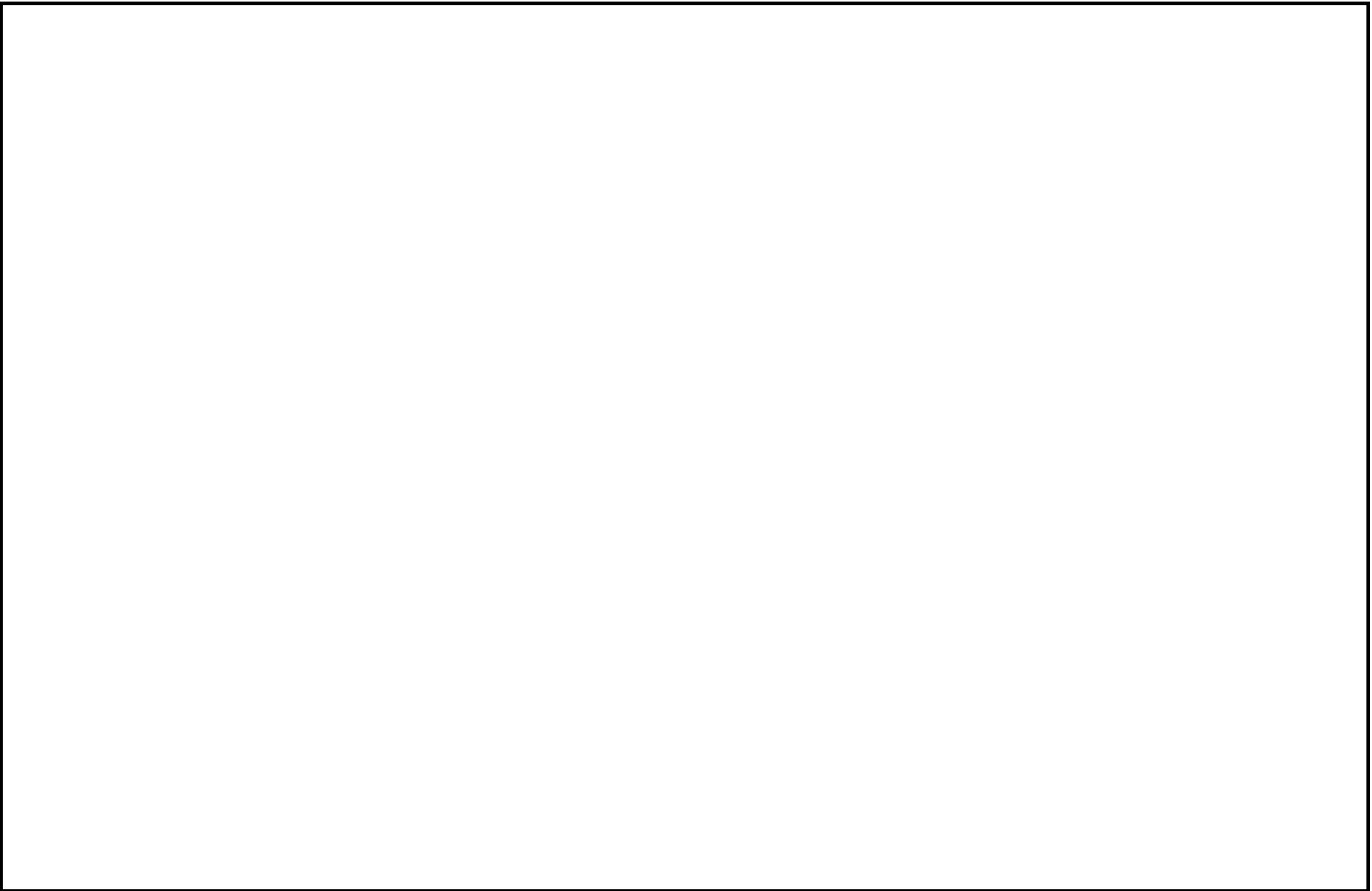


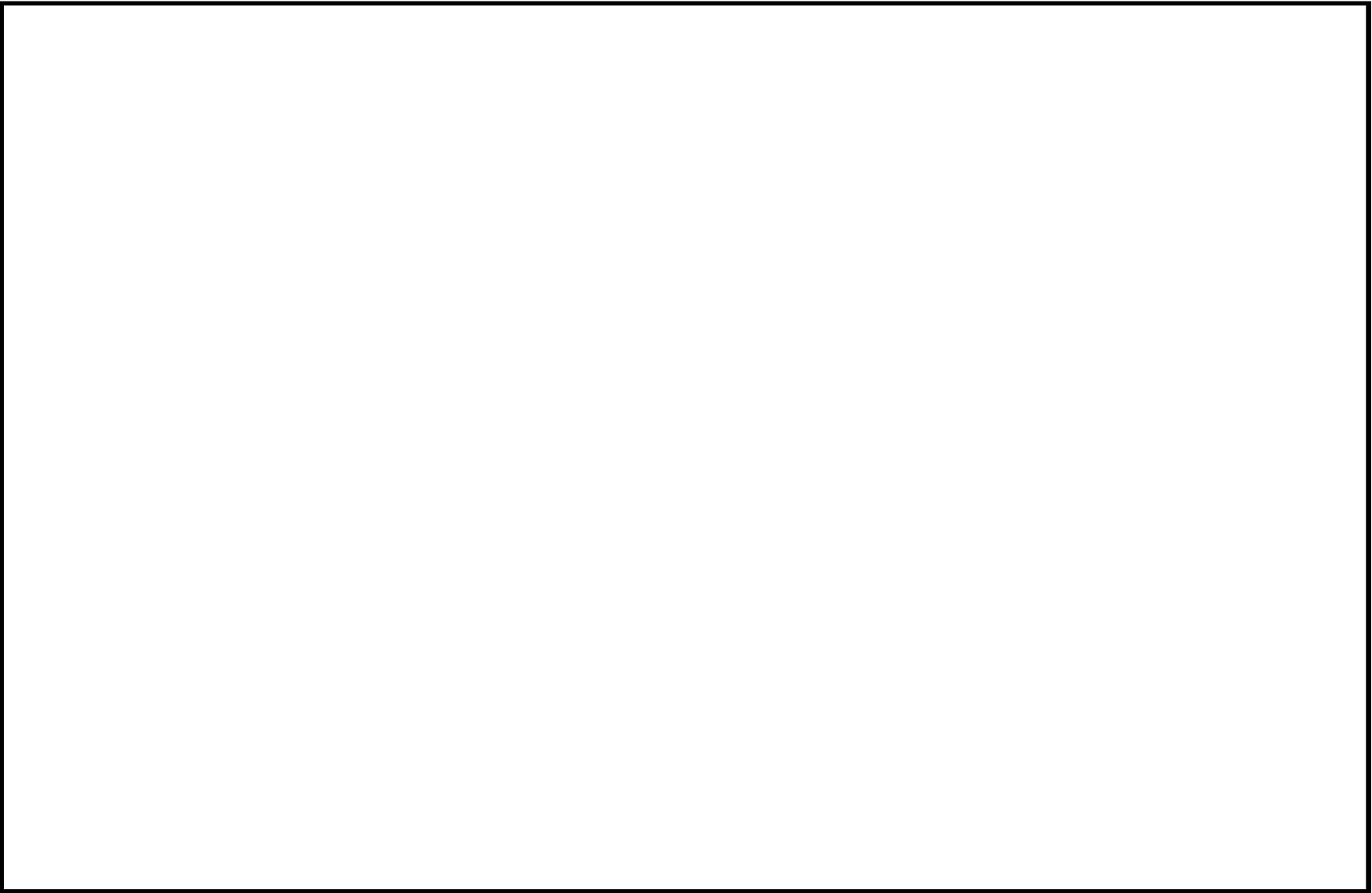
48—9—12





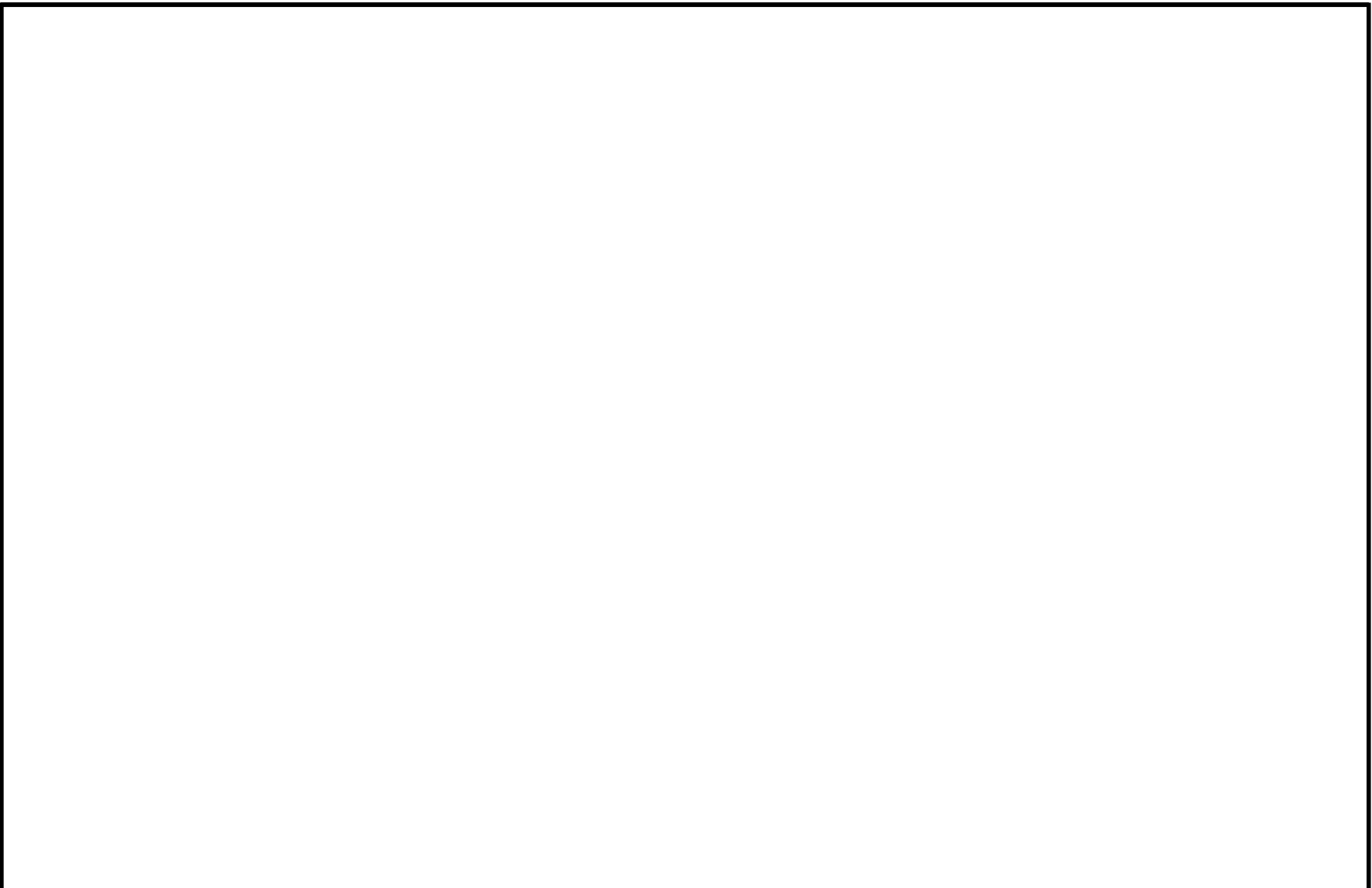
48—9—14

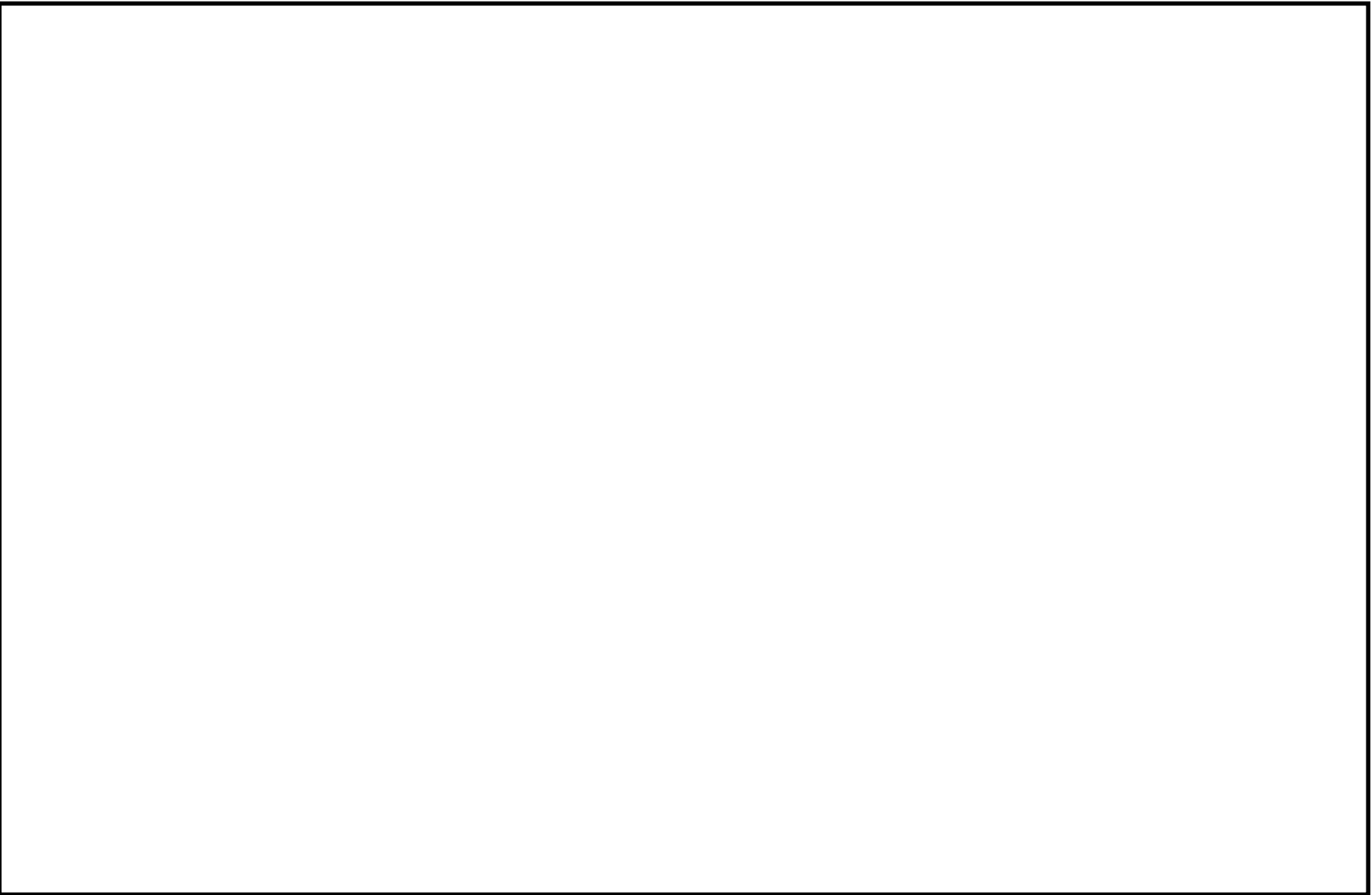




48—9—15

48—9—16





48-9-17

49-1 SA設備基準適合性 一覽表

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第49条:原子炉格納容器内の冷却等のための設備		常設低圧代替注水系ポンプ		類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	その他の建屋内	C
			海水	使用時海水通水又は淡水だけでなく海水も使用可能	II
			他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁波による影響	(電磁波の影響を受けない)	—
			関連資料	49-3 配置図	
		第2号	操作性	中央制御室操作	A
			関連資料	49-4 系統図	
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ	A,
			関連資料	49-5 試験検査	
		第4号	切替性	本来の用途として使用する	対象外
	関連資料		49-4 系統図		
	第5号	悪影響防止	系統設計	通常待機時は隔離又は分離	A b
			その他 (飛散物)	その他設備	対象外
		関連資料	49-4 系統図		
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B	
		関連資料	49-3 配置図, 49-4 系統図		
	第2項	第1号	常設SAの容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
			関連資料	49-6 容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外
			関連資料	—	
第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内	A a
			サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a
		関連資料	本文		

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (可搬型)

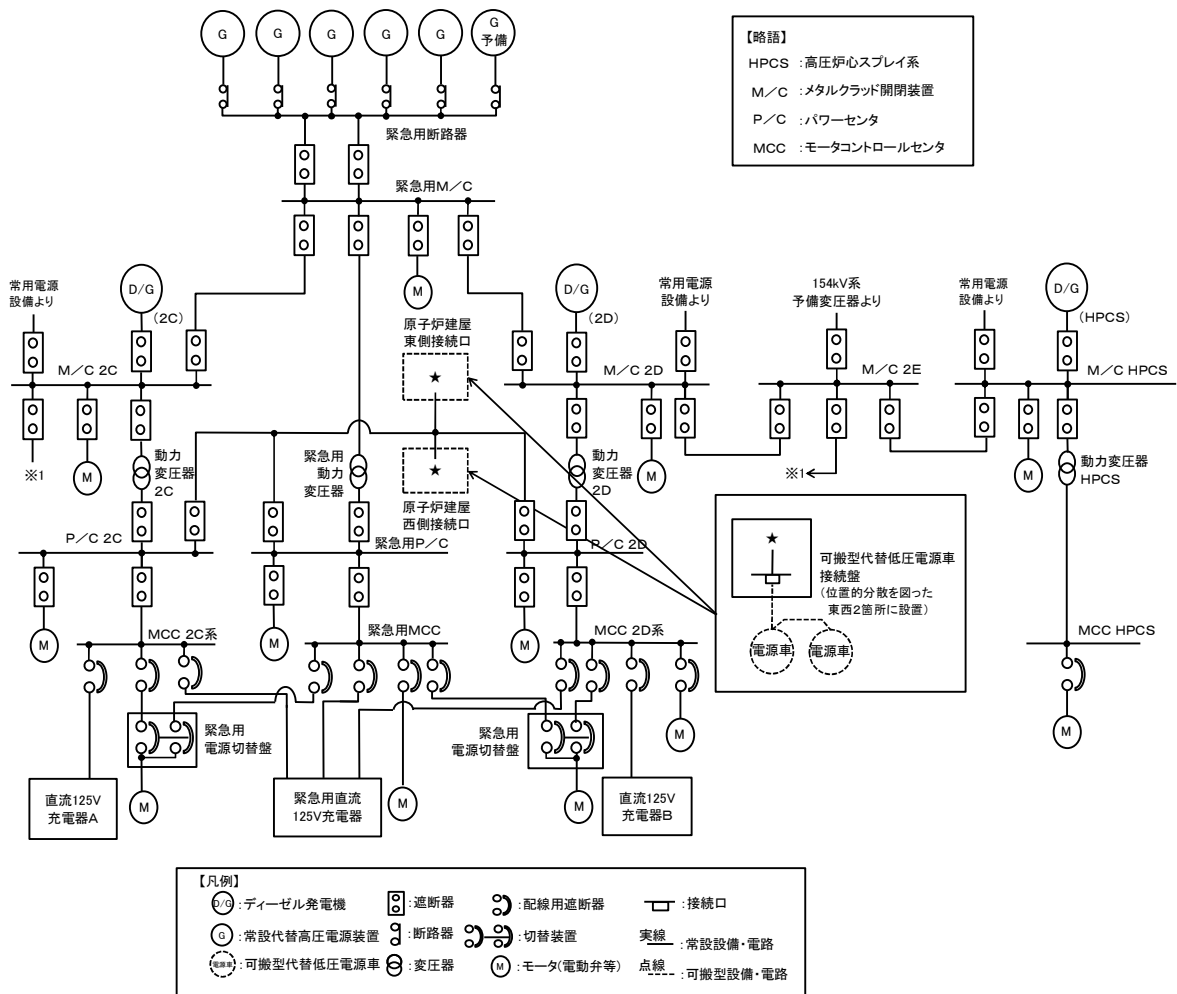
第49条:原子炉格納容器内の冷却等のための設備		可搬型代替注水大型ポンプ		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境温度・環境圧力・湿度／ 屋外の天候／放射線／荷重	屋外	D	
			海水	使用時海水通水又は淡水だけでなく海水も使用可能	II	
			他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁波による影響	(電磁波の影響を受けない)	—	
			関連資料	49-3 配置図, 47-8 保管場所図		
		第2号	操作性	工具の使用, 設備の運搬・設置, スイッチ操作, 弁及び接続操作	B b, B c, B d, B f, B g	
			関連資料	49-4 系統図, 49-7 接続図		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部 入力)	ポンプ, 内燃機関	A, G	
			関連資料	49-5 試験検査		
		第4号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	
			関連資料	49-3 配置図, 49-4 系統図		
		第5号	悪影響防止	系統設計	通常待機時は隔離又は分離	A b
				その他 (飛散物)	その他設備	対象外
			関連資料	49-3 配置図, 49-4 系統図		
		第6号	設置場所	現場操作 (設置場所)	A a	
	関連資料		49-3 配置図, 49-4 系統図			
	第3項	第1号	可搬SAの容量	原子炉建屋の外から水又は電力を供給する可搬型 設備	A	
			関連資料	49-6 容量設定根拠		
		第2号	可搬SAの接続性	フランジ接続	B	
			関連資料	49-7 接続図		
		第3号	異なる複数の接続箇所の確保	屋外	A b	
			関連資料	49-7 接続図		
		第4号	設置場所	(放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選 定)	—	
			関連資料	49-3 配置図, 49-7 接続図		
		第5号	保管場所	屋外	A b	
			関連資料	49-3 配置図, 49-8 保管場所図		
		第6号	アクセスルート	屋外	B	
関連資料			49-9 アクセスルート図			
第7号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人 為事象, 溢水, 火災	屋外	A b	
			サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a	
		関連資料	本文			

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (可搬型)

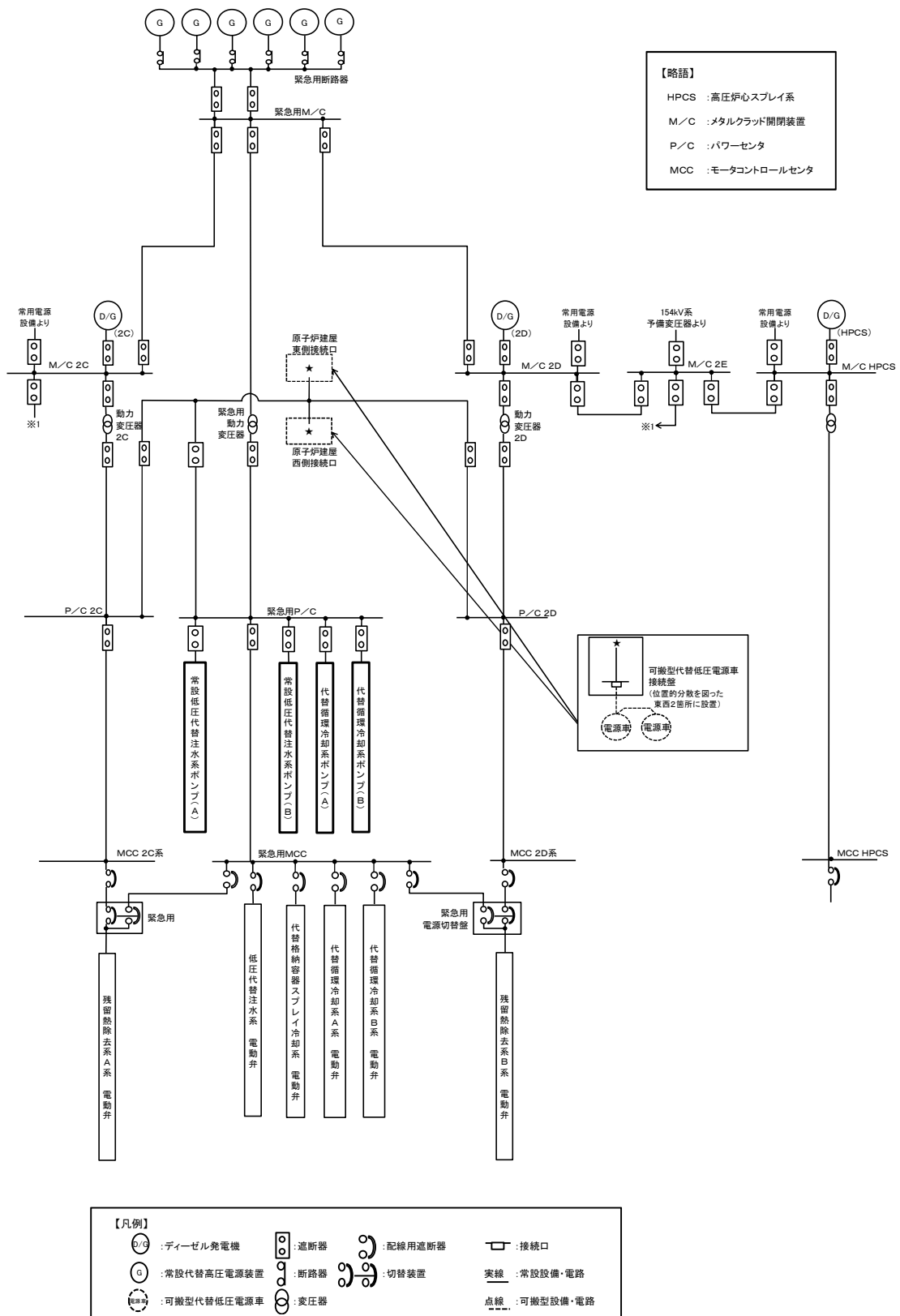
第49条:原子炉格納容器内の冷却等のための設備		可搬型代替注水中型ポンプ		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／ 屋外の天候／放射線／荷重	屋外	D
			海水	使用時海水通水又は淡水だけでなく海水も使用可能		II
			他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)		—
			電磁波による影響	(電磁波の影響を受けない)		—
			関連資料	49-3 配置図, 49-8 保管場所図		
		第2号	操作性	工具の使用, 設備の運搬・設置, スイッチ操作, 弁及び接続操作	B b, B c, B d, B f, B g	
		関連資料	49-4 系統図, 49-7 接続図			
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部 入力)	ポンプ, 内燃機関	A, G	
		関連資料	49-5 試験検査			
		第4号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	
	関連資料	49-3 配置図, 49-4 系統図				
	第5号	悪影響防止	系統設計	通常待機時は隔離又は分離	A b	
			その他 (飛散物)	その他設備	対象外	
		関連資料	49-3 配置図, 49-4 系統図			
	第6号	設置場所	現場操作 (設置場所)	A a		
		関連資料	49-3 配置図, 49-4 系統図			
	第3項	第1号	可搬SAの容量	原子炉建屋の外から水又は電力を供給する可搬型 設備	A	
			関連資料	49-6 容量設定根拠		
		第2号	可搬SAの接続性	フランジ接続	B	
			関連資料	49-7 接続図		
第3号		異なる複数の接続箇所の確保	屋外	A b		
		関連資料	49-7 接続図			
第4号		設置場所	(放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選 定)	—		
		関連資料	49-3 配置図, 49-7 接続図			
第5号		保管場所	屋外	A b		
		関連資料	49-3 配置図, 49-8 保管場所図			
第6号		アクセスルート	屋外	B		
		関連資料	49-9 アクセスルート図			
第7号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人 為事象, 溢水, 火災	屋外	A b	
	サポート系による要因		異なる駆動源又は冷却源	B a		
	関連資料	本文				



## 49-2 電源構成図

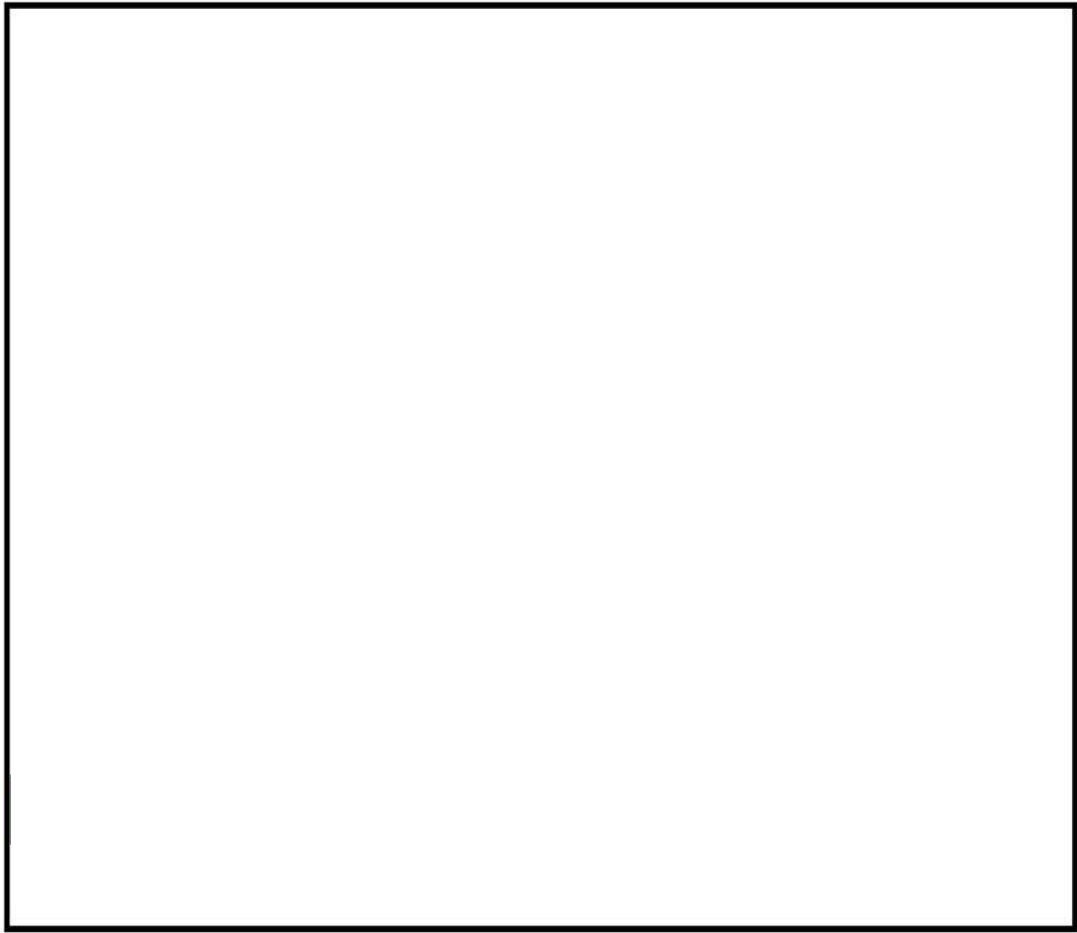



第 49-2-1 図 電源構成図 (交流電源) (1/2)



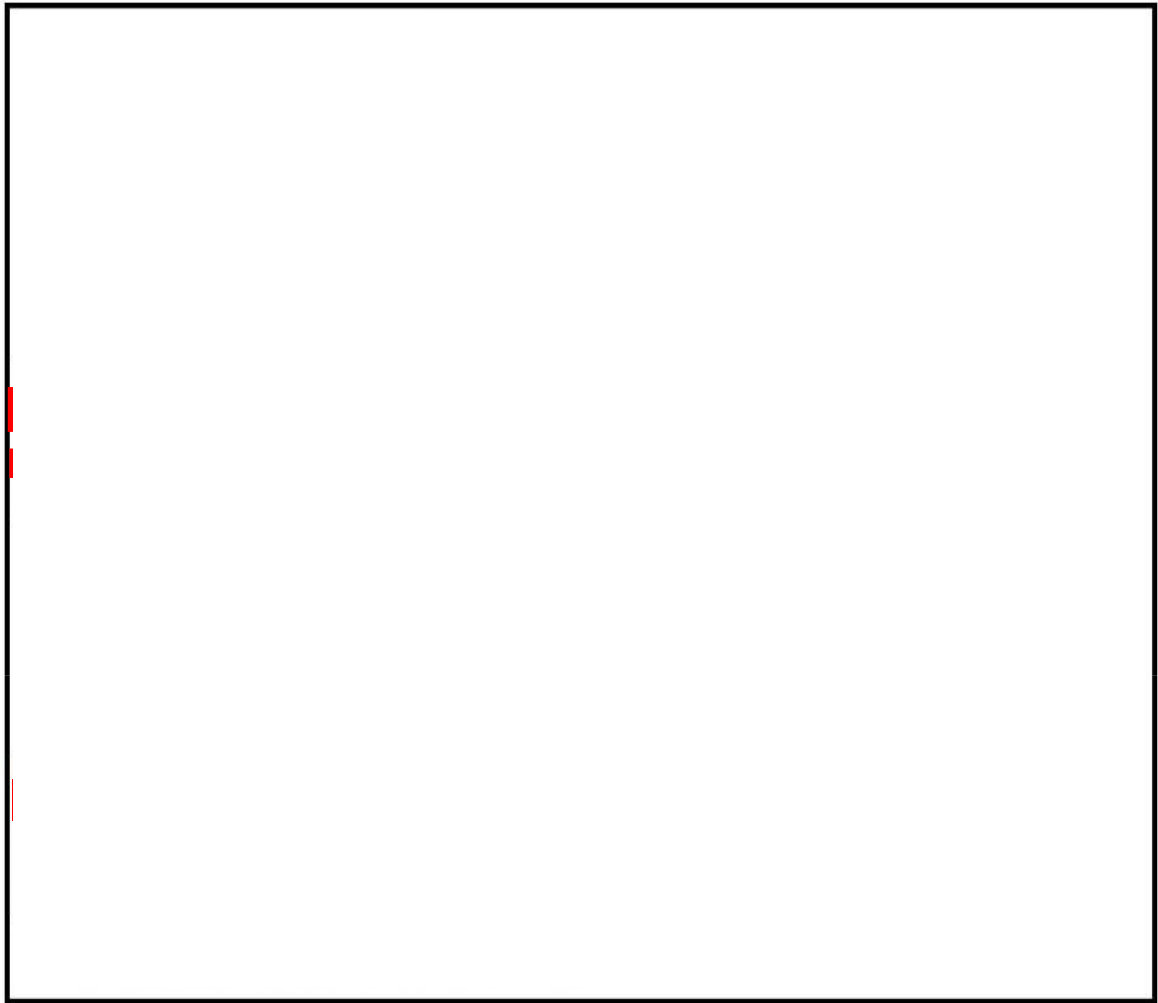
第 49-2-2 図 電源構成図 (交流電源) (2/2)


### 49-3 配置図



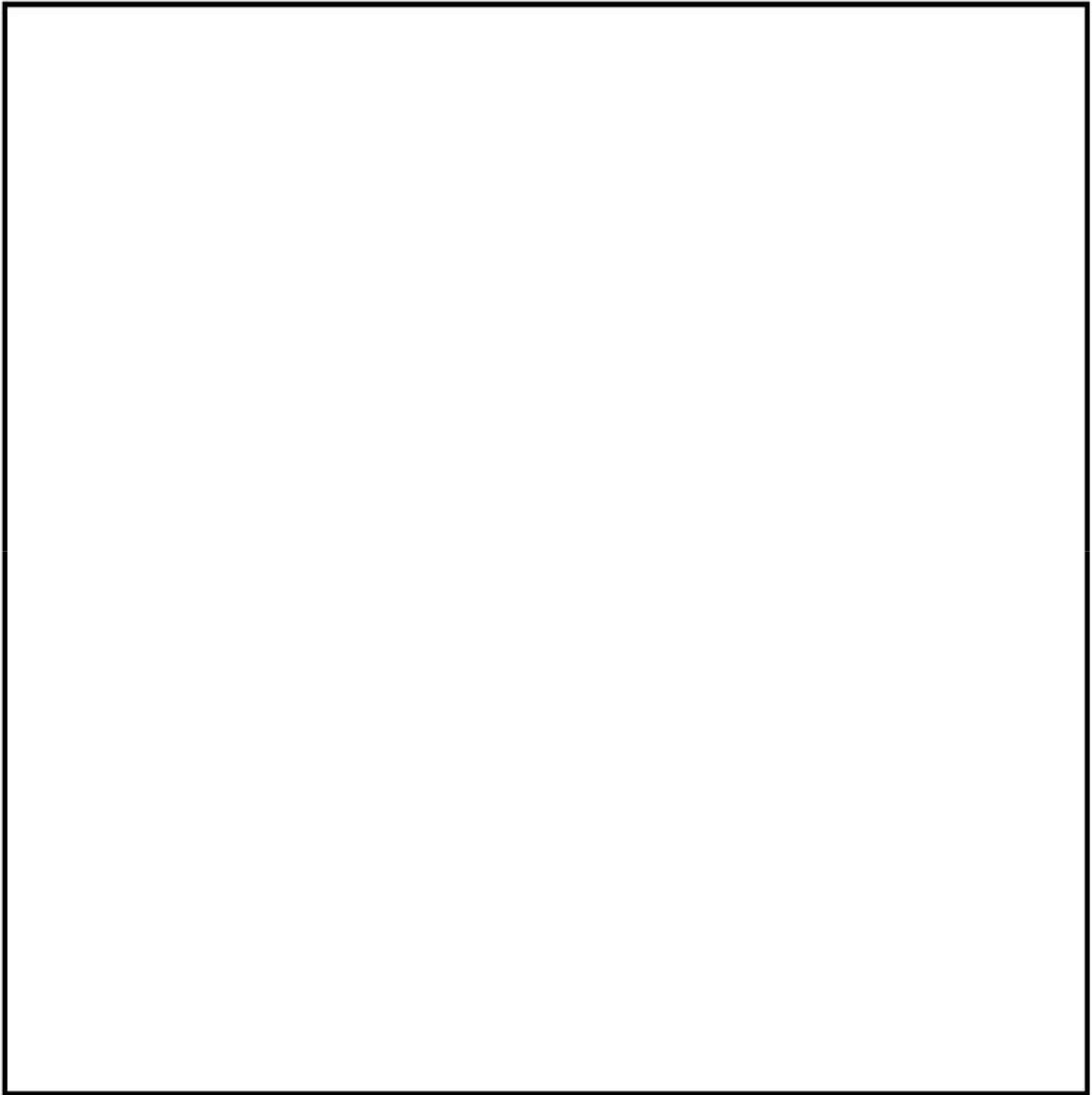
 : 第 49 条に係る重大事故等対処設備を示す。


第 49-3-1 図 構内全体配置図 ( 1 / 2 )



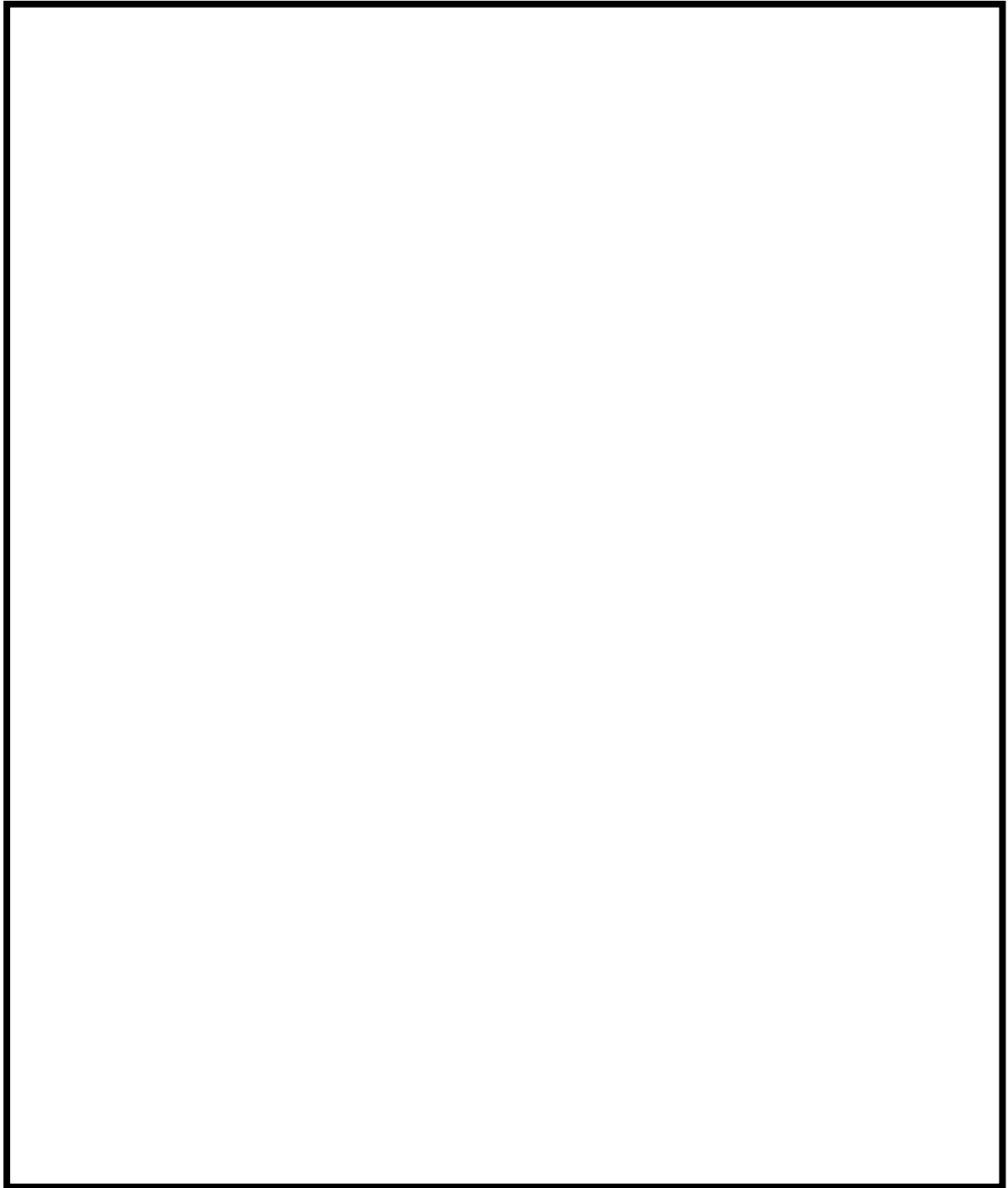
 : 第 49 条に係る重大事故等対処設備を示す。

第 49-3-2 図 構内全体配置図 ( 2 / 2 )



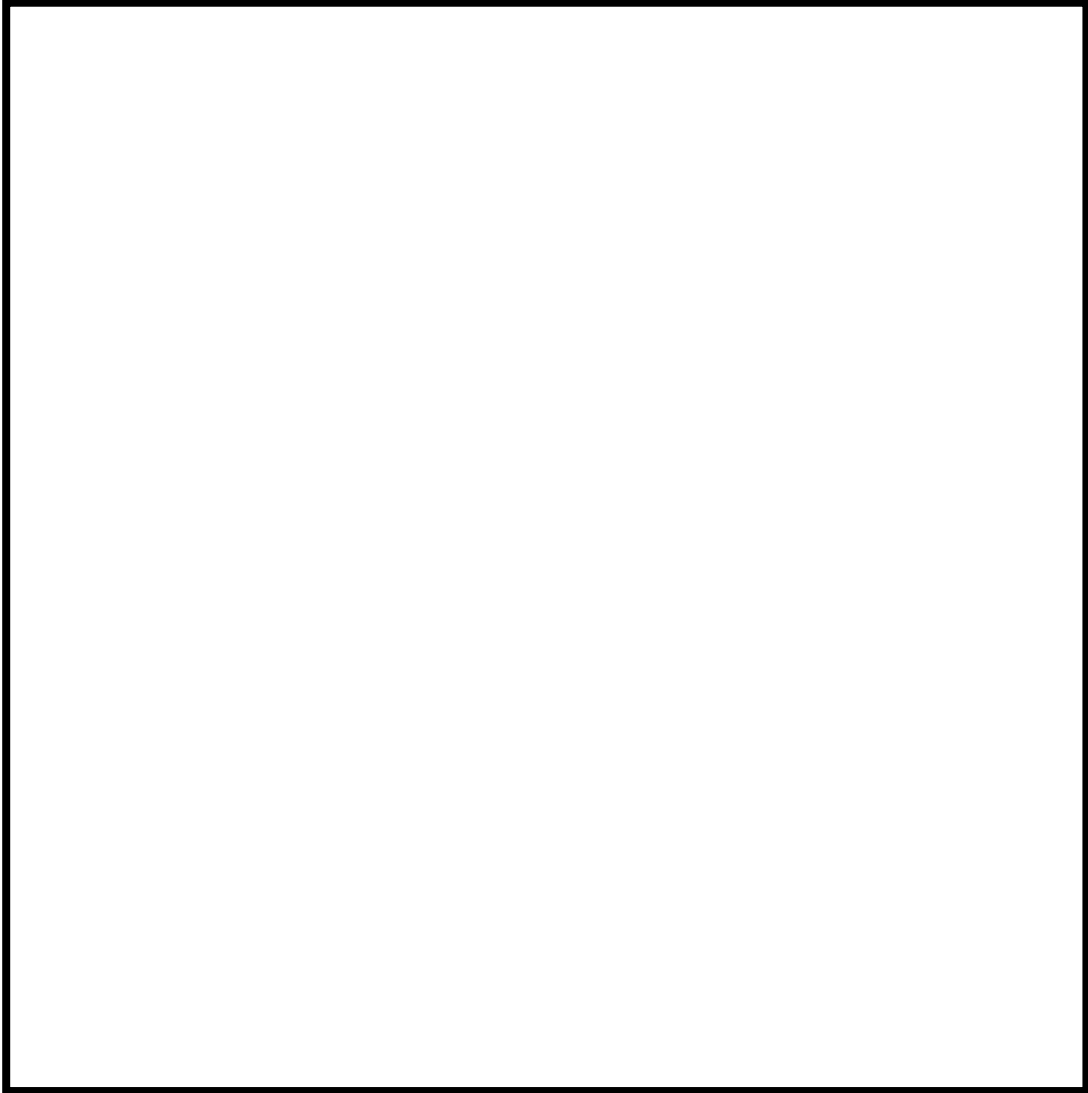
 : 第 49 条に係る重大事故等対処設備を示す。

第 49-3-3 図 代替格納容器スプレイ冷却系に係る機器配置図 (1/3)



第 49-3-4 図 代替格納容器スプレイ冷却系に係る機器配置図 (2/3)





(新設する弁を示す)

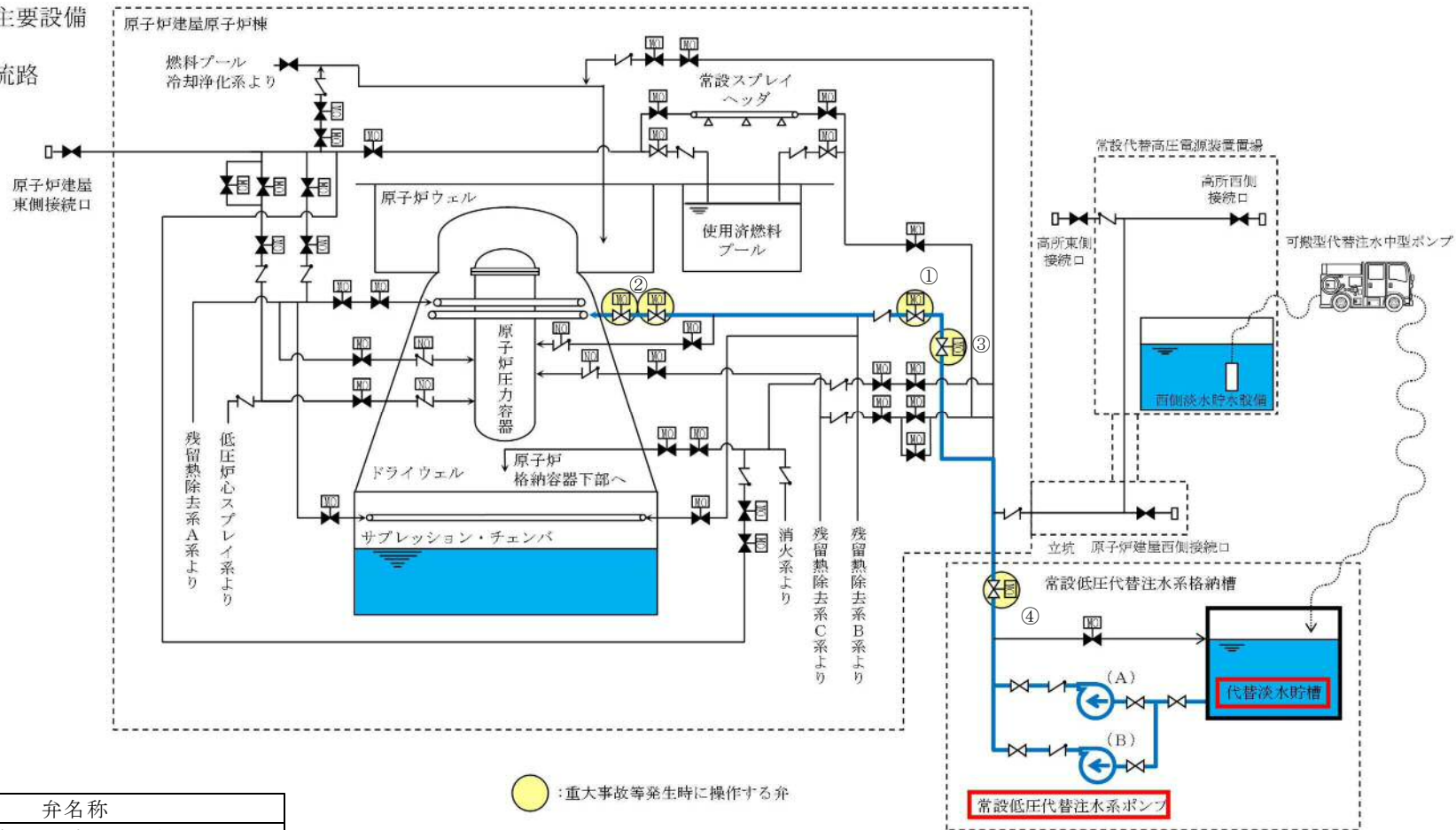
第 49-3-5 図 代替格納容器スプレイ冷却系に係る機器配置図 (3/3)

(原子炉建屋 4 階)

#### 49-4 系統図

□ : 主要設備

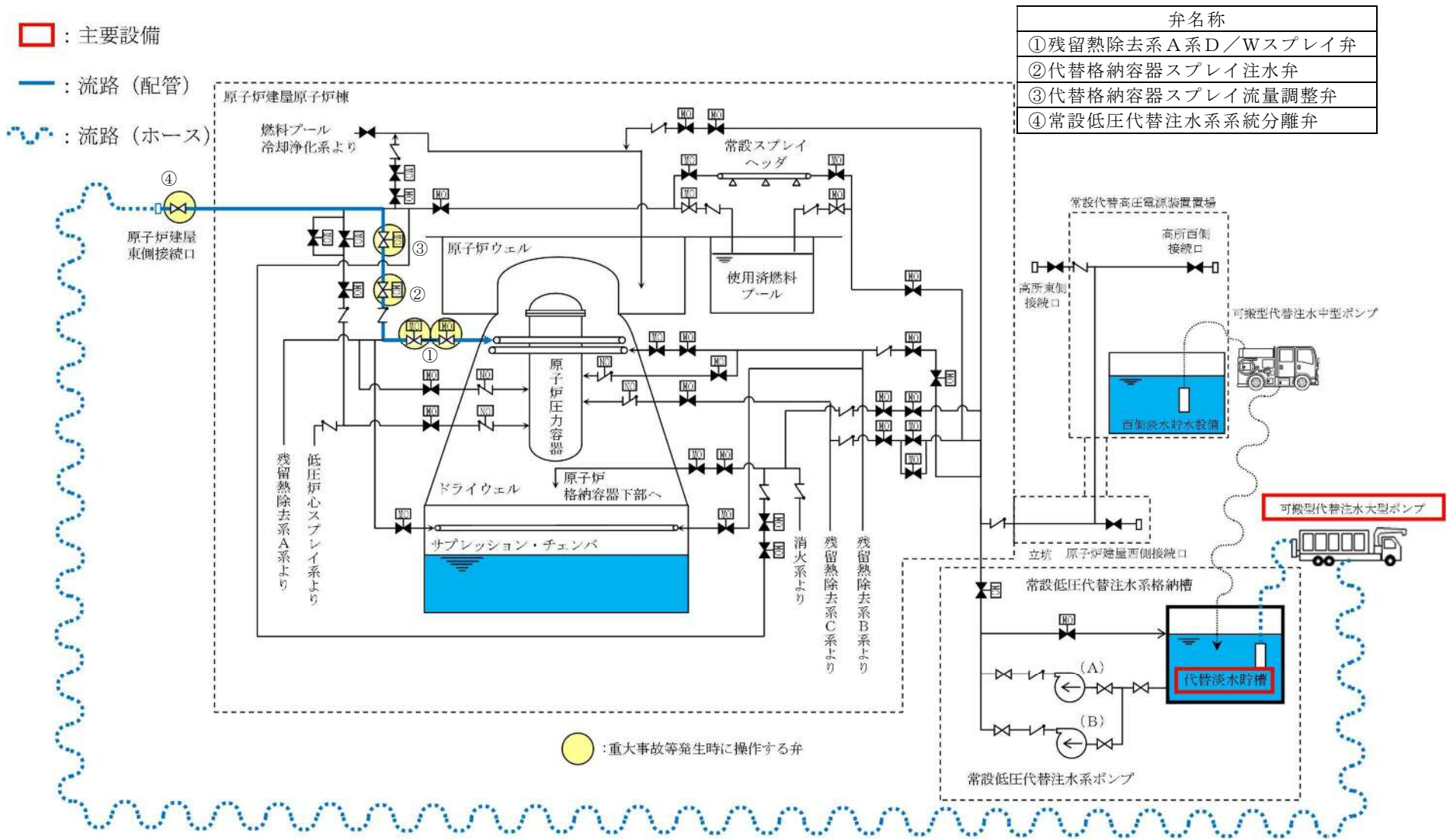
— : 流路



弁名称
①代替格納容器スプレー注水弁
②残留熱除去系B系D/Wスプレー弁
③代替格納容器スプレー流量調整弁
④常設低圧代替注水系系統分離弁

● : 重大事故等発生時に操作する弁

第 49-4-1 図 代替格納容器スプレー冷却系（常設） 系統概要図

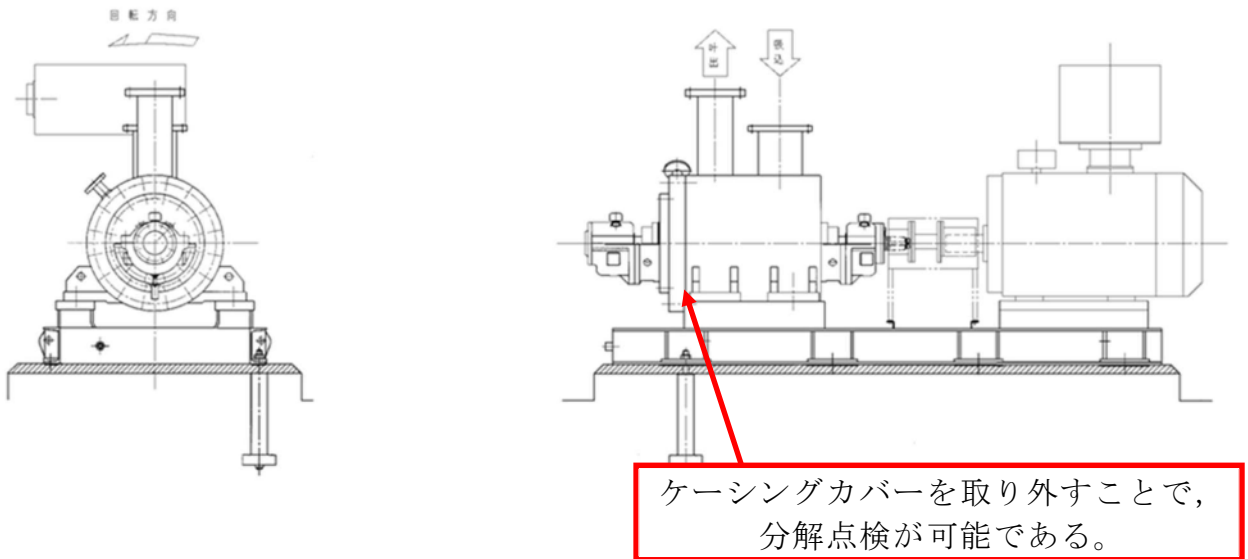


第 49-4-2 図 代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) 系統概要図 (代替淡水貯槽～原子炉建屋東側接続口)

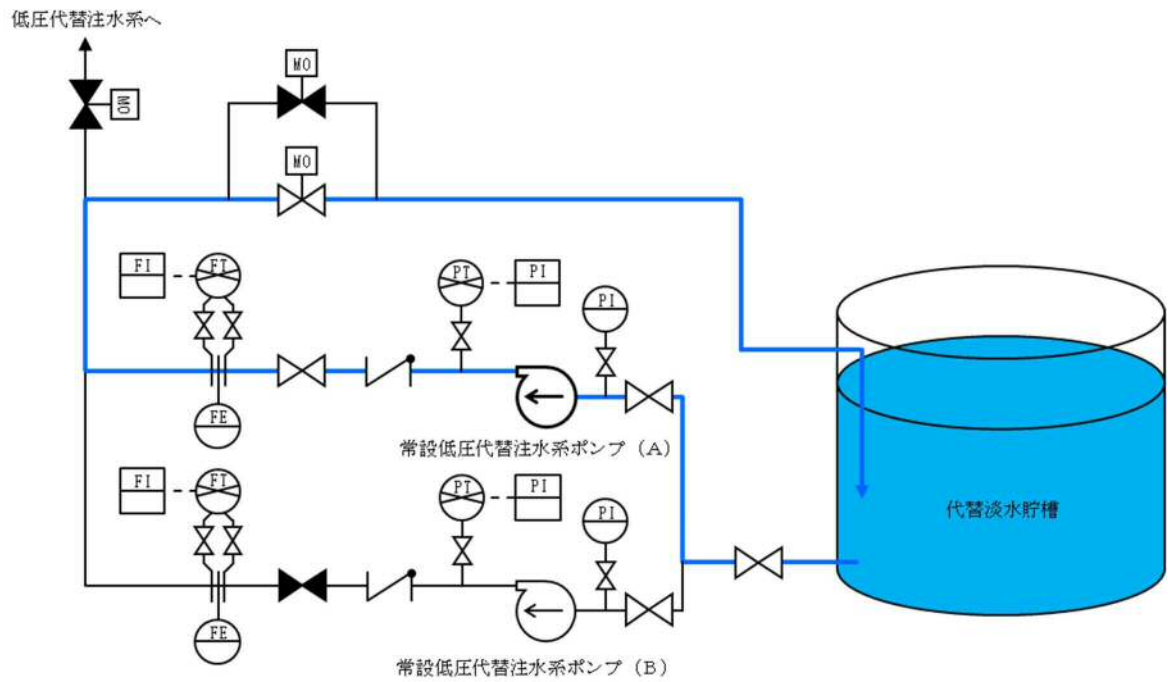
## 49-5 試験検査

第49-5-1表 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の試験検査

原子炉の状態	項目	内容
運転中	機能・性能検査	ポンプ運転性能，ポンプ及び系統配管・弁の漏えい確認，外観の確認
	弁動作確認	弁開閉動作の確認
停止中	機能・性能検査	ポンプ運転性能，ポンプ及び系統配管・弁の漏えい確認，外観の確認
	弁動作確認	弁開閉動作の確認
	分解検査	ポンプ又は弁の部品の表面状態について，浸透探傷試験及び目視により確認



第 49-5-1 図 常設低圧代替注水系ポンプ 構造図



図は常設低圧代替注水系ポンプ（A）の機能・性能検査系統を示す。代替淡水貯槽を水源とした循環運転によりポンプの運転性能，系統の漏えい確認を実施する。常設低圧代替注水系ポンプ（B）も同様。

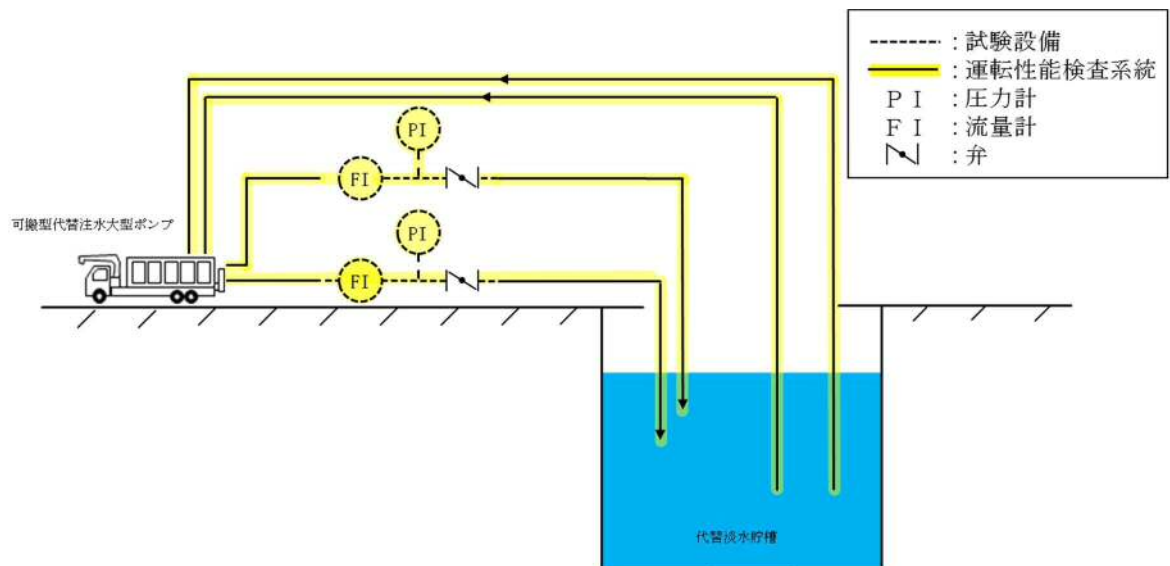
第 49-5-2 図 機能・性能検査系統図

（常設低圧代替注水系ポンプ）

第 49-5-2 表 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の試験検査

原子炉の状態	項目	内容
運転中	機能・性能検査	ポンプ運転性能，ポンプ及びホースの漏えい確認，外観の確認
	分解検査	ポンプの部品の表面状態について浸透探傷試験及び目視により確認又は取替を実施する。
	弁動作確認	弁開閉動作の確認
	車両検査	車両の走行確認
停止中	機能・性能検査	ポンプ運転性能，ポンプ及びホースの漏えい確認，外観の確認
	分解検査	弁の部品の表面状態について浸透探傷試験及び目視により確認 ポンプの部品の表面状態について浸透探傷試験及び目視により確認又は取替を実施する。
	弁動作確認	弁開閉動作の確認
	車両検査	車両の走行確認

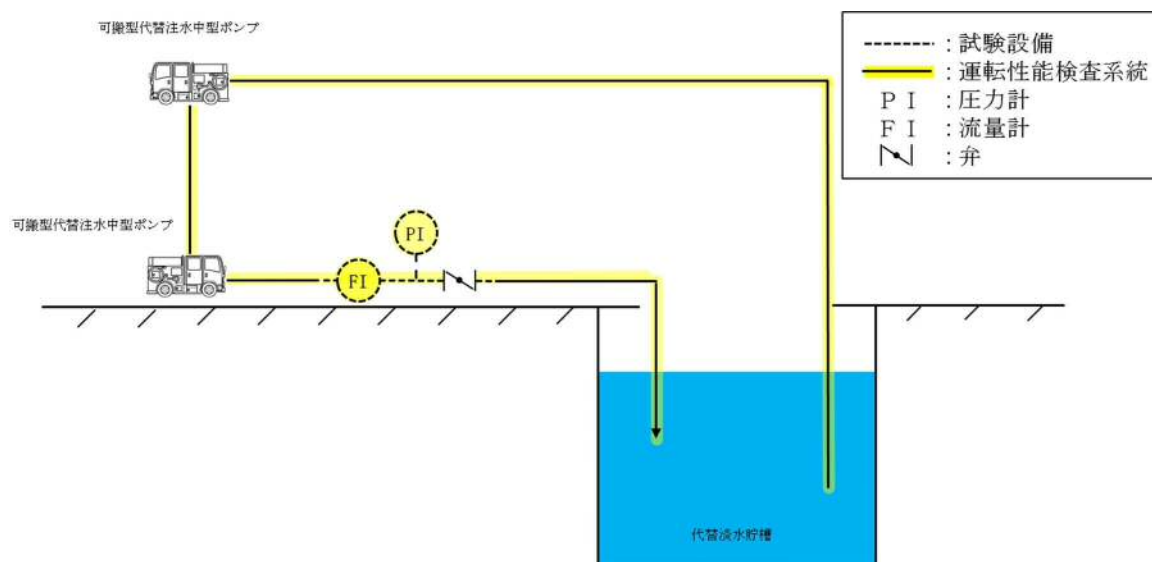




図は代替淡水貯槽を使用した可搬型代替注水大型ポンプの機能・性能検査系統を示す。機能・性能検査は、可搬型代替注水大型ポンプを代替淡水貯水槽近傍に設置し、ホース等により仮設の試験設備を構成し、代替淡水貯槽を水源とした循環運転によりポンプの運転性能、系統の漏えい確認を実施する。仮設の試験設備であるため、代替淡水貯槽以外の水源でも試験可能である。

第 49-5-3 図 機能・性能検査系統図

(可搬型代替注水大型ポンプ)



図は代替淡水貯槽を使用した可搬型代替注水中型ポンプの機能・性能検査系統を示す。機能・性能検査は、可搬型代替注水中型ポンプ（1台又は2台）を代替淡水貯水槽近傍に設置し、ホース等により仮設の試験設備を構成し、代替淡水貯水槽を水源とした循環運転によりポンプの運転性能、系統の漏えい確認を実施する。仮設の試験設備であるため、代替淡水貯槽以外の水源でも試験可能である。

第 49-5-4 図 機能・性能検査系統図

(可搬型代替注水中型ポンプ)

## 49-6 容量設定根拠

名称		常設低圧代替注水系ポンプ
容量	m <sup>3</sup> /h/台	150以上（注1），（約200（注2））
全揚程	m	144以上（注1），（約200（注2））
最高使用圧力	MPa [gage]	3.14
最高使用温度	℃	66
電動機出力	kW/台	約190
機器仕様に関する注記		注1：要求値を示す 注2：公称値を示す

**【設定根拠】**

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）として使用する常設低圧代替注水系ポンプは、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させ炉心の著しい損傷を防止するため使用する。

また、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために使用する。

これらの系統構成は、代替淡水貯槽を水源とした常設低圧代替注水系ポンプより、残留熱除去系配管を経由して、原子炉格納容器内にあるスプレイリングのスプレイノズルより原子炉格納容器内にスプレイすることにより炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止する設計とする。

なお、重大事故等対処設備の代替格納容器スプレイ冷却系（常設）として使用する常設低圧代替注水系ポンプは2台設置する。

## 1. 容量

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）として使用する常設低圧代替注水系ポンプの容量は、炉心損傷防止の重要事故シーケンスのうち、高圧・低圧注水機能喪失、崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が喪失した場合）、LOCA時注水機能喪失及び原子炉格納容器破損防止対策に係る有効性評価（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において、原子炉格納容器へのスプレイ流量が $300\text{m}^3/\text{h}$ であり、ポンプ2台運転において1台当たり $150\text{m}^3/\text{h}$ 以上が必要となることから、約 $200\text{m}^3/\text{h}$ （公称値）の容量を確保する設計とする。

また、代替格納容器スプレイ冷却系は、低圧代替注水系（常設）等と同時に使用する可能性があるため、同時注水時に各々の必要流量が確保できることを添付（1）「常設低圧代替注水系ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを使用した同時注水について」で示す。

## 2. 全揚程

原子炉格納容器内にスプレイする場合の常設低圧代替注水系ポンプの全揚程は、低圧代替注水及び代替格納容器スプレイの同時注水時における原子炉への注水に必要な常設低圧代替注水系ポンプの全揚程に包絡されることから、原子炉に注水する場合の水源と移送先の圧力差、静水頭、機器圧損、配管及び弁類圧損を基に144mを確保できるものとし、公称値を約200mとする。

<移送先の圧力は約0.604MPaとする>

水源と移送先の圧力差	約62.9m	
静水頭	約45.9m	
配管及び弁類圧損	約35.0m	
合計	約143.8m	≒144m

### 3. 最高使用圧力

常設低圧代替注水系ポンプの最高使用圧力は、ポンプ締切運転時の揚程約300m（約2.94MPa [gage]）に代替淡水貯槽の静水頭約20.63m（約0.20MPa [gage]）を加えた約320.63m [gage] を上回る圧力として3.14MPa [gage] とする。

### 4. 最高使用温度

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）として使用する常設低圧代替注水系ポンプの最高使用温度は、水源である代替淡水貯槽の最高使用温度に合わせ66℃とする。

### 5. 電動機出力

代替燃料プール注水系として使用する常設低圧代替注水系ポンプの容量200m<sup>3</sup>/h、揚程200mの時の必要軸動力は、下記の式より約□kWとなる。

$$\begin{aligned} P &= 10^{-3} \times \rho \times g \times ((Q/3600) \times H) / (\eta/100) \\ &= 10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times ((200/3600) \times 200) / (\square/100) \\ &= \square kW \doteq \square kW \end{aligned}$$

$P$ ：必要軸動力（kW）

$P_w$ ：水動力（kW）

$\rho$ ：流体の密度（kg/m<sup>3</sup>）=1000

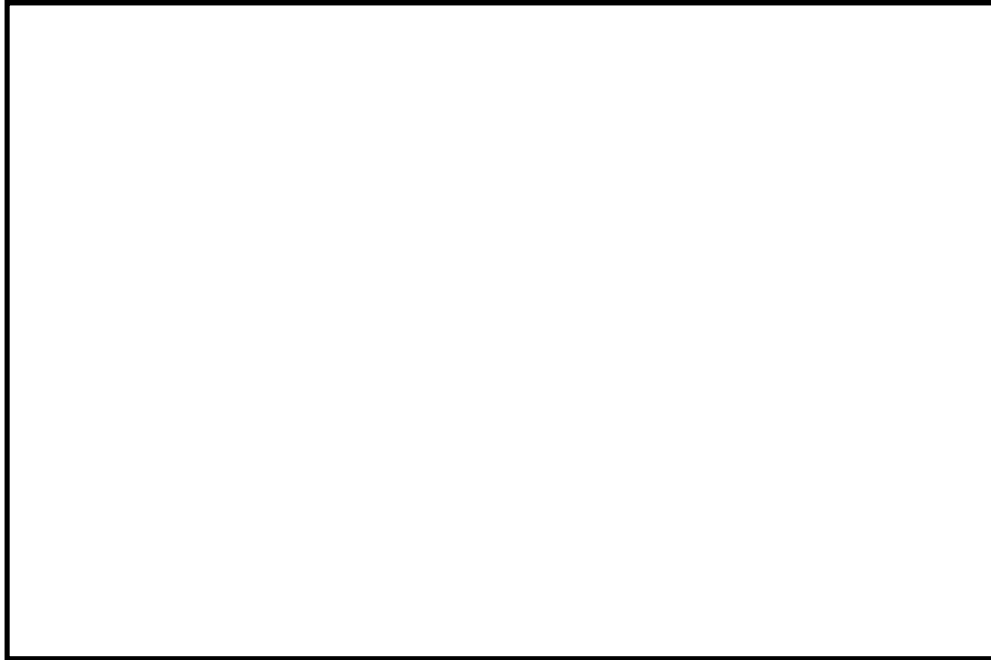
$g$ ：重力加速度（m/s<sup>2</sup>）=9.80665

$Q$ ：ポンプ容量（m<sup>3</sup>/h）=200

$H$ ：ポンプ揚程（m）=200（第49-6-1図参照）

$\eta$ ：ポンプ効率（%）=約□（第49-6-1図参照）

（参考文献：「ターボポンプ用語」（JIS B 0131-2002））



第49-6-1図 常設低圧代替注水系ポンプ性能曲線

以上より，低圧代替注水ポンプ電動機の必要出力は約□kWであり，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）として使用する常設低圧代替注水系ポンプの原動機出力は，ポンプ特性より190kWとする。

名称		可搬型代替注水大型ポンプ
容量	m <sup>3</sup> /h/台	130以上（注1），（約1,320（注2））
全揚程	m	130以上（注1），（約140（注2））
最高使用圧力	MPa [gage]	1.4
最高使用温度	℃	60
原動機出力	kW/台	約847
機器仕様に関する注記		注1：要求値を示す。 注2：設計仕様を示す。
<p><b>【設定根拠】</b></p> <p>可搬型代替注水大型ポンプは、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために必要なスプレイ量を有する設計とする。</p> <p>可搬型代替注水大型ポンプは、重大事故等時において注水等に必要な容量を有するものを1台使用する。保有数は2セットで2台と、故障時及び保守点検による待機除外時の予備として2台の合計4台を保管する。予備については、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）と兼用する。</p> <p>1. 容量</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプを用いて残留熱除去系配管（A）又は（B）を介して原子炉へ注水する場合の容量は、炉心の著しい損傷の防止の重要事故シーケンスのうち、全交流動力電源喪失（長期TB）に係る有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において、有効性が確認されている原子炉格納容器へのスプレイ流量が130m<sup>3</sup>/h以上であることから、ポンプ容量を約1,320m<sup>3</sup>/hとする。</p>		



また、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は、低圧代替注水系等と同時に使用する可能性があるため、同時注水時に各々の必要流量が確保できることを添付（1）「常設低圧代替注水系ポンプ、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを使用した同時注水について」で示す。

## 2. 全揚程

可搬型代替注水大型ポンプを用いた代替格納容器スプレイ時の全揚程は、低圧代替注水系（ $50 \text{ m}^3/\text{h}$ ）、代替格納容器スプレイ冷却系（ $130 \text{ m}^3/\text{h}$ ）及び代替燃料プール注水系（ $16 \text{ m}^3/\text{h}$ ）の同時注水時における原子炉格納容器へのスプレイに必要な全揚程に包絡されることから、圧損（水源（代替淡水貯槽）と注水先（原子炉格納容器）の圧力差、静水頭、機器圧損、配管・ホース及び弁類圧損）を考慮し、以下を考慮した設計とする。

(1) 高所東側接続口使用の場合（最も圧損評価が厳しい高所東側接続口で評価）

注水先圧力	約	31.8 m
静水頭	約	10.7 m
ホース圧損	約	28.1 m
配管及び弁類圧損	約	58.7 m
合計	約	$129.3 \text{ m} \doteq 130 \text{ m}$

以上より、代替格納容器スプレイ冷却系に使用する可搬型代替注水大型ポンプに要求される最大揚程は、130mとなる。

可搬型代替注水大型ポンプの全揚程の公称値は、ポンプ特性からエンジン最大回転数時の容量の公称値である約 $1,320 \text{ m}^3/\text{h}$ における吐出圧力の約140mとする。

### 3. 最高使用圧力

可搬型代替注水大型ポンプの供給ライン（ホースの最高使用圧力）を考慮し、吐出圧力を制限していることから1.4MPa [gage] とする。

### 4. 最高使用温度

可搬型代替注水大型ポンプの最高使用温度は、供給ラインを考慮し接続するホースの最高使用温度である60℃とする。

### 5. 原動機出力

代替格納容器スプレイ系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプの原動機については、メーカー設計値である約847kW／台とする。

6. 可搬型代替注水大型ポンプの性能曲線

可搬型代替注水大型ポンプの性能曲線を以下に示す。



第49-6-2図 可搬型代替注水大型ポンプの性能曲線

名称		可搬型代替注水中型ポンプ
容量	m <sup>3</sup> /h/台	130以上（注1）（約210（注2））
全揚程	m	97以上（注1）（約100（注2））
最高使用圧力	MPa [gage]	1.4
最高使用温度	℃	60
原動機出力	kW/台	約147
機器仕様に関する注記		注1：要求値を示す。 注2：設計仕様を示す。
<p><b>【設定根拠】</b></p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の可搬型代替注水中型ポンプは、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために必要なスプレイ量を有する設計とする。</p> <p>可搬型代替注水中型ポンプは、重大事故等時においてスプレイに必要な揚程を確保するため2台のポンプを使用する。保有数は2セットで4台と、故障時及び保守点検による待機除外時の予備として1台の合計5台を保管する。</p> <p>1. 容量</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の可搬型代替注水中型ポンプを用いて残留熱除去系配管A系又はB系を介して原子炉格納容器へスプレイする場合の容量は、炉心の著しい損傷の防止の重要事故シーケンスのうち、全交流動力電源喪失（長期TB）に係る有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において、有効性が確認されている原子炉格納容器へのスプレイ流量が130m<sup>3</sup>/h以上であることから、ポンプ容量を約210m<sup>3</sup>/hとする。なお、可</p>		

搬型代替注水中型ポンプ1台では必要な流量に対し揚程が不足することから、可搬型代替注水中型ポンプ2台を直列に接続し、1台目は水源（西側淡水貯水設備）からの取水に使用することで2台目のポンプ入口の静水頭を確保する。これにより、原子炉格納容器への単独のスプレイ流量を確保することに加え、複数箇所への同時注水においても各々の必要流量を確保可能な設計とする。

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は、低圧代替注水系等と同時に使用する可能性があるため、同時注水時に各々の必要流量が確保できることを添付

(1) 「常設低圧代替注水系ポンプ，可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを使用した同時注水について」で示す。

## 2. 全揚程

可搬型代替注水中型ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系の単独注水時の全揚程は、低圧代替注水（ $50 \text{ m}^3/\text{h}$ ），代替格納容器スプレイ冷却系（ $130 \text{ m}^3/\text{h}$ ）及び使用済燃料プール注水系（ $16 \text{ m}^3/\text{h}$ ）の同時注水時における原子炉格納容器へのスプレイに必要な全揚程に包絡される。代替格納容器スプレイは、可搬型代替注水中型ポンプ2台を直列に接続し使用する。1台目は、水源（西側淡水貯水設備）からの取水を目的とし、2台目は、原子炉格納容器へのスプレイを目的としている。

圧損評価は、水源（西側淡水貯水設備）から注水先（原子炉格納容器）の圧力差、静水頭、ホース圧損、配管及び弁類圧損を考慮した設計とする。

(1) 西側淡水貯水設備～中型ポンプ2台目（中型ポンプ1台目圧損評価）

注水先圧力 約 0 m

静水頭 約 29.0m

ホース圧損 約 10.9m

2台目への静水頭 約 5.0m

合計 約 44.9m =55m

(2) 中型ポンプ2台目～原子炉格納容器（中型ポンプ2台目圧損評価）（最も圧損評価が厳しい東側接続口で評価）

注水先圧力 約 31.8m

静水頭 約 25.0m

ホース圧損 約 0.3m

配管及び弁類圧損 約 39.0m

合計 約 96.1m =97m

以上より，代替格納容器スプレイ冷却系に使用する可搬型代替注水中型ポンプに要求される最大揚程は，97mとなる。

可搬型代替注水中型ポンプの全揚程の公称値は，ポンプ特性からエンジン最大回転数時の容量の公称値である約210m<sup>3</sup>/hにおける吐出圧力の約100mとする。

### 3. 最高使用圧力

可搬型代替注水中型ポンプの供給ライン（ホースの最高使用圧力）を考慮し，吐出圧力を制限していることから1.4MPa [gage] とする。

### 4. 最高使用温度

可搬型代替注水中型ポンプの最高使用温度は，供給ラインを考慮し接続するホースの最高使用温度である60℃とする。

## 5. 原動機出力

代替格納容器スプレイ系（可搬型）の可搬型代替注水中型ポンプの原動機については、メーカー設計値である約147kW／台とする。

## 6. 可搬型代替注水中型ポンプの性能曲線

可搬型代替注水中型ポンプの性能曲線を以下に示す。



第49-6-3図 可搬型代替注水中型ポンプの性能曲線

常設低圧代替注水系ポンプ，可搬型代替注水中型ポンプ及び  
可搬型代替注水大型ポンプを使用した同時注水について

常設低圧代替注水系ポンプ，可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプを使用した注水については，原子炉，原子炉格納容器，ペデスタル（ドライウエル部），原子炉格納容器頂部及び使用済燃料プールを注水先として設計する。このため，重大事故等時において，複数の注水先に対して同時に必要流量を注水できるよう設計する。なお，各注水先への注水は弁の開操作のみで実施可能であるため，必要箇所への注水を継続しつつ，注水先を追加することが可能である。

有効性評価で考慮する同時注水パターンを第 1 表及び第 2 表に示す。  
また，有効性評価における事象進展ごとの常設低圧代替注水系ポンプ，可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプによる注水先の組み合わせケースを第 3 表から第 7 表に示す。



第 1 表 有効性評価で考慮する常設低圧代替注水系ポンプを使用した同時注水ケース

原子炉	原子炉格納容器	(ドライウエル部) ペDESTAL	原子炉格納容器頂部	使用済燃料プール
47 条/1.4	49 条/1.6	51 条/1.8	53 条/1.10	54 条/1.11
230m <sup>3</sup> /h	130m <sup>3</sup> /h	—	—	—
—	300m <sup>3</sup> /h	80m <sup>3</sup> /h	—	—
50m <sup>3</sup> /h	130m <sup>3</sup> /h	—	—	114m <sup>3</sup> /h

第 2 表 有効性評価で考慮する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを使用した同時注水ケース

原子炉	原子炉格納容器	(ドライウエル部) ペDESTAL	原子炉格納容器頂部	使用済燃料プール
47 条/1.4	49 条/1.6	51 条/1.8	53 条/1.10	54 条/1.11
50m <sup>3</sup> /h	130m <sup>3</sup> /h	—	—	—
50m <sup>3</sup> /h	130m <sup>3</sup> /h	—	—	16m <sup>3</sup> /h

第3表 設計基準事故対処設備による原子炉注水失敗時に常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合（炉心損傷前）

	47条/1.4	49条/1.6	51条/1.8	53条/1.10	54条/1.11	備考
	原子炉	原子炉格納容器	(ドライウエル部) ペDESTAL	原子炉格納容器頂部	使用済燃料プール	
初期注水段階	378m <sup>3</sup> /h	—	—	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>QH特性に従った注水</li> <li>原子炉水位回復後は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上は注水量一定で注水開始/停止操作実施）</li> </ul>
原子炉格納容器スプレイ段階	230m <sup>3</sup> /h	130m <sup>3</sup> /h	—	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上は注水量一定で注水開始/停止操作実施）</li> <li>原子炉格納容器スプレイは原子炉格納容器圧力に応じてスプレイ開始/停止操作</li> </ul>
使用済燃料プール冷却復旧操作段階	50m <sup>3</sup> /h	130m <sup>3</sup> /h	—	—	114m <sup>3</sup> /h	<ul style="list-style-type: none"> <li>有効性評価の解析条件ではないが、使用済燃料プールの冷却機能復旧操作を同時に行うことを想定</li> <li>使用済燃料プールが80℃到達まで1日以上余裕があるため、原子炉水位及び原子炉格納容器圧力制御が安定した状態で実施することを想定</li> </ul>
原子炉格納容器ベント段階	50m <sup>3</sup> /h	—	—	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量</li> <li>使用済燃料プールは代替燃料プール冷却系等による除熱に期待できることから、同時注水を考慮していない</li> </ul>

対象事象：高圧・低圧注水機能喪失，LOCA時注水機能喪失

第4表 設計基準事故対処設備による原子炉注水成功後に常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合

	47条/1.4	49条/1.6	51条/1.8	53条/1.10	54条/1.11	備考
	原子炉	原子炉格納容器	(ドライウエル部) ペDESTAL	原子炉格納容器頂部	使用済燃料プール	
原子炉減圧・低圧注水移行段階	378m <sup>3</sup> /h	—	—	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>QH特性に従った注水</li> <li>原子炉水位回復後は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上は注水量一定で注水開始/停止操作実施）</li> </ul>
原子炉格納容器スプレイ段階	230m <sup>3</sup> /h	130m <sup>3</sup> /h	—	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上は注水量一定で注水開始/停止操作実施）</li> <li>原子炉格納容器スプレイは原子炉格納容器圧力に応じてスプレイ開始/停止操作</li> </ul>
使用済燃料プール冷却復旧操作段階	50m <sup>3</sup> /h	130m <sup>3</sup> /h	—	—	114m <sup>3</sup> /h	<ul style="list-style-type: none"> <li>有効性評価の解析条件ではないが、使用済燃料プールの冷却機能復旧操作を同時に行うことを想定</li> <li>使用済燃料プールが80℃到達まで1日以上余裕があるため、原子炉水位及び原子炉格納容器圧力制御が安定した状態で実施することを想定</li> </ul>
原子炉格納容器ベント段階※1	50m <sup>3</sup> /h	—	—	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量</li> <li>使用済燃料プールは代替燃料プール冷却系等による除熱に期待できることから、同時注水を考慮していない</li> </ul>

※1 崩壊熱除去機能（残留熱除去系が故障した場合）のケース

対象事象：崩壊熱除去機能喪失

第5表 全交流動力電源喪失（24時間継続）時に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを使用する場合

	47条/1.4	49条/1.6	51条/1.8	53条/1.10	54条/1.11	備考
	原子炉	原子炉格納容器	(ドライウエル部) ペDESTAL	原子炉格納容器頂部	使用済燃料プール	
原子炉減圧・低圧注水移行段階	110m <sup>3</sup> /h	—	—	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>QH特性に従った注水</li> <li>原子炉水位回復後は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上は注水量一定で注水開始/停止操作実施）</li> </ul>
原子炉格納容器スプレイ段階	50m <sup>3</sup> /h	130m <sup>3</sup> /h	—	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上は注水量一定で注水開始/停止操作実施）</li> <li>原子炉格納容器スプレイは原子炉格納容器圧力に応じてスプレイ開始/停止操作</li> </ul>
使用済燃料プール冷却復旧操作段階	50m <sup>3</sup> /h	130m <sup>3</sup> /h	—	—	16m <sup>3</sup> /h	<ul style="list-style-type: none"> <li>有効性評価の解析条件ではないが、使用済燃料プールの冷却機能復旧操作を同時に行うことを想定し、設定したケース</li> <li>使用済燃料プールが80℃到達まで1日以上余裕があるため、原子炉水位及び原子炉格納容器圧力制御が安定した状態で実施することを想定</li> </ul>

対象事象：全交流動力電源喪失，津波浸水による注水機能喪失

第6表 設計基準事故対処設備による原子炉注水失敗時に常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合（LOCA起因による炉心損傷事象）

	47条/1.4	49条/1.6	51条/1.8	53条/1.10	54条/1.11	備考
	原子炉	原子炉格納容器	(ドライウエル部) ペDESTAL	原子炉格納容器頂部	使用済燃料プール	
初期注水段階	230m <sup>3</sup> /h	130m <sup>3</sup> /h	—	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>LOCAが発生し設計基準事故対処設備による注水に失敗し、炉心損傷に至った場合に、炉心の再冠水並びに原子炉格納容器内温度及び圧力を抑制するためのケース</li> </ul>
再冠水後制御段階 <sup>※1</sup>	50m <sup>3</sup> /h	130m <sup>3</sup> /h	—	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量</li> <li>原子炉格納容器スプレイは原子炉格納容器圧力に応じてスプレイ開始/停止操作</li> </ul>
使用済燃料プール冷却復旧操作段階 <sup>※1</sup>	50m <sup>3</sup> /h	130m <sup>3</sup> /h	—	—	114m <sup>3</sup> /h	<ul style="list-style-type: none"> <li>有効性評価の解析条件ではないが、使用済燃料プールの冷却機能復旧操作を同時に行うことを想定し、設定したケース</li> <li>使用済燃料プールが80℃到達まで1日以上余裕があるため、原子炉水位及び原子炉格納容器圧力制御が安定した状態で実施することを想定</li> </ul>
原子炉格納容器ベント段階 <sup>※1</sup>	50m <sup>3</sup> /h	—	—	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量</li> </ul>

※1 代替循環冷却系を使用できない場合のケース

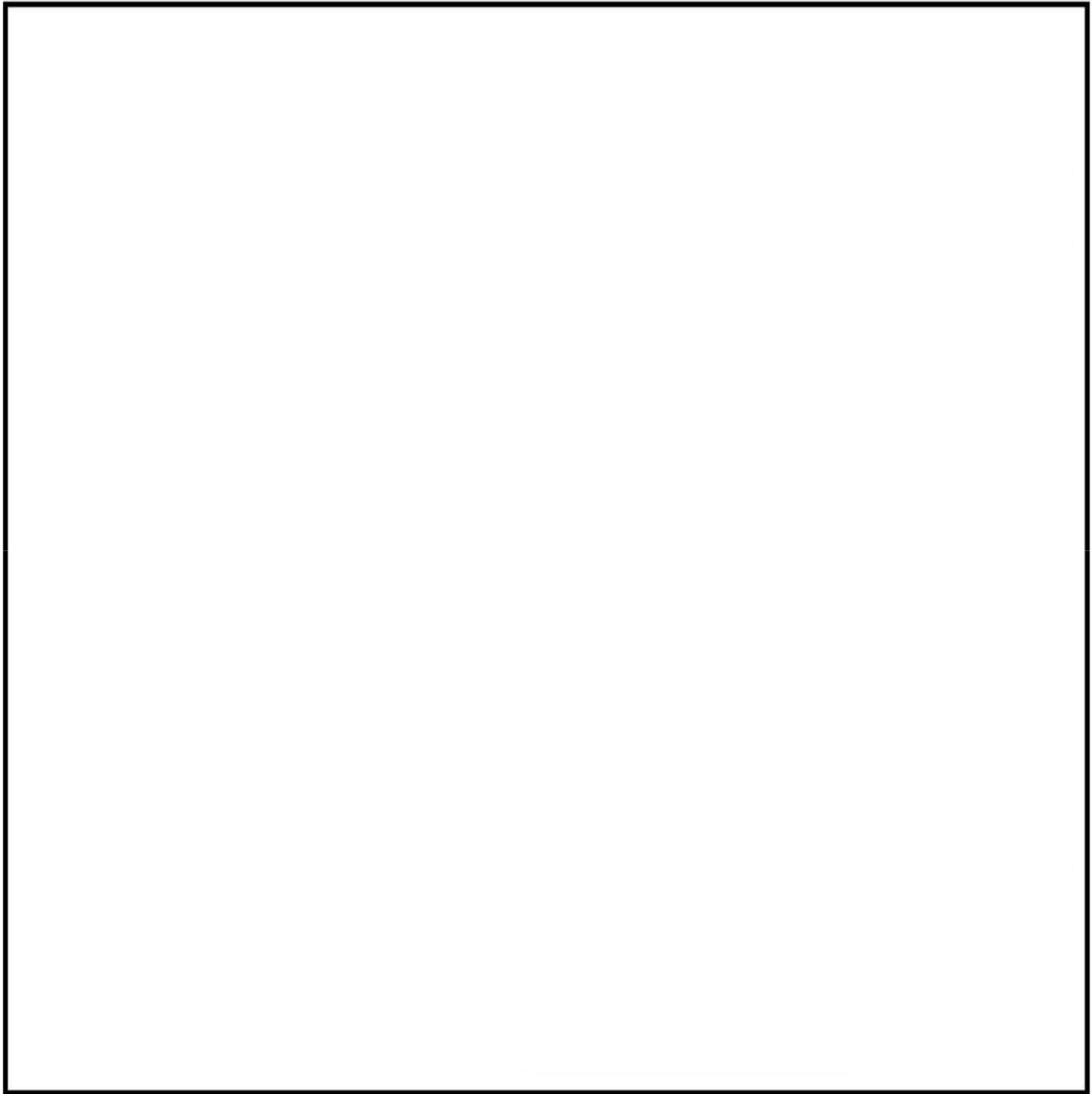
対象事象：雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損），水素燃焼


第7表 原子炉圧力容器破損時に常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合

	47条/1.4	49条/1.6	51条/1.8	53条/1.10	54条/1.11	
	原子炉	原子炉格納容器	(ドライウエル部) ペDESTAL	原子炉格納容器頂部	使用済燃料プール	備考
原子炉圧力容器破損段階	—	300m <sup>3</sup> /h	80m <sup>3</sup> /h	—	—	・設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備による原子炉注水に失敗し、原子炉圧力容器の破損に至った場合に、原子炉格納容器内温度及び圧力の抑制並びにペDESTAL（ドライウエル部）に落下した溶融炉心を冷却するためのケース
原子炉圧力容器破損段階での対応後の段階	—	130m <sup>3</sup> /h	80m <sup>3</sup> /h	—	—	・ペDESTAL（ドライウエル部）注水はペDESTAL（ドライウエル部）の水位維持時の注水量 ・原子炉格納容器スプレイは原子炉格納容器圧力に応じてスプレイ開始/停止操作
使用済燃料プール冷却復旧操作段階	—	—	80m <sup>3</sup> /h	—	114m <sup>3</sup> /h	・有効性評価の解析条件ではないが、使用済燃料プールの冷却機能復旧操作を同時に行うことを想定し、設定したケース ・使用済燃料プールが80℃到達まで1日以上余裕があるため、原子炉水位及び原子炉格納容器圧力制御が安定した状態で実施することを想定

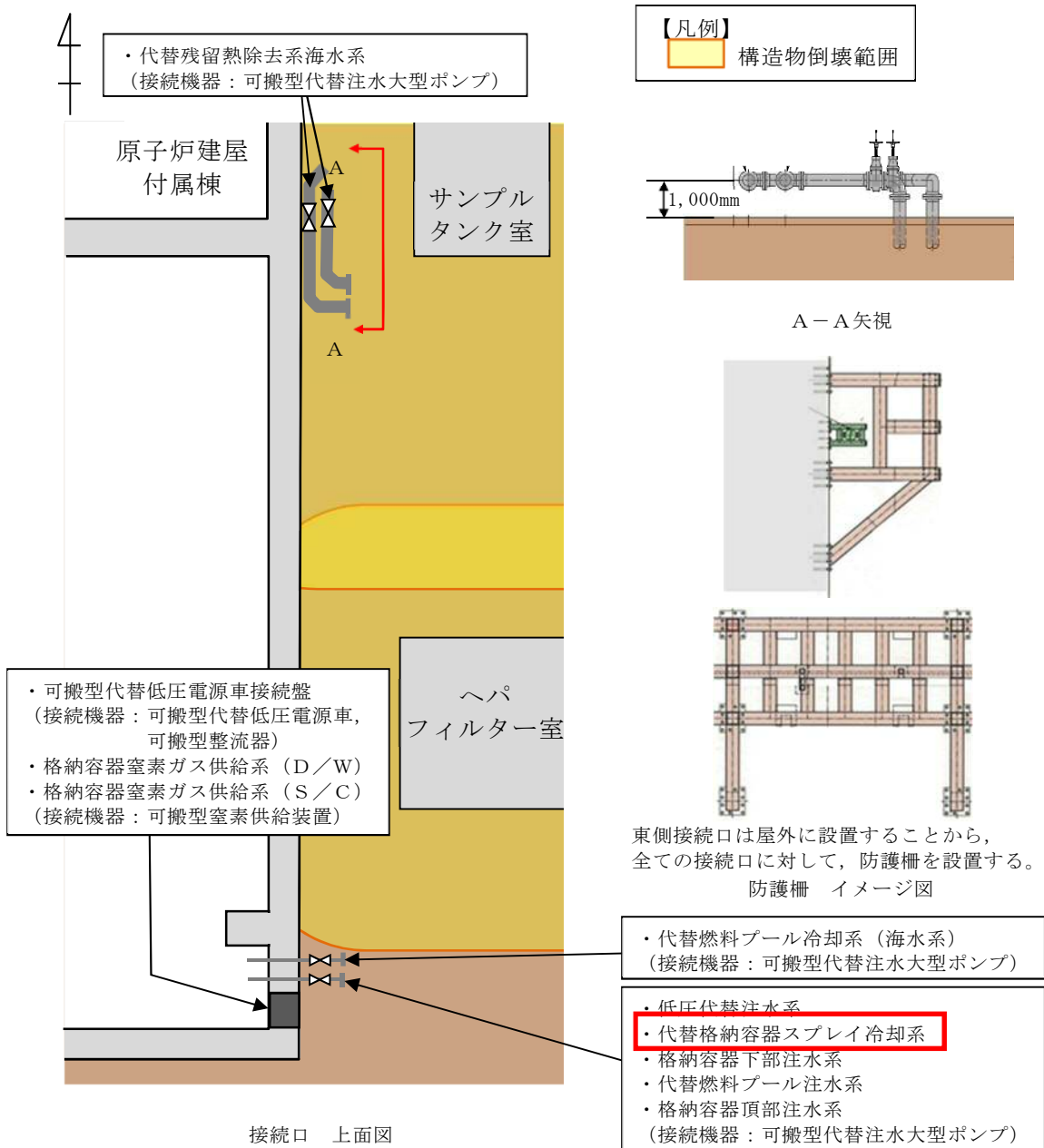
対象事象：高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱，原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用，溶融炉心・コンクリート相互作用

49-7 接続図



 : 第49条に係る重大事故等対処設備を示す。

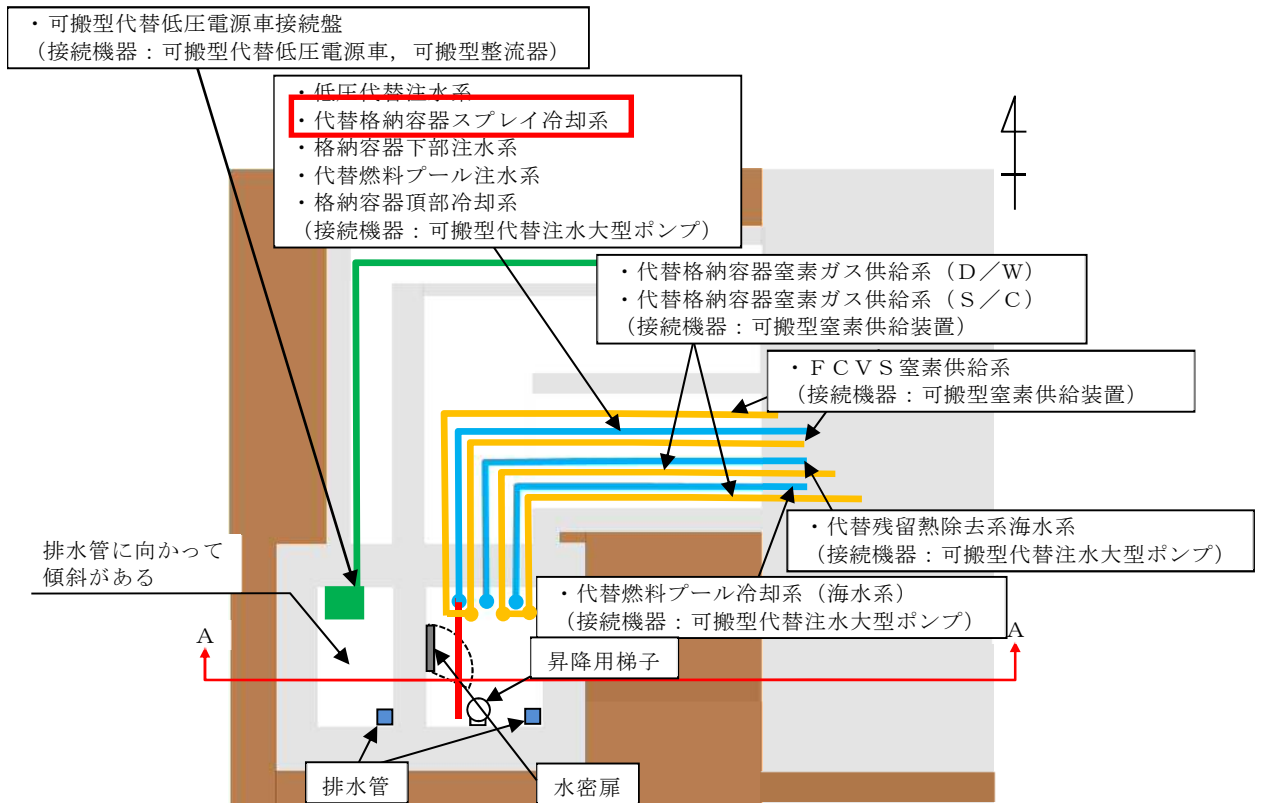
第49-7-1図 代替格納容器スプレイ冷却系接続図



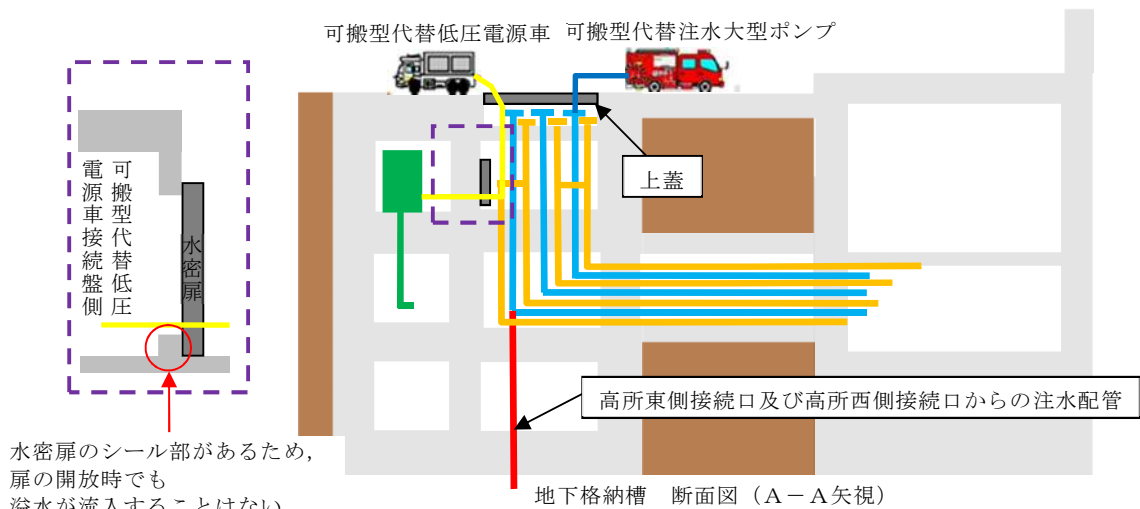
今後の検討結果等により変更となる可能性がある

：第49条に係る接続口を示す。

第49-7-2図 東側接続口の構造図



地下格納槽 上面図

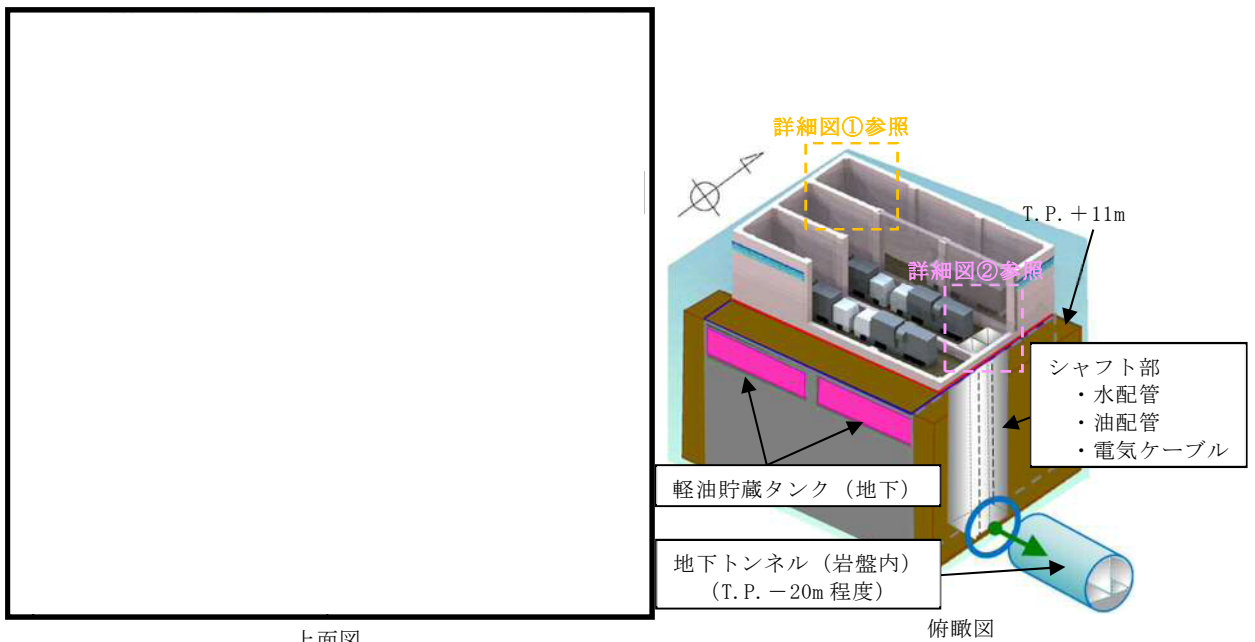


今後の検討結果等により変更となる可能性がある

：第49条に係る接続口を示す。

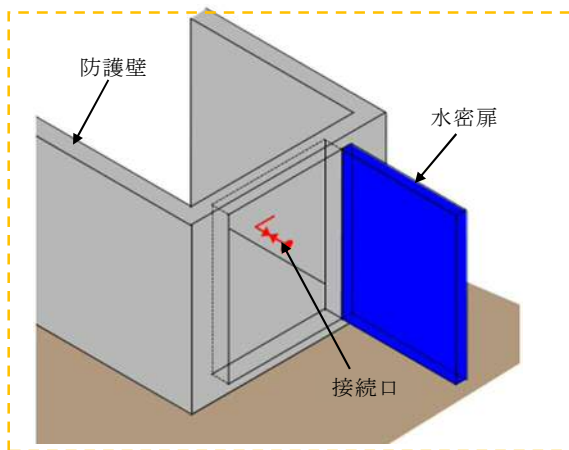
第49-7-3図 西側接続口の構造図



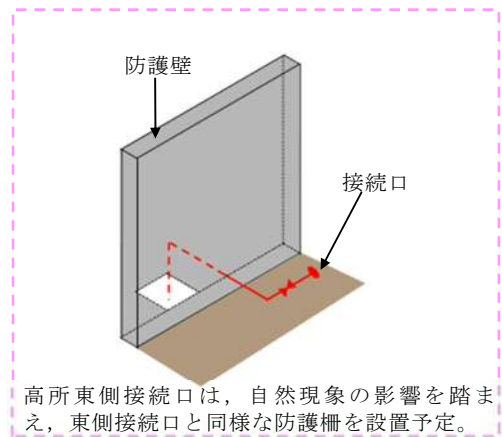


上面図

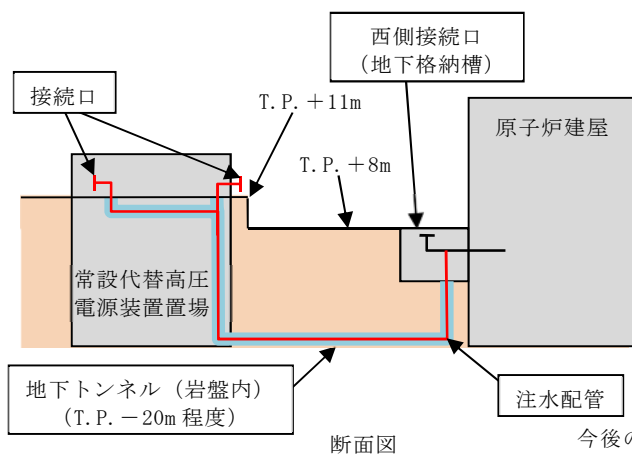
俯瞰図



詳細図① (高所西側接続口)



詳細図② (高所東側接続口)



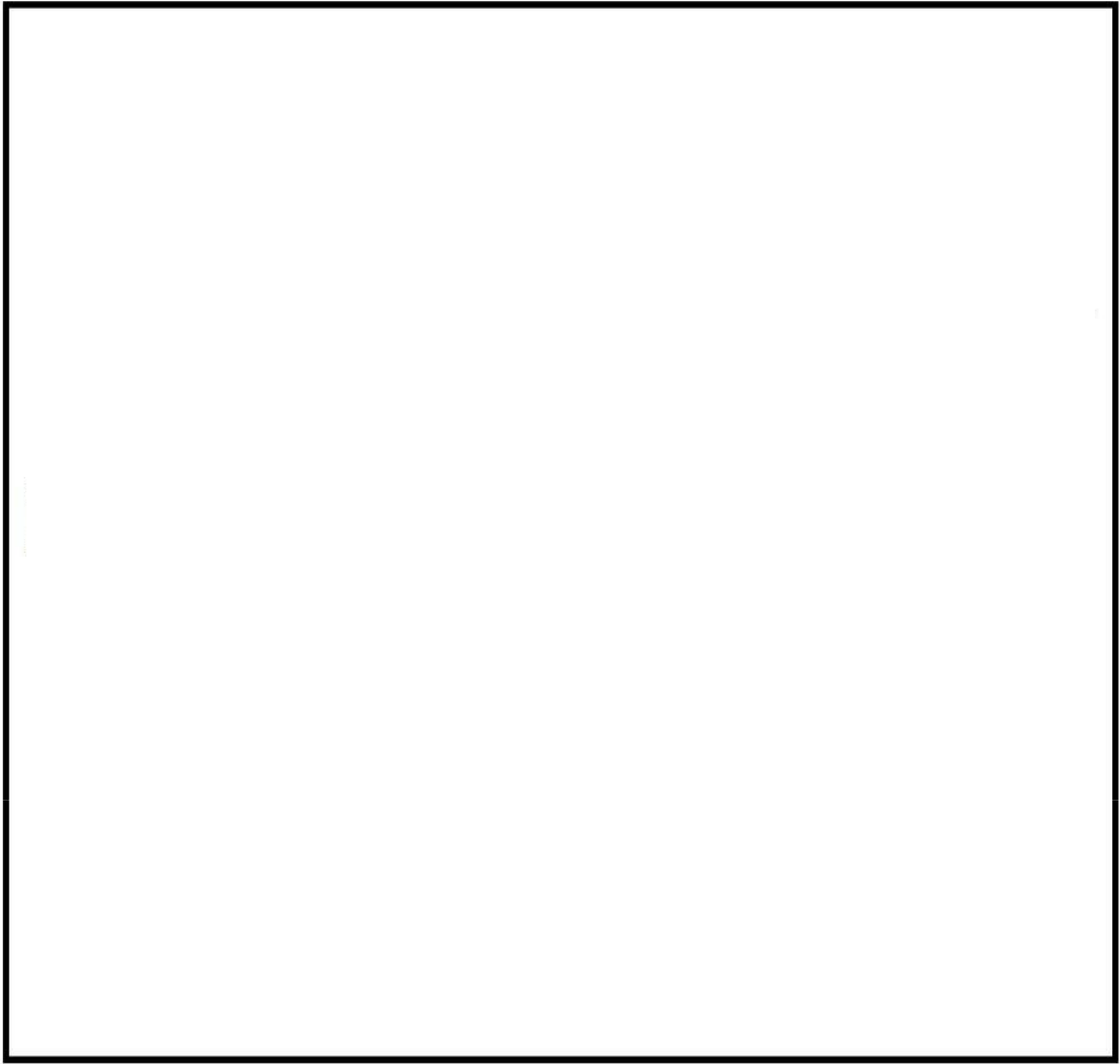
断面図

- ・トンネル内にはケーブル接続部を設けない。
- ・軽油配管にはフランジ部を設けない。
- ・水配管，軽油配管はケーブル類より下位置に配置する。
- ・ケーブル敷設部と水配管敷設部の間には点検通路スペースを設ける。

今後の検討結果等により変更となる可能性がある

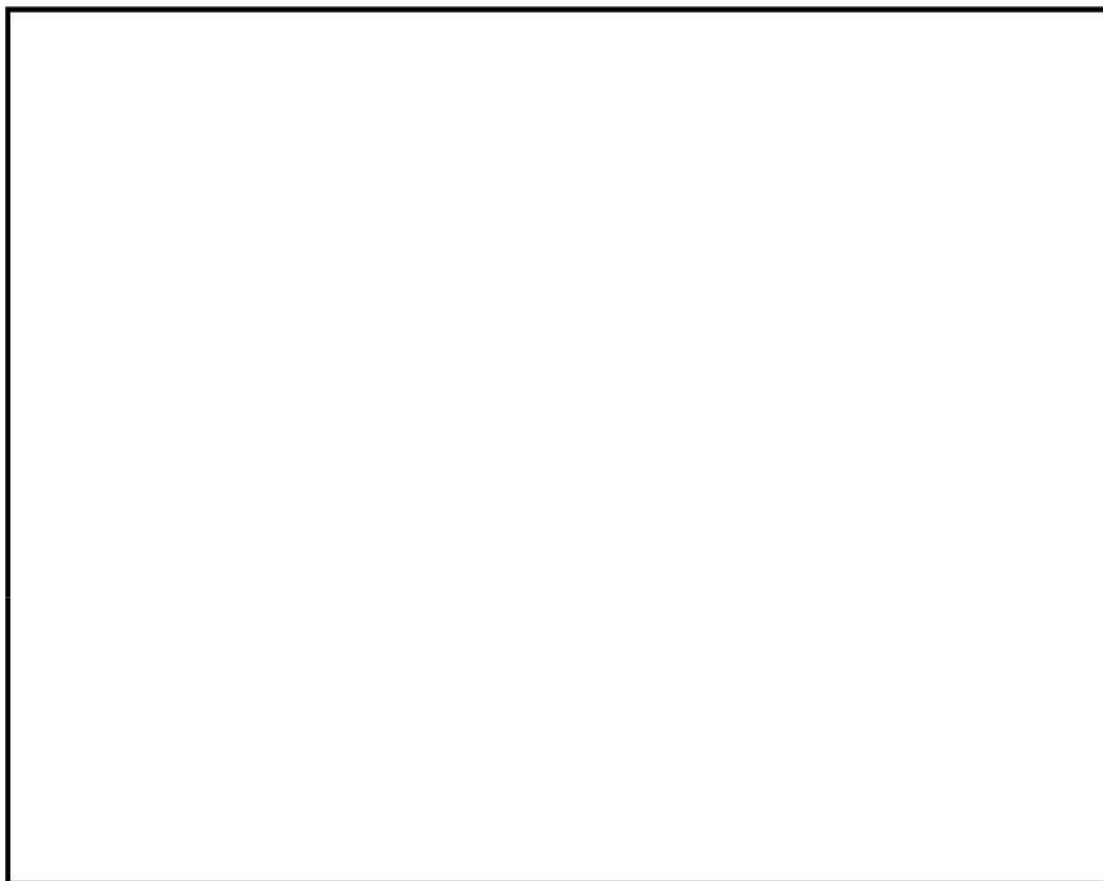
第49-7-4図 高所東側接続口及び高所西側接続口の構造図

49-8 保管場所図

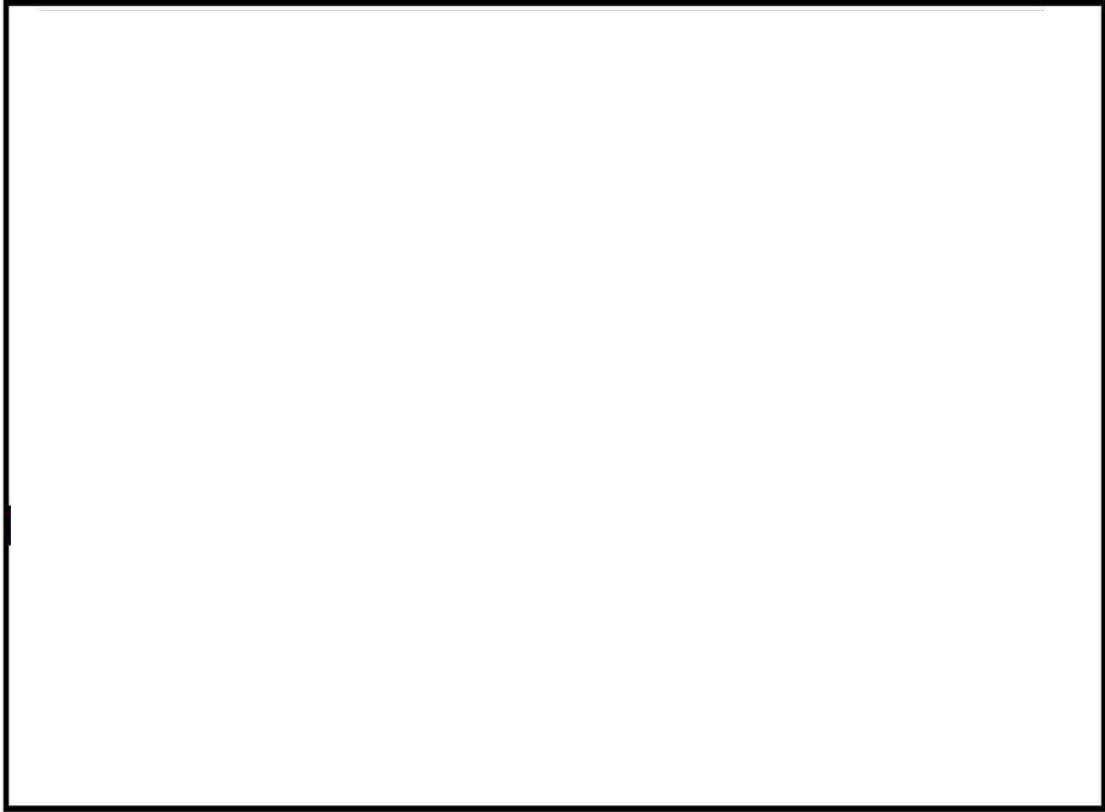


第 49-8-1 図 保管場所図（位置の分散）

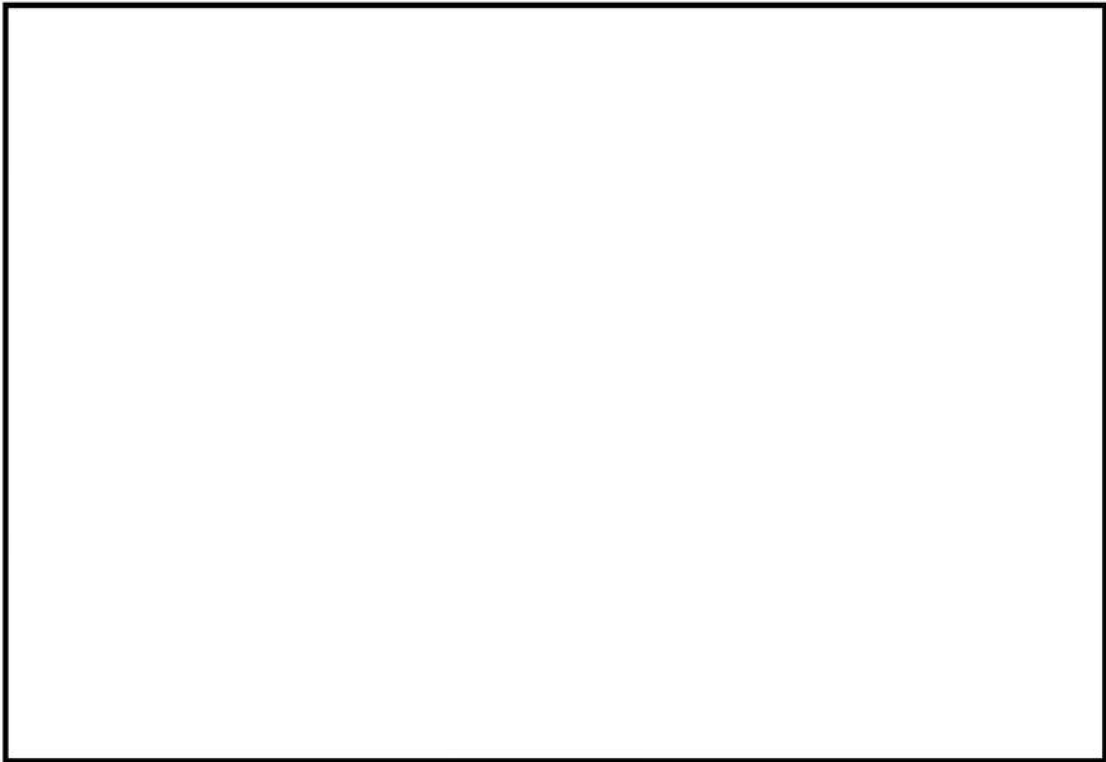
49-9 アクセスルート図



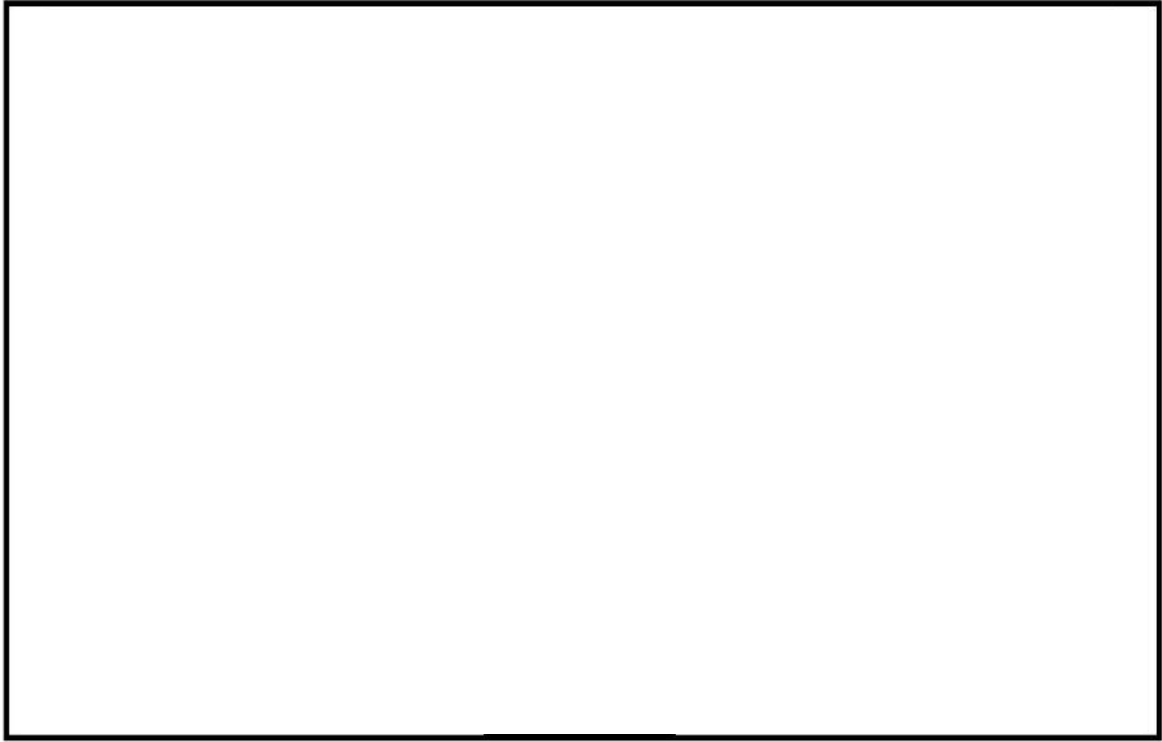
第 49-9-1 図 保管場所及びアクセスルート図



第 49-9-2 図 緊急時対策所建屋～西側淡水貯水設備～高所接続口（東側／西側）及び緊急時対策所建屋～代替淡水貯槽～西側接続口までのアクセスルート概要



第 49-9-3 図 緊急時対策所建屋～代替淡水貯槽～東側接続口，西側接続口までのアクセスルート概要



第 49-9-4 図 緊急時対策所建屋～西側淡水貯水設備～  
代替淡水貯槽までのアクセスルート概要

49-10 その他設備

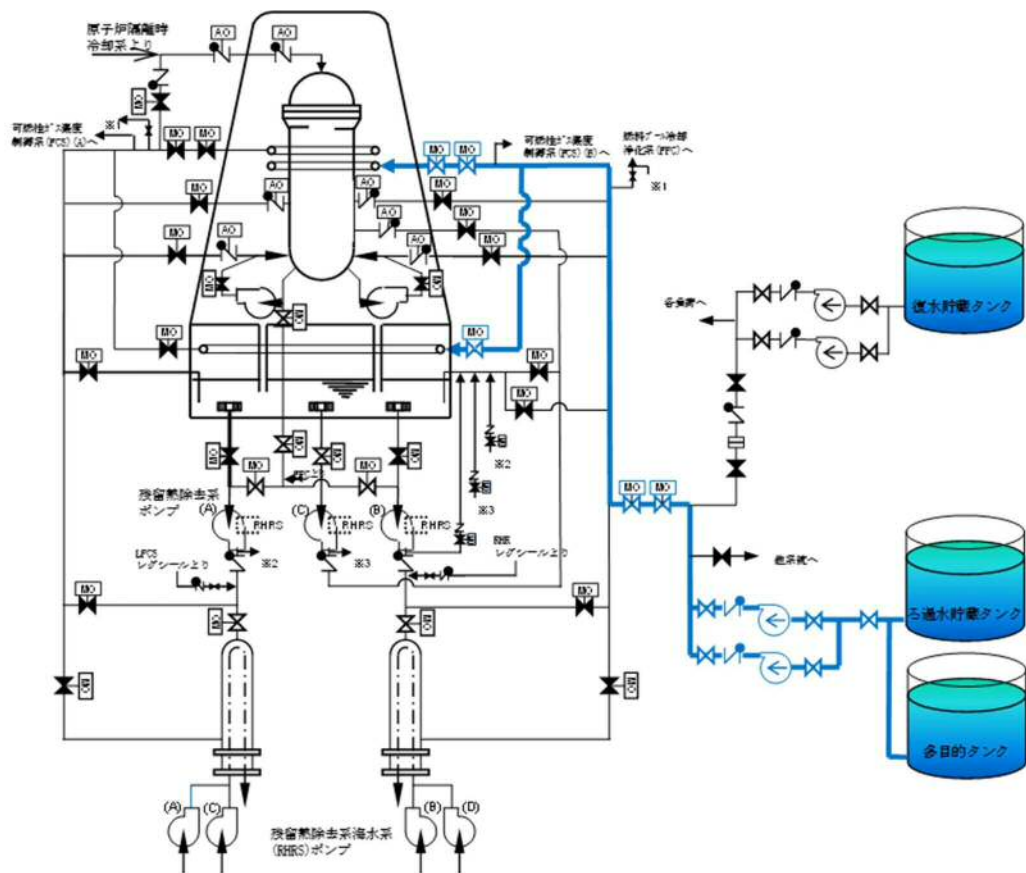


原子炉格納容器内を冷却するための自主対策設備として、以下を整備する。

①消火系を用いた代替格納容器スプレイ冷却の実施

設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ（格納容器スプレイ冷却系），常設低圧代替注水系ポンプが喪失した場合，炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため，自主対策設備として消火系を用いた原子炉格納容器スプレイ手段を整備している。

消火系を用いた原子炉格納容器スプレイ手段については，電動駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプを用い，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系），代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）とは異なる淡水タンク（多目的タンク，ろ過水貯蔵タンク，純水貯蔵タンク，原水タンク）を水源として消火系，残留熱除去系を通じて原子炉格納容器スプレイを行う手順を整備している。

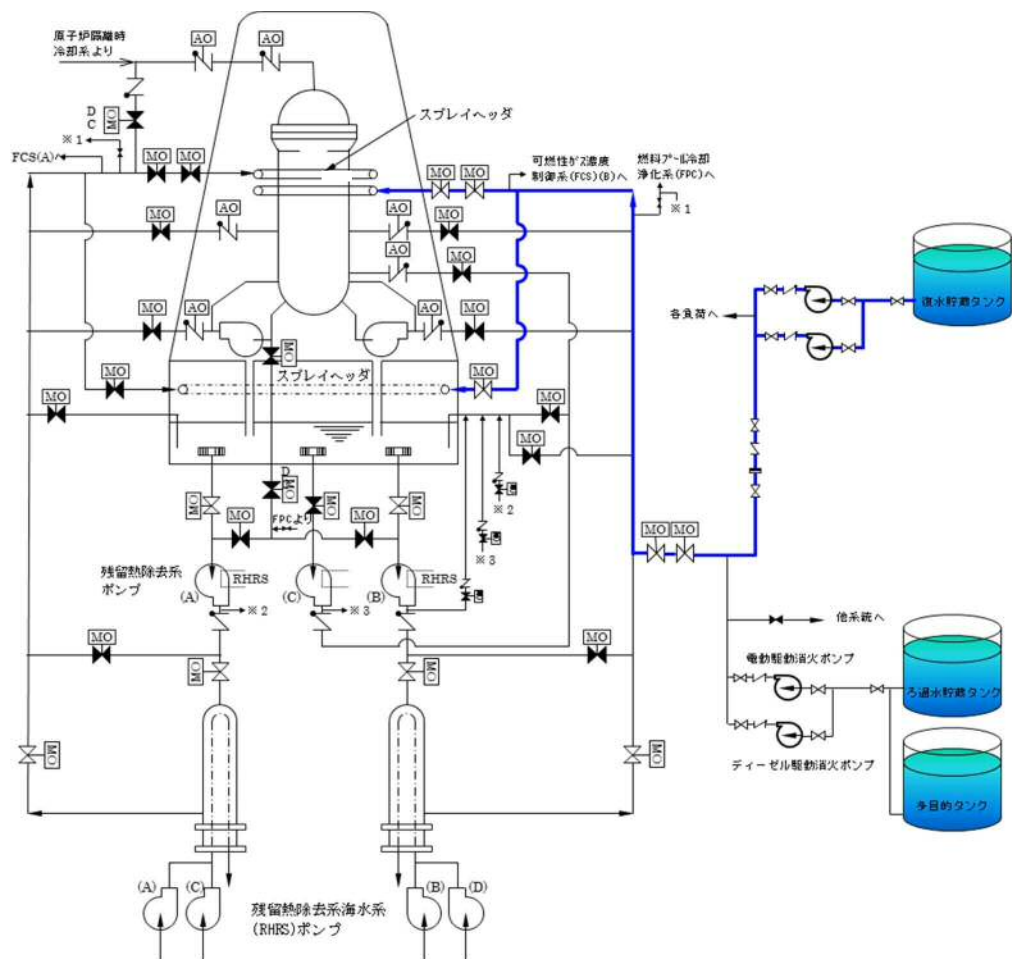


第49-10-1図 消火系による原子炉格納容器スプレイ手順の概要図

## ②補給水系を用いた代替格納容器スプレイ冷却の実施

設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ（格納容器スプレイ冷却モード），常設低圧代替注水系ポンプが喪失した場合，炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため，自主対策設備として補給水系を用いた原子炉格納容器スプレイ手段を整備している。

補給水系を用いた原子炉格納容器スプレイ手段については，復水移送ポンプを用い，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系），代替格納容器スプレイ冷却系とは異なる復水貯蔵タンクを水源として復水移送系，残留熱除去系を通じて原子炉格納容器スプレイを行う手順を整備している。

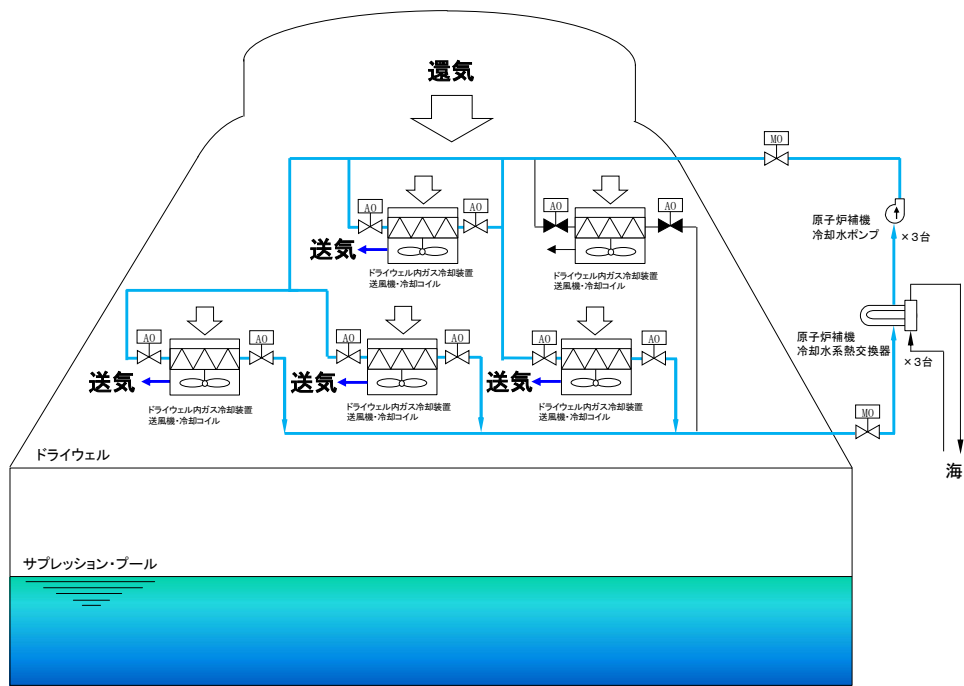


第49-10-2図 補給水系による原子炉格納容器スプレイ手順の概要図

③ドライウェル内ガス冷却装置による原子炉格納容器除熱

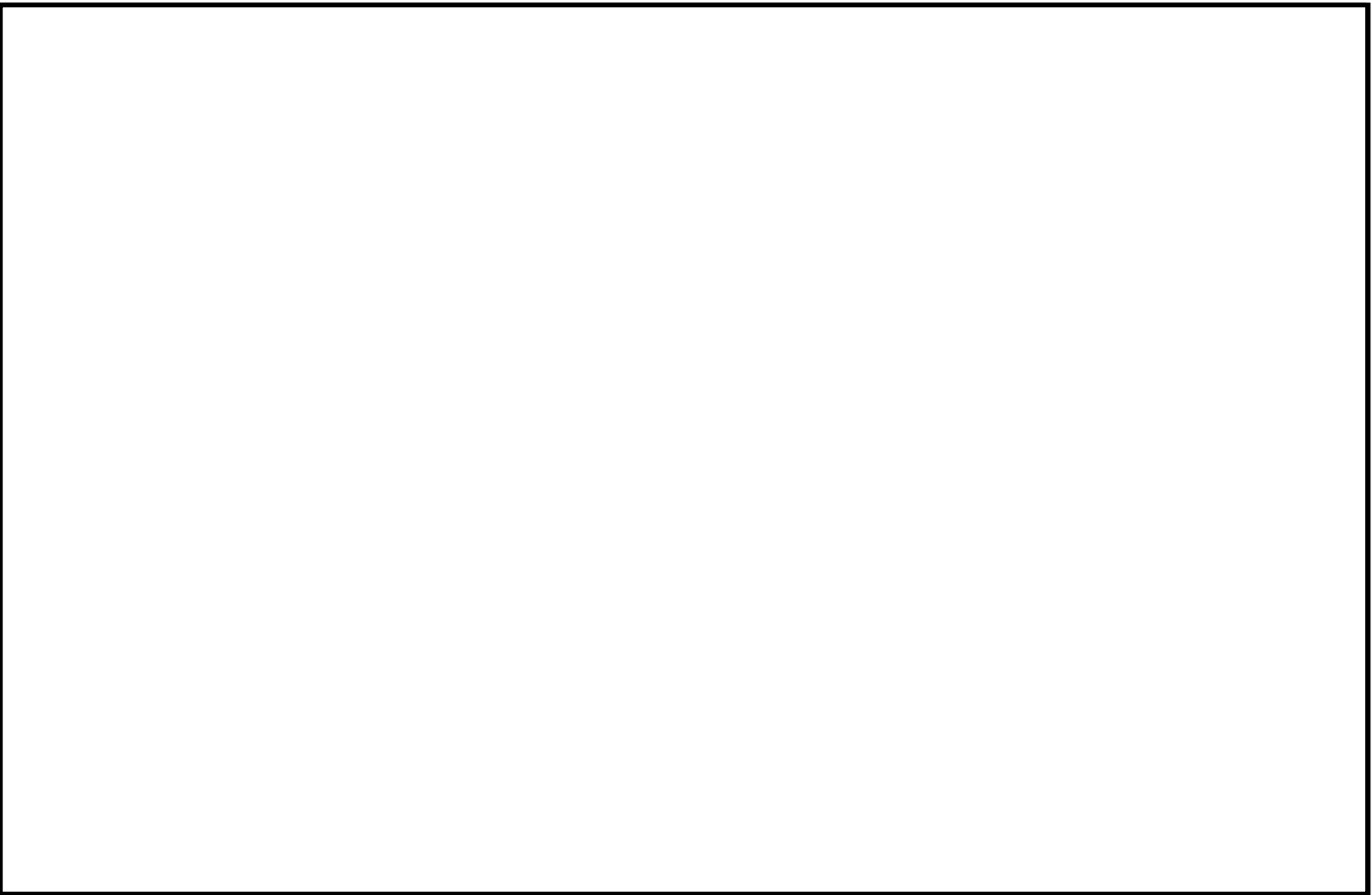
代替格納容器スプレイ及び残留熱除去系ポンプの復旧ができず，原子炉格納容器除熱手段がない場合に，常設代替交流電源により原子炉補機冷却水ポンプ及び原子炉補機冷却系海水ポンプの電源を復旧し，原子炉格納容器内へ冷却水を供給後，ドライウェル内ガス冷却装置送風機を起動して原子炉格納容器を除熱する。

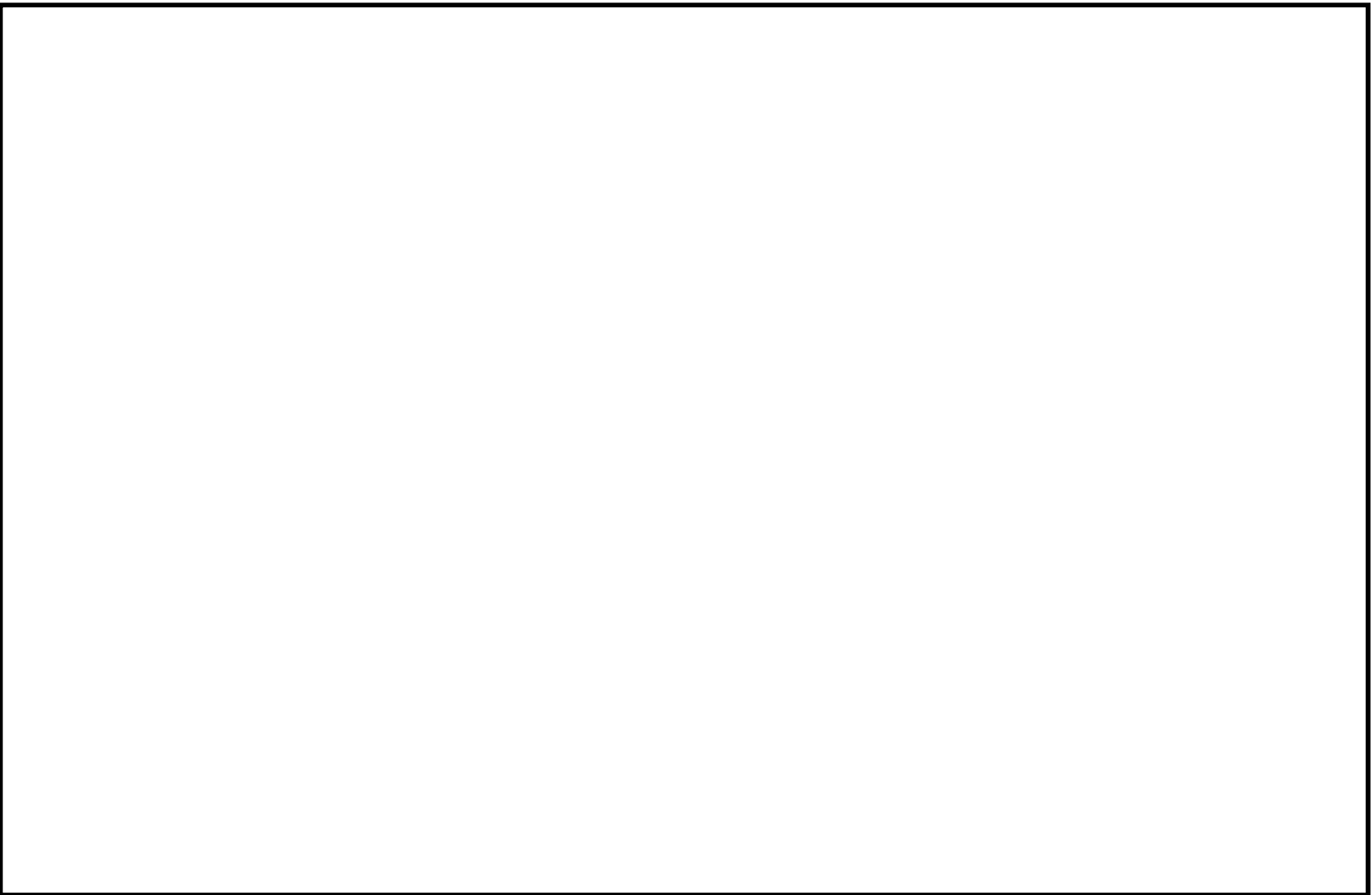
ドライウェル送風機を停止状態としても，原子炉格納容器内への冷却水の供給を継続することで，ドライウェル内ガス冷却装置冷却コイル表面で，原子炉格納容器内部の蒸気を凝縮し，原子炉格納容器の圧力上昇を緩和することが可能である。

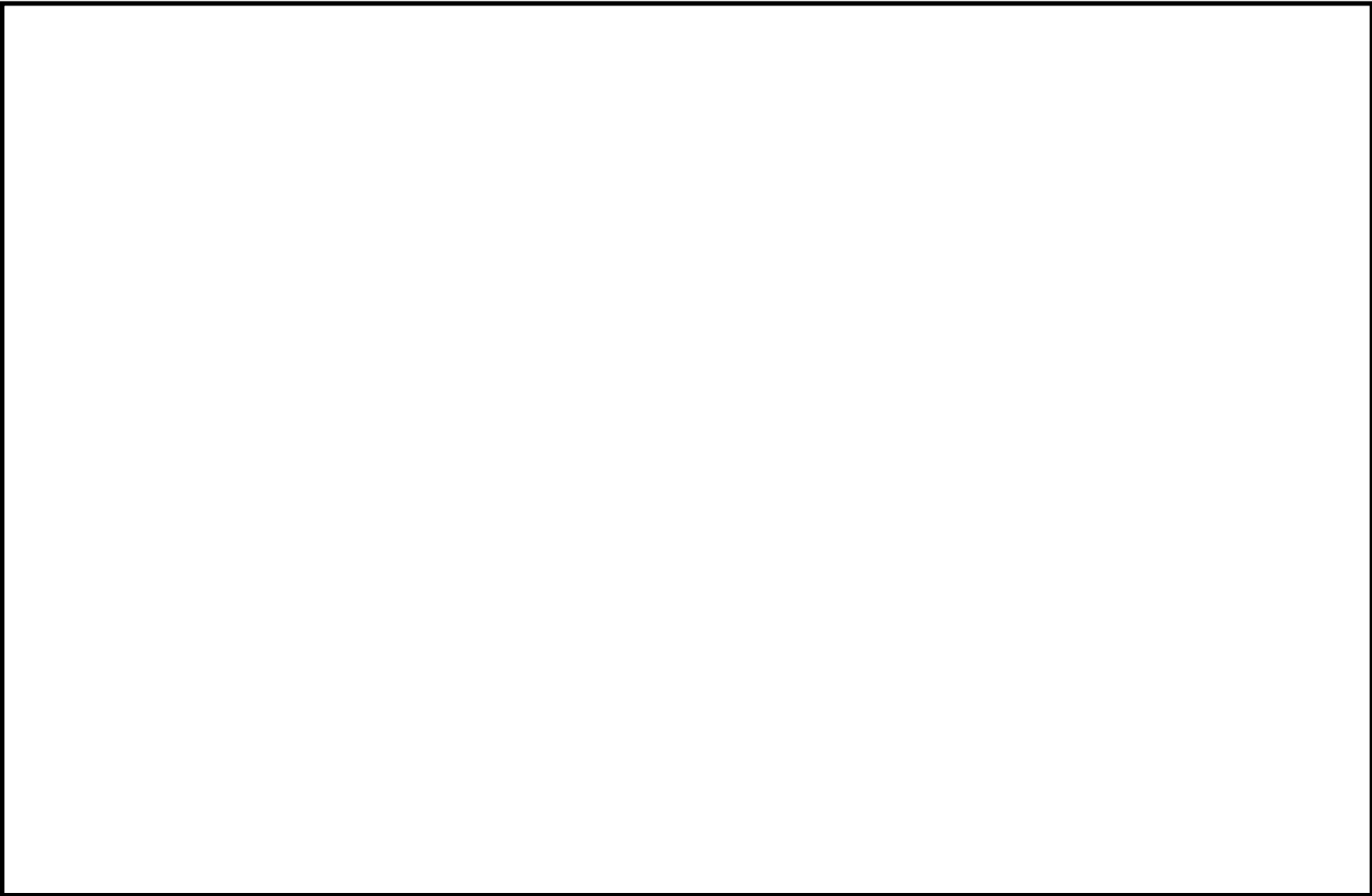


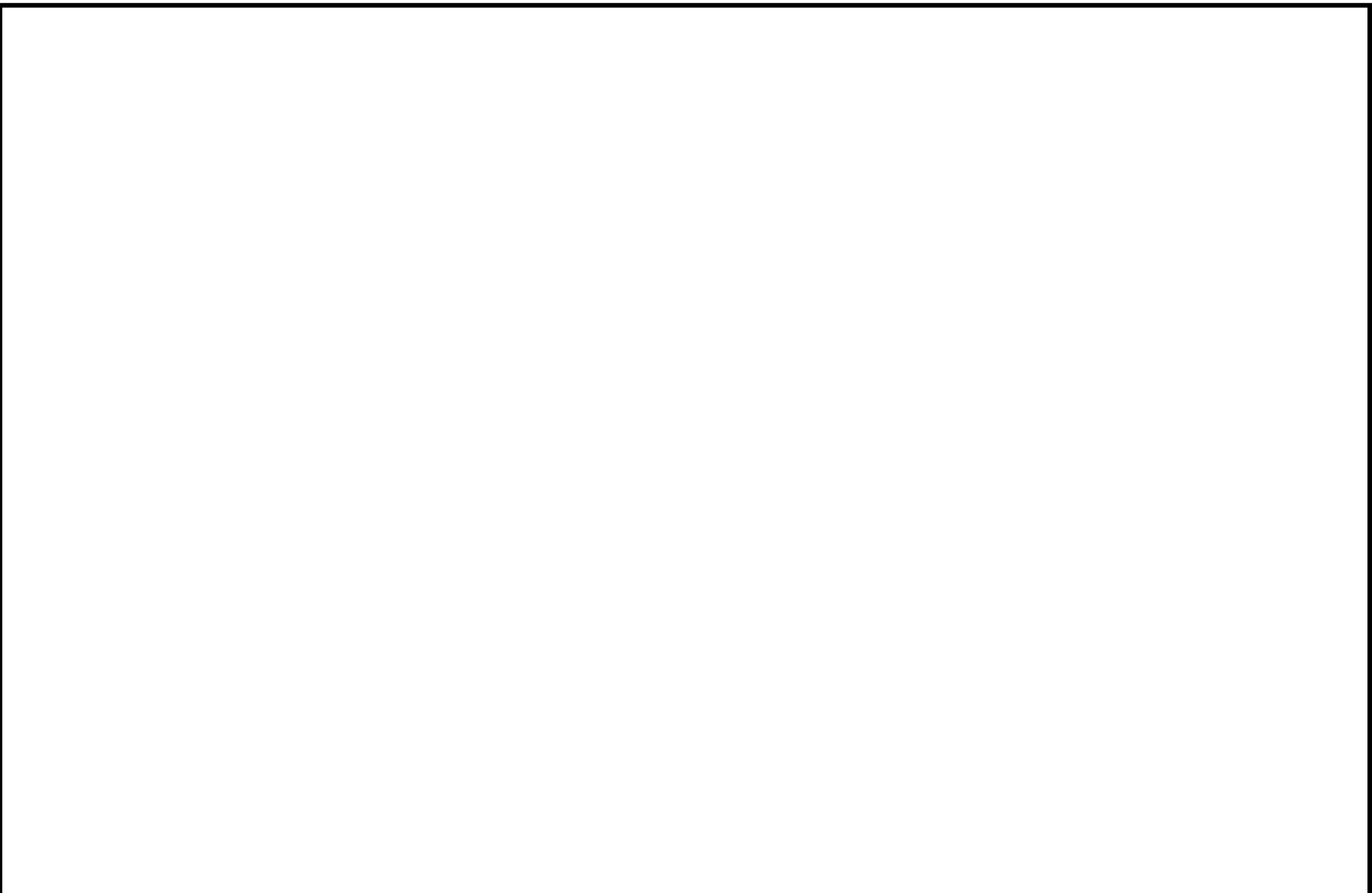
第49-10-3図 ドライウェル内ガス冷却装置による原子炉格納容器除熱概要図

49-11 SAバウンダリ系統図 (参考図)

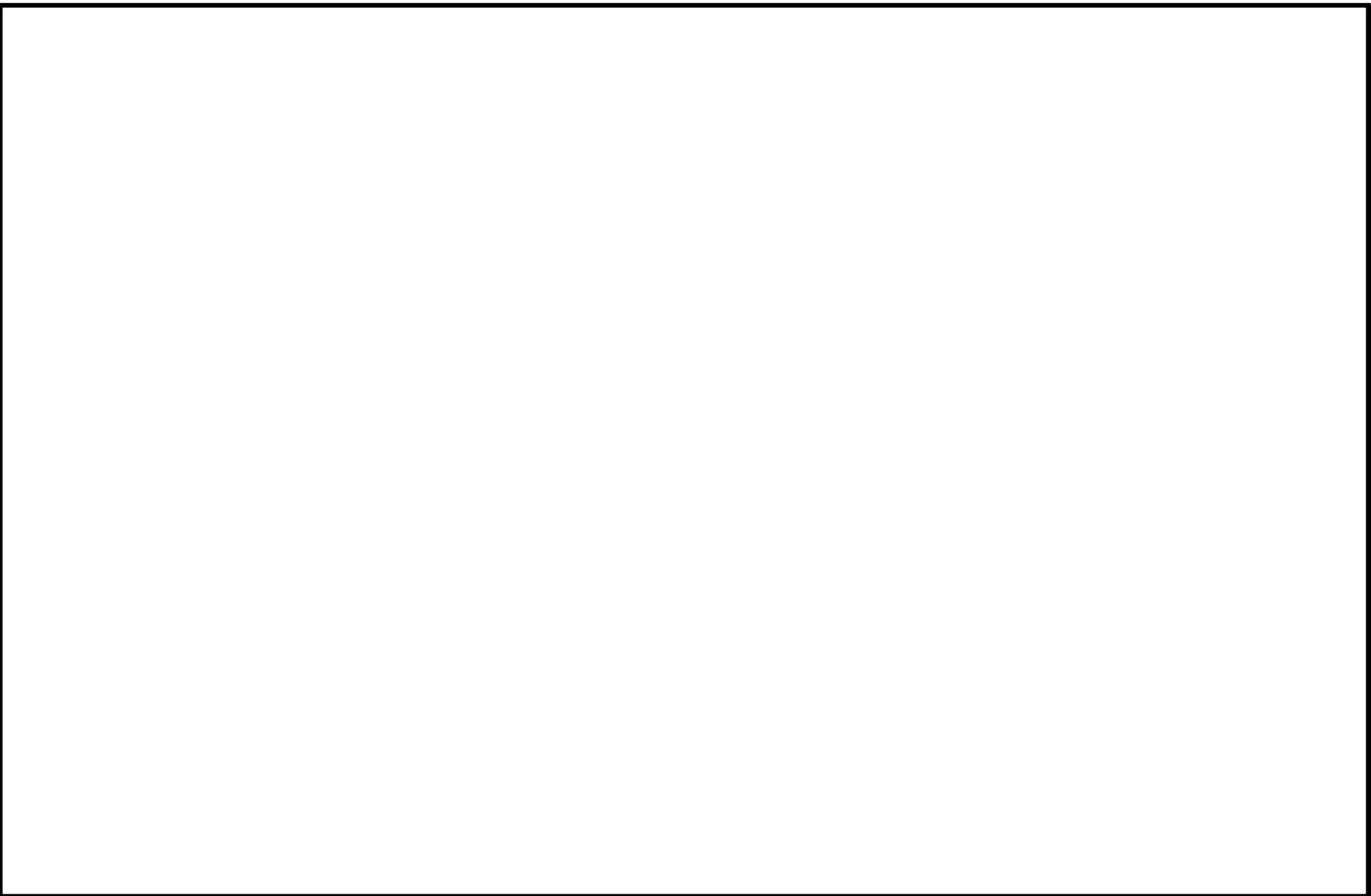


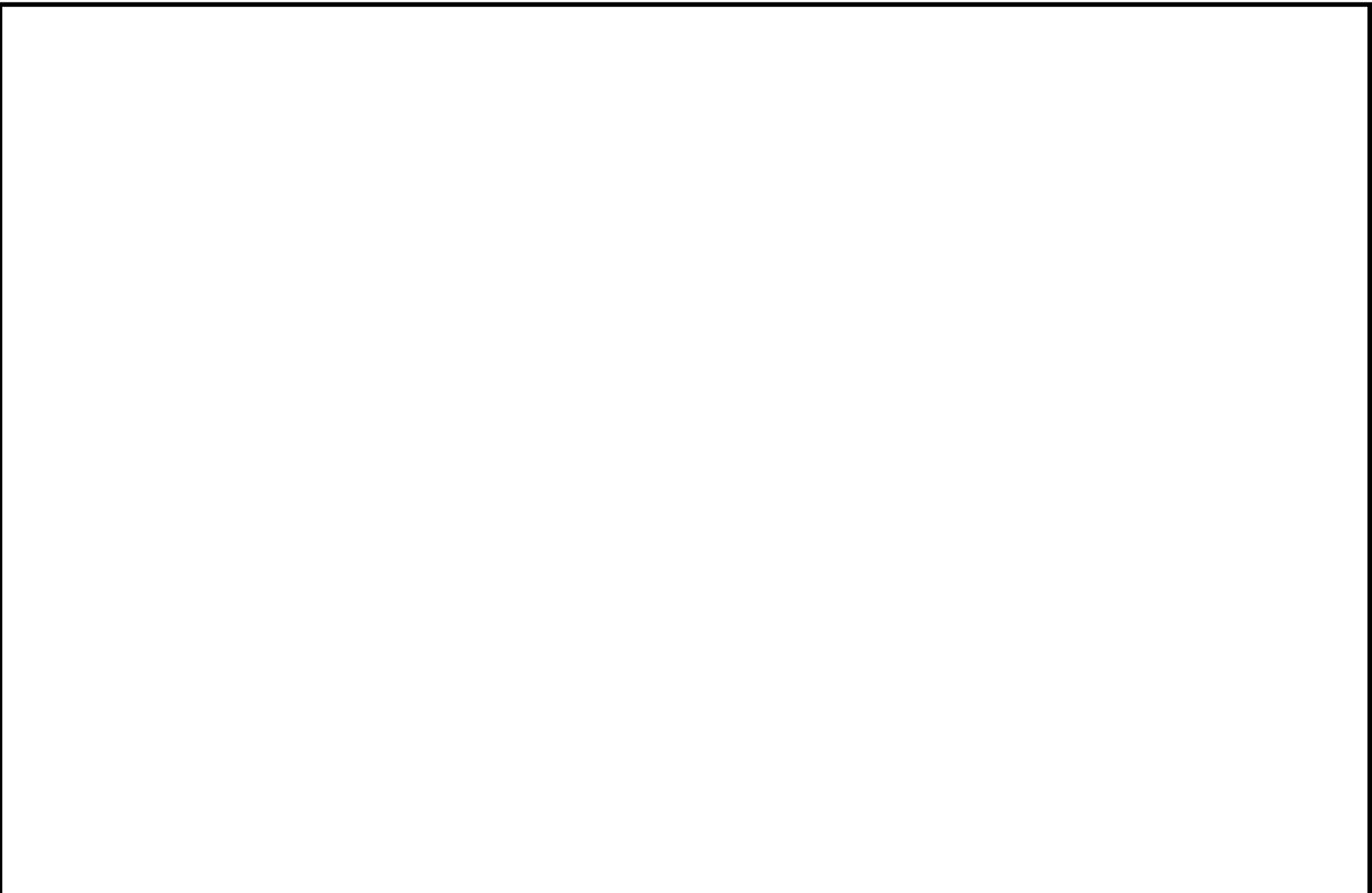


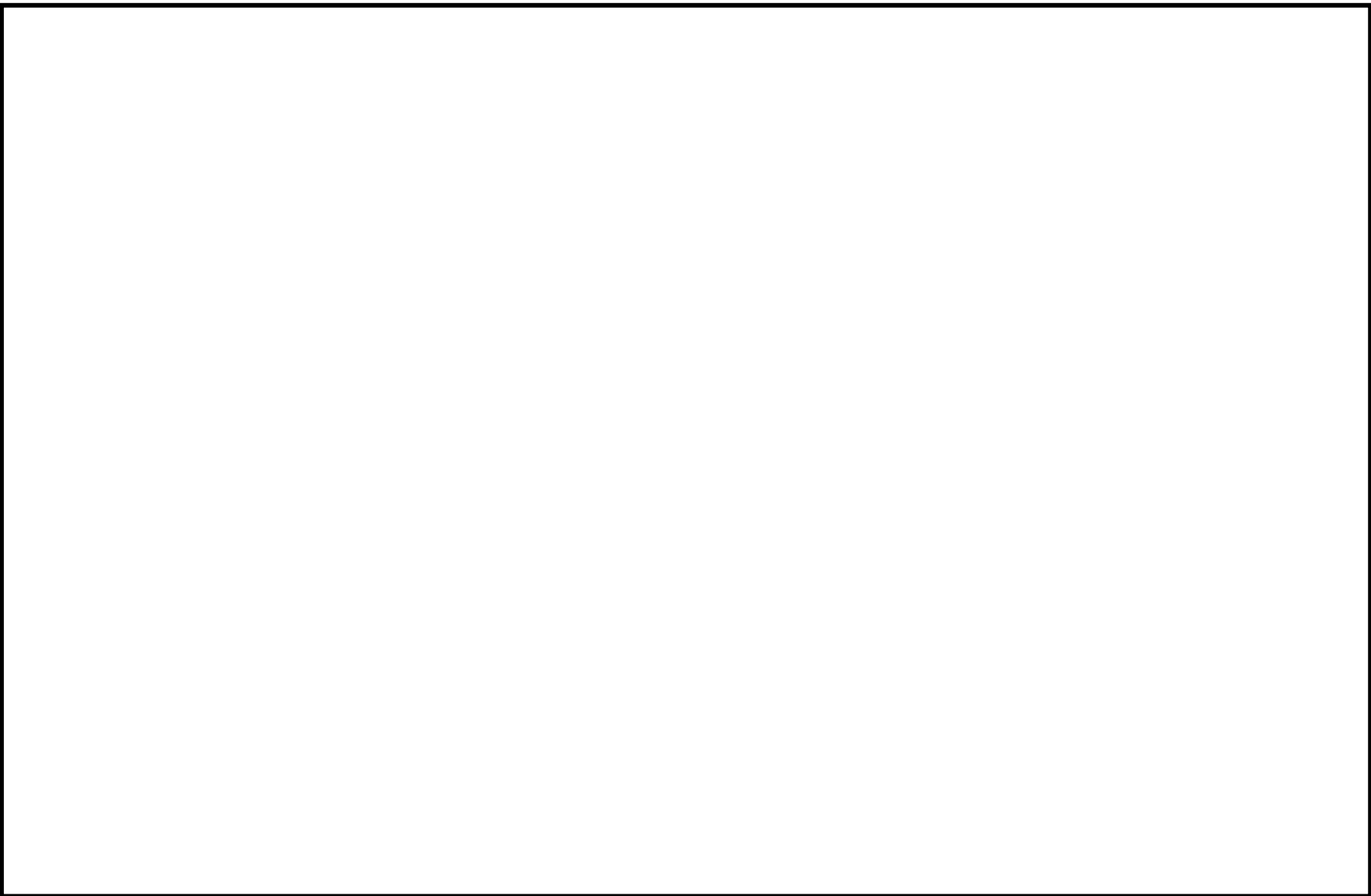


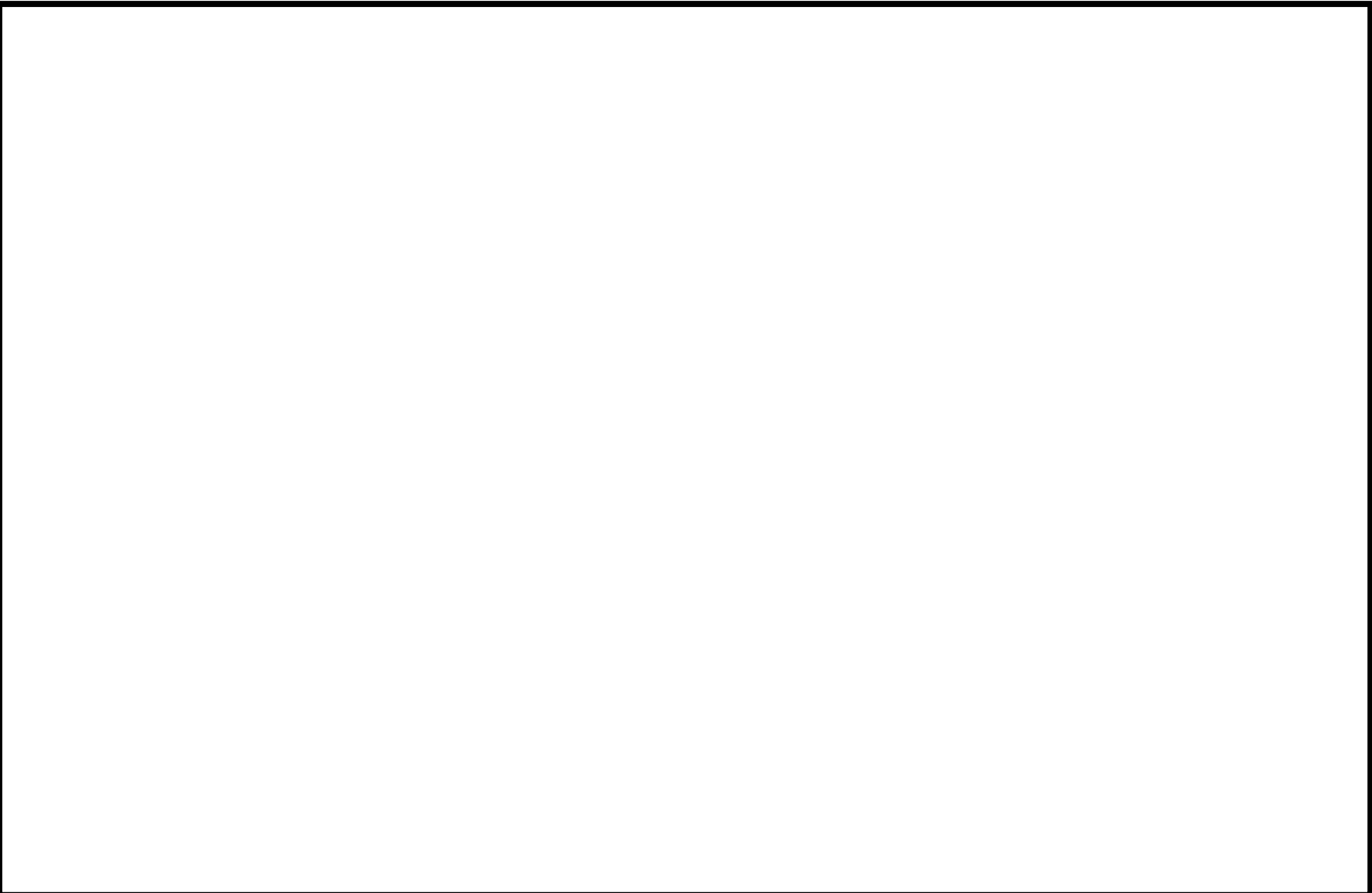


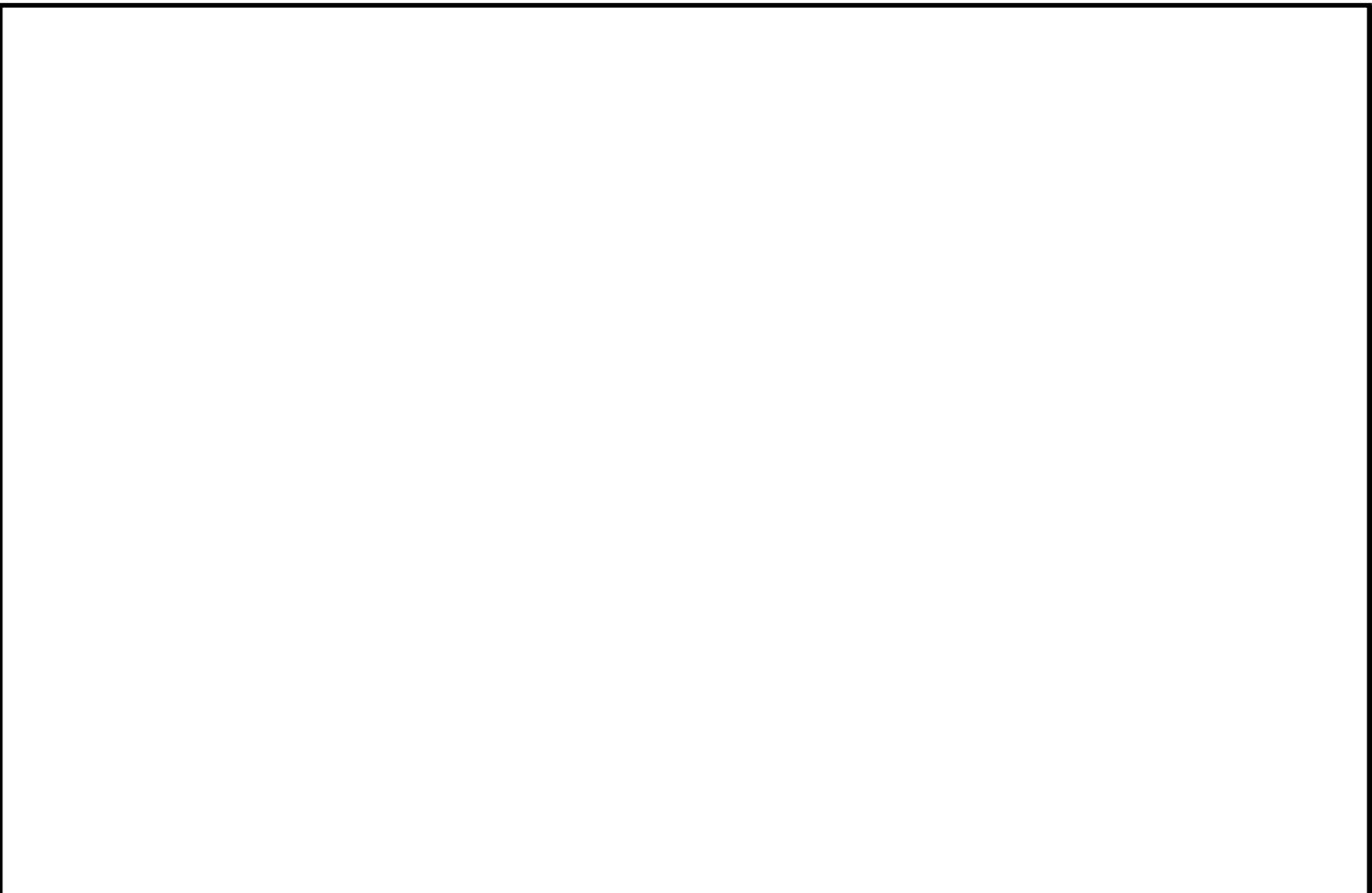




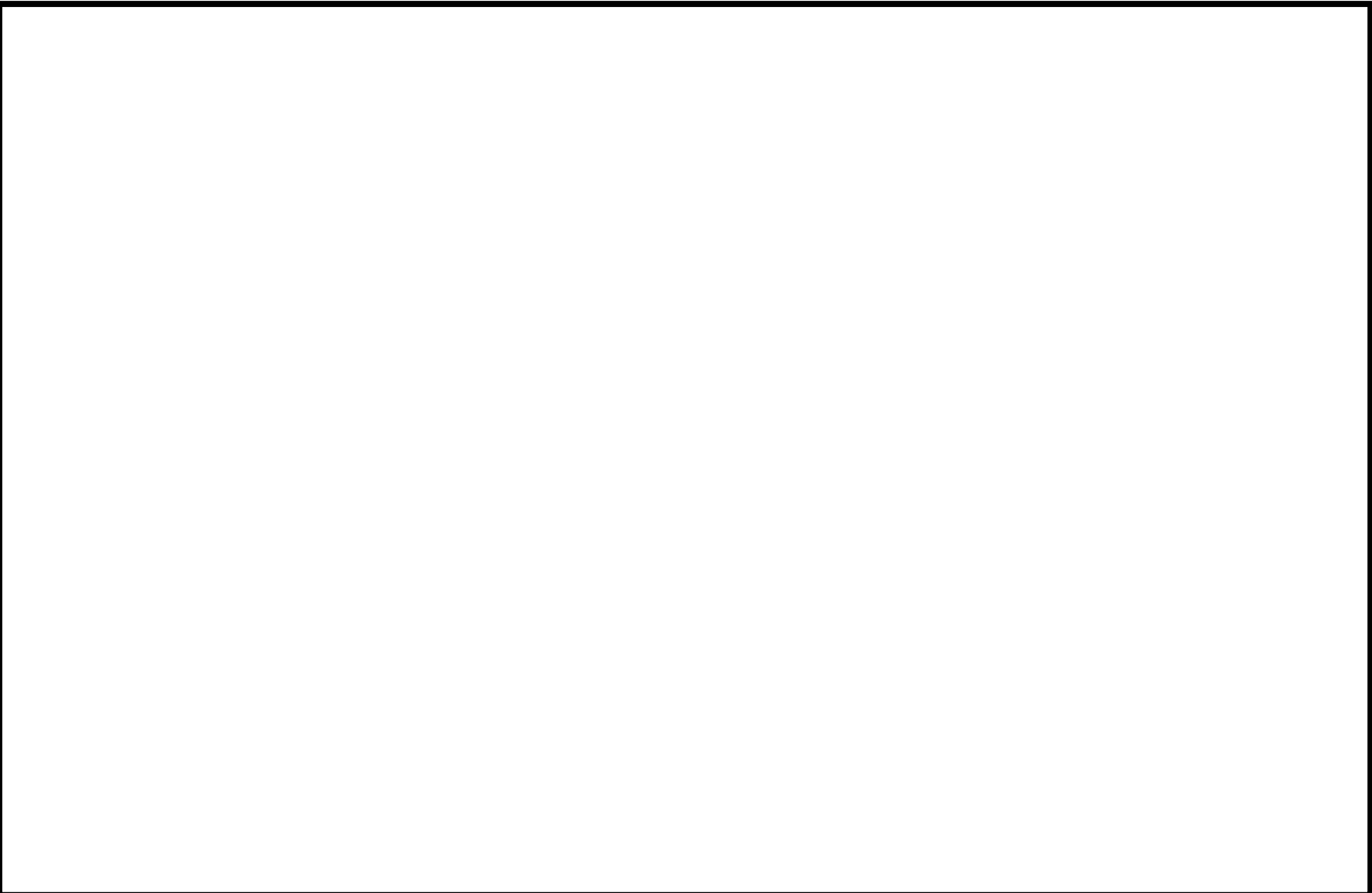




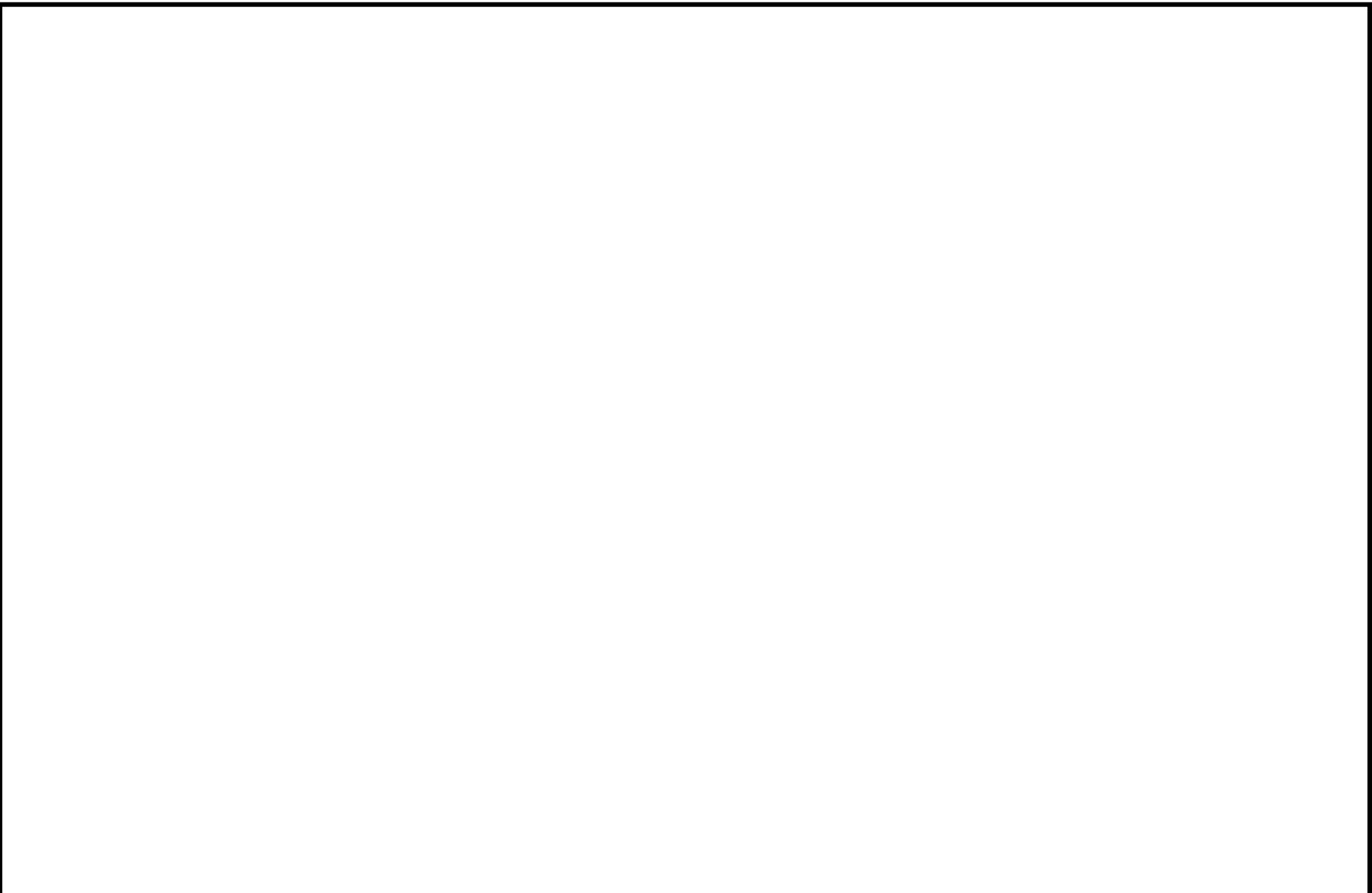


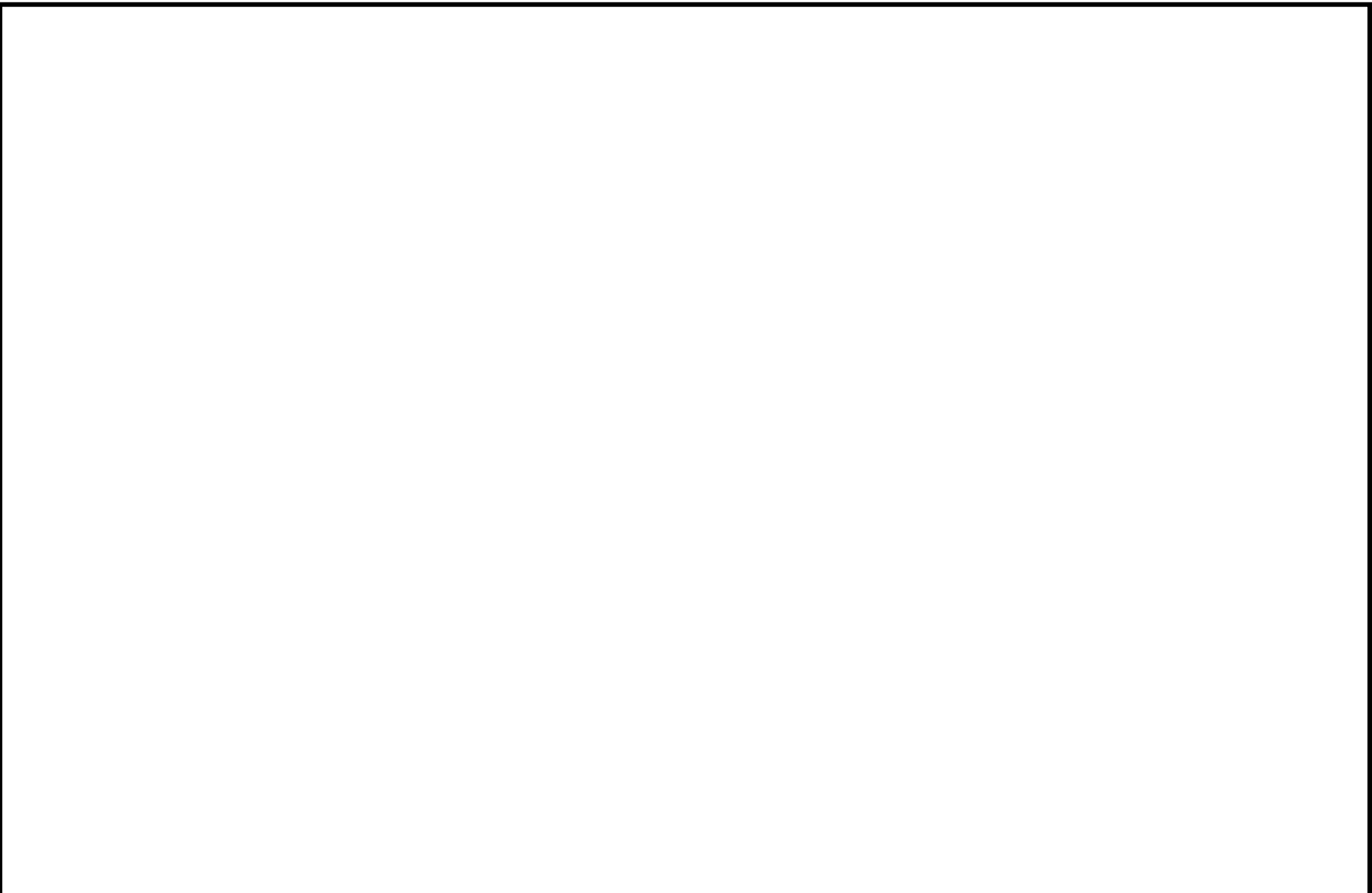


49-11-10

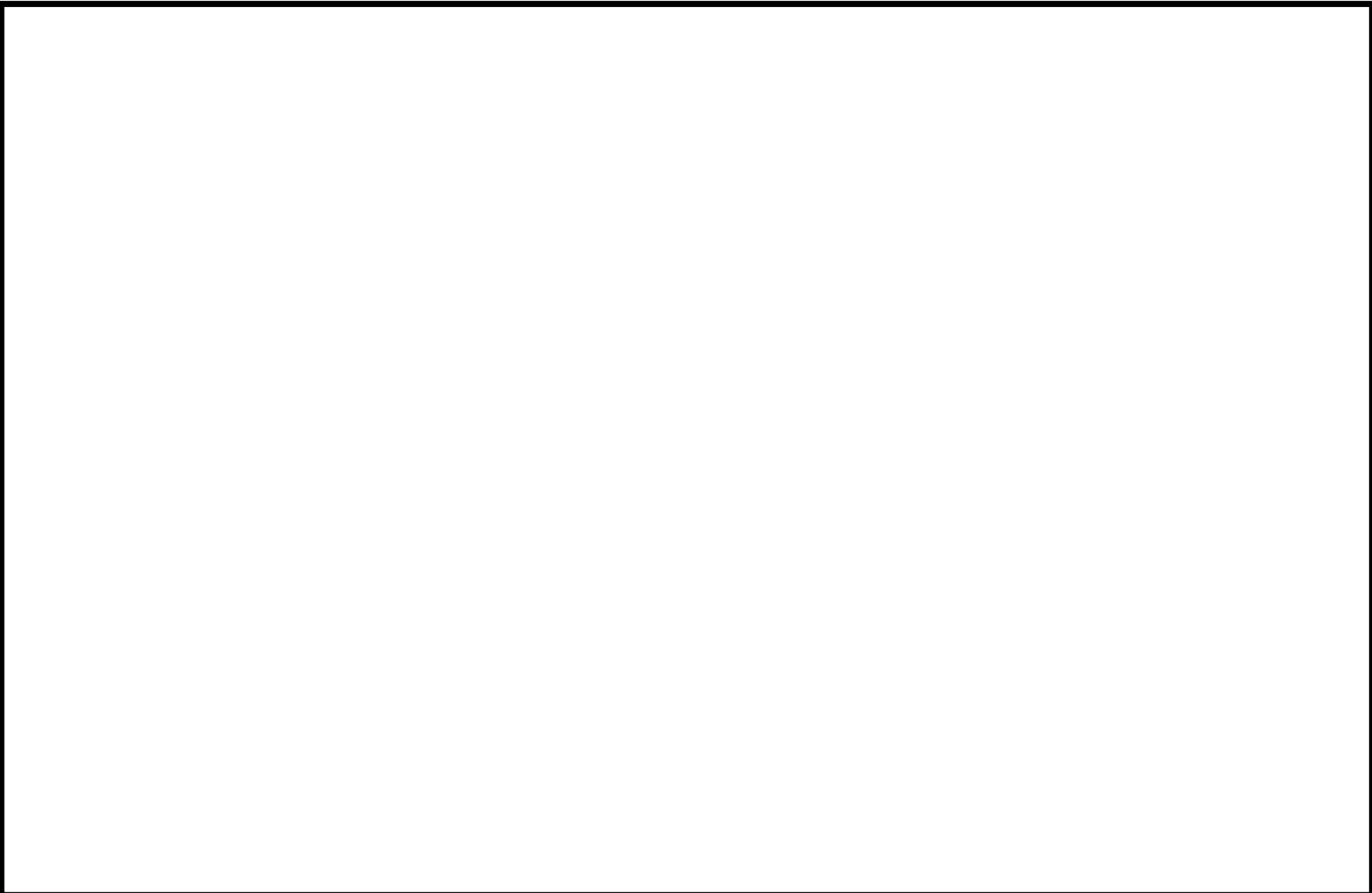


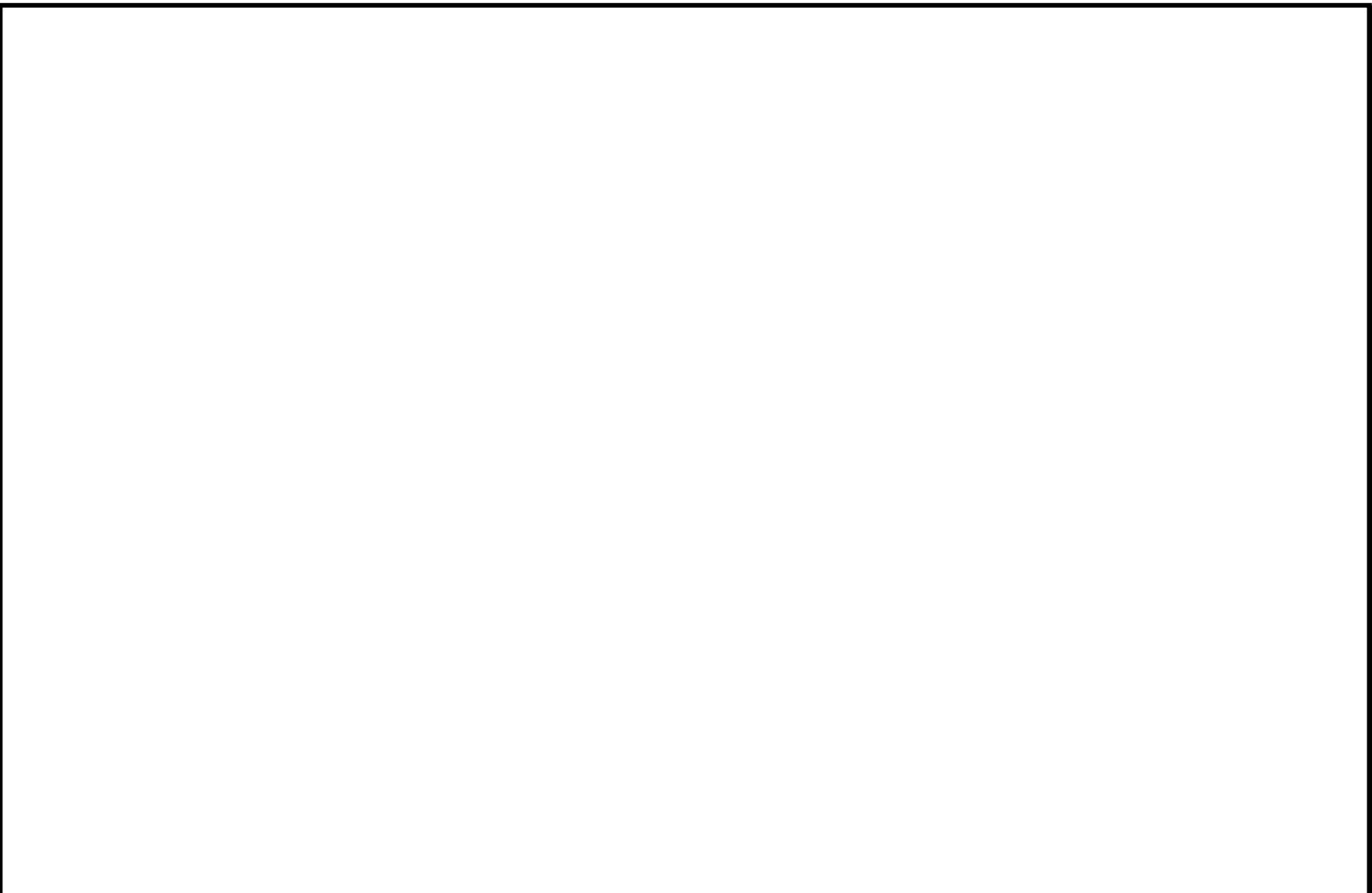
49-11-11

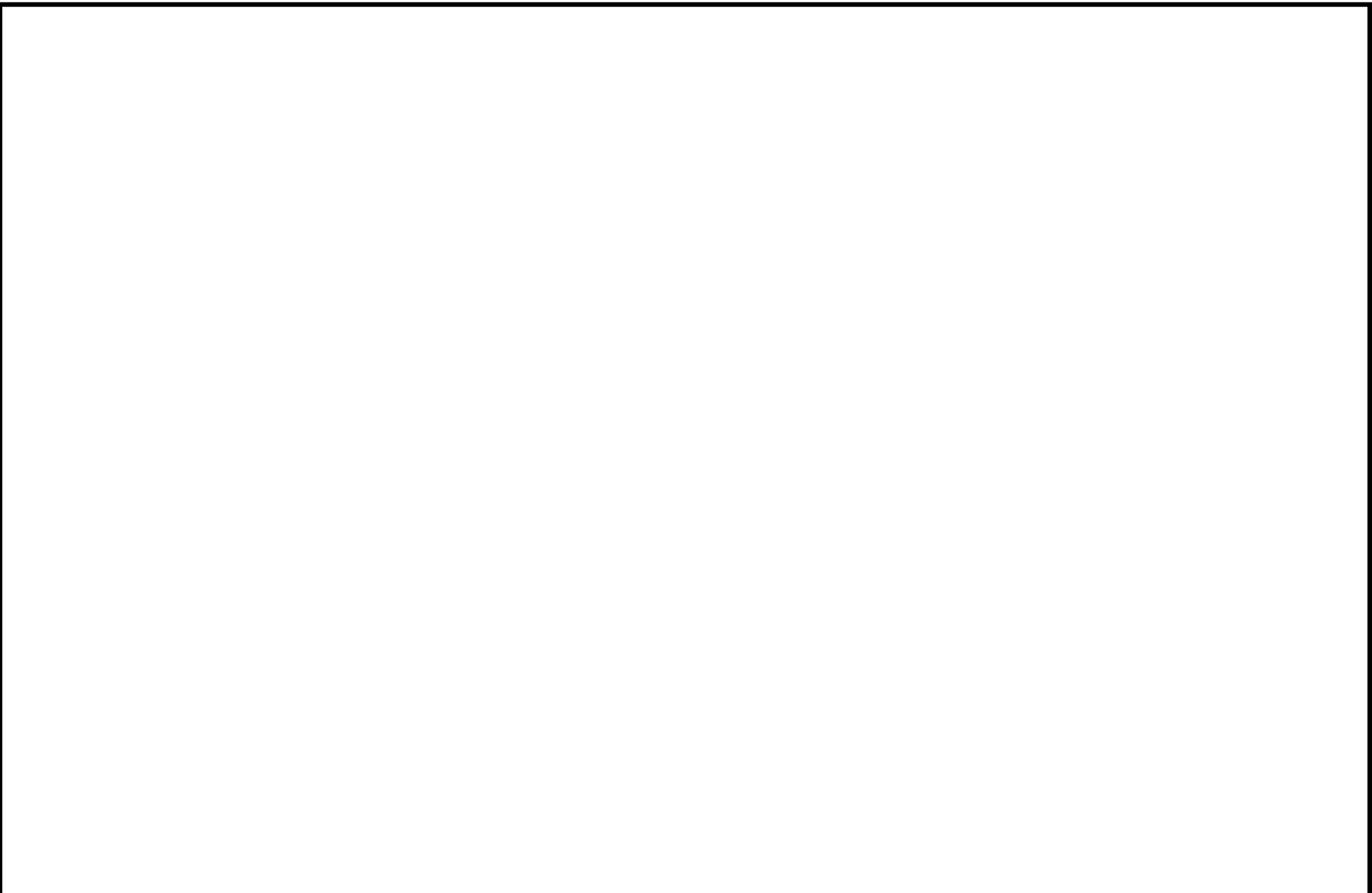


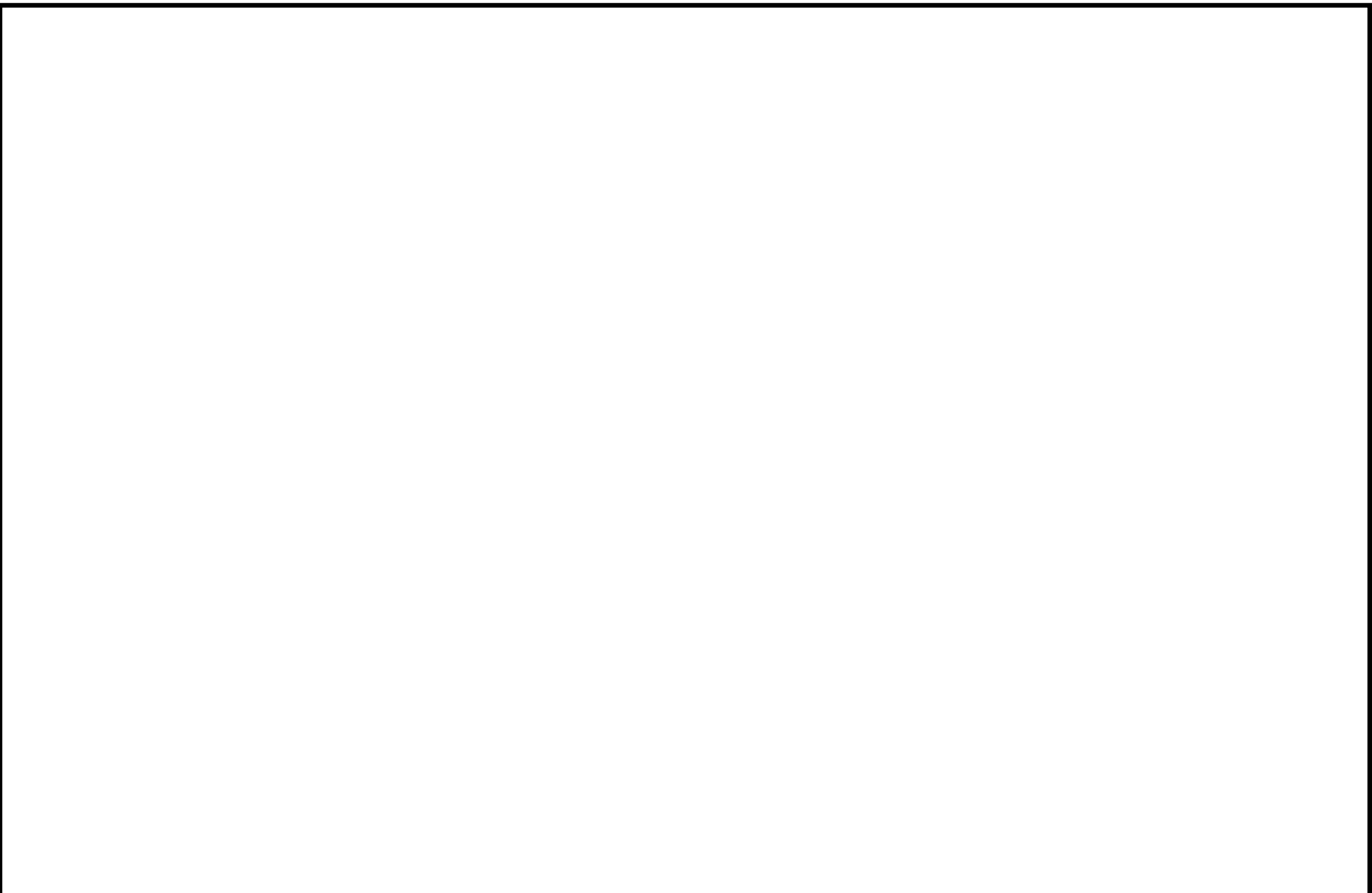


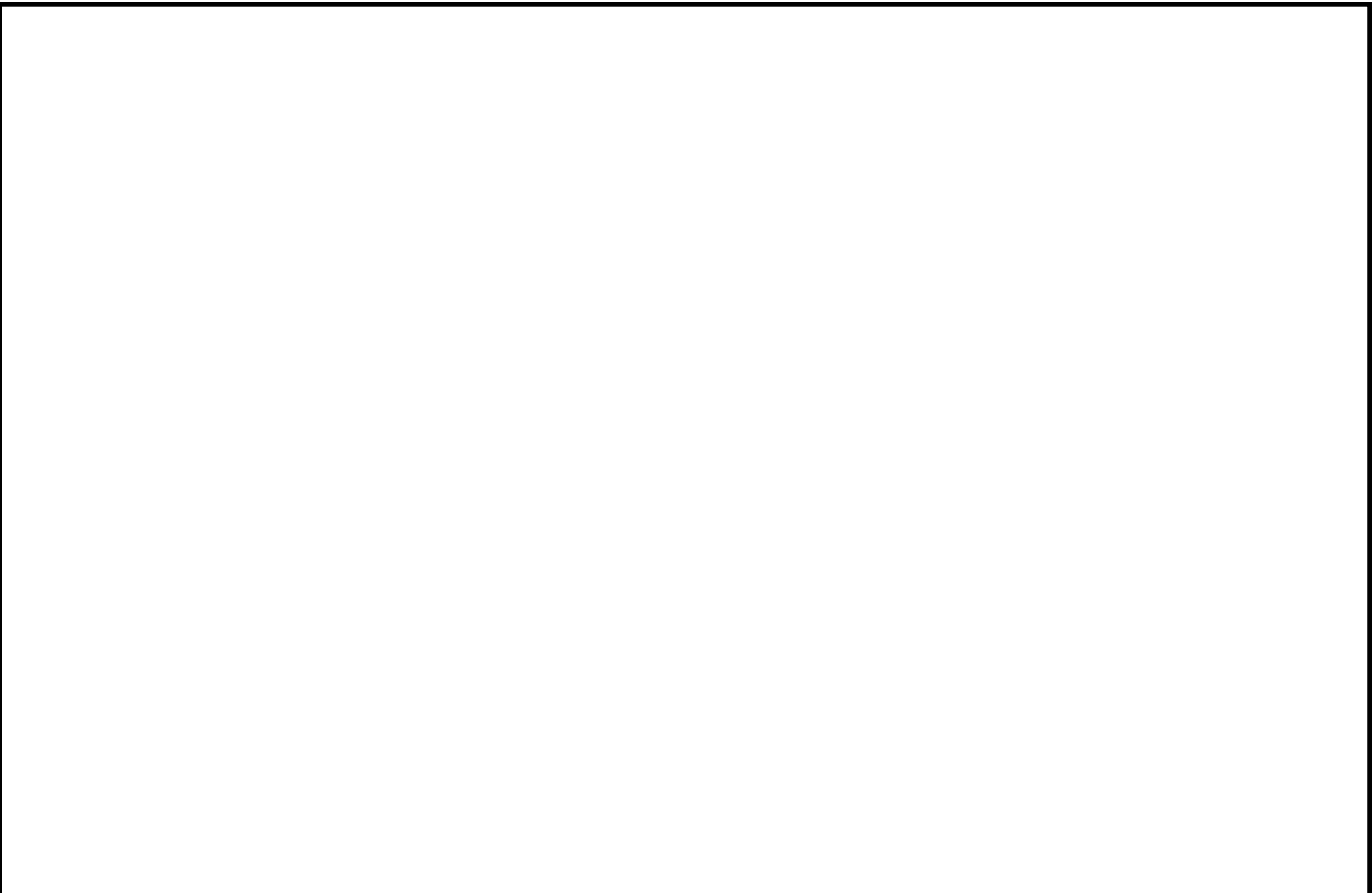


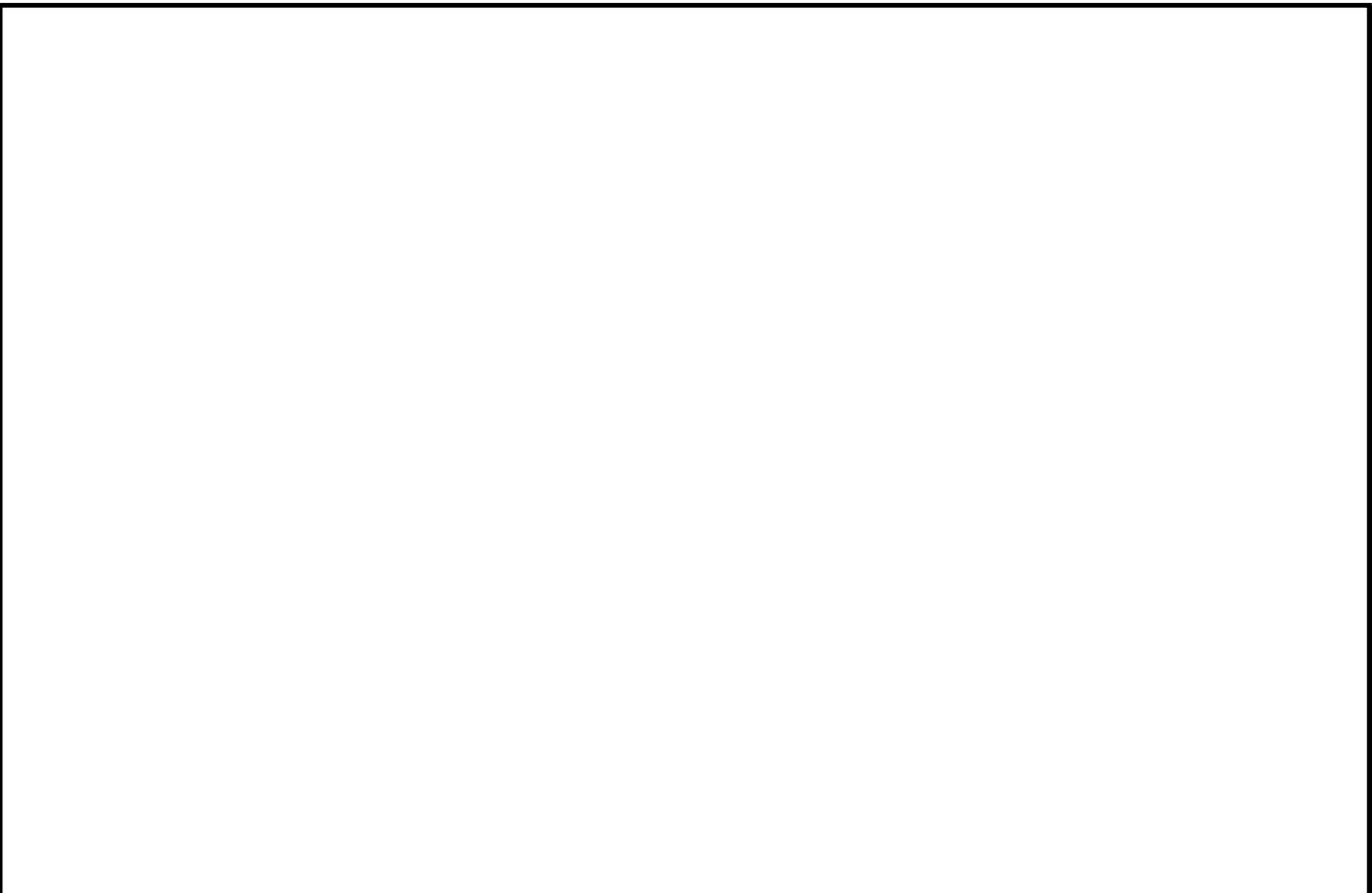


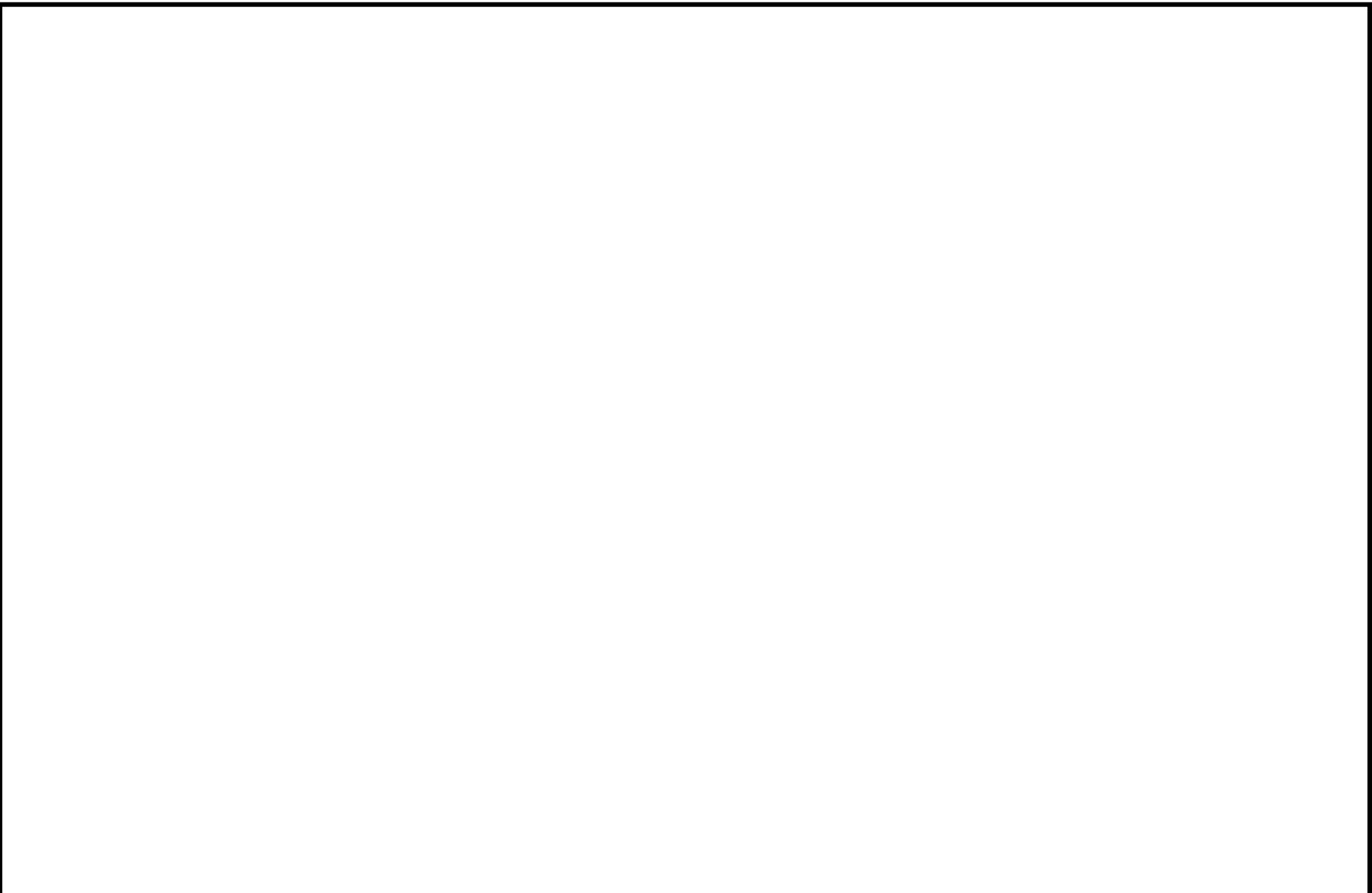


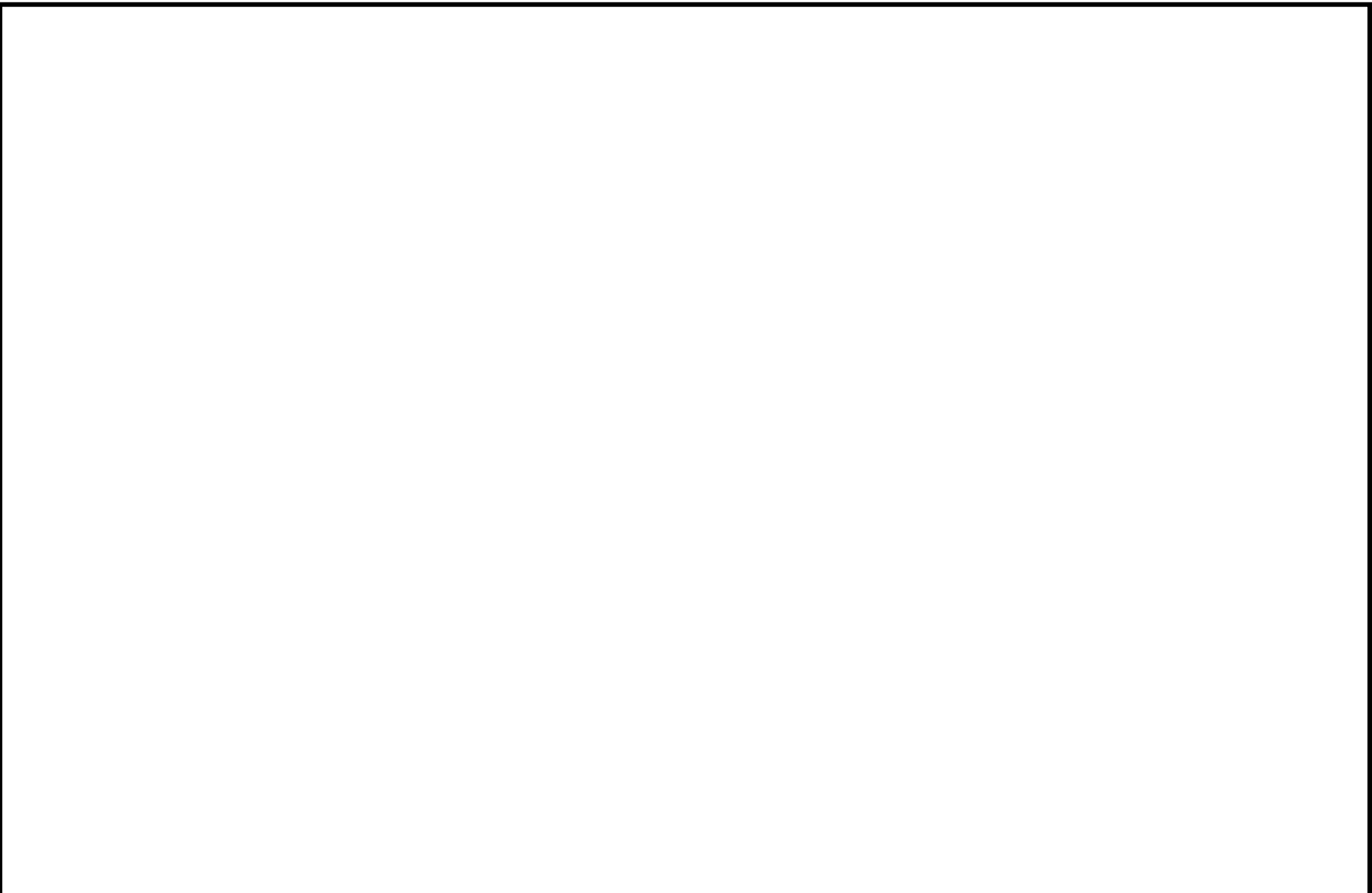














50-1 SA設備基準適合性 一覽表

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

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		代替循環冷却系ポンプ		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
			海水	海水は通水しない	対象外	
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)	—	
			関連資料	50-3 配置図		
		第2号	操作性	中央制御室操作	A	
			関連資料	50-3 配置図		
		第3号	試験検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ	A	
			関連資料	50-5 試験検査		
		第4号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	
			関連資料	50-4 系統図		
		第5号	悪影響防止	系統設計	通常待機時は隔離又は分離	A b
	その他 (飛散物)			その他設備	対象外	
	関連資料			50-4 系統図		
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B		
		関連資料	50-3 配置図			
	第2項	第1号	常設SAの容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	50-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内	A a
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a
				関連資料	50-3 配置図 50-4 系統図	

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

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		残留熱除去系熱交換器		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
			海水	海水を通水しない	対象外	
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)	—	
			関連資料	—	—	
		第2号	操作性	操作不要	対象外	
			関連資料	—	—	
		第3号	試験検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	熱交換器	D	
			関連資料	—	—	
		第4号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	
	関連資料		—	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d	
			その他 (飛散物)	その他設備	対象外	
			関連資料	—	—	
	第6号	設置場所	操作不要	対象外		
		関連資料	—	—		
	第2項	第1号	常設SAの容量	設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもの 必要な容量等に対して十分であるもの	B	
			関連資料	—	—	
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—	—	
第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内	A a	
			サポート系による要因	多様性を考慮すべきDB設備等がない	対象外	
	関連資料		本文	—		

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

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		残留熱除去系海水ポンプ		類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	屋外	D
			海水	海水を通水	I
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)	—
			関連資料	—	
		第2号	操作性	中央制御室操作	A
			関連資料	—	
		第3号	試験検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ	A
			関連資料	—	
		第4号	切替性	本来の用途として使用する	対象外
	関連資料		—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d
			その他 (飛散物)	その他設備	対象外
		関連資料	—		
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B	
		関連資料	—		
	第2項	第1号	常設SAの容量	設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもの 必要な容量等に対して十分であるもの	B
			関連資料	—	
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外
			関連資料	—	
第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	位置的分散を考慮すべきDB設備がない	対象外
			サポート系による要因	多様性を考慮すべきDB設備がない	対象外
	関連資料	本文			

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

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		残留熱除去系海水ストレーナ		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	屋外	D
			海水	使用時に海水を通水又は淡水だけでなく海水も使用可能	II	
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)	—	
			関連資料	—	—	
		第2号	操作性	操作不要	対象外	
		関連資料	—	—		
		第3号	試験検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	その他	M	
		関連資料	—	—		
		第4号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	
	関連資料	—	—			
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d	
		その他 (飛散物)	その他設備	対象外		
		関連資料	—	—		
	第6号	設置場所	操作不要	対象外		
	関連資料	—	—			
	第2項	第1号	常設SAの容量	流路	対象外	
			関連資料	—	—	
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—	—	
第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	位置的分散を考慮すべきDB設備がない	対象外	
			サポート系による要因	多様性を考慮すべきDB設備がない	対象外	
	関連資料	本文	—			

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

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		緊急用海水ポンプ		類型化区分			
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度/屋外の天候/放射線/荷重	その他の建屋内	C	
			海水		常時海水通水又は海で使用	I	
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)		—	
			電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)		—	
			関連資料		—		
		第2号	操作性		中央制御室操作	A	
		関連資料		—			
		第3号	試験検査 (検査性, 系統構成・外部入力)		ポンプ	A	
		関連資料		—			
		第4号	切替性		本来の用途として使用する	対象外	
		関連資料		—			
		第5号	悪影響防止	系統設計		通常待機時は隔離又は分離	A b
			その他 (飛散物)			その他設備	対象外
			関連資料		—		
		第6号	設置場所		中央制御室操作	B	
			関連資料		—		
	第2項	第1号	常設SAの容量		重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料		—		
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外	
			関連資料		—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災		屋内	A a
				サポート系による要因		異なる駆動源又は冷却源	B a
	関連資料				本文		

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

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		緊急用海水ストレーナ		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度/屋外の天候/放射線/荷重	その他の建屋内	C
			海水	使用時に海水を通水又は淡水だけでなく海水も使用可能	II	
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-	
			電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)	-	
			関連資料	-	-	
		第2号	操作性	操作不要	対象外	
		関連資料	-	-		
		第3号	試験検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	その他	M	
		関連資料	-	-		
		第4号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	
		関連資料	-	-		
		第5号	悪影響防止	系統設計	通常待機時は隔離又は分離	A b
	その他 (飛散物)	その他設備	対象外			
	関連資料	-	-			
	第6号	設置場所	操作不要	対象外		
	関連資料	-	-			
	第2項	第1号	常設SAの容量	流路	対象外	
			関連資料	-	-	
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	-	-	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内	A a
				サポート系による要因	多様性を考慮すべきDB設備がない	対象外
				関連資料	本文	-

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

		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		サプレッション・チェンバ	類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
				海水	淡水だけでなく海水も使用	II
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)	—
				関連資料	—	—
		第2号	操作性	操作不要	対象外	
			関連資料	—	—	
		第3号	試験検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	その他	M	
			関連資料	—	—	
		第4号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	
			関連資料	—	—	
		第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d
	その他 (飛散物)			その他設備	対象外	
	関連資料			—	—	
	第6号	設置場所	操作不要	対象外		
		関連資料	—	—		
	第2項	第1号	常設SAの容量	設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもの 必要な容量等に対して十分であるもの	B	
			関連資料	—	—	
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—	—	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	位置的分散を考慮すべきDB設備等がない	対象外
				サポート系による要因	多様性を考慮すべきDB設備等がない	対象外
				関連資料	本文	—



東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

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フィルタ装置		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	その他建屋内	C
			海水	海水を通水しない	対象外	
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)	—	
			関連資料	50-3 配置図		
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	50-3 配置図		
		第3号	試験検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	容器(タンク類)	C	
			関連資料	50-5 試験検査		
		第4号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	
	関連資料		50-4 系統図			
	第5号	悪影響防止	系統設計	弁等の操作で系統構成	A a	
			その他 (飛散物)	その他設備	対象外	
			関連資料	50-4 系統図		
	第6号	設置場所	操作不要	対象外		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設SAの容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	50-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	屋内	A a
				サポート系による要因	多様性を考慮すべきDB設備等がない	対象外
				関連資料	50-3 配置図 50-4 系統図	

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

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		第一弁 (S/C側) 第一弁 (D/W側) 第二弁 第二弁バイパス弁 遠隔人力操作機構		類型化区分			
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内，その他建屋内	B, C	
			海水	海水を通水しない	対象外		
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—		
			電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)	—		
			関連資料	50-3 配置図			
		第2号	操作性	中央制御室操作，現場操作 (弁操作)		A, B f	
			関連資料	50-3 配置図			
		第3号	試験検査 (検査性，系統構成・外部入力)	弁		B	
			関連資料	50-5 試験検査			
		第4号	切替性	本来の用途として使用する		対象外	
			関連資料	50-4 系統図			
		第5号	悪影響防止	系統設計	弁等の操作で系統構成		A a
	その他 (飛散物)			その他設備		対象外	
	関連資料			50-4 系統図			
	第6号	設置場所	中央制御室操作，現場 (遠隔) 操作		B, A b		
		関連資料	50-3 配置図				
	第2項	第1号	常設SAの容量	流路		対象外	
			関連資料	—			
		第2号	共用の禁止	共用しない設備		対象外	
			関連資料	—			
		第3号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	屋内		A a
				サポート系による要因	多様性を考慮すべきDB設備等がない		対象外
				関連資料	50-3 配置図 50-4 系統図		

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

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		第二弁操作室遮蔽		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	その他建屋内	C
			海水	海水を通水しない	対象外	
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)	—	
			関連資料	50-3 配置図		
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	50-3 配置図		
		第3号	試験検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	遮蔽	K	
			関連資料	50-5 試験検査		
		第4号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	
	関連資料		50-4 系統図			
	第5号	悪影響防止	系統設計	他設備から独立	A c	
			その他 (飛散物)	その他設備	対象外	
		関連資料	50-3 配置図 50-4 系統図			
	第6号	設置場所	操作不要	対象外		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設SAの容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	—		
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
第3号		共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	屋内	A a	
			サポート系による要因	多様性を考慮すべきDB設備等がない	対象外	
	関連資料	50-3 配置図				

東海第二発電所 SA設備基準適合性一覧表(可搬型)

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		第二弁操作室空気ポンプユニット (空気ポンプ)	類型化区分		
第43条	第1項	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重 海水	その他建屋内	C
			海水	海水を通水しない	対象外
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)	—
			関連資料	50-3 配置図	
		第2号	操作性	現場操作 (弁操作)	B f
			関連資料	50-3 配置図	
		第3号	試験検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	容器 (タンク類)	C
			関連資料	50-5 試験検査	
		第4号	切替性	本来の用途として使用する	対象外
			関連資料	50-4 系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	他設備から独立
	その他 (飛散物)			その他設備	対象外
	関連資料			50-4 系統図	
	第6号	設置場所	現場 (設置場所) 操作	A a	
		関連資料	50-3 配置図		
	第3項	第1号	可搬SAの容量	その他設備 (必要な本数である19本に加え, バックアップとして7本の合計24本を保有する)	C
			関連資料	50-6 容量設定根拠	
		第2号	可搬SAの接続性	(対象外)	対象外
			関連資料	—	
		第3号	異なる複数の接続箇所の確保	(対象外)	対象外
			関連資料	—	
		第4号	設置場所	(放射線の高くなるおそれの少ない場所を選定)	—
			関連資料	—	
第5号		保管場所	位置的分散を考慮すべき設計基準事故対処設備等がない	対象外	
		関連資料	—		
第6号		アクセスルート	屋内	A	
		関連資料	—		
第7号	共通要因故障防止	環境条作, 自然現象, 外部人為事象, 浴水, 火災	屋内	A a	
		サポート系による要因	多様性を考慮すべきDB設備等がない	対象外	
		関連資料	50-3 配置図		

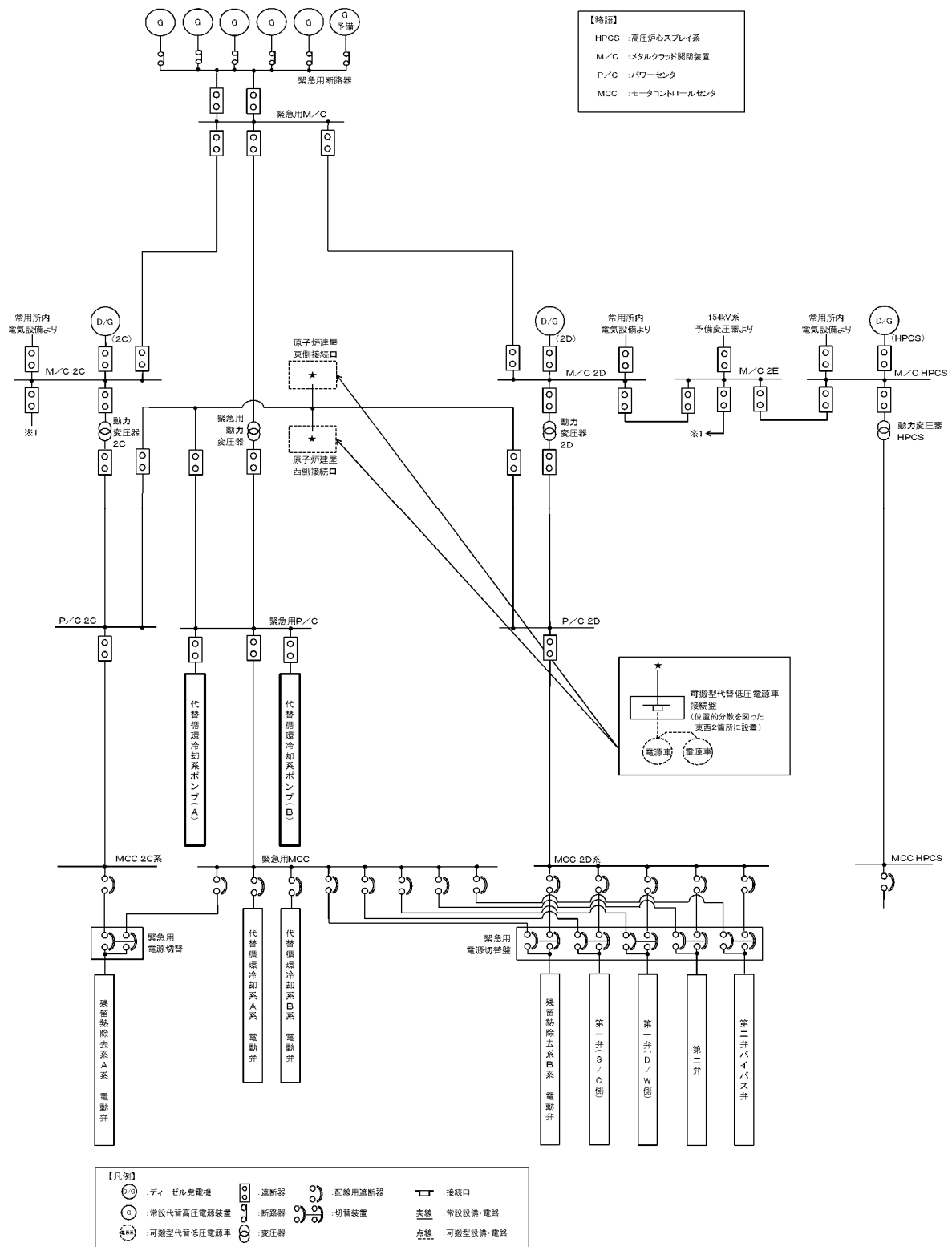
東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

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		第二弁操作室差圧計		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	その他建屋内	C
			海水	海水を通水しない	対象外	
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)	—	
			関連資料	50-3 配置図		
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
		関連資料	50-3 配置図			
		第3号	試験検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
		関連資料	—			
		第4号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	
	関連資料	50-4 系統図				
	第5号	悪影響防止	系統設計	他設備から独立	A c	
		その他 (飛散物)	その他設備	対象外		
		関連資料	50-3 配置図 50-4 系統図			
	第6号	設置場所	操作不要	対象外		
	関連資料	—				
	第2項	第1号	常設SAの容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	—		
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
第3号		共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	屋内	A a	
		サポート系による要因	多様性を考慮すべきDB設備等がない	対象外		
	関連資料	50-3 配置図				

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

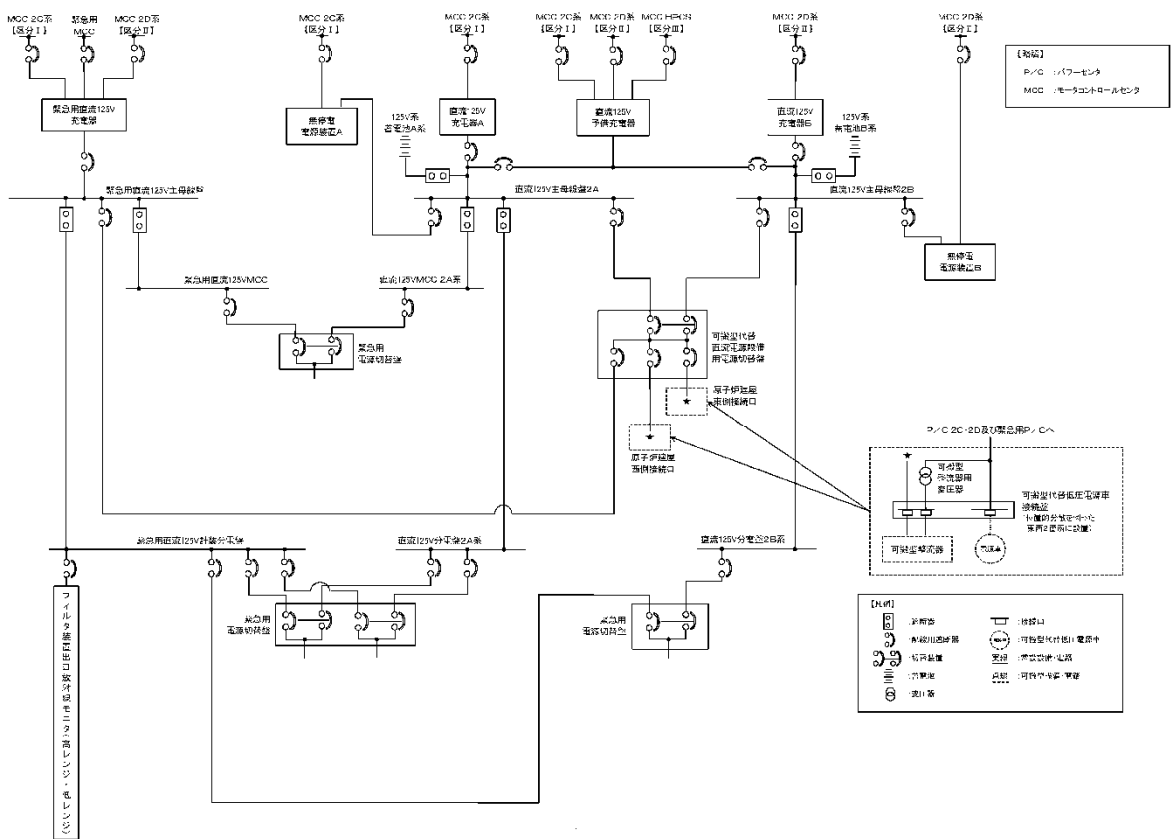
第50条:原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備		圧力開放板		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	屋外 (有効に機能を発揮する)	D
			海水	(海水を通水しない)	対象外	
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)	—	
			関連資料	50-3 配置図		
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
		関連資料	50-3 配置図			
		第3号	試験検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	その他	M	
		関連資料	50-5 試験検査			
		第4号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	
	関連資料	50-4 系統図				
	第5号	悪影響防止	系統設計	弁等の操作で系統構成	A a	
		その他 (飛散物)	その他設備		対象外	
		関連資料	50-4 系統図			
	第6号	設置場所	(操作不要)	対象外		
	関連資料	50-3 配置図				
	第2項	第1号	常設SAの容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	50-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
第3号		共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	屋外	A b	
		サポート系による要因	多様性を考慮すべきDB設備等がない		対象外	
	関連資料	50-3 配置図 50-4 系統図				

## 50-2 電源構成図



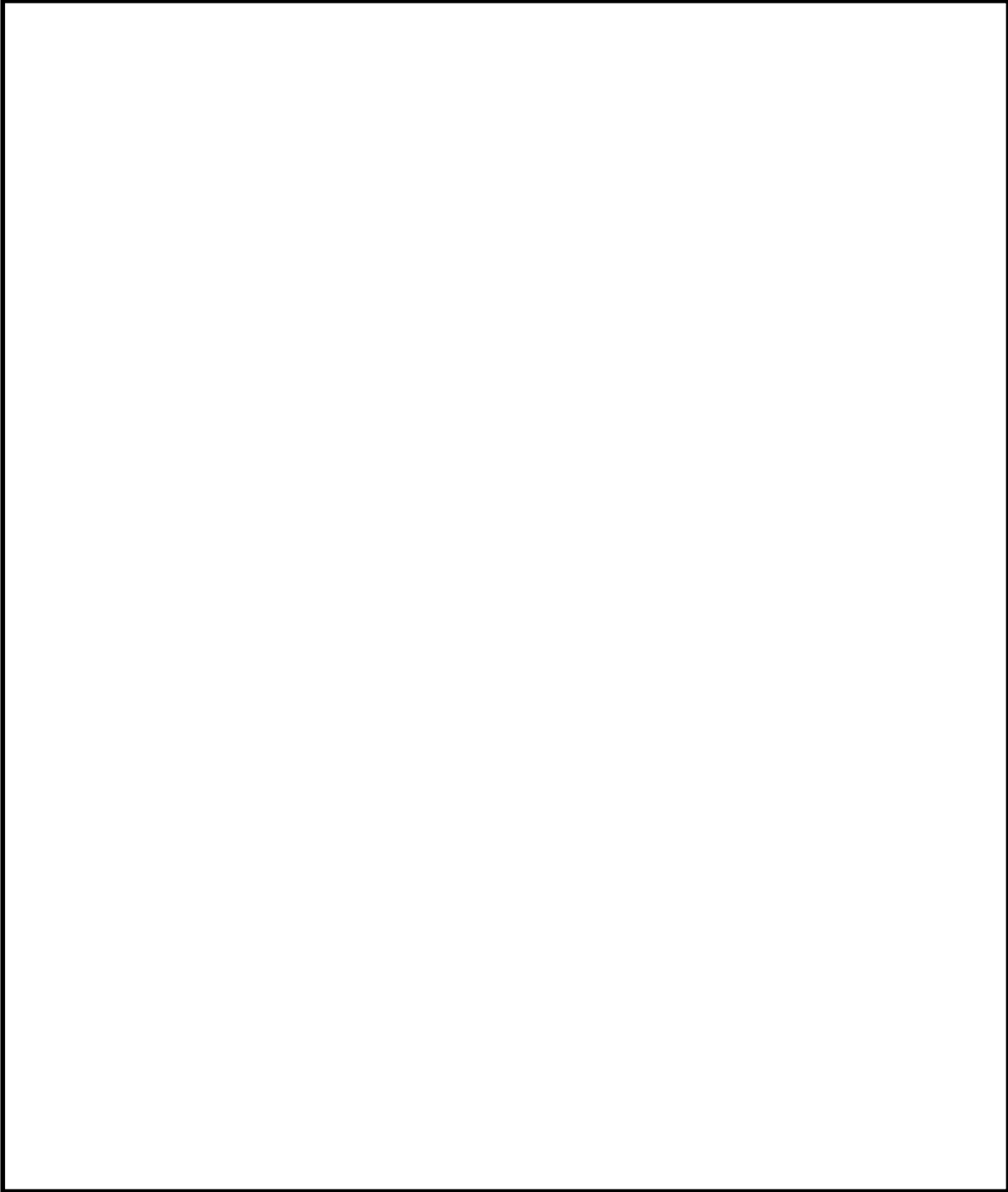
第50-2-1図 電源構成図 (交流電源)



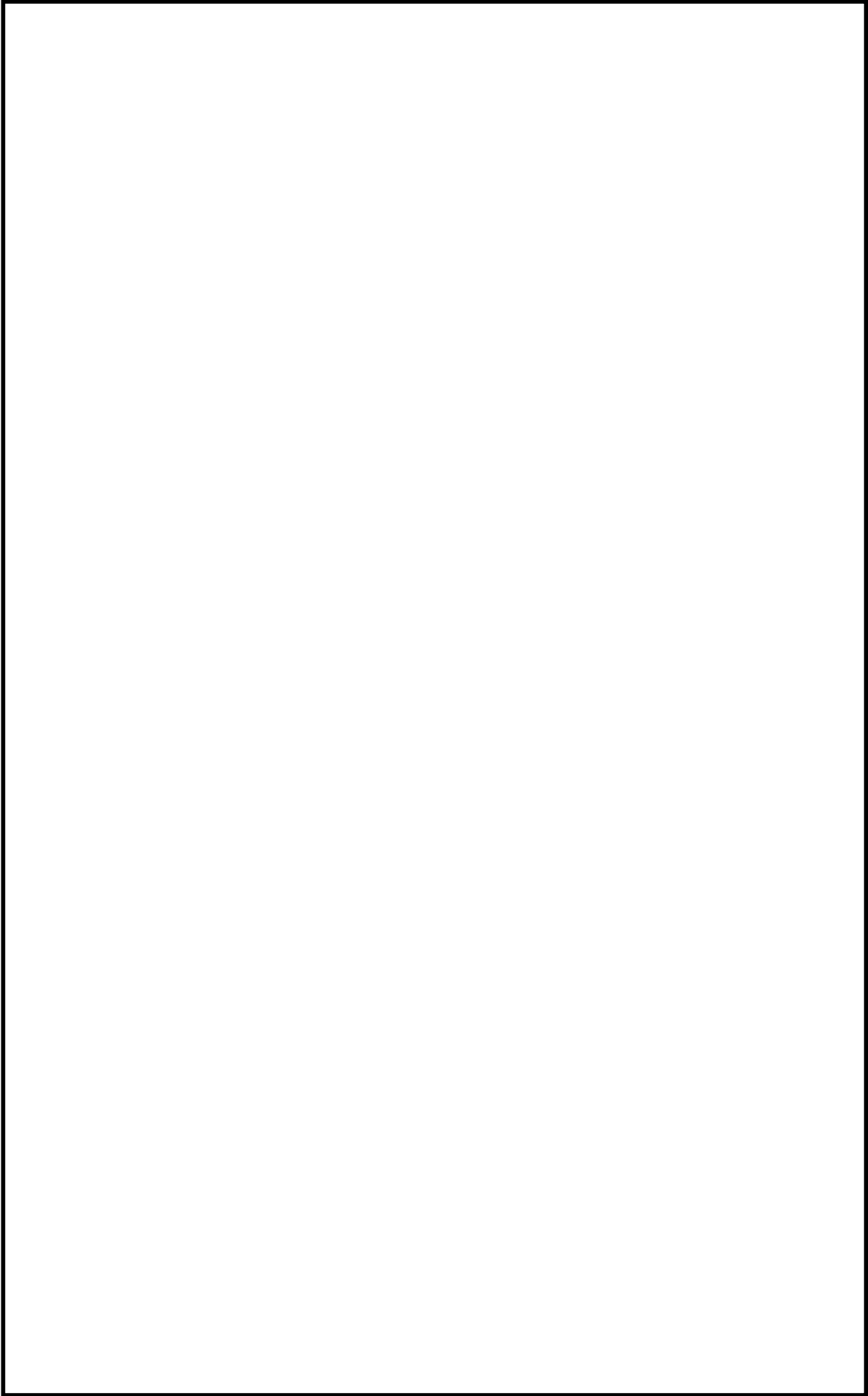


第50-2-2図 電源構成図 (直流電源)

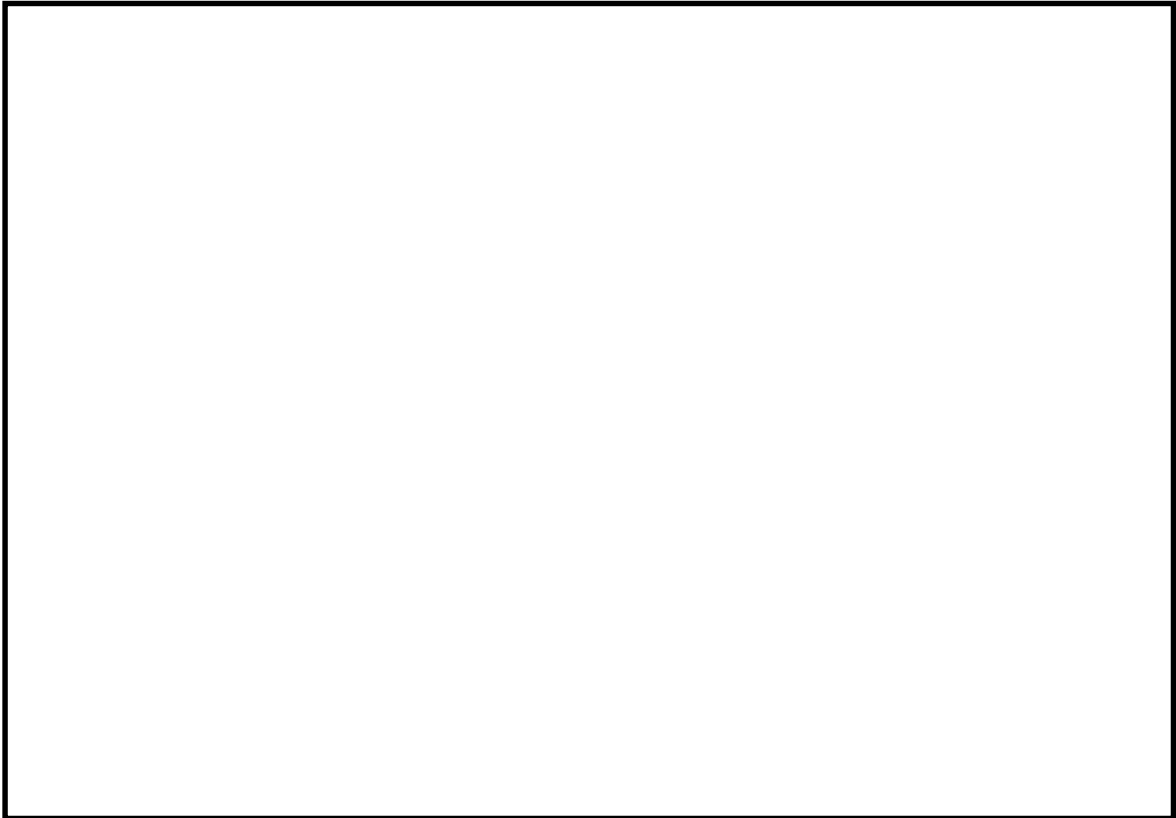
50-3 配置図



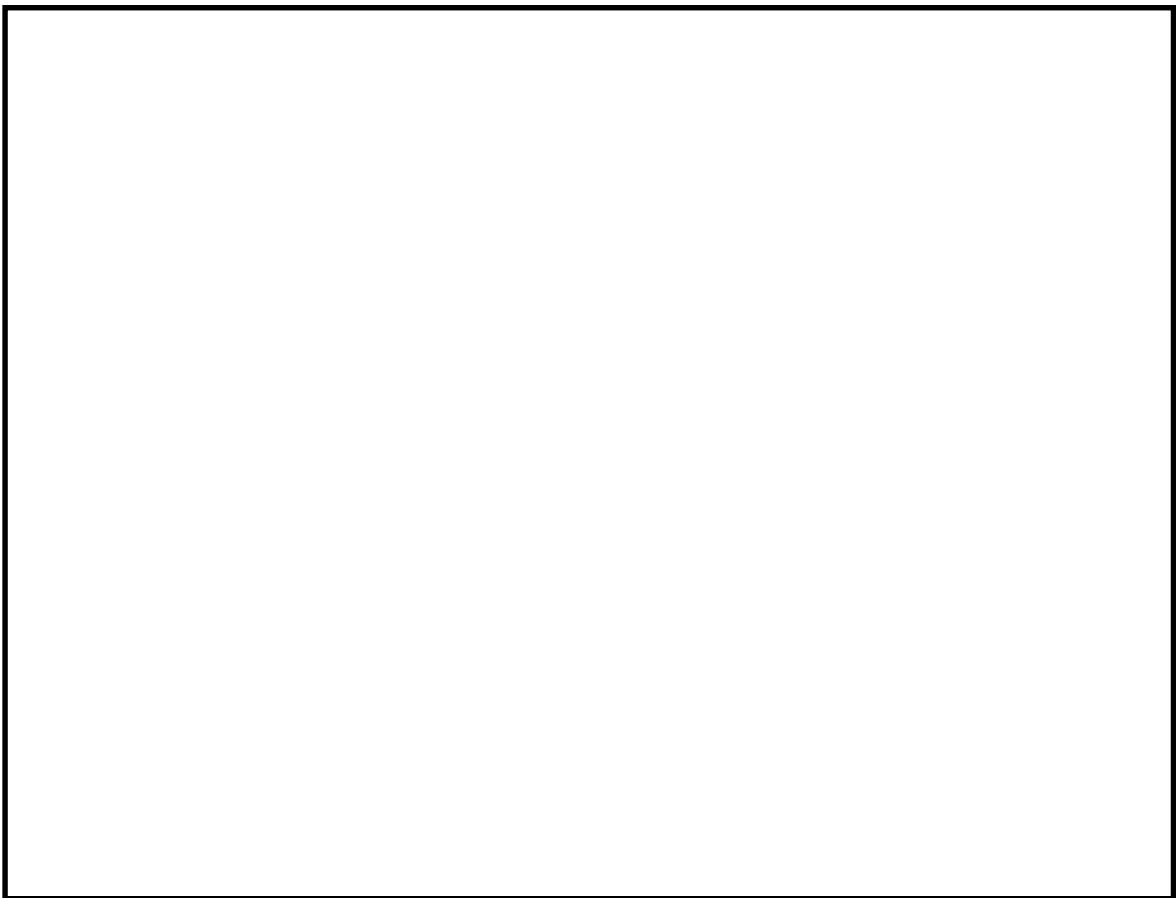
第 50-3-1 図 代替循環冷却系ポンプ配置図



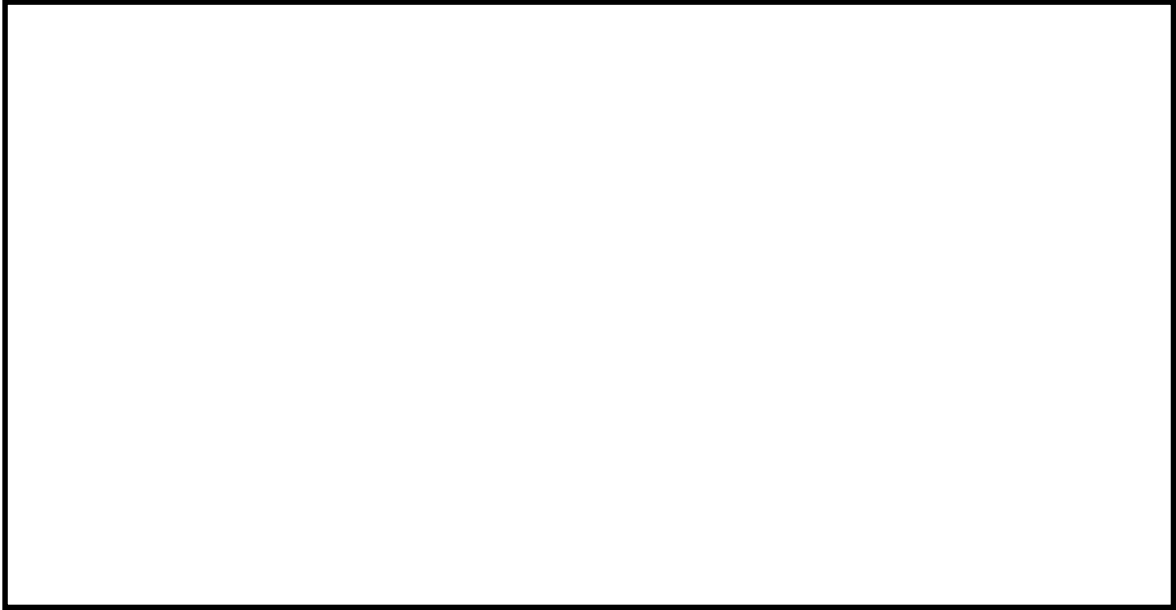
第50-3-2 図 格納容器フィルタータレント系 配管ルート図 (全体図)



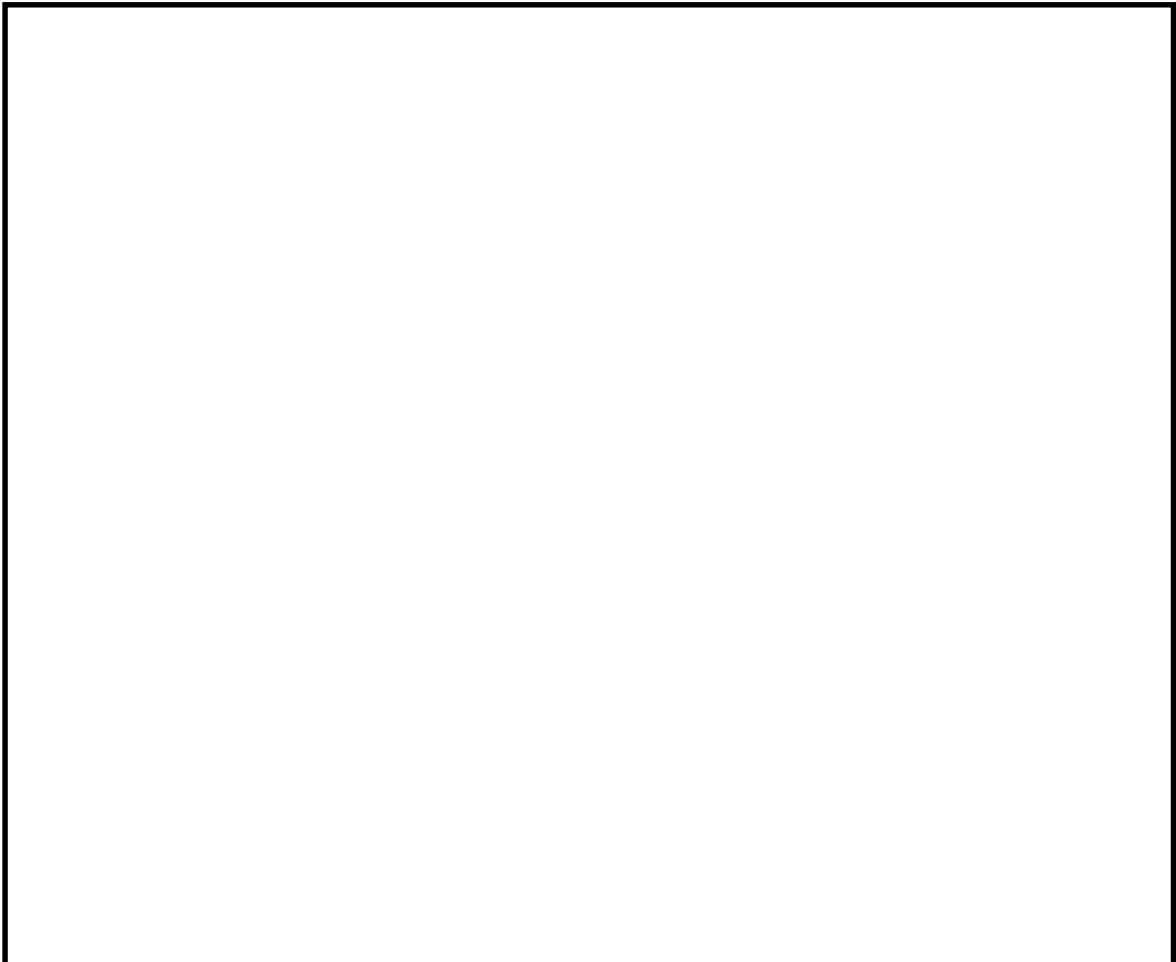
第 50-3-3 図 格納容器フィルタベント系配管ルート拡大図 (1/12)



第 50-3-3 図 格納容器フィルタベント系配管ルート拡大図 (2/12)



第 50-3-3 図 格納容器フィルタベント系配管ルート拡大図 (3/12)



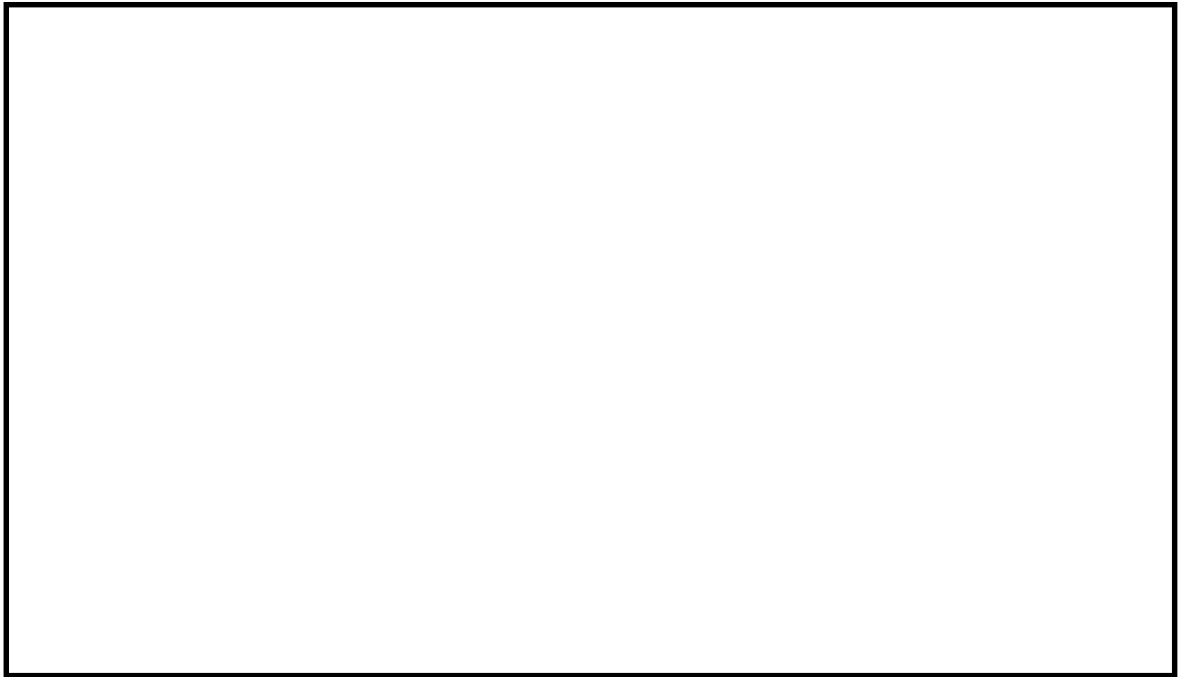
第 50-3-3 図 格納容器フィルタベント系配管ルート拡大図 (4/12)



第 50-3-3 図 格納容器フィルタベント系配管ルート拡大図 (5/12)



第 50-3-3 図 格納容器フィルタベント系配管ルート拡大図 (6/12)



第 50-3-3 図 格納容器フィルタベント系配管ルート拡大図 (7/12)

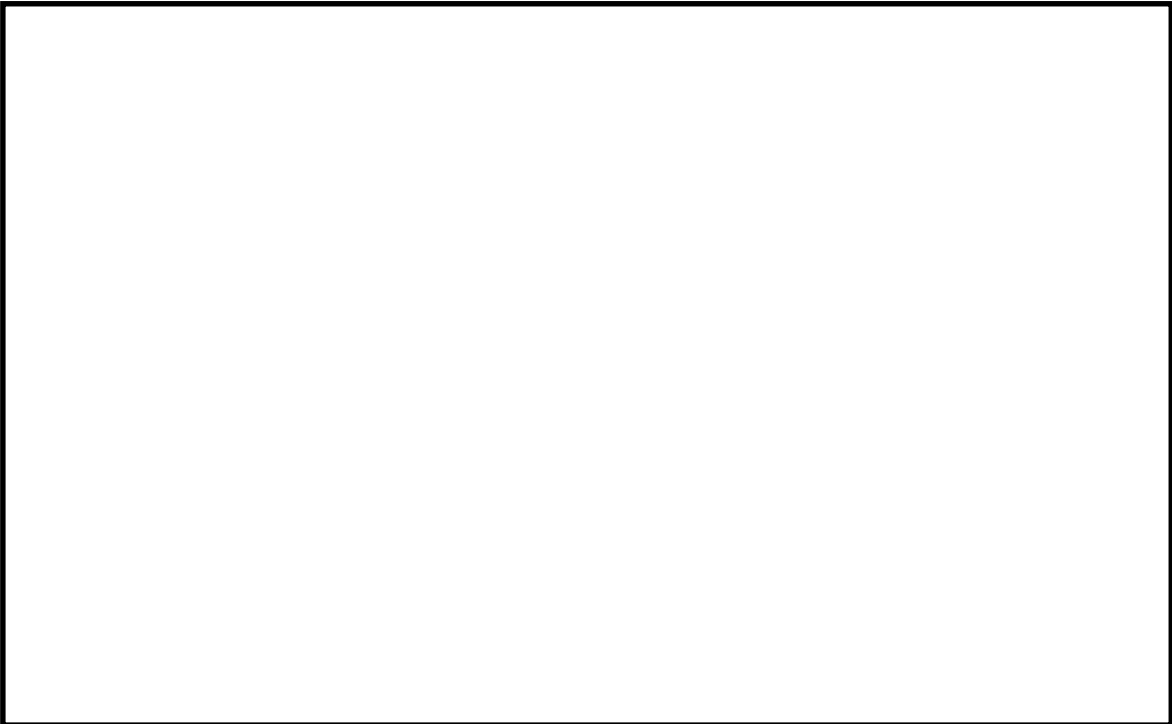


第 50-3-3 図 格納容器フィルタベント系配管ルート拡大図 (8/12)

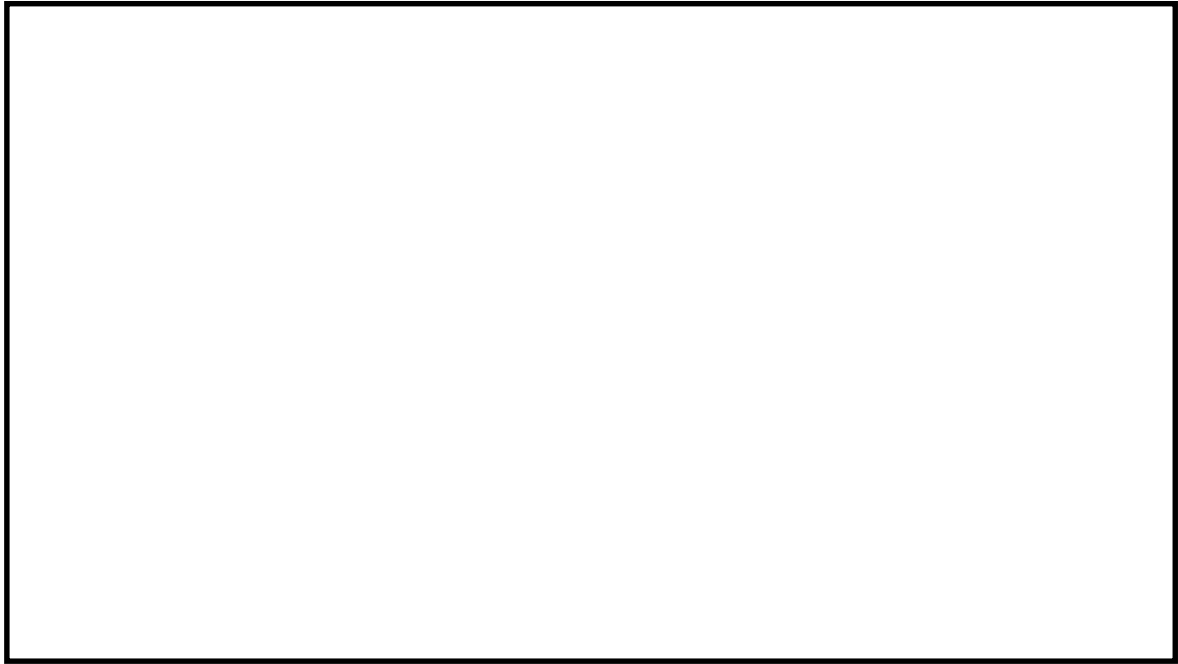




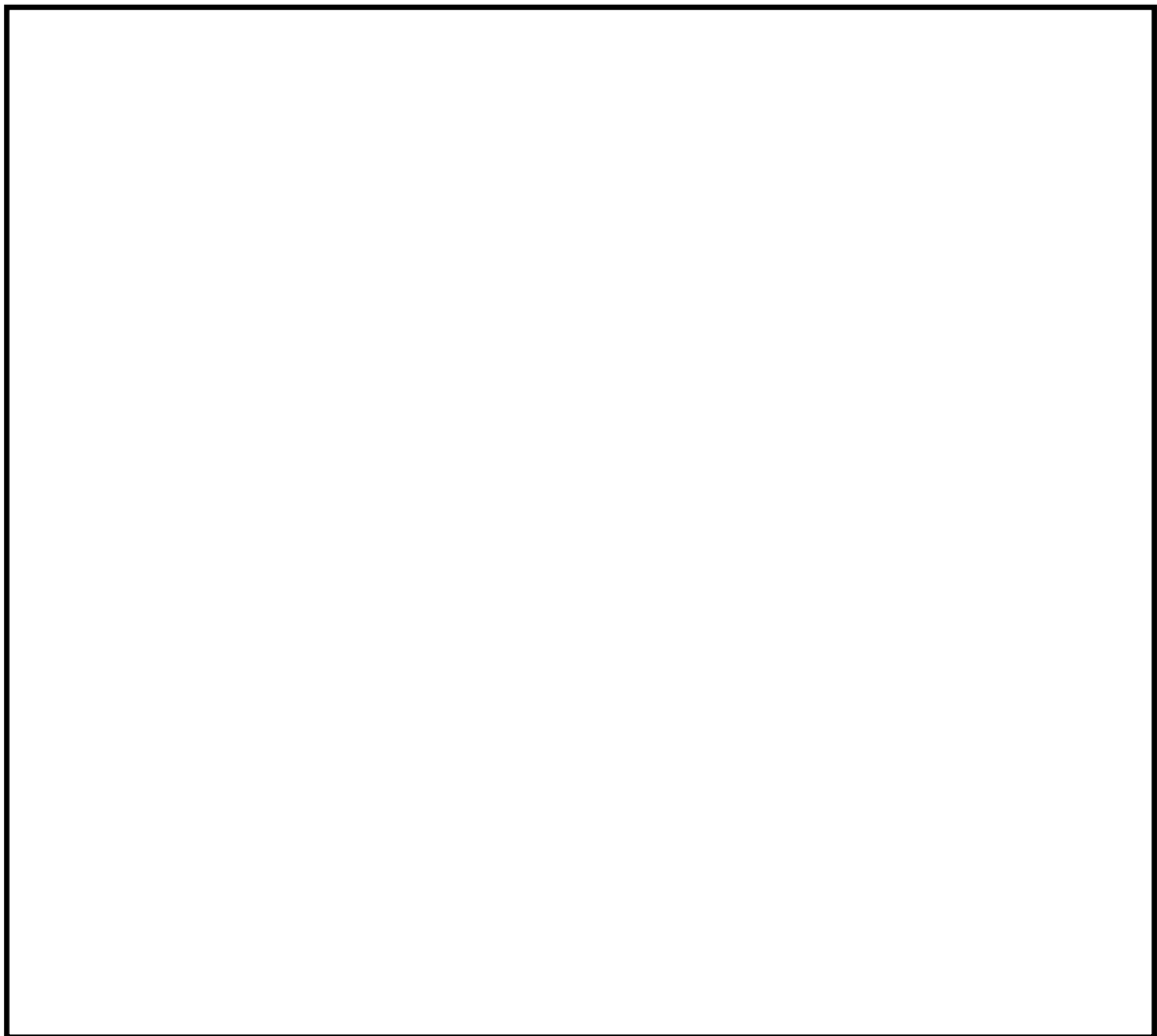
第 50-3-3 図 格納容器フィルタベント系配管ルート拡大図 (9/12)



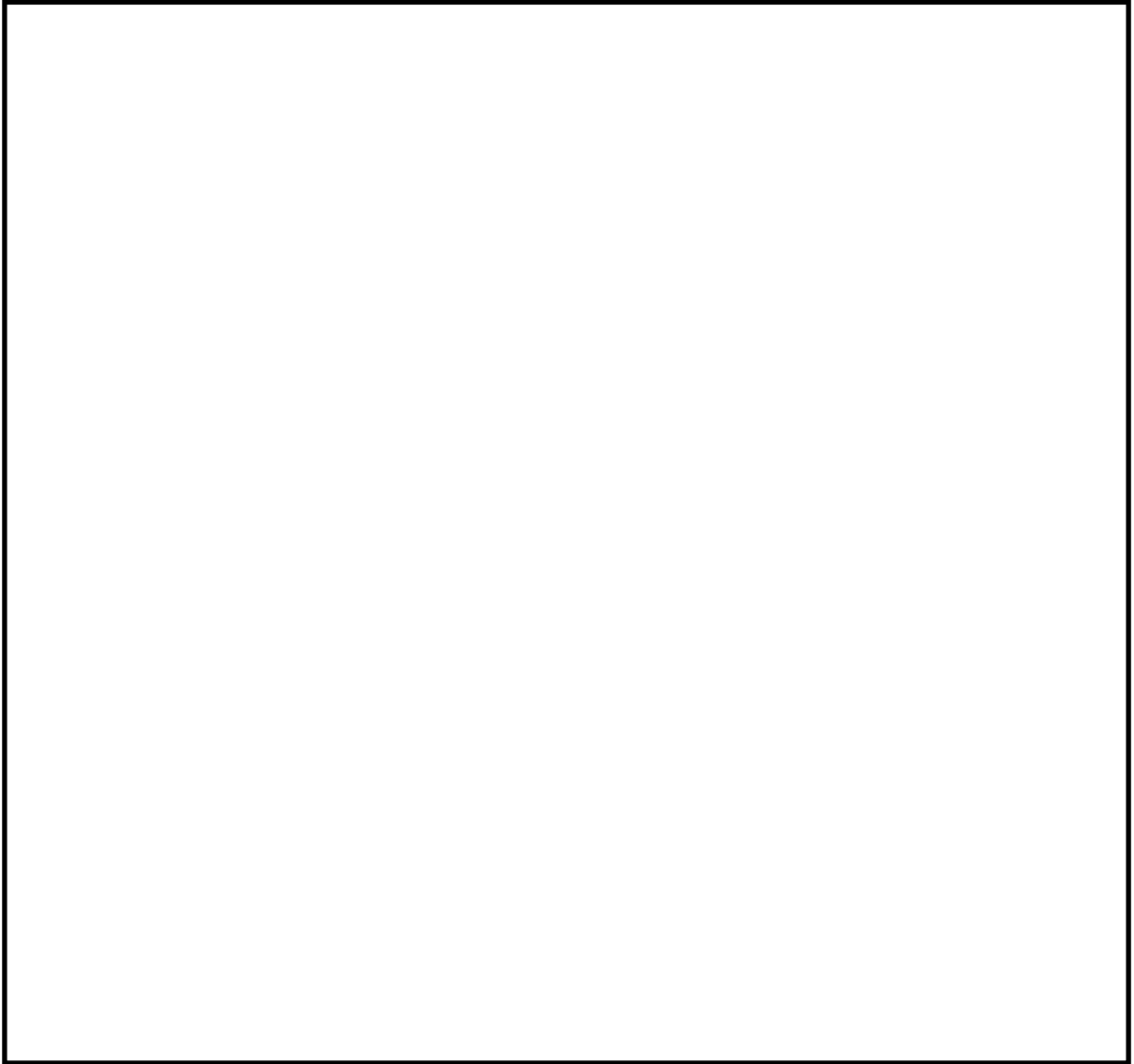
第 50-3-3 図 格納容器フィルタベント系配管ルート拡大図 (10/12)



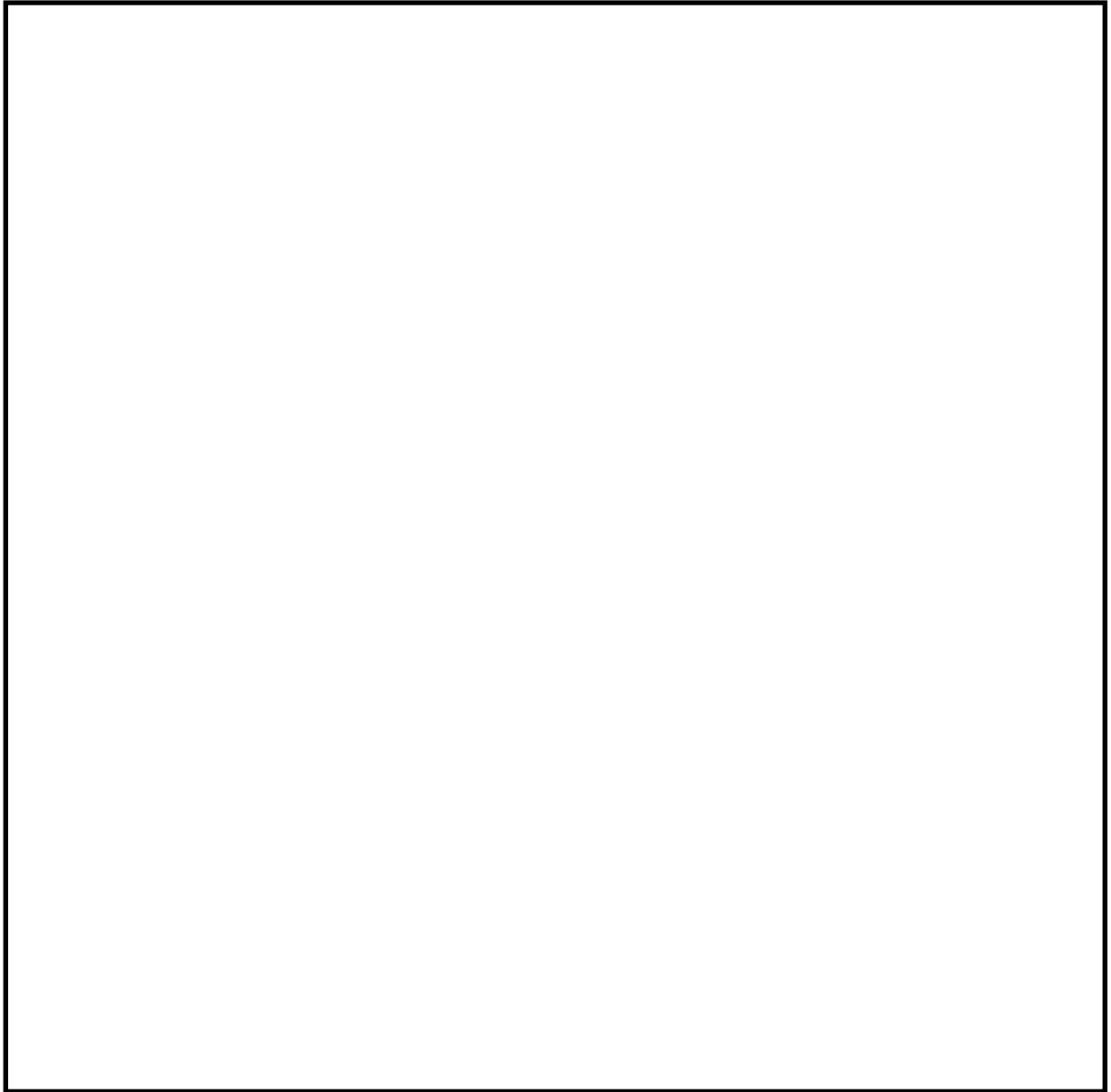
第 50-3-3 図 格納容器フィルタベント系配管ルート拡大図 (11/12)



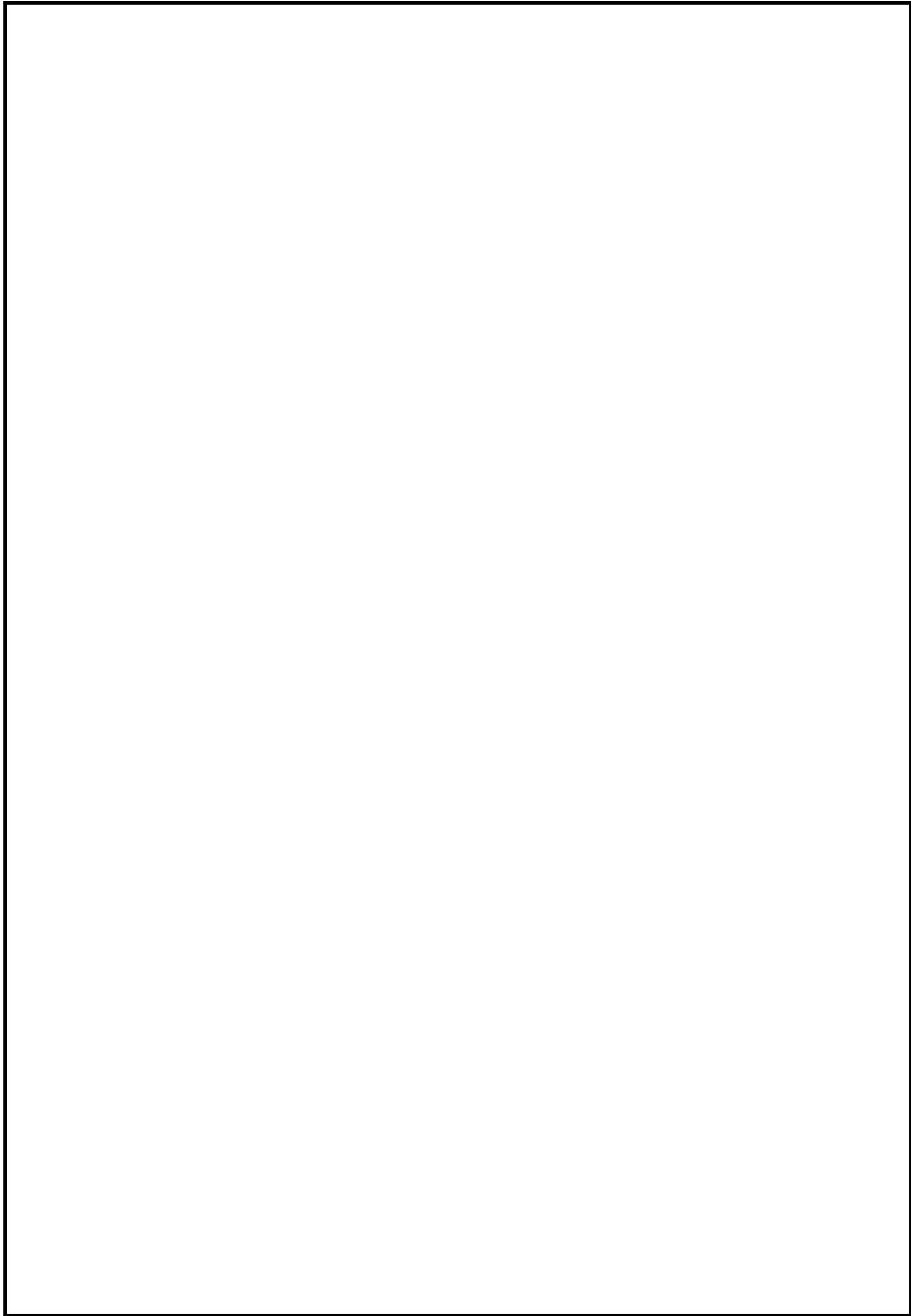
第 50-3-3 図 格納容器フィルタベント系配管ルート拡大図 (12/12)



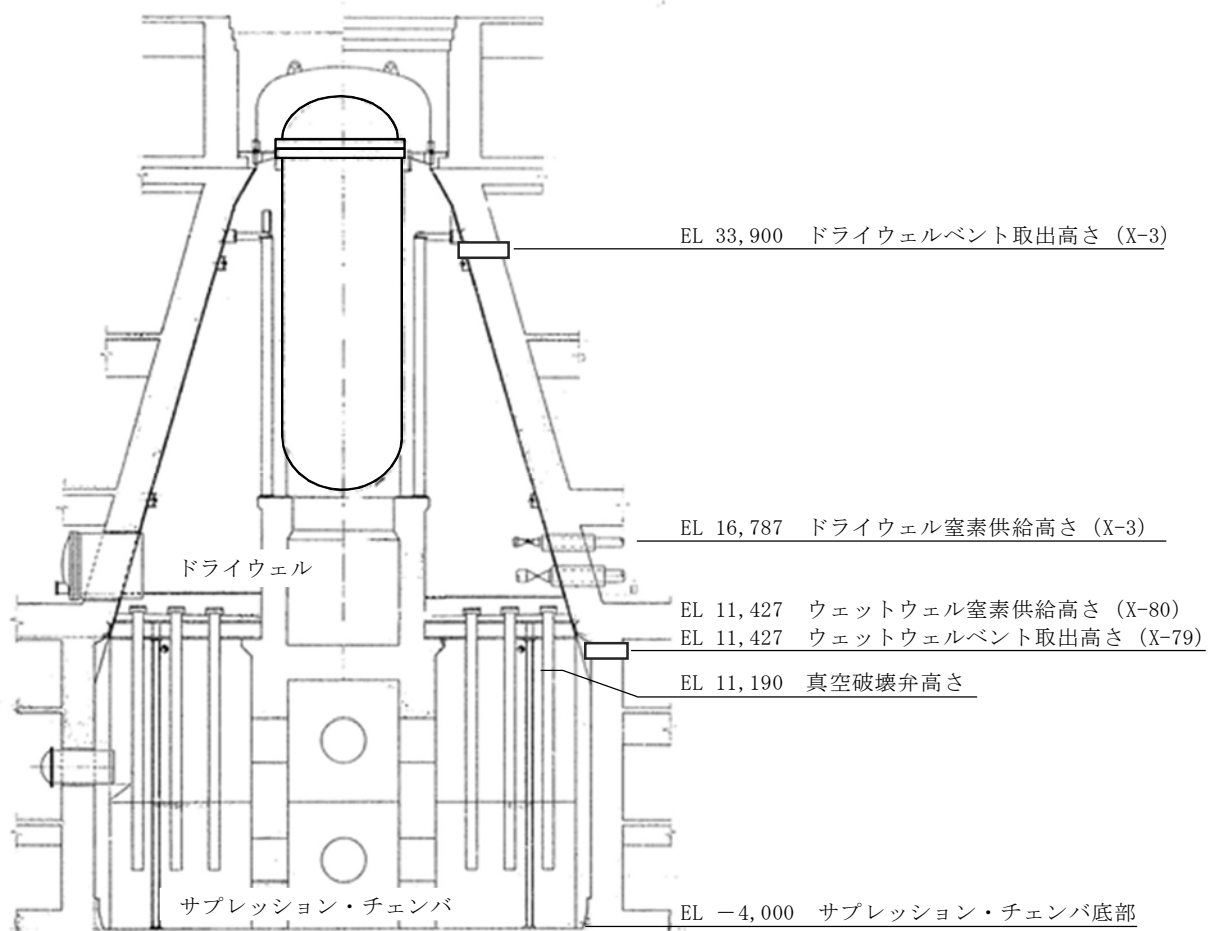
第 50-3-4 図 隔離弁の操作場所 (1/3)



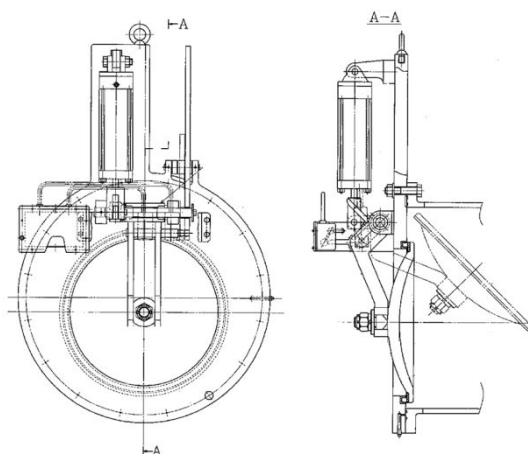
第 50-3-4 図 隔離弁の操作場所 (2/3)



第 50-3-4 図 隔離弁の操作場所 (3/3)

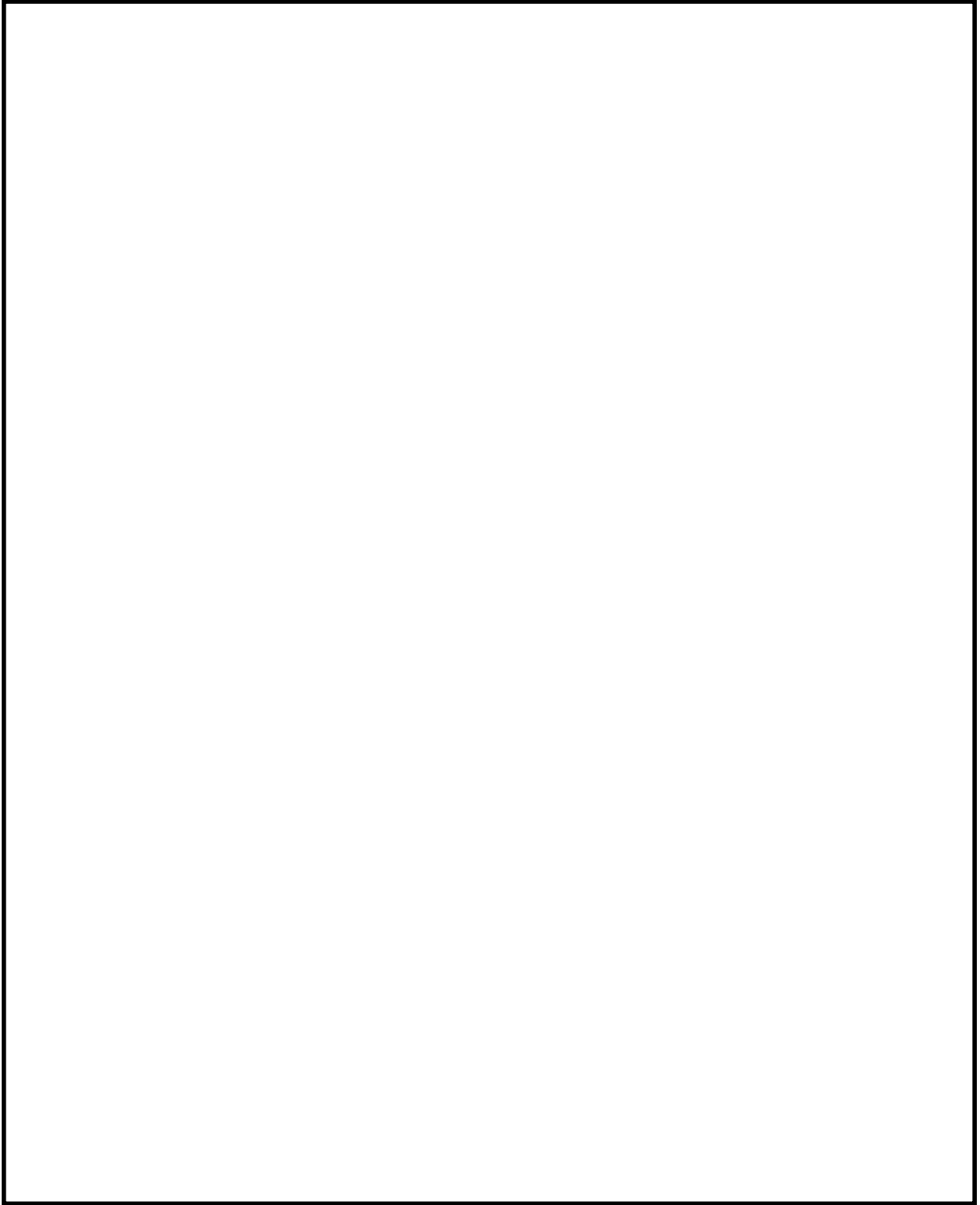


格納容器



真空破壊弁  
(個数：11)

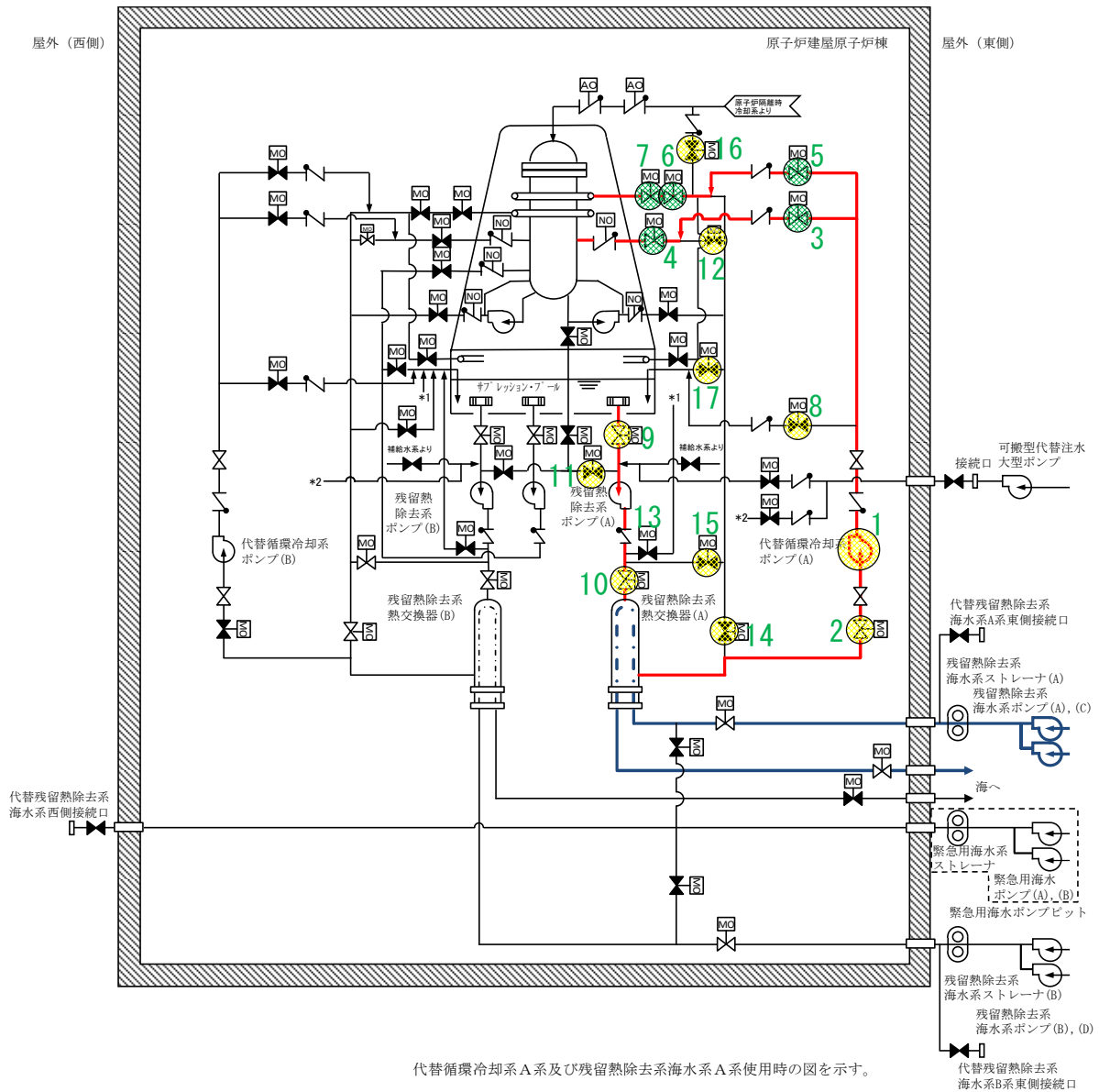
第 50-3-5 図 真空破壊弁設置場所



第 50-3-6 図 中央制御室配置図

50-4 系統図





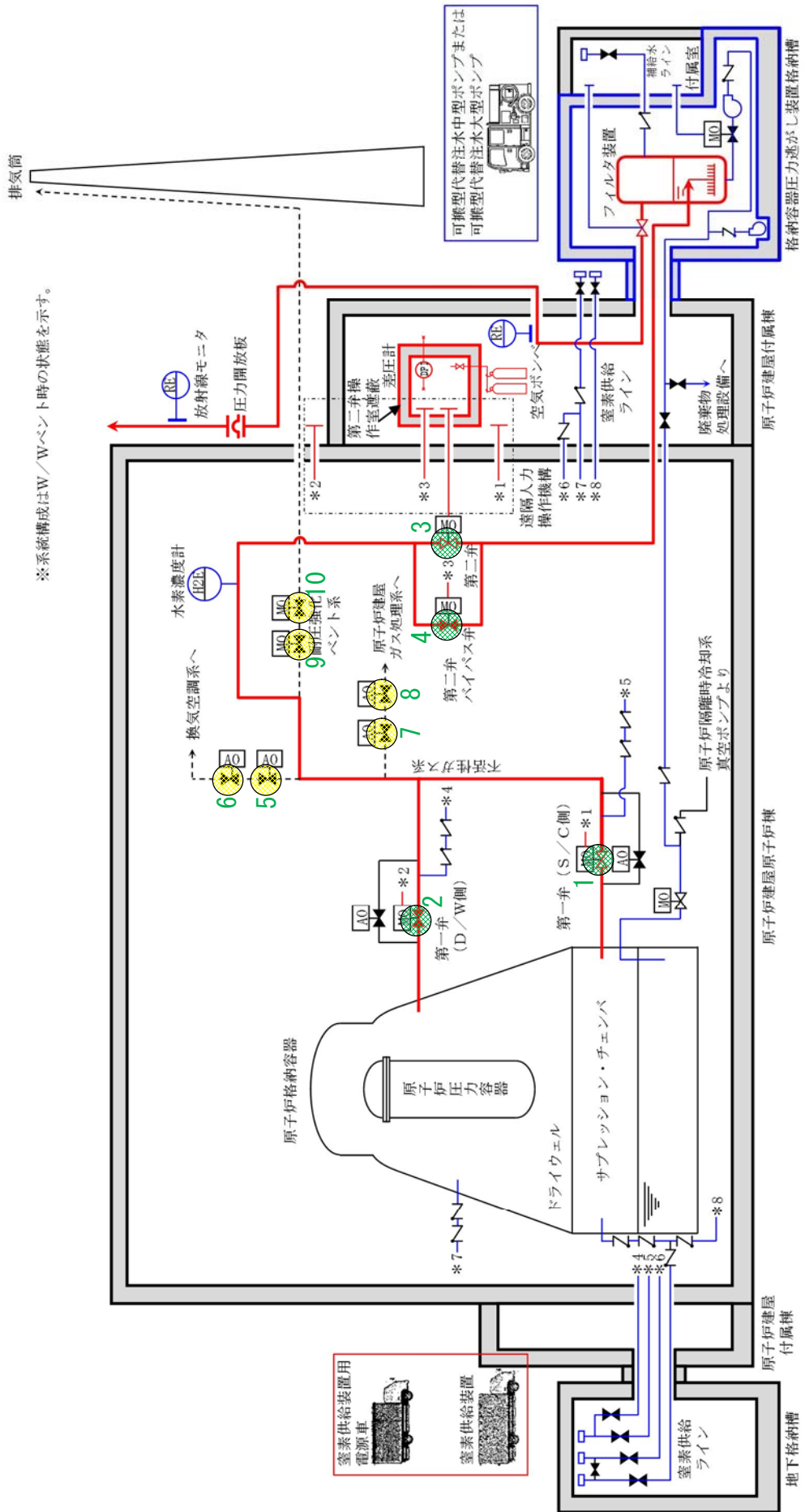
- : 重大事故等発生時に操作する機器 (系統構成時)
- : 重大事故等発生時に操作する機器 (運転時)

第 50-4-1 図 代替循環冷却系系統概要図

第 50-4-1 表 代替循環冷却系 機器リスト

No.	弁名称
1	代替循環冷却系ポンプ (A)
2	代替循環冷却系ポンプ (A) 入口弁
3	代替循環冷却系 A 系注入弁
4	残留熱除去系 A 系注入弁
5	代替循環冷却系 A 系格納容器スプレイ弁
6	残留熱除去系 A 系 D/W スプレイ弁
7	残留熱除去系 A 系 D/W スプレイ弁
8	代替循環冷却系 A 系テスト弁
9	残留熱除去系ポンプ (A) 入口弁
10	残留熱除去系熱交換器 (A) 入口弁
11	残留熱除去系ポンプ (A) 停止時冷却ライン入口弁
12	残留熱除去系 A 系注水配管分離弁
13	残留熱除去系熱交換器 (A) ミニフロー弁
14	残留熱除去系熱交換器 (A) 出口弁
15	残留熱除去系熱交換器 (A) バイパス弁
16	残留熱除去系ヘッドスプレイ隔離弁
17	残留熱除去系 A 系凝縮水ラインドレン弁

— 重大事故等対処設備 (主要設備)  
 — 重大事故等対処設備 (関連設備)



※系統構成はW/Wベント時の状態を示す。

● : 重大事故等発生時に操作する弁 (系統構成時)  
 ● : 重大事故等発生時に操作する弁 (運転時)

第 50-4-2 図 格納容器圧力逃がし装置系統概要図

第 50-4-2 表 格納容器圧力逃がし装置 弁リスト

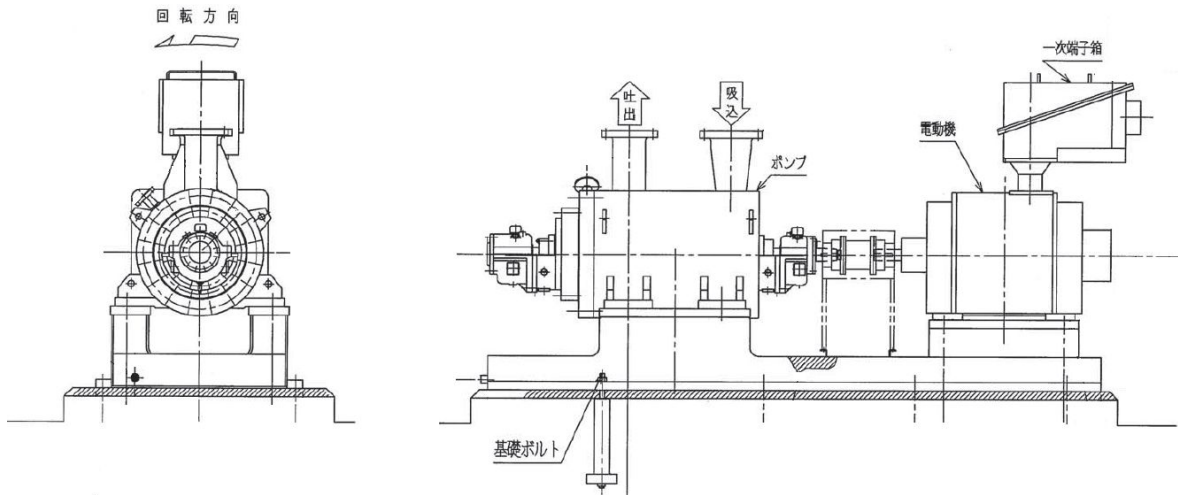
No.	弁名称
1	第一弁 (S/C側)
2	第一弁 (D/W側)
3	第二弁
4	第二弁バイパス弁
5	換気空調系一次隔離弁
6	換気空調系二次隔離弁
7	原子炉建屋ガス処理系一次隔離弁
8	原子炉建屋ガス処理系二次隔離弁
9	耐圧強化ベント系一次隔離弁
10	耐圧強化ベント系二次隔離弁

## 50-5 試験検査

第 50-5-1 表 代替循環冷却系ポンプの試験検査

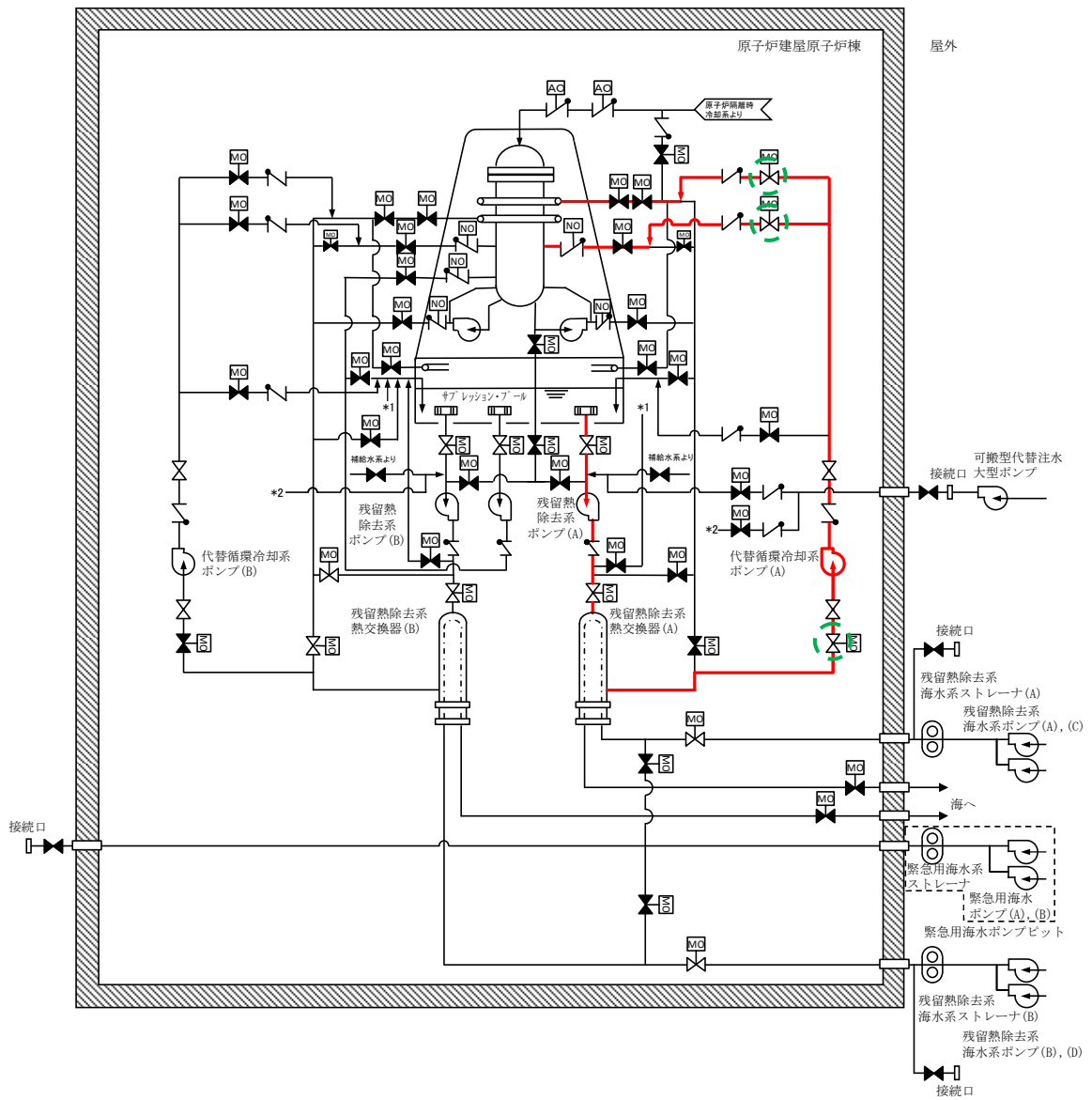
原子炉の状態	項目	内容
運転中	機能・性能検査	ポンプ運転性能，ポンプ及び系統配管・弁の漏えいの確認，外観の確認
	弁動作確認	弁開閉動作の確認
停止中	機能・性能検査	ポンプ運転性能，ポンプ及び系統配管・弁の漏えい確認，外観の確認
	弁動作確認	弁開閉動作の確認
	分解検査	ポンプ又は弁の部品の表面状態について浸透探傷試験及び目視により確認

ケーシングカバーを取り外すことで、  
分解点検が可能である。

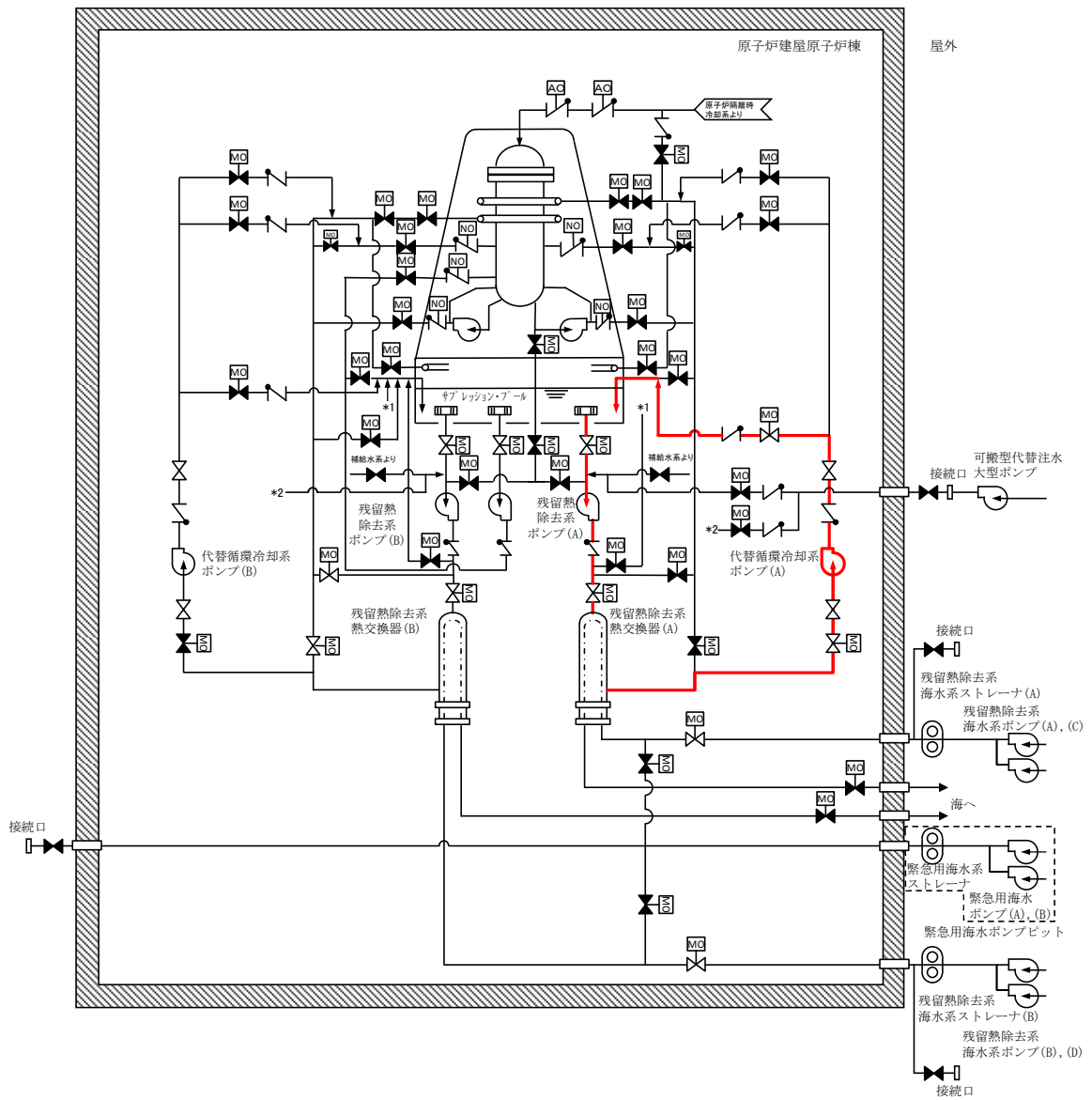


第 50-5-1 図 代替循環冷却系ポンプ外観図

○ : 弁動作試験対象弁



第 50-5-2 図 代替循環冷却系 弁作動試験

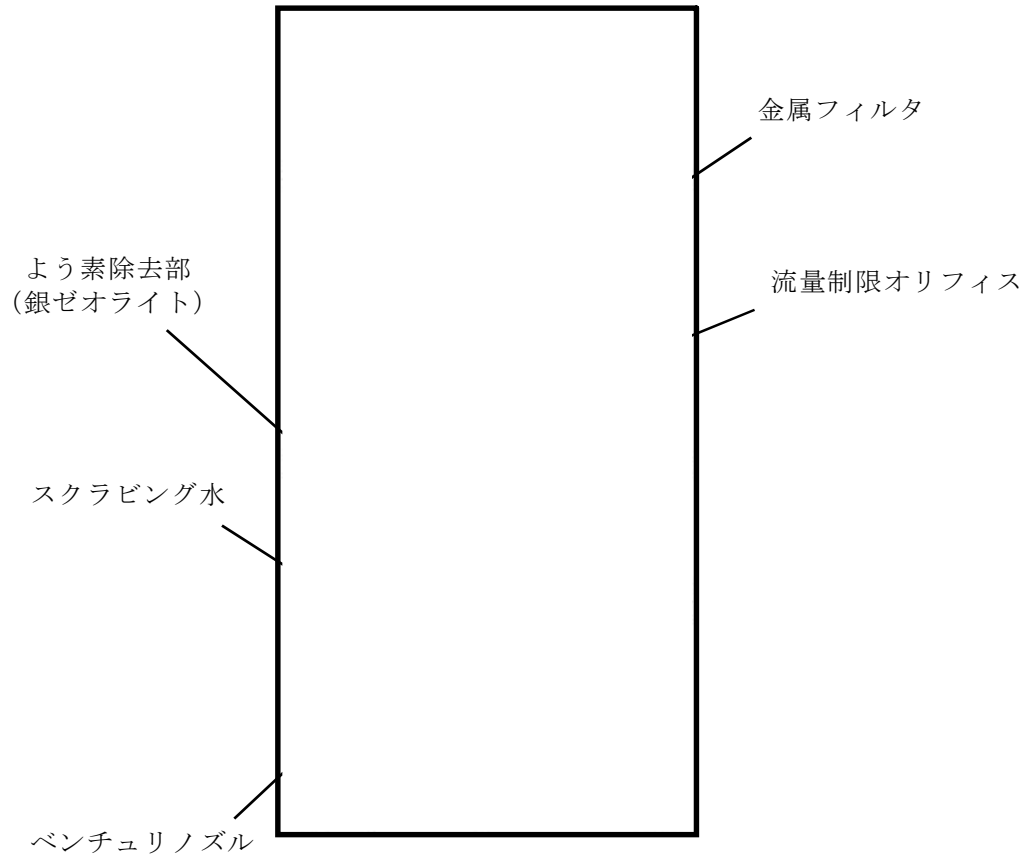


第 50-5-3 図 代替循環冷却系 性能検査系統図

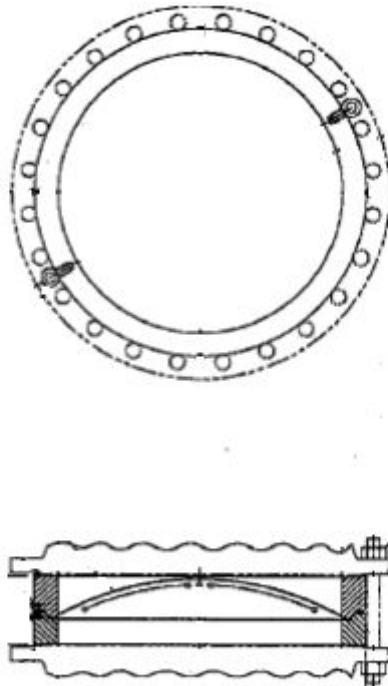


第 50-5-2 表 格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置等の試験検査

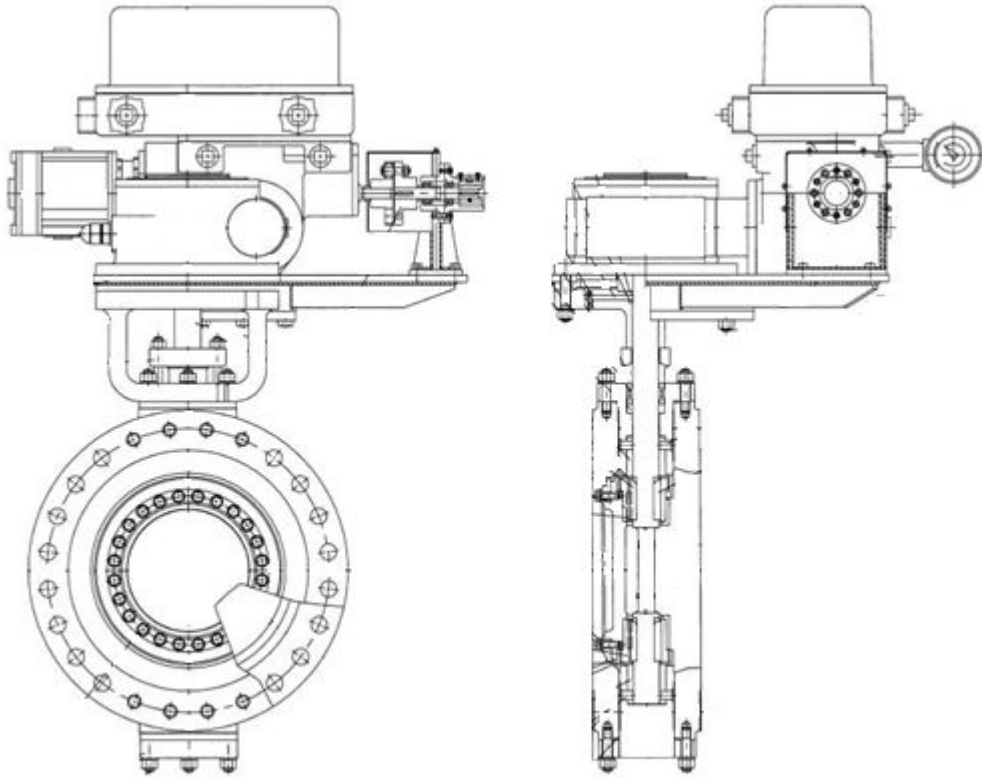
原子炉の状態	項目	点検内容
停止中	開放検査	フィルタ装置の内部点検
	機能・性能検査	フィルタ装置，圧力開放板，配管及び弁の漏えい確認 スクラビング水の水質確認 銀ゼオライトのよう素除去性能試験 弁開閉動作の確認 第二弁操作室の正圧化試験 差圧計の校正
	外観検査	圧力開放板及び配管の外観の確認
	分解検査	弁の部品の表面状態について浸透探傷試験及び外観の確認
運転中又は停止中	外観検査	空気ポンベの表面状態を目視により確認 第二弁操作室遮蔽のひび割れ，表面状態の外観確認 差圧計の外観確認
	機能・性能検査	空気ポンベ残圧の確認



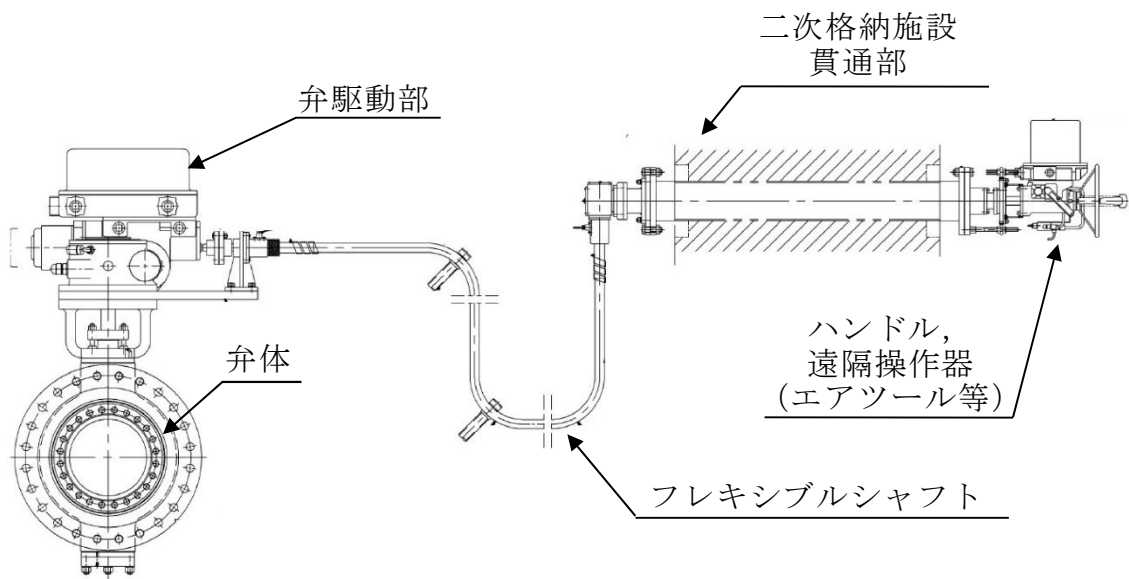
第 50-5-4 図 フィルタ装置構造図



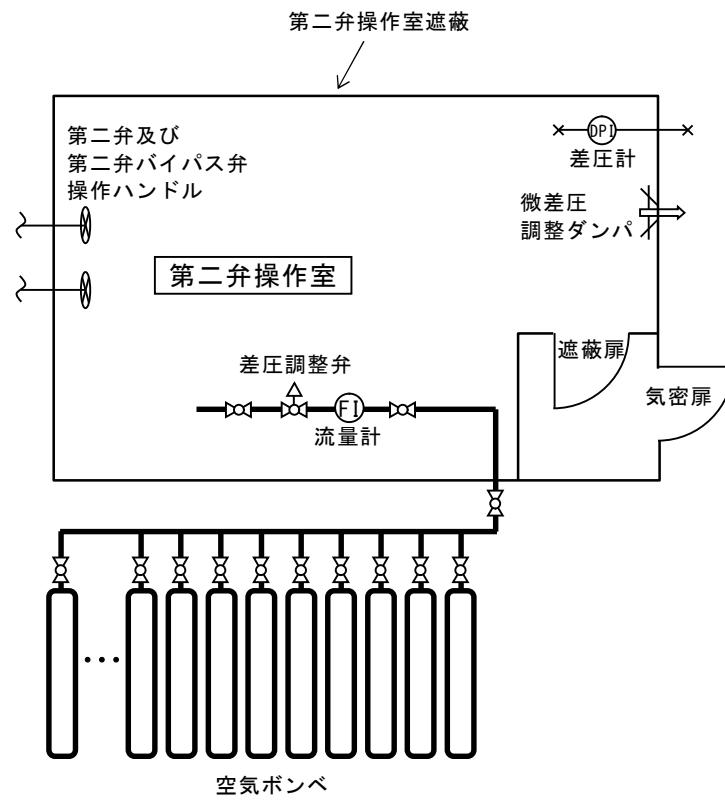
第 50-5-5 図 圧力開放板構造図



第 50-5-6 図 電動駆動弁構造図

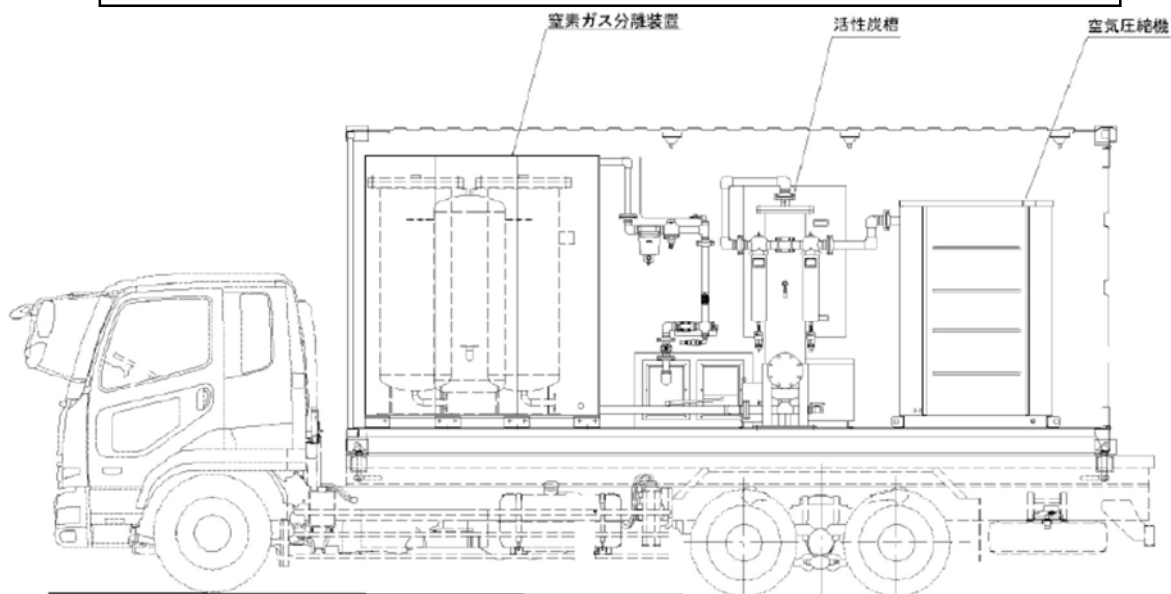


第 50-5-7 図 遠隔人力操作機構構造図



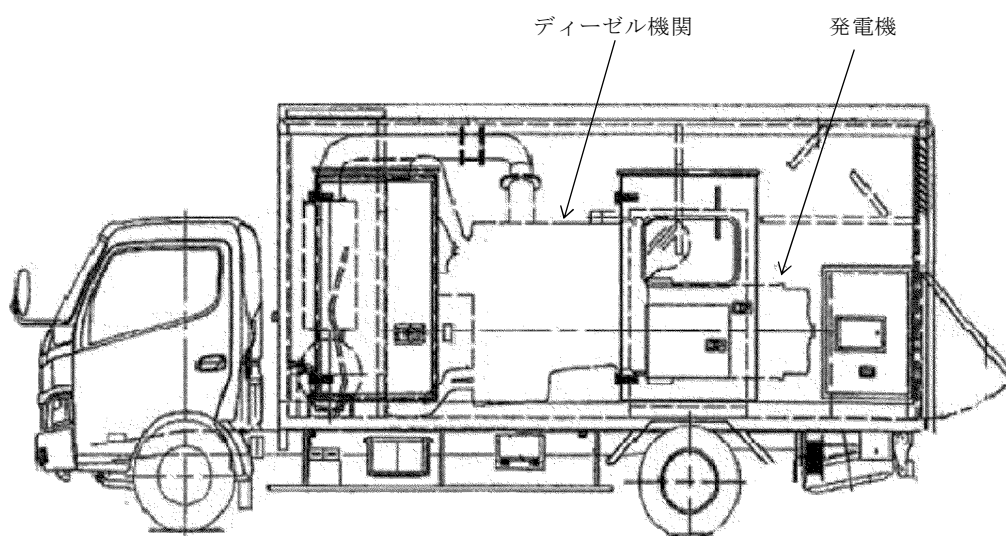
第 50-5-8 図 第二弁操作室空気ポンベユニット概要図

- ・機能性能検査として運転性能確認，外観確認を実施する。
- ・車両として異常なく走行できることを確認する。



第 50-5-9 図 窒素供給装置構造図

- ・機能性能検査として運転性能確認，外観確認を実施する。
- ・車両として異常なく走行できることを確認する。



第 50-5-10 図 窒素供給装置用電源車構造図

## 50-6 容量設定根拠

名称		代替循環冷却系ポンプ
容量	m <sup>3</sup> /h	250 <sup>※1</sup> (約 250 <sup>※2</sup> )
全揚程	m	112 <sup>※1</sup> (約 120 <sup>※2</sup> )
最高使用圧力	MPa [gage]	3.45
最高使用温度	℃	80
原動機出力	kW	140
機器仕様に関する注記		※1 要求値を示す ※2 公称値を示す
<p>代替循環冷却系ポンプは、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても原子炉格納容器の破損を防止するとともに、ベントを実施することなく原子炉格納容器の除熱をするために使用する。</p> <p>系統構成は、サプレッション・プールを水源とした代替循環冷却系ポンプより、残留熱除去系配管を経由して、原子炉への注水及び原子炉格納容器へのスプレーにより原子炉格納容器の破損を防止するとともに、原子炉格納容器の限界温度・圧力を超えないよう原子炉格納容器の除熱を行える設計とする。</p> <p>なお、重大事故等対処設備の代替循環冷却系として使用する代替循環冷却系ポンプは2台設置する。</p> <p>1. 容量</p> <p>代替循環冷却の必要容量は、格納容器破損防止対策に係る有効性評価で期待している流量配分パターンを第 50-6-1 表に示す。</p>		

第 50-6-1 表 代替冷却系の流量配分パターン

モード		注水先 (m <sup>3</sup> /h)	
		49 条/1.6	47 条/1.4
		格納容器スプレイ	原子炉注水
①	循環冷却	150	100
②	格納容器スプレイ	250	0

ポンプ容量は、有効性評価で期待している流量である 250m<sup>3</sup>/h とする。

## 2. 全揚程

代替循環冷却系ポンプの全揚程は、水源と移送先の圧力差、静水頭、機器及び配管・弁類圧損を基に設定する。

なお、代替循環冷却系はA系とB系で同様の系統構成であり、代替循環冷却系ポンプの全揚程は、大きく異なることはなく、格納容器スプレイヘッダの位置が高いA系を代表として以下に示す。

① 格納容器スプレイ：150m<sup>3</sup>/h，原子炉注水：100m<sup>3</sup>/h の場合

### a. 格納容器スプレイ

水源と移送先の圧力差	約 10.3m
静水頭	約 30.1m
機器及び配管・弁類圧損	約 21.2m
<hr/>	
合計	約 61.6m

### b. 原子炉注水

水源と移送先の圧力差	約 41.0m
静水頭	約 26.9m



機器及び配管・弁類圧損 約 43.4m

---

合計 約 111.3m→112m

② 格納容器スプレイ：250m<sup>3</sup>/h の場合

a. 格納容器スプレイ

水源と移送先の圧力差 約 10.3m

静水頭 約 30.1m

機器及び配管・弁類圧損 約 40.1m

---

合計 約 80.5m

以上より、これらを上回る揚程として代替循環冷却系ポンプの全揚程は112mを要求値とする。

3. 最高使用圧力

代替循環冷却系ポンプの最高使用圧力をポンプの締切り運転圧力と吸込み側の圧力から設定する。

① 締切運転時の揚程（設計計画値） 273m

② 水頭圧は、保守的に代替循環冷却系ポンプを設置する原子炉建屋地下2階からサプレッション・プール水位上限（W/WベントのX-79ペネトレーションのレベル）までとする。

$$\text{水頭圧} = 11.427 - (-3.000) = 14.427\text{m}$$

③ 原子炉格納容器限界圧力 0.62MPa

上記①～③の合計より

$$\text{最高使用圧力 (MPa)} = 1,000 \times 9.80665 (273 + 14.427) / 10^6 + 0.62$$

$$=3.43\dots$$

以上より、代替循環冷却系ポンプの最高使用圧力は、3.45MPaとする。

#### 4. 最高使用温度

代替循環冷却系ポンプの最高使用温度は、代替循環冷却系が分岐する残留熱除去系熱交換器出口配管の最高使用温度77℃を上回る80℃とする。

#### 5. 原動機出力

代替循環冷却系ポンプの容量250m<sup>3</sup>/h、揚程120mの時の必要軸動力は、下記の式より求める。

$$\begin{aligned} P(\text{kW}) &= 10^{-3} \times \rho \times g \times (Q/3,600) \times H / (\eta / 100) \\ &= 10^{-3} \times 1,000 \times 9.80665 \times (250/3,600) \times 120 / (\square / 100) \\ &= \square \end{aligned}$$

$P$  : 必要軸動力 (kW)

$P_w$  : 水動力 (kW)

$\rho$  : 流体の密度 (kg/m<sup>3</sup>) =1,000

$g$  : 重力加速度 (m/s<sup>2</sup>) =9.80665

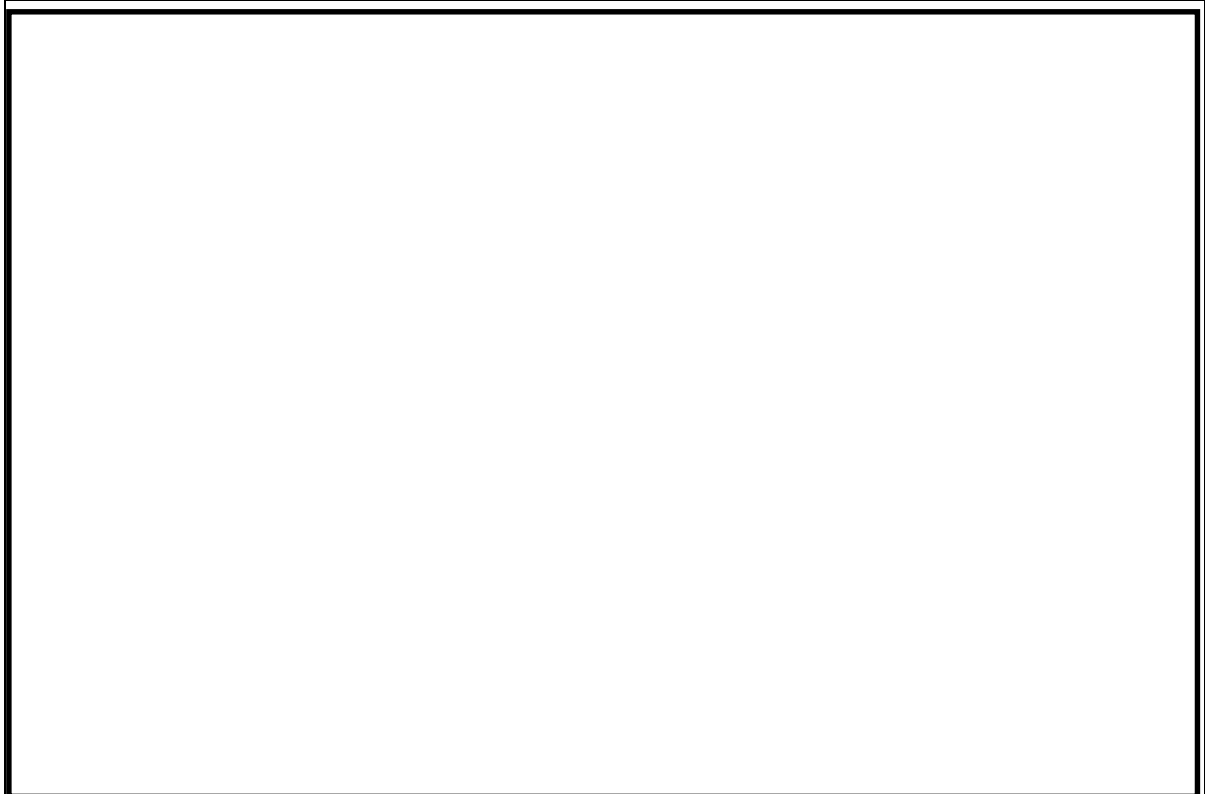
$Q$  : ポンプ容量 (m<sup>3</sup>/h) =250

$H$  : ポンプ揚程 (m) =120 (第50-6-1図より)

$\eta$  : ポンプ効率 (%) = $\square$  (第50-6-1図より)

(参考文献 : 「ターボポンプ用語」 (JIS B 0131-2002))

以上より、代替循環冷却系ポンプの原動機出力は、140kWとする。



第 50-6-1 図 代替循環冷却系ポンプ性能曲線

名称		格納容器圧力逃がし装置 (系統容量)
最高使用圧力	kPa [gage]	620
最高使用温度	℃	200
系統流量	kg/s	13.4 (格納容器圧力 310kPa [gage] において)

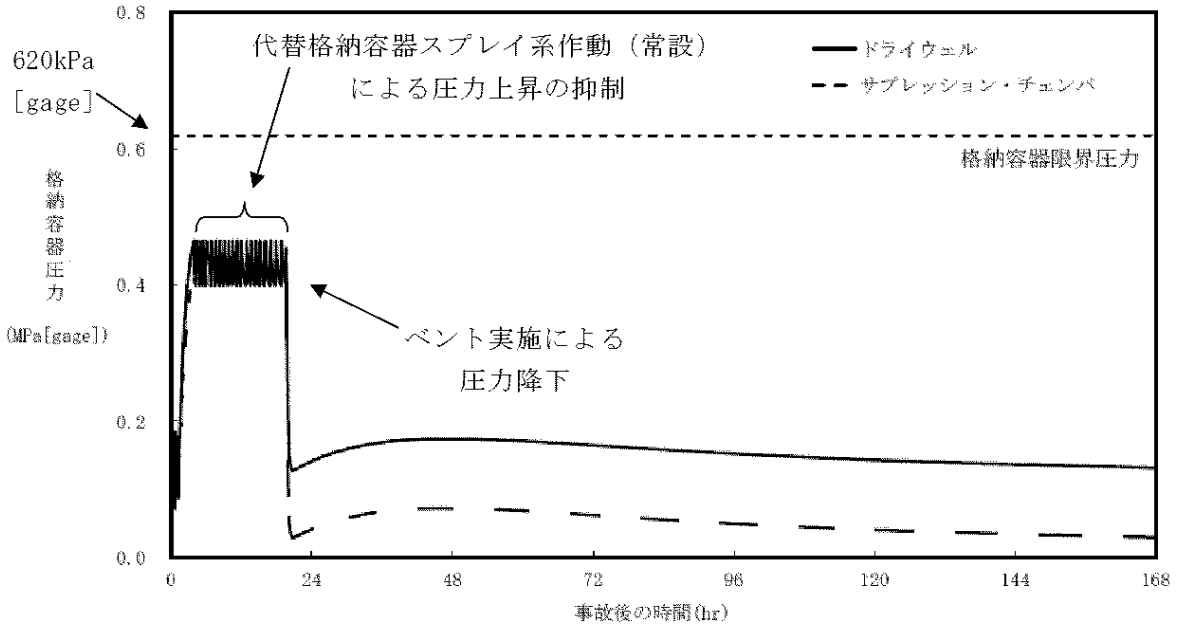
(1) 最高使用圧力及び最高使用温度

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、格納容器の破損を防止するため、格納容器内のガスを排気することにより、格納容器内の圧力及び温度を低下させることができる設計とし、格納容器圧力が格納容器の限界圧力を下回る 620kPa [gage] (2Pd : 最高使用圧力の 2 倍) に到達するまでにベント操作を実施することとしている。

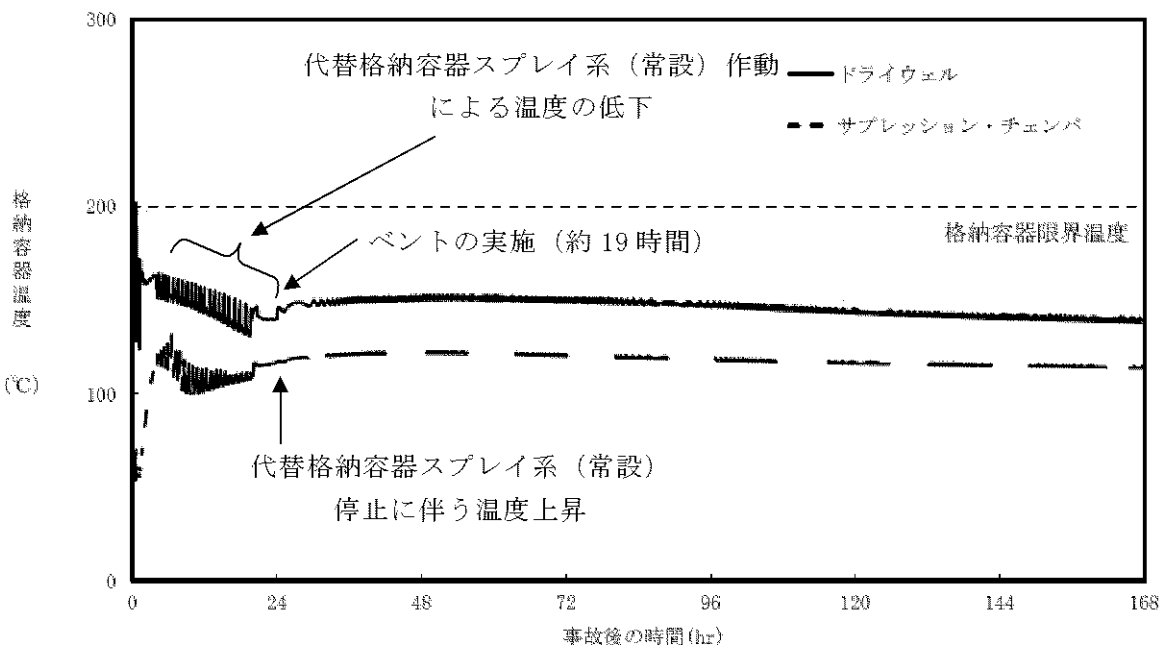
有効性評価における格納容器圧力及び格納容器温度の推移から、ベント時に格納容器圧力及び格納容器温度は限界圧力を下回る 620kPa [gage] 及び限界温度を下回る 200℃を下回ることから、2Pd, 200℃を最高使用圧力及び最高使用温度としている。

有効性評価のうち格納容器過圧・過温破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (代替循環冷却を使用しない場合)」における格納容器圧力及び格納容器温度の推移を第 50-6-2 図, 第 50-6-3 図に示す。格納容器圧力の最大値はベント時の約 465kPa [gage], シーケンス中の格納容器の最高温度は事象開始直後、破断口から流出する過熱蒸気により一時的に格納容器雰囲気温度は約 202℃となるが、格納容器バウンダリにかかる温度 (壁面温度) は最大でも約 157℃であり、限界温度を下回る 200℃を超えないことから、格納容器の限界圧力及び限界温度を下回っている。

東海第二発電所においては、重大事故等時においても格納容器バウンダリの健全性が維持できる格納容器の限界温度，限界圧力を下回る200℃，620kPa [gage] を格納容器圧力逃がし装置の設計条件としている。



第 50-6-2 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用しない場合）」における格納容器圧力の推移



第 50-6-3 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用しない場合）」における格納容器温度の推移

## (2) 系統流量 (ベントガス流量)

格納容器圧力逃がし装置の系統流量は、原子炉定格熱出力の1%相当の蒸気流量をベント開始圧力が低い場合 310kPa [gage] (1Pd) においても排出できるよう以下のとおり設定している。

### a. 蒸気流量の設定

重大事故等発生後の数時間で格納容器圧力逃がし装置が使用されることはないが、保守的に原子炉停止後 2~3 時間後に使用されると考え、その時点での原子炉の崩壊熱として原子炉定格熱出力の1%を設定し、それに相当する蒸気流量とする。

### b. 格納容器圧力の設定

有効性評価において格納容器圧力逃がし装置のベント開始圧力を 310kPa [gage] ~620kPa [gage] (1Pd~2Pd) としており、格納容器圧力が低い方が蒸気排出条件が厳しくなるため、格納容器圧力は 310kPa [gage] (1Pd) とする。

### c. 系統流量の算出

a. 及び b. の組合せにより、系統流量を設定する。系統流量は式 1 により算出する。

$$W_{Vent} = Q_R \times 0.01 / (h_S - h_w) \times 3600 / 1000 \quad (\text{式 1})$$

ここで、

$W_{Vent}$  : 系統流量 (t/h)

$Q_R$  : 定格熱出力 ( $3,293 \times 10^3$  kW)

$h_S$  : 飽和蒸気の比エンタルピー (2,739kJ/kg @1Pd)

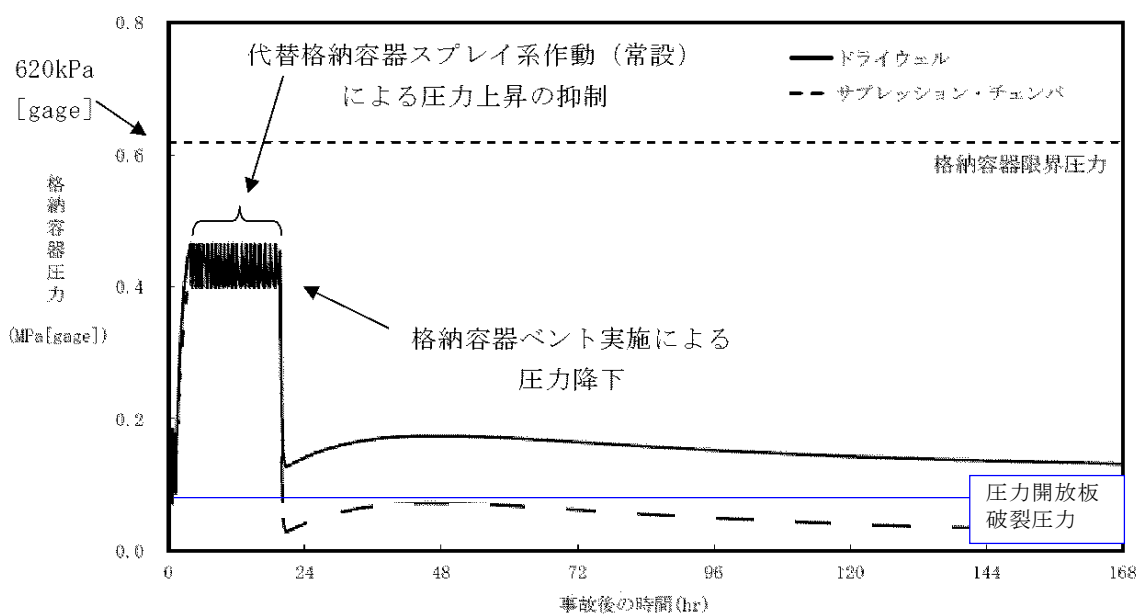
$h_w$  : 飽和水の比エンタルピー (251kJ/kg @60°C)

以上より、系統流量は 48t/h となることから、13.4kg/s を格納容器圧力 310kPa [gage] (1Pd) の時の系統流量とする。

名称		格納容器圧力逃がし装置 圧力開放板
設定破裂圧力	MPa [gage]	0.08

格納容器圧力逃がし装置の圧力開放板の設定破裂圧力は、ベント時の障害とならないよう、ベント実施時の格納容器圧力と比較して十分低い圧力にて破裂するように設定してある。

有効性評価のうち格納容器過圧・過温破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用しない場合）」における格納容器圧力の推移と圧力開放板破裂圧力の関係を第 50-6-4 図に示す。



第 50-6-4 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用しない場合）」における格納容器圧力の推移と圧力開放板破裂圧力の関係

名称	格納容器圧力逃がし装置 (フィルタ装置容量)
スクラビング水 水酸化ナトリウム水溶液 p H	p H13 以上 (待機時)
<p>スクラビング水は、無機よう素をスクラビング水中に捕集・保持するためにアルカリ性の状態 (p H7以上) に維持する必要があるが、重大事故等発生時には、原子炉格納容器内のケーブルから放射線分解、熱分解等により塩化水素 (HCl) 等の酸として放出され、ベント実施により原子炉格納容器からフィルタ装置 (スクラビング水) に移行するため、p Hが低下する可能性がある。</p> <p>これに対して、スクラビング水は、待機時における重大事故等時に発生する可能性がある酸の量に対して十分な塩基量を確保することにより、ベント実施中の p H監視を実施することなく、確実にアルカリ性の状態を維持することとしている。</p> <p>(1)原子炉格納容器内の酸性物質及び塩基性物質</p> <p>重大事故等時に原子炉格納容器内において発生する酸性物質と塩基性物質については、NUREG/CR-5950 において検討が実施されており、その発生源として燃料 (核分裂生成物)、原子炉水、サプレッション・プール水及び溶存窒素、格納容器内塩素含有被覆材ケーブル、格納容器下部コンクリートが掲げられている。これに加え、原子炉格納容器内の塗料についても成分元素に窒素が含まれており、酸として硝酸、塩基としてアンモニア等の発生源となる可能性がある。主な酸性物質、塩基性物質を発生源毎に第 50-6-2 表に示す。</p>	



第50-6-2表 主な酸性物質と塩基性物質

発生源	酸性物質	塩基性物質	備考
燃料（核分裂生成物）	よう化水素（HI）	水酸化セシウム（CsOH）等	
原子炉水	—	五ほう酸ナトリウム（Na <sub>2</sub> B <sub>10</sub> O <sub>16</sub> ）	ほう酸水注入系によりほう酸水を原子炉へ注入した場合
サプレッション・プール水及び溶存窒素	硝酸（HNO <sub>3</sub> ）	—	
格納容器内塩素含有被覆材ケーブル	塩化水素（HCl）	—	
格納容器下部コンクリート（溶融炉心落下時）	二酸化炭素（CO <sub>2</sub> ）	—	
格納容器内塗料	硝酸（HNO <sub>3</sub> ）	アンモニア（NH <sub>3</sub> ）	

これらのうち、酸性物質が発生することが知られているサプレッション・プール水及び溶存窒素の放射線の照射により発生する硝酸、原子炉圧力容器が破損した場合にMCCIにより発生する二酸化炭素に加え、pHへの寄与が大きいと考えられる塩素含有被覆材ケーブルの放射線分解及び熱分解により発生する塩化水素、スクラビング水中で分解する際に塩基を消費する[ ]が、スクラビング水の塩基量を評価する上で重要であることから、これらの発生量を評価することとする。

a. 格納容器内ケーブルの被覆材の放射線分解による酸の発生量

原子炉格納容器内の塩素含有被覆材ケーブルについて、放射線分解により発生する塩化水素量をNUREG/CR-5950の放射線分解モデルに基づき評価した。なお、ケーブル量については、実機調査を行った（別紙41（参考））。

有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用しない場合）」において、ベント

時（事象発生から約19時間後）には [ ] mol, 7日後には [ ] mol, 60日後には [ ] molの酸性物質が原子炉格納容器内で生成されると評価した。

b. 原子炉格納容器内電気ケーブルの被覆材の熱分解による酸の発生量

熱分解については、原子炉圧力容器損傷前の原子炉格納容器内環境（200℃以下）ではケーブルからの塩酸の発生はほとんどないことから、炉心損傷などによるデブリ接近によりケーブル温度が著しく上昇した場合を想定した酸性物質の放出量を評価した。

ここでは、原子炉格納容器ペDESTAL内に配置された塩素を含有するケーブルの被覆材から塩化水素が放出されると仮定し、ペDESTAL内ケーブルの塩酸含有量 [ ] kgの全量が放出されるものとして、 [ ] [ ] の酸が発生すると評価した。

c. サプレッション・プール水での放射線分解による硝酸の発生量

重大事故等時において、サプレッション・プール水中ではサプレッション・プール水溶存窒素の放射線の照射によって硝酸が生成される。

NUREG-1465, Reg. Guide. 1. 183及びNUREG/CR-5950に基づき、サプレッション・プール水の積算吸収線量から硝酸の生成量を評価した結果、硝酸の量はベント時（事象発生から約19時間後）には [ ] [ ] mol, 7日後には [ ] mol, 60日後には [ ] molとなる。

なお、PCV内に放出されたエアロゾルのほとんどがサプレッション・プール水に移行するため、フィルタ装置へ移行するエアロゾルは非常に少なく、影響は無視できると考えられる。仮に多量のエアロゾルがフィルタ装置に移行したとすると、サプレッション・プール水に移行す

る量がその分減少するため、上記の評価に包絡される。

$$[\text{HNO}_3] = \frac{G \times 10}{1.602 \times 10^{-19} \times 6.022 \times 10^{23}} \times (E(t)^\gamma + E(t)^\beta)$$

ここで、

[HNO<sub>3</sub>] : 硝酸濃度 (mol/L)

G : HCO<sub>3</sub> の水中におけるG値 (個/100eV)

E(t)<sub>γ</sub>, E(t)<sub>β</sub> : γ線とβ線の積算吸収線量 (kGy)

d. MCC Iにより発生する二酸化炭素の発生量

MCC I対策としてコリウムシールドを設置するため、原子炉压力容器が破損した場合でも熔融炉心によるコンクリート侵食は発生しないものの、保守的に約30cmのコンクリート侵食を見込み評価する。

MCC Iにより発生する二酸化炭素のほとんどは、高温環境下において熔融炉心に含まれる金属元素によって酸性物質ではない一酸化炭素に還元されるが、全て二酸化炭素として評価した結果、二酸化炭素の発生量は  molとなる。



二酸化炭素は塩化水素ほど溶解度が大きくないため、フィルタ装置内では全量がスクラビング水に溶解することはないと考えるが、また弱酸のため、酸性物質としてスクラビング水に与える影響は小さいと考えるが、本評価では保守的にスクラビング水のpHに影響を与える酸性物質として評価する。

e. 無機よう素の捕集により消費される塩基の量

ベンチュリスクラバに流入する無機よう素の量を以下のとおり設定した。

- ・ 事故時に炉内に内蔵されるよう素元素量

BWRプラントにおける代表炉心（ABWR）の平衡炉心末期を対象としたORIGEN2コードの計算結果に対して、東海第二発電所の熱出力（3,293MW）を考慮して算出した結果、約24.4kgとする。

- ・ 原子炉格納容器への放出割合

NUREG-1465に基づき、原子炉格納容器内へのよう素の放出割合を61%とする。

- ・ 原子炉格納容器に放出されるよう素の元素割合

Regulatory Guide 1.195に基づき、よう化セシウム5%、無機よう素91%、有機よう素4%とする。

以上より、ベンチュリスクラバに流入する無機よう素（分子量253.8g/mol）の量は約13.6kg（約53.6mol）となる。

（ベンチュリスクラバに流入する無機よう素の量）

$$24.4[\text{kg}] \times 61\% \times 91\% = 13.6[\text{kg}]$$

$$13.6 \times 10^3 [\text{g}] / 253.8 [\text{g/mol}] = 53.6 [\text{mol}]$$

(1)式に示すとおり、無機よう素はベンチュリスクラバにて薬剤

)との反応により捕集される。

. . . . (1)

この反応によって消費される塩基の量は  mol となる。なお、この反応において  mol 消費される。

f. の分解により消費される塩基の量

スクラビング水に含まれるは、酸素が存在する場合、水酸化物イオンと下記の反応により分解することが知られており、分解されるの量は、スクラビング水の積算吸収線量の増加に伴って増加する。

ここでは、スクラビング水の積算吸収線量によらず、また、上述のe項で算出した消費されるの量を見込まず、スクラビング水に含まれる全量が分解したとして、塩基の消費量を評価した結果、の分解により消費される塩基の量はmolとなる。

## (2) フィルタ装置への酸性物質の移行量

(1) 項で生成した酸性物質は、ほとんどが液相に溶解してサプレッション・プールに移行し、ベント時にはサプレッション・プールに残留してフィルタ装置には移行しない可能性もあるが、保守的に全量が移行するとして評価する。スクラビング水の消費される塩基の量は、以下のとおりとなる。

【事象発生7日後での塩基の消費量 mol)】

・ ケーブルの放射線分解の塩化水素で消費される塩基の量 mol

- ・ ケーブルの熱分解の塩化水素で消費される塩基の量  mol
- ・ S / P\*水から発生する硝酸で消費される塩基の量  mol
- ・ M C C I で発生する二酸化炭素で消費される塩基の量  mol
- ・ 無機よう素の捕集により消費される塩基の量  mol
- ・  の分解により消費される塩基  mol

【事象発生60日後での塩基の消費量 (  mol) 】

- ・ ケーブルの放射線分解の塩化水素で消費される塩基の量  mol
- ・ ケーブルの熱分解の塩化水素で消費される塩基の量  mol
- ・ S / P\*水から発生する硝酸で消費される塩基の量  mol
- ・ M C C I で発生する二酸化炭素で消費される塩基の量  mol
- ・ 無機よう素の捕集により消費される塩基の量  mol
- ・  の分解により消費される塩基  mol

※ S / P : サプレッション・プール

### (3) スクラビング水の pH 評価結果

フィルタ装置は無機よう素 (I<sub>2</sub>) を捕集及び保持するものであるため、2ヶ月でよう素が十分減衰することを考慮し、スクラビング水には保守的に設定した60日後の酸性物質の移行量 (  mol) を考慮する。

消費される  mol の塩基に相当する  の濃度は、待機時最低水位 (約35t) 時に  wt% (  ) となることから、これに余裕を考慮して、スクラビング水の  濃度は、待機時最低水位  時に  wt% とする。

この場合、初期の pH は  , 60 日後のスクラビング水の pH は

であり、スクラビング水はアルカリ性の状態を維持できる。なお、電気ケーブルに含まれる酸性物質の総量（mol）が全て分解し、フィルタ装置に移行した場合であっても 60 日後の酸性物質移行量はmol であり、待機時にスクラビング水に含まれるの量は十分である。この場合、スクラビング水の pH はとなる。

名称		格納容器圧力逃がし装置 (フィルタ装置容量)
金属フィルタ総面積	m <sup>2</sup>	<input style="width: 50px; height: 20px;" type="text"/>
<p>炉心損傷後のベント時には、溶融炉心から発生するエアロゾルに加え、炉内構造物の過温などによるエアロゾル、MCCIにより発生するCaO<sub>2</sub>等のコンクリート材料に起因するエアロゾル、保温材等の熱的・機械的衝撃により発生する粉塵がフィルタ装置に移行する可能性がある。これらのエアロゾルの影響により、金属フィルタに付着し、閉塞する可能性について考慮する。また、液滴の付着による閉塞についても考慮する。</p> <p>(1) 金属フィルタのエアロゾルによる閉塞</p> <p>ベンチュリスクラバで捕集されなかったエアロゾルは、後段の金属フィルタに捕集される。この金属フィルタに捕集されるエアロゾル量と金属フィルタの許容負荷量を比較し、閉塞しないことを以下のとおり確認した。</p> <p>a. 金属フィルタの許容負荷量</p> <p>金属フィルタ単体に対し、エアロゾルを供給した場合、負荷量は <input style="width: 50px; height: 20px;" type="text"/> g/m<sup>2</sup>まで許容されることが確認されている。</p> <p>b. エアロゾル量</p> <p>有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用しない場合）」における原子炉格納容器からフィルタ装置に移行するエアロゾルの重量を第 50-6-3 表に示す。</p>		



第 50-6-3 表 想定されるエアロゾル重量

シーケンス (事象)	エアロゾル重量	
	W/Wベント	D/Wベント
雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (代替循環冷却を使用しない場合)	1g	5,000g

一方、原子炉格納容器からのエアロゾルの移行量を保守的に評価するため、サプレッション・プールによるスクラビング効果がないドライウエルベント時の原子炉格納容器からフィルタ装置に移行するエアロゾル量について、核分裂生成物の炉内増量と NUREG-1465 に基づく炉心から原子炉格納容器へ放出される核分裂生成物の割合を用いて評価した結果、約 38kg となる。さらにエアロゾルに係る海外規制を踏まえ、400kg に設定している。(別紙 2)

このエアロゾル重量に金属フィルタへのエアロゾル移行割合 1/100 を考慮する(別紙 46 第 4 表)と、設計エアロゾル移行量(400kg)に対して金属フィルタへの移行量は、4kg となる。

c. 評価結果

金属フィルタの総面積は [ ] であり、設計エアロゾル移行量に対する金属フィルタへの移行量は 4kg となることから、金属フィルタの負荷は [ ] [ ] となる。

これは金属フィルタの許容負荷量に対して十分小さいことから、金属フィルタが閉塞することはない。

(2) 金属フィルタの液滴による閉塞

金属フィルタに移行するベントガスに含まれる液滴（湿分）は、

分離される。

低流速では、

機能の低下が懸念

されるものの、JAVA 試験における下記の結果から、金属フィルタ部におけ

るエアロゾルの除去性能は運転範囲を下回る低速範囲

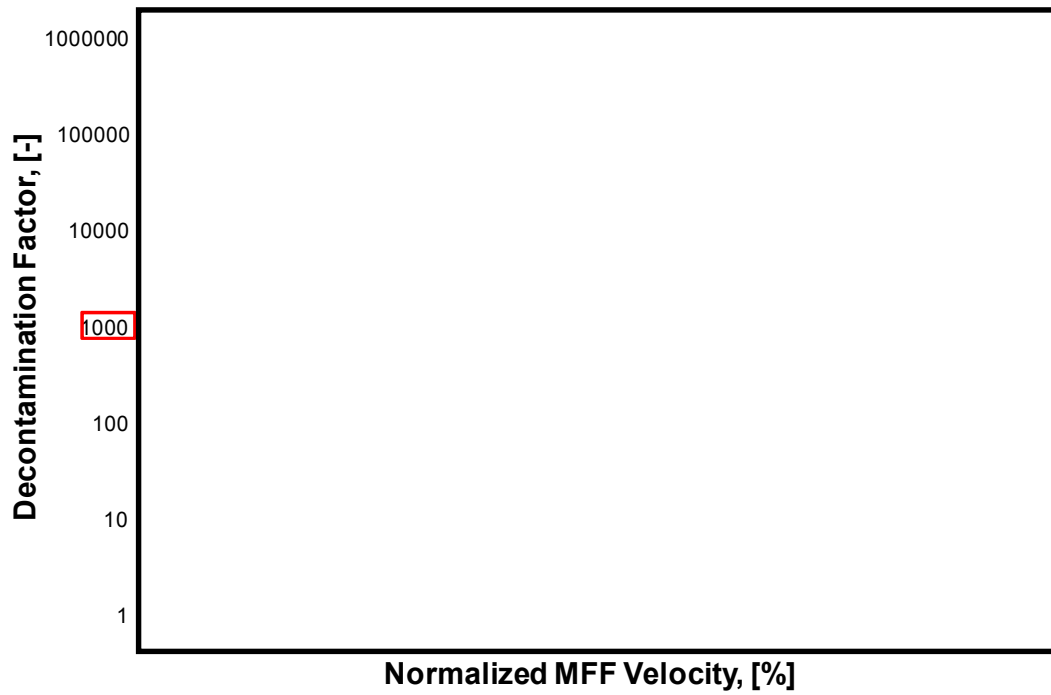
においても低下しないと考えられ

る。

① ベントフィルタ運転範囲を下回る低流速範囲においても、第 50-6-5 図のとおりベントフィルタ（ベンチュリスクラバ及び金属フィルタ）の除去性能が確保されている。

② ベンチュリスクラバでは、慣性力による衝突によりエアロゾルを除去していることから、低流速においては、除去効率が低下する傾向にあると考えられる。

以上から、プレフィルタ及び湿分分離機構における、液滴分離が十分に実施でき、液滴（湿分）によるメインフィルタの閉塞が発生することはないと評価する。



第 50-6-5 図 金属フィルタ部におけるガス流速に対するベンチュリ  
スクラバと金属フィルタを組合せた除去係数

名称		格納容器圧力逃がし装置 (フィルタ装置容量)
よう素除去部 銀ゼオライト充填量	t	<input type="text"/>
よう素除去部 ベッド厚さ	mm	<input type="text"/>

ガス状放射性よう素は銀ゼオライトに捕集されるが、銀ゼオライトの吸着容量に達した場合には、ガス状放射性よう素は捕集されずに系外に放出されることが考えられる。

よう素除去部で保持が可能なガス状放射性よう素の吸着容量（銀分子数）は、原子炉格納容器から放出されるよう素量に対して十分大きいことから、吸着容量に達することはないことを以下のとおり確認した。また、JAVA PLUS 試験と実機の有機よう素注入量と銀ゼオライト充填量との比較においても、よう素除去部の有機よう素捕集に関する吸着容量が十分であることを確認した。

よう素除去部のベッド厚さは、有機よう素の除去性能（DF=50）を満足するために必要なベントガスの滞留時間となるように  mm としている。

なお、銀ゼオライト充てん量等は、詳細設計により変更の可能性がある。

#### 1. よう素除去部銀ゼオライトの充填量について

##### (1) よう素除去部の銀の保有量

よう素除去部の銀ゼオライトの銀含有割合は  であるため、銀ゼオライト  に含まれる銀の量は  である。

##### (2) ガス状放射性よう素の流入量

よう素除去部に蓄積されるよう素の発熱量を以下のとおり設定した。

- ・ 事故時に炉内に内蔵されるよう素元素量

BWRプラントにおける代表炉心（A BWR）の平衡炉心末期を対象

としたORIGEN 2コードの計算結果に対して、東海第二発電所の熱出力（3,293MW）を考慮して算出した結果、約24.4kgとする。

・格納容器への放出割合

NUREG-1465に基づき、原子炉格納容器内へのよう素の放出割合を61%とする。

・原子炉格納容器に放出されるよう素の元素割合

Regulatory Guide 1.195に基づき、よう化セシウム5%、無機よう素91%、有機よう素4%とする。

フィルタ装置での無機よう素の除去性能（DF=100）を考慮して、ベンチュリスクラバで除去されずに残った全ての無機よう素がよう素除去部に蓄積するものとする。また、有機よう素は全てがよう素除去部に蓄積されるものとする。

以上の想定で、よう素除去部に吸着するガス状放射性よう素の量は無機よう素約0.54mol、有機よう素約4.7molであり、無機よう素I<sub>2</sub>（分子量：253.8）約136g、有機よう素CH<sub>3</sub>I（分子量：141.9）約666gに相当する。

（無機よう素（I<sub>2</sub>）のモル数）

$$=24,400\text{g}/126.9\text{g/mol}\times 61\%\times 91\%/100(\text{DF})/2(\text{I}_2)$$

$$=0.536\cdots\text{mol}$$

（有機よう素（CH<sub>3</sub>I）のモル数）

$$=24,400\text{g}/126.9\text{g/mol}\times 61\%\times 4\%$$

$$=4.69\cdots\text{mol}$$

### (3) 評価結果

よう素は、以下に示すように銀と反応することから、銀ゼオライトに

含まれる銀の量 [ ] は、流入する放射性よう素の捕集に十分な量である。

- ・有機よう素の除去反応

[ ]

- ・無機よう素の除去反応

[ ]

#### (4) JAVA PLUS 試験と実機の比較による容量の確認

JAVA PLUS 試験において、有機よう素を用いて銀ゼオライトの性能検証を行っている。JAVA PLUS 試験では、[ ] の銀ゼオライトを交換することなく有機よう素を [ ] 以上注入しているが、銀ゼオライトの性能劣化は確認されていない。

実機の銀ゼオライト充填量は [ ] であり、JAVA PLUS 試験の実績より、約 20kg の有機よう素が流入しても性能劣化を起こさないとと言える。実機よう素除去部に想定される有機よう素の最大流入量は [ ] であり、無機よう素を含めても [ ] であることから、銀ゼオライトが性能劣化することはないと考えられる。

## 2. よう素除去部のベッド厚さについて

JAVA PLUS 試験から得られたよう素除去係数とベッド厚さから実機のよう素除去係数を満足するために必要なベントガスの滞留時間を確保するように実機のベッド厚さを設定する。

### (1) 滞留時間

よう素フィルタ内銀ゼオライトの吸着速度は、物質移動係数 (m/s : 拡散速度 (m<sup>2</sup>/sec) を濃度境界層厚さ (m) で除したもの) を用いて吸着速度を

表すと次式のとおりとなる。

$$\gamma \frac{\partial q}{\partial t} = K(C - C^*) \quad \dots \dots \dots (1)$$

ここで、

$\gamma$  : 吸着剤充填密度 (g/m<sup>3</sup>)

$q$  : 吸着量 (mol/g)

$K$  : 総括物質移動係数 (m/s)

$C$  : 気相中よう素濃度 (mol/m<sup>3</sup>)

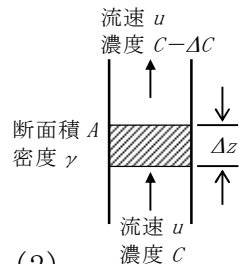
$C^*$  : 気相中よう素平均濃度 (mol/m<sup>3</sup>)

なお、 $C^*$ は平衡値を示すが、ここでは化学反応による吸着（不可逆反応）であることから、 $C^*=0$ とみなすことができる。

また、ベッド内の物質収支の関係は、次式で表せる。

$$-uA\Delta t\Delta C = \gamma A\Delta z\Delta q$$

$$u \frac{\partial C}{\partial z} + \gamma \frac{\partial q}{\partial t} = 0 \quad \dots \dots \dots (2)$$



$\partial z = u\partial t$ なので、次式となる。

$$\frac{\partial C}{\partial t} = -\gamma \frac{\partial q}{\partial t} \quad \dots \dots \dots (3)$$

よって、(1)式より次式が得られる。

$$\frac{\partial C}{\partial t} = -KC \quad \dots \dots \dots (4)$$

上式を変数分離し、両辺を積分すると次式が得られる。

$$\text{Log} \frac{C}{C_0} = -Kt \quad \dots \dots \dots (5)$$

$\frac{C_0}{C} = DF$  (除去係数) であるから、次式が得られる。

$$\frac{\text{Log}(DF)}{t} = K \quad \dots \dots \dots (6)$$

上記 (6) 式を用いると、JAVA PLUS 試験のベッド厚さで得られた滞留時間  $t$  と除染係数 ( $DF$ ) の比と、実機条件で要求される  $DFa$  とこれを達成するために必要とされる滞在時間  $ta$  の比が等しいとして下式が得られ、実機のベッド厚さが求められる。

$$\frac{\text{Log}(DF)}{t} = \frac{\text{Log}(DFa)}{ta} \quad \dots \dots \dots (7)$$

なお、K（総括物質移動係数）は、よう素フィルタの性能を示す指標となるが、過熱度に依存性があり、運転条件によるので、設定したベッド厚さが想定される圧力範囲（過熱度の範囲）において必要除去係数を満足していることをK値などの試験結果から確認している。



名称		第二弁操作室
正圧化差圧	Pa [gage]	20

**【設定根拠】**

第二弁操作室の正圧化バウンダリは、配置上、動圧の影響を直接受けない屋内に設置されているため、室内へのインリークは隣接区画との温度差によるものと考えられる。

第二弁操作室の正圧化に必要な差圧を保守的に評価するため、重大事故等発生時の室内の温度を高め、50℃、隣接区画を外気の設計最低温度-12.7℃と仮定すると、第二弁操作室の天井高さは最大約4mであり、以下のとおり約10.4Paの圧力差があれば、温度の影響を無視できると考えられる。

$$\begin{aligned} \Delta P &= \{(-12.7^\circ\text{Cの乾き空気密度} [\text{kg}/\text{m}^3]) - (+50^\circ\text{Cの乾き空気の密度} [\text{kg}/\text{m}^3])\} \times \text{天井高さ} [\text{m}] \\ &= (1.3555 [\text{kg}/\text{m}^3] - 1.0925 [\text{kg}/\text{m}^3]) \times 4 [\text{m}] \\ &= 1.052 [\text{kg}/\text{m}^2] \\ &\doteq 10.4 [\text{Pa}[\text{gage}]] \end{aligned}$$

したがって、正圧化の必要差圧は裕度を考慮して隣接区画+20Pa [gage] とする。

名称		第二弁操作室空気ポンベユニット (空気ポンベ)
本数	本	19以上
容量	L/本	46.7
充填圧力	MPa [gage]	14.7

第二弁の操作に必要な要員 3 名が第二弁操作開始から 5 時間（弁操作 1 時間及び待機 4 時間）滞在できる設計とする。

(a) 二酸化炭素濃度基準に基づく必要空気量

- ・収容人数：n=3（名）
- ・許容二酸化炭素濃度：C=0.5%（J E A C 4622-2009）
- ・空気ポンベ中の二酸化炭素濃度：C<sub>0</sub>=0.0336%
- ・呼吸により排出する二酸化炭素量：M

作業 (時間)	呼吸により排出する 二酸化炭素量：M (m <sup>3</sup> /h/人)	空気調和・衛生工学便 覧の作業程度区分
弁操作 (1 時間) ※	0.074	重作業
待機 (4 時間)	0.022	極軽作業

※ 弁操作時間は 1 時間未満であるが、保守的に 1 時間を見込む。

- ・必要換気量：Q=M×n/（C-C<sub>0</sub>）

$$\begin{aligned} \text{弁操作時 } Q_1 &= 0.074 \times 3 / (0.005 - 0.000336) \\ &= 47.6 \text{ m}^3 / \text{h} \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} \text{待機時 } Q_2 &= 0.022 \times 3 / (0.005 - 0.000336) \\ &= 14.2 \text{ m}^3 / \text{h} \end{aligned}$$

- ・必要空気量：V=Q<sub>1</sub>×1+Q<sub>2</sub>×4

$$\begin{aligned} &= 47.6 \times 1 + 14.2 \times 4 \\ &= 104.4 \text{ m}^3 \end{aligned}$$

(b) 酸素濃度基準に基づく必要空気量

- ・ 収容人数 :  $n=3$  (名)
- ・ 吸気酸素濃度 :  $a=20.95\%$  (標準大気の酸素濃度)
- ・ 許容酸素濃度 :  $b=19.0\%$  (鉱山保安法施工規則)
- ・ 乾燥空気換算酸素濃度 :  $d=16.4\%$  (空気調和・衛生工学便覧)
- ・ 成人の酸素消費量 :  $c = (\text{呼吸量}) \times (a-d) / 100$

作業 (時間)	酸素消費量 : $c$ ( $\text{m}^3/\text{h}/\text{人}$ )	呼吸量 ( $\text{L}/\text{min}$ )	空気調和・ 衛生工学便覧 の作業区分
弁操作 (1時間) ※	0.273	100	歩行 ( $300\text{m}/\text{min}$ )
待機 (4時間)	0.02184	8	静座

・ 必要換気量 :  $Q=c \times n / (a-b)$

弁操作時  $Q_1=0.273 \times 3 / (0.2095-0.190)$   
 $=42.0\text{m}^3/\text{h}$

待機時  $Q_2=0.02184 \times 3 / (0.2095-0.190)$   
 $=3.36\text{m}^3/\text{h}$

・ 必要空気量 :  $V=Q_1 \times 1 + Q_2 \times 4$   
 $=42.0 \times 1 + 3.36 \times 4$   
 $=55.44\text{m}^3$

(c) 必要ポンベ本数

(a), (b)の結果より, 第二弁操作室内に滞在する操作員(3名)が弁操作時間を含めて5時間滞在するために必要な空気ポンベによる必要空気量は二酸化炭素濃度基準の $104.4\text{m}^3$ とする。

空気ポンベの仕様は以下のとおり。

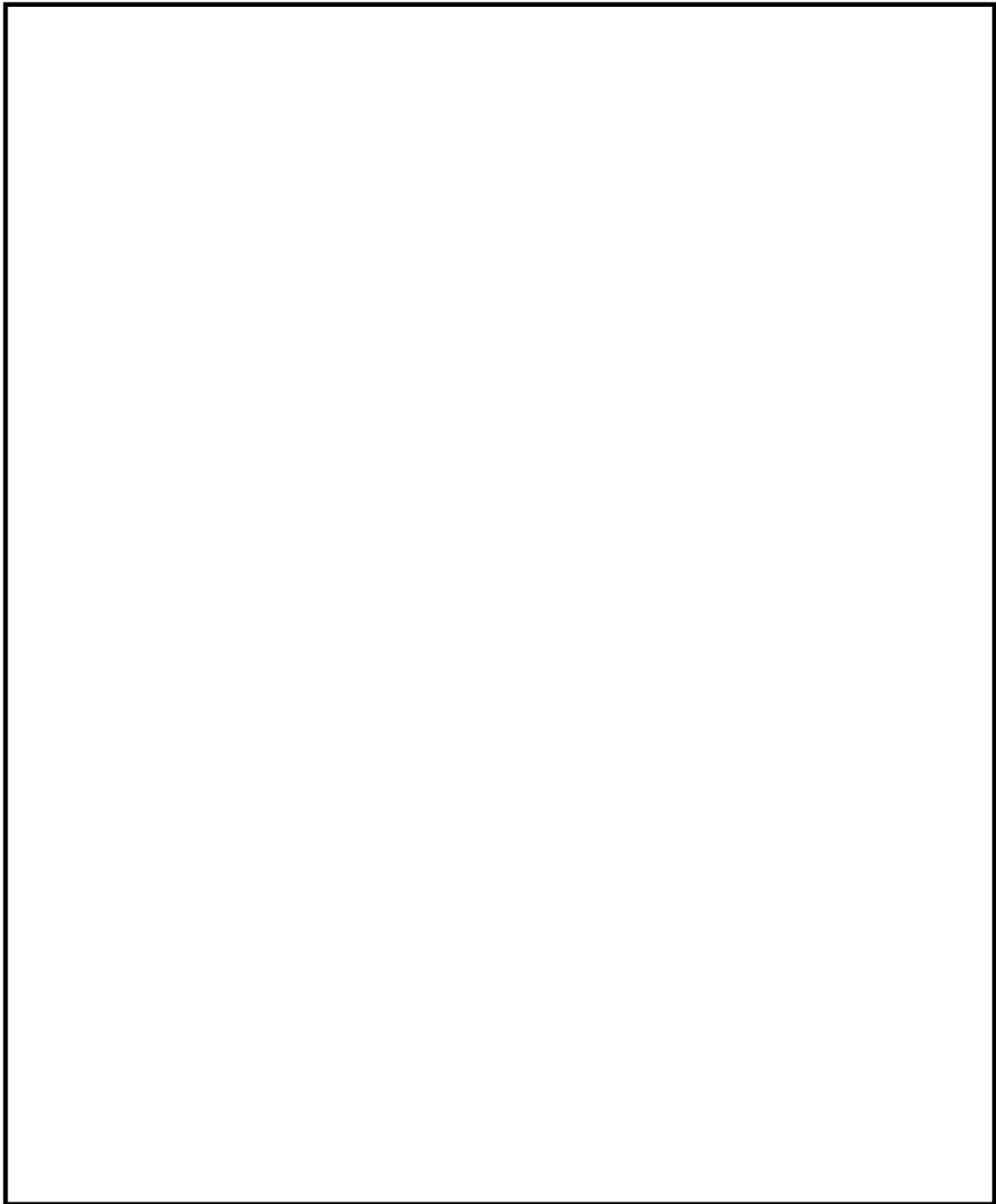
- ・ 容量 :  $46.7\text{L}/\text{本}$

・初期充填圧力：14.7MPa [gage]

したがって，1気圧でのポンベの空気量は約  $6.8\text{m}^3$  /本あるが，残圧及び使用温度補正を考慮し，空気供給量は  $5.5\text{m}^3$  /本とすると，空気ポンベの必要本数は下記の計算により19本となる。

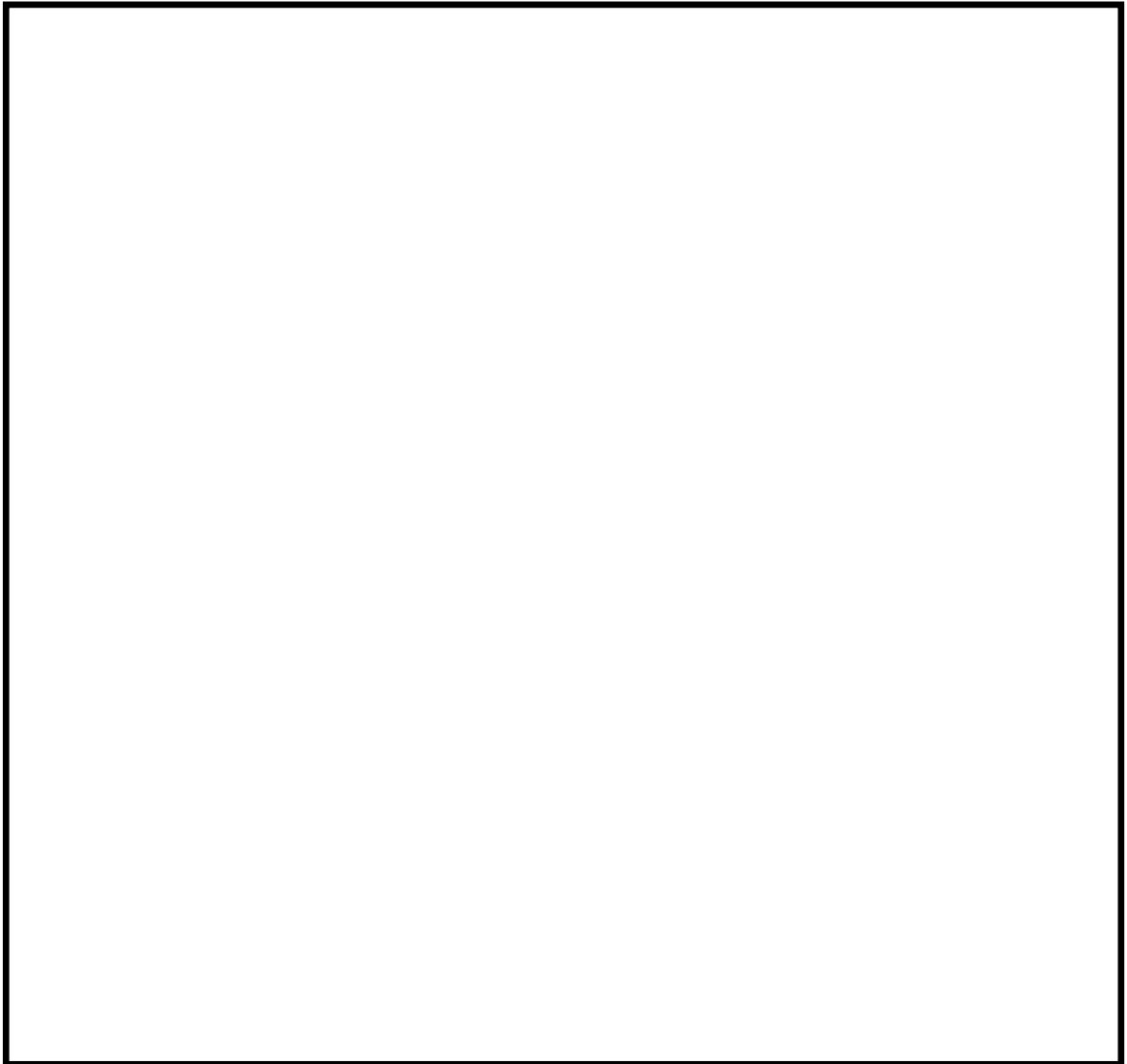
$$104.4 / 5.5 = 18.98 \dots \rightarrow 19 \text{ 本}$$

50-7 接続図



第 50-7-1 図 格納容器圧力逃がし装置の可搬設備配置図

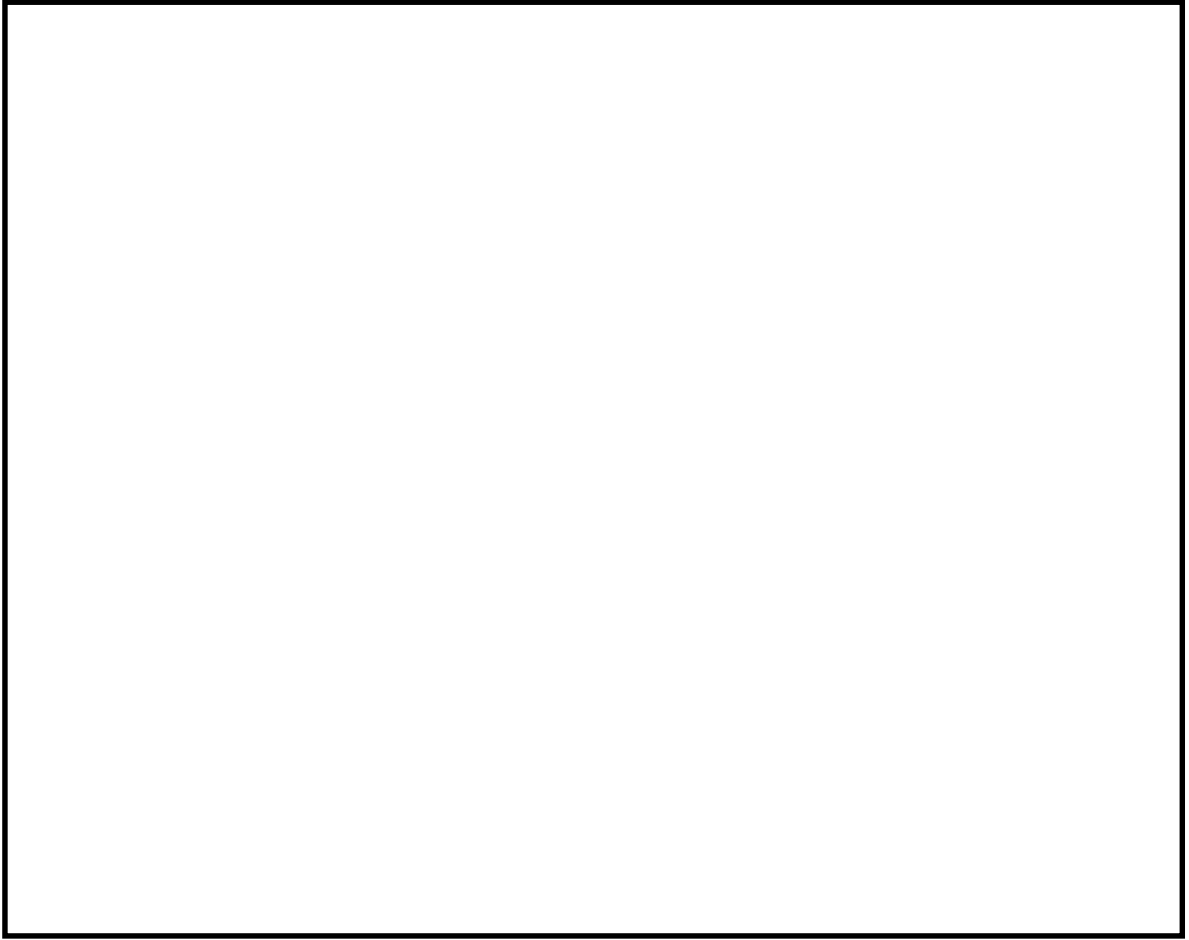
50-8 保管場所図



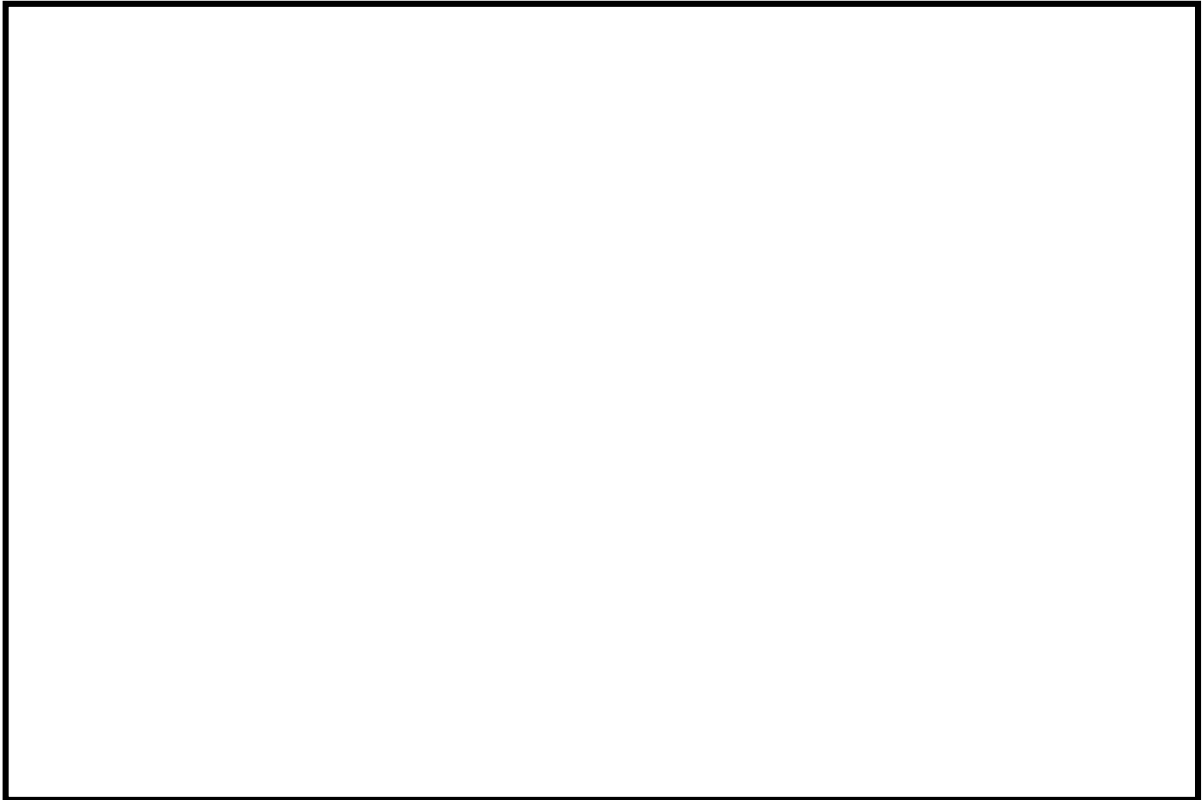
第 50-8-1 図 可搬型設備保管場所図  
(可搬型窒素供給装置, 可搬型代替注水中型ポンプ)



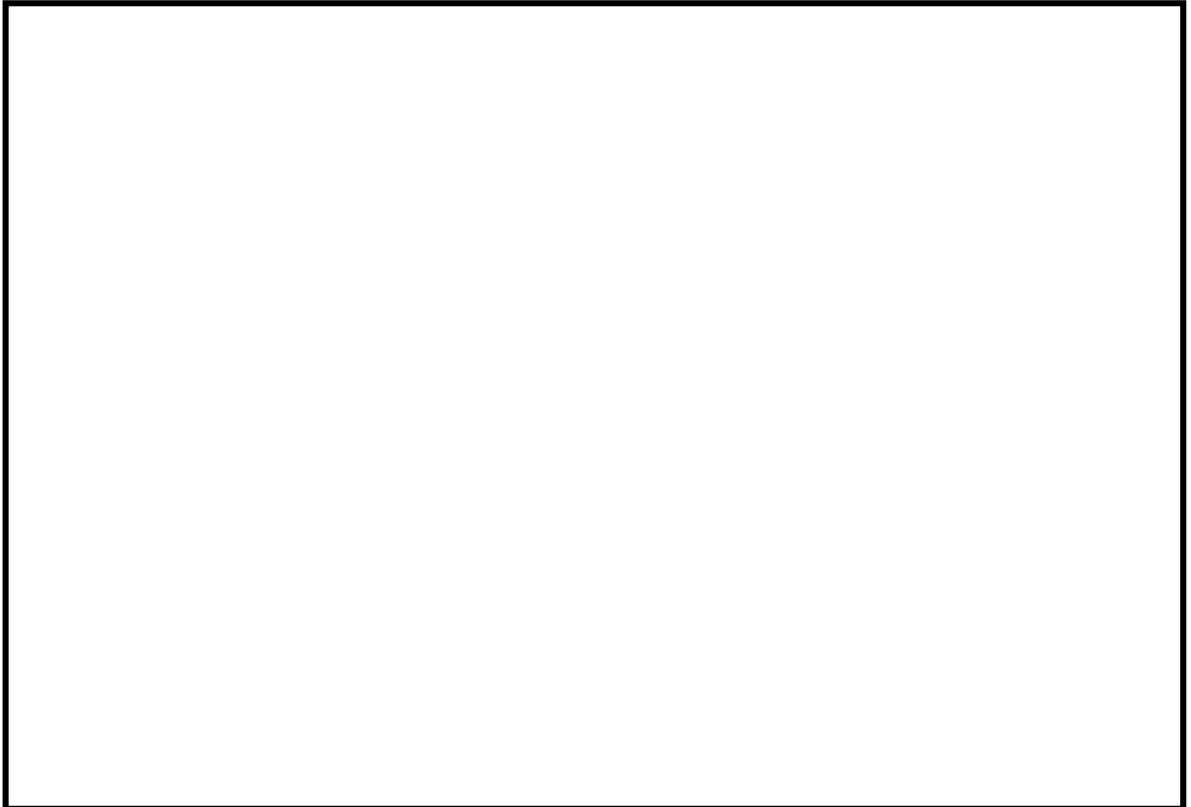
50-9 アクセスルート図



第 50-9-1 図 保管場所及びアクセスルート図



第 50-9-2 図 緊急時対策所～西側淡水貯水設備～フィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口までのアクセスルート概要



第 50-9-3 図 緊急時対策所～西側接続口（フィルタベント配管窒素供給ライン接続口）までのアクセスルート概要

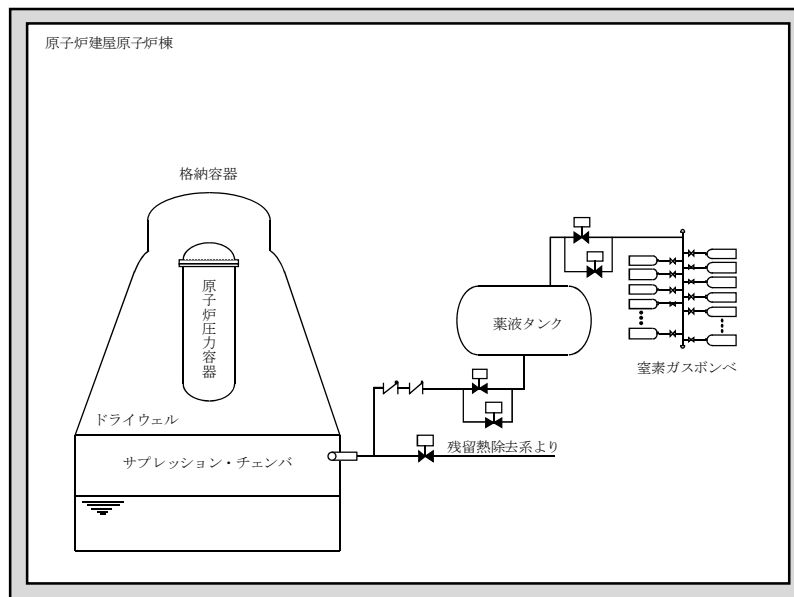
50-10 その他設備

## 【サプレッション・プール水 pH 制御装置】

### 設備概要

格納容器圧力逃がし装置を使用する際、格納容器内が酸性化することを防止し、サプレッション・プール水中にイオン素を捕獲することでイオン素の放出量を低減するために、サプレッション・プール水 pH 制御装置を設ける。なお、本設備は事業者の自主的な取り組みで設置するものである。

本システムは、第50-10-1図に示すように、薬液タンクを窒素により加圧し、残留熱除去系配管からサプレッション・チェンバに薬液を注入する構成とする。



第50-10-1図 格納容器pH制御のための設備系統概要図

50-11 代替循環冷却系の成立性について

## 目次

1. 代替循環冷却系設備の構成	50-11-3
1.1 設置目的	50-11-3
1.2 設備構成の概略	50-11-4
1.3 系統設計仕様	50-11-6
1.3.1 設計方針	50-11-6
1.3.2 注水先流量分配	50-11-6
1.3.3 他条文に対する位置づけ	50-11-8
2. 代替循環冷却系の成立性確認	50-11-9
2.1 代替循環冷却系の運用について	50-11-9
2.2 代替循環冷却系の有効性について	50-11-9
2.3 代替循環冷却系の操作性	50-11-10
3. 代替循環冷却系の健全性について	50-11-11
3.1 代替循環冷却系運転時の系統水漏えいの可能性	50-11-11
3.2 耐放射線に関する設計考慮について	50-11-15
3.3 水の放射線分解による水素影響について	50-11-15

## <別紙 目次>

別紙 1 循環流量の確保について

別紙 2 系統のバウンダリに対する影響評価について

## 1. 代替循環冷却系設備の構成

### 1.1 設置目的

代替循環冷却系は、「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の解釈」の第50条（原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備）のうち、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備であり、格納容器ベントを実施する場合においても、ベント時間を遅延させることが可能な設備である。

重大事故等においては、サプレッション・チェンバを水源とした残留熱除去系が使用できない状況も想定されるが、格納容器圧力逃がし装置を使用する場合は、外部水源による原子炉注水及び格納容器スプレイを継続し、ベントラインの水没を防止するため、サプレッション・プール通常水位+6.5m到達により、格納容器スプレイを停止し、格納容器ベント操作を実施することにより、フィード・アンド・ブリード冷却を継続することとなる。

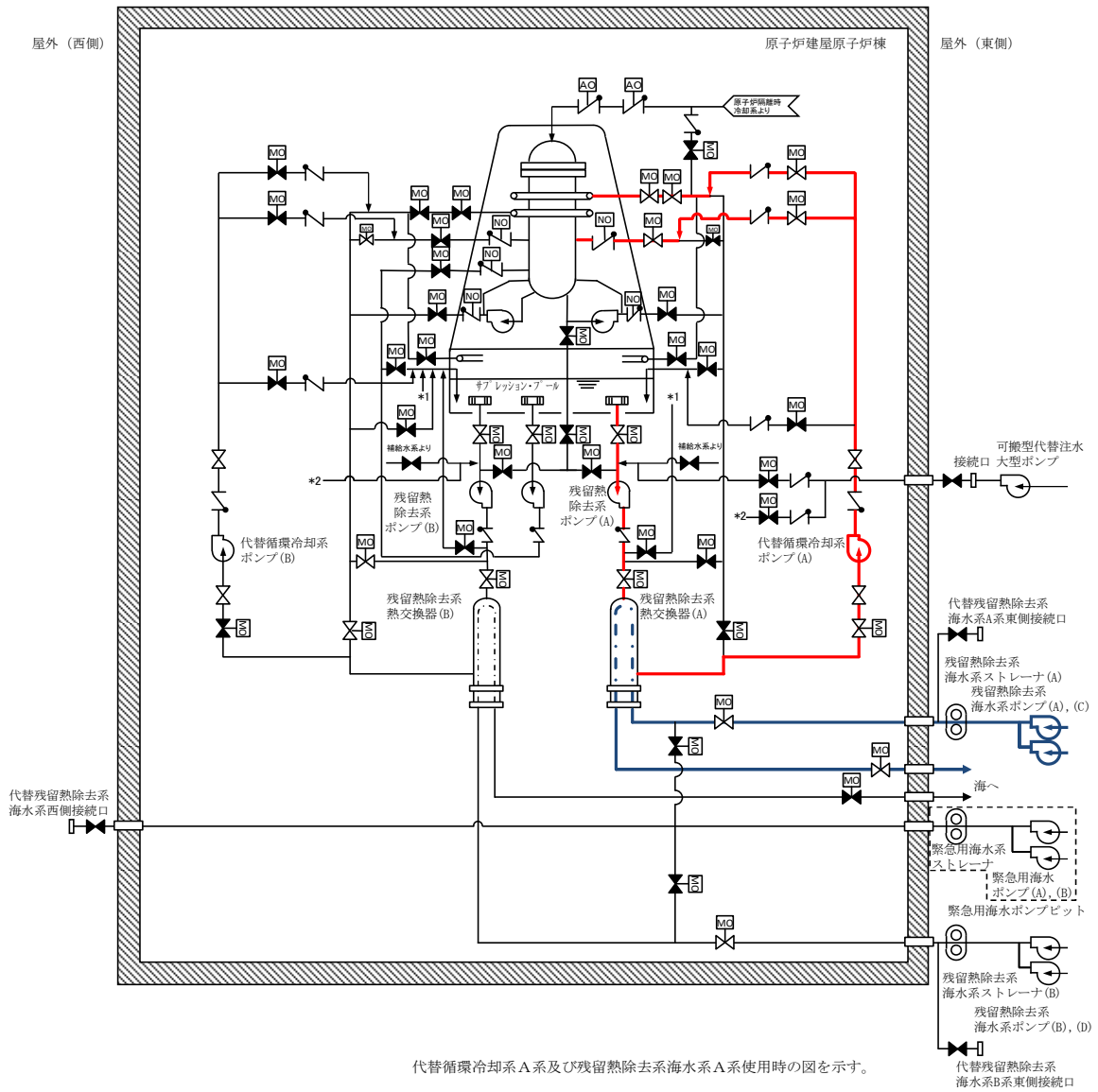
上記に対し、代替循環冷却系を使用する場合、代替循環冷却系の格納容器除熱機能により、格納容器圧力の上昇を抑制でき、かつ、サプレッション・チェンバを水源とすることにより水位上昇を抑制できることから、格納容器の過圧破損及びベントラインの水没を防止することができる。代替循環冷却系による格納容器除熱を継続中において、水の放射線分解によって発生する酸素濃度が上昇し、格納容器内の酸素濃度がドライ条件において4.3vol%に到達した場合には、格納容器内での水素燃焼を防止する観点から格納容器ベントを実施するが、代替循環冷却系を使用しない場合と比較し、大幅にベント時間を遅延させることができる。



## 1.2 設備構成の概略

代替循環冷却系の系統概要は以下のとおりである。（第 1.2-1 図）

- (1) 本系統は、サプレッション・チェンバを水源とし、代替循環冷却系ポンプによる原子炉及び格納容器の循環冷却を行うことができる系統である。
- (2) 系統水は、サプレッション・チェンバから、残留熱除去系の配管及び熱交換器を通り、代替循環冷却系ポンプに供給される。代替循環冷却系ポンプにより昇圧された系統水は、残留熱除去系配管を通り、原子炉への注水及び格納容器スプレイに使用される。
- (3) 原子炉及び格納容器内に注水された系統水は、原子炉本体や格納容器内配管の破断口等からダイヤフラムフロア及びベント管を經由し、サプレッション・チェンバに流出することにより、循環冷却ラインを形成する。
- (4) 本系統は、全交流動力電源喪失した場合でも、発電所構内に配備した代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。
- (5) 前述のとおり、本系統はサプレッション・チェンバに流出した水を、再び原子炉注水及び格納容器スプレイの水源として使用する系統であるが、重大事故等時におけるサプレッション・プール水の温度は約 100℃を超える状況が想定され、高温水を用いて原子炉圧力容器又は格納容器へ注水を行った場合、格納容器に対して更なる過圧の要因となり得る。このため、代替循環冷却系の使用においては、緊急用海水系又は代替残留熱除去海水系からの冷却水の供給により、残留熱除去系熱交換器を介した冷却機能を確保する。
- (6) 代替循環冷却系の機能を確保する際に、使用する系統からの核分裂生成物の放出を防止するため、代替循環冷却系による循環ラインは閉ループにて構成する。



第 1.2-1 図 代替循環冷却系の系統概要

### 1.3 系統設計仕様

#### 1.3.1 設計方針

代替循環冷却系について、格納容器除熱を実施することで、格納容器の過圧及び過温破損を防止可能な設計とする。

##### <設計条件>

格納容器限界圧力及び格納容器限界温度に到達することを防止するため、原子炉注水及び格納容器スプレイによって、格納容器圧力を 620kPa[gage] 以下及び格納容器温度 200℃以下に抑制できること。

##### <主要仕様>

主要仕様は、以下に示すとおりである。

##### 代替循環冷却系統

系統流量：250m<sup>3</sup>/h

水源：サブプレッション・チェンバ

除熱手段：緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系

#### 1.3.2 注水先流量分配

代替循環冷却系の系統流量については、格納容器の状態及び試験等の状況に応じて注水先の流量を分配できる設計としている。

第 1.3-1 表に注水先の流量分配パターンを示す。

第 1.3-1 表 代替循環冷却系の流量分配パターン

モード		注水先 (m <sup>3</sup> /h)			備考
		49 条/1.6	47 条/1.4	49 条/1.6	
		格納容器 スプレイ	原子炉注水	サプレッション・ チェンバ	
①	循環冷却	150	100	0	有効性評価で 期待
②	格納容器スプレイ	250	0	0	有効性評価で 期待
③	原子炉注水	0	100	0	
④	原子炉注水/サプレッ ション・プール冷却	0	100	150	
⑤	サプレッション・プー ル冷却/テスト	0	0	250	

① 循環冷却モード

循環冷却モードは、炉心損傷前において格納容器圧力が 245kPa [gage] (0.8Pd) 到達後又は炉心の著しい損傷、熔融が発生した場合において、原子炉への注水及び格納容器スプレイを実施する際に使用する流量分配パターンである。有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において、事象発生 90 分後から起動し、代替循環冷却系の効果によって格納容器が過圧・過温破損しないことを確認している。

② 格納容器スプレイモード

格納容器スプレイモードは、炉心の著しい損傷、熔融が発生し、原子炉への注水が実施できない場合において、熔融炉心が原子炉下部プレナムに移行した場合及び原子炉圧力容器が破損した場合に発生する過熱蒸気を抑制することを目的として、格納容器スプレイを実施する際に使用する流量分配パターンである。原子炉への注水を実施しない有効性評価シナリオ「3.2 高圧熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」、 「3.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用」及び「3.5 熔融炉心・コンクリー

ト相互作用」において、事象発生 90 分後起動し、代替循環冷却系及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の効果によって格納容器が過圧・過温破損しないことを確認している。

### ③原子炉注水モード

原子炉注水モードは、炉心損傷前及び炉心損傷後において、原子炉への注水を実施する際に使用する流量分配パターンである。

### ④原子炉注水／サブプレッション・プール冷却モード

原子炉注水／サブプレッション・プール冷却モードは、炉心損傷前において格納容器圧力が 245kPa [gage] (0.8Pd) に到達していない場合及び格納容器ベントを停止する際に使用する流量分配パターンである。格納容器ベント停止時においては、炉心損傷の有無に関わらず、格納容器内雰囲気はほぼ蒸気で満たされていることが予想され、格納容器スプレイを実施した場合には負圧に至るおそれがあるため、サブプレッション・プール水の冷却によって蒸気を凝縮させ、加えて窒素を注入することによって格納容器雰囲気を蒸気から窒素へ置換を実施する。

### ⑤サブプレッション・プール冷却／テストモード

サブプレッション・プール冷却／テストモードは、炉心損傷前及び炉心損傷後において、サブプレッション・プールを冷却する際又はプラント通常運転中において、起動試験を実施する場合に、サブプレッション・チェンバへの注水を実施し、機能の健全性を確認する際に使用する流量分配パターンである。

## 1.3.3 他条文に対する位置づけ

### (1) 原子炉注水機能（47 条／1.4）

炉心損傷前において、原子炉高圧状態から低圧注水への移行段階での炉心損傷を防止するための注水量としては十分でない場合があるため、自主設備として位置付けている。また、炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合においては、代替循環冷却系ポンプにて溶融炉心の冷却が可能であり、重大事故等対処設備として位置付けている。

(2) 格納容器スプレイ機能（49条／1.6）

設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）ポンプの機能喪失時に、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止するため、又は炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合において、格納容器内に浮遊する放射性物質の濃度を低下させるための設備であり、重大事故等対処設備として位置付けている。

(3) サプレッション・プール冷却機能（49条／1.6）

設計基準事故対処設備である残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）ポンプの機能喪失時に、サプレッション・プール水を冷却できる機能を有するため、重大事故等対処設備として位置付けている。

2. 代替循環冷却系の成立性確認

2.1 代替循環冷却系の運用について

代替循環冷却系は、1.2に示すとおりサプレッション・チェンバを水源とした低圧の原子炉注水及び格納容器除熱を実施可能な系統であり、サプレッション・プールの水位上昇に対する悪影響はないが、運転に当たり残留熱除去系海水系又は緊急用海水系等による冷却水供給を必要とすることから、事象初期における原子炉注水に当たっては、冷却水を必要としない低圧代替注水系（常設）を優先し、冷却水が確保された後に代替循環冷却系による原子炉注水に切り替える運用としている。

## 2.2 代替循環冷却系の有効性について

代替循環冷却系の有効性については、格納容器除熱の観点で厳しいシナリオである「東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価について」の「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の「3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」、 「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」、 「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」、 「3.4 水素燃焼」及び「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」において、事象を通じて限界圧力に到達することなく、格納容器ベントを回避又は大幅に遅延することが可能となることを確認している。なお、炉心損傷防止対策の有効性評価のうち、格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱に期待している事故シーケンスグループについては、代替循環冷却系に期待した有効性評価を実施することも考えられるが、評価の仮定として、代替循環冷却系に期待しない場合を想定し、有効性を確認している。炉心損傷防止対策の有効性評価において代替循環冷却系に期待した場合、格納容器圧力及び格納容器温度はより低く推移する。

## 2.3 代替循環冷却系の操作性

代替循環冷却系の運転時において、確実に操作及び監視ができることが必要であるため、以下を考慮する。

代替循環冷却系の系統構成及び運転操作は、中央制御室での遠隔操作が可能な設計とする。

代替循環冷却系の運転を開始した後は、代替循環冷却系ポンプの運転状態を吐出圧力により監視する。また、原子炉への注水流量を代替循環冷却系原子炉注水流量にて監視し、格納容器スプレイ流量を代替循環冷却系格

納容器スプレイ流量にて監視する。代替循環冷却系運転による系統水冷却状況を、代替循環冷却系ポンプ入口温度及びサブプレッション・プール水温度により確認する。

また、代替循環冷却系の運転の効果を、原子炉水位、ドライウエル圧力、サブプレッション・チェンバ圧力、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ雰囲気温度、サブプレッション・プール水位により確認する。

### 3. 代替循環冷却系の健全性について

#### 3.1 代替循環冷却系運転時の系統水漏えいの可能性

代替循環冷却系運転時に系統水の著しい漏えいがないことを以下のとおり確認した。

代替循環冷却系は、既設の残留熱除去系と組み合わせて重大事故等対処設備として系統を構成しているものである。残留熱除去系を単独で通常どおり使用する場合には系統水の著しい漏えいがない設計としているが、代替循環冷却系を使用する場合は通常と異なる流路であり、機器の状態も通常と異なることから、この点に着目して系統水が漏えいする可能性について検討した。

第3.1-1図に示すとおり、代替循環冷却系は代替循環冷却系ポンプでサブプレッション・プール水を循環させる系統構成となっており、残留熱除去系が機能喪失している前提で使用する設備であるため、残留熱除去系ポンプは、停止している状態でポンプ内を系統水が流れることとなる。

残留熱除去系ポンプの軸封部はメカニカルシールで構成されており、ポンプ吐出側から分岐して送水される冷却水により温度上昇を抑える設計としている。（第3.1-2図）

ポンプ停止時に系統水が流れる状態においては、通常どおりメカニカル



シールに冷却水が送水されないことが考えられるため、その際のシール機能への影響について確認した。

残留熱除去系ポンプのメカニカルシールは、スプリングによって摺動部を押さえつける形でシールする構造となっている。（第3.1-3図）

代替循環冷却系運転時には残留熱除去系ポンプが停止している状態であるため、通常のポンプ運転時のようにフラッシング水が封水ラインを通じてメカニカルシール部に通水されないことが想定されるが、上述のとおり、フラッシング水はメカニカルシールの温度上昇を抑えるためのものであり、ポンプが停止している状態では冷却の必要がなく、特にメカニカルシールの機能に影響はない。

新設する代替循環冷却系ポンプについては、残留熱除去系熱交換器の下流側に配置し、温度が下がった系統水が流れるようにすることでメカニカルシールの健全性を維持できる設計としている。具体的には、以下のとおり代替循環冷却系ポンプに流れる系統水が代替循環冷却系ポンプの最高使用温度80℃を超えないことを確認している。

原子炉格納容器が限界圧力を下回る0.62MPa [gage] (2Pd) において、サプレッション・プール水の温度は0.62MPa [gage] (2Pd) における飽和温度167℃となるため、評価条件は以下のとおりとする。

緊急用海水ポンプ流量\* : 600m<sup>3</sup>/h

代替循環冷却系ポンプ流量 : 250m<sup>3</sup>/h

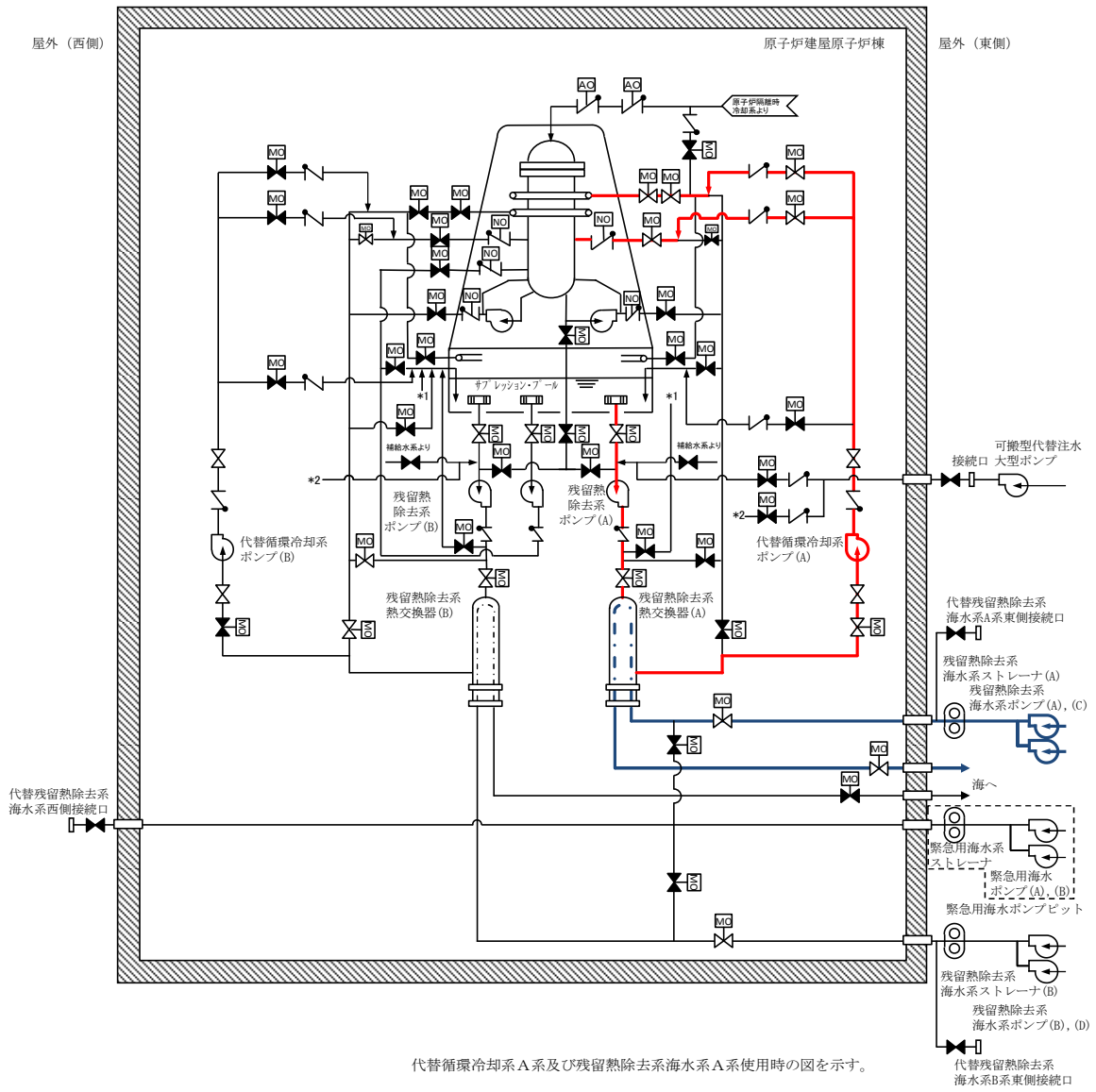
海水温度 : 32℃

サプレッション・プール水温度 : 167℃

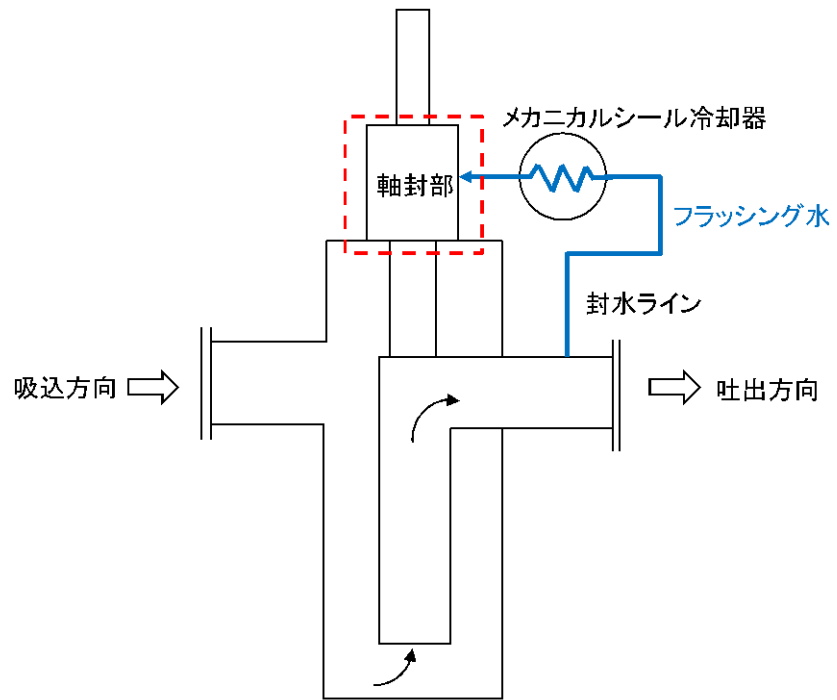
上記の条件で残留熱除去系熱交換器出口温度を評価した結果、出口温度は約70℃と評価され、代替循環冷却系ポンプの最高使用温度80℃を下回る。

したがって、代替循環冷却系運転時において系統水の著しい漏えいはな

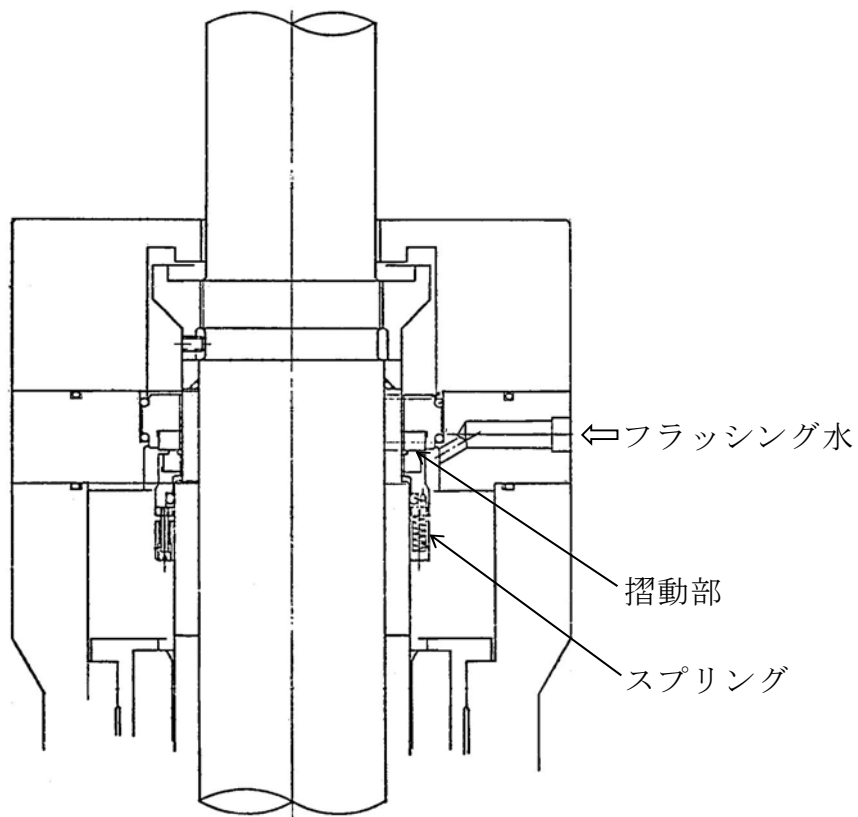
いと考えられる。



第 3.1-1 図 代替循環冷却系 系統概要図



第 3.1-2 図 残留熱除去系ポンプ概要図



第 3.1-3 図 残留熱除去系ポンプ・メカニカルシール構造図

### 3.2 耐放射線に関する設計考慮について

代替循環冷却系は、重大事故時に炉心損傷した場合の放射線影響を考慮して設計を行う。具体的には、放射線による劣化影響が懸念される機器（電動機、ケーブル、シール材等）が使用されている機器について、代替循環冷却系を運転する環境における放射線影響を考慮して設計する。

### 3.3 水の放射線分解による水素影響について

炉心損傷後の冷却水には、放射性物質が含まれていることにより、水の放射線分解による水素等の可燃性ガスの発生が想定されるが、代替循環冷却系運転中は配管内に流れがあり、配管内に水素が大量に蓄積されることは考えにくい。

代替循環冷却系運転を停止した後は、可燃性ガスの爆発防止等の対策として、系統水を入れ替えるためにフラッシングを実施することとしており、水の放射線分解による水素発生を防止することが可能となる。具体的には残留熱除去系ポンプのサプレッション・プール吸込弁を閉じ、可搬型代替注水大型ポンプから系統内に外部水源を供給することにより、系統のフラッシングを実施する。

50-12 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備  
(格納容器圧力逃がし装置) について

## 目 次

1. 概要	50-12-8
1.1 設置目的	50-12-8
1.2 基本性能	50-12-8
1.3 系統概要	50-12-9
2. 系統設計	50-12-11
2.1 設計方針	50-12-11
2.2 設計条件	50-12-15
2.3 格納容器圧力逃がし装置	50-12-16
2.3.1 系統構成	50-12-16
2.3.2 フィルタ装置	50-12-20
2.3.3 配置	50-12-32
2.4 付帯設備	50-12-42
2.4.1 計装設備	50-12-42
2.4.2 電源設備	50-12-51
2.4.3 給水設備	50-12-54
2.4.4 可搬型窒素供給装置	50-12-55
2.4.5 排水設備	50-12-57
3. フィルタ性能	50-12-59
3.1 フィルタ装置による放射性物質の除去原理	50-12-59
3.1.1 エアロゾルの除去原理	50-12-59
3.1.2 ガス状放射性よう素の除去原理	50-12-66

3.2	運転範囲	50-12-70
3.3	性能検証試験結果	50-12-71
3.3.1	性能検証試験の概要	50-12-71
3.3.2	エアロゾルの除去性能試験結果	50-12-77
3.3.3	ガス状放射性よう素の除去性能試験結果	50-12-84
3.3.4	フィルタ装置の継続使用による性能への影響	50-12-89
4.	運用方法	50-12-94
4.1	有効性評価の事故シーケンスにおける運用方法	50-12-94
4.1.1	炉心が損傷していない場合	50-12-94
4.1.2	炉心が損傷している場合	50-12-99
4.1.3	格納容器圧力逃がし装置操作手順について	50-12-105
4.2	現場における操作について	50-12-131
4.2.1	隔離弁の現場操作	50-12-131
4.2.2	スクラビング水の補給	50-12-135
4.2.3	窒素の供給	50-12-137
4.2.4	排水操作	50-12-139
4.3	一般公衆の被ばくを可能な限り低減するための運用	50-12-142
4.4	設備の維持管理	50-12-144
5.	新規制基準への適合性	50-12-152
5.1	第38条（重大事故等対処施設の地盤）	50-12-152
5.2	第39条（地震による損傷の防止）	50-12-153
5.3	第40条（津波による損傷の防止）	50-12-154
5.4	第41条（火災による損傷の防止）	50-12-155
5.5	第43条（重大事故等対処設備）	50-12-157
5.6	第48条（最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備）	50-12-173



5.7 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） .....	50-12-175
5.8 第 52 条（水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備） .....	50-12-178

## <別紙 目次>

- 別紙 1 可燃性ガスの爆発防止対策について
- 別紙 2 格納容器圧力逃がし装置の系統設計条件の考え方について
- 別紙 3 格納容器圧力逃がし装置の漏えいに対する考慮について
- 別紙 4 フィルタ装置の各構成要素における機能について
- 別紙 5 金属フィルタドレン配管の閉塞及び逆流防止について
- 別紙 6 流量制限オリフィスの設定方法について
- 別紙 7 ベント実施時の放射線監視測定の考え方について
- 別紙 8 電源構成の考え方について
- 別紙 9 エアロゾルの再浮遊・フィルタの閉塞について
- 別紙 10 ベンチュリスクラバにおける無機よう素の再揮発・薬剤の容量不足について
- 別紙 11 よう素除去部におけるよう素の再揮発，吸着材の容量減少及び変質について
- 別紙 12 スクラビング水の保有水量の設定根拠について
- 別紙 13 スクラビング水が管理範囲を超えた場合の措置について
- 別紙 14 よう素除去部へのスクラビング水の影響について
- 別紙 15 圧力開放板の信頼性について
- 別紙 16 フレキシブルシャフトが常時接続されている状態における弁操作の詳細メカニズム
- 別紙 17 ベント実施に伴うベント操作時の作業員の被ばく評価
- 別紙 18 スクラビング水補給及び窒素供給作業の作業員の被ばく評価
- 別紙 19 格納容器内の圧力が計測できない場合の運用について

- 別紙 20 ベント停止手順について
- 別紙 21 格納容器雰囲気温度によるベントの運用について
- 別紙 22 格納容器減圧に伴うベント管からサプレッション・チェンバへの冷却水の流入について
- 別紙 23 有効性評価における炉心損傷の判断根拠について
- 別紙 24 格納容器からの異常漏えい時における対応について
- 別紙 25 格納容器スプレイが実施できない場合のベント運用について
- 別紙 26 ベント準備操作開始タイミングについて
- 別紙 27 格納容器圧力逃がし装置の計装設備の網羅性について
- 別紙 28 格納容器圧力逃がし装置の計装設備の概略構成図
- 別紙 29 フィルタ装置入口水素濃度計の計測時間遅れについて
- 別紙 30 配管内面に付着した放射性物質による発熱の影響について
- 別紙 31 地震による損傷の防止に関する耐震設計方針の説明
- 別紙 32 格納容器圧力逃がし装置の外部事象に対する考慮について
- 別紙 33 主ライン・弁の構成について
- 別紙 34 各運転モードにおける系統構成と系統内の水素濃度について
- 別紙 35 ベント実施によるプルーム通過時の要員退避について
- 別紙 36 エアロゾルの保守性について
- 別紙 37 希ガスの減衰効果に期待したドライウェルベント実施時の影響評価
- 別紙 38 コリウムシールド侵食時のガス及びエアロゾル発生について
- 別紙 39 格納容器圧力逃がし装置使用後の保管管理
- 別紙 40 ベント放出高さの違いによる被ばくへの影響について
- 別紙 41 スクラビング水の pH について
- 別紙 42 計装設備が計測不能になった場合の推定方法，監視場所について
- 別紙 43 ステンレス構造材，膨張黒鉛パッキンの妥当性について

- 別紙 44 エアロゾルの粒径分布が除去性能に与える影響について
- 別紙 45 エアロゾルの密度の変化が慣性衝突効果に与える影響について
- 別紙 46 JAVA 試験及び JAVA PLUS 試験の適用性について
- 別紙 47 格納容器圧力逃がし装置格納槽内における漏えい対策について
- 別紙 48 格納容器フィルタベント設備隔離弁の人力操作について
- 別紙 49 格納容器圧力制御のための代替格納容器スプレイの運用について
- 別紙 50 フィルタ装置における化学反応熱について
- 別紙 51 スクラビング水の粘性の変化が除去性能に与える影響について
- 別紙 52 窒素供給装置の容量について
- 別紙 53 フィルタ装置入口配管の位置について

## 1. 概要

### 1.1 設置目的

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器（以下「格納容器」という。）破損及び格納容器内の水素による爆発を防止するため、格納容器圧力逃がし装置を設置する。本システムはフィルタ装置を通して放射性物質を低減した上で、格納容器内の雰囲気ガスを放出することで、格納容器内の圧力及び温度を低下させるとともに、格納容器内に滞留する水素を大気へ放出する機能を有する。

また、設計基準事故対処設備の有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合に、炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止するために、大気を最終ヒートシンクとして熱を輸送する機能を有する。

### 1.2 基本性能

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、格納容器に発生するガスを、フィルタ装置を通して大気に逃がすことで、放出される粒子状の放射性物質（セシウム等）を低減する。このため、放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものとして定められているCs-137の放出量が100TBqを下回ることでできる性能を有したものとする。

フィルタ装置としては、上述したCs-137の放出量制限を満足させるため、粒子状放射性物質除去効率99.9%以上の性能を有する装置を採用する。

また、当該装置は、ガス状放射性元素の除去効率として、無機元素は99%以上、有機元素は98%以上の性能を有する。

### 1.3 系統概要

第 1.3-1 図に系統概要を示す。

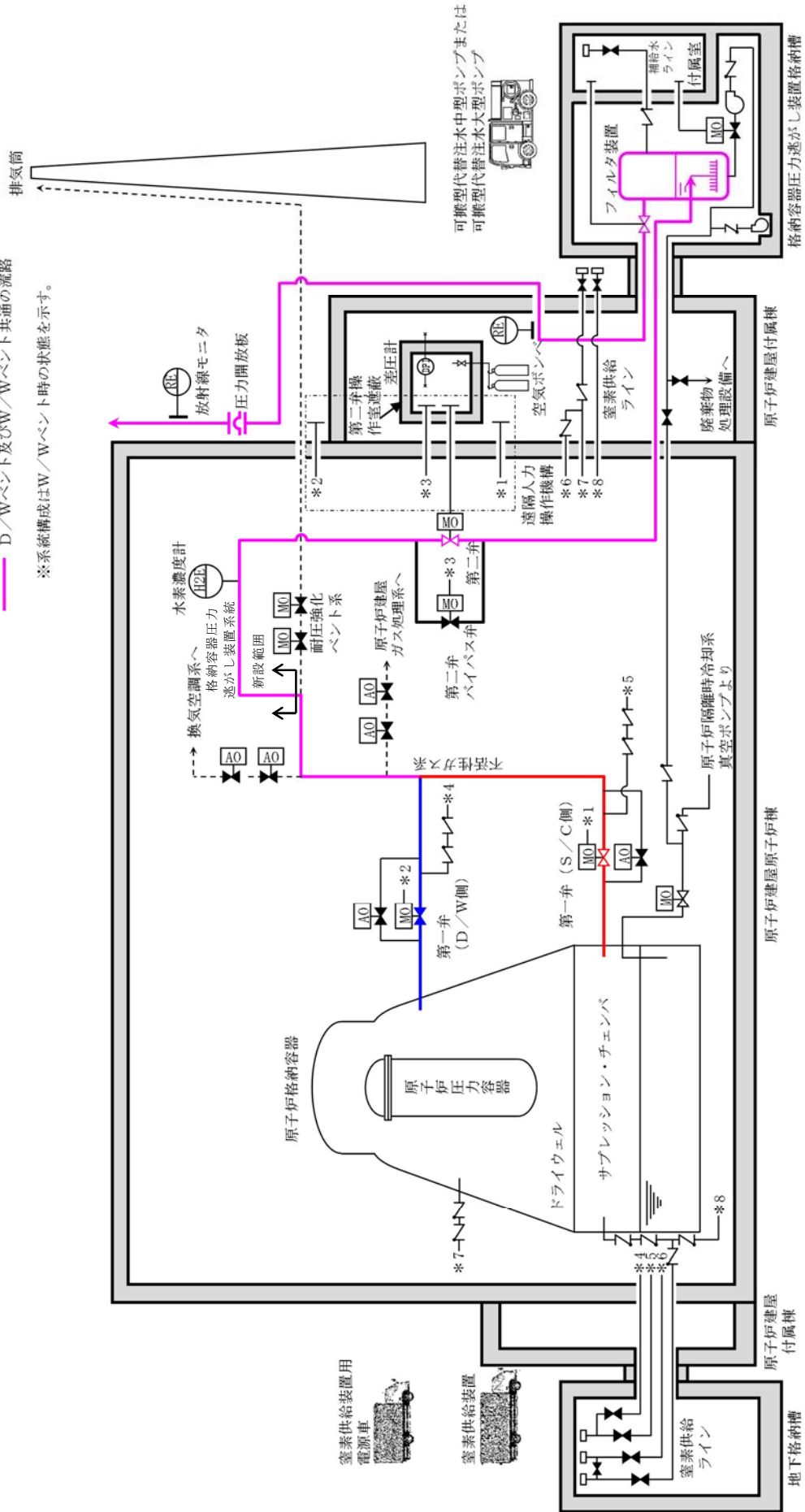
本系統は、フィルタ装置、圧力開放板等で構成する。本系統は、中央制御室からの操作で、第一弁及び第二弁を「全開」とすることにより、格納容器内の雰囲気ガスを、ドライウェル又はサブプレッション・チェンバより抜き出し、フィルタ装置にて放射性物質を低減させた後に、排気管を通して原子炉建屋屋上位置（標高約 65m）で放出する。（別紙 40）

本系統は、排気ラインに圧力開放板を設け、水素爆発防止のため系統内を不活性ガス（窒素）で置換した状態で待機する際の大気との隔壁とする。この圧力開放板は、格納容器からの排気の妨げにならないように、格納容器からの排気圧力と比較して十分小さい圧力に設定する。

本系統は、中央制御室からの操作を可能とするため、代替電源設備からの給電を可能とするが、電源の確保ができない場合であっても、放射線量率の低い原子炉建屋付属棟（二次格納施設外）より遠隔で操作することができる。

なお、格納容器からの排気時に、高線量率となるフィルタ装置等からの被ばくを低減するために、必要な遮蔽等を行う。

- ドライウエル (D/W) ベントの流路
  - ウェットウエル (W/W) ベントの流路
  - D/Wベント及びBW/Wベント共通の流路
- ※系統構成はW/Wベント時の状態を示す。



第 1.3-1 図 格納容器圧力逃がし装置 系統概要図

## 2. 系統設計

### 2.1 設計方針

格納容器圧力逃がし装置は、想定される重大事故等が発生した場合において、格納容器の過圧破損及び格納容器内の水素による爆発を防止するとともに、大気を最終ヒートシンクとして熱を輸送できるよう、以下の事項を考慮した設計とする。

#### (1) 格納容器圧力逃がし装置の設置（設置許可基準規則解釈第1項 a）， b））

炉心の著しい損傷が発生した場合において格納容器の破損を防止するため、格納容器内の圧力及び温度を低下させるために格納容器圧力逃がし装置を設置する。

i) 格納容器圧力逃がし装置は、排気中に含まれる放射性物質を低減するためのフィルタ装置を設置する設計とする。

フィルタ装置は、排気中に含まれるエアロゾル（粒子状放射性物質）に対して99.9%以上、ガス状の無機よう素に対して99%以上及びガス状の有機よう素に対して98%以上を除去可能な設計とする。

ii) 格納容器圧力逃がし装置は、可燃性ガスの爆発防止等の対策として不活性ガス（窒素）に置換した状態で待機させ、系統内に可燃性ガス（水素）が蓄積する可能性のある箇所にはベントラインを設け、可燃性ガスを排出できる設計とするとともに、使用後においても不活性ガスで置換できるよう、可搬型窒素供給装置（窒素供給装置及び窒素供給装置用電源車）を用いて系統内に窒素を供給できる設計とすることで、系統内で水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止できる設計とする。

格納容器内酸素濃度をドライ条件に換算して5vol%未満で管理するこ



とで、格納容器圧力逃がし装置内で可燃性ガス濃度が可燃域に達することはない。

格納容器圧力逃がし装置の使用によりスクラビング水内に捕集された放射性物質による水の放射線分解によって発生する水素・酸素は、崩壊熱により発生する蒸気とともに排出されることから、格納容器圧力逃がし装置内で可燃性ガス濃度が可燃域に達することはない。

格納容器圧力逃がし装置内で可燃性ガスが蓄積する可能性がある箇所については、可燃性ガスを連続して排出するベントラインを設置し、可燃性ガスが局所的に滞留しない設計とする。（別紙1）

iii) 東海第二発電所は、単一の発電用原子炉施設であり、格納容器圧力逃がし装置を使用する際に流路となる不活性ガス系、耐圧強化ベント系及び格納容器圧力逃がし装置の配管は、他の原子炉とは共用しない。また、格納容器圧力逃がし装置と他の系統・機器を隔離する弁は、直列で2弁設置し、格納容器圧力逃がし装置と他の系統・機器を確実に隔離することで、悪影響を及ぼさない設計とする。

iv) 格納容器圧力逃がし装置の使用に際して、格納容器の負圧破損を防止するため、窒素供給ラインを設け、格納容器へ窒素供給できる設計とする。

v) 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は、現場でも操作が可能となるよう、遠隔人力操作機構を設け、原子炉建屋原子炉棟外から容易かつ確実に開閉操作できる設計とする。（別紙16、別紙48）

vi) 炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遠隔人力操作機構を介した操作場所又は操作室を放射線量率の低い原子炉建屋付属棟に設置する設計とする。さらに、第二弁及び第二弁バイパス弁の操作室には、格納容器圧力逃がし装置使用後に高線量となる配管に対する遮蔽及び格納容器内雰囲気ガスの操作室への流入防止装置（空気ポンプユニット）を設ける設計とする。

vii) 格納容器圧力逃がし装置待機時に格納容器圧力逃がし装置内を不活性ガス（窒素）にて置換する際の大気との障壁として、圧力開放板を設置する設計とする。

圧力開放板は、格納容器からのベントガス圧力（0.31MPa [gage] ～ 0.62MPa [gage]）と比較して十分に低い圧力である0.08MPa [gage]にて開放する設計であり、格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならない設計であるため、バイパス弁は併置しない。（別紙15）

viii) 格納容器圧力逃がし装置は、サプレッション・チェンバ側及びドライウエル側のいずれからも排気できる設計とする。サプレッション・チェンバ側からの排気ではサプレッション・チェンバの水面からの高さを確保し、ドライウエル側からの排気では燃料有効長頂部よりも高い位置に接続箇所を設けることで、長期的にも熔融炉心及び水没の影響を受けない設計とする。（別紙22，別紙33）

ix) 格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置は、格納容器圧力逃がし装置格納槽（地下埋設）に格納し、十分な厚さのコンクリート及び覆土によ

り地上面の放射線量を十分に低減する設計とする。また、フィルタ装置に接続する配管等は、原子炉建屋原子炉棟内及び原子炉建屋附属棟内に設置することにより、事故時の復旧作業における被ばくを低減する設計とする。（別紙17，別紙18,別紙48）

## 2.2 設計条件

本システムにおける設備の設計条件を第 2.2-1 表に示す。(別紙 2, 別紙 36, 別紙 38, 別紙 50, 別紙 51)

第 2.2-1 表 設計条件

設計条件		設定根拠
最高使用圧力	620kPa [gage]	格納容器の限界圧力を考慮し、2Pd (最高使用圧力 310kPa [gage] の 2 倍) とする。
最高使用温度	200°C	格納容器の限界温度を考慮し、200°C とする。
設計流量	13.4kg/s (格納容器圧力 310kPa [gage] において)	原子炉定格熱出力 1%相当の飽和蒸気量を、ベント開始圧力が低い場合 (310kPa [gage]) であっても排出可能な流量とする。
フィルタ装置内発熱量	500kW	想定されるフィルタ装置に捕集及び保持される放射性物質の崩壊熱に対して十分な余裕を見込み、原子炉定格熱出力の 0.015% に相当する発熱量とする。
エアロゾル移行量	400kg	想定されるフィルタ装置に移行するエアロゾルの量 (38kg) に対して十分な余裕を見込み、400kg とする。
よう素の炉内内蔵量	24.4kg	BWR プラントにおける代表炉心 (A BWR) の平衡炉心末期を対象とした ORIGEN2 コードの計算結果に対して、東海第二発電所の熱出力 (3,293MW) を考慮して算出した結果、24.4kg とする。
耐震条件	基準地震動 $S_s$ にて機能維持	基準地震動 $S_s$ にて機能を維持する。

## 2.3 格納容器圧力逃がし装置

### 2.3.1 系統構成

本系統は、屋外地下の格納容器圧力逃がし装置格納槽内に設置するフィルタ装置、格納容器からフィルタ装置までの入口配管、フィルタ装置から大気開放される出口配管、圧力開放板、計装設備、電源設備、給水設備、可搬型窒素供給装置及び排水設備で構成される。

#### (1) 配管等の構成

入口配管は、格納容器のサプレッション・チェンバ及びドライウェルに接続された不活性ガス系配管が合流した下流に接続する耐圧強化ベント系配管から分岐し、弁を経由してフィルタ装置に接続する。

出口配管には、待機時に窒素置換された系統と大気を隔離する圧力開放板を設置する。圧力開放板はベント開始時に微正圧で動作するものとし、信頼性の高いものを使用する。(別紙 15)

フィルタ装置には、外部からスクラビング水を補給できるよう給水配管を設置する。また、外部から系統に窒素を供給できるよう窒素供給配管を設置する。また、ベント後の放射性物質を含むスクラビング水を格納容器(サプレッション・チェンバ)に移送するための移送ポンプ及び配管、さらに、万一、放射性物質を含むスクラビング水が格納容器圧力逃がし装置格納槽に漏えいした場合に、漏えい水を格納容器(サプレッション・チェンバ)に移送するための排水ポンプ及び配管を設置する。(別紙 39, 別紙 47)

第 2.3.1-1 図に格納容器圧力逃がし装置の系統構成を示す。

#### (2) 材質及び構造

配管及び弁は、重大事故等クラス 2 機器として、「日本機械学会 発電用原子力設備規格 設計・建設規格 (2005/2007)」クラス 2 の規定に準拠し

て設計する。材質は炭素鋼を基本とするが、使用環境に応じて耐食性の高いステンレス鋼を使用する。炭素鋼配管外面には防錆のため塗装を施し、特に屋外に敷設される配管の外面については、海塩粒子の付着による腐食防止の観点から、シリコン系等の防食塗装を行う。(別紙 3, 別紙 30, 別紙 43)

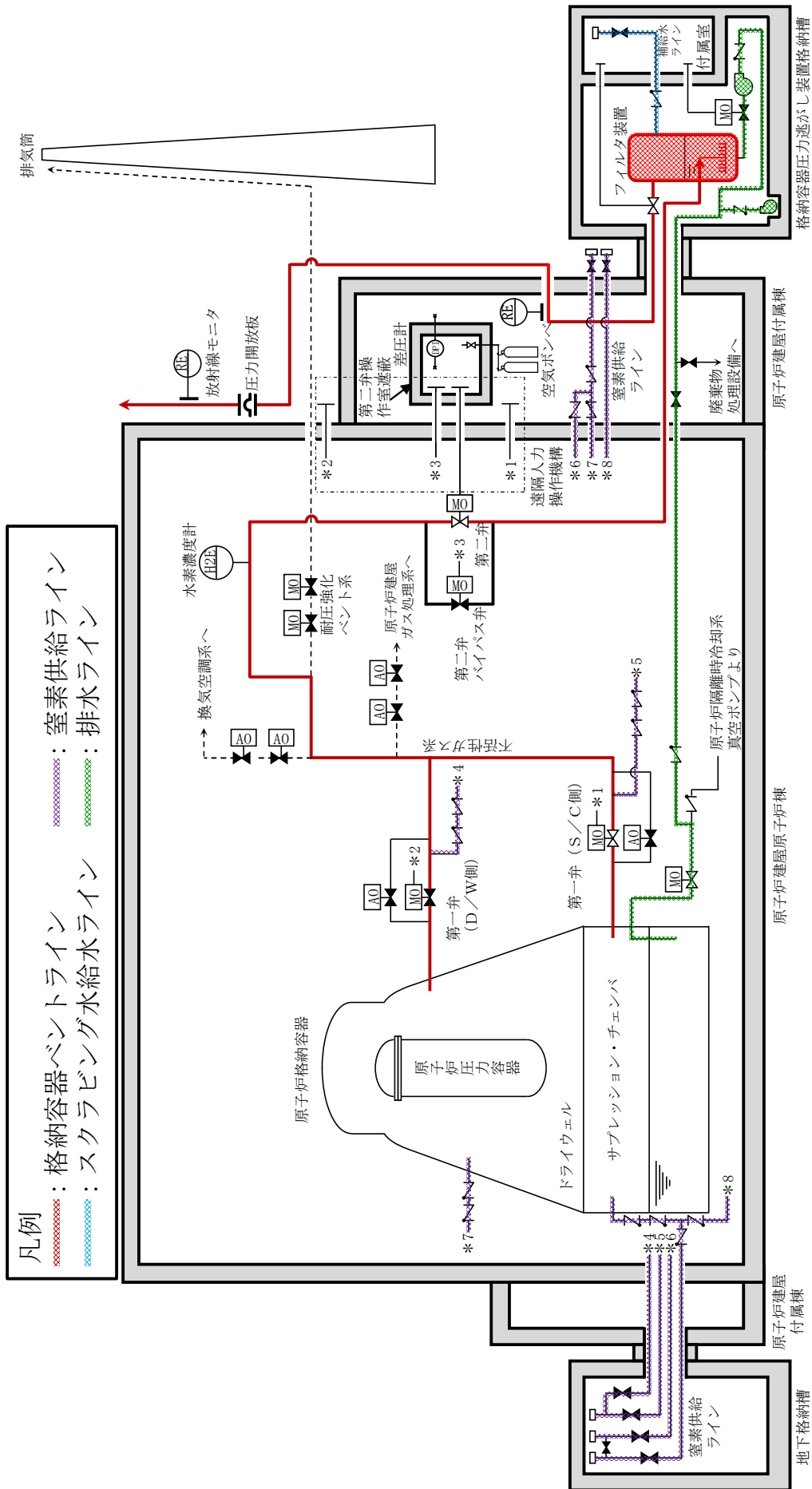
系統を構成する主要な機器の仕様を第 2.3.1-1 表に、フィルタ装置及び配管の材質範囲を第 2.3.1-2 図に示す。

### (3) 系統の切替性

格納容器からフィルタ装置へ至る配管は、ベントを実施する際、接続する他系統と隔離し、流路を構成する必要がある。対象となる系統は、原子炉建屋ガス処理系、換気空調系及び耐圧強化ベント系である。これらの系統との取合いの弁は通常全閉状態であるが、開状態の場合でも中央制御室からの操作により、速やかに閉操作が可能である。

原子炉建屋ガス処理系及び換気空調系との取合いの弁は、フェイルクローズの空気駆動弁であることから、全交流動力電源喪失時には、全閉状態となる。また、耐圧強化ベント系との取合い弁は、電動駆動弁であり、耐圧強化ベント系は格納容器圧力逃がし装置が使用できない場合に使用する系統であるため、全閉状態を維持する。

以上より、格納容器からフィルタ装置へ至る配管は、ベントを実施する際、他系統と隔離し、流路の構成が可能である。



凡例

- ：格納容器ベントライン
- ：スクラビング水給水ライン
- ：室素供給ライン
- ：排水ライン

第 2.3.1-1 図 格納容器圧力逃がし装置 系統概要図

第 2.3.1-1 表 主要系統構成機器の仕様

(1) 配管

	口径	材質
a. フィルタ装置入口配管 (b. の範囲を除く)	450A~600A	炭素鋼
b. フィルタ装置周辺配管 (格納容器圧力逃がし装置 格納槽内に設置する範囲)	450A (入口側), 350A~600A (出口側)	ステンレス鋼
c. フィルタ装置出口配管 (b. の範囲を除く)	600A	炭素鋼

(2) 隔離弁

	型式	駆動方式	口径
a. 第一弁 (S/C側)	バタフライ弁	電動駆動 (交流) +遠隔人力操作機構	600A
b. 第一弁 (D/W側)	バタフライ弁	電動駆動 (交流) +遠隔人力操作機構	600A
c. 第二弁	バタフライ弁	電動駆動 (交流) +遠隔人力操作機構	450A
d. 第二弁バイパス弁	バタフライ弁	電動駆動 (交流) +遠隔人力操作機構	450A

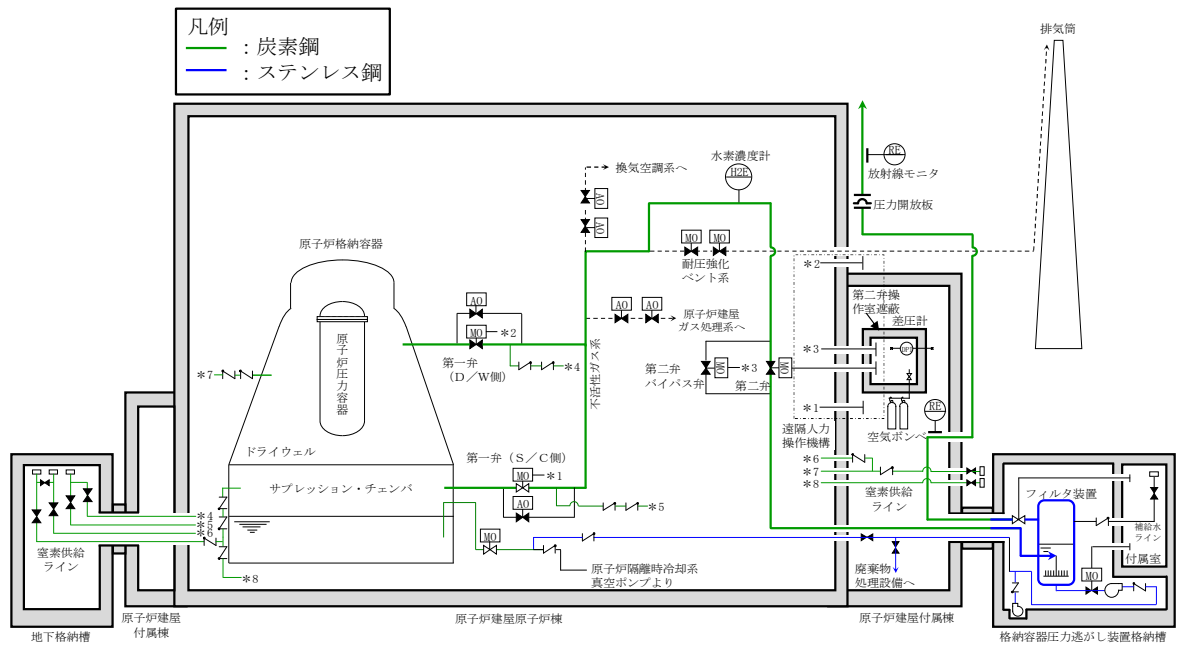
S/C : サプレッション・チェンバ

D/W : ドライウエル

(3) 圧力開放板

型式	設定破裂圧力	呼び径	材質	個数
引張型ラプチャー ディスク	0.08MPa	600A	ステンレス鋼	1





第 2.3.1-2 図 フィルタ装置及び配管の材質範囲

## 2.3.2 フィルタ装置

### (1) フィルタ装置仕様

フィルタ装置は、スカート支持される円筒たて形容器であり、常時スクラビング水を貯留する。容器下部にはベンチュリスクラバ（ベンチュリノズル及びスクラビング水）、上部には金属フィルタが設置され、これらを組み合わせてエアロゾルを除去する。

さらに、金属フィルタの後段として、容器内部によう素除去部を設け、ガス状放射性よう素を捕集する物質（銀ゼオライト）を収納している。

フィルタ装置の主な仕様を以下に示す。

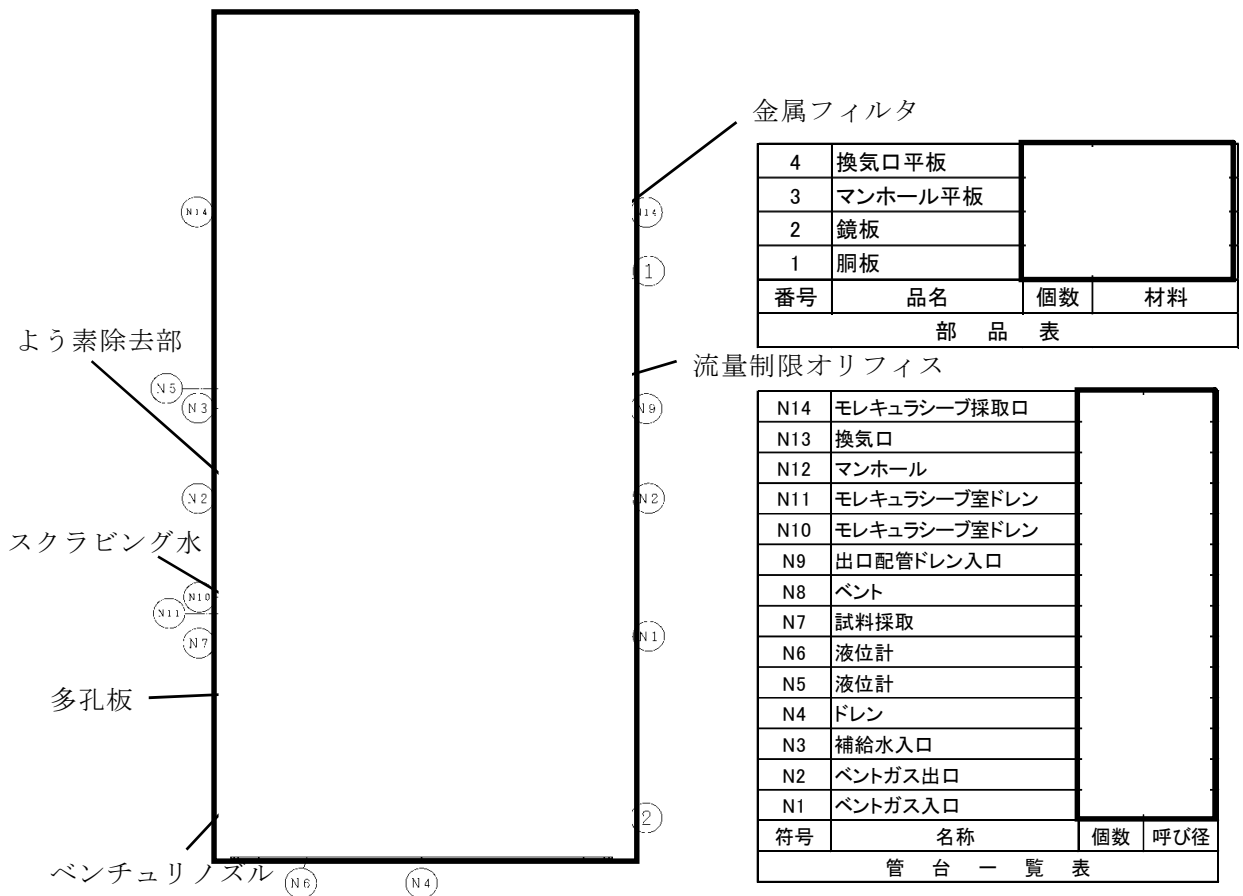
- a. 容器は、重大事故等クラス2容器として「日本機械学会 発電用原子力設備規格 設計・建設規格（2005/2007）」クラス2容器の規定に準拠して設計する。
- b. 容器内に貯留するスクラビング水量は、捕集した放射性物質の崩壊熱による減少を考慮し、設計条件であるフィルタ装置内発熱量 500kW に

対して、ベント開始後 24 時間はベンチュリスクラバによる所定の放射性物質の除去性能が確保できるように設定する。(別紙 12)

- c. 容器及び内部構造物の材料は、スクラビング水に添加されるアルカリ性の薬剤に対して、耐性に優れるステンレス鋼を使用する。
- d. 容器には、スクラビング水の減少分を補充するための注水用ノズル、スクラビング水を採取するための試料採取用ノズル及びスクラビング水を移送するためのドレン用ノズルを設ける。
- e. 容器は、ベンチュリノズル及び金属フィルタを内蔵する。
- f. 容器内部には、よう素除去部を設け、銀ゼオライトを収納する。
- g. 金属フィルタとよう素除去部の連絡管には、流量制限オリフィスを設け、格納容器より排出されるガスの体積流量をほぼ一定に保つ設計とする。

フィルタ装置の仕様を第 2.3.2-1 表に、構造を第 2.3.2-1 図に示す。

(別紙 4, 別紙 53)



第 2.3.2-1 図 フィルタ装置概略図

(2) フィルタ仕様

a. ベンチュリスクラバ

ベンチュリスクラバは、ベンチュリノズル、スクラビング水等で構成され、ベントガス中に含まれるエアロゾル及び無機よう素を捕集し、スクラビング水中に保持する。

ベンチュリノズルは、上部に行くにつれて緩やかに矩形断面の流路面積を増やして断面変化させており、上端は閉じて、側面に出口開口を設けている。また、ノズル中低部の一番流路断面が小さくなるスロート部の側面にスクラビング水を取り込む開口を設けている。これにより、ノズルスロート部で高流速とすることで、スロート部の圧力を周囲スクラビング水領域よりも低下させて側面開口からノズル周囲のスクラビング水を吸込み、ノズル内に噴霧させる。ノズル内ではガスと噴霧水滴の

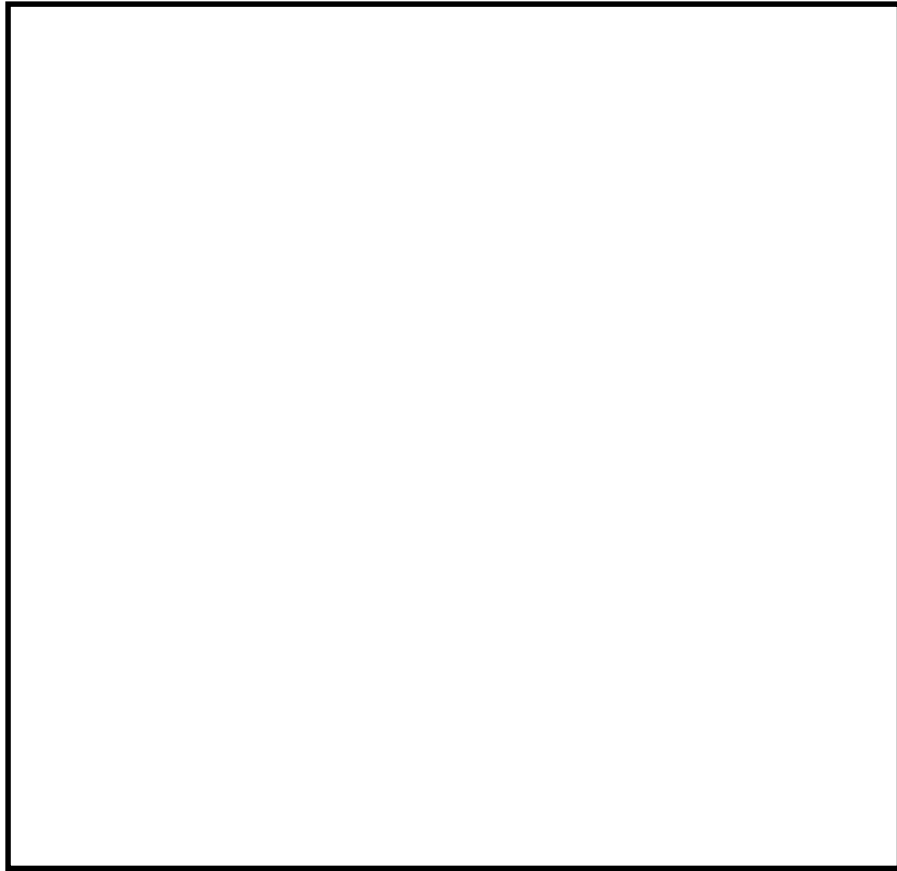
流速の差でエアロゾルの捕集効率を高め、上端吐出部からスクラビング水中に排出させる。

ベンチュリノズルは、分配管に設置し、同一分配管上のベンチュリノズルは、分配管に対して直行させるとともに、同心円状のベンチュリノズルは、離隔距離を確保した配置とする。また、ベントガスは、スクラビング水中に斜め下方方向に排出されたのち、減速し分配管の間を浮き上がっていく流れとなるため、同一分配管上の隣接ノズル及び同心円状の隣接ノズルへ与える影響はない。



ベンチュリノズルの材質は、耐アルカリ性に優れる  とする。

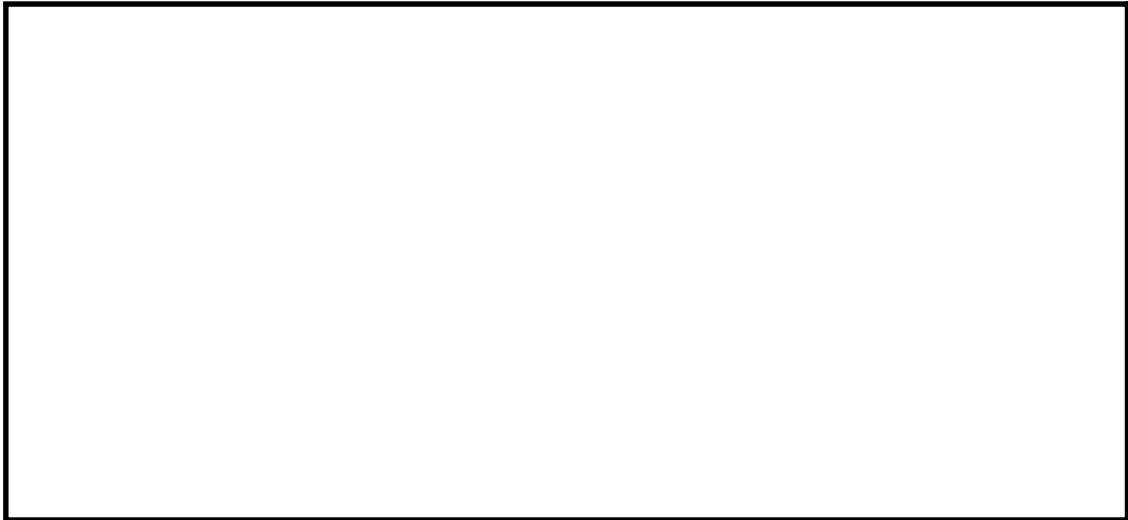
ベンチュリノズルの機器仕様を第 2.3.2-1 表に、スクラビング水の仕様を第 2.3.2-2 表に、概略図を第 2.3.2-2 図に、配置を第 2.3.2-3 図に、ベンチュリノズルからのベントガスの流れの概要を第 2.3.2-4 図に示す。



第 2.3.2-2 図 ベンチュリノズル概略図



第 2.3.2-3 図 ベンチュリノズルの配置図



第 2.3.2-4 図 ベンチュリノズルからのベントガスの流れの概要

b. 金属フィルタ

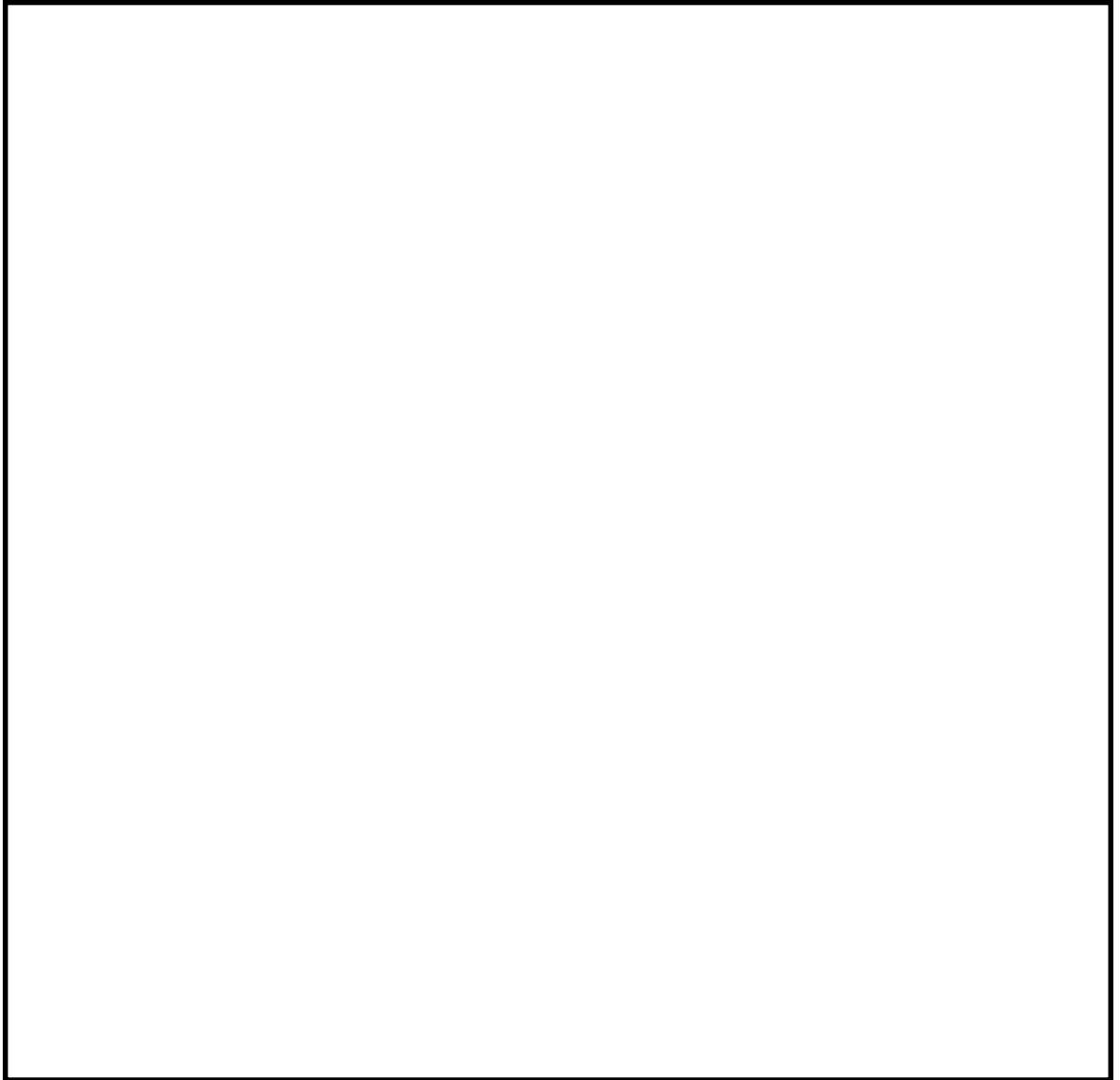
金属フィルタは、ベンチュリスクラバで除去しきれなかったエアロゾルを除去する。

金属フィルタは、必要なフィルタ面積と最適なフィルタ流速が得られるように、容器の上部に縦向きに配置される。金属フィルタは [ ] 製で、プレフィルタとメインフィルタを [ ] であり、周囲の型枠により容器内部に直接取り付けられる。

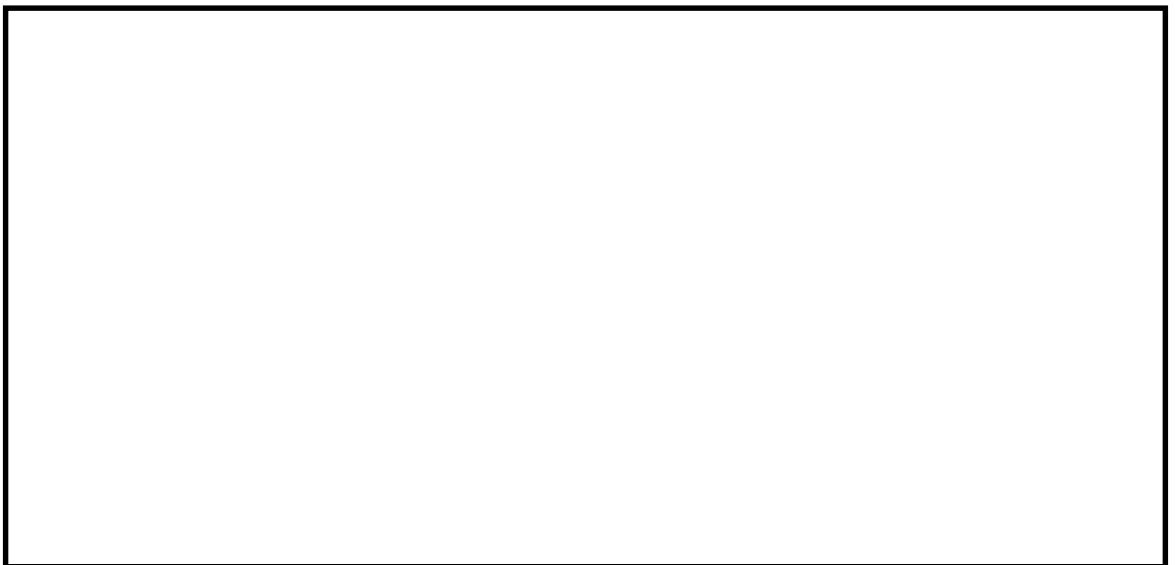
ベントガスは、スクラビング水を出た後、スクラビング水から生じる湿分（液滴）を含んでいる。長時間の運転でも高い除去効率を確保するため、 [ ]

除去した液滴は、スクラビング水内にドレンされる。

金属フィルタの機器仕様を第 2.3.2-1 表に、概略図及びフィルタ容器内の配置を第 2.3.2-5 図及び第 2.3.2-6 図に示す。

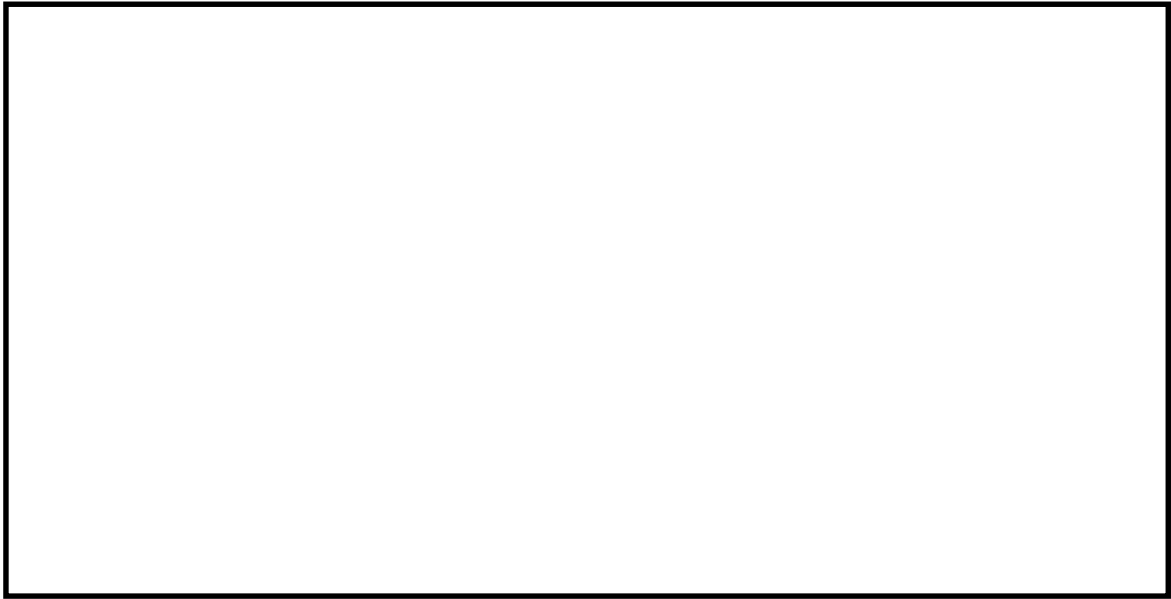


第 2.3.2-5 図 金属フィルタ概略図



第 2.3.2-6 図 フィルタ装置の断面図（金属フィルタ高さ）

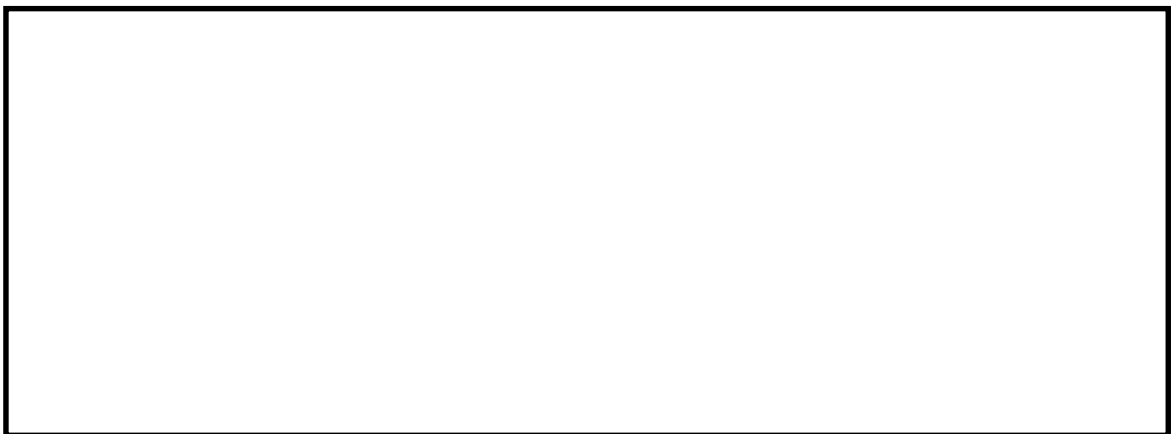
(a) プレフィルタ及び湿分分離機構



湿分分離機構の概要を第 2.3.2-7 図に, ドレン配管接続部の概要を第 2.3.2-8 図に示す。



第 2.3.2-7 図 湿分分離機構の概略図



第 2.3.2-8 図 ドレン配管接続部の z x 概略図



(b) メインフィルタ



c. 流量制限オリフィス

ベントフィルタ内の体積流量をほぼ一定に保つため、金属フィルタ下流に流量制限オリフィスを設置する。流量制限オリフィスの穴径は、系統の圧力損失を考慮した上で、ベント開始時の格納容器圧力(1Pd~2Pd)のうち、低い圧力(1Pd)において、設計流量が確実に排気できるよう設定する。

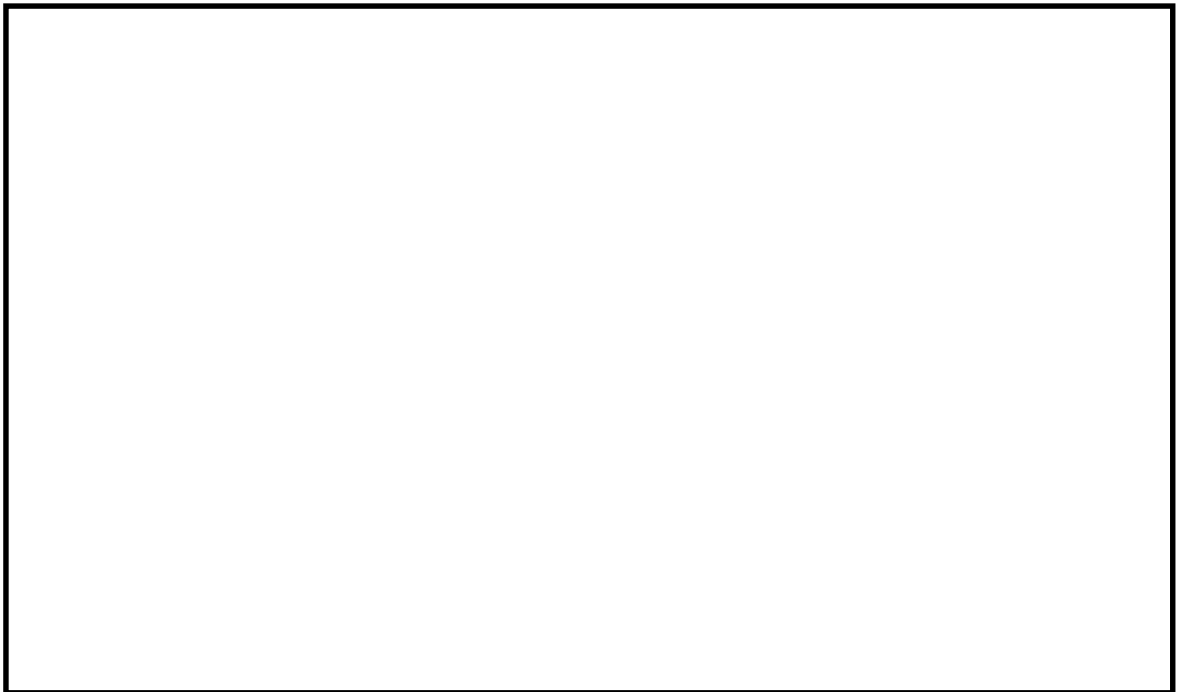


流量制限オリフィスの仕様を第 2.3.2-1 表に示す。(別紙 6)

d. よう素除去部

よう素除去部には，銀ゼオライトを収納し，ベントガスを通過させることで，ガス中に含まれる放射性のよう素を除去する。

よう素除去部の仕様を第 2.3.2-1 表に，概略図を第 2.3.2-9 図に，フィルタ装置内のよう素除去部の配置を第 2.3.2-10 図に示す。



第 2.3.2-9 図 よう素除去部概略図



第 2.3.2-10 図 フィルタ装置の断面図（よう素除去部高さ）

第 2.3.2-1 表 フィルタ装置主要仕様

(1) 容器

型 式	円筒たて形容器
材 質	
胴 内 径	約 5m
高 さ	約 10m

(2) ベンチュリノズル

材 質	
個 数	

※詳細設計により変更の可能性がある。

(3) 金属フィルタ

材 質	
寸 法	
繊 維 径	
個 数	
総 面 積	

(4) 流量制限オリフィス

型 式	同心オリフィス板
材 質	
個 数	

(5) よう素除去部

材 質	銀ゼオライト
充 填 量	
ベッド厚さ	

第 2.3.2-2 表 スクラビング水仕様（待機水位時）

項 目	設定値

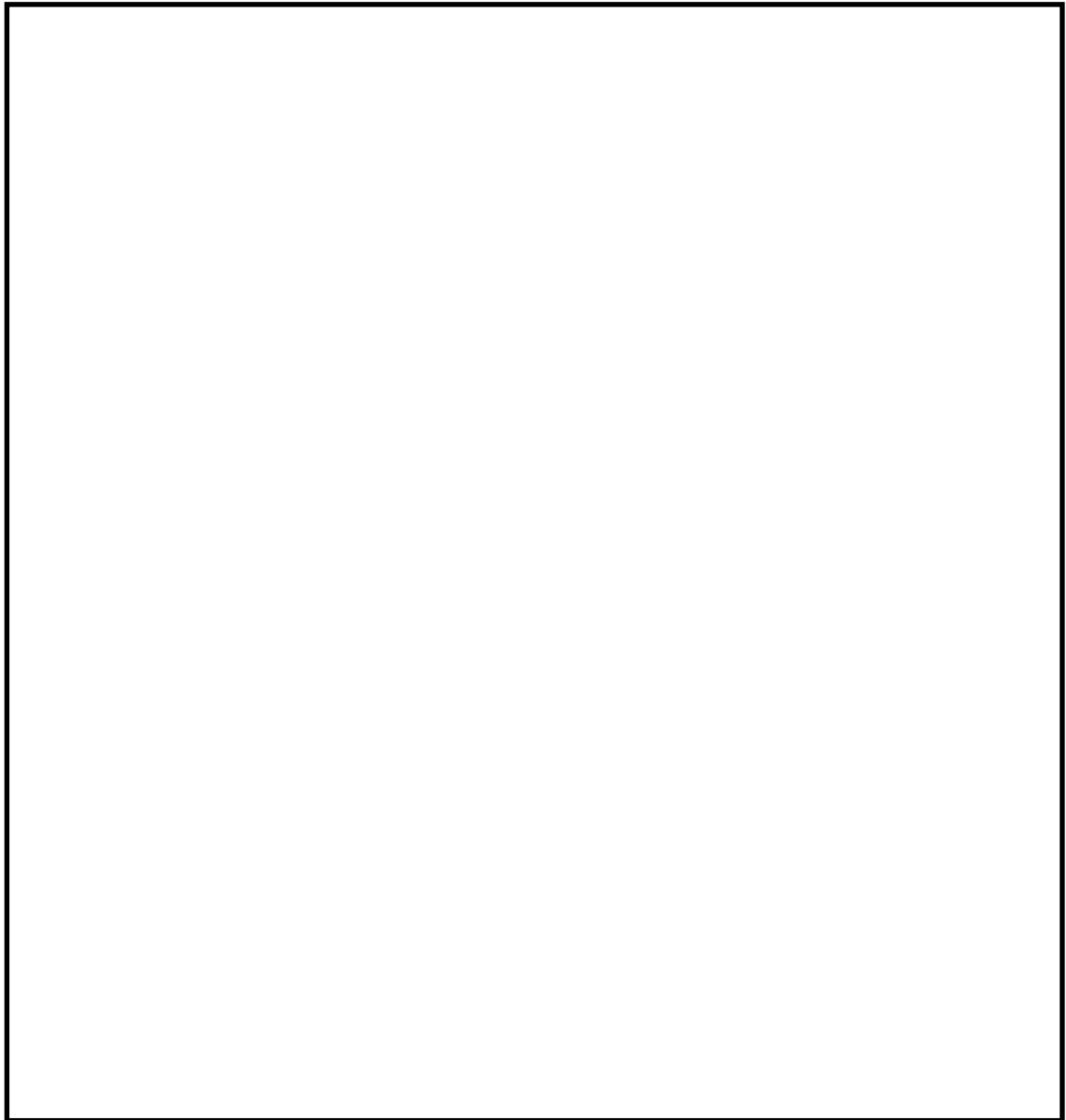
### 2.3.3 配置

フィルタ装置は、原子炉建屋外に地下埋設で設置する頑健な格納容器圧力逃がし装置格納槽の中に設置することで、地震や津波等の自然現象及び航空機衝突に対する耐性を高めている。格納容器圧力逃がし装置格納槽は、鉄筋コンクリート製であり、フィルタ装置に保持された放射性物質からの遮蔽を考慮した設計としている。また、最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ、残留熱除去系熱交換器及び残留熱除去系海水ポンプ並びに重大事故等対処設備である緊急用海水ポンプに対して位置的分散を図っている。さらに、重大事故等対処設備である代替循環冷却系ポンプに対しても位置的分散を図っている。

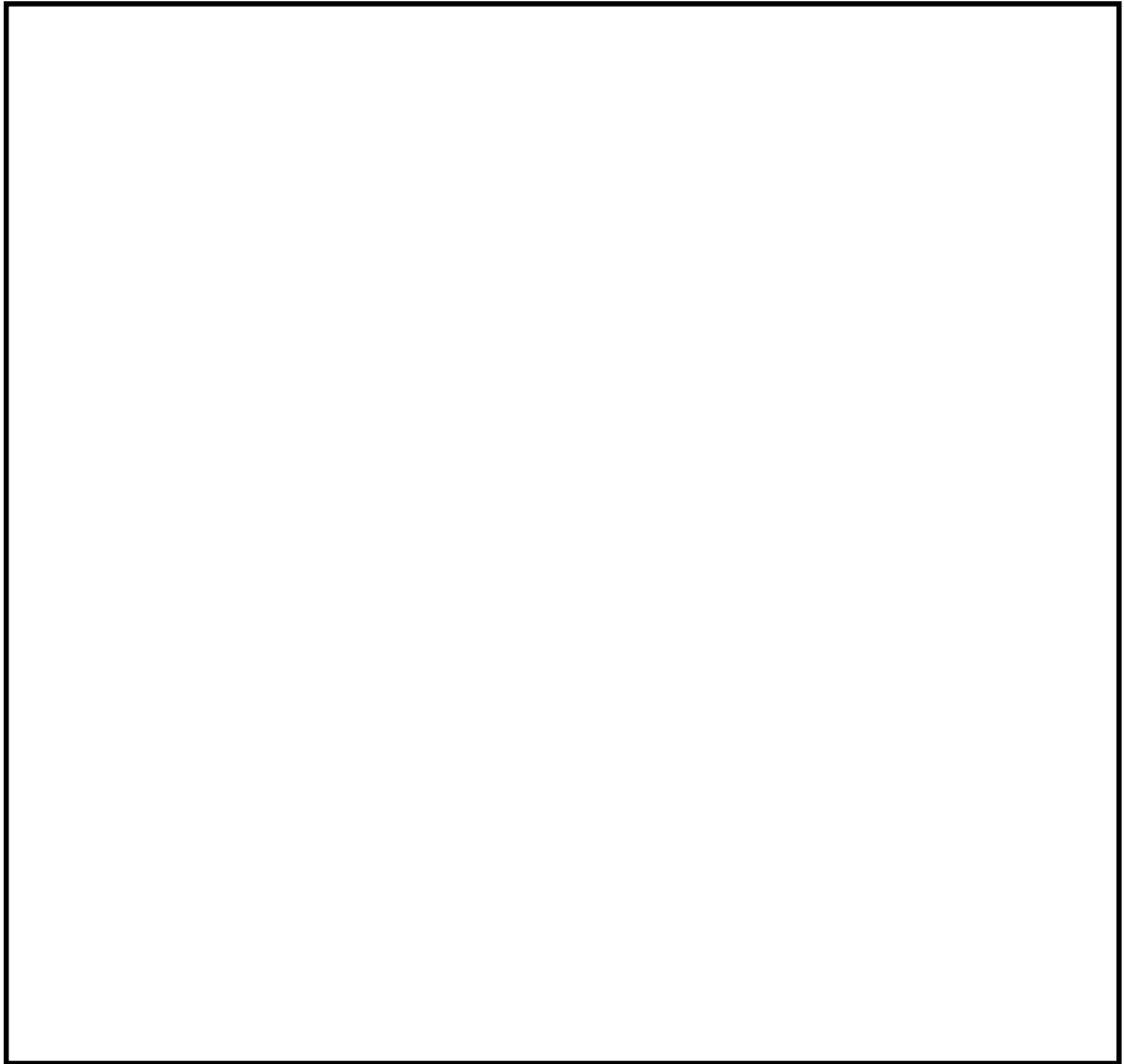
フィルタ装置の配置を第 2.3.3-1 図、第 2.3.3-2 図に示す。

格納容器圧力逃がし装置の配管については、ベント時に発生する蒸気凝縮で発生するドレン水による閉塞やこれに起因する水素及び酸素の滞留を防止するため、配置に留意する。具体的には配管ルートにUシール部ができないよう配置する。なお、新設部分については、水平配管に適切な勾配を設ける。

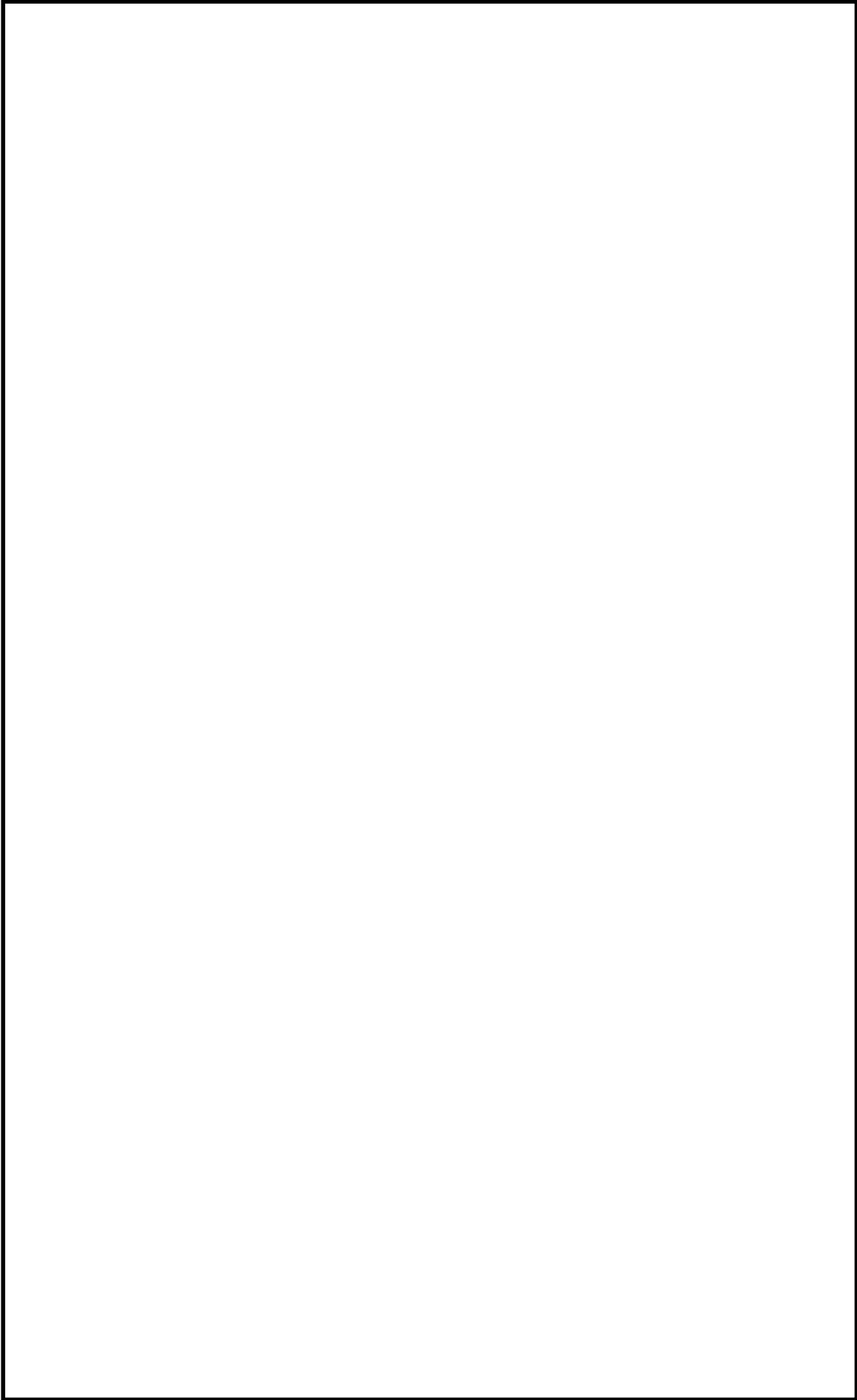
格納容器圧力逃がし装置の配管ルート図を第 2.3.3-3 図～15 図に示す。



第 2.3.3-1 図 フィルタ装置配置図（原子炉建屋地下 2 階）

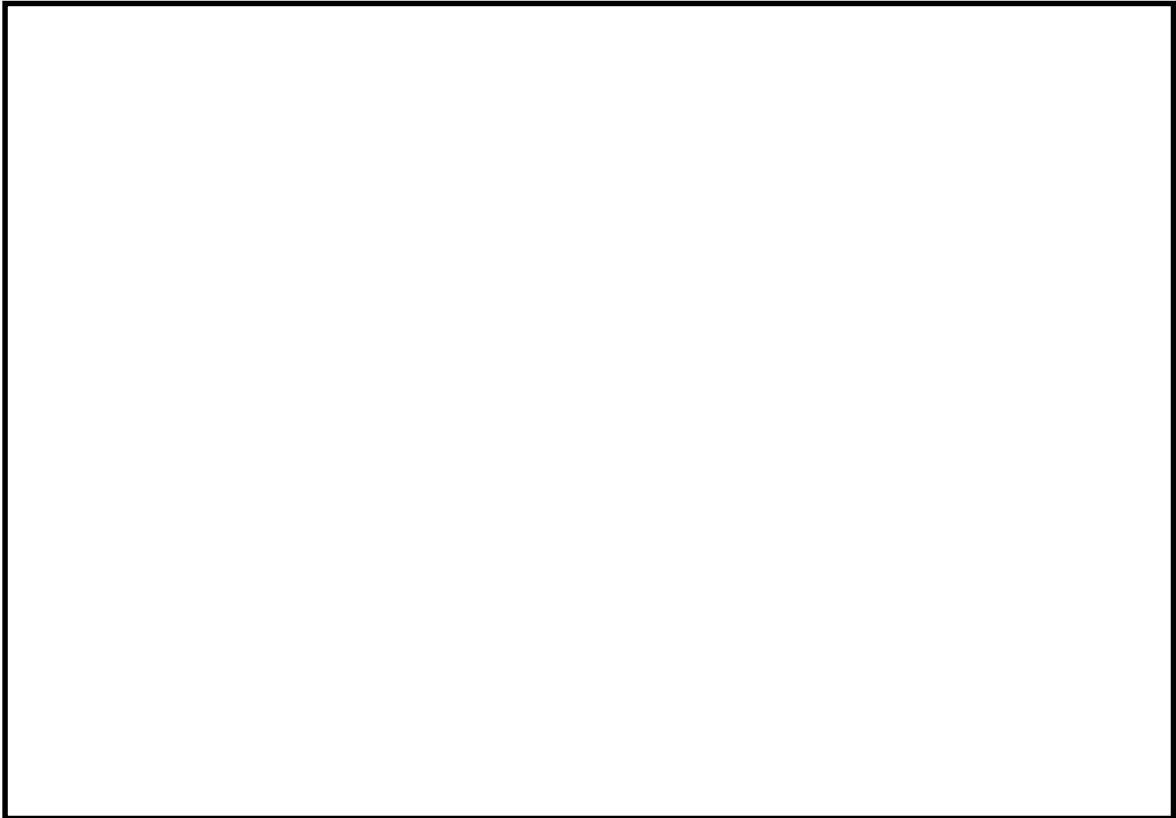


第 2.3.3-2 図 フィルタ装置配置図 (屋外)



第2.3.3-3 図 格納容器圧力逃がし装置 配管ルート図 (全体図)

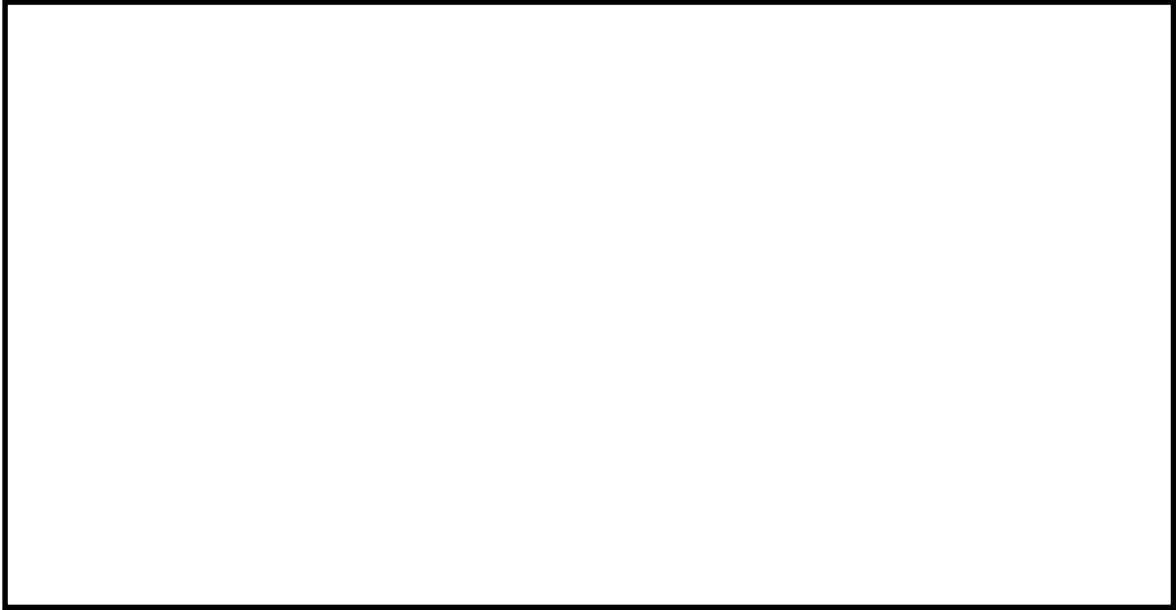




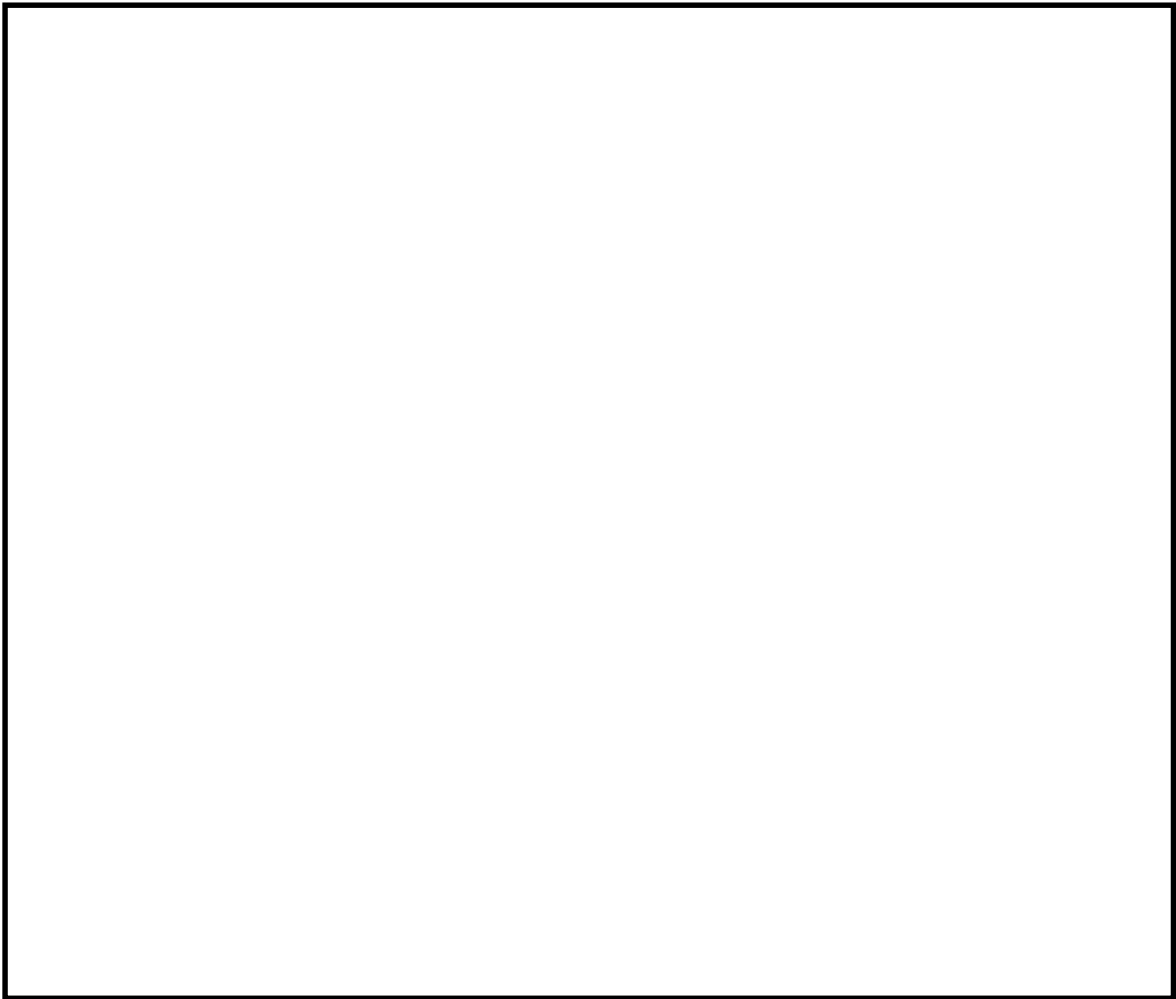
第 2.3.3-4 図 格納容器圧力逃がし装置配管ルート拡大図 (1/12)



第 2.3.3-5 図 格納容器圧力逃がし装置配管ルート拡大図 (2/12)



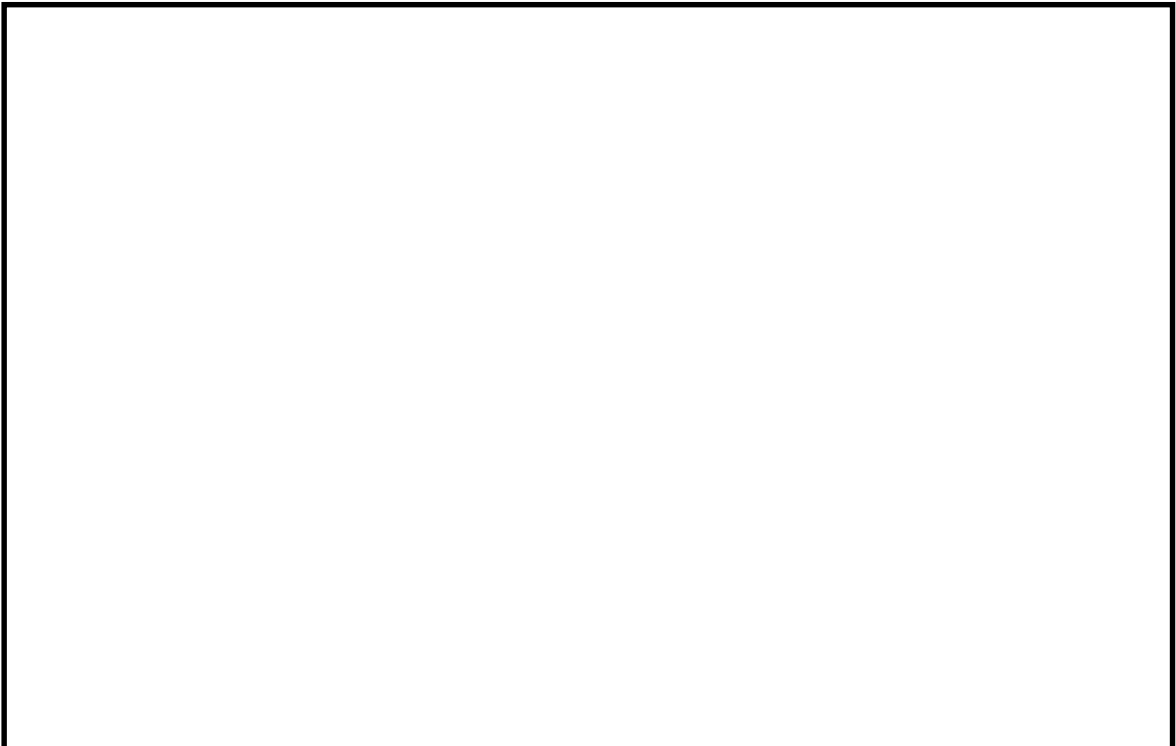
第 2. 3. 3-6 図 格納容器圧力逃がし装置配管ルート拡大図 (3/12)



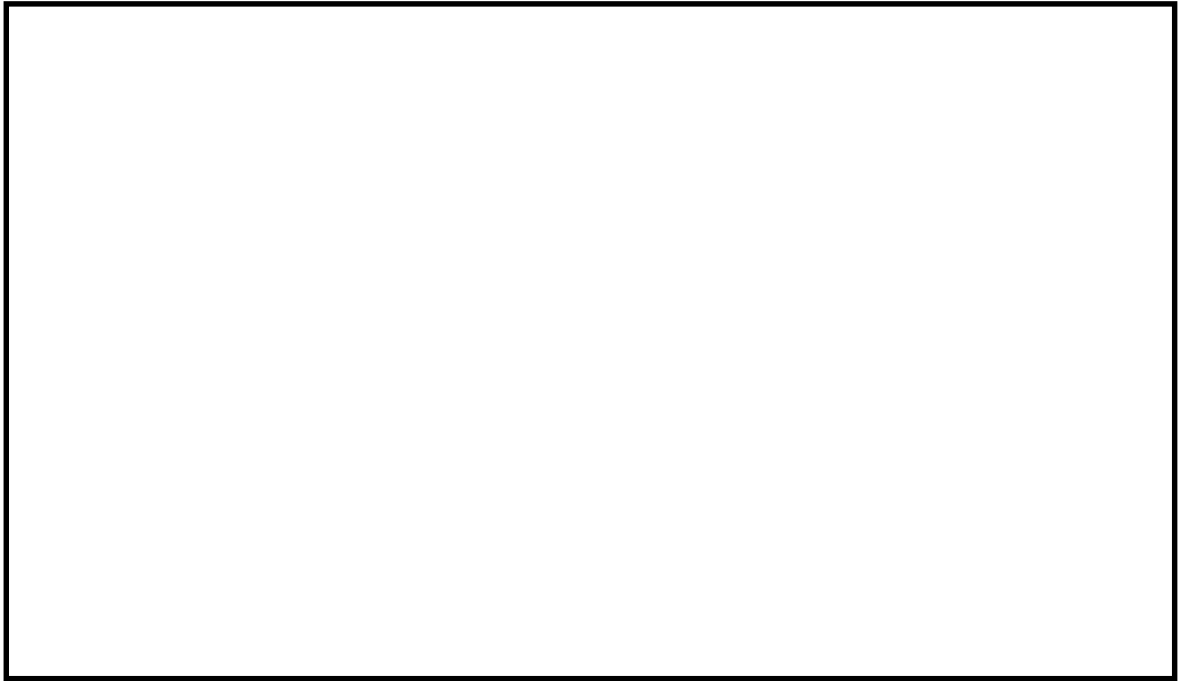
第 2. 3. 3-7 図 格納容器圧力逃がし装置配管ルート拡大図 (4/12)



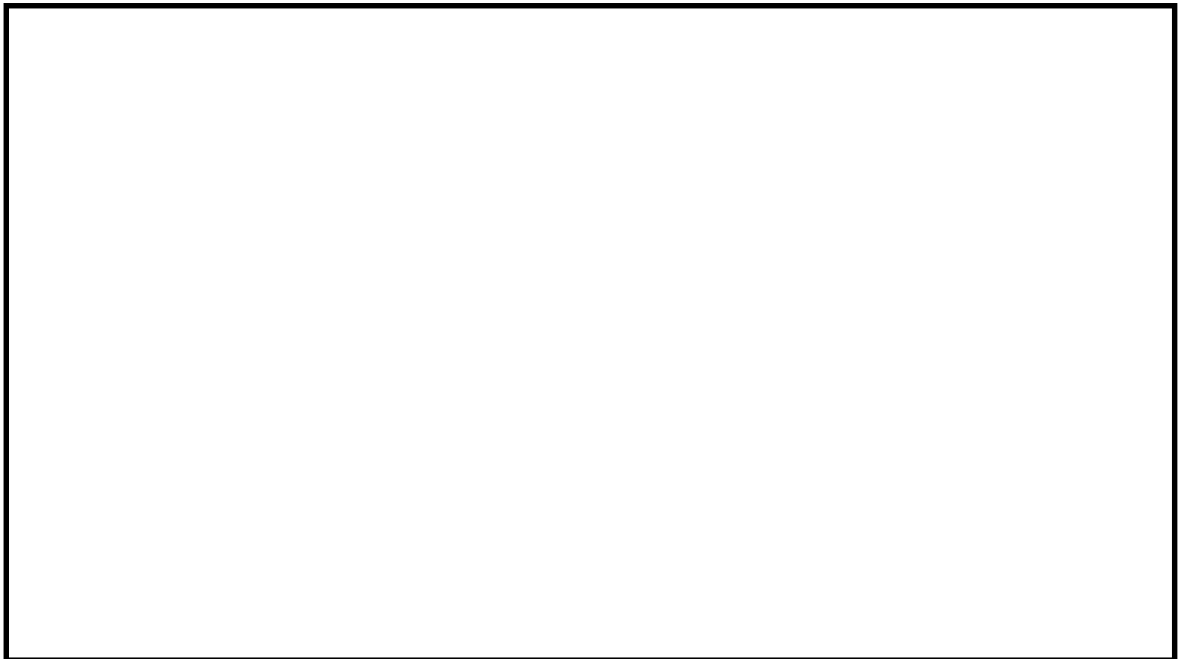
第 2.3.3-8 図 格納容器圧力逃がし装置系配管ルート拡大図 (5/12)



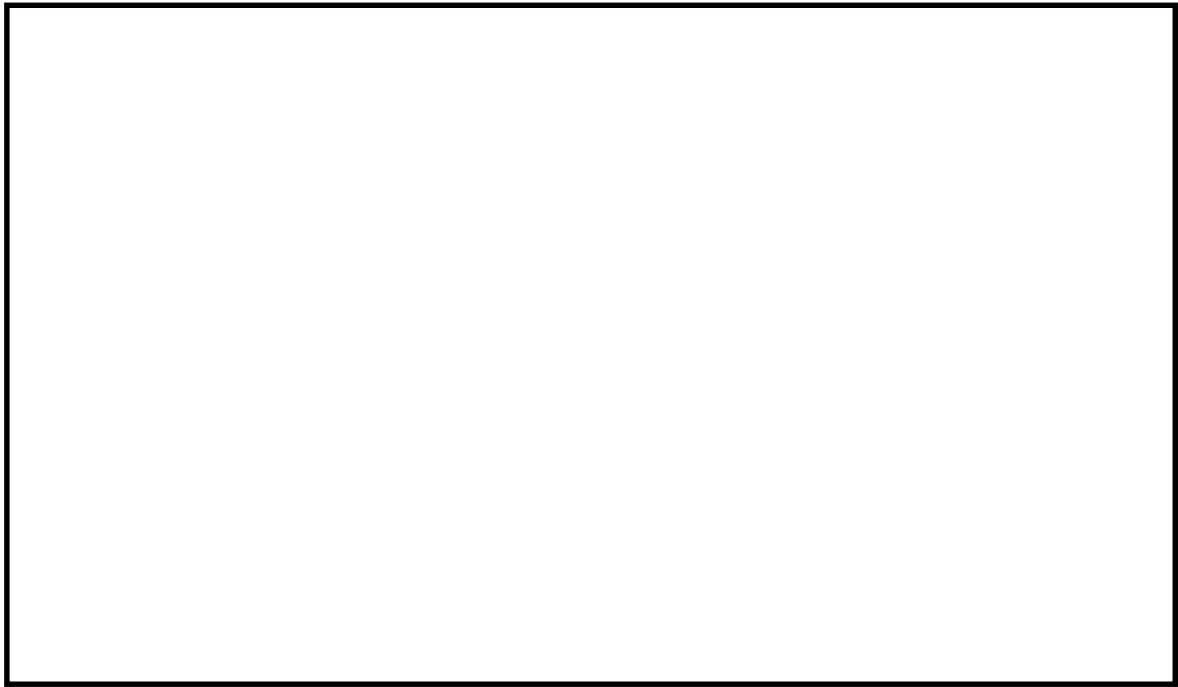
第 2.3.3-9 図 格納容器圧力逃がし装置配管ルート拡大図 (6/12)



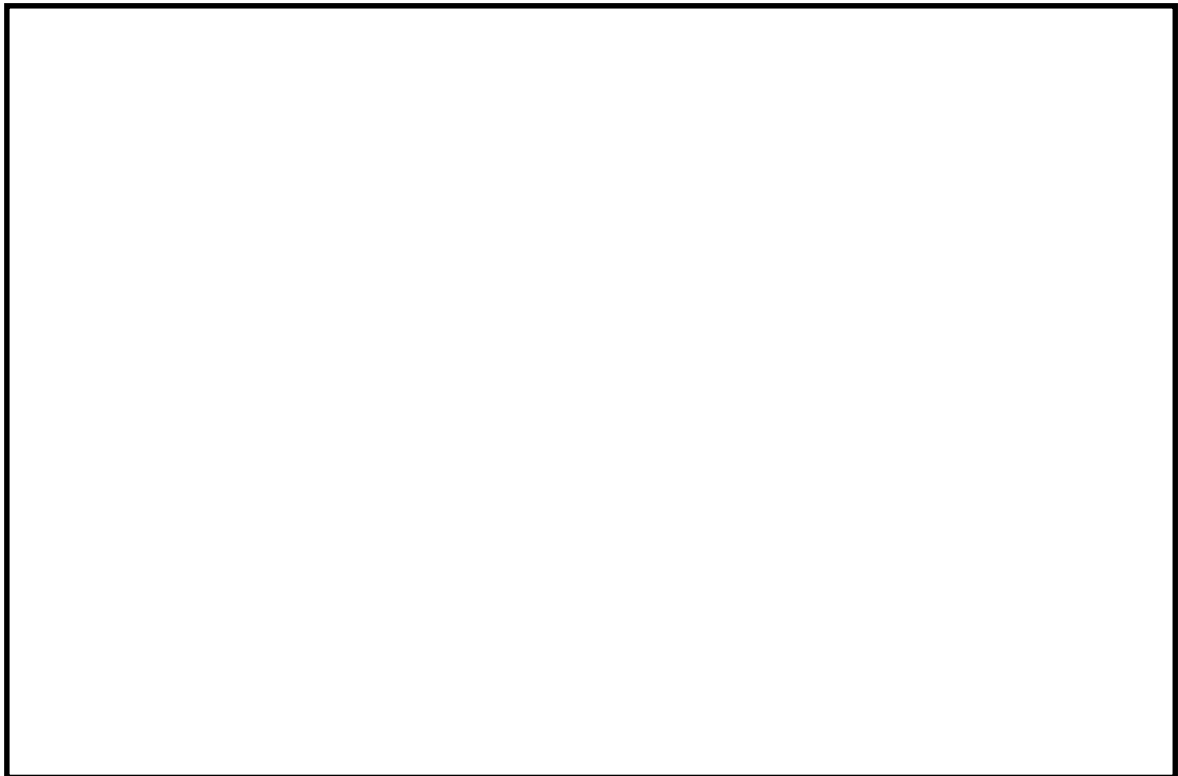
第 2.3.3-10 図 格納容器圧力逃がし装置配管ルート拡大図 (7/12)



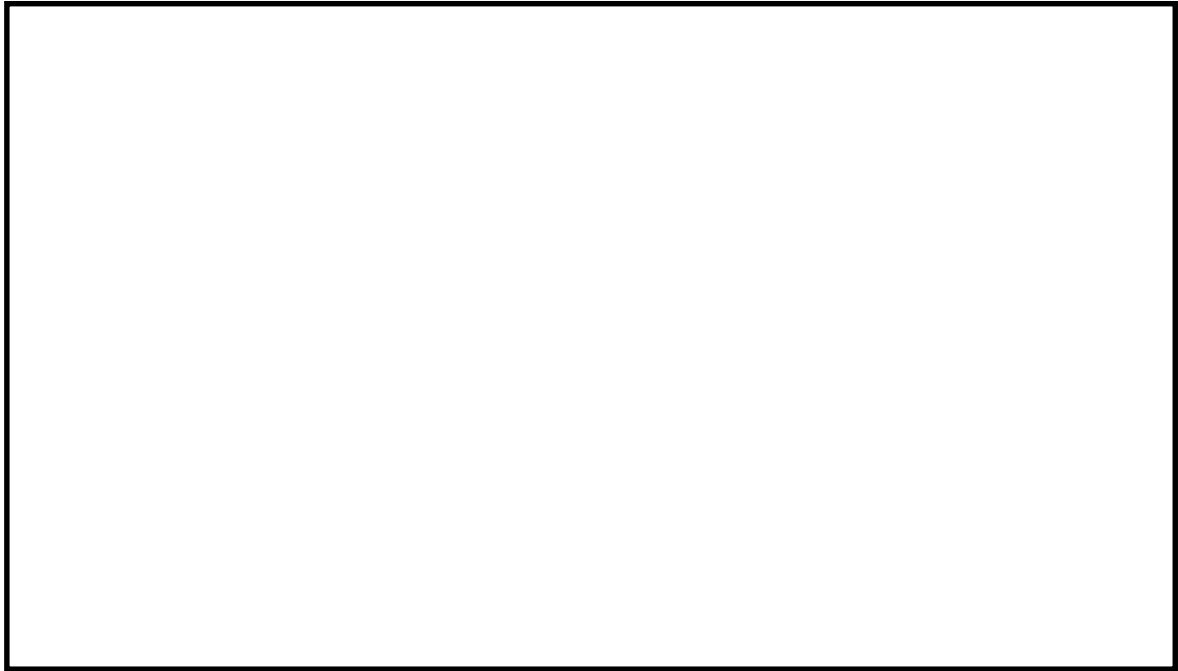
第 2.3.3-11 図 格納容器圧力逃がし装置配管ルート拡大図 (8/12)



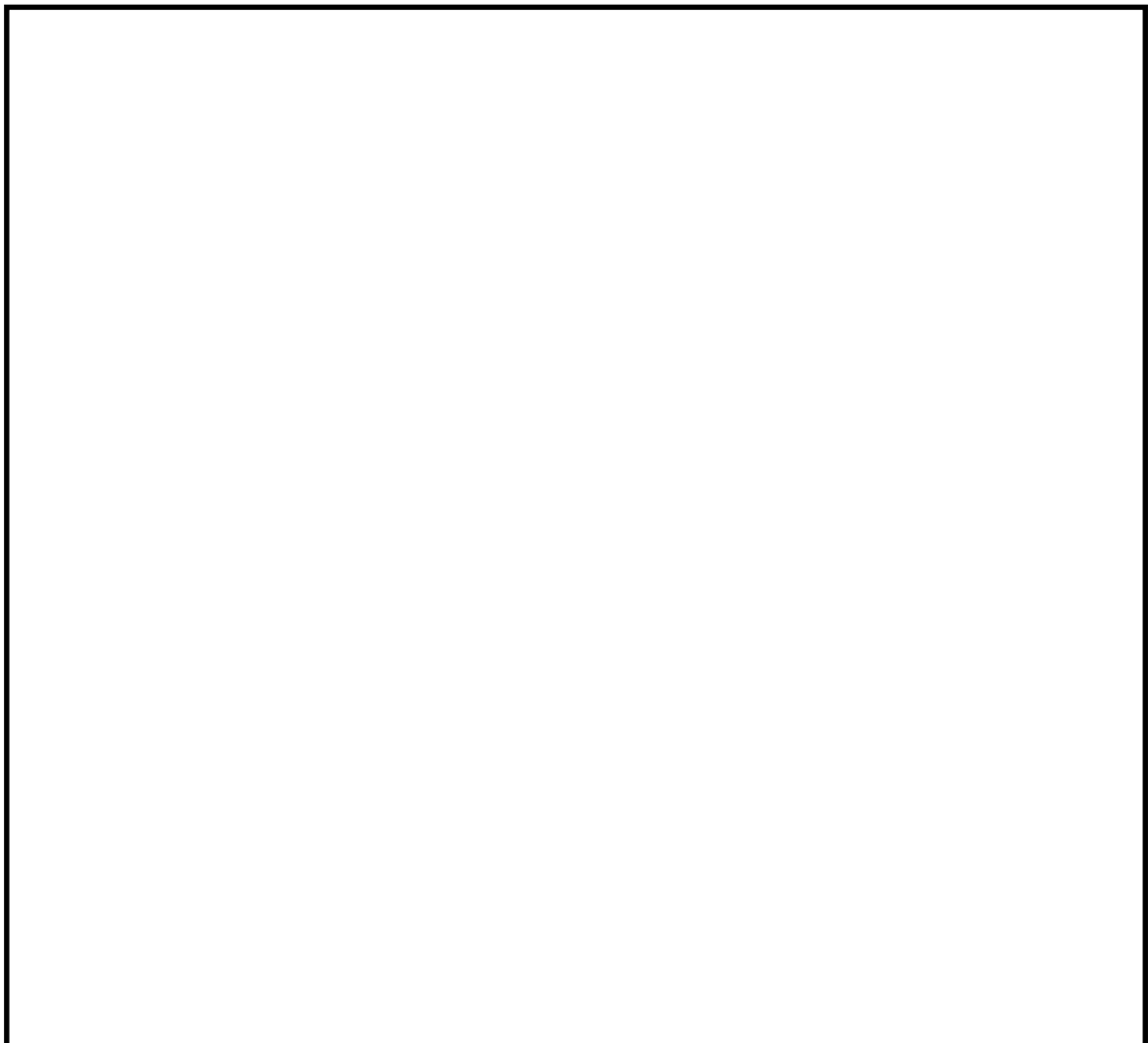
第 2.3.3-12 図 格納容器圧力逃がし装置配管ルート拡大図 (9/12)



第 2.3.3-13 図 格納容器圧力逃がし装置配管ルート拡大図 (10/12)



第 2.3.3-14 図 格納容器圧力逃がし装置配管ルート拡大図 (11/12)



第 2.3.3-15 図 格納容器圧力逃がし装置配管ルート拡大図 (12/12)

## 2.4 付帯設備

### 2.4.1 計装設備

格納容器圧力逃がし装置の計装設備は、各運転状態において、設備の状態を適切に監視するため、フィルタ装置入口水素濃度計、フィルタ装置出口放射線モニタ及びフィルタ装置周り計装設備にて構成する。(別紙 27, 別紙 28, 別紙 29, 別紙 42)

#### (1) フィルタ装置入口水素濃度計

フィルタ装置入口水素濃度計は、ベント停止後の系統内の水素濃度が可燃限界 4vol%以下に維持されていることを監視するため、フィルタ装置入口配管に設置する。(別紙 1, 別紙 34)

ベント停止（第一弁を閉止）後は、フィルタ装置入口配管に窒素を供給し、系統内に残留するガスを掃気することで、水素が可燃限界に至ることはない。また、フィルタ装置内の放射性物質を保持するスクラビング水より放射線分解で発生する水素は、窒素供給することでフィルタ装置出口配管を通過して掃気され、可燃限界に至ることはない。

水素濃度の計測は、ベント停止後の窒素供給による系統パージ停止後に実施する。

フィルタ装置入口水素濃度計の計測範囲は、0～100vol%とし、0～20vol%に切り替えて計測できるようにする。計測した水素濃度は、中央制御室及び緊急時対策所で監視可能な設計とする。

フィルタ装置入口水素濃度計は、通常待機時には非常用母線より受電しているが、重大事故等時で非常用電源から受電できない場合には、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置及び可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車から給電可能な構成とする。

フィルタ装置入口水素濃度計の主要仕様を第 2.4.1-1 表に示す。

第 2.4.1-1 表 フィルタ装置入口水素濃度計の仕様

種 類	熱伝導式水素濃度検出器
計測範囲	0～100vol%
個 数	2
使用電源	交流電源

(2) 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、大気へ放出する放射性物質濃度を監視する目的で、排気中の放射性物質からの  $\gamma$  線強度を計測するため、フィルタ装置出口配管近傍に設置する。(別紙 7)

フィルタ装置出口放射線モニタの計測範囲は、フィルタ使用時に想定される排気中の放射性物質がフィルタ装置出口配管に内包された時の最大の放射線量率を計測できる範囲として、炉心損傷している場合は  $10^{-2} \sim 10^5$  Sv/h (高レンジ用) を、炉心損傷していない場合は  $10^{-3} \sim 10^4$  mSv/h (低レンジ用) を計測範囲としている。計測した放射線量率は、中央制御室及び緊急時対策所で監視可能な設計とする。

フィルタ装置出口放射線モニタは、通常待機時には非常用母線より受電しているが、重大事故等時で非常用電源から受電できない場合には、常設代替直流電源設備である緊急用 125V 系蓄電池並びに可搬型代替直流電源設備である可搬型低圧電源車及び可搬型整流器から給電可能な構成とする。

フィルタ装置出口放射線モニタの主要仕様を第 2.4.1-2 表に示す。



第 2.4.1-2 表 フィルタ装置出口放射線モニタの仕様

	高レンジ用	低レンジ用
種 類	イオンチェンバ式 放射線検出器	イオンチェンバ式 放射線検出器
計測範囲	$10^{-2} \sim 10^5 \text{ Sv/h}$	$10^{-3} \sim 10^4 \text{ mSv/h}$
個 数	2	1
使用電源	直流電源	直流電源

(3) フィルタ装置周り計装設備

通常待機時、系統運転時及び事故収束時の各状態において、フィルタ装置の水位、圧力及び温度並びにスクラビング水 pH を監視するため、フィルタ装置周辺に水位計、圧力計、温度計及び pH 計を設置し、中央制御室、緊急時対策所及び一部現場において監視できる設計とする。

フィルタ装置周りの計装設備のうち水位計、圧力計及び温度計は、通常待機時には非常用母線より受電しているが、重大事故等時で非常用電源から受電できない場合には、常設代替直流電源設備である緊急用 125V 系蓄電池並びに可搬型代替直流電源設備である可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器から給電可能な構成とする。また、pH 計は、通常待機時には非常用母線より受電しているが、非常用電源から受電できない場合には、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置及び可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車から給電可能な構成とする。

なお、フィルタ装置周り計装設備のうち、フィルタ装置排気ライン圧力計及びフィルタ装置スクラビング水 pH 計は、系統待機時以外の系統運転時及び事故収束時は監視する必要がないため、自主対策設備とする。また、

フィルタ装置水位計及びフィルタ装置圧力計は、中央制御室及び現場にて監視が可能であるため、現場計器は自主対策設備とする。

(4) 各状態における監視の目的

a. 系統待機状態

格納容器圧力逃がし装置の通常待機時の状態を、以下のとおり確認する設計としている。

(a) フィルタ装置の性能に影響するパラメータの確認

フィルタ装置水位計にて、スクラビング水の水位が、通常待機時の設定範囲内(  )にあることを監視することで、要求される放射性物質の除去性能が発揮できることを確認する。

通常待機時における水位の範囲は、ベント時のスクラビング水の水位変動を考慮しても放射性物質の除去性能を維持し、ベント開始後 7 日間は水補給が不要となるよう設定している。(別紙 12)

また、フィルタ装置スクラビング水 pH 計にて、pH がアルカリ性の状態 (pH13 以上) であることを監視することで、フィルタ装置の性能維持に影響がないことを確認する。(別紙 41)

(b) 系統不活性状態の確認

フィルタ装置排気ライン圧力計及びフィルタ装置圧力計にて、封入した窒素圧力  を継続監視することによって、系統内の不活性状態を確認する。

b. 系統運転状態

格納容器圧力逃がし装置の運転時の状態を、以下のとおり確認する設計としている。

(a) 格納容器内の雰囲気ガスがフィルタ装置へ導かれていることの確認

フィルタ装置圧力計にて、ベント開始により圧力が上昇し、ベント継続により格納容器の圧力に追従して圧力が低下傾向を示すことで、格納容器内の雰囲気ガスがフィルタ装置に導かれていることを確認する。

また、フィルタ装置スクラビング水温度計にて、ベント開始によりスクラビング水が待機状態から飽和温度まで上昇することを監視することで、格納容器のガスがフィルタ装置に導かれていることを確認する。さらに、フィルタ装置出口放射線モニタが初期値から上昇することを計測することにより、ガスが通気されていることを把握できる。

(b) フィルタ装置の性能に影響するパラメータの確認

フィルタ装置水位計にて、スクラビング水の水位が、ベント後の下限水位から上限水位の範囲内  にあることを監視することで、要求される放射性物質の除去性能が維持できることを確認する。

ベント後における下限水位については、ベンチュリノズルが水没していることを確認するため、上限水位については、金属フィルタの性能に影響がないことを確認するためにそれぞれ設定する。(別紙 12)

(c) ベントガスが放出されていることの確認

フィルタ装置出口放射線モニタにて、フィルタ装置出口を通過するガスに含まれる放射性物質からの $\gamma$ 線強度を計測することで、フィルタ装置出口配管よりベントガスが放出されていることを確認する。

(別紙 7)

c. 事故収束状態

格納容器圧力逃がし装置の事故収束時の状態を以下のとおり確認する設計としている。

(a) 系統内に水素が滞留していないことの確認

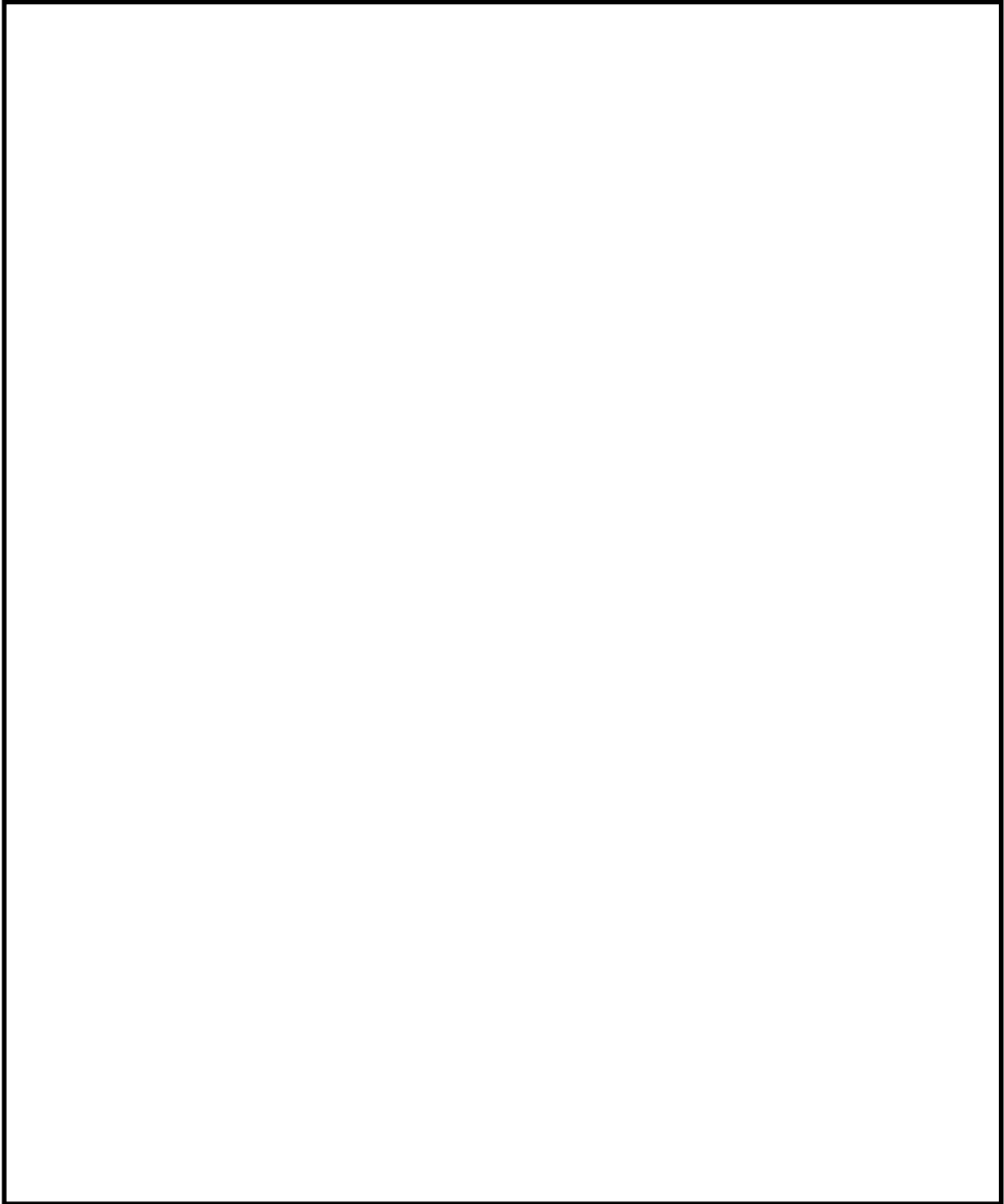
フィルタ装置入口水素濃度計にて、窒素供給による系統パージ停止後において、水素が長期的に系統内に滞留していないことを確認する。

(b) フィルタ装置の状態確認

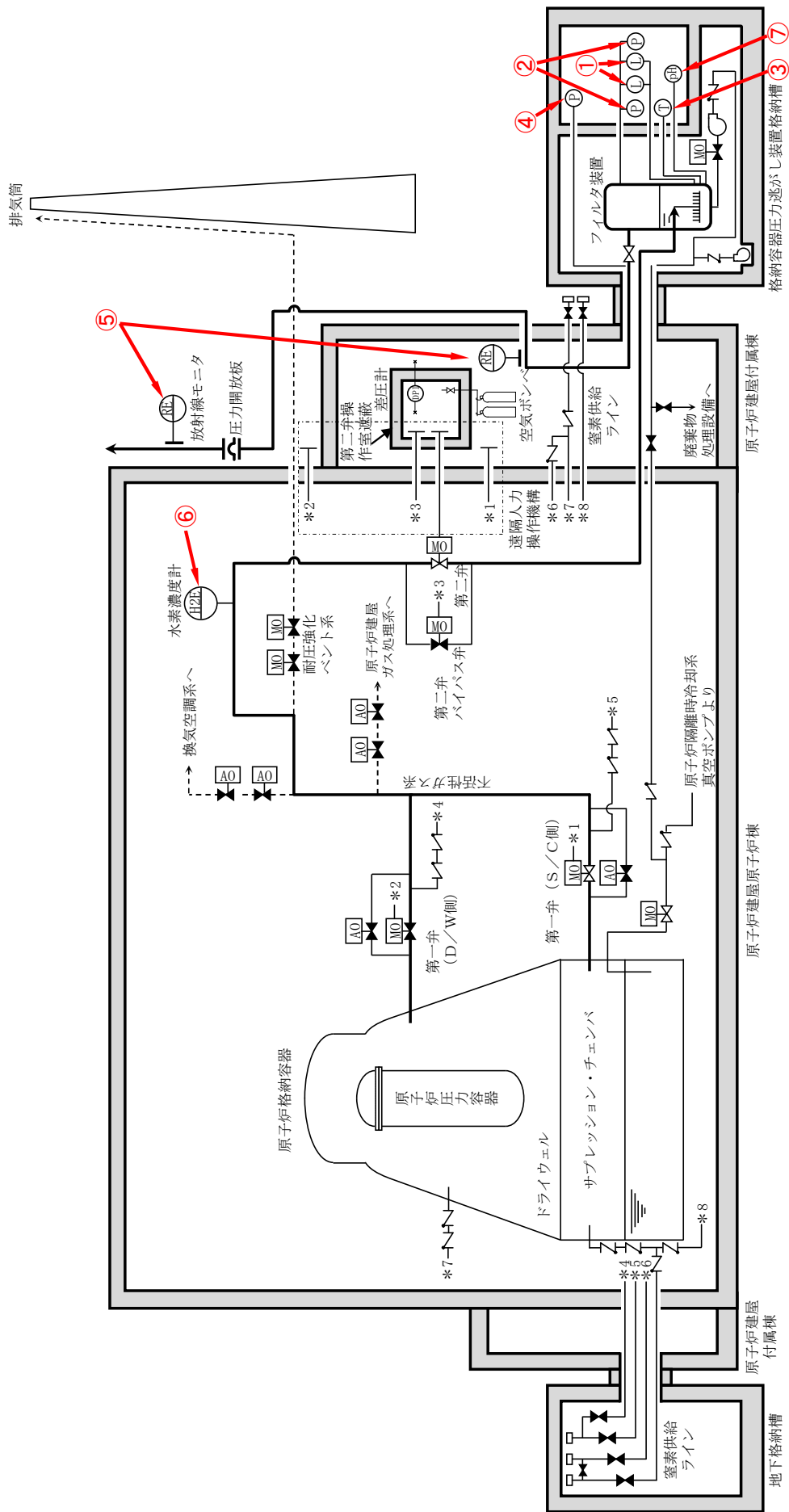
フィルタ装置に異常がないことを確認するため、フィルタ装置水位計にて、スクラビング水の水位が確保されていること（フィルタ装置のスクラビング水の移送後を除く。）、フィルタ装置スクラビング水温度計にて温度の異常な上昇がないこと及びフィルタ装置出口放射線モニタにて放射性物質の放出がないことを確認する。（別紙 39）

(5) 計装設備の仕様

フィルタ装置の水位について第 2.4.1-1 図に、計装設備の概略構成図を第 2.4.1-2 図に、主要仕様を第 2.4.1-3 表に示す。



第 2.4.1-1 図 フィルタ装置水位



第 2.4.1-2 図 格納容器圧力逃がし装置 計装設備概略構成図

第 2.4.1-3 表 計装設備主要仕様

監視パラメータ※ <sup>1</sup>	設置目的	計測範囲	計測範囲の根拠	検出器 個数	監視場所
①フィルタ装置水位	フィルタ装置 性能維持のた めの水位監視	180～5,500mm		2	中央制御 室,緊急時 対策所
				1※ <sup>2</sup>	現場
②フィルタ装置圧力	系統運転中に 格納容器雰囲気 ガスがフィル タ装置に導 かれているこ との確認	0～1.0MPa [gage]	系統の最高使用圧 力(620kPa[gage]) を監視できる範囲	1	中央制御 室,緊急時 対策所
				1※ <sup>2</sup>	現場
③フィルタ装置スク ラビング水温度	フィルタ装置 の温度監視	0～300℃	系統の最高使用温 度(200℃)を監視 できる範囲	1	中央制御 室,緊急時 対策所
④フィルタ装置排気 ライン圧力※ <sup>2</sup>	通常待機時の 窒素封入によ る不活性状態 の確認	0～100kPa [gage]		1	中央制御 室,緊急時 対策所
⑤フィルタ装置出口 放射線モニタ(高 レンジ・低レンジ)	系統運転中に 放出される放 射性物質濃度 の確認	高レンジ: 10 <sup>-2</sup> ～10 <sup>5</sup> Sv/h 低レンジ: 10 <sup>-3</sup> ～10 <sup>4</sup> mSv/h	想定される放射性 物質がフィルタ装 置出口配管に内包 された時の最大の 放射線量率を計測 できる範囲	高レンジ: 2 低レンジ: 1	中央制御 室,緊急時 対策所
⑥フィルタ装置入口 水素濃度	事故収束時の 系統内の水素 濃度の確認	0～100vol%	想定される水素濃 度の変動範囲を計 測できる範囲	2	中央制御 室,緊急時 対策所
⑦フィルタ装置スク ラビング水 pH※ <sup>2</sup>	フィルタ装置 性能維持のた めの pH監視	pH0～14	想定される pH の変動範囲を計 測できる範囲	1	中央制御 室,緊急時 対策所

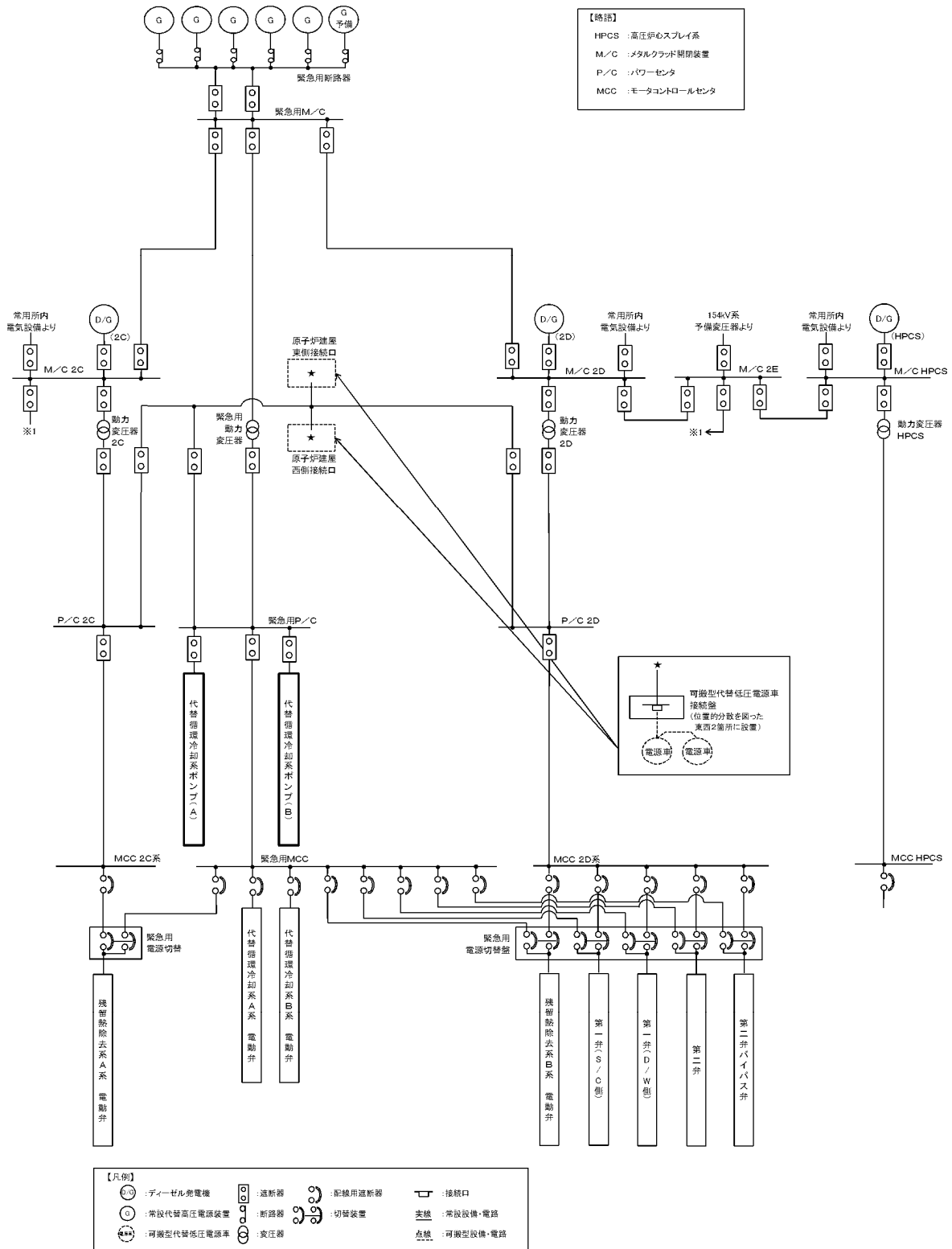
※1 監視パラメータの数字は第 2.4.1-2 図の○数字に対応する。

※2 自主対策設備

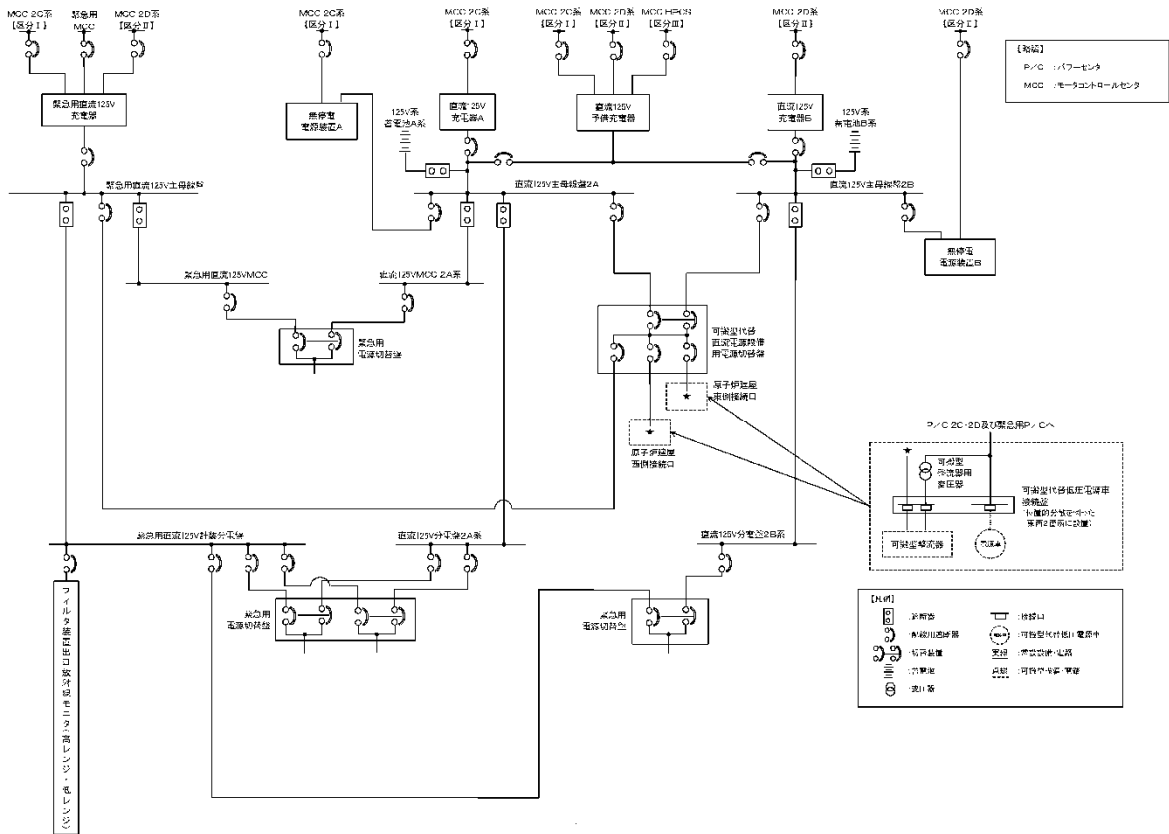
#### 2.4.2 電源設備

ベントガスの流路となる配管に設置される電動駆動弁及び計装設備については、通常待機時には非常用母線より受電しているが、重大事故等時で非常用母線から受電できない場合には、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置，可搬型代替交流電源設備である可搬型低圧電源車，常設代替直流電源設備である緊急用 125V 系蓄電池並びに可搬型代替直流電源設備である可搬型低圧電源車及び可搬型整流器から給電可能な構成とする。電源構成図を第 2.4.2-1～2 に示す。(別紙 8)





第 2.4.2-1 図 格納容器圧力逃がし装置 電源構成図 (交流電源)



第 2.4.2-2 図 格納容器圧力逃がし装置 電源構成図 (直流電源)

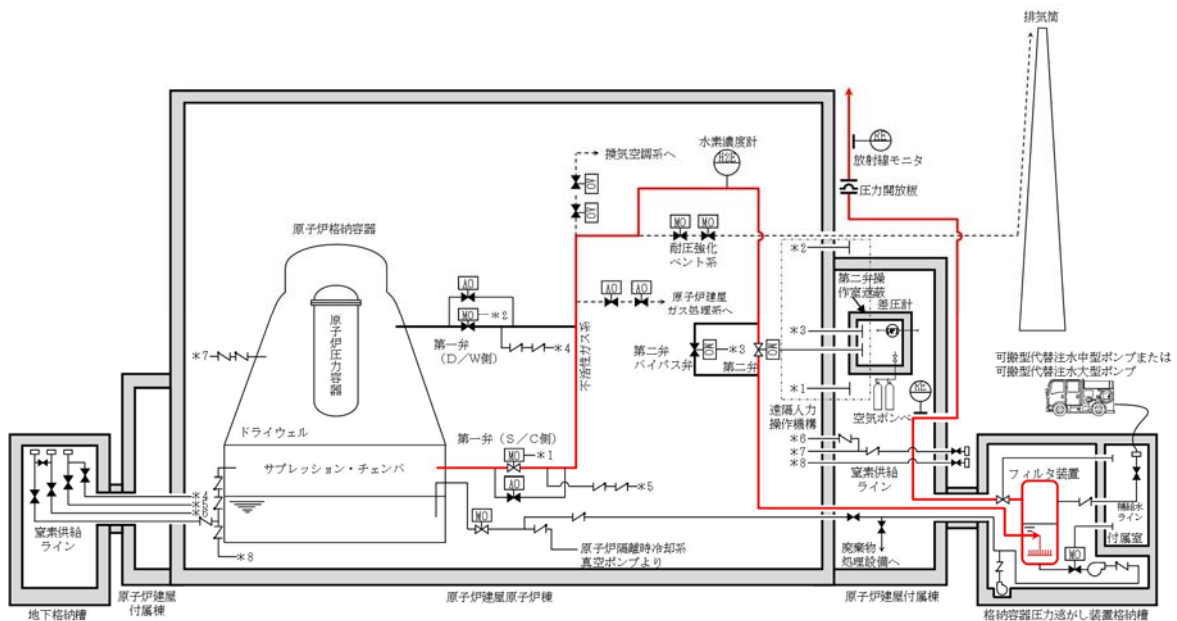
### 2.4.3 給水設備

系統待機状態において、フィルタ装置はスクラビング水を貯留している状態であるが、重大事故時においてフィルタ装置を使用した場合、保持した放射性物質の崩壊熱によりスクラビング水が蒸発し、水位が低下する。このような状況に備え、フィルタ装置には格納容器圧力逃がし装置格納槽に設ける遮蔽外から給水できるよう接続口を設け、可搬型代替注水大型ポンプ車等からの給水を可能とする設計としている。(別紙13)

給水配管の仕様を第2.4.3-1表に、概要を第2.4.3-1図に示す。

第2.4.3-1表 給水配管仕様

口径	25A, 50A
材質	ステンレス鋼 (SUS316LTP)



第2.4.3-1図 給水設備概要図

#### 2.4.4 可搬型窒素供給装置

ベント終了後，スクラビング水の放射線分解によって発生する水素により系統内の水素濃度が上昇する可能性があるため，窒素を供給し，系統内の水素濃度が可燃限界を超えないように希釈及び掃気するために，窒素供給装置及び窒素供給装置用電源車で構成する可搬型窒素供給装置を設ける。（別紙52）

窒素の供給は，可搬型窒素供給装置（窒素供給装置及び窒素供給装置用電源車）により行う。系統の隔離弁（第一弁）の下流配管から供給ラインを分岐し，原子炉建屋外に接続口を設け，窒素供給装置を可搬ホースにて接続する。

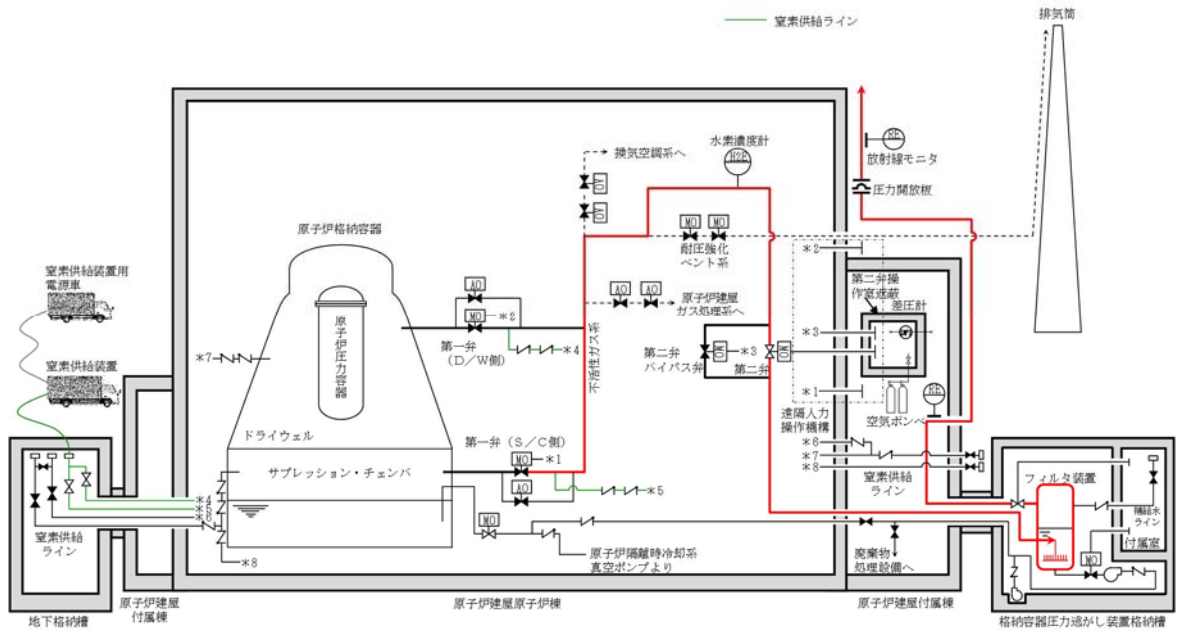
窒素供給装置の仕様を第2.4.4-1表に，窒素供給配管の仕様を第2.4.4-2表に，窒素供給装置の概要を第2.4.4-1図に，窒素供給装置の構成概略を第2.4.4-2図に示す。

第2.4.4-1表 窒素供給装置仕様

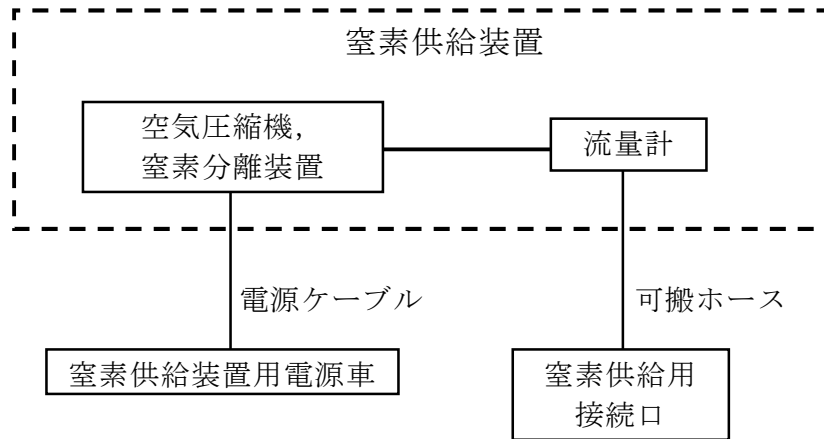
種 類	圧力変動吸着式
容 量	約 200Nm <sup>3</sup> /h
窒素純度	約 99.0vol%
供給圧力	約 0.5MPa [gage]
個 数	2 (予備 2)

第2.4.4-2表 窒素供給配管仕様

口 径	50A
材 質	炭素鋼 (STPT410)



第 2.4.4-1 図 窒素供給設備概要図



第 2.4.4-2 図 可搬型窒素供給装置構成概略

## 2.4.5 排水設備

フィルタ装置の水位調整及びベント停止後の放射性物質を含んだスクラビング水の格納容器（サプレッション・チェンバ）への移送並びに放射性物質を含むスクラビング水が格納容器圧力逃がし装置格納槽に漏えいした場合の漏えい水の格納容器（サプレッション・チェンバ）への移送のため、排水設備を設置する。（別紙 47）

排水設備の仕様を第 2.4.5-1 表に、排水設備の概要を第 2.4.5-1 図に示す。

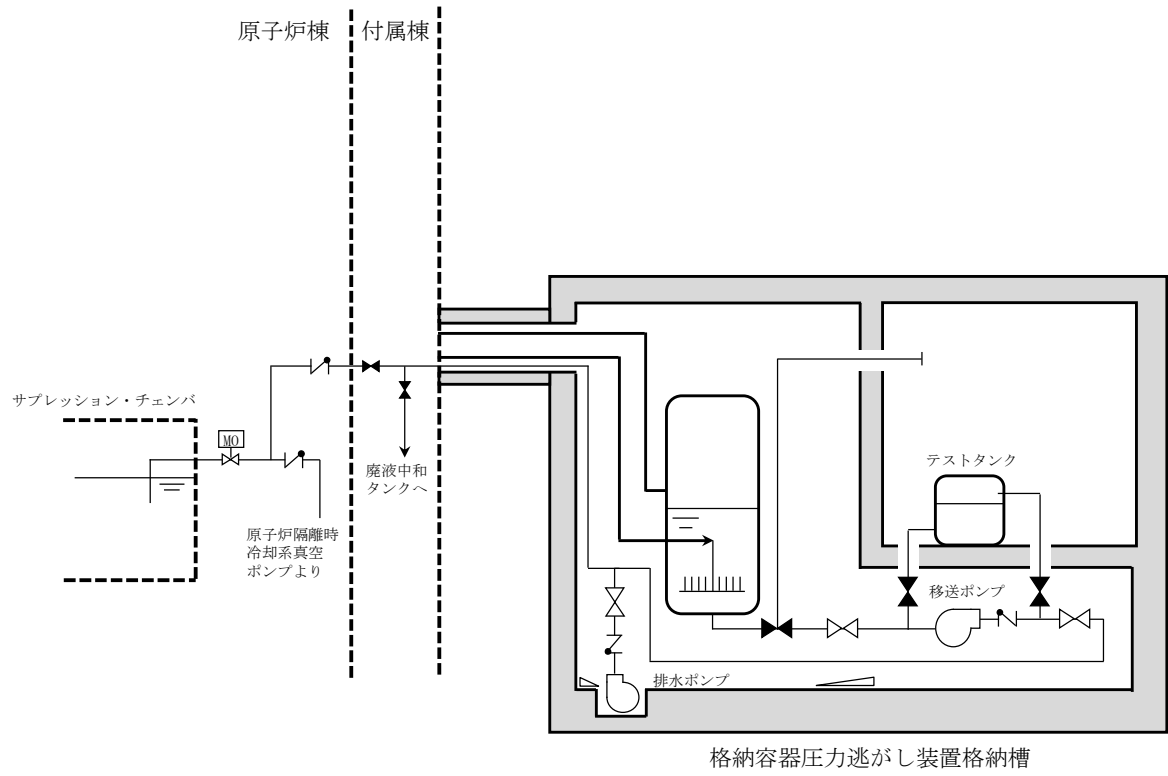
第 2.4.5-1 表 排水設備仕様

### (1) 配管

口 径	50A
材 質	ステンレス鋼 (SUS316LTP)

### (2) ポンプ

	移送ポンプ	排水ポンプ
型 式	キャンドポンプ	水中ポンプ
定格流量	10m <sup>3</sup> /h	10m <sup>3</sup> /h
定格揚程	40m	40m
個 数	1	1
駆動方式	電動駆動（交流）	電動駆動（交流）



注) 系統構成は現在の計画

第 2.4.5-1 図 排水設備概要図

### 3. フィルタ性能

#### 3.1 フィルタ装置による放射性物質の除去原理

##### 3.1.1 エアロゾルの除去原理

エアロゾルの除去原理は、一般にフィルタ媒体（ベンチュリスクラバの場合は水滴、金属フィルタの場合は金属繊維）の種類によらず、主に以下の3つの効果の重ね合わせとして記述できる。

- ・ さえぎり効果（Interception）：粒径が大きい場合に有効
- ・ 拡散効果（Diffusion）：流速が遅い場合、粒径が小さい場合に有効
- ・ 慣性衝突効果（Inertia effect）：流速が早い場合、粒径が大きい場合に有効

(1)～(3)に、それぞれの除去効果についてその特性を記載する。これらの除去原理はフィルタ媒体が水滴でも金属繊維でも作用するが、フィルタの種類や系統条件により効果的に除去できる粒径、流速の範囲が異なることから、幅広い粒径、流速のエアロゾルを除去するためには異なる種類のフィルタを組み合わせることが有効である。

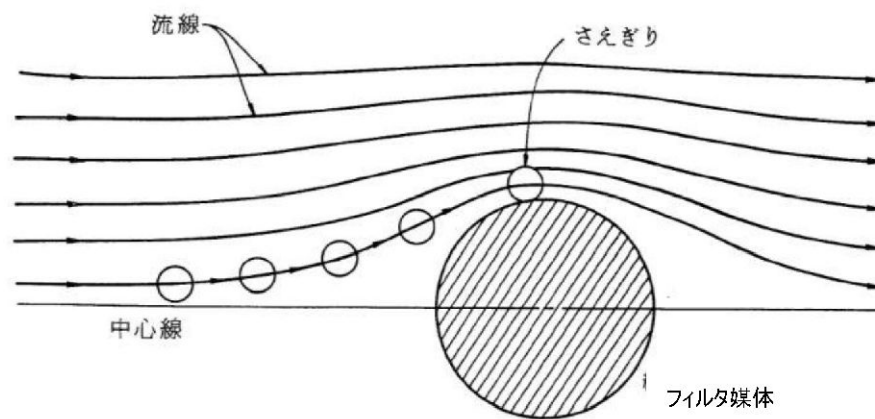
(4)、(5)に、ベンチュリスクラバ及び金属フィルタにおけるエアロゾルの除去原理を示す。



(1) さえぎり効果

さえぎりによるエアロゾルの捕集は、第3.1.1-1図に示すように、エアロゾルが流線にそって運動している場合に、フィルタ媒体表面から1粒子半径以内にエアロゾルが達したときに起こる。

エアロゾル粒径が大きい場合、より遠くの流線に乗っていた場合でもフィルタ媒体と接触することが可能であるため、さえぎりによる除去効果は、エアロゾル粒径が大きい程大きくなる傾向にある。



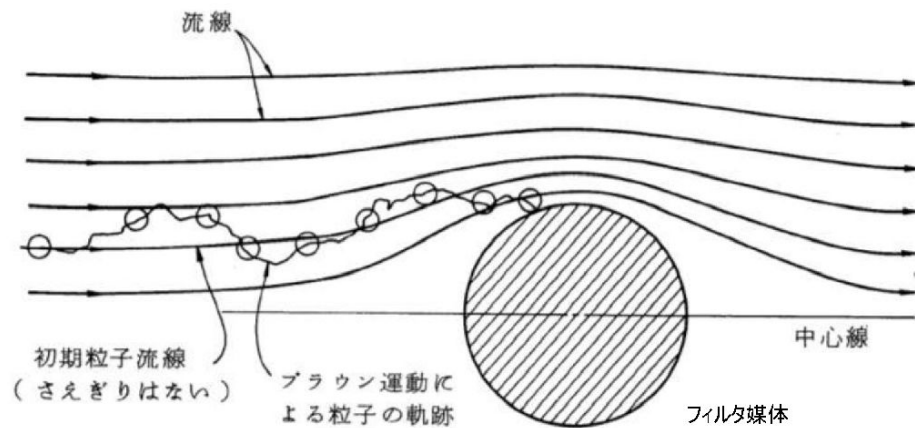
出典：W.C.ハインズ，エアロゾルテクノロジー，(株)井上書院（1985）

第3.1.1-1図 さえぎりによる捕集

(2) 拡散効果

拡散によるエアロゾルの捕集は、第 3.1.1-2 図に示すように、エアロゾルがフィルタ媒体をさえぎらない流線上を移動しているときでも、フィルタ媒体近傍を通過する際に、ブラウン運動によってフィルタ媒体に衝突することで起こる。

エアロゾル粒径が小さい場合、ブラウン運動による拡散の度合いが大きくなるため、拡散による除去効果は、エアロゾル粒径が小さい程大きくなる傾向にある。また、フィルタ媒体の近傍にエアロゾルが滞在する時間が長い程ブラウン運動によりフィルタ媒体に衝突する可能性が高まるため、流速が遅い程大きくなる傾向にある。



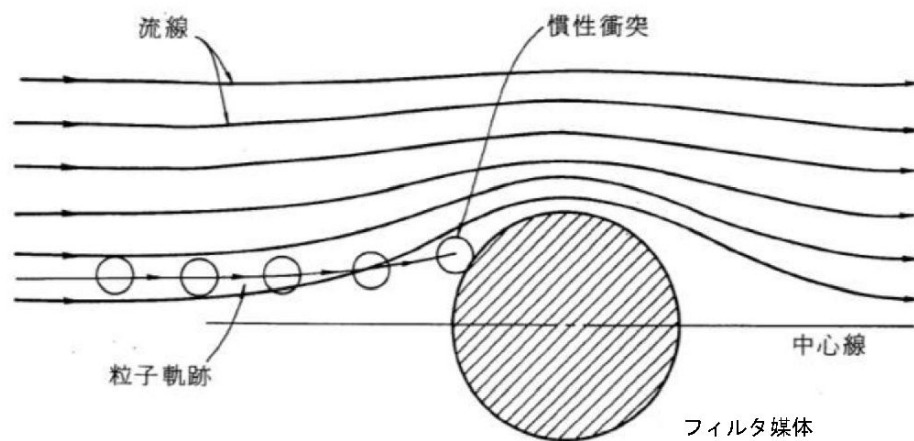
出典：W.C. ハイネズ，エアロゾルテクノロジー，(株)井上書院（1985）

第 3.1.1-2 図 拡散による捕集

### (3) 慣性衝突効果

慣性衝突によるエアロゾルの捕集は、第 3.1.1-3 図に示すように、エアロゾルがその慣性のために、フィルタ媒体の近傍で急に変化する流線に対応することができず、流線を横切ってフィルタ媒体に衝突するとき起こる。

エアロゾル粒径が大きい場合又はエアロゾルの流れが早い場合にエアロゾルの慣性が大きくなり、フィルタ媒体と衝突する可能性が高まるため、慣性衝突による除去効果はエアロゾル粒径が大きい程大きく、流速が早い程大きくなる傾向がある。



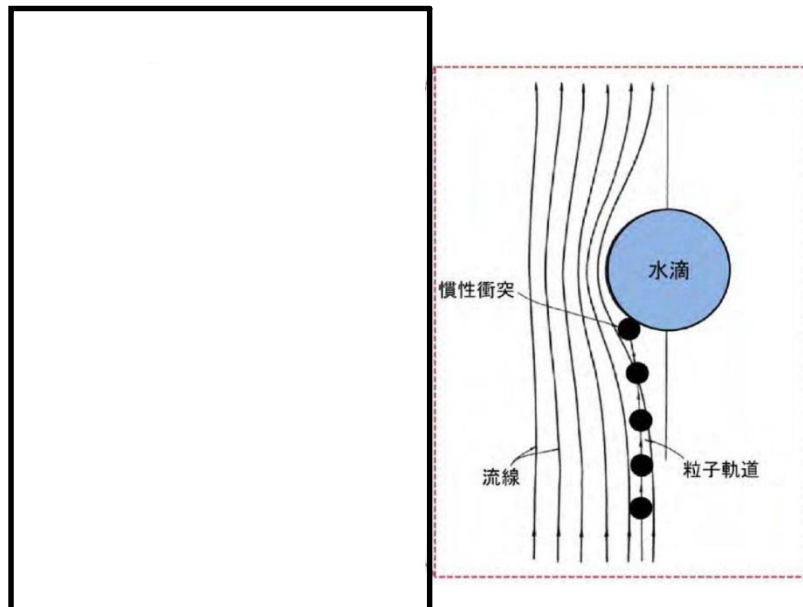
出典：W.C. ハイネズ，エアロゾルテクノロジー，(株)井上書院（1985）

第 3.1.1-3 図 慣性衝突による捕集

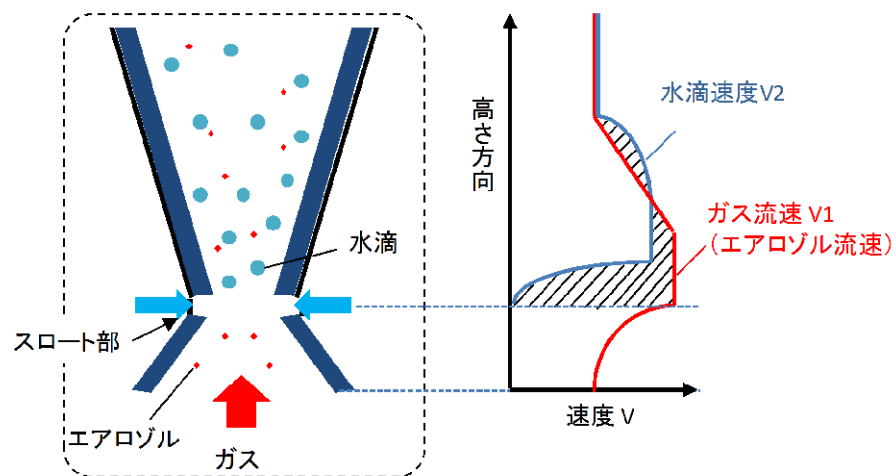
(4) ベンチュリスクラバにおけるエアロゾルの除去原理

ベンチュリスクラバは、断面積の小さいベンチュリノズルのスロート部にベントガスを通し、ガス流速を大きくすることで発生する負圧によって、ガス中にスクラビング水を噴霧（いわゆる霧吹き）し、微小水滴にすることでエアロゾルが水と接触する面積を大きくすることにより、効果的にエアロゾルを水滴に捕集する。

ベンチュリノズルにおける除去原理を第 3. 1. 1-4 図に、ベンチュリノズルにおける速度模式図を第 3. 1. 1-5 図に示す。



第 3. 1. 1-4 図 ベンチュリノズルにおける除去原理



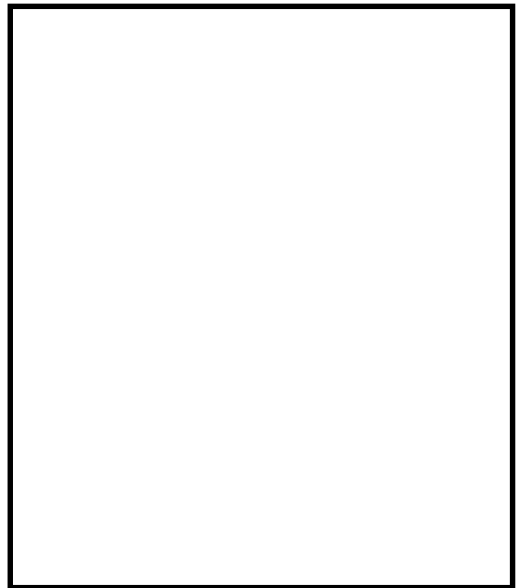
第 3. 1. 1-5 図 ベンチュリノズルにおける速度模式図

第 3.1.1-5 図に示すとおり、ベンチュリスクラバはガス流速  $V_1$  と水滴速度  $V_2$  が異なることで、ガス中のエアロゾルが水滴に衝突し水滴に付着する現象を利用していることから、慣性衝突による除去が支配的と考えられる。慣性衝突効果では「ガス流速」と「粒径」が主な影響因子である。(別紙 45)



<補足> 第 3.1.1-6 図参照

- ①ベンチュリノズル下方よりベントガスが流入する。
- ②ベンチュリノズルのスロート部（絞り機構）によってベントガスの流速が加速される。
- ③ガス流速を大きくすることで発生する負圧によりスクラビング水が吸入され、ガス流中に水滴を噴霧（いわゆる霧吹き）する。
- ④噴霧によって、微小水滴にすることでエアロゾルが水と接触する面積が大きくなり、エアロゾルがフィルタ媒体と衝突し、ベントガスから捕集される。
- ⑤ベンチュリノズルの出口に設置した板によってベントガス及び水滴の方向が変わり、エアロゾルはスクラビング水に保持される。



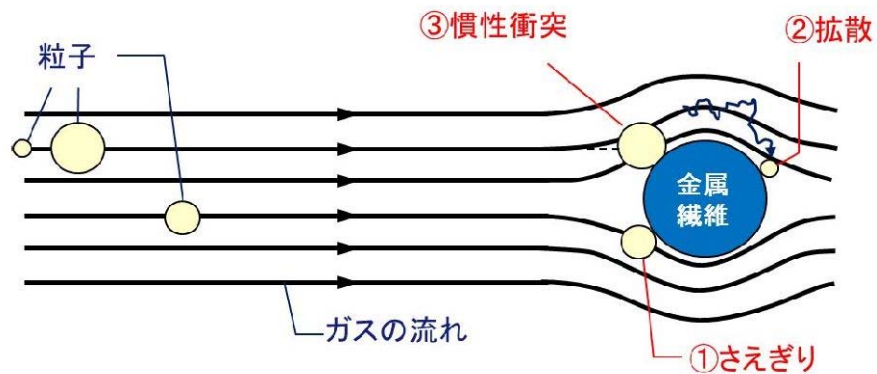
第 3.1.1-6 図 ベンチュリスクラバにおける除去原理の補足

(5) 金属フィルタにおけるエアロゾルの除去原理

金属フィルタは、ベンチュリスクラバの後段に設置され、より粒径の小さいエアロゾルを除去する。

金属フィルタの除去原理は、第 3. 1. 1-7 図に示すように、さえぎり、拡散、慣性衝突効果の重ね合わせにより、エアロゾルを金属繊維表面に付着させ捕集する。さえぎり、拡散、慣性衝突効果では「粒径」と「ガス流速」が主な影響因子である。

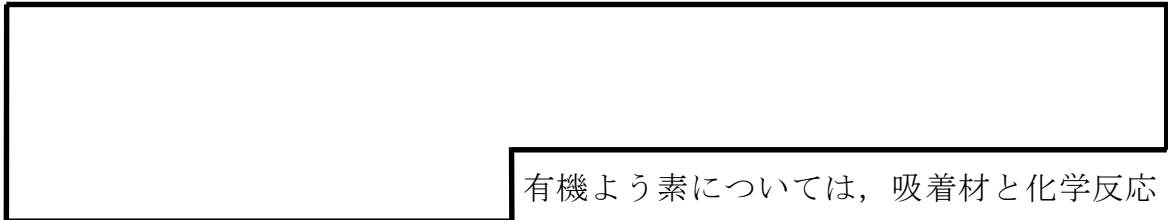
以上より、金属フィルタの除去性能に対して、影響を与える可能性のある主要なパラメータとしては、ガス流速、エアロゾル粒径を考慮する必要がある。



第 3. 1. 1-7 図 金属フィルタにおける除去原理

### 3.1.2 ガス状放射性よう素の除去原理

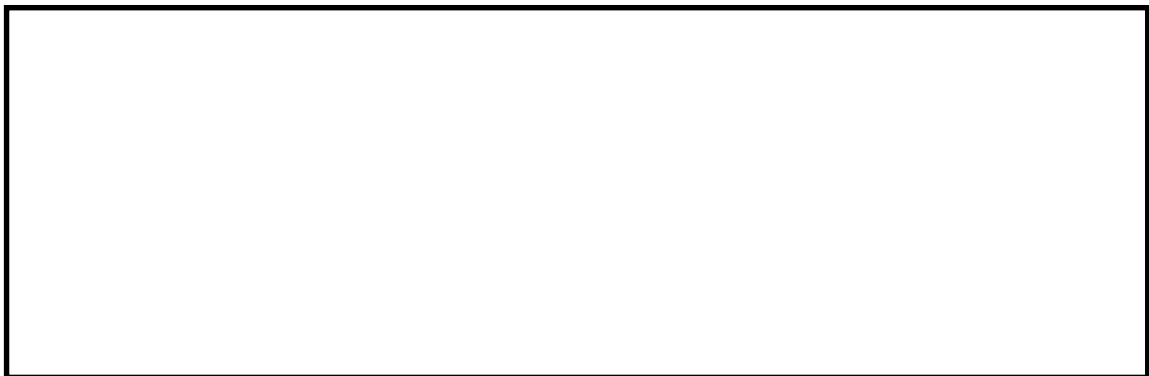
重大事故時に発生する放射性よう素は、粒子状よう素（CsI：よう化セシウム等）と、ガス状よう素として無機よう素（ $I_2$ ：元素状よう素）と有機よう素（ $CH_3I$ ：よう化メチル等）の形態をとる。大部分のよう素は粒子状よう素として格納容器内へ放出され、残りは無機よう素として格納容器内に放出されるが、無機よう素の一部は格納容器内の有機物（塗装等）と結合し、有機よう素へ転換する。粒子状よう素については、エアロゾルの除去原理に基づき、ベンチュリスクラバと金属フィルタで捕集する。



有機よう素については、吸着材と化学反応させることにより、よう素除去部で捕集する。

#### (1) フィルタ装置内におけるベントガスの流れ

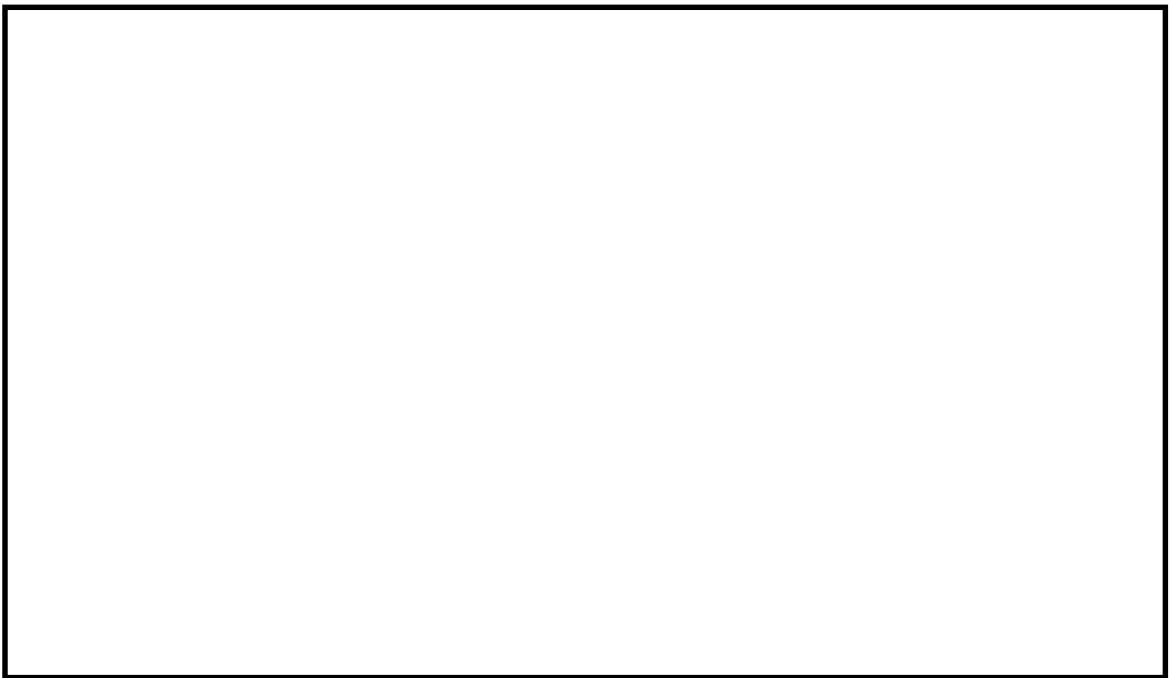
フィルタ装置内部の下部にベンチュリスクラバ（ベンチュリノズル・スクラビング水等）、上部に金属フィルタを設置し、金属フィルタの下流側に流量制限オリフィスを介してよう素除去部を設置する。ベントガスの流れを第 3.1.2-1 図に示す。



オリフィス通過時の蒸気の状態変化のイメージを第 3.1.2-2 図に示す。



第 3.1.2-1 図 フィルタ装置内のベントガスの流れ



第 3.1.2-2 図 流量制限オリフィス通過時の蒸気の状態変化（イメージ）



(2) ベンチュリスクラバにおけるよう素の除去

ベントガスがベンチュリスクラバを通過する際、無機よう素を化学反応によりスクラビング水中に [ ] ために、スクラビング水には第 3.1.2-1 表に示す薬剤を添加する。

第 3.1.2-1 表 スクラビング水への添加薬剤

薬剤	化学式	目的
[ ]		

[ ]

以下に化学反応式を示す。

[ ]

[ ] の添加によって、スクラビング水はアルカリ性条件下となるため、式 (3.1.2-2) により、無機よう素を捕集する。

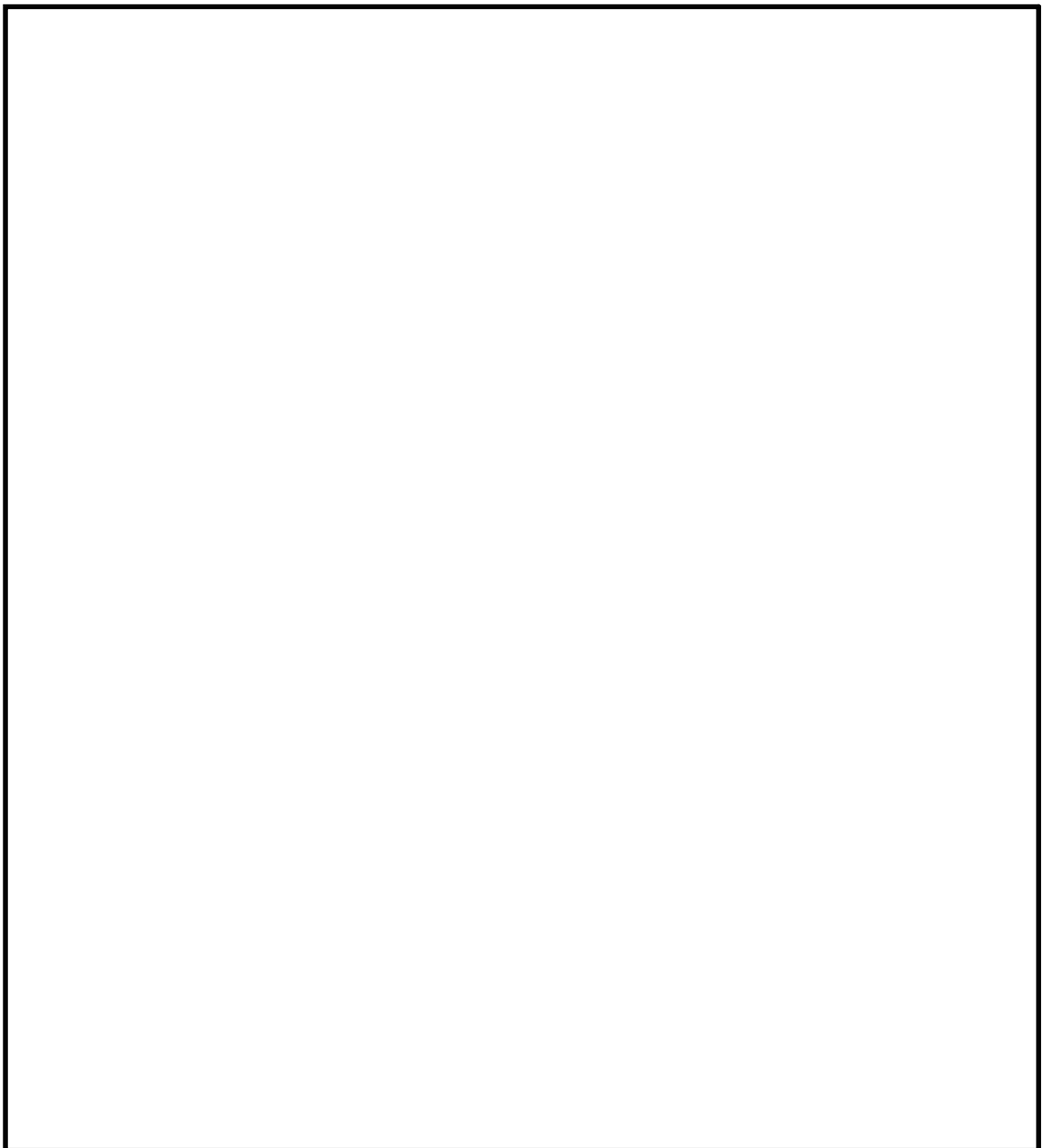
[ ]



したがって、ベンチュリスクラバにおける無機よう素の除去効率に影響を与える因子として「スクラビング水のpH」が挙げられる。

なお、一般的に有機よう素は、無機よう素に比べ活性が低く、反応しにくいため、ベンチュリスクラバでの有機よう素の除去は期待していない。

### (3) よう素除去部におけるよう素の除去



### 3.2 運転範囲

3.1.1 項で、エアロゾルの除去原理において主要なパラメータとしたガス流速及びエアロゾル粒径に加え、ベント時に変動するパラメータであるガス温度及びガス蒸気割合について、有効性評価に基づき、ベント実施中に想定する運転範囲を第 3.2-1 表に示す。また、3.1.2 項で、ガス状放射性よう素の除去原理において主要なパラメータとしたスクラビング水の pH 及びガスの過熱度について、ベント実施中に想定する運転範囲を第 3.2-1 表に示す。

第 3.2-1 表 ベント実施中における想定運転範囲

パラメータ	想定運転範囲
ガス流速	ベントからほぼ静定した格納容器圧力に対応するベンチュリノズル部のガス流速は、 <input type="text"/> となる。なお、金属フィルタ部におけるガス流速は、適切なガス流速となるよう金属フィルタの表面積を設定している。
エアロゾル粒径	サプレッション・チェンバからのベント時の粒径分布より、質量中央径を <input type="text"/> とする。
ガス温度	ベントから格納容器温度がほぼ静定した状態の運転範囲は <input type="text"/> となることから、上限を最高使用温度に合わせ包絡するよう、 <input type="text"/> とする。
ガス蒸気割合	ベントから事象発生 7 日後における、フィルタ装置に流入するガス蒸気割合は <input type="text"/> となるが保守的に 0~100% を運転範囲とする。
スクラビング水の pH	スクラビング水は高アルカリに保つために、 <input type="text"/> <input type="text"/> が添加されていることから、運転範囲はアルカリ側で維持される。
ガス過熱度	ベントからほぼ静定した格納容器圧力に対応する、よう素除去部におけるベントガスの過熱度は <input type="text"/> となる。

### 3.3 性能検証試験結果

#### 3.3.1 性能検証試験の概要

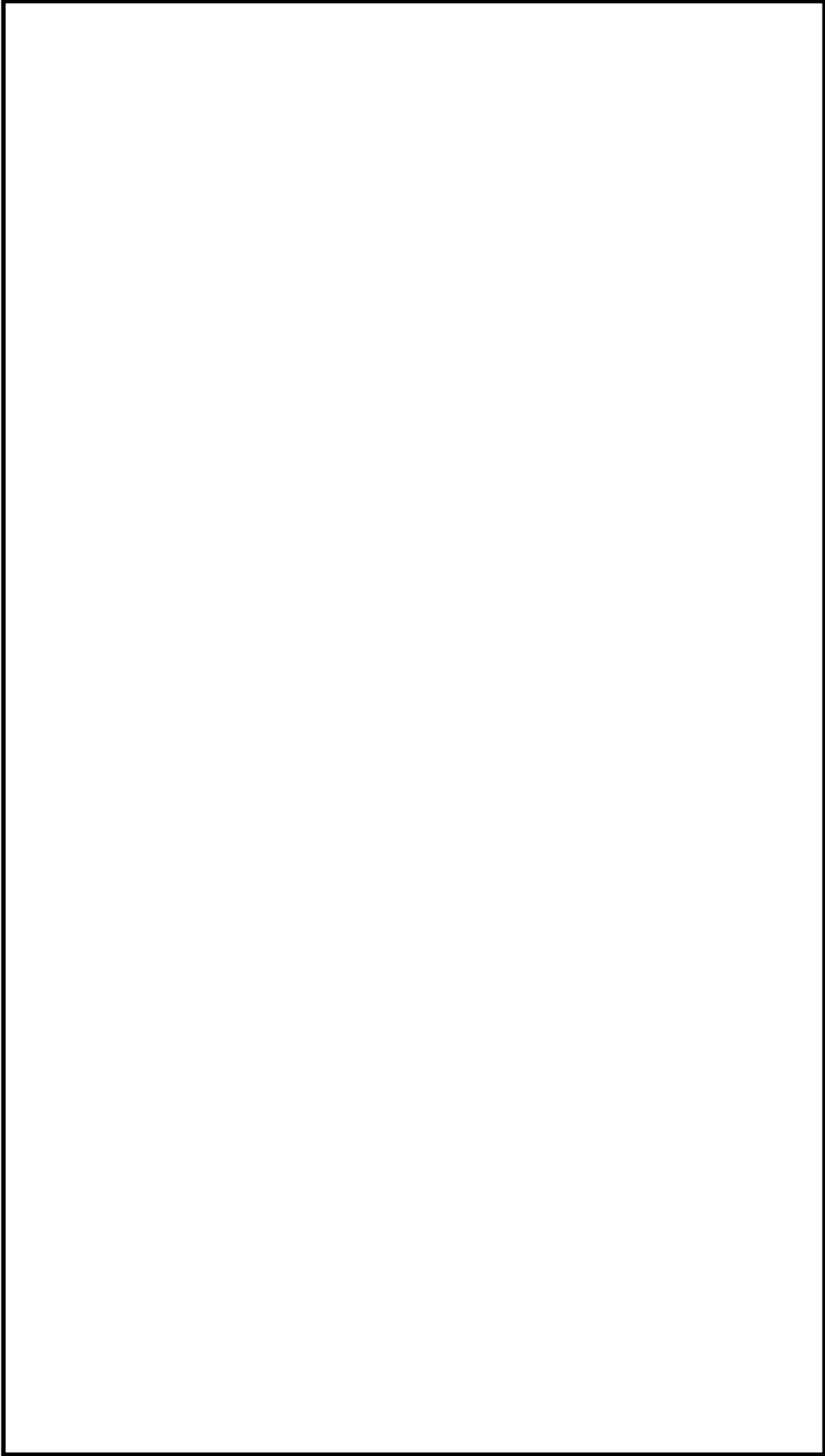
AREVA 社製のフィルタ装置は、大規模なセクター試験装置により、実機使用条件を考慮した性能検証試験を行っており、その結果に基づき装置設計を行っている。以下に試験の概要を示す。(別紙 46)

##### (1) エアロゾルの除去性能試験 (JAVA 試験)

AREVA (当時 Siemens) 社は、1980 年代から 1990 年代にかけ、ドイツのカールシュタインにある試験施設 (以下、「JAVA」という。)にて、電力会社、ドイツ原子力安全委員会 (RSK) 及びその他第三者機関立会の下、フィルタ装置のエアロゾルに対する除去性能試験を行っている。

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





第 3.3.1-1 図 .JAVA 試験装置概要

第 3.3.1-1 表 JAVA 試験条件 (エアロゾル除去性能試験)

試 験 条 件	
圧 力	<input type="text"/> bar [abs] ( <input type="text"/> kPa [abs] )
温 度	<input type="text"/> °C
流 量	<input type="text"/> m <sup>3</sup> /h
蒸 気 割 合	<input type="text"/> %
エ ア ロ ズ ル	<input type="text"/>



第 3.3.1-2 図 試験用エアロゾルの粒径分布

(2) 無機よう素の除去性能試験 (JAVA 試験)

AREVA 社は「JAVA」試験装置を使用し、(1)に示したエアロゾルの除去性能試験と同時期に電力会社、RSK 及びその他第三者機関立会の下、無機よう素の除去性能試験を実施している。

試験条件として、種々のパラメータ (圧力、温度、ガス流量等の熱水力条件、スクラビング水の pH 等の化学条件) にて試験を行うことにより、フィルタ装置における無機よう素の除去性能について確認している。JAVA 試験における無機よう素の試験条件を第 3.3.1-2 表に示す。

第 3.3.1-2 表 JAVA 試験条件 (無機よう素除去性能試験)

試 験 条 件	
圧 力	<input type="text"/> bar [abs] ( <input type="text"/> kPa [abs])
温 度	<input type="text"/> °C
流 量	<input type="text"/> m <sup>3</sup> /h
p H	<input type="text"/>
物 質	<input type="text"/>

(3) 有機よう素の除去性能試験 (JAVA PLUS 試験)

実機使用条件を想定した有機よう素の除去性能を確認するため、AREVA社は「JAVA」試験装置に有機よう素除去部を設けた「JAVA PLUS」試験装置を用いて、2013年より有機よう素の除去性能試験を実施している。

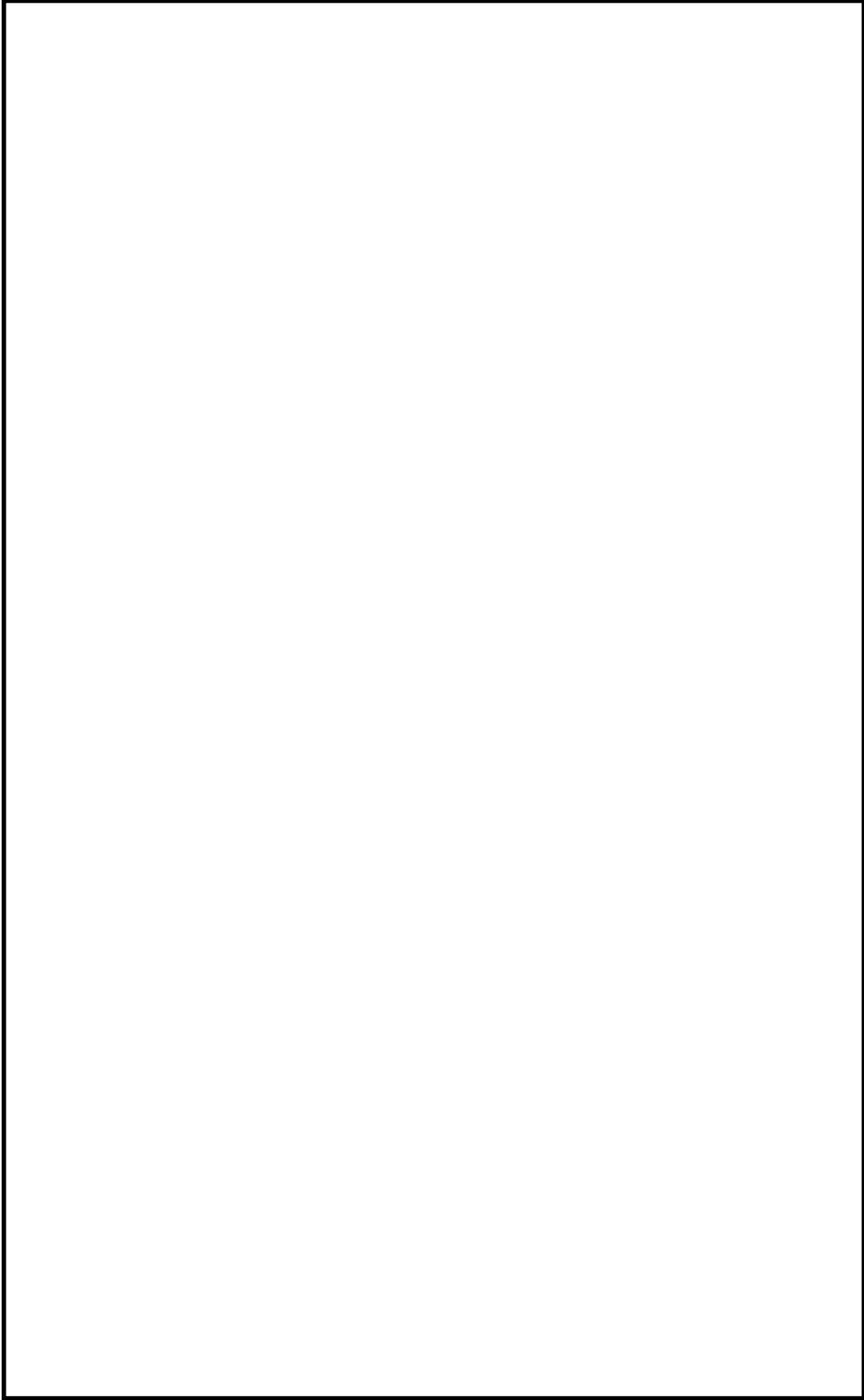
試験装置には、実機に使用する吸着材を実機と同一の密度で充填し、試験条件として種々のパラメータ（圧力、温度、過熱度等の熱水力条件）にて試験を行うことにより、フィルタ装置における有機よう素の除去性能について確認している。

試験装置の概要を第3.3.1-3図に、試験条件を第3.3.1-3表に示す。

第3.3.1-3表 JAVA PLUS 試験条件 (有機よう素除去性能試験)

試 験 条 件	
圧 力	<input type="text"/> bar [abs] ( <input type="text"/> kPa [abs])
温 度	<input type="text"/> °C
蒸 気 割 合	<input type="text"/> %
過 熱 度	<input type="text"/> K
物 質	<input type="text"/>





第 3.3.1-3 図 JAVA PLUS 試験装置概要

### 3.3.2 エアロゾルの除去性能試験結果

JAVA 試験における性能検証試験結果を第 3.3.2-1 表～3 表に示す。エアロゾルの除去原理では、3.1.1 に示すとおり、「流速」と「粒径」が主な影響因子であるため、ガス流速とエアロゾル粒径に対しての性能評価を行った。さらに、その他の試験条件に用いたパラメータについてもフィルタ装置のエアロゾルの除去性能への影響を確認するため、ガス温度及びガス蒸気割合に対しての性能評価を行った。

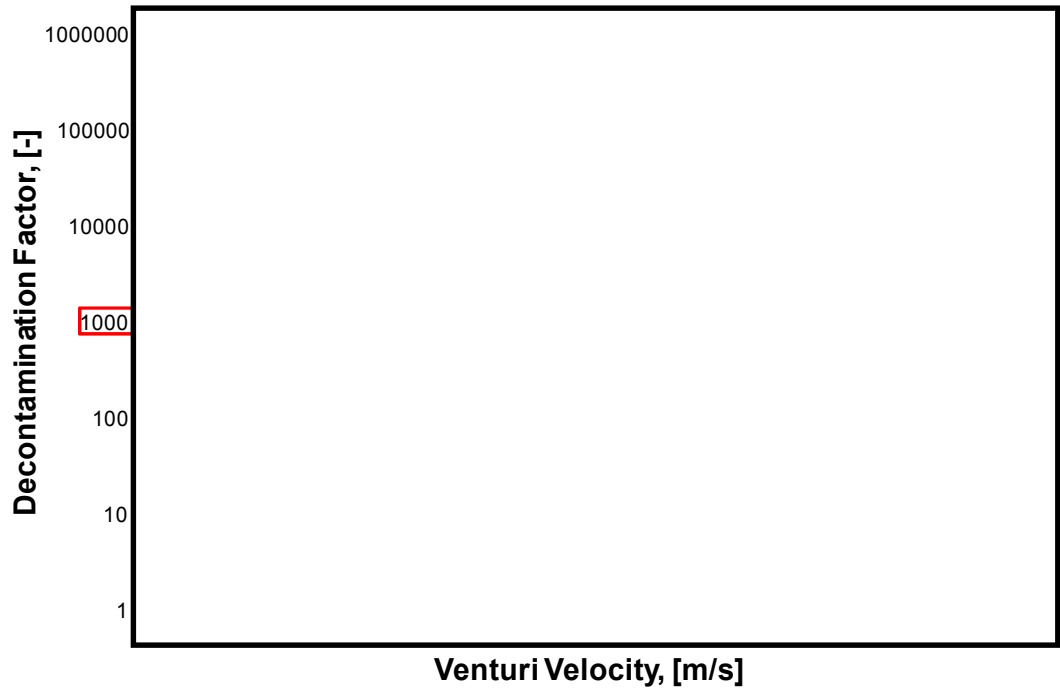
#### (1) ガス流速

ガス流速の変化による除去性能を確認するために、流量からベンチュリノズル部のガス流速と金属フィルタ部のガス流速を計算して確認した。

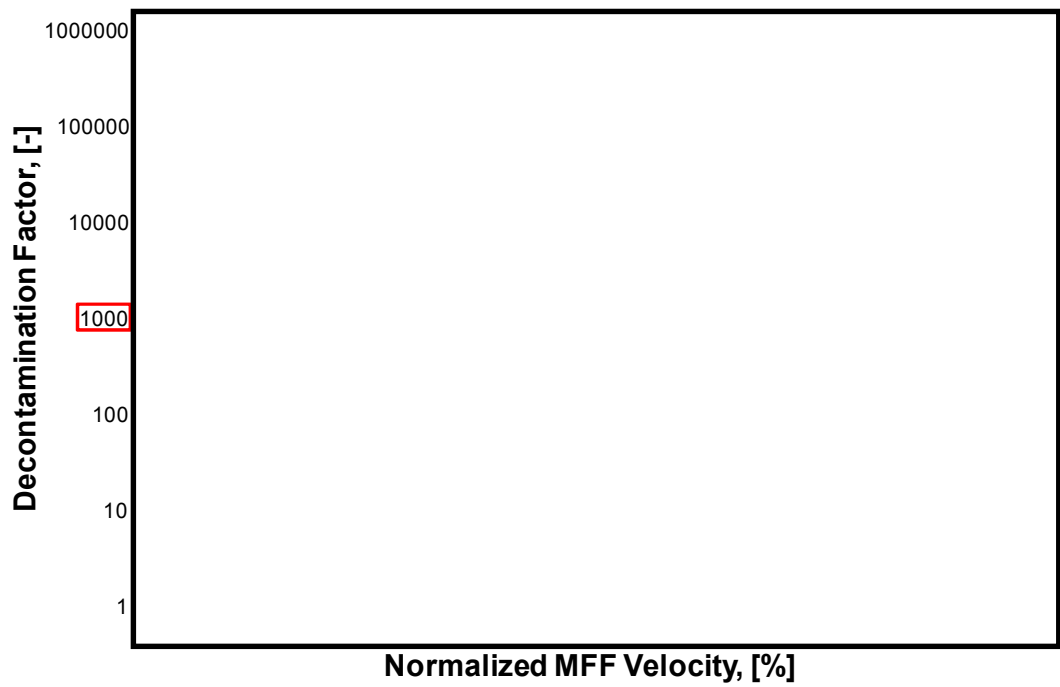
第 3.3.2-1 図及び第 3.3.2-2 図にベンチュリノズル部及び金属フィルタ部におけるガス流速に対して整理した性能検証試験結果を示す。

この結果から、ベンチュリスクラバ部にて想定する運転範囲   と金属フィルタ部にて想定する運転範囲全域にわたって要求される DF1,000 以上を満足していることがわかる。

なお、運転範囲よりも小さいガス流速においても、ベンチュリスクラバ及び金属フィルタの組合せで、DF1,000 以上を満足しているため、フィルタ装置はガス流速によらず十分な性能を有していると言える。



第 3. 3. 2-1 図 ベンチュリノズル部におけるガス流速に対する除去係数

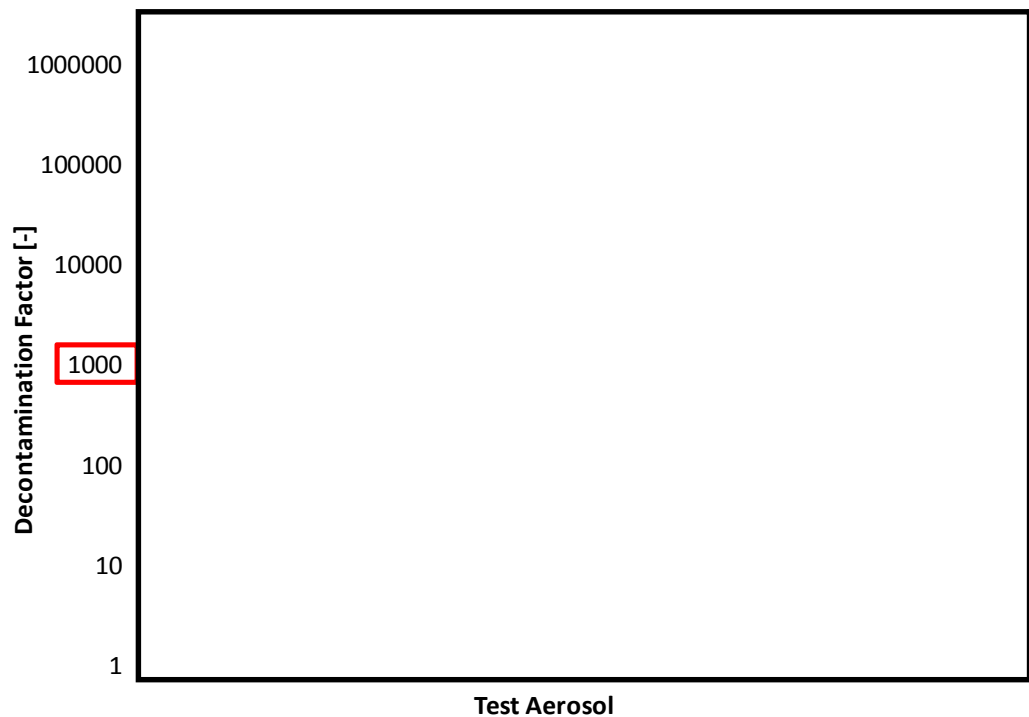


第 3. 3. 2-2 図 金属フィルタ部におけるガス流速に対する  
ベンチュリスクラバと金属フィルタを組み合わせた除去係数

(2) エアロゾル粒径

第 3.3.2-3 図に試験用エアロゾル (エアロゾルの粒径) に対して整理した性能検証試験結果を示す。この結果からエアロゾル粒径 (質量中央径: ) の違いによって除去性能に影響が出ているような傾向は見られず、いずれの試験結果においても要求される DF1,000 を満足していることがわかる。

サプレッション・チェンバからのベント実施時に想定する質量中央径は  である。試験用エアロゾルとしては質量中央径  を使用し、DF1,000 以上を満足していることから、フィルタ装置はエアロゾル粒径に対して十分な性能を有していると言える。

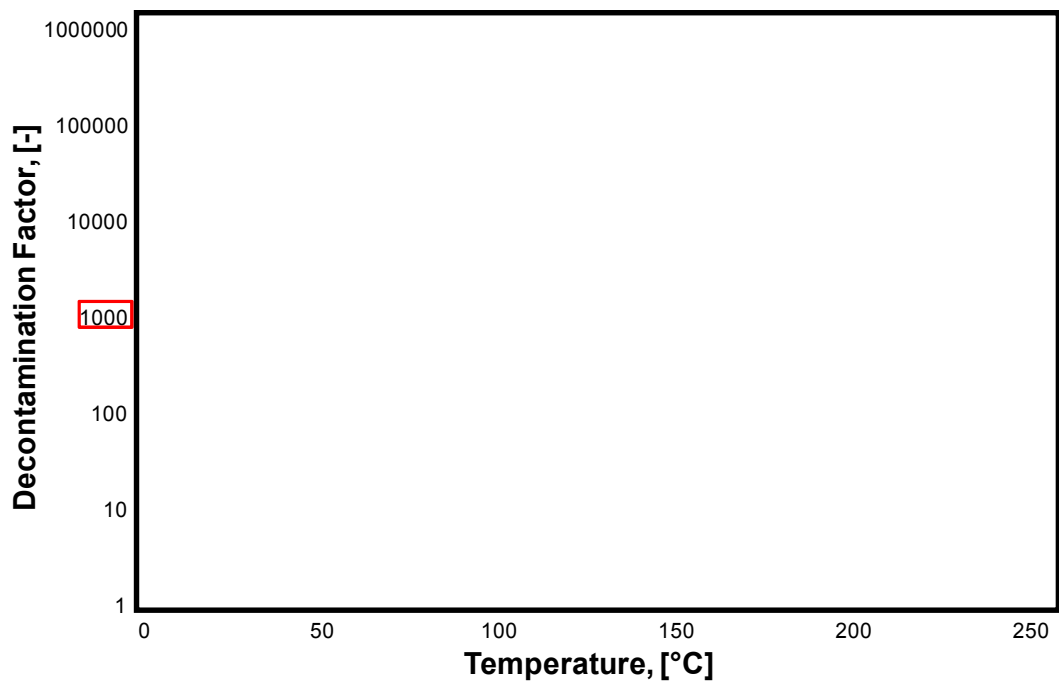


第 3.3.2-3 図 粒径に対する除去係数

(3) ガス温度

第 3.3.2-4 図にガス温度に対して整理した性能検証試験結果を示す。この結果から、ガス温度の違いによって除去性能に影響が出ているような傾向は見られず、試験を実施した全域にわたって要求される DF1,000 以上を満足していることがわかる。

したがって、ガス温度の運転範囲  に対して、フィルタ装置はガス温度に対して十分な性能を示していると言える。

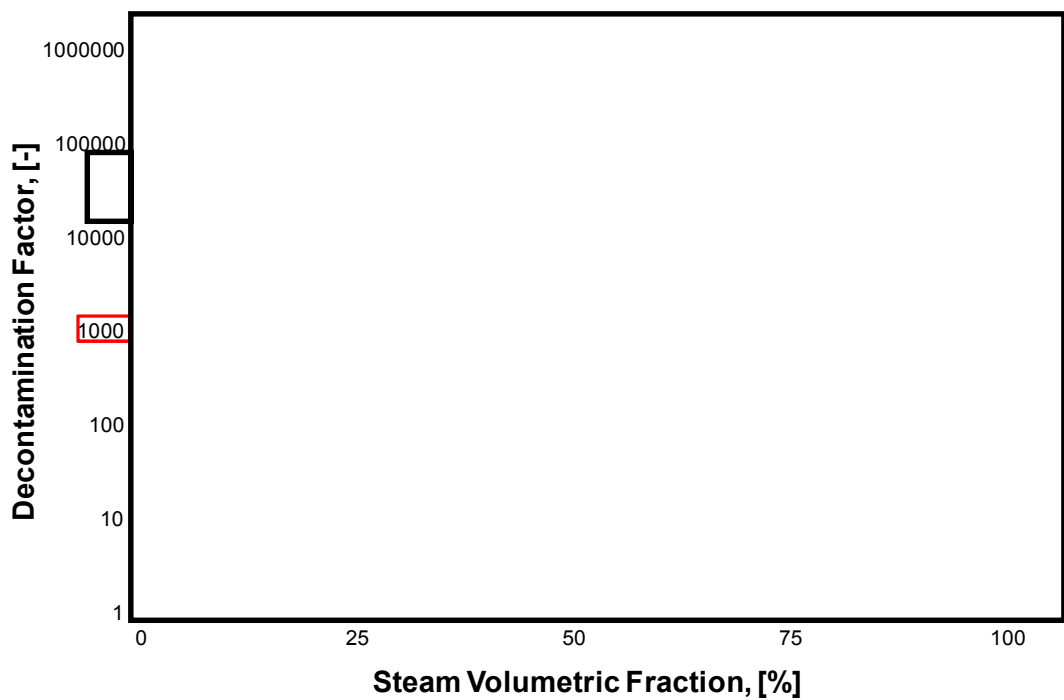


第 3.3.2-4 図 ガス温度に対する除去係数

#### (4) ガス蒸気割合

第 3.3.2-5 図にガス蒸気割合に対して整理した性能検証試験結果を示す。この結果から、ガス蒸気割合の違いによって除去性能に影響が出てくるような傾向は見られず、試験を実施した全域にわたって要求される DF1,000 以上を満足していることがわかる。

ガス蒸気割合の運転範囲（0～100%）で性能検証試験が行われており、フィルタ装置はガス蒸気割合に対して十分な性能を有していると言える。



第 3.3.2-5 図 蒸気割合に対する除去係数

第 3.3.2-1 表 エアロゾル  除去性能試験結果

Test-No.	Test Aerosol	Pressure (bar abs)	Temp. (°C)	Gas Flow (m <sup>3</sup> /h)	Gas Composition	Contaminated Gas Concentration (mg/m <sup>3</sup> )	Total Removal Efficiency (%)

第 3.3.2-2 表 エアロゾル  除去性能試験結果

Test-No.	Test Aerosol	Pressure (bar abs)	Temp. (°C)	Gas Flow (m <sup>3</sup> /h)	Gas Composition	Contaminated Gas Concentration (mg/m <sup>3</sup> )	Total Removal Efficiency (%)

第 3.3.2-3 表 エアロゾル  除去性能試験結果

Test-No.	Test Aerosol	Pressure (bar abs)	Temp. (°C)	Gas Flow (m <sup>3</sup> /h)	Gas Composition	Contaminated Gas Concentration (mg/m <sup>3</sup> )	Total Removal Efficiency (%)

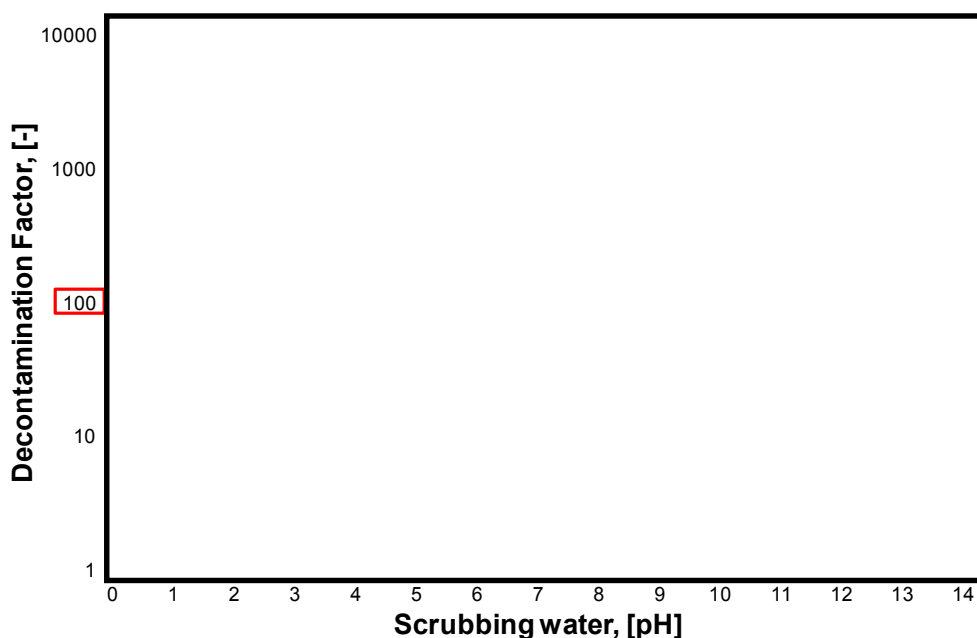


### 3.3.3 ガス状放射性よう素の除去性能試験結果

#### (1) 無機よう素除去性能試験結果

JAVA 試験における無機よう素の除去性能試験結果を第 3.3.3-1 表に示す。無機よう素のベンチュリスクラバ（スクラビング水）への捕集は化学反応によるものであり、その反応に影響を与える因子は、「スクラビング水の pH」である。第 3.3.3-1 図に、スクラビング水の pH に対する無機よう素の除去性能試験結果を示す。この結果から、スクラビング水が の状態においても設計条件である除去効率 99%（DF100）以上を満足していることがわかる。

一般的に無機よう素は、有機よう素と比べ活性が高く、反応しやすいため、よう素除去部でも捕集されやすい。したがって、ベンチュリスクラバによるよう素除去部を組み合わせることで、さらに除去性能が高くなるものと考えられる。



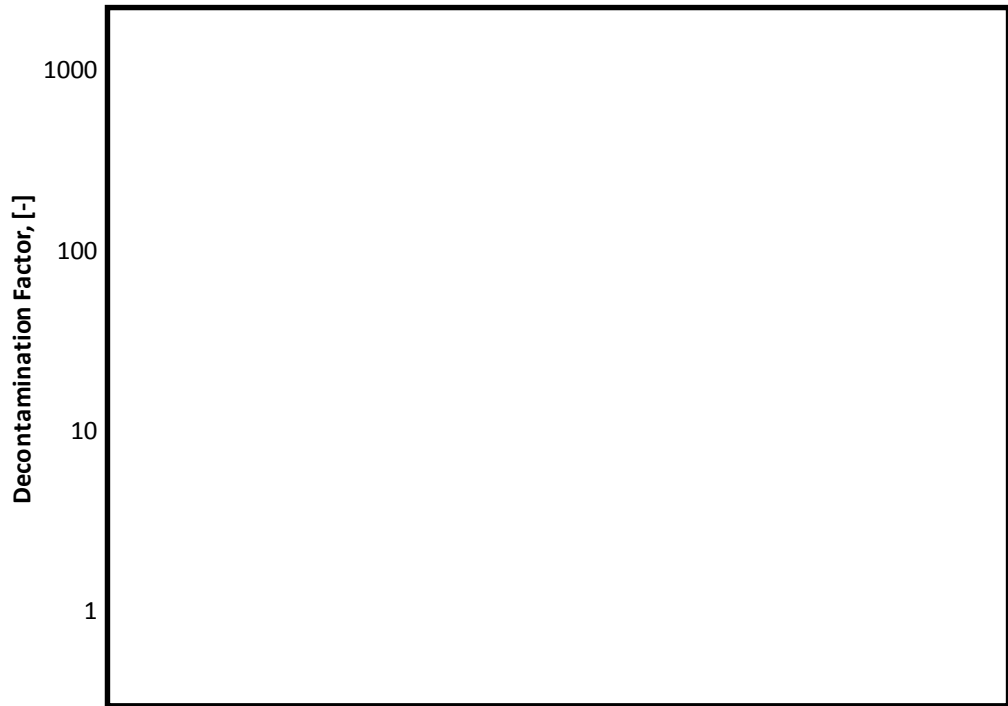
第 3.3.3-1 図 pH に対する無機よう素除去係数

第 3.3.3-1 表 ベンチュリスクラバにおける無機よう素除去性能試験結果

Test-No.	Pressure (bar abs)	Temp. (°C)	Gas Flow (m <sup>3</sup> /h)	Gas Composition	Scrubbing Water (pH)	Removal Efficiency (%)

(2) 有機よう素除去性能試験結果

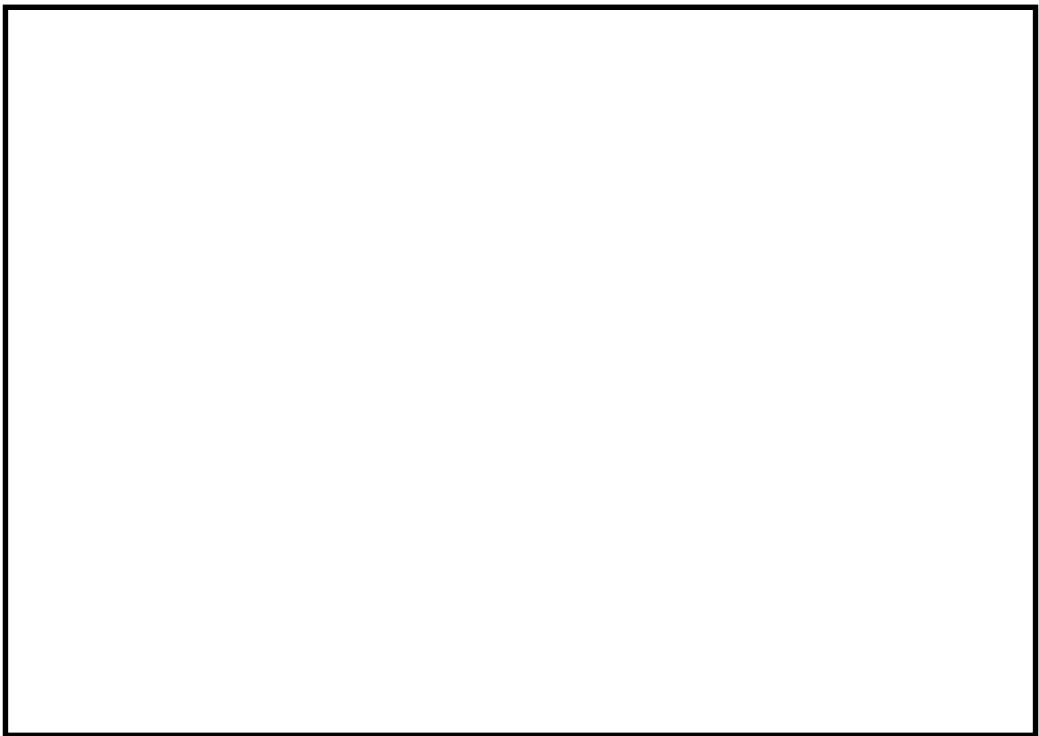
JAVA PLUS 試験における有機よう素の除去性能試験結果を第 3.3.3-2 表に示す。JAVA PLUS 試験で得られた除去係数を，過熱度で整理したものを第 3.3.3-2 図に示す。



第 3.3.3-2 図 JAVA PLUS 試験結果

ここで，JAVA PLUS 試験装置と実機においては，ベッド厚さが異なるため，ベントガスの吸着ベッドにおける滞留時間が異なる。その補正をするために以下に示す関係を用いる。





第 3.3.3-3 図 JAVA PLUS 試験結果 (補正後)

第 3.3.3-2 表 有機よう素除去性能試験結果

Test-No.	VSV inlet Pressure (bar abs)	Pressure in the M/S (bar abs)	Temp. (°C)	Gas Flow (kg/s)	Gas Composition (Steam:Air) (vol.%)		Removal Efficiency (%)

### 3.3.4 フィルタ装置の継続使用による性能への影響

フィルタ装置を継続使用することにより、放射性物質の除去性能に影響する可能性のある因子について検討する。

#### (1) エアロゾルの再浮遊

##### a. ベンチュリスクラバ部

##### (a) 想定する状態

フィルタ装置を継続使用すると、ベンチュリスクラバで捕集されたエアロゾルにより、ベンチュリスクラバ内のエアロゾル濃度は徐々に上昇する。スクラビング水の水面近傍には、水沸騰やベンチュリノズルを通るベントガスによる気流により、細かい飛沫（液滴）が発生するが、その飛沫にエアロゾルが含まれていると、エアロゾルがベンチュリスクラバの後段に移行することが考えられる。

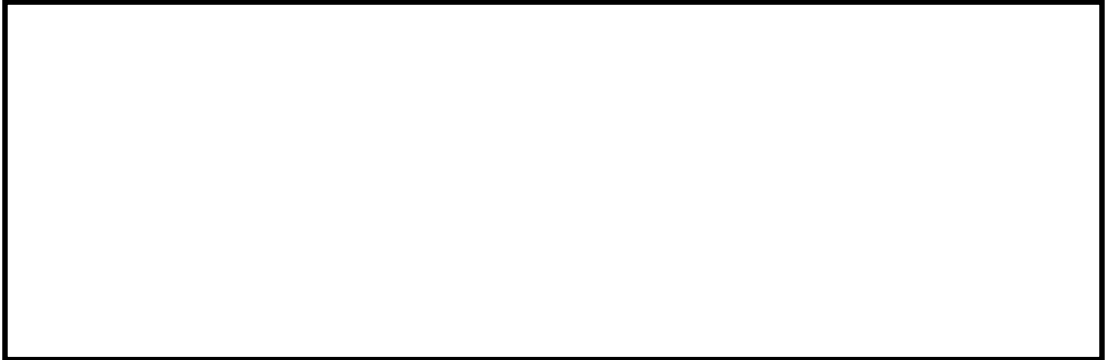
##### (b) 影響評価



以上のとおり、フィルタ装置は、ベンチュリスクラバでのエアロゾルの再浮遊に対して考慮した設計となっている。（別紙 9）

b. 金属フィルタ部

(a) 想定する状態



(b) 影響評価

金属フィルタに捕集されたエアロゾルの崩壊熱は、ベント中はベントガスの流れによって冷却され、ベント後はベンチュリスクラバに捕集したエアロゾルの崩壊熱により発生する蒸気によって冷却されることから、金属フィルタの温度は、エアロゾルの再浮遊が起こるような温度（参考：CsOHの融点：272.3℃）に対し十分低く抑えることができる。（別紙9）

(2) ガス状放射性よう素の再揮発

a. ベンチュリスクラバにおける無機よう素の再揮発

(a) 想定する状態

フィルタ装置を継続使用すると、スクラビング水の温度は上昇する。スクラビング水の温度上昇に伴い、スクラビング水中に捕集した無機よう素が気相中に再揮発することが考えられる。

(b) 影響評価

気液界面（フィルタ装置水面）における無機よう素の平衡については温度依存性があり、スクラビング水の水温が高い方が気相の無機よう素の割合が増える。しかし、アルカリ環境下では、無機よう素とよ

う素イオンの平衡により液相中に存在する無機よう素が極めて少なく、無機よう素の気相部への移行量は、スクラビング水の温度が上昇しても十分小さい値となる。(別紙 10)

JAVA 試験は、高温のベントガスを用いて、無機よう素が気相中に移行しやすい条件での試験を実施しており、温度上昇による影響に配慮したものとなっている。

b. よう素除去部における放射性よう素の再揮発

(a) 想定する状態

化学工業の分野ではゼオライトに高温の水素を通気することにより捕集されているよう素を再揮発させる技術がある。よう素除去部に充填された銀ゼオライトに、ベントガスに含まれる水素が通気されると、捕集された放射性よう素が再揮発することが考えられる。

(b) 影響評価

水素によるよう素の再浮遊は 400℃以上の高温状態で数時間程度、水素を通気した場合に起こることが知られている。一方フィルタ装置に流入するガスは 200℃以下であり、銀ゼオライトに水素を含むガスが通過したとしても、ゼオライトに捕集されているよう素が再揮発することはない。

また、よう素除去部で捕集した放射性よう素の崩壊熱は、ベント中はベントガスにより冷却され、ベント後は系統を不活性化するために供給される窒素により冷却されることから、よう素除去部の温度上昇は、放射性よう素の再揮発が起こるような温度(400℃)に対して、十分低く抑えることができる。(別紙 11)



### (3) フィルタの閉塞

#### a. 想定する状態

炉心損傷後のベント時には、熔融炉心から発生するエアロゾルに加え、炉内構造物の過温などによるエアロゾル、コアコンクリート反応により発生する  $\text{CaO}_2$  等のコンクリート材料に起因するエアロゾル及び保温材等の熱的・機械的衝撃により発生する粉塵が、フィルタ装置に移行する可能性がある。これらのエアロゾルの影響により、ベンチュリノズルの狭隘部や金属フィルタに付着し、閉塞することが考えられる。

#### b. 影響評価

ベンチュリノズルの狭隘部を通過するガス流速は、高速となる。ベンチュリノズルの狭隘部寸法に対して、エアロゾルの粒子径は極めて小さく、ベンチュリノズルが閉塞することはない。

(別紙 9)

### (4) 薬剤の容量減少

#### a. 想定する状態

無機よう素はベンチュリスクラバにて薬剤  との反応により捕集されるが、薬剤の容量を超える無機よう素が流入した場合には、無機よう素は捕集されずに下流に流出されることが考えられる。

#### b. 影響評価

スクラビング水に含まれる  の量は、格納容器から放出される無機よう素の量に対して十分大きいことから、容量に達する

ことはない。(別紙 10)

(5) よう素除去部の容量減少

a. 想定する状態

ガス状放射性よう素は、銀ゼオライトに捕集されるが、銀ゼオライトの吸着容量に達した場合には、ガス状放射性よう素は捕集されずに系外に放出されることが考えられる。

b. 影響評価

よう素除去部で保持が可能なガス状放射性よう素の吸着容量（銀分子数）は、格納容器から放出されるよう素量に対して十分大きいことから吸着容量に達することはない。(別紙 11)

(6) ベント時に生じるスウェリングによるよう素除去部への影響

a. 想定する状態

スクラビング水に蒸気が流入すると、スウェリングにより水位が上昇する。その結果、スクラビング水の水位は通常待機時に比べ上昇しており、よう素除去部の外壁はスクラビング水に接することとなり、スクラビング水の温度による除去性能に影響することが考えられる。

b. 影響評価

ベントガスの温度はベンチュリスクラバ（スクラビング水）を通過することで、スクラビング水の水温と同じになっているものと考えられ、

[REDACTED]

[REDACTED]

よって、スクラビング水と接するよう素除去部の外壁はスクラビング水から入熱されるため、よう素除去部で蒸気が凝縮することではなく、よう素の除去性能への悪影響はない。(別紙 14)

## 4. 運用方法

### 4.1 有効性評価の事故シーケンスにおける運用方法

格納容器圧力逃がし装置は、想定される重大事故等の拡大を防止するための設備であり、有効性評価の各事故シーケンスにおいても、事象の収束に本設備の機能に期待している。

以下に、格納容器圧力逃がし装置の使用に係る有効性評価の事故シーケンス及び格納容器圧力逃がし装置の操作手順の概要について示す。

#### 4.1.1 炉心が損傷していない場合

炉心損傷防止対策の有効性評価のうち、以下の3ケースにおいて最終ヒートシンクへ熱を輸送（除熱）するために、格納容器圧力逃がし装置を使用して事象を収束させている。

- ・ 高圧・低圧注水機能喪失
- ・ 崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）
- ・ 原子炉冷却材喪失時注水機能喪失（中小破断LOCA）

3ケース全てにおいて、格納容器圧力が310kPa [gage]（最高使用圧力：1Pd）に到達した場合に格納容器圧力逃がし装置を使用するケースであり、格納容器圧力逃がし装置の操作 방법에相違はないため、代表例として、高圧・低圧注水機能喪失の概要を以下に示す。

##### (1) 有効性評価における「高圧・低圧注水機能喪失」の概要

給水流量の全喪失後、原子炉水位は急速に低下し、原子炉水位低（レベル3）設定点に到達することにより、原子炉はスクラムする。その後、高圧注水機能及び低圧注水機能が喪失し、原子炉水位の低下が継続するため、低圧代替注水系（常設）を起動し、事象発生から25分後には手動

操作で逃がし安全弁 7 個（自動減圧機能）を開き原子炉を減圧することによって、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を開始する。

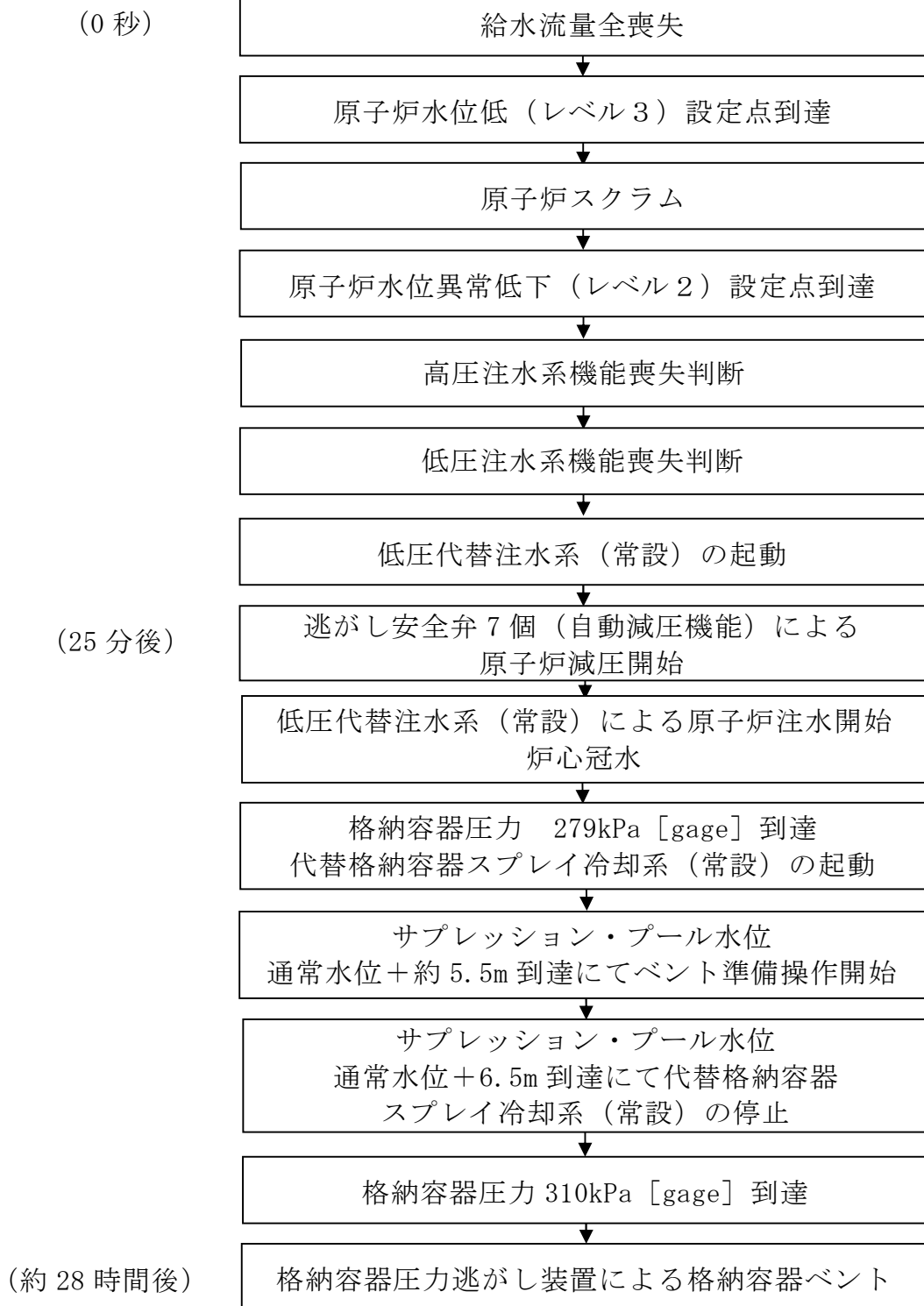
原子炉の減圧を開始すると、逃がし安全弁（自動減圧機能）からの冷却材の流出によって原子炉水位の低下が進み、炉心の一部は露出するが、低圧代替注水系（常設）からの原子炉注水によって原子炉水位が回復し、炉心は再冠水する。

原子炉内で崩壊熱により発生する蒸気が逃がし安全弁から格納容器内に放出されるが、崩壊熱除去機能を喪失しているため、格納容器圧力及び温度が徐々に上昇する。

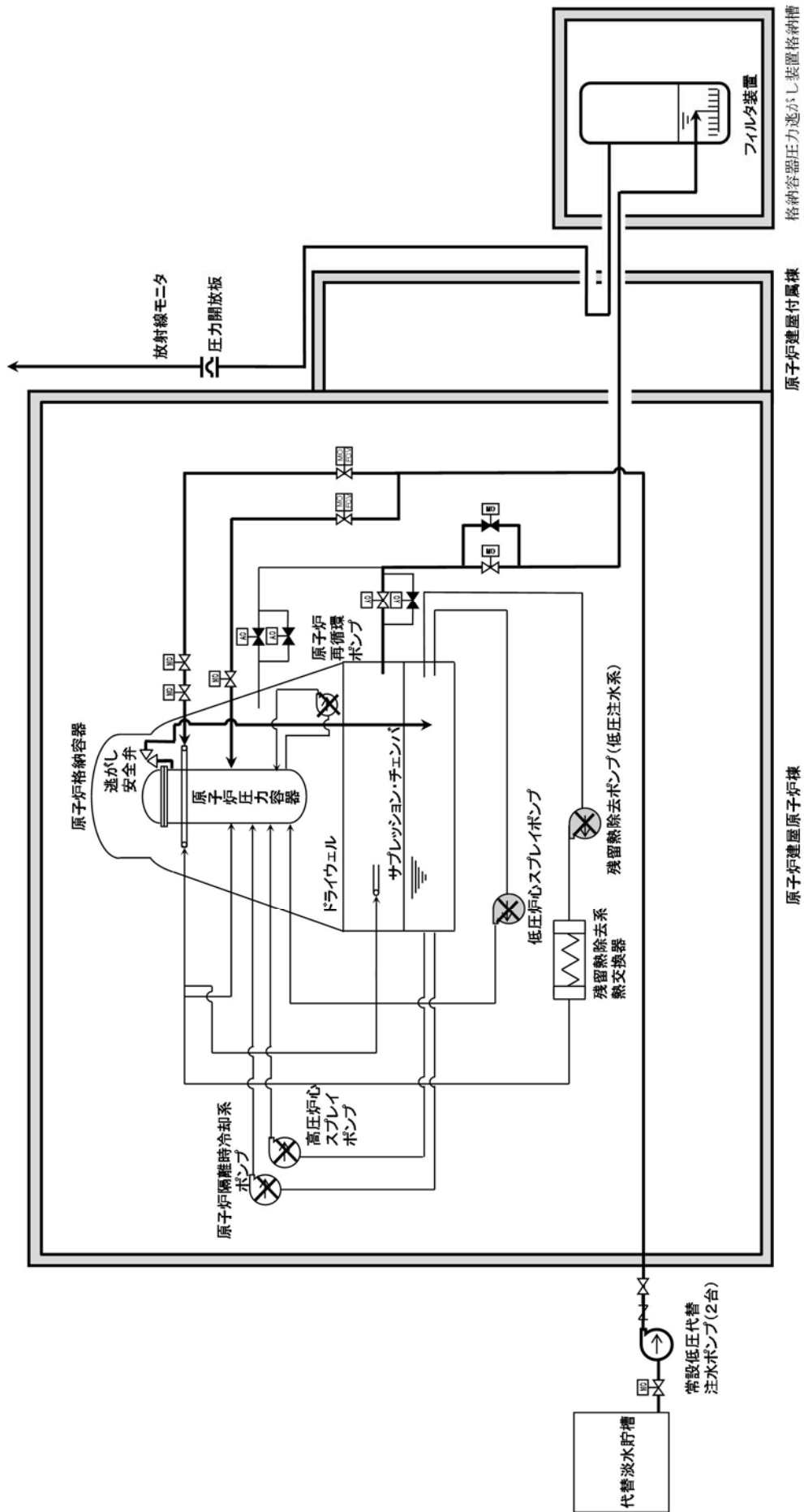
格納容器圧力が 279kPa [gage] に到達した時点で代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレイを  $130\text{m}^3/\text{h}$  にて実施することにより格納容器圧力及び温度の上昇は緩和される。代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は、外部水源を使用するためサプレッション・プール水位が徐々に上昇することから、サプレッション・チェンバのベント排気ラインの水没を防止するために、サプレッション・プール水位計の指示値が通常水位 + 6.5m に到達した時点で格納容器スプレイを停止する。その後、事象発生約 28 時間後にサプレッション・チェンバ圧力が 310kPa [gage] に到達した時点で、格納容器圧力逃がし装置によるベントを実施する。

有効性評価（高圧・低圧注水機能喪失）のシナリオの概要を第 4.1.1-1 図、系統概要図を第 4.1.1-2 図、格納容器圧力及び温度の推移を第 4.1.1-3 図及び第 4.1.1-4 図に示す。

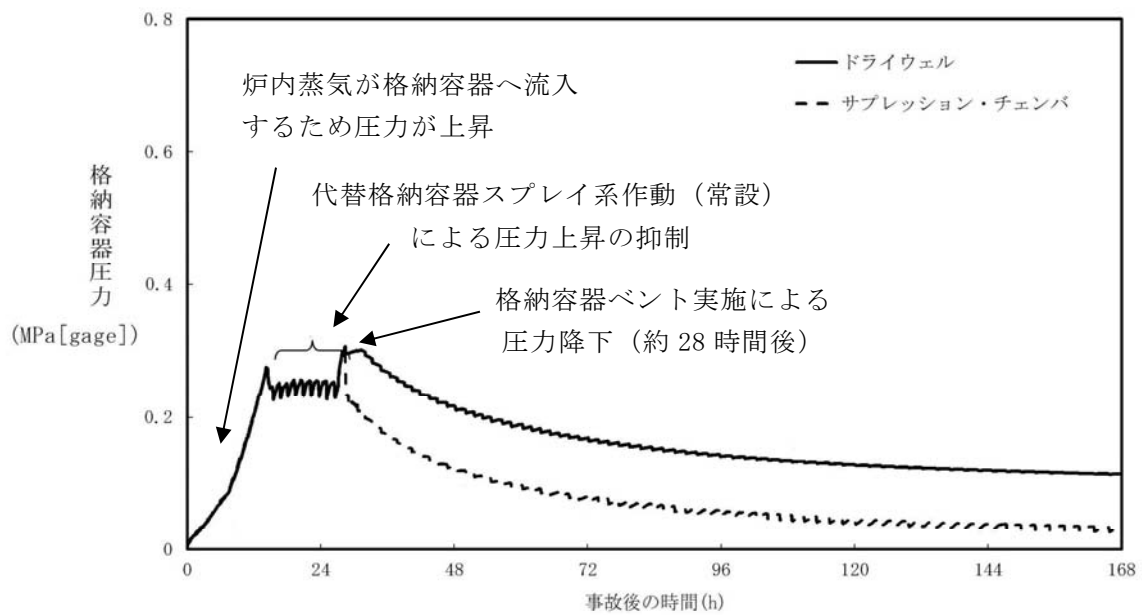
解析上の時間



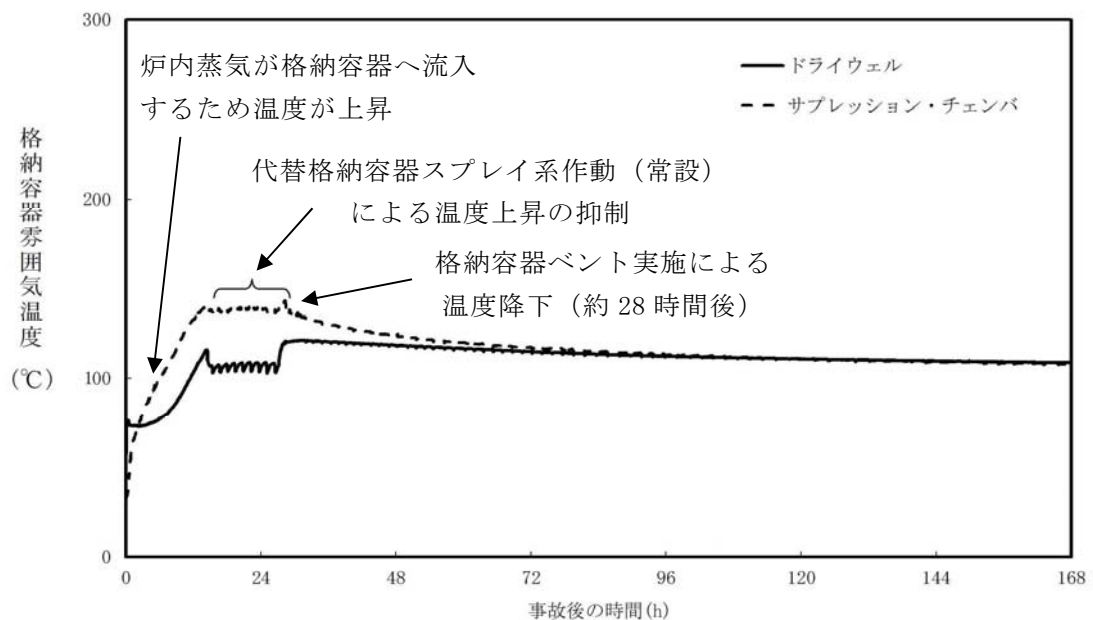
第 4.1.1-1 図 高压・低压注水機能喪失の重要事故シーケンスの概要



第 4.1.1-2 図 高圧・低圧注水機能喪失時の系統概要図



第 4.1.1-3 図 高圧・低圧注水機能喪失時における格納容器圧力の推移



第 4.1.1-4 図 高圧・低圧注水機能喪失時における格納容器温度の推移

#### 4.1.2 炉心が損傷している場合

格納容器破損防止対策の有効性評価のうち、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」において、格納容器圧力及び温度を低下させるために、格納容器圧力逃がし装置を使用して事象を収束させている。

以下に、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」の概要について示す。

なお、審査ガイドで確認が求められている Cs-137 に対しては、第 4.1.2-1 表に示すとおり、ベントにより格納容器の健全性を確保する場合、放射性物質が炉内から大気へ放出される過程において、格納容器内における FP の自然沈着効果、サプレッション・プール水によるスクラビング効果等に期待でき、炉内内蔵量に対して大気への放出量は大幅に低減できる。

さらに、格納容器圧力逃がし装置のフィルタ効果に期待する場合は、格納容器圧力逃がし装置のフィルタ効果に期待しない場合に比べて、大気への放出量をより一層低減できることが分かる。

第 4.1.2-1 表 Cs-137 の炉内蓄積量とベント時の大気への放出量

炉内蓄積量 (TBq)	ベント時の大気への放出量 (TBq)	
	フィルタの効果を考慮しない場合	フィルタの効果を考慮する場合
約 $4.4 \times 10^5$	約 0.11	約 $0.11 \times 10^{-3}$



(1) 有効性評価における「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」の概要

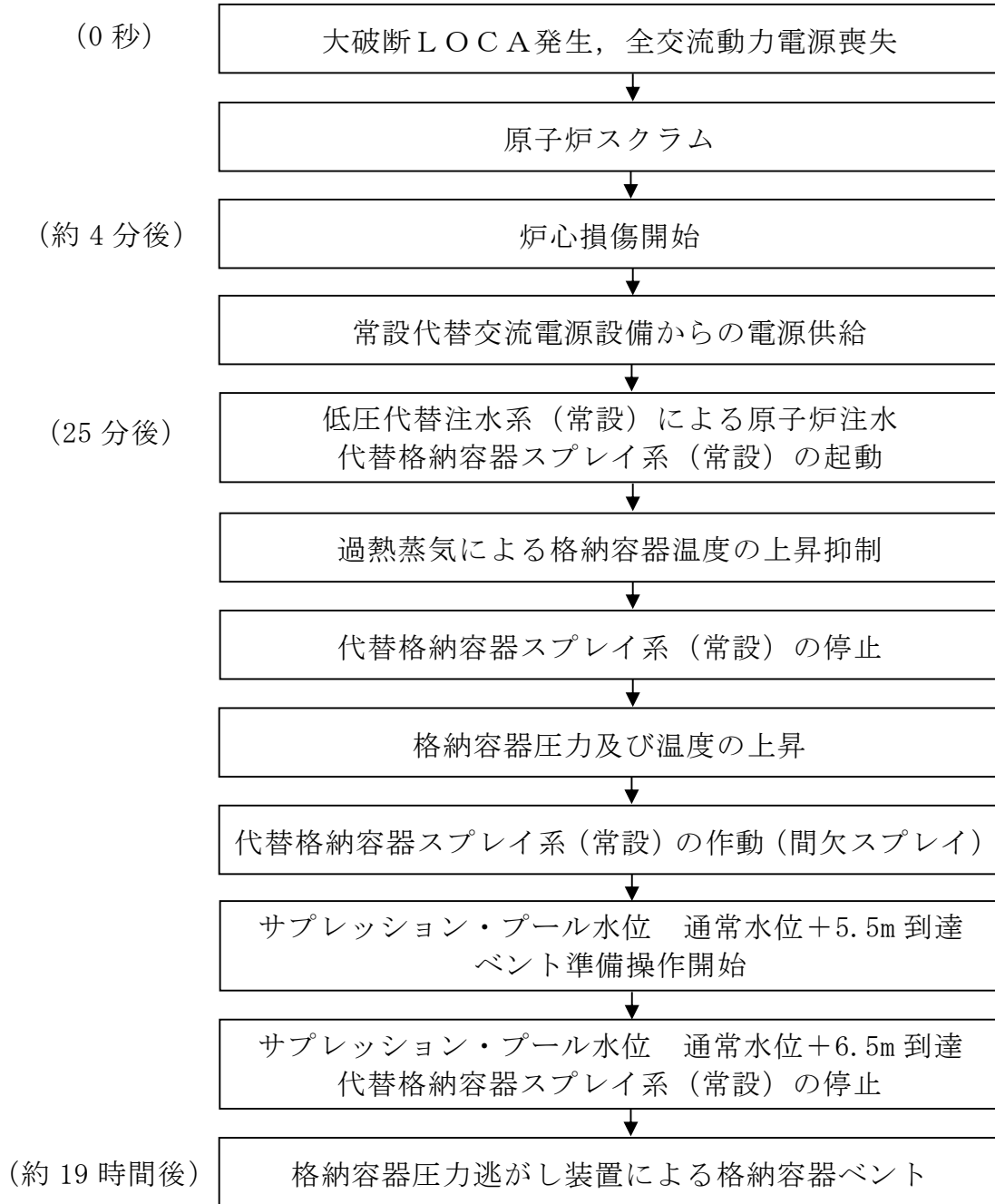
大破断 L O C A 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失するため、原子炉水位は急速に低下する。水位低下により炉心は露出し、事象発生から約 4 分後に燃料被覆管温度が 1,000K に到達し、炉心損傷が開始されるが、事象発生から 25 分経過した時点で、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置からの電源供給により、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を開始する。これにより、原子炉圧力容器は破損に至ることなく水位は回復し、炉心は再冠水する。また、原子炉注水と同時に代替格納容器スプレイ系（常設）による格納容器スプレイを実施することで、破断口から流出する過熱蒸気による格納容器温度の上昇を抑制する。

原子炉注水及び格納容器スプレイの実施後約 1 時間で炉心が再冠水することに伴い過熱蒸気の発生が抑えられるため、格納容器スプレイを停止するが、格納容器内に放出される蒸気により格納容器圧力及び温度は徐々に上昇する。

格納容器圧力が 465kPa [gage]（最高使用圧力の 1.5 倍）に達した時点で、格納容器スプレイ（130m<sup>3</sup>/h の 465kPa [gage] ~400kPa [gage] 間欠）を実施することで、格納容器圧力及び温度の上昇は緩和される。代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は外部水源を使用するため、サブプレッション・プール水位が徐々に上昇する。事象発生から約 19 時間経過した時点で、サブプレッション・チェンバのベント排気ラインの水没を防止するために、サブプレッション・プール水位計の指示値が通常水位 +6.5m に到達した時点で格納容器スプレイを停止する。その後、速やかに格納容器圧力逃がし装置によるベントを実施する。

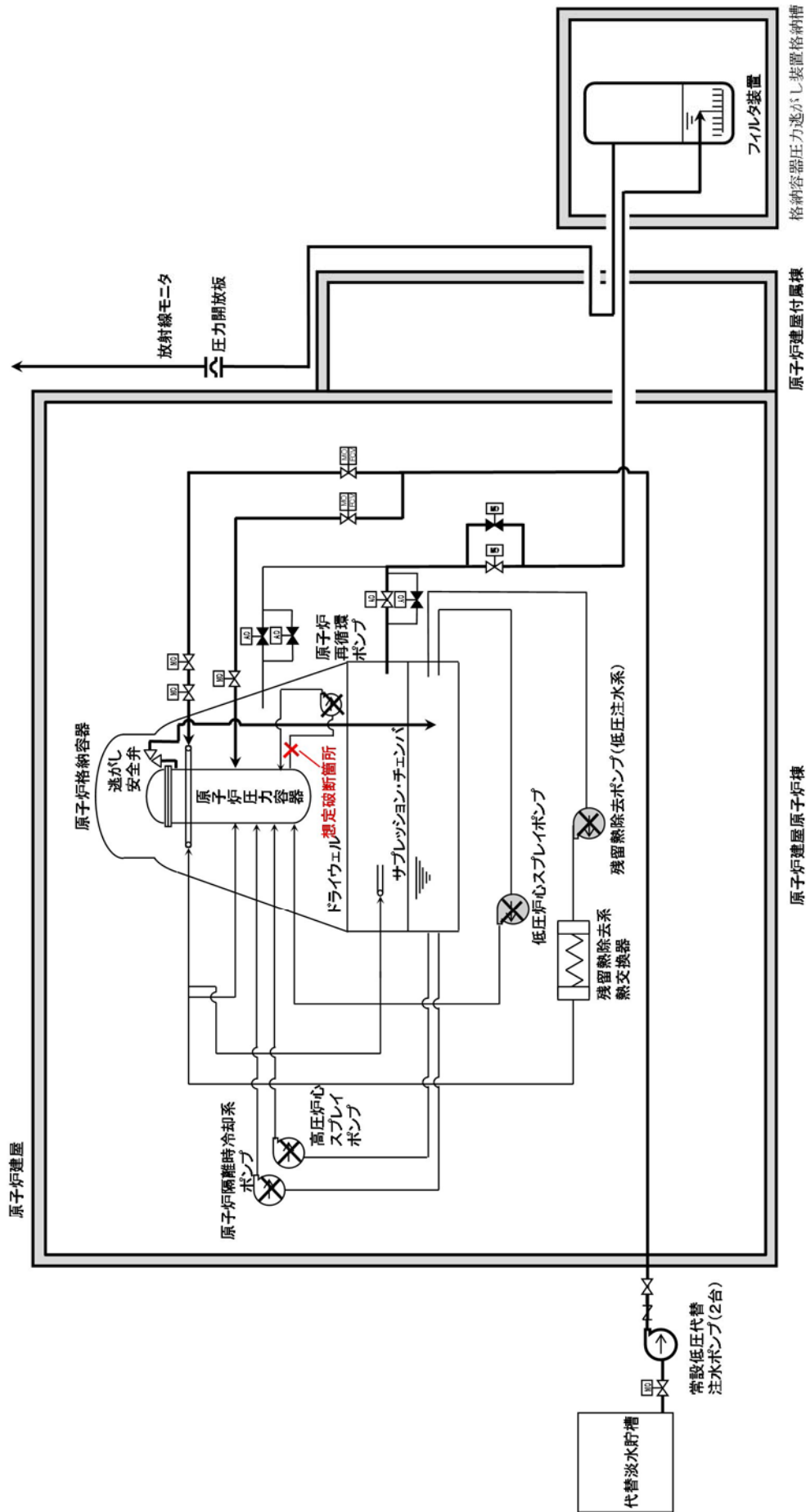
「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」のシナリオの概要を第 4.1.2-1 図，系統概要図を第 4.1.2-2 図，格納容器圧力及び温度の推移を第 4.1.2-3 図及び第 4.1.2-4 図に示す。

解析上の時間



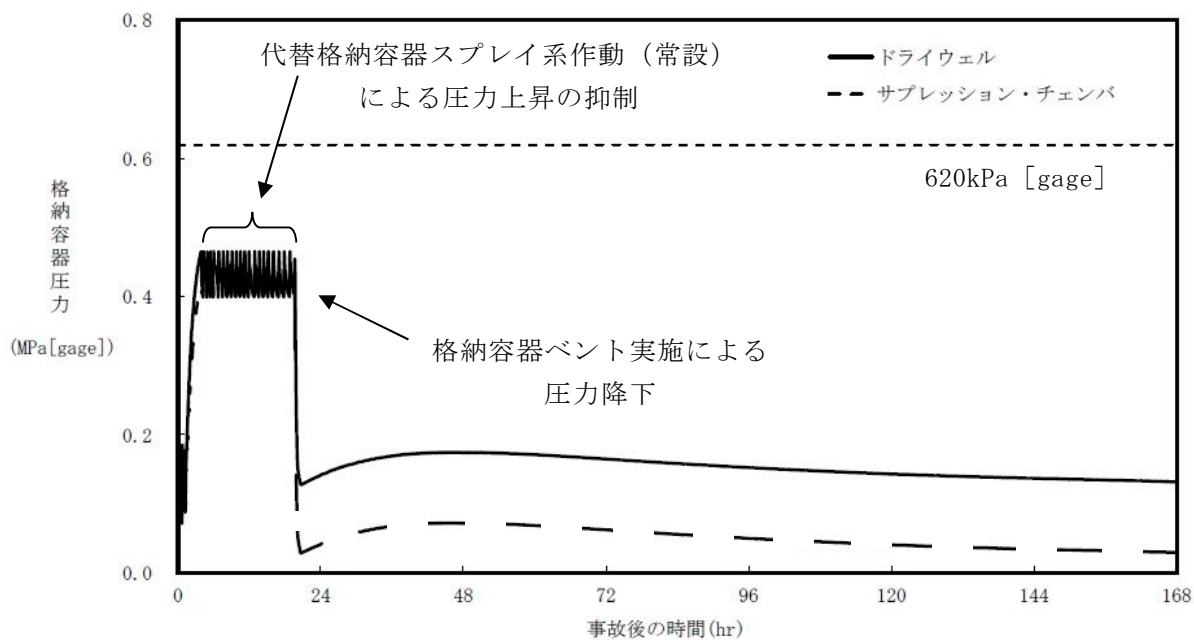
第 4.1.2-1 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)

(代替循環冷却系を使用できない場合)」のシナリオの概要

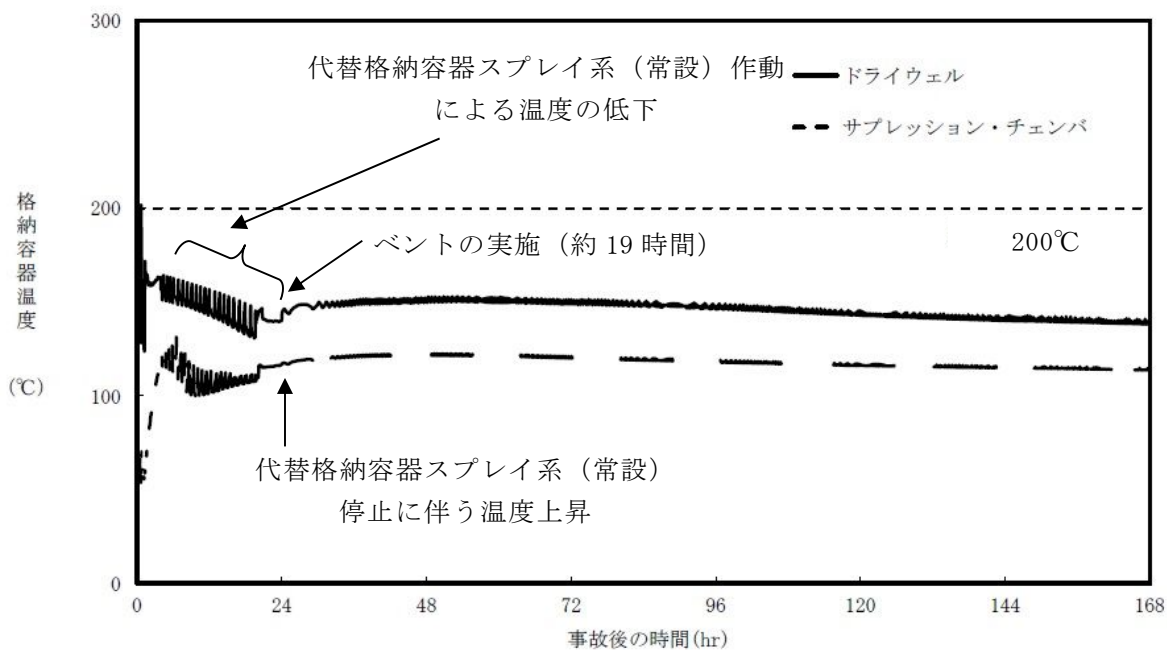


第 4.1.2-2 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」

における系統概要図



第 4. 1. 2-3 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (代替循環冷却系を使用できない場合)」における格納容器圧力の推移



第 4. 1. 2-4 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (代替循環冷却系を使用できない場合)」における格納容器温度の推移

#### 4.1.3 格納容器圧力逃がし装置操作手順について

格納容器圧力逃がし装置の放出系統として、サプレッション・チェンバからとドライウエルから放出する系統の2通りあるが、サプレッション・プールにおけるスクラビング効果（エアロゾル等の低減効果）が期待できるサプレッション・チェンバからのベントを優先して使用する。（別紙37）

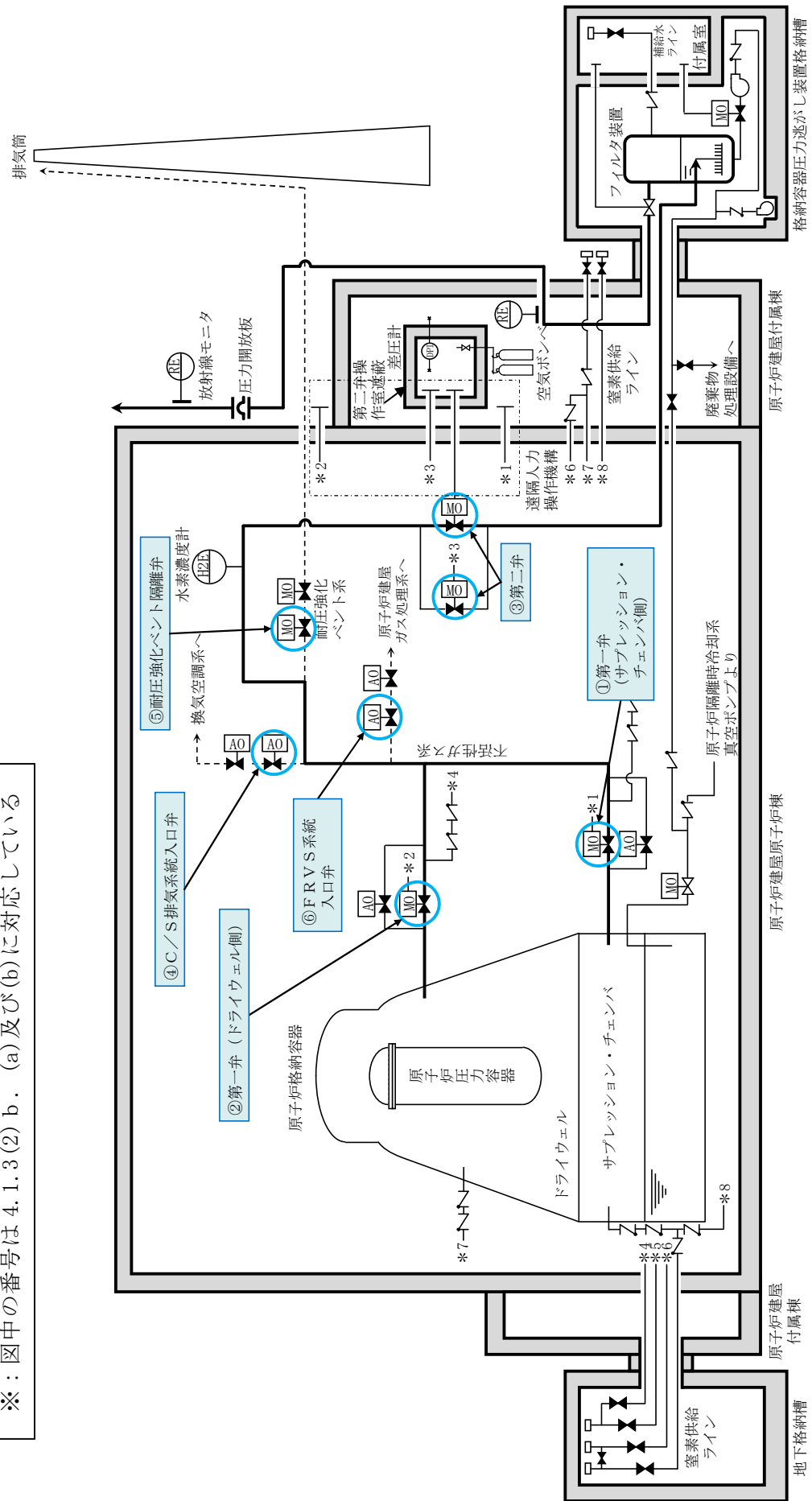
ただし、サプレッション・チェンバからのベントが実施できない場合には、ドライウエルからのベントを実施する。

また、第一弁及び第二弁の操作順位は、第一弁の現場操作時間に対して第二弁操作時間が短いこと及びベント停止時に隔離する第一弁のシート面保護の観点から、流体の流れがない状態で第一弁の開操作を実施し、その後第二弁の開操作を実施する。

なお、ベント停止時に第一弁で隔離する理由は、ベント停止後の格納容器圧力逃がし装置への窒素供給時において、第一弁下流から窒素を供給することで第一弁と第二弁の間の水素滞留を防止するためである。

格納容器圧力逃がし装置の系統概要図（操作対象箇所）を第4.1.3-1図に示す。

※：図中の番号は 4.1.3(2) b. (a) 及び (b) に対応している



第 4.1.3-1 図 格納容器圧力逃がし装置の系統概要図 (操作対象箇所)

(1) 格納容器圧力逃がし装置におけるベントタイミング

格納容器圧力逃がし装置によるベント操作は、第 4.1.3-1 表に示す基準に到達した場合に、発電長の指示の下に運転員が実施する。これにより、格納容器の過圧破損防止及び格納容器内での水素燃焼防止が可能である。

第 4.1.3-1 表 ベント実施判断基準

炉心状態	目的	実施判断基準
炉心損傷なし	過圧破損防止	格納容器圧力 310kPa [gage] (最高使用圧力：1Pd) 到達
炉心損傷を判断した場合		サブプレッション・プール通常水位+6.5m 到達
	水素燃焼防止	格納容器酸素濃度がドライ条件にて 4.3vol%到達

格納容器の過圧破損防止の観点では、炉心損傷なしの場合は、残留熱除去系等の格納容器除熱機能が喪失し格納容器圧力が上昇した際、格納容器圧力が 279kPa [gage] から 217kPa [gage] の範囲で代替格納容器スプレイ系（常設）による格納容器スプレイ（連続）を実施する。外部水源によるスプレイであるため、サブプレッション・プール通常水位+6.5m に到達すればベントライン水没を防止する観点から格納容器スプレイを停止し、格納容器圧力が 310kPa [gage] に到達した時点でベントの実施を判断する。これは、格納容器除熱機能の復旧時間の確保及び追加放出された希ガスの減衰時間を確保することを目的としている。炉心損傷を判断した場合は、465kPa [gage] から 400kPa [gage] の範囲で代替格納容器スプレイ系（常設）による格納容器スプレイ（連続）を実施し、サブプレッション・プール通常水位+6.5m に到達した時点で格納容器スプレイを停止するとともにベントを実施する。これにより確実に 620kPa [gage] (2Pd) 到達までに格納容器ベントが実施できる。炉



炉心損傷の有無により、格納容器スプレイ実施基準を変更する理由は、炉心損傷した場合、格納容器内に放射性物質が放出されるため、炉心損傷なしの場合に比べてベント実施操作判断基準に到達するタイミングを遅らせることにより、ベント時の外部影響を軽減させるためである。

また、炉心損傷を判断した場合は、ジルコニウム-水反応により大量の水素が発生し、格納容器内の水素濃度は可燃限界の 4vol% を超過する。その後、水の放射線分解によって格納容器内酸素濃度が上昇し、格納容器内水素・酸素濃度が可燃限界に到達することにより、格納容器内で水素燃焼が発生するおそれがある。この水素燃焼の発生を防止するため、格納容器内酸素濃度がドライ条件にて 4.3vol% に到達した時点でベント操作を実施することで格納容器内の水素・酸素を排出する。ベント実施の判断フローを第 4.1.3-2～4 図に示す。

炉心損傷の有無の判断は、第 4.1.3-2 表に示すパラメータを確認する。

第 4.1.3-2 表 確認パラメータ (炉心損傷判断)

確認パラメータ	炉心損傷判断
ドライウェル又はサブレーション・チェンバの $\gamma$ 線線量率	設計基準事故 (原子炉冷却材喪失) において想定する希ガスの追加放出量相当の $\gamma$ 線線量率の 10 倍以上となった場合、炉心が損傷したものと判断する <sup>※</sup> 。

※ この基準は、炉内蓄積量の割合約 0.1% に相当する希ガスが格納容器内に放出した場合の  $\gamma$  線線量率相当となっている。(別紙 23)

さらに、炉心損傷後の重大事故等対処設備の機能喪失を仮定した場合のベント実施判断基準として、第 4.1.3-3 表に示す判断基準を整理している。こ

これらの状況においても、格納容器ベント実施により、格納容器破損の緩和又は大気へ放出される放射性物質の総量の低減が可能である。

第 4.1.3-3 表 炉心損傷後の重大事故等対処設備の機能喪失を  
仮定した場合のベント実施判断基準

目的	実施判断基準
格納容器破損の緩和	格納容器スプレイが実施できない場合（別紙 25）
	原子炉建屋水素濃度 2vol%到達
大気へ放出される放射性物質の総量の低減	格納容器温度 200℃以上において温度上昇が継続している場合（別紙 21）
	可搬型モニタリング・ポスト指示値の急激な上昇
	原子炉建屋内の放射線モニタ指示値の急激な上昇

重大事故時における格納容器スプレイ手段として、常設設備を用いた残留熱除去系、代替格納容器スプレイ系（常設）及び代替循環冷却系並びに可搬型設備を用いた代替格納容器スプレイ系（可搬型）がある。想定し難い状況ではあるが、これら格納容器スプレイ手段が喪失した場合、想定する希ガスの減衰時間が短くなるが、格納容器の圧力を抑制する観点から、格納容器破損の緩和のためベントを実施する。

また、格納容器から漏えいした水素により、原子炉建屋原子炉棟水素濃度が上昇した場合、原子炉建屋原子炉棟内で水素爆発が発生することによって格納容器が破損するおそれがある。このような場合、格納容器圧力を低下させることで格納容器から漏えいする水素量を低減し、原子炉建屋原子炉棟内の水素爆発による格納容器破損を緩和するため、水素の可燃限界濃度 4vol%を考慮し、原子炉建屋水素濃度 2vol%到達によりベントを実施する。

格納容器への十分な注水等ができない場合、格納容器雰囲気は過熱状態になり、格納容器は限界圧力を下回る 620kPa [gage] に達する前に 200℃に達し、いずれは過温破損に至ることが考えられる。この場合、格納容器ベント実施することによって過温破損を防止できないが、フィルタ装置を介した放出経路を形成し、大気への放射性物質の放出を極力低減するためのベントを実施する。

さらに、格納容器が限界圧力を下回る 620kPa [gage] 及び限界温度を下回る 200℃に到達する前に、何らかの理由により格納容器の健全性が損なわれ、格納容器から異常な漏えいがある場合、可搬型モニタリング・ポスト指示値及び原子炉建屋内の放射線モニタ指示値が急激に上昇することが考えられる。この場合、格納容器圧力を低下させることで漏えい箇所からの漏えい量を低減させることが可能と考えられることから、フィルタ装置を介さない大気への放射性物質の放出を極力低減するためにベントを実施する。

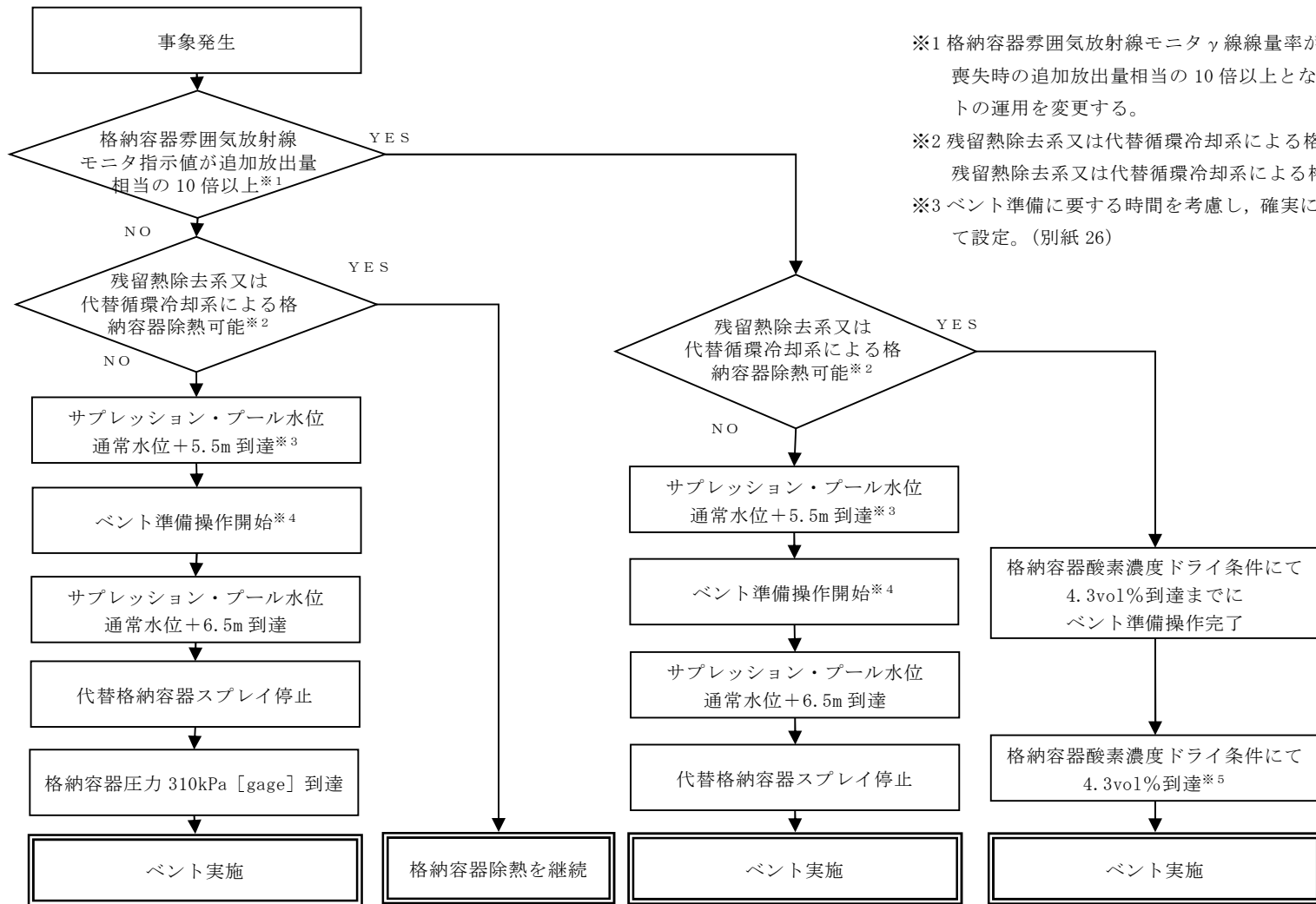


図 4.1.3-3 図に  
詳細フローを示す

図 4.1.3-4 図に  
詳細フローを示す

※1 格納容器雰囲気放射線モニタ  $\gamma$  線線量率が設計基準事故における原子炉冷却材喪失時の追加放出量相当の10倍以上となった場合、格納容器スプレイ及びベントの運用を変更する。

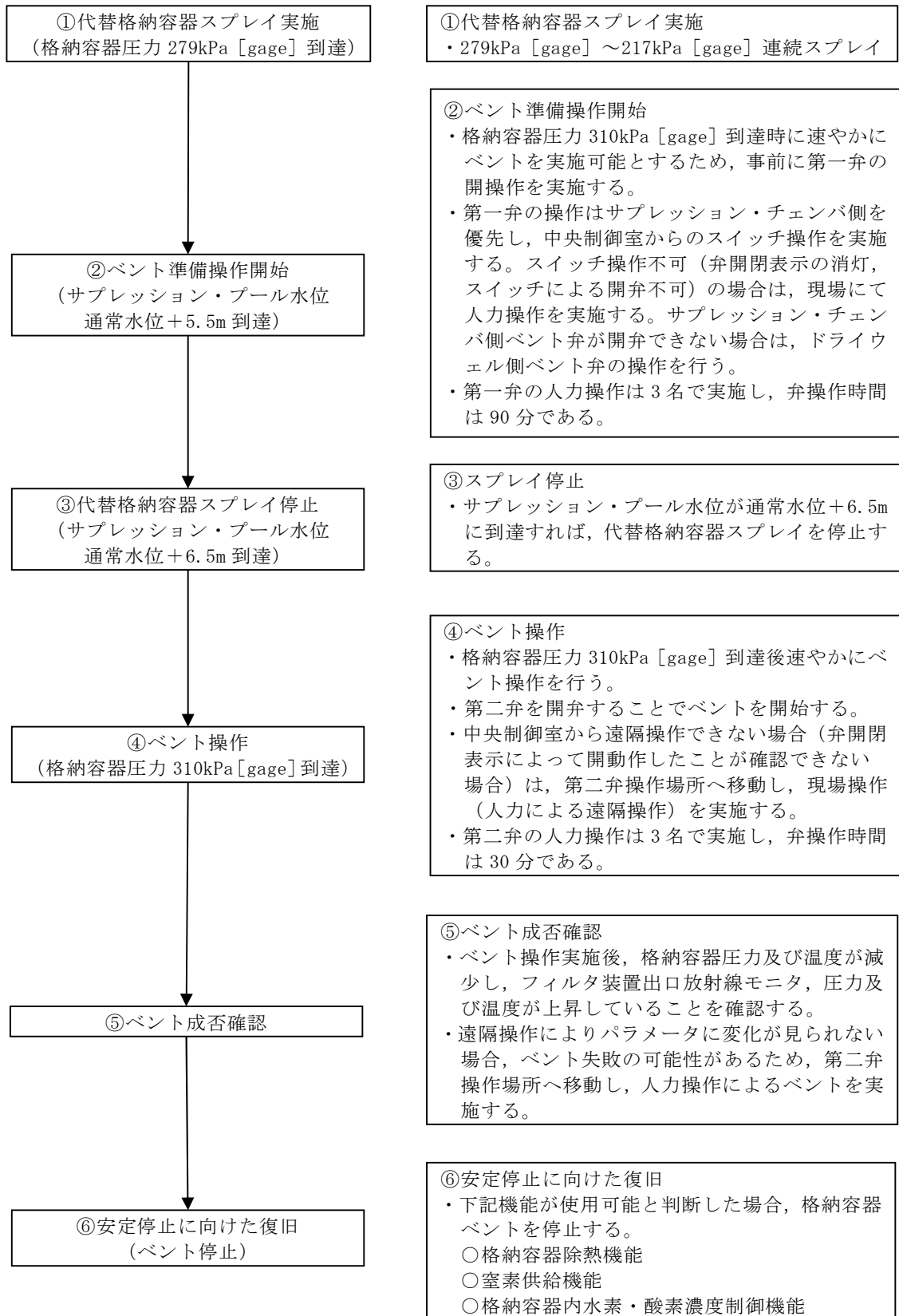
※2 残留熱除去系又は代替循環冷却系による格納容器除熱が可能となった場合には、残留熱除去系又は代替循環冷却系による格納容器除熱を実施する。

※3 ベント準備に要する時間を考慮し、確実にベント準備が完了するタイミングとして設定。(別紙 26)

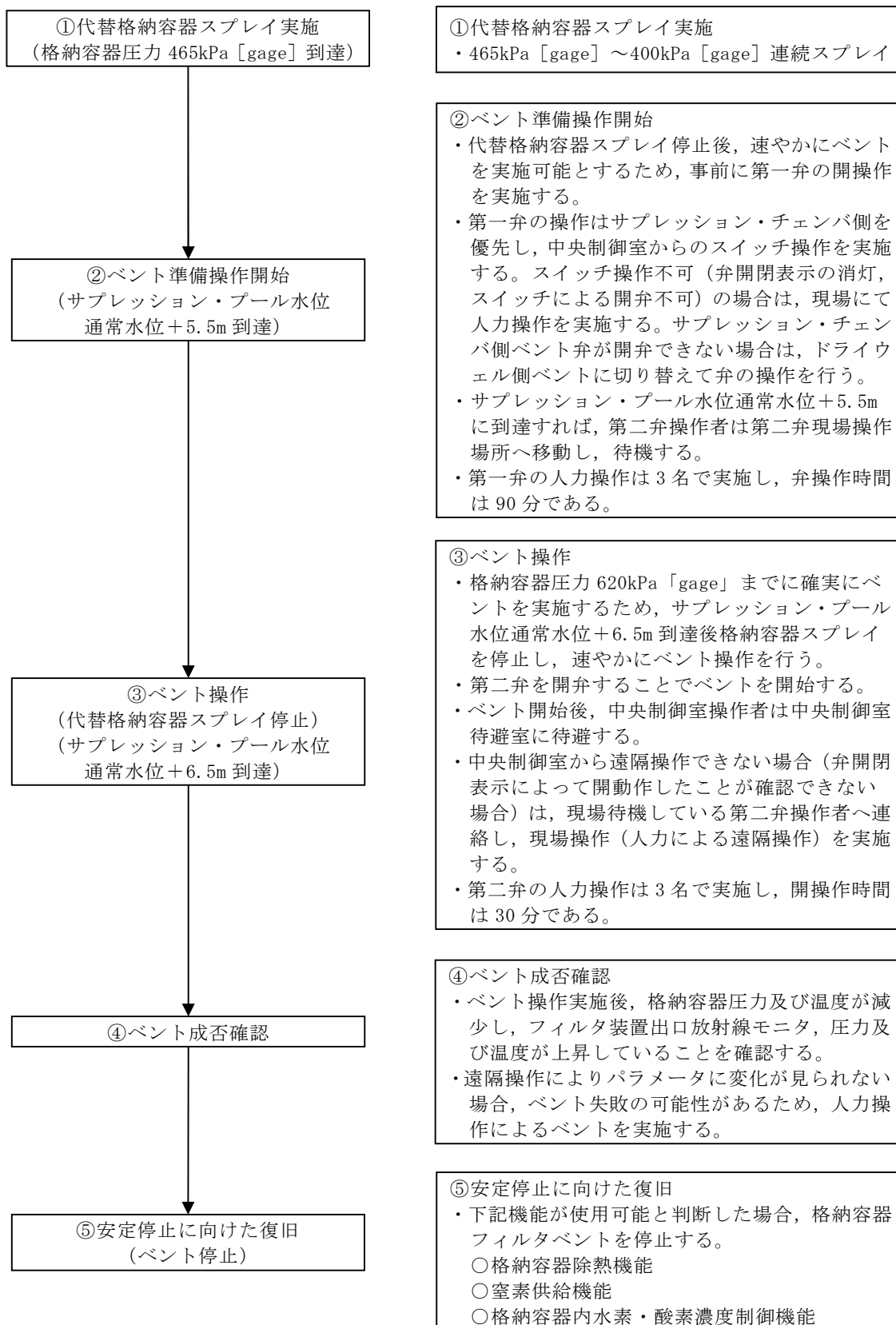
※4 ベント準備は、格納容器圧力が 620kPa [gage] 到達までに速やかにベントを実施するため、第一弁の開を実施する。第一弁操作はサブプレッション・チェンバ側を優先し、中央制御室からの遠隔操作を実施する。遠隔操作不可の場合には現場にて手動操作を実施する。また、炉心損傷を判断した場合において、格納容器過圧破損防止のためのベント準備に際しては、格納容器圧力が 620kPa [gage] 到達までに確実にベントが実施できるよう、第二弁操作場所に移動し、待機する。

※5 残留熱除去系又は代替循環冷却系による格納容器除熱実施中に、水の放射線分解によって格納容器内酸素濃度が上昇し、ドライ条件で 4.3vol%に到達した時点で、ベント操作を実施する。遠隔操作不可の場合には、現場に移動し、手動操作を実施する。

第 4.1.3-2 図 ベント実施の判断フロー



第 4.1.3-3 図 炉心損傷していない場合のベント実施フロー



第 4.1.3-4 図 炉心損傷を判断した場合のベント実施フロー

(2) 格納容器圧力逃がし装置の操作手順の概要

a. 系統待機状態の確認

格納容器圧力逃がし装置の待機状態において、第 4.1.3-4 表に示すパラメータにより、系統に異常がないことを確認する。

第 4.1.3-4 表 確認パラメータ（系統待機状態）

確認パラメータ	確認内容
フィルタ装置水位	待機水位である 2,530～2,800 mm の範囲にあること
フィルタ装置スクラビング水 pH	13 以上であること
フィルタ装置排気ライン圧力	微正圧に維持されていること

b. ベント準備操作

ベント準備操作は、ベント操作が必要になった場合に速やかに実施できるよう、以下に示す事前準備を行う。

なお、弁名称及び弁名称に付記する①～⑥の番号は、第 4.1.3-1 図の番号に対応している。

(a) ベント実施に必要な隔離弁の健全性確認

中央制御室にてベント実施に必要な隔離弁の健全性を確認するため、当該弁に電源が供給されていることを表示灯により確認する。

①第一弁（サプレッション・チェンバ側）

②第一弁（ドライウェル側）

③第二弁

(b) 他系統との隔離確認

ベント操作前に、中央制御室にて他系統（換気空調系、原子炉建屋ガス処理系及び耐圧強化ベント系）と隔離する弁が全閉となっていることを表示灯により確認する。

④ C / S 排気系統入口弁

⑤ 耐圧強化ベント隔離弁

⑥ F R V S 系統入口弁

(c) 第一弁の開操作

中央制御室にて開操作を実施する。万一、中央制御室での開操作ができない場合には、現場にて第一弁の人力による開操作を実施する。

また、格納容器圧力逃がし装置の放出経路として、サブプレッション・チェンバからとドライウェルから放出する経路の2通りあるが、サブプレッション・プールにおけるスクラビング効果（エアロゾル等の低減効果）が期待できるサブプレッション・チェンバからのベントを優先して使用する。

ただし、サブプレッション・チェンバからのベントが実施できない場合には、ドライウェルからのベントを実施する。

現場操作の着用装備は、全面マスク、タイベック、アノラック、綿手袋、ゴム手袋及び胴長であり、着用時間は約12分である。

(d) 第二弁操作のための要員移動

炉心損傷を判断した場合における格納容器過圧破損防止を目的としたベントの準備操作に関しては、格納容器圧力が620kPa [gage] 到達までに確実にベントが実施できるよう、ベント実施基準到達までに第二弁操作場所に移動し、待機する。



現場操作の着用装備は、全面マスク、タイベック、アノラック、綿手袋、ゴム手袋及び胴長であり、着用時間は約 12 分である。

#### c. ベント準備判断の確認パラメータ

ベント準備の判断は、ベント実施判断基準の到達までに確実にベント準備操作が完了する基準として、炉心損傷有無に関わらず、サプレッション・プール通常水位+5.5m 到達によりベント準備実施の判断をする。

(別紙 26)

また、残留熱除去系又は代替循環冷却系による格納容器除熱を実施している場合、格納容器酸素濃度の上昇速度からドライ条件で 4.3vol% に到達する時間を予測し、4.3vol% 到達までにベント準備を完了させる。

ベント準備着手判断に必要なパラメータを以下に示す。

- ・サプレッション・プール水位
- ・格納容器内酸素濃度 (S A)

#### d. ベント準備作業の妥当性

炉心損傷なしの場合及び炉心損傷ありの場合の作業項目及び作業環境を第 4.1.3-5 表に示す。ベント弁の開操作については、中央制御室での遠隔操作の場合と現場での手動操作（人力による遠隔操作）の場合について記載している。

ベント準備は、ベント実施判断基準に到達した場合の速やかなベント実施を可能とすることを目的としていることから、ベント実施に不可欠な操作であり、ベント実施基準到達までにベント準備操作を完了させることとする。

第 4.1.3-5 表 ベント準備操作時の作業項目及び作業環境

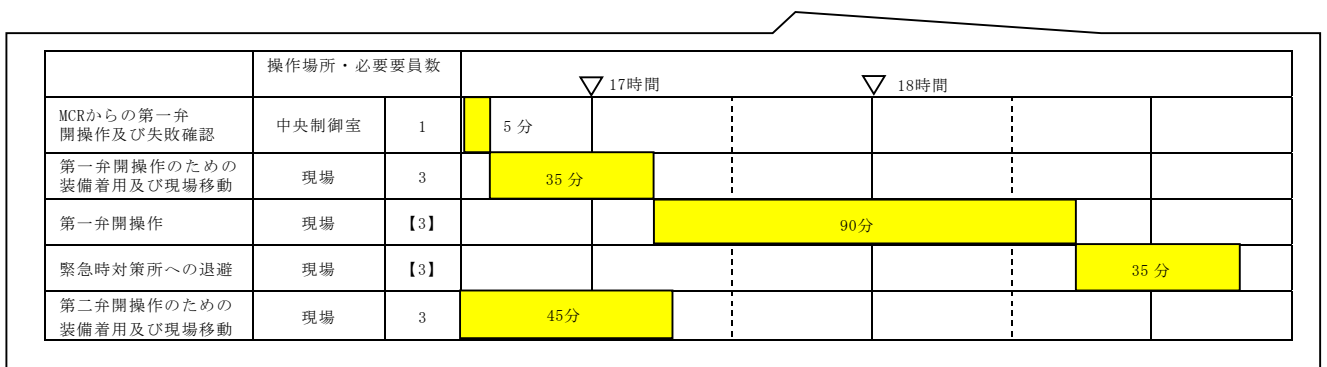
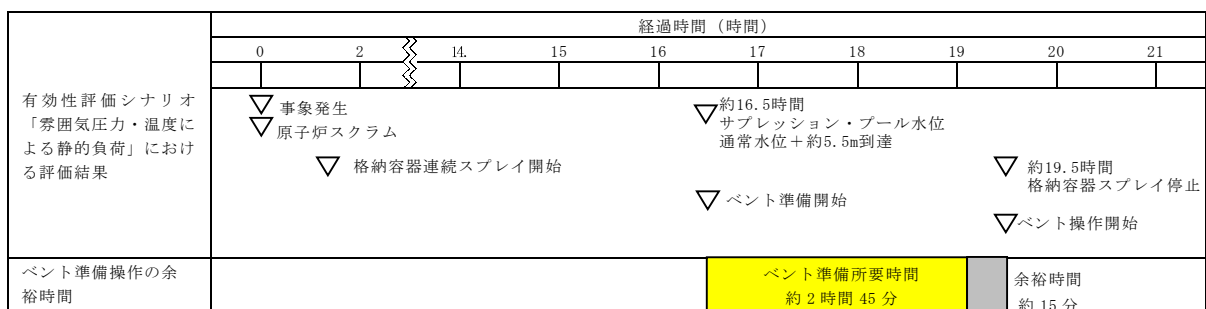
作業項目	作業場所	作業環境				連絡手段
		温度・湿度	放射線量	照明	その他	
他系統との隔離	中央制御室	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はない。	【炉心損傷前】 炉心損傷していないため、高線量となることはない。	非常用照明又は直流非常灯が点灯することにより操作に影響はない。なお、非常用照明及び直流非常灯が使用できない場合には、中央制御室内に配備している可搬型照明により、照度を確保する。	周辺には支障となる設備はない。	—
ベント実施に必要な隔離弁の健全性確認			【炉心損傷後】 約 60mSv/7 日間			
第一弁開操作 (移動含む)	原子炉建屋付属棟 (二次格納施設外)	通常運転時と同程度。	【炉心損傷前】 炉心損傷していないため、高線量となることはない。	ヘッドライトやLEDライトを携帯しているため、建屋内非常用照明が消灯した場合においても、操作に影響はない。	アクセスルート上に支障となる設備はない。	携行型有線通話装置、電力保安通信用電話設備(固定電話機、PHS端末)、送受話器のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する。
第二弁への現場移動	屋外 原子炉建屋付属棟 (二次格納施設外)		【炉心損傷後】 15mSv/h 以下			

e. ベント準備操作の余裕時間

ベントを実施する有効性評価シナリオのうち、ベント準備操作の余裕時間の最も短い「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」における現場での手動操作（人力による遠隔操作）を実施した場合のベント準備の余裕時間についてタイムチャートを第4.1.3-5図に示す。

第4.1.3-5図に示すとおり、ベント準備完了後からベント実施基準であるサブプレッション・プール通常水位+6.5m到達までに十分な時間があることから、確実に準備を完了することができる。

【炉心損傷を判断した場合のベント準備】



第4.1.3-5図 ベント準備操作のタイムチャート

f. ベント実施操作判断基準

(a) 炉心損傷なしの場合

i) 格納容器圧力 310kPa [gage] 到達

格納容器の健全性を確保するため、最高使用圧力である 310kPa [gage] に到達した時点でベントを実施する。

(b) 炉心損傷を判断した場合

i) サプレッション・プール通常水位+6.5m 到達

格納容器へ大量の放射性物質が放出されることから、大気への放射性物質の放出を極力遅らせることでベント時の外部影響を軽減させるため、限界圧力を下回る 620kPa [gage] に到達するまでにベントを実施する。具体的には、中央制御室での遠隔操作に失敗した場合の現場手動操作時間を考慮し、格納容器スプレイ停止基準である サプレッション・プール通常水位+6.5m に到達した時点でベントを実施する。

ii) 格納容器酸素濃度がドライ条件にて 4.3vol% に到達した場合

炉心損傷時には、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により水素・酸素が発生し、可燃限界に到達すると水素燃焼が発生するおそれがある。これを防止するため、可燃限界到達前に格納容器内の水素・酸素を排出することを目的として、格納容器酸素濃度がドライ条件にて 4.3vol% に到達した場合にベントを実施する。

4.3vol% の基準設定に当たっては、酸素濃度の可燃限界である 5vol% に対し、計器誤差の±約 0.6vol% 及び 0.1vol% の余裕を考慮して設定した。

g. ベント実施操作判断の確認パラメータ

(a) 炉心損傷なしの場合

i) 格納容器圧力 310kPa [gage] 到達

炉心損傷がない場合は、格納容器圧力にてベント実施操作を判断するため、確認パラメータは以下のとおり。

- ・格納容器圧力

なお、格納容器圧力の測定ができない場合には、格納容器圧力を推定する手段として、格納容器温度を代替パラメータとする。(別紙 19)

(b) 炉心損傷を判断した場合

i) サプレッション・プール通常水位+6.5m 到達

炉心損傷を判断した場合は、連続の格納容器スプレイを実施しながら、サプレッション・プール水位にてベント実施操作を判断する。したがって、確認パラメータは以下のとおり。

- ・サプレッション・プール水位

ii) 格納容器酸素濃度がドライ条件にて4.3vol%に到達した場合

格納容器酸素濃度によりベント実施操作を判断するため、確認パラメータは以下のとおり。

- ・格納容器内酸素濃度 (S A)

#### h. ベント実施操作の妥当性

ベントは、第二弁を開弁することで実施する。炉心損傷していない場合及び炉心損傷を判断した場合の作業項目及び作業環境を第 4.1.3-6 表に示す。ベント弁の開操作については、中央制御室での操作を基本とするが、万一、中央制御室での操作ができない場合には、現場（原子炉建屋付属棟）にて手動操作（人力による遠隔操作）を実施する。

なお、炉心損傷を判断する有効性評価の「格納容器圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」シーケンスにおいて、ベント準備段階の現場アクセス、現場待機、現場での手動操作、プルーム通過までの現場待機及び帰還の一連の作業での実効線量は、約 28mSv である。（別紙 17）

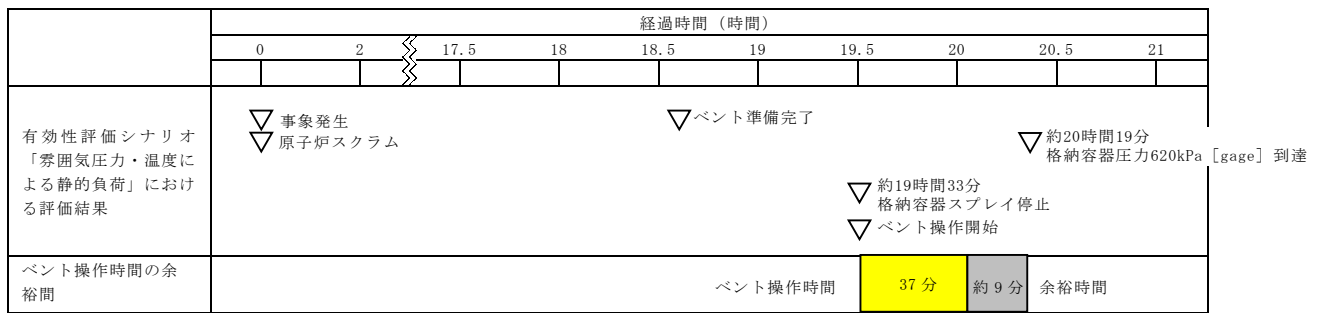
第 4.1.3-6 表 ベント実施操作時の作業項目及び作業環境

作業項目	作業場所	作業環境				連絡手段
		温度・湿度	放射線量	照明	その他	
第二弁開操作	中央制御室	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はない。	【炉心損傷前】 炉心損傷していないため、高線量となることはない。  【炉心損傷後】 約 60mSv/7 日間	非常用照明又は直流非常灯が点灯することにより操作に影響はない。なお、非常用照明及び直流非常灯が使用できない場合には、中央制御室内に配備している可搬型照明により、照度を確保する。	周辺には支障となる設備はない。	—
	原子炉建屋付属棟 (二次格納施設外)	通常運転時と同程度。	【炉心損傷前】 炉心損傷がないため、高線量となることはない。  【炉心損傷後】 14mSv/h 以下	ヘッドライトや LED ライトを携行しているため、建屋内非常用照明が消灯した場合においても、操作に影響はない。	アクセスルート上に支障となる設備はない。	携行型有線通話装置、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS 端末）、送受話器のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する。

i. 有効性評価におけるベント実施操作の余裕時間

ベントを実施する有効性評価シナリオのうち、最もベント実施操作の余裕時間が短い「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」における現場での手動操作（人力による遠隔操作）を実施した場合のベント実施操作の余裕時間についてタイムチャートを第 4.1.3-6 図に示す。

第 4.1.3-6 図に示すとおり、ベント実施基準到達から格納容器限界圧力を下回る 620kPa [gage] に到達するまでに十分な時間があることから、確実にベント実施可能である。



		操作場所・必要要員数		経過時間 (時間)	
				19.5時間	20時間
格納容器スプレイ停止操作	中央制御室	1	3分		
MCRからの第二弁開操作及び失敗確認	中央制御室	1	2分		
MCRからの第二弁バイパス弁開操作及び失敗確認	中央制御室	1	2分		
第二弁開操作	現場	3	30分		

第 4.1.3-6 図 ベント実施のタイムチャート

j. ベント成否確認

ベント操作開始時は、第 4.1.3-7 表に示すパラメータによりベントが開始されたことを確認する。

第 4.1.3-7 表 確認パラメータ（ベント操作開始時）

確認パラメータ	確認内容
格納容器圧力	指示値が低下すること
フィルタ装置圧力	指示値が上昇すること
フィルタ装置スクラビング水温度	
フィルタ装置出口放射線モニタ	

パラメータに変化が見られない場合は、ベント失敗の可能性があるため、現場操作によるベントを実施する。

ベント開始直後は、格納容器内で発生する水素、水蒸気及び窒素等からなるベントガスが系統内に流入するが、系統内は不活性化されているため、高濃度の水素が流入しても水素燃焼には至らない。



k. ベント継続時

ベント継続時は、第 4.1.3-8 表に示すパラメータによりベント継続状況に異常がないことを確認する。

第 4.1.3-8 表 確認パラメータ (ベント継続時)

確認パラメータ	確認内容
格納容器圧力及び温度	各パラメータに異常な変化がないこと
サブプレッション・プール水位	
フィルタ装置圧力	
フィルタ装置水位	
フィルタ装置スクラビング水温度	
フィルタ装置出口放射線モニタ	
モニタリング・ポスト	

ベント継続時には、格納容器内及びフィルタ装置内では放射性物質の崩壊熱による多量の蒸気が発生することにより、水素濃度は低く抑えられるため、可燃限界に至らない。

なお、炉心損傷がない場合の格納容器圧力逃がし装置によるベント実施中に炉心損傷を判断した場合は、ベントを継続する運用とする。これは、ベント実施までには代替格納容器スプレイにより外部注水制限に到達していることが想定され、事象が進むことで発生する可能性のある炉心のリロケーション\*及び原子炉圧力容器破損時の過熱蒸気発生の影響による格納容器圧力の急激な上昇を抑制する手段がベントのみであるためである。加えて、次のとおり、ベントを継続した場合でも、一時的に

ベント停止する場合と比較し、被ばくの観点で大きな差異はないと考えられる。

- ・ベントを停止しても格納容器の圧力上昇により再度ベントすることとなり、希ガス保持時間を大きく確保することはできないこと
- ・このような事態では、原子炉スクラムしてからある程度の時間が経過していることから、希ガスの減衰時間は十分に確保されており、ベントを停止しない場合でも大きな放出量にならないと考えられること

※ ここで言うリロケーションとは、炉心損傷後、溶融炉心が炉心下部プレナムに移行する状態を指す。

#### 1. ベント停止操作

第 4.1.3-9 表に示す機能が全て使用可能となったことにより、ベント停止後も長期的に格納容器の安定状態を継続可能であることを判断する。また、第 4.1.3-10 表に示すパラメータを確認し、ベント停止操作が可能であることを判断した場合には、第一弁を閉とすることでベントを停止する。(別紙 20)

第 4.1.3-9 表 ベント停止のために必要な機能及び設備

必要な機能	設備	設備概要
格納容器除熱機能	残留熱除去系又は代替循環冷却系	格納容器内に残存する核分裂生成物から発生する崩壊熱を除去し、最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する
	残留熱除去系海水系，緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系	
窒素供給機能	可搬型窒素供給装置	<ul style="list-style-type: none"> <li>・残留熱除去系の運転に伴う蒸気凝縮により，格納容器内が負圧になることを防止する</li> <li>・系統内のパージを実施する</li> </ul>
格納容器内水素・酸素濃度制御機能	可燃性ガス濃度制御系	水の放射線分解によって発生する水素及び酸素の濃度が可燃限界濃度に到達することを防止する
	格納容器水素・酸素濃度計	格納容器内の水素・酸素濃度を監視する

第 4.1.3-10 表 確認パラメータ（ベント停止時）

確認パラメータ	確認内容
格納容器圧力及び温度	310kPa [gage] 以下であること及び 171℃以下であること
格納容器水素濃度	可燃限界未満であること

ベント停止前から窒素供給装置による格納容器への窒素供給を行い，ベント停止後も継続し，系統を含めて不活性化することで，水素濃度は低く抑えられ，可燃限界には至らない。

第 4.1.3-7 図にベント停止前の窒素供給の概要を示す。

m. ベント停止操作手順

次にベント停止の流れを示す。

- ①ベント停止可能であると判断した場合，窒素供給設備により格納容器に窒素注入を開始する。

- ・ベント弁は開状態であるため、注入した窒素はそのまま排出されると考えられるが、ベント弁閉後における「水の放射性分解によって発生する水素・酸素濃度の上昇」を抑制するため、早期に注入開始することを目的として最初を実施する。
  - ・ドライウェル内に水素・酸素が滞留している可能性を考慮して、ドライウェル側から窒素供給する。
- ②第一弁を閉とする。
- ・第一弁閉後は、第一弁と第二弁の間に水素が滞留するおそれがあるため、第一弁の下流から窒素を供給し滞留している水素をパージする運用としている。このため、第一弁を閉とすることでベントを停止する（第二弁は開状態を維持する）。
  - ・フィルタ装置への窒素供給を開始する。
- ③残留熱除去系又は代替循環冷却系を起動する。
- ・ベント弁を閉止後、サプレッション・プール水温度が飽和温度以下であることを確認し、残留熱除去系又は代替循環冷却系を起動する。
  - ・残留熱除去系又は代替循環冷却系による格納容器除熱を実施することで、格納容器内の気相を蒸気から窒素へ置換する。
- ④格納容器の気相が蒸気から窒素への置換が完了したことを確認し、第一弁を開として格納容器の圧力を低下させる。
- ⑤可燃性ガス濃度制御系を起動する。
- ・残留熱除去系による冷却水を供給し、可燃性ガス濃度制御系の暖気運転を開始する。
  - ・起動後 2 時間以内に暖機運転が完了し、処理が開始される。
- ⑥第一弁を閉とする。

⑦格納容器への窒素注入を停止する。

⑧格納容器内水素・酸素濃度計により，格納容器内水素・酸素濃度を監視する。

n. ベント停止操作の妥当性

炉心損傷なしの場合及び炉心損傷を判断した場合の作業項目及び作業環境を第 4.1.3-11 表に示す。ベント弁の閉操作については，中央制御室での操作を基本とするが，万一，中央制御室での操作ができない場合には，現場（原子炉建屋付属棟）にて手動操作を実施する。（別紙 18）

第 4.1.3-11 表 ベント停止操作項目及び作業環境

作業項目	作業場所	作業環境				連絡手段
		温度・湿度	放射線量	照明	その他	
第一弁操作	中央制御室	中央制御室の室温については，空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが，作業に支障を及ぼす程の影響はない。	【炉心損傷前】 炉心損傷していないため，高線量となることはない。  【炉心損傷後】 約 60mSv/7 日間	非常用照明又は直流非常灯が点灯することにより操作に影響はない。なお，非常用照明及び直流非常灯が使用できない場合には，中央制御室内に配備している可搬型照明により，照度を確保する。	周辺には支障となる設備はない。	—
	原子炉建屋付属棟 (二次格納施設外)	通常運転時と同程度。	【炉心損傷前】 炉心損傷していないため，高線量となることはない。  【炉心損傷後】 15mSv/h 以下	ヘッドライトや LED ライトを携帯しているため，建屋内非常用照明が消灯した場合においても，操作に影響はない。	アクセッスルード上に支障となる設備はない。	携行型有線通話装置，電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS 端末），送受話器のうち，使用可能な設備により，中央制御室に連絡する。
窒素供給操作	屋外	— (屋外での作業)	【炉心損傷前】 炉心損傷していないため，高線量となることはない。  【炉心損傷後】 3.9mSv/h 以下	車両の作業用照明・ヘッドライト・LED ライトにより，操作可能である。夜間においても，操作に影響はない。	アクセッスルード上に支障となる設備はない。	衛星電話設備（固定型，携帯型），無線連絡設備（固定型，携帯型），電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS 端末），送受話器のうち，使用可能な設備により，災害対策本部に連絡する。

o. ベント停止後の操作

ベント停止後は、第 4.1.3-12 表で示すパラメータにより格納容器及び格納容器圧力逃がし装置に異常がないことを確認する。

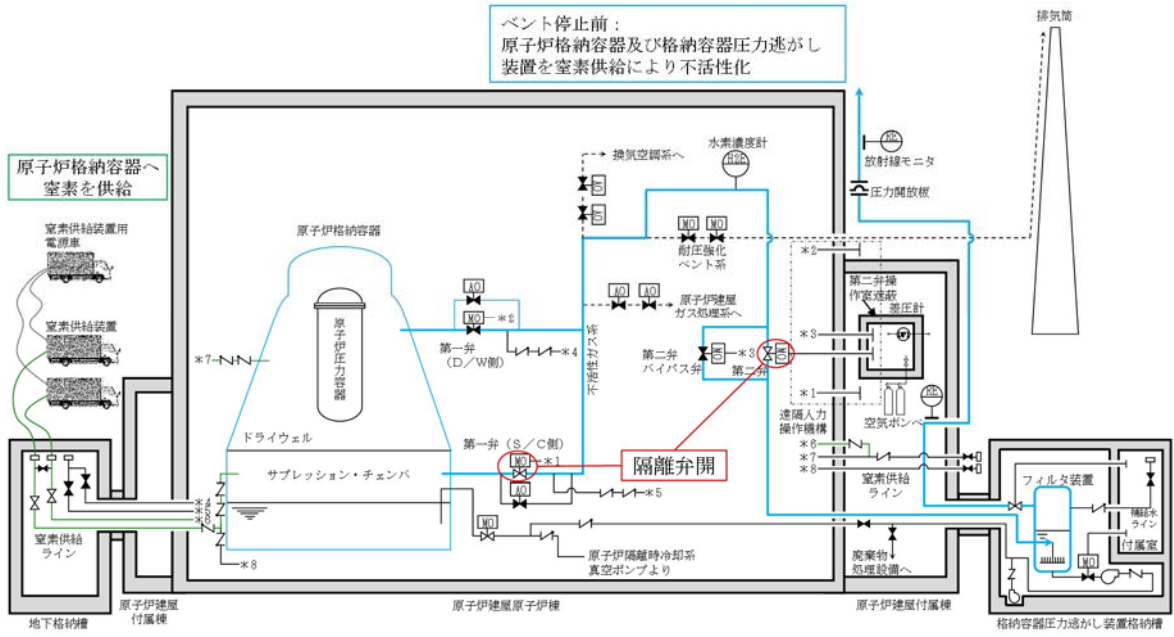
第 4.1.3-12 表 確認パラメータ（ベント停止後）

確認パラメータ	確認内容
格納容器圧力及び温度	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 格納容器内が負圧でないこと</li> <li>・ ベント停止後長期的に格納容器圧力及び温度の異常な上昇がないこと</li> </ul>
格納容器水素濃度	格納容器内及びフィルタ装置入口の水素濃度の異常な上昇がないこと
フィルタ装置入口水素濃度	
フィルタ装置水位	フィルタ装置の水位が確保されていること（フィルタ装置のスクラビング水の移送後を除く）
フィルタ装置スクラビング水温度	温度の異常な上昇がないこと
フィルタ装置出口放射線モニタ	放射線量率の異常な上昇がないこと

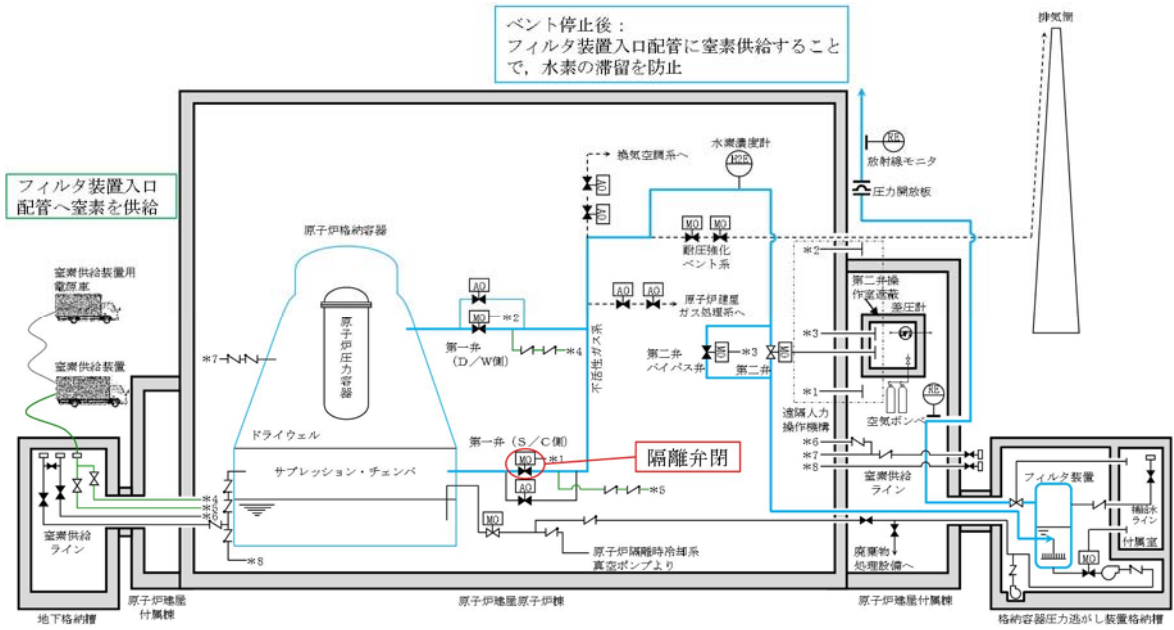
ベント実施後はフィルタ装置出口ラインの圧力開放板が開放されていることから、窒素供給による系統パージ停止後は、フィルタ装置を大気と隔離するため、フィルタ装置出口弁を「閉」にする。

なお、フィルタ装置出口弁の閉操作については、フィルタ装置のスクラビング水温度が上昇しないこと及び水素濃度の上昇により可燃限界濃度に到達しないことにより判断する。

第 4.1.3-8 図にベント停止後の窒素供給の概要を示す。



第 4.1.3-7 図 窒素供給概要図 (ベント停止前)



第 4.1.3-8 図 窒素供給概要図 (ベント停止後)

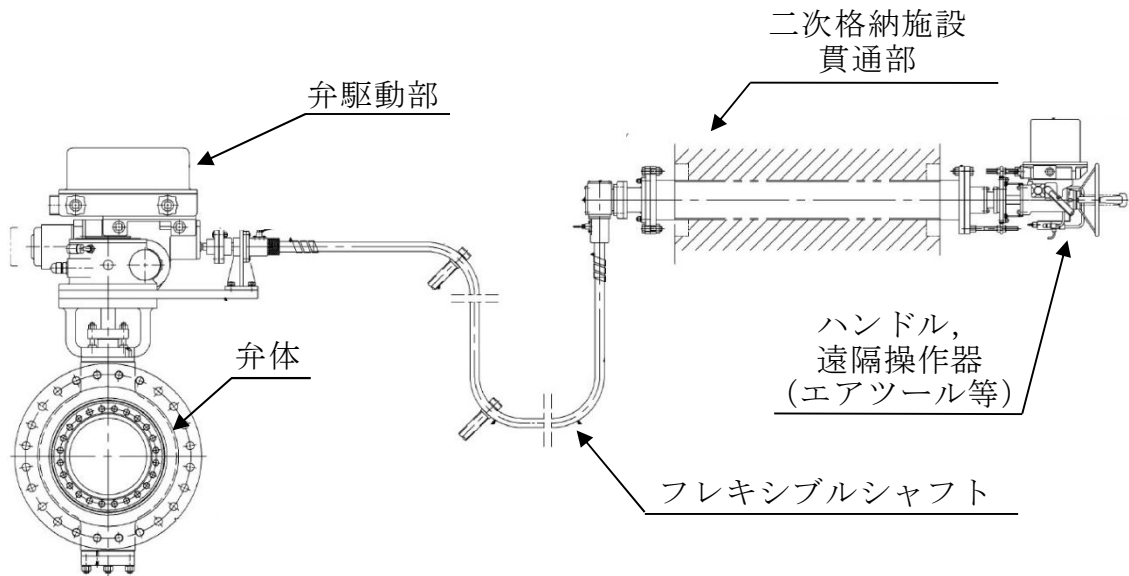
## 4.2 現場における操作について (別紙 17, 18)

### 4.2.1 隔離弁の現場操作

第一弁, 第二弁とも交流電源で駆動することから, 常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置及び可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車から受電することで, 中央制御室からの操作が可能である。

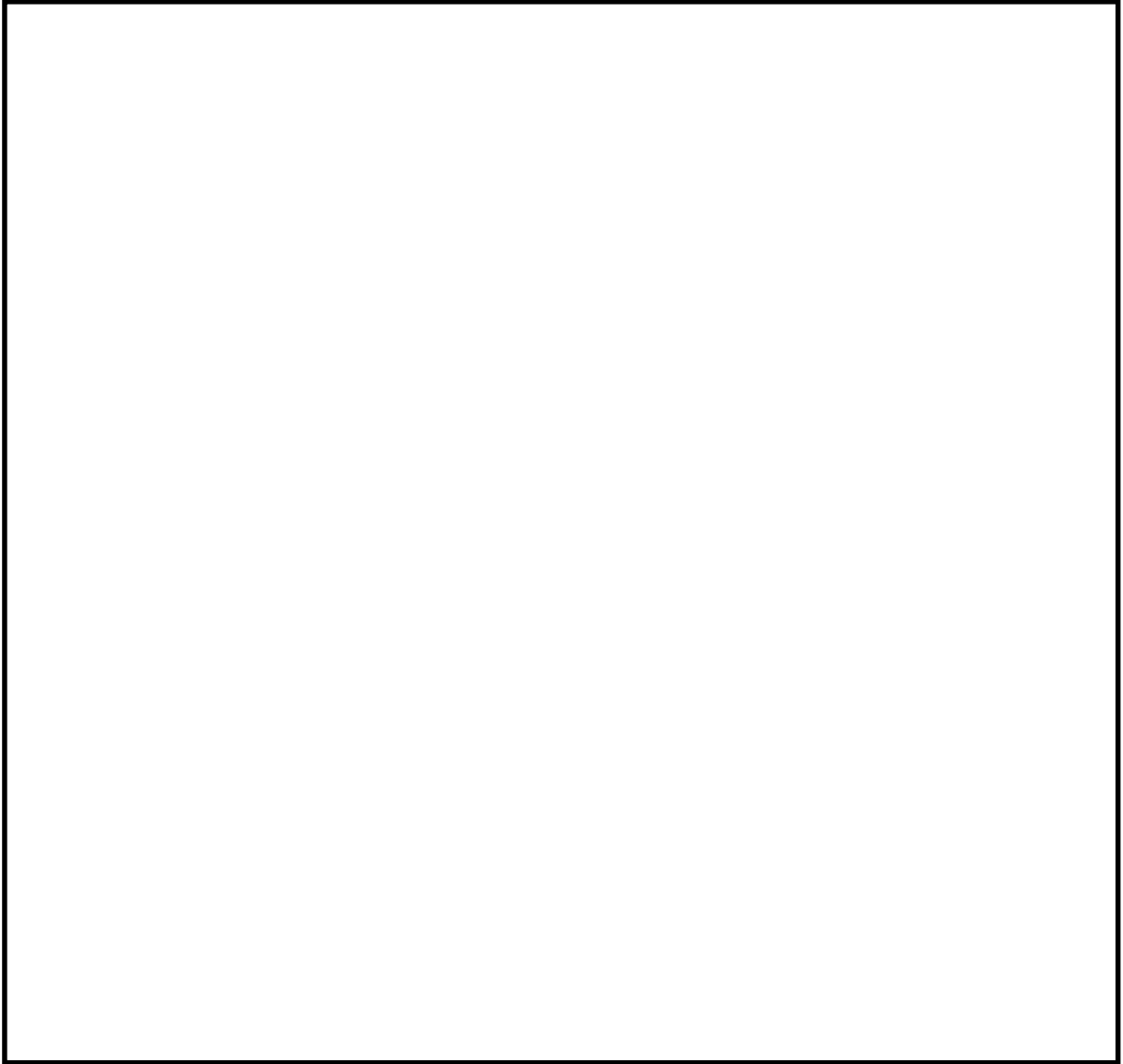
これらの代替電源設備からの受電が期待できない場合は, 遠隔人力操作機構により, 原子炉建屋付属棟 (二次格納施設外) から人力で操作が可能である。

人力による操作の概略を第 4.2.1-1 図に示す。また, 現場操作場所を第 4.2.1-2 図に示す。

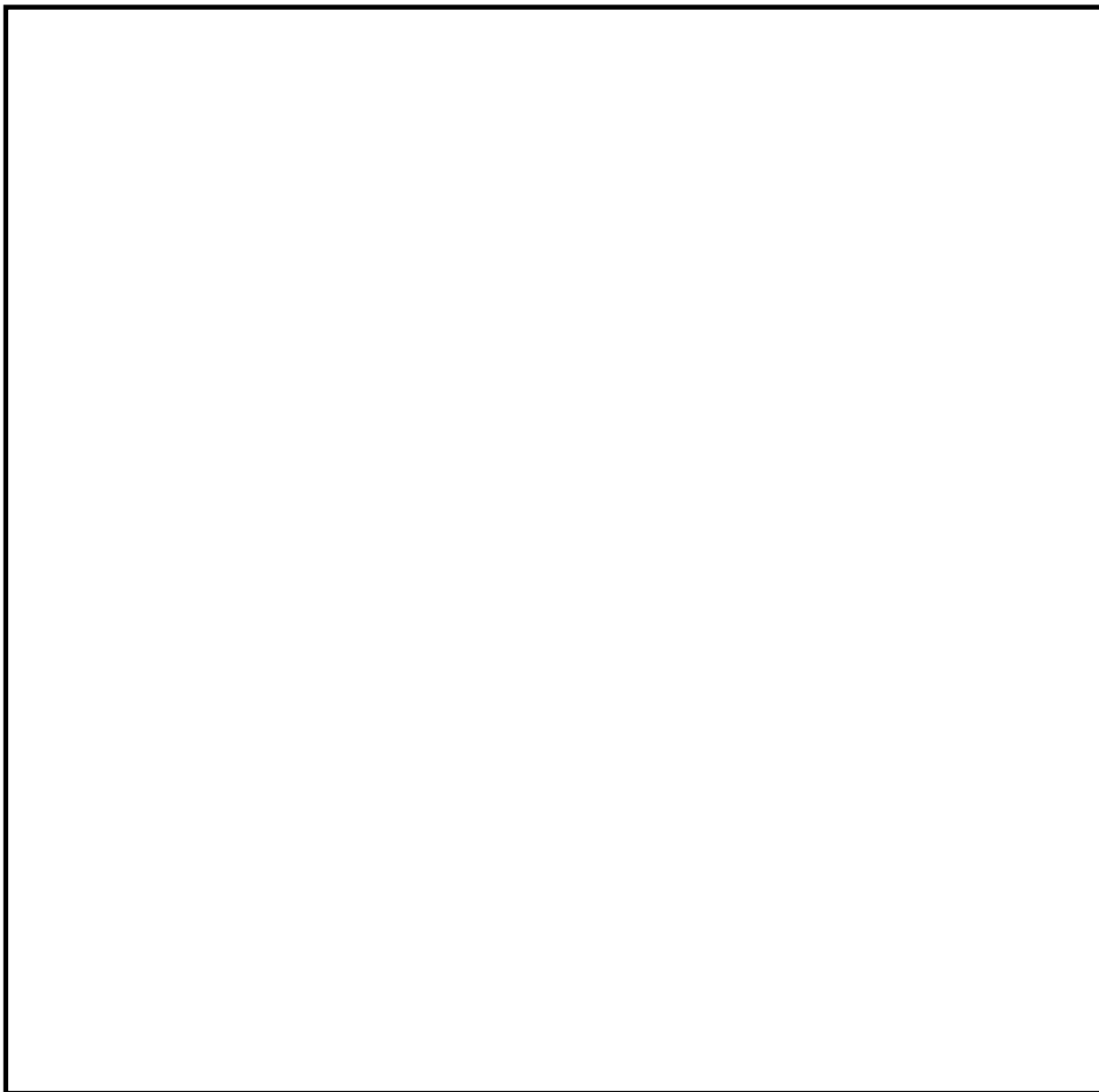


第 4.2.1-1 図 遠隔人力操作機構概略図

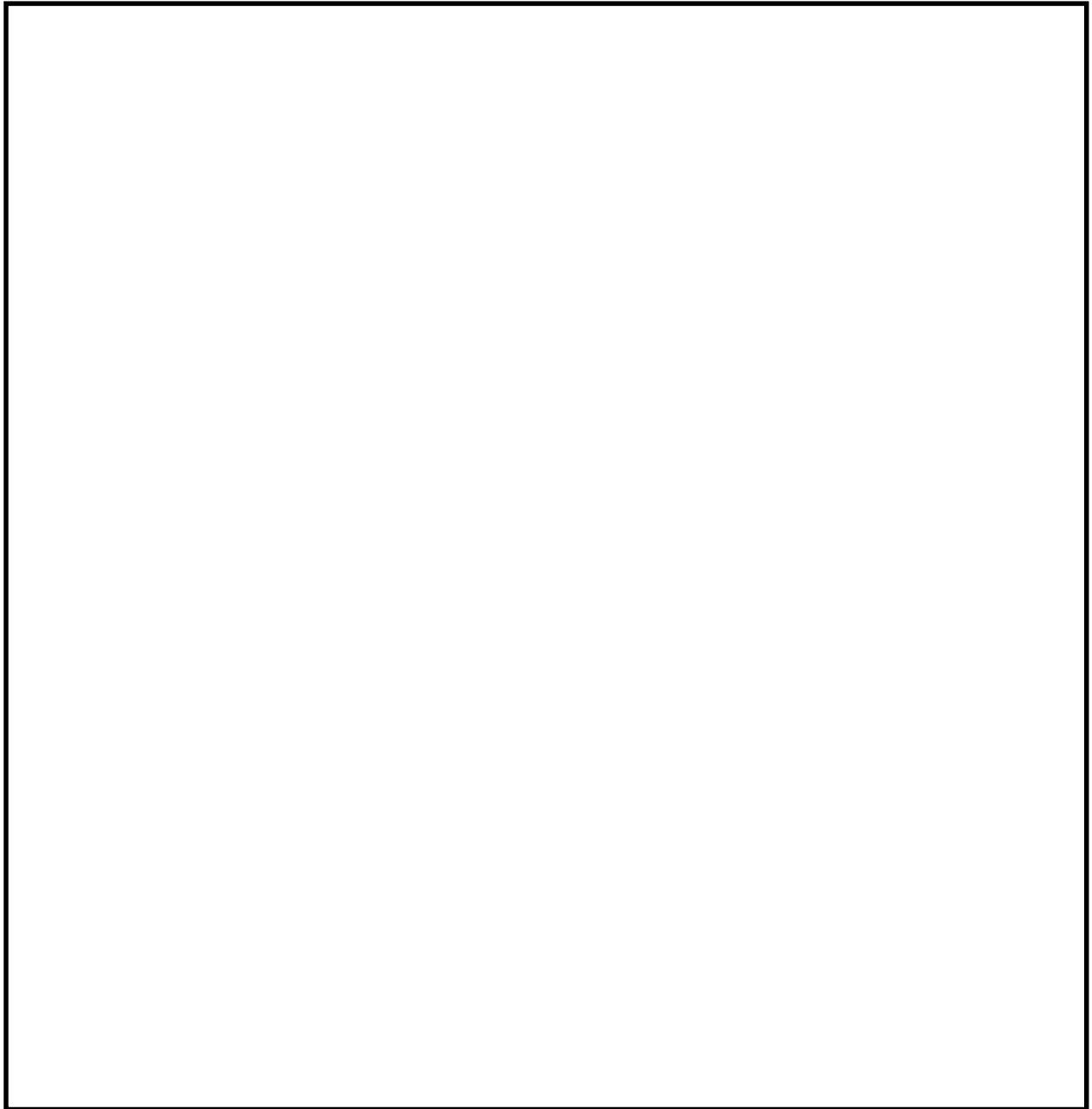




第 4.2.1-2 図 隔離弁の操作場所 (1/3)



第 4.2.1-2 図 隔離弁の操作場所 (2/3)



第 4.2.1-2 図 隔離弁の操作場所 (3/3)

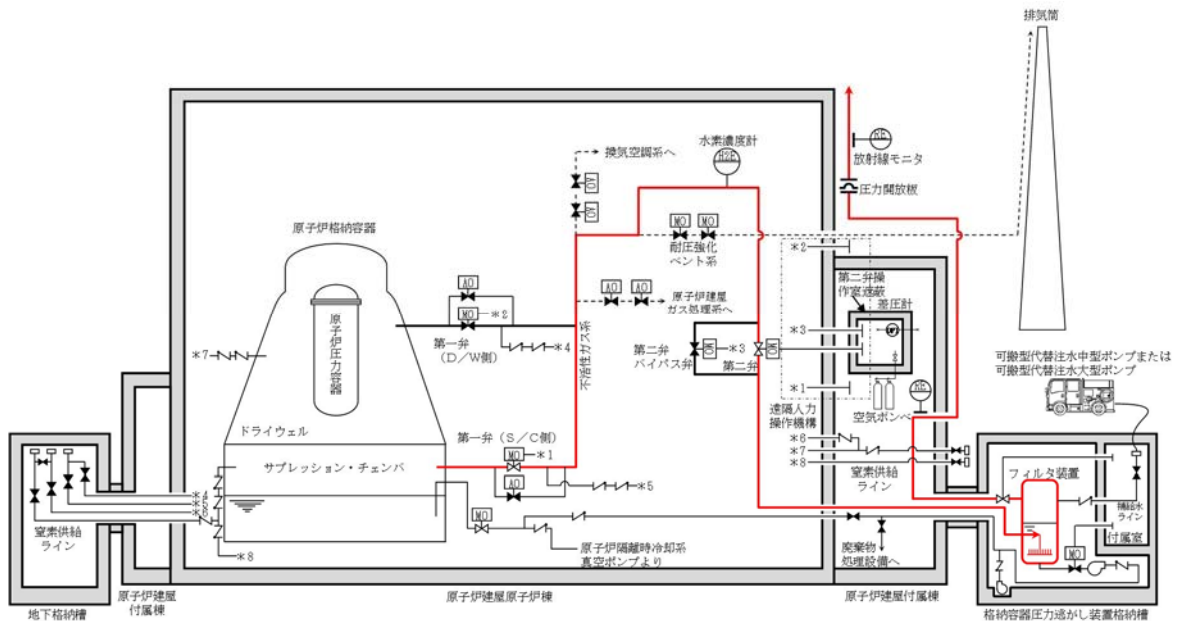
#### 4.2.2 スクラビング水の補給

スクラビング水は、ベンチュリスクラバで捕集した放射性物質の崩壊熱等による蒸発を考慮しても、ベント開始後7日間は運転員等による補給操作が不要となる水量を保有するよう水位を設定するとともに、スクラビング水が減少した場合にベントフィルタ外部より補給を行う。

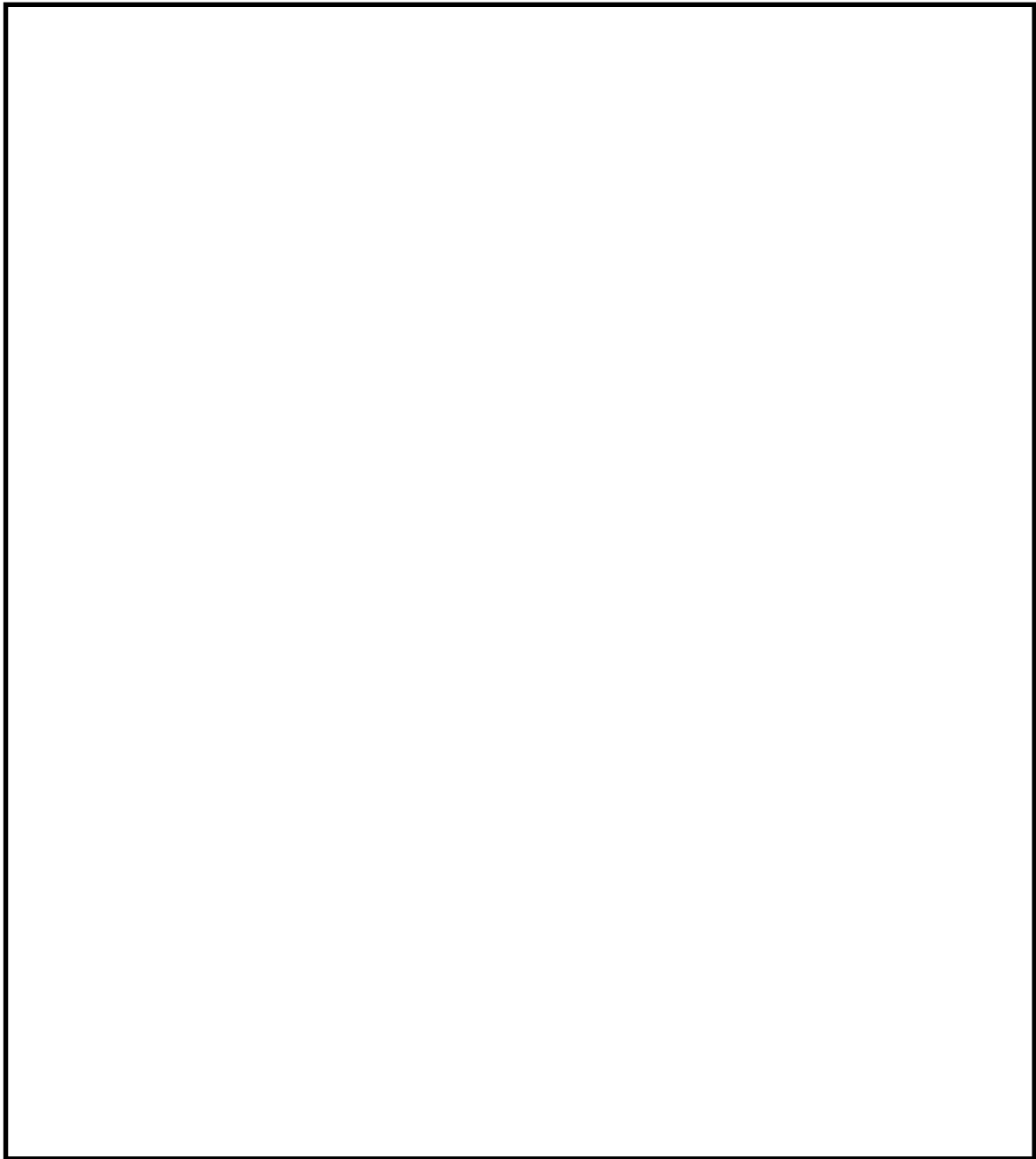
格納容器圧力逃がし装置格納槽外部に設置された接続口に可搬型の注水設備等を接続し、水を補給する。補給に使用する配管に設置された弁は、格納容器圧力逃がし装置格納槽内の遮蔽を考慮した人員立入スペースより手動操作を行う。

現場操作場所への経路は地震、津波による被害要因を想定し、経路確保のためのホイールローダ等の重機を配備することで、可能な限り早急な仮復旧時間で移動ルートを確認する。

スクラビング水補給時の系統状態の概要を第4.2.2-1図に、スクラビング水補給用接続箇所現場位置を第4.2.2-2図に示す。



第4.2.2-1図 スクラビング水補給時の系統状態概要図



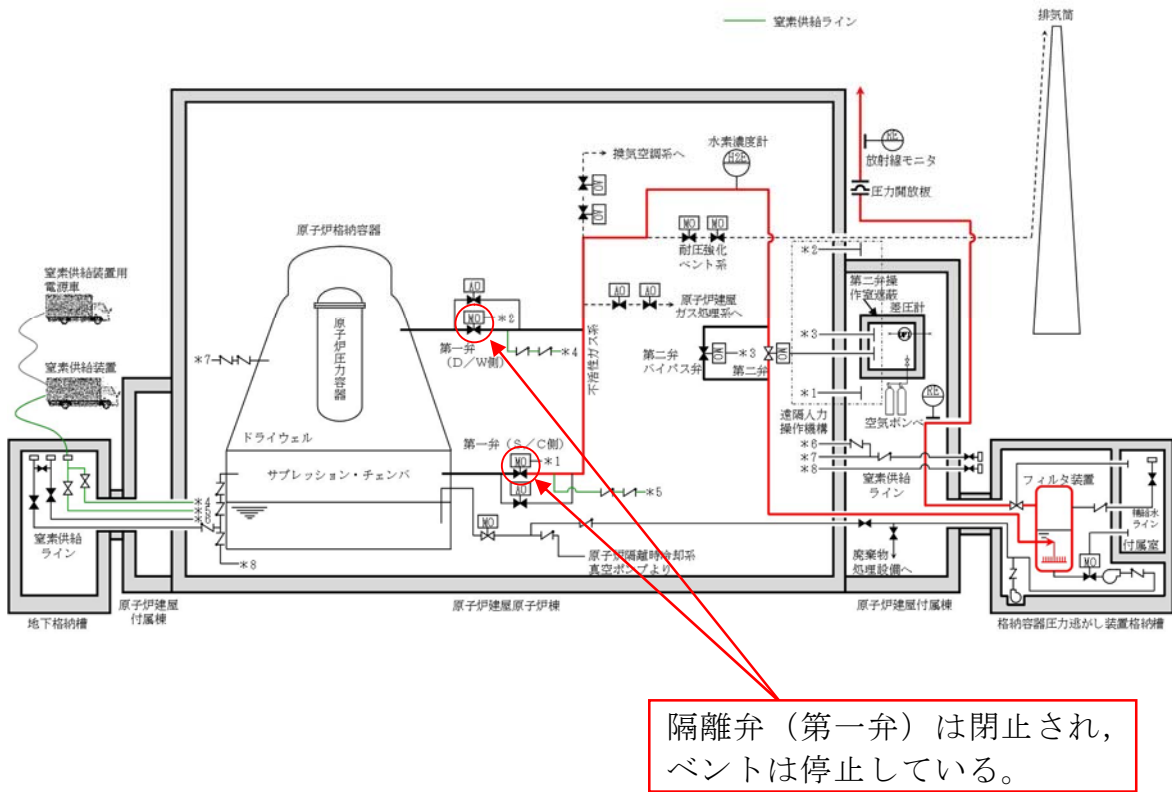
第 4.2.2-2 図 スクラビング水補給箇所の現場位置

#### 4.2.3 窒素の供給

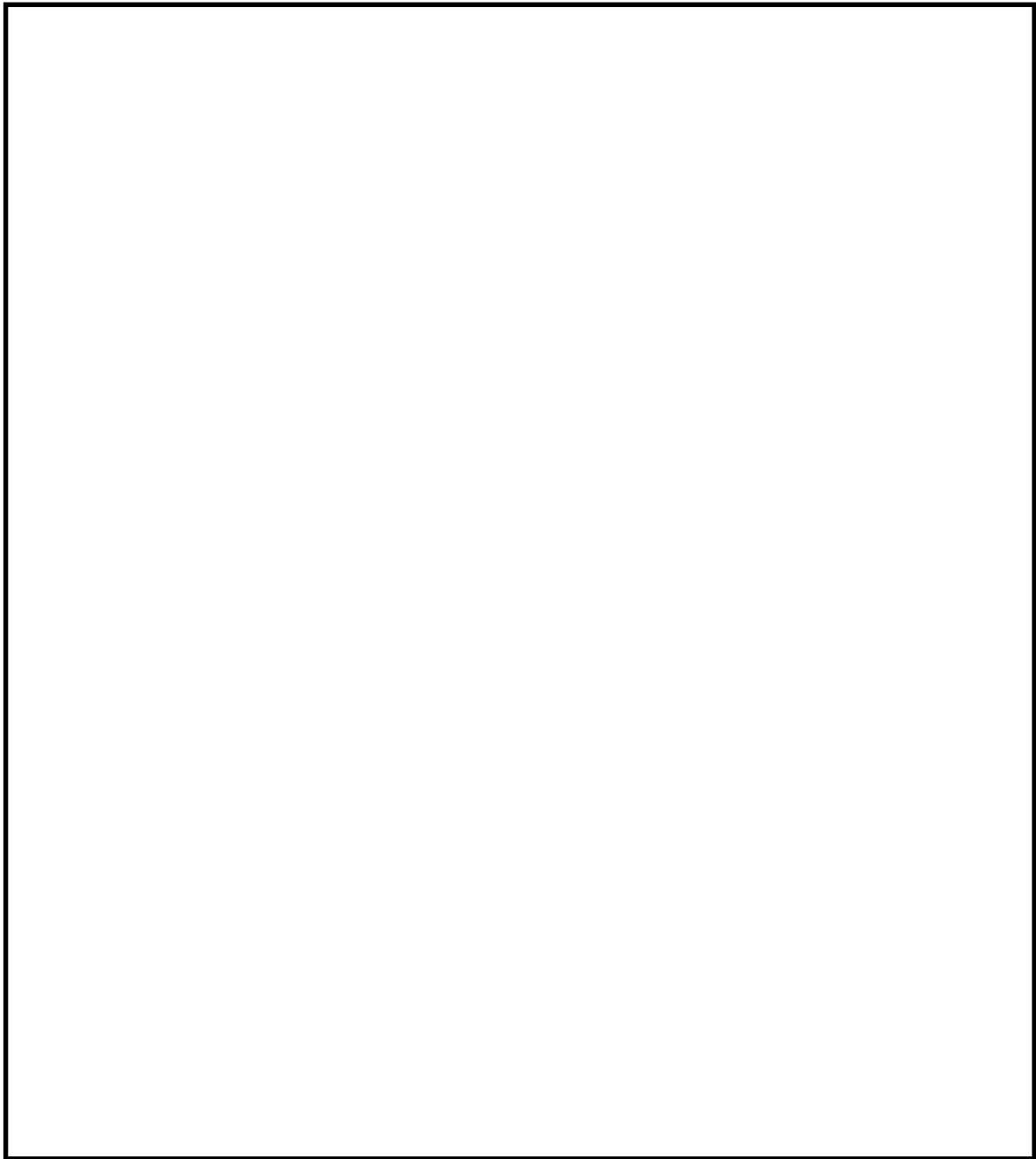
原子炉建屋外壁に設置された接続口に、可搬型の窒素供給装置を接続し、窒素を格納容器圧力逃がし装置へ供給する。

現場操作場所への経路は地震、津波による被害要因を想定し、経路確保のためのホイールローダ等の重機を配備することで、可能な限り早急な仮復旧時間で移動ルートを確認する。

窒素供給時の系統状態の概要を第4.2.3-1図に、窒素供給用接続箇所現場位置を第4.2.3-2図に示す。



第4.2.3-1図 窒素供給時の系統状態概要図



第 4.2.3-2 図 窒素供給用接続箇所の設置位置

#### 4.2.4 排水操作

排水設備により、ベント停止後の放射性物質を含むスクラビング水を、移送ポンプにより格納容器（サプレッション・チェンバ）に移送する。また、点検に伴うスクラビング水の移送が必要な場合は、廃棄物処理設備への移送を可能とする設計とする。

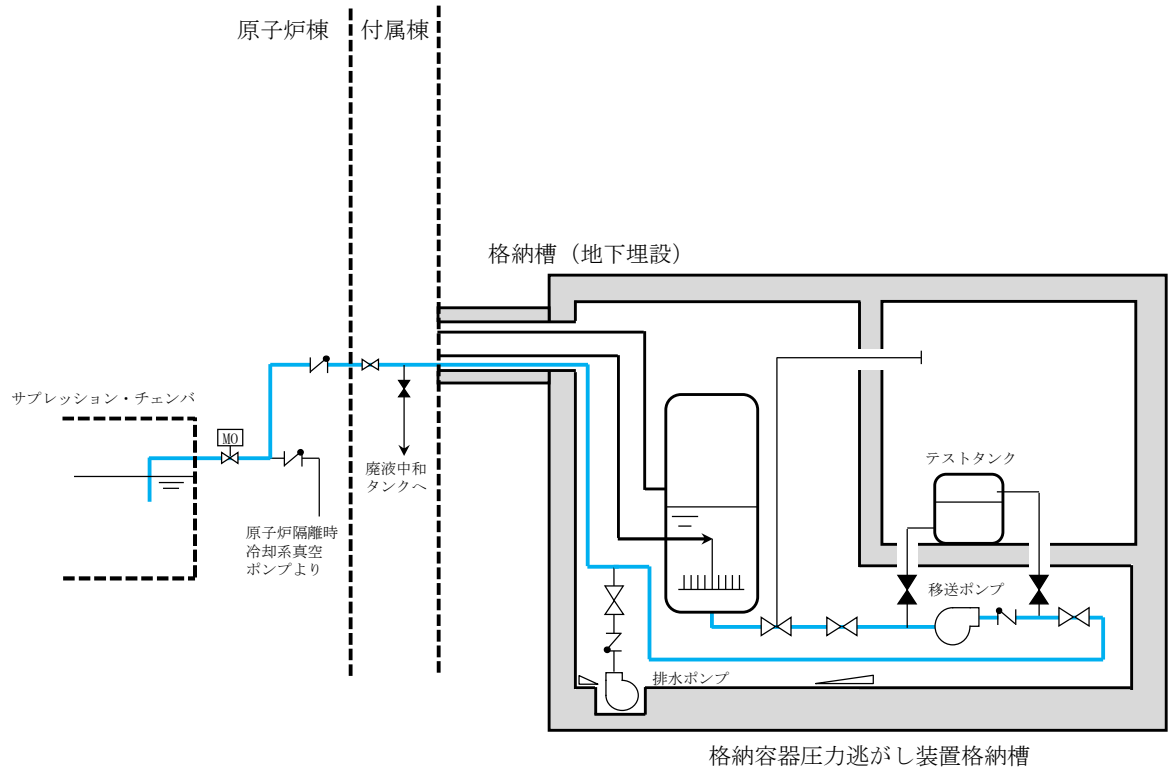
さらに、万一、放射性物質を含むスクラビング水が格納容器圧力逃がし装置格納槽に漏えいした場合、排水ポンプにより漏えい水を格納容器（サプレッション・チェンバ）に移送する。

移送ポンプによりスクラビング水を移送する際は、格納容器圧力逃がし装置格納槽内の遮蔽を考慮した人員立入スペースより、ポンプ入口側の弁を人力にて遠隔操作（開操作）する。

各ポンプは中央制御室より操作スイッチにより操作する。

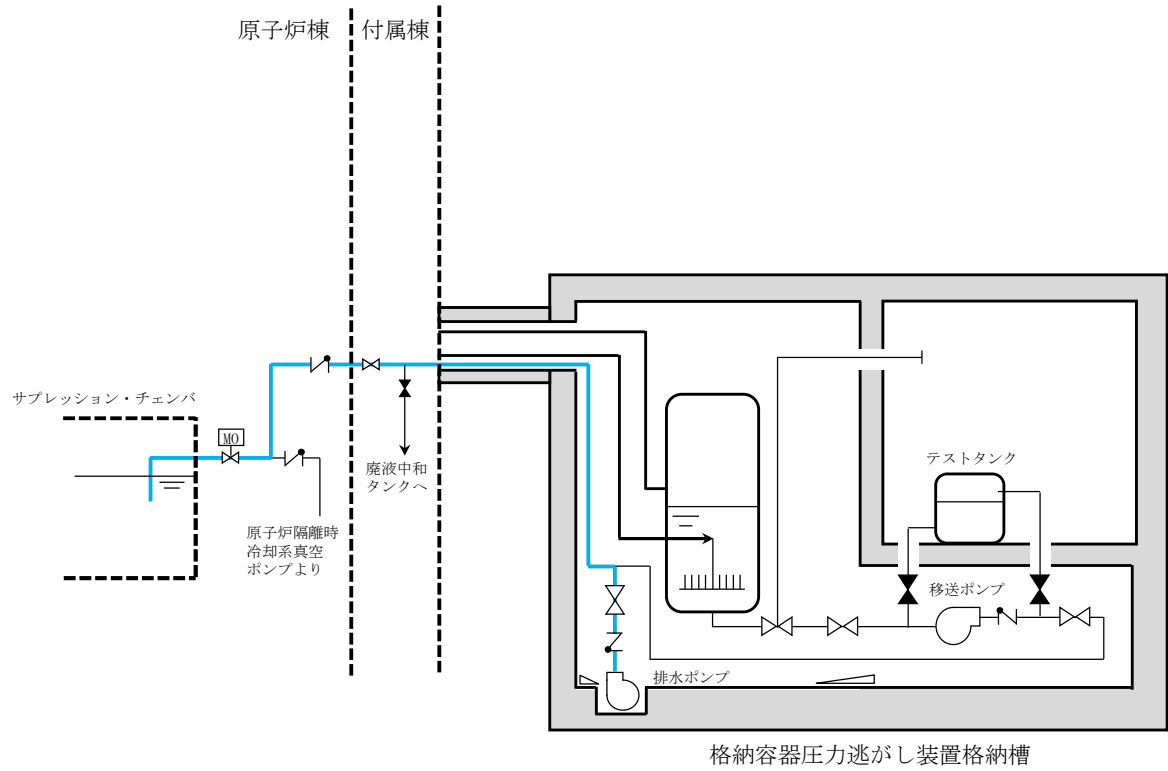
スクラビング水移送時及び漏えい水移送時の系統状態の概要を第 4.2.4-1 図及び第 4.2.4-2 図に、移送ポンプ入口側弁操作の現場位置を第 4.2.4-3 図に示す。（別紙 13）





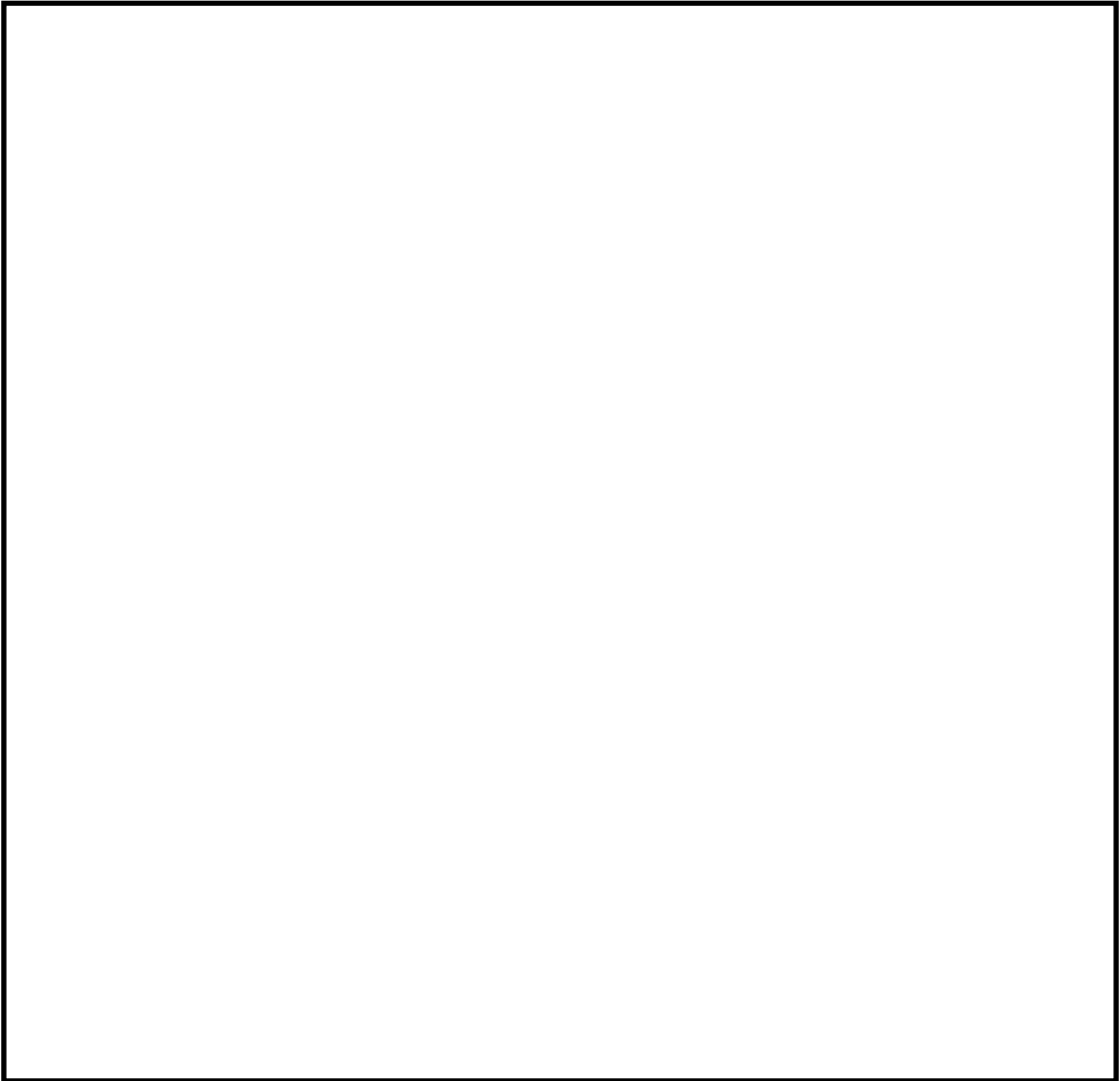
注) 系統構成は現在の計画

第 4. 2. 4-1 図 スクラビング水移送時の系統状態概要図



注) 系統構成は現在の計画

第 4. 2. 4-2 図 漏えい水移送時の系統状態概要図



第 4.2.4-3 図 排水設備 弁操作位置

#### 4.3 一般公衆の被ばくを可能な限り低減するための運用

##### (1) 一般公衆の被ばくを可能な限り低減するための運用

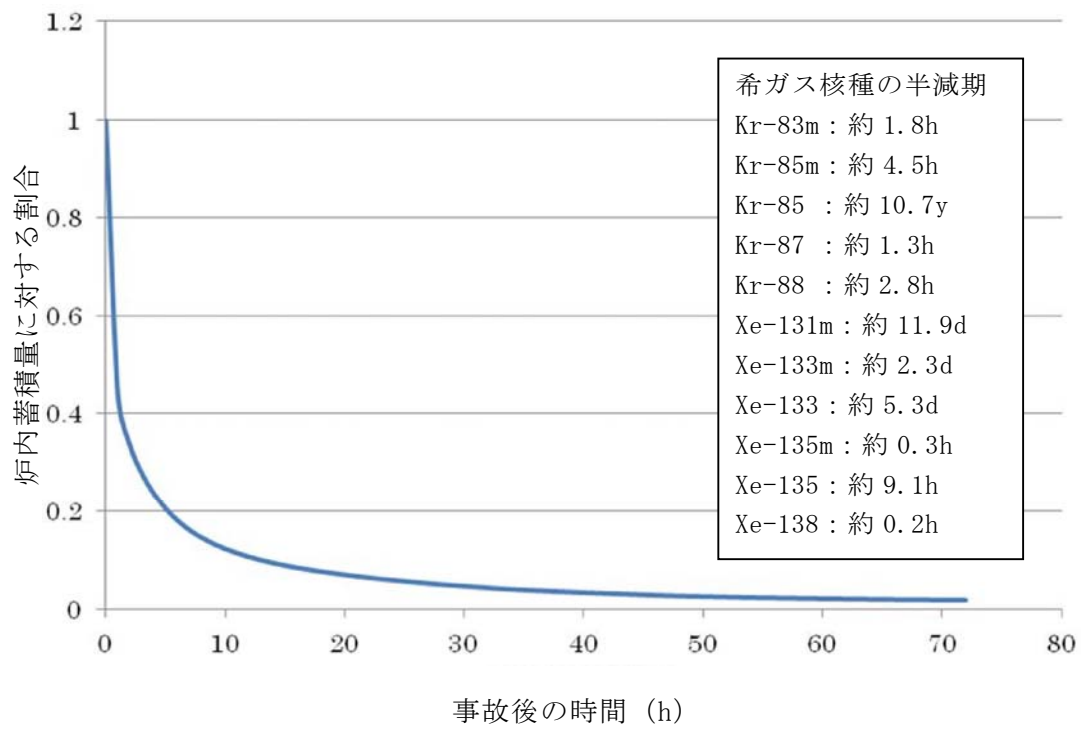
格納容器圧力逃がし装置にて除去できない希ガスについては、以下の設備を整備することで、可能な限り格納容器内に保持し減衰させることができ、一般公衆の被ばく量の低減が期待できる。

- ・ 残留熱除去系又は代替循環冷却系と連携して、原子炉内で発生した崩壊熱を海へ輸送することができるように、重大事故等対処設備として緊急用海水系を整備する。
- ・ 重大事故等対処設備として代替格納容器スプレイ冷却系（常設）を整備し、サプレッション・プール通常水位+6.5m 到達まで格納容器スプレイを可能とする。
- ・ 自主対策設備として代替残留熱除去系海水系を整備し、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する間に当該設備を配備し、格納容器除熱を可能とする。

##### (2) 希ガス低減効果について

格納容器内に放出された希ガスは、放射性崩壊により時間経過とともに減衰し、事象発生後から 12 時間程度の間は、特に大きく減衰し、その後は、減衰幅は小さくなっていくものの、減衰は継続する。このため、格納容器内での希ガスの保持時間を可能な限り長くすることによって、ベント実施時における一般公衆の被ばく量を低減することができる。

希ガスの減衰曲線を第 4.3-1 図に示す。



第 4.3-1 図 炉内蓄積量に対する割合の時間変化（希ガス核種合計）

## 4.4 設備の維持管理

### (1) 点検方法

#### a. 機械設備

格納容器圧力逃がし装置の機械設備については、東海第二発電所の他設備の点検実績等を参考に、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て、適切な周期で点検（時間基準保全）を行うことにより、設備の健全性を確保する。

一方、東海第二発電所として保全の経験がない設備として、高アルカリ性のスクラビング水に接液する設備が挙げられる。これらの設備については、劣化モード（腐食等）を考慮した材料選定を行っており、有意な劣化が発生する可能性は小さいと考えているが、まずは初回定期検査時に点検を実施し、その結果を基に点検周期を定めるものとする。

スクラビング水の分析については、海外プラントにおいて窒素封入環境下で約15年間薬液濃度の有意な変化は認められていない実績があり、性状に有意な変化はないものと考えられるが、定期検査ごとに実施することとする。

また、よう素除去部に充填される銀ゼオライトについては、試験を行い、スクラビング水による飽和蒸気環境下で15カ月間保管した後も性能基準を満たしていることを確認した。（別紙14）

東海第二のフィルタ装置では、銀ゼオライトのサンプリングが可能な設計としており、まずは初回定期検査時に性状の確認を行い、その結果を基にサンプリング周期を定めるものとする。

機械設備の点検内容を第4.4-1表に示す。

第 4.4-1 表 機械設備の点検内容

設備名		点検内容	点検周期・時期（計画）
フィルタ装置	本体	・外観点検（内面）	初回定検（結果によりその後の周期を決定）
	機能確認	・漏えい確認	本体内部点検に合わせて実施
	スクラビング水	・水質確認	毎定検
内部構造物 ・ベンチュリノズル ・金属フィルタ ・流量制限オリフィス ・よう素除去部	本体	・外観点検	初回定検（結果によりその後の周期を決定）
	機能確認（よう素除去部）	・サンプル性状確認	
圧力開放板	本体	・外観点検	初回定検（結果によりその後の周期を決定）
		・フランジ面手入れ	
	機能確認	・漏えい確認	
配管	本体	・外観点検	10 定検ごと
		・フランジ部点検手入れ	10 定検ごと，ただし接液部については初回定検（結果によりその後の周期を決定）
	機能確認	・漏えい確認	
弁	本体	・弁箱内面点検手入れ	3 定検ごと，ただし接液部については初回定検（結果によりその後の周期を決定）
		・弁体，弁座，弁棒等点検手入れ	
		・パッキン類交換	
		・外観目視点検	
	機能確認	・漏えい確認	
		・作動試験	毎定検（手動弁を除く）
ポンプ	本体	・内面点検手入れ	4 定検ごと
		・インペラ，シャフト，ケーシング等点検手入れ	
		・パッキン類交換	
		・外観目視点検	
	機能確認	・漏えい確認	
		・作動試験	4 定検ごと，ただし移送ポンプについては毎月定期試験

b. 電気設備

格納容器圧力逃がし装置の電気設備については、東海第二発電所の他設備の点検実績等を参考に、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て、適切な周期で点検（時間基準保全）を行うことにより、設備の健全性を確保する。

電気設備の点検内容を第 4.4-2 表に示す。

第 4.4-2 表 電気設備の点検内容

対象機器		点検内容	点検周期・時期(計画)
電動駆動弁駆動部	電動機	・外観点検	2 定検ごと
		・分解点検	156 ヶ月ごと
	トルクスイッチ	・動作確認	2 定検ごと
		・設定値確認	
	リミットスイッチ	・動作確認	2 定検ごと
		・取付状態確認	
	電気室	・結線点検	2 定検ごと
	開度計	・外観点検	2 定検ごと
		・指示値確認	
	試験・測定	・絶縁抵抗測定	1 定検ごと
・作動試験			
・電流測定			
ポンプ電動機	電動機	・外観点検	5 定検ごと
		・分解点検	
	機能確認	・絶縁抵抗測定	5 定検ごと、ただし移送ポンプについては毎月定期試験
		・作動試験	
		・電流測定	

c. 計装設備

格納容器圧力逃がし装置の計装設備については、東海第二発電所の他設備の点検実績等を参考に、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て、適切な周期で点検（時間基準保全）を行うことにより、設備の健全性を確保する。

計装設備の点検内容を第4.4-3表に示す。

第4.4-3表 計装設備の点検内容

設備名	点検内容		点検周期・時期(計画)
水位計	特性試験	・外観点検	1 定検ごと
		・単体・ループ校正	
圧力計	特性試験	・外観点検	1 定検ごと
		・単体・ループ校正	
温度計	特性試験	・外観点検	1 定検ごと
		・電気試験	
		・ループ校正	
放射線モニタ	特性試験	・外観点検	1 定検ごと
		・単体・ループ校正	
		・線源校正	
水素濃度計	特性試験	・外観点検	1 定検ごと
		・単体・ループ校正	
		・ガス校正	
サンプリング機器	外観検査	・外観点検	1 定検ごと
	特性試験	・計器校正	1 定検ごと
	機能・性能検査	・作動試験	1 定検ごと
	分解点検	・ポンプ分解点検	5 定検ごと
制御盤	外観検査	・外観点検	1 定検ごと



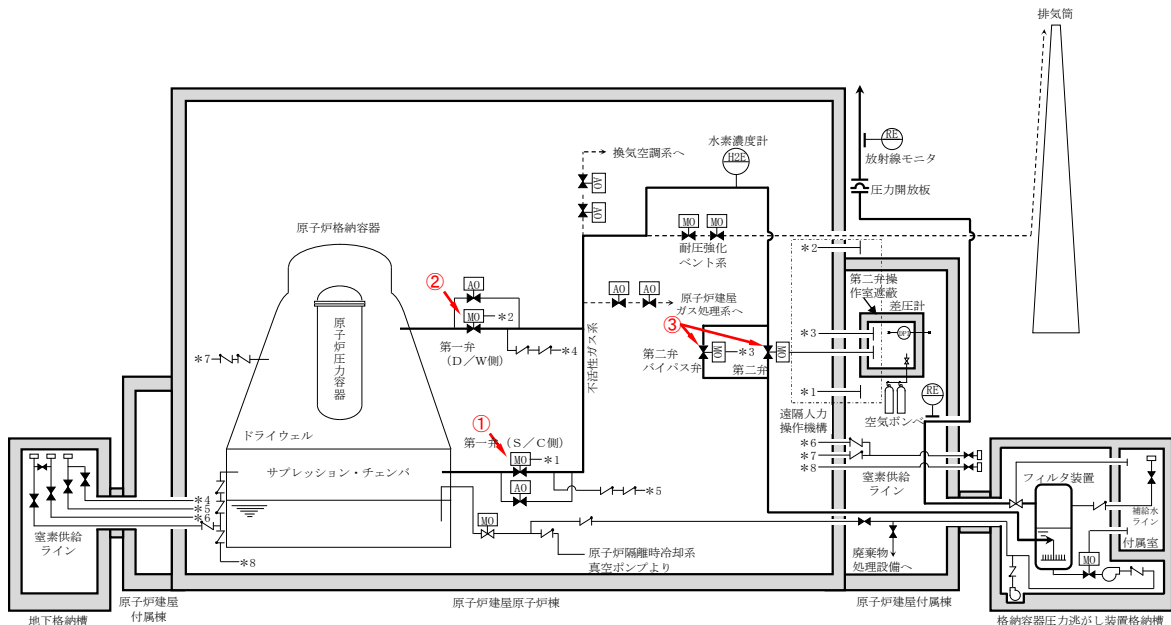
## (2) 試験方法

格納容器圧力逃がし装置の機能検査として、「弁開閉試験」,「移送ポンプ作動試験」,「漏えい試験」,「スクラビング水質確認試験」及び「よう素除去部（銀ゼオライト）性能確認試験」を実施する。

### a. 弁開閉試験

系統が所定の機能を発揮することを確認するため、以下の弁について開閉試験を実施する。第 4.4-1 図に対象弁を示す。

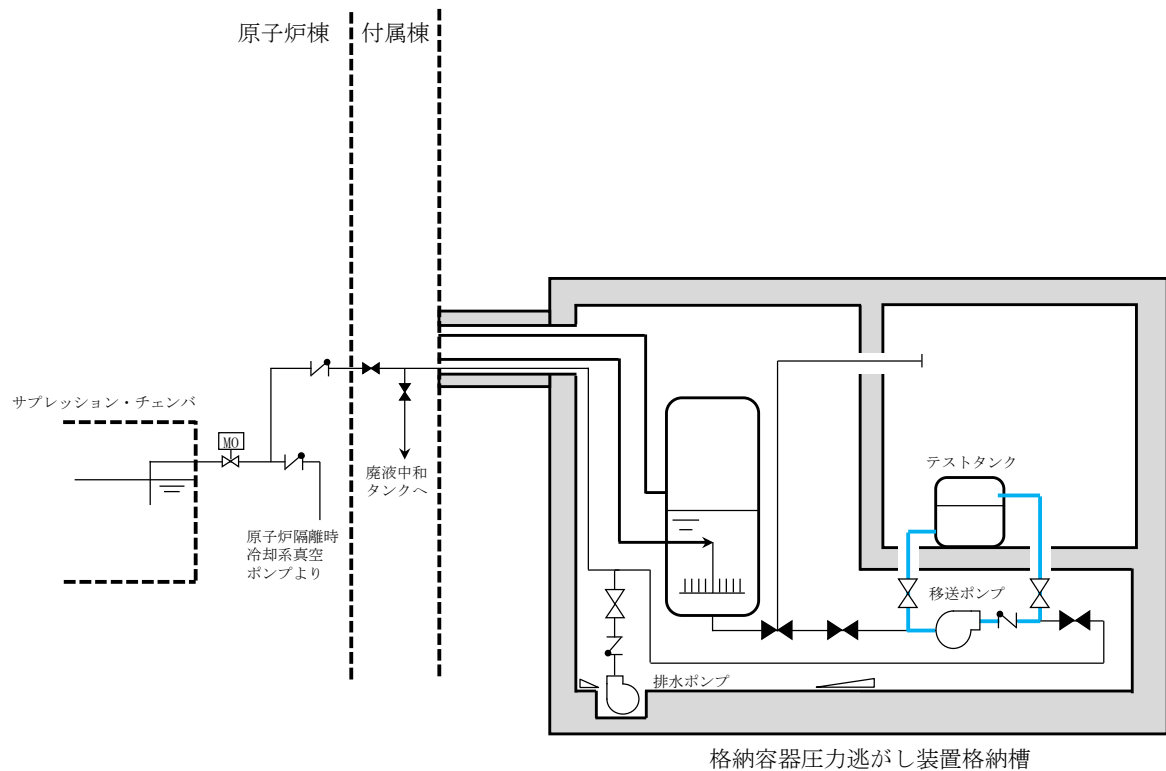
- ・中央制御室の操作スイッチによる弁開閉試験
- ・フレキシブルシャフトによる人力での弁開閉試験



第 4.4-1 図 格納容器圧力逃がし装置機能検査対象弁

### b. 移送ポンプ作動試験

排水設備のうち移送ポンプが所定の機能を発揮することを確認するため、テストラインを使用して、移送ポンプの作動試験を実施する。移送ポンプ作動試験の概要図を第 4.4-2 図に示す。



注) 系統構成は現在の計画

第 4.4-2 図 排水設備（移送ポンプ）作動試験概要図

### c. 漏えい試験（主配管）

漏えい試験の試験条件・方法を第4.4-4表に、試験概要図を第4.4-3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620kPa [gage] でのベント開始時の系統内は窒素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、窒素を加圧媒体とすることは妥当であると判断する。なお、事故時に発生する水素については、系統内は常に流動があり滞留することがないため、フランジ部等から水素の大量漏えいは考え難いこと、系統内から水素が漏

えいした場合においても、建屋内についてはPARによる処理が、建屋外については外気への拡散が期待できること、また、試験時の安全性確保の観点から、水素を加圧媒体とした漏えい試験は行わない。

(b) 試験圧力

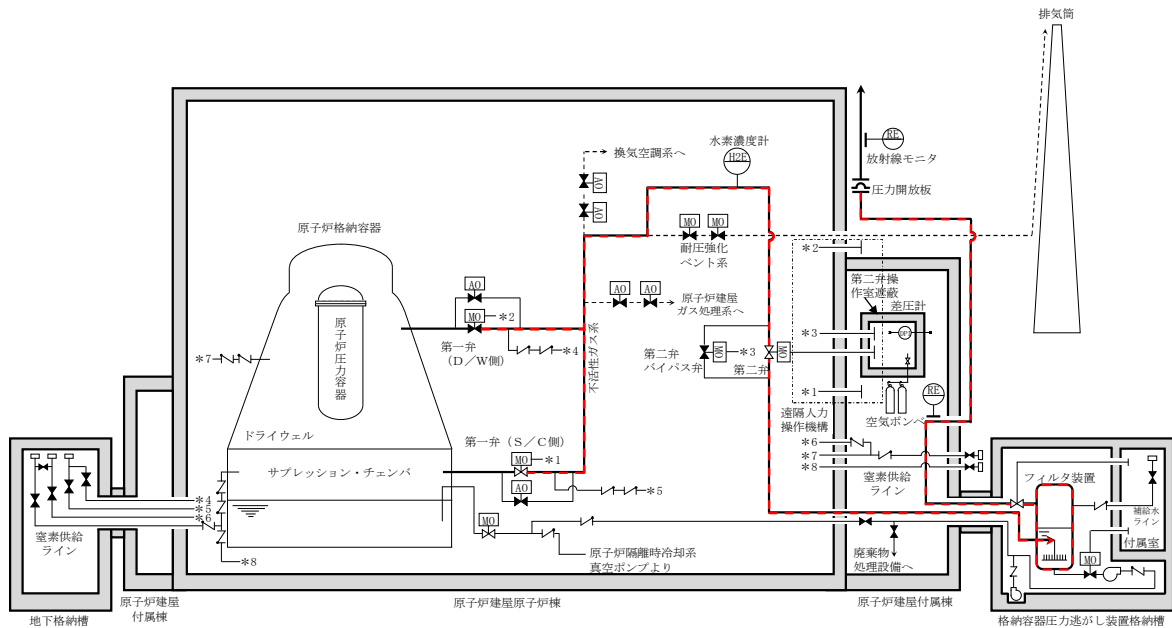
漏えい試験では、系統内が不活性状態で維持できることを確認するため窒素封入圧力30kPa [gage] 以上を試験圧力とする。また、系統の使用時にバウンダリ機能を維持できることを確認するため最高使用圧力620kPa [gage] を試験圧力とする。

(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4.4-4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	30kPa [gage] 以上 (窒素封入圧力)	常温	系統内を不活性状態に維持することを目的に、系統全体を窒素封入圧力（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	620kPa [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4.4-3図 漏えい試験の試験概要図

d. スクラビング水質確認試験

スクラビング水質確認試験は、サンプリングラインから水を採取・分析を実施し、スクラビング水が規定の濃度であることを確認する。

e. 銀ゼオライト性能確認試験

よう素除去部に充填される銀ゼオライトについては、原子炉停止期間中にベントフィルタ内の試験用銀ゼオライトを用いてよう素除去性能試験を行い、規定の性能が確保されていることを確認する。

## 5. 新規制基準への適合性

### 5.1 第 38 条（重大事故等対処施設の地盤）

#### (1) 規制基準要求事項

・ 重大事故防止設備のうち常設のものであって、耐震重要施設に属する設計基準事故対処設備が有する機能を代替するものが設置される重大事故等対処施設：

基準地震動による地震力が作用した場合においても当該重大事故等対処施設を十分に支持することができる地盤

・ 重大事故緩和設備のうち常設のものが設置される重大事故等対処施設：

基準地震動による地震力が作用した場合においても当該重大事故等対処施設を十分に支持することができる地盤

・ 重大事故等対処施設は、変形した場合においても重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない地盤に設けなければならない。

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

#### (2) 規制基準適合性

格納容器圧力逃がし装置の設備は、以下のとおり設計している。

- ・ 基準地震動  $S_s$  による地震力が作用した場合においても、当該施設を十分に支持できる地盤に設置する。
- ・ 地震発生に伴い地盤が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置する。
- ・ 変位が生じるおそれがない地盤に設置する。

以上より、第 38 条の要求事項に適合している。

## 5.2 第 39 条（地震による損傷の防止）

### (1) 規制基準要求事項

- ・ 常設耐震重要重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設：  
基準地震動による地震力に対して重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること。
- ・ 常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設：  
基準地震動による地震力に対して重大事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること。

### (2) 規制基準適合性

格納容器圧力逃がし装置の設備は、基準地震動  $S_s$  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ないよう設計している。（別紙 31）

以上より、第 39 条の要求事項に適合している。

### 5.3 第 40 条（津波による損傷の防止）

#### (1) 規制基準要求事項

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

#### (2) 規制基準適合性

格納容器圧力逃がし装置の設備を設置する原子炉建屋，格納容器圧力逃がし装置格納槽及び連絡配管路については，標高 8m の位置に設置され（一部地下埋設），防潮堤により基準津波が遡上してこないことから，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。

以上より，第 40 条の要求事項に適合している。

## 5.4 第 41 条（火災による損傷の防止）

### (1) 規制基準要求事項

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

### (2) 規制基準適合性

#### a. 火災の発生の防止

##### (a) 火災防護対策を講じた設計

多量の発火性又は引火性物質を内包する設備、火花及び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。

なお、主要構造物は不燃性材料を使用し、ケーブルは自己消火性及び耐延焼性を有する難燃ケーブルを使用し、電線管等で布設することにより、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による影響を生じさせるおそれはない。

##### (b) 落雷，地震への対策

落雷については，5.5 項を参照。

地震については，5.2 項を参照。

#### b. 火災の感知，消火

##### (a) 火災感知設備

原子炉建屋及び格納容器圧力逃がし装置格納槽には，設置環境等を考慮し，異なる 2 種類の感知器を設置する。なお，感知器は，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，中央制御室に



て監視できる設計とする。

(b) 消火設備

原子炉建屋は、消防法消防法及び実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準に基づき消火栓及び消火器を設置する。万一、タービン建屋等で消火配管が破断した場合は、消防車を用いて給水接続口より消火栓へ水の供給が可能な設計とする。また、格納容器圧力逃がし装置格納槽については、ケーブルを電線管等で布設するため火災によって煙が充満し消火が困難となることは少ないが、格納容器圧力逃がし装置格納槽の計装ラックや電動弁の火災を考慮し、消火器等を設置する。

(c) 消火設備の破損等に対する影響

原子炉建屋での消火設備の破損、誤作動等での放水等による溢水等は、安全機能に影響を与えないよう、「原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド」に基づき設計する。

以上より、第 41 条の要求事項に適合している。

## 5.5 第 43 条（重大事故等対処設備）

### (1) 多様性及び独立性，位置的分散

#### a. 規制基準要求事項

- ・ 常設重大事故防止設備は、共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。
- ・ 可搬型重大事故等対処設備は、地震、津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管すること。

#### b. 規制基準適合性

##### (a) 格納容器圧力逃がし装置

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ポンプ，残留熱除去系熱交換器及び残留熱除去系海水系ポンプの安全機能と共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，可能な限り多様性及び独立性を有し，位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とする。

共通要因としては，環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災及びサポート系の故障を考慮する。

設計上考慮する自然現象，外部人為事象については，設計基準事故対処設備の設計上考慮すべき想定される自然現象及び想定される人為事象と同じ事象を考慮する。（別紙32）

具体的な自然現象としては，国内外の基準等から網羅的に抽出した事象に対して，海外の評価手法を参考とした除外基準に基づいて選定した，風（台風），竜巻，積雪，凍結，落雷，火山，降水，生物学的

事象，洪水，森林火災及び高潮を考慮する。

外部人為事象としては自然現象と同様の手法で選定した，航空機落下，ダムの崩壊，爆発，近隣工場等の火災，有毒ガス，船舶の衝突及び電磁的障害を考慮する。

環境条件に対しては，想定される重大事故等が発生した場合における温度，放射線，荷重，その他の使用条件において格納容器圧力逃がし装置がその機能を確実に発揮できる設計とする。

重大事故等時の環境条件における健全性については，「5.5(5) 環境条件等」に記載する。

地震，風（台風）及び竜巻の風荷重，積雪，凍結，降水，火山の影響及び電磁的障害に対して格納容器圧力逃がし装置は，環境条件にて考慮し機能が損なわれない設計とする。

地震に対して格納容器圧力逃がし装置は，「5.1 重大事故等対処施設の地盤」に基づく地盤上に設置する。

地震，津波及び火災に対して格納容器圧力逃がし装置は，「5.2 地震による損傷の防止」「5.3 津波による損傷の防止」「5.4 火災による損傷の防止」に基づき設計する。

地震，津波，火災及び溢水に対して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ポンプ，残留熱除去系熱交換器及び残留熱除去系海水系ポンプと同時に機能を損なうおそれがないように，設計基準事故対処設備と位置的分散を図り，溢水量による溢水水位を考慮して設置する。

自然現象と外部人為事象に対して格納容器圧力逃がし装置のうち屋内に設置可能なものは，原子炉建屋，格納容器圧力逃がし装置格納槽及び連絡配管路内に設置する。屋外に設置する排気配管は，設計基準

事故対処設備である残留熱除去系ポンプ、残留熱除去系熱交換器及び残留熱除去系海水系ポンプと同時に機能を損なうおそれがないように、設計基準事故対処設備を防護するとともに、設計基準事故対処設備と位置的分散を図る。また、多重化したフィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ）については、自然現象による共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう位置的分散を図る。

生物学的事象のうち、ネズミ等の小動物に対しては、屋外のフィルタ装置出口放射線モニタは、侵入防止対策等により安全機能が損なわれない設計とする。

航空機落下に対しては、屋外に設置する排気配管を除き、建屋内設置又は地下埋設とする。

洪水、ダムの崩壊、爆発及び近隣工場等の火災のうち石油コンビナート施設等の火災については、立地的要因により設計上考慮する必要はない。

高潮及び船舶の衝突については、各々の影響を受けない敷地高さに保管する設計とする。

有毒ガスについては、格納容器圧力逃がし装置は機械構造物であり影響はうけない。

サポート系に対しては、系統又は機器に供給される電力を考慮し格納容器圧力逃がし装置は設計基準事故対処設備と異なる駆動源を用いる設計とする。

#### (b) 可搬型窒素供給装置

可搬型窒素供給装置は、環境条件に対して、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可搬型重大事故等対処設備がその機能を確実に発揮できる設計と

する。

重大事故等時の環境条件における健全性については、「5.5(5) 環境条件等」に記載する。

風（台風）及び竜巻の風荷重，積雪，凍結，降水，火山の影響及び電磁波障害に対して可搬型窒素供給装置は，機能が損なわれない設計とする。

屋外に保管する可搬型窒素供給装置は，地震により生ずる敷地下斜面のすべり，液状化及び揺すり込みによる不等沈下，地盤支持力の不足及び地下構造物の損壊等の影響を受けない位置に保管する。

地震に対して可搬型窒素供給装置は，地震による周辺斜面の崩壊，溢水，火災等の影響を受けない場所に適切に保管する。

津波に対して可搬型窒素供給装置は，津波の影響を受けない場所に適切に保管する。

火災に対して可搬型窒素供給装置は，「5.4 火災による損傷の防止」に基づき設計する。

自然現象又は故意による大型航空機衝突その他のテロリズムに対して屋外の可搬型窒素供給装置は，設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備が設置されている建屋のそれぞれから100mの離隔距離を確保した上で保管する。

サポート系に対しては，系統又は機器に供給される電力を考慮し，可搬型窒素供給装置は設計基準事故対処設備又は常設重大事故等対処設備と異なる駆動源を用いる設計とする。

## (2) 悪影響防止

### a. 規制基準要求事項

・重大事故等対処設備は、工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

### b. 規制基準適合性

#### (a) 格納容器フィルタベント設備

他設備への系統的な影響に対しては、格納圧力逃がし装置配管は、サプレッション・チェンバ及びドライウェルに接続された不活性ガス系配管が合流した下流に接続する耐圧強化ベント系配管から分岐していることから、設計基準対象施設である不活性ガス系に悪影響を及ぼさないように、格納容器圧力逃がし装置配管に設置した隔離弁を閉止しておくことによって、確実な隔離ができる設計とする。

#### (b) 可搬型窒素供給装置

他設備への系統的な影響に対しては、可搬型窒素供給装置を接続する緊急時窒素封入系の配管は、格納容器圧力逃がし装置配管に接続していることから、格納容器圧力逃がし装置に悪影響を及ぼさないように、格納容器圧力逃がし装置配管に設置した手動弁を閉止しておくことによって、確実な隔離ができる設計とする。

また、可搬型窒素供給装置は、通常待機時に接続先の系統と分離された状態であること及び重大事故等時は通常待機時の分離された状態から可搬ホースを接続することにより重大事故等対処設備としての系統構成をすることにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

(3) 共用の禁止

a. 規制基準要求事項

- ・常設重大事故等対処設備は、二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。

b. 規制基準適合性

格納容器圧力逃がし装置は、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。なお、東海第二発電所は単一の発電用原子炉施設である。

#### (4) 容量等

##### a. 規制基準要求事項

- ・常設重大事故等対処設備は、想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。
- ・可搬型重大事故等対処設備は、想定される重大事故等の収束に必要な容量に加え、十分に余裕のある容量を有するものであること。

##### b. 規制基準適合性

格納容器圧力逃がし装置は、重大事故等時に崩壊熱による格納容器内の温度及び圧力の上昇に対して、格納容器内の雰囲気ガスを取り出し大気へ放出することにより、格納容器内の圧力及び温度を低下させることができる容量を有する設計とする。また、重大事故等時の格納容器内の水素濃度を低減できる容量を有する設計とする。

可搬型重大事故等対処設備である可搬型の窒素供給装置は、ベント後の格納容器圧力逃がし装置入口配管の水素濃度を可燃限界（4vol%）以下に維持するために必要な窒素量に対して十分であることを確認した容量を有する設計とする。

可搬型窒素供給装置は、必要となる容量等を賄うことができる設備を1セット持つことに加え、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップを確保する。

原子炉建屋屋上位置より放出される放射性物質濃度を確認するためのフィルタ装置出口放射線モニタは、ベント実施時に想定されるフィルタ装置出口配管に内包される放射性物質からのγ線強度を十分監視できる計測範囲を有した設計とする。

水素の排出経路内の水素濃度を計測するためのフィルタ装置入口水素濃度計は、可搬型窒素供給装置からの窒素によるページの効果が確認で



き，配管内の水素濃度が可燃限界濃度以下であることが監視できる計測範囲を有する設計とする。

(5) 環境条件等

a. 環境条件

(a) 規制基準要求事項

・重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。

(b) 規制基準適合性

格納容器圧力逃がし装置は、使用する際の環境温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、設備を施設する場所、想定事象及び操作時間に応じた耐環境性を有する設計とするとともに、操作に支障がない場所に施設する。

荷重としては重大事故等が発生した場合における環境圧力を踏まえた圧力、温度、機械的荷重に加えて、自然現象（地震、風（台風）、竜巻、積雪、火山の影響）による荷重を、発生頻度を踏まえて適切に考慮する。

重大事故等発生時の環境条件については、格納容器圧力逃がし装置は原子炉建屋付属棟（二次格納施設外）、屋外（格納容器圧力逃がし装置の使用により影響が与えられる区画）に設置することから、その区画における環境条件及び操作時間に対して、必要な機能を有効に発揮できる設計とする。

また、重大事故等発生時のプロセス条件（流体温度、圧力、流速）において、その機能が有効に発揮できる設計とする。

さらに、フィルタ装置内に貯留しているスクラビング水は薬品を含むため、薬品影響を考慮した設計とする。（別紙43）

## b. 設置場所

### (a) 規制基準要求事項

・重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう、放射線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。

・可搬型重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合において可搬型重大事故等対処設備を設置場所に据え付け、及び常設設備と接続することができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

### (b) 規制基準適合性

格納容器圧力逃がし装置の起動に必要な弁は、中央制御室の制御盤での操作が可能な設計とするとともに、現場操作も可能となるようにフレキシブルシャフトを設け、現場で人力により確実に操作できる設計とする。（別紙16）

このフレキシブルシャフトは、想定される重大事故等が発生した場合においても操作及び復旧作業に支障がないように、放射線量が高くなるおそれが少ない場所に設置又は必要な遮蔽等を設置する。（別紙48）

可搬型窒素供給装置は、使用する際の環境温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、設備を設置する場所、想定事象及び操作時間に応じた耐環境性を有する設計とするとともに、操作に支障がない場所に施設する。（別紙18）

重大事故等発生時の環境条件については、可搬型窒素供給装置は、

屋外に保管及び設置することから、この区画における環境条件及び操作時間に対して、必要な機能を有効に発揮できる設計とする。

フィルタ装置入口水素濃度計（サンプリング設備含む）による監視に必要な弁等は、重大事故時における二次格納施設内及び原子炉建屋付属棟（二次格納施設外）の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室から可能な設計とする。

フィルタ装置出口放射線モニタは、原子炉建屋付属棟（二次格納施設外）及び屋外の環境条件を考慮した設計とする。

(6) 操作性及び試験・検査性について

a. 操作性の確保

(a) 操作の確実性

ア. 規制基準要求事項

・重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

イ. 規制基準適合性

格納容器圧力逃がし装置の起動は、隔離弁を開弁することによって行う。これらの弁は、中央制御室の制御盤での操作が可能な設計とするとともに、現場操作も可能となるようにフレキシブルシャフトを設け、現場で人力により確実に操作できる設計とする。（別紙16）

中央制御室設置の制御盤での操作スイッチは、運転員の操作性を考慮した設計とする。

現場での操作に対して、フレキシブルシャフトは想定される重大事故等が発生した場合においても操作及び復旧作業に支障がないように、放射線量が高くなるおそれが少ない場所に設置又は必要な遮蔽等を設置する。（別紙48）

また、操作場所までの経路を確保するとともに、経路上にはアクセス及び操作に支障をきたす設備等は設置しない、又は支障をきたさない措置を行うこととし、操作する全ての設備に対し十分な操作空間を確保するとともに、確実な操作ができるよう必要に応じて常設の足場を設置するか、操作台を近傍に常設又は配置できる設計とする。また、防護具、照明等は重大事故等発生時に迅速に使用できる場所に配備し、専用工具は、作業場所の近傍で保管する。

可搬型窒素供給装置による格納容器圧力逃がし装置への窒素の供給は、可搬型窒素供給装置に接続したホースを外部接続口へ接続し、窒素供給元弁を開弁することによって行う。

操作を確実なものとするため、操作環境として、可搬型窒素供給装置、ホース接続箇所及び窒素供給元弁は放射線の影響をなるべく受けない場所へ設置する。また、操作場所及び接続場所までの経路を確保するとともに、経路上には操作に支障をきたす設備等は設置しない、又は支障をきたさない措置を行うこととし、操作する全ての設備に対し十分な空間を確保するとともに、確実な操作ができるよう必要に応じて常設の足場を設置するか、操作台を近傍に常設又は配置できる設計とする。また、防護具、照明等は重大事故等発生時に迅速に使用できる場所に配備する。

操作準備として、作業に必要な工具は、確実に取り扱うことができるように、一般的に用いられる工具を使用する。専用工具は、作業場所の近傍で保管又は専用工具を使用する可搬型窒素供給装置とともに運搬できる設計とする。可搬型窒素供給装置の運搬・設置等が確実に行えるように車両への配備（車載）を行う。

フィルタ装置入口水素濃度計は、監視に必要なサンプリング設備の弁等の操作は、中央制御室からの操作が可能な設計とする。

(b) 系統の切替性

ア. 規制基準要求事項

・重大事故等対処設備は、本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあつては、通常待機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。

イ. 規制基準適合性

格納容器圧力逃がし装置は、不活性ガス系の一部を使用しており、重大事故等時に使用する場合には、接続する原子炉建屋ガス処理系、換気空調系、耐圧強化ベント系を、中央制御室からの弁操作によって速やかに切替えが可能である。

また、全交流動力電源が喪失した場合、原子炉建屋ガス処理系及び換気空調系との取合い弁である空気駆動弁については、フェイルクローズであるため、系統の切替えは可能である。耐圧強化ベント系との取合い弁については電動駆動弁であり、耐圧強化ベント系は格納容器圧力逃がし装置が使用できない場合に使用する系統であるため、全閉状態を維持する。

可搬型窒素供給装置は、本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備ではないことから、系統の切替えは発生しない。

(c) 可搬型重大事故等対処設備の常設設備との接続性

ア. 規制基準要求事項

・可搬型重大事故等対処設備において、常設設備と接続するものにおいては、当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ、かつ、二以上の系統又は発電用原子炉施設が相互に使用することができるよう、接続部の規格の統一その他の適切な措置を講じたものであること。

イ. 規制基準適合性

可搬型重大事故等対処設備である可搬型窒素供給装置と常設設備である外部接続口との接続は、容易かつ確実に接続できるように、簡便な接続規格を用いるとともに、識別表示を行うことで操作が確実に行える設計とする。



(d) 発電所内の屋外道路及び屋内通路の確保

ア. 規制基準要求事項

・想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、工場等内の道路及び通路が確保できるよう、適切な措置を講じたものであること。

イ. 規制基準適合性

格納容器圧力逃がし装置の隔離弁等の現場操作場所までの経路は、移動に支障をきたすことがないように、経路上にはアクセス及び操作に支障をきたす設備等は設置しない、又は支障をきたさない措置を行う。

可搬型窒素供給装置は車両へ配備し、経路は地震、津波による被害を想定し、経路確保のための重機を配備することで、可能な限り早急に移動ルートを確保する。

b. 試験・検査

(a) 規制基準要求事項

・重大事故等対処設備は、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること

(b) 規制基準適合性

格納容器圧力逃がし装置の機械設備、電気設備、計装設備は、設置環境や動作頻度に対する故障及び劣化モード等を考慮した適切な周期による定期的な点検により、設備性能を確保していることの確認ができる設計とする。

以上より、第 43 条の要求事項に適合している。

## 5.6 第 48 条（最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備）

### (1) 規制基準要求事項

・発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な設備を設けなければならない。

### (2) 規制基準適合性

#### a. 格納容器圧力逃がし装置の設置

設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な重大事故等対処設備として、格納容器圧力逃がし装置を設置する。

#### b. 設計基準事故対処設備との多様性，独立性，位置的分散

格納容器圧力逃がし装置は、最終ヒートシンクである海へ熱を輸送する機能を有する設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ，熱交換器及び残留熱除去系海水系ポンプに対して、大気に熱を輸送することから多様性を有しているとともに、系統の独立性及び位置的分散が図られた設計としている。

#### c. 残留熱除去系の使用が不可能な場合の考慮

格納容器圧力逃がし装置は、残留熱除去系と独立した設備であることから、残留熱除去系が使用不可能となった場合においても、大気を最終ヒートシンクとして熱を輸送することが可能な設計としている。

d. 敷地境界での線量評価

格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、敷地境界での線量評価を実施している。

以上より、第 48 条の要求事項に適合している。

## 5.7 第 50 条（原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備）

### (1) 規制基準要求事項

・ 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備を設けなければならない。

### (2) 規制基準適合性

#### a. 格納容器圧力逃がし装置の設置

炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器の破損を防止するため、格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な重大事故等対処設備として、格納容器圧力逃がし装置を設置する。

#### b. 放射性物質の低減

格納容器圧力逃がし装置は、フィルタ装置により排気中に含まれる放射性物質を低減する設計とする。

#### c. 可燃性ガスの爆発防止対策

格納容器圧力逃がし装置は、可燃性ガスの爆発防止のため、排気配管には系統内の窒素置換に必要な大気との隔壁として、排気の妨げにならない微正圧で動作するラプチャーディスク（圧力開放板）を設け、系統待機中より、窒素置換による系統内の不活性化によって、水素爆発を防止する設計とする。また、格納容器圧力逃がし装置の配管にはUシール部を作らずベント中の蒸気凝縮で配管が閉塞することによる水素及び酸素の滞留を防止する設計とする。ベント停止操作等により、水素が滞留する可能性がある箇所については、窒素供給により可燃限界を超えることがないように、希釈、掃気ができる設計とする。

d. 他系統との共用

格納容器圧力逃がし装置は、他の系統・機器に悪影響を及ぼさないよう、接続する系統と弁により分離する設計とする。

e. 原子炉格納容器の負圧防止

重大事故等対策の有効性評価において、格納容器圧力逃がし装置を使用しても格納容器が負圧に至ることはないことを確認していることから、負圧破損を防止する設備は設置しない。

f. 隔離弁の操作

格納容器圧力逃がし装置の起動は、隔離弁（電動駆動）を開弁することによって行う。また、停止は隔離弁（電動駆動）を閉弁することによって行う。これらの弁は、中央制御室の制御盤での操作が可能な設計とするとともに現場操作も可能となるように、駆動部にフレキシブルシャフトを設け、現場で人力により確実に操作できる設計とする。

g. 隔離弁操作時の放射線防護対策

電動駆動弁の人力による操作部は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作及び復旧作業に支障がないように、放射線量が高くなるおそれが少ない場所に設置又は必要な遮蔽等を設置する設計とする。

h. 圧力開放板

本設備には、系統内を不活性ガス（窒素）で置換する際の大気との隔離のため、圧力開放板を設置することとしており、この圧力開放板はベントの妨げにならないよう、ベント開始圧力と比較して十分低い圧力で開放する設計とする。

i. 長期的な使用時の悪影響防止

サプレッション・チェンバ及びドライウエルに排気ラインを設置し、系統の冗長性を確保する。接続位置については、長期的にも熔融炉心及

び水没の悪影響を受けにくい場所としている。

j．設備使用後の放射線防護対策

スクラビング水の補給等，屋外作業を実施する際，ベント実施後に高線量となるフィルタ装置からの被ばくを低減するため，格納容器圧力逃がし装置格納槽は必要な遮蔽厚さを設けた設計とする。

以上より，第 50 条の要求事項に適合している。

## 5.8 第 52 条（水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備）

### (1) 規制基準要求事項

- ・ 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備を設けなければならない。

### (2) 規制基準適合性

#### a. 格納容器圧力逃がし装置の設置

炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器内における水素爆発による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による格納容器の破損を防止するために必要な重大事故等対処設備として、格納容器圧力逃がし装置を設置する。

#### b. 格納容器の不活性化

格納容器は、通常運転時より窒素により不活性化される設計となっている。

#### c. 水素排出経路における対策

格納容器圧力逃がし装置により水素を格納容器外に排出することから、可燃性ガスの爆発防止のため、排気配管には系統内の窒素置換に必要な大気との隔壁として、排気の妨げとならない微正圧で動作する圧力開放板を設け、系統待機中より、窒素置換による系統内の不活性化によって、水素爆発を防止する設計とする。また、格納容器圧力逃がし装置の配管にはUシール部を作らず、ベント中の蒸気凝縮で配管が閉塞することによる水素及び酸素の滞留を防止する設計とする。また、ベント停止操作等により、水素が滞留する可能性がある箇所については、窒素供給により可燃限界を超えることがないよう、希釈、掃気できる設計とする。

d. 水素及び放射性物質濃度測定装置の設置

水素を格納容器外に排出する経路において、水素及び放射性物質濃度を監視するための設備を設置する設計とする。

e. 水素濃度の測定

水素爆発による格納容器の破損を防止するための設備のうち、炉心の著しい損傷が発生した場合における格納容器内の水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定するための設備を設置する設計とする。

f. 代替電源からの給電

ベントガスの流路となる配管に設置される電動駆動弁及びフィルタ装置入口水素濃度計については、代替電源設備の常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置及び可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車から給電ができる設計とする。また、フィルタ装置出口放射線モニタについては、代替電源設備の常設代替直流電源設備の緊急用125V系蓄電池並びに可搬型代替直流電源設備である可搬型低圧電源車及び可搬型整流器から給電ができる設計とする。

以上より、第52条の要求事項に適合している。



## 可燃性ガスの爆発防止対策について

格納容器圧力逃がし装置の系統内で可燃性ガスの爆発が発生した場合、格納容器圧力逃がし装置に期待している放射性物質の低減効果が喪失するおそれ又はフィルタ装置内で保持している放射性物質の外部への放出のおそれがあるため、設計及び運用により系統内での可燃性ガスの爆発を防止する。

### (1) 考慮する可燃性ガスの種類及び対策

炉心の著しい損傷を伴う重大事故時に発生するおそれのある可燃性ガスとして、ジルコニウム-水反応、水の放射線分解及び金属腐食により発生する水素が考えられる<sup>\*1</sup>。これらの反応によって格納容器内水素濃度は、可燃限界濃度である 4vol% を大きく上回るが、格納容器内雰囲気は通常運転時から不活性化（ドライ条件で酸素濃度 2.5vol% 以下に管理）することに加え、水の放射線分解によって発生する酸素を考慮しても酸素濃度を可燃限界であるドライ条件で 5vol% 未満に管理することで、水素及び酸素が同時に可燃限界に到達することを防止する。格納容器圧力逃がし装置の系統内については、待機状態から系統内を窒素で不活性化することにより、格納容器内の水素が排出経路を通過する際における水素爆発を防止する（補足 1）。

また、格納容器圧力逃がし装置の配管については、ベント時に発生する蒸気凝縮で発生するドレン水による閉塞やこれに起因する水素及び酸素の滞留を防止するために、配管ルートに U シール部ができないように配置する。新設部分については水平配管に適切な勾配を設ける。

なお、水素爆発の条件として、水素濃度 4vol% かつ酸素濃度 5vol% 以上の条件に加えて、着火源又は 500℃ 以上の発熱源が必要となるが、格納容器内における着火源又は 500℃ 以上の発熱源の不確かさが大きいため、酸

素濃度を管理することで水素爆発を防止することとしている。

- ※1 熔融炉心・コンクリート相互作用によって、可燃性ガスである一酸化炭素が発生することが考えられるが、コリウムシールドを設置することでペDESTAL（ドライウェル部）のコンクリートが熔融炉心によって侵食されないことから、一酸化炭素は可燃性ガスとして考慮しないこととした。また、仮にペDESTAL（ドライウェル部）のコンクリートが床面及び壁面ともに 30cm 侵食したことを仮定した場合においても、一酸化炭素の発生量は 15 kg であり、有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」における水素発生量 700kg に対して十分に低いこと及び一酸化炭素の可燃限界濃度が空気中において 12.5vol% であることを踏まえると、無視できると考えられる。（別紙 41）

(2) 系統の各運転状態における設計上の考慮

a. 系統待機状態①：プラント通常運転中

(a) 水素爆発防止対策

プラント通常運転中においては、格納容器と同様に系統内を窒素で不活性化する設計としている。フィルタ装置から放出端へ至る配管上には、窒素置換時に大気と隔離するため、圧力開放板を設けている。

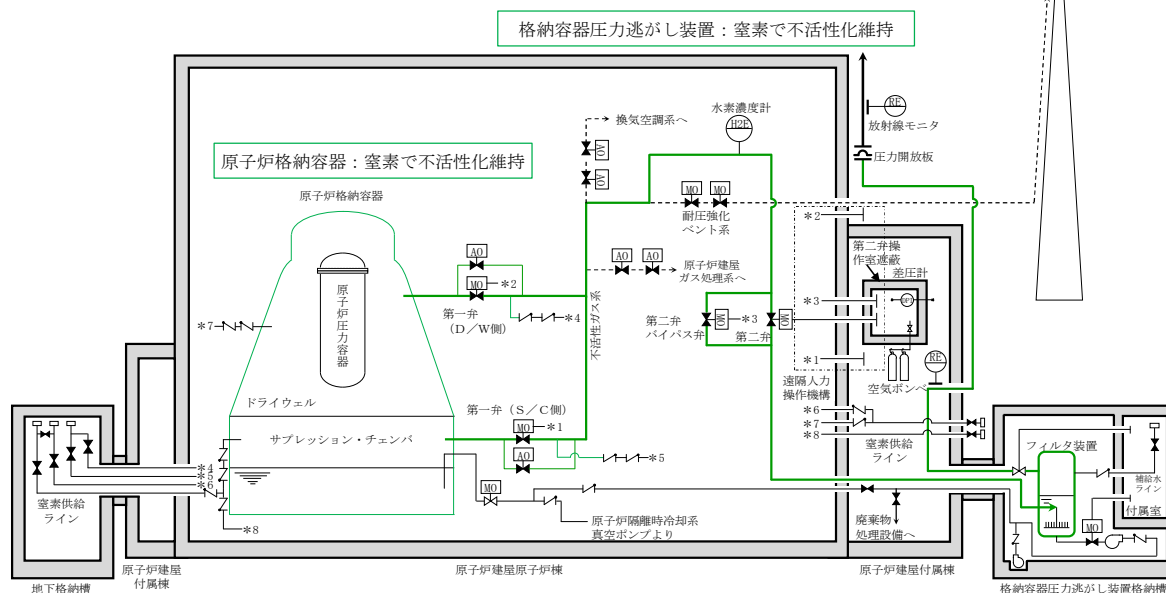
この圧力開放板は、格納容器からの排気と比較して、十分低い圧力で開放するよう設計している。

(b) 系統における水素濃度監視

系統における水素濃度に関しては、水素の発生がないため、監視不要である。

この系統状態における水素爆発防止対策概要を第 1 図に示す。

系統待機状態①：プラント通常運転中



第 1 図 水素爆発防止対策（系統待機状態①）

b. 系統待機状態②：重大事故時，ベント前

(a) 水素爆発防止対策

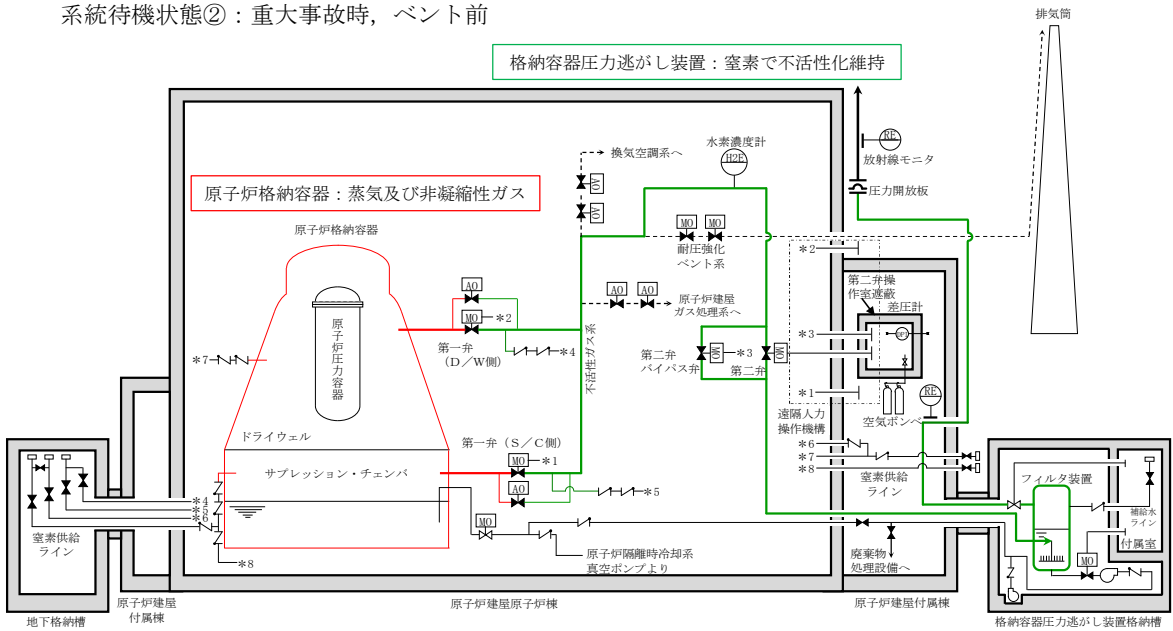
炉心の著しい損傷を伴う重大事故時の格納容器内雰囲気は、蒸気、窒素、水素及び酸素が混合した状態となるが、格納容器ベント実施前の系統は格納容器内からのガスの流入はないため、不活性化が保たれる。

(b) 系統における水素濃度監視

系統における水素濃度に関しては、系統内に水素が持ち込まれないため、監視不要である。

この系統状態における水素爆発防止対策概要を第 2 図に示す。

系統待機状態②：重大事故時，ベント前



第 2 図 水素爆発防止対策（系統待機状態②）

c. 系統運転状態①：ベント実施直後

(a) 水素爆発防止対策

格納容器ベント開始時において、ベントガス中の蒸気がスクラビング水によって凝縮された場合、酸素濃度が上昇することで、水素爆発が発生するおそれがあるが、格納容器ベント実施前から、格納容器内の酸素濃度をドライ条件で監視し、4.3vol%に到達した時点でベント実施する判断基準を設定していること及び格納容器圧力逃がし装置系統内は不活性化されているため、仮にベントガス中の蒸気全てがスクラビング水によって凝縮された場合においても水素爆発は発生しない。なお、このベント実施判断基準については、酸素濃度の可燃限界である 5vol%に対し、酸素濃度監視設備（格納容器酸素濃度（S A））の測定誤差である±0.6vol%及び 0.1vol%の余裕を考慮して設定した。また、格納容器内の気体については、格納容器スプレイ及び温度差による自然対流効果によって均一に攪拌されており、濃度分布がないた

め、酸素濃度監視設備（格納容器酸素濃度（S A））により格納容器全体の濃度を代表して監視することができる。（補足 2）

(b) 系統における水素濃度監視

系統における水素濃度に関しては、格納容器から可燃限界を超えた水素が流入するが、格納容器内の酸素を可燃限界未満で管理していることから監視不要である。

(c) 対向流による空気の流入

フィルタ装置内が負圧に至るような状況下では、対向流が発生することにより、フィルタ装置内に空気が流入するおそれがある。しかしながら、格納容器ベント実施時におけるスクラビング水沸騰までの間、ベントガス中の蒸気がスクラビング水によって凝縮された場合においても、蒸気の供給が継続的に行われるためフィルタ装置内が負圧にならないこと及び非凝縮性ガスの排出は継続されることから、対向流は発生しない。

(d) 枝管における水素及び酸素の蓄積について

東海第二発電所では、格納容器内をドライ条件に換算して、5vol% 未満に管理することから、ベント実施中において、仮に枝管におけるベントガスの蓄積があった場合においても、枝管での水素爆発は発生しないと考えられるが、万が一、枝管内での成層化等によって混合ガスの濃度が変化した場合、枝管での水素爆発の脅威が存在する。そのため、枝管内での混合ガスの蓄積評価を実施する。枝管における水素及び酸素の混合ガスの蓄積の評価について「BWR 配管における混合ガス（水素・酸素）蓄積防止に関するガイドライン（第 3 版）」（日本原子力技術協会）に基づき、上向きの枝管に対して評価を実施する。なお、ガイドラインでは、下向きの枝管に対しては、水封されること

で混合ガスが蓄積しないと評価されているため対象外とした。

枝管長さ (L) を枝管内径 (D) で除することによって規格化した不燃限界長さ (L/D) の数値によって、枝管内に混合ガスが蓄積する可能性の有無を判断する。不燃限界長さ (L/D) の数値が 4 以下であれば混合ガスの蓄積が発生しないとされている。評価結果を第 1 表に示す。

ドライウエル側第一弁のバイパスライン、原子炉建屋ガス処理系ライン及び第二弁バイパス弁については、混合ガスが蓄積する可能性がある結果となった。そのため、第 3 図及び第 4 図に示すように、ベントラインを設置し、混合ガスが蓄積することのない設計とする。また、フィルタ装置に接続される枝管については、不燃限界長さ (L/D) を考慮して、必要に応じてベントラインを設置する設計とする。

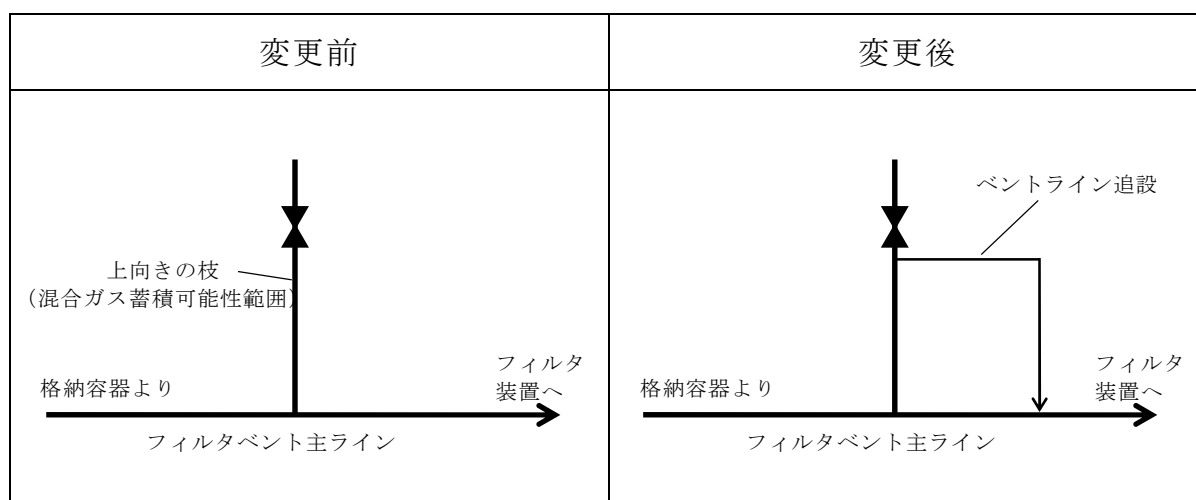
(e) 圧力開放板の下流における水素爆発について

格納容器から圧力開放板までは不活性化されていること及び格納容器内の酸素濃度をドライ条件で可燃限界未満に維持することで、高濃度の水素雰囲気においても水素爆発は発生しないが、圧力開放板以降については、不活性化していない範囲であるため、高濃度の水素と空気が触れることで水素爆発のおそれがある。しかしながら、ベント実施直後は、格納容器からのベントガスによって系統内の窒素が押し出され、圧力開放板以降の空気が排出されることから、放出端までの範囲で高濃度の水素が空気と触れず、水素爆発が発生することはないと考えられる。また、放出端から先については、大気であるものの、大気中には着火源等がなく、水素爆発は発生しないと考えられる。

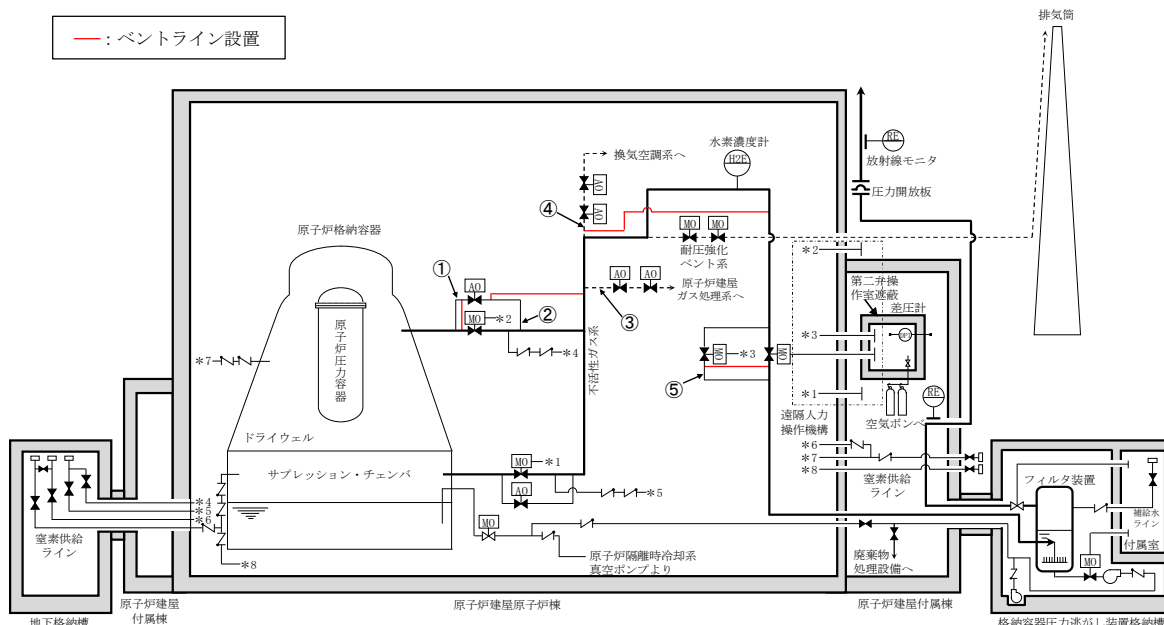
第 1 表 主ラインから分岐する枝管の閉止端までの長さ と口径等

	分岐箇所 <sup>※1</sup>	枝管 長さ L (m)	枝管 内径 D (m)	L/D (-)	混合ガス 蓄積 可能性
①	ドライウェル側第一弁 バイパスライン(上流側)	2.525	0.0495	51.0	有
②	ドライウェル側第一弁 バイパスライン(下流側)	2.289	0.0495	46.2	有
③	原子炉建屋ガス処理系 ライン	2.051	0.5906	3.47	無
④	換気空調系ライン	4.956	0.5856	8.46	有
⑤	第二弁バイパス弁(下流 側)	7.043	0.4286	16.4	有

※1 フィルタ装置に接続される枝管については、不燃限界長さ (L/D) を考慮して、必要に応じてベントラインを設置する設計とする。



第 3 図 枝管へのベントラインの追設 (混合ガス蓄積防止)

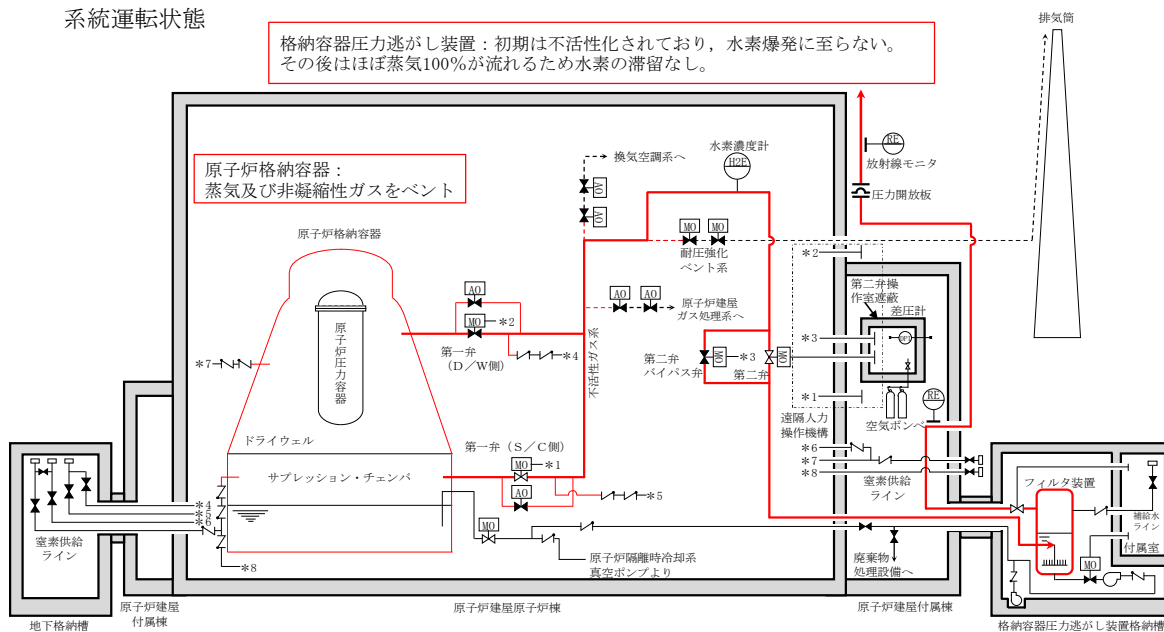


第 4 図 ベントライン設置概要図

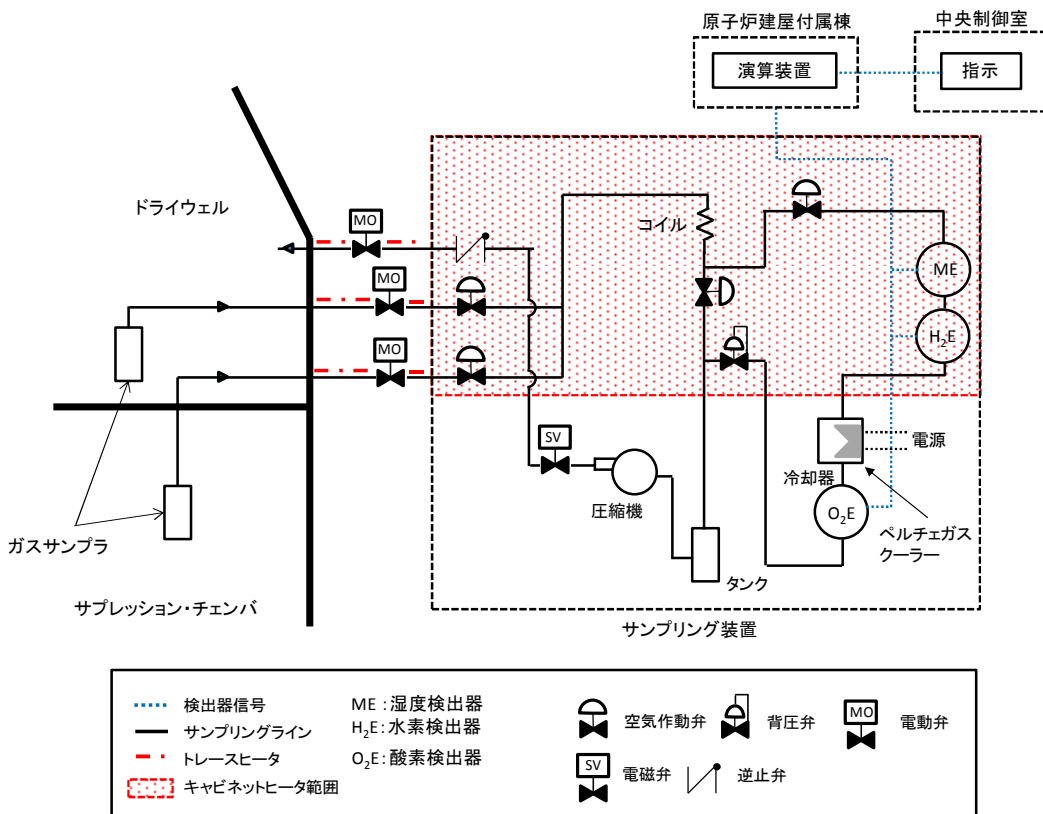
この系統状態における水素爆発防止対策概要を第 5 図に、酸素濃度監視設備（格納容器酸素濃度（S A））の概要図を第 6 図に、有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」における格納容器の気相濃度の推移を第 7 図及び第 8 図に示す。なお、図に示す格納容器の水素及び酸素の気相濃度については、MAAP 解析に基づく水-ジルコニウム反応により発生する水素に加え、MAAP 解析で考慮していない水の放射線分解によって発生する水素及び酸素についても考慮している。



系統運転状態



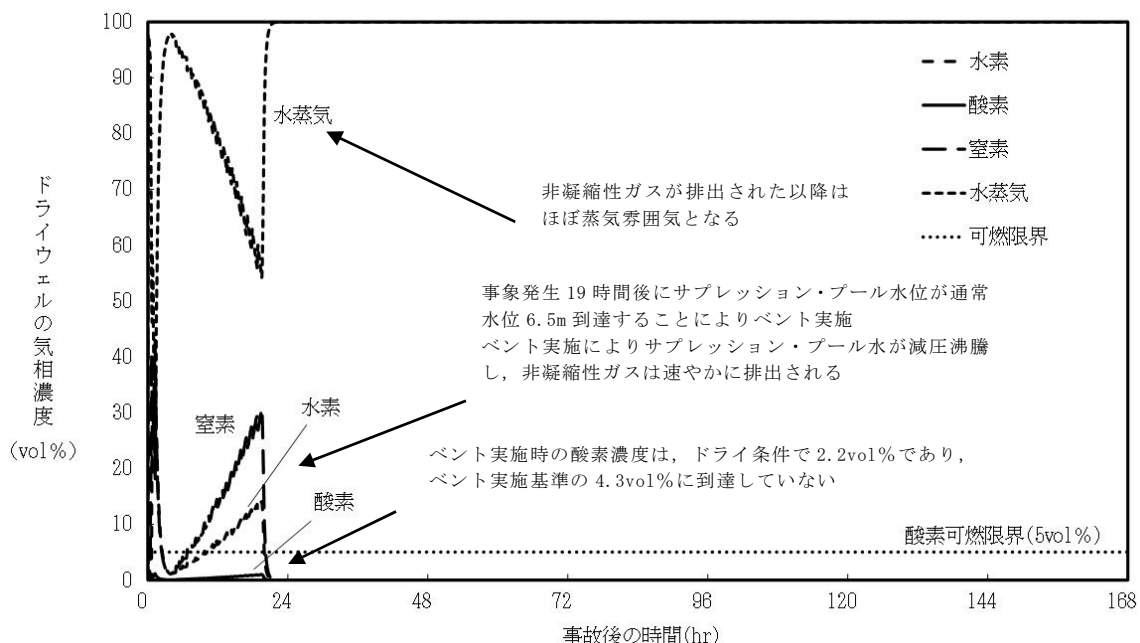
第 5 図 水素爆発防止対策（系統運転状態）



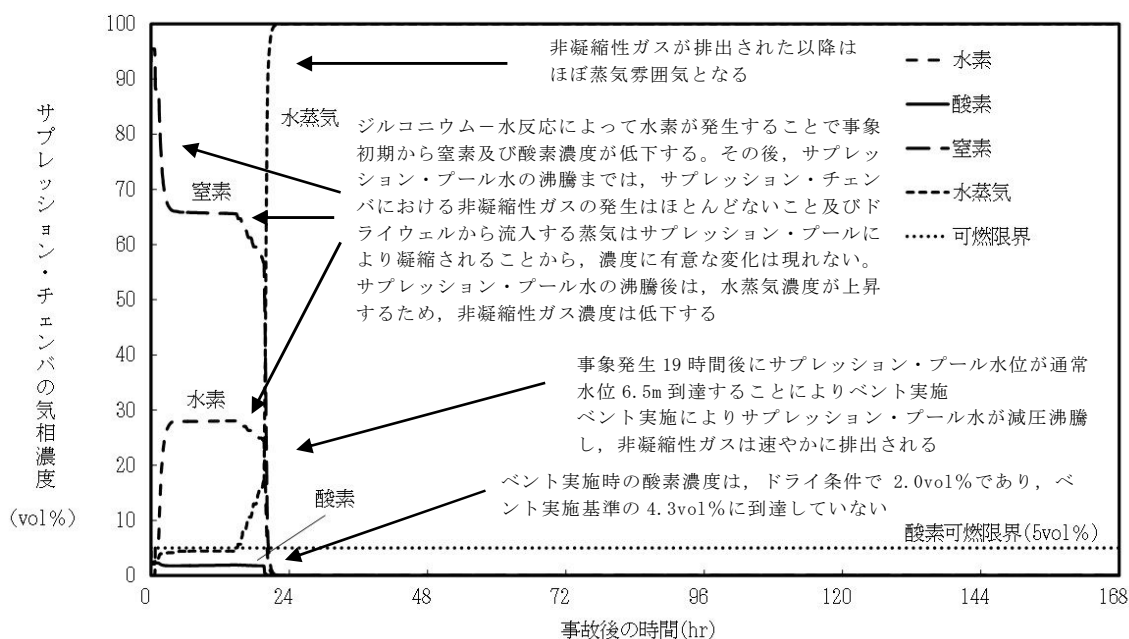
計測周期：サンプリング装置は、格納容器内ガスのサンプリングから、測定、排出までの工程を約3分で行う。

中央制御室指示：ドライ条件及びウェット条件での濃度を表示する。

第 6 図 酸素濃度監視設備（格納容器酸素濃度（SA））に関する系統概要図



第7図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）  
（代替循環冷却系を使用できない場合）」における  
ドライウエルの気相濃度の推移（ウェット条件）



第8図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）  
（代替循環冷却系を使用できない場合）」における  
サブプレッション・チェンバの気相濃度の推移（ウェット条件）

## d. 系統運転状態②：非凝縮性ガス排出（ベント開始後 1 時間程度）後

## (a) 水素爆発防止対策

ベント実施に伴うサプレッション・プール水の減圧沸騰により、可燃性ガスを含む非凝縮性ガスが排出された以降の格納容器は、ほぼ水蒸気で満たされた状態となり、系統へ流入するベントガスもほぼ水蒸気となることから、水素爆発は発生しない。

## (b) 系統における水素濃度監視

系統における水素濃度については、ベントガスがほぼ蒸気となっていることから、監視不要である。

## (c) 対向流による空気の流入

格納容器及び系統から非凝縮性ガスが排出された以降は、仮に対向流が発生した場合であっても、格納容器及び系統内はほぼ蒸気で満たされている状態となるため、水素爆発は発生しない。

この系統状態における水素爆発防止対策概要は第 5 図と同様である。

## e. 格納容器ベント停止後

## (a) 水素爆発防止対策

格納容器ベント停止後、スクラビング水の放射線分解により水素及び酸素が発生するため、第一弁の下流から窒素供給装置等による窒素供給を実施し、系統のパージを継続することで、水素爆発を防止する。

## (b) 系統における水素濃度監視

系統における水素濃度に関しては、窒素供給による系統パージ停止後において、水素が長期的に系統内に滞留しないことを確認するため、監視を実施する。

## (c) スクラビング水の放射線分解による酸素発生

ベント停止後において、スクラビング水の放射線分解によって発生する酸素については、スクラビング水中の放射性物質の崩壊熱によって発生量が増加するが、蒸気の発生量も崩壊熱によって増加する比例関係にあり、以下のとおり、酸素濃度は 0.1vol%未満となるため系統内で水素爆発することはない。

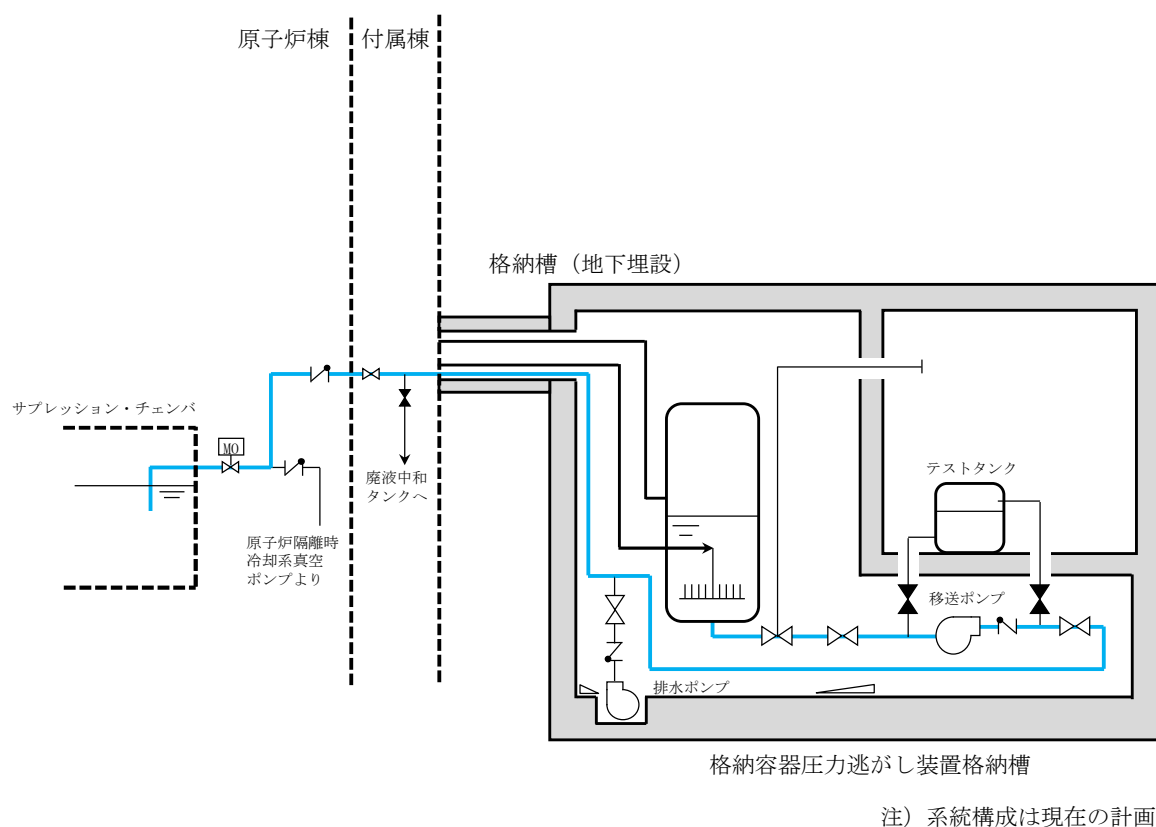
- ・スクラビング水の沸騰を考慮し、酸素発生量の G 値は 0.2 とする。
- ・スクラビング水の放射線吸収割合は 1.0 とする。

$$\begin{aligned}
 \text{○蒸気発生量} &= [\text{崩壊熱 (MW)}] \times 1,000 / ([\text{飽和蒸気比エンタルピー}] - \\
 &\quad [\text{飽和水比エンタルピー}]) \times 1,000 / \text{分子量} \times 22.4 \times 10^{-3} \\
 &\quad \times 3,600 \\
 &= [\text{崩壊熱 (MW)}] \times 1,000 / ((2675.57 - 419.10) \times 1,000 \\
 &\quad / 18 \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3,600 \\
 &= 1,985.4 \times [\text{崩壊熱 (MW)}] \text{ Nm}^3/\text{h}
 \end{aligned}$$

$$\begin{aligned}
 \text{○酸素発生量} &= [\text{崩壊熱 (MW)}] \times 10^6 \times [\text{G 値}] / 100 \\
 &\quad / (1.602 \times 10^{-19}) / (6.022 \times 10^{23}) \times 22.4 \times 10^{-3} \\
 &\quad \times 3,600 \times [\text{放射線吸収割合}] \\
 &= [\text{崩壊熱 (MW)}] \times 10^6 \times 0.2 / 100 / (1.602 \times 10^{-19}) / \\
 &\quad (6.022 \times 10^{23}) \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3,600 \times 1 \\
 &= 1.68 \times [\text{崩壊熱 (MW)}] \text{ Nm}^3/\text{h}
 \end{aligned}$$

$$\begin{aligned}
 \text{○酸素濃度} &= \text{酸素発生量} / (\text{蒸気発生量} + \text{酸素発生量}) \\
 &= 0.085\%
 \end{aligned}$$

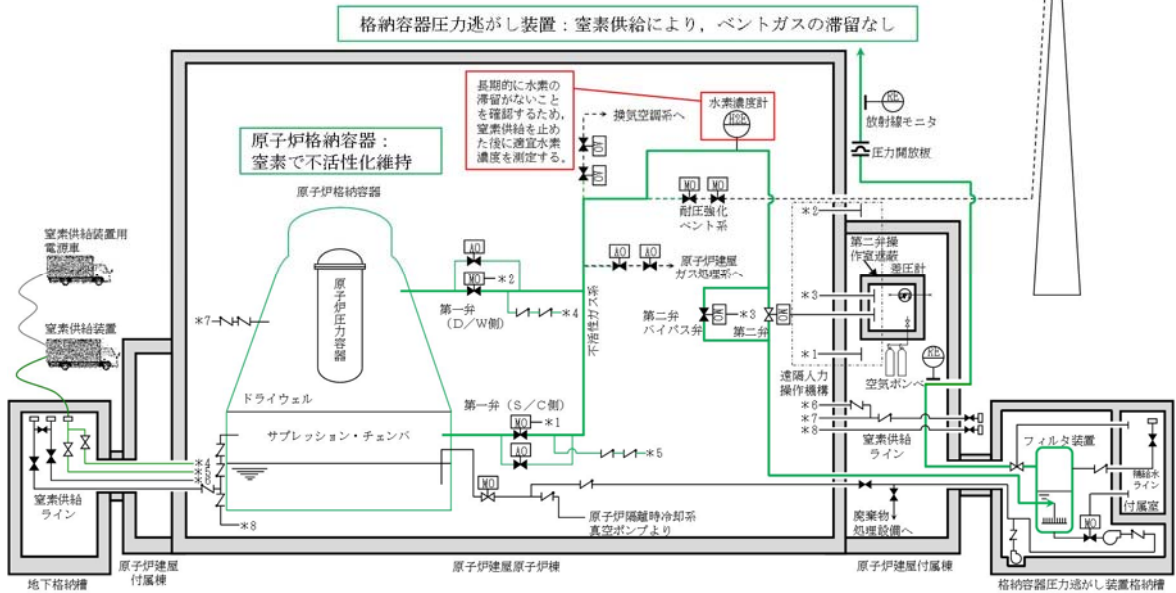
- (d) 移送ライン使用時における格納容器内への空気流入の影響について  
 格納容器ベント停止後は、第9図に示すとおり、移送ポンプを用いてスクラビング水をサブプレッション・チェンバへ移送することとしているが、スクラビング水を移送する際には、移送ポンプ下流側配管のうち水張りを行っていない範囲の空気がスクラビング水とともにサブプレッション・チェンバへ流入するが、ベント停止後の格納容器は窒素供給により不活性化されており、さらに可燃性ガス濃度制御系によって格納容器内の水素濃度を可燃限界未満に維持するため、空気の影響はない。



第9図 移送ライン系統概要図

この系統状態における水素爆発防止対策概要を第10図に示す。

事故収束状態：「隔離弁閉」

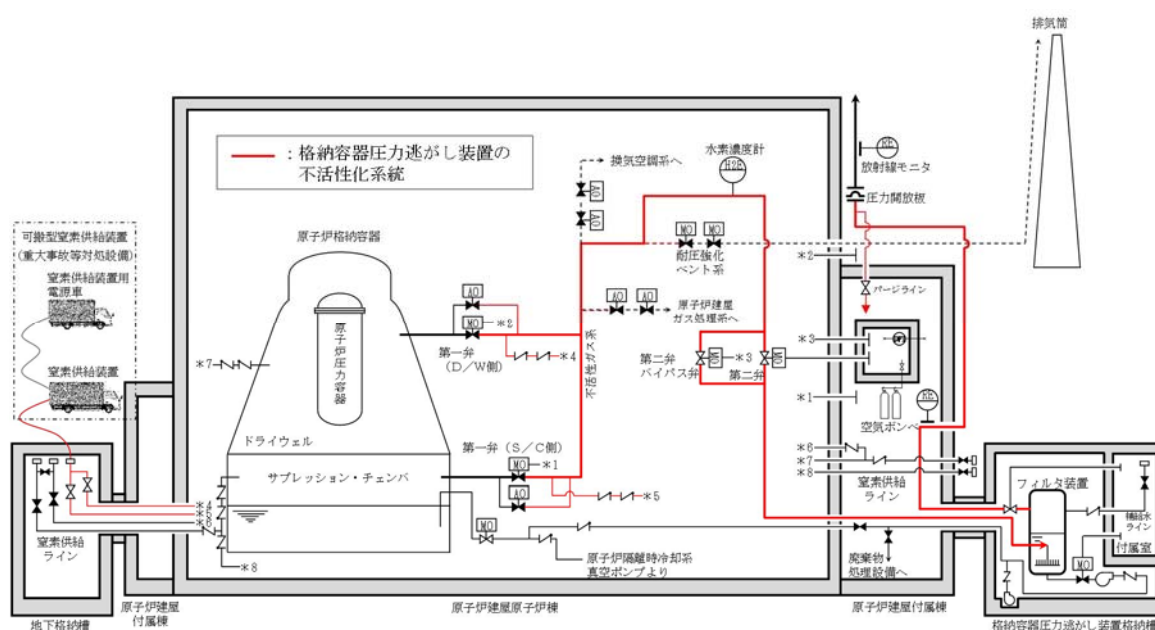


第 10 図 水素爆発防止対策（ベント停止後）

補足 1 格納容器圧力逃がし装置系統の不活性化について

格納容器圧力逃がし装置系統の不活性化については、プラント起動前に実施する。系統の不活性化に使用する系統について第 1 図に示す。

第一弁を閉とした状態で、第一弁の下流から可搬型窒素供給装置により窒素供給を実施し、フィルタ装置を通じてパージラインから排出を継続することで窒素置換を実施する。また、フィルタ装置配管は、管理区域内を通るため、パージラインの排気先については、原子炉建屋付属棟とする。



第 1 図 格納容器圧力逃がし装置の不活性化系統

## 補足 2 格納容器内における気体のミキシングについて

BWRの格納容器内の気体のミキシング効果については、電力共同研究「格納容器内ミキシング確認試験に関する研究」(S57年度)<sup>[1]</sup>によって、格納容器スプレイや温度差による自然対流に伴う攪拌効果による十分なミキシングが短時間に得られることを確認している。

有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(代替循環冷却系を使用できない場合)」において、事象発生後25分から格納容器スプレイを実施すること及び格納容器内の温度差により、格納容器内の気体は十分にミキシングされるものと考えられる。さらに、崩壊熱によって炉心で発生した蒸気が格納容器内へ放出されることによってもミキシングが促進される。

格納容器スプレイを実施している場合の格納容器内の気体の流動については、上記研究にて実験的に確認されている。実験結果を第1図に示す。10vol%の空気希釈ヘリウムガスの供給を停止すると、格納容器スプレイにより短期間で十分なミキシング効果が得られることが示されている。

格納容器内雰囲気と壁面に温度差がある場合のミキシング効果についての実験結果を第2図に示す。第2図は格納容器内雰囲気と壁面に5°Cの温度差がある場合のミキシング効果を示しており、10vol%の空気希釈ヘリウムガスを供給しているが、実験開始から約20分後までには十分にミキシングされることを示している。BWRの格納容器内では、原子炉圧力容器が熱源として考えられるため、格納容器内雰囲気と壁面において少なくとも5°C以上の温度差は生じているものと考えられる。このため、BWRの格納容器内において、気体が成層化する等の位置的な濃度の著しい偏りが生じる可能性は低いと考えられる。さらに、本試験は、より成層化の可能性が高い軽密度気体であるヘリウムにて攪拌効果を確認しているた



め、格納容器内での水素燃焼を防止するためのベント実施判断基準として設定している酸素については、濃度の著しい偏りが生じる可能性はさらに低いと考えられる。

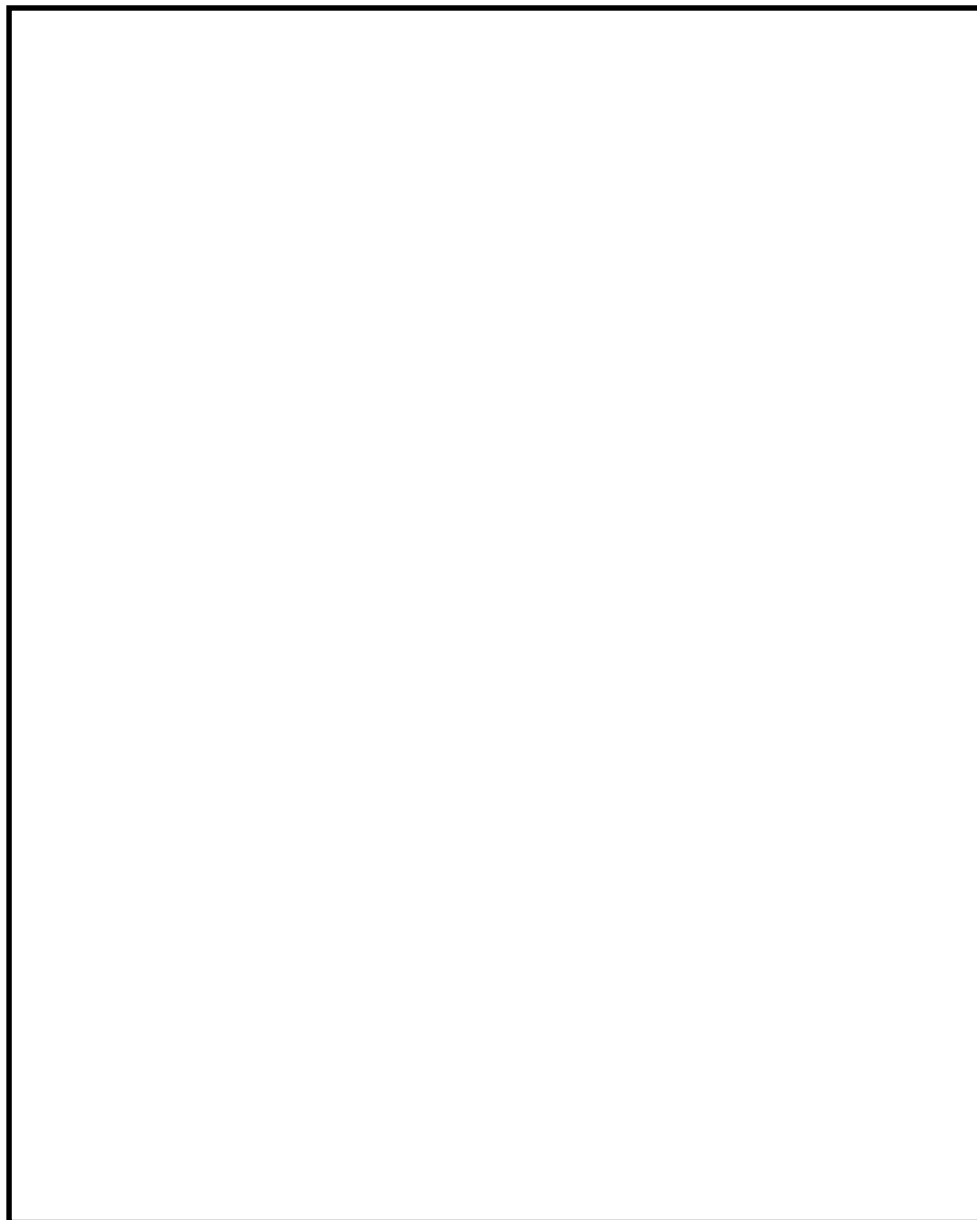
また、シビアアクシデント条件下における格納容器内の気体のミキシング効果については、比較的単純な形状から大規模で複雑な形状の試験装置に至る国内外の試験において検討されている。代表的なものとして、旧（財）原子力発電技術機構による試験で得られた知見<sup>[2]</sup>を以下にまとめる。

- ・軽密度気体（試験では水素をヘリウムで模擬）の放出による自然循環のみでも、ミキシングは比較的良好であった。
- ・水蒸気発生を考慮したケースでは、ミキシングは促進された。
- ・上部区画へ軽密度気体を放出して濃度の偏りを生じさせたケースでも、格納容器スプレイを作動させることによりミキシングは達成された。

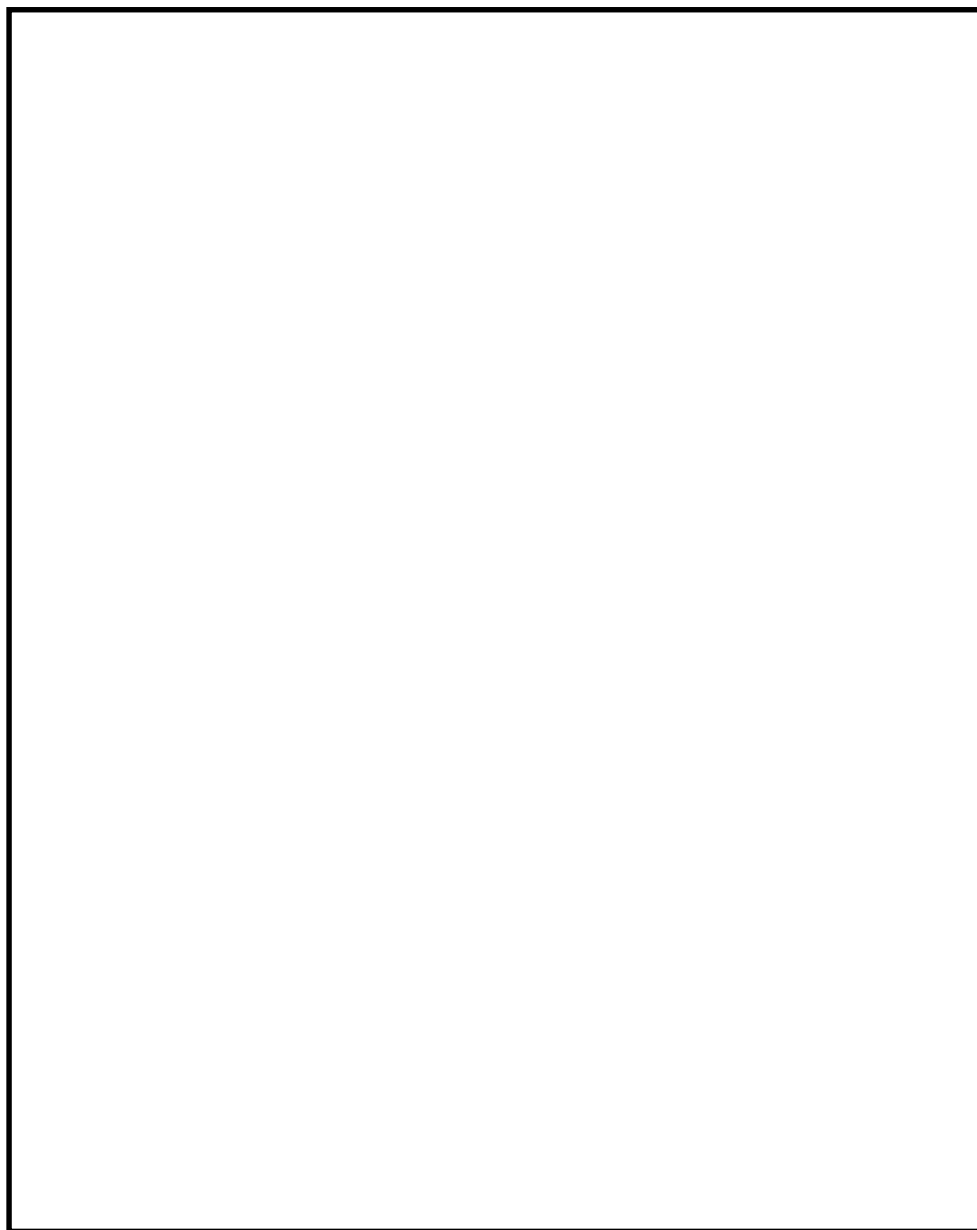
本試験はPWRプラントを模擬したものであるが、複雑な区画を含む形状においても十分なミキシングが得られたことが確認されており、BWRプラントでも同様の効果が期待できると考えられる。

[1] 共同研究報告書、格納容器内ミキシング確認試験に関する研究（S57年度）

[2] 重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）に関する総括報告書、財団法人 原子力発電技術機構（平成15年3月）



第 1 図 格納容器スプレイ実施時のガス濃度変化



第 2 図 格納容器内雰囲気と壁面の温度差によるガス濃度変化結果

格納容器圧力逃がし装置の系統設計条件の考え方について

格納容器圧力逃がし装置については、想定される事故事象での使用条件下において、性能を発揮できる設計とするため、系統設計条件を定めている。

主な系統設計条件を第 1 表に示す。

第 1 表 格納容器圧力逃がし装置の系統設計条件

設計条件		設定根拠
最高使用圧力	620kPa [gage]	格納容器の限界圧力を考慮し 2Pd (最高使用圧力 310kPa [gage] の 2 倍) とする。
最高使用温度	200℃	格納容器の限界温度を考慮し 200℃ とする。
設計流量	13.4kg/s (格納容器圧力 310kPa [gage] において)	原子炉定格熱出力 1% 相当の飽和蒸気量を、ベント開始圧力が低い場合 (310kPa [gage]) であっても排出可能な流量とする。
フィルタ装置内発熱量	500kW	想定されるフィルタ装置に捕集、保持される放射性物質の崩壊熱に対して十分な余裕を見込み、原子炉定格熱出力の 0.015% に相当する発熱量とする。
エアロゾル移行量	400kg	想定されるフィルタ装置に移行するエアロゾルの量 (38kg) に対して十分な余裕を見込み、400kg とする。
よう素の炉内内蔵量	24.4kg	BWR プラントにおける代表炉心 (ABWR) の平衡炉心末期を対象とした ORIGEN 2 コードの計算結果に対して、東海第二発電所の熱出力 (3,293MW) を考慮して算出した結果、24.4kg とする。
耐震条件	基準地震動 $S_s$ にて機能維持	基準地震動 $S_s$ にて機能を維持する。

格納容器圧力逃がし装置の各設計条件の考え方を以下に示す。

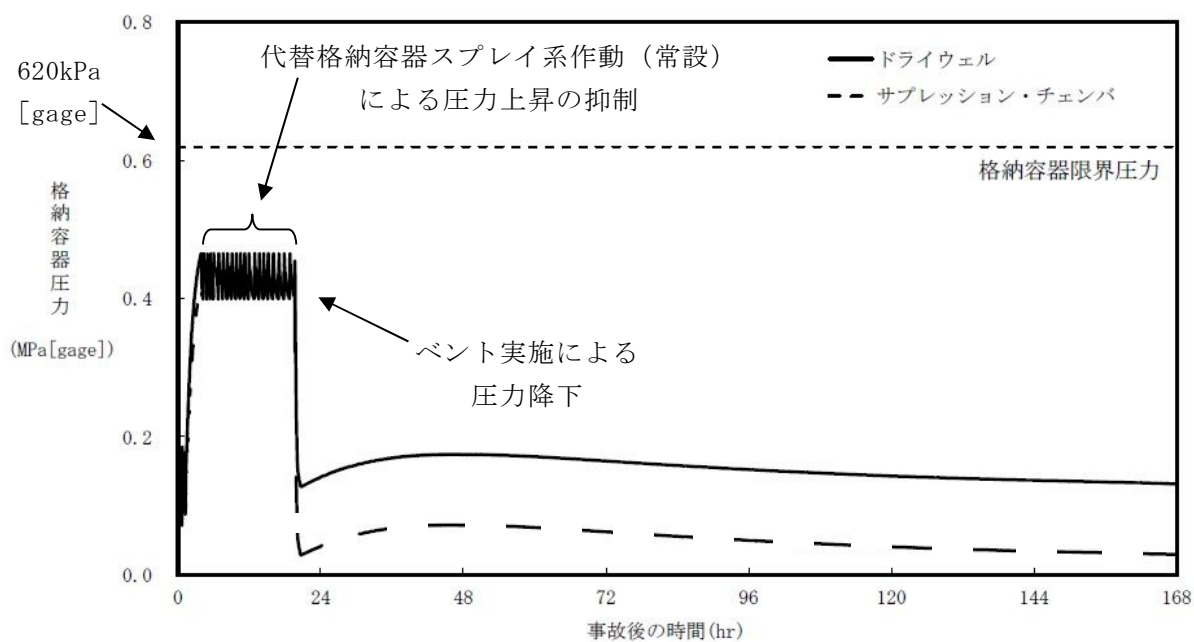
## (1) 最高使用圧力及び最高使用温度

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、格納容器の破損を防止するため、格納容器内のガスを排気することにより、格納容器内の圧力及び温度を低下させることができる設計とし、格納容器圧力が格納容器の限界圧力を下回る 620kPa [gage] (2Pd：最高使用圧力の 2 倍) に到達するまでにベント操作を実施することとしている。

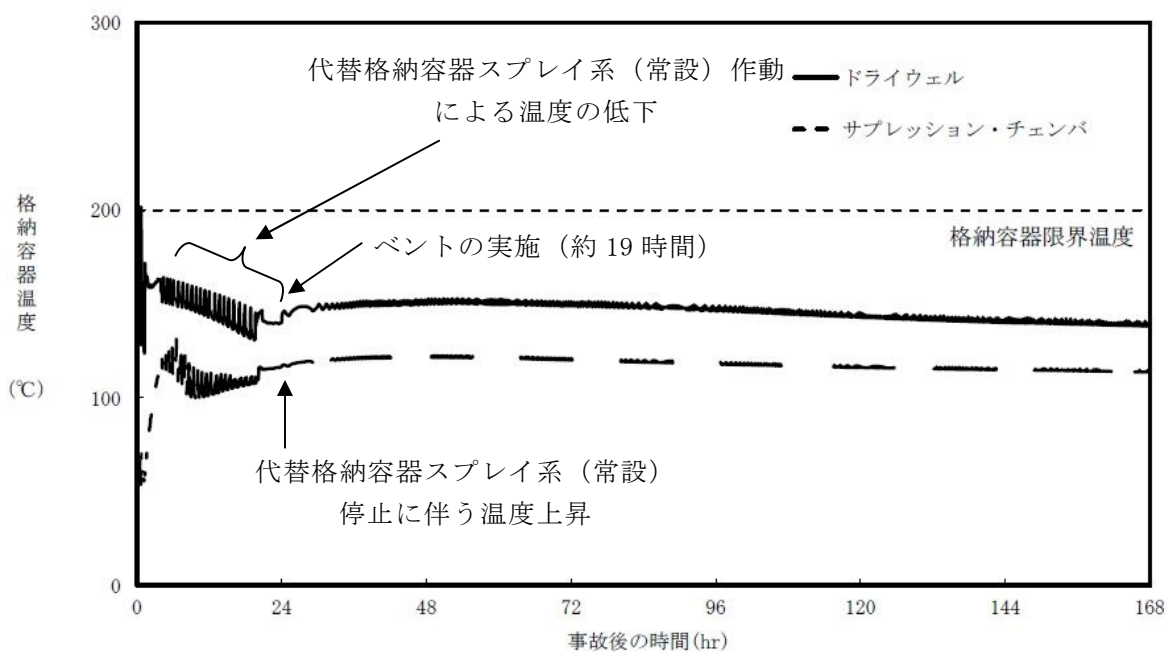
有効性評価における格納容器圧力及び格納容器温度の推移から、ベント時に格納容器圧力及び格納容器温度は限界圧力を下回る 620kPa [gage] 及び限界温度を下回る 200℃を下回ることから、2Pd、200℃を最高使用圧力及び最高使用温度としている。

有効性評価のうち格納容器過圧・過温破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」における格納容器圧力及び格納容器温度の推移を第 1 図、第 2 図に示す。格納容器圧力の最大値はベント時の約 465kPa [gage]、シーケンス中の格納容器の最高温度は事象開始直後、破断口から流出する過熱蒸気により一時的に格納容器雰囲気温度は約 202℃となるが、格納容器バウンダリにかかる温度（壁面温度）は最大でも約 157℃であり、限界温度を下回る 200℃を超えないことから、格納容器の限界圧力及び限界温度を下回っている。

最高使用圧力及び最高使用温度については、格納容器圧力逃がし装置の構造設計に使用される。



第 1 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (代替循環冷却系を使用できない場合)」における格納容器圧力の推移



第 2 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (代替循環冷却系を使用できない場合)」における格納容器温度の推移

(参考) フィルタ装置の最高使用圧力及び最高使用温度を超える場合の健全性について

ベント中のフィルタ装置（容器）について，設計上考慮している最高使用圧力（620kPa [gage]），最高使用温度（200℃）を超える場合の構造健全性を評価する。

・評価方法

フィルタ装置の持つ放射性物質の閉じ込め機能が喪失する要因として，高温状態で内圧を受け，過度に塑性変形することによる延性破壊が想定される。

フィルタ装置について，「発電用原子力設備規格 設計建設規格（2005年版（2007年追補版を含む））J S M E S N C 1 - 2005 / 2007」（以下，「設計・建設規格」という）に示される，内面に圧力を受ける円筒胴の計算上必要な厚さを求める式により，温度（フィルタ装置温度における材料の許容引張応力），圧力をパラメータとして，フィルタ装置（胴部）の構造健全性が確保される，温度と圧力の組合せを評価する。

・評価

設計・建設規格の P V C - 3122 (1) 項に準拠し，設計・建設規格「表 5 鉄鋼材用（ボルト材を除く）の各温度における許容引張応力」に規定される，50℃から 450℃の各温度における許容引張応力を与えることで，構造健全性が確保できる圧力（以下，「許容圧力」という。）を算出する。

$$t = \frac{PD_i}{2S \eta - 1.2P}$$

ここで，

t : 胴の最小厚さ

P : 許容圧力 (MPa)

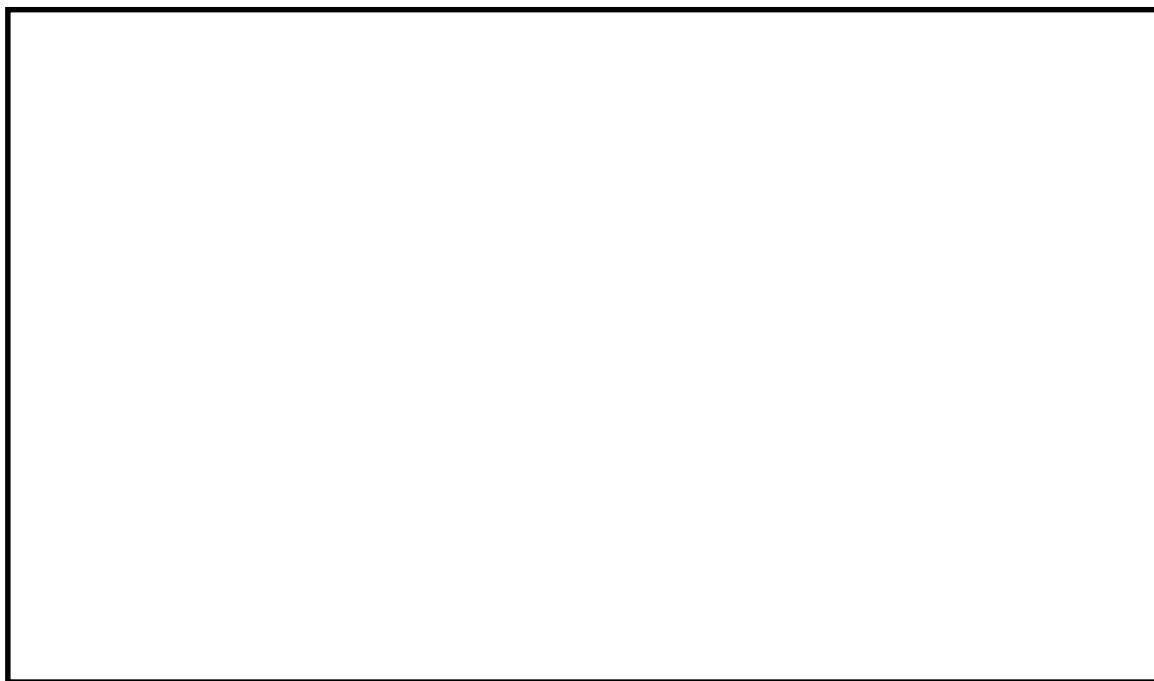
Di : 胴の内径 4,600 (mm)

S : 各温度における材料の許容引張応力 (MPa)

$\eta$  : 長手継手の効率 ( $\eta=1$ )

・評価結果

設計・建設規格の必要最小板厚を求める式を用いて評価を実施した結果、第 3 図に示すとおり、設計上考慮している最高使用圧力 (620kPa [gage])、最高使用温度 (200℃) を超える圧力、温度でも構造健全性を有する結果が得られた。



第 3 図 フィルタ装置 (胴部) の必要最小板厚の式を用いた評価結果



## (2) 系統流量（ベントガス流量）

格納容器圧力逃がし装置の系統流量は、原子炉定格熱出力の 1%相当の蒸気流量をベント開始圧力が低い場合（1Pd）においても排出できるよう以下のとおり設定している。

## a. 蒸気流量の設定

重大事故等発生後の数時間で格納容器圧力逃がし装置が使用されることはないが、保守的に原子炉停止後 2 時間後～3 時間後に格納容器圧力逃がし装置が使用されると考え、その時点での原子炉の崩壊熱として原子炉定格熱出力の 1%を設定し、それに相当する蒸気流量とする。

## b. 格納容器圧力の設定

有効性評価において格納容器圧力逃がし装置のベント開始圧力を 1Pd～2Pd としており、格納容器圧力が低い方が蒸気排出条件が厳しくなるため、格納容器圧力は 1Pd とする。

## c. 系統流量の算出

a. 及び b. の組合せにより、系統流量を設定する。系統流量は式 1 により算出する。

$$W_{Vent} = Q_R \times 0.01 / (h_S - h_w) \times 3600 / 1000 \quad (\text{式 1})$$

ここで、

$W_{Vent}$  : 系統流量 (t/h)

$Q_R$  : 定格熱出力 (3,293 × 10<sup>3</sup> kW)

$h_S$  : 飽和蒸気の比エンタルピ (2,739 kJ/kg @1Pd)

$h_w$  : 飽和水の比エンタルピ (251 kJ/kg @60℃<sup>※1</sup>)

※1 格納容器内に注水する水温を保守的に高めに設定した温度

以上より，系統流量は 48t/h となることから，13.4kg/s を格納容器圧力 1Pd の時の系統流量とする。系統流量は，配管設計やオリフィスの設計条件として使用される。

なお，格納容器圧力が 1Pd より高い圧力でベントする場合には，その時の格納容器圧力と系統全体の圧力損失から系統流量が決まり，格納容器圧力が 1Pd 以上になれば系統流量も 13.4kg/s 以上となり，より蒸気を排出しやすい状況となる。

### (3) フィルタ装置内発熱量

格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置内発熱量は，原子炉定格熱出力の 0.015% に相当する崩壊熱である 500kW に設定している。

NUREG-1465 における格納容器ソースタームに基づき，ドライウェルベント時に格納容器からフィルタ装置に移行する FP による崩壊熱を評価する。

フィルタ装置内発熱量は以下の式で表される。

#### 【フィルタ装置内発熱量】

= 【①ベント時の原子炉の崩壊熱】

× 【②FP の格納容器への放出割合】

÷ 【③格納容器内の DF】

× 【④フィルタ装置に蓄積する FP の崩壊熱への寄与割合】

#### ① ベント時の原子炉の崩壊熱

重大事故等発生後の数時間で格納容器圧力逃がし装置が使用されることはないが，保守的に原子炉停止後約 2 時間後～3 時間後に格納容器圧

力逃がし装置が使用されると考え、その時点での原子炉の崩壊熱として、原子炉定格熱出力の 1%とする。

② FP の格納容器への放出割合

NUR E G - 1465 に基づき、揮発性核種のうち格納容器への放出割合が最も大きい Halogen ( I ) の放出割合である 61%で代表させる (第 2 表参照)。

③ 格納容器内の D F

海外で行われた FP エアロゾルの自然除去効果に関する試験 ( N S P P 試験等 ) では、格納容器のエアロゾルは数時間程度で 1 / 10 程度まで減少している結果が得られており、格納容器内のエアロゾルに対する除去効果として、ドライウェルベント時は D F : 10<sup>\*1</sup>とする。

※1 事象発生から 19 時間 (有効性評価におけるベント開始時間) 後には、より大きな D F が期待できること及び M A A P 解析でもより大きな D F を見込んでいる (別紙 17 第 1 図) ことから、設計条件として適用性があると考ええる。

④ フィルタ装置に蓄積する FP の崩壊熱への寄与割合

NUR E G - 1465 に基づき、揮発性が比較的高く、炉心損傷を伴う事故時に有意な放出割合となり、フィルタ装置に蓄積する核種として、Halogen ( I ) , Alkali metal ( Cs ) , Te , Ba 及び Sr を想定し、これら核種の崩壊熱への寄与割合は 22%とする (第 3 表参照)。

したがって、定格熱出力に対する崩壊熱は以下のように評価される。

$$\text{ドライウェルベント} : 0.01 \times 0.61 \div 10 \times 0.22 = 0.01342\%$$

以上より、フィルタ装置内発熱量は、上記割合を包絡する条件とし、原子炉定格熱出力の 0.015%である 500kW (3,293MW × 0.015%) と設定する。

フィルタ装置内発熱量は、スクラビング水の初期保有量及びフィルタ装置の寸法設定に使用される。

第 2 表 NUREG-1465 における格納容器内への放出割合

	Gap Release	Early-In -vessel	Ex-vessel	Late-In -vessel	合計
Noble Gases <sup>※1</sup>	0.05	0.95	0	0	1.00
Halogens ( I )	0.05	0.25	0.30	0.01	0.61
Alkali metal (Cs)	0.05	0.20	0.35	0.01	0.61
Te	0	0.05	0.25	0.005	0.305
Ba, Sr	0	0.02	0.1	0	0.12
Noble metals (Mo, Ru, Sb)	0	0.0025	0.0025	0	0.005
Ce	0	0.0005	0.005	0	0.0055
La	0	0.0002	0.005	0	0.0052

※1 希ガスはフィルタ装置内に蓄積しないため、評価対象外とする。

第 3 表 放出割合が大きい揮発性核種の崩壊熱寄与割合

元素グループ <sup>※1</sup>	放出割合	①放出割合 (ハロゲン比)	②崩壊熱寄与割合 (炉停止後約 2 時間)	崩壊熱寄与割合 ①×②
Halogens ( I )	0.61	1.0	0.18	0.18
Alkali metal (Cs)	0.61	1.0	0.02	0.02
Te	0.305	0.5	0.02	0.01
Ba, Sr	0.12	0.2	0.06	0.01
			合計	0.22

※1 希ガスはフィルタ装置内に蓄積しないため、評価対象外とする。また、放出割合が小さい核種は放出量として無視できるため、評価対象外とする。

## (4) エアロゾル移行量

有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」における格納容器からフィルタ装置に移行するエアロゾルの重量を第 4 表に示す。

第 4 表 格納容器からフィルタ装置に移行するエアロゾル重量

シーケンス（事象）	エアロゾル重量	
	W/Wベント	D/Wベント
雰囲気圧力・温度による静的負荷 （格納容器過圧・過温破損） （代替循環冷却系を使用できない場 合）	1g	5,000g

一方、格納容器からのエアロゾルの移行量を保守的に評価するため、サプレッション・プール水でのスクラビング効果がないドライウェルベント時の格納容器からフィルタ装置に移行するエアロゾル量について、核分裂生成物の炉内内蔵量と NUREG-1465 に基づく炉心から格納容器へ放出される核分裂生成物の割合を用いて評価した結果、約 38kg となる。さらに、エアロゾルに係る海外規制を踏まえ、400kg に設定している。

想定するエアロゾル移行量の評価方法と海外規制におけるエアロゾル移行量を以下に示す。

## a. 核分裂生成物の炉内内蔵量

各核種グループの FP の炉内内蔵量を第 5 表に示す。

## b. 核分裂生成物の格納容器への放出割合

NUREG-1465 に基づき、各核種グループの放出割合を設定する（第 2 表参照）。

## c. 格納容器内の DF

保守的にドライウェルベントの場合を想定し、崩壊熱の設定と同様に、

D F 10 とする。

以上より、想定するエアロゾル量を計算した結果、約 38kg となる。

評価式を以下に示す。

【エアロゾル量】 =

$$\sum_{\text{全核種グループ}} [(\text{核種グループの炉内内蔵量}) \times (\text{核種グループの格納容器への放出割合}) / 10]$$

d. 海外規制におけるエアロゾル移行量

ドイツ RSK の勧告では、フィルタ装置に移行するエアロゾル量として PWR については 60kg, BWR については 30kg としている。また、スイスの原子力施設ガイドラインにおいては、エアロゾル量は 150kg と規定されている。

第 5 表 核分裂生成物の炉内内蔵量

核種グループ	代表化学形態	炉内内蔵量 (kg)	格納容器への放出割合 (-)	エアロゾル移行量 (kg)
Halogens	CsI		0.61	
Alkali metal	CsOH		0.61	
Te	TeO <sub>2</sub> , Sb		0.305	
Ba, Sr	BaO, SrO		0.12	
Noble metals	MoO <sub>2</sub>		0.005	
Ce	CeO <sub>2</sub>		0.0055	
La	La <sub>2</sub> O <sub>3</sub>		0.0052	
			合計	3.8E+01

エアロゾル移行量は、金属フィルタの総面積の設定に使用される。

(参考) ベントタイミングにおいて発生する荷重の考慮について

(1) 重大事故等発生時において格納容器内にて発生する動的荷重

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

- ①ドライウェル内の配管破断によるジェット力
- ②プールスウェル荷重
- ③ベント管出口での蒸気凝縮振動荷重
- ④逃がし安全弁作動時の荷重
- ⑤原子炉隔離時冷却系タービン排気圧力の荷重

①～③は、原子炉冷却材喪失事故において事故発生直後に発生する荷重であり、ベント時に生じる荷重は、これに比べて影響は小さい。

また④、⑤は、ベント開始の判断基準である格納容器圧力  $2P_d$  に近づいた状態では、原子炉圧力は、原子炉冷却材喪失事故や逃がし安全弁による急速減圧等により、既に低下した状態となっており、原子炉隔離時冷却系も運転していないことから、 $2P_d$  ベント時に作用する荷重ではない。

以上のことから、ベントの判断基準である格納容器圧力  $2P_d$  における格納容器の加圧は、崩壊熱により発生する蒸気によるものであり、動的荷重を考慮する必要はない。

フィルタ装置（容器）の設計に当たっては、最高使用圧力  $2P_d$ 、最高使用温度  $200^{\circ}\text{C}$  の条件に加えて、地震荷重を考慮した強度評価を実施している。

また、耐圧機器ではないが、内部構造物であるベンチュリノズルについては、差圧荷重及び地震荷重を考慮するとともに、JAVA 試験にて得られた知見を踏まえた圧力振動を考慮して強度評価を実施している。（第 6 表参照）

第 6 表 フィルタ装置の設計

部位	設計に用いた荷重		評価方法
フィルタ装置 (容器)	静的荷重	内圧荷重 (最高 使用圧力)	JSME 設計・建設規格に基づき、荷重に対する必要板厚を算出し、最小板厚が必要板厚を満足することを確認する。
		内圧荷重、地震 荷重	内圧荷重及び地震荷重による一次応力及び一次＋二次応力を算出し、原子力発電所耐震設計技術指針で定める許容値を満足することを確認する。
内部構造物 (ベンチュリ ノズル)	静的荷重	差圧荷重	ASME Sec. II, III, VIIIに基づき評価
		差圧荷重、地震 荷重	ASME Sec. II, III, VIIIに基づき評価
	動的荷重	水力学的荷重	JAVA 試験にて得られた知見を踏まえて、圧力振動を評価



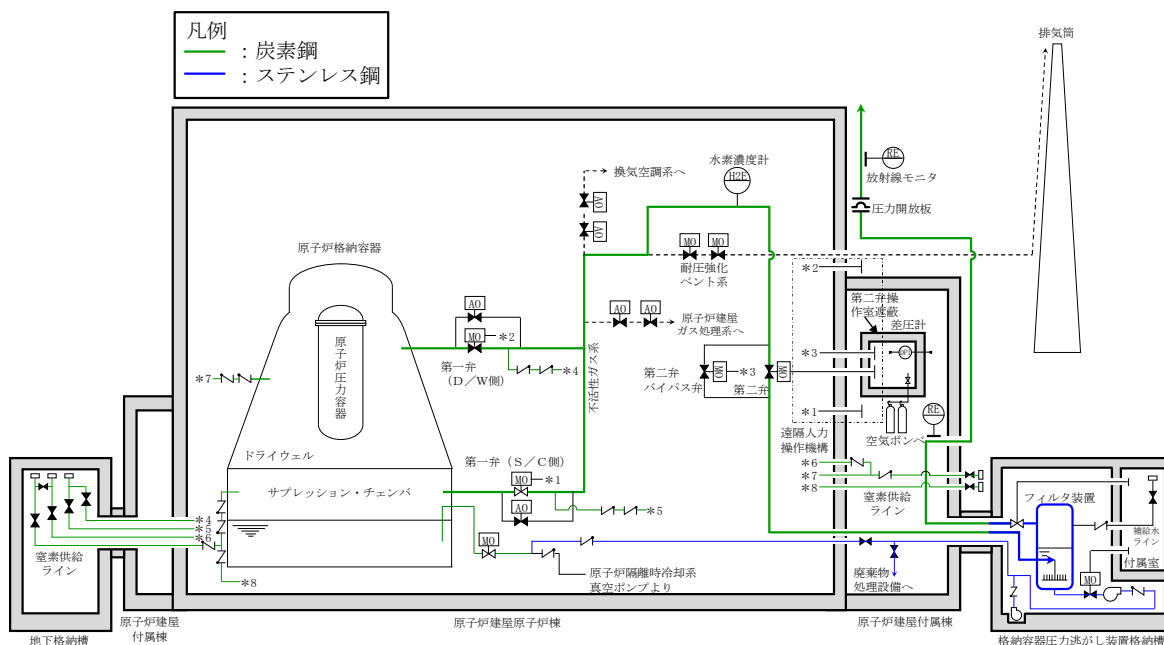
格納容器圧力逃がし装置の漏えいに対する考慮について

格納容器圧力逃がし装置を構成する容器，配管等に使用する材料については，ステンレス鋼，炭素鋼を使用しており，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，荷重及びその他の使用条件においてその機能が発揮できるよう，構造設計を行っている。また，炭素鋼配管外面には防錆のため塗装を施し，特に屋外に敷設される配管の外表面については，海塩粒子の付着による腐食防止の観点から，シリコン系等の防食塗装を行う。

第 1 表に主要な設計条件を，第 1 図に材質範囲を示す。

第 1 表 格納容器圧力逃がし装置設備の主要設計条件

最高使用圧力	620kPa [gage]
最高使用温度	200℃
機器クラス	重大事故等クラス 2
耐震仕様	基準地震動 $S_s$ にて機能維持



第 1 図 フィルタ装置及び配管の材質範囲

スクラビング水と接液する各部位については、スクラビング水の性状（高アルカリ性）と重大事故等時に格納容器より放出される放射性物質を捕集・保持すること（高線量）を考慮して、クラス 2 設計による頑健性に加え、漏えい対策として設計上の考慮事項を設けている。

具体的な設計上の考慮事項を第 2 表に示す。

第 2 表 各部位の設計上の考慮事項

部位	設計考慮内容
フィルタ装置	<ul style="list-style-type: none"> <li>・溶接部は JSME 規格に基づき非破壊検査を実施し、欠陥がないことを確認する。</li> <li>・スクラビング水が高アルカリ性（<span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 80px; height: 15px;"></span>）であること、重大事故におけるベント時にはスクラビング水が高温（～200℃）となることを考慮し、耐食性に優れたステンレス鋼を採用することで、健全性を確保する。</li> <li>・スクラビング水の水面より高い位置にマンホールを設置し、漏えいのリスクを低減した設計としている。</li> </ul>
配管・弁	<ul style="list-style-type: none"> <li>・容器、配管、弁の接続部は原則溶接構造とし、漏えいのリスクを低減した設計とする。溶接部は JSME 規格に基づき非破壊検査を実施し、欠陥がないことを確認する。</li> <li>・フランジ接続部は、適切なガスケットパッキンを使用し、ボルトの締め付け管理により、漏えい防止を図る。（第 3 表参照）</li> <li>・接液部は、スクラビング水が高アルカリ性（<span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 80px; height: 15px;"></span>）であること、重大事故におけるベント時にはスクラビング水が高温（～200℃）となることを考慮し、耐食性に優れたステンレス鋼を採用することで、健全性を確保する。</li> </ul>

第 3 表 主なパッキン類の使用箇所

パッキン類の使用部位	パッキン類の材質
ベント配管の接続部（フランジ構造）	黒鉛製
弁グランド部	黒鉛製
弁ボンネット部（フランジ構造）	黒鉛製

以上のとおり、格納容器圧力逃がし装置の各設備については、スクラビング水の漏えいを防止する対策を実施するが、万一スクラビング水が格納容器圧力逃がし装置格納槽に漏えいした場合であっても、早期に検知し、漏えい水を移送できるよう、排水設備を設置するとともに、格納容器圧力逃がし装置格納槽の想定水没部を防水処理することで、汚染の拡大防止を図る計画としている。（別紙 47）

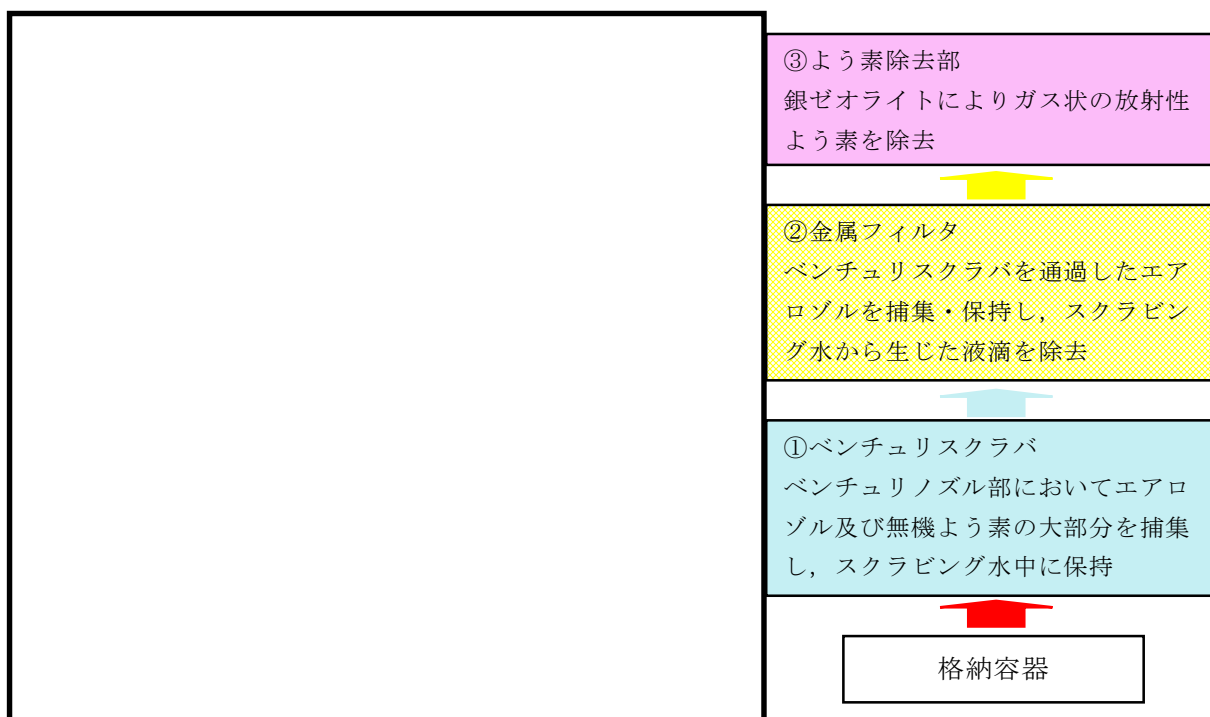
### フィルタ装置の各構成要素における機能について

フィルタ装置は、①ベンチュリスクラバ、②金属フィルタ、③よう素除去部の3つのセクションで構成され、その構成要素は以下のとおりである。フィルタ装置の機能模式図を第1図に示す。

- ①ベンチュリスクラバ…ベンチュリノズル、スクラビング水、多孔板
- ②金属フィルタ…プレフィルタ、湿分分離機構、メインフィルタ
- ③よう素除去部…銀ゼオライト

\*②と③の間に流量制限オリフィスを設ける

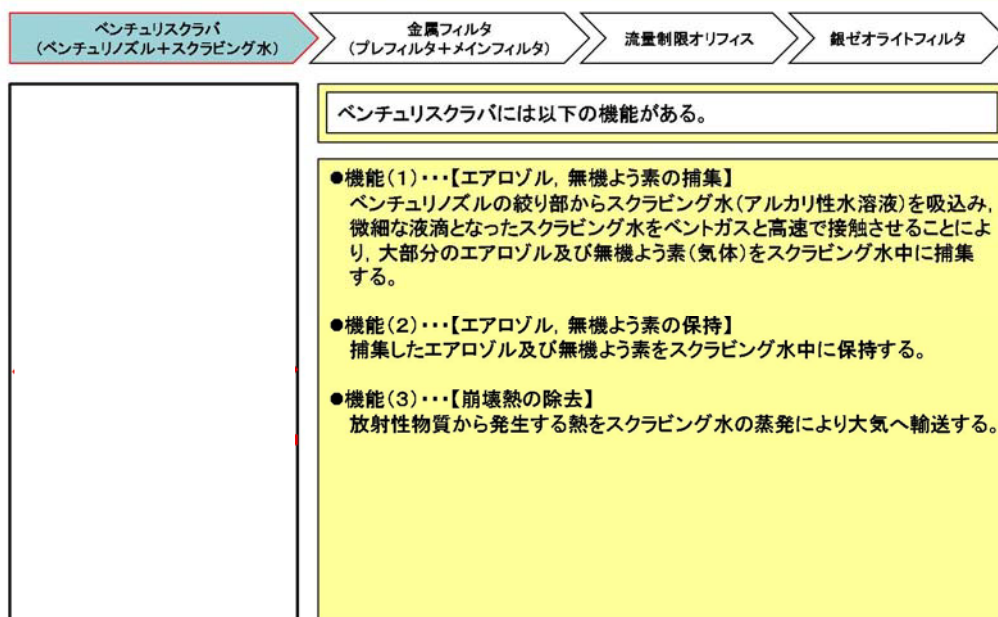
ベントガスはまずベンチュリスクラバに流入し、ベントガスに含まれるエアロゾル及び無機よう素の大部分が捕集され、スクラビング水に保持される。金属フィルタでは、ベンチュリスクラバで捕集できなかったエアロゾルを捕集・保持する。金属フィルタの下流には、流量制限オリフィスを介して設置するよう素除去部があり、ガス状の放射性よう素を捕集・保持する。これら3つのセクションは同一容器内に格納される。



第1図 フィルタ装置の機能模式図

フィルタ装置の各構成要素における機能の概要

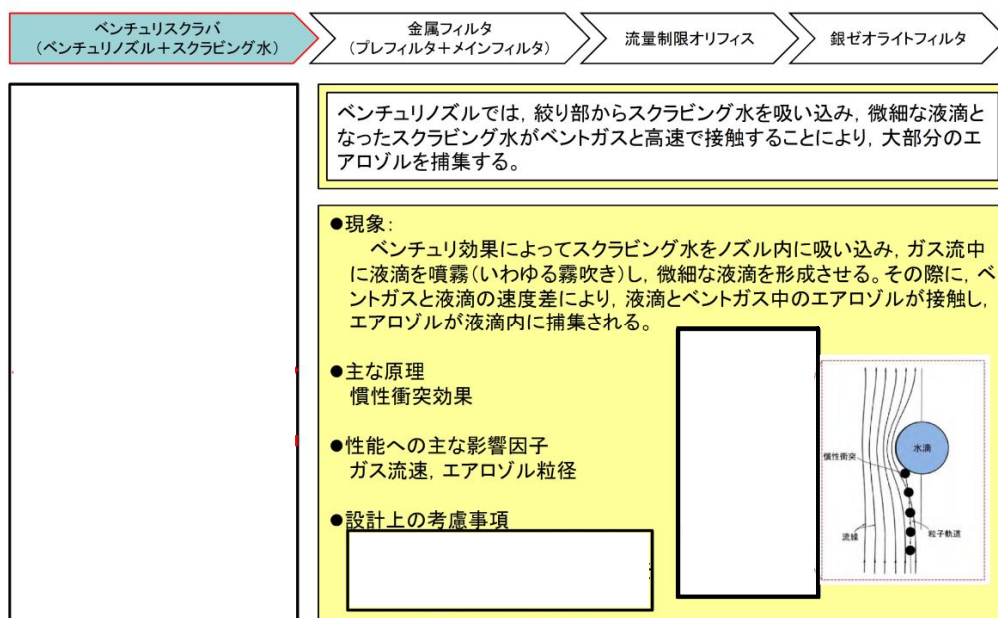
①ベンチュリスクラバの機能



フィルタ装置機能模式図

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

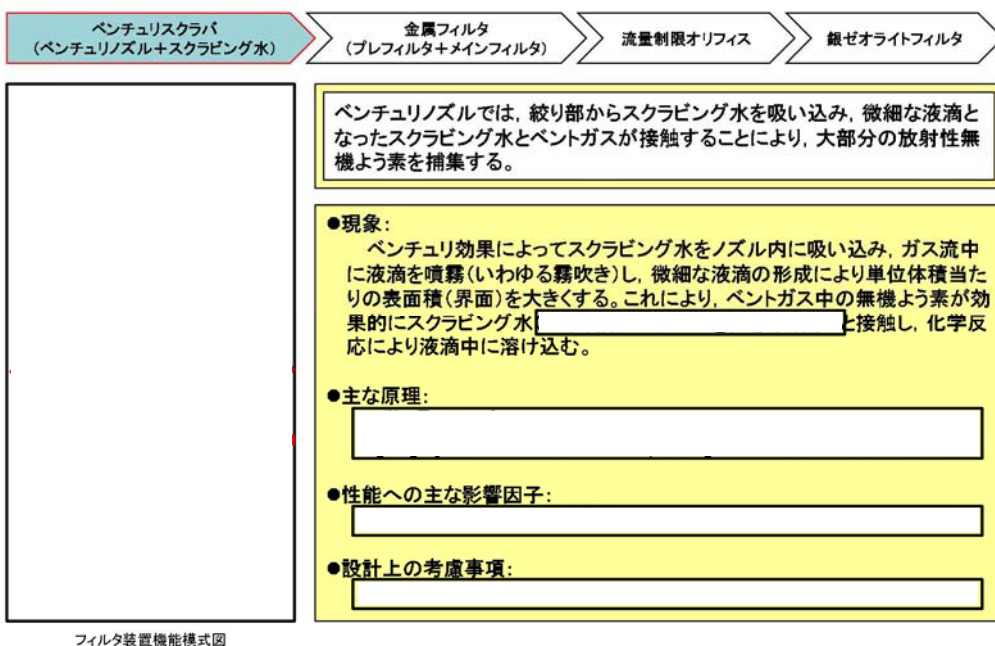
①ベンチュリスクラバの機能(1)【エアロゾルの捕集】



フィルタ装置機能模式図

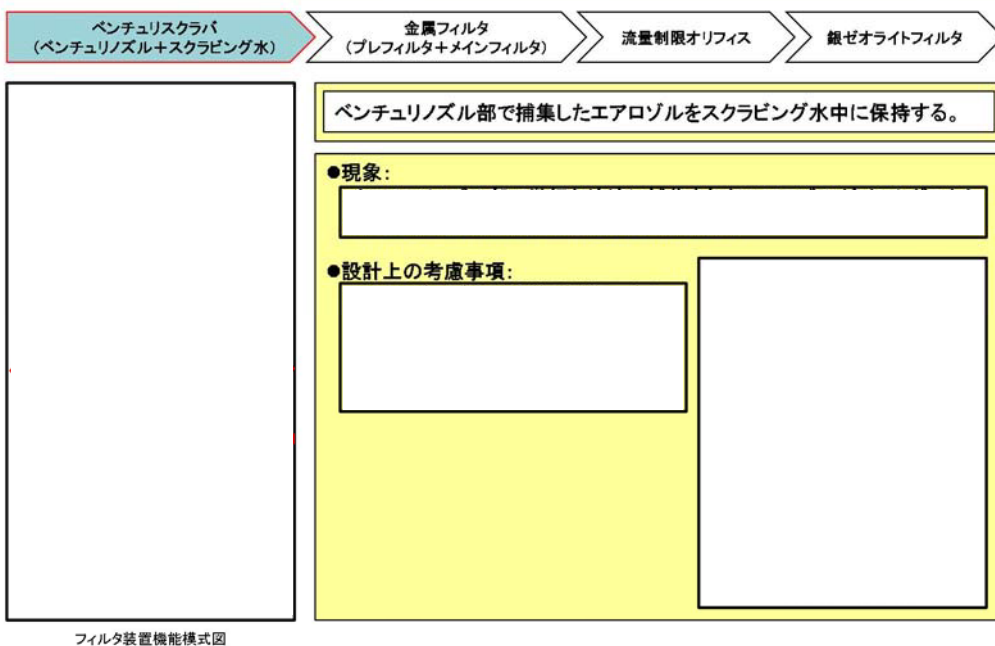
枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

### ①ベンチュリスクラバの機能(1)【無機よう素の捕集】



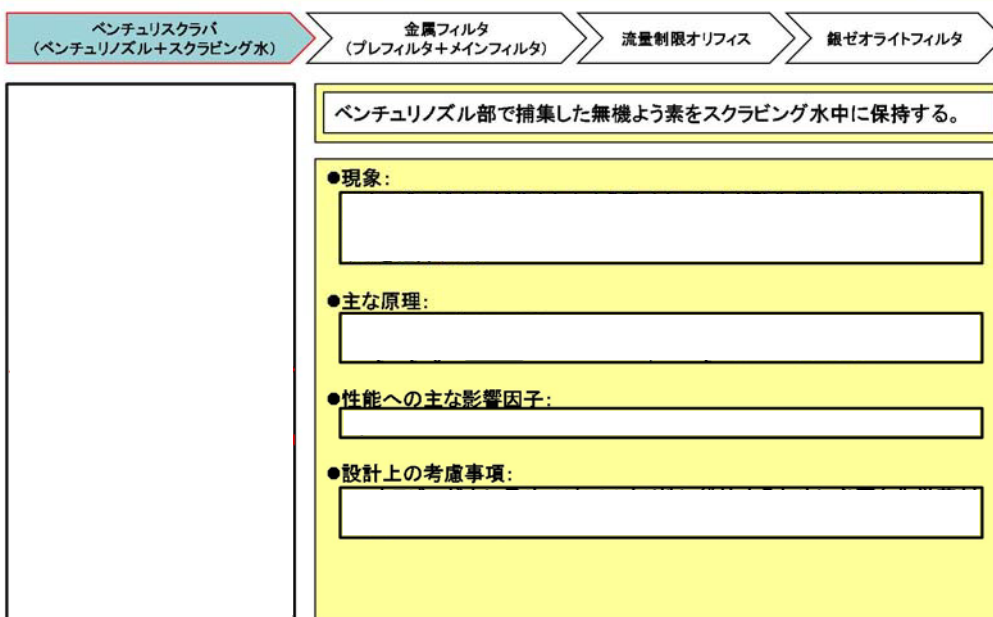
枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

### ①ベンチュリスクラバの機能(2)【エアロゾルの保持】



枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

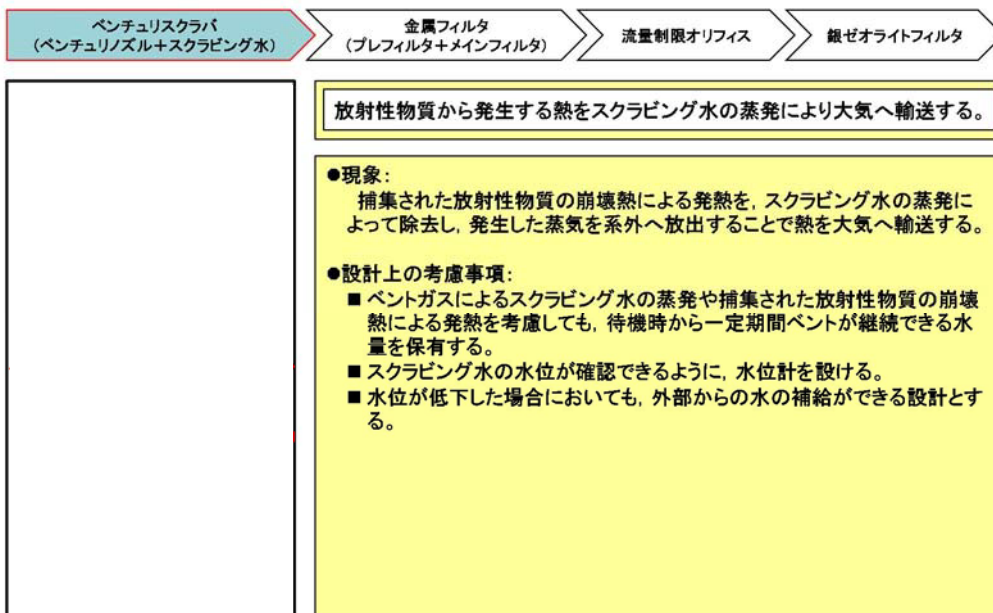
### ①ベンチュリスクラバの機能(2)【無機よう素の保持】



フィルタ装置機能模式図

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

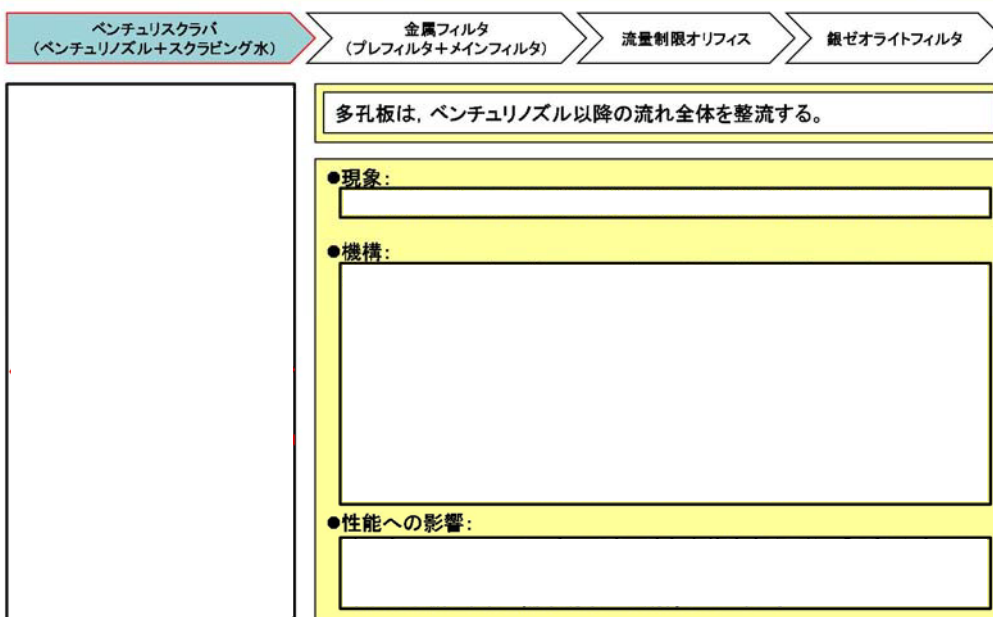
### ①ベンチュリスクラバの機能(3)【崩壊熱の除去】



フィルタ装置機能模式図

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

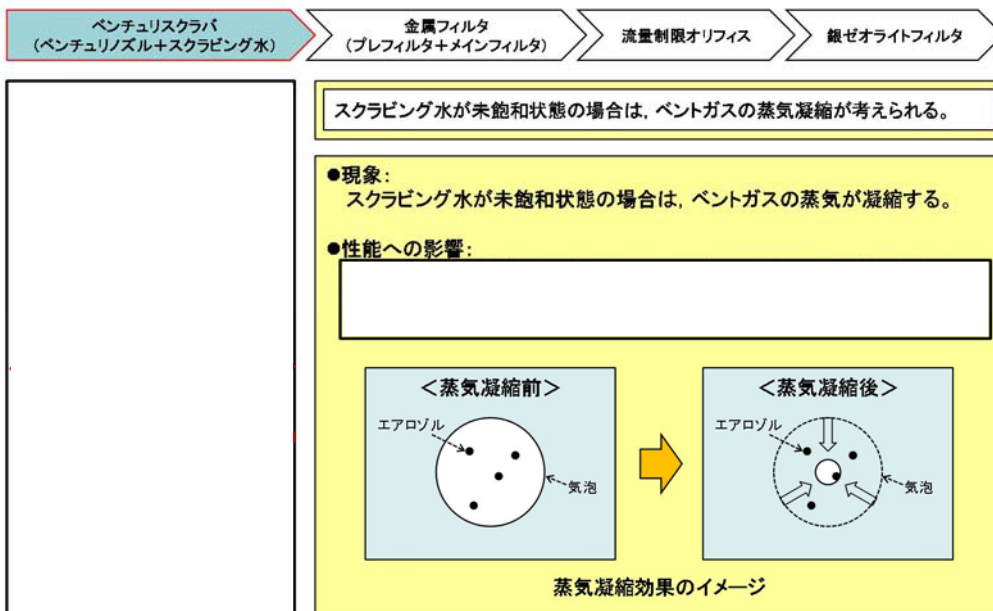
## ①多孔板の機能



フィルタ装置機能模式図

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

## ①ベンチュリスクラバにおける現象【蒸気凝縮】

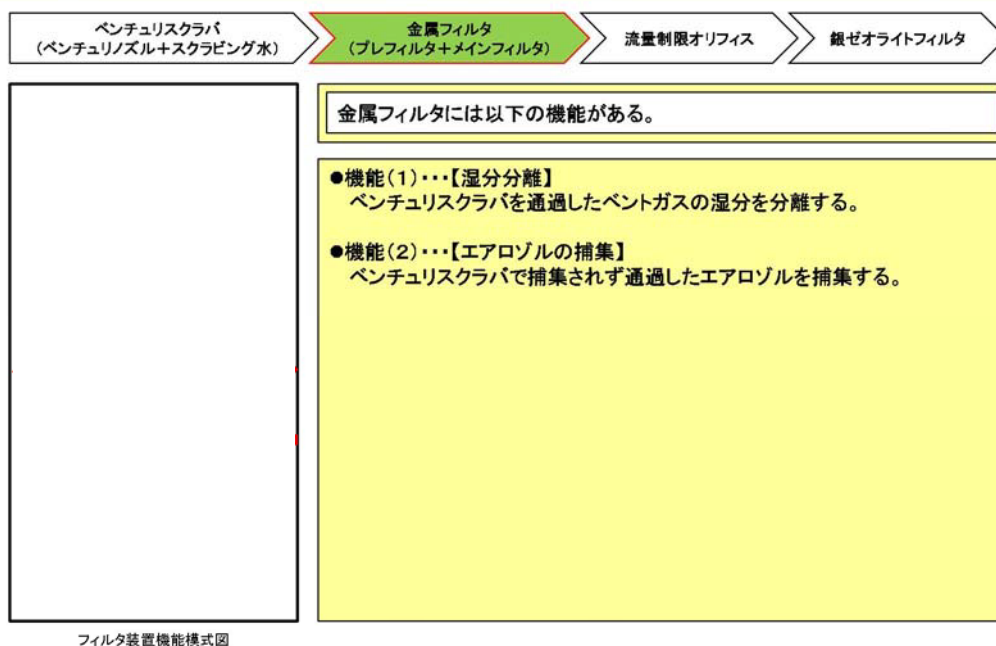


フィルタ装置機能模式図

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

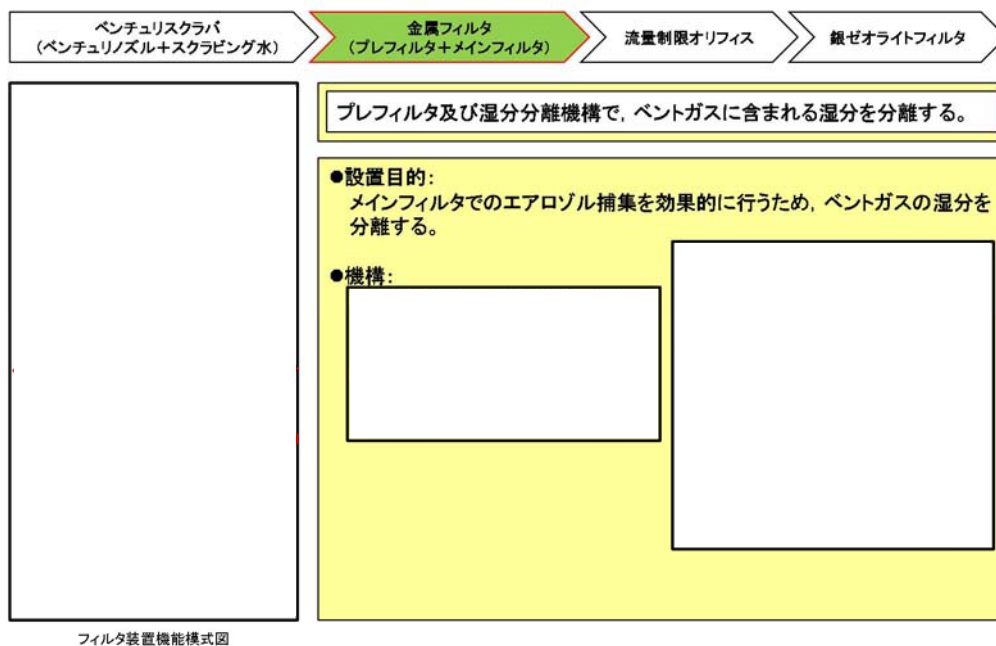


## ②金属フィルタの機能



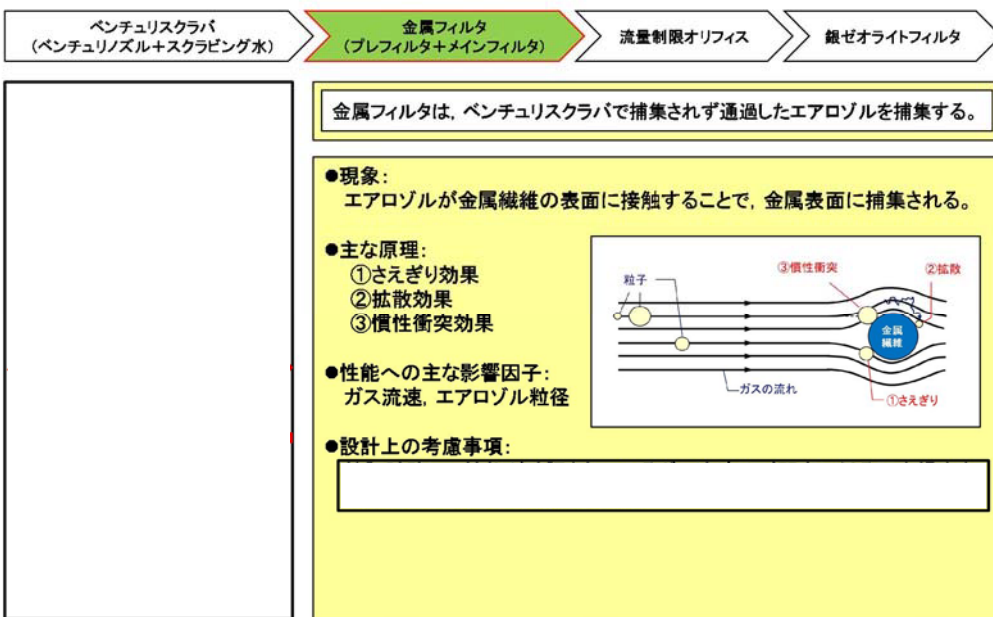
枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

## ②金属フィルタの機能(1)【湿分分離】



枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

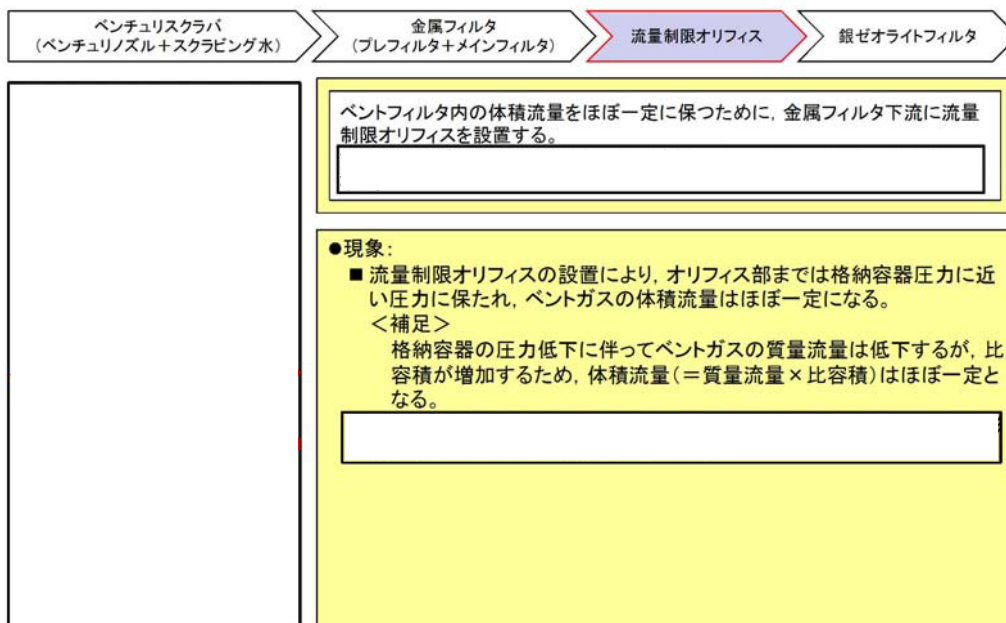
## ②金属フィルタの機能(2)【エアロゾルの捕集】



フィルタ装置機能模式図

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

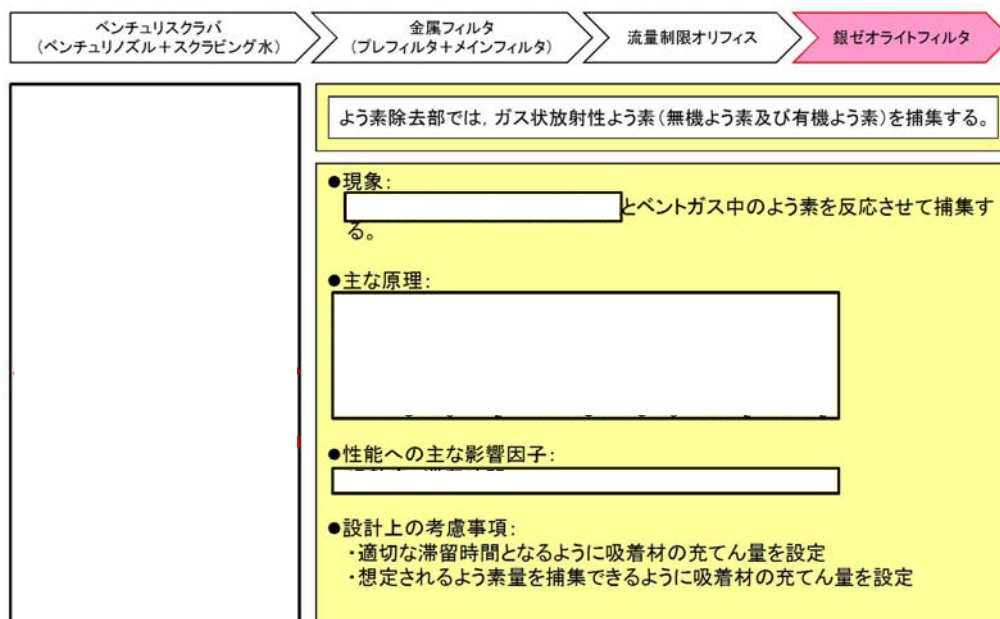
## ③流量制限オリフィスの機能



フィルタ装置機能模式図

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

### ④よう素除去部の機能



フィルタ装置機能模式図

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

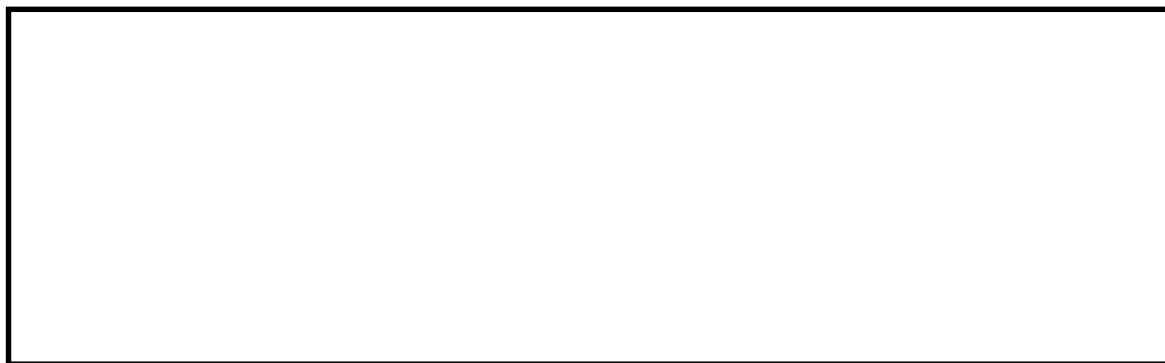
金属フィルタドレン配管の閉塞及び逆流防止について

## (1) ドレン配管の閉塞

金属フィルタのドレン配管の内径は [ ] であり, 金属フィルタに流入するベントガスに含まれるエアロゾルの粒径は極めて小さい [ ] ことから, ドレン配管の閉塞が発生するおそれはないと言える。

## (2) ドレン配管によるスクラビング水の逆流防止

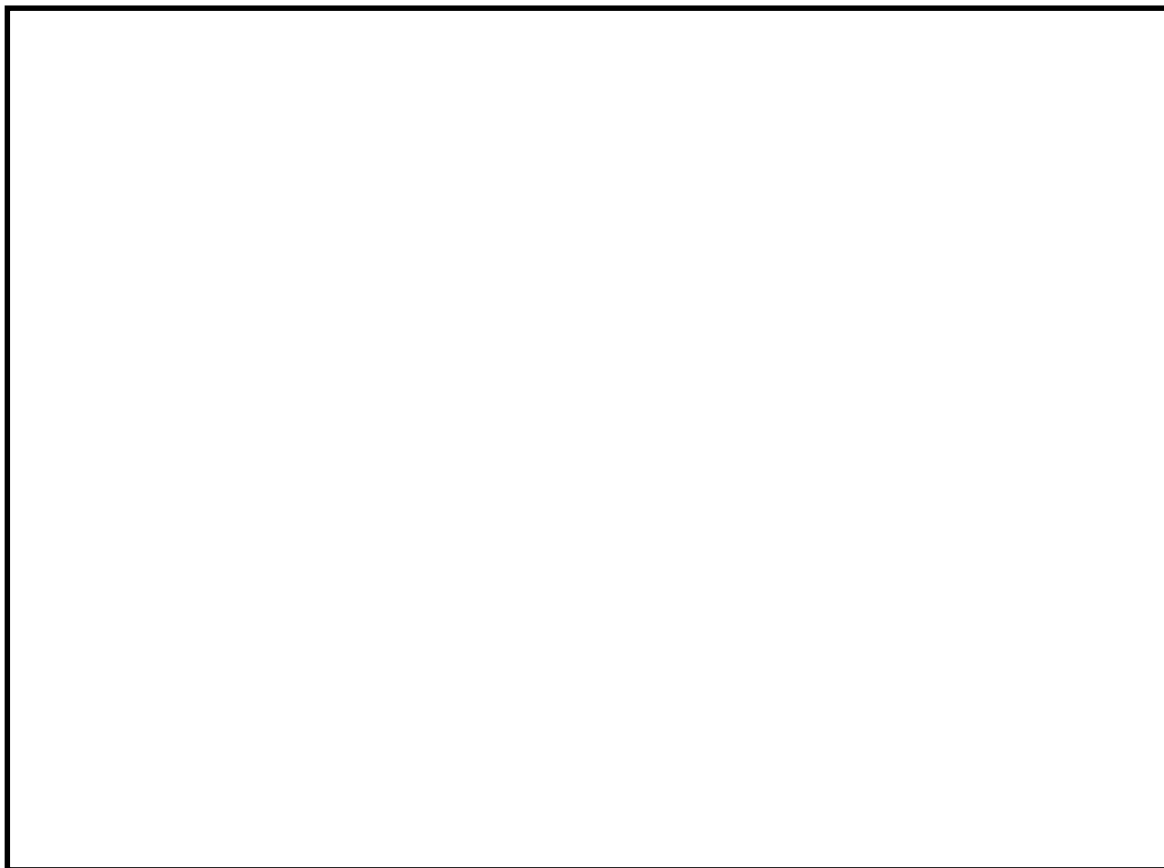
金属フィルタのプレフィルタ部における圧損が大きい場合, 金属フィルタに設置されるドレン配管において逆流が発生し, 金属フィルタにスクラビング水が流入する可能性がある。



実機ではプレフィルタ部の圧損は [ ] であり, ドレン配管の逆流を考慮しても, スクラビング水が金属フィルタまで逆流するおそれはないと評価できる。

なお, 系統待機時, 運転中を通して, フィルタ装置の水位は水位計により監視し, 水位が上限水位となる前に排水する計画としている。

フィルタ装置のスクラビング水位の概要を第 1 図に示す。



第 1 図 フィルタ装置のスクラビング水位

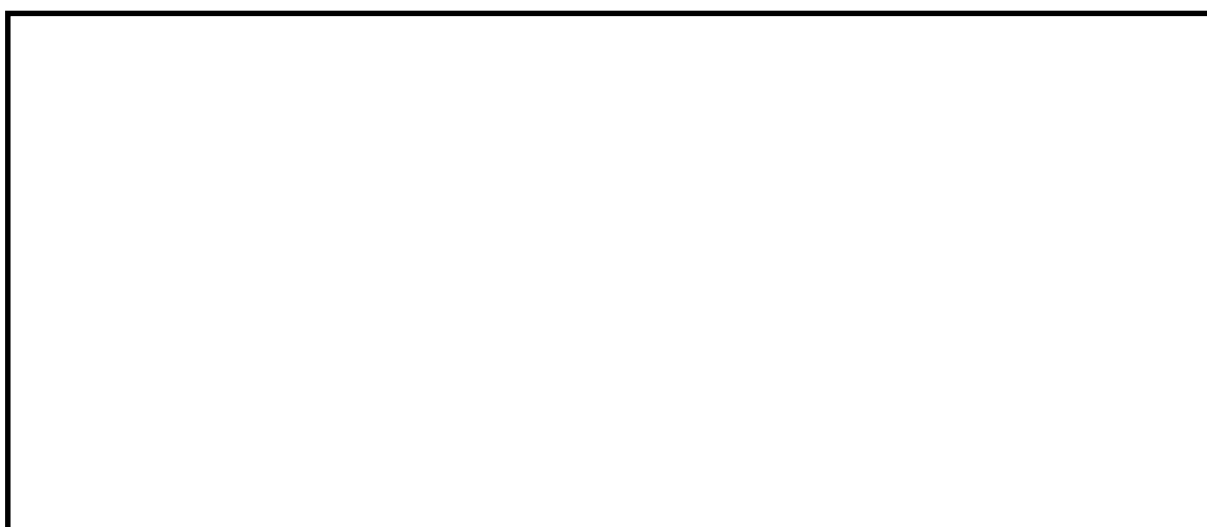
流量制限オリフィスの設定方法について

格納容器圧力逃がし装置は、格納容器の過圧破損を防止するため、格納容器内で発生する蒸気量以上のガスをベントできる必要がある。

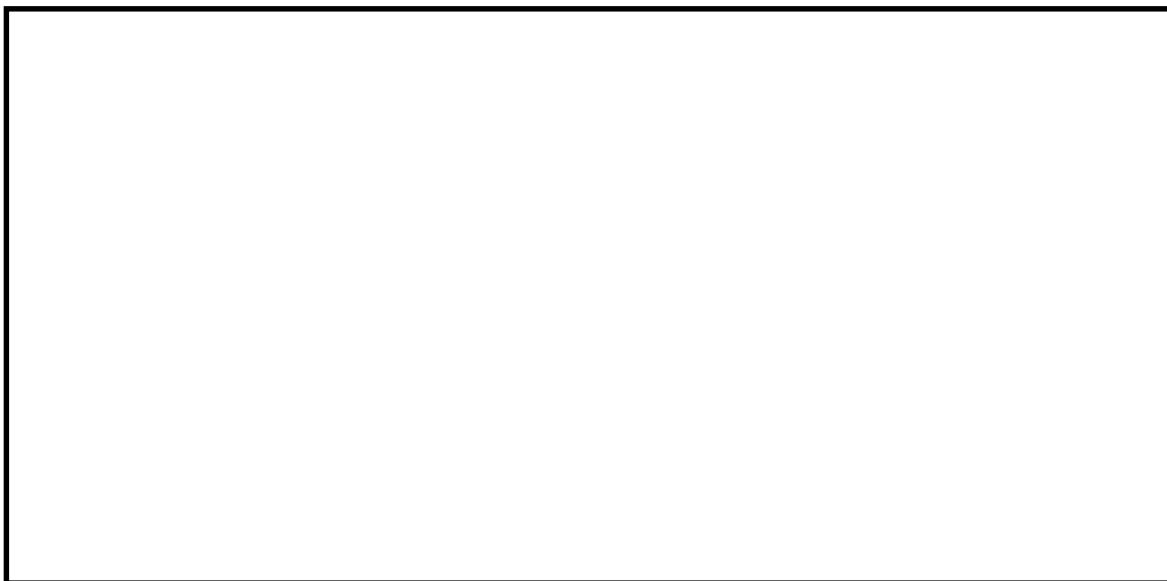
一方、格納容器圧力の上昇に伴い、ベントガスの質量流量が増加する場合においても、ベンチュリノズル部の流速を適正な条件に保持するため、フィルタ装置の下流に流量制限オリフィスを設置することにより、体積流量をほぼ一定に保つ設計としている。



なお、格納容器圧力  $1P_d$  で必要量を排出可能な設計としているため、より差圧が大きくなる格納容器圧力  $2P_d$  によるベントの場合においても必要量は排出できる。



オリフィスの流出断面積は、以下の式に基づき計算する。



$$V [\text{m}^3/\text{s}] = m_{\text{システム}} [\text{kg}/\text{s}] \cdot \sigma [\text{m}^3/\text{kg}] \quad \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \text{(式 4)}$$

V : 体積流量

m : 質量流量

$\sigma$  : 比体積



概算評価結果を第 1 表及び第 1 図に、格納容器圧力とベンチュリノズル入口における体積流量の関係を第 2 図に示す。



第 1 表 格納容器圧力に対する体積流量（概算評価）

格納容器圧力 kPa [gage]	オリフイス上流 圧力損失 kPa	オリフイス下流 圧力損失 kPa	質量流量 kg/s (相対比) ※1	体積流量 m <sup>3</sup> /s (相対比) ※1
620 (2Pd)				
310 (1Pd)				

※1 格納容器圧力 1Pd のときの値を 100%とした場合の比を記載

※2 低流量になる事故発生 7 日後の値



第 1 図 圧力勾配図





第 2 図 格納容器圧力逃がし装置の流量特性

ベント実施時の放射線監視測定のお考え方について

(1) フィルタ装置出口放射線モニタの計測範囲

フィルタ装置出口放射線モニタの計測範囲と計測範囲の設定のお考え方は、第 1 表のとおりである。

第 1 表 計測範囲とその考え方

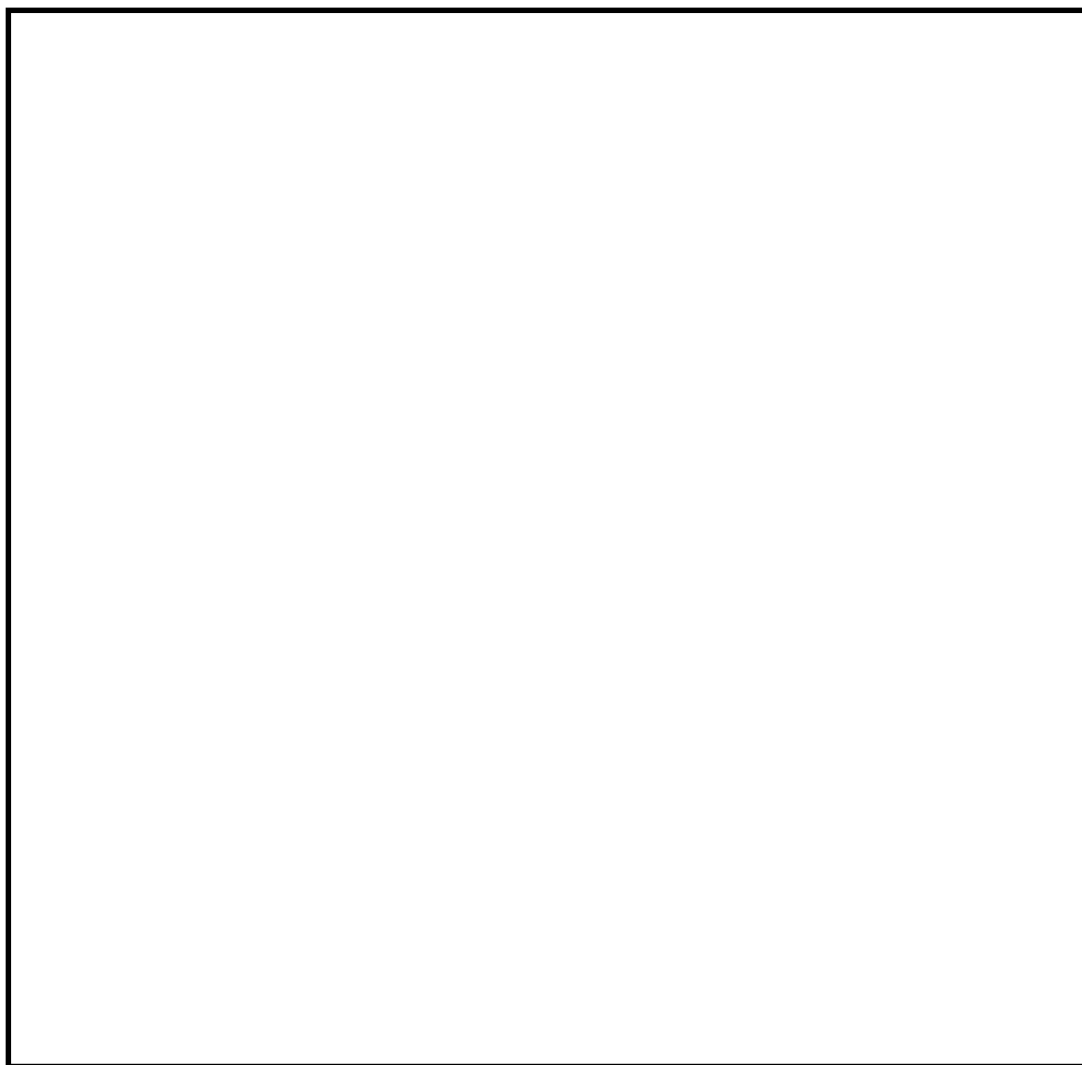
名称	計測範囲	取付箇所	計測範囲の設定のお考え方
フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ）	10 <sup>-2</sup> Sv/h～ 10 <sup>5</sup> Sv/h	原子炉建屋付 属棟 1 階	系統運転中における放射性物質濃度を確認するため、想定される放射性物質がフィルタ装置出口配管に内包された時の最大の放射線量率を計測できる範囲とする。なお、高レンジ用は炉心損傷している場合に、低レンジ用は炉心損傷していない場合を想定して設定する。
		屋外（原子炉建屋南側外壁面）	
フィルタ装置出口放射線モニタ（低レンジ）	10 <sup>-3</sup> mSv/h～ 10 <sup>4</sup> mSv/h	原子炉建屋付 属棟 1 階	

a. ベント実施に想定される線量率について

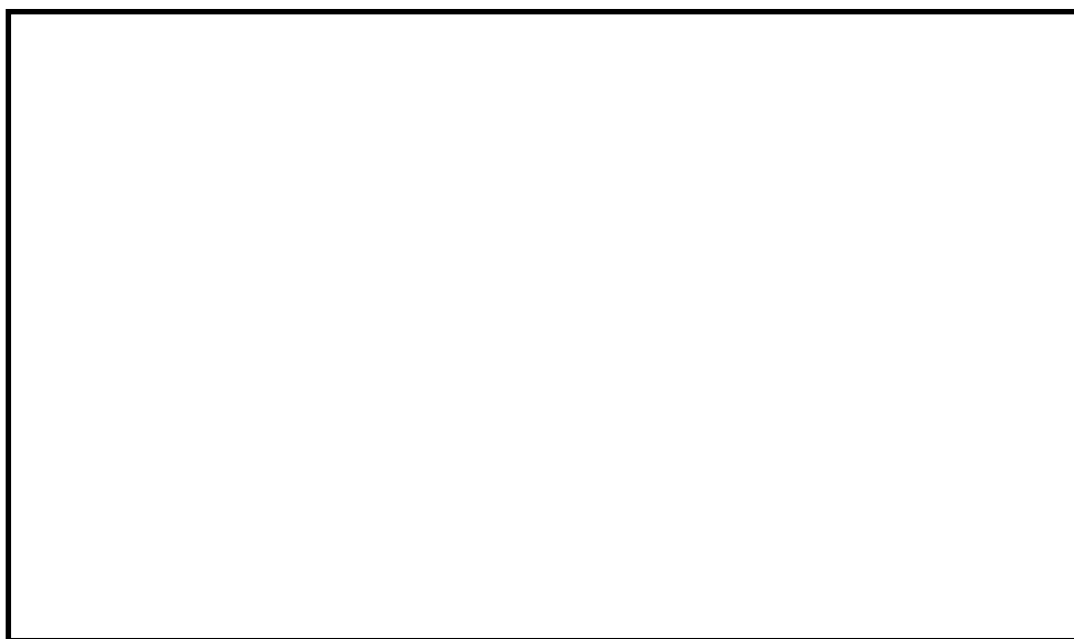
ベント実施時に想定される最大の線量率を評価するために必要な評価条件を第 2 表に示す。また、第 2 表の評価条件に基づく評価結果を第 3 表に示す。フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ）の計測範囲の上限値である 1.0×10<sup>5</sup>Sv/h は、ベント実施時に想定される最大線量率 3.0×10<sup>1</sup>Sv/h に対し、余裕があり、計測可能である。

第 2 表 評価条件

項目	評価条件	評価条件の考え方
評価対象核種	希ガス類 (Kr-83m, Kr-85m, Kr-85, Kr-87, Kr-88, Xe-131m, Xe-133m, Xe-133, Xe-135m, Xe-135, Xe-138)	大気に放出される放射性物質のうち、線量率が支配的となる核種を選定 (後述 b 項参照)
炉心状態	平衡炉心 (サイクル末期)	原子炉の放射性物質の内蔵量が最も多くなる状態を選定
炉心から格納容器への移行割合 (希ガス)	100%	M A A P 解析結果に基づき設定
格納容器から原子炉建屋への漏えい	考慮しない	格納容器圧力逃がし装置による大気への放出量を多く見積もるため
ベント開始時間	事象発生から 1 時間後	開始時刻が遅れるほど希ガスが減衰するため、保守的に設定
評価モデル	第 1 図のとおり	フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ) の設置位置 (第 2 図) をモデル化
線量評価コード	Q A D - C G G P 2 R	現行許認可 (添十) と同じ



第 1 図 評価モデル



第 2 図 フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ）位置図

第 3 表 評価結果

評価対象核種	線量率 (Sv/h)
Kr-83m	1. 1E-21
Kr-85m	1. 2E+00
Kr-85	8. 4E-04
Kr-87	3. 9E+00
Kr-88	1. 6E+01
Xe-131m	8. 6E-04
Xe-133m	3. 7E-02
Xe-133	2. 9E-01
Xe-135m	2. 6E+00
Xe-135	4. 2E+00
Xe-138	1. 6E+00
合 計	3. 0E+01

## b. 評価対象核種の考え方

格納容器圧力逃がし装置を通じて格納容器内の放射性物質が大気へ放出される際、希ガス及びヨウ素を除く放射性物質はベントフィルタの除去効果を大きく受けるため、大気へ放出される主な放射性物質は希ガス及びヨウ素となる。

第 4 表に示す評価条件を用いて希ガス及びヨウ素の線量率を評価した結果、第 5 表のとおり希ガスの線量率は、ヨウ素に比べて  $10^2$  倍程度高く、放射線モニタ測定値は希ガスからの寄与が支配的であるため、希ガスを評価対象核種とする。

第 4 表 評価条件 (1/2)

項目	評価条件	評価条件の考え方
評価事象	「大破断 L O C A + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗 + 全交流動力電源喪失」 (代替循環冷却系を使用できない場合)	格納容器破損防止対策の有効性評価で想定する格納容器破損モードのうち、希ガス類及びよう素の放出量が最も多くなる事故シーケンスとして、ベントの実施時間が最も早くなる事故シーケンスを選定
炉心状態	平衡炉心 (サイクル末期)	原子炉の放射性物質の内蔵量が最も多くなる状態を選定
評価対象核種	希ガス類 : Kr-83m, Kr-85m, Kr-85, Kr-87, Kr-88, Xe-131m, Xe-133m, Xe-133, Xe-135m, Xe-135, Xe-138 よう素 : I-131, I-132, I-133, I-134, I-135	大気に放出される放射性物質のうち、線量当量率が支配的となる核種を選定
炉心から格納容器への移行割合	希ガス : 100% よう素 : 80%	M A A P 解析結果に基づき設定
よう素の形態	有機よう素 : 4% 無機よう素 : 91% 粒子状よう素 : 5%	R. G. 1.195 <sup>*1</sup> に基づき設定
格納容器内での除去効果 (希ガス及び有機よう素)	考慮しない	保守的に設定
格納容器内での除去効果 (無機よう素)	沈着による除去係数 : 200 <sup>*3</sup>	CSE 実験及び Standard Review Plan 6.5.2 <sup>*2</sup> に基づき設定 (別紙 17 補足 3 参照)
	サプレッション・プール水でのスクラビングによる除去係数 : 10	Standard Review Plan 6.5.5 <sup>*3</sup> に基づき設定 (別紙 17 補足 4 参照)
格納容器内での除去効果 (粒子状よう素)	無機よう素と同じ	無機よう素よりも沈着等による除去効果が大きいですが、保守的に無機よう素と同じとする。

第 4 表 評価条件 (2/2)

項目	評価条件	評価条件の考え方
ベント開始時間	事象発生から 19 時間後	MAAP 解析結果
ベントフィルタ除去 係数	希ガス : 1 有機よう素 : 50 無機よう素 : 100 粒子状よう素 : 1,000	設計値に基づき設定
評価モデル	第 1 図のとおり	フィルタ装置出口放射線 モニタ (高レンジ) の設 置位置 (第 2 図) をモデ ル化
線量評価コード	QAD-CGGP2R	現行許認可 (添十) と同じ

- ※1 Regulatory Guide 1.195, “Methods and Assumptions for Evaluationg Radiological Consequences of Desigh Basis Accidents at Light-Water Nuclear Power Reactors”, May 2003
- ※2 Standard Review Plan6.5.2, “Containment Spray as a Fission Product Cleanup System”, March 2007
- ※3 Standard Review Plan6.5.5, “Pressure Suppression Pool as a Fission Product Cleanup System”, March 2007

第 5 表 評価結果

ベント 開始時間	希ガス 線量率① (Sv/h)	よう素 線量率② (Sv/h)	①/②
事象発生から 19 時間後	$5.6 \times 10^0$	$5.2 \times 10^{-2}$	$1.08 \times 10^2$

- (2) フィルタを通過した放射性物質がフィルタ装置出口放射線モニタ近傍の配管に付着した場合の影響について

フィルタ装置出口放射線モニタはフィルタ装置出口の配管外側から計測となるため、フィルタ装置出口配管内に付着した放射性物質の影響を受ける。そのため、ベント終了後に残る放射線モニタ指示値から配管付着分を評価し、ベント中の放射線モニタ指示値から差し引くことで配管付着影響を除去することができる。

第 4 表の評価条件（希ガスは配管付着しないため、よう素に係る評価条件のみ）及びフィルタ装置出口配管への放射性物質付着率を「放射性物質の通過量に対して 100m 当たり 10%が配管内に均一に付着する」（別紙 30）とした場合の評価結果は、230mSv/h である。



## (3) 線量率から放射性物質濃度への換算の考え方

フィルタ装置出口放射線モニタでの計測値（ガンマ線強度）は、フィルタ装置出口配管内の放射性物質の核種及びその放射性物質濃度により決まる値である。あらかじめ、フィルタ装置出口配管内の放射性物質濃度と線量率により、換算係数を定めておくことで、事故時のフィルタ装置出口放射線モニタの指示値からフィルタ装置出口配管内の放射性物質濃度を把握することができる。

第 4 表の評価条件において評価したフィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ）の換算係数を第 6 表に示す。なお、換算係数の算出過程を以下に示す。

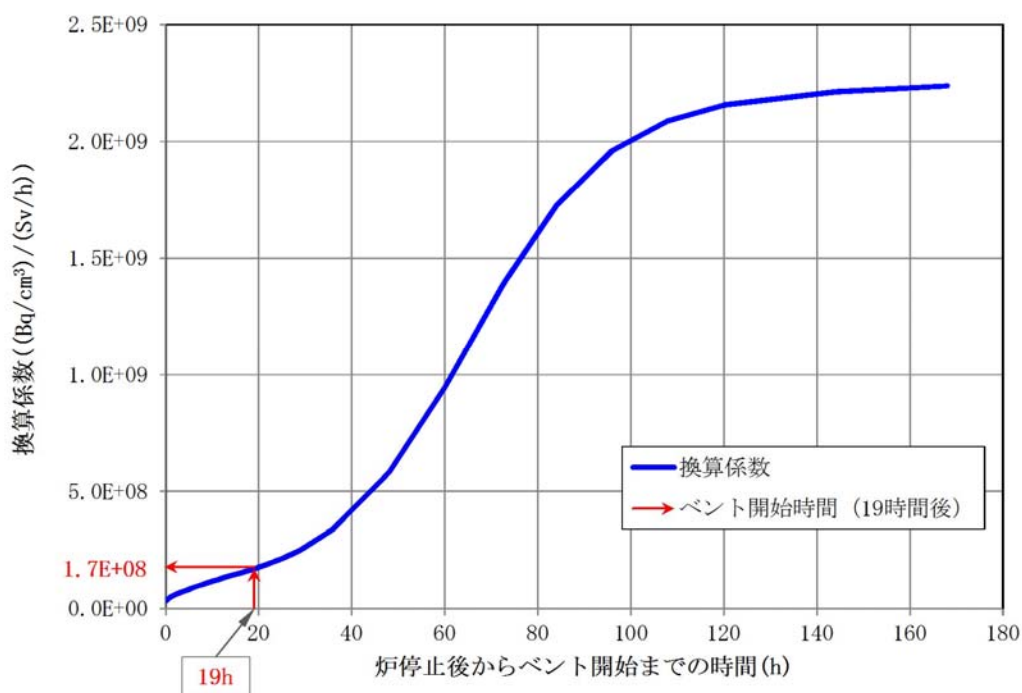
- ① 平衡炉心(サイクル末期)における核種ごとの炉内希ガスの総量(①)を解析により算出する。
- ② ベント開始時間までの減衰を考慮した核種ごとの希ガスの総量(②)を算出する。
- ③ 格納容器空間体積(9,800m<sup>3</sup>)から核種ごとの希ガス量を除し、核種ごとの放射性物質濃度の合計(③)を算出する。
- ④ 上記③の核種ごとの放射性物質濃度に $\gamma$ 線放出割合を乗じて算出した $\gamma$ 線線源強度と第 1 図の評価モデルから核種ごとの線量率の合計(④)を算出する。
- ⑤ 上記③で求めた放射線物質濃度の合算値を④で求めた線量率の合算値で除すことで、換算係数を算出する。

第 6 表 換算係数の算出

炉停止時 内蔵量① (Bq)	19 時間後 減衰値② (Bq)	放射性物質 濃度③ (Bq/cm <sup>3</sup> )	線量率④ (Sv/h)	換算係数 ((Bq/cm <sup>3</sup> ) / (Sv/h))
$2.2 \times 10^{19}$	$9.4 \times 10^{18}$	$9.6 \times 10^8$	$5.6 \times 10^0$	$1.7 \times 10^8$

第 6 表の換算係数は、原子炉停止から 19 時間後にベントを開始した場合の換算係数であり、核種の減衰により換算係数は変化するため、同様の手法で算出した換算係数の時間変化は第 3 図のグラフのとおりとなる。実際の運用では、手順書に代表的な時間における換算係数を表として備えるなどして適切な評価ができるように準備する。また、屋外のフィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ）及び建屋内のフィルタ装置出口放射線モニタ（低レンジ）についても、同様の方法で換算係数を算出し、上記の評価ができるように準備する。

なお、事故後に当該事故の状態を詳細に把握し、換算係数の再評価を実施することにより、フィルタ装置出口放射線モニタの指示値 (Sv/h) の記録から、より精度の高い放射性物質濃度 (Bq/cm<sup>3</sup>) を評価することが可能である。



第 3 図 換算係数の時間推移

## (4) 放射性物質の放出量の推定方法

## a. 格納容器雰囲気放射線モニタによる推定方法

格納容器雰囲気放射線モニタは、格納容器内に存在する放射性物質からの放射線を測定するものである。格納容器内には、気相部に浮遊している放射性物質と構造物等に沈着した放射性物質が存在しており、ベント時に放出される放射性物質濃度を把握することで、放射性物質の放出量を推定する。以下に格納容器雰囲気放射線モニタによる推定方法を示す。

## ○事前準備事項

- ① 平衡炉心（サイクル末期）における核種ごとの炉内内蔵量（Bq）を解析にて求める。
- ② ベント開始時間までの減衰を考慮した核種ごとの存在量（Bq）を算出する。
- ③ M A A P コードを用い、代表的な重大事故時想定<sup>\*1</sup>における主要な放射性物質の格納容器内への移行割合（気相部への移行割合、沈着割合）を求め、①及び②で算出した核種ごとの存在量（Bq）より壁面沈着分の放射エネルギー（Bq）及び気相部の放射エネルギー（Bq）を評価する。
- ④ 検出器位置周辺に沈着した放射エネルギー（Bq）及び気相部の放射エネルギー（Bq）から検出器への線量の寄与（Sv/h）について、検出器の周辺の構造を考慮した線量評価モデルを用いて評価する。
- ⑤ 上記の評価結果を用い、「格納容器気相部に存在する放射エネルギー（Bq）及び検出器位置での線量率（Sv/h）」をあらかじめ用意する。

## ○放射性物質の推定方法

- ① プラントデータを確認し、事前に評価する代表的な重大事故時想定<sup>※1</sup>の中より最も事象進展が近いものを選定する。
- ② 格納容器雰囲気放射線モニタの指示値 (Sv/h) に対し、事前に評価した代表的な重大事故時想定における「格納容器気相部に存在する放射エネルギー (Bq) 及び検出器位置での線量率 (Sv/h)」を基に、格納容器気相部に浮遊する放射エネルギー (Bq) を比例計算にて求める。
- ③ ②より求めた格納容器気相部内の放射エネルギー (Bq) に格納容器圧力逃がし装置、サプレッション・プールにおけるスクラビングの除去係数を考慮し放出放射エネルギー (Bq) を求める。

※1 事前に評価する代表的な重大事故時想定として、格納容器内の放射性物質の存在割合に大きく影響する L O C A の発生の有無等を考慮した複数ケースを評価する。事故時においてはプラントデータを確認し、評価ケースの中より最も近い事象進展を選定し評価を行う。なお、上記手順は、格納容器圧力逃がし装置の使用の可能性のある場合において、その影響 (概算) を早期に確認するための手法である。そのため、詳細な値は事故後に得られた詳細な事象進展、データを用いて確認する必要がある。

## b. フィルタ装置出口放射線モニタによる推定方法

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に設置されており、ベントによる放射性物質からの放射線を測定するものである。ベント中に放出される放射性物質濃度とベント流量を把握することで、放射性物質の放出量を推定する。以下にフィルタ装置出口放射線モニタ

による推定方法を示す。

#### ○事前準備事項

(3)項で示す手法で算出した「換算係数  $((\text{Bq}/\text{cm}^3) / (\text{Sv}/\text{h}))$ 」をあらかじめ用意する。なお、核種の減衰により換算係数は変化するため、代表的な時間における同様な手法で算出した換算係数を表として備えるなどの対応をあらかじめ用意する。

#### ○放射性物質の推定方法

- ① フィルタ装置出口放射線モニタの指示値  $(\text{Sv}/\text{h})$  に対し、事前に評価した「換算係数  $((\text{Bq}/\text{cm}^3) / (\text{Sv}/\text{h}))$ 」を乗じ、放射性物質濃度  $(\text{Bq}/\text{cm}^3)$  を求める。
- ② ①で求めた放射性物質濃度  $(\text{Bq}/\text{m}^3)$  に格納容器圧力から推定されるベント流量  $(\text{m}^3/\text{h})$  を乗じ、放出速度  $(\text{Bq}/\text{h})$  を求める。
- ③ ②の放出速度  $(\text{Bq}/\text{h})$  をベント実施期間で積分することにより、放出放射エネルギー  $(\text{Bq})$  を求める。
- ④ 事故後に換算係数を再評価し、また、配管付着分のバックグラウンドを差し引くことで、より精度の高い放出放射エネルギー  $(\text{Bq})$  を求める。

## 電源構成の考え方について

### (1) 電源系統の構成

格納容器圧力逃がし装置の隔離弁及び計装設備の重大事故等時における電源構成は、以下のとおり。

#### a. 常設代替交流電源設備

常設代替交流電源設備として、ディーゼル機関及び発電機を搭載した常設代替高圧電源装置を設置する。本設備は、常設代替高圧電源装置の遠隔起動操作スイッチにより中央制御室からの起動を可能とする。

#### b. 可搬型代替交流電源設備

可搬型代替交流電源設備として、ディーゼル機関及び発電機を搭載した可搬型代替低圧電源車を配備する。本設備は、常設代替交流電源設備と異なる場所に分散して配備する。接続口は、原子炉建屋の西側及び東側に位置的分散を考慮して設置することで、共通要因により接続することができなくならないようにする。

#### c. 常設代替直流電源設備

常設代替直流電源設備として、緊急用 125V 系蓄電池を設置する。本設備は、重大事故等対処設備専用の蓄電池であり、所内常設直流電源設備とは位置的分散を図る。本系統は、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備又は可搬型代替直流電源設備による電源の給電が開始されるまでの期間も格納容器圧力逃がし装置の計装設備に、24 時間にわたり電源を給電できる容量を有している。

#### d. 可搬型代替直流電源設備

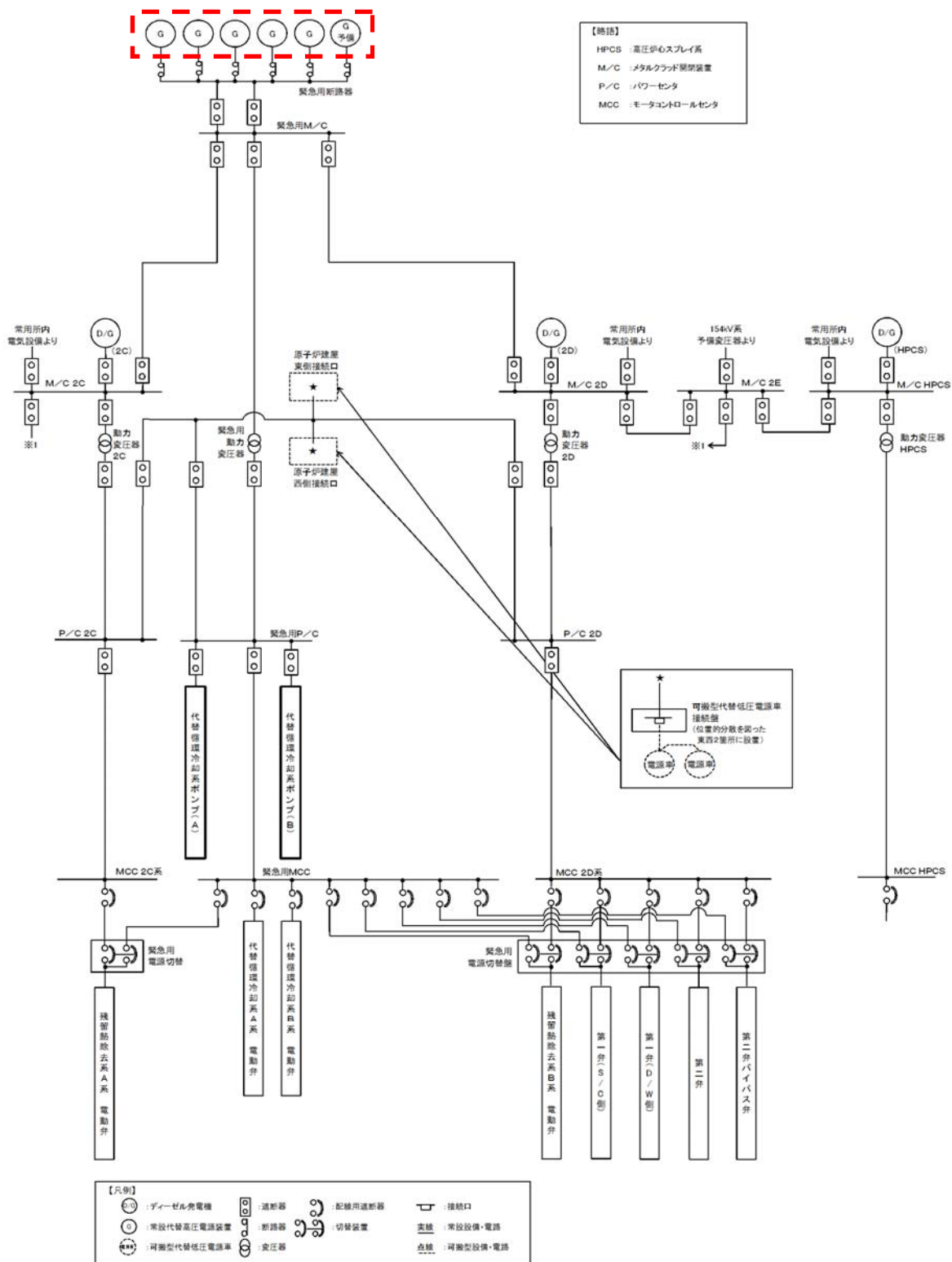
可搬型代替直流電源設備として、可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器を配備し電源を給電する。

### (2) 電源種別ごとの電源給電範囲

## a. 常設代替交流電源設備による電源給電範囲

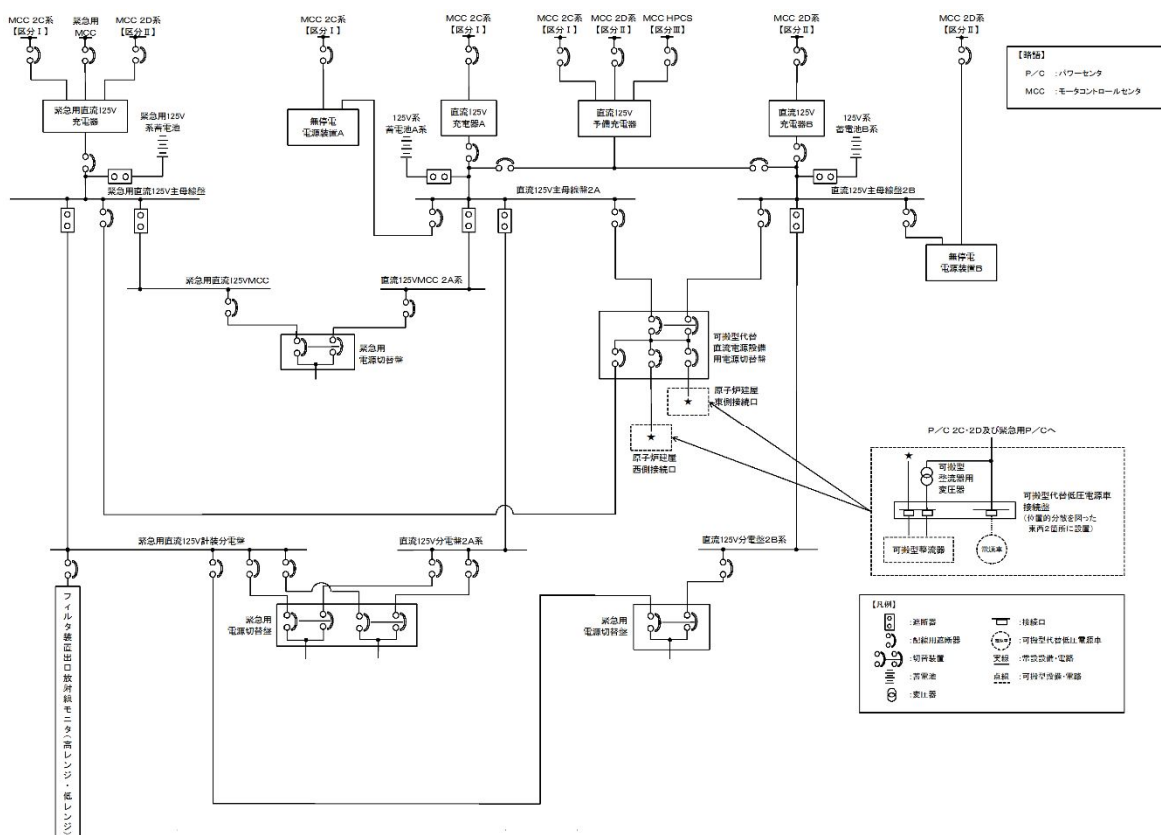
常設代替交流電源設備により, 第一弁(S/C側), 第一弁(D/W側), 第二弁, 第二弁バイパス弁, 移送ポンプ, 排水ポンプ, フィルタ装置周  
り計装設備, フィルタ装置入口水素濃度計, フィルタ装置出口放射線モ  
ニタ (高レンジ・低レンジ) 及びフィルタ装置スクラビング水 pH計に  
給電が可能である。

電源給電範囲を第 1 図～第 2 図に, 負荷一覧を第 1 表に示す。



第 1 図 常設代替交流電源設備による電源給電範囲 (交流電源)





第 2 図 常設代替交流電源設備による電源給電範囲（直流電源）

第 1 表 常設代替交流電源設備による負荷一覧

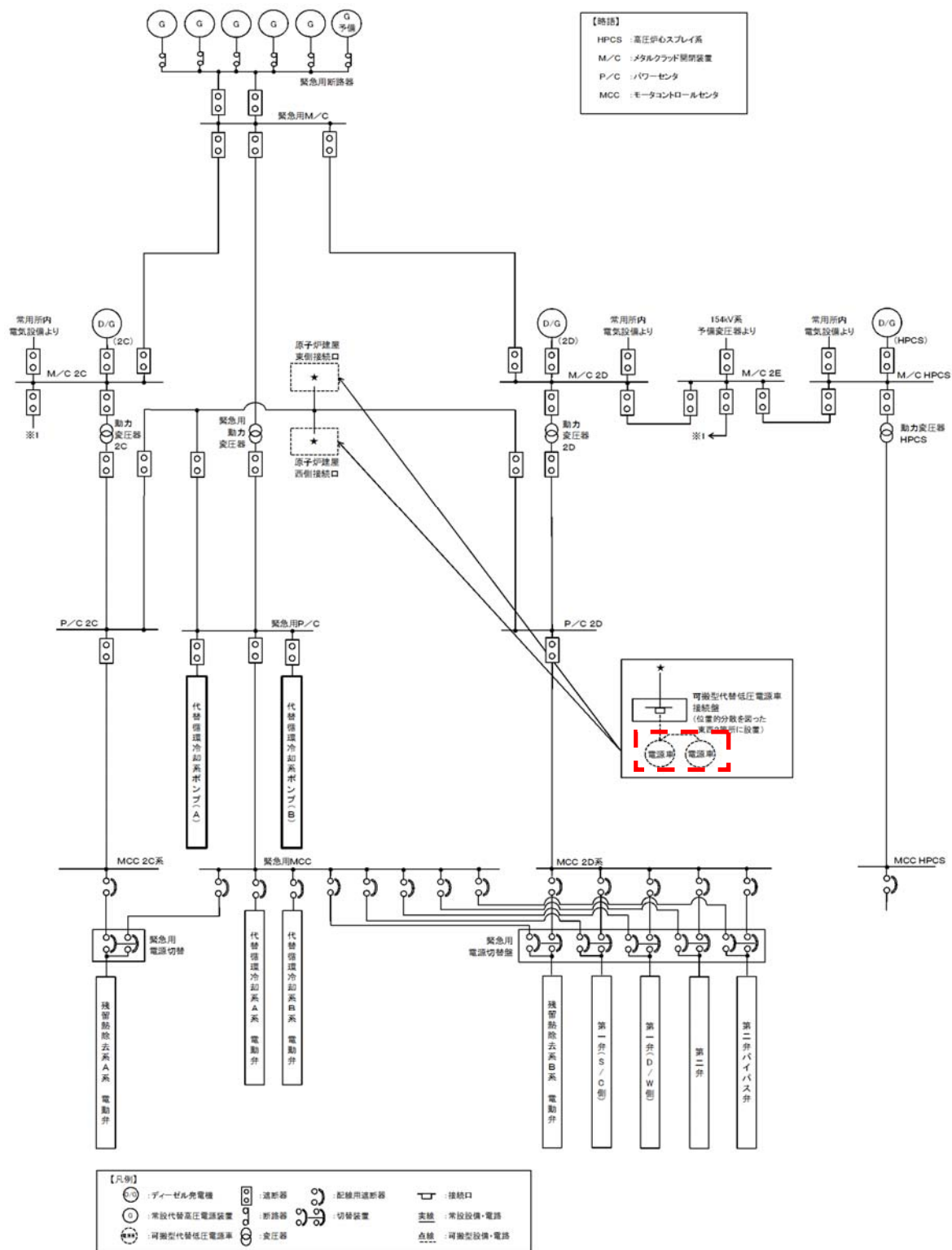
	負荷	負荷容量 (交流 (kW))	備考
1	第一弁 (サブプレッション・チェンバ側)	0.72kW	
2	第一弁 (ドライウエル側)	0.72kW	
3	第二弁	0.5kW	
4	第二弁バイパス弁	0.5kW	
5	移送ポンプ	7.5kW	
6	排水ポンプ	15kW	
7	フィルタ装置周り計装設備	0.3kW	
8	フィルタ装置入口水素濃度計	26kW	
9	フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	0.3kW	
10	フィルタ装置スクラビング水 pH 計	26.3kW	
合 計		約 78kW <sup>※1</sup>	

※1 常設代替交流電源設備の設備容量は 5,520kW (6,900kVA) とし、  
負荷容量約 78kW に対して必要十分な容量とする。

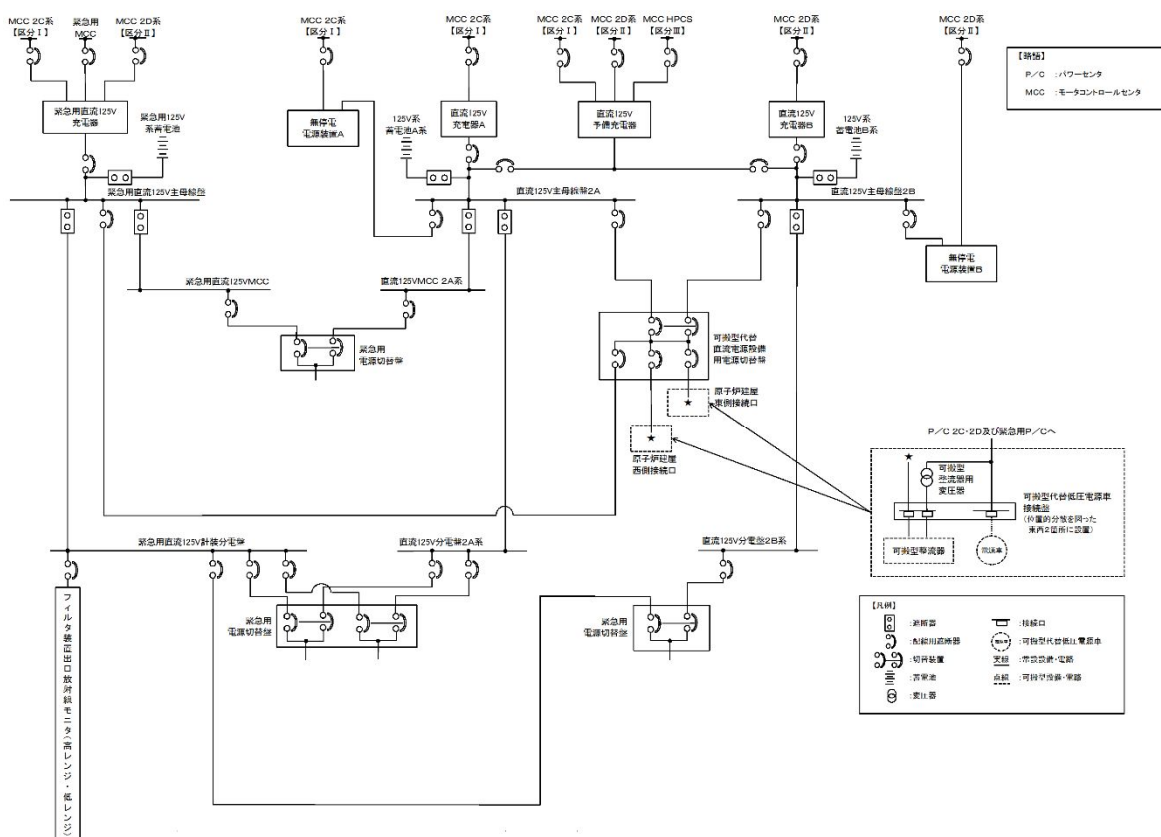
## b. 可搬型代替交流電源設備による電源給電範囲

可搬型代替交流電源設備により，第一弁（S／C側），第一弁（D／W側），第二弁，第二弁バイパス弁，移送ポンプ，排水ポンプ，フィルタ装置周り計装設備，フィルタ装置入口水素濃度計，フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）及びフィルタ装置スクラビング水 pH 計に給電が可能である。

電源給電範囲を第 3 図～第 4 図に，負荷一覧を第 2 表に示す。



第 3 図 可搬型代替交流電源設備による電源給電範囲 (交流電源)



第 4 図 可搬型代替交流電源設備による電源給電範囲（直流電源）

第 2 表 可搬型代替交流電源設備による負荷一覧

	負荷	負荷容量 (交流 (kW))	備考
1	第一弁 (サブプレッション・チェンバ側)	0.72kW	
2	第一弁 (ドライウエル側)	0.72kW	
3	第二弁	0.5kW	
4	第二弁バイパス弁	0.5kW	
5	移送ポンプ	7.5kW	
6	排水ポンプ	15kW	
7	フィルタ装置周り計装設備	0.3kW	
8	フィルタ装置入口水素濃度計	26kW	
9	フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	0.3kW	
10	フィルタ装置スクラビング水 pH 計	26.3kW	
合 計		約 78kW <sup>※1</sup>	

※1 可搬型代替交流電源設備の設備容量は、可搬型代替低圧電源車 2 台分の 560kW (700kVA) とし、負荷容量約 78kW に対して必要十分な容量とする。

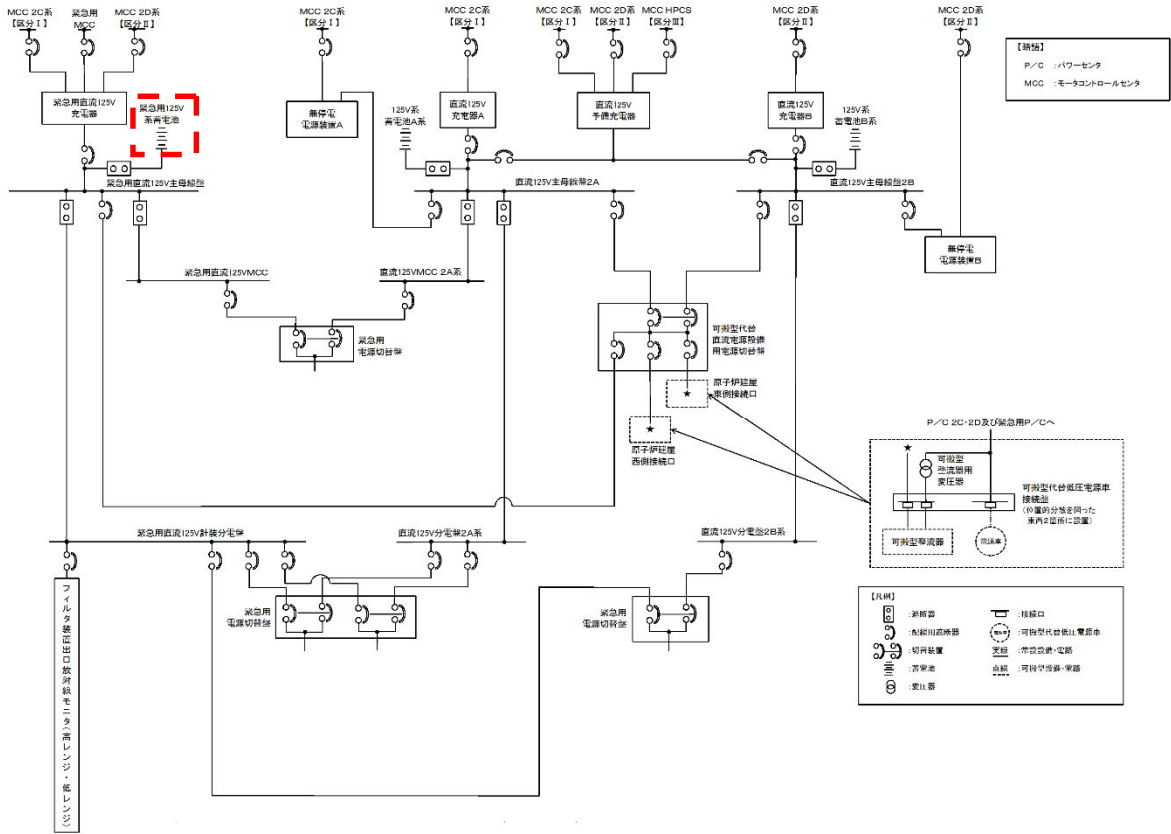
## c. 常設代替直流電源設備による電源給電範囲

常設代替直流電源設備により，フィルタ装置周り計装設備及びフィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）に給電が可能である。

第一弁（S/C側），第一弁（D/W側），第二弁，第二弁バイパス弁，移送ポンプ，排水ポンプ，フィルタ装置入口水素濃度計及びフィルタ装置スクラビング水 pH 計については交流機器であり，常設代替直流電源設備から給電はできない。

なお，移送ポンプ及び排水ポンプ及びフィルタ装置入口水素濃度計については，使用時期は事故収束時となり，時間的余裕があることから，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が十分可能である。また，フィルタ装置スクラビング水 pH 計については，系統待機時に使用すること，第一弁（S/C側），第一弁（D/W側），第二弁及び第二弁バイパス弁については，遠隔人力操作機構が付いており，手動での開閉操作が可能である。

電源給電範囲を第 5 図に，負荷一覧を第 3 表に示す。



第 5 図 常設代替直流電源設備による電源給電範囲



第 3 表 常設代替直流電源設備による負荷一覧

	負荷	負荷容量 (直流 (A))	備考
1	第一弁 (サブプレッション・チェンバ側)	—	
2	第一弁 (ドライウエル側)	—	
3	第二弁	—	
4	第二弁バイパス弁	—	
5	移送ポンプ	—	
6	排水ポンプ	—	
7	フィルタ装置周り計装設備	3A	
8	フィルタ装置入口水素濃度計	—	
9	フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	3A	
10	フィルタ装置スクラビング水 pH 計	—	
合 計		約 6A	182.4Ah <sup>※1</sup>

※1 24 時間使用した場合の容量

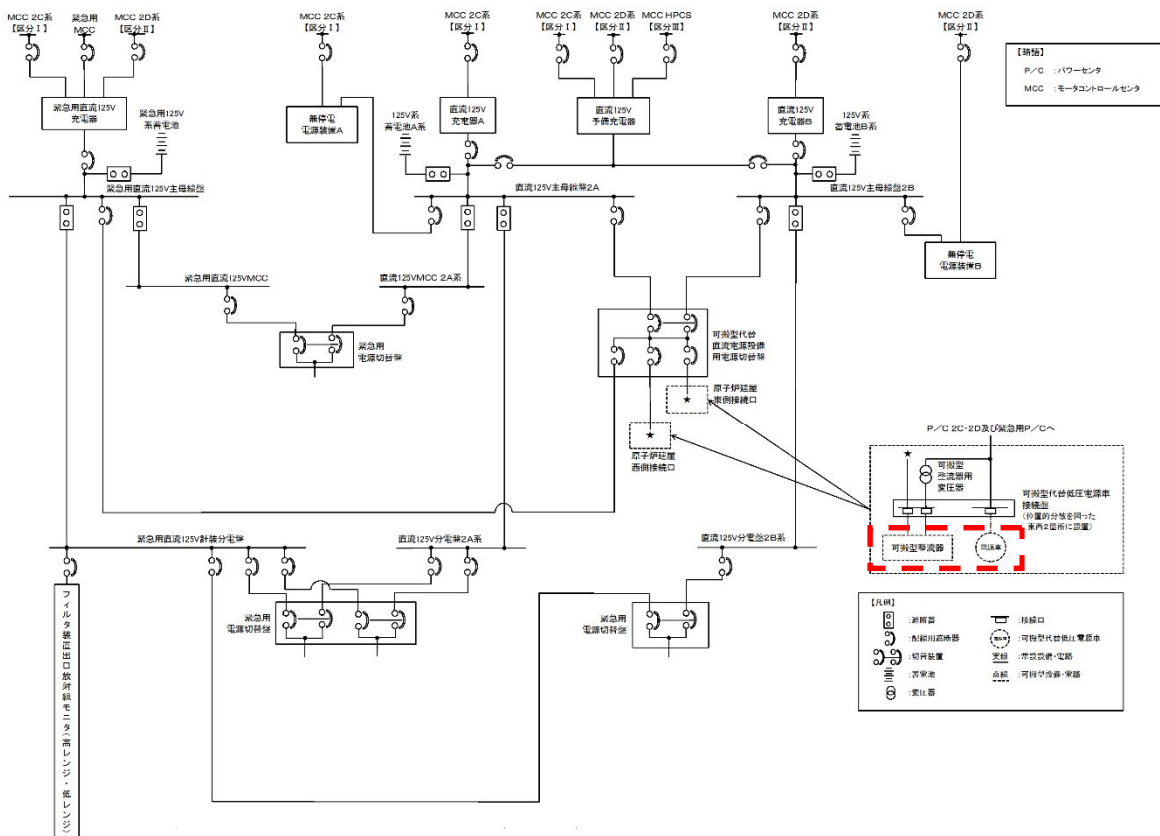
常設代替直流電源設備の設備容量は 6,000Ah とし、負荷容量 182.4Ah  
に対して必要十分な容量とする。

## d. 可搬型代替直流電源設備による電源給電範囲

可搬型代替直流電源設備により，フィルタ装置周り計装設備及びフィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）に給電が可能である。第一弁（S/C側），第一弁（D/W側），第二弁，第二弁バイパス弁，移送ポンプ，排水ポンプ，フィルタ装置入口水素濃度計及びフィルタ装置スクラビング水 pH 計については交流機器であり，可搬型代替直流電源設備から給電はできない。

なお，移送ポンプ及び排水ポンプ及びフィルタ装置入口水素濃度計については，使用時期は事故収束時となり，時間的余裕があることから，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が十分可能である。また，フィルタ装置スクラビング水 pH 計については，系統待機時に使用すること，第一弁（S/C側），第一弁（D/W側），第二弁及び第二弁バイパス弁については，遠隔人力操作機構が付いており，手動での開閉操作が可能である。

電源給電範囲を第 6 図に，負荷一覧を第 4 表に示す。



第 6 図 可搬型代替直流電源設備による電源給電範囲

第 4 表 可搬型代替直流電源設備による負荷一覧

	負荷	負荷容量 (直流 (A))	備考
1	第一弁 (サブプレッション・チェンバ側)	—	
2	第一弁 (ドライウエル側)	—	
3	第二弁	—	
4	第二弁バイパス弁	—	
5	移送ポンプ	—	
6	排水ポンプ	—	
7	フィルタ装置周り計装設備	3A	
8	フィルタ装置入口水素濃度計	—	
9	フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	3A	
10	フィルタ装置スクラビング水 pH 計	—	
合 計		6A <sup>※1</sup>	

※1 可搬型代替直流電源設備の設備容量は、可搬型整流器 4 台分の 400A とし、負荷容量 6A に対して必要十分な容量とする。

(参考) 可搬型代替電源設備のアクセス性について

可搬型代替交流電源設備及び可搬型代替直流電源設備である可搬型代替低圧電源車並びに可搬型代替直流電源設備である可搬型整流器のアクセスルートについては、想定される重大事故等が発生した場合においても、保管場所から使用場所まで複数のアクセスルートを確保する設計とする。

常設設備との接続部についても、原子炉建屋の隣り合わない異なる面の近傍に二箇所の接続口を設置していることから、共通要因により接続不可とならない設計としている。

エアロゾルの再浮遊・フィルタの閉塞について

フィルタ装置を継続使用する場合、エアロゾルの除去性能に影響を与える可能性のある因子として、以下の点を考慮する必要がある。

- ・エアロゾルの再浮遊
- ・フィルタの閉塞

それぞれの因子について、影響評価を実施する。

(1) エアロゾルの再浮遊

a. ベンチュリスクラバ

(a) 想定する状態

フィルタ装置を継続使用すると、ベンチュリスクラバで捕集されたエアロゾルにより、ベンチュリスクラバ内のエアロゾル濃度は徐々に上昇する。スクラビング水の水面近傍には、水沸騰やベンチュリノズルを通るベントガスによる気流により、細かい飛沫（液滴）が発生するが、その飛沫にエアロゾルが含まれていると、エアロゾルがベンチュリスクラバの後段に移行することが考えられる。

(b) 影響評価

ベンチュリスクラバの後段には、金属フィルタが備えられており、この金属フィルタには、

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

b. 金属フィルタ

(a) 想定される状態



(b) 影響評価

金属フィルタに捕集されたエアロゾルの崩壊熱は，ベント中はベントガスの流れによって冷却され，ベント後はベンチュリスクラバに捕集したエアロゾルの崩壊熱により発生する蒸気によって冷却されることから，この影響について評価する。

(i) 金属フィルタへのエアロゾル移行割合

フィルタ装置では，ベンチュリスクラバにより大部分のエアロゾルが捕集される。このベンチュリスクラバによる除去性能を考慮して，金属フィルタへのエアロゾル移行割合は，フィルタ装置に移行する総量の  とする。(別紙 46 第 4 表)

(ii) 蒸気割合

保守的に評価するため，冷却源となる蒸気量が最も小さくなるような条件として格納容器圧力逃がし装置の隔離弁を閉とした場合を想定し，蒸気量はスクラビング水に捕集される崩壊熱による蒸気量とし，圧力，温度条件はベント後長期間を経た後と想定し，大気圧

及びその飽和温度とする。

・ 蒸気潜熱 (100°C飽和蒸気) =  $2.256 \times 10^6 \text{ J/kg}$

・ 比熱 (100°C飽和蒸気) =  $2,077 \text{ J/kg}^\circ\text{C}$

(iii) 評価結果



ここで、金属フィルタの上昇温度は流入するエアロゾルの崩壊熱量（フィルタ装置内の発熱量）に関わらず、金属フィルタへのエアロゾル移行割合で一義的に決まり、ベント後長期間を経た後を想定した蒸気条件を使用すると、以下の評価結果となる。

・ 上昇温度 =

したがって、金属フィルタの温度は、エアロゾルの再浮遊が起こるような温度（参考：CsOH の融点：272.3°C）に対し十分低く抑えることができる。



## (2) フィルタの閉塞

## a. 想定する状態

炉心損傷後のベント時には、溶融炉心から発生するエアロゾルに加え、炉内構造物の過温などによるエアロゾル、コア-コンクリート反応により発生する  $\text{CaO}_2$  等のコンクリート材料に起因するエアロゾル、保温材等の熱的・機械的衝撃により発生する粉塵がフィルタ装置に移行する可能性がある。これらのエアロゾルの影響により、ベンチュリノズルの狭隘部や金属フィルタに付着し、閉塞する可能性について考慮する。また、金属フィルタについては、液滴の付着による閉塞についても考慮する。

## b. 影響評価

## (a) ベンチュリノズル

ベンチュリノズルの狭隘部は数 cm であり、狭隘部を通過するガス流速は高速となる。これに対して、エアロゾルの粒子径は極めて小さく、ベンチュリノズルが閉塞することはない。

## (b) 金属フィルタ (エアロゾルによる閉塞)

ベンチュリスクラバで捕集されなかったエアロゾルは、後段の金属フィルタに捕集される。この金属フィルタに捕集されるエアロゾル量と金属フィルタの許容負荷量を比較し、閉塞しないことを以下のとおり確認した。

## (i) 金属フィルタの許容負荷量

金属フィルタ単体に対し、エアロゾルを供給した場合、負荷量は

まで許容されることが確認されている。

## (ii) エアロゾル量

格納容器からのエアロゾルの移行量を保守的に評価するため、サプレッション・プール水でのスクラビング効果がないドライウエル

ベント時の格納容器からフィルタ装置に移行するエアロゾル量について、核分裂生成物の炉内内蔵量と NUREG-1465 に基づく炉心から格納容器へ放出される核分裂生成物の割合を用いて評価した結果、約 38kg となる。さらに、エアロゾルに係る海外規制を踏まえ、400kg に設定している。(別紙 2)

このエアロゾル重量に金属フィルタへのエアロゾル移行割合 1/100 を考慮する(別紙 46 第 4 表)と、設計エアロゾル重量(400kg)に対して金属フィルタへの移行量は、4kg となる。

(iii) 評価結果

金属フィルタの総面積は [ ] であり、設計エアロゾル移行量に対する金属フィルタへの移行量は 4kg となることから、金属フィルタの負荷は [ ] となる。

これは金属フィルタの許容負荷量に対して十分小さいことから、金属フィルタが閉塞することはない。

(c) 金属フィルタ (液滴による閉塞)

金属フィルタに移行するベントガスに含まれる液滴 (湿分) は、 [ ]

低流速では、 [ ] 機能の低下が懸念されるものの、JAVA 試験における下記の結果から、金属フィルタ部におけるエアロゾルの除去性能は運転範囲を下回る低速範囲 [ ] [ ] においても低下しないと考えられる。

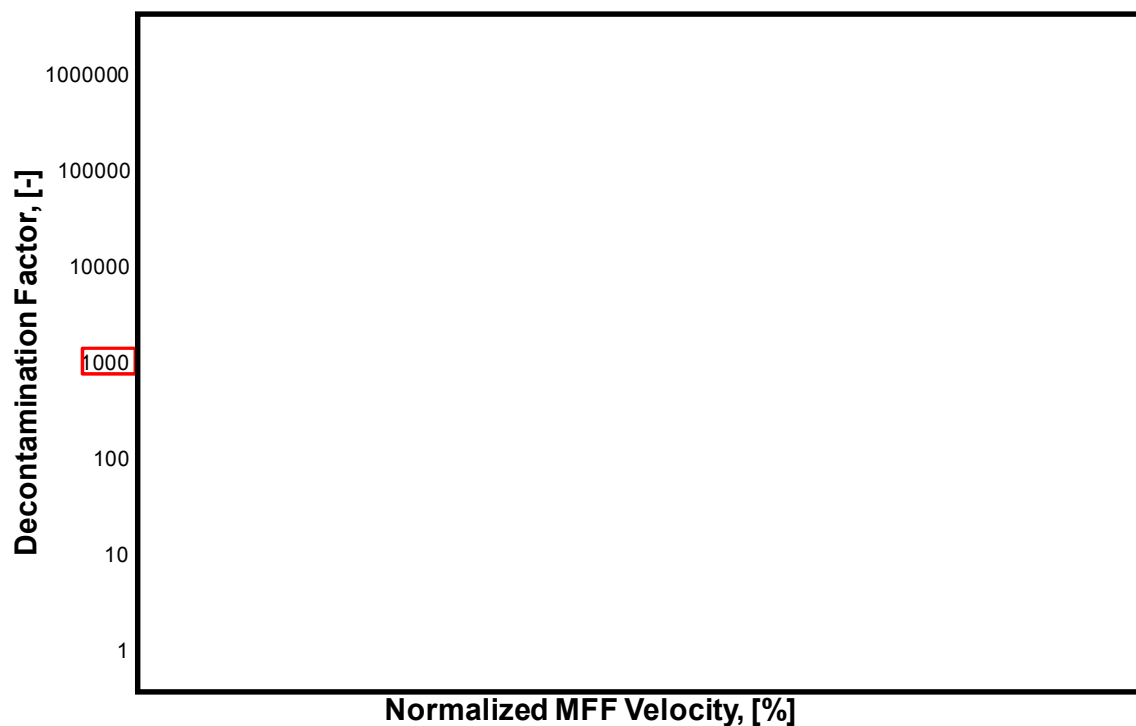
① ベントフィルタ運転範囲を下回る低流速範囲においても、第 1

図のとおりベントフィルタ（ベンチュリスクラバ及び金属フィルタ）の除去性能が確保されている。

②



以上から、プレフィルタ及び湿分分離機構における、液滴分離が十分に実施でき、液滴（湿分）によるメインフィルタの閉塞が発生することはないと評価する。



第 1 図 金属フィルタ部におけるガス流速に対するベンチュリスクラバと金属フィルタを組み合わせた除去係数

ベンチュリスクラバにおける無機よう素の再揮発・薬剤の容量不足について

フィルタ装置を継続使用する場合、ベンチュリスクラバの無機よう素除去性能に影響を与える可能性のある因子として、以下の点を考慮する必要がある。

- ・無機よう素の再揮発
- ・薬剤の容量不足

それぞれの因子について、影響評価を実施する。

(1) 無機よう素の再揮発

a. 想定する状態

気液界面における無機よう素の平衡については温度依存性があり、温度の上昇に伴い気相中に移行する無機よう素が増えることが知られている。高温のベントガスによりスクラビング水の温度が上昇した場合、スクラビング水中に捕集された無機よう素が気相中に再揮発することが考えられる。

b. 影響評価

無機よう素の除去係数の温度依存性については、NUREG/CR-5732 に類似の影響評価に関する知見が得られている（参考図書 1）。

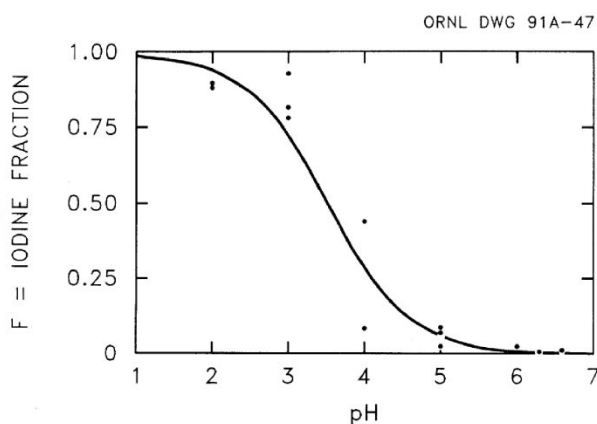
NUREG/CR-5732 によれば、格納容器内のよう素の化学形態について、気相中のよう素と液相中のよう素の挙動は 2 つの効果を組み合わせて影響を受けることとなる。

① 液相中における無機よう素 ( $I_2$ ) とよう素イオン ( $I^-$ ) の平衡

放射線環境下において、液相中における無機よう素とよう素イオンの存在比は以下のように表される。

$$F = \frac{[I_2]}{[I_2] + [I^-]}$$

$[I_2]$ と $[I^-]$ は、無機よう素とよう素イオンの濃度を表す。この平衡反応はpHに強く依存する。第1図にpHに対する平衡の関係を示す。



第1図 液相中における  $I_2$  と  $I^-$  の平衡と pH の関係

② 液相と気相の無機よう素 ( $I_2$ ) の平衡

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

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

$[I_2$  (aq)] 及び  $[I_2$  (g)] はそれぞれ液相中の無機よう素濃度及び気相中の無機よう素濃度を表す。この平衡は、以下の関係で温度に依存する。

$$\log_{10} P = 6.29 - 0.0149T \quad T: \text{絶対温度}$$

気液界面 (フィルタ装置水面) における無機よう素の平衡については、②のとおり温度依存性があり、スクラビング水の水温が高い

方が気相の無機よう素の割合が増える。しかし、アルカリ環境下では、①の無機よう素とよう素イオンの平衡により液相中に存在する無機よう素が極めて少なく、無機よう素の気相部への移行量は、スクラビング水の温度が上昇しても十分小さい値となる。

JAVA 試験は、高温のベントガスを用いて、無機よう素が気相中に移行しやすい条件での試験を実施しており、温度上昇による影響に配慮したものとなっている。

JAVA 試験で得られた無機よう素除去性能試験の結果を第 1 表に、温度に対する無機よう素除去性能の関係を第 2 図に示す。

第 1 表 JAVA 試験結果（無機よう素除去性能試験結果）





第 2 図 温度に対する無機よう素除去性能

(2) 薬剤の容量不足

a. 想定する状態

(1)式に示すとおり、無機よう素はベンチュリスクラバにて薬剤（ ）との反応により捕集されるが、薬剤の容量を超える無機よう素が流入した場合には、無機よう素は捕集されずに下流に流出されることが考えられる。

. . . . (1)

b. 影響評価

スクラビング水に含まれる  の量は、格納容器から放出される無機よう素の量に対して十分大きいことから、容量に達することはないことを以下のとおり確認した。

## (a) スクラビング水の薬剤の保有量

スクラビング水に含まれる [ ] の割合は待機時下限水位に対して [ ] であるため、 [ ] となり [ ] の量は [ ] となる。

## (b) 無機よう素の流入量

ベンチュリスクラバに流入する無機よう素の量を以下のとおり設定した。

- ・ 事故時に炉内に内蔵されるよう素元素量

BWRプラントにおける代表炉心（A BWR）の平衡炉心末期を対象としたORIGEN2コードの計算結果に対して、東海第二発電所の熱出力（3,293MW）を考慮して算出した結果、約24.4kgとする。

- ・ 格納容器への放出割合

NUREG-1465に基づき、格納容器内へのよう素の放出割合を61%とする。

- ・ 格納容器に放出されるよう素の元素割合

Regulatory Guide 1.195に基づき、よう化セシウム5%、無機よう素91%、有機よう素4%とする。

以上より、ベンチュリスクラバに流入する無機よう素（分子量253.8g/mol） [ ] の量は [ ] となる。

## (c) 評価結果

ベンチュリスクラバにおける無機よう素の反応はアルカリ環境下において(1)式に示すとおりであることから、ベンチュリスクラバに流入する無機よう素 [ ] の反応に必要な [ ] の量は [ ] となる。スクラビング水に含まれる [ ] の量は [ ] であることから、



が容量不足となることはない。

(3) 薬剤の管理について

は化学的に安定しており，系統待機中において，変質することがないことから，PWRにおける同目的の薬品タンクの水質確認頻度を考慮し，の濃度がであることを施設定期検査ごとに確認する。

また，上記管理について，原子炉施設保安規定に規定する。

<参考図書>

1. NUREG/CR-5732\_ORNL/TM-11861 Iodine Chemical Forms in LWR Severe Accidents
2. NUREG-1465 “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants” Feb. 1995
3. Regulatory Guide 1.195, “Methods and assumptions for evaluating radiological consequences of design basis accidents at light-water nuclear power reactors”

(参考) 有機よう素の生成割合に関する REGULATORY GUIDE 1.195 の適用について

有機よう素の生成割合は, Regulatory Guide 1.195 “Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light Water Nuclear Power Reactors” で示されたよう素の存在割合を用い, 4% を仮定している。

格納容器中の無機よう素等から有機よう素への転換割合, 重大事故時における pH調整と有機よう素の生成割合に関する評価を以下に示す。

a. 格納容器中の無機よう素等から有機よう素への転換割合

WASH-1233 “Review of Organic Iodide Formation Under Accident Conditions in Water-Cooled Reactors” では, 粒子状よう素 (CsI) を除く無機よう素等 ( $I_2$ , HI, I) から有機よう素 ( $CH_3I$ ) への転換に関して, 格納容器内を模擬した種々の実験結果に基づいて提案している (参考図書 1)。

一方, NUREG-0772 “Technical Basis for Estimating Fission Product Behavior during LWR Accidents” において, 上記のWASH-1233 の実験結果を再度評価し, WASH-1233 で示される有機よう素への転換割合は, 有機よう素の生成を導くメカニズムの定義付けが十分ではなく, 保守的としている (参考図書 2)。

WASH-1233 及びNUREG-0772 に示されている, それぞれの有機よう素への転換割合を第 2 表に示す。

第 2 表 格納容器中の無機よう素等から有機よう素への転換割合

有機よう素	W A S H - 1233	N U R E G - 0772
非放射線場	1%未満	0.01%未満
放射線場	2.2%未満	0.02%未満
合計	3.2%未満	0.03%未満

N U R E G - 1465 “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants” では、無機よう素等から生成される有機よう素の転換割合として、W A S H - 1233 で示される 3.2%（合計）に基づき決定している。しかし、W A S H - 1233 では有機よう素の生成反応のみを考慮し、放射線による分解反応については考慮していないこと、格納容器内での有機よう素の生成割合を評価していることなどから、N U R E G - 0772 のレビュー結果と同様、相当な保守性を持った値としている。

#### b. 重大事故時における pH調整と有機よう素の生成割合

N U R E G / C R - 5732 “Iodine Chemical Forms in LWR Severe Accidents” では、p Hとよう素の存在割合について、p Hの低下に伴って無機よう素等への生成割合が増加する知見が示されており、p H調整が実施されている場合と p H調整が実施されていない場合のそれぞれについて、重大事故時のよう素形態に関して、複数のプラントに対するよう素の発生量を評価している。p H調整が実施されている場合の結果を第 3 表に、p H調整が実施されていない場合の結果を第 4 表に示す。BWR プラント（Grand Gulf, Peach Bottom）では、重大事故時において、p H調整の実施の有無に限らず、有機よう素の生成割合は 1%以下となっている。

第 3 表 重大事故時に pH調整を実施した場合の有機よう素の生成割合

Table 3.6 Distribution of iodine species for pH controlled above 7

Plant	Accident	Fraction of total iodine in containment (%)			
		I <sub>2</sub> (g)	I <sub>2</sub> (l)	I <sup>-</sup> (l)	CH <sub>3</sub> I (g)
Grand Gulf	TC γ	0.05	0.03	99.92	0.001
	TQUV γ	0.01	0.03	99.96	0.0003
Peach Bottom	AE γ	0.002	0.03	99.97	0.0001
	TC2 γ	0.02	0.03	99.95	0.0004

第 4 表 重大事故時に pH調整を実施しない場合の有機よう素の生成割合

Table 3.7 Distribution of iodine species for uncontrolled pH

Plant	Accident	Fraction of total iodine in containment (%)			
		I <sub>2</sub> (g)	I <sub>2</sub> (l)	I <sup>-</sup> (l)	CH <sub>3</sub> I (g)
Grand Gulf	TC γ	26.6	15.3	58.0	0.2
	TQUV γ	6.6	18.3	75.1	0.06
Peach Bottom	AE γ	1.6	21.6	76.8	0.01
	TC2 γ	10.9	18.0	71.0	0.07

以上より、有機よう素の生成割合については不確定さがあるものの、Regulatory Guide 1.195 で示されている 4%は十分な保守性を有していると考えられることから、設計値として採用している。

〈参考図書〉

1. W A S H-1233, "Review of Organic Iodide Formation Under Accident Conditions in Water-Cooled Reactors"
2. N U R E G-0772, "Technical Basis for Estimating Fission Product Behaviour during LWR Accidents"

よう素除去部におけるよう素の再揮発，吸着材の容量減少及び変質について

フィルタ装置を継続使用する場合，よう素除去部の性能に影響を与える可能性のある因子として，以下の点を考慮する必要がある。

- ・よう素（有機よう素，無機よう素）の再揮発
- ・吸着材の容量減少
- ・吸着材の変質

それぞれの因子について，影響評価を実施する。

(1) よう素の再揮発

a. 想定する状態

化学工業の分野ではゼオライトに高温の水素を通気することにより捕集されているよう素を再揮発させる技術がある。よう素除去部に充填された銀ゼオライトに，ベントガスに含まれる水素が通気されると，捕集された放射性よう素が再揮発することが考えられる。

b. 影響評価

水素によるよう素の再揮発は 400℃以上の高温状態で数時間程度，水素を通気した場合に起こることが知られている（参考図書 1）。一方フィルタ装置に流入するガスは 200℃以下であり，銀ゼオライトに水素を含むガスが通過したとしても，ゼオライトに捕集されているよう素が再揮発することはない。

また，よう素除去部で捕集した放射性よう素の崩壊熱は，ベント中はベントガスにより冷却され，ベント後は系統を不活性化するために供給される窒素により冷却されることから，この冷却条件における上昇温度を評価する。

(a) よう素除去部で蓄積されるよう素の発熱量

よう素除去部に蓄積されるよう素の発熱量を以下のとおり設定した。

- ・ 事故時に炉内に内蔵されるよう素の発熱量

BWRプラントにおける代表炉心（ABWR）の平衡炉心末期を対象としたORIGEN2コードの計算結果に対して，東海第二発電所の熱出力（3,293MW）を考慮して算出した結果，とする。

- ・ 格納容器への放出割合

NUREG-1465に基づき，格納容器へのよう素の放出割合を61%とする。

- ・ 格納容器に放出されるよう素の元素割合

Regulatory Guide 1.195に基づき，よう化セシウム5%，無機よう素91%，有機よう素4%とする。

- ・ 格納容器内の除去係数（無機よう素）

格納容器内の沈着やスプレイ，サプレッション・プール水でのスクラビング効果によっては，保守的に除去されないものとして評価する。

ベンチュリスクラバでの無機よう素の除去性能（DF=100）を考慮して，ベンチュリスクラバで除去されずに残った全ての無機よう素がよう素除去部に蓄積するものとする。また，よう素除去部の有機よう素の除去性能はDF=50であるが，有機よう素全てがよう素除去部に蓄積されるものとする。よう素除去部での発熱量を保守的に評価する。よう素除去部での発熱量を第1表に示す。

第1表 よう素除去部での発熱量（単位：W）

	原子炉停止後時間	
	19hr	168hr
有機よう素＋無機よう素の発熱量		

## (b) 減衰時間と冷却ガス条件

ベント終了までは蒸気による冷却となるため、以下の①、②のケースを想定し、その時点の減衰を考慮する。窒素による冷却については②を想定し、その時点の減衰を考慮する。

- ① 原子炉停止後 19 時間（有効性評価におけるベント開始時間）
- ② 原子炉停止後 168 時間（事象発生 7 日後）

保守的に評価するため、冷却能力が低い条件として、可搬型窒素供給装置による窒素流量のみを冷却ガス条件とし、圧力、温度条件は大気圧及び常温付近の 27°C（300K）とする。

- ・窒素流量 = 200 m<sup>3</sup> [N] /h
- ・窒素比熱 = 1,040 J/kg・°C
- ・窒素密度 = 1.25 kg/m<sup>3</sup> [N]

また、蒸気の場合も、圧力、温度条件は、大気圧及びその飽和温度とする。

- ・蒸気潜熱（100°C飽和蒸気）= 2.256×10<sup>6</sup> J/kg
- ・比熱（100°C飽和蒸気）= 2,077 J/kg°C
- ・格納容器内発熱量 = 2.03×10<sup>7</sup> W（19hr）  
= 9.83×10<sup>6</sup> W（168h）

## (c) 評価結果

よう素除去部に蓄積したよう素の崩壊熱によりガスが昇温される量を評価することにより、簡易的によう素除去部の温度上昇を評価する。よう素除去部に移行したよう素の崩壊熱の全量がガスに移行したと仮定し、以下の評価式にてよう素除去部の上昇温度を評価した。

<窒素ページの場合>

上昇温度 (°C) = よう素除去部内の発熱量 (W)

／ (比熱 (J/kg°C) ・ 窒素パーセント量 (m<sup>3</sup>/s) ・ 窒素密度 (kg/m<sup>3</sup>))

< 蒸気の場合 >

上昇温度 (°C) = よう素除去部内の発熱量 (W) / (比熱 (J/kg°C) ・ 蒸気発生量 (kg/s))

蒸気発生量 (kg/s) = 格納容器内の発熱量 (W) / 蒸発潜熱 (J/kg)

第 2 表に窒素冷却における上昇温度を, 第 3 表に蒸気(崩壊熱相当)冷却における上昇温度を示す。いずれの場合においても, よう素除去部の温度上昇は十分低く, よう素除去部での温度上昇は, 再揮発が起こるような温度(400°C以上)に対して十分に低く抑えることができる。

第 2 表 窒素冷却による上昇温度 (単位:°C)

	原子炉停止後時間	
	168hr	
上昇温度		

第 3 表 蒸気 (崩壊熱相当) 冷却による上昇温度 (単位:°C)

	原子炉停止後時間	
	19hr	168hr
上昇温度		

(2) 吸着材の容量減少

a. 想定する状態

ガス状放射性よう素は銀ゼオライトに捕集されるが, 銀ゼオライトの吸着容量に達した場合には, ガス状放射性よう素は捕集されずに系外に放出されることが考えられる。

b. 影響評価



よう素除去部で保持が可能なガス状放射性よう素の吸着容量（銀分子数）は、格納容器から放出されるよう素量に対して十分大きいことから、吸着容量に達することはないことを以下のとおり確認した。また、JAVA PLUS 試験と実機の有機よう素注入量と銀ゼオライト充填量との比較においても、よう素除去部の有機よう素捕集に関する吸着容量が十分であることを確認した。

(a) よう素除去部の銀の保有量

よう素除去部の銀ゼオライトの銀含有割合は [ ] であるため、銀ゼオライト [ ] に含まれる銀の量は [ ] である。

なお、銀ゼオライトの量は、詳細設計により変更の可能性がある。

(b) ガス状放射性よう素の流入量

よう素除去部に蓄積されるよう素の発熱量を以下のとおり設定した。

- ・ 事故時に炉内に内蔵されるよう素元素量

BWRプラントにおける代表炉心（ABWR）の平衡炉心末期を対象としたORIGEN2コードの計算結果に対して、東海第二発電所の熱出力（3,293MW）を考慮して算出した結果、約24.4kgとする。

- ・ 格納容器への放出割合

NUREG-1465に基づき、格納容器内へのよう素の放出割合を61%とする。

- ・ 格納容器に放出されるよう素の元素割合

Regulatory Guide 1.195に基づき、よう化セシウム5%、無機よう素91%、有機よう素4%とする。

フィルタ装置での無機よう素の除去性能 (DF = 100) を考慮して、ベンチュリスクラバで除去されずに残った全ての無機よう素がよう素除去部に蓄積するものとする。また、有機よう素は全てがよう素除去部に蓄積されるものとする。

以上の想定で、よう素除去部に吸着するガス状放射性よう素の量は無機よう素約 0.54mol、有機よう素約 4.7mol であり、無機よう素 I<sub>2</sub> (分子量: 253.8) 約 136g、有機よう素 CH<sub>3</sub>I (分子量: 141.9) 約 666g に相当する。

$$\begin{aligned} \text{(無機よう素 (I}_2\text{) のモル数)} &= 24,400\text{g} / 126.9\text{g/mol} \times 61\% \times 91\% / 100 \\ &\quad (\text{DF}) / 2 (\text{I}_2) \\ &= 0.536 \cdots \text{mol} \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} \text{(有機よう素 (CH}_3\text{I) のモル数)} &= 24,400\text{g} / 126.9\text{g/mol} \times 61\% \times 4\% \\ &= 4.69 \cdots \text{mol} \end{aligned}$$

### (c) 評価結果

よう素は、以下に示すように銀と反応することから、銀ゼオライトに含まれる銀の量  は、流入する放射性よう素の捕集に十分な量である。

- ・ 有機よう素の除去反応

- ・ 無機よう素の除去反応

### (d) JAVA PLUS 試験と実機の比較による容量の確認

JAVA PLUS 試験において、有機よう素を用いて銀ゼオライトの性能検証を行っている。JAVA PLUS 試験では、 の銀ゼオライトを交換することなく有機よう素を  以上注入しているが、銀ゼオラ

イトの性能劣化は確認されていない。

実機の銀ゼオライト充填量は [ ] であり、JAVA PLUS 試験の実績より [ ] の有機よう素が流入しても性能劣化を起こさないと言える。実機よう素除去部に想定される有機よう素の最大流入量は [ ] であり、無機よう素を含めても [ ] であることから、銀ゼオライトが性能劣化することはないと考えられる。

### (3) 吸着材の変質

#### a. 想定する状態

よう素除去部の吸着材として使用する銀ゼオライトは、光照射又は高湿度の環境に長期間晒されると、変質してよう素除去性能が低下することが考えられる。

#### b. 影響評価

銀ゼオライトは、ステンレス鋼製のフィルタ装置容器内のよう素除去部に充填されるため、光が照射されることはなく、変質するおそれはない。

また、湿分による銀ゼオライトのよう素除去性能への影響については、密閉容器内にスクラビング水 [ ] [ ] と銀ゼオライトを保管し、6 カ月後及び 15 カ月後の除去効率の測定試験を行い、性能基準 [ ] を満たしていることを確認した。(別紙 14)

〈参考図書〉

1. O R N L / T M - 6607 “Literature Survey of Methods to Remove Iodine from Off-gas Streams Using Solid Sorbents”, Apr / 10 / 1979
2. N U R E G - 1465 “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants” Feb. 1995
3. Regulatory Guide 1.195, “Methods and assumptions for evaluating radiological consequences of design basis accidents at light-water nuclear power reactors”

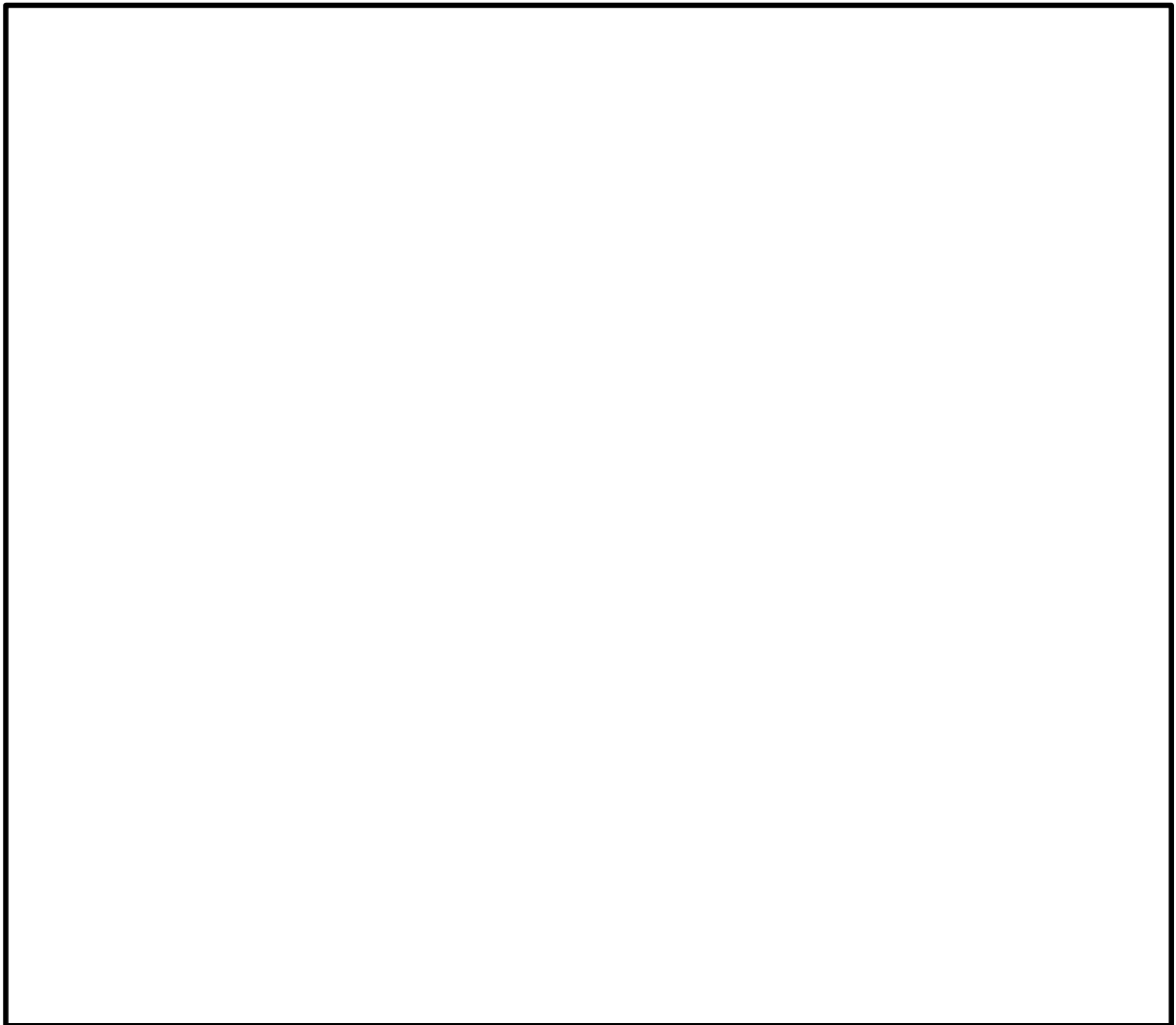
スクラビング水の保有水量の設定根拠について

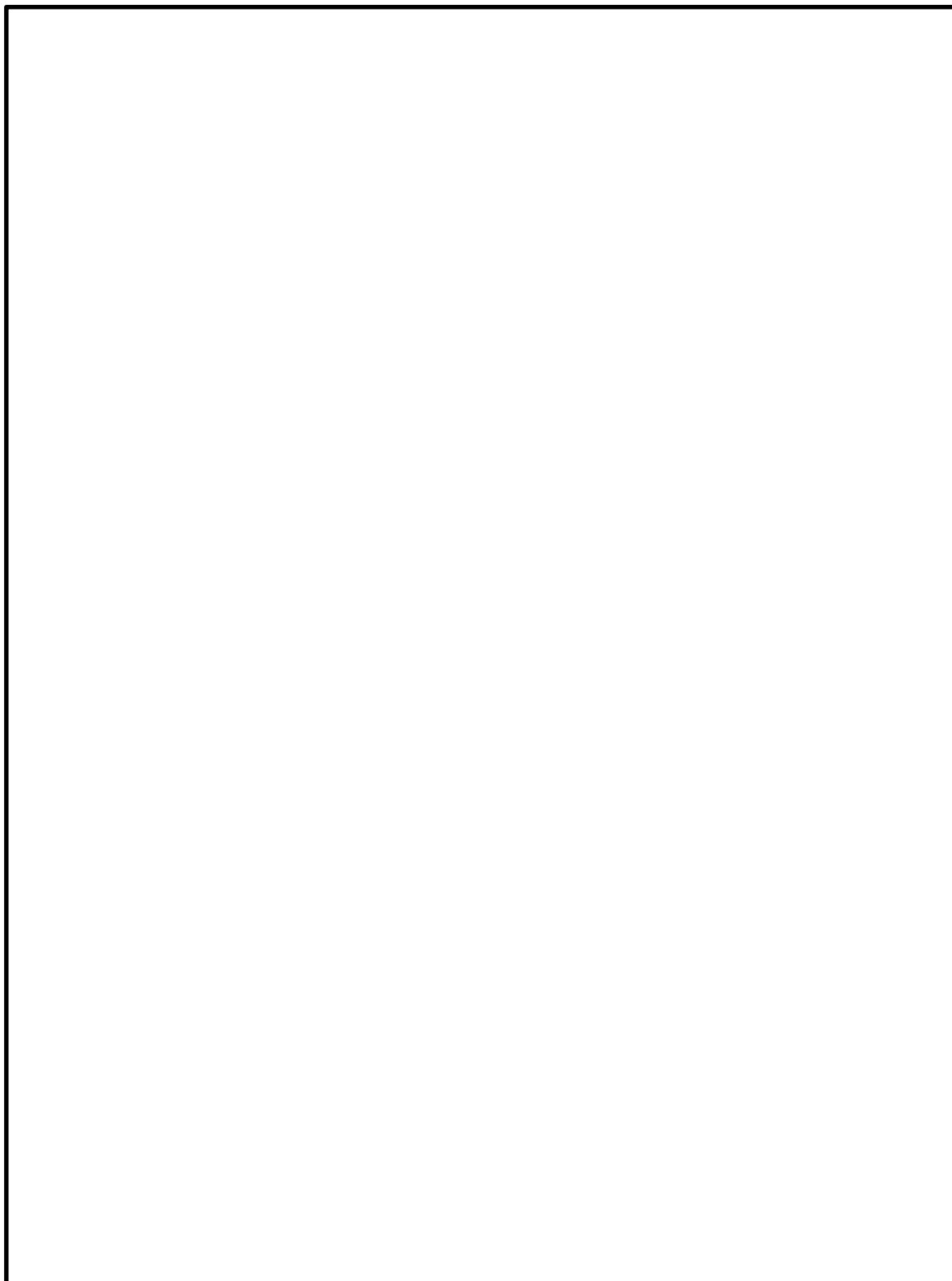
スクラビング水の初期保有水量（系統待機時）は、ベント開始後 24 時間はベンチュリスクラバによる所定の放射性物質の除去性能が得られる水量と、

  
設定している。

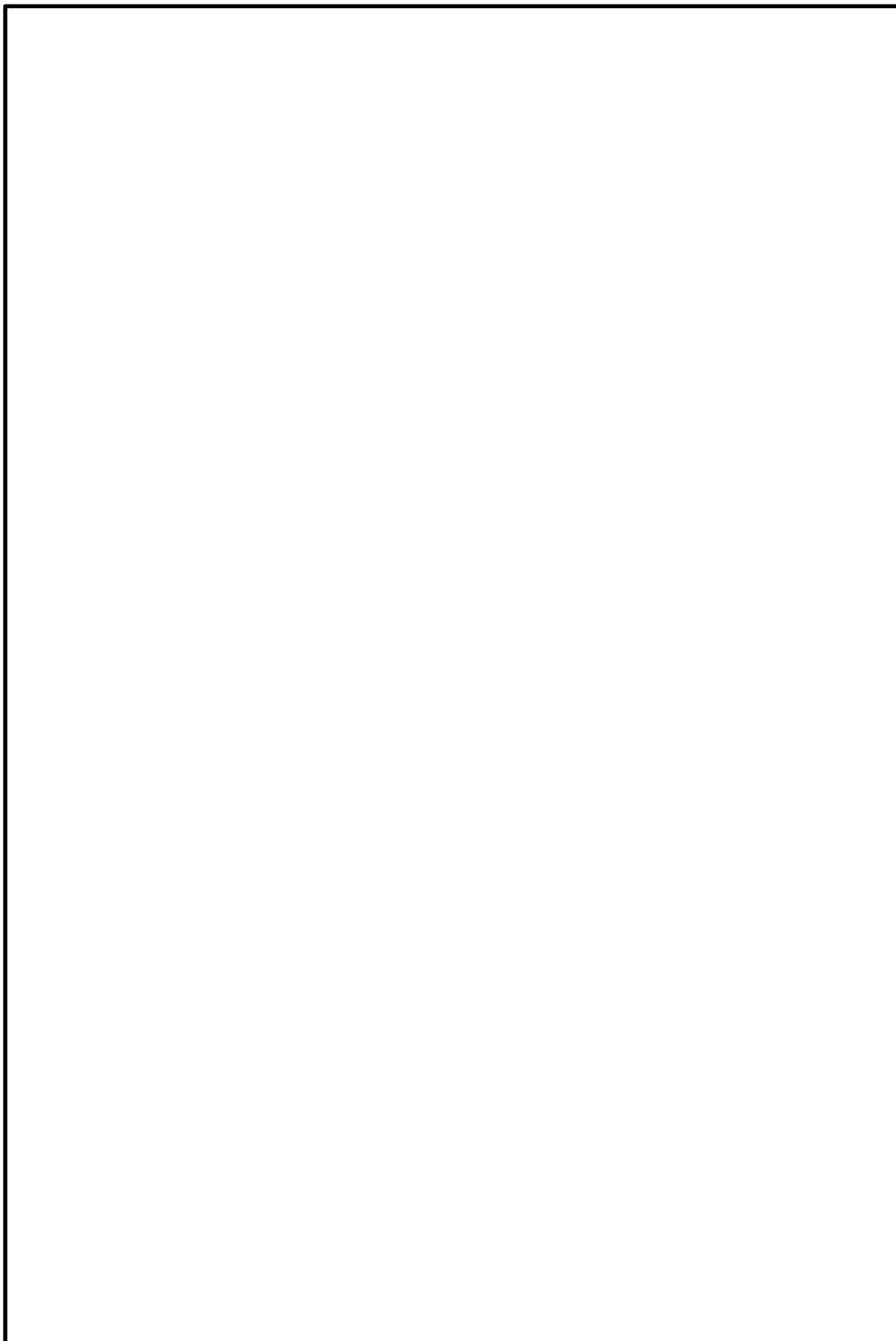
スクラビング水の水量の設定根拠を以下に示す。また、フィルタ装置水位の概略図を第 1 図に示す。

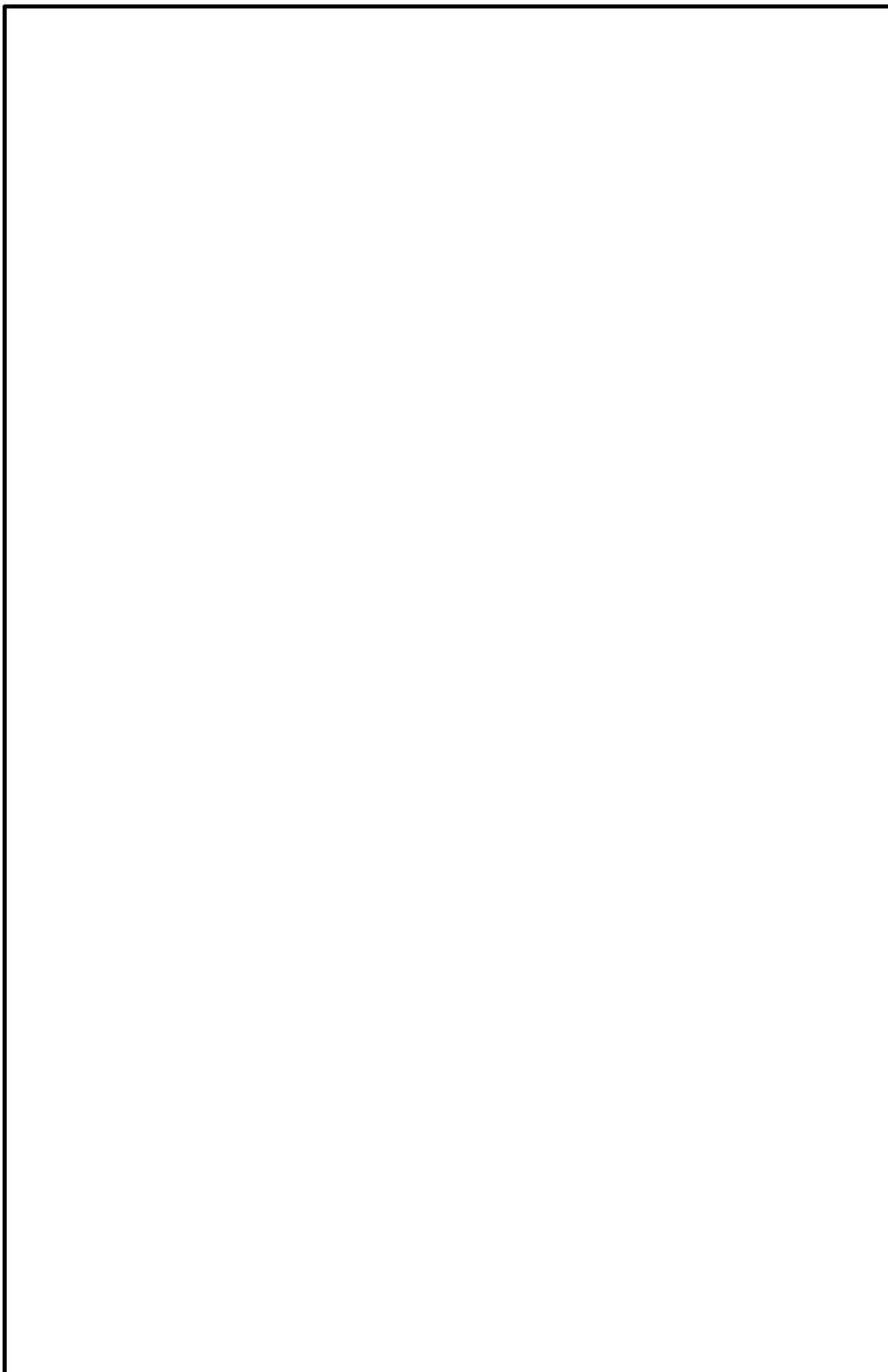
(1) 最大水量について



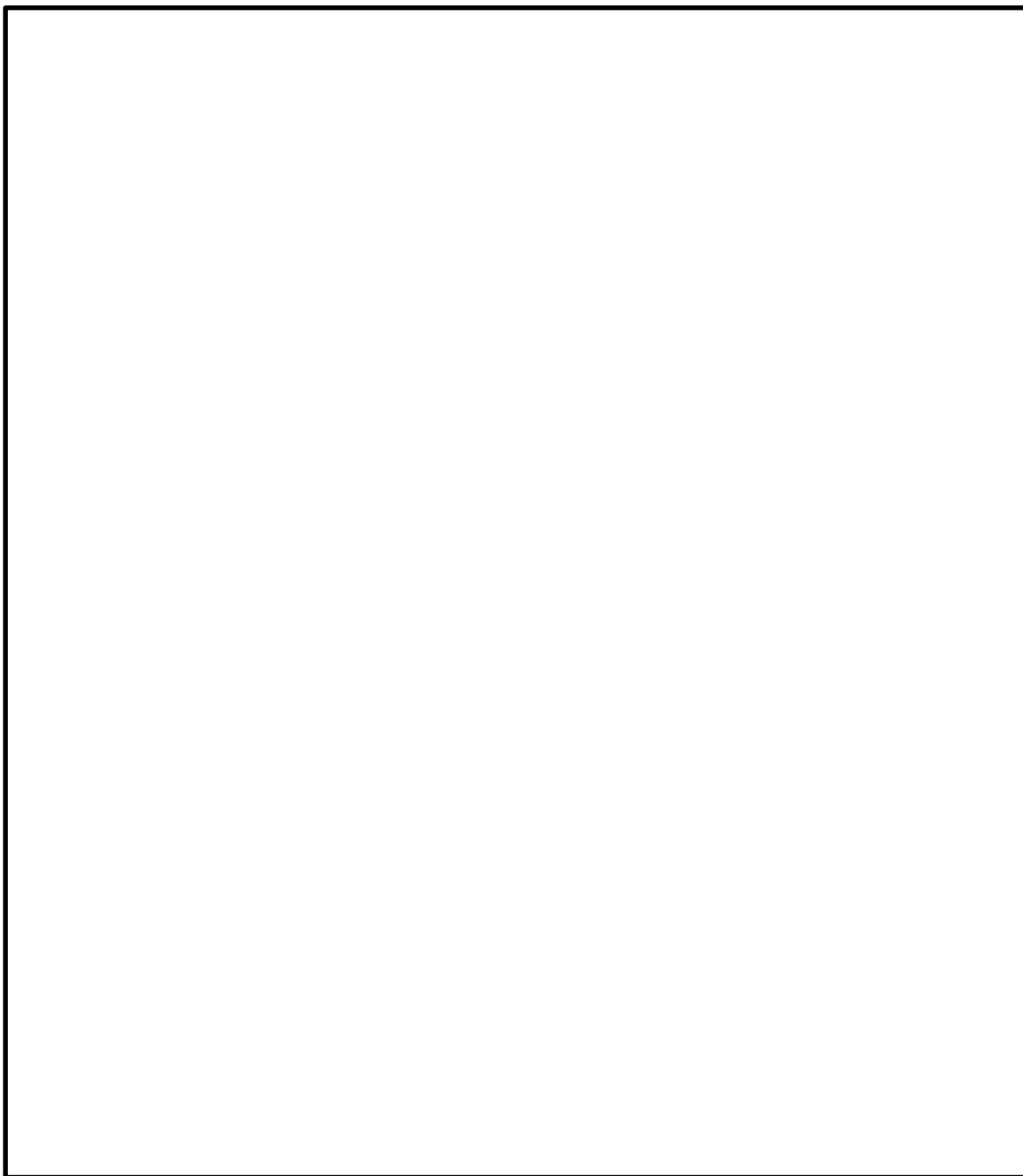


(2) 最小水量について









第 1 図 フィルタ装置水位の概略図

## (3) スクラビング水の補給期間について

フィルタ装置の設計条件に基づいているスクラビング水の初期保有水量（フィルタ装置の寸法）は、他の設計条件と同様に、大きな保守性を確保し設定（設計）している。一方、スクラビング水の補給期間は、運用に係るものであり、有効性評価に基づく運用を考慮して評価することとし、有効性評価のうちベント時間を厳しく評価する大破断LOCAを想定した「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」におけるフィルタ装置内の発熱量を用いたスクラビング水の水位挙動より評価する（第1表）。

スクラビング水の補給期間の評価条件及び評価結果を以下に示す。

## 【評価条件】

- ・初期水位：
- ・室温：25℃<sup>\*1</sup>（系統待機時），65℃<sup>\*2</sup>（ベント実施中）
- ・ベント時の格納容器圧力：第2図のとおり
- ・フィルタ装置内発熱量：

- ※1 ベント実施前のスクラビング水の初期水温としても使用。地下の格納容器圧力逃がし装置格納槽にあることを踏まえて設定した値
- ※2 スクラビング水の蒸発量を多く見込むために高めに設定した値
- ※3 19時間ベントの解析結果にNUREG補正（別紙17補足5参照）した格納容器外へ放出された放射性物質（希ガスを除く）の発熱量（約15kW）に余裕を考慮した値

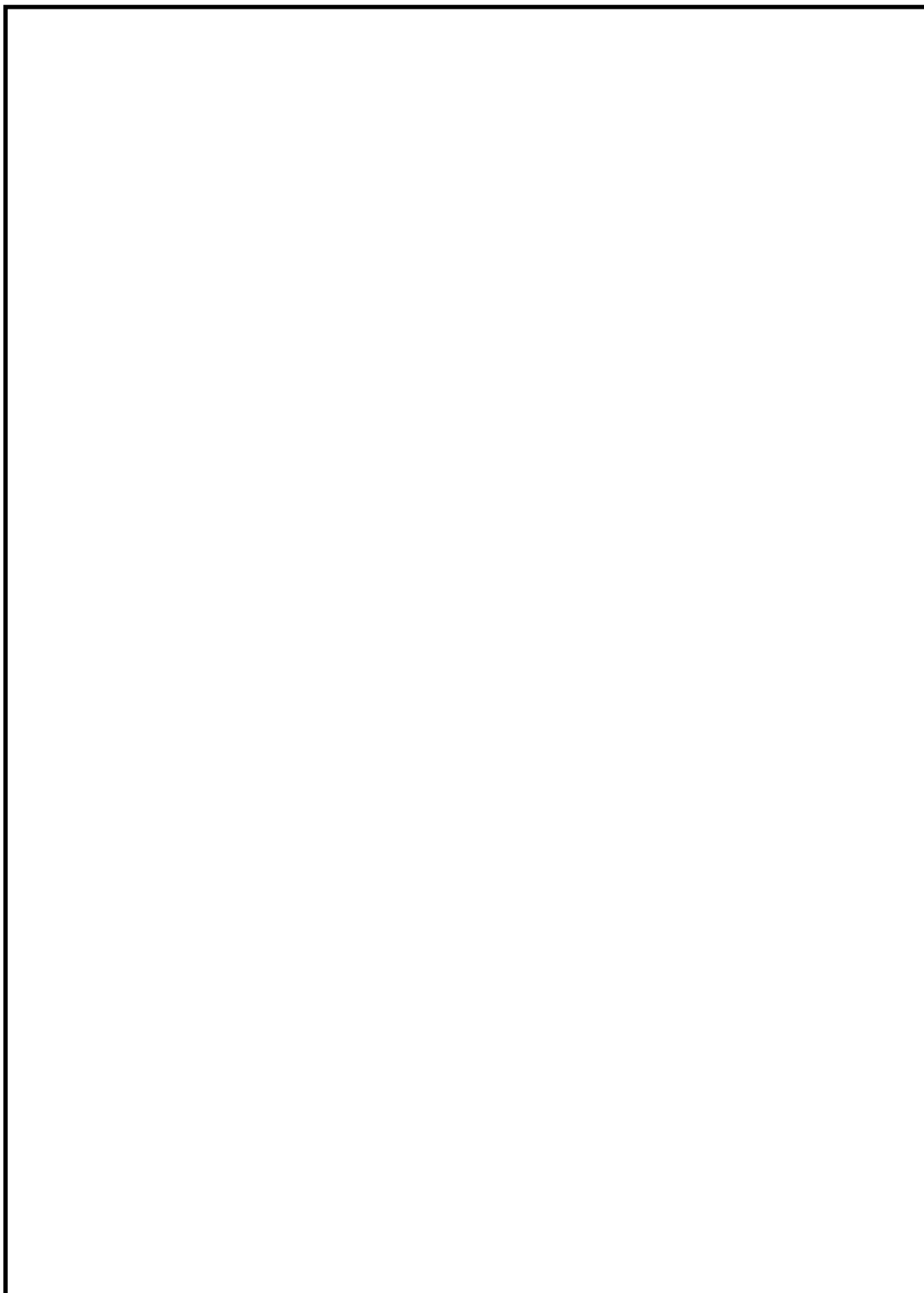
## 【評価結果】

スクラビング水位の挙動を第 3 図に示す。より保守的な結果を与える D/W ベントのケースにおいても、ベント時のスクラビング水位は最高水位、最低水位に至らず、想定事故においては事象発生後 7 日間（168 時間）運転員による水の補給操作は不要となる。

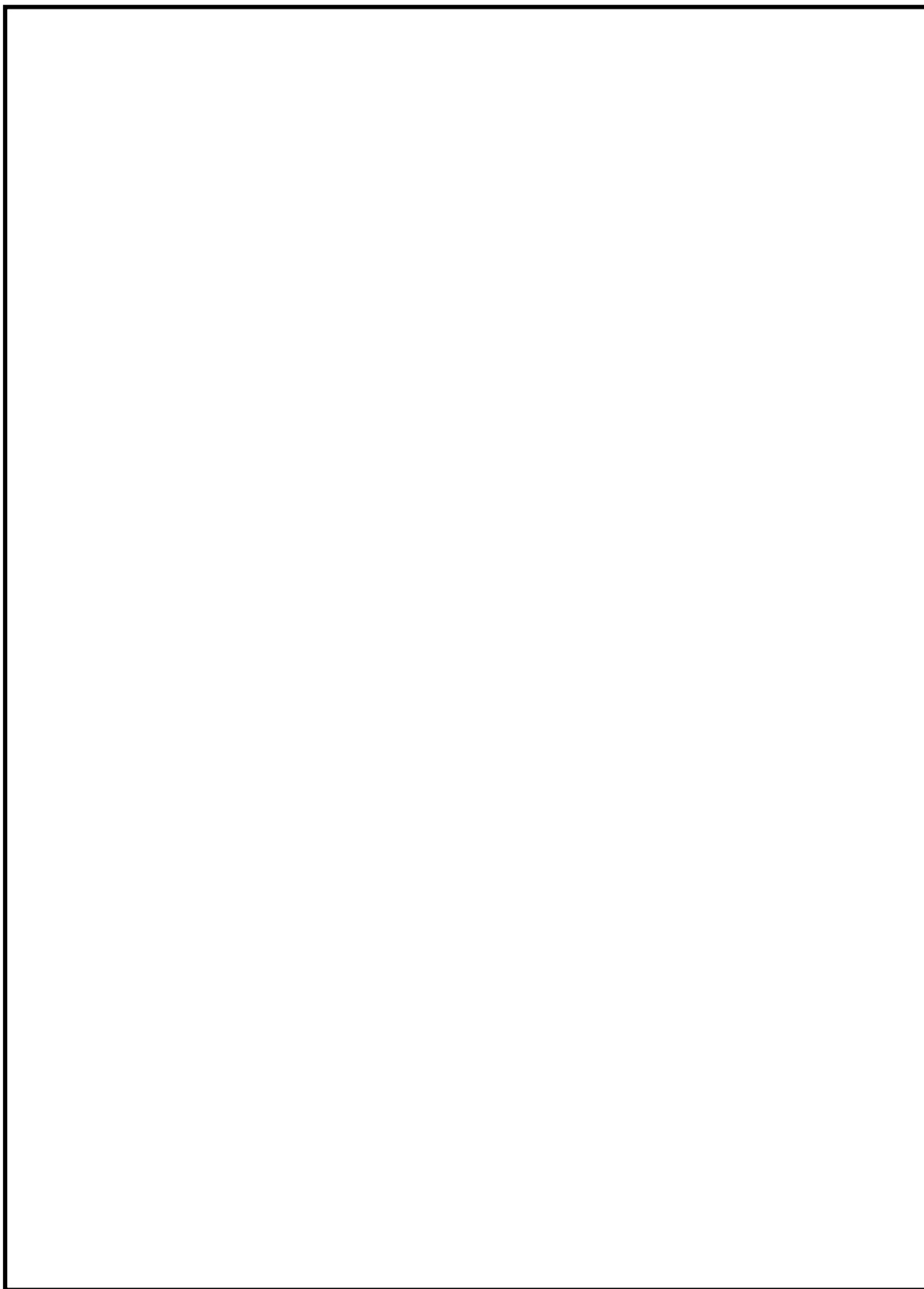
第 1 表 設備設計と運用の主な条件設定の差異

	設備設計 【フィルタ装置寸法】	運用 【水補給の運用の評価】
ベント時間	2 時間～3 時間後 【原子炉定格熱出力の 1% 相当の時間】	19 時間後 <sup>※1</sup> 【有効性評価結果より】
フィルタ装置内 発熱量	500kW 【ベント時間 2 時間～3 時間ベース】	20kW 【ベント時間 19 時間ベース】

※1 水補給の運用の評価のほか、被ばく評価もベント時間 19 時間ベース



第 2 図 ベント時の圧力推移図 (水位計算時)

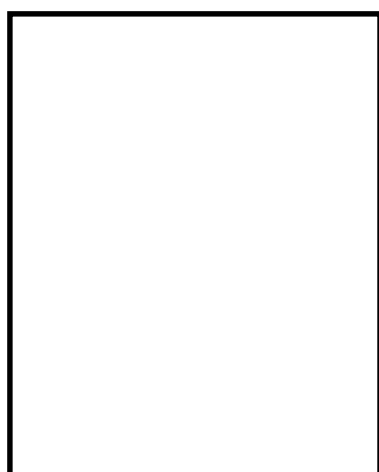


第 3 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」  
におけるベント時のスクラビング水位の変化

(参考) スクラビング水の下限水位の設定について

スクラビング水位について、ベンチュリノズルの頂部まで水位があれば、設計上期待しているDFが確保できることを以下のとおり確認した。

ベンチュリスクラバは、第4図のようにスクラビング水を微小液滴にしてベントガス中に噴霧させることで除去効率を上げている。



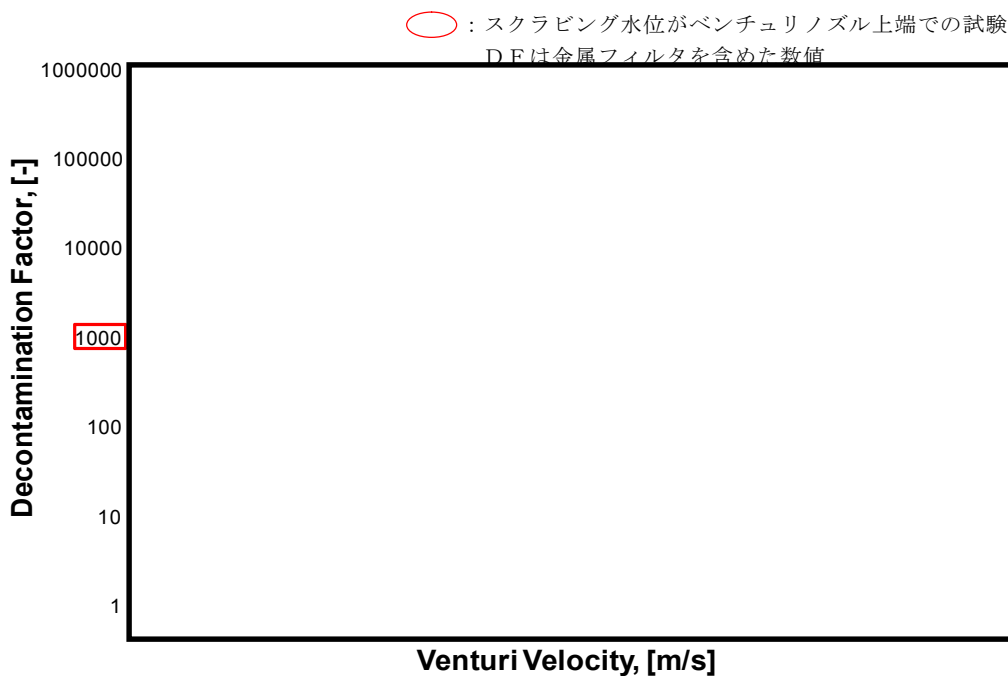
- ①ベンチュリノズル下方よりベントガスが流入
- ②スロート部でベントガス流速が増大
- ③スクラビング水がベントガス中に噴霧(微小液滴)
- ④ガスとスクラビング水が接触する面積が大きくなり除去効率が上がる
- ⑤ベントガス及び液滴は方向を変えられ、スクラビング水中に斜め下に排出

第4図 ベンチュリスクラバにおける除去原理

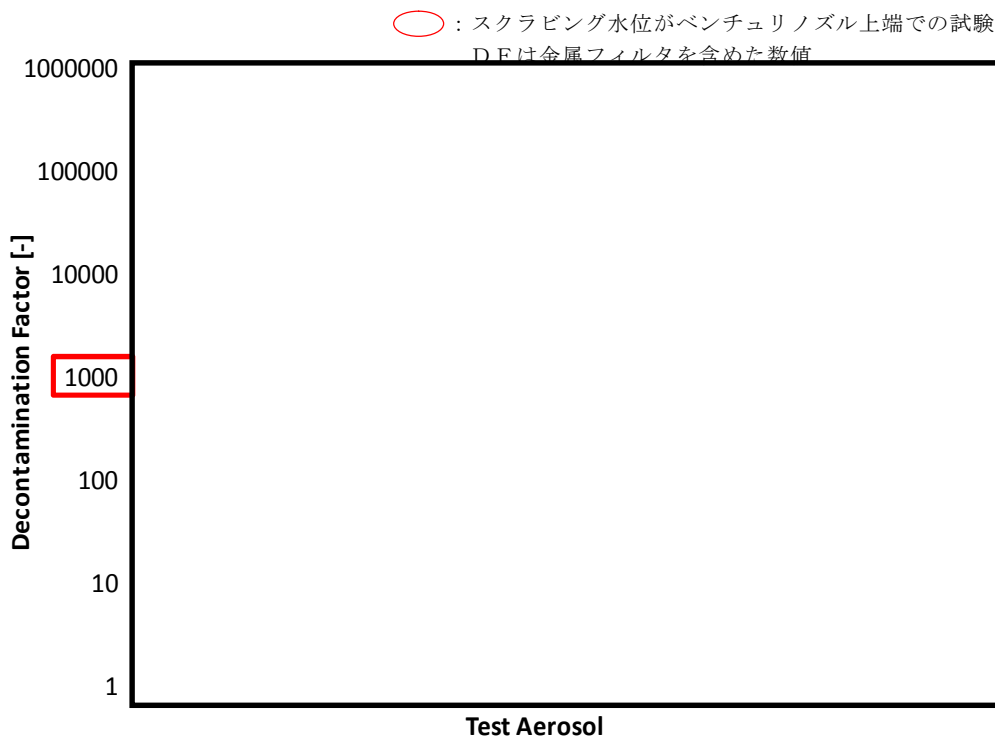
#### ①エアロゾルのDFについて

- ベンチュリスクラバ内のガス流速と水滴速度が異なることで、ガス中のエアロゾルが水滴に衝突し水滴に付着する現象を用いたものであることから、慣性衝突による除去が支配的と考えられる。
- そのメカニズムから、DFに影響するのはガス流速及びエアロゾル粒径であり、水位はベンチュリスクラバによるエアロゾル除去原理が有効となるベンチュリノズル上端以上であればよい。
- JAVA試験によるエアロゾルのDFの結果を第5図及び第6図に示す。図に示すとおり、様々なガス流速と質量中央径が異なるエアロゾルで試験が行われているが、ガス流速及び質量中央径によるDFへの有意な影響

は見られず、スクラビング水位をベンチュリノズル上端とした試験においても、設計条件DF 1,000 以上を十分に確保できている。



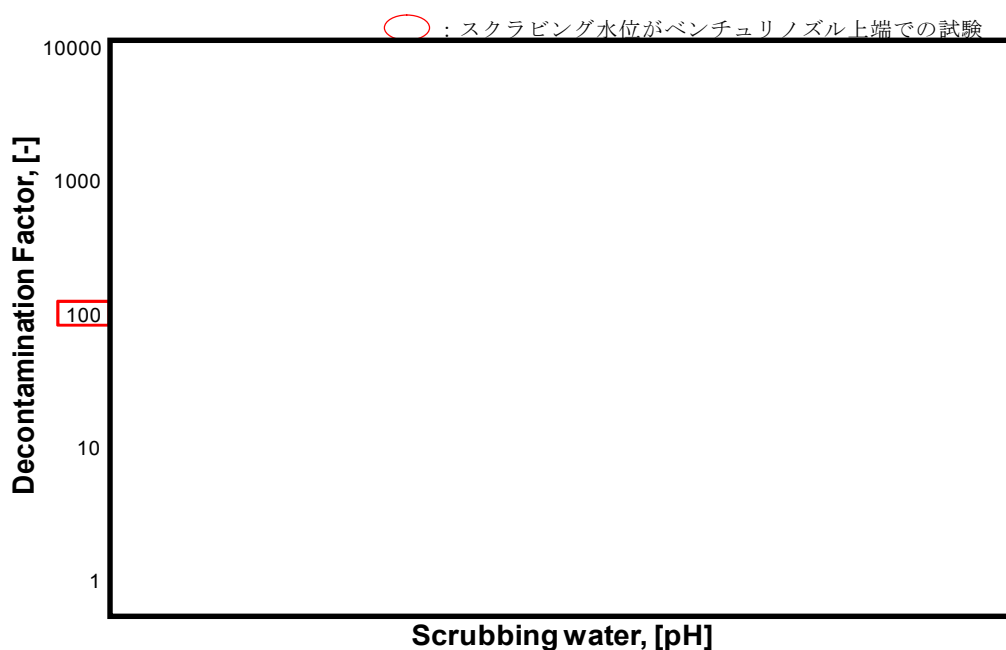
第 5 図 ベンチュリノズル部におけるガス流速とエアロゾルDFの関係



第 6 図 エアロゾルの粒径とエアロゾルDFの関係

## ②無機よう素のD Fについて

- スクラビング水に添加された薬剤との化学反応により非揮発性のよう素イオンに変化させ、スクラビング水中に捕集・保持することから、スクラビング水のPHがD Fに影響する主要なパラメータであり、水位はベンチュリスクラバによる除去原理が有効となるベンチュリノズル上端以上であればよい。
- JAVA 試験による無機よう素のD Fの結果を第7図に示す。スクラビング水位がベンチュリノズル上端となっている試験は、無機よう素の捕集の観点から厳しい条件である低PHにおいても、設計条件D F 100 以上を確保できている。



第7図 スクラビング水のPHと無機よう素D Fの関係



したがって、スクラビング水位の下限水位をベンチュリノズル上端とすることは適切と考える。

実運用における系統待機時（通常時）のスクラビング水位は、ベンチュリノズルの上端（1,325mm）を十分に上回る 2,530mm とし、F P が多く流入するベント開始初期のスクラビング水位を十分に確保し、ベント中においても、スクラビング水位 1,500mm 以上を確保するようスクラビング水を補給する運用とする。

スクラビング水の pH については、待機時に pH13 以上（NaOH 濃度 3.0wt% 相当）であることを確認し、ベント中におけるスクラビング水のアルカリ性を維持する運用とする。

(参考) スクラビング水スロッシングの影響について

格納容器圧力逃がし装置のスクラバ容器について、地震時にスロッシングが発生することで、スクラビング水が金属フィルタ下端まで到達する可能性がある。そこで、保守的な評価となるハウスナー理論を用いてスロッシング高さを評価した。

ハウスナー理論により、スロッシング高さ $d_{\max}$ は以下のように算出できる。

$$d_{\max} = \frac{0.408 \cdot R \cdot \coth\left(1.84 \frac{h}{R}\right)}{\frac{g}{\omega_N^2 \cdot \theta_h \cdot R} - 1} = \boxed{\phantom{000}} \text{ mm]$$

ここで、

$$\omega_N = \sqrt{\frac{1.84}{R} \cdot g \cdot \tanh\left(1.84 \frac{h}{R}\right)} = \boxed{\phantom{000}} \text{ s}^{-1}]$$

$$\theta_h = 1.534 \cdot \frac{S_A}{\omega_N^2 \cdot R} \cdot \tanh\left(1.84 \frac{h}{R}\right) = \boxed{\phantom{000}}$$

R : フィルタ装置容器半径 (内径)  $\boxed{\phantom{000}}$  [mm]

h : スクラビング水上限水位  $\boxed{\phantom{000}}$  [mm]

g : 重力加速度 9,806.65 [mm/s<sup>2</sup>]

S<sub>A</sub> : 応答加速度  $\boxed{\phantom{000}}$  [mm/s<sup>2</sup>]

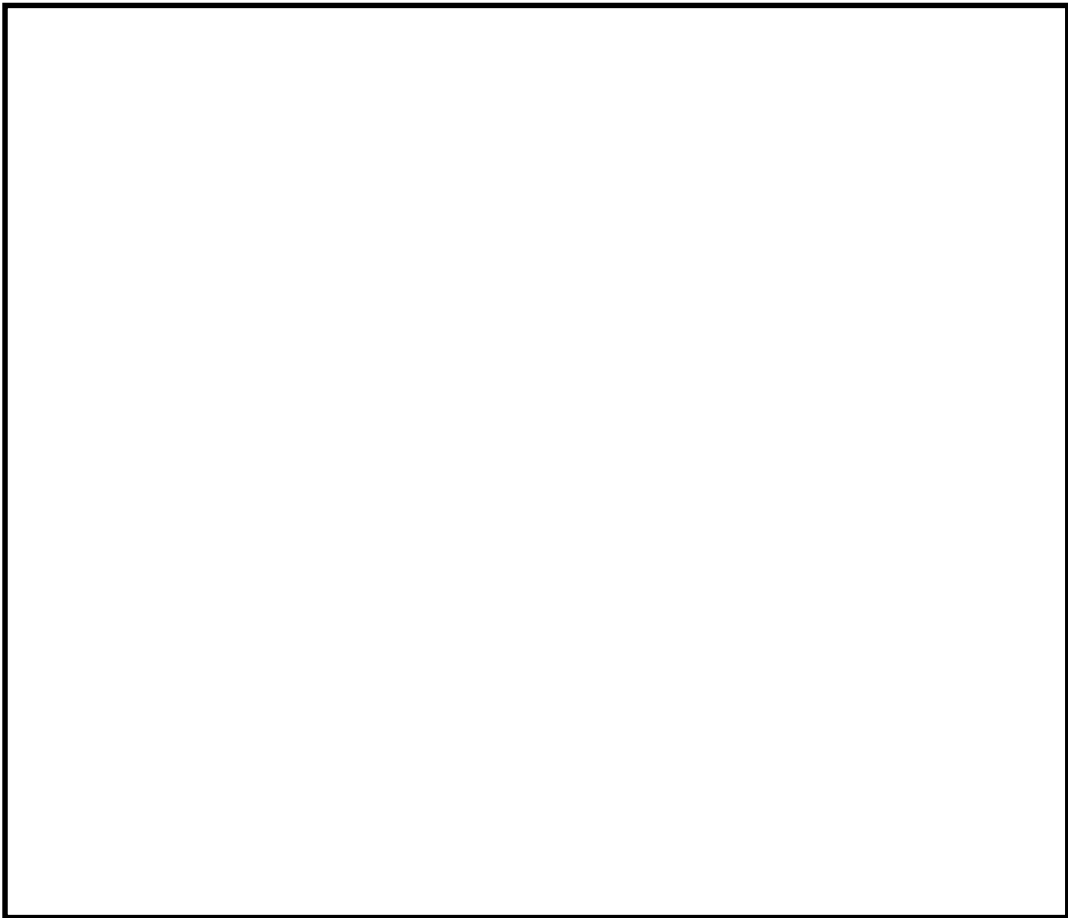
(原子炉建屋の基準地震動 S<sub>s</sub> から保守的に設定)

金属フィルタは上限水位から  $\boxed{\phantom{000}}$  mm 上方に設置しており、スロッシング高さは最大でも  $\boxed{\phantom{000}}$  mm と算出されることから、スクラビング水は金属フィルタ下端まで到達しない。評価結果を第8図に示す。





また、スロッシング水位が下限水位時にスロッシングが発生すると、ベンチュリノズルは一部気層部に露出し、性能が一時低下するが、露出している時間はベント実施時間と比較して非常に小さく、さらにベンチュリスクラバの後段には金属フィルタも設置していることから、格納容器ベントにより放出される放射性物質のトータル量に影響を与えるものではないと考える。



第8図 スクラビング水スロッシング評価結果

スクラビング水が管理範囲を超えた場合の措置について

フィルタ装置は、要求される放射性物質除去性能が発揮できることを確認するため、スクラビング水の水位が管理範囲にあることを監視する。水位が管理範囲を超えた場合の措置について以下に示す。

## (1) 系統待機時

系統待機時においては、フィルタ装置水位計にて、スクラビング水の水位が待機時の下限水位から上限水位  であることを確認する。

フィルタ装置内は窒素で置換されており、第二弁及び圧力開放板にて隔離された状態となっている。系統待機時のフィルタ装置への補給については、格納容器圧力逃がし装置格納槽上部から接続口に給水設備等を接続し注水することとなり、系統待機中においては常時接続される水系の配管がないことから、待機中に水位が変動することはない。なお、スクラビング水を移送する移送ポンプにはテストタンクが設けられているが、本文「4.4 設備の維持管理」に記載のとおり、弁で隔離した上で試験することで、フィルタ装置の水位に影響しないよう設計している。

## (2) ベント開始後

ベント時においては、フィルタ装置水位計にて、スクラビング水の水位がベント時の下限水位から上限水位  であることを確認する。

フィルタ装置に捕集した放射性物質の崩壊熱により、スクラビング水が蒸発し下限水位を下回る可能性がある場合は、本文「4.2.2 スクラビング水の補給」に基づき補給を行う。

別紙 12「スクラビング水の保有水量の設定根拠について」に示すとおり、スクラビング水の水位はベント初期のベントガス凝縮による水位上昇を考

慮しても上限水位に至らない設計としている。さらに、ベントガス以外にフィルタ装置に外部から流入するラインはないことから、上限水位に至ることはない。なお、万が一上限水位となった場合は、「4.2.4 排水操作」に基づき水位を低下させることが可能な設計となっている。

### よう素除去部へのスクラビング水の影響について

よう素除去部は、硝酸銀を添加した吸着材（銀ゼオライト）が充填されており、硝酸銀との化学反応で放射性よう素を除去する。

ベント中のよう素除去部へのスクラビング水の影響として、スウェリングにより、よう素除去部の位置までスクラビング水位が上昇し、よう素除去部において蒸気が凝縮し、銀ゼオライトの表面に水が付着することでよう素の除去性能が低下することがないかを確認する。

また、格納容器圧力逃がし装置の待機時のフィルタ装置内の環境が、スクラビング水により飽和蒸気となることが想定されるが、この環境でよう素の除去性能が低下することがないかを確認する。

#### (1) スウェリングの影響について

スクラビング水に蒸気が流入すると、スウェリングにより水位が上昇するとともに、スクラビング水の水温も上昇する。その結果、定常状態（スクラビング水が飽和した状態）では、スクラビング水は待機時に比べ上昇しており、よう素除去部の外壁はスクラビング水に接することとなる。この場合、スクラビング水からよう素除去部へ入熱されるため、よう素除去部で蒸気が凝縮することはなく、よう素の除去性能への悪影響はない。

スクラビング水が飽和した状態においては、スクラビング水の温度はフィルタ装置内の圧力（スクラビング水部の圧力）により決まる。ベントガスの温度はこのベンチュリスクラバ（スクラビング水）を通過することで、スクラビング水の水温と同じになっているものと考えられる。

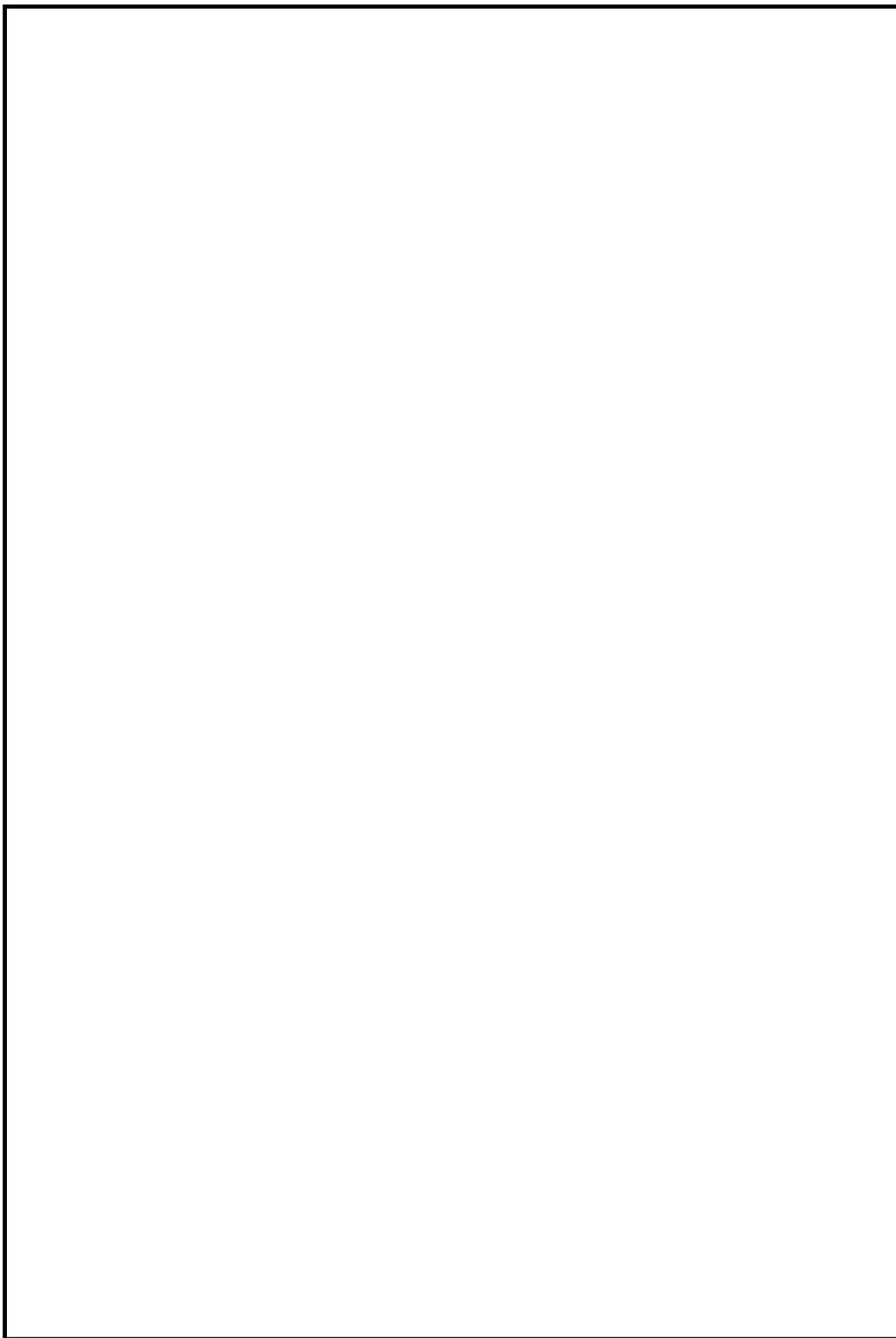




したがって、よう素除去部の外壁がスクラビング水に接する場合、スクラビング水の温度はよう素除去部を通過するベントガスの温度よりも高いこととなり、スクラビング水からの入熱が期待でき、よう素除去部において蒸気が凝縮し、銀ゼオライトの表面に水が付着することはないため、よう素の除去性能への悪影響はない。

フィルタ装置内のガスの流れと温度の関係を第 1 図に示す。





第 1 図 フィルタ装置内のガスの流れと温度の関係



(2) 系統待機時におけるよう素除去部へのスクラビング水の影響について

プラント運転中を通して格納容器圧力逃がし装置の系統待機時は、フィルタ装置内がスクラビング水によって飽和蒸気的环境となり、銀ゼオライトは長期間、飽和蒸気的环境下で保管される。

この保管状況において湿分による銀ゼオライトのよう素除去性能への影響を確認するため、密閉容器内にスクラビング水   と銀ゼオライトを第 1 表に示す環境で保管し、よう素除去効率を 6 カ月後及び 15 カ月後に測定を実施した結果と銀ゼオライトの保管の様子を各々第 2 表と第 2 図に示す。

第 1 表 銀ゼオライトの試験条件

項目	試験条件	実機環境を考慮した適用性

第 2 表 銀ゼオライトの除去効率の経時変化

有機よう素の除去効率 (%)		
初期	6 カ月後	15 カ月後



第 2 図 銀ゼオライトの保管の様子

試験結果によると、6 カ月及び 15 カ月後における銀ゼオライトの除去効率は、性能基準  を満たしており、実機においてもプラント運転中を通して性能は維持されると考える。

## 圧力開放板の信頼性について

### (1) 設計時の考慮

圧力開放板の設定破裂圧力は、ベントを実施する際の妨げにならないよう、ベント開始時の格納容器圧力（310kPa [gage]）と比較して十分低い圧力で動作するように、設定破裂圧力は 80kPa（圧力開放板前後差圧）を適用している。

ベント開始時における圧力開放板が破裂したことの確認は、格納容器内のガスが大気へ放出されることによる格納容器圧力の指示値の下降、また、ベント開始時にベントガスがフィルタ装置へ流入することによりフィルタ装置圧力が上昇し、圧力開放板が破裂するとベントガスが大気へ放出されるためフィルタ装置圧力が下降することから、フィルタ装置圧力の変化によっても確認することができる。

さらに、炉心の損傷が発生している場合においては、ベントガスに含まれる放射性物質により、圧力開放板下流に設置されたフィルタ装置出口放射線モニタの指示値が上昇することによっても、確認することができる。

なお、圧力開放板は、大気との境界に設置されることから、フィルタ装置出口配管端部から降水が侵入し、凍結することで機能に影響を与えることがないように系統開口部から降水が浸入し難い構造とする。（別紙 32）

### (2) 製作時の考慮

圧力開放板は以下の項目を確認することで、信頼性を確保している。



フレキシブルシャフトが常時接続されている状態における弁操作の詳細メカニズム

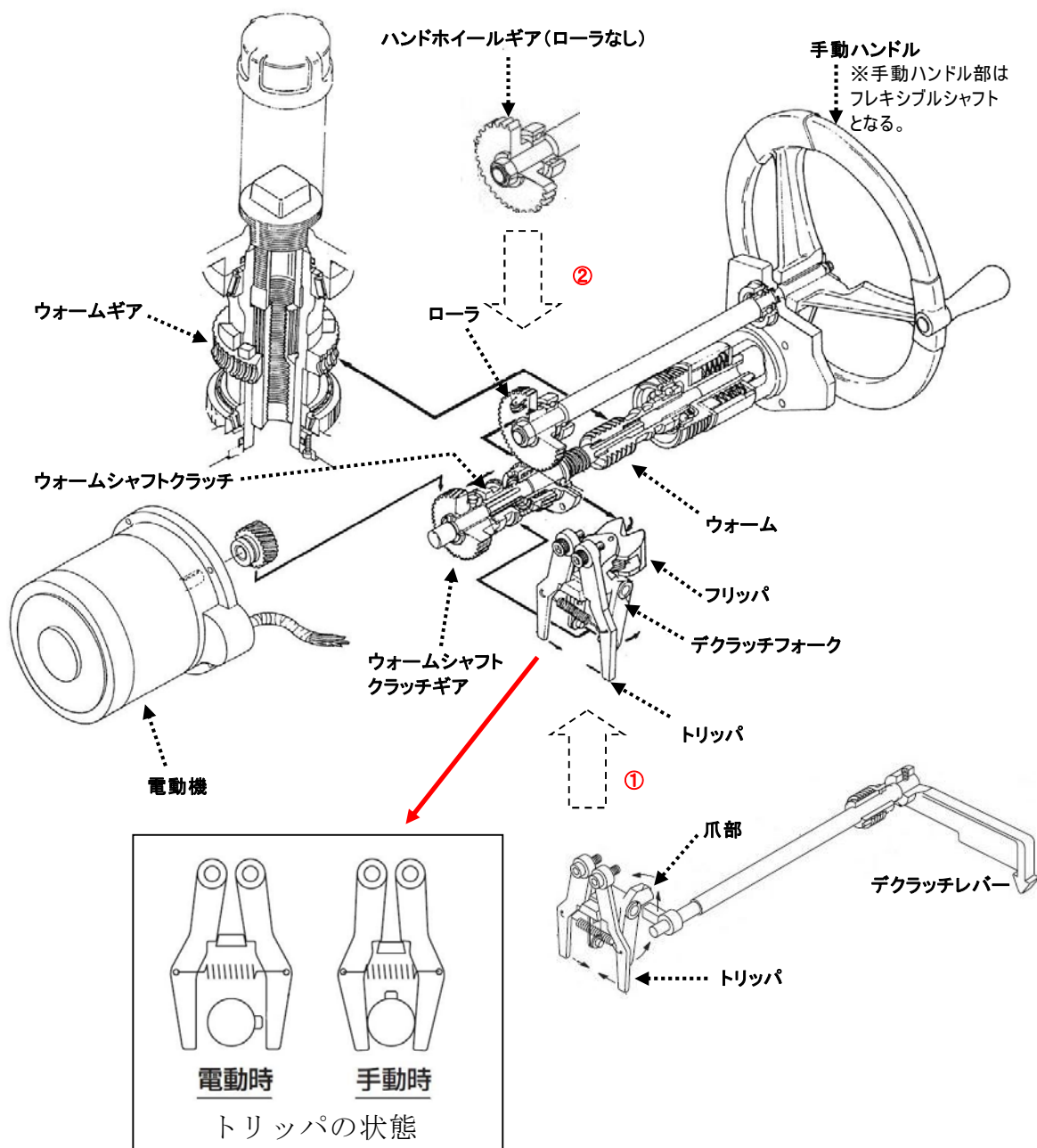
隔離弁の駆動方式は、電動（電動機による駆動）と遠隔手動（フレキシブルシャフトによる操作）があり、これらの方式の切替えには「オートデクラッチ機構」を採用している。

オートデクラッチ機構は、従来、弁駆動部のレバー操作により実施していたクラッチの切替操作を、フレキシブルシャフトを操作することで、自動的に通常電動側にあるクラッチを手動（人力）側に切り替えることを可能とした機構である。

また、弁駆動部に動力を伝えるためのウォームシャフト部への動力の伝達は、クラッチ機構を採用しており、電動側又は手動側のウォームシャフト部と切り離されるため、トルク伝達に影響を与えない構造となっている。

オートデクラッチ機構付の電動駆動弁の概要を第 1 図に示す。

オートデクラッチ機構は、ウォームシャフトクラッチが保持される位置により、弁へのトルクの伝わり方が変動する。電動操作時と手動操作時のオートデクラッチ機構の動作の違いについて第 2 図、第 3 図に示す。



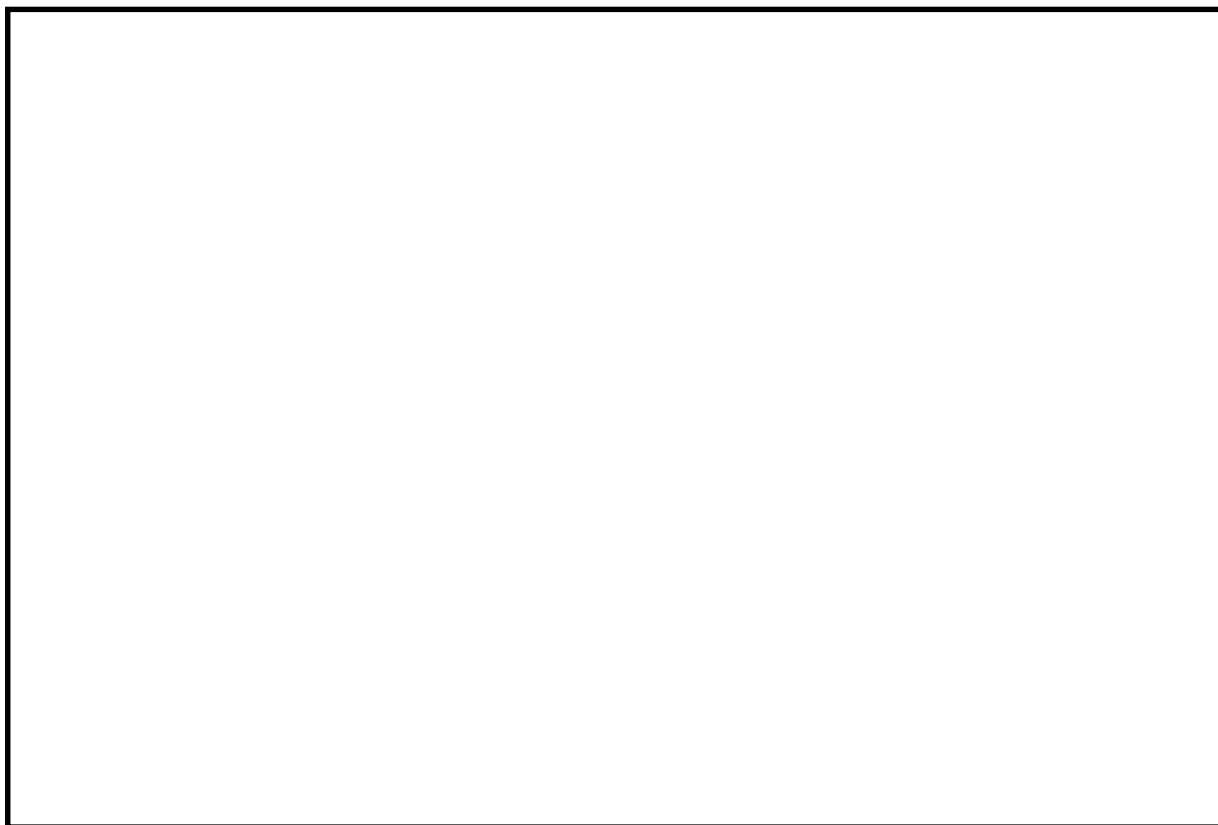
<注記>

- ①標準型では、ウォームシャフトクラッチ切替用のデクラッチレバーが本体機構に付くが、オートデクラッチ機能付きでは、手動ハンドルの動力を受けるフリッパとなる。
- ②オートデクラッチ機能付きでは、手動ハンドルの動力はハンドホイールギアを介してデクラッチフォークに伝えるため、ハンドホイールギアにローラが取り付けられている。

第1図 オートデクラッチ機構の概要図

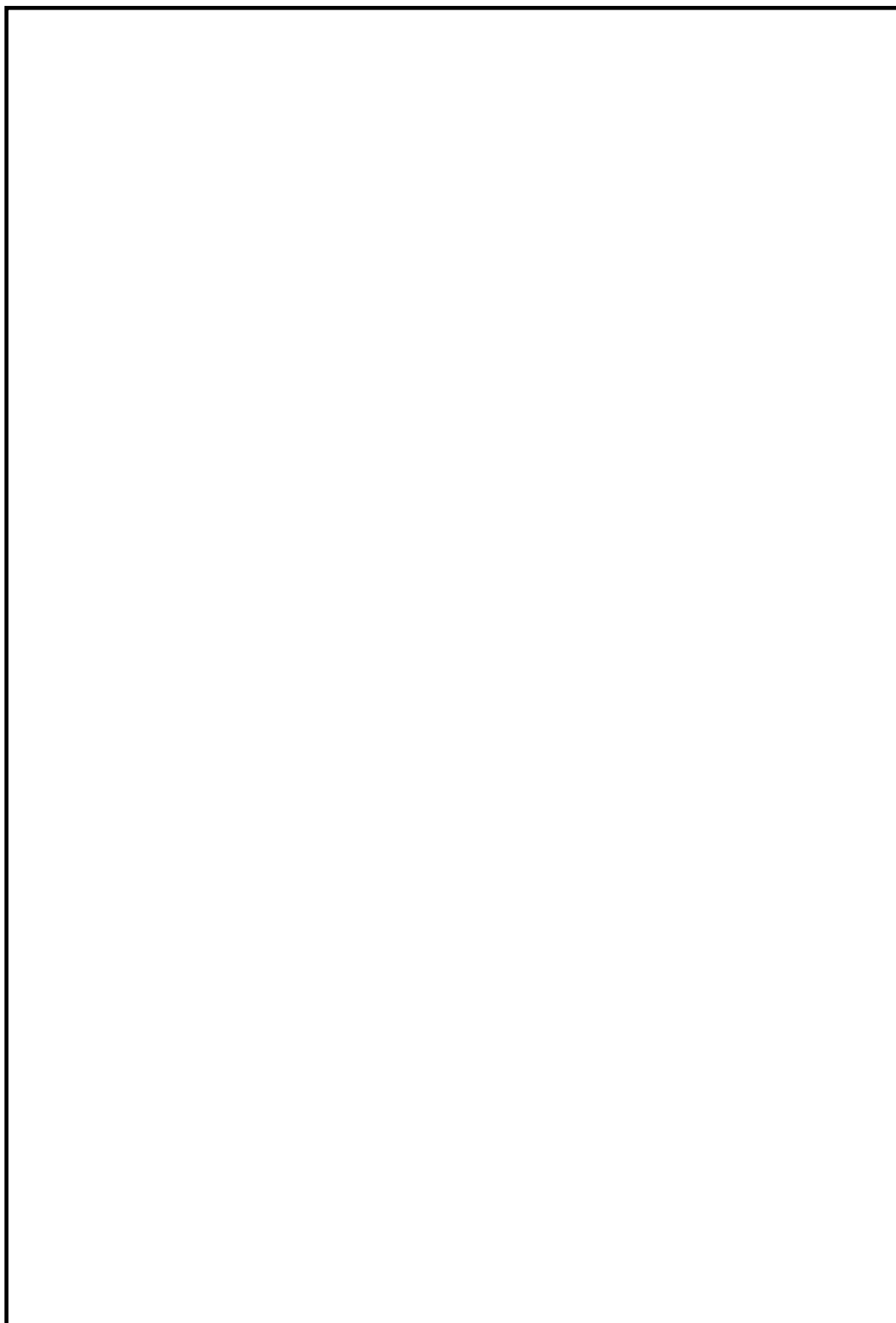


第 2 図 弁駆動部の詳細図（電動駆動時（通常状態））



第 3 図 弁駆動部の詳細図（手動操作時）

(参考) オートデクラッチ機構の操作概要







ベント実施に伴うベント操作時の作業員の被ばく評価

ベント実施に伴うベント操作を手動で行う場合の作業員の被ばく評価を以下のとおり行った。

ベント操作としてサプレッション・チェンバ（以下「S/C」という。）からのベントを行う場合及びドライウエル（以下「D/W」という。）からのベントを行う場合のそれぞれにおける第一弁及び第二弁の開操作時の被ばく評価を行った。

## (1) 評価条件

## a. 放出量評価条件

想定事象として格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」で想定される事故シーケンスにおいて、代替循環冷却系を使用できない場合を想定した事故シナリオを選定する。また、放出量評価条件を第 1 表、大気中への放出過程及び概略図を第 1 図～第 5 図に示す。

## b. 被ばく評価条件

被ばく経路は、第 6 図～第 8 図に示すとおり大気中へ放出される放射性物質による外部被ばく及び内部被ばく、格納容器圧力逃がし装置配管及び原子炉建屋からの直接ガンマ線等による外部被ばくを考慮した。

大気中へ放出される放射性物質については、第 2 表及び第 3 表に示すとおり拡散効果を考慮した。また、作業場所に流入する放射性物質による被ばくについては、屋外の放射性物質の濃度と作業場所の放射性物質の濃度を同じとし、第 4 表及び第 5 表に示すとおり外部被ばくについては作業場所の空間体積を保存したサブマージョンモデルで評価を行い、内部被ばくについては呼吸率、線量換算係数等から評価を行った。なお、

第二弁の操作においては、空気ボンベにより加圧された待避室（遮蔽厚  コンクリート相当）内で作業することを考慮し評価を行った。

格納容器圧力逃がし装置配管，原子炉建屋からの直接ガンマ線等による外部被ばくについては，第 6 表及び第 7 表に示すとおり原子炉建屋の外壁，作業場所の遮蔽壁の遮蔽効果を考慮し評価を行った。

#### c. アクセスルート及び評価地点

第一弁（S/C側）のベント操作を行う場合のアクセスルートは，第 9 図～第 11 図に示すとおりである。第一弁（D/W側）のベント操作を行う場合のアクセスルートは，第 12 図～第 15 図に示すとおりである。屋外移動時のアクセスルートは第 16 図に示すとおりである。第二弁のベント操作を行う場合のアクセスルートは第 17 図～第 19 図に示すとおりである。

評価点は，第 9 図～第 20 図に示すとおり，ベント操作時は作業場所とし，移動時はアクセスルートで被ばく評価上最も厳しい地点とする。

#### d. 作業時間

第一弁の開操作は，ベント実施前に行うものとし，第一弁（S/C側）の作業時間は 160 分（移動時間（往復）70 分＋作業時間 90 分），第一弁（D/W側）の作業時間は 190 分（移動時間（往復）100 分＋作業時間 90 分）とする。また，第二弁の開操作は，ベント実施直後から 180 分作業場所（待避室）に滞在するものとし，作業時間は 410 分（移動時間（往復）90 分＋待機時間 140 分＋作業時間（待避室滞在）180 分）とする。

### (2) 評価結果

ベント実施に伴うベント操作を手動で行う場合の作業員の被ばく評価結果は以下に示すとおりであり，作業員の実効線量は緊急作業時の線量限度である 100mSv 以下であり，ベント実施に伴うベント操作を手動で行うこと

ができることを確認した。また、実効線量の内訳を第8表～第10表に示す。

a. S/Cからのベント操作時の作業員の実効線量

作業員の実効線量は第一弁開操作で約 37mSv, 第二弁開操作で約 28mSv となった。

b. D/Wからのベント操作時の作業員の実効線量

作業員の実効線量は第一弁開操作で約 52mSv, 第二弁開操作で約 42mSv となった。

第 1 表 放出量評価条件 (1/3)

項目	評価条件	選定理由
評価事象	「大破断 L O C A + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗」 (代替循環冷却系を使用できない場合) (全交流動力電源喪失の重畳を考慮)	格納容器破損防止対策の有効性評価で想定する格納容器破損モードのうち, 中央制御室の運転員又は対策要員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンスを選定
炉心熱出力	3, 293MW	定格熱出力
運転時間	1 サイクル当たり 10, 000 時間 (約 416 日)	1 サイクル 13 ヶ月 (395 日) を考慮して 設定
取替炉心の 燃料装荷割合	1 サイクル : 0. 229 2 サイクル : 0. 229 3 サイクル : 0. 229 4 サイクル : 0. 229 5 サイクル : 0. 084	取替炉心の燃料装荷 割合に基づき設定
炉内蓄積量	希ガス類 : 約 $2. 2 \times 10^{19}$ Bq よう素類 : 約 $2. 8 \times 10^{19}$ Bq C s O H 類 : 約 $1. 1 \times 10^{18}$ Bq S b 類 : 約 $1. 3 \times 10^{18}$ Bq T e O <sub>2</sub> 類 : 約 $6. 7 \times 10^{18}$ Bq S r O 類 : 約 $1. 2 \times 10^{19}$ Bq B a O 類 : 約 $1. 2 \times 10^{19}$ Bq M o O <sub>2</sub> 類 : 約 $2. 4 \times 10^{19}$ Bq C e O <sub>2</sub> 類 : 約 $7. 4 \times 10^{19}$ Bq L a <sub>2</sub> O <sub>3</sub> 類 : 約 $5. 5 \times 10^{19}$ Bq (核種ごとの炉内蓄積量を核種グループごとに集約して記載)	「単位熱出力当たりの炉内蓄積量 (Bq/MW)」 × 「3, 293MW (定格熱出力)」 (単位熱出力当たりの炉内蓄積量 (Bq/MW) は, BWR 共通条件として, 東海第二と同じ装荷燃料 (9 × 9 燃料 (A 型)), 運転時間 (10, 000 時間) で算出した A B W R のサイクル末期の値を使用)
放出開始時間	格納容器漏えい : 事象発生直後 格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱 : 事象発生から約 19h 後	M A A P 解析結果
原子炉格納容器内 p H 制御の効果	考慮しない	サブプレッション・プール水内 p H 制御設備は, 重大事故等対処設備と位置付けていないため, 保守的に設定
よう素の形態	粒子状よう素 : 5% 無機よう素 : 91% 有機よう素 : 4%	R . G . 1. 195 <sup>*1</sup> に 基づき設定

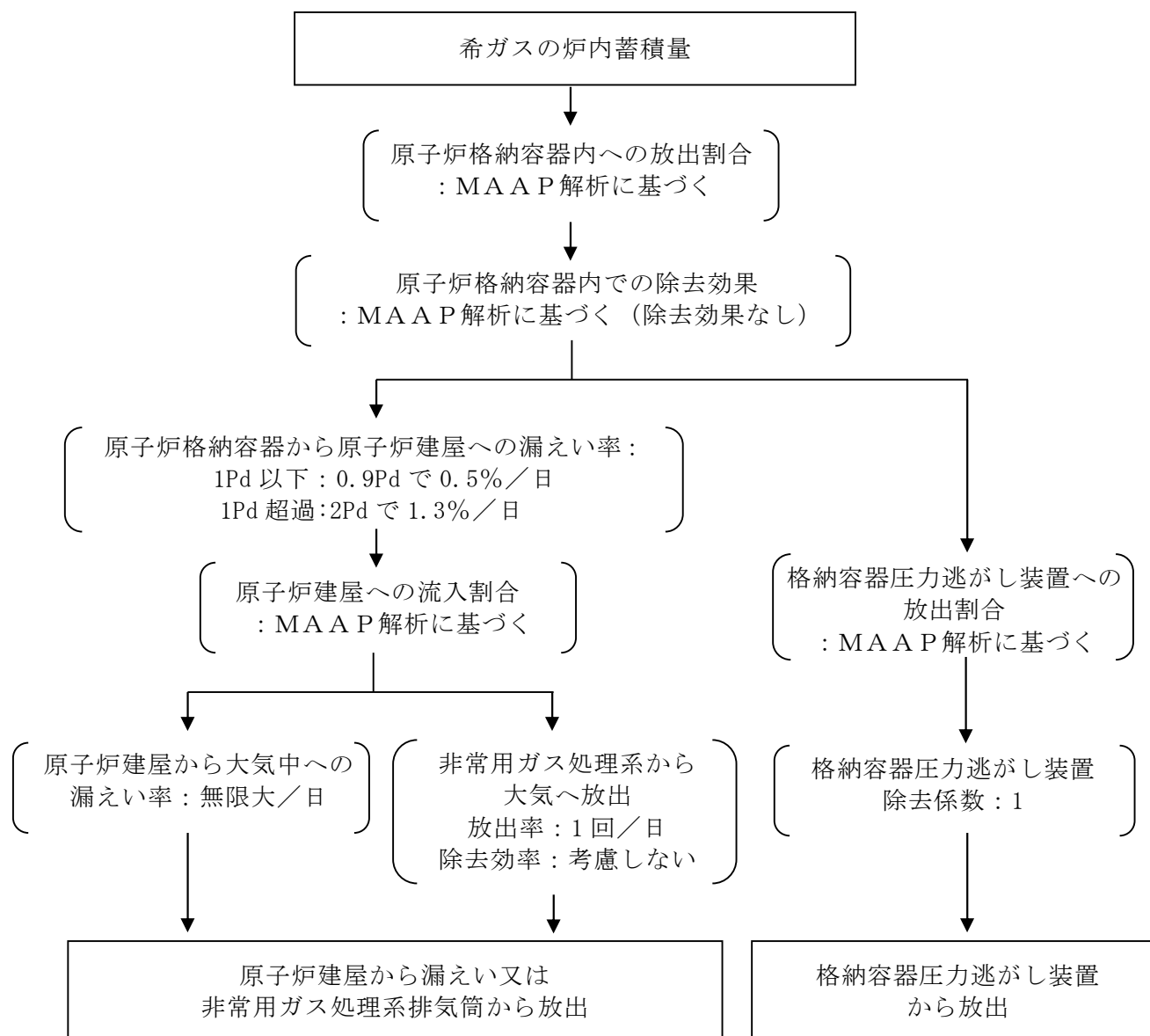
第 1 表 放出量評価条件 (2/3)

項目	評価条件		選定理由
原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率 (希ガス, エアロゾル及び有機よう素)	1Pd以下 : 0.9Pdで0.5%/日 1Pd超過 : 2Pdで1.3%/日		MAAP解析にて原子炉格納容器の開口面積を設定し格納容器圧力に応じ漏えい率が変化するものとし, 原子炉格納容器の設計漏えい率 (0.9Pd で 0.5%/日) 及びAECの式等に基づき設定 (補足1参照)
原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率 (無機よう素)	1.5h後~19.5h後 : 1.3%/日 (一定) その他の期間 : 0.5%/日 (一定)		原子炉格納容器の設計漏えい率 (0.5%/日) 及びAECの式等に基づき設定 (格納容器圧力が0.9Pdを超える期間を包絡するように1.3%/日の漏えい率を設定) (補足1参照)
原子炉格納容器の漏えい孔における捕集効果	考慮しない		保守的に設定
原子炉格納容器内での除去効果 (エアロゾル)	MAAP解析に基づく (沈着, サプレッション・プールでのスクラビング及びドライウェルスプレイ)		MAAPのFP挙動モデル (補足2参照)
原子炉格納容器内での除去効果 (有機よう素)	考慮しない		保守的に設定
原子炉格納容器内での除去効果 (無機よう素)	自然沈着率 : $9.0 \times 10^{-4}$ (1/s) (原子炉格納容器内の最大存在量から1/200まで)		CSE実験及び Standard Review Plan 6.5.2* <sup>2</sup> に基づき設定 (補足3参照)
	サプレッション・プールでのスクラビングによる除去効果 : 10 (S/Cベントのみ)		Standard Review Plan 6.5.5* <sup>3</sup> に基づき設定 (補足4参照)
原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい割合	希ガス類 CsI類 CsOH類 Sb類 TeO <sub>2</sub> 類 SrO類 BaO類 MoO <sub>2</sub> 類 CeO <sub>2</sub> 類 La <sub>2</sub> O <sub>3</sub> 類	S/Cベント : 約 $4.3 \times 10^{-3}$ : 約 $6.2 \times 10^{-5}$ : 約 $3.1 \times 10^{-5}$ : 約 $6.7 \times 10^{-6}$ : 約 $6.7 \times 10^{-6}$ : 約 $2.7 \times 10^{-6}$ : 約 $2.7 \times 10^{-6}$ : 約 $3.4 \times 10^{-7}$ : 約 $6.7 \times 10^{-8}$ : 約 $2.7 \times 10^{-8}$	D/Wベント : 約 $4.3 \times 10^{-3}$ : 約 $6.2 \times 10^{-5}$ : 約 $3.2 \times 10^{-5}$ : 約 $6.8 \times 10^{-6}$ : 約 $6.8 \times 10^{-6}$ : 約 $2.7 \times 10^{-6}$ : 約 $2.7 \times 10^{-6}$ : 約 $3.4 \times 10^{-7}$ : 約 $6.8 \times 10^{-8}$ : 約 $2.7 \times 10^{-8}$
			MAAP解析結果及びNUREG-1465* <sup>4</sup> に基づき設定 (補足5参照)

第 1 表 放出量評価条件 (3/3)

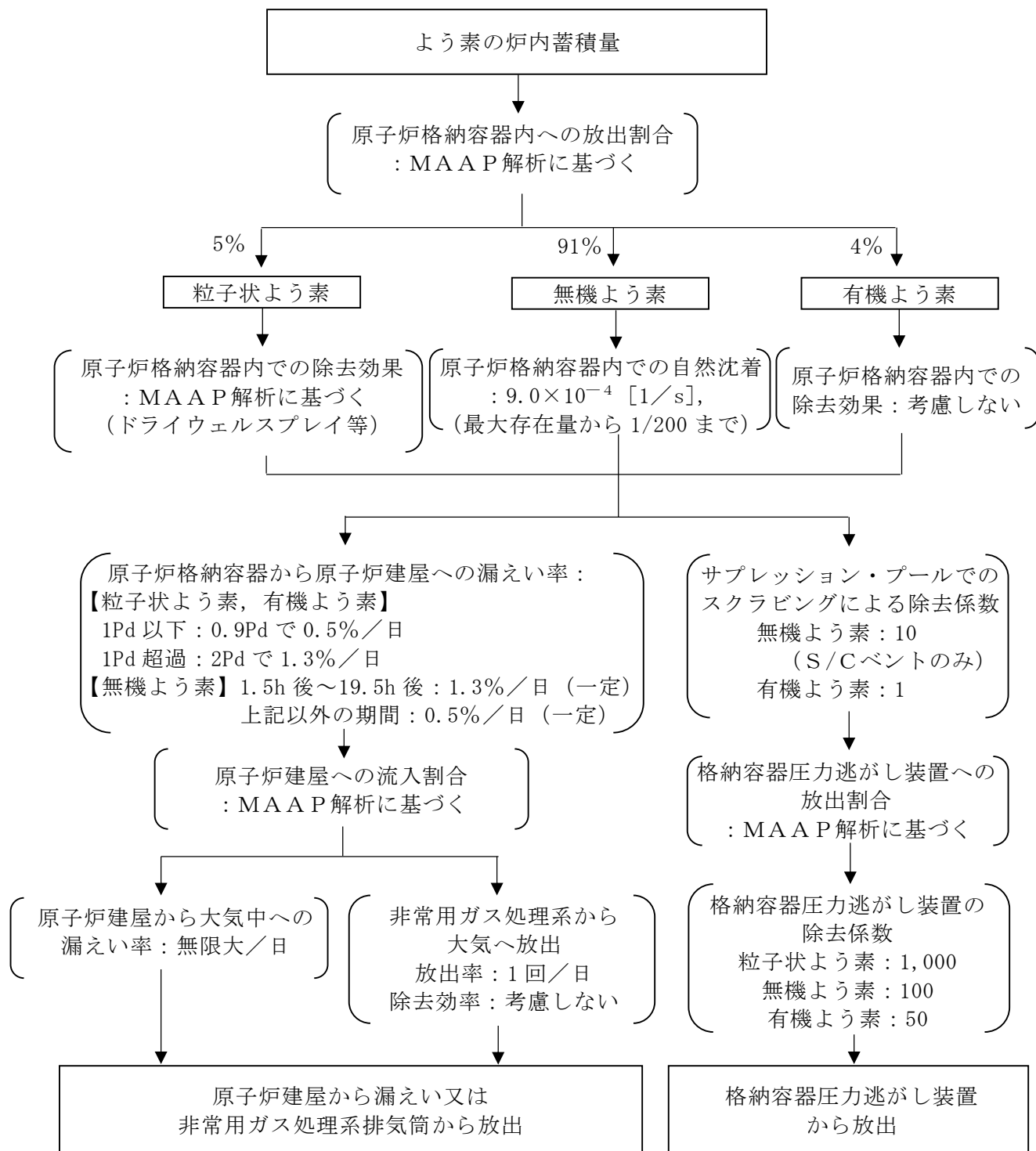
項目	評価条件			選定理由
原子炉建屋から大気への漏えい率（非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動前）	無限大／日（地上放出） （原子炉格納容器から原子炉建屋へ漏えいした放射性物質は、即座に大気へ漏えいするものとして評価）			保守的に設定
非常用ガス処理系から大気への放出率（非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動後）	1 回／日（排気筒放出）			設計値に基づき設定（非常用ガス処理系のファン容量）
非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動時間	事象発生から2時間後			起動操作時間（115分）＋負圧達成時間（5分）（起動に伴い原子炉建屋原子炉棟内は負圧になるが、保守的に負圧達成時間として5分を想定）
非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系のフィルタ除去効率	考慮しない			保守的に設定
原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開閉状態	閉状態			原子炉建屋原子炉棟内の急激な圧力上昇等による原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開放がないため
格納容器圧力逃がし装置への放出割合	希ガス類 CsI類 CsOH類 Sb類 TeO <sub>2</sub> 類 SrO類 BaO類 MoO <sub>2</sub> 類 CeO <sub>2</sub> 類 La <sub>2</sub> O <sub>3</sub> 類	S／Cベント : 約 $9.5 \times 10^{-1}$ : 約 $1.0 \times 10^{-6}$ : 約 $4.0 \times 10^{-7}$ : 約 $8.9 \times 10^{-8}$ : 約 $8.9 \times 10^{-8}$ : 約 $3.6 \times 10^{-8}$ : 約 $3.6 \times 10^{-8}$ : 約 $4.5 \times 10^{-9}$ : 約 $8.9 \times 10^{-10}$ : 約 $3.6 \times 10^{-10}$	D／Wベント : 約 $9.5 \times 10^{-1}$ : 約 $3.9 \times 10^{-3}$ : 約 $7.5 \times 10^{-3}$ : 約 $1.4 \times 10^{-3}$ : 約 $1.4 \times 10^{-3}$ : 約 $5.8 \times 10^{-4}$ : 約 $5.8 \times 10^{-4}$ : 約 $7.2 \times 10^{-5}$ : 約 $1.4 \times 10^{-5}$ : 約 $5.8 \times 10^{-6}$	MAAP解析結果及びNUREG-1465に基づき設定（補足5参照）
格納容器圧力逃がし装置の除去係数	希ガス : 1 有機よう素 : 50 無機よう素 : 100 エアロゾル（粒子状よう素含む） : 1,000			設計値に基づき設定

- ※1 Regulatory Guide 1.195, “Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light-Water Nuclear Power Reactors” ,May 2003
- ※2 Standard Review Plan6.5.2, “Containment Spray as a Fission Product Cleanup System” ,December 2005
- ※3 Standard Review Plan6.5.5, “Pressure Suppression Pool as a Fission Product Cleanup System” ,March 2007
- ※4 NUREG-1465, “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants” ,1995

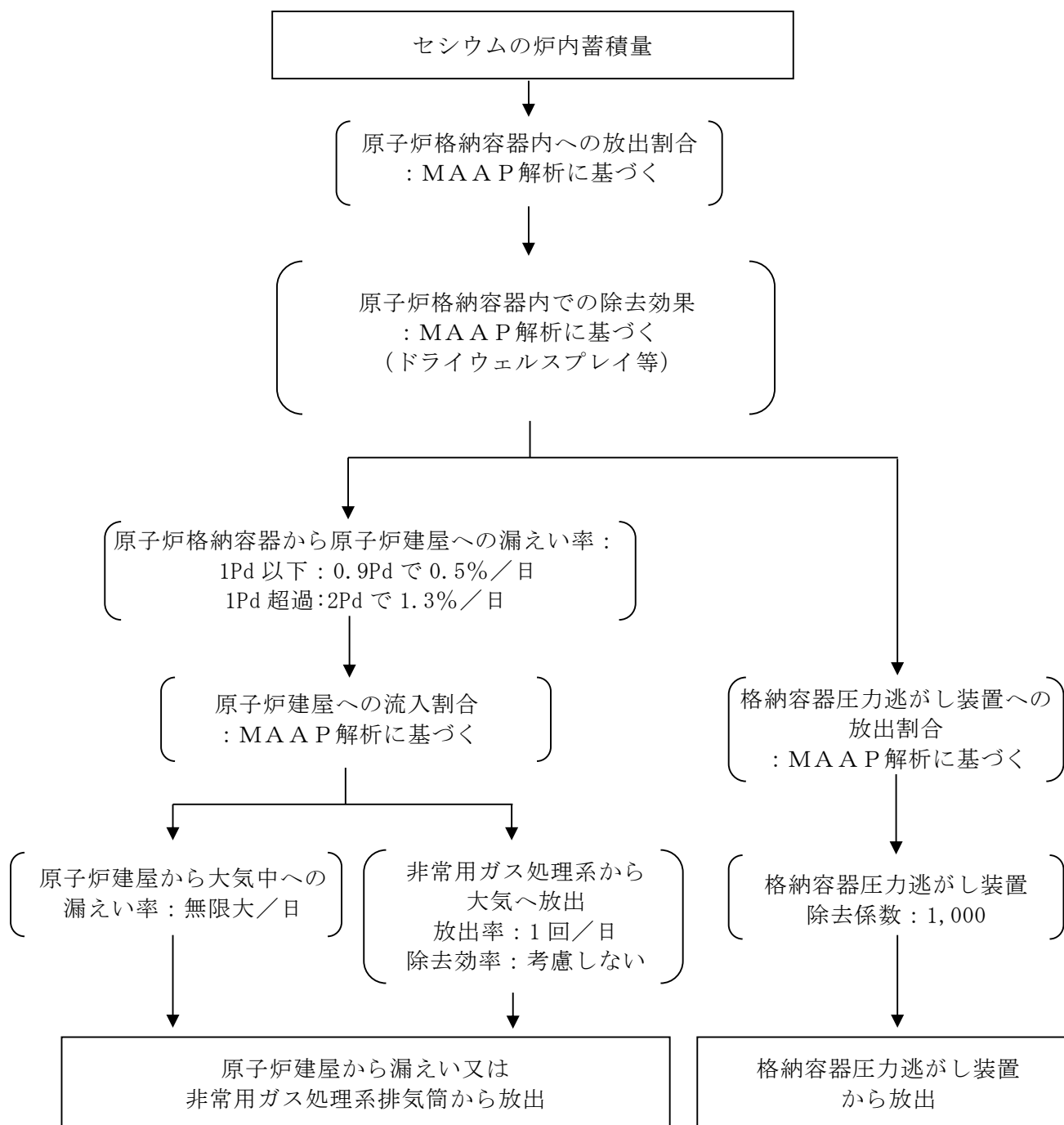


第 1 図 希ガスの大気放出過程

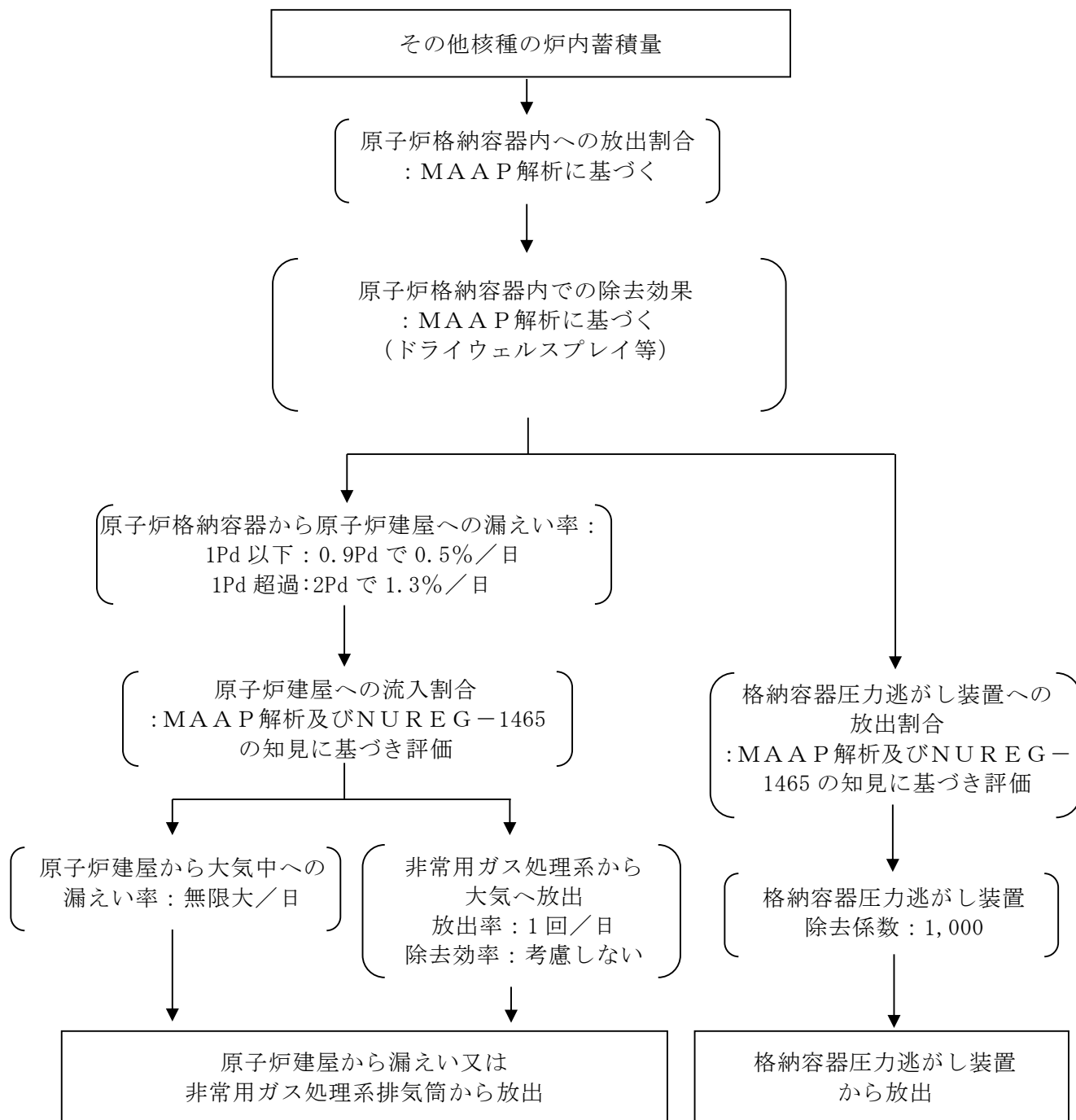




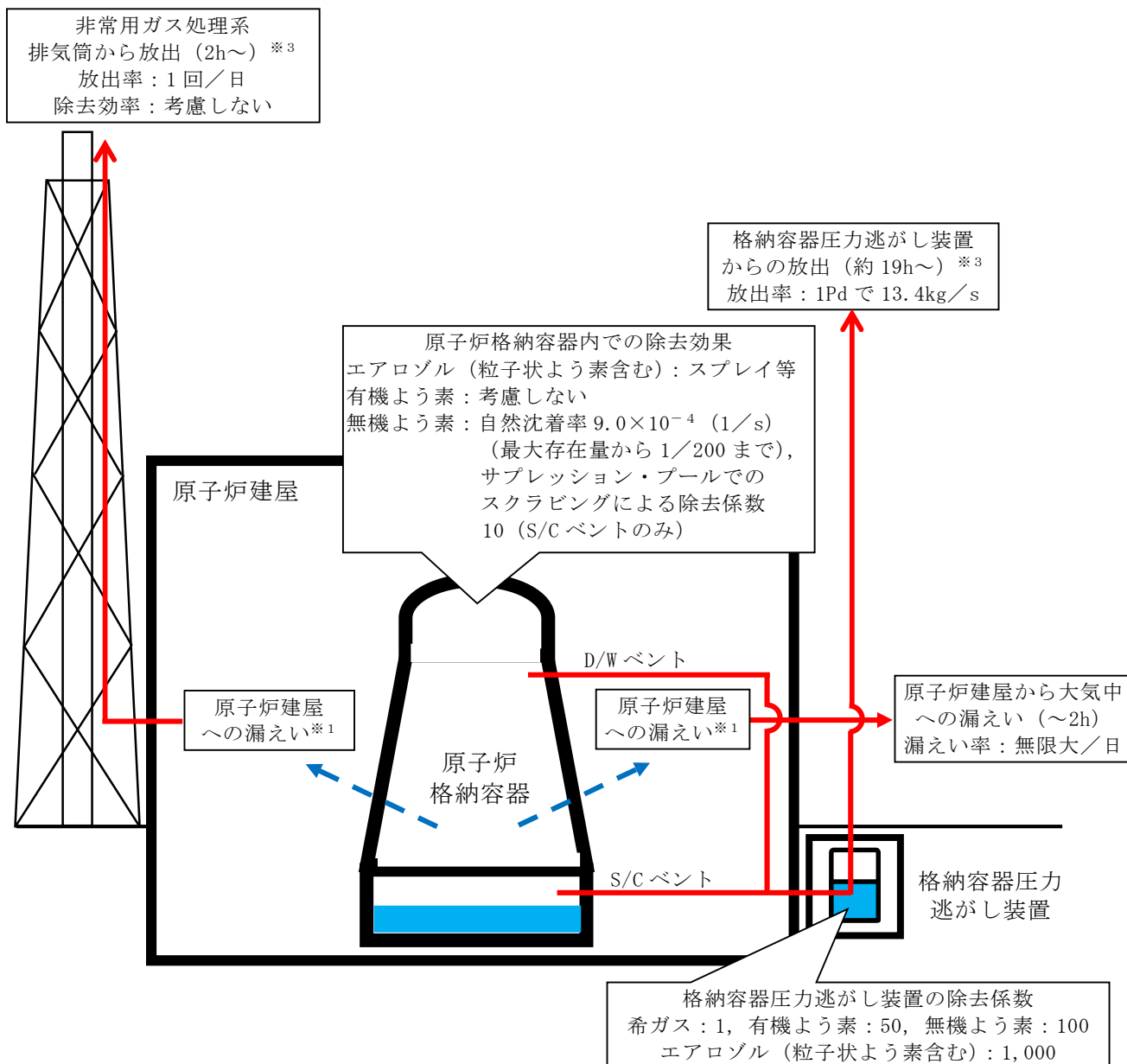
第 2 図 よう素の大気放出過程



第 3 図セシウムの大気放出過程



第 4 図 その他核種の大気放出過程

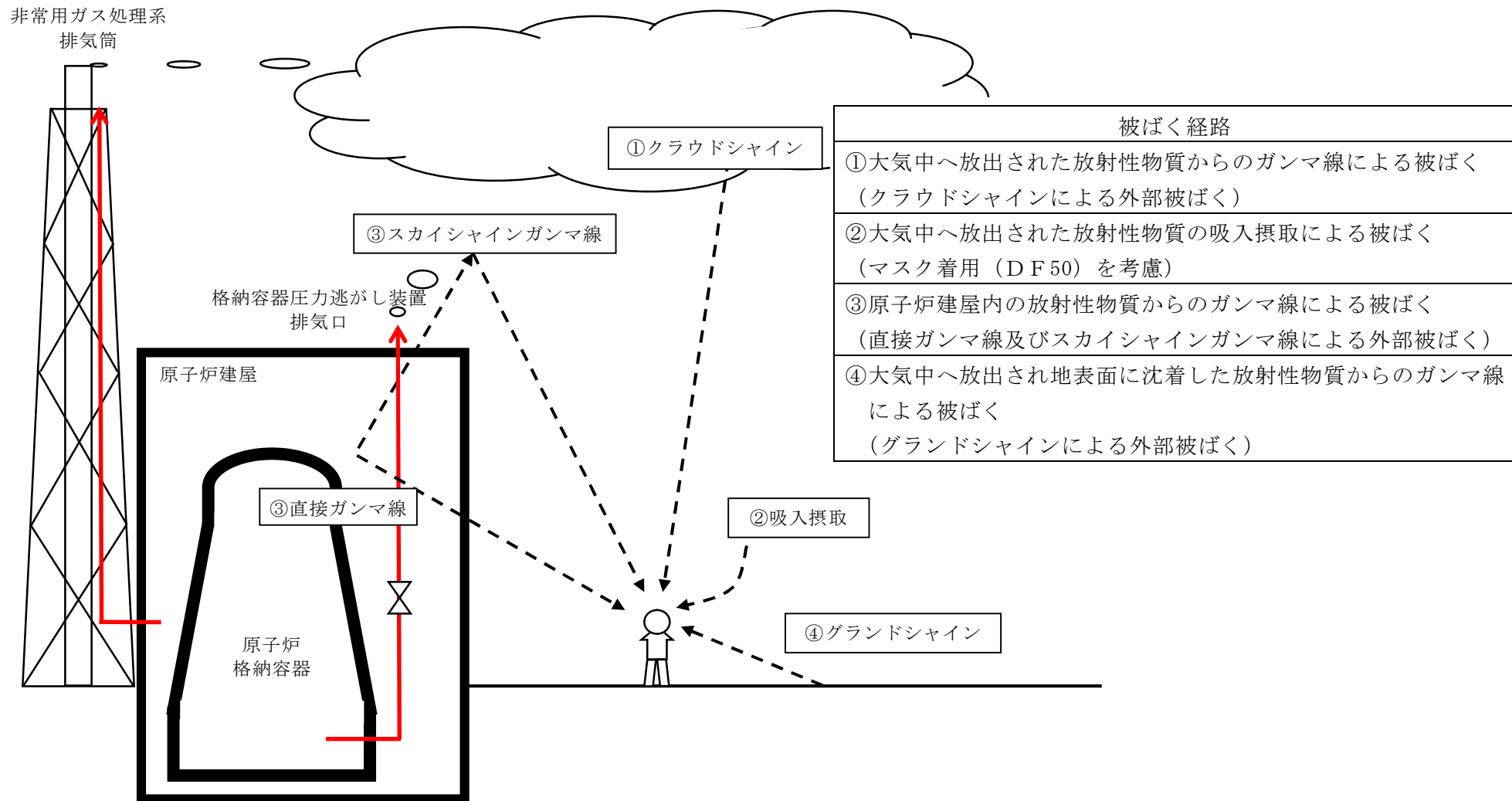


- ※1 原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率  
【希ガス, エアロゾル (粒子状よう素含む), 有機よう素】  
1Pd以下：0.9Pdで0.5%/日, 1Pd超過：2Pdで1.3%/日  
【無機よう素】  
1.5h後~19.5h後：1.3%/日 (一定), 上記以外の期間：0.5%/日 (一定)

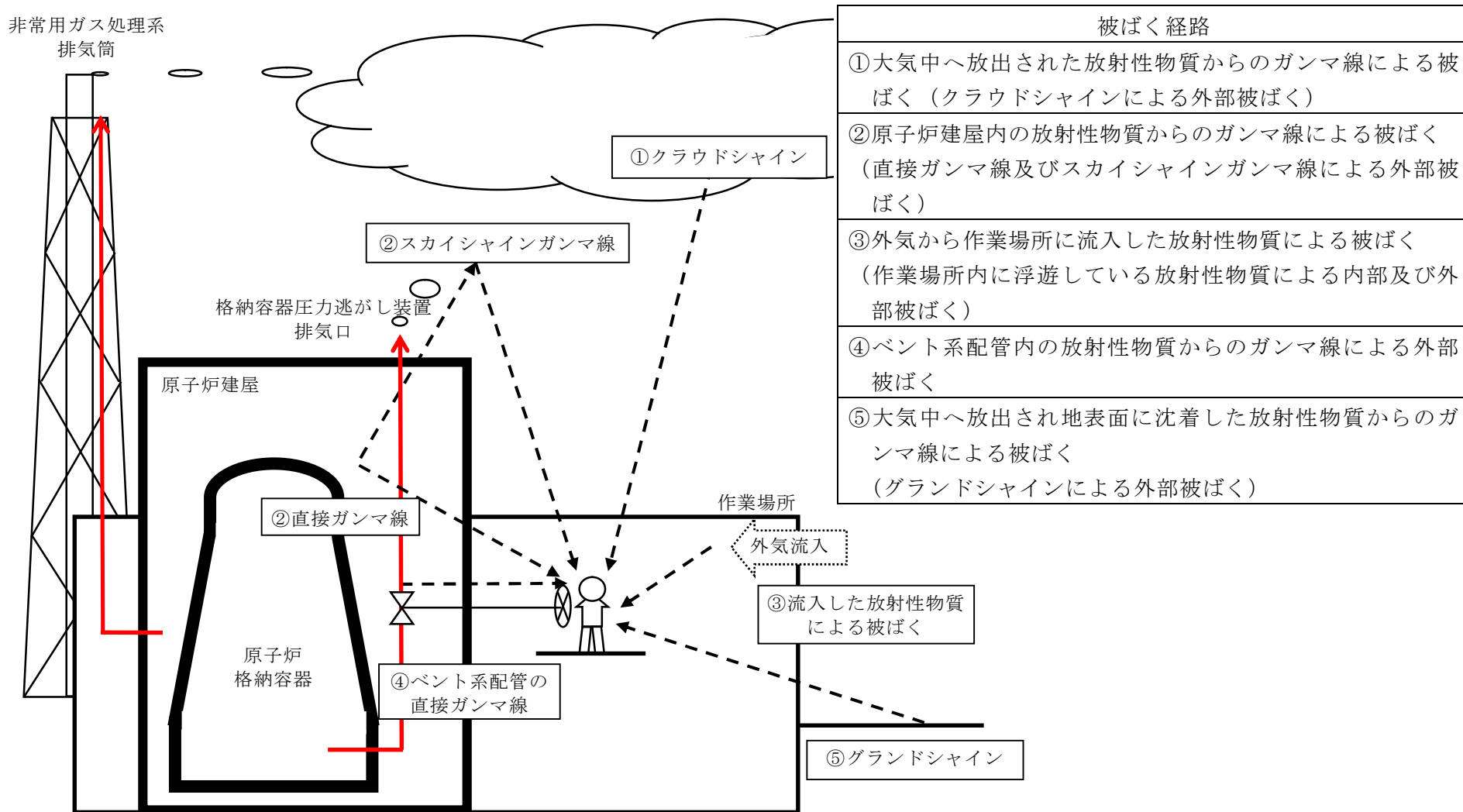
大気への放出経路	0h	▼2h※2	▼19h※3	168h▼
原子炉建屋から大気中への漏えい	■			
非常用ガス処理系排気筒から放出		■	■	■
格納容器圧力逃がし装置からの放出			■	■

- ※2 非常用ガス処理系の起動により原子炉建屋原子炉棟内は負圧となるため、事象発生2h以降は原子炉建屋から大気中への漏えいはなくなる。
- ※3 事象発生後19h以降は、「非常用ガス処理系排気筒から放出」及び「格納容器圧力逃がし装置からの放出」の両経路から放射性物質を放出する。

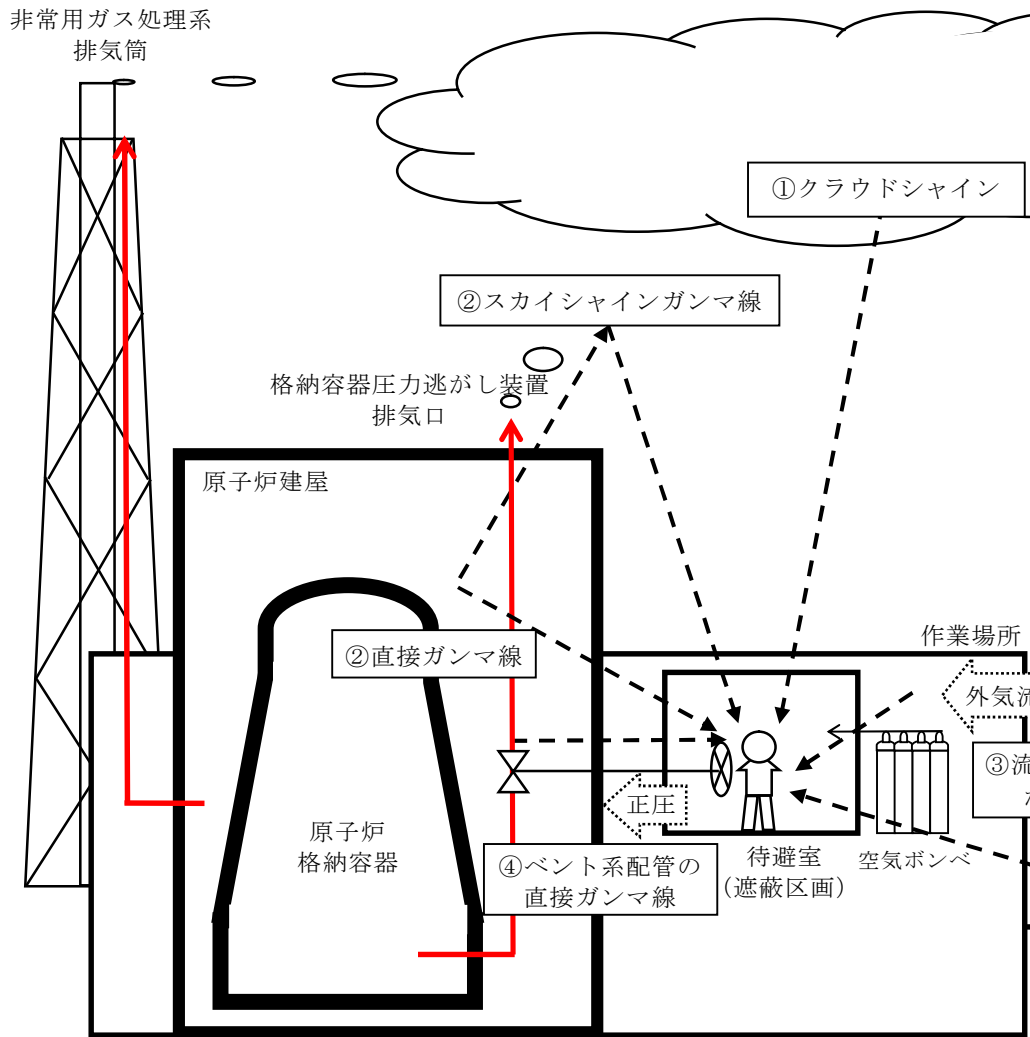
第5図 大気放出過程概略図 (イメージ)



第 6 図 ベント操作に係る作業時の被ばく評価経路イメージ (屋外移動時)



第7図 ベント操作に係る作業時の被ばく評価経路イメージ（屋内移動時及び第一弁開操作時）



被ばく経路
①大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく（クラウドシャインによる外部被ばく）
②原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく（直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく）
③外気から作業場所に流入した放射性物質による被ばく（作業場所内に浮遊している放射性物質による外部被ばく。ただし、退避室は空気ポンベにより加圧させるため、退避室内への放射性物質の流入はないものとする。）
④ベント系配管内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく
⑤大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく（グラウンドシャインによる外部被ばく）

第 8 図 ベント操作に係る作業時の被ばく評価経路イメージ（第二弁開操作時）

第 2 表 大気拡散評価条件

項目	評価条件	選定理由
大気拡散評価モデル	ガウスプルームモデル	発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針（以下「気象指針」という。）に基づき評価
気象資料	東海第二発電所における 1 年間の気象資料（2005 年 4 月～2006 年 3 月） 地上風：地上 10m 排気筒風：地上 140m	格納容器圧力逃がし装置排気口及び原子炉建屋からの放出は地上風（地上 10m）の気象データを使用 非常用ガス処理系排気筒からの放出は排気筒風（地上 140m）の気象データを使用（補足 11 参照）
放出源及び放出源高さ（有効高さ）	原子炉建屋漏えい：地上 0m 格納容器圧力逃がし装置排気口からの放出：地上 57m 非常用ガス処理系排気筒からの放出：地上 95m	格納容器圧力逃がし装置排気口からの放出は建屋影響を考慮し原子炉建屋屋上からの放出と想定し設定 非常用ガス処理系排気筒からの放出は方位ごとの風洞実験結果のうち保守的に最低の方位の有効高さを設定
実効放出継続時間	1時間	保守的に最も短い実効放出継続時間を設定（補足 9 参照）
累積出現頻度	小さい方から 97%	気象指針に基づき設定
建屋の影響	考慮する	格納容器圧力逃がし装置排気口放出及び原子炉建屋漏えいにおいては放出源から近距離の原子炉建屋の影響を受けるため、建屋による巻き込み現象を考慮
巻き込みを生じる代表建屋	原子炉建屋	放出源から最も近く、巻き込みの影響が最も大きい建屋として選定
大気拡散評価点	第 20 図参照	屋外移動時は敷地内の最大濃度点で設定 屋内移動時は原子炉建屋付近の最大濃度点で設定 作業時は作業地点のある原子炉建屋外壁で設定
着目方位	非常用ガス処理系排気筒：1 方位 原子炉建屋及び格納容器圧力逃がし装置排気口：9 方位	非常用ガス処理系排気筒（排気筒放出）については評価点の方位とし、原子炉建屋漏えい及び格納容器圧力逃がし装置排気口については放出源が評価点に近いことから、180 度をカバーする方位を対象とする。
建屋影響	3,000m <sup>2</sup>	原子炉建屋の最小投影断面積を設定
形状係数	0.5	気象指針に基づき設定



第 3 表 評価に使用する相対濃度 ( $\chi/Q$ ) 及び相対線量 ( $D/Q$ )

作業内容		放出箇所	$\chi/Q$ 及び $D/Q$	
第一弁 (S/C側) 開操作	屋内外移動時/ 作業時	原子炉建屋漏えい (地上放出)	$\chi/Q$ (s/m <sup>3</sup> )	約 $8.0 \times 10^{-4}$
		非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出)	$\chi/Q$ (s/m <sup>3</sup> )	約 $3.0 \times 10^{-6}$
第一弁 (D/W側) 開操作	屋内外移動時	原子炉建屋漏えい (地上放出)	$\chi/Q$ (s/m <sup>3</sup> )	約 $8.0 \times 10^{-4}$
		非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出)	$\chi/Q$ (s/m <sup>3</sup> )	約 $3.0 \times 10^{-6}$
	作業時	原子炉建屋漏えい (地上放出)	$\chi/Q$ (s/m <sup>3</sup> )	約 $7.4 \times 10^{-4}$
		非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出)	$\chi/Q$ (s/m <sup>3</sup> )	約 $2.1 \times 10^{-6}$
		$D/Q$ (Gy/Bq)	約 $6.4 \times 10^{-20}$	
第二弁 開操作	屋外移動時	原子炉建屋漏えい (地上放出)	$\chi/Q$ (s/m <sup>3</sup> )	約 $8.3 \times 10^{-4}$
		格納容器圧力逃がし装置 排気口 (建屋屋上放出)	$\chi/Q$ (s/m <sup>3</sup> )	約 $4.2 \times 10^{-4}$
			$D/Q$ (Gy/Bq)	約 $8.7 \times 10^{-19}$
		非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出)	$\chi/Q$ (s/m <sup>3</sup> )	約 $3.0 \times 10^{-6}$
	$D/Q$ (Gy/Bq)		約 $1.2 \times 10^{-19}$	
	屋内移動時	原子炉建屋漏えい (地上放出)	$\chi/Q$ (s/m <sup>3</sup> )	約 $8.0 \times 10^{-4}$
		格納容器圧力逃がし装置 排気口 (建屋屋上放出)	$\chi/Q$ (s/m <sup>3</sup> )	約 $4.0 \times 10^{-4}$
		非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出)	$\chi/Q$ (s/m <sup>3</sup> )	約 $3.0 \times 10^{-6}$
	作業時	原子炉建屋漏えい (地上放出)	$\chi/Q$ (s/m <sup>3</sup> )	約 $7.4 \times 10^{-4}$
		格納容器圧力逃がし装置 排気口 (建屋屋上放出)	$\chi/Q$ (s/m <sup>3</sup> )	約 $3.7 \times 10^{-4}$
		非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出)	$\chi/Q$ (s/m <sup>3</sup> )	約 $3.0 \times 10^{-6}$

第 4 表 建屋内に流入した放射性物質による外部被ばく評価条件

項目	評価条件	選定理由
サブマージ ョンモデル (評価式)	$D = 6.2 \times 10^{-14} \cdot Q_{\gamma} \cdot \chi / Q \cdot E_{\gamma} \cdot (1 - e^{-\mu R}) \cdot 3600$ <p> <math>D</math> : 放射線量率 (Sv/h)  <math>Q_{\gamma}</math> : 大気に放出された放射性物質放出率 (Bq/s)  (0.5MeV 換算値)  <math>E_{\gamma}</math> : ガンマ線エネルギー (0.5MeV/dis)  <math>\mu</math> : 空気に対するガンマ線エネルギー吸収係数  (3.9×10<sup>-3</sup>/m)  <math>R</math> : 作業エリア等の空間体積と等価な半球の半径 (m)  <math display="block">R = \sqrt[3]{\frac{3 \cdot V_R}{2 \cdot \pi}}</math> <math>V_R</math> : 作業エリア等の空間体積 (m<sup>3</sup>) </p>	—
作業場所等 の空間体積 ( $V_R$ )	< S/Cからのベントを行う場合 > ・ 第一弁 操作場所 : 2,200m <sup>3</sup> 屋内移動アクセスルート : 2,200m <sup>3</sup> ・ 第二弁 操作場所 : 590m <sup>3</sup> 屋内移動アクセスルート : 2,200m <sup>3</sup> < D/Wからのベントを行う場合 > ・ 第一弁 屋外のため相対線量より評価 ・ 第二弁 操作場所 : 590m <sup>3</sup> 屋内移動アクセスルート : 2,200m <sup>3</sup>	アクセスルートとなる建 屋内の区画で最も線量率 が高くなる区画の空間体 積で設定 操作エリアは作業区画の 空間体積で設定
屋内作業場 所流入率の 考慮	考慮しない	保守的に外気濃度と同一 濃度とする。
待避室の遮 蔽及び空気 ボンベ加圧 考慮(第二弁 操作場所)の み)	待避室の遮蔽厚 : <input type="text"/> *1 (コンクリート相当) 空気ボンベによる加圧時間: ベント実施から 3 時間 ※1 格納容器圧力逃がし装置配管がある部分の遮蔽厚は <input type="text"/> (コンクリート相当)	第二弁操作場所にベント 後 3 時間滞在する。
許容差	評価で考慮するコンクリート遮蔽は、公称値からマイナス側許容 差 (-5mm) を引いた値を適用	建築工事標準仕様書 JASS 5N・同解説 (原子力発電所 施設における鉄筋コンク リート工事, 日本建築学 会)に基づき設定
コンクリー ト密度	2.00g/cm <sup>3</sup>	建築工事標準仕様書 JASS 5N・同解説 (原子力発電所 施設における鉄筋コンク リート工事, 日本建築学 会)を基に算出した値を設 定 (補足 12 参照)

第 5 表 線量換算係数, 呼吸率等

項 目	評価条件	選定理由
線量換算係数	成人実効線量換算係数を使用 (主な核種を以下に示す) I - 131 : $2.0 \times 10^{-8}$ Sv/Bq I - 132 : $3.1 \times 10^{-10}$ Sv/Bq I - 133 : $4.0 \times 10^{-9}$ Sv/Bq I - 134 : $1.5 \times 10^{-10}$ Sv/Bq I - 135 : $9.2 \times 10^{-10}$ Sv/Bq C s - 134 : $2.0 \times 10^{-8}$ Sv/Bq C s - 136 : $2.8 \times 10^{-9}$ Sv/Bq C s - 137 : $3.9 \times 10^{-8}$ Sv/Bq 上記以外の核種は ICRP Pub. 71 等に基づく	ICRP Publication 71 に基づき設定
呼吸率	1.2m <sup>3</sup> /h	成人活動時の呼吸率 を設定
マスクの 除染係数	D F 50	性能上期待できる値 から設定
地表面への 沈着速度	粒子状物質 : 0.5 cm/s 無機よう素 : 0.5 cm/s 有機よう素 : $1.7 \times 10^{-3}$ cm/s	東海第二発電所の実 気象から求めた沈着 速度から保守的に設 定 (補足 6~補足 8 参照)

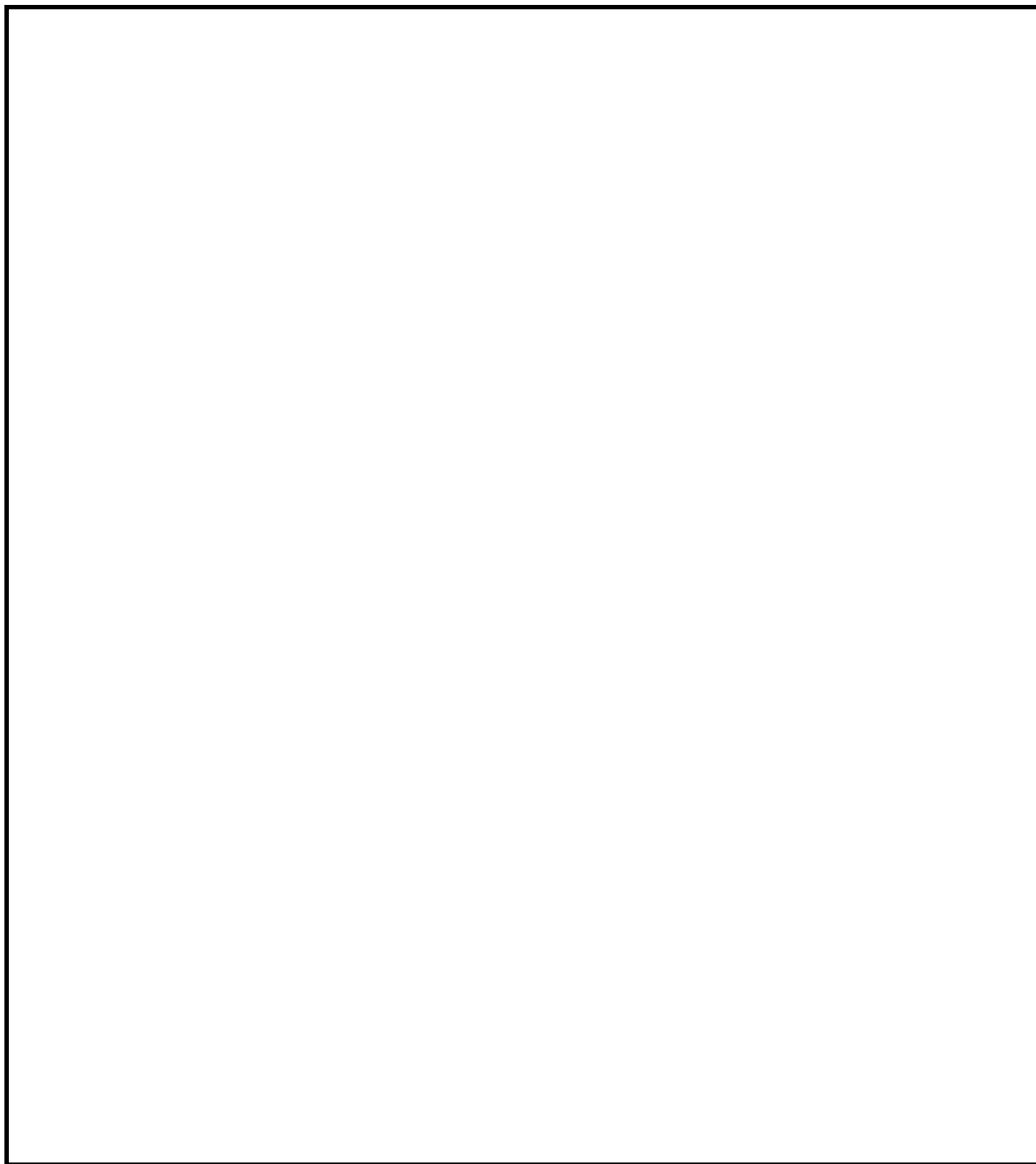
第 6 表 格納容器圧力逃がし装置配管からの直接ガンマ線

項 目		評価条件		選定理由
遮蔽厚さ※1	第一弁 (S/C側)	作業場所		ベント操作エリアにおける原子炉建屋壁，補助遮蔽設備等を考慮（第9図～第19図参照）
		移動ルート		
	第一弁 (D/W側)	作業場所		
		移動ルート		
	第二弁	作業場所		
		移動ルート		
許容差		評価で考慮するコンクリート遮蔽は，公称値からマイナス側許容差（-5mm）を引いた値を適用		建築工事標準仕様書 JASS 5N・同解説（原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事，日本建築学会）に基づき設定
コンクリート密度		2.00g/cm <sup>3</sup>		建築工事標準仕様書 JASS 5N・同解説（原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事，日本建築学会）を基に算出した値を設定（補足 12 参照）
配管中心から評価点までの距離	第一弁 (S/C側)	作業場所		—
		移動ルート		
	第一弁 (D/W側)	作業場所		
		移動ルート		
	第二弁	作業場所		
		移動ルート		

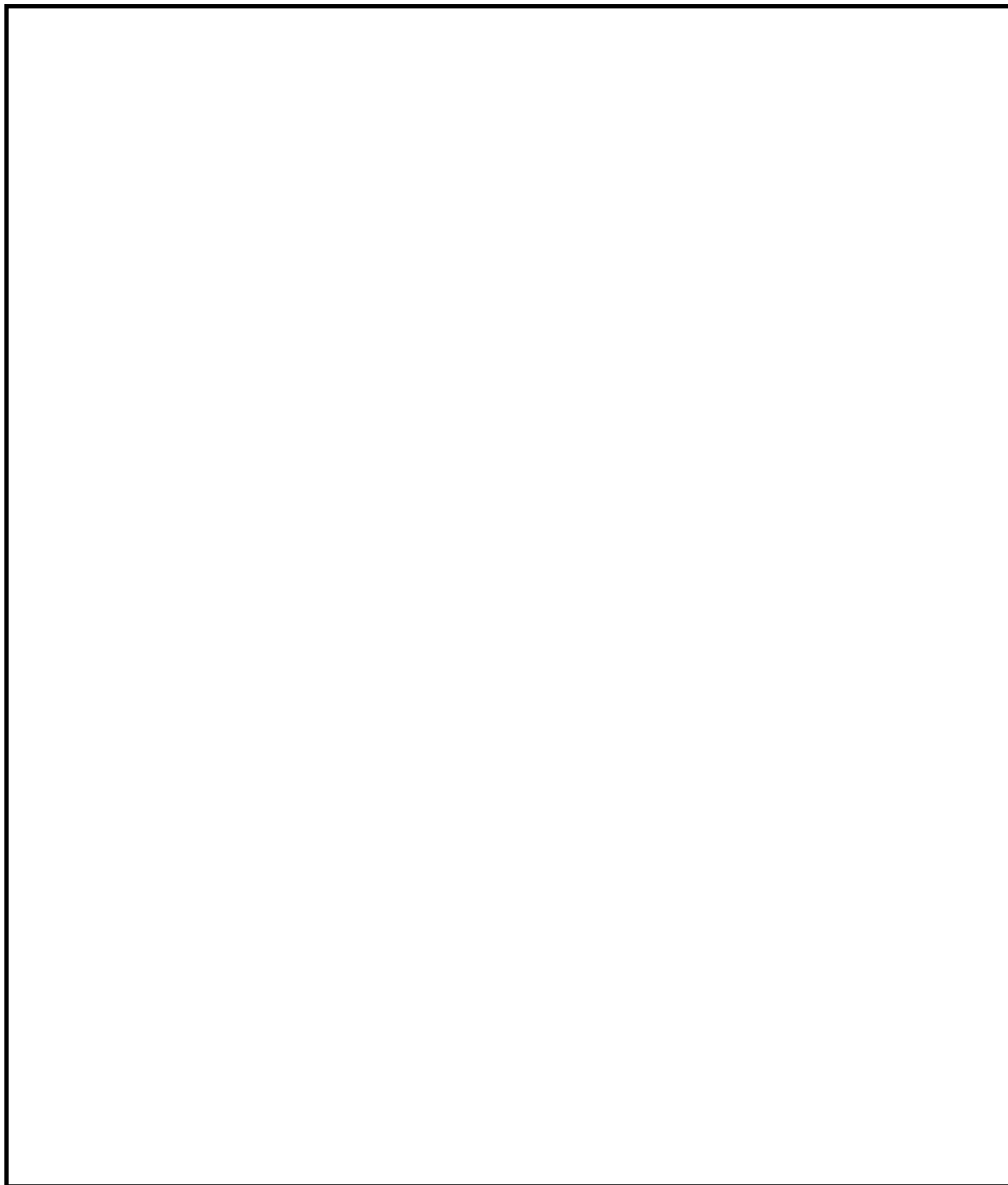
※1 遮蔽厚はコンクリート相当の厚さとする。

第 7 表 原子炉建屋からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線

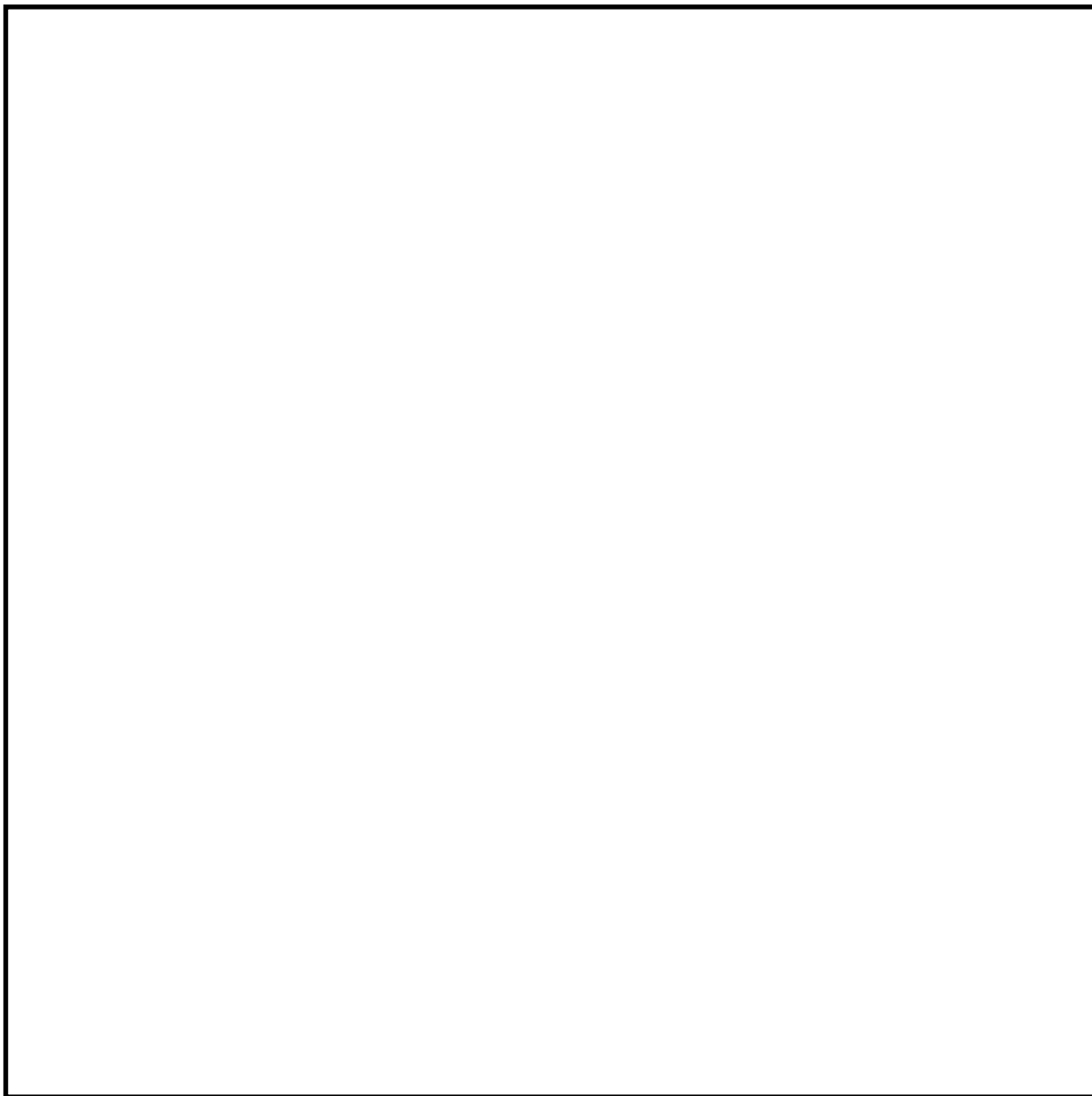
項 目	評価条件	選定理由
原子炉建屋内線源強度分布	原子炉建屋内に放出された放射性物質が均一に分布	審査ガイドに示されたとおり設定
原子炉建屋のモデル	原子炉建屋の幾何形状をモデル化	建屋外壁を遮蔽体として考慮
直接ガンマ線・スカイシャインガンマ線評価コード	直接ガンマ線評価： QAD-CGGP2R スカイシャインガンマ線評価： ANISN G33-GP2R	現行許認可（添十）に同じ



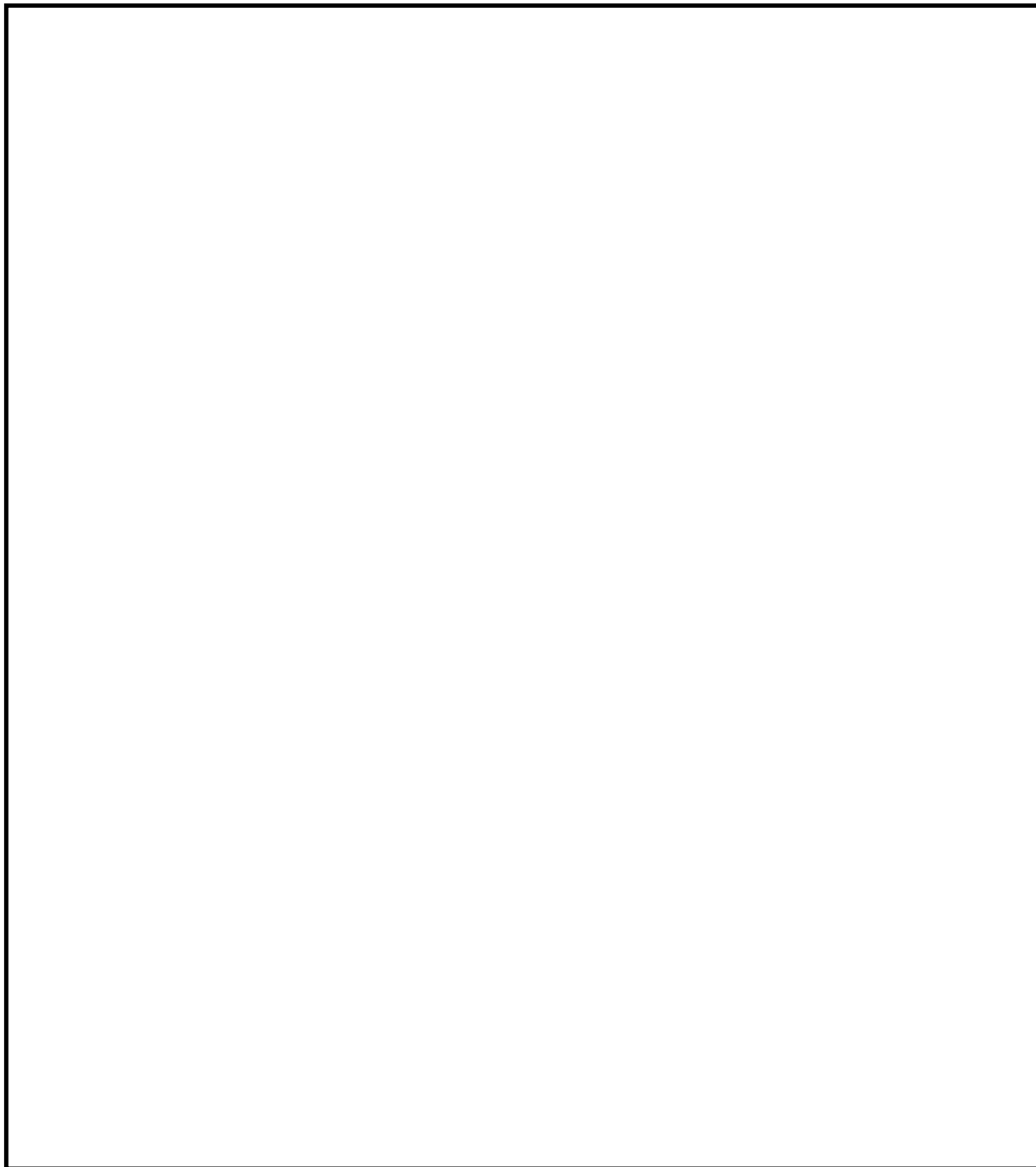
第9図 第一弁（S / C側）操作場所及びアクセスルート



第10図 第一弁（S / C側）操作場所及びアクセスルート

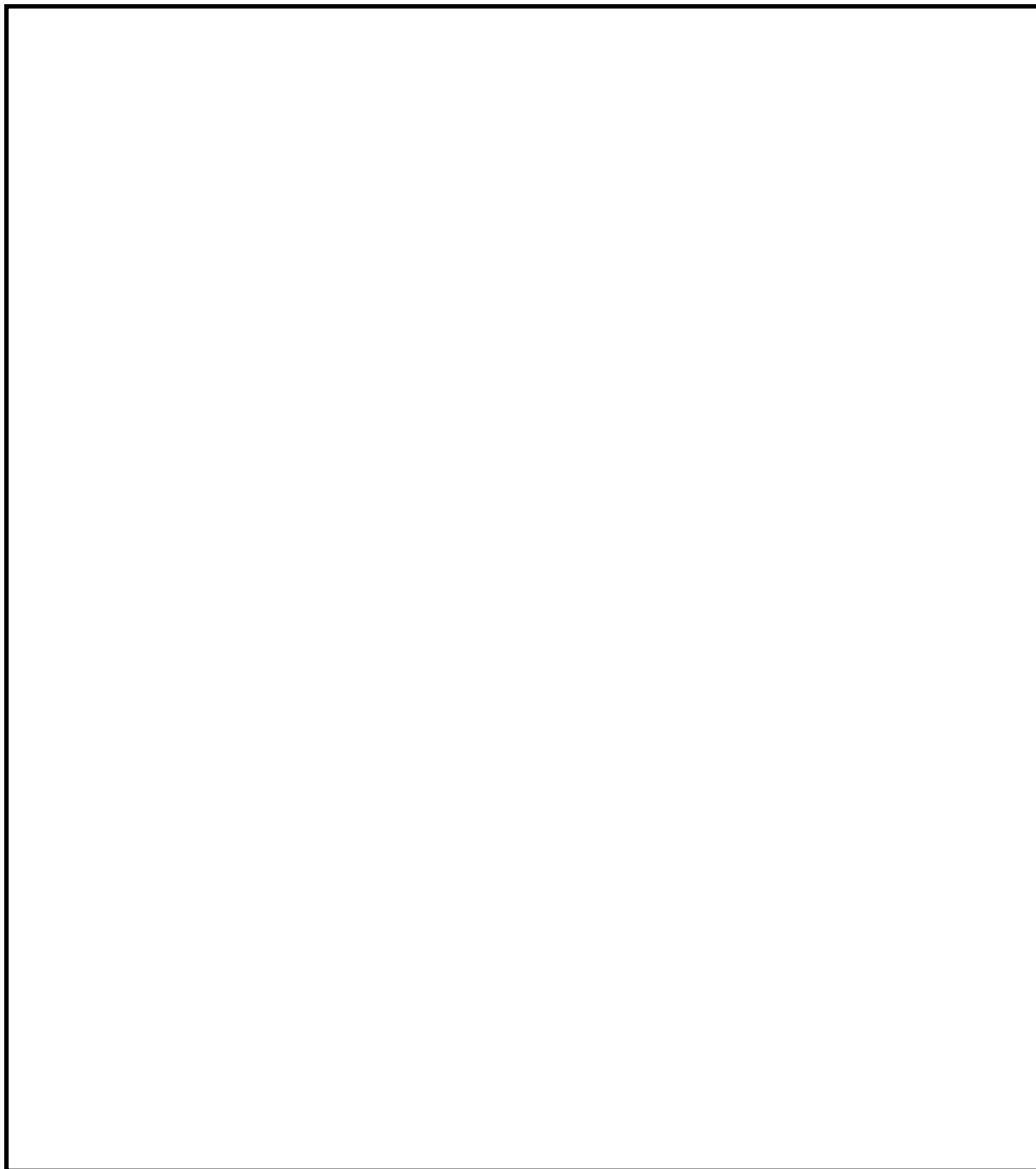


第11図 第一弁（S／C側）操作場所及びアクセスルート



第12図 第一弁（D/W側）操作場所及びアクセスルート

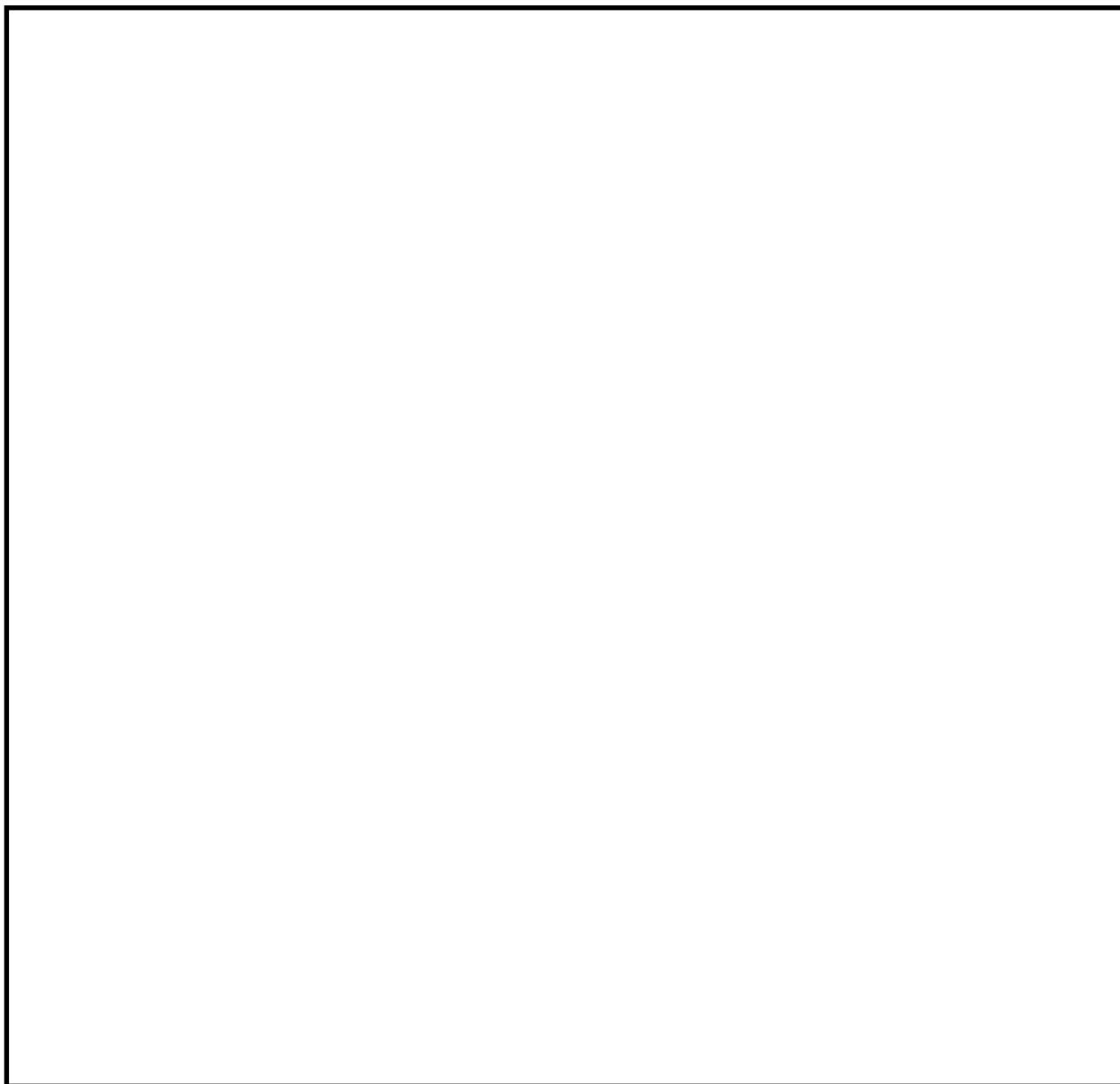




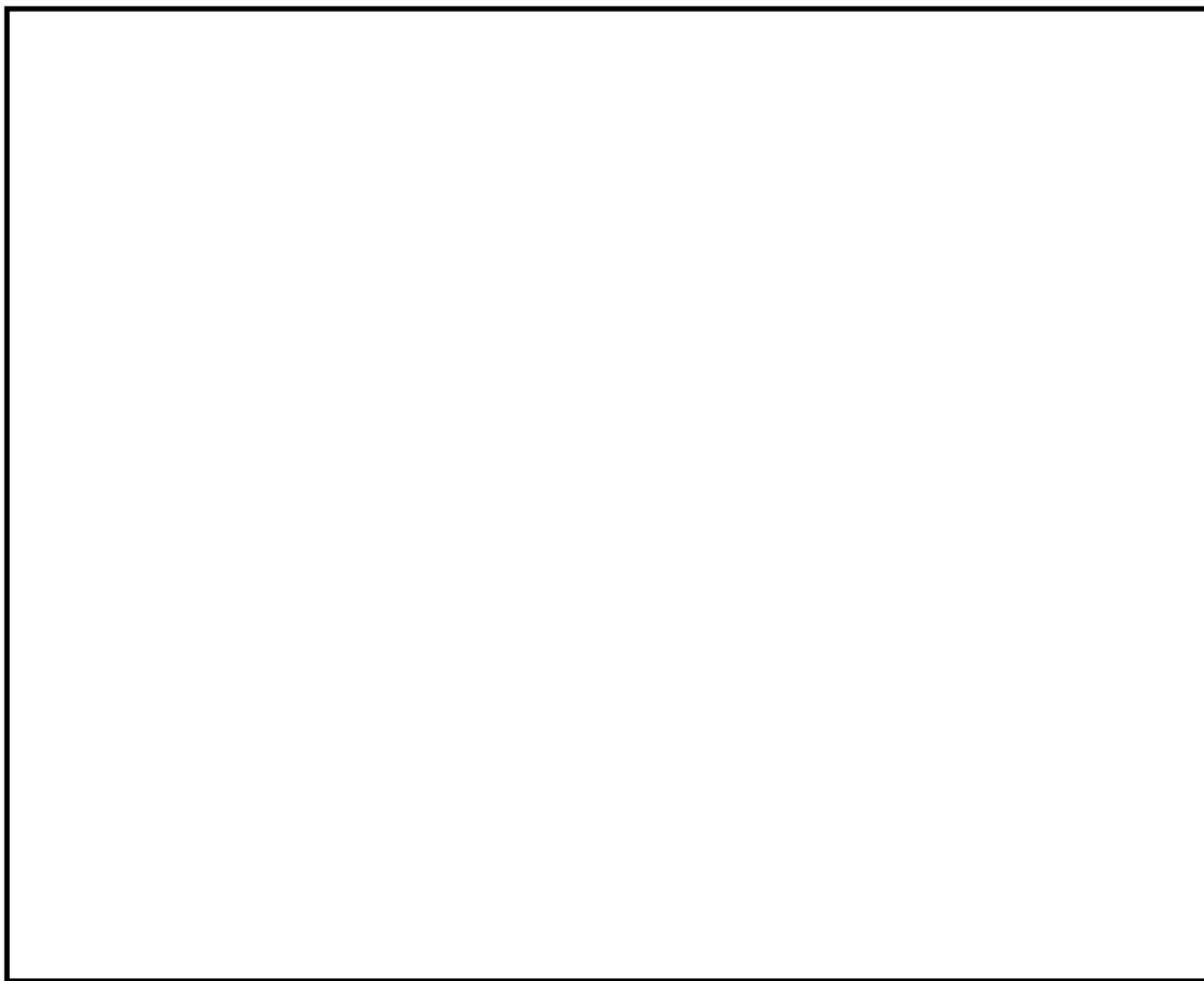
第13図 第一弁（D/W側）操作場所及びアクセスルート



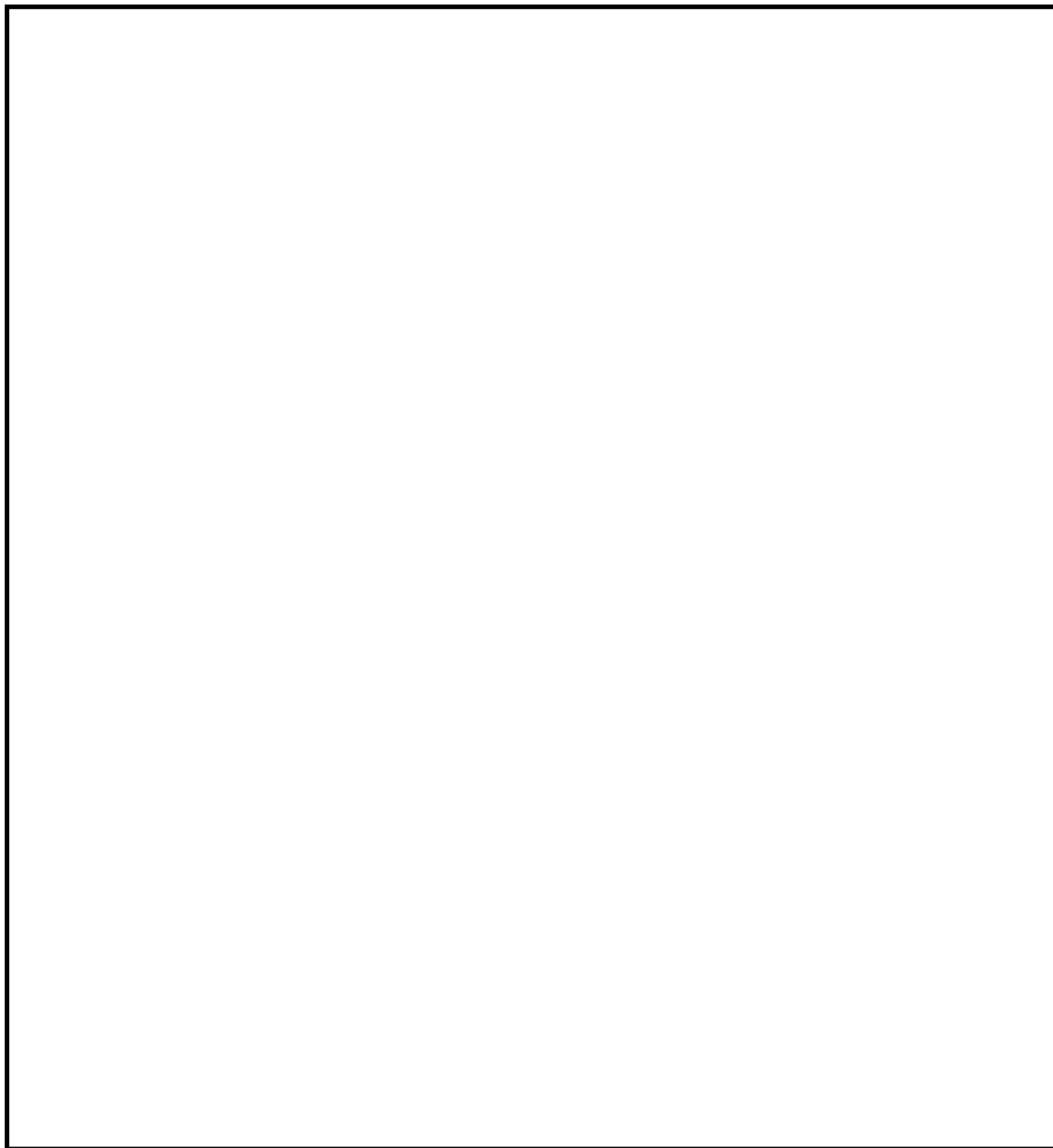
第14図 第一弁（D/W側）操作場所及びアクセスルート



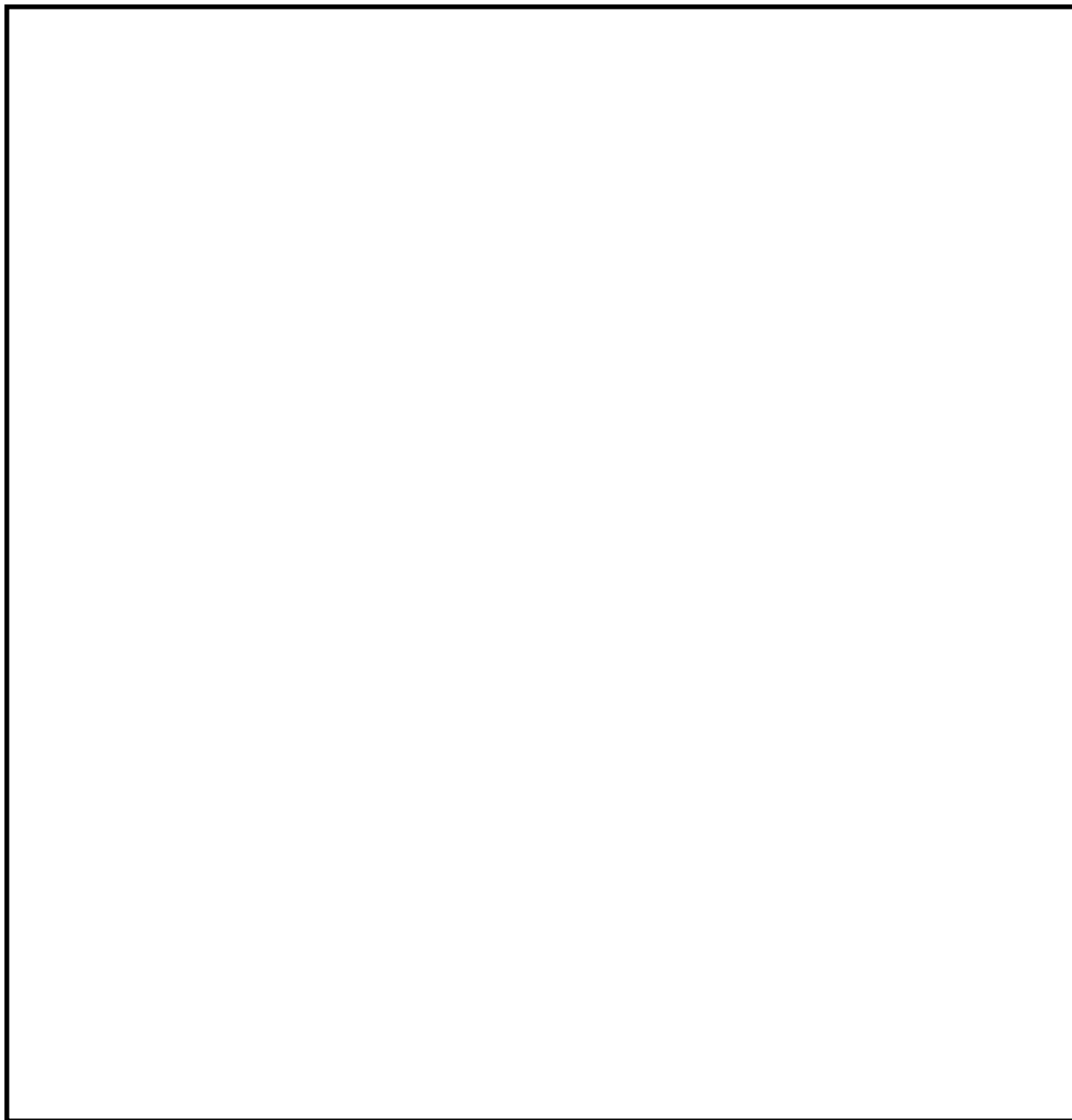
第15図 第一弁（D/W側）操作場所及びアクセスルート



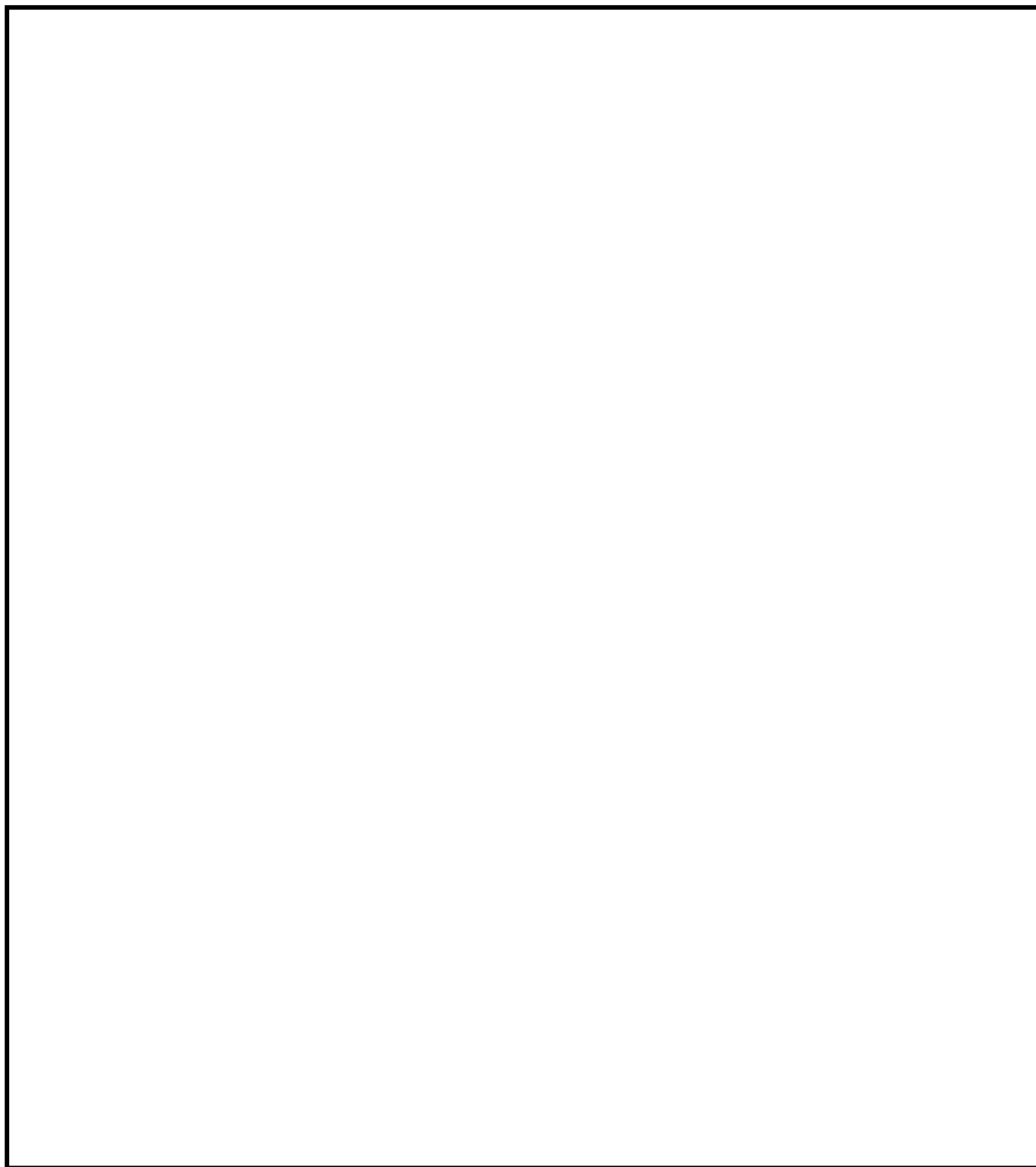
第16図 屋外移動時のアクセスルート



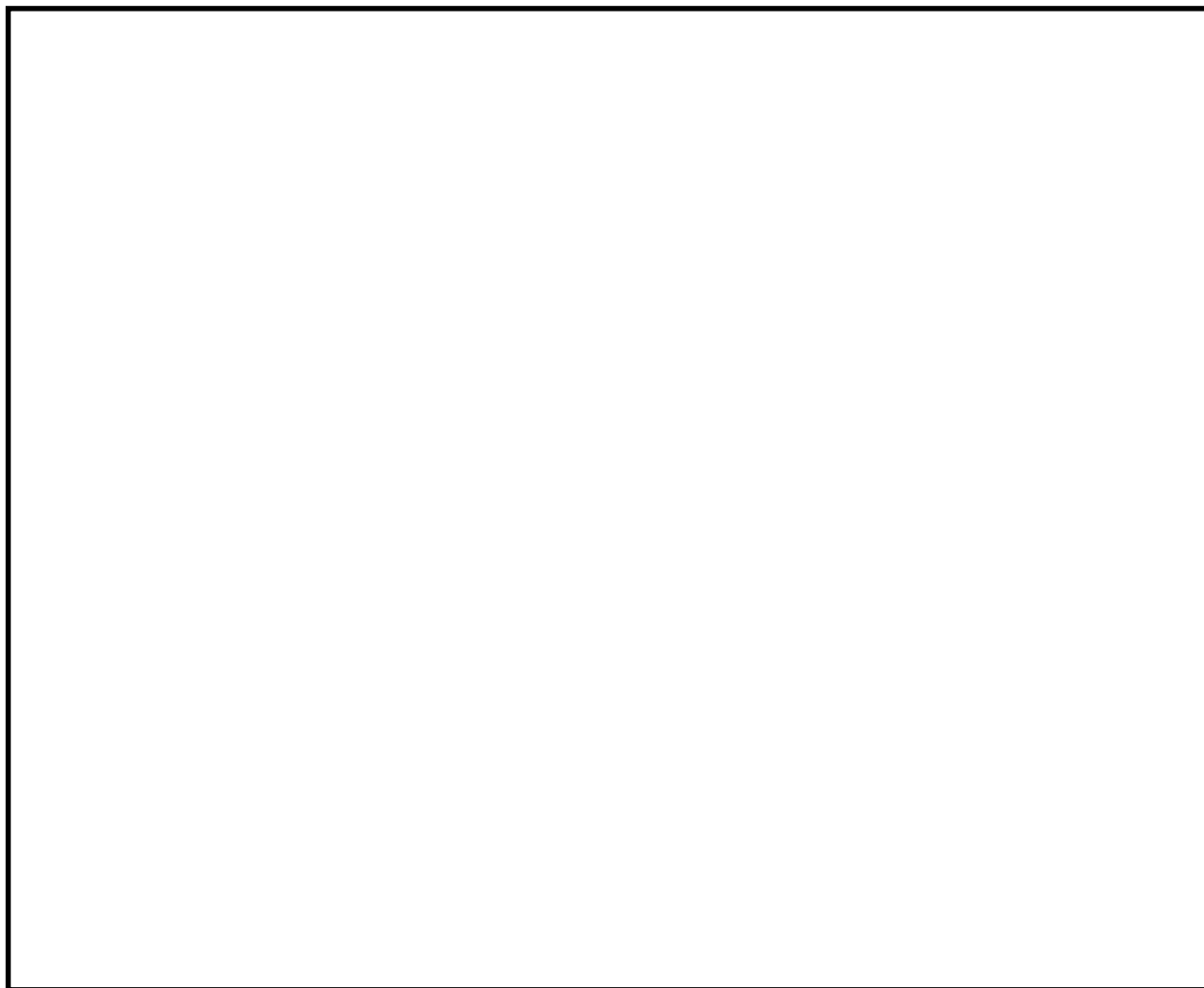
第17図 第二弁操作場所及びアクセスルート



第18図 第二弁操作場所及びアクセスルート



第19図 第二弁操作場所及びアクセスルート



第 20 図 大気中に放出された放射性物質の濃度評価点



第8表 第一弁開操作に伴う移動時及び作業時の線量

(単位：mSv/h)

被ばく経路		第一弁（S/C側）開操作※ <sup>1</sup>			第一弁（D/W側）開操作※ <sup>1</sup>			
		ベント操作時	屋内移動時 （中央制御室⇒ 作業場所）	屋外移動時 （作業場所⇒ 緊急時対策所）	ベント操作時	屋内／屋外移動 時（中央制御室 ⇒作業場所）	屋内／屋外移動 時（作業場所⇒ 付属棟入口）	屋外移動時 （付属棟入口⇒ 緊急時対策所）
原子炉建屋内の放射性物質からの ガンマ線による外部被ばく		約 $2.1 \times 10^0$	約 $3.1 \times 10^0$	約 $1.9 \times 10^0$	約 $5.4 \times 10^0$	約 $5.4 \times 10^0$	約 $5.4 \times 10^0$	約 $1.9 \times 10^0$
大気中へ放出された 放射性物質による被ばく	外部被ばく	屋内に流入する放射性物質の 影響に包絡される		約 $4.8 \times 10^{-2}$	約 $2.6 \times 10^{-2}$	約 $2.6 \times 10^{-2}$	約 $2.6 \times 10^{-2}$	約 $4.8 \times 10^{-2}$
	内部被ばく			約 $1.0 \times 10^{-2}$ 以下	約 $1.0 \times 10^{-2}$ 以下	約 $1.0 \times 10^{-2}$ 以下	約 $1.0 \times 10^{-2}$ 以下	約 $1.0 \times 10^{-2}$ 以下
外気から作業場所内へ流入 した放射性物質による被ばく	外部被ばく	約 $1.0 \times 10^{-2}$ 以下	約 $1.0 \times 10^{-2}$ 以下	大気中へ放出さ れた放射性物質 の影響に包絡さ れる	大気中へ放出された放射性物質の 影響に包絡される			
	内部被ばく	約 $1.0 \times 10^{-2}$ 以下	約 $1.0 \times 10^{-2}$ 以下					
ベント系配管内の放射性物質からの ガンマ線による外部被ばく※ <sup>2</sup>		約 $1.4 \times 10^{-1}$	約 $1.0 \times 10^{-2}$ 以下	屋外移動のため 対象外※ <sup>3</sup>	約 $4.6 \times 10^{-1}$	約 $4.6 \times 10^{-1}$	約 $4.6 \times 10^{-1}$	屋外移動のため 対象外※ <sup>3</sup>
大気中へ放出され地表面に沈着した 放射性物質からのガンマ線による被ばく		約 $1.2 \times 10^1$	約 $1.2 \times 10^1$	約 $1.2 \times 10^1$	約 $1.1 \times 10^1$	約 $1.2 \times 10^1$	約 $1.2 \times 10^1$	約 $1.2 \times 10^1$
作業線量率		約 $1.4 \times 10^1$	約 $1.5 \times 10^1$	約 $1.4 \times 10^1$	約 $1.7 \times 10^1$	約 $1.8 \times 10^1$	約 $1.8 \times 10^1$	約 $1.4 \times 10^1$
作業時間及び移動時間		90分	35分（往路）	35分（復路）	90分	50分（往路）	15分（復路）	35分（復路）
作業員の実効線量（作業時及び移動時）		約 $2.1 \times 10^1$ mSv	約 $8.6 \times 10^0$ mSv	約 $8.2 \times 10^0$ mSv	約 $2.5 \times 10^1$ mSv	約 $1.5 \times 10^1$ mSv	約 $4.4 \times 10^0$ mSv	約 $8.2 \times 10^0$ mSv
作業員の実効線量（合計）		約 $3.7 \times 10^1$ mSv			約 $5.2 \times 10^1$ mSv			

※<sup>1</sup> 第一弁開操作はベント実施前に行う。

※<sup>2</sup> 第一弁開操作前は、第一弁までのベント系配管内に浮遊した放射性物質を考慮する。

※<sup>3</sup> 屋外移動時は、アクセスルートからベント系配管の距離が離れているため、評価対象外とする。

第9表 第二弁開操作に伴う移動時及び作業時の線量（S/Cからのベント操作の場合）

（単位：mSv/h）

被ばく経路		第二弁開操作時 (ベント実施時)			待機時	屋内移動時 (原子炉建屋入口⇄ 作業場所)			屋外移動時 (緊急時対策所⇄ 原子炉建屋入口)	
		ベント開始～ 1時間	1時間～ 2時間	2時間～ 3時間		ベント 実施前	ベント 実施前	ベント 実施後	ベント 実施前	ベント 実施後
原子炉建屋内の放射性物質からの ガンマ線による外部被ばく		$1.0 \times 10^{-2}$ 以下	$1.0 \times 10^{-2}$ 以下	$1.0 \times 10^{-2}$ 以下	$1.0 \times 10^{-2}$ 以下	約 $2.6 \times 10^0$	約 $2.6 \times 10^0$	約 $1.9 \times 10^0$	約 $1.9 \times 10^0$	
大気中へ放出された放射 性物質による被ばく	外部被ばく	屋内に流入する放射性物質の 影響に包絡される			屋内に流入する放射性物質の 影響に包絡される			約 $4.8 \times 10^{-2}$	約 $1.1 \times 10^{-1}$	
	内部被ばく							$1.0 \times 10^{-2}$ 以下	約 $2.7 \times 10^{-2}$	
外気から作業場所内へ 流入した放射性物質 による被ばく	外部被ばく	約 $4.7 \times 10^0$	約 $5.2 \times 10^{-2}$	$1.0 \times 10^{-2}$ 以下	$1.0 \times 10^{-2}$ 以下	$1.0 \times 10^{-2}$ 以下	約 $4.1 \times 10^{-2}$	屋外移動のため対象外※1		
	内部被ばく	正圧化により流入なし			$1.0 \times 10^{-2}$ 以下	$1.0 \times 10^{-2}$ 以下	約 $2.7 \times 10^{-2}$			
ベント系配管内の放射性物質からの ガンマ線による外部被ばく		約 $4.6 \times 10^{-1}$	約 $4.6 \times 10^{-1}$	約 $4.6 \times 10^{-1}$	約 $1.3 \times 10^{-1}$	約 $1.3 \times 10^{-1}$	約 $2.9 \times 10^{-1}$	屋外移動のため対象外※1		
大気中へ放出され地表面に沈着した 放射性物質からのガンマ線による被ばく		約 $2.2 \times 10^{-2}$	約 $2.2 \times 10^{-2}$	約 $2.2 \times 10^{-2}$	約 $2.3 \times 10^{-2}$	約 $1.2 \times 10^1$	約 $1.2 \times 10^1$	約 $1.2 \times 10^1$	約 $1.2 \times 10^1$	
作業線量率		約 $5.2 \times 10^0$	約 $5.3 \times 10^{-1}$	約 $4.8 \times 10^{-1}$	約 $1.7 \times 10^{-1}$	約 $1.4 \times 10^1$	約 $1.4 \times 10^1$	約 $1.4 \times 10^1$	約 $1.4 \times 10^1$	
作業時間及び移動時間		60分	60分	60分	140分	10分（往路）	10分（復路）	35分（往路）	35分（復路）	
作業員の実効線量（作業時及び移動時）		約 $5.2 \times 10^0$ mSv	約 $5.3 \times 10^{-1}$ mSv	約 $4.8 \times 10^{-1}$ mSv	約 $4.0 \times 10^{-1}$ mSv	約 $2.4 \times 10^0$ mSv	約 $2.4 \times 10^0$ mSv	約 $8.2 \times 10^0$ mSv	約 $8.2 \times 10^0$ mSv	
作業員の実効線量（合計）		約 $2.8 \times 10^1$ mSv								

※1 屋外移動時は、アクセスルートからベント系配管の距離が離れているため、評価対象外とする。

第 10 表 第二弁開操作に伴う移動時及び作業時の線量（D/Wからのベント操作の場合）

（単位：mSv/h）

被ばく経路		第二弁開操作時 (ベント実施時)			待機時	屋内移動時 (原子炉建屋入口⇄ 作業場所)		屋外移動時 (緊急時対策所⇄ 原子炉建屋入口)	
		ベント開始～ 1時間	1時間～ 2時間	2時間～ 3時間		ベント 実施前	ベント 実施後	ベント 実施前	ベント 実施後
原子炉建屋内の放射性物質からの ガンマ線による外部被ばく		$1.0 \times 10^{-2}$ 以下	$1.0 \times 10^{-2}$ 以下	$1.0 \times 10^{-2}$ 以下	$1.0 \times 10^{-2}$ 以下	約 $2.6 \times 10^0$	約 $2.6 \times 10^0$	約 $1.9 \times 10^0$	約 $1.9 \times 10^0$
大気中へ放出された放射 性物質による被ばく	外部被ばく	屋内に流入する放射性物質の 影響に包絡される			屋内に流入する放射性物質の 影響に包絡される			約 $4.8 \times 10^{-2}$	約 $1.5 \times 10^1$
	内部被ばく							$1.0 \times 10^{-2}$ 以下	約 $1.3 \times 10^0$
外気から作業場所内へ 流入した放射性物質 による被ばく	外部被ばく	約 $4.0 \times 10^0$	約 $3.1 \times 10^{-1}$	約 $8.4 \times 10^{-2}$	$1.0 \times 10^{-2}$ 以下	$1.0 \times 10^{-2}$ 以下	約 $8.3 \times 10^0$	屋外移動のため対象外※1	
	内部被ばく	正圧化により流入なし			$1.0 \times 10^{-2}$ 以下	$1.0 \times 10^{-2}$ 以下	約 $1.3 \times 10^0$		
ベント系配管内の放射性物質からの ガンマ線による外部被ばく		約 $5.1 \times 10^{-1}$	約 $5.1 \times 10^{-1}$	約 $5.1 \times 10^{-1}$	約 $3.1 \times 10^{-2}$	約 $3.1 \times 10^{-2}$	約 $3.2 \times 10^{-1}$	屋外移動のため対象外※1	
大気中へ放出され地表面に沈着した 放射性物質からのガンマ線による被ばく		約 $2.9 \times 10^{-2}$	約 $2.9 \times 10^{-2}$	約 $2.9 \times 10^{-2}$	約 $2.3 \times 10^{-2}$	約 $1.2 \times 10^1$	約 $1.6 \times 10^1$	約 $1.2 \times 10^1$	約 $1.6 \times 10^1$
作業線量率		約 $4.6 \times 10^0$	約 $8.4 \times 10^{-1}$	約 $6.2 \times 10^{-1}$	約 $7.3 \times 10^{-2}$	約 $1.4 \times 10^1$	約 $2.8 \times 10^1$	約 $1.4 \times 10^1$	約 $3.5 \times 10^1$
作業時間及び移動時間		60分	60分	60分	140分	10分（往路）	10分（復路）	35分（往路）	35分（復路）
作業員の実効線量（作業時及び移動時）		約 $4.6 \times 10^0$ mSv	約 $8.4 \times 10^{-1}$ mSv	約 $6.2 \times 10^{-1}$ mSv	約 $1.7 \times 10^{-1}$ mSv	約 $2.4 \times 10^0$ mSv	約 $4.7 \times 10^0$ mSv	約 $8.2 \times 10^0$ mSv	約 $2.0 \times 10^1$ mSv
作業員の実効線量（合計）		約 $4.2 \times 10^1$ mSv							

※1 屋外移動時は、アクセスルートからベント系配管の距離が離れているため、評価対象外とする。

## 補足 1 格納容器漏えい率の設定について

原子炉格納容器からの原子炉建屋への漏えい率は、M A A P 内で模擬した漏えい孔の等価漏えい面積及び原子炉格納容器の圧力に応じて設定している。

模擬する漏えい孔の等価漏えい面積は、以下に示す格納容器圧力が最高使用圧力である 310kPa [gage] (1Pd) 以下の場合と最高使用圧力を超過した後の場合の 2 種類を設定する。

ただし、M A A P 解析においては、よう素の化学組成について考慮されておらず、全て粒子状よう素として扱われることから、無機よう素及び有機よう素の格納容器漏えい率は別途設定する。

## 1. 格納容器圧力が最高使用圧力以下の場合

格納容器圧力が最高使用圧力以下の場合、設計漏えい率 (0.9Pd で 0.5%/日) を基に算出した等価漏えい面積 (約  $3 \times 10^{-6} \text{m}^2$ ) を設定し、M A A P 内で圧力に応じた漏えい量を評価している。

## 2. 格納容器圧力が最高使用圧力を超過した場合

格納容器圧力が最高使用圧力を超過した場合、2Pd で漏えい率 1.3%/日となる等価漏えい面積 (約  $7 \times 10^{-6} \text{m}^2$ ) を設定し、1. と同様に M A A P 内で圧力に応じた漏えい量を評価している。

2Pd における漏えい率 1.3%/日は、以下の A E C の評価式、G E の評価式及び定常流の式によって評価した漏えい率の結果を包絡する値として設定した。これらの式は、設計基準事故の原子炉冷却材喪失時の評価において格納容器漏えい率の評価に用いている理論式<sup>\*1</sup>である。格納容器圧力が最高使用圧力の 2 倍である 620kPa [gage] (2Pd) 及び格納容器雰囲気温度 200°C までは、

事故後 7 日間に渡り、格納容器本体並びに開口部及び貫通部の健全性が確保されていることを確認していることから、これらの理論式を用いて格納容器圧力 2Pd 及び雰囲気温度 200℃における漏えい率を設定することは可能と判断した。

○A E C の評価式

$$L = L_0 \sqrt{\frac{(P_t - P_a) \times R_t \times T_t}{(P_d - P_a) \times R_d \times T_d}}$$

L	: 事故時の格納容器漏えい率 (2Pd)	【約 1.28%/日】
L <sub>0</sub>	: 設計漏えい率 (0.9Pd)	【0.5%/日】
P <sub>t</sub>	: 事故時の格納容器内圧力 (2Pd)	【721.325kPa [abs]】
P <sub>d</sub>	: 設計圧力 (0.9Pd)	【380.325kPa [abs]】
P <sub>a</sub>	: 格納容器外の圧力 (大気圧)	【101.325kPa [abs]】
R <sub>t</sub>	: 事故時の気体定数 <sup>※2</sup>	【523.7J/Kg・K】
R <sub>d</sub>	: 空気の気体定数	【287J/Kg・K】
T <sub>t</sub>	: 事故時の格納容器雰囲気温度 (200℃)	【473.15K】
T <sub>d</sub>	: 格納容器雰囲気温度 (20℃)	【293.15K】

○GE の評価式 (General Electric 社の漏えいモデル式)

$$L = L_0 \sqrt{\frac{1 - \left(\frac{P_a}{P_t}\right)^2}{1 - \left(\frac{P_a}{P_d}\right)^2}}$$

$L$	事故時の格納容器漏えい率 (2Pd)	【約 0.51%/日】
$L_0$	設計漏えい率 (0.9Pd)	【0.5%/日】
$P_t$	事故時の格納容器内圧力 (2Pd)	【721.325kPa [abs]】
$P_d$	設計圧力 (0.9Pd)	【380.325kPa [abs]】
$P_a$	格納容器外の圧力 (大気圧)	【101.325kPa [abs]】

○定常流の式

$$L = L_0 \sqrt{\frac{\rho_d(P_t - P_a)}{\rho_t(P_d - P_a)}}$$

$L$	事故時の格納容器漏えい率 (2Pd)	【約 0.93%/日】
$L_0$	設計漏えい率 (0.9Pd)	【0.5%/日】
$\rho_t$	事故時の格納容器内気体の平均密度 <sup>※3</sup>	【2.9kg/m <sup>3</sup> 】
$\rho_d$	設計温度・圧力における格納容器内気体の平均密度 <sup>※4</sup>	【4.5kg/m <sup>3</sup> 】
$P_t$	事故時の格納容器内圧力 (2Pd)	【721.325kPa [abs]】
$P_d$	設計圧力 (0.9Pd)	【380.325kPa [abs]】
$P_a$	格納容器外の圧力 (大気圧)	【101.325kPa [abs]】

※1 「沸騰水型原子力発電所 事故時の被ばく評価手法について (平成 16 年 1 月)」(株式会社 日立製作所)

※2 事故時の気体定数  $R_t$  は、以下の式により算出した。

$$R_t \text{ [J/kg}\cdot\text{K]} = \text{モル気体定数約 } 8.314 \text{ [J/K}\cdot\text{mol]} \text{ / 平均分子量M [kg/mol]}$$

A E C の評価式より、事故時の気体定数が大きくなるほど漏えい率は高くなる。また、上記計算式より、事故時の気体定数は、平均分子量が小さくなるほど大きくなる。事故時の原子炉格納容器内は水素、窒素及び水蒸気で構成されるため、分子量の小さい水素の割合が増加するほど平均分子量は小さくなり、結果として事故時の気体定数は大きくなる。平均分子量の設定に当たり、水素、窒素及び水蒸気のガス組成を 34% : 33% : 33% とし、水素の割合 (34%) は、有効性評価 (「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) 」) における水素発生量 (約 700kg (内訳: ジルコニウム-水反応 約 325kg, アルミニウム/亜鉛の反応 約 246kg, 水の放射線分解 約 115kg)) を包含した値であることから、保守的な設定であると考え。

※3 事故時の格納容器内気体の平均密度  $\rho_t$  は、以下の式により算出した。

$$\rho_t \text{ [kg/m}^3\text{]} = \text{平均分子量M [kg/mol]} \times \text{物質質量n [mol]} \text{ / 格納容器体積V [m}^3\text{]}$$

定常流の式より、事故時の原子炉格納容器内気体の平均密度が小さくなるほど漏えい率は大きくなる。また、上記計算式より、事故時の原子炉格納容器内気体の平均密度は、平均分子量が小さくなるほど小さくなる。平均分子量は※2 と同じであり、保守的な設定であると考え。

※4 原子炉格納容器内気体の平均密度  $\rho_d$  は、以下の式により算出した。

$$\rho_d \text{ [kg/m}^3\text{]} = 1.205 \text{ [kg/m}^3\text{]} \times (P_d \text{ [Pa]} \text{ / } P_a \text{ [Pa] )}$$

1.205 [kg/m<sup>3</sup>] : 乾燥空気密度 (20℃)

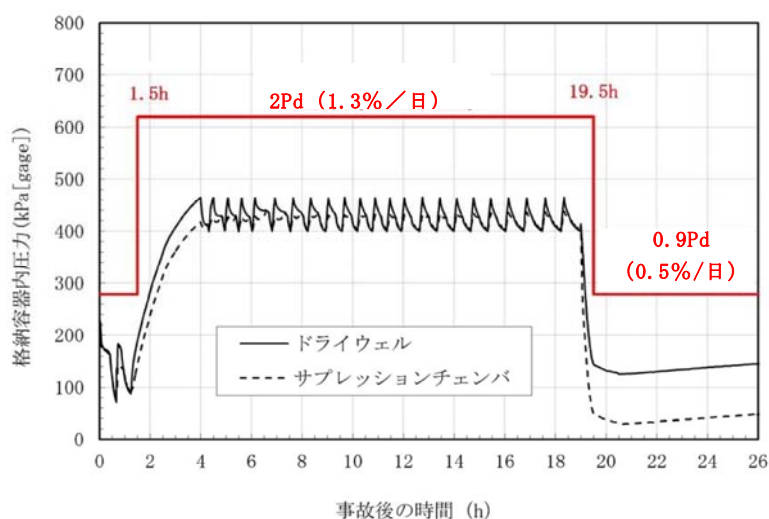
### 3. 無機よう素及び有機よう素の格納容器漏えい率

#### (1) 無機よう素

他の核種と同様に格納容器圧力に応じて漏えい率が変動すると考えるが、MAAP解析において無機よう素を模擬していないため、MAAP解析結果による格納容器圧力を基に漏えい率を設定する。

漏えい率の設定に当たっては、第1図のとおりMAAP解析結果による格納容器圧力を包絡した格納容器圧力を設定し、その格納容器圧力に対する漏えい率を設定している。

このように設定した漏えい率は、0.9Pd以下で0.5%/日、0.9Pd超過で1.3%/日を一律に与えるものであり、MAAP解析における漏えい率を包絡した保守的な設定であると考えられる。



第1図 格納容器圧力と漏えい率の時間変化  
(無機よう素の格納容器漏えい率の設定)



## (2) 有機よう素

有機よう素についても，無機よう素と同様の漏えい率の設定が可能であるが，有機よう素がガス状として振る舞うこと及び原子炉格納容器内での除去効果を受けない点で希ガスに類似していることから，MAAP解析における希ガスと同じ挙動を示すものとし，1.及び2.に基づき漏えい率を設定する。

## 補足 2 原子炉格納容器内での除去効果について

MAAPにおけるエアロゾルに対する原子炉格納容器内の除去効果として、沈着、サプレッション・プールでのスクラビング及びドライウェルスプレーを考慮している。また、沈着については、重力沈降、拡散泳動、熱泳動、慣性衝突、核分裂生成物（以下「FP」という。）ガス凝縮/再蒸発で構成される。（「重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」の「第5部 MAAP」（抜粋）参照）

「重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」  
の「第5部 MAAP」（抜粋）

(2) FPの状態変化・輸送モデル

高温燃料から出た希ガス以外のFPは雰囲気温度に依存して凝固し、エアロゾルへ変化する。気相及び液相中のFPの輸送においては、熱水力計算から求まる体積流量からFP輸送量を計算する。FPがガス状とエアロゾル状の場合は、気体の流れに乗って、原子炉圧力容器内と原子炉格納容器内の各部に輸送される。水プール上に沈着したFPの場合は、区画内の水の領域間の移動に伴って輸送される。また、炉心あるいは溶融炉心中のFPの場合は、溶融炉心の移動量に基づいて輸送される。

FPの輸送モデルは上述の仮定に基づいており、炉心燃料から放出されてから原子炉格納容器に到達する経路としては、次のとおりである。燃料から原子炉圧力容器内に放出されたFPは、原子炉圧力容器破損前にはLOCA破損口あるいは逃がし安全弁から原子炉格納容器へ放出される。また、原子炉圧力容器破損後には原子炉圧力容器破損口若しくは格納容器下部に落下した溶融炉心からFPが原子炉格納容器へ放出される。逃がし安全弁を通じて放出されたFPはスクラビングによってサプレッション・チェンバ液相部へ移行する。原子炉格納容器の気相部へ放出されたFPは、気体の流れに伴って原子炉格納容器内を移行する。

原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の気体、エアロゾル及び構造物表面上（沈着）の状態間の遷移を模擬している。原子炉格納容器内のF P輸送モデル概要を図 3.3-15 に示す。

エアロゾルの沈着の種類としては、重力沈降、拡散泳動、熱泳動、慣性衝突、F Pガス凝縮、F Pガス再蒸発を模擬している。なお、沈着したエアロゾルの再浮遊は考慮していない。

重力沈降は、Stokes の重力沈降式と Smoluchowski 方程式（エアロゾルの粒径分布に対する保存式）の解から得られる無次元相関式を用いて、浮遊するエアロゾル質量濃度から沈着率を求める。なお、Smoluchowski 方程式を無次元相関式としているのは解析時間短縮のためであり、この相関式を使用したMAAPのモデルは様々な実験データと比較して検証が行われている。

拡散泳動による沈着は、水蒸気凝縮により生じる Stefan 流（壁面へ向かう流体力学的気流）のみを考慮して沈着率を求める。

熱泳動による沈着は、Epstein のモデルを用い、沈着面での温度勾配による沈着速度及び沈着率を求める。

慣性衝突による沈着は、原子炉格納容器内でのみ考慮され、流れの中にある構造物に、流線から外れたエアロゾルが衝突するものと仮定し、沈着率は重力沈降の場合と同様に Smoluchowski 方程式の解から得られる無次元相関式を用いて求める。

F Pガスの凝縮は、F Pガスの構造物表面への凝縮であり、雰囲気中の気体状F P圧力がF P飽和蒸気圧を超えると構造物表面への凝縮を計算する。

5-66

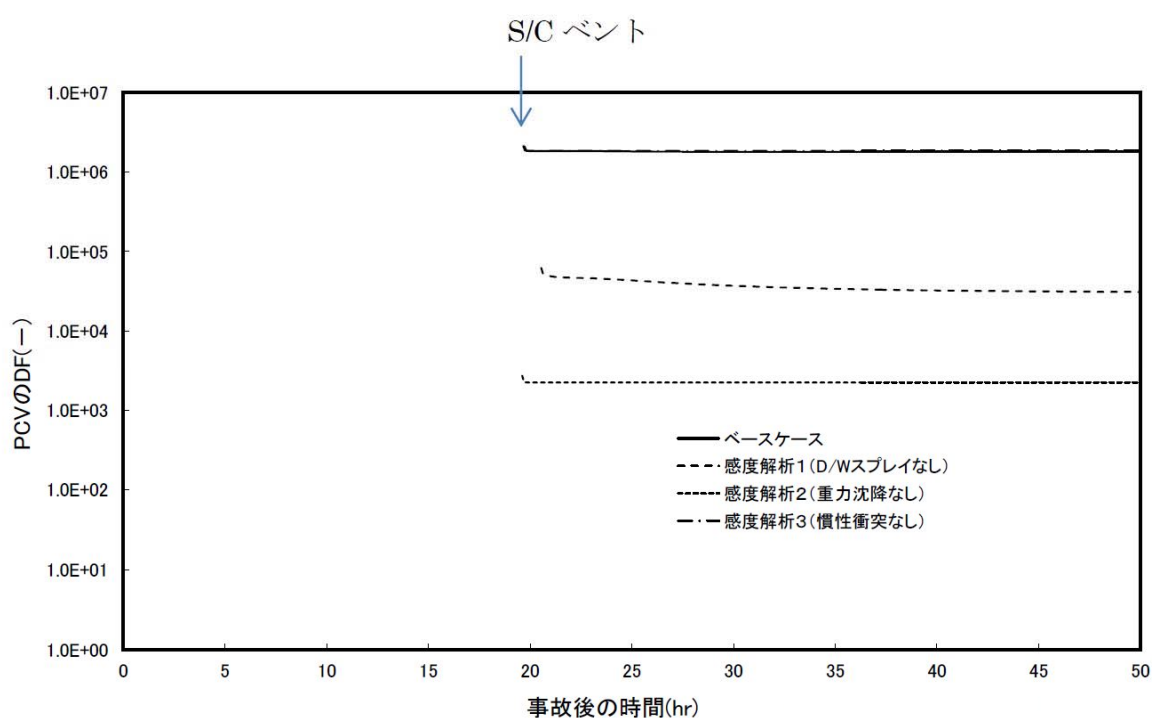
F Pガスの再蒸発は、凝縮と逆であり、気体状F Pの圧力がF Pの飽和蒸気圧を下回ると、蒸発が起こると仮定している。

エアロゾルのプール水によるスクラビング現象による除去効果の取り扱いに関しては、スクラビングによる除染係数(D F)を設定し、エアロゾル除去効果が計算される。D Fの値は、クエンチャ、垂直ベント、水平ベントの3つの種類のスクラビング機器に対し、詳細コード SUPRA<sup>[9]</sup>を用いて、圧力、プール水深、キャリアガス中の水蒸気質量割合、プール水のサブクール度及びエアロゾル粒子径をパラメータとして評価した結果を内蔵しており、これらのデータから求める。

また、格納容器スプレーによるF P除去も模擬しており、スプレー液滴とエアロゾルとの衝突による除去率を衝突効率、スプレーの液滴径、流量及び落下高さから計算する。

## 1. 沈着及びドライウェルスプレイによる除去効果

沈着及びドライウェルスプレイによる除去効果を確認するため、感度解析を行った。感度解析結果を第1図に示す。なお、感度解析では、以下の式により原子炉格納容器内の除去効果を算出している。

$$\text{原子炉格納容器内 D F} = \text{原子炉格納容器内への C s I 放出割合} / \text{ベントラインから大気への C s I 放出割合}$$


第1図 エアロゾルに対する原子炉格納容器内の除去効果（感度解析結果）

第1図より、全除去効果を考慮したベースケースにおけるD F（ $10^6$ オーダー）との比較から、重力沈降のD Fは $10^3$ 程度、ドライウェルスプレイのD Fは $10 \sim 10^2$ 程度であることがわかる。これより、重力沈降及びドライウェルスプレイ両方によるD Fは $10^4 \sim 10^5$ 程度となるため、エアロゾルに対する原子炉格納容器内の除去効果は重力沈降及びドライウェルスプレイの影響が大きいと考える。

## 2. サプレッション・プールでのスクラビングによる除去効果

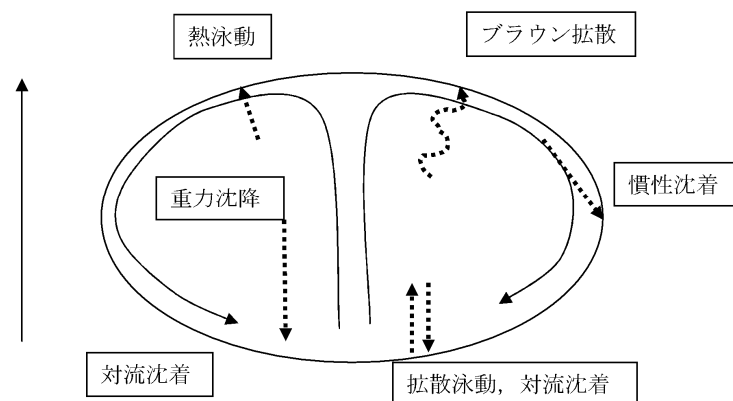
### (1) スクラビング効果について

スクラビングは、エアロゾルを含む気体がプール内に移行する場合、気泡が分裂しながら上昇していく過程においてエアロゾルが気泡界面に到達した時点で水に溶解して気体から除去される現象である。スクラビングにおけるエアロゾル除去のメカニズムは、プールへの注入時の水との衝突や気泡がプール水中を上昇していく過程における慣性衝突等が考えられる。

### (2) M A A P 解析上の扱いについて

スクラビングによる除去効果について、M A A P 解析ではスクラビング計算プログラム（S U P R A コード）により計算された D F 値のデータテーブルに、プール水深、エアロゾルの粒子径、キャリアガス中の水蒸気割合、格納容器圧力及びサプレッション・プールのサブクール度の条件を補間して求めている。

S U P R A コードでは、スクラビングに伴う初期気泡生成時及び気泡上昇時のエアロゾルの除去効果をモデル化しており、気泡挙動（気泡サイズ及び気泡上昇速度）、初期気泡生成時の D F、気泡上昇時の D F を評価式により与えている。第 2 図に、気泡中のエアロゾルが気泡界面に到達するまでの過程を示す。気泡上昇時における各過程の除去速度を評価することでエアロゾルの D F を与えている。



第 2 図 スクラビングによるエアロゾル捕集効果

## (3) SUPRAコードによる計算結果と実験結果の比較について

SUPRAコードによる計算結果については、電力共同研究<sup>\*1</sup>にて実験結果との比較検討が行われている。試験条件及び試験装置の概要を第 1 表及び第 3 図に示す。また、試験結果を第 4 図から第 10 図に示す。

試験結果より、SUPRAコードによる計算結果と実験結果について、キャリアガス流量等のパラメータ値の増減によるDF値の傾向は概ね一致していることを確認した。

また、粒径   $\mu\text{m}$  までの粒子について、SUPRAコードによる計算結果が実験結果より小さいDF値を示しており、保守的な評価であることを確認した。

一方、粒径   $\mu\text{m}$  の粒子について、SUPRAコードによる計算結果が実験結果より大きいDF値を示しているが、これは実験とSUPRAコードで用いている粒子の違い（実験：LATEX粒子（密度   $\text{g}/\text{cm}^3$ ）、SUPRAコード：CsOH（密度   $\text{g}/\text{cm}^3$ ））が影響しているためである。SUPRAコードの計算結果を密度補正<sup>\*2</sup>した第 7 図及び第 9 図では、SUPRAコードによる計算結果は実験結果より概ね小さいDF値を示すことが確認できる。

以上より、SUPRAコードにより計算されたDF値を用いることは妥当と考える。

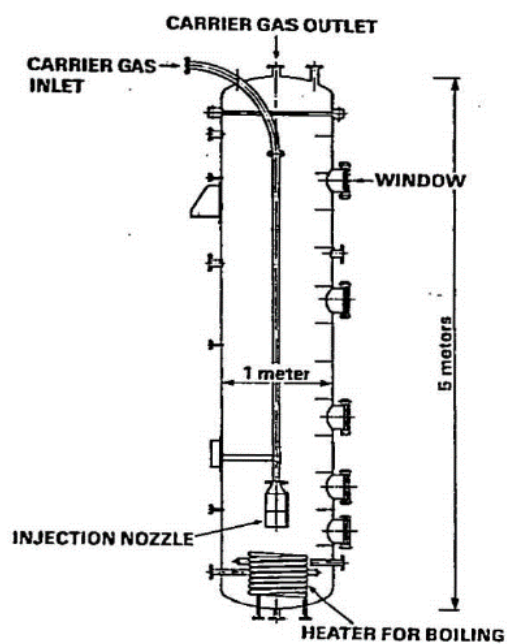
※1 共同研究報告書「放射能放出低減装置に関する開発研究」(PHASE 2) 最終報告書 平成5年3月

※2 実験ではLATEX粒子を用いているため、その粒径は [ ]  
[ ]

となる。一方、SUPRAコードではCsOHの粒径を基にしているため、粒径に粒子密度 [ ] g/cm<sup>3</sup>) の平方根を乗じることにより [ ] に換算する。

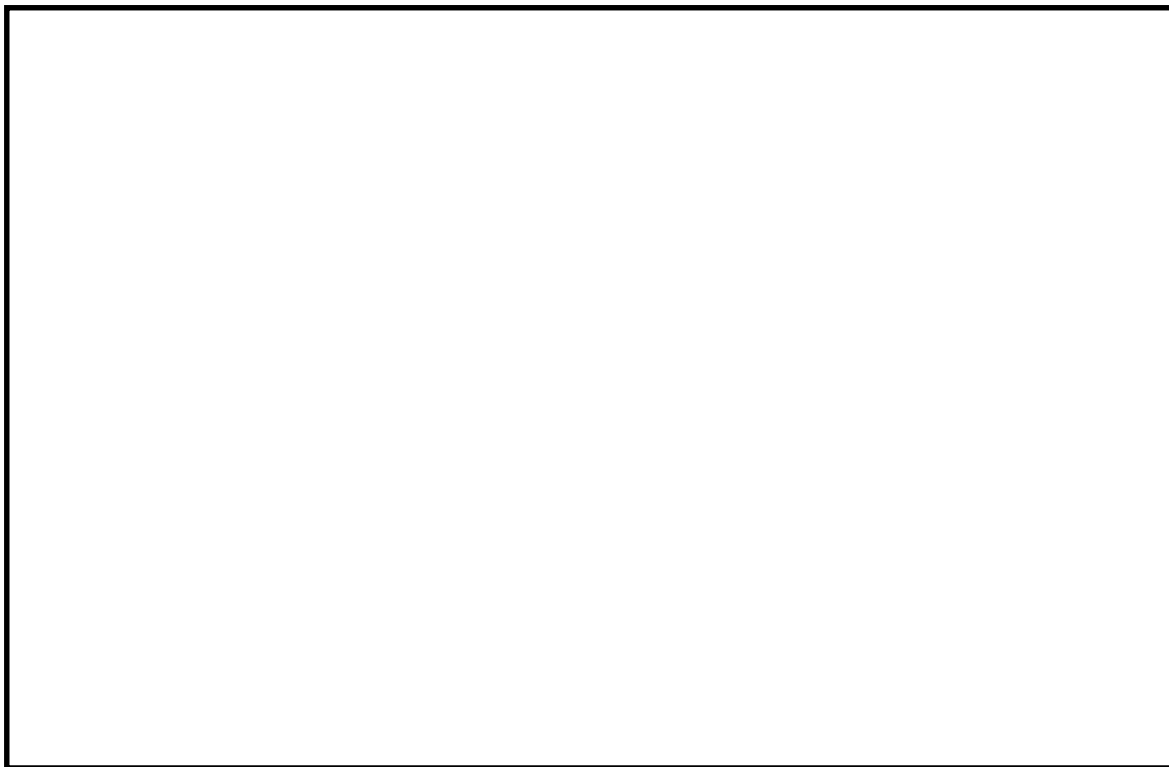
第 1 表 試験条件

Parameter		Standard Value	Range
Geometric property	injection nozzle diameter (cm)	15	1~15
	scrubbing depth (meters)	2.7	0~3.8
Hydraulic property	pool water temperature (°C)	80	20~110
	carrier gas temperature (°C)	150	20~300
	steam fraction (vol. %)	50	0~80
	carrier gas flow rate (L/min)	500	300~2000
Aerosol property	particle diameter ( $\mu\text{m}$ )	0.21~1.1	0.1~1.9
	material	LATEX	LATEX, CsI



第 3 図 試験装置の概要





第 4 図 キャリアガス流量に対する D F の比較



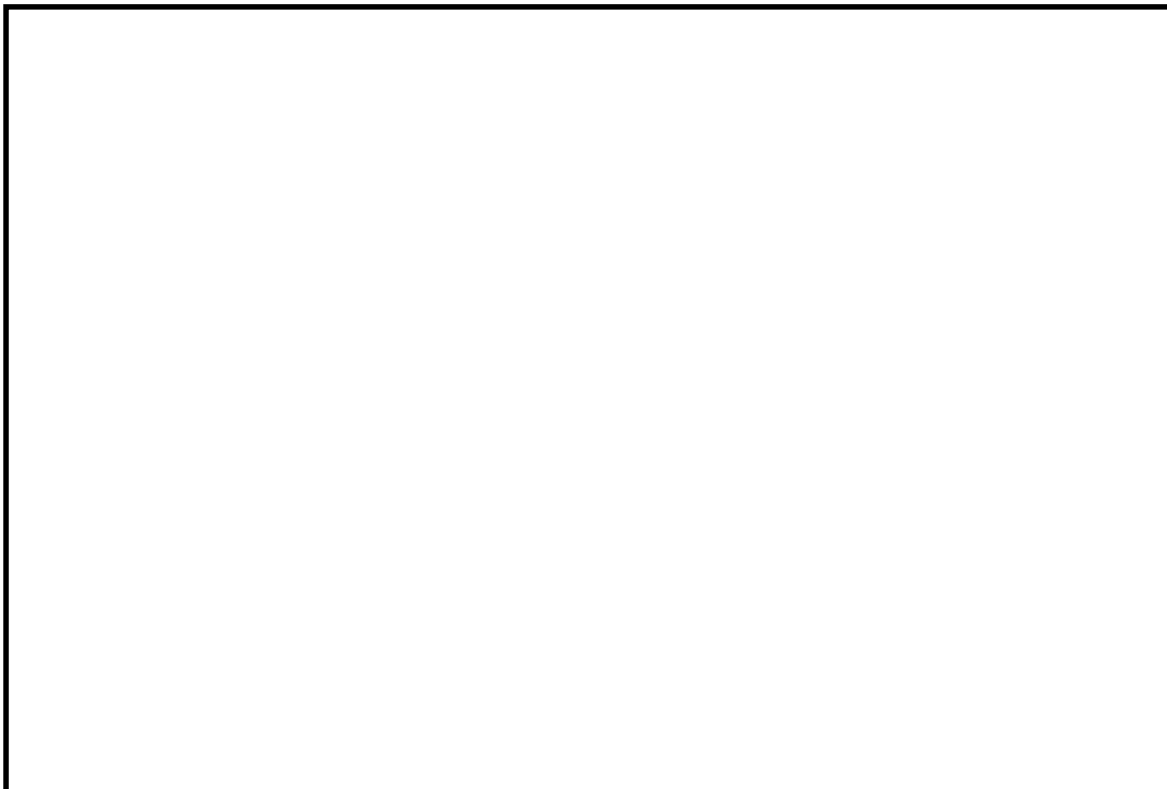
第 5 図 プール水温に対する D F の比較



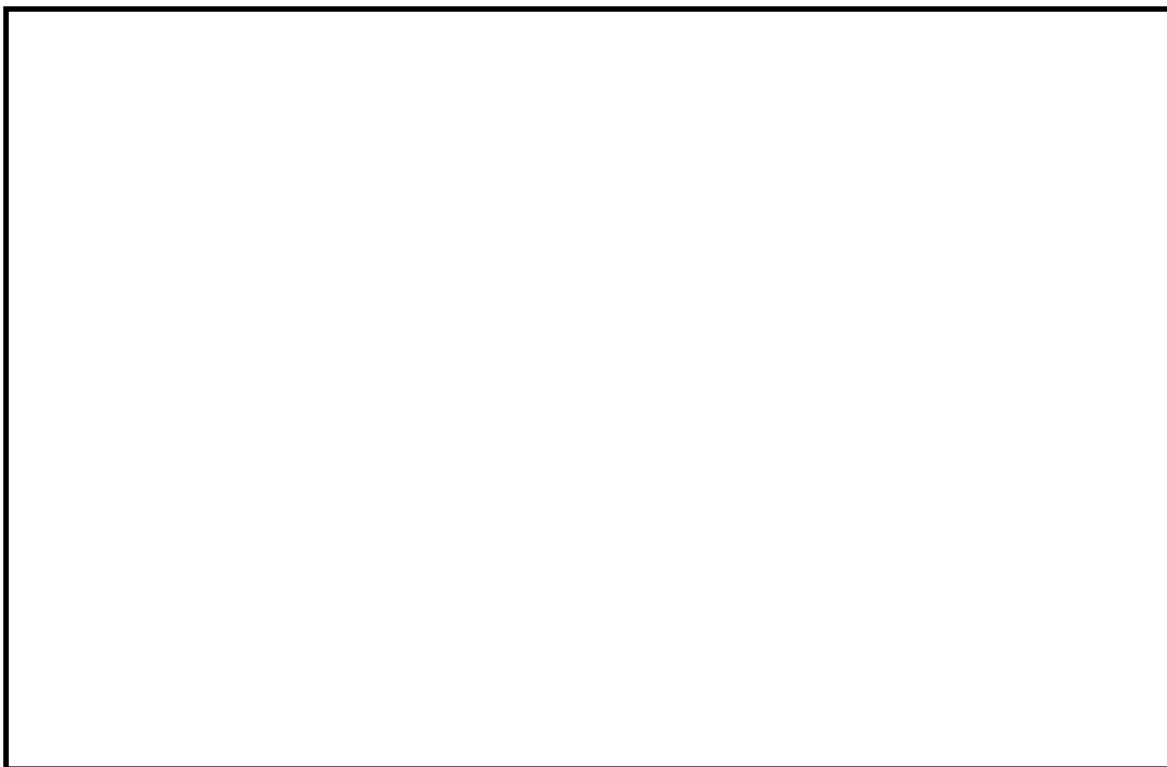
第 6 図 水蒸気割合に対する D F の比較



第 7 図 水蒸気割合に対する D F の比較 (密度補正)



第 8 図 スクラビング水深に対する D F の比較



第 9 図 スクラビング水深に対する D F の比較 (密度補正)



第 10 図 ガス温度に対するDFの比較

## (4) 沸騰による除去効果への影響について

「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用できない場合における事故シーケンスでは、第 11 図のとおり、格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱の実施に伴いサプレッション・プールは飽和状態（沸騰状態）になるため、サプレッション・プールの沸騰による除去効果への影響を確認した。MAAP解析条件及び評価結果を第 2 表及び第 3 表に示す。なお、エアロゾルの粒径については、スクラビング前後でそれぞれ最も割合の多い粒径について除去効果への影響を確認した。その結果、第 3 表のとおり沸騰時の除去効果は非沸騰時に比べて小さいことを確認した。

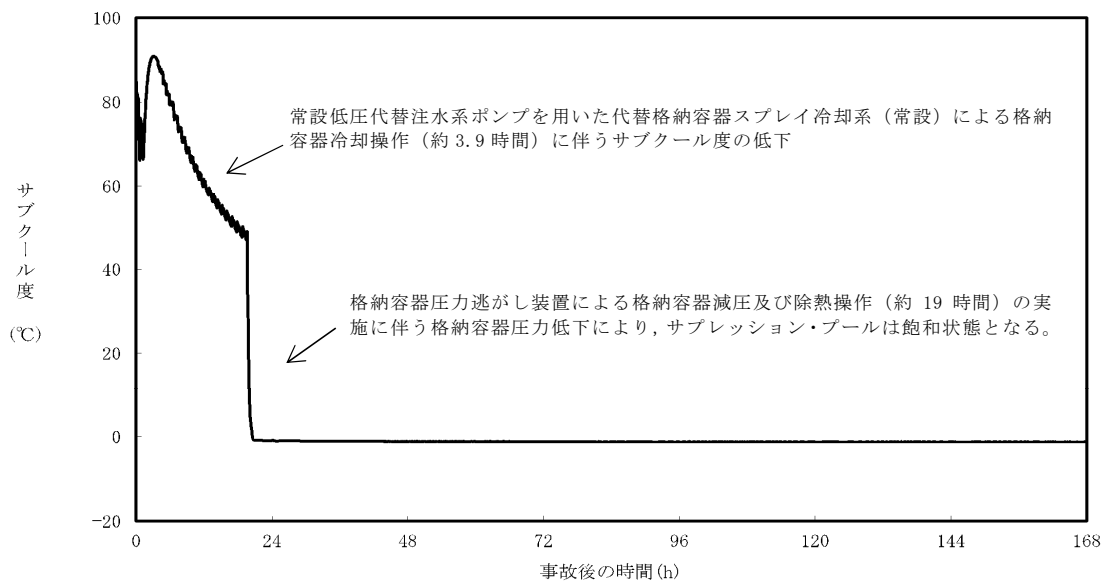
ただし、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用できない場合における事故シーケンスでは、第 12

図のとおり、原子炉压力容器内のCs-137は、大破断LOCAにより生じた破断口より格納容器内気相部へ移行し、その後重力沈降等により、事象発生5時間程度で大部分が原子炉格納容器内液相部へ移行するため、本評価においてサプレッション・プールの沸騰による除去効果の減少の影響はほとんどないと考える。

なお、CsI、CsOHの沸点はそれぞれ1,280°C、272.3°C以上<sup>※2</sup>であり、シビアアクシデント時に原子炉格納容器内でCsI、CsOHが揮発することは考えにくい。サプレッション・プールの沸騰に伴い液相部中のCsI、CsOHの一部が気相部へ移行する可能性がある。ただし、その場合でも、ドライウェルから格納容器圧力逃がし装置を介した場合のCs-137放出量（事象発生7日間で約18TBq）に包絡されると考えられる。

※2 化合物の辞典 高本 進・稲本直樹・中原勝儼・山崎 昶[編集] 1997

年 11 月 20 日



第 11 図 サプレッション・プールのサブクール度の推移

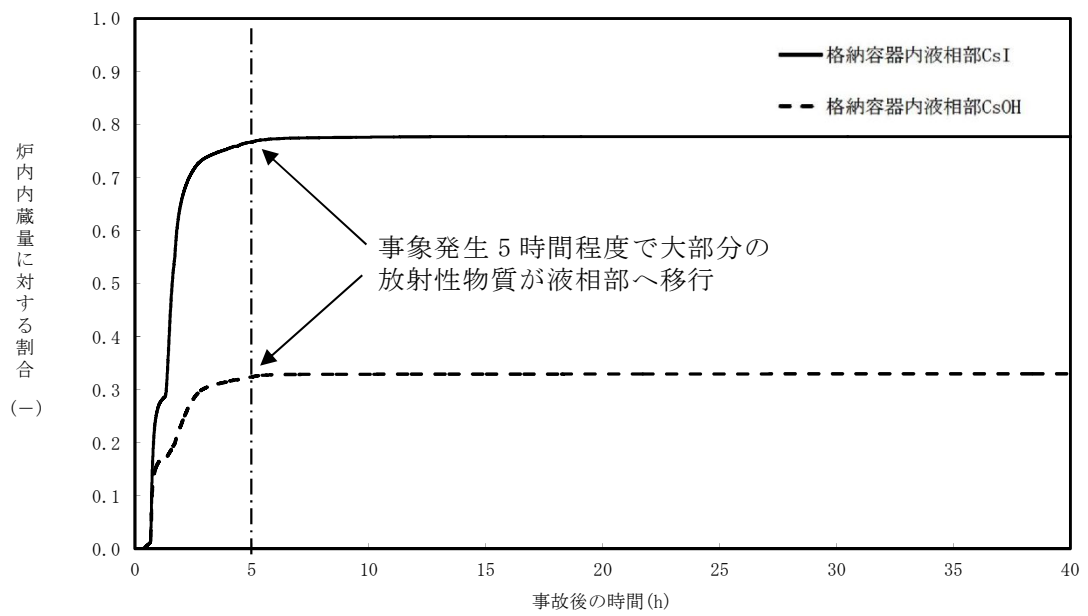
第 2 表 評価条件

項目	評価条件※	選定理由
蒸気割合	□ %	格納容器ベント実施前のドライウエルにおける蒸気割合（約 55%）相当
格納容器圧力	□ kPa [gage]	格納容器ベント実施前の格納容器圧力（400～465kPa [gage]）相当
サブプレッション・プール水深	□ m	実機では水深 3m 以上のため，設定上限値を採用
サブクール度	□ °C	未飽和状態として設定（設定上限値）
	□ °C	飽和状態として設定（設定下限値）
エアロゾルの粒径（半径）	□ μm	スクラビング前において，最も割合が多い粒径
	□ μm	スクラビング後において，最も割合が多い粒径

※ SUPRAコードにより計算されたデータテーブルの設定値を採用

第 3 表 評価結果

粒径 (半径)	D F	
	未飽和状態 (サブクール度 <input type="text"/> °C)	飽和状態 (サブクール度 <input type="text"/> °C)
<input type="text"/> $\mu\text{m}$	<input type="text"/>	
<input type="text"/> $\mu\text{m}$		



第 12 図 原子炉格納容器内液相部中の存在割合

## 補足 3 原子炉格納容器内における無機よう素の自然沈着効果について

## 1. 無機よう素の自然沈着率の設定

原子炉格納容器内での無機よう素の除去効果として、自然沈着率  $9.0 \times 10^{-4}$  (1/s) (原子炉格納容器内の最大存在量から 1/200 まで) を用いている。以下に、自然沈着率の算出に関する概要を示す。

原子炉格納容器内における無機よう素の自然沈着について、財団法人原子力発電技術機構 (以下「NUPEC」という。) による検討「平成 9 年度 NUREG-1465 のソースタームを用いた放射性物質放出量の評価に関する報告書 (平成 10 年 3 月)」において、CSE (Containment Systems Experiment) A6 実験に基づく値が示されている。

原子炉格納容器内での無機よう素の自然沈着率を  $\lambda_d$  ( $\mu\text{g}/\text{m}^3$ ) とすると、原子炉格納容器内における無機よう素濃度  $\rho$  の濃度変化 (1/s) は式 1 で表され、自然沈着率  $\lambda_d$  は時刻  $t_0$  における無機よう素濃度  $\rho_0$  と時刻  $t_1$  における無機よう素濃度  $\rho_1$  を用いて式 2 のとおりとなる。

$$\frac{d\rho}{dt} = -\lambda_d \rho \quad (\text{式 1})$$

$$\lambda_d = -\frac{1}{t_1 - t_0} \log \left( \frac{\rho_1}{\rho_0} \right) \quad (\text{式 2})$$

なお、NUPEC の報告書では、Nuclear Technology “Removal of Iodine and Particles by Sprays in the Containment Systems Experiment” の記載 (CSE A6 実験) より、時刻 0 分における無機よう素の気相濃度  $10^5 \mu\text{g}/\text{m}^3$  及び時刻 30 分における無機よう素の気相濃度  $1.995 \times 10^4 \mu\text{g}/\text{m}^3$  を上式に代入することで、式 3 のとおり、無機よう素の自然沈着率  $9.0 \times 10^{-4}$  (1/s) を算出したとしている。



$$\lambda_d = -\frac{1}{30 \times 60 - 0} \log \left( \frac{1.995 \times 10^4}{10^5} \right) \approx 9.0 \times 10^{-4} \quad (\text{式 3})$$

この自然沈着率は、B N W L - 1244, “Removal of Iodine and Particles from Containment Atmospheres by Spray-Containment Systems Experiment Interim Report” の C S E A 6 実験による無機よう素の気相部濃度の時間変化を表す図に基づくものである。時刻 0 分～30 分の濃度変化は、よう素の浮遊量が多く、格納容器スプレイを考慮していない事故初期の状態を模擬していると考えられる。(第 1 図参照)

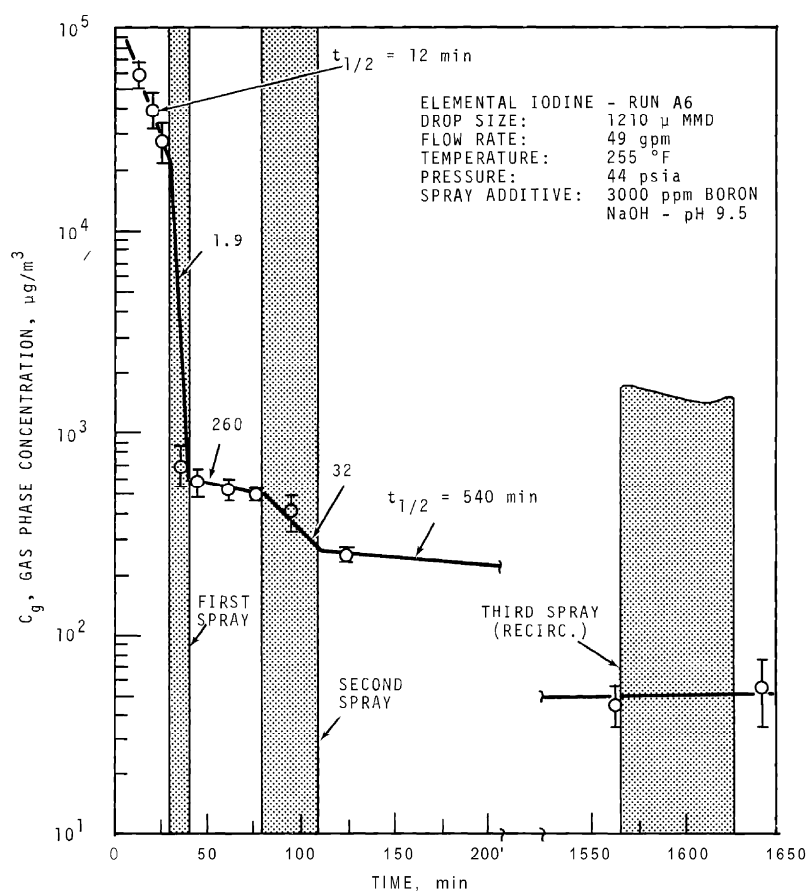


FIGURE 9. Concentration of Elemental Iodine in the Main Room, Run A6

第 1 図 CSE A6 実験による無機よう素の濃度変化図

## 2. C S E 実験の適用について

C S E 実験条件と東海第二発電所の評価条件の比較を第 1 表に示す。

第 1 表 C S E 実験と東海第二発電所の評価条件の比較

	C S E 実験の Run No.			東海第二発電所
	A 6 <sup>※1, ※2</sup>	A 5 <sup>※3</sup>	A 1 1 <sup>※3</sup>	
雰囲気	蒸気 + 空気	同左	同左	同左
雰囲気圧力 (MPa[gage])	約 0.20	約 0.22	約 0.24	約 0.47 以下 <sup>※4</sup>
雰囲気温度 (°C)	約 120	約 120	約 120	約 200 以下 <sup>※4</sup>
格納容器 スプレイ	間欠 <sup>※5</sup>	なし	なし	間欠 <sup>※6</sup>

※1 R. K. Hilliard et. al, “Removal of iodine and particles by sprays in the containment systems experiment”, Nucl. Technol. Vol 10 pp499-519, 1971

※2 R. K. Hilliard et. al, “Removal of iodine and particles from containment atmospheres by sprays”, BNWL-1244

※3 R. K. Hilliard and L. F. Coleman, “Natural transport effects on fission product behavior in the containment systems experiment”, BNWL-1457

※4 評価事故シーケンスにおける格納容器圧力及び雰囲気温度の M A A P 解析結果より記載

※5 A6 実験はスプレートを伴う実験だが、自然沈着率の算出には 1 回目のスプレイ実施前における原子炉格納容器内の濃度変化より設定している

※6 格納容器スプレートを実施するが、評価上は無機よう素の除去効果に対しては自然沈着のみ考慮し、格納容器スプレートによる除去効果は考慮しない

スプレートを適用していない A 5 及び A 1 1 における無機よう素の原子炉格納容器内気相部濃度の時間変化を第 2 図に示す。初期の沈着については A6 と同様の傾向を示すとともに、初期濃度より数百分の 1 程度まで低下した後は緩やかとなる傾向が見られる。また、米国 SRP6. 5. 2 では、原子炉格納容器内の無機よう素濃度が 1/200 になるまでは無機よう素の除去が見込まれるとしている。

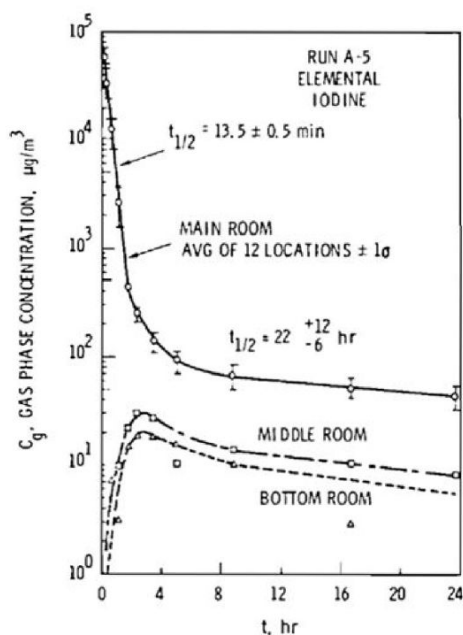


FIGURE B-5.  
Concentration of Elemental Iodine in Gas Space, Run A-5

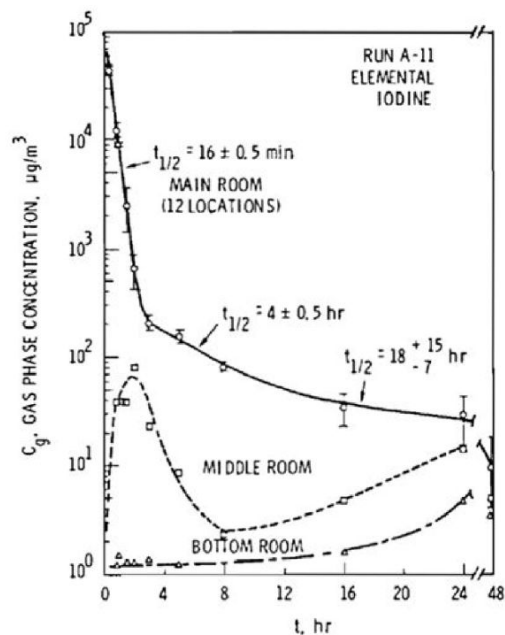


FIGURE B-6.  
Concentration of Elemental Iodine in Gas Space, Run A-11

第 2 図 C S E A 5 及び A 1 1 実験における無機よう素の  
原子炉格納容器内気相部濃度の時間変化

自然沈着率は、評価する体系の体積と内表面積の比である比表面積の影響を受け、比表面積が大きいほど自然沈着率は大きくなると考えられるため、C S E 実験における体系と東海第二発電所の比表面積について第 2 表に示す。表から C S E 実験と東海第二発電所の比表面積は同程度となっていることが確認できる。

第 2 表 C S E 実験と東海第二発電所の比表面積の比較

	C S E 実験体系	東海第二発電所
体積 (m <sup>3</sup> )	約 600	約 5,700
表面積 (m <sup>2</sup> )	約 570	約 5,900
比表面積 (1/m)	約 0.96	約 1.04

#### 補足 4 サプレッション・プールでのスクラビングによる除去効果（無機よう素）

サプレッション・プールでのスクラビングによる無機よう素の除去効果（以下「DF」という。）として、Standard Review Plan 6.5.5に基づきDF10を設定している。これはStandard Review Plan 6.5.5において、「無機よう素のスクラビングによる除去効果として、Mark - II及びMark - IIIに対してDF10以下、Mark - Iに対してDF5以下を主張する場合は、特に計算を必要とせず容認しても良い」との記載に基づくものであり（抜粋参照）、東海第二発電所はMark - II型原子炉格納容器を採用していることから、サプレッション・プールの沸騰の有無に関わらず、DF10を適用することとしている。

なお、有機よう素についてはガス状の性質であることから、本DFの効果には期待していない。粒子状よう素のDFについては、MAAP解析のスクラビング計算プログラム（SUPRAコード）にて評価している。

「Standard Review Plan 6.5.5」（抜粋）

1. **Pool Decontamination Factor.** The decontamination factor (DF) of the pool is defined as the ratio of the amount of a contaminant entering the pool to the amount leaving. Decontamination factors for each fission product form as functions of time can be calculated by the SPARC code. An applicant may use the SPARC code or other methods to calculate the retention of fission products within the pool, provided that these methods are described in the SAR adequately to permit review. If the time-integrated DF values claimed by the applicant for removal of particulates and elemental iodine are 10 or less for a Mark II or a Mark III containment, or are 5 or less for a Mark I containment, the applicant's values may be accepted without any need to perform calculations. A DF value of one (no retention) should be used for noble gases and for organic iodides. The applicant should provide justification for any DF values greater than those given above.

The reviewer has an option to perform an independent confirmatory calculation of the DF. If the SPARC code is used for a confirmatory calculation of fission product decontamination, the review should take care in proper establishment of the input parameters for the calculations.

サプレッション・プールでのスクラビングによる  
無機よう素の除去効果に関する他の知見について

サプレッション・プールでのスクラビングによる無機よう素の除去効果に関する他の知見として、SPARCコードによる計算結果並びにUKAEA及びPOSEIDONにて行われた実験がある。

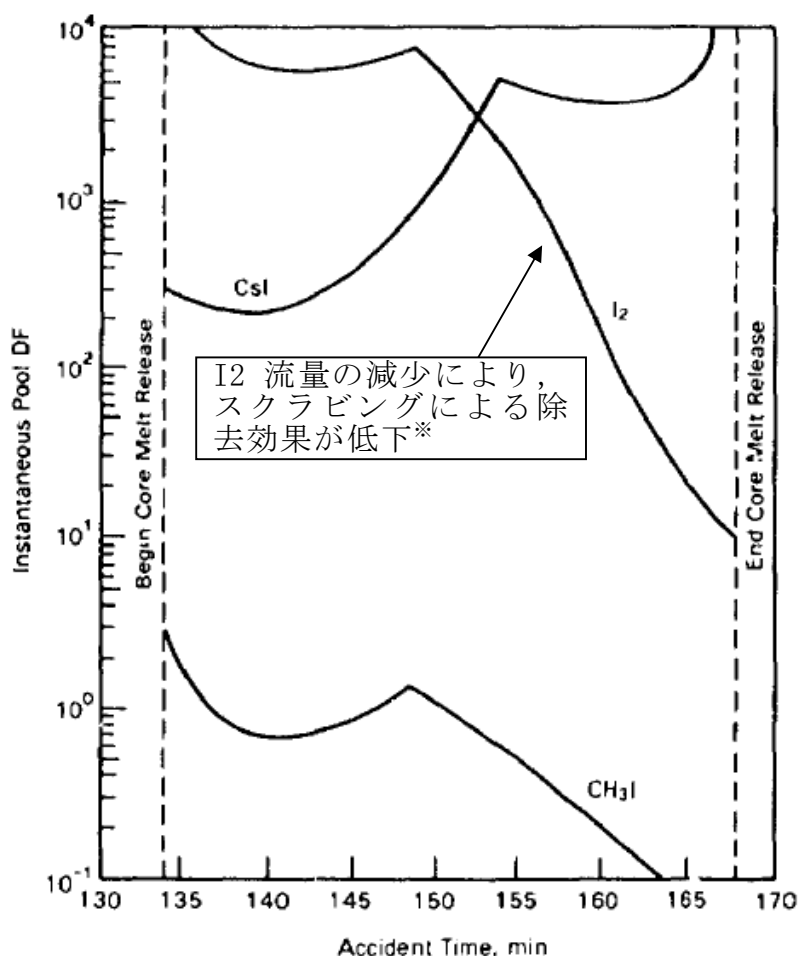
1. SPARCコードによる計算結果

Standard Review Plan 6.5.5の引用文献<sup>※1</sup>において、SPARCコードを用いたよう素のスクラビングによる除去効果を計算している。当該文献では、Mark-I型原子炉格納容器を対象として無機よう素 ( $I_2$ )、粒子状よう素 ( $CsI$ ) 及び有機よう素 ( $CH_3I$ ) に対するスクラビングによる除去効果を計算している。計算結果は第1図のとおりであり、無機よう素に対するDFは最小で10程度である。

なお、選定した事故シーケンスは、原子炉停止機能喪失であり、以下の事故進展を想定している。

- ・ 過渡時において制御棒の挿入不良が発生
- ・ 緊急炉心冷却システムは作動するが、原子炉出力レベルはサプレッション・プールの冷却能力を超過
- ・ 原子炉圧力容器の過圧破損の発生により冷却材が喪失した結果、炉心損傷が発生

※1 P. C. Owczarski and W. K. Winegarder, "Capture of Iodine in Suppression Pools", 19th DOE/NRC Nuclear Air Cleaning Conference.



第 1 図 SPARC 計算結果 (瞬時値 DF)

※文献中の記載 (抜粋)

“Here the  $I_2$  flow rate is fairly high until 148.5min, then the rate (and incoming  $I_2$  concentration) decreases. These decreases cause the pool scrubbing to become less effective at the iodine concentrations of pool.”

## 2. UKAEA 及び POSEIDON にて行われた実験

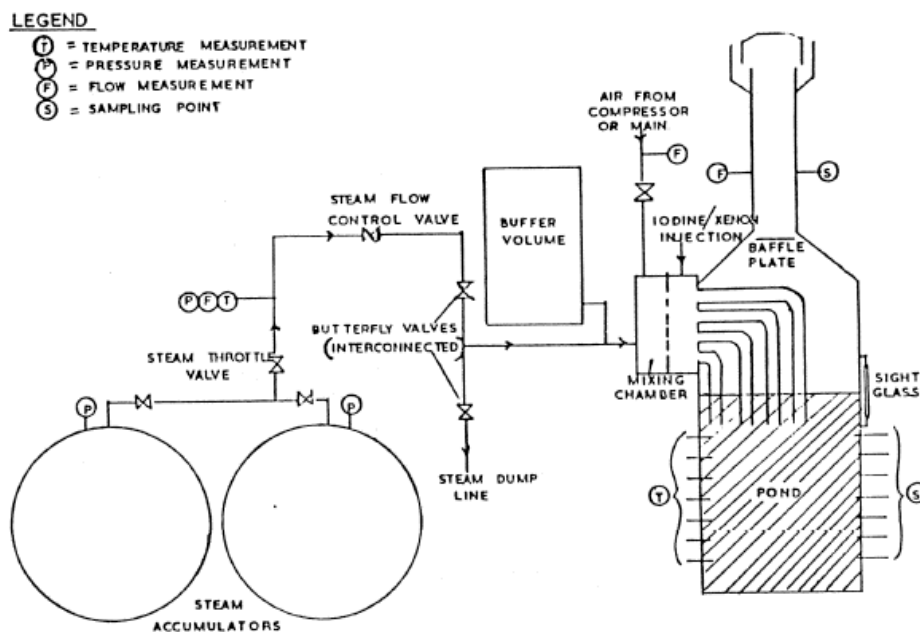
無機よう素に対するスクラビングによる除去効果について、UKAEA<sup>※2</sup> 及び POSEIDON<sup>※3</sup> において実験が行われている。実験体系を第 2 図及び第 3 図、実験条件及び実験結果を第 1 表及び第 2 表に示す<sup>※4</sup>。第 2 表のとおり、無機よう素の DF は最小で 14 である。

※2 イギリスのウィンフリス (重水減速沸騰軽水冷却炉 (SGHWR)) の蒸気抑制システムにおける核分裂生成物の保持を調べるための実験

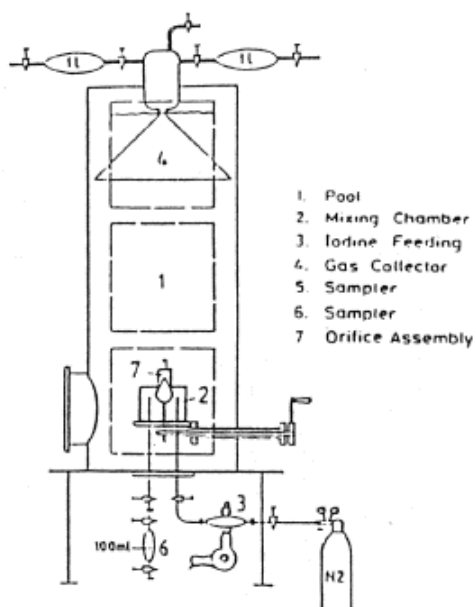
※3 スイスのポール・シェラー研究所で行われた水中へのガス状よう素のス

クラビングに関する実験

- ※4 “State-of-the-art review on fission products aerosol pool scrubbing under severe accident conditions”, 1995



第 2 図 UKAEA 実験体系



第 3 図 POSEIDON 実験体系

第 1 表 実験条件

Program	Aerosol	Aerosol size, $\mu\text{m}$	Carrier fluid	Steam mass fraction	Water temp., $^{\circ}\text{C}$	Pool pressure	Injector
ACE	CsI CsOH MnO	1.7 - 2.7 1.6 - 2.8 1.7 - 2.3	$\text{N}_2$ + steam	0.008 - 0.31	25 83	ambient	sparger
EPRI	CsI $\text{TeO}_2$ Sn	0.2 - 3.0 0.4 - 2.7 2.7	air, $\text{N}_2$ or He + steam	0 - 0.95	- ambient - near saturated	ambient	single orifice
EPSI	CsI CsOH	$\sim 4.5$ (radius)	steam	1	273 (initially)	1.1 MPa 3.1 MPa 6.1 MPa	single orifice
GE	$\text{Eu}_2\text{O}_3$ CsI	0.1 - 40.0 < 0.3	air	0	ambient	ambient	single orifice
JAERI	DOP	0.3 - 10.0	air	0	ambient	ambient	single orifice
LACE - España	CsI	1.7 - 7.2	$\text{N}_2$ + steam	0.07 - 0.85	110	3 bar (abs.)	-single orifice -multior.
SPARTA	CsI	0.7	air + $\text{N}_2$	0	close to saturation	ambient	2 orifices
UKAEA	Cr/Ni	0.06	air + steam	0.25 - 0.96	ambient	ambient	4 orifices (downcomers)
UKAEA	$\text{I}_2$ vapour	-	air and/or steam	0 - 1	ambient	ambient	4 orifices (downcomers)
POSEI- DON	$\text{I}_2$ vapour	-	$\text{N}_2$	0	ambient	ambient	-single orifice - multior.



第 2 表 実験結果

Experiments	Species tested	DF range
ACE	Cs Mn I DOP	145 - 3000 11 - 260 47 - 1500 6 - 12
EPRI	CsI, TeO <sub>2</sub> Sn	1.4 - 1600 110 - 6800
EPSI	CsI	2100 - 3300
GE	Eu <sub>2</sub> O <sub>3</sub> CsI	68 - 2900 7 - 10
JAERI	DOP	10 - 150
LACE-España	CsI	16 - 3000
SPARTA	CsI	7 *
UKAEA	Ni/Cr I <sub>2</sub>	15 - 1680 14 - 240
POSEIDON	I <sub>2</sub>	20 - 300 000

\* Only one test performed.

## 補足 5 原子炉格納容器外への核分裂生成物の放出割合の設定について

大気への放出量は、炉内蓄積量に原子炉格納容器外への放出割合を乗じることで算出する。(参考 1 参照)

原子炉格納容器外への放出割合の評価に当たっては、想定事故シナリオ「大破断 L O C A + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗」(全交流動力電源喪失の重畳を考慮)において原子炉圧力容器が健全な状態で事故収束するため、そのプラント状態を模擬可能な M A A P コードを用いることとするが、以下の考察から、N U R E G - 1465 の知見を用いて一部補正する。M A A P 解析結果を第 1 表、N U R E G - 1465 の知見を用いて一部補正した結果を第 2 表に示す。

第 1 表 放出割合の評価結果 (M A A P 解析)

核種 グループ	原子炉格納容器から原子炉建屋 への漏えい割合※ <sup>1</sup>		格納容器圧力逃がし装置への 放出割合※ <sup>1</sup>	
	S/Cベント	D/Wベント	S/Cベント	D/Wベント
希ガス類	約 $4.3 \times 10^{-3}$	約 $4.3 \times 10^{-3}$	約 $9.5 \times 10^{-1}$	約 $9.5 \times 10^{-1}$
C s I 類	約 $6.2 \times 10^{-5}$	約 $6.2 \times 10^{-5}$	約 $1.0 \times 10^{-6}$	約 $3.9 \times 10^{-3}$
C s O H 類	約 $3.1 \times 10^{-5}$	約 $3.2 \times 10^{-5}$	約 $4.0 \times 10^{-7}$	約 $7.5 \times 10^{-3}$
S b 類	約 $7.6 \times 10^{-5}$	約 $7.5 \times 10^{-5}$	約 $2.7 \times 10^{-6}$	約 $1.8 \times 10^{-2}$
T e O <sub>2</sub> 類	約 $4.4 \times 10^{-5}$	約 $4.4 \times 10^{-5}$	約 $3.8 \times 10^{-7}$	約 $9.9 \times 10^{-4}$
S r O 類	約 $8.6 \times 10^{-5}$	約 $7.1 \times 10^{-5}$	約 $2.6 \times 10^{-5}$	約 $2.4 \times 10^{-1}$
B a O 類	約 $9.1 \times 10^{-5}$	約 $8.3 \times 10^{-5}$	約 $1.5 \times 10^{-5}$	約 $1.4 \times 10^{-1}$
M o O <sub>2</sub> 類	約 $9.1 \times 10^{-5}$	約 $9.0 \times 10^{-5}$	約 $3.5 \times 10^{-6}$	約 $3.0 \times 10^{-2}$
C e O <sub>2</sub> 類	約 $1.6 \times 10^{-5}$	約 $8.3 \times 10^{-6}$	約 $1.1 \times 10^{-5}$	約 $7.1 \times 10^{-2}$
L a <sub>2</sub> O <sub>3</sub> 類	約 $1.6 \times 10^{-5}$	約 $8.3 \times 10^{-6}$	約 $1.1 \times 10^{-5}$	約 $7.1 \times 10^{-2}$

※<sup>1</sup> 小数点第 2 位を四捨五入

第 2 表 放出割合の評価結果（中・低揮発性の核種グループに対する補正後）

核種 グループ	原子炉格納容器から原子炉建屋 への漏えい割合※ <sup>1</sup>		格納容器圧力逃がし装置への 放出割合※ <sup>1</sup>	
	S/Cベント	D/Wベント	S/Cベント	D/Wベント
希ガス類	約 $4.3 \times 10^{-3}$	約 $4.3 \times 10^{-3}$	約 $9.5 \times 10^{-1}$	約 $9.5 \times 10^{-1}$
CsI類	約 $6.2 \times 10^{-5}$	約 $6.2 \times 10^{-5}$	約 $1.0 \times 10^{-6}$	約 $3.9 \times 10^{-3}$
CsOH類	約 $3.1 \times 10^{-5}$	約 $3.2 \times 10^{-5}$	約 $4.0 \times 10^{-7}$	約 $7.5 \times 10^{-3}$
Cs類※ <sup>2</sup>	約 $3.4 \times 10^{-5}$	約 $3.4 \times 10^{-5}$	約 $4.5 \times 10^{-7}$	約 $7.2 \times 10^{-3}$
Sb類	約 $6.7 \times 10^{-6}$	約 $6.8 \times 10^{-6}$	約 $8.9 \times 10^{-8}$	約 $1.4 \times 10^{-3}$
TeO <sub>2</sub> 類	約 $6.7 \times 10^{-6}$	約 $6.8 \times 10^{-6}$	約 $8.9 \times 10^{-8}$	約 $1.4 \times 10^{-3}$
SrO類	約 $2.7 \times 10^{-6}$	約 $2.7 \times 10^{-6}$	約 $3.6 \times 10^{-8}$	約 $5.8 \times 10^{-4}$
BaO類	約 $2.7 \times 10^{-6}$	約 $2.7 \times 10^{-6}$	約 $3.6 \times 10^{-8}$	約 $5.8 \times 10^{-4}$
MoO <sub>2</sub> 類	約 $3.4 \times 10^{-7}$	約 $3.4 \times 10^{-7}$	約 $4.5 \times 10^{-9}$	約 $7.2 \times 10^{-5}$
CeO <sub>2</sub> 類	約 $6.7 \times 10^{-8}$	約 $6.8 \times 10^{-8}$	約 $8.9 \times 10^{-10}$	約 $1.4 \times 10^{-5}$
La <sub>2</sub> O <sub>3</sub> 類	約 $2.7 \times 10^{-8}$	約 $2.7 \times 10^{-8}$	約 $3.6 \times 10^{-10}$	約 $5.8 \times 10^{-6}$

※<sup>1</sup> 小数点第 2 位を四捨五入

※<sup>2</sup> CsI 類及び CsOH 類の値から評価（評価式は式 1）

#### ① TMI や福島第一原子力発電所事故での観測事実について

第 1 表によると、高揮発性核種（CsI、CsOH）の格納容器圧力逃がし装置からの放出割合（ $10^{-6} \sim 10^{-7}$  オーダー）と比べ、中・低揮発性核種の放出割合の方が大きい（ $10^{-5}$  オーダー）という結果になっている。

一方、TMI や福島第一原子力発電所事故での観測事実から、事故が発生した場合に最も多く放出される粒子状物質は、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て少量であることがわかっている。

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

第 3 表 TMI 事故後に評価された放射性核種の場所ごとの存在割合<sup>※3</sup>

(単位: %)

核種	低揮発性			中揮発性			高揮発性		
	<sup>144</sup> Ce	<sup>154</sup> Eu	<sup>155</sup> Eu	<sup>90</sup> Sr	<sup>106</sup> Ru	<sup>125</sup> Sb	<sup>137</sup> Cs	<sup>129</sup> I	<sup>85</sup> Kr
原子炉建屋									
原子炉容器	105.4	122.7	109.5	89.7	93.2	117.2	40.1	42	30
原子炉冷却系	-	-	-	1	-	0.2	3	1	-
地階水、気相タンク類	0.01	-	-	2.1	0.5	0.7	47	(47) <sup>†</sup>	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(おもに地下水沈殿物)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ふ。したがって、ここに保持されたIのインベントリーはCsと同等であるとする。

※3 存在割合 = サンプル試料の分析結果 / ORIGEN2 コード解析結果

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

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

第 4 表 福島第一原子力発電所事故後に検出された土壤中の放射性核種

(単位: Bq/kg-乾土)

試料採取場所	【定点①】*1 ランド (西北西約500m)*2			【定点②】*1 野島の森 (西約500m)*2			【定点③】*1 産廃処分場近傍 (南南西約500m)*2		④5.6号機リ-ビス ビル前 (北約1000m)*2	⑤固体廃棄物貯 蔵庫1.2棟近傍 (北約500m)*2	⑥南南西 約500m*2	⑦南南西 約750m*2	⑧南南西 約1,000m*2
	試料採取日	3/21	3/25	3/28	3/25	3/28	3/25	3/28	3/25	3/22	3/22	3/22	3/22
分析機関	JAEA	JAEA	日本分析 センター*3	JAEA	日本分析 センター*3	JAEA	日本分析 センター*3	JAEA	JAEA	JAEA	JAEA	JAEA	JAEA
測定日	3/24	3/28	3/30	3/28	3/30	3/28	3/30	3/28	3/25	3/25	3/24	3/25	
核種	I-131(約8日)	5.8E+06	5.7E+06	3.8E+06	3.0E+06	3.9E+04	1.2E+07	2.6E+06	4.6E+05	3.1E+06	7.9E+05	2.2E+06	5.4E+06
I-132(約2時間)	*4	*4	2.3E+05	*4	1.3E+02	*4	1.5E+05	*4	*4	*4	*4	*4	*4
Cs-134(約2年)	3.4E+05	4.9E+05	5.3E+05	7.7E+04	3.2E+02	3.5E+06	9.7E+05	6.8E+04	9.5E+05	8.7E+03	1.7E+04	1.6E+05	
Cs-136(約13日)	7.2E+04	6.1E+04	3.3E+04	1.0E+04	2.8E+01	4.6E+05	6.9E+04	8.6E+03	1.1E+05	1.9E+03	2.2E+03	2.5E+04	
Cs-137(約30年)	3.4E+05	4.8E+05	5.1E+05	7.6E+04	3.2E+02	3.5E+06	9.3E+05	6.7E+04	1.0E+06	2.0E+04	1.6E+04	1.6E+05	
Te-129m(約34日)	2.5E+05	2.9E+05	8.5E+05	5.3E+04	ND	2.7E+06	6.0E+05	2.8E+04	8.9E+05	9.5E+03	1.9E+04	1.7E+05	
Te-132(約3日)	6.1E+05	3.4E+05	3.0E+05	6.5E+04	1.4E+02	3.1E+06	2.0E+05	3.2E+04	1.9E+06	2.1E+04	3.9E+04	3.8E+05	
Ba-140(約13日)	1.3E+04	1.5E+04	ND	2.5E+03	ND	ND	ND	ND	8.0E+04	ND	ND	ND	
Nb-95(約35日)	1.7E+03	2.4E+03	ND	ND	ND	5.3E+03	ND	ND	8.1E+03	ND	ND	7.9E+02	
Ru-106(約370日)	5.3E+04	ND	ND	6.4E+03	ND	2.7E+05	ND	ND	6.8E+04	1.9E+03	ND	3.2E+04	
Mo-99(約66時間)	2.1E+04	ND	ND	ND	ND	6.6E+04	ND	ND	ND	ND	ND	ND	
Tc-99m(約6時間)	2.3E+04	2.0E+04	ND	ND	ND	4.5E+04	ND	1.8E+03	2.3E+04	ND	ND	8.3E+03	
La-140(約2日)	3.3E+04	3.7E+04	ND	2.3E+03	ND	9.7E+04	ND	2.5E+03	2.1E+05	4.2E+02	6.2E+02	7.8E+03	
Be-7(約53日)	ND	ND	ND	ND	ND	ND	ND	ND	3.2E+04	ND	ND	ND	
Ag-110m(約250日)	1.1E+03	2.6E+03	ND	ND	ND	ND	ND	1.7E+02	1.8E+04	ND	ND	ND	

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

## ②各元素の放出挙動について

燃料からの核分裂生成物の放出及び移行挙動に関する研究結果より、各元素の放出挙動は以下のように整理されており<sup>※4</sup>、高揮発性核種が高温でほぼ全量放出されるのに対し、中・低揮発性核種は雰囲気条件に大きく左右される。

希ガス：高温にてほぼ全量放出される。

I, Cs：高温にてほぼ全量放出される。放出速度は希ガスと同等。

Sb, Te：被覆管と反応した後、被覆管の酸化に伴い放出される。

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

Ce, Np, Pu, Y, Zr, Nb：高温状態でも放出速度は低い。

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

## ③補正について

①及び②より、第1表の中・低揮発性核種の放出割合が高揮発性核種よりも大きいという結果は実態に即しておらず、これは、MAAP解析において、中・低揮発性核種の放出割合が過度に大きく評価されたためと考えられ、要因としては、熔融燃料が再冠水し熔融燃料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燃料の平均温度を参照して放出量を評価していることや、熔融燃料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、MAAPコードの開発元であるEPRIからも、以下の報告がなされている。

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

・M o の放出量評価について、N U R E G - 1465 よりもM A A P の方が放出量を多く評価する。

したがって、T M I 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、環境中への放出量を評価するため、中・低揮発性核種の放出割合を補正することとした。補正するに当たり、T M I 事故を契機として行われたシビアアクシデントに係るソースターム研究を踏まえ、被覆管材であるジルコニウムの酸化量の違い等により核分裂生成物の放出量や放出タイミングに相違が生じることを考慮し、B W R 及びP W R それぞれに対して放出割合を設定する等、より現実的なソースタームの設定を目的として制定されたN U R E G - 1465 の知見を利用する。事象発生後、炉心損傷が開始し、原子炉圧力容器が破損するまでのM A A P 解析とN U R E G - 1465 の想定と比較は第 5 表のとおりであり、想定事故シーケンスでは重大事故等対処設備による原子炉注水により原子炉圧力容器破損には至らないが、N U R E G - 1465 の想定とM A A P 解析の事象進展に大きな差はなく、本評価においてN U R E G - 1465 の知見は利用可能と判断している。

第 5 表 M A A P 事象進展とN U R E G - 1465 の想定と比較

	燃料被覆管損傷が開始し、ギャップから放射性物質が放出される期間	炉心溶融が開始し、溶融燃料が原子炉圧力容器破損するまでの期間
M A A P	約 4 分～約 27 分 <sup>※5</sup>	約 27 分～約 3.3 時間 <sup>※6</sup>
N U R E G - 1465	～30 分	30 分～2 時間

※5 炉心損傷開始（燃料被覆管 1,000K）～燃料溶融開始（燃料温度 2,500K）

※6 原子炉注水をしない場合における原子炉圧力容器破損時間（本評価においては原子炉注水により原子炉圧力容器破損には至らない）

以下、各核種グループにおける放出割合の具体的な評価手法を示す。

(1) 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解析結果から得られた放出割合を採用する。

なお， $Cs$ の放出割合については， $CsI$ グループ及び $CsOH$ グループの放出割合， $I$ 元素と $Cs$ 元素の原子炉停止直後の炉内蓄積重量より，式1を用いて評価する。(式1の導出過程は，参考2参照)

$$F_{Cs}(T) = F_{CsOH}(T) + \frac{M_I}{M_{Cs}} \times \frac{W_{Cs}}{W_I} \times (F_{CsI}(T) - F_{CsOH}(T)) \quad (\text{式 1})$$

$F_{Cs}(T)$  : 時刻 T における  $Cs$  の放出割合

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

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

$M_I$  : 停止直後の  $I$  の炉内蓄積重量

$M_{Cs}$  : 停止直後の  $Cs$  の炉内蓄積重量

$W_I$  :  $I$  の分子量

$W_{Cs}$  :  $Cs$  の分子量

(2) 中・低揮発性の核種グループ

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

ここで，中・低揮発性の核種における放出割合の経時的な振る舞いは，格納容器圧力逃がし装置への放出については希ガス，原子炉建屋への漏えいについては $Cs$ と同一になるものとし<sup>※7</sup>，事象発生から168時間経過時

点における  $C_s$  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 NUREG-1465 で得られた比率に等しいとして、式 2 及び式 3 に基づき評価する。また、第 6 表に、NUREG-1465 で評価された格納容器内への放出割合を示す。

【格納容器圧力逃がし装置への放出】

$$F_i(T) = F_{Cs}(168h) \times \frac{\gamma_i}{\gamma_{Cs}} \times \frac{F_{NG}(T)}{F_{NG}(168h)} \quad (\text{式 2})$$

【原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい】

$$F_i(T) = F_{Cs}(T) \times \frac{\gamma_i}{\gamma_{Cs}} \quad (\text{式 3})$$

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

$F_{NG}(T)$  : 時刻 T における希ガスグループの放出割合

$F_{Cs}(T)$  : 時刻 T における  $C_s$  の放出割合

$\gamma_i$  : NUREG-1465 における i 番目の MAA P 核種グループに相当する核種グループの原子炉格納容器への放出割合

$\gamma_{Cs}$  : NUREG-1465 における  $C_s$  に相当する核種グループの原子炉格納容器への放出割合

※7 格納容器内に放出された中・低揮発性の核種グループは、粒子状として振る舞い、沈着やドライウェルスプレイ等による除去効果を受けると考えられる。したがって、中・低揮発性の核種グループの原子炉建屋への漏えいについては、沈着等による除去効果を受ける  $C_s$  の振る舞いに近いと考えられる。

また、中・低揮発性の核種グループは、 $C_s$  に比べて原子炉格納容器内に放出される量が少なく、壁面等への付着量も少ない。したがって、格納容器圧力逃がし装置への放出については、格納容器ベントに伴い大気に放出された後も、壁面等に付着した放射性物質の



再浮遊に伴い大気への放出が生じるC sではなく、原子炉格納容器気相部に浮遊し、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又はC sの放出割合」に比例するものとする。

第6表 NUREG-1465での原子炉格納容器内への放出割合

核種グループ	原子炉格納容器への放出割合 <sup>※8</sup>
C s	0.25
T e O <sub>2</sub> , S b	0.05
S r O, B a O	0.02
M o O <sub>2</sub>	0.0025
C e O <sub>2</sub>	0.0005
L a <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	0.0002

※8 NUREG-1465のTable3.12「Gap Release」及び「Early In-Vessel」の値の和（NUREG-1465では、「Gap Release」、「Early In-Vessel」、「Ex-Vessel」及び「Late In-Vessel」の各事象進展フェーズに対して原子炉格納容器内への放出割合を与えている。本評価事象は原子炉圧力容器が健全な状態で事故収束するため、原子炉圧力容器損傷前までの炉心からの放出を想定する「Gap Release」及び「Early In-Vessel」の値を用いる。）

## 参考1 大気への放出量評価過程について

大気への放出量は、「核種ごとに評価した炉内蓄積量」に「MAAPにより評価した核種グループごとの格納容器外への放出割合」を乗じることで算出する。本評価において考慮したMAAPにおける核種グループと各グループの核種を第7表に示す。なお、MAAPにおける核種グループとNUREG-1465における核種グループの比較は第1図のとおりであり、分類数に違いはあるが、取り扱っている核種は同等である。

第7表 MAAPにおける核種グループと各グループの核種

核種グループ	核種 <sup>※9</sup>
希ガス類	K r, X e
C s I類	I
C s OH類	C s, R b
S b類	S b
T e O <sub>2</sub> 類	T e
S r O類	S r
B a O類	B a
M o O <sub>2</sub> 類	M o, C o, T c, R u, R h
C e O <sub>2</sub> 類	C e, N p, P u
L a <sub>2</sub> O <sub>3</sub> 類	L a, Y, Z r, N b, P r, N d, A m, C m

※9 本評価において「T e<sub>2</sub>類」及び「U O<sub>2</sub>類」の核種グループに対するMAAP解析結果がゼロのため、対象外とした。

[FP の核種グループ]

(NUREG-1465)

(MAAP)

グループ	核種	グループ	核種
1	希ガス/Xe, Kr	1	希ガス
2	ハロゲン/I, Br	2	CsI
3	アルカリ金属/Cs, Rb	3	TeO <sub>2</sub>
4	テルルグループ/ Te, Sb, Se	4	SrO
5	バリウム・ストロンチウム/ Ba, Sr	5	MoO <sub>2</sub>
6	貴金属/ Ru, Rh, Pd, Mo, Tc, Co	6	CsOH
7	ランタノイド/ La, Zr, Nd, Eu, Nb, Pm, Pr, Sm, Y, Cm, Am	7	BaO
8	セリウムグループ/ Ce, Pu, Np	8	La <sub>2</sub> O <sub>3</sub>
		9	CeO <sub>2</sub>
		10	Sb
		11	Te <sub>2</sub>
		12	UO <sub>2</sub>

第 1 図 MAAP 及び NUREG-1465 における核種グループの比較（「重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」の「第 5 部 MAAP」(抜粋)）

## 参考2 Csの放出割合の評価式について

Csの放出割合については、CsIグループ及びCsOHグループの放出割合、I及びCsの原子炉停止直後の炉内蓄積重量並びにI及びCsの分子量を用いて、下記の式1により評価している。ここでは、式1の導出過程について示す。

$$F_{Cs}(T) = F_{CsOH}(T) + \frac{M_I}{M_{Cs}} \times \frac{W_{Cs}}{W_I} \times (F_{CsI}(T) - F_{CsOH}(T)) \quad (\text{式1})$$

$F_{Cs}(T)$  : 時刻 T における Cs の放出割合

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

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

$M_I$  : 停止直後の I の炉内蓄積重量

$M_{Cs}$  : 停止直後の Cs の炉内蓄積重量

$W_I$  : I の分子量

$W_{Cs}$  : Cs の分子量

## 1. CsIに含まれるCs

Iは全てCsIとして存在しているため、CsI中に含まれるCsは、CsI中に含まれるIの重量にI及びCsの分子量の比を乗ずることで算出する。

$$M_{Cs(CsI)}(T) = M_I \times \frac{W_{Cs}}{W_I} \times F_{CsI}(T)$$

$M_{Cs(CsI)}(T)$  : 時刻 T における CsI 中に含まれる Cs の放出量

## 2. C s OHに含まれるC s

C s はC s I 又はC s OHのいずれかの形態で存在しているため、C s OH 中に含まれるC s は、1. で算出したC s I 中に含まれるC s を差引くことで算出する。

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

$M_{Cs(OH)}(T)$  : 時刻 T におけるC s OH中に含まれるC s の放出量

## 3. C s の放出割合

1. 及び2. で得られたC s の放出量をC s の炉内蓄積重量で除することで、C s の放出割合を算出する。

$$\begin{aligned} F_{Cs}(T) &= \frac{M_{Cs(CsI)}(T) + M_{Cs(CsOH)}(T)}{M_{Cs}} \\ &= \frac{M_I \times \frac{W_{Cs}}{W_I} \times F_{CsI}(T) + (M_{Cs} - M_{Cs(CsI)}) \times F_{CsOH}(T)}{M_{Cs}} \\ &= \frac{M_I \times \frac{W_{Cs}}{W_I} \times F_{CsI}(T) + (M_{Cs} - M_I \times \frac{W_{Cs}}{W_I}) \times F_{CsOH}(T)}{M_{Cs}} \\ &= F_{CsOH}(T) + \frac{M_I}{M_{Cs}} \times \frac{W_{Cs}}{W_I} \times (F_{CsI}(T) - F_{CsOH}(T)) \end{aligned}$$

## 参考3 MAA P解析結果及びNUREG-1465の放出割合について

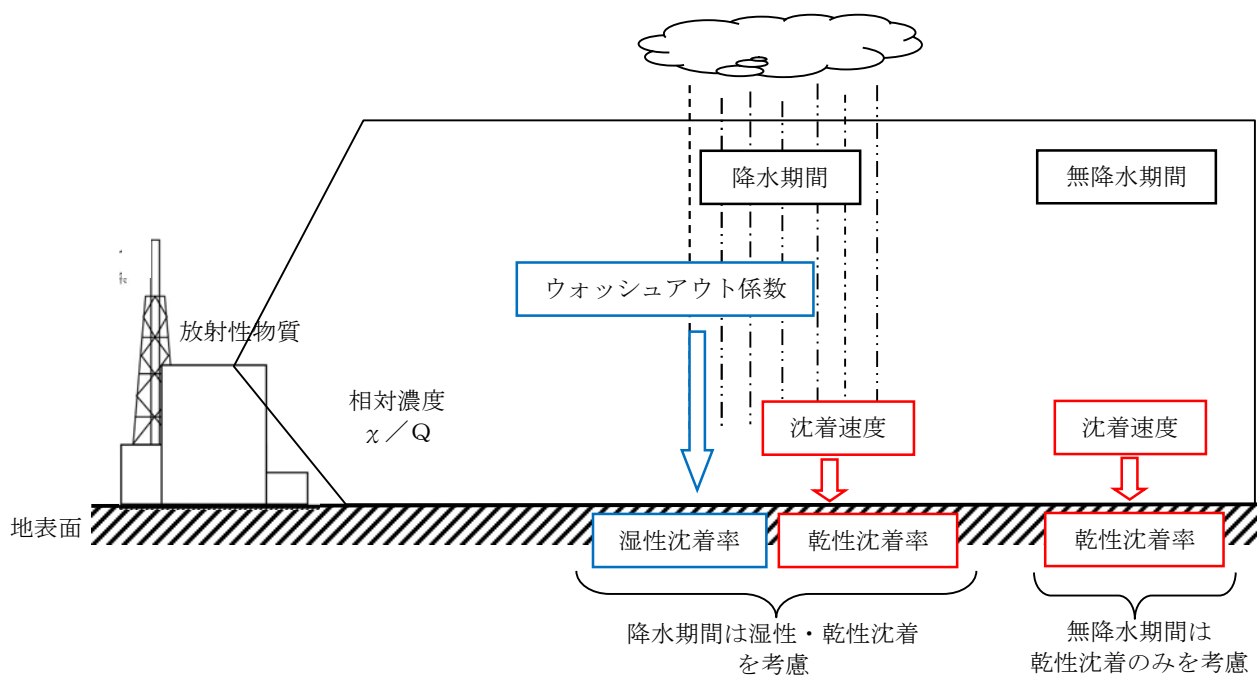
被ばく評価への寄与が大きい核種に対するMAAP解析結果及びNUREG-1465の放出割合を第8表に示す。第8表のとおり、Cs及びIについてはMAAP解析結果の方が大きい。また、希ガスについては、NUREG-1465の放出割合の方が大きい。これは東海第二の想定事故シナリオでは、原子炉注水により炉心が再冠水することで炉心内に健全な状態の燃料が一部存在するためと考える。

第8表 MAA P解析結果及びNUREG-1465の放出割合

	MAAP	NUREG-1465
希ガス	約 0.95	1
I	約 0.78	0.30
Cs	約 0.37	0.25

## 補足 6 地表面への沈着速度の設定について

地表面への放射性物質の沈着は、第 1 図に示すように乾性沈着と湿性沈着によって発生する。乾性沈着は地上近くの放射性物質が、地面状態等によって決まる沈着割合（沈着速度）に応じて地表面に沈着する現象であり、放射性物質の地表面濃度に沈着速度をかけることで計算される。湿性沈着は降水によって放射性物質が雨水に取り込まれ、地表面に落下・沈着する現象であり、大気中の放射性物質の濃度分布と降水強度及び沈着の割合を示すウォッシュアウト係数によって計算される。



第 1 図 地表面沈着のイメージ

現場作業の線量影響評価においては、地表面の放射性物質の沈着速度として、乾性沈着及び降雨による湿性沈着を考慮した地表面沈着速度として  $0.5\text{cm/s}$  を用いる。

以下では、無機よう素の湿性沈着を考慮した地表面沈着速度として  $0.5\text{cm/s}$

※<sup>1</sup>を用いることの適用性について確認した。

※<sup>1</sup> 有機よう素の地表面への沈着速度としては  $1.7 \times 10^{-3}\text{cm/s}$

## 1. 評価手法

湿性沈着を考慮した地表面沈着速度（0.5cm/s）の適用性は、乾性沈着率と湿性沈着率を合計した沈着率の累積出現頻度 97% 値を求め、乾性沈着率の累積出現頻度 97% 値との比を求める。その比と乾性沈着速度（0.3cm/s、補足 8 参照）の積が 0.5cm/s を超えていないことを確認する。乾性沈着率及び湿性沈着率は以下のように定義される。

## (1) 乾性沈着率

乾性沈着率は、「日本原子力学会標準 原子力発電所の確率論的安全評価に関する実施基準（レベル 3PSA 編）：2008」（社団法人 日本原子力学会）（以下「学会標準」という。）解説 4.7 を参考に評価した。学会標準解説 4.7 では、使用する相対濃度は地表面高さ付近としているが、ここでは「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」【解説 5.3】(1) に従い、放出経路ごとの相対濃度を用いて評価した。

$$(\chi/Q)_D(x,y,z)_i = V_d \cdot \chi/Q(x,y,z)_i \quad \dots \dots \textcircled{1}$$

$(\chi/Q)_D(x,y,z)_i$  : 時刻  $i$  での乾性沈着率 [ $1/m^2$ ]

$\chi/Q(x,y,z)_i$  : 時刻  $i$  での相対濃度 [ $s/m^3$ ]

$V_d$  : 沈着速度 [ $m/s$ ] (0.003 NUREG/CR-4551 Vol.2 より)

## (2) 湿性沈着率

降雨時には、評価点上空の放射性核種の地表への沈着は、降雨による影響を受ける。湿性沈着率  $(\chi/Q)_w(x,y)_i$  は学会標準解説 4.11 より以下のように表される。



$$(\chi/Q)_w(x,y)_i = \Lambda \cdot \int_0^{\infty} \chi/Q(x,y,z)_i dz = \chi/Q(x,y,0)_i \Lambda_i \sqrt{\frac{\pi}{2}} \Sigma_{zi} \exp\left[\frac{h^2}{2\Sigma_{zi}}\right]$$

. . . . . ②

$(\chi/Q)_w(x,y)_i$  : 時刻 i での湿性沈着率 [1/m<sup>2</sup>]

$\chi/Q(x,y,0)_i$  : 時刻 i での地表面高さでの相対濃度 [s/m<sup>3</sup>]

$\Lambda_i$  : 時刻 i でのウォッシュアウト係数 [1/s]

(=  $9.5 \times 10^{-5} \times Pr_i^{0.8}$  学会標準より)

$Pr_i$  : 時刻 i での降水強度 [mm/h]

$\Sigma_{zi}$  : 時刻 i での建屋影響を考慮した放射性雲の鉛直方向  
の拡散幅 [m]

$h$  : 放出高さ [m]

乾性沈着率と湿性沈着率を合計した沈着率の累積出現頻度 97% 値と、乾性沈着率の累積出現頻度 97% 値の比は以下で定義される。

乾性沈着率と湿性沈着率を合計した沈着率の累積出現頻度 97% 値 (①+②)

乾性沈着率の累積出現頻度 97% 値 (①)

$$= \frac{\left( V_d \cdot \chi/Q(x,y,z)_i + \chi/Q(x,y,0)_i \Lambda_i \sqrt{\frac{\pi}{2}} \Sigma_{zi} \exp\left[\frac{h^2}{2\Sigma_{zi}}\right] \right)_{97\%}}{\left( V_d \cdot \chi/Q(x,y,z)_i \right)_{97\%}} \quad \dots \dots \dots ③$$

## 2. 地表面沈着率の累積出現頻度 97% 値の求め方

地表面沈着率の累積出現頻度は、気象指針に記載されている  $\chi/Q$  の累積出現頻度 97% 値の求め方<sup>\*2</sup>に基づいて計算した。具体的には以下の手順で計算を行った (第 2 図参照)。

(1) 各時刻における気象条件から、式①及び式②を用いて  $\chi/Q$ 、乾性沈着

率，湿性沈着率を1時間ごとに算出する。なお，評価対象方位以外に風が吹いた時刻については，評価対象方位における $\chi/Q$ がゼロとなるため，地表面沈着率（乾性沈着率+湿性沈着率）もゼロとなる。

第2図の例は，評価対象方位をSWとした場合であり， $\chi/Q$ による乾性沈着率及び降水による湿性沈着率から地表面沈着率を算出する。評価対象方位SW以外の方位に風が吹いた時刻については，地表面沈着率はゼロとなる。

(2) 上記(1)で求めた1時間ごとの地表面沈着率を値の大きさ順に並びかえ，小さい方から数えて累積出現頻度が97%値を超えたところの沈着率を，地表面沈着率の97%値とする（地表面沈着率の累積出現頻度であるため， $\chi/Q$ の累積出現頻度と異なる）。

## ※2（気象指針解説抜粋）

### VI. 想定事故時等の大気拡散の解析方法

#### 1. 線量計算に用いる相対濃度

(2) 着目地点の相対濃度は，毎時刻の相対濃度を年間について小さい方から累積した場合，その累積出現頻度が97%に当たる相対濃度とする。

降水がない時刻は、  
湿性沈着率はゼロ

日時	方位 (風向)	風速 (m/s)	大気 安定度	$\chi/Q$ (s/m <sup>3</sup> )	乾性沈着率 (1/m <sup>2</sup> ) (①)	降水量 (mm/hr)	湿性沈着率 (1/m <sup>2</sup> ) (②)	地表面沈着率 (①+②)
4/1 1:00	SW (NE)	4.3	F	$0 \times 10^{-6}$	$0 \times 10^{-9}$	0	0	$0 \times 10^{-9}$
4/1 2:00	SW (NE)	4.5	E	$0 \times 10^{-6}$	$0 \times 10^{-9}$	1.0	$0 \times 10^{-8}$	$0 \times 10^{-8}$
4/1 3:00	S (N)	1.4	F	$0 \times 10^{-6}$	$0 \times 10^{-9}$	1.5	$0 \times 10^{-8}$	$0 \times 10^{-8}$
...	...	...	...	...	...	...	...	...
3/31 24:00	SW (NE)	5.5	D	$0 \times 10^{-7}$	$0 \times 10^{-10}$	0	0	$0 \times 10^{-10}$

評価対象方位の時刻のみ  $\chi/Q$   
及び乾性沈着率が発生

評価対象方位を SW とし、  
地表面沈着率の出現頻度を昇順に並び替え

評価対象方位以外の  $\chi/Q$  は  
ゼロとなるため、地表面沈着率は  
ゼロとなる。

地表面沈着率の  
累積出現頻度 97% 値

地表面沈着率の並び替えであり、気象条件  
によって  $\chi/Q$  は必ずしも昇順に並ぶとは  
限らない。  
(従来の  $\chi/Q$  計算とは順番が異なる。)

No	出現頻度 (%)	$\chi/Q$ (s/m <sup>3</sup> )	地表面沈着率 (①+②)
1	0.000	0	0
2	0.003	0	0
...	...	...	...
〇〇	97.004	$0 \times 10^{-6}$	$0 \times 10^{-9}$
〇〇	97.010	$0 \times 10^{-6}$	$0 \times 10^{-9}$
...	...	...	...
×××	100.000	$0 \times 10^{-5}$	$0 \times 10^{-8}$

第 2 図 地表面沈着率の累積出現頻度 97% 値の求め方

(評価対象方位が SW の場合)

### 3. 評価結果

各放出点の地表面沈着率の評価結果を第1表、地表面沈着率の累積出現頻度97%値付近の値を第2表～第4表に示す。

気象指針では、大気拡散評価においてめったに遭遇しないと思われる厳しい気象条件として累積出現頻度97%値を採用<sup>※3</sup>している。このことから、地表面沈着率の評価においても同様に、実際の降雨を考慮してめったに遭遇しないと思われる気象条件として累積出現頻度97%値を評価した。その結果、各地表面沈着率（乾性+湿性）は乾性沈着率の約1.22倍～1.34倍程度となった。なお、風速、風向、大気安定度、降雨状況等様々な条件から計算を行うため、厳しい気象条件として選定される地表面沈着率の累積出現頻度97%値は、必ずしも降雨があるとは限らない。

以上より、無機よう素の湿性沈着を考慮した沈着速度として、乾性沈着速度(0.3cm/s)の1.34倍(約0.4cm/s)から保守的に0.5cm/sと設定することは適切であると考えられる。また、有機よう素の湿性沈着を考慮した沈着速度は、NRPB-B322レポートから乾性沈着速度 $10^{-3}$ (cm/s)を引用(補足7参照)し、乾性沈着速度( $10^{-3}$ cm/s)に対して上記と同じ倍率(=0.5/0.3)から $1.7 \times 10^{-3}$ cm/sを採用した。

なお、中央制御室の居住性評価及び緊急時対策所の居住性評価においては、更に保守性を持たせ、沈着速度として1.2cm/sを採用している。

#### ※3 (気象指針解説抜粋)

##### I. 指針作成の考え方

想定事故時における安全解析は、想定事故期間中の線量を評価するものであるため、この場合には、想定事故が任意の時刻に起こること及び実効的な放出継続時間が短いことを考慮して、平均的な気象条件よりもむしろ出現頻

度からみてめったに遭遇しないと思われる厳しい気象条件を用いる必要がある。このため、指針では、気象観測資料を基に出現確率的観点から想定事故期間中の相対濃度を解析し、その出現頻度が極めて小さいものを選ぶことによって、放射性物質の濃度が厳しい気象条件に相当するものとなるように考慮することとした。

## VI. 想定事故時の大気拡散の解析方法

### 1. 相対濃度

指針では、想定事故時においてめったに遭遇しない気象条件下の濃度を導くため、相対濃度の出現確率は過去の経験に照らして97%を採用して解析することとした。

第1表 沈着率評価結果

放出点	相対濃度 ( $s/m^3$ )	乾性沈着率 (①) ( $1/m^2$ )	地表面沈着率 (①+②) ( $1/m^2$ )	③比 ( $(①+②)/①$ )	湿性沈着を考慮 した沈着速度 ( $cm/s$ )
原子炉建屋	約 $8.3 \times 10^{-4}$	約 $2.5 \times 10^{-6}$	約 $3.0 \times 10^{-6}$	約 1.22	約 0.36
原子炉 建屋屋上	約 $4.2 \times 10^{-4}$	約 $1.2 \times 10^{-6}$	約 $1.5 \times 10^{-6}$	約 1.22	約 0.36
排気筒	約 $3.0 \times 10^{-6}$	約 $8.9 \times 10^{-9}$	約 $1.2 \times 10^{-8}$	約 1.34	約 0.40

第 2 表 東海第二発電所における地表面沈着率 (放出点：原子炉建屋)

No	方位 <sup>※4</sup> (風向)	降水量 (mm/hr)	$\chi/Q$ (s/m <sup>3</sup> )	地表面沈着率 (1/m <sup>2</sup> ) (①+②)	乾性沈着率の累積出現 頻度 97%値との比率 (③)	累積出現頻度 (%)
...	...	...	...	...	...	...
8497	SW (NE)	14.0	約 6.4×10 <sup>-5</sup>	約 2.9×10 <sup>-6</sup>	約 1.22	96.990
<b>8498</b>	<b>SW (NE)</b>	<b>5.0</b>	<b>約 1.4×10<sup>-4</sup></b>	<b>約 3.0×10<sup>-6</sup></b>	<b>約 1.22</b>	<b>97.001</b>
8499	SW (NE)	3.0	約 2.0×10 <sup>-4</sup>	約 3.0×10 <sup>-6</sup>	約 1.22	97.013
...	...	...	...	...	...	...

※4 評価対象方位 (E, ESE, SE, SSE, S, SSW, SW, WSW, W)

第 3 表 東海第二発電所における地表面沈着率 (放出点：原子炉建屋屋上)

No	方位 <sup>※5</sup> (風向)	降水量 (mm/hr)	$\chi/Q$ (s/m <sup>3</sup> )	地表面沈着率 (1/m <sup>2</sup> ) (①+②)	乾性沈着率の累積出現 頻度 97%値との比率 (③)	累積出現頻度 (%)
...	...	...	...	...	...	...
8497	SW (NE)	14.0	約 3.2×10 <sup>-5</sup>	約 1.5×10 <sup>-6</sup>	約 1.22	96.990
<b>8498</b>	<b>SW (NE)</b>	<b>5.0</b>	<b>約 7.0×10<sup>-5</sup></b>	<b>約 1.5×10<sup>-6</sup></b>	<b>約 1.22</b>	<b>97.001</b>
8499	SW (NE)	3.0	約 1.0×10 <sup>-4</sup>	約 1.5×10 <sup>-6</sup>	約 1.22	97.013
...	...	...	...	...	...	...

※5 評価対象方位 (E, ESE, SE, SSE, S, SSW, SW, WSW, W)

第 4 表 東海第二発電所における地表面沈着率 (放出点：排気筒)

No	方位 <sup>※6</sup> (風向)	降水量 (mm/hr)	$\chi/Q$ (s/m <sup>3</sup> )	地表面沈着率 (1/m <sup>2</sup> ) (①+②)	乾性沈着率の累積出現 頻度 97%値との比率 (③)	累積出現頻度 (%)
...	...	...	...	...	...	...
8497	SW (NE)	0.5	約 7.1×10 <sup>-7</sup>	約 1.2×10 <sup>-8</sup>	約 1.33	96.983
<b>8498</b>	<b>SW (NE)</b>	<b>0</b>	<b>約 4.0×10<sup>-6</sup></b>	<b>約 1.2×10<sup>-8</sup></b>	<b>約 1.34</b>	<b>97.006</b>
8499	SW (NE)	0	約 4.0×10 <sup>-6</sup>	約 1.2×10 <sup>-8</sup>	約 1.34	97.018
...	...	...	...	...	...	...

※6 評価対象方位 (SW)

#### 4. 降雨時における被ばく低減について

事故発生後は、原子炉建屋を取り囲むようにモニタリング・ポスト又は可搬型モニタリング・ポストを設置し、敷地内の放射線環境状況を監視するとともに、作業の際は個人線量計を着用し、作業員の被ばく線量を管理することとしている。

降雨時においては、屋外の移動又は作業をする場合には、現場作業員はアノラック、ゴム手袋及び長靴を着用することにより、体表面の汚染を防止する。

また、実際には、事故時の降雨や風向といった気象条件によって、敷地内の放射性物質の沈着の濃淡ができると考えられることから、モニタリング・ポスト等の測定値より著しい線量率の上昇がある方位や作業時及び移動時に携行するサーベイメータ等により高線量となる場所を把握し、著しく線量率が高くなると想定されるルート等を避けて移動することやルート上の高線量物の移動などの運用により、被ばく低減を図ることが可能である。

## 補足 7 有機よう素の乾性沈着速度について

原子炉建屋から放出されるよう素のうち、無機よう素はエアロゾルと同じ沈着速度を用いる。有機よう素についてはエアロゾルと別に設定した。以下にその根拠を示す。

## (1) 英国放射線防護庁 (NRPB) による報告

英国放射線防護庁 大気拡散委員会による年次レポート (NRPB-R322<sup>\*1</sup>) に沈着速度に関する報告がなされている。本レポートでは、有機よう素について、植物に対する沈着速度に関する知見が整理されており、以下のとおり報告されている。

- ・植物に対する沈着速度の “best judgement” として  $10^{-5} \text{ m/s}$  ( $10^{-3} \text{ cm/s}$ ) を推奨

## (2) 日本原子力学会による報告

日本原子力学会標準レベル 3PSA 解説 4.8 に沈着速度に関する以下の報告がなされている。

- ・ヨウ化メチルは非反応性の化合物であり、沈着速度が小さく、実験で  $10^{-4} \text{ cm/s} \sim 10^{-2} \text{ cm/s}$  の範囲である。
- ・ヨウ化メチルの沈着は、公衆のリスクに対し僅かな寄与をするだけであり、事故影響評価においてはその沈着は無視できる。

以上のことから、有機よう素の乾性沈着速度はエアロゾルの乾性沈着速度  $0.3 \text{ cm/s}$  に比べて小さいことがいえる。

また、原子力発電所内は、コンクリート、道路、芝生及び木々で構成されて



いるがエアロゾルへの沈着速度の実験結果 (NUREG/CR-4551) によると, 沈着速度が大きいのは芝生や木々であり, 植物に対する沈着速度が大きくなる傾向であった。

したがって, 有機よう素の乾性沈着速度として, NRPB-R322 の植物に対する沈着速度である  $10^{-3}$  cm/s を用いるのは妥当と判断した。

※1 NRPB-R322-Atmospheric Dispersion Modelling Liaison Committee Annual Report, 1998-99

## NRPB-322 ANNEX-A 「2.2 Iodine」の抜粋

## 2.2.2 Meadow grass and crops

*Methyl iodide*

There are fewer data for methyl iodide than for elemental iodine, but all the data indicate that it is poorly absorbed by vegetation, such that surface resistance is by far the dominant resistance component. The early data have been reviewed elsewhere (Underwood, 1988; Harper *et al*, 1994) and no substantial body of new data is available. The measured values range between  $10^{-6}$  and  $10^{-4}$   $\text{m s}^{-1}$  approximately. Again, there are no strong reasons for taking  $r_s$  to be a function of windspeed, so it is recommended that  $v_d$  is taken to be a constant. Based on the limited data available, the 'best judgement' value of  $v_d$  is taken as  $10^{-3}$   $\text{m s}^{-1}$  and the 'conservative' value as  $10^{-4}$   $\text{m s}^{-1}$ . Where there is uncertainty as to the chemical species of the iodine, it is clearly safest to assume that it is all in elemental form from the viewpoint of making a conservative estimate of deposition flux.

## 2.2.3 Urban

*Methyl iodide*

There appear to be no data for the deposition of methyl iodide to building surfaces: the deposition velocity will be limited by adsorption processes and chemical reactions (if any) at the surface, for which specific data are required. No recommendations are given in this case. For vegetation within the urban area (lawns and parks etc), it is recommended that the values for extended grass surfaces be used.

## 補足 8 エアロゾルの乾性沈着速度について

現場作業の線量影響評価では、地表面への放射性物質の沈着速度として乾性沈着及び降水による湿性沈着を考慮した沈着速度（ $0.5\text{cm/s}$ ，補足 6 参照）を用いており，沈着速度の評価に当たっては，乾性沈着速度として  $0.3\text{cm/s}$  を用いている。以下に，乾性沈着速度の設定の考え方を示す。

エアロゾルの乾性沈着速度は，NUREG/CR-4551<sup>\*1</sup>に基づき  $0.3\text{cm/s}$  と設定した。NUREG/CR-4551 では郊外を対象としており，郊外とは道路，芝生及び木々で構成されるとしている。原子力発電所内も同様の構成であるため，この沈着速度が適用できると考えられる。また，NUREG/CR-4551 では  $0.5\mu\text{m}\sim 5\mu\text{m}$  の粒径に対して検討されているが，格納容器内の除去過程で，相対的に粒子径の大きなエアロゾルは格納容器内に十分捕集されるため，粒径の大きなエアロゾルの放出はされにくいと考えられる。

また，W. G. N. Slinn の検討<sup>\*2</sup>によると，草や水，小石といった様々な材質に対する粒径に応じた乾性の沈着速度を整理しており，これによると  $0.1\mu\text{m}\sim 5\mu\text{m}$  の粒径では沈着速度は  $0.3\text{cm/s}$  程度（第 1 図）である。以上のことから，現場作業の線量影響評価におけるエアロゾルの乾性の沈着速度として  $0.3\text{cm/s}$  を適用できると判断した。

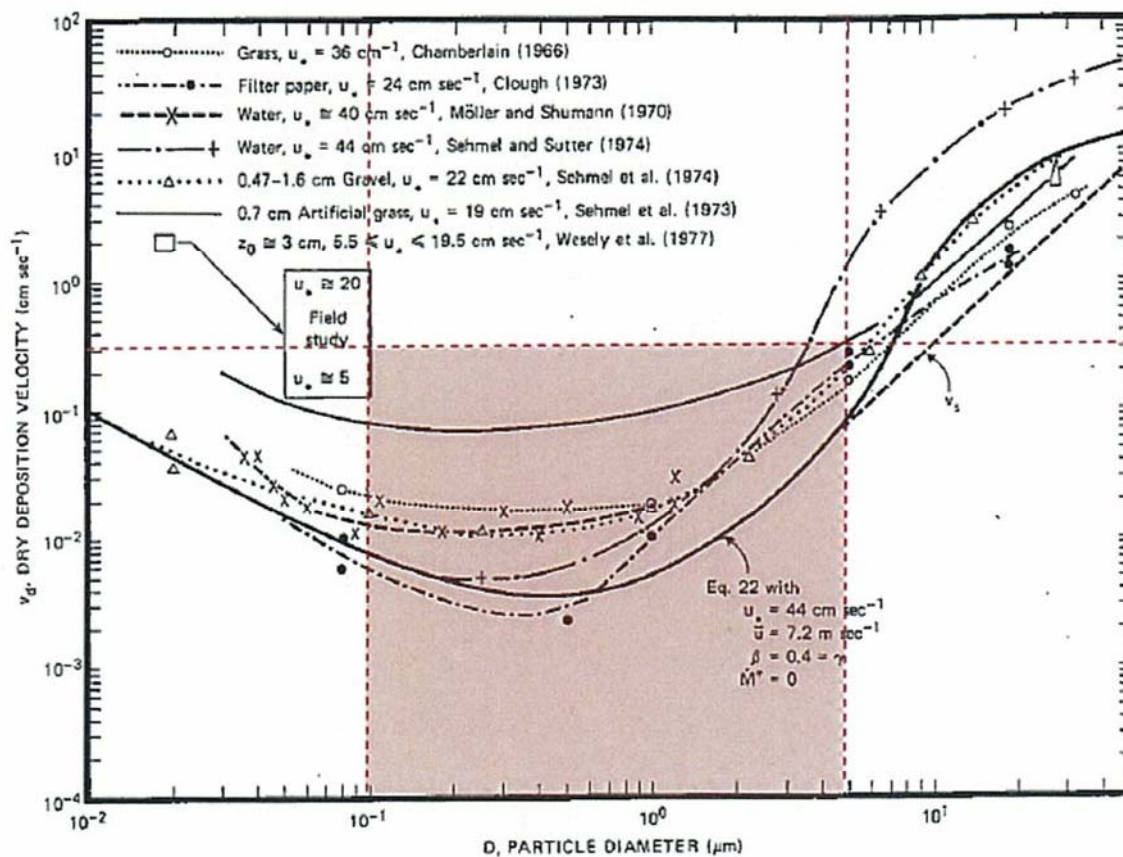


Fig. 4 Dry deposition velocity as a function of particle size. Data were obtained from a number of publications.<sup>1, 5-12</sup> The theoretical curve appropriate for a smooth surface is shown for comparison. Note that the theoretical curve is strongly dependent on the value for  $u_*$  and that Eq. 22 does not contain a parameterization for surface roughness. For a preliminary study of the effect of surface roughness and other factors, see Ref. 5.

第 1 図 様々な粒径における地表沈着速度 (Nuclear Safety Vol. 19<sup>\*2</sup>)

- ※1 J.L. Sprung 等 : Evaluation of severe accident risk : quantification of major input parameters, NUREG/CR-4451 Vol. 2 Rev. 1 Part 7, 1990
- ※2 W.G.N. Slinn : Environmental Effects, Parameterizations for Resuspension and for Wet and Dry Deposition of Particles and Gases for Use in Radiation Dose. Calculations, Nuclear Safety Vol. 19 No. 2, 1978

## (参考) シビアアクシデント時のエアロゾルの粒径について

シビアアクシデント時に格納容器内で発生する放射性物質を含むエアロゾル粒径分布として「 $0.1\mu\text{m}\sim 5\mu\text{m}$ 」の範囲であることは、粒径分布に関して実施されている研究を基に設定している。

シビアアクシデント時には格納容器内にスプレー等による注水が実施されることから、シビアアクシデント時の粒径分布を想定し、「格納容器内でのエアロゾルの挙動」及び「格納容器内の水の存在の考慮」といった観点で実施された第1表の②、⑤に示す試験等を調査した。さらに、シビアアクシデント時のエアロゾルの粒径に対する共通的な知見とされている情報を得るために、海外の規制機関（NRC等）や各国の合同で実施されているシビアアクシデント時のエアロゾルの挙動の試験等（第1表の①、③、④）を調査した。以上の調査結果を第1表に示す。

この表で整理した試験等は、想定するエアロゾル発生源、挙動範囲（格納容器、原子炉冷却材配管等）、水の存在等に違いがあるが、エアロゾル粒径の範囲に大きな違いはなく、格納容器内環境でのエアロゾル粒径はこれらのエアロゾル粒径と同等な分布範囲を持つものと推定できる。

したがって、過去の種々の調査・研究により示されている範囲をカバーする値として、 $0.1\mu\text{m}\sim 5\mu\text{m}$ のエアロゾルを想定することは妥当である。

第 1 表 シビアアクシデント時のエアロゾル粒径についての文献調査結果

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

※1 J. H. Wilson and P. C. Arwood, Summary of Pretest Aerosol Code Calculations for LWR Aerosol Containment Experiments (LACE) LA2, ORNL A. L. Wright, J. H. Wilson and P. C. Arwood, PRETEST AEROSOL CODE COMPARISONS FOR LWR AEROSOL CONTAINMENT TESTS LA1 AND LA2

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

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

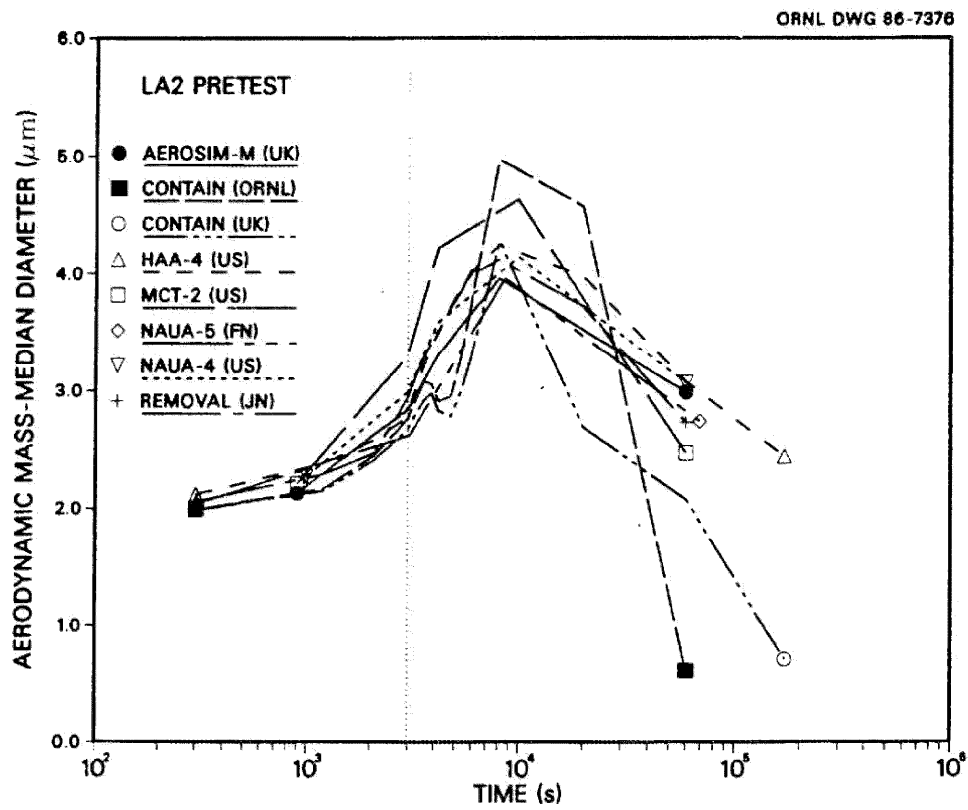


Fig. 11. LA2 pretest calculations — aerodynamic mass median diameter vs time.

第1図 LACE LA2でのコード比較試験で得られたエアロゾル粒径の時間変化  
グラフ

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

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

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

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

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

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

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

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



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

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

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

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

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

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

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

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

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

参考1-2 STATE-OF-THE-ART REPORT ON NUCLEAR AEROSOLS,  
NEA/CSNI/R(2009)5の抜粋及び試験の概要

### 9.2.1 Aerosols in the RCS

#### 9.2.1.1 AECL

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

#### 9.2.1.2 PBF-SFD

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

### 9.2.2 Aerosols in the containment

#### 9.2.2.1 PHEBUS FP

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

試験名又は報告書名等	試験の概要
AFCLが実施した実験	CANDUのジルカロイ被覆管燃料を使用した、1次系でも核分裂生成物の挙動についての試験
PBF-SFD	米国アイダホ国立工学環境研究所で実施された炉心損傷状態での燃料棒及び炉心のふるまい並びに核分裂生成物及び水素の放出についての試験
PHEBUS FP	フランスカダラッシュ研究所のPHEBUS研究炉で実施された、シビアアクシデント条件下での炉心燃料から1次系を経て格納容器に至るまでの核分裂生成物の挙動を調べる実機燃料を用いた総合試験

## 補足 9 実効放出継続時間の設定について

大気拡散評価に用いる実効放出継続時間は、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」<sup>\*1</sup>に従い、事故期間中の放射性物質の全放出量を1時間当たりの最大放出量で除した値として計算する。実効放出継続時間は、大気拡散評価で放出継続時間を考慮した単位時間当たりの拡散係数を求めるために設定するものであり、被ばく評価においては、評価対象期間の放出率に拡散係数を乗じることにより大気拡散を考慮した評価を行う。

実効放出継続時間は放出経路ごとに設定しており、原子炉建屋、非常用ガス処理系排気筒及び格納容器圧力逃がし装置排気口のそれぞれの放出経路について実効放出継続時間を計算した結果を第1表～第2表に示す。

原子炉建屋及び格納容器圧力逃がし装置からの放出の実効放出継続時間は1時間程度であり、非常用ガス処理系排気筒からの放出の実効放出継続時間は20時間～30時間程度となっている。

大気拡散評価に用いる風速、風向などの気象データは、1時間ごとのデータとして整理されており、実効放出継続時間として設定できる最小単位は1時間である。

また、実効放出継続時間を2時間以上で設定した場合、その期間に同一風向の風が吹き続けることを想定し、その期間の拡散係数の平均を単位時間当たりの拡散係数としている。なお、平均する期間に異なる風向が含まれる場合は、拡散係数を0として平均を計算する。このため、実効放出継続時間が長くなるほど平均される期間が長くなり拡散係数は小さい傾向となる。

このことから、ベント実施に伴う被ばく評価では、保守的に被ばく評価上の影響が大きい原子炉建屋及び格納容器圧力逃がし装置からの放出における実効放出継続時間である1時間を適用し大気拡散評価を行った。

なお、参考として実効放出継続時間の違いによる拡散係数（相対濃度，相対線量）の変化について第 3 表に示す。

また、評価対象期間の放出率及び拡散係数（相対線量）から行う被ばく評価の例として、第二弁開操作後（S/C からベントを行う場合）に大気中へ放出された放射性物質による屋外移動時の外部被ばく評価結果について第 4 表に示す。

※1 （気象指針解説抜粋）

- (3) 実効放出継続時間（T）は、想定事故の種類によって放出率に変化があるので、放出モードを考慮して適切に定めなければならないが、事故期間中の放射性物質の全放出量を 1 時間当たりの最大放出量で除した値を用いることもひとつの方法である。

第1表 S/Cからベントを行う場合の実効放出継続時間

放出経路	① 放出量 (Bq)			② 最大放出率 (Bq/h)			①÷② 実効放出継続時間 (h)		
	原子炉建屋 放出分	非常用ガス処理 系排気筒放出分	ベント 放出分	原子炉建屋 放出分	非常用ガス処理 系排気筒放出分	ベント 放出分	原子炉建屋 放出分	非常用ガス処理 系排気筒放出分	ベント 放出分
希ガス	約 $4.6 \times 10^{15}$	約 $3.1 \times 10^{16}$	約 $8.9 \times 10^{18}$	約 $3.1 \times 10^{15}$	約 $1.2 \times 10^{15}$	約 $8.7 \times 10^{18}$	約 1.5	約 25.1	約 1.0
希ガス以外	約 $1.3 \times 10^{15}$	約 $1.6 \times 10^{15}$	約 $7.2 \times 10^{15}$	約 $9.2 \times 10^{14}$	約 $6.2 \times 10^{13}$	約 $7.1 \times 10^{15}$	約 1.4	約 26.3	約 1.0

第2表 D/Wからベントを行う場合の実効放出継続時間

放出経路	① 放出量 (Bq)			② 最大放出率 (Bq/h)			①÷② 実効放出継続時間 (h)		
	原子炉建屋 放出分	非常用ガス処理 系排気筒放出分	ベント 放出分	原子炉建屋 放出分	非常用ガス処理 系排気筒放出分	ベント 放出分	原子炉建屋 放出分	非常用ガス処理 系排気筒放出分	ベント 放出分
希ガス	約 $4.6 \times 10^{15}$	約 $3.1 \times 10^{16}$	約 $8.8 \times 10^{18}$	約 $3.1 \times 10^{15}$	約 $1.2 \times 10^{15}$	約 $7.4 \times 10^{18}$	約 1.5	約 25.2	約 1.2
希ガス以外	約 $1.3 \times 10^{15}$	約 $1.7 \times 10^{15}$	約 $7.5 \times 10^{15}$	約 $9.2 \times 10^{14}$	約 $6.3 \times 10^{13}$	約 $6.4 \times 10^{15}$	約 1.4	約 26.4	約 1.2

第 3 表 実効放出継続時間の違いによる拡散係数の変更

	相対濃度 ( $s/m^3$ )	相対線量 ( $Gy/Bq$ )
1 時間	約 $3.0 \times 10^{-6}$	約 $1.2 \times 10^{-19}$
5 時間	約 $2.9 \times 10^{-6}$	約 $8.8 \times 10^{-20}$
10 時間	約 $1.7 \times 10^{-6}$	約 $7.5 \times 10^{-20}$
20 時間	約 $1.2 \times 10^{-6}$	約 $6.2 \times 10^{-20}$

第 4 表 第二弁開操作後（S/Cからベントを行う場合）に大気に放出された放射性物質による屋外移動時の外部被ばく評価結果

項 目	ベント実施後に大気中へ放出された放射性物質による屋外移動時の外部被ばく評価		備 考
放出経路	非常用ガス処理系 排気筒	格納容器圧力逃がし装置 排気口	ベント実施後の放出経路
放出率 ( $Bq/h$ )	約 $3.3 \times 10^{14}$	約 $8.3 \times 10^{13}$	(①) 事故後約 22 時間～約 23 時間の放出率
相対線量 ( $Gy/Bq$ )	約 $1.2 \times 10^{-19}$	約 $8.7 \times 10^{-19}$	(②) 実効放出継続時間 1 時間の相対線量 (拡散係数)
線量率 <sup>※1</sup> ( $mSv/h$ )	約 $3.8 \times 10^{-2}$	約 $7.1 \times 10^{-2}$	(①×②× $10^3$ ) 評価対象期間の線量率
屋外移動時 線量率 ( $mSv/h$ )	約 $1.1 \times 10^{-1}$		

※1 事故時においては換算係数を  $1Sv/Gy$  として計算

補足 10 ベント実施に伴うベント操作時の作業員の被ばく評価で  
考慮している線源の選定について

ベント実施に伴うベント操作時の作業員の被ばく評価では、放出される放射性物質による被ばく経路として以下の被ばく経路を考慮している。

- ・ 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく
- ・ 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく
- ・ 外気から作業場所に流入した放射性物質による被ばく
- ・ ベント系配管内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく
- ・ 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく

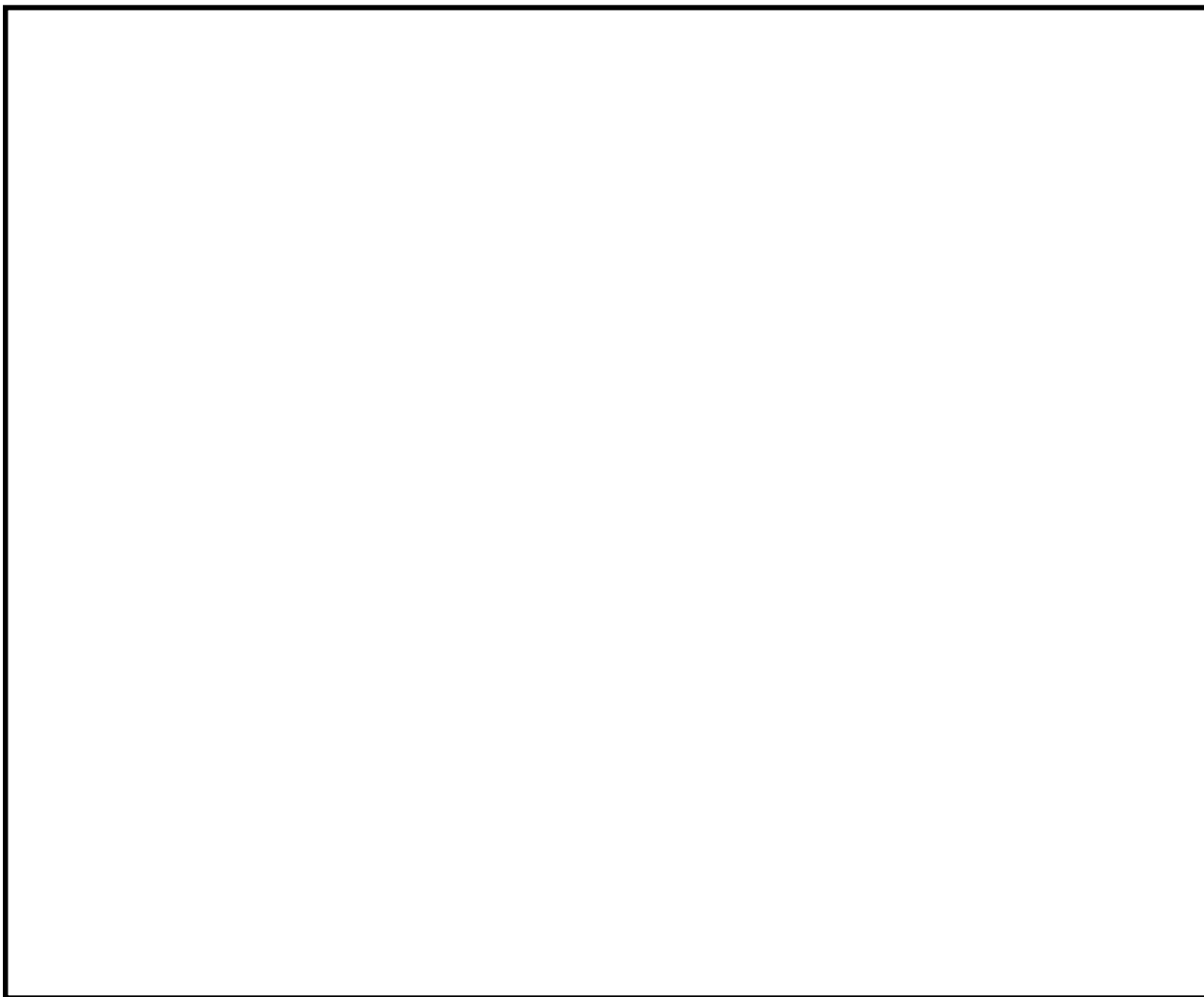
上記の被ばく経路以外にアクセスルート等には、第 1 表に示すとおり、換気系フィルタ、貯蔵タンク等の線源となる設備があるが、設備からアクセスルート等が十分に離れていること、設備とアクセスルートの間の壁に十分な遮蔽効果が得られること、移動時間を考慮すると設備からの影響は短時間であることなどから、被ばく評価への影響が小さいため評価上考慮していない。設備とアクセスルート等の関係を第 1 図～第 7 図に示す。

第 1 表 線源となる設備とアクセスルート等への影響について

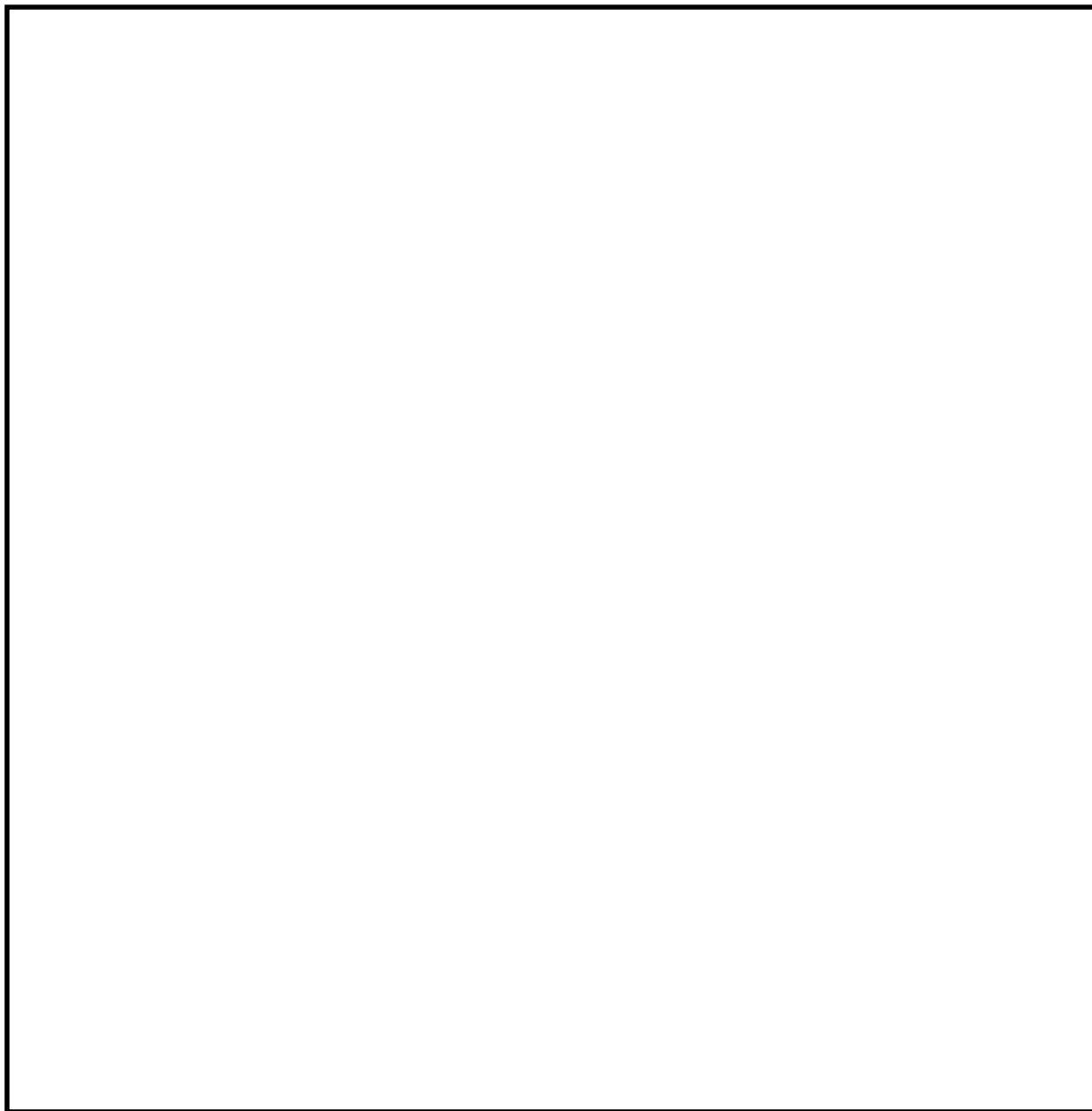
設備※1	考慮していない理由	隔離距離, 遮蔽厚等	アクセスルート等 における線量率	設備位置
非常用ガス処理系フィルタ, 非常用ガス再循環系フィルタ	原子炉建屋原子炉棟 5F の設備であり, アクセスルート等から十分離れており, 設備とアクセスルートの間には原子炉建屋原子炉棟の壁, 床があり十分な遮蔽効果に期待でき, 被ばく評価への影響は小さいため。	遮蔽厚 (床, 壁) : 約 100 cm 距離 : 10m 以上	$10^{-1}$ mSv/h 以下	① (第 6 図)
中央制御室換気系フィルタ	アクセスルートから十分に離れており, 移動時における影響は短時間で被ばく評価への影響は小さいため。	遮蔽厚 : なし 距離 : 10m 以上	$0.5$ mSv/h 以下	② (第 4 図)
凝集沈殿装置供給ポンプ	アクセスルートから十分に離れており, アクセスルート等の間には補助遮蔽がある。また, 移動時における影響は短時間であることから被ばく評価への影響は小さいため。	遮蔽厚 : 約 100 cm 距離 : 20m 以上	$10^{-2}$ mSv/h 以下	③ (第 3 図)
凝集沈殿装置供給タンク	アクセスルートから十分に離れており, アクセスルート等の間には補助遮蔽がある。また, 移動時における影響は短時間であることから被ばく評価への影響は小さいため。	遮蔽厚 : 約 100 cm 距離 : 10m 以上	$10^{-2}$ mSv/h 以下	④ (第 3 図)
廃液濃縮機	アクセスルートから十分に離れており, アクセスルートとの間には補助遮蔽がある。また, 移動時における影響は短時間であることから被ばく評価への影響は小さいため。	遮蔽厚 : 約 80 cm 距離 : 10m 以上	$10^{-2}$ mSv/h 以下	⑤ (第 3 図)
廃液濃縮機循環ポンプ	アクセスルート等の間には補助遮蔽があり, 移動時における影響は短時間であることから被ばく評価への影響は小さいため。	遮蔽厚 : 約 80 cm 距離 : 1m 以上	$10^{-2}$ mSv/h 以下	⑥ (第 4 図)
格納容器圧力逃がし装置格納槽	アクセスルートから十分に離れており, 格納容器圧力逃がし装置格納槽からの直接線等は遮蔽設備により十分に低い線量となるため。	遮蔽厚 : 160 cm 以上 距離 : 40m 以上	$10^{-2}$ mSv/h 以下	⑦ (第 1 図)

※1 表の設備以外にも貯蔵タンク等があるが, 管理区域の区域区分 I 又は II ( $0.1$  mSv/h 未満) にある設備であり, 被ばく評価上影響は小さい。

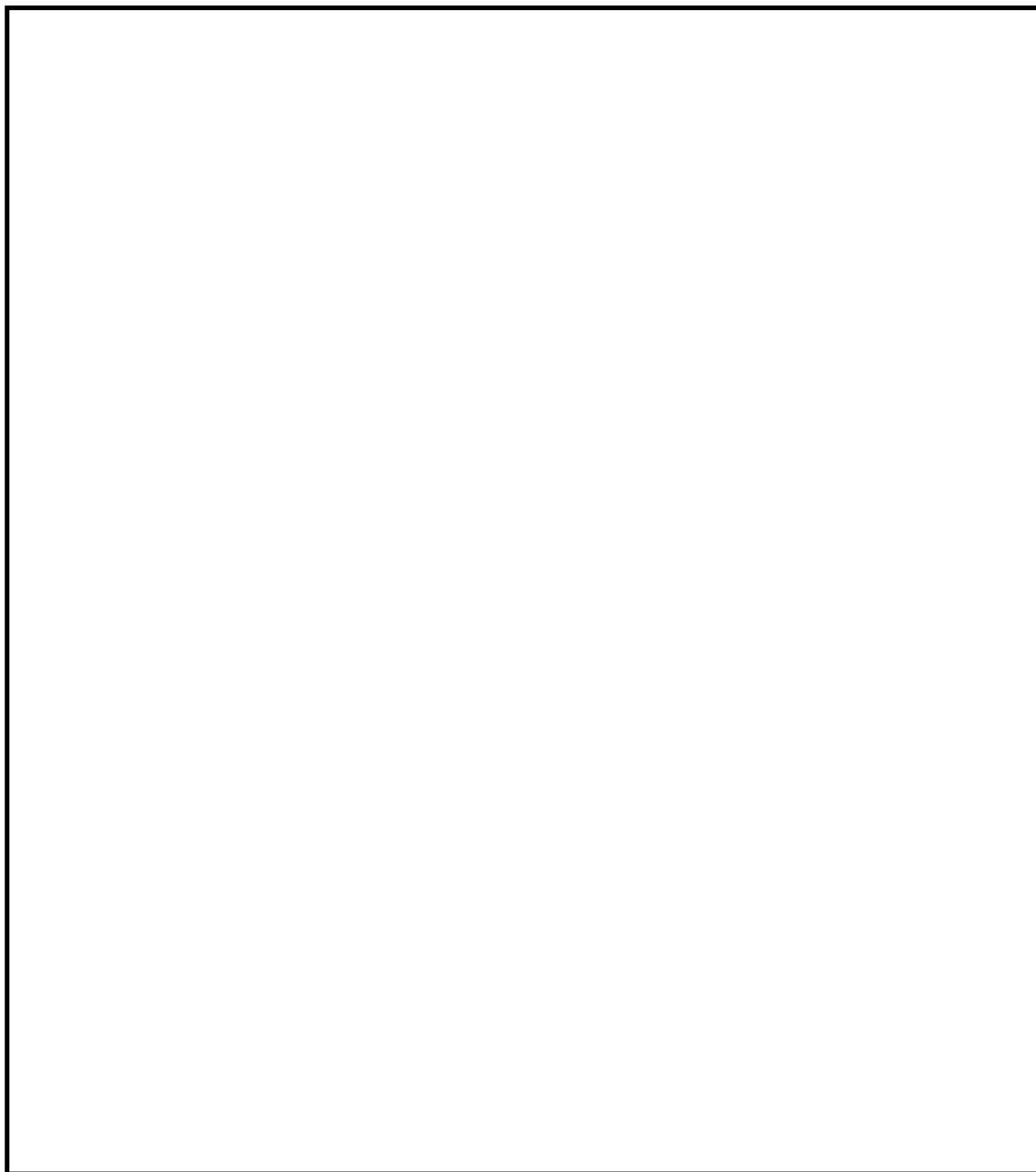




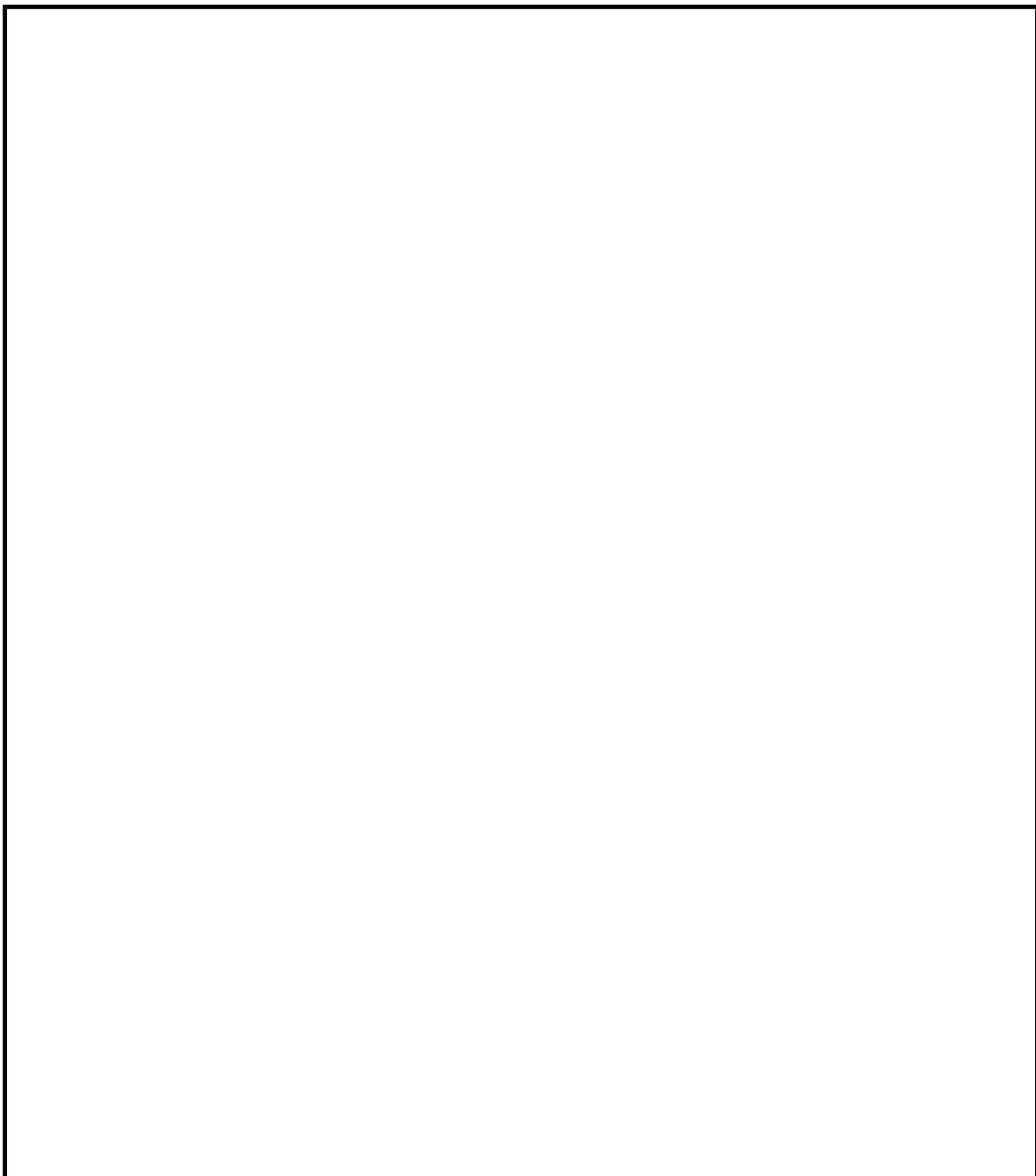
第 1 図 屋外アクセスルート



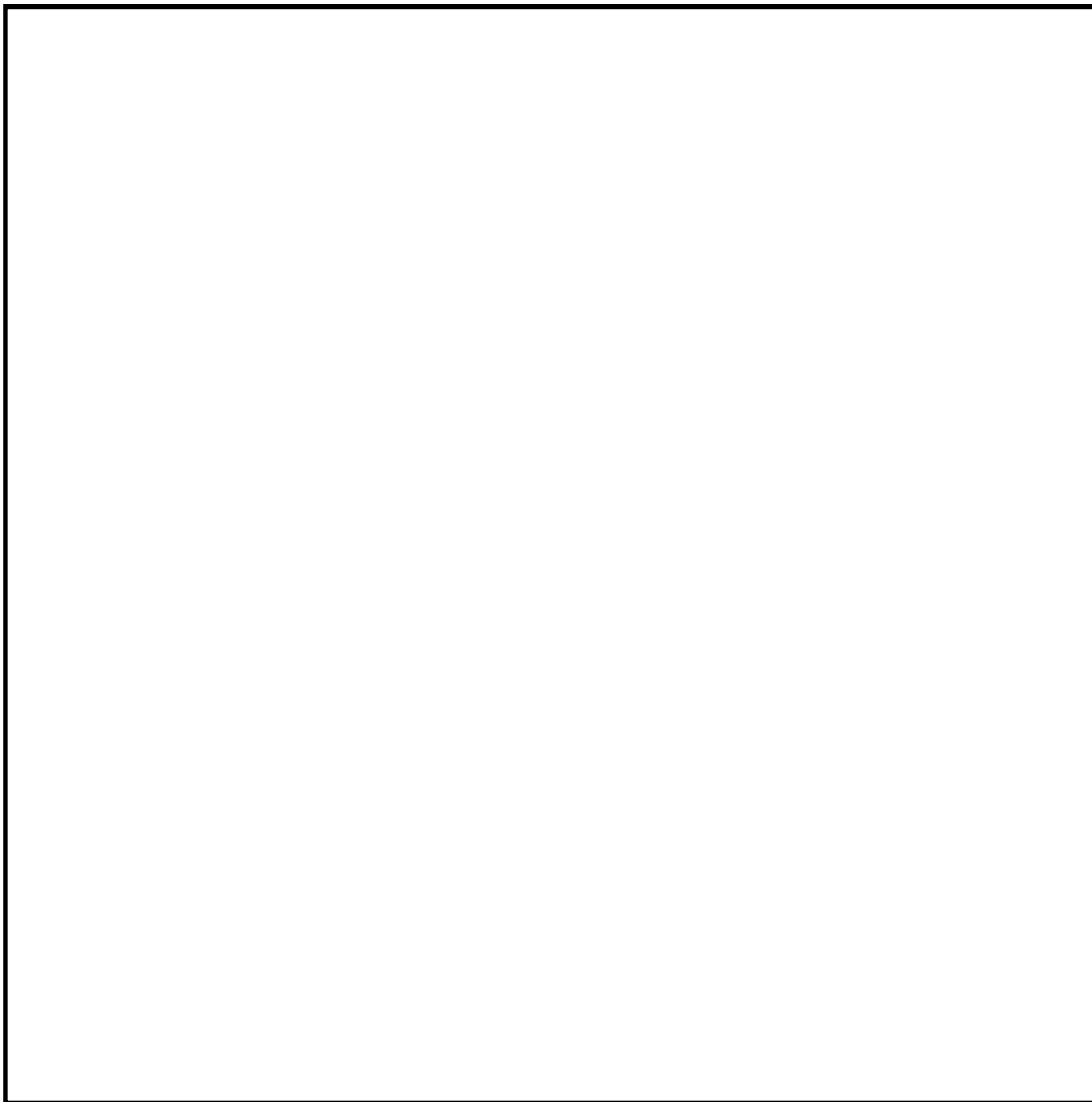
第 2 図 原子炉建屋 1 階の操作場所及びアクセスルート



第 3 図 原子炉建屋 2 階の操作場所及びアクセスルート



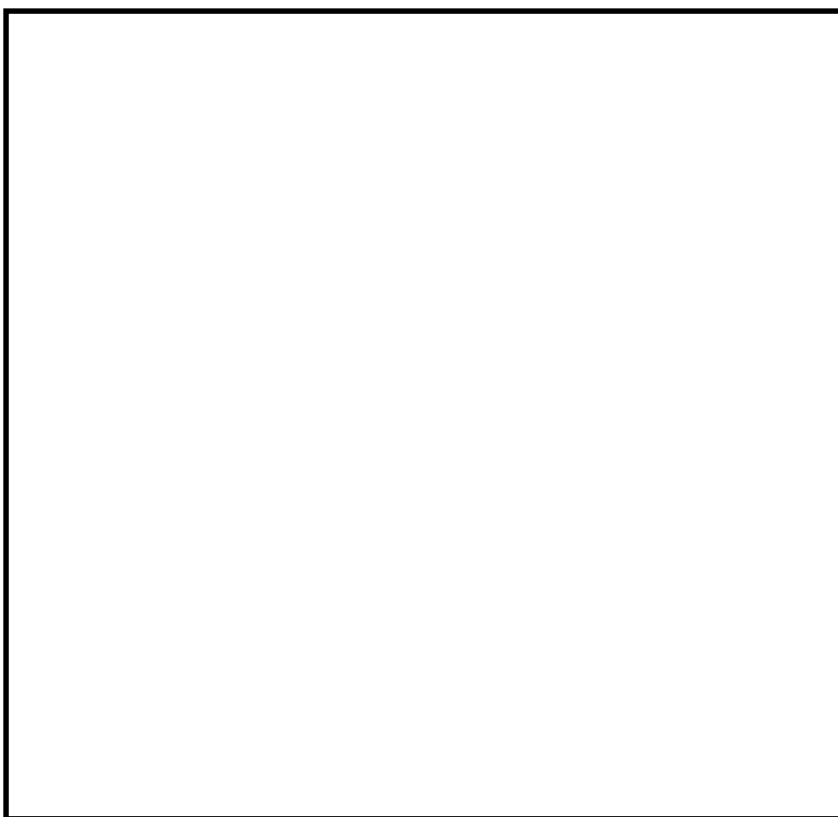
第 4 図 原子炉建屋 3 階及び原子炉建屋付属棟 4 階の  
操作場所及びアクセスルート



第 5 図 原子炉建屋 4 階の操作場所及びアクセスルート



第 6 図 原子炉建屋 5 階



第 7 図 原子炉建屋 6 階

## 補足 11 線量評価に用いた気象データについて

## 1. はじめに

新規制基準適合性に係る設置変更許可申請に当たっては、東海第二発電所敷地内で 2005 年度に観測された風向、風速等を用いて線量評価を行っている。本補足資料では、2005 年度の気象データを用いて線量評価することの妥当性について説明する。

## 2. 設置変更許可申請において 2005 年度の気象データを用いた理由

新規制基準適合性に係る設置変更許可申請に当り、添付書類十に新たに追加された炉心損傷防止対策の有効性評価で、格納容器圧力逃がし装置を使用する場合の敷地境界における実効線量の評価が必要となった。その際、添付書類六に記載している 1981 年度の気象データの代表性について、申請準備時点の最新気象データを用いて確認したところ、代表性が確認できなかった。このため、平常時線量評価用の風洞実験結果（原子炉熱出力向上の検討の一環で準備）※が整備されている 2005 年度の気象データについて、申請時点での最新気象データにて代表性を確認した上で、安全解析に用いる気象条件として適用することにした。これに伴い、添付書類九（通常運転時の線量評価）、添付書類十（設計基準事故時の線量評価）の安全解析にも適用し、評価を見直すこととした（参考 1 参照）。

※：線量評価には「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」（以下、気象指針という。）に基づき統計処理された気象データを用いる。また、気象データのほかに放射性物質の放出量、排気筒高さ等のプラントデータ、評価点までの距離、排気筒有効高さ（風洞実験結果）等のデータが必要となる。

風洞実験は平常時、事故時の放出源高さで平地実験、模型実験を行い排気筒の有効高さを求めている。平常時の放出源高さの設定に当たっては、吹上げ高さを考慮しており、吹上げ高さの計算に 2005 年度の気象データ（風向別風速逆数の平均）を用いている。

これは、2011 年 3 月以前、東海第二発電所において、次のように 2005 年度の気象データを用いて原子炉熱出力の向上について検討していたことによる。

原子炉熱出力向上に伴い添付書類九の通常運転時の線量評価条件が変更になること（主蒸気流量の 5% 増による冷却材中のよう素濃度減少により、換気系からの気体状よう素放出量の減少等、参考 2 参照）、また、南南東方向（常陸那珂火力発電所方向）、北東方向（海岸方向）の線量評価地点の追加も必要であったことから、中立の大気安定度の気流条件での風洞実験を新たに規定した「(社) 日本原子力学会標準 発電用原子炉施設の安全解析における放出源の有効高さを求めるための風洞実験実施基準：2003」に基づき、使用済燃料乾式貯蔵建屋、固体廃棄物作業建屋等の当初の風洞実験（1982 年）以降に増設された建屋も反映し、2005 年度の気象データを用いて風洞実験（参考 3 参照）を実施した。

東海第二発電所の添付書類九では、廃止措置中の東海発電所についても通常運転状態を仮定した線量評価を行っている。この評価においては、1981 年度と 2005 年度の気象データから吹上げ高さを加えて評価した放出源高さの差異が、人の居住を考慮した線量評価点のうち線量が最大となる評価点に向かう風向を含む主要風向において僅かであったため、従来の風洞実験（1982 年）の結果による有効高さをを用いることにした（参考 4 参照）。



### 3. 2005 年度の気象データを用いて線量評価することの妥当性

線量評価に用いる気象データについては、気象指針に従い統計処理された 1 年間の気象データを使用している。気象指針（参考参照）では、その年の気象がとくに異常であるか否かを最寄の気象官署の気象資料を用いて調査することが望ましいとしている。

以上のことから、2005 年度の気象データを用いることの妥当性を最新の気象データと比較し、以下について確認する。

- ・ 想定事故時の線量計算に用いる相対濃度
- ・ 異常年検定

### 4. 想定事故時の線量計算に用いる相対濃度と異常年検定の評価結果

#### (1) 想定事故時の線量計算に用いる相対濃度の最新の気象との比較

想定事故時の線量計算に用いる相対濃度について、線量評価に用いる気象（2005 年度）と最新の気象（2015 年度）との比較を行った。その結果、2005 年度気象での相対濃度<sup>※2</sup>は  $2.01 \times 10^{-6} \text{ s/m}^3$ 、2015 年度気象では  $2.04 \times 10^{-6} \text{ s/m}^3$  である。2005 年度に対し 2015 年度の相対濃度は約 1% の増加（気象指針に記載の相対濃度の年変動の範囲 30% 以内）であり、2005 年度の気象データに特異性はない。

※2 排気筒放出における各方位の 1 時間ごとの気象データを用いた年間の相対濃度を小さい方から累積し、その累積頻度が 97% に当たる相対濃度を算出し、各方位の最大値を比較

#### (2) 異常年検定

##### a. 検定に用いた観測記録

検定に用いた観測記録は第 1 表のとおりである。

なお、参考として、最寄の気象官署（水戸地方気象台、小名浜特別地域

気象観測所) の観測記録についても使用した。

第 1 表 検定に用いた観測記録

検定年	統計年※ <sup>3</sup>	観測地点※ <sup>4</sup>
2005 年度： 2005 年 4 月 ～ 2006 年 3 月	① 2001 年 4 月～2013 年 3 月 (申請時最新 10 年の気象データ)	・敷地内観測地点 (地上高 10m, 81m, 140m)
	② 2004 年 4 月～2016 年 3 月 (最新 10 年の気象データ)	・敷地内観測地点 (地上高 10m, 81m, 140m)  <参考> ・水戸地方気象台 ・小名浜特別地域気象観測所

※<sup>3</sup> 2006 年度は気象データの欠測率が高いため統計年から除外

※<sup>4</sup> 敷地内観測地点地上 81m は東海発電所の排気筒付近のデータであるが、気象の特異性を確認するため評価

b. 検定方法

不良標本の棄却検定に関する F 分布検定の手順により異常年検定を行った (参考 5 参照)。

c. 検定結果 (①～⑯ 棄却検定表参照)

検定結果は第 2 表のとおりであり、最新の気象データ (2004 年 4 月～2016 年 3 月) を用いた場合でも、有意水準 (危険率) 5% での棄却数は少なく、有意な増加はない。また、最寄の気象官署の気象データにおいても、有意水準 (危険率) 5% での棄却数は少なく、2005 年度の気象データは異常年とは判断されない。

第 2 表 検定結果

検定年	統計年 <sup>※5</sup>	棄却数				
		敷地内観測地点			参 考	
		地上高 10m	地上高 81m <sup>※6</sup>	地上高 140m	水戸地方 気象台	小名浜特 別地域気 象観測所
2005 年度	①	1 個	0 個	3 個	—	—
	②	3 個	1 個	4 個	1 個	3 個

※5 ①：2001 年 4 月～2013 年 3 月（申請時最新 10 年の気象データ）

②：2004 年 4 月～2016 年 3 月（最新 10 年の気象データ）

2006 年度は気象データの欠測率が高いため統計年から除外

※6 敷地内観測地点地上 81m は東海発電所の排気筒付近のデータであるが、気象の特異性を確認するため評価

#### 5. 異常年検定による棄却項目の線量評価に与える影響

異常年検定については、風向別出現頻度 17 項目、風速階級別出現頻度 10 項目についてそれぞれ検定を行っている。

線量評価に用いる気象(2005 年度)を最新の気象データ(2004 年 4 月～2016 年 3 月)にて検定した結果、最大の棄却数は地上高 140m の観測地点で 27 項目中 4 個であった。棄却された項目について着目すると、棄却された項目は全て風向別出現頻度であり、その方位は ENE, E, ESE, SSW である。

ここで、最新の気象データを用いた場合の線量評価への影響を確認するため、棄却された各風向の相対濃度について、2005 年度と 2015 年度を第 3 表のとおり比較した。

E N E, E, E S Eについては2005年度に対し2015年度は0.5倍～0.9倍程度の相対濃度となり、2005年度での評価は保守的な評価となっており、線量評価結果への影響を与えない。なお、S S Wについては2005年度に対し2015年度は約1.1倍の相対濃度とほぼ同等であり、また、S S Wは頻度が比較的low相対濃度の最大方位とはならないため線量評価への影響はない。

第3表 棄却された各風向の相対濃度の比較結果

風向	相対濃度 <sup>※7</sup> (s/m <sup>3</sup> ) (2005年度) : A	相対濃度 <sup>※7</sup> (s/m <sup>3</sup> ) (2015年度) : B	比 (B/A)
E N E	$1.456 \times 10^{-6}$	$1.258 \times 10^{-6}$	0.864
E	$1.982 \times 10^{-6}$	$1.010 \times 10^{-6}$	0.510
E S E	$1.810 \times 10^{-6}$	$1.062 \times 10^{-6}$	0.587
S S W	$1.265 \times 10^{-6}$	$1.421 \times 10^{-6}$	1.123

※7 燃料集合体落下事故を想定した排気筒放出における、各方位の1時間ごとの気象データを用いた年間の相対濃度を小さい方から累積し、その累積頻度が97%に当たる相対濃度を算出

## 6. 結 論

2005年度の気象データを用いることの妥当性を最新の気象データとの比較により評価した結果は以下のとおり。

- (1) 想定事故時の線量計算に用いる相対濃度について、線量評価に用いる気象(2005年度)と最新の気象(2015年度)での計算結果について比較を行った結果、気象指針に記載されている相対濃度の年変動(30%以内)の範囲に収まり、2005年度の気象データに特異性はない。
- (2) 2005年度の気象データについて申請時の最新気象データ(2001年4月～

2013年3月)及び最新気象データ(2004年4月～2016年3月)で異常年検定を行った結果、棄却数は少なく、有意な増加はない。また、気象指針にて調査することが推奨されている最寄の気象官署の気象データにおいても、2005年度の気象データは棄却数は少なく、異常年とは判断されない。

(3) 異常年検定にて棄却された風向の相対濃度については、最新気象データと比べて保守的、あるいは、ほぼ同等となっており、線量評価結果への影響を与えない。

以上より、2005年度の気象データを線量評価に用いることは妥当である。

## ① 棄却検定表（風向）（標高148m）

観測場所：敷地内A地点（標高148m，地上高140m）（％）

統計年 風向	2001	2002	2003	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均値	検定年 2005	棄却限界（5％）		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
N	3.96	5.85	3.78	3.40	5.01	4.27	4.11	4.62	4.43	4.50	4.39	3.52	6.02	2.77	○
NNE	8.89	8.15	6.91	6.22	11.41	13.51	18.30	14.74	15.31	14.20	11.76	6.67	21.42	2.11	○
NE	19.71	24.49	23.29	18.45	18.06	20.80	16.75	14.99	14.71	13.60	18.49	18.41	27.13	9.84	○
ENE	8.31	8.38	10.04	8.97	7.09	6.97	5.51	5.25	5.40	4.10	7.00	9.80	11.55	2.46	○
E	4.39	3.76	4.56	4.42	4.59	4.14	3.49	3.17	3.13	1.70	3.74	5.55	5.88	1.59	○
ESE	2.79	2.86	2.93	2.99	2.32	2.85	2.26	2.26	2.22	2.20	2.57	3.66	3.37	1.76	×
SE	2.90	2.61	2.95	2.66	2.15	2.85	2.59	2.74	2.82	3.00	2.73	3.09	3.31	2.14	○
SSE	3.35	3.34	3.74	3.54	3.69	3.73	4.18	4.89	4.68	5.50	4.06	3.32	5.80	2.33	○
S	5.00	4.13	5.02	6.63	6.33	5.38	5.19	6.03	5.83	7.00	5.65	4.99	7.72	3.59	○
SSW	3.79	3.56	4.35	5.02	4.54	4.55	4.43	5.35	4.76	5.70	4.61	3.13	6.15	3.06	○
SW	4.32	4.90	4.93	5.16	3.92	3.40	4.53	5.16	5.76	5.40	4.75	3.67	6.44	3.06	○
WSW	4.38	4.09	3.53	4.31	4.66	3.29	4.11	4.67	4.07	4.70	4.18	4.25	5.31	3.05	○
W	5.44	4.16	4.23	4.65	3.89	3.81	4.47	5.55	4.26	4.40	4.49	5.13	5.88	3.09	○
WNW	5.95	5.05	6.19	6.71	5.87	6.13	6.26	6.05	6.37	6.30	6.09	7.65	7.12	5.06	×
NW	7.95	7.42	7.60	9.12	9.02	8.06	7.95	7.99	8.94	10.10	8.42	9.54	10.41	6.42	○
NNW	7.63	6.60	5.19	6.97	7.03	5.86	4.90	5.27	5.98	6.60	6.20	6.53	8.35	4.05	○
CALM	1.24	0.65	0.75	0.76	0.42	0.39	0.98	1.26	1.32	1.2	0.90	1.10	1.73	0.06	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し，2001年度を追加した。

## ② 棄却検定表（風速）（標高148m）

観測場所：敷地内A地点（標高148m，地上高140m）（％）

統計年 風速(m/s)	2001	2002	2003	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均値	検定年 2005	棄却限界（5％）		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
0.0～0.4	1.24	0.65	0.75	0.76	0.42	0.39	0.98	1.26	1.32	1.20	0.90	1.10	1.73	0.06	○
0.5～1.4	6.70	5.19	5.56	6.43	5.00	4.91	6.14	6.91	6.97	7.40	6.12	6.99	8.26	3.98	○
1.5～2.4	10.58	8.92	9.61	11.42	8.63	9.44	10.82	11.16	10.43	11.00	10.20	11.28	12.53	7.87	○
2.5～3.4	12.17	11.15	12.55	13.72	11.36	12.24	11.61	12.66	12.49	12.40	12.24	14.10	13.99	10.48	×
3.5～4.4	12.57	12.25	12.80	13.58	12.63	13.41	13.26	12.52	12.24	12.10	12.74	13.85	13.97	11.51	○
4.5～5.4	11.54	10.97	11.30	12.07	13.08	12.09	12.67	13.40	12.60	11.00	12.07	12.03	14.11	10.03	○
5.5～6.4	10.66	9.62	10.10	9.68	11.98	10.33	10.78	10.64	10.24	10.00	10.40	9.92	12.02	8.79	○
6.5～7.4	7.67	8.18	8.82	7.95	8.74	8.28	8.19	8.89	8.08	8.60	8.34	7.40	9.30	7.38	○
7.5～8.4	6.17	7.68	7.35	5.34	6.97	7.05	5.91	6.39	6.28	7.30	6.64	5.51	8.40	4.89	○
8.5～9.4	5.14	6.84	6.01	5.03	5.60	4.77	5.03	4.82	5.52	6.00	5.48	4.82	7.03	3.92	○
9.5以上	15.56	18.54	15.15	14.02	15.61	17.08	14.61	11.35	13.84	13.00	14.88	13.00	19.70	10.05	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し，2001年度を追加した。

## ③ 棄却検定表（風向）（標高89m）

観測場所：敷地内A地点（標高 89m，地上高 81m）（%）

統計年 風向	2001	2002	2003	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
N	4.09	4.59	3.42	3.25	4.84	4.64	4.84	5.88	5.68	5.5	4.67	3.79	6.79	2.56	○
NNE	8.41	7.81	7.03	6.03	10.15	12.15	17.45	14.51	16.54	14.50	11.46	6.60	21.28	1.64	○
NE	17.97	21.91	21.50	17.51	16.08	19.04	16.64	13.25	12.20	11.40	16.75	17.88	25.36	8.14	○
ENE	7.76	8.22	9.86	7.84	6.78	7.22	5.33	4.72	3.74	3.30	6.48	8.95	11.52	1.44	○
E	3.34	3.80	4.30	4.02	4.35	4.18	3.00	2.48	2.26	1.80	3.35	4.32	5.55	1.16	○
ESE	2.40	2.79	2.47	2.75	2.29	2.79	2.30	2.05	1.83	1.70	2.34	2.77	3.26	1.42	○
SE	2.74	2.86	2.96	2.80	2.21	2.96	2.89	2.53	2.99	3.20	2.81	2.75	3.47	2.16	○
SSE	3.78	3.48	3.96	3.77	3.74	3.90	4.83	5.80	4.88	6.10	4.42	4.16	6.63	2.22	○
S	4.77	3.66	4.43	6.82	5.76	4.74	4.64	5.94	5.42	5.70	5.19	4.88	7.35	3.03	○
SSW	2.86	2.56	3.20	3.86	3.40	3.06	3.59	4.46	4.16	4.30	3.55	2.43	5.07	2.02	○
SW	3.26	3.62	3.42	3.63	3.07	2.30	2.96	3.33	4.04	4.10	3.37	2.64	4.63	2.11	○
WSW	3.32	3.33	3.11	3.09	3.28	2.75	3.08	3.37	3.10	3.80	3.22	3.08	3.87	2.58	○
W	4.53	4.08	4.57	4.17	4.04	3.59	4.13	5.19	4.29	4.40	4.30	4.58	5.30	3.30	○
WNW	8.29	7.52	8.02	9.03	7.66	7.81	8.17	8.29	8.59	8.70	8.21	9.14	9.34	7.08	○
NW	15.13	13.32	12.41	15.17	15.33	12.82	10.66	11.34	13.08	14.10	13.34	15.31	17.17	9.50	○
NNW	6.67	5.88	4.76	5.67	6.32	5.42	4.60	5.65	6.05	6.30	5.73	6.03	7.32	4.15	○
CALM	0.65	0.58	0.59	0.61	0.68	0.65	0.90	1.21	1.14	1.10	0.81	0.69	1.41	0.21	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し，2001年度を追加した。

## ④ 棄却検定表（風速）（標高89m）

観測場所：敷地内A地点（標高 89m，地上高 81m）（%）

統計年 風速(m/s)	2001	2002	2003	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
0.0～0.4	0.65	0.58	0.59	0.61	0.68	0.65	0.90	1.21	1.14	1.10	0.81	0.69	1.41	0.21	○
0.5～1.4	4.92	4.95	5.23	5.62	4.89	5.08	6.94	7.56	7.82	7.80	6.08	5.79	9.13	3.03	○
1.5～2.4	10.06	10.15	10.09	11.31	9.38	10.83	12.09	12.36	12.35	12.90	11.15	10.58	14.05	8.25	○
2.5～3.4	13.91	14.28	14.41	14.52	13.35	14.11	14.46	16.20	14.86	14.10	14.42	15.24	16.19	12.65	○
3.5～4.4	15.55	14.93	14.78	16.34	14.98	15.93	15.47	15.05	15.26	14.60	15.29	16.48	16.57	14.01	○
4.5～5.4	13.97	12.98	12.75	13.85	14.76	13.52	13.42	13.75	12.61	12.80	13.44	13.66	15.04	11.84	○
5.5～6.4	11.36	10.40	11.85	10.73	11.54	10.67	10.40	10.51	9.52	10.40	10.74	11.14	12.35	9.13	○
6.5～7.4	8.16	8.38	8.75	7.90	8.66	7.72	7.14	7.22	7.49	8.10	7.95	8.04	9.29	6.62	○
7.5～8.4	6.41	6.50	6.98	5.44	6.25	5.74	5.23	5.40	6.17	6.10	6.02	5.64	7.35	4.70	○
8.5～9.4	4.97	5.31	4.65	4.10	4.85	4.30	4.12	3.20	4.43	4.40	4.43	4.02	5.81	3.06	○
9.5以上	10.04	11.52	9.92	9.58	10.65	11.45	9.84	7.54	8.37	7.80	9.67	8.74	12.98	6.36	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し，2001年度を追加した。

## ⑤ 棄却検定表（風向）（標高18m）

観測場所：敷地内A地点（標高 18m，地上高 10m）（%）

統計年 風向	2001	2002	2003	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
N	3.29	3.24	2.85	2.50	2.57	2.17	2.52	2.81	2.62	2.40	2.70	2.15	3.54	1.85	○
NNE	12.39	12.29	12.11	10.30	7.29	9.57	11.21	9.18	11.62	8.50	10.45	9.93	14.64	6.26	○
NE	12.70	15.12	17.57	13.28	15.17	17.51	16.15	12.25	12.18	11.60	14.35	15.15	19.68	9.02	○
ENE	3.27	3.57	3.90	3.74	5.42	6.41	5.52	5.07	4.14	6.40	4.74	4.49	7.52	1.97	○
E	2.51	2.86	2.84	2.62	3.05	2.44	2.85	2.19	1.78	1.80	2.49	2.60	3.55	1.43	○
ESE	3.04	3.68	3.30	3.81	3.44	3.44	3.98	3.36	3.25	2.30	3.36	3.49	4.46	2.26	○
SE	5.14	5.79	5.80	5.63	4.29	4.37	4.59	5.21	4.53	4.60	5.00	5.73	6.40	3.59	○
SSE	4.00	3.66	3.99	5.62	5.03	4.47	4.63	6.32	5.73	6.00	4.95	4.59	7.16	2.73	○
S	2.41	2.22	2.63	3.85	3.68	3.79	3.25	4.55	3.54	4.20	3.41	2.31	5.25	1.57	○
SSW	3.52	3.26	3.07	3.20	3.19	2.35	3.28	3.64	3.38	3.40	3.23	2.36	4.06	2.40	×
SW	1.37	0.79	1.35	1.08	1.53	1.09	1.06	1.00	1.12	1.30	1.17	1.22	1.68	0.66	○
WSW	2.94	2.70	2.48	2.15	1.44	1.25	2.47	2.66	2.34	1.90	2.23	2.40	3.54	0.92	○
W	12.93	11.05	10.01	11.71	4.73	4.55	6.91	6.99	7.88	6.30	8.31	10.13	15.30	1.31	○
WNW	19.82	18.95	18.46	19.53	24.91	22.81	21.72	22.62	22.60	22.90	21.43	21.68	26.45	16.42	○
NW	6.86	6.86	6.03	6.52	9.65	8.87	6.09	7.67	8.35	10.90	7.78	7.42	11.65	3.91	○
NNW	2.97	2.92	2.33	2.61	3.51	3.10	2.43	2.87	3.04	3.50	2.93	2.65	3.87	1.99	○
CALM	0.82	1.03	1.29	1.85	1.11	1.82	1.35	1.6	1.9	2.00	1.48	1.69	2.46	0.49	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し、2001年度を追加した。

## ⑥ 棄却検定表（風速）（標高18m）

観測場所：敷地内A地点（標高 18m，地上高 10m）（%）

統計年 風速(m/s)	2001	2002	2003	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
0.0~0.4	0.82	1.03	1.29	1.85	1.11	1.82	1.35	1.60	1.90	2.00	1.48	1.69	2.46	0.49	○
0.5~1.4	12.24	12.79	13.24	14.96	14.40	15.93	13.88	15.83	15.92	16.70	14.59	15.14	18.20	10.98	○
1.5~2.4	30.43	30.39	28.56	31.22	32.03	33.39	32.69	32.91	33.15	31.40	31.62	32.77	35.24	28.00	○
2.5~3.4	22.23	21.48	21.80	22.97	21.70	21.95	23.48	23.08	23.60	21.90	22.42	20.88	24.29	20.55	○
3.5~4.4	10.85	10.91	11.31	9.77	10.95	10.88	10.69	11.19	10.19	10.70	10.74	10.16	11.83	9.66	○
4.5~5.4	7.69	8.16	9.27	6.25	6.89	6.66	7.22	6.75	6.01	7.10	7.20	7.09	9.49	4.91	○
5.5~6.4	5.21	6.40	6.23	4.34	4.69	4.15	3.91	3.58	4.17	4.50	4.72	4.79	6.97	2.46	○
6.5~7.4	4.20	4.07	3.92	3.30	3.31	2.25	2.60	2.02	2.44	2.60	3.07	3.01	4.96	1.18	○
7.5~8.4	2.84	2.51	2.18	2.34	2.24	1.20	1.70	1.39	1.25	1.60	1.93	2.29	3.28	0.57	○
8.5~9.4	1.77	1.12	1.07	1.33	1.24	0.86	1.20	0.72	0.60	0.70	1.06	1.09	1.90	0.22	○
9.5以上	1.70	1.13	1.13	1.67	1.45	0.90	1.30	0.94	0.75	0.80	1.18	1.10	1.99	0.36	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し、2001年度を追加した。



## ⑦ 棄却検定表（風向）（標高148m）

観測場所：敷地内A地点（標高148m，地上高140m）（%）

統計年 風向	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
N	3.40	5.01	4.27	4.11	4.62	4.43	4.50	4.48	4.38	5.20	4.44	3.52	5.60	3.28	○
NNE	6.22	11.41	13.51	18.30	14.74	15.31	14.10	11.42	14.59	20.56	14.02	6.67	23.32	4.72	○
NE	18.45	18.06	20.80	16.75	14.99	14.71	13.66	15.68	13.11	13.60	15.98	18.41	21.91	10.05	○
ENE	8.97	7.09	6.97	5.51	5.25	5.40	4.16	5.74	5.59	4.95	5.96	9.80	9.21	2.72	×
E	4.42	4.59	4.14	3.49	3.17	3.13	1.65	3.02	3.06	3.04	3.37	5.55	5.40	1.34	×
ESE	2.99	2.32	2.85	2.26	2.26	2.22	2.17	2.00	2.36	2.20	2.36	3.66	3.10	1.62	×
SE	2.66	2.15	2.85	2.59	2.74	2.82	2.98	2.99	2.79	2.26	2.69	3.09	3.36	2.01	○
SSE	3.54	3.69	3.73	4.18	4.89	4.68	5.52	4.76	5.29	5.12	4.54	3.32	6.23	2.85	○
S	6.63	6.33	5.38	5.19	6.03	5.83	6.96	6.48	5.87	5.76	6.04	4.99	7.36	4.73	○
SSW	5.02	4.54	4.55	4.43	5.35	4.76	5.68	6.07	4.89	5.45	5.08	3.13	6.37	3.78	×
SW	5.16	3.92	3.40	4.53	5.16	5.76	5.38	4.94	4.64	5.05	4.79	3.67	6.46	3.13	○
WSW	4.31	4.66	3.29	4.11	4.67	4.07	4.63	4.81	5.16	4.10	4.38	4.25	5.62	3.14	○
W	4.65	3.89	3.81	4.47	5.55	4.26	4.40	4.64	5.07	4.24	4.50	5.13	5.74	3.26	○
WNW	6.71	5.87	6.13	6.26	6.05	6.37	6.29	6.75	7.56	5.62	6.36	7.65	7.65	5.07	○
NW	9.12	9.02	8.06	7.95	7.99	8.94	10.14	8.95	9.69	6.99	8.68	9.54	10.90	6.47	○
NNW	6.97	7.03	5.86	4.90	5.27	5.98	6.57	6.52	5.08	4.81	5.90	6.53	7.92	3.88	○
CALM	0.76	0.42	0.39	0.98	1.26	1.32	1.21	0.75	0.88	1.04	0.90	1.10	1.68	0.12	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し，2004年度を追加した。

## ⑧ 棄却検定表（風速）（標高148m）

観測場所：敷地内A地点（標高148m，地上高140m）（%）

統計年 風速(m/s)	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
0.0~0.4	0.76	0.42	0.39	0.98	1.26	1.32	1.21	0.75	0.88	1.04	0.90	1.10	1.68	0.12	○
0.5~1.4	6.43	5.00	4.91	6.14	6.91	6.97	7.32	5.92	6.20	6.78	6.26	6.99	8.18	4.33	○
1.5~2.4	11.42	8.63	9.44	10.82	11.16	10.43	10.94	10.58	9.76	10.98	10.42	11.28	12.50	8.33	○
2.5~3.4	13.72	11.36	12.24	11.61	12.66	12.49	12.38	12.89	12.13	13.45	12.49	14.10	14.24	10.75	○
3.5~4.4	13.58	12.63	13.41	13.26	12.52	12.24	12.12	14.22	13.05	13.51	13.05	13.85	14.64	11.47	○
4.5~5.4	12.07	13.08	12.09	12.67	13.40	12.60	11.01	12.52	12.25	11.78	12.35	12.03	13.95	10.75	○
5.5~6.4	9.68	11.98	10.33	10.78	10.64	10.24	10.01	10.35	11.29	9.51	10.48	9.92	12.23	8.73	○
6.5~7.4	7.95	8.74	8.28	8.19	8.89	8.08	8.62	8.57	9.22	7.47	8.40	7.40	9.61	7.19	○
7.5~8.4	5.34	6.97	7.05	5.91	6.39	6.28	7.32	7.01	6.63	5.89	6.48	5.51	7.98	4.98	○
8.5~9.4	5.03	5.60	4.77	5.03	4.82	5.52	6.08	5.01	5.14	4.97	5.20	4.82	6.17	4.22	○
9.5以上	14.02	15.61	17.08	14.61	11.35	13.84	12.98	12.18	13.45	14.63	13.97	13.00	17.90	10.05	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し，2004年度を追加した。

## ⑨ 棄却検定表（風向）（標高89m）

観測場所：敷地内A地点（標高 89m，地上高 81m）（%）

統計年 風向	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
N	3.25	4.84	4.64	4.84	5.88	5.68	5.50	5.04	5.05	6.22	5.09	3.79	7.05	3.14	○
NNE	6.03	10.15	12.15	17.45	14.51	16.54	14.50	11.55	14.10	19.46	13.64	6.60	22.84	4.45	○
NE	17.51	16.08	19.04	16.64	13.25	12.20	11.40	14.95	13.31	12.28	14.67	17.88	20.77	8.56	○
ENE	7.84	6.78	7.22	5.33	4.72	3.74	3.30	5.73	4.21	4.52	5.34	8.95	8.97	1.71	○
E	4.02	4.35	4.18	3.00	2.48	2.26	1.80	2.89	2.33	2.47	2.98	4.32	5.11	0.85	○
ESE	2.75	2.29	2.79	2.30	2.05	1.83	1.70	2.17	2.07	1.91	2.19	2.77	3.04	1.33	○
SE	2.80	2.21	2.96	2.89	2.53	2.99	3.20	2.56	3.40	2.60	2.81	2.75	3.64	1.98	○
SSE	3.77	3.74	3.90	4.83	5.80	4.88	6.10	4.79	5.78	5.58	4.92	4.16	7.03	2.81	○
S	6.82	5.76	4.74	4.64	5.94	5.42	5.70	5.01	4.67	4.87	5.36	4.88	7.03	3.68	○
SSW	3.86	3.40	3.06	3.59	4.46	4.16	4.30	4.07	3.53	4.25	3.87	2.43	4.95	2.79	×
SW	3.63	3.07	2.30	2.96	3.33	4.04	4.10	3.45	3.38	3.56	3.38	2.64	4.63	2.13	○
WSW	3.09	3.28	2.75	3.08	3.37	3.10	3.80	3.50	4.06	3.23	3.33	3.08	4.23	2.42	○
W	4.17	4.04	3.59	4.13	5.19	4.29	4.40	4.66	4.76	4.26	4.35	4.58	5.39	3.31	○
WNW	9.03	7.66	7.81	8.17	8.29	8.59	8.70	9.54	10.05	7.43	8.53	9.14	10.51	6.54	○
NW	15.17	15.33	12.82	10.66	11.34	13.08	14.10	13.28	12.90	10.98	12.97	15.31	16.82	9.11	○
NNW	5.67	6.32	5.42	4.60	5.65	6.05	6.30	5.80	5.54	5.08	5.64	6.03	6.90	4.38	○
CALM	0.61	0.68	0.65	0.90	1.21	1.14	1.10	1.01	0.86	1.29	0.95	0.69	1.53	0.37	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し、2004年度を追加した。

## ⑩ 棄却検定表（風速）（標高89m）

観測場所：敷地内A地点（標高 89m，地上高 81m）（%）

統計年 風速(m/s)	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
0.0~0.4	0.61	0.68	0.65	0.90	1.21	1.14	1.10	1.01	0.86	1.29	0.95	0.69	1.53	0.37	○
0.5~1.4	5.62	4.89	5.08	6.94	7.56	7.82	7.80	7.41	6.47	7.60	6.72	5.79	9.42	4.01	○
1.5~2.4	11.31	9.38	10.83	12.09	12.36	12.35	12.90	12.41	11.84	13.06	11.85	10.58	14.46	9.24	○
2.5~3.4	14.52	13.35	14.11	14.46	16.20	14.86	14.10	15.47	15.34	15.31	14.77	15.24	16.74	12.80	○
3.5~4.4	16.34	14.98	15.93	15.47	15.05	15.26	14.60	15.94	15.26	14.65	15.35	16.48	16.71	13.98	○
4.5~5.4	13.85	14.76	13.52	13.42	13.75	12.61	12.80	12.85	13.64	12.56	13.38	13.66	15.00	11.75	○
5.5~6.4	10.73	11.54	10.67	10.40	10.51	9.52	10.40	10.94	10.49	9.78	10.50	11.14	11.84	9.16	○
6.5~7.4	7.90	8.66	7.72	7.14	7.22	7.49	8.10	7.38	8.49	7.34	7.74	8.04	9.01	6.48	○
7.5~8.4	5.44	6.25	5.74	5.23	5.40	6.17	6.10	4.94	5.67	5.51	5.64	5.64	6.66	4.63	○
8.5~9.4	4.10	4.85	4.30	4.12	3.20	4.43	4.40	4.20	3.89	4.42	4.19	4.02	5.22	3.16	○
9.5以上	9.58	10.65	11.45	9.84	7.54	8.37	7.80	7.44	8.05	8.47	8.92	8.74	12.21	5.63	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し、2004年度を追加した。

## ⑪ 棄却検定表（風向）（標高18m）

観測場所：敷地内A地点（標高 18m, 地上高 10m）（%）

統計年 風向	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
	上限		下限												
N	2.50	2.57	2.17	2.52	2.81	2.62	2.39	2.26	2.16	2.70	2.47	2.15	2.99	1.95	○
NNE	10.30	7.29	9.57	11.21	9.18	11.62	8.49	8.24	8.84	11.06	9.58	9.93	12.98	6.18	○
NE	13.28	15.17	17.51	16.15	12.25	12.18	11.58	12.60	12.33	13.45	13.65	15.15	18.32	8.98	○
ENE	3.74	5.42	6.41	5.52	5.07	4.14	6.39	7.34	6.61	7.12	5.78	4.49	8.65	2.90	○
E	2.62	3.05	2.44	2.85	2.19	1.78	1.78	2.84	2.14	3.40	2.51	2.60	3.79	1.23	○
ESE	3.81	3.44	3.44	3.98	3.36	3.25	2.38	3.01	3.47	2.82	3.30	3.49	4.40	2.19	○
SE	5.63	4.29	4.37	4.59	5.21	4.53	4.58	4.04	4.56	4.03	4.58	5.73	5.76	3.40	○
SSE	5.62	5.03	4.47	4.63	6.32	5.73	6.01	4.96	4.74	5.63	5.31	4.59	6.81	3.82	○
S	3.85	3.68	3.79	3.25	4.55	3.54	4.20	3.69	3.42	3.50	3.75	2.31	4.66	2.84	×
SSW	3.20	3.19	2.35	3.28	3.64	3.38	3.39	3.47	3.14	3.32	3.23	2.36	4.05	2.42	×
SW	1.08	1.53	1.09	1.06	1.00	1.12	1.27	1.47	1.34	1.78	1.27	1.22	1.88	0.67	○
WSW	2.15	1.44	1.25	2.47	2.66	2.34	1.91	1.97	2.52	1.97	2.07	2.40	3.16	0.97	○
W	11.71	4.73	4.55	6.91	6.99	7.88	6.34	5.87	6.41	5.74	6.71	10.13	11.52	1.91	○
WNW	19.53	24.91	22.81	21.72	22.62	22.60	22.88	22.63	24.11	20.77	22.46	21.68	26.09	18.83	○
NW	6.52	9.65	8.87	6.09	7.67	8.35	10.93	9.78	9.37	7.93	8.51	7.42	12.10	4.93	○
NNW	2.61	3.51	3.10	2.43	2.87	3.04	3.49	4.17	3.20	3.09	3.15	2.65	4.32	1.98	○
CALM	1.85	1.11	1.82	1.35	1.60	1.90	2.00	1.68	1.64	1.70	1.66	1.69	2.30	1.03	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し、2004年度を追加した。

## ⑫ 棄却検定表（風速）（標高18m）

観測場所：敷地内A地点（標高 18m, 地上高 10m）（%）

統計年 風速(m/s)	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
	上限		下限												
0.0~0.4	1.85	1.11	1.82	1.35	1.60	1.90	2.00	1.68	1.64	1.70	1.66	1.69	2.30	1.03	○
0.5~1.4	14.96	14.40	15.93	13.88	15.83	15.92	16.73	15.60	15.63	16.08	15.50	15.14	17.51	13.48	○
1.5~2.4	31.22	32.03	33.39	32.69	32.91	33.15	31.38	32.64	33.04	31.24	32.37	32.77	34.35	30.39	○
2.5~3.4	22.97	21.70	21.95	23.48	23.08	23.60	21.94	22.79	24.23	23.94	22.97	20.88	25.05	20.88	×
3.5~4.4	9.77	10.95	10.88	10.69	11.19	10.19	10.67	11.34	11.65	11.54	10.89	10.16	12.28	9.49	○
4.5~5.4	6.25	6.89	6.66	7.22	6.75	6.01	7.06	7.04	6.89	7.48	6.83	7.09	7.87	5.79	○
5.5~6.4	4.34	4.69	4.15	3.91	3.58	4.17	4.48	3.78	3.36	4.17	4.06	4.79	5.04	3.09	○
6.5~7.4	3.30	3.31	2.25	2.60	2.02	2.44	2.63	2.19	1.59	1.93	2.43	3.01	3.75	1.10	○
7.5~8.4	2.34	2.24	1.20	1.70	1.39	1.25	1.55	1.37	0.94	1.05	1.50	2.29	2.62	0.39	○
8.5~9.4	1.33	1.24	0.86	1.20	0.72	0.60	0.72	0.71	0.47	0.49	0.83	1.09	1.58	0.09	○
9.5以上	1.67	1.45	0.90	1.30	0.94	0.75	0.84	0.86	0.56	0.37	0.96	1.10	1.91	0.01	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し、2004年度を追加した。

## ⑬ 棄却検定表（風向）（水戸地方気象台）

観測場所：水戸地方気象台(%)

統計年 風向	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
N	15.34	17.09	18.48	14.84	16.36	17.58	14.82	13.31	12.53	11.75	15.21	13.38	20.47	9.95	○
NNE	6.78	6.87	8.19	7.57	7.63	7.52	7.05	7.07	6.68	7.83	7.32	6.68	8.51	6.13	○
NE	6.22	6.14	8.14	9.37	6.51	7.25	6.82	6.01	6.65	8.23	7.13	7.36	9.76	4.51	○
ENE	8.70	8.79	9.94	10.20	7.40	7.33	7.71	9.20	8.31	8.81	8.64	9.50	10.97	6.30	○
E	9.92	9.38	10.94	9.26	8.55	7.28	6.49	9.98	8.95	8.87	8.96	10.92	12.05	5.87	○
ESE	4.37	3.22	5.08	3.38	4.19	3.72	4.02	3.43	3.79	3.81	3.90	4.41	5.21	2.60	○
SE	3.11	3.02	3.38	3.05	2.99	3.05	3.74	2.82	2.95	3.07	3.12	2.91	3.74	2.50	○
SSE	1.30	1.50	1.12	1.15	1.29	1.47	1.36	1.10	1.28	1.17	1.27	1.43	1.61	0.94	○
S	2.99	2.43	1.56	2.49	2.82	2.74	2.98	2.96	2.17	2.47	2.56	1.96	3.62	1.50	○
SSW	5.32	5.83	4.64	5.28	6.78	6.32	6.22	5.78	5.79	6.40	5.84	4.24	7.34	4.33	×
SW	5.47	4.84	3.40	3.77	4.86	5.08	4.00	4.01	3.92	3.97	4.33	4.20	5.93	2.73	○
WSW	2.97	3.28	2.61	2.74	3.62	2.91	3.41	3.21	3.66	3.56	3.20	3.26	4.09	2.31	○
W	3.18	2.86	2.83	2.84	3.49	3.07	3.70	3.27	4.34	2.82	3.24	3.81	4.40	2.08	○
WNW	2.75	2.57	2.17	1.72	1.84	2.24	2.89	2.56	2.54	1.59	2.29	3.17	3.35	1.22	○
NW	6.63	5.69	3.15	4.59	4.86	4.11	6.10	6.47	7.06	5.48	5.41	7.67	8.34	2.49	○
NNW	13.20	14.77	12.63	16.29	15.44	16.86	17.84	17.99	18.01	19.29	16.23	13.36	21.45	11.01	○
CALM	1.75	1.73	1.74	1.45	1.36	1.47	0.83	0.85	1.38	0.87	1.34	1.74	2.22	0.46	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し、2004年度を追加した。

## ⑭ 棄却検定表（風速）（水戸地方気象台）

観測場所：水戸地方気象台(%)

統計年 風速(m/s)	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
0.0~0.4	1.75	1.73	1.74	1.45	1.36	1.47	0.83	0.85	1.38	0.87	1.34	1.74	2.22	0.46	○
0.5~1.4	33.41	35.08	36.96	37.22	32.05	33.83	31.50	32.61	32.82	26.35	33.18	35.02	40.51	25.85	○
1.5~2.4	29.63	29.88	30.31	28.20	30.41	29.79	31.92	31.80	30.66	35.10	30.77	29.14	35.18	26.36	○
2.5~3.4	16.75	17.72	16.28	15.96	17.80	16.66	16.03	16.83	16.86	17.36	16.83	16.52	18.36	15.29	○
3.5~4.4	9.81	9.42	8.08	8.85	9.43	9.50	9.63	9.81	10.24	11.26	9.60	10.01	11.57	7.63	○
4.5~5.4	4.93	3.73	3.76	4.08	4.11	4.18	5.29	4.44	4.23	4.93	4.37	4.93	5.61	3.13	○
5.5~6.4	2.05	1.30	1.53	2.14	2.59	2.17	2.47	1.80	1.97	2.78	2.08	1.84	3.18	0.98	○
6.5~7.4	0.96	0.63	0.51	1.14	1.19	1.13	1.25	0.82	1.14	0.98	0.98	0.46	1.57	0.38	○
7.5~8.4	0.41	0.26	0.31	0.46	0.53	0.56	0.67	0.39	0.43	0.20	0.42	0.19	0.76	0.08	○
8.5~9.4	0.18	0.15	0.18	0.21	0.29	0.37	0.24	0.21	0.18	0.08	0.21	0.09	0.40	0.02	○
9.5以上	0.11	0.11	0.34	0.30	0.25	0.34	0.16	0.43	0.08	0.09	0.22	0.06	0.52	0.00	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し、2004年度を追加した。

## ⑮ 棄却検定表（風向）（小名浜気象観測所）

観測場所：小名浜気象観測所(%)

統計年 風向	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
	上限		下限												
N	15.61	18.08	19.49	16.90	17.05	16.58	16.86	16.92	16.52	18.76	17.28	14.97	20.03	14.53	○
NNE	9.51	9.46	11.94	13.36	9.44	11.36	9.70	10.37	9.91	12.46	10.75	9.71	14.14	7.36	○
NE	5.07	5.21	5.40	6.15	5.19	4.83	5.89	5.79	5.13	5.70	5.44	4.45	6.44	4.43	○
ENE	1.70	2.19	2.22	2.20	2.22	1.88	2.00	2.43	2.69	2.79	2.23	1.89	3.03	1.43	○
E	2.15	2.92	2.36	2.48	2.38	2.37	1.90	2.42	2.68	2.52	2.42	2.17	3.07	1.76	○
ESE	1.32	1.95	2.02	1.75	1.78	1.60	1.68	2.15	2.14	1.88	1.83	1.77	2.44	1.22	○
SE	2.96	2.68	2.94	2.19	2.64	2.86	2.81	2.98	2.96	2.60	2.76	3.36	3.35	2.18	×
SSE	5.80	4.93	4.51	4.91	5.09	5.79	5.05	4.80	4.77	4.66	5.03	6.02	6.07	3.99	○
S	11.32	9.73	8.58	9.45	11.91	10.63	10.26	8.92	9.93	12.47	10.32	10.33	13.33	7.31	○
SSW	7.56	5.71	5.88	6.43	7.42	6.79	7.04	7.74	6.28	7.56	6.84	4.77	8.59	5.09	×
SW	2.13	1.79	1.58	2.68	2.70	2.29	2.70	2.79	3.04	1.79	2.35	1.69	3.55	1.15	○
WSW	0.95	0.82	1.05	1.13	0.97	0.97	1.18	1.11	1.07	1.15	1.04	0.95	1.30	0.78	○
W	1.80	1.70	1.58	1.70	1.44	1.71	1.50	1.42	1.75	1.46	1.61	1.89	1.94	1.27	○
WNW	4.70	4.69	3.84	3.98	3.98	4.36	4.28	4.43	4.94	2.88	4.21	6.05	5.60	2.82	×
NW	9.27	8.70	7.85	7.77	7.62	8.06	10.22	9.14	9.83	6.42	8.49	10.63	11.23	5.75	○
NNW	15.51	17.31	16.04	14.80	15.83	15.60	16.16	16.05	15.40	13.91	15.66	16.88	17.78	13.54	○
CALM	2.64	2.15	2.73	2.11	2.33	2.34	0.80	0.56	0.94	1.00	1.76	2.47	3.74	0.00	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し、2004年度を追加した。

## ⑯ 棄却検定表（風速）（小名浜気象観測所）

観測場所：小名浜気象観測所(%)

統計年 風速(m/s)	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
	上限		下限												
0.0~0.4	2.64	2.15	2.73	2.11	2.33	2.34	0.80	0.56	0.94	1.00	1.76	2.47	3.74	0.00	○
0.5~1.4	21.92	21.13	22.45	22.79	22.30	22.11	16.85	18.40	18.83	18.49	20.53	20.97	25.64	15.41	○
1.5~2.4	28.61	30.72	31.17	29.65	30.58	28.79	30.61	29.38	32.17	31.56	30.32	30.33	33.13	27.52	○
2.5~3.4	17.92	18.99	17.19	18.04	20.06	19.71	21.00	20.11	20.21	20.27	19.35	18.36	22.32	16.38	○
3.5~4.4	11.69	11.62	10.66	12.27	11.79	12.18	12.28	13.73	12.06	12.35	12.06	10.84	13.89	10.23	○
4.5~5.4	7.47	7.33	6.90	7.80	7.11	6.84	7.96	7.82	7.11	7.86	7.42	7.32	8.42	6.42	○
5.5~6.4	5.06	3.87	4.62	3.81	3.73	3.96	5.41	5.02	3.85	4.28	4.36	4.91	5.83	2.89	○
6.5~7.4	2.45	2.43	2.27	1.93	1.32	2.23	2.79	2.55	2.47	2.17	2.26	2.56	3.22	1.30	○
7.5~8.4	1.11	1.08	0.99	0.96	0.48	1.03	1.21	1.45	1.37	1.05	1.07	1.14	1.70	0.45	○
8.5~9.4	0.75	0.34	0.70	0.43	0.15	0.50	0.59	0.45	0.63	0.60	0.51	0.72	0.94	0.09	○
9.5以上	0.39	0.34	0.32	0.21	0.15	0.31	0.50	0.54	0.37	0.36	0.35	0.39	0.63	0.07	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し、2004年度を追加した。

「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」の解説 X. での記載

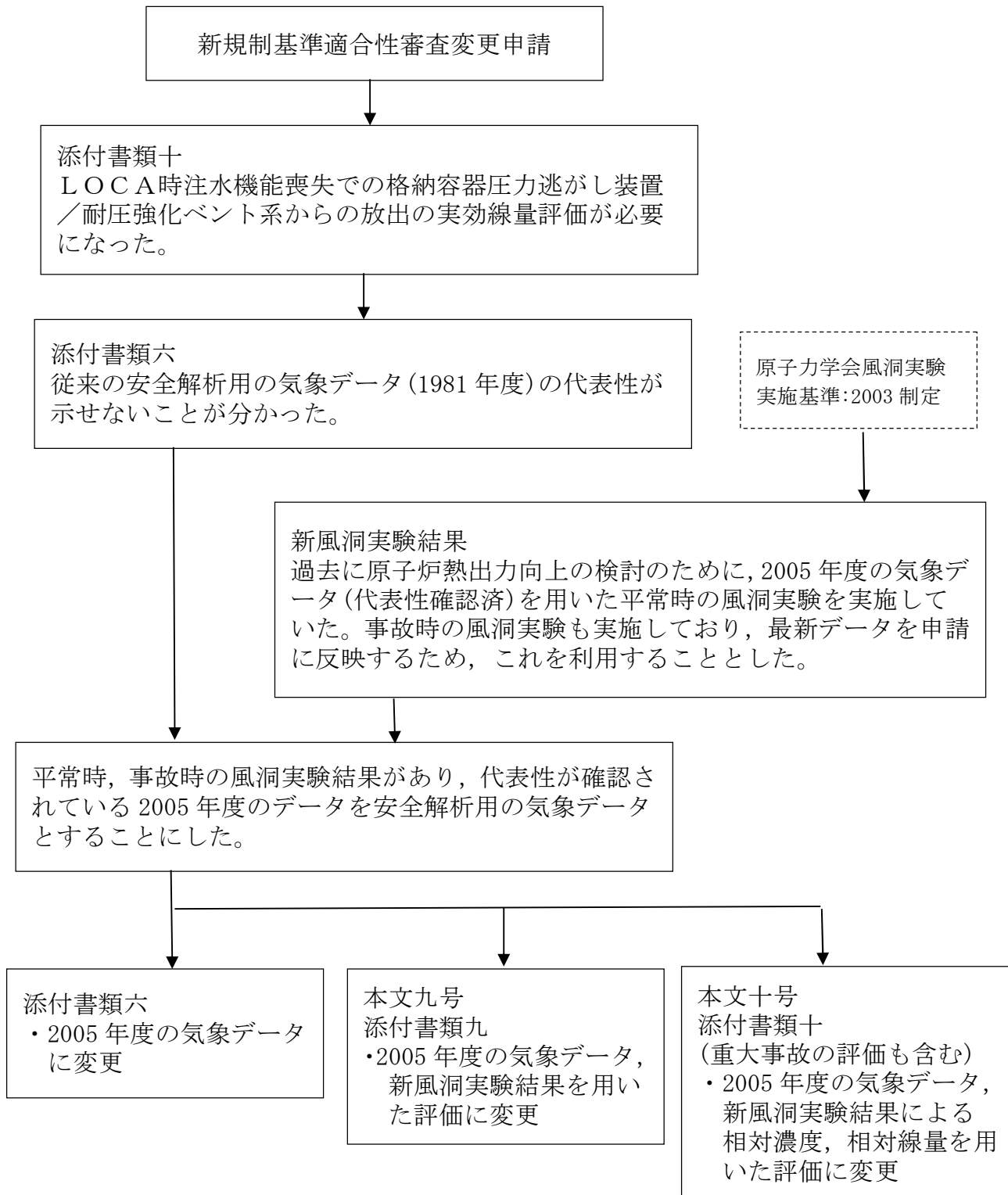
#### 1. 気象現象の年変動

気象現象は、ほぼ1年周期でくり返されているが、年による変動も存在する。このため、想定事故時の線量計算に用いる相対濃度についてその年変動を比較的長期にわたって調査してみると、相対濃度の平均値に対する各年の相対濃度の偏差の比は、30%以内であった。

このことから、1年間の気象資料にもとづく解析結果は、気象現象の年変動に伴って変動するものの、その程度はさほど大きくないので、まず、1年間の気象資料を用いて解析することとした。

その場合には、その年がとくに異常な年であるか否かを最寄の気象官署の気象資料を用いて調査することが望ましい。また、2年以上の気象資料が存在する場合には、これを有効に利用することが望ましい。

安全解析用気象データ及び風洞実験結果変更経緯について



## 平常時の気体状よう素放出量について

平常時の気体状よう素放出量の主要な放出経路である換気系からの放射性よう素放出量は、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」に基づき、換気系の漏えい係数に冷却材中の放射性よう素濃度を乗じて求めている。

一方、冷却材中の放射性よう素濃度は、次式により求めている。例えば、ここで主蒸気流量  $F S$  が増加した場合  $\gamma$  が増加するため、放射性よう素濃度は減少する。

$$I_i = 2.47 \cdot f \cdot Y_i \cdot \lambda_i^{0.5}$$

$$A_i = \frac{I_i}{M(\lambda_i + \beta + \gamma)}$$

$I_i$ : 核種  $i$  の炉心燃料からの漏えい率 (Bq/s)

$f$ : 全希ガス漏えい率 ( $1.11 \times 10^{10}$ )

$Y_i$ : 核種  $i$  の核分裂収率 (%)

$\lambda_i$ : 核種  $i$  の崩壊定数 ( $s^{-1}$ )

$A_i$ : 核種  $i$  の冷却材中濃度 (Bq/g)

$M$ : 冷却材保有量 (g)

$\beta$ : 原子炉冷却材浄化系のよう素除去率 ( $s^{-1}$ )

$$\beta = \left(1 - \frac{1}{DF}\right) \cdot \frac{FC}{M}$$

$DF$ : 原子炉冷却材浄化系の除染係数

$FC$ : 原子炉冷却材浄化系流量 (g/s)

$\gamma$ : よう素の主蒸気への移行率 ( $s^{-1}$ )

$$\gamma = CF \cdot \frac{FS}{M}$$

$CF$ : よう素の主蒸気中への移行割合

$FS$ : 主蒸気流量 (g/s)

前述の換気系の漏えい係数は変わらないため、放射性よう素濃度の減少に伴い気体状よう素放出量は減少する。



## 東海第二発電所風洞実験結果の概要について

風洞実験結果は、参考文献「東海第二発電所大気拡散風洞実験報告書」（平成 25 年 12 月，三菱重工業株式会社）で公開している。風洞実験結果の概要を以下に示す。

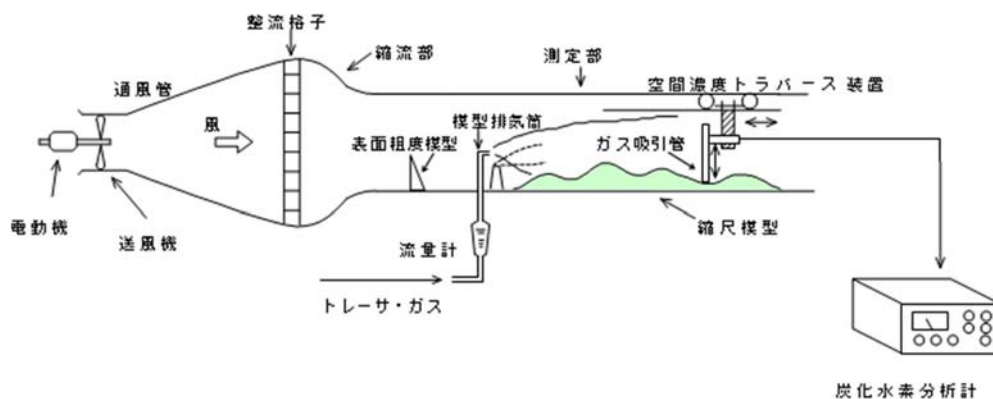
なお，風洞実験は「（社）日本原子力学会標準 発電用原子炉施設の安全解析における放出源の有効高さを求めるための風洞実験実施基準」（2003 年 6 月，社団法人 日本原子力学会）に基づき実施している。

その後，風洞実験実施基準:2003 は改訂され風洞実験実施基準:2009 が発刊されているが，実験の要求事項は変更されておらず，複雑地形の発電所で風洞実験で求めた有効高さを用いて大気拡散評価を行う際の留意点，野外拡散実験結果と野外拡散条件を模擬した風洞実験結果を用いて平地用の基本拡散式（ガウスプルーム拡散式）で評価した結果の比較等の参考事項が追加されたもので，2005 年に実施した風洞実験結果は風洞実験実施基準:2009 も満足している。

## 1. 実験手順

- (1) 大気安定度で中立（C～D）<sup>注）</sup>に相当する条件になるように風洞実験装置（第 1 図参照）内の気流（風速分布，乱流強度分布）を調整する（第 2 図参照）。
- (2) 排気筒有効高さを決定するスケールを作成するため，風洞実験装置内に縮尺模型を入れないで高度を変えて模型排気筒からトレーサガス（ $\text{CH}_4$ ）を放出し，地表濃度を測定する平地実験を実施する（第 3 図参照）。
- (3) 風洞実験装置内に縮尺模型（1/2,000，風下 10Km）を入れ，所定の高度の模型排気筒からトレーサガスを放出し，地表濃度を測定する模型実験

を行い平地実験結果と照合し、排気筒源有効高さを求める(第4図参照)。  
これにより、建屋、地形の大気拡散に及ぼす影響を把握する。



第1図 風洞実験装置

注) 風洞実験の気流条件を大気安定度で中立相当にする効果について

風洞実験装置内の気流は、風洞測定部入口付近に設置した表面粗度模型で調整している。初期の風洞実験では、アングル鋼等を用いて気流の乱れを与えており、中立よりも安定側の気流状態になっていたが、風洞実験の知見が蓄積されるに従い専用の表面粗度模型(スパイア)が製作、採用されるようになり、風洞実験実施基準を制定した時期には中立相当の気流状態に調整できるようになった。

このため、放出源高さが同じ事故時の排気筒有効高さを比較すると、1987年の風洞実験の80~110mに対し、今回は95~115mと高く評価されている。今回の風洞実験では中立の大気安定度(C~D)を再現したため、建屋模型がない平地の気流の乱れが大きくなり、建屋模型の追加により生じる気流の乱れの影響が相対的に小さく、見掛け上の放出源高さの減少が小さくなったためと推定される。前回は、D~Eの大気安定度に相当する気流の乱れであり、建屋模型の追加で生じる気流の乱れが大きく作用して、見掛け上の放出源高さの減少が大きくなったと考えられる。

一方、平常時の排気筒有効高さを比較すると、1987年の風洞実験の120~180mに対し、今回は150~220mと高く評価されている。これは、上記の気流の調整方法の違いによる影響に加え、気象データの変更及び吹出し速度の増加(14m/sから16m/sに増加)により模型実験時の放出源高さが大きくなった影響によると推定される。

図5及び図6に1987年の平地実験の結果、模型実験結果の一例を示す。

## 2. 放出源高さ

放出源高さは、事故時は通常の換気系は運転されないと想定し、排気筒実高  $H_{01}=H_s$ 、平常時は換気系の運転による吹上げ効果を考慮し、次式のように排気筒実高に吹上げ高さを加えた放出高さ  $H_{02}$  とする。ここで、 $1/U$ には、2005年度の気象データを用いた。第1表に風洞実験の放出源高さを示す。

$$H_{02} = H_s + \Delta H$$

$$\Delta H = 3 \frac{W}{U} D$$

$H_s$  : 排気筒実高 (m)

$D$  : 排気筒出口の内径 (m)

$W$  : 吹出し速度 (m/s)

$1/U$  : 風速逆数の平均 (s/m)

第1表 放出源高さ

風向	着目方位	風速逆数の平均 (s/m)	吹上げ高さ(m)	放出源高さ (GL m)	
				事故時	平常時
N	S	0.42	90.7	140	231
NNE	SSW	0.32	69.1	140	209
NE	SW	0.21	45.4	140	185
ENE	WSW	0.30	64.8	140	205
E	W	0.40	86.4	140	226
ESE	WNW	0.47	101.5	140	242
SE	NW	0.49	105.8	140	246
SSE	NNW	0.36	77.8	140	218
S	N	0.31	67.0	140	207
SSW	NNE	0.40	86.4	140	226
SW	NE	0.35	75.6	—	216
WSW	ENE	—	—	—	—
W	E	—	—	—	—
WNW	ESE	—	—	—	—
NW	SE	0.27	58.3	—	198
NNW	SSE	0.29	62.6	140	203
排気筒出口の内径 (m)				4.5	
吹出し速度 (m/s)				16.0	
排気筒高さ (GL) (m)				140.0	

\*1 風速逆数の平均 (2005年4月~2006年3月)

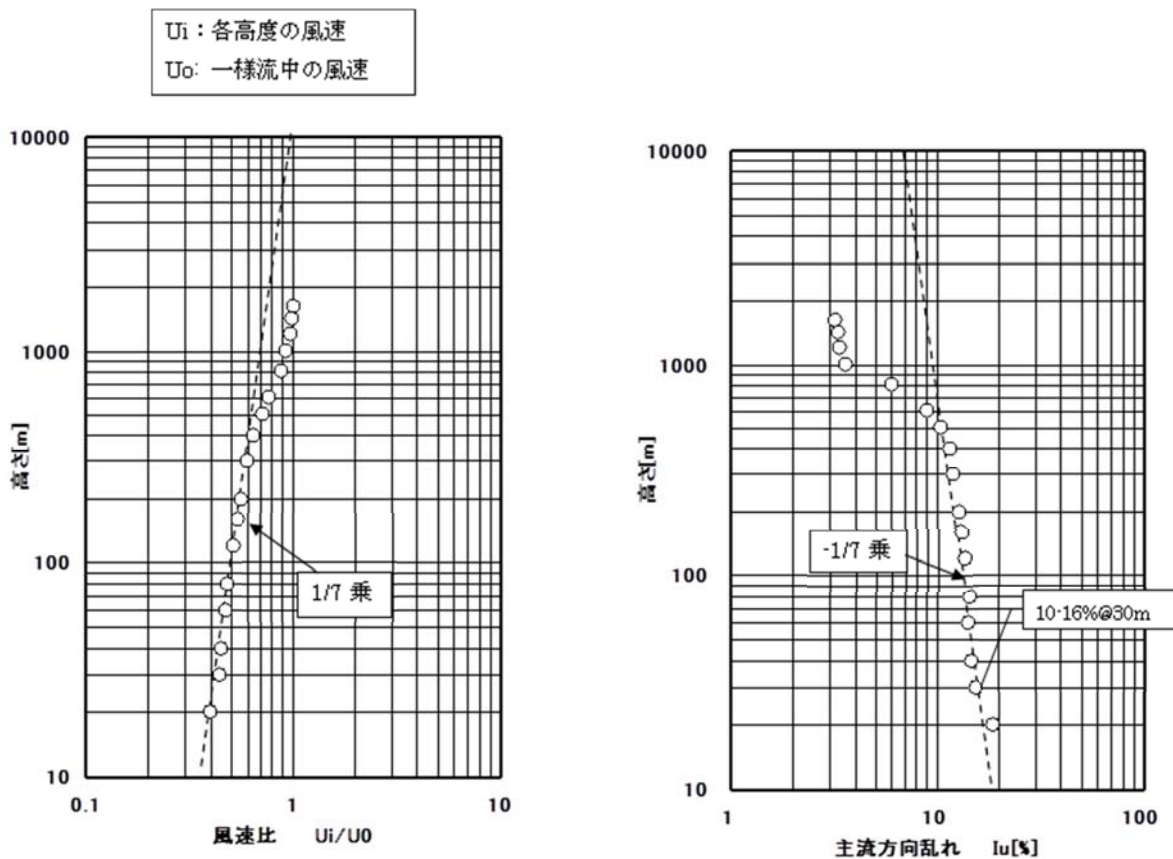
\*2 排気筒設置位置標高: EL 8m

## 3. 排気筒有効高さ

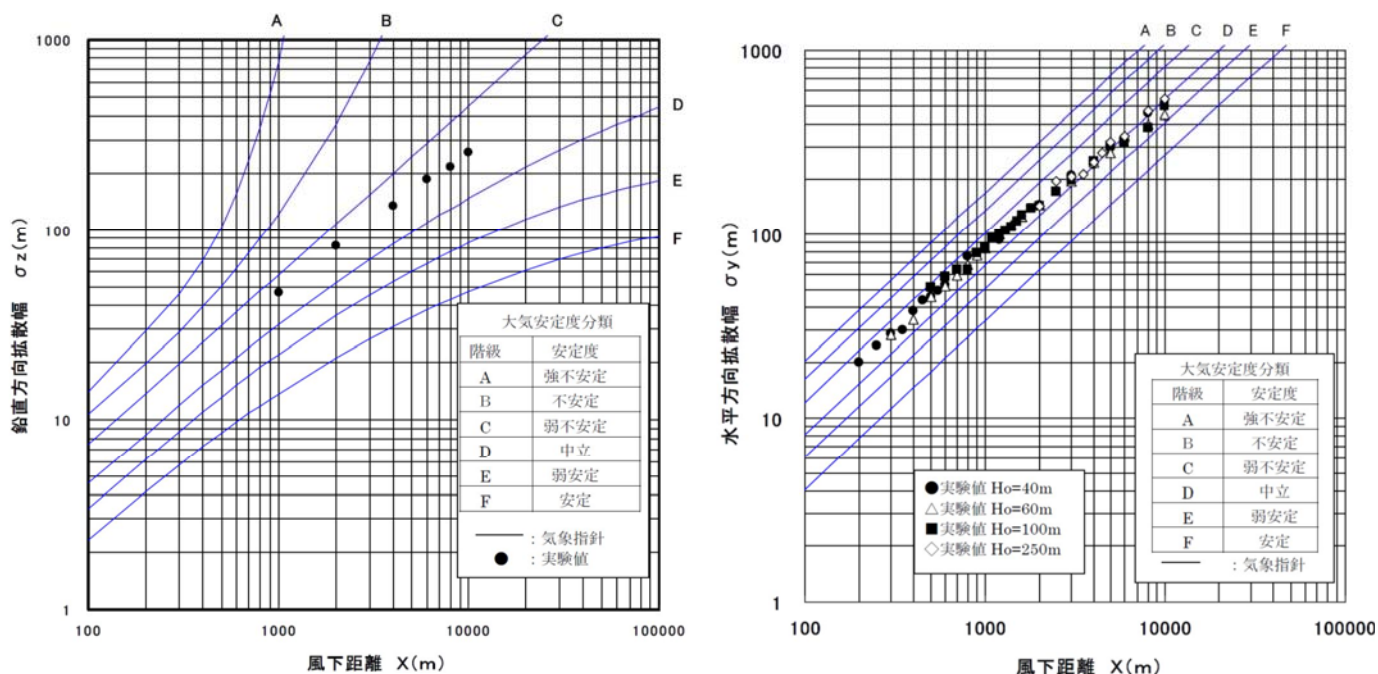
縮尺模型を入れない平地実験と縮尺模型を入れた模型実験（平常時及び事故時）の結果から、第4図のように求めた排気筒有効高さを第2表に示す。

第2表 排気筒有効高さ

風 向	着目方位	平常時			事故時		
		評価地点 (m)	放出源高さ (m)	有効高さ (m)	評価地点 (m)	放出源高さ (m)	有効高さ (m)
N	S	330	231	210	1870	140	105
NNE	SSW	350	209	180	1690	140	100
NE	SW	460	185	150	1300	140	110
ENE	WSW	640	205	195	930	140	110
E	W	530	226	205	530	140	115
ESE	WNW	600	242	205	600	140	105
SE	NW	660	246	220	660	140	105
SSE	NNW	890	218	200	890	140	105
S	N	850	207	190	850	140	105
SSW	NNE	600	226	200	600	140	95
SW	NE	360	216	195	—	—	—
WSW	ENE	—	—	—	—	—	—
W	E	—	—	—	—	—	—
WNW	ESE	—	—	—	—	—	—
NW	SE	290	198	170	—	—	—
NNW	SSE	350	203	185	2900	140	115



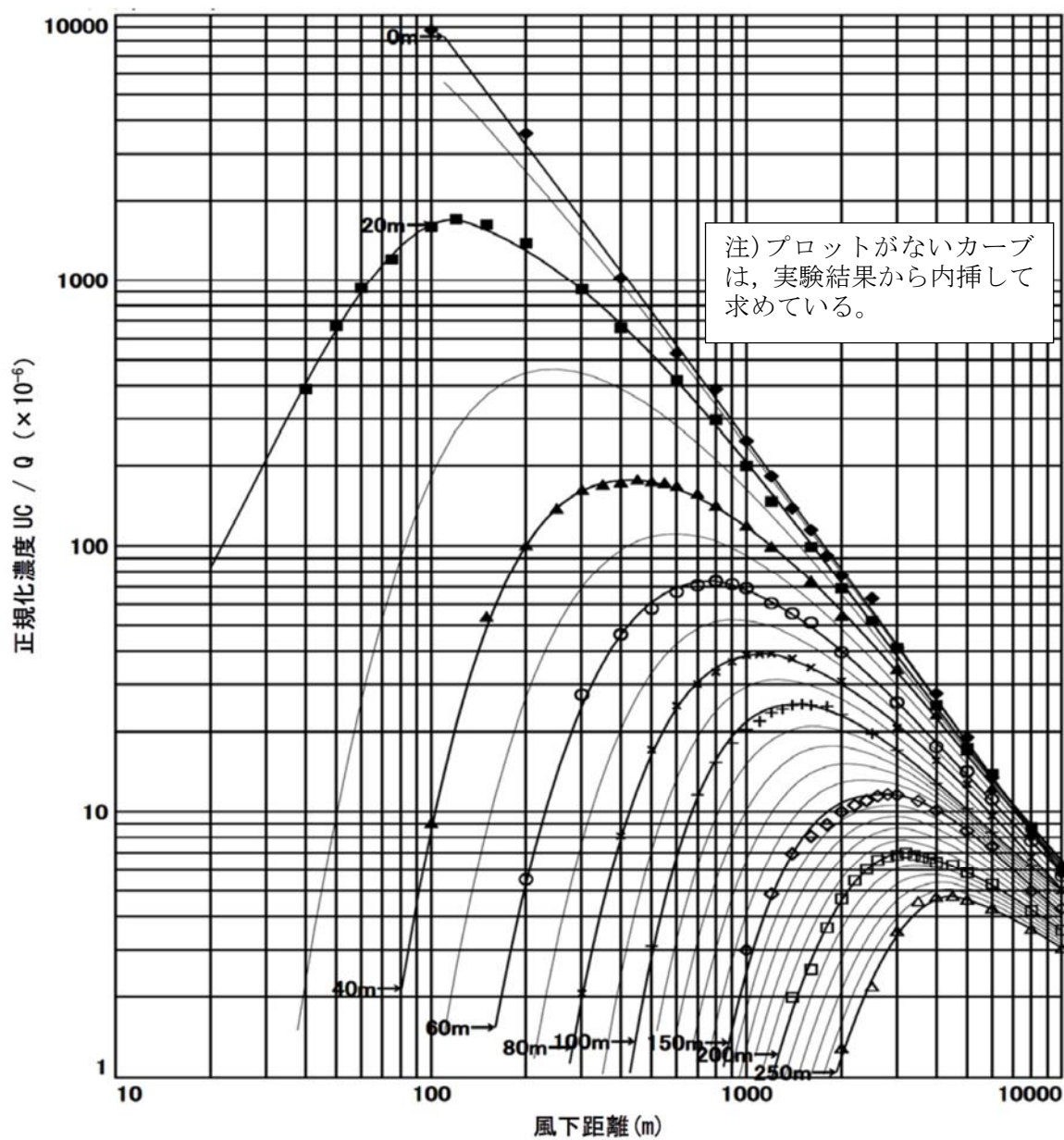
注) 野外の相当高さで 400m までは風速分布, 乱れ分布を再現する。



注) 鉛直方向拡散幅は大気安定度が中立に相当する値(C~D)になっている。水平方向拡散幅もほぼ大気安定度が中立に相当する値(C~D)になっている。

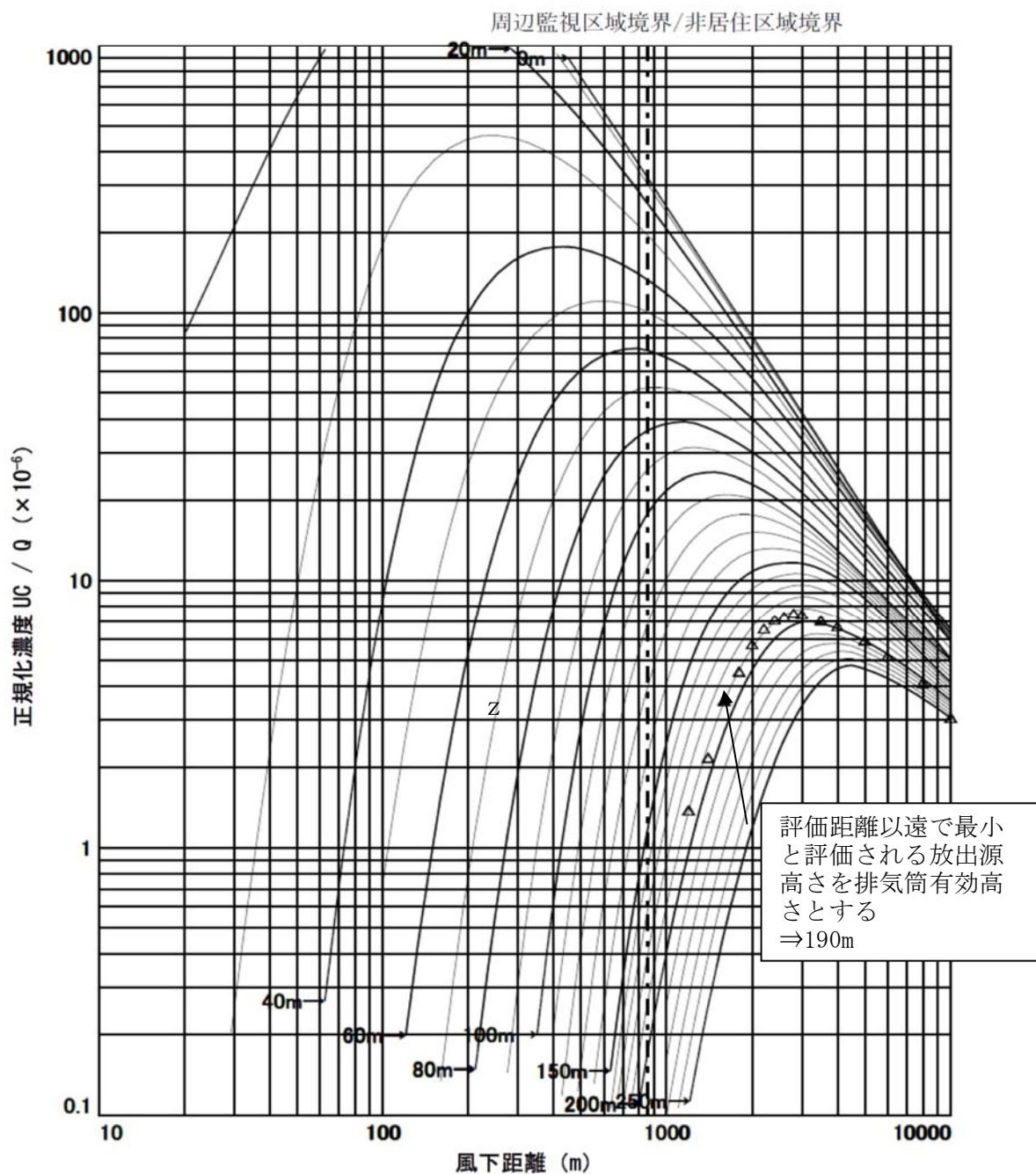
第 2 図 気流条件調整結果

記号	Ho(m)	記号	Ho(m)
◆	0	+	100
■	20	◇	150
▲	40	□	200
○	60	△	250
×	80		



第 3 図 平地実験結果

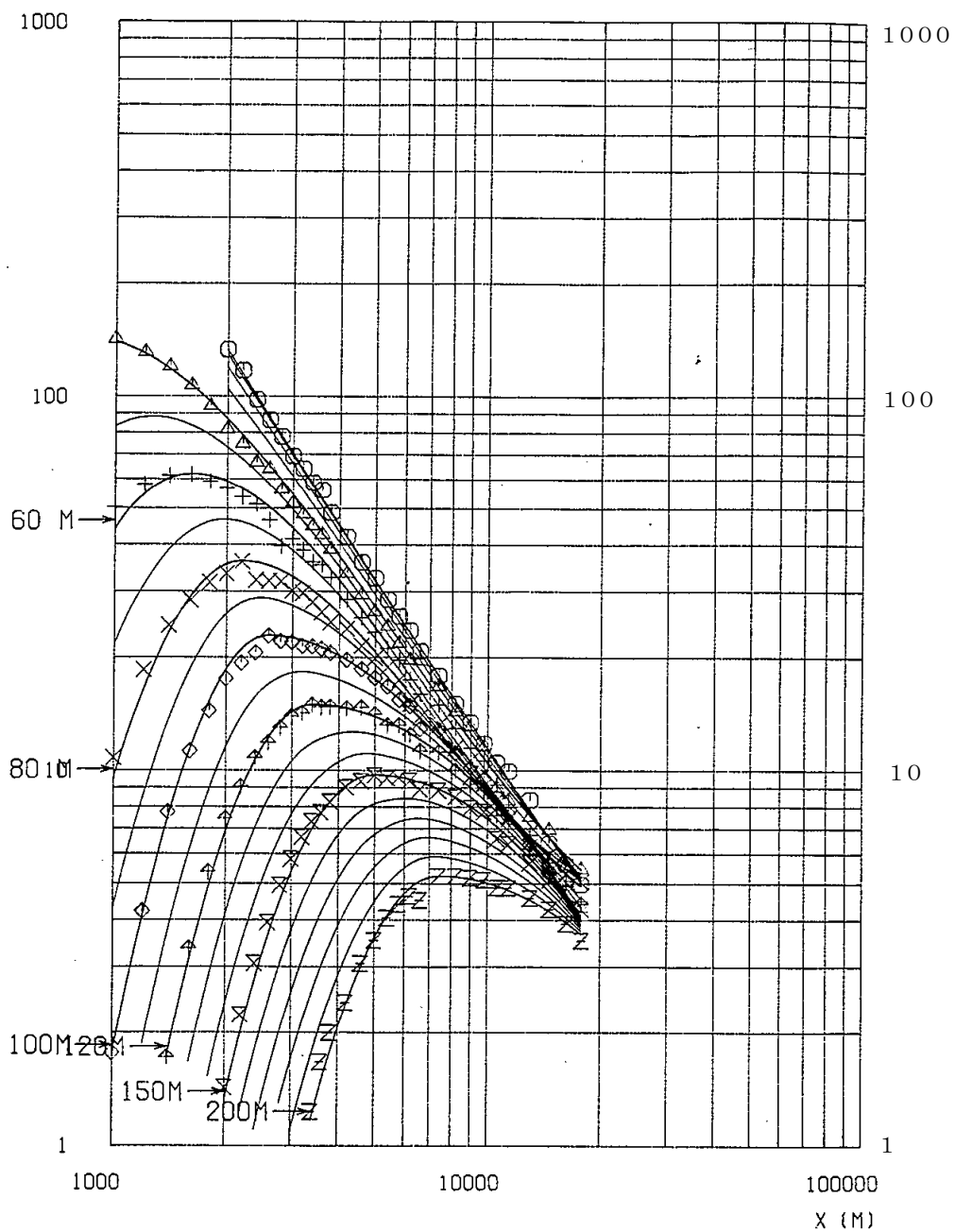
風向	S
△	平常時 Ho=207m
—	平地
評価距離	850m



第4図 排気筒有効高さの求め方 (風向：S，平常時の例)

$U \cdot C/Q \approx 0.000001$

— は近似曲線

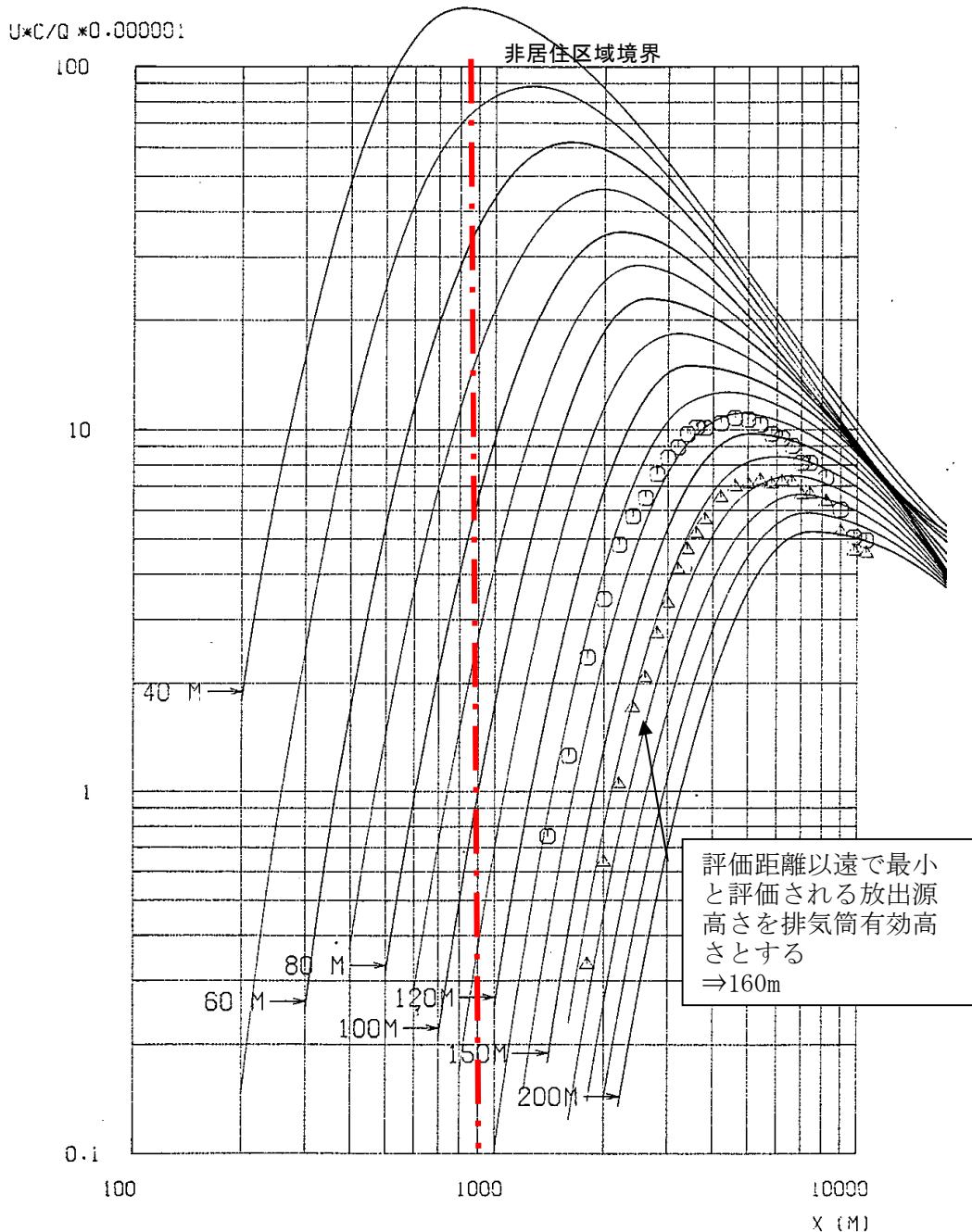


- GENDEN-6△30-HEI-0(1)
- △ GENDEN-HEI-40(3)
- + GENDEN-HEI-60(1)
- × GENDEN-D-HEI-80(1)
- ◇ GENDEN-D-HEI-100(1)
- ▲ GENDEN-D-HEI-120(1)
- × GENDEN-D-HEI-150(1)
- ⌘ GENDEN-D-HEI-200(1)

第 5 図 1982 年風洞実験の平地実験結果



風下 方位	風向	放出高度 H <sub>o</sub> m	有効高さ H <sub>e</sub> m	評価地点 X <sub>p</sub> Km	符号
N	S	166	135~135	0.86	○
		191	160		△



注) ○は参考評価

第 6 図 1982 年風洞実験の模型実験結果の一例 (風向 : S, 平常時の例)

## 東海発電所の排気筒有効高さについて

東海第二発電所の添付書類九では、廃止措置中の東海発電所についても通常運転状態を仮定した線量評価を行っている。ここでは、排気筒有効高さは1982年に実施した風洞実験結果を使用している。

風洞実験実施基準:2003 の解説「2. 原子炉増設の際の実験の必要性について」<sup>※1</sup>では、建屋配置から増設建屋の影響が大きいと考えられる、既設・増設建屋の並びに直角な風向と、既設排気筒と増設建屋を結ぶ風向で風洞実験を行い、有効高さの変動が10%以内であれば従来の風洞実験結果を継続使用できるとしている。これを参考に、平常時の線量評価にあたり人の居住を考慮した希ガスによる線量評価点のうち線量が最大となる評価点(SW方向)に向かう風の風向を含む主要風向において、風洞実験で用いる放出源高さを1981年度と2005年度気象データから求め比較した結果+5～-3%と変動が10%以内であった。放出源高さとは有効高さはほぼ比例である<sup>※2</sup>ため有効高さの変動も10%以内に収まると推定されることから、1987年に実施した風洞実験結果を用いることにした。これに対し、東海第二発電所は+6～+14%と10%を超えていた(下図参照)。

風向	着目方位	1981年度データ (1982年風洞実験)		2005年度データ		放出高さ 変動割合 (%)	風向頻度(%) (2005年度)
		吹上げ高さ (m)	放出高さ (m)	吹上げ高さ (m)	放出高さ (m)		
N	S	45	126	51	132	5	3.79
NNE	SSW	30	111	35	116	5	6.60
NE	SW	26	107	25	106	-1	17.88
ENE	WSW	40	121	36	117	-3	8.95
E	W	51	132	48	129	-2	4.32
ESE	WNW	66	147	60	141	-4	2.77
SE	NW	49	130	56	137	5	2.75
SSE	NNW	34	115	47	128	11	4.16
S	N	35	116	40	121	4	4.88
SSW	NNE	36	117	52	133	13	2.43
排気筒直径(m)		2.7		←			
吹出し速度(m/s)		16		←			
排気筒高さ(m)		81		←			

(参考)

東海第二発電所

風向	着目方位	1981年度データ (1982年風洞実験)		2005年度データ (2007年風洞実験)		放出高さ 変動割合 (%)	風向頻度(%) (2005年度)
		吹上げ高さ (m)	放出高さ (m)	吹上げ高さ (m)	放出高さ (m)		
N	S	73	213	91	231	8	3.52
NNE	SSW	43	183	69	209	14	6.67
NE	SW	34	174	45	185	6	18.41
ENE	WSW	51	191	65	205	7	9.80
E	W	69	209	86	226	8	5.55
ESE	WNW	81	221	102	242	10	3.66
SE	NW	56	196	106	246	26	3.09
SSE	NNW	44	184	78	218	18	3.32
S	N	51	191	67	207	8	4.99
SSW	NNE	47	187	86	226	21	3.13
排気筒直径(m)		4.5		←			
吹出し速度(m/s)		14		16			
排気筒高さ(m)		140		←			

※1 風洞実験実施基準:2003 解説抜粋

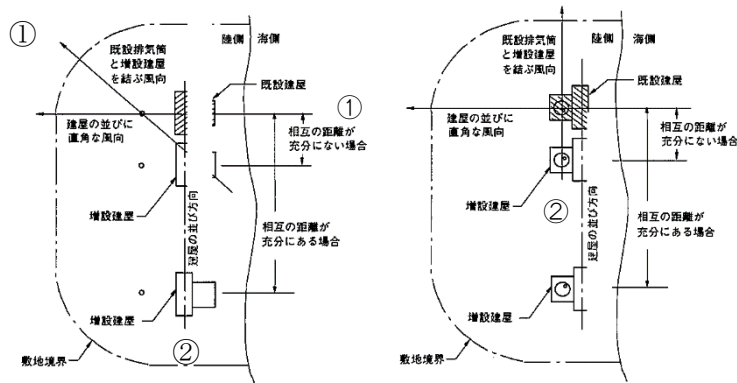
2. 原子炉増設の際の実験の必要性について

a) 本体の「既設排気筒に対する増設建屋の影響が著しくないと予想される場合」とは、放出源近傍の地形が増設により極端に変化しない場合であって、かつ、既設排気筒高さが増設建屋の高さの2.5倍以上ある場合、または相互の距離が十分ある場合をいう。

ただし、このうち増設建屋の影響については、上記の条件が満たされない場合でも、次のように取り扱うことができる。

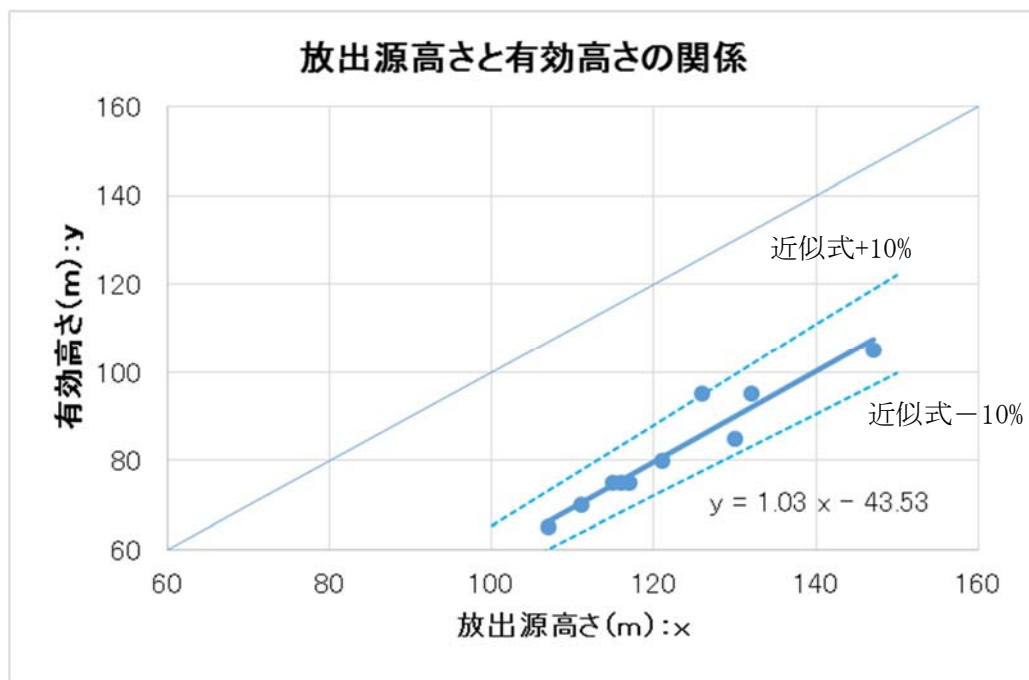
1) 既設、増設建屋配置により、①建屋の並びに直角な風向、②既設排気筒と増設建屋を結ぶ風向を求め、既設建屋のみで実施した既存の実験風向のうち、最も①、②に近い2風向を選定して増設建屋を加えた実験を行い、その結果が既存の実験結果と比較してあまり変わらない場合\*は、既存の実験結果をそのまま使用できる(解説図 2-1 参照)。

\* ここで、あまり変わらない場合とは、有効高さの変化が10%以内であり、かつ、線量目標値、めやす線量等を下回ることが明らかな場合である。



## ※2 1982年東海発電所風洞実験時の放出源高さとう効高さの関係

平常時風洞実験時の放出源高さとう効高さは、下図のようにほぼ比例関係にあると認められる。これから、放出源高さが10%変動したとしても、有効高さの変動は10%以内に収まると推定される。



## 異常年検定法の概要について

F 分布検定の手順により異常年検定を行った。

この検定方法は、正規分布をなす母集団から取り出した標本のうち、不良標本と見られるものを  $X_0$  (検定年)、その他のものを  $X_1, X_2, X_3, \dots, X_i, \dots, X_n$  (比較年) とした場合、 $X_0$  を除く他の  $n$  個の標本の平均を  $\bar{X} = \sum_{i=1}^n X_i/n$  とし、標本の分散から見て  $X_0$  と  $\bar{X}$  との差が有意ならば  $X_0$  を棄却とする方法である。検定手順を以下に示す。

- (1) 仮説: 不良標本  $X_0$  と他の標本 (その平均値)  $\bar{X}$  との間に有意な差はないとする。

$$H_0: X_0 = \bar{X} (\bar{X} = \sum_{i=1}^n X_i/n)$$

- (2) 分散比  $F_0$  を計算する。

$$F_0 = \frac{(n-1)(X_0 - \bar{X})^2}{(n+1)S^2}$$

$$S^2 = \sum_{i=1}^n (X_i - \bar{X})^2/n$$

- (3) 検定年は 1 年、比較年は 10 年、有意水準 (危険率) は 5% とし、F 分布表の F 境界値 ( $F_9^1(0.05) = 5.12$ ) を求める。
- (4)  $F_0$  と F 境界値を比較して、 $F_0 < F$  境界値であれば仮説は採択する。具体的には、次のように棄却限界の上限値と下限値を求め、その範囲に検定年  $X_0$  が収まっているかを確認して検定している。

$$\bar{X} - S \sqrt{\frac{(n+1)}{(n-1)} F_{\text{境界値}}} < X_0 < \bar{X} + S \sqrt{\frac{(n+1)}{(n-1)} F_{\text{境界値}}}$$

## 補足 12 コンクリート密度の根拠について

## 1. はじめに

日本建築学会 建築工事標準仕様書・同解説「原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事（以下、JASS 5N）」に基づき、コンクリート密度を乾燥単位容積質量として計算を実施した。

## 2. 乾燥単位容積質量の推定方法

JASS 5N に記載されている予測式（解 3.6）を用いて、以下の手順で推定した。

- ① 骨材（砂，砂利）試験記録より絶乾比重最小値と表乾比重最大値の割合を求め、調合表上の骨材重量を表乾から絶乾に変換
- ② JASS 5N の予測式（解 3.6）により、含水率を 0 とした場合の乾燥単位容積質量  $\rho_p$  を算出
- ③ コンクリートのばらつきを考慮して、 $\rho_p$  から  $3\sigma_d$  を差し引く。（解説図 3.10）

標準偏差  $\sigma_d$  は JASS 5N に記載されている既往の原子力発電所工事の品質管理試験の結果から  $0.024\text{t/m}^3$ （最大値）を採用

$$\rho_p = G_0 + S_0 + 1.2C_0 + w \quad (\text{解 3.6 より})$$

$\rho_p$  : 乾燥単位容積質量 ( $\text{kg}/\text{m}^3$ )

$G_0$  : 調合計画における粗骨材量（絶乾）( $\text{kg}/\text{m}^3$ ) ※参考参照

$S_0$  : 調合計画における細骨材量（絶乾）( $\text{kg}/\text{m}^3$ ) ※参考参照

$C_0$  : 調合計画におけるセメント量 ( $\text{kg}/\text{m}^3$ ) ※参考参照

w : コンクリート中の含水量 ( $\text{kg}/\text{m}^3$ ) ※安全側に 0 とする。

3. 推定乾燥単位容積質量について (参考参照)

推定乾燥単位容積質量の最小値は  $2.016\text{g}/\text{cm}^3$  となり, 遮蔽計算に使用する  
コンクリート密度はこれを包絡する  $2.00\text{ g}/\text{cm}^3$  とする。

コンクリート調合（東海第二発電所建設記録より）からの推定乾燥容積質量

No.	打設場所	重量調合 [kg/m <sup>3</sup> ]					砂 (絶乾)	砂利 (絶乾)	σ d = <span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">          </span> (JASS 5 Nより)	
		水	セメント	砂(表乾)	砂利(表乾)	混和材			ρ p	ρ p-3σ d
1	一次遮蔽壁							2.209	2.137	
2								2.218	2.146	
3								2.217	2.145	
4								2.201	2.129	
5								2.207	2.135	
6								2.229	2.157	
7	二次遮蔽壁 原子炉建屋原子炉棟 原子炉建屋付属棟 タービン建屋							2.155	2.083	
8								2.164	2.092	
9								2.156	2.084	
10								2.165	2.093	
11								2.162	2.090	
12								2.173	2.101	
13								2.165	2.093	
14								2.177	2.105	
15								2.155	2.083	
16								2.162	2.090	
17								2.159	2.087	
18								2.203	2.131	
19								2.197	2.125	
20								2.192	2.120	
21								2.202	2.130	
22								2.183	2.111	
23								2.155	2.083	
24								2.164	2.092	
25								2.164	2.092	
26								2.175	2.103	
27								2.149	2.077	
28								2.156	2.084	
29								2.162	2.090	
30								2.165	2.093	
31								2.154	2.082	
32								2.143	2.071	
33								2.168	2.096	
34								2.168	2.096	
35								2.172	2.100	
36								2.154	2.082	
37								2.168	2.096	
38								2.133	2.061	
39								2.137	2.065	
40								2.152	2.080	
41								2.118	2.046	
42								2.137	2.065	
43								2.117	2.045	
44								2.132	2.060	
45								2.157	2.085	
46								2.117	2.045	
47								2.148	2.076	
48								2.126	2.054	
49								2.155	2.083	
50								2.112	2.040	
51								2.088	2.016	
52								2.189	2.117	
53								2.175	2.103	
54								2.181	2.109	
55								2.157	2.085	
56								2.161	2.089	
57								2.163	2.091	
58								2.137	2.065	
59								2.155	2.083	
60								2.141	2.069	
61								2.166	2.094	
62								2.205	2.133	
63								2.170	2.098	
64								2.251	2.179	
65								2.172	2.100	
66								2.169	2.097	
67								2.189	2.117	
68								2.178	2.106	
69								2.195	2.123	
70								2.182	2.110	
71								2.164	2.092	
72								2.174	2.102	
73								2.176	2.104	
74								2.183	2.111	
								ρ p = G0 + S0 + 1.2C0		
								最小値	2.016	



スクラビング水補給及び窒素供給作業の作業員の被ばく評価

格納容器圧力逃がし装置格納槽へのスクラビング水の補給及び原子炉建屋系統内への窒素ガスの供給作業における作業員の被ばく評価を以下のとおり行った。なお、評価に当たっては、サブプレッション・チェンバ（S/C）からのベントを行う場合及びドライウェル（D/W）からのベントを行う場合のそれぞれについて評価を行った。

## (1) 評価条件

## a. 放出量評価条件

想定事象として格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」で想定される事故シーケンスにおいて、代替循環冷却系を使用できない場合を想定した事故シナリオを選定する。また、放出量評価条件を第 1 表、大気中への放出過程及び概略図を第 1 図～第 5 図に示す。

## b. 被ばく評価条件

被ばく経路は、第 6 図及び第 7 図に示すとおり大気中へ放出される放射性物質による外部被ばく及び内部被ばく、地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線、原子炉建屋からの直接ガンマ線等による外部被ばくを考慮した。

大気中へ放出される放射性物質による外部被ばく及び内部被ばく、地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばくについては、第 2 表～第 4 表に示すとおり拡散効果等を考慮し、作業場所における相対線量（D/Q）及び相対濃度（ $\chi$ /Q）から被ばく評価を行った。なお、内部被ばくについてはマスク等の放射線防護効果を考慮し評価を行った。

原子炉建屋及び格納容器圧力逃がし装置格納槽からの直接ガンマ線等による外部被ばくについては、第 5 表及び第 6 表に示すとおり原子炉建屋の外壁及び格納容器圧力逃がし装置格納槽の遮蔽壁の遮蔽効果を考慮し評価を行った。

c. 評価地点

評価地点は、第 8 図に示すとおりとした。

d. 作業開始時間

スクラビング水の補給及び窒素ガスの供給は事象発生から 7 日後に実施することを想定し評価した。

(2) 評価結果

スクラビング水の補給及び窒素ガスの供給作業場所の線量率は、第 7 表及び第 8 表に示すとおり、サプレッション・チェンバ (S/C) からのベントを行う場合、スクラビング水の補給作業については  $13\text{mSv/h}$ 、窒素ガスの供給作業については  $3.6\text{mSv/h}$  となり、ドライウエル (D/W) からのベントを行う場合、スクラビング水の補給作業については  $15\text{mSv/h}$ 、窒素ガスの供給作業については  $4.6\text{mSv/h}$  となり、スクラビング水の補給及び窒素ガスの供給作業を行うことができる放射線環境であることを確認した。

なお、スクラビング水の補給作業及び窒素ガスの供給作業の作業時間は、移動及び補給等の準備を含めても 2 時間～3 時間であり、作業が可能である。

第 1 表 放出量評価条件 (1/3)

項目	評価条件	選定理由
評価事象	「大破断 L O C A + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗」 (代替循環冷却系を使用できない場合) (全交流動力電源喪失の重畳を考慮)	格納容器破損防止対策の有効性評価で想定する格納容器破損モードのうち, 中央制御室の運転員又は対策要員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンスを選定
炉心熱出力	3, 293MW	定格熱出力
運転時間	1 サイクル当たり 10, 000 時間 (約 416 日)	1 サイクル 13 ヶ月 (395 日) を考慮して 設定
取替炉心の 燃料装荷割合	1 サイクル : 0. 229 2 サイクル : 0. 229 3 サイクル : 0. 229 4 サイクル : 0. 229 5 サイクル : 0. 084	取替炉心の燃料装荷割合に基づき設定
炉内蓄積量	希ガス類 : 約 $2. 2 \times 10^{19}$ Bq よう素類 : 約 $2. 8 \times 10^{19}$ Bq C s O H 類 : 約 $1. 1 \times 10^{18}$ Bq S b 類 : 約 $1. 3 \times 10^{18}$ Bq T e O <sub>2</sub> 類 : 約 $6. 7 \times 10^{18}$ Bq S r O 類 : 約 $1. 2 \times 10^{19}$ Bq B a O 類 : 約 $1. 2 \times 10^{19}$ Bq M o O <sub>2</sub> 類 : 約 $2. 4 \times 10^{19}$ Bq C e O <sub>2</sub> 類 : 約 $7. 4 \times 10^{19}$ Bq L a <sub>2</sub> O <sub>3</sub> 類 : 約 $5. 5 \times 10^{19}$ Bq (核種ごとの炉内蓄積量を核種グループごとに集約して記載)	「単位熱出力当たりの炉内蓄積量 (Bq/MW)」 × 「3, 293MW (定格熱出力)」 (単位熱出力当たりの炉内蓄積量 (Bq/MW) は, BWR 共通条件として, 東海第二と同じ装荷燃料 (9 × 9 燃料 (A 型)), 運転時間 (10, 000 時間) で算出した A B W R のサイクル末期の値を使用)
放出開始時間	格納容器漏えい : 事象発生直後 格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱 : 事象発生から約 19h 後	M A A P 解析結果
原子炉格納容器内 p H 制御の効果	考慮しない	サプレッション・プール内 p H 制御設備は, 重大事故等対処設備と位置付けていないため, 保守的に設定
よう素の形態	粒子状よう素 : 5% 無機よう素 : 91% 有機よう素 : 4%	R . G . 1. 195 <sup>*1</sup> に基づき設定

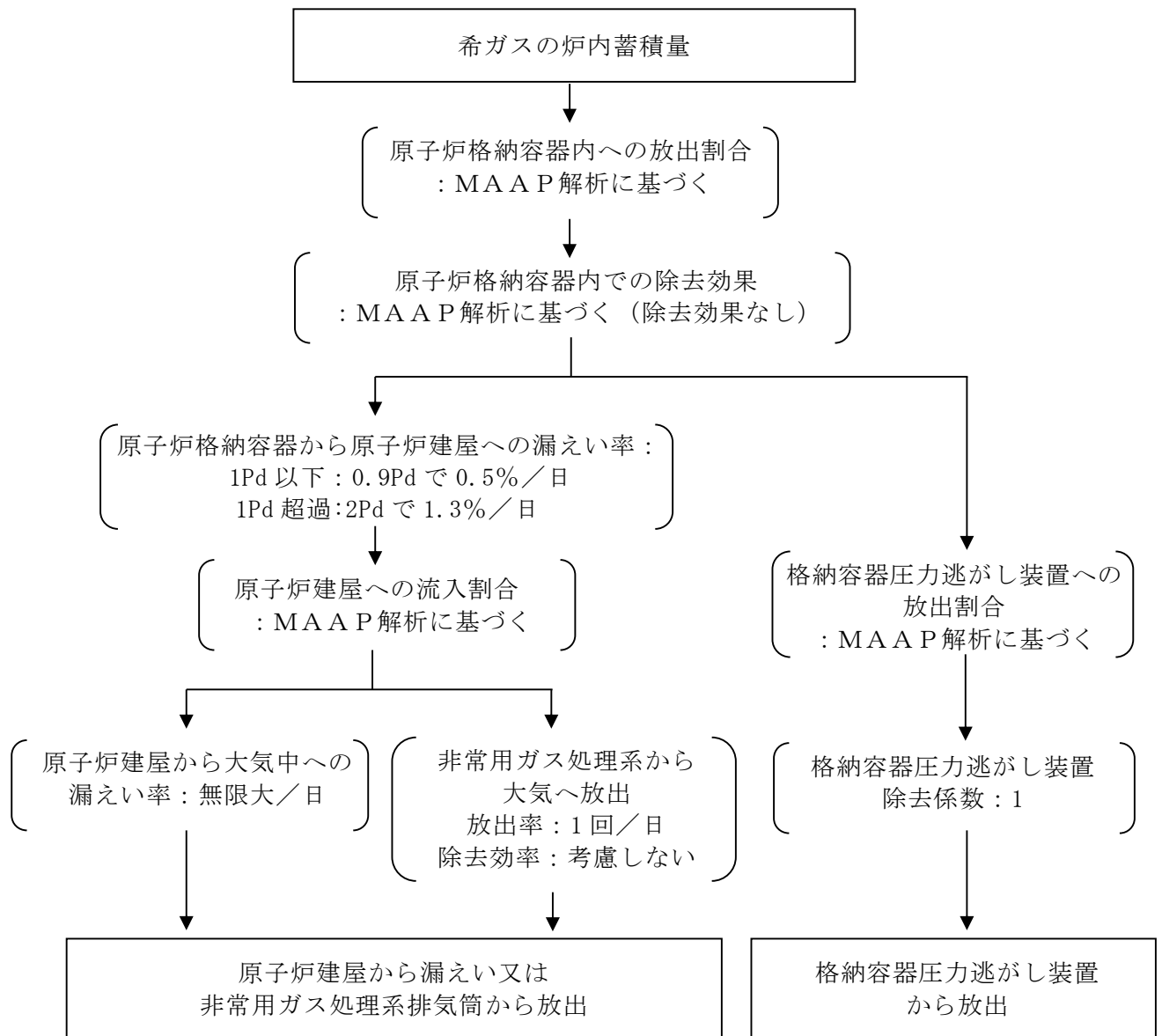
第 1 表 放出量評価条件 (2/3)

項目	評価条件			選定理由
原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率 (希ガス, エアロゾル及び有機よう素)	1Pd以下 : 0.9Pdで0.5%/日 1Pd超過 : 2Pdで1.3%/日			MAAP解析にて原子炉格納容器の開口面積を設定し格納容器圧力に応じ漏えい率が変化するものとし, 原子炉格納容器の設計漏えい率 (0.9Pd で 0.5%/日) 及びAECの式等に基づき設定 (別紙 17 補足 1 参照)
原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率 (無機よう素)	1.5h後~19.5h後 : 1.3%/日 (一定) その他の期間 : 0.5%/日 (一定)			原子炉格納容器の設計漏えい率 (0.5%/日) 及びAECの式等に基づき設定 (格納容器圧力が0.9Pdを超える期間を包絡するように 1.3%/日の漏えい率を設定) (別紙17補足1参照)
原子炉格納容器の漏えい孔における捕集効果	考慮しない			保守的に設定
原子炉格納容器内での除去効果 (エアロゾル)	MAAP解析に基づく (沈着, サプレッション・プールでのスクラビング及びドライウェルスプレイ)			MAAPのFP挙動モデル (別紙17補足2参照)
原子炉格納容器内での除去効果 (有機よう素)	考慮しない			保守的に設定
原子炉格納容器内での除去効果 (無機よう素)	自然沈着率 : $9.0 \times 10^{-4}$ (1/s) (原子炉格納容器内の最大存在量から1/200まで)			CSE実験及び Standard Review Plan 6.5.2 <sup>*2</sup> に基づき設定 (別紙17補足3参照)
	サプレッション・プールでのスクラビングによる除去効果 : 10 (S/Cベントのみ)			Standard Review Plan6.5.5 <sup>*3</sup> に基づき設定 (別紙 17 補足 4 参照)
原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい割合	希ガス類	S/Cベント : 約 $4.3 \times 10^{-3}$	D/Wベント : 約 $4.3 \times 10^{-3}$	MAAP解析結果及び NUREG-1465 <sup>*4</sup> に基づき設定 (別紙 17 補足 5 参照)
	CsI類	: 約 $6.2 \times 10^{-5}$	: 約 $6.2 \times 10^{-5}$	
	CsOH類	: 約 $3.1 \times 10^{-5}$	: 約 $3.2 \times 10^{-5}$	
	Sb類	: 約 $6.7 \times 10^{-6}$	: 約 $6.8 \times 10^{-6}$	
	TeO <sub>2</sub> 類	: 約 $6.7 \times 10^{-6}$	: 約 $6.8 \times 10^{-6}$	
	SrO類	: 約 $2.7 \times 10^{-6}$	: 約 $2.7 \times 10^{-6}$	
	BaO類	: 約 $2.7 \times 10^{-6}$	: 約 $2.7 \times 10^{-6}$	
	MoO <sub>2</sub> 類	: 約 $3.4 \times 10^{-7}$	: 約 $3.4 \times 10^{-7}$	
	CeO <sub>2</sub> 類	: 約 $6.7 \times 10^{-8}$	: 約 $6.8 \times 10^{-8}$	
	La <sub>2</sub> O <sub>3</sub> 類	: 約 $2.7 \times 10^{-8}$	: 約 $2.7 \times 10^{-8}$	

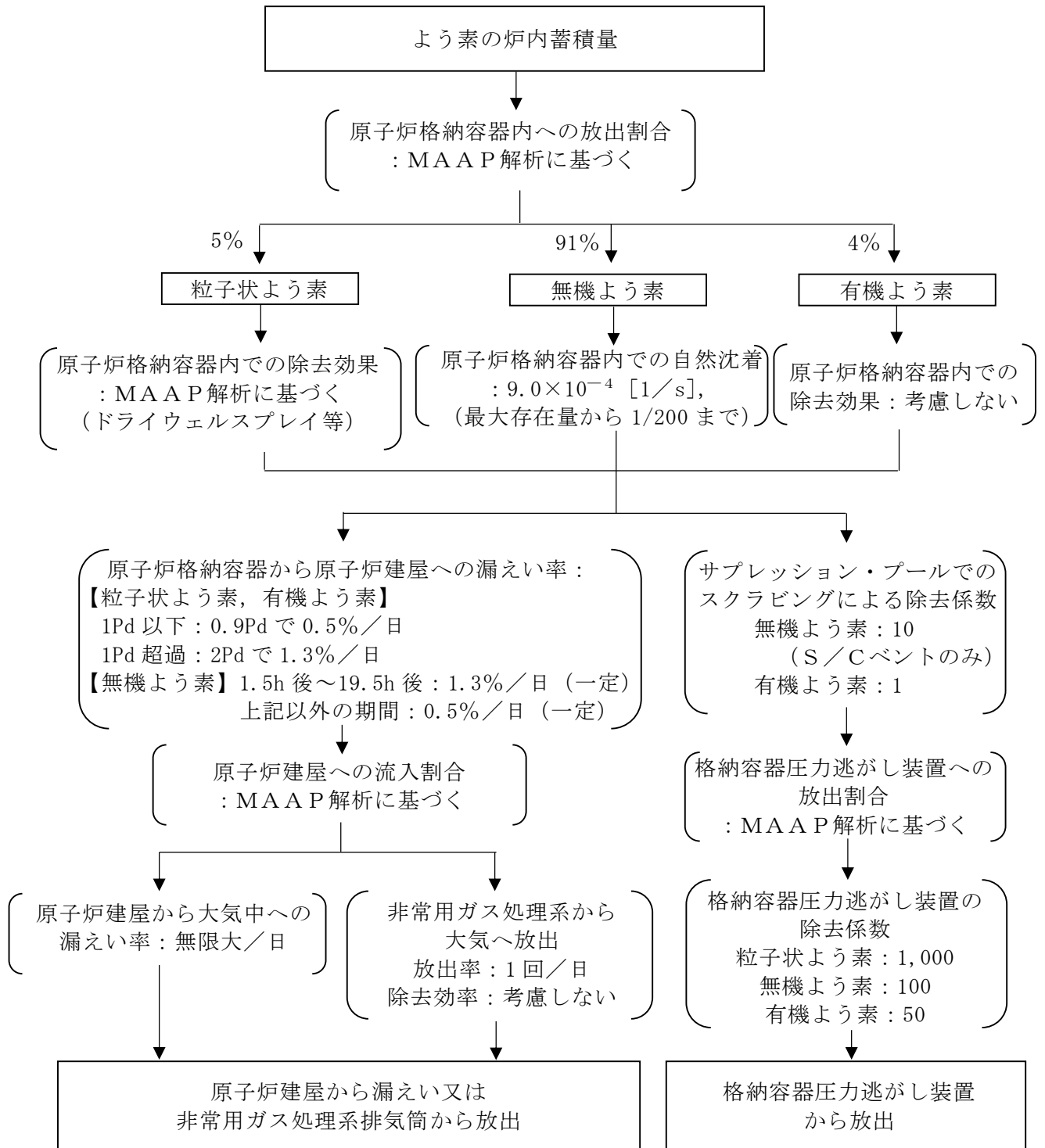
第 1 表 放出量評価条件 (3/3)

項目	評価条件		選定理由
原子炉建屋から大気への漏えい率（非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動前）	無限大／日（地上放出） （原子炉格納容器から原子炉建屋へ漏えいした放射性物質は、即座に大気へ漏えいするものとして評価）		保守的に設定
非常用ガス処理系から大気への放出率（非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動後）	1 回／日（排気筒放出）		設計値に基づき設定 （非常用ガス処理系のファン容量）
非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動時間	事象発生から2時間後		起動操作時間（115分）＋負圧達成時間（5分）（起動に伴い原子炉建屋原子炉棟内は負圧になるが、保守的に負圧達成時間として5分を想定）
非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系のフィルタ除去効率	考慮しない		保守的に設定
原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開閉状態	閉状態		原子炉建屋原子炉棟内の急激な圧力上昇等による原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開放がないため
格納容器圧力逃がし装置への放出割合	S／Cベント 希ガス類 : 約 $9.5 \times 10^{-1}$ CsI類 : 約 $1.0 \times 10^{-6}$ CsOH類 : 約 $4.0 \times 10^{-7}$ Sb類 : 約 $8.9 \times 10^{-8}$ TeO <sub>2</sub> 類 : 約 $8.9 \times 10^{-8}$ SrO類 : 約 $3.6 \times 10^{-8}$ BaO類 : 約 $3.6 \times 10^{-8}$ MoO <sub>2</sub> 類 : 約 $4.5 \times 10^{-9}$ CeO <sub>2</sub> 類 : 約 $8.9 \times 10^{-10}$ La <sub>2</sub> O <sub>3</sub> 類 : 約 $3.6 \times 10^{-10}$	D／Wベント : 約 $9.5 \times 10^{-1}$ : 約 $3.9 \times 10^{-3}$ : 約 $7.5 \times 10^{-3}$ : 約 $1.4 \times 10^{-3}$ : 約 $1.4 \times 10^{-3}$ : 約 $5.8 \times 10^{-4}$ : 約 $5.8 \times 10^{-4}$ : 約 $7.2 \times 10^{-5}$ : 約 $1.4 \times 10^{-5}$ : 約 $5.8 \times 10^{-6}$	MAAP解析結果及びNUREG-1465に基づき設定 （別紙 17 補足 5 参照）
格納容器圧力逃がし装置の除去係数	希ガス : 1 有機よう素 : 50 無機よう素 : 100 エアロゾル（粒子状よう素含む） : 1,000		設計値に基づき設定

- ※1 Regulatory Guide 1.195, “Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light-Water Nuclear Power Reactors” ,May 2003
- ※2 Standard Review Plan6.5.2, “Containment Spray as a Fission Product Cleanup System” ,December 2005
- ※3 Standard Review Plan6.5.5, “Pressure Suppression Pool as a Fission Product Cleanup System” ,March 2007
- ※4 NUREG-1465, “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants” ,1995

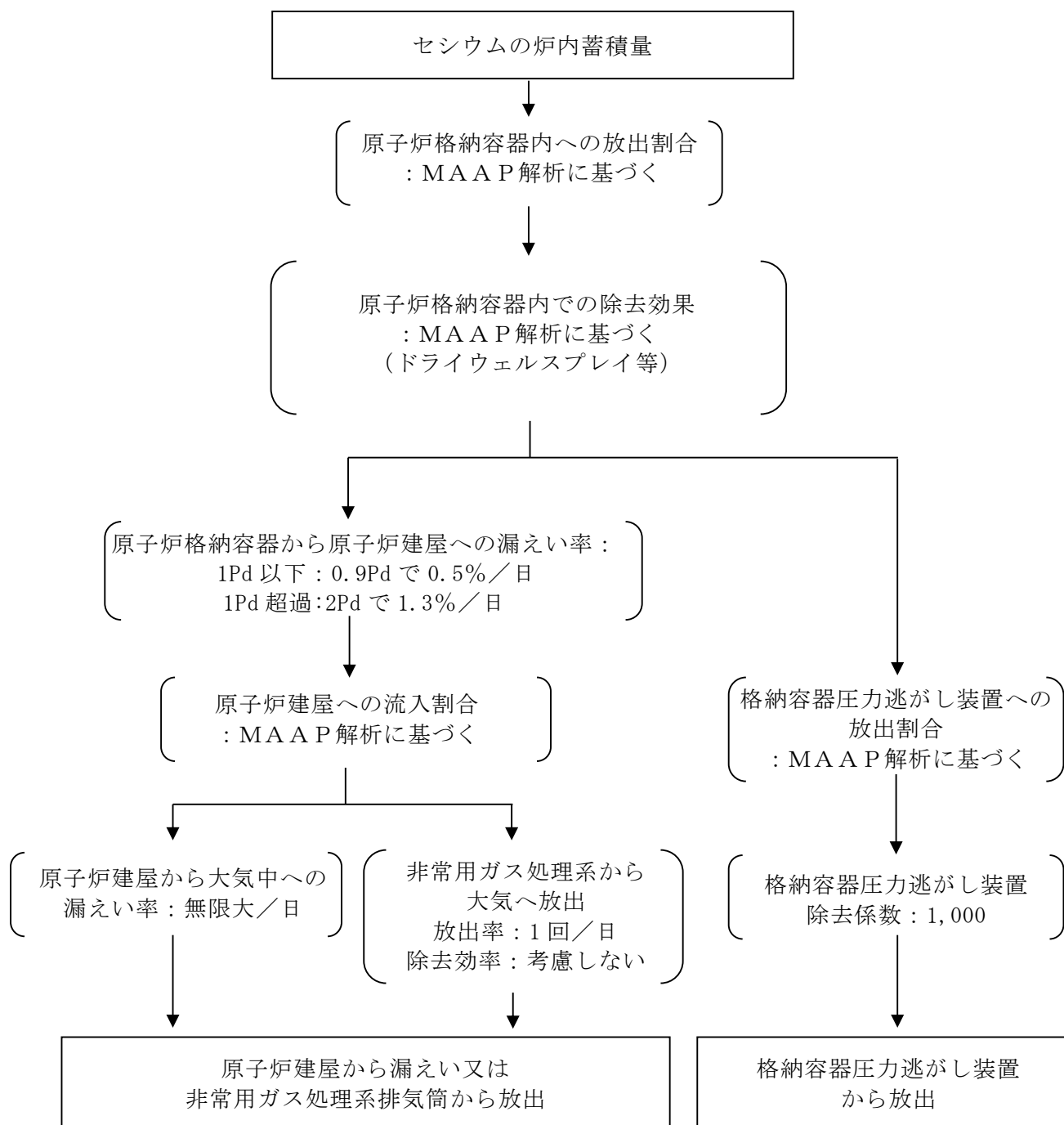


第 1 図 希ガスの大気放出過程

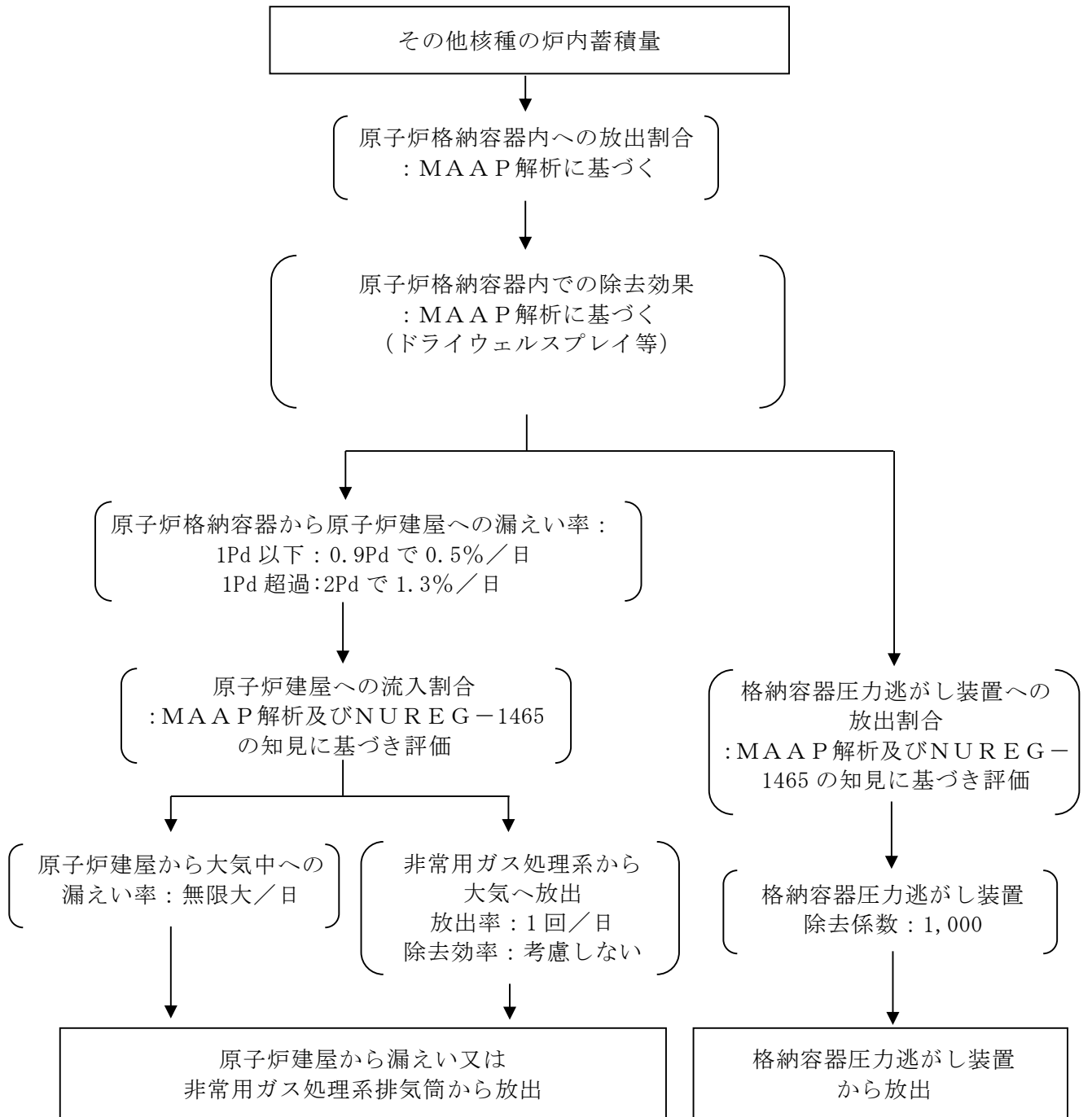


第 2 図 よう素の大気放出過程

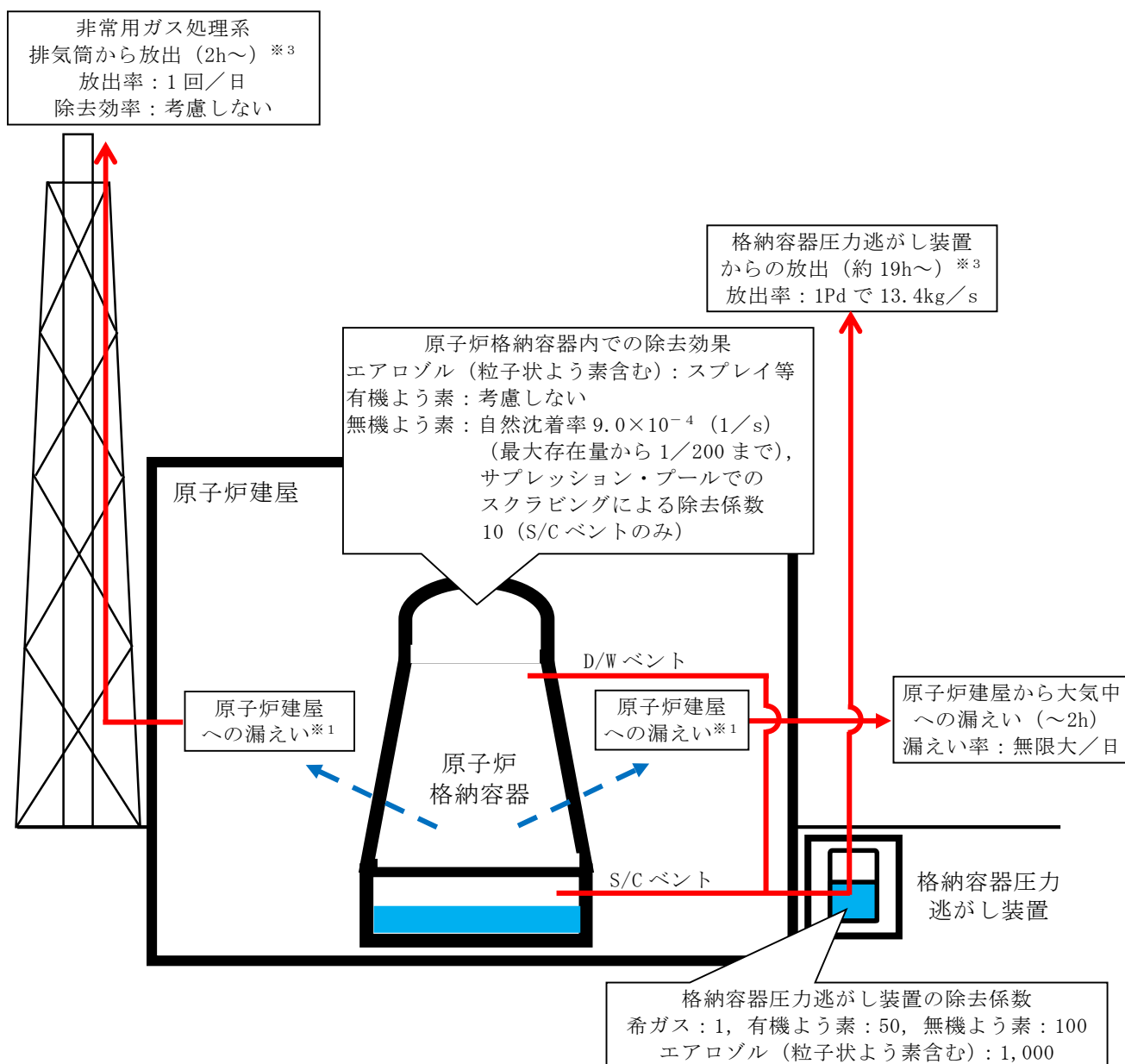




第 3 図 セシウムの大気放出過程



第4図 その他核種の大気放出過程



※1 原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率

【希ガス, エアロゾル (粒子状よう素含む), 有機よう素】

1Pd 以下：0.9Pd で 0.5%/日, 1Pd 超過:2Pd で 1.3%/日

【無機よう素】

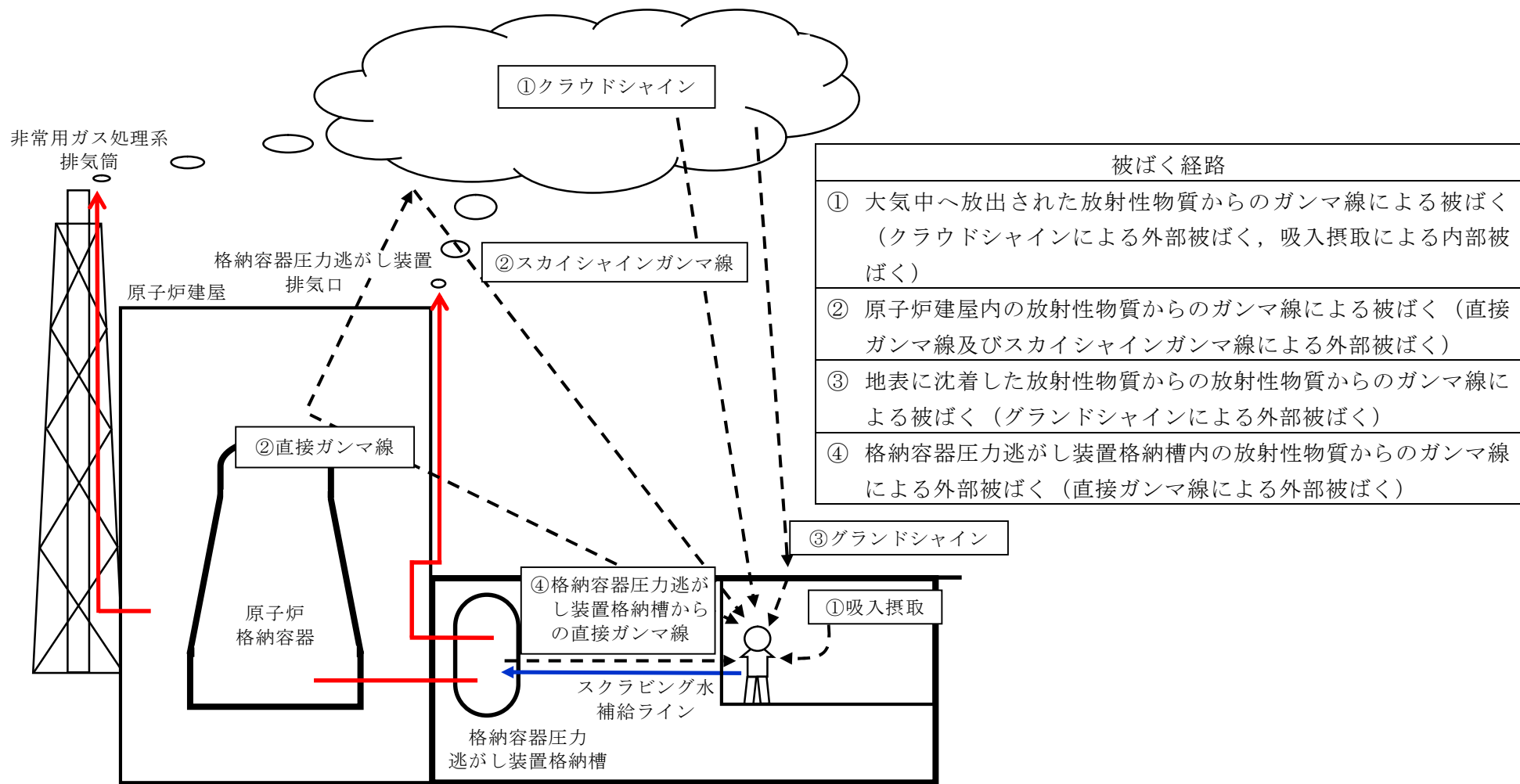
1.5h 後~19.5h 後：1.3%/日 (一定), 上記以外の期間：0.5%/日 (一定)

大気への放出経路	0h	▼2h※2	▼19h※3	168h▼
原子炉建屋から大気中への漏えい				
非常用ガス処理系排気筒から放出				
格納容器圧力逃がし装置からの放出				

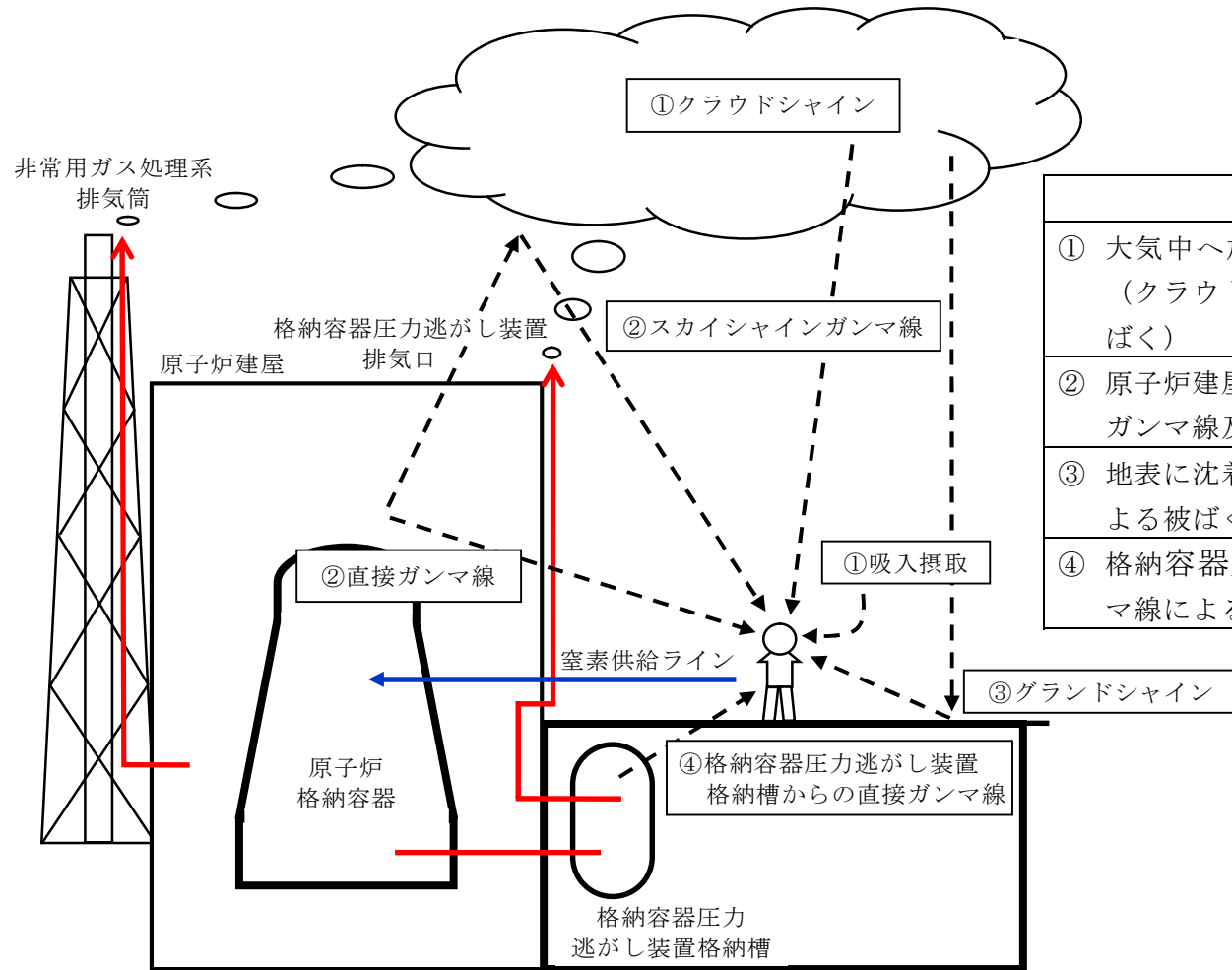
※2 非常用ガス処理系の起動により原子炉建屋原子炉棟内は負圧となるため, 事象発生 2h 以降は原子炉建屋から大気中への漏えいはなくなる。

※3 事象発生後 19h 以降は, 「非常用ガス処理系排気筒から放出」及び「格納容器圧力逃がし装置からの放出」の両経路から放射性物質を放出する。

第 5 図 大気放出過程概略図 (イメージ)



第 6 図 スクラビング水補給作業時の作業員の被ばく評価経路イメージ



被ばく経路	
①	大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく（クラウドシャインによる外部被ばく，吸入摂取による内部被ばく）
②	原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく（直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく）
③	地表に沈着した放射性物質からの放射性物質からのガンマ線による被ばく（グラウンドシャインによる外部被ばく）
④	格納容器圧力逃がし装置格納槽内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（直接ガンマ線による外部被ばく）

第7図 窒素供給作業時の作業員の被ばく評価経路イメージ

第 2 表 大気拡散評価条件

項 目	評価条件	選定理由
大気拡散評価モデル	ガウスプルームモデル	発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針（以下「気象指針」という）に基づき評価
気象資料	東海第二発電所における 1 年間の気象資料（2005 年 4 月～2006 年 3 月） 地上風：地上 10m 排気筒風：地上 140m	格納容器圧力逃がし装置排気口及び原子炉建屋からの放出は地上風（地上高 10m）の気象データを使用 非常用ガス処理系排気筒からの放出は排気筒風（地上高 140m）の気象データを使用（別紙 17 補足 11 参照）
放出源及び放出源高さ（有効高さ）	原子炉建屋漏えい：地上 0m 格納容器圧力逃がし装置排気口からの放出：地上 57m 非常用ガス処理系排気筒からの放出：地上 95m	格納容器圧力逃がし装置排気口からの放出は建屋影響を考慮し建屋屋上からの放出と想定し設定 非常用ガス処理系排気筒からの放出は方位ごとの風洞実験結果のうち保守的に最低の方位の有効高さを設定
実効放出継続時間	1時間	保守的に最も短い実効放出継続時間を設定（別紙 17 補足 9 参照）
累積出現頻度	小さい方から 97%	気象指針に基づき設定
建屋の影響	考慮する	格納容器圧力逃がし装置排気口放出及び原子炉建屋漏えいにおいては放出源から近距離の原子炉建屋の影響を受けるため、建屋による巻き込み現象を考慮
巻き込みを生じる代表建屋	原子炉建屋	放出源から最も近く、巻き込みの影響が最も大きい建屋として選定
大気拡散評価点	第 8 図参照	屋外移動時は敷地内の最大濃度点で設定 作業時は作業地点のある原子炉建屋外壁で設定
着目方位	非常用ガス処理系排気筒：1 方位 原子炉建屋及び格納容器圧力逃がし装置排気口：9 方位	非常用ガス処理系排気筒（排気筒放出）については評価点の方位とし、建屋放出及び格納容器圧力逃がし装置排気口については放出源が評価点に近いことから、180 度をカバーする方位を対象とする。
建屋影響	3,000m <sup>2</sup>	原子炉建屋の最小投影断面積を設定
形状係数	0.5	気象指針に基づき設定

第 3 表 評価に使用する相対濃度 ( $\chi/Q$ ) 及び相対線量 ( $D/Q$ )

作業内容		放出箇所	$\chi/Q$ 及び $D/Q$	
スクラビング 水補給作業	屋外移動時 /作業時	原子炉建屋漏えい (地上放出)	$\chi/Q$ ( $s/m^3$ )	約 $8.3 \times 10^{-4}$
		格納容器圧力逃がし装置排 気口 (建屋屋上放出)	$\chi/Q$ ( $s/m^3$ )	約 $4.2 \times 10^{-4}$
			$D/Q$ ( $Gy/Bq$ )	約 $8.7 \times 10^{-19}$
		非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出)	$\chi/Q$ ( $s/m^3$ )	約 $3.0 \times 10^{-6}$
			$D/Q$ ( $Gy/Bq$ )	約 $1.2 \times 10^{-19}$
		窒素供給作業	屋外移動時	原子炉建屋漏えい (地上放出)
格納容器圧力逃がし装置 排気口 (建屋屋上放出)	$\chi/Q$ ( $s/m^3$ )			約 $4.2 \times 10^{-4}$
	$D/Q$ ( $Gy/Bq$ )			約 $8.7 \times 10^{-19}$
非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出)	$\chi/Q$ ( $s/m^3$ )			約 $3.0 \times 10^{-6}$
	$D/Q$ ( $Gy/Bq$ )			約 $1.2 \times 10^{-19}$
作業時	原子炉建屋漏えい (地上放出)			$\chi/Q$ ( $s/m^3$ )
	格納容器圧力逃がし装置排 気口 (建屋屋上放出)		$\chi/Q$ ( $s/m^3$ )	約 $3.7 \times 10^{-4}$
			$D/Q$ ( $Gy/Bq$ )	約 $7.7 \times 10^{-19}$
	非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出)		$\chi/Q$ ( $s/m^3$ )	約 $3.0 \times 10^{-6}$
			$D/Q$ ( $Gy/Bq$ )	約 $6.3 \times 10^{-20}$

第 4 表 線量換算係数, 呼吸率等

項 目	評価条件	選定理由
線量換算係数	成人実効線量換算係数を使用 (主な核種を以下に示す) I-131 : $2.0 \times 10^{-8}$ Sv/Bq I-132 : $3.1 \times 10^{-10}$ Sv/Bq I-133 : $4.0 \times 10^{-9}$ Sv/Bq I-134 : $1.5 \times 10^{-10}$ Sv/Bq I-135 : $9.2 \times 10^{-10}$ Sv/Bq Cs-134 : $2.0 \times 10^{-8}$ Sv/Bq Cs-136 : $2.8 \times 10^{-9}$ Sv/Bq Cs-137 : $3.9 \times 10^{-8}$ Sv/Bq 上記以外の核種は ICRP Pub. 71 等に基づく	ICRP Publication 71 に基づき設定
呼吸率	$1.2 \text{ m}^3/\text{h}$	成人活動時の呼吸率を設定 ICRP Publication 71 に基づき設定
マスクの除染係数	D F 50	性能上期待できる値から設定
地表面への沈着速度	粒子状物質 : $0.5 \text{ cm}/\text{s}$ 無機よう素 : $0.5 \text{ cm}/\text{s}$ 有機よう素 : $1.7 \times 10^{-3} \text{ cm}/\text{s}$	東海第二発電所の実気象から求めた沈着速度から保守的に設定 (別紙 17 補足 6~補足 8 参照)

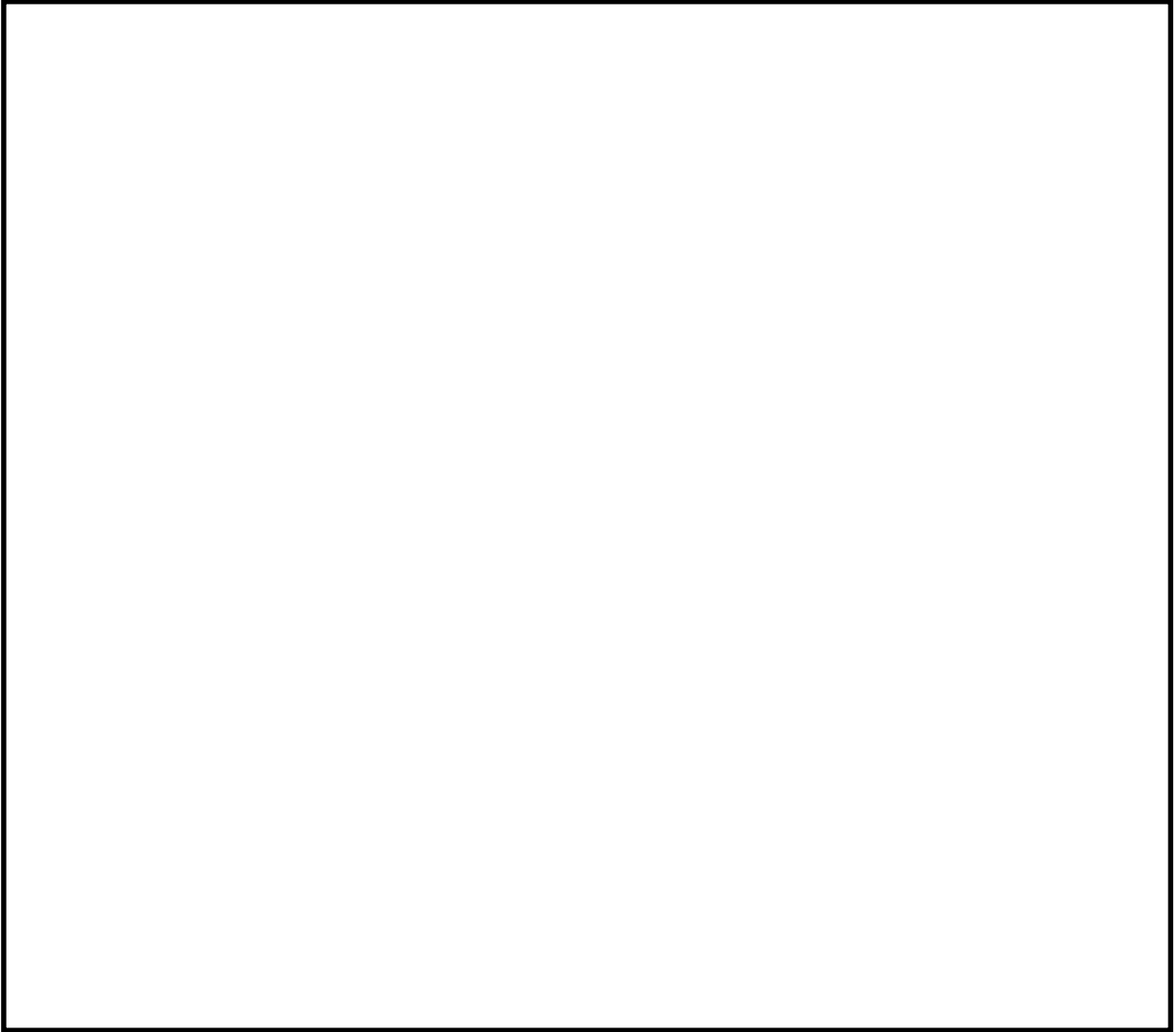


第 5 表 原子炉建屋からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線

項 目	評価条件	選定理由
原子炉建屋内線源強度分布	原子炉建屋内に放出された放射性物質が均一に分布	審査ガイドに示されたとおり設定
原子炉建屋のモデル	原子炉建屋の幾何形状をモデル化	建屋外壁を遮蔽体として考慮
直接ガンマ線・スカイシャインガンマ線評価コード	直接ガンマ線評価： QAD-CGGP2R スカイシャインガンマ線評価： ANISN G33-GP2R	現行許認可（添十）に同じ
許容差	評価で考慮するコンクリート遮蔽は、公称値からマイナス側許容差（-5mm）を引いた値を適用	建築工事標準仕様書 JASS 5N・同解説（原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事，日本建築学会）に基づき設定
コンクリート密度	2.00g/cm <sup>3</sup>	建築工事標準仕様書 JASS 5N・同解説（原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事，日本建築学会）を基に算出した値を設定

第 6 表 フィルタ装置からの直接ガンマ線

項 目	評価条件	選定理由
スクラビング水補給場所作業場所壁厚		格納容器圧力逃がし装置格納槽遮蔽設計値（10mSv/h 以下）に基づき設定
格納容器圧力逃がし装置格納槽外壁壁厚		格納容器圧力逃がし装置格納槽遮蔽設計値（0.62mSv/h 以下）に基づき設定
コンクリート密度	2.10g/cm <sup>3</sup>	新設遮蔽はコンクリート密度 2.10g/cm <sup>3</sup> 以上で施工



第 8 図 大気中に放出された放射性物質の濃度評価点

第7表 スクラビング水補給作業及び窒素供給作業における被ばく評価（S/Cからのベント操作の場合）

（単位：mSv/h）

被ばく経路		スクラビング水補給作業		窒素供給作業	
		補給作業時	屋外移動時	供給作業時	屋外移動時
原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく		$1.0 \times 10^{-2}$ 以下	$1.0 \times 10^{-2}$ 以下	$1.0 \times 10^{-2}$ 以下	$1.0 \times 10^{-2}$ 以下
大気中へ放出された放射性物質による被ばく	外部被ばく	$1.0 \times 10^{-2}$ 以下	$1.0 \times 10^{-2}$ 以下	$1.0 \times 10^{-2}$ 以下	$1.0 \times 10^{-2}$ 以下
	内部被ばく	$1.0 \times 10^{-2}$ 以下	$1.0 \times 10^{-2}$ 以下	$1.0 \times 10^{-2}$ 以下	$1.0 \times 10^{-2}$ 以下
大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく		約 $3.3 \times 10^0$	約 $3.3 \times 10^0$	約 $2.9 \times 10^0$	約 $3.3 \times 10^0$
格納容器圧力逃がし装置 フィルタ装置格納槽からの直接線		約 $1.0 \times 10^1$	約 $6.3 \times 10^{-1}$	約 $6.3 \times 10^{-1}$	約 $6.3 \times 10^{-1}$
作業線量率		約 $1.3 \times 10^1$	約 $3.9 \times 10^0$	約 $3.6 \times 10^0$	約 $3.9 \times 10^0$

第8表 スクラビング水補給作業及び窒素供給作業における被ばく評価（D/Wからのベント操作の場合）

（単位：mSv/h）

被ばく経路		スクラビング水補給作業		窒素供給作業	
		補給作業時	屋外移動時	供給作業時	屋外移動時
原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく		$1.0 \times 10^{-2}$ 以下	$1.0 \times 10^{-2}$ 以下	$1.0 \times 10^{-2}$ 以下	$1.0 \times 10^{-2}$ 以下
大気中へ放出された放射性物質による被ばく	外部被ばく	$1.0 \times 10^{-2}$ 以下	$1.0 \times 10^{-2}$ 以下	$1.0 \times 10^{-2}$ 以下	$1.0 \times 10^{-2}$ 以下
	内部被ばく	$1.0 \times 10^{-2}$ 以下	$1.0 \times 10^{-2}$ 以下	$1.0 \times 10^{-2}$ 以下	$1.0 \times 10^{-2}$ 以下
大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく		約 $4.5 \times 10^0$	約 $4.5 \times 10^0$	約 $4.0 \times 10^0$	約 $4.5 \times 10^0$
格納容器圧力逃がし装置 フィルタ装置格納槽からの直接線		約 $1.0 \times 10^1$	約 $6.3 \times 10^{-1}$	約 $6.3 \times 10^{-1}$	約 $6.3 \times 10^{-1}$
作業線量率		約 $1.5 \times 10^1$	約 $5.1 \times 10^0$	約 $4.6 \times 10^0$	約 $5.1 \times 10^0$

格納容器内の圧力が計測できない場合の運用について

格納容器内の圧力が計測できない場合には、格納容器雰囲気温度を計測し、飽和圧力に換算することにより操作判断を行うこととする。このため、第 1 表及び第 1 図に示すような飽和温度と飽和圧力の換算表等を手順書類に記載する。

具体的には、重大事故等発生時に格納容器への注水等が十分である場合においては、格納容器雰囲気は飽和状態に近い状態であることから、第 2 図に示す格納容器雰囲気温度計のうち、より飽和状態に近いと考えられるサプレッション・チェンバ空間部に設置した格納容器雰囲気温度計（第 2 図の⑨及び⑩）の計測値を飽和圧力に換算し、ベントの実施を判断する。

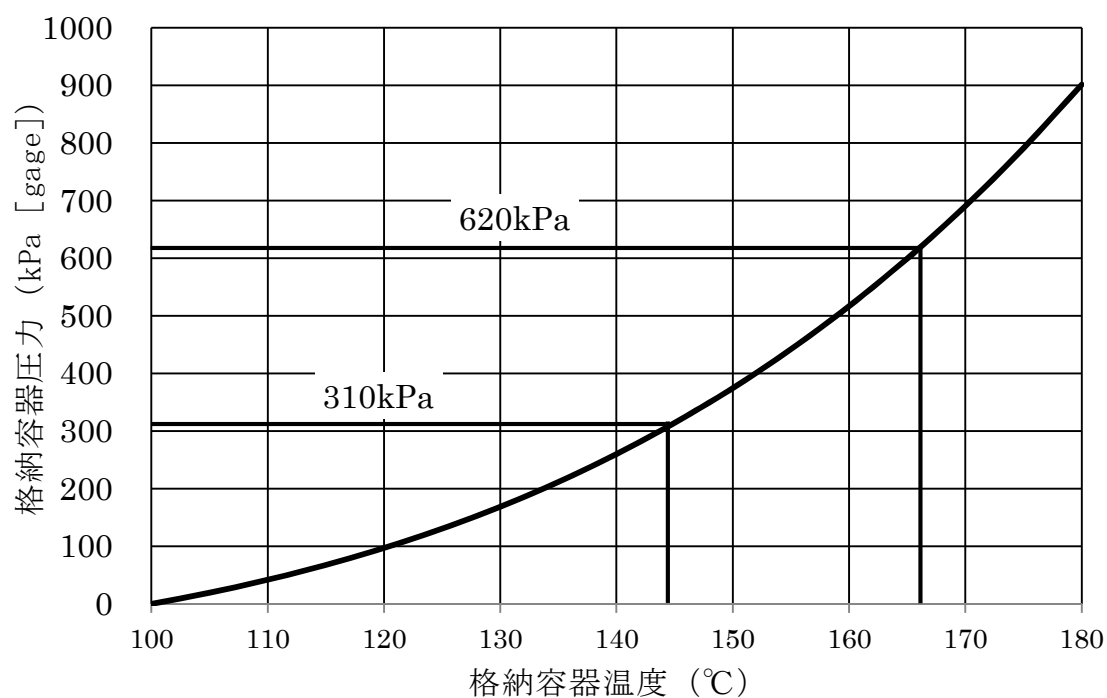
ただし、有効性評価で想定する範囲を超える場合ではあるが、重大事故等発生時に格納容器への注水等が不十分な場合は、格納容器雰囲気温度が格納容器圧力に対する飽和温度以上になるとともに、熔融炉心からの輻射熱等によって局所的に格納容器雰囲気温度が大きく上昇する可能性がある。

このような場合は、全ての格納容器雰囲気温度計の最大値を圧力換算し、ベントの実施を判断する。この運用により、格納容器雰囲気温度に対する圧力換算値は実際の格納容器圧力と同等又はそれ以上となることから、格納容器の限界圧力を下回る最高使用圧力の 2 倍（620kPa [gage]）に到達する前のベントが可能であると考ええる。

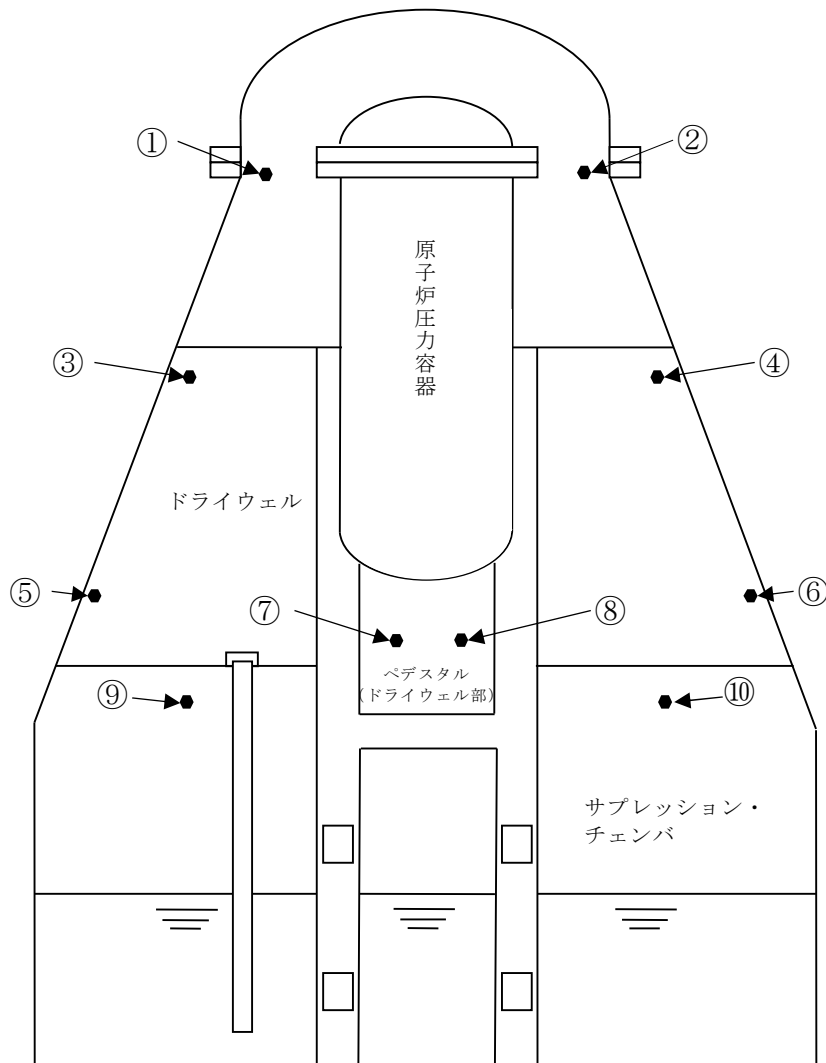
第 1 表 飽和温度と飽和圧力の換算表

飽和温度 [°C]	飽和圧力 [kPa]	
	絶対圧力	ゲージ圧力
100	101	0
105	121	20
110	143	42
115	169	68
120	199	97
125	232	131
130	270	169
135	313	212
140	362	260
144.6	411	310 (1Pd)
145	416	314
150	476	375
155	543	442
160	618	517
165	701	599
166.2	721	620 (2Pd)
170	792	691
175	892	791
180	1003	901

参考：日本機械学会蒸気表 [1999年]



第 1 図 飽和温度と飽和圧力の換算グラフ



番号	名称	設置場所	測定範囲
①, ②	ドライウエル雰囲気温度 (上部)	フランジ高さ	0℃～300℃
③, ④	ドライウエル雰囲気温度 (中部)	燃料有効長頂部高さ	0℃～300℃
⑤, ⑥	ドライウエル雰囲気温度 (下部)	機器ハッチ高さ	0℃～300℃
⑦, ⑧	ドライウエル雰囲気温度 (ペDESTAL部)	ドライウエル床面高さ	0℃～300℃
⑨, ⑩	サプレッション・チェンバ雰囲気温度	サプレッション・チェンバ上部	0℃～200℃

第 2 図 格納容器雰囲気温度計の計測点

ベント停止手順について

## (1) 格納容器圧力逃がし装置によるベント停止の判断について

格納容器圧力逃がし装置によるベントを停止した後は、以下の機能が必要となるため、以下の機能が全て使用可能と判断した場合にベント停止の判断を実施する。

## a. 格納容器の除熱機能（残留熱除去系等）

- ・格納容器内に残存する核分裂生成物から発生する崩壊熱を除去し、最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送するため

## b. 格納容器への窒素供給機能（窒素供給設備）

- ・残留熱除去系の運転に伴う蒸気凝縮により、格納容器内が負圧になることを防止するため
- ・水の放射線分解によって発生する水素及び酸素の濃度が可燃限界濃度に到達することを防止するため

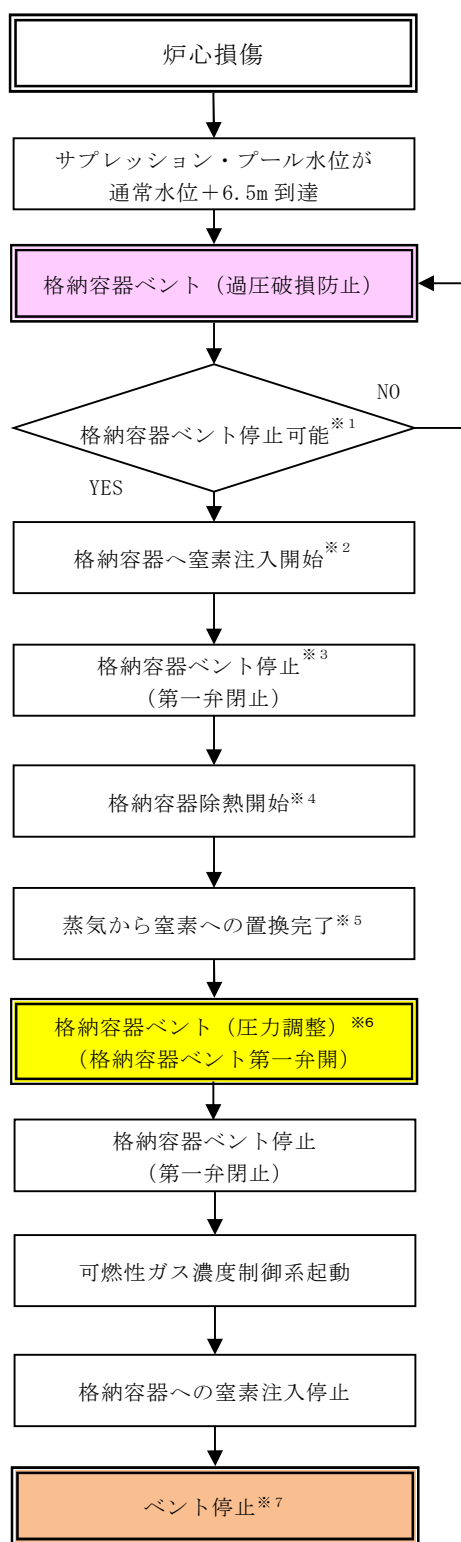
## c. 格納容器内の可燃性ガス濃度制御機能（可燃性ガス濃度制御系）

- ・水の放射線分解によって発生する水素及び酸素の濃度が可燃限界濃度に到達することを防止するため

## (2) ベント停止手順について

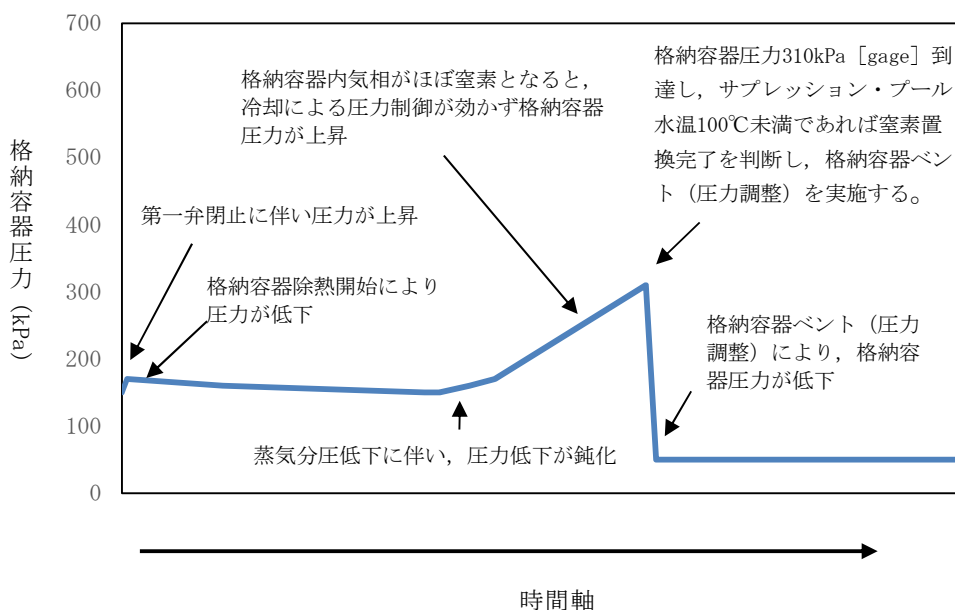
ベント停止フローを第1図に示す。また、第2図に格納容器圧力挙動のイメージ、第3図に格納容器温度挙動のイメージ及び第4図に格納容器内気相挙動のイメージを示す。



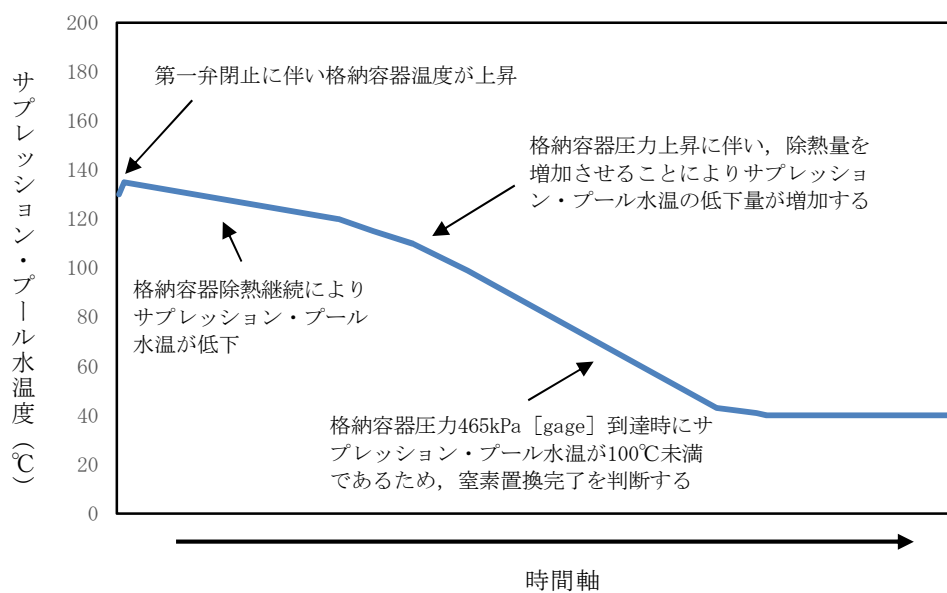


- ※ 1 : 格納容器の除熱機能, 格納容器への窒素供給機能及び可燃性ガス濃度制御機能を使用可能であると判断した場合, 格納容器ベント停止の判断を実施する。
- ※ 2 : 格納容器除熱時に格納容器内が負圧に至ることを防止する観点から, ドライウェル及びサブプレッション・チェンバの両方に窒素を供給する。
- ※ 3 : 第一弁閉後は, 第一弁と第二弁の間に水素が滞留するおそれがあるため, 第一弁の下流から窒素を供給する。このため, 第一弁でベントを停止する (第二弁は開状態を維持する)。
- ※ 4 : ベント弁を閉止後, 残留熱除去系又は代替循環冷却系を起動し, 外部水源による注水を停止する。また, 格納容器内気相はほぼ蒸気であるため, 除熱による蒸気凝縮量が窒素供給量を上回った場合, 格納容器圧力が負圧となる可能性があるため, 格納容器圧力 13.7kPa [gage] - 310kPa [gage] の間となるように熱交換器への通水量を調整することで格納容器圧力が負圧になることを防止しながら窒素置換を実施する。また, 格納容器圧力が 13.7kPa [gage] まで低下した場合には, 負圧を防止するため格納容器除熱を停止し, 外部水源による注水を実施する。負圧防止圧力の設定に当たっては, 格納容器の設計負圧である -13.7 kPa [gage] に対する 2 倍の余裕を考慮して設定とした。
- ※ 5 : サブプレッション・プール水温が 100℃未満となり, 除熱量を調整しても格納容器圧力が 310kPa [gage] に到達する場合には, 蒸気分圧がほとんど失われ, 窒素によって格納容器圧力が上昇している状況であると判断する。
- ※ 6 : 可燃性ガス濃度制御系を起動可能な圧力まで格納容器圧力を低下させることを目的として, 残留熱除去系又は代替循環冷却系による格納容器除熱及び格納容器への窒素供給を継続しながら第一弁を再度開として, 格納容器内ベント (圧力調整) する。
- ※ 7 : 格納容器の状態は, 窒素置換されていることによって負圧のおそれはなく, 水の放射線分解によって発生する水素及び酸素は可燃性ガス濃度制御系によって処理され, 残留熱除去系又は代替循環冷却系による格納容器除熱が継続されている状態である。

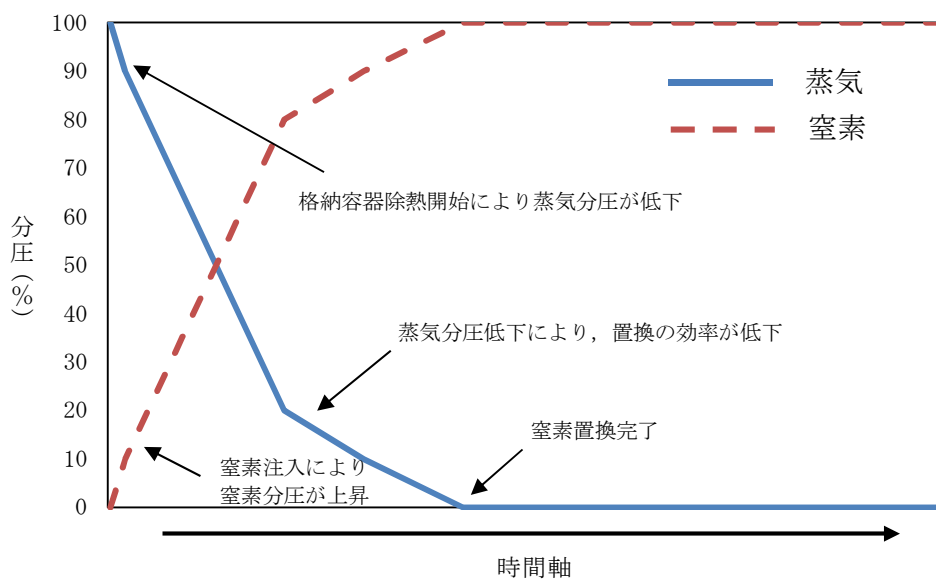
第1図 格納容器ベント停止フロー



第 2 図 格納容器ベント停止後の窒素置換実施時における  
格納容器圧力挙動イメージ



第 3 図 格納容器ベント停止後の窒素置換実施時における  
格納容器温度挙動イメージ



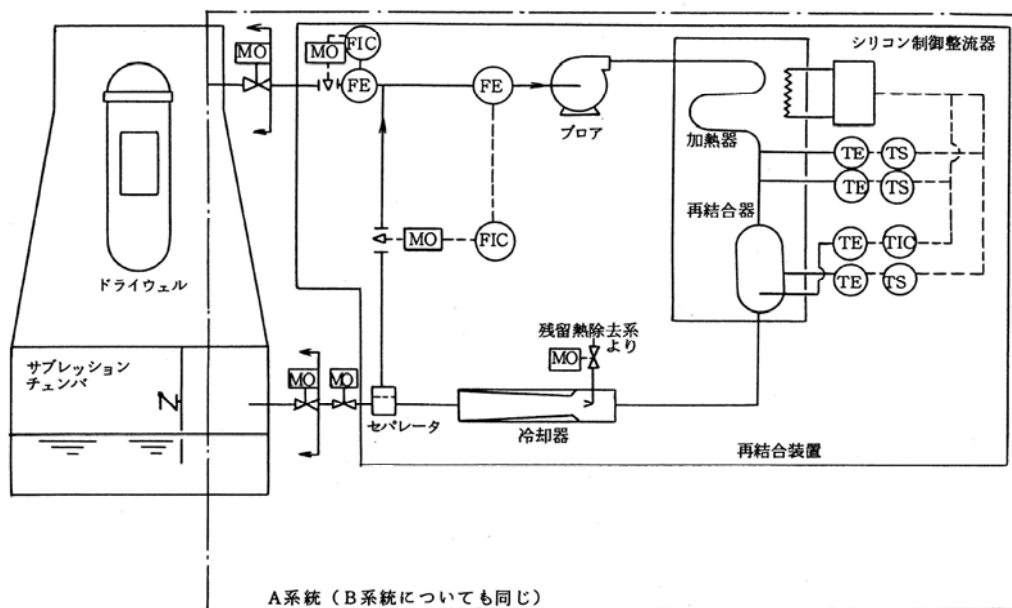
第 4 図 格納容器ベント停止後の窒素置換実施時における  
格納容器内気相の挙動イメージ

### (3) 可燃性ガス濃度制御系について

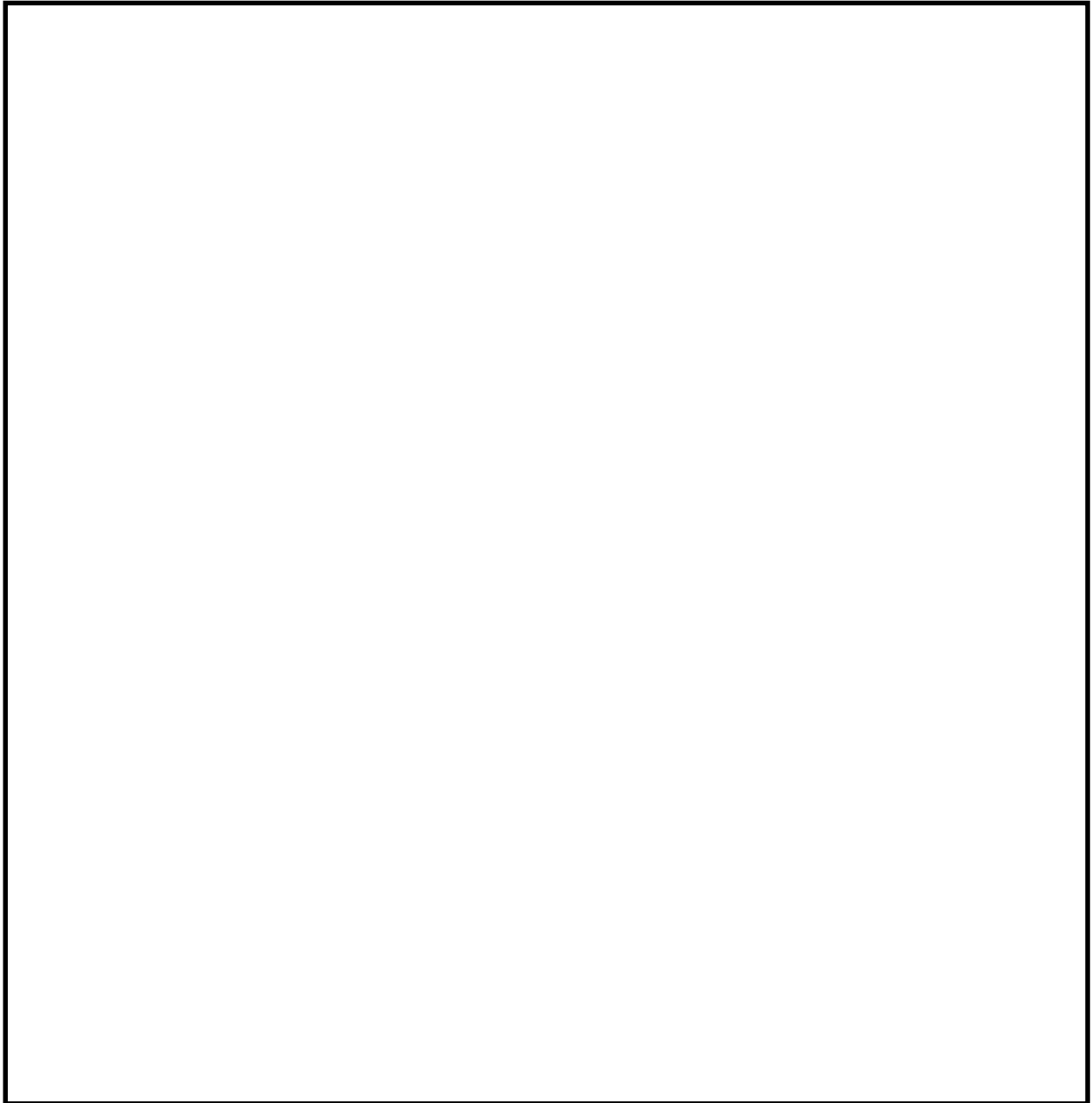
可燃性ガス濃度制御系については、設計基準事故対処設備として位置付けており、重大事故等発生時の格納容器雰囲気における耐性を有さないものである。可燃性ガス濃度制御系の仕様を第 1 表に、系統概略図を第 5 図に、設置場所を第 6 図に示す。

第 1 表 可燃性ガス濃度制御系の主な仕様

項目	設計	備考	
耐震クラス	Sクラス		
入口ガス条件	運転温度	< 121℃	運転許可インターロック設定値
	運転圧力	< 147kPa	運転許可インターロック設定値
	水素濃度	< 4.0vol%	
	酸素濃度	< 5.0vol%	
再結合効率	95%	水素濃度 2vol%時	



第 5 図 可燃性ガス濃度制御系の系統概略図



第 6 図 可燃性ガス濃度制御系の設置場所

- (4) ベント実施中及びベント停止後の格納容器負圧防止対策について
  - a. ベント実施中における格納容器負圧防止対策について

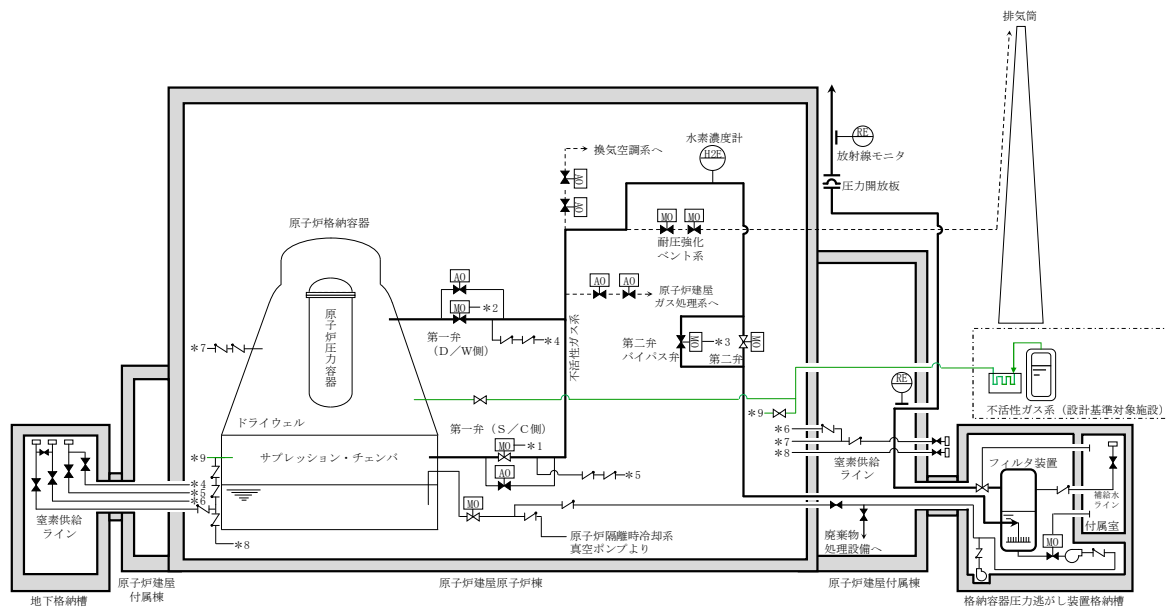
通常運転中は格納容器内に窒素を封入しているが、ベント実施中は窒素を含む格納容器内の非凝縮性ガスが排出され、格納容器内は崩壊熱により発生する蒸気で満たされた状態となる。その状態で代替格納容器スプレイ系（常設）による格納容器スプレイを実施すると、蒸気の凝縮に

より格納容器圧力が負圧になるおそれがあるが、ベント実施前に代替格納容器スプレイ系（常設）を停止する運用としているため、ベント実施中に格納容器圧力が負圧になることはない。

b. ベント停止後における格納容器負圧防止対策について

ベント停止時は、最初に可搬型窒素供給装置により格納容器内に窒素注入を開始し、その後、残留熱除去系又は代替循環冷却系を用いた格納容器除熱を開始する。除熱による蒸気凝縮量が窒素供給量を上回った場合、格納容器圧力が負圧に至る可能性があるため、除熱量（熱交換器のバイパス流量）を調整し格納容器圧力を13.7kPa [gage] - 310kPa [gage] の間でコントロールすることで格納容器圧力を正圧に維持しつつ、格納容器気相部を蒸気雰囲気から窒素雰囲気へ置換する。また、格納容器圧力が13.7kPa [gage] まで低下した場合には、負圧を防止するため格納容器除熱を停止し、外部水源による注水を実施する。格納容器内気相部が窒素雰囲気へ置換された以降は、格納容器が負圧となることはない。

また、窒素供給装置以外の手段として、設計基準対象施設ではあるが、不活性ガス系による格納容器への窒素供給が可能である。格納容器への窒素供給手段の概略図を第7図に示す。



第 7 図 格納容器への窒素供給手段の概略図

格納容器雰囲気温度によるベントの運用について

## (1) 格納容器雰囲気温度の監視について

格納容器雰囲気温度計は、ドライウエルに36点、サプレッション・チェンバに4点の計40点を設置しており、各所に分散して配置することにより格納容器全体の雰囲気温度を監視することができる。このうち、重大事故等発生時における監視を確実なものとするため、重大事故等発生時の格納容器内の環境条件においても計測可能な温度計を、ドライウエルに8点、サプレッション・チェンバに2点に分散し、格納容器内の雰囲気温度を一様に計測することとしている。

重大事故等発生時の格納容器内の環境条件においても計測可能な温度計の計測点を第1図に示す。

## (2) 局所的な温度上昇について

格納容器雰囲気温度が局所的に大きく上昇する要因としては、原子炉圧力容器が高压状態で破損する際に熔融炉心が飛散し、格納容器内に熔融炉心が付着することなどが考えられるが、原子炉圧力容器破損前に原子炉圧力容器を減圧することにより、このような状況に至る可能性を低減する。また、原子炉圧力容器が破損した場合には、熔融炉心がペDESTAL部に落下するが、ペDESTAL（ドライウエル部）はドライウエル床面より掘り下げられた構造となっているため、熔融炉心はペDESTAL(ドライウエル部)に保持され、ドライウエル床面に流出することはない。さらに、格納容器スプレイ実施時には格納容器雰囲気が冷却されること及び格納容器への注水等による熔融炉心の冷却に伴い発生する蒸気により格納容器内では自然対流が起きていることを踏まえると、熔融炉心からの輻射熱等により格納容器雰囲気温度が局所的に大きく上昇する可能性は低い。また、格納容器圧力限界圧力を下回る最高使用圧力の2倍（620kPa [gage]）到達までに



ベントを実施することとしているが、620kPa [gage] に対する飽和温度が約 166℃であることを踏まえると、過温破損に至ることはないと考えられる。

なお、格納容器圧力が計測できない場合は、「別紙 19. 格納容器内の圧力が計測できない場合の運用について」に記載のとおり、格納容器雰囲気温度によりベントを判断することとしている。

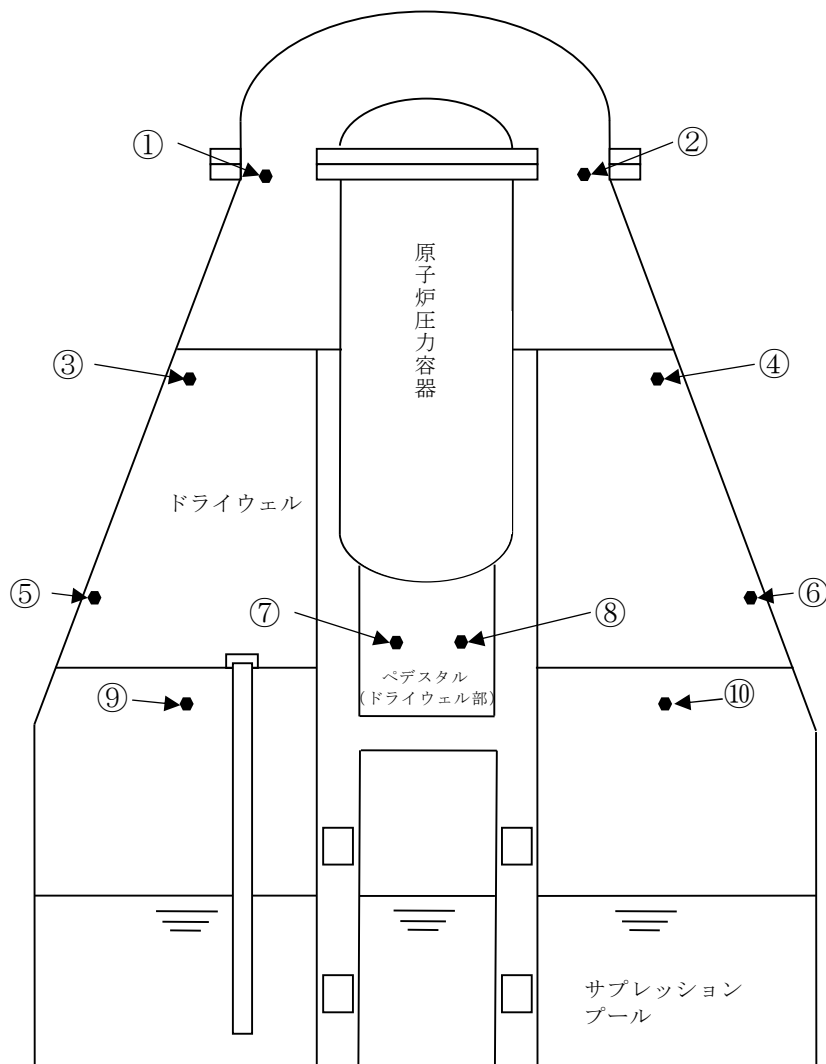
(3) 格納容器破損のおそれがある場合の影響緩和のためのベント実施について

炉心部の燃料、ペDESTAL（ドライウェル部）に落下した燃料デブリ及び格納容器内を冷却するため、格納容器への注水等に期待するが、十分な注水等ができない場合には、格納容器雰囲気が過熱状態になり、格納容器雰囲気温度が格納容器圧力に対する飽和温度以上になるとともに、熔融炉心からの輻射熱等により格納容器雰囲気温度が局所的に大きく上昇し、格納容器が過温破損に至るおそれがある。このように、重大事故等対処設備が健全に機能せず、格納容器の健全性が脅かされる可能性が高い状況では、格納容器圧力逃がし装置からのベントを実施し、フィルタ装置を介した放射性物質の放出経路を形成することで、格納容器の過温破損時に大気へ放出される放射性物質の総量を低減させる運用とする。

ベントの実施は過圧破損防止の観点では有効な手段であるが、格納容器雰囲気の過熱状態による温度上昇に対しては一定の抑制効果はあるものの過温破損そのものを防止できる手段ではない。したがって、格納容器温度上昇に対するベントにおいて、過温破損の観点では可能な限り格納容器内に存在する希ガスの減衰に期待するため、格納容器の限界温度に到達するおそれのある「格納容器温度 200℃以上において温度上昇が継続している場合」をベント実施判断基準として設定した。格納容器温度の上昇継続を

判断基準として設定した理由は、200℃以上にて温度上昇が継続する場合には、格納容器過温破損に至る可能性があり、事前に環境緩和のための格納容器ベントを実施するためである。

なお、格納容器が過温破損するような状況では、格納容器温度が全体的に上昇することが考えられること及び計器故障等による誤ベントを防止する観点から、第1図に示すドライウェルに設置した温度計の指示値のうち2点が200℃以上にて温度上昇が継続する場合において、格納容器圧力逃がし装置からのベントを実施することとする。



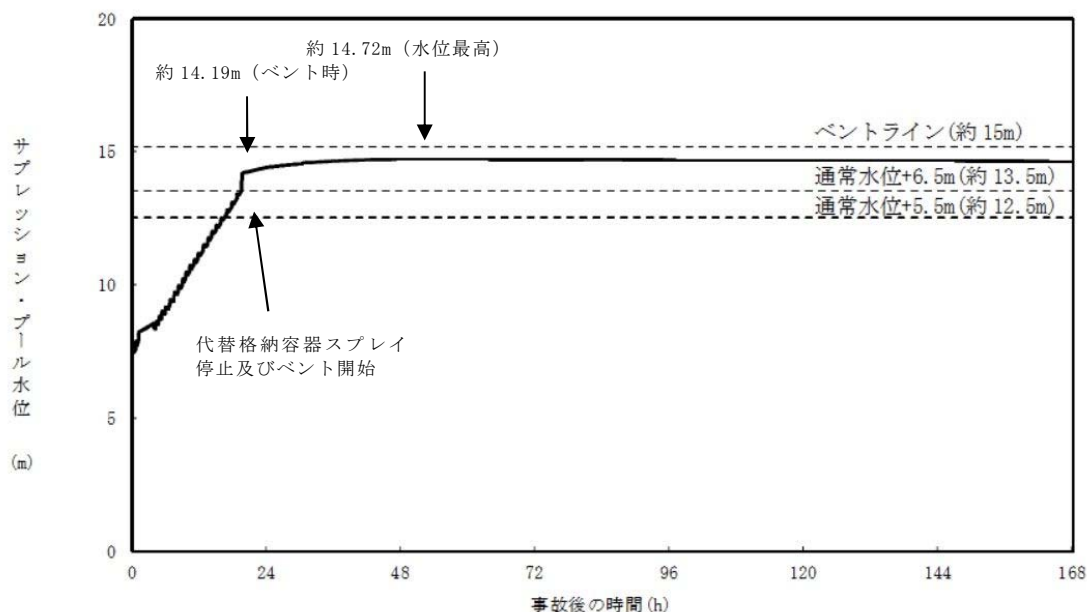
番号	名称	設置場所	測定範囲
①, ②	ドライウエル上部温度	フランジ高さ	0℃～300℃
③, ④	ドライウエル中部温度	燃料有効長頂部高さ	0℃～300℃
⑤, ⑥	ドライウエル下部温度	機器ハッチ高さ	0℃～300℃
⑦, ⑧	ペDESTAL (ドライウエル部) 温度	ドライウエル床面高さ	0℃～300℃
⑨, ⑩	サブプレッション・チェンバ温度	サブプレッション・チェンバ上部	0℃～200℃

第 1 図 格納容器雰囲気温度計の計測点

格納容器減圧に伴うベント管からサブプレッション・チェンバへの冷却水の流入について

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）等による代替格納容器スプレイを実施する場合、外部水源の持ち込みによるサブプレッション・プール水位の上昇により、ベントラインが水没するおそれがある。サブプレッション・プールの水位は、ベント時のサブプレッション・チェンバ圧力低下に伴う体積膨張及びベント管からの水の流入によっても上昇するため、これらを考慮してもベント実施後にベントラインが水没しないよう代替格納容器スプレイを停止する必要がある。

原子炉注水した冷却材が破断口からサブプレッション・チェンバに移行し、サブプレッション・プール水位の上昇が最も厳しいシーケンスとなる「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」におけるサブプレッション・プール水位の挙動を第 1 図に示す。格納容器スプレイ停止後、ドライウエル圧力が上昇することでベント管内の冷却材の一部が押し出されサブプレッション・プール水位が上昇する。ベントを開始すると、サブプレッション・チェンバの圧力が低下し、ベント管内に残存する冷却材がサブプレッション・プールに押し出されることでさらに水位が上昇する。その後は、破断口から流出する冷却材の流入等による水位上昇効果と、ベント時の圧力低下やサブプレッション・プール内の核分裂生成物からの崩壊熱によるサブプレッション・プール水の蒸発による水位低下効果のバランスによりサブプレッション・プール水位が変動するが、ベントライン下端まで到達しない。また、ベント実施時の減圧沸騰によるサブプレッション・プールの水位上昇を考慮してもベントライン下端まで到達しない。



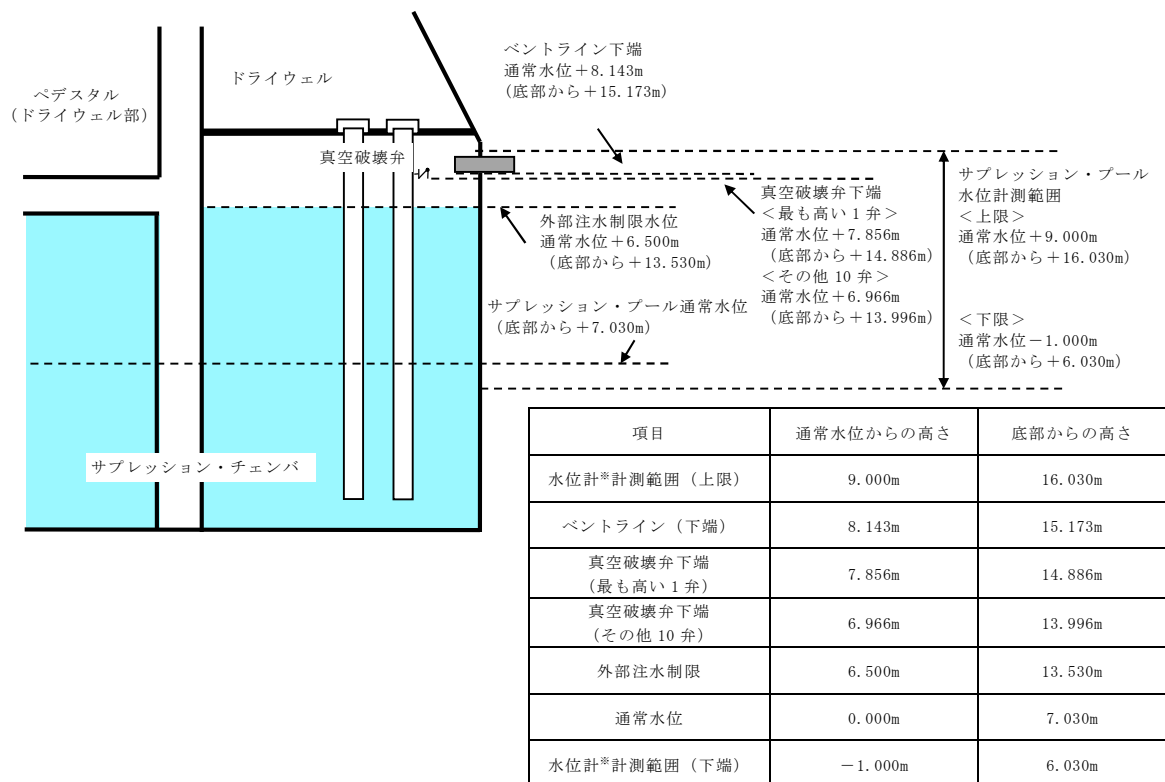
第 1 図 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）  
におけるサプレッション・プール水位の挙動

格納容器圧力逃がし装置によるサプレッション・チェンバからのベント実施時には、ベント管内に残存する冷却材がサプレッション・チェンバに流入することで、サプレッション・プール水位が最大約 14.72m まで上昇するものの、ベントライン下端高さである約 15.17m に対して余裕がある（第 2 図）。また、ベント管に設置されている真空破壊弁（第 3 図）11 弁のうち 10 弁については、下端高さが約 13.99m であることから、この水位上昇によって機能喪失するおそれがあるが、最も高い位置に設置されている残り 1 弁の真空破壊弁下端高さは約 14.88m であるため、水没しない。なお、真空破壊弁設置の目的はドライウエルの負圧防止であるが、ベント実施時においてはドライウエルが負圧に至る状況にないため、真空破壊弁が水没することに対する影響はないと考えられる。

また、減圧沸騰が発生すると考えられるベント実施時（サプレッション・プール水位：約 14.19m）について、減圧沸騰を考慮した場合の水位を評価した結果、水位上昇幅は約 0.85m となり、サプレッション・プール水位は約 15.04m

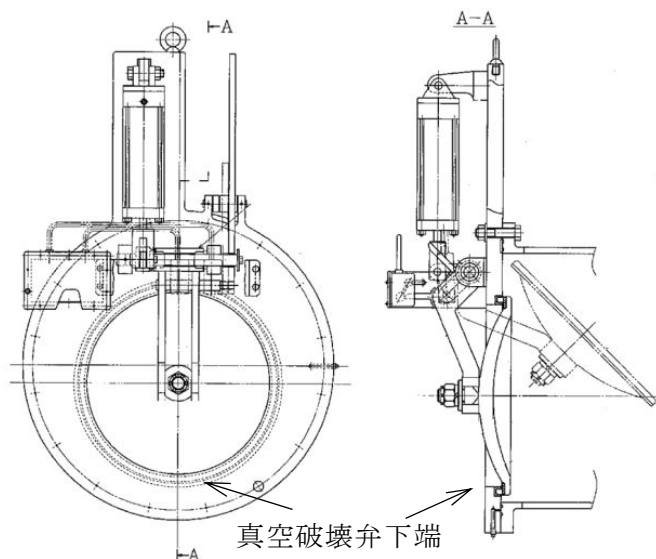
に到達するが、ベントライン下端高さである約 15.17m に対して余裕があるため、減圧沸騰の影響によってベントが妨げられることはない。また、最も高い位置に設置されている真空破壊弁の下端高さが約 14.88m であることから、一時的に最も高い位置に設置されている真空破壊弁の下端以上となるが、減圧沸騰が収束することで再度真空破壊弁は露出する。さらに、真空破壊弁が水没した場合、サプレッション・チェンバの圧力が上昇することが考えられるが、サプレッション・チェンバの圧力が上昇すれば減圧沸騰が抑制され、再度真空破壊弁が露出することとなることから、減圧沸騰によって一時的に最も高い位置に設置されている真空破壊弁が水没することによる影響はほとんどないと考えられる。

なお、以上の減圧沸騰による水位上昇評価は、サプレッション・プールの圧力がサプレッション・チェンバ圧力に等しいと仮定して評価しているが、現実的にはサプレッション・プールの下部には水頭圧がかかることにより、プール全体が減圧沸騰することはないため、水位は約 15.04m より低くなると考えられる。



※重大事故等対処設備として設置するもの

第2図 サプレッション・プール水位に係る位置関係概要図



第3図 真空破壊弁概略図

(1) ベント実施時の減圧沸騰による水位上昇評価

①評価条件

- ・ サプレッション・プール水位 : 約 14.2m
- ・ サプレッション・プール水面表面積 : 約 474m<sup>2</sup>
- ・ ベント実施直後のサプレッション・チェンバ圧力 : 約 330kPa [gage]
- ・ ベント実施直後のベント流量 : 約 16.0kg/s

②評価方法

減圧沸騰時のボイド率からサプレッション・プール水位の上昇分を求める。サプレッション・プール水中で一様な蒸気発生がある場合の平均ボイド率は、ドリフトフラックスモデルから以下の式 (1) により求める。

$$\alpha = \frac{jg}{Vg + jgCo} \dots \dots \dots (1)$$

ここで、jg はサプレッション・プール表面での見かけ蒸気速度であり、蒸気流量 (Wg)、サプレッション・プール表面積 (Ap) 及び蒸気密度 (ρg) を用いて、以下の式 (2) により求める。

$$jg = \frac{Wg}{Ap \rho g} \dots \dots \dots (2)$$

また、Vg はドリフト速度 (局所的な気液管速度差) であり、以下の計算式 (3) により求める。

$$Vg = 1.53 \left( \frac{\sigma \cdot g \cdot (\rho w - \rho g)}{\rho w^2} \right)^{\frac{1}{4}} \dots \dots \dots (3)$$

- ここで、
- σ : 水の表面張力 (0.049N/m<sup>\*</sup>)
  - g : 重力加速度 (9.81m/s<sup>2</sup>)



$\rho_w$  : 水の密度 (920.14kg/m<sup>3</sup>※)

$\rho_g$  : 蒸気の密度 (2.32kg/m<sup>3</sup>※)

$C_o$  : 分布定数 (1.0)

※サプレッション・チェンバ圧力 330kPa [gage] 時における値  
として、平均ボイド率  $\alpha$  を求めると約 0.0592 となる。

### ③評価結果

サプレッション・プール水位は減圧沸騰により約 5.92%体積膨張する。  
その結果、ベント時のサプレッション・プール水位約 14.19m に対して、減  
圧沸騰により水位は約 0.85m 上昇し、約 15.04m となる。

有効性評価における炉心損傷の判断根拠について

炉心損傷の判断基準は、設計基準事故の状態を有意に超えるとともに、炉心損傷の判断が遅くならないよう、追加放出量の 10 倍に相当する F P が燃料から放出された状態を設定しており、以下の理由から妥当と考えている。

- ① 東海第二発電所では、設計基準事故における原子炉冷却材喪失時の評価では燃料棒の破裂は発生していない。そのため、設計基準事故時の追加放出量を超える放出量を確認した場合には、設計基準事故を超える状態と判断されること。
- ② 炉心冷却が不十分な事象において、格納容器雰囲気モニタのガンマ線線量率が追加放出量の 10 倍に相当する値に至る場合には、その後、ごく短時間で 10 倍に相当する値を大きく上回る線量率に至っていること。また、これは、大量の F P が格納容器内に放出されたことを意味しており、これ以降、格納容器の健全性を確保することが極めて重要となること（第 1 図の線量率の上昇を参考<sup>※2</sup>）。
- ③ 追加放出量の 10 倍の F P が放出された時点では、有効性評価における評価項目（燃料被覆管最高温度 1,200℃以下、酸化量 15%以下）に至っていない可能性もあるが、上記②のとおり、炉心冷却が不十分な事象において、追加放出量の 10 倍に相当する F P が放出された以降の事象進展は非常に早く、有効性評価において炉心損傷と判断する時間との差異が小さいと考えられること。

なお、「炉心損傷」と判断した場合は、格納容器内に放出される希ガスの影響を考慮し、格納容器スプレイ及びベントの運用を変更することとしている。

（第 1 表）

第 1 表 炉心損傷の有無による格納容器スプレイ及びベント運用

炉心損傷の有無	格納容器スプレイ実施基準	ベント実施基準
炉心損傷がない場合	格納容器圧力 217kPa [gage] ～279kPa [gage]	格納容器圧力 310kPa [gage] 到達
炉心損傷を判断した場合	格納容器圧力 400kPa [gage] ～465kPa [gage]	サプレッション・プール 通常水位+6.5m 到達



第 1 図 炉心損傷判定図

格納容器からの異常漏えい時における対応について

## (1) 格納容器からの異常漏えい時における対応方針

事故時に炉心損傷を判断した際は、格納容器の過圧破損の防止又は格納容器内での水素燃焼をするため、サプレッション・プール水位が通常水位+6.5m 到達した場合又は格納容器酸素濃度がドライ条件で4.3vol%に到達した場合は、格納容器圧力逃がし装置におけるベントを実施することとしている。

一方、万が一、ベントを実施する前に、格納容器からの異常な漏えいにより、原子炉建屋原子炉棟（以下「R/B」という。）内に放射性物質が放出されるような状況になれば、大気へ放出される放射性物質の総量を可能な限り防止する対応として、格納容器圧力逃がし装置によるベントを実施することとしている。この対応により、フィルタ装置を介した放射性物質の放出経路を形成することで、大気へ放出される放射性物質の総量を低減し、公衆への影響を緩和する運用とする。

また、異常な漏えい発生時において、格納容器から漏えいする水素により、R/B水素濃度が上昇する場合には、原子炉建屋水素爆発を防止する観点から、格納容器圧力逃がし装置によるベントを実施し、格納容器内の水素を排出することによって水素漏えいを抑制し、水素爆発防止を図る運用とする。

## (2) 格納容器の異常漏えい時における運用方法

可搬型モニタリング・ポスト及び原子炉建屋内放射線モニタの指示値が急激な上昇が発生した場合又は原子炉建屋水素濃度計指示値が2vol%に到達した場合には、格納容器からの異常な漏えいが発生していると判断し、格納容器圧力逃がし装置によるベントを実施する。

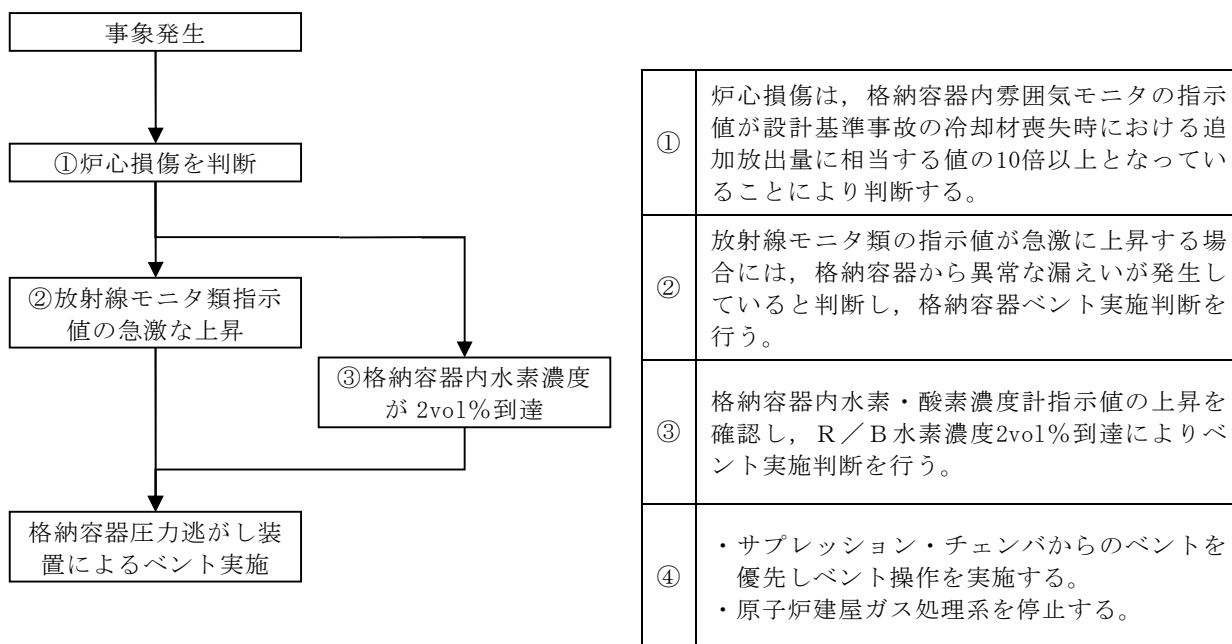
ベントについては、ドライウェル内に存在する粒子状物質のサプレッシ

ョン・プール水でのスクラビングによる捕集効果に期待するため、サプレッション・チェンバ側からのベントを実施する。仮に格納容器からの漏えい発生個所がドライウェル側であっても、サプレッション・チェンバからのベントによりドライウェル圧力を低下させることで、格納容器からの漏えいを抑制することが可能である。

また、原子炉建屋ガス処理系については、当該系統内での水素爆発発生防止の観点から、R/B水素濃度計指示値が2vol%に到達した時点で停止する。

(3) ベント実施基準設定の考え方

可搬型モニタリング・ポスト及び原子炉建屋内放射線モニタの指示値が急激に上昇する場合には、格納容器から異常な漏えいが発生していると判断する。また、R/B水素爆発防止の観点からは、PAR動作開始水素濃度(1.5vol%)、R/B水素濃度計の誤差(±0.25vol%)及び評価の不確かさを踏まえ、R/B水素濃度計指示値が2vol%に到達した時点でベント実施を判断する。



第1図 格納容器の異常な漏えいによるベント実施フロー

格納容器スプレイが実施できない場合のベント運用について

## (1) 格納容器スプレイが実施できない場合における対応について

炉心損傷を判断した場合、格納容器圧力が 465kPa [gage] (1.5Pd) に到達した時点で代替格納容器スプレイを実施することで、格納容器圧力の上昇を抑制し、ベント実施するまでの格納容器内に存在する希ガスの減衰期間を確保することとしている。

ただし、万が一、何らかの要因により格納容器スプレイが実施できない場合には、希ガスの減衰時間が十分に確保されていない場合においても、格納容器破損の緩和のため、ベント操作に移行する。

## (2) 格納容器スプレイが実施できない場合のベント判断基準

格納容器スプレイの手段として、重大事故等対処設備である、残留熱除去系、代替格納容器スプレイ系（常設）、代替循環冷却系及び代替格納容器スプレイ系（可搬型）があるが、これら全ての機能喪失を確認した時点でベント実施を判断し、速やかにベント操作を開始するため、第一弁及び第二弁の開操作を実施する。なお、格納容器スプレイの失敗については、系統流量が必要流量以上流れないこと又は必要流量以上流れていた場合においても格納容器の圧力抑制ができない場合に判断する。

## ベント準備操作開始タイミングについて

### (1) ベント準備操作について

東海第二発電所では、ベント実施時の作業時間短縮を目的として、他系統との隔離確認、ベント実施に必要な隔離弁の健全性確認、第一弁の開操作をベント準備と位置付けて、ベント実施操作判断基準到達までに実施し、その他のベント実施に関連する作業をベント実施操作判断基準到達後に実施することとしている。

ベント準備操作は、サプレッション・プール水位が通常水位+5.5m に到達したことを起点として開始する。これは、仮に第一弁の中央制御室からの遠隔操作失敗を想定しても、ベント実施操作判断基準到達までにベント準備が完了する基準として設定している。

### (2) ベント準備操作判断基準の考え方

ベント準備操作の所要時間が長くなる中央制御室からの遠隔操作失敗を想定したタイムチャートを第1図に示す。所要時間は2時間45分である。

作業項目	操作場所・必要要員数	▽ 0分                                  ▽ 1時間                                  ▽ 2時間                                  ▽ 3時間			
		0分	1時間	2時間	3時間
MCRからの第一弁開操作及び失敗確認	中央制御室      1	5分			
第一弁開操作のための装備着用及び現場移動	現場              3	35分			
第一弁開操作	現場              [3]		90分		
第一弁開操作終了後の現場移動	現場              [3]			35分	
第二弁開操作のための装備着用及び現場移動	現場              3	45分			
		 ベント準備所要時間 2時間45分			

第1図 ベント準備所要時間タイムチャート

また、ベント準備操作判断基準であるサプレッション・プール水位通常水位+5.5m 近辺の水位から、サプレッション・プール通常水位+6.5m (外



部水源による格納容器スプレイ停止基準) までの水量及び到達時間を第 1 表に示す。

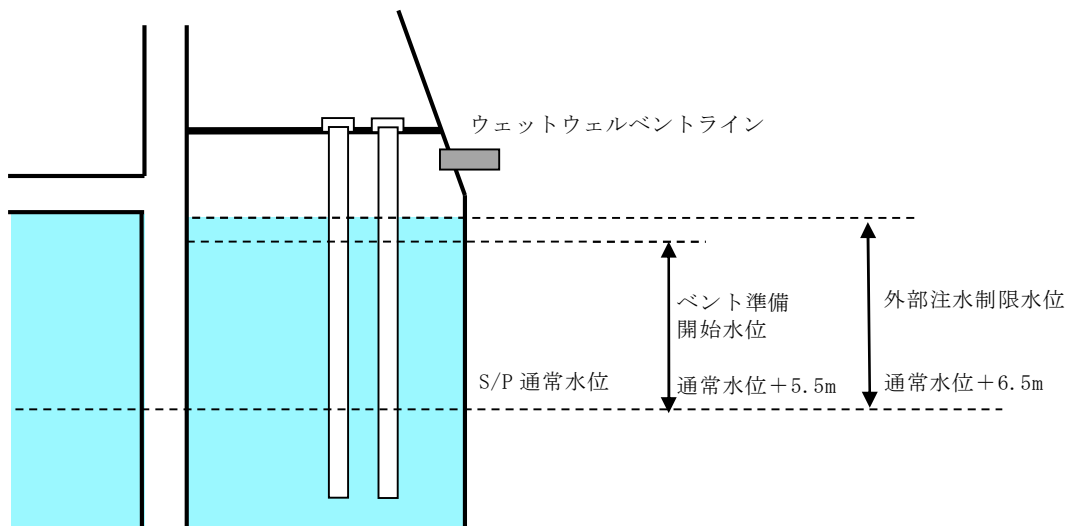
ベント準備操作所要時間が2時間45分であること及びスプレイ停止基準であるサブレーション・プール通常水位+6.5m 到達時間の関係から、ベント準備操作の開始タイミングとしてはサブレーション・プール通常水位+5.5m 到達を基準とすることが妥当と考える。

サブレーション・プール水位とベント実施に係る操作タイミングを第 2 図に示す。

第 1 表 スプレイ停止基準までの水量

サブレーション・プール水位	サブレーション・プール水位 通常水位+6.5m までの水量	サブレーション・プール水位 通常水位+6.5m 到達時間 <sup>※1</sup>
通常水位+6.0m	約 230m <sup>3</sup>	約 1 時間 40 分
通常水位+5.5m	約 450m <sup>3</sup>	約 3 時間 20 分
通常水位+5.0m	約 680m <sup>3</sup>	約 5 時間

※1 外部水源を用いた代替格納容器スプレイ流量を 130m<sup>3</sup>/h で連続して格納容器スプレイした場合。実際には、代替格納容器スプレイは 130m<sup>3</sup>/h よりも少ない流量でスプレイを実施することとしており、実運用上は表中の到達時間よりも長くなる。



第2図 サプレッション・プール水位と各操作タイミングについて

格納容器圧力逃がし装置の計装設備の網羅性について

格納容器圧力逃がし装置の計装設備については、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待機時，運転時，事故収束時の各状態で，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。

(1) 確認すべき項目について

格納容器圧力逃がし装置の待機時，運転時，事故収束時の各状態で確認すべき項目を下記 a～e に抽出し，各確認すべき項目に対する計装設備が設置されていることを第 1 表に示す。（「2.4.1 計装設備」の記載内容の一部再掲）

a. 系統待機時の状態

待機時の状態が，以下のとおり把握可能である。

(a) フィルタ装置の性能に影響するパラメータの確認

フィルタ装置水位計にて，スクラビング水の水位が，待機時の設定範囲内  にあることを監視することで，要求される放射性物質の除去性能が発揮できることを確認することで把握できる。

系統待機時における水位の範囲は，ベント時のスクラビング水の水位変動を考慮しても放射性物質の除去性能を維持し，ベント開始後 7 日間は水補給が不要となるよう設定している。（別紙 12）

また，フィルタ装置スクラビング水 pH 計にて，pH がアルカリ性の状態（pH13 以上）であることを監視することで，フィルタ装置の性能維持に影響がないことを確認することで把握できる。（別紙 41）

## (b) 系統不活性状態の確認

フィルタ装置排気ライン圧力計及びフィルタ装置圧力計にて、封入した窒素圧力  を継続監視することによって、系統内の不活性状態を確認することで把握できる。

## b. 系統運転時の状態

運転時の状態が、以下のとおり把握可能である。

## (a) 格納容器内の雰囲気ガスがフィルタ装置へ導かれていることの確認

フィルタ装置圧力計にて、ベント開始により圧力が上昇し、ベント継続により格納容器の圧力に追従して圧力が低下傾向を示すことで、格納容器内の雰囲気ガスがフィルタ装置に導かれていることを確認することで把握できる。

また、フィルタ装置スクラビング水温度計にて、ベント開始によりスクラビング水が待機状態から飽和温度まで上昇することを監視することで、格納容器のガスがフィルタ装置に導かれていることを確認することで把握できる。さらに、フィルタ装置出口放射線モニタが初期値から上昇することを計測することによりガスが通気されていることを把握できる。

## (b) フィルタ装置の性能に影響するパラメータの確認

フィルタ装置水位計にて、スクラビング水の水位が、ベント後の下限水位から上限水位の範囲内  にあることを監視することで、要求される放射性物質の除去性能が維持できることを確認することで把握できる。

ベント後における下限水位については、ベンチュリノズルが水没していることを確認するため、上限水位については、金属フィルタの性

能に影響がないことを確認するためにそれぞれ設定する。(別紙 12)

(c) ベントガスが放出されていることの確認

フィルタ装置出口放射線モニタにて、フィルタ装置出口を通過するガスに含まれる放射性物質からのγ線強度を計測することで、フィルタ装置出口配管よりベントガスが放出されていることを確認することで把握できる。

c. 事故収束時の状態

事故収束時の状態が、以下のとおり把握可能である。

(a) 系統内に水素が滞留していないことの確認

フィルタ装置入口水素濃度計にて、窒素供給による系統パージ停止後において、水素が長期的に系統内に滞留していないことを確認することで把握できる。

(b) フィルタ装置の状態確認

フィルタ装置に異常がないことを確認するため、フィルタ装置水位計にて、スクラビング水の水位が確保されていること(フィルタ装置のスクラビング水の移送後を除く)、フィルタ装置スクラビング水温度計にて温度の異常な上昇がないこと及びフィルタ装置出口放射線モニタの指示値が上昇傾向にないことを確認する。(別紙 39)

d. 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待機時、運転時、事故収束時に、フィルタ装置の水位調整を以下のとおり把握可能である。

(a) フィルタ装置の水位調整の確認

フィルタ装置水位計にて、フィルタ装置の排出又は水張りを実施する際に、フィルタ装置の水位を把握できる。

(b) フィルタ装置スクラビング水の水質管理

フィルタ装置水位計にて、フィルタ装置の排出又は水張りを実施する際に、フィルタ装置の水位を把握できるとともに、必要な追加薬液量の把握ができる。

また、フィルタ装置スクラビング水 pH 計にて、フィルタ装置へ薬液を補給する際に、スクラビング水の pH を把握できる。

e. 想定される機能障害の把握

格納容器圧力逃がし装置の運転時に、想定される機能障害を以下のとおり把握可能である。

(a) フィルタ装置の閉塞

- ・フィルタ装置圧力計にて、ベント実施により待機圧力から上昇した圧力が、低下傾向を示さないことを確認することで、フィルタ装置が閉塞していることを把握できる。
- ・フィルタ装置スクラビング水温度計にて、ベント開始により待機状態から温度が上昇することを監視することで、格納容器のガスがフィルタ装置に導かれていることを確認することにより把握できる。
- ・フィルタ装置出口放射線モニタが初期値から上昇しないことを確認することにより把握できる。

(b) 金属フィルタの閉塞

- ・フィルタ装置出口放射線モニタにて、ベント実施により待機状態から上昇した放射線量率が、低下傾向を示さないこと及びフィルタ装

置圧力計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

- ・フィルタ装置圧力計にて、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ビング水の漏えい

- ・フィルタ装置水位計にて、タンクからのスクラビング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。
- ・格納槽漏えい検知器により、格納容器圧力逃がし装置格納槽に漏えいしたスクラビング水を検知することで把握できる。(別紙 47)

(2) 計測範囲について

格納容器圧力逃がし装置の待機時、運転時、事故収束時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 2 表に示す。

第1表 格納容器圧力逃がし装置 計装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	計装設備	多重性又は多様性
a. 系統待機時	(a) フィルタ装置の性能に影響するパラメータの確認	①フィルタ装置水位 ②フィルタ装置スクラビング水 p H	①②で多様性あり ①は多重性あり
	(b) 系統不活性状態の確認	①フィルタ装置排気ライン圧力 ②フィルタ装置圧力	①②で多様性あり
b. 系統運転時	(a) 格納容器内の雰囲気ガスがフィルタ装置に導かれていること の確認	①フィルタ装置圧力 ②フィルタ装置スクラビング水温度 ③フィルタ装置出口放射線モニタ	①②③で多様性あり ③は多重性あり
	(b) フィルタ装置の性能に影響するパラメータの確認	①フィルタ装置水位	①は多重性あり
	(c) ベントガスが放出されていることの確認	①フィルタ装置出口放射線モニタ	①は多重性あり
c. 事故収束時	(a) 系統内に水素が滞留していないことの確認	①フィルタ装置入口水素濃度	①は多重性あり
	(b) フィルタ装置の状態確認	①フィルタ装置水位 ②フィルタ装置スクラビング水温度 ③フィルタ装置出口放射線モニタ	①②③で多様性あり ①②は多重性あり
d. 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	①は多重性あり
	(b) フィルタ装置スクラビング水の水質管理	①フィルタ装置水位 ②フィルタ装置スクラビング p H	①②で多様性あり ①は多重性あり
e. 想定される機能障害	(a) フィルタ装置の閉塞	①フィルタ装置圧力 ②フィルタ装置スクラビング水温度 ③フィルタ装置出口放射線モニタ	①②③で多様性あり ③は多重性あり
	(b) 金属フィルタの閉塞	①フィルタ装置圧力 ②フィルタ装置出口放射線モニタ	①②で多様性あり ②は多重性あり
	(c) フィルタ装置入口配管の破断	①フィルタ装置圧力 ②フィルタ装置出口放射線モニタ	①②で多様性あり ②は多重性あり
	(d) フィルタ装置スクラビング水の漏えい	①フィルタ装置水位 ②格納槽漏えい検知器	①②で多様性あり ①は多重性あり



第2表 格納容器圧力逃がし装置 計装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	180mm～5,500mm	
③ フィルタ装置圧力	0MPa [gage] ～1MPa [gage]	系統運転時に、格納容器圧力逃がし装置の最高圧力 (0.62MPa [gage]) が監視可能。また、系統待機時に、窒素置換 <input type="text"/> が維持されていることを計測可能な範囲とする。
④ フィルタ装置スクラビング水温度	0℃～300℃	系統の最高使用温度 (200℃) を計測可能な範囲とする。
⑤ フィルタ装置排気ライン圧力	0kPa [gage] ～100kPa [gage]	系統待機時に、窒素置換 <input type="text"/> が維持されていることを計測可能な範囲とする。
⑤ フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	$10^{-2}\text{Sv/h} \sim 10^5\text{Sv/h}$	系統運転時 (炉心損傷している場合) に、想定されるフィルタ装置出口の最大線量当量率 (約 $5 \times 10^1\text{Sv/h}$ ) を計測可能な範囲とする。
	$10^{-3}\text{mSv/h} \sim 10^4\text{mSv/h}$	系統運転時 (炉心損傷していない場合) に、想定されるフィルタ装置出口の最大線量当量率 (約 $7 \times 10^0\text{mSv/h}$ ) を計測可能な範囲とする。
⑥ フィルタ装置入口水素濃度	0 vol%～100vol%	事故収束時に、窒素供給による系統パージ停止後において、フィルタ装置の配管内に滞留する水素濃度が可燃限界濃度 (4vol%) 以下であることを計測可能な範囲とする。
⑦ フィルタ装置スクラビング水 pH	p H0～p H14	系統待機時に、フィルタ装置スクラビング水の pH (p H0～p H14) を計測可能な範囲とする。

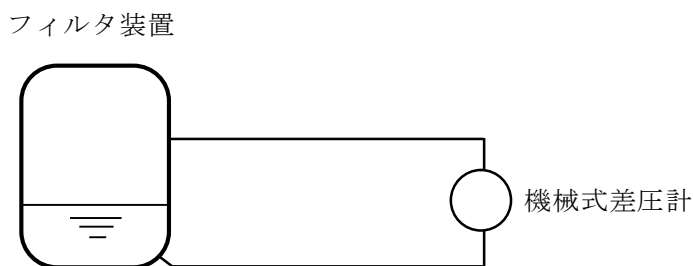
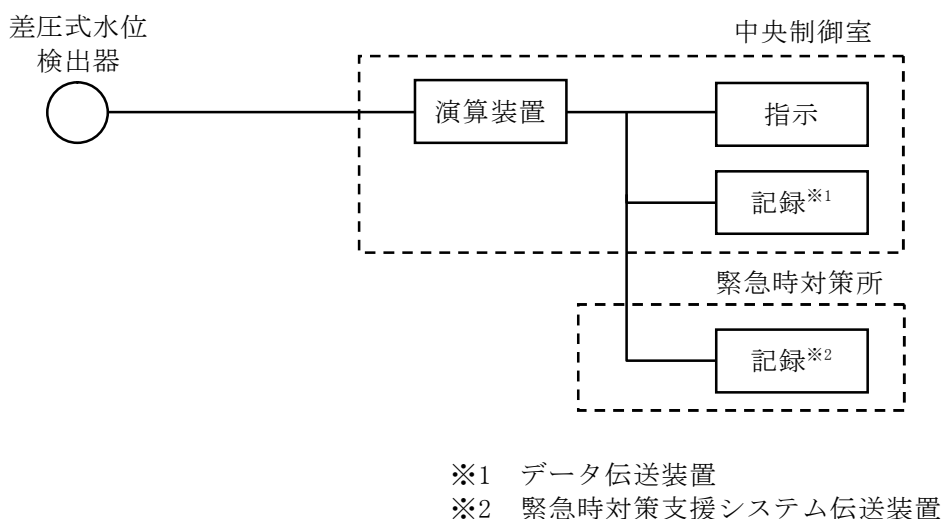
※1 監視パラメータの数字は第2.4.1-2図の○数字に対応する。

### 格納容器圧力逃がし装置の計装設備の概略構成図

格納容器圧力逃がし装置の計装設備について記載する。

#### (1) フィルタ装置水位

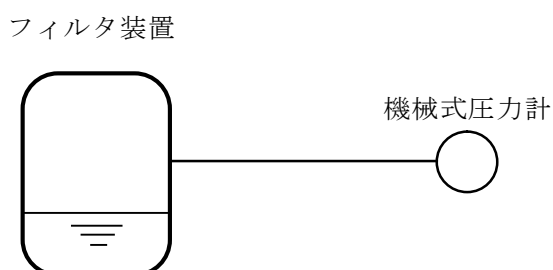
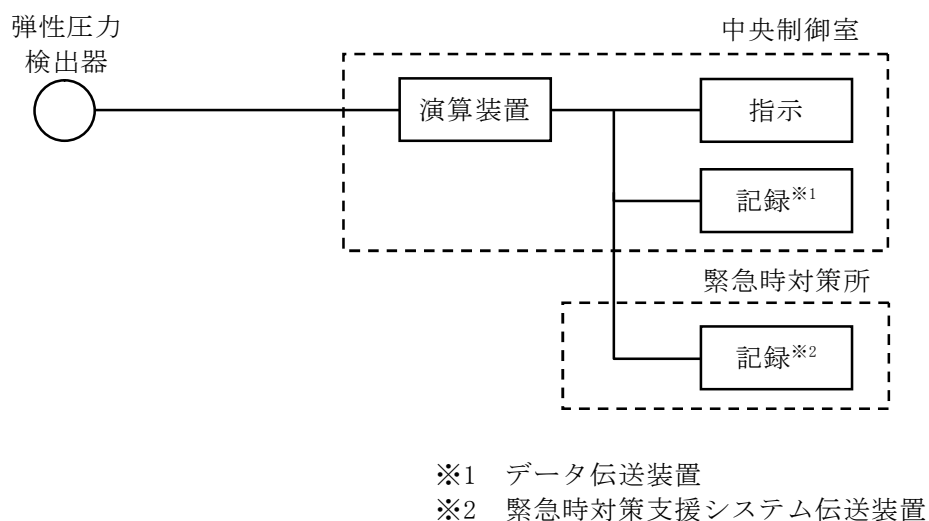
フィルタ装置水位は、重大事故等対処設備の機能を有しており、フィルタ装置水位の検出信号は、差圧式水位検出器にて差圧を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、フィルタ装置水位を中央制御室及び緊急時対策所に指示し、記録する。また、機械式差圧計（自主対策設備）を用いて現場（格納容器圧力逃がし装置格納槽内）にて監視可能な設計としている。（第1図「フィルタ装置水位の概略構成図」参照。）



第1図 フィルタ装置水位の概略構成図

## (2) フィルタ装置圧力

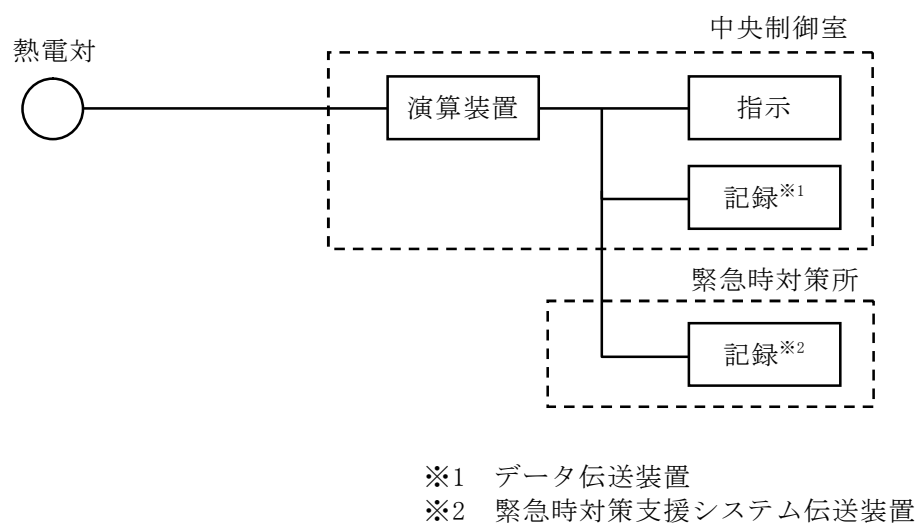
フィルタ装置圧力は、重大事故等対処設備の機能を有しており、フィルタ装置圧力の検出信号は、弾性圧力検出器にて圧力を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、フィルタ装置圧力を中央制御室及び緊急時対策所に指示し、記録する。また、機械式圧力計（自主対策設備）を用いて現場（格納容器圧力逃がし装置格納槽内）にて監視可能な設計としている。（第2図「フィルタ装置圧力の概略構成図」参照。）



第2図 フィルタ装置圧力の概略構成図

## (3) フィルタ装置スクラビング水温度

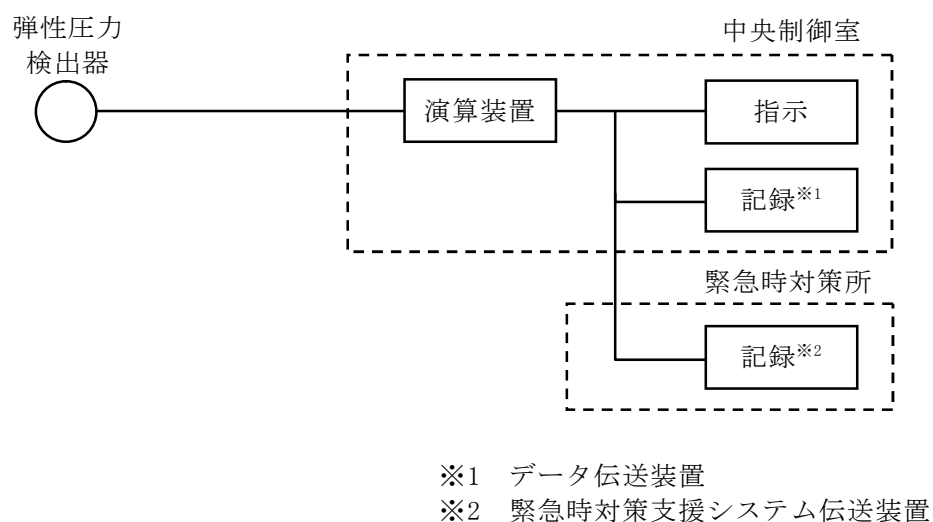
フィルタ装置スクラビング水温度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、フィルタ装置スクラビング水温度の検出信号は、熱電対にて温度を電気信号に変換した後、フィルタ装置スクラビング水温度を中央制御室及び緊急時対策所に指示し、記録する。（第3図「フィルタ装置スクラビング水温度の概略構成図」参照。）



第3図 フィルタ装置スクラビング水温度の概略構成図

## (4) フィルタ装置排気ライン圧力

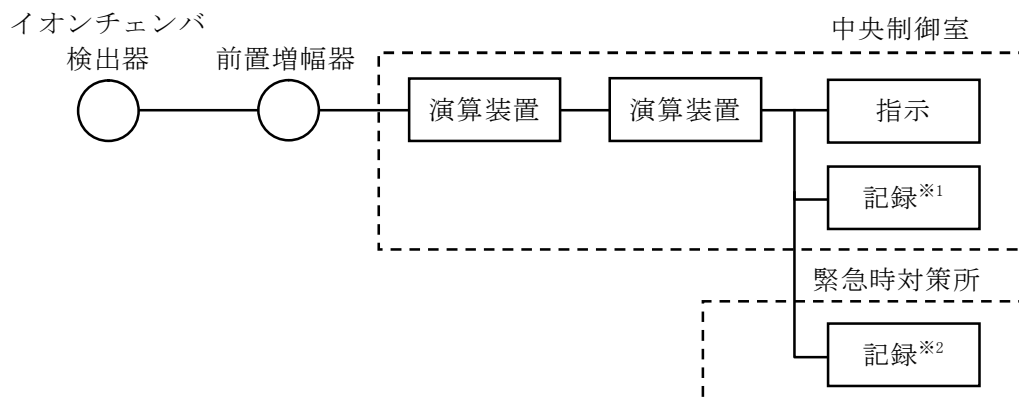
フィルタ装置排気ライン圧力（自主対策設備）の検出信号は，弾性圧力検出器にて圧力を検出し，演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後，フィルタ装置排気ライン圧力を中央制御室及び緊急時対策所に指示し，記録する。（第4図「フィルタ装置排気ライン圧力の概略構成図」参照。）



第4図 フィルタ装置排気ライン圧力の概略構成図

## (5) フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）

フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）の検出信号は、イオンチェンバ検出器にて線量当量率を電気信号に変換した後、前置増幅器で電気信号を増幅し、演算装置にて線量当量率信号に変更する処理を行った後、線量当量率を中央制御室及び緊急時対策所に指示し、記録する。（第5図「フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）の概略構成図」参照。）



※1 データ伝送装置

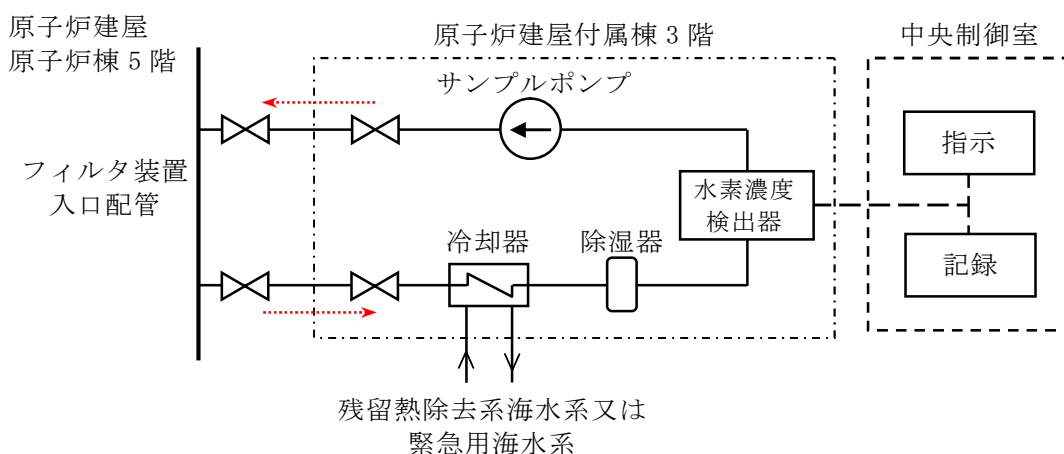
※2 緊急時対策支援システム伝送装置

第5図 フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）

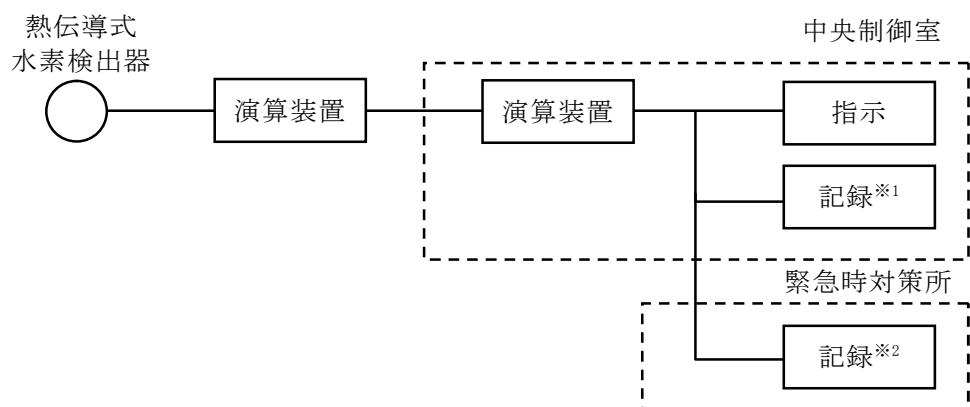
の概略構成図

(6) フィルタ装置入口水素濃度

フィルタ装置入口水素濃度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、フィルタ装置入口水素濃度の検出信号は、熱伝導式水素検出器にて水素濃度を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、フィルタ装置入口水素濃度を中央制御室及び緊急時対策所に指示し、記録する。(第6図「フィルタ装置入口水素濃度 システム概要図」及び第7図「フィルタ装置入口水素濃度の概略構成図」参照。)



第6図 フィルタ装置入口水素濃度 システム概要図

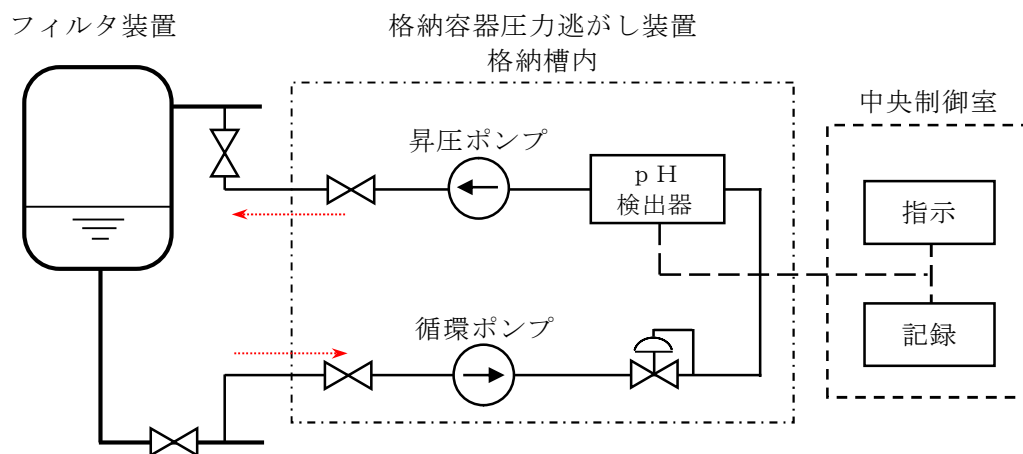


- ※1 データ伝送装置
- ※2 緊急時対策支援システム伝送装置

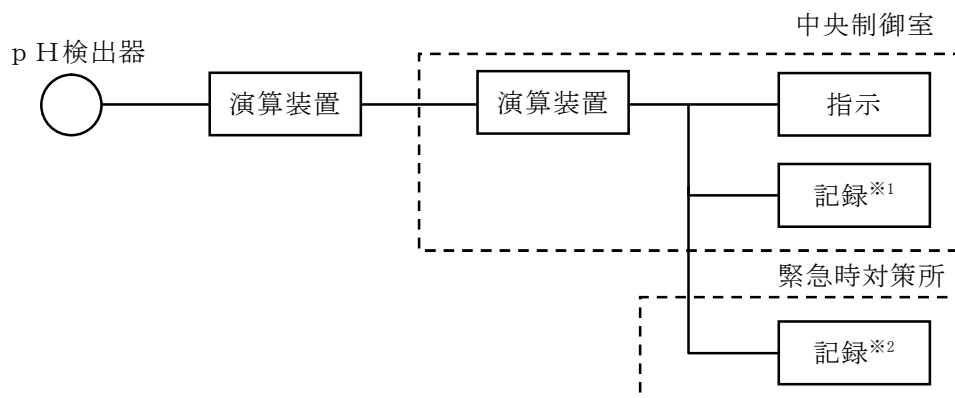
第7図 フィルタ装置入口水素濃度の概略構成図

(7) フィルタ装置スクラビング水 pH

フィルタ装置スクラビング水 pH（自主対策設備）の検出信号は、pH 検出器にて pH を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、フィルタ装置スクラビング水 pH を中央制御室及び緊急時対策所に指示し、記録する。（第 8 図「フィルタ装置スクラビング水 pH システム概要図」及び第 9 図「フィルタ装置スクラビング水 pH の概略構成図」参照。）



第 8 図 フィルタ装置スクラビング水 pH システム概要図

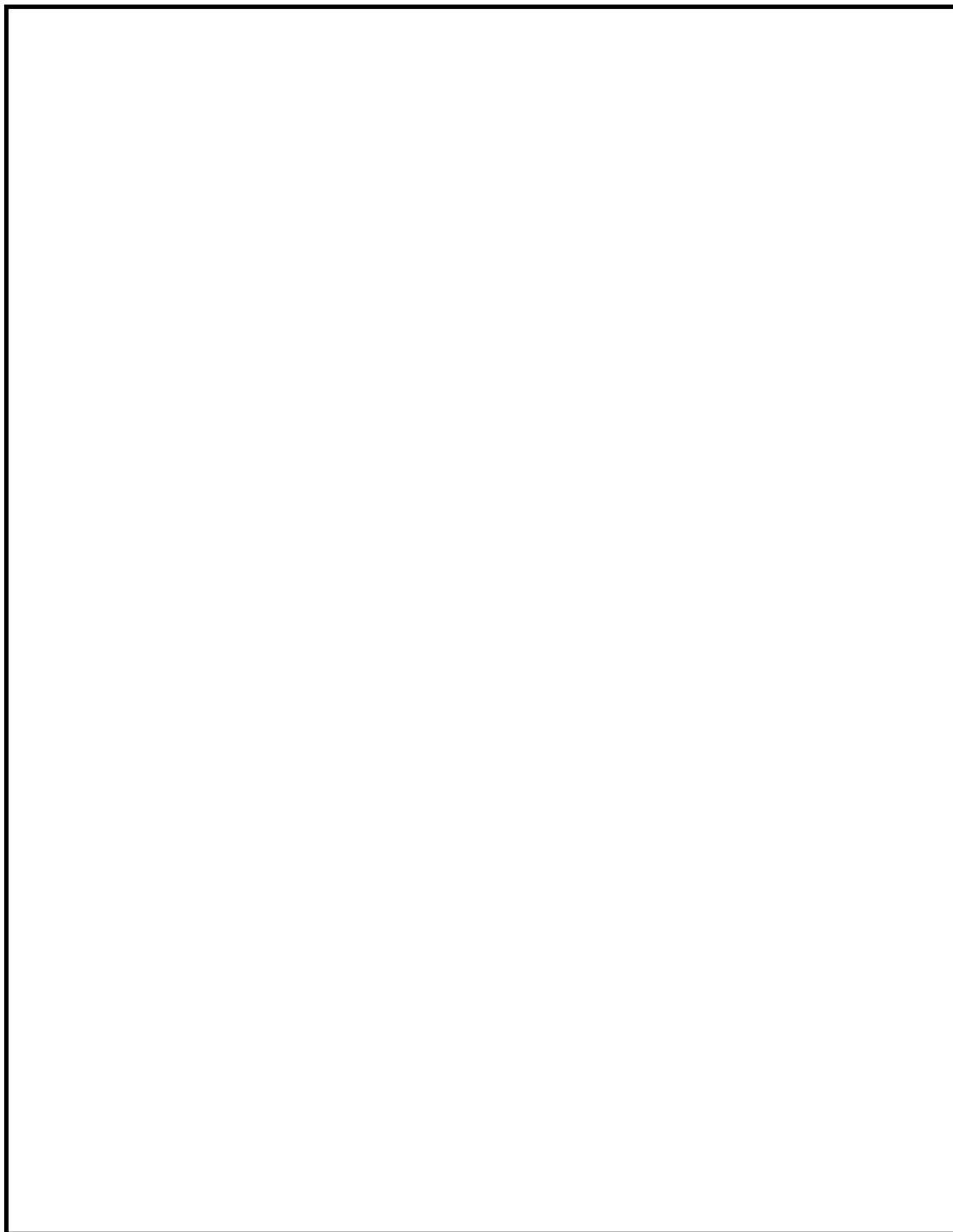


- ※1 データ伝送装置
- ※2 緊急時対策支援システム伝送装置

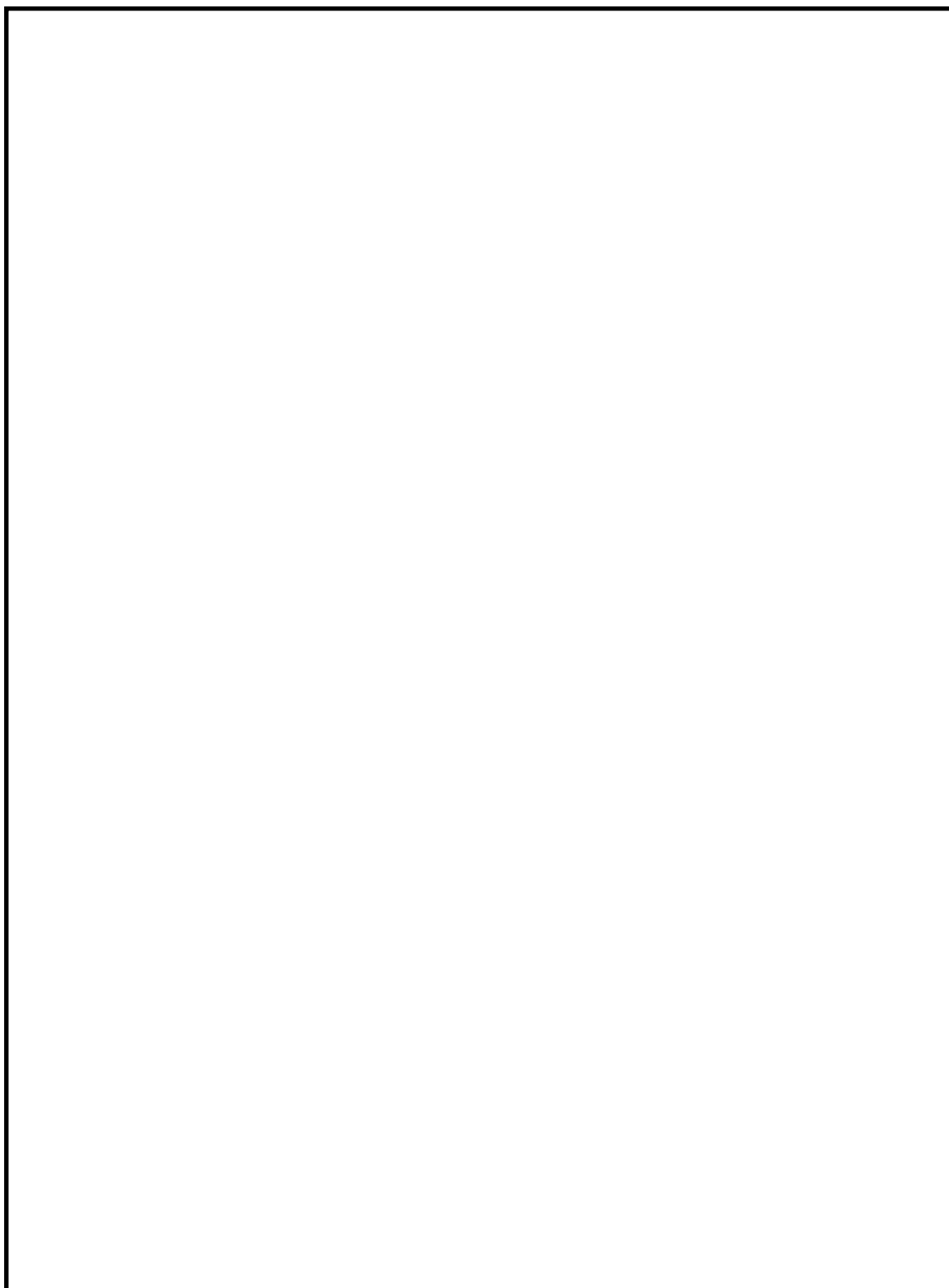
第 9 図 フィルタ装置スクラビング水 pH の概略構成図



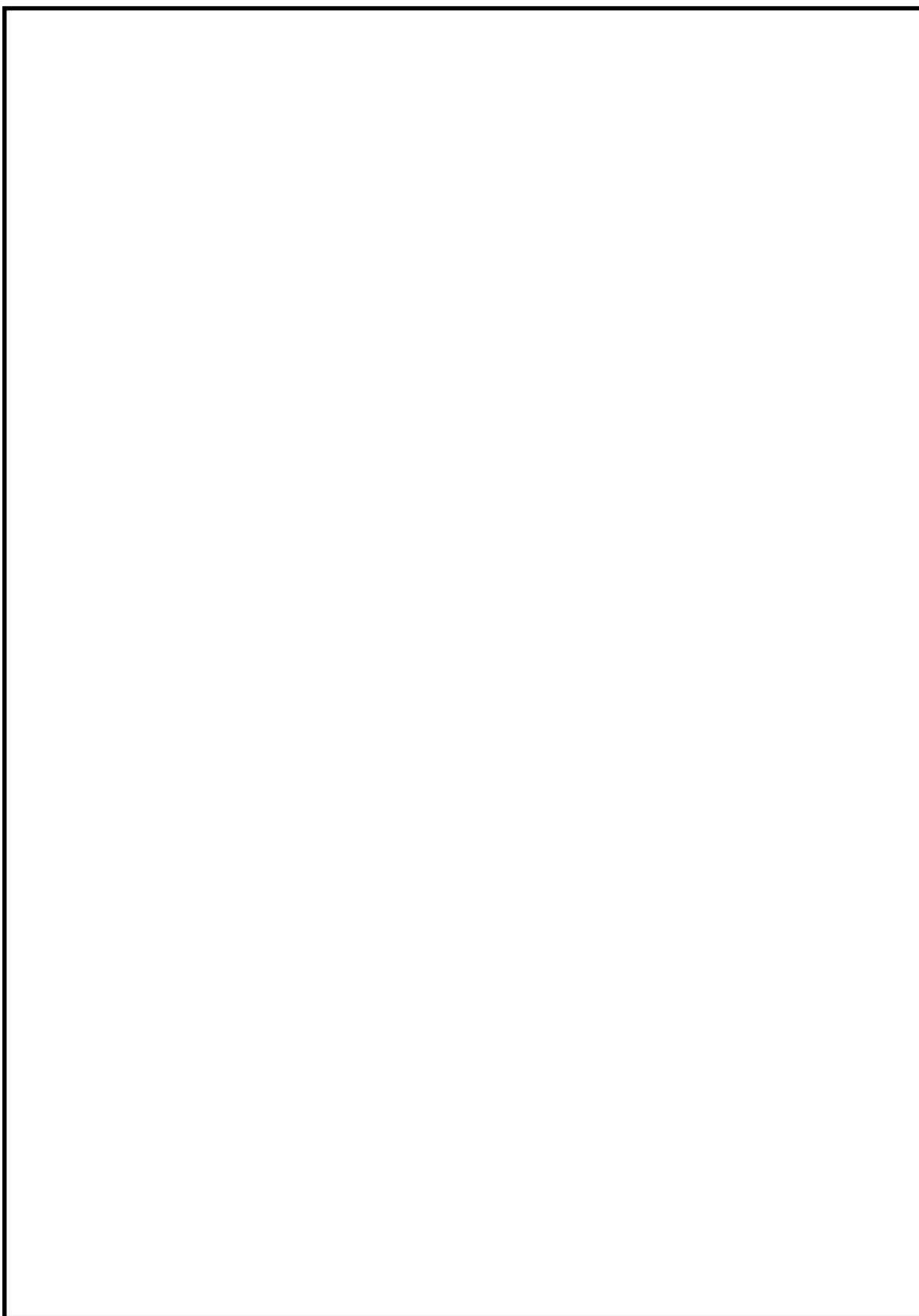
参考 格納容器圧力逃がし装置 計装設備の機器配置図



第 10 図 機器配置図（原子炉建屋付属棟 1 階）



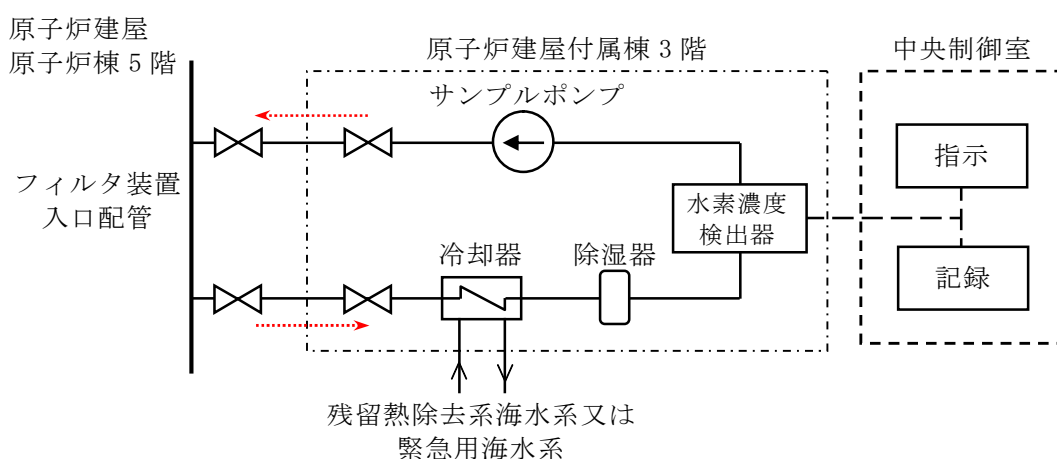
第 11 図 機器配置図 (原子炉建屋付属棟 3 階)



第 12 図 機器配置図（その他の建屋，屋外）

### フィルタ装置入口水素濃度計の計測時間遅れについて

フィルタ装置入口水素濃度は、格納容器圧力逃がし装置の使用後に配管内に水素が残留していないことにより不活性状態が維持されていることを把握するため、フィルタ装置入口配管内のガスをサンプルポンプで引き込み、除湿器で水分が除去されて、水素濃度検出器にて測定されるようにしている。水素計測後のサンプルガスは格納容器圧力逃がし装置の配管に戻す構成としている。水素濃度検出器により計測した電気信号は演算装置で水素濃度信号に変換し、中央制御室に指示し、記録する。



第1図 フィルタ装置入口水素濃度 システム概要図

なお、フィルタ装置入口配管内のガスのサンプリング点は、フィルタ装置入口配管の頂部の原子炉建屋原子炉棟5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とおりである。

- ・サンプリング配管長（サンプリング点～水素濃度検出器）：約99m
- ・サンプリング配管の断面積：359.7mm<sup>2</sup> (3.597×10<sup>-4</sup> m<sup>2</sup>)
- ・サンプルポンプの定格流量：約1L/min (約1×10<sup>-3</sup> m<sup>3</sup>/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°C，101.325kPa [abs]）として算出。

第1表 フィルタ装置入口水素濃度の時間遅れ

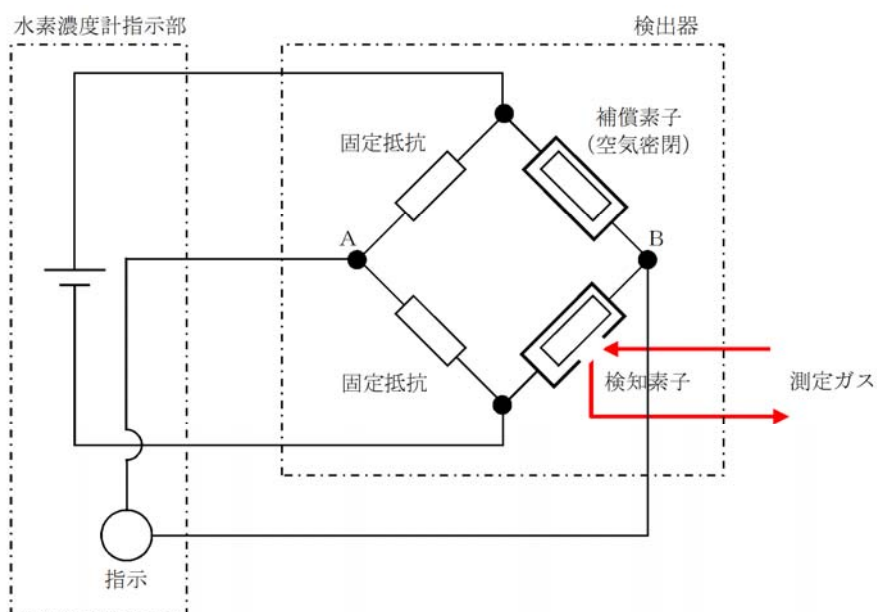
時間遅れ	約36分
------	------

<参考>

a. 水素濃度計の測定原理

水素濃度検出器は、熱伝導式を用いる計画であり、第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、測定ガスが熱を奪い、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。



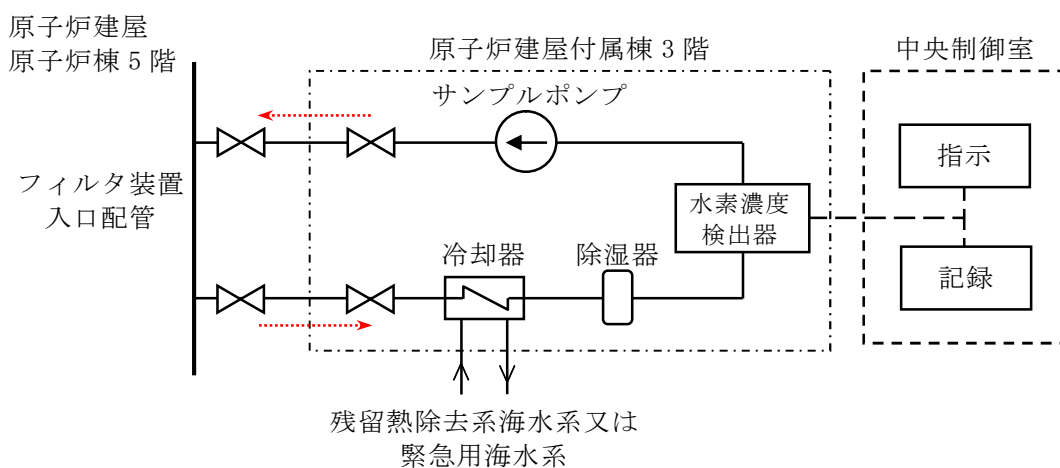
第2図 水素濃度計検出回路の概要図

## b. 水素濃度の測定

水素濃度検出器は「a.」で示したとおり標準空気に対する測定ガスの熱伝導の差を検出する方式のものであり、酸素、窒素などの空気中のガスに対し、水素の熱伝導率の差が大きいことを利用しているものである。水素の熱伝導率は、約 $0.18\text{W}/(\text{m}\cdot\text{K})$  at $27^\circ\text{C}$ である一方、酸素、窒素は、約 $0.02\text{W}/(\text{m}\cdot\text{K})$  at $27^\circ\text{C}$ 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

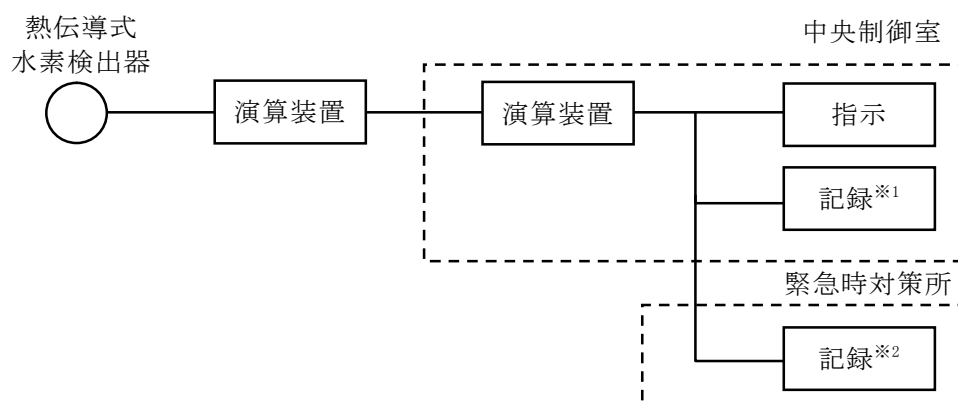
フィルタ装置入口配管内のガスをサンプルポンプで引き込み、除湿器で水分が除去されて、ほぼドライ状態で水素濃度検出器にて測定されるようにしている。



第3図 フィルタ装置入口水素濃度 システム概要図

## d. 水素濃度計の仕様

種類	熱伝導式水素濃度検出器
計測範囲	0 vol%～100vol%
個数	2
設置場所	原子炉建屋付属棟 3 階（二次格納施設外）



- ※1 データ伝送装置  
 ※2 緊急時対策支援システム伝送装置

第 4 図 フィルタ装置入口水素濃度の概略構成図

水素濃度計の計測範囲0 vol%～100vol%において、計器仕様は最大±2.5%の誤差を、計測範囲0 vol%～20vol%に切り替えた場合は±0.5%の誤差を生じる可能性があるが、この誤差があることを理解した上で、フィルタ装置使用後の配管内の水素濃度の推移、傾向（トレンド）を監視していくことができる。

配管内面に付着した放射性物質による発熱の影響について

ベントフィルタ上流の配管内面には放射性物質（エアロゾル）が付着することが想定されることから、その放射性物質の崩壊熱による温度上昇が配管の構造健全性に与える影響について検討した。

検討対象とする状態は、ベントガスの流れによる配管の冷却が期待できるケースとベントガスの流れのないケースを想定した。

**【ケース1】**

ベント中を想定し、配管内に高温の蒸気が流れ、なおかつ配管内面に付着した放射性物質からの発熱が加わった状態。

**【ケース2】**

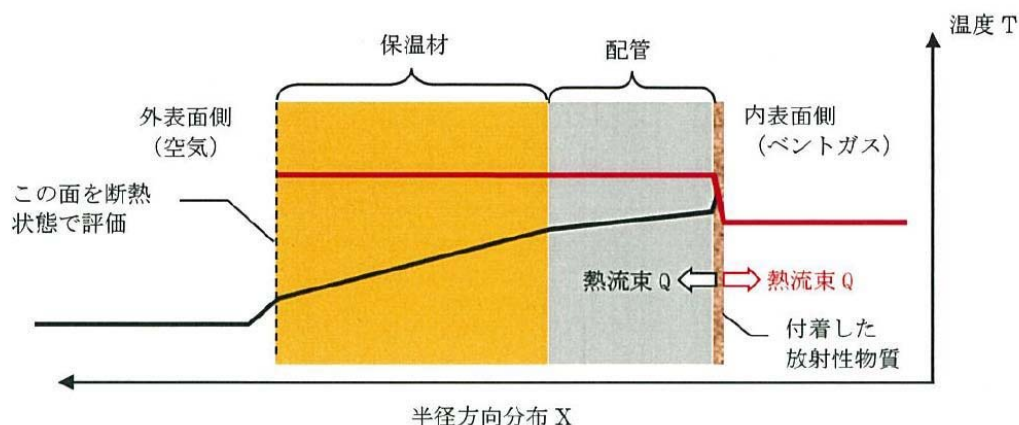
ベント停止後を想定し、配管内面に放射性物質が付着した後で配管内ベントガス流れがないため、放射性物質からの発生熱がこもる状態。

まず、【ケース1】として、第1図に示すような配管の半径方向の温度分布を考慮して評価を行った。配管内には高温のベントガス流れが存在し、配管内面には放射性物質が付着して崩壊熱による発熱を行っている。この場合、放射性物質の崩壊熱による熱量は配管内面・外面双方に放熱され、配管板厚方向に熱勾配ができるが、本評価では保守的に配管外面は断熱されているものとした。

【ケース1】の温度評価条件を第1表に示す。

なお、ベントガス温度については、第2図に示すとおりベント開始後、格納容器圧力及び雰囲気温度が低下し、その後熔融炉心からの放熱によって格納容器雰囲気温度が170℃以下となる。



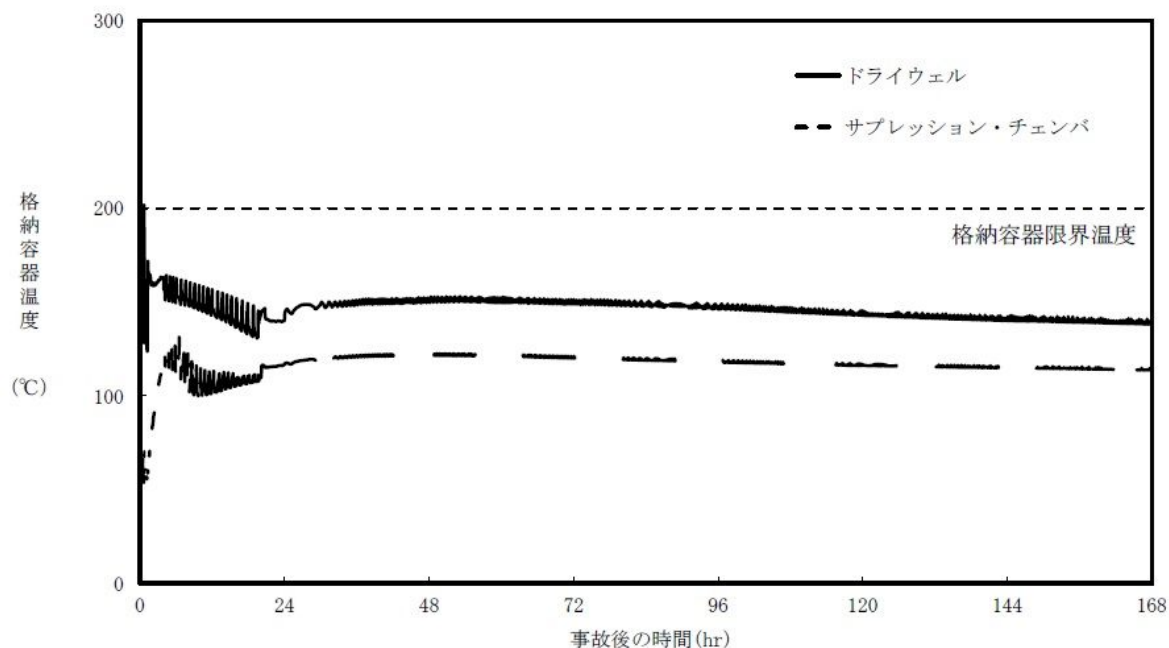


※：実際の伝熱状態は——で示すような分布になると想定されるが、保守的な評価となるよう配管外面を断熱し、全ての熱流束がベントガス側に移行すると評価した。

第1図 配管内表面の温度評価 (ケース1のイメージ)

第1表 配管内表面の温度上昇評価条件【ケース1】

項目	条件
評価シナリオ	有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」
PCVより流入する崩壊熱量	19.8kW
配管内発熱割合 (FP付着割合)	10%/100m
配管外径, 板厚	450A, 14.3mm
配管熱流束	14.7W/m <sup>2</sup>
質量流量	2.1kg/s (ベント後期 (ベント1ヶ月後の蒸気流量))
ベントガス温度	170°C



第2図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」における格納容器温度の推移

格納容器より流入する崩壊熱量は，雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）シナリオにおける19.8kWとし，配管内面に付着する放射性物質割合としては，10%/100mを用いる。評価に当たっては保守的な条件として，付着割合の全量の放射性物質が付着した条件で発熱しているものとする。また，ベントガス流量については流速が低くなることで熱伝達率が低くなり，保守的な評価となることから，ベント後の1ヶ月の蒸気流量である2.1kg/sを用いた。

配管内表面に付着する放射性物質の崩壊熱による配管内表面の上昇温度は，以下の式で算出した温度上昇量で評価する。

$$\Delta T = q / h \cdots \text{式(1)}$$

$\Delta T$  : 放射性物質の崩壊熱による配管内表面の温度上昇 (°C)

$q$  : 配管熱流束 ( $\text{W}/\text{m}^2$ )

$h$  : 配管内表面の熱伝達率 ( $W / (m^2 \cdot K)$ )

$$h = Nu \times k \times d \quad \dots \text{式(1)}$$

$Nu$  : ヌッセルト数

$k$  : 水蒸気の熱伝達率 (約  $0.034 (W / (m^2 \cdot K))$ )

$d$  : 水力等価直径 (m)

ここで、 $Nu$ を算出するに当たり円管内乱流の熱伝達率を表現するものとしてKaysの式を引用した (式(3))。

$$Nu = 0.022 Re^{0.8} \times Pr^{0.5} \quad \dots \text{式(3)}$$

$Re$  : レイノルズ数

$Pr$  : プラントル数 (1.130 ; 保守的に170°Cの飽和蒸気の値を設定)

$$Re = v \times d / \nu$$

$v$  : 流速 (約  $13.0 (m/s)$ ) : 質量流量から換算

$\nu$  : 水蒸気の動粘性係数 (約  $3.6 \times 10^{-6} (m^2/s)$ )

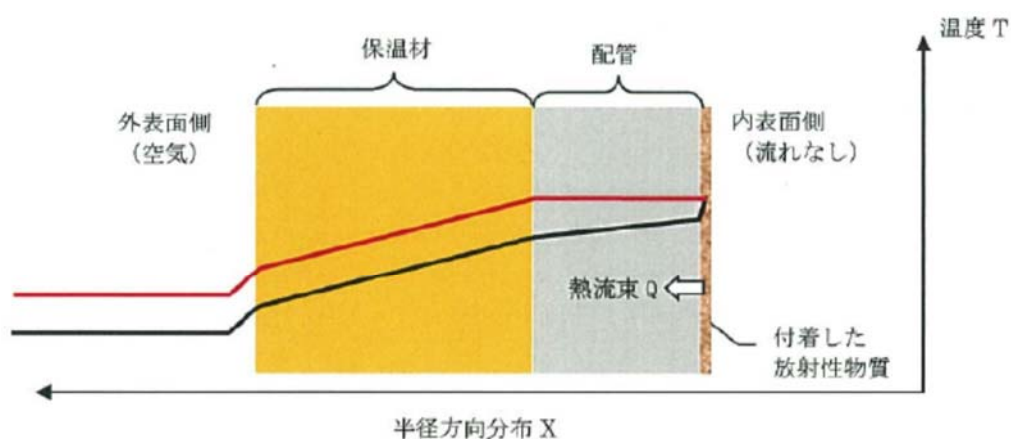
これにより、配管内面の温度上昇は0.09°C程度であると評価できる。ベントガスの温度は170°C程度であることから、上記の温度上昇分を考慮しても、配管内表面温度は配管設計における最高使用温度200°Cを下回っているため、配管の構造健全性に影響を与えることはない。

次に、【ケース2】として、第3図に示すような配管の半径方向の温度分布を考慮して評価を行った。配管内はベントガス流れがないものとし、配管内

面には放射性物質が付着して崩壊熱による発熱を行っている。ここで、評価対象の配管板厚は14.3mmであり、炭素鋼の熱伝導率が $50\text{w}/(\text{m}\cdot\text{K})$ 程度であることから、板厚方向の温度勾配は微小であると考えることができる。そのため、配管内表面の温度はほぼ配管外表面温度と同等であると考え、また、保温材の熱通過率を考慮する。配管内部の熱量による温度を評価する方法としてJIS A 9501“保温保冷工事施工標準”の表面温度及び表面熱伝達率の算出方法を用いて、配管外表面温度を評価する。

【ケース2】の温度評価条件を第2表に示す。

なお、評価条件については、【ケース1】と同様に「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（D/Wベント）」を想定する。



※：実際の伝熱状態は——で示すような分布になると想定されるが、保守的な評価となるよう配管内の温度勾配はないものし、全ての熱流束が配管（保温材）外表面側に移行すると評価した。

第3図 配管内表面の温度評価（ケース2のイメージ）

第2表 配管内表面の温度上昇評価条件【ケース2】

項目	条件
評価シナリオ	有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」
PCVより流入する崩壊熱量	19.8kW
配管内発熱割合 (FP付着割合)	10%/100m
配管外径, 板厚	450A, 14.3mm
配管熱流束	14.7W/m <sup>2</sup>
配管外表面放射率	0.22 (アルミニウム板の放射率 <sup>※1</sup> )
環境温度	100℃

※1 JISハンドブック 6-1 配管 I

評価式の概要は以下のとおりとなる。

$$T_h = (qL / \lambda) + T_l \quad \dots \text{式(5)}$$

$T_h$  : 配管外表面温度 (℃)

$T_l$  : 保温材表面温度 (℃)

$q$  : 配管熱流束 (W/m<sup>2</sup>)

$L$  : 保温材厚さ (0.03m)

$\lambda$  : 保温材熱伝導率 ( $2.103 \times 10^{-2} \text{W} / (\text{m}^2 \cdot \text{K})$ )

$$T_l = (q / h_{se}) + T_{atm} \quad \dots \text{式(6)}$$

この式(6)における、 $q$ と $h_{se}$ は以下の式で表される。

$$q = Q / S \quad \dots \text{式(7)}$$

$$h_{se} = h_r + h_{cv} \quad \dots \text{式(8)}$$

上記の式(6)における、 $q$ と $h_{se}$ は以下の式で表される。

$Q$  : 単位長さ当たりの配管内面での発熱量 (W/m)

$S$  : 単位長さ当たりの配管外面表面積 (m<sup>2</sup>)

$h_r$  : 放射による配管外表面熱伝達率 (W / (m<sup>2</sup>·K) )

$h_{cv}$  : 対流による配管外表面熱伝達率 (W / (m<sup>2</sup>·K) )

上記の $h_r$ は以下の式で表される。

$$h_r = \varepsilon \times \sigma \times \left( \frac{(T+273.15)^4 - (T_{atm}+273.15)^4}{T - T_{atm}} \right) \quad \dots \text{式(9)}$$

$\varepsilon$  : 配管外表面放射率 (0.22)

$\sigma$  : ステファン・ボルツマン定数 (5.67×10<sup>-8</sup> (W / (m<sup>2</sup>·K<sup>4</sup>)))

$h_{cv}$ については、JIS A 9501 “保温保冷工事施工標準” 付属書E (参考) 表面温度及び表面熱伝達率の算出方法における、垂直平面及び管 (Nusseltの式) 及び水平管 (Wamsler, Hinleinの式) をもとに対流熱伝達率を算出した。垂直管 (式(10), (11)) と水平管 (式(12)) とで得られる $h_{cv}$ を比較し、小さい方の値を用いることで保守的な評価を得るようにしている。

$$h_{cv} (\text{垂直管}) = 2.56 \times (T - T_{atm})^{0.25} \quad ( (T - T_{atm}) \geq 10K ) \quad \dots \text{式(10)}$$

$$h_{cv} (\text{垂直管}) = 3.61 + 0.094 \times (T - T_{atm}) \quad ( (T - T_{atm}) < 10K ) \quad \dots \text{式(11)}$$

$$h_{cv}(\text{水平管}) = 1.19 \times \left( \frac{T - T_{\text{atm}}}{D_0} \right)^{0.25} \quad \dots \text{式(12)}$$

$D_0$  : 配管外径 (m)

これらにより評価した結果、配管外表面温度は約124.2℃となる。

以上の結果から、配管内表面温度は配管設計における最高使用温度である200℃を下回っているため、配管内表面に付着した放射性物質の崩壊熱は、ベント後における配管の構造健全性に影響を与えることはない。

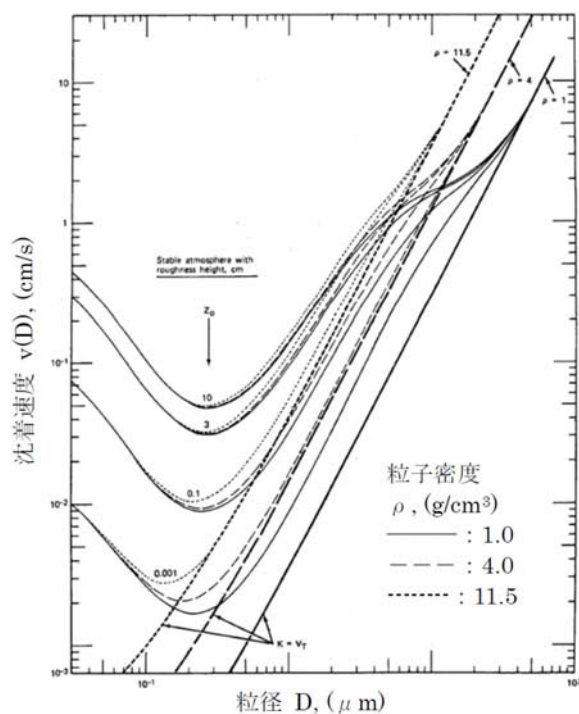
なお、これらの式を含めた評価については、JIS A 9501において、適用範囲が  $-180^{\circ}\text{C} \sim 1,000^{\circ}\text{C}$  となっており、適用に対して問題にないことを確認している。また、管外径などの寸法にかかる制約条件は規定されていない。

(参考) 配管内面への放射性物質付着量の考え方について

配管内面への放射性物質（エアロゾル）の付着量を設定するに当たっては、NUREG/CR-4551 を参照し、付着量を設定する主要なパラメータとして沈着速度に着目して、配管内面への沈着割合を検討した。

NUREG/CR-4551 “Evaluation of Severe Accident Risks: Qualification of Major Input Parameters MACCS INPUT”<sup>\*1</sup>は、環境拡散評価（MELCOR Accident Consequence Code System: MACCS 計算）についての文献となっており、その評価には、エアロゾル粒子径、エアロゾル粒子密度、対象物の表面粗さで沈着速度を整理したSehmelのモデルが用いられている。

このSehmelの沈着速度モデルに基づき、配管内面の表面粗さ $0.001\text{cm}(10\mu\text{m})$ と粒子密度 $4\text{g}/\text{cm}^3$ を想定した、格納容器より放出される粒子径ごとの沈着速度（第1図参照）を用いて配管内面への沈着割合（エアロゾルの沈着速度と配管内のベントガス通過時間から算出された、流れているベントガス中のエアロゾルが壁面に到達する割合）を以下のとおり評価した。

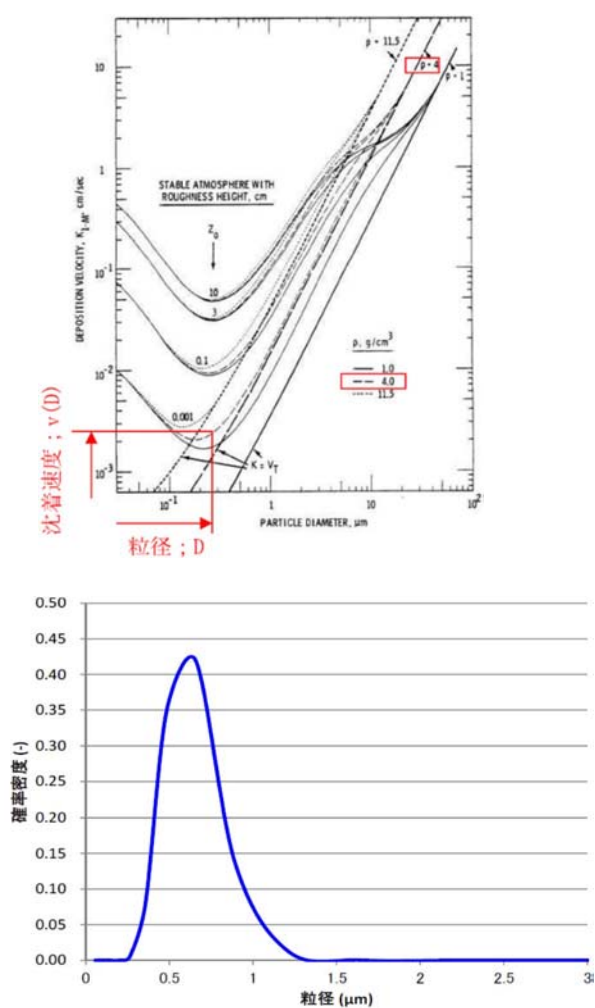


第1図 エアロゾル粒子径と沈着速度の関係

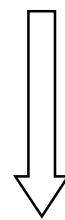


評価条件は、東海第二を対象として配管長さ100m、配管内径600mm、2Pd及び最小流量で排気される蒸気流量を適用する。また、考慮する粒子径分布は「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（D/Wベント）」に基づくものとした。

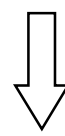
これらの条件から、100mの配管をベントガスが通過する時間を算出し、その時間に粒径ごとの沈着速度を乗じて、ベントガス通過時間中に配管内面方向にどれだけのエアロゾルが移動するかを評価する。この移動した粒子の総和について、ベントガス通過中のエアロゾル総量に対する割合を算出することで沈着割合を評価する。評価の考え方を第2図に、評価結果を第1表に示す。



第1図に基づき、各粒径ごとの沈着速度を設定する。

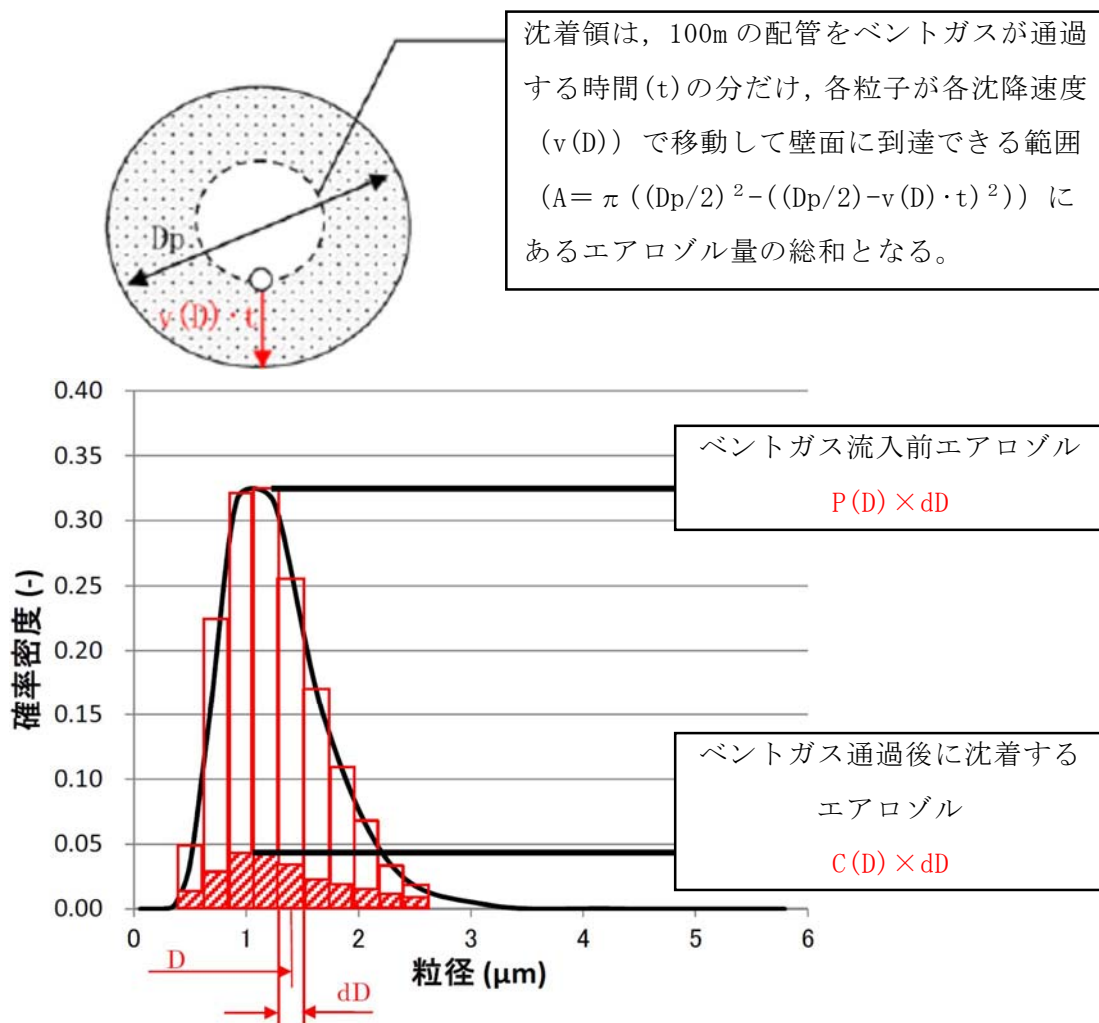


MAAP解析に基づくエアロゾル粒径分布から確率密度  $P(D)$  を算出する。



(次ページに続く)

第2図 沈着割合評価の考え方 (1/2)



第 2 図 沈着割合評価の考え方 (2/2)

上記の関係から、沈着割合Rは以下の式で表される。

$$R = \left( \frac{\sum \text{red squares}}{\sum \text{black squares}} \right) \times 100 = \left( \frac{\sum(C(D) \times dD)}{\sum(P(D) \times dD)} \right) \times 100 = \left( \frac{\sum(C(D))}{\sum(P(D))} \right) \times 100$$

ここで、C (D) は以下の式で表される。

$$C(D) = P(D) \times \left( \frac{\pi \left( \frac{Dp}{2} \right)^2 - \pi \left( \frac{Dp}{2} - v(D) \cdot t \right)^2}{\pi \left( \frac{Dp}{2} \right)^2} \right)$$

$$= P(D) \times \left( \frac{\left( \frac{Dp}{2} \right)^2 - \left( \frac{Dp}{2} - v(D) \cdot t \right)^2}{\left( \frac{Dp}{2} \right)^2} \right)$$

第1表 排気される蒸気流量に対する沈着割合評価結果

項目	パラメータ	単位	格納容器圧力	
			620kPa [gage] ※1	69kPa [gage] ※2
配管条件	長さ	m	100	
	内径	m	0.6	
沈着条件	沈着速度の分布	cm/s	$2 \times 10^{-3} \sim 5 \times 10^{-1}$	
排気条件	蒸気流量	kg/s	23.7	3.8
	蒸気流速	m/s	23	14
沈着割合		%	1.0	1.6

※1：最高使用圧力（2Pd）

※2：事象発生7日後の最小流量となる圧力

第1表より、最小流量であっても約1.6%の沈着割合となることが評価された。以上を踏まえ、エルボ部などといった部位での沈着量がばらつくことを考慮し、100m当たり10%を配管への沈着割合として放射性物質の付着量を設定する。

※1 ” Evaluation of Severe Accident Risks: Qualification of Major Input Parameters MACCS INPUT” , NUREG / CR - 4551 Vol.2 Rev.1 Pt.7, 1990

## 地震による損傷の防止に関する耐震設計方針の説明

配管設計における荷重の組合せと応力評価について

格納容器圧力逃がし装置は、ベント使用中は機器が損傷を受けることなく健全であることが求められる。したがって、設計上の最高使用温度・圧力(200℃, 2Pd)における荷重条件を「供用状態A」及び「供用状態B」として、クラス2機器として各部にかかる応力が許容応力以内であることを確認する。

一方で、当該設備は設置許可基準の三十九条における常設耐震重要重大事故防止設備兼常設重大事故緩和設備に該当し、基準地震動 $S_s$ 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が求められる。したがって、地震荷重に対する荷重の組合せを「供用状態D」とし、各部にかかる応力が設計引張応力以内であり、なおかつ疲労破壊を起こさないことを確認する。

第1表 配管設計における荷重の組合せと許容応力

荷重の組合せ	許容応力			供用状態 許容応力状態	適用規格
	一次応力 (曲げ応力を 含む)	一次+二次応力	一次+二次 +ピーク応力		
D + P <sub>d</sub> + M <sub>b</sub>	1.5 · S <sub>h</sub>	S <sub>a</sub> (c)	—	(A, B)	設計・建設規格 PPC-3520(1) PPC-3530(1)
D + P <sub>d</sub> + (M <sub>a</sub> ) + M <sub>b</sub>	1.8 · S <sub>h</sub>	S <sub>a</sub> (d)	—		設計・建設規格 PPC-3520(1) PPC-3530(1)
D + P <sub>d</sub> + (M <sub>a</sub> ) + S <sub>s</sub>	0.9 · S <sub>u</sub>	S <sub>s</sub> 地震動のみによる疲労解析を行い、疲れ累積係数が1以下であること。 ただし、地震動のみによる一次+二次応力の変動値が2 · S <sub>y</sub> 以下であれば疲労解析は不要。		IV <sub>A</sub> S	JEAG4601 第3種管の許容 応力/第3種管 の許容応力の解 説

【各記号の注釈】

- D : 自重及びその他の長期的機械的荷重による応力
- P<sub>d</sub> : 内圧応力
- M<sub>a</sub> : その他の短期的機械的荷重による応力(当該設備においては対象外)
- M<sub>b</sub> : 二次応力(熱応力)
- S<sub>a</sub> (c) : 一次+二次応力に対する許容応力(短期的荷重を含まない場合)
- S<sub>a</sub> (d) : 一次+二次応力に対する許容応力(短期的荷重を含む場合)
- S<sub>h</sub> : 最高使用温度における材料規格 Part3 第1章 表3に定める値
- S<sub>s</sub> : 基準地震動 $S_s$ により定まる地震力
- S<sub>u</sub> : 設計引張強さ 設計・建設規格 付録材料図表 Part5 表9に規定される値

なお、当該設計における荷重の組合せと許容限界としては、原子力発電所耐震設計技術指針（重要度分類・許容応力編 J E A G 4601・補-1984, J E A G 4601-1987及び J E A G 4601-1991追補版）（日本電気協会 電気技術基準調査委員会 昭和59年9月, 昭和62年8月及び平成3年6月）（以下「J E A G 4601」という。）及び発電用原子力設備規格（設計・建設規格 J S M E S N C 1-2005（2007追補版含む）（日本機械学会 2005年9月, 2007年9月）（以下「設計・建設規格」という。））に準拠したものである。

格納容器圧力逃がし装置の外部事象に対する考慮について

格納容器圧力逃がし装置は、自然現象（地震及び津波を除く。）及び外部人為事象に対して、原子炉建屋外の地下の格納容器圧力逃がし装置格納槽内に配置する等、第1表（1/4～4/4）のとおり考慮した設計とする。

なお、想定する外部事象は、「設置許可基準規則」第六条（外部からの衝撃による損傷の防止）において考慮する事象、内部溢水及び意図的な航空機衝突とする。ただし、洪水、生物学的事象（海生生物）、高潮の自然現象並びに航空機落下、ダムの崩壊、有毒ガス、船舶の衝突の外部人為事象については、発電所の立地及び格納容器圧力逃がし装置の設置場所等により、影響を受けないことから考慮する必要はない。

第 1 表 格納容器圧力逃がし装置の外部事象に対する考慮 (1/4)

外部事象		影響モード	設置場所	設計方針
自然現象	風 (台風)	荷重 (風), 荷重 (飛来物)	屋内	原子炉建屋又は地下の格納容器圧力逃がし装置格納槽内に設置されている部位については, 外殻の原子炉建屋等により防護される。
			屋外	飛来物による影響は, 竜巻による影響に包含される。
	竜巻	荷重 (風), 荷重 (気圧差), 荷重 (飛来物)	屋内	原子炉建屋又は地下の格納容器圧力逃がし装置格納槽内に設置されている部位については, 外殻の原子炉建屋等により防護される。
			屋外	屋外に設置されるフィルタ装置出口配管, 圧力開放板等については, 竜巻飛来物により損傷する可能性があるため, 損傷が確認された場合は, 必要に応じてプラントを停止し補修を行う。また, 風荷重, 気圧差により, 機能が損なわれるおそれがない設計とする。
	凍結	温度 (低温)	屋内	原子炉建屋又は地下の格納容器圧力逃がし装置格納槽内に設置されている部位については, 換気空調設備により環境温度が維持されるため, 外気温の影響を受け難い。
			屋外	屋外に設置, かつ, 水を内包する可能性のある範囲のフィルタ装置出口配管のドレン配管には保温等の凍結防止対策を行い, 凍結し難い設計とする。また, 適宜ドレン水を排出することから, フィルタ装置出口配管を閉塞することはない。
	降水	浸水, 荷重	屋内	フィルタ装置は, 格納容器圧力逃がし装置格納槽内に設置し, 止水処理を実施することにより, 降水による浸水, 荷重の影響は受けない。
			屋外	屋外に設置されるフィルタ装置出口配管, 圧力開放板等は, 滞留水の影響を受け難い位置に設置するとともに, 系統開口部から降水が浸入し難い構造とすることにより, 必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。

第 1 表 格納容器圧力逃がし装置の外部事象に対する考慮 (2/4)

外部事象		影響モード	設置場所	設計方針
自然現象	積雪	荷重 (積雪), 閉塞	屋内	原子炉建屋又は地下の格納容器圧力逃がし装置格納槽内に設置されている部位については, 外殻の原子炉建屋等により防護する設計とする。
			屋外	屋外に設置されるフィルタ装置出口配管, 圧力開放板等については, 積雪荷重に対して耐性が確保されるように設計する。また, 系統開口部から降雪が浸入し難い構造とすることにより, 必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。なお, 多量の積雪が確認される場合には, 除雪を行う等, 適切な対応を実施する。
	落雷	雷サージによる電気・計装設備の損傷	屋内及び屋外	落雷の影響を考慮すべき設備については, 原子炉建屋等への避雷針の設置, 接地網の布設による接地抵抗の低減を行う等の雷害防止で必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。
	火山の影響 (降下火砕物)	荷重, 閉塞, 腐食	屋内	原子炉建屋又は地下の格納容器圧力逃がし装置格納槽内に設置されている部位については, 外殻の原子炉建屋等により防護する設計とする。
			屋外	屋外に設置されるフィルタ装置出口配管, 圧力開放板等については, 降下火砕物の堆積荷重に対して耐性が確保されるように設計する。また, 系統開口部から降下火砕物が侵入し難い構造とすることにより, 必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。なお, 降下火砕物の堆積が確認される場合には, 降下火砕物を除去する等, 適切な対応を実施する。 化学的影響 (腐食) 防止のため, 屋外に敷設されるフィルタ装置出口配管 (炭素鋼配管) 外面には防食塗装を行う。



第 1 表 格納容器圧力逃がし装置の外部事象に対する考慮 (3/4)

外部事象	影響モード	設置場所	設計方針	
自然現象	生物学的事象 (齧歯類(ネズミ等)によるケーブル等の損傷)	屋内	原子炉建屋又は地下の格納容器圧力逃がし装置格納槽内に設置されている部位については、外殻の原子炉建屋等により防護する設計とする。	
		屋外	地下の格納容器圧力逃がし装置格納槽外に設置されている端子箱貫通部等にはシールを行うことにより、小動物の侵入を防止する設計とする。 屋外に設置されている系統開口部から小動物が浸入し難い構造とすることにより、必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。	
	森林火災	温度(輻射熱), 閉塞	屋内及び屋外	機器を内包する原子炉建屋, 地下の格納容器圧力逃がし装置格納槽及び屋外に設置される機器は, 防火帯の内側に配置し, 森林との間に適切な離隔距離を確保することで, 必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。 ばい煙等の二次的影響に対して, ばい煙等が建屋内に流入するおそれがある場合には, 換気空調設備の外気取入ダンパを閉止し, 影響を防止する。
	爆発	爆風圧, 飛来物	屋内及び屋外	近隣の産業施設, 発電所周辺の道路を通行する燃料輸送車両, 発電所周辺を航行する燃料輸送船の爆発による爆風圧及び飛来物に対して, 離隔距離が確保されている。
	近隣の火災等	温度(熱)	屋内及び屋外	近隣の産業施設, 発電所周辺の道路を通行する燃料輸送車両, 発電所周辺を航行する燃料輸送船及び敷地内の危険物貯蔵施設の火災に対して, 離隔距離が確保されている。
電磁的障害	サージ・ノイズによる計測制御回路への影響	屋内及び屋外	日本工業規格(JIS)等に基づき, ラインフィルタや絶縁回路の設置により, サージ・ノイズの侵入を防止するとともに, 鋼製筐体や金属シールド付ケーブルの適用により電磁波の侵入を防止する設計とする。	

第 1 表 格納容器圧力逃がし装置の外部事象に対する考慮 (4/4)

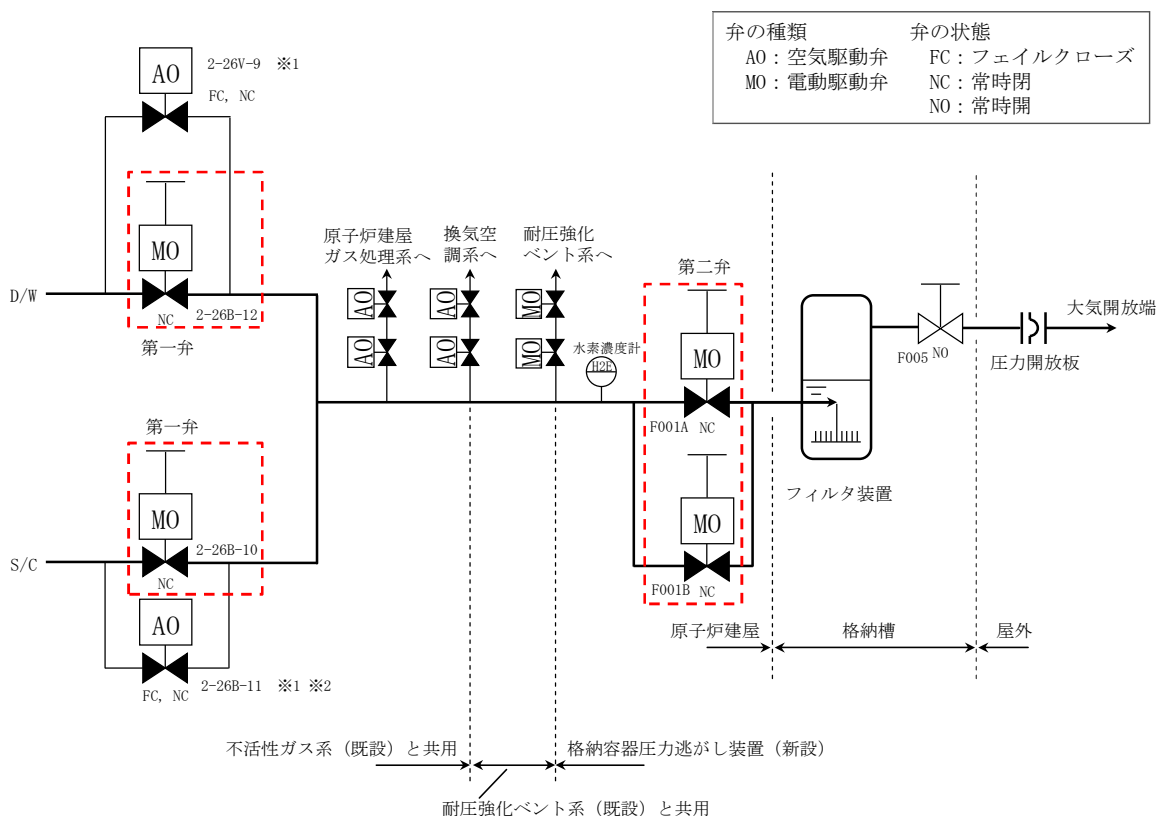
外部事象	影響モード	設置場所	設計方針
内部溢水	没水, 被水, 蒸気による環境条件の悪化	屋内	内部溢水発生時は, 自動隔離又は手動隔離により, 漏えい箇所の隔離操作を行う。また, 漏えい箇所の隔離が不可能な場合においても, 漏えい水は, 開放ハッチ部, 床ファンネルを介し建屋最地下階へと導く設計としていることから, ベント操作を阻害することはない。 隔離弁については, 没水, 被水等の影響により中央制御室からの操作機能を喪失する可能性があるものの, 人力での現場操作が可能であり機能は維持される。必要な監視機器については, 没水, 被水, 蒸気に対する防護対策を講じ, 機能を維持する設計とする。
		屋外	対象外
意図的な航空機衝突	衝突による衝撃力, 火災による熱影響	屋内	原子炉建屋又は地下の格納容器圧力逃がし装置格納槽内に設置されている部位については, 外殻の原子炉建屋等により防護されると考えられる。
		屋外	屋外に設置されるフィルタ装置出口配管, 圧力開放板等については, 航空機の衝突による衝撃力及び航空機燃料火災による熱影響により損傷する可能性があるが, フィルタ装置の除去性能に大きな影響はないと考えられる。

主ライン・弁の構成について

1. 主ライン構成

1.1 系統概要図

格納容器圧力逃がし装置のベントガスを格納容器から大気開放端まで導く主ラインの概略図を第 1 図に示す。



- ※1 2-26V-9 及び 2-26B-11 はプラント運転中の格納容器圧力の調整に用いる小口径 (50A) の弁であり、格納容器圧力逃がし装置の経路としては十分ではない。
- ※2 2-26V-11 は、現在バタフライ弁であるが、高温時における弁のシール性向上のためグローブ弁に交換する。

第 1 図 格納容器圧力逃がし装置 主ライン概略図

## 1.2 設計の意図

東海第二発電所では、格納容器の圧力及び温度を低下させるためのベントを確実にを行うため、以下に配慮し、主ラインの設計を行っている。

### (1) 主ラインの取り出し及び構成

格納容器からの取り出しについては、サプレッション・プール水でのスクラビング効果が期待できるサプレッション・チェンバ（S/C）からの取り出しに加え、外部注水等による水没の影響を受け難いドライウエル（D/W）上部からの取り出しを行っている。

具体的な取り出し位置（貫通孔）については、漏えい経路の増加等による大気への放射性物質の放出リスク増加を最小限に抑えるため、既存の貫通孔の中から十分な排気容量が確保できる口径を有する不活性ガスの貫通孔（600A）を選定し使用する構成としている。

主ラインは不活性ガス系配管（既設）、耐圧強化ベント系配管（既設）を経て、格納容器圧力逃がし装置配管（新設）によりフィルタ装置に導かれるが、他の系統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（3. 参照）。

### (2) 格納容器隔離弁

格納容器隔離弁の設置要求（実用発電用原子炉及びその付属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈）に基づき、S/C側及びD/W側それぞれの主ラインに格納容器隔離弁（第一弁）として電動駆動弁（MO弁）を各1弁設置する構成としている。また、主ラインが合流した後に格納容器隔離弁（第二弁）として電動駆動弁（MO弁）を並列に2弁設置する構成としている。

### (3) フィルタ装置出口弁

フィルタ装置出口弁は、ベント実施後にフィルタ装置を大気から隔離す

るために設置している。

### 1.3 弁の設置位置の妥当性（物理的位置，他からの悪影響）

ベント開始に必要な主ラインの隔離弁（S/C側第一弁，D/W側第一弁及び第二弁）の設置位置は，弁の設置スペース，人力による遠隔操作性等を考慮して決定している。

また，事故後の環境条件を考慮した設計としているため，ベント時においても弁の健全性は確保され，主ラインの隔離弁は，電源がある場合は中央制御室で操作できる。炉心損傷後は弁設置エリアが高線量となるため，現場において弁本体を直接操作することはできないが，遠隔人力操作機構を設けることで駆動源喪失時においても人力による開閉操作が可能である。

なお，遠隔人力操作機構の操作場所は，遮蔽効果が得られる二次格納施設外とし，さらに，必要な遮蔽及び空気ポンペを設置し，作業員の被ばく低減に配慮している。

遠隔人力操作機構は，フィルタ装置入口配管付近に敷設されることから高線量，高温雰囲気による機能への影響の可能性があるため，これらの耐性を確認した。

#### (1) 耐放射線性について

フィルタ装置入口配管近傍における積算線量は，有効性評価で確認している19時間ベントで約19kGy/7日と評価している。これに対し，配管と同エリアにある機器の積算線量は36kGy/7日と保守的に設定している。遠隔人力操作機構を構成する部品のうち，フレキシブルシャフトの被覆（シリコンゴム）及び摺動部に使用される潤滑油は，長期的には放射線による劣化が考えられる。

ただし、フレキシブルシャフトの被覆は、据付時等の製品保護用であり、劣化（硬化）しても機能への影響はない。

また、潤滑油については、隔離弁の操作時間のような短期間で劣化（粘度増加）することはなく機能への影響はない。

## (2) 耐熱性について

ベント時のフィルタ装置入口配管は、表面温度を 170℃程度（別紙 30）と評価しているが、周囲の温度が 60℃程度になるように保温を施工する設計としている。

フレキシブルシャフト被覆（シリコンゴム）の耐熱温度は 200℃以上であり、また、遠隔人力操作機構を構成するフレキシブルシャフトの被覆以外の部品については金属材料であり、温度上昇が機能に影響することはない。

よって、遠隔人力操作機構は、フィルタ装置入口配管付近に敷設される環境でも、機能への影響はない。

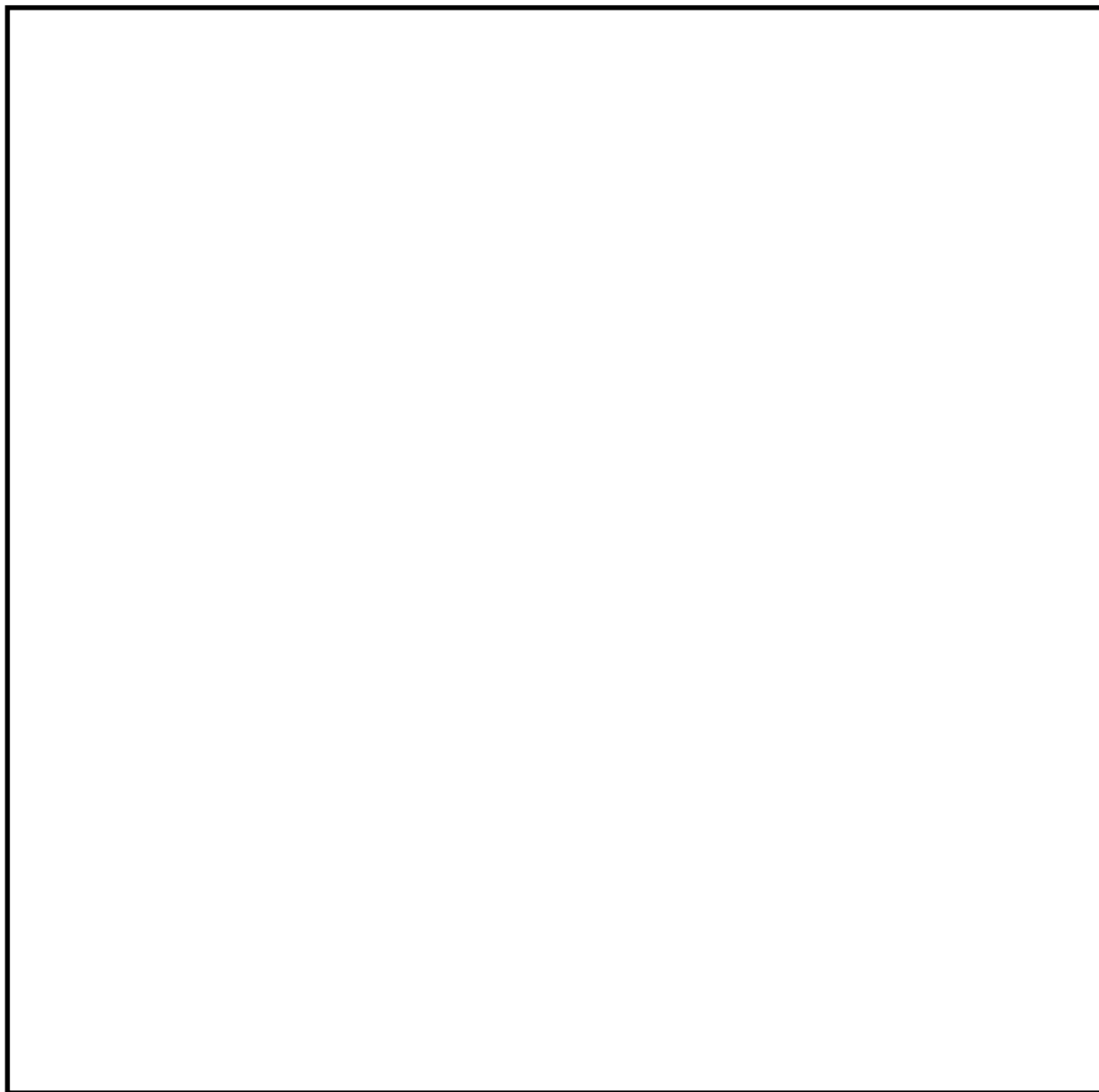
遠隔人力操作機構フレキシブルシャフトの構造を第 2 図に、主ラインの隔離弁の配置位置及び人力による遠隔操作位置を第 3 図～第 5 図に示す。



第 2 図 遠隔人力操作機構フレキシブルシャフトの構造

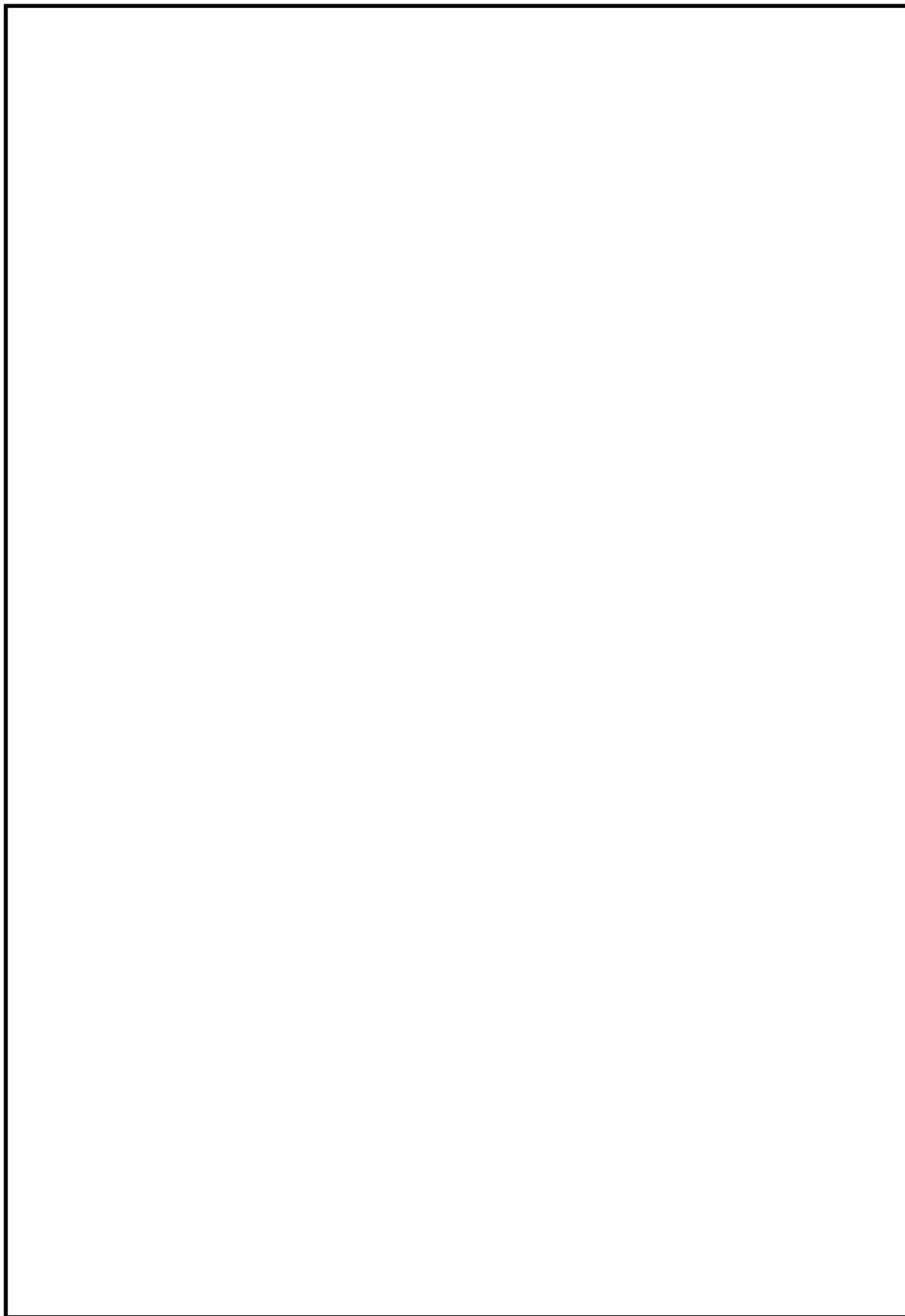


第 3 図 第一弁（S / C 側）配置図



第 4 図 第一弁（D/W側）及び第二弁配置図





第 5 図 第二弁配置図

## 1.4 開の確実性，隔離の確実性

### (1) 開の確実性

ベント実施時は，第一弁，第二弁の順に開弁する。第一弁，第二弁とも交流電源で駆動する弁であり，中央制御室の制御盤から遠隔操作できる設計としている。

駆動源となる電源は，通常時には非常用母線より給電しているが，重大事故等で非常用母線が喪失した場合には，重大事故等に対処するために必要な電源の供給が可能なよう常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備から給電できる構成とし，高い信頼性を確保している。

また，これら代替電源設備からの受電が期待できない場合は，遠隔人力操作機構により，放射線量率の低い二次格納施設外にて人力で開閉操作が実施できること，補助ツールとして汎用の電動工具を用いることで操作時間を短縮できる設計としている。

以上のように，操作方法に多様性を持たせ開操作が確実に実施できる。

### (2) 隔離の確実性

#### a. ベント実施前

ベント実施前は，格納容器バウンダリの維持が要求される。格納容器圧力逃がし装置の隔離弁（第一弁，第二弁）は常時「閉」であり，中央制御室の操作スイッチにカバーを取り付けて誤操作防止を図っていること，駆動源喪失時その状態が維持（フェイルアズイズ）されるため，確実に隔離状態は維持される。

#### b. ベント実施後

ベント実施後は，格納容器圧力逃がし装置の隔離弁を閉とし格納容器と隔離する。さらに，フィルタ装置出口弁を閉とし，フィルタ装置を大気と隔離する。

格納容器と格納容器圧力逃がし装置の隔離について、格納容器からの除熱機能が使用可能となり、格納容器及び格納容器圧力逃がし装置の窒素置換後に、ベント実施時に開弁した隔離弁（第一弁）を閉とし、格納容器バウンダリを復旧する。閉操作の確実性は、(1) 開の確実性と同等に実施できる。

フィルタ装置と大気の隔離について、放射性物質を含むスクラビング水の移送が完了し、捕集した放射性物質の崩壊熱が除去できた後に、フィルタ装置下流に設置したフィルタ装置出口弁を閉とし、フィルタ装置を大気と隔離することができる。この弁の操作は、ベント実施後に放射線量が高くなるフィルタ装置設置エリアに入域せずに実施できるよう、地下の格納容器圧力逃がし装置格納槽内に遮蔽壁（コンクリート遮蔽 1.3m）を設け、遠隔人力操作機構を設置することで、フィルタ装置設置エリア外から人力で操作できる設計としている。

## 2. 弁の種類

### 2.1 主ラインの弁構成の考え方

空気作動弁（A0 弁）は，駆動源喪失時の弁状態を選択（フェイルオープン，フェイルクローズ）する箇所に用いる。電動駆動弁（M0 弁）は駆動源喪失時に弁状態を維持（フェイルアズイズ）する箇所に用いる。また，M0 弁は遠隔人力操作機構が設置できる。

格納容器圧力逃がし装置の主ラインの弁は，中央制御室からの遠隔操作と人力による遠隔手動操作が両立できること，駆動源喪失時の弁状態維持（フェイルアズイズ）の観点から，M0 弁を採用している。

格納容器圧力逃がし装置主ラインの弁に採用する場合の駆動方式の違いによる特徴を第 1 表に示す。

第 1 表 主ラインの弁に採用する場合の駆動方式の特徴

駆動方式	メリット	デメリット
A0 (空気作動)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ M0 弁に対して必要な電源容量が小さい</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 駆動源として事故時に使用可能な電源に加えて，空気（圧縮空気設備）が必要</li> <li>・ 人力による遠隔人力操作機構の設置が困難</li> </ul>
M0 (電動駆動)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 駆動源喪失時は，その状態を維持（フェイルアズイズ）する</li> <li>・ 電源以外のサポート系が不要</li> <li>・ 人力による遠隔人力操作機構の設置が可能</li> <li>・ 開度調整が可能</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ A0 弁に対して必要な電源容量が大きい</li> </ul>

## 2.2 主ライン上の主な弁の仕様

主ラインの弁について、主な仕様を第2表に示す。

第2表 主ラインの弁の仕様

弁名称	第一弁 (S/C側)	第一弁 (D/W側)	第二弁	フィルタ装置 出口弁	
弁番号	2-26B-10	2-26B-12	F001A, F001B	F005	
型式	バタフライ弁				
口径	600A	600A	450A	600A	
駆動方式	電動駆動 (交流)			手動	
遠隔人力 操作機構	有				
弁の状態	常時閉 (NC)			常時開 (NO)	
フェイルク ローズ (FC)	無 (フェイルアズイズ)			—	
設置場所	原子炉建屋 1階 (二次格納 施設内)	原子炉建屋 4階 (二次格納 施設内)	原子炉建屋 4階 (二次格納 施設内)	格納容器圧力逃が し装置格納槽内 (フィルタ装置 設置エリア)	
操作場所	通常時	中央制御室			格納容器圧力逃が し装置格納槽内 (フィルタ装置設 置エリア外)
	電源 喪失時	原子炉建屋 附属棟1階 (二次格納 施設外)	原子炉建屋 附属棟屋上 (二次格納 施設外)	原子炉建屋 附属棟3階 (二次格納 施設外)	

### 2.3 設計の意図

格納容器圧力逃がし装置主ラインに設置する隔離弁の駆動方式の採用理由は、「2.1 主ラインの弁構成の考え方」に示すとおり、開弁時には駆動源喪失時にもその状態を維持（フェイルアズイズ）する必要があることから、MO 弁を採用している。これらの弁については、ベント時以外に開弁することがないことから、通常時の格納容器バウンダリの維持のため、常時閉（NC）とし、中央制御室の操作スイッチにカバーを取り付けて誤操作防止を図っている。

また、フィルタ装置を大気から隔離するフィルタ装置出口弁は、ベント実施後に使用するため、排気の妨げとならないよう常時開（NO）とする。

なお、第一弁（S/C側，D/W側）に並列して設置されているバイパス弁（2-26V-9, 2-26B-11）は、通常運転中、主蒸気隔離弁等の定期試験を実施することにより窒素が格納容器内へ流入し、格納容器圧力が徐々に上昇するので、格納容器の圧力降下操作のため、一時的に開弁することがある。これらの弁はフェイルクローズ（FC）機能を設ける必要があるため、空気作動弁を採用している。また、事故時に自動的かつ確実に閉止されるように、格納容器隔離信号により閉止する機能を設けている。これらバイパス弁は、通常運転中に常時の使用はないため、常時閉（NC）運用としている。

## 3. 格納容器圧力逃がし装置と接続する各系統の隔離弁の数と種類

## 3.1 各系統の隔離弁の数と種類

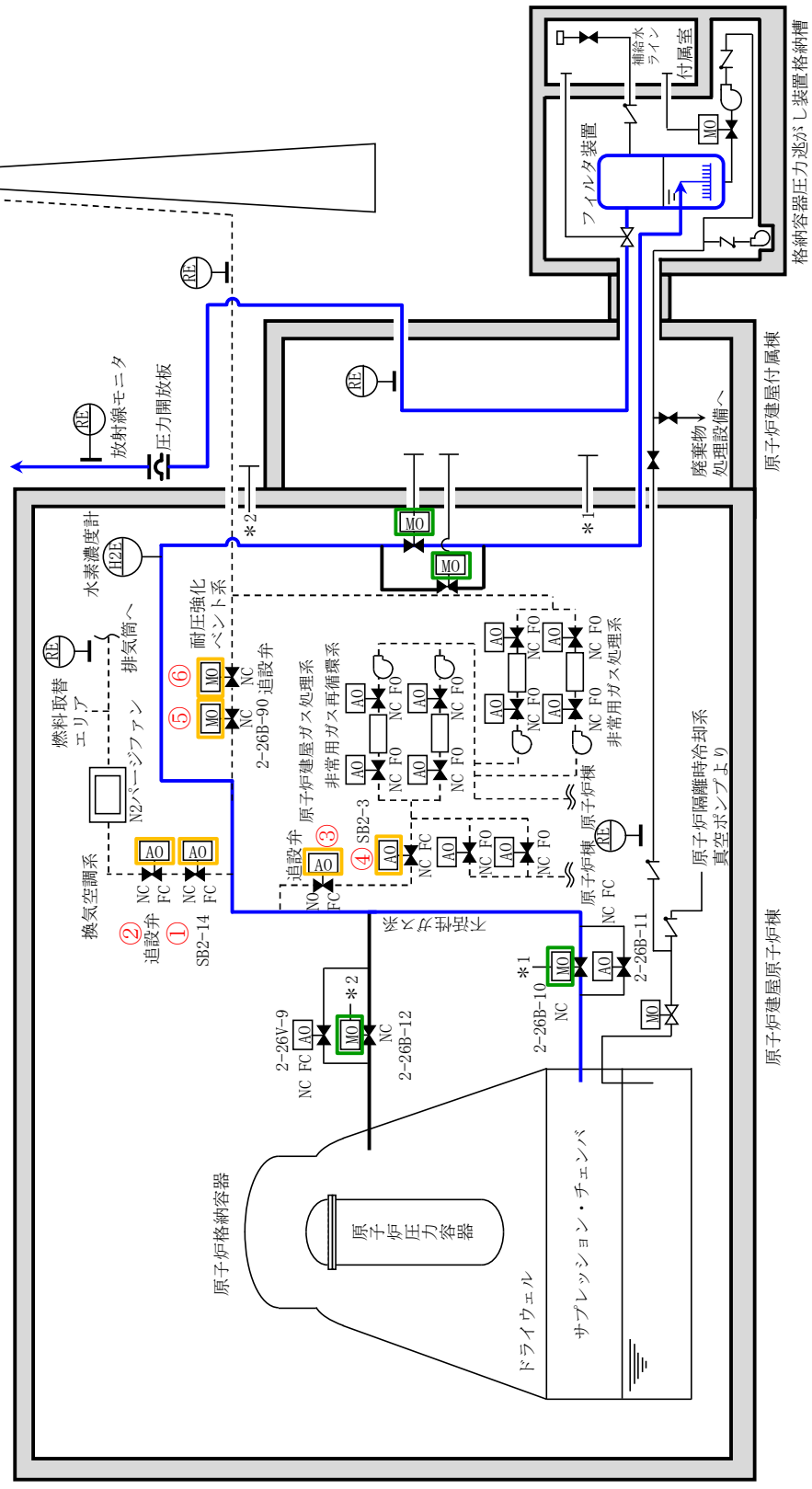
格納容器圧力逃がし装置には、換気空調系、原子炉建屋ガス処理系及び耐圧強化ベント系が接続する。各系統の隔離弁の数と種類等の仕様を第 3 表に、系統概略図を第 6 図に示す。

第 3 表 他系統隔離弁（格納容器隔離弁）の仕様

系統名	換気空調系		原子炉建屋 ガス処理系		耐圧強化ベント系	
個数	2		2		2	
番号 (第 5 図中 の表記)	①	②	③	④	⑤	⑥
弁番号	SB2-14	追設	追設	SB2-3	2-26B-90	追設
型式	バタフライ弁					
駆動方式	空気駆動				電動駆動	
口径	600A				300A	
弁の状態	常時閉 (NC) ※1		常時開 (NO)	常時閉 (NC)		
フェイル クローズ (FC) 機能	有				無 (フェイルアズイズ)	

※1 通常運転中、主蒸気隔離弁等の定期試験を実施することにより窒素が格納容器内へ流入し、格納容器圧力が徐々に上昇する。格納容器の圧力降下操作のため、一時的に開弁することがある。

- 凡例
- ： 格納容器圧力逃がし装置主ライン
  - ： 主ライン上の隔離弁
  - ： 他系統と隔離する弁
  - NC : 常時閉
  - FC : 駆動源喪失で閉



第 6 図 格納容器圧力逃がし装置に接続する系統概要図



### 3.2 設計の意図

格納容器からフィルタ装置へ至る配管は、ベントを実施する際、接続する他系統と隔離し、流路を構成する必要がある。

重大事故時以外に開操作する可能性のある隔離弁は、駆動源喪失時においても格納容器バウンダリを維持できるようフェイルクローズが可能な空気作動弁を選定する。また、重大事故時に開操作する可能性のある隔離弁については、駆動源喪失時においても人力による手動操作が容易な電動駆動弁を選定し、常時閉（NC）運用とする。

なお、万一のこれらの隔離弁の漏えいを考慮し、第 3 表及び第 6 図のとおり、上流と同仕様の弁を新規に設置する。

#### (1) 換気空調系との隔離

換気空調系との隔離は、第 6 図中①SB2-14 及び②追設弁の 2 弁より、格納容器圧力逃がし装置主ラインから隔離できる構成となっている。

これら隔離弁は、通常運転時の格納容器の圧力降下操作時においても、重大事故が発生した際には確実な閉止が求められるが、中央制御室からの操作が可能であり、駆動源が喪失した際のフェイルクローズ（FC）機能を有し、SB2-14 については格納容器隔離信号により閉止する機能を設けていることから、確実な隔離が実施できる。

#### (2) 原子炉建屋ガス処理系との隔離

原子炉建屋ガス処理系との隔離は、第 6 図中③追設弁及び④SB2-3 の 2 弁より、格納容器圧力逃がし装置主ラインから隔離できる構成となっている。

これら隔離弁は、駆動源が喪失した際のフェイルクローズ（FC）機能を有し、SB2-3 については通常運転時に開弁することはなく、また、格納容器隔離信号により閉止する機能を設けていることから、確実な

隔離が実施できる。

(3) 耐圧強化ベントラインとの隔離

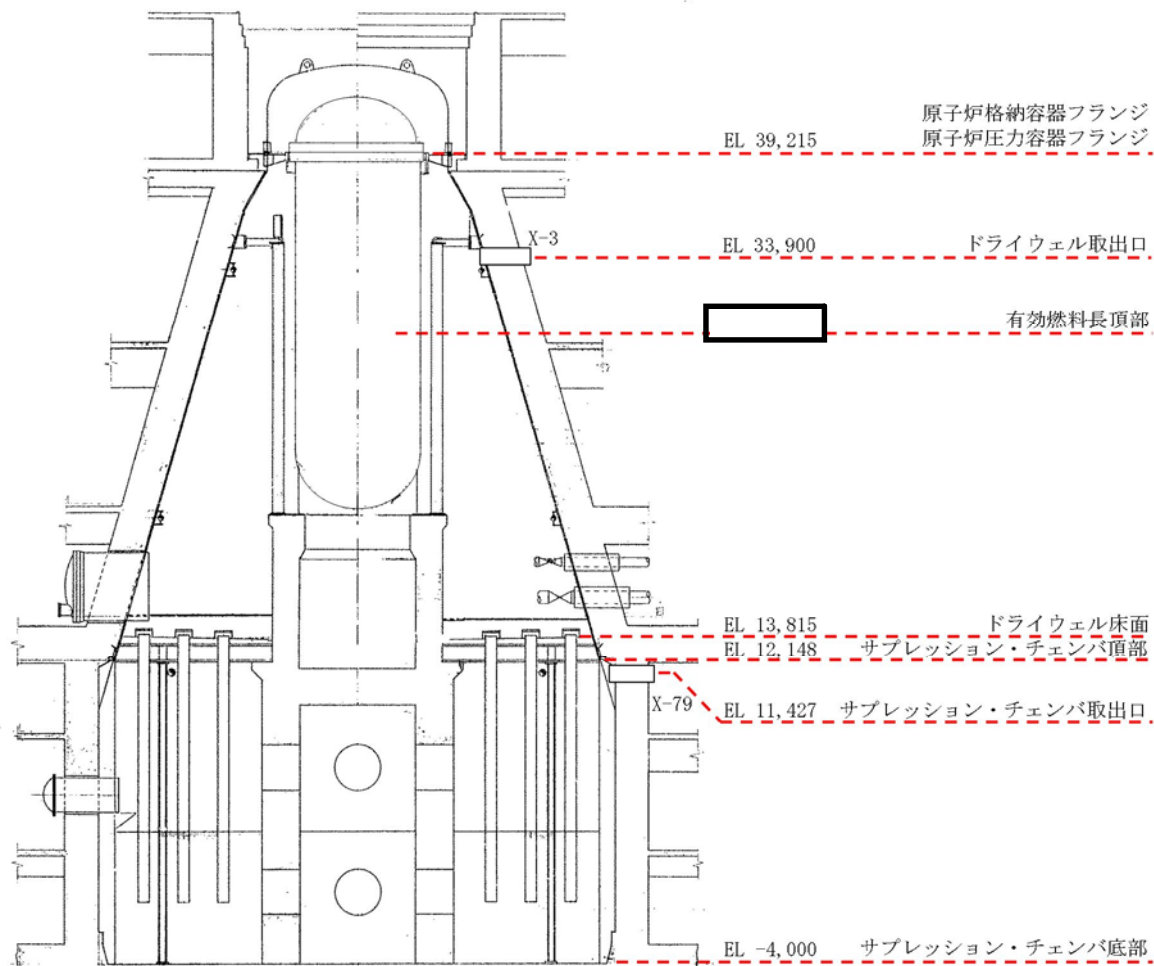
耐圧強化ベントラインとの隔離は、第 5 図中⑤2-26B-90 及び⑥追設弁の 2 弁より、格納容器圧力逃がし装置主ラインから隔離できる構成となっている。

これら隔離弁は、重大事故時に開操作する可能性があるため、駆動源喪失時においても人力による手動操作が容易な電動駆動弁を選定し、常時閉（NC）運用とする。

## 格納容器からの取り出し高さ

## 3.3 格納容器からの取り出し高さ

w 各主要高さを示した図を第 7 図に示す。



第 7 図 格納容器からの取り出し高さ

## 3.4 設計の意図

D/W側の取り出しには、格納容器スプレイによる水没等の影響を受けにくい格納容器上部に位置し、格納容器の圧力を下げるために十分大口径である既設不活性ガス系の貫通孔 (X-3) を選定している。

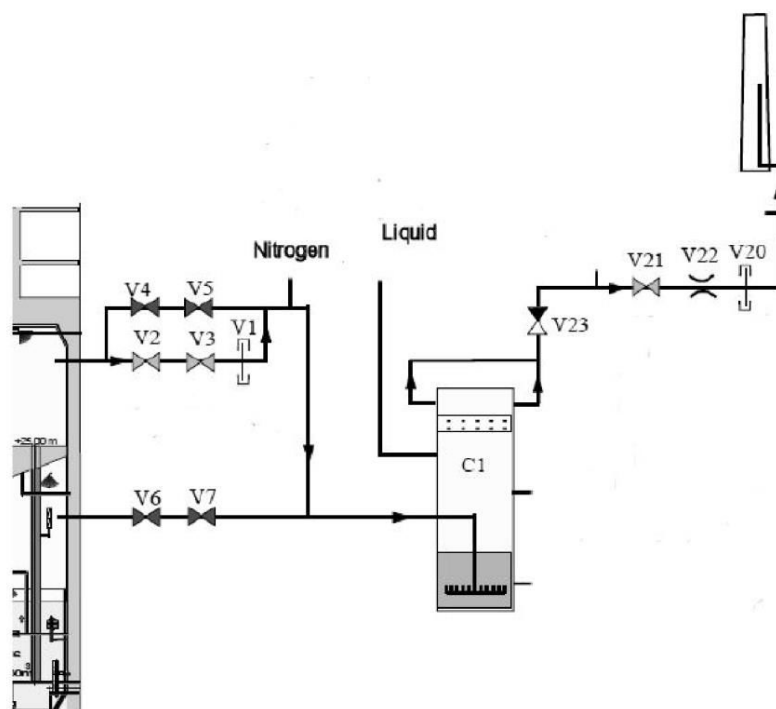
また、S/C側の取り出しには、原子炉及び格納容器冷却のため実施する外部注水による水位上昇を考慮して、S/C頂部付近に位置し、格納容器圧力を下げるために十分大口径である既設不活性ガス系の貫通孔 (X-79) を選定している。

(参考) 諸外国の弁構成

格納容器圧力逃がし装置を設置している諸外国の弁構成を以下に示す。

(1) フィンランド

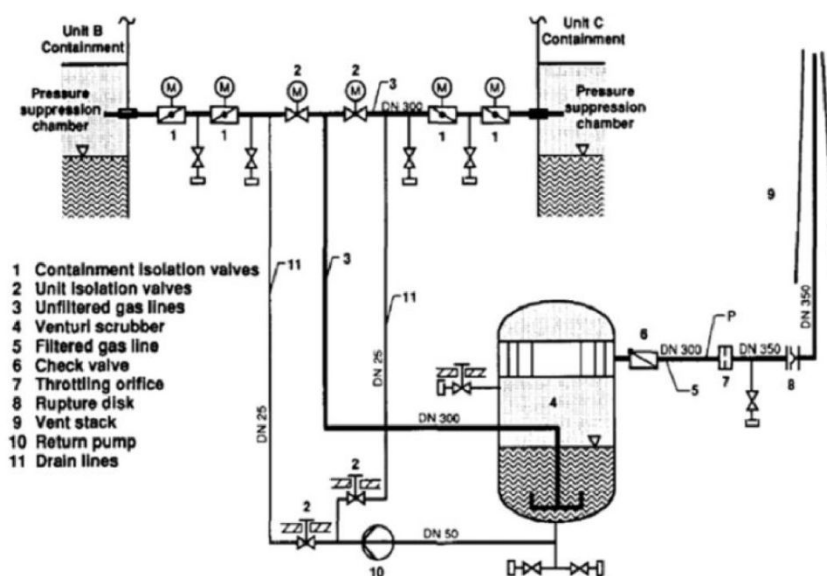
フィンランドのBWRプラントにて設置されている格納容器圧力逃がし装置の概略系統図を第1図に示す。V1とV20は圧力開放板である。ベントラインに設置している弁は全て手動駆動弁で構成されている。D/Wのラインにはバイパスラインが設置されており、V2、V3は通常時「開」となっている。また、V21、V23についても通常時「開」となっている。そのため、操作員がベントラインに設置された弁の「開」操作を実施しなくても、格納容器圧力が既定の値まで上昇し、V1とV20の圧力開放板が開放すれば、D/Wのバイパスラインよりベントは自動的に開始される。



第1図 格納容器圧力逃がし装置概略系統図（フィンランド）

## (2) ドイツ

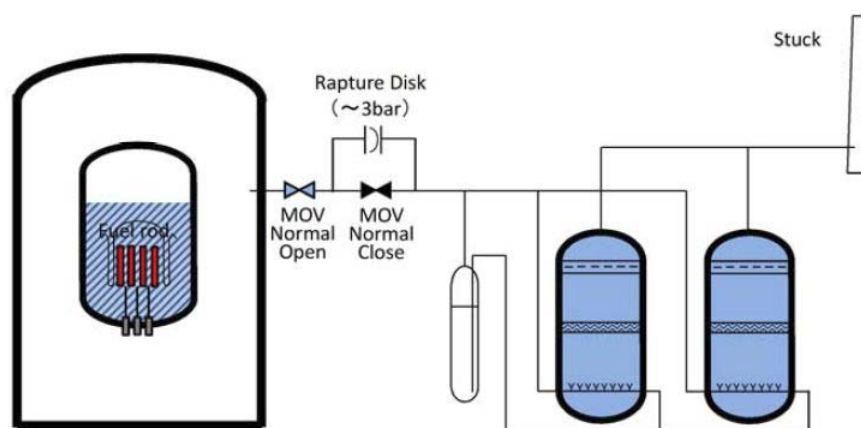
ドイツのBWRプラントに設置されている格納容器圧力逃がし装置の概略系統図を第2図に示す。格納容器圧力逃がし装置は、2ユニットで共有する設計となっている。ベントラインには、格納容器隔離のための電動駆動弁が2つ、ユニット間の切替えのための電動駆動弁が1つ設置されている。また、フィルタ装置の出口側には逆止弁が設置されている。



第2図 格納容器圧力逃がし装置概略系統図（ドイツ）

## (3) スイス

スイスのBWRプラントに設置されている格納容器圧力逃がし装置の概略系統図を第3図に示す。ベントラインには電動駆動弁が2つ設置されており、格納容器から2つ目の弁は通常時「開」、2つ目の弁は通常時「閉」となっている。また、2つ目の弁をバイパスするラインが設置されており、バイパスラインには圧力開放板が設置されている。そのため、操作員が2つ目の弁の「開」操作を実施しなくても、格納容器圧力が規定の値まで上昇し、圧力開放板が開放すればベントは自動的に開始される。



第3図 格納容器圧力逃がし装置概略系統図（スイス）

<参考図書>

1. NEA/CSNI/R(2014)7, “OECD/NEA/CSNI Status Report on Filtered Containment Venting”, 02-Jul-2014.

(参考) 耐圧強化ベント系の駆動源喪失時の現場における弁操作について

耐圧強化ベント系を使用する際に操作が必要な弁については、中央制御室から操作可能であるが、駆動源喪失時には現場において操作が必要であるため、以下のとおり、操作の成立性を確認した。

炉心損傷前の耐圧強化ベント系との隔離時の作業員の被ばくは、格納容器から原子炉建屋内に漏えいした放射性物質による被ばく及び操作場所付近の耐圧強化ベント系配管、非常用ガス処理系フィルタ等からの直接線による被ばくを考慮する。放出量評価条件、線量評価条件等を第4表～第7表に示す。線量率の評価結果は第8表に示すとおり約7.3mSv/hである。

室温については、耐圧強化ベント系は炉心損傷前に使用する系統であり、通常時と同等で夏季でも約30℃程度と考えられる。

耐圧強化ベント系を使用する場合で、駆動源喪失時に現場にて手動操作が必要な4個の弁の操作時間は作業時間(10分/個)である。

なお、非常用ガス処理系フィルタ装置出口弁は、信頼性、作業性向上のため、手動操作用ハンドルにて弁の操作が可能なアクチュエータに取り替える。

以上のことから、耐圧強化ベント系の駆動源喪失時にも、現場において弁の操作が可能である。

第 4 表 放出量評価条件

項 目	評価条件	備 考
原子炉熱出力 (MW)	3,293	東海第二発電所定格熱出力
原子炉運転時間 (日)	2,000	十分な運転時間として仮定した時間
冷却材中濃度 (I-131) (Bq/g)	約 $4.6 \times 10^3$	I-131 の冷却材中濃度に 応じ他のよう素の組成を拡散 組成として考慮
追加放出量 (I-131) (Bq)	$2.22 \times 10^{14}$	I-131 の追加放出量に応じ 他のよう素及び希ガスの組 成を平衡組成として考慮、 希ガスについてはよう素の 2 倍の値
原子炉冷却材重量 (t)	289	設計値から設定
原子炉冷却材浄化系流量 (g/s)	$1.68 \times 10^4$	設計値から設定
主蒸気流量 (g/s)	$1.79 \times 10^6$	設計値から設定
原子炉冷却材浄化系の除染係数	10	「発電用軽水型原子炉施設周 辺の線量目標値に対する評価 指針」に基づき設定
追加放出されたよう素の割合 (%)	有機よう素：96 無機よう素：4	「発電用軽水型原子炉施設 の安全評価に関する審査指 針」に基づき設定
原子炉圧力容器気相部への移行 割合 (%)	希ガス：100 有機よう素：10 無機よう素：約 8.1	残り 90%の有機よう素は原 子炉冷却材中で分解され、無 機よう素と同様の割合で気相 に移行する。
スクラビングの除去効果	考慮しない	
耐圧強化ベント開始時間	事象発生 28 時間後	事象発生 28 時間後までの自 然減衰を考慮

第 5 表 換気系の評価条件

項 目	評価条件	備 考
非常用ガス再循環系	よう素除去効率：90% 再循環率：4.8 回/日	非常用ガス処理系等の起動 を考慮し保守的に評価
非常用ガス処理系	よう素除去効率：97% 換気率：1 回/日	
原子炉建屋漏えい	考慮しない	原子炉建屋内の放射性物質 による線量率を保守的に評 価



第 6 表 建屋内に漏えいした放射性物質による外部被ばく条件

項目	評価条件	選定理由
サブマージオンモデル (評価式)	$D = 6.2 \times 10^{-14} \cdot Q_{\gamma} \cdot E_{\gamma} \cdot (1 - e^{-\mu \cdot R}) \cdot 3600$ <p> <math>D</math> : 放射線量率 (Sv/h)  <math>6.2 \times 10^{-14}</math> : サブマージオンによる換算係数 (<math>\frac{\text{dis} \cdot \text{m}^3 \cdot \text{Sv}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot \text{s}}</math>)  <math>Q_{\gamma}</math> : 原子炉建屋内の放射性物質濃度 (Bq/m<sup>3</sup>)  (0.5MeV 換算値)  <math>E_{\gamma}</math> : ガンマ線エネルギー (0.5MeV/dis)  <math>\mu</math> : 空気に対するガンマ線エネルギー吸収係数  (3.9×10<sup>-3</sup>/m)  <math>R</math> : 操作場所の空間体積と等価な半球の半径  (m)  <math display="block">R = \sqrt[3]{\frac{3 \cdot V_R}{2 \cdot \pi}}</math>  <math>V_R</math> : 操作場所の空間体積 (m<sup>3</sup>) </p>	
操作場所の空間体積 (m <sup>3</sup> )	2,200m <sup>3</sup>	原子炉建屋ガス処理系フィルタ室の空間体積

第 7 表 線量換算係数, 呼吸率等

項目	評価条件	選定理由
線量換算係数	成人実効線量換算係数を使用 I-131 : 2.0×10 <sup>-8</sup> Sv/Bq I-132 : 3.1×10 <sup>-10</sup> Sv/Bq I-133 : 4.0×10 <sup>-9</sup> Sv/Bq I-134 : 1.5×10 <sup>-10</sup> Sv/Bq I-135 : 9.2×10 <sup>-10</sup> Sv/Bq	ICRP Publication 71に基づき設定
呼吸率	1.2m <sup>3</sup> /h	成人活動時の呼吸率を設定
耐圧強化ベント系配管から評価点までの距離	配管表面から 30cm	操作場所を考慮して設定
非常用ガス処理系フィルタ等から評価点までの距離	非常用ガス再循環系フィルタ : 2.0m 非常用ガス処理系フィルタ : 2.7m	操作場所を考慮して設定

第 8 表 線量率の評価結果

被ばく経路		線量率 (mSv/h)
建屋内の放射性物質 による線量率	外部被ばく	約 $4.6 \times 10^{-2}$
	内部被ばく	約 $4.9 \times 10^0$
非常用ガス処理系 フィルタ等からの 線量率	非常用ガス処理系 フィルタ	約 $4.3 \times 10^{-2}$
	非常用ガス再循環 系フィルタ	約 $2.6 \times 10^{-1}$
配管からの線量率		約 $2.1 \times 10^0$
合計線量率		約 $7.3 \times 10^0$
作業線量 (10 分/個)		約 $1.2 \times 10^0$ mSv

(参考) フレキシブルシャフトにおける線量影響について

フィルタ装置入口配管内の放射性物質による直接ガンマ線におけるフレキシブルシャフトへの線量影響について以下のとおり確認した。

線量評価条件を第 9 表に示す。また、評価モデルを第 4 図に示す。

この結果、フィルタ装置入口配管からの直接ガンマ線の 7 日間の積算線量は約 19kGy であり、設計値の 36kGy を超えないことを確認した。

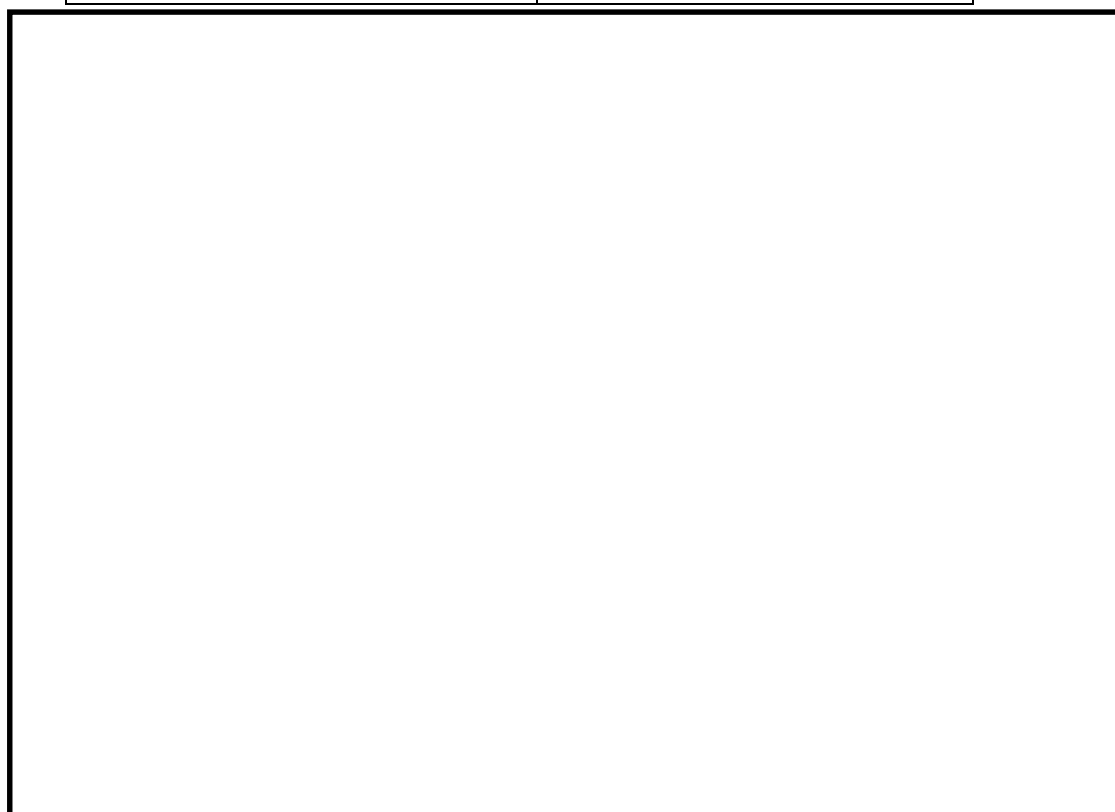
なお、配管内に浮遊した放射性物質(希ガスを含む)からの直接ガンマ線は、評価結果の約 19kGy と比較して 1 桁程度小さく影響は小さい。

第 9 表 線量評価条件

項目	評価条件	備考
想定事象	格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」	代替循環冷却系を使用できない場合
放出量条件	事象発生から 19 時間ベント(D/Wベント)	サプレッション・プール水でのスクラビングによる除去係数に期待しないD/Wベントを選定
線源条件	総放出量の 10%の放射性物質(希ガスを除く)が均一に付着	別紙 30 参照 付着した放射性物質のガンマ線線源強度を第 10 表に示す。
配管条件		配管板厚が薄い第一弁付近の配管を想定し設定 配管長は 100m と設定
評価位置	配管表面から 25cm 地点	配管表面からフレキシブルシャフトの最短距離から設定。(配管から 25cm 以上離して敷設する設計)
直接ガンマ線評価コード	QAD-CGGP2R	三次元形状を扱う遮蔽解析コード

第 10 表 フィルタ装置入口配管付着のガンマ線線源強度

ガンマ線エネルギー (MeV)	線源強度 ( $\text{cm}^{-3}$ )
0.01	$1.508 \times 10^{15}$
0.025	$2.468 \times 10^{15}$
0.0375	$5.970 \times 10^{14}$
0.0575	$3.101 \times 10^{14}$
0.085	$1.015 \times 10^{15}$
0.125	$2.659 \times 10^{14}$
0.225	$4.315 \times 10^{15}$
0.375	$2.861 \times 10^{16}$
0.575	$6.549 \times 10^{16}$
0.85	$3.620 \times 10^{16}$
1.25	$8.533 \times 10^{15}$
1.75	$8.737 \times 10^{14}$
2.25	$5.644 \times 10^{14}$
2.75	$1.334 \times 10^{13}$
3.5	$1.149 \times 10^9$
5.0	$2.541 \times 10^3$
7.0	$2.924 \times 10^2$
9.5	$3.366 \times 10^1$



第 4 図 フィルタ装置入口配管線量評価モデル

各運転モードにおける系統構成と系統内の水素濃度について

格納容器からのベント中は、系統内に流れがあり水素が局所的に蓄積することはない。一方、ベント停止後はフィルタ装置内に捕集した粒子状放射性物質によるスクラビング水の放射線分解により、蒸気とともに水素、酸素が発生する。

発生する水素は蒸気に比べて十分少なく約 0.2%と評価され、蒸気発生量に対して一定となる。さらに、入口配管に接続された窒素供給ラインより窒素を供給することで、系統内の水素濃度は低くなる。

フィルタ装置入口配管の水素濃度は、窒素供給を実施することで、約 0.02%と評価される。一方、出口配管の水素濃度は、上述のとおり窒素供給を考慮せずに約 0.2%と評価され、窒素供給を考慮することでさらに低減される。

出口配管は大気放出端まで連続上り勾配となり、水素は蒸気とともに放出端に導かれることから、系統内に水素が蓄積することはない。

一方、入口配管については、系統内の蒸気が凝縮してフィルタ装置に戻ると非凝縮性ガスである水素及び酸素の濃度が上昇し、可燃限界に至るおそれがあることから、窒素供給による系統パージ停止後において、水素が長期的に系統内に滞留しないことを確認するために水素濃度計で入口配管の水素濃度を監視する。

以上より、東海第二発電所の格納容器圧力逃がし装置の水素濃度計は、フィルタ装置の入口側に設置を計画している。

(参考) 各運転モードにおける系統構成と系統内の水素濃度について

格納容器圧力逃がし装置の各運転モード（系統待機時，ベント開始時，ベント停止後）における系統状態及び系統内の水素濃度について以下に示す。

1. 系統待機時

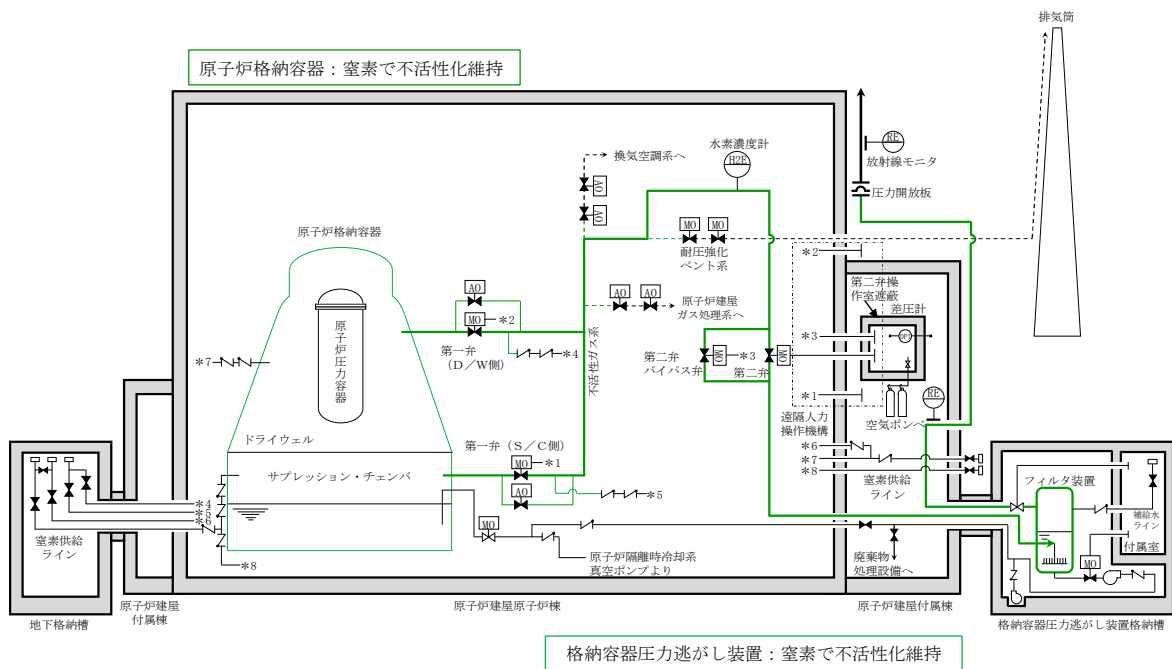
(1) 系統状態

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

系統待機時の状態を第 1 図に示す。

(2) 水素濃度

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



第1図 系統待機時の状態概要図

## 2. ベント実施時

### (1) 系統状態

炉心の著しい損傷が発生した場合のベント開始後には、格納容器内における水-金属反応や水の放射線分解により発生する水素が格納容器圧力逃がし装置系統内に流入するとともに、フィルタ装置にて捕捉した放射性物質によるスクラビング水の放射線分解により、フィルタ装置内において水素が発生する。

この状態においても、系統の初期の不活性化及び格納容器及びフィルタ装置において崩壊熱により発生する多量の水蒸気による水素の希釈により、可燃限界には至らない。また、フィルタ装置出口配管が大気開放端に向かい連続上り勾配となるよう設計しており、系統全体にベントガスの流れがあることから、局所的な水素ガスの滞留及び蓄積は発生しない。

ベント実施時の状態を第 2 図に、ベント停止前の窒素供給時の状態を第 3 図に示す。

### (2) 水素濃度（ベント実施時）

格納容器圧力逃がし装置へ流入するベントガスの水素濃度については、格納容器内での水の放射線分解による水素発生量と、同時に発生する水蒸気発生量の割合から求める。

その結果、格納容器より系統内へ流入するベントガスの水素濃度は約 0.2%となる。

$$\text{水蒸気発生量} = Q \times 1,000 / (\text{飽和蒸気比エンタルピ}$$

$$- \text{飽和水比エンタルピ}) \times 1,000 / \text{分子量} \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3,600$$

$$\text{水素発生量} = Q \times 10^6 \times G \text{値} \text{ (分子/100eV)} / 100 / (1.602 \times 10^{-19}) \text{ ※1}$$

$$/ (6.022 \times 10^{23}) \text{ ※2} \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3,600 \times \text{放射線吸収割合}$$

$$\text{水素濃度} = \text{水素発生量} / (\text{水蒸気発生量} + \text{水素発生量}) \times 100$$

Q : 崩壊熱 (MW)

※1  $1\text{eV}=1.602\times 10^{-19}[\text{J}]$

※2 アボガドロ数  $6.022\times 10^{23}$

以上の式に事故発生 7 日後の状態を想定した条件を適用し、水素濃度を求める。

- ・ 格納容器圧力はベント実施時の圧力として 200kPa [abs] とする。
- ・ 格納容器内の冷却水は沸騰していると想定し水素発生量の G 値は 0.4 とする。
- ・ 放射線吸収割合は 1.0 とする。
- ・ 事故発生 7 日後を想定するため、崩壊熱は約 10MW とする。

$$\begin{aligned} \text{水蒸気発生量} &= 10 \times 1,000 / (2706.24 - 251.15^{*3}) \times 1,000 / 18 \\ &\quad \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3,600 = 18247.8 \text{ m}^3 [\text{N}] / \text{h} \end{aligned}$$

※3 飽和水比エンタルピは 60°C 条件とする。

$$\begin{aligned} \text{水素発生量} &= 10 \times 10^6 \times 0.4 / 100 / (1.602 \times 10^{-19}) / (6.022 \times 10^{23}) \\ &\quad \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3,600 \times 1.0 = 33.44 \text{ m}^3 [\text{N}] / \text{h} \end{aligned}$$

$$\text{水素濃度} = 33.44 / (18247.8 + 33.44) \times 100 = \text{約} 0.2\%$$

次に、フィルタ装置において発生する水素濃度については、フィルタ装置内のスクラビング水の放射線分解による水素発生量と、同時に発生する水蒸気発生量の割合から求める。

水素濃度は系統へ流入するベントガスの水素濃度を求める式と同様の式を用いて計算する。

その結果、フィルタ装置より発生する水素濃度は約 0.2% となる。



水素濃度の計算条件は以下のとおりとする。

- ・水の放射線分解に寄与する熱量は 500kW を想定する（設計条件）。
- ・スクラビング水は沸騰しているものと想定し水素発生量の G 値は 0.4 とする。
- ・放射線吸収割合は 1.0 とする。

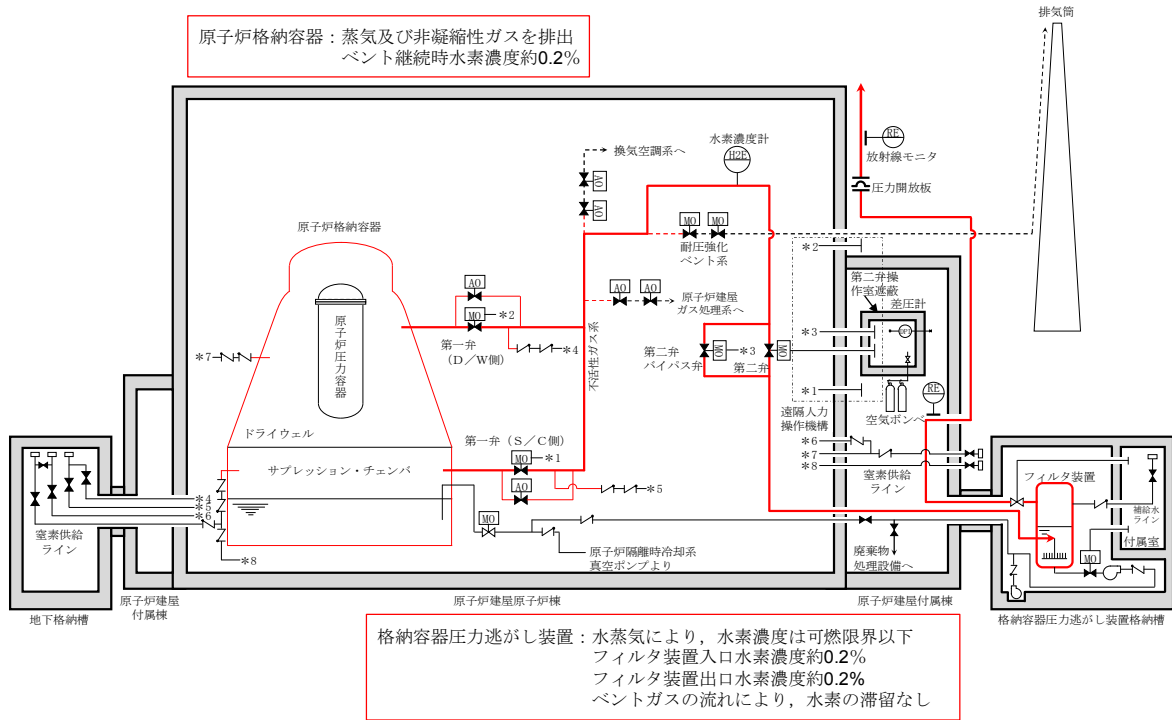
$$\begin{aligned} \text{水蒸気発生量} &= 0.5 \times 1,000 / (2675.53 - 418.99) \times 1,000 / 18 \\ &\quad \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3,600 = 992.65 \text{ m}^3 [\text{N}] / \text{h} \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} \text{水素発生量} &= 0.5 \times 10^6 \times 0.4 / 100 / (1.602 \times 10^{-19}) / (6.022 \times 10^{23}) \\ &\quad \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3,600 = 1.67 \text{ m}^3 [\text{N}] / \text{h} \end{aligned}$$

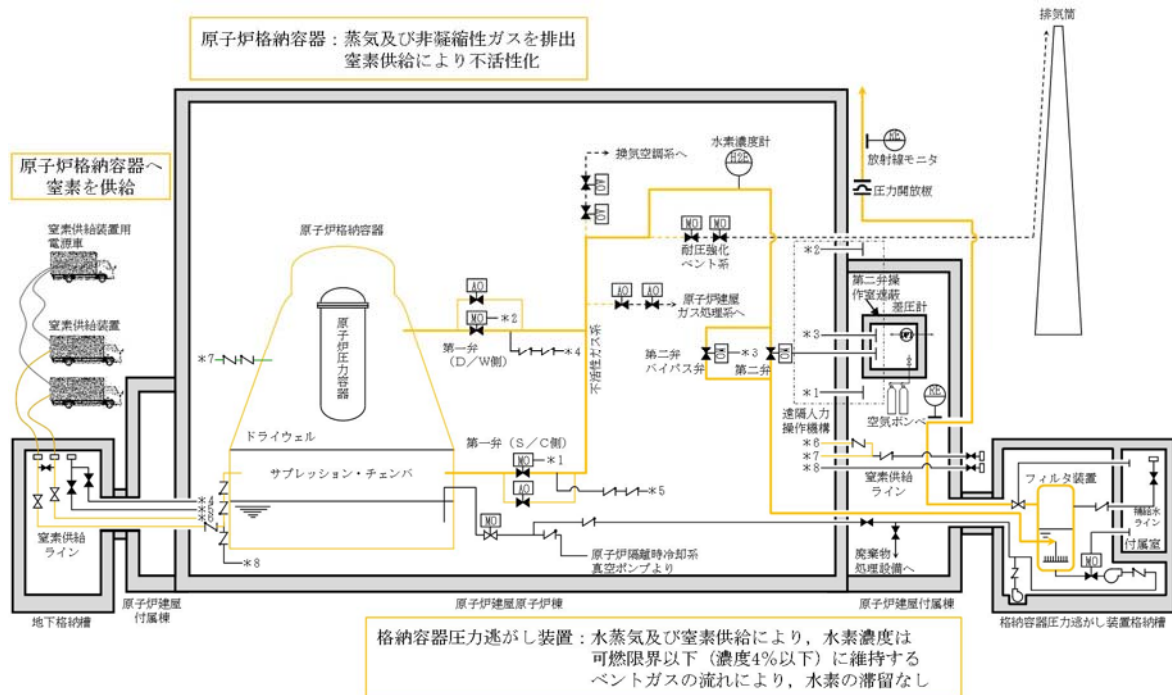
$$\begin{aligned} \text{水素濃度} &= 1.67 / (992.65 + 1.67) \times 100 \\ &= \text{約} 0.2\% \end{aligned}$$

### (3) 水素濃度（ベント停止前，窒素供給時）

窒素供給を開始することで、(2)で評価した値よりさらに水素濃度が低くなることから、格納容器を含め系統の水素濃度は約 0.2% を上回ることはない。



第2図 ベント実施時状態概要図



第3図 格納容器への窒素供給状態概要図

## 3. ベント停止後

## (1) 系統状態

ベント停止後，可搬型窒素発生装置により系統内への窒素供給を開始する。系統内に連続的に窒素を供給することで，系統内の水素を希釈，掃気する（フィルタ装置出口側への流れが形成される）ため，フィルタ装置入口配管内に水素が滞留することはない。スクラビング水の放射線分解により発生した水素もこの流れにより，大気開放端から掃気される。また，フィルタ装置出口側については，スクラビング水が飽和状態にある場合は，水蒸気発生量が水素発生量を大きく上回るため，水素濃度が可燃限界に至ることはない。ベント停止後の状態を第4図に示す。

## (2) 水素濃度（隔離弁～フィルタ装置）

フィルタ装置入口配管側へ逆流する水素濃度について，窒素供給量，水素発生量の割合から求める。その結果，水素濃度は約0.02%となる。

なお，フィルタ装置入口配管側に逆流する可能性のある水素発生量は以下に示した式を用いて計算する。

$$\begin{aligned} \text{フィルタ装置内水素発生量} &= Q \times 10^6 \times G \text{値} \left( \frac{\text{分子}}{100\text{eV}} \right) / 100 \\ & / (1.602 \times 10^{-19}) / (6.022 \times 10^{23}) \times 22.4 \times 10^{-3} \times \\ & 3600 \end{aligned}$$

入口配管内への水素流量 = フィルタ装置内水素発生量

× ガス入口配管断面積 / フィルタ装置断面積

水素濃度 = 入口配管への水素流入量

$$/ (\text{入口配管への水素流入量} + \text{窒素供給量}) \times 100$$

水素濃度の計算条件は以下のとおりとする。

- ・スクラビング水は沸騰しているものと想定し水素発生量のG値は0.4とする。
- ・水の放射線分解に寄与する熱量は500kWを想定する。（格納容器圧力逃がし装置設計条件）
- ・放射線吸収割合は1.0とする。
- ・窒素供給量は $200\text{m}^3[\text{N}]/\text{h}$ ，不純物濃度は1%未満のため無視する。

$$\begin{aligned} \text{フィルタ装置内水素発生量} &= 0.5 \times 10^6 \times 0.4 / 100 / (1.602 \times 10^{-19}) \\ & / (6.022 \times 10^{23}) \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600 \\ & = 1.67 \text{ m}^3 [\text{N}] / \text{h} \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} \text{入口配管内への水素流量} &= 1.67 \times 0.144 / 9.1 \\ & = 0.026 \text{ m}^3 [\text{N}] / \text{h} \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} \text{水素濃度} &= 0.026 / (0.026 + 200) \times 100 \\ & = \text{約}0.02\% \end{aligned}$$

### (3) 水素濃度（フィルタ装置～大気解放端）

格納容器への窒素供給時の水素濃度については，窒素供給量，水素発生量の割合から求める。その結果，水素濃度は約0.2%以下となる。

なお，ベント停止後のフィルタ装置出口側の水素濃度は2.(2)に示した式を用いて計算する。

水素濃度の計算条件は以下のとおりとする。

- ・フィルタ装置出口が解放しているため，フィルタ装置圧力は大気圧であると想定する。
- ・スクラビング水は沸騰しているものと想定し水素発生量のG値は0.4とする。

- ・崩壊熱は Q とする。
- ・窒素供給は考慮しない。

$$\text{水蒸気発生量} = Q \times 1,000 / (2675.53 - 418.99) \times 1,000 / 18 \times 22.4 \times 10^{-3} \times$$

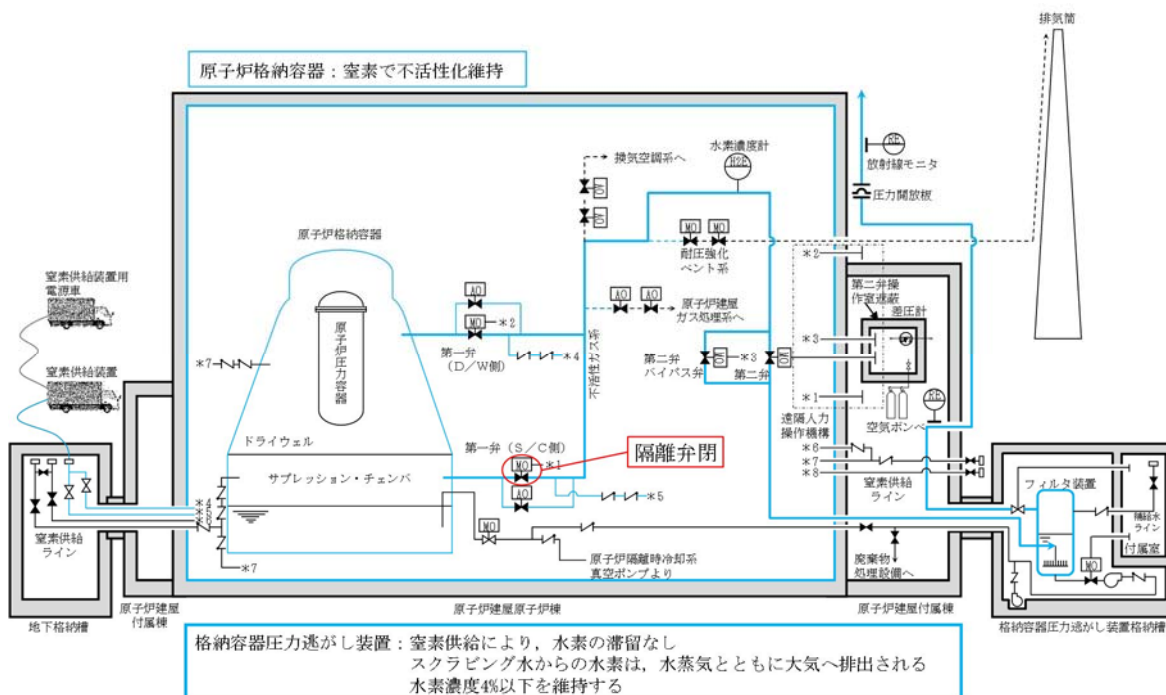
$$3600 = 1985.3 \times Q \text{ m}^3 [\text{N}] / \text{h}$$

$$\text{水素発生量} = Q \times 10^6 \times 0.4 / 100 / (1.602 \times 10^{-19}) / (6.022 \times 10^{23})$$

$$\times 22.4 \times 10^{-3} \times 3,600 = 3.344 \times Q \text{ m}^3 [\text{N}] / \text{h}$$

$$\text{水素濃度} = 3.344Q / (1985.3 + 3.344) Q \times 100$$

$$= \text{約} 0.2\%$$



第 4 図 ベント停止後状態概要図

#### 4. 評価の保守性について

各運転モードにおける系統内の水素濃度評価は、水素発生量のG値を用いて算出している。

G値には、許認可の安全解析に用いられる値（沸騰域 0.40 分子/100eV）を使用することにより、評価結果に保守性を持たせている。

実際にシビアアクシデントが発生した状況を想定した場合の水素発生量のG値は、電力共同研究報告書「シビアアクシデントにおける可燃性ガスの挙動に関する研究」において評価されており、その値（沸騰域 0.27 分子/100eV）は許認可で用いられるG値に対して低い値となっている。

水素が発生する過程では酸素も発生するが、この量を評価に見込まないことで若干の保守性を有することとなる。

以上より、各運転モードにおける水素濃度評価は適切に行われているものと考えられる。

ベント実施によるプルーム通過時の要員退避について

## (1) プルーム通過時における要員退避の考え方

炉心損傷後のベント実施時には、放出されるプルームの影響によって発電所周辺の放射線線量率が上昇する。そのため、プルーム通過時において、災害対策要員は、緊急時対策所及び中央制御室待避室等で待避又は発電所構外へ一時退避する。緊急時対策所及び中央制御室待避室等については、空気加圧することでプルームの流入を抑え、放射線影響を低減させる。発電所構外への一時退避については、発電所から離れることでプルームの拡散効果により放射線影響を低減させる。

## (2) 必要要員数

災害対策本部（全体体制）の要員は 111 名であるが、8 名についてはオフサイトセンターへ派遣されるため、発電所にて重大事故等対応を行う要員は 103 名である。プルーム通過時の必要要員である 72 名は緊急時対策所又は中央制御室待機室等で待機することとしており、それ以外の 31 名については発電所構外へ退避する。

## (3) 移動時間

発電所構外へ一時退避する場合には、原子力事業所災害対策支援拠点へ退避することとしている。原子力事業所災害対策支援拠点の候補として 6 施設あり、事象発生後に風向等に基づいて選定する。これらの施設は、発電所から 10km～20km の地点に立地しており、最も遠い施設まで徒歩による一時退避を行う場合の所要時間は約 6 時間と評価している。

緊急時対策所へ待避する場合の移動時間については、アクセスルートのうち、緊急時対策所から最も距離のある地点（放水口）から緊急時対策所へ第 1 図に示すアクセスルートを徒歩移動によって退避した場合の移動時間は約 24 分である。



第 1 図 放水口から緊急時対策所への最も距離のあるアクセスルート

(4) 有効性評価シナリオでの退避タイミング

a. サプレッション・プール水位通常水位+6.5m 到達によるベント

有効性評価のうち、炉心損傷後のベントシナリオである「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」における要員一時退避及び待避開始時間及びベント時間の関係を第 1 表に示す。

第 1 表 静的負荷におけるベント準備時間及びベント時間の退避

項目	基準	事象発生からの到達時間
発電所構外への一時退避	S/P 水位通常水位+4.5m	約 13 時間後
緊急時対策所への待避	S/P 水位通常水位+5.5m	約 16.5 時間後
ベント操作	S/P 水位通常水位+6.5m	約 19.5 時間後



第1表に示すとおり、発電所構外への一時退避については、移動開始からベント操作まで約6.5時間あることから最も遠い退避施設への退避が可能であり、緊急時対策所への待避については、移動開始からベント操作まで約3時間あることからベント実施判断基準到達までに緊急時対策所への待避可能である。そのため、ベント操作開始に影響を与えることはない。また、中央制御室の運転員については、ベント実施後速やかに中央制御室待避室へ退避する。

第2表及び第2図に示すとおり、プルーム通過時の屋内待避期間（評価上5時間）において、実施する必要がある現場操作及び作業がないため、要員が退避することに対する影響はない。

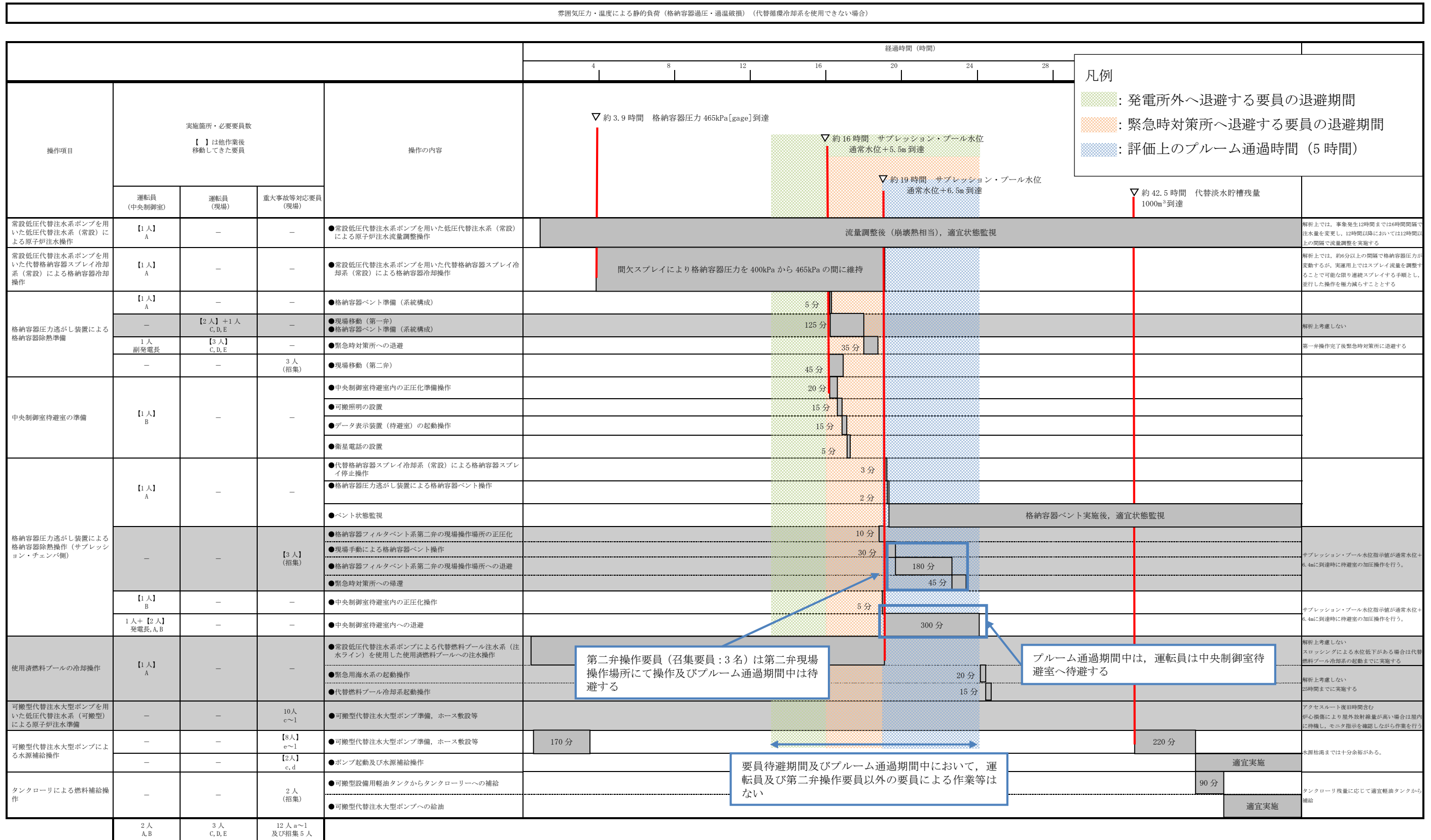
第2表 ベント実施の待避期間中における格納容器の状態及び操作

作業項目	待避期間中における状況	作業の要否
原子炉注水	低圧代替注水系（常設）による注水を継続	待避期間における流量調整は不要
格納容器スプレイ	ベント実施前に停止	—
電源	常設代替高圧電源装置により給電	自動燃料補給により作業不要
水源	代替淡水貯槽の水を使用	待避期間中における補給は不要
燃料	可搬型設備を使用していない	—

b. 格納容器酸素濃度 4.3vol%到達によるベント

炉心損傷後においては、格納容器内での水素燃焼を防止する観点から、格納容器酸素濃度がドライ条件において4.3vol%に到達した場合、ベント操作を実施することとしている。

雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）においては，水素及び酸素の発生割合（G 値）の不確かさが大きく，あらかじめ待避基準を設定できないため，酸素濃度の上昇速度から 4.3vol%到達時間を予測し，退避を実施する。また，退避開始からブルーム通過時の退避時において，実施する必要のある現場操作及び作業がないため，要員が退避することに対する影響はない。



第 2 図 待避時及びプルーム通過時における要員の整理  
 （「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）の作業と所要時間」抜粋）

エアロゾルの保守性について

## (1) 格納容器圧力逃がし装置の設計条件について

格納容器圧力逃がし装置の設計条件としては、エアロゾル移行量を 400kg に設定している。(別紙 2)

## (2) 事故シナリオに応じたエアロゾル移行量について

## a. エアロゾルが発生する事故シナリオの選定について

ベント実施時には、希ガスやガス状よう素（無機よう素及び有機よう素）を除く核分裂生成物及び構造材がエアロゾルとして格納容器圧力逃がし装置に流入する。エアロゾルが発生する事故シナリオは、格納容器破損防止対策の有効性評価の対象とする事故シーケンスのうち、以下に示す M A A P 解析上の特徴を踏まえ、原子炉圧力容器が健全な事故シーケンスである「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」を選定している。

(a) 原子炉圧力容器内に熔融炉心が存在する場合は、炉心が再冠水し熔融炉心の外周部が固化した後でも、熔融炉心中心部は熔融プール状態を維持する。一方、原子炉圧力容器破損時は、原子炉圧力容器破損前に水張りしたペDESTAL 部で熔融炉心の一部が粒子化するとともに、最終的にはクエンチする。エアロゾル移行量は熔融炉心の温度が高い方がより多くなるため、原子炉圧力容器が健全な場合がより保守的な評価となる。

(b) 原子炉圧力容器内に熔融炉心が存在する場合は、熔融炉心冠水時において熔融炉心上部の水によるスクラビング効果を考慮していない。一方、熔融炉心がペDESTAL 部に存在する場合は、熔融炉心上部の水によるスクラビング効果を考慮している。以上より、スクラビング効果を考慮していない原子炉圧力容器が健全な場合がより保守的な評価

となる。

- (c) 東海第二発電所では、M C C I 対策としてコリウムシールドを設置するため、原子炉圧力容器が破損した場合でも溶融炉心による侵食は発生しない。したがって、原子炉圧力容器破損後に特有のエアロゾルの発生源はないと考えられる。(別紙38)

b. 対象シーケンスにおけるエアロゾル移行量について

「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」シーケンスにおける格納容器圧力逃がし装置へ流入するエアロゾル移行量を第1表に示す。本シーケンスの有効性評価ではS/Cベントを優先して実施することとしているが、ここではD/Wベントを実施した場合のエアロゾル移行量もあわせて示している。第1表より、エアロゾル移行量はS/Cベント時よりD/Wベント時の方が多く約5kgであるが、格納容器圧力逃がし装置で設計上想定するエアロゾル移行量はこれを十分上回る400kgである。

第1表 静的負荷シーケンスにおけるF Pエアロゾル移行量

放出する系統	F Pエアロゾル移行量
S/Cベント	約0.001kg
D/Wベント	約5kg

希ガスの減衰効果に期待したドライウェルベント実施時の影響評価

- (1) 格納容器圧力逃がし装置にて除去できず、ベント時の外部被ばくの主因となる希ガスについては、可能な限り格納容器内に保持することで時間減衰させることが有効である。

そのため、ベント実施タイミングを可能な限り遅くするため、サプレッション・チェンバ側からのベント排気ライン水没を防止する観点から設定したサプレッション・プール水位通常水位+6.5mに到達するまでは、格納容器スプレイを実施する手順としている。

この手順に基づき、格納容器破損防止対策の有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」においては、事象発生後約 19 時間後に格納容器スプレイを停止し、サプレッション・チェンバ側からのベントを実施することとしている。

ここでは、より希ガスを格納容器内に保持する観点から 19 時間以降も格納容器スプレイを継続させ、ドライウェル側からのベントを実施した場合について、公衆被ばくへの影響を評価する観点から、外部被ばくの主因となる希ガス及び長期土壌汚染の要因となる Cs-137 放出量を対象に、事象発生後約 19 時間後にサプレッション・チェンバ側からベントを実施した場合と比較する。

(2) 評価ケース

a. サプレッション・チェンバ側からのベント（19 時間ベント）

格納容器破損防止対策の有効性評価における「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」と同様のベント方法であり、事象開始から約 19 時間後にサプレッション・プール水位が通常水位+

6.5m に到達した時点で格納容器スプレイを停止し、サブプレッション・チェンバ側からベントを実施する。圧力推移を第 1 図に示す。

b. ドライウェル側からのベントケース (34 時間ベント)

a. の事故シナリオにおいて、スプレイ停止基準であるサブプレッション・プール水位が通常水位+6.5m に到達した後も格納容器スプレイを継続させた評価を実施した。圧力推移を第 2 図に示す。

MAAP 解析の結果、ドライウェル空間体積の減少に伴い格納容器スプレイ効果が低減し、約 34 時間時点で格納容器圧力が限界圧力を下回る 620kPa [gage] に到達する結果となったことから、約 34 時間後にドライウェルベントを実施した。

(3) 評価結果

サブプレッション・チェンバ側からのベントケースの放出量を 1 として規格化した場合のドライウェル側からのベントケースの放出量の相対値を第 1 表に示す。

第 1 表 ドライウェルベントケースにおける希ガス及び Cs-137 放出量

評価ケース	ベント時間	放出量	
		希ガス	Cs-137
サブプレッション・チェンバ側からのベント	約 19 時間	1	1
ドライウェル側からのベント	約 34 時間	約 0.80	約 $1.76 \times 10^4$

希ガスの放出量はサブプレッション・チェンバ側からのベントに対してドライウェル側からのベントケースは約 0.8 倍であり、希ガスの減衰効果は限定

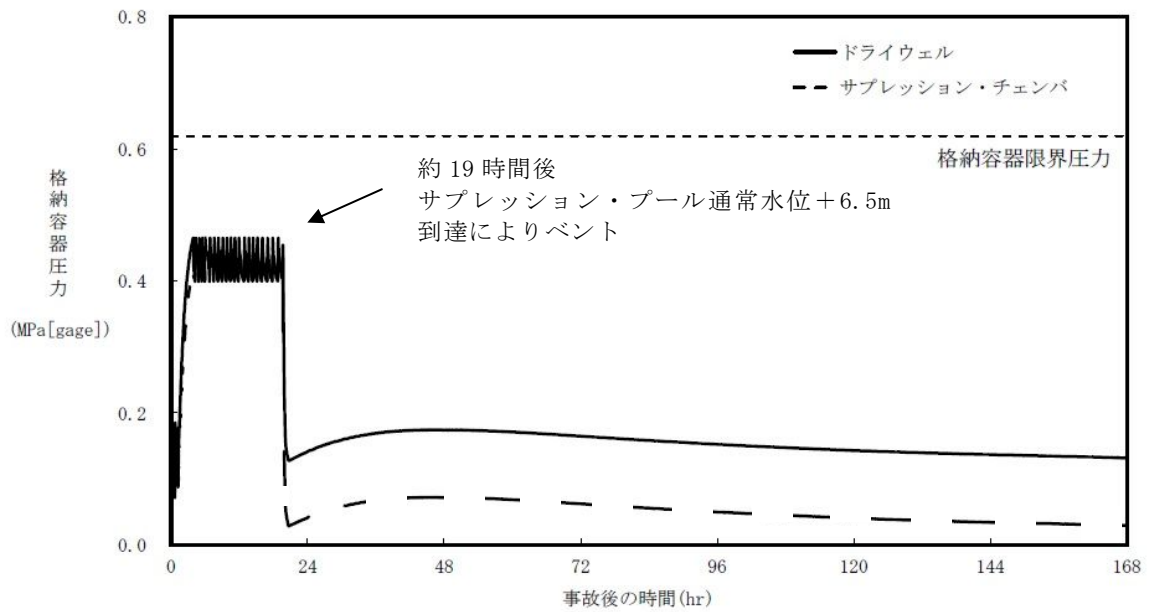
的となっている。これは、第3図の希ガスの減衰曲線に示すように、事象発生後から12時間程度の間は大きく減衰するものの、これに比べて事象発生19時間後から34時間後までの間の減衰効果は小さいためである。

Cs-137の放出量に関しては、サプレッション・チェンバ側からのベントに対してドライウエル側からのベントは約 $1.76 \times 10^4$ 倍と大きく増加する結果となった。これは、ドライウエル側からのベントの場合、サプレッション・チェンバ側からのベントに対してサプレッション・プール水でのスクラビング効果が得られなくなるためである。

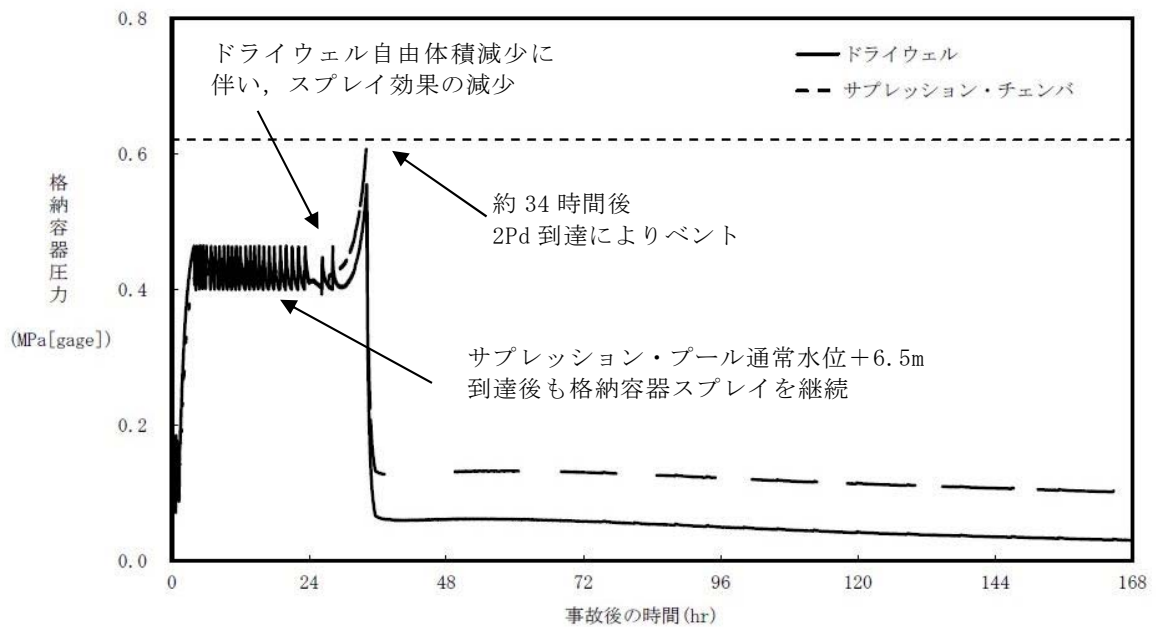
#### (4) まとめ

上記のとおり、有効性評価の事故シナリオにおいて、ドライウエル側からのベント時の希ガスの減衰効果は限定的となる。そのため、長期にわたる土壌汚染を抑制する観点から、サプレッション・チェンバ側からのベントを選択することが好ましいと考えられることから、東海第二ではサプレッション・チェンバ側からのベントを優先することとしている。

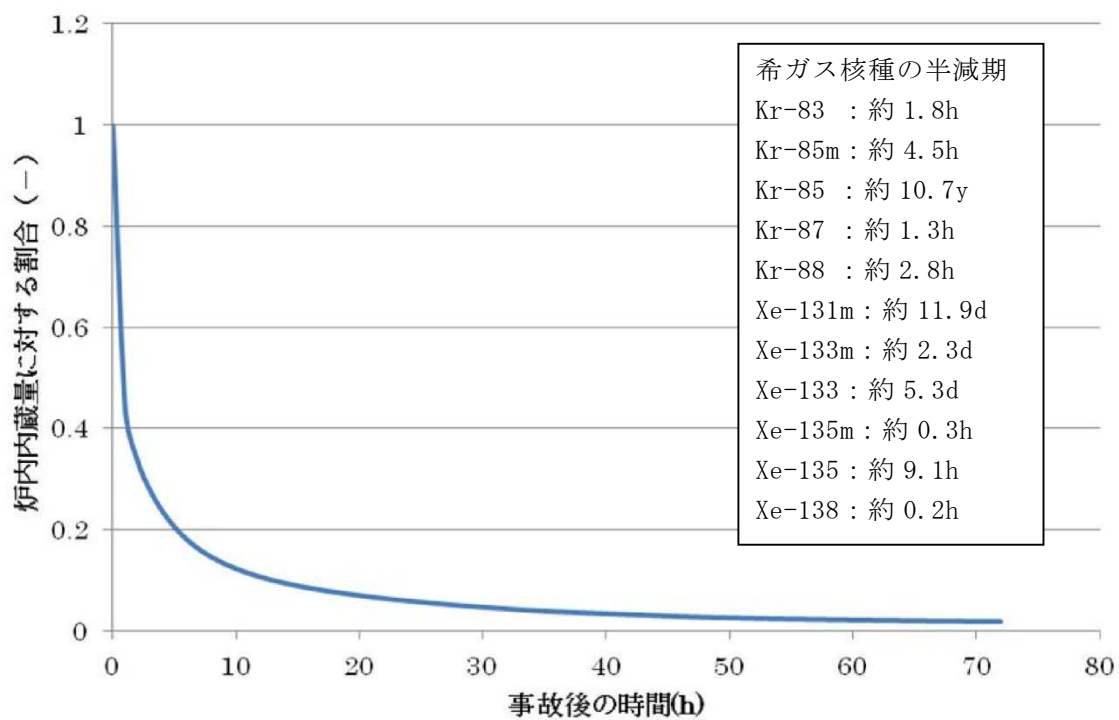




第 1 図 サプレッション・チェンバ側からのベント (19 時間ベント)  
の格納容器圧力推移



第 2 図 ドライウエル側からのベント (34 時間ベント)  
の格納容器圧力推移



第 3 図 事故発生後の希ガス発生量の時間変化（核種合計）

コリウムシールド侵食時のガス及びエアロゾル発生について

MCCI発生時には、コンクリートが加熱・分解されることに伴い、水蒸気やCO<sub>2</sub>が発生する。また、この水蒸気やCO<sub>2</sub>が、熔融炉心中のZrと反応し、H<sub>2</sub>及びCOが発生する。これらの気体が気泡となり熔融炉心内を上昇する間に、熔融炉心中の低沸点物質が蒸発し気泡内に取り込まれ、熔融炉心の外へ放出された際に凝縮することで、エアロゾルが発生する<sup>※1</sup>。

これに対して、コリウムシールドの成分としてZrO<sub>2</sub>の他に微量の[ ] [ ]が含まれているが、水分やC（炭素）等、気体の発生源となる成分を含まない。したがって、仮に熔融炉心によって侵食された場合にも、ガスは発生せず、侵食に伴うエアロゾルの発生も発生しない。

※1 D. A. Powers, J. E. Brockmann, A. W. Shiver, “VANESA: A Mechanistic Model of Radionuclide Release and Aerosol Generation During Core Debris Interactions With Concrete”, NUREG/CR-4308, 1986.

### 格納容器圧力逃がし装置使用後の保管管理

格納容器圧力逃がし装置使用後には、フィルタ装置には多量の放射性物質が捕集される。そのため、フィルタ装置に捕集された放射性物質が環境に放出することがないように、格納容器圧力逃がし装置使用後は、フィルタ装置内のスクラビング水を格納容器へ移送し、気中保管する。

なお、「別紙 10」に記載のとおり、フィルタ装置に放射性物質を含んだスクラビング水が保管されていたとしても、ベンチュリスクラバから環境への放射性物質の再揮発は防止可能であるが、放射性物質の放出リスクをさらに低減するため、スクラビング水を格納容器へ移送する。

また、「別紙 9」に記載のとおり、金属フィルタに捕集した放射性物質は、フィルタ装置使用後にベントガス流れがない状態においても、崩壊熱に伴う金属フィルタの過熱による放射性物質の再浮遊は生じないことを確認している。

よう素除去部で捕集した放射性よう素は、「別紙 11」に記載のとおり、高温状態で数時間程度水素を通気した場合によう素の再揮発が起こるが、スクラビング水を格納容器へ移送することで、よう素除去部に水素が流入しないようにし、よう素除去部からの放射性よう素の再浮遊を防止する。

なお、格納容器圧力逃がし装置使用後には、フィルタ装置出口配管に設置している放射線モニタにて、フィルタ装置からの放射性物質の放出がないことを確認する。

ベント放出高さの違いによる被ばくへの影響について

格納容器圧力逃がし装置の放出高さ（原子炉建屋屋上放出、排気筒放出）の違い（補足 1 参照）による被ばくへの影響を評価した結果、以下に述べるとおり有意な影響はないことを確認した。

(1) 炉心損傷前のベント実施時における被ばく評価への影響

炉心損傷前のベント実施時における、非居住区域境界外の実効線量は、原子炉建屋屋上放出（地上放出）では約 0.16mSv、排気筒放出では約 0.019mSv であり、判断基準（5mSv）に対して十分余裕がある値となっている（補足 2 参照）。

(2) 炉心損傷後のベント実施時における被ばく評価への影響

炉心損傷後のベント実施時における  $Cs-137$  の放出量は、判断基準である 100TBq を十分下回る値となっているが、セシウムによる長期土壌汚染の観点から、遠距離地点の地上濃度について放出高さの違いによる影響を評価した。その結果、排気筒放出に比べ、風下距離 5km～30km で約 1.1 倍～約 1.7 倍であり影響は小さいことを確認した（補足 3 参照）。

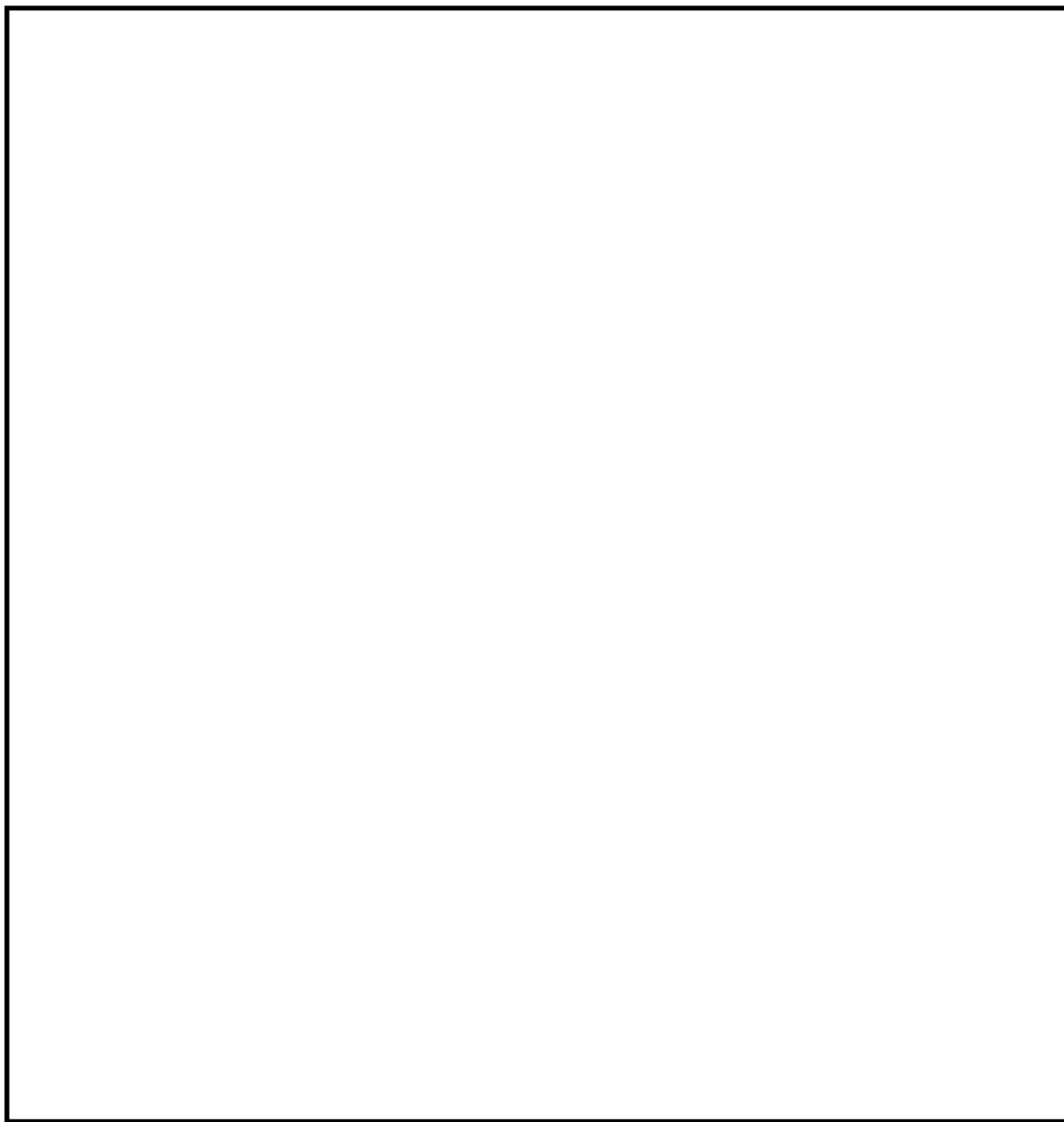
さらに、発電所周辺地形及び実際の放出位置を模擬できる 3次元移流拡散コードによる評価においても、同等の結果が得られた（補足 4 参照）。

また、ベント実施に伴う敷地内作業の作業員被ばくについても原子炉建屋屋上放出、排気筒放出の場合についてそれぞれ評価を行い、放出高さの違いによる影響は小さいことを確認した（補足 5 参照）。

## 補足 1 格納容器圧力逃がし装置放出位置と排気筒放出位置の位置関係 について

格納容器圧力逃がし装置は、耐圧強化ベントとともに、格納容器からの除熱機能を有する設備であるため、格納容器圧力逃がし装置の屋外配管は原子炉建屋の南面に設置することで、原子炉建屋の北面から東面に設置されている既設の耐圧強化ベント系の屋外配管から極力位置的分散を図った設計としている。このように位置的分散を図ることで、大規模な自然災害等の共通要因による機能喪失を回避できる可能性が高まる。

格納容器圧力逃がし装置の屋外配管及び耐圧強化ベント系の屋外配管（非常用ガス処理系排気筒）の位置関係を第 1 図に示す。格納容器圧力逃がし装置排気口は原子炉建屋南側屋上（地上約 55m）付近に設置しており、非常用ガス処理系排気筒の放出口は原子炉建屋東側地上約 140m の位置にある。



第 1 図 格納容器圧力逃がし装置放出位置と排気筒放出位置の位置関係図

## 補足 2 短期被ばくの主因となる放射性希ガス及びよう素による影響

(非居住区域境界周辺への影響)

格納容器圧力逃がし装置によって粒子状の放射性物質は大幅に低減されることから、短期的には放射性希ガス及びよう素による被ばくが支配的となる。格納容器圧力逃がし装置の放出位置は原子炉建屋屋上としているが、非居住区域境界外の被ばく評価では、放出高さを保守的に地上放出としている。ここでは、排気筒放出と仮定した場合の放射性希ガスによる外部被ばく及び放射性よう素の吸入による内部被ばくの実効線量の合計を比較して第 1 表に示す。また、排気筒放出の場合の放出源の有効高さは、東海第二発電所での風洞実験結果を用いる。

放出高さの違いによる実効線量の差異については、地上放出とした場合約 0.16mSv、排気筒放出とした場合約 0.019mSv と評価され、5mSv に対していずれも十分余裕がある。

また、3次元移流拡散評価コードである緊急時環境影響評価システム（以下「AREDES」という。）を用い、格納容器圧力逃がし装置からの放出（原子炉建屋屋上放出）を想定した大気拡散評価から実効線量を計算した結果を第 1 表に示す。また、AREDESの入力条件、評価位置等は、第 2 表及び第 2 図に示す。なお、AREDESの詳細については補足 4 に示す。

AREDESによるシミュレーションの結果においても、実効線量は約 0.08mSv であり、5mSv に対して十分余裕がある。



第 1 表 放出高さの違いによる非居住区域境界外での実効線量等の比較

項目	建屋屋上放出 <sup>※1</sup>	排気筒放出	AREDESによる評価 <sup>※3</sup>
放出高さ (m)	0 (地上)	95~115 (排気筒)	57 (原子炉建屋屋上)
風向風速 データ	地上風 (地上高 10m)	排気筒風 (地上高 140m)	2005 年度の平均風速 から気流計算
評価方位	NW	W	W
相対線量 (Gy/Bq)	約 $4.0 \times 10^{-19}$	約 $8.1 \times 10^{-20}$	約 $3.1 \times 10^{-19}$
相対濃度 (s/m <sup>3</sup> )	約 $2.9 \times 10^{-5}$	約 $2.0 \times 10^{-6}$	約 $8.4 \times 10^{-6}$
実効線量 <sup>※4</sup> (mSv)	約 0.16 <sup>※2</sup>	約 0.019	約 0.08

※1 申請書ではベント放出について保守的に地上放出と想定し被ばく評価している。

※2 炉心損傷防止対策の有効性評価における非居住区域境界外での周辺公衆の実効線量

※3 AREDESを用いて、原子炉建屋屋上のベント放出位置（地上 57m）からの放出を評価

※4 実効線量の評価に用いる希ガスの放出量は約  $1.5 \times 10^{14}$ Bq（ガンマ線 0.5MeV 換算値）、よう素の放出量は約  $2.3 \times 10^{11}$ Bq（I-131 等価量）

第 2 表 AREDES への主な入力条件(周辺監視区域境界)

項目	評価条件	備考
風速	地上 10m : 3.1m/s 地上 81m : 5.1m/s 地上 140m : 5.4m/s	東海第二発電所構内で観測された各高度の年間 (2005 年度) の平均風速から設定
風向	E 方向	排気筒放出時の主風向を参考に設定
大気安定度	D 型 (中立)	東海第二発電所構内で観測された大気安定度のうち, 年間 (2005 年度) で最も出現頻度の高い大気安定度
放出高さ	屋上放出 : 地上 57m	格納容器圧力逃がし装置の放出位置から設定
評価地点	W 方向 : 530m	周辺監視区域境界を評価点として設定



第 2 図 AREDES 評価画面を基にした評価位置図(周辺監視区域境界)

## 補足 3 長期土壌汚染の主原因となる放射性セシウム等による影響

(遠距離地点への影響)

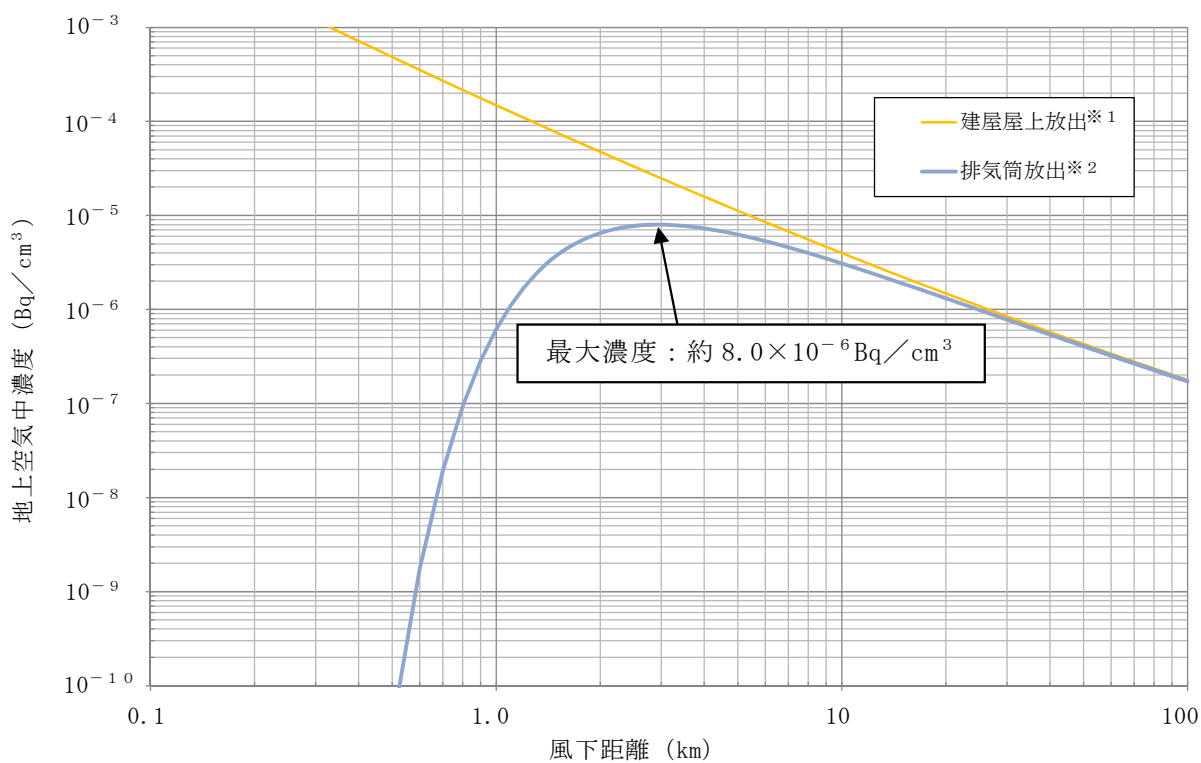
格納容器圧力逃がし装置は広域の地表汚染を防止するために設置するものであり、風下距離で 5km, 10km, 20km, 30km 地点での放出高さの影響を検討する。また、参考として非居住区域境界外での影響を確認した。

土壌汚染は大気中に拡散した放射性セシウム等が地表に沈着することによって生じることから、地上空気中濃度に依存する。このため、放出高さを排気筒と仮定した場合と原子炉建屋屋上の場合の上記の地点における地上空気中濃度を比較して第 3 表に示す。また、風下距離による地上空気中濃度の変化を第 3 図に示す。ここで、放出高さは排気筒放出の場合は東海第二発電所の風洞実験で風向ごとに求めた値の平均値 (105m)、原子炉建屋屋上放出の場合は地上 (0m) とし、大気安定度は中立、風速は 1m/s、放出率は 1Bq/s とした。地上空気中濃度は、原子炉建屋屋上放出の場合には排気筒放出の場合に比べ、風下距離 5km では約 1.7 倍、10km では約 1.3 倍、20km では約 1.2 倍、30km では約 1.1 倍であり、風下距離とともにその差は小さくなる。

なお、格納容器圧力逃がし装置での放射性物質の低減効果（粒子状物質で 1/1000）を考慮すれば、土壌汚染抑制の観点からは原子炉建屋屋上放出と排気筒放出では大差はないと考える。

第 3 表 遠距離地点の地上空气中濃度の比較

風下距離	建屋屋上 ( $\text{Bq}/\text{cm}^3$ )	排気筒 ( $\text{Bq}/\text{cm}^3$ )	備 考 (屋上：排気筒)
5km	約 $1.1 \times 10^{-5}$	約 $6.3 \times 10^{-6}$	1.7 : 1
10km	約 $4.0 \times 10^{-6}$	約 $3.1 \times 10^{-6}$	1.3 : 1
20km	約 $1.5 \times 10^{-6}$	約 $1.3 \times 10^{-6}$	1.2 : 1
30km	約 $8.4 \times 10^{-7}$	約 $7.8 \times 10^{-7}$	1.1 : 1



第 3 図 風下距離による地上空气中濃度の変化

※1 放出点からNW方向の非居住区域境界は 600m

※2 放出点からW方向の非居住区域境界は 530m

## 補足 4 AREDESを用いた放出高さの違いによる影響評価

## a. AREDESについて

放出高さの違いによる拡散効果への影響について、3次元移流拡散評価コードであるAREDESを用いて評価を行った。AREDESには、東海第二発電所周辺の地形データが入力されており、地形の形状を考慮した大気拡散評価が可能である。AREDESにより、単位放出量当たりの拡散係数（相対濃度（ $x/Q$ ）及び相対線量（ $D/Q$ ））を評価し、放出高さの違いによる拡散効果への影響を評価した。

## b. AREDESへの入力条件について

東海第二発電所における放出高さの違いによる拡散効果の影響を確認するために、原子炉建屋屋上（格納容器圧力逃がし装置排気口）及び排気筒の2つの放出高さを設定した。

拡散効果を確認するために、各高度における一定の気象条件（風向、風速、大気安定度）を入力条件として評価を行った。なお、AREDESは地形影響を考慮できるため、放出高さは実際の放出位置を設定した。

主な入力条件を第4表に示す。また、AREDESの評価画面を用いた評価位置を第4図に示す。

第 4 表 AREDES への主な入力条件（放出点から 5km 地点）

項目	評価条件	備考
風速	地上 10m : 3.1m/s 地上 81m : 5.1m/s 地上 140m : 5.4m/s	東海第二発電所構内で観測された各高度の年間（2005 年度）の平均風速から設定
風向	E 方向, SE 方向	地上放出時, 排気筒放出時の主風向を参考に設定
大気安定度	D 型（中立）	東海第二発電所構内で観測された大気安定度のうち, 年間（2005 年度）で最も出現頻度の高い大気安定度
放出高さ	屋上放出 : 地上 57m	格納容器圧力逃がし装置の放出位置から設定
	排気筒放出 : 地上 140m	耐圧強化ベント系の放出位置から設定
評価地点	W 方向 : 5km	放出点から W 方向の遠距離地点（5km）に設定
	NW 方向 : 5km	放出点から NW 方向の遠距離地点（5km）に設定



第 4 図 AREDES 評価画面を基にした評価位置図（放出点から 5km 地点）

## c. A R E D E Sによる評価結果

A R E D E Sによるシミュレーション結果を第5表に示す。

気象指針に基づいた評価と同様、遠距離地点においては原子炉建屋屋上放出と排気筒放出の拡散効果の差異が小さく、その差は約2倍～3倍となった。

第5表 遠距離地点の $\chi/Q$ 及び $D/Q$ の比較

評価地点	拡散係数	屋上放出 (地上 57m)	排気筒放出 (地上 140m)	屋上：排気筒
W方位 5km	$\chi/Q$ (s/m <sup>3</sup> )	$2.1 \times 10^{-6}$	$9.0 \times 10^{-7}$	2.3 : 1
	$D/Q$ (Gy/Bq)	$9.1 \times 10^{-20}$	$5.6 \times 10^{-20}$	1.6 : 1
NW方位 5km	$\chi/Q$ (s/m <sup>3</sup> )	$1.7 \times 10^{-6}$	$6.4 \times 10^{-7}$	2.7 : 1
	$D/Q$ (Gy/Bq)	$1.0 \times 10^{-19}$	$5.2 \times 10^{-20}$	1.9 : 1

## d. A R E D E Sの評価結果の妥当性について

A R E D E Sによる大気拡散評価結果の妥当性について、気象指針の基本拡散式に基づく大気拡散評価結果との比較を行い確認した。評価条件は、第6表に示すとおりとし、排気筒放出におけるW方向の周辺監視区域境界を評価点における相対濃度の評価を行った。その結果、第7表に示すとおりA R E D E Sによる評価結果が気象指針に基づく評価結果と同等であり、A R E D E Sの評価結果が妥当であることを確認した。

また、A R E D E Sについては、以下の参考図書にトレーサ拡散実験や他のシミュレーションとの比較検証結果が示されている。参考図書1には、米国にて実施された屋外におけるトレーサ拡散実験との比較が行われており、風下距離10km以内において非常に良い相関となっていることが記載されている。また、参考図書2には、緊急時迅速放射能影響予測ネットワークシス

テム (S P E E D I) との比較検証を実施した結果, A R E D E S は S P E E D I の評価結果に対して外部線量は 0.8 倍～3.1 倍, 甲状腺線量は 0.4 倍～1.3 倍と記載されている。

参考図書 1: N.Suzuki, K.Sugai, K.Hayashi, M.Suzuki, H.Suwa, Y.Kato, F.H.Liu, and S.Kodama : Construction of System for Environmental Emergency Dose

(注) 本参考図書 1 は D I A N A コードに関するものであるが, D I A N A, A R E D E S とともに電力共通研究の成果を用いており同一のコードである。よって, 本参考図書 1 は A R E D E S にも適用可能である。

参考図書 2: Masatoki Suzuki and Yoshitaka Yoshida : Development of a Rapid Prediction Technology for Emergency Protection Area at Nuclear Accidents

第 6 表 評価条件

項 目	A R E D E S	気象指針	備 考
風 速	地上 10m : 3.1m/s 地上 81m : 5.1m/s 地上 140m : 5.4m/s	地上 140m : 5.4m/s	東海第二発電所構内で観測された各高度の年間 (2005 年度) の平均風速から設定
風 向	E 方向	E 方向	地上放出時, 排気筒放出時の主風向を参考に設定
大気安定度	D 型 (中立)	D 型 (中立)	東海第二発電所構内で観測された大気安定度のうち, 年間 (2005 年度) で最も出現頻度の高い大気安定度
放出高さ	地上 140m (排気筒高さ)	115m <sup>※1</sup> (放出源有効高さ)	非常用ガス処理系の放出位置から設定
評価地点	W 方向 : 530m	W 方向 : 530m	放出点から W 方向の周辺監視区域境界までの距離

※1 風洞実験結果に基づく放出源有効高さ

第 7 表 排気筒放出における大気拡散評価結果

相対濃度	A R E D E S	気象指針
$\chi / Q$ (s/m <sup>3</sup> )	約 $1.8 \times 10^{-6}$	約 $1.2 \times 10^{-6}$



補足 5 ベント実施に伴う敷地内作業の作業員被ばくの放出高さの違いによる影響

ベント実施に伴う敷地内作業（S/Cからのベント実施時の第一弁開操作、第二弁開操作、スクラビング水補給及び窒素供給作業）の作業員被ばくについて、格納容器圧力逃がし装置の放出位置を原子炉建屋屋上放出、排気筒放出と仮定した場合についてそれぞれ評価を行い、放出高さの違いによる影響を確認した。評価結果を第8表に示す。

ベント実施に伴う敷地内作業の作業員の被ばく評価においては、非常用ガス処理系が起動する前（事象発生～2時間後）までに、炉心損傷に伴い原子炉建屋から地上放出される放射性物質の地表沈着による被ばくが大半を占めている。このことから、格納容器圧力逃がし装置の放出位置の違いによる、ベント（事象発生19時間後）に伴う敷地内作業の作業員被ばくへの影響は小さい。

なお、被ばく評価に当たっては、気象指針に基づき保守的な気象条件で評価を行っているが、現実的な条件で評価を行った場合は線量が低くなると考えられる（参考参照）。

第8表 放出高さの違いによる作業員被ばくの評価結果

（S/Cからのベント実施時）

作業内容		建屋屋上放出	排気筒放出	備考
弁開 操作時	第一弁操作	約 37mSv	約 37mSv	ベント実施前作業
	第二弁操作	約 28mSv	約 23mSv	ベント実施時作業
スクラビング水補給		約 13mSv/h	約 13mSv/h	事象発生から7日後の作業
窒素供給作業		約 3.6mSv/h	約 3.6mSv/h	事象発生から7日後の作業

## 参 考

## 現実的な気象条件における評価について

事故時の大気拡散評価に係る気象条件は、気象指針に基づき整理しており、これを参考に次式（相対濃度の場合）により風下方位が陸側の全ての方位を対象に現実的な気象条件として中央値を求めた。

$$\chi/Q = \frac{1}{T} \sum_{i=1}^T (\chi/Q)_i \cdot \delta_i$$

ここで、

$\chi/Q$  : 実効放出継続時間中の相対濃度 ( $s/m^3$ )

$T$  : 実効放出継続時間 (h)

$(\chi/Q)_i$  : 時刻  $i$  における相対濃度 ( $s/m^3$ )

$\delta_i$  : 時刻  $i$  において風向が陸に向う方位にあるとき  $\delta_i = 1$   
時刻  $i$  において風向が海に向う方位にあるとき  $\delta_i = 0$

気象指針に基づいた保守的な気象条件（97%相当値）と現実的な気象条件（中央値）で評価した相対濃度、相対線量を第9表に示す。保守的な評価結果に比べ現実的な評価結果は1/2程度となった。

第9表 保守的及び現実的な評価結果

	気象指針に基づく 保守的な評価	現実的な評価
相対線量 ( $Gy/Bq$ )	約 $4.0 \times 10^{-19}$	約 $2.3 \times 10^{-19}$
相対濃度 ( $s/m^3$ )	約 $2.9 \times 10^{-5}$	約 $1.6 \times 10^{-5}$

### スクラビング水の pH について

スクラビング水は、無機よう素をスクラビング水中に捕集・保持するためにアルカリ性の状態（pH7 以上）に維持する必要があるが、重大事故等時には、格納容器内のケーブルから放射線分解、熱分解等により塩化水素(HCl)等の酸として放出され、ベント実施により格納容器からフィルタ装置（スクラビング水）に移行するため、pHが低下する可能性がある。

これに対して、スクラビング水は、待機時における重大事故等時に発生する可能性がある酸の量に対して十分な塩基量を確保することにより、ベント実施中のpH監視を実施することなく、確実にアルカリ性の状態を維持することとしている。

なお、スクラビング水のpHについては、pH計を設置し、pHがアルカリ性の状態となっていることを原子炉停止中に適宜確認する。

#### (1) 格納容器内の酸性物質及び塩基性物質

重大事故等時に格納容器内において発生する酸性物質と塩基性物質については、NUREG/CR-5950において検討が実施されており、その発生源として燃料（核分裂生成物）、原子炉水、サプレッション・プール水溶存窒素、格納容器内塩素含有被覆材ケーブル、格納容器下部コンクリートが掲げられている。これに加え、格納容器内の塗料についても成分元素に窒素が含まれており、酸として硝酸、塩基としてアンモニア等の発生源となる可能性がある。主な酸性物質、塩基性物質を発生源ごとに第1表に示す。

第1表 主な酸性物質と塩基性物質

発生源	酸性物質	塩基性物質	備考
燃料（核分裂生成物）	よう化水素（HI）	水酸化セシウム（CsOH）等	
原子炉水	—	五ほう酸ナトリウム（Na <sub>2</sub> B <sub>10</sub> O <sub>16</sub> ）	ほう酸水注入系によりほう酸水を原子炉へ注入した場合
サプレッション・プール水溶存窒素	硝酸（HNO <sub>3</sub> ）	—	
格納容器内塩素含有被覆材ケーブル	塩化水素（HCl）	—	
格納容器下部コンクリート（溶融炉心落下時）	二酸化炭素（CO <sub>2</sub> ）	—	
格納容器内塗料	硝酸（HNO <sub>3</sub> ）	アンモニア（NH <sub>3</sub> ）	

これらのうち、酸性物質が発生することが知られているサプレッション・プール水溶存窒素の放射線の照射により発生する硝酸、原子炉圧力容器が破損した場合にMCCIにより発生する二酸化炭素に加え、pHへの寄与が大きいと考えられる塩素含有被覆材ケーブルの放射線分解及び熱分解により発生する塩化水素、スクラビング水中で分解する際に塩基を消費する[ ]が、スクラビング水の塩基量を評価する上で重要であることから、以下では、これらの発生量を評価することとする。

a. 格納容器内ケーブルの被覆材の放射線分解による酸の発生量

格納容器内の塩素含有被覆材ケーブルについて、放射線分解により発生する塩化水素量をNUREG/CR-5950の放射線分解モデルに基づき評価した。なお、ケーブル量については、実機調査を行った（参考）。

有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」において、ベント時（事象発生から約19時間後）には[ ]mol、7日後には[ ]mol、60

日後には [ ] molの酸性物質が格納容器内で生成されると評価した。

b. 格納容器内電気ケーブルの被覆材の熱分解による酸の発生量

熱分解については、原子炉圧力容器損傷前の格納容器内環境(200℃以下)ではケーブルからの塩酸の発生はほとんどないことから、炉心損傷などによるデブリ接近によりケーブル温度が著しく上昇した場合を想定した酸性物質の放出量を評価した。

ここでは、格納容器ペDESTAL内に配置された塩素を含有するケーブルの被覆材から塩化水素が放出されると仮定し、ペDESTAL内ケーブルの塩酸含有量 [ ] kgの全量が放出されるものとして、 [ ] の酸が発生すると評価した。

c. サプレッション・プール水での放射線分解による硝酸の発生量

重大事故等時において、サプレッション・プール水中ではサプレッション・プール水溶存窒素の放射線の照射によって硝酸が生成される。

なお、格納容器内に放出されたエアロゾルの一部はフィルタ装置のスクラビング水に移行し、フィルタ装置内での硝酸の発生に寄与すると考えられるが、ここでは、格納容器内に放出された放射性イソトプを全てエアロゾル(CsI)とし、サプレッション・プール水に全てのエアロゾルが移行するものとして、硝酸の発生量を評価した上で、発生した硝酸は全てフィルタ装置に移行し、スクラビング水の塩基と反応するものとして評価している。このため、ラジオリシスによるスクラビング水のpHの影響は保守的に評価されている。

NUR E G - 1465, Reg. Guide. 1. 183及びNUR E G / C R - 5950に基づ

き、サプレッション・プール水の積算吸収線量から硝酸の生成量を評価した結果、ベント時（事象発生から約19時間後）には  mol, 7日後には  mol, 60日後には  molとなる。

$$[\text{HNO}_3] = \frac{G \times 10}{1.602 \times 10^{-19} \times 6.022 \times 10^{23}} \times (E(t)^\gamma + E(t)^\beta)$$

ここで,

$[\text{HNO}_3]$  : 硝酸濃度 (mol/L)

G :  $\text{HCO}_3$  の水中におけるG値 (個/100eV)

$E(t)^\gamma, E(t)^\beta$  :  $\gamma$  線と  $\beta$  線の積算吸収線量 (kGy)

#### d. MCC I により発生する二酸化炭素の発生量

MCC I 対策としてコリウムシールドを設置するため、原子炉压力容器が破損した場合でも熔融炉心によるコンクリート侵食は発生しないものの、保守的に約30cmのコンクリート侵食を見込み評価する。

MCC I により発生する二酸化炭素のほとんどは、高温環境下において熔融炉心に含まれる金属元素によって酸性物質ではない一酸化炭素に還元されるが、全て二酸化炭素として評価した結果、二酸化炭素の発生量は  molとなる。



二酸化炭素は塩化水素ほど溶解度が大きくないため、フィルタ装置内では全量がスクラビング水に溶解することはないと見込み、また弱酸のため、酸性物質としてスクラビング水に与える影響は小さいと考えるが、本評価では保

守的にスクラビング水の pH に影響を与える酸性物質として評価する。

e. 無機よう素の捕集により消費される塩基の量

ベンチュリスクラバに流入する無機よう素の量を以下のとおり設定した。

- ・ 事故時に炉内に内蔵されるよう素元素量

BWR プラントにおける代表炉心 (A B W R) の平衡炉心末期を対象とした O R I G E N 2 コードの計算結果に対して、東海第二発電所の熱出力 (3, 293 MW) を考慮して算出した結果、約 24. 4 kg とする。

- ・ 格納容器への放出割合

N U R E G - 1465 に基づき、格納容器内へのよう素の放出割合を 61% とする。

- ・ 格納容器に放出されるよう素の元素割合

Regulatory Guide 1. 195 に基づき、よう化セシウム 5%、無機よう素 91%、有機よう素 4% とする。

以上より、ベンチュリスクラバに流入する無機よう素 (分子量 253. 8 g / mol) の量は約 13. 6 kg (約 53. 6 mol) となる。

(ベンチュリスクラバに流入する無機よう素の量)

$$24. 4 [\text{kg}] \times 61\% \times 91\% = 13. 6 [\text{kg}]$$

$$13. 6 \times 10^3 [\text{g}] / 253. 8 [\text{g} / \text{mol}] = 53. 6 [\text{mol}]$$

(1) 式に示すとおり、無機よう素はベンチュリスクラバにて薬剤 (   ) との反応により捕集される。

· · · (1)

この反応によって消費される塩基の量は  mol となる。なお、この反応において  mol 消費される。

f.  の分解により消費される塩基の量

スクラビング水に含まれる  は、酸素が存在する場合、水酸化物イオンと下記の反応により分解することが知られており、分解される  の量は、スクラビング水の積算吸収線量の増加に伴って増加する。

ここでは、スクラビング水の積算吸収線量によらず、また、上述のe項で算出した消費される  の量を見込まず、スクラビング水に含まれる  全量が分解したとして、塩基の消費量を評価した結果  の分解により消費される塩基の量は  molとなる。

## (2) フィルタ装置での塩基の消費量

(1)項で生成した酸性物質は、ほとんどが液相に溶解してサプレッション・プールに移行し、ベント時にはサプレッション・プール水に残留してフィルタ装置には移行しない可能性もあるが、保守的に全量が移行するとして評価する。スクラビング水の消費される塩基の量は、以下のとおりとなる。

【事象発生7日後での塩基の消費量  mol)】



- ・ ケーブルの放射線分解の塩化水素で消費される塩基の量  mol
- ・ ケーブルの熱分解の塩化水素で消費される塩基の量  mol
- ・ S / P\*水から発生する硝酸で消費される塩基の量  mol
- ・ M C C I で発生する二酸化炭素で消費される塩基の量  mol
- ・ 無機よう素の捕集により消費される塩基の量  mol
- ・  の分解により消費される塩基  mol

【事象発生60日後での塩基の消費量 (  mol) 】

- ・ ケーブルの放射線分解の塩化水素で消費される塩基の量  mol
- ・ ケーブルの熱分解の塩化水素で消費される塩基の量  mol
- ・ S / P\*水から発生する硝酸で消費される塩基の量  mol
- ・ M C C I で発生する二酸化炭素で消費される塩基の量  mol
- ・ 無機よう素の捕集により消費される塩基の量  mol
- ・  の分解により消費される塩基  mol

※ S / P : サプレッション・プール

### (3) スクラビング水の p H 評価結果

フィルタ装置は無機よう素 (I<sub>2</sub>) を捕集及び保持するものであるため、2ヶ月でよう素が十分減衰することを考慮し、スクラビング水には保守的に設定した60日後の塩基の消費量 (  mol) を考慮する。

消費される  mol の塩基に相当する  の濃度は、待機時最低水位  時に  ) となることから、これに余裕を考慮して、スクラビング水の  濃度は、待機時最低水位  時に  wt% とする。

この場合、初期の pH は [ ]、60日後のスクラビング水の pH は [ ] であり、スクラビング水はアルカリ性の状態を維持できる。なお、電気ケーブルに含まれる酸性物質の総量 ([ ] mol) が全て分解し、フィルタ装置に移行した場合であっても60日後の塩基の消費量は [ ] [ ] であり、待機時にスクラビング水に含まれる [ ] [ ] の量は十分である。この場合、スクラビング水の pH は [ ] となる。

#### (4) 薬液の劣化・濃度均一性

フィルタ装置スクラビング水に添加する [ ] の水系の相平衡については、「Cmelins Handbuch der anorganischer Chemie, Natrium, 8 Auflage, Verlag Chemie, Berlin 1928」より、第1図のとおり示されている。第1図より、フィルタ装置スクラビング水の添加濃度である [ ] では、水温が0℃以上であれば相変化は起こらない（つまり析出することはない）ことがわかる。フィルタ装置は格納容器圧力逃がし装置格納槽の地下埋設部に設置することとしており、スクラビング水は0℃以上となる。よって、フィルタ装置待機中は [ ] が析出することはない。

また、[ ] は非常に安定な化学種であり、フィルタ装置待機中、フィルタ装置は圧力開放板により外界と隔離され、窒素雰囲気になされることから、フィルタ装置待機中において、薬液が変質することはない。

また、フィルタ装置を使用すると、ベンチュリノズルから噴射されるベントガスによりバブリングされ、[ ] は均一に拡散されると考えられる。



第1図 [ ] の水系相平衡図

## (5) スクラビング水の管理について

(3)に記載したとおり,スクラビング水は待機時に十分な薬剤の量を確保しておくことで,ベントを実施した際に格納容器から酸が移行した場合においても,スクラビング水はp H7以上を維持できる。以上を踏まえ,スクラビング水の管理について以下に示す。なお,系統待機時の管理については,原子炉施設保安規定に規定する。

## a. 系統待機時の管理

- ・施設定期検査時に [ ] の濃度が [ ] であること及びp Hが13以上であることを確認する。
- ・スクラビング水が通常水位の範囲内であることを確認する。

## b. ベント中の管理

- ・スクラビング水の水位を監視し,水位低に至る場合においては,水を補給する。

## c. ベント停止後(隔離弁閉止後)

- ・ ベント停止後において、フィルタ装置に異常がないことを確認するため、フィルタ装置水位計にて、スクラビング水の水位が確保されていること(フィルタ装置のスクラビング水の移送後を除く)を確認する。

<参考図書>

1. NUREG/CR-5950 “Iodine Evolution and pH Control”, Dec. 1992
2. NUREG/CR-5564 “Core-Concrete Interactions Using Molten UO<sub>2</sub> With Zirconium on A Basaltic Basement”, Apr. 1992

(参考) 東海第二発電所 格納容器内ケーブル量調査

pH低下に寄与する支配的な物質とされるケーブルに含有される塩化水素量を評価するため、格納容器内のケーブル量を建設記録及び工事記録により調査を行った。

格納容器内のケーブル量調査フロー

①建設記録よりケーブル量を調査・集計

(線種、サイズごとに本数と長さを集計)



②工事記録におけるケーブル取替、敷設実績を調査・反映



③格納容器ペデスタル内に限定したケーブル量の調査・集計

(ペデスタル内に接続されるケーブルの全長を保守的に集計)



④ケーブル被覆材ごとに表面積、塩化水素含有量を算出

(今後の設備更新等を想定し、保守的に算出)

以上により集計した格納容器内のケーブル量調査結果を第1表に示す。

第1表 格納容器内のケーブル量調査結果

用途	ケーブル仕様	シース表面積 ( $m^2$ )	酸の量 (mol)

用途	ケーブル仕様	シース表面積 ( $m^2$ )	酸の量 (mol)

計装設備が計測不能になった場合の推定方法，監視場所について

## (1) 計装設備の個数の考え方について

格納容器圧力逃がし装置の計装設備は，系統運転時において計装設備の機能喪失が格納容器圧力逃がし装置の機能維持のための監視及び放射性物質の除去性能の監視に直接係るパラメータについては，計器を多重化する設計としている。

多重化対象の監視パラメータは以下のとおりである。

- ・フィルタ装置水位
- ・フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ）

## (2) 計測不能となった場合の推定方法について

格納容器圧力逃がし装置の計装設備は，計器の故障等により計測ができない場合においても代替パラメータによる推定が可能である。各主要パラメータに対する代替パラメータ及び代替パラメータによる推定方法を第1表に，計装設備概略構成図を第1図に示す。

## (3) 計装設備の監視場所の考え方について

格納容器圧力逃がし装置の計装設備は，中央制御室において集中監視を行う設計としている。また，中央制御室の運転員を介さず，事故状態を把握できるよう緊急時対策所においても監視可能とする。なお，フィルタ装置水位とフィルタ装置圧力は，スクラビング水の補給・移送操作及び窒素置換操作時に現場でも確認できるように，現場計器も設置する計画である。

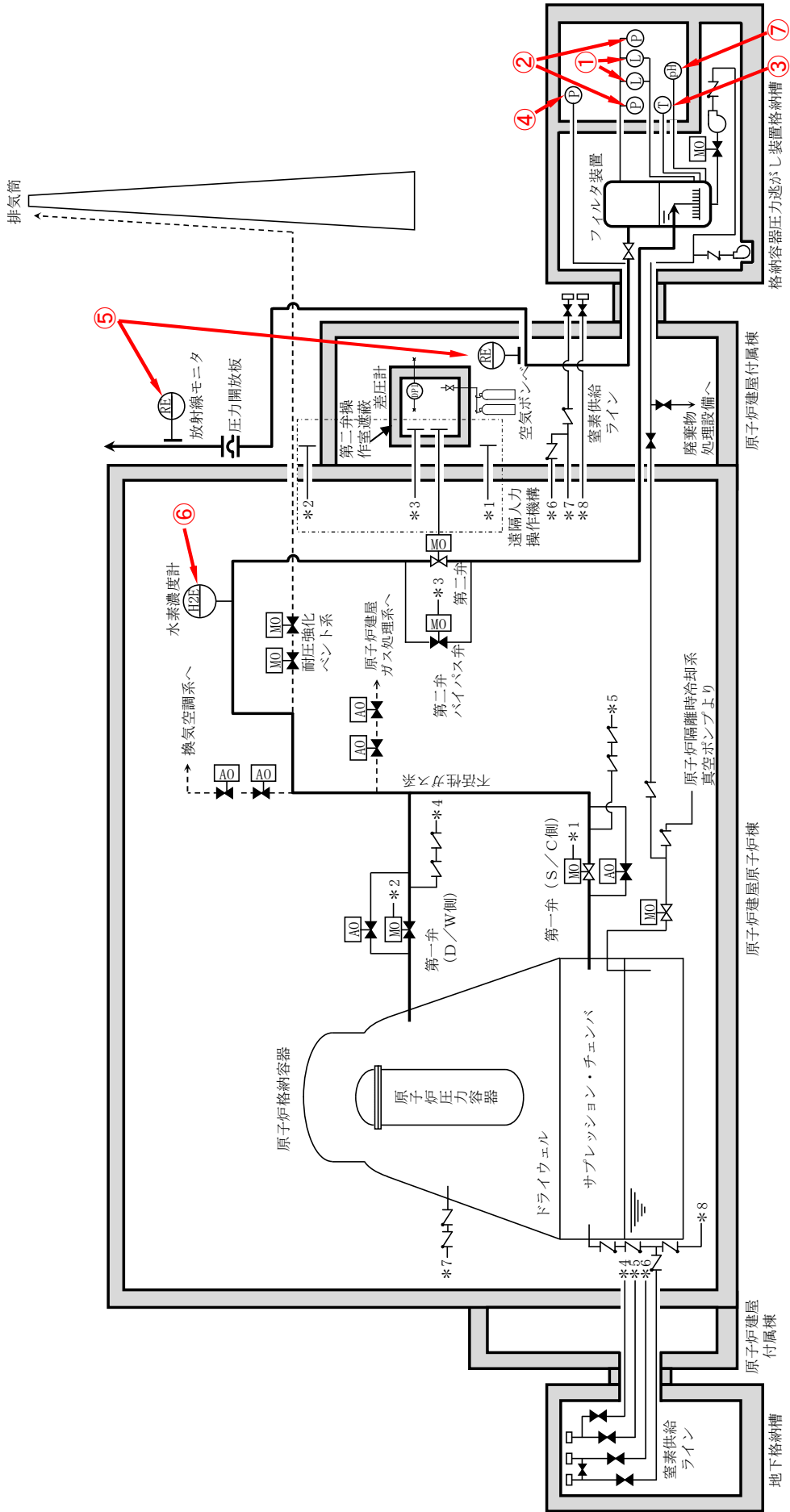


第 1 表 格納容器圧力逃がし装置計装設備の代替パラメータによる推定方法

主要パラメータ	個数	監視場所	計測範囲	監視目的	代替パラメータ	代替パラメータによる推定方法
① フィルタ装置水位	2	中央制御室, 緊急時対策所	180～5,500mm	フィルタ装置性能維持のための水位監視	① フィルタ装置水位	① フィルタ装置水位の 1 チャンネルが故障した場合は, 他チャンネルのフィルタ装置水位により計測する。
	1※3	現場			—※4	—※4
② フィルタ装置圧力	1	中央制御室, 緊急時対策所	0～1.0MPa[gage]	系統運転中に格納容器雰囲気ガスがフィルタ装置に導かれていることの確認	① フィルタ装置スクラビング水温度	① 容器内は飽和状態であるため, スクラビング水温度からフィルタ装置圧力を推定する。
	1※3	現場			—※4	—※4
③ フィルタ装置スクラビング水温度	1※1	中央制御室, 緊急時対策所	0～300℃	フィルタ装置の温度監視	① フィルタ装置スクラビング水温度 (予備側検出素子使用) ② フィルタ装置圧力	① 常用側検出素子が故障した場合は, 予備側検出素子により計測する。 ② 容器内は飽和状態であるため, フィルタ装置圧力からスクラビング水温度を推定する。
④ フィルタ装置排気ライン圧力※3	1	中央制御室, 緊急時対策所	0～100kPa[gage]	系統待機時の窒素封入による不活性化状態の確認	—※4	—※4
⑤ フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	2	中央制御室, 緊急時対策所	10 <sup>-2</sup> ～10 <sup>-5</sup> Sv/h	系統運転中に放出される放射線物質濃度の確認	① フィルタ装置出口放射線モニタ※2	① フィルタ装置出口放射線モニタの 1 チャンネルが故障した場合は, 他チャンネルのフィルタ装置出口放射線モニタにより計測する。 ② モニタリング・ポスト又は可搬型モニタリング・ポスト
	1	中央制御室, 緊急時対策所	10 <sup>-3</sup> ～10 <sup>-4</sup> mSv/h			
⑥ フィルタ装置入口水素濃度	2	中央制御室, 緊急時対策所	0～100vol%	事故収束時の系統内の水素濃度の確認	① フィルタ装置入口水素濃度	① フィルタ装置入口水素濃度の 1 チャンネルが故障した場合は, 他チャンネルのフィルタ装置入口水素濃度により計測する。
⑦ フィルタ装置スクラビング水 pH※3	1	中央制御室, 緊急時対策所	pH0～14	フィルタ装置性能維持のための pH 監視	—※4	—※4

※1: 温度検出器の検出素子は 2 重化 (ダブルエレメント) している。 ※2: フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ) のみ他チャンネルにより計測する。

※3: 自主対策設備 ※4: 自主対策設備のため代替パラメータによる推定は除く。



第1図 格納容器圧力逃がし装置 計装設備概略構成図

ステンレス構造材，膨張黒鉛パッキンの妥当性について

フィルタ装置や入口配管等のスクラビング水の接液部については，内部に保有しているスクラビング水の通常状態での性状（高アルカリ性）と重大事故等時に放出される放射性物質を捕集・保持すること（汚染水の貯蔵）を考慮して，耐食性に優れたステンレス鋼を材料として選定している。

第 1 表にスクラビング水接液部の材質について記載する。

第 1 表 スクラビング水接液部の材質

	部位	材質
バウンダリ	容器	SUS316L
	入口配管接液部	SUS316LTP
	接続配管	SUS316LTP (計装配管，ドレン配管，給水配管)
内部構造物	多孔板，支持部材等	SUS316L
	ベンチュリノズル	
	金属フィルタ	ドレン配管：SUS316LTP
その他	よう素除去部	枠材：SUS316L
	ガスケット類	膨張黒鉛系シール材

スクラビング水は pH  の強アルカリ性であることから，各材料については，全面腐食，局部腐食（孔食，すきま腐食）及び応力腐食割れが想定されるため，これらについて検討する。

(1) ステンレス鋼の腐食評価

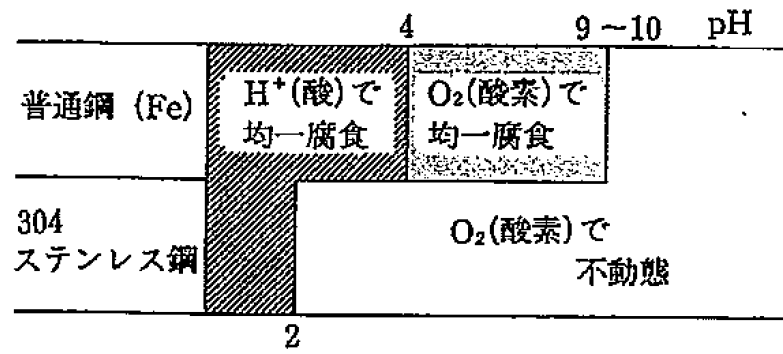
a. 全面腐食

全面腐食は，金属表面の全面にわたってほぼ同一の速度で侵食が進む腐食形態である。SUS304 は第 1 図に示すとおり，pH 2 以上で不動態化するため，強アルカリ環境では，全面腐食に対する耐性がある（参考図書 1）。

系統待機時は pH  で水質が維持されることから，不動態化が保て

ることとなる。

同じオーステナイト系ステンレス鋼である SUS316L 等の適用材料についても同様の傾向を示すことから、全面腐食の発生は考え難い。



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

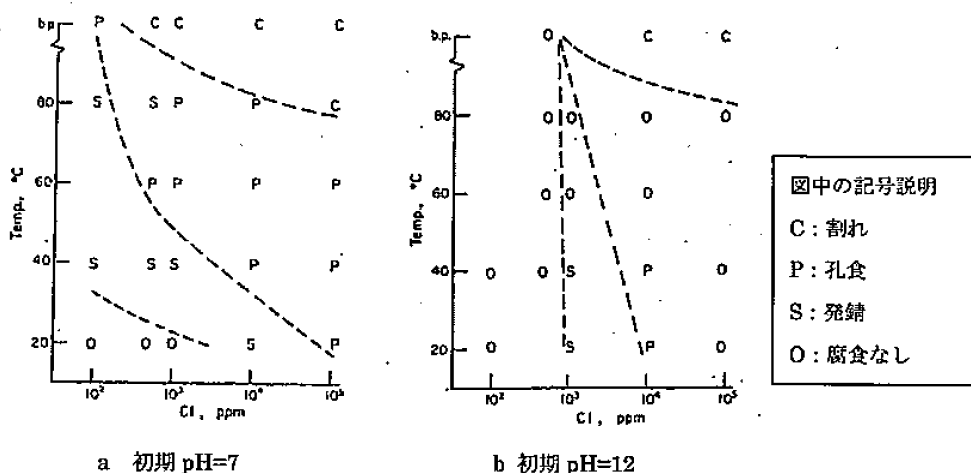
b. 孔食

孔食は、ステンレス鋼のように表面に生成する不動態化膜によって耐食性が保たれている金属において、塩化物イオン等の影響で不動態化膜の一部が破壊され、その部分において局部的に腐食が進行する腐食形態である。

第2図にSUS304の塩化物イオン濃度と温度が腐食形態に及ぼす影響を示す(参考図書2)。孔食発生の領域はpH7と比べpH12のほうが狭く、アルカリ環境になるほど孔食発生のリスクは低減する。

同じオーステナイト系ステンレス鋼であるSUS316L等の適用材料についても同様の傾向を示すものと評価する。

なお、系統待機時はpH   であり、塩化物イオンの濃度も十分低いと考えられるので、孔食は発生しないものと考えられる。



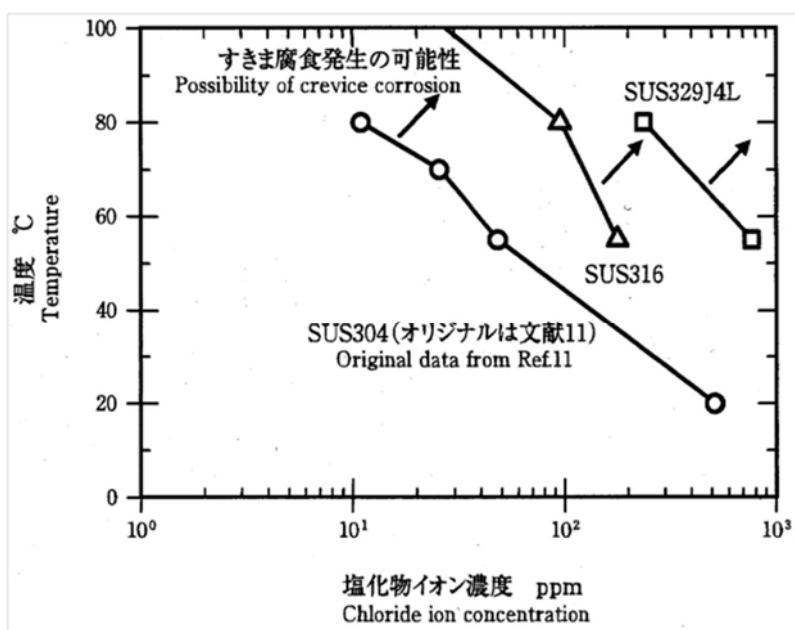
第2図 304 ステンレス鋼の pH7 及び pH12 の塩化物イオン濃度と温度が腐食形態に及ぼす影響

## c. すきま腐食

すきま腐食は、ステンレス鋼表面の異物付着、構造上のすきま部分において進行する腐食形態であり、その成長過程は孔食と類似している。第3図に SUS304 と SUS316 の中性環境におけるすきま腐食発生に対する塩化物イオン濃度と温度の影響を示す（参考図書3）。

SUS304 及び SUS316 のいずれも塩化物イオン濃度が低い中性環境では、すきま腐食の発生の可能性は低い。前述のとおりアルカリ環境では中性環境より孔食の発生リスクが低いことから、同様な成長過程のすきま腐食についても発生の可能性が低減されるものと考えられる。

同じオーステナイト系ステンレス鋼である SUS316L 等の適用材料についても同様の傾向を示すものと評価する。



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

## d. 応力腐食割れ

応力腐食割れ（以下、SCC という）は、腐食性の環境におかれた金属材料に引張応力が作用して生ずる割れであり、材料、応力、環境の三要因が重畳した場合に発生する。以下にアルカリ環境及び [ ] 環境における SCC 発生に関する評価結果を示す。

## ・アルカリ環境におけるSCC

第 4 図に SUS304, SUS316 の [ ] 濃度に対する SCC 発生限界を示す（参考図書 4）。フィルタ装置の使用環境は、 [ ] となる。また、ベント時でスクラビング水が最低水位となった場合の [ ] となる。いずれの場合においても SCC の発生領域から外れており問題のないことがわかる。

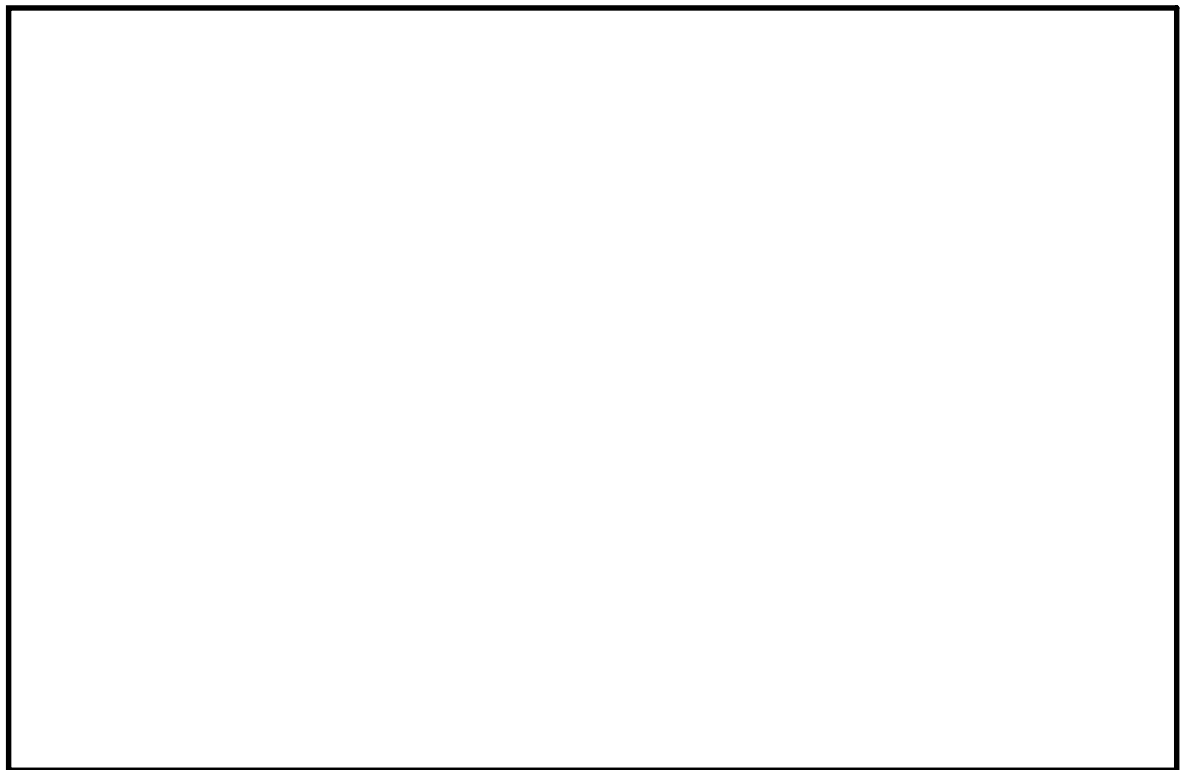
使用する材料である SUS316L や [ ] 等については、耐 SCC 性に優れた材料であることから、さらに信頼性が高いものと評価する。



第 4 図 SUS304, SUS316 の [ ] 溶液中の耐食性

・ [ ] 環境下における SCC

第 5 図は [ ] 水溶液中の SUS304 の低ひずみ速度試験 (SSRT) の結果を示す (参考図書 5)。この試験は室温 (23℃) において、 [ ] の水溶液中で行った試験であり、鋭敏化していない試験片については、SCC の発生が認められなかったことを示している。実機の [ ] 濃度も同等であり、SUS316L や [ ] 等については鋭敏化し難く、耐 SCC 性に優れた材料であることから、より信頼性が高いものと評価する。

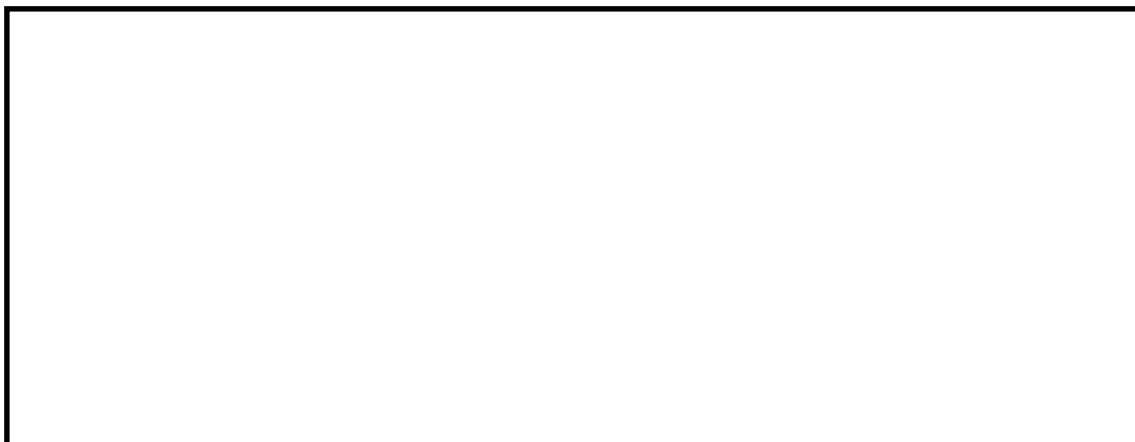


第 5 図 [ ] 水溶液中における 304 ステンレス鋼の SSRT 結果



(2) ベンチュリノズルの耐エロージョン性

a. JAVA PLUS 試験時に使用したベンチュリノズルの確認



第 6 図に示すとおり,

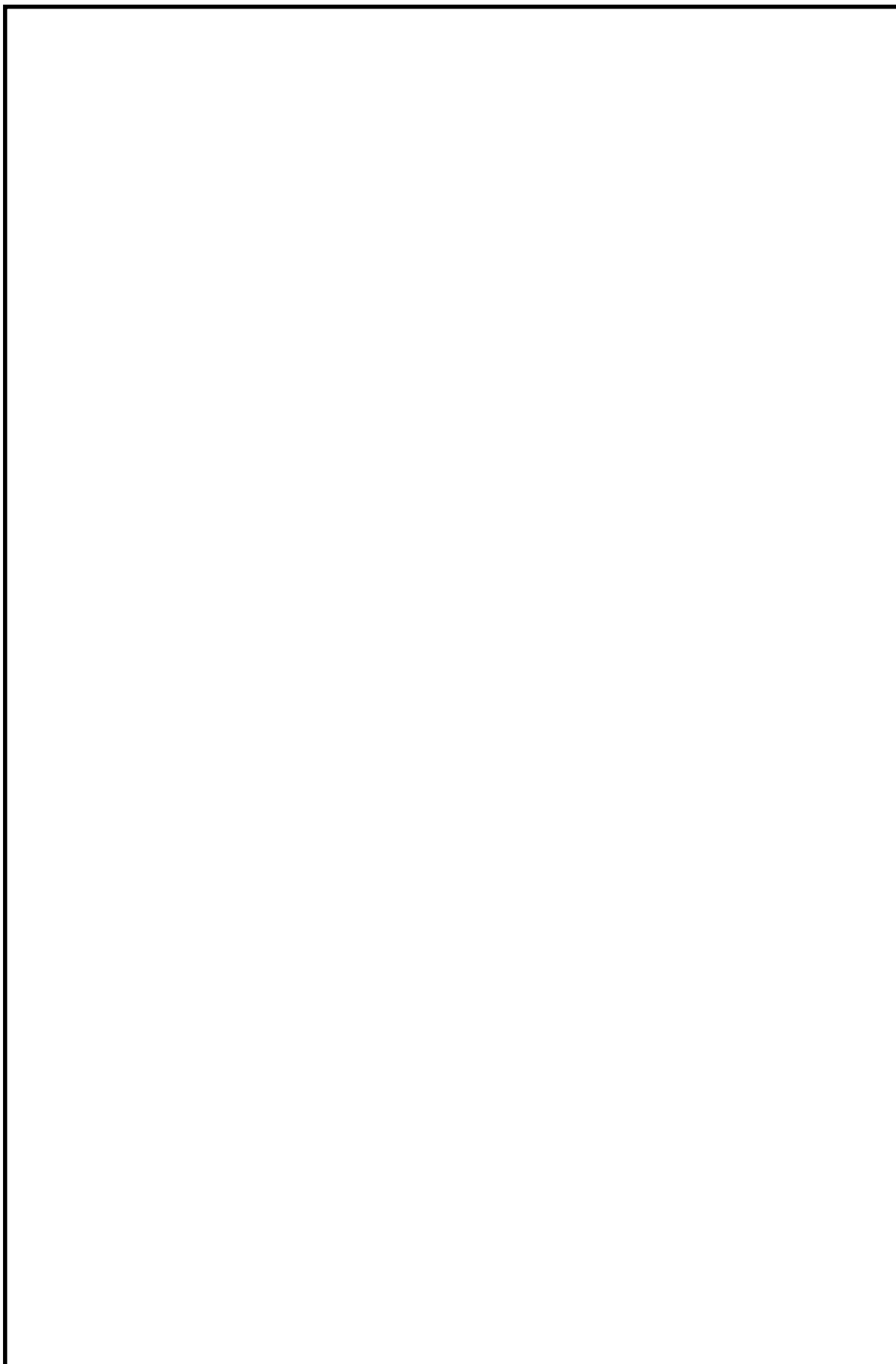


第 6 図 ベンチュリノズル内面観察部位

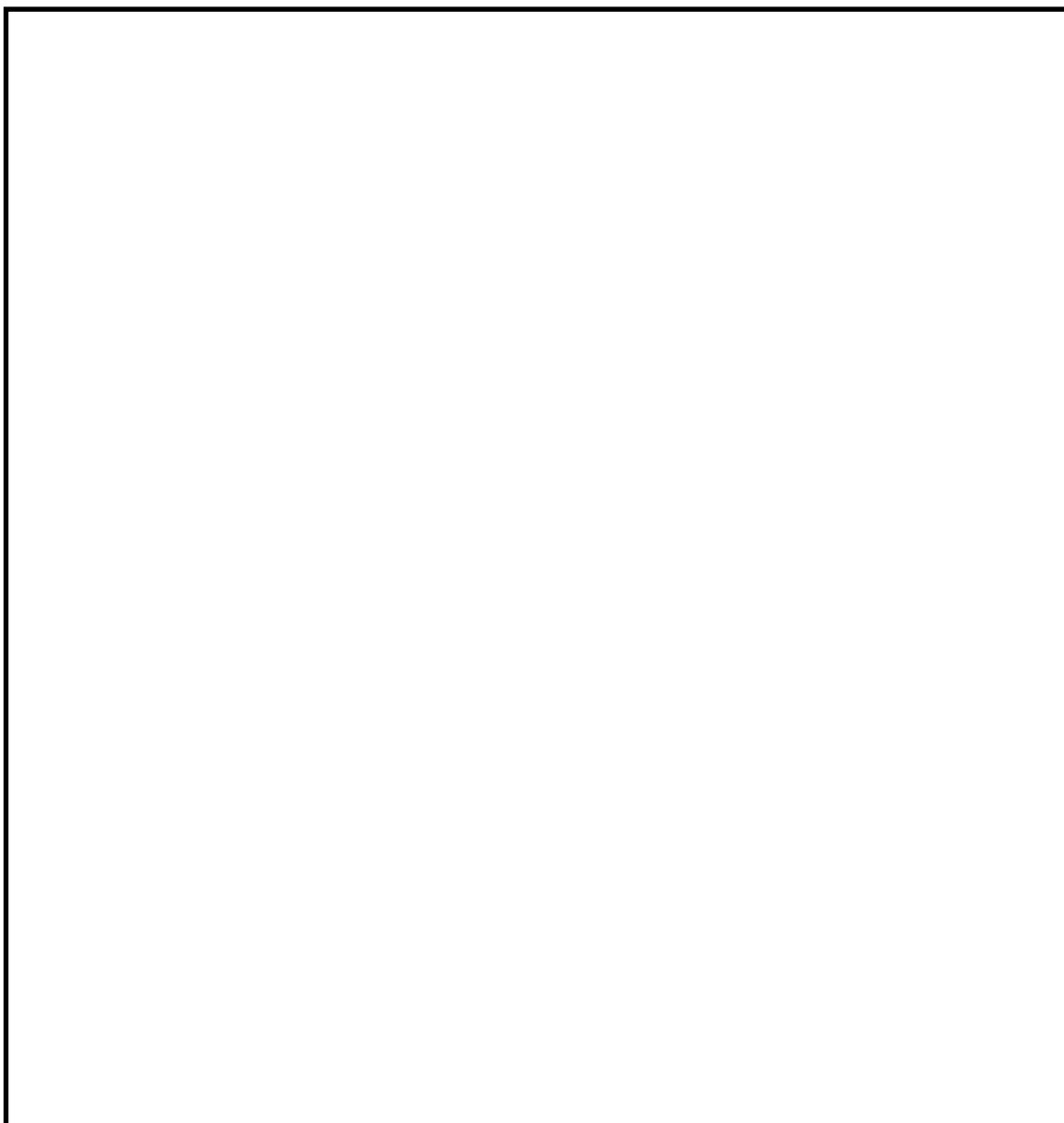
第 7 図及び第 8 図に

液滴衝撃エロージョンは蒸気とともに加速されるなどして高速となった液滴が、配管等の壁面に衝突したときに、局部的に大きな衝撃力を発生させ、それにより配管等の表面の酸化膜や母材が侵食される現象である。液滴衝撃エロージョンは非常に進展の速い減肉の一種であることから、発生ポテンシャルがあれば、第 7 図及び第 8 図に示す

ものと考えられる。したがって、ベンチュリノズルは液滴衝撃エロージョンを含むベント時の環境に対して十分な耐性があると考ええる。



第 7 図 ベンチュリノズル内面 SEM 観察結果 (1/2)



第 8 図 ベンチュリノズル内面 SEM 観察結果 (2/2)

b. ベントガス流速におけるエロージョン発生の評価

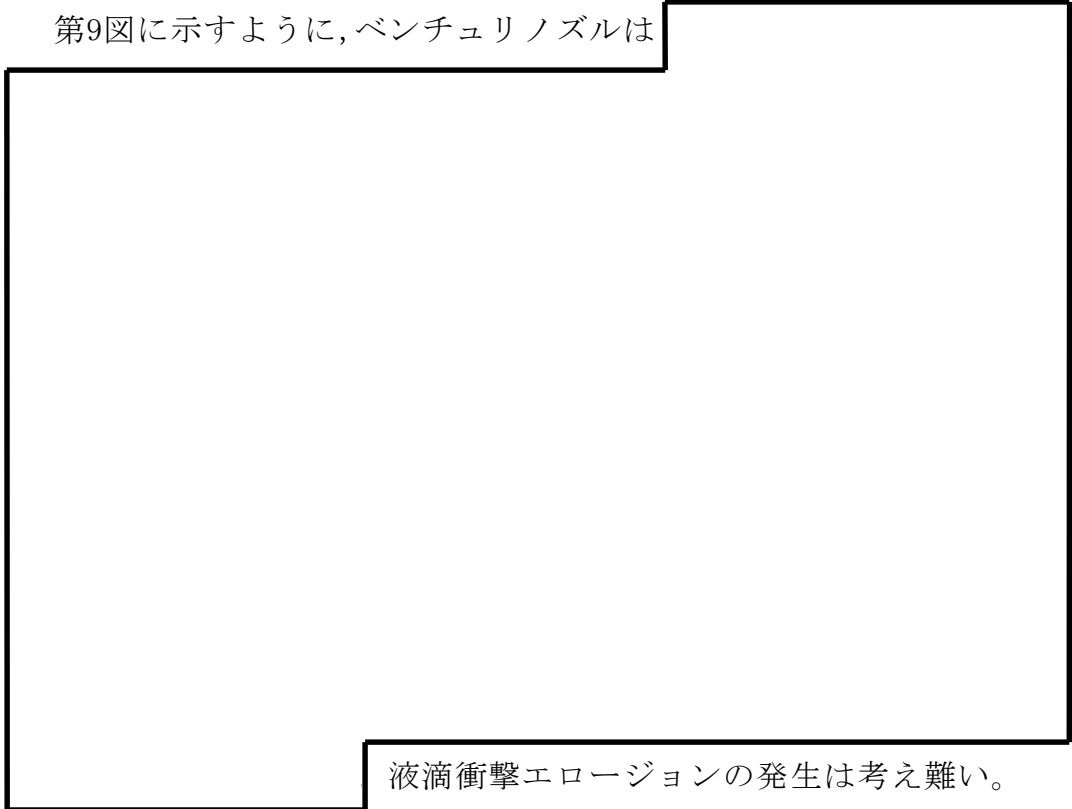
(a) 評価部位

ベンチュリノズルのように高速で流体が流れる部位の減肉モードとしては、流れ加速型腐食及び液滴衝撃エロージョンが対象となるが、



液滴衝撃エロージョンは、高速の液滴が壁面に衝突し、発生する衝撃力によって壁面が局所的に減肉する現象であり、ある一定の衝突速度以上の場合において、液滴の衝撃速度が速いほど、また、衝突角度が90度に近いほど減肉が発生しやすい。

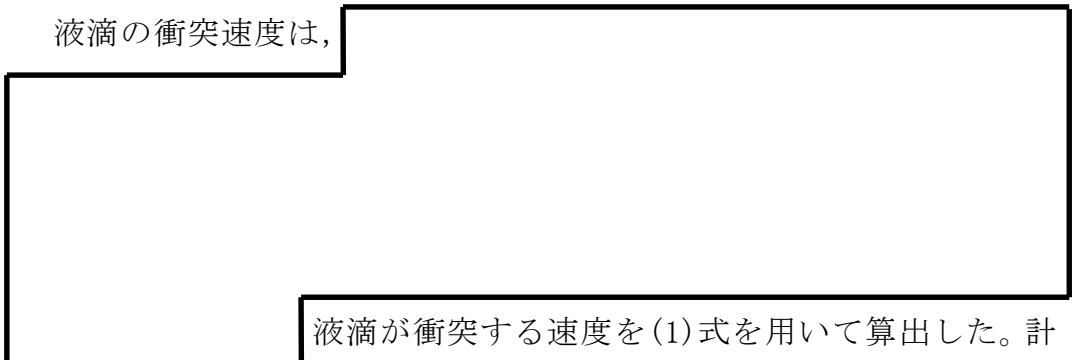
第9図に示すように、ベンチュリノズルは



液滴衝撃エロージョンの発生は考え難い。

(b) 液滴の衝突速度

液滴の衝突速度は、



液滴が衝突する速度を(1)式を用いて算出した。計

算に用いるベンチュリノズル部におけるガス流速は、流速が速いほど液滴衝撃エロージョンが発生しやすいことから、東海第二発電所の運転範囲における最大値である [redacted] とした。

[ ] . . . . (1)

ここで、

[ ]

計算の結果、 [ ] に

衝突する液滴の速度は [ ] となる。

(c) 評価結果

[ ] に衝突する液滴の速度 ( [ ] ) は、  
「発電用設備規格 配管減肉管理に関する規格(2005年度版)(増訂版)  
J S M E S C A 1 - 2 0 0 5」によるステンレス鋼のエロージョン限界  
流速である70m/sを下回っていることから、東海第二発電所のベント  
時の運転範囲において、液滴衝撃エロージョンは発生しないものと考えられる。



第9図 ベンチュリノズル内のガスの流路について

### (3) 膨張黒鉛パッキンの評価

格納容器圧力逃がし装置に使用する弁等には、耐漏えい性確保のため、使用環境（温度、圧力、放射線量、高アルカリ環境）を考慮して膨張黒鉛系のパッキン、ガスケットを使用する。

膨張黒鉛は、天然黒鉛の優れた耐熱性や耐薬品性を維持しつつ、シート状に形成することで柔軟性、弾性を有した材料で、パッキン、ガスケットの材料として幅広く使用されている。パッキン類は系統の設計条件である、最高使用圧力2Pd、最高使用温度200℃について満足する仕様のもを使用する。

また、メーカーの試験実績より  の照射に対しても機械的性質に変化はみられないことが確認されており、無機物であることから十分な耐放射線性も有し、アルカリ溶液にも耐性があり、100%の  に対しても適用可能である。

劣化については、黒鉛の特性として、400℃以上の高温で酸素雰囲気下では酸化劣化が進むため、パッキンが痩せる（黒鉛が減少する）ことでシール機能が低下することが知られているが、格納容器圧力逃がし装置を使用する環境は200℃以下であることから、酸化劣化の懸念はない。

したがって、膨張黒鉛パッキンは系統待機時、ベント時のいずれの環境においても信頼性があるものと評価する。

<参考図書>

1. 腐食・防食ハンドブック，腐食防食協会編，平成12年2月
2. J.E.Truman, “The Influence of chloride content, pH and temperature of test solution on the occurrence of cracking with austenitic stainless steel”, Corrosion Science, 1977
3. 宮坂松甫：荏原時報，腐食防食講座－海水ポンプの腐食と対策技術（第5報），No. 224，2009年
4. ステンレス鋼便覧 第3版 ステンレス協会編
5. 電力中央研究所報告，研究報告：280057，“チオ硫酸ナトリウム水溶液中におけるSUS304ステンレス鋼のSCC挙動” 財団法人電力中央研究所 エネルギー・環境技術研究所，昭和56年10月
6. 発電用設備規格 配管減肉管理に関する規格（2005年度版）（増訂版）JSME S CA1-2005



エアロゾルの粒径分布が除去性能に与える影響について

JAVA 試験における試験用エアロゾルの粒径は、JAVA 試験装置からエアロゾルをサンプリングし、で観察することにより、粒径分布を測定している。過酷事故解析コード（MAAPコード）より得られる粒径について、JAVA 試験において得られたエアロゾルの粒径との比較検証を行い、想定される粒径分布の全域を包絡できていることを確認することで、重大事故等時に想定されるエアロゾルの粒径分布においても、JAVA 試験と同様の除去性能（DF1,000以上）が適用可能であることを確認した。

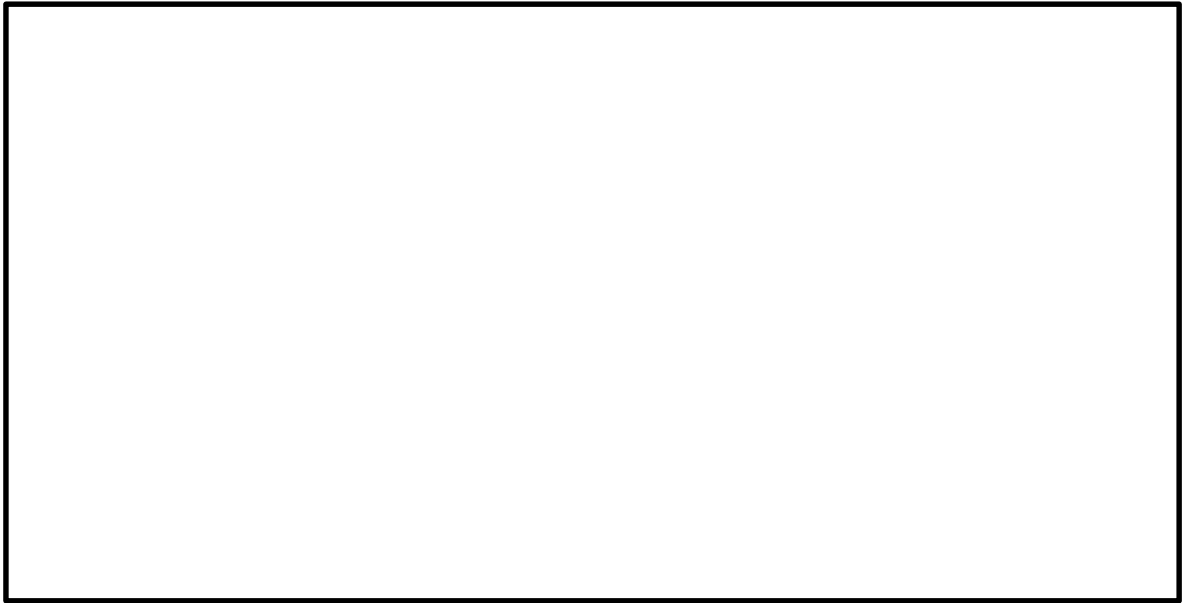
(1) JAVA 試験におけるエアロゾルの粒径分布

JAVA 試験においては、エアロゾルの除去性能を評価するため、  
を試験用エアロゾルとして用いている。それぞれの試験用エアロゾルの質量中央径（以下、「MMD」という。）を以下に示す。



これらの試験用エアロゾルの粒径分布はを使用した測定を行っており、ベンチュリスクラバ上流側より採取したガスを粒径測定用フィルタに通過させ、粒径測定用フィルタ表面の粒子をエアロゾルの量及び粒径を確認している。

JAVA 試験装置のサンプリングラインを第 1 図に、サンプルガスの取出し部分の概要を第 2 図に示す。



第 1 図 JAVA 試験装置サンプリングライン



第 2 図 サンプルガスの取出し部分概要図

(2) 重大事故等時に想定される粒径分布

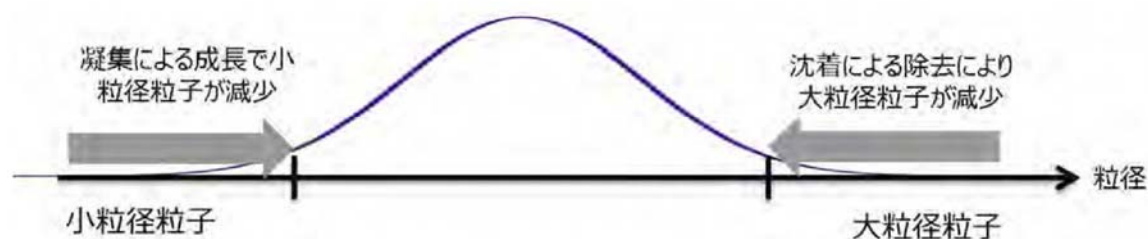
重大事故等時におけるエアロゾルの粒径分布はMAAPコードによる解析にて得ることができる。エアロゾルの粒径分布は凝集効果及び沈着効果の自然現象に加えて、格納容器スプレイ効果やサプレッション・プール水でのス

クラビング効果によって、粒径分布の幅が限定される。MAAPコードではこれらの効果を考慮してエアロゾルの粒径分布を評価している。

#### a. 粒径分布の収束効果

##### 1) 凝集効果と沈着効果

エアロゾルの粒径分布は、凝集効果及び沈着効果によりある粒径を中心に持つような分布が形成される（参考図書1）。第3図に、エアロゾル分布形成のイメージを示す。また、以下に凝集効果及び沈着効果の内容を示す。

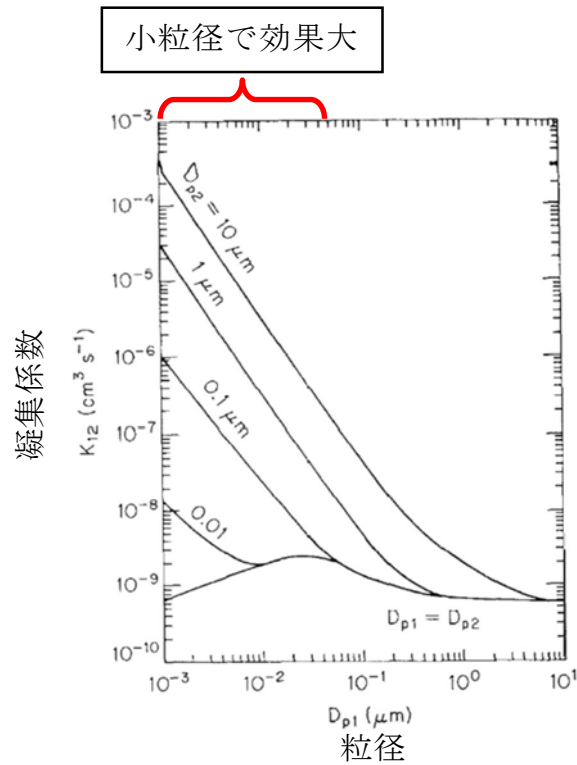


第3図 エアロゾル分布形成のイメージ

##### (a) 凝集による成長

小粒径のランダムな運動（ブラウン運動：Brownian Diffusion）により、他の粒子と衝突し凝集することでより大きな粒子へと成長する。小粒径の粒子は、特に大粒径の粒子と衝突し凝集する傾向が見られる。凝集効果の例を第4図に示す。

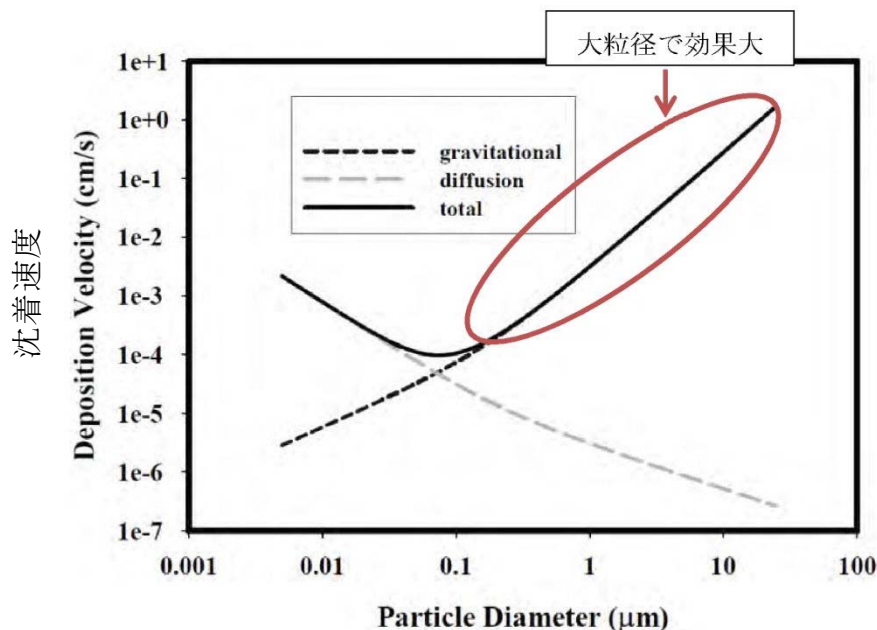
第4図の横軸は粒径 ( $D_{p1}$ ) で、縦軸ブラウン運動による凝集係数を示しており、この値が大きい場合に凝集効果が大きくなる。凝集係数は凝集する相手の粒子径 ( $D_{p2}$ ) により変化するため、 $D_{p2}$  を変化させた場合の凝集係数として複数の曲線が示されている。相手の粒径による差はあるものの、小粒径の場合に効果が大きいことがわかる。



第 4 図 凝集効果の例 (参考図書 2)

## (b) 沈着による除去

沈着による除去効果は重量が大きいほど沈着しやすく、床・壁に付着することで減少する傾向が見られる。粒子の密度が一定と仮定した場合には、粒子径が大きいほど沈着効果を期待することができる。沈着効果の例を第 5 図に示す。



第 5 図 沈着効果の例 (参考図書 1)

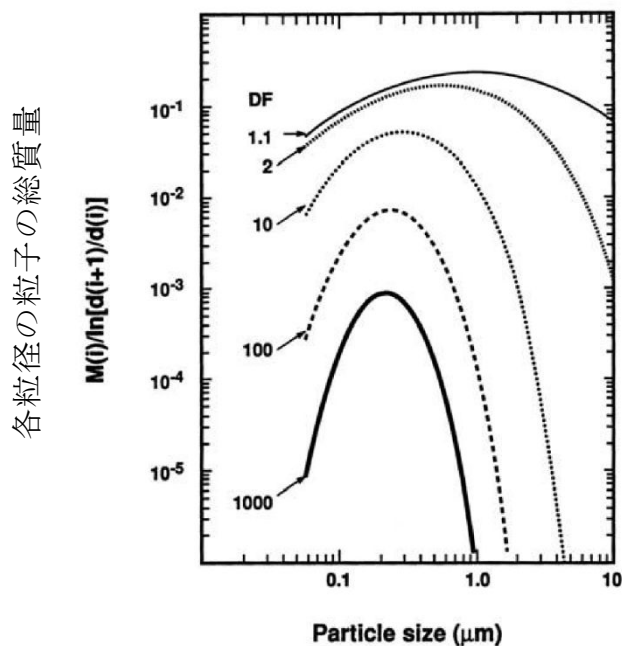
## 2) 格納容器内のエアロゾル除去機構の影響

格納容器内では、重大事故等対処設備による格納容器スプレイ効果やサプレッション・プール水でのスクラビング効果によって、エアロゾルが除去される。以下に格納容器スプレイ効果及びサプレッション・プール水でのスクラビング効果を示す。

## (a) 格納容器スプレイ効果

格納容器スプレイでは、水滴が落下する際に、慣性効果、さえぎり効果、拡散効果等の除去メカニズムが働く。

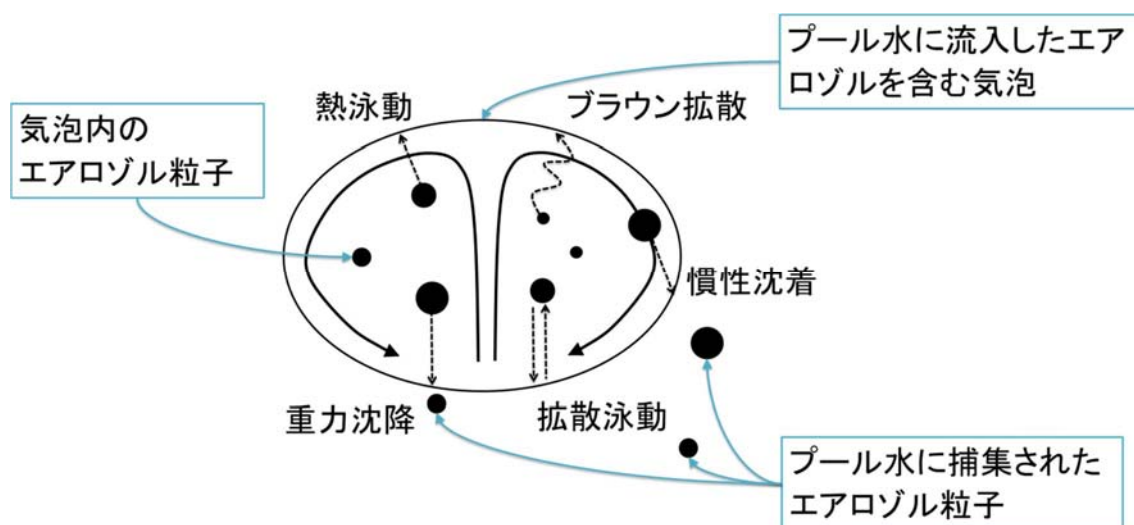
第 6 図に格納容器スプレイを継続することによる格納容器内のエアロゾル粒子の粒子径分布の変化の例を示す。初期の段階 (DF : 1.1) では、エアロゾル粒子は最大値が約  $1\mu\text{m}$  で幅の広い分布を持っているが、格納容器スプレイを継続し積算の除去効果が大きくなると、大粒径の粒子と小粒径の粒子が効果的に除去され、粒径分布の最大値は小さくなり、また分布の幅も小さくなる傾向が見られる。



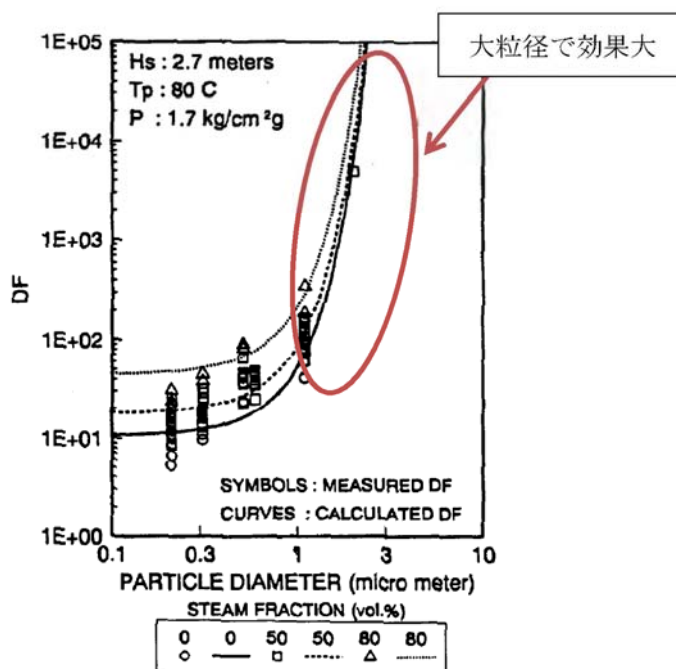
第 6 図 格納容器スプレイを継続することによる格納容器内のエアロゾル粒径分布の変化 (参考図書 1)

(b) サプレッション・プール水でのスクラビング効果

サプレッション・プール水でのスクラビングでは、気泡が上昇する間に第 7 図に示すような種々の除去メカニズムが働き、第 8 図の実験結果に示すように、粒径の大きいエアロゾルが効果的に除去される。



第 7 図 スクラビング気泡内でのガスの働きとエアロゾル除去メカニズム



第 8 図 プールスクラビングによる除去性能の例（参考図書 3）

### 3) 重大事故等時に想定される粒径分布

重大事故等時に想定される粒径は、上記 1), 2) に示したエアロゾルの除去効果により主にサブミクロン (0.1 から  $1\mu\text{m}$  程度) になると考えられる。その代表径として、粒径分布の MMD を  $0.5\mu\text{m}$  にもつ粒径分布を重大事故等時に想定される粒径分布とした。

#### b. MAAP コードにより得られる粒径分布

有効性評価で用いる MAAP コードより得られるベントの際のエアロゾルは、  $\mu\text{m}$  (MAAP コードで得られた   $\mu\text{m}$  を丸めた値) 程度に質量中央径を持つ分布 (ウェットウェルベント) となることを確認している。また、同じタイミングでドライウェルよりベントした場合、エアロゾルは   $\mu\text{m}$  程度に質量中央径を持つ分布となる。第 1 表にベント位置の違いによる粒径分布を示す。

第 1 表 想定事故シナリオのエアロゾル粒径分布

想定事故シナリオ	ベント 時間[h]	ベント 位置	質量中央径 (MMD) [ $\mu\text{m}$ ]	幾何標準 偏差 $\sigma$ g[-]	エアロゾル 量[g]
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）	19	W/W		0.32	1
		D/W		0.36	5,000

ドライウェルベントと比較してウェットウェルベントではエアロゾル量が少なくなる。これはウェットウェルベントでは、サプレッション・プール水でのクラビング効果により、エアロゾルが除去されるためと考えられる。また、ドライウェルベントではウェットウェルベントと比較してMMDが大きくなっているが、エアロゾル量が多いことから、エアロゾル同士の衝突頻度が高くなり、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ためと考えられる。

### (3) 試験用エアロゾルの粒径分布の妥当性と除去性能

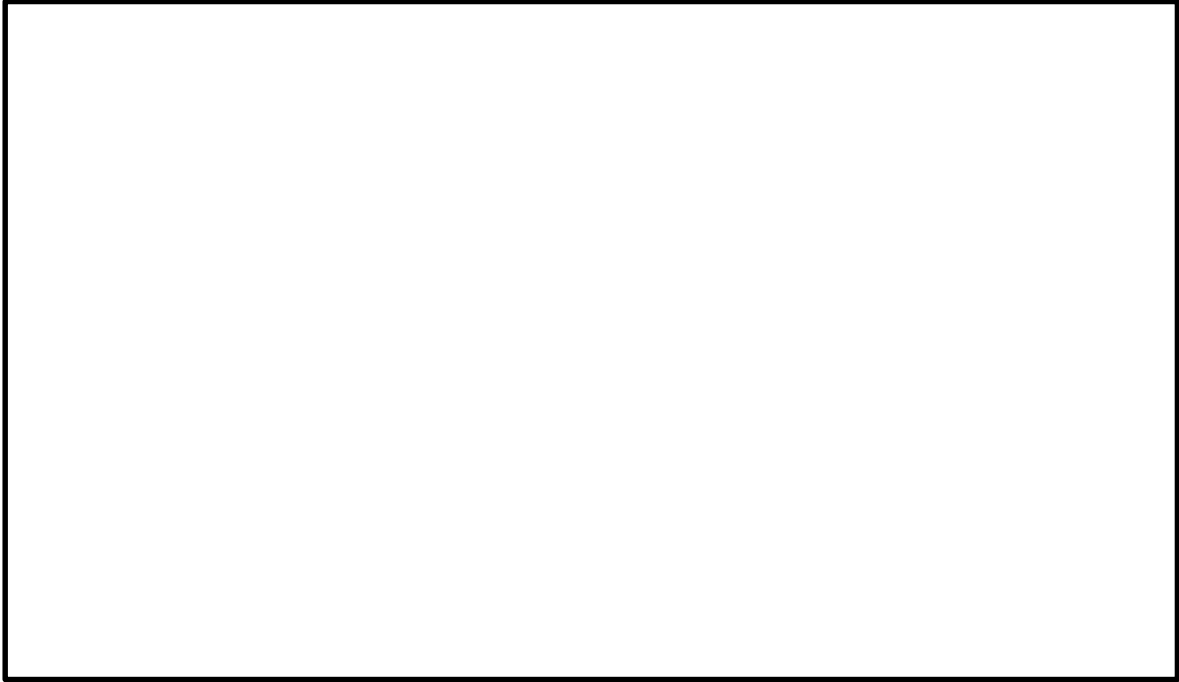
ドライウェルベントでは全体的に粒径が大きくなるが、粒径が大きいほど、慣性衝突効果やさえぎり効果によるエアロゾルの除去効果が見込めるため、より高いDFを期待することができる。

一方、ウェットウェルベントでは、サプレッション・プール水でのスクラビング効果により粒径の大きいエアロゾルが除去されるため、ドライウェルベントに比べフィルタ装置のDFが低くなることが考えられる。

このため、JAVA 試験では、様々な粒径分布を持つ   を試験用エアロゾルとしてDFを確認している。これらの試験用エアロゾルとMAAPコードより想定されるドライウェルベント時及びウェットウェルベント時の粒径分布の比較を第9図に示す。



第 9 図に示すとおり，JAVA 試験に使用した試験用エアロゾルの粒径分布は M A A P コードより想定される粒径分布の全域を包絡できていることが確認できることから，これらの試験エアロゾルで試験を行うことで，想定粒径全体の性能を確認することができる。



第 9 図 試験用エアロゾルと M A A P コードより想定される粒径分布

## 〈参考図書〉

1. NEA/CSNI/R(2009)5 STATE-OF-THE-ART REPORT ON NUCLEAR AEROSOLS
2. California Institute of Technology FUNDAMENTALS OF AIR POLLUTION ENGINEERING
3. 22nd DOSE / NRC Nuclear Air Cleaning and Treatment Conference  
Experimental study on Aerosol removal effect by pool scrubbing, Kaneko et al. (TOSHIBA)
4. A Simplified Model of Aerosol Removal by Containment Sprays (NUR EG / CR - 5966)
5. A Simplified Model of Decontamination by BWR Steam Supprssion Pools (NUR EG / CR - 6153 SAND93-2588)
6. Overview of Main Results Concerning the Behaviour of Fission Products and Structural Materials in the Containment (NUCLEAR ENERGY FOR NEW EUROPE 2011)

エアロゾルの密度の変化が慣性衝突効果に与える影響について

AREVA 社製のフィルタ装置は、ベンチュリスクラバと金属フィルタを組み合わせてエアロゾルを捕集するが、このうちベンチュリスクラバは、慣性衝突効果を利用してエアロゾルを捕集することから、エアロゾルの密度によって、除去効率への影響が表れることが考えられる。しかし、重大事故等時に格納容器に発生するエアロゾルの密度の変化に対して、ベンチュリスクラバの除去効率の関係式（参考図書 1）を用いて除去効率に与える影響を評価した結果、エアロゾルの密度の変化に対する除去効率の変化は小さいと評価できること、また、JAVA 試験で複数の種類のエアロゾルを用いた試験において除去効率に違いが見られていないことから、AREVA 社製のフィルタ装置は重大事故等時に発生するエアロゾルの密度の変化に対して除去効率への影響は小さいと評価できる。

(1) ベンチュリスクラバの除去効率

a. エアロゾル密度と除去効率の関係

ベンチュリスクラバでは、ベンチュリノズルを通過するベントガスとベンチュリノズル内に吸い込んだスクラビング水の液滴の速度差を利用し、慣性衝突効果によってベントガスに含まれるエアロゾルを捕集する。参考図書 1 において、ベンチュリスクラバにおける除去効率は、以下の式によって表される。

$$P_t = \exp\left(-\frac{V^*}{V_g}\right) = \exp\left(-\frac{V^* Q_L}{V_L Q_g}\right) \quad \dots \quad (1)$$

$$V^* = \int_0^T \eta_d |u_d - u_g| A_d dt \quad \dots \quad (2)$$

$$\eta_d = \frac{K^2}{(K+0.7)^2} = \frac{1}{(1+0.7/K)^2} \quad \dots \quad (3)$$

$$K = \frac{2\tau_p |u_d - u_g|}{d_d} = \frac{2C\rho_p d_p^2 |u_d - u_g|}{18\mu d_d} \quad \dots \quad (4)$$

ここで、

$P_t$  : 透過率

$V^*$	: 液滴通過ガス体積	$\tau_p$	: 緩和時間
$V_g$	: ガス体積	$A_d$	: 液滴断面積
$V_L$	: 液滴体積	$K$	: 慣性パラメータ
$Q_g$	: ガス体積流量	$C$	: すべり補正係数
$Q_L$	: 液滴体積流量	$\mu$	: ガス粘性係数
$\eta_d$	: 捕集効率係数	$\rho_p$	: エアロゾル密度
$u_g$	: ガス速度	$d_p$	: エアロゾル粒径
$u_d$	: 液滴速度	$d_d$	: 液滴径

これらから、透過率  $P_t$  (除去係数  $DF$  の逆数) は、慣性パラメータ  $K$  によって決まる捕集効率係数  $\eta_d$  によって影響を受けることが分かる。

(4)式で表される慣性パラメータ  $K$  は、曲線運動の特徴を表すストークス数と同義の無次元数であり、その大きさは、エアロゾル密度  $\rho_p$ 、エアロゾル粒径  $d_p$ 、液滴径  $d_d$ 、ガス粘性係数  $\mu$ 、液滴・エアロゾル速度差によって決まる。

エアロゾル粒径  $d_p$  が同じ場合でもエアロゾル密度  $\rho_p$  が増加すると、慣性パラメータ  $K$  が増加し、除去効率は増加する。

## b. 重大事故等時に発生するエアロゾルの密度

格納容器に放出されるエアロゾルの密度は、エアロゾルを構成する化合物の割合によって変化する。別紙 2 の第 5 表に示す化合物について、NUR EG-1465 に記載されている割合を用いてエアロゾル密度を計算すると第 1 表のとおり  となる。

第 1 表 格納容器の状態とエアロゾルの密度

代表 化学形態	炉内内蔵量 (kg)	Gap Release	Early-In -vessel	Ex-vessel	Late-In -vessel	合計
CsI		0.05	0.25	0.30	0.01	0.61
CsOH		0.05	0.20	0.35	0.01	0.61
TeO <sub>2</sub> , Sb <sup>※1</sup>		0	0.05	0.25	0.005	0.305
BaO, SrO <sup>※1</sup>		0	0.02	0.1	0	0.12
MoO <sub>2</sub>		0	0.0025	0.0025	0	0.005
CeO <sub>2</sub>		0	0.0005	0.005	0	0.0055
La <sub>2</sub> O <sub>3</sub>		0	0.0002	0.005	0	0.0052
密度 (g/cm <sup>3</sup> )						

※1 複数の代表化合物を持つグループでは、各化合物の平均値を使用した

ここで、各化合物の密度は、以下のとおり

CsI	: 4.5 g/cm <sup>3</sup> (参考図書 2)	SrO	: 5.1 g/cm <sup>3</sup> (参考図書 2)
CsOH	: 3.7 g/cm <sup>3</sup> (参考図書 4)	MoO <sub>2</sub>	: 6.4 g/cm <sup>3</sup> (参考図書 2)
TeO <sub>2</sub>	: 5.7 g/cm <sup>3</sup> (参考図書 3)	CeO <sub>2</sub>	: 7.3 g/cm <sup>3</sup> (参考図書 2)
Sb	: 6.7 g/cm <sup>3</sup> (参考図書 2)	La <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	: 6.2 g/cm <sup>3</sup> (参考図書 2)
BaO	: 6.0 g/cm <sup>3</sup> (参考図書 5)		

## c. エアロゾル密度の変化による影響

エアロゾル密度の変化による捕集効率係数  $\eta_d$  の変化の計算例を以下に示す。エアロゾル密度は、前記 b. のとおり  $\square$  g/cm<sup>3</sup> 付近であるが、ここでは、エアロゾル密度算出に用いた各化合物の密度から、エアロゾル密度  $\rho_{p1}$  が  $\square$  g/cm<sup>3</sup> のときの捕集効率係数  $\eta_{d1}$  と、エアロゾル密度  $\rho_{p2}$  が  $\square$  g/cm<sup>3</sup> のときの捕集効率係数  $\eta_{d2}$  との比を求める。

$$\frac{\eta_{d1}}{\eta_{d2}} = \frac{K_1^2 (K_2 + 0.7)^2}{K_2^2 (K_1 + 0.7)^2} = \square$$

$$K_1 = \square, \quad K_2 = \square$$

ここでは、

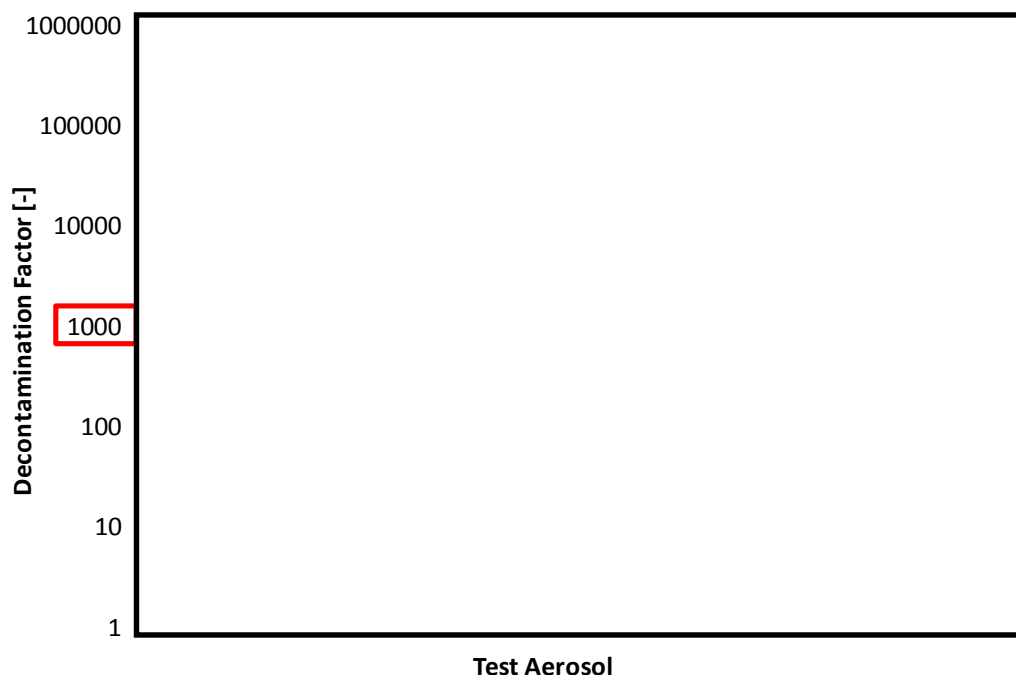
とした。この結果から、密度の変化  $\square$  に対して捕集効率係数変化  $\square$  は非常に小さく、除去効率に及ぼす影響が非常に小さいと評価できる。

## (2) JAVA 試験での除去効率

## a. JAVA 試験の結果

JAVA 試験にて使用した  $\square$  の質量中央径 (MMD) の範囲は  $\square$  となっているが、これら複数の種類のエアロ

ゾルを用いた試験において除去効率に違いが見られていない。エアロゾルの粒径に対する除去係数を第 1 図に示す。



第 1 図 エアロゾルの粒径に対する除去係数

#### b. 空気力学的質量中央径による比較

エアロゾルの粒径の指標の一つに「空気力学径」を用いる場合があり、これは様々な密度の粒子に対して、密度  $1\text{g}/\text{cm}^3$  の粒子に規格化したときの粒径を表すものである。

空気力学径が同じであれば、その粒子は密度や幾何学的な大きさとは関係なく、同じ空気力学的挙動を示し、空気力学的質量中央径 (AMMD) と質量中央径 (MMD) は以下の関係がある。

$$\text{AMMD} = \sqrt{\rho}\text{MMD}$$

重大事故等時に想定される主要なエアロゾルの密度及び空気力学的質量中央径を第 2 表に、JAVA 試験にて使用したエアロゾルの密度及び空気力学的質量中央径を第 3 表に示す。重大事故等発生時に想定される主要なエア

ロゾルの空気力学的質量中央径の範囲は [ ] であり, JAVA 試験にて使用したエアロゾルの空気力学的質量中央径の範囲は [ ] となっている。

JAVA 試験にて使用した質量中央径 (MMD) [ ] の空気力学的質量中央径 (AMMD) はそれぞれ [ ] であるが, JAVA 試験における除去効率に大きな違いは見られていない。

以上より, AREVA 社製のベントフィルタでは, 重大事故等時のベンチュリスクラバの液滴・ガス速度差が大きいため, 重大事故等時に想定されるエアロゾルの密度 [ ] の範囲では, フィルタ装置の除去効率に与える影響は小さく, その除去性能の評価は質量中央径 (MMD), 空気力学的質量中央径 (AMMD) どちらを用いても変わらない。

第 2 表 重大事故等時に想定されるエアロゾルの密度及び空気力学的中央径

代表 エアロゾル	質量中央径 (MMD)	密度	空気力学的 質量中央径 (AMMD)
CsI	[ ]	約4.5 g/cm <sup>3</sup>	[ ]
CsOH		約3.7 g/cm <sup>3</sup>	
TeO <sub>2</sub>		約5.7 g/cm <sup>3</sup>	
Te <sub>2</sub>		約6.2 g/cm <sup>3</sup> (参考図書2)	



第 3 表 JAVA 試験にて使用したエアロゾルの密度及び空気力学的中央径

エアロゾル	質量中央径 (MMD)	密度	空気力学的 質量中央径 (AMMD)

## 〈参考図書〉

1. OECD/NEA, “STATE-OF-THE-ART REPORT ON NUCLEAR AEROSOLS”, (2009)
2. 理化学辞典第 4 版
3. 理化学辞典第 4 版増補版
4. Hazardous Chemicals Desk Reference
5. 理化学辞典第 3 版増補版
6. Aerosol Measurement : Principles, Techniques, and Applications, Third Edition. Edited by P. Kulkarni, P.A. Baron, and K. Willeke (2011)

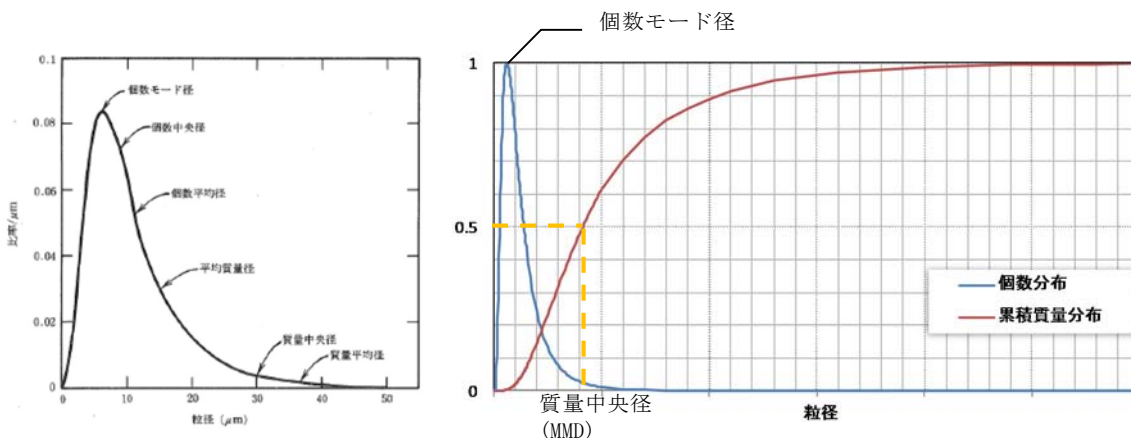
## エアロゾルの粒径と除去係数の関係について

## (1) 除去係数と重量及び放射能の関係

除去係数（以下、「DF」という。）は、フィルタに流入した粒子の重量とフィルタを通過した粒子の重量の比で表される。エアロゾルに放射性物質が均一に含まれている場合、DFはフィルタへ流入した粒子の放射能とフィルタを通過した粒子の放射能の比で置き換えることができる。

## (2) 粒径分布（個数分布と累積質量分布）

エアロゾルは一般的に、単一粒径ではなく、粒径に対して分布を持つ。粒径に対する個数分布及び累積質量分布の関係を別添図 1 に示す。



別添図 1 個数分布と累積質量分布

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

ここで、

個数モード径

最も存在個数の比率の多い粒径

質量中央径 (MMD) 全質量の半分がその粒径よりも小さい粒子によって占められ、残りの半分がその粒径よりも大きい粒子によって占められる関係にある粒径

を表す。別添図 1 のような粒径分布の場合、小さい粒径のエアロゾルの個数は多いが、総重量に占める割合は小さいことが分かる。よって、大きい粒径のエアロゾルに比べて小さい粒径のエアロゾルが D F に与える影響は小さい。

### (3) JAVA 試験における除去係数と重量及び放射性物質の関係

ベンチュリスクラバでは、慣性衝突効果を利用しエアロゾルを捕集しており、重大事故等時におけるエアロゾルの密度変化を考慮しても、慣性衝突効果による D F への影響は小さいと評価している。また、AREVA 社製のフィルタ装置では、慣性衝突効果、さえぎり効果、拡散効果による除去機構によってエアロゾルを捕集するものであり、JAVA 試験において、小さい粒径のエアロゾルを含む  を使用した場合においても、高い除去効率を発揮することを確認している。

### (参考) 質量中央径 (MMD) と空気力学的質量中央径 (AMMD)

分布を持つエアロゾルの粒径を表す方法として、質量中央径 (MMD) を使用する場合と、空気力学的質量中央径 (AMMD) を使用する場合があるが、カスケードインパクトのような慣性衝突効果を利用した粒径の測定を行う場合には AMMD で測定され、 のような画像分析を利用した粒径の測定を行う場合には MMD で測定される。AREVA 社製のフィルタは、慣性衝突効果の他に、さえぎり効果、拡散効果を利用したエアロゾルの捕集を行っており、フィルタ装置の除去性能の評価には MMD を使用している。

## JAVA 試験及び JAVA PLUS 試験の適用性について

AREVA 社製のフィルタ装置は、JAVA 試験及び JAVA PLUS 試験により、実機使用条件を考慮した性能検証試験を行っており、その結果に基づき装置設計を行っている。JAVA 試験及び JAVA PLUS 試験で使用したフィルタ装置は、ベンチュリノズル、金属フィルタ、よう素除去部及び装置内のガスの経路が実機を模擬した装置となっており、また、試験条件は様々なプラントの運転範囲に対応できる広範囲の試験を行っていることから、各試験で得られた結果は、実機の性能検証に適用できるものとする。

一方、米国 EPRI（電力研究所）が中心となって行った ACE 試験については、AREVA 社製のフィルタ装置についても性能試験を実施しているが、試験条件等の詳細が開示されていないことから、東海第二発電所のフィルタ装置の性能検証には用いていない。

### (1) JAVA 試験の概要

JAVA 試験で使用したフィルタ装置は、高さ [ ] m、直径 [ ] m の容器の中に、実機と同形状のベンチュリノズル [ ] と、実機と同一仕様の金属フィルタ [ ] を内蔵している。

また、これら試験のフィルタ装置に流入したベントガスは、ベンチュリスクラバ、気相部、金属フィルタ、流量制限オリフィスの順に通過し、装置外部へ放出される経路となっており、実機と同じ順に各部を通過する。

### (2) JAVA PLUS 試験の概要

JAVA PLUS 試験設備は、実規模を想定した有機よう素の除去性能を確認するため、JAVA 試験で使用したフィルタ装置に、実機と同一仕様（同一材質、同一充填率）の銀ゼオライト（ベッド厚さ [ ] mm）を追加設置している。

フィルタ装置に流入したベントガスは、ベンチュリスクラバ、気層部、金属フィルタ、流量制限オリフィス、よう素除去部（銀ゼオライト）の順に通過し、装置外部へ放出される経路となっており、実機と同じ順に各部を通過する。

### (3) ACE試験の概要

AREVA社製のフィルタ装置は、各国のフィルタメーカ等が参加したACE試験においても試験が行われ、エアロゾル及び無機よう素の除去性能について確認されている。第1図に試験設備の概要を、第1表に試験条件及び結果を示す。

ACE試験で使用したフィルタ装置は、高さ $\square$ m、直径 $\square$ mの容器の中に、実機と同じベンチュリノズル（ $\square$ ）及び実機と同構造（同一金属メッシュ構造、同一充填率）の金属フィルタを設置しており、ベントガスは実機と同じ経路を流れるが、試験装置、試験条件の詳細が開示されないため、東海第二発電所のフィルタ装置の性能検証には用いていない。

### (4) スケール性の確認

JAVA 試験、JAVA PLUS 試験のスケール性を確認することで、実機への適用性を確認する。第2図に実機とJAVA試験装置（JAVA PLUS試験でも同一の容器を使用）及び参考にACE試験装置の主要寸法の比較を示す。

東海第二発電所のフィルタ装置は高さ約10m、直径約5mであり、JAVA試験及びJAVA PLUS試験のフィルタ装置よりも大きい。フィルタ装置の構成要素及びベントガス経路の同一性からJAVA試験及びJAVA PLUS試験にて使用したフィルタ装置は実機を模擬したものとなっていると言える。

JAVA試験及びJAVA PLUS試験の条件と実機運転範囲の比較を第2表に示す。実機はベンチュリノズル（個数： $\square$ 個）と金属フィルタ（表面積： $\square$

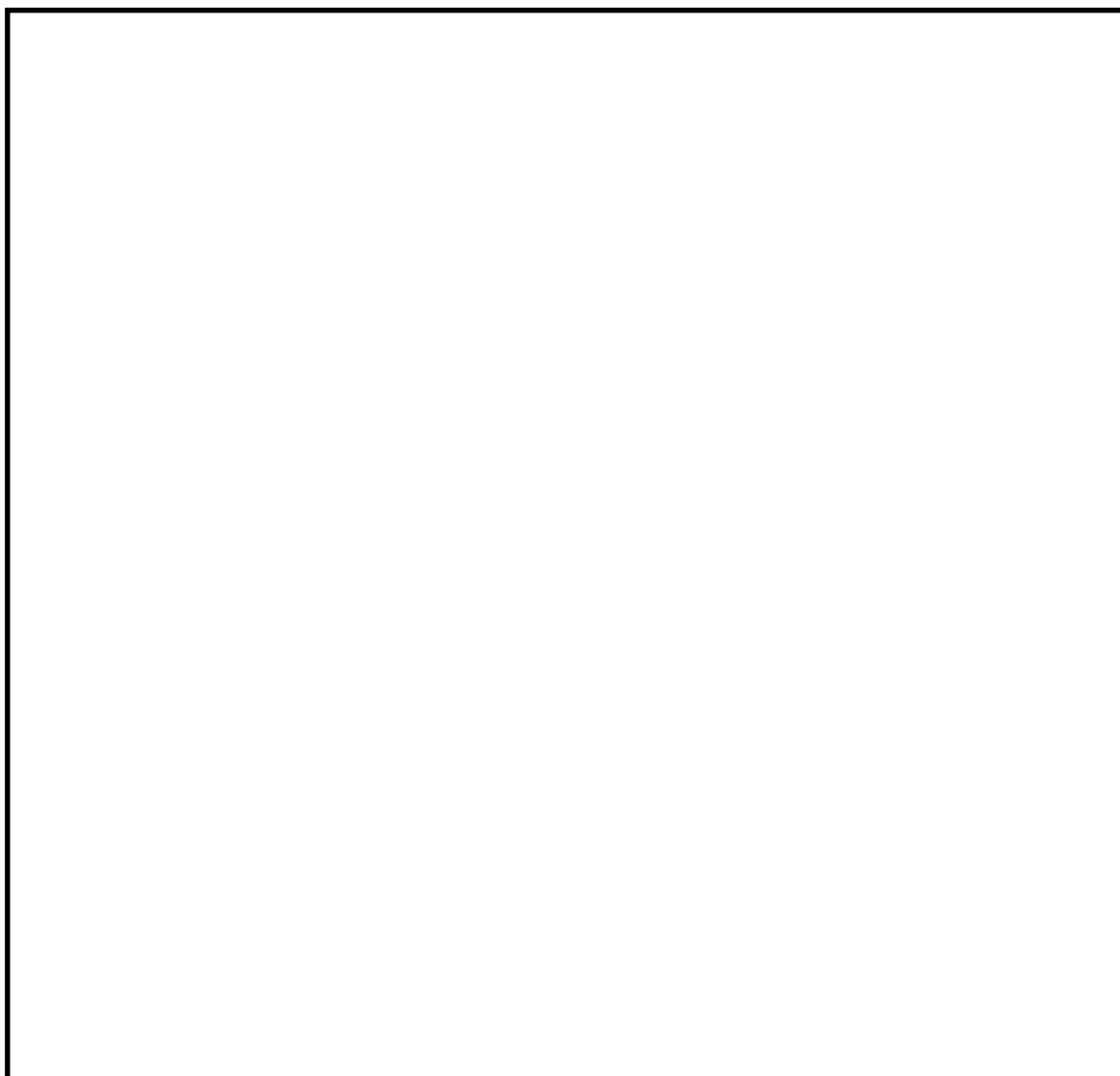
□m<sup>2</sup>) を内蔵しており，重大事故等時にベントを実施した際のベンチュリノズルスロート部流速及び金属フィルタ部流速が JAVA 試験で除去性能を確認している範囲に包絡されるよう設計している。JAVA 試験において得られたベンチュリノズルスロート部における速度に対する除去係数を第 3 図，金属フィルタ部における速度に対する除去係数を第 4 図に示す。ベンチュリスクラバと金属フィルタを組み合わせた試験において，ベンチュリノズルスロート部流速及び金属フィルタ部流速が変化した場合においても除去係数は低下していない。

また，JAVA PLUS 試験で用いた銀ゼオライトのベッド厚さは□mm であり，実機 (□mm) に対して薄いですが，これは JAVA PLUS 試験結果に基づき滞留時間を確保するために実機のベッド厚さを厚くしていることから，JAVA PLUS 試験結果を適切に実機に適用していると言える。

JAVA 試験及び JAVA PLUS 試験の実機への適用性についてまとめたものを第 3 表に示す。

#### (5) 評価

以上より，JAVA 試験及び JAVA PLUS 試験のスケール性については性能に影響する範囲について実機を模擬できていると評価できる。これらの試験は実機の使用条件についても模擬できており，試験結果を用いて実機の性能を評価することが可能であると考えられる。



第1図 ACE試験の設備概要

第1表 ACE試験の試験条件及び結果

PROJECT	YEARS	Materials tested	Conditions Tested			Measured retention Efficiency %
			Pressure [bar abs]	Temperature [°C]	Gas composition % steam	
ACE	1989-1990	Cs	1.4	145	42	99.9999
		Mn	1.4	145	42	99.9997
		Total iodine (particles and gaseous)	1.4	145	42	99.9997
		DOP	1.2-1.7	ambient	0	99.978 - 99.992

出典：OECD/NEA, “Status Report on Filtered Containment Venting”, (2014)



第 2 図 実機フィルタ装置と試験装置の主要寸法の比較

第2表 JAVA試験及びJAVA PLUS試験の条件と実機運転範囲の比較

パラメータ	JAVA 試験	JAVA PLUS 試験	実機運転範囲
圧力(kPa [gage] )			
温度(℃)			
ベンチュリノズルスロート部 流速(m/s)			
金属フィルタ部流速(%)			
蒸気割合(%)			
過熱度(K)			

※1 概算評価値を示す。





第 3 図 ベンチュリノズルスロート部における流速に対する除去係数



第 4 図 金属フィルタ部における流速に対する除去係数

第3表 JAVA試験, JAVA PLUS試験の実機への適用性

構成要素		相違点			適用性
		有 無	JAVA (PLUS)	実機	
容器	高さ	有		約 10m	試験装置と実機で高さや直径が異なることで、空間部の容積が異なるが、空間部はベンチュリスクラバや金属フィルタに比べ、 、高さや直径の違いによる影響は小さい。
	直径	有		約 5m	
ベンチュリノズル	構造	無	—	—	試験装置は実機と同一形状（寸法）のベンチュリノズルを使用している。
	個数	有			実機のベンチュリノズルスロート部の流速が、JAVA 試験で確認されている流速の範囲内となるよう、ベンチュリノズルの個数（詳細設計により変更の可能性あり）を設定している。
金属 フィルタ	構造	無	—	—	試験装置は実機と同一使用（ ）の金属フィルタを使用している。
	表面積 （個数）	有			実機の金属フィルタ部の流速が、JAVA 試験で確認されている流速の範囲内となるよう、金属フィルタの表面積を設定している。
スクラビング水	薬剤	無	—	—	試験装置と実機は同じ薬剤を使用している。
	水位	有	※	※	実機の水位は試験装置の水位よりも高い。 JAVA 試験の水位を変化させた試験において、除去効率に変化が無いことが確認されていることから、水位の違いによる影響はない。
よう素 除去部	吸着材	無	—	—	試験装置は実機と同じ吸着材（銀ゼオライト）を使用している。
	厚さ	有			JAVA PLUS 試験ではベッド厚さが実機に比べて薄い が、実機は試験結果を基に滞留時間を確保するために厚くなっていることから、試験結果を適切に 実機に適用していると言える。
	配置	有	容器外側	容器内側	JAVA PLUS 試験ではフィルタ装置の外によう素除去部が配置されたが、実機では容器の中に配置される。よう素除去部の放熱は、外部に配置される試験の方が厳しくなるため、JAVA PLUS 試験は保守的な条件で実施されていると言える。

※適用性の欄に相違内容を記載

## (6) ベンチュリスクラバ及び金属フィルタにおける除去係数

AREVA社製のフィルタ装置は、ベンチュリスクラバ及び金属フィルタを組み合わせるにより、所定の除去性能（DF）を満足するよう設計されている。エアロゾルに対する除去効率は、ベンチュリスクラバと金属フィルタを組み合わせた体系で評価を行っており、JAVA試験結果では、試験を実施した全域にわたってDF 1,000以上を満足していることを確認している。JAVA試験ではベンチュリスクラバ単独でのエアロゾル除去性能を確認している試験ケースもあり、実機運転範囲のガス流速において、ベンチュリスクラバ単独でもDF 以上と評価される。ベンチュリスクラバ単独でのエアロゾル除去性能を第4表に示す。

ベンチュリスクラバによるエアロゾル除去の主な原理は慣性衝突効果であり、一般的にガス流速が大きい方が除去効率は高く、ガス流速が小さい方が除去効率は低くなることから、実機運転範囲以下のガス流速におけるベンチュリスクラバ単独での除去性能は、実機運転範囲と比較して低下することが見込まれるが、後段の金属フィルタによる除去により、スクラバ容器全体としては試験を実施した全域にわたって要求されるDF 1,000以上の除去性能を満足していると考えられる。

第4表 ベンチュリスクラバ単独でのエアロゾル除去性能

--

(参考) 性能検証試験に係る品質保証について

フィルタ装置の放射性物質除去性能は、JAVA試験及びJAVA PLUS試験で用いたベンチュリノズル、金属フィルタ及び銀ゼオライトと同じ仕様・構造のものを、ISO9001等に適合した品質保証体制を有するAREVA社において設計・製作することにより、JAVA試験及びJAVA PLUS試験と同じ性能を保証する。

#### (1) 性能保証

フィルタ装置に設置するベンチュリノズル、金属フィルタ及び銀ゼオライトは、AREVA社試験（JAVA試験、JAVA PLUS試験）で用いた金属フィルタ、ベンチュリノズル及び銀ゼオライトと同じ仕様・構造とする。また、ベンチュリノズル及び金属フィルタは、単体性能試験により性能を確認している。

これに加えて、ベンチュリノズル、金属フィルタ及び銀ゼオライト（よう素除去部）の運転範囲は、AREVA社試験で確認している範囲内で運転されるよう格納容器圧力逃がし装置を設計する。

#### (2) AREVA社品質保証体制

ベンチュリノズル、金属フィルタ及び銀ゼオライトフィルタを製作するAREVA社は、フィルタベントシステム納入実績を多数有しており、原子力プラントメーカーとして下記の品質保証体制を有している。

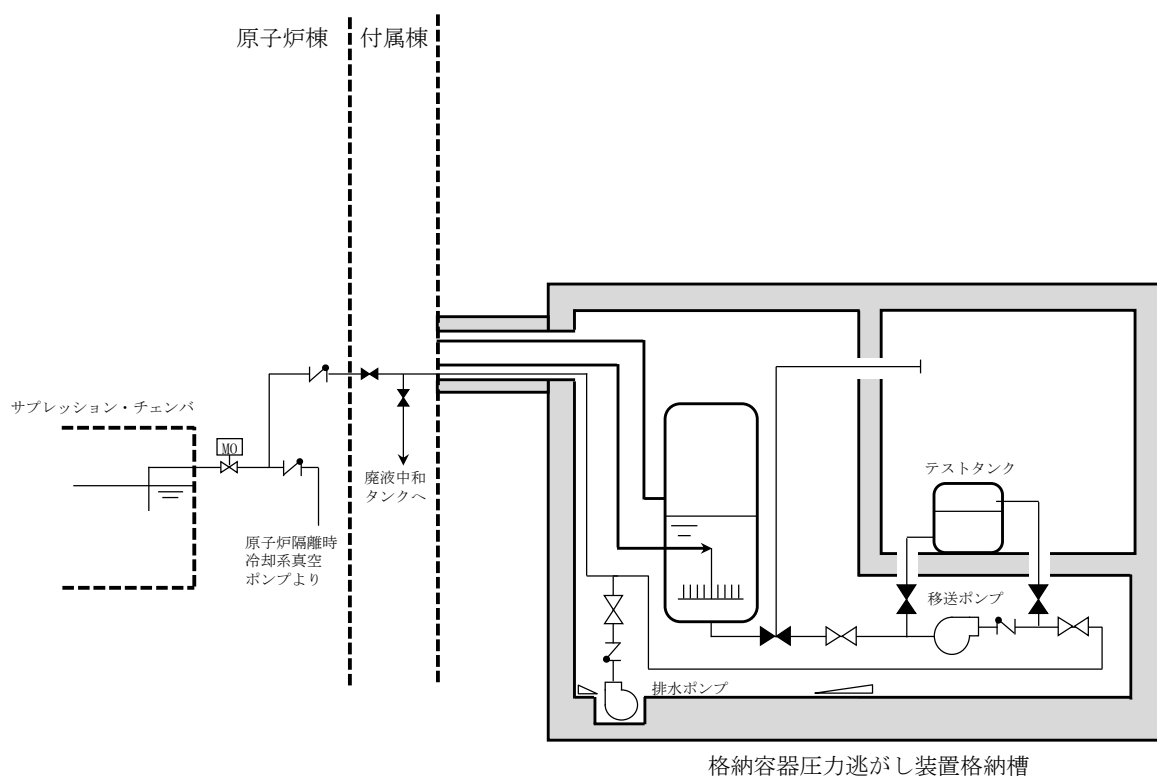
- ・フィルタベントシステムの性能保証するAREVA社は、品質管理システムとしてISO9001を2008年にSGS社から取得している。また、世界中の顧客要求品質要求に対応できるよう、ASME NPT, N.S Stamp, KTA1401, 1408, RCCM, RCC-E, EN ISO9001などの認証も取得している。
- ・AREVA社は、システム設計・製作に際し、品質保証含めてプロジェクトを横断的に管理する部門を設置しており、技術要求仕様、品質要求仕様を指示し製作仕様に盛り込む体制が整えられている。
- ・AREVA社は、原子力製品のエンジニアリング及びプロジェクト管理を世界

レベルで展開している。また、各種品質管理手順に従い外注先の品質管理を実施している。

### 格納容器圧力逃がし装置格納槽内における漏えい対策について

格納容器圧力逃がし装置の各設備については、スクラビング水の性状（高アルカリ性）と重大事故等時に放出される放射性物質の捕集・保持（汚染水の貯蔵）を達成するよう、構造材には耐食性に優れた材料を選定し、重大事故等時の使用環境条件及び基準地震動  $S_s$  に対して機能維持するような、構造設計としている。また、フィルタ装置内のスクラビング水は移送ポンプによりサプレッション・チェンバ等に移送することとなるが、これらの設備についても漏えいし難い構造としている。

第 1 図に排水設備の構成を、第 1 表に各部位の設計上の考慮事項を示す。

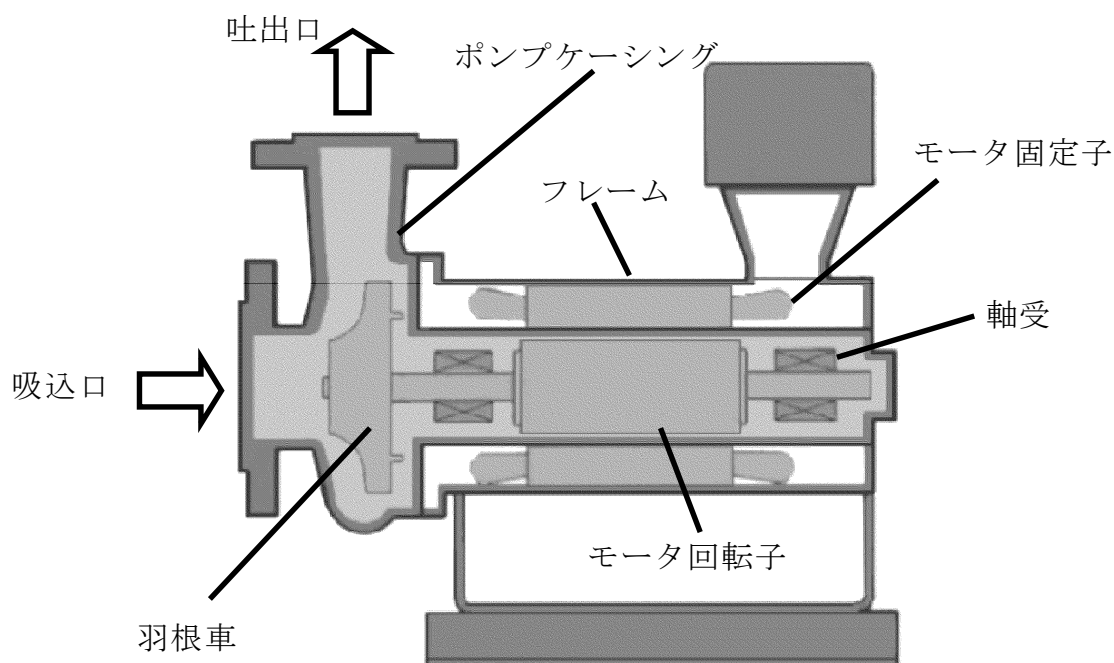


注) 系統構成は現在の計画

第 1 図 排水設備の構成

第 1 表 各部位の設計上の考慮事項

部位	設計考慮内容
移送ポンプ (キャンドポンプ)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・高温、高アルカリ性 [ ]，放射線を考慮し、耐食性に優れたステンレス鋼を採用することで、健全性を確保する。</li> <li>・シール部に使用するパッキンについては、温度・圧力・放射線の影響を考慮して、黒鉛を採用する。</li> <li>・軸封部は密閉され、漏えいしない構造とする（第 2 図参照）。</li> </ul>
配管・弁	<ul style="list-style-type: none"> <li>・高温、高アルカリ性 [ ]，放射線を考慮し、耐食性に優れたステンレス鋼を採用することで、健全性を確保する。</li> <li>・配管、弁の接続部は原則溶接構造とし、漏えいのリスクを低減した設計とする。また、「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」の規定を適用して設計するとともに、基準地震動 <math>S_s</math> に対して機能を維持するよう設計する。</li> <li>・フランジ接続部や弁のグランド部には、温度・圧力・放射線の影響を考慮して、黒鉛を採用する。</li> </ul>



第 2 図 一般的なキャンドポンプの構造

### (1) 格納容器圧力逃がし装置格納槽の設計上の考慮

フィルタ装置を設置する地下構造の格納容器圧力逃がし装置格納槽は、鉄筋コンクリート造の地中構造物で岩盤上に設置し、基準地震動  $S_s$  に対し機能維持するよう構造設計をしている。

万一、フィルタ装置外にスクラビング水が漏えいした場合を想定し、早期に検出できるように格納容器圧力逃がし装置格納槽内に検知器を設置する。また、樹脂系塗装等により格納容器圧力逃がし装置格納槽内部の想定水没部を防水処理することにより、構造的に漏えいの拡大が防止できる設計とする。なお、格納容器圧力逃がし装置格納槽の貫通部は、想定水没部以上の位置にあり、貫通部からの外部への漏えいのおそれのない設計となっている。

### (2) 漏えい時等の対応

格納容器圧力逃がし装置の各設備については、スクラビング水の漏えいを防止する設計とするが、万一、フィルタ装置外にスクラビング水が漏えいした場合を想定し、早期に検出できるように格納容器圧力逃がし装置格納槽内に検知器を設置する。

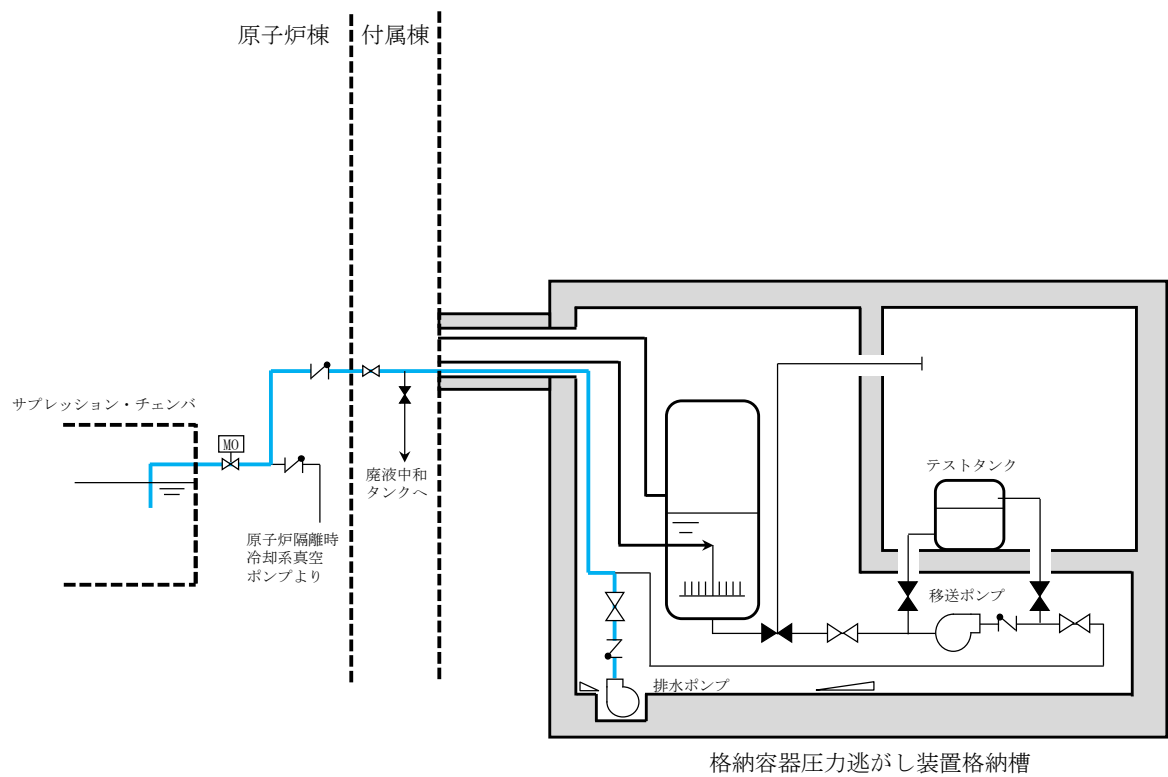
格納容器圧力逃がし装置格納槽内における漏えい水は、格納容器圧力逃がし装置格納槽内の排水枡へ収集され、排水ポンプにより格納容器圧力逃がし装置格納槽から移送できる設計とする。移送先は廃棄物処理設備である廃液中和タンク及びサプレッション・チェンバのいずれにも送れる設計とし、排水の種別に応じ送水先を選択する。具体的には、放射性物質を含まない場合は廃液中和タンク、放射性物質を含む場合はサプレッション・チェンバにそれぞれ移送する。

第 2 表に排水ポンプの仕様を、第 3 図に排水設備系統概略図を、第 4 図に格納容器圧力逃がし装置格納槽断面図を示す。



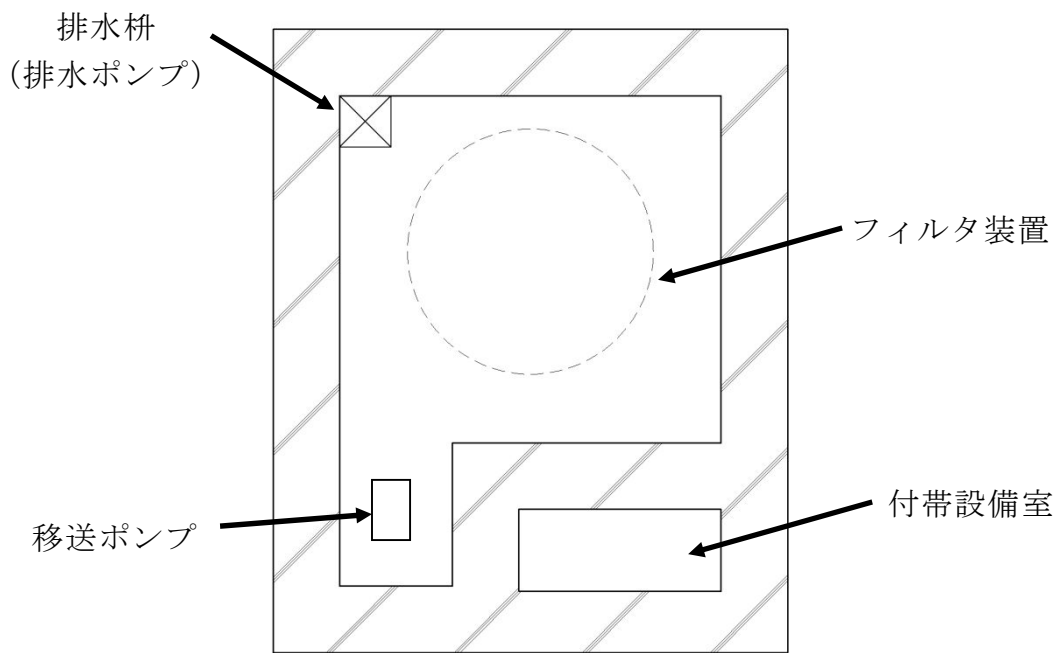
第 2 表 排水ポンプ仕様

型式：水中ポンプ  
 容量：約 10m<sup>3</sup>/h  
 揚程：約 40m  
 台数：1  
 駆動源：電動駆動（交流）



注) 系統構成は現在の計画

第 3 図 排水設備系統概略図



第 4 図 格納容器圧力逃がし装置格納槽断面図

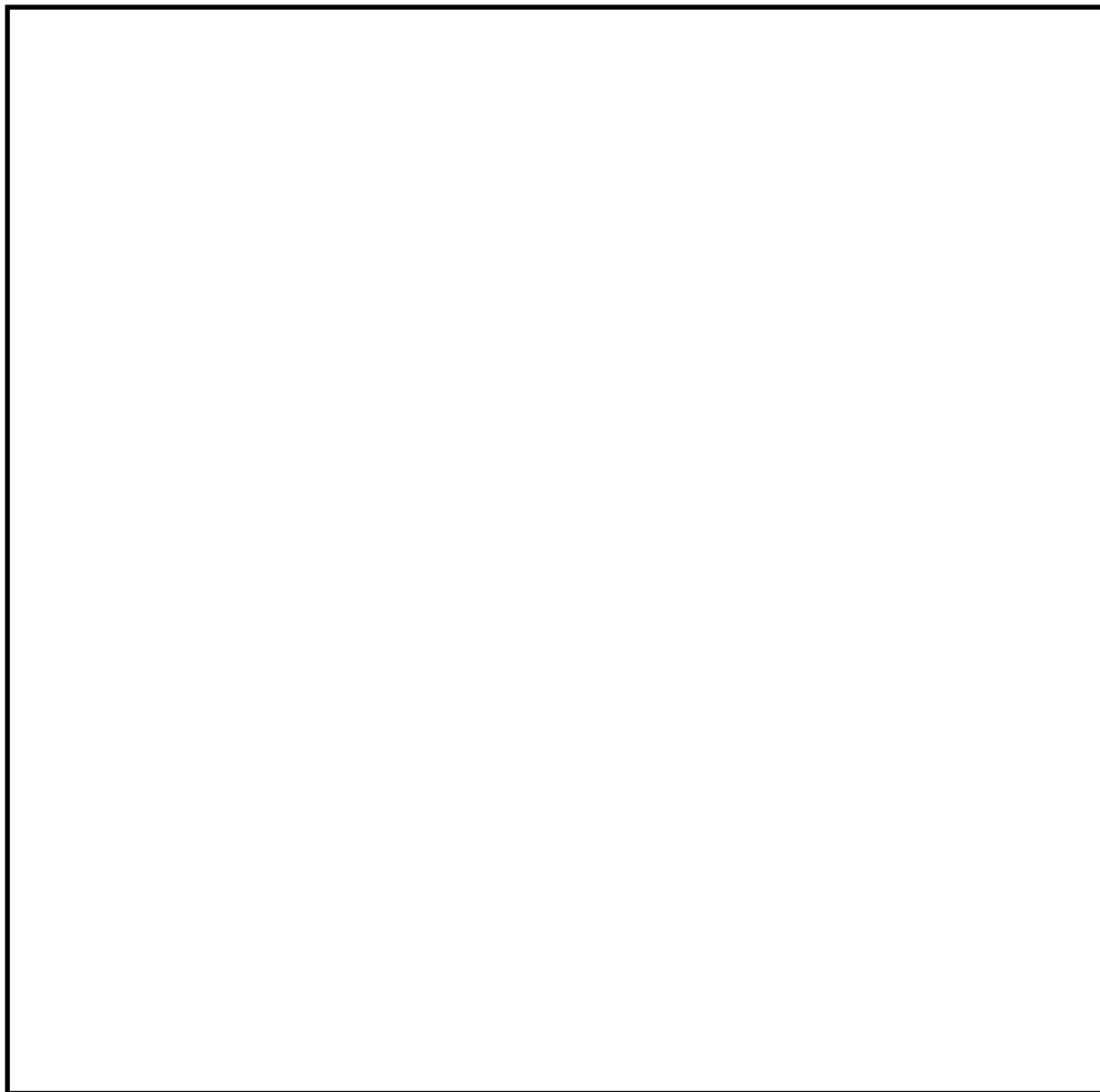
格納容器フィルタベント設備隔離弁の人力操作について

格納容器フィルタベント設備の隔離弁は、中央制御室からの操作ができない場合には、現場の隔離弁操作場所から遠隔人力操作機構を介して弁操作を実施する。ベントに必要な弁の位置と操作場所について、第1図に示す。

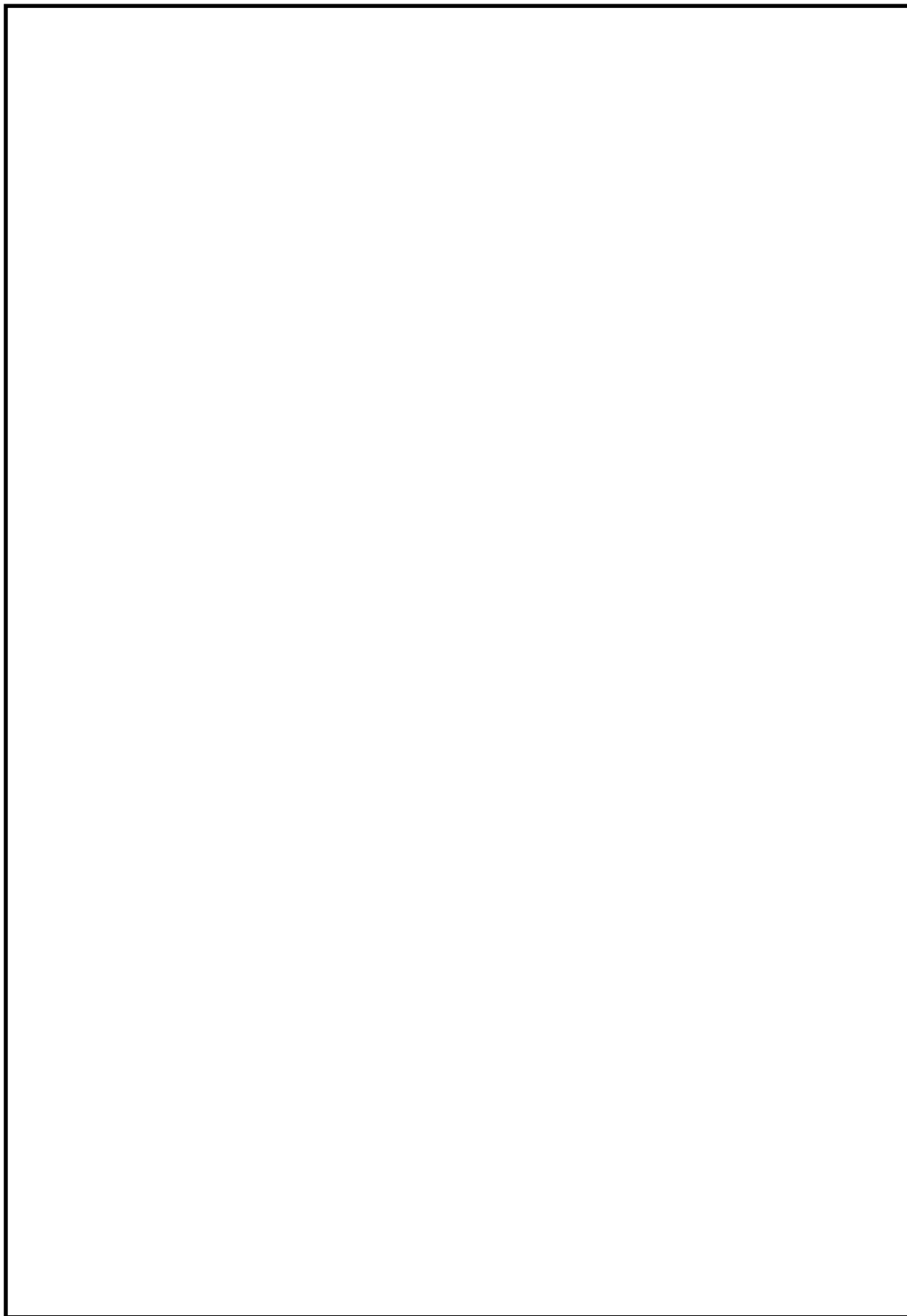
ベントは、第一弁より開操作を実施し、第一弁が全開となったのちに第二弁の操作を実施し、ベントガスの大気への放出が開始されるため、第二弁操作室を設ける。第二弁操作室は、弁の人力操作に必要な要員を収容可能な遮蔽に囲まれた空間とし、空気ポンプユニットにより正圧化し、外気の流入を一定時間完全に遮断することで、ベントの際のプルームの影響による操作員の被ばくを低減する設計とする。



第 1 図 隔離弁の操作場所 (1/3)



第 1 図 隔離弁の操作場所 (2/3)



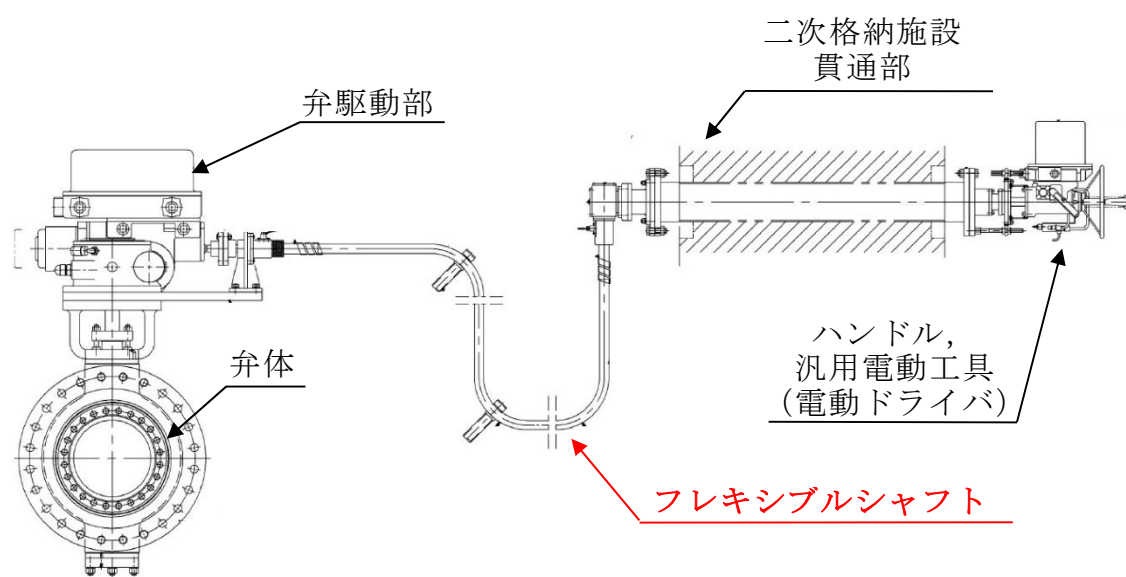
第 1 図 隔離弁の操作場所 (3/3)

## (1) 電動駆動弁の遠隔人力操作機構の概要

隔離弁の操作軸にフレキシブルシャフトを接続し、二次格納施設外まで延長し、端部にハンドル又は遠隔操作器を取り付けて人力で操作できる構成とする。フレキシブルシャフトは直線に限らずトルクが伝達可能な構造とし、容易に操作できるように設計する。フレキシブルシャフトの一部は、隔離弁の付近に設置されることから、設備の使用時には高温、高放射線環境が想定されるが、機械装置であり機能が損なわれるおそれはない。

なお、フレキシブルシャフトを取り外し、ハンドルを取り付けることにより、弁設置場所での操作も可能である。

遠隔人力操作機構の模式図を第 2 図に、ベントに必要な隔離弁の遠隔人力操作機構の仕様について第 1 表に示す。



第 2 図 遠隔人力操作機構の模式図

第 1 表 ベントに必要な隔離弁の遠隔人力操作機構の仕様

弁名称 (口径)	第一弁 (S/C側) (600A)	第一弁 (D/W側) (600A)	第二弁及び 第二弁バイパス弁 (450A)
フレキシブル シャフト長さ	約 12m	約 25m	約 15m
ハンドル 回転数	約 2,940 回	約 2,940 回	約 1,989 回

## (2) 遠隔人力操作機構のモックアップ試験

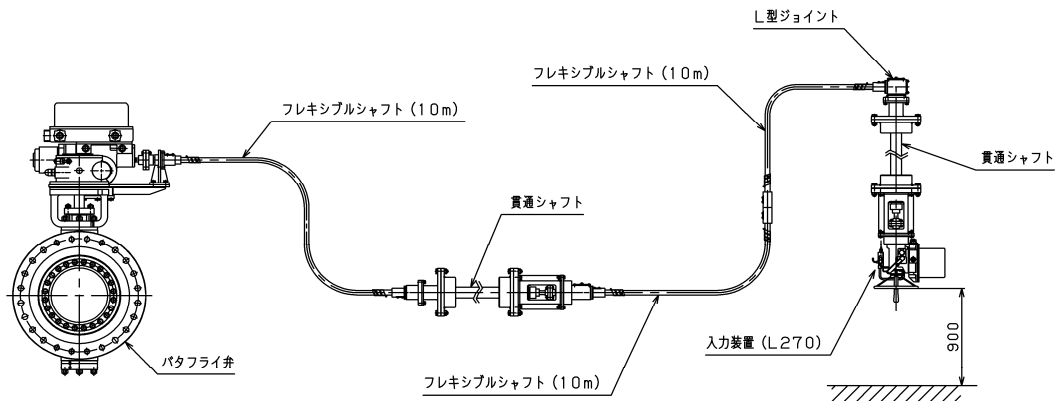
フレキシブルシャフトを介した遠隔人力操作機構の成立性及び操作時間を 500A のバタフライ弁を用いたモックアップ試験により確認した。モックアップ試験の概要を第 3 図に示す。

モックアップ試験の結果、弁上流側に格納容器圧力 2Pd に相当する圧力 (620kPa [gage]) が加かった状態であっても、フレキシブルシャフトを介した遠隔手動操作が可能であることを確認した。また、弁の操作要員は 3 名で約 82 回/分の速度にてハンドル操作が可能であることを確認した。モックアップ試験の結果を第 2 表に示す。

試験の結果を反映したベントに必要な隔離弁のハンドル操作時間を第 3 表に示す。

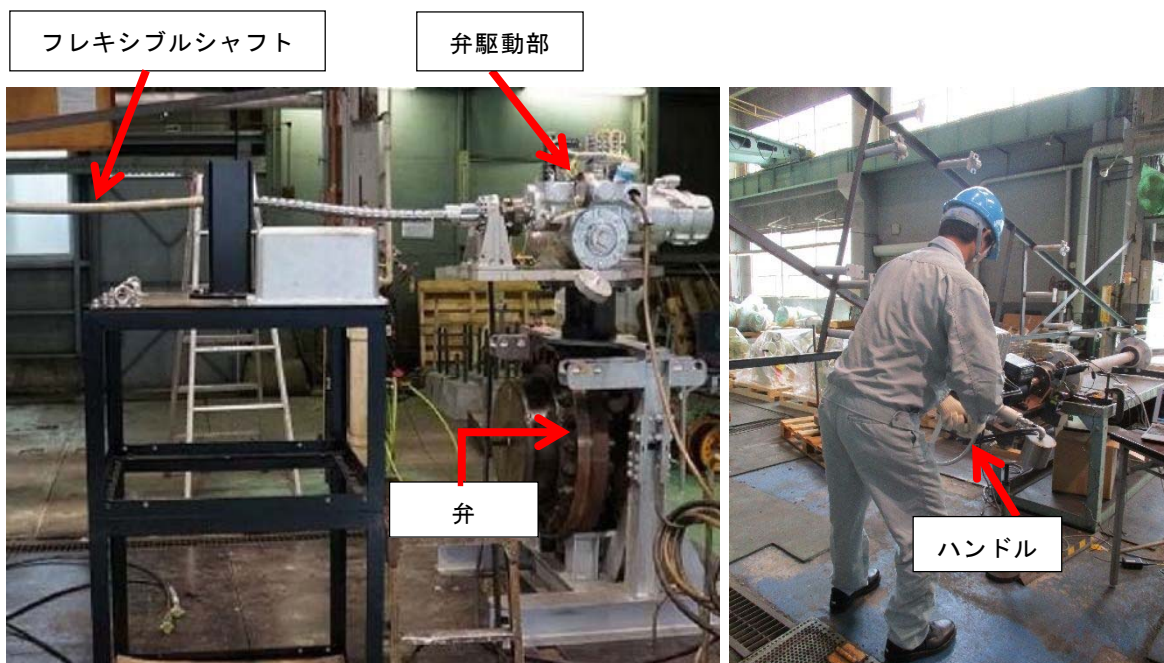
なお、東海第二ではフィルタベントを使用する際の系統構成 (他系統との隔離及びベント操作) において、A0 弁の遠隔手動操作をすることはない。





弁型式：500A バタフライ弁（電動駆動）  
 シャフト長さ：約 30m  
 上流側圧力：620kPa [gage] 以上

第 3 図 モックアップ試験の概要 (1/2)



第 3 図 モックアップ試験の概要 (2/2)

第 2 表 モックアップ試験結果

弁開度指示	ハンドル操作時間	ハンドル回転数	弁上流側圧力 (kPa [gage])	備考
5%	2分03秒	144	650	弁開度指示9%で 弁上流側圧力0kPa
10%	3分09秒	238	0	
50%	11分55秒	985	0	
100%	22分59秒	1,893	0	

第 3 表 ベントに必要な隔離弁のハンドル操作時間

弁名称	第一弁 (S/C側)	第一弁 (D/W側)	第二弁
ハンドル 操作時間	約 36 分	約 36 分	約 25 分

モックアップ試験結果のハンドル操作速度約 82 回転/分より算出。

### (3) 汎用電動工具による操作性向上

遠隔人力操作機構のハンドル操作時間には数十分を要することから、操作性を向上するために、汎用電動工具（電動ドライバ）を第二弁操作室付近に準備する。汎用電動工具を用いたハンドル操作時間は、10 分程度に短縮可能である。

なお、過回転による遠隔人力操作機構の損傷防止のため、ハンドル付近には回転数カウンタを設け、弁開度が全閉及び全開付近では必要により人力で操作することとする。

## (4) 第二弁操作室の正圧化バウンダリの設計差圧

第二弁操作室の正圧化バウンダリは、配置上、動圧の影響を直接受けない屋内に設置されているため、室内へのインリークは隣接区画との温度差によるものと考えられる。

第二弁操作室の正圧化に必要な差圧を保守的に評価するため、重大事故等時の室内の温度を高め、50℃、隣接区画を外気の設計最低温度-12.7℃と仮定すると、第二弁操作室の天井高さは最大約 4m であり、以下のとおり約 10.4Pa の圧力差があれば、温度の影響を無視できると考えられる。

$$\begin{aligned} \Delta P &= \{(-12.7^\circ\text{C} \text{の乾き空気の密度 } [\text{kg}/\text{m}^3] ) - (+50^\circ\text{C} \text{の乾き空気の密度} \\ &\quad [\text{kg}/\text{m}^3] )\} \times \text{天井高さ } [\text{m}] \\ &= (1.3555 [\text{kg}/\text{m}^3] - 1.0925 [\text{kg}/\text{m}^3]) \times 4 [\text{m}] \\ &= 1.052 [\text{kg}/\text{m}^2] \\ &\simeq 10.4 [\text{Pa}] \end{aligned}$$

したがって、正圧化の必要差圧は裕度を考慮して隣接区画+20Pa とする。

## (5) 第二弁操作室

第二弁操作室は、弁の人力操作に必要な要員を収容可能な遮蔽に囲まれた空間とし、空気ポンプユニットにより正圧化し、外気の流入を一定時間完全に遮断することで、ベントの際のプルームの影響による操作員の被ばくを低減する設計とする。室温については、ベント開始後は、格納容器圧力逃がし装置の配管の一部が遮蔽を挟んで隣接したエリアに設置されるため、長期的には徐々に上昇することが想定されるが、遮蔽が十分厚く操作員が第二弁操

作業室に滞在する数時間での室温の上昇はほとんどなく、居住性に与える影響は小さいと考えられる。

また、現場の第二弁操作室には、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計及び電離箱サーベイメータを設けることで居住性が確保できていることを確認できる。

中央制御室との通信については、携行型有線通話装置を第二弁操作室に

#### ①収容人数

第二弁の操作に必要な要員は、既述のモックアップ試験結果より3名であることから、第二弁操作室には3名を収容できる設計とする。

#### ②設置場所

第二弁操作室は、アクセス性と被ばく低減を考慮して原子炉建屋原子炉棟外でかつ遮蔽のある部屋とする必要があることから、原子炉建屋付属棟内に設置する。

また、第二弁は遠隔人力操作機構を用いて操作することから、弁の操作性のため、可能な限り第二弁に近い場所に第二弁操作室を設置する。第二弁操作室の設置位置を第1図に示す。

#### ③遮蔽設備

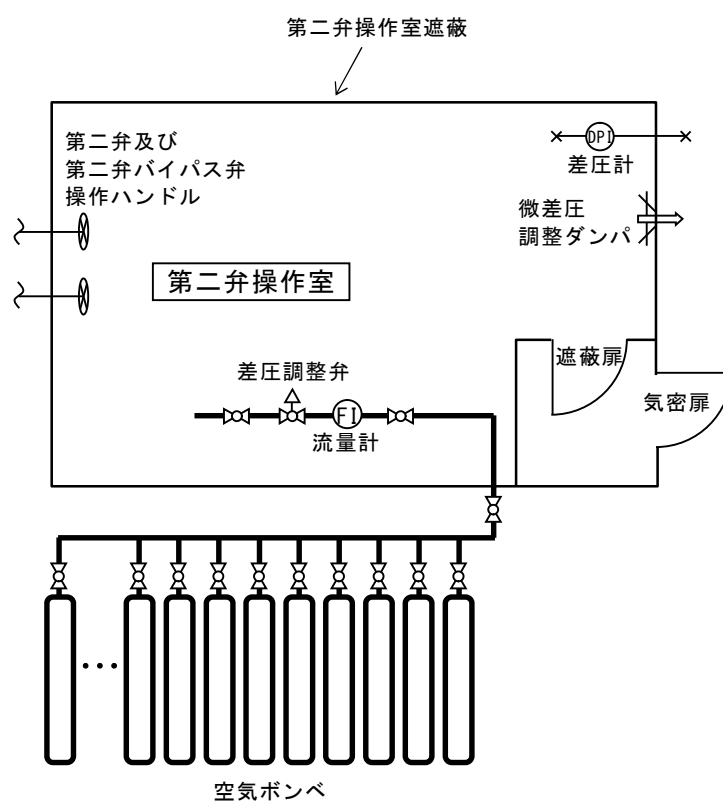
第二弁操作室の壁及び床は、弁操作要員がベント中に滞在可能なように鉄筋コンクリート40cm以上の厚さを有し、さらに、第二弁操作室に隣接するエリアに格納容器圧力逃がし装置入口配管が設置される方向の壁及び床の厚さは、鉄筋コンクリート120cmとし、放射性物質のガンマ線による外部被ばくを低減する設計とする。（別紙17）

なお、第二弁操作室の入口は、遮蔽扉及び気密扉を設置し、放射性物質のガンマ線による外部被ばくを低減し、また、放射性物質の第二弁操作室への流入を防止する設計とする。

## ④第二弁操作室空気ボンベユニット

## a. 系統構成

第二弁操作室空気ボンベユニットの概要図を第4図に示す。空気ボンベユニットから減圧ユニットを介し、流量計ユニットにより一定流量の空気を第二弁操作室へ供給する。第二弁操作室内は微差圧調整ダンパにより正圧を維持する。また、第二弁操作室内が微正圧であることを確認するため差圧計を設置する。



第4図 第二弁操作室空気ボンベユニット概要図

## b. 必要空気量

## (a) 二酸化炭素濃度基準に基づく必要空気量

- ・ 収容人数： $n=3$  (名)
- ・ 許容二酸化炭素濃度： $C=0.5\%$  (J E A C 4622-2009)
- ・ 空気ボンベ中の二酸化炭素濃度： $C_0=0.0336\%$
- ・ 呼吸により排出する二酸化炭素量： $M$

作業 (時間)	呼吸により排出する 二酸化炭素量：M (m <sup>3</sup> /h/人)	空気調和・衛生工学便覧 の作業程度区分
弁操作 (1時間) ※1	0.074	重作業
待機 (4時間)	0.022	極軽作業

※1 弁操作時間は第3表のとおり1時間未満であるが、保守的に1時間を見込む。

・必要換気量： $Q = M \times n / (C - C_0)$

弁操作時  $Q_1 = 0.074 \times 3 / (0.005 - 0.000336)$   
 $= 47.6 \text{ m}^3 / \text{h}$

待機時  $Q_2 = 0.022 \times 3 / (0.005 - 0.000336)$   
 $= 14.2 \text{ m}^3 / \text{h}$

・必要空気量： $V = Q_1 \times 1 + Q_2 \times 4$   
 $= 47.6 \times 1 + 14.2 \times 4$   
 $= 104.4 \text{ m}^3$

(b) 酸素濃度基準に基づく必要空気量

- ・収容人数：n=3（名）
- ・吸気酸素濃度：a=20.95%（標準大気の酸素濃度）
- ・許容酸素濃度：b=19.0%（鉱山保安法施工規則）
- ・乾燥空気換算酸素濃度：d=16.4%（空気調和・衛生工学便覧）
- ・成人の酸素消費量：c=（呼吸量）×（a-d）/100

作業 (時間)	酸素消費量：c (m <sup>3</sup> /h/人)	呼吸量 (L/min)	空気調和・衛生工 学便覧の作業区分
弁操作 (1時間) ※2	0.273	100	歩行(300m/min)
待機 (4時間)	0.02184	8	静座

※2 弁操作時間は第3表のとおり1時間未満であるが、保守的に1時間を見込む。

・必要換気量： $Q = c \times n / (a - b)$

弁操作時  $Q_1 = 0.273 \times 3 / (0.2095 - 0.190)$

$$= 42.0 \text{ m}^3 / \text{h}$$

$$\text{待機時 } Q_2 = 0.02184 \times 3 / (0.2095 - 0.190)$$

$$= 3.36 \text{ m}^3 / \text{h}$$

$$\cdot \text{必要空気量} : V = Q_1 \times 1 + Q_2 \times 4$$

$$= 42.0 \times 1 + 3.36 \times 4$$

$$= 55.44 \text{ m}^3$$

### (c) 必要ポンペ本数

(a), (b)の結果より, 第二弁操作室内に滞在する操作員(3名)が弁操作時間を含めて5時間滞在するために必要な空気ポンペによる必要空気量は二酸化炭素濃度基準の  $104.4 \text{ m}^3$  とする。

空気ポンペの仕様は以下のとおり。

- ・容量 :  $46.7 \text{ L} / \text{本}$
- ・初期充填圧力 :  $14.7 \text{ MPa}$  [gage]

したがって, 1気圧でのポンペの空気量は約  $6.8 \text{ m}^3 / \text{本}$  であるが, 残圧及び使用温度補正を考慮し, 空気供給量は  $5.5 \text{ m}^3 / \text{本}$  とすると, 空気ポンペの必要本数は下記の計算により 19 本となる。

$$104.4 / 5.5 = 18.98 \dots \rightarrow 19 \text{ 本}$$

### ⑤ 通信設備

第二弁操作室には, 中央制御室と通信するための携行型有線通話装置(図5)を設ける。



通話装置



通話装置差込口

第 5 図 携行型有線通話装置

(参考) 第二隔離弁の遠隔人力操作作業室の環境について

重大事故等時に想定される放射線量及び室温が、第二弁の操作に影響はないことを以下のとおり確認した。

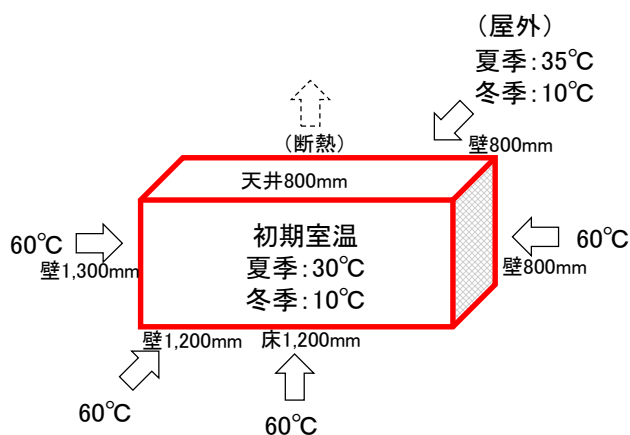
第二弁操作室内は、空気ポンベにより正圧化して、放射性物質の流入を防ぐ設計としており、第二弁操作室の壁及び床は、弁操作要員の滞在中の被ばく防護のため、40cm以上の鉄筋コンクリート壁厚を確保している。

さらに、第二弁操作室に隣接するエリアに格納容器圧力逃がし装置入口配管が設置されるため、配管が設置される方向に対し、120cm以上の鉄筋コンクリート壁厚を確保し、ベント時の放射性物質からのガンマ線による外部被ばくを低減する設計としている。

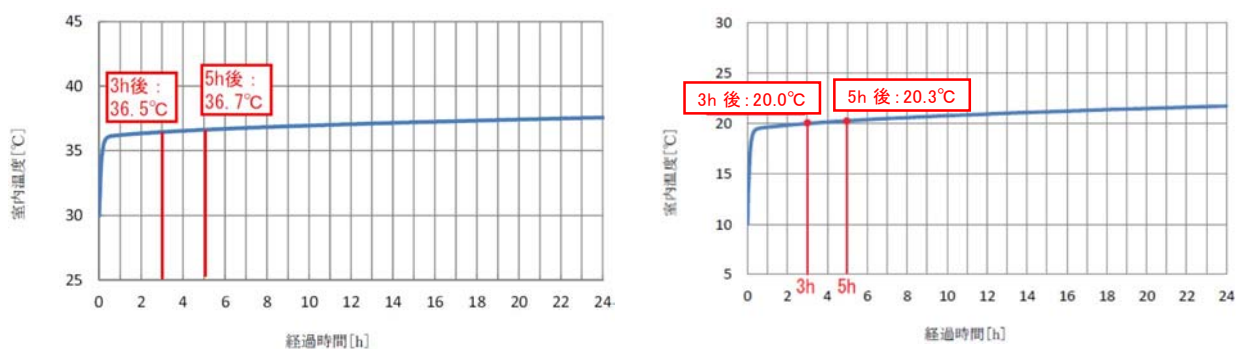
この対策により、第二弁操作室にベント開始から3時間滞在した場合の被ばく量は、ウェットウェルベントの場合で約28mSv、ドライウェルベントの場合で42mSvと評価している。(別紙17)

また、ベント開始後の格納容器圧力逃がし装置配管の影響による室温の上昇は、ベント開始3時間～5時間後で夏季:約37℃(外気温+2℃)、冬季:約20℃(外気温+10℃)と評価した。(第6図)





- ・ 初期室温は夏季：30°C，冬季：10°Cとし，外気温は夏季：35°C，冬季：10°Cとする。
- ・ 評価開始時点で格納容器圧力逃がし装置の入口配管が敷設される部屋の壁の表面温度を60°Cとする。  
(保温材の効果により60°Cとなる)
- ・ 隣接する部屋に格納容器圧力逃がし装置の入口配管が敷設されていない部屋の壁は，保守的に断熱とする。



室温は，格納容器圧力逃がし装置の入口配管が敷設される部屋の壁の表面温度を評価開始時点で60°Cと保守的に設定しても3時間～5時間後で夏季：約37°C（外気温+2°C），冬季：約20°C（外気温+10°C）と評価。

第6図 第二弁操作室の室温上昇評価モデルと評価結果

格納容器圧力制御のための代替格納容器スプレイの運用について

## (1) 代替格納容器スプレイの運用について

東海第二発電所の非常時運転手順書では、格納容器圧力制御のための外部水源を用いた代替格納容器スプレイを実施する場合、炉心損傷前は 279kPa [gage] (0.9Pd) - 217kPa [gage] (0.7Pd), 炉心損傷後は 465kPa [gage] (1.5Pd) - 400kPa [gage] (1.3Pd) の範囲において、可能な限り高い圧力で維持するよう格納容器スプレイ流量を  $130\text{m}^3/\text{h}$  -  $102\text{m}^3/\text{h}$  (補足 1) の範囲で調整することとしている。これは、間欠スプレイを実施する場合に対して、運転員の負担の軽減及びスプレイ弁故障のリスク軽減し、さらに、格納容器圧力を高い領域で維持することでスプレイ効果を高め、サプレッション・プール水位の上昇抑制による格納容器ベントの遅延を図り、可能な限り外部への影響を軽減する観点から設定している。

一方で、有効性評価においては、上記圧力制御範囲において、スプレイ流量  $130\text{m}^3/\text{h}$  を一定として、スプレイ弁の開閉による間欠スプレイを実施することとしている。これは、被ばく評価に与える影響を厳しく評価する観点から、実手順のスプレイ流量範囲のうち最大流量である  $130\text{m}^3/\text{h}$  を設定している。

## (2) 影響評価

可能な限り連続スプレイを実施することとしている非常時運転手順書と有効性評価解析には、第 1 表に整理する相違点があり、非常時運転手順書に基づいて連続スプレイとした場合に、有効性評価解析に与える影響を確認する。

第 1 表 有効性評価との相違点と影響評価について

相違点	項目	評価
スプレイ流量の低下	格納容器圧力低下効果の不足	影響評価①
	格納容器温度低下効果の不足	
	エアロゾル除去効果の低下	影響評価②
スプレイ停止期間の減少	ベント開始時間が早くなることによる被ばく影響の増大	影響評価①
格納容器圧力が高い領域で推移	格納容器からの放射性物質の漏えい量の増加	影響評価③

## a. 影響評価①

格納容器圧力制御のための代替格納容器スプレイを連続スプレイとした場合、有効性評価において実施している  $130\text{m}^3/\text{h}$  から流量を低下させることとなるため、格納容器圧力及び温度に与える影響を確認する。また、有効性評価ではサプレッション・プール水位上昇を抑制するために間欠での代替格納容器スプレイを実施しているが、連続スプレイとした場合には、サプレッション・プール水位上昇が早くなるおそれがあるため、ベント開始時間に与える影響を確認する。

## (a) 評価条件

代替格納容器スプレイ流量範囲の下限である  $102\text{m}^3/\text{h}$  で一定とした条件での感度解析「 $102\text{m}^3/\text{h}$  一定ケース」を実施した。また、その他の条件は有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」（以下「ベースケース」という。）と同じとした。

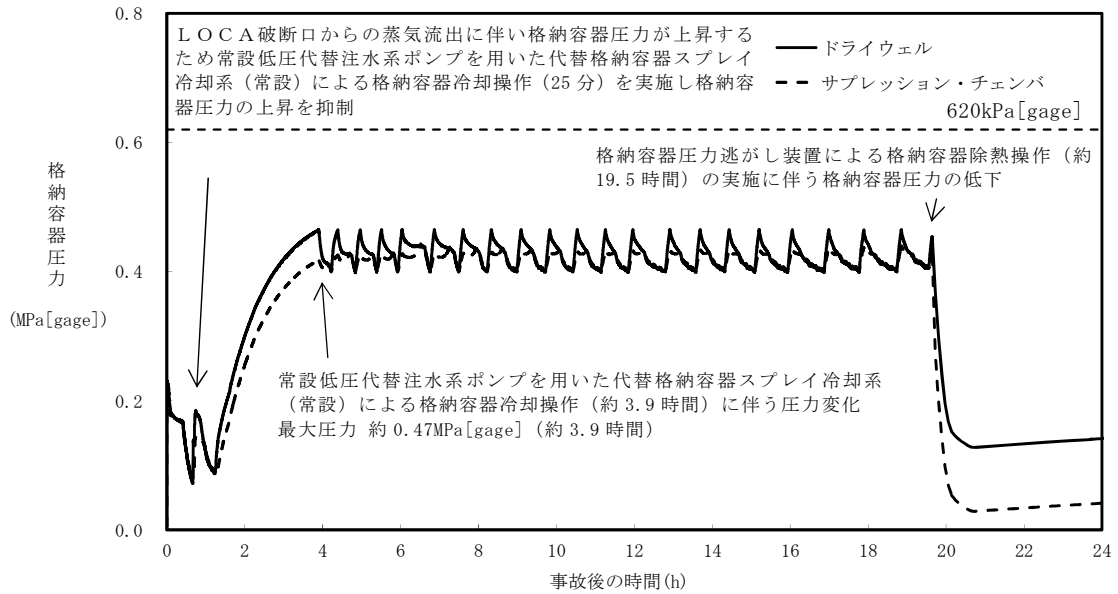
ベースケースと  $102\text{m}^3/\text{h}$  一定ケースを対比し、連続スプレイとした場合の影響について確認する。

## (b) 評価結果

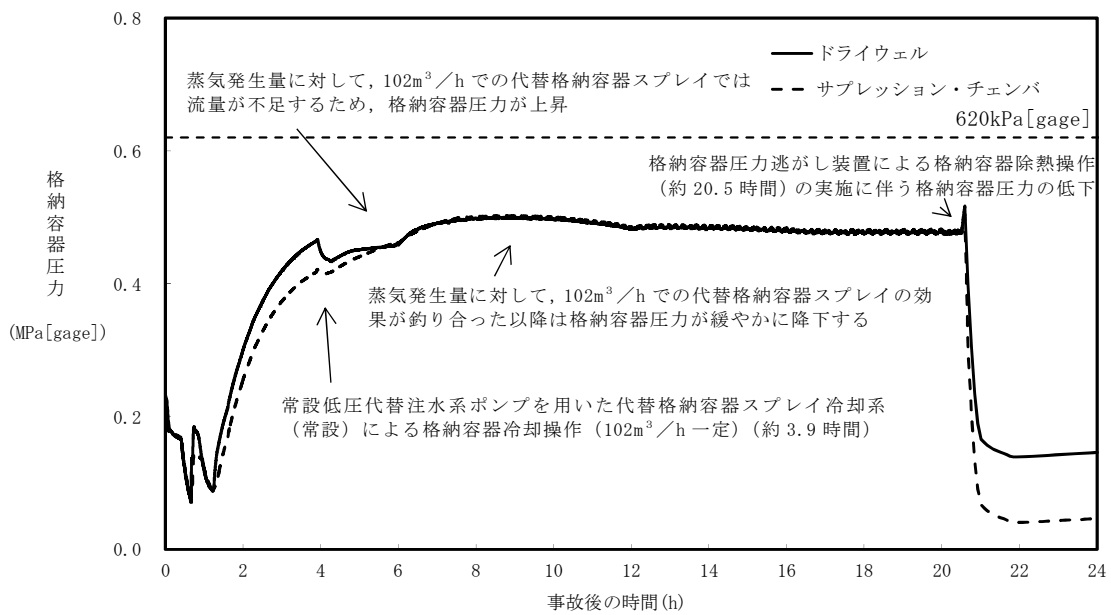
ベースケースにおける格納容器圧力の推移を第 1 図に、格納容器温度の推移を第 3 図に示す。また、 $102\text{m}^3/\text{h}$  一定ケースにおける格納容器圧力の推移を第 2 図に、格納容器温度の推移を第 4 図に示す。

$102\text{m}^3/\text{h}$  一定ケースでは、約 4 時間後から約 9 時間後まで、蒸気発生量に対してスプレー流量が不足し、格納容器圧力が上昇する結果となった。ただし、実運用では、スプレー流量を調整することで圧力を  $465\text{kPa}$  [gage] (1.5Pd) 以下に抑制することが可能である。また、 $102\text{m}^3/\text{h}$  一定ケースにおけるベント開始時間は約 20.5 時間であり、ベースケースの約 19.5 時間よりも遅くなる結果となった。

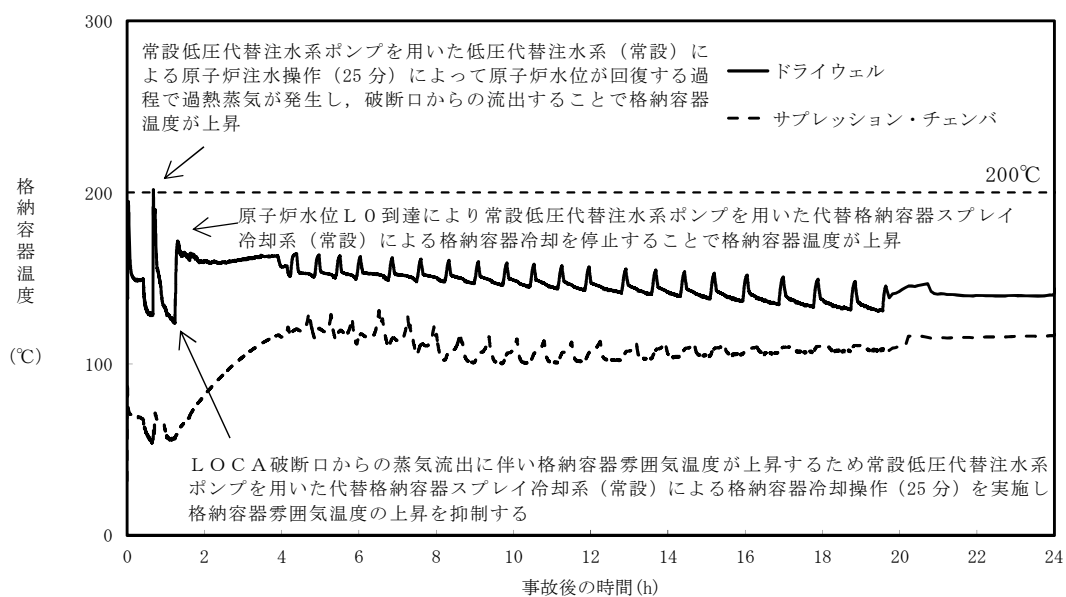
以上のことから、連続スプレーを実施することによる格納容器圧力及び格納容器温度に与える影響はなく、ベント開始時間が早まることによる被ばく評価への影響もない。



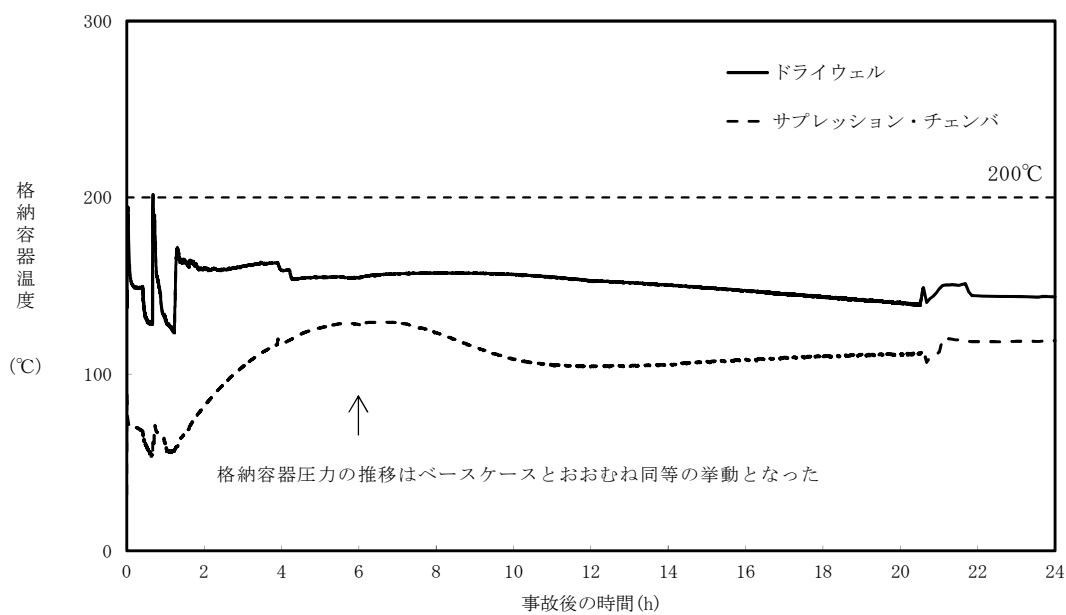
第1図 ベースケースにおける格納容器圧力の推移 (24時間)



第2図 102m<sup>3</sup>/h一定ケースにおける格納容器圧力の推移 (24時間)



第3図 ベースケースにおける格納容器温度の推移（24時間）



第4図 102m<sup>3</sup>/h一定ケースにおける格納容器温度の推移（24時間）

## b. 影響評価②

格納容器スプレイに期待しているエアロゾル除去効果について、スプレイ流量が低下した場合には、液滴数が減少することで除去効率が下がり、ベースケースよりも格納容器内に浮遊するエアロゾル濃度が上昇することで、格納容器から原子炉建屋へ漏えいするエアロゾル量及びフィルタ装置へ移行するエアロゾル量が多くなるおそれがある。

## (a) 評価条件

ベースケースにおいて、ベント直前の 19.5 時間後時点でのベースケース及び 102m<sup>3</sup>/h 一定ケースの格納容器気相部のエアロゾルの濃度を対比する。

## (b) 評価結果

19.5 時間後におけるベースケースと 102m<sup>3</sup>/h 一定ケースにおける格納容器気相部のエアロゾルを第 2 表に示す。

第 2 表 格納容器気相部のエアロゾル濃度の比較

核種グループ		エアロゾルの濃度 (kg/m <sup>3</sup> )		ベースケースとの比較
		ベースケース	102m <sup>3</sup> /h 一定ケース	
1	C s I 類	1.62E-07	1.26E-07	7.78E-01
2	C s OH 類	4.39E-07	3.16E-07	7.20E-01
3	S b 類	1.13E-07	7.22E-08	6.39E-01
4	T e O <sub>2</sub> 類	8.38E-08	4.43E-08	5.29E-01
5	S r O 類	6.63E-05	4.35E-05	6.56E-01
6	B a O 類	8.53E-05	5.55E-05	6.51E-01
7	M o O <sub>2</sub> 類	1.09E-04	7.00E-05	6.42E-01
8	C e O <sub>2</sub> 類	5.74E-05	3.77E-05	6.57E-01
9	L a <sub>2</sub> O <sub>3</sub> 類	6.64E-05	4.36E-05	6.57E-01
合計		3.85E-04	2.51E-04	6.51E-01

## (c) 評価結果

評価の結果、 $102\text{m}^3/\text{h}$  一定ケースではベースケースと比較して、格納容器気相部のエアロゾル濃度が減少する結果となった。これは、間欠スプレイを実施する場合には、スプレイ停止期間中に格納容器内の温度が上昇し、沈着したエアロゾルが再浮遊することで濃度が上昇することに対して、連続スプレイを実施する場合は格納容器温度が相対的に低く抑えられたためと考えられる。

以上のことから、エアロゾル除去効果については、ベースケースの方がより保守的な結果であり、被ばく評価に与える影響はない。

## c. 影響評価③

被ばく評価において、MAAP解析結果に基づき、格納容器から原子炉建屋への漏えいを評価する希ガス、エアロゾル及び有機よう素については、格納容器の圧力が高く維持される連続スプレイの方が多くなるおそれがある。

## (a) 評価条件

代替格納容器スプレイによる圧力制御範囲において、可能な限り格納容器圧力を高い領域で維持した場合を模擬させるため、格納容器圧力を  $465\text{kPa}$  [gage] (1.5Pd) でほぼ一定とした感度解析「1.5Pd 制御ケース」を実施した。 $465\text{kPa}$  [gage] (1.5Pd) でほぼ一定の格納容器圧力となるよう、 $465\text{kPa}$  [gage] (1.5Pd) から  $462\text{kPa}$  [gage] (1.49Pd) の圧力範囲で間欠スプレイを実施する条件とした。また、その他の条件はベースケースと同じとした。

ベースケースと 1.5Pd 制御ケースを対比し、連続スプレイとした場



合の希ガス、エアロゾル及び有機よう素の漏えいによる放出割合の影響について確認する。

(b) 評価結果

放出割合の評価結果を第 3 表に示す。

第 3 表 原子炉建屋への放出割合の比較

核種グループ		放射エネルギー (0.5MeV 換算値)		ベースケースとの比較
		ベースケース	1.5Pd 制御ケース	
1	希ガス類	2.423E+15	2.249E+15	9.285E-01
2'	有機よう素	2.890E+15	2.680E+15	9.274E-01
2	C s I 類	1.121E+15	1.139E+15	1.016E+00
3	C s O H 類	9.065E+13	9.190E+13	1.014E+00
4	S b 類	1.693E+12	1.717E+12	1.014E+00
5	T e O <sub>2</sub> 類	1.445E+13	1.465E+13	1.014E+00
6	S r O 類	5.607E+11	5.700E+11	1.017E+00
7	B a O 類	5.468E+12	5.544E+12	1.014E+00
8	M o O <sub>2</sub> 類	2.267E+12	2.298E+12	1.014E+00
9	C e O <sub>2</sub> 類	9.046E+11	9.175E+11	1.014E+00
10	L a <sub>2</sub> O <sub>3</sub> 類	7.939E+11	8.051E+11	1.014E+00
合計		6.550E+15	6.187E+15	9.446E-01

第 3 表に示すとおり、エアロゾルは 2%程度増加する結果となったが、希ガス及び有機よう素は減少する結果となった。これは、ベースケースにおいて、間欠スプレイを実施することで急激にドライウェル圧力が低下し、サプレッション・チェンバから希ガス及び有機よう素を含む非凝縮性ガスがドライウェルに移行し、漏えい面積のより大きいドライウェル内の非凝縮性ガスの割合が増加するのに対し、1.5Pd

制御ケースの場合、ドライウェルとサプレッション・チェンバ間の急激な差圧が生じず、ドライウェルに移行する非凝縮性ガスの割合が相対的に低くなったためである。

また、ベースケースにおける格納容器から原子炉建屋への漏えいする希ガス、有機よう素及びその他の核種の被ばくへの寄与率は、第 4 表に示すとおり、希ガス及び有機よう素による寄与が大半を占めている。1.5Pd 制御ケースにて増加するエアロゾルの影響は軽微であることに加え、寄与率の高い希ガス及び有機よう素が減少していることから、間欠スプレイを実施するベースケースの方がより保守的な評価となる。

第 4 表 核種グループごとの被ばく寄与率（ベースケース）

	外部被ばく寄与率	内部被ばく寄与率	グラウンドシャイン
希ガス	約 56%	—	—
有機よう素	約 26%	約 55%	約 96%
無機よう素	約 17%	約 35%	
粒子状よう素	約 1%	約 2%	
エアロゾル	約 1%	約 9%	約 4%

さらに、a. にて示したように、 $102\text{m}^3/\text{h}$  一定ケースでは、ベースケースと比較し、ベント開始時間が遅くなることで被ばく評価において大半の寄与を占める希ガスの減衰時間が増えるため、より被ばく線量は低くなる。

なお、無機よう素については、有効性評価における格納容器圧力の制御範囲を包含するよう漏えい率を与えているため、影響はない。

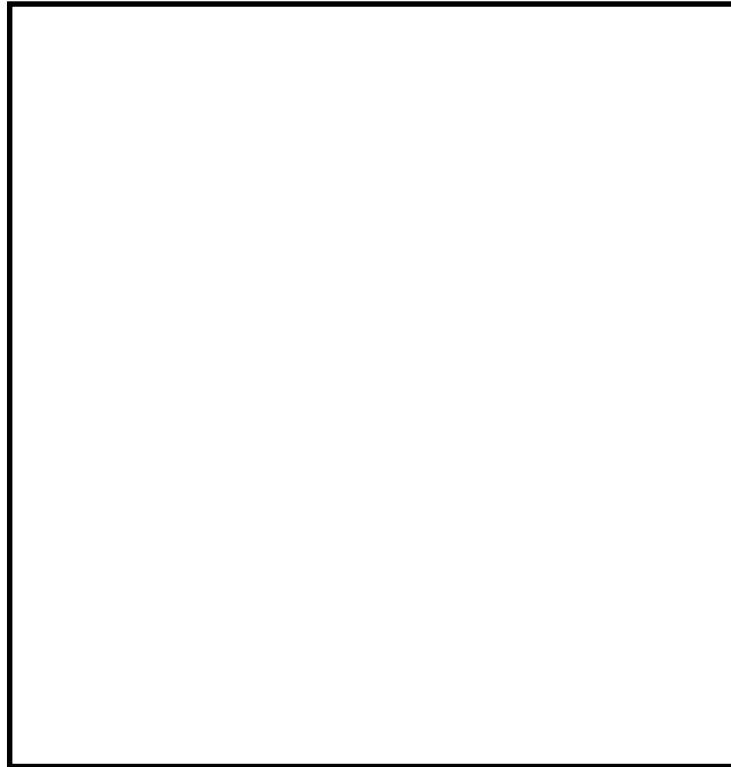
以上のことから，被ばく評価において，ベースケースの方がより保守的な結果となるため，被ばく評価に対する影響はない。

## 補足 1 スプレー流量制御の下限值の設定について

格納容器スプレーによるエアロゾル除去効果については、MAAPコードにおいて取扱っており、スプレー液滴径と相関があるため、スプレー流量を低下させた場合、液滴径が大きくなることで十分なエアロゾル除去効果が確保されないおそれがある。そのため、連続スプレー流量制御の下限値は、MAAP解析にて有効性を確認している粒径である 2mm が確保される流量を設定する。流量制御の下限值の設定に当たっては、実験<sup>\*1</sup>による知見に基づき、代替格納容器スプレー流量の下限値を設定する。

## 1. 実験の知見及び考察

実験の結果を第 1 図に示す。実験における記録ではスプレー液滴径にばらつきがあるが、第 1 図に示すノズル当たりの流量が  L/min 以上の場合、最大の液滴径は 2 mm 以下となる。そのため、ノズル当たりの流量が  L/min 以上確保される流量を代替格納容器スプレー流量制御の下限値として設定する。



第 1 図 スpray液滴径の実験結果

(ノズル当たりの流量  L/min)

## 2. 流量制御の下限値の設定

東海第二発電所における Sprayヘッダのノズル数は  個であることから、下式に示すとおり、 Spray流量  $102\text{m}^3/\text{h}$  以上を確保することで、 Sprayノズル当たりの流量は  L/min 以上確保される。

$$\begin{aligned}
 \text{○系統流量} &= \text{ (L/min/ノズル)} \times \text{ (ノズル)} \\
 &= \text{ (L/min)} \\
 &= 102 (\text{m}^3/\text{h})
 \end{aligned}$$

※1 共同研究報告書、放射能放出低減装置に関する開発研究 (PHASE2) (平成 5 年 3 月)

フィルタ装置における化学反応熱について

重大事故等時に格納容器で発生したエアロゾル及び無機よう素がフィルタ装置に到達し、ベンチュリスクラバにおいて無機よう素が化学反応した際の生成物は中性物質（よう化ナトリウム (NaI)、硫酸ナトリウム (Na<sub>2</sub>SO<sub>4</sub>)）であり、スクラビング水の pH に与える影響はほとんどない。また、ベンチュリスクラバにて無機よう素がスクラビング水と化学反応することによって発熱するが、この発熱量と、設計条件であるベントフィルタ内の放射性物質の崩壊による発熱量（500kW（別紙 2））とを比較した結果、ベンチュリスクラバにおける化学反応の発熱量は約 1/30 であり、化学反応の発熱量の影響が十分小さいことを確認した。

重大事故等時に格納容器で発生した有機よう素及びベンチュリスクラバを通過した無機よう素について、よう素除去部において有機よう素及び無機よう素が化学反応した際の生成物のうち、硝酸メチルは爆発性のおそれがある物質とされているが、生成量は約 0.003vol% と微量であることから、爆発することはないと考えられる。なお、生成物のうち、よう化銀については、光によって分解する性質があるが、よう素除去部は容器内の遮光された環境にあるため、光分解によるよう素の放出は発生しない。また、よう素除去部に有機よう素及び無機よう素が吸着剤と化学反応することによって発熱・吸熱するが、化学反応の発熱・吸熱による温度変化量を評価した結果、よう素除去部の温度変化が十分小さいことを確認した。

## 1. ベンチュリスクラバにおける化学反応による発熱量

## (1) ベンチュリスクラバにおけるエアロゾルの化学反応による発熱量

ベンチュリスクラバで捕集されるエアロゾルは核分裂生成物エアロゾルと構造材エアロゾルがある。核分裂生成物エアロゾルは別紙 2 に記載のとおりであり、構造材エアロゾルは炉内構造物等の金属及びコンクリート含有元素 (Si, Ca, Mg, Al, K 等) で構成されている。それらがスクラビング水と反応したときの反応熱の中で 1mol 当たりの発熱量が最も大きいのは  であることから、ここでは  で代表し、設計条件である 400kg 全量が  としてスクラビング水で反応したときの発熱量にて影響を評価する。

ベンチュリスクラバにおける  の化学反応は以下の熱化学方程式のとおりである。

それぞれの化学種の標準生成エンタルピは以下の値となる (参考図書 1)。

熱化学方程式と標準生成エンタルピより、 となる。

以上より、1mol の  の反応には  の発熱量を伴うこととなる。

400kg は  に当たることから、発熱量は  となる。

## (2) ベンチュリスクラバにおける無機よう素の化学反応による発熱量

ベンチュリスクラバにおける無機よう素の捕集は、スクラビング水に添加する薬剤により行われ、その化学反応は以下の熱化学方程式のとおりである。

アルカリ性条件下（発熱反応）

それぞれの化学種の標準生成エンタルピは以下の値となる（参考図書1）。

熱化学方程式と標準生成エンタルピより、となる。

以上より、1mol の無機よう素の反応にはの発熱量を伴うこととなる。

フィルタ装置に貯留するスクラビング水には  
wt%含有していることから、 $S_2O_3^{2-}$ の量はとなる。

一方、ベンチュリスクラバに流入する無機よう素の量について、以下のとおり設定する。

a. よう素炉内内蔵量（約 24.4kg）

BWRプラントにおける代表炉心（ABWR）の平衡炉心末期を対象としたORIGEN2コードの計算結果に対して、東海第二発



電所の熱出力 (3, 293MW) を考慮して算出した結果, 約 24. 4kg とする。

b. 格納容器へのよう素放出割合 (61%)

NUREG-1465 に基づき, 格納容器内へのよう素の放出割合を 61% とする。

c. 格納容器に放出されるよう素のうち無機よう素生成割合 (91%)

Regulatory Guide 1.195 に基づき, よう化セシウム 5%, 無機よう素 91%, 有機よう素 4% とする。

以上より, ベンチュリスクラバに流入する無機よう素 (分子量 253. 8) 約 13. 6kg (=24. 4kg×61%×91%) の量は約 53. 6mol (=13, 600g/253. 8g/mol) となる。無機よう素と [ ] の反応による発熱量はモル数の少ない無機よう素の量により決定される。この場合無機よう素と [ ] の反応により生じる全発熱量は [ ] となる。  
[ ]

(3) ベンチュリスクラバにおける化学反応の発熱量の評価



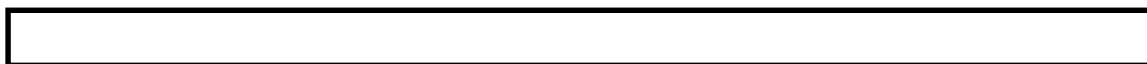
以上より、ベンチュリスクラバにおける化学反応による発熱量が与える影響はないと言える。

## 2. よう素除去部における化学反応による発熱

### (1) よう素除去部における有機よう素の化学反応による発熱量

よう素除去部における有機よう素の捕集は、銀ゼオライトへの吸着反応として行われ、その化学反応は以下の熱化学方程式のとおりである。

アルカリ性条件下（発熱反応）



それぞれの化学種の標準生成エンタルピは以下の値となる（参考図書 1）。



熱化学方程式と標準生成エンタルピより、となる。

以上より、1mol の有機よう素  $\text{CH}_3\text{I}$  の反応には  の発熱量を伴うこととなる。

ここで、よう素除去部に流入する有機よう素の量は、別紙 11 に記載のとおり  となる。したがって、よう素除去部における有機よう素の反応による発熱量は  となる。

有機よう素の全量が 10 分間（600 秒）でよう素除去部へ捕集されたと考えると、発熱量は  となる。

## (2) よう素除去部における無機よう素の化学反応による吸熱量

よう素除去部における無機よう素  $I_2$  の銀ゼオライトへの吸着反応は、以下の熱化学方程式で示される。



それぞれの化学種の標準生成エンタルピは以下の値となる（参考図書 1）。



熱化学方程式と標準生成エンタルピより、となる。

以上より、1mol の無機よう素 ( $I_2$ ) の反応には  の吸熱量を伴うこととなる。

ここで、無機よう素の反応は吸熱反応であることから、保守的に評価に含めないこととする。

## (3) よう素除去部における化学反応の発熱量の評価





以上より，よう素除去部における化学反応による発熱量が与える温度変化は十分小さいため，影響はないと言える。

<参考図書>

1. 化学便覧基礎編改訂 5 版

スクラビング水の粘性の変化が除去性能に与える影響について

ベントにより格納容器からフィルタ装置にエアロゾルが移行する。スクラビング水の粘性は、エアロゾルが可溶性の場合はそのエアロゾルの水和性と溶解する量によって、不溶性の場合はスクラビング水に分散する固体粒子の量によって変化する。可溶性エアロゾル又は不溶性エアロゾルの影響によるスクラビング水の粘性率の変化を保守的に評価した結果、その変化は十分小さく、DFへの影響がないことを確認した。

## (1) フィルタ装置内に移行するエアロゾル等の影響

重大事故等時に格納容器内へ放出されるエアロゾルがベントによりフィルタ装置に移行することから、NUREG-1465に記載されている格納容器への放出割合を参照し、フィルタ装置内へ移行するエアロゾル量を基にスクラビング水への影響を評価する。なお、NUREG-1465では格納容器への放出過程（Early In-Vessel, Late In-Vessel 等）ごとに格納容器への移行割合を与えており、本評価では事故後長期にわたってスクラビング水への影響を評価するため、放出過程ごとの放出割合の合計値をエアロゾル移行量の算出に使用している。（別紙2）

ベント後のスクラビング水には、可溶性エアロゾルと不溶性エアロゾルがそれぞれ存在することとなる。エアロゾルの種類と溶解の可否を第1表に示す。

第 1 表 エアロゾル（設計条件）の種類と溶解の可否

核種グループ	代表化学形態	FP エアロゾル移行量 (kg)	溶解の可否
Halogens	CsI		可溶性
Alkali metal	CsOH		可溶性
Te	TeO <sub>2</sub> , Sb		不溶性
Ba, Sr	BaO, SrO		可溶性
Noble metals	MoO <sub>2</sub>		不溶性
Ce	CeO <sub>2</sub>		不溶性
La	La <sub>2</sub> O <sub>3</sub>		不溶性
構造材	SiO <sub>2</sub> 等		大半は不溶性
	合計		400

可溶性エアロゾルと不溶性エアロゾルでは、スクラビング水の粘性に与える影響はそれぞれ異なることから、可溶性エアロゾル、不溶性エアロゾルに分けて粘性に与える影響を確認する。

なお、流体が流動する際の抵抗を示す粘性の大きさは、粘性率  $\eta$  [mPa・s] で表され、水の粘性率は水温 10°C の場合は約 1.3[mPa・s]、80°C の場合は約 0.3[mPa・s] である（参考図書 1）。

#### a. 可溶性エアロゾルの影響

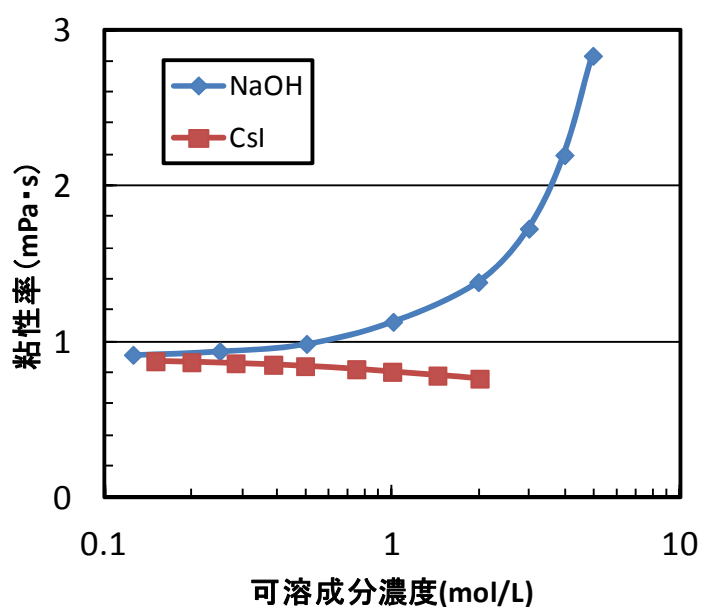
エアロゾルがスクラビング水に溶解すると、分解してイオンとして存在し、溶解したイオンの周囲に水分子が水和しやすい場合には、イオンと水分子が集団として振る舞うため移動しにくくなり、粘性率が大きくなる。一方、溶解したイオンの周囲に水分子が水和しにくい場合には、イオンや水分子が移動しやすくなり、粘性率が小さくなる（参考図書 2）。

ベント実施後にフィルタ装置に含まれる主な陽イオンには、Na<sup>+</sup>、K<sup>+</sup>、CS<sup>+</sup> があり、陰イオンには OH<sup>-</sup>、Cl<sup>-</sup>、Br<sup>-</sup>、I<sup>-</sup>、CO<sub>3</sub><sup>2-</sup>、HCO<sub>3</sub><sup>-</sup>、SO<sub>4</sub><sup>2-</sup> がある。これらイオンのうち、水和しやすく粘性率の増加に最も寄与する陽イオンは Na<sup>+</sup>、陰イオンは OH<sup>-</sup> であり、水和しにくく粘性率の減少に寄与する陽イオンは

$\text{Cs}^+$ 、陰イオンは  $\text{I}^-$  であると考えられる（参考図書 1, 3）。

このため、フィルタ装置にエアロゾルが移行した場合の粘性率は、エアロゾルの全量を水酸化ナトリウム ( $\text{NaOH}$ ) として評価したとき最も大きく、よう化セシウム ( $\text{CsI}$ ) として評価したときには小さくなる。

スクラビング水として低温（粘性率が高い）の  $25^\circ\text{C}$  における水酸化ナトリウムとよう化セシウムが水に溶解した場合の粘性率の変化を第 1 図に示す。



第 1 図  $\text{NaOH}$  と  $\text{CsI}$  が水に溶解した場合の粘性率の変化 ( $25^\circ\text{C}$ )

( $\text{NaOH}$  : 参考図書 4,  $\text{CsI}$  : 参考図書 5)

スクラビング水に添加している化学薬剤の [ ]  
 [ ] であり、このスクラビング水の粘性率は、化学薬剤を全て水酸化ナトリウムとして評価すると、第1図より [ ] mPa・s となる。

また、スクラビング水の粘性率の変化を保守的に評価するため、仮にフィルタ装置に移行するエアロゾルが全て水酸化ナトリウム（400kg = 10,000mol）と想定とすると、その溶液のモル濃度は [ ] mol/l 上昇し、[ ] となり、可溶性エアロゾルが溶解したスクラビング水の粘性率は、第1図より [ ] mPa・s となる。

以上より、可溶性エアロゾルが溶解した場合のスクラビング水の粘性率の変化は、フィルタ装置待機時のスクラビング水の粘性率に比べて、わずかに（ [ ] mPa・s 大きくなる）と評価できる。

なお、JAVA 試験における初期のスクラビング水に含まれる化学薬剤の質量パーセント濃度は、 [ ]  
 [ ] であり、これらのモル濃度はそれぞれ [ ]  
 [ ] となることから、このスクラビング水の粘性率は、化学薬剤が全て水酸化ナトリウムとして評価すると、第1図より [ ] mPa・s となる。

#### b. 不溶性エアロゾルの影響

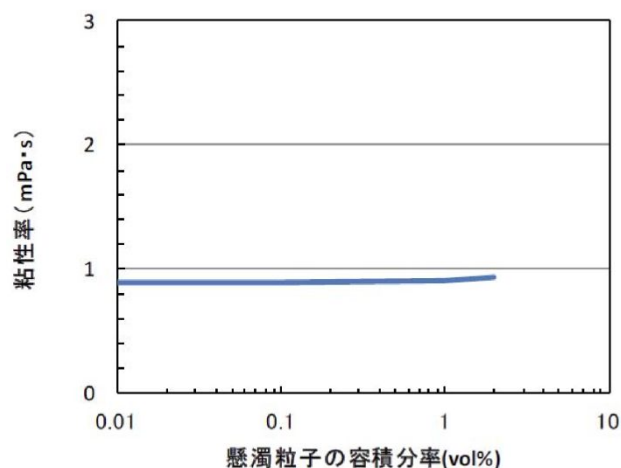
エアロゾルが不溶性の場合、スクラビング水中ではコロイド等の懸濁粒子濃度が上昇すると考えられる。このような懸濁粒子が分散した溶液の粘性率はアインシュタインの粘度式等によって評価することができる（参考図書1）。

$$\eta / \eta_0 - 1 = 2.5 \phi$$

ここで、 $\eta$  : 懸濁粒子溶液の粘性、 $\eta_0$  : 分散溶媒の粘性、 $\phi$  : 懸濁粒子



の容積分率を示す。上式を用いて、懸濁粒子濃度が粘性率に及ぼす影響を評価した結果を第2図に示す（アインシュタインの粘度式の成立限界である容積分率2%までを記載）。



第2図 不溶性分が共存した場合の粘性率の変化（25℃）

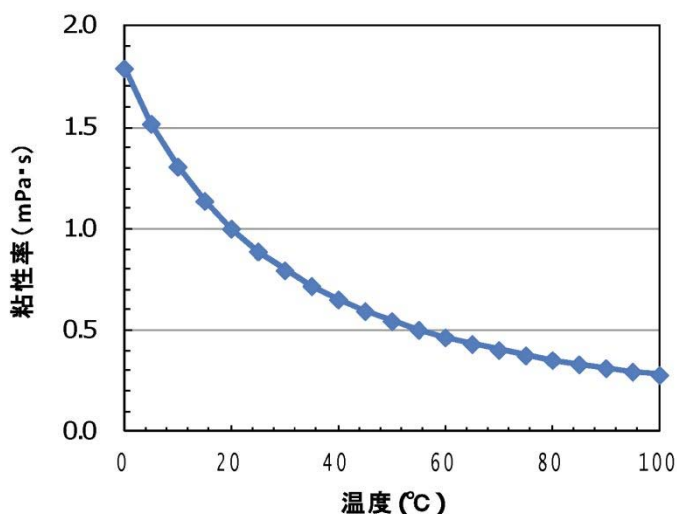
スクラビング水の粘性率の変化を保守的に評価するため、仮にフィルタ装置に移行するエアロゾルを全て不溶性のエアロゾル（密度  $\square$  g/cm<sup>3</sup>）とし、最低水量の  $\square$  t に加わったとして懸濁粒子の容積分率を算出すると、 $\square$  vol%（ $=400 \times 10^3 / 2.4 / (15.5 \times 10^6)$ ）となる。第2図によると懸濁粒子の容積分率 2vol%程度まで粘性率がほとんど上昇していないため、不溶性エアロゾルによるスクラビング水の粘性率の変化はほとんどないと評価できる。

なお、上記の密度  $\square$  g/cm<sup>3</sup> は、コア・コンクリート反応で発生するコンクリート由来のエアロゾルを想定したものであり、TeO<sub>2</sub>（密度約 5.7g/cm<sup>3</sup>）等の密度の大きいエアロゾルを想定するよりも懸濁粒子の容積分率を大きく算定するため、保守的な評価となっている。

## (2) 評価結果

粘性率の増加量は、粘性率の変化が大きい可溶性エアロゾルの場合においても下記のとおりであり、第3図に示す純水の温度変化に伴う粘性率の変化量と同等であるため、この粘性率の変化は十分小さい。よって、フィルタ装置を長期に使用する場合においても、スクラビング水の粘性のDFへの影響はないと考えられる。

- ・可溶性エアロゾル（水酸化ナトリウム 400kg）が溶解した場合のスクラビング水の粘性率の変化は、待機時のスクラビング水と比べた場合は   mPa・s 大きくなる。



第3図 水の粘性率に及ぼす温度の影響

なお、エアロゾルには有機物が含まれていないため、温度が上昇した場合にも粘性率を著しく大きくさせることはない。

## 〈参考図書〉

1. 化学便覧改訂 3 版基礎編Ⅱ
2. 上平恒, 「水の分子工学」
3. 横山晴彦, 田端正明 「錯体の溶液化学」
4. Pal M. Sipos, Glenn Hefter, and Peter M. May, Viscosities and Densities of Highly Concentrated Aqueous MOH Solutions (M+ ) Na+, K+, Li+, Cs+, (CH<sub>3</sub>)<sub>4</sub>N+) at 25.0 ° C, J. Chem. Eng. Data, 45, 613-617 (2000)
5. Grinnell Jones and Holmes J. Fornwalt, The Viscosity of Aqueous Solutions of Electrolytes as a Function of the Concentration. III. Cesium Iodide and Potassium Permanganate, J. Am. Chem. Soc., 58 (4), 619-625 (1936)
6. Joseph Kestin, H. Ezzat Khalifa and Robert J. Correia, Tables of the Dynamic and Kinematic Viscosity of Aqueous NaCl Solution in the Temperature Range 20-150°C and the Pressure Range 0.1-35MPa, J. Phys. Chem. Ref. Data, Vol.10, No.1 (1981)
7. 日本機械学会 蒸気表 <1999>

### 窒素供給装置の容量について

可搬型窒素供給装置の窒素容量は、下記①②を考慮して設定している。

- ① ベント後、中長期的に格納容器除熱系が復旧した後に窒素供給を開始し、  
除熱中の格納容器内の水素濃度を4%（水素の可燃限界温度）未満あるいは酸素濃度を5%（水素を燃焼させる下限濃度）未満に維持
- ② ベント停止後の格納容器圧力逃がし装置における水素滞留防止のため、窒素の供給を行い、格納容器圧力逃がし装置の系統内の水素濃度を4%（水素の可燃限界温度）未満あるいは酸素濃度を5%（水素を燃焼させる下限濃度）未満に維持

可搬型窒素供給装置の主要な仕様を第1表に示す。

第1表 可搬型窒素供給装置の主要仕様

窒素容量	約200Nm <sup>3</sup> /h
窒素純度	99.0vol%以上
窒素供給圧力	0.5MPa（可搬型窒素供給装置出口にて）

以下に、可搬型窒素供給装置の窒素供給量の設定について示す。

## (1) 格納容器における可搬型窒素供給装置の容量

ベント開始後に格納容器内で発生する水素及び酸素は、サプレッション・プール水に移行した放射性物質による水の放射線分解によるものが支配的となる。ベントシーケンスである「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」におけるM A A P解析に基づき評価した水素及び酸素の発生量を第2表に示す。なお、水素及び酸素の発生量算出については、以下の式により算出した。ベント後の格納容器除熱によって格納容器内は非沸騰状態にあることを想定し、水素発生量のG値は0.25、酸素発生量のG値は0.125とする。

$$\textcircled{1} \quad \text{発生水素（酸素）分子数 [分子数/J]}$$

$$= \text{G 値 [分子/100eV]} \div 100 \div (1.602 \times 10^{-19} \text{ [J]})$$

$$\textcircled{2} \quad \text{水素（酸素）発生量 [分子数/s]}$$

$$= \text{崩壊熱 [MW]} \times 10^6 \times \text{発生水素（酸素）分子数 [分子数/J]} \times \text{放射線}$$

吸収割合

$$\textcircled{3} \quad \text{水素（酸素）発生量 [m}^3\text{/h]}$$

$$= \text{水素（酸素）発生量 [分子数/s]} \div (6.022 \times 10^{23}) \times 22.4 \times 10^{-3} \\ \times 3600$$

第2表 想定事象における格納容器内の水素及び酸素の発生量

対象	放射線	放射性物質移行量		発生量[m <sup>3</sup> /h] <sup>※1</sup>	
	吸収割合	割合[%]	崩壊熱[MW]	水素	酸素
炉心部 (コリウム)	0.1	62.0	6.100	1.27	0.64
炉心部 (コリウム以外)	1.0	9.0	0.889	1.85	0.93
D/W 及びペDESTAL部	1.0	0.3	0.030	0.06	0.04
S/P	1.0	26.0	2.550	5.33	2.67
合計	—	97.3	9.569	8.51	4.28

※1 ベント停止は事象発生7日後とし、7日後の崩壊熱として10MWを想定する。  
 酸素濃度を厳しく評価するため、水素発生量は小数点第3位を切り下げ、酸素発生量は小数点第3位を切り上げる。  
 炉心部ではβ線が燃料被覆管で吸収されることを考慮し、放射線吸収割合を0.1としている。

この結果より、酸素濃度を5%（水素を燃焼させる下限濃度）未満に抑えるために必要な窒素供給量xを求める。

$$\frac{\text{酸素発生量} + \text{窒素供給装置からの酸素供給量}}{\text{水素発生量} + \text{酸素発生量} + \text{窒素供給装置の供給量} (x)} < 0.05$$

$$\frac{4.28 + x \times 0.01}{8.51 + 4.28 + x} < 0.05$$

$$x > 91.1 \text{ (小数点第2位切上げ)}$$

上記結果より、必要窒素供給量は91.1Nm<sup>3</sup>/hである。窒素供給装置の1台当たりの容量は200Nm<sup>3</sup>/hであることから、格納容器用の窒素供給装置の必要台数は1台となる。

なお、この時の水素は可燃限界濃度の4%を超えるが、上述のとおり酸素の濃度が5%（水素を燃焼させる下限濃度）を超えないことから水素が燃焼

することはない。

(2) 格納容器圧力逃がし装置における可搬型窒素供給装置の容量

ベント開始後に格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置で発生する水素及び酸素は、フィルタ装置に移行した放射性物質による水の放射線分解によるものが支配的となる。このため、フィルタ装置で発生する水素及び酸素の量は、(1)に示した①～③の式により算出できる。スクラビング水は沸騰しているものと想定し、水素発生量のG値は0.4、酸素発生量のG値は0.2とする。その他の情報については、以下のとおりとする。

崩壊熱量：0.5MW（フィルタ装置の設計条件）

放射線吸収割合：1.0

以上より、水素の発生量は $1.67\text{m}^3/\text{h}$ 、酸素の発生量は $0.836\text{m}^3/\text{h}$ となる。

水素及び酸素の発生量より、酸素濃度を5%（水素を燃焼させる下限濃度）未満に抑えるために必要な窒素供給量 $y$ を求める。

$$\frac{\text{酸素発生量} + \text{窒素供給装置からの酸素供給量}}{\text{水素発生量} + \text{酸素発生量} + \text{窒素供給装置の供給量} (y)} < 0.05$$

$$\frac{0.836 + y \times 0.01}{1.67 + 0.836 + y} < 0.05$$

$$y > 17.8 \text{ (小数点第2位切上げ)}$$

上記より、必要窒素供給量は $17.8\text{Nm}^3/\text{h}$ となる。窒素供給装置の1台当たりの容量は $200\text{Nm}^3/\text{h}$ であることから、格納容器圧力逃がし装置用の窒素供給装置の必要台数は1台となる。

### フィルタ装置入口配管の位置について

東海第二発電所のフィルタ装置入口配管は、フィルタ装置の通常水位より低い位置でフィルタ装置に接続される。以下に機器設計上の考え方と、この設計による悪影響の有無について検討する。

#### (1) 機器設計上の考え方

東海第二発電所のフィルタ装置には、容器内部に有機よう素を除去するための銀ゼオライトフィルタを設置している。この銀ゼオライト充填や容器内部の入槽点検には、上部マンホールから容器内部に作業が入り作業を行う必要がある。以下に示すように入口配管の接続位置はフィルタ性能に影響を及ぼすことはないことから、作業性を考慮して容器内部の作業エリアに大きな配管が極力配置されないように、銀ゼオライトフィルタ室より低い位置で入口配管を接続した設計としている。

#### (2) 悪影響の有無について

入口配管がフィルタ装置の通常水位より低い位置でフィルタ装置に接続することから、第1図のとおりスクラビング水を内包した入口配管が容器の外に配置されることとなる。これによるフィルタ性能への影響、バウンダリへの影響及び放射性防護の観点から悪影響の有無を検討する。

なお、強度や耐震性への影響は構造（入口配管の位置）を適切に反映して評価することから、問題はない。

##### a. フィルタ性能への影響

フィルタ装置使用時には入口配管のスクラビング水を押し出す必要がある。入口配管の位置が通常水位の上下に関わらず、格納容器からのガスは待機時水位とベンチュリノズル分配管との差分の水位を押し込む必要がある。この押し込み水位は入口配管の位置による差はほとんどない。



したがって、入口配管が通常水位より下でフィルタ装置に接続されても、格納容器からのガスはベンチュリノズルに導かれ、エアロゾルや無機よう素を捕集することから、入口配管の位置が放射性物質の捕集性能に影響を及ぼすことはない。

なお、JAVA 試験設備においては、  
 エアロゾルや無機よう素に対して、十分な除去性能を有することが確認されている。

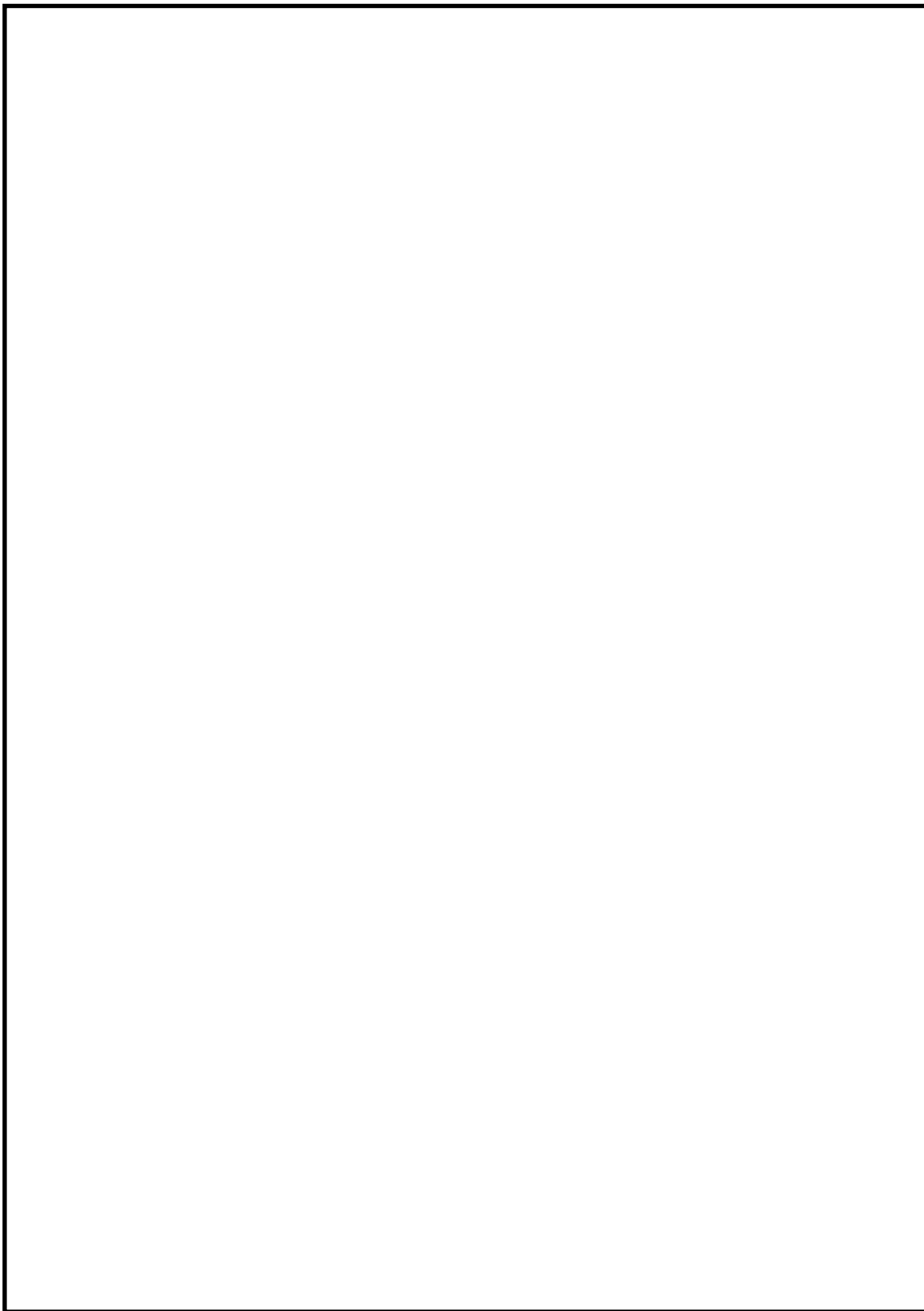
#### b. バウンダリへの影響

系統待機時にスクラビング水はフィルタ装置外部の入口配管内にも貯留されるが、配管の材質は耐アルカリ性を考慮して、フィルタ装置同様ステンレス鋼を採用することで、バウンダリへの影響はない。

#### c. 放射線防護への影響

フィルタ装置使用後は、入口配管にも放射性物質を含んだスクラビング水が貯留される。フィルタ装置内部に入口配管が位置する場合と比べると、入口配管表面の放射線量率は高くなるが、格納容器圧力逃がし装置格納槽の遮蔽壁内に位置することから、作業員への影響はない。

以上より、入口配管のフィルタ装置への接続位置が、フィルタ性能等へ悪影響を及ぼすことはない。



第1図 フィルタ装置入口配管の接続位置による比較

51-1 SA設備基準適合性 一覽表

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第51条:原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備		常設低圧代替注水系ポンプ		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	その他の建屋内	C	
			海水	使用時に海水を通水又は淡水だけでなく海水も使用可能	II	
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)	—	
			関連資料	51-3 配置図		
		第2号	操作性	中央制御室操作	A	
			関連資料	51-4 系統図		
		第3号	試験・検査(検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ	A	
			関連資料	51-5 試験検査		
		第4号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	
	関連資料		51-4 系統図			
	第5号	悪影響防止	系統設計	通常待機時は隔離又は分離	A b	
			その他(飛散物)	その他設備	対象外	
		関連資料	51-4 系統図			
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B		
		関連資料	51-3 配置図, 51-4 系統図			
	第2項	第1号	常設SAの容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	51-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内	A a
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a
			関連資料	本文		

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表 (可搬型)

第51条:原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備		可搬型代替注水大型ポンプ		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度/屋外の天候/放射線/荷重	屋外	D
			海水		使用時海水通水又は淡水だけでなく海水も使用	II
			周辺機器等からの悪影響		(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁的障害		(電磁波の影響を受けない)	—
			関連資料		51-3 配置図, 51-8 保管場所図	
	第2号	操作性		工具の使用, 設備の運搬・設置, スイッチ操作, 弁及び接続操作	B b, B c, B d, B f, B g	
		関連資料		51-4 系統図, 51-7 接続図		
		試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)		ポンプ	A	
		関連資料		51-5 試験検査		
		切替性		本来の用途として使用する	対象外	
	第5号	悪影響防止	系統設計		通常待機時は隔離又は分離	A b
			その他 (飛散物)		その他設備	対象外
			関連資料		51-3 配置図, 51-4 系統図	
	第6号	設置場所		現場操作 (設置場所)	A a	
		関連資料		51-3 配置図, 51-4 系統図		
	第3項	第1号	可搬SAの容量		原子炉建屋の外から水又は電力を供給する可搬型設備	A
			関連資料		51-6 容量設定根拠	
		第2号	可搬SAの接続性		フランジ接続	B
			関連資料		51-7 接続図	
		第3号	異なる複数の接続箇所の確保		屋外	A b
関連資料				51-7 接続図		
第4号		設置場所		(放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定)	—	
		関連資料		51-3 配置図, 51-7 接続図		
第5号		保管場所		屋外	A b	
		関連資料		51-3 配置図, 51-8 保管場所図		
第6号		アクセスルート		屋外	B	
		関連資料		51-9 アクセスルート図		
第7号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災		屋外	A b
	サポート系による要因			異なる駆動源又は冷却源	B a	
	関連資料			本文		

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（可搬型）

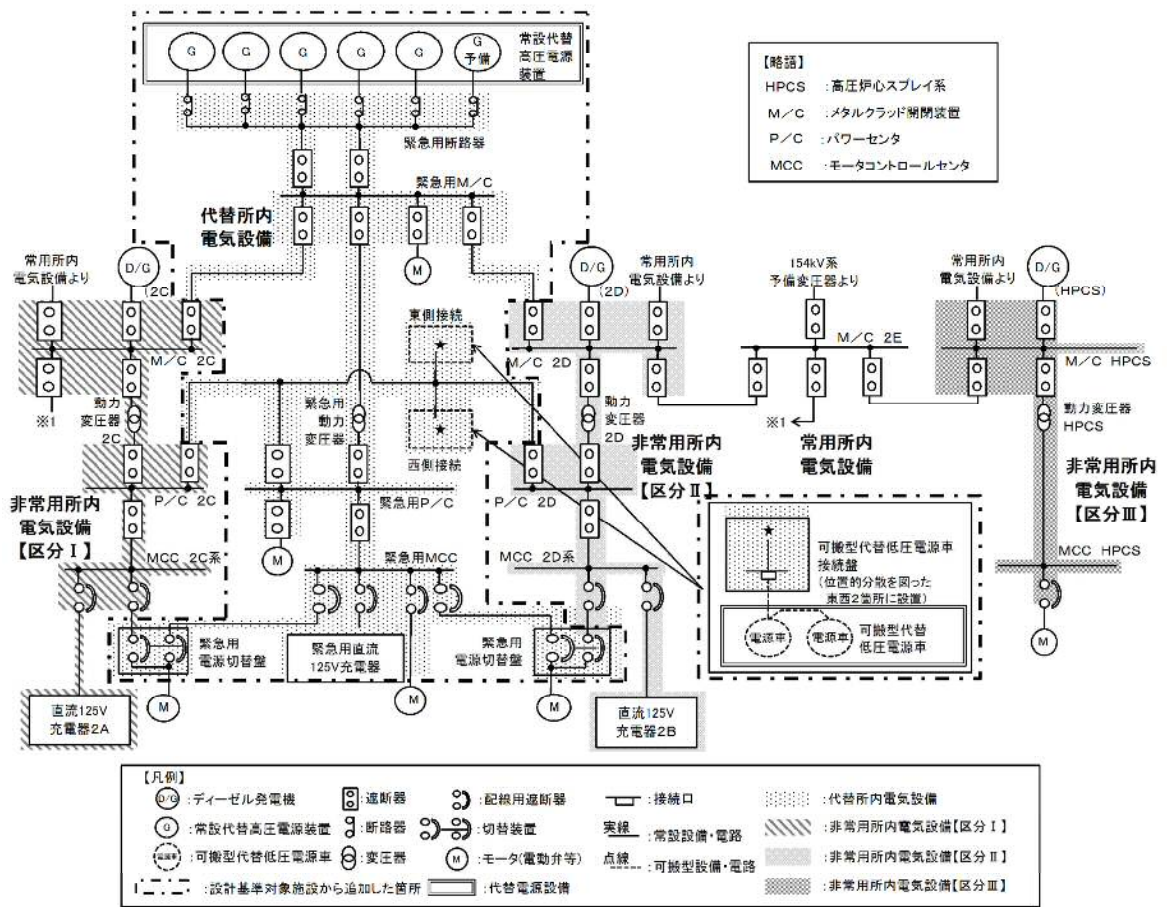
第51条:原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備		可搬型代替注水中型ポンプ		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度/屋外の天候/放射線/荷重	屋外	D
			海水		淡水だけでなく海水も使用	II
			周辺機器等からの悪影響		(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁的障害		(電磁波の影響を受けない)	—
			関連資料		51-3 配置図, 51-8 保管場所図	
		第2号	操作性		工具の使用, 設備の運搬・設置, スイッチ操作, 弁及び接続操作	B b, B c, B d, B f, B g
		関連資料		51-4 系統図, 51-7 接続図		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)		ポンプ	A
		関連資料		51-5 試験検査		
		第4号	切替性		本来の用途として使用する	対象外
	関連資料		51-3 配置図, 51-4 系統図			
	第5号	悪影響防止	系統設計		通常待機時は隔離又は分離	A b
		その他 (飛散物)			その他設備	対象外
		関連資料		51-3 配置図, 51-4 系統図		
	第6号	設置場所		現場操作 (設置場所)	A a	
		関連資料		51-3 配置図, 51-4 系統図		
	第3項	第1号	可搬SAの容量		原子炉建屋の外から水又は電力を供給する可搬型設備	A
			関連資料		51-6 容量設定根拠	
		第2号	可搬SAの接続性		フランジ接続	B
			関連資料		51-7 接続図	
第3号		異なる複数の接続箇所の確保		屋外	A b	
		関連資料		51-7 接続図		
第4号		設置場所		(放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定)	—	
		関連資料		51-3 配置図, 51-7 接続図		
第5号		保管場所		屋外	A b	
		関連資料		51-3 配置図, 51-8 保管場所図		
第6号		アクセスルート		屋外	B	
		関連資料		51-9 アクセスルート図		
第7号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災		屋外	A b
	サポート系による要因			異なる駆動源又は冷却源	B a	
	関連資料		本文			

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

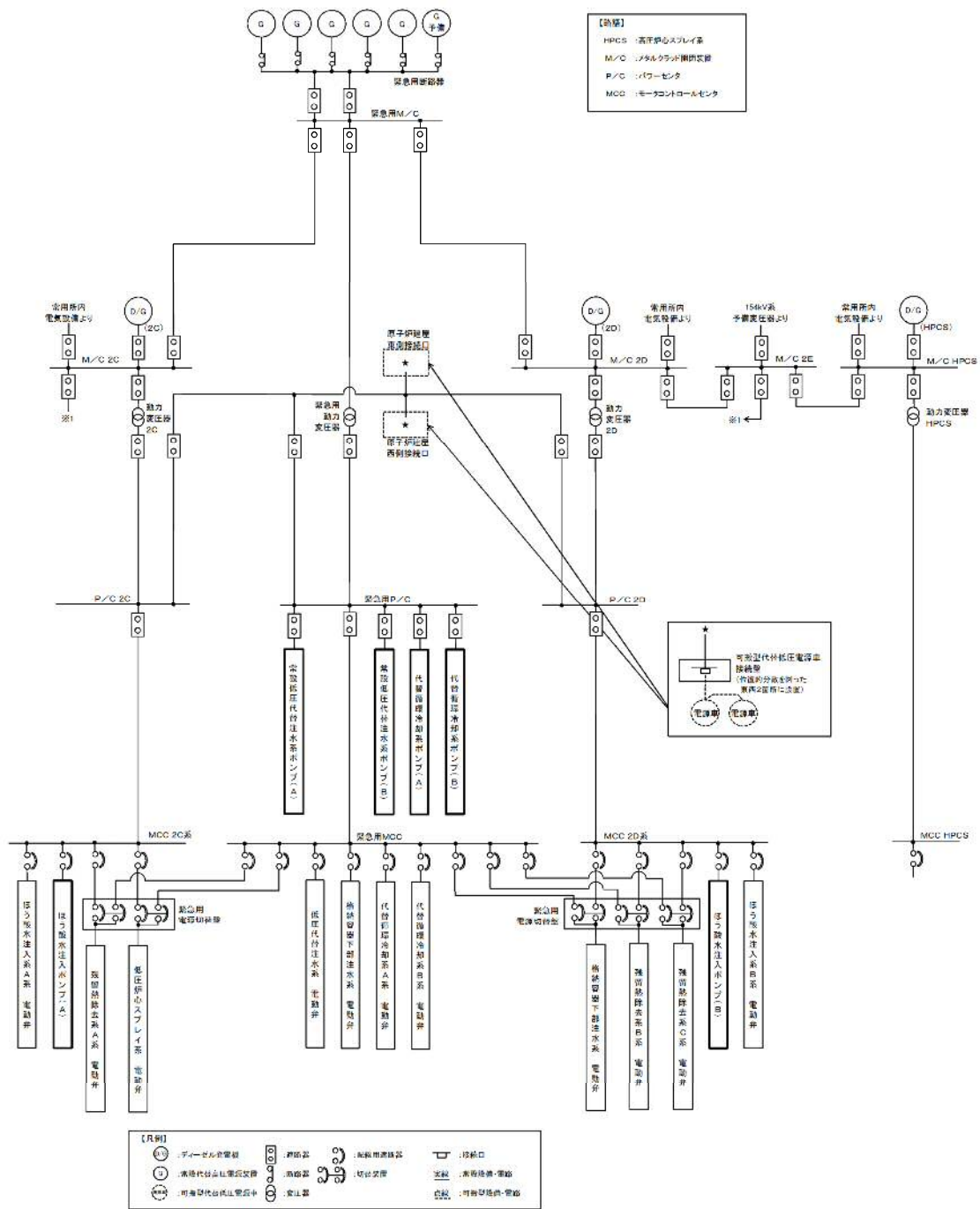
第51条:原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備		コリウムシールド		類型化区分	
第43条	第1項	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	格納容器内設備	A
			海水	淡水だけでなく海水も使用	II
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)	—
			関連資料	51-3 配置図, 51-4 系統図, 51-10 ペDESTAL (ドライウェル部) 底部の構造変更について, 51-11 その他設備	
	第2号	操作性	操作不要	対象外	
		関連資料	51-4 系統図, 51-7 接続図		
	第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	容器	C	
		関連資料	51-5 試験検査		
	第4号	代替性	本来の用途として使用する	対象外	
		関連資料	51-4 系統図		
	第5号	悪影響防止	系統設計	通常待機時は隔離又は分離	A b
			その他 (飛散物)	その他設備	対象外
			関連資料	51-4系統図	
	第6号	設置場所	操作不要	対象外	
		関連資料	—		
	第2項	第1号	常設SAの容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
			関連資料	51-6 容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外
			関連資料	—	
第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内	A a
			サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a
			関連資料	本文	

51-2 単線結線図

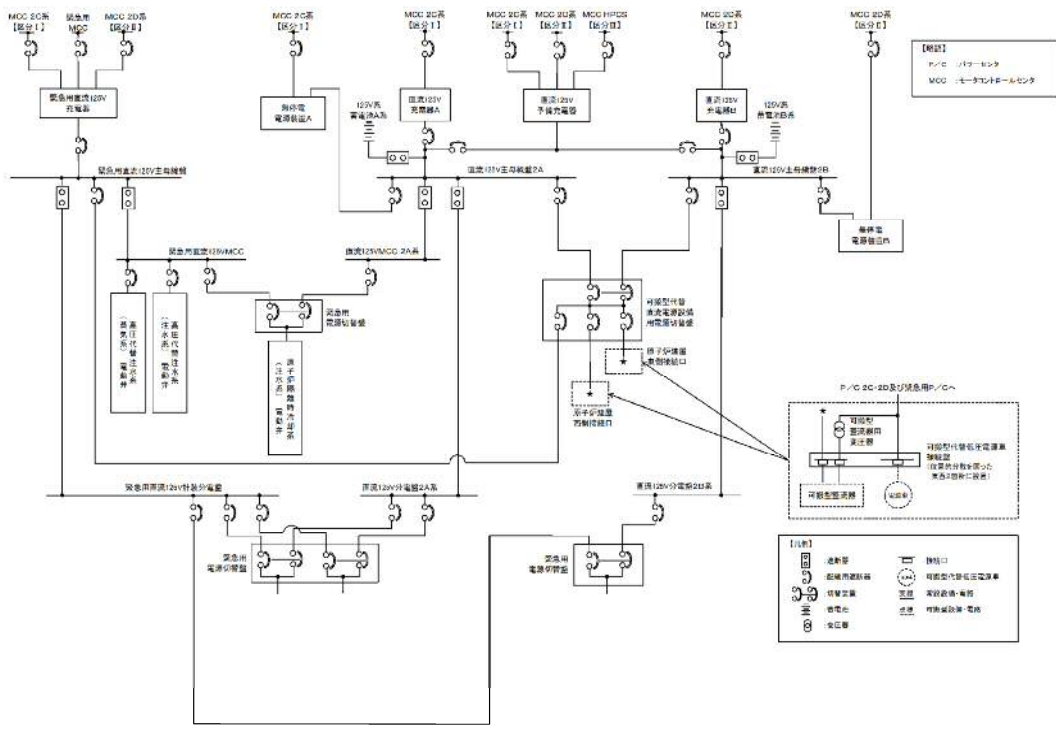




第 51-2-1 図 電源構成図 (交流電源) (1/3)



第 51-2-2 図 電源構成図 (交流電源) (2/3)

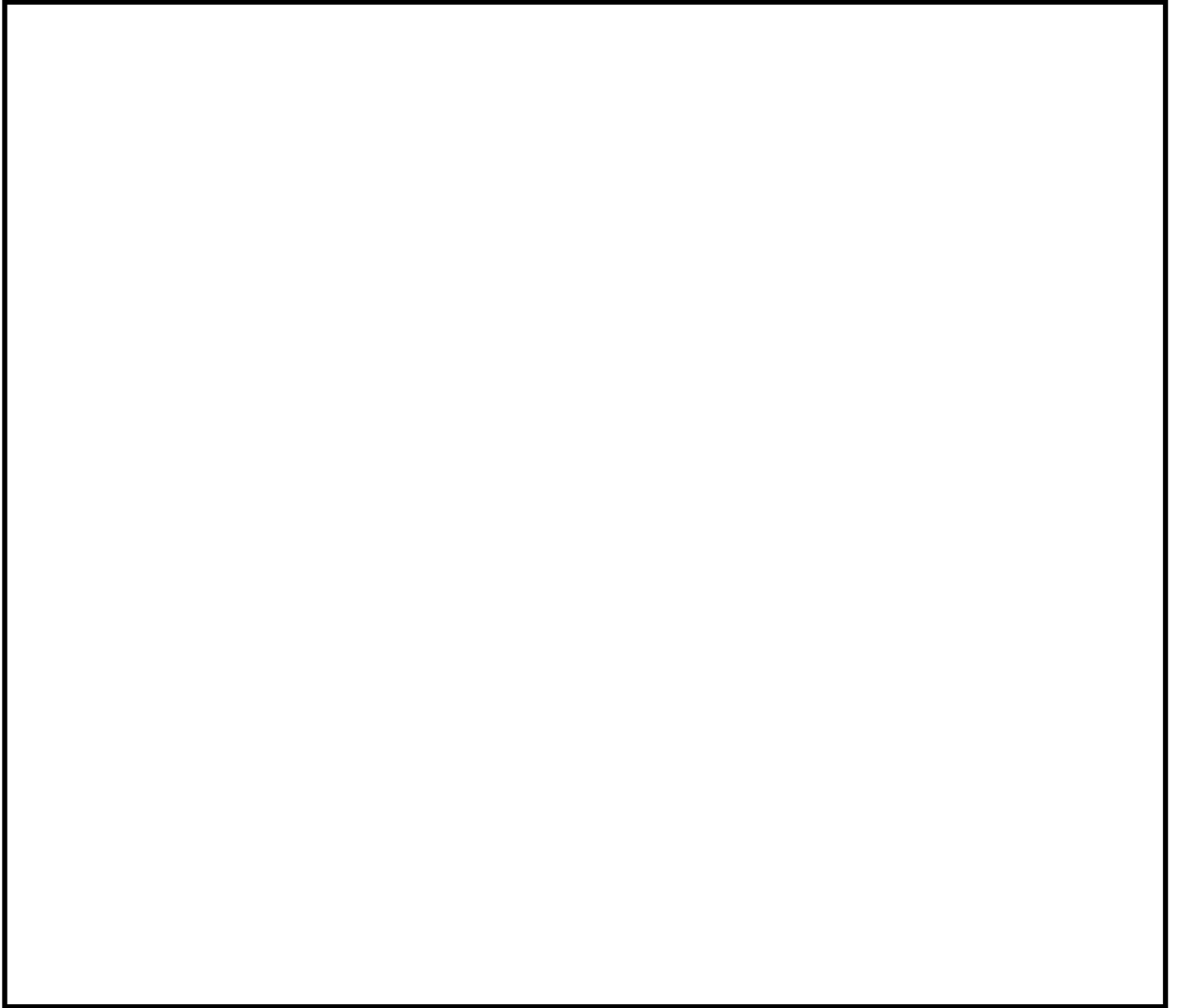


第 51-2-3 図 電源構成図 (直流電源) (3/3)

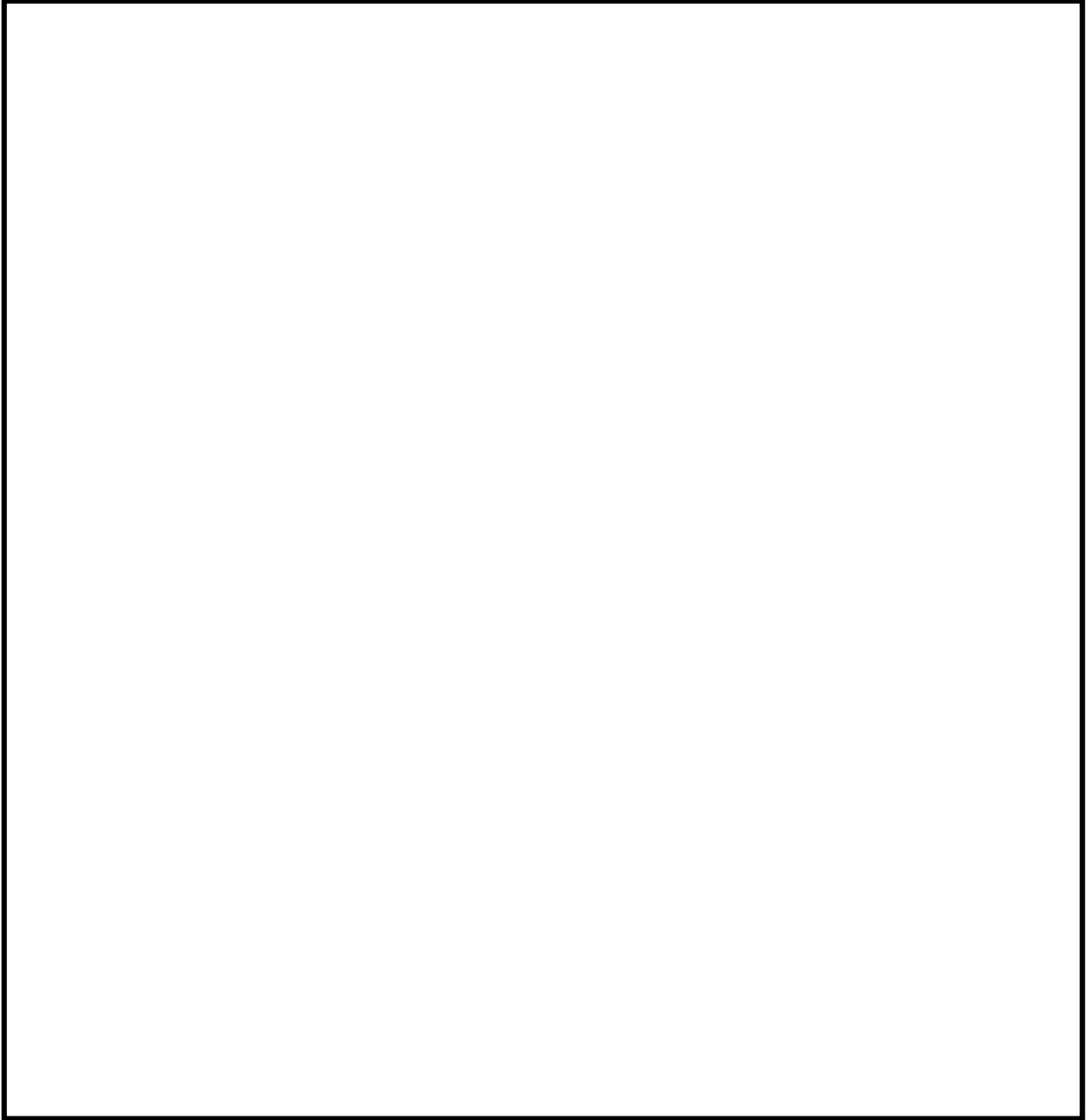
51-3 配置図



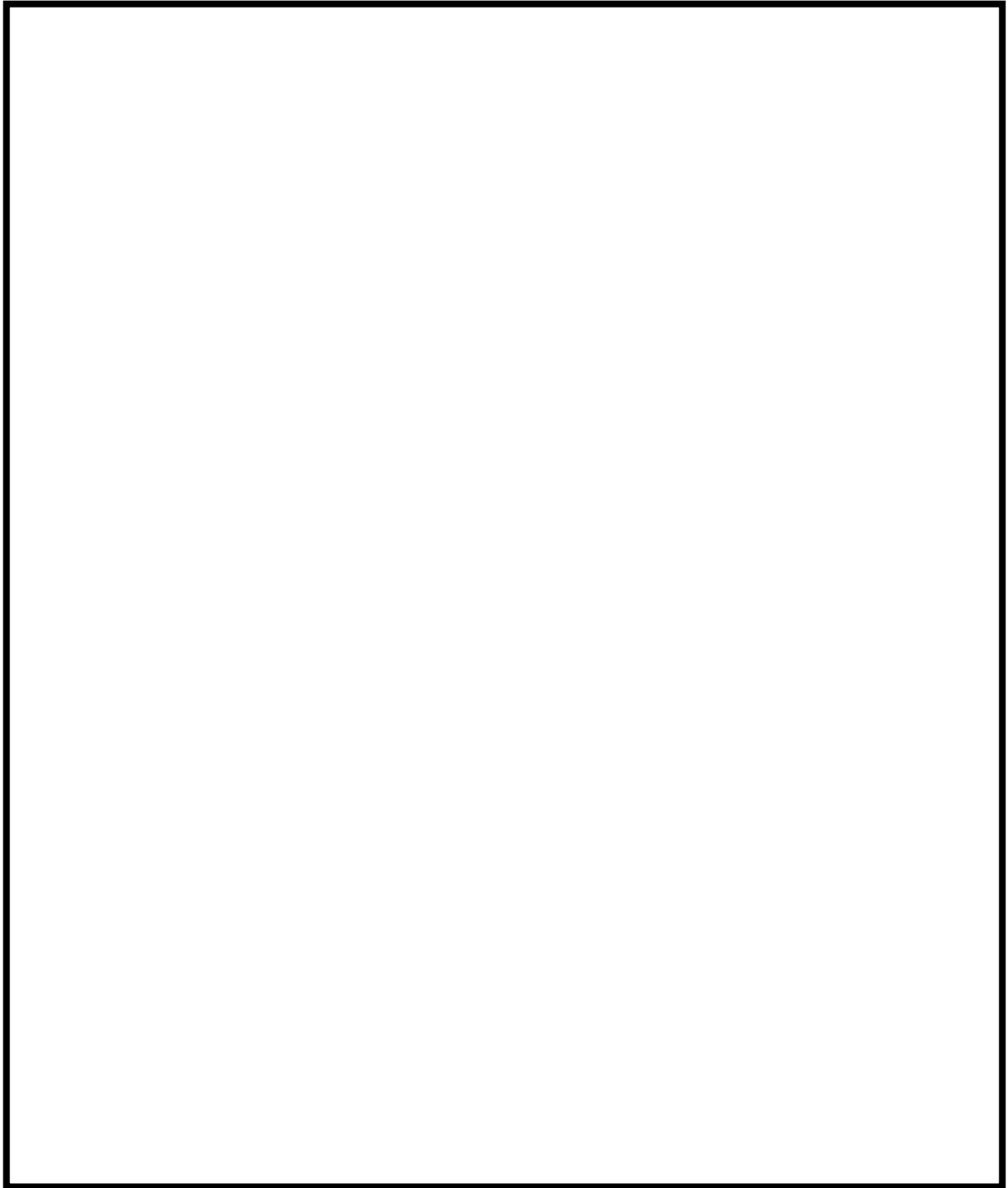
第 51-3-1 図 構内全体配置図 (1 / 2)



第 51-3-2 図 構内全体配置図 (2 / 2)

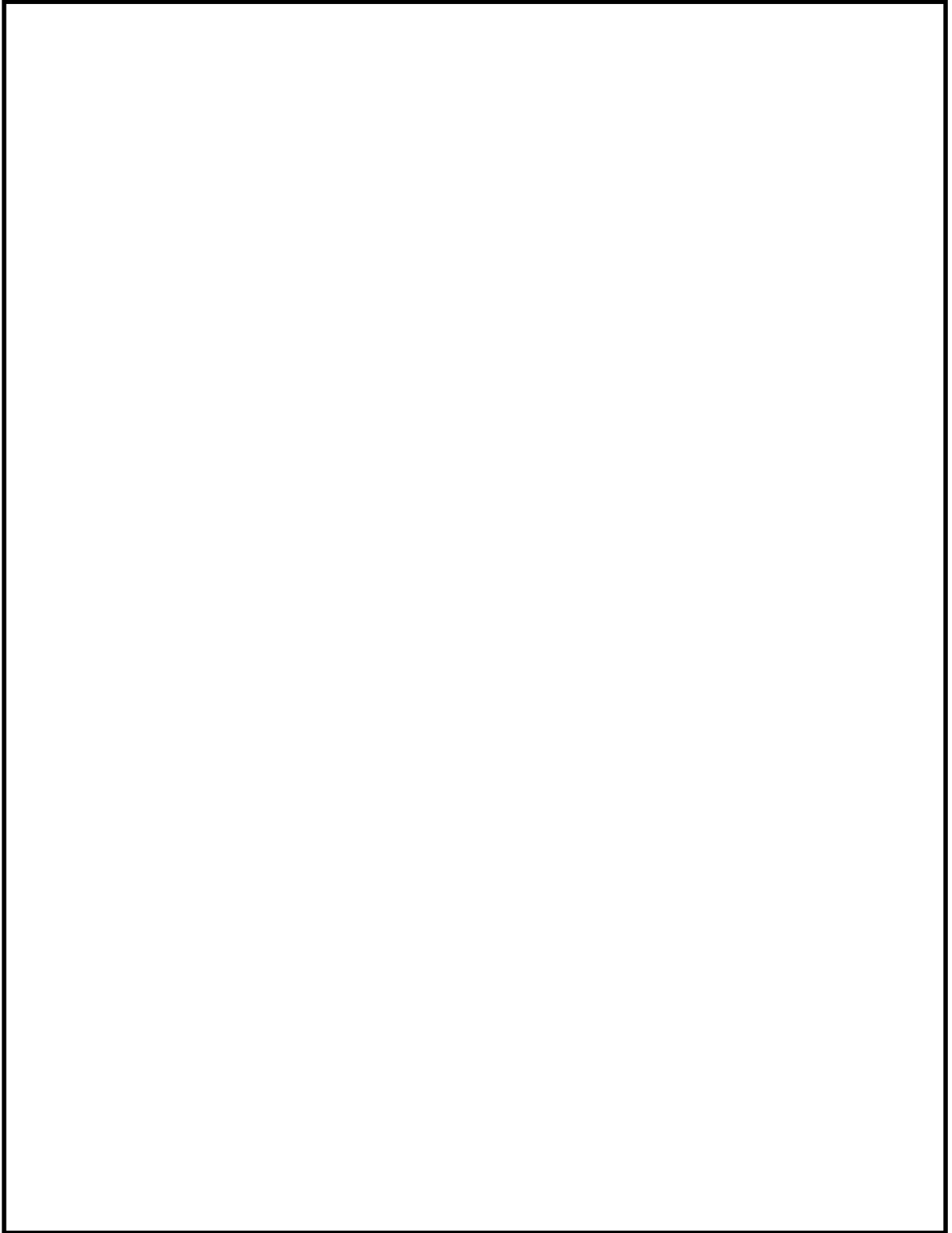


第51-3-3図 低圧代替注水系に係る機器配置図 (1/2)

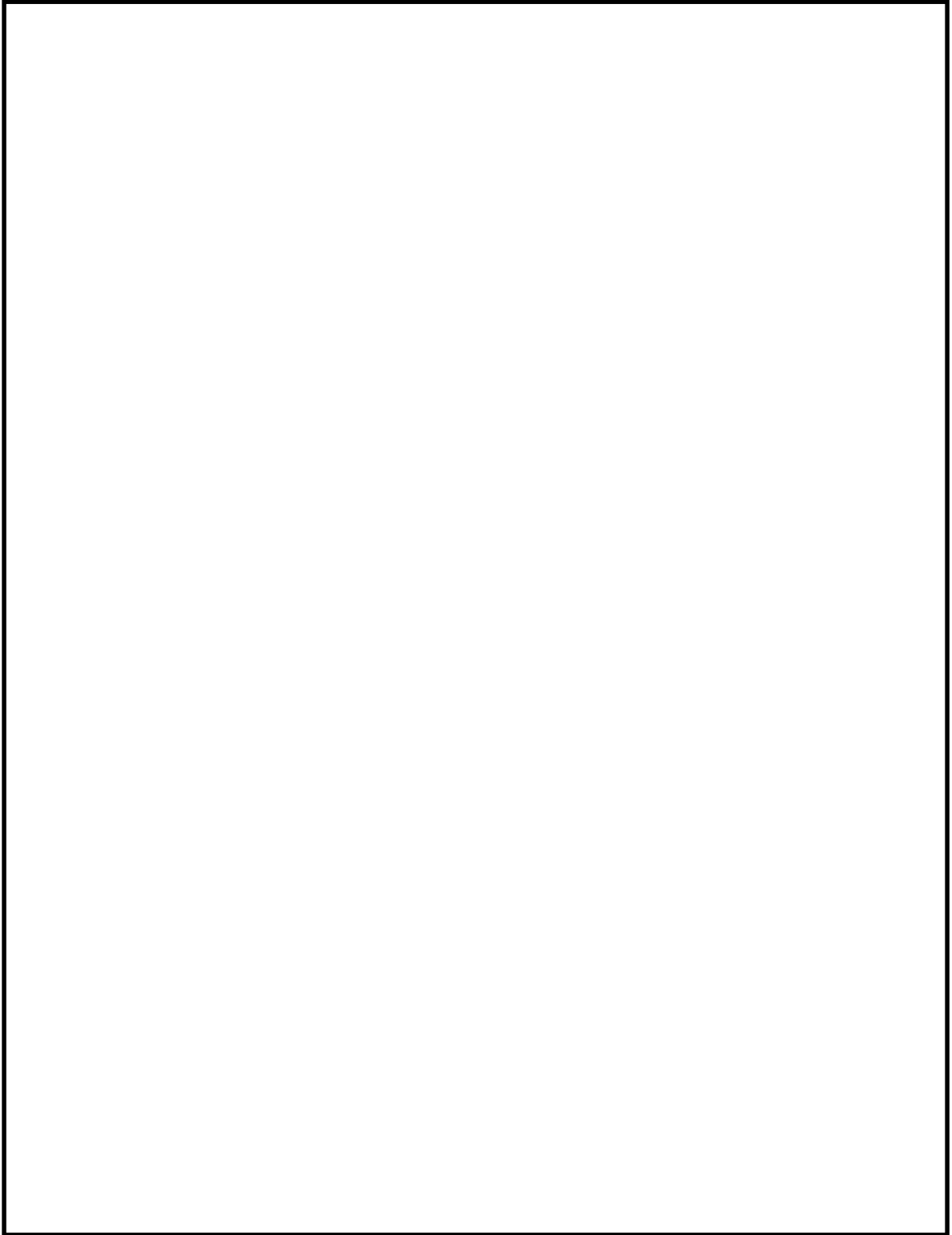


第 51-3-4 図 低圧代替注水系に係る機器配置図 (2/2)

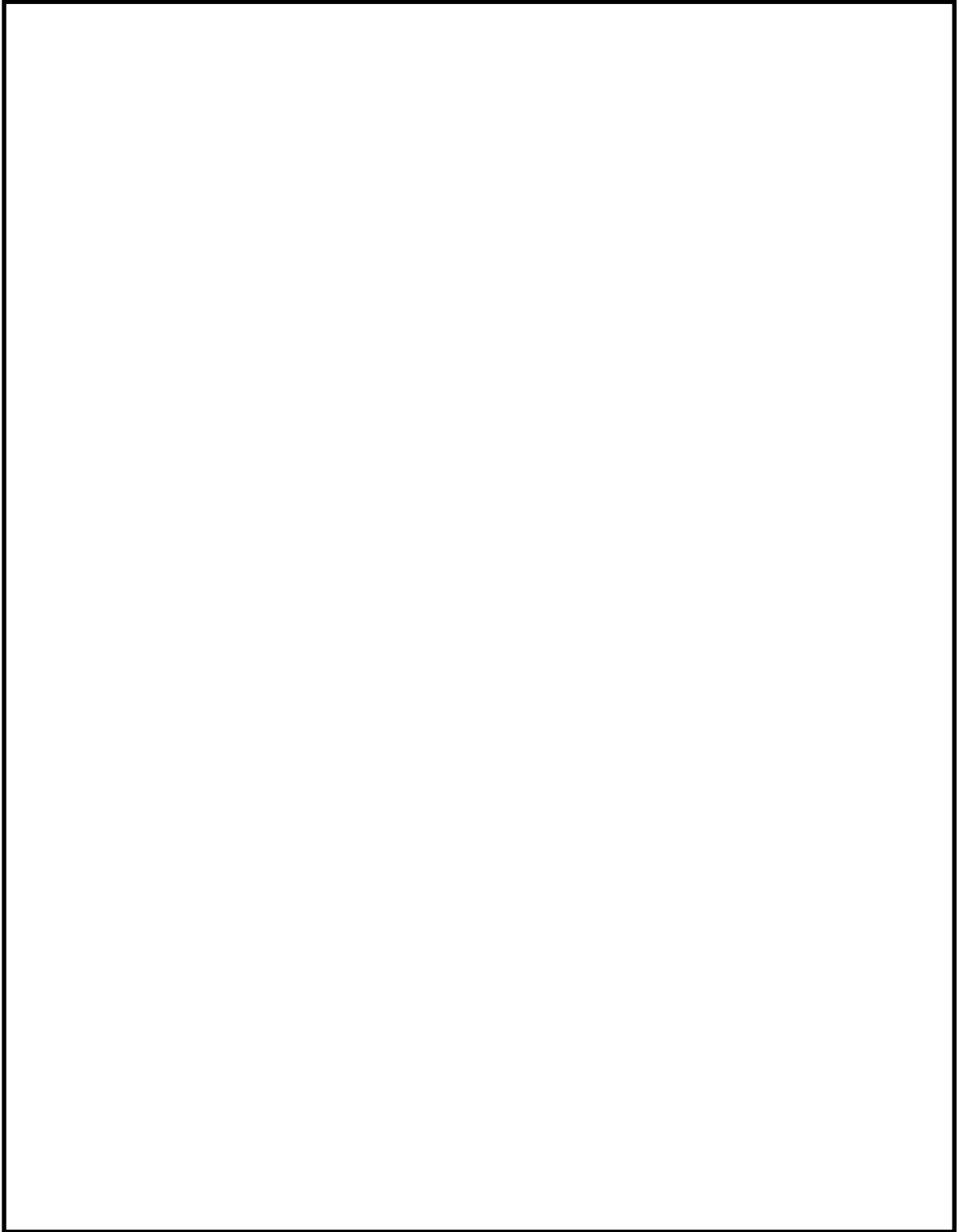




第 51-3-5 図 配置図 (原子炉建屋 3 階)

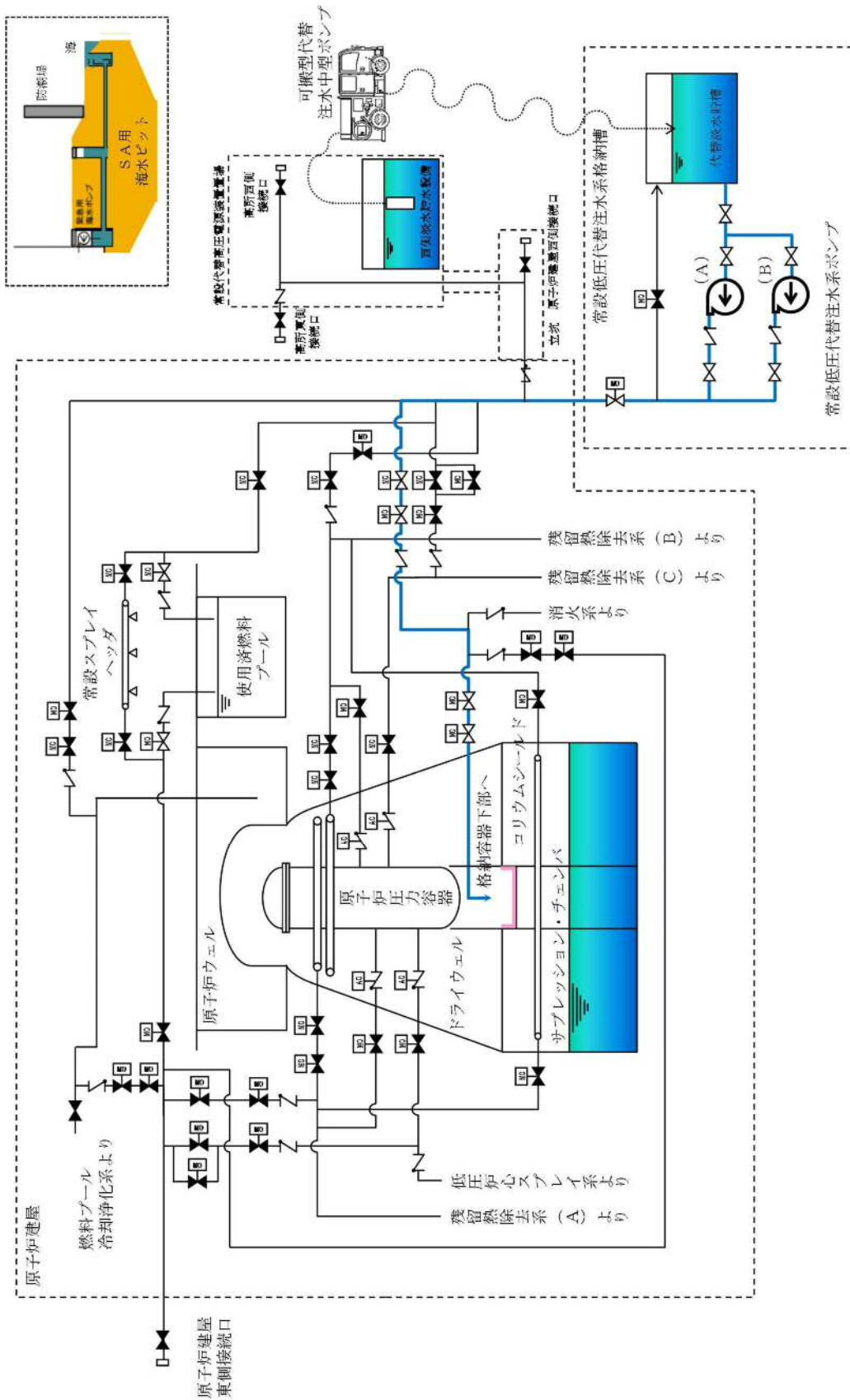


第 51-3-6 図 配置図 (原子炉建屋 4 階)

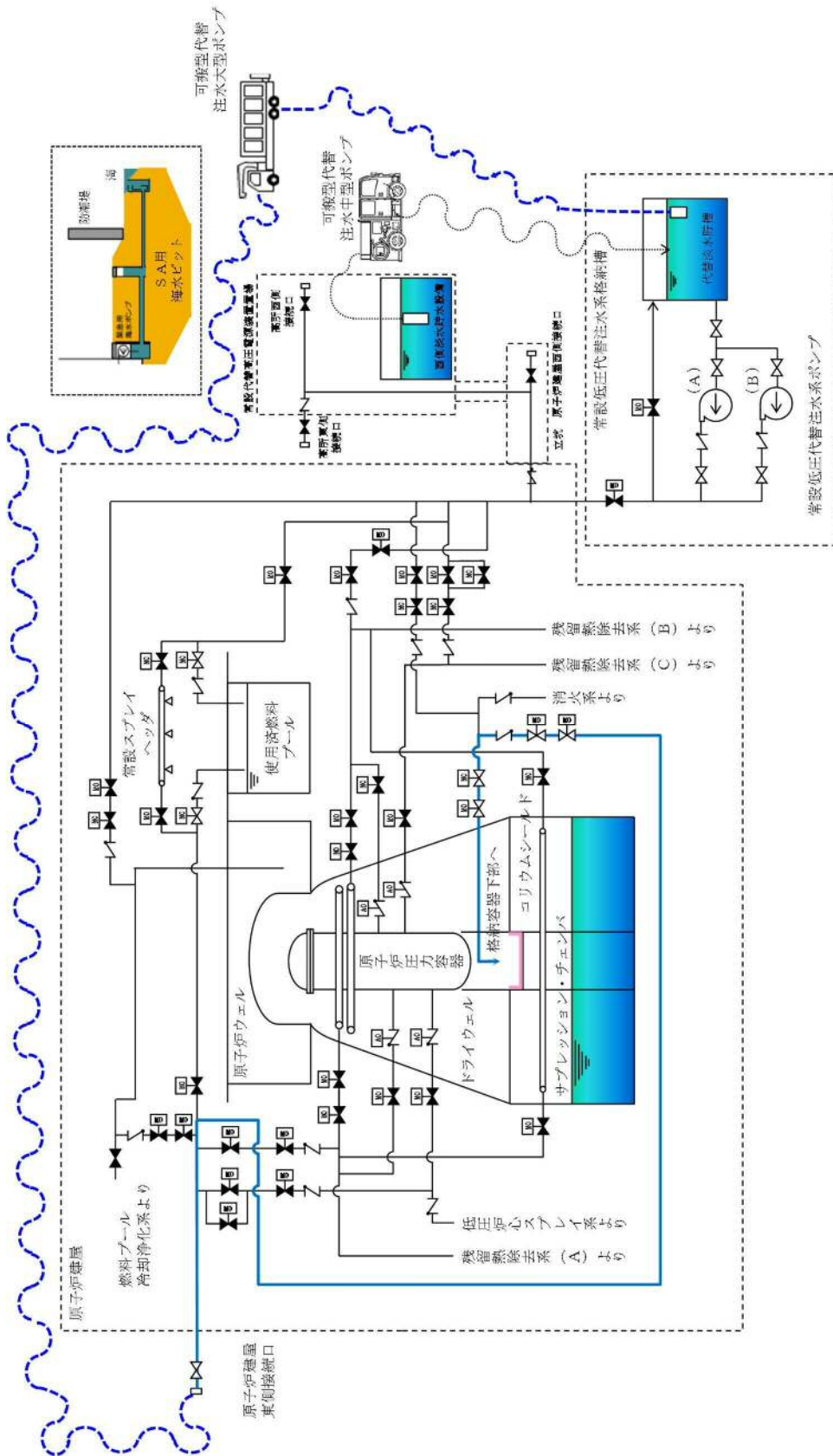


第 51-3-7 図 配置図 (原子炉建屋付属棟 3 階 (中央制御室))

51-4 系統図



第 51-4-1 図 格納容器下部注水系（常設）の系統概要図



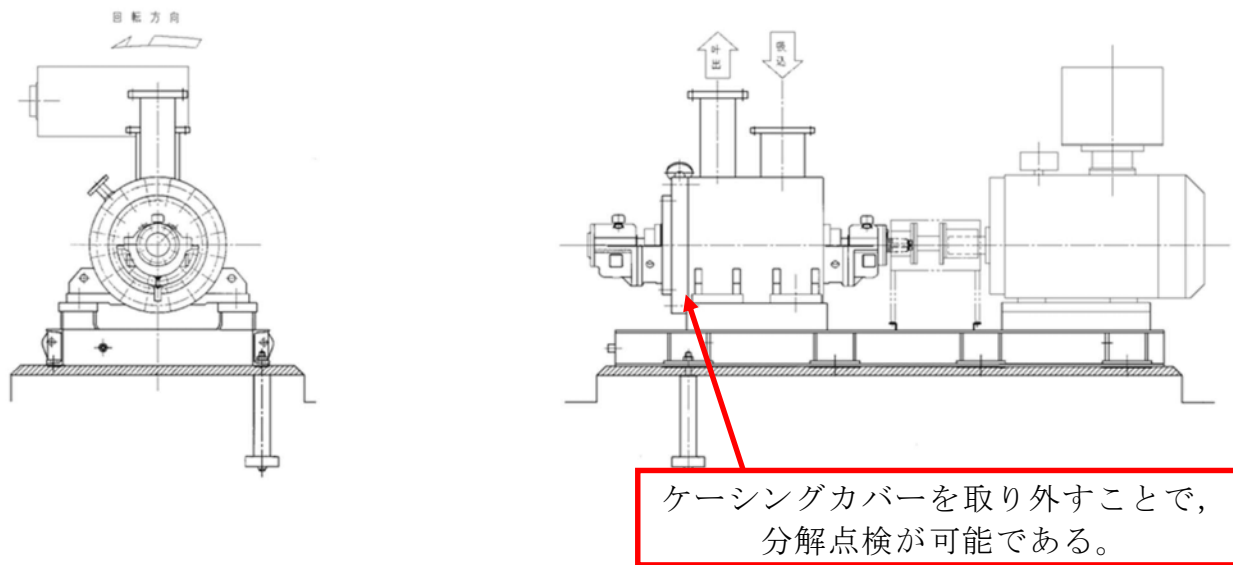
第 51-4-2 図 格納容器下部注水系（可搬型）の系統概要図

代替淡水貯槽～原子炉建屋東側接続口

51-5 試驗檢查

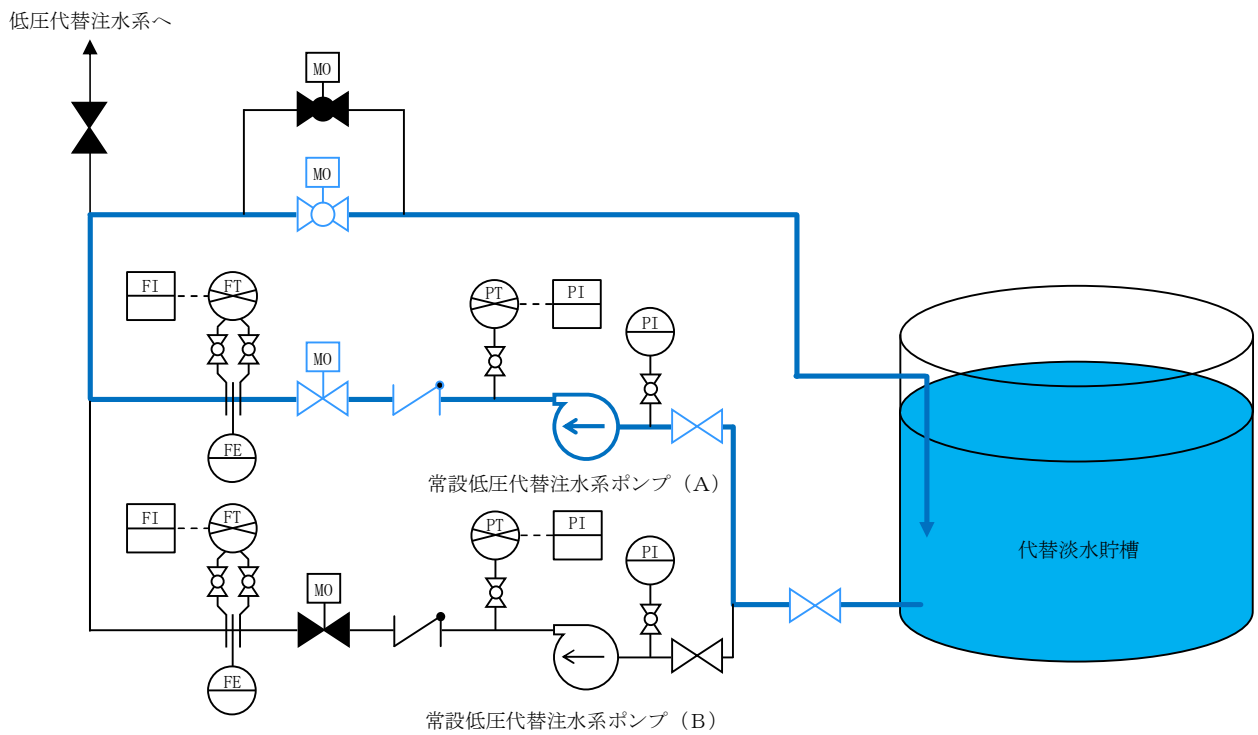
第 51-5-1 表 格納容器下部注水系（常設）の試験検査

原子炉の状態	項目	内容
運転中	機能・性能検査	ポンプ運転性能，ポンプ及び系統配管・弁の漏えい確認，外観の確認
	弁動作確認	弁開閉動作の確認
停止中	機能・性能検査	ポンプ運転性能，ポンプ及び系統配管・弁の漏えい確認，外観の確認
	弁動作確認	弁開閉動作の確認
	分解検査	ポンプ又は弁の部品の表面状態について浸透探傷試験及び目視により確認
	外観検査	コリウムシールドの外観の確認



第 51-5-1 図 構造図（常設低圧代替注水系ポンプ）



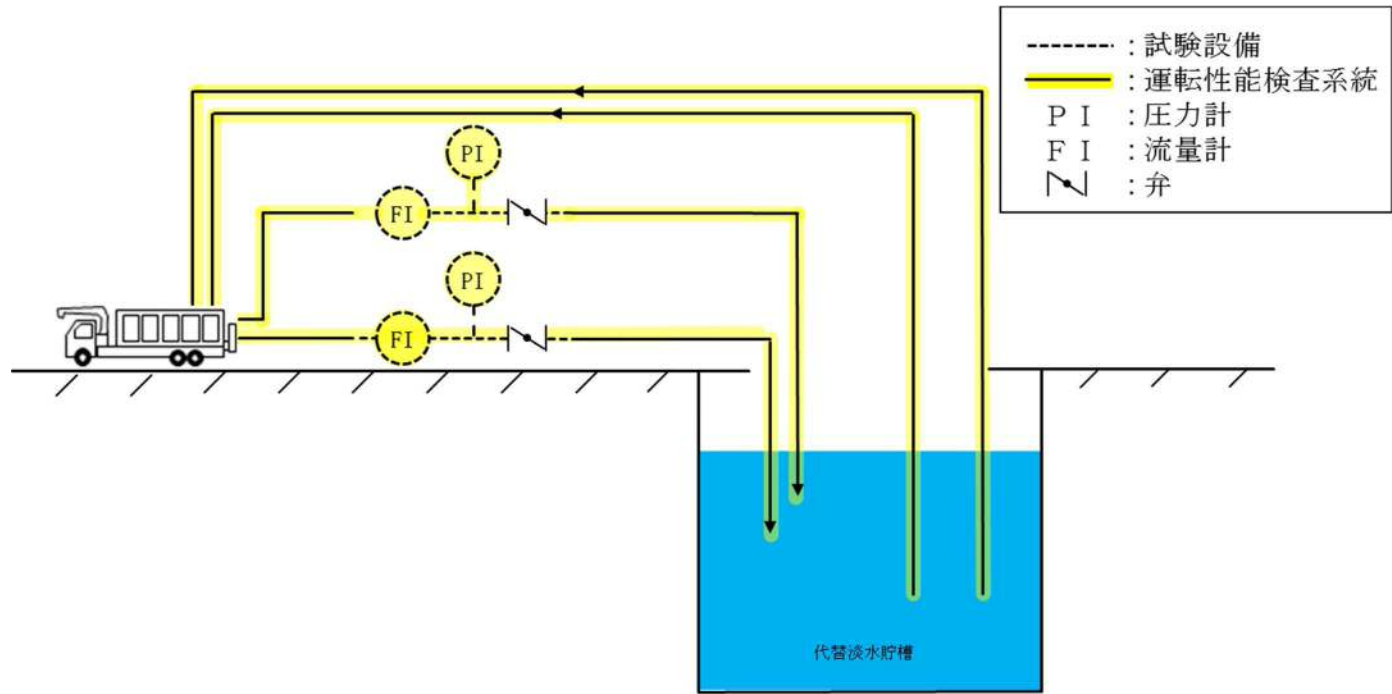


図は常設低圧代替注水系ポンプ (A) の機能・性能検査系統を示す。代替淡水貯槽を水源とした循環運転によりポンプの運転性能、系統の漏えい確認を実施する。  
常設低圧代替注水系ポンプ (B) も同様。

第 51-5-2 図 運転性能検査系統図 (格納容器下部注水系 (常設))

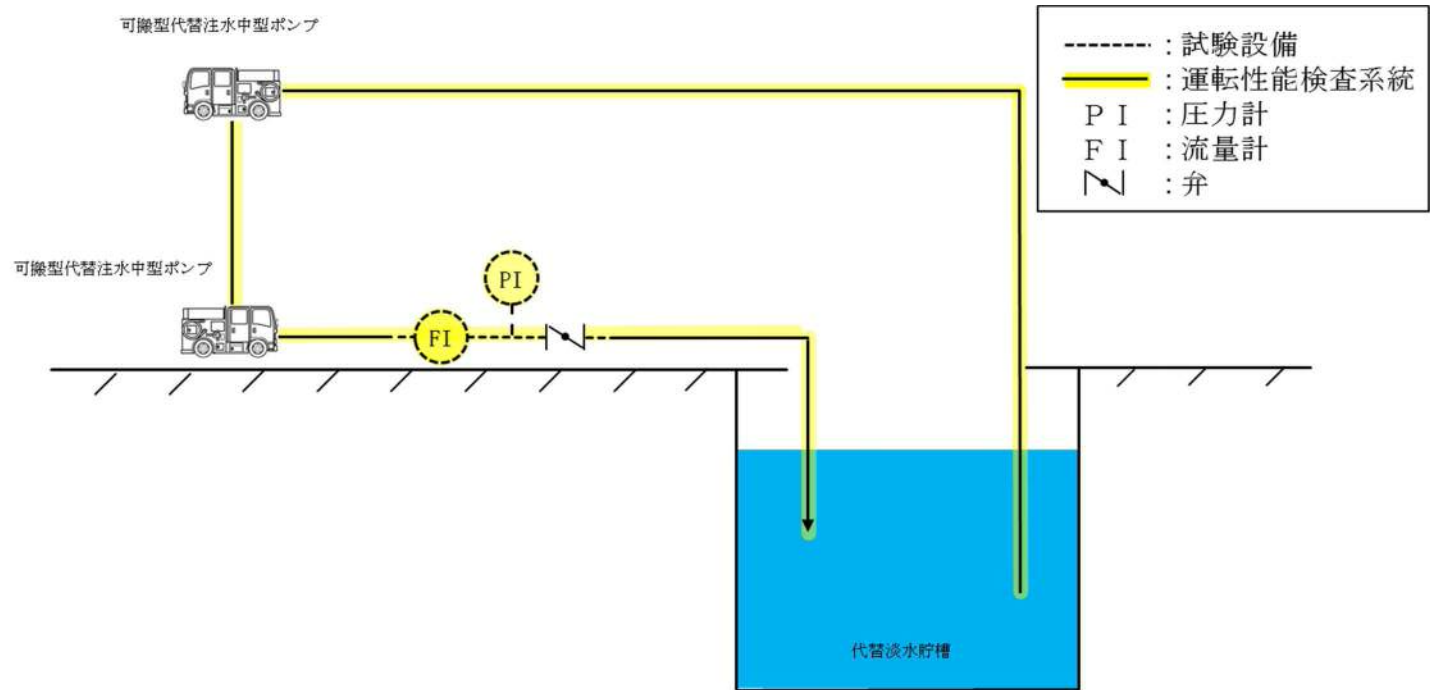
第51-5-2表 格納容器下部注水系（可搬型）の試験検査

原子炉の状態	項目	内容
運転中	機能・性能検査	ポンプ運転性能，ポンプ及びホースの漏えい確認，外観の確認
	分解検査	ポンプの部品の表面状態について浸透探傷試験及び目視により確認又は取替を実施する。
	弁動作確認	弁開閉動作の確認
	車両検査	車両の走行確認
停止中	機能・性能検査	ポンプ運転性能，ポンプ及びホースの漏えい確認，外観の確認
	分解検査	弁の部品の表面状態について浸透探傷試験及び目視により確認 ポンプの部品の表面状態について浸透探傷試験及び目視により確認又は，取替を実施する。
	弁動作確認	弁開閉動作の確認
	車両検査	車両の走行確認



第 51-5-3 図 機能・性能検査系統図  
 (可搬型代替注水大型ポンプ)

図は代替淡水貯槽を使用した可搬型代替注水大型ポンプの機能・性能検査系統を示す。機能・性能検査は、可搬型代替注水大型ポンプを代替淡水貯水槽近傍に設置し、ホース等により仮設の試験設備を構成し、代替淡水貯槽を水源とした循環運転によりポンプの運転性能、系統の漏えい確認を実施する。  
 仮設の試験設備であるため、代替淡水貯槽以外の水源でも試験可能である。



第 51—5—4 図 機能・性能検査系統図  
 (可搬型代替注水中型ポンプ)

図は代替淡水貯槽を使用した可搬型代替注水中型ポンプの機能・性能検査系統を示す。機能・性能検査は、可搬型代替注水中型ポンプ（1 台又は 2 台）を代替淡水貯水槽近傍に設置し、ホース等により仮設の試験設備を構成し、代替淡水貯槽を水源とした循環運転によりポンプの運転性能、系統の漏えい確認を実施する。仮設の試験設備であるため、代替淡水貯槽以外の水源でも試験可能である。

## 51-6 容量設定根拠

名 称		常設低圧代替注水系ポンプ
容量	m <sup>3</sup> /h (1 台あたり)	40 以上 (注 1) (約 200 (注 2))
全揚程	m	141 以上 (注 1) (約 200 (注 2))
最高使用圧力	MPa [gage]	3.5
最高使用温度	℃	66
電動機出力	kW (1 台あたり)	190
機器仕様に関する注記		注 1 : 要求値を示す 注 2 : 公称値を示す

**【設定根拠】**

常設低圧代替注水系ポンプは重大事故等時に以下の機能を有する。

格納容器下部注水系（常設）として使用する常設低圧代替注水ポンプは、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、ペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した溶融炉心を冷却することで、溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）を抑制し、溶融炉心がペDESTAL（ドライウエル部）の床面を貫通すること及び壁面への接触することを防止する設計とする。

これらの系統構成は、代替淡水貯槽を水源とした常設低圧代替注水ポンプより、ペDESTAL（ドライウエル部）に注水することにより格納容器の破損を防止する設計とする。

なお、重大事故等対処設備の格納容器下部注水系（常設）として使用する常設低圧代替注水ポンプは 2 台設置する。

## 1. 容 量 40m<sup>3</sup>/h (1台あたり) 以上

ペDESTAL (ドライウエル部) に注水する場合の常設低圧代替注水ポンプの容量は、格納容器破損防止対策に係る有効性評価 (原子炉設置変更許可申請書添付書類十) において、ペDESTAL (ドライウエル部) への注水量を常設代替低圧注水ポンプ2台で最大80m<sup>3</sup>/hとしていることから、ポンプ1台あたり40m<sup>3</sup>/hとし、公称値を約200m<sup>3</sup>/hとする。

なお、格納容器破損防止対策に係る有効性評価において、原子炉圧力容器が破損する前に、ペDESTAL (ドライウエル部) の水位を1.0mに調整する。

## 2. 全揚程 141m

ペDESTAL (ドライウエル部) へ注水する場合の常設低圧代替注水系ポンプの全揚程は、水源と移送先の圧力差 (大気開放である代替淡水貯槽と格納容器の圧力差)、静水頭、機器圧損、配管及び弁類圧損を基に設定する。

水源と移送先の圧力差	約48.4m
静水頭	約32.3m
機器及び配管・弁類圧損	約59.7m
合 計	約140.4m ≒ 141m

以上より、ペDESTAL (ドライウエル部) へ注水する場合の常設低圧代替注水系ポンプに必要な全揚程は141mとし、公称値を約200mとする。

また、格納容器下部注水系（常設）は、低圧代替注水系（常設）又は代替格納容器スプレイ系（常設）と同時に使用する可能性があるため、同時使用時に各々の必要流量が確保できることを添付(1)「常設代替低圧注水ポンプの同時注水について」で示す。

### 3. 最高使用圧力 3.14MPa [gage]

ペDESTAL（ドライウェル部）へ注水する場合の常設低圧代替注水系ポンプの最高使用圧力は、ポンプ締切運転時の揚程約 300m（約 2.94MPa [gage]）（設計確認値）に代替淡水貯槽の静水頭約 20.63m（約 0.20MPa [gage]）を加えた約 3.14MPa [gage] とする。

### 4. 最高使用温度 66℃

格納容器下部注水系（常設）として使用する常設低圧代替注水系ポンプの最高使用温度は、水源である代替淡水貯槽の最高使用温度に合わせ66℃とする。

### 5. 原動機出力 kW 以上

格納容器下部注水系（常設）として使用する常設低圧代替注水系ポンプの容量200m<sup>3</sup>/h、全揚程200mのときの必要軸動力は、以下のとおり約kWとなる。

$$\begin{aligned} P &= 10^{-3} \times \rho \times g \times \left( (Q/3,600) \times H \right) / (\eta / 100) \\ &= 10^{-3} \times 1,000 \times 9.80665 \times \left( (200/3,600) \times 200 \right) / \left( \text{} / 100 \right) \\ &= \text{} \text{ kW} \doteq \text{} \text{ kW} \end{aligned}$$

P : 必要軸動力 (kW)



$\rho$  : 流体の密度 ( $\text{kg}/\text{m}^3$ ) = 1,000

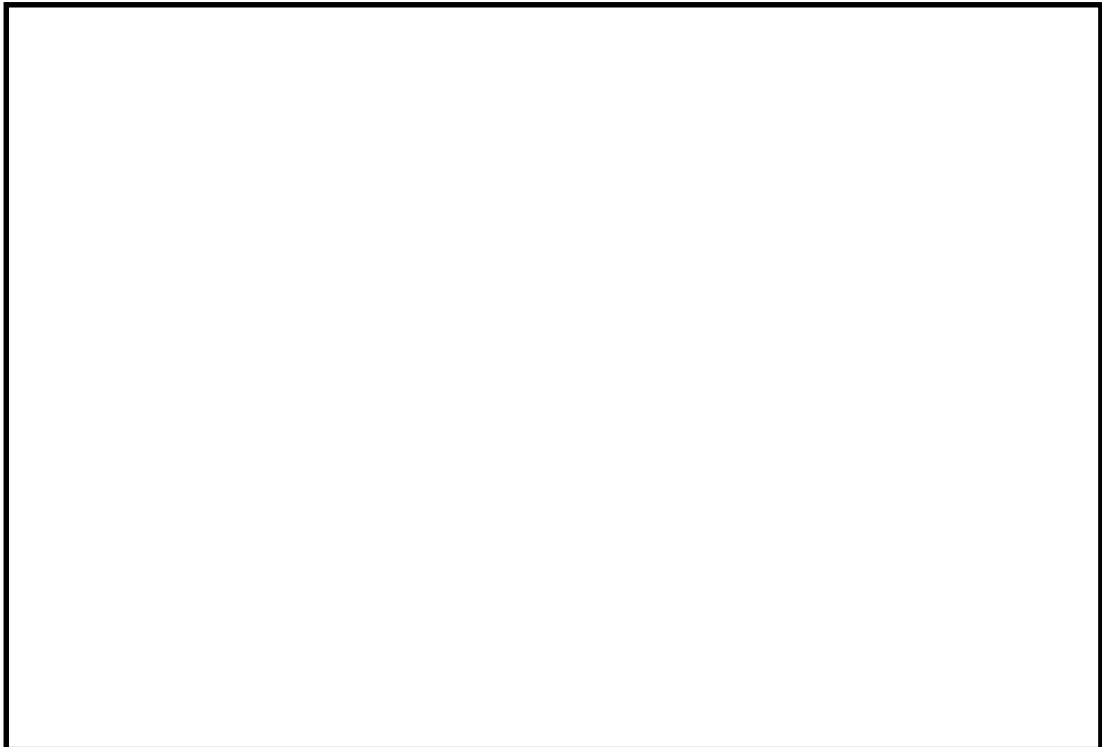
$g$  : 重力加速度 ( $\text{m}/\text{s}^2$ ) = 9.80665

$Q$  : ポンプ容量 ( $\text{m}^3/\text{h}$ ) = 200

$H$  : ポンプ揚程 (m) = 200

$\eta$  : ポンプ効率 (%) (設計計画値) =  (第51-6-1図参照)

(参考文献: 「ターボポンプ用語」 (JIS B 0131-2002) )



第51-6-1図 常設低圧代替注水系ポンプ性能曲線

以上より、格納容器下部注水系（常設）として使用する常設低圧代替注水系ポンプの必要動力は  kW（1台当たり）であり、格納容器下部注水系（常設）として使用する常設低圧代替注水ポンプの原動機出力は、190kW（1台当たり）とする。

名 称		可搬型代替注水大型ポンプ
容量	m <sup>3</sup> /h (1台あたり)	80以上(注1)(約1,320(注2))
全揚程	m	121以上(注1)(約140(注2))
最高使用圧力	MPa [gage]	1.4
最高使用温度	℃	60
原動機出力	kW (1台あたり)	約847
機器仕様に関する注記		注1：要求値を示す 注2：公称値を示す

**【設定根拠】**

可搬型代替注水大型ポンプは、重大事故等時に以下の機能を有する。

格納容器下部注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水大型ポンプは、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、ペDESTAL（ドライウェル部）の床面に落下した熔融炉心を冷却することで、熔融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）を抑制し、熔融炉心がペDESTAL（ドライウェル部）の床面を貫通すること及び壁面への接触することを防止する設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプは、代替淡水貯槽を水源として高所東側接続口、高所西側接続口、原子炉建屋東側接続口又は原子炉建屋西側接続口に接続し、格納容器下部注水配管を經由してペDESTAL（ドライウェル部）へ注水することにより、ペDESTAL（ドライウェル部）の床面に落下した熔融炉心を冷却することで、熔融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）を抑制

し、溶融炉心がペDESTAL（ドライウエル部）の床面の貫通及び壁面への接触を防止する設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプは、重大事故等時において、格納容器下部注水系（可搬型）として必要な容量を有するものを1台使用する。保有数は2セットで2台と、故障時及び保守点検による待機除外時の予備として1台の合計3台を保管する。予備については、同型設備である可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）の予備1台と共用可能とする。

## 1. 容 量

格納容器下部注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水大型ポンプの容量は、格納容器破損防止対策に係る有効性評価（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において、ペDESTAL（ドライウエル部）への注水量を常設代替低圧注水ポンプ2台で最大 $80\text{m}^3/\text{h}$ としていることから、可搬型代替注水大型ポンプについても同様に $80\text{m}^3/\text{h}$ 以上とし、公称値を1台あたり約 $1,320\text{m}^3/\text{h}$ とする。

## 2. 全揚程

可搬型代替注水大型ポンプを用いた格納容器下部注水系の単独注水時の全揚程は、有効性が確認されているペDESTAL（ドライウエル部）への注水流量（ $80\text{m}^3/\text{h}$ ）における圧損（水源（代替淡水貯槽）と注水先（ペDESTAL（ドライウエル部））の圧力差、静水頭、機器圧損、配管・ホース及び弁類圧損）を考慮し、以下を考慮した設計とする。

(1) 高所東側接続口使用の場合（最も圧損評価が厳しい高所東側接続口接続口で評価）

水源と移送先の圧力差	約47.7m
静水頭	約 7.0m
ホース圧損	約 4.9m
機器及び配管・弁類圧損	約61.4m
合 計	約121m

以上より、可搬搬型代替注水大型ポンプに要求される最大揚程は、約121mとなる。

可搬型代替注水大型ポンプの全揚程の公称値は、ポンプ特性からエンジン最大回転数時の容量の公称値である約1,320m<sup>3</sup>/hにおける吐出圧力の約140mとする。

### 3. 最高使用圧力

可搬型代替注水大型ポンプの最高使用圧力は、供給ラインを考慮しポンプ吐出圧力を制限していることから、その制限値である1.4MPa [gage] とする。

### 4. 最高使用温度

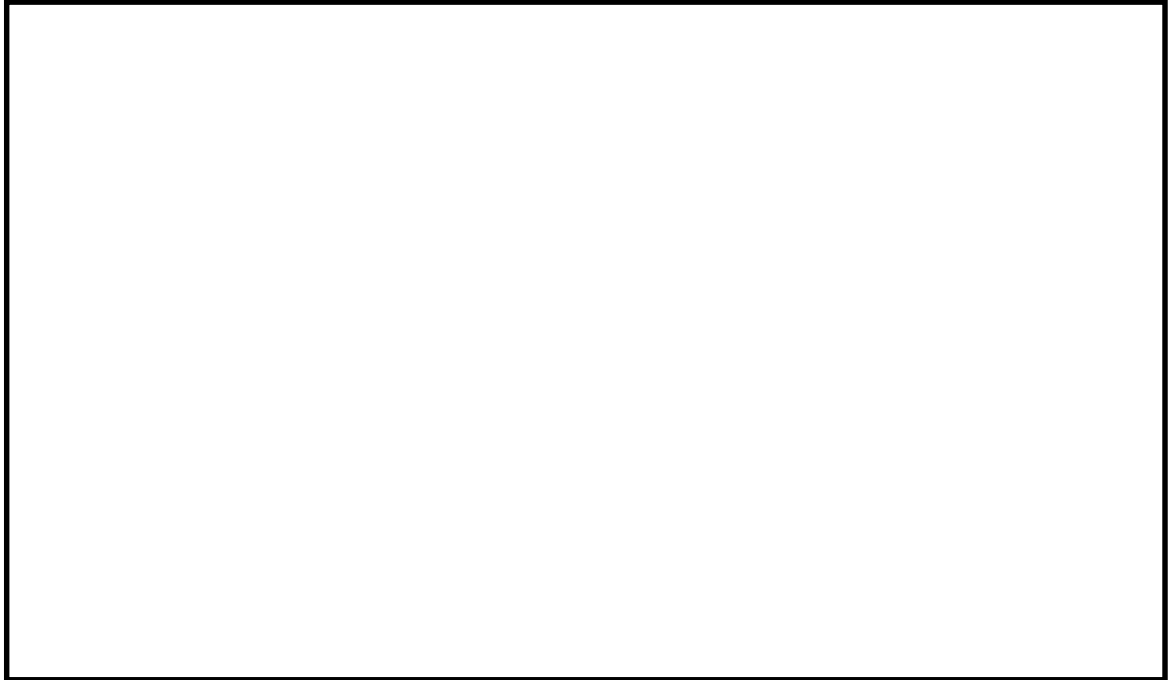
可搬型代替注水大型ポンプの最高使用温度は、供給ラインを考慮し接続するホースの最高使用温度である60℃とする。

### 5. 原動機出力

可搬型代替注水大型ポンプの原動機出力は、メーカー設計値である約847kWとする。

6. 可搬型代替注水大型ポンプの性能曲線

可搬型代替注水大型ポンプの性能曲線を以下に示す。



第51-6-2図 可搬型代替注水大型ポンプ性能曲線

名 称		可搬型代替注水中型ポンプ
容量	m <sup>3</sup> /h (1台あたり)	80以上(注1)(約210(注2))
全揚程	m	93.9以上(注1) (約100(注2))
最高使用圧力	MPa [gage]	1.4
最高使用温度	℃	60
原動機出力	kW (1台あたり)	約147
機器仕様に関する注記		注1：要求値を示す 注2：公称値を示す

**【設定根拠】**

可搬型代替注水中型ポンプは、重大事故等時に以下の機能を有する。

格納容器下部注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中型ポンプは、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、ペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した熔融炉心を冷却することで、熔融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）を抑制し、熔融炉心がペDESTAL（ドライウエル部）の床面を貫通すること及び壁面への接触することを防止する設計とする。

可搬型代替注水中型ポンプは、西側淡水貯水設備を水源として高所東側接続口、高所西側接続口、原子炉建屋東側接続口又は原子炉建屋西側接続口に接続し、格納容器下部注水配管を經由してペDESTAL（ドライウエル部）へ注水することにより、ペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した熔融

炉心を冷却することで、熔融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）を抑制し、熔融炉心がペDESTAL（ドライウエル部）の床面の貫通及び壁面への接触を防止する設計とする。

可搬型代替注水中型ポンプは、重大事故等時において注水に必要な揚程を確保するため2台のポンプを使用する。保有数は2セットで4台と、故障時及び保守点検による待機除外時の予備として1台の合計5台を保管する。

## 1. 容 量

格納容器下部注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中型ポンプの容量は、格納容器破損防止対策に係る有効性評価（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において、ペDESTAL（ドライウエル部）への注水量を常設代替低圧注水ポンプ2台で最大 $80\text{m}^3/\text{h}$ としていることから、可搬型代替注水中型ポンプについても同様に $80\text{m}^3/\text{h}$ 以上とし、公称値を約 $210\text{m}^3/\text{h}$ とする。なお、可搬型代替注水中型ポンプ1台では必要な流量に対し揚程が不足することから、可搬型代替注水中型ポンプ2台を直列に接続し、1台目は水源（西側淡水貯水設備）からの取水に使用することで2台目のポンプ入口の静水頭を確保する。これにより、ペDESTAL（ドライウエル部）への単独の注入流量を確保する。

## 2. 全揚程

可搬型代替注水中型ポンプを用いた格納容器下部注水系の単独注水時の全揚程は、有効性が確認されているペDESTAL（ドライウエル部）への注水流量（ $80\text{m}^3/\text{h}$ ）を確保する設計とする。格納容器下部注水系は、可搬型代替注水中型ポンプ2台を直列に接続し使用する。1台目は、水源（西側淡水貯水設備）からの取水を目的とし、2台目は、ペDESTAL（ドライウエル部）へ

の注水を目的としている。

圧損評価は、水源（西側淡水貯水設備）と注水先（原子炉压力容器）の圧力差、静水頭、ホース圧損、配管及び弁類圧損を考慮した設計とする。

(1) 西側淡水貯水設備～中型ポンプ2台目（中型ポンプ1台目圧損評価）

水源と移送先の圧力差	約	0m
静水頭	約	29.0m
ホース圧損	約	1.9m
機器及び配管・弁類圧損	約	7.4m
合計	約	38.3m

(2) 中型ポンプ2台目～原子炉格納容器（中型ポンプ2台目圧損評価）（最も圧損評価が厳しい東側接続口で評価）

水源と移送先の圧力差	約	47.7m
静水頭	約	8.0m
ホース圧損	約	0.2m
機器及び配管・弁類圧損	約	38.0m
合計	約	93.9m

以上より、可搬型代替注水中型ポンプに要求される最大揚程は、約93.9mとなる。

可搬型代替注水中型ポンプ全揚程の公称値は、ポンプ特性からエンジン最大回転数時の容量の公称値である約210m<sup>3</sup>/hにおける吐出圧力の約100mとする。

### 3. 最高使用圧力

可搬型代替注水中型ポンプの最高使用圧力は、供給ラインを考慮しポンプ



吐出圧力を制限していることから、その制限値である1.4MPa [gage] とする。

#### 4. 最高使用温度

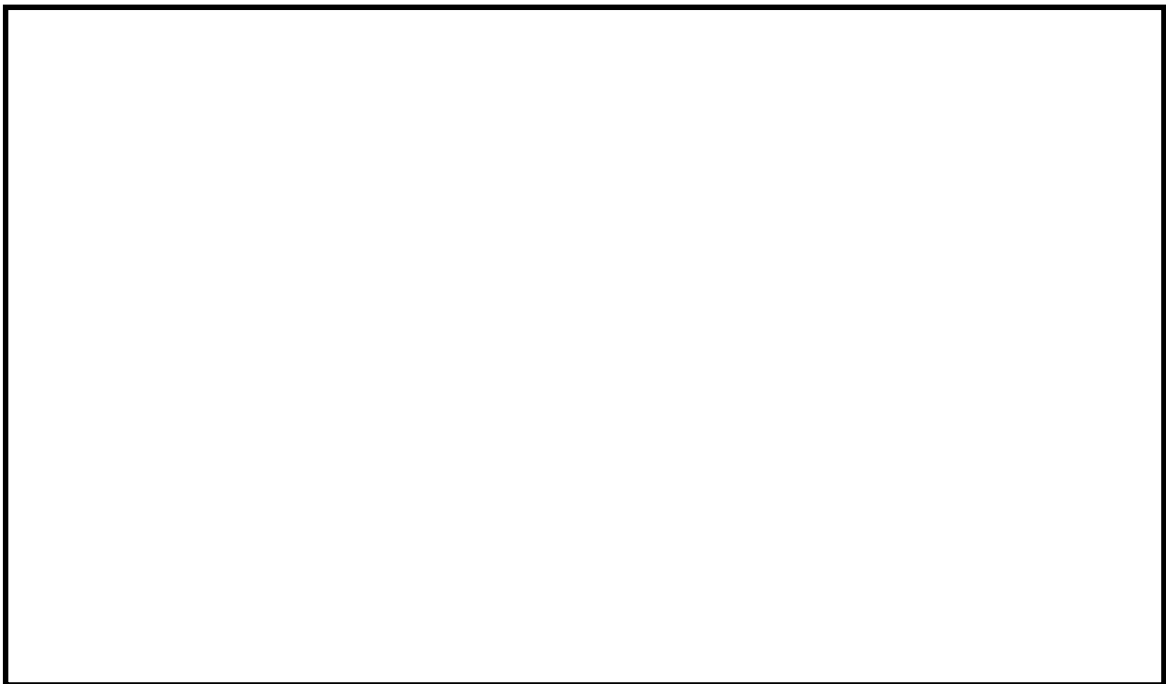
可搬型代替注水中型ポンプの最高使用温度は、供給ラインを考慮し接続するホースの最高使用温度である60℃とする。

#### 5. 原動機出力

可搬型代替注水中型ポンプの原動機出力は、メーカ設計値である約147kW とする。

#### 6. 可搬型代替注水中型ポンプの性能曲線

可搬型代替注水中型ポンプの性能曲線を以下に示す。



第51-6-3図 可搬型代替注水中型ポンプ性能曲線

常設低圧代替注水系ポンプ，可搬型代替注水中型ポンプ及び  
可搬型代替注水大型ポンプを使用した同時注水について

常設低圧代替注水系ポンプ，可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプを使用した注水については，原子炉，格納容器，ペDESTAL（ドライウエル部），格納容器頂部及び使用済燃料プールを注水先として設計する。このため，重大事故等時において，複数の注水先に対して同時に必要流量を注水できるよう設計する。なお，各注水先への注水は弁の開操作のみで実施可能であるため，必要箇所への注水を継続しつつ，注水先を追加することが可能である。

有効性評価で考慮する同時注水パターンを第1表及び第2表に示す。

また，有効性評価における事象進展ごとの常設低圧代替注水系ポンプ，可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプによる注水先の組み合わせケースを第3表から第7表に示す。

第 1 表 有効性評価で考慮する常設低圧代替注水系ポンプを使用した同時注水  
ケース

原子炉	格納容器	(ドライウエル部) ペDESTAL	格納容器頂部	使用済燃料プール
47 条/1.4	49 条/1.6	51 条/1.8	53 条/1.10	54 条/1.11
230m <sup>3</sup> /h	130m <sup>3</sup> /h	—	—	—
—	300m <sup>3</sup> /h	80m <sup>3</sup> /h	—	—
50m <sup>3</sup> /h	130m <sup>3</sup> /h	—	—	114m <sup>3</sup> /h

第 2 表 有効性評価で考慮する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水  
大型ポンプを使用した同時注水ケース

原子炉	格納容器	(ドライウエル部) ペDESTAL	格納容器頂部	使用済燃料プール
47 条/1.4	49 条/1.6	51 条/1.8	53 条/1.10	54 条/1.11
50m <sup>3</sup> /h	130m <sup>3</sup> /h	—	—	—
50m <sup>3</sup> /h	130m <sup>3</sup> /h	—	—	16m <sup>3</sup> /h

第3表 設計基準事故対処設備による原子炉注水失敗時に常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合（炉心損傷前）

	47条/1.4	49条/1.6	51条/1.8	53条/1.10	54条/1.11	
	原子炉	格納容器	(ドライウエル部) ペDESTAL	格納容器頂部	使用済燃料プール	備考
初期注水段階	378m <sup>3</sup> /h	—	—	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>QH 特性に従った注水</li> <li>原子炉水位回復後は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上は注水量一定で注水開始/停止操作実施）</li> </ul>
格納容器スプレイ段階	230m <sup>3</sup> /h	130m <sup>3</sup> /h	—	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上は注水量一定で注水開始/停止操作実施）</li> <li>格納容器スプレイは格納容器圧力に応じてスプレイ開始/停止操作</li> </ul>
使用済燃料プール冷却復旧操作段階	50m <sup>3</sup> /h	130m <sup>3</sup> /h	—	—	114m <sup>3</sup> /h	<ul style="list-style-type: none"> <li>有効性評価の解析条件ではないが、使用済燃料プールの冷却機能復旧操作を同時に行うことを想定</li> <li>使用済燃料プールが 80℃到達まで 1 日以上の余裕があるため、原子炉水位及び格納容器圧力制御が安定した状態で実施することを想定</li> </ul>
格納容器ベント段階	50m <sup>3</sup> /h	—	—	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量</li> <li>使用済燃料プールは代替燃料プール冷却系等による除熱に期待できることから、同時注水を考慮していない</li> </ul>

対象事象：高圧・低圧注水機能喪失，LOCA時注水機能喪失

第4表 設計基準事故対処設備による原子炉注水成功後に常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合

	47条/1.4	49条/1.6	51条/1.8	53条/1.10	54条/1.11	備考
	原子炉	格納容器	(ドライウエル部) ペDESTAL	格納容器頂部	使用済燃料プール	
原子炉減圧・低圧注水移行段階	378m <sup>3</sup> /h	—	—	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>QH特性に従った注水</li> <li>原子炉水位回復後は崩壊熱除去相当の注水量で可(解析上は注水量一定で注水開始/停止操作実施)</li> </ul>
格納容器スプレイ段階	230m <sup>3</sup> /h	130m <sup>3</sup> /h	—	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量で可(解析上は注水量一定で注水開始/停止操作実施)</li> <li>格納容器スプレイは格納容器圧力に応じてスプレイ開始/停止操作</li> </ul>
使用済燃料プール冷却復旧操作段階	50m <sup>3</sup> /h	130m <sup>3</sup> /h	—	—	114m <sup>3</sup> /h	<ul style="list-style-type: none"> <li>有効性評価の解析条件ではないが、使用済燃料プールの冷却機能復旧操作を同時に行うことを想定</li> <li>使用済燃料プールが80℃到達まで1日以上余裕があるため、原子炉水位及び格納容器圧力制御が安定した状態で実施することを想定</li> </ul>
格納容器ベント段階*	50m <sup>3</sup> /h	—	—	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量</li> <li>使用済燃料プールは代替燃料プール冷却系等による除熱に期待できることから、同時注水を考慮していない</li> </ul>

※崩壊熱除去機能(残留熱除去系が故障した場合)のケース

対象事象：崩壊熱除去機能喪失

第 5 表 全交流動力電源喪失（24 時間継続）時に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを使用する場合

	47 条/1.4	49 条/1.6	51 条/1.8	53 条/1.10	54 条/1.11	
	原子炉	格納容器	(ドライウエル部) ペDESTAL	格納容器頂部	使用済燃料プール	備考
原子炉減圧・低圧注水移行段階	110m <sup>3</sup> /h	—	—	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>・QH 特性に従った注水</li> <li>・原子炉水位回復後は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上は注水量一定で注水開始/停止操作実施）</li> </ul>
格納容器スプレイ段階	50m <sup>3</sup> /h	130m <sup>3</sup> /h	—	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上は注水量一定で注水開始/停止操作実施）</li> <li>・格納容器スプレイは格納容器圧力に応じてスプレイ開始/停止操作</li> </ul>
使用済燃料プール冷却復旧操作段階	50m <sup>3</sup> /h	130m <sup>3</sup> /h	—	—	16m <sup>3</sup> /h	<ul style="list-style-type: none"> <li>・有効性評価の解析条件ではないが、使用済燃料プールの冷却機能復旧操作を同時に行うことを想定し、設定したケース</li> <li>・使用済燃料プールが 80℃到達まで 1 日以上の余裕があるため、原子炉水位及び格納容器圧力制御が安定した状態で実施することを想定</li> </ul>

対象事象：全交流動力電源喪失，津波浸水による注水機能喪失

第6表 設計基準事故対処設備による原子炉注水失敗時に常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合（LOCA起因による炉心損傷事象）

	47条/1.4	49条/1.6	51条/1.8	53条/1.10	54条/1.11	
	原子炉	格納容器	(ドライウエル部) ペDESTAL	格納容器頂部	使用済燃料プール	備考
初期注水段階	230m <sup>3</sup> /h	130m <sup>3</sup> /h	—	—	—	・LOCAが発生し設計基準事故対処設備による注水に失敗し、炉心損傷に至った場合に、炉心の再冠水並びに格納容器内温度及び圧力を抑制するためのケース
再冠水後制御段階 <sup>※</sup>	50m <sup>3</sup> /h	130m <sup>3</sup> /h	—	—	—	・原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量 ・格納容器スプレイは格納容器圧力に応じてスプレイ開始/停止操作
使用済燃料プール冷却復旧操作段階 <sup>※</sup>	50m <sup>3</sup> /h	130m <sup>3</sup> /h	—	—	114m <sup>3</sup> /h	・有効性評価の解析条件ではないが、使用済燃料プールの冷却機能復旧操作を同時に行うことを想定し、設定したケース ・使用済燃料プールが80℃到達まで1日以上余裕があるため、原子炉水位及び格納容器圧力制御が安定した状態で実施することを想定
格納容器ベント段階 <sup>※</sup>	50m <sup>3</sup> /h	—	—	—	—	・原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量

※代替循環冷却系を使用できない場合のケース

対象事象：雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）、水素燃焼

第7表 原子炉圧力容器破損時に常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合

	47条/1.4	49条/1.6	51条/1.8	53条/1.10	54条/1.11	
	原子炉	格納容器	(ドライウエル部) ペDESTAL	格納容器頂部	使用済燃料プール	備考
原子炉圧力容器破損段階	—	300m <sup>3</sup> /h	80m <sup>3</sup> /h	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備による原子炉注水に失敗し、原子炉圧力容器の破損に至った場合に、格納容器内温度及び圧力の抑制並びにペDESTAL（ドライウエル部）に落下した溶融炉心を冷却するためのケース</li> </ul>
原子炉圧力容器破損段階での対応後の段階	—	130m <sup>3</sup> /h	80m <sup>3</sup> /h	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>ペDESTAL（ドライウエル部）注水はペDESTAL（ドライウエル部）の水位維持時の注水量</li> <li>格納容器スプレイは格納容器圧力に応じてスプレイ開始/停止操作</li> </ul>
使用済燃料プール冷却復旧操作段階	—	—	80m <sup>3</sup> /h	—	114m <sup>3</sup> /h	<ul style="list-style-type: none"> <li>有効性評価の解析条件ではないが、使用済燃料プールの冷却機能復旧操作を同時に行うことを想定し、設定したケース</li> <li>使用済燃料プールが80℃到達まで1日以上余裕があるため、原子炉水位及び格納容器圧力制御が安定した状態で実施することを想定</li> </ul>

対象事象： 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱， 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用， 溶融炉心・コンクリート相互作用



名 称		コリウムシールド
高さ	m	約 1.88
厚さ	m	約 0.15
最高使用温度	℃	2100

**【設定根拠】**

コリウムシールドは、重大事故等時に以下の機能を有する。

コリウムシールドは、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、ペDESTAL（ドライウェル部）の床面に落下した溶融炉心を保持することで、溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）を抑制し、溶融炉心がペDESTAL（ドライウェル部）の床面を貫通すること及び壁面への接触することを防止する設計とする。

1. 高さ

ペDESTAL内には人通用開口部や床ドレン配管等のドライウェルと通じる経路があるため、デブリ堆積高さがこれらの経路に到達した場合、ペDESTAL外へ流出するおそれがある。そのため、デブリをペDESTAL内に全量保有する観点から、デブリ堆積高さはデブリがペDESTAL外に流出する可能性のある経路よりも低い位置とする必要がある。ペDESTAL床高さに対して最も低い位置となる経路は、ドライウェルからペDESTAL床ドレンサンプへのドレン配管である。当該配管の下端は、ペDESTAL床から約1.88mの位置に存在することから、コリウムシールド設置高さの上限として約1.88mを設定する。

## 2. 厚さ

ペDESTAL（ドライウェル部）内の設備配置上，設置高さに制限があり，これを考慮した上で，原子炉压力容器から落下する溶融炉心（以下「デブリ」という。）を全量保有でき，かつ，溶融炉心・コンクリート相互作用の影響も抑制できるよう，その厚さを設定する。

### ・デブリ保有可能量を踏まえたコリウムシールド厚さの算定

デブリ体積高さ  $H_{\text{debris}}$  は，式(1)及び式(2)で算定される。ここで，ポロシティは P U L i M S 実験等の知見を基に保守的な値として 0.5 を設定している。

$$H_{\text{debris}} = (V_m \times (1 - \Phi_{\text{ent}}) + V_s + V_m \times \Phi_{\text{ent}} \div (1 - P)) \div S_{fz} \quad (1)$$

$$S_{fz} = (L_{\text{PD}} / 2 - D_{\text{CS}})^2 \times \pi \quad (2)$$

$V_m$  : 溶融物体積 [約  $36\text{m}^3$ ]

$V_s$  : ペDESTAL内構造物体積 [約  $4\text{m}^3$ ]

$\Phi_{\text{ent}}$  : 粒子化割合 [0.171]

$P$  : ポロシティ [0.5]

$S_{fz}$  : コリウムシールドの設置を考慮した床面積 [ $\text{m}^2$ ]

$L_{\text{PD}}$  : ペDESTAL床直径 [  ]

$D_{\text{CS}}$  : コリウムシールド厚さ [m]

コリウムシールドの高さは，デブリ堆積高さとして床に設置するコリウムシールドの厚さを加えた値となるため，式(1)において  $H_{\text{debris}}$  を  $(1.88 - D_{\text{CS}})\text{m}$  とし計算した結果， $D_{\text{CS}} = \text{約 } 0.15\text{m}$  となる。よって，デブリ保有可能性を踏まえると，コリウムシールド厚さは約  $0.15\text{m}$  となる。

・浸食の影響を踏まえたコリウムシールド厚さの設定

コリウムシールド厚さが約 0.15m の場合，コリウムシールドの侵食は発生しないことを添付（2）にて確認している。

3. 最高使用温度

コリウムシールドの最高使用温度は，材料である  $ZrO_2$  耐熱材の耐浸食性が確認されている 2,100℃ とする。

## 溶融炉心・コンクリート相互作用による侵食量評価について

原子炉圧力容器が破損し溶融炉心がペDESTAL（ドライウェル部）へ落下した場合におけるペDESTAL（ドライウェル部）侵食量評価を、シビアアクシデント解析コードMAAPにより実施している。以下にその内容を示す。

## 1. 評価条件

評価条件を第1表に示す。

第1表 侵食量評価条件

項目	ベースケース	感度ケース
対象シーケンス	過渡事象時に損傷炉心冷却に失敗し、原子炉圧力容器が破損するシーケンス	大破断LOCA時に損傷炉心冷却に失敗し、原子炉圧力容器が破損するシーケンス
溶融炉心から水プールへの熱流束	800kW/m <sup>2</sup> (圧力依存性あり)	800kW/m <sup>2</sup> (一定※1)
ペDESTAL（ドライウェル部）初期水位	1m	
ペDESTAL（ドライウェル部）注水	RPV破損7分後から80m <sup>3</sup> /h	
コリウムシールド厚さ	15cm	
コリウムシールド侵食開始温度	2,100℃※2	
RPV破損時の溶融炉心温度	MAAP解析結果に基づく	

※1 侵食の不均一性等の影響を考慮して設定

※2 ZrO<sub>2</sub>耐熱材の100mol%Zrによる侵食試験結果に基づき設定

## 2. 評価結果

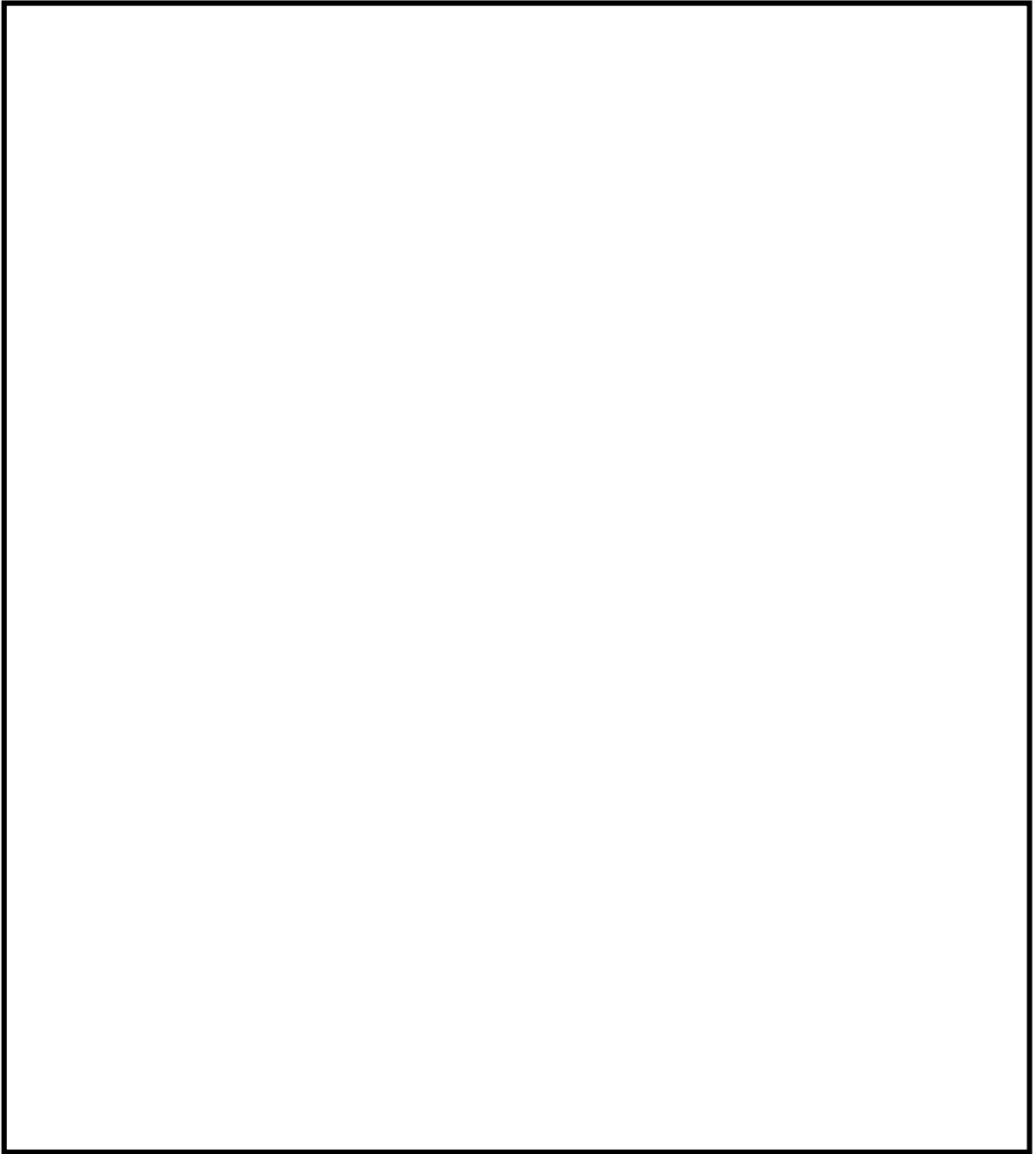
評価結果を第2表に示す。MAAP評価において、ペDESTAL（ドライウェル部）のプール水中に落下した溶融炉心とコリウムシールドの接触面温度

は 2,100°C未満であり，耐熱性及び耐侵食性に優れた Z r O<sub>2</sub> 製コリウムシールドを敷設することにより，熔融炉心・コンクリート相互作用による侵食が生じないことを確認した。

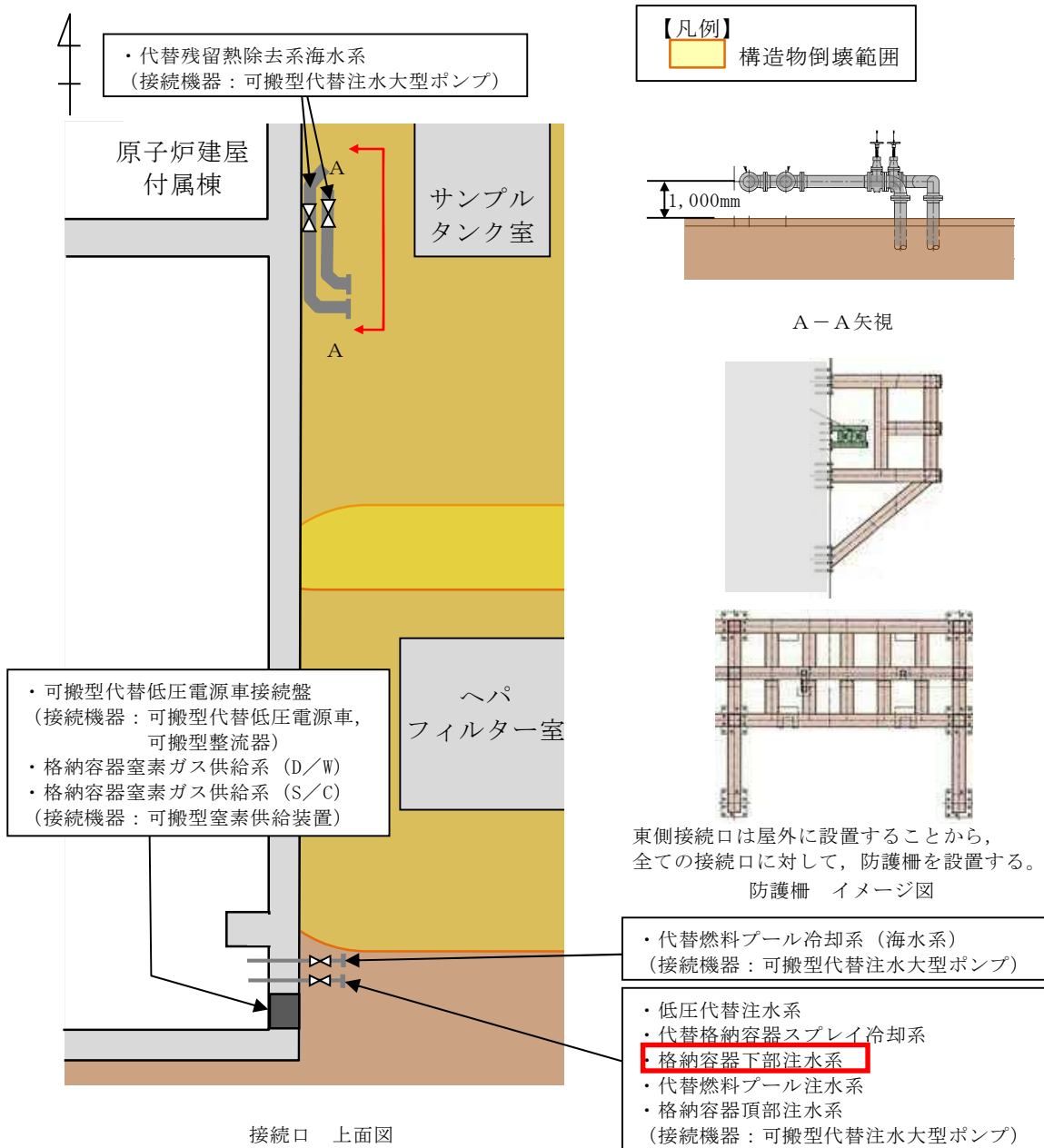
第 2 表 侵食量評価結果

項目	ベースケース	感度ケース
コリウムシールド侵食量 (側面)	0cm	0cm
コリウムシールド侵食量 (床面)	0cm	0cm

51-7 接続図



第 51-7-1 図 格納容器下部注水系接続図

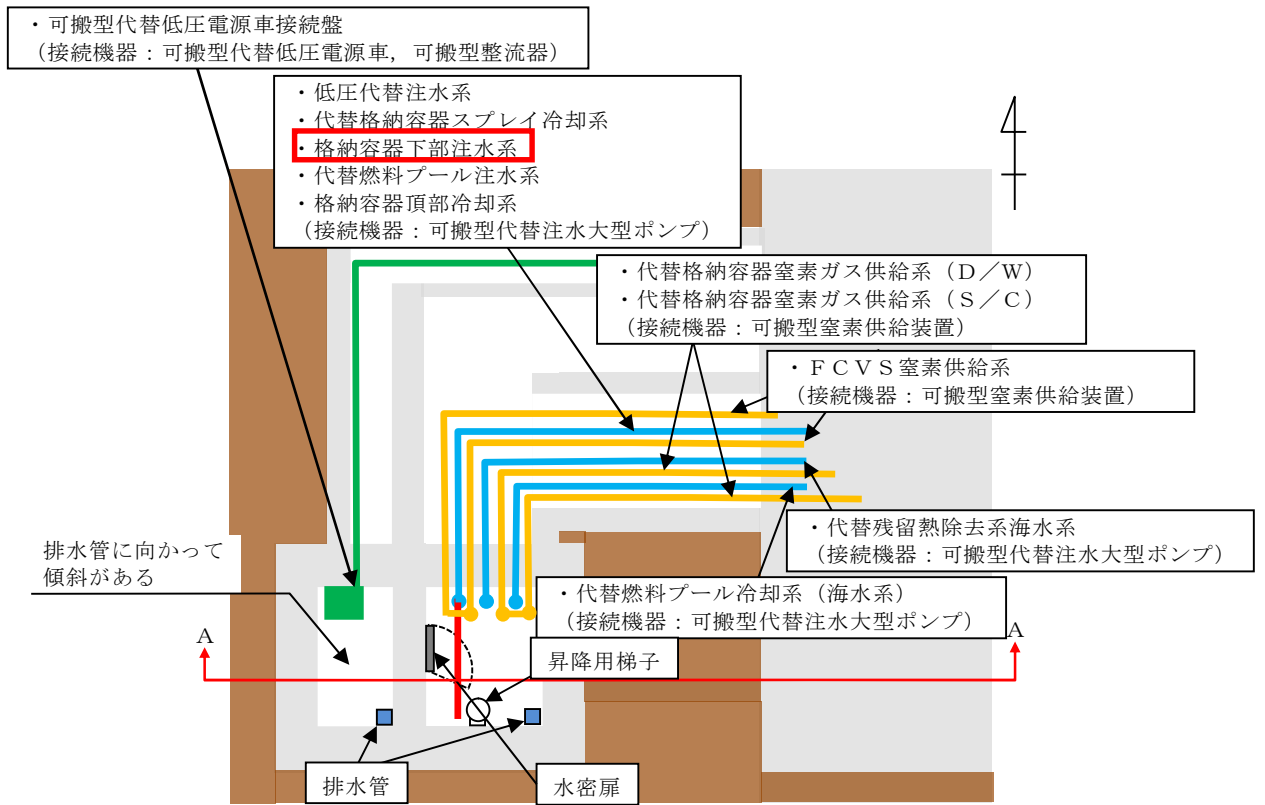


今後の検討結果等により変更となる可能性がある

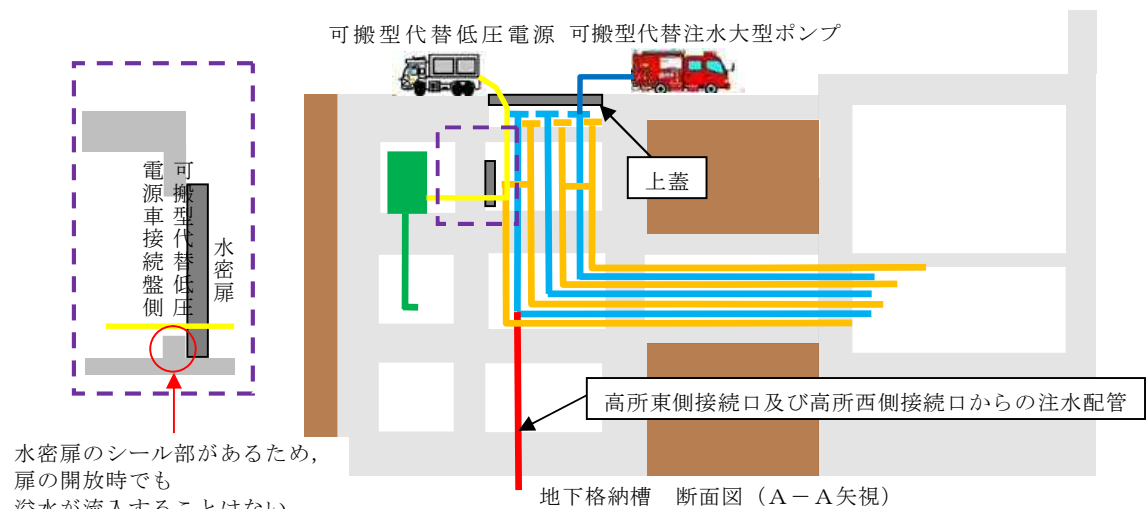
格納容器下部注水系：第51条に係る重大事故等対処設備を示す。

第 51-7-2 図 東側接続口の構造図





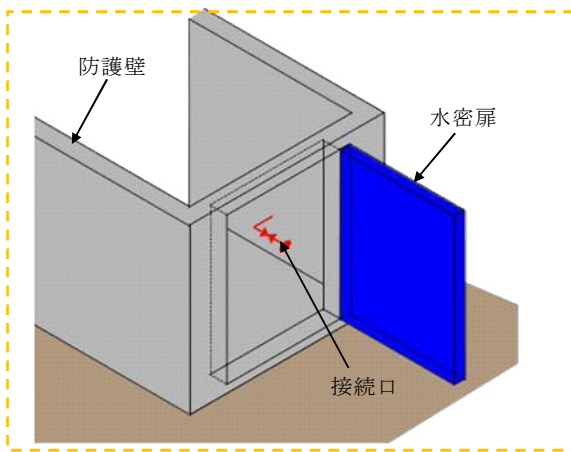
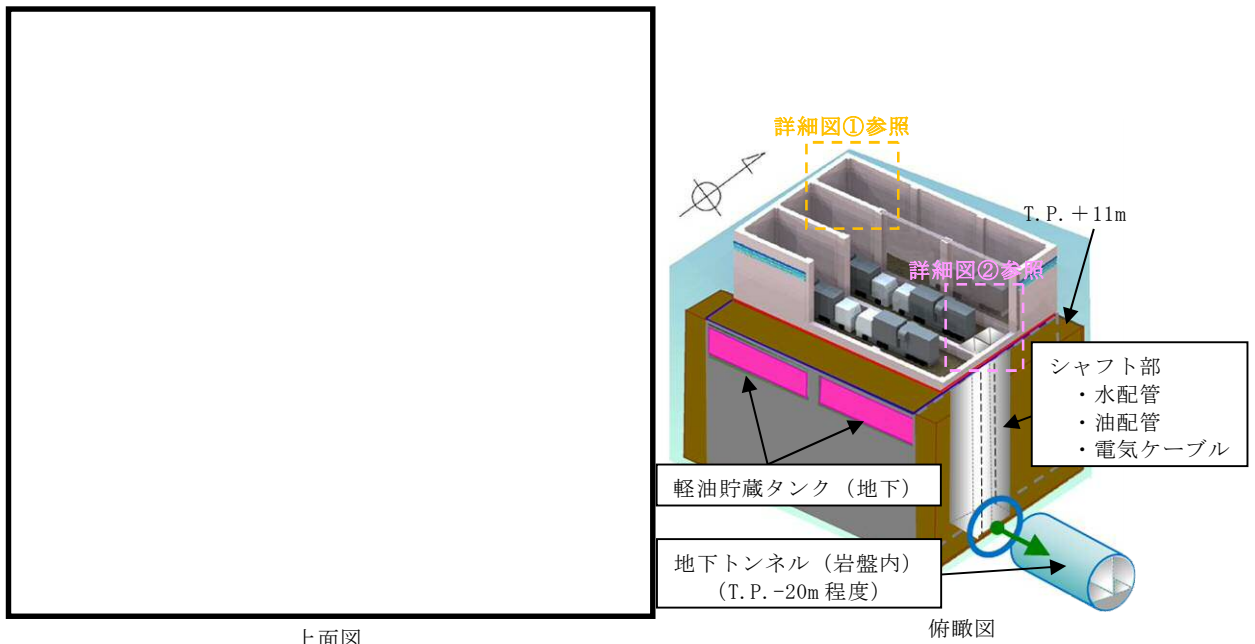
地下格納槽 上面図



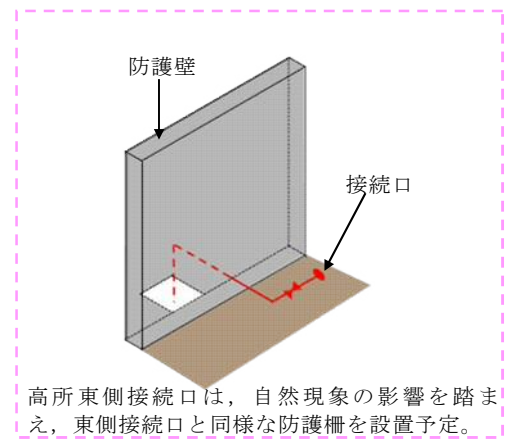
今後の検討結果等により変更となる可能性がある

: 第51条に係る重大事故等対処設備を示す。

第51-7-3 図 西側接続口の構造図

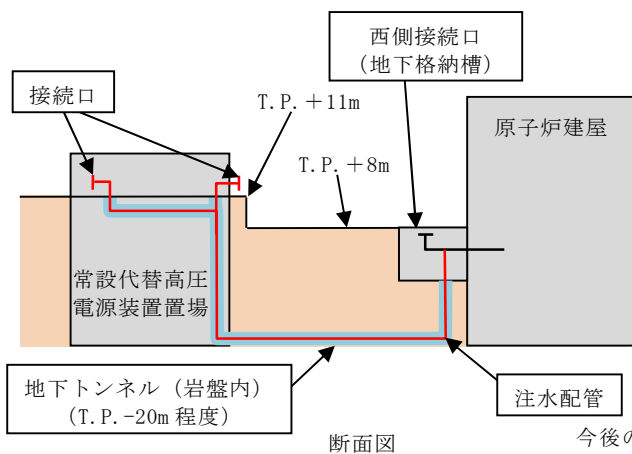


詳細図① (高所西側接続口)



高所東側接続口は、自然現象の影響を踏まえ、東側接続口と同様な防護柵を設置予定。

詳細図② (高所東側接続口)

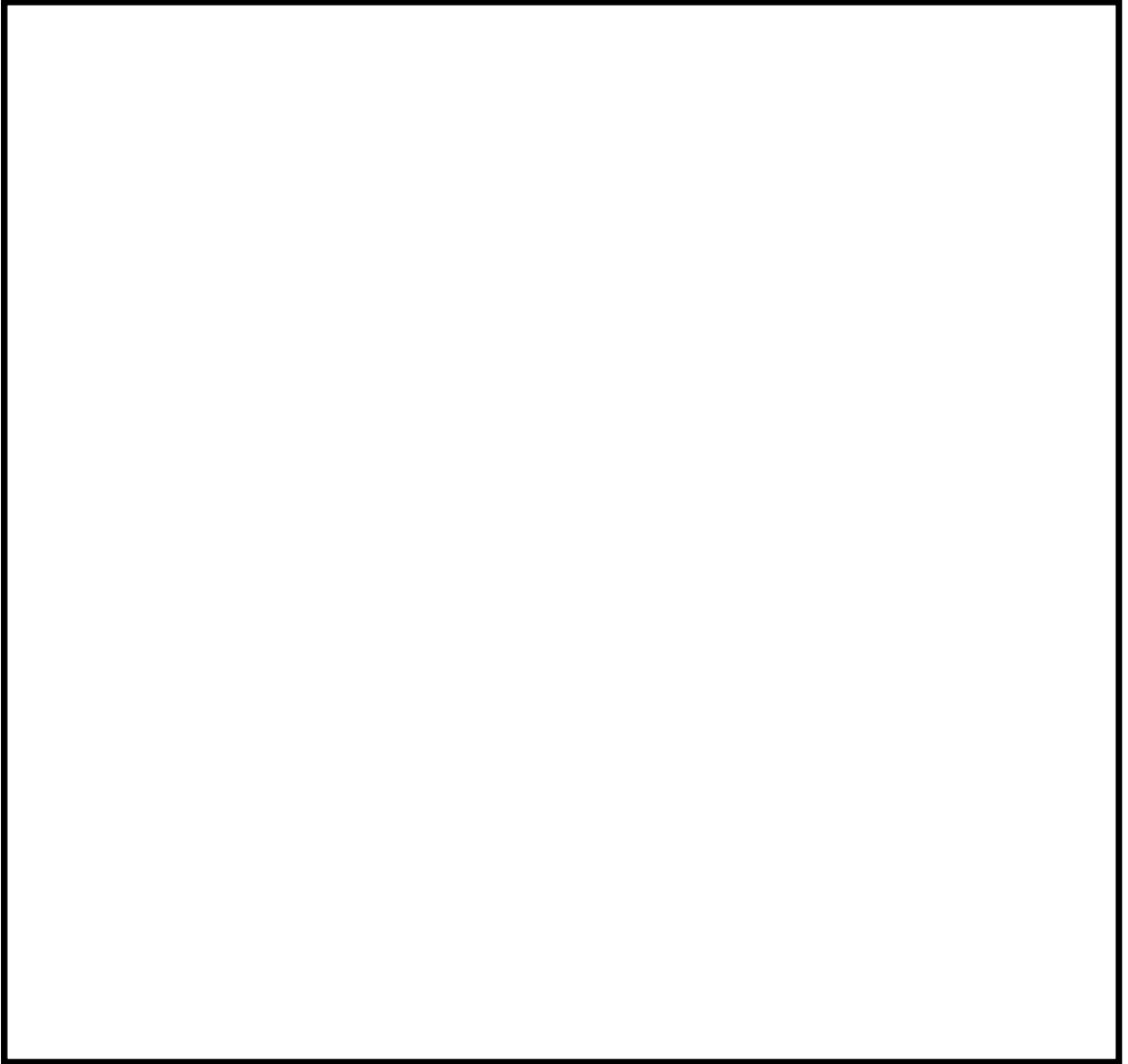


- ・トンネル内にはケーブル接続部を設けない。
- ・軽油配管にはフランジ部を設けない。
- ・水配管、軽油配管はケーブル類より下位置に配置する。
- ・ケーブル敷設部と水配管敷設部の間には点検通路スペースを設ける。

今後の検討結果等により変更となる可能性がある

第 51-7-4 図 高所東側接続口及び高所西側接続口の構造図

51-8 保管場所図

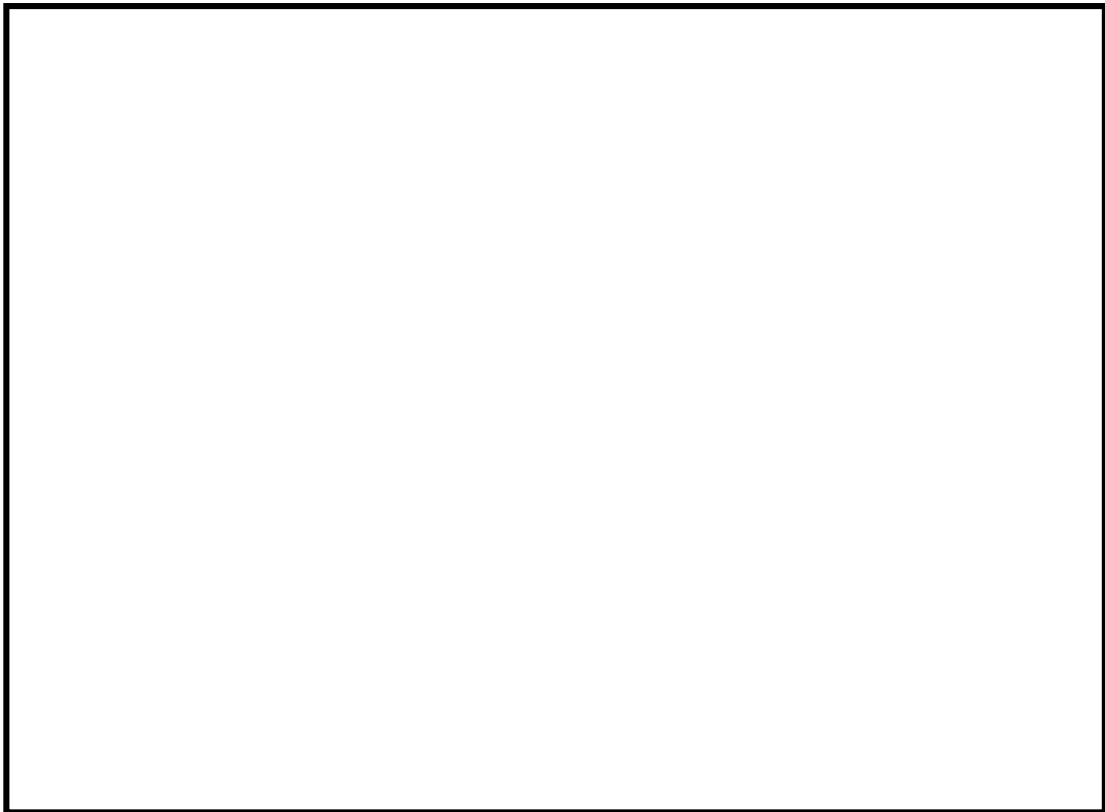


第 51-8-1 図 保管場所図 (位置の分散)

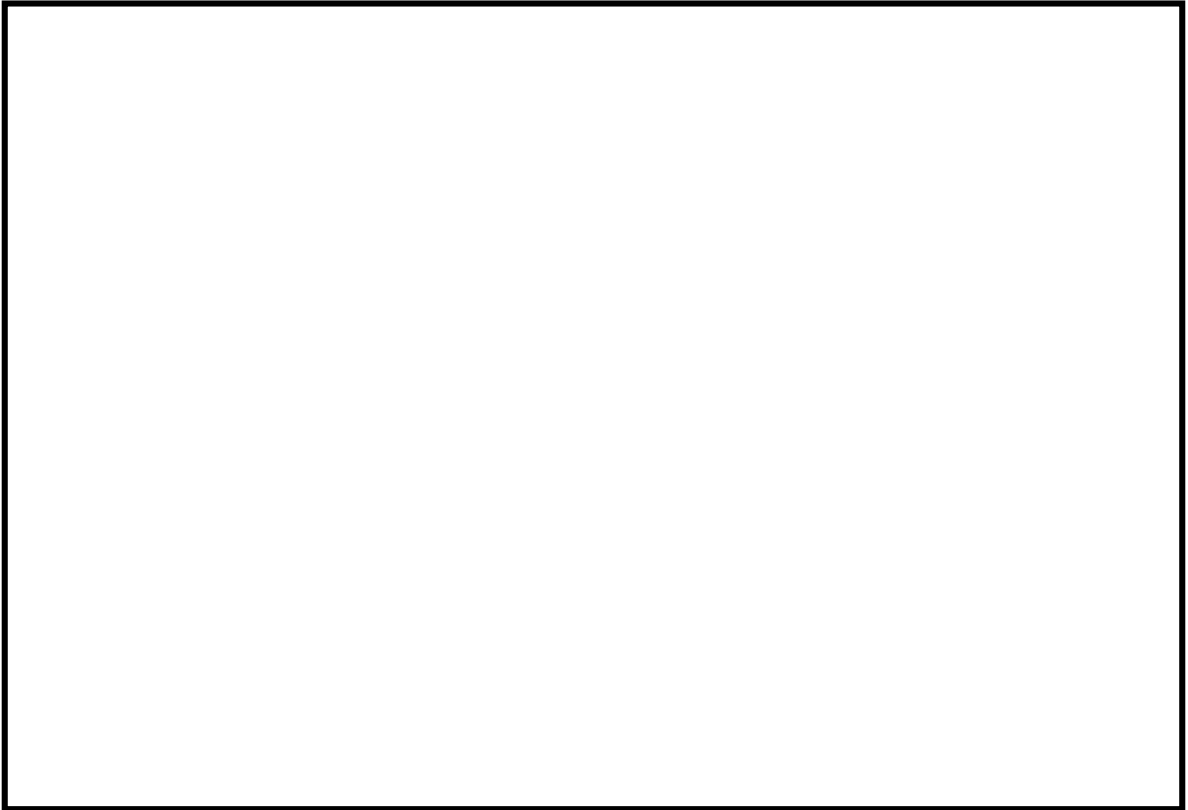
51-9 アクセスルート図



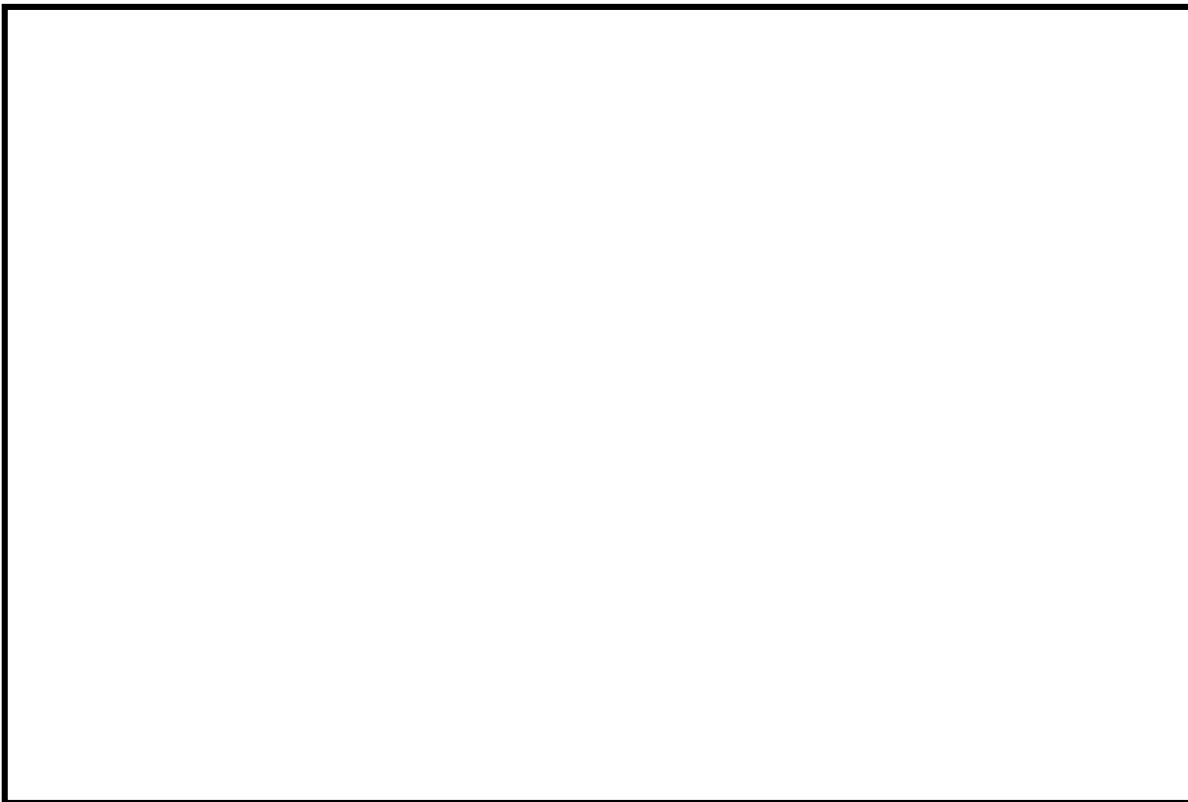
第 51-9-1 図 保管場所およびアクセスルート図



第 51-9-2 図 緊急時対策所～西側淡水貯水設備～高所東側接続口又は高所西側接続口及び緊急時対策所～代替淡水貯槽～原子炉建屋西側接続口までのアクセスルート概要



第 51-9-3 図 緊急時対策所～代替淡水貯槽～東側接続口，西側接続口までのアクセスルート概要



第 51-9-4 図 緊急時対策所～西側淡水貯水設備～代替淡水貯槽までのアクセスルート概要



51-10 ペデスタル（ドライウェル部）底部の構造変更について

## 1. 設備概要

炉心損傷後に原子炉圧力容器が破損し、溶融炉心が原子炉圧力容器からペDESTAL（ドライウェル部）へ落下した場合に、溶融炉心が格納容器機器ドレンサンプ及び格納容器床ドレンサンプ（以下、「格納容器ドレンサンプ」という。）に流入し局所的にコンクリートが侵食されることや、溶融炉心が格納容器ドレンサンプの排水流路を通じてサブプレッション・チェンバへ移行することで、ドライウェルとサブプレッション・チェンバの隔離機能が損なわれるおそれがある。溶融炉心による局所的なコンクリート侵食を防ぎ、また、溶融炉心のサブプレッション・チェンバへの移行を防止するために、格納容器ドレンサンプの形状を変更しペDESTAL（ドライウェル部）床面を平坦化するとともに、格納容器ドレンサンプの排水流路の構造を変更する。

また、格納容器下部注水設備と合わせて、溶融炉心によるコンクリート侵食及びペDESTAL（ドライウェル部）構造への熱影響を抑制するため、ペDESTAL（ドライウェル部）の床面及び壁面にコリウムシールドを設置する。

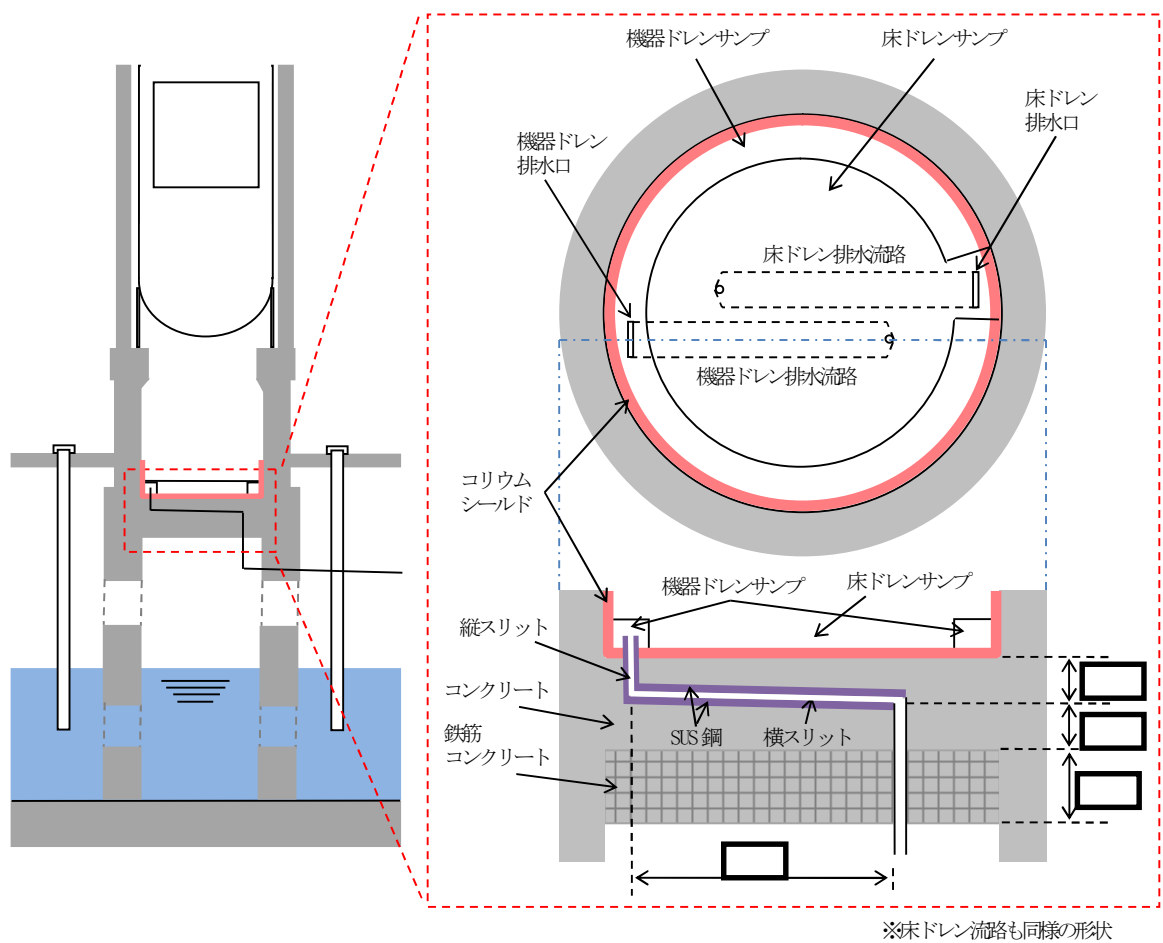
第51-10-1図及び第51-10-2図にペDESTAL（ドライウェル部）底部の構造変更の概要図を示す。

ペDESTAL（ドライウェル部）床面は、中央を格納容器床ドレンサンプとし、それを取り囲むように格納容器機器ドレンサンプを配置することで、床面全体を平坦化し、溶融炉心が均一に広がるような構造とする。これにより、溶融炉心による局所的なコンクリート侵食を防止する設計とする。

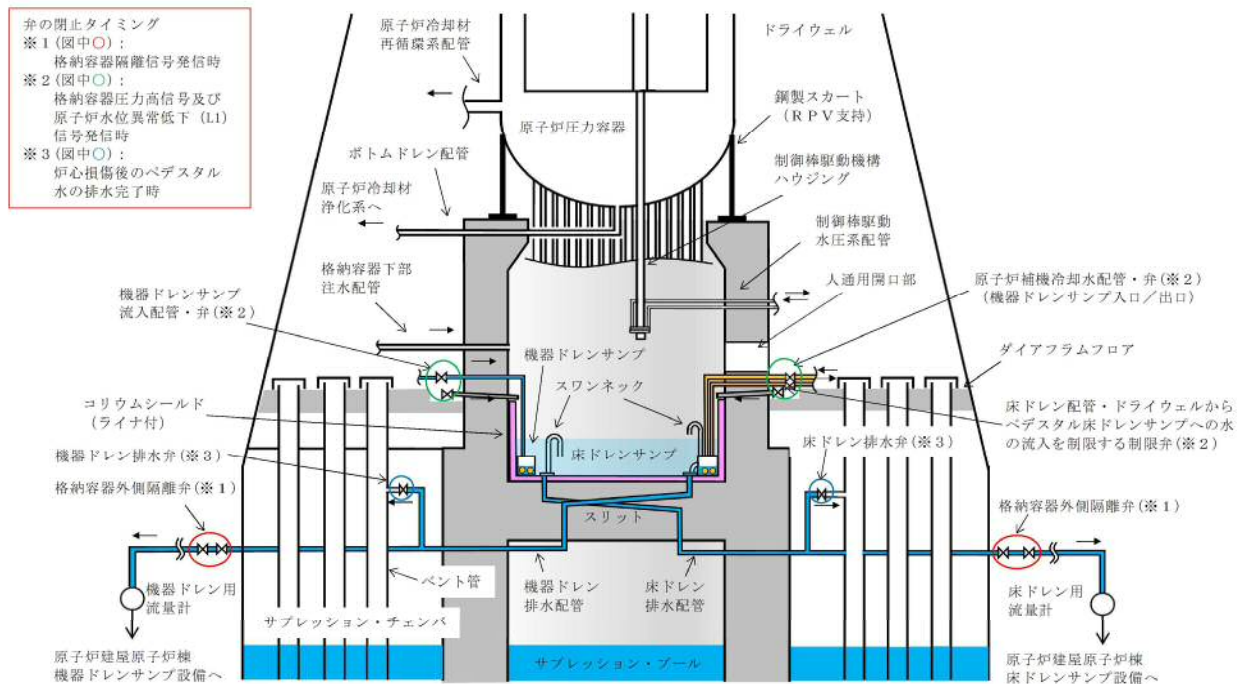
また、各ドレンサンプからの排水流路は、ペDESTAL（ドライウェル部）床面上の溶融炉心による侵食を受けないコンクリート深さまで通じる部分

(縦スリット) と、流入した溶融炉心を凝固させる部分 (横スリット) により構成する。縦スリット及び横スリットは薄い中空平板型 (幅×厚さ×長さ:  [内径]) の形状とし、周囲を熱伝導率の高いステンレス鋼材で覆うことで、流入した溶融炉心を速やかに冷却し凝固させるような構造とする。これにより、排水流路に流入した溶融炉心が横スリット内で凝固し、サブプレッション・チェンバに至ることがない設計とする。

さらに、次項以降に示すとおり、ペDESTAL (ドライウエル部) 底部の構造を変更することによって、格納容器並びに原子炉格納容器下部注水設備の機能に及ぼす悪影響がないことを確認している。



第 51-10-1 図 ペDESTAL（ドライウェル部）底部の構造変更の概要



第51-10-2図 ペデスタル（ドライウエル部）底部の概要

## 2. ペデスタル（ドライウエル部）底部の構造変更による周辺設備への悪影響の有無について

ペデスタル（ドライウエル部）底部の構造を変更することにより設計基準事故対処設備並びに重大事故等対処設備に対し悪影響を及ぼす可能性があることから、ペデスタル（ドライウエル部）底部の構造変更による悪影響の有無について確認を行った。

### 2. 1 設計基準事故対処設備への悪影響の有無について

#### 2. 1. 1 格納容器機能への悪影響の有無について

格納容器機能への影響評価として、空間容積、耐震性、強度、フランジ部開口量の4つの観点から検討を行い、格納容器機能への悪影響がないことを確認した。確認結果を第51-10-1表に示す。

第51-10-1表 格納容器機能への悪影響の有無確認結果

	確認結果	確認内容
空間容積	悪影響なし	<p>新設する格納容器ドレンサンプ等の構造物の体積は約□m<sup>3</sup>未満であり、格納容器空間体積：約□m<sup>3</sup>と比較して非常に小さいことから、格納容器空間体積の減少に伴う悪影響なし。</p>
耐震性	悪影響なし	<p>新設する格納容器ドレンサンプ等の構造物の重量は約□トンであり、ペDESTAL（原子炉支持脚基礎部）の重量：約□トンと比較して非常に小さいことから、格納容器耐震性への悪影響なし。</p>
強度	悪影響なし	<p>ペDESTAL（ドライウエル部）底部は格納容器の閉じ込め機能に係る箇所ではなく、かつ事故時の格納容器内温度、圧力を増大させる構造変更ではないことから、格納容器強度への悪影響なし。</p>
フランジ部 開口量	悪影響なし	<p>ペDESTAL（ドライウエル部）底部の構造変更は事故時の格納容器フランジ部の開口量を増大させる変更ではないことから、格納容器フランジ部開口量への悪影響なし。</p>

## 2. 1. 2 原子炉冷却材漏えい検出機能への悪影響の有無について

ペDESTAL（ドライウェル部）底部の構造を変更することにより、原子炉冷却材漏えい検出機能に悪影響を及ぼす可能性があることから、漏えい検出機能への影響について検討を行い、悪影響がないことを確認した。確認結果を第51-10-2表に示す。

第51-10-2表 原子炉冷却材漏えい検出機能への悪影響の有無確認結果

	確認結果	確認内容
原子炉冷却材 漏えい検出 機能	悪影響なし	格納容器ドレンサンプの排水流路は、原子炉冷却材の漏えい検出に必要な容量を十分有する設計となっていることから、原子炉冷却材漏えい検出機能への悪影響なし。

格納容器床ドレン流量計及び格納容器機器ドレン流量計によって測定される漏えい率の合計が  $\square \text{ m}^3/\text{h}$  以下であることを運転上の制限としていることから、格納容器ドレンサンプの排水流路は  $\square \text{ m}^3/\text{h}$  以上の排水流量を十分有するよう設計している。

加えて、排水流路に流入した熔融炉心が流路内で凝固し、サブプレッション・チェンバに移行することがないように、横スリットの長さを約  $\square \text{ m}$  と設定した。また、熔融炉心が排水流路に流入した場合のスリット内での凝固評価を行い、横スリットの長さ  $\square \text{ m}$  の範囲内で凝固することを確認している。

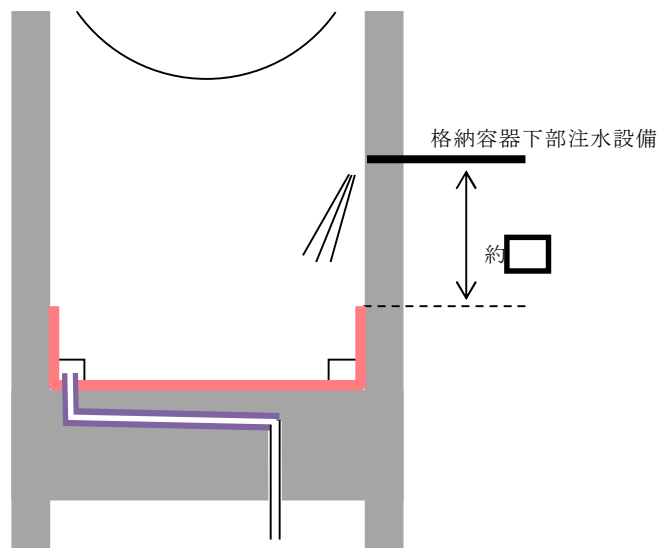
## 2. 2 重大事故等対処設備への悪影響の有無について

### 2. 2. 1 格納容器下部注水機能への悪影響の有無について

ペDESTAL（ドライウエル部）には，格納容器下部注水設備の注水口が設置されており，ペDESTAL（ドライウエル部）底部の構造変更により格納容器下部注水機能に悪影響を及ぼす可能性があることから，格納容器下部注水機能への影響について検討を行い，悪影響がないことを確認した。確認結果を第51-10-3表に示す。

第51-10-3表 格納容器下部注水機能への悪影響の有無確認結果

	確認結果	確認内容
格納容器下部注水機能	悪影響なし	ペDESTAL（ドライウエル部）底部の構造変更部と格納容器下部注水設備の注水口は，鉛直方向で約□離れており，注水が妨げられることはないことから，格納容器下部注水機能への悪影響なし。



第51-10-3図 ペDESTAL（ドライウエル部）底部の構造変更部と格納容器下部注水設備注水口との設置位置概要図



### 3. ペDESTAL排水設備対策について

事故発生からR P V破損まで及びR P V破損後について、水位管理に必要な排水設備対策の方針を記載する。

#### 3. 1 事故発生からR P V破損前まで

##### 3. 1. 1 R P V破損前までに達成すべき条件

- ・デブリ落下までの間に、ペDESTAL床ドレンサンプの水位を 1m に維持すること。

##### 3. 1. 2 条件を達成するための設備対策

###### a. ドライウエルからの流入水の遮断

- ・ペDESTAL床ドレンサンプへの流入水を遮断するため、格納容器圧力高信号及び原子炉水位異常低下 (L1) 信号により、ペDESTAL流入水の制限弁 (床ドレン) を閉にする設計とする。(第 51-10-4 図(a) (c))
- ・制限弁を閉にすることにより、格納容器スプレイ水等のペDESTALへ流入する可能性のある水は、ベント管を介してサブプレッション・チェンバへ排水される設計とする。(第 51-10-4 図(a) (c) (d))

###### b. ペDESTALへの流入水の排出

- ・事故発生により格納容器外側隔離弁は開から閉状態となり、ペDESTAL床ドレンサンプへの流入水の格納容器外への排水は遮断されるが、通常運転中から床ドレン排水弁を開の状態にしておくことで、ベント管を介してサブプレッション・チェンバへ自然排水される設計とする第 51-10-4 図(a) (c) (d))
- ・事故時のペDESTAL床ドレンサンプへの流入水により、ペDESTAL床ドレンサンプの水位は上昇するが、R P V破損までの間に、ペDESTAL

床ドレンサンプの水位が、1m まで排水可能な設計とする。

- ・以下を考慮し、床ドレン排水配管のベント管への接続高さをペDESTAL床のコンクリート表面より  下の位置に設置する設計とする。

(第 51-10-4 図(a))

- ▶ 床ドレン排水配管のベント管への接続高さは、サンプへの流入水の排水流量を確保する観点からは低い方が望ましいが、スリット内部でのデブリ凝固の確実性向上の観点からは、スリット内に水を保有させるためスリットより高くする必要がある。このため、床ドレン排水配管のベント管への接続高さは、床ドレン排水配管の下端位置がスリット高さ方向の流路 (10mm) の上端の位置になるように設置する設計とする。(第 51-10-4 図(a))

- ▶ スリットの設置高さを低くする場合、スリット内でデブリが凝固した際に、床スラブ鉄筋コンクリートの温度上昇による強度低下が懸念される。そこで、コリウムシールド無しの条件において温度による強度低下を考慮しても床スラブの健全性が確保されるスリット高さ (ペDESTAL床のコンクリート表面から  下) にスリットを設置する。(第 51-10-4 図(a))

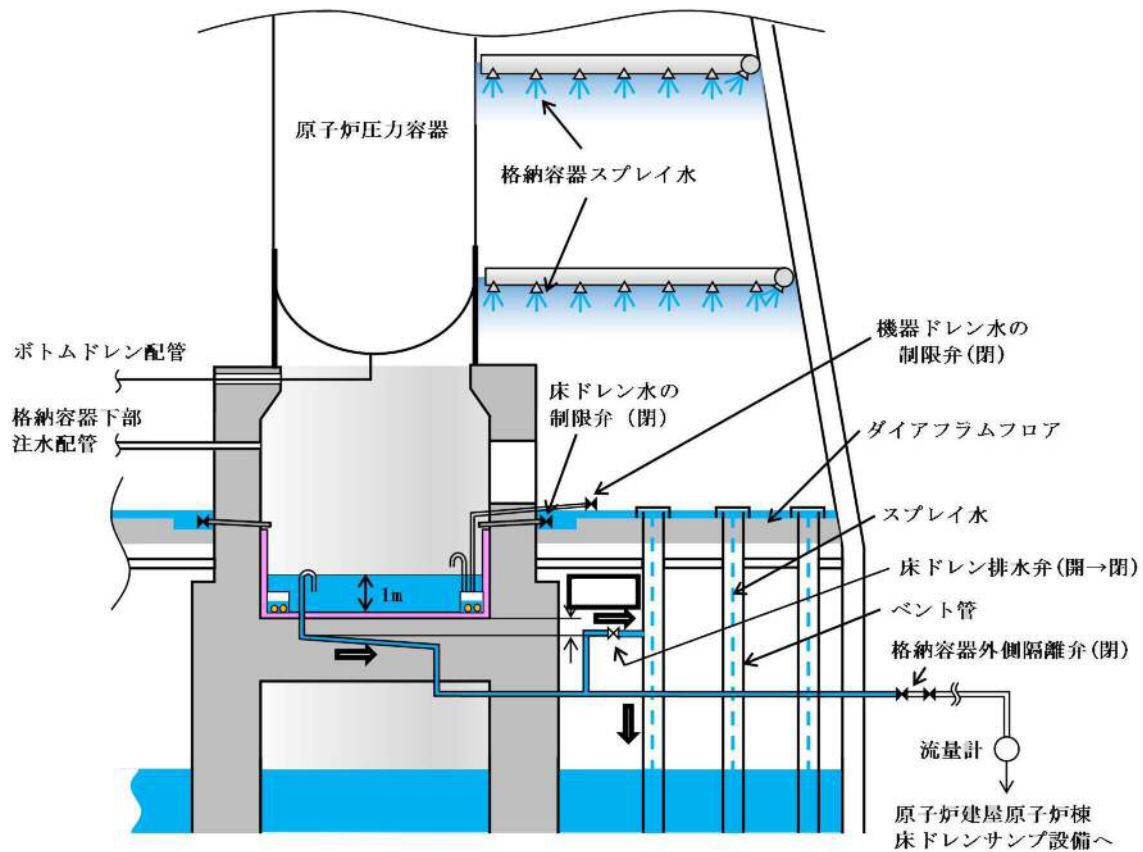
- ・床ドレン排水配管を接続するベント管については、真空破壊弁作動時のベント管内のサプレッション・チェンバからドライウェルへの上昇流が排水に影響することがないように、真空破壊弁が設置されていないベント管を対象とする設計とする。(第 51-10-4 図(d))
- ・ベント管に接続する床ドレン排水弁は、R P V破損前のペDESTAL注水により水位が上昇し 1m を超える高さの水位計が水位を検出した後、ベント管を通じた排水により水位が低下し同水位計にて水位が検出されなくなった場合に、一定の時間遅れ (当該水位計高さから 1m 高さ

までの排水に必要な時間を考慮) で自動閉止する設計とする。これにより、R P V破損後のペDESTAL水のサプレッション・チェンバへの流出を防止する。なお、地震によるスロッシング等により万一排水弁が意図せず閉止した場合には、運転員操作により早期に排水弁を開放する手順とする。

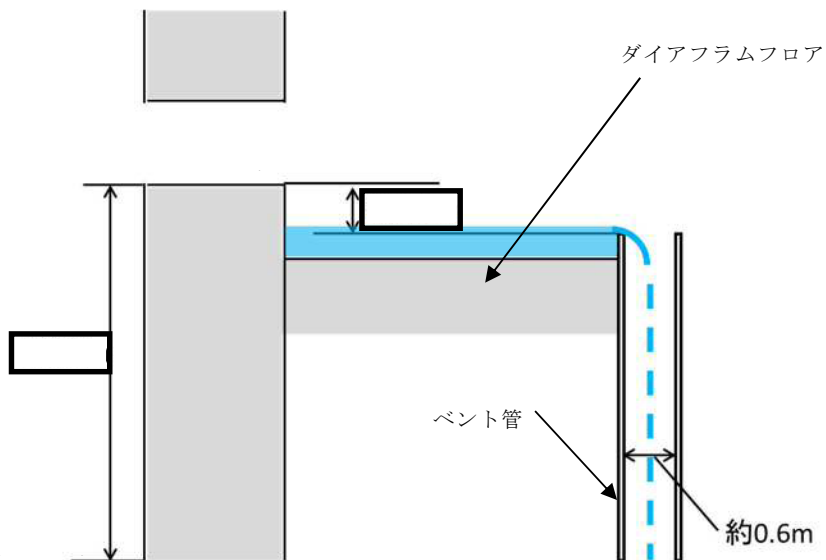
- ・機器ドレン排水配管及び排水弁による排水経路から、R P V破損後のペDESTAL水がサプレッション・チェンバへ流出することを防ぐため、床ドレン排水弁と同時に自動閉止する設計とする。また、機器ドレン排水配管のベント管への接続高さ及び接続位置（真空破壊弁が設置されていないベント管に設置する）は、床ドレン排水配管と同じ設計とする。（第 51-10-4 図(d)(e)）

### 3. 1. 3 排水性の確保

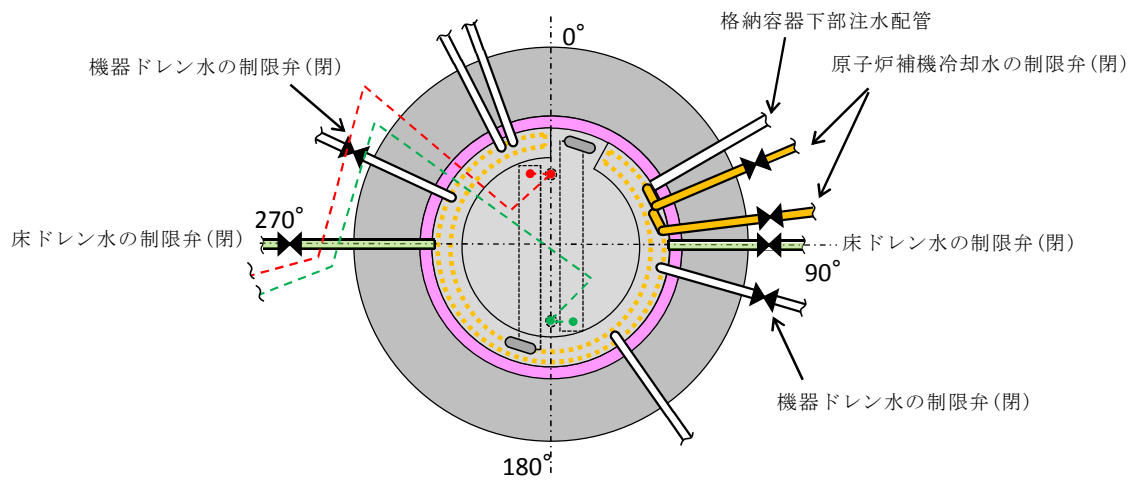
- ・床ドレンサンプの排水性を確保するために必要なスワンネックを設置することで、ペDESTAL内の水位が最も高くなる事象であるボトムドレン L O C Aを想定してもR P V破損までの間に水位 1m まで排水可能である。
- ・床ドレンサンプからの排水によりR P V破損までに水位 1m まで排水可能であるが、機器ドレンサンプに排水機能を有するスワンネック及び排水経路を設置することにより、機器ドレン系統からの排水にも期待できる設計とする。また、機器ドレンサンプのスワンネックは、通常運転中の排水性を確保するため、空気用ベント機能を有する設計とする。
- ・機器ドレンの排水入口は、通常運転中に床ドレン水が機器ドレン系統へ混入することを防止するため、床ドレンサンプの排水入口水位 1m よりも 0.2m 高い位置に設置する設計としている。



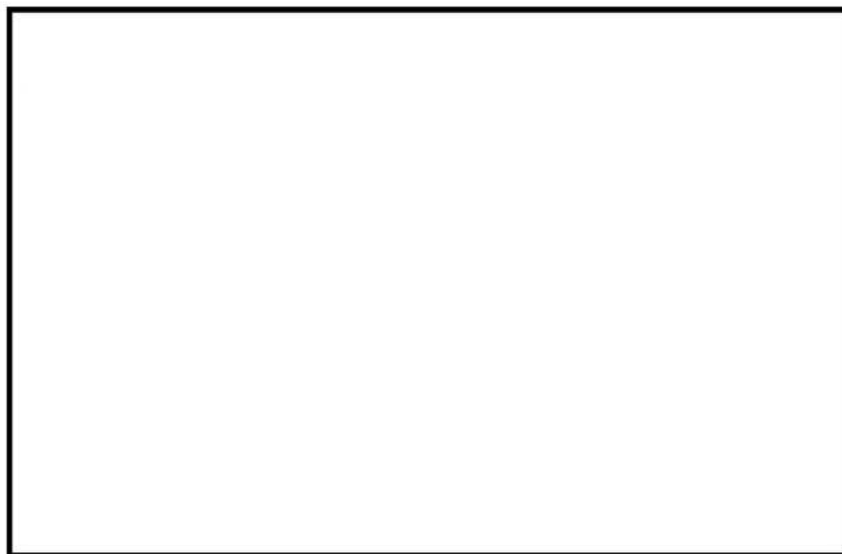
第 51-10-4 図 (a) ペDESTAL床ドレンサンプの水位 1m 維持対策概要



第 51-10-4 図 (b) ペDESTAL床ドレンサンプの水位 1m 維持対策概要

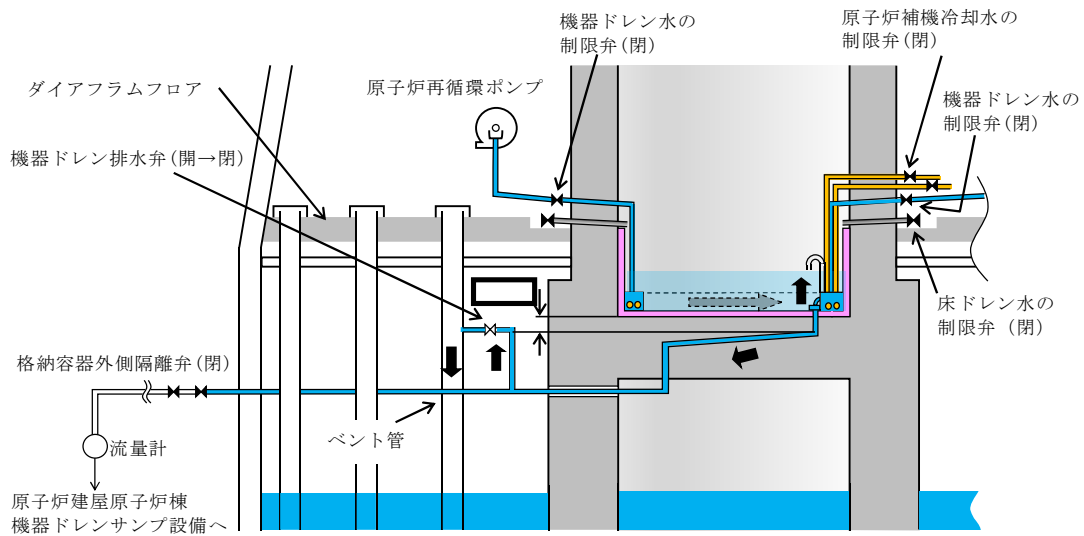


第 51-10-4 図 (c) ペDESTAL床ドレンサンプの水位 1m 維持対策概要



- - - 機器ドレン排水配管 (80A)  
(原子炉建屋原子炉棟機器ドレンサンプ設備へ)
- - - 床ドレン排水配管 (80A)  
(原子炉建屋原子炉棟床ドレンサンプ設備へ)
- ペント管 ペDESTAL床ドレンの排水経路となるもの (真空破壊弁なし 1か所)
- ペント管 ペDESTAL機器ドレンの排水経路となるもの (真空破壊弁なし 1か所)
- ペント管 真空破壊弁付き (11か所)
- ペント管 真空破壊弁なし (95か所)

第 51-10-4 図 (d) ペDESTAL床ドレンサンプの水位 1m 維持対策概要



第 51-10-4 図 (e) ペデスタル床ドレンサンプの水位 1m 維持対策概要

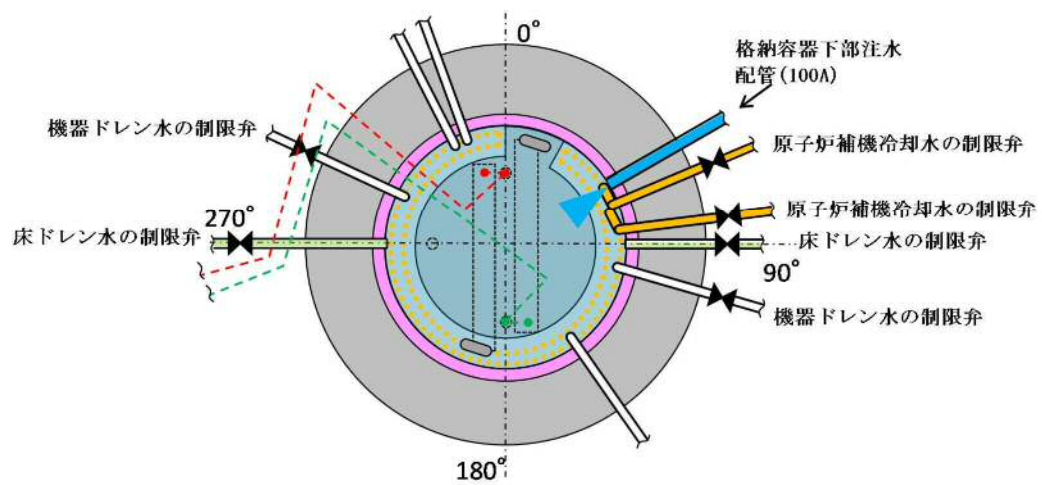
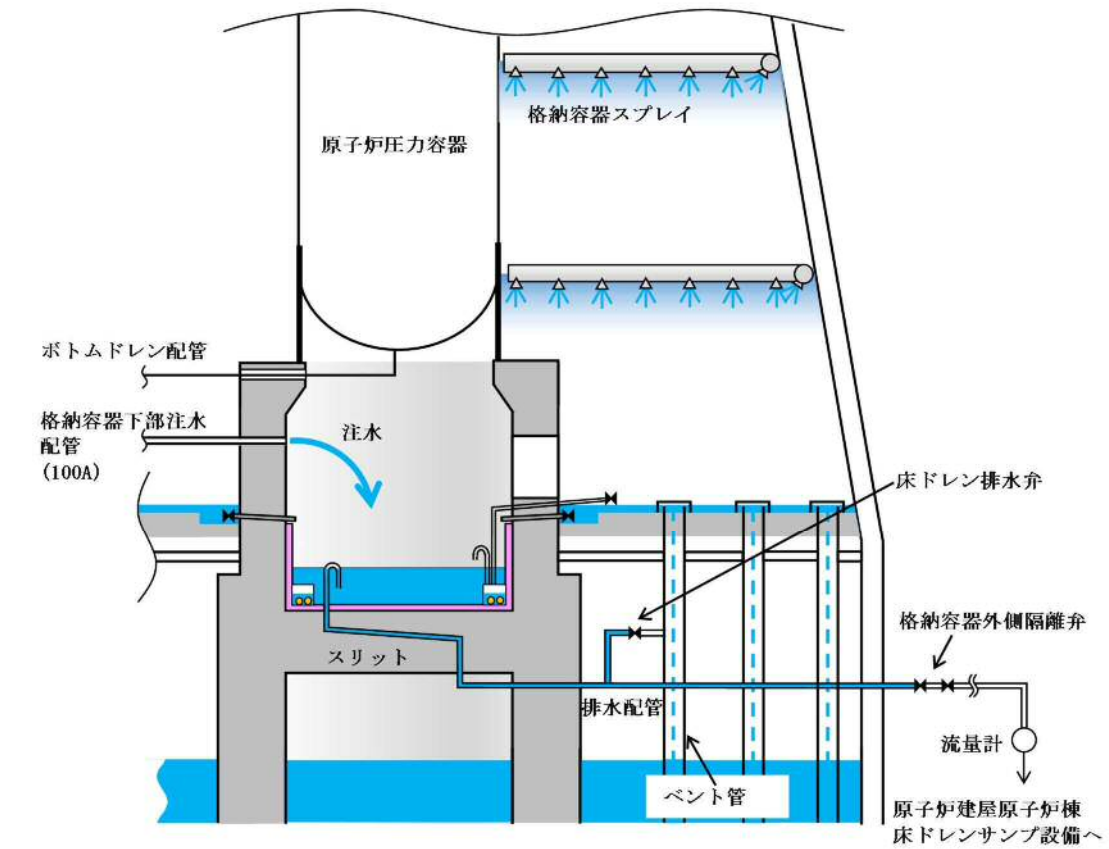
### 3. 2 R P V 破損後

#### 3. 2. 1 R P V 破損後に達成すべき条件

- ・ペデスタル床ドレンサンプへ落下したデブリを冷却するために、注水できること。
- ・ペデスタル床ドレンサンプの水位を管理できること。

#### 3. 2. 2 条件を達成するための設備対策

- ・R P V 破損後、デブリが機器ドレン配管及び原子炉補機冷却水配管を溶融することにより、当該配管からペデスタル内へ内包水が流入することを防止するため、格納容器圧力高信号及び原子炉水位異常低下 (L1) 信号により、ペデスタル流入水の制限弁 (機器ドレン及び原子炉補機冷却水) を閉にする設計とする。(第 51-10-3 図)
- ・R P V 破損後のデブリ落下後に、格納容器下部注水系から注水を行う設計とする。(第 51-10-5 図)



第 51-10-5 図 ペDESTAL床ドレンサンブ注水概要図

51-11 原子炉压力容器の破損判断について



## 原子炉圧力容器の破損判断について

### 1. 原子炉圧力容器の破損に係る判断パラメータの考え方

炉心損傷後に原子炉へ注水されない場合、溶融炉心が原子炉圧力容器（以下「R P V」という。）の下部プレナムに落下（リロケーション）し、その後R P Vが破損することとなるが、リロケーション後のR P V破損のタイミングには不確かさが存在する。R P V破損後は、ペDESTAL（ドライウエル部）に溶融炉心が落下することにより、格納容器圧力が上昇するとともにペDESTAL（ドライウエル部）水が蒸発することから、格納容器スプレイ及びペDESTAL（ドライウエル部）注水を実施するために、速やかにR P V破損を判断する必要がある。

このため、R P V破損前に、事象の進展に応じて生じる物理現象（原子炉水位低下、リロケーション）を検知できる【破損徴候パラメータ】によって、R P V破損の徴候を検知し、徴候を検知した以降のR P V破損に至るまでの間はR P V破損を検知可能なパラメータ【破損判断パラメータ】を継続的に監視することによって、R P V破損判断の迅速性向上を図ることとする。

## 2. 個別パラメータ設定の考え方（第 51-11-1 表）

破損徴候パラメータとしては、事象の進展に応じて生じる物理現象（原子炉水位低下、リロケーション）を検知可能なパラメータを設定する。

また、破損判断パラメータは、次の①及び②に適合するパラメータから設定する。

- ① R P V 破損以外の原子炉冷却材圧力バウンダリ外への熱の移行を伴う要因により、R P V 破損と同様の傾向を示すことがないパラメータ（R P V 破損の誤検知防止）（別添 1）
- ② 溶融炉心の落下挙動の不確かさ<sup>\*</sup>を考慮した場合でも、変化幅が大きいパラメータ（R P V 破損の迅速な判断）

<sup>\*</sup>原子炉注水機能が喪失した状態で R P V が破損した場合には、制御棒駆動機構ハウジング等の R P V 貫通部溶接箇所が破損し、アブレーションによる破損口の拡大を伴いながら下部ヘッドに堆積した溶融炉心が継続的にペDESTAL（ドライウエル部）へ落下する可能性が高いと考えられる。ただし、R P V 破損前に原子炉注水機能が復旧した場合等、少量の溶融炉心がペDESTAL（ドライウエル部）に落下する不確かさも存在すると考えられる。

破損徴候パラメータ及び破損判断パラメータは全て中央制御室で確認できるものとし、R P V 破損判断の迅速性を確保する。

### 【破損徴候パラメータ】

- ・原子炉水位の「低下（喪失）」
- ・制御棒位置の指示値の「喪失数増加」
- ・R P V 下鏡部温度（第 51-11-1 図）が「300℃到達」

### 【破損判断パラメータ】

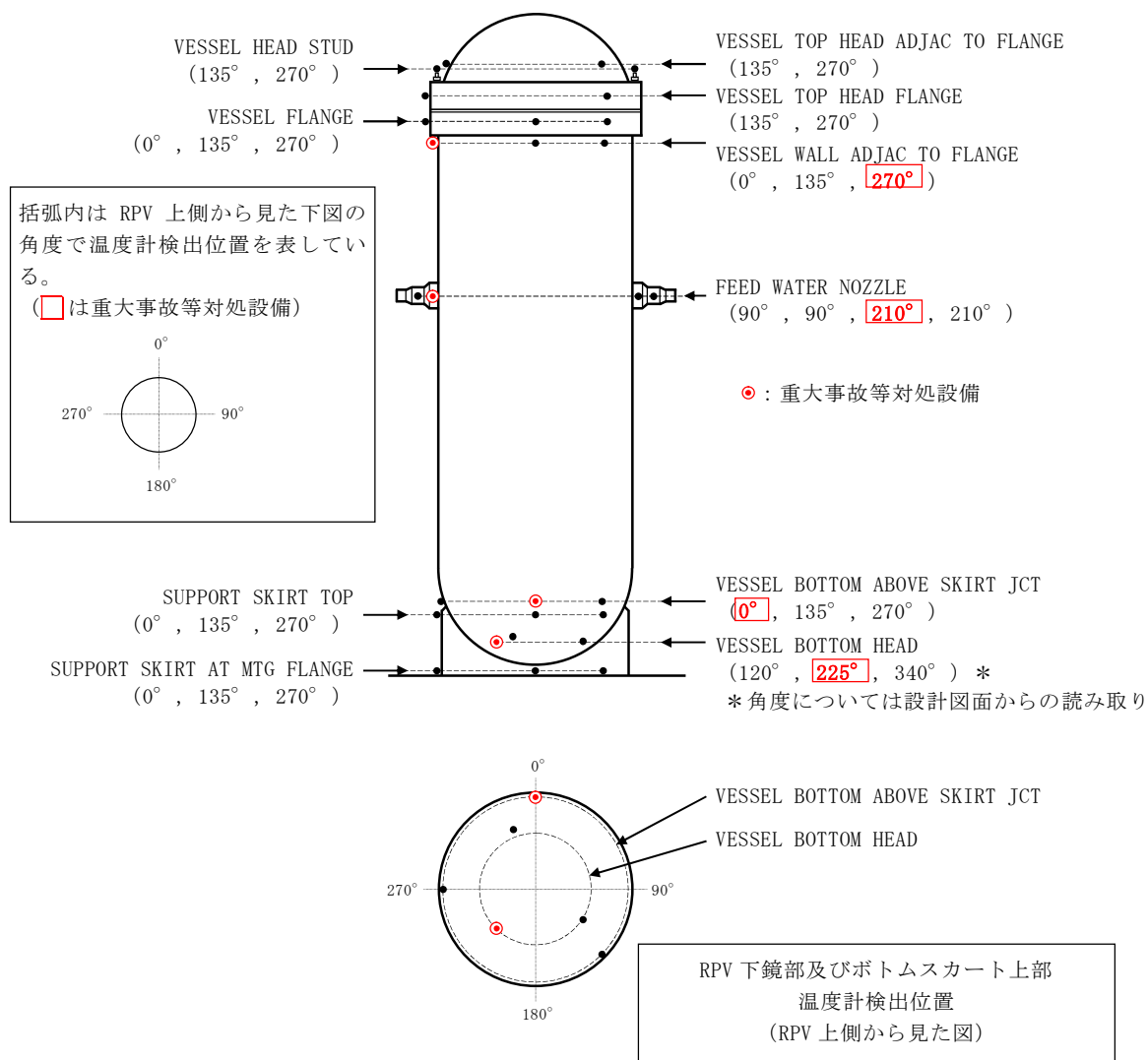
- ・格納容器下部水温の「上昇」又は「指示値喪失」

なお、従来の非常時運転手順書Ⅲ及びアクシデントマネジメントガイドで

は、“原子炉圧力の低下”“ドライウエル圧力の上昇”“ペデスタル（ドライウエル部）雰囲気温度の上昇”“ドライウエル雰囲気温度の上昇”等を破損判断パラメータ（R P V破損時の変化が顕著で、同一のタイミングで変化した場合には破損判断の確実性が高いと考えられるパラメータ）及び破損判断の参考パラメータ（R P V破損時のあるパラメータの副次的な変化として確認されるパラメータやR P V破損時の変化幅が小さいパラメータ等）として定め、パラメータの挙動から総合的にR P V破損を判定することとしていた。しかし、これらのパラメータは、溶融炉心少量落下時のようにパラメータの変化幅が小さい場合など、上記①②のいずれかを満足せず、R P V破損を誤検知する可能性や迅速な判断に支障を来す可能性がある。このため、R P V破損の判断パラメータから除外するとともに、新規にペデスタル（ドライウエル部）水温に係る計装設備として格納容器下部水温計を設置し、破損判断パラメータとして設定する。

第 51-11-1 表 過渡事象及び L O C A 事象時の R P V 破損判断パラメータ設定の理由

パラメータ	設定の理由
<b>【破損徴候パラメータ】</b>	
原子炉水位	原子炉水位の低下・喪失により，リロケーションに先立ち発生する炉心の露出を検知するものであり，R P V 破損前における事象進展の把握のため設定。
制御棒位置	R P V 下部に制御棒位置検出のためのケーブルが設置されており，溶融炉心が下部プレナムに落下した際のケーブル接触に伴う指示値喪失を検知することによりリロケーションの発生を検知可能であり，R P V 破損前における事象進展の把握のため設定。
R P V 下鏡部温度	R P V 下鏡部温度 300℃到達を検知することにより，リロケーション発生後における R P V 下鏡部の温度上昇を検知可能であり，破損徴候パラメータとして設定可能。なお，R P V 内が 300℃到達の状態は，逃がし安全弁（安全弁機能）最高吹出圧力に対する飽和温度を超えており，R P V 内が過熱状態であることを意味するため，リロケーション前に下部プレナムに水がある状態では到達しない。
<b>【破損判断パラメータ】</b>	
格納容器下部水温	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ R P V 下鏡部温度により破損徴候を判定した以降，ペDESTAL（ドライウエル部）の水温が顕著に上昇するのは R P V 破損時のみであり，R P V 破損の誤検知の恐れはない。</li> <li>・ 少量の溶融炉心がペDESTAL（ドライウエル部）に落下する不確かさを考慮しても，格納容器下部水温計の上昇又は指示値喪失により，R P V 破損の迅速な判断が可能。</li> </ul>
<b>【従来の破損判断パラメータ等】</b>	
<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉圧力</li> <li>・ ドライウエル圧力</li> <li>・ ドライウエル雰囲気温度</li> <li>・ ペDESTAL（ドライウエル部）雰囲気温度，等</li> </ul>	以下の理由により，破損判断パラメータとして設定しない （ <ul style="list-style-type: none"> <li>・ L O C A 事象のリロケーション時等，R P V 破損時と同様の傾向を示す場合が存在する。</li> <li>又は</li> <li>・ 少量の溶融炉心がペDESTAL（ドライウエル部）に落下する不確かさを考慮した場合，変化幅が小さい。</li> </ul> ）



第 58 条で重大事故等対処設備とする温度計の検出位置は代表性を考慮して RPV 上部，中部，下鏡部及びボトムスカート上部各々 1 箇所としている。

炉心損傷が進み損傷炉心が溶融すると，炉心下部プレナムへ溶融炉心が移行する。その後，溶融炉心が下部プレナムの構造物を溶融し，炉心支持板の上にある溶融炉心が全て下部プレナムに落下するとともに，下鏡部の温度が上昇し，いずれは RPV 破損に至る。このように RPV 破損前には，下部プレナムに全量の溶融炉心が落下することを考慮すると，RPV 破損の徴候を検知するには下鏡部の 1 つの温度計で十分と考えられるが，東海第二発電所では高さ方向及び径方向ともに位置的に分散された 2 箇所の温度計を重大事故等対処設備とし，RPV 破損徴候の検知性の向上を図っている。

第 51-11-1 図 RPV 温度計検出位置

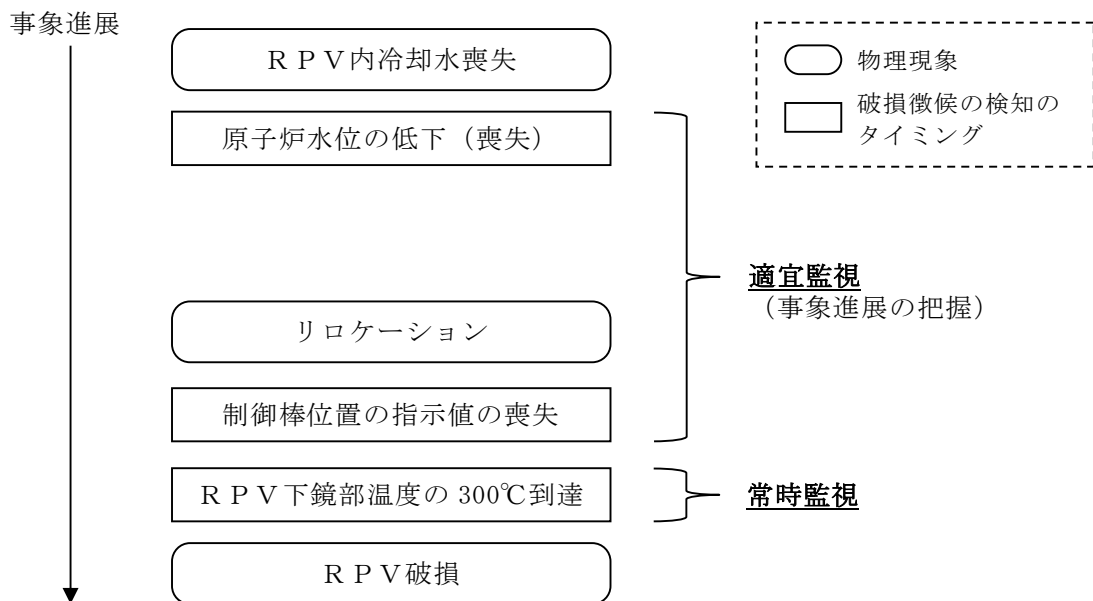
3. 個別パラメータによる検知の考え方について

2. で示した複数の個別パラメータを用いた、R P V 破損の徴候及びR P V 破損の検知方法について以下に記載する。

(1) R P V 破損の徴候の検知方法について

第 51-11-2 図のとおり、事故発生後は、R P V 内冷却水喪失、炉心損傷、リロケーションといった物理現象が事故の進展に応じて発生するが、その間に“原子炉水位の低下（喪失）”、“制御棒位置の指示値の喪失”及び“R P V 下鏡部温度の 300℃到達”が検知され、その後R P V が破損することとなる。

そこで、“原子炉水位の低下（喪失）”や“制御棒位置の指示値の喪失”を検知している状態では、機能喪失した機器の復旧等の作業を並行して実施する可能性等を考慮して破損判断パラメータを適宜監視することとするが、“R P V 下鏡部温度の 300℃到達”を検知すればやがてR P V 破損に至る可能性が高い状況であると判断し、破損判断パラメータを常時監視することとする。



第 51-11-2 図 R P V 破損までの事象進展

(2) R P V破損の検知方法について

R P V破損の誤検知防止及びR P V破損の迅速な判断の観点から，“格納容器下部水温の上昇又は指示値喪失”が検知された場合に，R P V破損を判断することとする。

なお，格納容器下部水温を計測する测温抵抗体式温度計については，水温上昇そのものを検知するほか，测温部に高温の熔融炉心が接触すると温度指示値は急上昇しオーバースケールする（温度上昇）。また，熔融炉心との反応に伴い测温部の導線周囲の絶縁材（M g O）の熔融等が発生すると，導線間の絶縁性が失われ短絡又は導通することにより，温度指示値がダウンスケールする（指示値喪失）。

(3) R P V下鏡部温度の監視に使用する計器について

R P V下鏡部温度を計測する計器については，重大事故等対処設備と設計基準対象施設が存在するが，このうち設計基準対象施設の計器については，重大事故時の耐環境性を有していない等の理由により，重大事故時に正しく指示値が出力されない可能性がある。

また，重大事故等対処設備の計器は重大事故時においても信頼性を有する設計であり，かつ位置的に分散して2箇所を設置することから，重大事故等対処設備の計器の監視によりR P V破損の徴候の検知は十分可能と考えられる。

以上より，重大事故等対処設備の計器が300℃に到達した場合にR P V破損の徴候を検知し，破損判断パラメータである格納容器下部水温を常時監視することを基本とする。ただし，重大事故等対処設備の計器が機能喪失する等の不測事態も考慮し，設計基準対象施設の計器が1つでも300℃に到達するような場合には，万が一のR P V破損判断の遅れを防止する観点から，R P V破損の徴候を検知し，破損判断パラメータで

ある格納容器下部水温を常時監視することを手順書に記載することとする。

(4) 個別パラメータの位置付けを踏まえたR P V破損判断の成立性

制御棒位置を除く個別パラメータは重大事故等対処設備により計測されるため、重大事故時にパラメータ変動を検知可能であるが、制御棒位置の指示値については、全交流動力電源喪失時等、重大事故時にパラメータ変動が確認できない可能性がある。ただし、その他のR P V破損の徴候に係る個別パラメータ（“原子炉水位の低下（喪失）”，“R P V下鏡部温度の 300℃到達”）により事象の進展及びR P V破損の徴候が確認可能であり，“R P V下鏡部温度の 300℃到達”が検知された以降は、破損判断パラメータを継続的に監視することとなる。したがって、重大事故時に制御棒位置の指示値が確認できない場合でも、R P V破損判断の成立性に与える影響はない。

4. R P V破損の判断時間について

上述のとおり，“R P V下鏡部温度の 300℃到達”が検知された以降は、破損判断パラメータを継続的に監視することとなる。このため、実機においてR P Vが破損して溶融炉心がペデスタル（ドライウエル部）に落下した場合、時間遅れなく破損判断パラメータの変化傾向が確認可能であり、「実機においてR P Vが破損したタイミング」から「R P V破損判断の個別パラメータの確認開始」までの時間遅れは考慮不要と考えられる。

したがって、有効性評価においては、上記時間遅れを考慮せず、3. に示す“格納容器下部水温の上昇又は指示値喪失”の確認に必要な時間を保守的に積み上げ、5分と想定している。さらに、代替格納容器スプレー冷却系（常設）の操作時間1分、格納容器下部注水系（常設）の操作時間1分を加え、



R P V破損から7分後にペDESTAL（ドライウエル部）への注水を開始する設定としている。

なお、ペDESTAL（ドライウエル部）水プールの水位を1mとした場合、R P V破損時点から溶融炉心露出までの時間は、過渡事象の場合で約21分間、事象進展の早い大破断L O C A事象の場合で約15分間であり、R P V破損から7分後にペDESTAL（ドライウエル部）への注水を開始することで溶融炉心の冷却は維持される\*。

※格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）注水流量は $80\text{m}^3/\text{h}$ であり、溶融炉心からの崩壊熱による蒸散量より多いため、溶融炉心露出までの注水により冠水維持可能。露出までの余裕時間は、過渡事象の場合で約14分間（21分-7分）、大破断L O C A事象の場合で約8分間（15分-7分）である。

## 事象進展を踏まえた R P V 破損判断の成立性

## 1. はじめに

R P V 破損は“格納容器下部水温の上昇又は指示値喪失”を検知した場合に判断するが、R P V 破損以外の要因によって原子炉冷却材圧力バウンダリ外へ熱が急激に移行した場合に、“格納容器下部水温の上昇又は指示値喪失”を検知することによる R P V 破損の誤判断の可能性について整理する。

R P V 破損の徴候については、事象の進展に応じて生じる物理現象（原子炉水位低下、リロケーション）を検知できるパラメータの指示値により判断している。“R P V 下鏡部温度の 300℃到達”は、リロケーションに伴う R P V 下鏡部の温度上昇を直接的に検知するものであり、徴候を誤検知することはないと考えられるため、以下ではリロケーションに伴う破損徴候検知後において、R P V 破損を誤判断する可能性について整理する。

## 2. 考慮する事象

過渡事象、L O C A 事象のそれぞれについて、R P V 破損以外の要因による原子炉冷却材圧力バウンダリ外への熱の移行について考慮する。

## (1) 過渡事象

R P V 破損までは原子炉冷却材圧力バウンダリの機能が健全であるため、原子炉冷却材圧力バウンダリ外への熱の移行としては、「逃がし安全弁の作動」が考えられる。

## (2) L O C A 事象

原子炉冷却材圧力バウンダリ外への熱の移行としては、リロケーション後における「破断口からの蒸気流出」が考えられる。

### 3. 考慮する事象とパラメータ変動の関係

過渡事象，LOCA事象のそれぞれについて，RPV破損を含む原子炉冷却材圧力バウンダリ外への熱の移行を伴う要因とパラメータ変動の関係をまとめた結果を第51-11-2表及び第51-11-3表に示す。従来の破損判断パラメータ等については，RPV破損時とその他要因で同様の傾向を示すパラメータは存在するものの，格納容器下部水温はRPV破損時特有の挙動を示すことから，RPV破損以外の要因を考慮しても，RPV破損を誤判断することはなく，RPV破損判断の成立性に影響はない。

第 51-11-2 表 原子炉冷却材圧力バウンダリ外への熱の移行を伴う要因とパラメータ変動（過渡事象）

パラメータ	逃がし安全弁作動	R P V 破損	判 断
<b>【破損判断パラメータ】</b>			
格納容器下部水温	有意な変化なし	上昇又は喪失	R P V 破損時には、格納容器下部水温の指示値の上昇又は喪失が検知される
<b>【従来の破損判断パラメータの例】</b>			
ドライウエル圧力	有意な変化なし	上昇	R P V 破損前の発生蒸気は逃がし安全弁から S / P 経由で排出されるため、ドライウエル圧力に有意な変化はない
ドライウエル雰囲気温度	有意な変化なし	上昇	R P V 破損前の発生蒸気は逃がし安全弁から S / P 経由で排出されるため、ドライウエル雰囲気温度に有意な変化はない
ペDESTAL（ドライウエル部）雰囲気温度	有意な変化なし	上昇	ペDESTAL（ドライウエル部）内に熔融炉心が落下する前に有意な変化はない

第 51-11-3 表 原子炉冷却材圧力バウンダリ外への熱の移行を伴う要因とパラメータ変動（L O C A 事象）

パラメータ	破断口からの蒸気流出	R P V 破損	判 断
<b>【破損判断パラメータ】</b>			
格納容器下部水温	有意な変化なし	上昇又は喪失	R P V 破損時には、格納容器下部水温の指示値の上昇又は喪失が検知される
<b>【従来の破損判断パラメータの例】</b>			
ドライウエル圧力	上昇	上昇	同様の傾向を示す
ドライウエル雰囲気温度	上昇	上昇	同様の傾向を示す
ペDESTAL（ドライウエル部）雰囲気温度	上昇	上昇	同様の傾向を示すが、R P V 破損後は熔融炉心からの放熱影響により雰囲気温度の上昇がより顕著であると考えられる

51-12 ペデスタル内に設置する計器について

## ペDESTAL内に設置する計器について

ペDESTAL内の水位管理のために設置する計器について、概要及び設置位置を第 51-12-1 表及び第 51-12-1 図に示す。また、各計器の設置目的等を以下に示す。

### (1) R P V破損前までの水位管理

#### ①格納容器下部水位計（1m 超）

ペDESTAL底面から 1m 超の水位を検知できるように、測定誤差を考慮した高さに水位計を設置し、炉心損傷後は当該水位計設置高さまで事前注水を実施する。注水停止後は、排水配管等により R P V破損までに 1m 水位まで排水される。

約 180° 間隔で計 2 個（予備 1 個含む）設置し、1 個以上がこの高さ以上の水位を検知した場合に水張り完了及び注水停止を判断する。

なお、高さ 1m 超水位計高さまで排水されたことを検知した後、水位 1m まで排水される時間遅れを考慮して、排水弁は自動閉止することとする。

### (2) R P V破損及びデブリ落下・堆積検知（第 51-12-2 表）

#### ②格納容器下部水温計（0m）

ペDESTAL底部に温度計を設置し、指示値の上昇又は喪失により R P V破損検知に用いる。測温抵抗体式温度計を採用することで、ペDESTALにデブリが落下した際の水溫上昇や高温のデブリに接触した際に指示値がダウンスケールとなる特性を利用し、R P Vからのデブリ落下検知が可能である。

デブリの落下、堆積挙動の不確かさを考慮して等間隔で計 5 個（予備 1 個含む）設置し、R P V破損の早期判断の観点から、2 個以上が上昇傾向（デ

ブリの落下による水温上昇) 又はダウンスケール (温度計の溶融による短絡又は導通) となった場合に, R P V破損を判断する。

③格納容器下部水温計 (0.2m)

ペDESTAL底面から 0.2m の高さに測温抵抗体式温度計を設置し, 0.2m 以上のデブリ堆積有無を検知し, ペDESTAL満水までの注水可否を判断する。また, 指示値の上昇又は喪失により, R P V破損検知に用いる。

デブリの落下, 堆積挙動の不確かさを考慮して等間隔で計 5 個 (予備 1 個含む) 設置し, 十分な量のデブリ堆積検知の観点から, 3 個以上がオーバースケール (デブリの接触による温度上昇) 又はダウンスケール (温度計の溶融による短絡又は導通) した場合にペDESTAL満水までの注水を判断する。また, R P V破損の早期判断の観点から, 2 個以上が上昇傾向 (デブリの落下による水温上昇) 又はダウンスケール (温度計の溶融による短絡又は導通) となった場合に, R P V破損を判断する。

(3) R P V破損後の水位管理 (デブリ堆積高さ $\geq$ 0.2m の場合)

④格納容器下部水位計 (2.25m, 2.75m)

ペDESTAL底面から 2.25m 及び 2.75m の高さに水位計を設置し, デブリの多量落下時 (堆積高さ 0.2m 以上) においてペDESTAL水位を 2.25m~2.75m の範囲に維持するため, 各高さにおける水位の有無を検知しペDESTAL注水開始及び停止を判断する。

ペDESTAL側壁の貫通孔を通じたペDESTAL外側のボックス内に, 2.25m 及び 2.75m の各高さに 2 個の水位計 (予備 1 個含む) を設置し, 1 個以上が 2.25m 未満を検知した場合にペDESTAL注水開始, 2.75m 到達を検知した場合にペDESTAL注水停止を判断する。

(4) R P V破損後の水位管理（デブリ堆積高さ<0.2mの場合）

⑤格納容器下部水位計（0.5m）

ペDESTAL底面から 0.5m の高さに水位計を設置し、デブリの少量落下時（堆積高さ 0.2m 未満）においてペDESTAL水位を 0.5m～1m の範囲に維持するため、水位 0.5m 未満を検知しペDESTAL注水開始を判断する。

約 180° 間隔で計 2 個（予備 1 個含む）設置し、1 個以上が水位 0.5m 未満を検知した場合に注水開始を判断する。

⑥格納容器下部水位計（1m 未満）

ペDESTAL底面より 1m の高さから測定誤差を差し引いた高さに水位計を設置し、デブリの少量落下時（堆積高さ 0.2m 未満）においてペDESTAL水位を 0.5m～1m の範囲に維持するため、水位 1m 到達を検知しペDESTAL注水停止を判断する。

約 180° 間隔で計 2 個（予備 1 個含む）設置し、1 個以上が水位 1m 到達を検知した場合に注水停止を判断する。

⑦格納容器下部雰囲気温度計

自主設備としてペDESTAL底面から 1.1m の高さに温度計を設置し、デブリの少量落下時にペDESTAL水位を 0.5m～1m の範囲に管理している間において、デブリが冠水されていることを確認する。

約 180° 間隔で計 2 個設置し、1 個以上が露出したデブリからの輻射熱等により上昇した場合に注水を判断する。

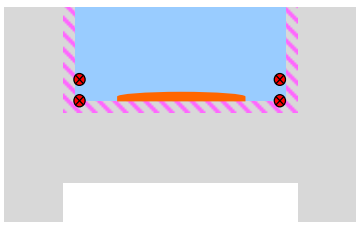
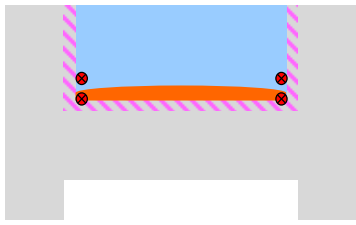
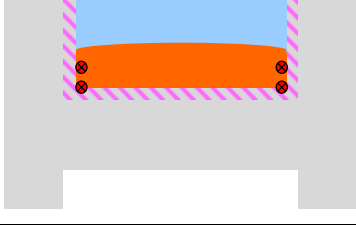


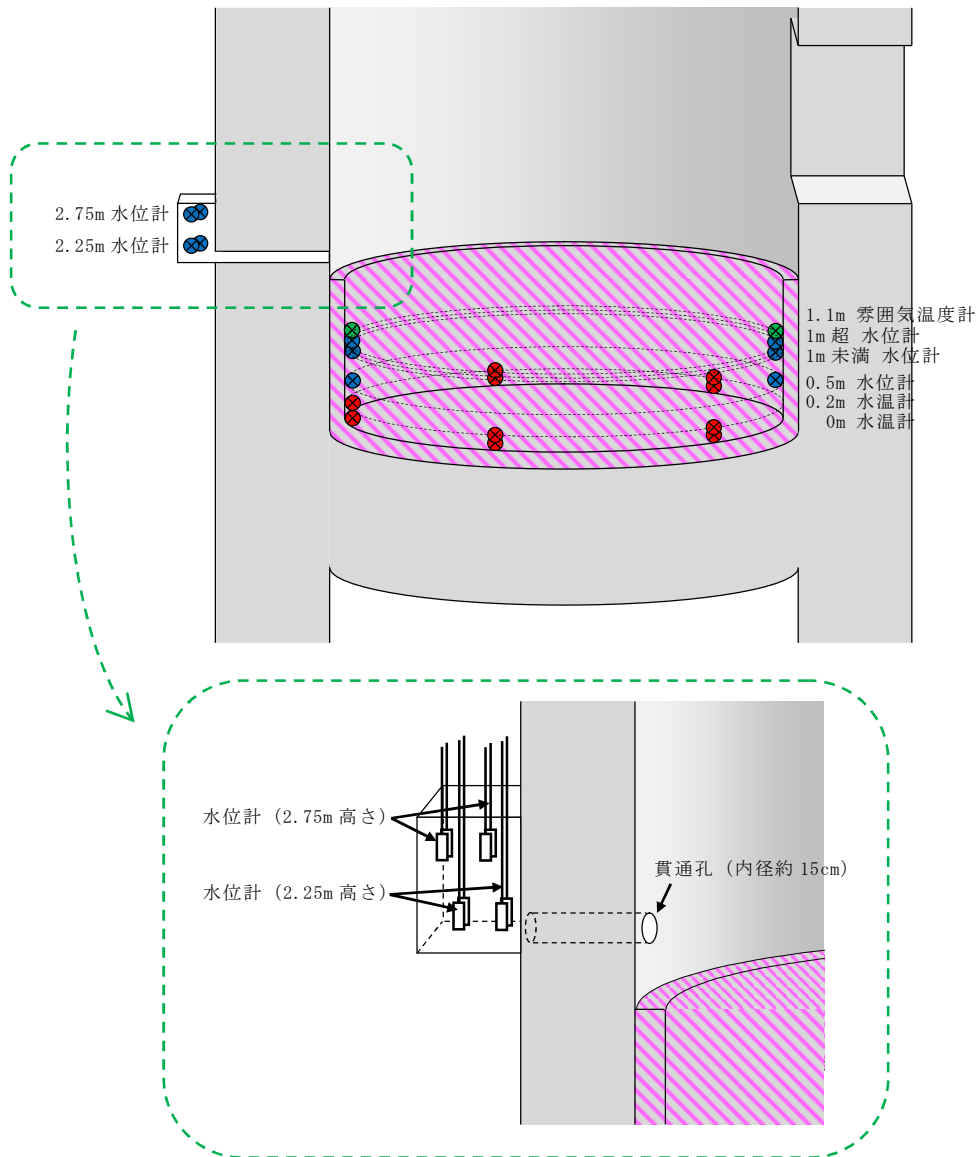
第 51-12-1 表 ペデスタル内計器の概要

	設置高さ <sup>※1</sup>	設置数	計器種別
格納容器下部 水温計	0m	各高さに 5 個	測温抵抗体式 温度計
	0.2m		
格納容器下部 水位計	0.5m	各高さに 2 個	電極式 水位計
	1m-測定誤差		
	1m+測定誤差		
	2.25m		
	2.75m		

※1：ペデスタル底面（コリウムシールド上表面）からの高さ

第 51-12-2 表 R P V 破損及びデブリ落下・堆積検知の概念

デブリの堆積状態	格納容器下部水温計		判断
	0m 位置	0.2m 位置	
	上昇	上昇	R P V 破損, デブリ少量落下
	上昇/喪失	上昇	R P V 破損, デブリ少量落下
	上昇/喪失	上昇/喪失	R P V 破損, デブリ多量落下



第51-12-1図 ペDESTAL内の計器設置図

51-13 その他設備

以下に、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、熔融し、格納容器下部のペDESTAL（ドライウェル部）床面に落下した炉心を冷却するために必要な重大事故等対処施設を選定する。

重大事故等対処施設の選定に当たっては、以下を原則とする。

- ・配管等の静的機器の故障（破断、漏えい等）は想定しない。
- ・ポンプ等の動的機器は、新たに駆動源を確保できればその機能を復旧できるものとする。なお、動的機器のうち手動操作も可能な弁については、現場での操作も可能とする。

#### 1. 設備概要（自主対策設備）

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、熔融し、ペDESTAL（ドライウェル部）の床面に落下した炉心を冷却するための自主対策設備として、第51-13-1表に纏めた。以下に、各設備について設備概要を示す。

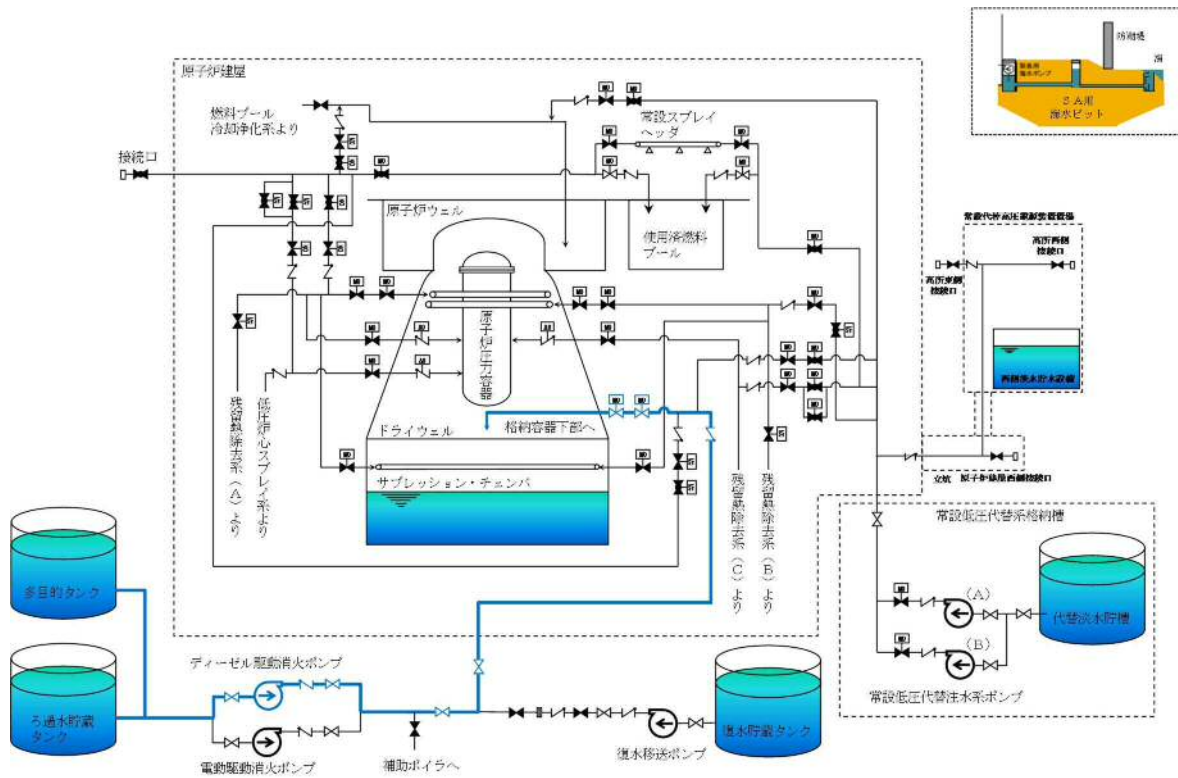
第51-13-1表 各系統の位置付け

系統	設計基準対処設備	重大事故時に活用する設計基準対処設備	重大事故対処設備	自主対策設備
格納容器下部注水系 （常設）	—	—	○	—
格納容器下部注水系 （可搬型）	—	—	○	—
ディーゼル駆動 消火ポンプ	—	—	—	○
電動駆動 消火ポンプ	—	—	—	○
補給水系移送ポンプ	—	—	—	○

(1) 消火系によるペDESTAL（ドライウエル部）注水

消火系によりペDESTAL（ドライウエル部）へ注水する設備概要を第 51-13-1 図に示す。

消火系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水は、炉心の著しい損傷が発生した場合において格納容器の破損を防止するため、ディーゼル駆動消火ポンプ又は常用電源が健全な場合は電動駆動消火ポンプを用い、淡水タンク（ろ過水貯蔵タンク，多目的タンク）を水源として、消火系及び格納容器下部注水系の配管・弁を経由してペDESTAL（ドライウエル部）へ注水し、溶融炉心を冷却する機能を有する。

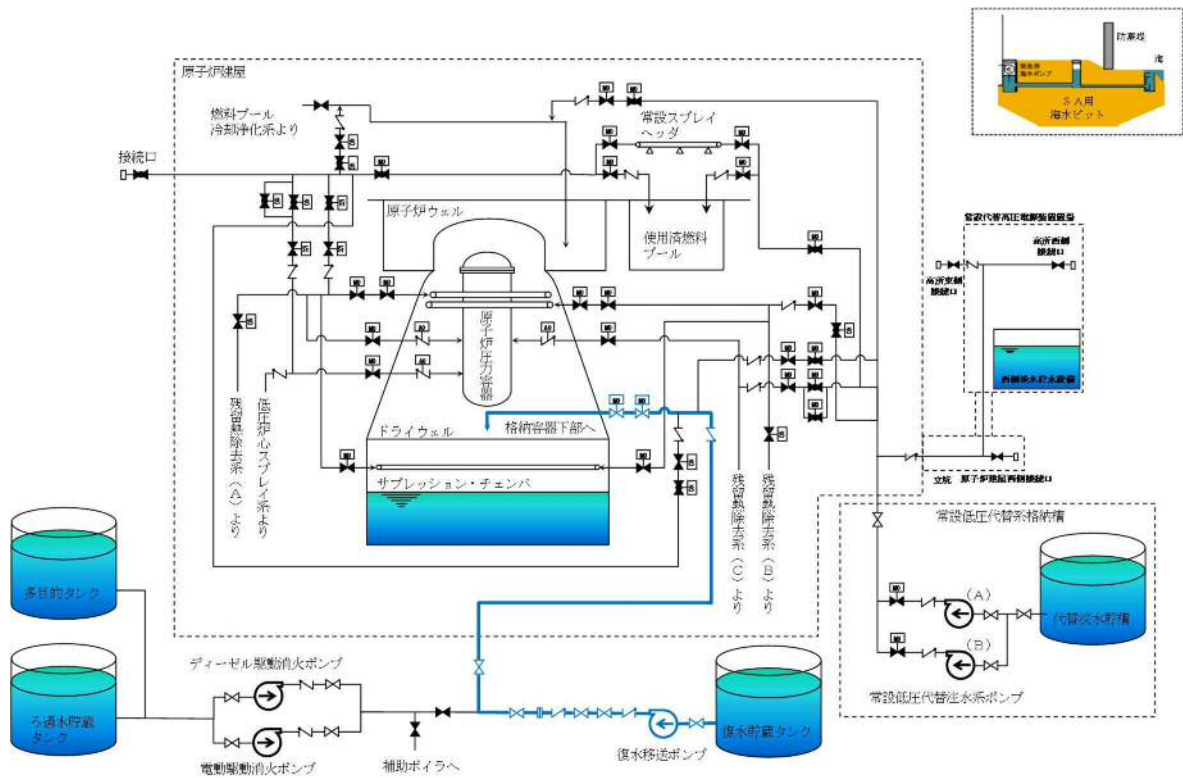


第 51-13-1 図 系統概要図（消火系による原子炉格納容器下部注水）

(2) 補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）注水

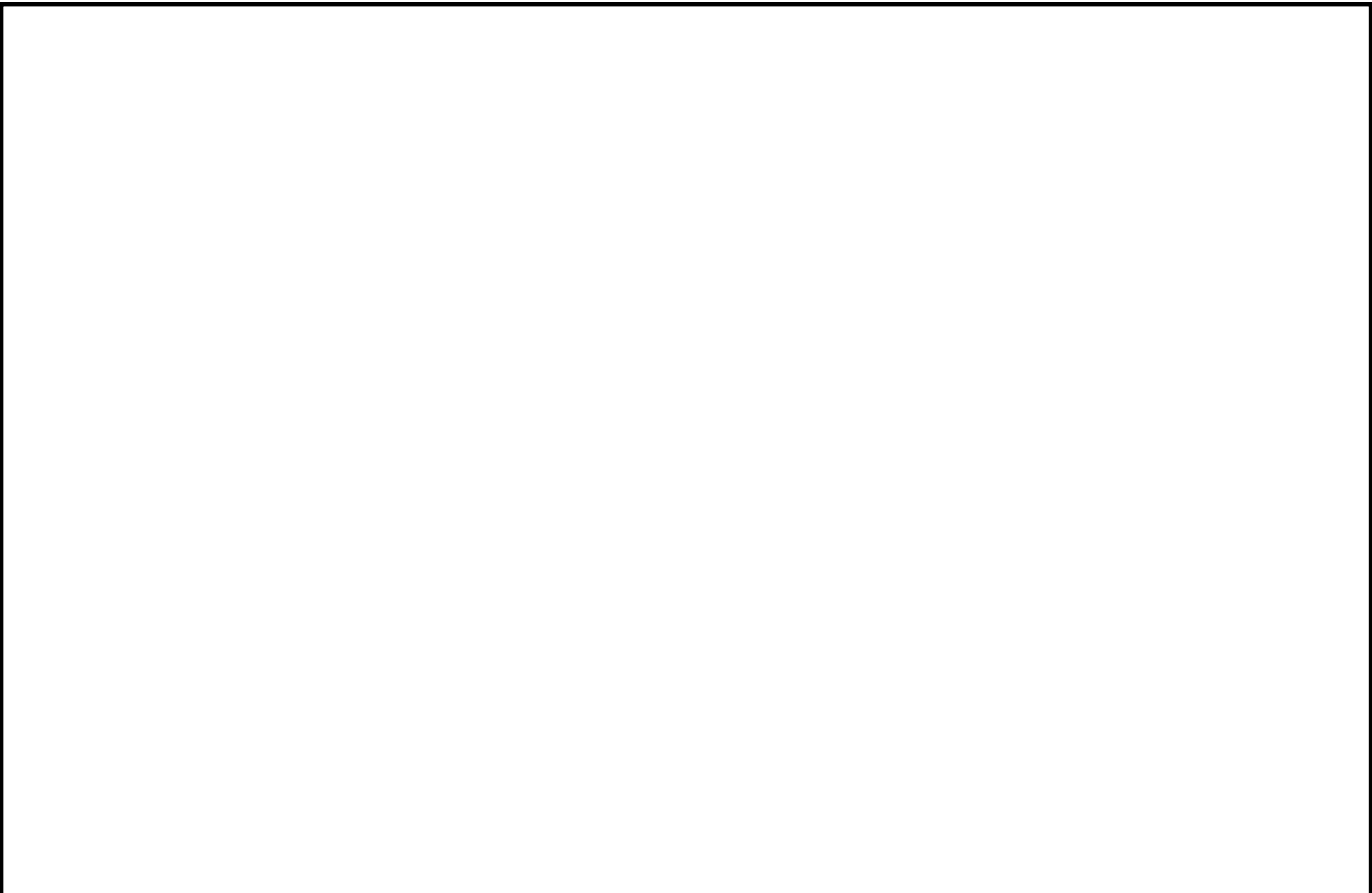
補給水系を用いたペDESTAL（ドライウエル部）へ注水する設備概要を第51-13-2図に示す。

補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水は、炉心の著しい損傷が発生した場合において格納容器の破損を防止するため、復水移送ポンプを用い、復水貯蔵タンクを水源として、消火系配管を經由してペDESTAL（ドライウエル部）へ注水し、熔融炉心を冷却する機能を有する。

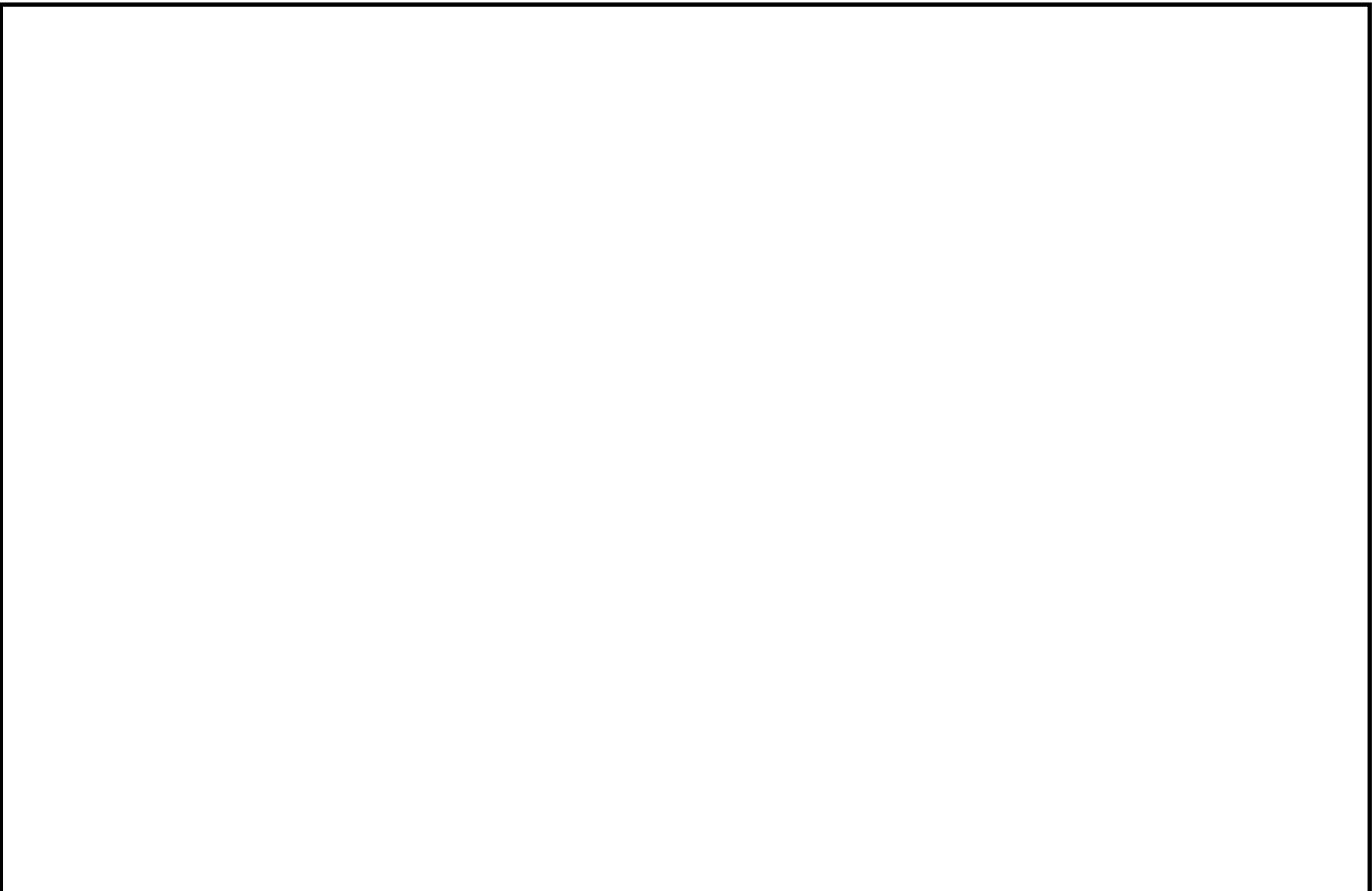


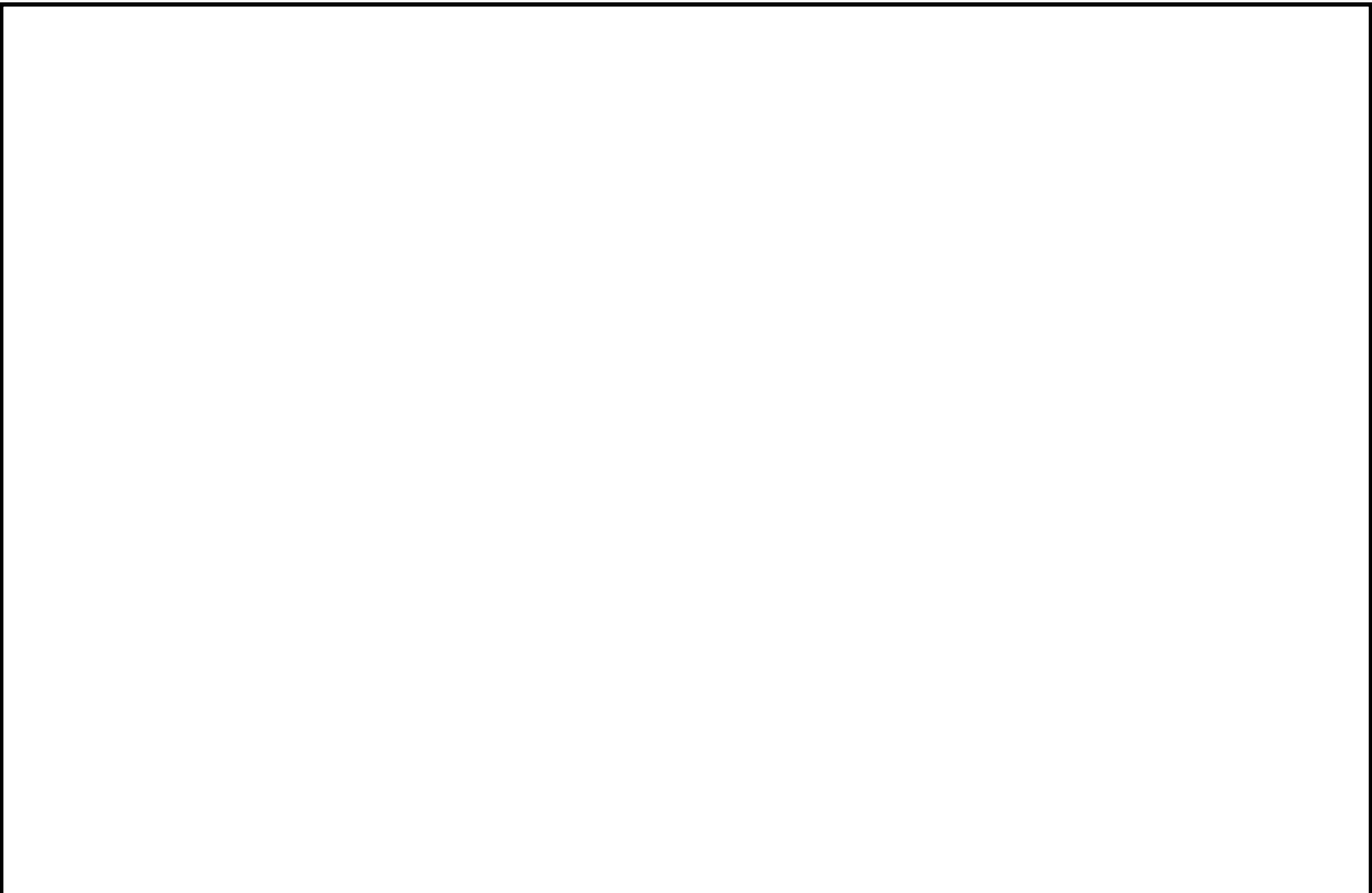
第 51-13-2 図 系統概要図（補給水系による原子炉格納容器下部注水）

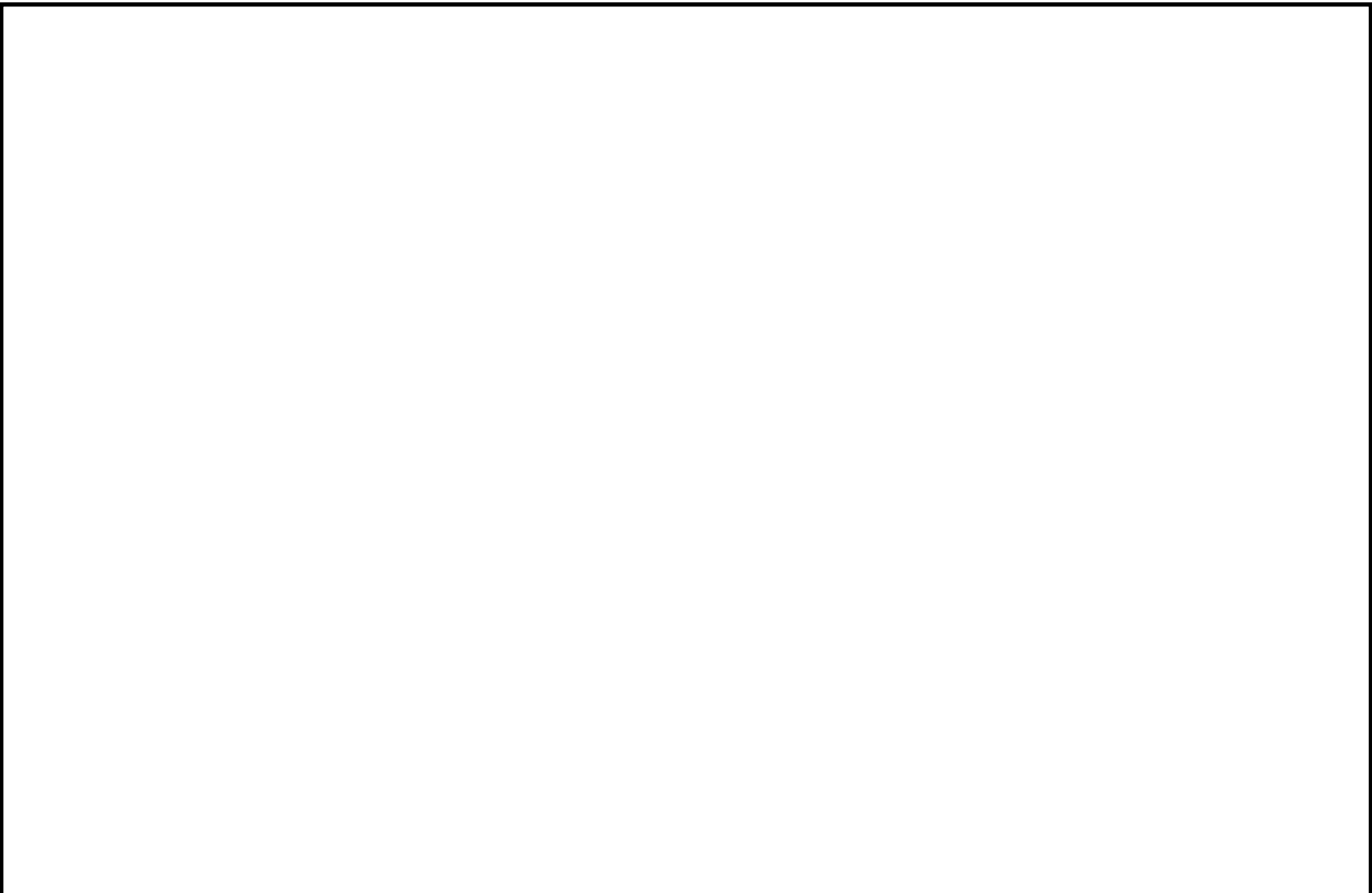
51-14 SAバウンダリ系統図 (参考図)

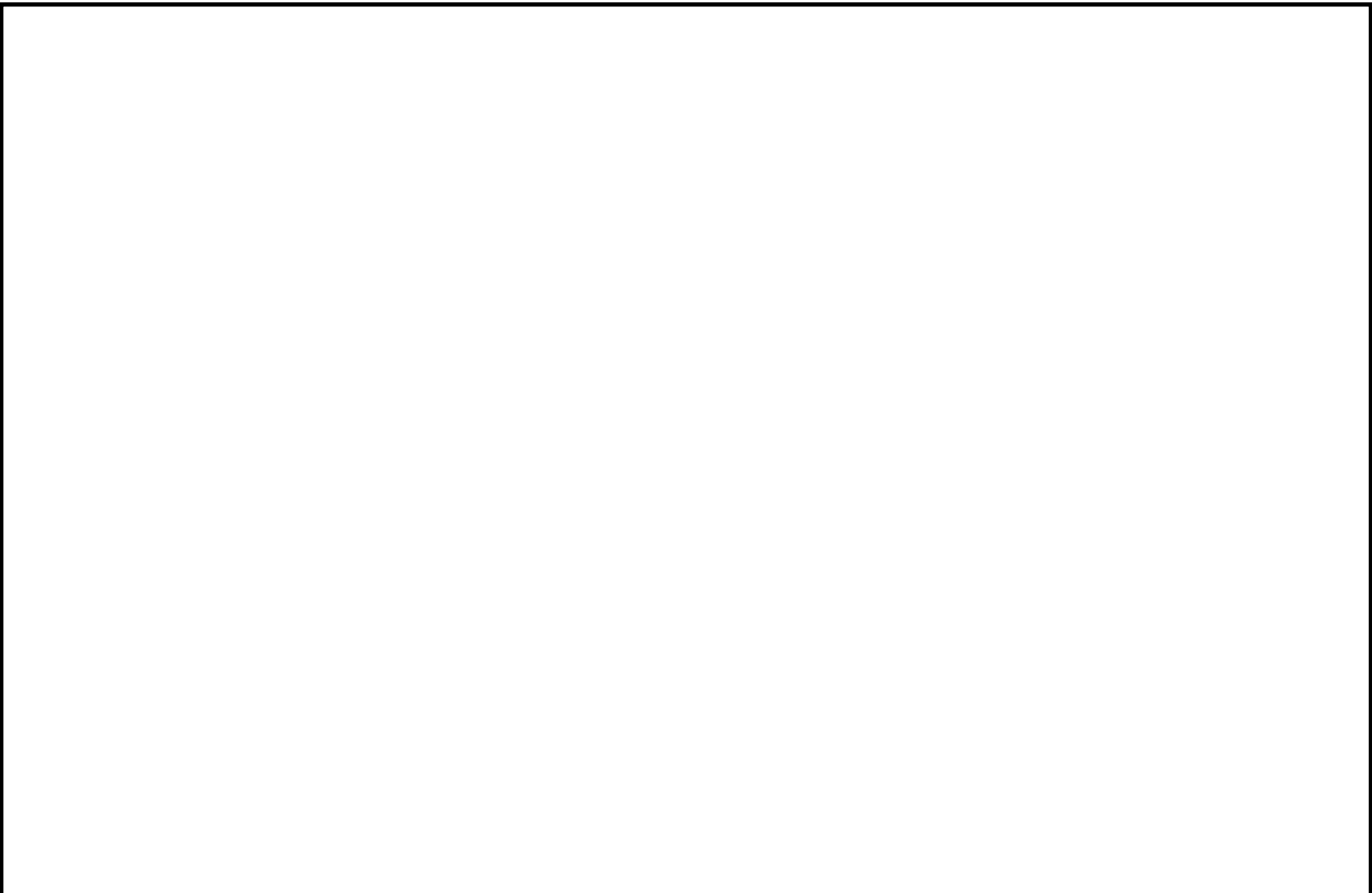


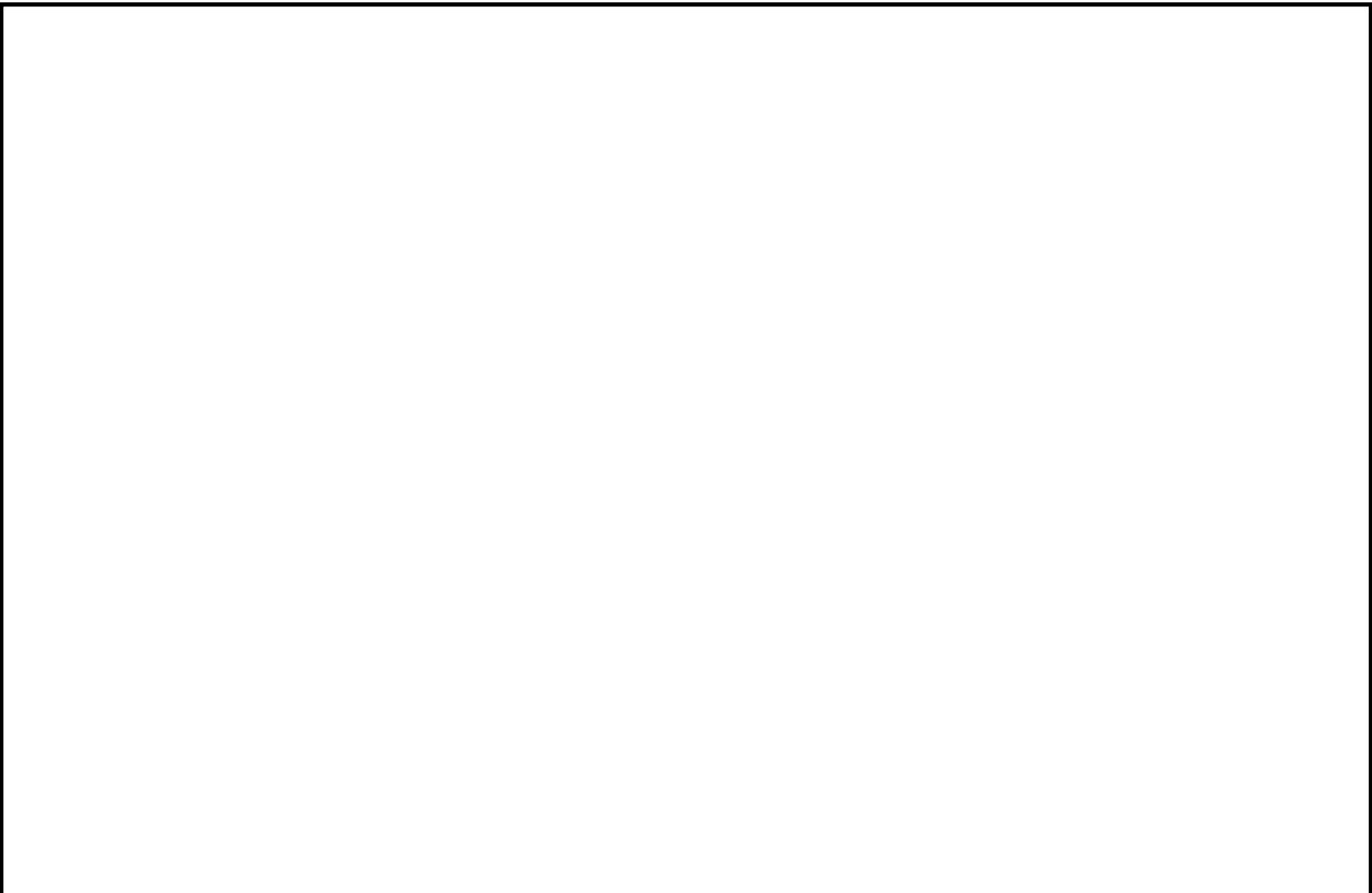


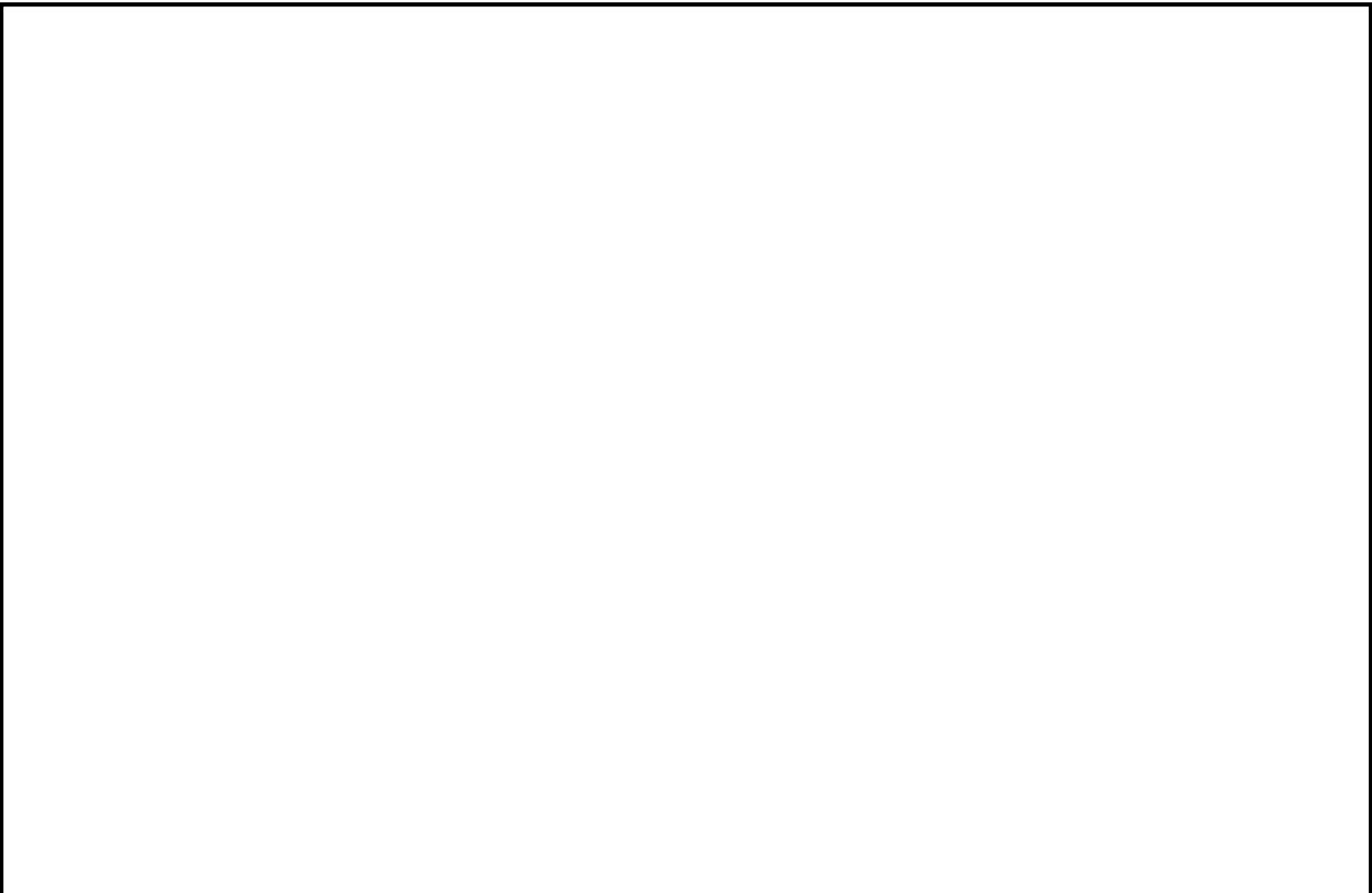


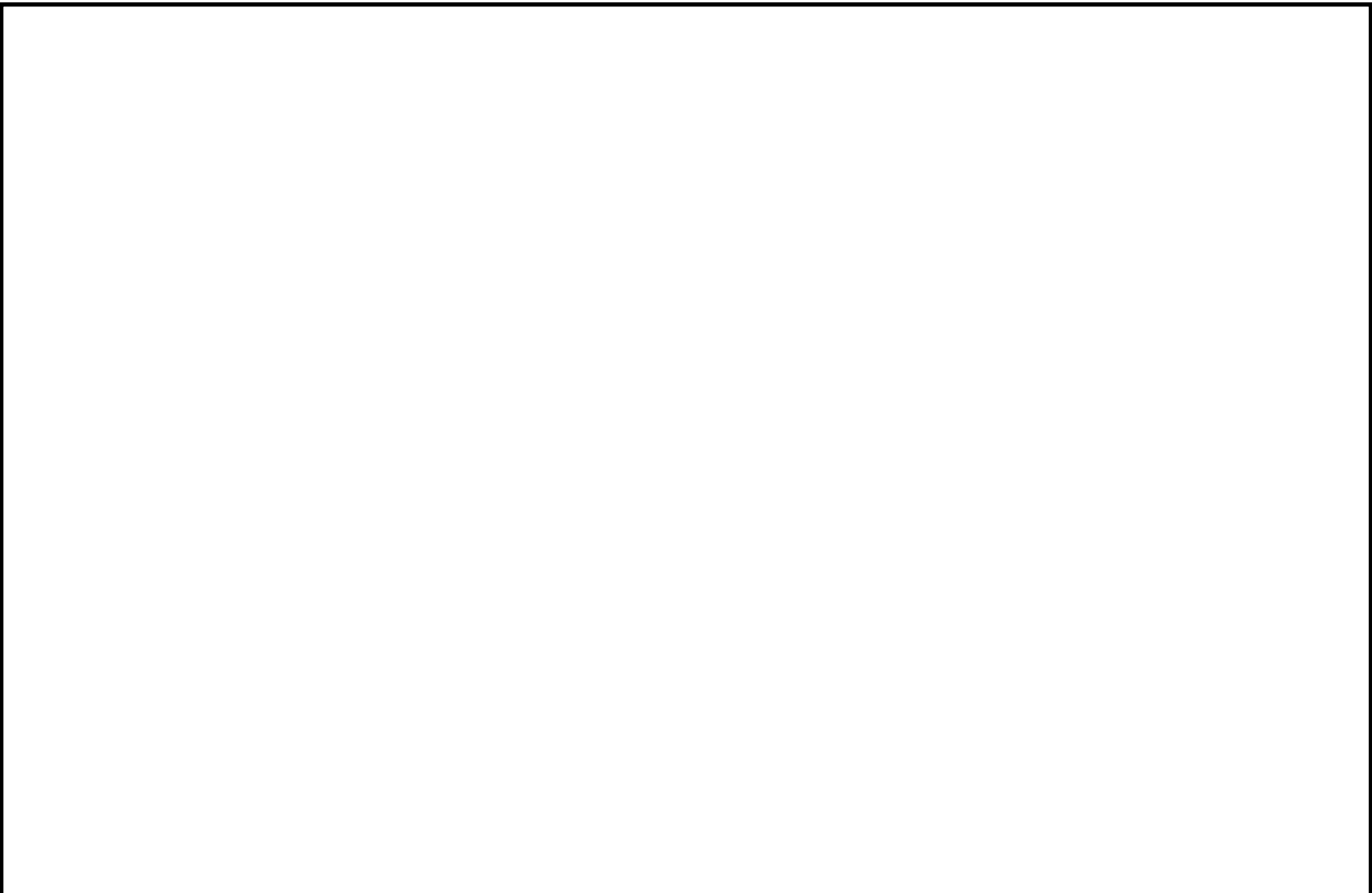


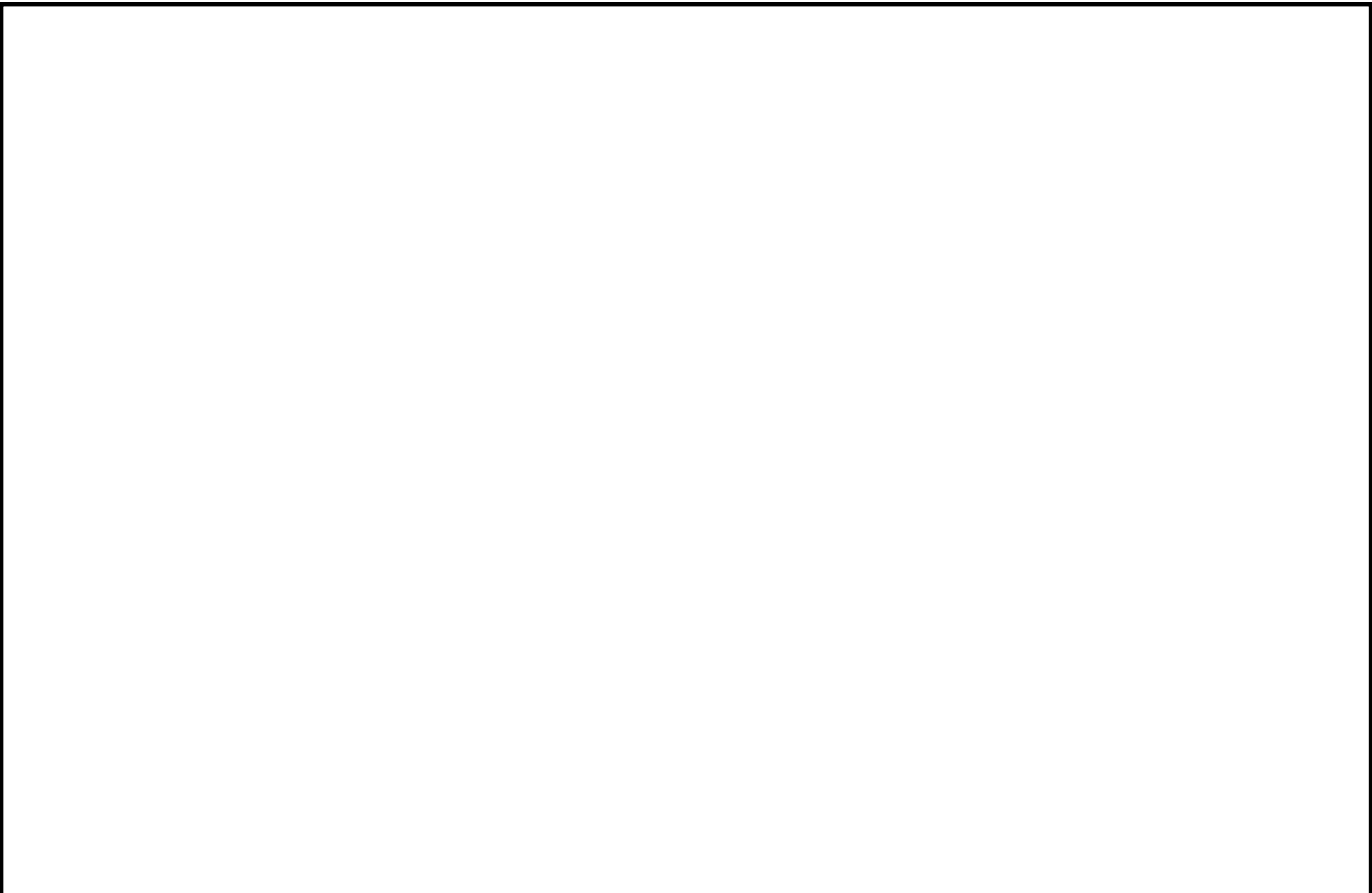




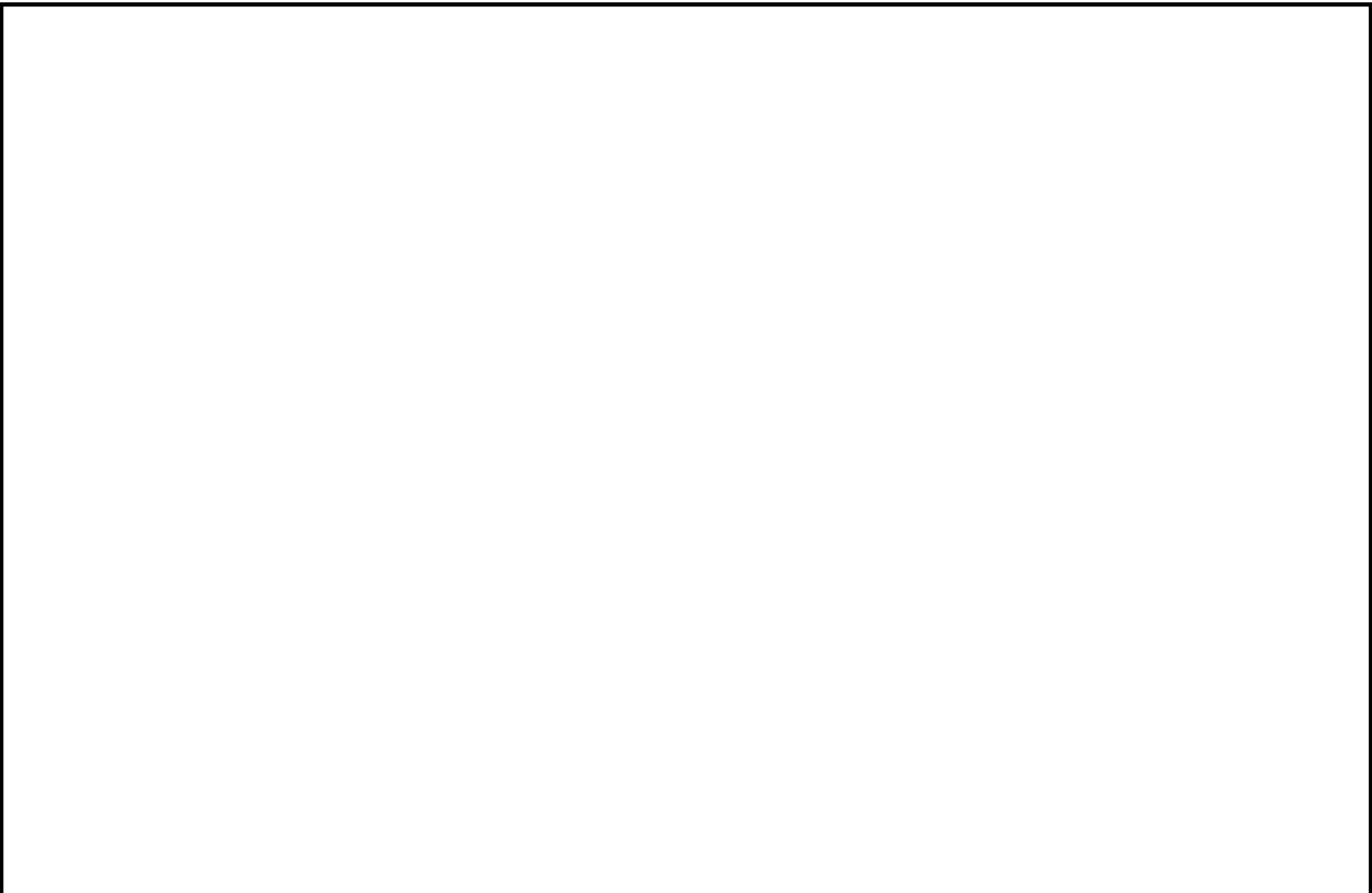


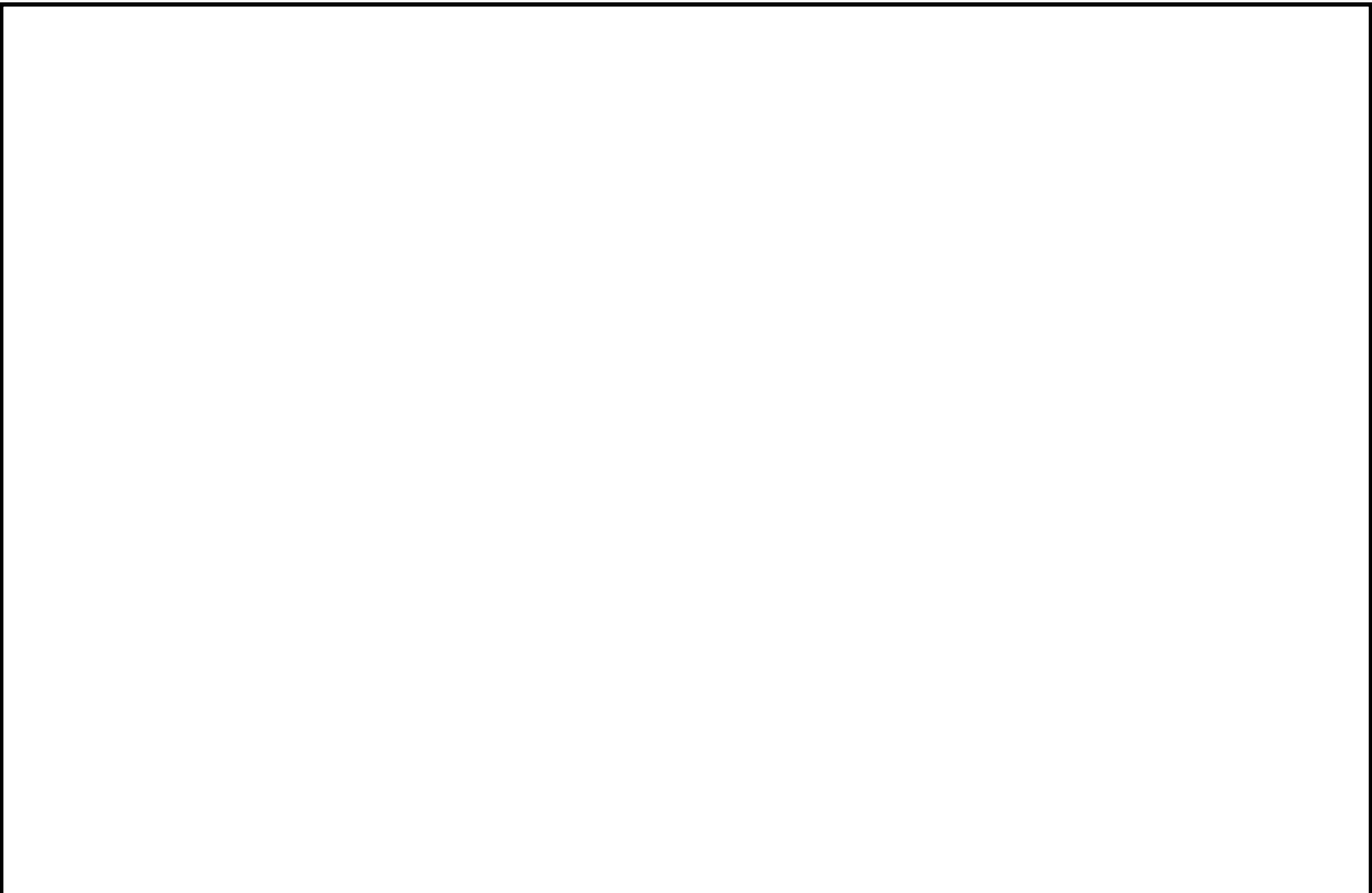


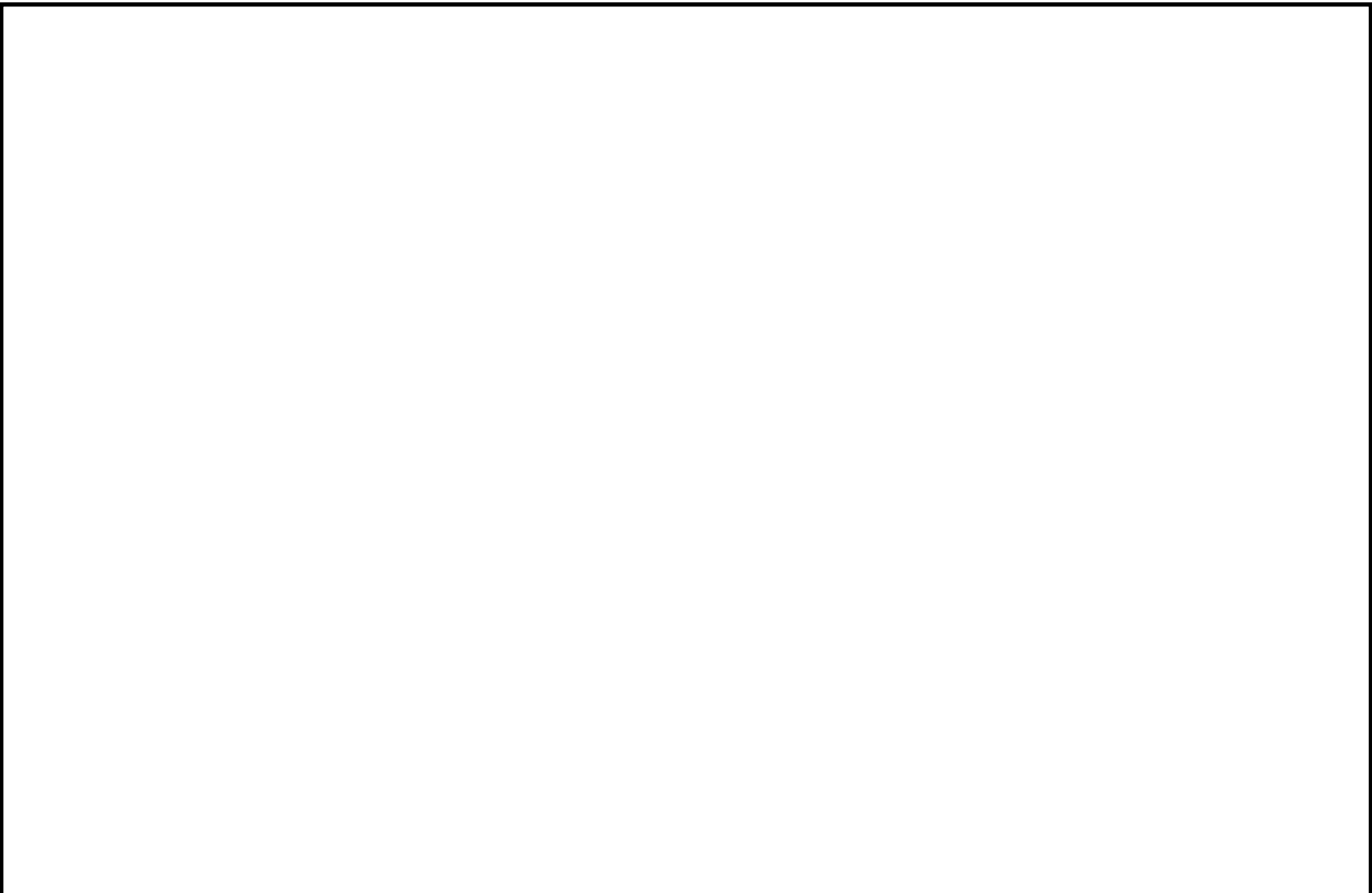


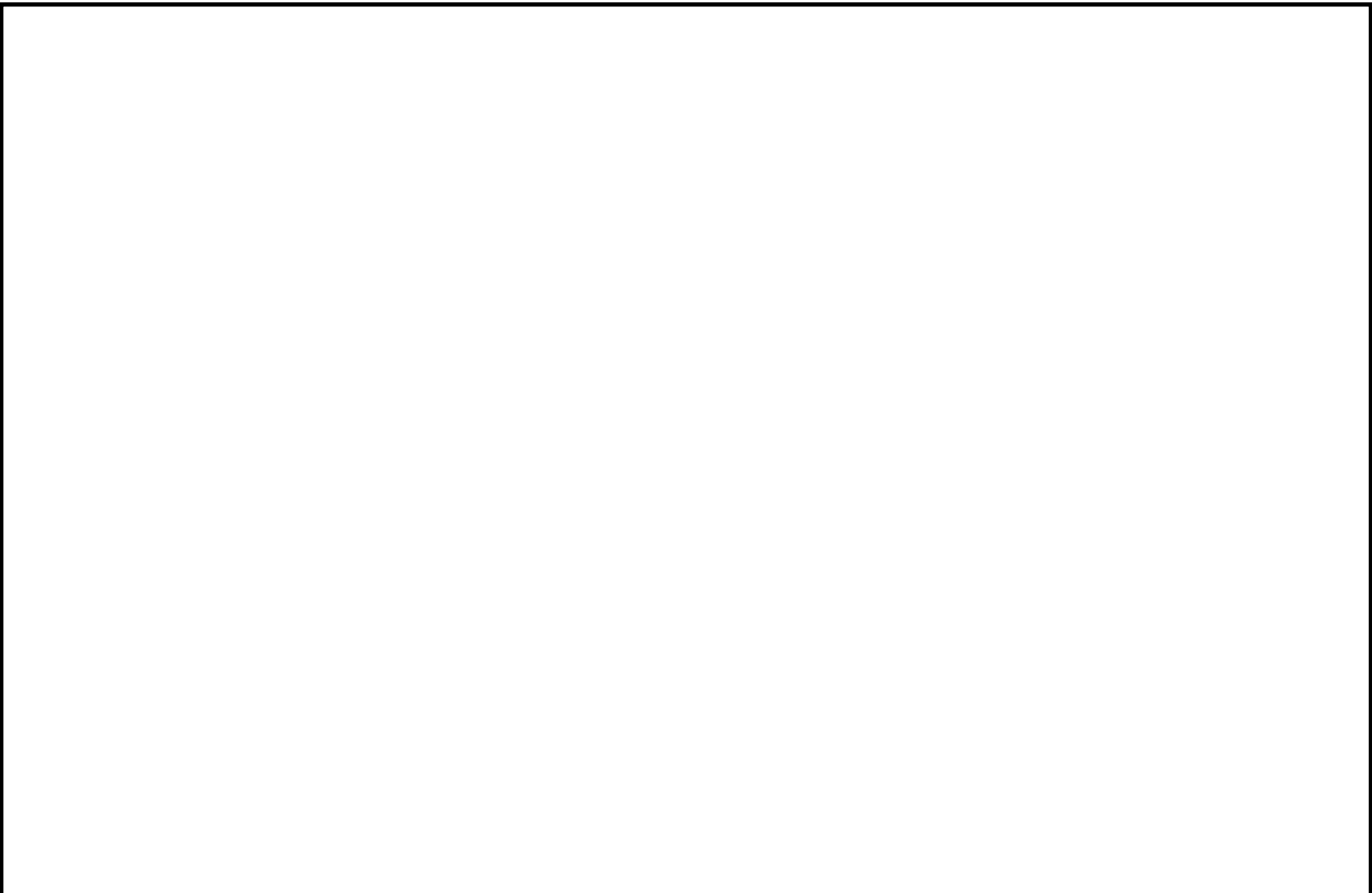


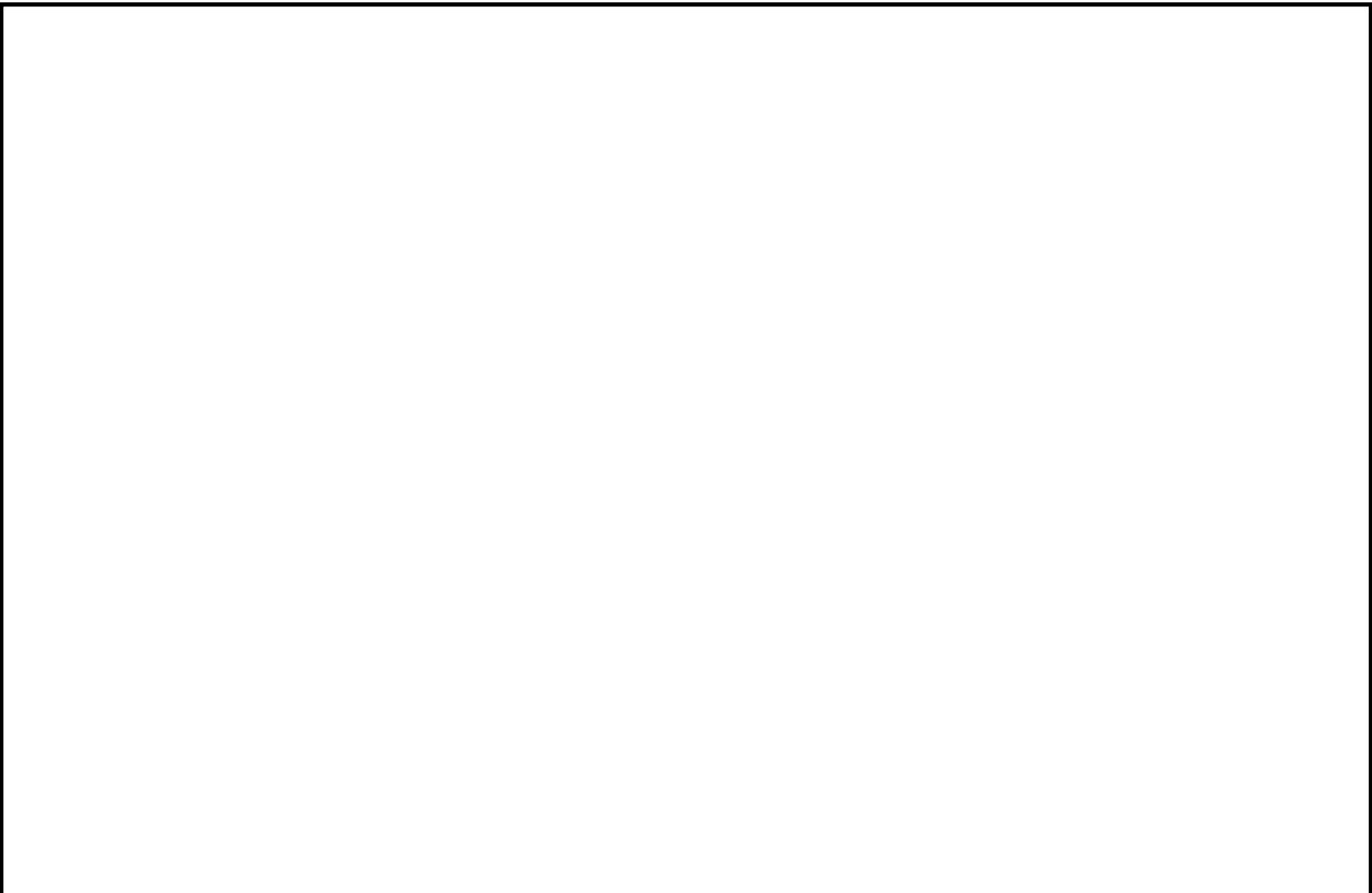


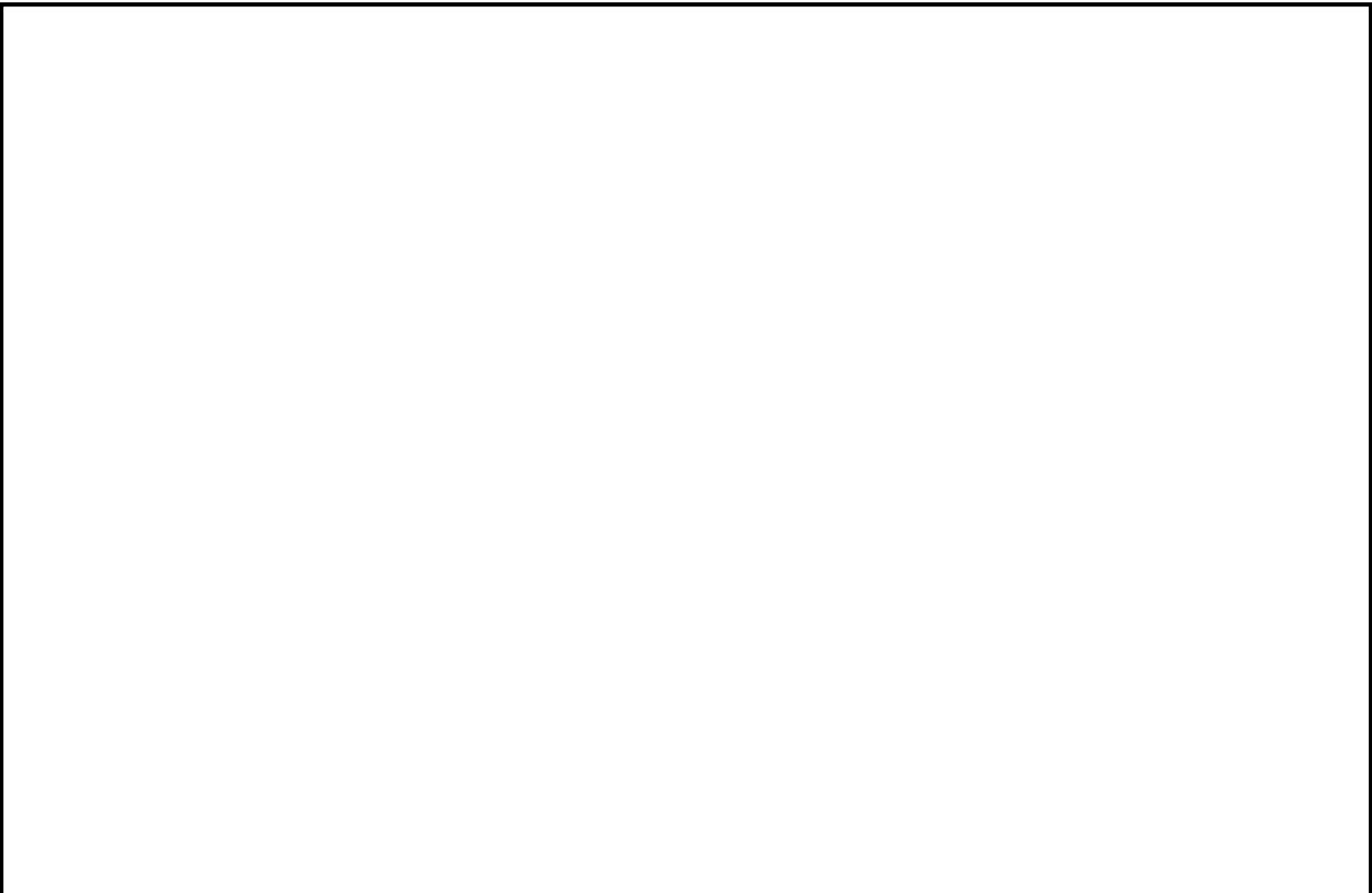


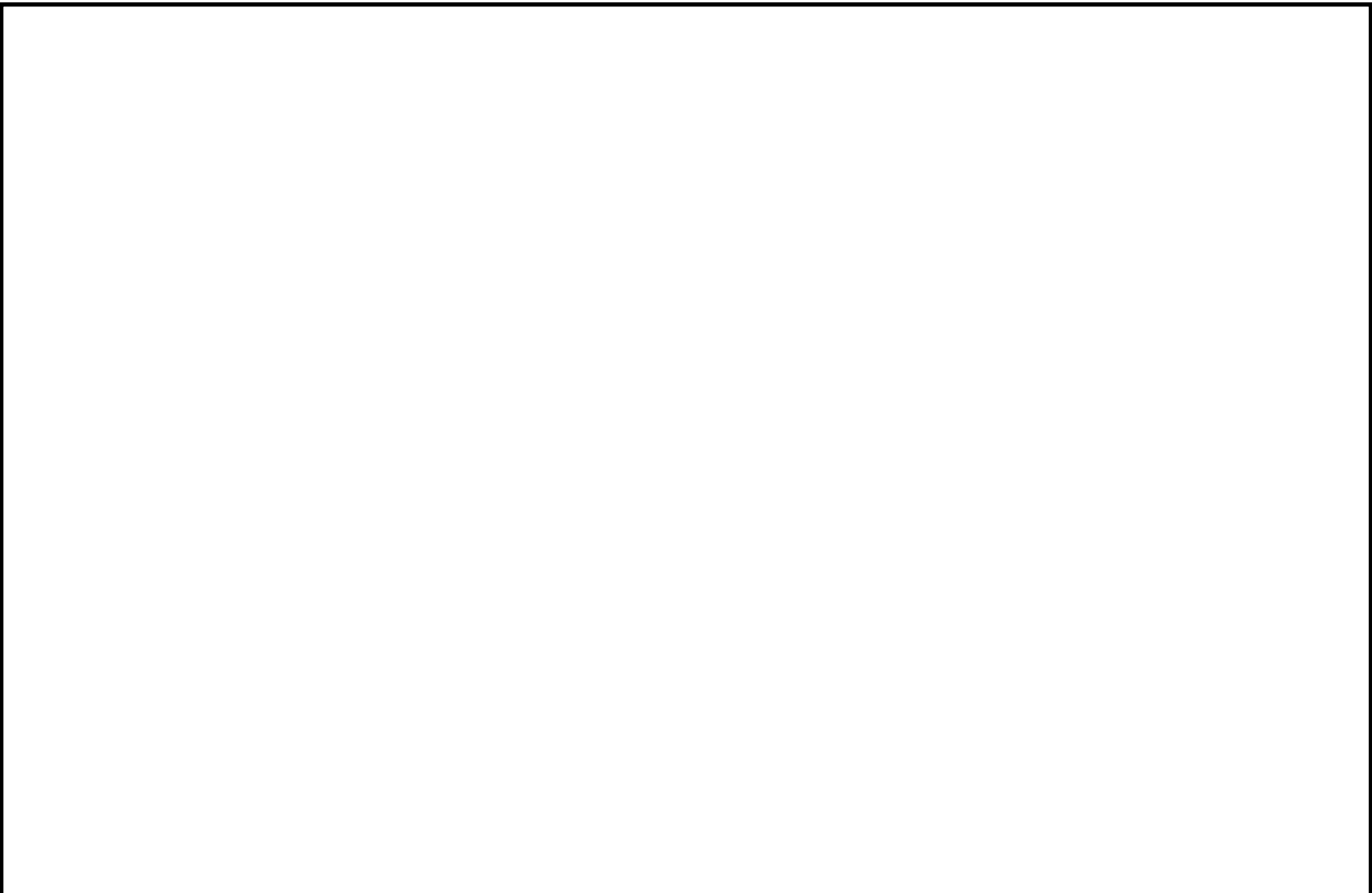


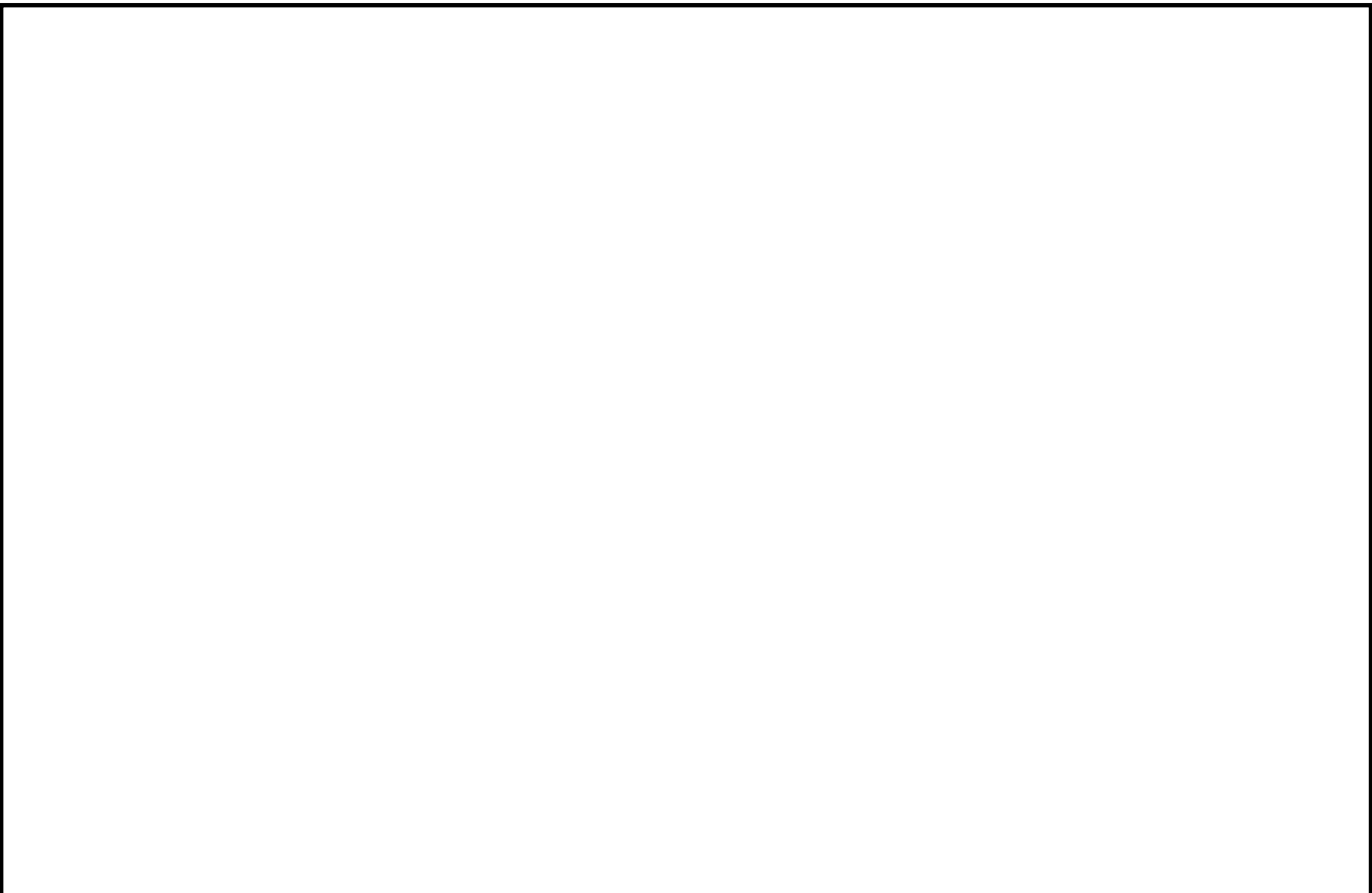




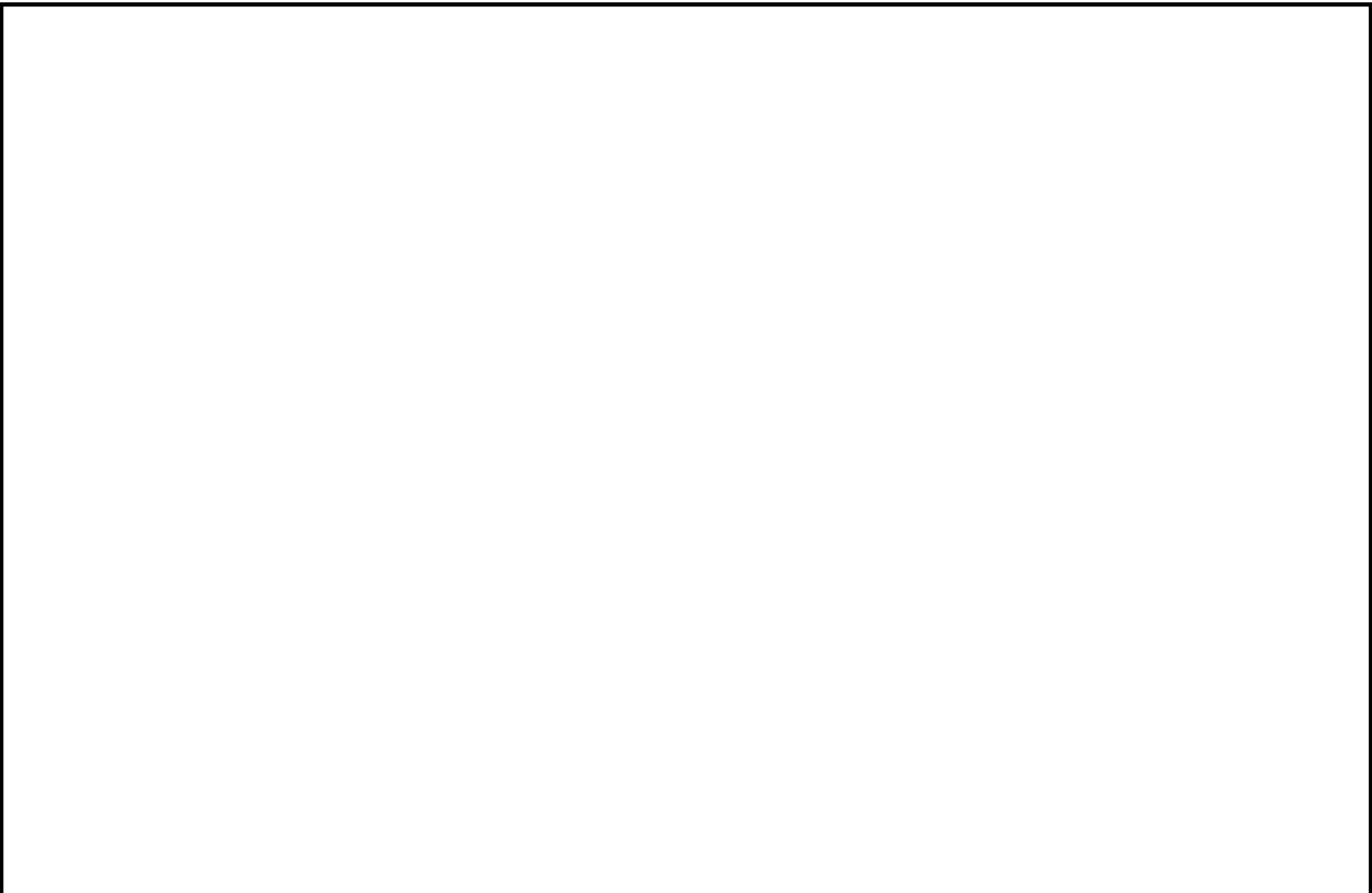


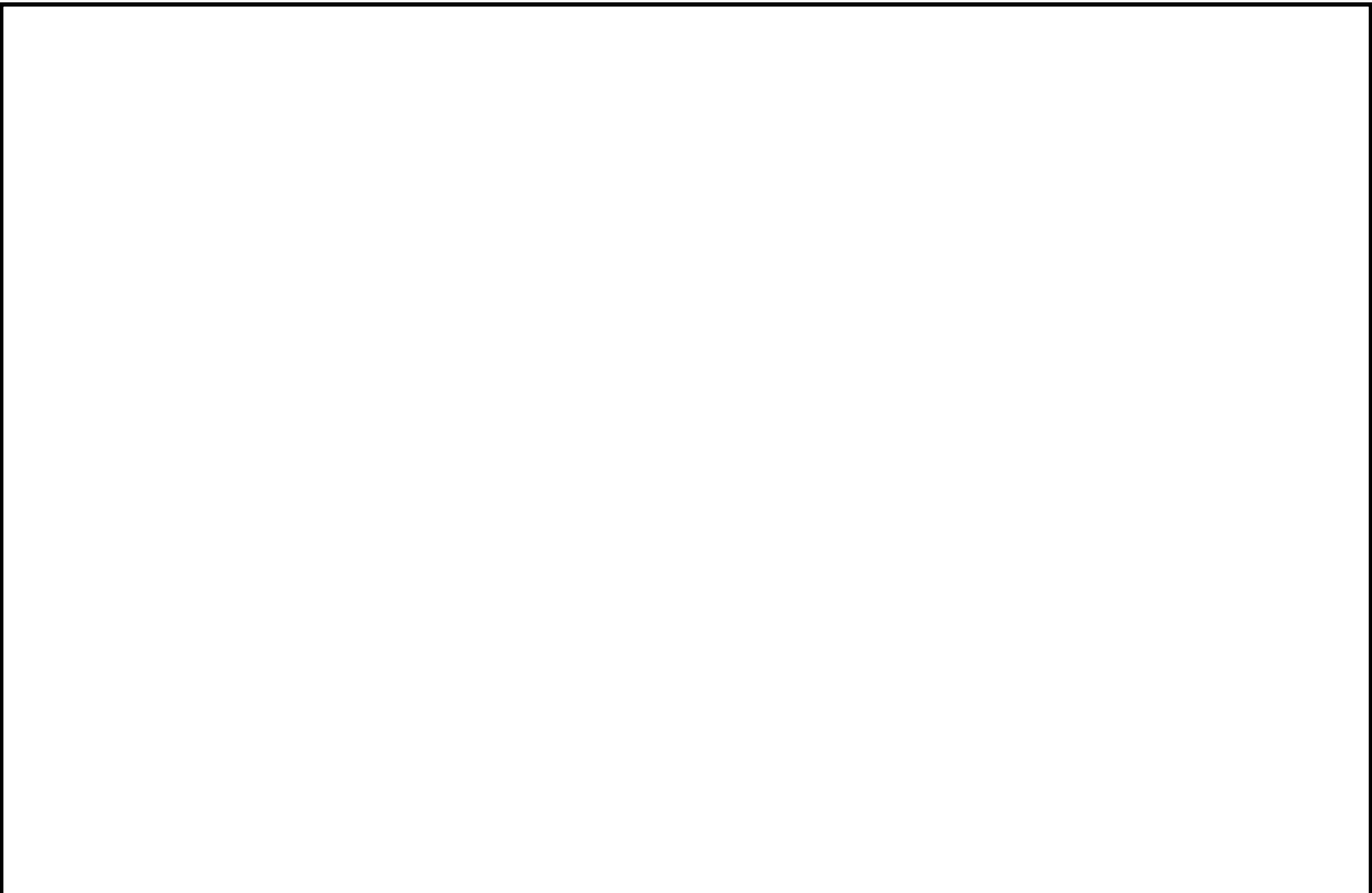


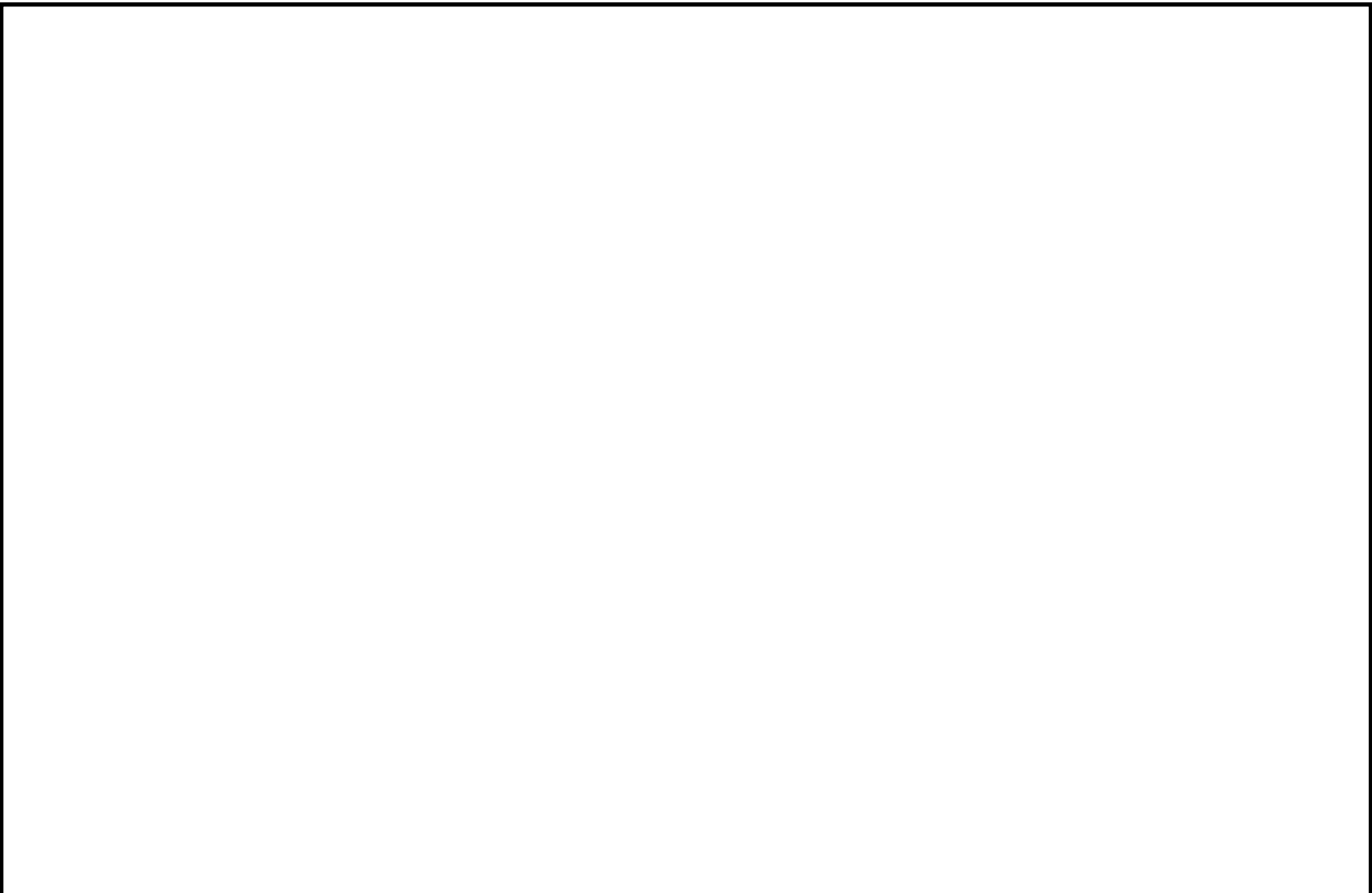


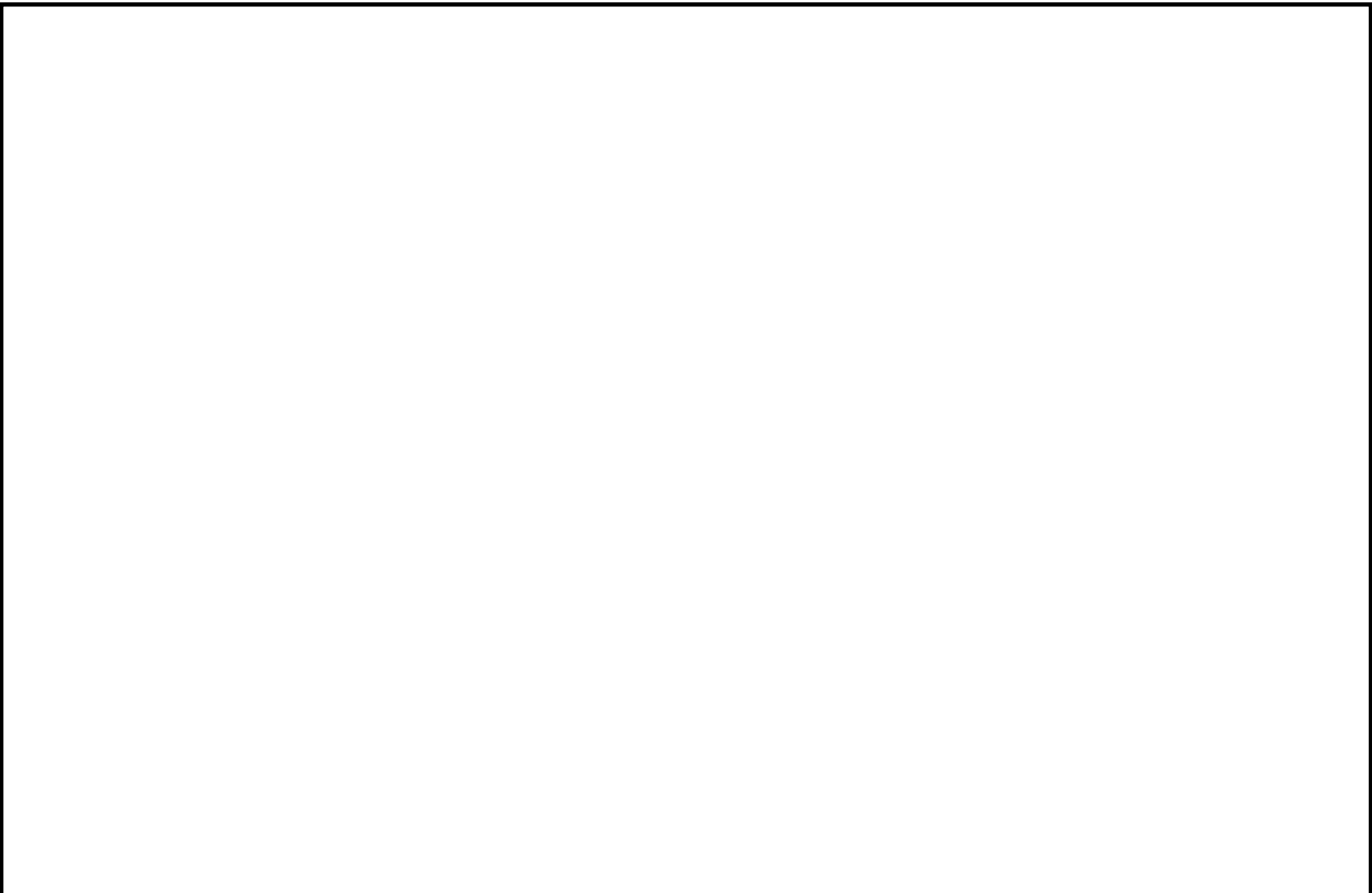


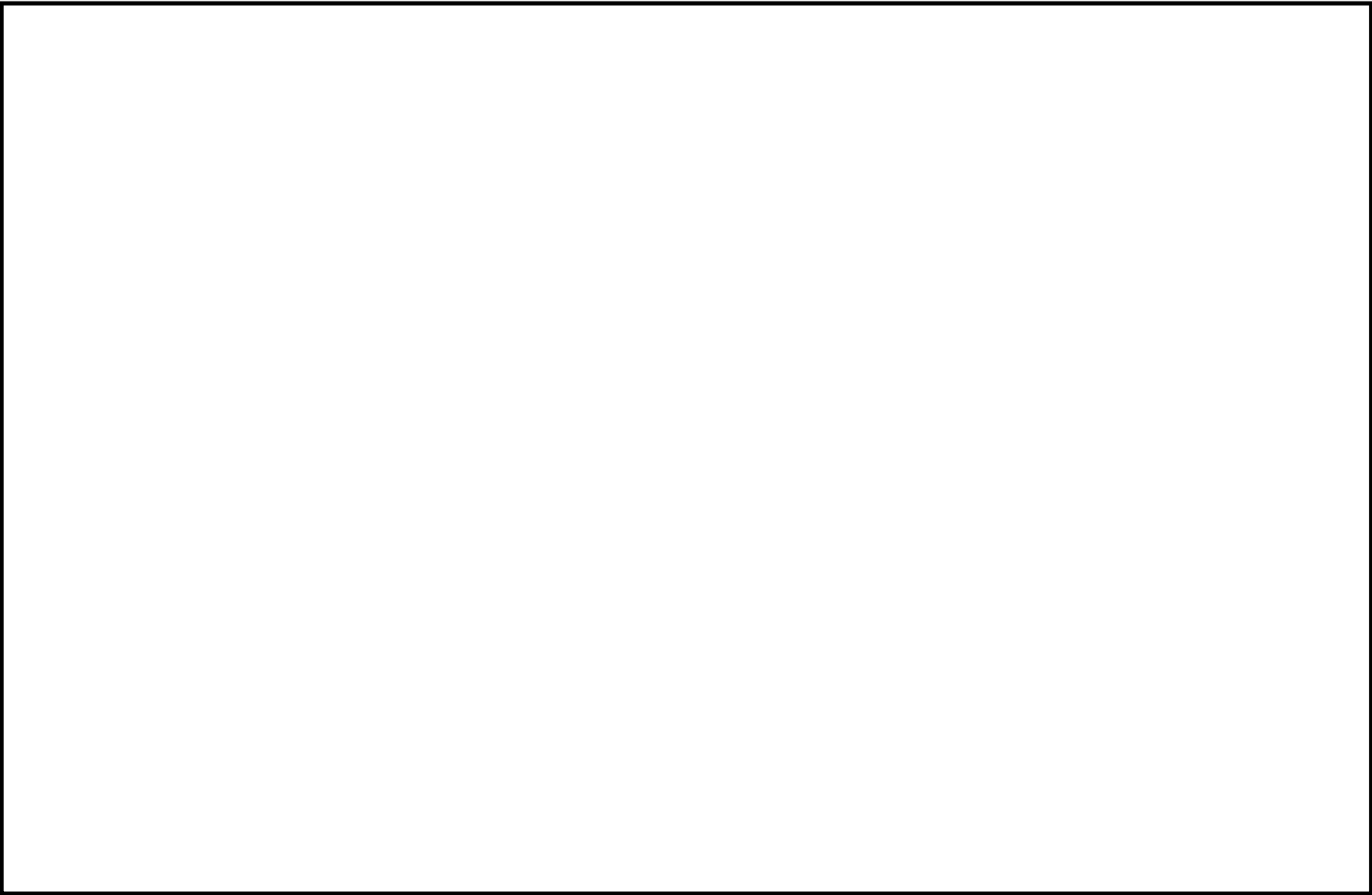


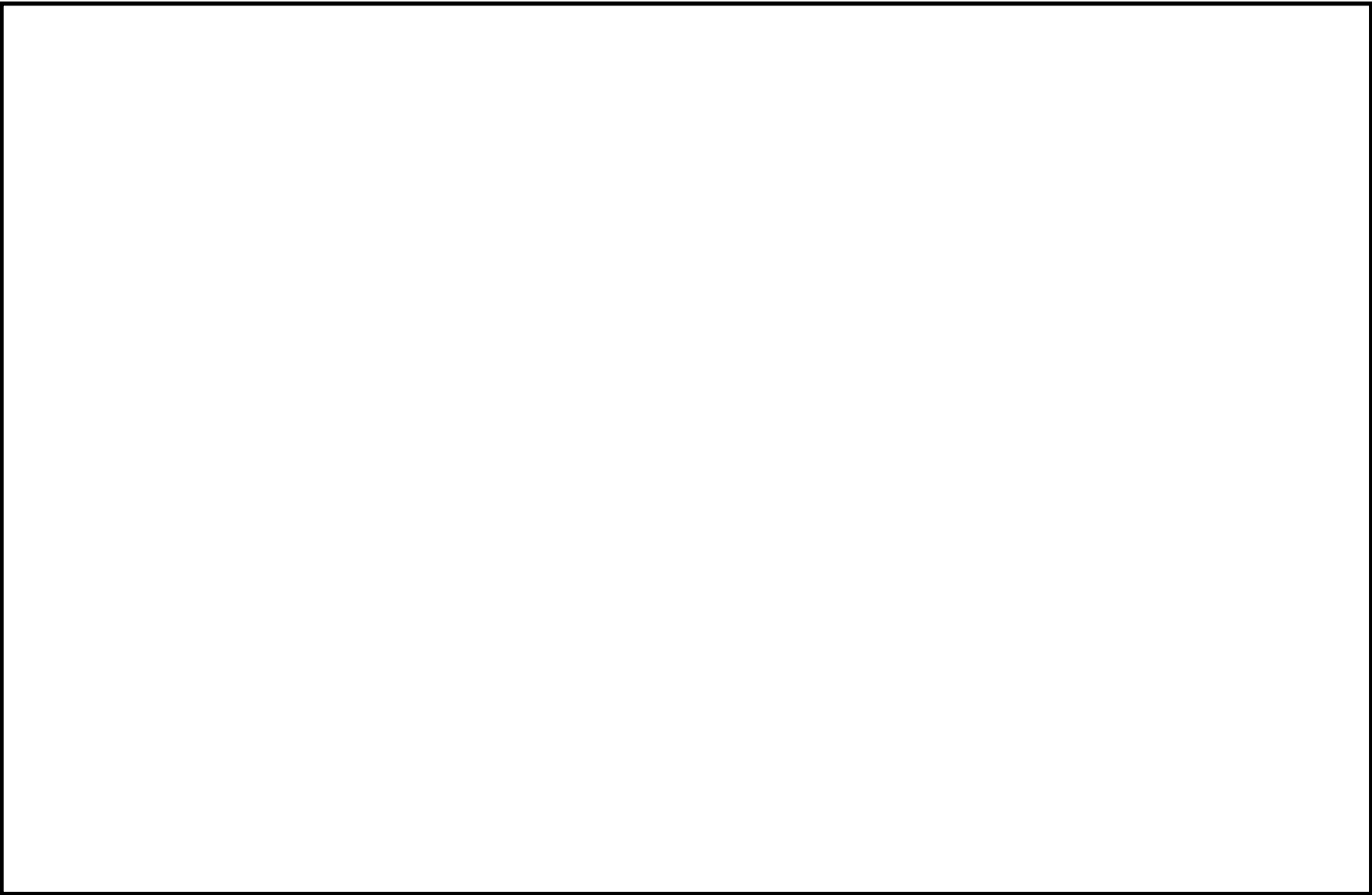


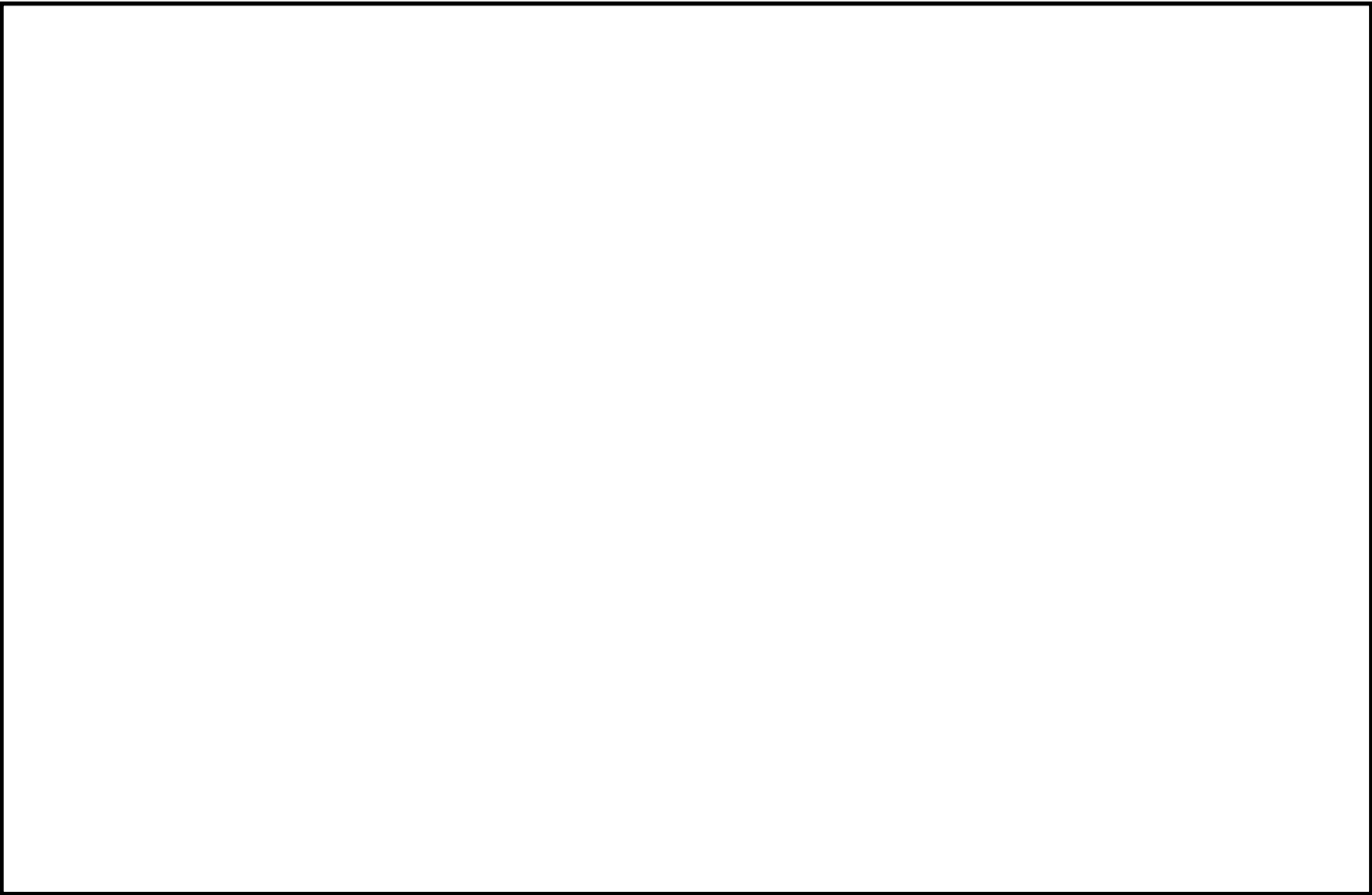












52-1 S A設備基準適合性 一覽表



東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（可搬型）

第52条：水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備		窒素供給装置，窒素供給装置用電源車		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	屋外	D
			海水	(海水を通水しない)	対象外	
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-	
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	-	
			関連資料	52-3 配置図，52-7 接続図		
		第2号	操作性	工具の使用，設備の運搬・設置，スイッチ操作，弁及び接続操作	B b，B c，B d，B f，B g	
			関連資料	52-3 配置図，52-4 系統図		
		第3号	試験・検査 (検査性，系統構成・外部入力)	圧縮機，容器，ホース，内燃機関，発電機	A，C，F，G，H	
			関連資料	52-4 系統図，52-5 試験検査		
		第4号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	
	関連資料		52-4 系統図			
	第5号	悪影響防止	系統設計	通常待機時は隔離又は分離	A b	
			その他（飛散物）	その他設備	対象外	
		関連資料	52-3 配置図，52-4 系統図			
	第6号	設置場所	現場操作（設置場所）	A a		
		関連資料	52-3 配置図，52-7 接続図			
	第3項	第1号	可搬 SA の容量	負荷に直接接続する可搬型設備	B	
			関連資料	52-6 容量設定根拠		
		第2号	可搬 SA の接続性	フランジ接続	B	
			関連資料	52-7 接続図		
第3号		異なる複数の接続箇所の確保	(原子炉の外から水又は電源供給するものではない)	対象外		
		関連資料	52-7 接続図			
第4号		設置場所	(放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定)	-		
		関連資料	52-3 配置図，52-7 接続図			
第5号		保管場所	屋外	A b		
		関連資料	52-3 配置図，52-8 保管場所図			
第6号		アクセスルート	屋外	B		
		関連資料	52-9 アクセスルート図			
第7号		共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	位置的分散を考慮すべきDB設備等がない	対象外	
	サポート系による要因		多様性を考慮すべきDB設備等がない	対象外		
	関連資料	本文				

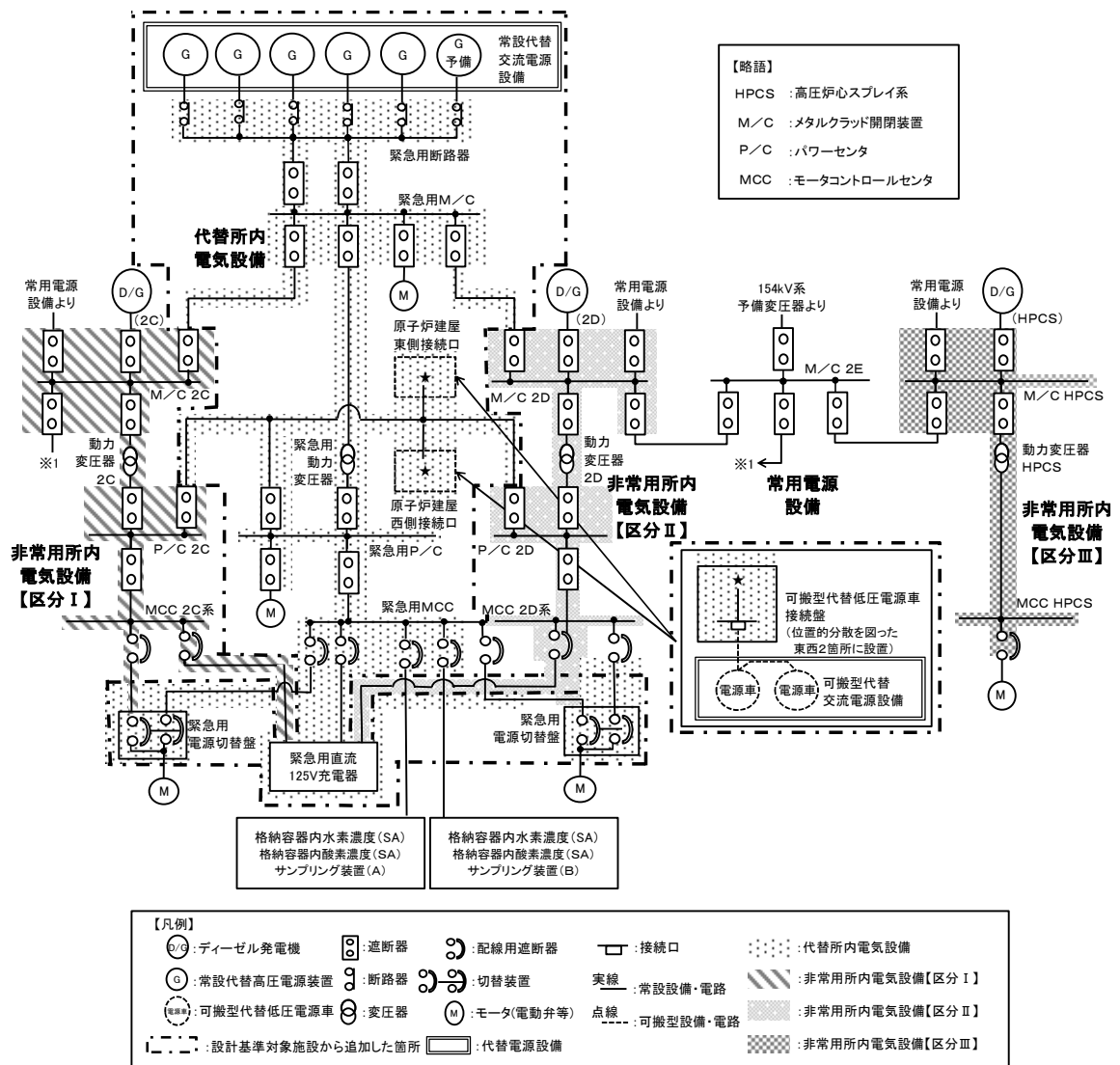
東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第 52 条：水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備			格納容器内水素濃度 (SA)	類型化区分	
第 43 条	第 1 項	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
			海水	(海水を通水しない)	対象外
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	52-3 配置図	
	第 2 号	操作性	中央制御室操作	A	
		関連資料	52-3 配置図		
	第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
		関連資料	52-5 試験検査		
	第 4 号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	
		関連資料	52-4 系統図		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	A e
			その他 (飛散物)	その他設備	対象外
		関連資料	—		
	第 6 号	設置場所	中央制御室操作	B	
		関連資料	—		
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
			関連資料	52-6 容量設定根拠	
		第 2 号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外
			関連資料	—	
第 3 号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内	A a
			サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a
	関連資料	52-2 単線結線図 52-3 配置図			

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

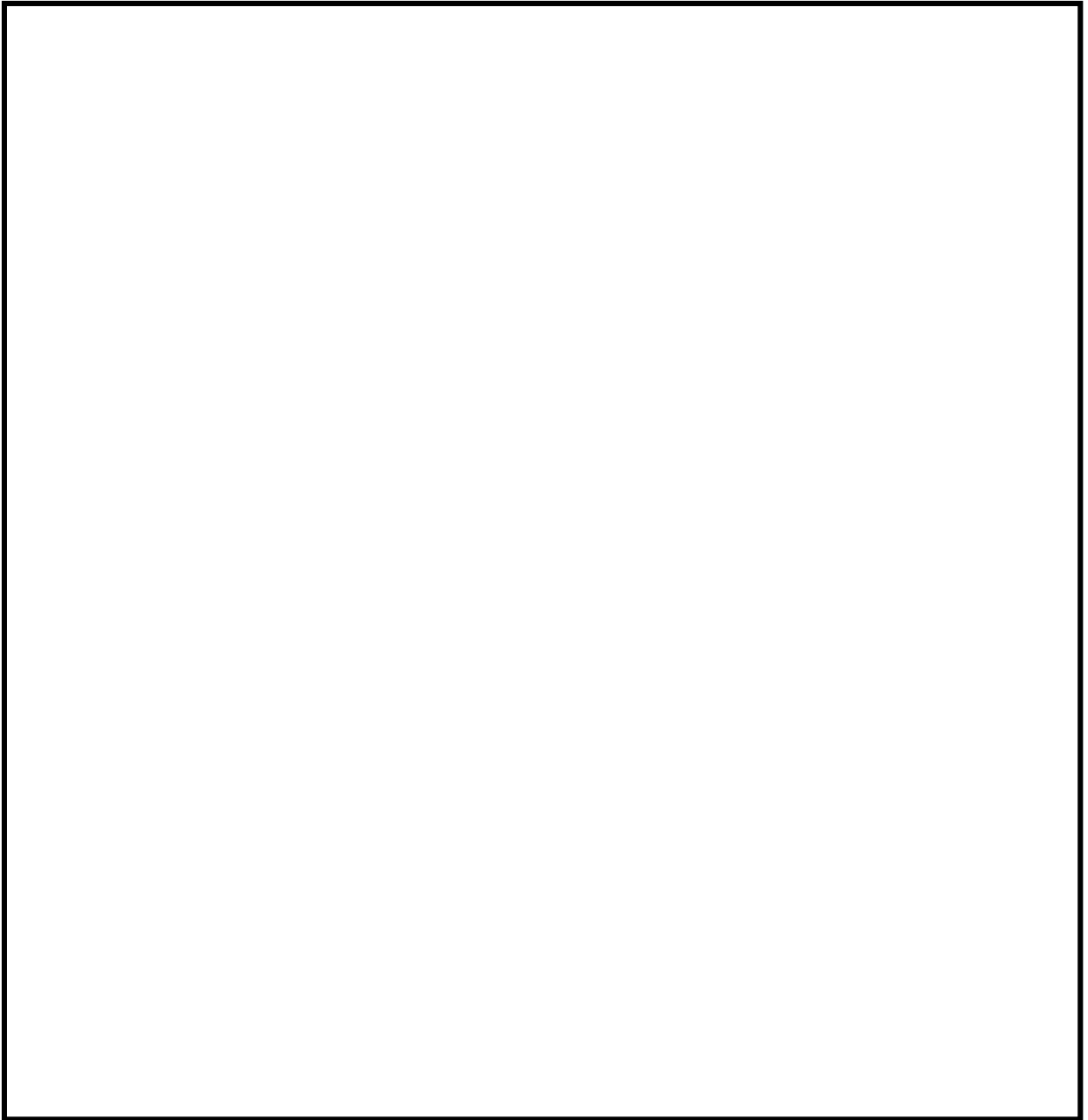
第 52 条：水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備		格納容器内酸素濃度（SA）		類型化区分		
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度 ／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
			海水	(海水を通水しない)		対象外
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)		—
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)		—
			関連資料	52-3 配置図		
	第 2 号	操作性	中央制御室操作		A	
		関連資料	52-3 配置図			
	第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備		J	
		関連資料	52-5 試験検査			
	第 4 号	切替性	本来の用途として使用する		対象外	
		関連資料	52-4 系統図			
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	A e	
			その他（飛散物）	その他設備	対象外	
			関連資料	—		
	第 6 号	設置場所	中央制御室操作		B	
		関連資料	—			
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	52-6 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	(共用しない設備)		対象外
関連資料			—			
第 3 号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内	A a	
			サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a	
	関連資料		52-2 単線結線図 52-3 配置図			

52-2 単線結線図

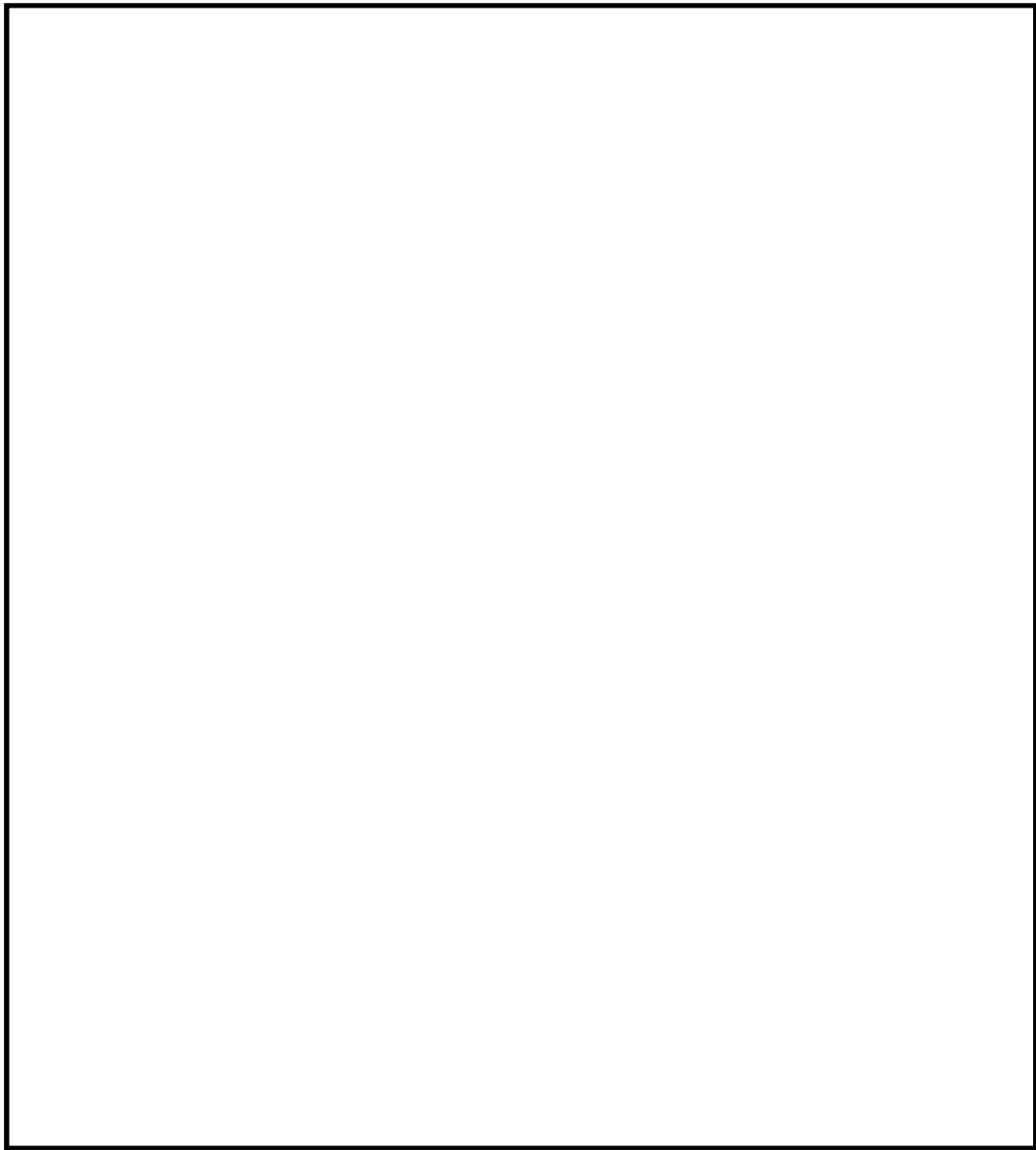


第 52-2-1 図 単線結線図

52-3 配置図

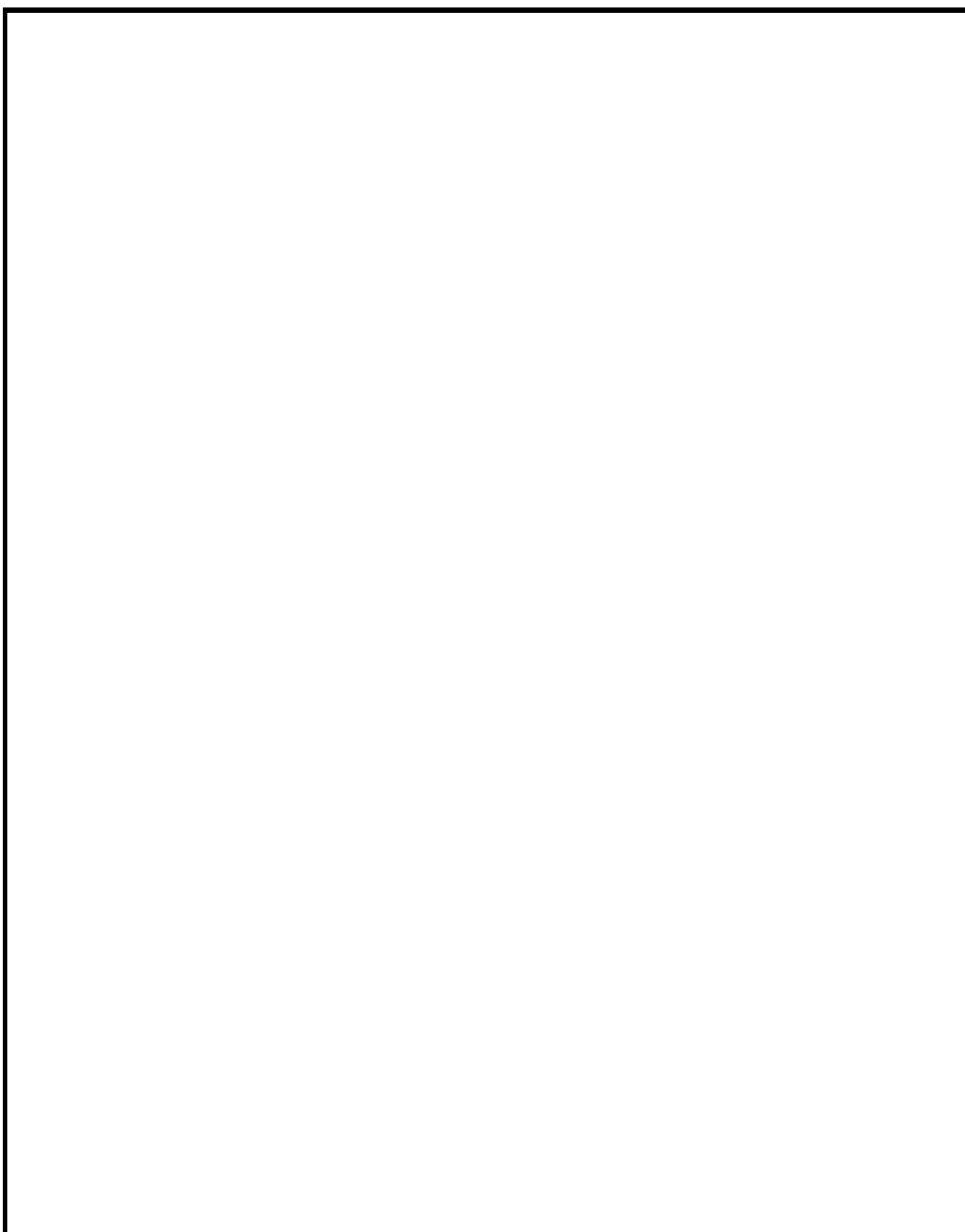


第 52-3-1 図 構内全体配置図

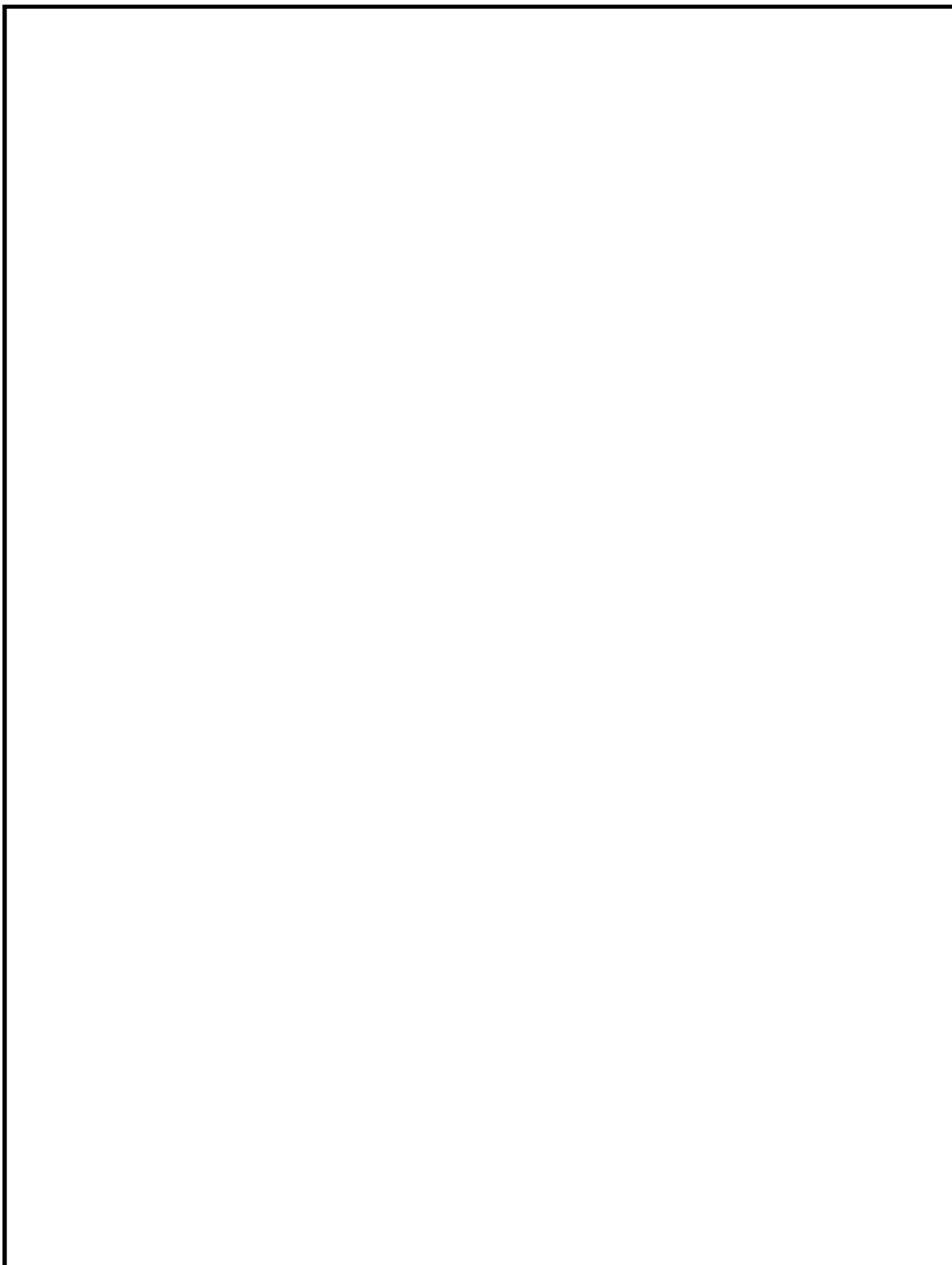


第 52-3-2 図 機器配置図 (原子炉建屋原子炉棟 2 階)



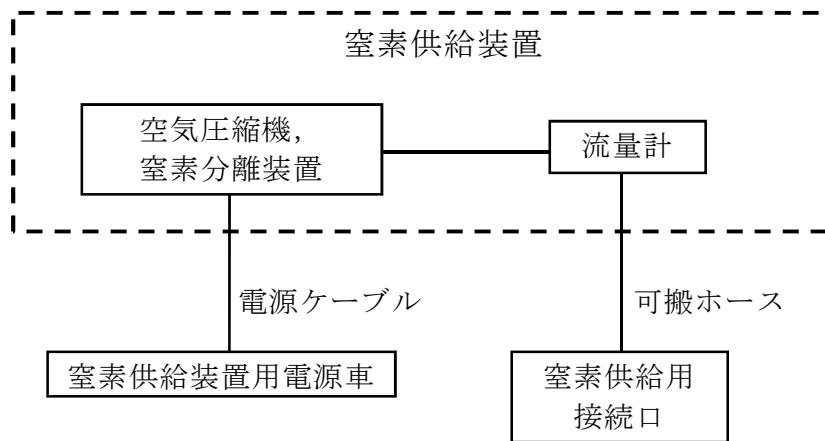
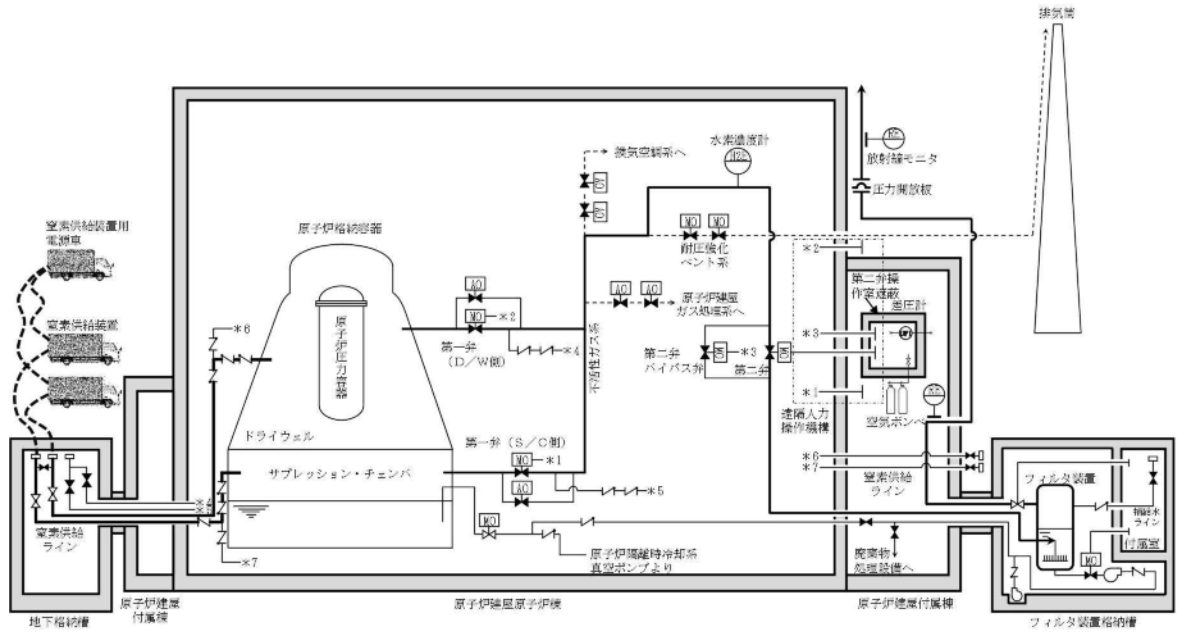


第 52-3-3 図 機器配置図 (原子炉建屋原子炉棟 3 階)

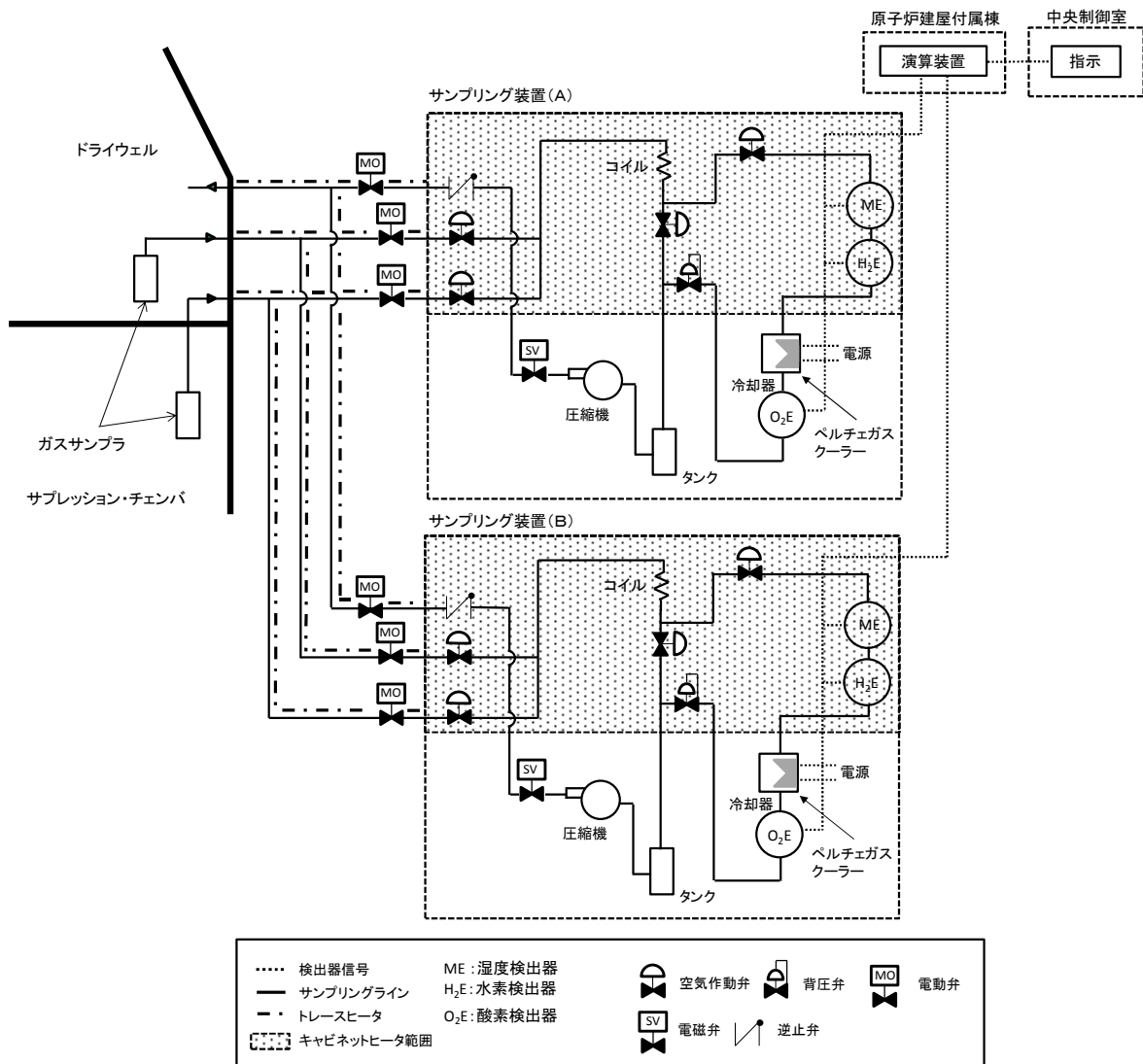


第 52-3-4 図 機器配置図 (原子炉建屋付属棟 3 階 (中央制御室))

52-4 系統図



第 52-4-1 図 可搬型窒素供給装置系統概要図

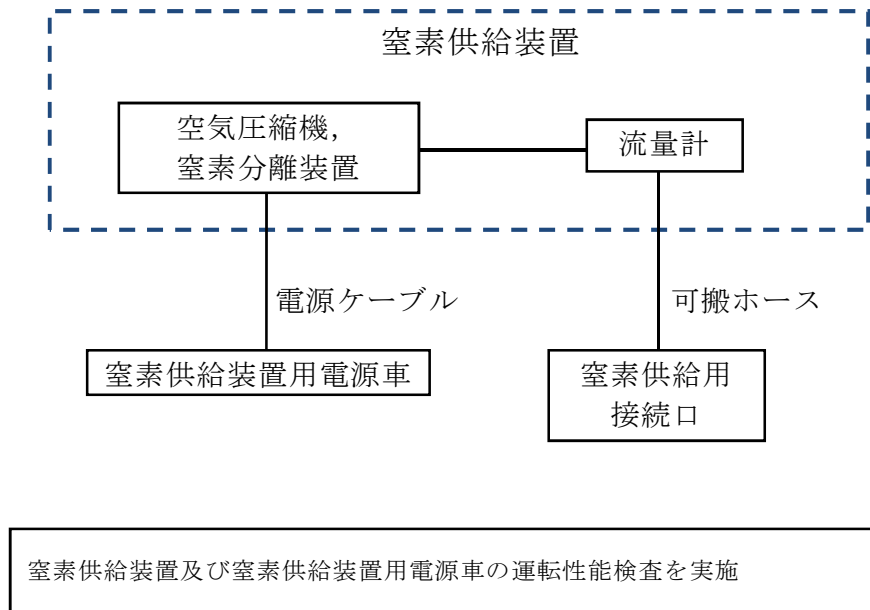


第 52-4-2 図 格納容器内水素濃度 (S A) 及び格納容器内酸素濃度 (S A) の系統概要図

52-5 試驗檢查

第52-5-1表 可搬型窒素供給装置の試験検査

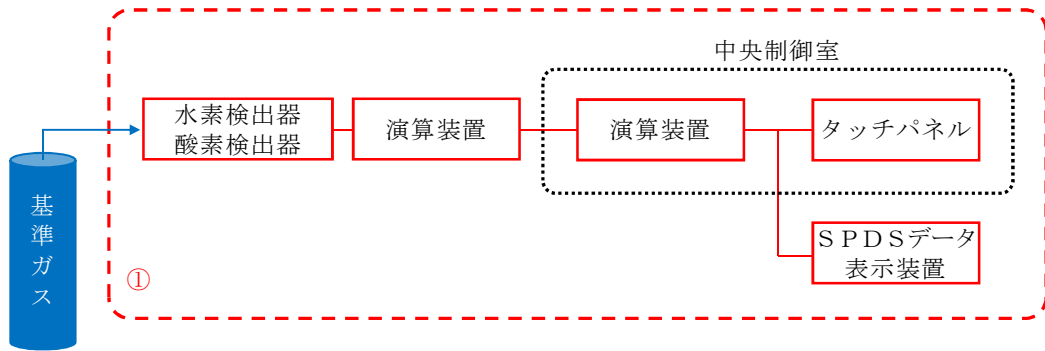
原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	機能・性能検査	窒素供給装置及び窒素供給装置用電源車の運転状態確認
停止中	弁分解点検 弁動作確認	浸透探傷試験及び目視試験 弁開閉動作の確認
停止中	車両検査	車両の走行確認



第 52-5-1 図 可搬型窒素供給装置の試験検査

第 52-5-2 表 水素濃度及び酸素濃度監視設備の試験検査

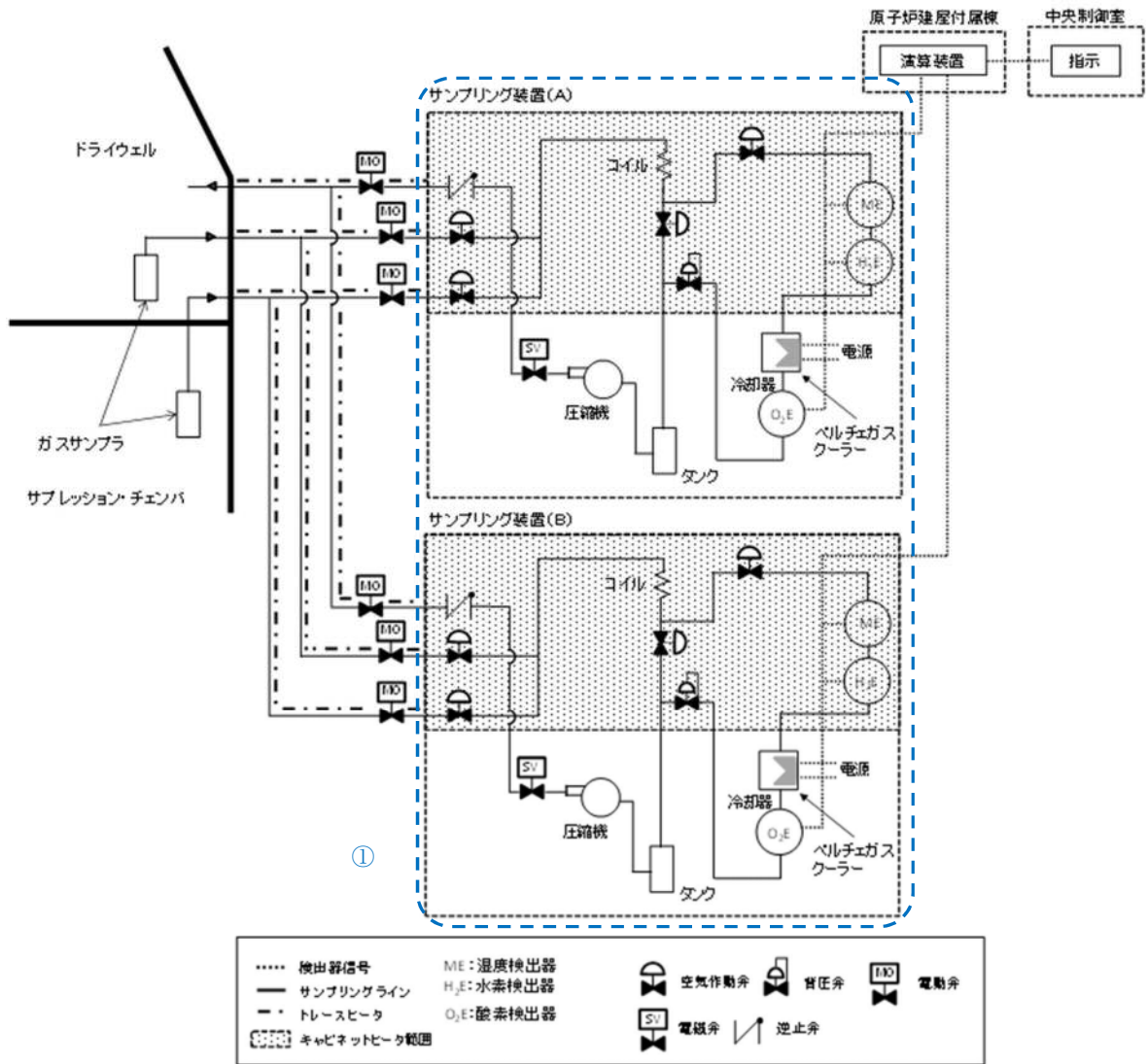
原子炉の状態	項目	内容
停止中	機能・性能検査	基準ガス校正 計器校正 運転性能確認, 漏えい 確認 (サンプリング装 置)



①基準ガスによる検出器のガス校正並びにタッチパネル及びSPDSデータ表示装置までのループ試験を実施 (点検・検査)

第 52-5-2 図 計装設備の試験検査 (1 / 2)





① サンプルング装置の運転性能，漏えいの確認を実施（点検・検査）

第 52-5-2 図 計装設備の試験検査（2 / 2）

## 52-6 容量設定根拠

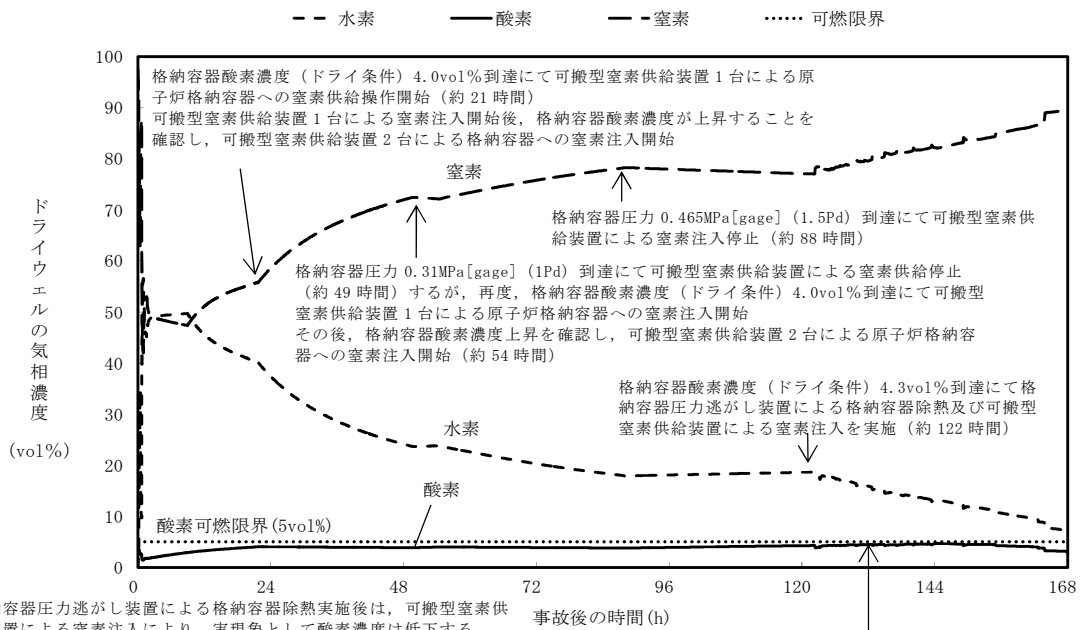
名称		窒素供給装置
容量	Nm <sup>3</sup> /h (1台当たり)	約 200
窒素純度	vol%	約 99.0
窒素供給圧力	MPa [gage]	約 0.5

(1) 容量及び窒素純度

窒素供給装置は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、水の放射線分解によって発生する酸素の濃度上昇を抑制可能な設計とし、格納容器内酸素濃度がドライ条件において 4.0vol%に到達した時点で原子炉格納容器への窒素注入を実施することとしている。

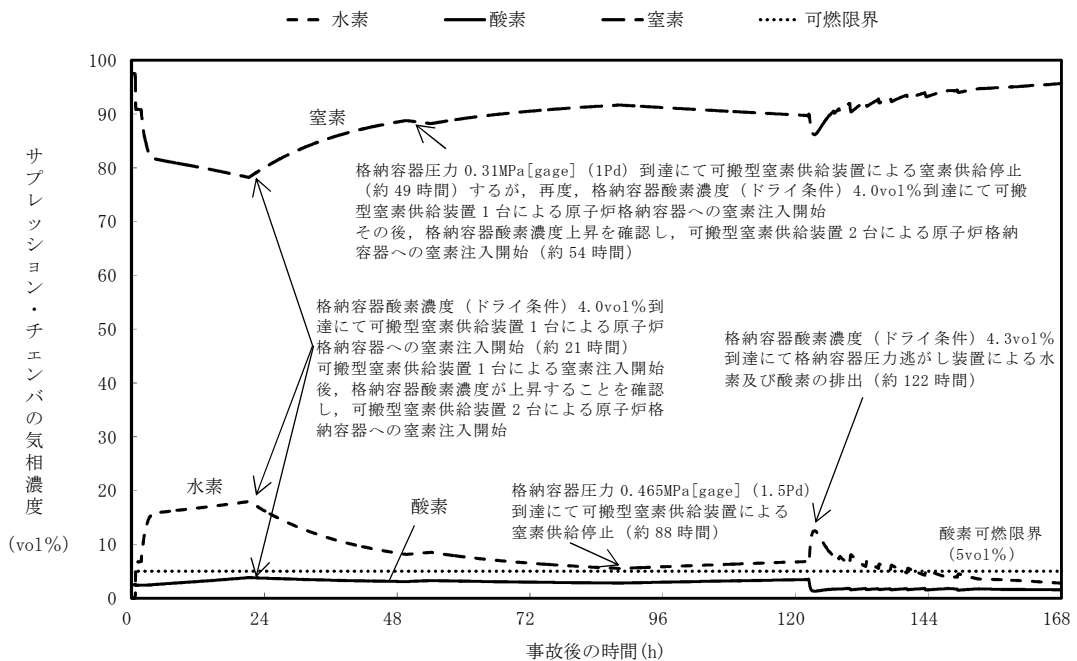
有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用する場合）」において、設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系の性能評価で使用している G 値を採用した場合のドライウェル及びサプレッション・チェンバの気相の推移（ドライ条件）を第 52-6-1 図、第 52-6-2 図に示す。事象発生約 21 時間後にドライウェルの酸素濃度（ドライ条件）が 4.0vol%に到達後、原子炉格納容器への窒素注入を最大 400Nm<sup>3</sup>/h にて実施する。また、事象発生約 122 時間後にドライウェルの酸素濃度（ドライ条件）が 4.3vol%に到達すれば、格納容器圧力逃がし装置により原子炉格納容器内の水素及び酸素を排出することによって、原子炉格納容器内の酸素濃度は低下し、事象発生から 168 時間後の間、原子炉格納容器の酸素濃度が可燃限界である 5.0vol%に到達することはない。

窒素供給装置の保有数は、窒素供給量を満足するように 1セット 2台と故障時及び保守点検による待機除外時の予備として 1セット 2台の合計 4台を保管する。



格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱実施後は、可搬型窒素供給装置による窒素注入により、実現象として酸素濃度は低下する。ただし、水の放射線分解により発生する水素及び酸素のサブプレッション・チェンバへの移行を取り扱っていないことから、一時的に酸素濃度は上昇し最大約 4.7vol% (ドライ条件) となる。

第 52-6-1 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (代替循環冷却を使用する場合)」において可燃性ガス濃度制御系の性能評価で使用している G 値を採用した場合のドライウエルの気相濃度の推移 (ドライ条件)

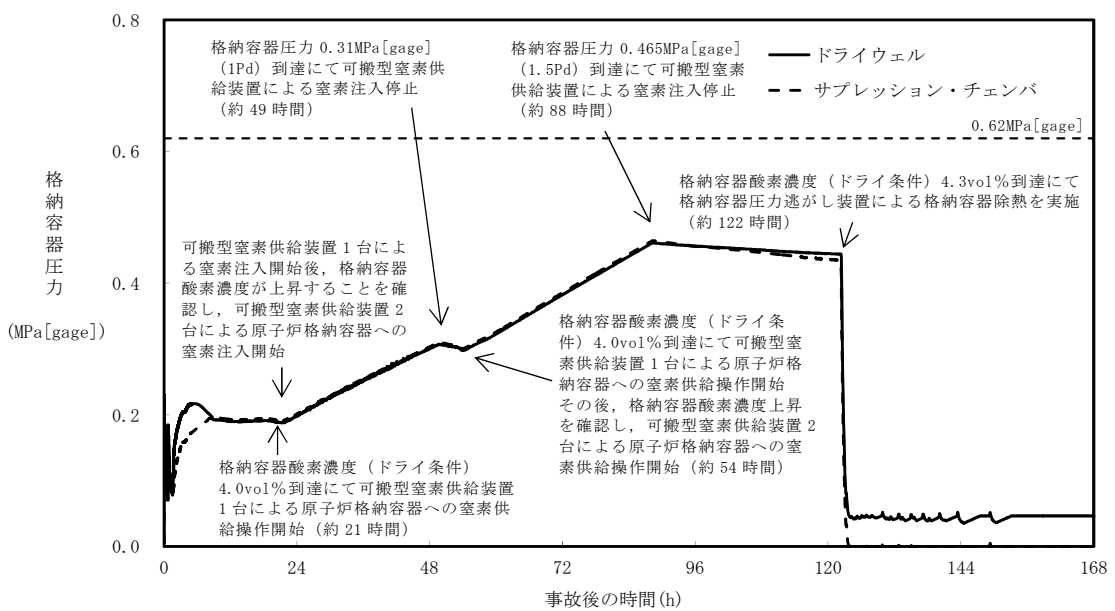


第 52-6-2 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (代替循環冷却を使用する場合)」において可燃性ガス濃度制御系の性能評価で使用している G 値を採用した場合のサブプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ドライ条件)

## (2) 窒素供給圧力

窒素供給装置は、0.5MPa[gage]の窒素供給圧力を有しており、重大事故等時においても原子炉格納容器への窒素注入が可能な設計としている。

有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用する場合）」において、設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系の性能評価で使用しているG値を採用した場合の格納容器圧力の推移を第52-6-3図に示す。事象発生約21時間後から原子炉格納容器への窒素注入を実施するが、原子炉格納容器への窒素注入は格納容器圧力が0.465MPa[gage]到達により停止する手順としており、その時点での格納容器圧力は供給圧力を下回っていることから十分な供給圧力を有している。



第 52-6-3 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用する場合）」において可燃性ガス濃度制御系の性能評価で使用しているG値を採用した場合の格納容器圧力の推移

名称		窒素供給装置用電源車
容量	kVA	約 500
<p>(1) 容量</p> <p>窒素供給装置用電源車の容量は、可搬型代替低圧電源車と同じ仕様とし、500kVA（力率が 0.8 であるため 400kW）とする。</p> <p>窒素供給装置用電源車の保有数は、窒素供給装置の駆動用電力が 75kW であり、窒素供給装置用電源車 1 台で窒素供給装置 1 セット 2 台に駆動用電力を供給できることから 1 セット 1 台とし、故障時及び保守点検による待機除外時の予備として 1 台の合計 2 台を保管する。</p>		

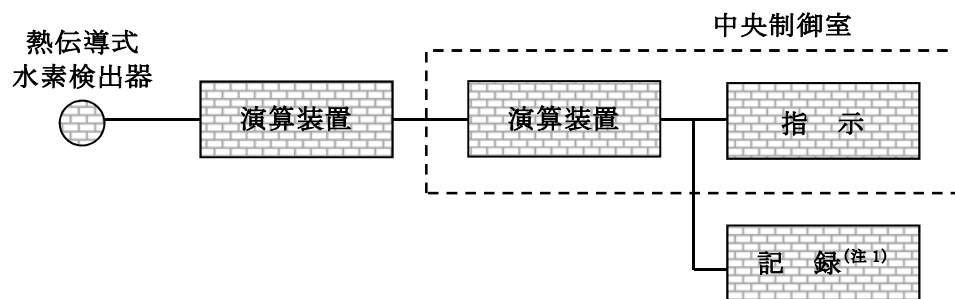
# 1. 格納容器内水素濃度（S A）

## (1) 設置目的

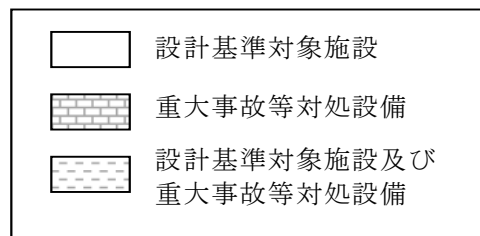
格納容器内水素濃度（S A）は、炉心の著しい損傷時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で水素濃度を監視することを目的として、原子炉格納容器内のガスをサンプリングし、原子炉建屋原子炉棟内に設置する検出器により、水素濃度を測定する。

## (2) 設備概要

格納容器内水素濃度（S A）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器内水素濃度（S A）の検出信号は、熱伝導式水素検出器にて水素濃度を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、格納容器内水素濃度（S A）を中央制御室に指示し、記録する。（第 52-6-4 図「格納容器内水素濃度（S A）の概略構成図」参照。）



(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置



第 52-6-4 図 格納容器内水素濃度（S A）の概略構成図

(3) 計測範囲

格納容器内水素濃度（S A）の仕様を第 52-6-1 表に、計測範囲を第 52-6-2 表に示す。

第 52-6-1 表 格納容器内水素濃度（S A）の仕様

名 称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付個所
格納容器内水素濃度 （S A）	熱伝導式	0～100vol%	2	原子炉建屋 原子炉棟 3 階 原子炉建屋 原子炉棟 2 階

第 52-6-2 表 格納容器内水素濃度（S A）の計測範囲

名 称	計測範囲	発電用原子炉の状態 <sup>※1</sup> と予想変動範囲				計測範囲の設定 に関する考え方
		通常 運転時	設計基準事故 時（運転時の 異常な過渡変 化時を含む）	重大事故等時		
				炉心 損傷前	炉心 損傷後	
格納容器内 水素濃度 （S A）	0～100vol%	—	約 3.3vol% ※2	—※3	約 56.6vol%	炉心の著しい損傷時に原子炉格納容器内の水素濃度が変動する可能性のある範囲を計測可能な範囲とする。

※1：発電用原子炉の状態の定義は、以下のとおり

- ・通常運転時：計画的に行われる起動、停止、出力運転、高温停止、冷温停止、燃料取替等の発電用原子炉施設の運転であって、その運転状態が所定の制限内にあるもの。
- ・運転時の異常な過渡変化時：発電用原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一故障若しくは誤動作又は運転員の単一の誤操作及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生ずる異常な状態。
- ・設計基準事故時：「運転時の異常な過渡変化」を超える異常な状態であって、発生する頻度は稀であるが、発電用原子炉施設の安全設計の観点から想定されるもの。
- ・重大事故等時：発電用原子炉施設の安全設計の観点から想定される事故を超える事故の発生により、発電用原子炉の炉心の著しい損傷が発生するおそれがある状態又は炉心の著しい損傷が発生した状態。

※2：初期酸素濃度 4.0vol%にて評価した結果。

※3：炉心損傷前の水素濃度については、炉心損傷後に包絡されるため、評価対象外とした。



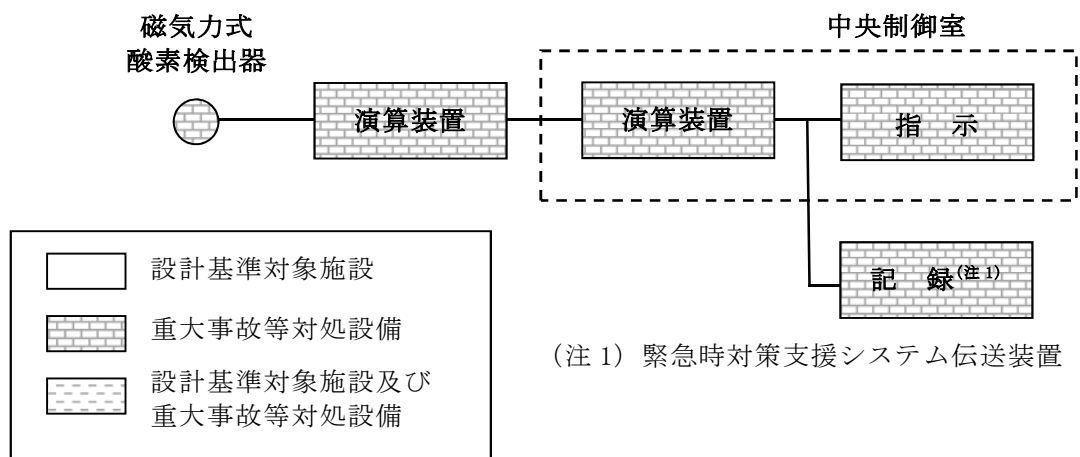
## 2. 格納容器内酸素濃度（S A）

### (1) 設置目的

炉心の著しい損傷時には、ジルコニウム－水反応により大量の水素が発生し、原子炉格納容器内の水素濃度は事象初期から 13vol% を大きく上回るため、原子炉格納容器内での水素燃焼及び爆轟を防止する観点からは、酸素濃度を可燃限界濃度である 5vol% 未満に管理することが重要である。そのため、格納容器内酸素濃度（S A）は、炉心の著しい損傷時に酸素濃度の変動する可能性のある範囲で酸素濃度を監視することを目的として、原子炉格納容器内のガスをサンプリングし、原子炉建屋原子炉棟内に設置する検出器により、酸素濃度を測定する。

### (2) 設備概要

格納容器内酸素濃度（S A）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器内酸素濃度（S A）の検出信号は、磁気力式酸素検出器にて酸素濃度を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、原子炉格納容器内の酸素濃度を中央制御室に指示し、記録する。（第 52-6-5 図「格納容器内酸素濃度（S A）の概略構成図」参照。）



第 52-6-5 図 格納容器内酸素濃度（S A）の概略構成図

(3) 計測範囲

格納容器内酸素濃度（S A）の仕様を第 52-6-3 表に、計測範囲を第 52-6-4 表に示す。

第 52-6-3 表 格納容器内酸素濃度（S A）の仕様

名 称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付個所
格納容器内酸素濃度（S A）	磁気力式	0～25vol%	2	原子炉建屋 原子炉棟 3 階 原子炉建屋 原子炉棟 2 階

第 52-6-4 表 格納容器内酸素濃度（S A）の計測範囲

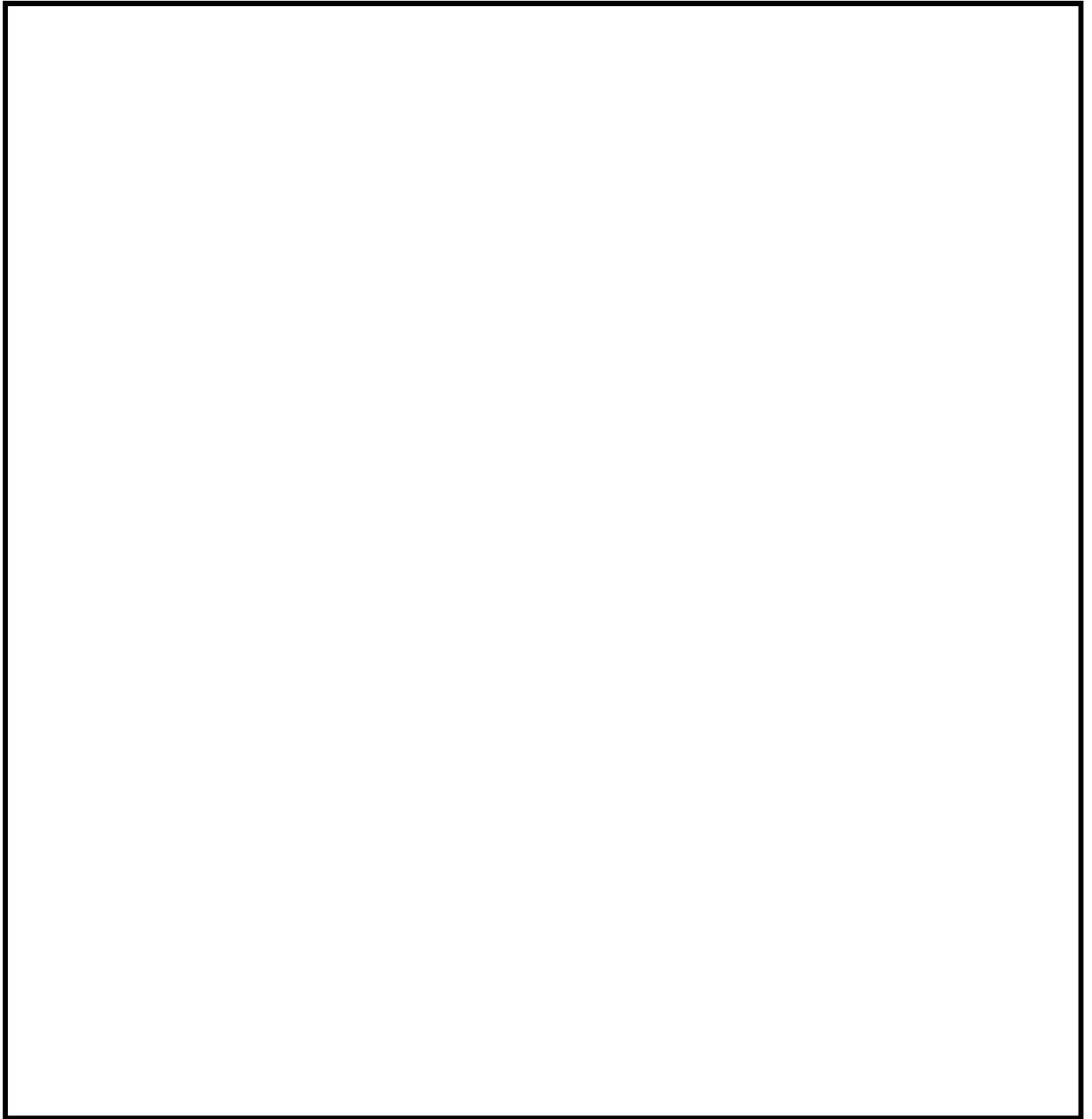
名 称	計測範囲	発電用原子炉の状態 <sup>※1</sup> と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常 運転時	設計基準事 故時（運転 時の異常な 過渡変化時 を含む）	重大事故等時		
				炉心 損傷前	炉心 損傷後	
格納容器内 酸素濃度 （S A）	0～25vol%	2.5vol% 以下	約 4.4vol% ※2	2.5vol% 以下	約 4.3vol%	炉心の著しい損傷時に原子炉格納容器内の酸素濃度が変動する可能性のある範囲を計測可能な範囲とする。

※1：発電用原子炉の状態の定義は、以下のとおり

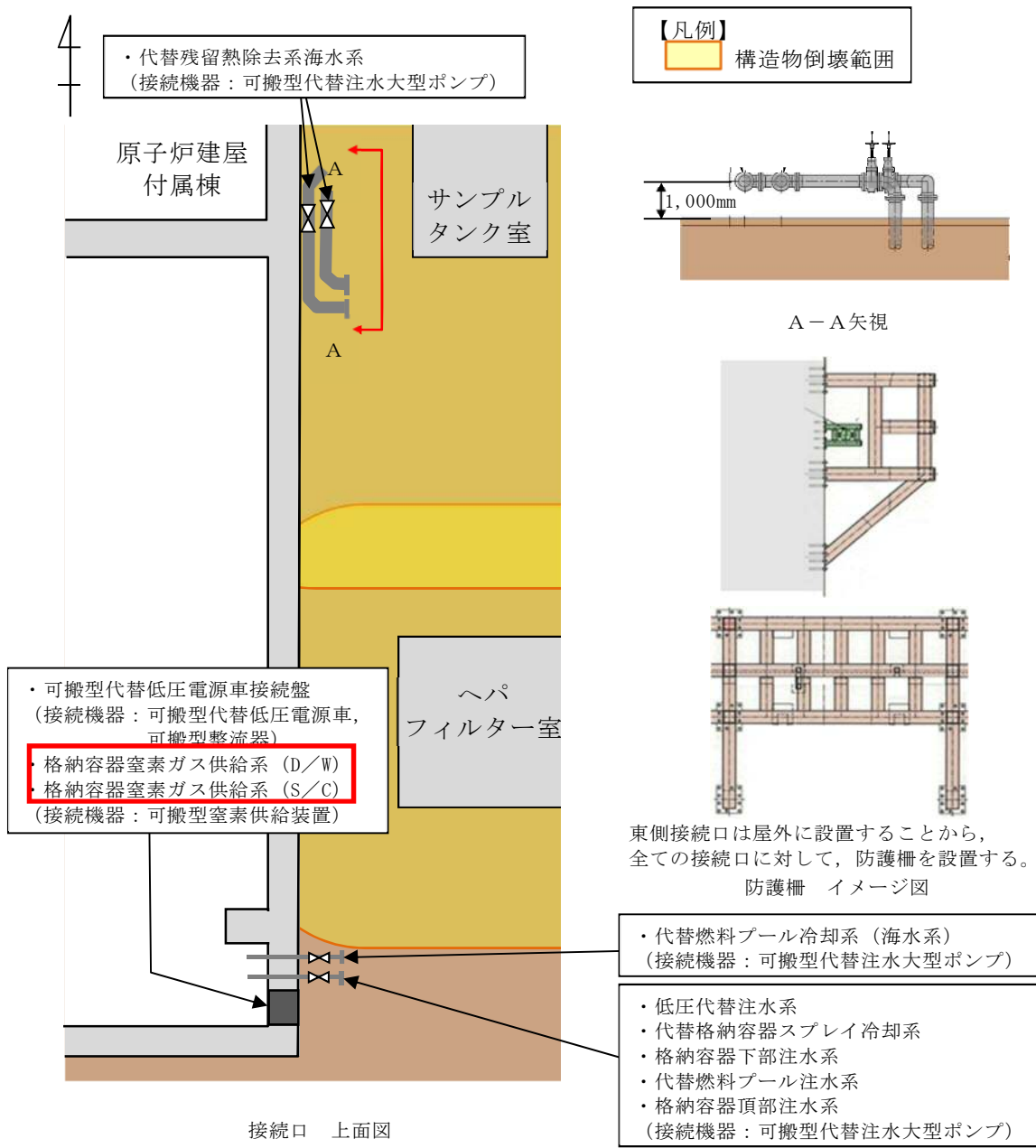
- ・通常運転時：計画的に行われる起動、停止、出力運転、高温停止、冷温停止、燃料取替等の発電用原子炉施設の運転であって、その運転状態が所定の制限内にあるもの。
- ・運転時の異常な過渡変化時：発電用原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一故障若しくは誤動作又は運転員の単一の誤操作及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生ずる異常な状態。
- ・設計基準事故時：「運転時の異常な過渡変化」を超える異常な状態であって、発生する頻度は稀であるが、発電用原子炉施設の安全設計の観点から想定されるもの。
- ・重大事故等時：発電用原子炉施設の安全設計の観点から想定される事故を超える事故の発生により、発電用原子炉の炉心の著しい損傷が発生するおそれがある状態又は炉心の著しい損傷が発生した状態。

※2：初期酸素濃度 4.0vol%にて評価した結果。

52-7 接続図



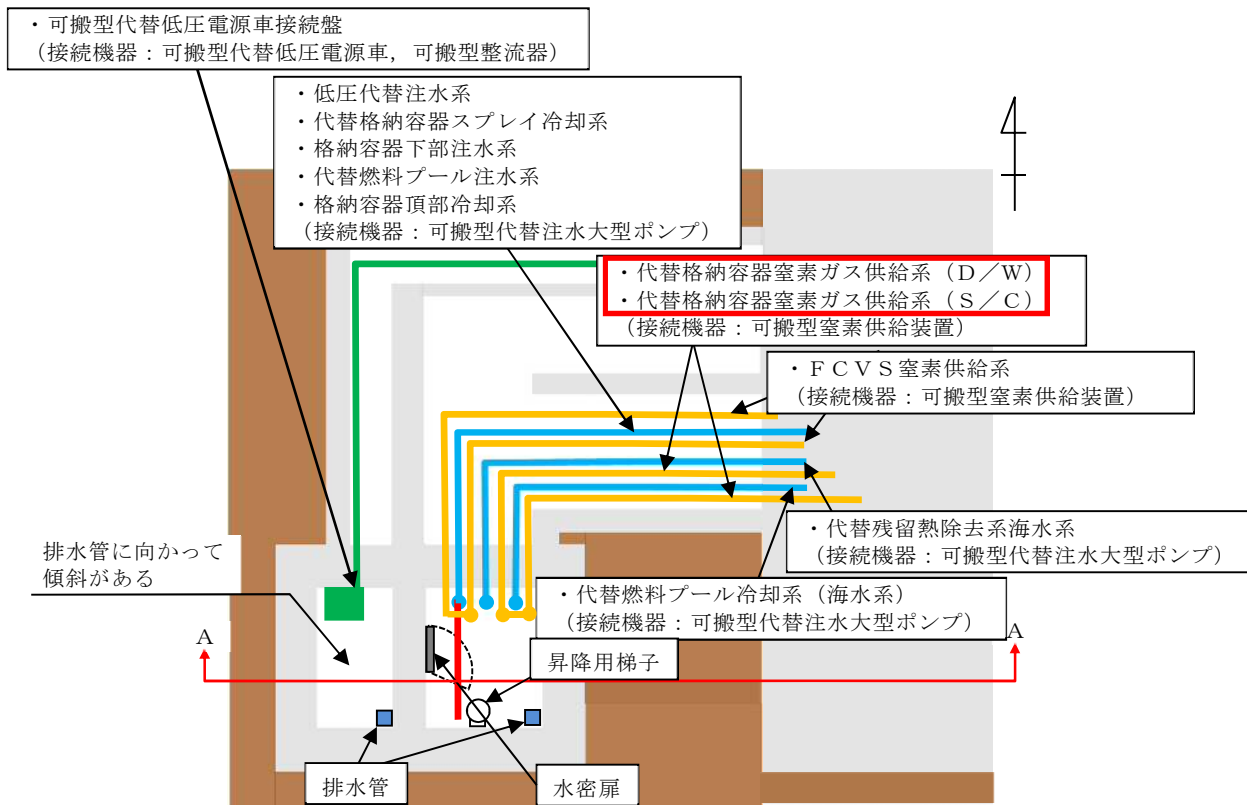
第 52-7-1 図 可搬型窒素供給装置接続図



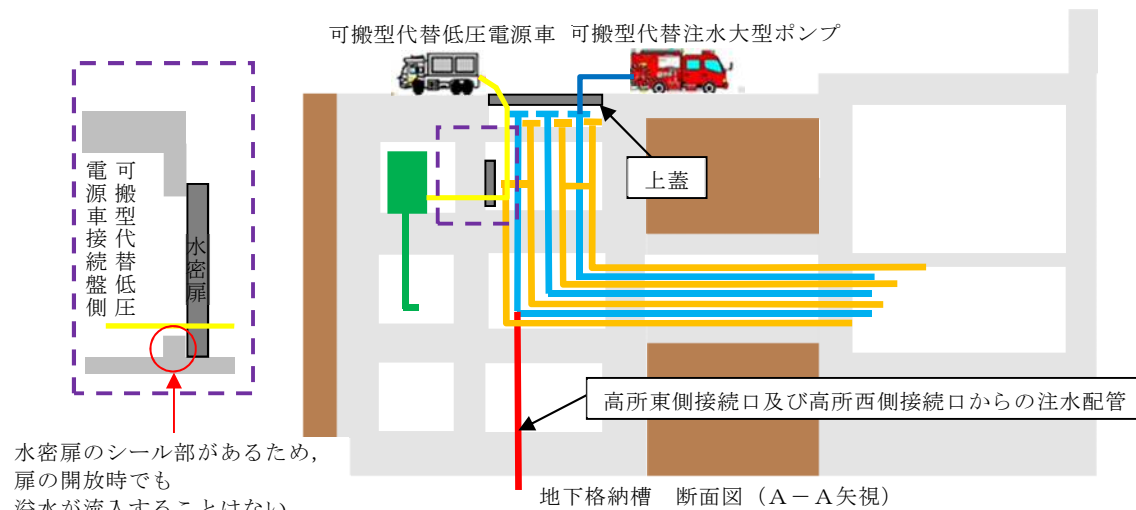
今後の検討結果等により変更となる可能性がある

: 第 52 条に係る接続口を示す。

第52-7-2図 東側接続口の構造図



地下格納槽 上面図



水密扉のシール部があるため、扉の開放時でも溢水が流入することはない。

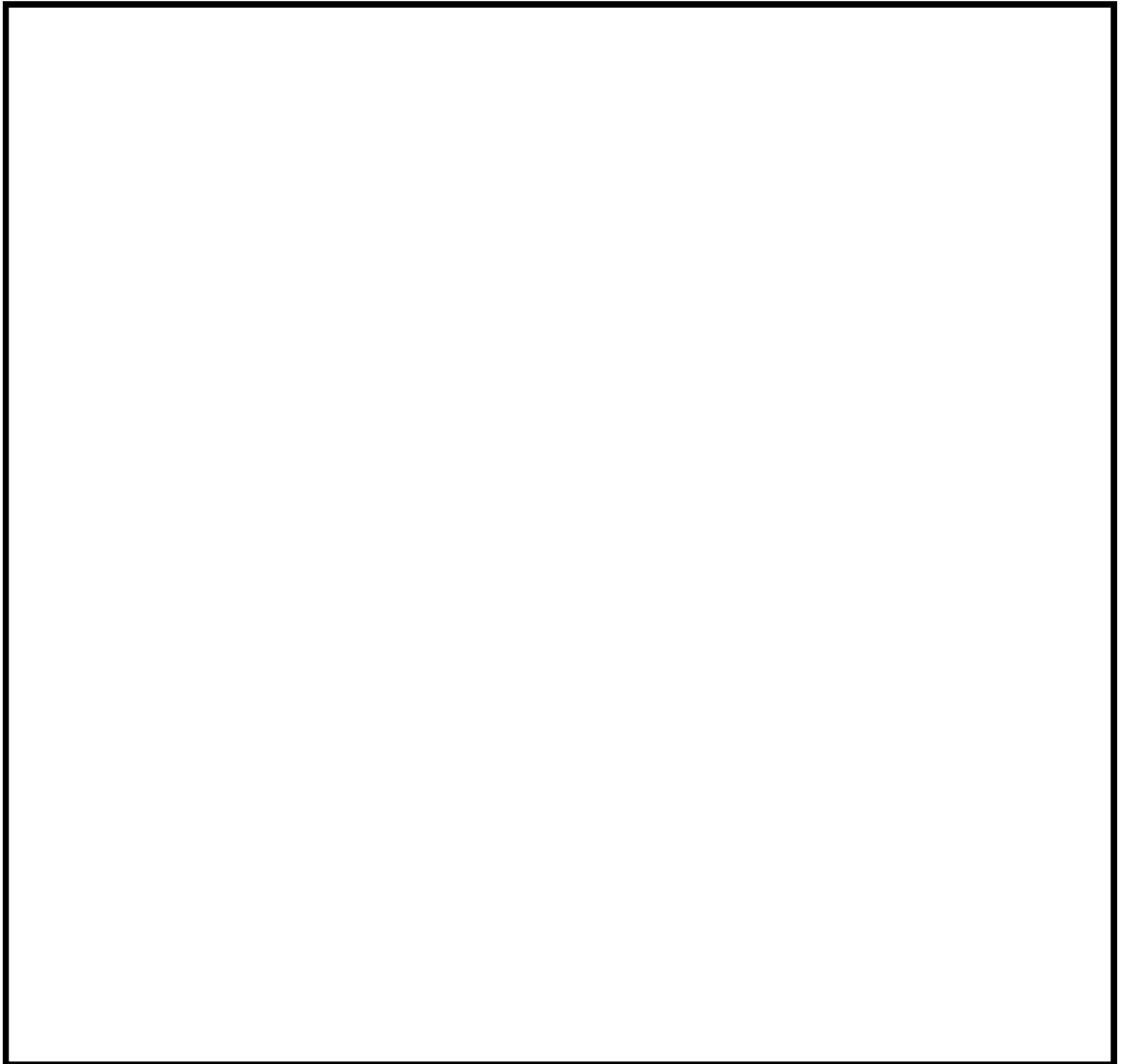
地下格納槽 断面図 (A-A 矢視)

今後の検討結果等により変更となる可能性がある

: 第 52 条に係る接続口を示す。

第52-7-3図 西側接続口の構造図

52-8 保管場所図



第 52-8-1 図 保管場所図 (位置の分散)



52-9 アクセスルート図



第 52-9-1 図 保管場所及びアクセスルート図

## 52-10 計装設備の測定原理

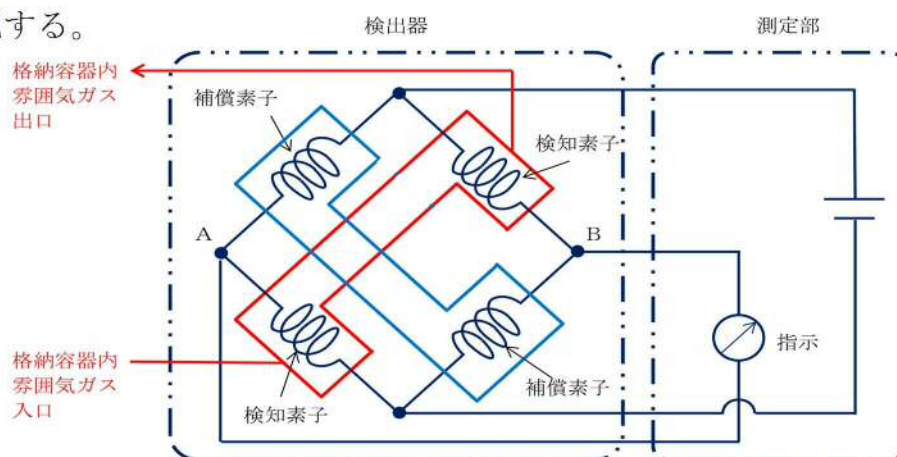
## 1. 計装設備の測定原理

### (1) 格納容器内水素濃度 (S A)

原子炉格納容器内の水素濃度を測定するために用いる格納容器内水素濃度 (S A) は、熱伝導式のものをを用いる。熱伝導式の水素検出器は、第 52-10-1 図に示すとおり、検知素子と補償素子 (白金) でブリッジ回路が構成されている。検知素子の部分のみに測定対象ガスが流れ、補償素子の部分に測定対象ガスが流れない構造としている。

水素濃度計の測定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一定温度に加熱した状態で、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 52-10-1 図の AB 間に電位差が生じる。この電位差が水素濃度に比例する原理を用いて、水素濃度を測定する。

なお、格納容器内水素濃度の計測範囲 0~100vol% において、計器仕様は最大±1.7vol% の誤差を生じる可能性があるが、この誤差があることを理解した上で、原子炉格納容器内の水素濃度の推移、傾向 (トレンド) を監視する。



第 52-10-1 図 格納容器内水素濃度 (S A) 検出回路の概要図

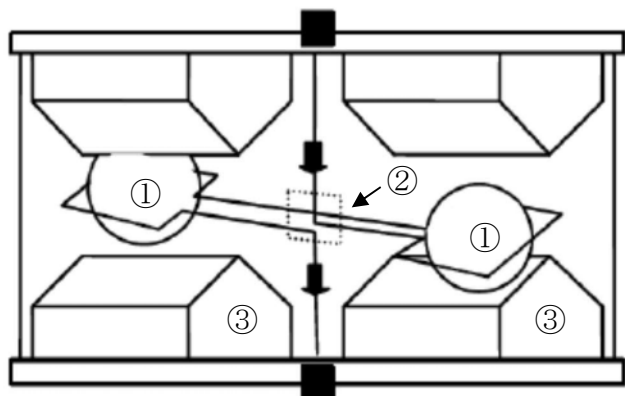
## (2) 格納容器内酸素濃度 (S A)

原子炉格納容器内の酸素濃度を測定するために用いる格納容器内酸素濃度 (S A) は、磁気力式のものをを用いる。磁気力式の酸素検出器は、第 52-10-2 図に示すとおり、吊るされた 2 つの球体、くさび形状の磁極片、LEDからの光を受光素子へ反射する鏡等にて構成されている。

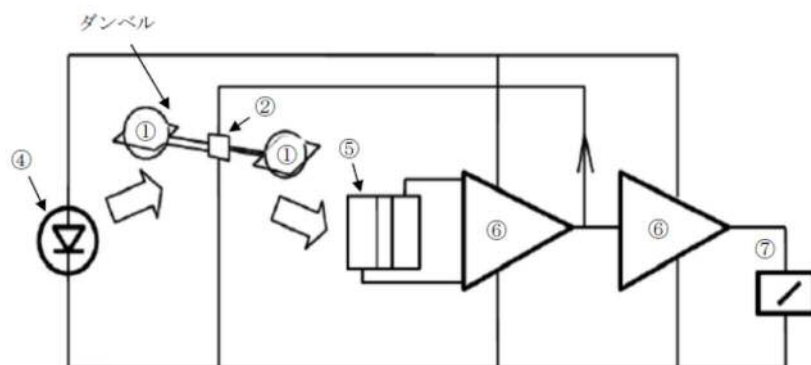
ガラス管内は、磁極片により不均一な磁場が形成されており、そこに強い磁化率を持つ酸素分子が流れ込むと、磁場に引き寄せられ、吊るされた 2 つの球体は遠ざかり、回転運動が生じる。これにより、LEDからの光を受光素子へ反射する鏡の向きが変わることで、受光素子に当たる光量が変わり、電圧が生じる。その後増幅器からこの変化に一致する電流が生じ、ダンベル上のワイヤを通して発生する磁界がダンベルを元の位置に戻すよう作用する。この反力を生む電流が酸素濃度の変化に比例する原理を用いて、酸素濃度を測定する。

なお、格納容器内酸素濃度の計測範囲 0~25vol%において、計器仕様は最大±0.6vol%の誤差を生じる可能性があるが、この誤差を考慮して格納容器ベントの実施判断基準を設定している。

格納容器内雰囲気ガス入口



格納容器内雰囲気ガス出口



【凡例】

- |      |       |      |
|------|-------|------|
| ①球体  | ④LED  | ⑦指示部 |
| ②鏡   | ⑤受光素子 |      |
| ③磁極片 | ⑥増幅器  |      |

第 52-10-2 図 酸素検出器

## 2. サンプルング装置について

### (1) 測定ガス条件の水素及び酸素濃度測定精度への影響評価

水素及び酸素濃度の測定においては、以下のサンプルング装置を用いて測定を行う。

これにより使用する条件下において水素濃度及び酸素濃度測定への影響は十分小さい設計とする。

#### a. ガスサンプル

ガスサンプルは測定ガスの吸入口であり、原子炉格納容器内に置かれ、サンプルング配管を介してサンプルング装置へとつながる。測定ガスを吸入する際には、ガスサンプル内部のスロットルによって圧力を下げることで、ガス圧縮によるサンプルング配管下流での蒸気凝縮を防止する。

#### b. サンプルング配管用トレースヒータ

サンプルング配管用トレースヒータは、原子炉格納容器外からサンプルング装置までのサンプルング配管にトレースヒータを敷設する。サンプルング配管の温度を当該ヒータにより制御し、蒸気凝縮を防止する。

#### c. サンプルング装置

サンプルング装置は、水素濃度検出器、酸素濃度検出器、湿度検出器、キャビネットヒータ、冷却器（ペルチェガスクーラ）等から構成される。

水素濃度の測定においては、測定ガスの蒸気凝縮を防止するため、測定ガスの露点条件に達しないように温度・圧力を一定レベルに制御後、水素濃度を測定する。

また、酸素濃度の測定では、水素濃度及び湿度測定後の測定ガスを冷却器（ペルチェガスクーラ）により一定温度に冷却し、蒸気凝縮後の酸素濃度を測定し、その濃度に湿度測定の数値を用いて湿度補正を行うことで、酸素濃度を測定する。

### 3. サンプル装置内での水素燃焼及び爆轟の可能性について

サンプル装置では、以下の理由から水素燃焼及び爆轟が生じないことを確認した。

- ・重大事故等発生時の水素濃度はドライ条件において 13vol% を大きく上回るが、酸素濃度はドライ条件において可燃限界濃度である 5vol% に到達しない。このため、サンプル装置内での水素燃焼及び爆轟は生じない。



#### 4. サンプルング装置からの水素漏えい防止対策

サンプルング装置を用いた格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）の計測は，計測後のガスを原子炉格納容器内へ戻す構成となっており，外部に対して閉じた系とし，系外への漏えいが発生しないよう第52-10-1表に示すと通りの漏えい防止対策を行う。

よって，サンプルング装置からの水素漏えいの可能性は低い。

第52-10-1表 サンプルング装置の漏えい防止対策について

No.	機器	漏えい防止対策
1	配管，弁，真空タンク	本計測設備の配管，弁は原子炉格納容器のガスを測定するため設計された系統であり，被ばく低減の観点からも系外へガス漏えいしない設計とする。配管及び弁は食い込み継手を使用し，漏えい防止対策を行う。
2	冷却器	配管接続部は，食い込み継手を使用し，漏えい防止対策を行う。食い込み継手を含む冷却器は，重大事故等時のサンプルング装置内で想定される温度，圧力を包絡した設計とする。
3	圧縮機	配管接続部はねじ込みシール構造であること，圧縮機接ガス部は二重ダイヤフラム構造とすることで，漏えい防止対策を行う。シール構造及び圧縮機接ガス部は，重大事故等時のサンプルング装置内で想定される温度，圧力を包絡した設計とする。
4	水素及び酸素濃度検出器	配管接続部はいずれもシール構造とし，漏えい防止対策を行う。シール構造を含む当該検出器は，重大事故等時のサンプルング装置内で想定される温度，圧力を包絡した設計とする。
5	サンプルング装置	サンプルング装置内は圧縮機により大気圧以下に減圧することで，系内外の圧力差で系外へ大きな漏えいが発生する可能性を十分に低くする。サンプルング装置は重大事故等時に原子炉格納容器内及びサンプルング装置内にて想定される温度，圧力を包絡した設計とする。

## 5. サンプルング装置の計測周期について

サンプルングガスは、原子炉格納容器内に設置したガスサンプルラから引き込みラインをとおりサンプルング装置内キャビネットヒータに入る。そこで各検出器によりガス濃度を測定し、その後サンプルングガスは原子炉格納容器に排出される。

サンプルング装置は、原子炉格納容器内ガスのサンプルングから、測定、排出までの工程を約3分で実行されるよう設計する。

52-11 水素及び酸素発生時の対応について

## 1. 水素及び酸素発生時の対応について

### (1) 想定水素・酸素発生量

#### a. 監視が必要となる状況と監視計器に求められる性能

有効性評価の事故シーケンス選定のプロセスにおいて、重大事故等対処設備に期待しても炉心損傷を回避できない評価事故シーケンスとしては、「大破断 L O C A + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗」を抽出している。この事故シーケンスは、有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の評価事故シーケンスと同じである。

また、水素濃度の測定範囲としては、有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち、代替循環冷却系を使用しない場合においては、格納容器圧力逃がし装置に期待することで、原子炉格納容器内の水素及び酸素を含む非凝縮性ガスが排出され、ほぼ水蒸気で満たされた状態となることから、水素濃度及び酸素濃度上昇の観点で厳しい代替循環冷却系を使用する場合における水素及び酸素濃度の変動範囲を監視できることが、重大事故等時の水素及び酸素濃度の監視に最低限要求される性能となる。

#### b. 重大事故等時の水素及び酸素濃度

有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）」における原子炉格納容器内の気体の組成の推移（ドライ条件）を第 52-11-1 図及び第 52-11-2 図に示す。格納容器内水素濃度は、事象発生直後からジルコニウム-水反応により大量の水素が発生し、可燃限界濃度である 4vol% を大きく上回る。その後、水の放射線分解によって格納容器内酸素濃度

が上昇する。事象発生約 84 時間後にサプレッション・チェンバの酸素濃度がドライ条件において 4.0vol% に到達することから原子炉格納容器への窒素注入を実施することで、原子炉格納容器内の水素及び酸素濃度は低下する。約 164 時間後に格納容器圧力が 0.31MPa[gage] に到達し、原子炉格納容器への窒素注入を停止するが、事象発生から約 168 時間後まで酸素濃度がドライ条件においても可燃限界である 5vol% を超えることはなく、原子炉格納容器内での水素燃焼は生じない。

また、168 時間以降に水の放射線分解によって発生する酸素によって酸素濃度が再び上昇し、ドライ条件において 4.3vol% に到達した場合には、原子炉格納容器内での水素燃焼を防止する観点で、格納容器ベントを実施するため、原子炉格納容器内で可燃限界に到達することはなく、原子炉格納容器内での水素燃焼は生じない。

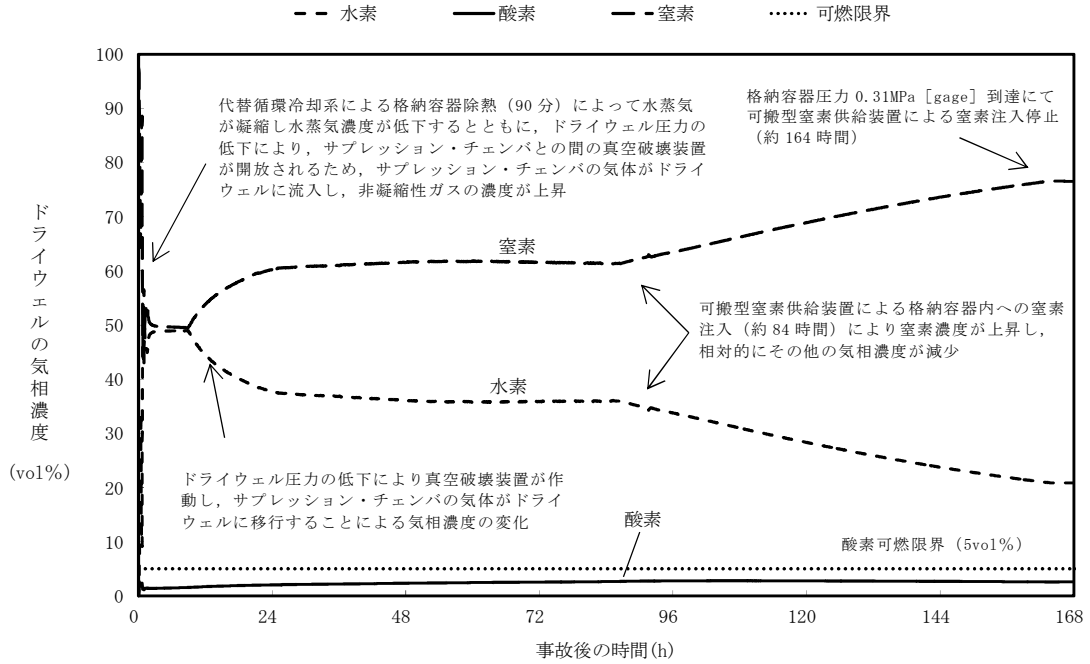
#### c. 重大事故等時の水素及び酸素濃度の監視

東海第二発電所では、重大事故等時の原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）によって監視することとしている。有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」においては、常設代替高圧電源装置による給電及び格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）の起動を事故発生後 3 時間以内に実施可能であり、3 時間後までに水素濃度及び酸素濃度の監視が可能となる。この時間までに原子炉格納容器内での酸素濃度は 5vol% を超えることはない。

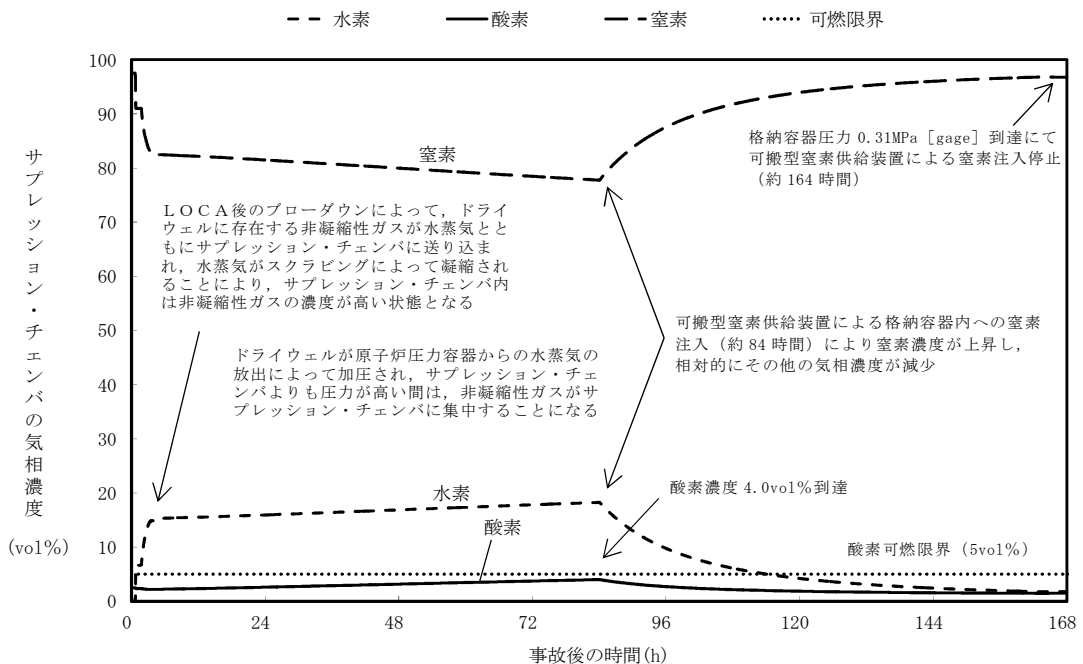
設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系の性能評価で使用している G 値（沸騰状態： $G(H_2)=0.4$ ， $G(O_2)=0.2$ ，非沸騰状態： $G(H$

$x_2 = 0.25$ ,  $G(O_2) = 0.125$ ) とした場合についても、原子炉格納容器内の酸素濃度が格納容器ベント基準である 4.3vol% (ドライ条件) に到達するのは、事象発生から約 122 時間後である (第 52-11-3 図及び第 52-11-4 図参照)。これより、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が監視可能となる事象発生後 3 時間までに、原子炉格納容器内の酸素濃度が可燃限界濃度 (約 5vol%) に到達することはない。

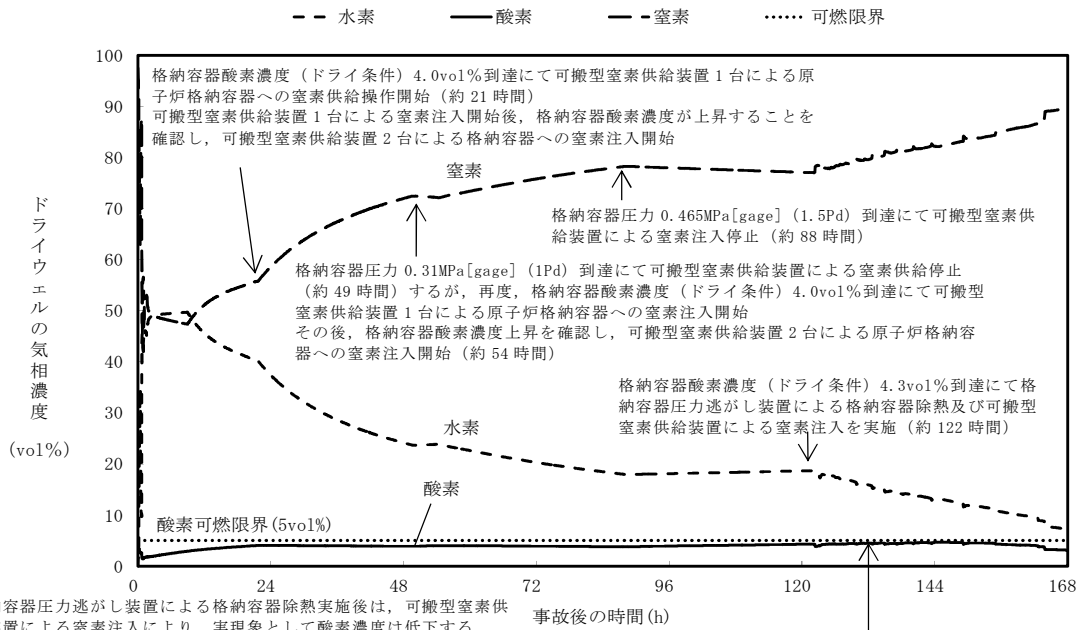
さらに、原子炉格納容器内の酸素濃度が 4.3vol% (ドライ条件) に到達した場合、原子炉格納容器内での水素燃焼の発生防止を目的とした格納容器ベントを実施することにより、発生する蒸気とともに原子炉格納容器内の非凝縮性ガスは格納容器圧力逃がし装置を通じて排出されるため、原子炉格納容器内の酸素濃度が可燃限界 (5vol%) に到達することはない。



第 52-11-1 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用する場合）」におけるドライウエルの気相濃度の推移（ドライ条件）

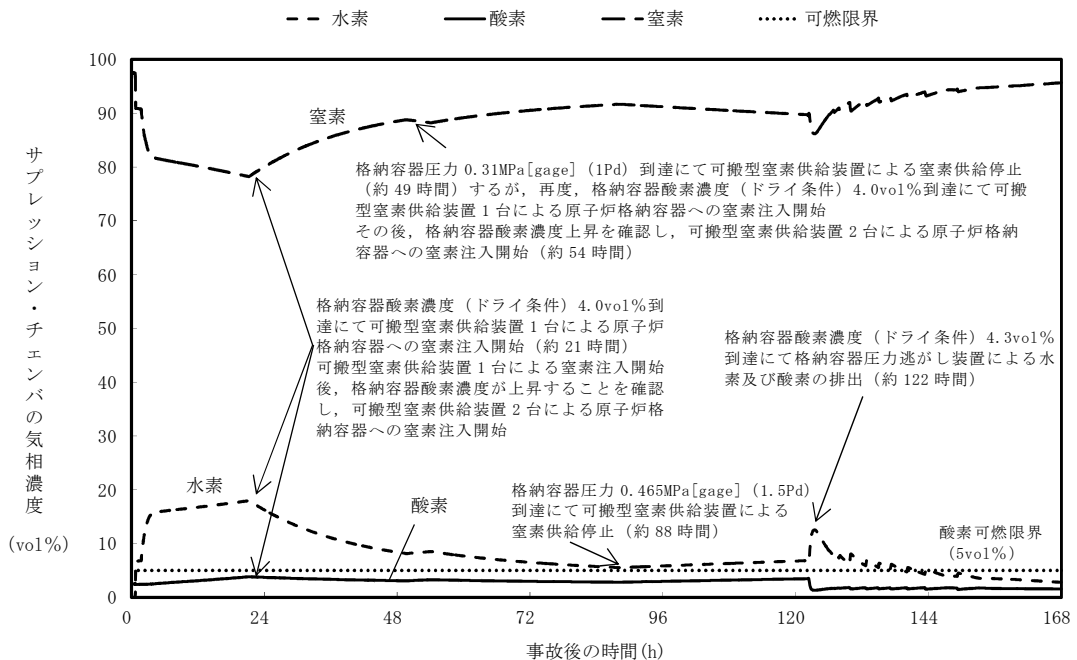


第 52-11-2 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用する場合）」におけるサプレッション・チェンバの気相濃度の推移（ドライ条件）



格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱実施後は、可搬型窒素供給装置による窒素注入により、実現象として酸素濃度は低下する  
 ただし、水の放射線分解により発生する水素及び酸素のサブプレッション・チェンバへの移行を取り扱っていないことから、一時的に酸素濃度は上昇し最大約 4.7vol% (ドライ条件) となる

第 52-11-3 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (代替循環冷却を使用する場合)」において可燃性ガス濃度制御系の性能評価で使用しているG値を採用した場合のドライウエルの気相濃度の推移 (ドライ条件)



第 52-11-4 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (代替循環冷却を使用する場合)」において可燃性ガス濃度制御系の性能評価で使用しているG値を採用した場合のサブプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ドライ条件)



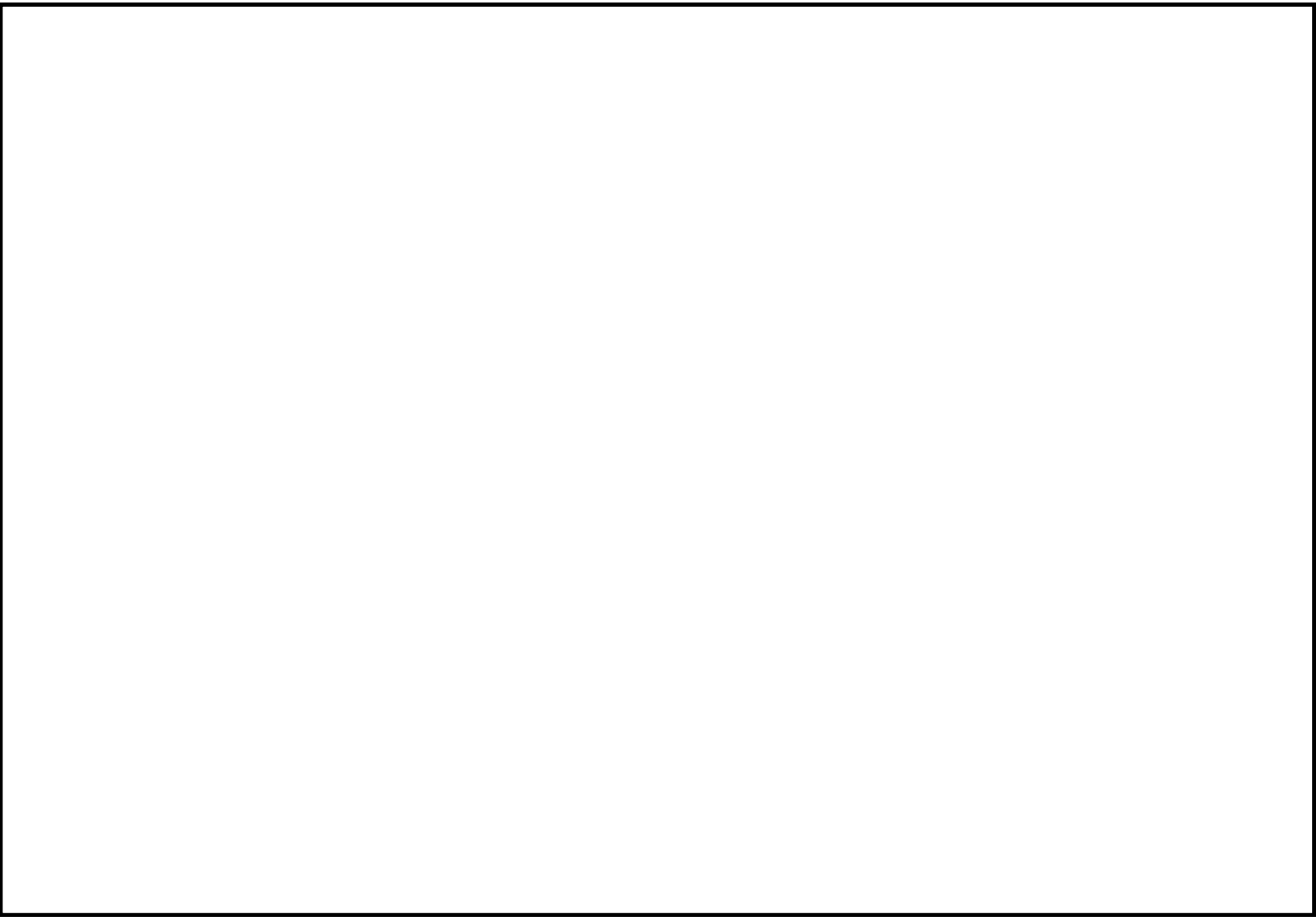
(2) 水素・酸素の計測範囲

有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用する場合）」における最大水素濃度は約 56.6vol%，最大酸素濃度は約 4.0vol%であり，設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系の性能を評価する際に用いたG値による評価においても，最大酸素濃度は可燃限界の 5.0vol%未満に維持できる。第 52-11-1 表に示す原子炉格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）の計測範囲は，この評価における最大水素濃度及び最大酸素濃度を包絡した設計としている。

第 52-11-1 表 格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）の計測範囲

名称	計測範囲
格納容器内水素濃度（S A）	0～100vol%
格納容器内酸素濃度（S A）	0～25vol%

52-12 SAバウンダリ系統図 (参考図)



53-1 SA設備基準適合性 一覧表

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第53条：水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備		静的触媒式水素再結合器		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B	
			海水	海水は通水しない	対象外	
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)	—	
			関連資料	53-3 配置図		
		第2号	操作性	操作不要	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	その他	M	
			関連資料	53-5 試験検査		
		第4号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	
			関連資料	—		
		第5号	悪影響防止	系統設計	他設備から独立	A c
	その他(飛散物)			その他設備	対象外	
	関連資料		53-4 系統図			
	第6号	設置場所	操作不要	対象外		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設SAの容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	53-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	位置的分散を考慮すべきDB設備等がない	対象外
				サポート系による要因	多様性を考慮すべきDB設備等がない	対象外
	関連資料		—			

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第53条：水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備		静的触媒式水素再結合器動作監視装置		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B	
			海水	(海水を通水しない)	対象外	
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	53-3 配置図		
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	53-5 試験検査		
		第4号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	
			関連資料	53-4 系統図		
		第5号	悪影響防止	系統設計	その他	A e
	その他(飛散物)			その他設備	対象外	
	関連資料		—			
	第6号	設置場所	(操作不要)	対象外		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設SAの容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	53-3 配置図 53-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	(共有しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	位置的分散を考慮すべきDB設備等がない	対象外
				サポート系による要因	多様性を考慮すべきDB設備等がない	対象外
			関連資料	—		

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第53条：水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備		原子炉建屋水素濃度		類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
			海水	(海水を通水しない)	対象外
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	53-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外
			関連資料	—	
		第3号	試験・検査(検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J
			関連資料	53-5 試験検査	
		第4号	切替性	本来の用途として使用する	対象外
	関連資料		53-4 系統図		
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他	A e
			その他(飛散物)	その他設備	対象外
		関連資料	—		
	第6号	設置場所	(操作不要)	対象外	
		関連資料	—		
	第2項	第1号	常設SAの容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
			関連資料	53-3 配置図 53-6 容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止	(共有しない設備)	対象外
			関連資料	—	
第3号		共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	位置的分散を考慮すべきDB設備等がない	対象外
			サポート系による要因	多様性を考慮すべきDB設備等がない	対象外
	関連資料	—			

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

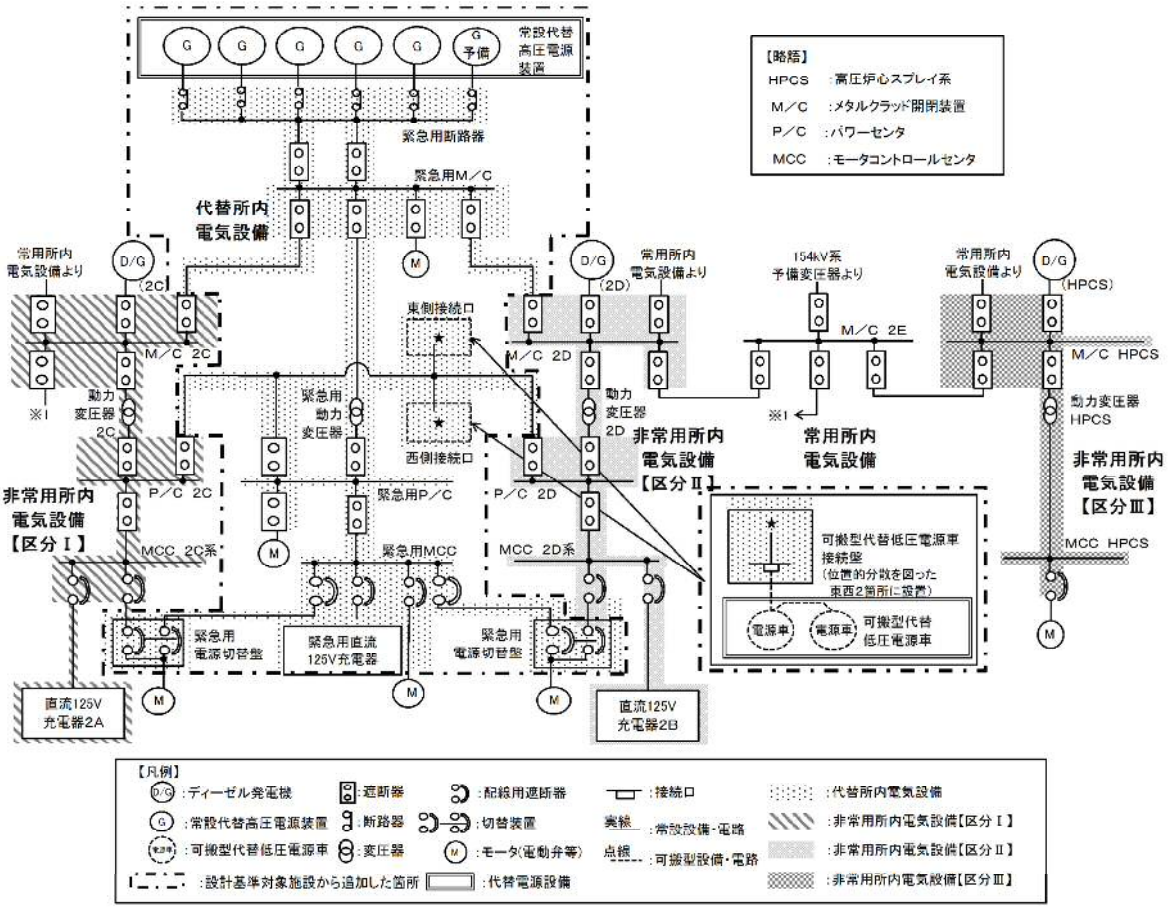
第53条：水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備		非常用ガス再循環系排風機	類型化区分	非常用ガス処理系排風機	類型化区分		
第43条	第1項	環境条件における健全性	原子炉建屋原子炉棟内	B	原子炉建屋原子炉棟内	B	
			海水	海水を通水しない	対象外	海水を通水しない	対象外
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)	—	(電磁波の影響を受けない)	—
			関連資料	53-3 配置図		53-3 配置図	
	第2号	操作性	中央制御室操作	A	中央制御室操作	A	
		関連資料	—		—		
	第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ファン	A	ファン	A	
		関連資料	53-5 試験検査		53-5 試験検査		
	第4号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	本来の用途として使用する	対象外	
		関連資料	53-4 系統図		53-4 系統図		
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d	DB施設と同じ系統構成	A d
			その他(飛散物)	その他設備	対象外	その他設備	対象外
			関連資料	53-4 系統図		53-4 系統図	
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B	中央制御室操作	B	
		関連資料	—		—		
	第2項	第1号	常設SAの容量	設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもの 必要な容量等に対して十分であるもの	B	設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもの 必要な容量等に対して十分であるもの	B
			関連資料	—		—	
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	共用しない設備	対象外
			関連資料	—		—	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	位置的分散を考慮すべきDB設備等がない	対象外	位置的分散を考慮すべきDB設備等がない
	サポート系による要因			異なる駆動源又は冷却源	B a	異なる駆動源又は冷却源	B a
	関連資料	—		—			



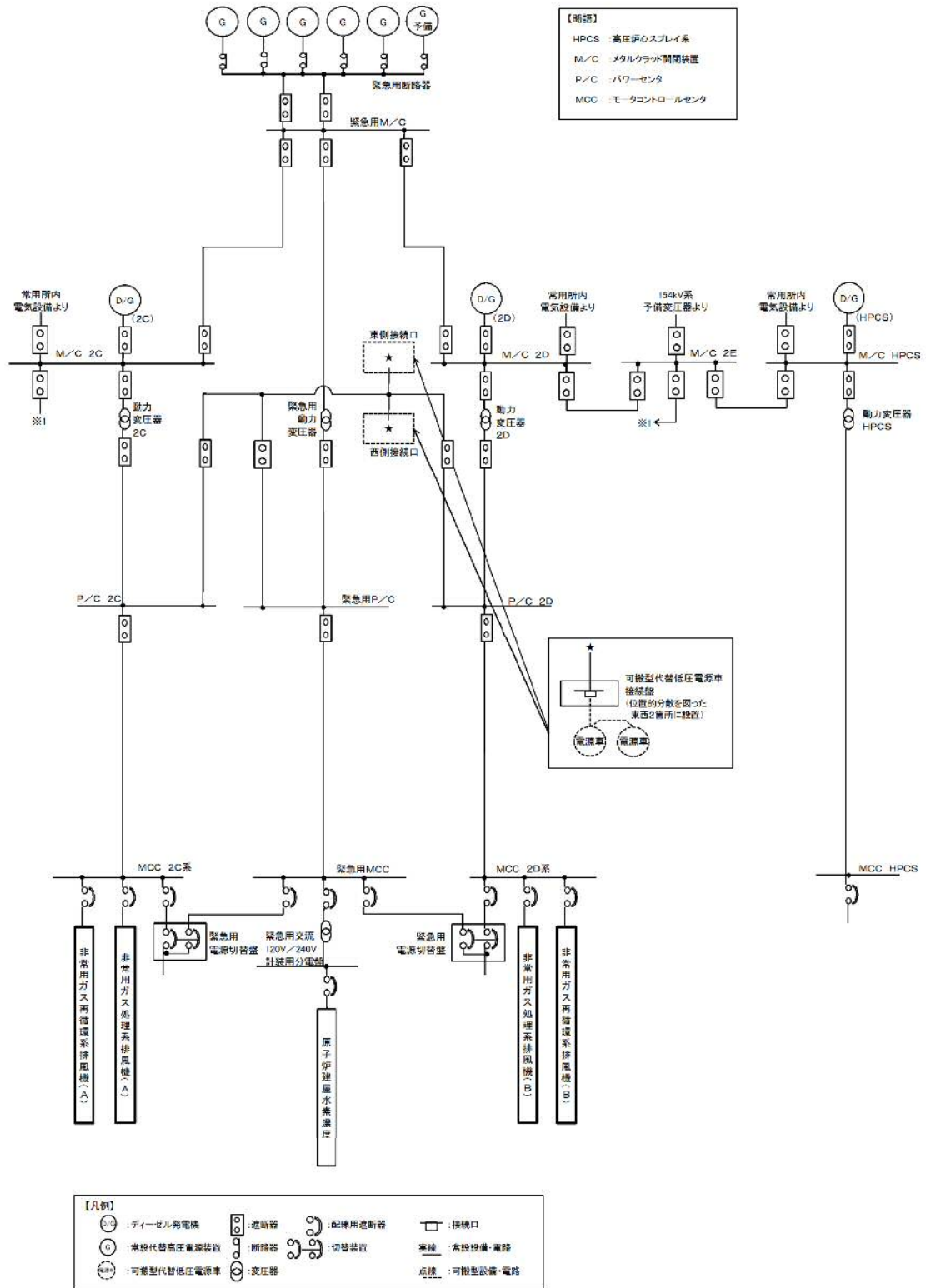
東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第53条：水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備		非常用ガス再循環系 フィルタトレイン	類型化 区分	非常用ガス処理系 フィルタトレイン	類型化 区分			
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B	原子炉建屋原子炉棟内	B
			海水	海水を通水しない	対象外	海水を通水しない	対象外	
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)	—	(電磁波の影響を受けない)	—	
			関連資料	53-3 配置図		53-3 配置図		
		第2号	操作性	操作不要	対象外	操作不要	対象外	
			関連資料	—		—		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	空調ユニット	E	空調ユニット	E	
			関連資料	53-5 試験検査		53-5 試験検査		
		第4号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	本来の用途として使用する	対象外	
			関連資料	53-4 系統図		53-4 系統図		
		第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d	DB施設と同じ系統構成	A d
	その他(飛散物)			その他設備	対象外	その他設備	対象外	
	関連資料		53-4 系統図		53-4 系統図			
	第6号	設置場所	操作不要	対象外	操作不要	対象外		
		関連資料	—		—			
	第2項	第1号	常設SAの容量	設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもの 必要な容量等に対して十分であるもの	B	設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもの 必要な容量等に対して十分であるもの	B	
			関連資料	—		—		
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	位置的分散を考慮すべきDB設備等がない	対象外	位置的分散を考慮すべきDB設備等がない	対象外
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a	異なる駆動源又は冷却源	B a
			関連資料	—		—		

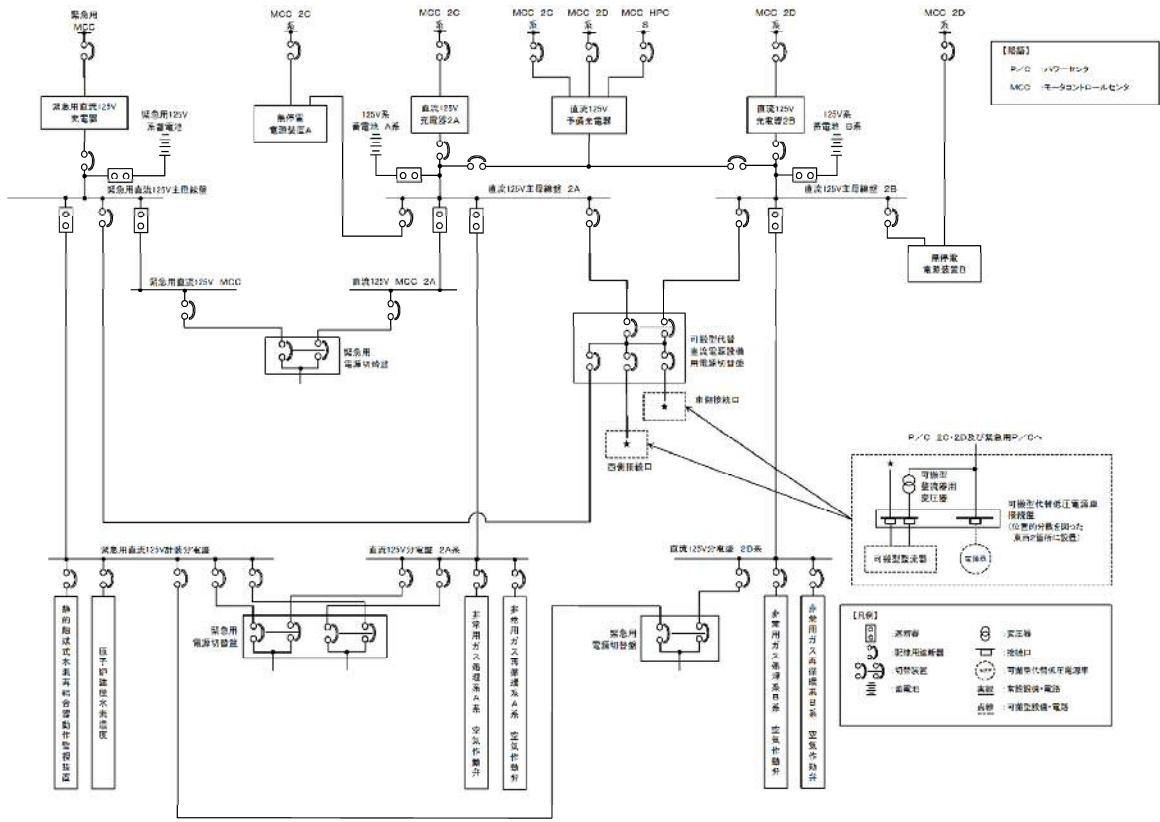
53-2 単線結線図



第 53-2-1 図 単線結線図（交流電源設備）

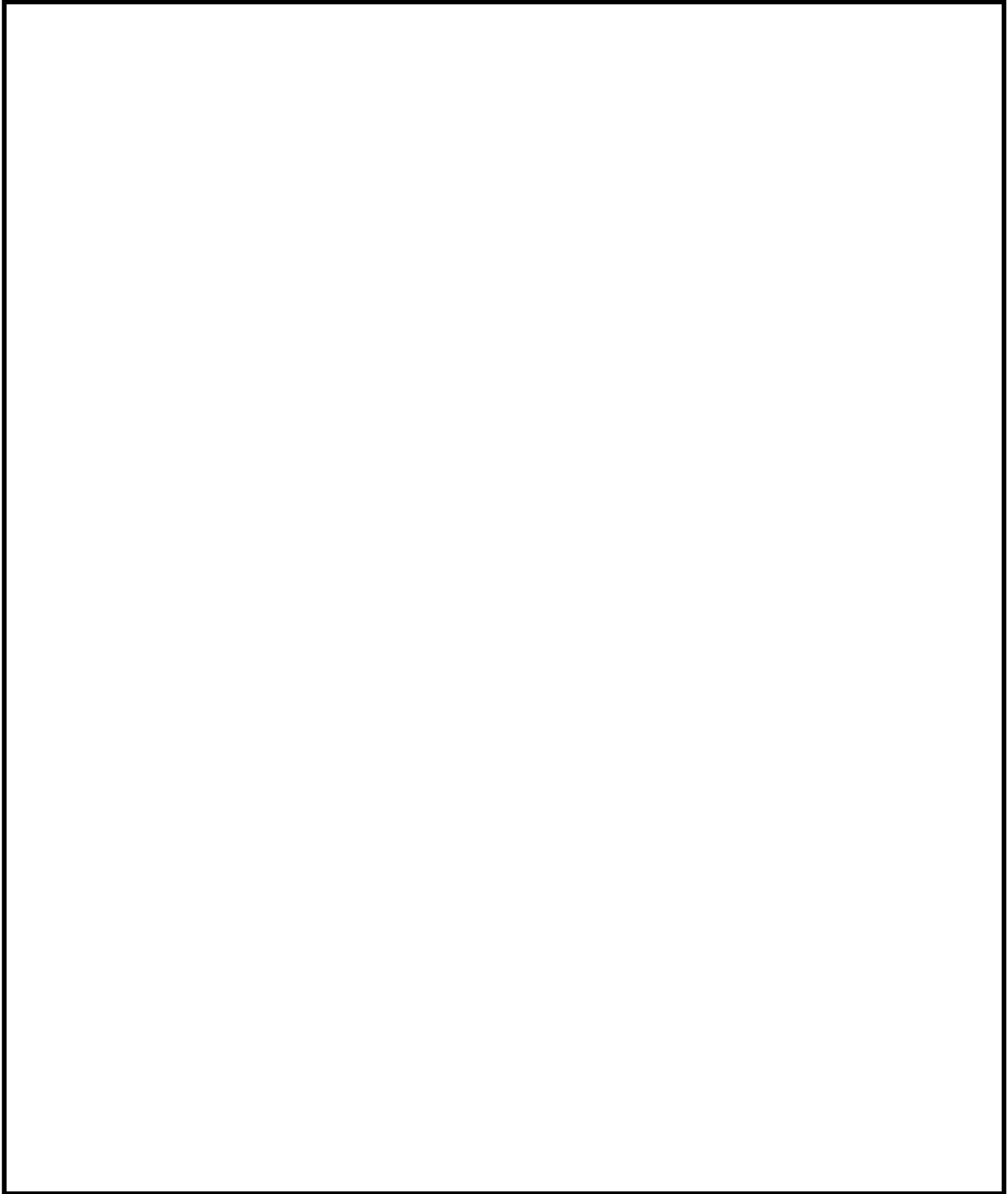


第 53-2-2 図 単線結線図 (交流電源設備)

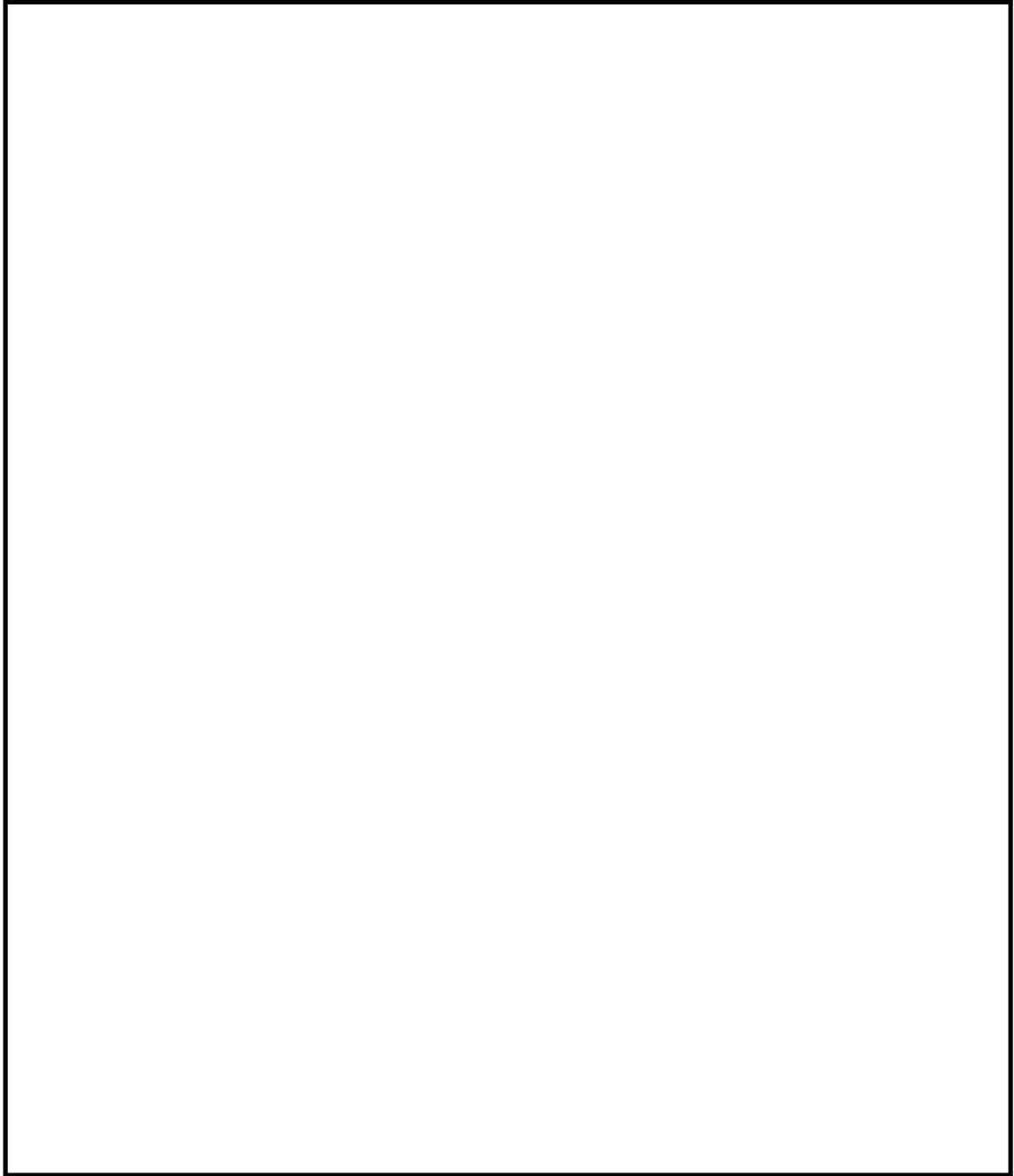


第 53-2-3 图 単線結線図（直流電源設備）

53-3 配置図

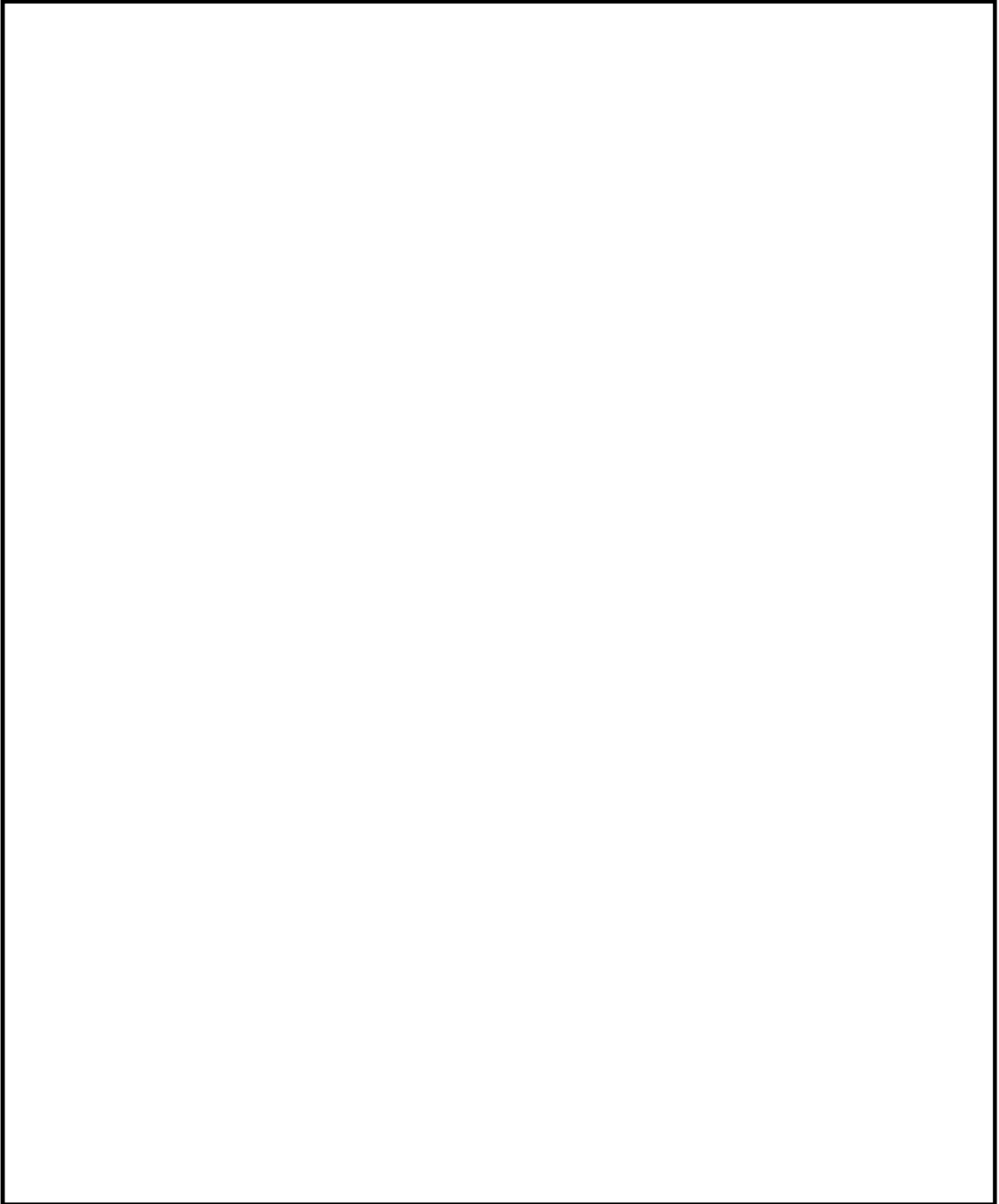


第 53-3-1 図 静的触媒式水素再結合器配置図（原子炉建屋原子炉棟 6 階）

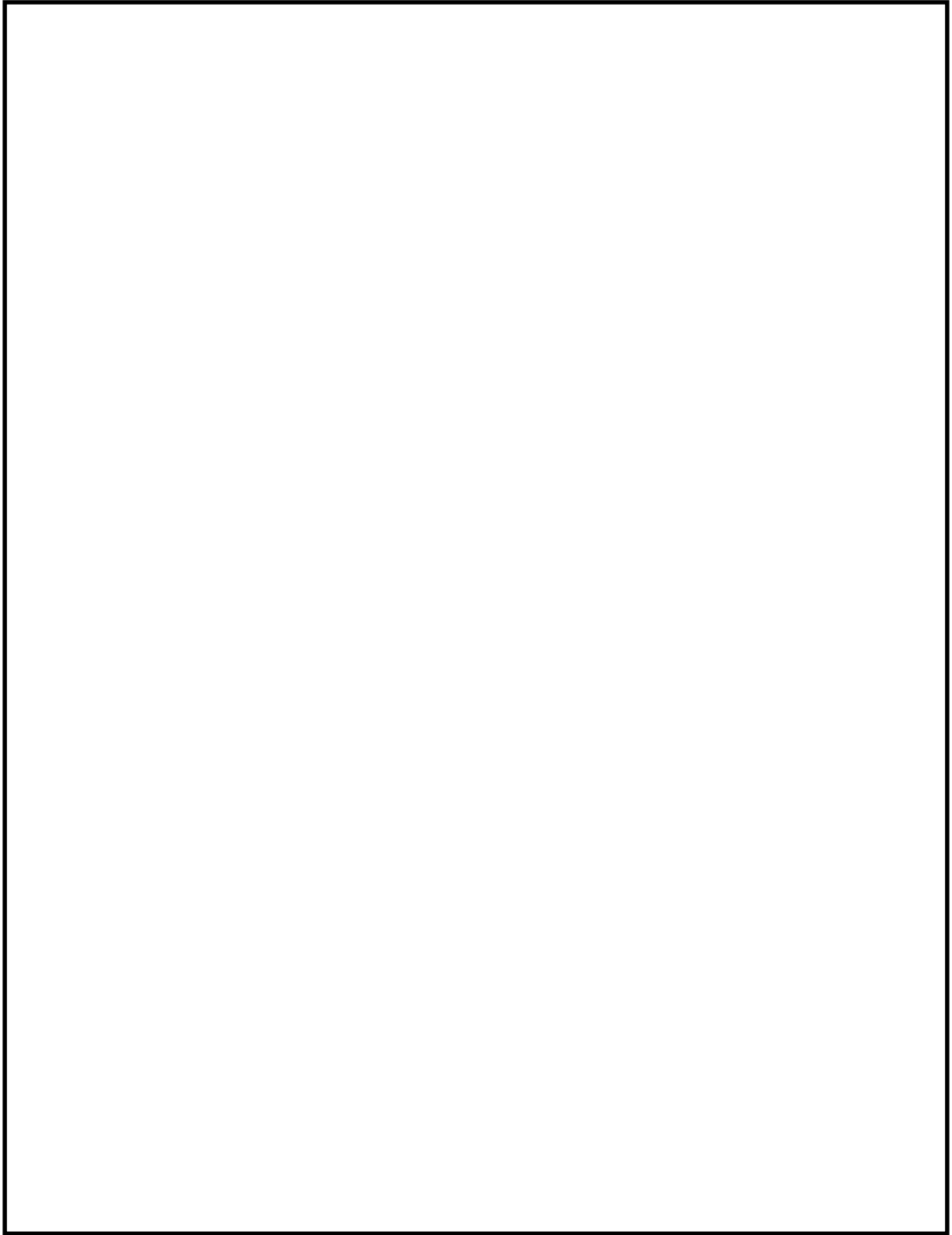


第 53-3-2 図 原子炉建屋水素濃度検出器配置図（原子炉建屋原子炉棟 6 階）

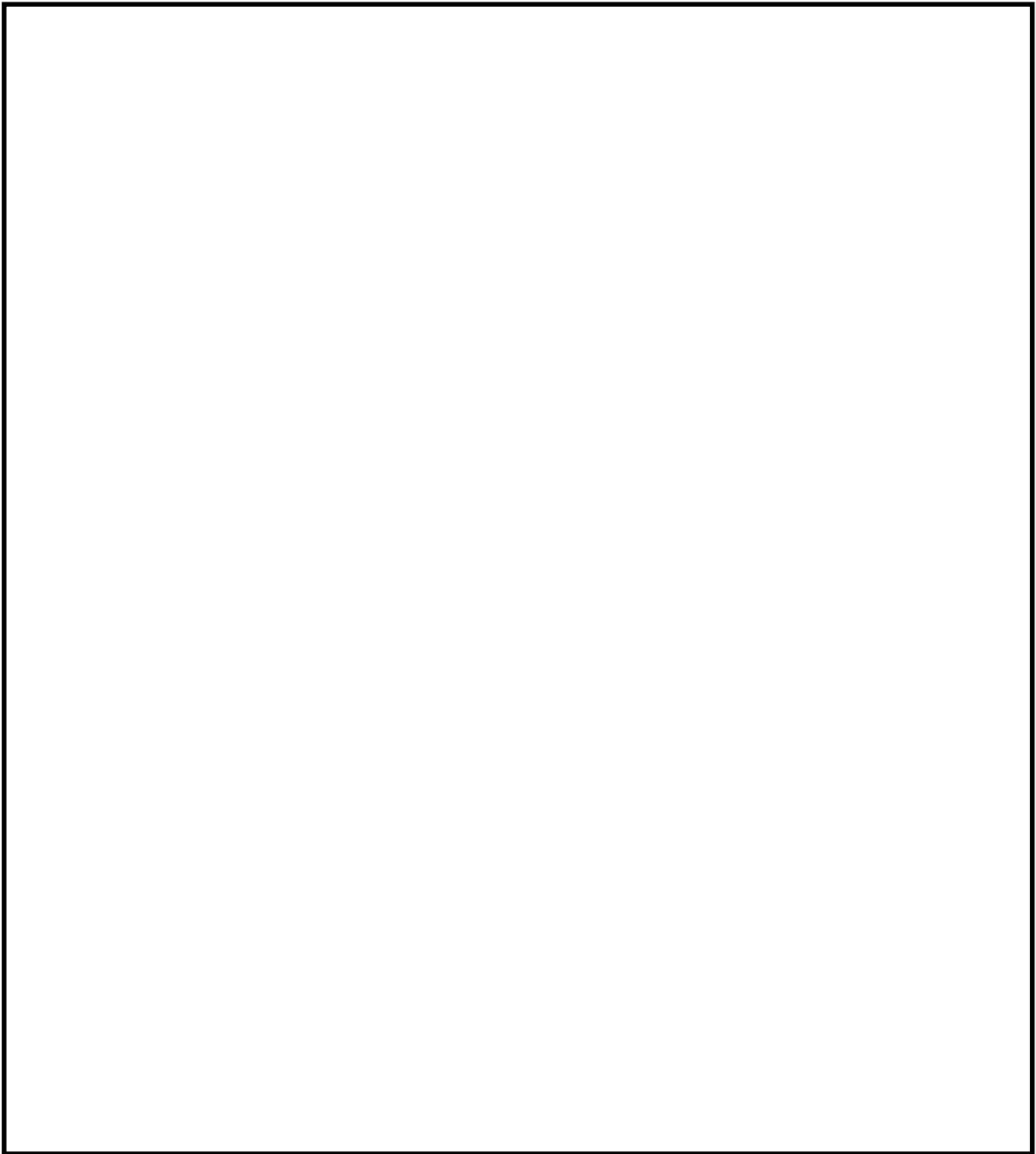




第 53-3-3 図 原子炉建屋水素濃度検出器配置図（原子炉建屋原子炉棟 2 階）



第 53-3-4 図 原子炉建屋水素濃度検出器配置図（原子炉建屋原子炉棟地下 1 階）

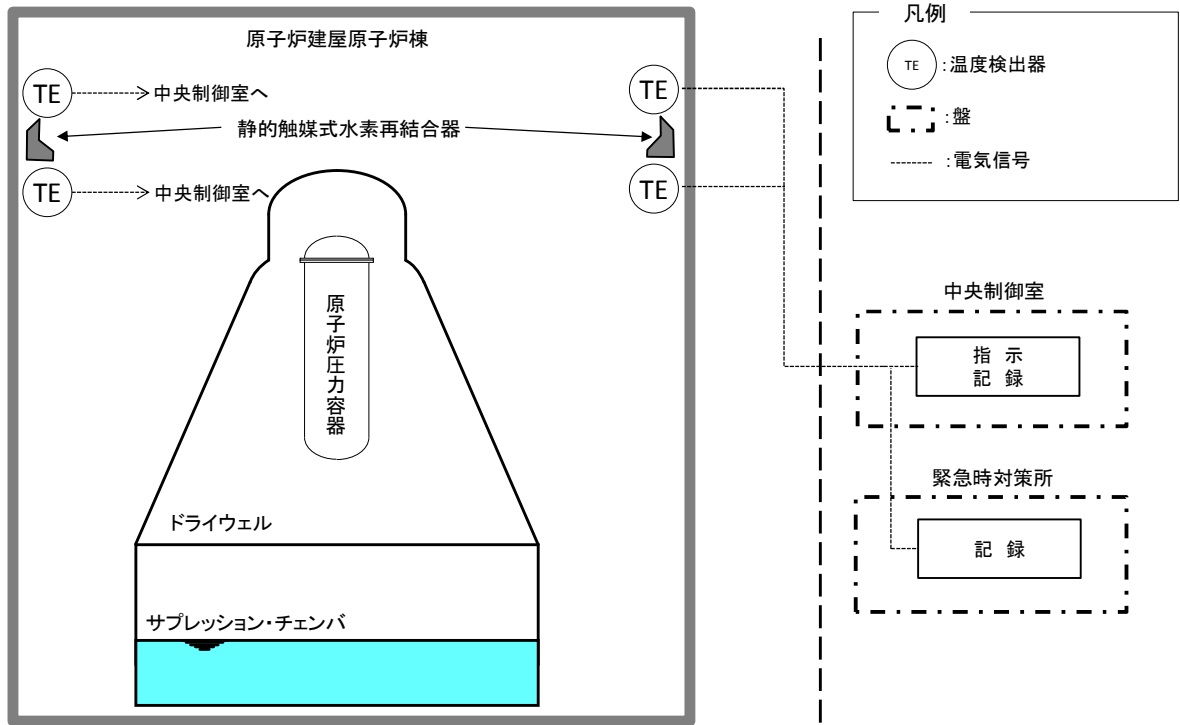


第 53-3-5 図 原子炉建屋ガス処理系配置図（原子炉建屋原子炉棟 5 階）

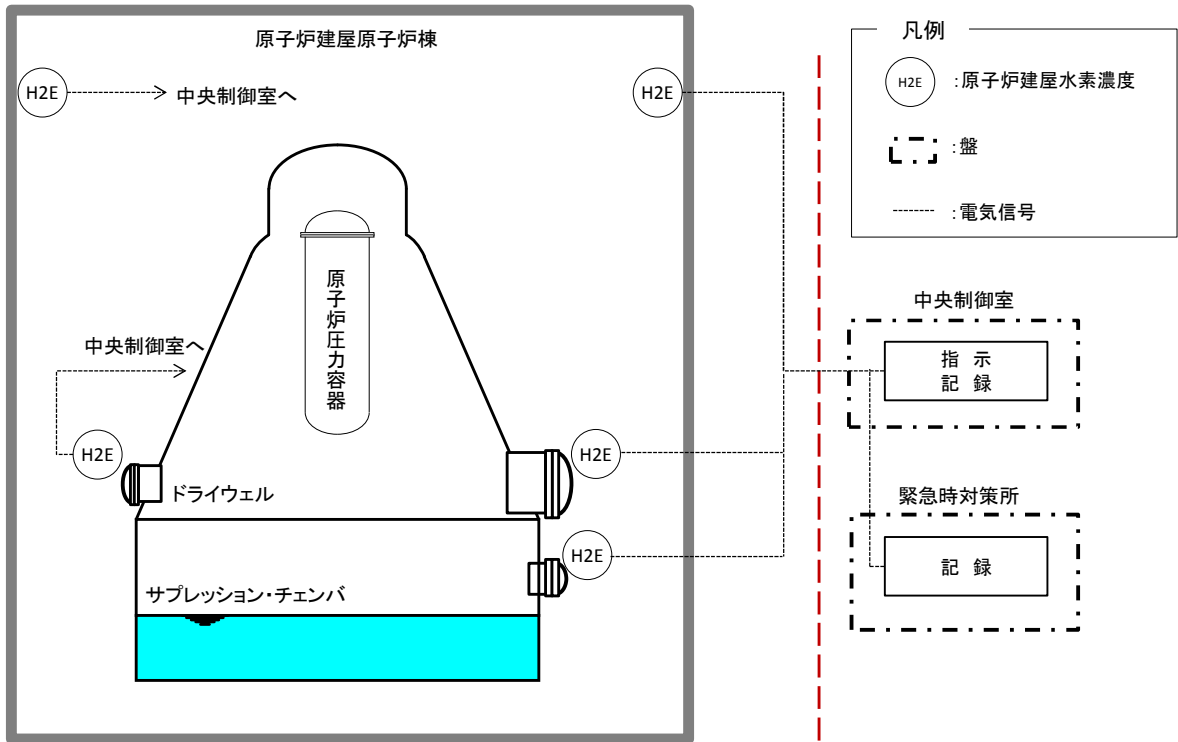
53-4 系統図

1. 計装設備の系統概要図

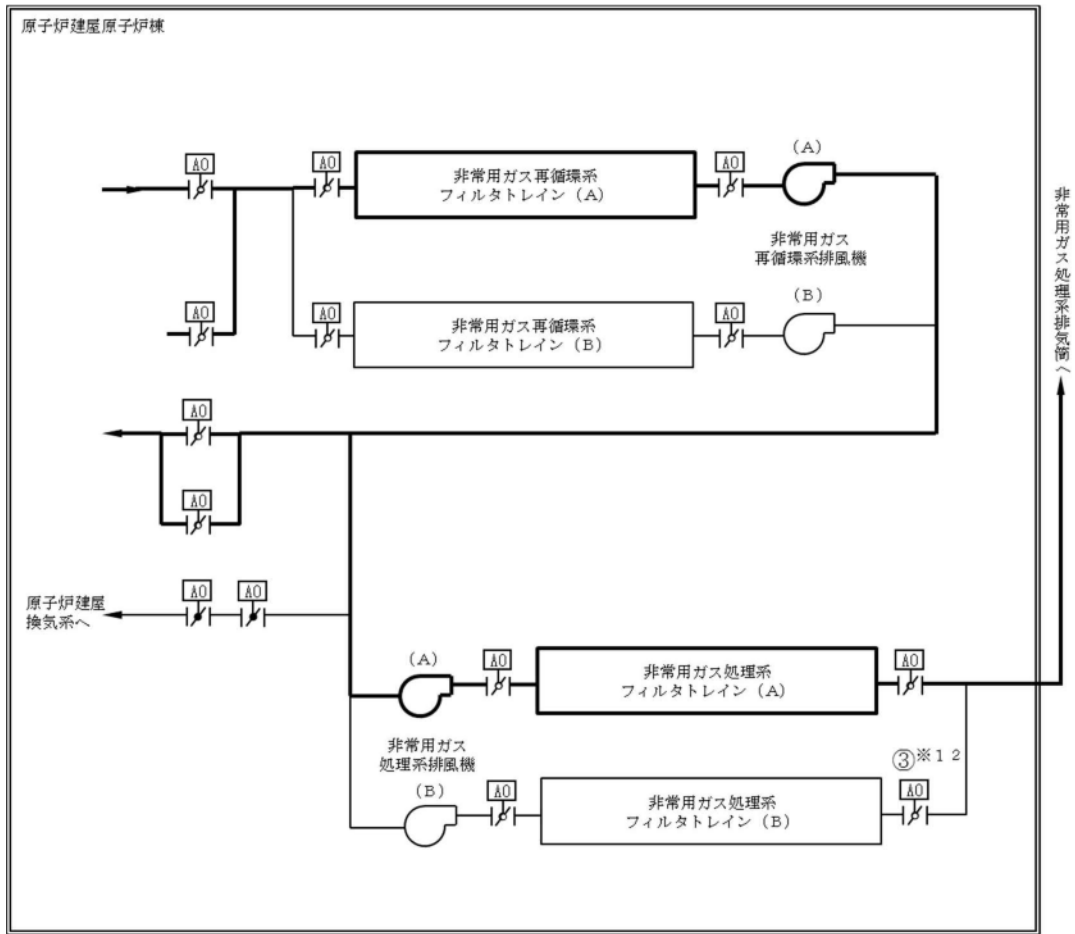
静的触媒式水素再結合器動作監視装置の系統概要図を第 53-4-1 図に、  
 原子炉建屋水素濃度の系統概要図を第 53-4-2 図に、原子炉建屋ガス処理  
 系の系統概要図を第 53-4-3 図に示す。



第 53-4-1 図 静的触媒式水素再結合器動作監視装置 系統概要図



第 53-4-2 図 原子炉建屋水素濃度 系統概要図



第 53-4-3 図 原子炉建屋ガス処理系 系統概要図

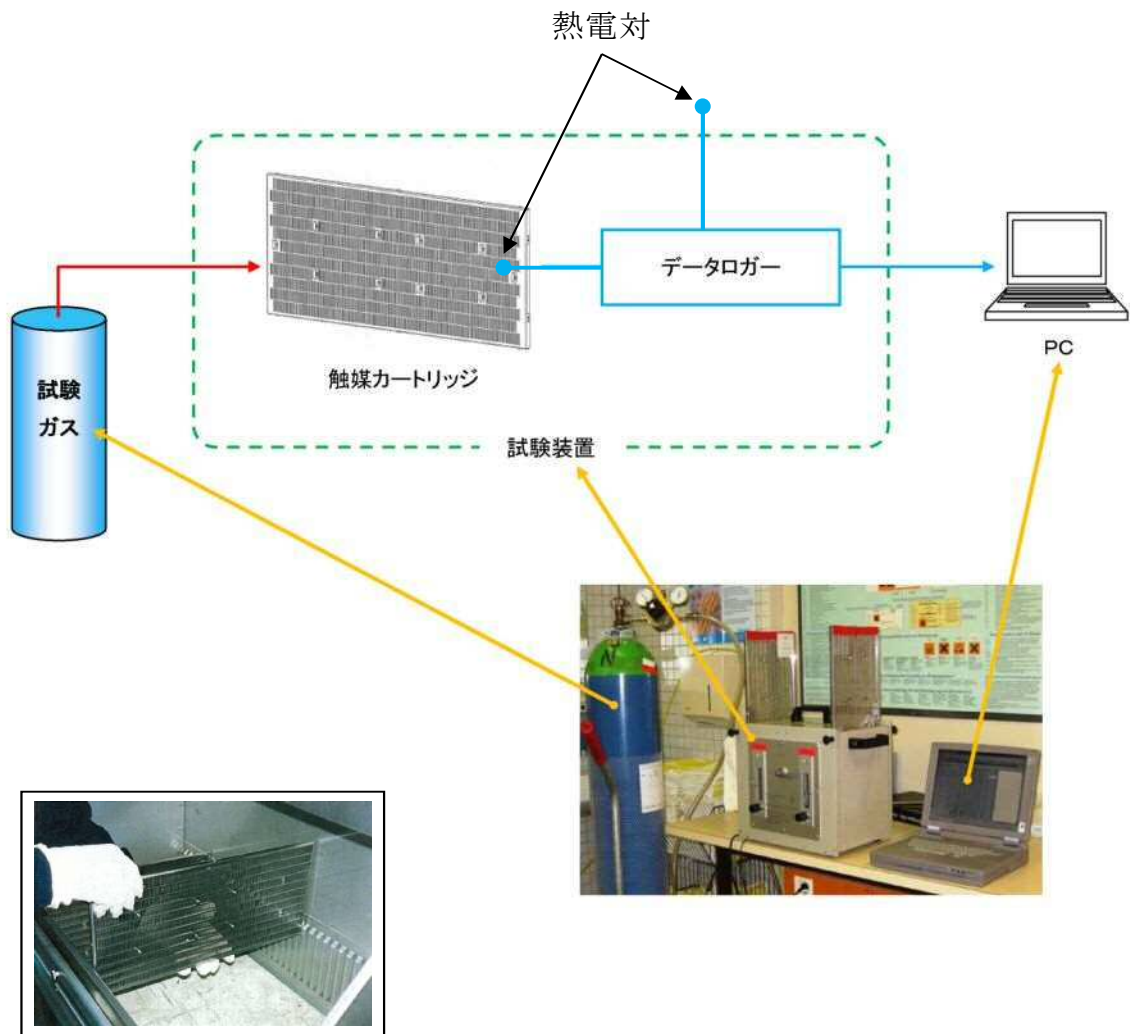
53-5 試驗檢查



○ 静的触媒式水素再結合器の試験検査について

静的触媒式水素再結合器は，発電用原子炉の停止中に，触媒の外観の確認及び機能・性能の確認を行えるように，触媒を取り出すことが可能な設計とする。

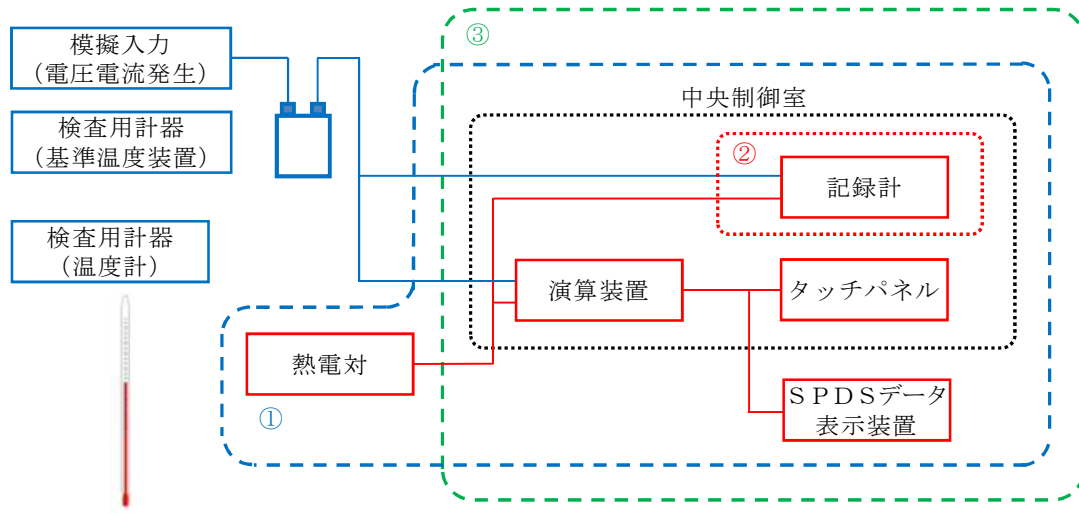
試験検査は，第 53-5-1 図に示す試験装置にて実施する。



- ① PARハウジングの点検ハッチから触媒カートリッジを抜き取り，試験装置に取り付ける。
- ② 触媒カートリッジ単体に水素を含む試験ガスを供給し，再結合反応による温度上昇を計測する。

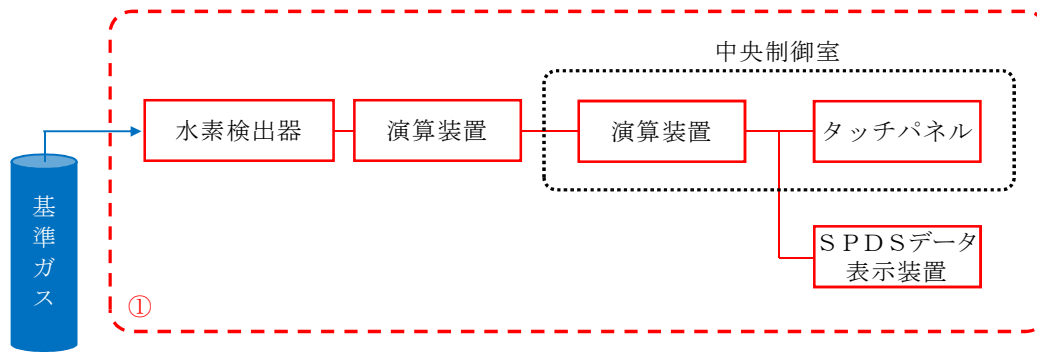
第 53-5-1 図 静的触媒式水素再結合器の試験検査

○ 計装設備の試験検査について



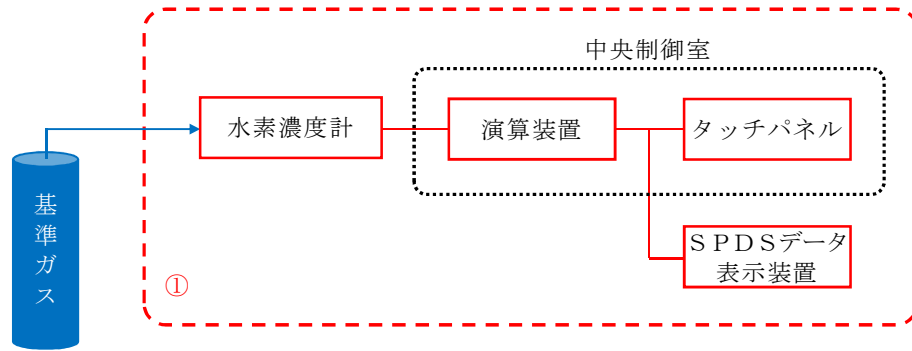
- ① 検出器の温度 1 点確認及び絶縁抵抗測定による電気試験を実施（点検・検査）
- ② 記録計に模擬入力を与え計器の単体校正を実施（点検）
- ③ 演算装置に模擬入力を与え、演算装置からタッチパネル及びSPDSデータ表示装置（緊急時対策所）までのループ校正を実施（点検・検査）

第 53-5-2 図 静的触媒式水素再結合器動作監視装置の試験検査



- ① 基準ガスによる検出器のガス校正並びに中央制御室（タッチパネル）並びにSPDSデータ表示装置までのループ試験を実施（点検・検査）

第 53-5-3 図 原子炉建屋水素濃度（原子炉建屋原子炉棟 6 階）の試験検査



①基準ガスによる検出器の校正並びに中央制御室（タッチパネル）及びにSPDSデータ表示装置までのループ試験を実施（点検・検査）

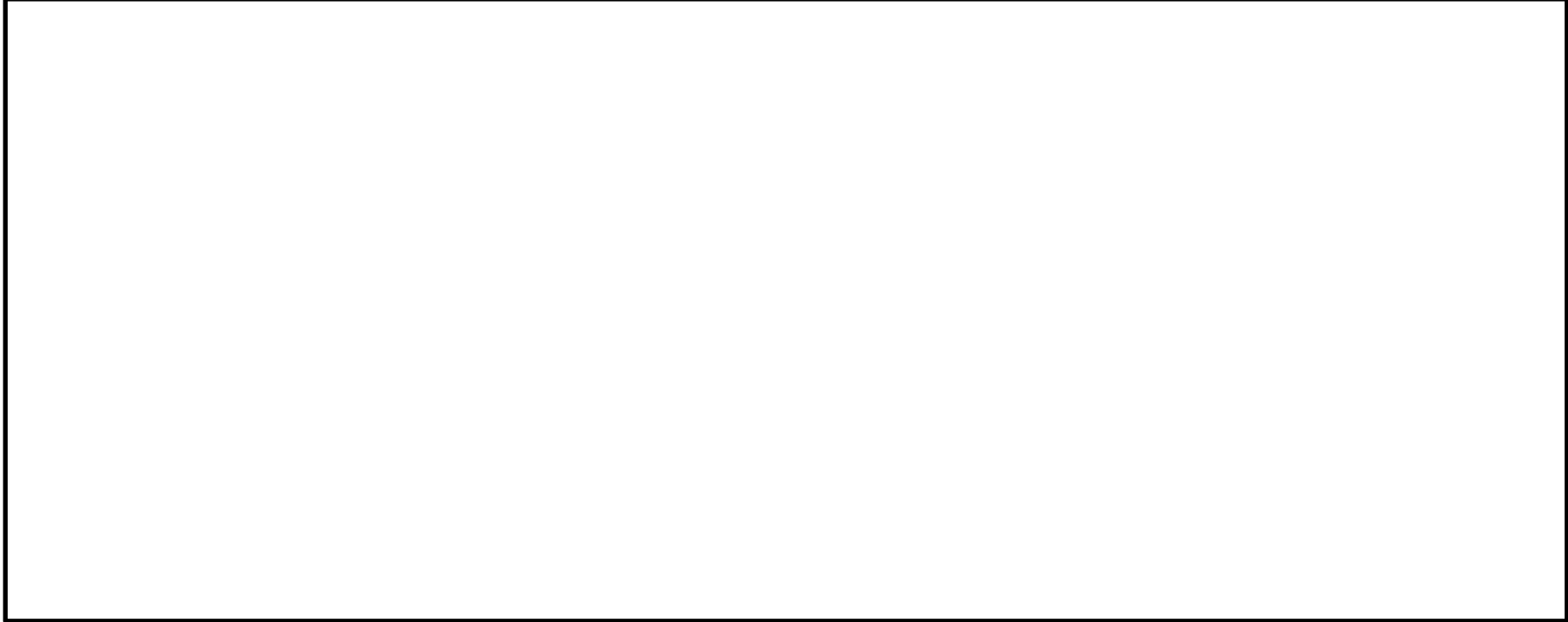
第 53-5-4 図 原子炉建屋水素濃度（原子炉建屋原子炉棟 2 階，地下 1 階）の  
試験検査

○ 原子建屋ガス処理系の試験検査について

原子炉建屋ガス処理系は，設計基準事故対処設備であるとともに，重大事故等時においても使用する既設設備であるため，これまでに点検計画に基づく試験検査を実施している。

以下に東海第二発電所の点検計画を示す。





## 53-6 容量設定根拠

名 称		静的触媒式水素再結合器
水素処理容量	kg/h	約0.5 (1基当たり) (水素濃度4.0vol%, 100℃, 大気圧において)
最高使用温度	℃	300
基 数	基	24

【設定根拠】

静的触媒式水素再結合器は、常設重大事故等対処設備として設置する。

静的触媒式水素再結合器は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度上昇を抑制し、水素爆発を防止する機能を有する。この設備は、触媒カートリッジ、ハウジング等の静的機器で構成し、運転員による起動操作を行うことなく、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟に漏えいした水素を触媒反応により酸素と再結合させる。

1. 水素処理容量

東海第二発電所においては、触媒カートリッジが静的触媒式水素再結合器1基につき22枚設置される静的触媒式水素再結合器-22タイプを採用する。メーカーによる開発試験を通じて、NIS社製静的触媒式水素再結合器の1基当たりの水素処理容量は、水素濃度、雰囲気圧力及び雰囲気温度に対して以下の式で表される関係にあることが示されている。

静的触媒式水素再結合器の基本性能評価式

$$DR = A \times \left( \frac{C_{H_2}}{100} \right)^{1.307} \times \frac{P}{T} \times 3600 \times SF \quad \dots\dots\dots \text{式 (1)}$$

DR : 水素処理容量 [kg/h/基]

A : 定数           

$C_{H_2}$  : 静的触媒式水素再結合器入口水素濃度 [vol%]

P : 圧力 [ $10^5$ Pa]

T : 温度 [K]

SF : スケールファクタ [-]

スケールファクタSFについて、東海第二発電所は、静的触媒式水素再結合器-22タイプを採用し、静的触媒式水素再結合器には各々22枚の触媒カートリッジが装荷されるため、 $SF = (22/88)$ となる。スケールファクタの妥当性については、53-7の「別紙2 反応阻害物質ファクタについて」に示す。

これらに以下の条件を想定し、静的触媒式水素再結合器の水素処理容量を算出する。

- ・水素濃度  $C_{H_2}$

水素の可燃限界濃度4vol%未満に低減するため、4vol%とする。

・ 圧力 P

重大事故等時の原子炉建屋原子炉棟の圧力は、原子炉格納容器からのガスの漏えいにより大気圧よりわずかに高くなると考えられるが、保守的に大気圧 (101, 325Pa) とする。

・ 温度 T

保守的に100°C (373. 15K) とする。

以上により、静的触媒式水素再結合器1基当たりの水素処理容量は、0. 5kg/h/基 (水素濃度4vol%, 大気圧=101, 325Pa, 温度100°C=373. 15K) となる。

2. 最高使用温度

静的触媒式水素再結合器の最高使用温度として300°Cを設定する。

静的触媒式水素再結合器は、水素再結合反応により発熱するため、雰囲気水素濃度の上昇により温度も上昇する。静的触媒式水素再結合器の設置目的は、原子炉建屋原子炉棟の水素爆発防止であり、水素の可燃限界濃度である4vol%時における静的触媒式水素再結合器の温度が300°C以下であるとの試験結果に基づき、最高使用温度を300°Cと設定する。

詳細は、53-7の「別紙1 静的触媒式水素再結合器の性能確認試験について」に示す。

3. 基数

実機設計 (静的触媒式水素再結合器の基数を踏まえた設計) においては、反応阻害物質ファクタを乗じた式 (2) を用いる。反応阻害物質ファクタとは、重大事故等時に原子炉格納容器内に存在するガス状水素による静的触媒式水素再結合器の性能低下を考慮したものであり、当社の設計条件においては、保守的に原子炉格納容器内の水素濃度の条件で実施した試験結果に基づいて「0. 5」とする。

実機設計における性能評価式

$$DR = A \times \left(\frac{C_{H_2}}{100}\right)^{1.307} \times \frac{P}{T} \times 3600 \times SF \times F_i \quad \dots\dots\dots \text{式 (2)}$$

- DR : 水素処理容量 [kg/h/基]
- A : 定数 [ ]
- C<sub>H<sub>2</sub></sub> : 静的触媒式水素再結合器入口水素濃度 [vol%]
- P : 圧力 [10<sup>5</sup>Pa]
- T : 温度 [K]
- SF : スケールファクタ [-]
- F<sub>i</sub> : 反応阻害物質ファクタ [-]

1) 必要基数の計算

原子炉格納容器からの水素漏えい量を以下のように想定し、これと水素処理量が釣り合うように静的触媒式水素再結合器の必要基数を設定する。なお、必要基数の評価に当たっては、静的触媒式水素再結合器の水素処理容量に重大事故等時の反応阻害物質ファクタとして0. 5を乗じた水素処理量を用いる。



- 水素の発生量:約1,400kg (燃料有効部被覆管 (AFC) 100%に相当する水素発生量)
- 原子炉格納容器の漏えい率:10vol%/day
- 反応阻害物質ファクタ  $F_i = 0.5$
- 水素処理量 =  $0.5\text{kg/h/基} \times 0.5$   
=  $0.25\text{kg/h/基}$
- 必要基数 =  $(\text{約}1,400\text{kg} \times 10\text{vol\%/day}) / (24\text{h/day}) / 0.25\text{kg/h/基}$   
= 23.3基

これより、静的触媒式水素再結合器の必要基数は、24基以上を設置基数とする。

## 2) 水素濃度を可燃限界以下にできることの確認

上記水素処理容量及び基数で原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度を可燃限界以下に抑制できることを、解析評価により確認している。詳細は、53-7の「2.1.4 原子炉建屋の水素挙動」に示す。

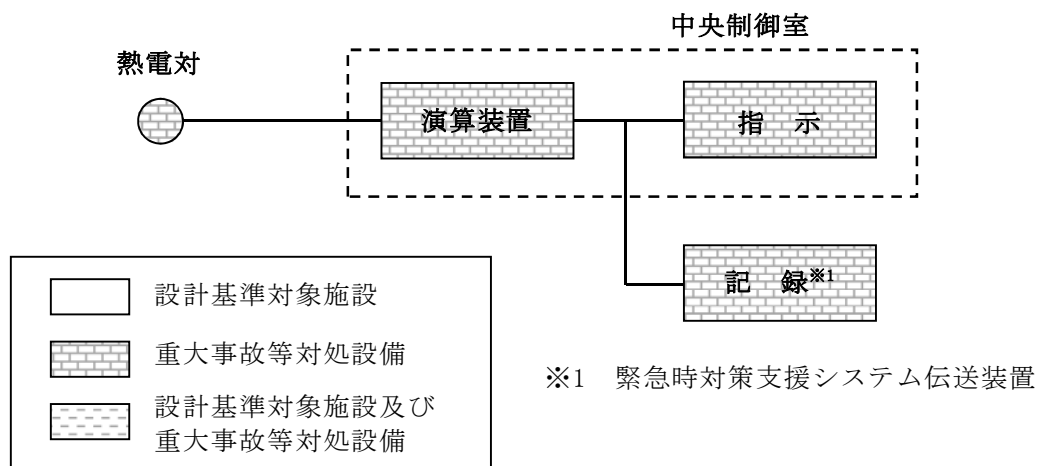
・静的触媒式水素再結合器動作監視装置

(1) 設置目的

水素濃度制御設備として原子炉建屋原子炉棟6階に静的触媒式水素再結合器を設置し、重大事故等時に原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に水素が漏えいした場合において、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度上昇を抑制し、水素爆発を防止する設計とする。そのため、静的触媒式水素再結合器の動作確認を行うことを目的として静的触媒式水素再結合器の入口側及び出口側に温度計を設置し、中央制御室にて監視可能な設計とする。

(2) 設備概要

静的触媒式水素再結合器動作監視装置は、重大事故等対処設備の機能を有しており、静的触媒式水素再結合器動作監視装置の検出信号は、熱電対にて温度を電気信号に変換した後、静的触媒式水素再結合器動作状態を中央制御室に指示し、記録する。（第53-6-1図「静的触媒式水素再結合器動作監視装置の概略構成図」参照。）



第53-6-1図 静的触媒式水素再結合器動作監視装置 概略構成図

(3) 計測範囲

静的触媒式水素再結合器動作監視装置の仕様を第53-6-1表に、計測範囲を第53-6-2表に示す。

第53-6-1表 静的触媒式水素再結合器動作監視装置の仕様

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
静的触媒式 水素再結合器 動作監視装置	熱電対	0~300℃	4*	原子炉建屋 原子炉棟6階

※ 2基の静的触媒式水素再結合器に対して出入口に1個設置

第53-6-2表 静的触媒式水素再結合器動作監視装置の計測範囲

名称	計測範囲	発電用原子炉の状態 <sup>※1</sup> と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時	設計基準事故時 (運転時の異常な過渡変化時を含む)	重大事故等時		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
静的触媒式 水素再結合器 動作監視装置	0~300℃	—	—	—	300℃以下	重大事故等時において、静的触媒式水素再結合器作動時に想定される温度範囲を監視可能。

※1 発電用原子炉の状態の定義は、以下のとおり。

- ・通常運転時：計画的に行われる起動、停止、出力運転、高温停止、冷温停止、燃料取替等の発電用原子炉施設の運転であって、その運転状態が所定の制限内にあるもの。
- ・運転時の異常な過渡変化時：発電用原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一故障若しくは誤動作又は運転員の単一の誤操作及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生ずる異常な状態。
- ・設計基準事故時：「運転時の異常な過渡変化」を超える異常な状態であって、発生する頻度は希であるが、発電用原子炉施設の安全設計の観点から想定されるもの。
- ・重大事故等時：発電用原子炉施設の安全設計の観点から想定される事故を超える事故の発生により、発電用原子炉の炉心の著しい損傷が発生するおそれがある状態又は炉心の著しい損傷が発生した状態。

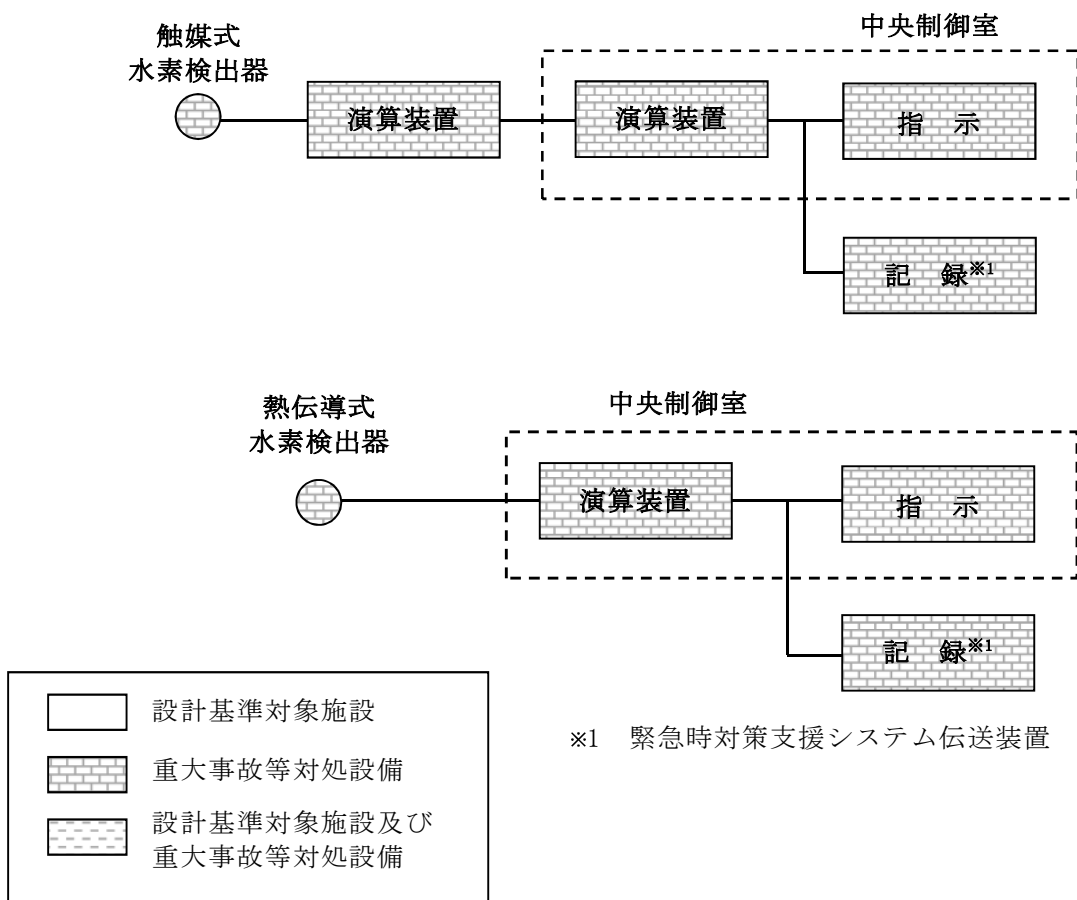
・原子炉建屋水素濃度

(1) 設置目的

原子炉建屋水素濃度は、炉心の著しい損傷時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で水素濃度を監視することを目的として原子炉建屋原子炉棟内に検出器を設置し、水素濃度を測定する。

(2) 設備概要

原子炉建屋水素濃度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉建屋水素濃度の検出信号は、触媒式水素検出器又は熱伝導式水素検出器にて水素濃度を検出し、演算装置にて電気信号に変換することで、原子炉建屋水素濃度を中央制御室に指示し、記録する。（第53-6-2図「原子炉建屋水素濃度の概略構成図」）



第53-6-2図 原子炉建屋水素濃度 概略構成図

(3) 計測範囲

原子炉建屋水素濃度の仕様を第53-6-3表に、計測範囲を第53-6-4表に示す。

第53-6-3表 原子炉建屋水素濃度の仕様

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
原子炉建屋水素濃度	触媒式	0~10vol%	2	原子炉建屋原子炉棟6階
	熱伝導式	0~20vol%	3	原子炉建屋原子炉棟 2階:2個 原子炉建屋原子炉棟 地下1階:1個

第53-6-4表 原子炉建屋水素濃度の計測範囲

名称	計測範囲	発電用原子炉の状態 <sup>*1</sup> と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常 運転時	設計基準事故時 (運転時の異常な過渡変化時を含む)	重大事故等時		
				炉心 損傷前	炉心 損傷後	
原子炉建屋水素濃度	0~10vol% 0~20vol%	—	—	—	4.0vol% 未満	重大事故等時において、原子炉建屋内の水素燃焼の可能性（水素濃度：4vol%）を把握する上で監視可能（なお、静的触媒式水素再結合器にて、原子炉建屋内の水素濃度を可燃限界である4vol%未満に低減する）。

※1 発電用原子炉の状態の定義は、以下のとおり。

- ・通常運転時：計画的に行われる起動、停止、出力運転、高温停止、冷温停止、燃料取替等の発電用原子炉施設の運転であって、その運転状態が所定の制限内にあるもの。
- ・運転時の異常な過渡変化時：発電用原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一故障若しくは誤動作又は運転員の単一の誤操作及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生ずる異常な状態。
- ・設計基準事故時：「運転時の異常な過渡変化」を超える異常な状態であって、発生する頻度は希であるが、発電用原子炉施設の安全設計の観点から想定されるもの。
- ・重大事故等時：発電用原子炉施設の安全設計の観点から想定される事故を超える事故の発生により、発電用原子炉の炉心の著しい損傷が発生するおそれがある状態又は炉心の著しい損傷が発生した状態。

53-7 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備について

## 目 次

1. 基本方針	1
1.1 要求事項の整理	1
1.2 適合のための設計方針	2
2. 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備	4
2.1 水素濃度制御設備	4
2.1.1 水素濃度制御設備の主要仕様	4
2.1.2 水素濃度制御設備の設計方針	7
2.1.3 水素濃度制御設備の設計仕様	10
2.1.4 原子炉建屋原子炉棟の水素挙動	23
2.2 原子炉建屋水素濃度	47
2.2.1 概 要	47
2.2.2 主要仕様	48
2.3 参考文献	55

## 別 紙

別紙1	P A R の性能確認試験について	56
別紙2	反応阻害物質ファクタについて	74
別紙3	P A R の動作監視について	79
別紙4	P A R 周辺機器に対する悪影響防止	85
別紙5	局所エリアの漏えいガスの滞留	88
別紙6	格納容器頂部注水系について	98
別紙7	格納容器頂部注水系の効果を考慮した水素挙動について	103
別紙8	小漏えい時の原子炉建屋原子炉棟6階における水素挙動	105

別紙9	原子炉建屋水素濃度の適用性について……………	106
別紙10	P A R の性能維持管理について……………	110
別紙11	触媒基材（アルミナ）について……………	115
別紙12	原子炉建屋水素爆発防止対策……………	117

#### 参考資料

参考1	原子炉建屋原子炉棟6階大物搬入口ハッチについて……………	121
参考2	原子炉建屋原子炉棟の水素挙動評価へのG O T H I Cコードの 適用性……………	123
参考3	原子炉建屋ガス処理系の健全性について……………	148



## < 概 要 >

1. において、「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」（以下「設置許可基準規則」という。）及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（以下「技術基準規則」という。）の要求事項を明確化するとともに，それら要求に対する東海第二発電所における適合性を示す。

2. において，水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備について，要求事項に対する適合性について説明する。

## 1. 基本方針

### 1.1 要求事項の整理

水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備に関する「設置許可基準規則」第 53 条及び「技術基準規則」第 68 条の要求事項を第 1-1 表に示す。

第 1-1 表 「設置許可基準規則」第 53 条及び「技術基準規則」第 68 条の要求事項

「設置許可基準規則」 第 53 条（水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備）	「技術基準規則」 第 68 条（水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備）	備 考
発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備を設けなければならない。	発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備を施設しなければならない。	—

## 1.2 適合のための設計方針

炉心の著しい損傷が発生した場合において、水素爆発による原子炉建屋原子炉棟の損傷を防止するため、水素濃度制御設備及び水素濃度監視設備を設ける。

### (1) 水素濃度制御設備

水素濃度制御設備として静的触媒式水素再結合器（以下「PAR」という。）を設置し、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度の上昇を抑制できる設計とする。PARは、触媒カートリッジ及びハウジングで構成し、駆動用の電源及び起動操作を必要としない設備である。

PARには、静的触媒式水素再結合器動作監視装置（以下「PAR動作監視装置」という。）を設置する。PAR動作監視装置は、中央制御室にて監視可能であり、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備から給電可能な設計とする。

### (2) 水素濃度監視設備

原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度監視設備として原子炉建屋水素濃度を設置し、想定される重大事故等時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる設計とする。原子炉建屋水素濃度は、中央制御室にて監視可能であり、原子炉建屋原子炉棟6階に設置するものについては、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から、原子炉建屋原子炉棟6階を除く原子炉建屋原子炉棟に設置するものについては、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備から給電可能な設計とする。

上記の設備に加え、水素爆発による原子炉建屋原子炉棟の損傷を防止するための自主対策設備として格納容器頂部注水系を設置し、原子炉格納容器頂

部の過温破損を防止し，原子炉建屋原子炉棟への水素漏えいを抑制する設計とする。格納容器頂部注水系には，常設と可搬型がある。

格納容器頂部注水系（常設）は，重大事故等時において，常設低圧代替注水系ポンプにより代替淡水貯槽を水源として原子炉ウェルに注水することで，原子炉格納容器頂部を冷却できる設計とする。

格納容器頂部注水系（可搬型）は，重大事故等時において，原子炉建屋外から代替淡水貯槽を水源として可搬型代替注水大型ポンプ及び可搬型代替注水中型ポンプにより原子炉ウェルに注水することで，原子炉格納容器頂部を冷却できる設計とする。

## 2. 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備

### 2.1 水素濃度制御設備

#### 2.1.1 水素濃度制御設備の主要仕様

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉建屋原子炉棟の水素爆発による損傷を防止するため、水素濃度制御設備としてPARを設置する。なお、設置するPARは、国際的な性能試験の実績があり、欧米で納入実績があるNIS社製のPARを採用する。

PARは、触媒反応を用いて可燃性ガス（水素及び酸素）を再結合させ、雰囲気可燃限界未満に維持する設備であり、触媒カートリッジ及びハウジングで構成する。

触媒カートリッジは、ステンレス鋼板で形成したフレームの中に触媒を充填し、空気と触媒を接触させるために多数の長穴が開けられている。触媒にはパラジウムを使用し、表面には疎水コーティングを施すことにより、高湿度な雰囲気から触媒を保護し、水素及び酸素を触媒に接触しやすくしている。

ハウジングは、ステンレス鋼製であり、触媒カートリッジを内部に収納し、触媒カートリッジを水素処理に適切な間隔に保持することで、水素処理に適切なガスの流れとなるように設計されている。

PARは、周囲の水素の濃度上昇に応じて再結合反応を開始する。触媒反応により水素と酸素を再結合させ、その反応熱による上昇流により触媒表面のガスの流れを促し、再結合反応を維持する。触媒を通過したガス及び再結合反応により生じた水蒸気は、PARの上方の排気口から空間内に拡散する。

したがって、PARは、電源及び起動操作を必要とせず、水素及び酸素があれば自動的に反応を開始する設備である。

PAR主要仕様を第2.1.1-1表に、PAR概要図を第2.1.1-1図に示す。

第2.1.1-1表 PAR主要仕様

a.ハウジング

全 高

幅

奥 行

材 料

ステンレス鋼

b.触媒カートリッジ

全 高

幅

奥 行

材 料

ステンレス鋼

数 量

22枚 (PAR1基当たり)

c.触 媒

触媒基材

アルミナ

触 媒

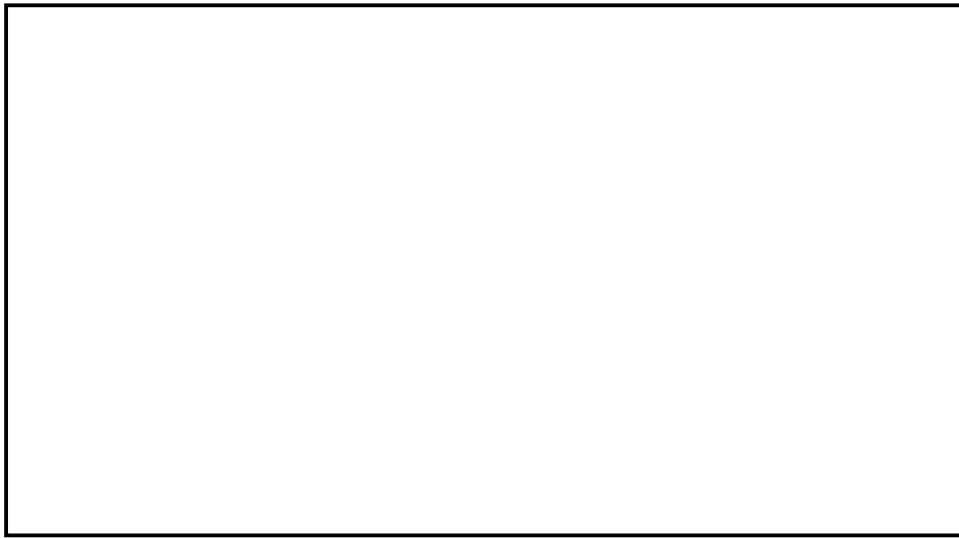
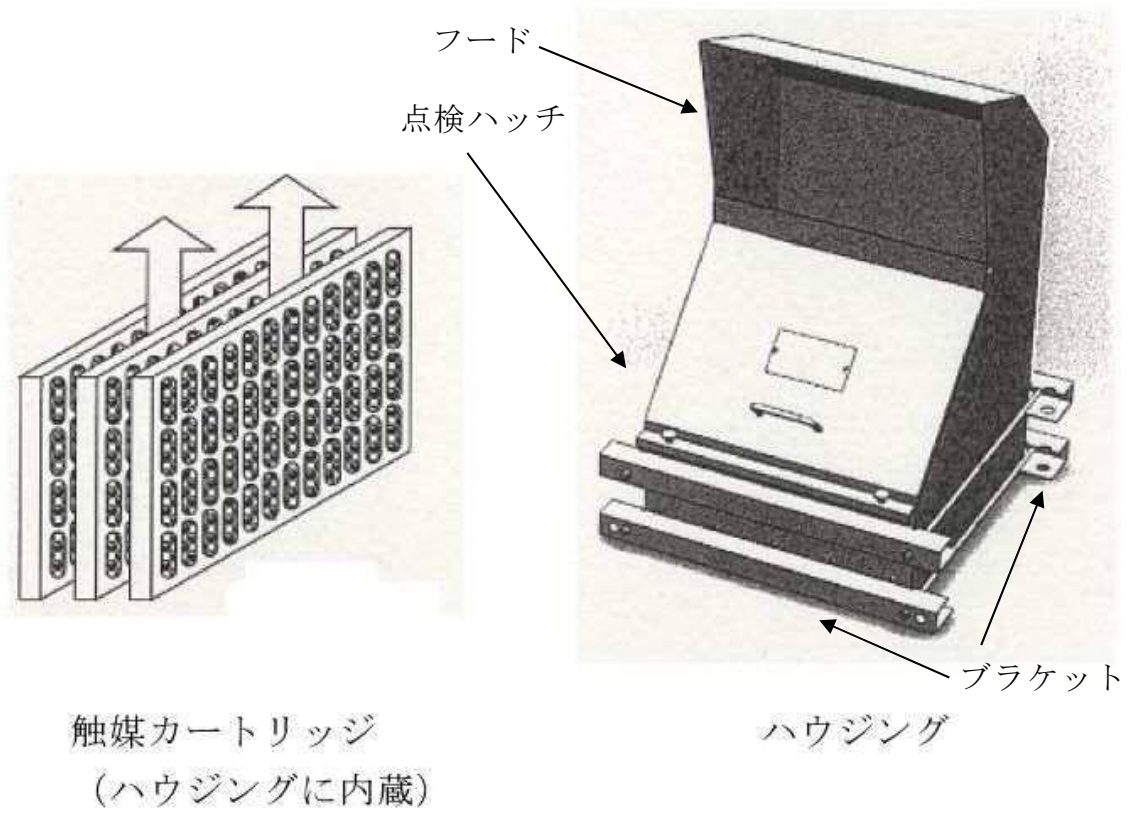
パラジウム

d.水素処理容量

約0.50kg/h (1基当たり) (水素濃度4vol%,  
大気圧, 温度100°Cにおいて)

e.最高使用温度

300°C



触媒

第2.1.1-1図 PAR概要図

## 2.1.2 水素濃度制御設備の設計方針

P A Rは、炉心の著しい損傷が発生し、原子炉格納容器から多量の水素が原子炉建屋原子炉棟に漏えいする過酷な状態を想定した場合において、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度が可燃限界未満となる設計とする。

原子炉格納容器からの水素の漏えい量は、事故シナリオに依存するが、有効性評価結果（原子炉格納容器への雰囲気圧力・温度による静的負荷が大きい「原子炉冷却材喪失（大L O C A）時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失する事故」を選定）を踏まえた条件において、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度が可燃限界未満となることを必要条件とした上で、更に過酷な条件を想定して、P A Rの設計を実施する。

### (1) 水素漏えい条件

水素漏えい条件は、第2.1.2-1表に示すとおり、有効性評価結果を踏まえた条件より十分保守的に設定している。

第2.1.2-1表 P A R設計条件における水素漏えい条件

項目	P A R設計条件	【参考】有効性評価結果 （雰囲気圧力・温度による 静的負荷（格納容器過圧・ 過温破損））
水素発生量	約1,400kg （A F C（燃料有効部 被覆管）100%相当）	約700kg （ジルコニウム-水反応，金属 腐食，水の放射線分解考慮）
原子炉格納容器 漏えい率	10%/day（一定）	約1.3%/day（最大）

#### ① 水素発生量について

有効性評価シナリオ（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））では、事象発生25分後に低圧代替注水系（常設）によ



る原子炉注水を開始し、直ちに炉心が冷却されるため、発生水素量は、ジルコニウム-水反応、金属腐食及び水の放射線分解を考慮しても約700kgとなるが、更に過酷な条件として約1,400kg（AFC（燃料有効部被覆管）100%相当）が発生するものとしてPARを設計する。

## ② 原子炉格納容器漏えい率について

重大事故等時に格納容器圧力が設計圧力を超える場合の原子炉格納容器漏えい率は、以下のAEC（Atomic Energy Commission）の式から設定する。重大事故等時は、格納容器圧力が設計圧力の2倍（以下「2Pd」という。）を超えないように運用するため、2Pdにおける原子炉格納容器漏えい率が最大漏えい率となり、事故時条件として200℃、2Pd、AFC100%相当の水素発生量を想定した場合におけるガス組成（水素：39vol%、窒素：21vol%、水蒸気：40vol%）を踏まえると、AECの式から約1.4%/dayとなる。この値は、有効性評価結果を包含した条件であるが、更に過酷な条件として10%/dayの漏えい率を仮定し、PARを設計する。

（AECの式）

$$L = L_0 \cdot \sqrt{\frac{(P_t - P_a) \cdot R_t \cdot T_t}{(P_b - P_a) \cdot R_b \cdot T_b}}$$

L : 原子炉格納容器漏えい率

L<sub>0</sub> : 設計漏えい率

P<sub>t</sub> : 原子炉格納容器内圧力

P<sub>a</sub> : 原子炉格納容器外圧力

P<sub>b</sub> : 原子炉格納容器設計圧力

R<sub>t</sub> : 事故時の気体定数

$R_b$  : 空気の気体定数

$T_t$  : 原子炉格納容器内温度

$T_b$  : 原子炉格納容器設計温度

### 2.1.3 水素濃度制御設備の設計仕様

水素濃度制御設備の設計方針に基づき設定したP A Rの設計仕様を第

2.1.3-1表に示す。

第2.1.3-1表 P A R設計仕様

項 目	仕 様
水素処理容量	0.50kg/h (1基当たり)
設置基数	24基
設置箇所	原子炉建屋原子炉棟6階 (オペレーティングフロア)

#### (1) 水素処理容量について

P A Rの水素処理容量は、以下の基本性能評価式で表される。

$$DR = A \times \left( \frac{C_{H_2}}{100} \right)^{1.307} \times \frac{P}{T} \times 3600 \times SF \cdots \cdots \text{式 (2.1)}$$

D R : 水素処理容量 [kg/h/基]

A : 定数 [ ]

C<sub>H<sub>2</sub></sub> : P A R入口水素濃度 [vol%]

P : 圧力 [10<sup>5</sup>Pa]

T : 温度 [K]

S F : スケールファクタ [-]

式 (2.1) は、メーカーによる開発試験を通じて、温度、圧力、水素濃度等の雰囲気条件をパラメータとした水素処理容量の相関式であり、水素処理容量は、単位時間当たりP A R内部を通過し、酸素と再結合し水蒸気になる水素の重量を示している。

スケールファクタは、触媒カートリッジの寸法及び間隔を開発当時と同

じとすることを前提とし、開発試験時に使用された触媒カートリッジ枚数（88枚）に対して実機で使用するPARの触媒カートリッジ枚数の比として設定されている。東海第二発電所で使用するPARの触媒カートリッジ枚数は、22枚であり、スケールファクタは、 $22/88 (=0.25)$  となる（別紙1）。

これらに第2.1.3-2表の条件を設定し、PAR1基当たりの水素処理容量は、 $0.50\text{kg/h/基}$ （水素濃度4vol%，大気圧， $100^\circ\text{C}$ ）とする。

第2.1.3-2表 水素処理容量設定根拠

項目	設定根拠
水素濃度 $C_{\text{H}_2}$	水素の可燃限界濃度4vol%未満に低減するため、4vol%とする。
圧力 P	重大事故等時の原子炉建屋原子炉棟の圧力は、原子炉格納容器からのガスの漏えいにより大気圧より僅かに高くなると考えられるが、保守的に大気圧（101,325Pa）とする。
温度 T	保守的に $100^\circ\text{C}$ （373.15K）とする。

(2) PAR設置基数

PARの実機設計においては、PARの設置環境を踏まえ、式（2.1）に反応阻害物質ファクタ（ $F_i$ ）を乗じた式（2.2）を用いる。

反応阻害物質ファクタとは、重大事故等時に原子炉格納容器内に存在するガス状よう素によるPARの性能低下を考慮したものであり、東海第二発電所の実機設計における水素処理容量は、PARの水素処理容量（ $0.50\text{kg/h/基}$ ）に0.5を乗じた $0.25\text{kg/h/基}$ とする（別紙2）。

$$DR = A \times \left( \frac{C_{\text{H}_2}}{100} \right)^{1.307} \times \frac{P}{T} \times 3600 \times SF \times F_i \cdots \cdots \text{式 (2.2)}$$

DR : 水素処理容量 [kg/h/基]

- A : 定数
- $C_{H_2}$  : P A R 入口水素濃度 [vol%]
- P : 圧力 [ $10^5$ Pa]
- T : 温度 [K]
- S F : スケールファクタ [=0.25]
- $F_i$  : 反応阻害物質ファクタ [=0.5]

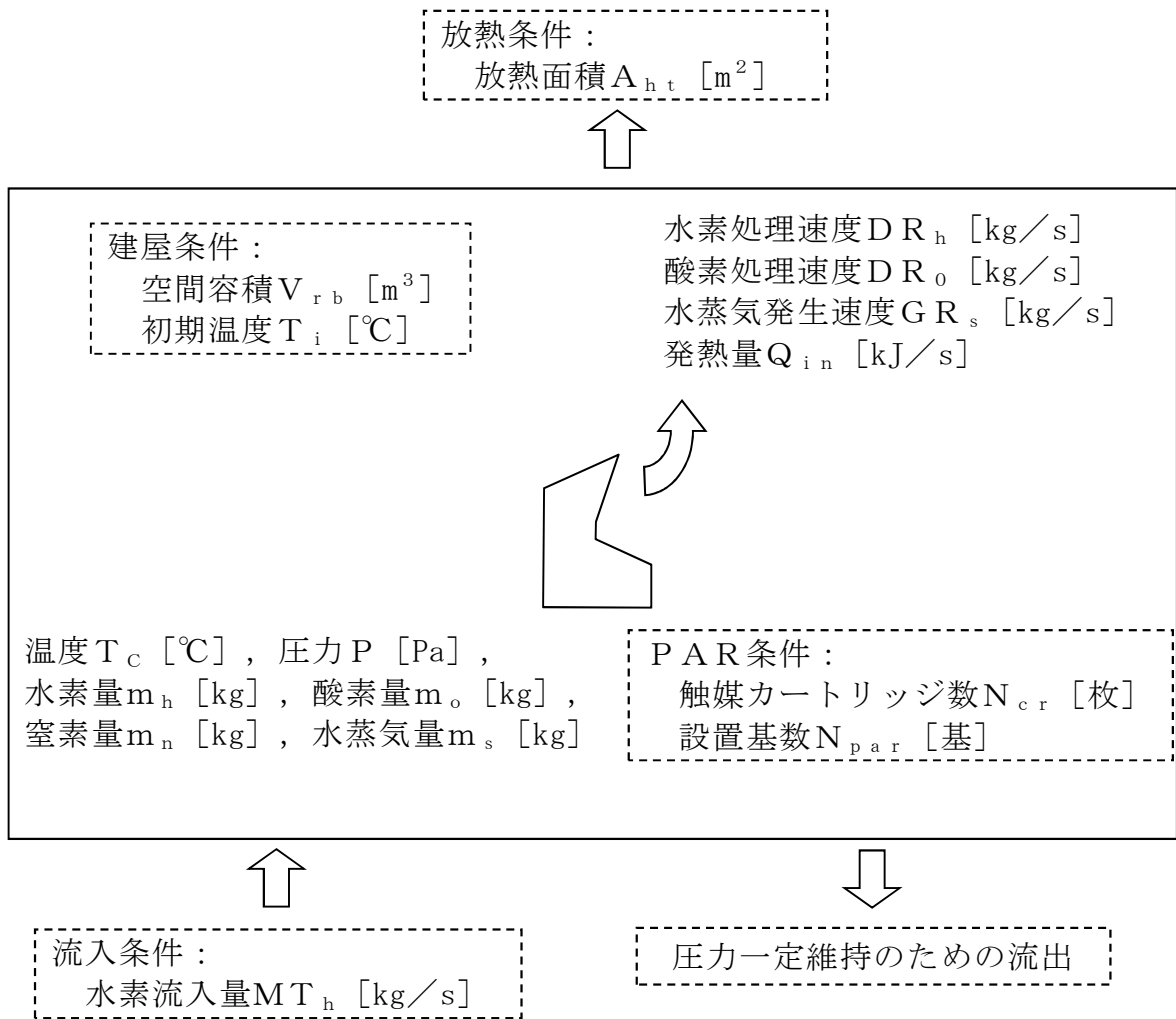
これに第2.1.2-1表で設定したP A R設計条件を踏まえ、P A Rを24基設置する。

$$\begin{aligned}
 \text{P A R 必要基数} &= \text{水素発生量} \times \text{原子炉格納容器漏えい率} / 24 \text{ [h/} \\
 &\quad \text{day]} / \text{設計水素処理容量} \\
 &= 1400 \text{ [kg]} \times 10 \text{ [%/day]} / 24 \text{ [h/day]} / 0.25 \\
 &\quad \text{[kg/h/基]} \\
 &= 23.3 \text{ [基]}
 \end{aligned}$$

また、P A Rの設計方針として原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度が可燃限界未満になるようにP A Rを設置することから、上記で設定したP A R設置基数に対して評価を行った。

#### ① 評価方法

原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした水素は、比重の関係により原子炉建屋原子炉棟6階まで上昇し、原子炉建屋原子炉棟6階に滞留することが予想されるため、原子炉建屋原子炉棟6階に対して評価を実施する。なお、評価に用いるモデルは、第2.1.3-1図のとおりである。評価対象の空間内は、均一に混合するものとして質量及びエネルギーバランスにより、水素濃度及び温度の時間変化を評価する。



第 2.1.3-1 図 評価モデル

② 評価条件

- ・機能が要求される状態

重大事故等時で炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器破損を防止するための重大事故等対処設備により、炉心損傷後であっても原子炉格納容器の健全性を維持するための措置を講じている。したがって、原子炉格納容器の健全性が維持されることにより、原子炉建屋原子炉棟への気体の漏えい率は、原子炉格納容器設計漏えい率 (0.5%/day) に維持されることになる。しかしながら、本設備の機能が要求される状態としては、重大事故等時で不測の事態を

考慮し、原子炉格納容器設計漏えい率を大きく上回る原子炉格納容器漏えい率（10%/day）の状態の水素が原子炉建屋原子炉棟へ漏えいする事象を想定する。

・水素低減性能に関する評価条件

P A Rについては、以下の条件で評価する。

- ・水素処理容量：0.5kg/h/（1基当たり）
- ・基数：24

本評価に使用するその他の条件を第2.1.3-3表に示す。

第2.1.3-3表 評価条件

分類	項目	単位	条件
原子炉格納容器条件	原子炉格納容器容積 想定格納容器漏えい率	m <sup>3</sup> %/day	9,800 10
原子炉格納容器内雰囲気条件	圧力 温度 水素濃度 酸素濃度 窒素濃度 水蒸気濃度	kPa [gage] °C vol% vol% vol% vol%	620 (2Pd) 200 39 0 21 40
建屋条件	空間容積（原子炉建屋原子炉棟6階） 初期温度 初期圧力（大気圧） 初期酸素濃度 初期窒素濃度 初期水蒸気濃度	m <sup>3</sup> °C kPa [gage] vol% vol% vol%	29,800 40 0 19.47 73.24 7.29
放熱条件	外気温 放熱面積 熱通過率	°C m <sup>2</sup> W/m <sup>2</sup> /K	40 5,000 6
P A R条件	起動水素濃度 起動酸素濃度 反応阻害物質ファクタ	vol% vol% —	1.5 2.5 0.5

③ 評価結果

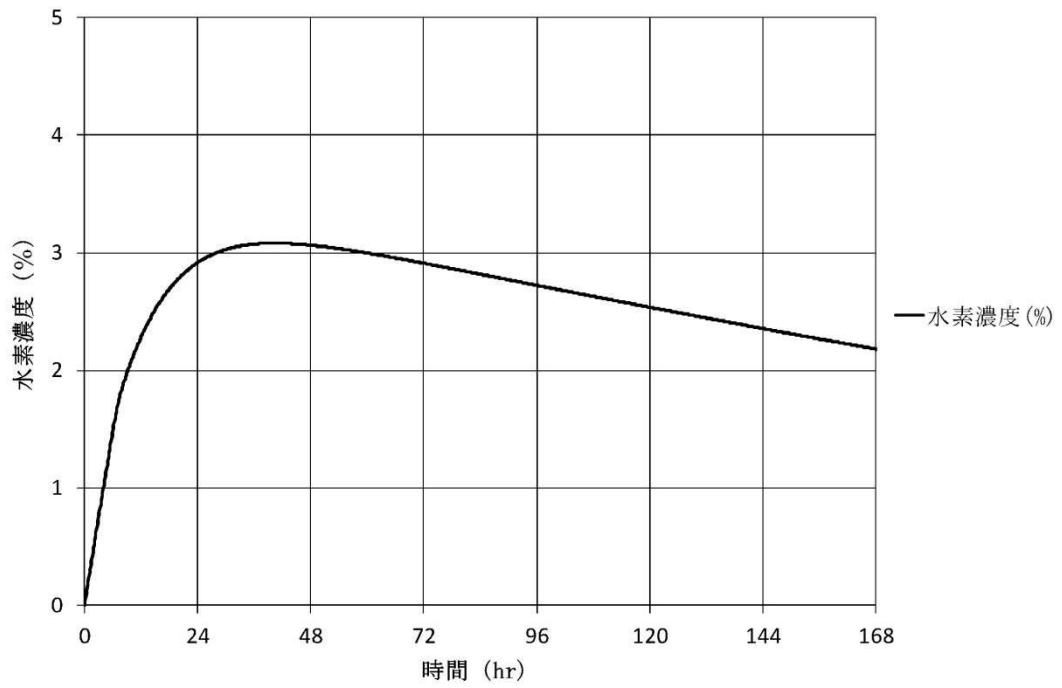
原子炉建屋原子炉棟6階の水素濃度の時間変化を第2.1.3-2図に、原子炉建屋原子炉棟6階の雰囲気温度の時間変化を第2.1.3-3図に、原子

炉建屋原子炉棟6階からのガスの流出量の時間変化を第2.1.3-4図に示す。

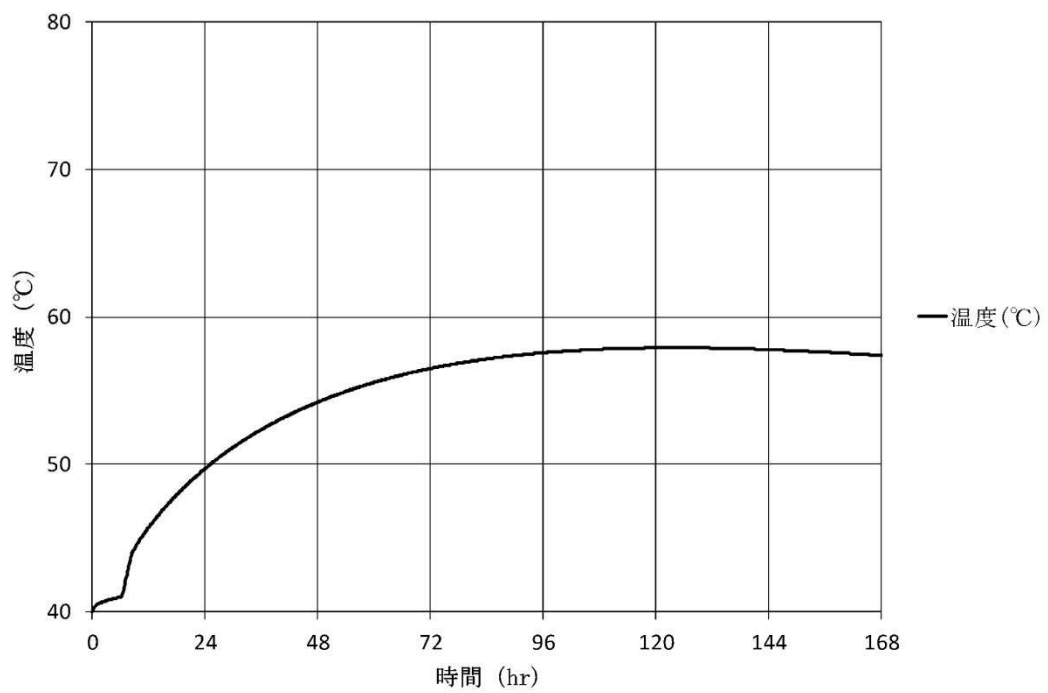
原子炉建屋原子炉棟6階の雰囲気温度は、原子炉格納容器からのガスの漏えいにより上昇するが、外気への放熱とのバランスにより、一時的に約41℃の一定値に近づく。原子炉建屋原子炉棟6階の水素濃度は、原子炉格納容器から漏えいする水素により上昇するが、約6.3時間後に1.5vol%に到達すると、PARによる水素の再結合処理が開始し、水素の再結合による発熱で雰囲気温度が更に上昇する。原子炉建屋原子炉棟6階からのガス流出量は、雰囲気温度の上昇率に応じて膨張した気体分だけ増加するが、雰囲気温度が一定値に近づくにつれて、原子炉格納容器からのガスの漏えい量である約0.05kg/sに近づく結果となる。雰囲気温度は、原子炉格納容器からの漏えいエネルギー、水素の再結合による発熱及び外気への放熱量のバランスにより、最終的に約58℃の一定値に近づく。一方、雰囲気の水素濃度は、原子炉格納容器からの水素の漏えい量、水素の再結合処理量及び原子炉建屋原子炉棟6階からの水素の流出量のバランスにより、最大値3.1vol%となった後、減少に転じる結果となっている。

以上より、PAR24基の設置により、本評価条件において、原子炉建屋原子炉棟6階の水素濃度を可燃限界である4vol%未満に低減でき、原子炉建屋原子炉棟の水素爆発を防止することができる。

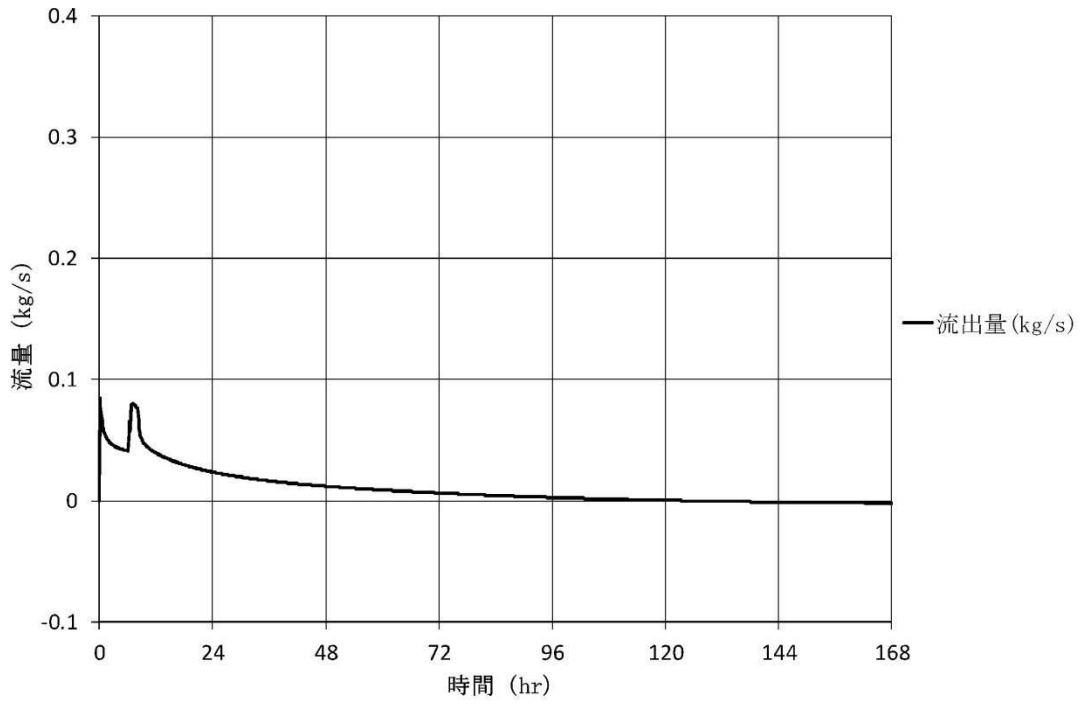




第2.1.3-2図 原子炉建屋原子炉棟6階の水素濃度の時間変化



第2.1.3-3図 原子炉建屋原子炉棟6階の雰囲気温度の時間変化



第2.1.3-4図 原子炉建屋原子炉棟6階からのガス流出量の時間変化

### (3) P A R 設置箇所

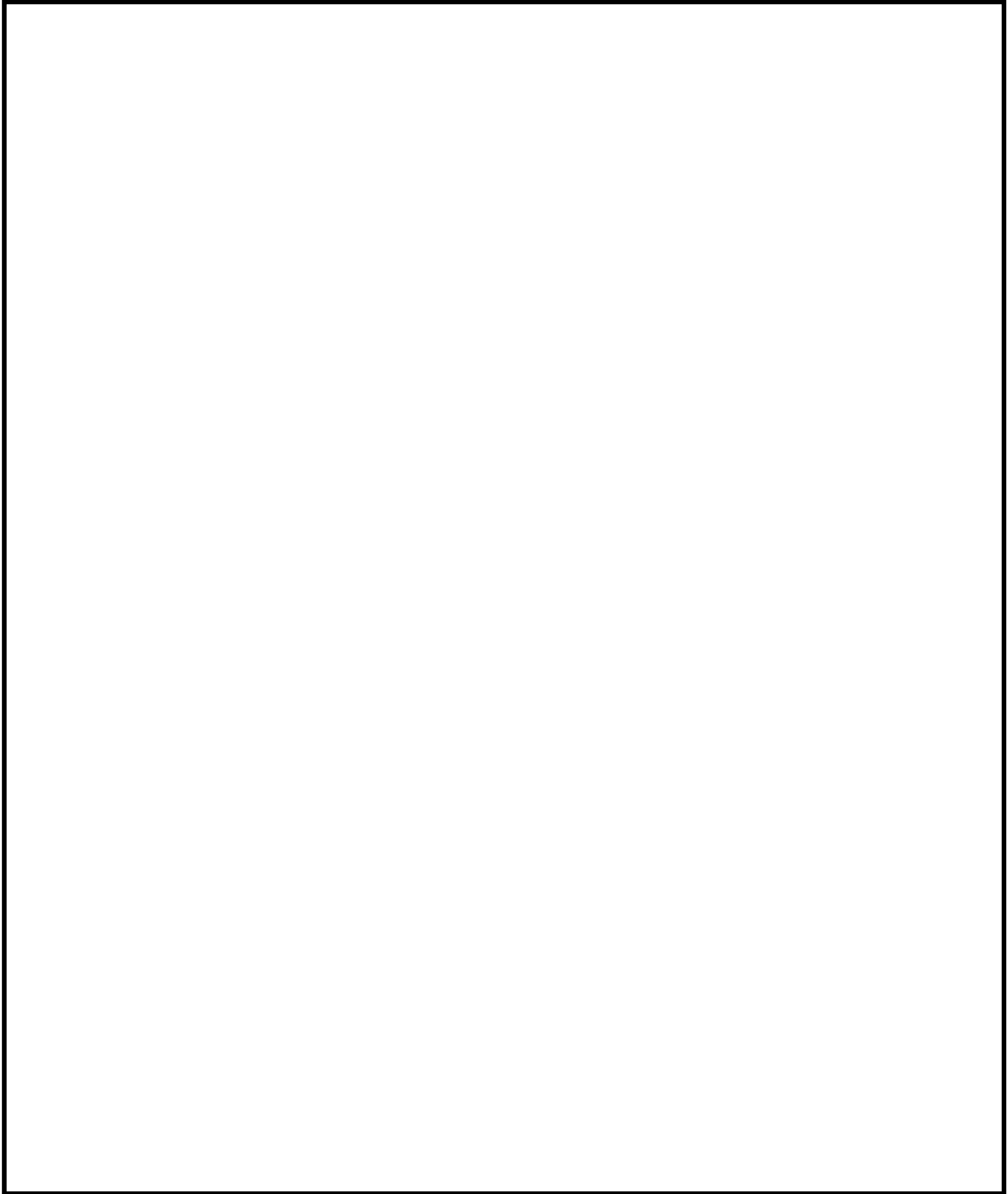
炉心の著しい損傷が発生し、原子炉格納容器内に水素が蓄積した状態では、原子炉格納容器のフランジ部等を通じて水素が原子炉建屋原子炉棟内に漏えいする可能性がある。原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした水素は、比重の関係で原子炉建屋原子炉棟6階まで上昇し、原子炉建屋原子炉棟6階に滞留することが予想される。

P A R は、水素が最も蓄積されると想定される原子炉建屋原子炉棟6階に設置する。P A R 概略配置図を第2.1.3-5図に、P A R 設置概要図を第2.1.3-6図に示す。

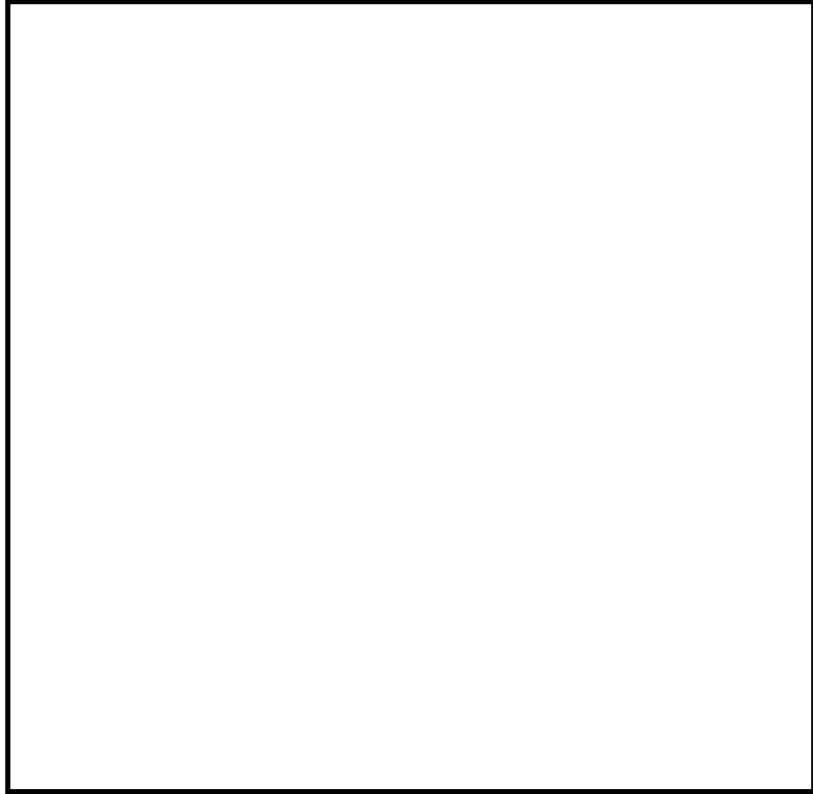
なお、P A R の動作状況を監視することができるように、2基のP A R に温度計を設置する（別紙3）。

#### 【考慮事項】

- ・耐震性確保のため、支持構造物に十分な強度を持って固定できる箇所に設置する。
- ・十分に性能を発揮できるように、P A R の給排気に十分な空間を確保できる箇所に設置する。
- ・結合反応時に発生する熱の影響により、P A R の周囲に安全機能を損なう設備がないことを確認する。
- ・定期検査等において、通行や点検作業の支障とならないように、壁面、隣接するP A R 及び周辺機器と適切な離隔距離を確保した箇所に設置する。



第2.1.3-5図 P A R 概略設置図



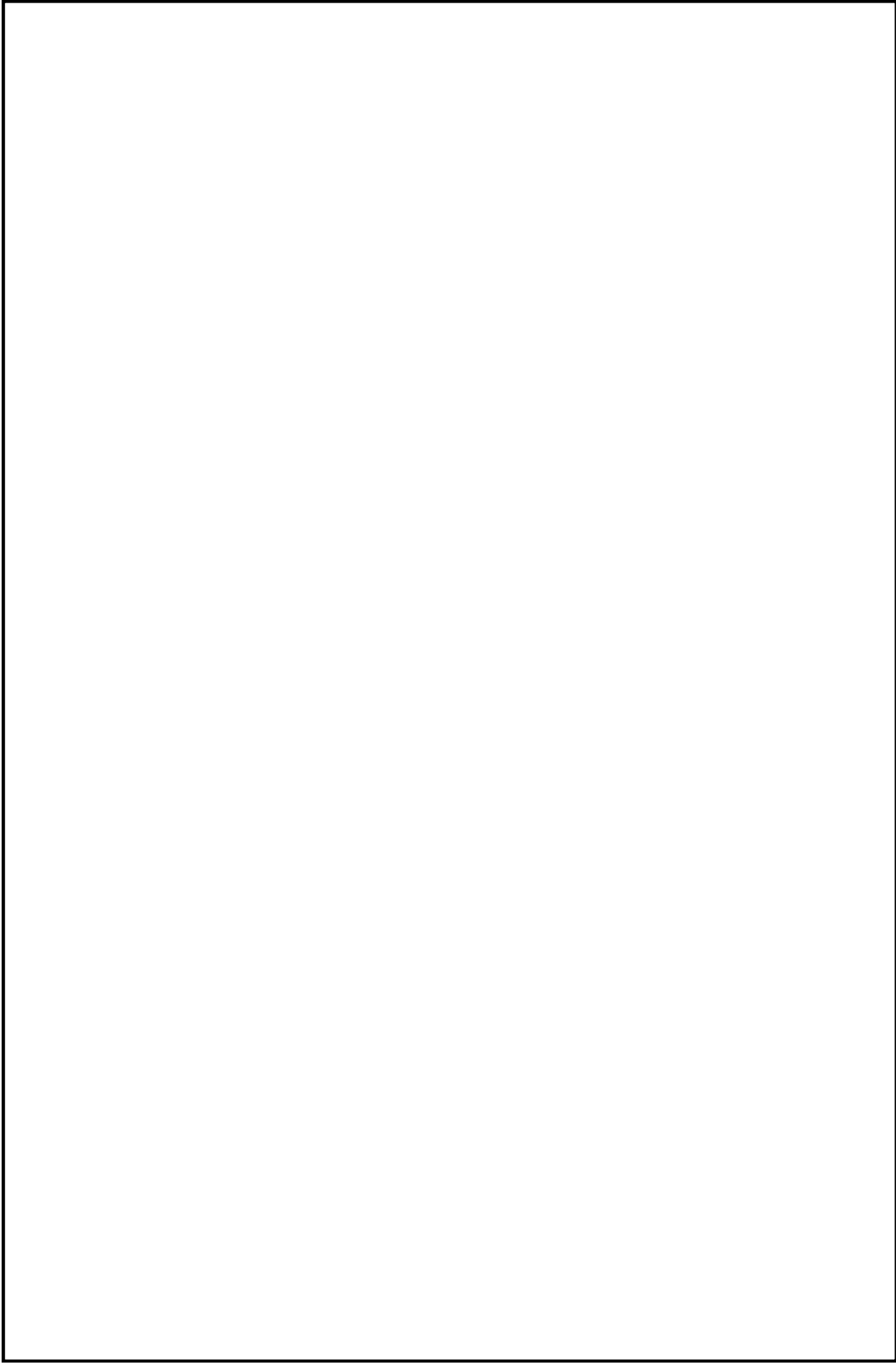
第2.1.3-6図 P A R設置概要図

#### (4) P A R 設置の設計フロー

P A R 設置を検討する際には、設置基数を設定し、現場取付作業性を考慮して設置位置を設定するが、最終的には設定した配置で水素処理効果を評価し、空間水素濃度に偏りが無いこと及び可燃限界未満となることを確認する。確認の結果、性能要求を満足できない場合には、P A R の配置変更及び設置基数の再検討を行い、再度水素処理効果を評価して設計の妥当性を確認する。P A R 設置の設計フローを第2.1.3-7図に示す。

第2.1.3-7図に示す「P A R 設置基数・配置決定」は、「2.1.3(2) P A R 設置基数」に示すとおり、原子炉建屋原子炉棟6階が可燃限界未満になるP A R 必要基数を決定し、「2.1.3(3) P A R 設置箇所」に示すとおり、P A R による気流の攪拌効果及び施工性を踏まえて配置を決定する。しかしながら、この時点では原子炉建屋原子炉棟6階を1点のモデルとした簡易評価結果による設置基数及び配置の決定であるため、仮決定の位置付けとなる。この仮決定結果をインプット条件とし、流動解析により「空間水素濃度に偏りは無いか？」及び「空間水素／酸素濃度は可燃限界未満を維持できるか？」を確認し、「P A R 設置基数・配置決定」の仮決定結果が妥当であるかを示し、最終決定する設計フローとする。設置位置の妥当性については、「2.1.4 原子炉建屋原子炉棟の水素挙動」でP A R の設置位置をモデル化した解析に示す。

これらの検討の結果、P A R は、第2.1.3-5図及び第2.1.3-6図に示すとおりに設置する。



第2.1.3-7図 PAR設置の設計フロー

#### 2.1.4 原子炉建屋原子炉棟の水素挙動

P A Rの効果について、G O T H I Cコードによる解析により原子炉建屋原子炉棟の水素挙動を確認する。

また、東海第二発電所では炉心損傷を判断した場合、中央制御室での被ばく線量低減の観点から原子炉建屋ガス処理系（以下「F R V S / S G T S」という。）の効果に期待することとしており、より現実的な解析条件としてF R V S / S G T Sが起動している場合の水素挙動を確認する。

解析条件を第2.1.4-1表から第2.1.4-4表に、原子炉建屋原子炉棟の解析モデルを第2.1.4-1図及び第2.1.4-2図に、解析モデルにおける原子炉建屋原子炉棟6階のP A Rの配置を第2.1.4-3図に示す。

P A Rを設置している6階においては、132個のサブボリュームに分割し、設置位置に該当する各ボリュームにP A Rを模擬したモデルを設定している。

大物搬入口及び各階段領域については、自然対流を模擬するため幾つかのサブボリュームに分割している。





第 2.1.4-1 表 P A R の解析条件

No.	項 目	説 明	入力値
1	P A R の性能 (NIS 製 PAR-22) (1) 水素処理容量 DR  (2) 反応阻害物質 ファクタ $F_{inhibi}$  (3) 低酸素ファク タ $F_{lowO_2}$  (4) 起動水素濃度 $C_{H2on}$  (5) 起動酸素濃度 $C_{O2on}$  (6) 起動遅れ	$DR = A \cdot \left( \frac{C_{H_2}}{100} \right)^{1.307} \times \frac{P}{T} \times 3600 \times SF$ <p>DR : 水素処理容量 (kg/h/基)                      A : 定数 13.748 (m<sup>3</sup>/h)                      C<sub>H2</sub> : 水素濃度 (vol%)                      P : 圧力 (10<sup>5</sup>Pa)                      T : 温度 (K)                      SF : スケールファクタ</p> <p>製造上の性能のばらつき、プラント通常運転中及び事故時の劣化余裕を考慮する。</p> <p>低酸素ファクタは、以下のとおりとする。ただし、1 以上の場合は全て 1 とし、0 未満の場合は全て 0 とする。</p> $F_{lowO_2} = 0.7421 \left( \frac{C_{O_2}}{C_{H_2}} \right)^3 - 0.6090 \left( \frac{C_{O_2}}{C_{H_2}} \right)^2 + 0.7046 \left( \frac{C_{O_2}}{C_{H_2}} \right) - 0.026$ <p>C<sub>O2</sub> : 酸素濃度 (vol%)</p> <p>国内試験で起動が確認されている範囲に余裕を見た値</p> <p>同上</p> <p>考慮しない。</p>	—  0.5 (事故初期より一定)  —  1.5vol%  2.5vol%  —
2	P A R 基数	実際の設置基数	24 基
3	P A R 設置位置	第 2.1.4-3 図参照	—

第 2.1.4-2 表 マルチノードモデルの解析条件 (1/2)

No	項目	入力値	備考
1	原子炉建屋原子炉棟の条件  (1) 圧力(初期条件)  (2) 温度(初期条件)  (3) 組成(初期条件)  (4) 空間容積(固定)  (5) 開口面積(固定)	大気圧  40℃  相対湿度 100%の空気  6 階:22,330m <sup>3</sup> 5 階(西側):2,070m <sup>3</sup> 5 階(東側):2,490m <sup>3</sup> 4 階(西側):2,410m <sup>3</sup> 4 階(東側):3,660m <sup>3</sup> 3 階(西側):2,610m <sup>3</sup> 3 階(東側):2,970m <sup>3</sup> 2 階(西側):1,260m <sup>3</sup> 2 階(東側):2,130m <sup>3</sup> 1 階(西側):1,510m <sup>3</sup> 1 階(東側):1,480m <sup>3</sup> 地下 1 階(西側):1,560m <sup>3</sup> 地下 1 階(東側):1,500m <sup>3</sup> 地下 2 階(西側):1,210m <sup>3</sup> 地下 2 階(北東側):390m <sup>3</sup> 地下 2 階(南東側):380m <sup>3</sup>  第 2.1.4-3 表参照	6 階中心高さにおける圧力を 101.325kPa とし、他階は 6 階中心高さより空気の水頭差を考慮した値とする。  想定される高めの温度として設定  同上  入力値は、容積×0.7 とする。(躯体分、機器配管分を差し引いた値)  垂直方向の開口として模擬する箇所は、大物搬入口及び各階段とする。
2	圧力境界条件 (外部・外気への漏えい) (1) 圧力(固定)  (2) 温度(固定)  (3) 酸素濃度(固定)  (4) 窒素濃度(固定)	101.325kPa  40℃  21vol%  79vol%	大気圧  想定される高めの温度として設定  乾燥空気の組成  同上
3	流出条件(外部への漏えい) (1) 位置	6 階	

第 2.1.4-2 表 マルチノードモデルの解析条件 (2/2)

No.	項目	入力値	備考
4	放熱条件		
	(1) 内壁熱伝達率 (原子炉建屋燃料取替床 - 壁面)	凝縮熱伝達及び自然対流 熱伝達を考慮	GOTHICコード内のモデルを使用 ・凝縮熱伝達モデル: DLM-FM ・自然対流熱伝達モデル: 垂直平板(壁), 水平 平板(天井)
	(2) 壁厚さ(固定)	壁:  mm 天井:  mm	躯体図より算出
	(3) 壁内熱伝導率(固定)	1.5W/m/K	コンクリートの物性
	(4) 壁の比熱(固定)	1kJ/kg/K	同上
	(5) 壁の密度(固定)	2,400kg/m <sup>3</sup>	同上
	(6) 外壁熱伝達率 (壁面-外気)	6W/m <sup>2</sup> /K	建物内温度 200°C(流入気体温度), 外気温 40°C における自然対流熱伝達率を使用
	(7) 外気温(固定)	40°C	同上
	(8) 放熱面積(固定)	東西壁: 1,579.4m <sup>2</sup> 南北壁: 1,475.2m <sup>2</sup> 天井: 1,933.8m <sup>2</sup>	躯体図より算出

第 2.1.4-3 表 開口面積

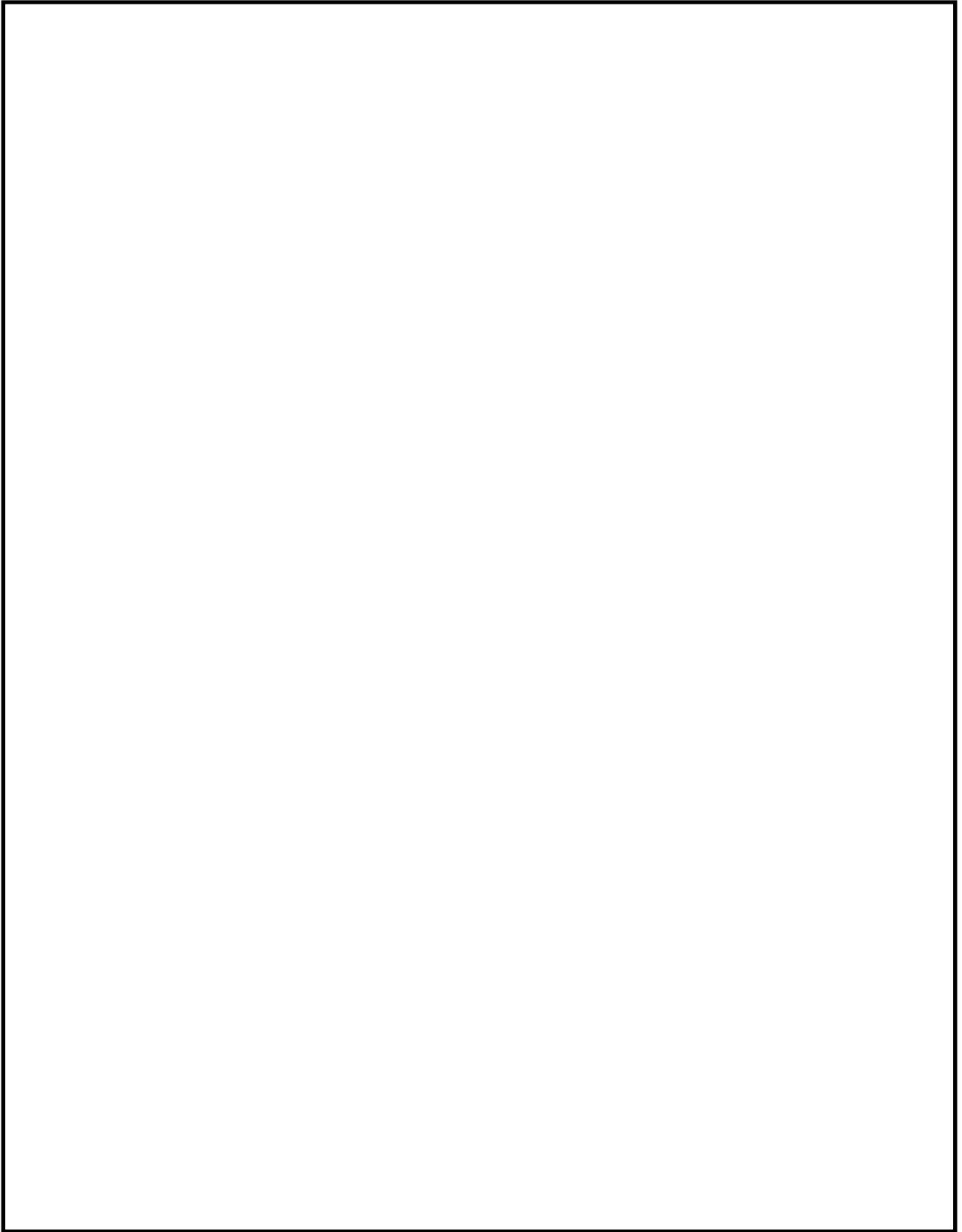
(単位: m<sup>2</sup>)

フロア	大物 搬入口	北東部 階段	北西部 階段	西部 階段	西部 階段1	北部 階段	南西部 階段	東部 階段	南部 階段
6階床									
5階床									
4階床									
3階床									
2階床									
1階床									
地下1階床									

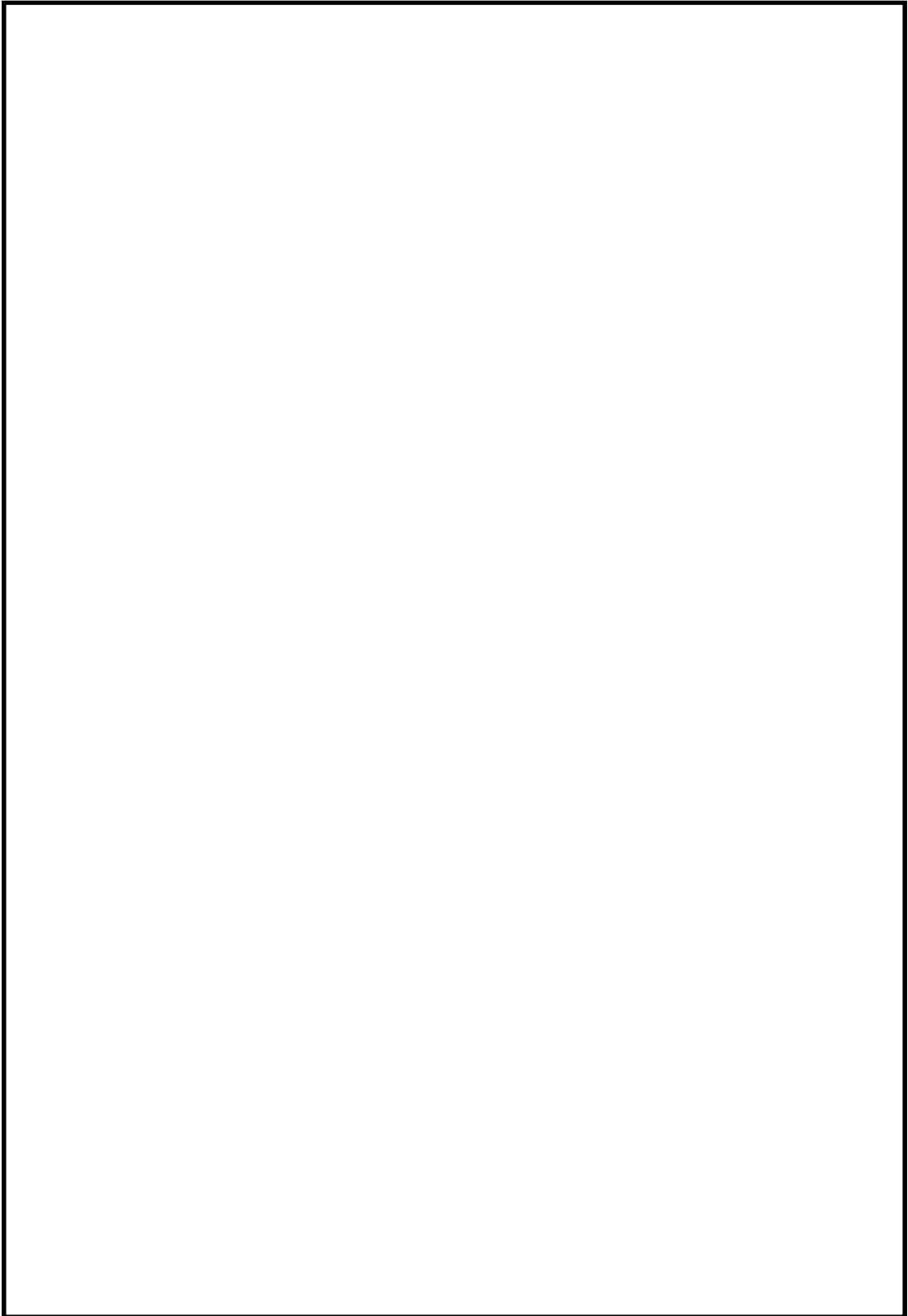
第 2.1.4-4 表 F R V S / S G T S の解析条件

フロア	F R V S 吸込み (排気) 流量 [m <sup>3</sup> /h]	F R V S 戻り (給気) 流量 [m <sup>3</sup> /h]
6階	4,250	4,765
5階 (西側)	—	497
5階 (東側)	—	315
4階 (西側)	—	664
4階 (東側)	—	1,152
3階 (西側)	—	580
3階 (東側)	4,250	493
2階 (西側)	—	1,024
2階 (東側)	4,250	935
1階 (西側)	—	261
1階 (東側)	—	261
地下1階 (西側)	—	782
地下1階 (東側)	4,250	782
地下2階 (西側)	—	445
地下2階 (北東側)	—	335
地下2階 (南東側)	—	141
合計※	17,000	13,430

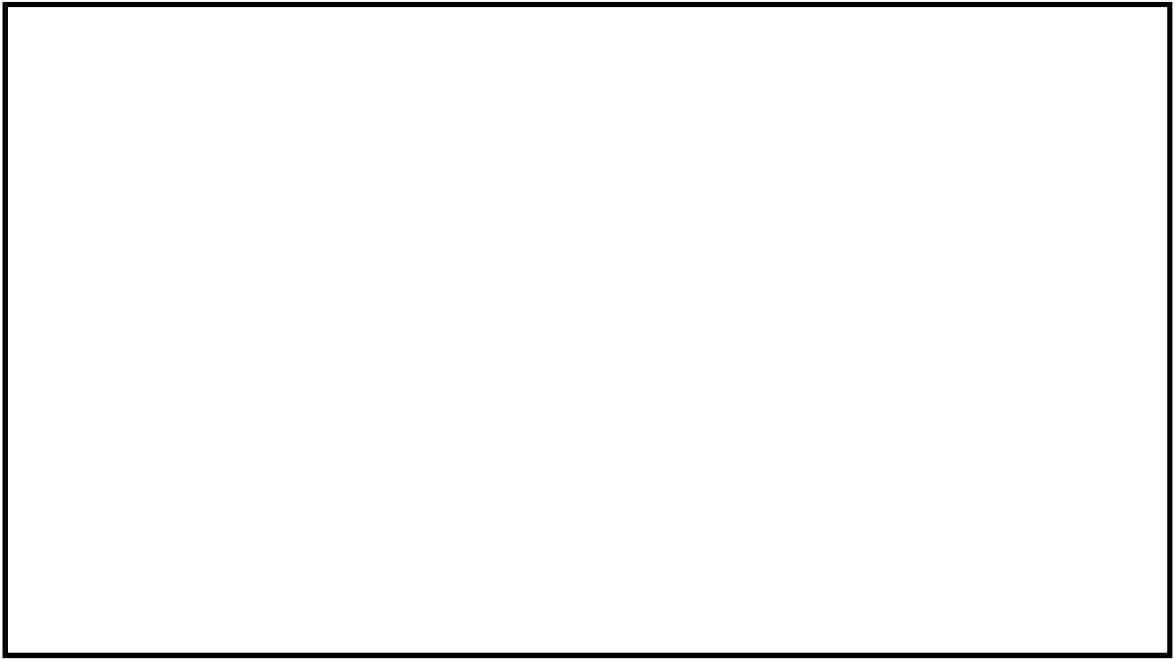
※ F R V S 吸込み流量と戻り流量の差分が S G T S 単体の定格流量  
(17,000 - 13,430 = 3,570m<sup>3</sup>/h)



第 2.1.4-1 図 G O T H I C 解析モデル ノーディング図



第 2.1.4-2 図 6 階サブボリューム分割図



第 2.1.4-3 図 P A R 設置箇所

#### 2.1.4.1 解析条件

##### (1) 原子炉格納容器漏えい条件

原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟への漏えい条件として「a. 設計条件」又は「b. 有効性評価シナリオ包絡条件」のいずれかを用いる。

##### a. 設計条件

原子炉格納容器からの漏えい条件を第 2.1.4.1-1 表に示す。原子炉格納容器ベントは、想定せず、原子炉格納容器漏えい率は、10%/day とする。漏えいするガスの組成は、原子炉格納容器漏えい率に応じて時間とともに水素及び窒素が減少し、その減少分は、水蒸気に置き換わる条件とする。漏えいするガス組成の時間変化を第 2.1.4.1-1 図に示す。

##### b. 有効性評価シナリオ包絡条件

原子炉格納容器からの漏えい条件を第 2.1.4.1-2 表に示す。漏えいするガスの圧力、温度、ガス組成（水蒸気分率、水素分率、窒素分率）は、第 2.1.4.1-2 図から第 2.1.4.1-9 図に示す「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のシナリオにおける代替循環冷却系を使用する場合及び代替循環冷却系を使用できない場合における格納容器圧力、格納容器温度及びガス濃度をそれぞれ保守側に包絡するように設定する。

漏えい量については、格納容器圧力、格納容器温度及びガス濃度から、AECの式を用いて設定する。ガス濃度については、漏えい量を多く見積もる観点から、水素以外の組成を水蒸気として取り扱う。なお、漏えい率が1.0%/dayを超過する場合は、これを包絡する1.5%/dayを設定し、1.0%/day未満である場合には、1.0%/dayを設定する。



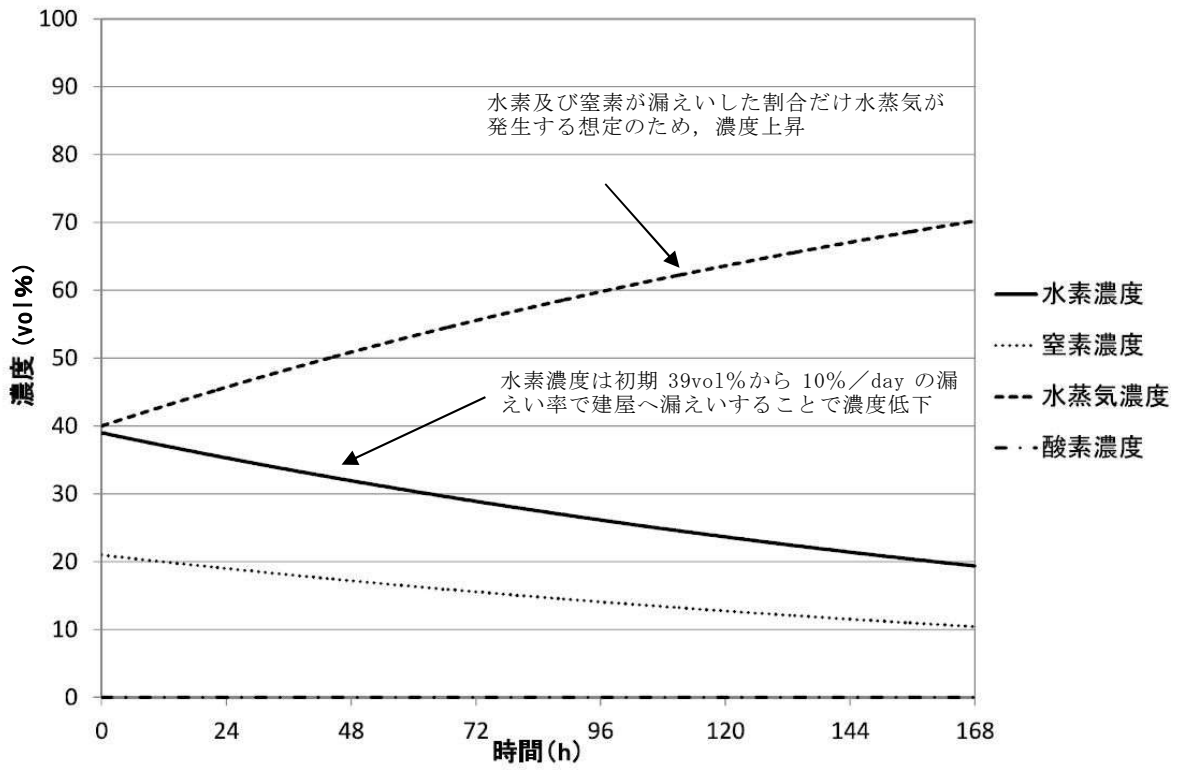
第 2.1.4.1-1 表 設計条件における漏えい条件

項目	解析条件	備考
圧力 [kPa [gage] ]	620	
温度 [°C]	200	
水素分率 [vol%]	39	原子炉格納容器漏えい率に応じて時間とともに水素及び窒素が減少し、その減少分は、全て水蒸気に置き換わる条件とする。
水蒸気分率 [vol%]	40	
窒素分率 [vol%]	21	
原子炉格納容器漏えい率 [%/day]	10	

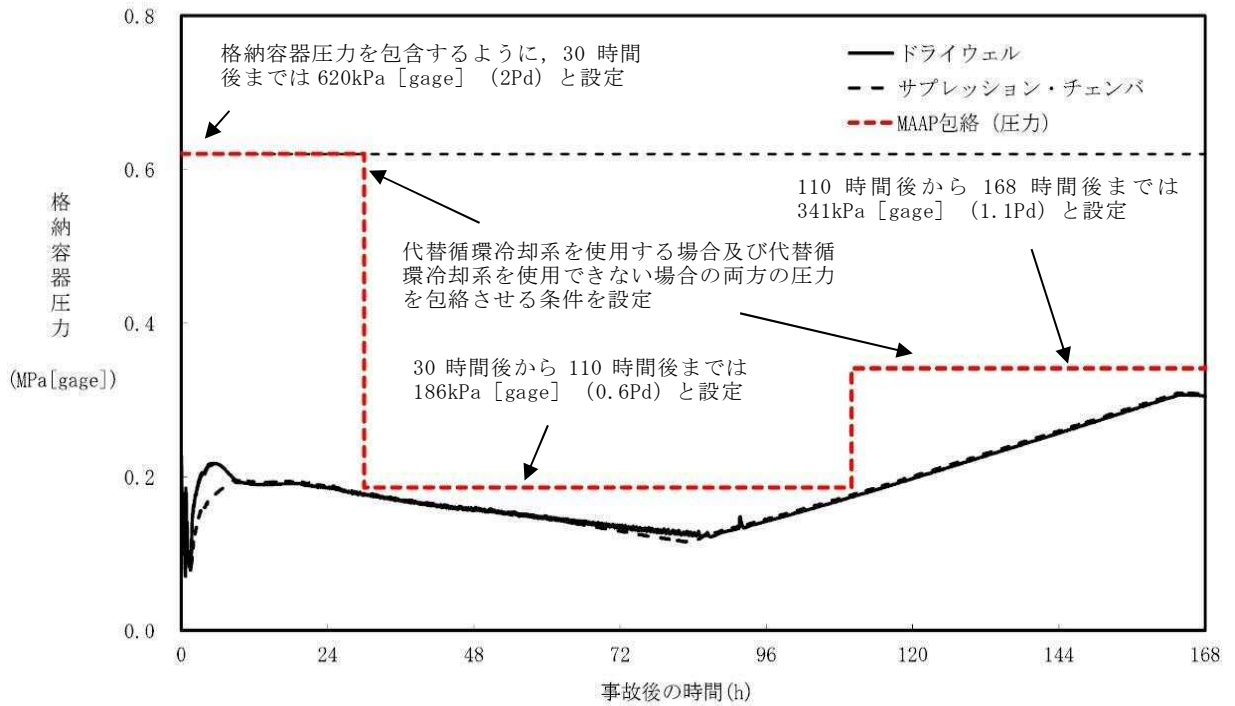
第 2.1.4.1-2 表 有効性評価シナリオ包絡条件における漏えい条件

項目	ドライウエル				サプレッション・チェンバ			
	0～ 3h	3～ 30h	30～ 110h	110～ 168h	0～ 3h	3～ 30h	30～ 110h	110～ 168h
圧力 [kPa [gage] ]	620 (2Pd)		186 (0.6Pd)	341 (1.1Pd)	620 (2Pd)		186 (0.6Pd)	341 (1.1Pd)
温度 [°C]	210	200	171		210	200	171	
水素分率 [vol%]	41	28	34	29	30		11	
水蒸気分率 [vol%]	59	72	66	71	70		89	
原子炉格納容器 漏えい率 [%/day] ※	1.5		1.0		1.5		1.0	
備考	6階及び2階の漏えい条件				地下1階の漏えい条件			

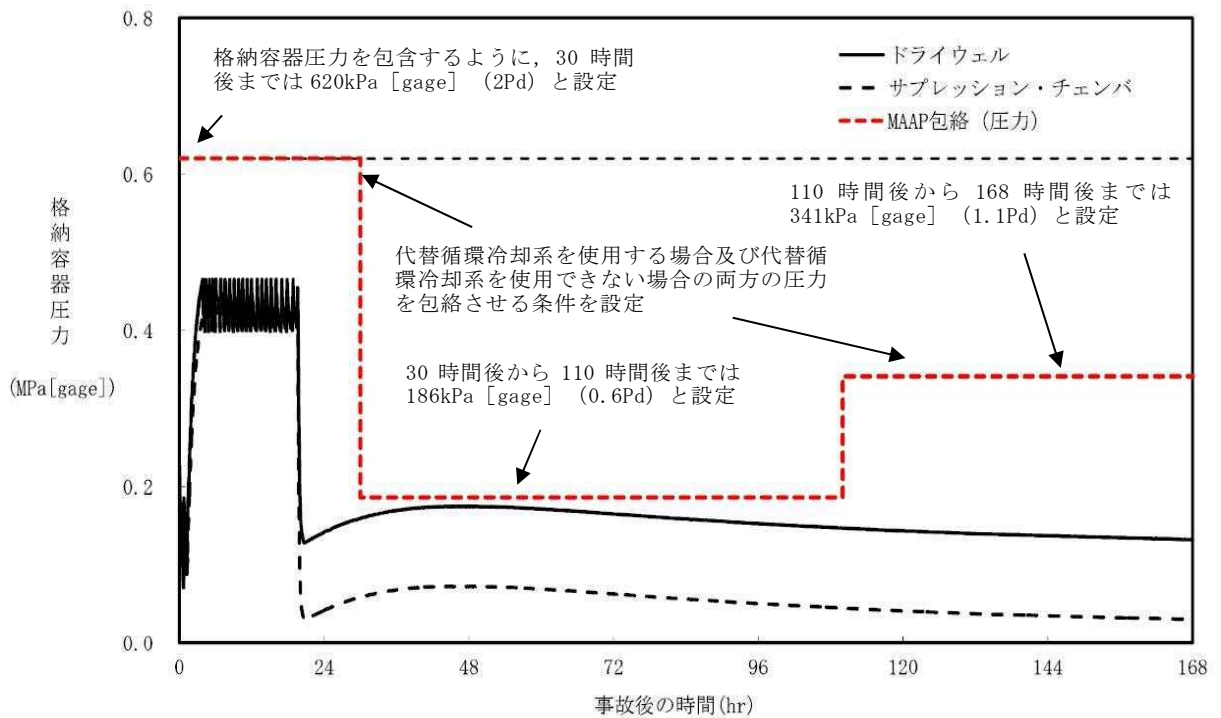
※ 漏えい率は、AECの式より算出



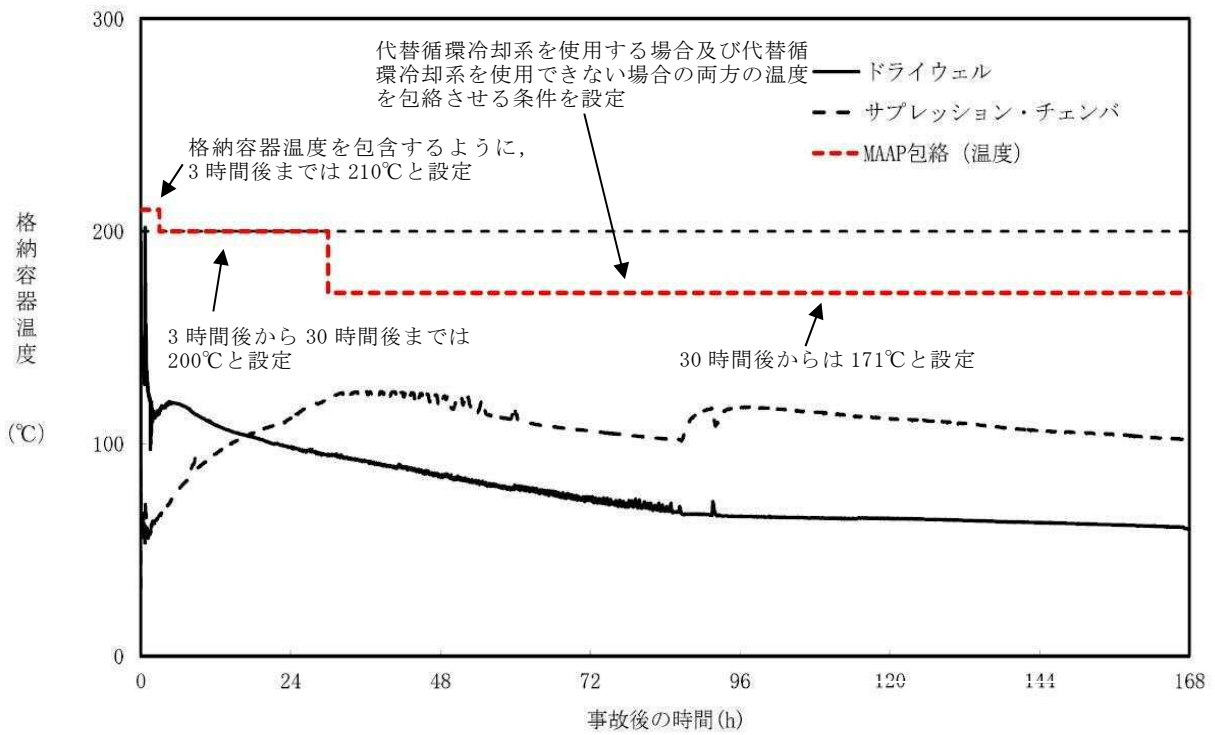
第 2.1.4.1-1 図 漏えいガス組成の時間変化 (設計条件)



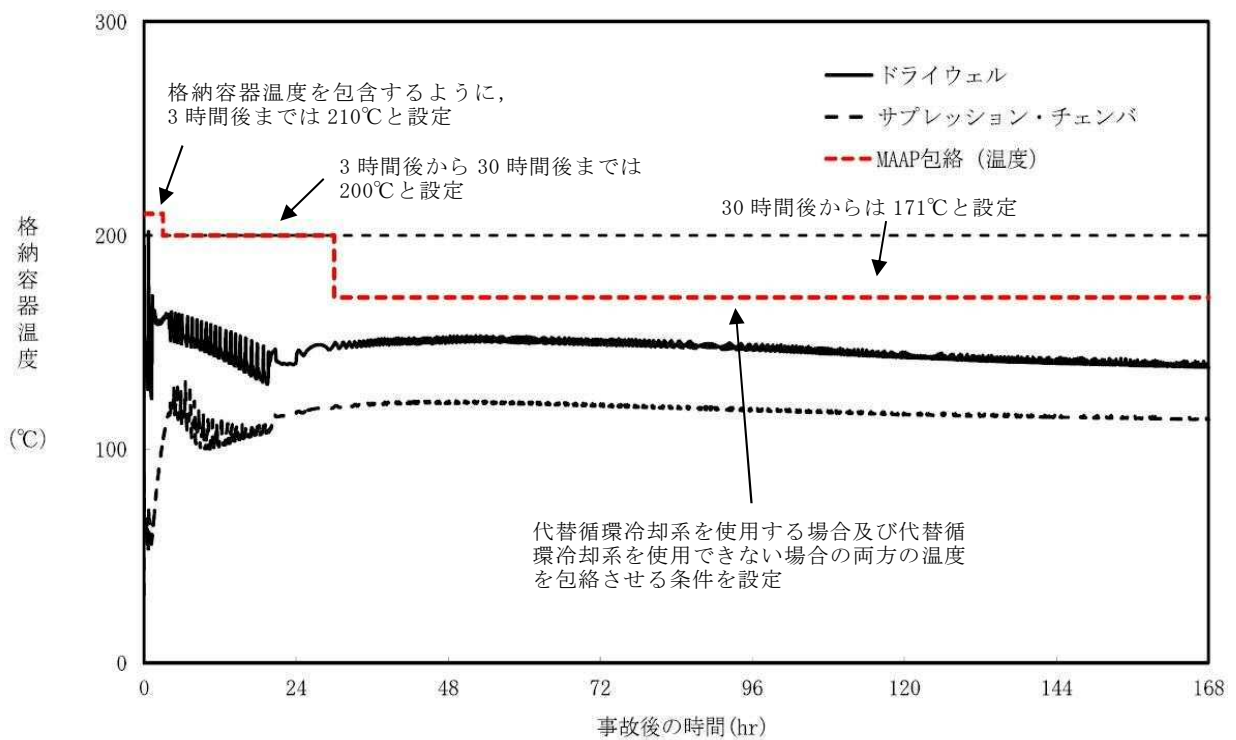
第 2.1.4.1-2 図 格納容器圧力 (有効性評価シナリオ包絡条件) (代替循環冷却系を使用する場合)



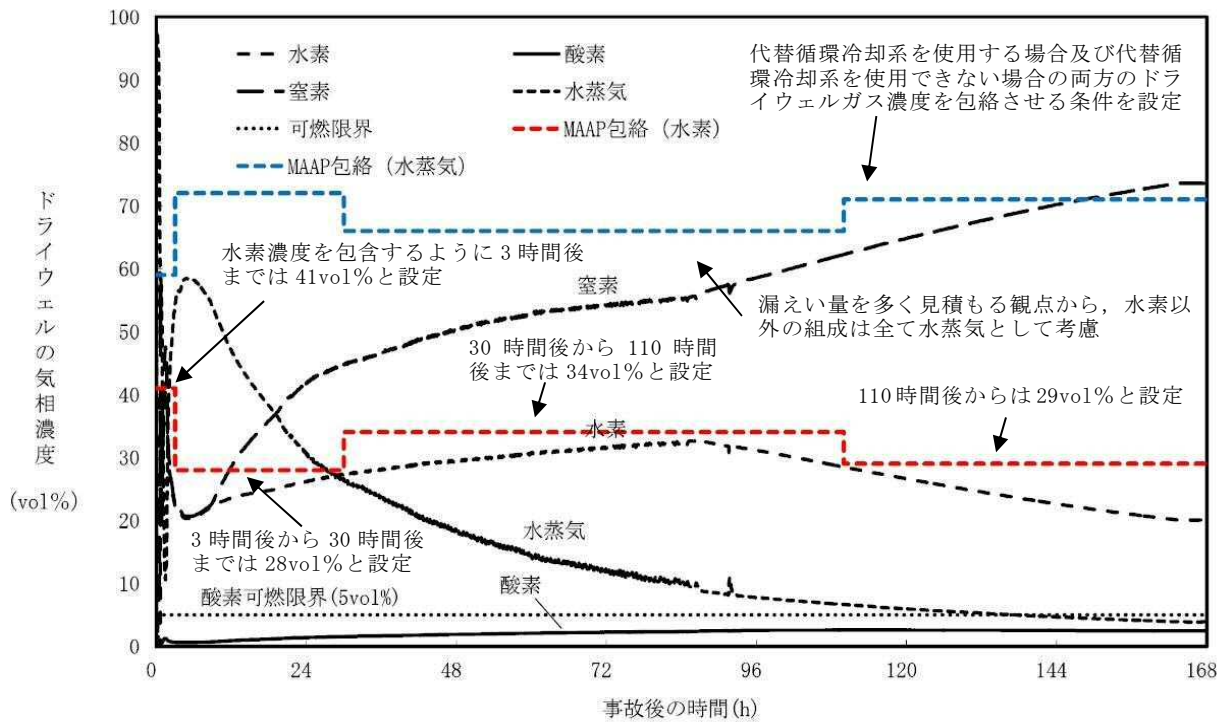
第 2.1.4.1-3 図 格納容器圧力 (有効性評価シナリオ包絡条件) (代替循環冷却系を使用できない場合)



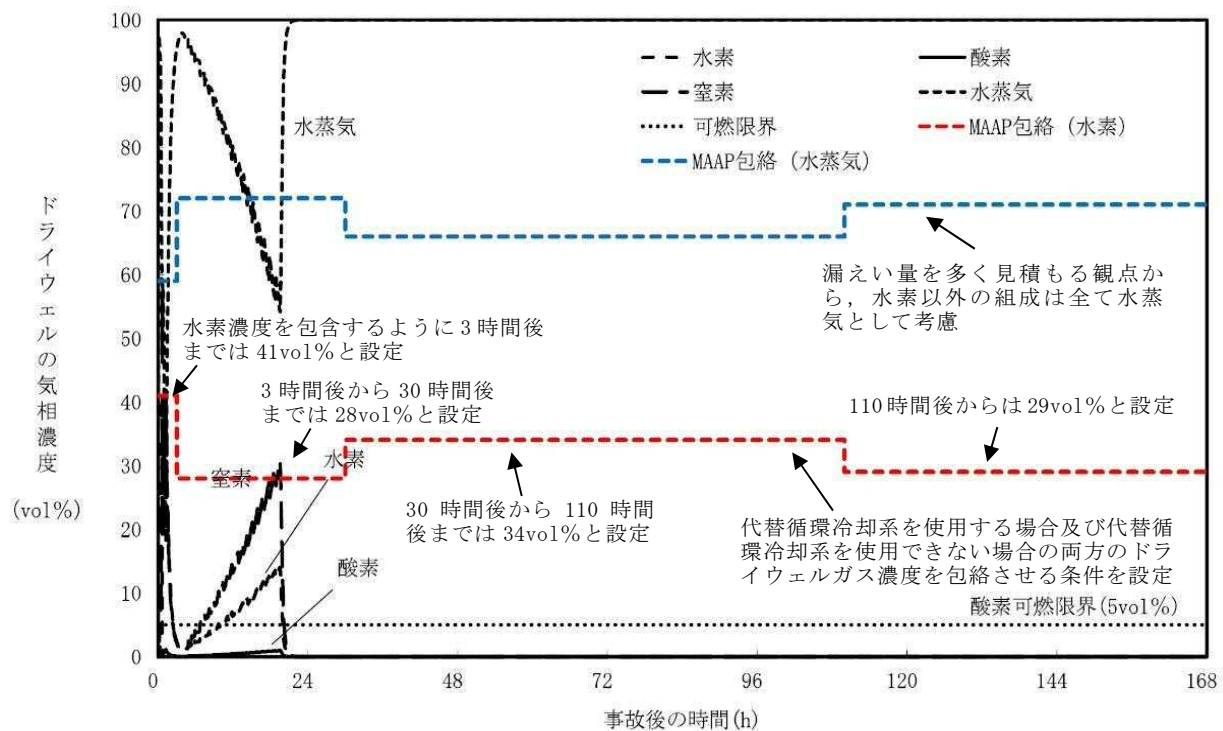
第 2.1.4.1-4 図 格納容器温度 (有効性評価シナリオ包絡条件) (代替循環冷却系を使用する場合)



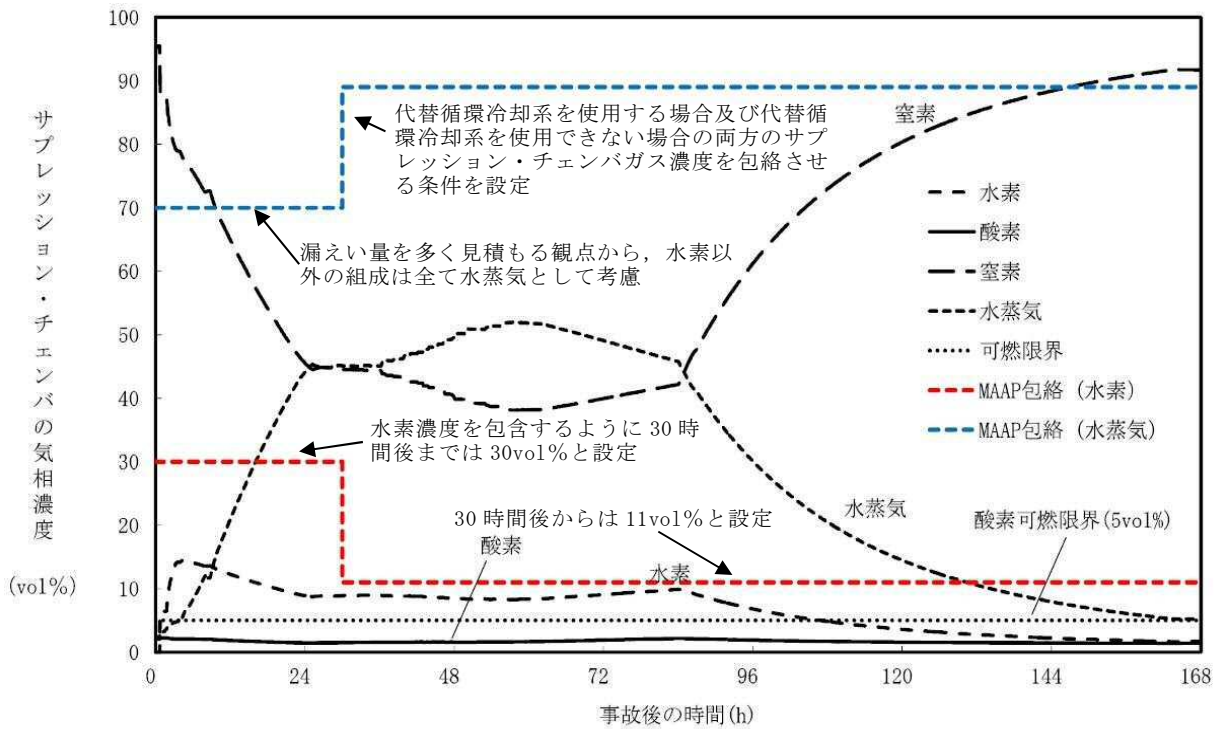
第 2.1.4.1-5 図 格納容器温度 (有効性評価シナリオ包絡条件) (代替循環冷却系を使用できない場合)



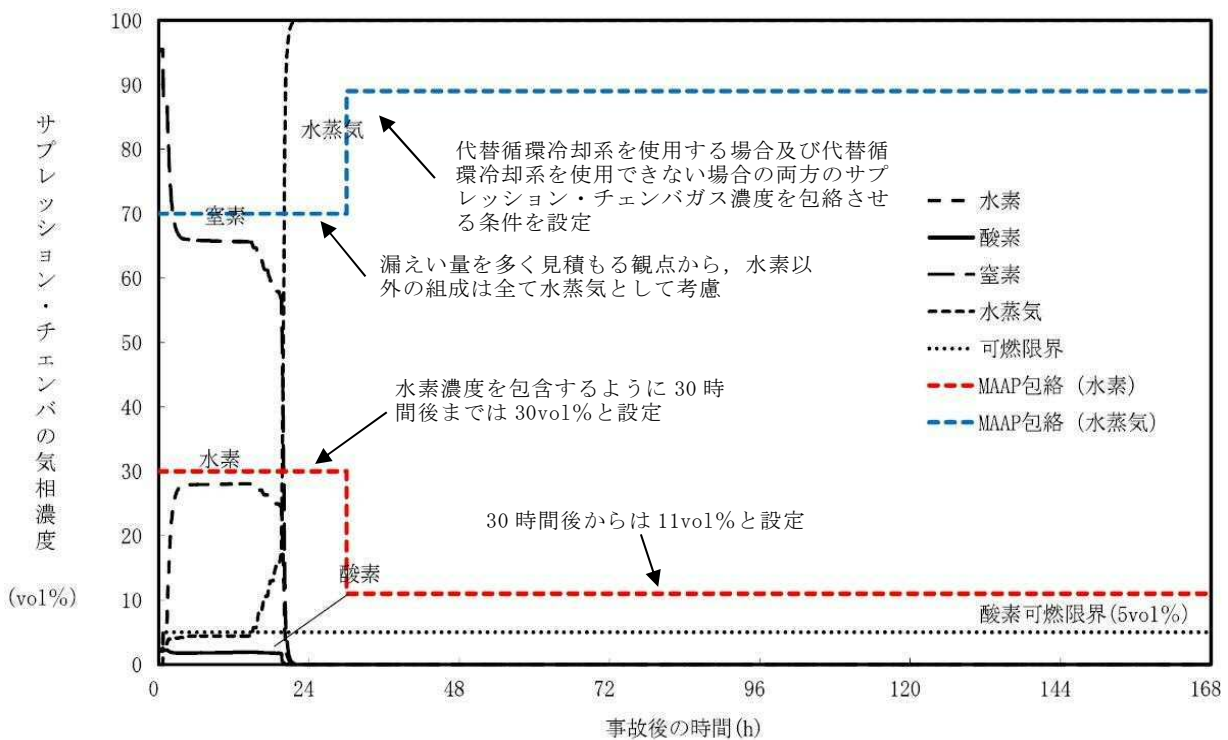
第 2. 1. 4. 1-6 図 ドライウエルガス濃度 (有効性評価シナリオ包絡条件)  
(代替循環冷却系を使用する場合)



第 2. 1. 4. 1-7 図 ドライウエルガス濃度 (有効性評価シナリオ包絡条件)  
(代替循環冷却系を使用できない場合)



第 2.1.4.1-8 図 サプレッション・チェンバガス濃度（有効性評価シナリオ包絡条件）（代替循環冷却系を使用する場合）



第 2.1.4.1-9 図 サプレッション・チェンバガス濃度（有効性評価シナリオ包絡条件）（代替循環冷却系を使用できない場合）

## (2) 漏えい箇所

漏えい箇所は、以下の原子炉格納容器トップヘッドフランジ及び原子炉格納容器ハッチ類の貫通部とする。

- ・原子炉格納容器トップヘッドフランジ（原子炉建屋原子炉棟 6 階）
- ・ドライウェル機器ハッチ（原子炉建屋原子炉棟 2 階西側）
- ・CRD搬出ハッチ（原子炉建屋原子炉棟 2 階西側）
- ・所員用エアロック（原子炉建屋原子炉棟 2 階東側）
- ・サブプレッション・チェンバアクセスハッチ（原子炉建屋原子炉棟地下 1 階西側）

6 階（原子炉格納容器トップヘッドフランジ）のみから漏えいする条件又は複数フロアから漏えいする条件を使用する。複数フロアからの漏えいを想定する場合、各フロアの漏えい量は、全漏えい量を各漏えい箇所の周長割合で分配して計算する。水素漏えい量の分配条件を第 2.1.4.1-4 表に示す。

部屋の位置を第 2.1.4.1-10 図、第 2.1.4.1-11 図に示す。

第 2.1.4.1-4 表 水素漏えい量の分配条件

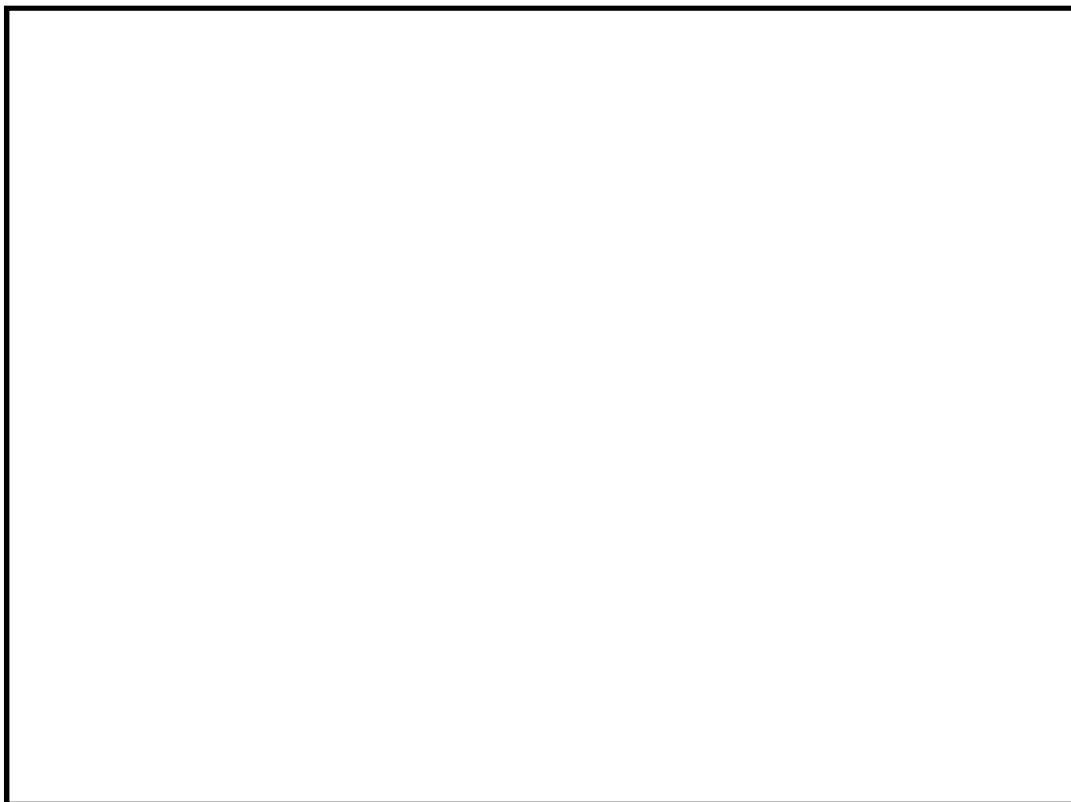
漏えい フロア	漏えい箇所	口径 [mm]	周長※ <sup>1</sup> [mm]	周長割合※ <sup>2</sup>		漏えい量割合※ <sup>3</sup>		漏えいの対象 とする局所エ リア
				全 フロア	ウェル 注水 想定時	全 フロア	ウェル 注水 想定時	
6 階	原子炉格納 容器トップ ヘッドフラ ンジ							—
2 階	西側 ドライ ウェル機器 ハッチ							ドライウェル 機器ハッチ 及びCRD 搬出ハッチ のある部屋
	CRD搬出 ハッチ							
	東側 所員用 エアロック							所員用 エアロック のある部屋
地下 1 階	西側 サプレッシ ョン・チェ ンバ アク セスハッチ							サプレッシ ョン・チェン バ アクセスハ ッチのある部屋

※1 所員用エアロックの周長は、エアロック扉内側の矩形部分の周長とする。その他の周長は、漏えい箇所の口径 [mm] から周長 [mm]（口径 [mm] ×円周率）を算出する。

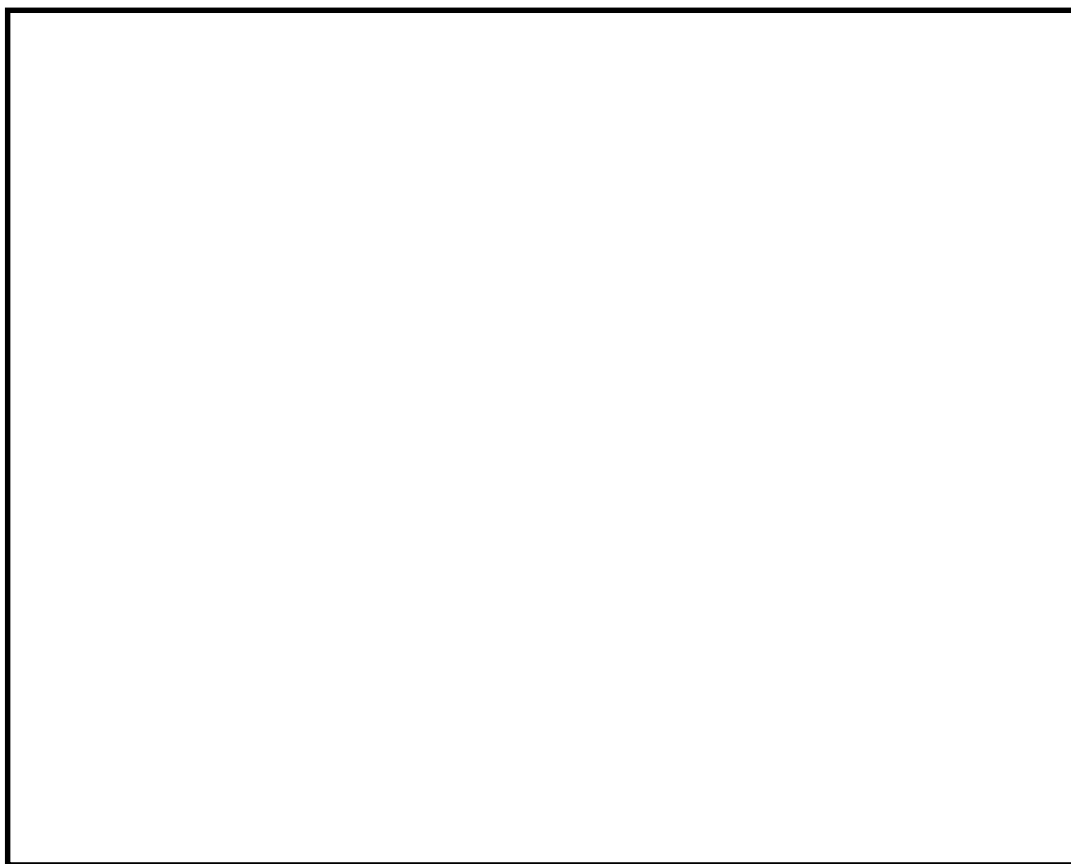
※2 周長割合＝漏えい箇所の周長／各漏えい箇所の周長合計値。

※3 各フロアの周長割合合計値を各フロアの漏えい量割合とする。全漏えい量に漏えい量割合の数値を乗じた値を各フロアの漏えい量とする。また、6 階（原子炉格納容器トップヘッドフランジ）からのみ漏えいする条件については、漏えい量割合を 1 とする。





第 2.1.4.1-10 図 原子炉建屋原子炉棟 2 階



第 2.1.4.1-11 図 原子炉建屋原子炉棟地下 1 階

## 2.1.4.2 解析結果

2.1.4.1 に示した解析条件の組合せから、第 2.1.4.2-1 表に示すケースを選定し、解析を行った。

第 2.1.4.2-1 表 解析ケース

	ケース 1 (重大事故等時の建屋水素濃度確認)	ケース 2 (設計裕度の確認)
モデル	原子炉建屋原子炉棟 全階を模擬したモデル	
シナリオ	有効性評価シナリオ	設計条件
漏えい箇所	6 階, 2 階, 地下 1 階	6 階
原子炉格納容器 漏えい率	AEC の式から設定	10%/day
FRVS/SGTS	2 時間後から起動	停止

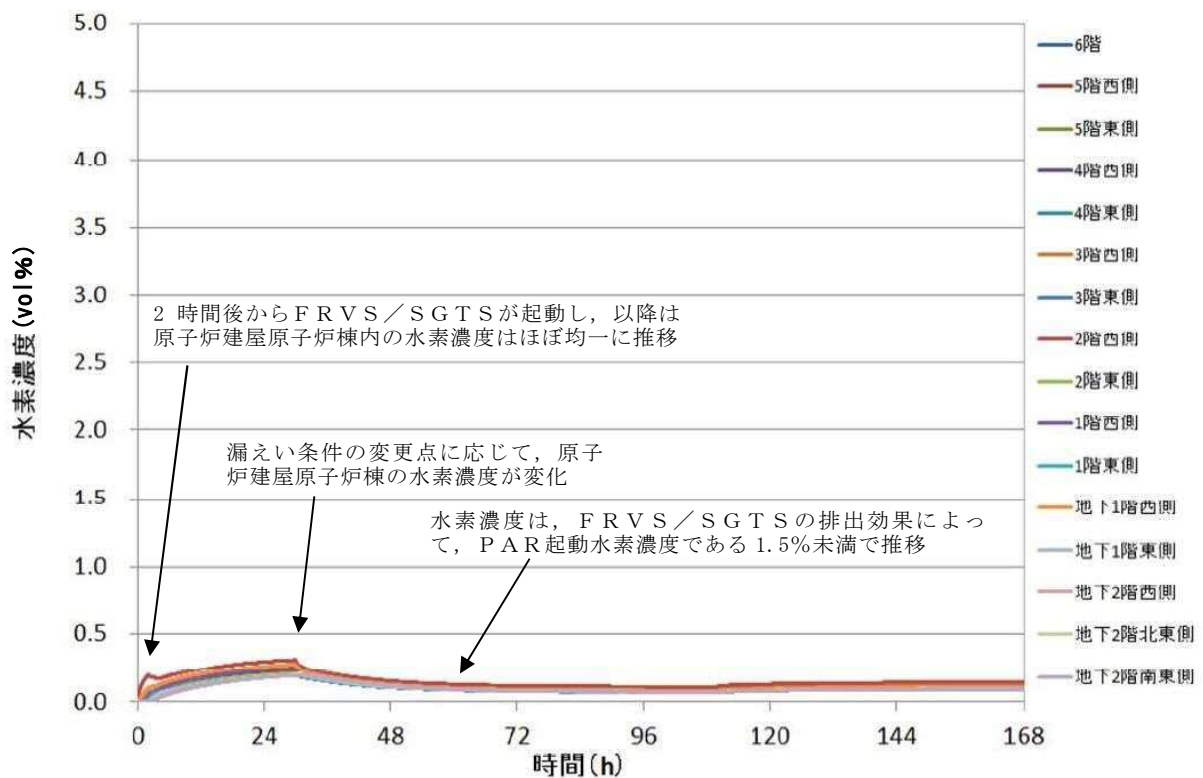
ケース 1：有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において、各フロアに水素が漏えいした場合の建屋内挙動を確認するため、全漏えい量を原子炉建屋原子炉棟 6 階及び下層階（2 階及び地下 1 階）に分配した条件での水素濃度の時間変化を評価する。漏えい条件は、第 2.1.4.1-2 表に示す有効性評価包絡条件とし、FRVS/SGTS が事象発生 2 時間後から起動することを想定する。

ケース 2：PAR の設計裕度の確認を行うため、ケース 1 のシナリオに対して十分保守的に設定した PAR 設計条件（10%/day）を用いて、全漏えい量が原子炉建屋原子炉棟 6 階から漏えいする場合の水素濃度の時間変化を評価する。また、FRVS/SGTS の効果も期待しない。

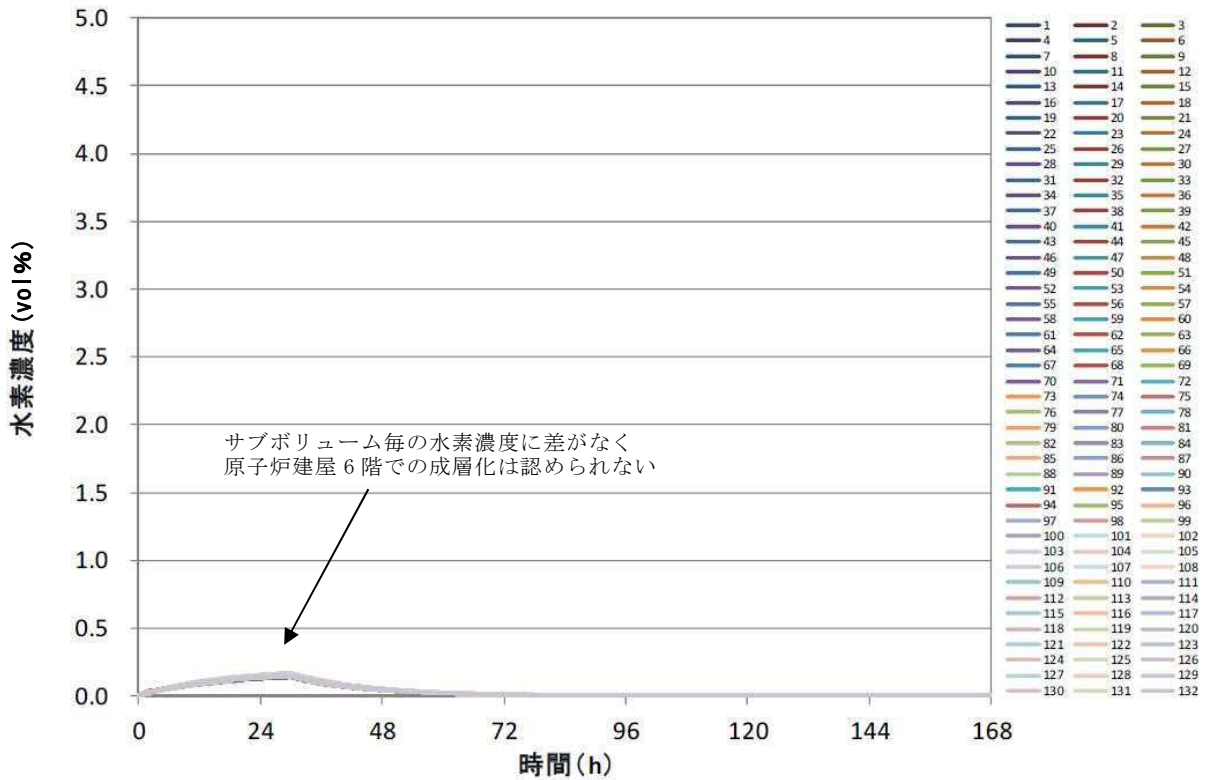
(1) ケース 1

有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において，各フロアに水素が漏えいした場合の建屋内挙動を確認するため，原子炉建屋原子炉棟 6 階及び下層階からの漏えいした場合の水素濃度の時間変化を評価した。解析結果を第 2.1.4.2-1 図に示す。

また，原子炉建屋原子炉棟 6 階における水素の成層化を確認するため，原子炉建屋原子炉棟 6 階を 132 個のノードに区切ったサブボリューム別の水素濃度の時間変化を第 2.1.4.2-2 図に示す。



第 2.1.4.2-1 図 ケース 1 水素濃度の時間変化（原子炉建屋原子炉棟全域）



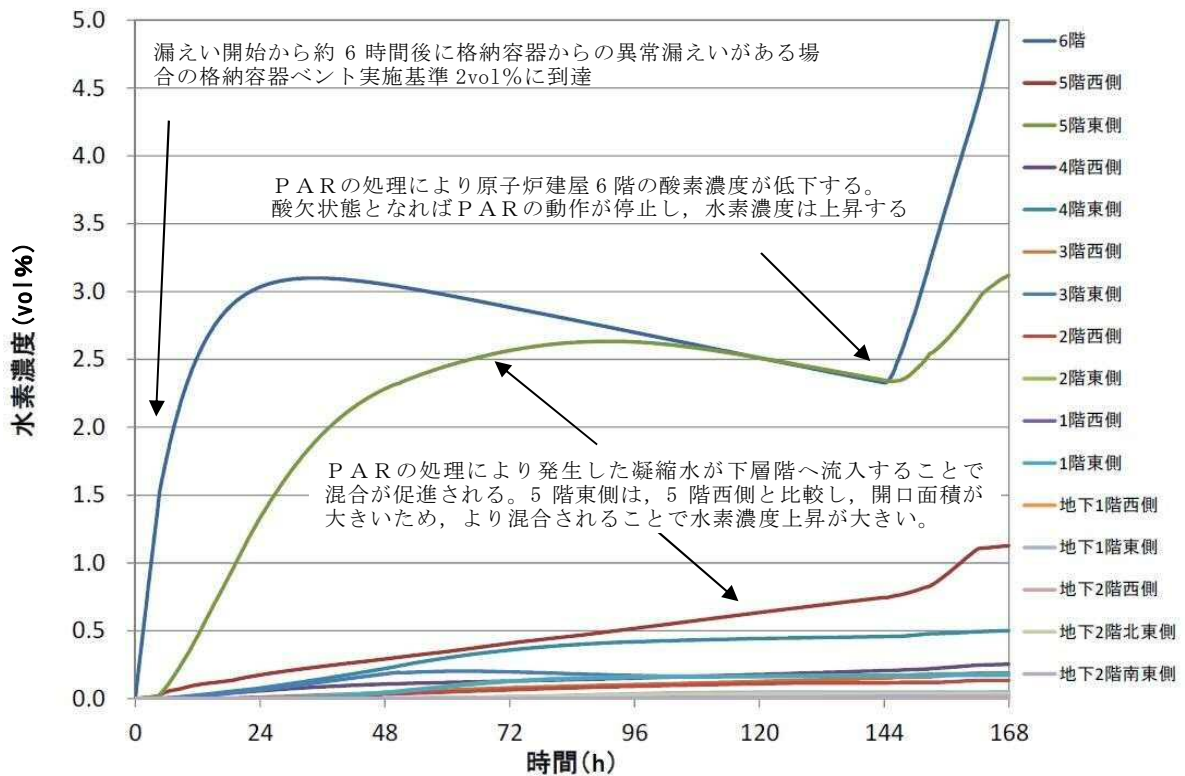
第 2. 1. 4. 2-2 図 ケース 1 水素濃度の時間変化（サブボリューム別）

下層階から漏えいした水素は、大物搬入口及び各階段を通じて原子炉建屋原子炉棟全域で水素濃度が均一化することを確認した。また、FRVS / SGT S の排出効果によって、原子炉建屋原子炉棟の水素濃度は、PAR 起動水素濃度である 1.5vol% 未満となる結果となった。

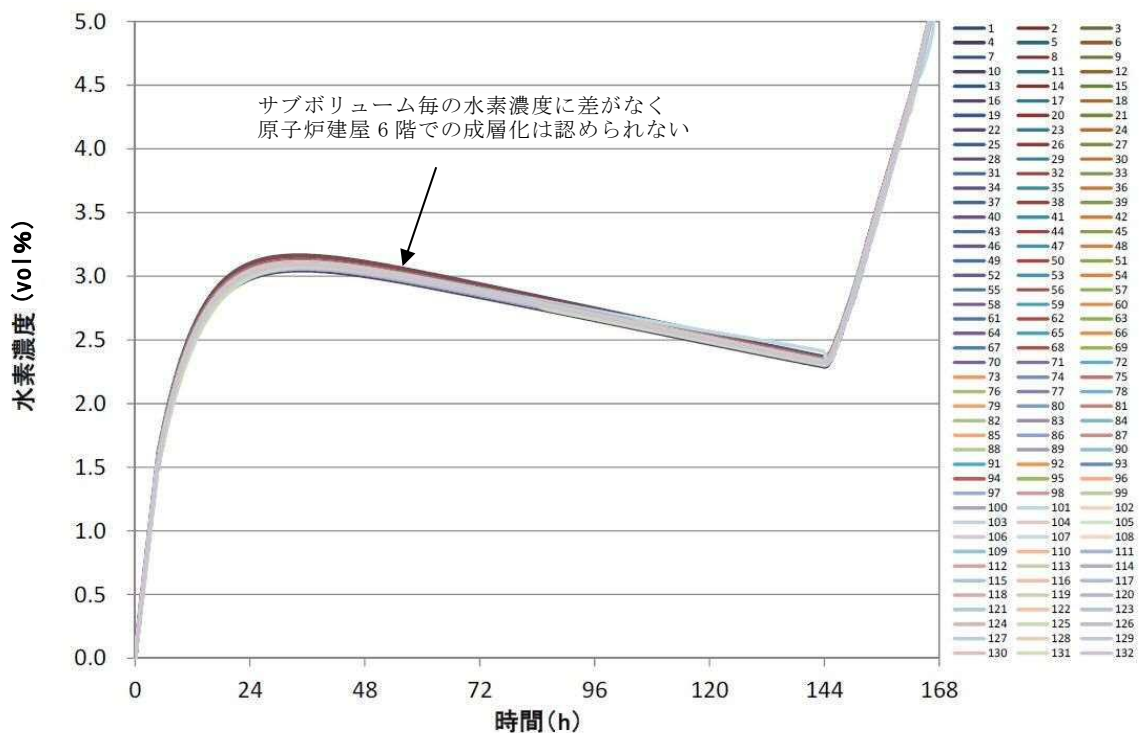
(2) ケース 2

設計裕度の確認を行うため、格納容器過圧・過温シナリオ（格納容器ベント使用時）に対して十分保守的に設定した仮想的な条件である P A R 設計値（水素発生量 A F C 100%相当及び原子炉格納容器漏えい率 10%/day）を用いて評価した水素が全量 P A R 設置エリアである原子炉建屋原子炉棟 6 階のみから漏えいするとして水素濃度の時間変化を評価した。解析結果を第 2.1.4.2-3 図に示す。

また、サブボリューム別の水素濃度の時間変化を第 2.1.4.2-4 図に示す。



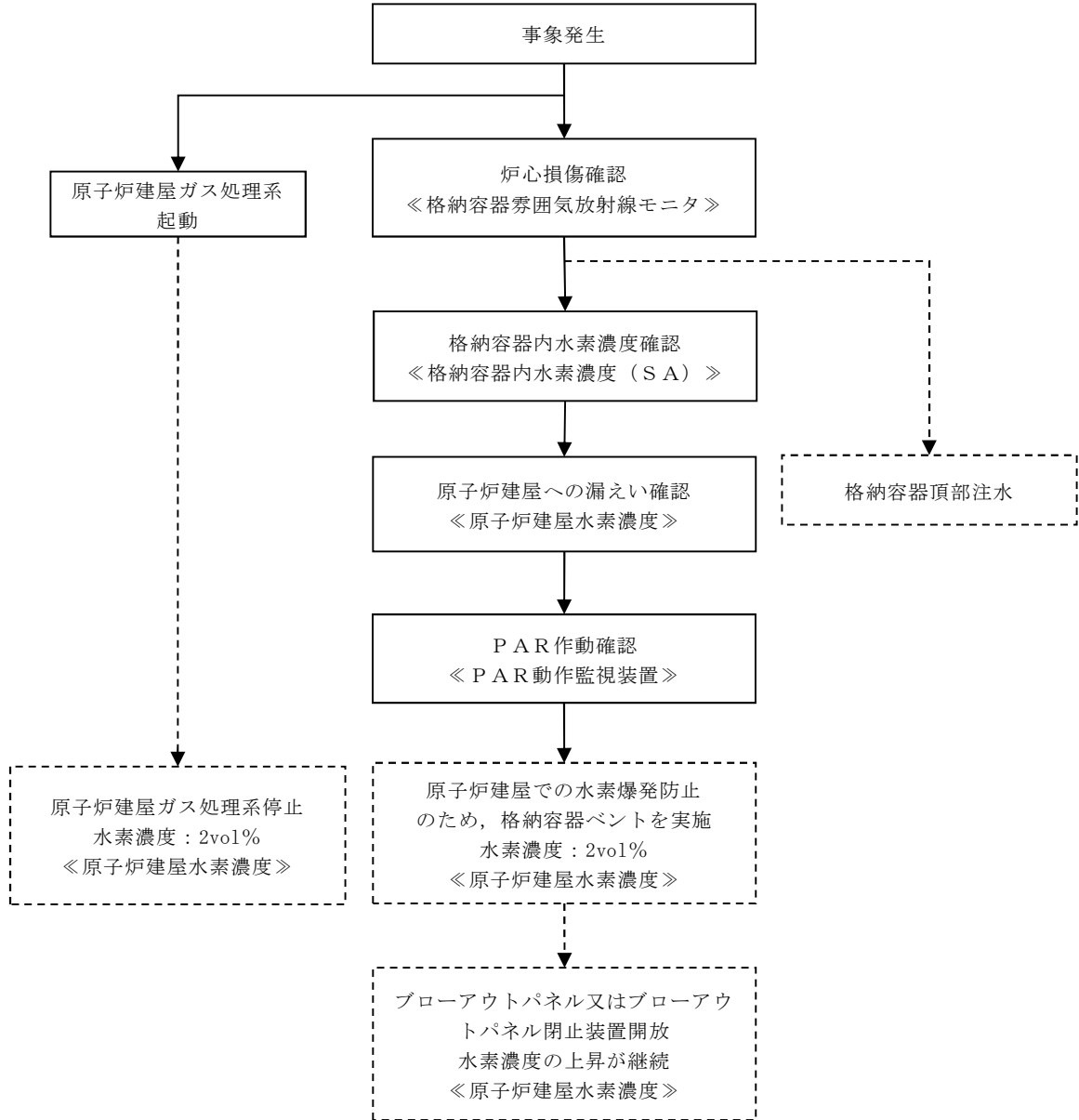
第 2.1.4.2-3 図 ケース 2 水素濃度の時間変化（原子炉建屋原子炉棟全域）



第 2. 1. 4. 2-4 図 ケース 2 水素濃度の時間変化（サブボリューム別）

設計条件の水素発生量に対して P A R による水素処理が効果を発揮し、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度上昇が抑制されるものの、事象発生後約 150 時間で原子炉建屋原子炉棟 6 階の酸素が欠乏し、P A R の起動酸素濃度を下回ることで処理が行われなくなり、水素濃度が上昇する結果となった。この状態においても、酸素濃度が可燃限界未満であることから、水素燃焼が発生することはない。さらに、第 2. 1. 4. 2-5 図に示すとおり、原子炉建屋水素濃度計の指示値が 2vo1% に到達した場合、原子炉格納容器から異常な漏えいが発生しているものと判断し、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントを実施する運用としており、格納容器ベント実施によって原子炉建屋水素濃度を低減させることで、水素濃度が可燃限界に到達することはない。

また、第 2.1.4.2-4 図に示すとおり、原子炉建屋原子炉棟 6 階は、均一化されており、成層化しないことが確認された。



第 2.1.4.2-5 図 建屋水素対策フロー

## 2.2 原子炉建屋水素濃度

### 2.2.1 概 要

想定される重大事故等時に原子炉建屋原子炉棟の水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる監視設備として水素濃度計を設置する。

(別紙9参照)

原子炉建屋水素濃度は、中央制御室にて監視可能であり、原子炉建屋原子炉棟6階に設置するものについては、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から、原子炉建屋原子炉棟6階を除く原子炉建屋原子炉棟に設置するものについては、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備から給電できる設計とする。

原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした水素は、比重の関係で原子炉建屋原子炉棟6階まで上昇し、滞留することが予想される。PARは、水素を処理する際の熱でガス温度が上昇するため、PARにより上昇気流が発生し、原子炉建屋原子炉棟6階の水素は、自然対流により拡散される。これらを考慮し、設置位置は、水素が最も蓄積されると想定される原子炉建屋原子炉棟6階の天井付近とする(第2.2-1図参照)。

なお、別紙5にて説明する局所エリアに漏えいした水素を早期検知及び滞留状況を把握することは、水素爆発による原子炉建屋原子炉棟の損傷を防止するために有益な情報になることから、局所エリアに漏えいした水素を計測するため水素濃度計を設置し、事故時の監視性能を向上させる(第2.2-2図～第2.2-3図参照)。

これにより、原子炉格納容器内にて発生した水素が漏えいする可能性のある箇所での水素濃度と、水素が最終的に滞留する原子炉建屋原子炉棟6階での濃度の両方が監視できることとなり、原子炉建屋原子炉棟全体での水素影響を把握することが可能となる。



## 2.2.2 主要仕様

### (1) 機器仕様

#### ①原子炉建屋水素濃度 (6階)

種類：触媒式

計測範囲：0～10vol%

個数：2個

#### ②原子炉建屋水素濃度 (2階, 地下1階)

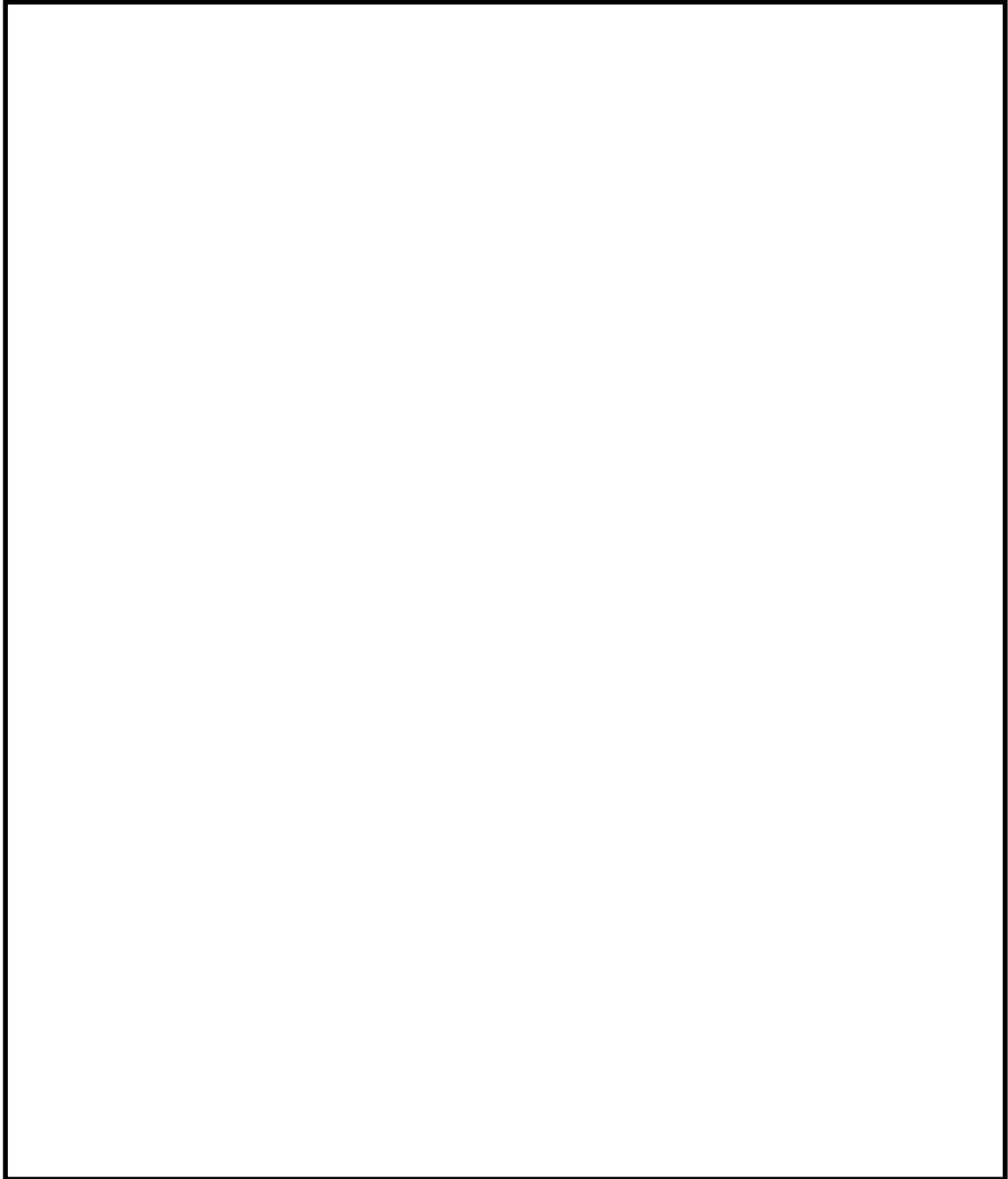
種類：熱伝導式

計測範囲：0～20vol%

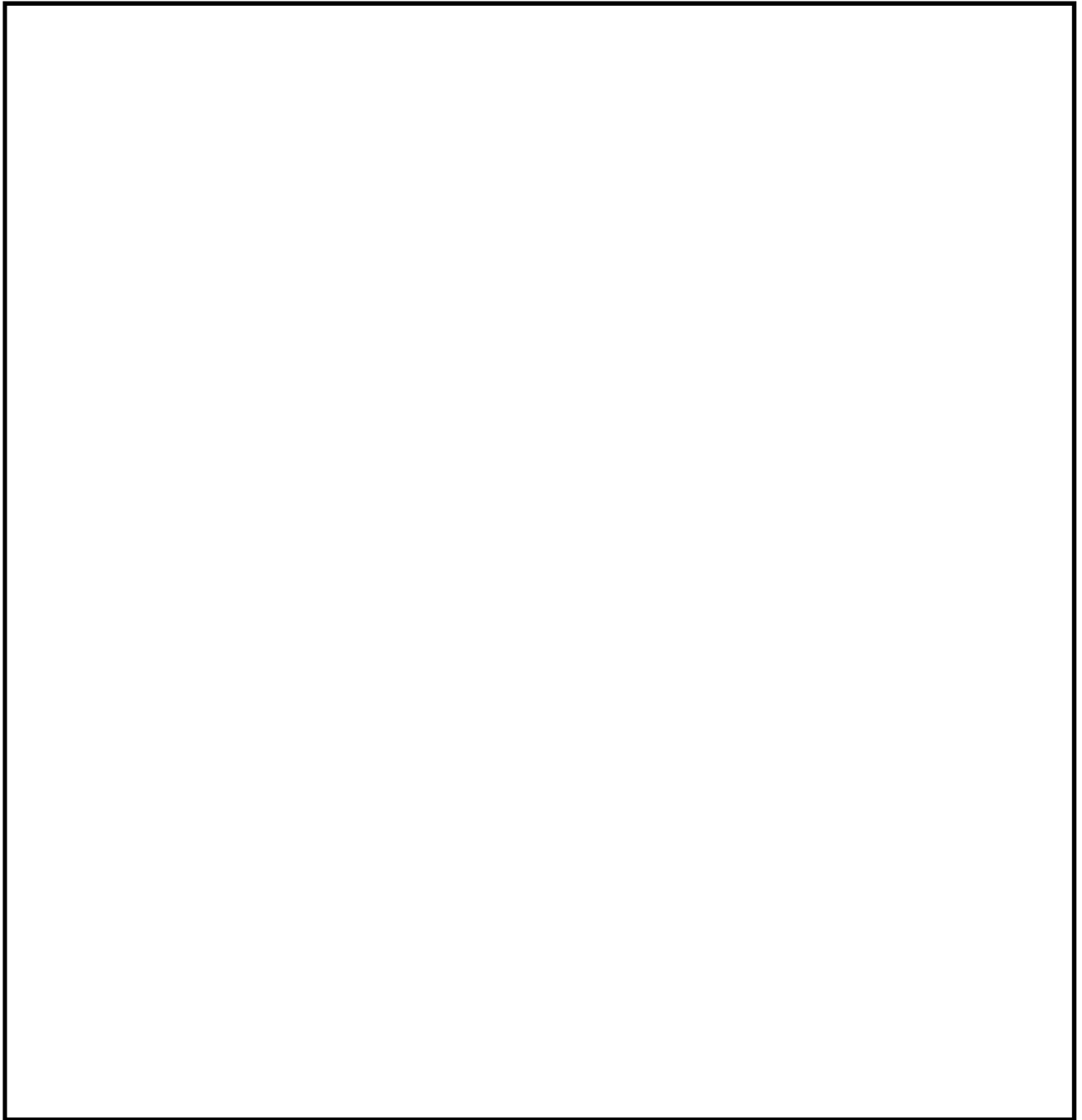
個数：3個

(2) 配置場所

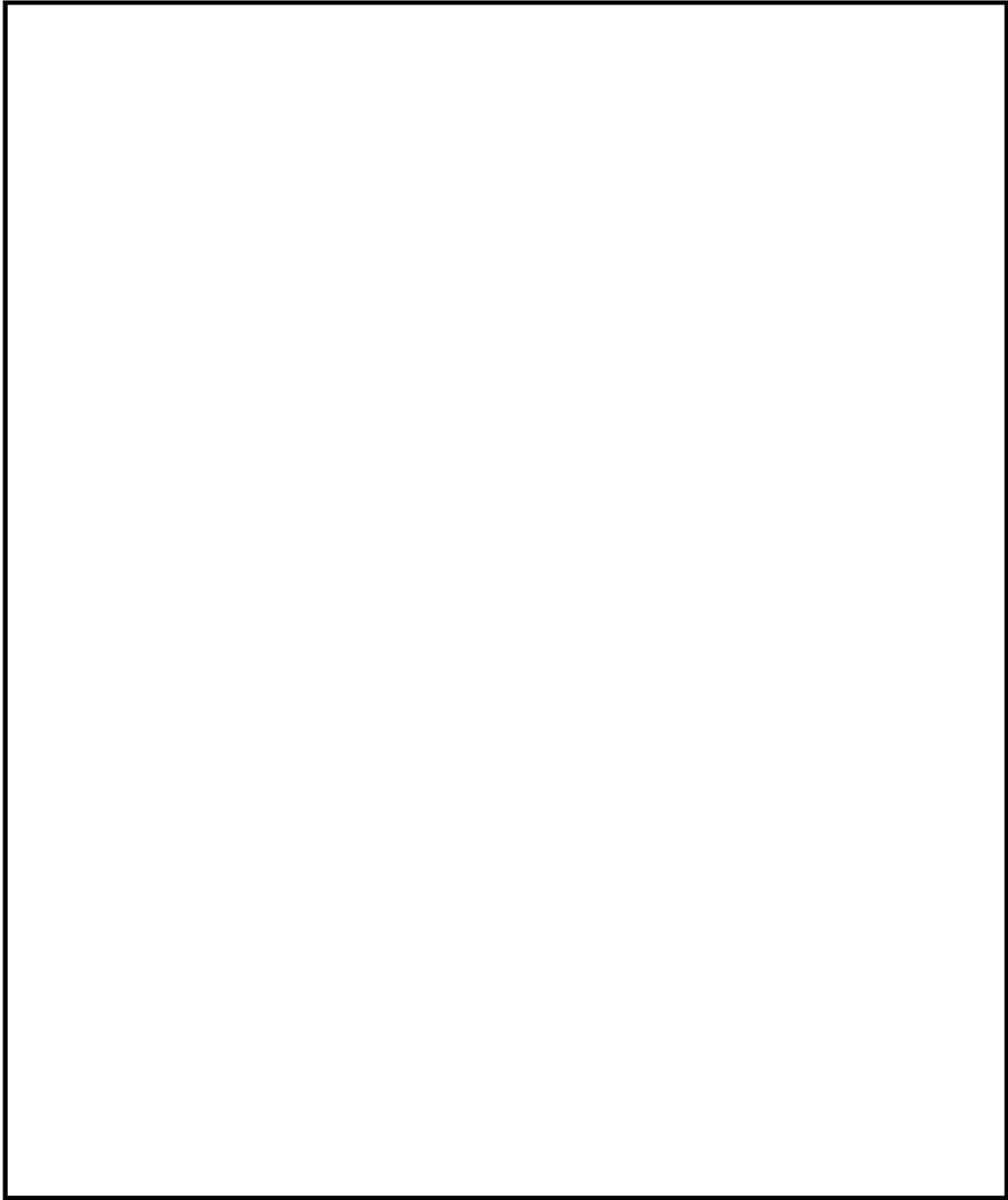
原子炉建屋水素濃度検出器配置図を第 2.2-1 図から第 2.2-3 図に示す。



第 2.2-1 図 原子炉建屋水素濃度検出器配置図 (原子炉建屋原子炉棟 6 階)



第 2.2-2 図 原子炉建屋水素濃度検出器配置図（原子炉建屋原子炉棟 2 階）

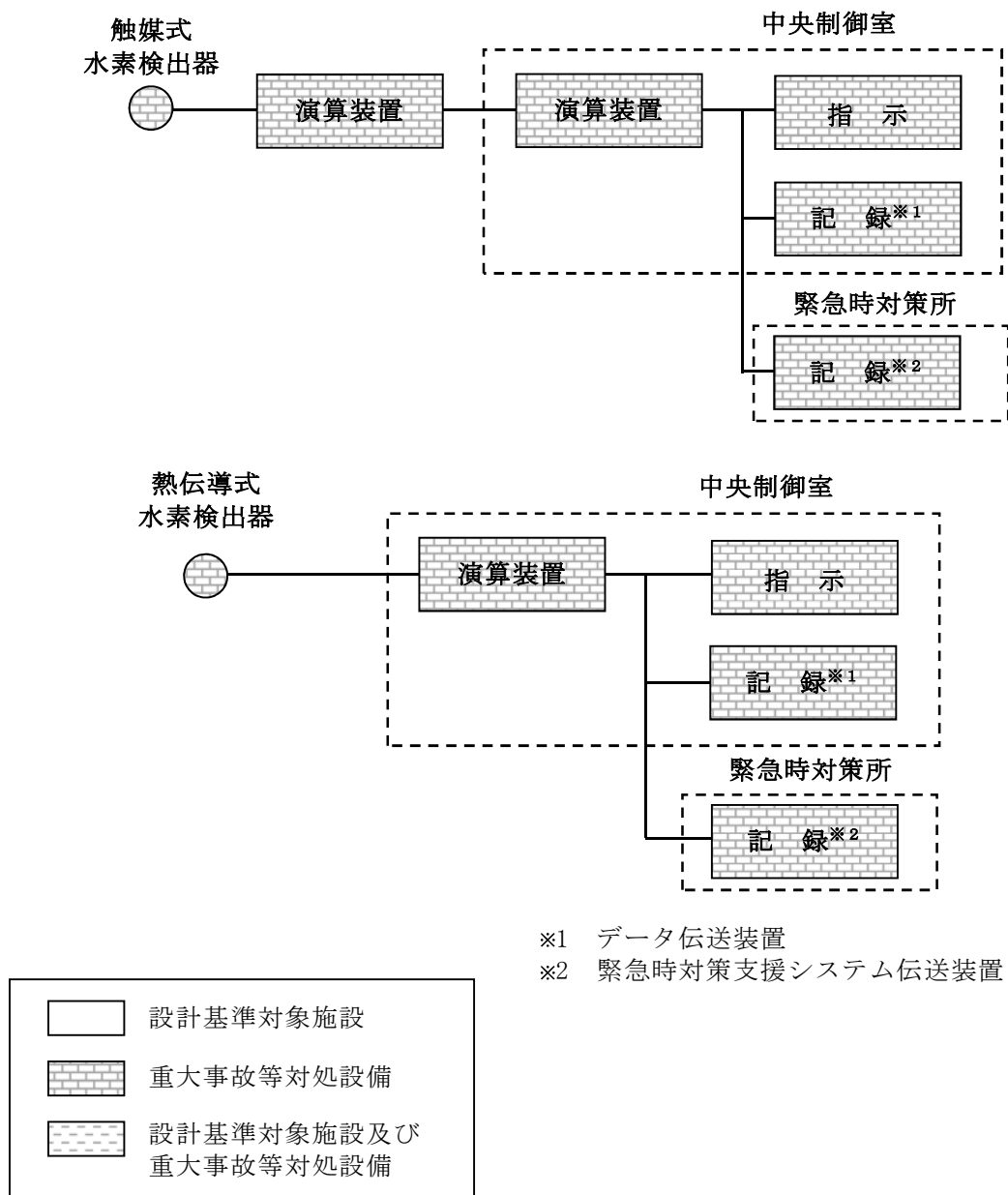


第 2.2-3 図 原子炉建屋水素濃度検出器配置図（原子炉建屋原子炉棟地下 1 階）

(3) システム構成

①原子炉建屋水素濃度

原子炉建屋水素濃度は、重大事故等対処設備の機能を有しており，原子炉建屋水素濃度の検出信号は，触媒式水素検出器及び熱伝導式水素検出器にて水素濃度を検出し，演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後，原子炉建屋水素濃度を中央制御室及び緊急時対策所に指示し，記録する。概略構成図を第2.2-4図に示す。

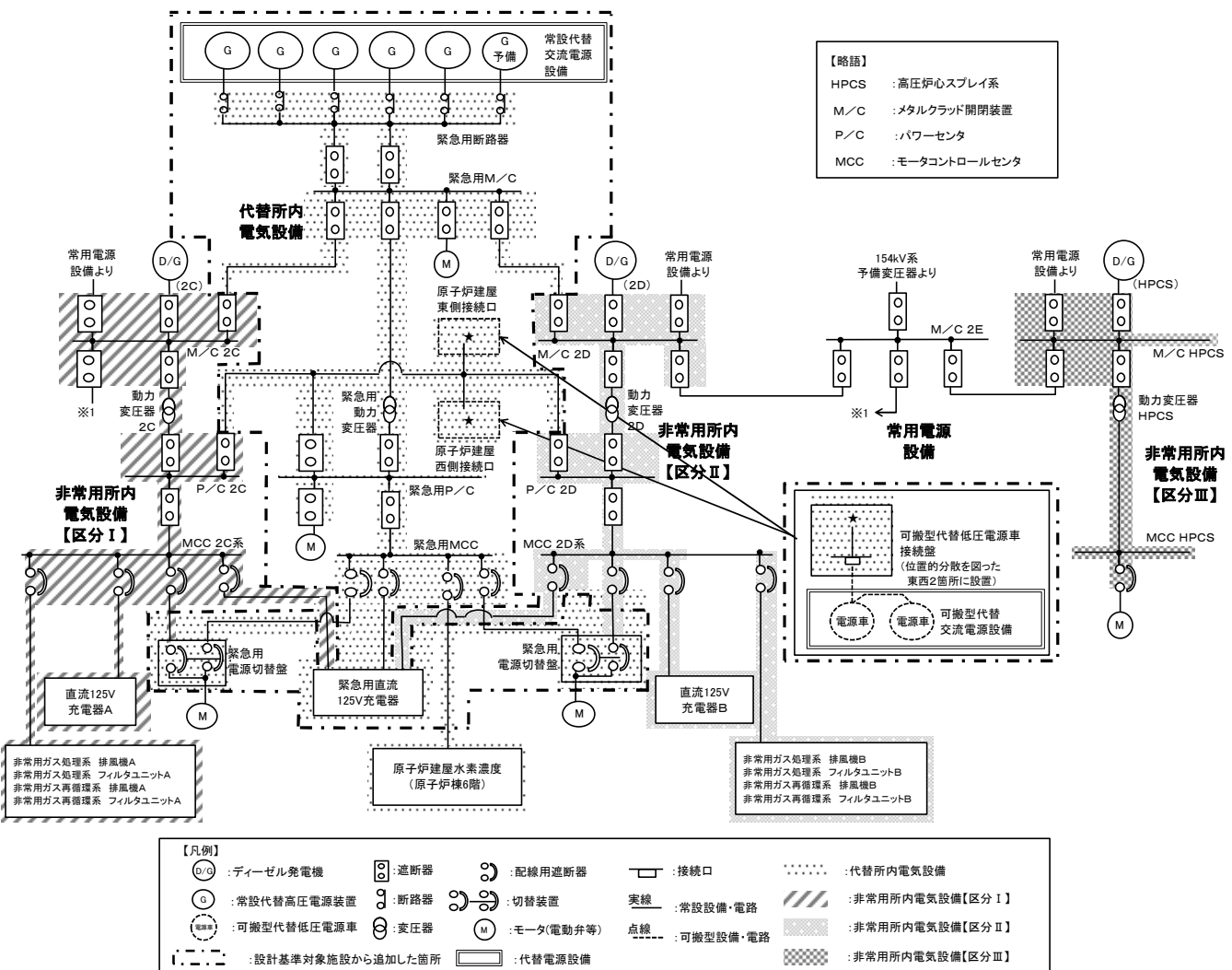


第 2.2-4 図 原子炉建屋水素濃度の概略構成図

(4) 代替電源の確保

原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度を測定するために必要な計器の電源は、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備から給電可能な設計としている。(第

2.2-5 図及び第 2.2-6 図参照)。



第 2.2-5 図 単線結線図 (交流電源設備)



### 2.3 参考文献

- 1 Experimentelle Untersuchungen zum Verhalten des von NIS entwickelten Katalysator-Modellmoduls im 1:1 Masstab bei verschiedenen Systemzuständen im Model-Containment, Battele-Europe (1991)
- 2 Generic tests of Passive autocatalytic Recombiners(PARs) for combustible Gas Control in Nuclear Power Plants Vol.1 Test Data for NIS PARs, EPRI (1997)
- 3 Generic tests of Passive autocatalytic Recombiners(PARs) for combustible Gas Control in Nuclear Power Plants Vol.2 Program Description, EPRI (1997)
- 4 Depletion Rate of NIS PAR Module, NIS (1999)
- 5 K. Fischer, "Qualification of a Passive Catalytic Module for Hydrogen Mitigation" , Nuclear Technology vol.112, (1995)
- 6 OECD-NEA THAI Project Quick Look Report Hydrogen Recombiner Tests HR-14 to HR-16 October 2009
- 7 Effects of inhibitors and poisons on the Performance of Passive Autocatalytic Recombiners (PARs) for Combustible gas control in ALWRs, EPRI (1997)
- 8 Thomas K. Blanchat, Asimios C. Malliakos, "TESTING A PASSIVE AUTOCATALYTIC RECOMBINER IN THE SURTESY FACILITY" , Nuclear Technology Vol.129 March 2000



## P A R の性能確認試験について

メーカーによる開発試験により P A R の基本性能評価式が設定され、様々な環境下での P A R の性能確認のため、国際的な実証試験が実施されている。以下に性能評価式の導出、様々な環境下における P A R の性能評価等を示す。

## (1) 基本性能評価式の設定

基本性能評価式の設定， P A R 設置位置の違いによる性能評価を目的とした P A R 開発試験として Battelle MC 試験が実施されている。

試験条件を第1表に，試験体概要を第1図に示す。複数の部屋に区画された試験装置内に P A R を設置したのち，水素を注入し，各部屋での水素濃度等を測定している。

第2図は， R 5 の部屋に P A R を設置し，雰囲気蒸気条件にしたのちに R 5 の部屋へ水素を注入したケースの試験概要を示している。この試験ケースにおける各部屋の水素濃度変化を第3図に示す。触媒反応によって生じる対流等の効果により，水素濃度分布は，ほぼ均一になっていることがわかる。得られた試験結果をもとに， P A R の入口・出口における水素濃度の差より算出した再結合効率を第4図に示す。再結合効率は，約85% (0.846) となっている。

基本性能評価式は，この試験を通じて設定されており，以下に導出過程を示す。

メーカーにおいて， P A R への流入量と水素濃度の相関は，以下の式で表されると仮定している。

$$Q = a \cdot \left(\frac{C_{H_2}}{100}\right)^b \dots\dots\dots \text{式①}$$

Q : P A R への流入量 (m<sup>3</sup>/s)

C<sub>H<sub>2</sub></sub> : 水素濃度 (vol%)

a : 定数

b : 定数

単位時間当たりの水素処理容量は、単位時間当たりに P A R へ流入する水素量と P A R の性能を示す再結合効率により表され、以下となる。

$$DR = Q \cdot \left(\frac{C_{H_2}}{100}\right) \cdot \gamma \cdot \eta \dots\dots\dots \text{式②}$$

D R : 水素処理容量 (kg/s)

γ : 水素密度 (kg/m<sup>3</sup>)

η : 再結合効率

試験における測定値による水素処理容量は、以下となる。

$$DR = \frac{dC_{H_2}}{dt} \cdot V_c \cdot \gamma \dots\dots\dots \text{式③}$$

$\frac{dC_{H_2}}{dt}$  : 水素濃度変化率

V<sub>c</sub> : 試験容器体積 (m<sup>3</sup>)

式②及び③より、試験における P A R への流入量は、水素濃度変化の測定値から求まる。

$$Q = \frac{dC_{H_2}}{dt} \cdot V_c / \left(\frac{C_{H_2}}{100} \cdot \eta\right) \dots\dots\dots \text{式④}$$

式④による流入量と、その時の水素濃度のデータより、式①の定数 a , b は、フィッティングにより決定される。

a =

b =

式①, ②より水素処理速度は、以下のように表される。

$$DR = a \cdot \left(\frac{C_{H2}}{100}\right)^{b+1} \cdot \gamma \cdot \eta \dots\dots\dots \text{式⑤}$$

ここで、水素密度は、気体の状態方程式に従い、次式で表される。

$$\gamma = \frac{P}{T \cdot R_{H2}} \dots\dots\dots \text{式⑥}$$

P : 圧力 (10<sup>5</sup>Pa)

T : 温度 (K)

R<sub>H2</sub> : 水素の気体定数 (10<sup>5</sup>J / (kg・K))

式⑤, ⑥により, PARの水素処理容量は, 次式で表される。

$$DR = \frac{a \cdot \eta}{R_{H2}} \cdot \left(\frac{C_{H2}}{100}\right)^{b+1} \cdot \frac{P}{T} \dots\dots\dots \text{式⑦}$$

$$\frac{a \cdot \eta}{R_{H2}} = A = \boxed{\phantom{00000}}, \quad b + 1 = \boxed{\phantom{00000}}$$

式⑦にスケールファクタを乗じたものが式 (2.1) に示すPARの基本性能評価式となる。

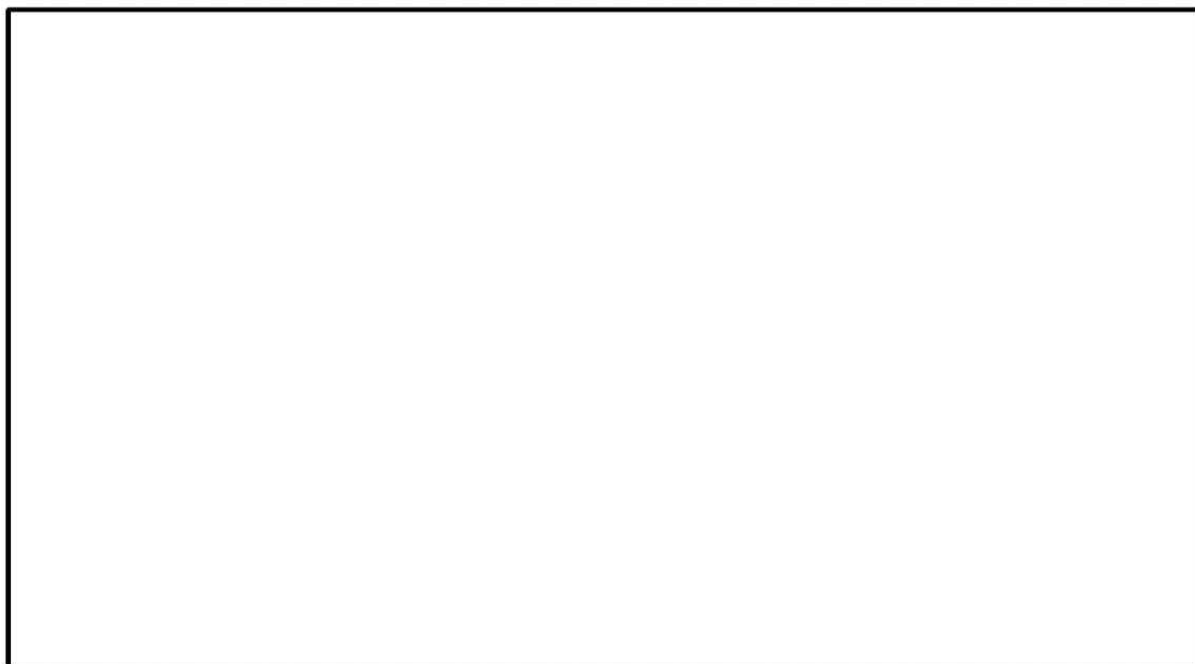
第1表 試験条件

試験名称		Battelle MC試験
試験体		<input type="text"/> [mm] (プロトタイプ)
試験条件	温度	85~95℃
	圧力	1bar
	水蒸気濃度	40~50vol%
	水素濃度	3~5vol%, 9~10vol%

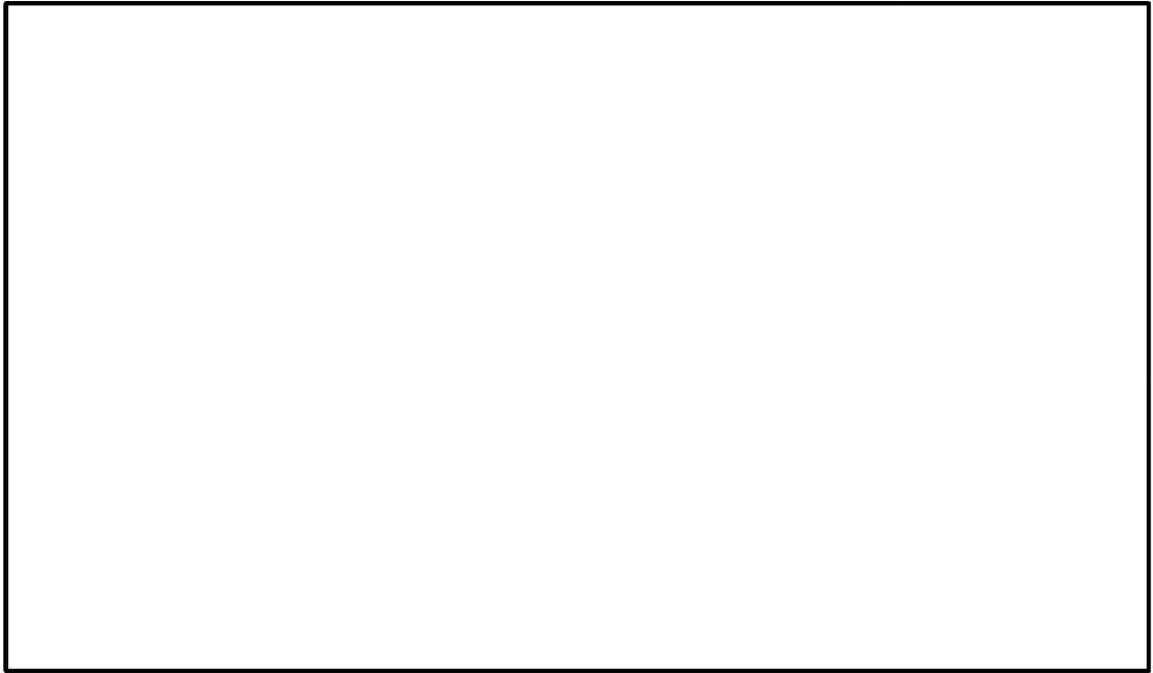


第1図 試験体概要図

第2図 試験概要



第3図 試験結果（各部屋の水素濃度変化）



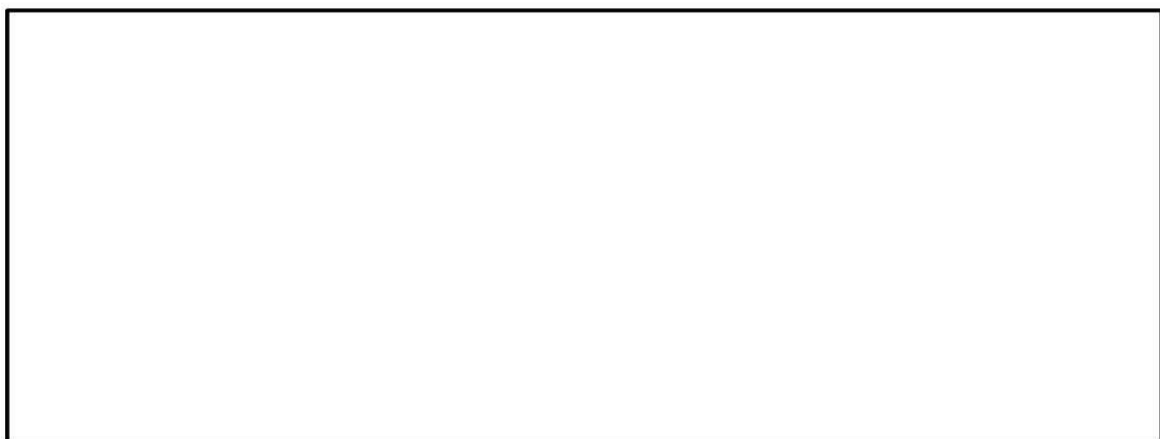
第4図 試験結果（再結合効率の算出）

(2) 雰囲気の違いによるP A Rの性能影響

E P R I（米国電力研究所）とE D Fの合同により，C E A（フランス原子力庁）のCadarache研究所のK A L I施設を用い，圧力，温度，蒸気等の雰囲気条件の違いによる影響の有無を確認するため，K A L I試験が実施されている。試験条件を第2表に，試験体の概要を第5図に，試験装置の概要を第6図に示す。

第2表 試験条件

試験名称		K A L I 試験
試験体		テストタイプ（試験用触媒カートリッジ5枚）
試験条件	温度	30～115℃
	圧力	1.3～4.0 bar
	水蒸気濃度	0～50 vol%
	水素濃度	2～10 vol%



第5図 試験体概要

第6図 試験装置概要

① 蒸気環境下での影響

蒸気環境下での影響について確認した試験条件を第3表に、試験結果を第7図に示す。ドライ条件下と比べて、水蒸気濃度50vol%の条件下において、PARの性能は、同等であり、蒸気による影響はないと考えられる。

第3表 試験条件（蒸気環境による影響）

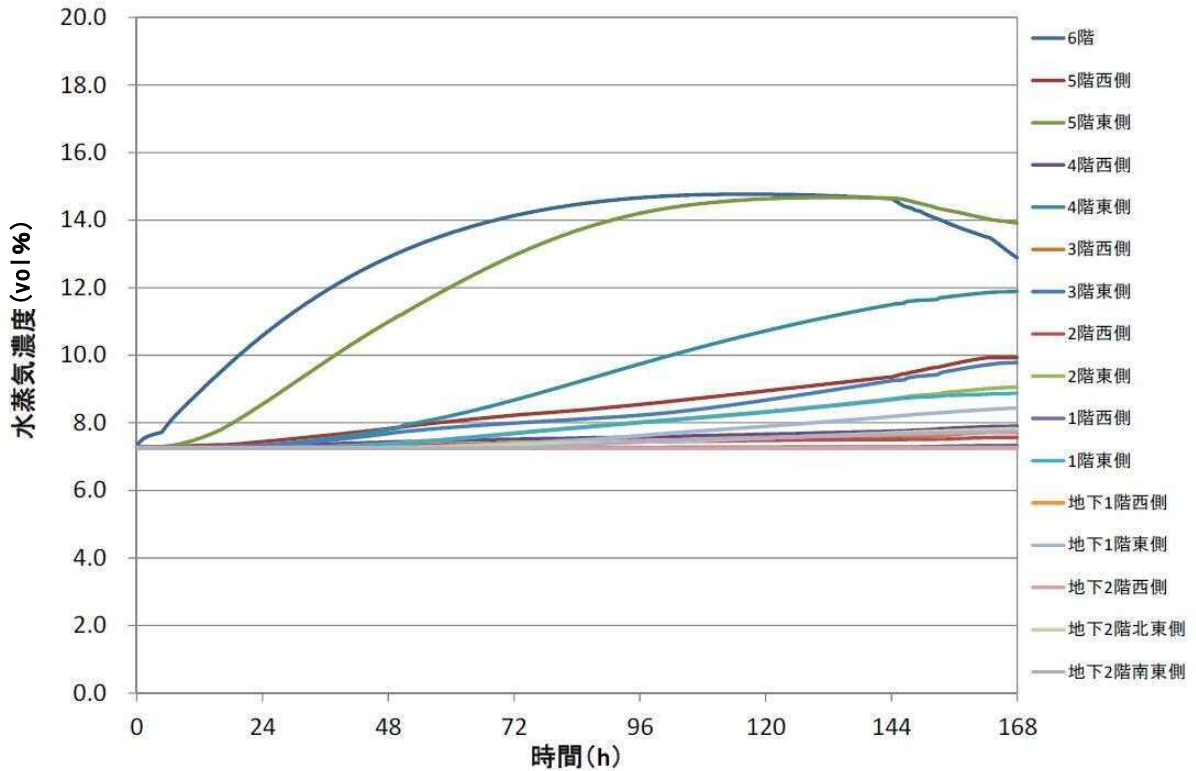
試験ケース	温度	圧力	水素濃度	蒸気濃度
N8/2	30℃	3.25bar	4vol%	0vol%
N9/2	114℃	3.25bar	4vol%	50vol%



第7図 試験結果（蒸気環境下での影響）

水蒸気濃度 50vol%において、PARの性能に影響がないことから、重大事故等時の条件下で水蒸気濃度が 50vol%に満たないことを確認する。

重大事故等時に原子炉格納容器から 10%/day でガスが原子炉建屋原子炉棟に漏えいした場合の原子炉建屋原子炉棟の水蒸気濃度を第 8 図に示す。



第 8 図 原子炉建屋原子炉棟 6 階水蒸気濃度 (10%/day 漏えい条件)

第 8 図のとおり，重大事故等時において，水蒸気濃度は，50vol%に達することはないと考える。

また，使用済燃料プールの沸騰により大量の蒸気が発生した場合，水素は，蒸気により希釈され，原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度及び酸素濃度は低下し，可燃限界に達することはないと考える。



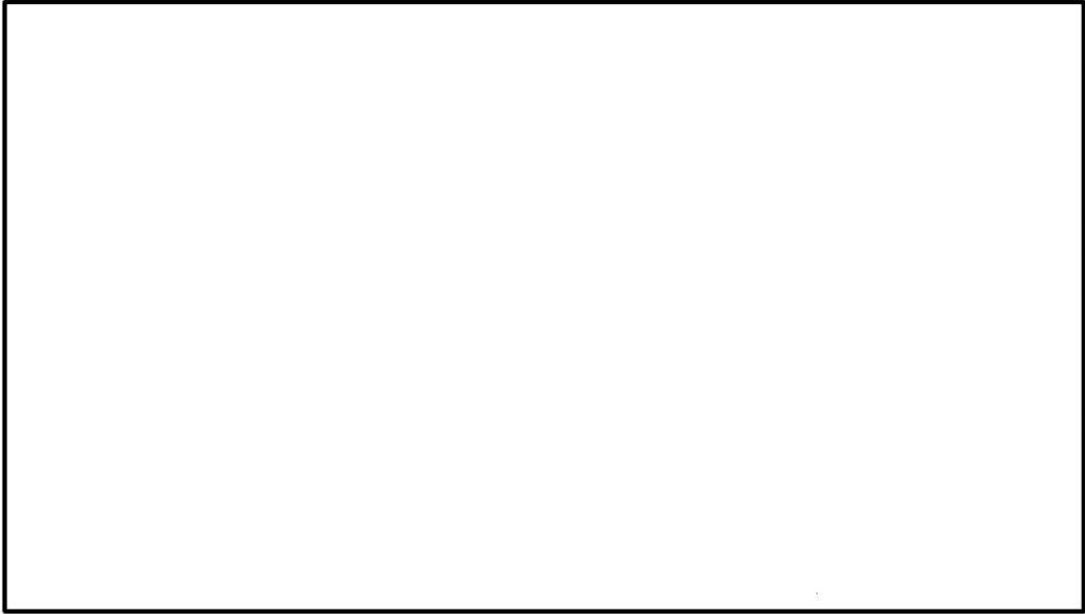
## ② 低酸素環境下での影響

K A L I 試験において、低酸素濃度条件下での影響について確認されており、試験条件を第4表に、試験結果を第9図に示す。試験条件としては、初期水素濃度及び酸素濃度以外は同じ雰囲気条件としており、第9図に示すように、酸素濃度が低い場合、水素と酸素による再結合反応が進まなくなることから、P A R の性能が低下していることがわかる。また、N4/2の試験ケースで酸素が十分にあると想定して基本性能評価式を用いて水素処理容量を算出した場合、N6/22及びN13/7の試験結果と相違ないことから、低酸素環境下ではP A R の性能が低下するといえる。

東海第二発電所の場合、水素発生量に比べて十分な酸素量を有しており、酸素濃度による影響はない。

第4表 試験条件（酸素濃度による影響）

試験ケース	温 度	圧 力	初期水素濃度	初期酸素濃度
N4/2	30℃	1.3bar	8vol%	3.8vol%
N6/22	30℃	1.3bar	4vol%	20.1vol%
N13/7	30℃	1.3bar	5vol%	20vol%



第9図 試験結果（酸素濃度による影響）

(3) スケールファクタの妥当性

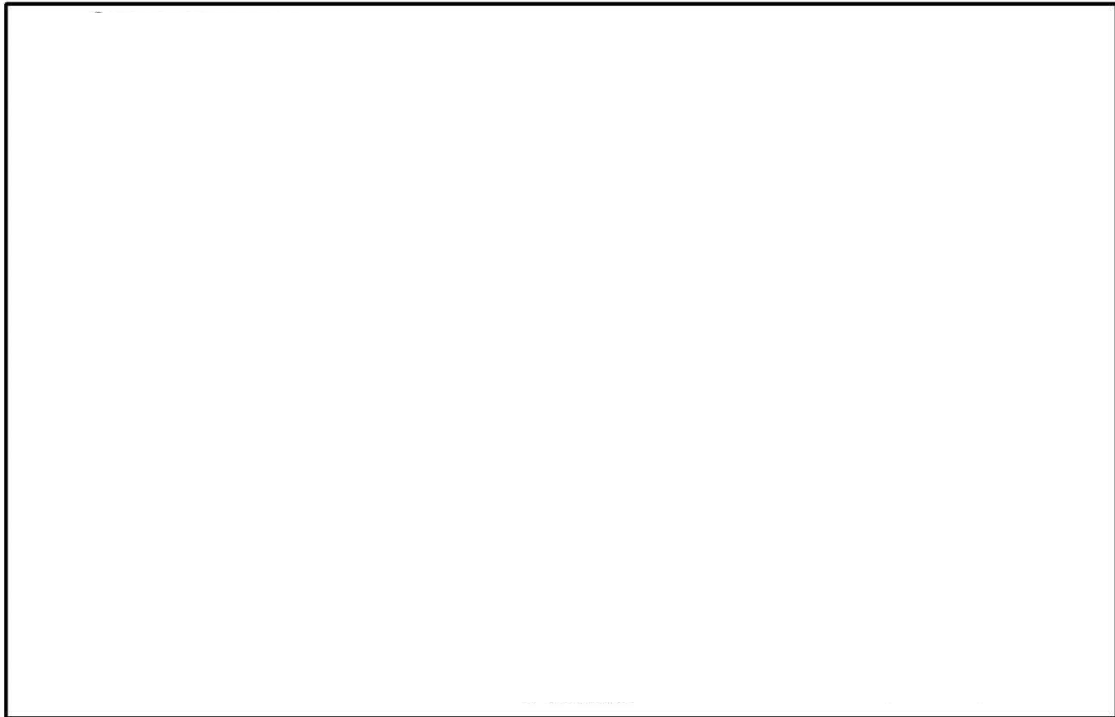
触媒カートリッジ88枚相当の試験体（1/1スケール）を用いたBattelle MC試験結果に基づき基本性能評価式が設定され、その後、触媒カートリッジの寸法及び設置間隔を保ったままカートリッジ枚数が44枚（1/2スケール）、22枚（1/4スケール）、11枚（1/8スケール）である小型化されたPARが開発された。

これらの小型PARは、単位流路面積当たりの触媒カートリッジ表面積が同一となるよう、ハウジングの開口面積の比も1/2、1/4、1/8としていることから、水素処理容量がカートリッジ枚数に比例するものとしてスケールファクタが設定されている。また、試験等のために触媒カートリッジの高さ以外の寸法を変更している場合でも、触媒カートリッジの設置間隔を同じにすることで、同様にスケールファクタは、ハウジングの開口面積の比で整理できる。基本性能評価式（式⑦）にこのスケールファクタを乗じたものが小型PARの基本性能となる。

KALI試験では、小型PARよりも更に流路面積の小さい試験体で性能が確認されている。試験結果とスケールファクタを考慮した基本性能評価式との比較を第9図に示す。図中の点線は、基本性能評価式を用いて試験条件及び水素濃度から算出し、スケールファクタ（1/40）を考慮したものである。実機において使用される水素濃度の範囲において、試験結果と基本性能評価式（点線）はよく合っており、スケールファクタが妥当であることを示している。

Battelle MC試験、KALI試験及び東海第二発電所で使用するPARの仕様の比較を第5表に示す。触媒カートリッジ部やチムニ部のハウジングの高さは同じであり、違いは触媒カートリッジ枚数又はハウジング開口面積であることから、スケールファクタとしては0.025～1の範囲であれば

適用可能と考える。東海第二発電所で使用するPARは、1/4スケールでこの範囲内にあることから、スケールファクタ及び基本性能評価式は適用可能である。



第10図 K A L I 試験結果と基本性能評価式との比較

第5表 PARの仕様比較

項目	Battelle MC試験	K A L I 試験	東海第二
PARモデル	PAR-88	試験用PAR	PAR-22
触媒カートリッジ枚数	88枚	5枚(縮小)	22枚
ハウジング開口面積	7568cm <sup>2</sup>	190cm <sup>2</sup>	1892cm <sup>2</sup>
スケールファクタ	1	0.025	0.25
延長チムニの有無	なし (標準チムニ)	なし (標準チムニ)	なし (標準チムニ)

(4) PARの反応開始遅れの影響

PARの結合反応の開始水素濃度について、NRC（米国原子力規制委員会）の委託によりSandia国立研究所（SNL）にて実施されたSNL試験にて確認されている。第6表に試験条件及び反応開始水素濃度を示す。雰囲気条件の違いに関わらず、水素濃度1vol%未満でPARによる結合反応を開始している。

GOTHICによる原子炉建屋原子炉棟の水素濃度解析においては、PARによる反応開始水素濃度を1.5vol%に設定しており、PARの起動に対して余裕を持たせている。解析結果においても、原子炉建屋原子炉棟の水素濃度を可燃限界未満に抑制していることから、PARの反応開始遅れの影響はないと考える。

第6表 SNL試験の試験条件及び反応開始水素濃度

試験番号	圧力 (bar)	温度 (°C)	水蒸気濃度 (%)	酸素濃度 (%)	反応開始 水素濃度 (mol%)
PAR-1	2	22	0	21	0.3
PAR-2	2	22	0	21	0.15
PAR-3	2	102	52	10	0.4

(5) P A R の最高使用温度

東海第二発電所で設置するP A Rハウジング部の最高使用温度は、T H A I試験の結果に基づき設定している。T H A I試験は、O E C D / N E AのT H A I PROJECTにて、各メーカーのP A Rの性能確認のため実施された試験である。試験装置及び試験体の概要を第11図に示す。

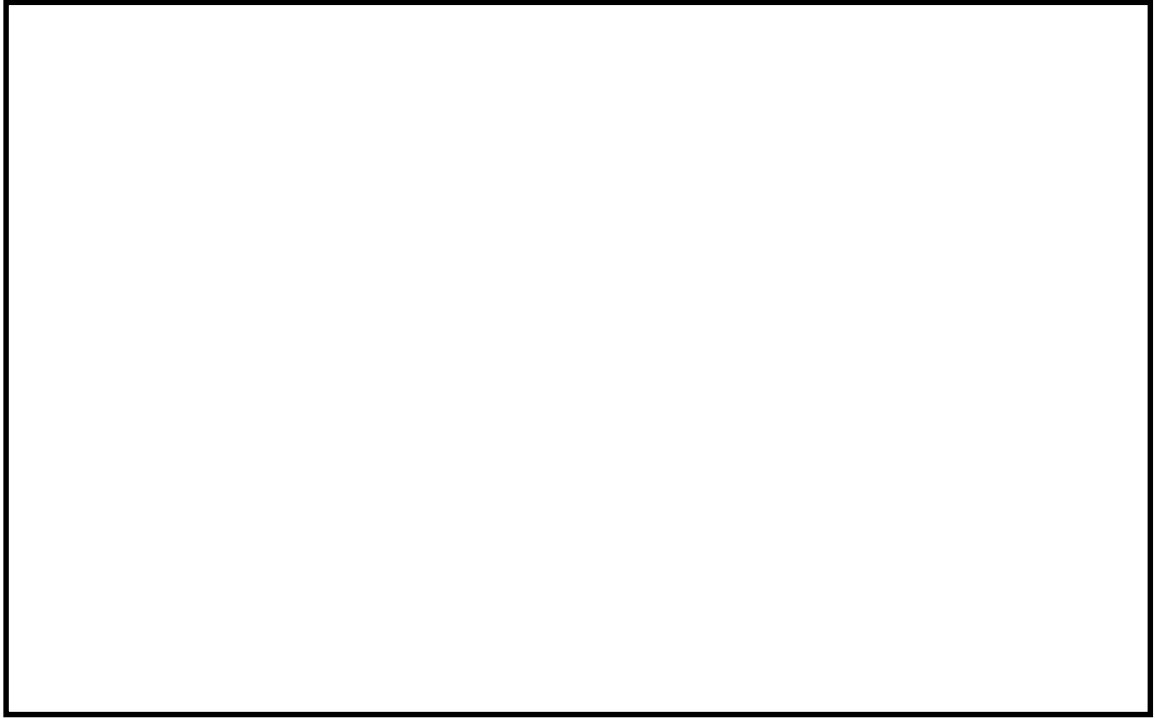
第12図に示すとおり、T H A I試験ではP A R各部の温度を測定しており、P A Rの最高使用温度を設定する上では、P A R内部を通過するガス温度のうち、触媒の反応熱が加味される触媒通過後の排気温度を考慮する。

試験では、注入口から水素を供給して試験装置内の水素濃度を上昇させた後、水素供給を停止して試験装置内の水素濃度を低下させ、P A R各部の温度の時間変化を確認している。第13図は、P A R入口水素濃度と各部温度の時間変化を示したもので、第14図は、各部の温度履歴をP A R入口水素濃度に対して図示したものである。

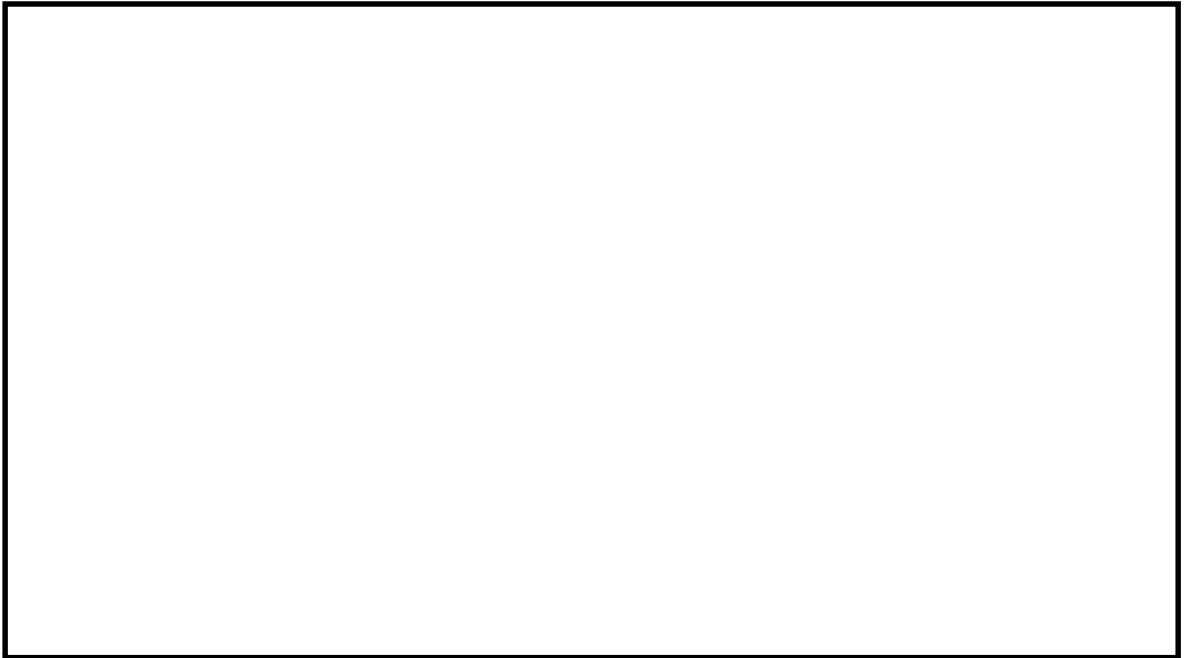
試験開始から115～130分の水素濃度が一定の時は、発熱量は変わらず温度は変化しない。水素濃度上昇時は反応熱が増加するが、各部の熱容量等の影響により温度上昇は遅れ、水素濃度低下時は反応熱が低下するが、各部の放熱速度等の影響により温度低下は遅れる傾向にある。

第13図及び第14図より、ガス温度の中でも高い温度で推移している測定点(359 KTF gas2)でも、水素濃度4vol%の温度は、水素濃度低下時においても300℃を下回っていることがわかる。

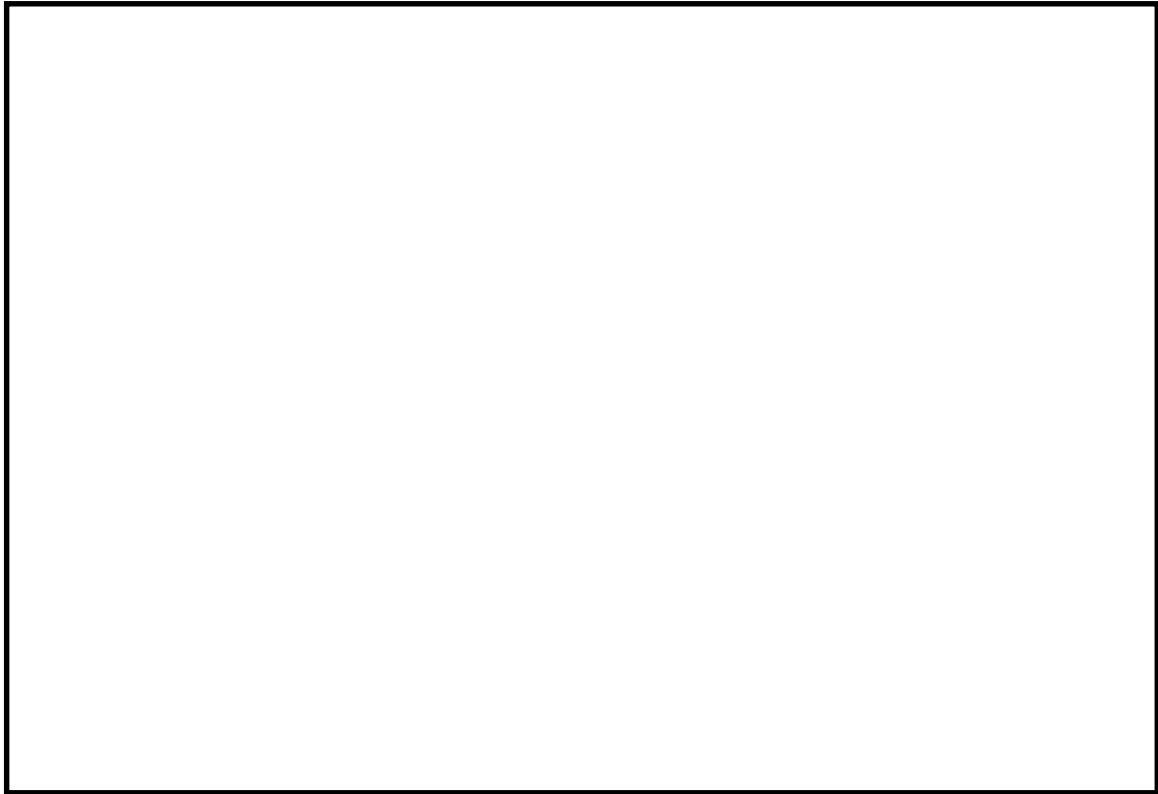
したがって、東海第二発電所に設置するP A Rの最高使用温度を300℃とすることは妥当と考えられる。



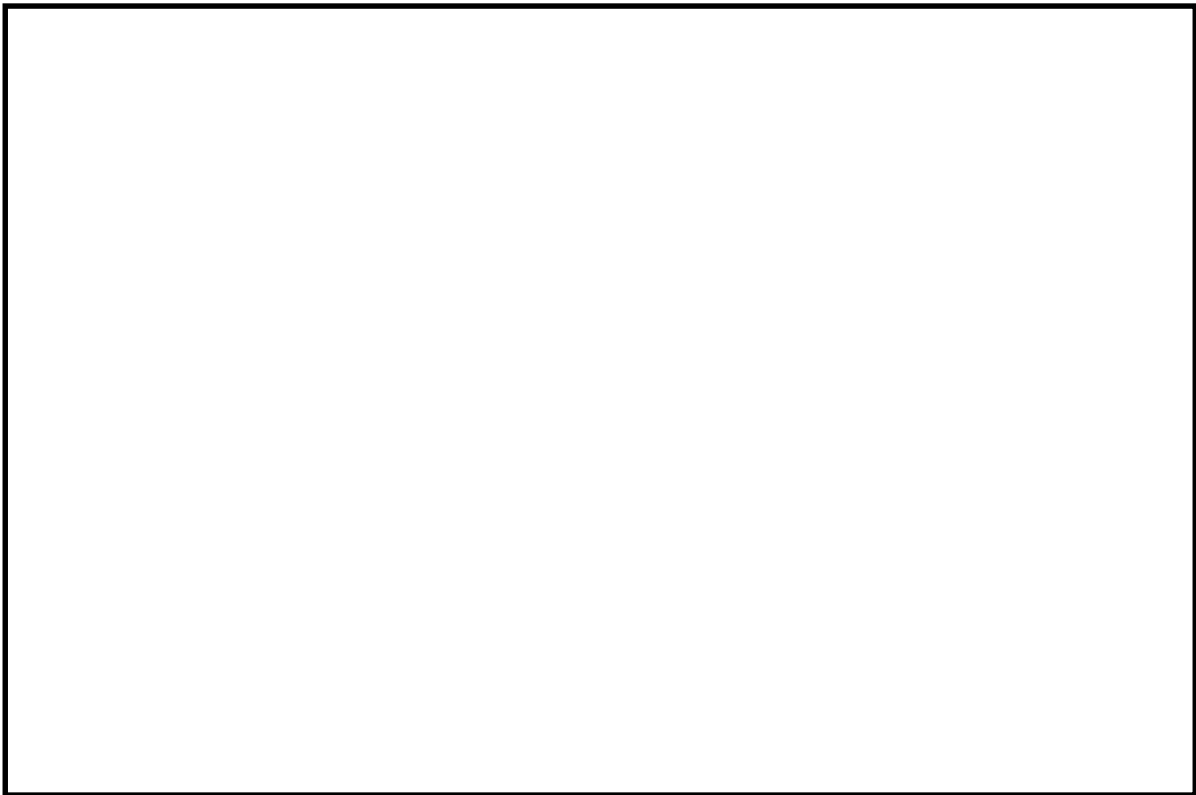
第11図 試験装置及び試験体の概要



第12図 試験体の温度計測点



第13図 温度及びPAR入口水素濃度の時間変化



第14図 温度及びPAR入口水素濃度の関係



(6) チムニの影響について

水素低減性能試験において、PARにチムニ（煙突）を取り付けることにより、水素低減性能が大きくなることが確認されている。煙突が取り付けられていない場合、高さ500mmの煙突が取り付けられた場合、高さ1,000mmの煙突が取り付けられた場合の水素低減性能の係数について、製造メーカー社内の試験プログラムの中で確認されており、煙突が取り付けられていない場合と比較して高さ500mmの煙突が取り付けられた場合は1.15程度、高さ1,000mmの煙突が取り付けられた場合は1.25程度という数字が報告されている。

東海第二発電所に設置するPARの水素処理容量は、第5表に示すとおり、延長チムニなしと同じ条件であると設定している。このため、チムニの影響がないことを確認している。

## 参考文献一覽

- 1 Experimentelle Untersuchungen zum Verhalten des von NIS entwickelten Katalysator-Modellmoduls im 1:1 Masstab bei verschiedenen Systemzuständen im Model-Containment, Battele-Europe (1991)
- 2 Generic tests of Passive autocatalytic Recombiners(PARs) for combustible Gas Control in Nuclear Power Plants Vol.1 Program Description, EPRI (1997)
- 3 Generic tests of Passive autocatalytic Recombiners(PARs) for combustible Gas Control in Nuclear Power Plants Vol.2 Test Data for NIS PARs, EPRI (1997)
- 4 Depletion Rate of NIS PAR Module, NIS (1999)
- 5 K. Fischer, “Qualification of a Passive Catalytic Module for Hydrogen Mitigation” , Nuclear Technology vol.112, (1995)
- 6 OECD-NEA THAI Project Quick Look Report Hydrogen Recombiner Tests HR-14 to HR-16 October 2009

## 反応阻害物質ファクタについて

炉心損傷を伴う重大事故等時において、原子炉格納容器内によう化セシウム等の粒子状放射性物質、ガス状よう素、蒸気等が発生する。これらが原子炉建屋原子炉棟6階へ漏えいした場合、PARの性能に影響を与える可能性があるため、影響評価を行う必要がある。

粒子状放射性物質については、沈着や格納容器スプレイにより除去されることから、原子炉建屋原子炉棟6階への漏えい量は十分小さく、影響はないと考えられる。また、別紙1に示したように、蒸気環境下による性能への影響ないと考えられる。

したがって、影響因子としてはガス状よう素を対象とし、以下のとおりPARの性能への影響を評価する。

## (1) ガス状よう素による影響

事故時に炉内に内蔵されるよう素元素量は、約24.4kgであり、NUREG-1465に基づき、原子炉格納容器内へのよう素の放出割合を61%、Regulatory Guide 1.195に基づき、無機よう素生成割合を91%、有機よう素生成割合を4%とする。また、原子炉格納容器内の自然沈着による除去効果については、CSEでの実験結果に基づきDF200を考慮する。

このとき、原子炉格納容器漏えい率を一律10%/dayとして原子炉建屋原子炉棟6階へ全量漏えいすると仮定した場合、ガス状よう素は、約21mg/m<sup>3</sup>となる。

よう素による影響を確認するために行われたBattelle MC試験の試験条件を第1表に、試験結果を第1図に示す。試験は、蒸気環境下において空間

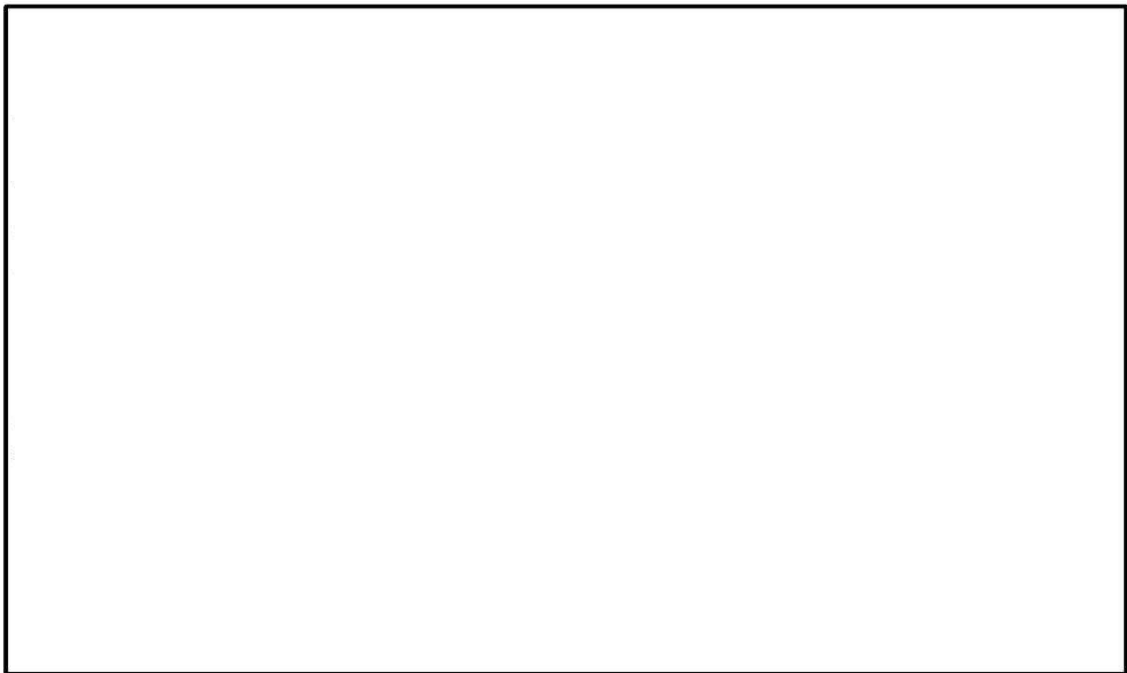
に対するよう素割合約300mg/m<sup>3</sup>で実施しており約25%性能低下していることが確認されている。

試験条件と比べて東海第二発電所で想定されるガス状よう素濃度は、十分に小さく、影響は小さいと考えるが、よう素環境下でのP A Rの性能低下を考慮し、反応阻害物質ファクタとして「0.5」を設定する。

なお、反応阻害は、よう素が触媒に付着することで起こるものであり、スケールファクタが変わっても、P A R内部の流速は一律であり、付着するよう素の割合は変わらないため、ガス状よう素による影響評価にスケールファクタを考慮する必要はない。

第1表 試験条件（よう素の影響）

温 度	圧 力	初期水素濃度	蒸気濃度	よう素濃度
120℃	2bar	4vol%	50～70vol%	300mg/m <sup>3</sup>

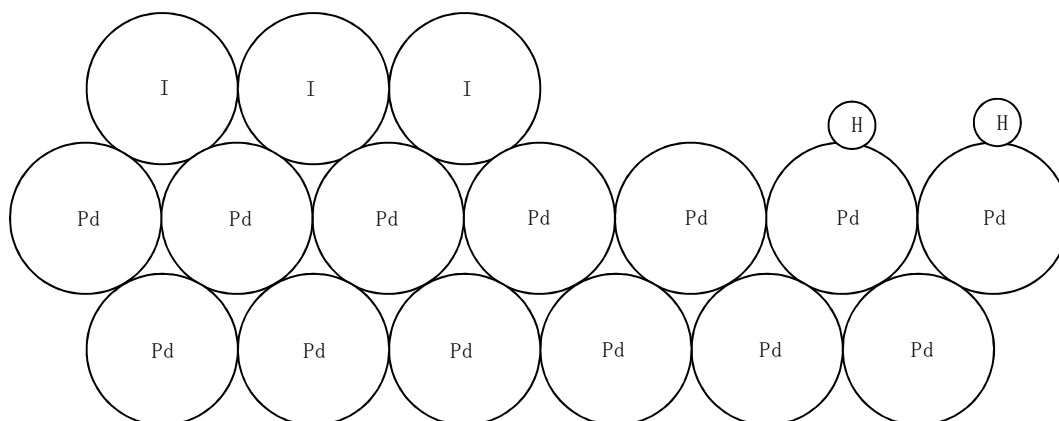


第1図 試験結果（よう素の影響）

本試験は、第1表に示す条件でよう素による触媒性能低下の影響を確認しているが、本試験結果が実機条件に適用できるかを確認するために、本試験結果における水蒸気濃度、温度及び圧力の影響について示す。

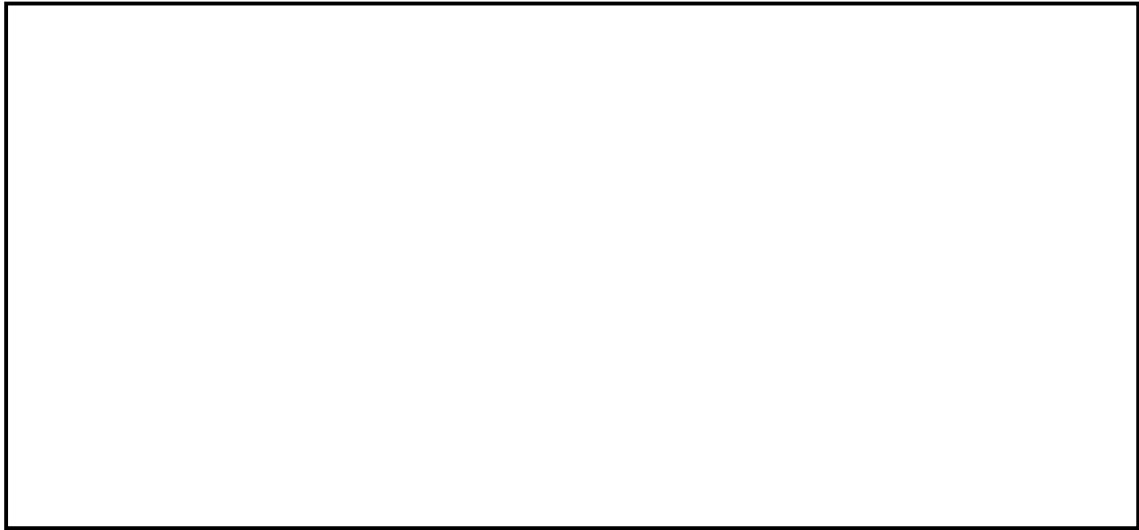
触媒の被毒は、強力な化学吸着による触媒反応の阻害によって発生する。したがって、よう素による被毒は、よう素によるパラジウム原子の物理的な閉塞により発生する（第2図参照）。水蒸気濃度及び圧力は、パラジウム表面に結合しているよう素の状態を変えることができないため、基本的には水蒸気濃度と圧力は、よう素による被毒効果に与える影響はないと考えられる。なお、水蒸気については、触媒に被膜ができること等による物理的な触媒性能低下の影響が考えられるが、それについては「別紙1(2)① 蒸気環境下での影響」のとおり、有意な影響はないことを確認している。さらに、触媒粒には疎水コーティングが施されていることから、水蒸気による性能低下を防ぐ設計考慮がなされている。

また、本試験条件は、東海第二発電所の事故時に想定される環境と比較し、よう素濃度、水蒸気濃度は保守的な条件となっている。これらを踏まえ、本試験結果における水蒸気濃度、圧力が与える大きな影響はない。



第2図 パラジウムへのよう素の結合の概略図

一方、温度については、触媒周りの温度が200℃付近の高温になると、吸着されたパラジウムとよう素が分離し、パラジウムは触媒機能を回復する知見が既往研究より確認されている（第3図参照）。これは、温度が上がったことにより化学結合状態が壊れてパラジウムとよう素が分離する状況になったことによるものと考えられる。



### 第3図 再結合効果と温度の関係

P A Rは、再結合反応を始めると、触媒温度が上昇し触媒自体は200℃を超える高温状態になる。N I S社製P A R触媒は、粒型の触媒粒をカートリッジに敷き詰めた構造になっており、被毒物質に全ての触媒が覆われることを防ぐことが設計上配慮されている。よって、被毒されていない部分は、再結合反応が始まり、それに伴い触媒粒の温度が上昇することで、被毒された部分の吸着されたパラジウムとよう素が分離することで触媒機能が回復する傾向になると考えられる。すなわち、よう素による被毒は、再結合反応開始時に影響するものであるが、反応が開始すると、触媒温度上昇が支配的となり、試験条件としての温度は、影響を無視できるものと考えられる。よって、本試験結果に示す触媒性能低下評価において、温度条件は大きな影響を与えるものではない。

## 参考文献一覽

- 1 Effects of inhibitors and poisons on the Performance of Passive Autocatalytic Recombiners (PARs) for Combustible gas control in ALWRs, EPRI (1997)

## P A R 動作監視装置について

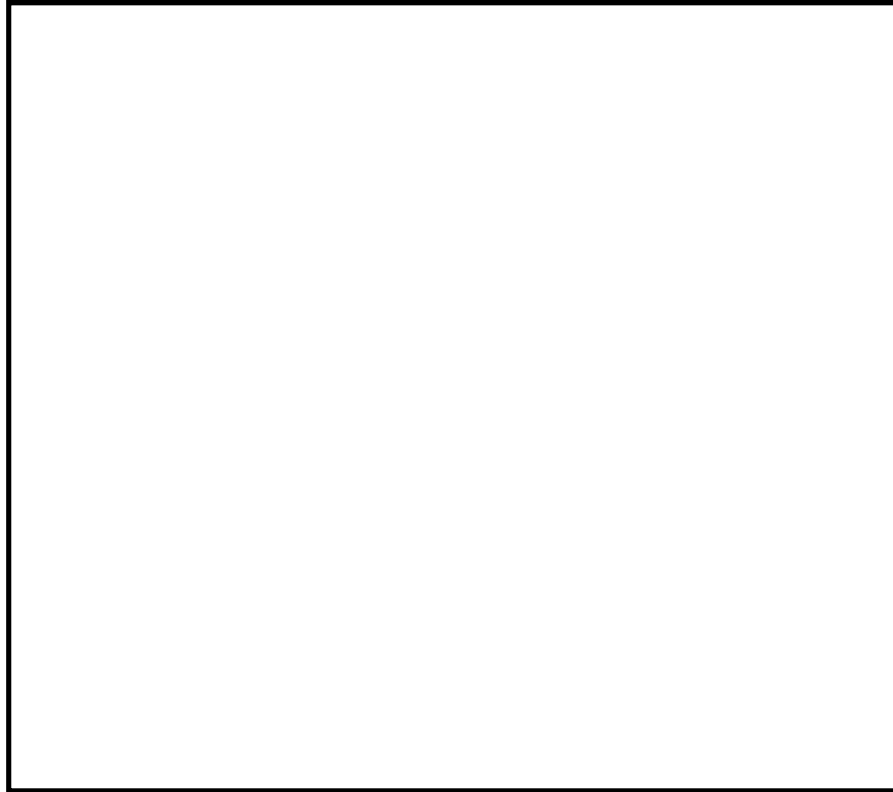
## (1) 目 的

P A R は、原子炉建屋原子炉棟6階内の水素濃度上昇に伴い自動的に作動する装置であり、電源や運転員による操作が不要な装置である。

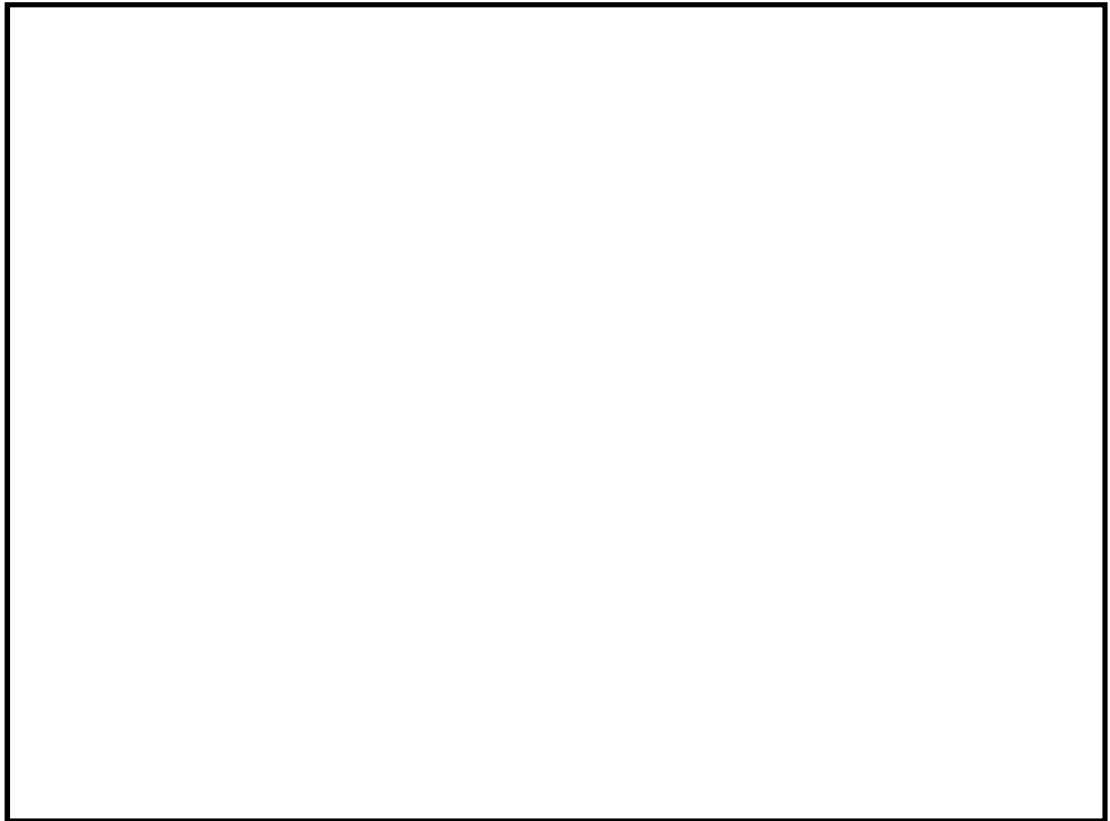
P A R は、触媒における再結合反応により水素を除去する装置であるため、水素濃度の上昇に伴って装置の入口側と出口側の温度差が上昇する（第1図、第2図参照）ことから、P A R に温度計を設置することにより、水素処理の状況を把握することができ、P A R による水素処理が行われていることを確認することができれば、事故対処時の有効な情報となると考えられる。

このことから、原子炉建屋原子炉棟内に設置されているP A R（2基）の入口側及び出口側に熱電対を取り付け、中央制御室にてP A R の温度を確認できるようにし、重大事故等対処時の監視情報の充実に図る。





第1図 SNLで行われた試験用PAR 概要



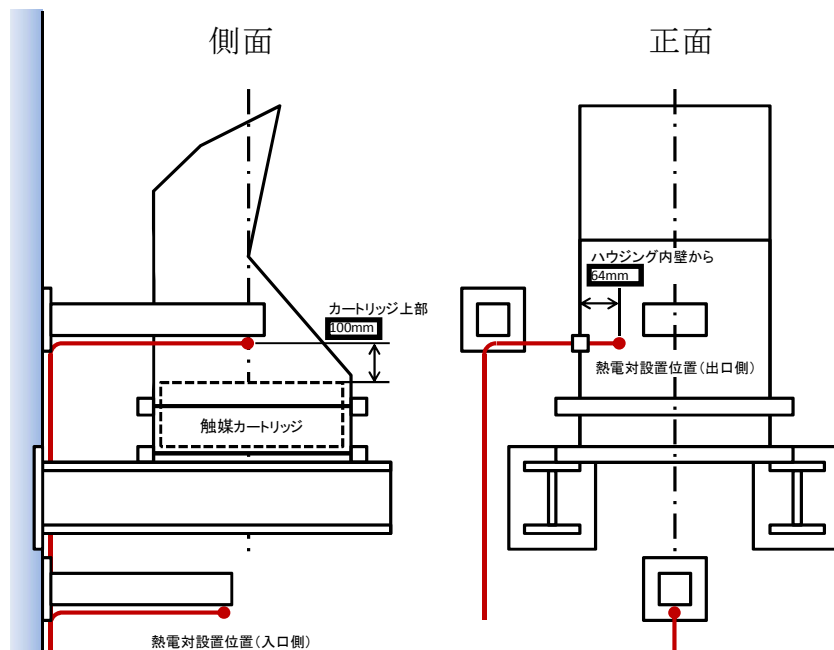
第2図 PAR温度と水素濃度の関係

## (2) 設備概要

P A R 2基に対して入口側及び出口側に熱電対を取り付け、事故時のP A Rの測定温度を中央制御室にて監視できるようにする。

熱電対の設置位置は、P A R入口及び触媒カートリッジ出口に熱電対シースを取り付け、ガス温度を測定できるようにする。

実験結果（第2図）において、触媒部での水素再結合反応に伴い、水素濃度1.0vol%程度でP A R入口と出口のガス温度差は約40K、水素濃度4vol%程度でP A R入口と出口のガス温度差は約170Kになっており、P A Rの入口側と出口側の温度差が明確であることから、P A R動作を把握できる。



第3図 P A Rへの熱電対取付位置概要図

P A Rへの熱電対取付位置は、サポートとの干渉を考慮したP A R筐体付近への取付性、固定性、保守性等を考慮してP A R入口側及び出口側のガス温度が測れる位置とする。（第3図参照）

熱電対シースは、 $\phi 3.2\text{mm}$ であり、P A Rへの流路影響の観点から水素

除去性能へ影響を及ぼすものではない。

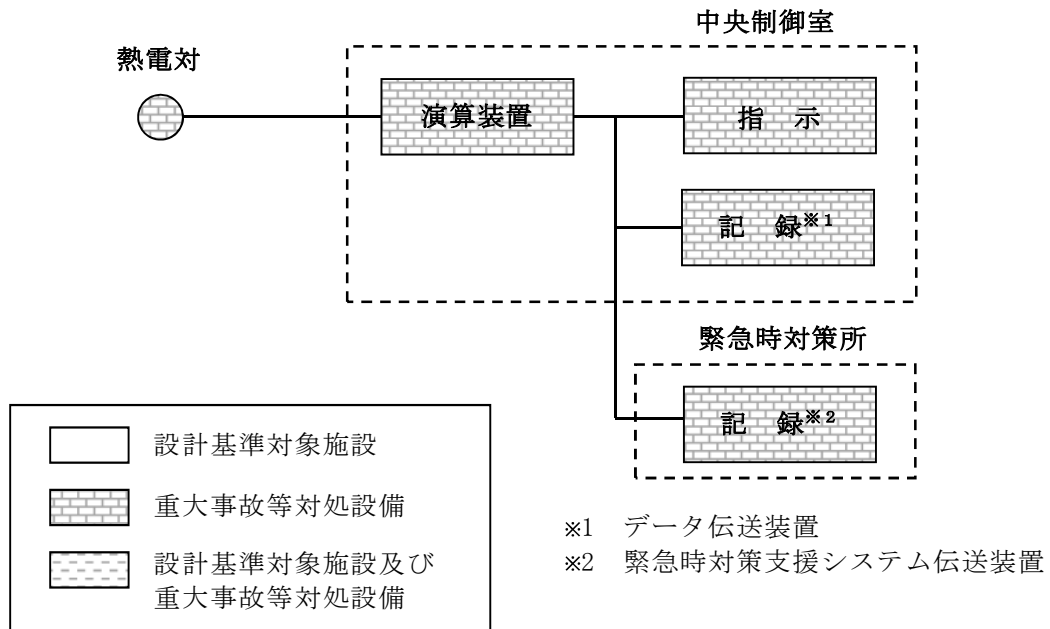
測定温度は、中央制御室及び緊急時対策所に指示及び記録される。

(第4図参照)

第1表 P A R 動作監視装置の主要仕様

名 称	種 類	計測範囲	個 数	取付箇所
P A R 動作監視装置	熱電対	0～300℃	4※	原子炉建屋 原子炉棟6階

※ 2基のP A Rに対して出入口に1個設置

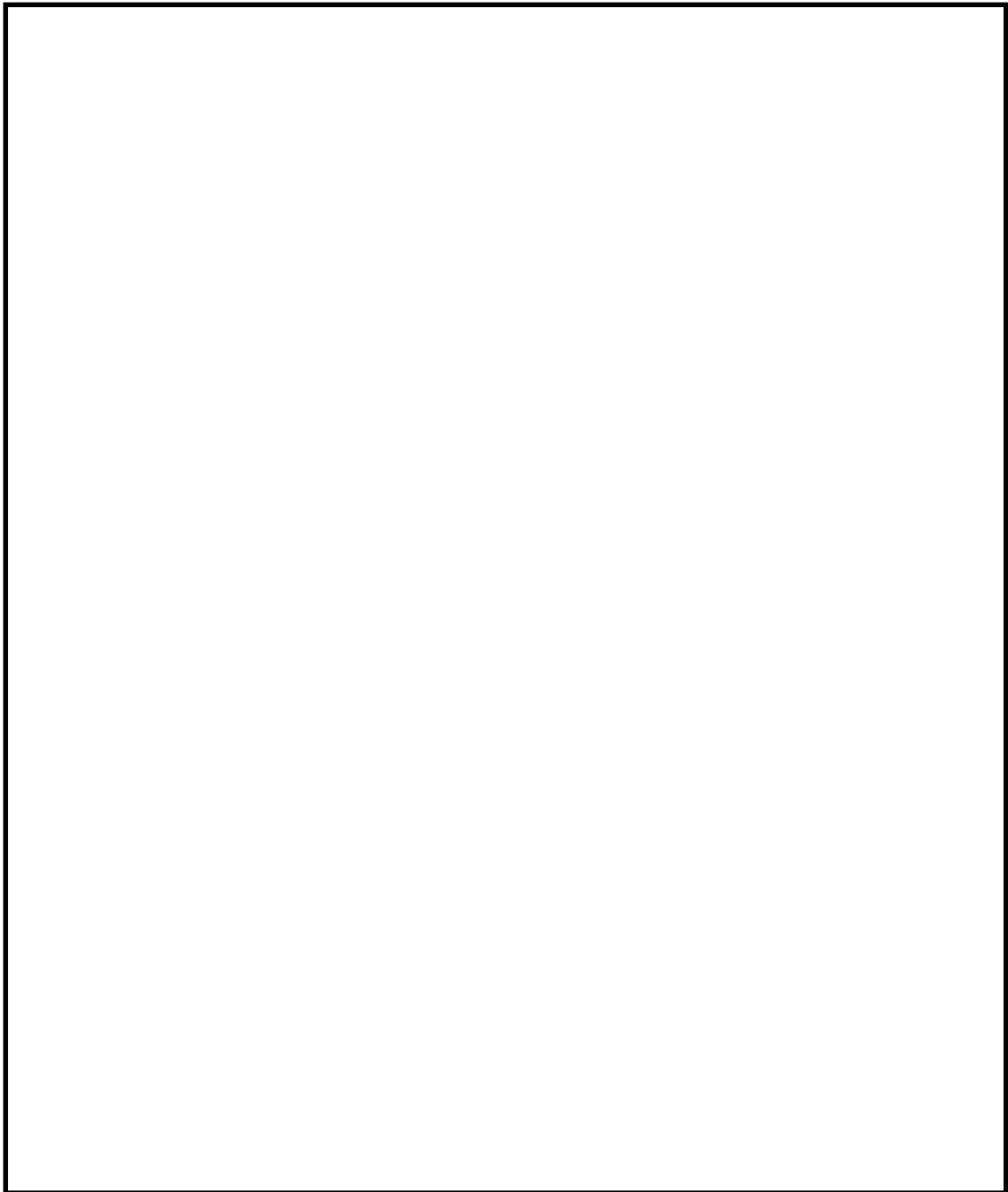


第4図 P A R 動作監視装置の概略構成図

(3) P A R 動作監視装置の設置場所

P A Rは、水素を処理する際の熱でガス温度が上昇するため、P A R装置により上昇気流が発生する。したがって、原子炉建屋原子炉棟6階の水素は、自然対流により拡散されることから、原子炉建屋原子炉棟6階の両壁面に配置したP A R全体に水素が行き渡り、一様に触媒反応を起こして

温度が上昇すると想定している。したがって、P A Rの動作原理が触媒反応による水素と酸素の再結合であることを踏まえると故障は考え難く、P A R動作監視装置の必要個数は1個と考えるが、位置的分散を考慮して、原子炉建屋原子炉棟6階の両壁面に配置したP A Rのうちそれぞれ1基に設置することとする。（第5図参照）



第5図 P A R動作監視装置の概略構成図

参考文献一覽

- 1 Thomas K. Blanchat, Asimios C. Malliakos, “TESTING A PASSIVE AUTOCATALYTIC RECOMBINER IN THE SURTESY FACILITY” , Nuclear Technology Vol.129 March 2000

## P A R 周辺機器に対する悪影響防止について

P A R は、水素処理が始まると触媒温度が上昇するため、P A R の温度上昇が周辺機器に影響を与えないためのP A R の設置方針を検討した。P A R の温度上昇が周辺機器に影響を与える項目としては、「①P A Rハウジングからの熱輻射による熱影響評価」及び「②P A R排気ガスによる熱影響評価」があり、それらの検討結果を以下に示す。

## ① P A Rハウジングからの熱輻射による熱影響評価

P A Rハウジングが最高使用温度である300℃の状況で、ハウジングからの熱輻射による温度と距離の関係を評価した。

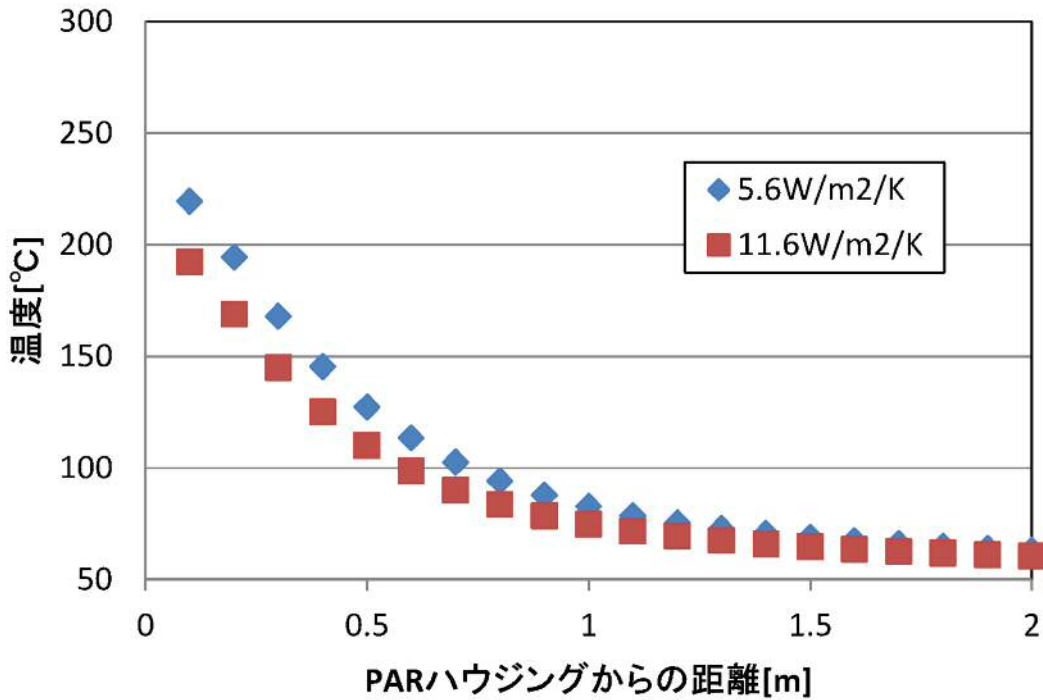
周辺機器の温度は、原子炉建屋原子炉棟6階の熱伝達率により異なる。熱伝達率は、以下のユルゲスの式より計算する。

$$h = 5.6 + 4.0 u$$

ここで、 $u$  [m/s] は、気流速度である。P A R が起動する設計条件の10%/dayのケースにおける気流速度の最大値が約0.6m/sであることを踏まえて、想定する気流速度の範囲を0~1.5m/sと仮定し、熱伝達率を計算すると5.6~11.6W/(m<sup>2</sup>・K)となる。したがって、熱伝達率は、5.6W/(m<sup>2</sup>・K) 及び11.6W/(m<sup>2</sup>・K) の2ケースで評価を行った。

評価結果を第1図に示す。いずれのケースもP A R から0.1m離れると周辺機器の表面温度は、最高使用温度である300℃を十分下回ることから、隣接するP A R に対して悪影響を与えることはない。また、評価結果の厳しい5.6W/(m<sup>2</sup>・K) の場合であっても、P A R から0.8m離れたところで100℃を下回り、1mの地点では83℃まで低下する。さらに、2mの地点でP

A R の輻射熱の影響はほぼなくなることから、重大事故等の対処に重要な計器・機器に悪影響がないように、P A R 周囲（排気口方面除く）には、2m以上の離隔距離を設けることとする。



第 1 図 周辺機器の P A R からの距離と温度の関係

② P A R 排気ガスによる熱影響評価

P A R の上方の排気口からは水素処理を行った高温の出口ガスが排気されるが、P A R ハウジング上部にはフードが設置されており、出口ガスの流れ方向を変えており、P A R の上方に位置する構築物に直接排熱の影響を与えることはない。また、高温の出口ガスが排出される排気口からは、重大事故等の対処に重要な計器・機器に悪影響がないように、3m以上の離隔距離を設けることとする。

上記①、②の結果から、P A R 配置検討に当たっては、以下を考慮すること

としている。

< P A R 周辺機器への熱影響防止の方針 >

- ・ P A R 周囲（排気口方面を除く）に，熱影響により安全機能を損なう設備がないことを，熱影響評価結果を踏まえて確認する。
- ・ P A R 排気口方面には，高温ガスが流れることから，付近に安全機能を損なう設備がないことを確認する。

以上により，原子炉建屋原子炉棟6階に設置する重大事故等対処設備については，P A R による熱的な悪影響がないことを確認する方針としている。

水素濃度監視設備については，原子炉建屋原子炉棟6階天井付近に設置することとしており，P A R 設置位置から10m以上離れているため，P A R の温度上昇による水素濃度監視機能への悪影響はない。



## 局所エリアの漏えいガスの滞留

## 1. 評価方法

第1表に示す原子炉格納容器からの水素漏えいが想定される局所エリアにおいて、有効性評価シナリオ包絡条件（格納容器ベント使用時）及び有効性評価シナリオ包絡条件（代替循環冷却系使用時）の水素濃度がそれぞれ可燃限界未満であることを確認する。なお、シールドプラグが置かれた状態の原子炉ウェル部についても、局所エリアとなる可能性があるが、シールドプラグにシール性がないこと及び上面に開口があることから、局所エリアから除外とした。

第1表 局所エリア

階数	漏えい箇所	エリア名称	空間容積 (m <sup>3</sup> )
2階	ドライウェル機器ハッチ	ドライウェル機器ハッチ及びCRD搬出ハッチのある部屋	42.1
	CRD搬出ハッチ		
	所員用エアロック	所員用エアロックのある部屋	23.4
地下1階	サプレッション・チェンバアクセスハッチ	サプレッション・チェンバアクセスハッチのある部屋	1,353.4

## 2. 解析条件

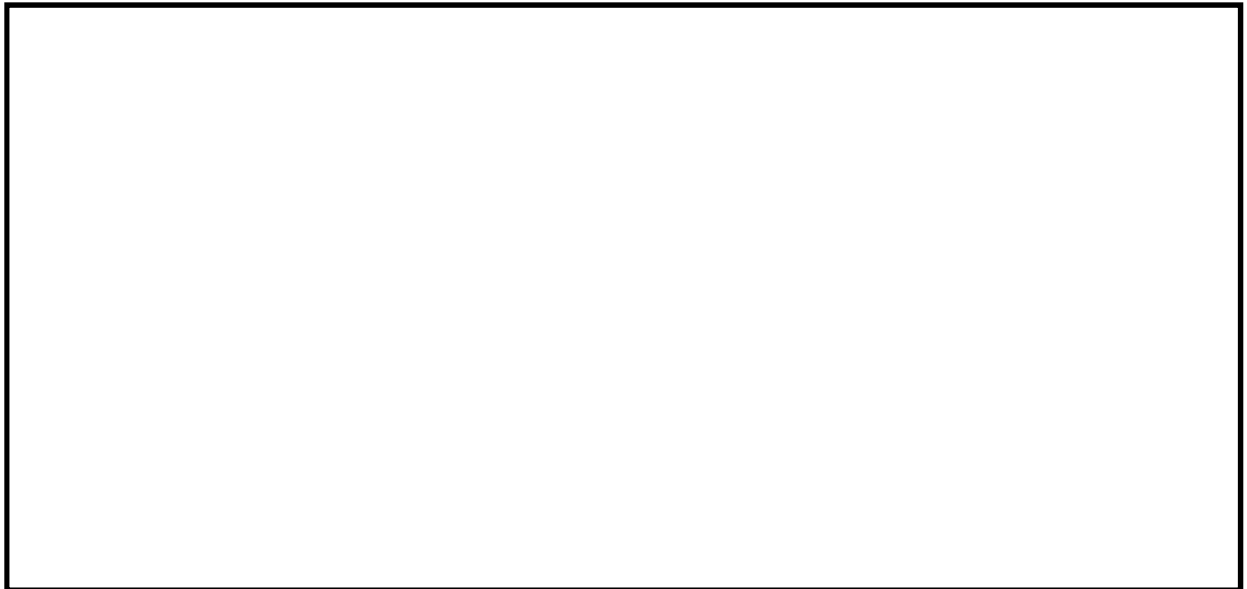
## (1) 解析モデル

解析モデルを第1図に示す。漏えい箇所及び隣接するエリアでの水素濃度を確認するため、解析モデルは、局所エリアとその隣接エリアをそれぞれ1ノードでモデル化し、流入境界条件を設けて原子炉格納容器からの漏

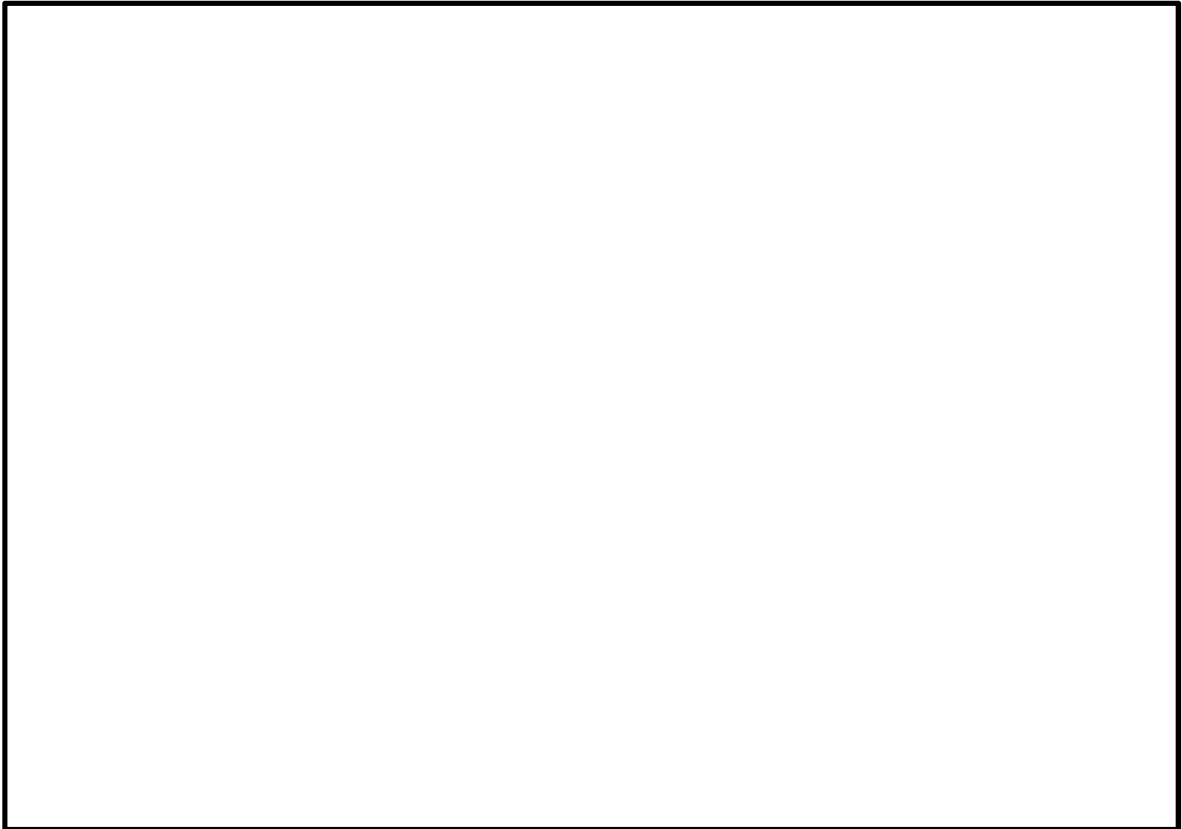
えいを与える。また、圧力境界条件を設けて外部への流出をモデル化する。

エリア内は断熱とし、構造物のヒートシンク、壁を介した隣接エリアの伝熱はモデル化しない。伝熱による蒸気の凝縮だけ水素濃度が高くなると考えられることから、保守的に評価するため、蒸気の100%凝縮を仮定した漏えい条件を想定する。

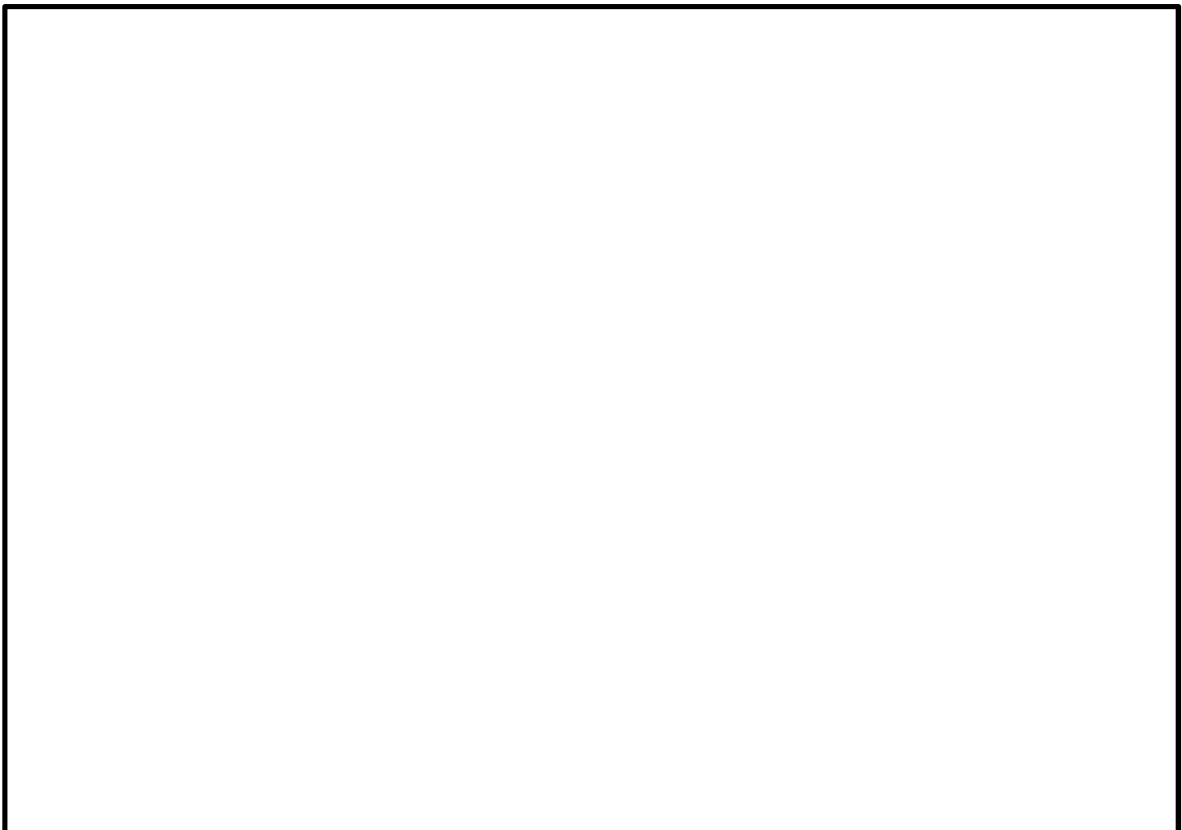
また、隣接エリアを第2図～第7図に示す。



第1図 2ノードモデル



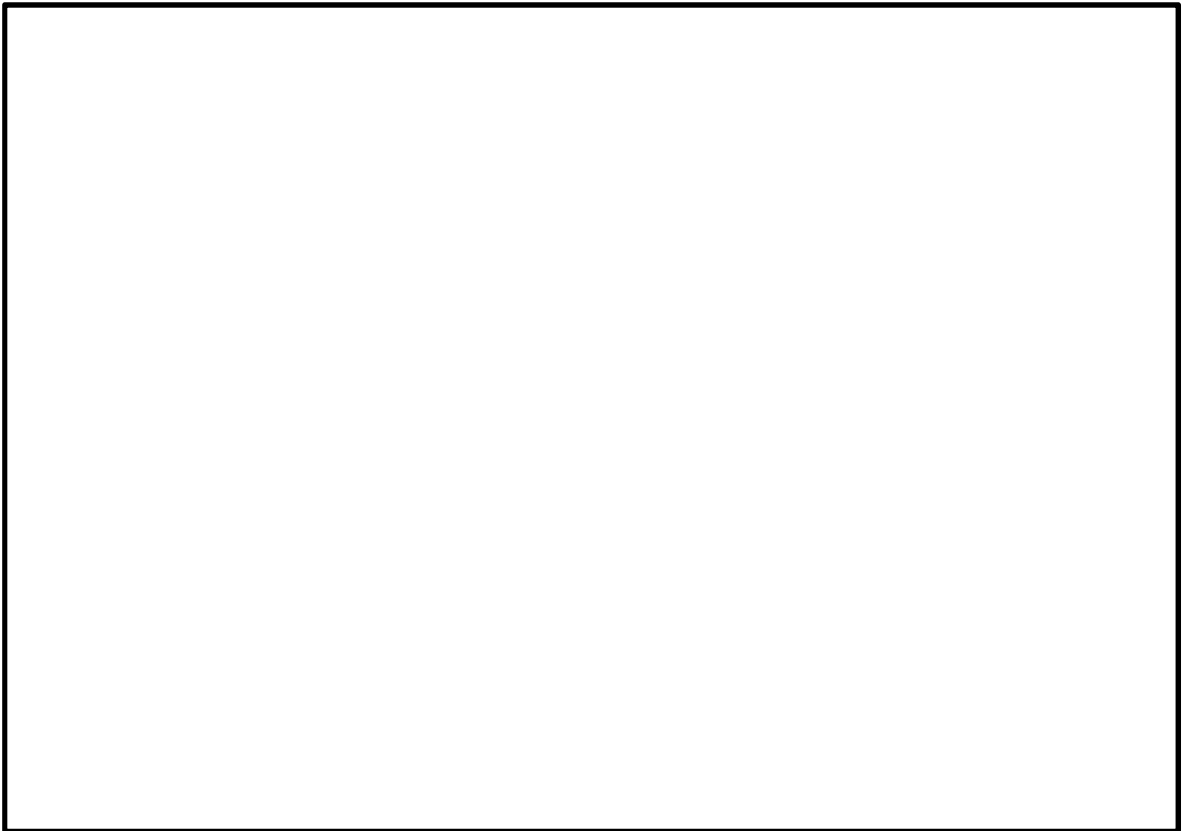
第 2 図 隣接エリア 原子炉建屋原子炉棟地下 1 階



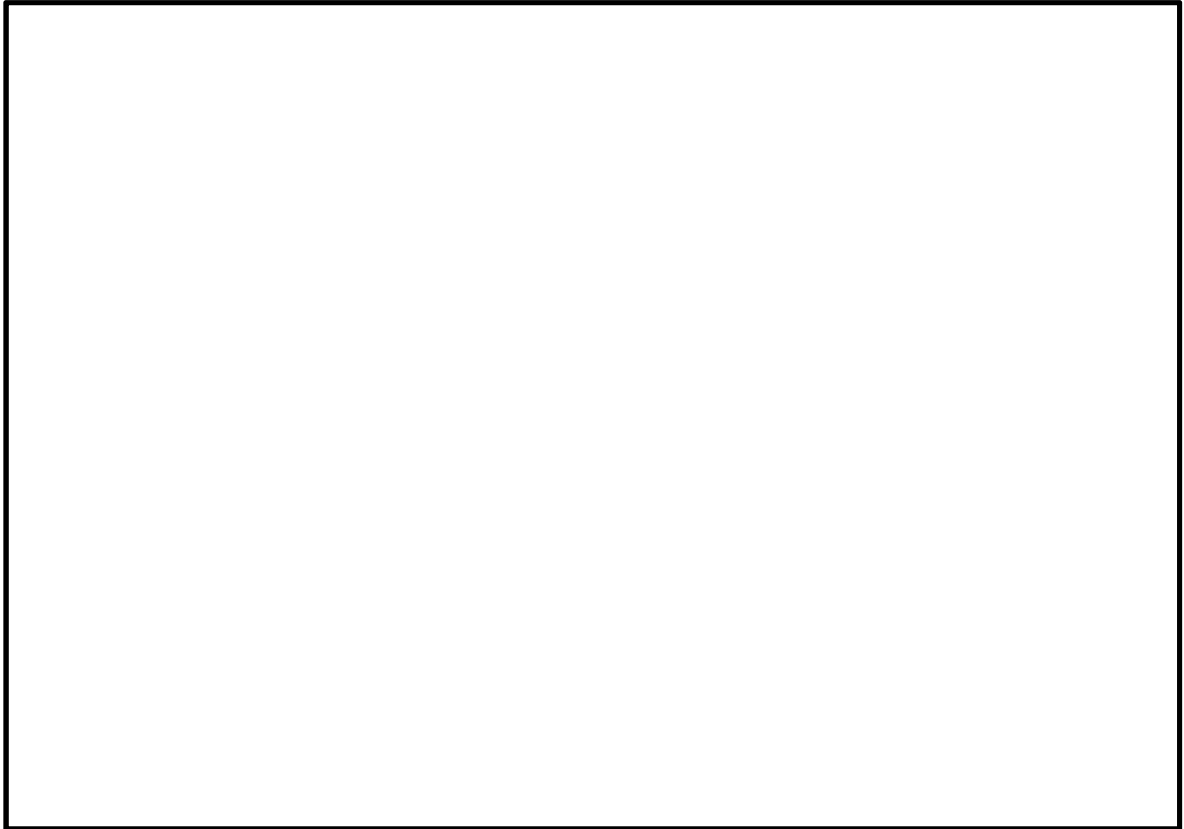
第 3 図 隣接エリア 原子炉建屋原子炉棟 1 階



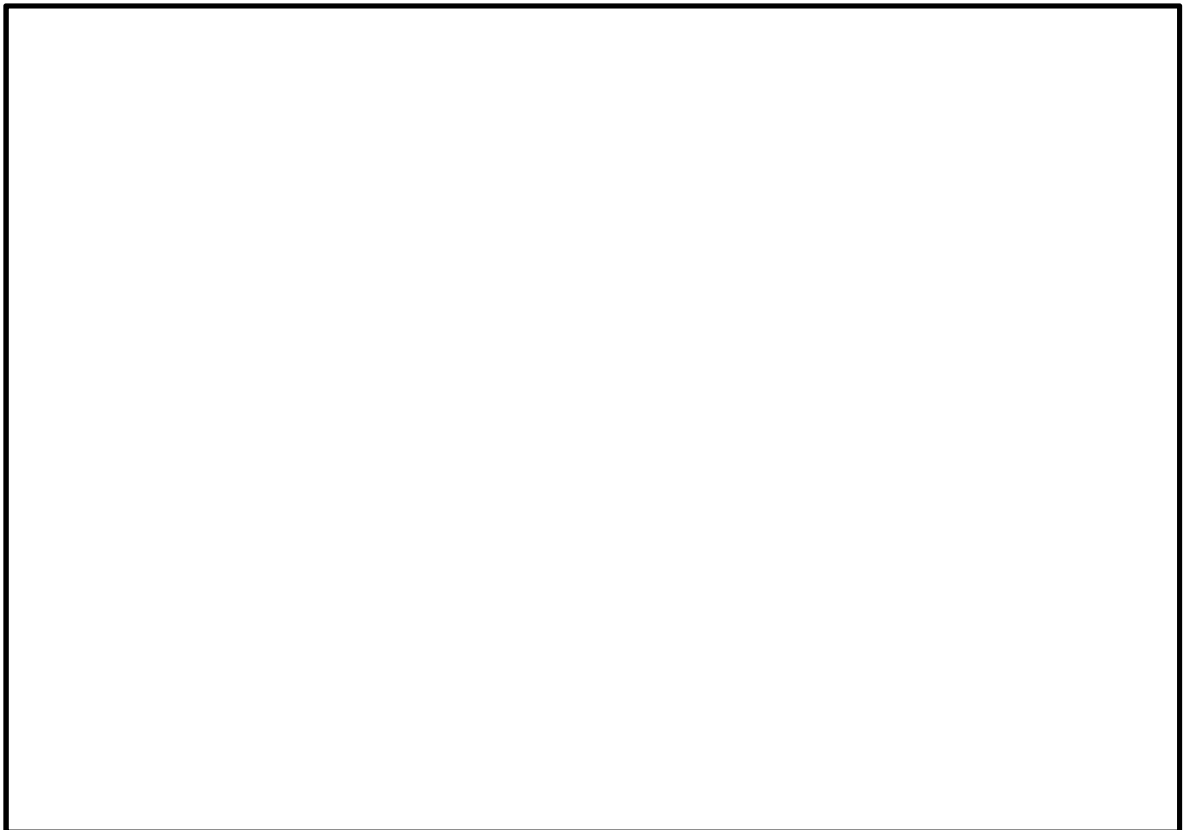
第 4 図 隣接エリア 原子炉建屋原子炉棟 2 階



第 5 図 隣接エリア 原子炉建屋原子炉棟 3 階



第6図 隣接エリア 原子炉建屋原子炉棟4階



第7図 隣接エリア 原子炉建屋原子炉棟5階

(2) 解析条件

2 ノードモデルにおける解析条件を第 2 表に示す。

第 2 表 2 ノードモデル解析条件

No.	項目	解析条件	備考
1	原子炉建屋原子炉棟の条件 (1) 圧力 (初期条件) (2) 温度 (初期条件) (3) 組成 (初期条件) (4) 空間容積 (固定)	101.325kPa 40℃ 相対湿度 100%の空気 第 1 表参照	大気圧 想定される高めの温度として設定 同上
2	圧力境界条件 (外部への漏えい) (1) 圧力 (固定) (2) 温度 (固定) (3) 酸素濃度 (固定) (4) 窒素濃度 (固定)	101.325kPa 40℃ 21vol% 79vol%	大気圧 想定される高めの温度として設定 乾燥空気の組成 同上
3	流出条件 (外部への漏えい) (1) 流出条件	圧力損失なし	

各局所エリアの漏えい量は、全漏えい量を各漏えい箇所の周長割合で分配して計算する。漏えいの分配条件は、第 2.1.4.1-4 表と同様である。

(3) 漏えい条件

有効性評価シナリオ包絡条件における漏えい条件を第 3 表に示す。

第3表 有効性評価シナリオ包絡条件における漏えい条件

項目	ドライウエル				サプレッション・チェンバ			
	0～ 3h	3～ 30h	30～ 110h	110～ 168h	0～ 3h	3～ 30h	30～ 110h	110～ 168h
圧力 (kPa [gage] )	620 (2Pd)		186 (0.6Pd)	341 (1.1Pd)	620 (2Pd)		186 (0.6Pd)	341 (1.1Pd)
温度 [°C] (上：原子炉 格納容器内, 下：建屋への 漏えい時 <sup>※1</sup> )	210 100	200 100	171 100		210 100	200 100	171 100	
水素濃度 [vol%] <sup>※1</sup>	100				100			
水蒸気濃度 [vol%] <sup>※1</sup>	0				0			
原子炉格納容器 漏えい率 [%/day] <sup>※2</sup>	0.615	0.42	0.34	0.29	0.45		0.11	
備考	2階の漏えい条件				地下1階の漏えい条件			

※1 水蒸気は、局所エリアに漏えいした時点で全て凝縮することを想定

※2 漏えい率は、第2.1.4.1-3表に示す漏えい条件から水素のみを考慮して算出

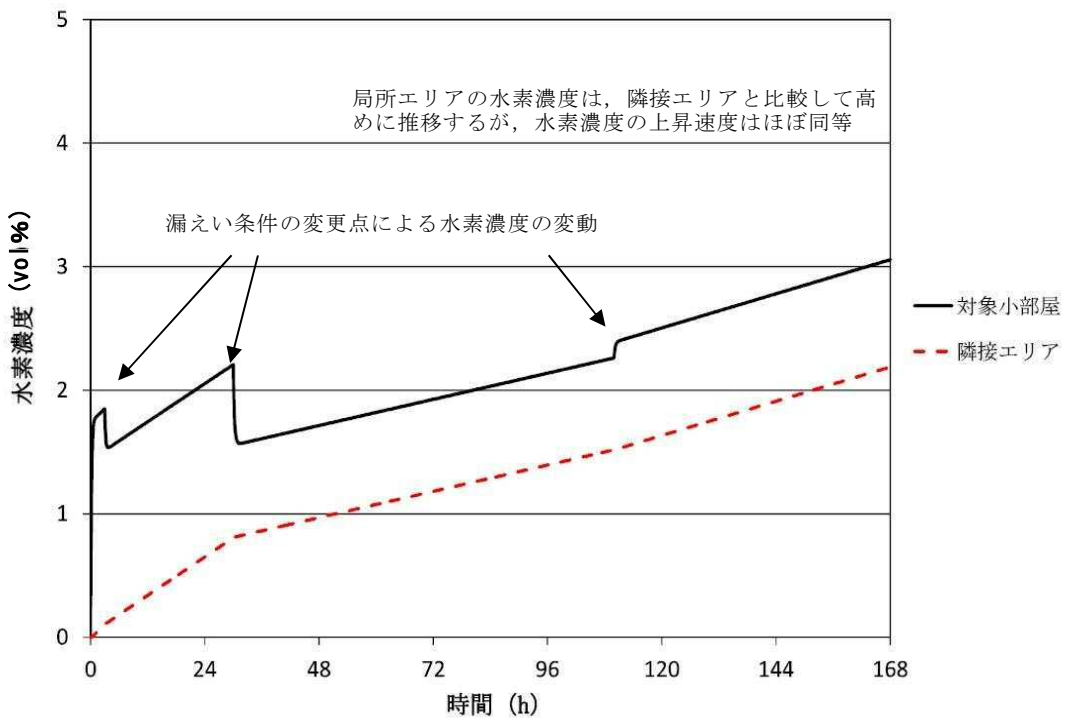
### 3. 解析結果

各ケースの 168 時間までの水素濃度最大値を第 4 表に示す。また、水素濃度の時間変化を第 8 図から第 10 図に示す。

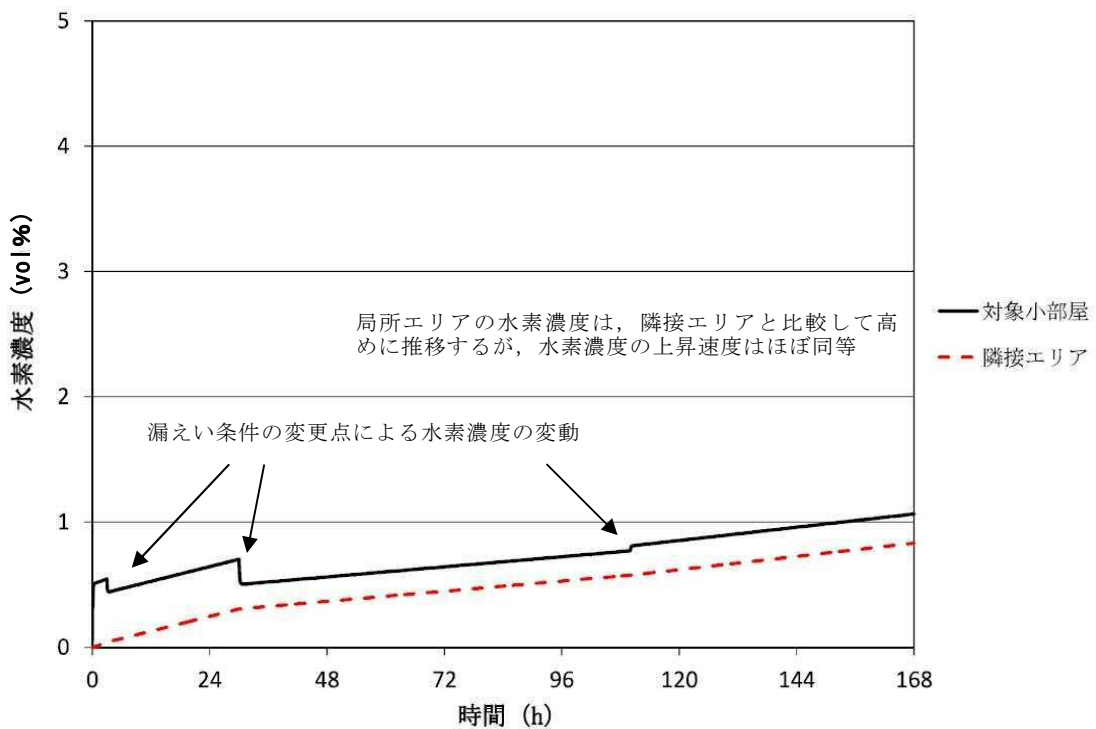
第 4 表 解析結果

ケース No.	原子炉格納容器漏えい条件	評価対象とするエリア	水素濃度最大値 [vol%]	
			評価対象とする局所エリア	隣接エリア
1	有効性評価シナリオ包絡条件	ドライウェル機器ハッチ及び CRD 搬出ハッチのある部屋 (原子炉建屋原子炉棟 2 階西側)	3.06	2.19
2		所員用エアロックのある部屋 (原子炉建屋原子炉棟 2 階東側)	1.06	0.83
3		サブプレッション・チェンバアクセスハッチのある部屋 (原子炉建屋原子炉棟地下 1 階西側)	1.69	1.69

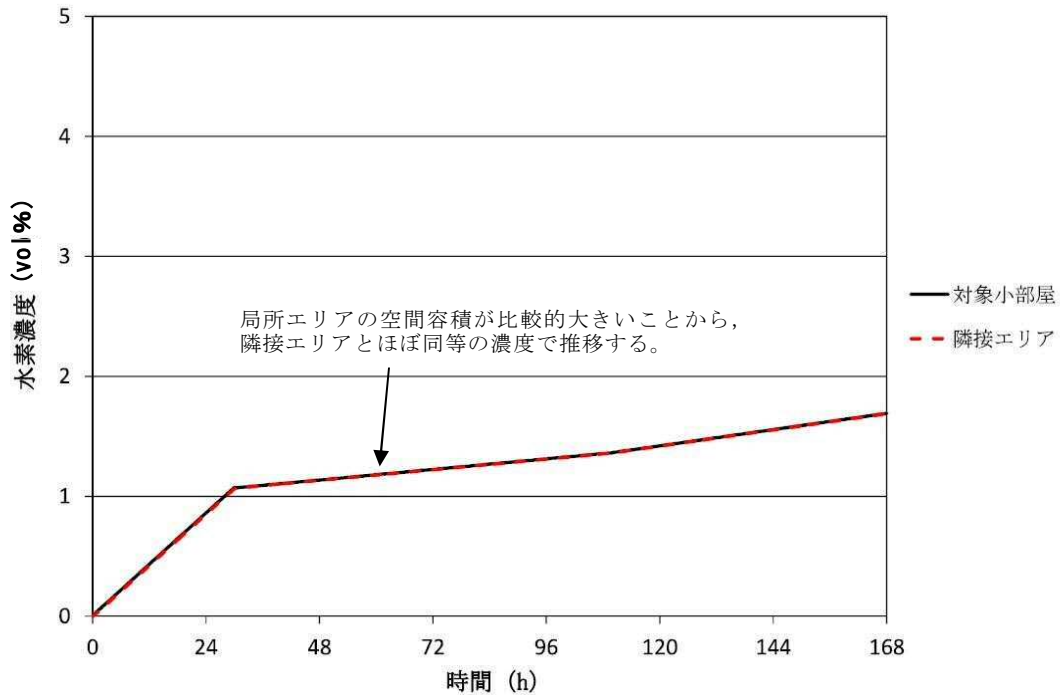




第 8 図 有効性評価シナリオ包絡条件（代替循環冷却系使用時）における水素挙動（ドライウェル機器ハッチ及びCRD搬出ハッチのある部屋）



第 9 図 有効性評価シナリオ包絡条件（代替循環冷却系使用時）における水素挙動（所員用エアロックのある部屋）



第 10 図 有効性評価シナリオ包絡条件（代替循環冷却系使用時）における水素挙動（サブプレッション・チェンバアクセスハッチのある部屋）

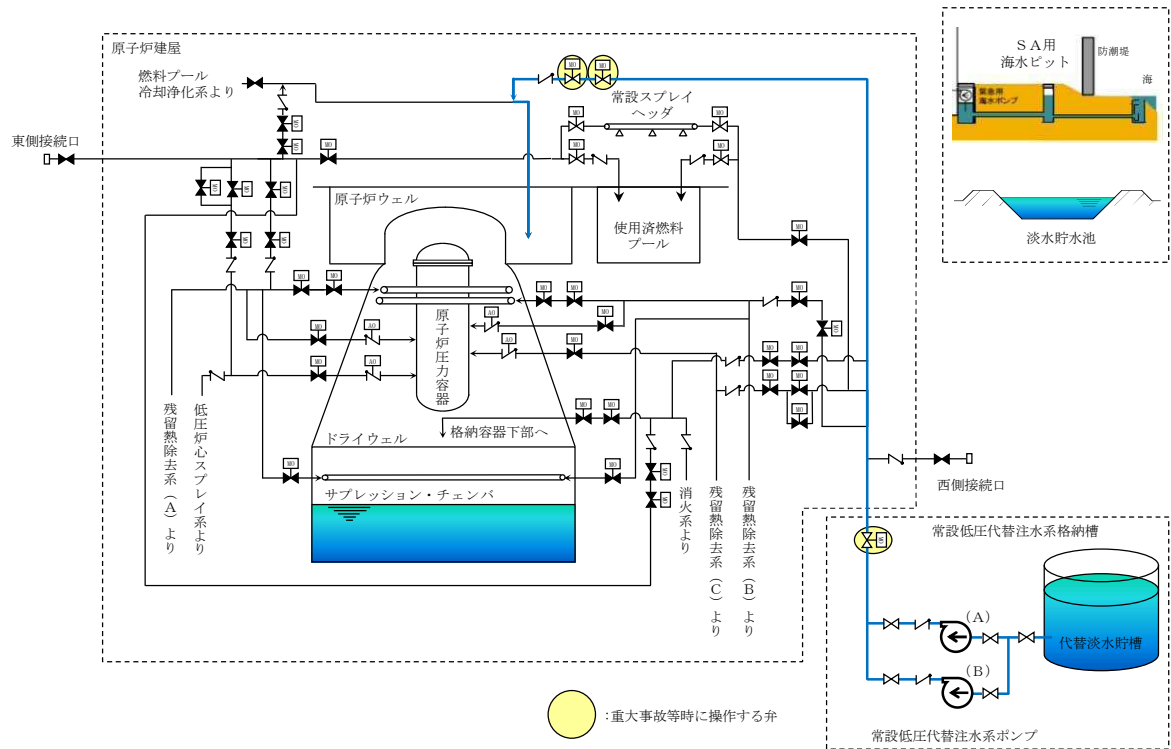
解析の結果から、水素濃度は全体的には上昇傾向となり、168 時間後時点で最も高くなるものの、可燃限界未満となる結果となった。

2 ノードの解析において、局所エリアと隣接エリアについては、それぞれ同等のレートで上昇し続ける結果となったが、2.1.4.2 に示したケース 1 において、建屋全体の水素濃度が均一化されていることから、局所エリアに漏えいした水素は隣接エリアを介して原子炉建屋原子炉棟 6 階に流入するものと考えられる。一方で、格納容器から異常な漏えいが発生した場合、原子炉建屋原子炉棟 6 階よりも先行して局所エリアの水素濃度が上昇するおそれがあるため、判断に使用する原子炉建屋水素濃度計は、局所エリアに設置する水素濃度計を含めた水素濃度計のうち、最高濃度を示すものとする。

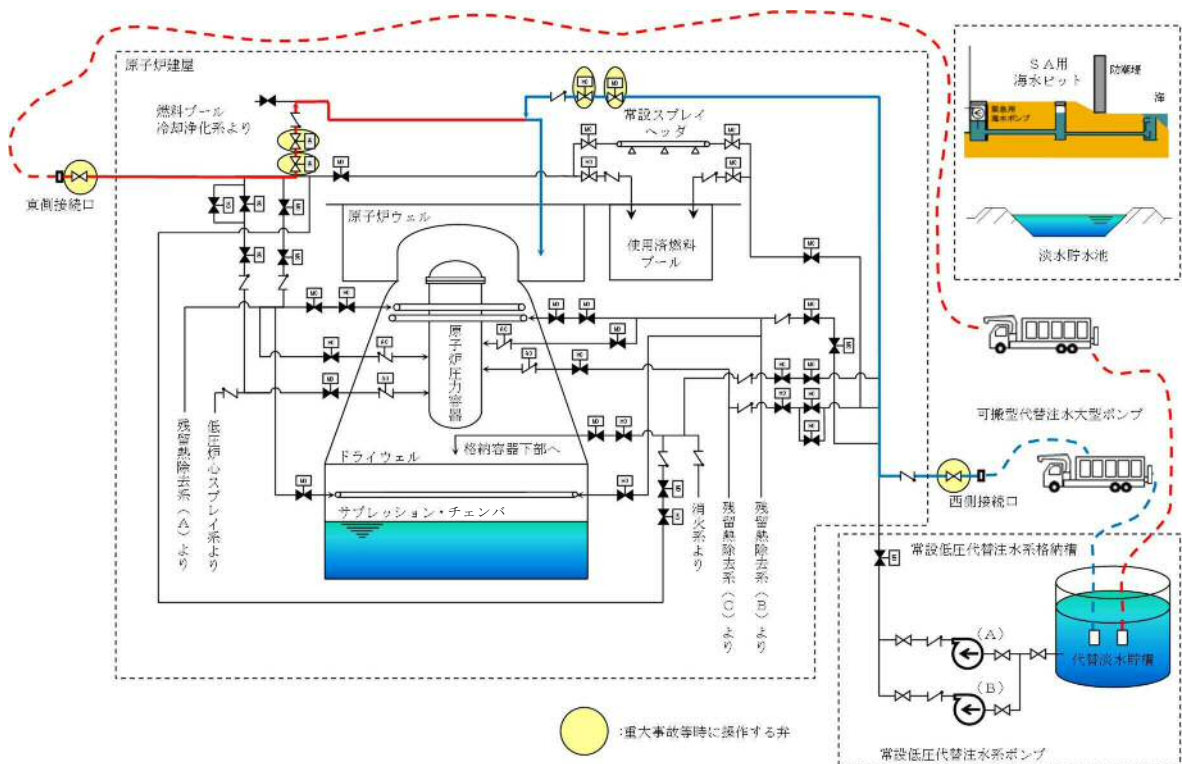
## 格納容器頂部注水系について

格納容器頂部注水系は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器頂部を冷却することで原子炉格納容器外への水素漏えいを抑制し、原子炉建屋原子炉棟の水素爆発を防止する機能を有するものであり、自主対策設備として設置する。格納容器頂部注水系は、第1図及び第2図に示すように、原子炉ウェルに水を注水することで、原子炉格納容器トップヘッドフランジを外側から冷却することができる。原子炉格納容器トップヘッドフランジは、事故時の過温・過圧状態に伴うフランジ開口で、シール材が追従できない程の劣化があると、閉じ込め機能を喪失する。このシール材は、以前はシリコンゴムを採用していたが、原子炉格納容器閉じ込め機能の強化のために耐熱性、耐蒸気性、耐放射線性に優れた改良E P D M製シール材に変更し閉じ込め機能強化を図る。改良E P D M製シール材は、200℃蒸気が7日間継続しても閉じ込め機能が確保できることを確認しているが、シール材の温度が低くなると、熱劣化要因が低下し、閉じ込め機能もより健全となり、原子炉建屋原子炉棟への水素漏えいを抑制できる。

このことから、「設置許可基準規則」第53条（水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備）に対する自主対策設備として重大事故時に原子炉ウェルに注水し、原子炉格納容器外側からトップヘッドフランジシール材を冷却し水素漏えいを抑制することを目的として格納容器頂部注水系を設置する。



第1図 格納容器頂部注水系（常設）



第2図 格納容器頂部注水系（可搬型）

## 1. 格納容器頂部注水系の設計方針について

格納容器頂部注水系（常設及び可搬型）は、原子炉ウェルに水を注水し、原子炉格納容器トップヘッドフランジシール材を原子炉格納容器外部から冷却することを目的とした系統である。

格納容器頂部注水系（常設）は、常設低圧代替注水系ポンプで構成しており、炉心の著しい損傷が発生した場合において、代替淡水貯槽を水源として原子炉ウェルに注水し原子炉格納容器頂部を冷却することで、原子炉格納容器頂部からの水素漏えいを抑制する設計とする。

また、格納容器頂部注水系（可搬型）は、可搬型代替注水大型ポンプ及び可搬型代替注水中型ポンプで構成しており、炉心の著しい損傷が発生した場合において、代替淡水貯槽及び西側淡水貯水設備を水源として原子炉ウェルに注水し原子炉格納容器頂部を冷却することで、原子炉格納容器頂部からの水素漏えいを抑制する設計とする。

第1表 格納容器頂部注水系主要仕様

項目	常設低圧代替注水系ポンプ	可搬型代替注水大型ポンプ
台数	1	1
容量	約200m <sup>3</sup> /h	約1,320m <sup>3</sup> /h (吐出圧力1.4MPaにおいて)

## 2. 格納容器頂部注水系の効果について

重大事故等発生時における格納容器過温・過圧事象において、トップヘッドフランジの閉じ込め機能を強化するために原子炉格納容器限界温度（200℃）が7日間継続したとしても健全性が確認できる改良EPDM製シール材を取り付ける。

これにより、トップヘッドフランジからの水素漏えいポテンシャルは低減しているが、格納容器頂部注水系により原子炉ウェルに常温の水を注水することで冷却効果が得られるため、水素の漏えいを更に抑制することが可能である。よって、格納容器頂部注水系は、原子炉建屋原子炉棟の水素爆発防止対策の1つとして効果的である。

### 3. 格納容器頂部注水系による原子炉格納容器への影響について

格納容器頂部注水系は、原子炉格納容器温度が200℃のような過温状態で常温の水を原子炉ウェルに注水することから、原子炉格納容器トップヘッドフランジ部を急冷することにより原子炉格納容器閉じ込め機能に影響がないかについて評価を行った。

#### (1) 評価方法

原子炉格納容器過温時に原子炉ウェルに注水することで、低温の水が原子炉格納容器トップヘッドフランジに与える熱的影響を評価する。原子炉格納容器への影響としては鋼材部の熱影響が考えられるため、影響する可能性がある部位としてはトップヘッドフランジ及びトップヘッドフランジ締付ボルトが挙げられる。このうち、体積が小さい方が水により温度影響を受けるため、評価対象としてトップヘッドフランジボルトを選定し、トップヘッドフランジ締付ボルトの急冷による熱的影響を評価する。

#### (2) 評価結果

格納容器頂部注水系によるトップヘッドフランジ締付ボルト冷却時の発生応力について第2表に示す。評価結果から、ボルトが200℃から20℃まで急冷された場合でも、応力値は、降伏応力を下回っており、ボルトが破損

することはない。

第2表 トップヘッドフランジ締付ボルトの熱収縮による応力評価結果

項目	記号	単位	値	備考
材 料	—	—	SNCM439	トップヘッドフランジ締付ボルトの材料
ヤング率	E	MPa	204,000	
熱膨張率	$\alpha$	1/K	$1.27 \times 10^{-5}$	
温度差	$\Delta T$	K	180	水温20°Cとし、原子炉格納容器温度200°C時の温度差
ひずみ	$\varepsilon$	—	$2.29 \times 10^{-3}$	$\varepsilon = \alpha \cdot \Delta T$
応 力	$\sigma$	MPa	466	$\sigma = E \cdot \alpha \cdot \Delta T$
設計降伏点	S <sub>y</sub>	MPa	754	SNCM439 (200°C)
設計引張応力	S <sub>u</sub>	MPa	865	SNCM439 (200°C)

### (3) まとめ

上記の結果から、格納容器頂部注水による急冷により原子炉格納容器閉じ込め機能に悪影響を与えることはない。また、低炭素鋼の脆性遷移温度は、一般的に約-10°C以下であり、水温がこの温度領域以上であるため、脆性の影響もないと考えられる。

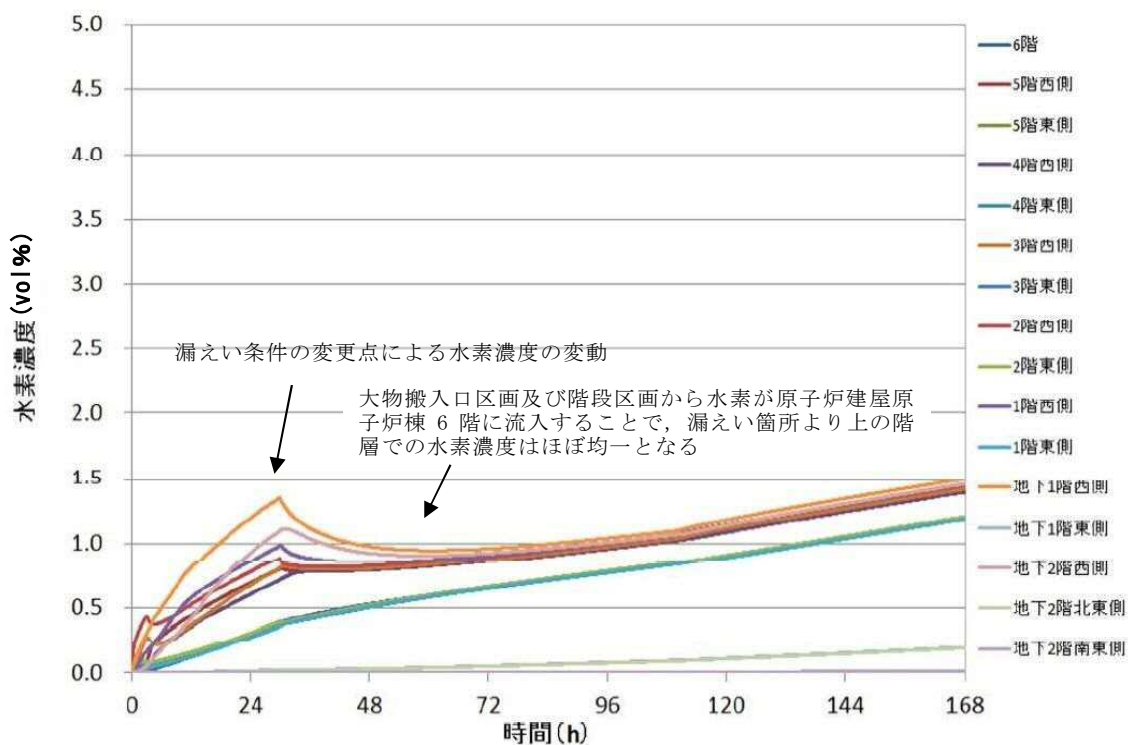
## 4. 格納容器頂部注水系の監視方法について

格納容器頂部注水系の使用時における監視は、D/Wヘッド雰囲気温度計により行う。常設低圧代替注水系ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプで原子炉ウェルに注水する注水流量を調整し、D/Wヘッド雰囲気温度計の指示により原子炉格納容器頂部が冷却されていることを確認し、格納容器頂部注水系の効果を監視する。

## 格納容器頂部注水系の効果を考慮した水素挙動について

格納容器頂部注水系は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器頂部を冷却することで格納容器外への水素漏えいを抑制し、原子炉建屋原子炉棟の水素爆発を防止する機能を有している。

格納容器頂部注水系の効果によって、格納容器トップヘッドフランジからの漏えいがなくなり、原子炉建屋原子炉棟 6 階に直接水素が漏えいしなくなった場合の建屋挙動を確認するため、漏えい箇所を下層階のみとしたケースの評価を実施した。また、FRVS/SGTSについては、水素の下層階での滞留の有無を確認する観点から、停止とした。漏えい箇所及びFRVS/SGTS停止以外の条件は、第 2.1.4.2-1 表のケース 1 と同様である。第 1 図に解析結果を示す。



第 1 図 水素濃度の時間変化（原子炉建屋原子炉棟全域）

（漏えい箇所：下層階のみ）

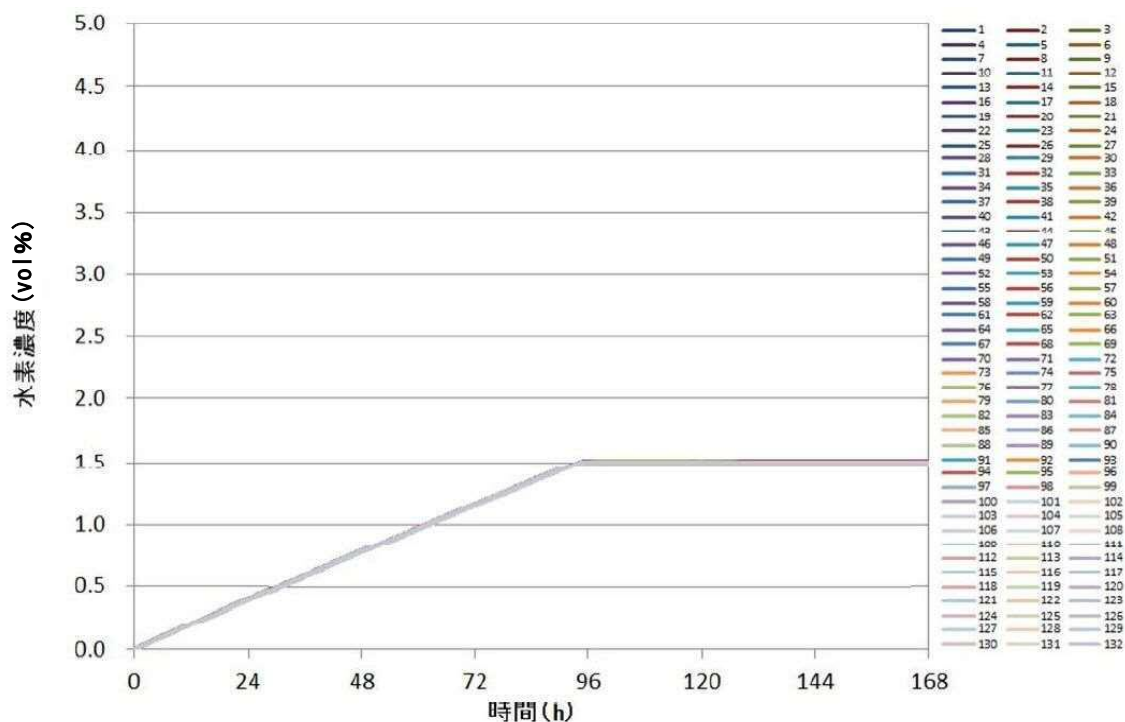


下層階のみから水素が漏えいし，FRVS/SGTSの効果に期待しない場合においても，大物搬入口区画及び階段区画から水素が原子炉建屋原子炉棟6階に流入することにより，下層階で水素が滞留することはなく，可燃限界に到達しない結果となった。

## 小漏えい時の原子炉建屋原子炉棟 6 階における水素挙動

格納容器から原子炉建屋原子炉棟へ漏えいする水素が少ない場合において、水素が成層化しないことを解析により確認する。

格納容器ベントまでの漏えい率を、格納容器漏えい率を設計漏えい率相当である 0.5%/day とした。格納容器漏えい率以外の評価条件は、第 2.1.4.2-1 表のケース 2 と同様である。水素濃度の解析結果を第 1 図に示す。



第 1 図 小漏えい時の原子炉建屋原子炉棟 6 階水素挙動 (サブボリューム)

P A R 起動前においてもサブボリュームごとの水素濃度の差はほとんどなく、漏えい量を小さくした場合でも成層化は起こらないことを確認した。

## 原子炉建屋水素濃度の適用性について

原子炉建屋水素濃度は、炉心の著しい損傷が発生した場合に、原子炉建屋原子炉棟内に発生する水素を監視する目的で、水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる設計としている。

## 1. 計測範囲の考え方

炉心損傷時に原子炉格納容器内に発生する水素が原子炉建屋原子炉棟に漏えいした場合に、PARによる水素濃度低減（可燃性限界である4vol%未満）をトレンドとして連続監視できることが主な役割であることから、これを計測可能な以下の範囲とする。

- ・原子炉建屋水素濃度（6階）：0～10vol%
- ・原子炉建屋水素濃度（2階及び地下1階）：0～20vol%

## 2. 水素濃度計の測定原理

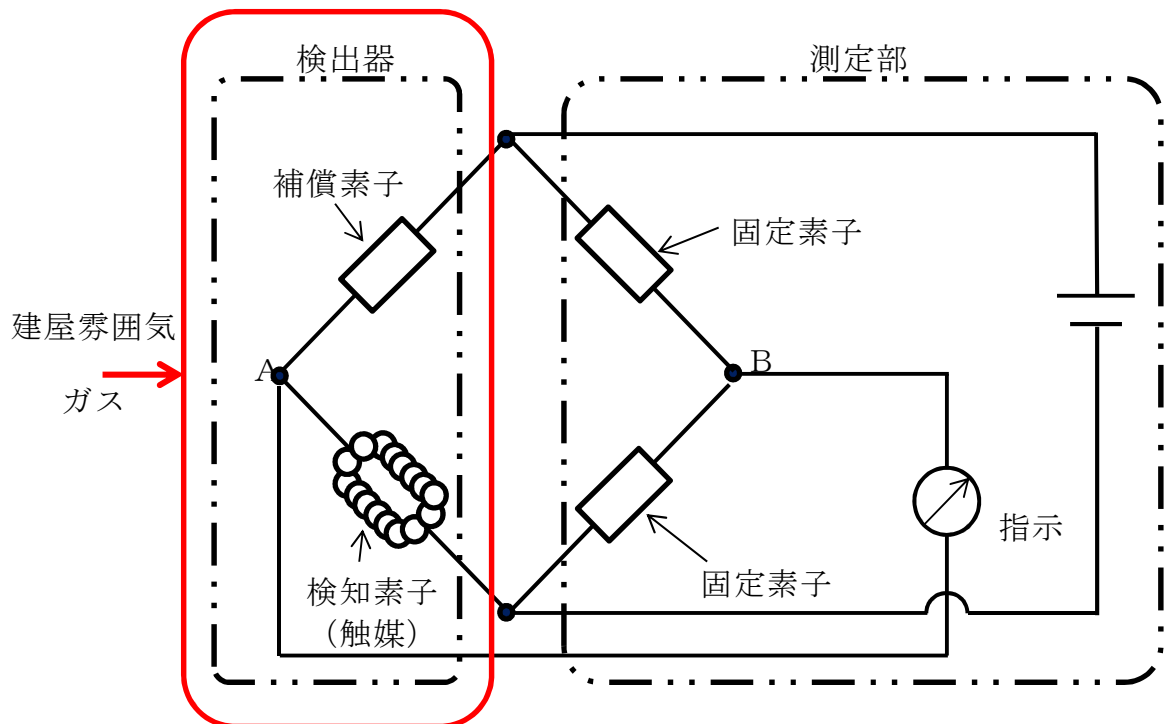
## (1) 原子炉建屋水素濃度（原子炉建屋原子炉棟6階）

原子炉建屋原子炉棟6階に設置する水素濃度計は、触媒式の検出器を用いている。

触媒式の水素検出器は、検知素子と補償素子が第1図のようにホイートストンブリッジ回路に組み込まれている。検知素子は、触媒活性材でコーティングされており、水素が検知素子に触れると触媒反応により空気中の酸素と結合し、発熱して検知素子温度が上昇する。検知素子温度が上昇することにより、検知素子の抵抗値が変化するとブリッジ回路の平衡がくずれ、信号出力が得られる。水素と酸素の結合による発熱量は、水素濃度に

比例するため、検知素子の温度変化による抵抗値変化を水素濃度として測定できる。

また、水素による検知素子の温度上昇と環境温度の上昇を区別するため、素子表面に触媒層を有さない補償素子により環境温度の変化による検知素子の抵抗値変化は相殺される。



第 1 図 原子炉建屋水素濃度（6 階）検出回路の概要図

(2) 原子炉建屋水素濃度（原子炉建屋原子炉棟 2 階及び地下 1 階）

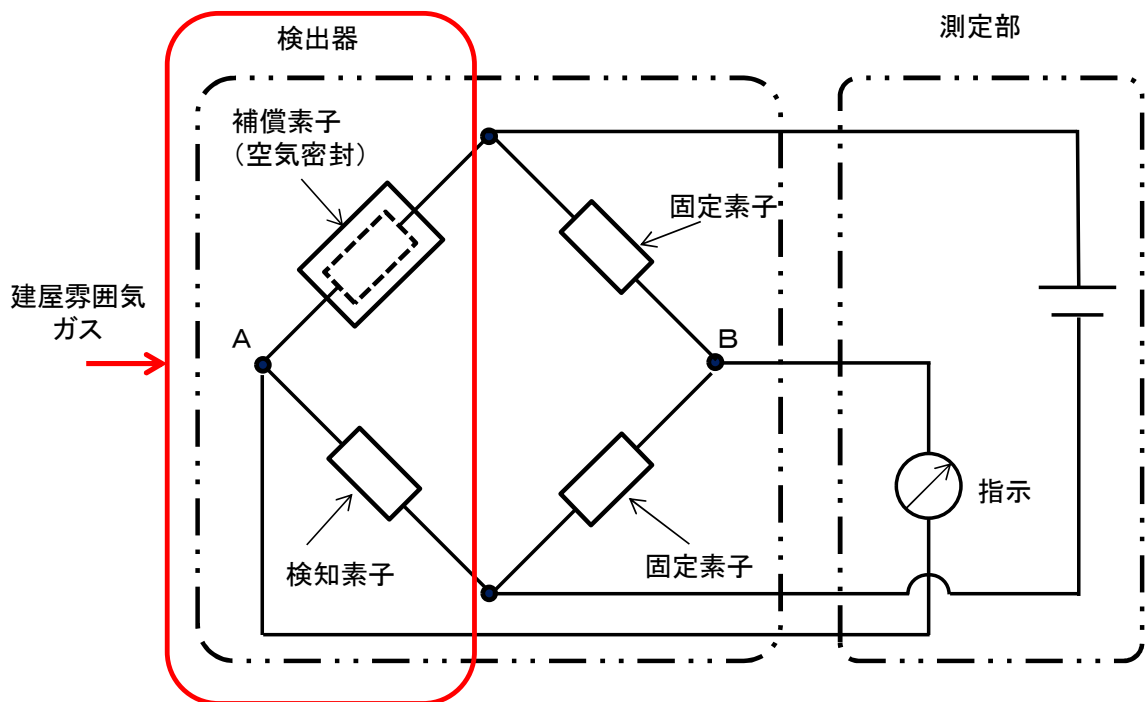
原子炉建屋原子炉棟 2 階及び地下 1 階に設置する水素濃度計は、熱伝導式の検出器を用いる。

熱伝導式水素検出器は、検知素子と補償素子が第 2 図のようにホイートストンブリッジ回路に組み込まれている。検知素子側は、原子炉建屋内雰囲気ガスが触れるようになっており、補償素子側は基準となる標準空気が密閉され、測定ガスは直接接触しない構造になっている。このため、水素

が検知素子に接触することで、補償素子と接触している基準となる標準空気との熱伝導度の違いから温度差が生じ、抵抗値が変化し、ブリッジ回路の平衡がくずれ、信号出力が得られる。検知素子に接触するガスの熱伝導度は、水素濃度に比例するため、検知素子の温度変化による抵抗値変化を水素濃度として測定できる。

また、補償素子の標準空気容器の外側には測定ガスが同様に流れ、温度補償は考慮された構造となっている。

熱伝導式水素検出器は、標準空気に対する測定ガスの熱伝導率の差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  $27^\circ\text{C}$  である一方、酸素、窒素は、約  $0.02\text{W}/(\text{m}\cdot\text{K})$  at  $27^\circ\text{C}$  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測に対する大きな誤差にはならない。

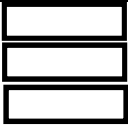
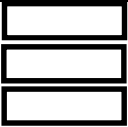


第 2 図 原子炉建屋水素濃度（原子炉建屋原子炉棟 2 階及び地下 1 階）検出回路概要図

### 3. 原子炉建屋水素濃度検出器の耐環境性について

水素濃度検出器の耐環境仕様は、各設置場所で想定される温度、湿度及び放射線量の環境を有している。第1表に想定される環境と水素濃度の耐環境仕様を示す。

第1表 水素濃度検出器の設置場所の想定環境及び耐環境仕様

対 象	項 目	想定環境※	検出器の耐環境仕様	備 考
原子炉建屋 原子炉棟6階 水素濃度	温 度 湿 度 積算放射線量	65.6℃以下 100%RH 1.7kGy (7日間)		耐環境試験 により確認済
原子炉建屋 原子炉棟2階 及び地下1階 水素濃度	温 度 湿 度 積算放射線量	65.6℃以下 100%RH 1.7kGy (7日間)		

※ 想定環境は、詳細評価により今後見直す可能性がある。

## P A R の性能維持管理について

設置段階及び供用開始以降の P A R の性能を維持するため、以下のような検査及び点検を行う。

## 1. P A R の性能確保の考え方

P A R の性能評価式は、P A R 内部を通過する水素量（流量）と触媒による再結合効率（触媒反応）の関係から導出されたものであり、流量及び触媒反応に影響を与える各パラメータについて、検査又は点検時に確認することで P A R の性能を確保できる。第1表に P A R の性能確保に必要なパラメータとその確認項目を示す。

第1表 P A R の性能確保に必要な確認項目

性能因子	影響因子	確認項目
流 量	水素濃度	対象外（雰囲気条件）
	圧力，温度	対象外（雰囲気条件）
	P A Rハウジング部の幾何学的構造 ・ハウジング構造	・外観確認及び寸法確認
触媒反応	触媒カートリッジの幾何学的仕様 ・触媒カートリッジの枚数 ・触媒カートリッジ寸法	・外観確認及び員数確認 ・寸法確認
	触媒の品質管理	・製作時の仕様確認 (材料確認含む)
	触媒の性能 ・触媒の健全性 ・触媒の欠落 ・触媒の汚れ	・機能確認 ・外観確認

## 2. 検査及び点検内容

1. の考え方を踏まえ、以下に示す検査及び点検を実施することで、P A Rの性能を確保する。設置段階における検査内容を第2表に、供用開始以降の点検内容を第3表に示す。

第2表 設置段階における検査内容

対象部位	分類	検査内容
触媒	仕様確認	比表面積，直径，パラジウム含有量について，管理値を満足することを確認する。
	外観検査	有意な変形，傷等の有無について，目視により確認する。
触媒カートリッジ	仕様確認	触媒充填量について，管理値を満足することを確認する。
	外観検査	有意な変形，傷等の有無について，目視により確認する。員数についても確認する。
	寸法検査	主要な寸法について，実測により確認する。
	機能検査	健全性確認として検査装置により結合反応時の温度上昇率を測定し，管理値を満足することを確認する。
本体（ハウジング）	外観検査	有意な変形，傷等の有無について，目視により確認する。
	寸法検査	主要な寸法について，実測により確認する。
	材料検査	ミルシートにより確認する。



第3表 供用開始以降の点検内容

対象部位	分類	検査内容
触媒	外観点検	有意な変形，傷等の有無について，目視により確認する。
触媒カートリッジ	外観検査	有意な変形，傷等の有無について，目視により確認する。員数についても確認する。
	機能検査	健全性確認として検査装置により結合反応時の温度上昇率を測定し，管理値を満足することを確認する。
本体（ハウジング）	外観検査	有意な変形，傷等の有無について，目視により確認する。

### 3. 触媒の品質管理

触媒は、

で製作され，その触媒の比表面積，直径及びパラジウム含有量について，第4表に示す管理値を満足していることを確認しているため，ロットで製作された触媒について，大きなばらつきはない。品質管理された触媒を触媒カートリッジへ充填する際には，規定量が充填されていることを全ての触媒カートリッジに対して確認するため，同じロットで製作された触媒が充填された触媒カートリッジの性能は同様である。

また，触媒カートリッジを試験装置にセットし，所定の水素濃度の試験ガスを通気した際の結合反応による温度上昇率を確認することで，工場製作時における触媒の健全性を担保することとしている。触媒の製作工程及び所定の品質管理を行うことを踏まえると，触媒の健全性確認の抜き取り数としては，1ロット当たり触媒カートリッジ1枚を確認することで十分である。

第4表 触媒製作段階における管理項目

対 象	項 目	管理値
触媒カートリッジ	触媒充填量	
触媒	比表面積	
	直 径	
	パラジウム含有量	
	健全性	水素を含む試験ガスを通気後，20分以内に10℃以上上昇又は30分以内に20℃以上上昇

#### 4. 触媒の健全性

工場製作時の品質管理の一つとして触媒の健全性確認を行うが，使用開始前においてもPARの性能担保の観点から同様に健全性確認を実施する。また，PARを設置する原子炉建屋原子炉棟6階の雰囲気環境は空気，室温条件であり，化学薬剤等の触媒の活性を低下させるような要因はないことから，触媒にとって良好な環境条件であるが，供用開始後の経年劣化の有無を評価するため，触媒の健全性を確認する必要がある。

触媒カートリッジを試験装置にセットし，所定の水素濃度の試験ガスを供給し，水素と酸素の結合反応による温度上昇率を測定することで，メーカー推奨の判定基準を満足していることを評価し，触媒の健全性を確認する。工場製作時，使用開始前（現地据付時）及び供用開始以降の試験条件，判定基準を第5表に，試験装置の概要を第1図に示す。

工場製作時には，メーカー標準の試験条件として水素濃度3vol%の試験ガスを通気するが，国内で実施する使用開始前，供用開始後の健全性確認は，国内で一般的に手配可能な水素ボンベ（水素濃度：1.3vol%）を用いて実施する。工場製作時に比べて，低い水素濃度条件で行うため，水素処理能

力が低く、温度上昇も小さい状態となるが、工場製作時と同じ判定基準を用いるため、保守的な性能管理となる。

なお、使用開始前及び供用開始後の健全性確認試験の抜取り数については、検査要領を定める際に適切に設定する。

第5表 触媒の健全性確認試験条件

項目	工場製作時	使用開始前	供用開始後
試験条件	水素濃度：3vol% 試験流量：1500L/h	水素濃度：1.3vol% 試験流量：1500L/h	水素濃度：1.3vol% 試験流量：1500L/h
判定基準	10℃以上/20分 又は 20℃以上/30分	10℃以上/20分 又は 20℃以上/30分	10℃以上/20分 又は 20℃以上/30分



第1図 検査装置概要図

## 触媒基材（アルミナ）について

N I S 社製の P A R は、触媒担体としてペレット状のアルミナを使用している。アルミナについては、熱水環境で水酸基をもつアルミナ（ベーマイト）に変化し、シリコン系のシール材に含まれる揮発性物質（シロキサン）とベーマイトの水酸基が化学結合することで、触媒表面にシロキサン重合物の膜を形成し、反応を阻害する知見<sup>\*</sup>が得られている。

※ 「事対2147・002 中部電力（株）浜岡原子力発電所4・5号機 気体廃棄物処理系の水素濃度上昇に伴う原子炉手動停止（平成21年7月7日 経済産業省 原子力安全・保安院）」

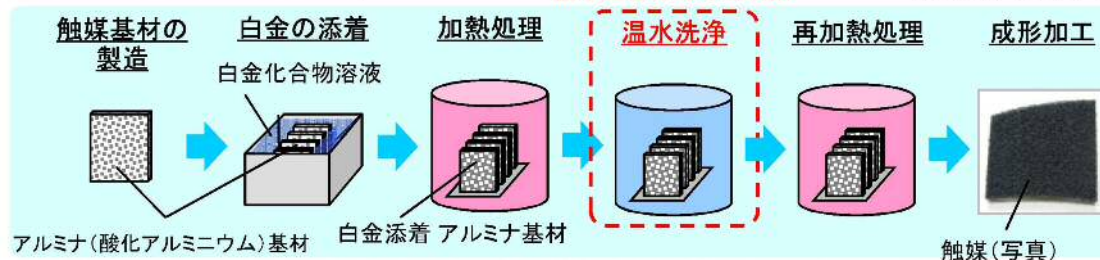
浜岡原子力発電所の事象では、触媒基材の製造工程において、S C C 対策として温水洗浄が実施されており、その際、アルミナの一部がベーマイト化したことが確認されている（第1図参照）。

N I S 社製の P A R は、触媒基材の製造工程において温水洗浄のプロセスがないこと、X線回折分析によりベーマイトがないことが確認されているため、ベーマイト化による触媒の性能低下については、対策済みである。また、シロキサンによる影響は、密閉空間内で P A R 触媒をシロキサン試薬に曝露し、曝露後の再結合反応による温度上昇時間を確認することにより、水素処理性能への影響を確認しており、有意な差はなく、シロキサンに対して被毒による影響がないことを確認している。

## ○ 触媒の製造工程(概要)

原子力仕様(SCC対策)

(5号機 添付6-17)



温水洗浄では、脱塩処理のため、高温高圧水で連続洗浄を実施。また、今回の調査で、新たに平成8年以降、その脱塩効果を向上させるため32時間以上に変更していたことを確認した。

浜岡5号:32時間以上、浜岡4号:24時間程度(聞き取り)

→ 温水洗浄時間が長いとペーナイトが多いこと及び再加熱処理の温度が低いとペーナイトが $\gamma$ -アルミナに変化しにくく残ることが確認された。(5号機 添付7-2,7-3)

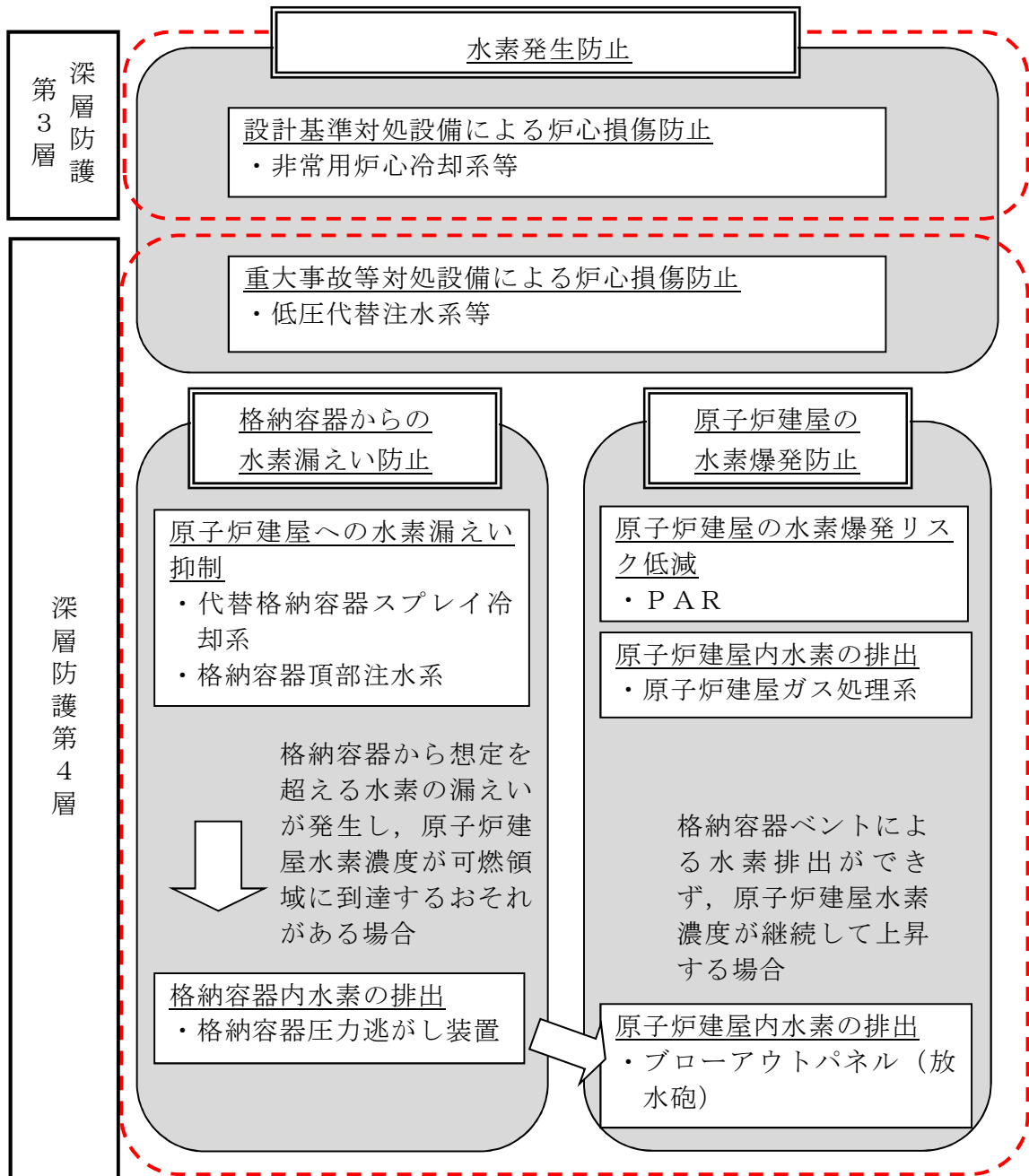
[出典] 「事対2147・002 中部電力(株)浜岡原子力発電所4・5号機 気体廃棄物処理系の水素濃度上昇に伴う原子炉手動停止(平成21年7月7日 経済産業省 原子力安全・保安院)」

第1図 浜岡原子力発電所気体廃棄物処理系触媒の事象発生前の製造工程

原子炉建屋水素爆発防止対策

1. 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止する対策の基本方針

東海第二発電所の重大事故対策を含めた深層防護の第3層及び第4層のイメージを第1図に示す。



第1図 重大事故対策を含めた深層防護第3層及び第4層のイメージ

東海第二発電所の重大事故時の水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止する対策の基本方針として水素の発生を防止する対策、原子炉格納容器からの水素漏えいを防止する対策及び原子炉格納容器から漏えいした水素による原子炉建屋での水素爆発防止する対策を実施することとしている。

深層防護の第3層として設計基準対処設備により炉心損傷を防止する。重大事故等が発生した場合においては、深層防護の第4層として低圧代替注水系等により炉心の著しい損傷を防止する。また、炉心の著しい損傷が発生した場合には、代替格納容器スプレイ冷却系、格納容器圧力逃がし装置及び格納容器頂部注水系等により原子炉格納容器破損を防止する。なお、格納容器頂部注水系は、原子炉格納容器頂部の温度を低下させ、原子炉格納容器頂部からの水素漏えいを抑制する。

それでもなお、原子炉格納容器内で発生した水素が原子炉建屋原子炉棟に漏えいした場合には、PARにより水素を処理することで原子炉建屋原子炉棟の水素爆発による損傷防止を図る。

## 2. PARによる原子炉建屋水素爆発防止対策

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟へ漏えいが想定される箇所として原子炉格納容器トップヘッドフランジ及び原子炉格納容器ハッチ類がある。原子炉格納容器トップヘッドフランジからの漏えいガスは、原子炉建屋原子炉棟6階に上昇する。原子炉格納容器ハッチ類からの漏えいガスは、隣接する通路に流出し、大物搬入口ハッチ等の開口部を通じて、原子炉建屋原子炉棟6階に上昇する。原子炉建屋原子炉棟6階に上昇した水素は、PARにより処理する。

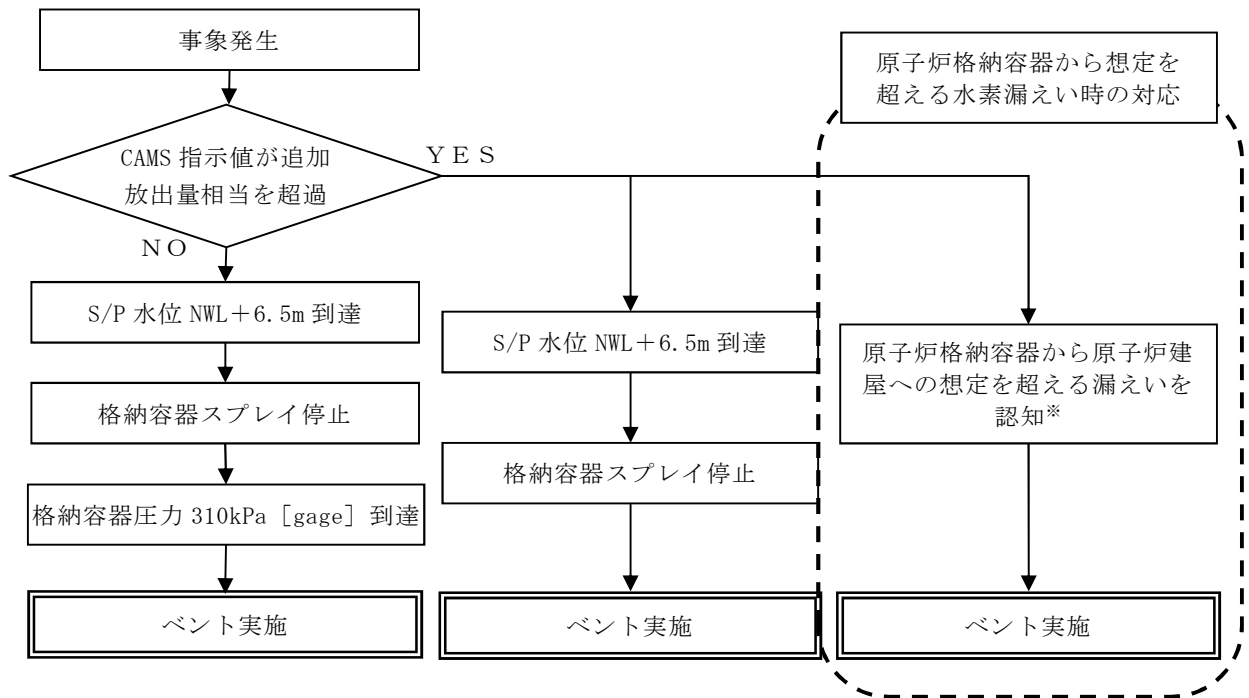
### 3. 原子炉格納容器から想定を超える水素漏えい時の対応

格納容器破損モードのうち、事象進展が早く格納容器圧力及び温度が高く推移する「格納容器過圧・過温破損」では、原子炉建屋原子炉棟の水素濃度は、P A R 起動水素濃度である 1.5vol%未満で推移し、原子炉建屋原子炉棟が水素爆発により損傷することはない。

また、何らかの理由により原子炉格納容器の健全性が損なわれ、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟へ想定を超える水素漏えいが確認された場合には、格納容器圧力を低下させることで漏えい箇所からの水素漏えい量を低減し、原子炉建屋の水素爆発を防止するためにベントを実施することとしている。これにより、原子炉格納容器内の水素が格納容器ベントにより排出され、原子炉建屋へ漏えいするガスは、ほぼ蒸気となるため、原子炉建屋原子炉棟で水素爆発は発生しない。

原子炉格納容器から想定を超える水素漏えい時の対応フローを第 2 図に示す。





※ 原子炉格納容器からの異常な水素漏えい発生時において、原子炉建屋の水素爆発を防止するためのベント実施判断基準として「原子炉建屋水素濃度計指示値が2vol%に到達した場合」を設定する。

第2図 原子炉格納容器からの想定を超える水素漏えい時の対応フロー  
(格納容器圧力逃がし装置によるベント実施の判断フロー)

## 原子炉建屋原子炉棟6階大物搬入口ハッチについて

重大事故等発生時に格納容器から漏えいした水素を原子炉建屋原子炉棟6階に導くために、通常運転時は、原子炉建屋原子炉棟6階大物搬入口ハッチを開状態に維持することとする。大物搬入口ハッチカバーは、二分割の折り畳み式カバーであり、電動チェーンブロックにより開閉する。また、電動チェーンブロックにより全開状態で固定するとともに、開状態においてはストッパーピンを入れておくことで、意図しない閉動作を防止する。（第1図及び第2図参照）

なお、今後は必要に応じて固縛等を実施する。



第1図 大物搬入口ハッチの閉状態



第2図 大物搬入口ハッチの開状態

## 原子炉建屋原子炉棟の水素挙動評価へのGOTHICコードの適用性

## 1. はじめに

原子炉建屋水素対策の有効性を評価するための熱流動解析において、米国 E P R I (Electric Power Research Institute) により開発された汎用熱流動解析コード「G O T H I C (Generation of Thermal-Hydraulic Information for Containments)」を用いている。以下に本解析コードを用いる妥当性を示す。

## 2. 本解析コードの特徴

## (1) 概 要

本解析コードは、気相、液体連続相及び液体分散相（液滴）の3相について、各々、質量、運動量及びエネルギーの3保存式を解く、完全3流体（9保存式）解析コードである。

各相間の質量、運動量及びエネルギーの移動は、構成式で表され、これにより、凝縮・沸騰現象や、凝縮した液体によって随伴される気相の流れ等、複雑な混相流現象を模擬することができる。また、ファン・水素再結合物等の機器モデルが組み込まれており、これらの機器の作動及び制御を模擬できる。

このような基本構成により、原子炉建物内における気液混相の熱流動を取り扱うことができる。

## (2) 流 体

前述のように、本解析コードは、気相及び液相の熱流動を取り扱うことができる。このうち気体については、蒸気だけでなく水素、窒素、酸素等の様々なガスが混合した多成分ガスを取り扱うことができる。

### (3) 伝 熱

流体の各相間の伝熱（エネルギー移動）は、(1)で記述したように構成式で表される。

流体と壁面等の構造体との間の伝熱は、壁面熱伝達モデルにより評価する。壁面熱伝達モデルは、自然対流熱伝達及び強制対流熱伝達、凝縮熱伝達等のモデルが組み込まれており、流体と構造物との間の熱伝達及び壁面近傍の蒸気の凝縮等を考慮できる。また、構造物内部の熱伝導を考慮できる。

### (4) 形状モデル

本解析コードの形状モデル例を第1図に示す。本解析コードでは、区画を複数ボリューム（サブボリューム分割）として扱う分布定数系モデルと、区画を1ボリュームとして扱う集中定数系モデルがあり、解析内容に応じて適切にモデル化することが可能である。

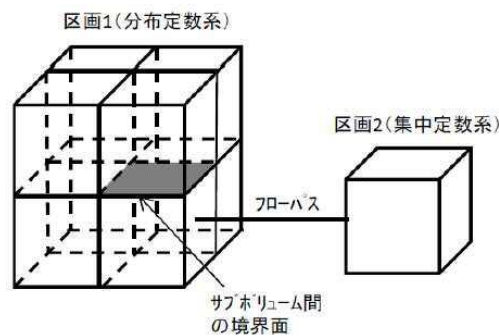
このうち、分布定数系モデル（サブボリュームモデル）は、いわゆる直交系の構造格子モデルであり、3次元の流体挙動が計算される。分布定数系モデルにおいては、各サブボリュームの体積や高さ等、また、サブボリューム間の流路面積や水力等価直径等の形状パラメータを設定することにより、当該部の3次元形状をモデル化することが可能である。さらに、乱流モデル及び分子拡散モデルが組み込まれており、乱流拡散及び分子拡散による質量、運動量及びエネルギーの移動を考慮可能である。また、壁面

摩擦モデルや局所圧力損失モデルにより，壁面と流体との相互作用や，管路内の構造物を通過することによる運動量及びエネルギーの損失を考慮可能である。さらに，各相間の界面を通じた質量，運動量及びエネルギーの移動が考慮されている。各サブボリュームについて，これらのモデルを含む質量，運動量及びエネルギーの保存式を計算することにより，三次元熱流動を評価する。

集中定数系においては，各区画・各相について質量及びエネルギーの保存式が計算される。一方，集中定数系の区画間の流れは，フローパスモデルで模擬する。フローパスは，各相について1次元の運動量の保存式が計算され，壁面摩擦モデル，局所圧力損失モデル，各相間の界面を通じた運動量の移動等が考慮されている。

また，区画と境界条件とを接続することにより，境界との流体の流入・流出が計算される。フローパスは，1次元の流れであるが，場合によっては，これらを複数設置することにより，区画間の循環流れ等も模擬することができる。

形状モデルの例を第1図に示す。



第1図 形状モデル例

(5) 境界条件

流入境界から流入する流体の種類，流量，エネルギー等を設定できる。また，圧力境界条件により，境界での流体の圧力等を設定できる。一方，熱伝導体の境界においては，境界での熱流束，温度等を設定可能である。

(6) 機器モデル

ファンや水素再結合器等の機器を模擬できる。ファンモデルは，フローパスに流入・流出する流量を制御できる。水素再結合器モデルは，当該モデルに流入する水素と酸素の結合反応及び上記結合反応によって生じる反応発熱を制御できる。



3. 本解析コードの妥当性確認

原子炉建屋水素対策の有効性を評価するための熱流動解析に本解析コードを用いることの妥当性を確認するため，基本的な物理現象である3次元的な流動によるガスの流動・拡散現象，ガスの熱流動と水素濃度変化への影響が大きい水蒸気の壁面熱伝達による凝縮及び構造体内部熱伝導，PARモデルに着目する。

(1) 3次元流動解析への適用性

原子炉建屋内では，格納容器等から漏えいしたガスが拡散し混合する。原子炉建屋水素対策の有効性評価では，オペレーティングフロアに対して複数ボリューム分割できる分布定数系モデルを適用することで，水素や水蒸気等ガスのボリューム間の拡散・混合を解析可能である。

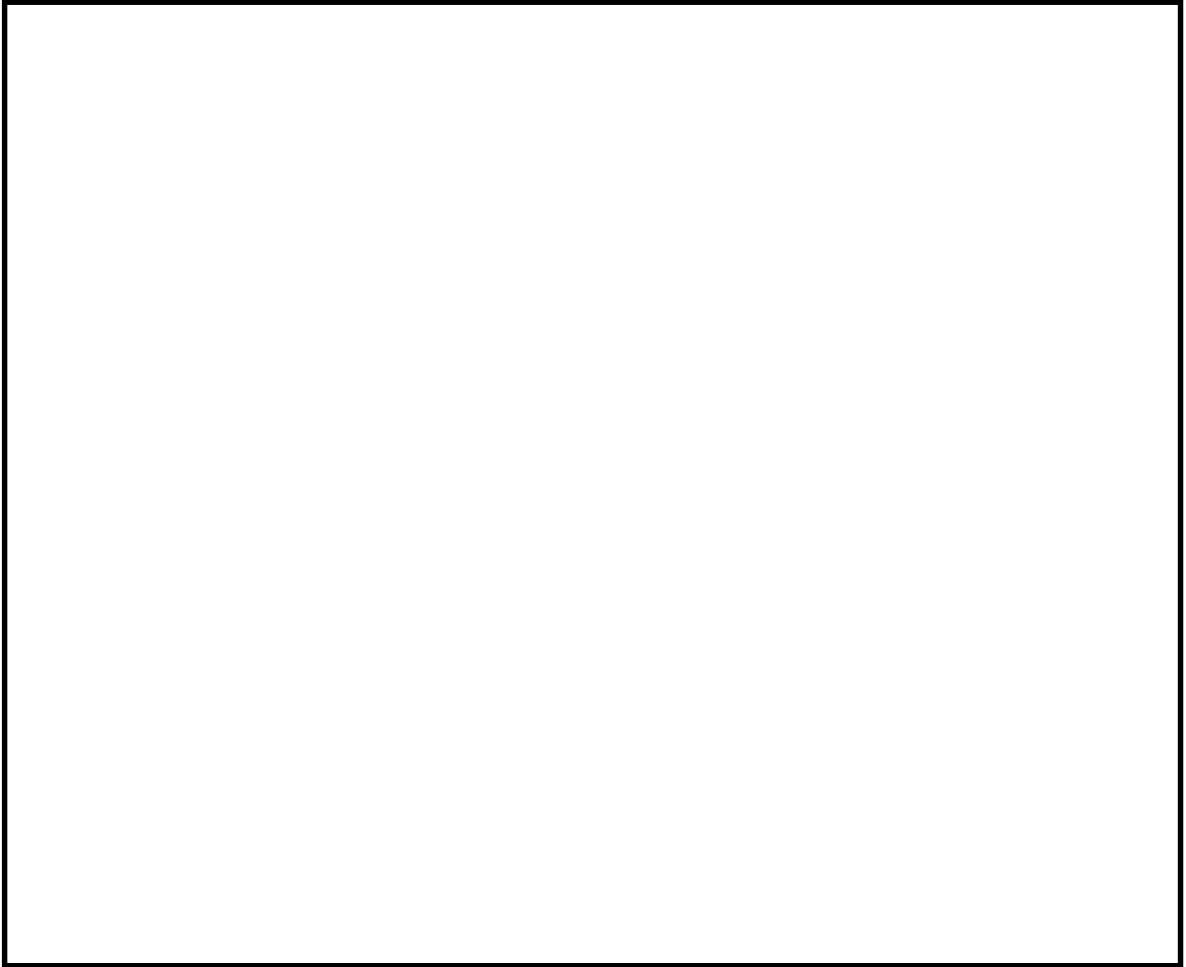
ガスの拡散・混合に関する代表的な総合効果試験として N U P E C 試験がある（第 2 図参照）。N U P E C 試験は、第 1 表及び第 3 図から第 5 図に示すように、25 の区画に分割された試験体系において、ガス放出の有無、放出ガスの種類（水蒸気又は水素の代替としてのヘリウム）やスプレイの有無等を考慮した試験が行われ、雰囲気圧力・温度やガス濃度分布が測定されている。ここでは、水蒸気及び水素の代替としてのヘリウムの両方を放出し、かつスプレイを想定しない点で、原子炉建物水素対策の想定条件に近い試験ケース TestM-4-3 を対象に、解析の試験データとの比較を行った。

TestM-4-3 の試験条件を以下に示す。

- ・初期圧力：101kPa [abs]
- ・初期温度：28℃
- ・蒸気の放出条件：0.33kg/s（1,800 秒で停止）
- ・ヘリウムの放出条件：0.03kg/s（1,800 秒で停止）
- ・ガス放出区画：第 4 図参照
- ・スプレイ：なし



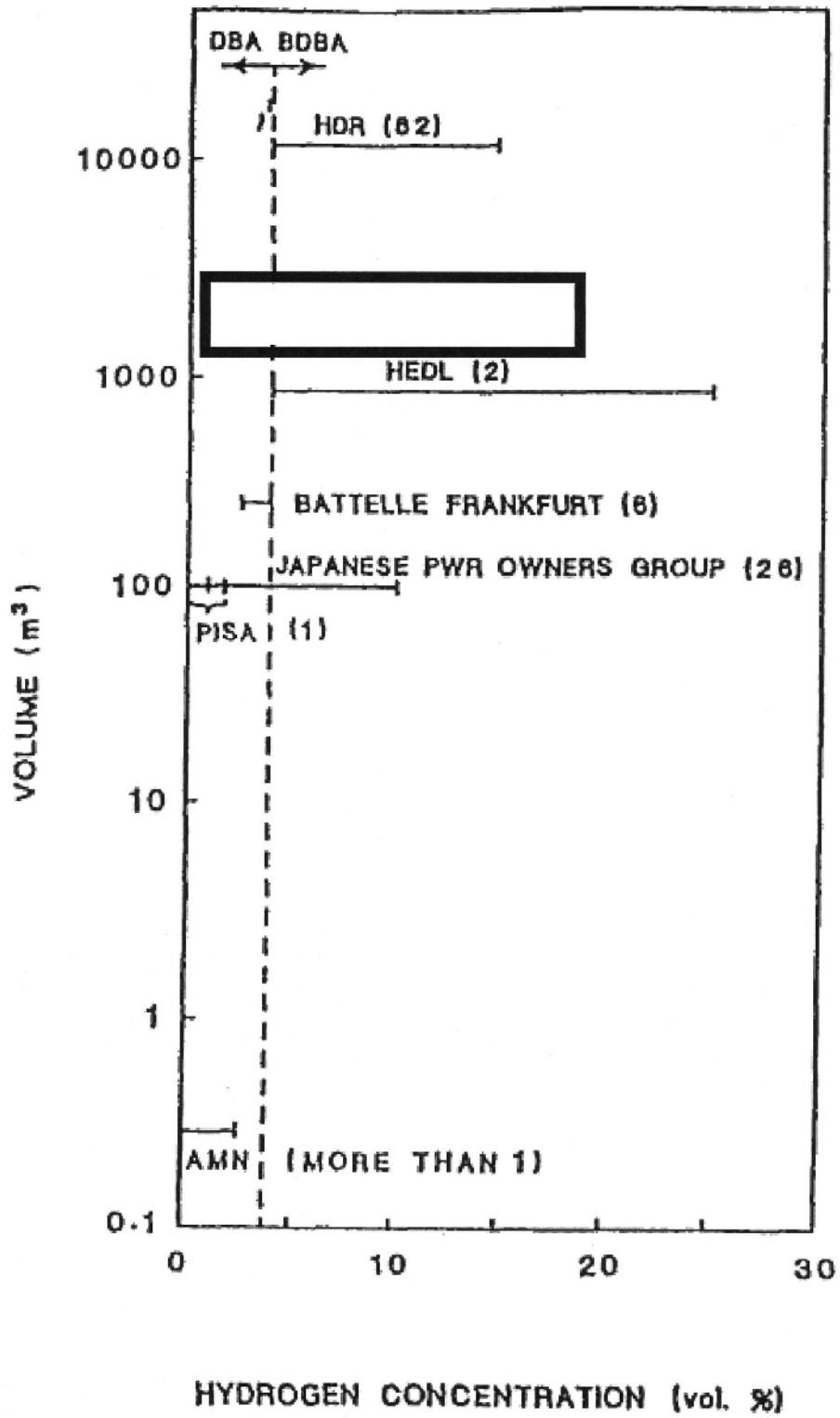




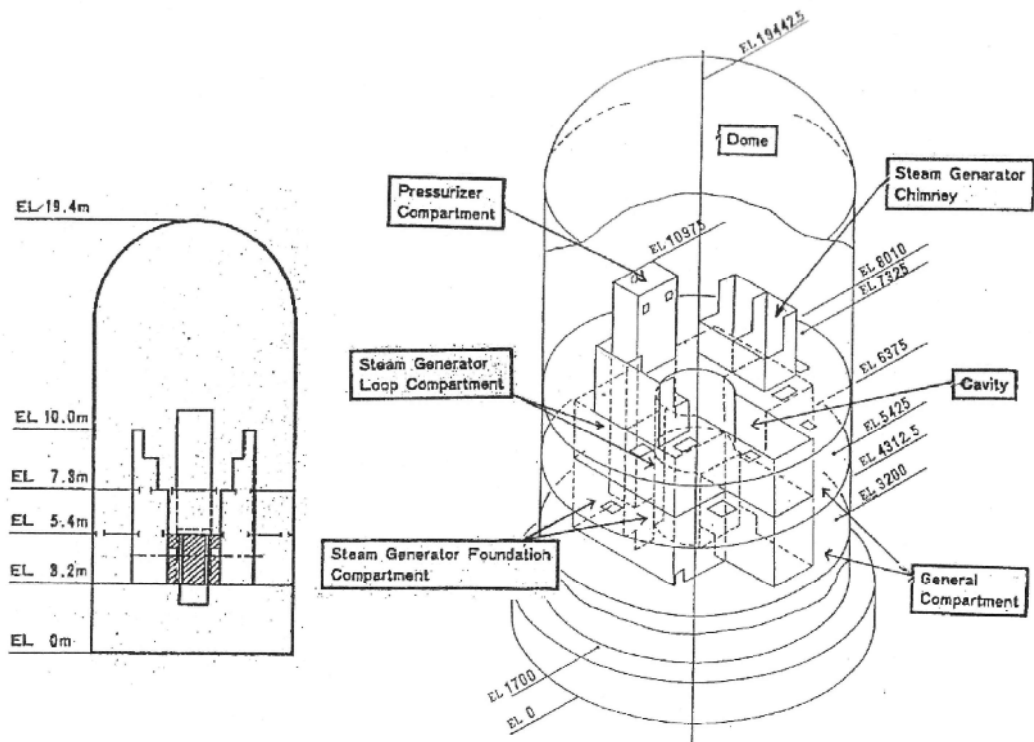
以上より，格納容器漏えいによる水素や水蒸気の放出を想定して，ガス拡散・混合を評価する原子炉建物水素流動解析に本解析コードを適用するのは妥当である。

第1表 NUPEC試験体系の内部区画（出典：参考文献 [1] Table3-2）

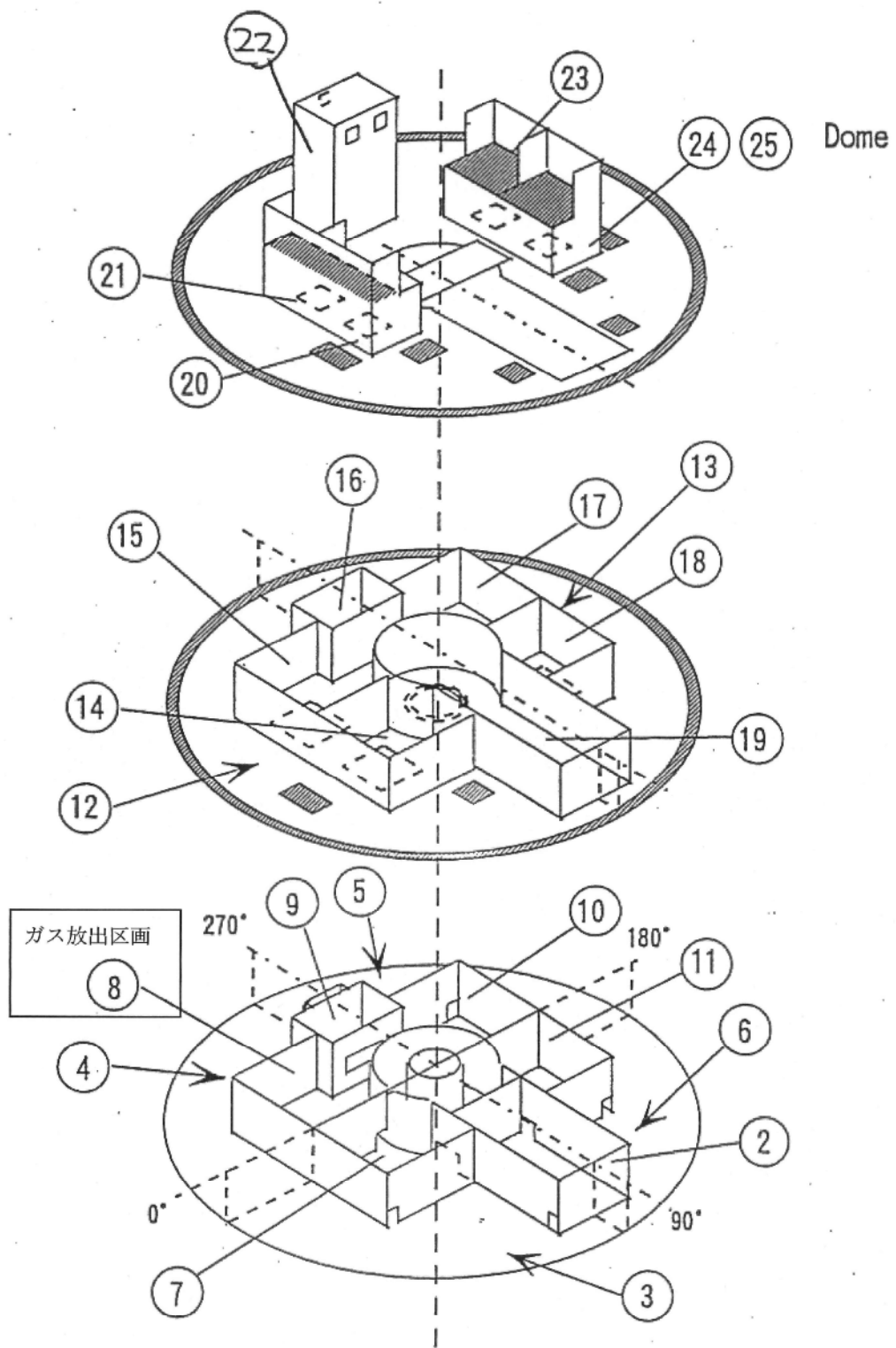
ノード番号	区画
1	炉内計装チェイス
2	CV サンプ ポンプ室
3	一般部(下部) C
4	一般部(下部) D
5	一般部(下部) A
6	一般部(下部) B
7	SG 基礎部 C
8	SG 基礎部 D (Test M-4-3 ガス放出区画)
9	CV 冷却材 ドレンタンク
10	SG 基礎部 A
11	SG 基礎部 B
12	一般部(上部) C, D
13	一般部(上部) A, B
14	SG ループ室 C
15	SG ループ室 D
16	加圧器室(下部)
17	SG ループ室 A
18	SG ループ室 B
19	キャビティ
20	SG 煙突部 C
21	SG 煙突部 D
22	加圧器室(上部)
23	SG 煙突部 A
24	SG 煙突部 B
25	ドーム部



第2図 水素濃度の範囲と試験スケール (出典：参考文献 [1] Fig.3-1)

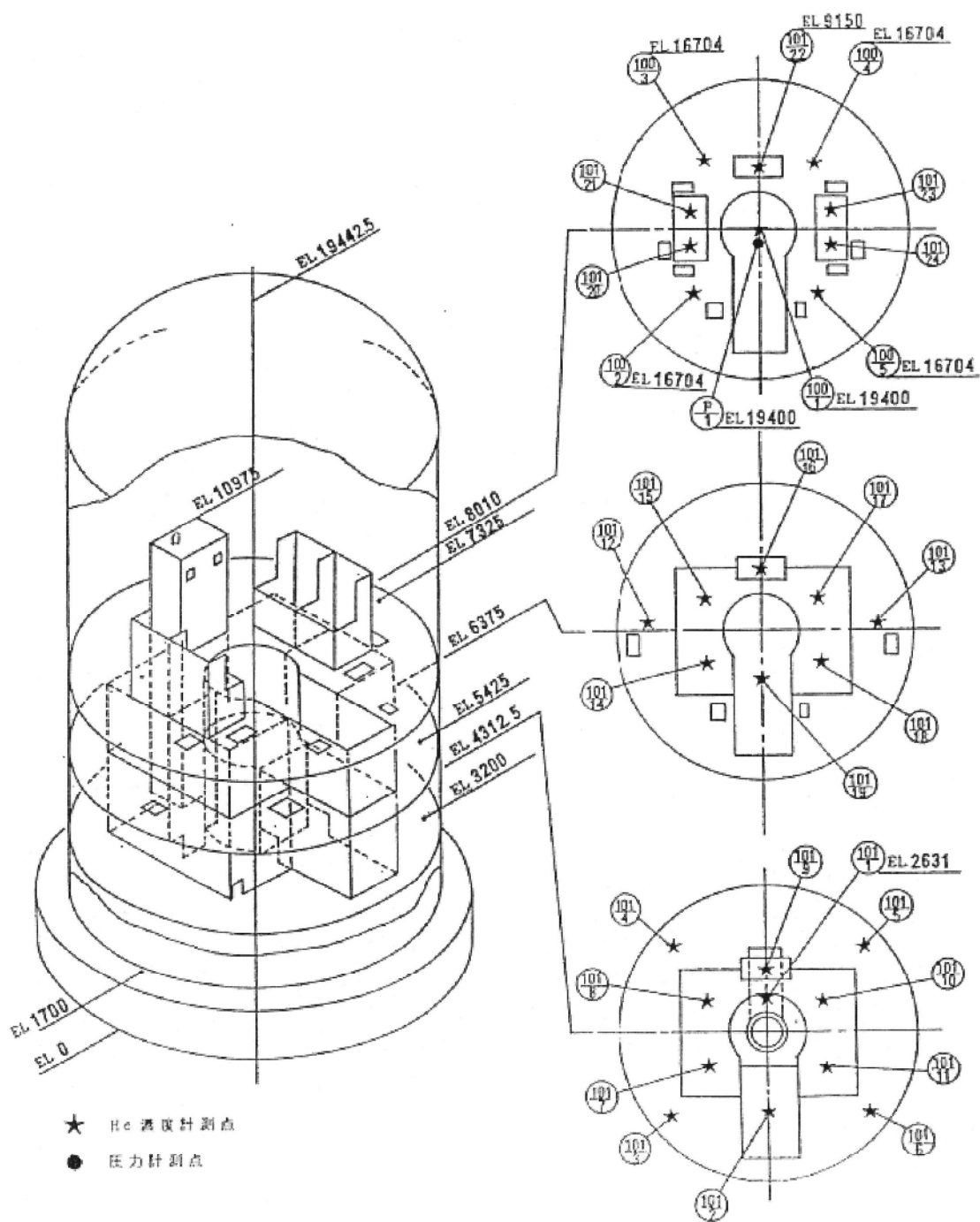


第3図 NUPEC試験体系の概要（出典：参考文献 [2] Fig.17-1）

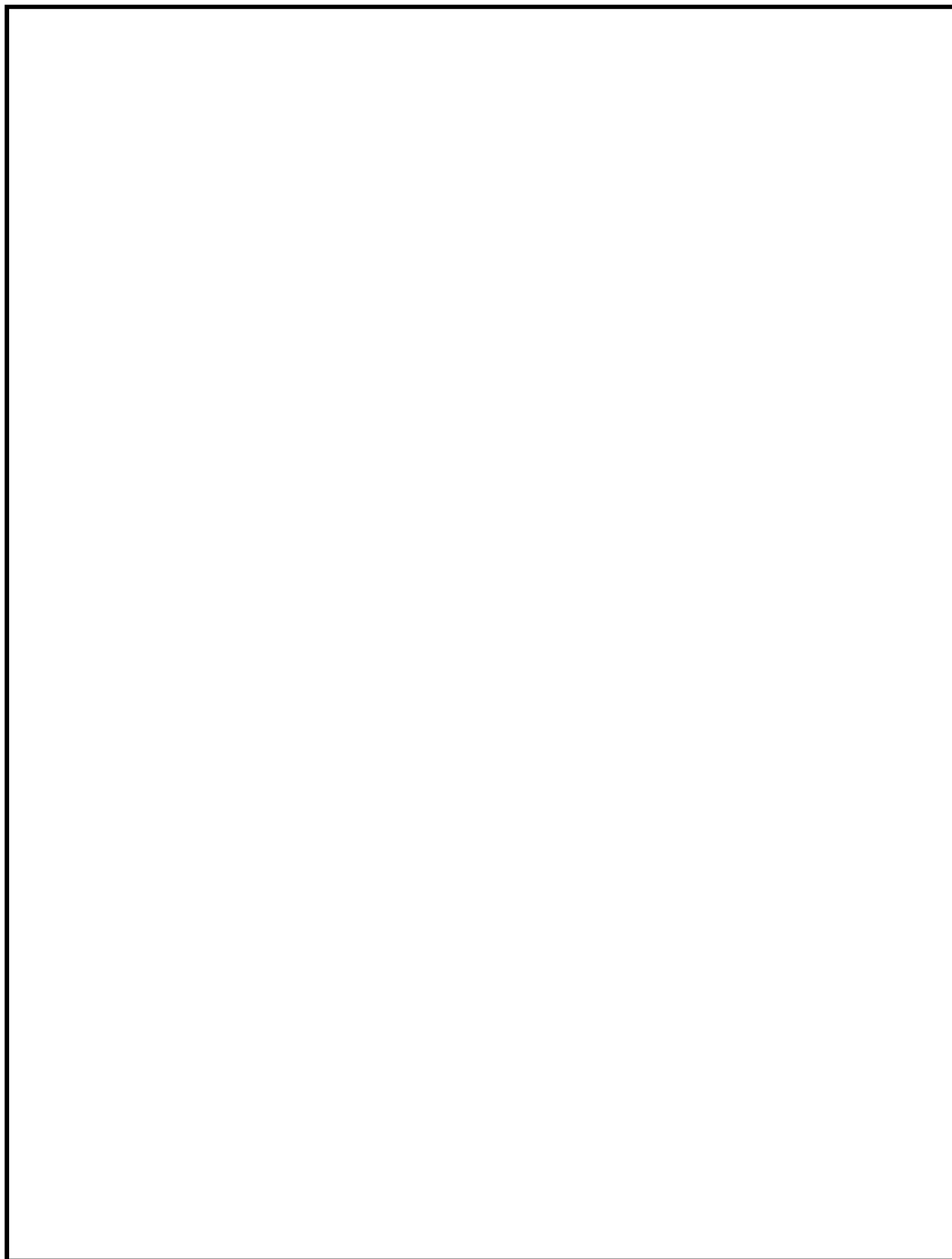


第4図 NUPEC試験体系における区画と開口部 (出典：参考文献 [2])

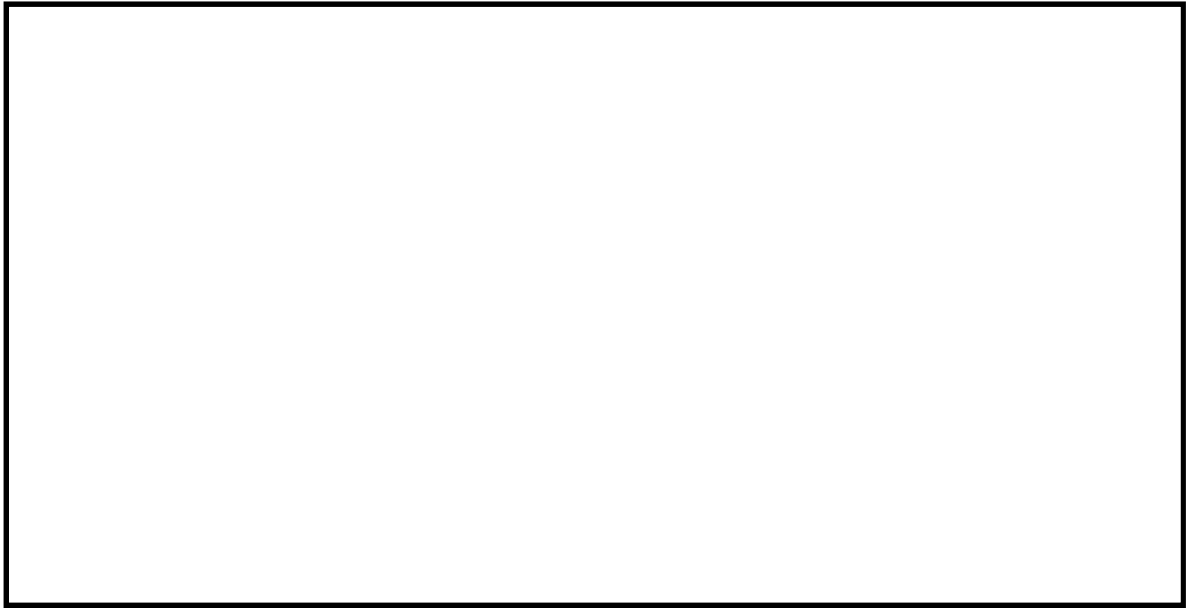
Fig. 17-2)



第5図 NUPEC試験体系におけるヘリウム濃度及び圧力の計測点（出典：参考文献 [3] 図 3.1.4）



第6図 NUPEC試験の解析モデル概要（出典：参考文献 [2] Fig.17-3）



第7図 NUPERC試験の解析モデルにおける分布定数系によるノード分割  
(出典：参考文献 [2] Fig.17-4)



第8図 格納容器圧力 (出典：参考文献 [2] Fig.17-16)





第9図 格納容器温度（出典：参考文献 [2] Fig. 17-17)



第10図 ヘリウム濃度（出典：参考文献 [2] Fig. 17-19)

(2) 水蒸気凝縮（壁面熱伝達）への適用性

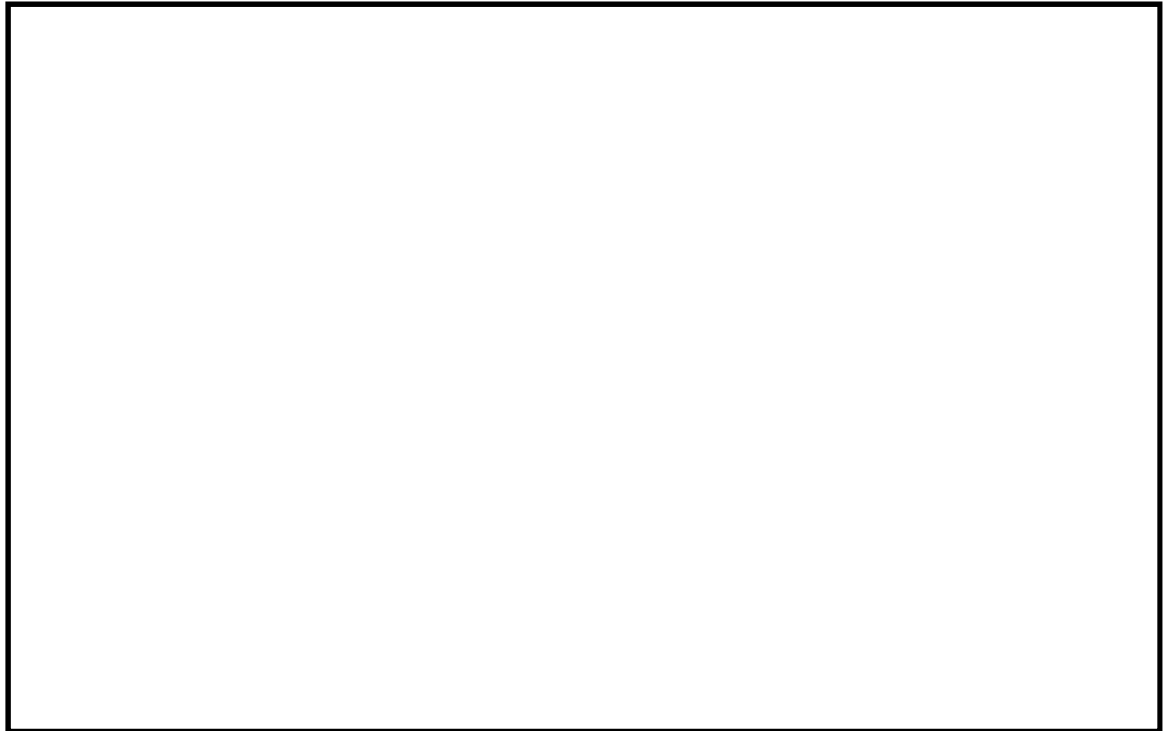
凝縮熱伝達モデルとしてDLM-FMモデル（Diffusion Layer Model with enhancement due to Film roughening and Mist generation in the boundary layer）を使用した。本モデルは、液膜の擾乱や壁面付近での液滴発生を考慮した最適評価モデルである。

本モデルで評価した凝縮熱伝達について、個別効果試験データとの比較を第11図に示す。また、比較する試験パラメータの範囲を以下に示す。



図に示すとおり、ほとんどの試験データに対して約20%以内で予測できている。想定されるパラメータ範囲は、以下に示すように試験パラメータの範囲を概ね満たすことから、本モデルを適用するのは妥当である。



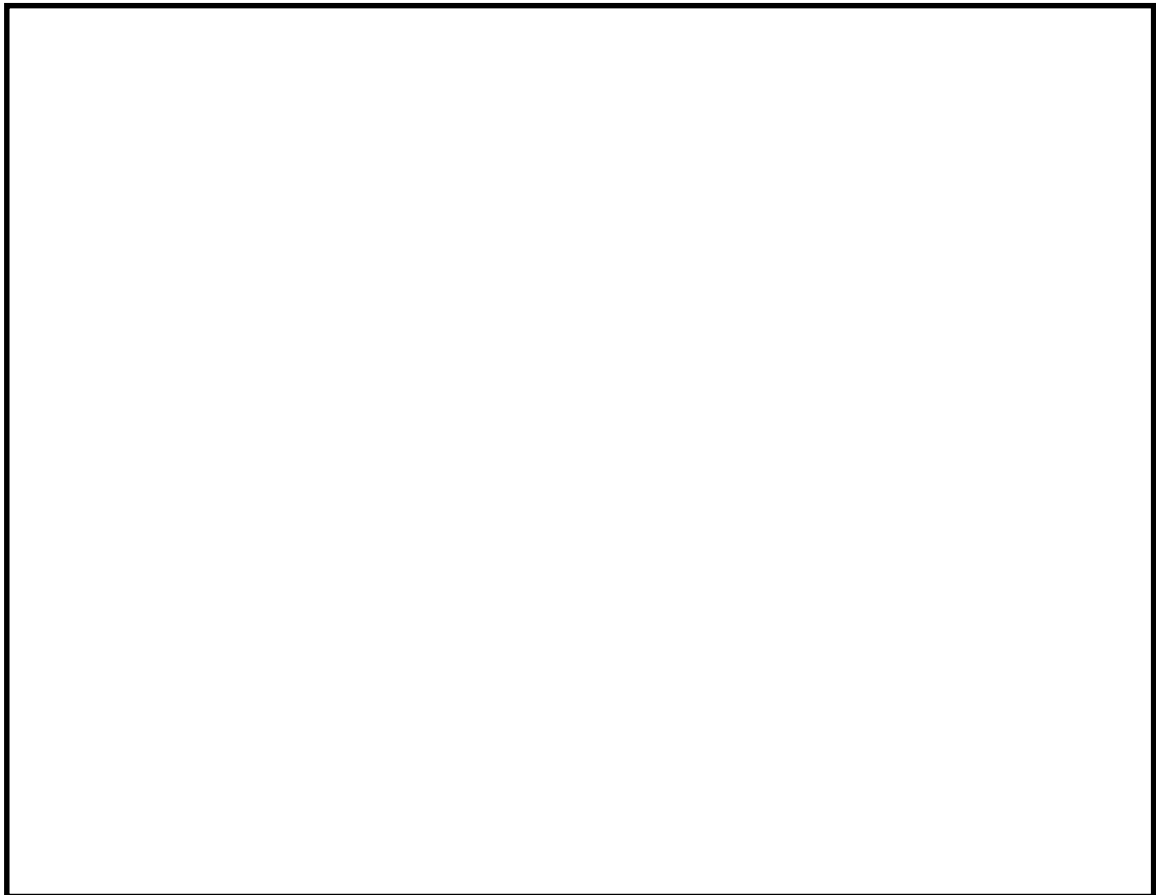


第 11 図 DLM-FMモデルの試験データとの比較（出典：参考文献 [2]  
Fig. 5-40)

### (3) 構造体内部熱伝導

オペレーティングフロアの壁及び天井の構造体を熱伝導体とみなし、GOTHICコードに内蔵されている1次元熱伝導モデルを使用している。

円筒の熱伝導体において、熱伝導体の初期温度を500F、熱伝導体周りの流体温度を200Fとした条件で、GOTHICコードで評価した円筒中心の温度の時間変化と理論解との比較を第12図に示す。GOTHICコードは、理論解とよく一致しており、原子炉建物水素対策の有効性評価の中で、構造体内部熱伝導へ本モデルを適用することは妥当である。



第 12 図 円筒中心温度の 1 次元熱伝導モデルによる計算結果（変数名：T A  
3）と解析解（変数名：D C 3 T）との比較（出典：参考文献  
[2] Fig.4-11)

#### (4) P A R モデル

オペレーティングフロアのような相対的に広大な空間に設置された P A R による水素再結合挙動を，本解析コードによって適切に行えるかについては，以下の 2 つの点に着目して検討する必要がある。

- ・本解析コードでモデル化する P A R において，本来，P A R 内部で生じているような局所的な熱・流動影響を伴う水素・酸素再結合を取り扱えるか。

- ・ P A R の大きさに対して相対的に空間スケールの大きい「粗メッシュ」モデルによっても、適正な P A R 流入気体条件（水素，酸素濃度，気体温度，圧力）を与えることができるか。

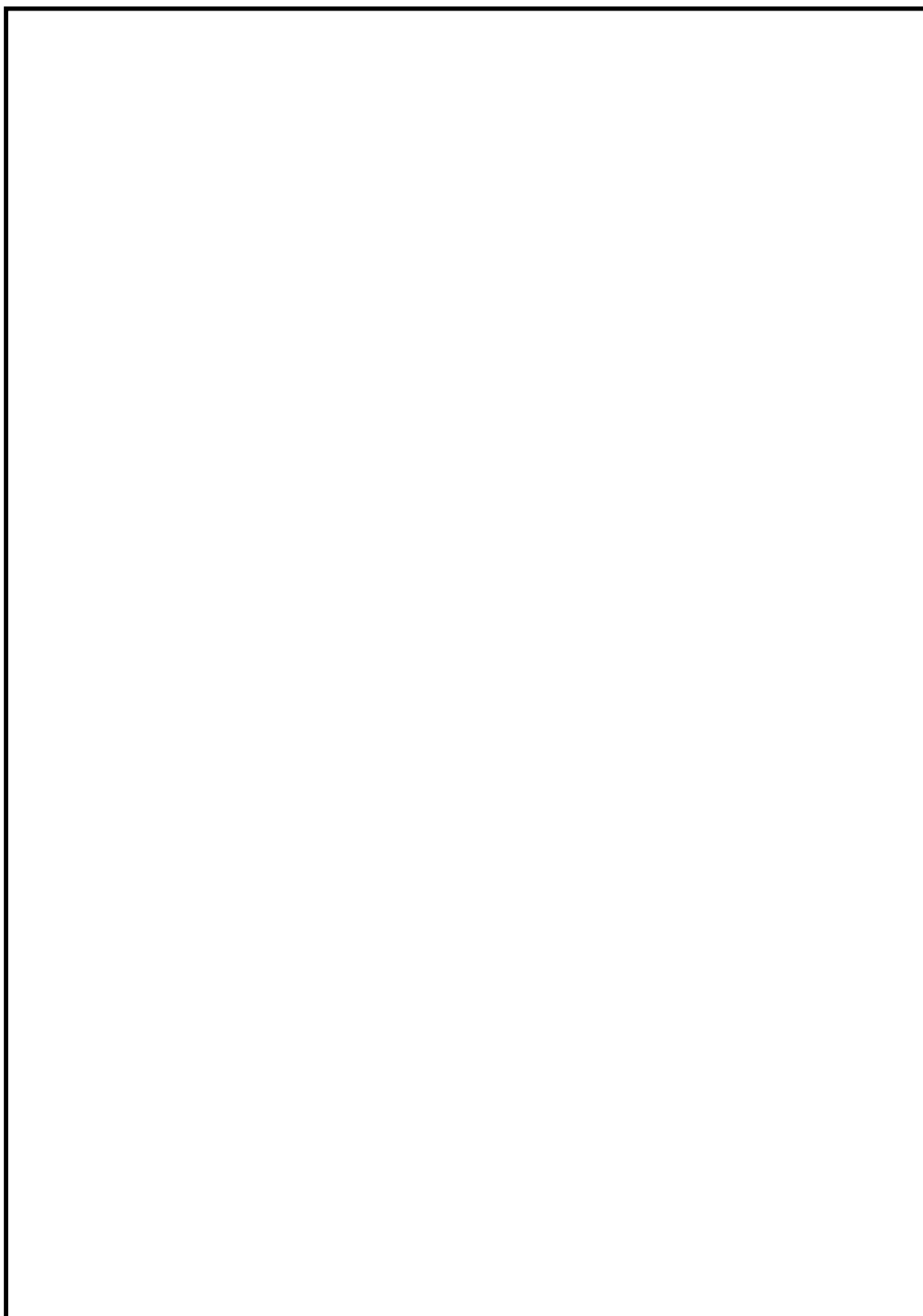
以下では、これらの観点に対しての考察・検討を示す。

a. P A R 内の局所流動の扱い

P A R の内部においては、カートリッジにおける水素・酸素の再結合開始に伴い、カートリッジでの再結合熱の流入気体への伝熱、伝熱に伴う気体の浮力による上昇流の発生及び上昇流に対する流動抵抗の発生等、複雑な熱流動が発生していると考えられる。

K A L I 試験<sup>[4]</sup>での P A R の水素処理量の基本式についての妥当性検証解析においては、

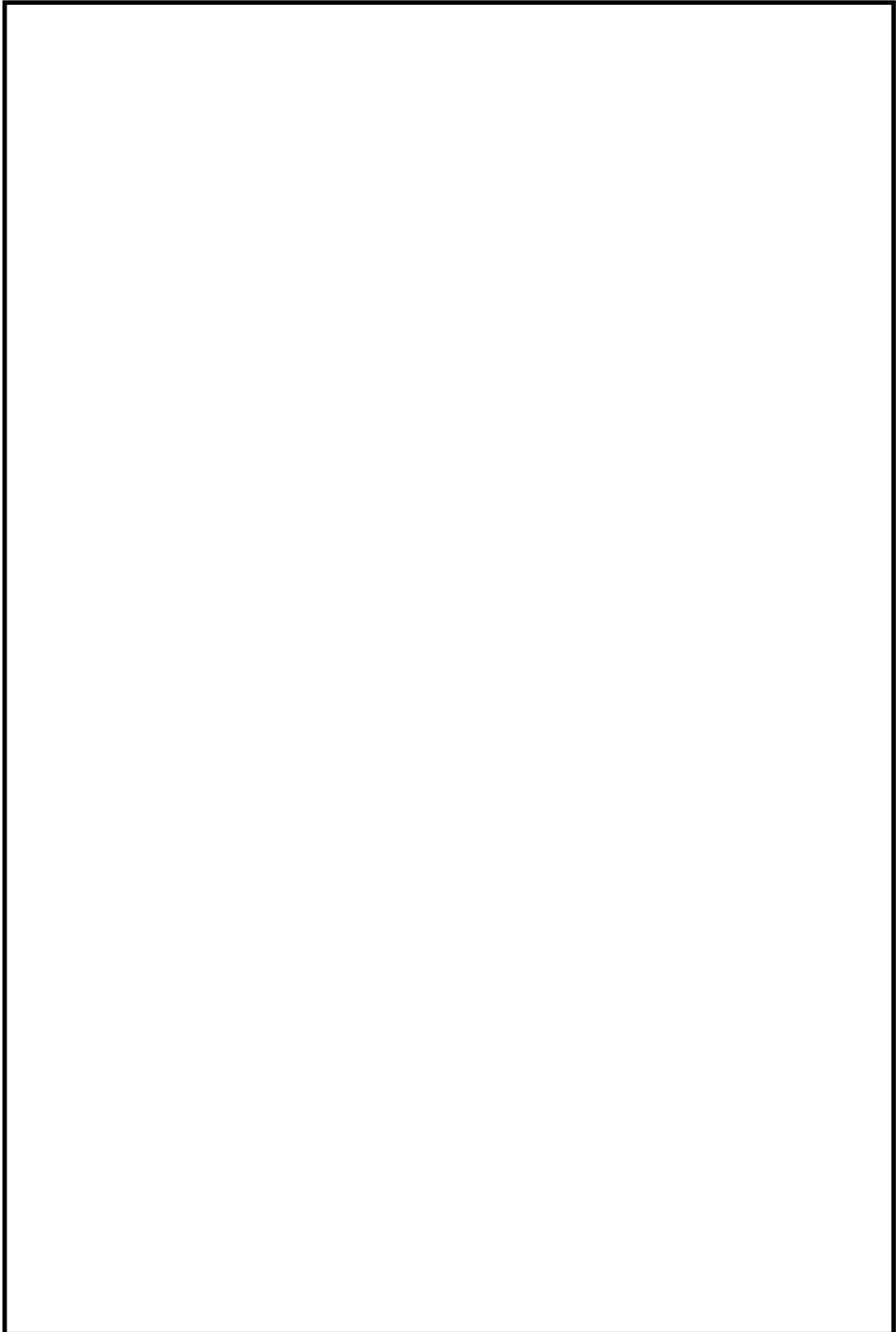
より求めた処理速度の実験値と、試験条件（温度及び圧力は代表値）を相関式への入力値として与えて算出した処理速度を比較しており、これによって相関式の妥当性が確認された。すなわち、P A R 内部の複雑な流動の結果としての水素処理容量を、P A R の入口において計測された水素濃度、気体温度及び気体圧力の関数として整理して与えたものが、水素処理容量相関式である。水素処理容量相関式は、P A R 内の浮力や流動抵抗等の局所流動及び水素処理特性を内包しており、P A R 入口条件として水素濃度、気体圧力、気体温度を与えれば、これらの P A R 内部の局所性を陰に含んだ形で、当該 P A R 水素処理容量を得ることができるように配慮されている。



第 13 図 K A L I 試験の計測位置

b. G O T H I CにおけるP A Rのモデル化

G O T H I Cにおいては，N I S社製のP A Rによる水素処理相関式を，機器モデルの一つである [ ] で模擬している。G O T H I CにおけるP A Rの組込みロジックを第 14 図に示す。 [ ] を使用して，F i s c h e r <sup>[5]</sup>の相関式に示されるP A R入口から自然に引き込まれる [ ] を模擬している。次に， [ ] を使用して， [ ] で模擬した体積流量，P A R入口水素濃度等のパラメータから上記の相関式で計算される水素処理量を模擬している。



第 14 図 P A R の組込みロジック



c. G O T H I C のオペレーティングフロア解析モデルと P A R モデルの  
関係

上記 b. により，G O T H I C コードにおいて，P A R の水素処理容量相関式を忠実にモデル化していることを示した。また，a. により，P A R 入口の水素濃度，気体圧力，気体温度を与えれば，適正な水素処理容量を計算できることを示した。

G O T H I C による P A R の解析においては，オペレーティングフロア内のサブボリュームの大きさは，P A R の大きさと比較して大きく，P A R 入口部を局所的にモデル化はしていない。すなわち，P A R の水素処理量を適正に評価するためには，P A R の入口条件を適切に評価する必要がある。これについて考察を行った。

P A R モデルでは，フローパスの入口と出口を同じサブボリュームに接続し，同サブボリュームの水素濃度・酸素濃度・温度を P A R 入口の条件として使用している。P A R が設置される実機建屋体系では，作動中の P A R 排気は，周囲雰囲気と比べて高温であるので，上方へ立ち昇って行き，P A R の周囲に留まることはないと考えられるので，このように P A R 設置ボリュームに排気を混合させるモデル化は，以下に示すとおり保守的な設定と考える。

・水素濃度

P A R で処理され水素濃度が低くなったガスが，フローパスの出口より同サブボリュームに排出され混合する。そのため，同サブボリュームの水素濃度は，実際の P A R 入口の水素濃度よりも低くなり，相関式で計算した水素処理容量が小さくなるため保守的な設定と考える。

・酸素濃度

P A Rで処理され酸素濃度が低くなったガスが、フローパスの出口より同サブボリュームに排出され混合する。そのため、同サブボリュームの酸素濃度は、実際のP A R入口の酸素濃度よりも低くなり、P A Rの起動の観点で保守的な設定と考える。ただし、東海第二発電所の場合、水素発生量に比べて十分な酸素量を有しており、酸素濃度による影響はない。

- ・ 気体温度

G O T H I Cモデルにおいては、P A Rの水素・酸素再結合による発生熱量が、サブノード内の気体全体を加熱するため、P A R出口温度については、実際よりも低く評価され、浮力による上昇速度が実際よりも小さくなる。これは、オペレーティングフロアの気体の混合性を小さくする。水素濃度分布の局所化や成層化の観点からは、オペレーティングフロアの気体の混合性が促進されない方が一般に厳しい評価となると考えられる。

また、P A Rに流入する気体温度の観点からは、実際よりも高温な気体がP A Rに流入することになり、これはP A Rの水素処理速度を実際よりも低下させる方向に作用する。

- ・ 気体圧力

解析においては、サブノード内の気体圧力は一定である。一方、実際の流動においては、圧力に分布がある。しかしながら、解析対象としているような、解放空間における空間内の圧力差は小さく、圧力分布を均一に扱っている影響は僅少と考えられる。

d. P A R設置状態における総合的な解析能力

3. (1)に示したNUPEC試験についての解析は、上記のa. からc. が適合する状況で行われたものであり、この結果は、3. (1)で先述のように、GOTHICで適切なPAR解析を行い得ることを示している。

以上から、GOTHICコードによるPAR解析については、

- ・PAR内の局所性については、PAR入口条件に縮約された水素処理容量相関式により、
- ・PAR周囲を比較的粗メッシュで扱っていることについては、その設定がPARの水素処理量やオペレーティングフロア内のガス混合性を低く見積もる定性的傾向があることにより、

評価モデルとしては、適正であることを示した。

また、総合的な評価能力については、3. (1)の実験解析により、適切な解析能力があることを示した。

以上の検討から、GOTHICにおけるPARのモデル化及び同モデルを用いての水素・酸素再結合解析は適正に実施できる。

#### 参考文献一覧

- 1 NUPEC, “Final Comparison Reprot on ISP-35: NUPEC Hydrogen Mixing and Distoribution Test(Test M-7-1)”, CSNI Report NEA/CSNI/R(94)29, December, 1994.
- 2 GOTHIC Thermal Hydraulic Analysis Package, Version 8.1(QA). EPRI, Palo Alto, CA: 2014.
- 3 独立行政法人原子力安全基盤機構, 溶接部等熱影響部信頼性実証試験 (原子炉格納容器) に関する報告書 (平成4年度), 平成5年3月

- 4 EPRI and EDF, “Generic Tests of Passive Autocatalytic Recombiners (PARs) for Combustible Gas Control in Nuclear Power Plants” , June 1997.
- 5 K. FISCHER, “QUALIFICATION OF A PASSIVE CATALYTIC MODULE FOR HYDROGEN MITIGATION” , Nuclear Technology VOL.112, Oct. 1995

## 原子炉建屋ガス処理系の健全性について

## 1. 原子炉建屋ガス処理系の水素爆発に対する考慮について

原子炉建屋ガス処理系は、非常用ガス再循環系と非常用ガス処理系からなり、非常用ガス再循環系は、フィルタトレイン、排風機、ダクト、弁等で構成し、原子炉建屋原子炉棟内でガスを再循環させ、放射性物質を吸着除去する。非常用ガス処理系は、フィルタトレイン、排風機、ダクト、弁等で構成し、非常用ガス再循環系で処理したガスの一部を再度処理した後、非常用ガス処理系排気筒から大気へ放出させ、原子炉建屋原子炉棟を負圧に保つ。

原子炉建屋ガス処理系は、原子炉建屋原子炉棟内の水素を含む気体を排出し、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度を可燃限界未満にすることで、原子炉建屋原子炉棟及び原子炉建屋ガス処理系の水素濃度を防止する機能を有している。

また、原子炉建屋ガス処理系は、系統内に水素が滞留しないよう非常用ガス再循環系排風機及び非常用ガス処理系排風機により水素を含むガスを屋外に排出する設計としている。

さらに、原子炉建屋ガス処理系は、原子炉建屋原子炉棟の水素濃度が可燃限界未満の範囲において使用する。原子炉建屋ガス処理系運転中は原子炉建屋原子炉棟の水素濃度を監視し、原子炉建屋原子炉棟の水素濃度が2vol%に到達した場合は、原子炉建屋ガス処理系を停止する。したがって、原子炉建屋ガス処理系は、系統内の水素濃度が可燃限界未満であることから水素爆発することなく健全に運転継続可能である。

非常用ガス再循環系のフィルタトレインには、よう素用チャコールフィルタの性能を満足させるため電気ヒータを使用している。電気ヒータは、フィ

ン付の外装管内に収納されており，非常用ガス再循環系の処理空気と直接接触しない構造となっている。また，非常用ガス再循環系の処理空気温度が105℃及び137℃以上となった場合に過熱防止用サーモスタットが動作する設計となっており，水素の着火温度である約500℃※に対して十分低い温度での使用となる。よって，原子炉建屋ガス処理系は，水素爆発することなく健全に運転継続可能である。

この設計により，「電気設備に関する技術基準を定める省令」第69条及び「工場電気設備防爆指針」で要求される防爆性雰囲気とはならないため，原子炉建屋ガス処理系に設置される電気・計装品を防爆型とする必要はなく，防爆を目的とした電気設備の接地の必要もない。ただし，電気設備の必要な箇所には「原子力発電工作物に係る電気設備に関する技術基準を定める省令」第10条及び第11条に基づく接地を施す設計とする。

※ 水素の着火温度について（水素濃度等の依存性について）

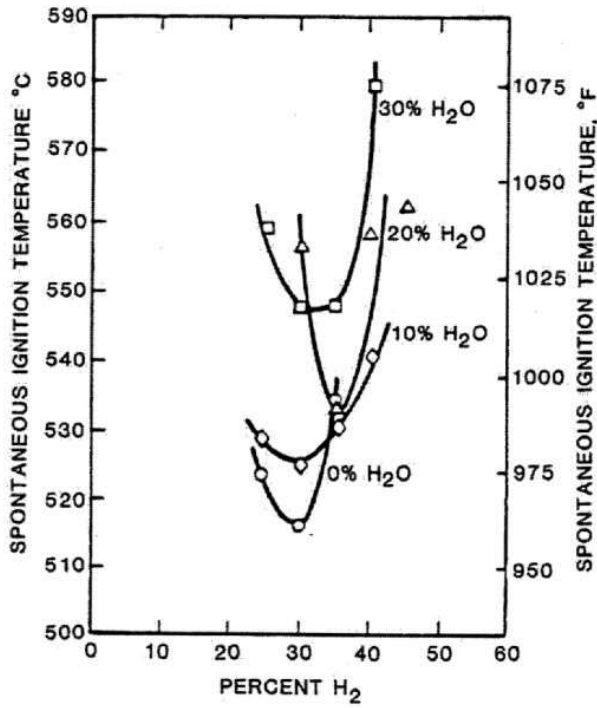
水素の着火温度（自然着火温度）は，濃度，圧力等に依存性があるが，水素と空気の混合気体の1気圧における最低着火温度として500℃であることが機械工学便覧に示されている。

第1図に，NUREG/CR 2726「LIGHT WATER REACTOR HYDROGEN MANUAL June 1983」及び Westinghouse Electric Corporation のレポート「Hydrogen Flammability Data and Application to PWR Loss-of-Coolant Accident, Report WAPD-SC-545」に示されている「水素濃度と水素着火温度の関係」を示す。第1図は，圧力が792kPaの場合でのデータであるが，水素着火温度は，水素濃度及び水蒸気濃度に依存するものの，500℃を下回らないことがわかる。

また，第2図に，同じNUREG/CR2726に示されている「水素の最低着火エネルギーと圧力の関係」を示す。第2図は，圧力が低くなるほど水素の最低着火エネル

ギーが大ききことを示していることから、圧力が低くなるほど水素の着火温度は高くなることがわかる。

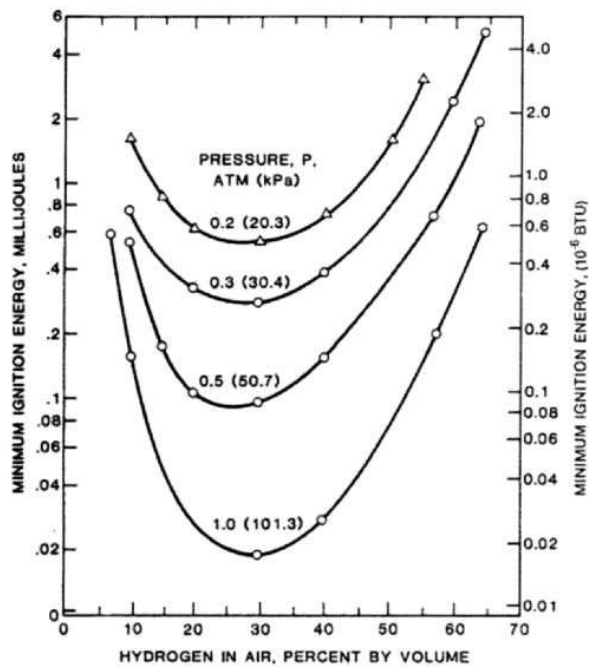
第1図及び第2図より、水素の着火温度は、濃度及び圧力に依存するが、500℃を下回らないと考えられる。



※ 圧力 792kPa の場合

NUREG / CR 2726 「LIGHT WATER REACTOR HYDROGEN MANUAL June 1983」から引用

第1図 水素着火温度と水素濃度の関係



NUREG / CR 2726 「LIGHT WATER REACTOR HYDROGEN MANUAL June 1983」 から引用

第2図 水素の最低着火エネルギーと圧力の関係



53-8 その他設備

以下に、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための自主対策設備の概要を示す。

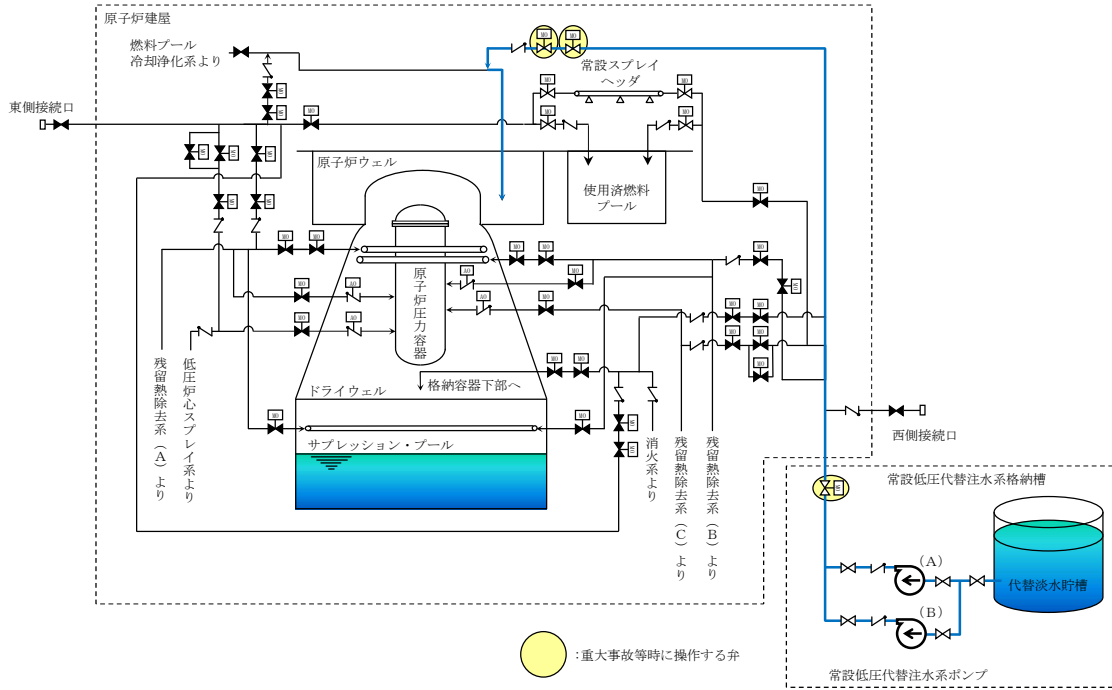
(1) 格納容器頂部注水系

格納容器頂部注水系は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器頂部を冷却することで原子炉格納容器外への水素漏えいを抑制し、原子炉建屋原子炉棟の水素爆発を防止する機能を有する。原子炉格納容器頂部注水系には、常設（第53-8-1図）及び可搬型（第53-8-2図）があり、原子炉ウェルに注水することで原子炉格納容器トップヘッドフランジを外側から冷却することができる。原子炉格納容器トップヘッドフランジは、事故時の過温・過圧状態に伴うフランジ開口でシール材が追従できない程の劣化があると、閉じ込め機能を喪失する。このシール材には、以前はシリコンゴムを採用していたが、原子炉格納容器閉じ込め機能の強化のために耐熱性、耐蒸気性及び耐放射線性に優れた改良EPDM製シール材に変更し、閉じ込め機能の強化を図る。改良EPDM製シール材は、200℃蒸気が7日間継続しても閉じ込め機能を確保できることを確認しているが、シール材の温度が低くなると、熱劣化要因が低下し、閉じ込め機能もより健全となり、原子炉建屋原子炉棟への水素漏えいを抑制できる。

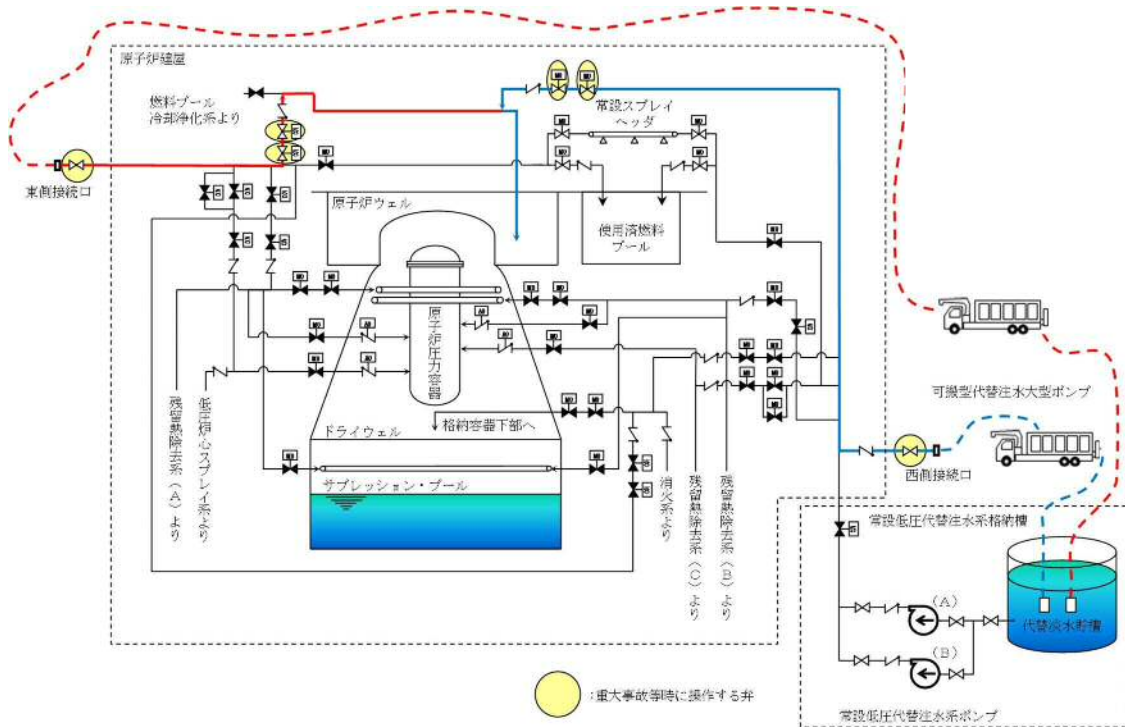
格納容器頂部注水系（常設）は、常設低圧代替注水系ポンプで構成し、炉心の著しい損傷が発生した場合において、代替淡水貯槽を水源として原子炉ウェルに注水し、原子炉格納容器頂部を冷却することで、原子炉格納容器頂部からの水素漏えいを抑制する設計とする。

格納容器頂部注水系（可搬型）は、可搬型代替注水大型ポンプ及び可搬型代替注水中型ポンプで構成し、炉心の著しい損傷が発生した場合において、代替淡水貯槽及び西側淡水貯水設備を水源として原子炉ウェルに注水

し、原子炉格納容器頂部を冷却することで、原子炉格納容器頂部からの水素漏えいを抑制する設計とする。

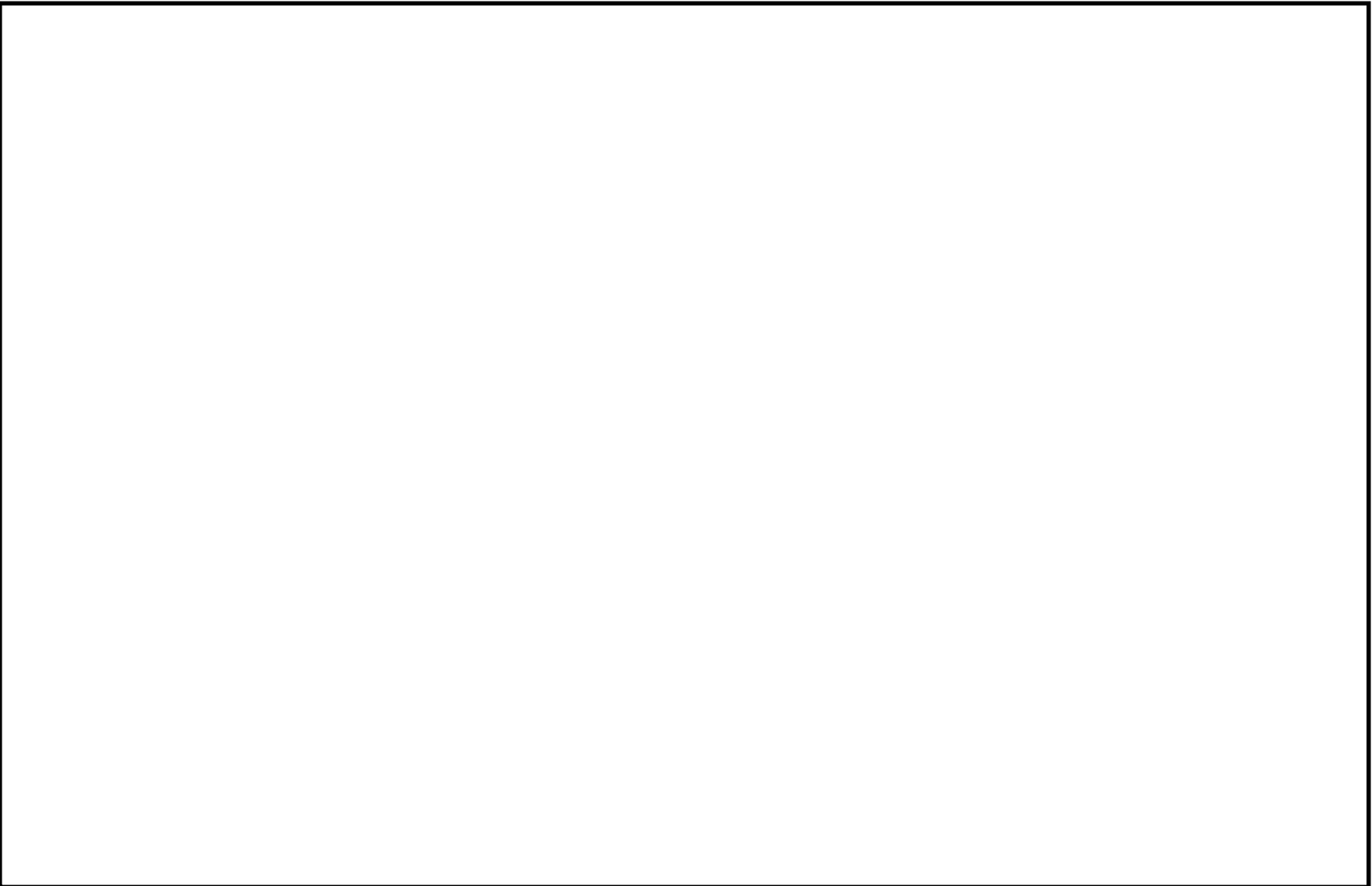


第 53-8-1 図 格納容器頂部注水系（常設）



第 53-8-2 図 格納容器頂部注水系（可搬型）

53-9 SAバウンダリ系統図 (参考図)



53-9-2

54-1 S A設備基準適合性 一覽表

東海第二発電所 S A設備基準適合性 一覧表 (常設)

第54条:使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備		常設低圧代替注水系ポンプ		類型化区分		
第43条	第1項	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	その他の建屋内	C	
			海水	使用時に海水を通水又は淡水だけでなく海水も使用可能	II	
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)	—	
			関連資料	54-3 配置図		
		第2号	操作性	中央制御室操作	A	
			関連資料	54-4 系統図		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ	A	
			関連資料	49-5 試験検査		
		第4号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	
			関連資料	54-4 系統図		
		第5号	悪影響防止	系統設計	通常待機時は隔離又は分離	A b
				その他(飛散物)	その他設備	対象外
			関連資料	54-4 系統図		
		第6号	設置場所	中央制御室操作	B	
	関連資料		54-3 配置図, 54-4 系統図			
	第2項	第1号	常設S Aの容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	54-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内	A a
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a
			関連資料	本文		

東海第二発電所 S A設備基準適合性 一覧表（可搬型）

第54条:使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備		可搬型代替注水大型ポンプ		類型化区分	
第43条	第1項	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度/屋外の天候/放射線/荷重	屋外	D
			海水	淡水だけでなく海水も使用	II
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)	—
			関連資料	54-3 配置図, 54-8 保管場所図	
		第2号	操作性	工具の使用, 設備の運搬・設置, スイッチ操作, 弁及び接続操作	B b, B c, B d, B f, B g
			関連資料	54-4 系統図, 54-7 接続図	
		第3号	試験・検査(検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ	A
			関連資料	54-5 試験検査	
		第4号	切替性	本来の用途として使用する	対象外
	関連資料		54-3 配置図, 54-4 系統図		
	第5号	悪影響防止	系統設計	通常待機時は隔離又は分離	A b
			その他(飛散物)	その他設備	対象外
		関連資料	54-3 配置図, 54-4 系統図		
	第6号	設置場所	現場操作(設置場所)	A a	
		関連資料	54-3 配置図, 54-4 系統図		
	第3項	第1号	可搬S Aの容量	原子炉建屋の外から水又は電力を供給する可搬型設備	A
			関連資料	54-6 容量設定根拠	
		第2号	可搬S Aの接続性	フランジ接続	B
			関連資料	54-7 接続図	
		第3号	異なる複数の接続箇所の確保	屋外	A b
			関連資料	54-7 接続図	
		第4号	設置場所	(放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定)	—
関連資料			54-3 配置図, 54-7 接続図		
第5号		保管場所	屋外	A b	
		関連資料	54-3 配置図, 54-8 保管場所図		
第6号		アクセスルート	屋外	B	
		関連資料	54-9 アクセスルート図		
第7号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋外	A b
			サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a
	関連資料	本文			



東海第二発電所 S A設備基準適合性 一覧表（可搬型）

第54条:使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備		可搬型代替注水中型ポンプ		類型化区分	
第43条	第1項	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度/屋外の天候/放射線/荷重	屋外	D
			海水	淡水だけでなく海水も使用	II
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)	—
			関連資料	54-3 配置図, 54-8 保管場所図	
		第2号	操作性	工具の使用, 設備の運搬・設置, スイッチ操作, 弁及び接続操作	B b, B c, B d, B f, B g
			関連資料	54-4 系統図, 54-7 接続図	
		第3号	試験・検査(検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ	A
			関連資料	54-5 試験検査	
		第4号	切替性	本来の用途として使用する	対象外
	関連資料		54-3 配置図, 54-4 系統図		
	第5号	悪影響防止	系統設計	通常待機時は隔離又は分離	A b
			その他(飛散物)	その他設備	対象外
		関連資料	54-3 配置図, 54-4 系統図		
	第6号	設置場所	現場操作(設置場所)	A a	
		関連資料	54-3 配置図, 54-4 系統図		
	第3項	第1号	可搬S Aの容量	原子炉建屋の外から水又は電力を供給する可搬型設備	A
			関連資料	54-6 容量設定根拠	
		第2号	可搬S Aの接続性	フランジ接続	B
			関連資料	54-7 接続図	
		第3号	異なる複数の接続箇所の確保	屋外	A b
			関連資料	54-7 接続図	
		第4号	設置場所	(放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定)	—
関連資料			54-3 配置図, 54-7 接続図		
第5号		保管場所	屋外	A b	
		関連資料	54-3 配置図, 54-8 保管場所図		
第6号		アクセスルート	屋外	B	
		関連資料	54-9 アクセスルート図		
第7号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋外	A b
			サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a
	関連資料	本文			

東海第二発電所 S A設備基準適合性 一覧表（可搬型）

第54条:使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備		可搬型スプレイノズル	類型化区分		
第43条	第1項	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度/屋外の天候/放射線/荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
			海水	淡水だけでなく海水も使用	II
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)	—
			関連資料	54-3 配置図, 54-8 保管場所図	
		第2号	操作性	運搬設置, 接続操作	B c, B g
			関連資料	54-3 配置図	
		第3号	試験・検査(検査性, 系統構成・外部入力)	流路	F
			関連資料	54-5 試験検査	
		第4号	切替性	本来の用途として使用する	対象外
	関連資料		—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	他設備から独立	A c
			その他(飛散物)	その他設備	対象外
		関連資料	54-3 配置図, 54-4系統図		
	第6号	設置場所	操作不要	対象外	
		関連資料	—		
	第3項	第1号	可搬S Aの容量	原子炉建屋の外から水又は電力を供給する可搬型設備	A
			関連資料	54-6 容量設定根拠	
		第2号	可搬S Aの接続性	(対象外)	—
			関連資料	—	
		第3号	異なる複数の接続箇所の確保	(対象外)	—
			関連資料	—	
		第4号	設置場所	(放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定)	—
関連資料			54-3 配置図		
第5号		保管場所	屋内	A a	
		関連資料	54-9 保管場所図		
第6号		アクセスルート	屋内	A	
		関連資料	54-9 アクセスルート図		
第7号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内	A a
			サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a
	関連資料	本文			

東海第二発電所 S A設備基準適合性 一覧表 (常設)

第54条:使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備		常設スプレイヘッド	類型化区分			
第43条	第1項	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度/屋外の天候/放射線/荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B	
		第1号	海水	淡水だけでなく海水も使用	II	
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)	—	
			関連資料	54-3 配置図		
			第2号	操作性	操作不要	対象外
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査(検査性, 系統構成・外部入力)	流路	F	
			関連資料	54-5 試験検査		
		第4号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	
			関連資料	—		
		第5号	悪影響防止	系統設計	弁等の操作で系統構成	A a
				その他(飛散物)	その他設備	対象外
				関連資料	54-4 系統図	
		第6号	設置場所	操作不要	対象外	
			関連資料	—		
		第2項	第1号	常設S Aの容量	流路	対象外
				関連資料	—	
			第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外
				関連資料	—	
	第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内	A a
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a
			関連資料	本文		

東海第二発電所 S A設備基準適合性 一覧表 (常設)

第54条:使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備		緊急用海水ポンプ	類型化区分		
第43条	第1項	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度/屋外の天候/放射線/荷重	その他建屋内	C
			海水	常時海水通水又は海で使用	I
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)	—
			関連資料	—	
	第2号	操作性	中央制御室操作	A	
		関連資料	—		
	第3号	試験・検査(検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ	A	
		関連資料	—		
	第4号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	
		関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	通常待機時は隔離又は分離	A b
			その他(飛散物)	その他設備	対象外
		関連資料	—		
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B	
		関連資料	—		
	第2項	第1号	常設S Aの容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
			関連資料	—	
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外
			関連資料	—	
第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内	A a
			サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a
	関連資料	本文			

東海第二発電所 S A設備基準適合性 一覧表（常設）

第54条:使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備		代替燃料プール冷却系熱交換器	類型化区分		
第43条	第1項	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
			海水	淡水だけでなく海水も使用	II
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)	対象外
			関連資料	54-3 配置図	
		第2号	操作性	操作不要	対象外
			関連資料	—	
		第3号	試験・検査(検査性, 系統構成・外部入力)	熱交換器	D
			関連資料	54-5 試験検査	
		第4号	切替性	本来の用途として使用	対象外
	関連資料		54-4 系統図		
	第5号	悪影響防止	系統設計	通常待機時は隔離又は分離	A b
			その他(飛散物)	その他設備	対象外
		関連資料	54-3 配置図, 54-4 系統図		
	第6号	設置場所	操作不要	対象外	
		関連資料	—		
	第2項	第1号	常設S Aの容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
			関連資料	54-6 容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外
			関連資料	—	
第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内	A a
			サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a
	関連資料	本文			

東海第二発電所 S A設備基準適合性 一覧表 (常設)

第54条:使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備		代替燃料プール冷却系ポンプ	類型化区分		
第43条	第1項	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
			海水	海水を通水しない	対象外
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)	—
			関連資料	54-3 配置図	
		第2号	操作性	中央制御室操作	A
			関連資料	54-4 系統図, 54-7 接続図	
		第3号	試験・検査(検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ	A
			関連資料	54-5 試験検査	
		第4号	切替性	本来の用途として使用	対象外
	関連資料		—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	通常待機時は隔離又は分離	A b
			その他(飛散物)	その他設備	対象外
		関連資料	54-3 配置図, 54-4 系統図		
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B	
		関連資料	54-3 配置図		
	第2項	第1号	常設S Aの容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
			関連資料	54-6 容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外
			関連資料	—	
第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内	A a
			サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a
		関連資料	本文		

東海第二発電所 S A設備基準適合性 一覧表（常設）

第54条:使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備		使用済燃料プール水位・温度(S A広域)	類型化区分			
第43条	第1項	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度/屋外の天候/放射線/荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B	
			海水	海水を通水しない	対象外	
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	54-3 配置図		
		第2号	操作性	操作不要	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査(検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	54-5 試験検査		
		第4号	切替性	本来の用途として使用	対象外	
			関連資料	54-4 系統図		
		第5号	悪影響防止	系統設計	その他	A e
	その他(飛散物)			その他設備	対象外	
	関連資料		—			
	第6号	設置場所	操作不要	対象外		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設S Aの容量	設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもの 必要な容量等に対して十分であるもの	B	
			関連資料	54-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内	A a
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a
	関連資料		54-2 単線結線図 54-11 使用済燃料プール監視設備			

東海第二発電所 S A設備基準適合性 一覧表 (常設)

第54条:使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備			使用済燃料プール温度(SA)	類型化区分	
第43条	第1項	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度/屋外の天候/放射線/荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
			海水	海水を通水しない	対象外
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	54-3 配置図	
		第2号	操作性	操作不要	対象外
			関連資料	—	
		第3号	試験・検査(検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J
			関連資料	54-5 試験検査	
		第4号	切替性	本来の用途として使用	対象外
	関連資料		54-4 系統図		
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他	A e
			その他(飛散物)	その他設備	対象外
		関連資料	—		
	第6号	設置場所	操作不要	対象外	
		関連資料	—		
	第2項	第1号	常設SAの容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
			関連資料	54-6 容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外
			関連資料	—	
第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内	A a
			サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a
	関連資料	54-2 単線結線図 54-11 使用済燃料プール監視設備			



東海第二発電所 S A設備基準適合性 一覧表 (常設)

第54条:使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備		使用済燃料プールエリア放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	類型化区分			
第43条	第1項	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度/屋外の天候/放射線/荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B	
		海水		海水を通水しない	対象外	
		周辺機器等からの悪影響		(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
		電磁的障害		(電磁波により機能が損なわれない)	—	
		関連資料		54-3 配置図		
	第2号	操作性		操作不要	対象外	
		関連資料		—		
	第3号	試験・検査(検査性, 系統構成・外部入力)		計測制御設備	J	
		関連資料		54-5 試験検査		
	第4号	切り替え性		本来の用途として使用	対象外	
		関連資料		54-4 系統図		
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他	A e	
			その他(飛散物)	その他設備	対象外	
		関連資料		—		
	第6号	設置場所		操作不要	対象外	
		関連資料		—		
	第2項	第1号	常設S Aの容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料		54-6 容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		—	
第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内	A a	
	サポート系による要因		異なる駆動源又は冷却源	B a		
	関連資料		54-2 単線結線図 54-11 使用済燃料プール監視設備			

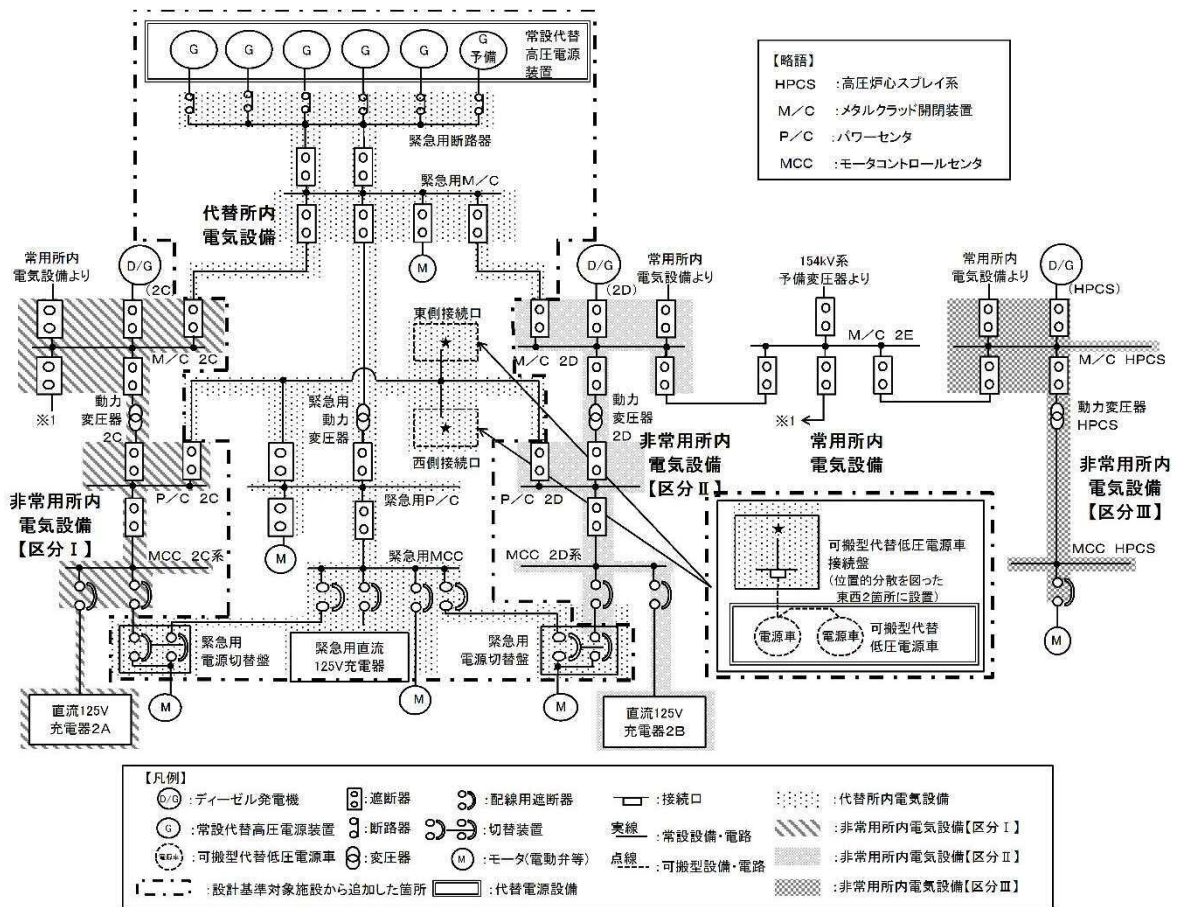
東海第二発電所 S A設備基準適合性 一覧表（常設）

第54条:使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備			使用済燃料プール監視カメラ	類型化区分		
第43条	第1項	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B	
			海水	海水を通水しない	対象外	
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	54-3 配置図		
		第2号	操作性	操作不要	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査(検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	54-5 試験検査		
		第4号	切替性	本来の用途として使用	対象外	
	関連資料		54-4 系統図			
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他	A e	
			その他(飛散物)	その他設備	対象外	
		関連資料	—			
	第6号	設置場所	操作不要	対象外		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設S Aの容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	—		
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内	A a
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a
	関連資料		54-2 単線結線図 54-11 使用済燃料プール監視設備			

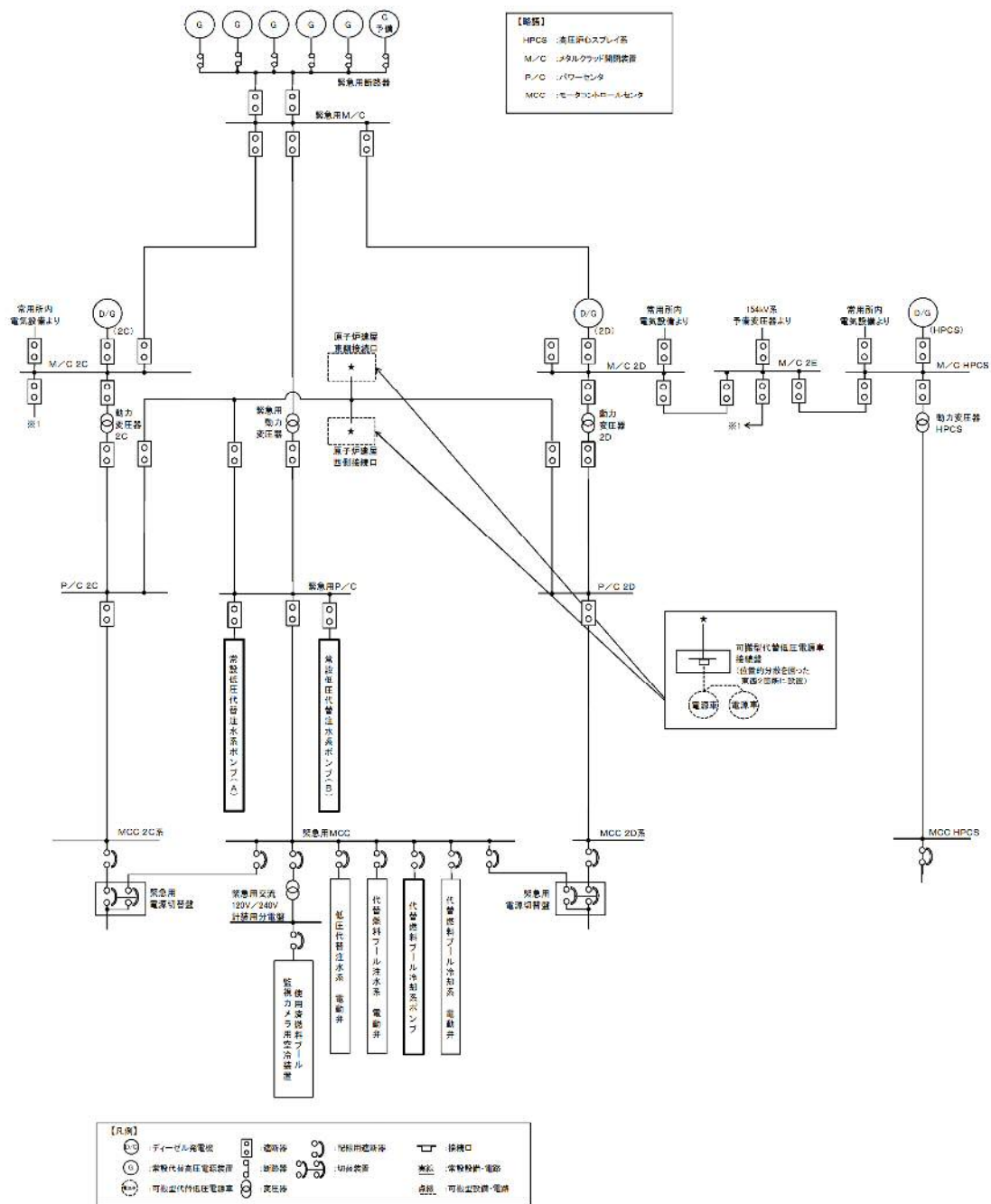
東海第二発電所 S A設備基準適合性 一覧表（常設）

第54条:使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備		使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置	類型化区分		
第43条	第1項	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋の原子炉棟外及びその他の建屋内	C
		第1号	海水	海水を通水しない	対象外
		第1号	周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
		第1号	電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
		第1号	関連資料	54-3 配置図	
	第2項	第2号	操作性	中央制御室操作	A
		第2号	関連資料	—	
		第3号	試験・検査(検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J
		第3号	関連資料	54-5 試験検査	
		第4号	切替性	本来の用途として使用	対象外
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他	A e
		悪影響防止	その他(飛散物)	その他設備	対象外
		悪影響防止	関連資料	—	
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B	
		関連資料	—		
	第2項	第1号	常設S Aの容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
		第1号	関連資料	—	
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外
		第2号	関連資料	—	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内
	共通要因故障防止		サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a
	共通要因故障防止		関連資料	54-2 単線結線図 54-11 使用済燃料プール監視設備	

54-2 単線結線図



第 54-2-1 図 電源構成図 (交流電源) (1/3)

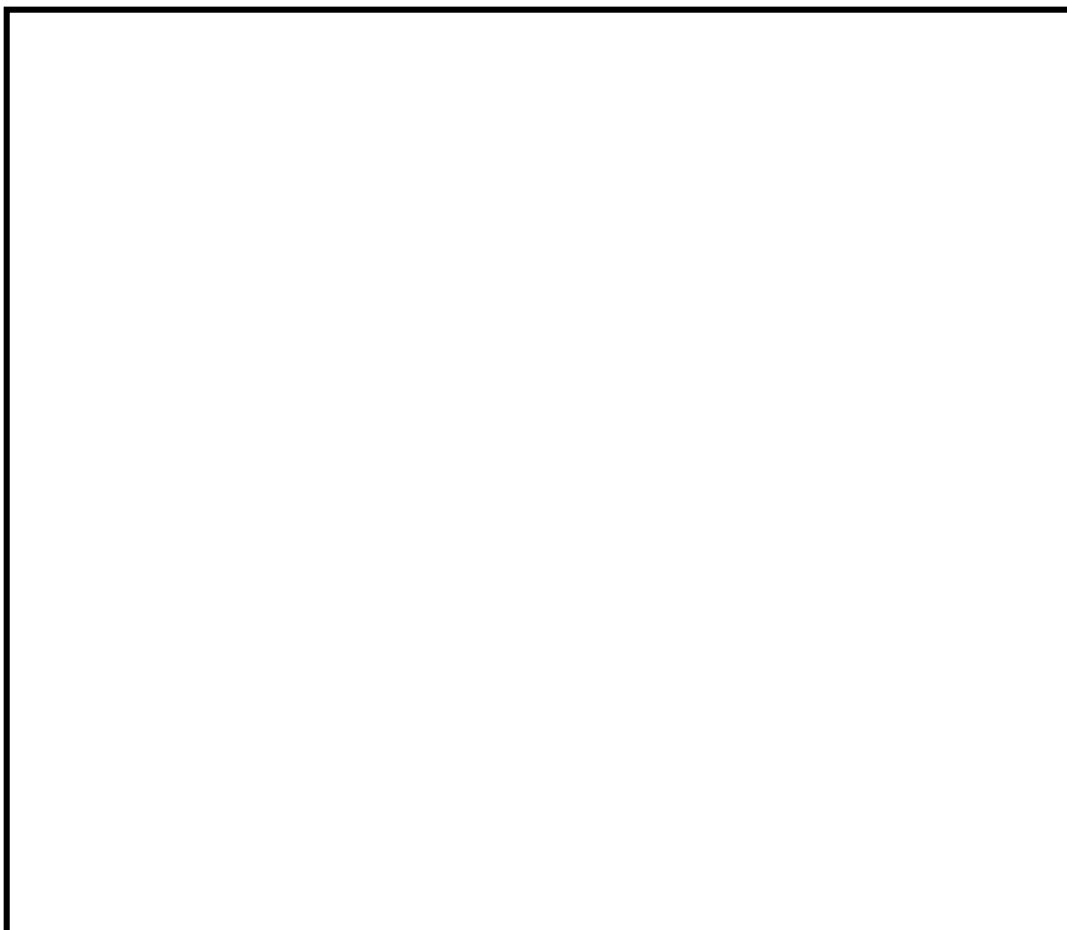


第 54-2-2 図 電源構成図 (交流電源) (2/3)

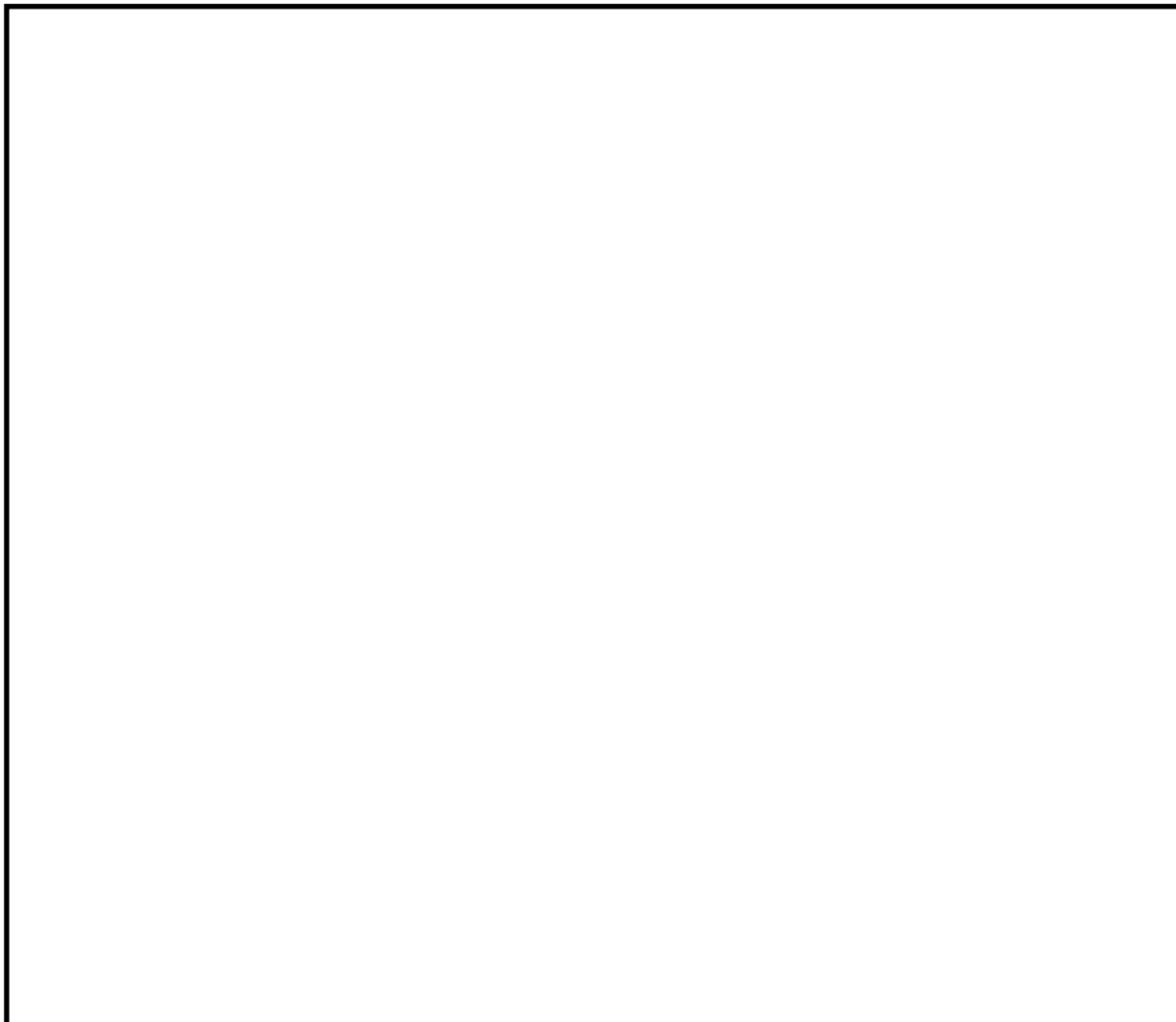


54-3 配置図

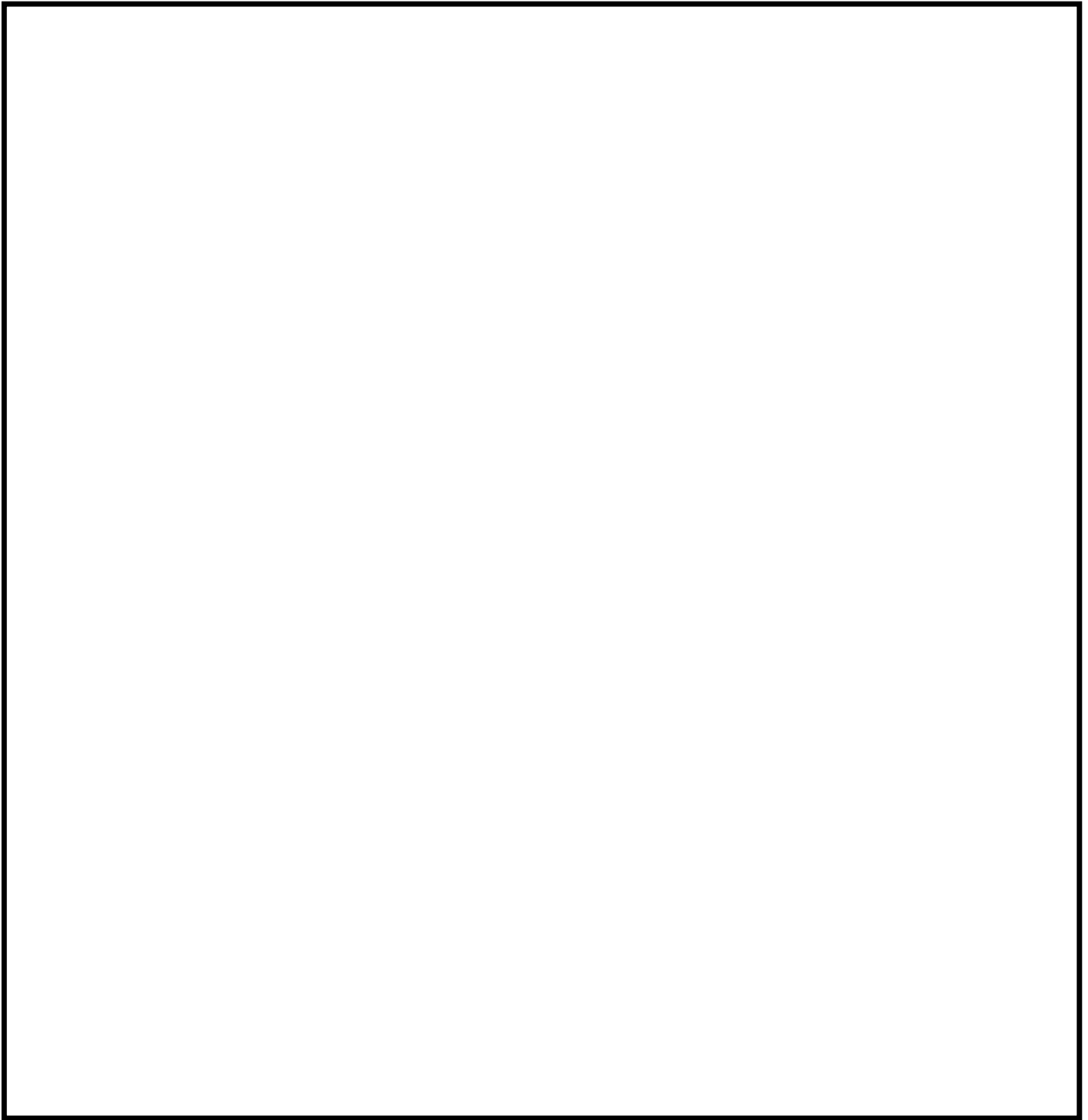




第 54-3-1 図 代替燃料プール注水系 構内全体配置図 (1 / 2)

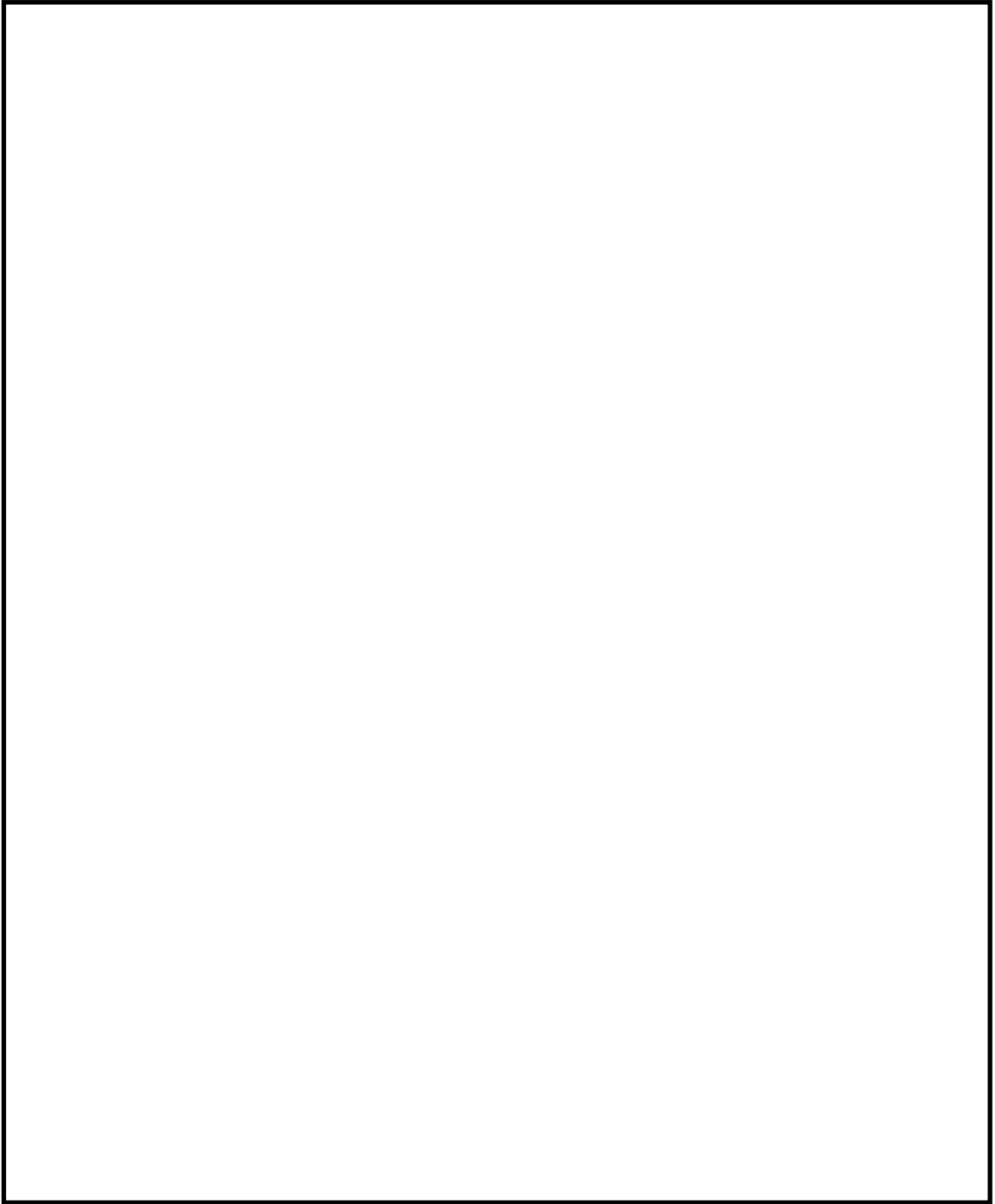


第 54-3-2 図 代替燃料プール注水系 構内全体配置図 (2 / 2)

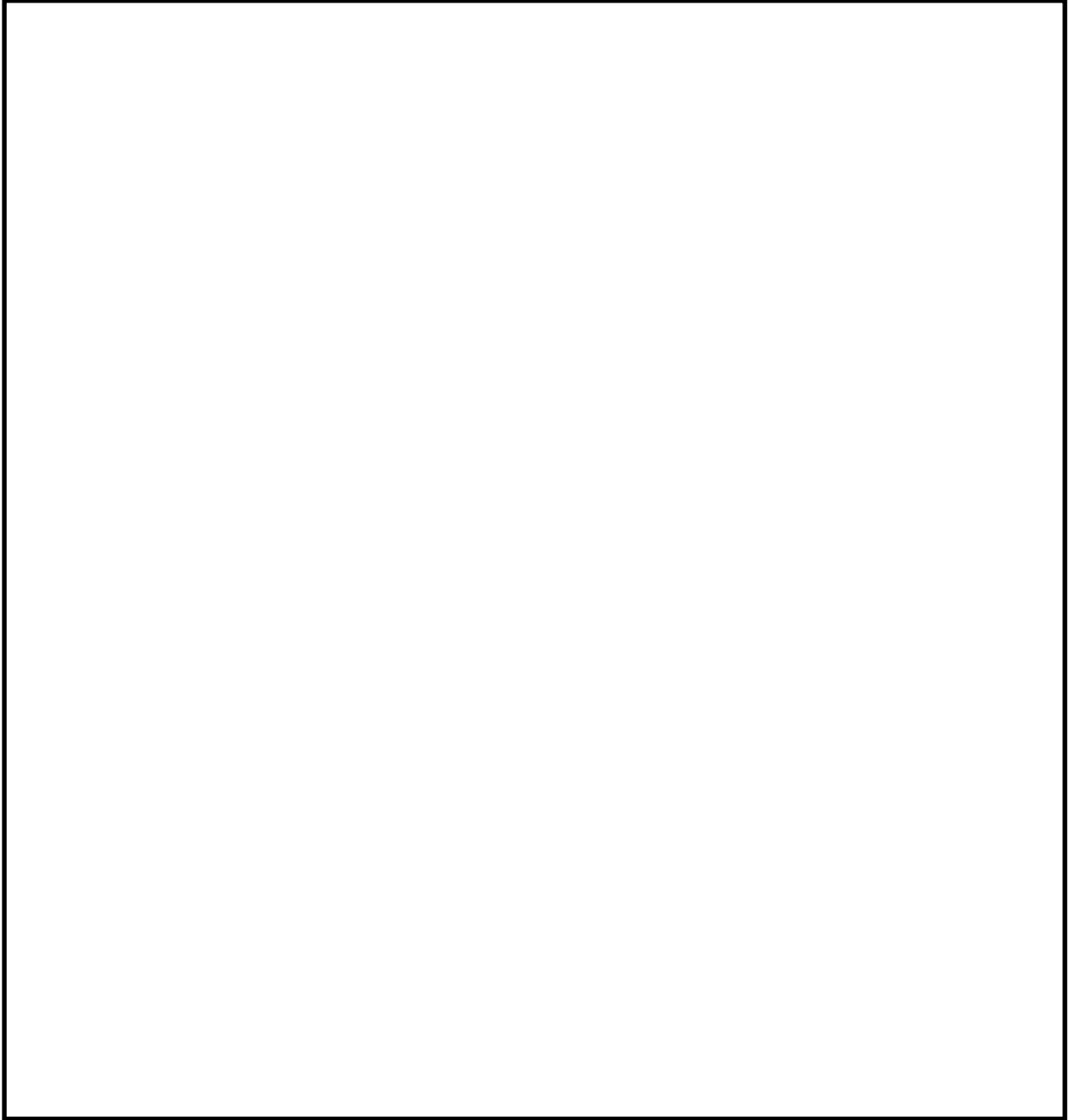


第 54-3-3 図 代替燃料プール注水系（注水系）

機器配置図（1/2）

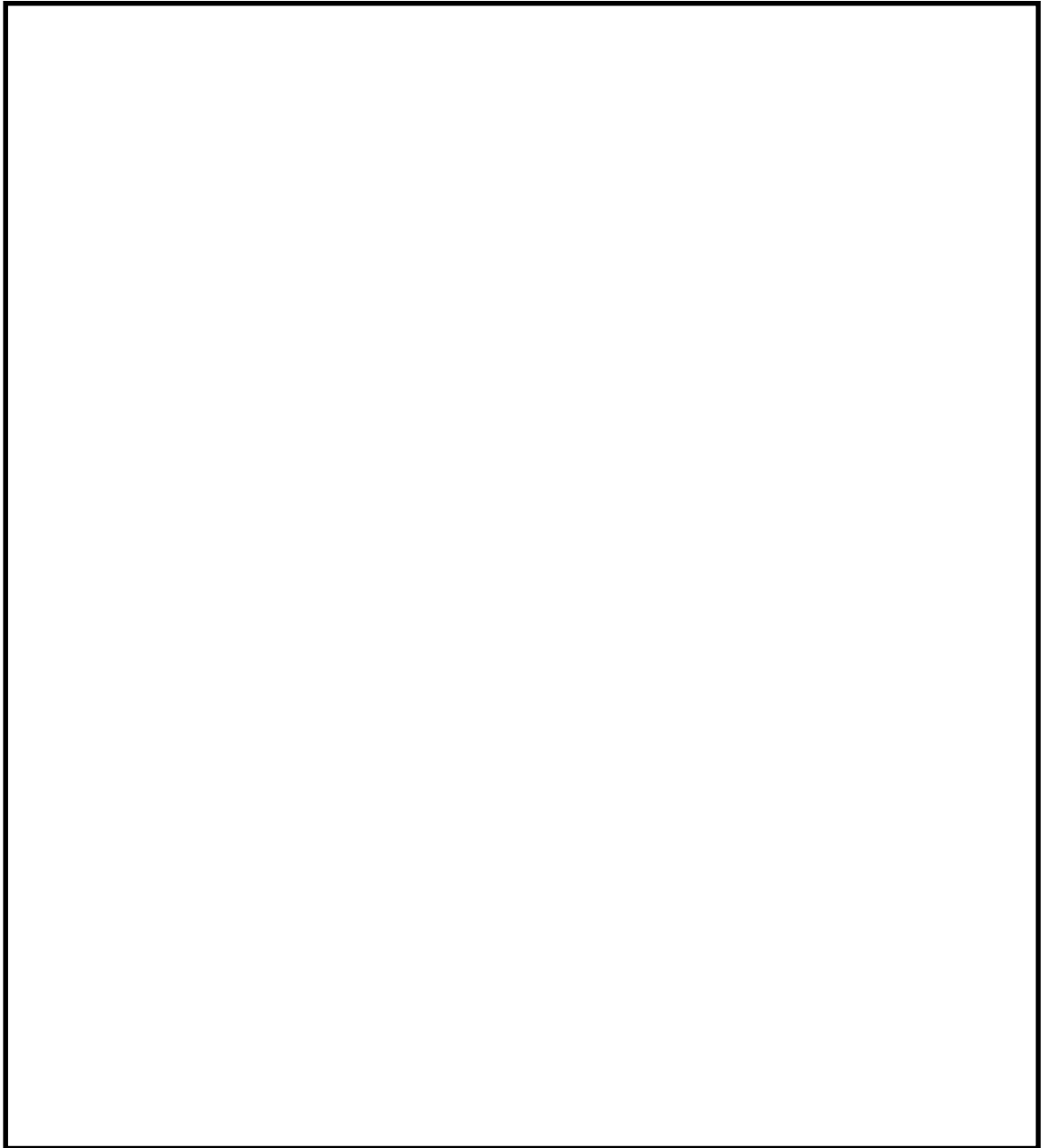


第 54-3-4 図 代替燃料プール注水系（注水ライン）  
機器配置図（2/2）



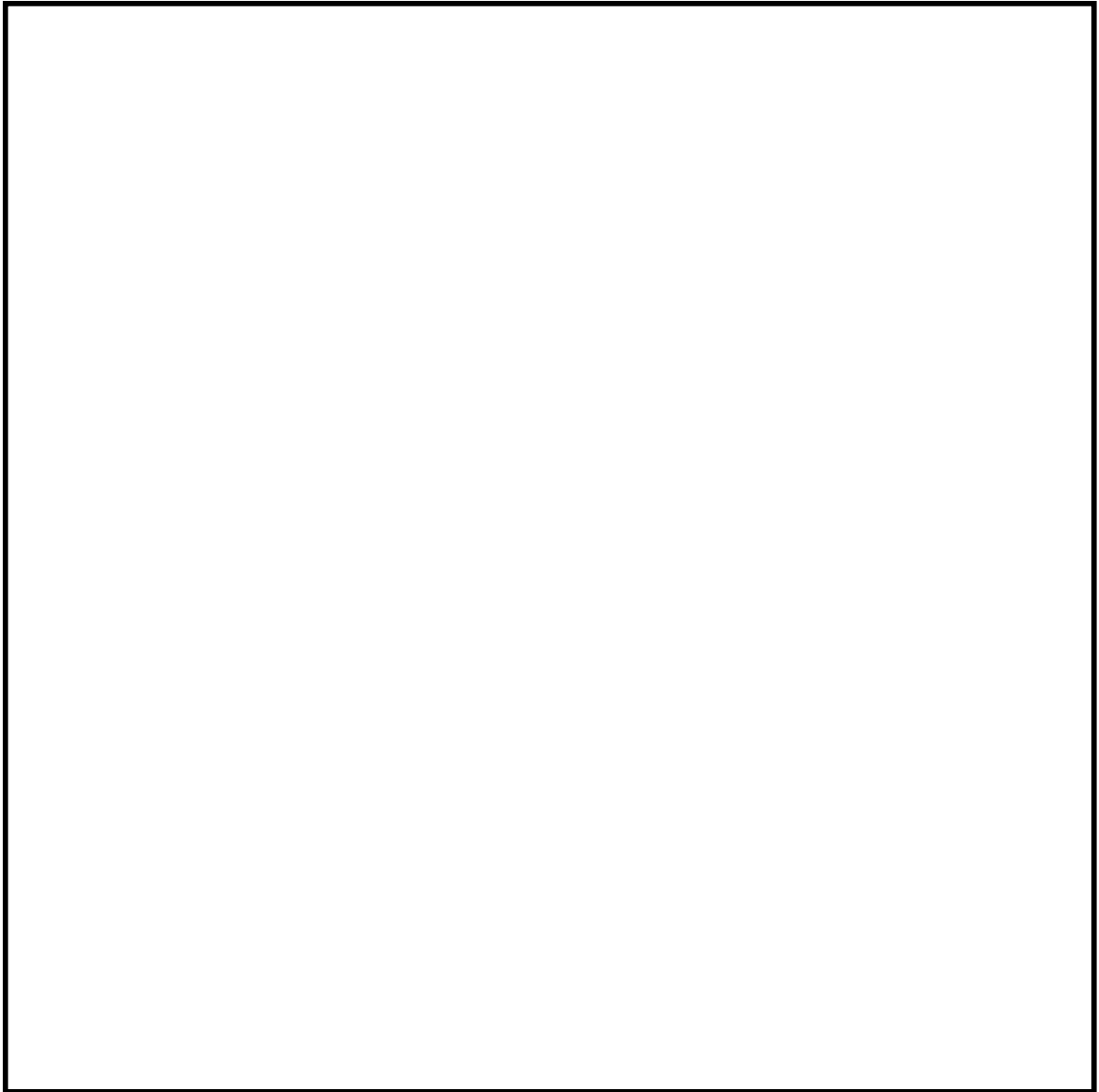
第 54-3-5 図 代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）

機器配置図（1/3）



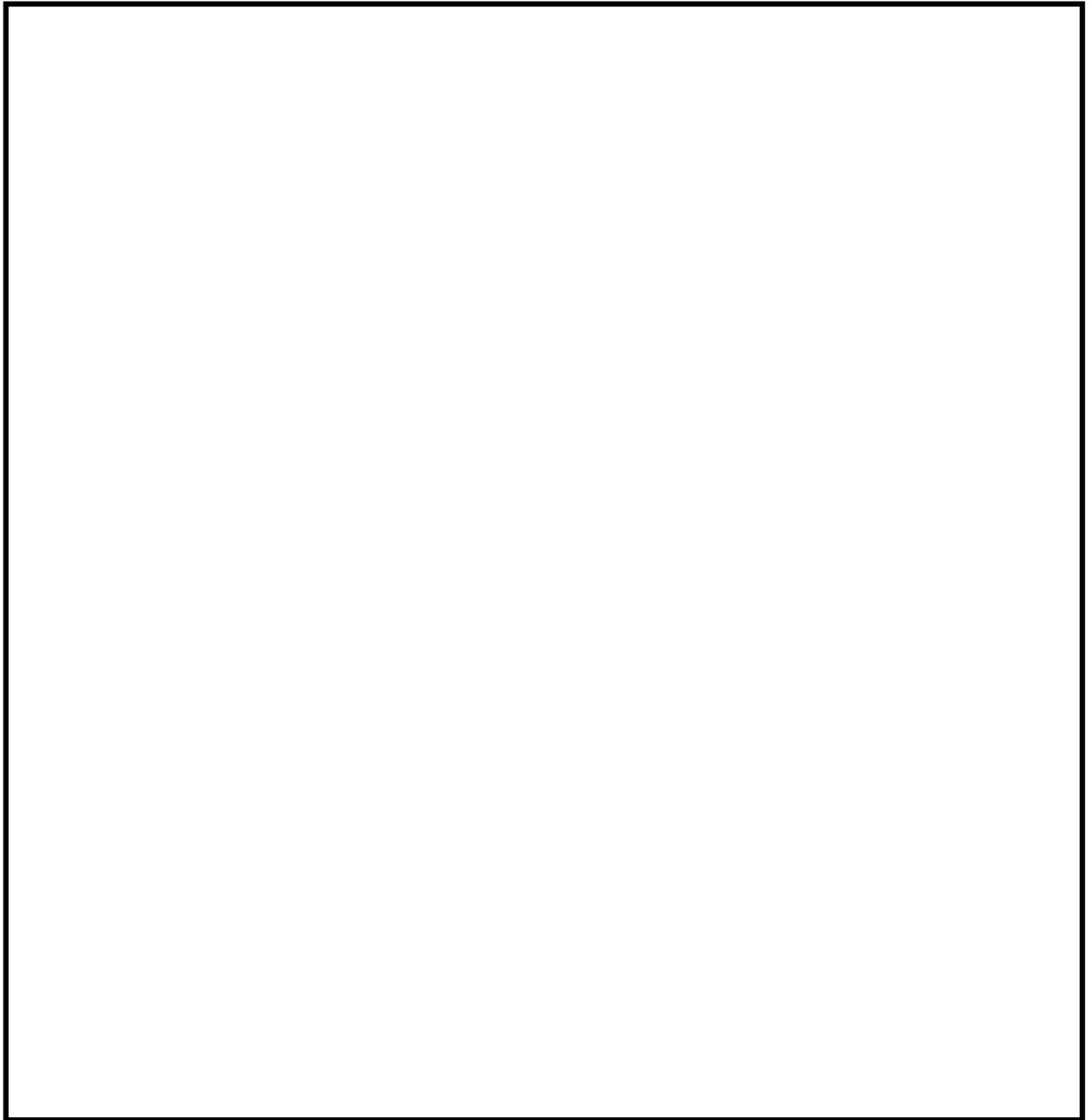
第 54-3-6 図 代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）

機器配置図（2/3）



第 54-3-7 図 代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）

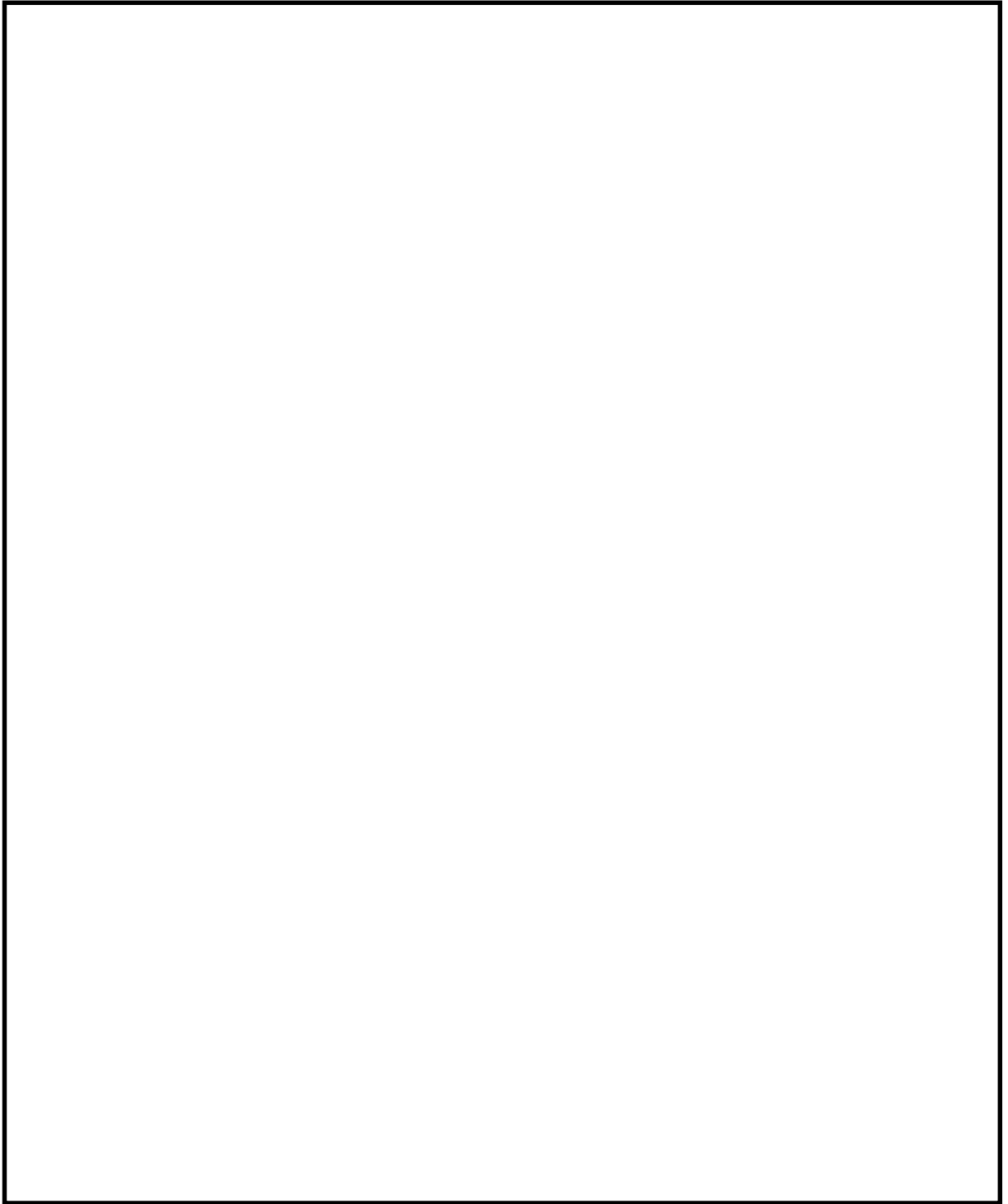
機器配置図（3/3）



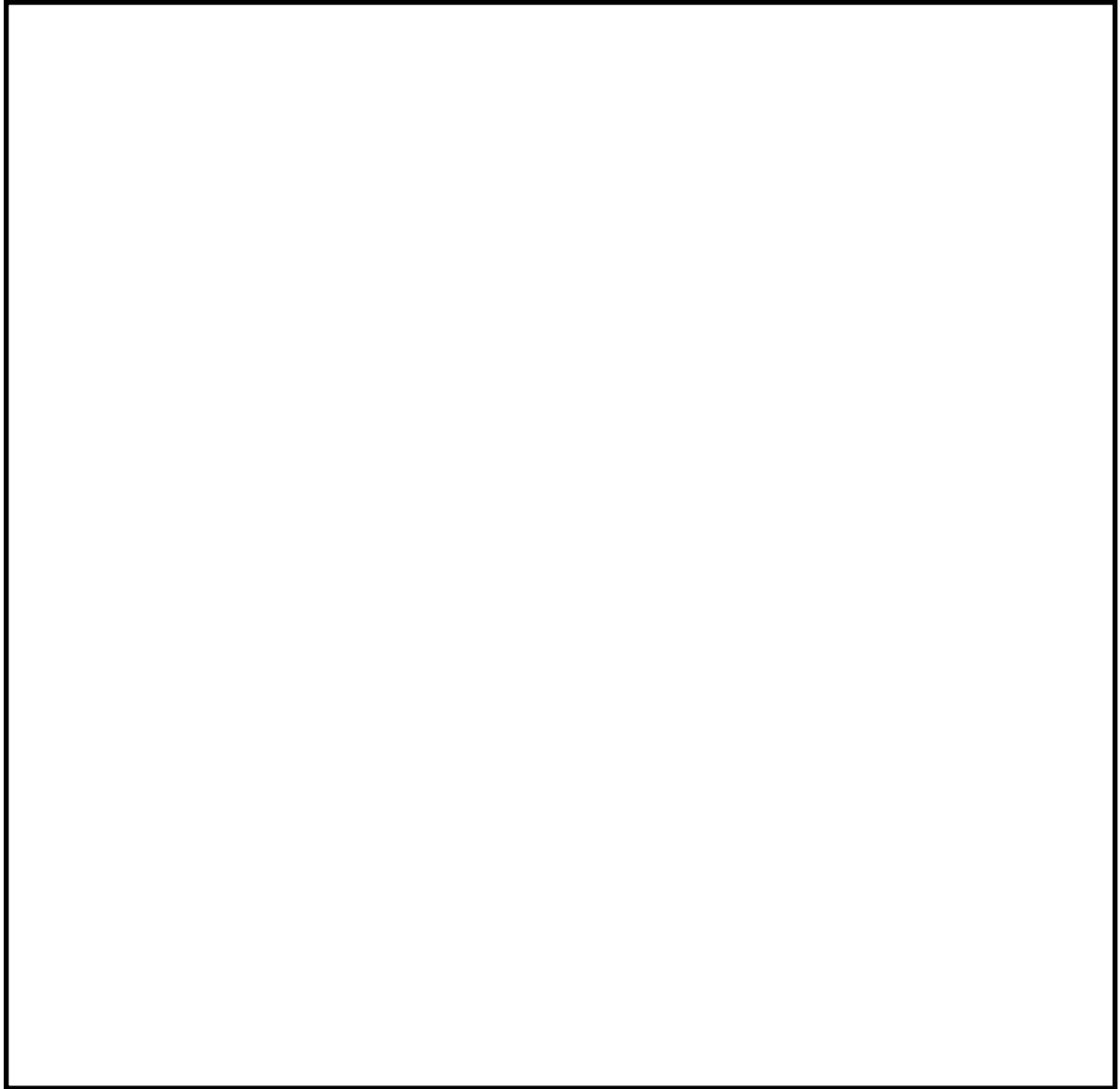
第 54-3-8 図 代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）

機器配置図（1/3）

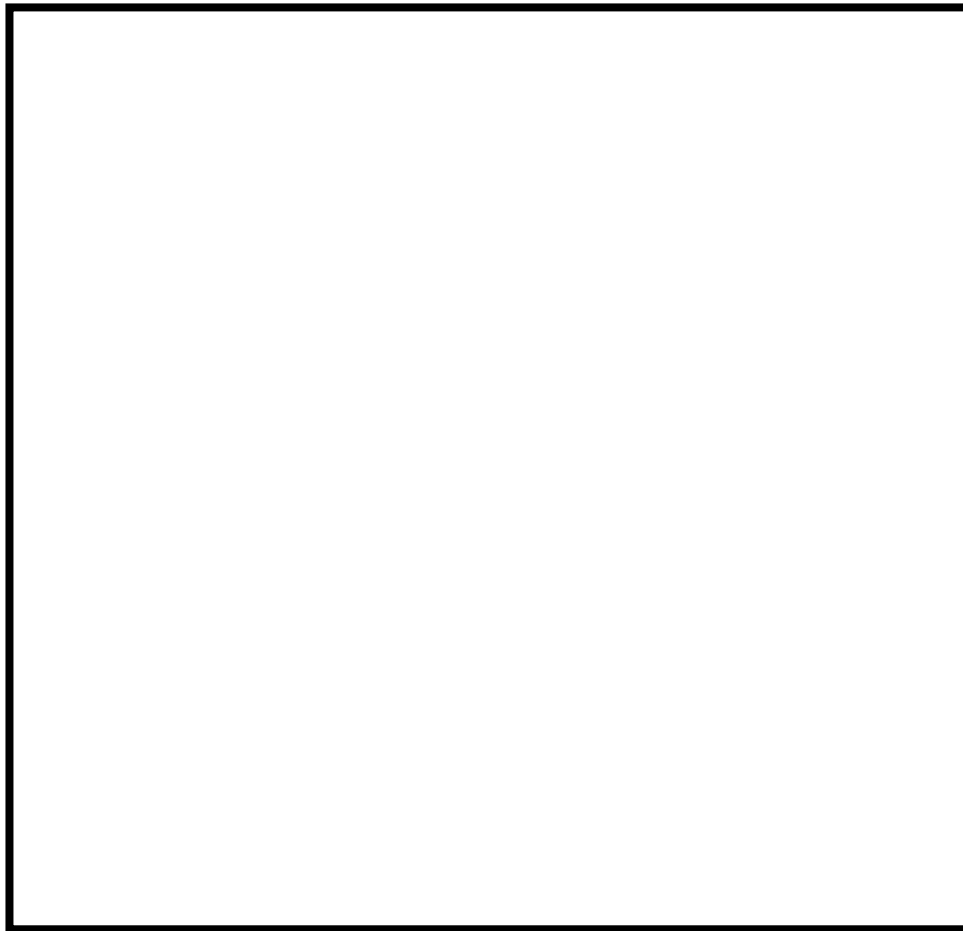




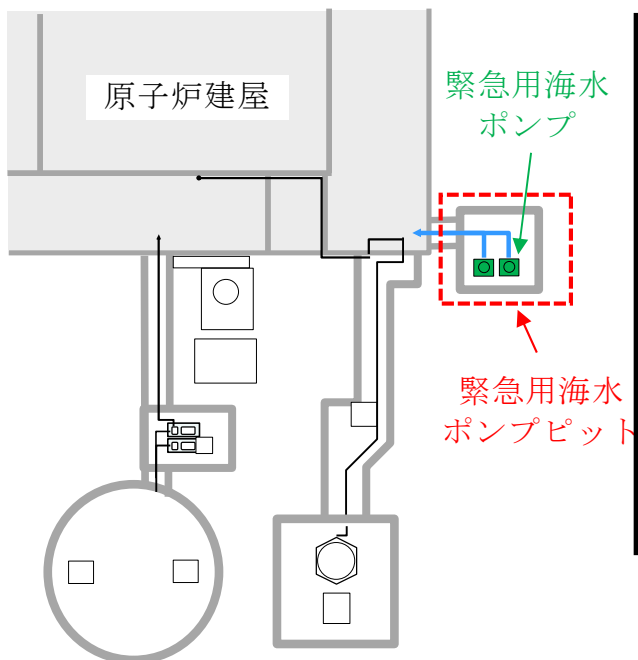
第 54-3-9 図 代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）  
機器配置図（2/3）



第 54-3-10 図 代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）  
機器配置図（3/3）



[全体配置図] 緊急用海水ポンプ



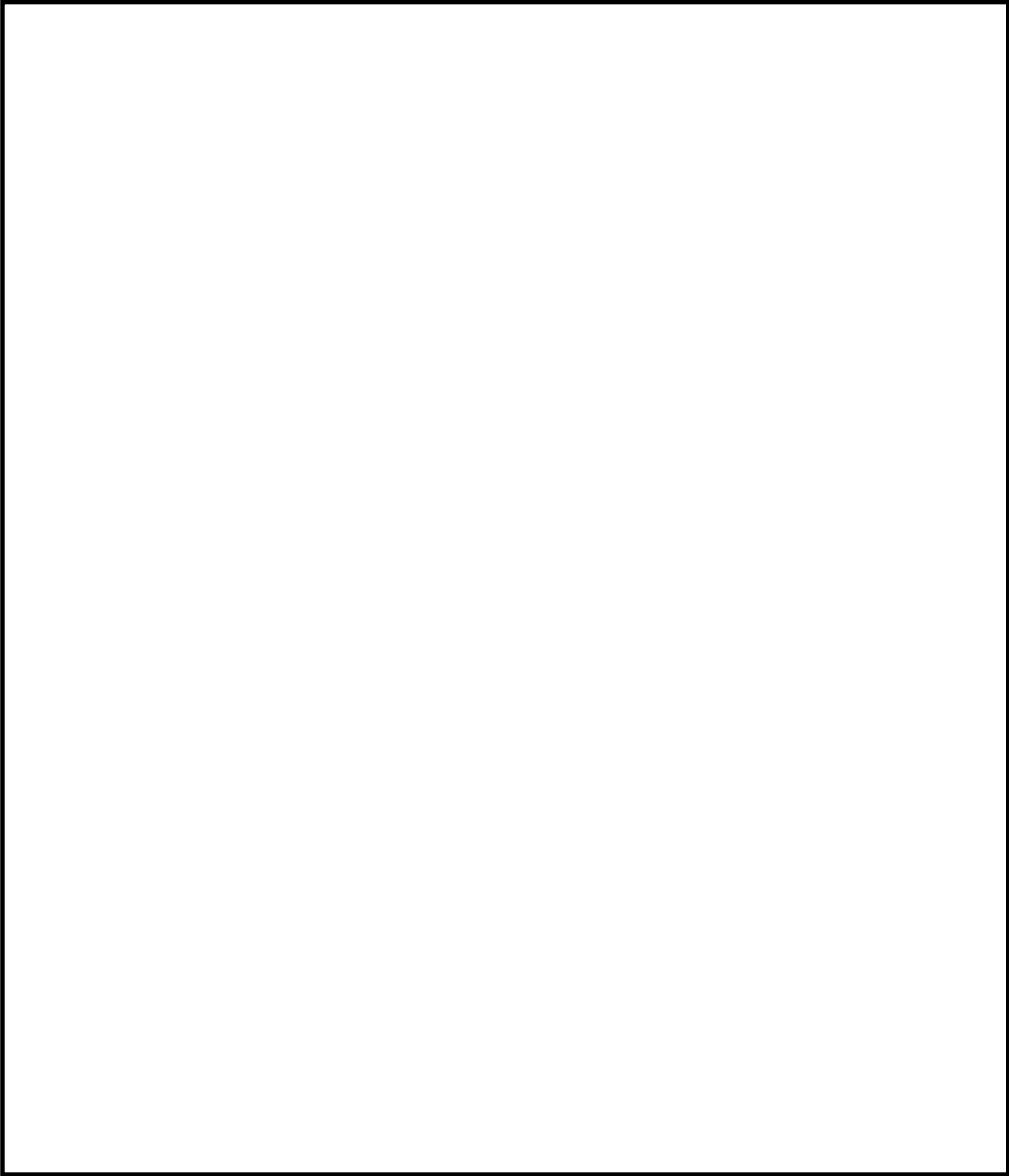
[平面図]

緊急用海水系配置図

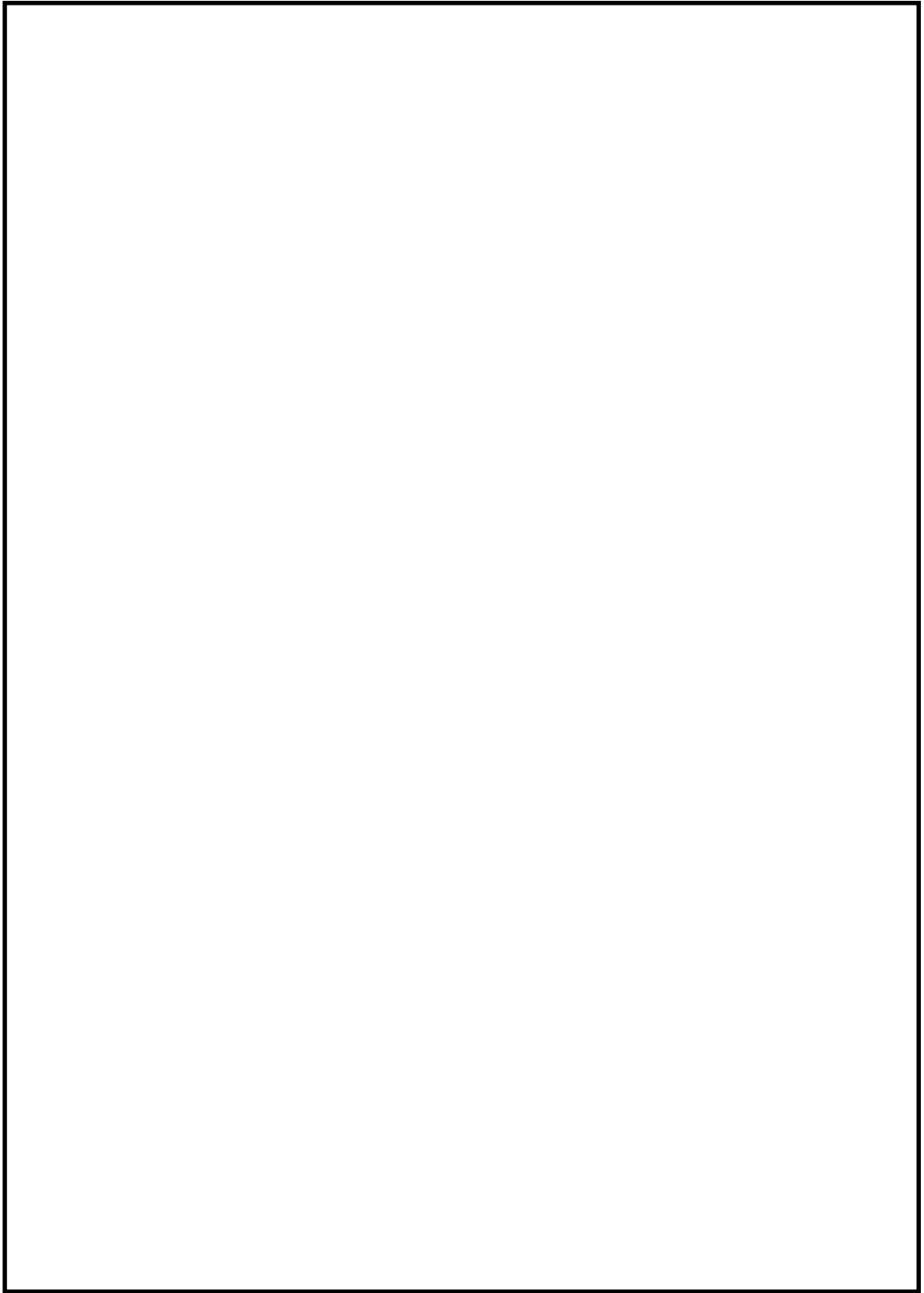


[立面図]

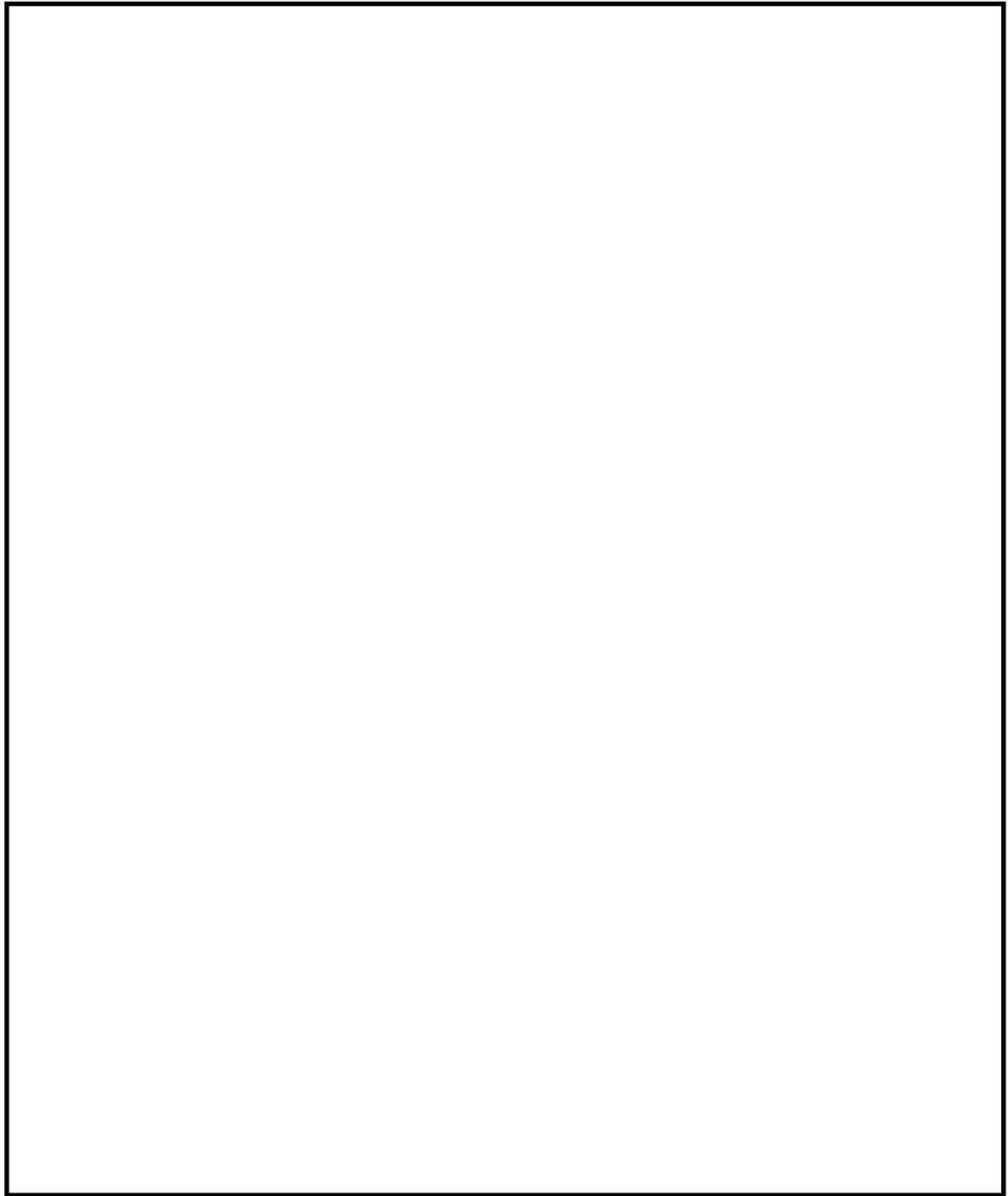
第 54-3-11 図 代替燃料プール冷却系機器配置図 (1 / 2)



第 54-3-12 図 代替燃料プール冷却系 機器配置図 (2/2)

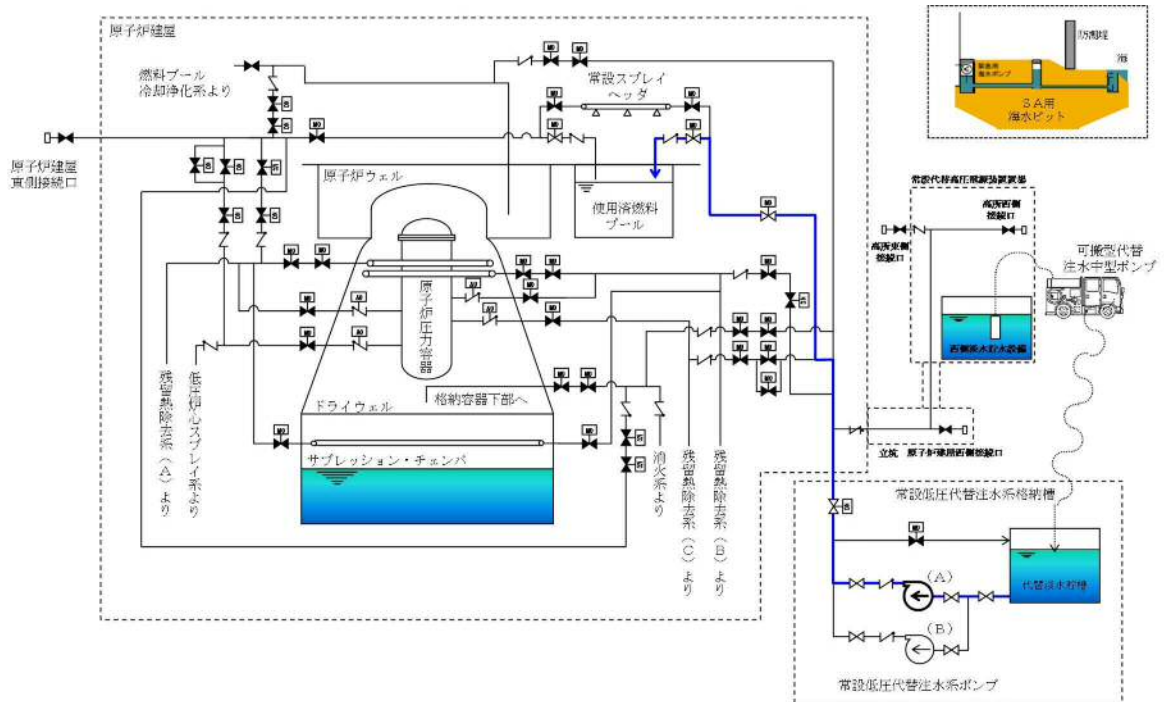


第 54-3-13 図 使用済燃料プール監視設備 機器配置図 (1/2)

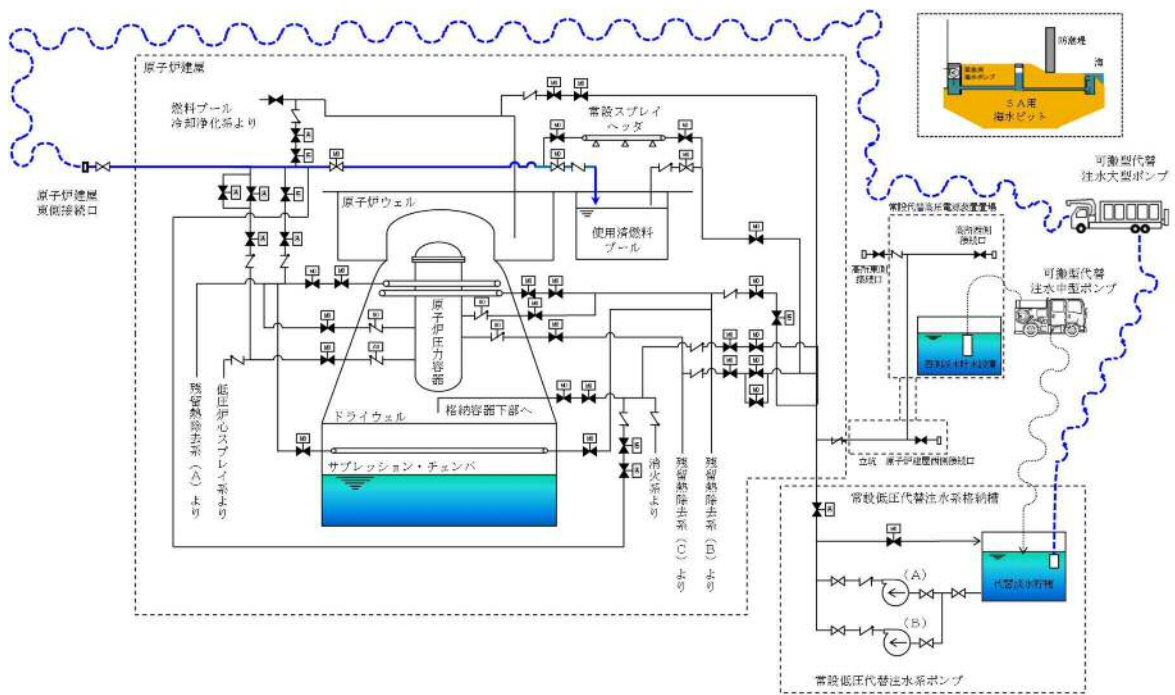


第 54-3-14 図 使用済燃料プール監視設備 機器配置図 (2/2)

54-4 系統図

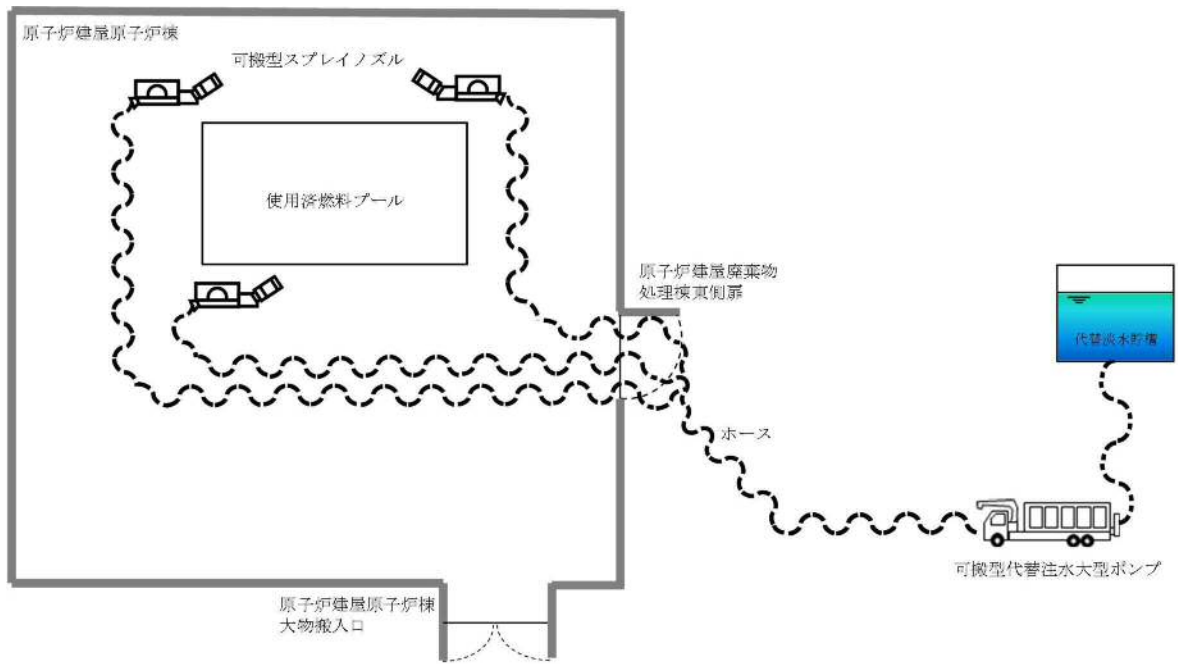


第 54-4-1 図 代替燃料プール注水系（注水ライン）系統図

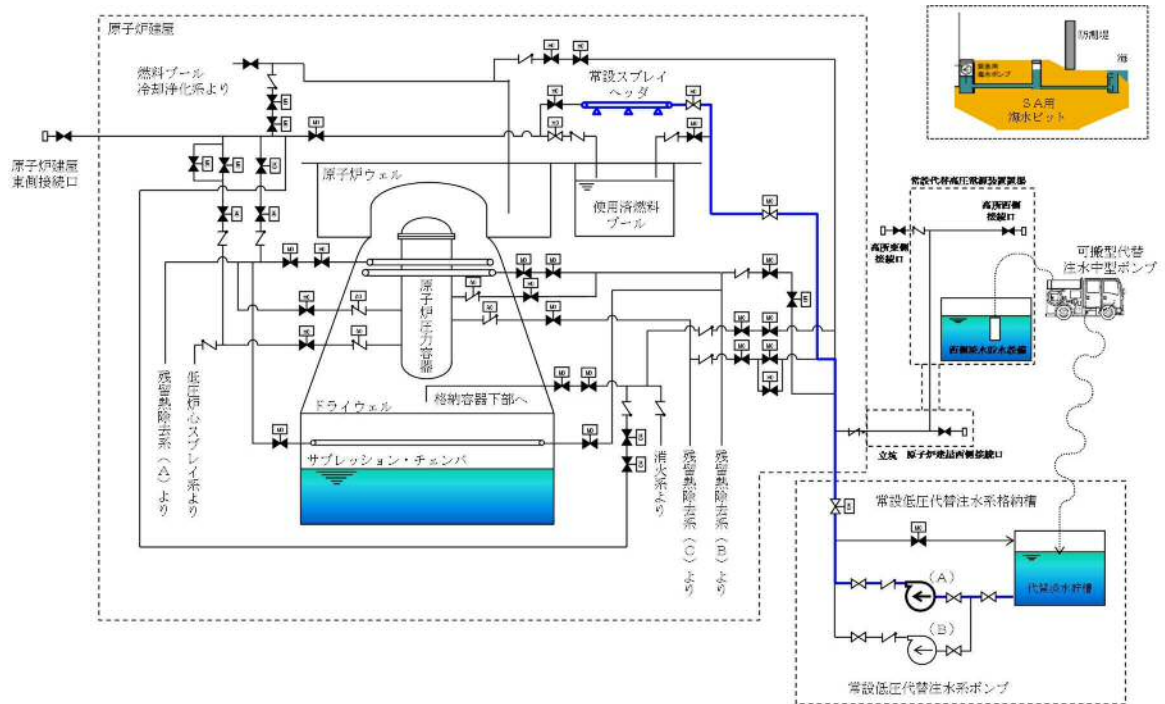


第 54-4-2 図 代替燃料プール注水系（注水ライン）系統図

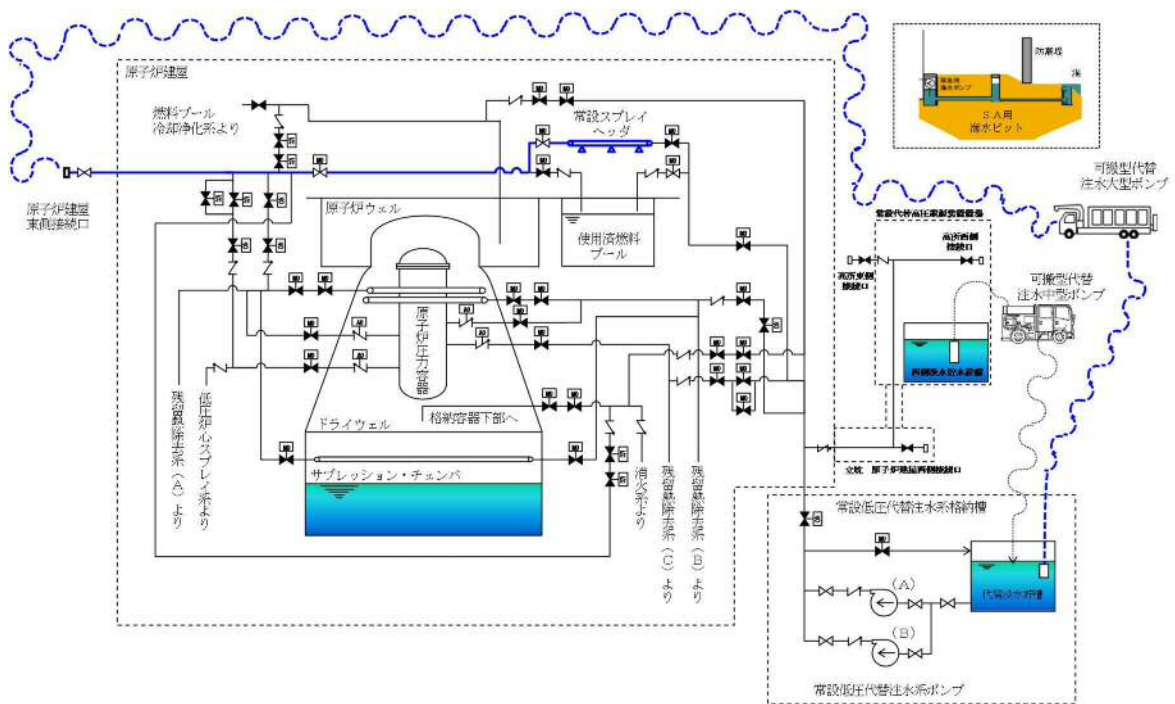




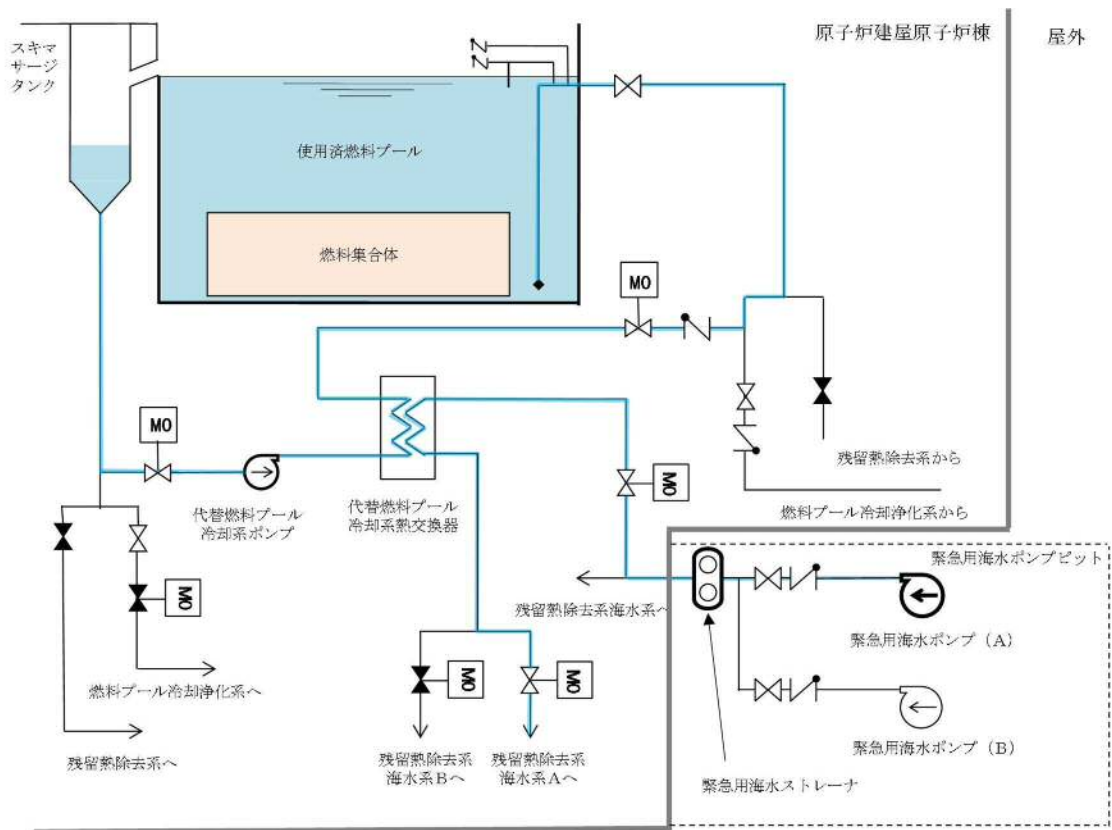
第 54-4-3 図 代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）系統図



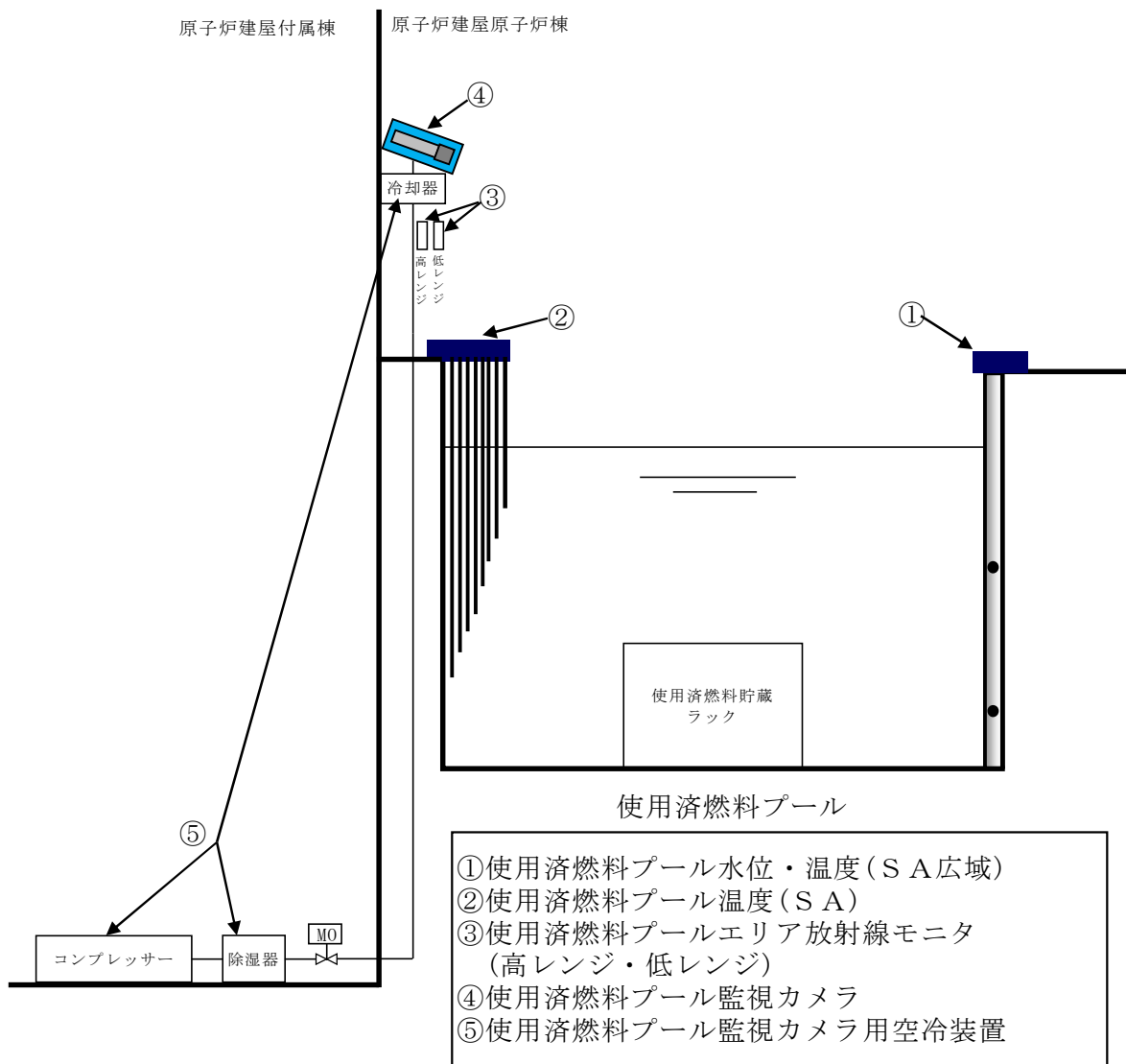
第 54-4-4 図 代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）系統図



第 54-4-5 図 代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）系統図



第 54-4-6 図 代替燃料プール冷却系系統図

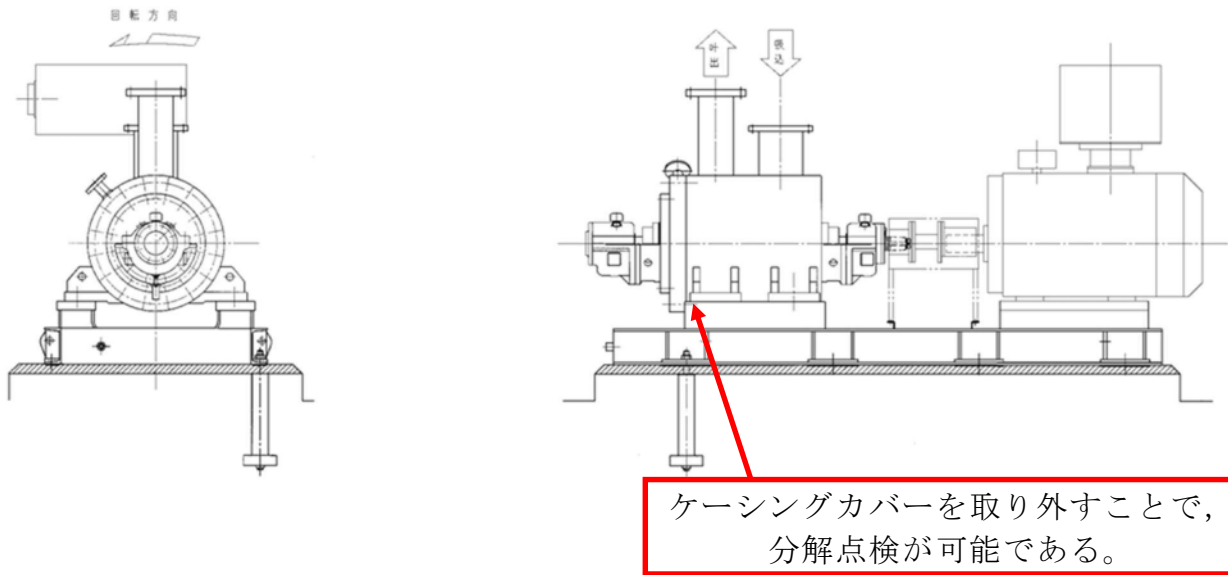


第 54-4-7 図 使用済燃料プール監視設備の全体系統図

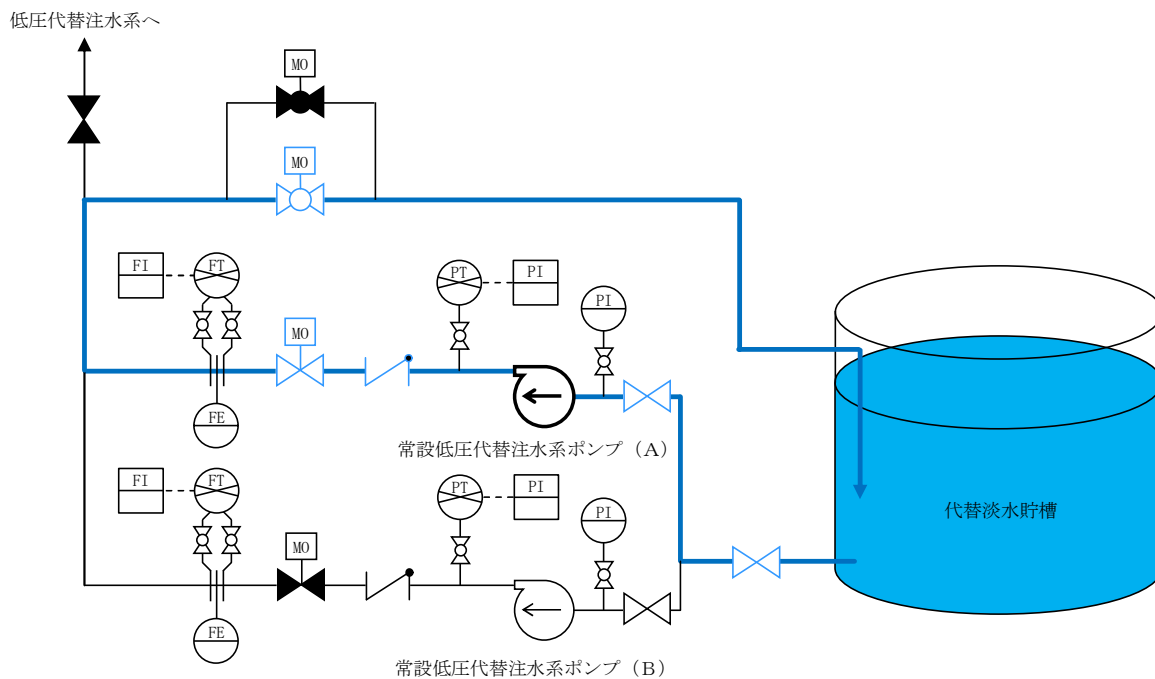
54-5 試驗檢查

第54-5-1表 代替燃料プール注水系（注水ライン）の試験検査（常設）

原子炉の状態	項目	内容
運転中	機能・性能検査	ポンプ運転性能，ポンプ及び系統配管・弁の漏えい確認，外観の確認
	弁動作確認	弁開閉動作の確認
停止中	機能・性能検査	ポンプ運転性能，ポンプ及び系統配管・弁の漏えい確認，外観の確認
	弁動作確認	弁開閉動作の確認
	分解検査	ポンプまたは弁の部品の表面状態について浸透探傷試験及び目視により確認



第 54-5-1 図 代替燃料プール冷却系ポンプの試験検査概要図



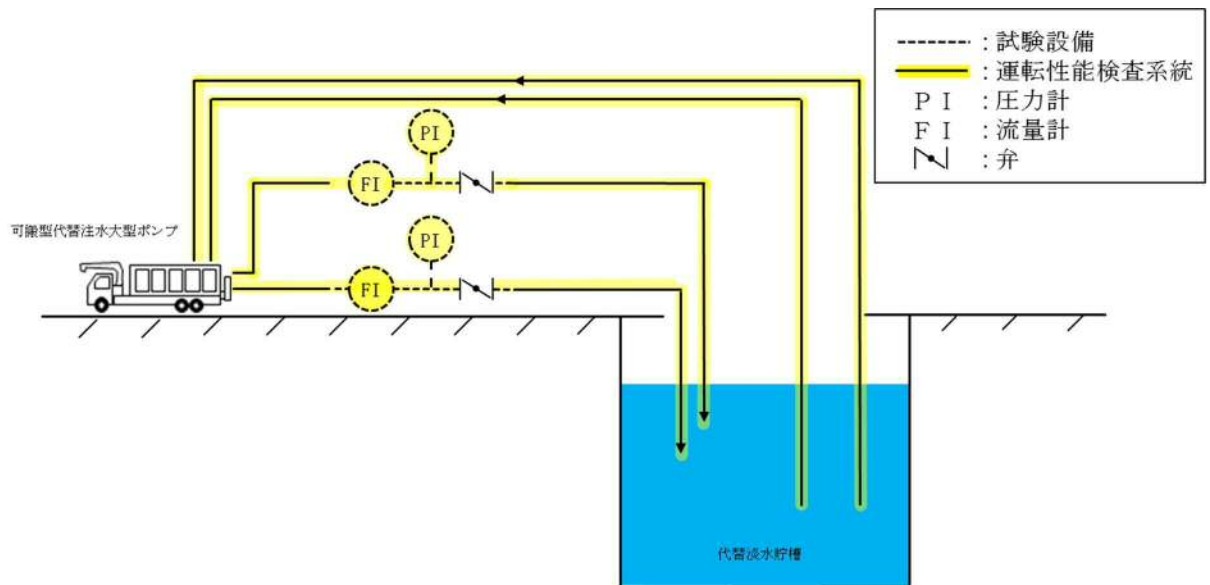
図は常設低圧代替注水系ポンプ（A）の運転性能検査系統を示す。常設低圧代替注水系ポンプ（B）の運転性能検査においても、（A）系と同様に、代替淡水貯槽への再循環ラインによる系統を使用する。

第 54-5-2 図 常設低圧代替注水系ポンプの試験検査概要図

第54-5-2表 代替燃料プール注水系（注水ライン）の試験検査（可搬型）

原子炉の状態	項目	内容
運転中	機能・性能検査	ポンプ運転性能，ポンプ及びホースの漏えい確認，外観の確認
	分解検査	ポンプの部品の表面状態について浸透探傷試験及び目視により確認又は取替を実施する。
	弁作動確認	弁開閉動作の確認
	車両検査	車両の走行確認
停止中	機能・性能検査	ポンプ運転性能，ポンプ及びホースの漏えい確認，外観の確認
	分解検査	弁の部品の表面状態について浸透探傷試験及び目視により確認 ポンプの部品の表面状態について浸透探傷試験及び目視により確認又は取替を実施する。
	弁作動確認	弁開閉動作の確認
	車両検査	車両の走行確認

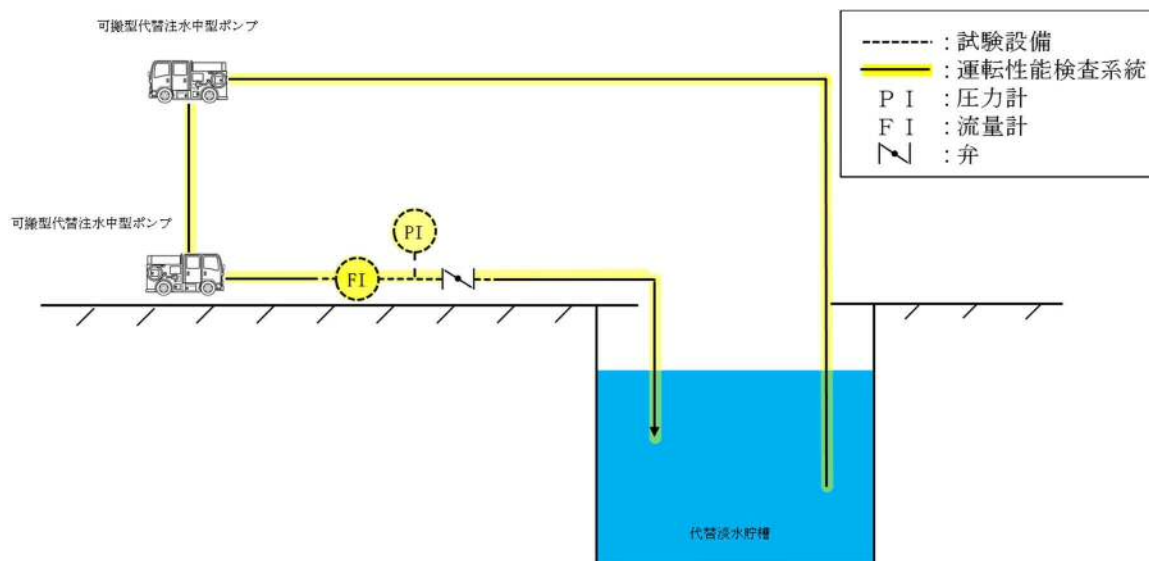




図は代替淡水貯槽を使用した可搬型代替注水大型ポンプの機能・性能検査系統を示す。機能・性能検査は、可搬型代替注水大型ポンプを代替淡水貯水槽近傍に設置し、ホース等により仮設の試験設備を構成し、代替淡水貯槽を水源とした循環運転によりポンプの運転性能、系統の漏えい確認を実施する。仮設の試験設備であるため、代替淡水貯槽以外の水源でも試験可能である。

第 54-5-3 図 機能・性能検査系統図

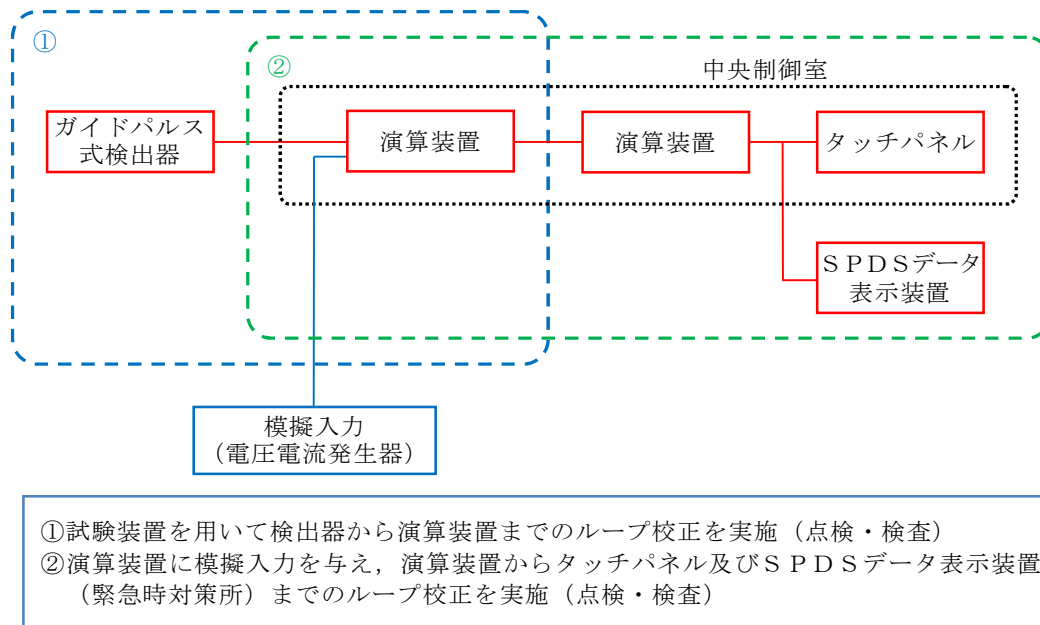
(可搬型代替注水大型ポンプ)



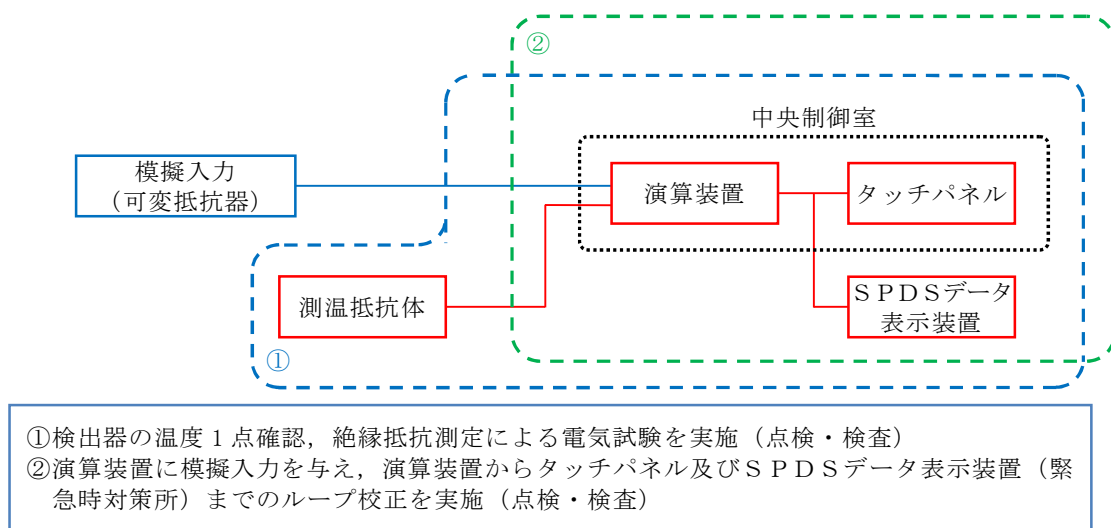
図は代替淡水貯槽を使用した可搬型代替注水中型ポンプの機能・性能検査系統を示す。機能・性能検査は、可搬型代替注水中型ポンプ（1台又は2台）を代替淡水貯水槽近傍に設置し、ホース等により仮設の試験設備を構成し、代替淡水貯水槽を水源とした循環運転によりポンプの運転性能、系統の漏えい確認を実施する。仮設の試験設備であるため、代替淡水貯槽以外の水源でも試験可能である。

第 54-5-4 図 機能・性能検査系統

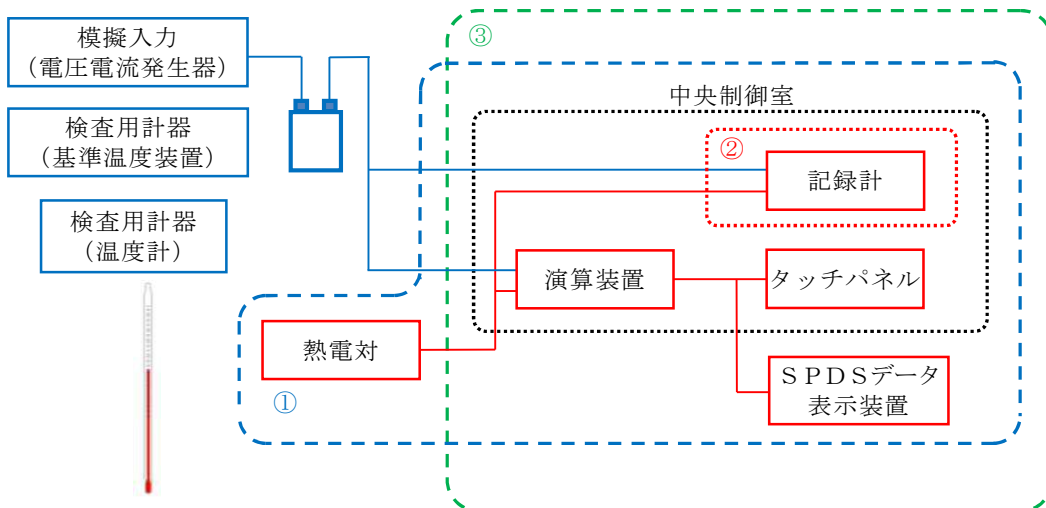
(可搬型代替注水中型ポンプ)



第 54-5-5 図 使用済燃料プール水位（SA広域）の試験検査概要図

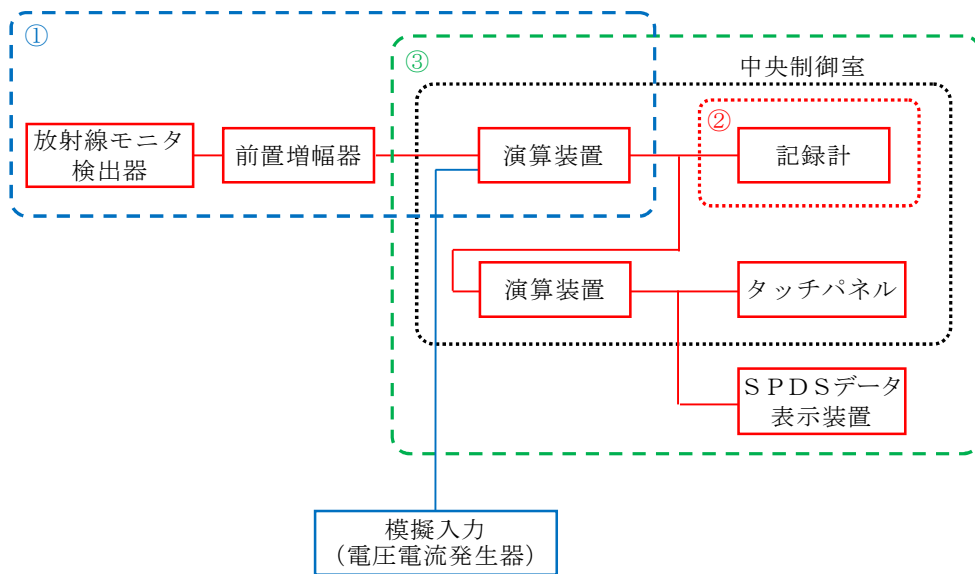


第 54-5-6 図 使用済燃料プール温度（SA広域）の試験検査概要図



- ①検出器の温度 1 点確認，絶縁抵抗測定による電気試験を実施（点検・検査）  
 ②記録計に模擬入力を与え計器の単体校正を実施（点検）  
 ③演算装置に模擬入力を与え，演算装置から記録計，タッチパネル及びSPDSデータ表示装置（緊急時対策所）までのループ校正を実施（点検・検査）

第 54-5-7 図 使用済燃料プール温度（SA）の試験検査概要図



- ①線源校正室にて，標準線源を用いて検出器の線源校正を実施（点検・検査）  
 ②記録計にて模擬入力を与え計器の単体校正を実施（点検）  
 ③演算装置に模擬入力を与え，演算装置から記録計，タッチパネル及びSPDSデータ表示装置（緊急時対策所）までのループ校正を実施（点検・検査）

第 54-5-8 図 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）の試験検査概要図