

本資料のうち、枠囲みの内容は、
商業機密あるいは防護上の観点
から公開できません

東海第二発電所 工事計画審査資料	
資料番号	工認-071 改0
提出年月日	平成30年2月5日

V-1-8-2 原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書

目次

1. 概要	1
2. 基本方針	1
2.1 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
2.1.1 格納容器圧力逃がし装置の設置	1
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	2
2.2.1 原子炉建屋ガス処理系	2
2.2.2 静的触媒式水素再結合器	2
3. 原子炉格納施設の水素濃度低減性能の評価	3
4. 原子炉格納施設の水素濃度低減に係る設備の詳細設計	3
4.1 原子炉格納容器の破損を防止するための水素濃度低減設備	3
4.1.1 格納容器圧力逃がし装置	3
4.2 原子炉建屋等の破損を防止するための水素濃度低減設備	4
4.2.1 原子炉建屋ガス処理系	4
4.2.2 静的触媒式水素再結合器	6
4.3 水素濃度低減設備に係る電源	8
別添 1 格納容器圧力逃がし装置の設計	
別添 2 静的触媒式水素再結合器の設計	

1. 概要

本資料は、「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。）第44条、第67条及び第68条並びにそれらの「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の解釈」（以下「解釈」という。）の要求に対する原子炉格納施設の水素ガスの濃度を低減するための設備の性能について説明するものである。

本資料では、炉心の著しい損傷が発生した場合における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止及び原子炉建屋等の損傷を防止するための水素ガス濃度を低減させるための設備の性能について、機能が要求される状態での条件を踏まえて所要の性能が発揮されることを説明する。

2. 基本方針

原子炉格納施設の水素ガスの濃度を低減し、原子炉格納容器の破損を防止するための設備として格納容器圧力逃がし装置を、原子炉建屋等の損傷を防止する設備として原子炉建屋ガス処理系及び静的触媒式水素再結合器を設ける。

2.1 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

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、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備を設ける。

2.1.1 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原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止するための設備として、格納容器圧力逃がし装置を設置する。原子炉格納容器内の水素爆発防止のための運用にあたっては、代替循環冷却を行った際に格納容器内で発生する水素及び酸素を排出することを目的とする。なお、上記設備の設置においては以下の条件を満たす設計とする。

- (1) 排出経路での水素爆発を防止するため、通常待機時は系統内を窒素置換しておくことで、ベント実施時に排出ガスに含まれる水素と酸素により系統内が可燃領域となることを防止する設計とする。また、ベント停止後にフィルタ装置内に蓄積した放射性物質による水の放射線分解で発生する水素及び酸素によって、系統内が可燃領域に達することを防止するため、外部より不活性ガスを供給することにより系統内をパージすることが可能な設計とする。

また、排出経路にフィルタ装置を設置することにより、排出ガスに含まれる放射性物質を低減することが可能な設計とする。

また、フィルタ装置出口側配管にフィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）を設置することにより、放出された放射性物質濃度を測定することが可能な設計とする。

さらに、系統内の窒素パージ停止後においては、水素が系統内に滞留しないこと確認するため、入口配管の頂部となる箇所にフィルタ装置入口水素濃度を設置し、系統内の水素濃度を測定可能な設計とする。なお、フィルタ装置の出口配管は大気放出端まで連続上り勾配とし、系統内に水素が滞留することがない設計とする。

- (2) 格納容器圧力逃がし装置の電源については、重大事故等対処設備である代替電源設備より受電可能な設計とする。

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

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止するために、水素濃度制御設備及び水素濃度の監視設備として以下の設備を設置する。

2.2.1 原子炉建屋ガス処理系

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のうち、炉心の著しい損傷により原子炉格納容器内で発生した水素が原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内へ漏えいした場合において、原子炉建屋原子炉棟内の水素等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低減することで、水素爆発による原子炉建屋原子炉棟の損傷を防止するとともに、放射性物質を低減するための設備として水素排出設備（原子炉建屋ガス処理系による水素排出）を設ける。

水素排出設備（原子炉建屋ガス処理系による水素排出）として原子炉建屋ガス処理系の非常用ガス処理系排風機及び非常用ガス再循環系排風機は、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内へ漏えいする水素等を含む気体を吸引し、非常用ガス処理系フィルタユニット及び非常用ガス再循環系フィルタユニットにて放射性物質を低減して排気筒に隣接する非常用ガス処理系排気筒から排出することで、原子炉建屋原子炉棟内に水素が滞留しない設計とする。原子炉建屋ガス処理系の電源は、非常用ディーゼル発電機に加えて、常設代替交流電源設備から給電できる設計とする。

2.2.2 静的触媒式水素再結合器

水素濃度制御設備として原子炉建屋原子炉棟6階（オペレーティングフロア）に静的触媒式水素再結合器を設置し、炉心の著しい損傷により原子炉格納容器内で発生した水素が原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内へ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、水素濃度を可燃限界未満に制御することで、原子炉建屋原子炉棟での水素爆発を防止する設計とする。また、静的触媒式水素再結合器は、運転員による起動操作を行うことなく、水素と酸素を触媒反応によって再結合できる装置を適用し、駆動用の電源が不要な設計とする。

静的触媒式水素再結合器の動作確認を行うため、静的触媒式水素再結合器動作監視装置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、静的触媒式水素再結合器の作動状態を中央制御室にて監視可能な設計とする。また、静的触媒式水素再結合器動作監視装置の電源は、常設代替直流電源設備である緊急用125V系蓄電池又は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の給電により中央制御室にて静的触媒式水素再結合器の動作確認が可能な設計とする。

3. 原子炉格納施設の水素濃度低減性能の評価

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及び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よる水素濃度低減性能については、当該設備を設置（変更）許可における評価を踏まえた設計とし、当該設備が水素爆発による原子炉格納施設の破損防止に有効であることは、別添 1 の別紙 1 及び別添 2 の別紙 1 における水素及び酸素濃度の評価において確認している。（別添 1，別添 2）

4. 原子炉格納施設の水素濃度低減に係る設備の詳細設計

4.1 原子炉格納容器の破損を防止するための水素濃度低減設備

4.1.1 格納容器圧力逃がし装置

格納容器圧力逃がし装置は、水素排出設備及び酸素濃度抑制設備として放射性物質低減機能及び水素爆発を防止する機能を有する設計とする。

(1) 放射性物質低減機能

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 100 TBq を下回ることが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。

(2) 水素爆発を防止する機能

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し、格納容器圧力逃がし装置の使用後には、可搬型窒素供給装置を用いて系統内を不活性ガスにて置換する。これにより、排気中に含まれる可燃性ガス及び使用後に水の放射線分解により発生する可燃性ガスによる爆発を防ぐことが可能な設計とする。

格納容器内酸素濃度をドライ条件に換算して 5 vol%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格納容器内及び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・酸素の量は微量であること、また格納容器圧力逃がし装置の使用を継続することから、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。

4.2 原子炉建屋等の破損を防止するための水素濃度低減設備

4.2.1 原子炉建屋ガス処理系

原子炉建屋ガス処理系は、水素排出設備として放射性物質低減機能及び水素爆発を防止する機能を有する設計とする。

(1) 放射性物質低減機能

原子炉建屋ガス処理系は、第 4-1 図に示すように非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系から構成する。

非常用ガス再循環系は、独立した 100 %のもの 2 系統から構成され、各系統は、湿分除去装置、電気加熱器、前置フィルタ、粒子用高効率フィルタ、よう素用チャコールフィルタ及び排風機などで構成し、1 系統で原子炉建屋内のガスを 1 日当り 5 回循環処理する能力を有する。

よう素用チャコールフィルタは、有機よう素の吸着除去が可能なように K I, N a I を添着した活性炭を用い、よう素除去効率は 90 %以上の性能を有する。粒子用高効率フィルタは、1 段で固体状核分裂生成物を 99 %以上除去できる性能を有し、これをチャコールフィルタの前後に 1 段ずつ設ける。また、前置フィルタは、粒子用高効率フィルタの目詰りを防止するため、比較的径の大きなゴミ類を除去するために設ける。よう素用チャコールフィルタが高湿度ガスのため効率低下をきたすことを防止するため、湿分除去装置を設けて湿分を除去するとともに、電気加熱器によりチャコールフィルタに入るガスの相対湿度を 80 %以下にする設計とする。

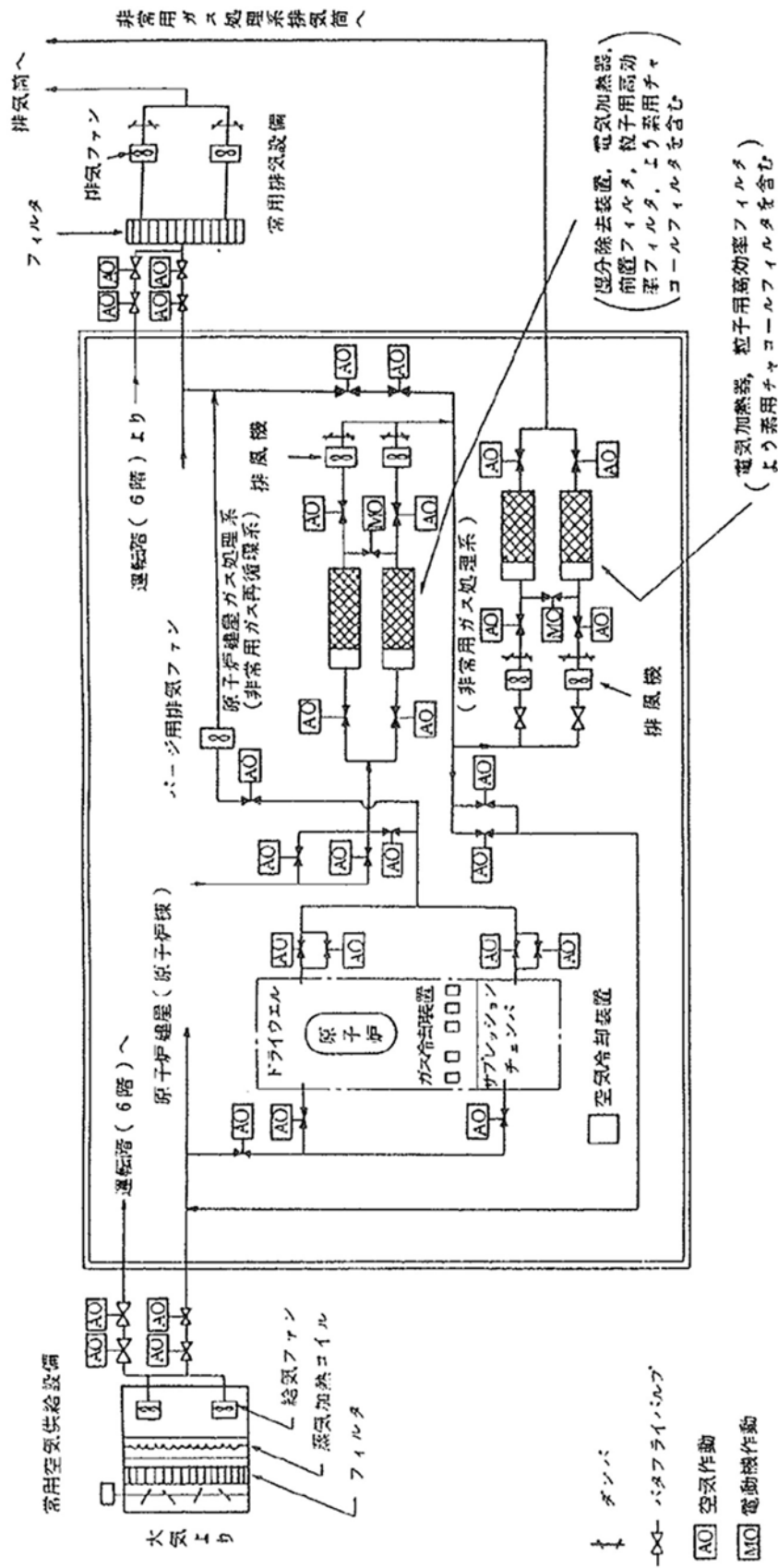
非常用ガス処理系は、非常用ガス再循環系で処理したガスの一部を再度処理した後、排気筒高さから大気中へ放散させる系である。この系は、独立した 100 %容量のもの 2 系統から構成され、各系統は、電気加熱器、よう素用チャコールフィルタ、粒子用高効率フィルタ及び排風機などからなり、1 系統で原子炉建屋を水柱約 6 mm の負圧に保ちながら原子炉建屋内ガスの約 100 %を 1 日で処理する能力を有する。

この系のよう素用フィルタは、溶接シール式の深層チャコールフィルタで厚さ約 15 cm あり、系統よう素除去効率は 97 %以上の性能を有する。

この系は、非常用ガス再循環系で処理したガスが入るので、湿分、比較的径の大きいゴミ類はガス中に存在しないため、湿分除去装置、前置フィルタは設けていない。また、粒子用高効率フィルタは、チャコールフィルタの後に 1 段設ける設計とする。

(2) 水素爆発を防止する運用

原子炉建屋ガス処理系は、原子炉建屋水素濃度が 2 vol%に到達した時点で停止する運用とすることで、原子炉格納容器から漏えいする水素による爆発を防止する。



第 4-1 図 原子炉建屋ガス処理系の構造概要図

4.2.2 静的触媒式水素再結合器

静的触媒式水素再結合器は、設置（変更）許可において評価を実施している性能と、水を継続的に低減させるための配置を考慮して以下のとおり設計する。

また、静的触媒式水素再結合器動作監視装置は、静的触媒式水素再結合器の動作状況を温度上昇により確認できるよう設計する。

(1) 静的触媒式水素再結合器の性能

a. 性能評価式

静的触媒式水素再結合器は、設置（変更）許可における評価に用いた水素処理容量 0.5 kg/h/基（水素濃度 4 vol%，大気圧，温度 100 °Cにおいて）を満足する性能評価式を持つ形式品を設置する設計とする。

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、単位時間当たり静的触媒式水素再結合器内部を通過し、酸素と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、実機で使用する静的触媒式水素再結合器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静的触媒式水素再結合器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。

b. 環境条件の配慮

炉心損傷を伴う重大事故等発生時において、格納容器内による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、静的触媒式水素再結合器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、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、以下のとおり静的触媒式水素再結合器の性能への影響を評価する。

(2) 静的触媒式水素再結合器の基数及び配置

静的触媒式水素再結合器は、以下の考えに基づき、設置（変更）許可における基数（24 基）を設置することとし、配置においては、静的触媒式水素再結合器の触媒反応時の高温ガスの排出が重大事故時の対処に重要な計器・機器に影響がないよう離隔距離を設ける設計とする。

炉心の著しい損傷が発生し、格納容器内に水素が蓄積した状態では、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。

静的触媒式水素再結合器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。設置箇所の概略配置図を第 2.1.3-5 図に、設置概要図を第 2.1.3-6 図に示す。

(3) 静的触媒式水素再結合器の動作監視装置

静的触媒式水素再結合器は、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。

静的触媒式水素再結合器は、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ことから、静的触媒式水素再結合器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、静的触媒式水素再結合器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静的触媒式水素再結合器(2基)に熱電対を入口側と出口側に取付け、中央制御室にて静的触媒式水素再結合器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を図る。

(4) 静的触媒式水素再結合器の性能確認方法

静的触媒式水素再結合器は、設置(変更)許可における評価に用いた水素処理容量 0.5 kg/h/基(水素濃度 4 vol%, 大気圧, 温度 100 °Cにおいて)を満足する性能評価式を持つ型式品を設置する。

静的触媒式水素再結合器は、重大事故時の原子炉建屋原子炉棟 6 階のような高水素濃度状態での検査は実施困難であるため、重大事故時の環境においても所要の性能が発揮される形式品であることを確認する。

よって、静的触媒式水素再結合器は、静的触媒式水素再結合器の動作性能である性能評価式が水素処理容量 0.5 kg/h/基(水素濃度 4 vol%, 大気圧, 温度 100 °Cにおいて)を満足するものであるかどうかを設計として確認し、その後、設置する静的触媒式水素再結合器の性能に係る影響因子を確認する手段として以下の確認を行うことで、静的触媒式水素再結合器が性能評価式(水素処理容量 0.5 kg/h/基(水素濃度 4 vol%, 大気圧, 温度 100 °Cにおいて))のとおり性能が発揮されていることを確認する。

a. 機能・性能検査

原子炉停止中に検査装置にて触媒カートリッジの水素処理性能を確認する。

b. 外観検査

b. 外観検査

原子炉停止中に静的触媒式水素再結合装置の僅体が設計通りの外観であることを確認する。

触媒プレートは静的触媒式水素再結合装置の下端部に設置され、触媒プレートが垂直に差し込まれ、静的触媒式水素再結合装置のガス流路に異物、閉塞がないことを確

認する。

また、触媒プレートの表面に異常がないことを確認する。

第4-1表 静的触媒式水素再結合器設計仕様

項目	仕様
水素処理容量	0.50 kg/h/基
静的触媒式水素再結合器設置 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）

第4-2表 水素処理容量設定根拠

項目	設定根拠
水素濃度 C_{H_2}	水素の可燃限界濃度4 vol%未満に低減するため、4 vol%とする。
圧力 P	重大事故等発生時の原子炉建屋原子炉棟の圧力は、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（101325 Pa）とする。
温度 T	保守的に100 °C（373.15 K）とする。

第4-3表 静的触媒式水素再結合器の動作監視装置の仕様

検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
熱電対	0°C~300°C	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

4.3 水素濃度低減設備に係る電源

(1) 格納容器圧力逃がし装置

格納容器圧力逃がし装置の電源については、重大事故等対処設備である代替電源設備より受電可能な設計とする。

(2) 原子炉建屋ガス処理系

原子炉建屋ガス処理系の電源については、非常用ディーゼル発電機に加えて、常設代替交流電源設備から給電できる設計とする。

(3) 静的触媒式水素再結合器

水素と酸素を触媒反応によって再結合できる装置であり、駆動用の電源は不要である。

(4) 静的触媒式水素再結合器動作監視装置

静的触媒式水素再結合器の動作確認を行うための動作監視装置の電源については、常設代替直流電源設備である緊急用 125V 系蓄電池又は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の給電により中央制御室にて静的触媒式水素再結合器の動作確認が可能な設計とする。

格納容器圧力逃がし装置の設計

目次

1. 概要	別添1-1
1.1 設置目的	別添1-1
1.2 基本性能	別添1-1
1.3 系統概要	別添1-1
2. 系統設計	別添1-3
2.1 設計方針	別添1-3
2.2 設計条件	別添1-5
2.3 格納容器圧力逃がし装置	別添1-5
2.3.1 系統構成	別添1-5
2.3.2 フィルタ装置	別添1-9
2.3.3 配置	別添1-19
2.4 付帯設備	別添1-29
2.4.1 計装設備	別添1-29
2.4.2 電源設備	別添1-36
2.4.3 給水設備	別添1-40
2.4.4 可搬型窒素供給設備	別添1-41
2.4.5 排水設備	別添1-43
3. フィルタ性能	別添1-44
3.1 フィルタ装置による放射性物質の除去原理	別添1-44
3.1.1 エアロゾルの除去原理	別添1-44
3.1.2 ガス状放射性よう素の除去原理	別添1-49
3.2 運転範囲	別添1-52
3.3 性能検証試験結果	別添1-53
3.3.1 性能検証試験の概要	別添1-53
3.3.2 エアロゾルの除去性能試験結果	別添1-58
3.3.3 ガス状放射性よう素の除去性能試験結果	別添1-65
3.3.4 フィルタ装置の継続使用による性能への影響	別添1-69

別紙

別紙1	可燃性ガスの爆発防止対策について	別添1-73
別紙2	流量制限オリフィスの設定方法について	別添1-88
別紙3	排水ポンプの設定根拠について	別添1-90

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。本系統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 100 TBq を下回ることが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 65 m）で放出する。

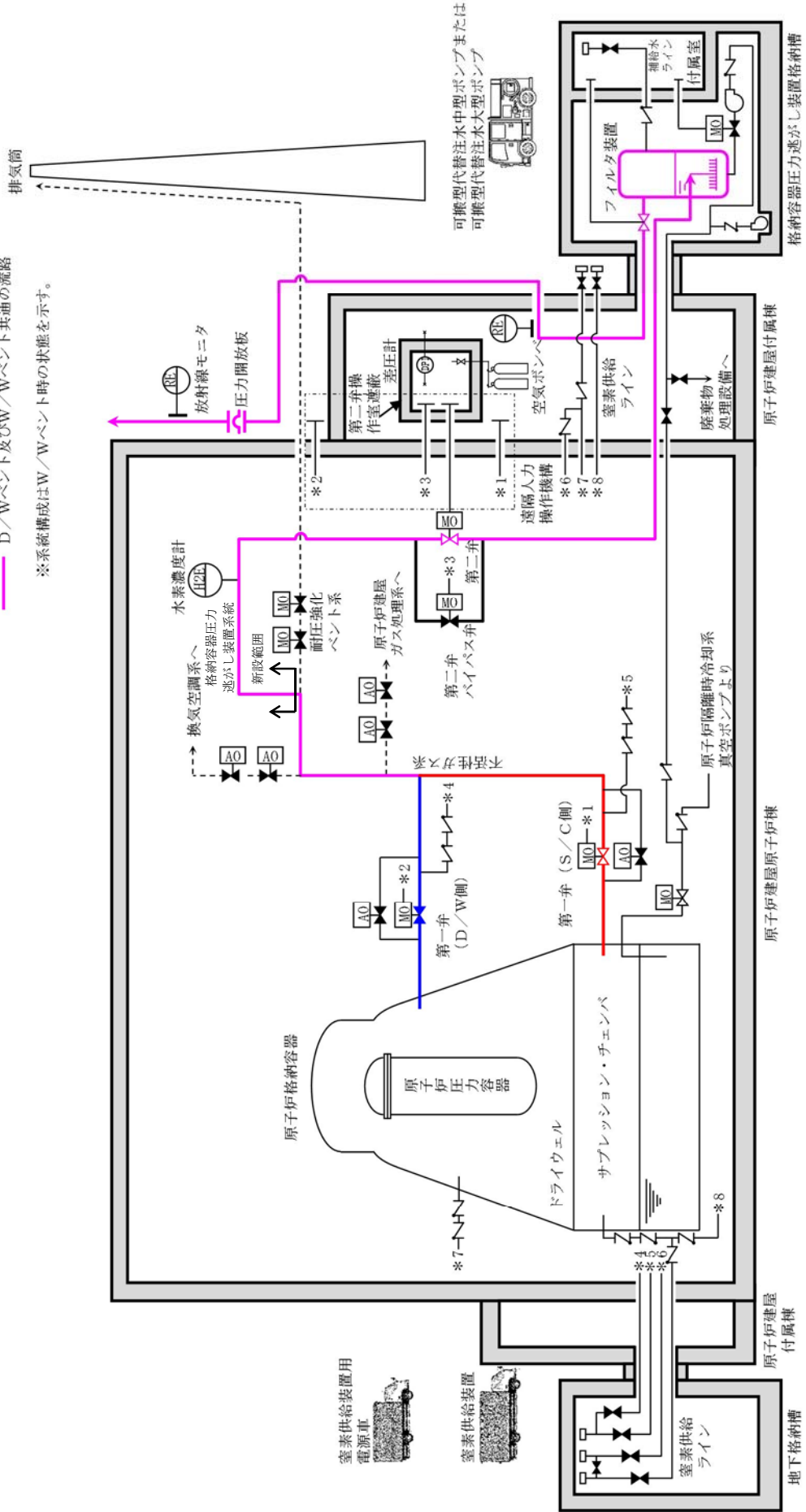
本系統は、排気ラインに圧力開放板を設け、水素爆発防止のため系統内を不活性ガス（窒素）で置換した状態で待機する際の大気との隔壁とする。この圧力開放板は、格納容器からの排気の妨げにならないように、格納容器からの排気圧力と比較して十分小さい圧力に設定する。

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W/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

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5 vol%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共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。

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。
- 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附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(0.31 MPa[gage]~0.62 MPa[gage])と比較して十分に低い圧力である0.08 MPa[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。
- 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・プール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。
- 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。

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。

第 2.2-1 表 設計条件

設計条件		設定根拠
最高使用圧力	620 kPa[gage]	格納容器の限界圧力を考慮し、2 Pd (最高使用圧力 310 kPa[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	13.4 kg/s (格納容器圧力 310 kPa[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 (310 kPa[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	500 kW	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	400 kg	想定されるフィルタ装置に移行するエアロゾルの量 (38 kg) に対して十分な余裕を見込み、400 kg とする。
よう素の炉内内蔵量	24.4 kg	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 (3,293 MW) を考慮して算出した結果、24.4 kg 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

本システムは、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。

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（サブプレッション・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（サブプレッション・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。

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。

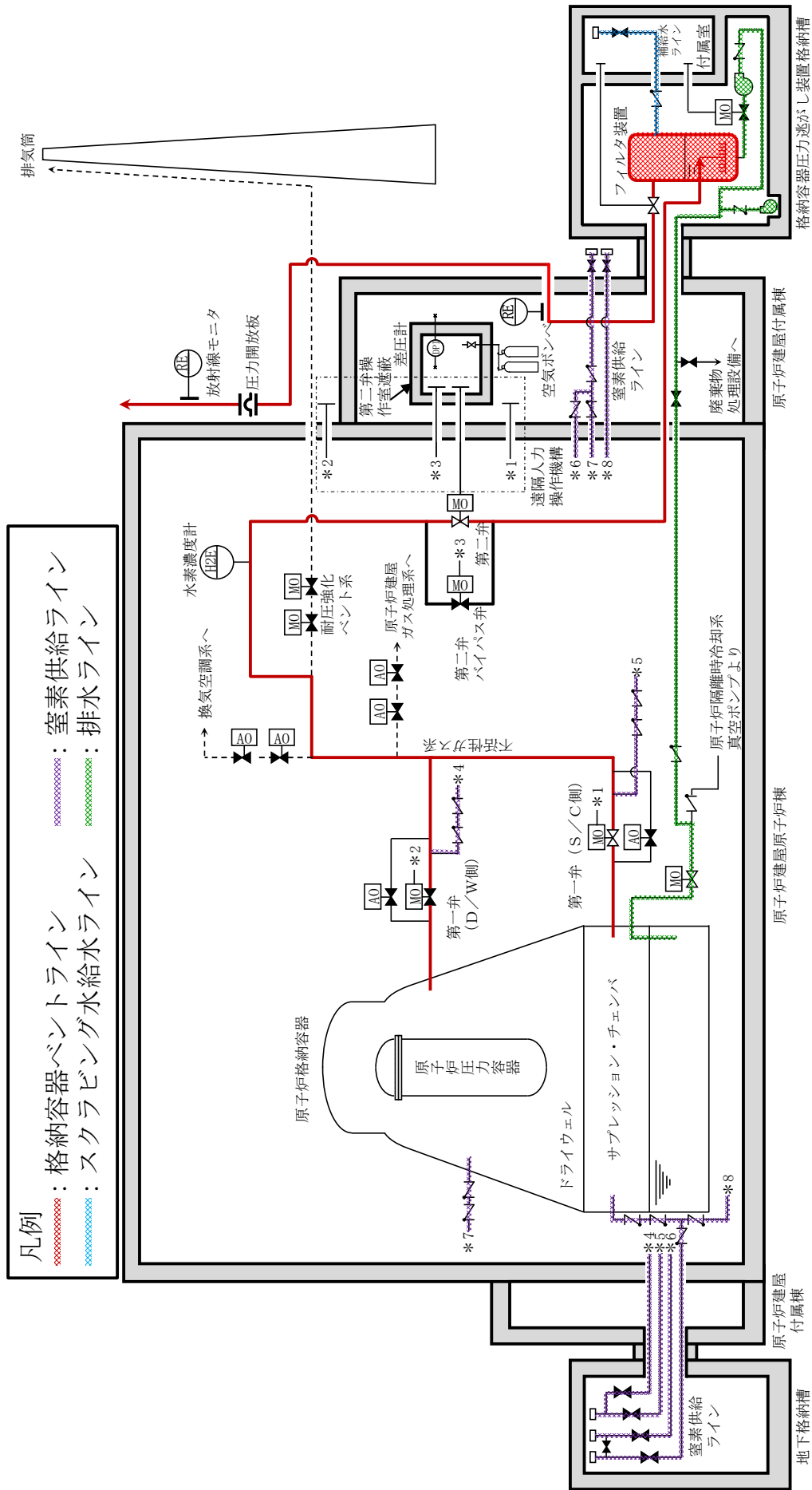
系統を構成する主要な機器の仕様を第 2.3.1-1 表に、フィルタ装置及び配管の材質範囲を第 2.3.1-2 図に示す。

(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。



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)	450 A~600 A	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)	450 A (入口側), 350 A~600 A (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)	600 A	炭素鋼

(2) 隔離弁

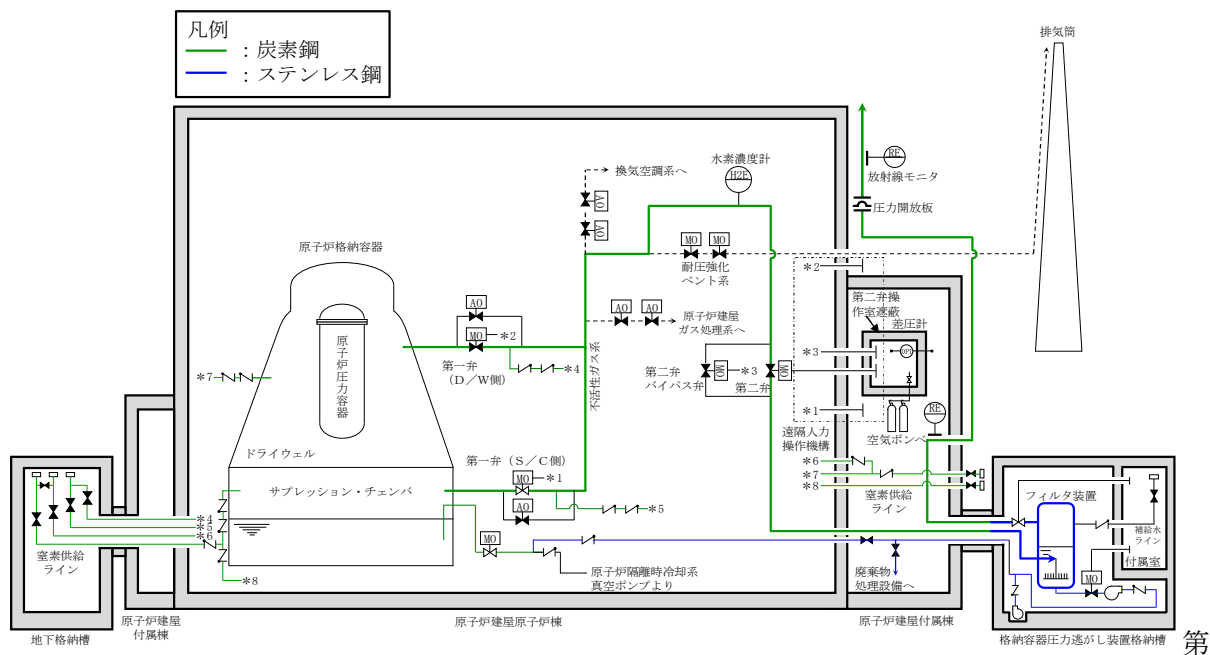
	型式	駆動方式	口径
a. 第一弁 (S/C側)	バタフライ弁	電動駆動 (交流) + 遠隔人力操作機構	600 A
b. 第一弁 (D/W側)	バタフライ弁	電動駆動 (交流) + 遠隔人力操作機構	600 A
c. 第二弁	バタフライ弁	電動駆動 (交流) + 遠隔人力操作機構	450 A
d. 第二弁バイパス弁	バタフライ弁	電動駆動 (交流) + 遠隔人力操作機構	450 A

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	0.08 MPa	600 A	ステンレス鋼	1



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。

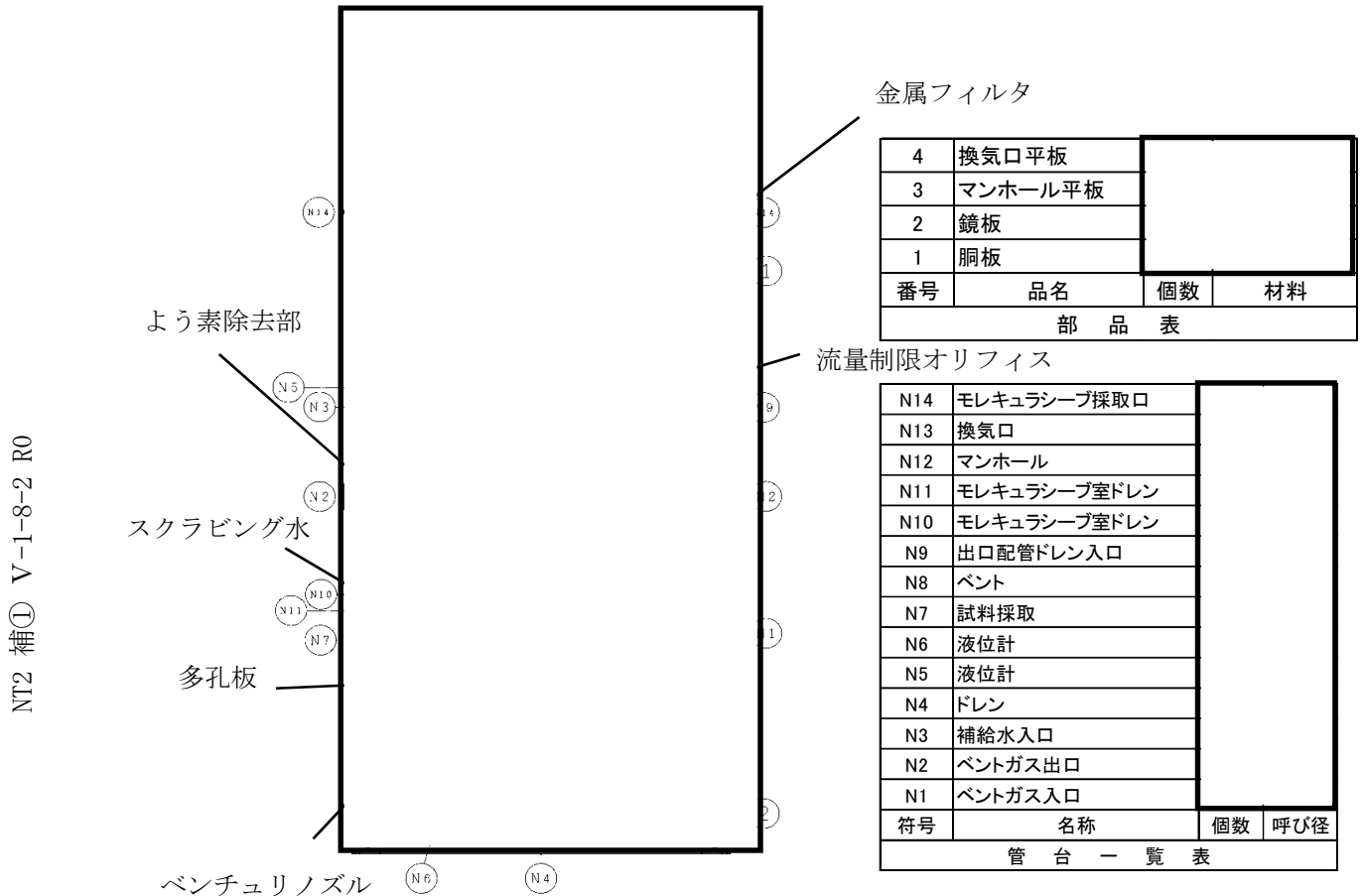
さらに、金属フィルタの後段として、容器内部によう素除去部を設け、ガス状放射性よう素を捕集する物質（銀ゼオライト）を収納している。

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500 kWに対して、バント開始後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。
- 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。



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、ペ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、ノズル中下部の一番流路断面面積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た とする。

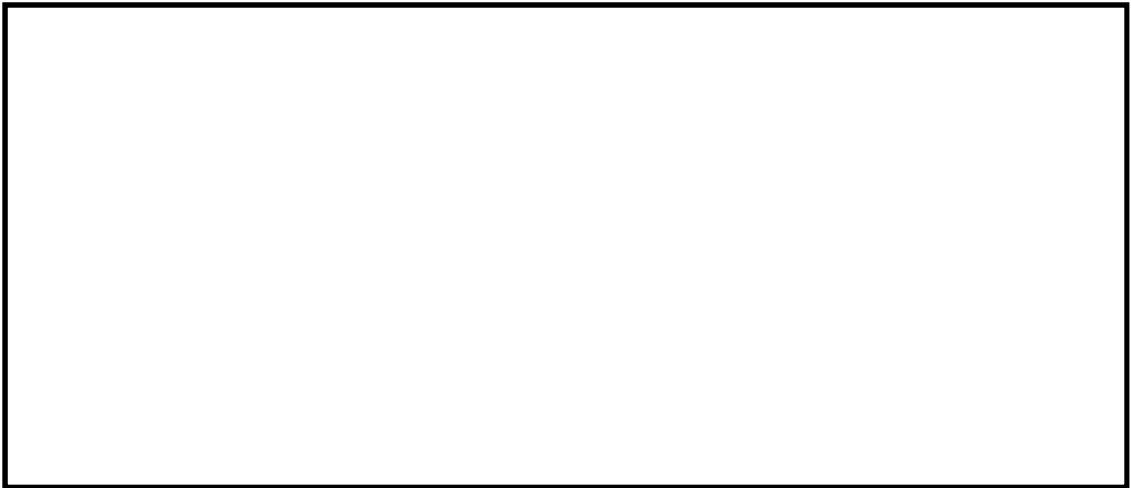
ベンチュリノズルの機器仕様を第 2.3.2-1 表に、スクラビング水の仕様を第 2.3.2-2 表に、概略図を第 2.3.2-2 図に、配置を第 2.3.2-3 図に、ベンチュリノズルからのベントガスの流れの概要を第 2.4.2-4 図に示す。



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

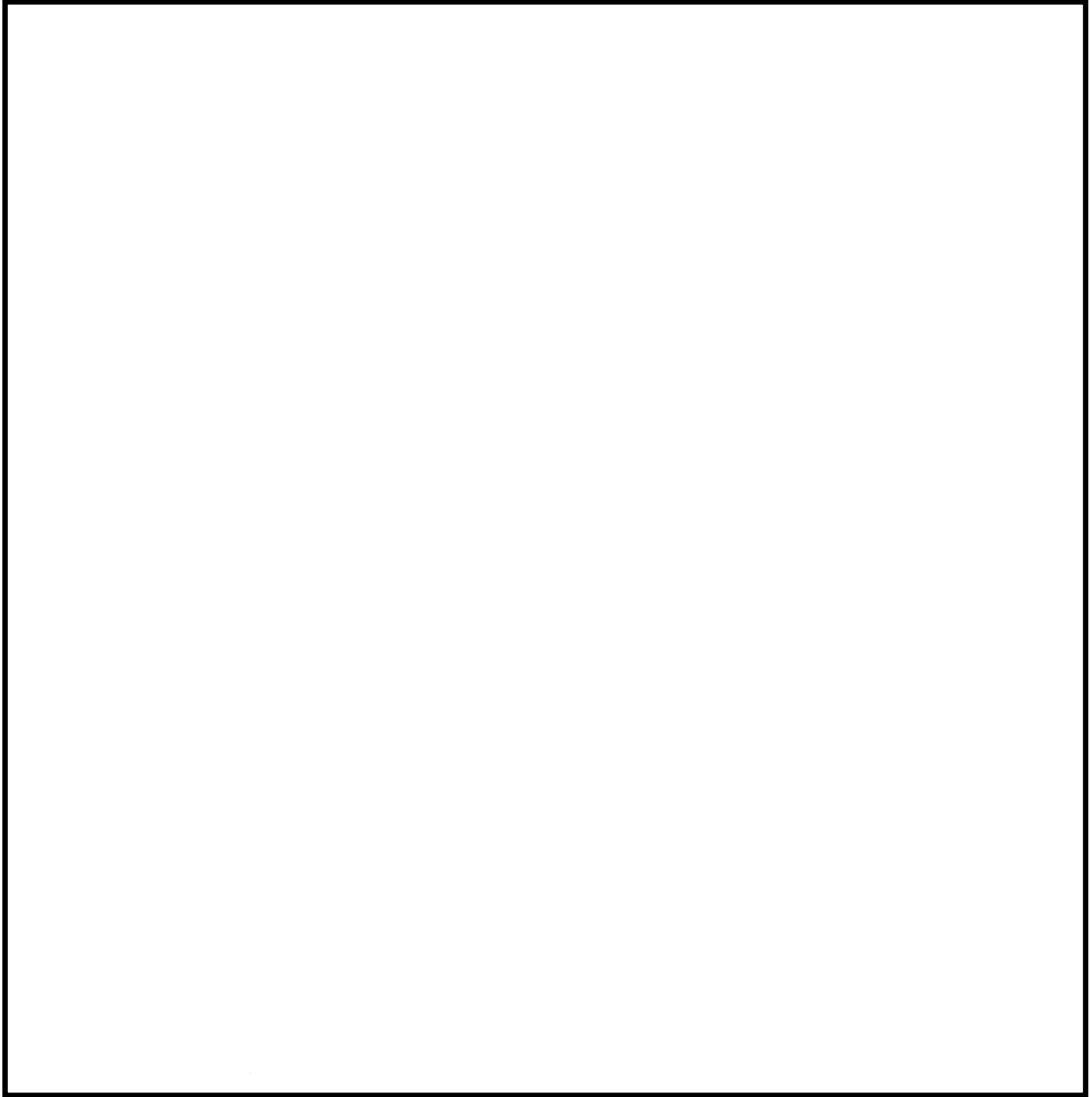
b. 金属フィルタ

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。

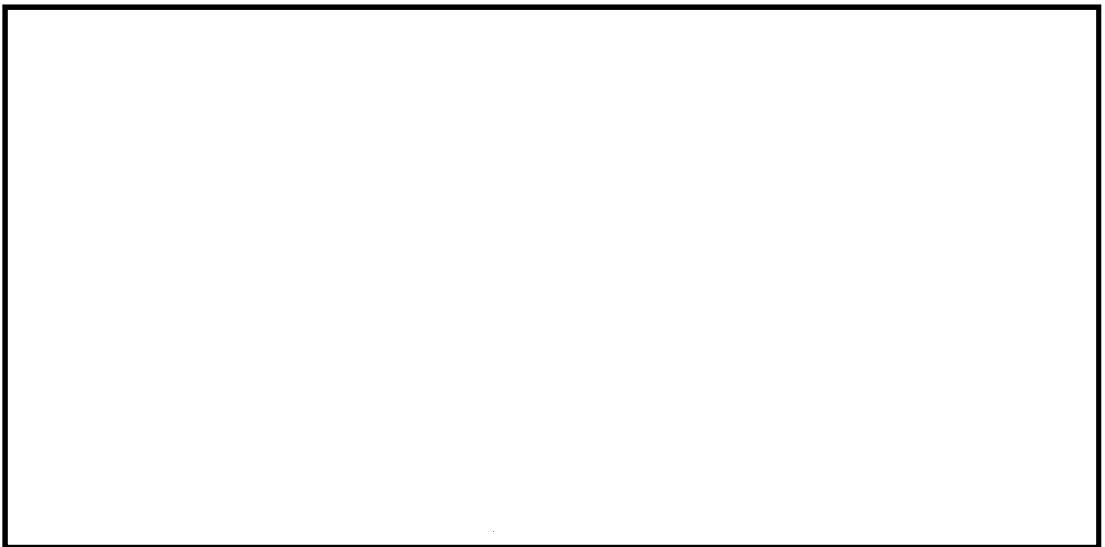
金属フィルタは、必要なフィルタ面積と最適なフィルタ流速が得られるように、容器の上部に縦向きに配置される。金属フィルタは [] 製で、プレフィルタとメインフィルタを [] であり、周囲の型枠により容器内部に直接取り付けられる。

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

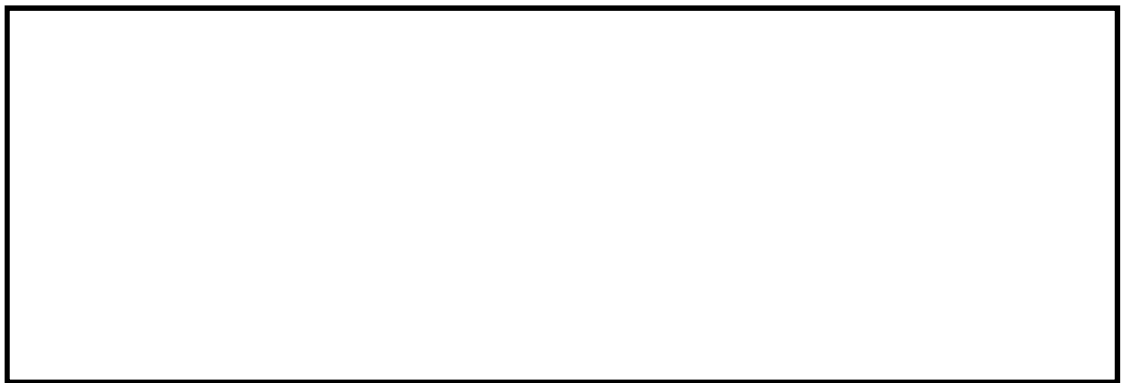


第 2.3.2-6 図 フィルタ装置の断面図 (金属フィルタ高さ)

(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 (1 Pd~2 Pd) のうち、低い圧力 (1 Pd) において、設計流量が確実に排気できるよう設定する。

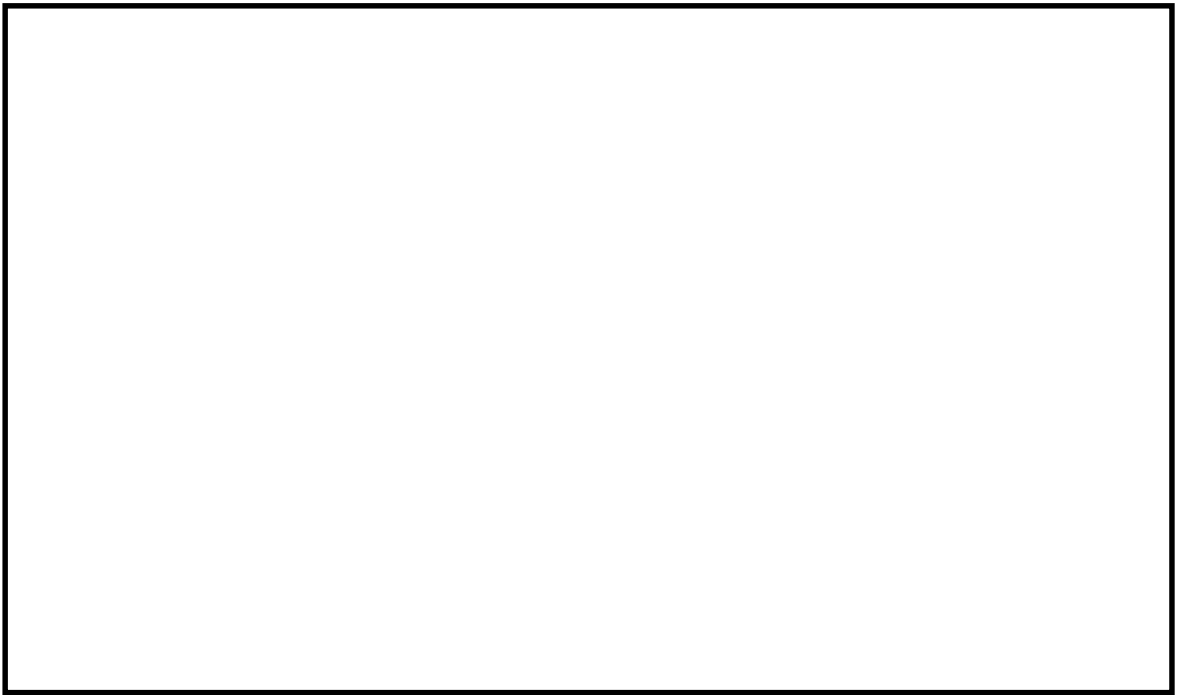


流量制限オリフィスの仕様を第 2.3.2-1 表に示す。

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 5 m
高 さ	約 10 m

(2) ベンチュリノズル

材 質	
個 数	

(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	
ベツド厚さ	

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

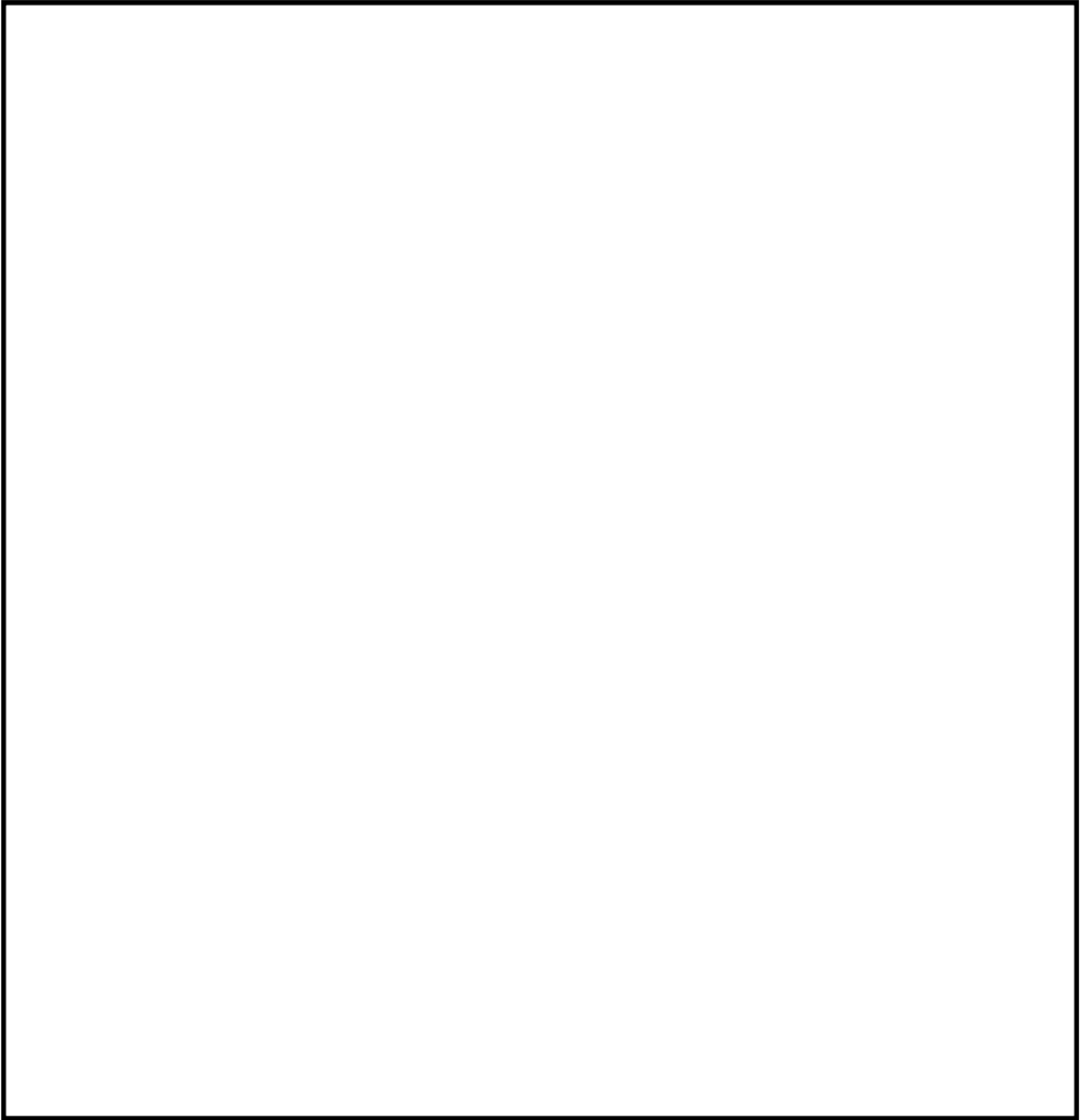
フィルタ装置は、原子炉建屋外に地下埋設で設置する頑健な格納容器圧力逃がし装置格納槽の中に設置することで、地震や津波等の自然現象及び航空機衝突に対する耐性を高めている。格納容器圧力逃がし装置格納槽は、鉄筋コンクリート製であり、フィルタ装置に保持された放射性物質からの遮蔽を考慮した設計としている。また、最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ、残留熱除去系熱交換器及び残留熱除去系海水ポンプ並びに重大事故等対処設備である緊急用海水ポンプに対して位置的分散を図っている。さらに、重大事故等対処設備である代替循環冷却系ポンプに対しても位置的分散を図っている。

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。

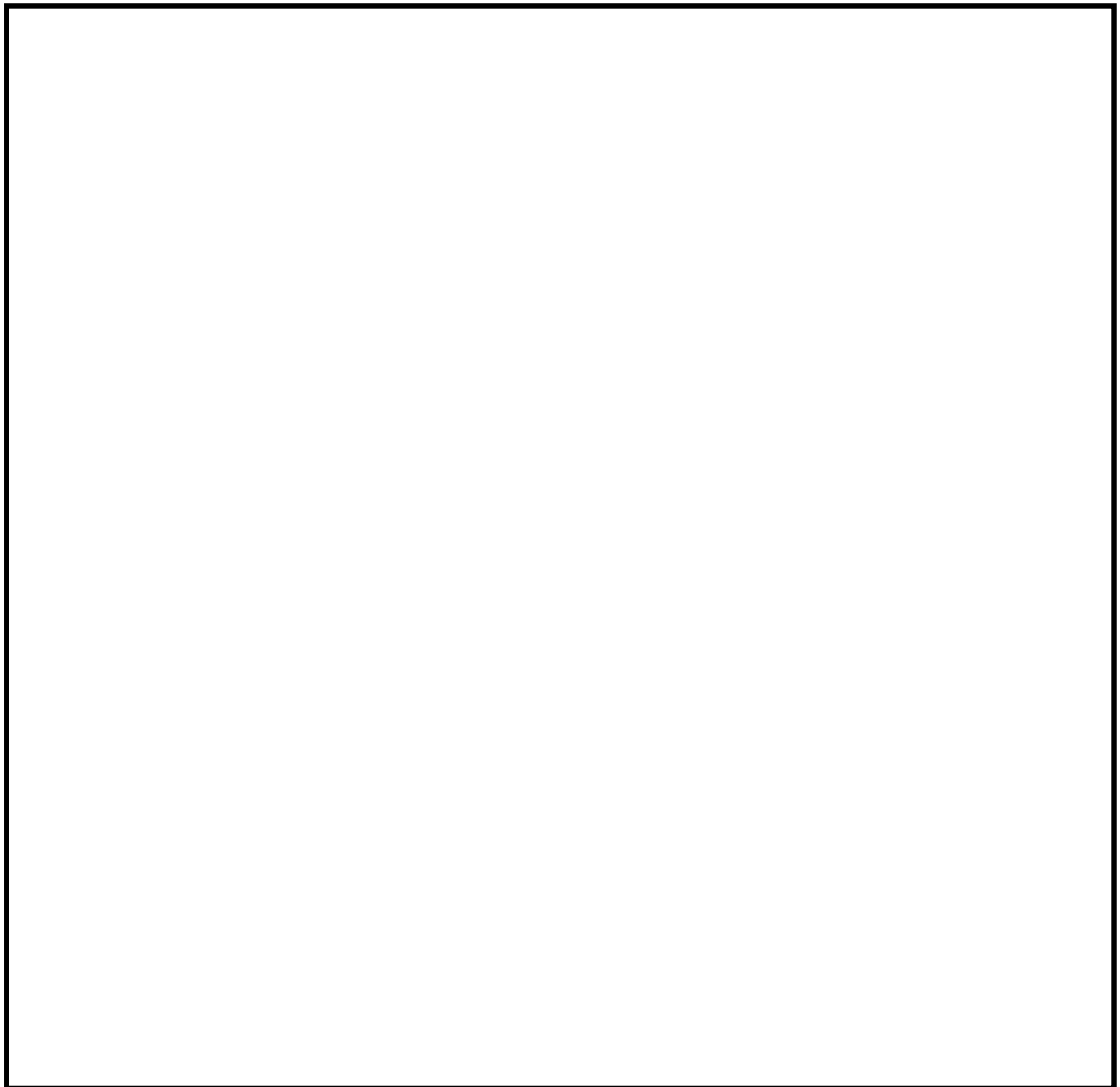
格納容器圧力逃がし装置の配管ルート図を第 2.3.3-3 図～15 図に示す。

NT2 補① V-1-8-2 R0



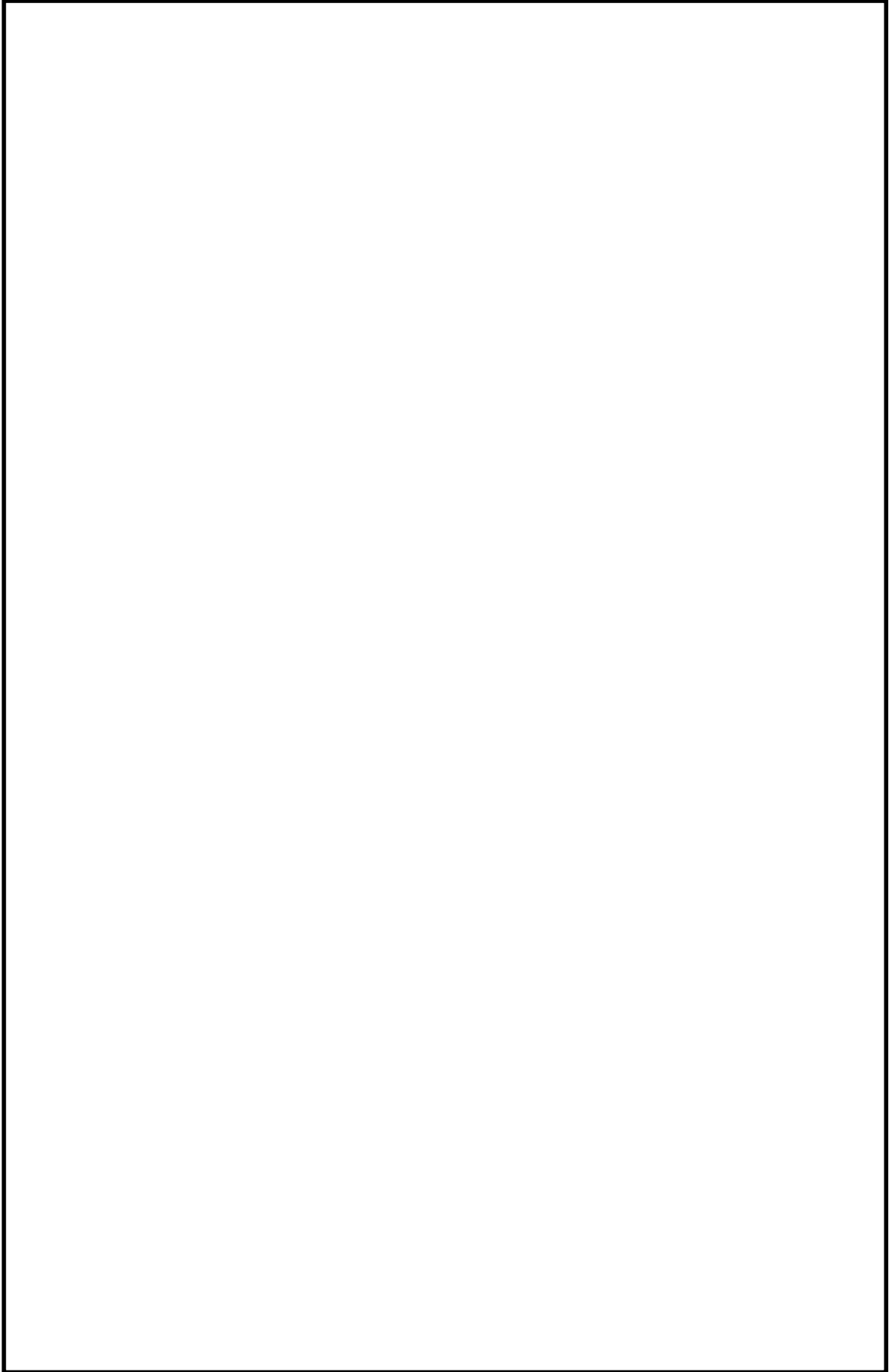
第 2.3.3-1 図 フィルタ装置配置図 (原子炉建屋地下 2 階)

NT2 補① V-1-8-2 R0



第 2.3.3-2 図 フィルタ装置配置図 (屋外)

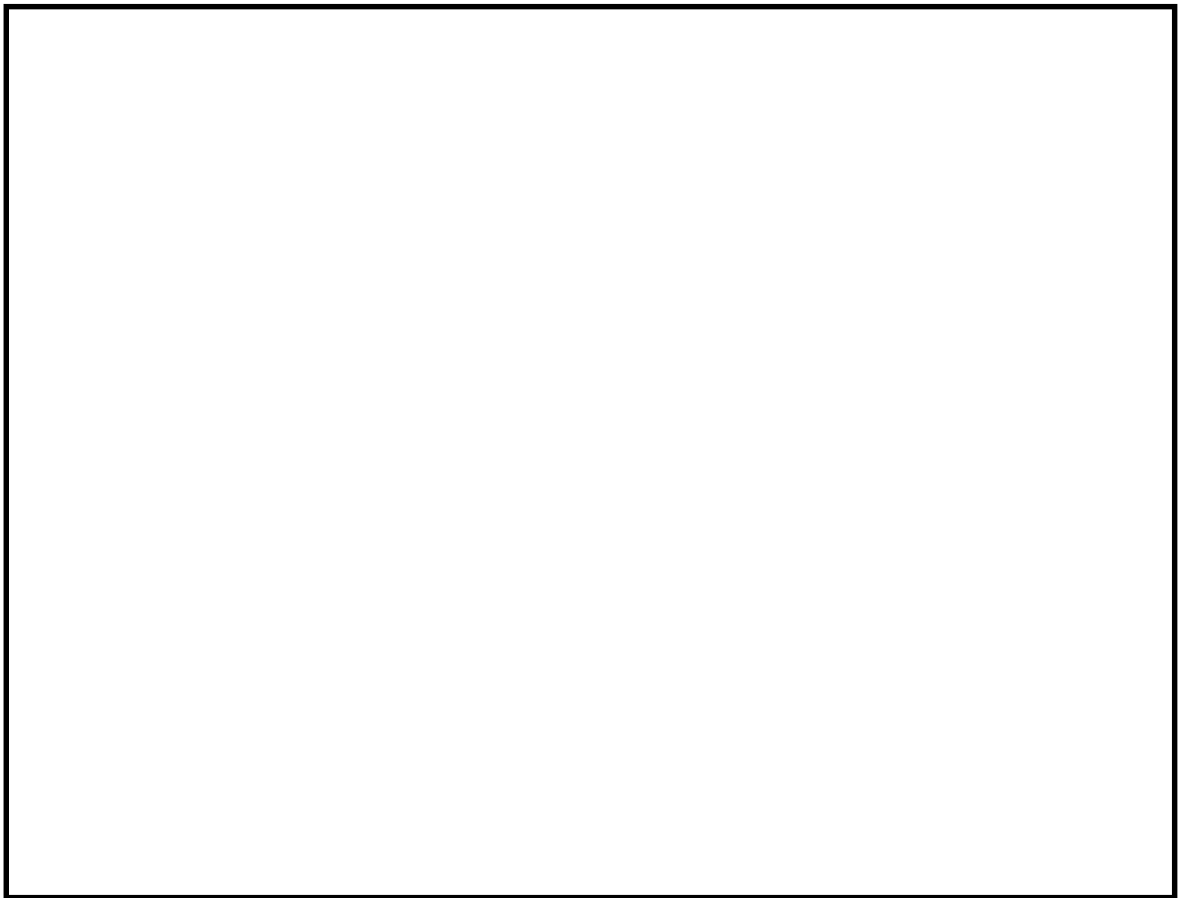
NT2 補① V-1-8-2 R0



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)



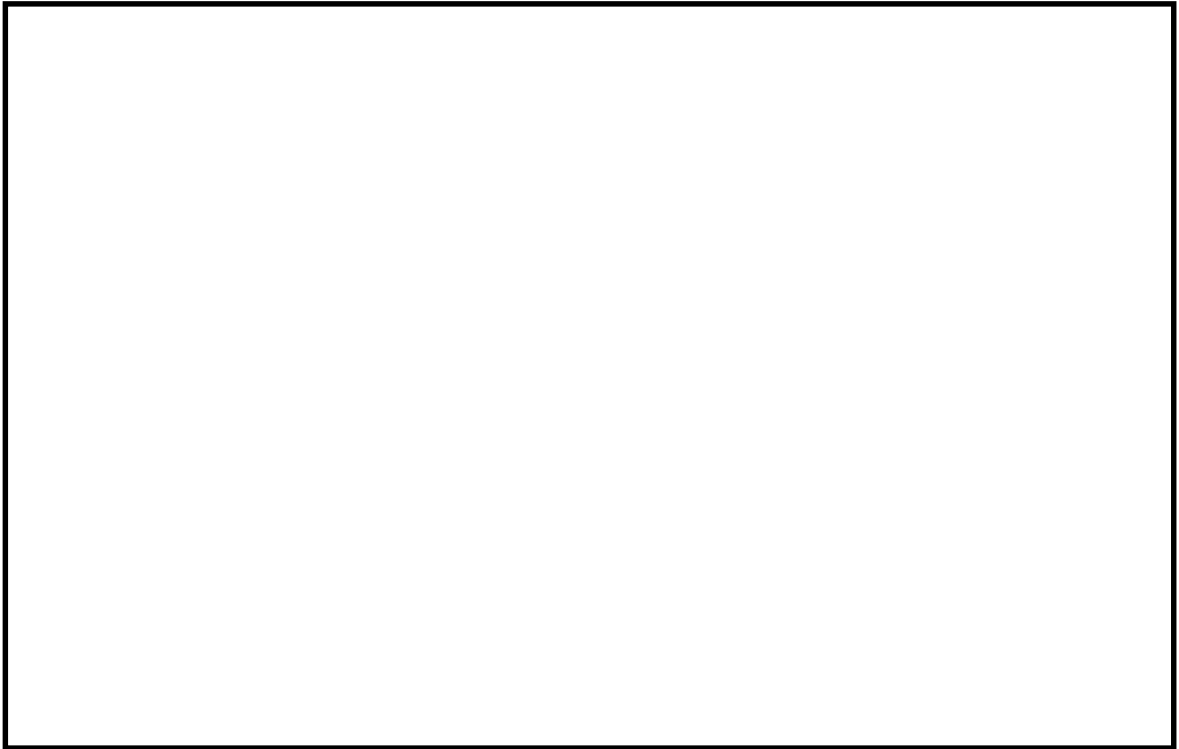
第 2.3.3-6 図 格納容器圧力逃がし装置配管ルート拡大図 (3/12)



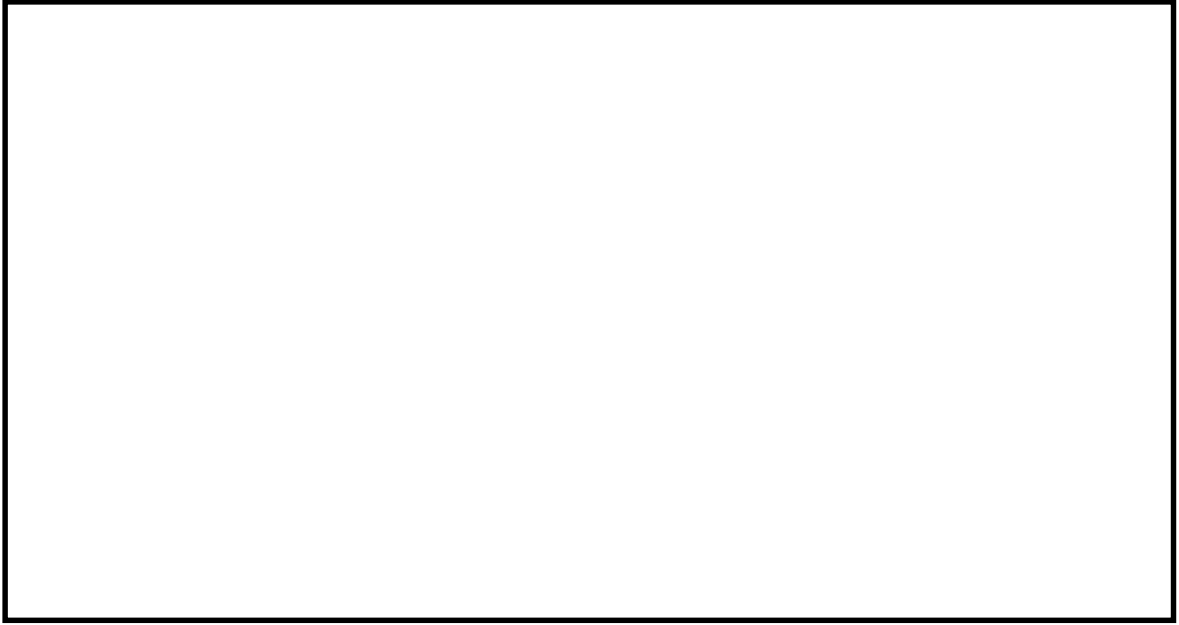
第 2.3.3-7 図 格納容器圧力逃がし装置配管ルート拡大図 (4/12)



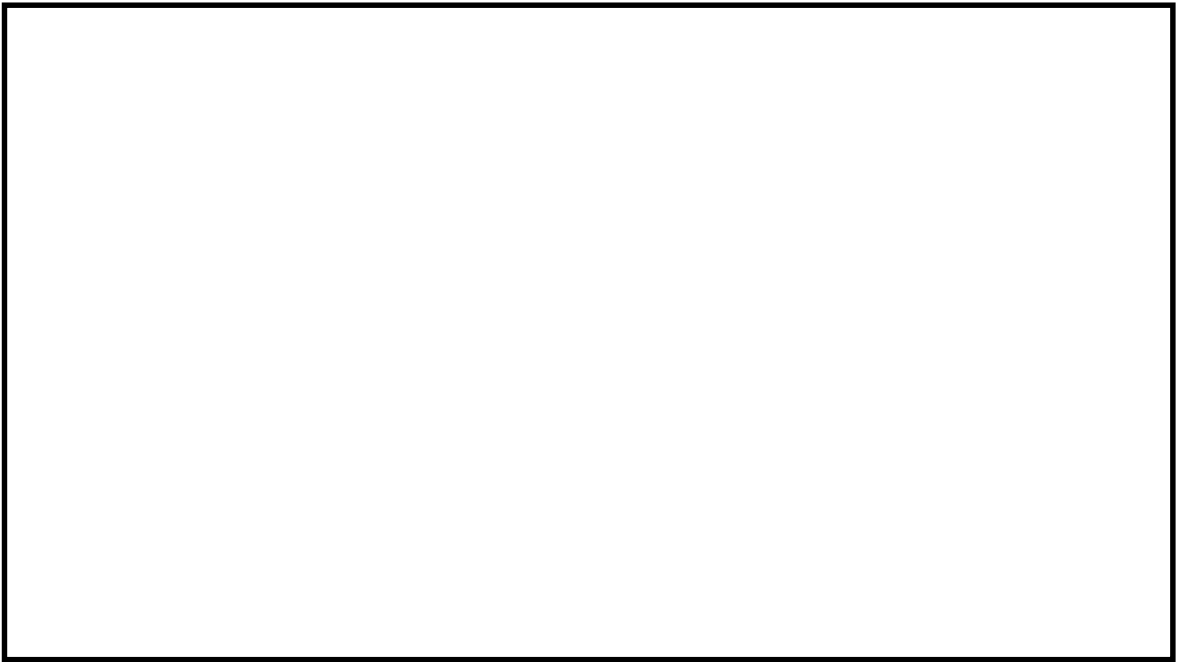
第 2.3.3-8 図 格納容器圧力逃がし装置系配管ルート拡大図 (5/12)



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)

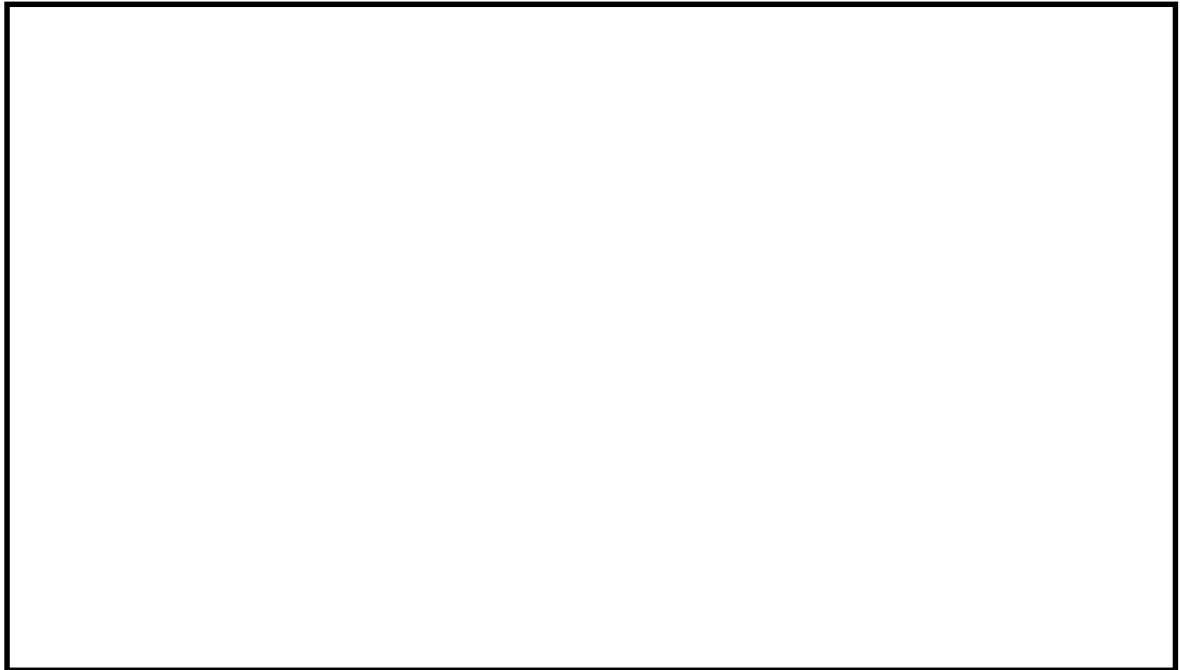


第 2.3.3-11 図 格納容器圧力逃がし装置配管ルート拡大図 (8/12)



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)

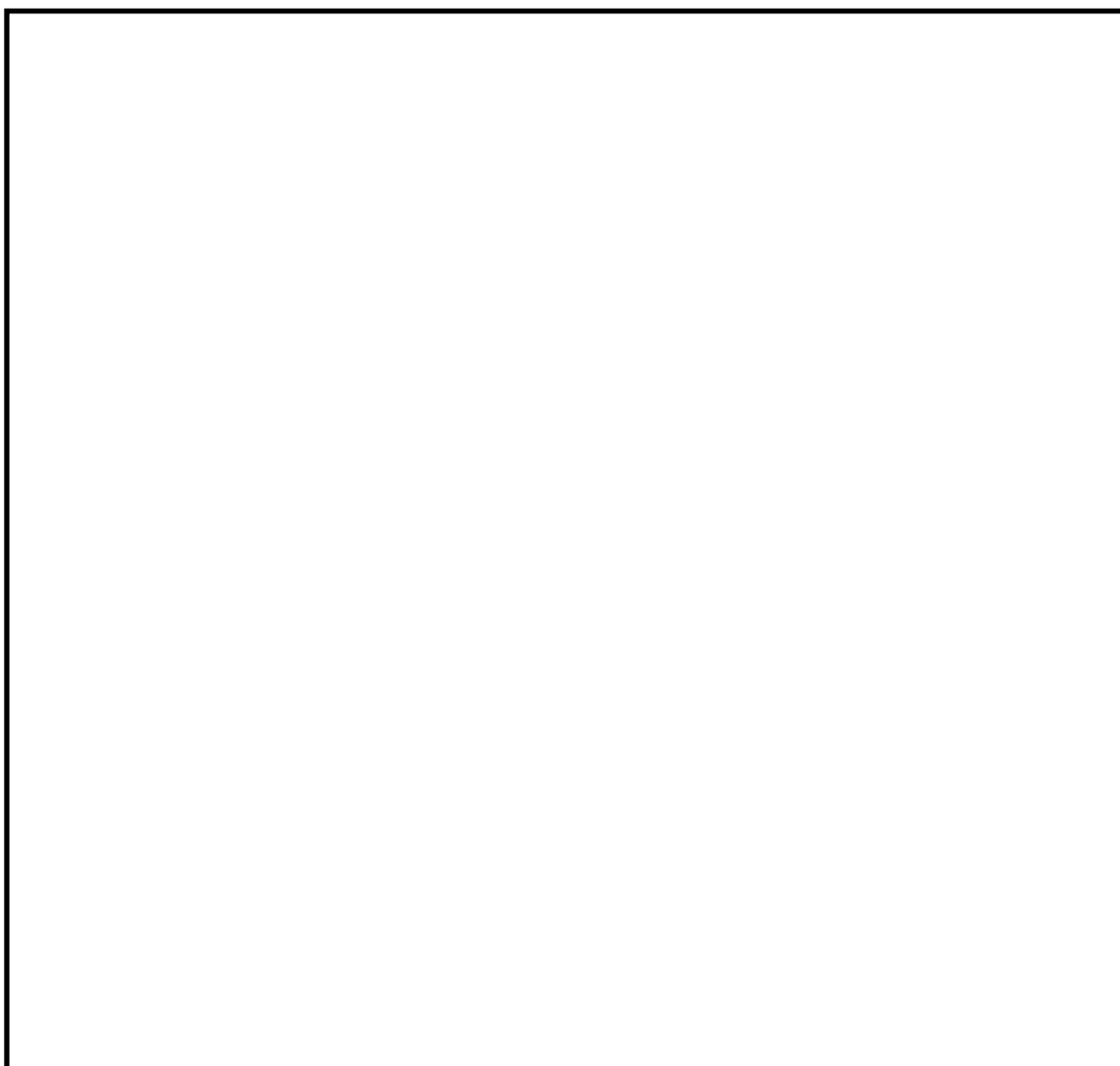
NT2 補① V-1-8-2 R0



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)



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)

NT2 補① V-1-8-2 R0

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。

(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 4 vol% 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。

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、0～100 vol%とし、0～20 vol%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	0～100 vol%
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γ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。

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} ～ 10^5 Sv/h（高レンジ用）を、炉心損傷していない場合は 10^{-3} ～ 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 125 V 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	$10^{-2} \sim 10^5$ Sv/h	$10^{-3} \sim 10^4$ 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 125 V 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。

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。

(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。

(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。

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

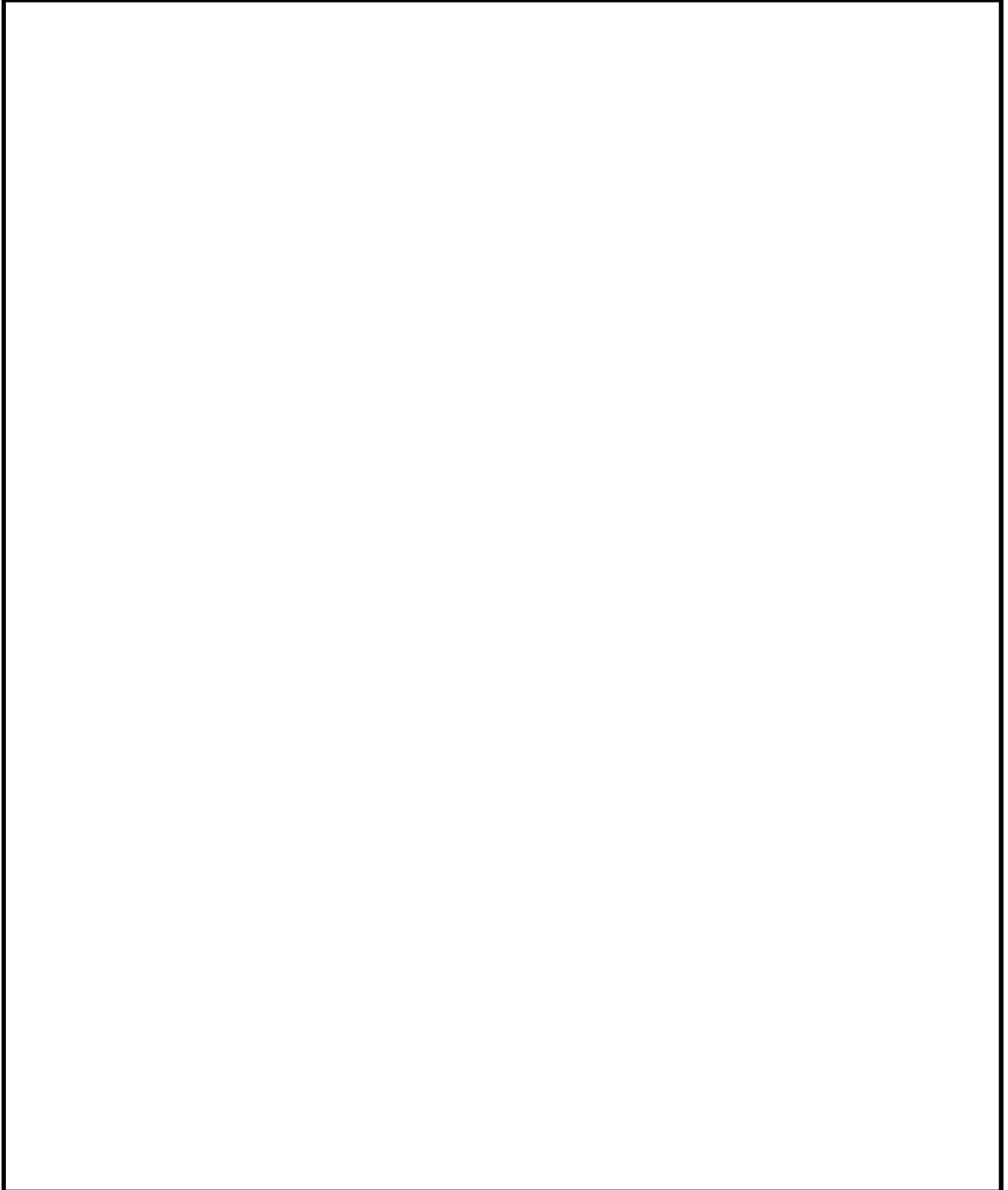
フィルタ装置入口水素濃度計にて、窒素供給による系統パージ停止後において、水素が長期的に系統内に滞留していないことを確認する。

(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。

(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。



NT2 補① V-1-8-2 R0

第 2.4.1-1 図 フィルタ装置水位

第 2.4.1-3 表 計装設備主要仕様

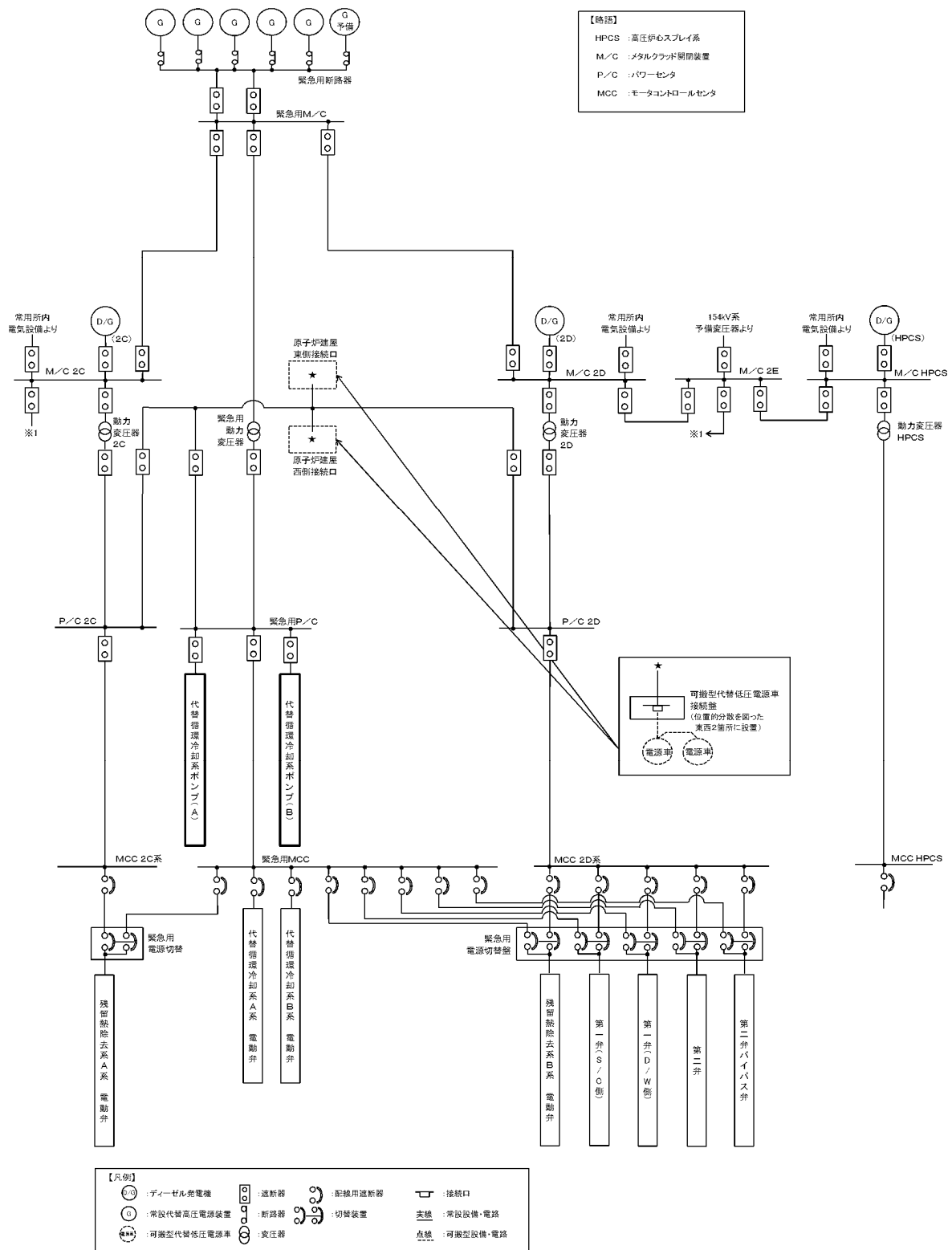
監視パラメータ※ ¹	設置目的	計測範囲	計測範囲の根拠	検出器 個数	監視場所
①フィルタ装置水位	フィルタ装置 性能維持のた めの水位監視	180～5500 mm		2	中央制御 室, 緊急時 対策所
				1※ ²	現場
②フィルタ装置圧力	系統運転中に 格納容器雰囲 気ガスがフィ ルタ装置に導 かれているこ との確認	0～1.0 MPa [gage]	系統の最高使用圧 力 (620 kPa[gage]) を監視できる範囲	1	中央制御 室, 緊急時 対策所
				1※ ²	現場
③フィルタ装置スク ラビング水温度	フィルタ装置 の温度監視	0～300 ℃	系統の最高使用温 度 (200 ℃) 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※ ²	通常待機時の 窒素封入によ る不活性状態 の確認	0～100 kPa [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 ⁻² ～10 ⁵ Sv/h 低レンジ: 10 ⁻³ ～10 ⁴ 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	0～100 vol%	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※ ²	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。

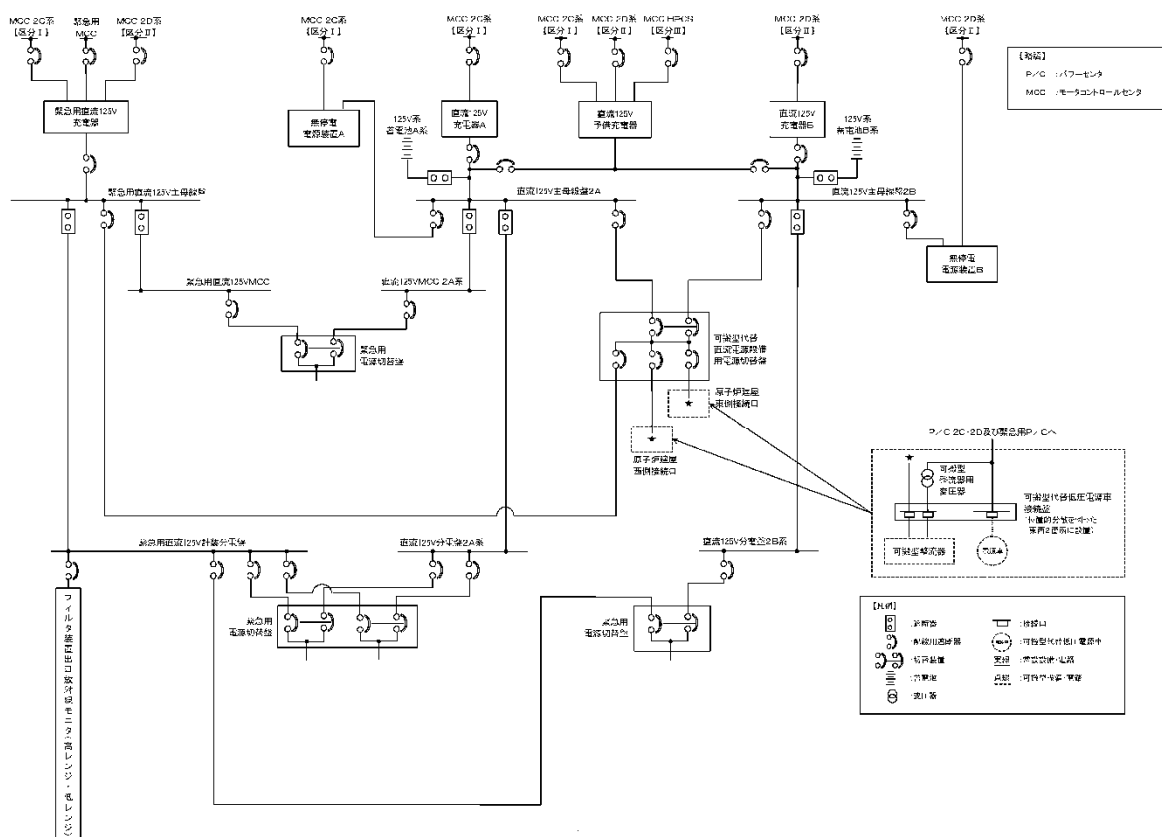
※² 自主対策設備

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 125 V 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 図に示す。



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)

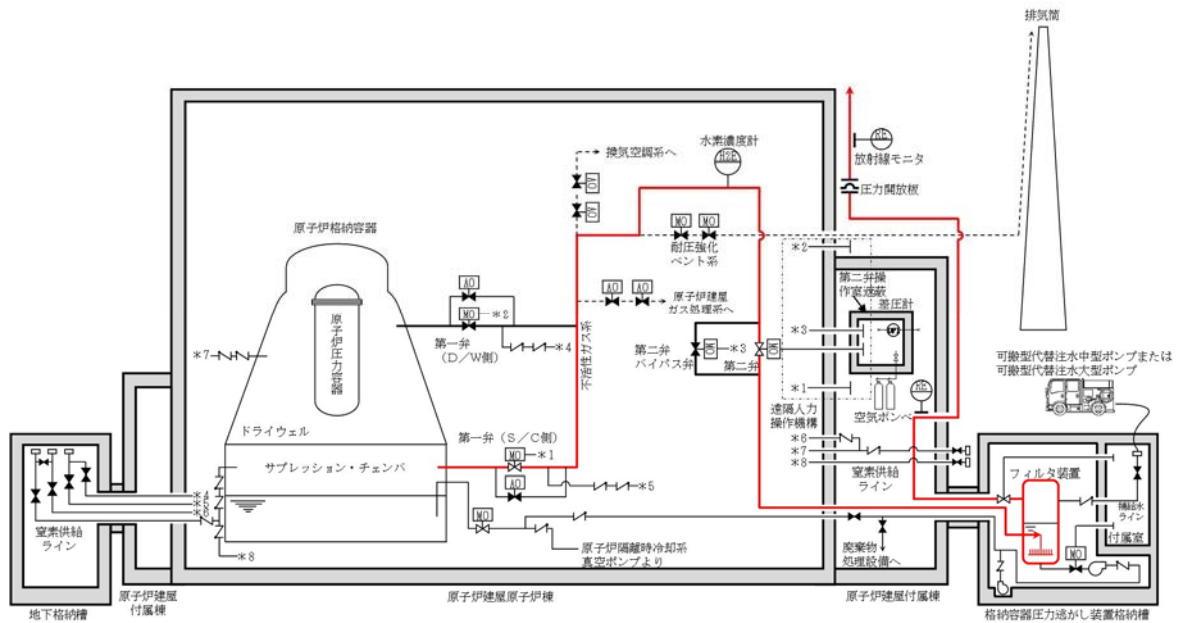
2.4.3 給水設備

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。

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	25 A, 50 A
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。

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。

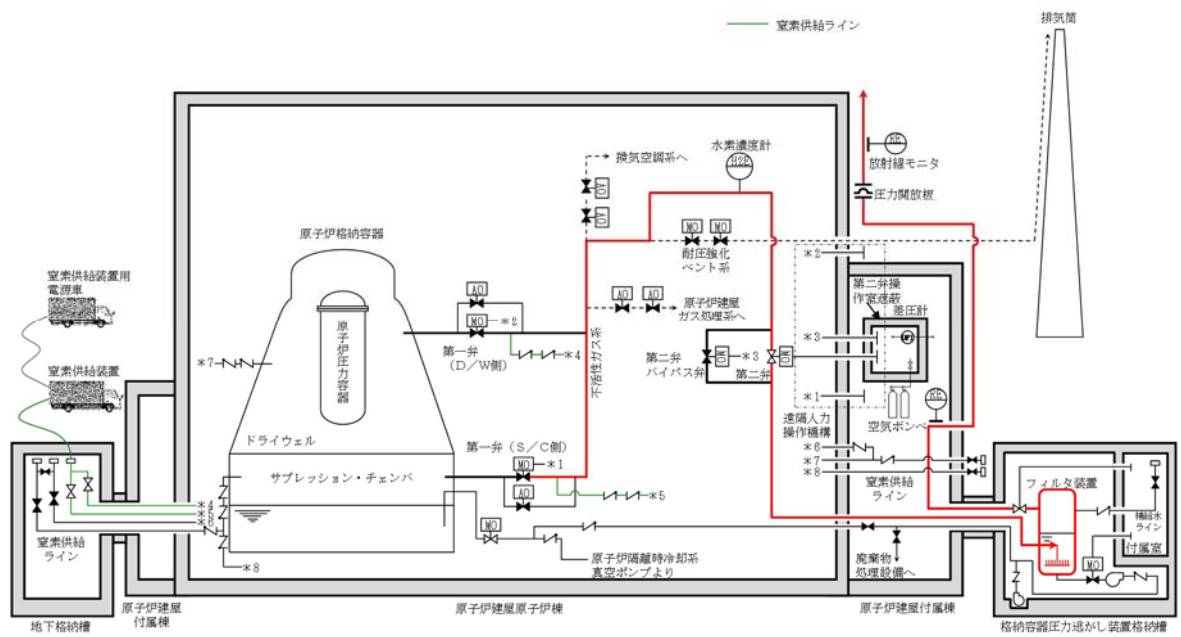
窒素供給装置の仕様を第2.4.4-1表に、窒素供給配管の仕様を第2.4.4-2表に、窒素供給装置の概要を第2.4.4-1図に、窒素供給装置の構成概略を第2.4.4-2図に示す。

第2.4.4-1表 窒素供給装置仕様

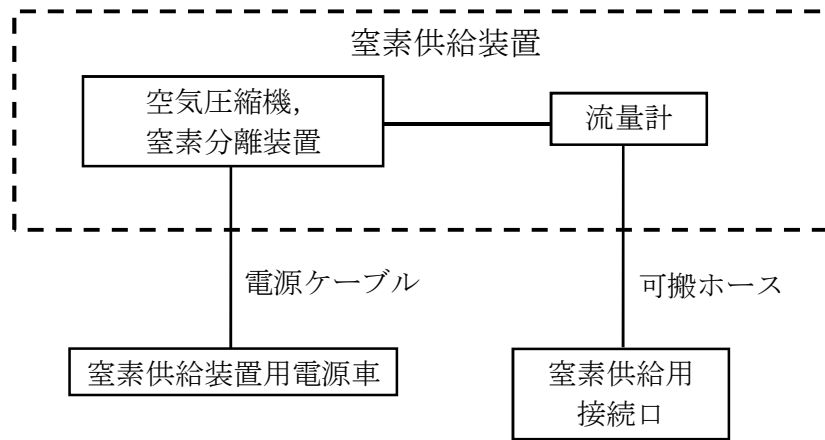
種 類	圧力変動吸着式
容 量	約 200 Nm ³ /h
窒素純度	約 99.0 vol%
供給圧力	約 0.5 MPa [gage]
個 数	2 (予備 2)

第2.4.4-2表 窒素供給配管仕様

口 径	50 A
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（サブプレッション・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（サブプレッション・チェンバ）への移送のため、排水設備を設置する。

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。

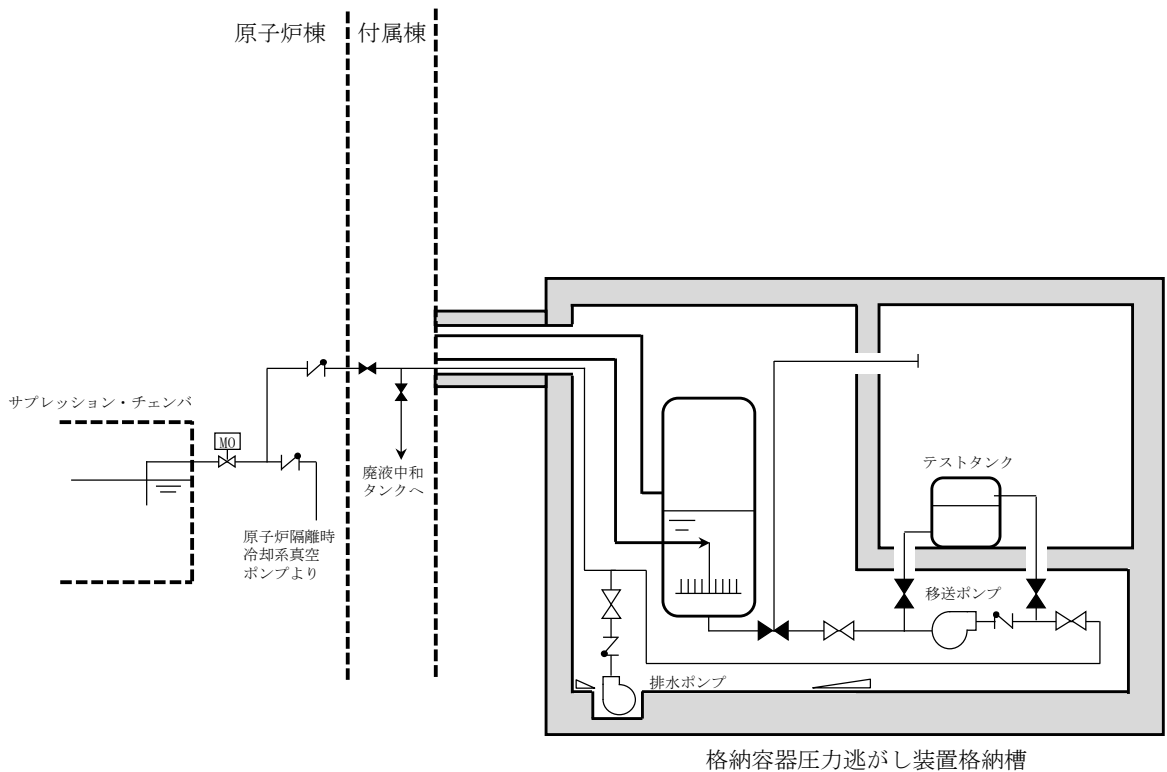
第 2.4.5-1 表 排水設備仕様

(1) 配管

口 径	50 A
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	10 m ³ /h	10 m ³ /h
定格揚程	40 m	40 m
個 数	1	1
駆動方式	電動駆動（交流）	電動駆動（交流）



注) システム構成は現在の計画

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

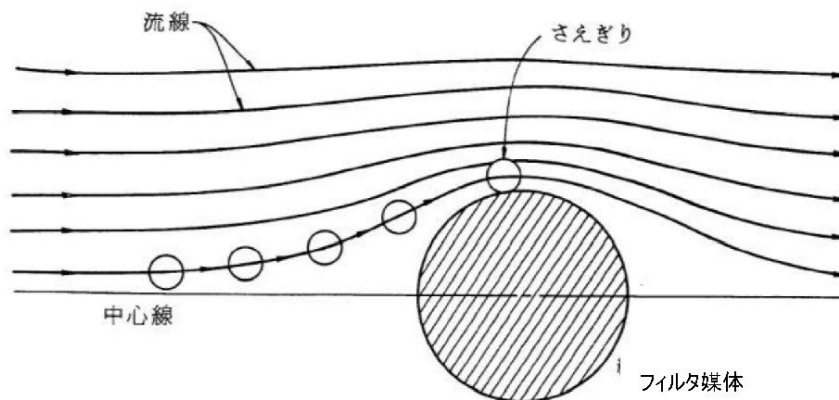
(1)～(3)に、それぞれの除去効果についてその特性を記載する。これらの除去原理はフィルタ媒体が水滴でも金属繊維でも作用するが、フィルタの種類や系統条件により効果的に除去できる粒径、流速の範囲が異なることから、幅広い粒径、流速のエアロゾルを除去するためには異なる種類のフィルタを組み合わせることが有効である。

(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。



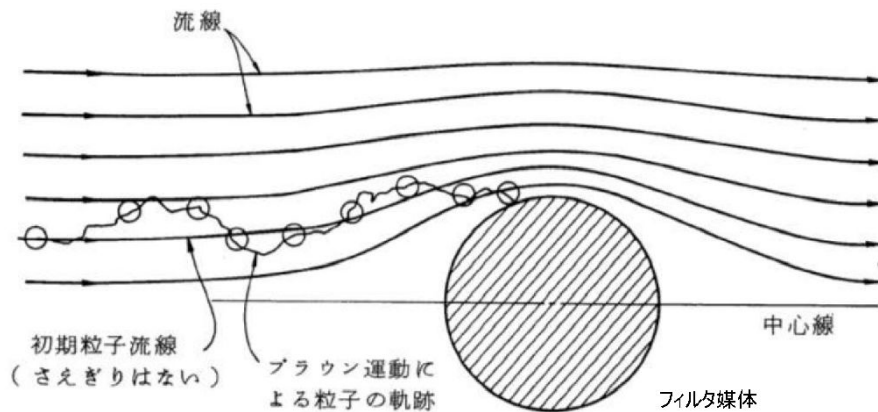
出典：W. C. ハイネズ，エアロゾルテクノロジー，(榊井上書院(1985)

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。



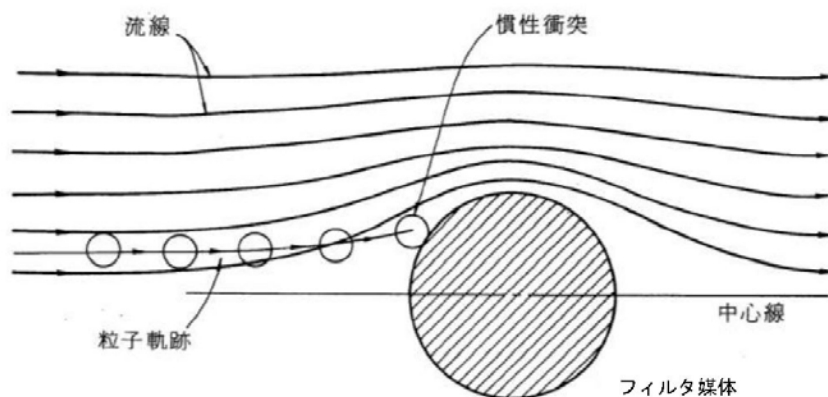
出典：W. C. ハイネズ，エアロゾルテクノロジー，(株)井上書院(1985)

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。



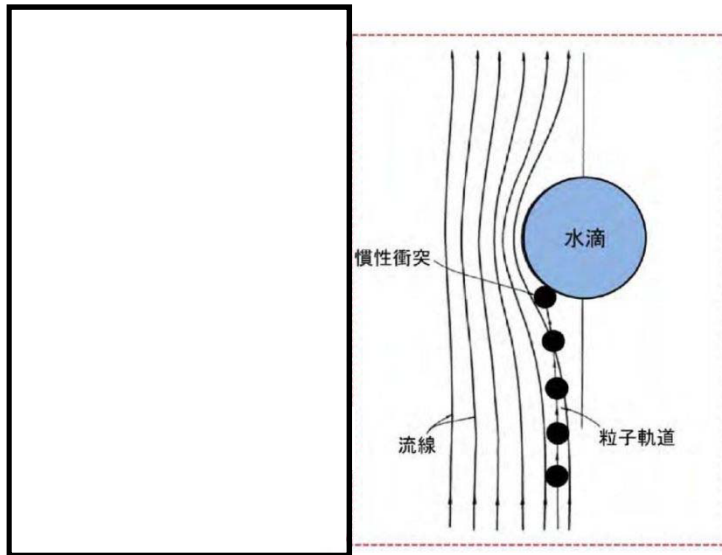
出典：W. C. ハイネズ，エアロゾルテクノロジー，(株)井上書院(1985)

第 3.1.1-3 図 慣性衝突による捕集

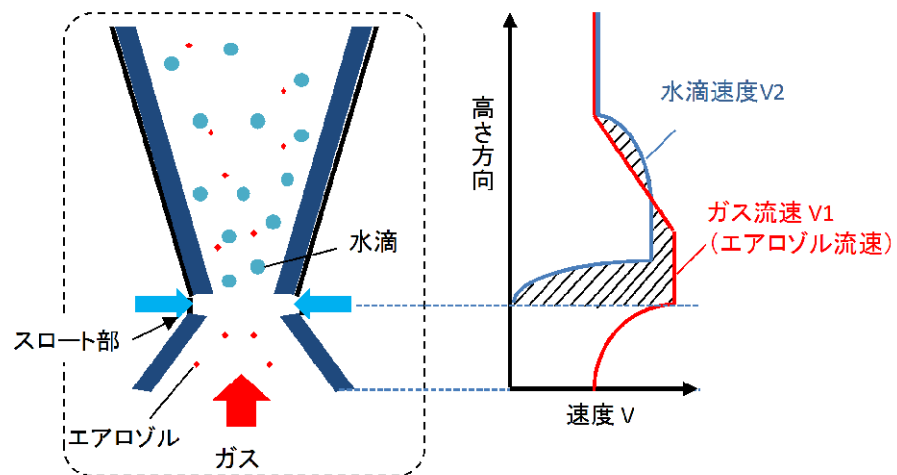
(4) ベンチュリスクラバにおけるエアロゾルの除去原理

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



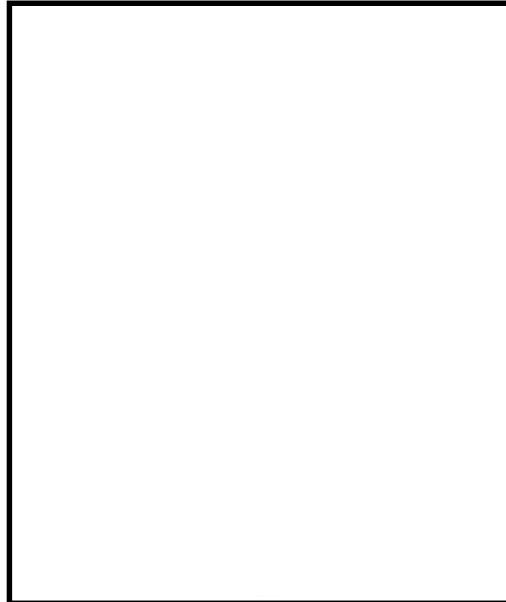
第 3.1.1-5 図 ベンチュリノズルにおける速度模式図

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。



〈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。



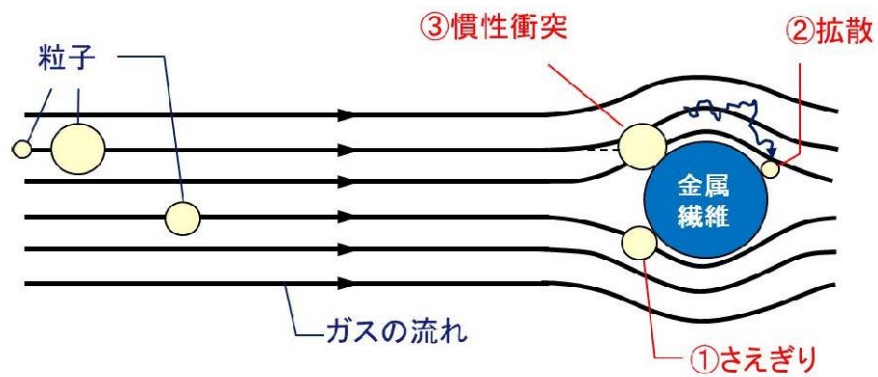
第 3.1.1-6 図 ベンチュリスクラバにおける除去原理の補足図

(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

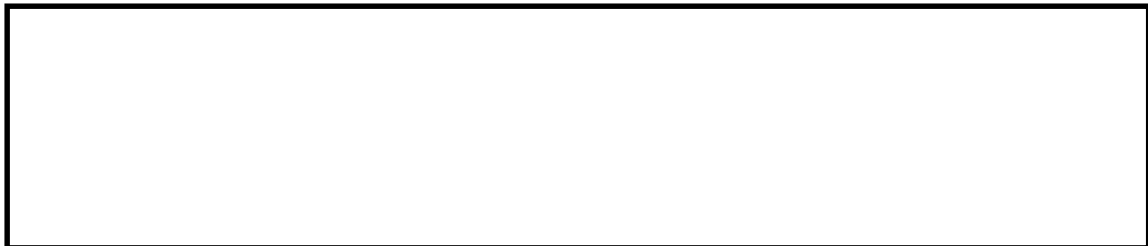
3.1.2 ガス状放射性よう素の除去原理

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。

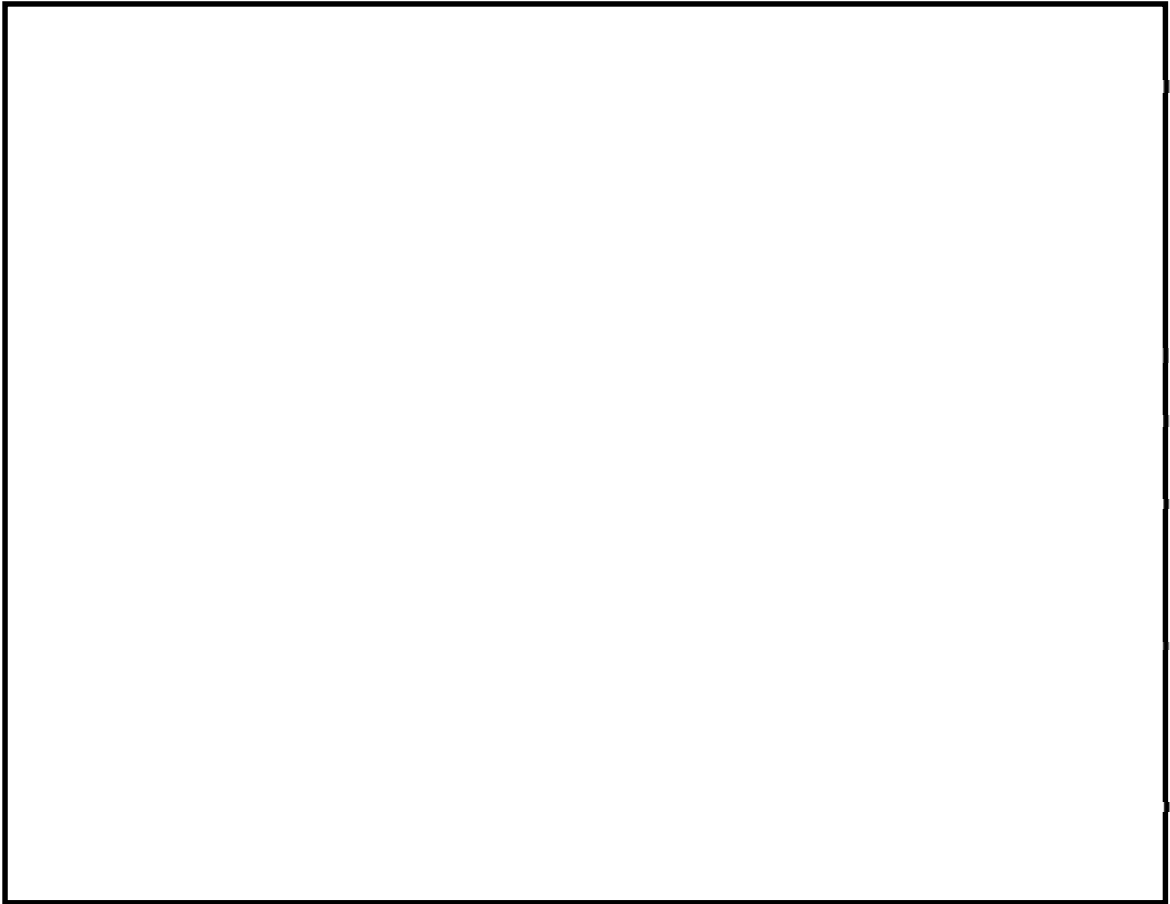


(1) フィルタ装置内におけるベントガスの流れ

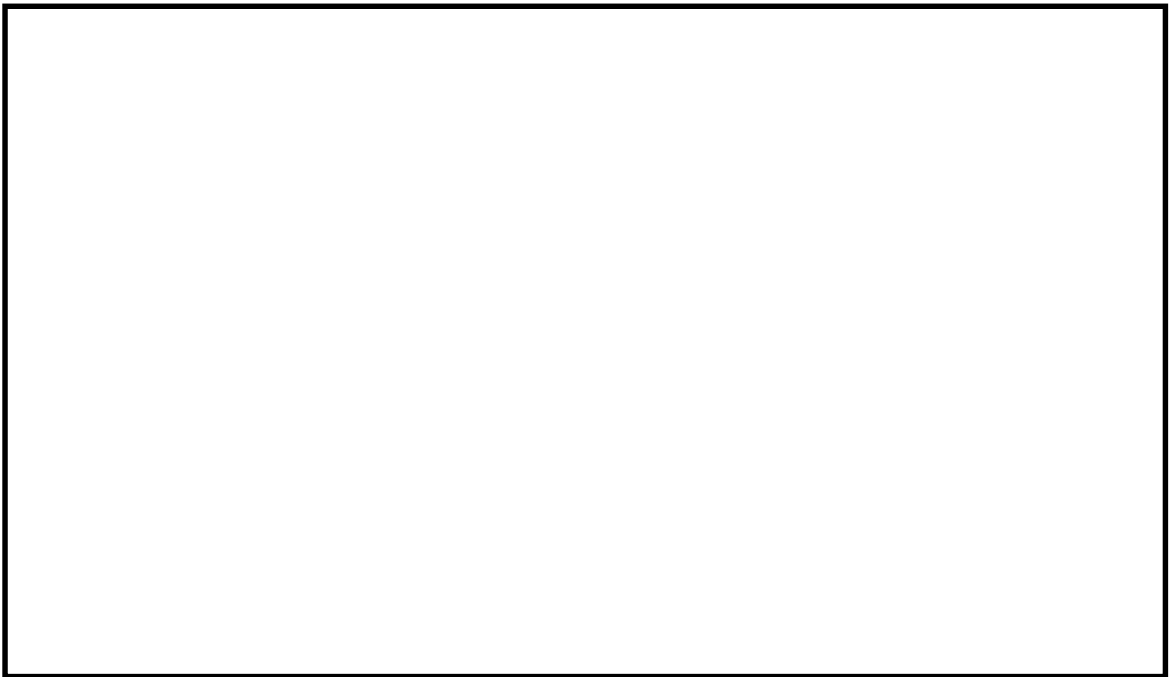
フィルタ装置内部の下部にベンチュリスクラバ (ベンチュリノズル・スクラビング水等)、上部に金属フィルタを設置し、金属フィルタの下流側に流量制限オリフィスを介してよう素除去部を設置する。ベントガスの流れを第 3.1.2-1 図に示す。



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"/> m/s 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	サブプレッション・チェンバからのベント時の粒径分布より、質量中央径を約 0.6 μm 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"/> $^{\circ}\text{C}$ 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"/> $^{\circ}\text{C}$ 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"/> 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"/> K 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

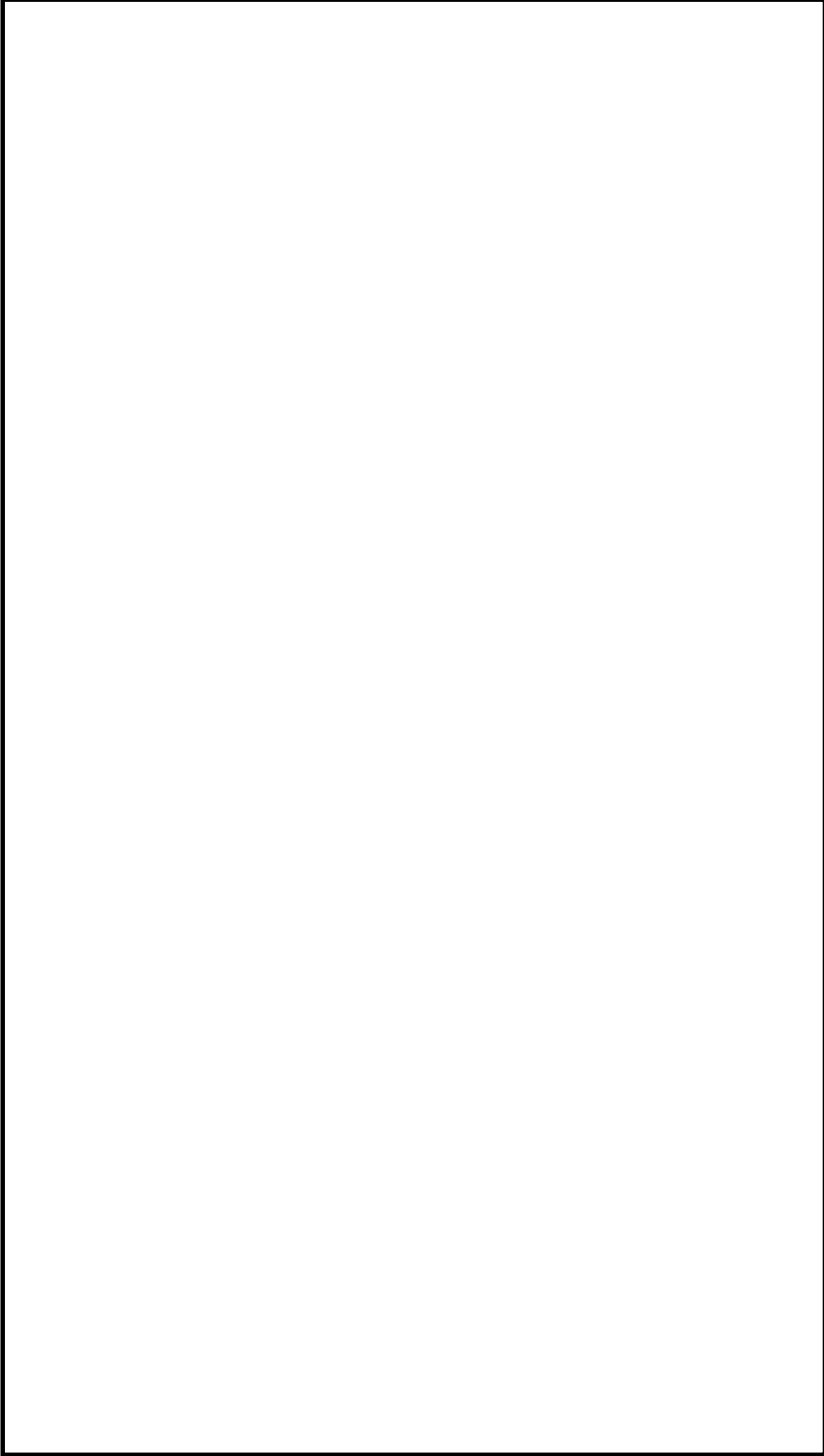
AREVA社製のフィルタ装置は、大規模なセクター試験装置により、実機使用条件を考慮した性能検証試験を行っており、その結果に基づき装置設計を行っている。以下に試験の概要を示す。

(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。

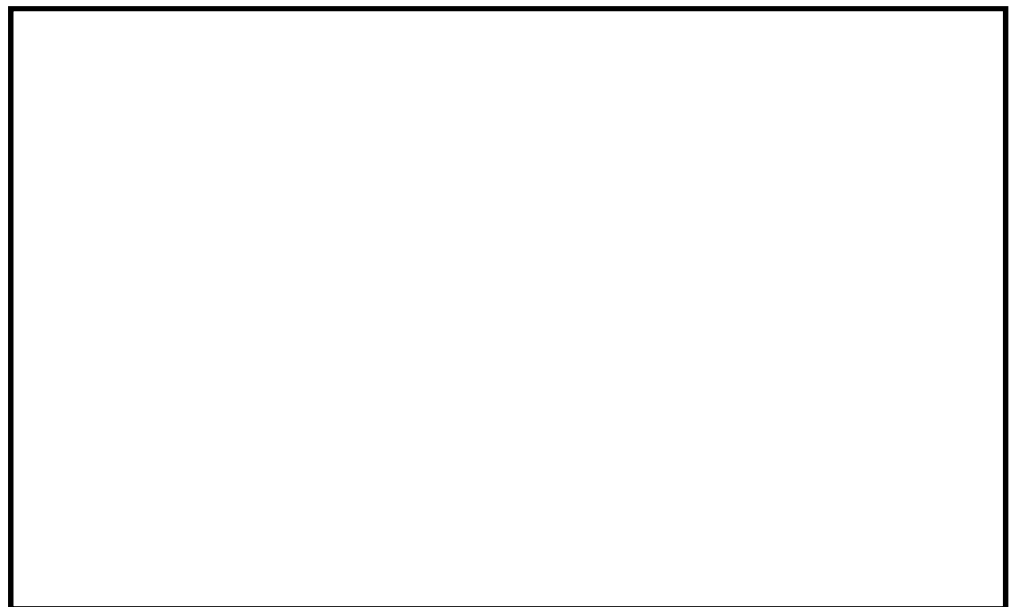




第 3.3.1-1 図 J A V A 試験装置概要

第 3.3.1-1 表 J A V A 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"/>
流 量	<input type="text"/>
蒸 気 割 合	<input type="text"/>
エ ア ロ ゾ 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（J A V A試験）

AREVA社は「J A V A」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、R S K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。J A V A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 J A V A試験条件（無機よう素除去性能試験）

試験条件	
圧力	[] bar[abs] [] kPa[abs])
温度	[] °C
流量	[] m ³ /h
pH	[]
物質	[]

(3) 有機よう素の除去性能試験（J A V A P L U S試験）

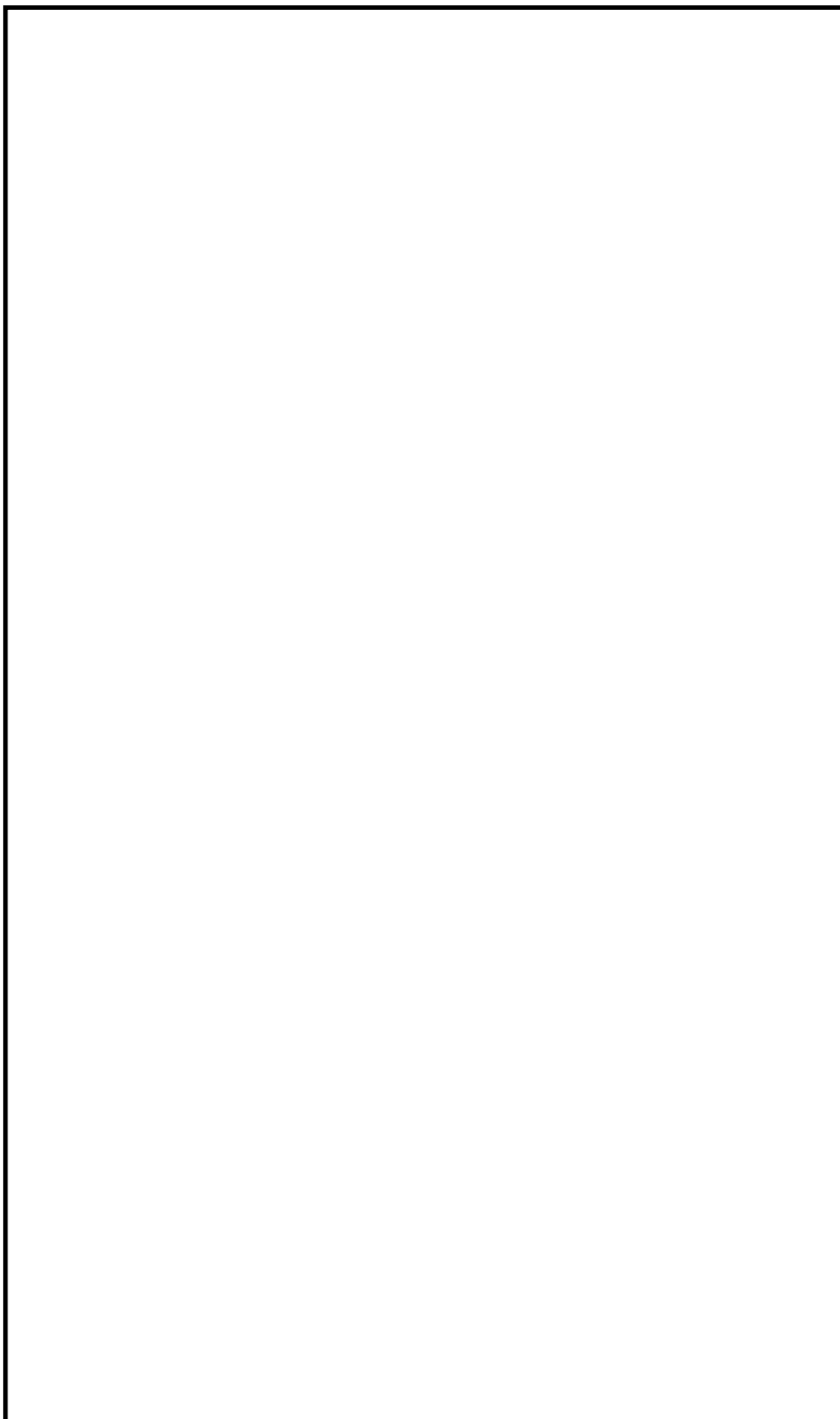
実機使用条件を想定した有機よう素の除去性能を確認するため、AREVA社は「J A V A」試験装置に有機よう素除去部を設けた「J A V A P L U S」試験装置を用いて、2013年より有機よう素の除去性能試験を実施している。

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 J A V A P L U S試験条件（有機よう素除去性能試験）

試験条件	
圧力	[] bar[abs] [] kPa[abs])
温度	[] °C
蒸気割合	[] %
過熱度	[] K
物質	[]



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～4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。

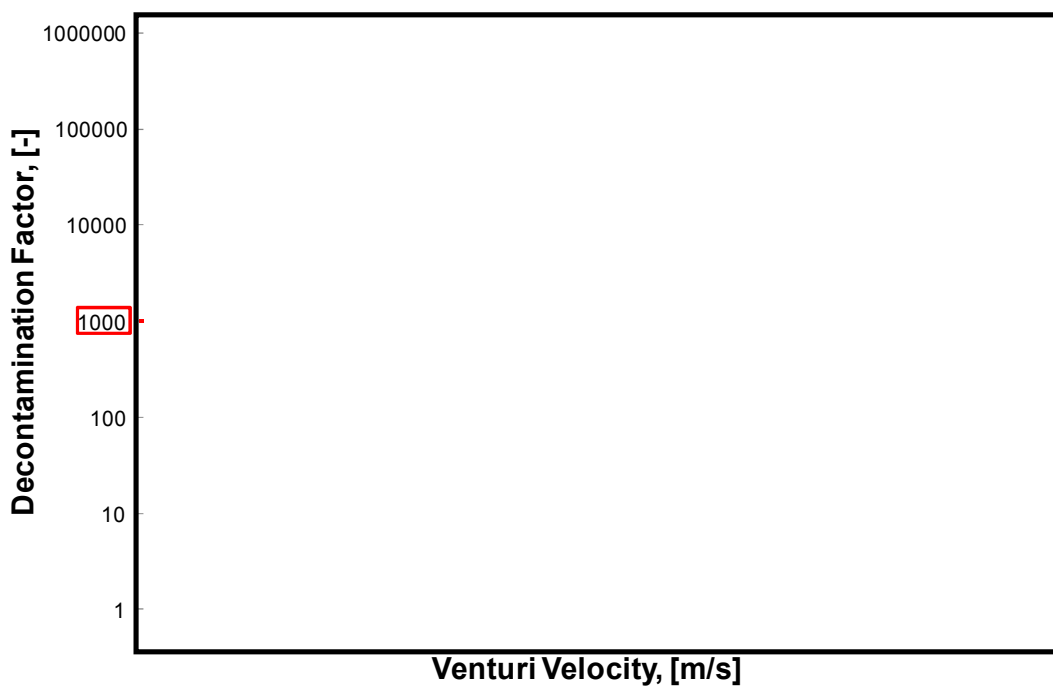
(1) ガス流速

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。

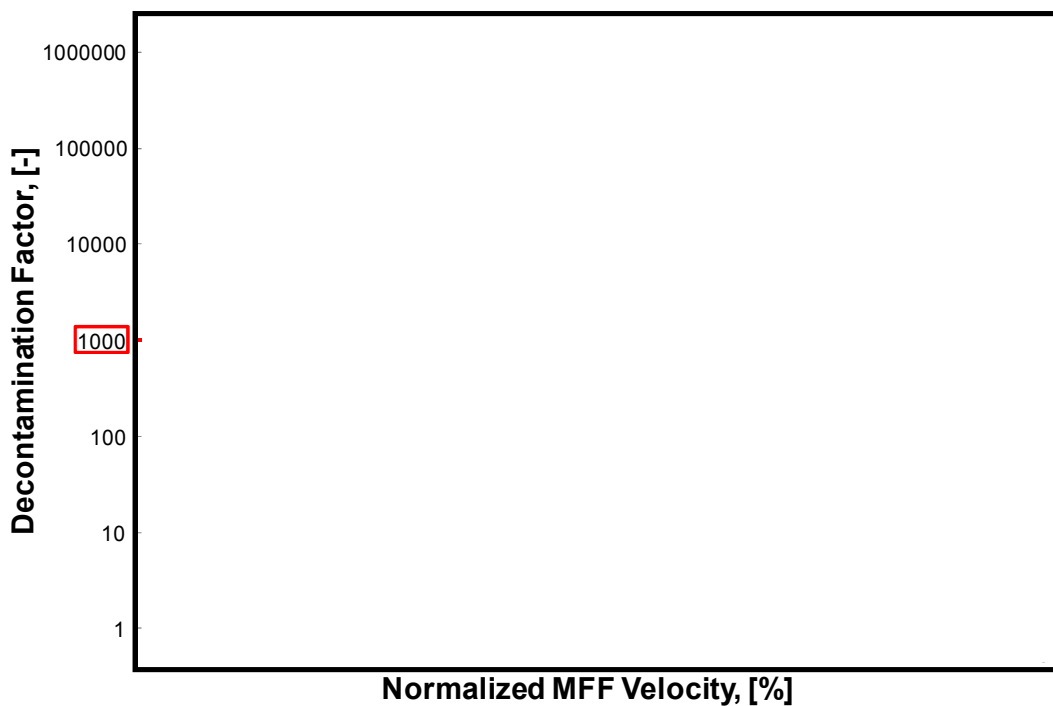
第3.3.2-1図及び第3.3.2-2図にベンチュリノズル部及び金属フィルタ部におけるガス流速に対して整理した性能検証試験結果を示す。

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（ m/s）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DF1000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、DF1000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

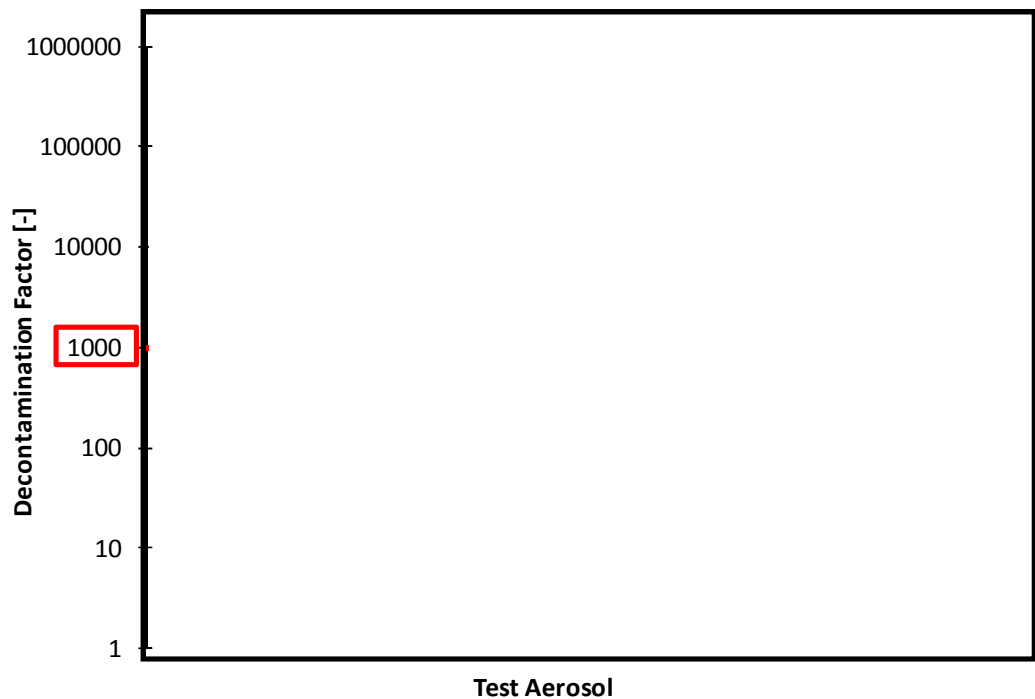


第 3. 3. 2-2 図 金属フィルタ部におけるガス流速に対するベンチュリスクラバと金属フィルタを組み合わせた除去係数

(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： μm ）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 DF1000 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 μm である。試験用エアロゾルとしては質量中央径 を使用し、DF1000 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。

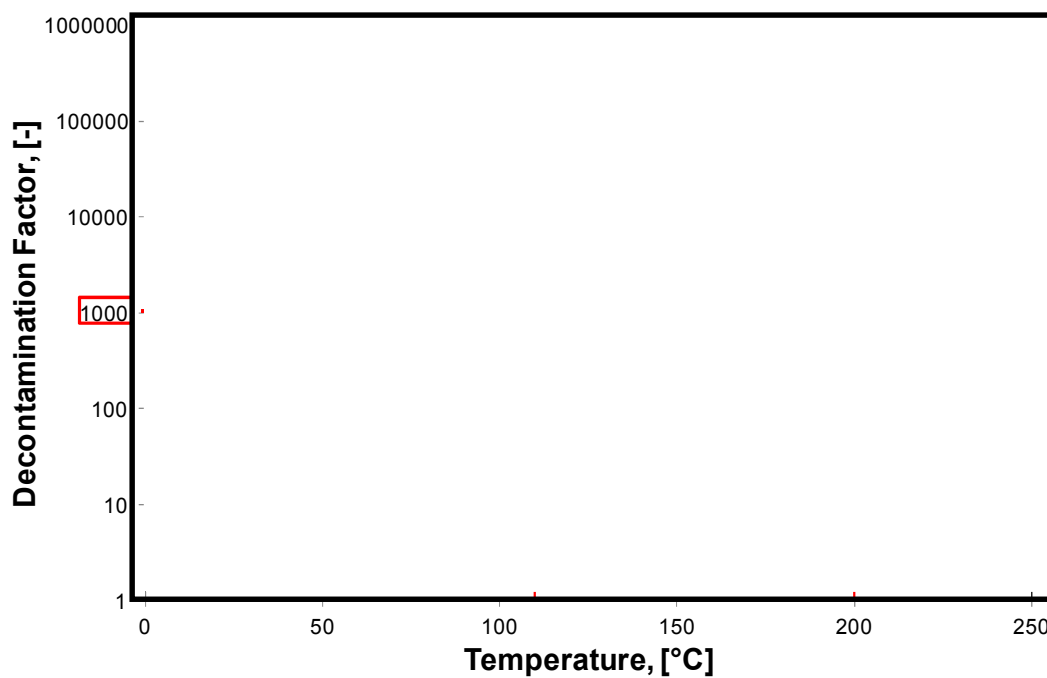


第 3.3.2-3 図 粒径に対する除去係数

(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 DF1000 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。

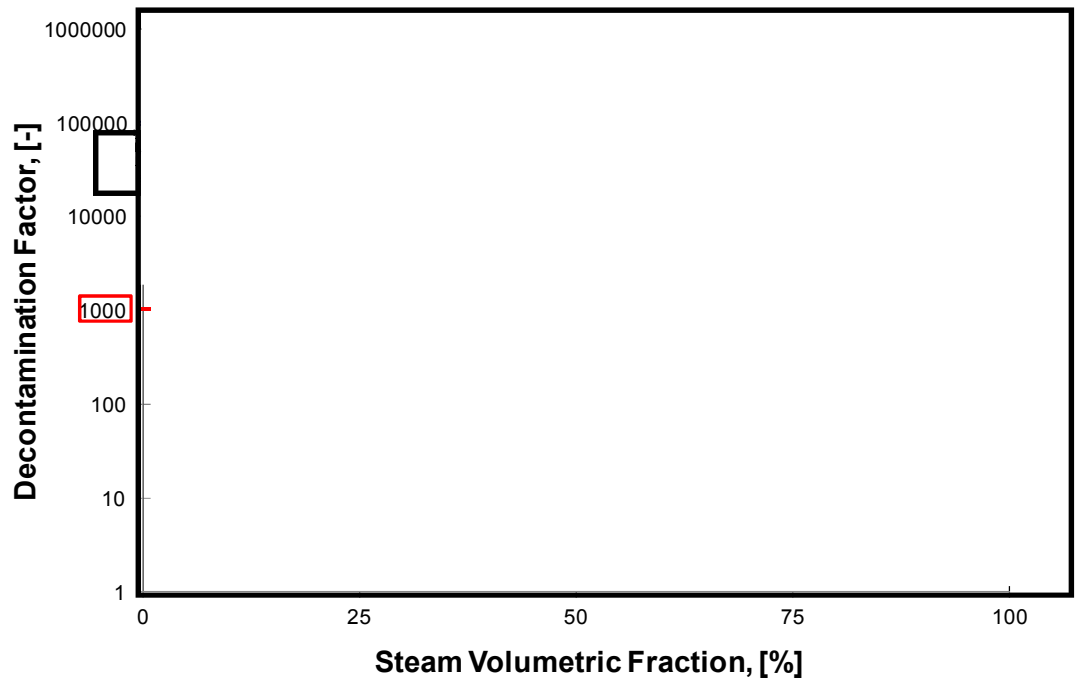


第 3.3.2-4 図 ガス温度に対する除去係数

(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 DF1000 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 ³ /h)	Gas Composition	Contaminated Gas Concentration (mg/m ³)	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 ³ /h)	Gas Composition	Contaminated Gas Concentration (mg/m ³)	Total Removal Efficiency (%)

NT2 補① V-1-8-2 R0

第 3.3.2-3 表 エアロゾル 除去性能試験結果 (1 / 2)

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

第 3.3.2-4 表 エアロゾル 除去性能試験結果 (2 / 2)

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

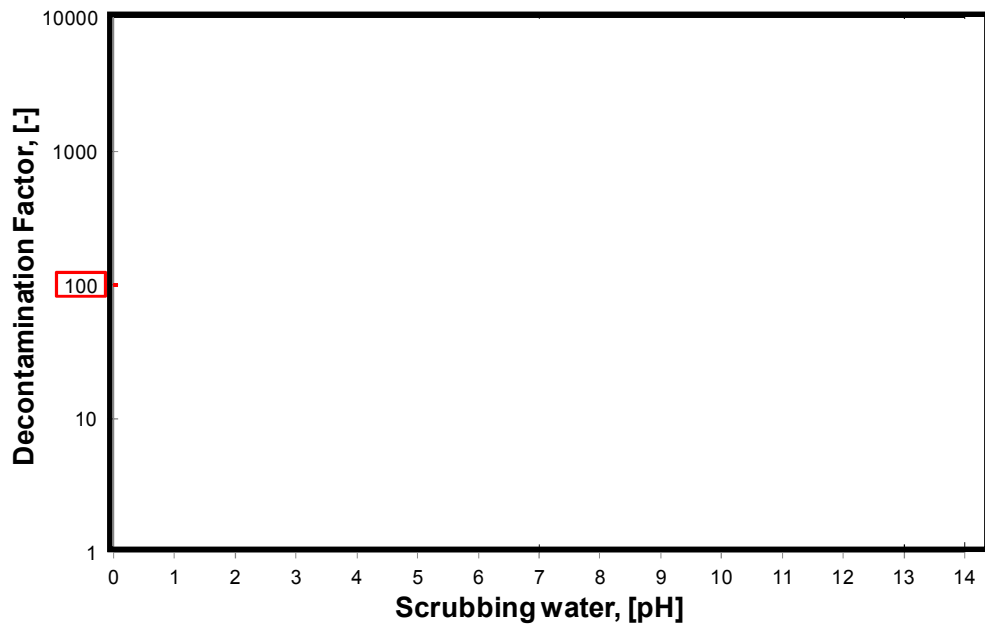
NT2 補① V-1-8-2 R0

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 ³ /h)	Gas Composition	Scrubbing Water (pH)	Removal Efficiency (%)

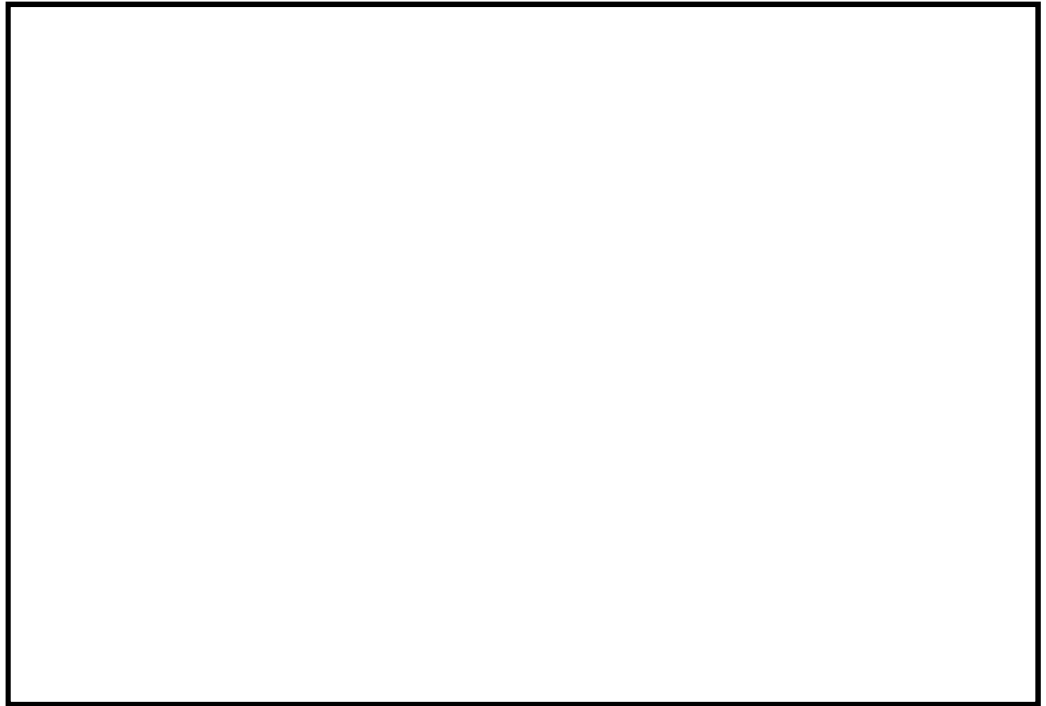
(2) 有機よう素除去性能試験結果

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、J A V A P L U S 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 J A V A P L U S 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 (%)

NT2 補① V-1-8-2 R0

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。

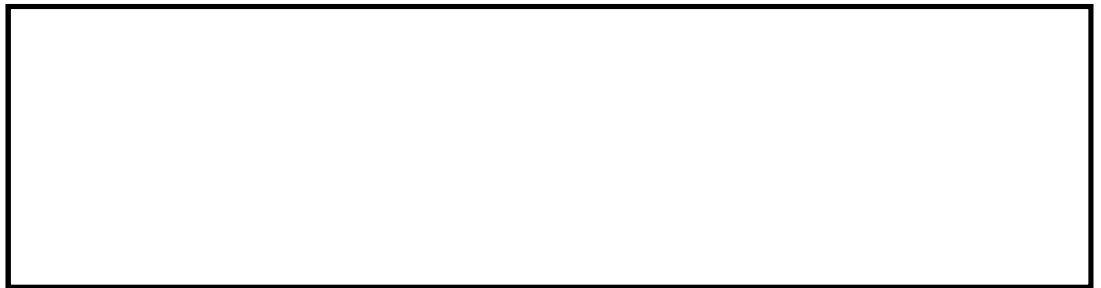
(1) エアロゾルの再浮遊

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。

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。

(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。

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。

(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、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 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。



(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 [redacted] 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 [redacted] 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。

(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。

(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、
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はない。よう素の除去性能への悪影響はない。

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^{※1}。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 4 vol% 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 2.5 vol% 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 5 vol% 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 4 vol% かつ酸素濃度 5 vol% 以上の条件に加えて、着火源又は 500 °C 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 °C 以上の発熱源の不確かさが大きいいため、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（ドライウエル部）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（ドライウエル部）のコンクリートが床面及び壁面共に 30 cm 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 700 kg 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 12.5 vol% であることを踏まえると、無視できると考えられる。

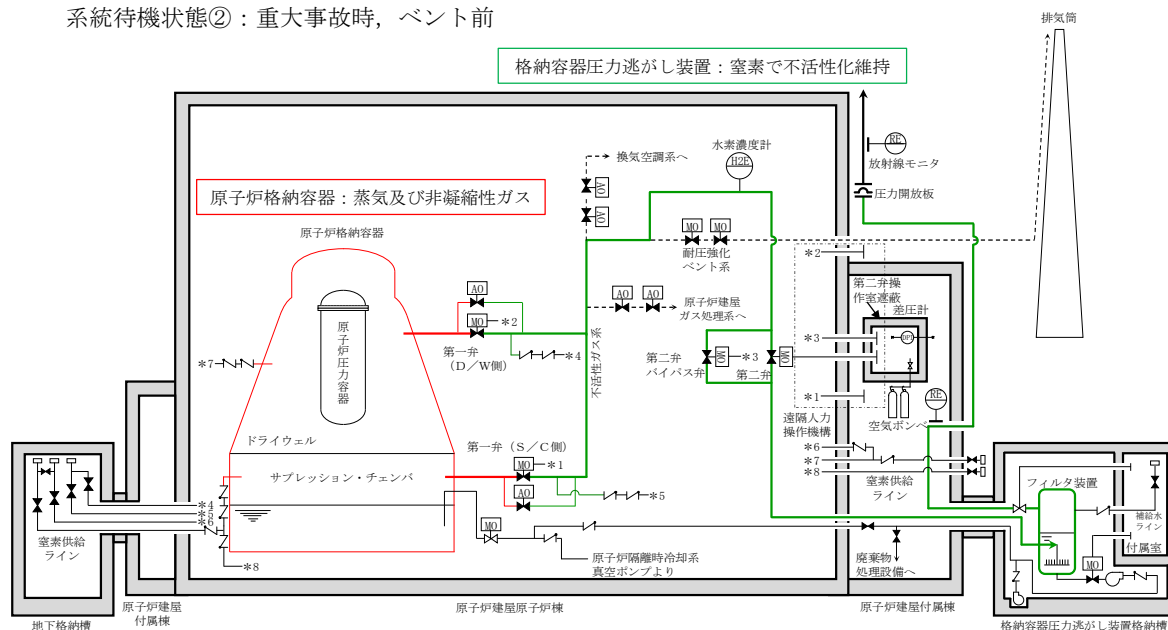
(2) 系統の各運転状態における設計上の考慮

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

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、4.3 vol%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5 vol%に対し、酸素濃度監視設備（格納容器酸素濃度（SA））の測定誤差である±0.6 vol%及び0.1 vol%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（SA））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、5 vol%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。

ドライウェ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

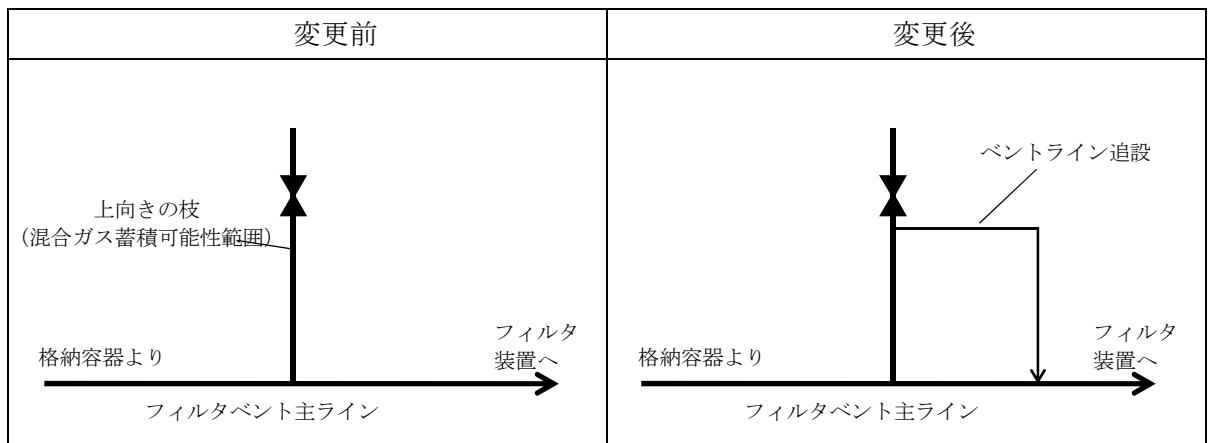
格納容器から圧力開放板までは不活性化されていること及び格納容器内の酸素濃度をドライ条件で可燃限界未満に維持することで、高濃度の水素雰囲気においても水素爆発は発生しないが、圧力開放板以降については、不活性化していない範囲であるため、高濃度の水素と空気が触れることで水素爆発のおそれがある。しかしながら、ベント実施直後は、格納容器からのベントガスによって系統内の窒素が押し出され、圧力開放板以降の空気が排出されることから、放出端までの範囲で高濃度の水素が空気と触れず、水素爆発が発生することはないと考えられる。また、放出端から先については、大気であるものの、大気中には着火源等がなく、水素爆発は発生しないと考えられる。

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お口径等

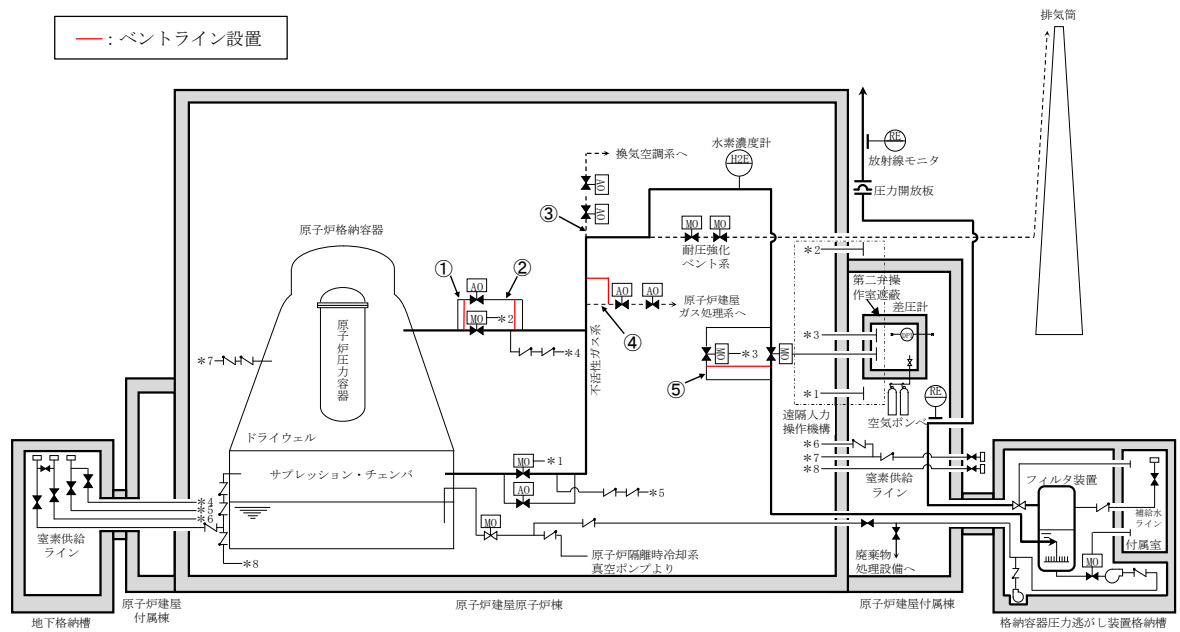
	分岐箇所※	枝管 長さ L(m)	枝管 内径 D(m)	L/D (-)	混合ガス蓄積可能性
①	ドライウエル側第一弁 バイパスライン (上流側)	4.006	0.0495	80.9	有
②	ドライウエル側第一弁 バイパスライン (下流側)	1.115	0.0495	22.5	有
③	換気空調系ライン	0.755	0.5906	1.28	無
④	原子炉建屋ガス処理系 ライン	5.073	0.5906	8.59	有
⑤	第二弁バイパス弁 (下流側)	7.043	0.4286	16.4	有

※：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。

NT2 補① V-1-8-2 R0



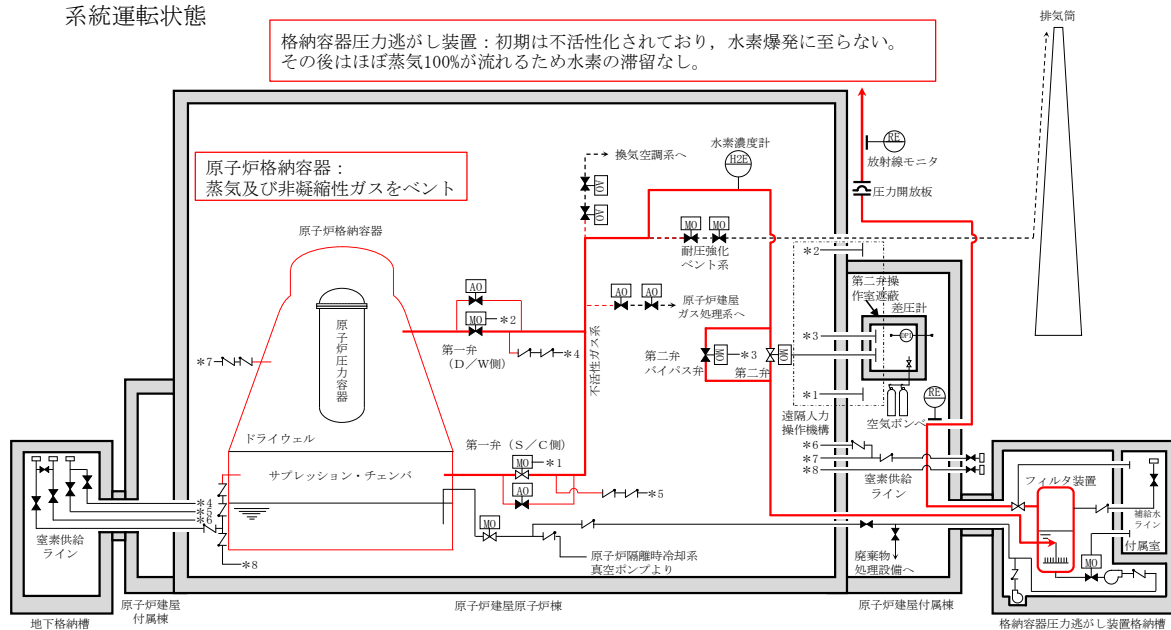
第3図 枝管へのベントラインの追設 (混合ガス蓄積防止)



第4図 ベントライン設置概要図

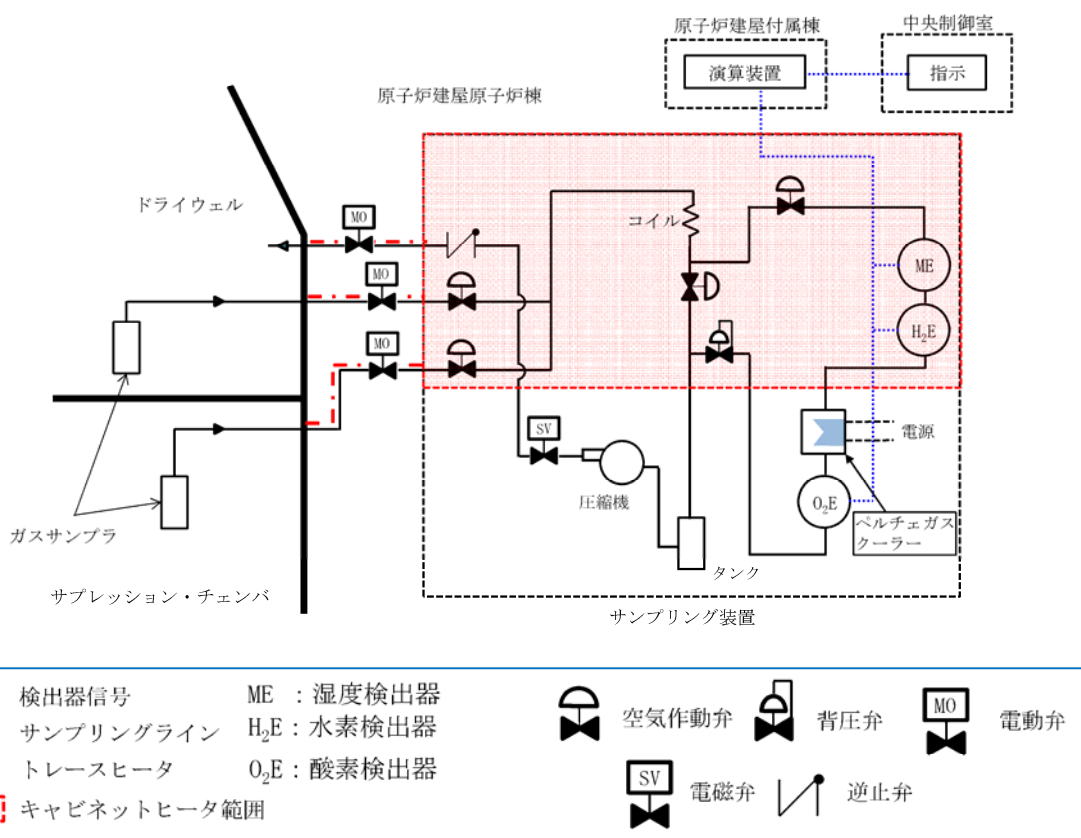
この系統状態における水素爆発防止対策概要を第5図に、酸素濃度監視設備（格納容器酸素濃度（SA））の概要図を第6図に、有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用しない場合）」における格納容器の気相濃度の推移を第7図及び第8図に示す。なお、図に示す格納容器の水素及び酸素の気相濃度については、MAAP解析に基づく水-ジルコニウム反応により発生する水素に加え、MAAP解析で考慮していない水の放射線分解によって発生する水素及び酸素についても考慮している。

系統運転状態



第5図 水素爆発防止対策（系統運転状態）

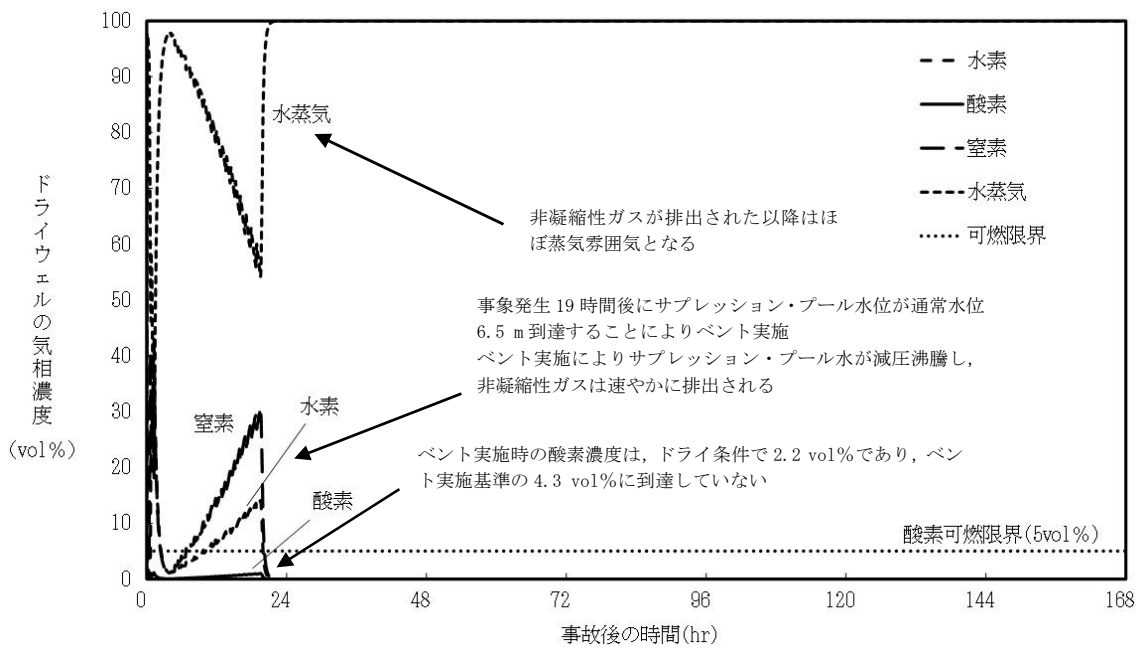
NT2 補① V-1-8-2 R0



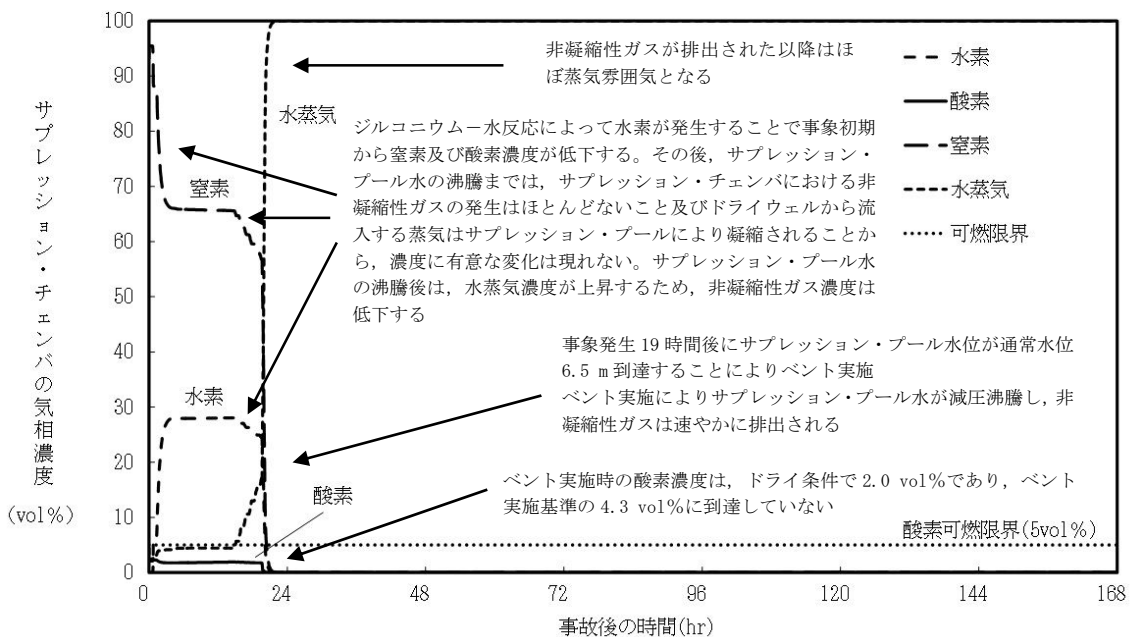
計測周期：サンプリング装置は、格納容器内ガスのサンプリングから、測定、排出までの工程を約3分で行う。

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しない場合）」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しない場合）」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変化する比例関係にあり、以下のとおり、酸素濃度は 0.1 vol%未満となるため系統内で水素爆発することはない。

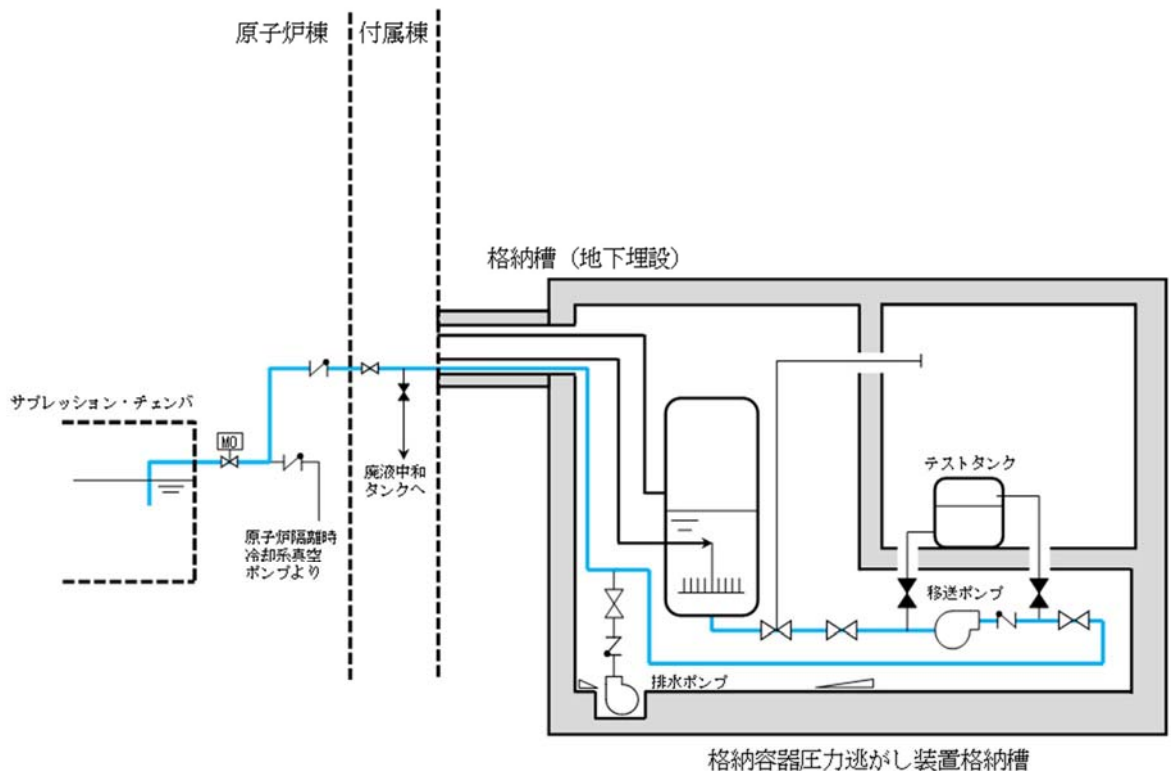
- ・スクラビング水の沸騰を考慮し、酸素発生量の G 値は 0.2 とする。
- ・スクラビング水の放射線吸収割合は 1.0 とする。

$$\begin{aligned} \text{○蒸気発生量} &= [\text{崩壊熱 (MW)}] \times 1000 / ([\text{飽和蒸気比エンタルピ}] - \\ &\quad [\text{飽和水比エンタルピ}]) \times 1000 / \text{分子量} \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600 \\ &= [\text{崩壊熱 (MW)}] \times 1000 / ((2675.57 - 419.10) \times 1000 / 18 \times 22.4 \times \\ &\quad 10^{-3} \times 3600) \\ &= 1985.4 \times [\text{崩壊熱 (MW)}] \text{ Nm}^3/\text{h} \end{aligned}$$

$$\begin{aligned}
 \text{○酸素発生量} &= [\text{崩壊熱 (MW)}] \times 10^6 \times [\text{G値}] / 100 \\
 &\quad / (1.602 \times 10^{-19}) / (6.022 \times 10^{23}) \times 22.4 \times 10^{-3} \\
 &\quad \times 3600 \times [\text{放射線吸収割合}] \\
 &= [\text{崩壊熱 (MW)}] \times 10^6 \times 0.2 / 100 / (1.602 \times 10^{-19}) / (6.022 \times 10^{23}) \times \\
 &\quad 22.4 \times 10^{-3} \times 3600 \times 1 \\
 &= 1.68 \times [\text{崩壊熱 (MW)}] \text{ Nm}^3 / \text{h} \\
 \text{○酸素濃度} &= \text{酸素発生量} / (\text{蒸気発生量} + \text{酸素発生量}) \\
 &= 0.085 \%
 \end{aligned}$$

(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共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、空気の流入による影響はない。

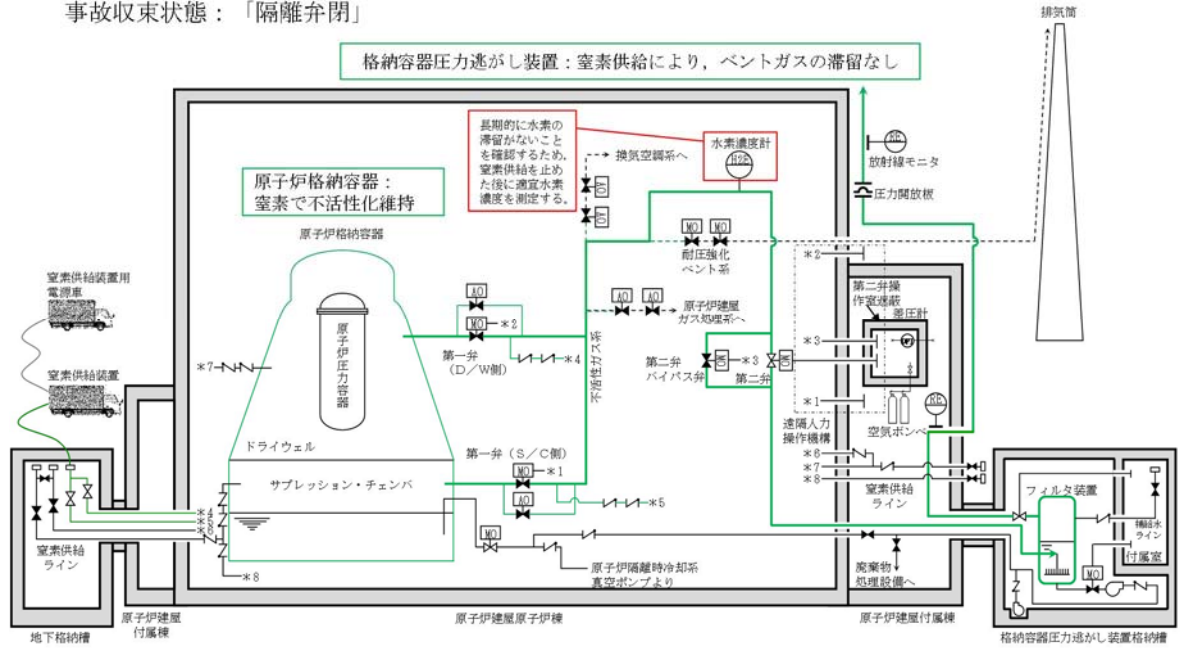


注) 系統構成は現在の計画

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)

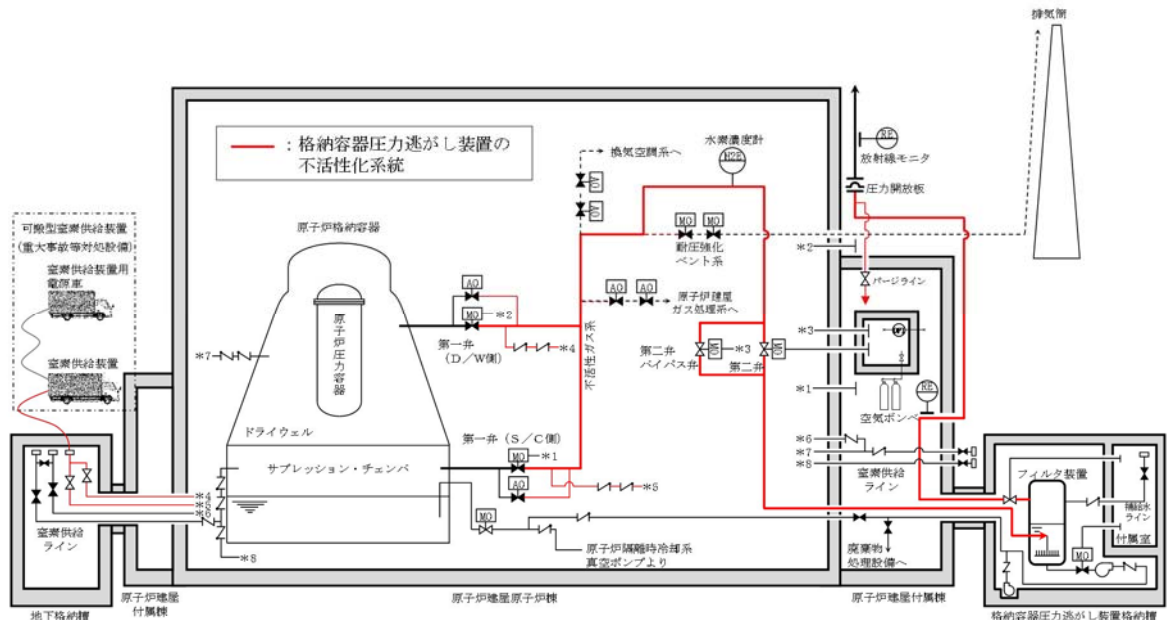
NT2 補① V-1-8-2 R0

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。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 11 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 11 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)^[1]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しない場合)」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12図に示す。10 vol%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13図に示す。第13図は格納容器内雰囲気と壁面に5℃の温度差がある場合のミキシング効果を示しており、10 vol%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℃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^[2]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。

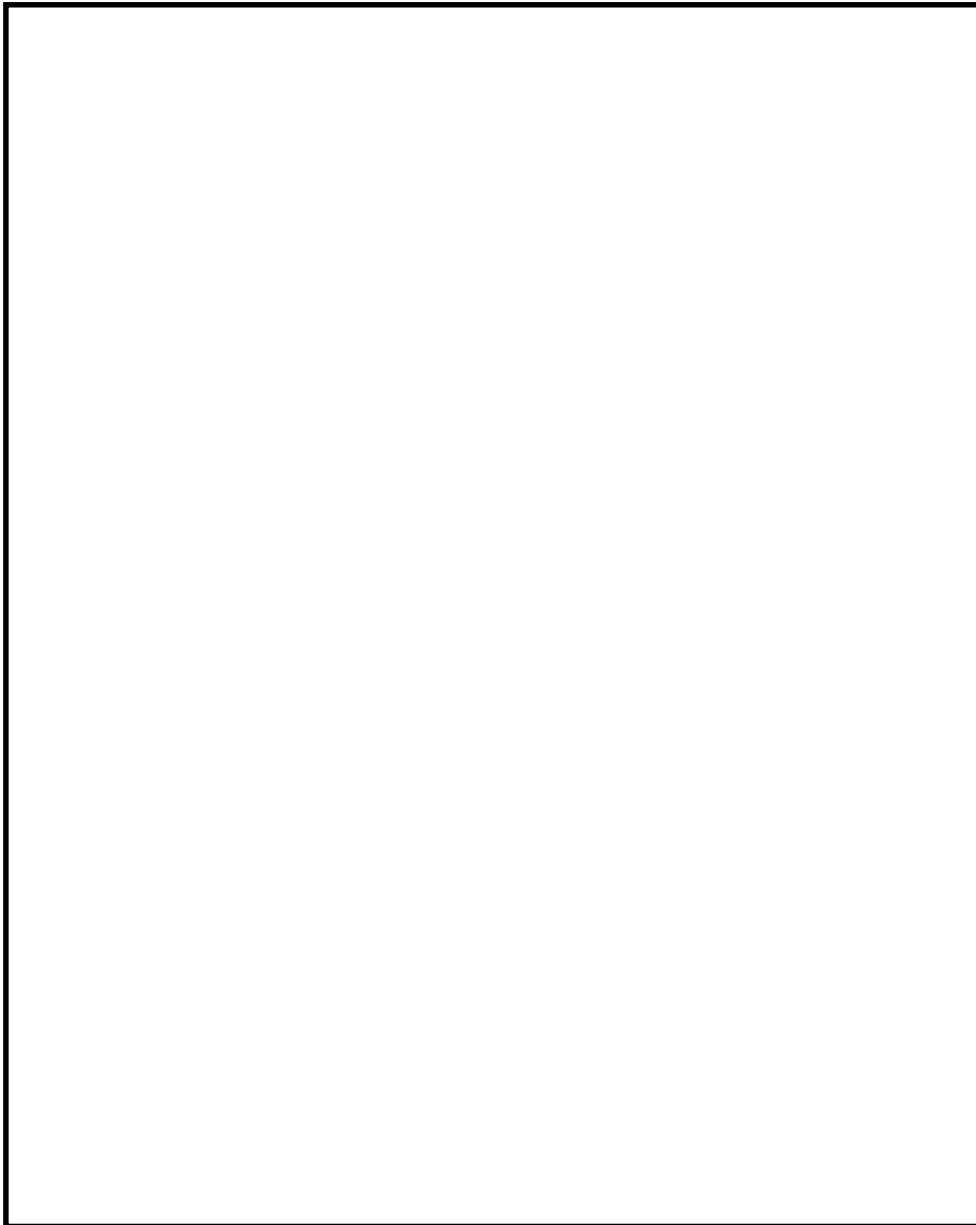
[1] 共同研究報告書、格納容器内ミキシング確認試験に関する研究(S57年度)

[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 12 図 格納容器スプレイ実施時のガス濃度変化

NT2 補① V-1-8-2 R0



第 13 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

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 1 Pd 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 2 Pd 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。

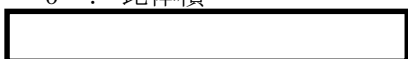


$$V [m^3 / s] = m_{システム} [kg / s] \cdot \sigma [m^3 / kg] \dots \dots \dots (式 4)$$

V : 体積流量

m : 質量流量

σ : 比体積



NT2 補① V-1-8-2 R0



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。

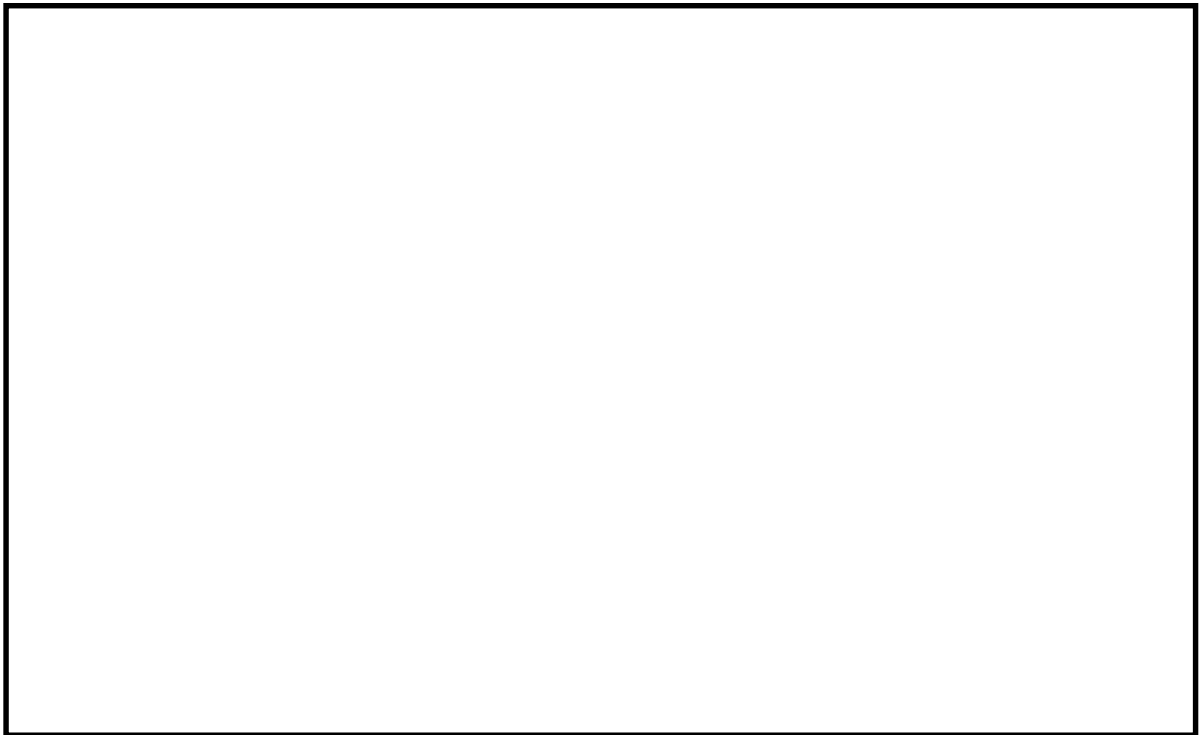


第 1 表 格納容器圧力に対する体積流量（概算評価）

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 ³ /s (相対比) ^{※1}
620 (2 Pd)				
310 (1 Pd)				

※1 格納容器圧力 1 Pd 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 2 図 格納容器圧力逃がし装置の流量特性

移送ポンプの設定根拠について

フィルタ装置のベント停止後の放射性物質を含んだ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ため設置する。

ポンプ仕様

名 称		移送ポンプ
容 量	m ³ /h/個	10
揚 程	m	40
最高使用圧力	MPa	2.5
最高使用温度	℃	200
原動機出力	kW/個	7.5
個 数	—	1

1. 容量の設定根拠

重大事故等対処設備として使用する移送ポンプの容量は、スクラビング水（上限水位において約 57.4 m³）を 6 時間程度でサブプレッション・チェンバに移送可能な容量とし、10 m³/h とする。

2. 揚程の設定根拠

移送ポンプの揚程は、下記を考慮して決定する。

- ① 水源と移送先の圧力差：0 m

フィルタ装置及びサブプレッション・プールは大気圧状態にて使用する。

- ② 静水頭：22.1 m

フィルタ格納層床レベル (EL. -12.8 m) とサブプレッション・プール水位（真空破壊弁中心から 1m 下 (EL. 9.3m)）を想定）のレベル差

- ③ 配管・機器圧力損失：16 m

- ④ 合計：38.1 m

重大事故等対処設備として使用する移送ポンプの揚程は、④の合計以上とし、40 m とする。

3. 最高使用圧力の設定根拠

移送ポンプの最高使用圧力は、下記を考慮して決定する。

- ① 静水頭：0.06 MPa

$$5.9 \text{ m} \times 0.00980665 \doteq 0.06 \text{ MPa}$$

5.9 m：フィルタ格納層床レベル (EL. -12.8 m) とスクラビング水上限水位 (EL. -6.9 m) のレベル差

- ② 締切揚程：1.96 MPa

$$200 \text{ m} \times 0.00980665 \doteq 1.96 \text{ MPa}$$

200 m : 移送ポンプ締切り揚程 (許容最高全揚程)

③ 合計 : 2.02 MPa

移送ポンプの最高使用圧力は、③の合計を上回る圧力とし、2.5 MPa とする。

4. 最高使用温度の設定根拠

重大事故等対処設備として使用する移送ポンプの最高使用温度は、フィルタ装置の最高使用温度に合わせ、200 °C とする。

5. 原動機出力の設定根拠

移送ポンプの原動機出力は、下記の式により、容量及び揚程を考慮して決定する。

$$P_w = 10^{-3} \times \rho \times g \times Q \times H$$

$$\eta = \frac{P_w}{P} \times 100$$

(引用文献：日本工業規格 J I S B 0 1 3 1 (2002) 「ターボポンプ用語」)

$$P = \frac{10^{-3} \times \rho \times g \times Q \times H}{\eta / 100}$$

P : 軸動力 (kW)

P_w : 水動力 (kW)

ρ : 密度 (kg/m³) = 1000

g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665

Q : 容量 (m³/s) = 10/3600

H : 揚程 (m) = 40

η : ポンプ効率 (%) (設計計画値) =

$$P = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{10}{3600}\right) \times 40}{\text{} / 100} = \text{} \div \text{$$

上記から、移送ポンプの原動機出力は、軸動力を上回る出力とし、7.5 kW/個 とする。

6. 個数の設定根拠

重大事故等対処設備として、放射性物質を含んだスクラビング水をサプレッション・チェンバへの移送するために必要な個数 1 個設置する。

静的触媒式水素再結合器の設計

目次

1. 概要	別添2-1
1.1 設置目的	別添2-1
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	別添2-1
2.1 水素濃度制御設備	別添2-1
2.1.1 水素濃度制御設備の主要仕様	別添2-1
2.1.2 水素濃度制御設備の設計方針	別添2-4
2.1.3 水素濃度制御設備の設計仕様	別添2-6
2.1.4 原子炉建屋原子炉棟の水素挙動	別添2-15
2.1.4.1 解析条件	別添2-23
2.1.4.2 解析結果	別添2-33
2.2 水素濃度監視設備	別添2-40
2.2.1 水素濃度監視設備の概要	別添2-40
2.2.2 水素濃度監視設備の主要仕様	別添2-40
2.3 参考文献	別添2-47

別紙

別紙1 PARの性能確認試験について	別添2-48
--------------------	--------

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、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、中央制御室等にて監視可能であり、代替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、想定される事故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、中央制御室等にて監視可能であり、代替電源設備から給電可能な設計とする。

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、欧米で納入実績のある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、酸素）を再結合させて、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ており、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ており、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、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し、水素処理に適切なガスの流れとなるよう設計されている。

PARは、周囲の水素の濃度上昇に応じて結合反応を開始する。触媒反応により水素と酸素を結合させ、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、結合反応を維持する。触媒を通過したガス及び結合反応により生じた水蒸気は、PARの上方の排気口より空間内に拡散する。

したがって、PARは、電源及び起動操作を必要とせず、水素、酸素があれば自動的に反応を開始する設備である。

P A R主要仕様を第2. 1. 1-1表， P A R概要図を第2. 1. 1-1図に示す。

第2. 1. 1-1表 P A R主要仕様

a. ハウジング

全高	<input type="text"/>
幅	<input type="text"/>
奥行	<input type="text"/>
材料	ステンレス鋼 <input type="text"/>

b. 触媒カートリッジ

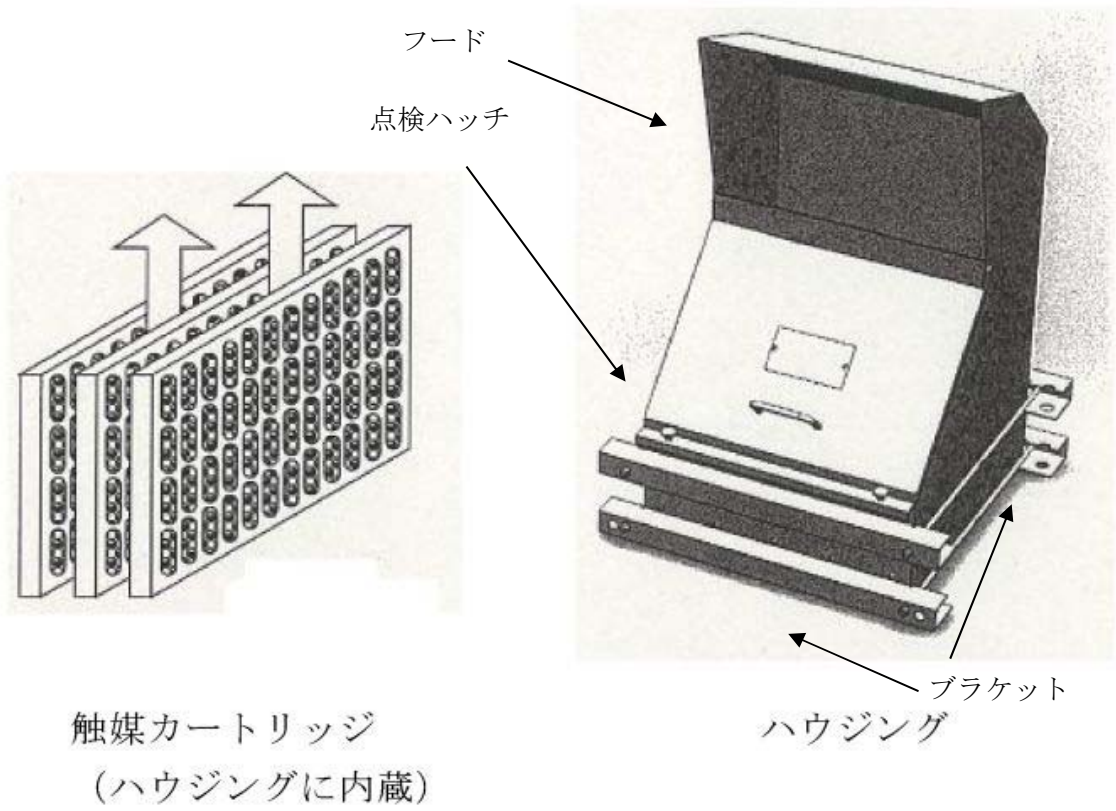
全高	<input type="text"/>
幅	<input type="text"/>
奥行	<input type="text"/>
材料	ステンレス鋼 <input type="text"/>
数量	22枚 (P A R1基当たり)

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. 50 kg/h (1基当たり)
(水素濃度4 vol%， 大気圧， 温度100 ℃において)

e. 最高使用温度 300 ℃



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た場合において格納容器から、多量の水素が原子炉建屋原子炉棟へ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。

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（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1400 kg (A F C (燃料有効部被覆管) 100 %相当)	約700 kg (ジルコニウム-水反応, 金属腐食, 水の放射線分解考慮)
格納容器漏えい率	10 %/day (一定)	約1.3 %/day (最大)

a. 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での水素発生量を考慮しても約700 kgとなるが、更に過酷な条件として、約1400 kg（A F C（燃料有効部被覆管）100 %相当）が発生するものとしてP A Rを設計する。

b. 格納容器漏えい率について

重大事故等発生時に格納容器圧力が設計圧力を超える場合の格納容器漏えい率は以下のA E C (Atomic Energy Commission) の式から設定する。重大事故等発生時は、格納容器圧力が設計圧力の2倍（以下「2 Pd」という。）を超えないように運用するため、2Pdにおける格納容器漏えい率が最大漏えい率となり、事故時条件として200 ℃、2 Pd、A F C 100 %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：39 %、窒素：21 %、水蒸気：40 %）を踏まえると、A E C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、P A Rを設計する。

(AECの式)

$$L = L_o \cdot \sqrt{\frac{(P_t - P_a) \cdot R_t \cdot T_t}{(P_b - P_a) \cdot R_b \cdot T_b}}$$

L : 格納容器漏えい率

L_o : 設計漏えい率

P_t : 格納容器内圧力

P_a : 格納容器外圧力

P_b : 格納容器設計圧力

R_t : 事故時の気体定数

R_b : 空気の気体定数

T_t : 格納容器内温度

T_b : 格納容器設計温度

2.1.3 水素濃度制御設備の設計仕様

P A R 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	0.50 kg/h (1基当たり)
P A R 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によって表される。

$$D R = A \times \left(\frac{C_{H_2}}{100} \right)^{1.307} \times \frac{P}{T} \times 3600 \times S F \quad \dots\dots\dots \text{式 (2.1)}$$

D R : 水素処理容量 [kg/h/基]

A : 定数

C_{H₂} : P A R 入口水素濃度 [vol%]

P : 圧力 [10⁵ 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 P A R 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 P A R 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。

これらに第2.1.3-2表の条件を設定し、P A R 1基当たりの水素処理容量は、0.50 kg/h/基 (水素濃度4 vol%，大気圧，100 ℃) 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_{H_2}	水素の可燃限界濃度4vol%未満に低減するため、4 vol%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、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(101325 Pa)とする。
温度 T	保守的に100 °C (373.15 K) 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(Fi)を乗じた式(2.2)を用いる。

反応阻害物質ファクタとは、重大事故等時に格納容器内に存在するガス状水素による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 kg/h/基)に0.5を乗じた0.25 kg/h/基とする。

$$DR = A \times \left(\frac{C_{H_2}}{100} \right)^{1.307} \times \frac{P}{T} \times 3600 \times SF \times F_i \quad \dots\dots\dots \text{式 (2.2)}$$

- DR : 水素処理容量 [kg/h/基]
- A : 定数 [=13.748]
- C_{H_2} : PAR入口水素濃度 [vol%]
- P : 圧力 [10^5 Pa]
- T : 温度 [K]
- SF : スケールファクタ [=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PAR設計条件を踏まえ、PARを24基設置する。

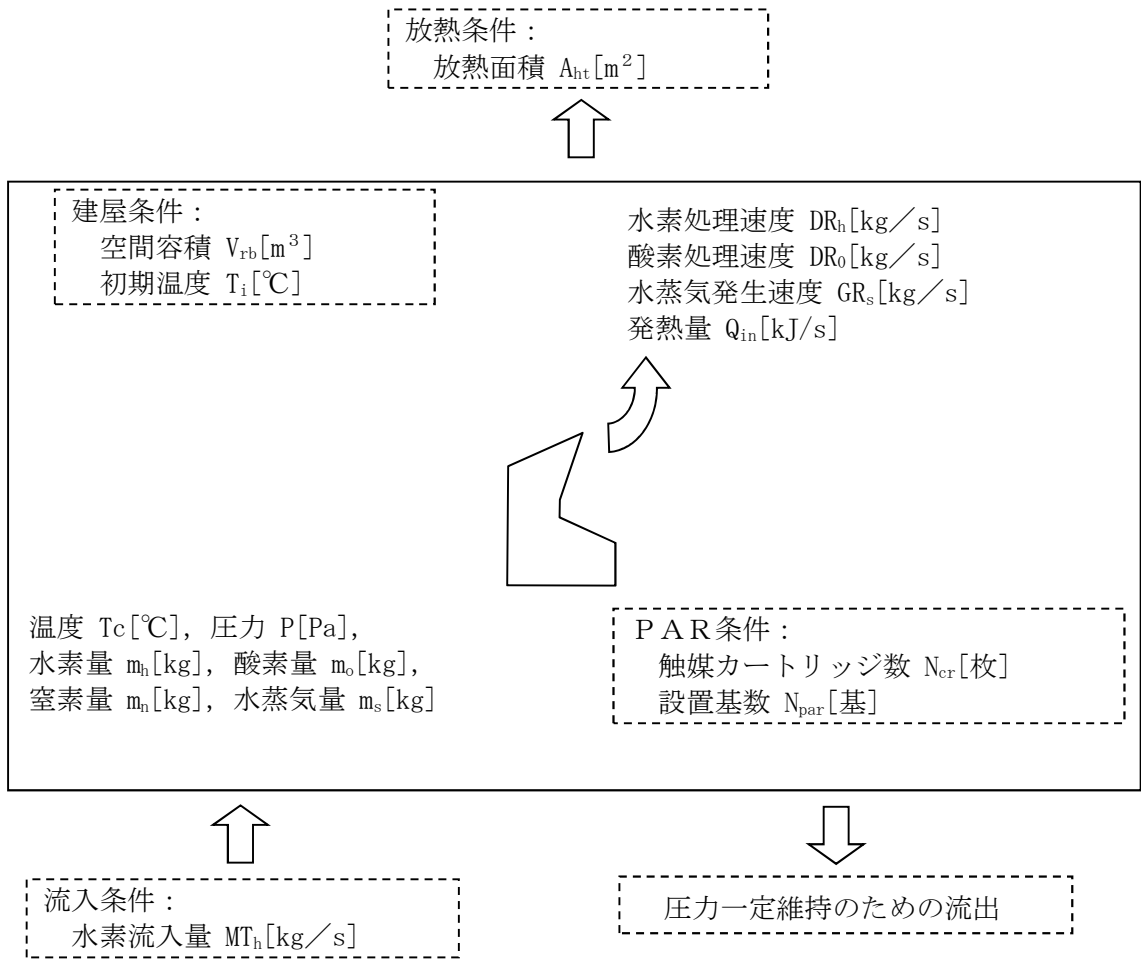
$$\begin{aligned} \text{PAR設置基数} &= \text{水素発生量} \times \text{格納容器漏えい率} / 24 \text{ [h/day]} / \text{設計水素処理容量} \\ &= 1400 \text{ [kg]} \times 10 \text{ [%/day]} / 24 \text{ [h/day]} / 0.25 \text{ [kg/h/基]} \\ &= 23.3 \text{ [基]} \end{aligned}$$

また、PAR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PARを設置することから、上記で設定したPAR設置基数に対して、評価を行った。

a. 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。評価対

象の空間内は、均一に混合するものとして、質量、エネルギーバランスにより、水素濃度、温度の時間変化を評価する。



第 2.1.3-1 図 評価モデル

b. 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、格納容器破損を防止するための重大事故等対処設備により、炉心損傷後であっても格納容器の健全性を維持するための措置を講じている。したがって、格納容器の健全性が維持されることにより、原子炉建屋原子炉棟への気体の漏えい率は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、格納容器設計漏えい率を大きく上回る格納容器漏えい率 (10 %/day) の状態で水素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

PARについては、以下の条件で評価する。

- ・水素処理容量：0.5 kg/h/基
- ・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
格納容器条件	格納容器容積 想定格納容器漏えい率	m ³ %/day	9800 10
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 ³ °C kPa [gage] vol% vol% vol%	29800 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 ² W/m ² /K	40 5000 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

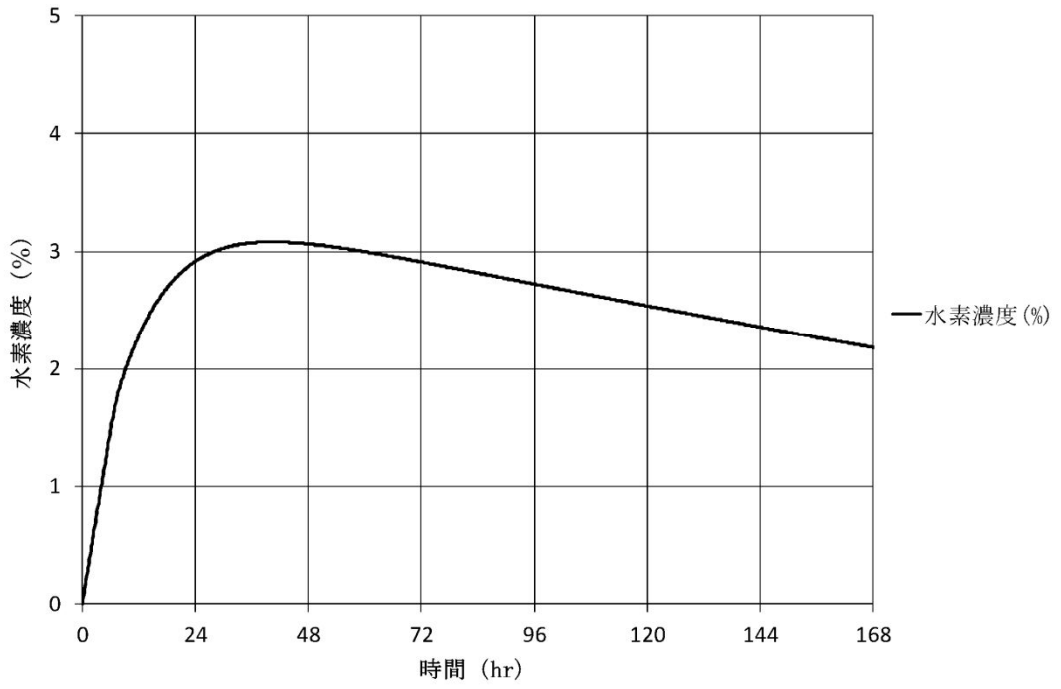
c. 評価結果

第2.1.3-2図に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図に原子炉建屋原子炉棟6階の雰囲気温度の時間変化及び第2.1.3-4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示す。

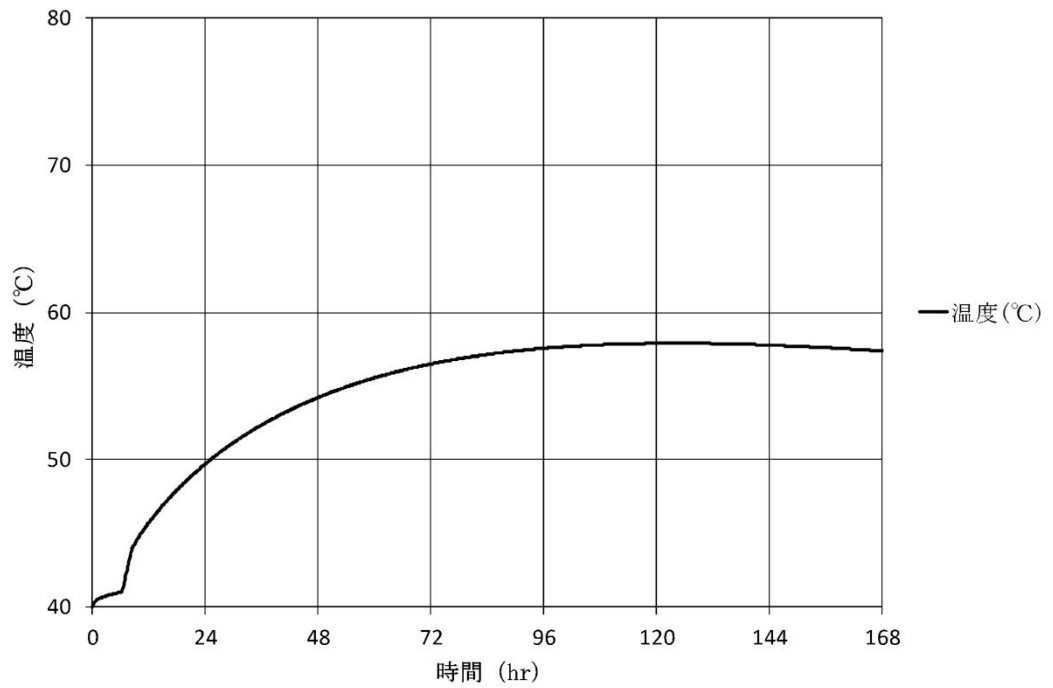
格納容器からのガスの漏えいにより雰囲気温度が上昇するが、外気への放熱とのバランスにより、雰囲気温度は、一時的に約41 °Cの一定値に近づく。格納容器から漏えいする水素により、原子炉建屋原子炉棟6階雰囲気の水素濃度は、上昇するが、約6.3時間後に1.5 vol%に到達すると、P A Rによる水素の再結合処理が開始し、水素の再結合による発熱で雰囲気温度が更に上昇する。原子炉建屋原子炉棟6階からのガスの流出量は、雰囲気温度の上昇率に応じて膨張した気体分だけ増加するが、雰囲気温度が一定値に近づくとともに、格納容器からのガスの漏えい量の約0.05 kg/sに近づく結果となる。格納容器からの漏えいエネルギー、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、雰囲気温度は、最終的に約58 °Cの一定値に近づく。一方、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、雰囲気の水素濃度は、最大値3.1 vol%となった後、減少に転じる結果となっている。

以上より、P A R 24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4 vol%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

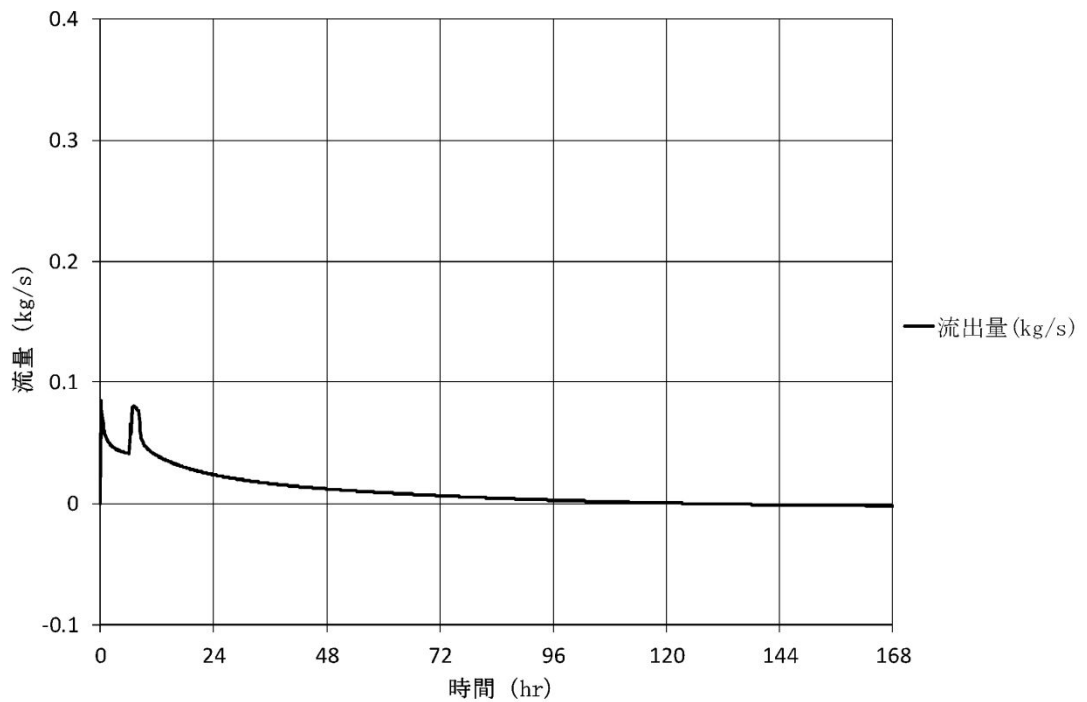
ことができる。



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) PAR設置箇所

炉心の著しい損傷が発生し、格納容器内に水素が蓄積した状態では、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。

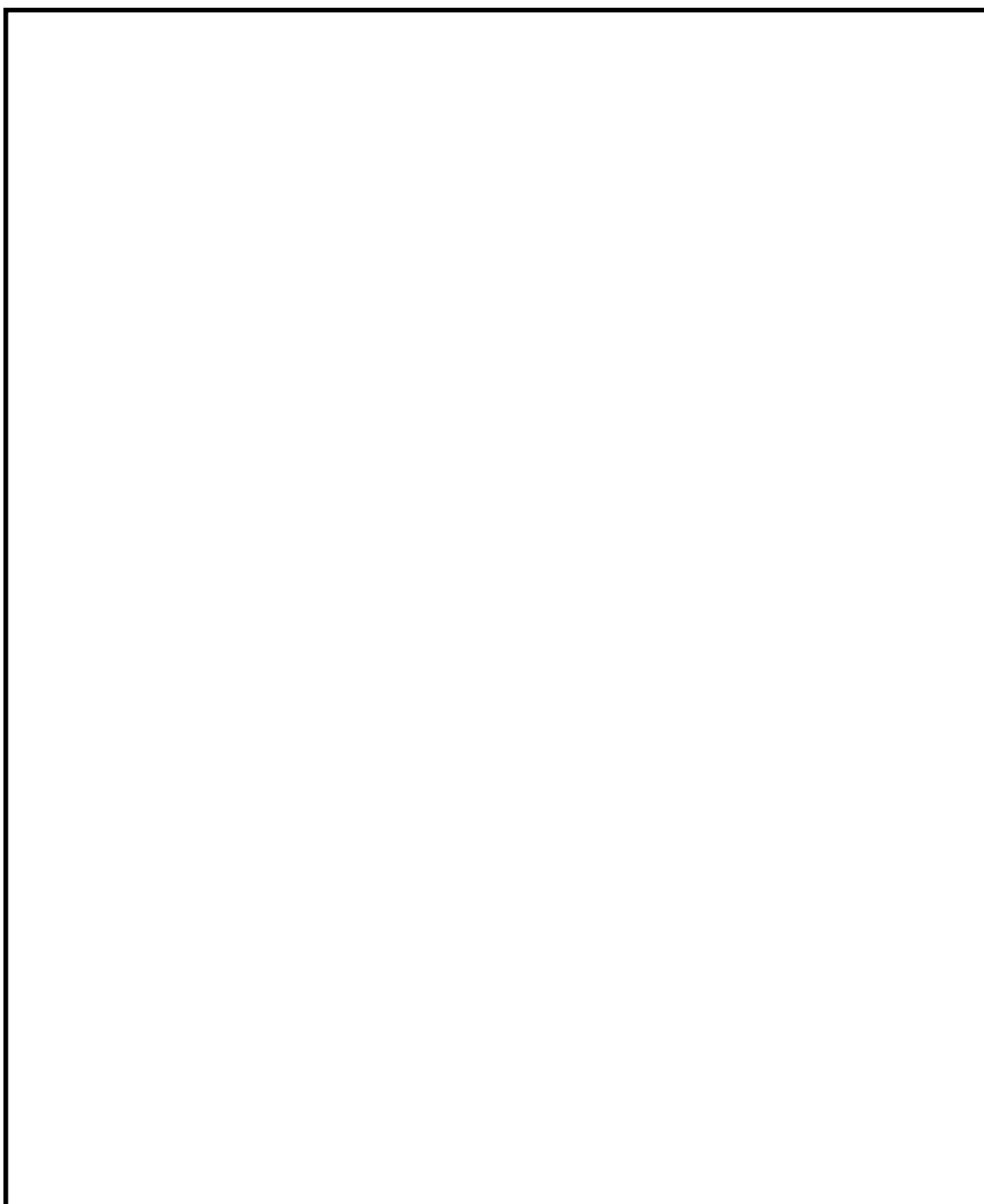
PARは、水素が最も蓄積されると想定される原子炉建屋原子炉棟6階に設置する。PAR設置箇所の概略配置図を第2.1.3-5図に、PAR設置概要図を第2.1.3-6図に示す。

なお、PARの動作状況を監視することができるよう、2基のPARに温度計を設置する。

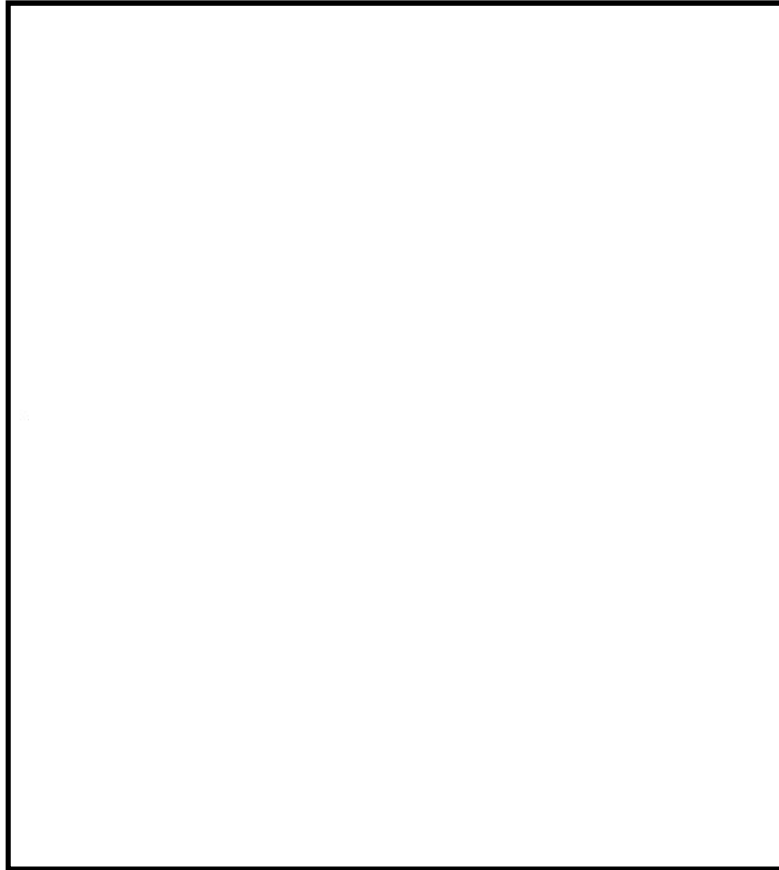
【考慮事項】

- ・耐震性確保のため、支持構造物に十分な強度をも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、PARの給排気に十分な空間が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、PAR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箇所に設置する。

NT2 補① V-1-8-2 R0



第2.1.3-5図 P A R概略設置図



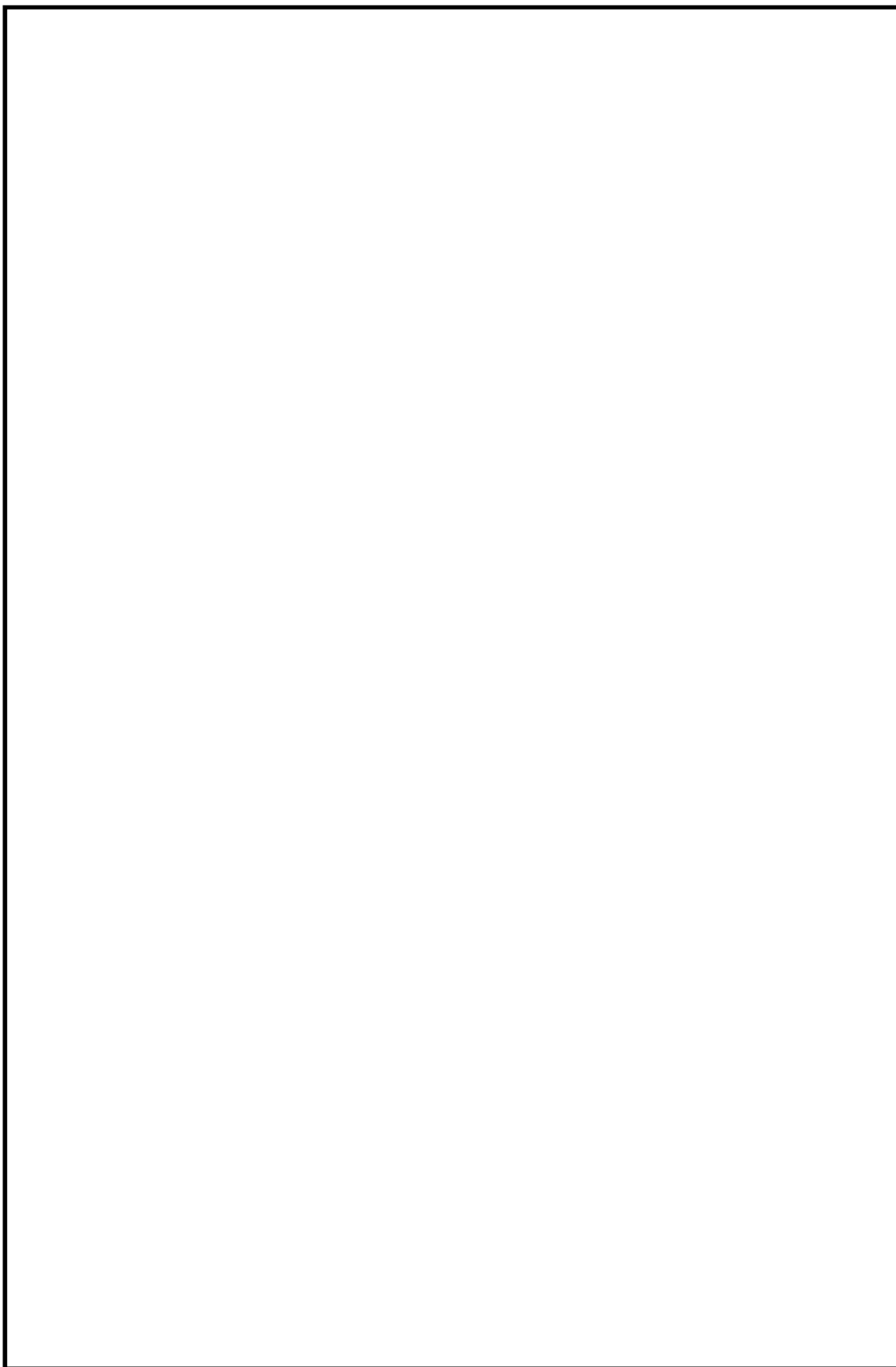
第2.1.3-6図 PAR設置概要図

(4) PAR設置の設計フロー

PAR設置を検討する際、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、最終的にはこの配置で水素処理効果を評価して、「空間水素濃度に偏りがなく」、「可燃限界未満となること」を確認する。確認の結果、性能要求が満足できない場合は、PAR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。PAR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「PAR設置基数・配置決定」は、「2.1.3(2) PAR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PAR必要基数を決定し、「2.1.3(3) PAR設置箇所」に示すとおり、PAR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」という位置付けとなる。これら仮決定結果をインプット条件とし、流動解析により空間「空間水素濃度に偏りはなく」、「水素／酸素濃度は可燃限界未満を維持できるか」を確認し、「PAR設置基数・配置決定」の仮決定結果が妥当であることを示し、最終決定する設計フローとしている。これら設置位置の妥当性については、「2.1.4 原子炉建屋原子炉棟の水素挙動」でPAR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，PAR配置は，「2.1.3(3)設置箇所」の第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 P A R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

PARの効果について、GOTHIC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「FRVS/SGTS」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、FRVS/SGTS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 PAR の配置を第 2.1.4-3 図に示す。

PAR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 PAR 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 PAR の解析条件

No.	項目	説明	入力値
1	PAR の性能 (NIS 製 PAR-22) (1) 水素処理容量 DR	$DR = A \cdot \left(\frac{C_{H_2}}{100} \right)^{1.307} \times \frac{P}{T} \times 3600 \times SF$ <p>DR : 水素処理容量 (kg/h/基) A : 定数 (m³/h) C_{H2} : 水素濃度 (%) P : 圧力 (10⁻⁵Pa) 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>	—
	(2) 反応阻害物質 ファクタ F _{inhibit}	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。	0.5 (事故初期より一定)
	(3) 低酸素ファクタ F _{lowO2}	$F_{lowO2} = 0.7421 \left(\frac{C_{O_2}}{C_{H_2}} \right)^3 - 0.6090 \left(\frac{C_{O_2}}{C_{H_2}} \right)^2 + 0.7046 \left(\frac{C_{O_2}}{C_{H_2}} \right) - 0.026$ <p>C_{O2} : 酸素濃度 (vol%)</p>	—
	(4) 起動水素濃度 C _{H2on}	国内試験で起動が確認されている範囲に余裕を見た値。	1.5vol%
	(5) 起動酸素濃度 C _{O2on}	同上	2.5vol%
	(6) 起動遅れ	考慮しない。	—
2	PAR 基数	実際の設置基数	24 基
3	PAR 設置位置	第 2.1.4-3 図参照	—

NT2 補① V-1-8-2 R0

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一壁面)	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 <input type="text"/> mm 天井 <input type="text"/> mm	躯体図より算出
	(3) 壁内熱伝導率(固定)	1.5 W/m/K	コンクリートの物性
	(4) 壁の比熱(固定)	1 kJ/kg/K	同上
	(5) 壁の密度(固定)	2400 kg/m ³	同上
	(6) 外壁熱伝達率(壁面-外気)	6 W/m ² /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:1579.3 m ² 南北壁:1475.2 m ² 天井:1933.8 m ²	躯体図より算出

第 2.1.4-3 表 開口面積

(単位: m²)

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									

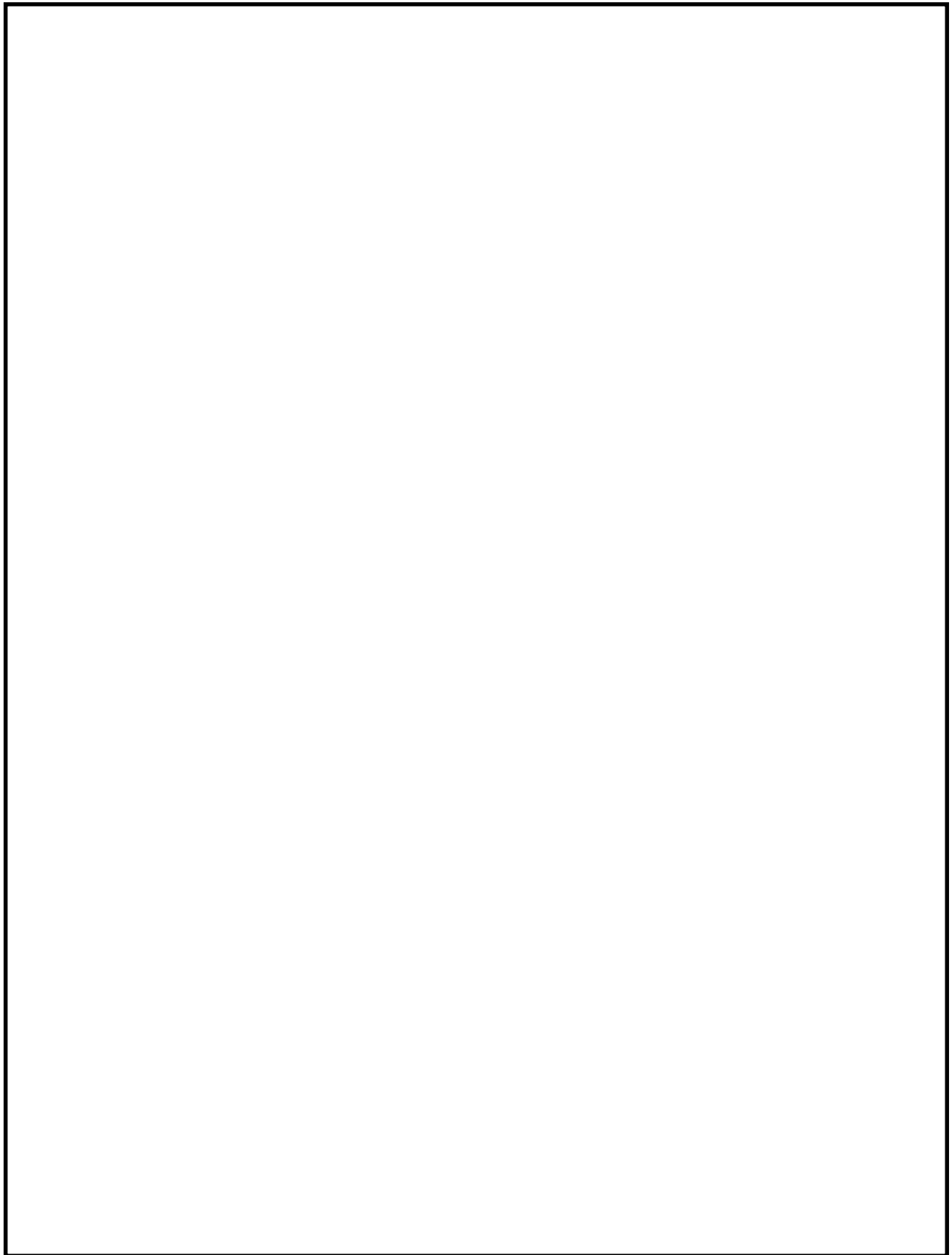
NT2 補① V-1-8-2 R0

第 2.1.4-4 表 FRVS/SGTS の解析条件

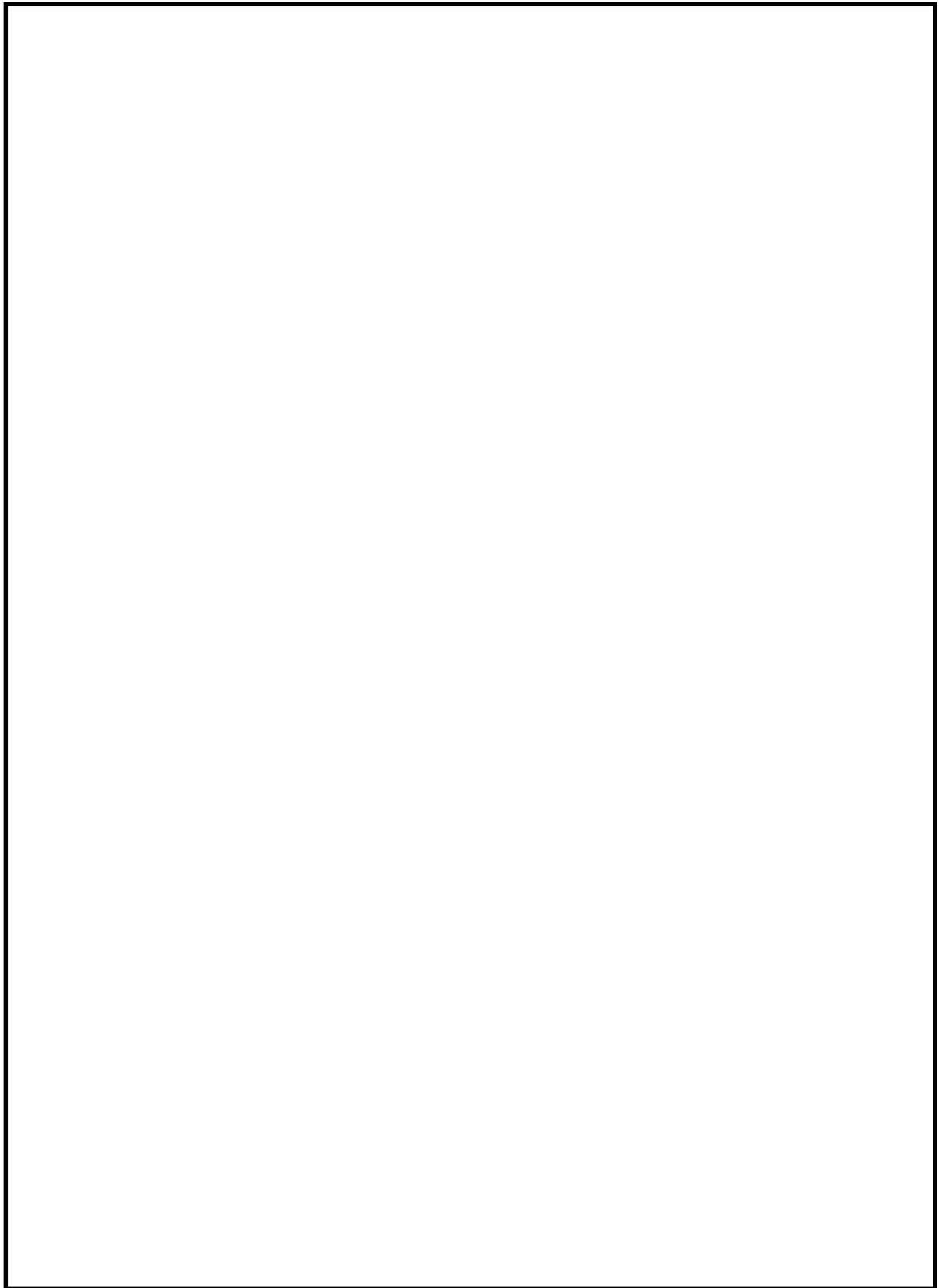
フロア	FRVS 吸込み (排気) 流量 [m ³ /h]	FRVS 戻り (給気) 流量 [m ³ /h]
6階	4250	4765
5階 (西側)	—	497
5階 (東側)	—	315
4階 (西側)	—	664
4階 (東側)	—	1152
3階 (西側)	—	580
3階 (東側)	4250	493
2階 (西側)	—	1024
2階 (東側)	4250	935
1階 (西側)	—	261
1階 (東側)	—	261
地下1階 (西側)	—	782
地下1階 (東側)	4250	782
地下2階 (西側)	—	445
地下2階 (北東側)	—	335
地下2階 (南東側)	—	141
合計*	17000	13430

※ FRVS 吸込み流量と戻り流量の差分が SGTS 単体の定格流量。(17000 - 13430 = 3570 m³/h)

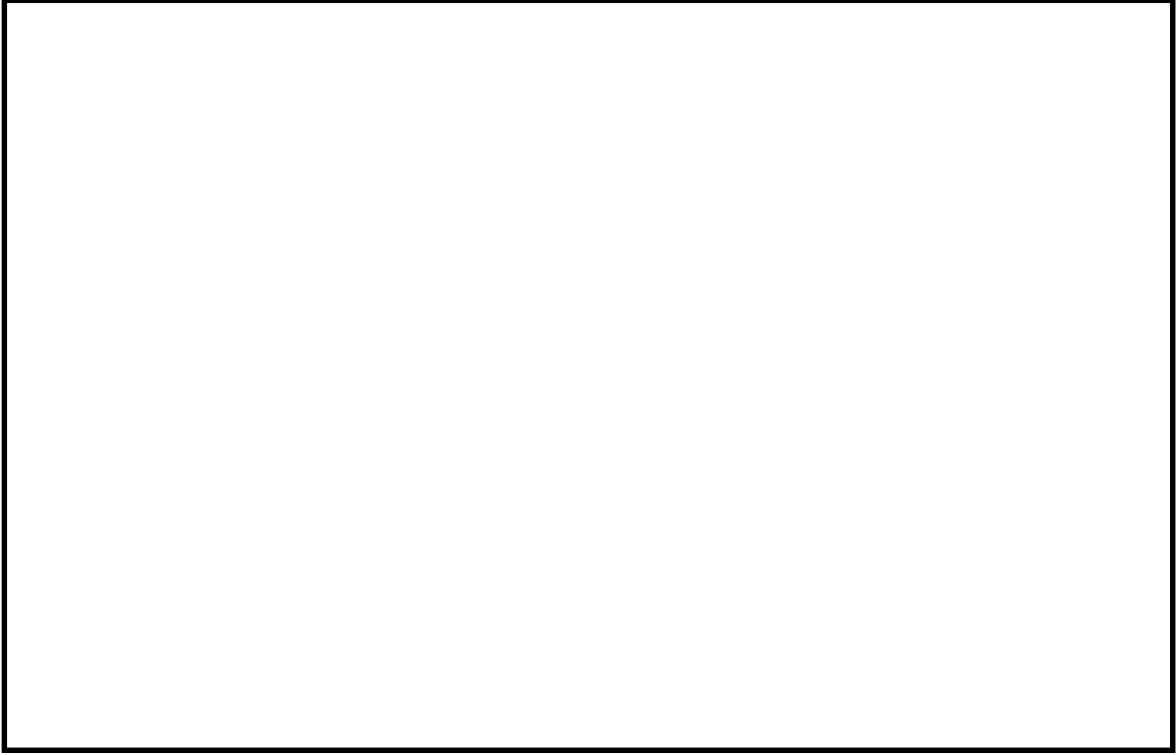
NT2 補① V-1-8-2 R0



第 2.1.4-1 図 GOTHIC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) 格納容器漏えい条件

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

格納容器からの漏えい条件を第 2.1.4.1-1 表に示す。格納容器ベントは、想定せず、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、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（格納容器ベント使用時）

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、格納容器温度及び格納容器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、格納容器温度及び格納容器ガス濃度から、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。

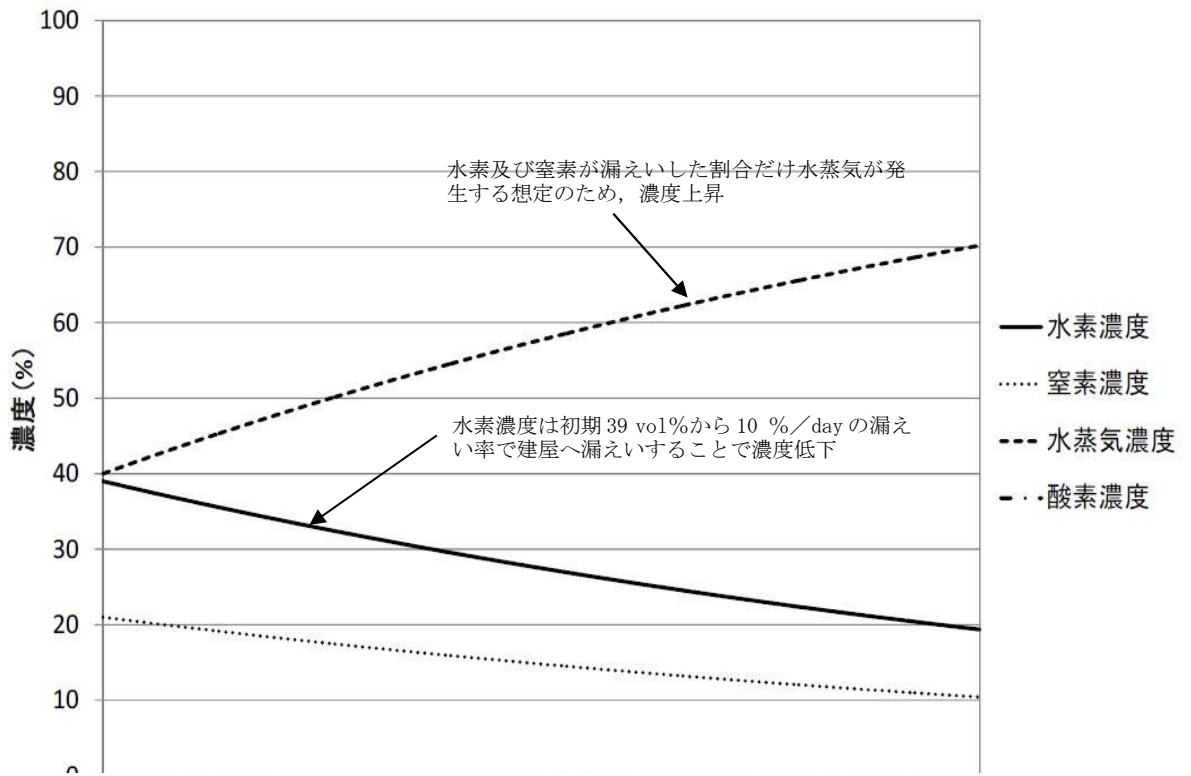
第 2.1.4.1-1 表 設計条件における漏えい条件

項目	解析条件	備考
圧力 [kPa [gage]]	620	
温度[°C]	200	
水素分率[vol%]	39	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	
格納容器漏えい率 [%/day]	10	

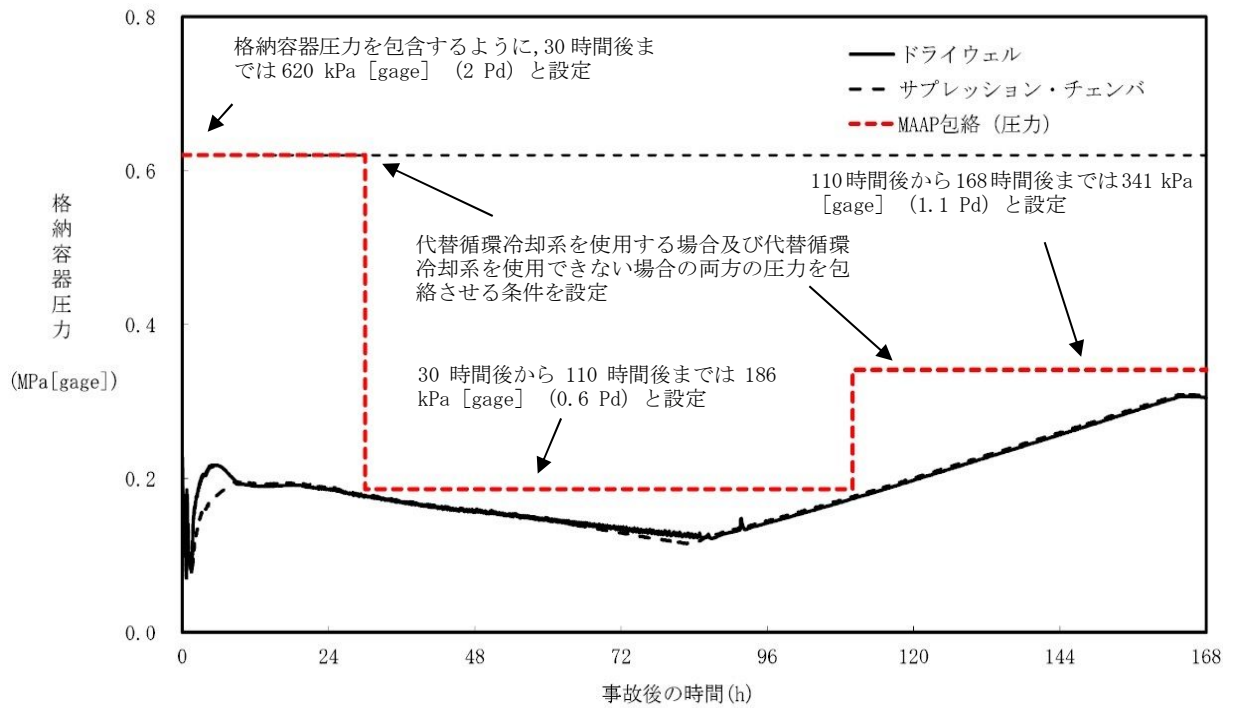
第 2.1.4.1-2 表 有効性評価シナリオ包絡条件における漏えい条件

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 (2 Pd)		186 (0.6 Pd)	341 (1.1 Pd)	620 (2 Pd)		186 (0.6 Pd)	341 (1.1 Pd)
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			

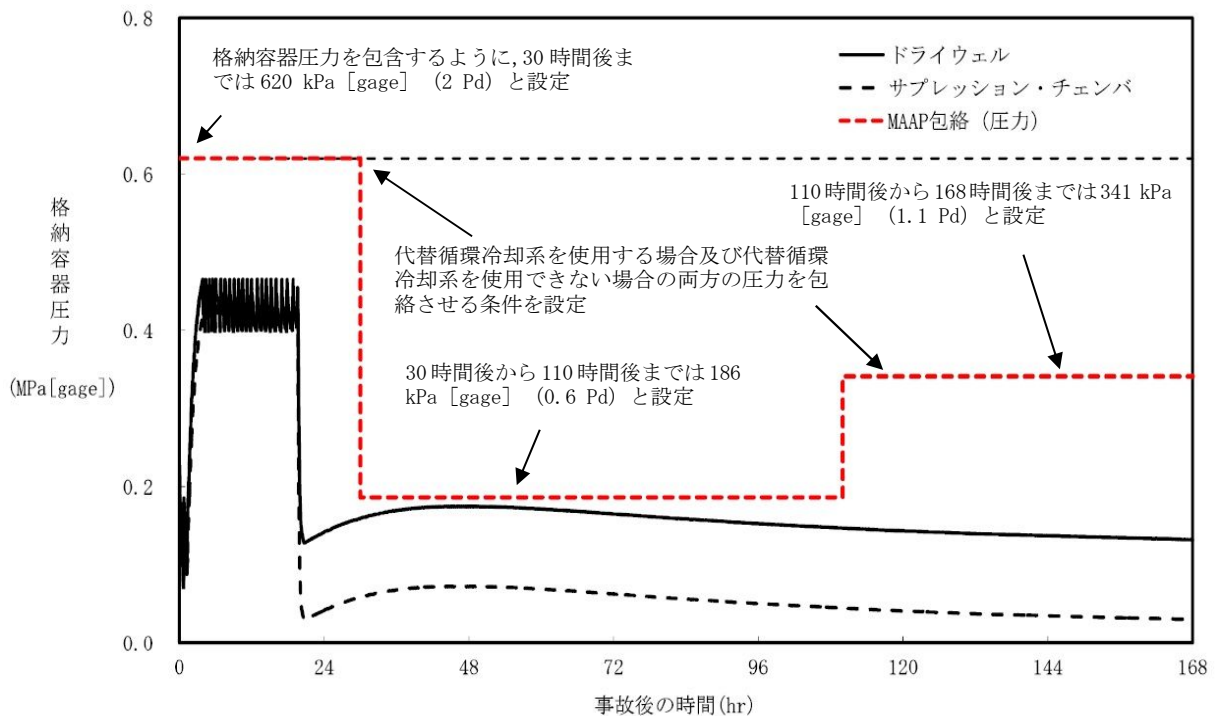
※ 漏えい率は、AECの式より算出



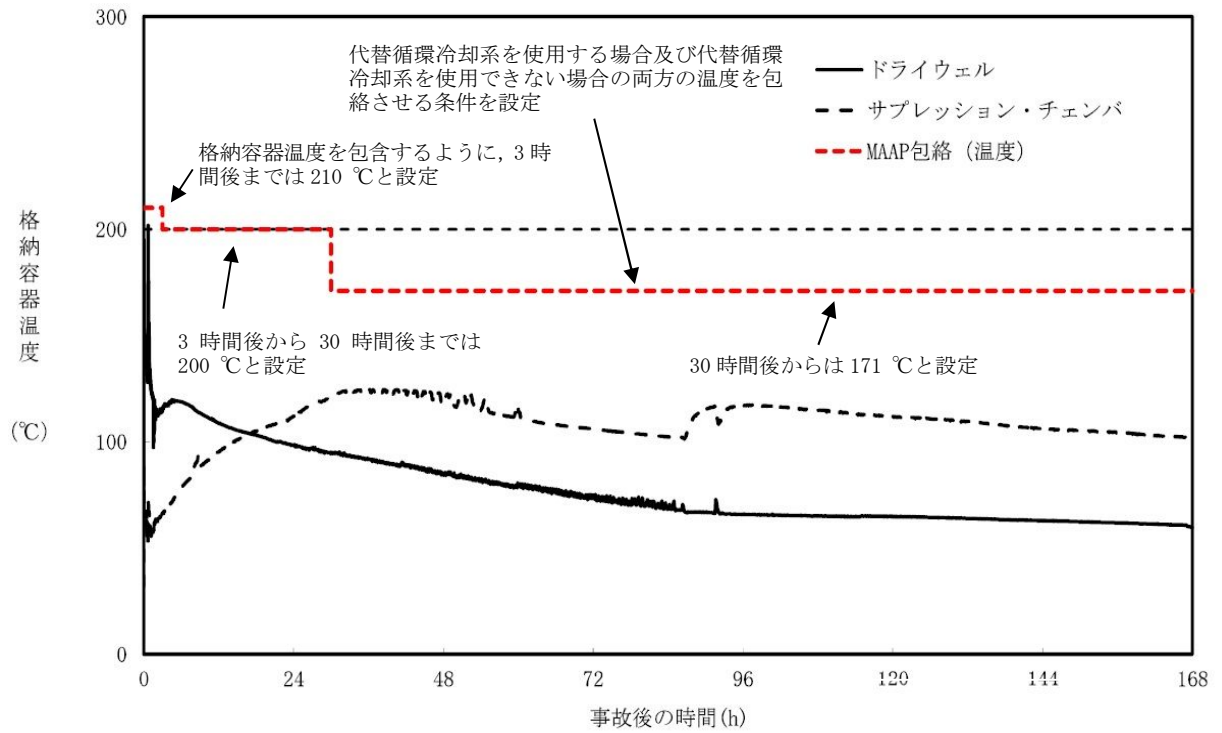
第 2.1.4.1-1 図 漏えいガス組成の時間変化 (設計条件)



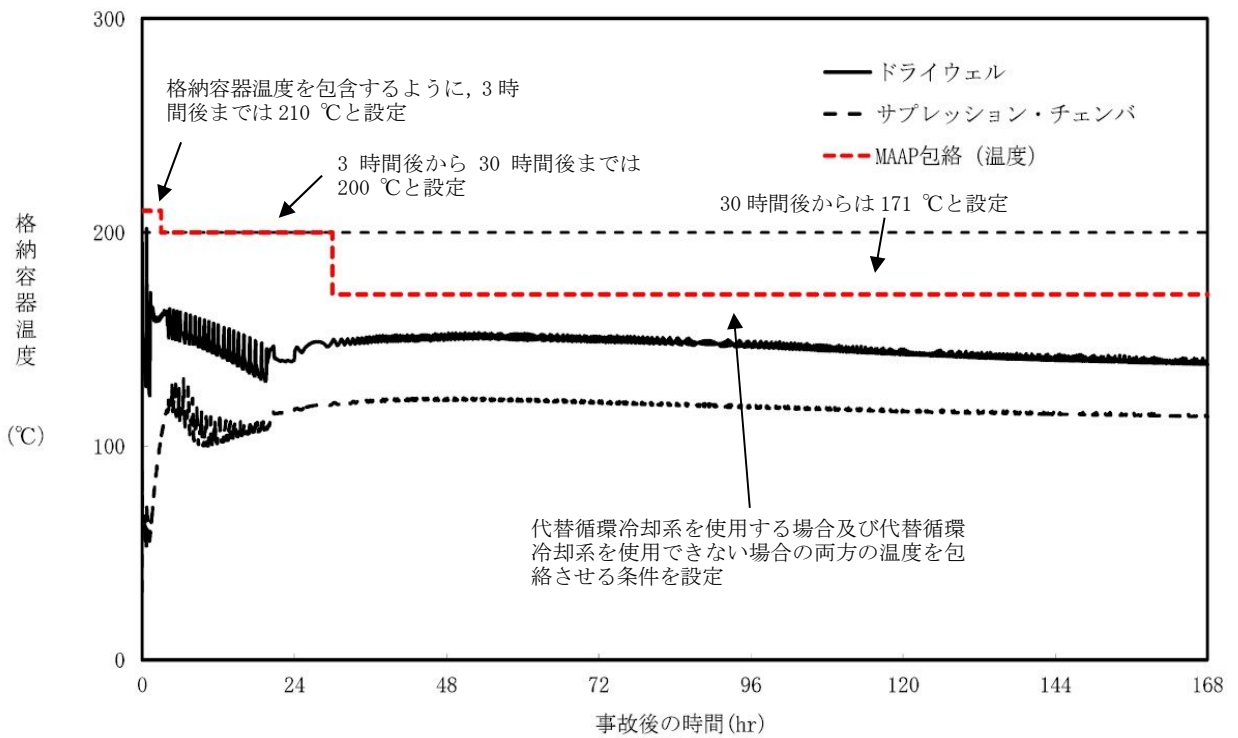
第 2. 1. 4. 1-2 図 格納容器圧力 (有効性評価シナリオ包絡条件)
(代替循環冷却系を使用する場合)



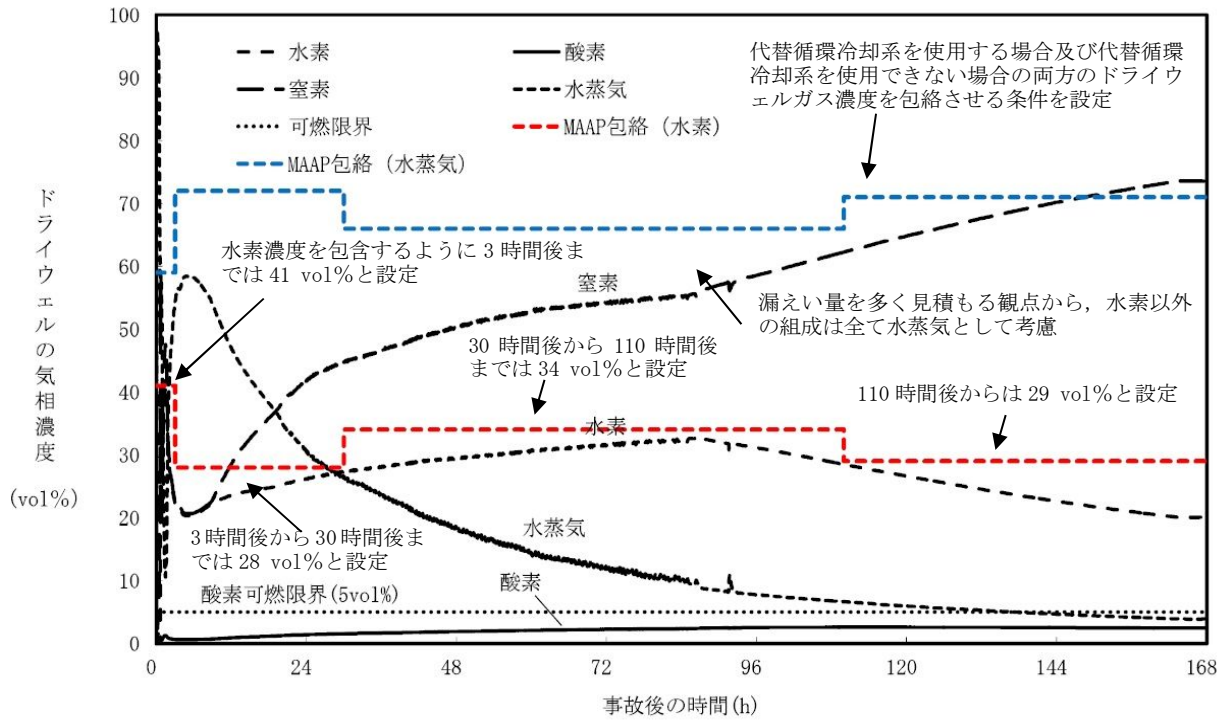
第 2. 1. 4. 1-3 図 格納容器圧力 (有効性評価シナリオ包絡条件)
(代替循環冷却系を使用できない場合)



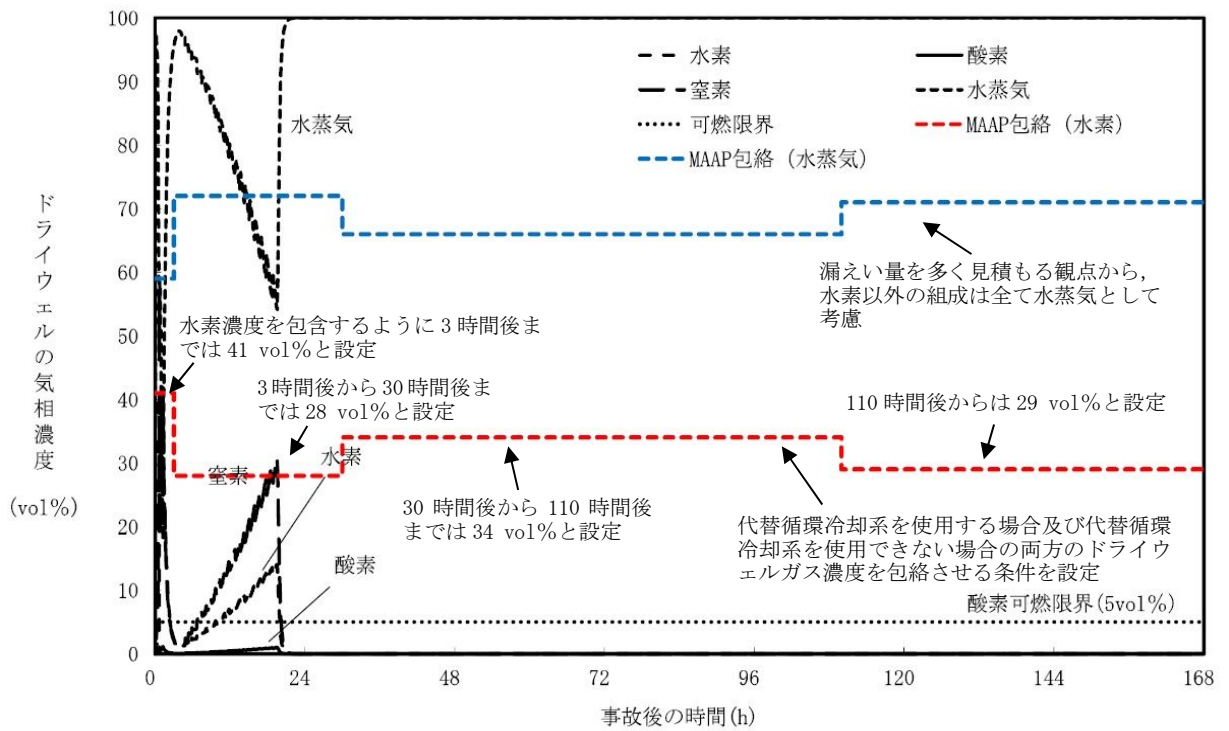
第 2. 1. 4. 1-4 図 格納容器温度 (有効性評価シナリオ包絡条件)
(代替循環冷却系を使用する場合)



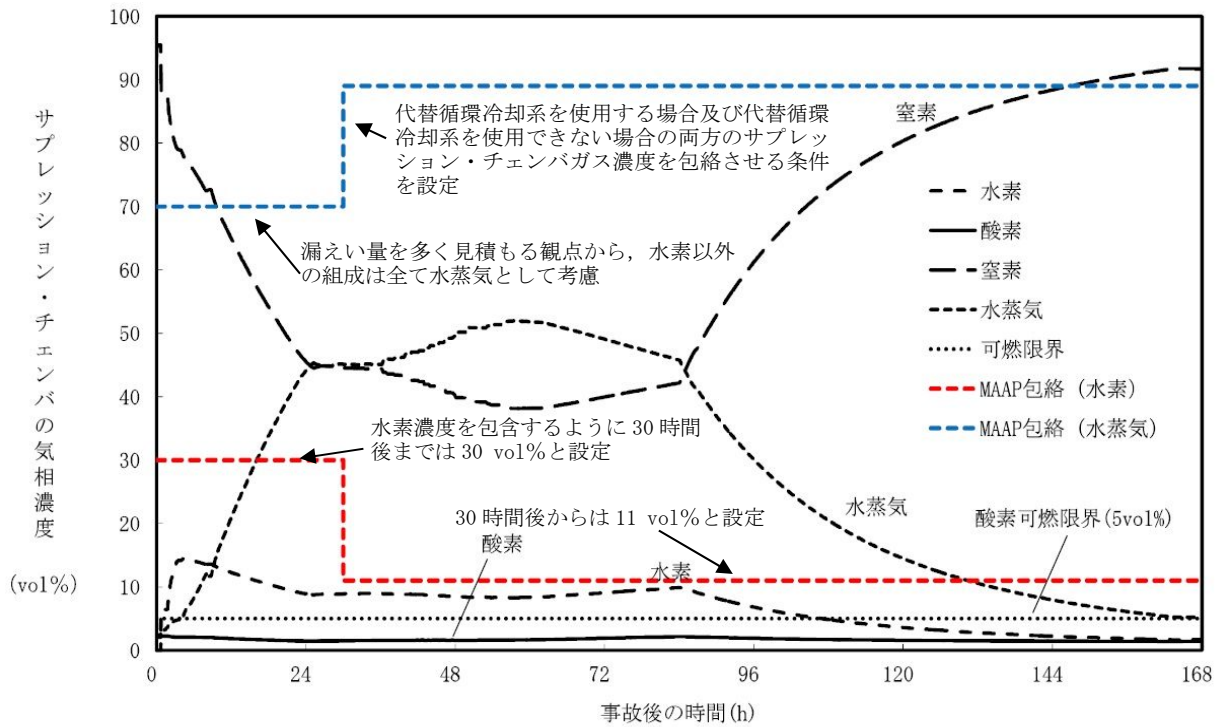
第 2. 1. 4. 1-5 図 格納容器温度 (有効性評価シナリオ包絡条件)
(代替循環冷却系を使用できない場合)



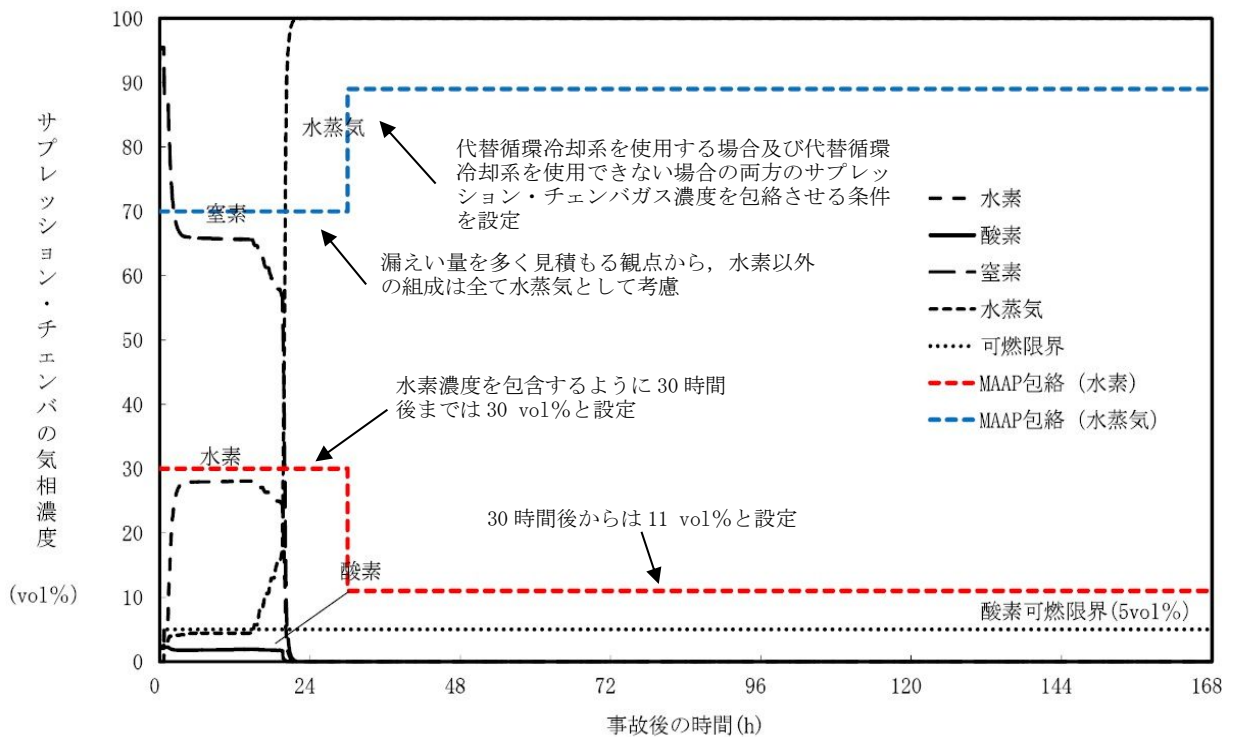
第 2.1.4.1-6 図 ドライウエルガス濃度 (有効性評価シナリオ包絡条件)
(代替循環冷却系を使用する場合)



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・チェンバ組成 (有効性評価シナリオ包絡条件)
(代替循環冷却系使用時)

(2) 漏えい箇所

漏えい箇所は、以下の格納容器主トップヘッドフランジ及び格納容器ハッチ類の貫通部とする。

- ・格納容器主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）

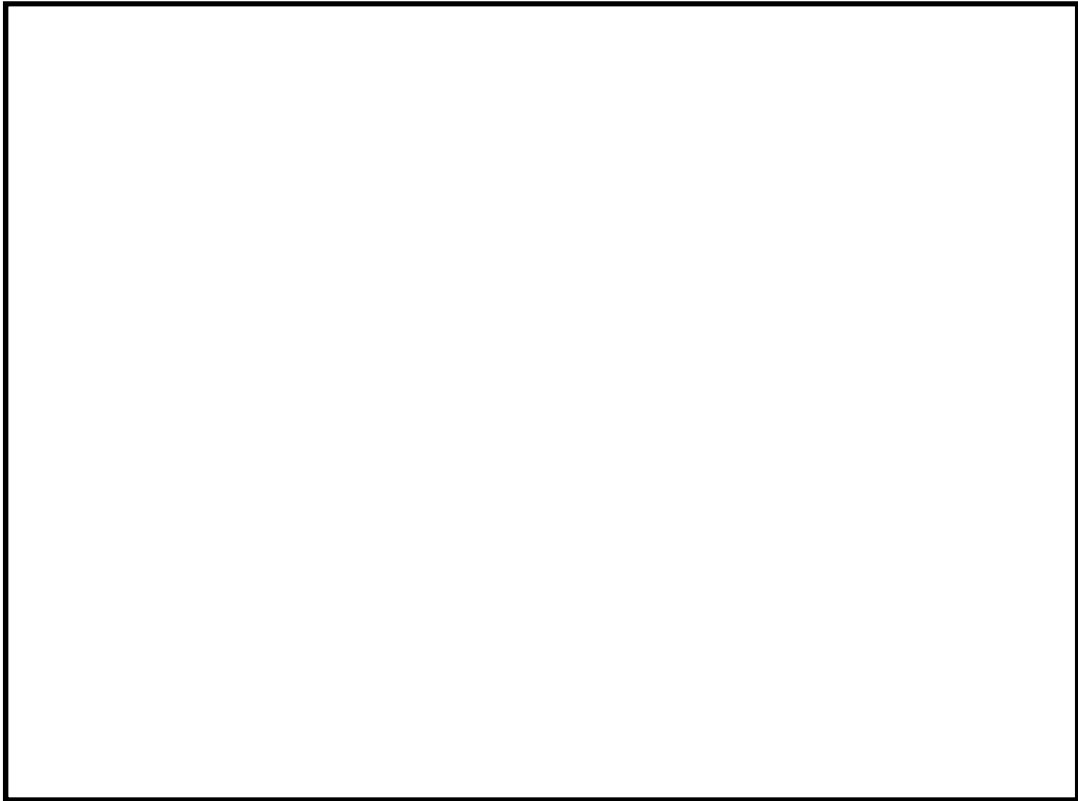
6 階（格納容器主トップヘッドフランジ）のみから漏えいする条件又は複数フロアから漏えいする条件を使用する。複数フロアからの漏えいを想定する場合、各フロアの漏えい量は、全漏えい量を各漏えい箇所の周長割合で分配して計算する。水素漏えい量の分配条件を第 2.1.4.1-4 表に示す。

部屋の位置を第 2.1.4.1-10 図、第 2.1.4.1-11 図に示す。

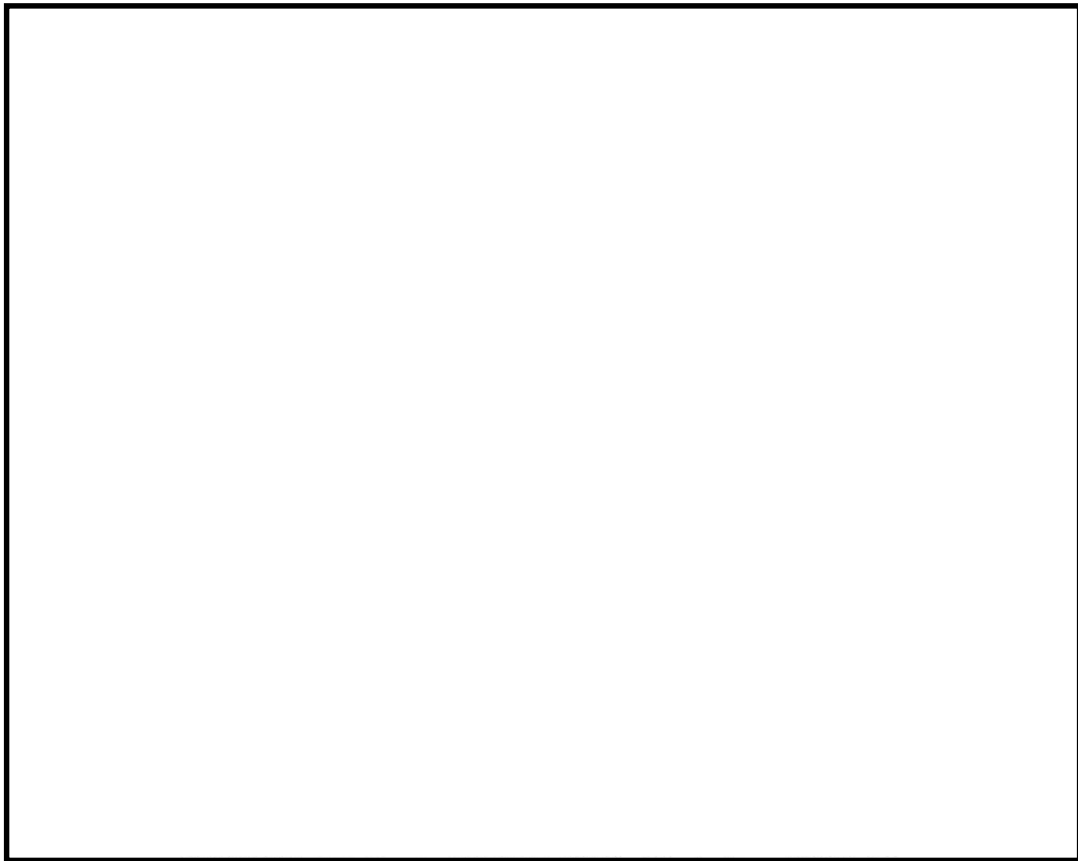
第 2.1.4.1-4 表 水素漏えい量の分配条件

漏えいフロア	漏えい箇所	口径 [mm]	周長 [mm] ※1	周長割合※2		漏えい量割合※3		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	格納容器主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
	東側 所員用エアロック							
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（格納容器主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3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

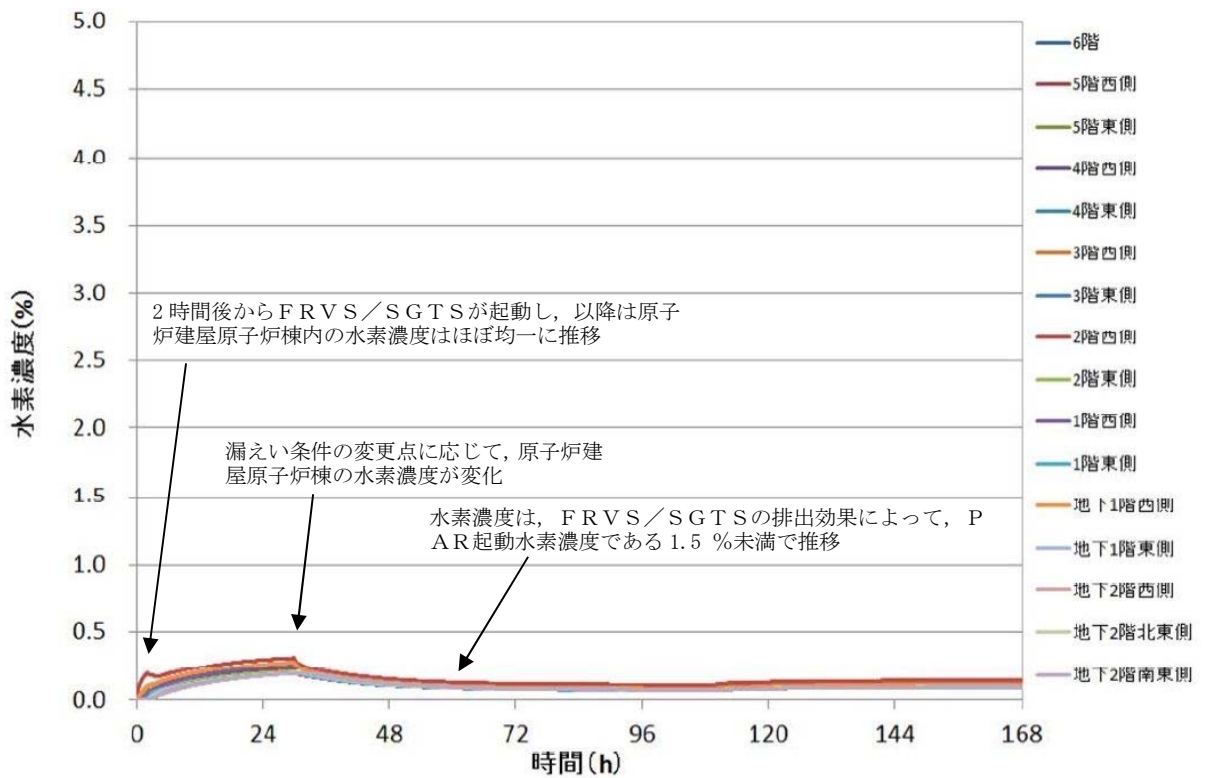
ケース1：有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において、各フロアに水素が漏えいした場合の建屋内挙動を確認するため、全漏えい量を原子炉建屋原子炉棟6階及び下層階（2階，地下1階）に分配した条件での水素濃度の時間変化を評価する。漏えい条件は、第2.1.4.1-2表に示す有効性評価包絡条件とし、FRVS/SGTSが事象発生2時間後から起動することを想定する。

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。

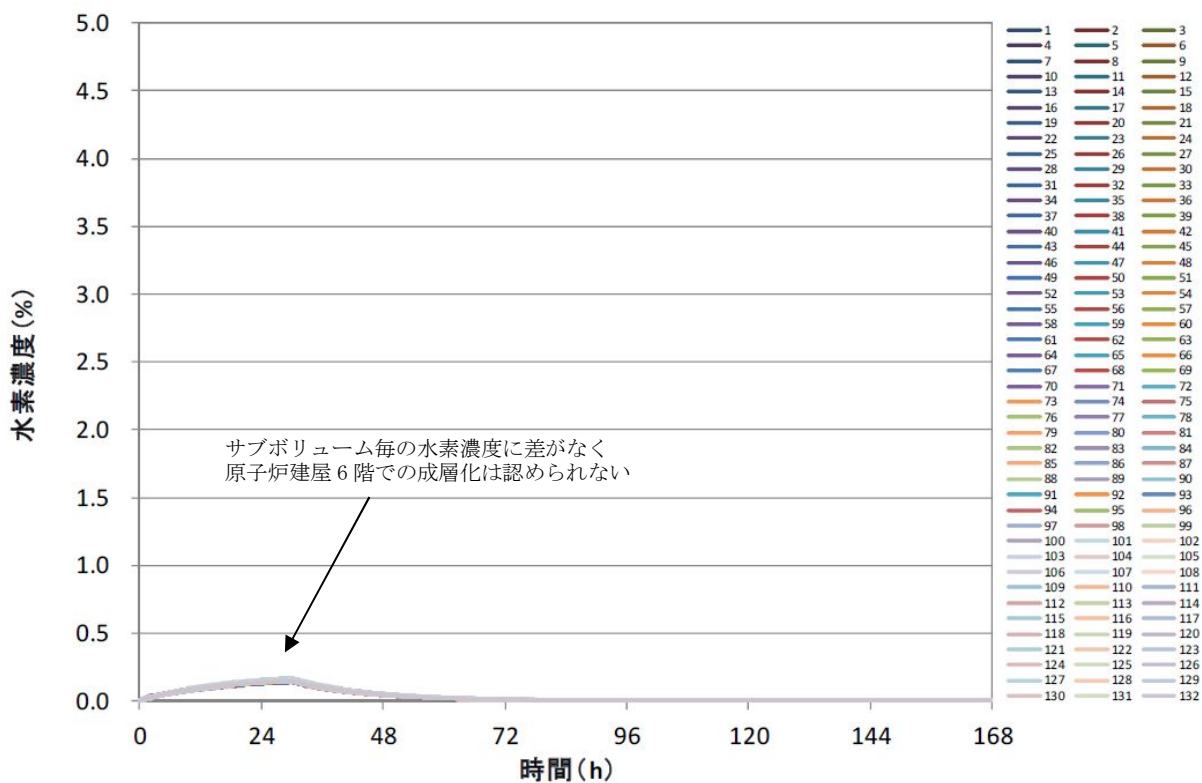
(1) ケース 1

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）



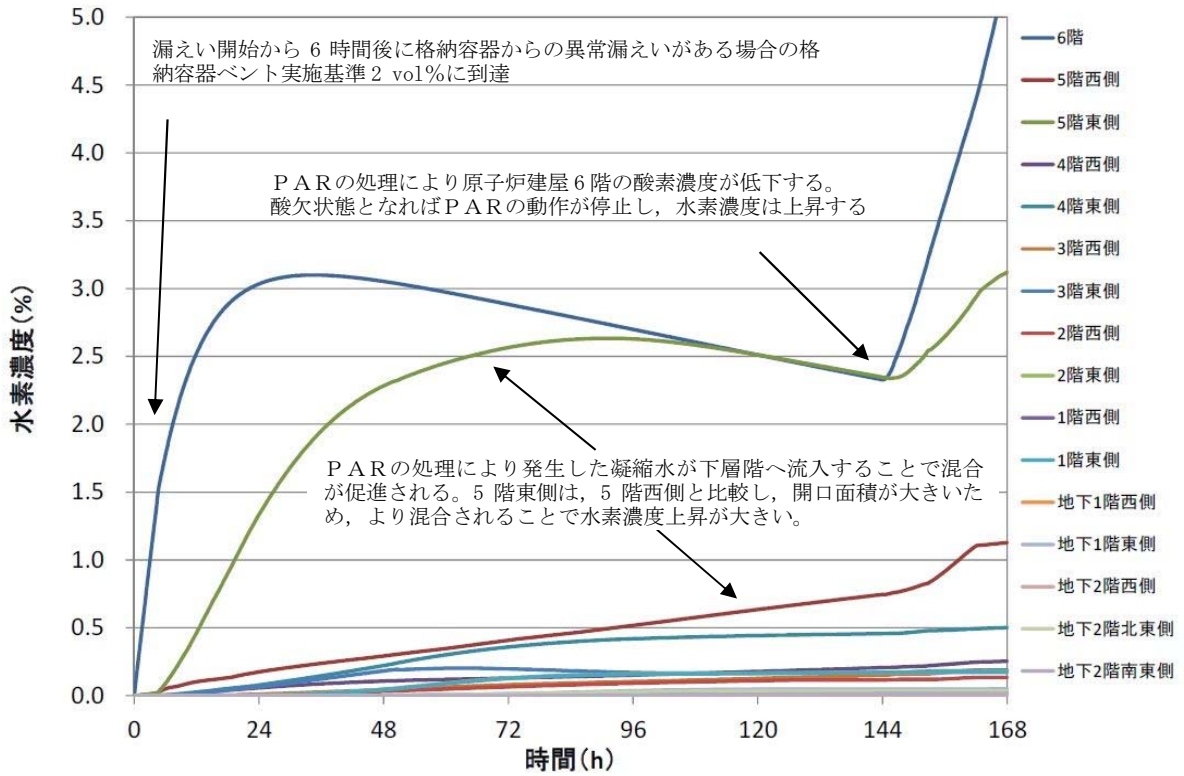
第 2.1.4.2-2 図 ケース 1 水素濃度の時間変化 (サブボリューム別)

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/SGTS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1.5%未満となる結果となった。

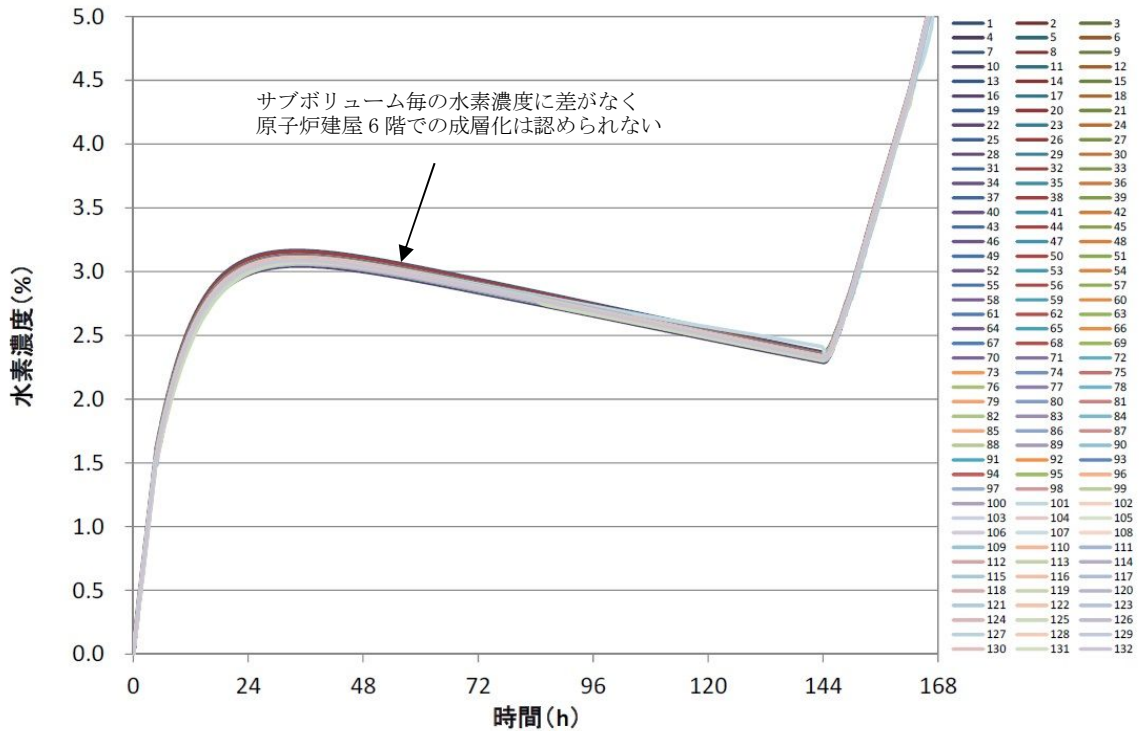
(2) ケース 2

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PAR設計値 (水素発生量AFC100%相当及び格納容器漏えい率10%/day) を用いて評価した水素が全量PAR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。



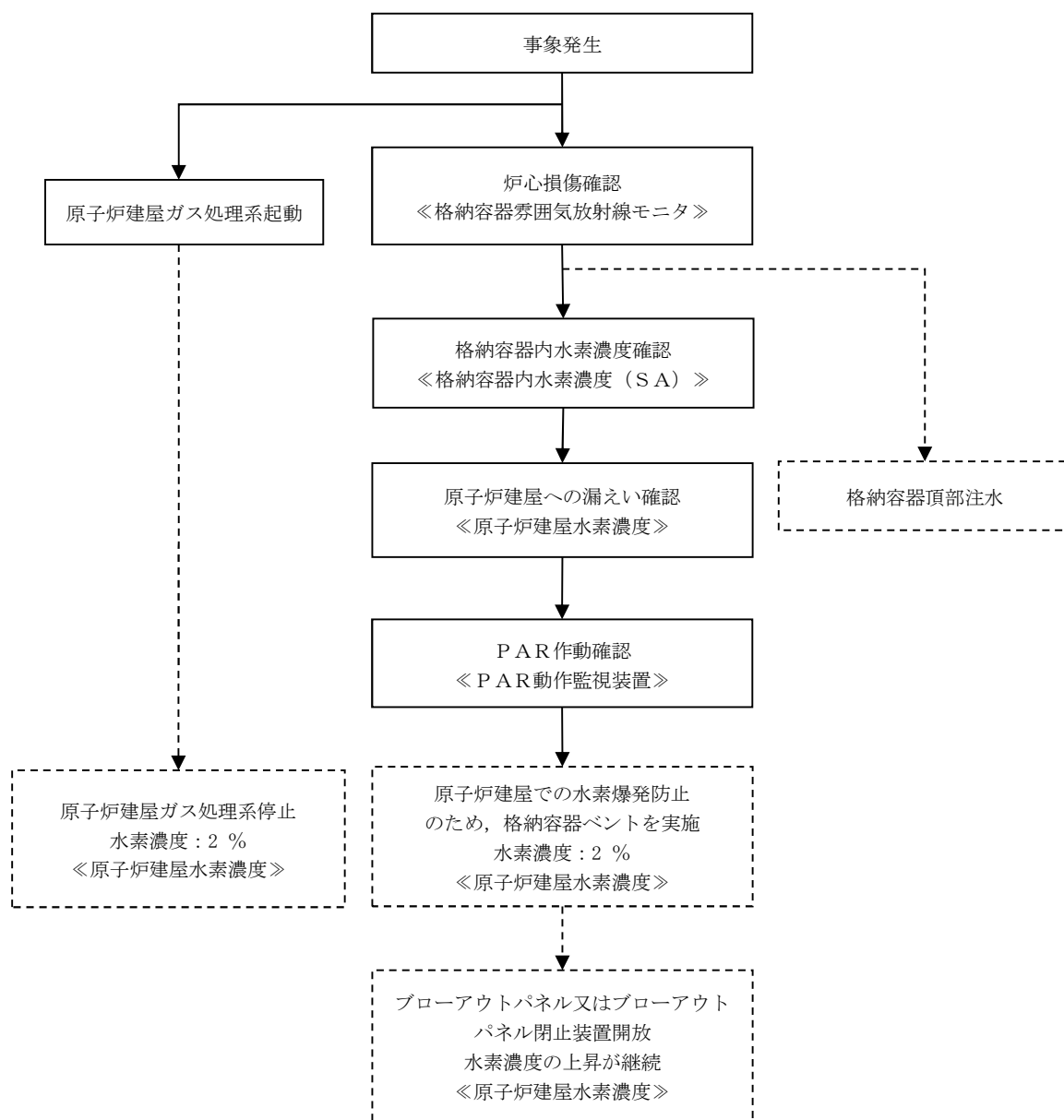
第 2. 1. 4. 2-3 図 ケース 2 水素濃度の時間変化 (原子炉建屋原子炉棟全域)



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PAR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、PARの起動酸素濃度を下回ることによって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が2%に到達した場合、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2.1.4.2-6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 水素濃度監視設備

2.2.1 水素濃度監視設備の概要

想定される事故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。

水素濃度は、中央制御室にて監視可能であり、代替電源設備から給電可能である。

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、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、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、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 水素濃度監視設備の主要仕様

(1) 機器仕様

a. 原子炉建屋水素濃度（6 階）

種類：触媒式水素検出器

計測範囲：0～10 vol%

個数：2 個

b. 原子炉建屋水素濃度（2 階，地下 1 階）

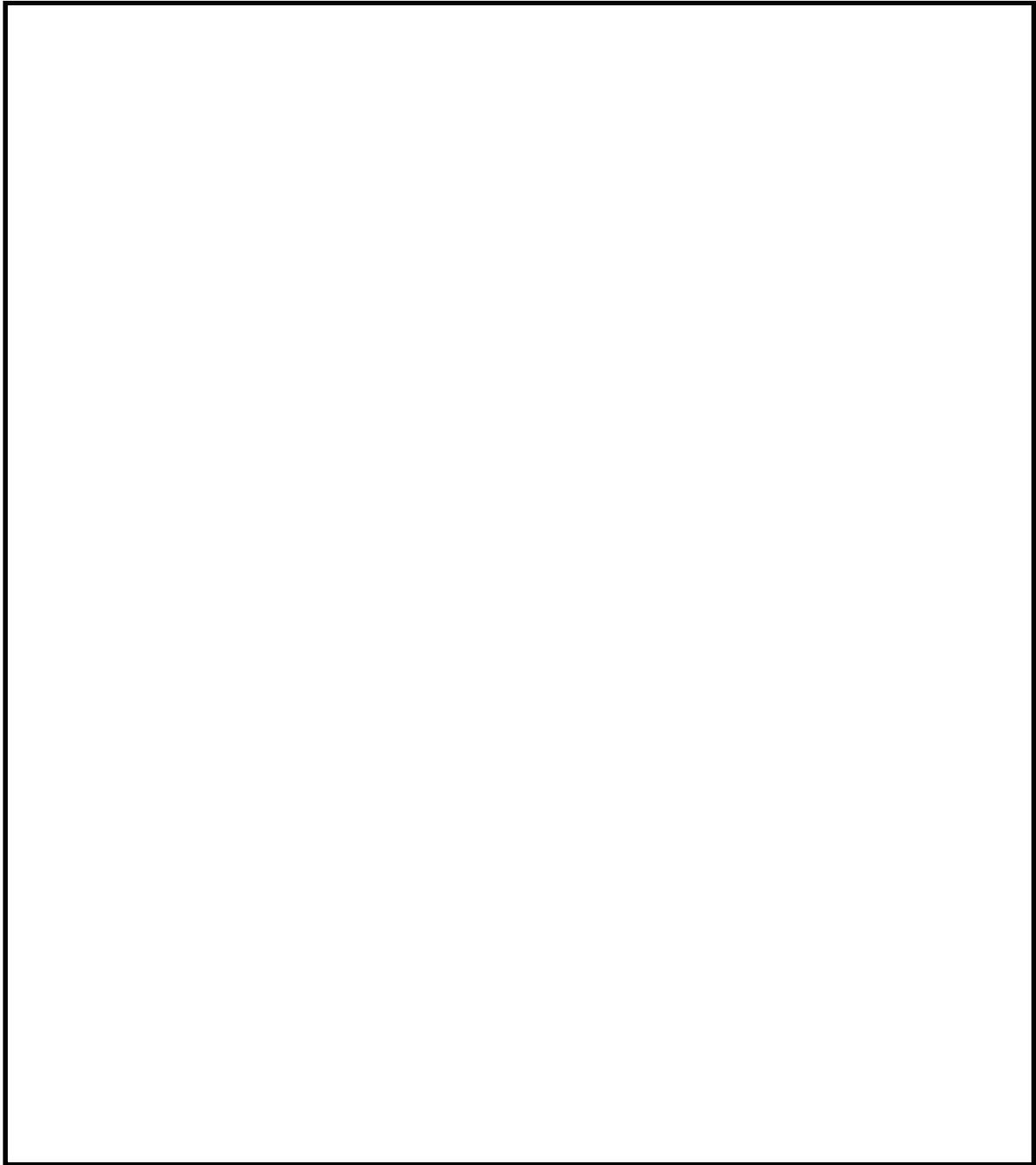
種類：熱伝導式水素検出器

計測範囲：0～20 vol%

個数：3 個

(2) 配置場所

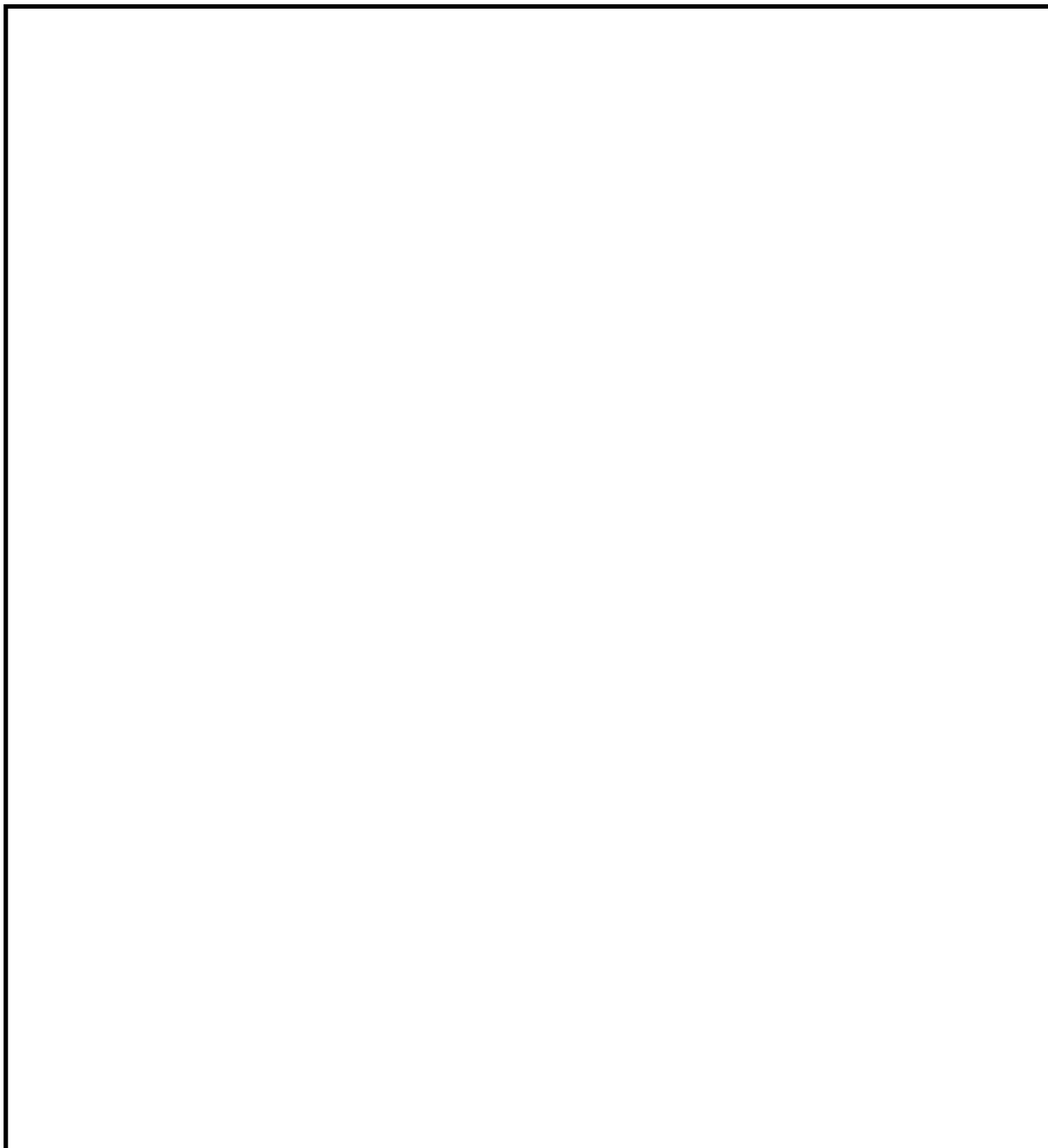
水素濃度検出器の配置場所を第 2.2-1 図から第 2.2-3 に示す。



NT2 補① V-1-8-2 R0

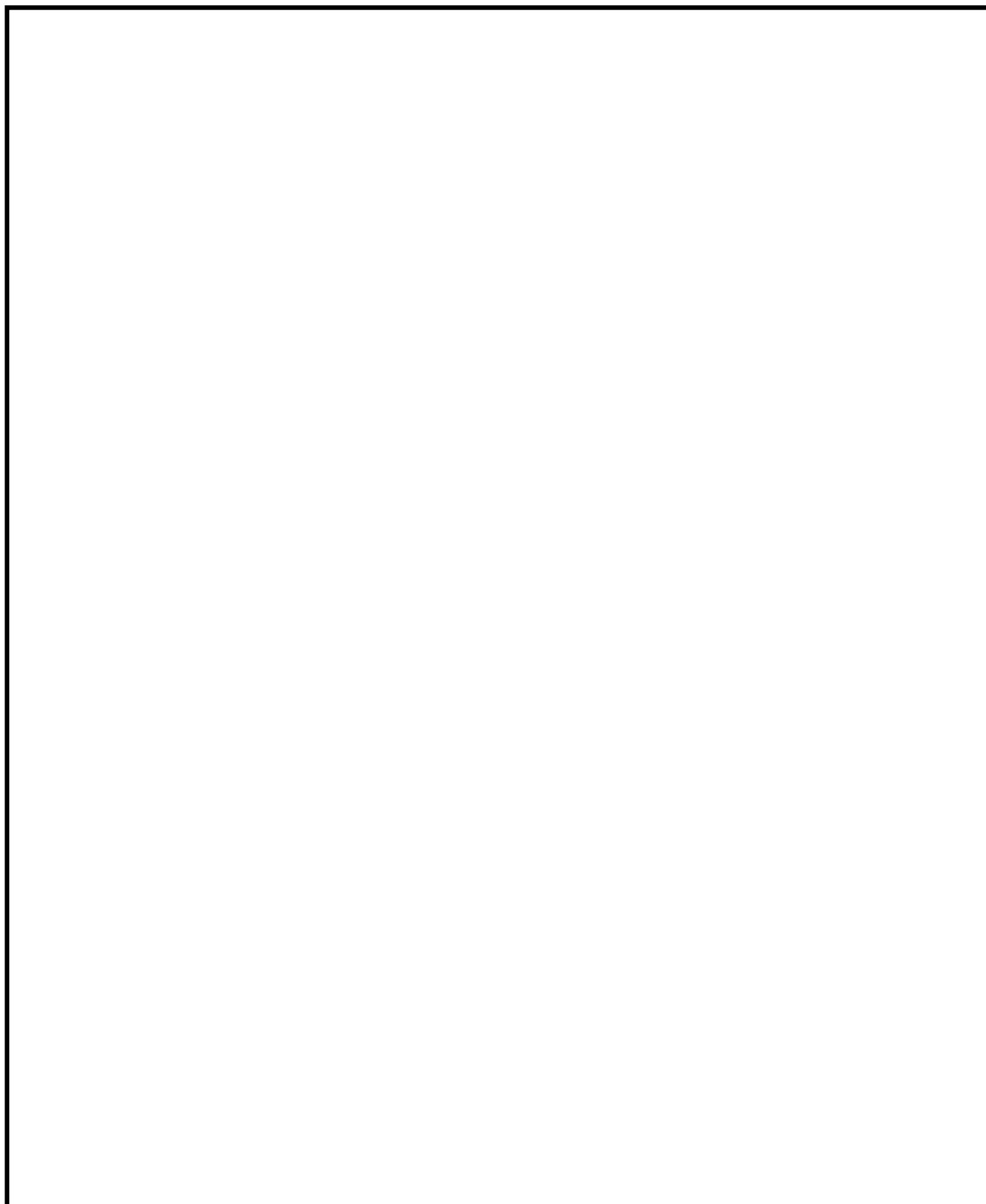
第 2.2-1 図 原子炉建屋水素濃度検出器配置図（原子炉棟 6 階）

NT2 補① V-1-8-2 R0



第 2.2-2 図 原子炉建屋水素濃度検出器配置図（原子炉棟 2 階）

NT2 補① V-1-1-8-2 R0

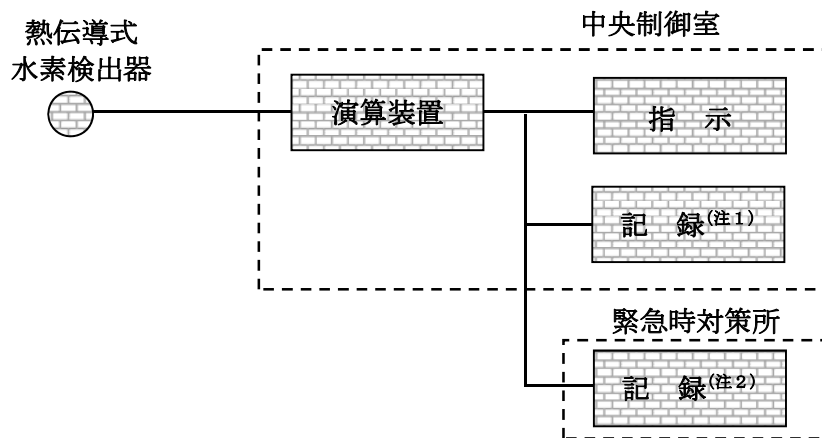
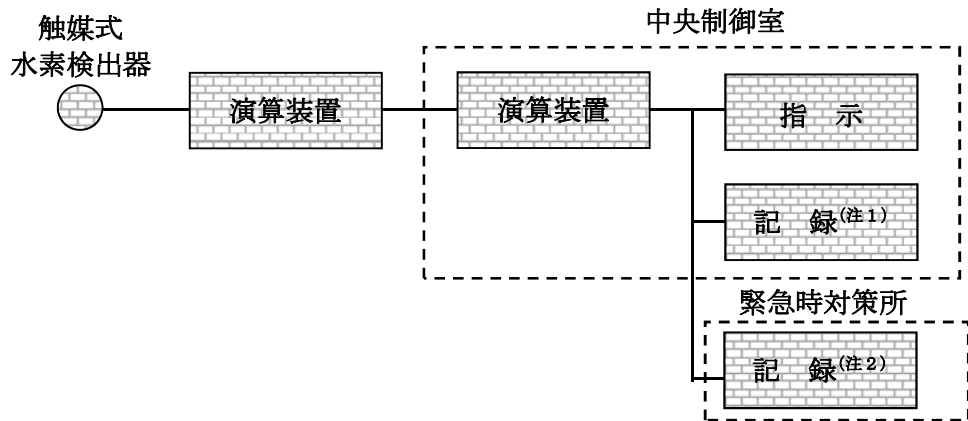


第 2.2-3 図 原子炉建屋水素濃度検出器配置図（原子炉棟地下 1 階）

(3) システム構成

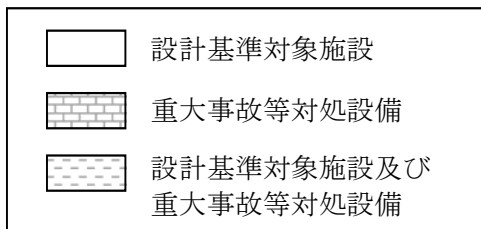
a. 原子炉建屋水素濃度

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、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。

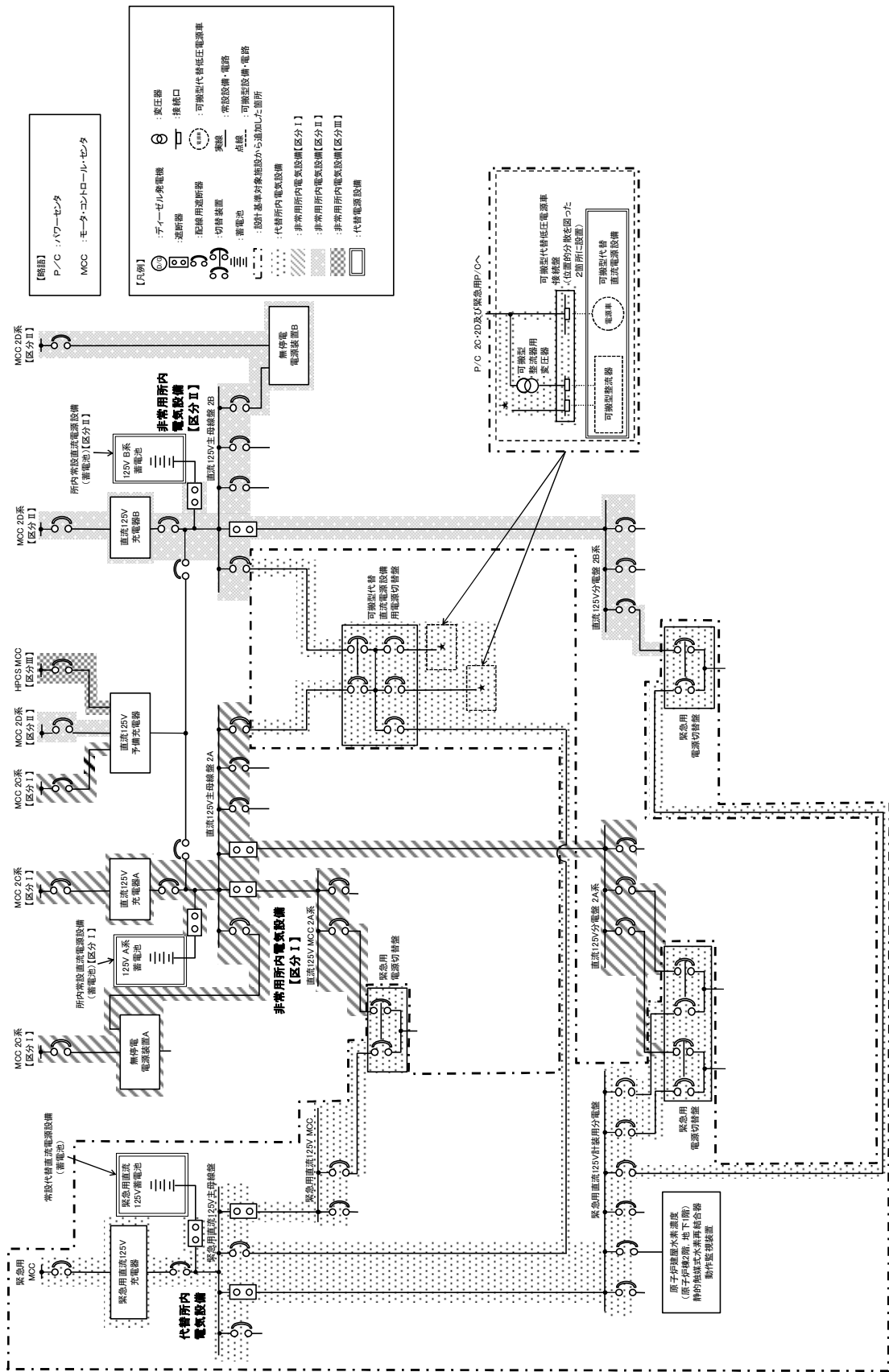


(注1) データ伝送装置

(注2) 緊急時対策支援システム伝送装置



第2.2-4図 原子炉建屋水素濃度の概略構成図



第 3.2-6 図 単線結線図 (直流電源設備)

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、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、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分かる。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 (m³/s)

C_{H2} : 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。

$$D R = Q \cdot \left(\frac{C_{H_2}}{100} \right) \cdot \gamma \cdot \eta \dots\dots\dots \text{式②}$$

D R : 水素処理容量 (kg/s)

γ : 水素密度 (kg/m³)

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。

$$DR = \frac{d C_{H_2}}{d t} \cdot V_C \cdot \gamma \dots\dots\dots \text{式③}$$

$\frac{d C_{H_2}}{d t}$: 水素濃度変化率

V_C : 試験容器体積 (m³)

式②及び③より、試験におけるPARへの流入量は、水素濃度変化の測定値から求まる。

$$Q = \frac{d C_{H_2}}{d t} \cdot V_C \cdot \left(\frac{C_{H_2}}{100} \cdot \eta \right) \dots\dots\dots \text{式④}$$

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。

$$DR = a \cdot \left(\frac{C_{H_2}}{100} \right)^{b+1} \cdot \gamma \cdot \eta \dots\dots\dots \text{式⑤}$$

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。

$$\gamma = \frac{P}{T \cdot R_{H_2}} \dots\dots\dots \text{式⑥}$$

P : 圧力 (10⁵Pa)

T : 温度 (K)

R_{H₂} : 水素の気体定数 (10⁵J/kg・K)

式⑤、⑥により、PARの水素処理容量は、次式で表される。

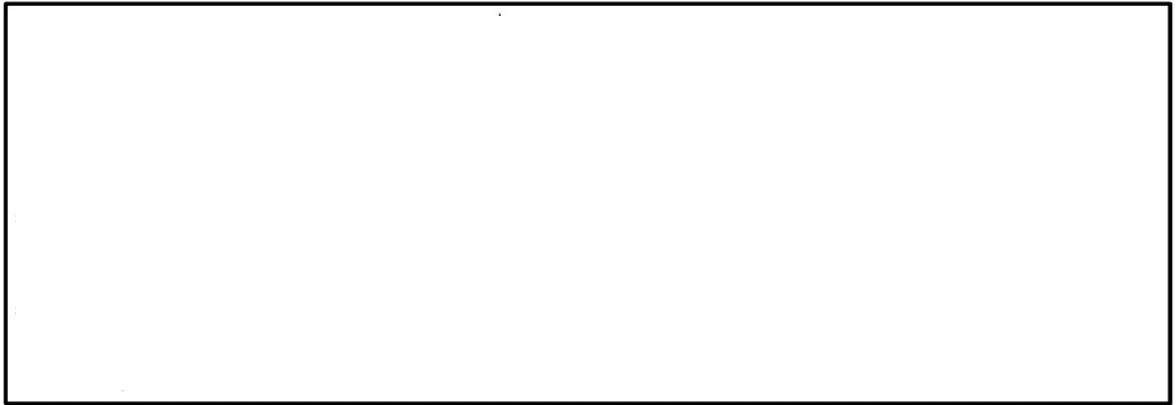
$$DR = \frac{a \cdot \eta}{R_{H_2}} \cdot \left(\frac{C_{H_2}}{100} \right)^{b+1} \cdot \frac{P}{T} \dots\dots\dots \text{式⑦}$$

$$\frac{a \cdot \eta}{R_{H_2}} = A = \text{, } b + 1 = \text{$$

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。

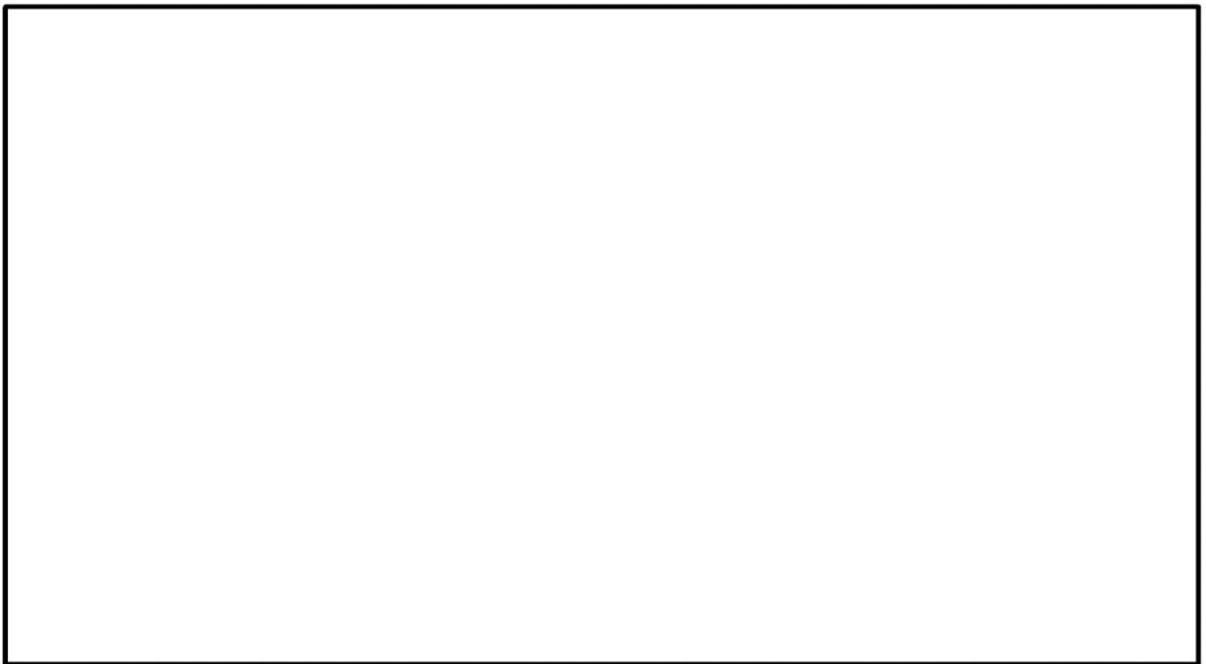
1表 試験条件

試験名称		Battelle MC試験
試験体		<input style="width: 100px; height: 20px;" type="text"/> [mm] (プロトタイプ)
試験条件	温度	85~95 °C
	圧力	1 bar
	水蒸気濃度	40~50 vol%
	水素濃度	3~5 vol%, 9~10 vol%



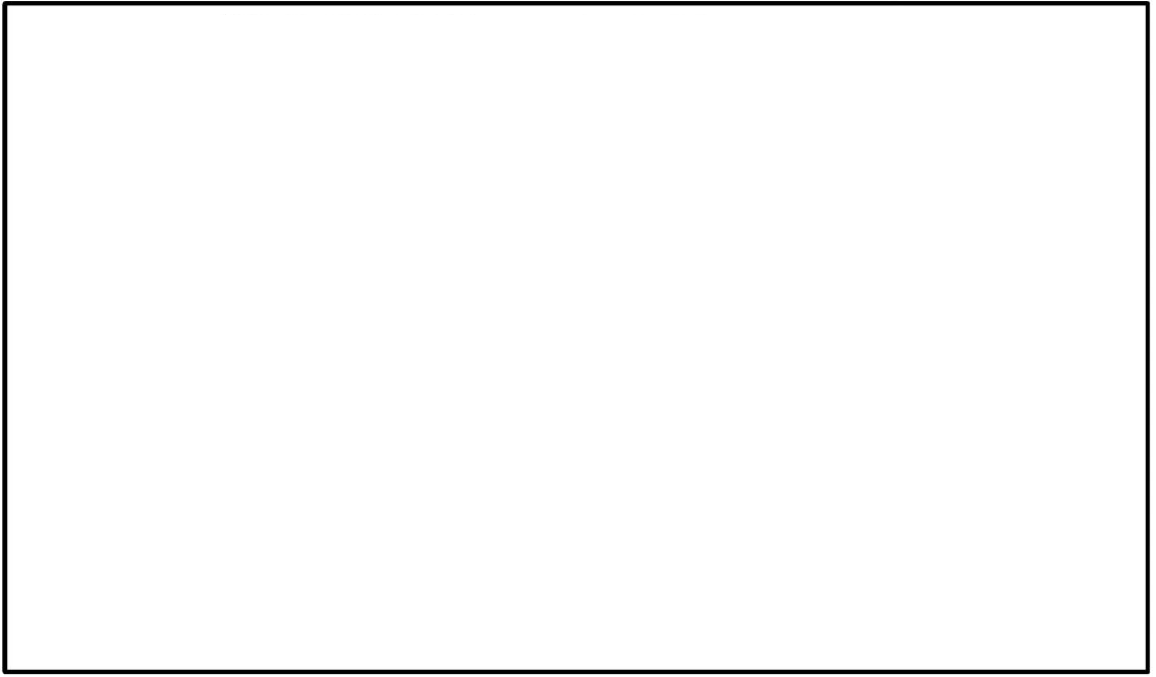
第1図 試験体概要図

第2図 試験概要



第3図 試験結果（各部屋の水素濃度変化）

NT2 補① V-1-1-8-2 R0



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PARの性能影響

EPR I (米国電力研究所) と EDF の合同により、CEA (フランス原子力庁) の Cadarache 研究所の KAL 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、KAL 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		KAL 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 °C
	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

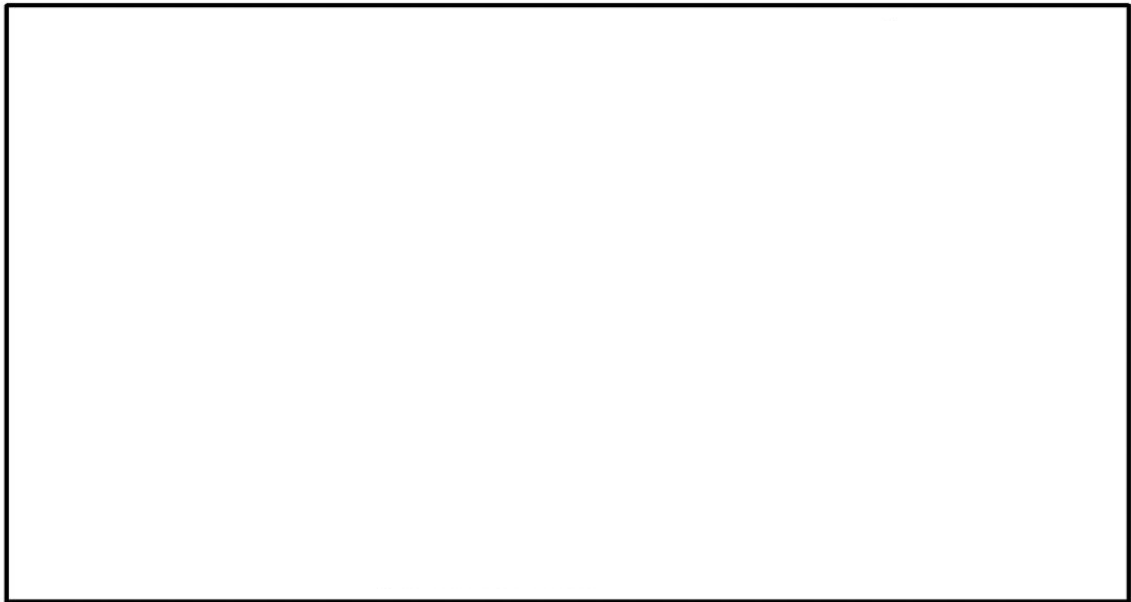
第6図 試験装置概要

a. 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50 vol%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。

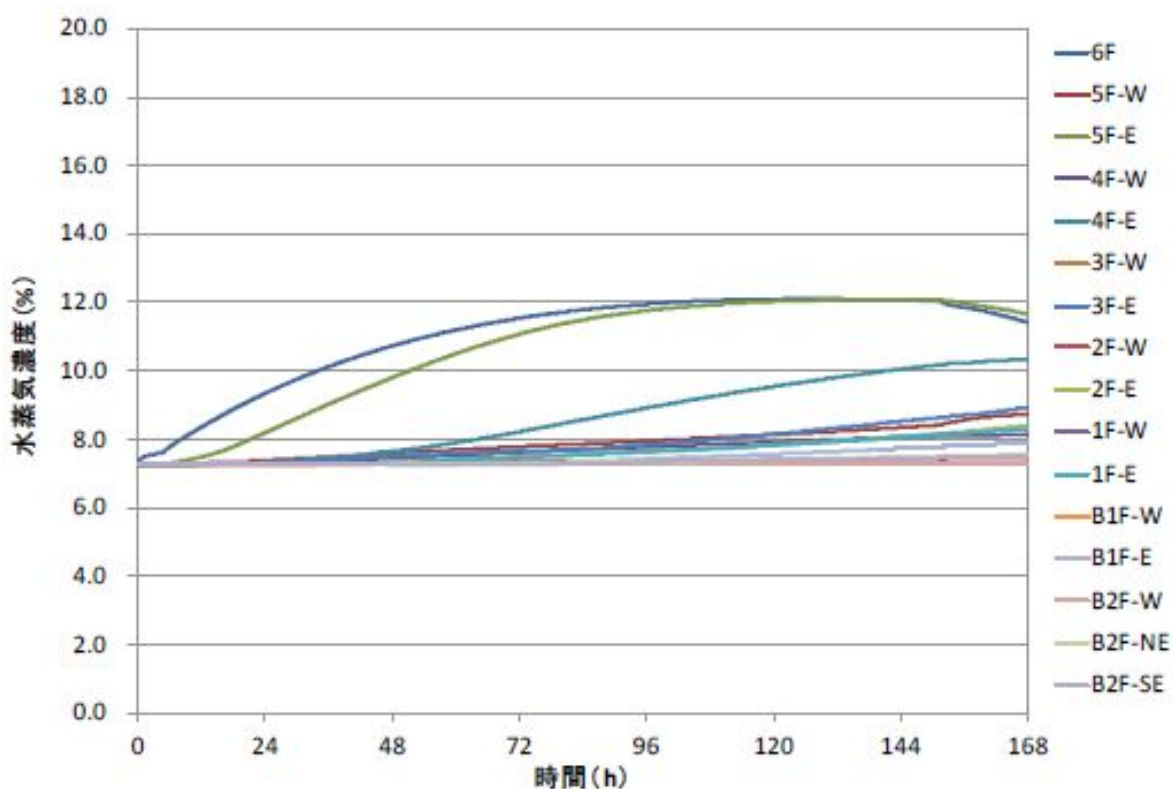
第3表 試験条件（蒸気環境による影響）

試験ケース	温度	圧力	水素濃度	蒸気濃度
N8/2	30 °C	3.25 bar	4 vol%	0 vol%
N9/2	114 °C	3.25 bar	4 vol%	50 vol%



第7図 試験結果（蒸気環境下での影響）

水蒸気濃度 50 vol%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 50 vol%に満たないことを確認する。重大事故等時に格納容器から 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、50 vol%に達することはない、水蒸気による影響はないと考えられる。

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、蒸気により水素は、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。

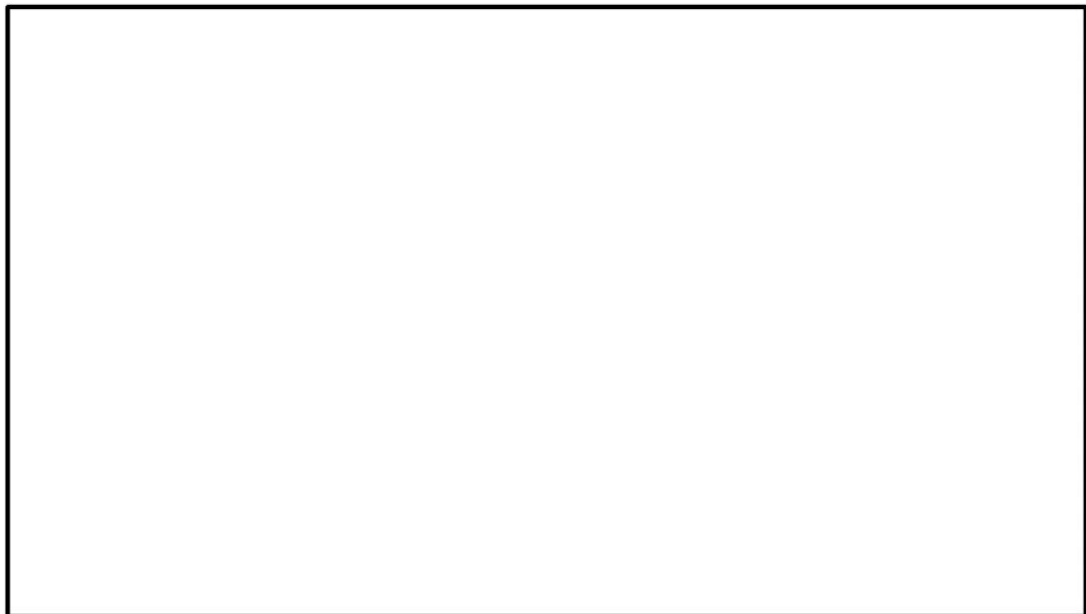
b. 低酸素環境下での影響

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分かる。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 ℃	1.3 bar	8 vol%	3.8 vol%
N6/22	30 ℃	1.3 bar	4 vol%	20.1 vol%
N13/7	30 ℃	1.3 bar	5 vol%	20 vol%



第9図 試験結果（酸素濃度による影響）

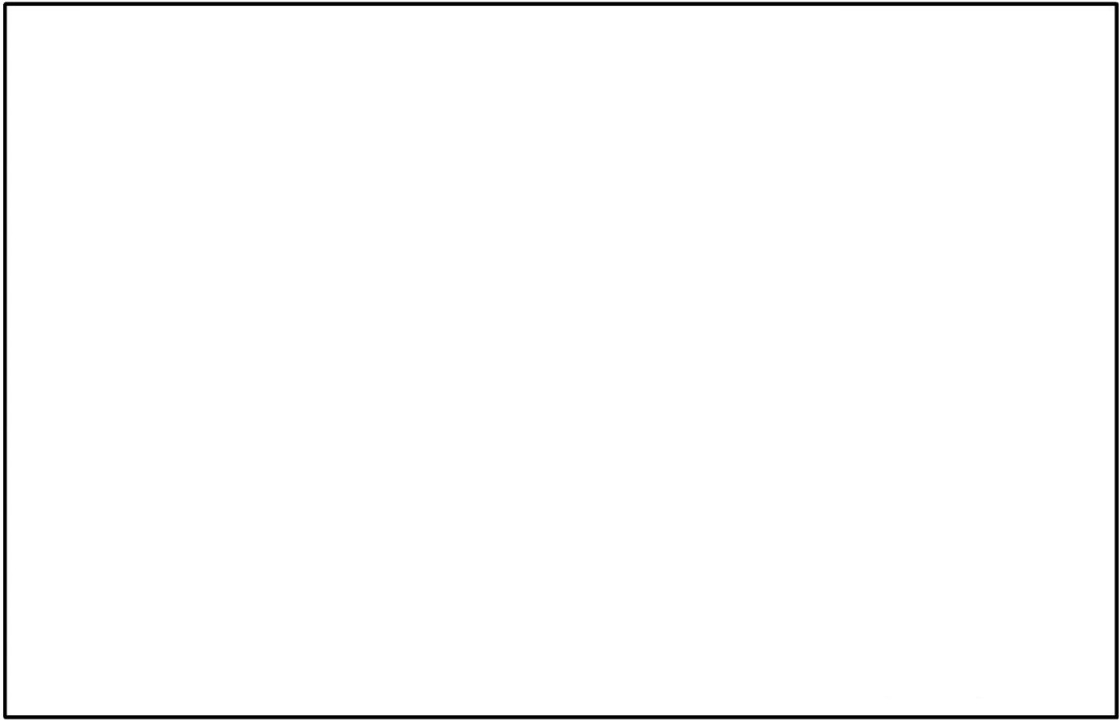
(3) スケールファクタの妥当性

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。

KAL I 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、KAL I 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 P A R の仕様比較

	Battelle MC試験	KALI試験	東海第二
P A R モデル	P A R - 8 8	試験用PAR	P A R - 2 2
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	7568 cm ²	190 cm ²	1892 cm ²
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1 vol%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1.5 vol%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) PARの最高使用温度

東海第二発電所で設置するPARハウジング部の最高使用温度は、THAI試験の結果に基づき設定している。THAI試験は、OECD/NEAのTHAI PROJECTにて、各メーカーのPAR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。

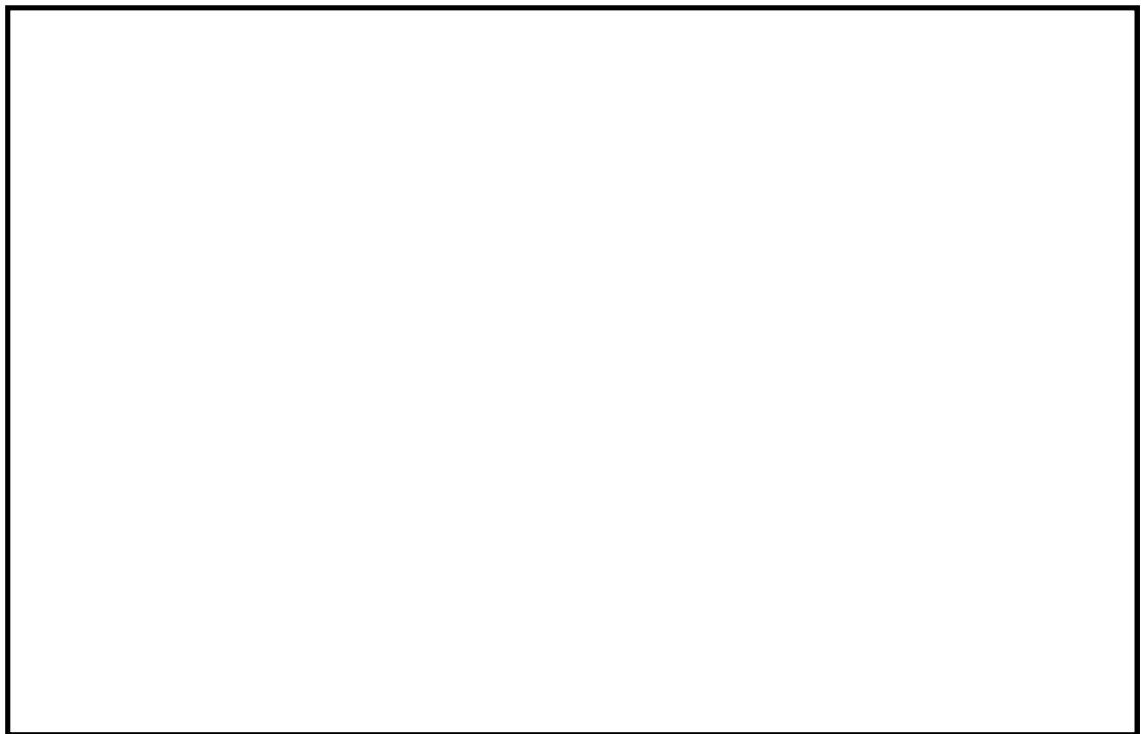
第12図に示すとおり、THAI試験ではPAR各部の温度を測定しており、PARの最高使用温度を設定する上では、PAR内部を通過するガス温度のうち、触媒の反応熱が加味される触媒通過後の排気温度を考慮する。

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、PAR各部の温度の時間変化を確認している。第13図は、PAR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PAR入口水素濃度に対して図示したものである。

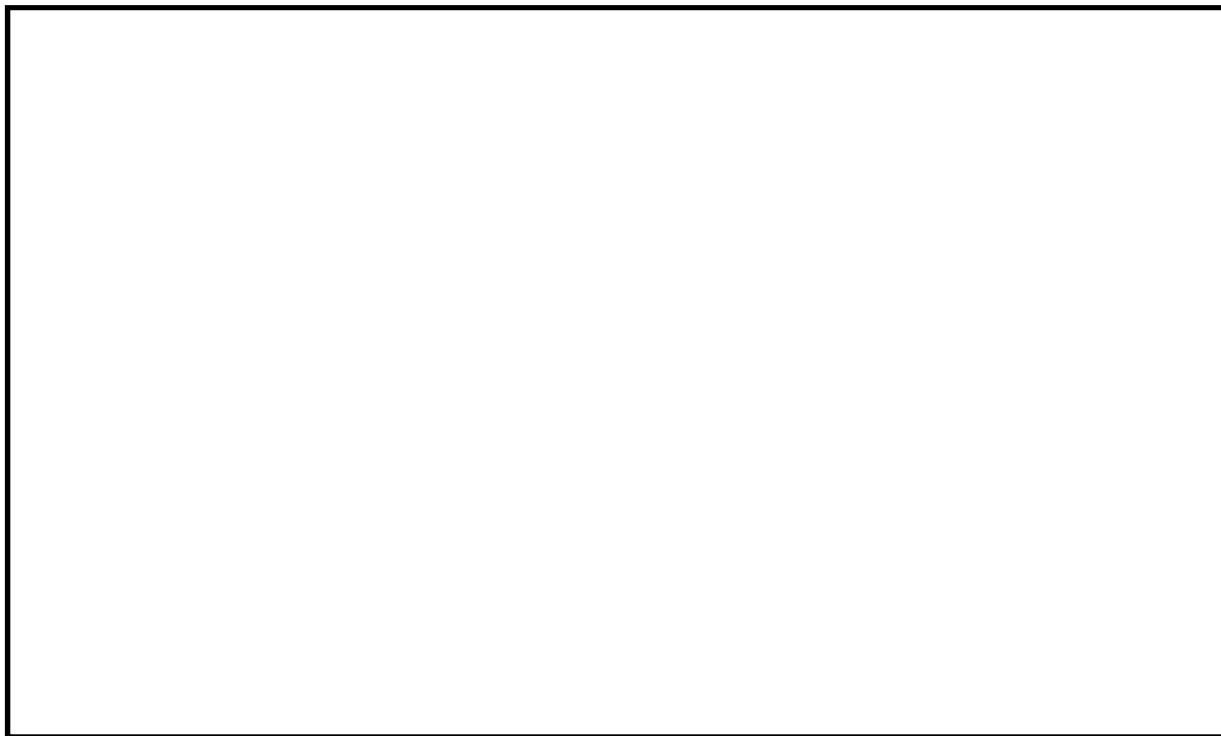
試験開始から115～130分の水素濃度が一定の時は、発熱量は変わらず温度は変化しない。水素濃度上昇時は反応熱が増加するが、各部の熱容量等の影響により温度上昇は遅れ、水素濃度低下時は反応熱が低下するが、各部の放熱速度等の影響により温度低下は遅れる傾向にある。

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4 vol%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分かる。

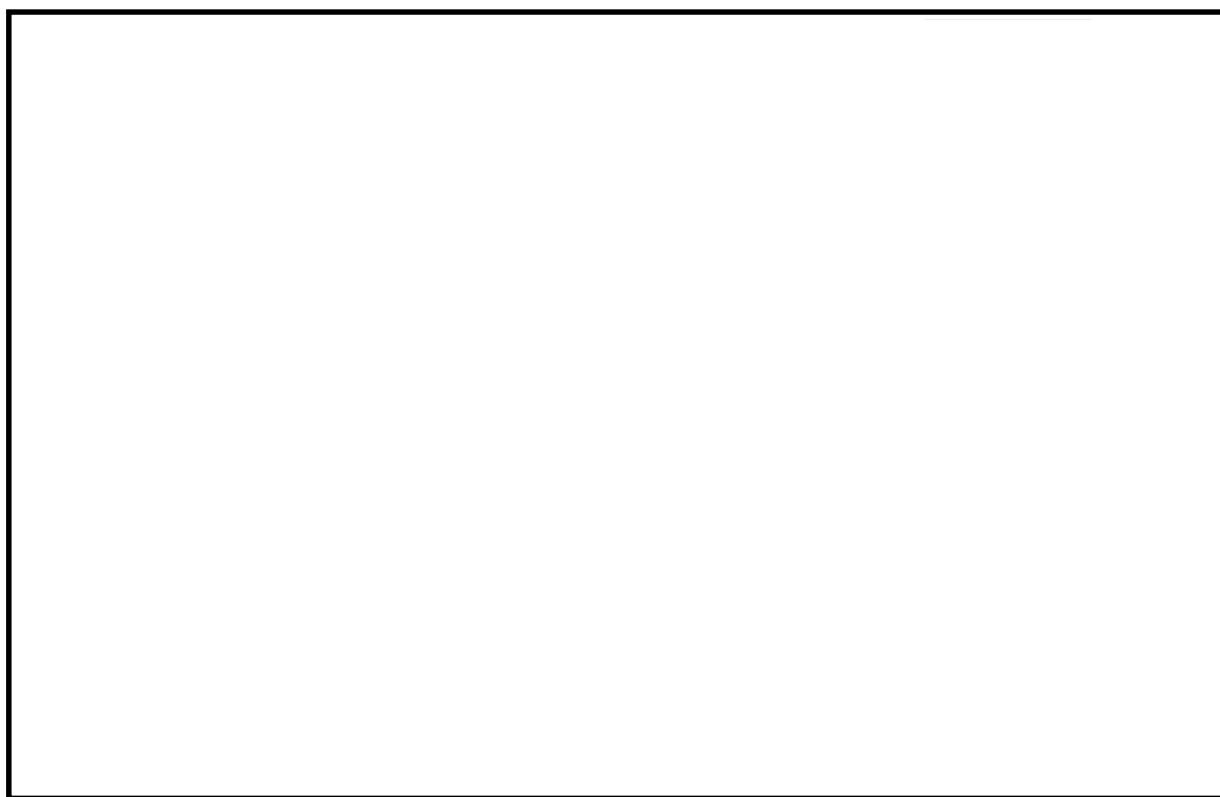
したがって、東海第二発電所に設置するPARの最高使用温度を300℃とすることは妥当と考えられる。



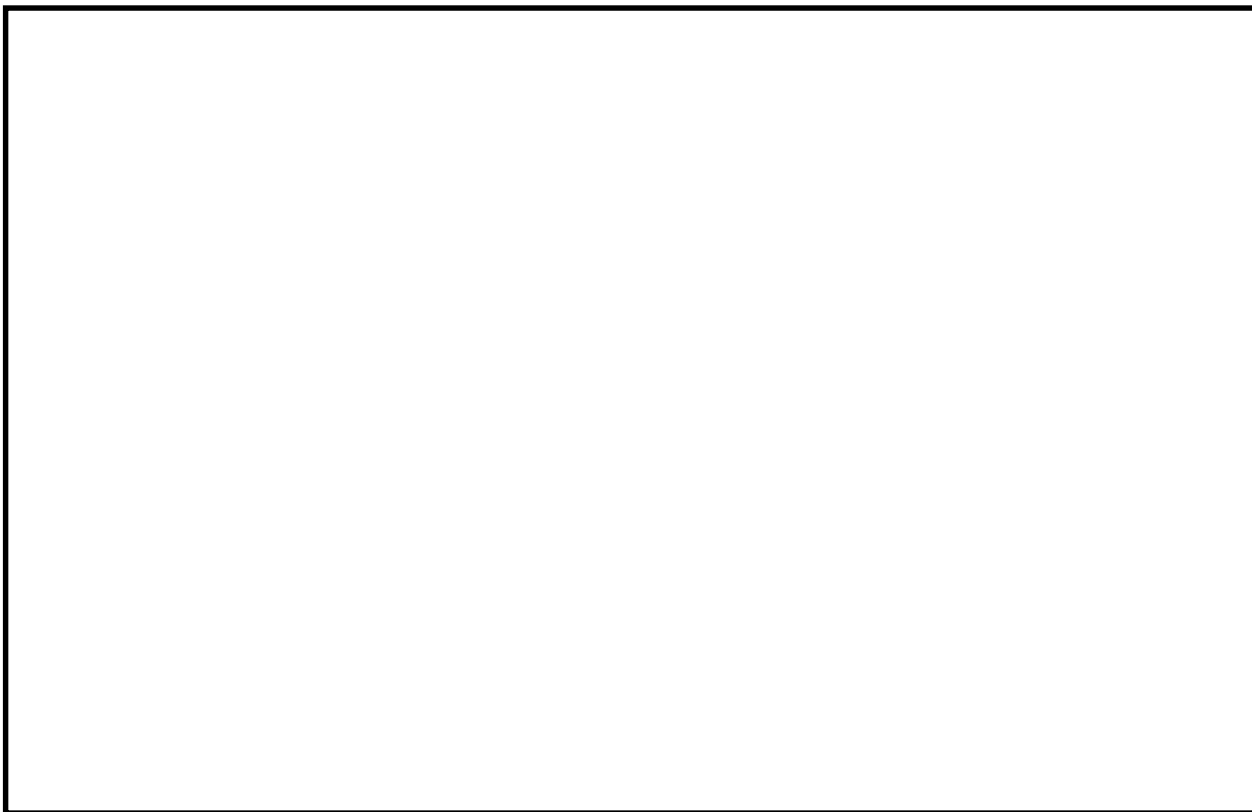
第11図 試験装置及び試験体の概要



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500 mmの煙突が取り付けられた場合、高さ1000 mm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500 mmの煙突が取り付けられた場合は1.15程度、高さ1000 mm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。

参考文献一覧

- 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