

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 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	1
2.1.1 可燃性ガス濃度制御系	2
2.1.2 窒素供給装置	2
2.1.3 格納容器圧力逃がし装置	2
2.1.4 格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）	3
2.2 原子炉建屋等の損傷を防止するための水素濃度低減設備	3
2.2.1 原子炉建屋ガス処理系	3
2.2.2 静的触媒式水素再結合器	4
2.2.3 原子炉建屋水素濃度	5
3. 原子炉格納施設の水素濃度低減性能の評価	10
4. 原子炉格納施設の水素濃度低減設備の詳細設計	10
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	10
4.1.1 可燃性ガス濃度制御系	10
4.1.2 窒素供給装置	11
4.1.3 格納容器圧力逃がし装置	11
4.1.4 格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）	12
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	13
4.2.1 原子炉建屋ガス処理系	13
4.2.2 静的触媒式水素再結合器	14
4.2.3 原子炉建屋水素濃度	16
4.3 水素濃度低減設備に係る電源	17

別添 1 静的触媒式水素再結合器及び原子炉建屋ガス処理系の設計

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」第44条、第67条、第68条及び第73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」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、原子炉冷却材喪失事故時に原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を可燃限界未満に維持するための設備である可燃性ガス濃度制御系並びに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及び原子炉建屋等の損傷を防止するための設備である窒素供給装置、格納容器圧力逃がし装置、原子炉建屋ガス処理系及び静的触媒式水素再結合器の水素濃度低減性能並びに監視することが必要なパラメータについて、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。

なお、格納容器圧力逃がし装置については、添付書類「V-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」で詳細に述べる。

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可燃性ガス濃度制御系、窒素供給装置及び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置する。

2.1 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

原子炉格納容器は、原子炉冷却材喪失事故時において、水の放射線分解によって発生する水素濃度が可燃限界に到達しないよう、不活性ガス系により、通常運転時より原子炉格納容器内を不活性化化する設計とする。

また、水素濃度が可燃限界に達するまでに遠隔操作にて、可燃性ガス濃度制御系を起動することによって、水素処理を実施できる設計とする。なお、設計基準事故である原子炉冷却材喪失事故時に蓄積される水素の濃度については、あらかじめ原子炉格納容器内を不活性化していること及び可燃性ガス濃度制御系の水素処理能力によって、水素濃度及び酸素濃度が可燃限界に到達しないことを添付書類「V-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」で示す。

重大事故等時においては、炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応及び金属腐食によって発生する水素、水の放射線分解によって発生する水素及び酸素による水素爆発を防止できるよう、不活性ガス系により、通常運転時より原子炉格納容器内を不活性化する設計するとともに、水素及び酸素の濃度を低減するため、窒素供給装置及び格納容器圧力逃がし装置を設置する。窒素供給装置は、原子炉格納容器に不活性ガスである窒素を注入し、水素濃度及び酸素濃度を低減できる設計とする。格納容器圧力逃がし装置は、原子炉格納容器内に蓄積した水素及び酸素を、原子炉格納容器外へ排出することで、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を継続的に低減できる設計とする。

2.1.1 可燃性ガス濃度制御系

原子炉冷却材喪失事故時において、原子炉格納容器内で発生する水素及び酸素により原子炉格納容器の健全性を損なわないように、可燃性ガス濃度制御系を設置する。

可燃性ガス濃度制御系は、図 2.1.1-1 に示すとおり、ブロワ、加熱器、再結合器及び冷却器等によって構成し、原子炉冷却材喪失事故時に原子炉格納容器内に存在する水素濃度を 4 vol%未満又は酸素濃度を 5 vol%未満に維持し、可燃限界に達しないようにすることができる設計とする。

可燃性ガス濃度制御系は、通常運転中、原子炉格納容器に不活性ガス系により窒素ガスを充てんすることとあいまって、原子炉冷却材喪失事故時に原子炉格納容器内の水素濃度又は酸素濃度を、可燃限界である水素濃度 4 vol%未満又は酸素濃度 5 vol%未満に維持できるように設計する。また、可燃性ガス濃度制御系は、原子炉格納容器内のガスをパージすることなく、水素濃度及び酸素濃度を制御できる設計とする。可燃性ガス濃度制御系の電源については、非常用ディーゼル発電機から給電が可能な設計とする。

2.1.2 窒素供給装置

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できるように、原子炉格納容器内を不活性化するための設備として、窒素供給装置を設置する。原子炉格納容器内の水素燃焼防止のための運用にあたっては、原子炉格納容器内へ不活性ガスである窒素を注入することで、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を可燃限界未満にできる設計とする。窒素供給装置の電源については、重大事故対処設備である窒素供給装置用電源車から給電が可能な設計とする。

窒素供給装置の系統概略図を図 2.1.2-1 に示す。

2.1.3 格納容器圧力逃がし装置

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。

格納容器圧力逃がし装置の系統概略図を図 2.1.3-1 に示す。

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原子炉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。
- (2) 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。

- (3) 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。
- (4) 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。
- (5) 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を確認するため、フィルタ装置入口配管の頂部となる箇所には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。
- (6) 原子炉格納容器からフィルタ装置入口配管の頂部までの配管は連続上り勾配、フィルタ装置入口配管の頂部からフィルタ装置までの配管は連続下がり勾配とし、また、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。
- (7) 格納容器圧力逃がし装置の電源については、重大事故等対処設備である常設代替交流電源設備、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が可能な設計とする。

2.1.4 格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸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として、格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）を設置する。

格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）の電源については、重大事故等対処設備である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給電が可能とし、中央制御室及び緊急時対策所において原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視が可能な設計とする。

格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）の系統概要図を図 2.1.4-1 に示す。

2.2 原子炉建屋等の損傷を防止するための水素濃度低減設備

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、水素排出設備、水素濃度制御設備及び水素濃度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

原子炉建屋ガス処理系は、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。

事故が発生すると、原子炉冷却材喪失事故時の場合は原子炉水位低又はドライウェル圧力高信号により、また、燃料取扱事故等の場合は原子炉建屋放射能高信号により、自動的に常用換気系を閉鎖するとともに、原子炉建屋を負圧に保ち、また、負圧に保つため放出する原子炉建屋内ガスに含まれる放射性よう素及び固体状核分裂生成物を吸着除去するため非常用ガス処理系を、さらに、原子炉建屋内ガス中に含まれる放射性よう素等を原子炉建屋内で再循環させて積極的に吸着除去するための非常用ガス再循環系を起動させる設計とする。

この系を出たガスは、排気筒と隣接して同じ高さまで設ける非常用ガス処理系排気筒を通して、大気中に放出する。

排風機及び電気加熱器に必要な電力は、外部電源喪失時にも非常用ディーゼル発電機から給電が可能な設計とする。

重大事故等時の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）を設置する。

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トレイン及び非常用ガス再循環系フィルタトレイン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。また、非常用ガス再循環系は、原子炉建屋原子炉棟6階、3階、2階及び地下1階から吸引した気体を各階へ給気することで循環ラインを形成し、原子炉建屋原子炉棟内で水素が滞留しない設計とする。

原子炉建屋ガス処理系は、放射性物質低減機能として負圧達成機能及び負圧維持機能をもち、原子炉格納容器外に漏えいした可燃限界濃度未満の水素等を含む空気を滞留しないよう、非常用ガス処理系排気筒から排出する設計とする。原子炉建屋ガス処理系は、設計基準事故の原子炉冷却材喪失事故時において、原子炉建屋原子炉棟内を10分以内に負圧達成できる容量を有している。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、重大事故等対処設備である常設代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。

原子炉建屋ガス処理系の系統概略図を図2.2.1-1に示す。

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り再結合させる装置とし、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は、試験により性能及び耐環境性が確認された型式品を設置する設計とする。

静的触媒式水素再結合器は、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等時の対処に重要な計器・機器に悪影響がないよう離隔距離を設ける設計とする。

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及び緊急時対策所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については、重大事故等対処設備である常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備から給電が可能な設計とする。

静的触媒式水素再結合器の概略設置図を図 2.2.2-1 に示す。

2.2.3 原子炉建屋水素濃度

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内へ漏えいした水素の濃度を測定するため、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備として、原子炉建屋水素濃度を設置する。

原子炉建屋水素濃度は、原子炉建屋原子炉棟に設置し、中央制御室及び緊急時対策所にて原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度を連続監視できる設計とする。原子炉建屋水素濃度のうち、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給電が可能な設計とする。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が可能な設計とする。

原子炉建屋水素濃度の系統概要図を図 2.2.3-1 に示す。

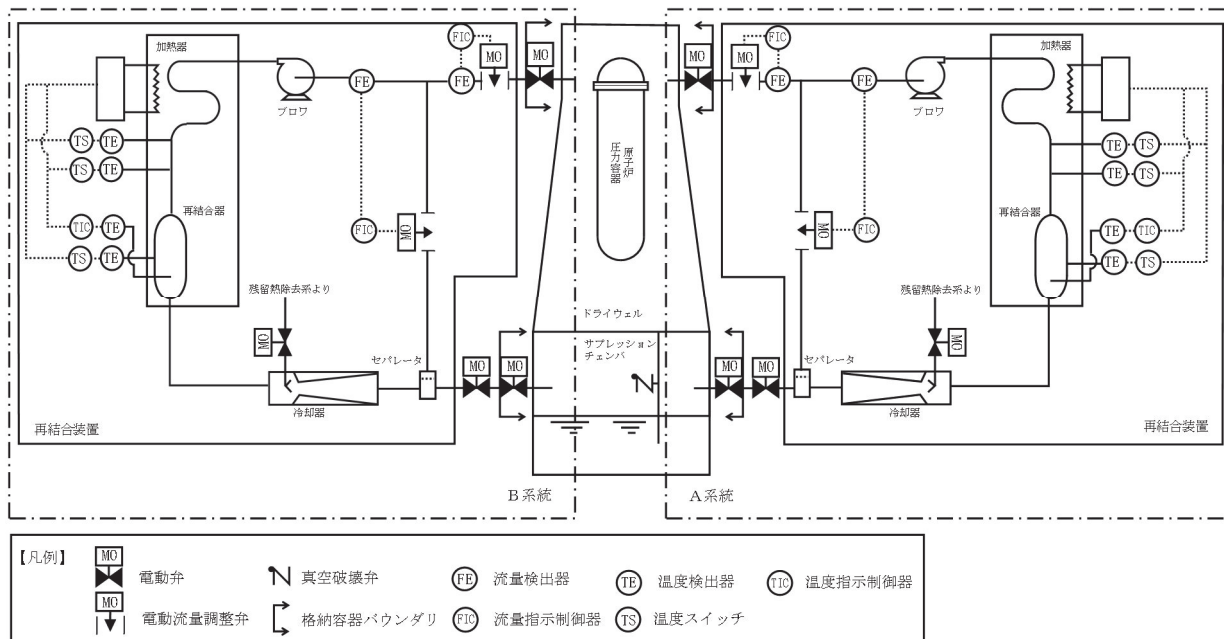


図 2.1.1-1 可燃性ガス濃度制御系の系統概略図

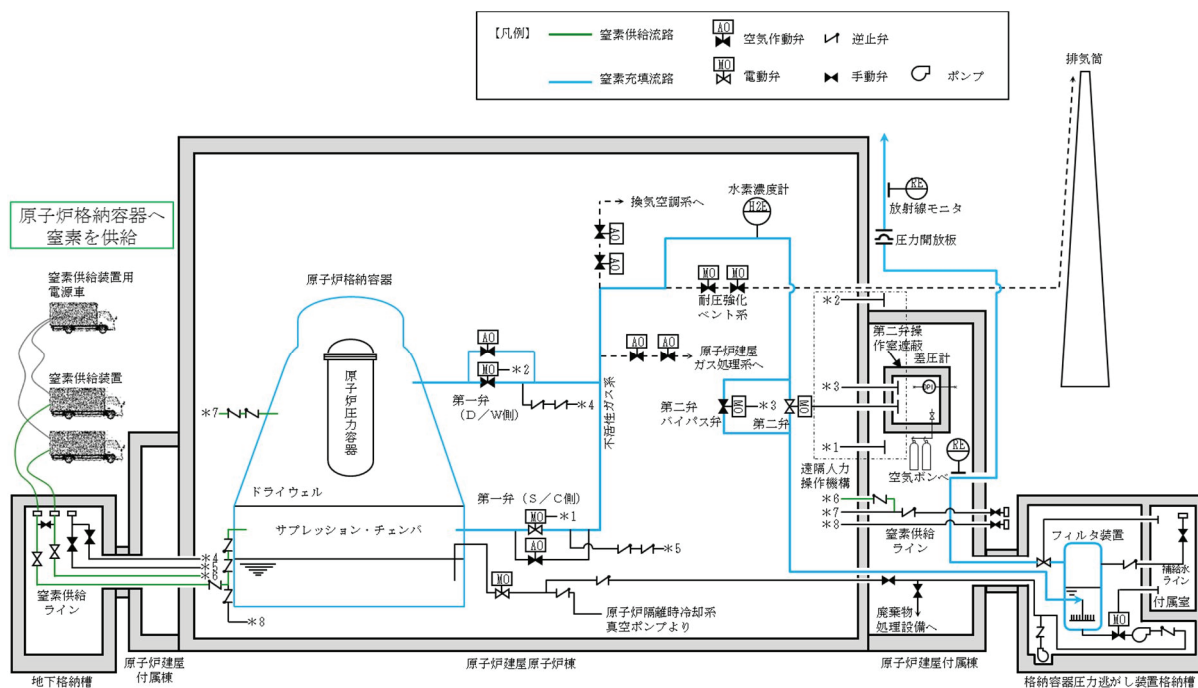


図 2.1.2-1 窒素供給装置の系統概略図

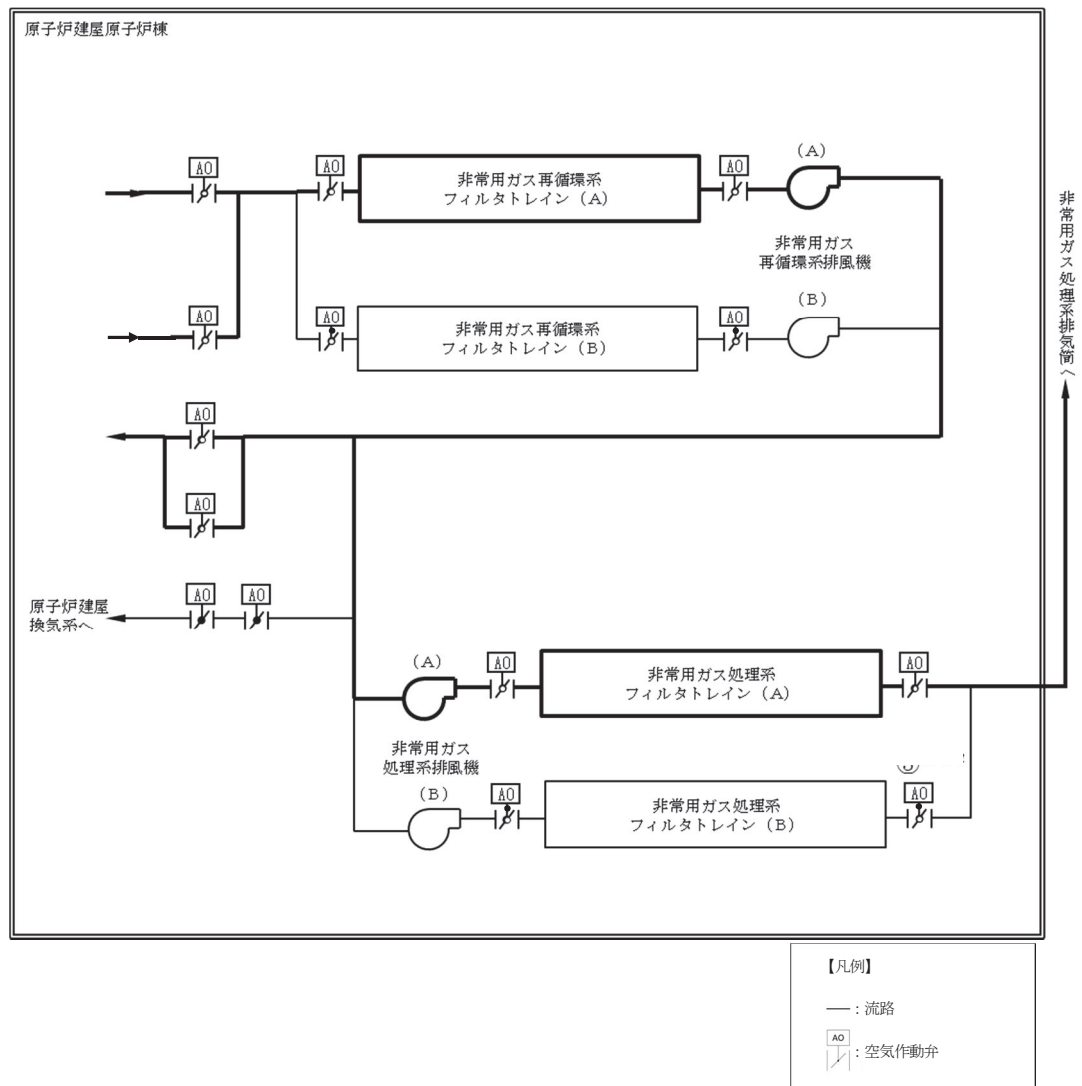


図2. 2. 1-1 原子炉建屋ガス処理系 系統概略図

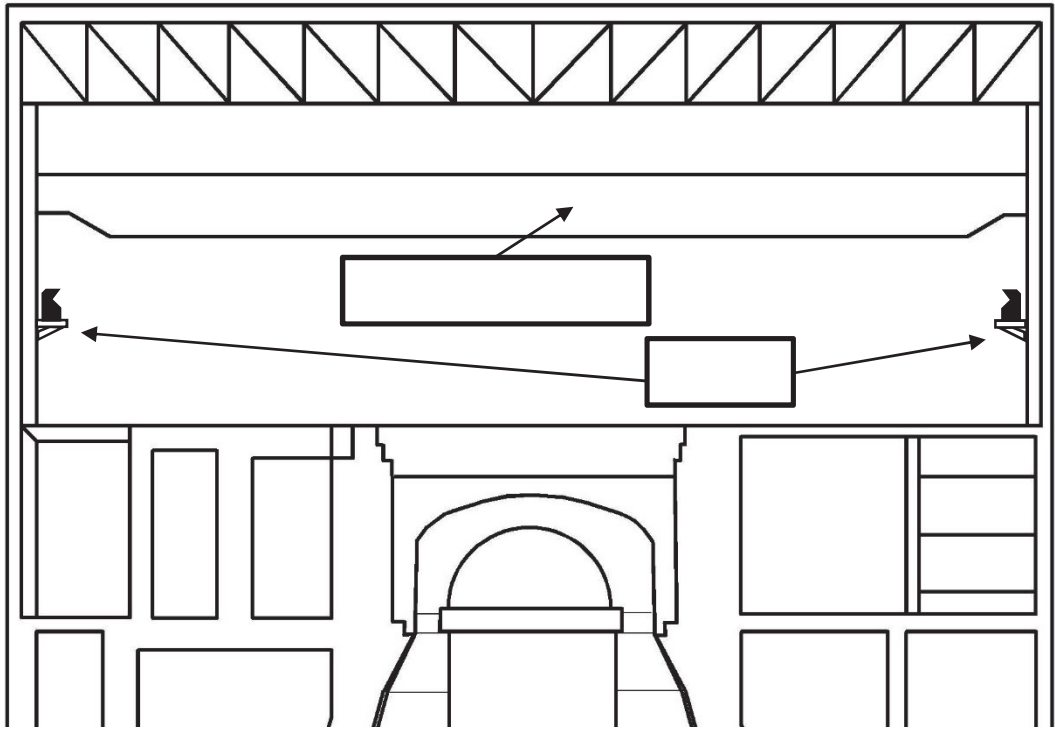


図 2. 2. 2-1 概略設置図

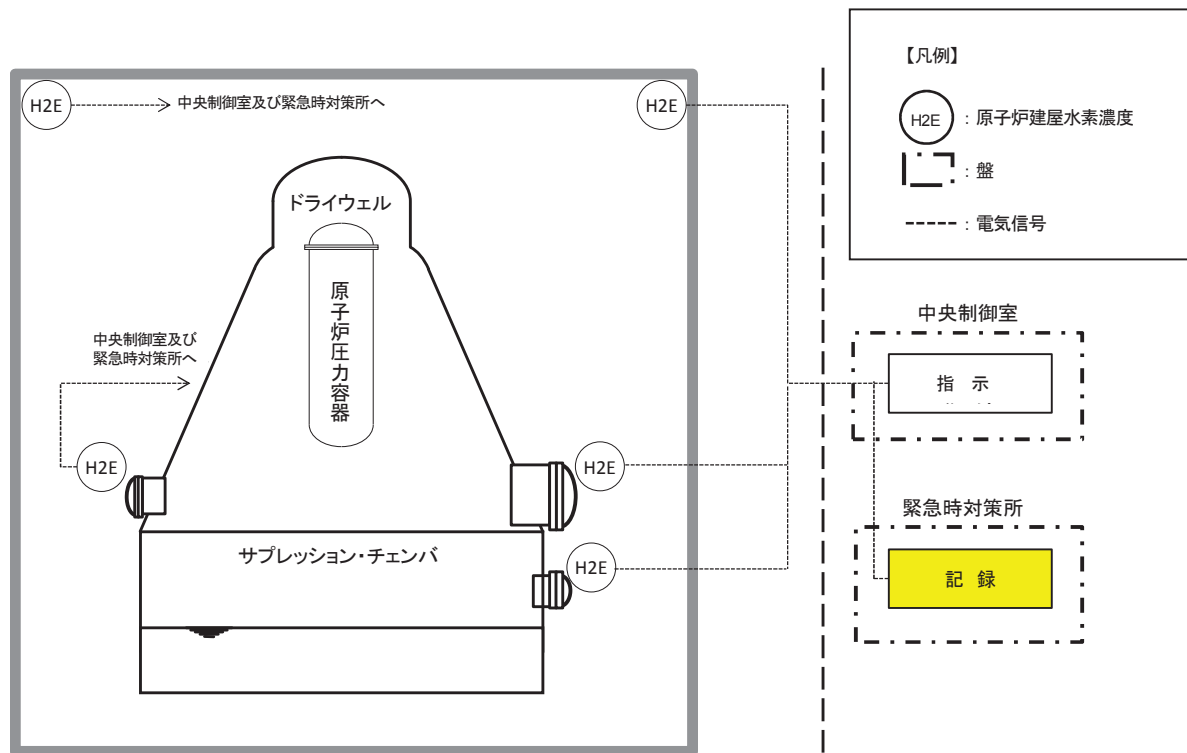


図 2.2.3-1 原子炉建屋水素濃度の系統概要図

3. 原子炉格納施設の水素濃度低減性能の評価

可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度低減性能については、当該機器を設置（変更）許可における評価を踏まえた設計とし、当該機器が水素爆発による原子炉格納容器の破損防止に有効であることは、設置（変更）許可における「添付書類十 可燃性ガスの発生」において確認している。

また、窒素供給装置による原子炉格納容器内の水素低減性能の評価については、当該機器を設置（変更）許可における評価を踏まえた設計とし、当該機器が水素爆発による原子炉格納容器の破損防止に有効であることは、設置（変更）許可における「添付書類十 7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」における「添付書類十 7.2.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」において確認している。

静的触媒式水素再結合器及び原子炉建屋ガス処理系による原子炉建屋原子炉棟の水素濃度低減性能の評価については、別添 1 における水素濃度及び酸素濃度の評価において確認している。

4. 原子炉格納施設の水素濃度低減設備の詳細設計

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 可燃性ガス濃度制御系

可燃性ガス濃度制御系は、完全に独立した 100 % 容量のもの 2 系統から構成され、各系統はブロウ、加熱器、再結合器、冷却器等から構成される設計とする。

設置（変更）許可において実施している評価を踏まえ、原子炉冷却材喪失事故時 30 分以内に

中央制御室より手動で起動し、約3時間のウォームアップ運転後に処理が開始される設計とする。

可燃性ガス濃度制御系は、熱反応式再結合装置であるため、再結合器のガス温度によって性能が決まることから、再結合器出口のガス温度を検出し、温度指示制御器によって加熱器への電流を制御することで、再結合器出口のガス温度を一定温度に制御できる設計とする。

4.1.2 窒素供給装置

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、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により原子炉格納容器内に発生する水素濃度及び酸素濃度を可燃限界未満にすることが可能な設計とする。

供給量としては、設置（変更）許可における評価に用いた原子炉格納容器への供給量が400 m³/hであることから、1台あたり200 m³/hを供給可能な設計とし、2台使用する設計とする。これにより、原子炉格納容器内で発生する水素及び酸素の不確かさを考慮しても、水素濃度及び酸素濃度を可燃限界未満に維持できる設計とする。

窒素供給装置は、重大事故等時において窒素供給に必要な容量を有するものを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バックアップ用として2台の合計4台を保管する。

窒素供給装置用電源車は、窒素供給装置1セット2台への電源供給に必要な容量を有するものを1セット1台と、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計2台を保管する。

4.1.3 格納容器圧力逃がし装置

格納容器圧力逃がし装置は、フィルタ装置、圧力開放板、配管・弁類、計測制御装置等によって構成する。また、格納容器圧力逃がし装置のうち、フィルタ装置は、フィルタ容器、スクラビング水、金属フィルタ及びよう素除去部から構成する。

格納容器圧力逃がし装置は、水素及び酸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

格納容器圧力逃がし装置は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器に発生するガスを、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、フィルタ装置は、ガス状放射性よう素の除去効率として、無機よう素は99%以上、有機よう素は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、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原子炉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及び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、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。

4.1.4 格納容器内水素濃度 (SA) 及び格納容器内酸素濃度 (SA)

格納容器内水素濃度 (SA) 及び格納容器内酸素濃度 (SA) は、炉心の著しい損傷が発生した場合に水素濃度及び酸素濃度が変動する可能性のある範囲で監視することを目的として、原子炉格納容器内の雰囲気ガスをサンプリングすることで、原子炉建屋原子炉棟内に設置する水素検出器及び酸素検出器にて原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を測定できる設計とする。

格納容器内水素濃度 (SA) 及び格納容器内酸素濃度 (SA) のサンプリング装置は、原子炉格納容器内の雰囲気ガスを圧縮機により吸い込み、測定に影響を与える蒸気凝縮が生じないようサンプリング系統及びサンプリング装置内にトレースヒータ及キャビネットヒータを設置し温度調節を行う設計とする。

サンプリング装置内は温度・圧力制御され、湿度検出器によりサンプリングガスの湿度を測定した後、水素検出器を通り原子炉格納容器内 (ドライウェル、サブプレッション・チェンバ) の水素濃度を測定する。さらに湿度検出器及び水素検出器を通ったサンプリングガスを冷却器にて一定温度に冷却後、酸素検出器により酸素濃度を測定し、湿度検出器測定値により補正を行う設計とする。

格納容器内水素濃度 (SA) 及び格納容器内酸素濃度 (SA) は、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度をトレンドにて連続的に監視できる設計とする。また、原子炉格納容器の水素爆発を防止するための格納容器ベントの判断等に使用する (格納容器ベント基準: 格納容器内酸素濃度 4.3 vol% (ドライ条件))。なお、格納容器内酸素濃度 (SA) の最大計測誤差は、ドライ条件において ± 0.6 vol% であり、プラス側の誤差を考慮しても可燃限界である酸素濃度 (5 vol%) に対して 0.1 vol% の余裕を有している。

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

非常用ガス再循環系は、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日当たり5回循環処理する能力を有する。

この系の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KI、NaI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段ずつ設置する。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置する。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。

非常用ガス再循環系フィルタトレインの構成を図4.2.1-1に示す。

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、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段設置する設計とする。

非常用ガス処理系フィルタトレインの構成を図4.2.1-2に示す。

(2) 水素爆発を防止する運用

原子炉建屋ガス処理系は、原子炉格納容器が健全である場合、水素排出設備として十分な性能を有しているものの、原子炉格納容器から異常な漏えいが発生し、原子炉建屋ガス処理系の水素排出能力を超える場合には、原子炉建屋の水素濃度が上昇し、原子炉建屋ガス処理系系統内で水素濃度が可燃限界に到達するおそれがある。そのため、原子炉格納容器から異常な漏えいが発生し、原子炉建屋水素濃度が2 vol%*に到達した場合、原子炉建屋ガス処理系を停止する運用とすることで、動的機器を含む系統内での水素爆発を防止する。

注記 * : GOTHIC解析によって、原子炉格納容器が健全である場合の原子炉建屋原子炉棟における最大水素濃度が約 0.3 vol%程度であること、原子炉建屋水素濃度の最大計測誤差が±0.25 vol%であること及び静的触媒式水素再結合器は、水素濃度 1.5 vol%までに起動することから、原子炉格納容器から異常な漏えいが発生し、原子炉建屋ガス処理系系統内での水素爆発のおそれがあることの判断基準として、原子炉建屋水素濃度 2 vol%を設定している。

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、評価に用いる性能と、水素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。

仕様について表 4.2.2-1 に、容量設定の条件を表 4.2.2-2 に示す。

(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、水素処理容量 0.5 kg/h (1 基当たり) (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設計とする。具体的には、メーカーによる開発試験に基づく、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についての検証を確認した仕様と同等の型式品を設置する設計とする。また、触媒カートリッジの寸法及び間隔を開発当時と同じ設計とし、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、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 枚であることから、スケールファクタ「 $22/88 (=0.25)$ 」を考慮して設置する設計とする。

静的触媒式水素再結合器の詳細な性能評価式の検証については、別添 1 別紙 1「PAR の性能確認試験について」に示す。

b. 環境条件の配慮

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、蒸気等が発生するため、これらが原子炉建屋原子炉棟 6 階へ漏えいした場合においても、所要の性能が発揮される型式品を設置する設計とする。

具体的には、国際的なプロジェクト試験等での以下のような環境条件への適用試験を踏まえた設計とする。

粒子状放射性物質については、沈着や格納容器スプレーにより除去されることから、原子炉建屋原子炉棟 6 階への漏えい量が十分に小さいことに加え、粒子状放射性物質の影響を受けても所要の性能が発揮される型式品を設置する設計とする。

蒸気環境下による性能への影響については、国際的なプロジェクト試験により、ドライ条件と水蒸気濃度 50 vol%の条件下における性能比較を実施した評価試験を実施しており、

性能に与える影響がないことを確認している。

ガス状よう素による性能への影響については、開発試験により性能低下が確認されているが、メーカーの提示する性能評価式に対して、試験で得られたガス状よう素による性能低下を考慮した反応阻害物質ファクタを考慮する設計としている。

原子炉建屋原子炉棟6階の環境は、国際的なプロジェクト等の試験環境と同等以下であることから、これらの試験で有効性が確認された型式品を設置する設計とする。

蒸気環境条件の試験については、別添1別紙1「P A Rの性能確認試験について」に、ガス状よう素の影響については、別添1別紙2「反応阻害物質ファクタについて」に詳細を示す。

(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等時の対処に重要な計器・機器に悪影響がないよう3m以上の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、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想定されるため、原子炉建屋原子炉棟6階に24基を分散して設置する設計とする。設置箇所の概略配置図を図4.2.2-1に、設置概要図を図4.2.2-2に示す。

静的触媒式水素再結合器の温度上昇による周辺機器への悪影響について、別添1別紙3「P A Rの周辺機器に対する悪影響防止について」に示す。

(3) 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動作監視装置は、中央制御室にて動作状況を温度上昇により確認できるよう、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り付ける設計とする。

静的触媒式水素再結合器動作監視装置の概略構成図について図4.2.2-3に示す。

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る設計とする。図4.2.2-4に熱電対の取り付け位置を示す。

静的触媒式水素再結合器の動作時に想定される範囲の温度は、触媒カートリッジの出入口温度を測定した試験結果より、可燃限界水素濃度である水素濃度4 vol%程度で約170 Kである。

静的触媒式水素再結合器動作監視装置は、これを包含する 0～300 °C とすることで、有意な温度上昇を確認できる設計とし、重大事故等時において測定可能なよう耐環境性を有した熱電対を使用する。なお、静的触媒式水素再結合器のハウジング内流路影響の観点から、水素濃度低減性能へ影響を及ぼさないよう熱電対シースを十分小さくする設計とする。

仕様について表 4.2.2-3 に示す。

静的触媒式水素再結合器動作監視装置の詳細について、別添 1 別紙 4「PAR 動作監視装置について」に示す。

(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/（1 基当たり）（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、重大事故等時の環境においても所要の性能が発揮される型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（1 基当たり）（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/（1 基当たり）（水素濃度 4 vol%，大気圧，温度 100 °C において））のとおりに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

原子炉停止中に静的触媒式水素再結合器のハウジングが設計通りの外観であることを確認する。

触媒カートリッジは有意な変形、傷等の有無について確認する。また、員数について、規定の枚数がハウジングに収納されていることを確認する。

触媒カートリッジの表面に異常がないことを確認する。

c. 仕様確認（質量測定）

設置段階において、触媒充てん前後のカートリッジ質量を測定し、触媒充てん量を確認する。

詳細な静的触媒式水素再結合装置の性能確認方法について、別添 1 別紙 5「PAR の性能維持管理について」に示す。

4.2.3 原子炉建屋水素濃度

原子炉建屋水素濃度は、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、水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できるように、原子炉建屋原子炉棟 6 階において、0～10 vol%を計測可能な設計とする。また、原子炉建屋水素濃度は、水素が最終的に滞留する原子炉建屋原子炉棟 6 階の天井付近に位置的分散を考慮して設置するとともに、原子炉格納容器内で発生した水素が漏えいする可能性のある原子炉建屋原子炉棟 2 階及び地下 1 階にも設置し、水素の早期検知及び滞留状況把握のため、0～20 vol%を計測可能な設計とする。原子炉建屋水素濃度は、触媒式及び熱伝導式であり、同一目的の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監視設備である熱電対式の静的触媒式水素再結合器動作監視装置とは多様性を有した計測方式とする。また、原子炉建屋原子炉棟 6 階の天井付近、2 階及び地下 1 階に設置する原子炉建屋水素濃度に対して、静的触媒式水素再結合器動作監視装置は原子炉建屋原子炉棟 6 階両壁面付近に設置することで、位置的分散を図る設計とする。

原子炉建屋水素濃度は、原子炉建屋原子炉棟の水素濃度をトレンドにて連続的に監視できる設計とする。また、原子炉建屋原子炉棟の水素爆発を防止するための原子炉建屋ガス処理系の停止の判断等に使用する。（原子炉建屋ガス処理系の停止基準：原子炉建屋水素濃度 2 vol%）なお、原子炉建屋水素濃度の最大計測誤差が±0.25 vol%であり、プラス側の誤差を考慮しても水素の可燃限界濃度（4 vol%）に対して 1.75 vol%の余裕を有している。

4.3 水素濃度低減設備に係る電源

(1) 可燃性ガス濃度制御系

可燃性ガス濃度制御系の電源については、非常用ディーゼル発電機から給電が可能な設計とする。

(2) 窒素供給装置

窒素供給装置の電源については、重大事故等対処設備である窒素供給装置用電源車から給電が可能な設計とする。

(3) 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が可能な設計とする。

(4) 格納容器内水素濃度（SA）及び格納容器内酸素濃度（SA）

格納容器内水素濃度（SA）及び格納容器内酸素濃度（SA）の電源については、重大事故等対処設備である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給電が可能な設計とする。

る。

(5) 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が可能な設計とする。

(6) 静的触媒式水素再結合器

静的触媒式水素再結合器の電源については、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。

また、静的触媒式水素再結合器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給電が可能な設計とする。

(7) 原子炉建屋水素濃度

原子炉建屋水素濃度のうち、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給電が可能な設計とする。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が可能な設計とする。

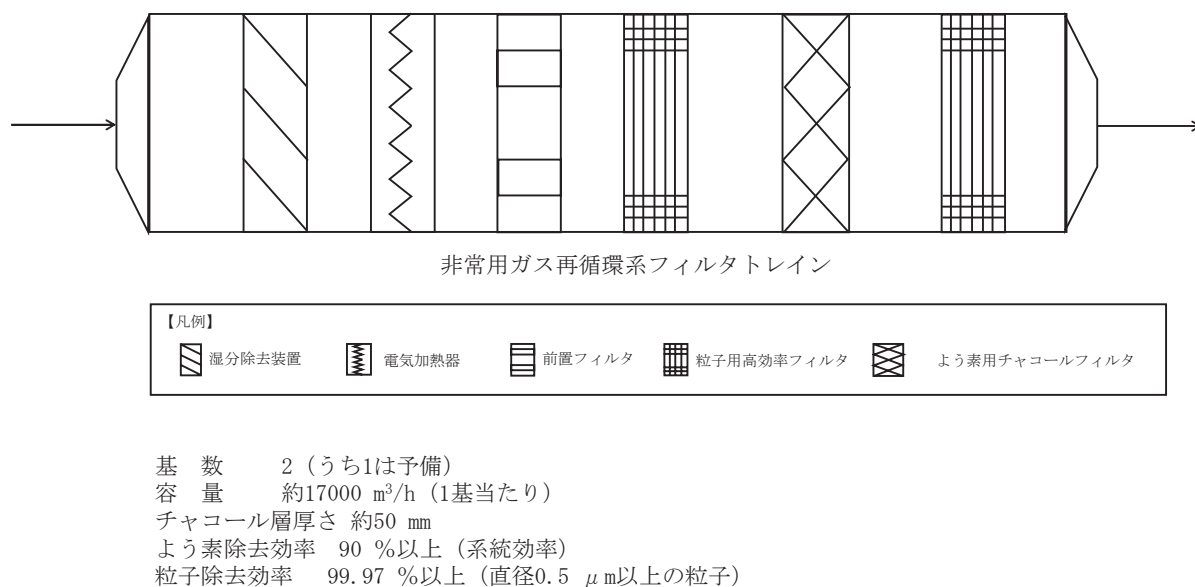
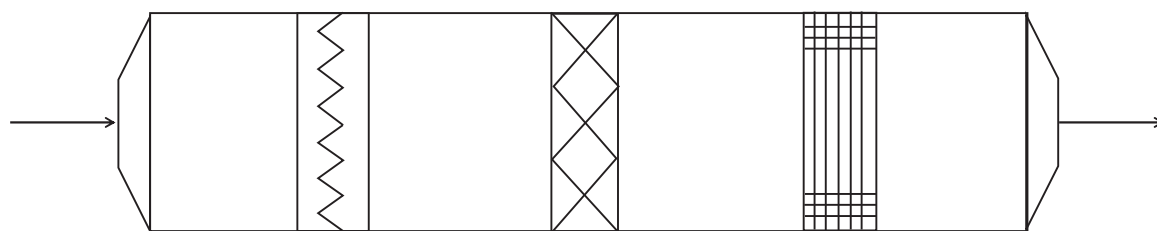


図 4.2.1-1 非常用ガス再循環系フィルタトレインの構成



非常用ガス処理系フィルタトレイン

【凡例】		
	電気加熱器	

基 数 2（うち1は予備）
 容 量 約3570 m³/h（1基当たり）
 チャコール層厚さ 約150 mm
 よう素除去効率 97 %以上（系統効率）
 粒子除去効率 99.97 %以上（直径0.5 μm以上の粒子）

図 4. 2. 1-2 非常用ガス処理系フィルタトレインの構成

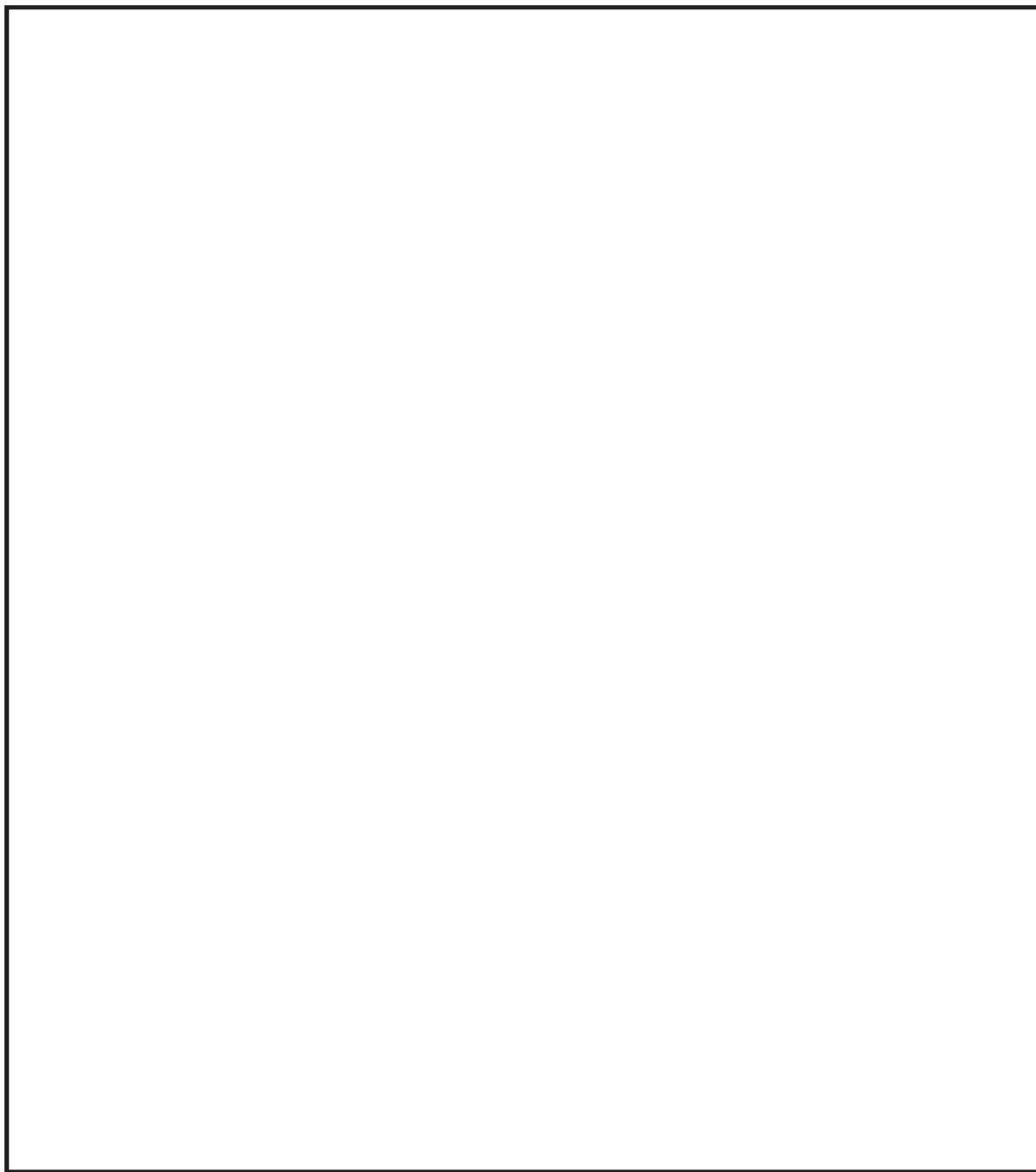


図4. 2. 2-1 静的触媒式水素再結合器概略設置図 (1／2)

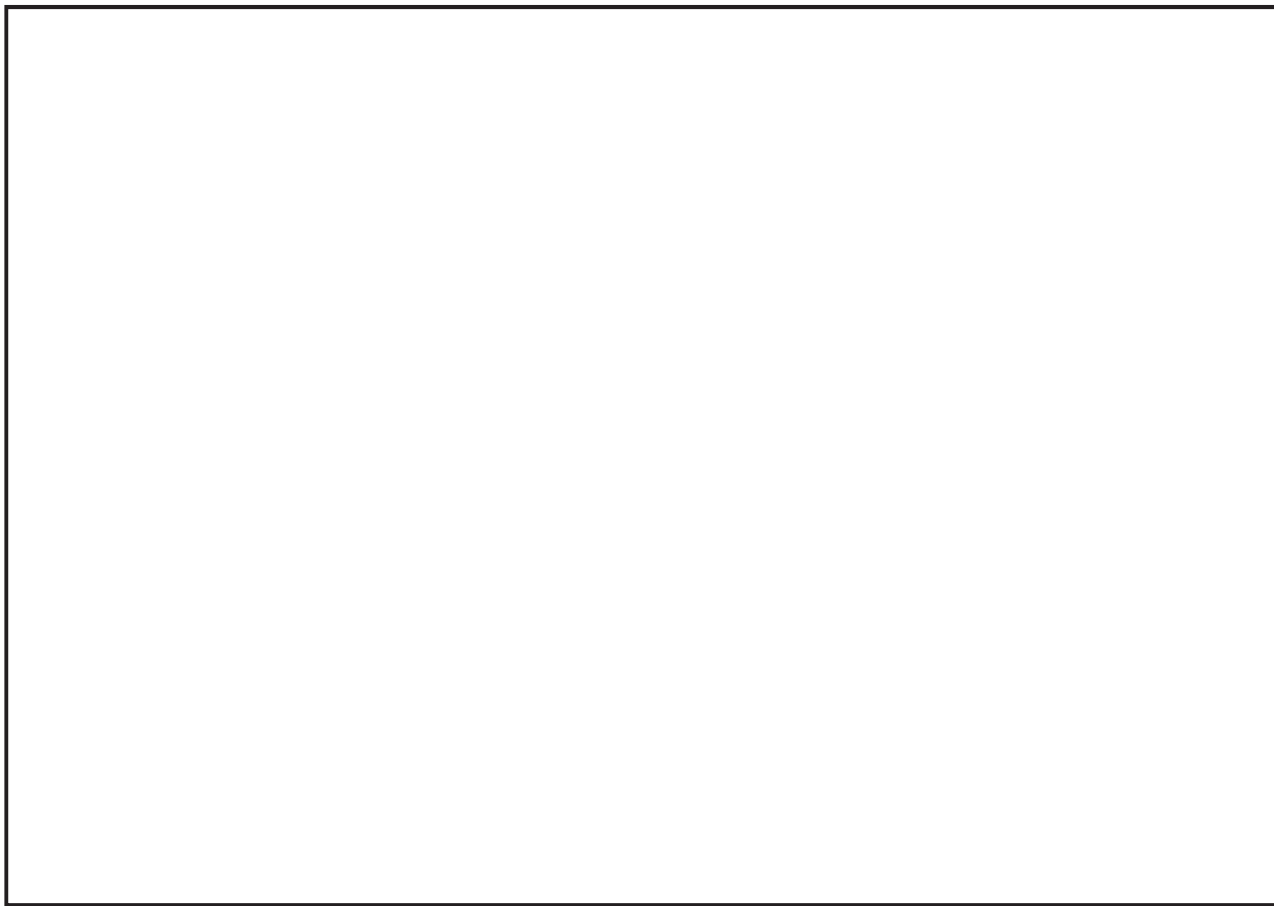


図4. 2. 2-1 静的触媒式水素再結合器概略設置図 (2/2)

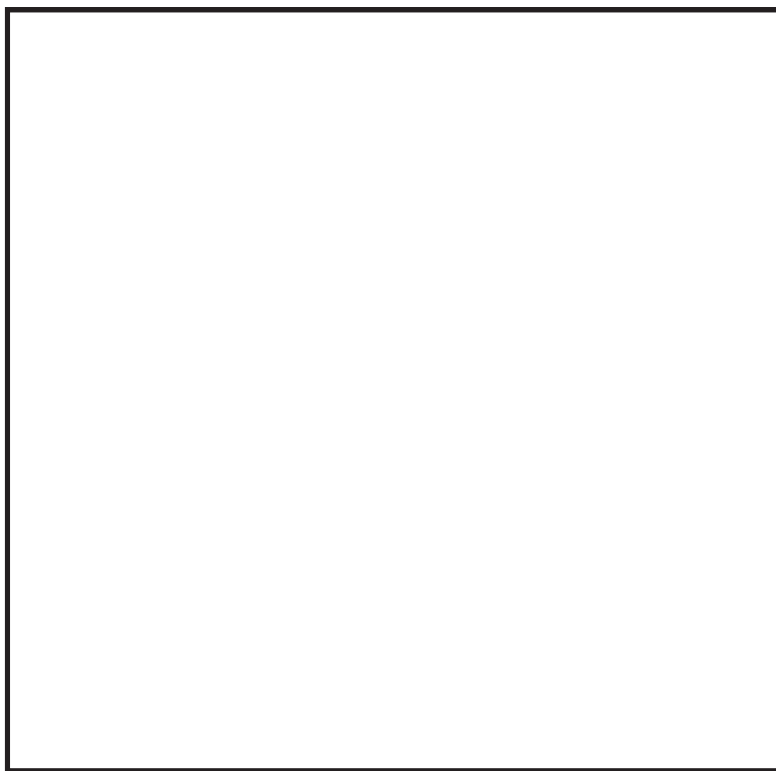


図4. 2. 2-2 静的触媒式水素再結合器設置概要図

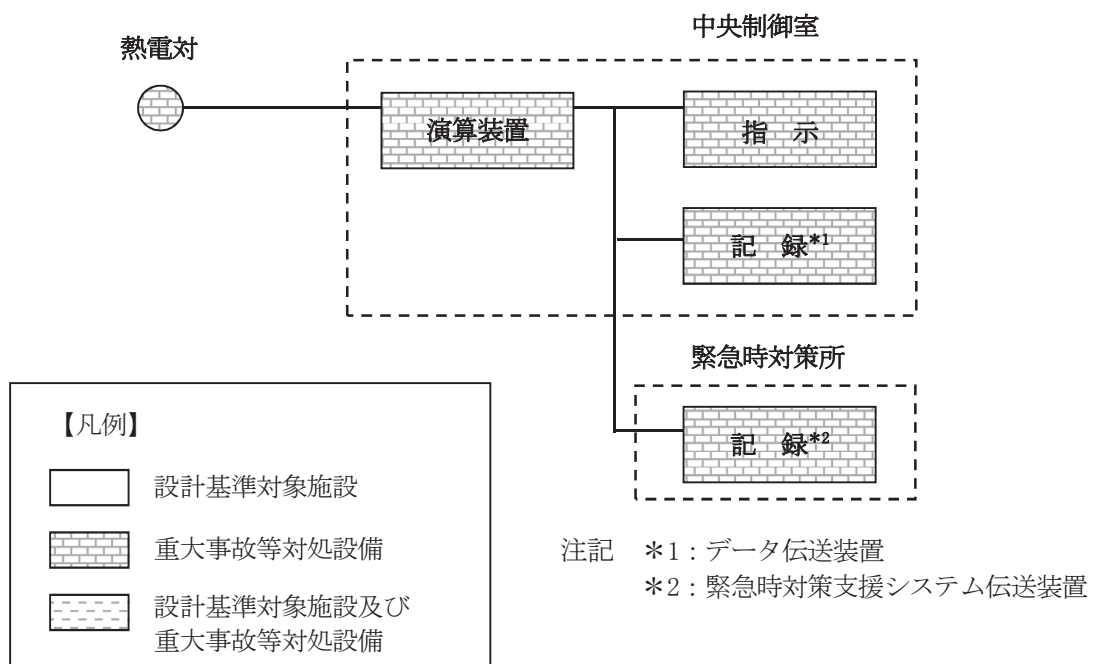


図4. 2. 2-3 静的触媒式水素再結合器動作監視装置の概略構成図

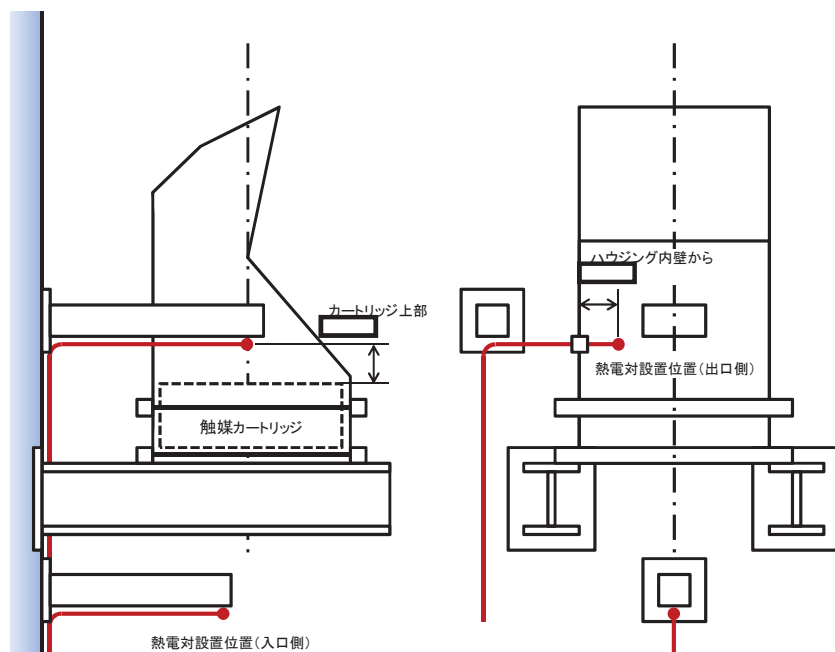


図 4. 2. 2-4 静的触媒式水素再結合器への熱電対取付位置概要図

表4. 2. 2-1 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 (1基当たり) (水素濃度4 vol%, 大気圧, 温度100 °Cにおいて)
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)

表4. 2. 2-2 水素処理容量設定の条件

項目	設定の条件
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, 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 (1.01×10^5 Pa) とする。
温度 T	保守的に100 °C (373.15 K) とする。

表 4. 2. 2-3 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

注記 * : 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

静的触媒式水素再結合器及び原子炉建屋ガス処理系の設計

目次

1. 概要	別添1-1
1.1 設置目的	別添1-1
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1-1
2.1 水素濃度制御設備	別添1-1
2.1.1 水素濃度制御設備の主要仕様	別添1-1
2.1.2 水素濃度制御設備の設計方針	別添1-4
2.1.3 水素濃度制御設備の設計仕様	別添1-6
2.2 水素排出設備	別添1-8
2.2.1 水素排出設備の主要仕様	別添1-8
2.3 原子炉建屋原子炉棟の水素挙動	別添1-11
2.3.1 解析条件	別添1-19
2.3.2 解析結果	別添1-29
2.4 水素濃度監視設備	別添1-35
2.4.1 水素濃度監視設備の概要	別添1-35
2.4.2 水素濃度監視設備の主要仕様	別添1-35
2.5 引用文献	別添1-42

別紙

別紙1 PARの性能確認試験について	別添1-43
別紙2 反応阻害物質ファクタについて	別添1-59
別紙3 PARの周辺機器に対する悪影響防止について	別添1-63
別紙4 PAR動作監視装置について	別添1-67
別紙5 PARの性能維持管理について	別添1-72

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、水素排出設備及び水素濃度監視設備を設置する。

(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が可能な設計とする。

(2) 水素排出設備

水素排出設備として原子炉建屋ガス処理系を設置し、原子炉建屋原子炉棟内へ漏えいした水素を排出することで原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度を低減し、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、放射性物質を低減できる設計とする。原子炉建屋ガス処理系は、非常用ディーゼル発電機に加えて、代替電源設備から給電が可能な設計とする。

(3) 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、中央制御室及び緊急時対策所にて監視可能であり、代替電源設備から給電が可能な設計とする。

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N I S社製のPARを採用する。

PARは、触媒反応を用いて水素と酸素を再結合させて、雰囲気を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てんしており、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易くしている。

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。

P A R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、P A Rの上方の排気口より空間内に拡散する。

したがって、P A R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主要仕様を表2. 1. 1-1、P A R概要図を図2. 1. 1-1に示す。

表2. 1. 1-1 P A R主要仕様

(1) ハウジング

全高	
幅	
奥行	
材料	ステンレス鋼

(2) 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（P A R1基当たり）

(3) 触媒

触媒基材	アルミナ
触媒	パラジウム

(4) 水素処理容量 約0.50 kg/h（1基当たり）

（水素濃度4 vo1%，大気圧，温度100 ℃において）

(5) 最高使用温度 300 ℃

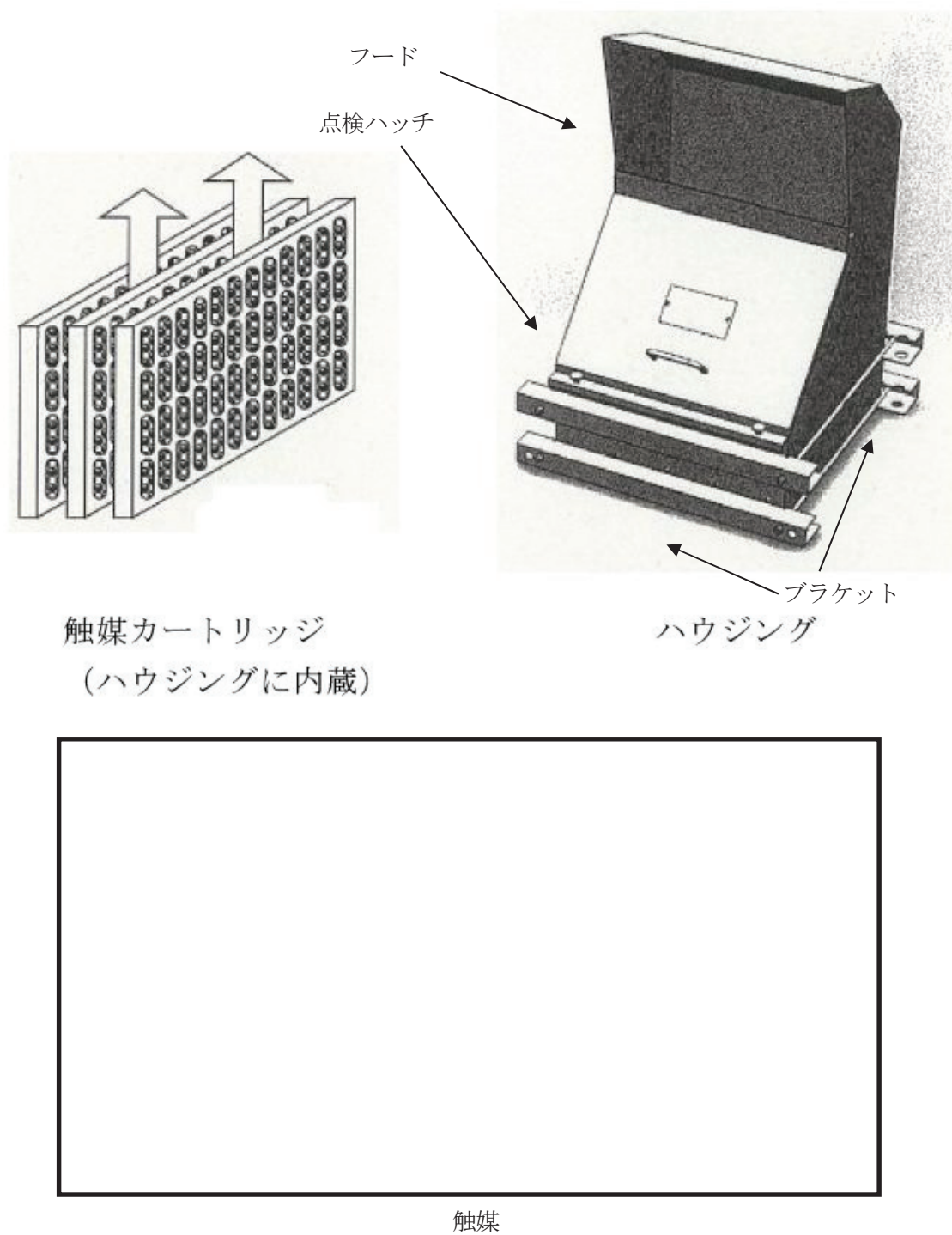


図2.1.1-1 PAR概要図

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原子炉格納容器から、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、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、表2.1.2-1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。

表2.1.2-1 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原子炉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、原子炉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、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の設計仕様を表2.1.3-1に示す。

表2.1.3-1 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) (水素濃度4 vol%, 大気圧, 温度100 °Cにおいて)
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。

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

D R : 水素処理容量 [kg/h (1基当たり)]

A : 定数 $\boxed{}$

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 [—]

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。

これらに表2.1.3-2の条件を設定し、P A R1基当たりの水素処理容量は、0.50 kg/h (1基当たり) (水素濃度4 vol%, 大気圧, 100 °C) とする。

表2.1.3-2 水素処理容量設定の条件

項目	設定の条件
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 (1.01×10^5 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 (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 (1基当たり)) に0.5を乗じた0.25 kg/h (1基当たり) とする。

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

DR : 水素処理容量 [kg/h (1基当たり)]

A : 定数 $\boxed{}$

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。

$$\begin{aligned} \text{PAR設置基数} &= \text{水素発生量} \times \text{格納容器漏えい率} / 24 \text{ [h/day]} / \text{設計水素処理容量} \\ &= 1400 \text{ [kg]} \times 10 \text{ [%/day]} / 24 \text{ [h/day]} / 0.25 \text{ [kg/h (1基当たり)]} \\ &= 23.3 \text{ [基]} \end{aligned}$$

2.2 水素排出設備

2.2.1 水素排出設備の主要仕様

原子炉建屋ガス処理系は、非常用ガス処理系排風機、非常用ガス再循環系排風機、非常用ガス処理系フィルタトレイン、非常用ガス再循環系フィルタトレイン、配管・弁類、計測制御装置等で構成する。

原子炉建屋ガス処理系は、非常用ガス処理系排風機により原子炉建屋原子炉棟内を負圧に維持するとともに、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした水素を含む気体を非常用ガス処理系排気筒から排気することで、水素爆発による原子炉建屋原子炉棟の破損を防止するとともに、放射性物質を低減できる設計とする。

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トレイン及び非常用ガス再循環系フィルタトレイン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は、放射性物質低減機能として負圧達成機能及び負圧維持機能をもち、原子炉格納容器外に漏えいした可燃限界濃度未満の水素等を含む空気を滞留しないよう、非常用ガス処理系排気筒から排出する設計とする。

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、非常用交流電源設備である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である常設代替高圧電源装置から給電が可能な設計とする。

原子炉建屋ガス処理系の主要仕様を以下に示す。また、概要図を図 2.2.1-1 に、排気筒及び非常用ガス処理系排気筒の位置関係を図 2.2.1-2 に示す。

(1) 非常用ガス処理系

a. 非常用ガス処理系排風機

台数 2 (うち 1 は予備)
 容量 約 3570 m³/h (1 台当たり)
 取付箇所 原子炉建屋原子炉棟 5 階

b. 非常用ガス処理系フィルタトレイン

型式 電気加熱器、粒子用高効率フィルタ及びよう素用チャコールフィルタ内蔵型
 基数 2 (うち 1 は予備)
 容量 約 3570 m³/h (1 基当たり)
 チャコール層厚さ 約 150 mm
 よう素除去効率 97 %以上 (系統効率)
 粒子除去効率 99.97 %以上 (直径 0.5 μm 以上の粒子に対して)

(2) 非常用ガス再循環系

a. 非常用ガス再循環系排風機

台数 2 (うち 1 は予備)

容量 約 17000 m³/h (1 台当たり)

取付箇所 原子炉建屋原子炉棟 5 階

b. 非常用ガス再循環系フィルタトレイン

型式 電気加熱器, 粒子用高効率フィルタ及びよう素用チャコールフィルタ内蔵型

基数 2 (うち 1 は予備)

容量 約 17000 m³/h (1 基当たり)

チャコール層厚さ 約 50 mm

よう素除去効率 90 %以上 (系統効率)

粒子除去効率 99.97 %以上 (直径 0.5 μm 以上の粒子に対して)

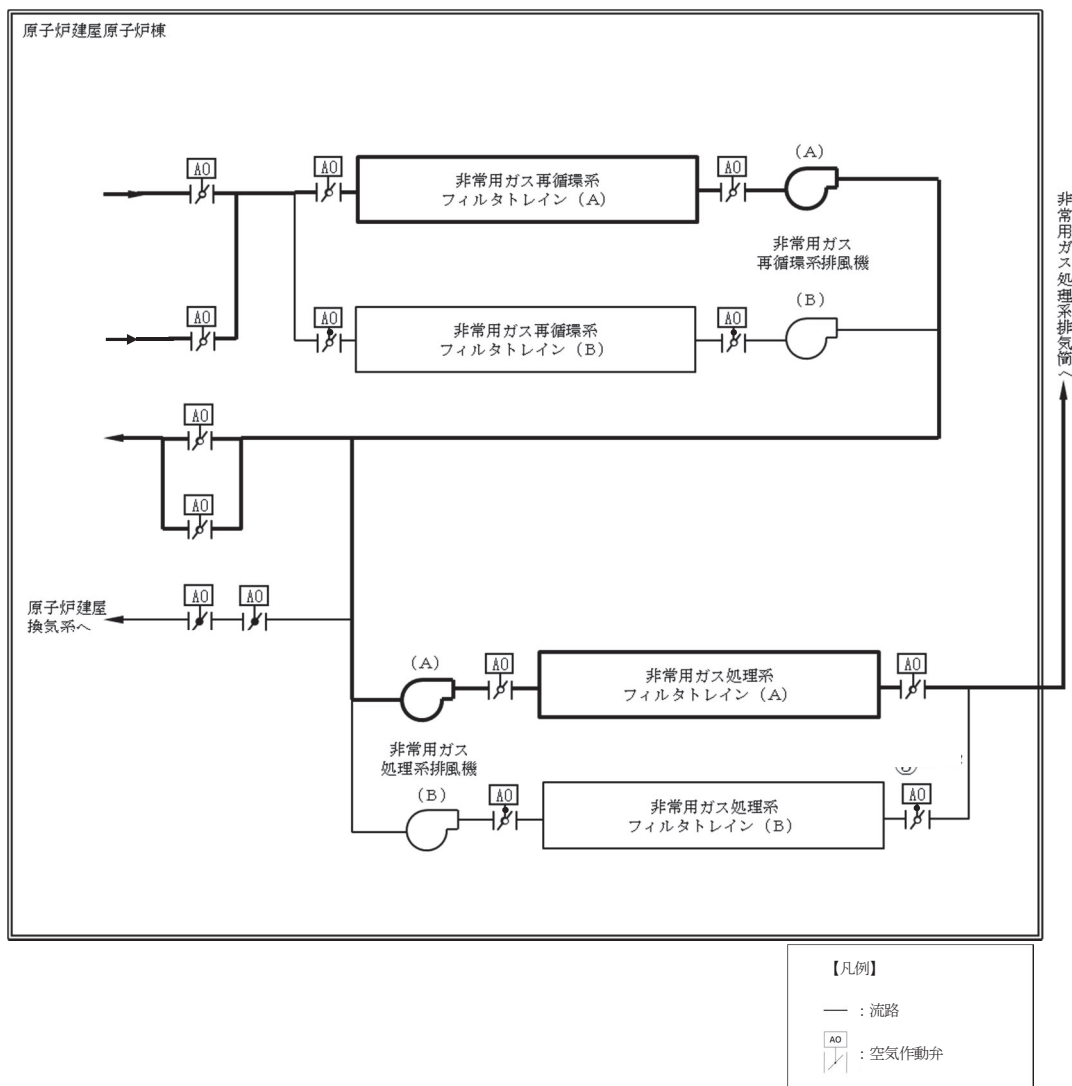


図 2.2.1-1 原子炉建屋ガス処理系 系統概略図

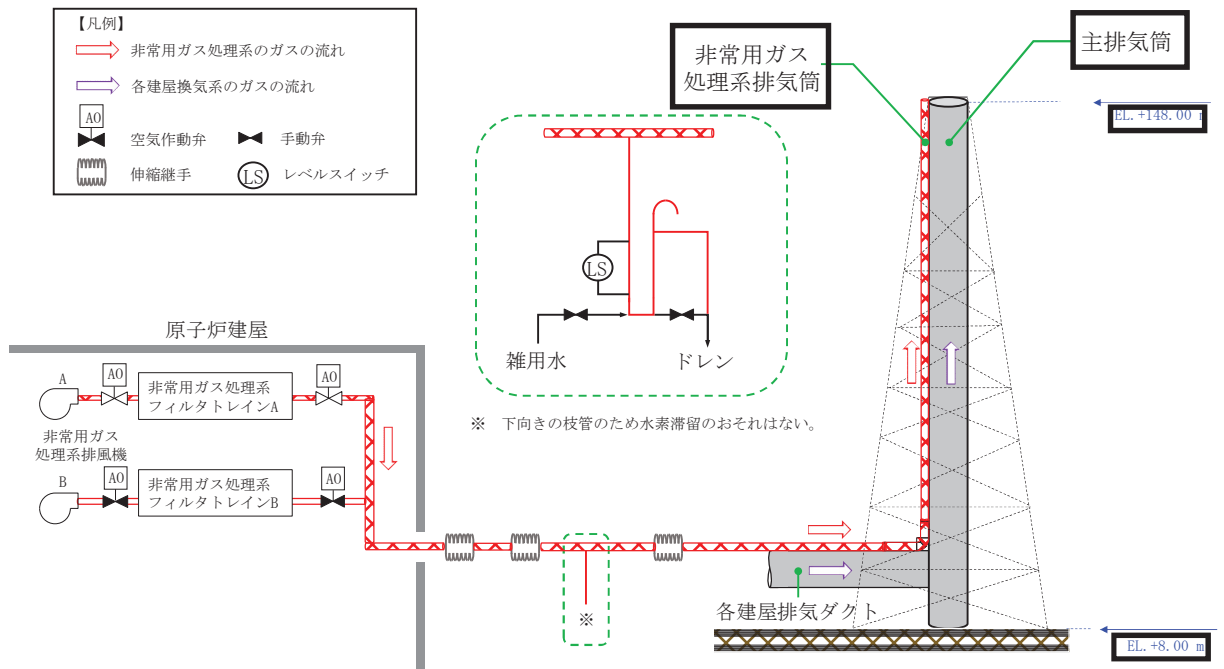


図 2. 2. 1-2 排気筒及び非常用ガス処理系排気筒の位置関係

2.3 原子炉建屋原子炉棟の水素挙動

PAR及び原子炉建屋ガス処理系の効果について、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。

解析条件を表 2.3-1 から表 2.3-4 に、原子炉建屋原子炉棟の解析モデルを図 2.3-1 及び図 2.3-2 に、解析モデルにおける原子炉建屋原子炉棟 6 階の PAR の配置を図 2.3-3 に示す。

PARを設置している原子炉建屋原子炉棟 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。

表 2.3-1 PARの解析条件

No	項目	説明	入値
1	PAR の性能 (NIS 製 PAR-22) (1)水素処理容量 DR	$DR = A \cdot \left(\frac{C_{H_2}}{100} \right) \times \frac{P}{T} \times 3600 \times SF$ DR : 水素処理容量 (kg/h (1 基当たり)) A : 定数 (m ³ /h) C _{H2} : 水素濃度 (%) P : 圧力 (10 ⁵ Pa) T : 温度 (K) SF : スケールファクタ	—
	(2)反応阻害物質 ファクタ F _{inhibit}	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。	0.5 (事故初期より一定)
	(3)低酸素ファクタ F _{lowO2}	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。 $F_{lowO_2} = 0.7421 \left(\frac{C_{O_2}}{C_{H_2}} \right)^3 - 0.6090 \left(\frac{C_{O_2}}{C_{H_2}} \right)^2 + 0.7046 \left(\frac{C_{O_2}}{C_{H_2}} \right) - 0.026$ C _{O2} : 酸素濃度 (vol%)	—
	(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。	1.5 vol%
	(5)起動酸素濃度 C _{O2on}	同上	2.5 vol%
	(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	図 2.3-3 参照	—

表 2.3-2 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)	大気圧	6 階中心高さにおける圧力を 101.325 kPa 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。
	(2) 温度 (初期条件)	40 °C	想定される高めの温度として設定
	(3) 組成 (初期条件)	相対湿度 100 % の空気	同上
	(4) 空間容積 (固定)	6 階: 22330 m ³ 5 階 (西側): 2070 m ³ 5 階 (東側): 2490 m ³ 4 階 (西側): 2410 m ³ 4 階 (東側): 3660 m ³ 3 階 (西側): 2610 m ³ 3 階 (東側): 2970 m ³ 2 階 (西側): 1260 m ³ 2 階 (東側): 2130 m ³ 1 階 (西側): 1510 m ³ 1 階 (東側): 1480 m ³ 地下 1 階 (西側): 1560 m ³ 地下 1 階 (東側): 1500 m ³ 地下 2 階 (西側): 1210 m ³ 地下 2 階 (北東側): 390 m ³ 地下 2 階 (南東側): 380 m ³	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)
	(5) 開口面積 (固定)	表 2.3-3 参照	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)	101.325 kPa	大気圧
	(2) 温度 (固定)	40 °C	想定される高めの温度として設定
	(3) 酸素濃度 (固定)	21 vol%	乾燥空気の組成
	(4) 窒素濃度 (固定)	79 vol%	同上
3	流出条件 (外部への漏えい) (1) 位置	6 階	

表 2.3-2 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:  天井: 	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:1579.4 m ² 南北壁:1475.2 m ² 天井:1933.8 m ²	躯体図より算出

表 2.3-3 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									

注記 ※: 大物搬入口ハッチを撤去することから, 大物搬入口ハッチがない場合の開口面積を考慮

表 2.3-4 原子炉建屋ガス処理系の解析条件

フロア	非常用ガス再循環系吸込み (排気) 流量 [m ³ /h]	非常用ガス再循環系戻り (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

注記 * : 非常用ガス再循環系吸込み流量と戻り流量の差分が非常用ガス処理系単体の定格流量 (17000 - 13430 = 3570 m³/h)

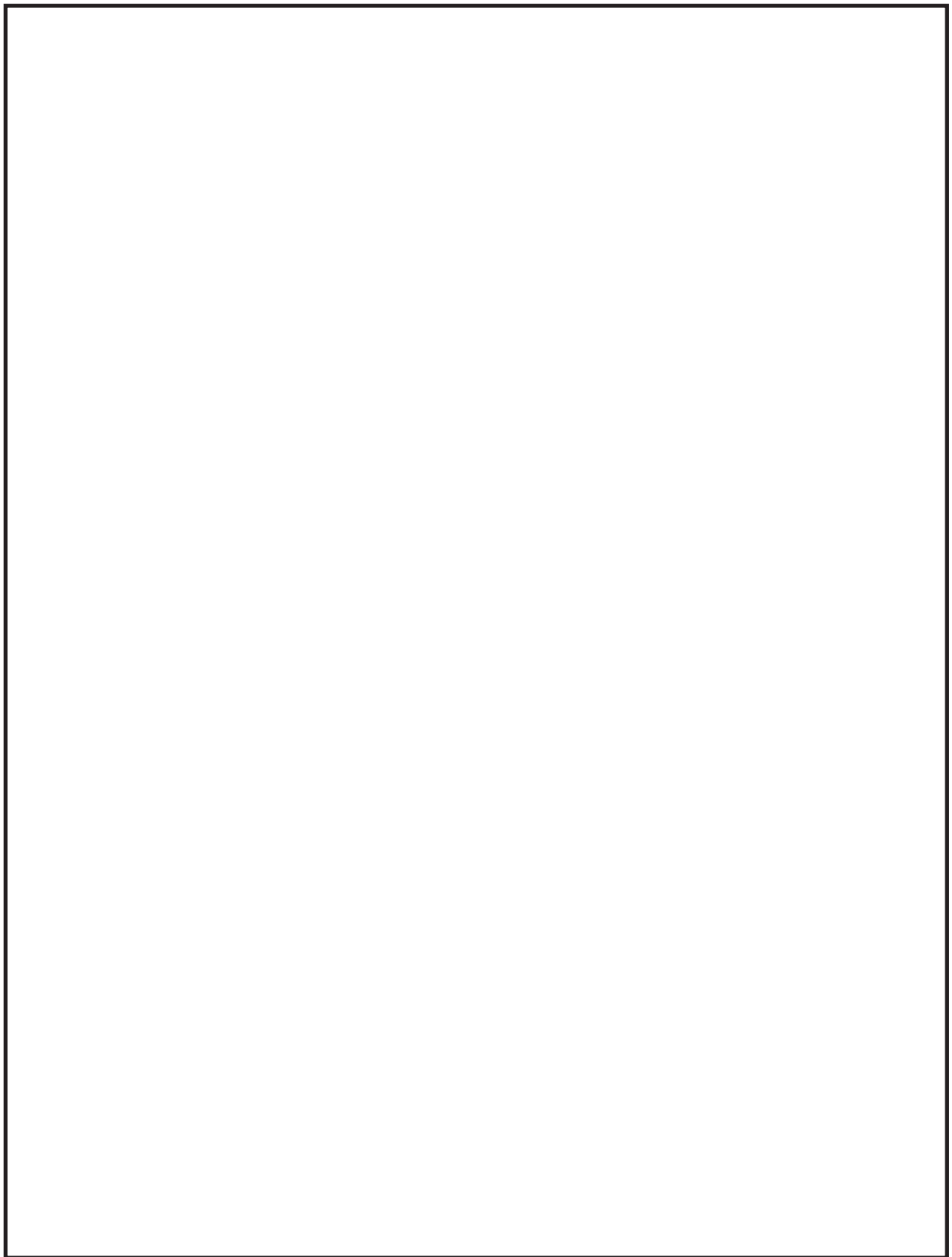


図 2.3-1 GOTHIC解析モデル ノーディング図

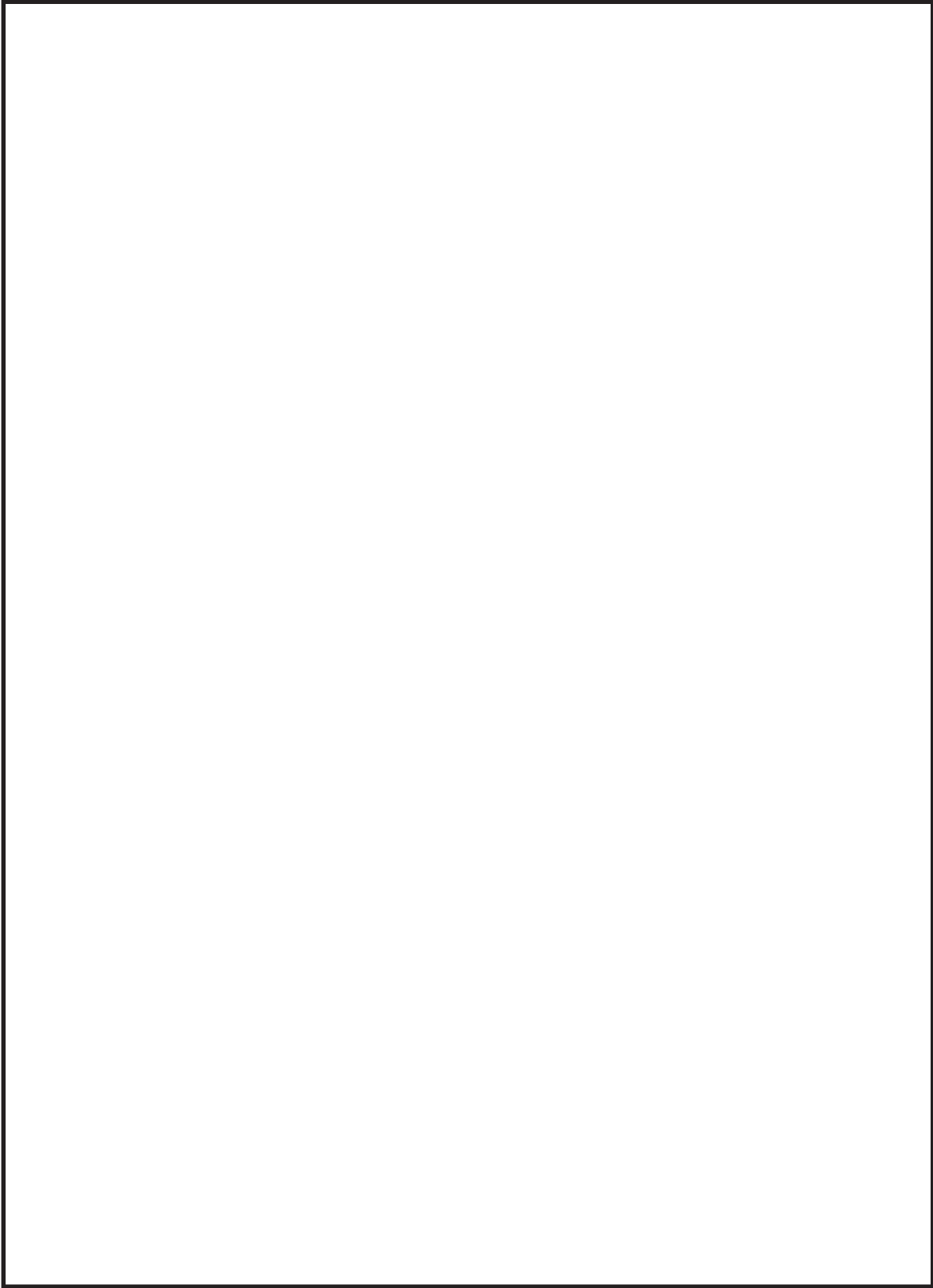


図 2.3-2 6 階サブボリューム分割図

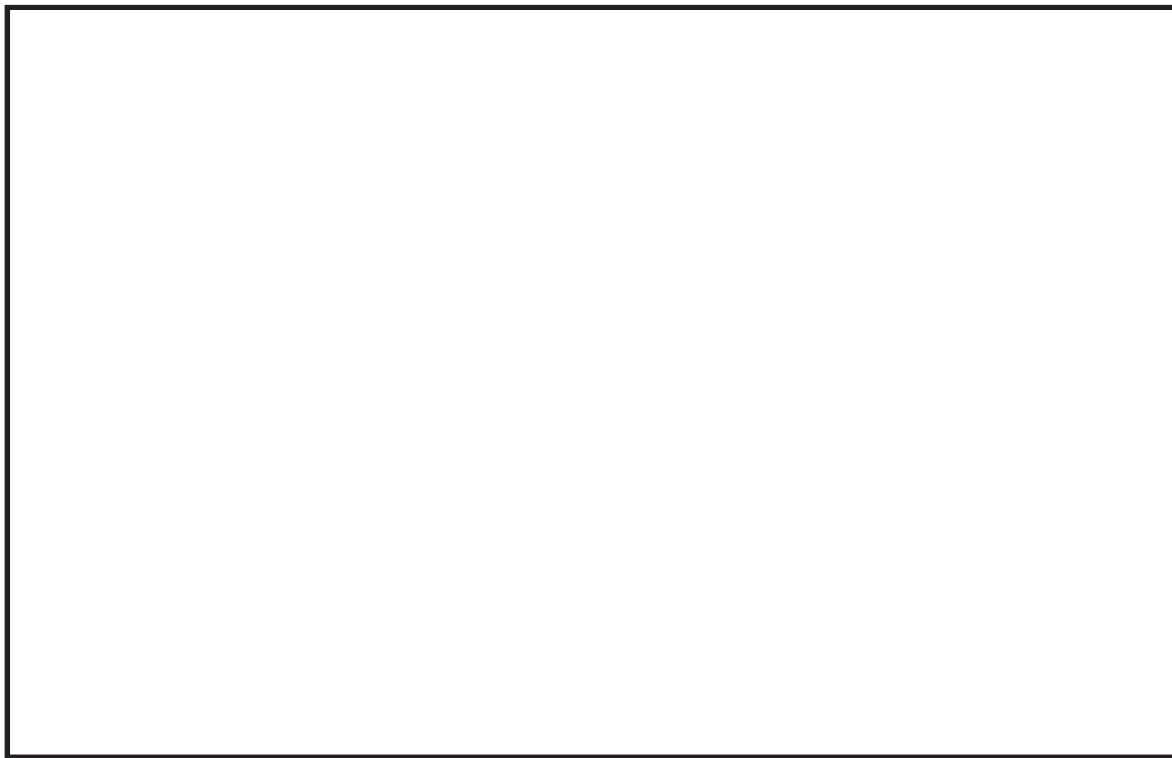


図 2.3-3 P A R設置箇所

2.3.1 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表 2.3.1-1 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図 2.3.1-1 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表 2.3.1-2 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、図 2.3.1-2 から図 2.3.1-9 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原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器温度及び原子炉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、原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器温度及び原子炉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。

表 2.3.1-1 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 [℃]	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	

表 2.3.1-2 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～	3～	30～	110～	0～	3～	30～	110～
	3h	30h	110h	168h	3h	30h	110h	168h
圧力 [kPa [gage]]	620 (2Pd)		186 (0.6Pd)	341 (1.1Pd)	620 (2Pd)		186 (0.6Pd)	341 (1.1Pd)
温度 [℃]	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	
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			

注記 * : 漏えい率は、AEC の式より算出

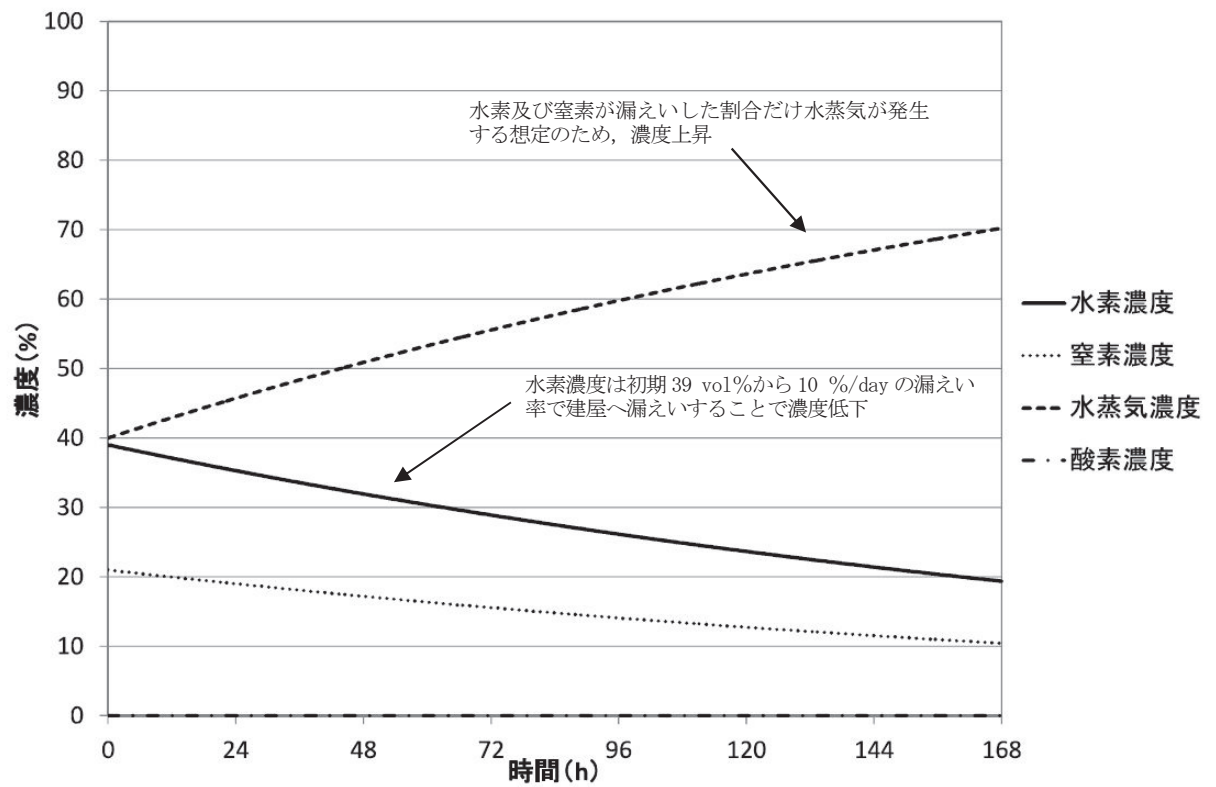


図 2.3.1-1 漏えいガス組成の時間変化（設計条件）

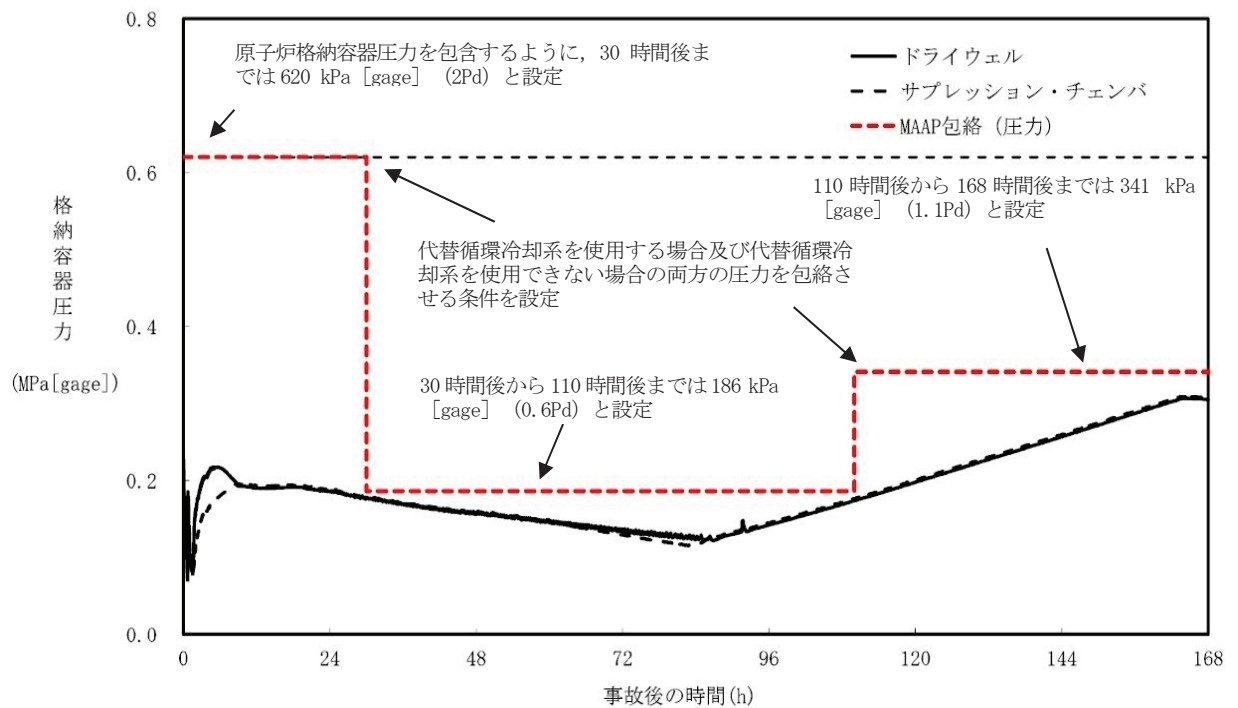


図 2.3.1-2 格納容器圧力 (有効性評価シナリオ包絡条件)
(代替循環冷却系を使用する場合)

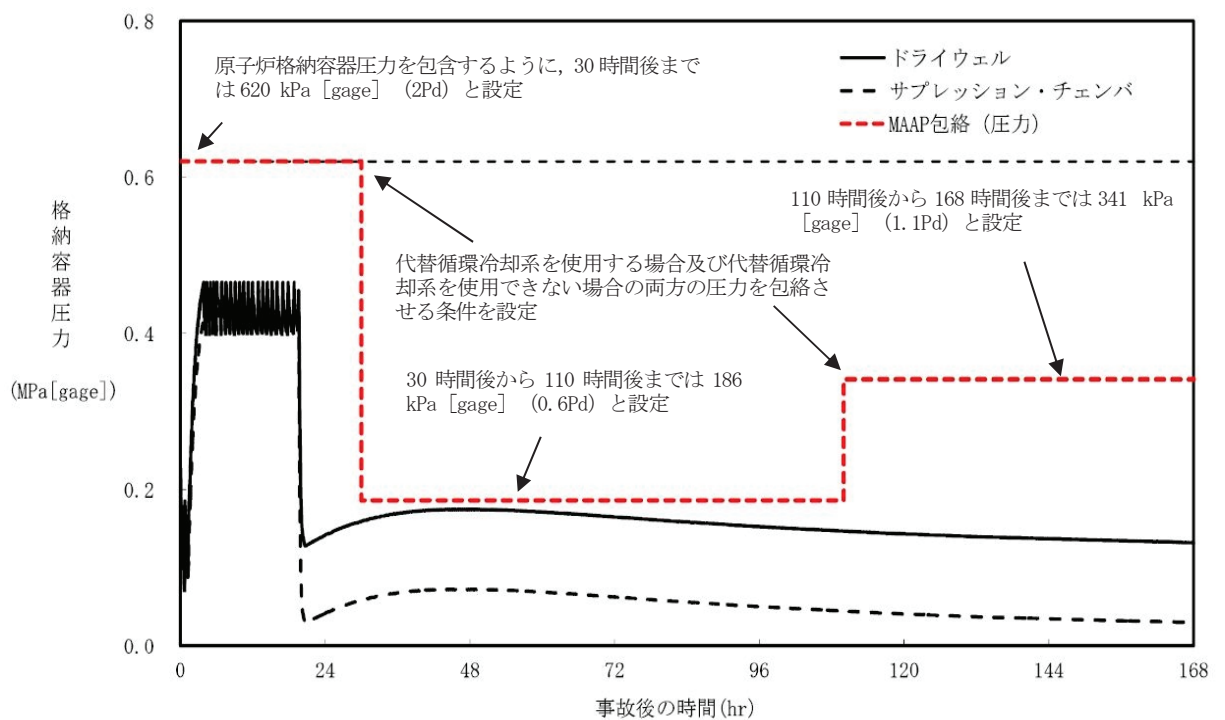


図 2.3.1-3 格納容器圧力 (有効性評価シナリオ包絡条件)
(代替循環冷却系を使用できない場合)

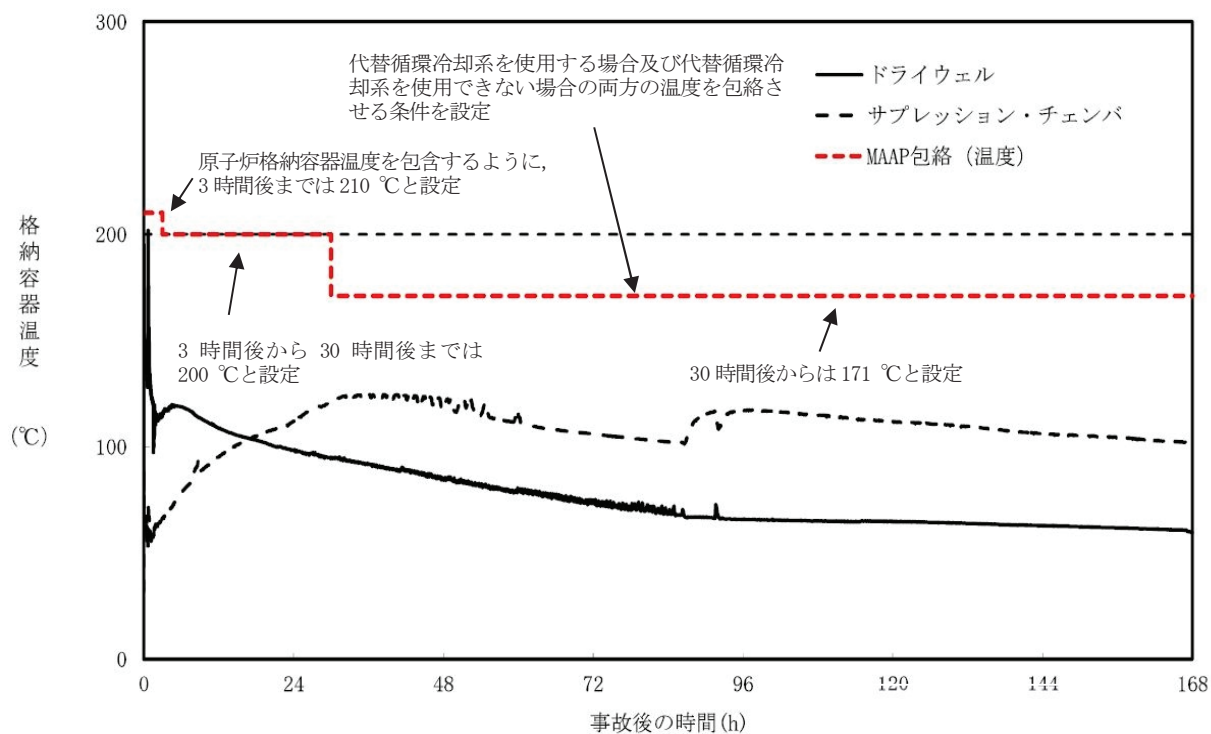


図 2.3.1-4 格納容器温度 (有効性評価シナリオ包絡条件)
(代替循環冷却系を使用する場合)

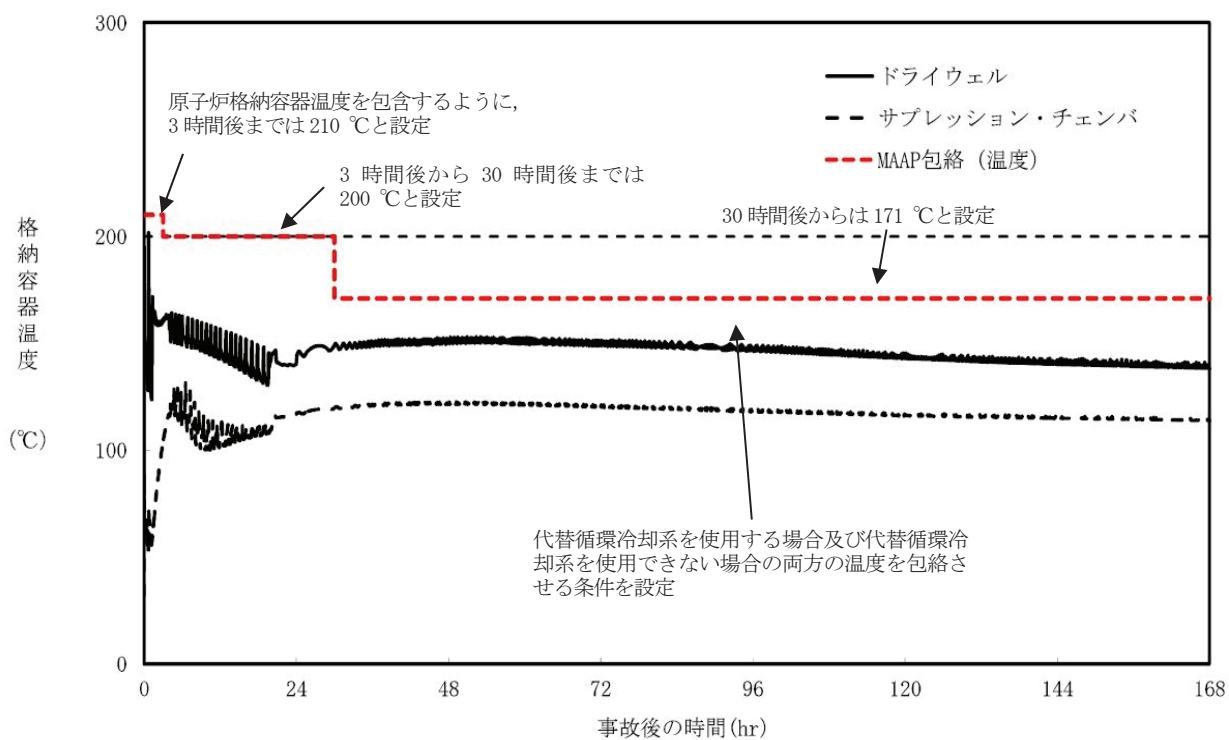


図 2.3.1-5 格納容器温度 (有効性評価シナリオ包絡条件)
(代替循環冷却系を使用できない場合)

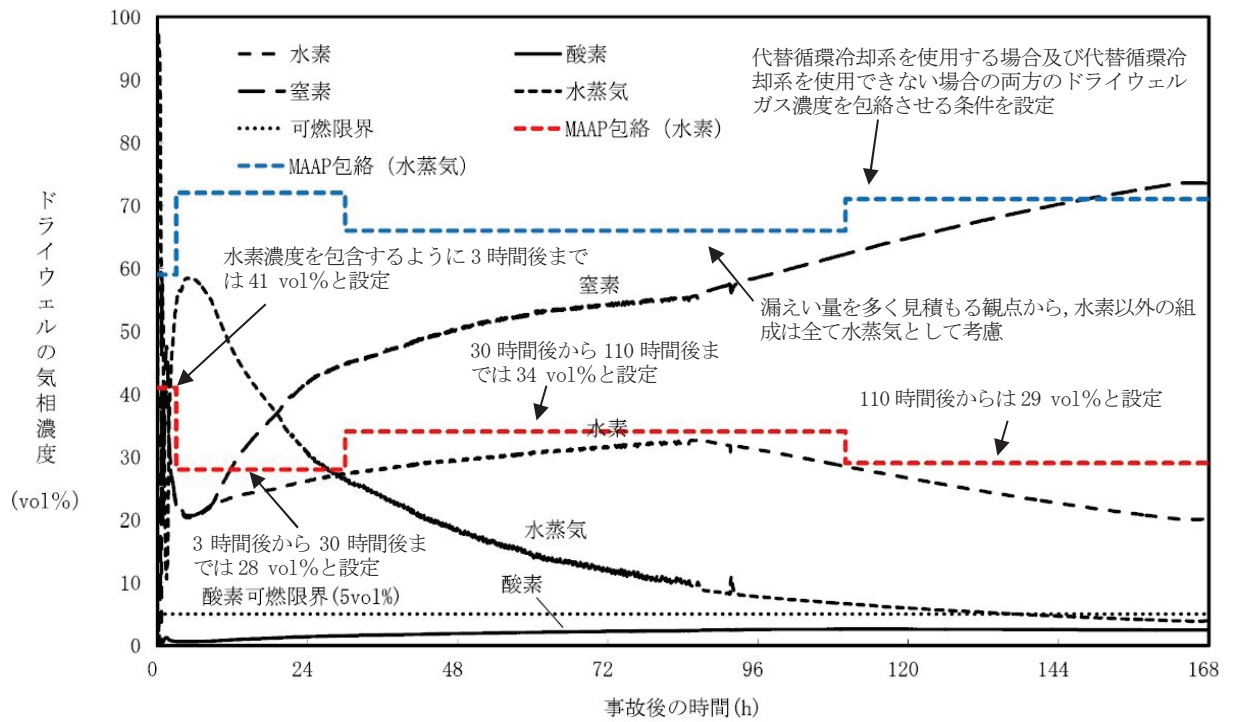


図 2.3.1-6 ドライウエルガス濃度（有効性評価シナリオ包絡条件）
（代替循環冷却系を使用する場合）

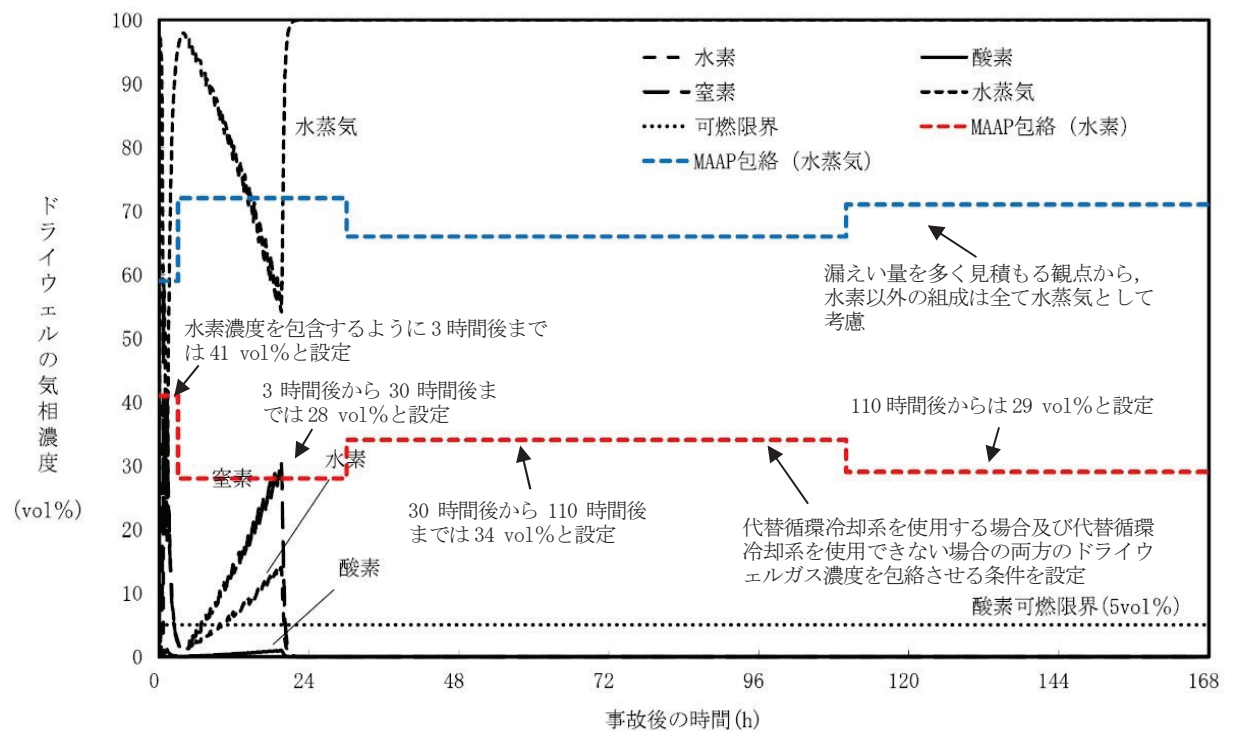


図 2.3.1-7 ドライウエルガス濃度（有効性評価シナリオ包絡条件）
（代替循環冷却系を使用できない場合）

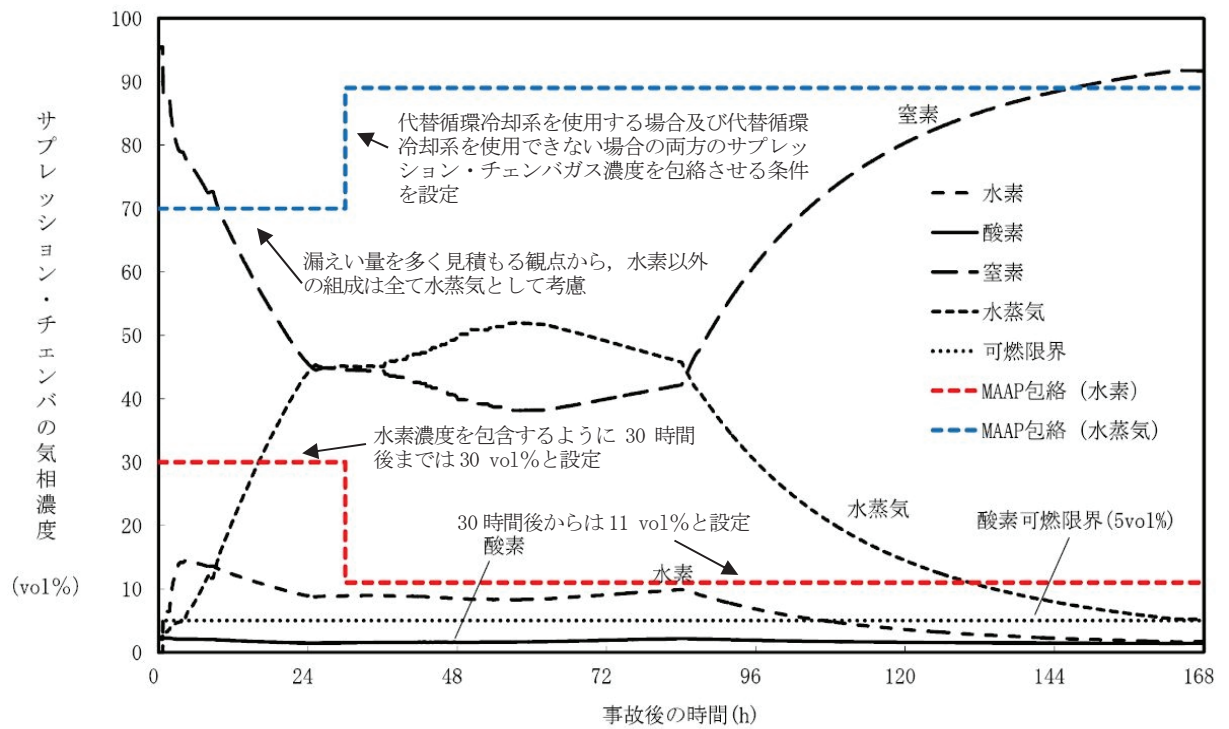


図 2.3.1-8 サプレッション・チェンバガス濃度 (有効性評価シナリオ包絡条件)
(代替循環冷却系を使用する場合)

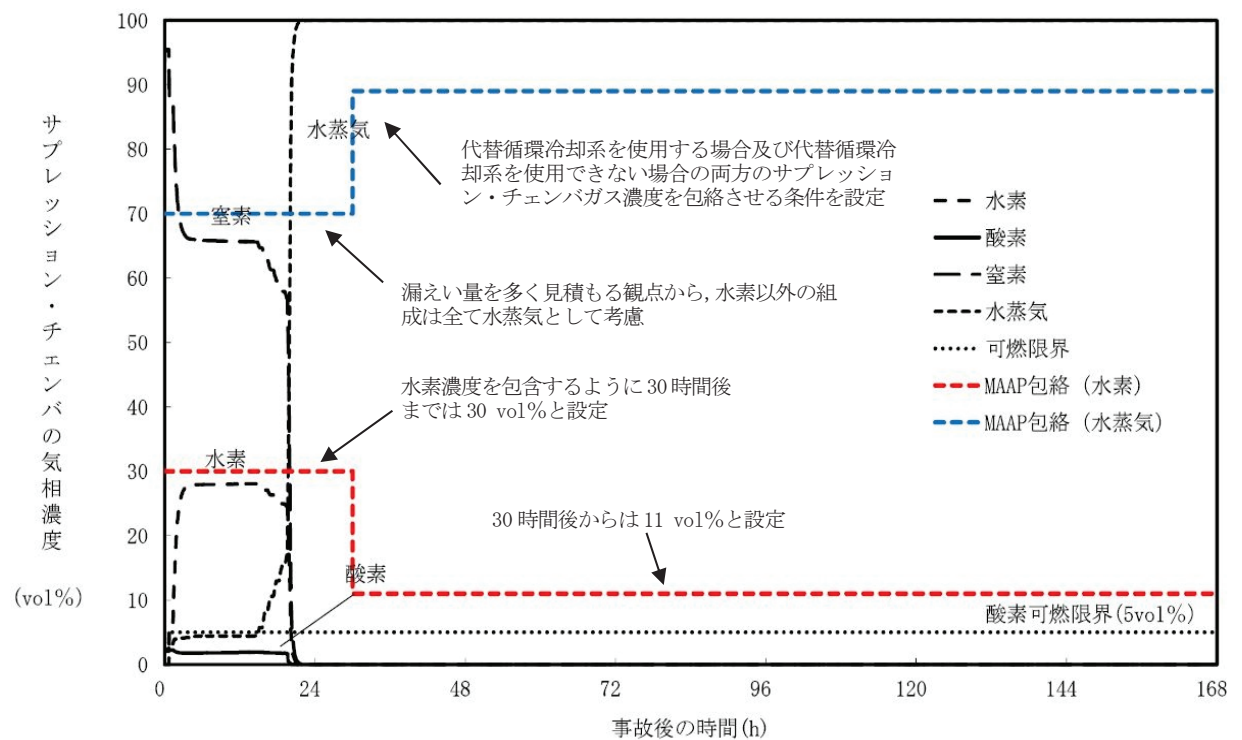


図 2.3.1-9 サプレッション・チェンバ組成 (有効性評価シナリオ包絡条件)
(代替循環冷却系を使用できない場合)

(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）

原子炉建屋原子炉棟 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表 2.3.1-3 に示す。

部屋の位置を図 2.3.1-10、図 2.3.1-11 に示す。

表 2.3.1-3 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
6 階		原子炉格納容器 トップヘッド フランジ					—
2 階	西 側	ドライウエル機器 ハッチ					ドライウエル機器 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

注記 *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: 周長割合は、漏えい箇所の周長／各漏えい箇所の周長合計値にて算出する。

*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。

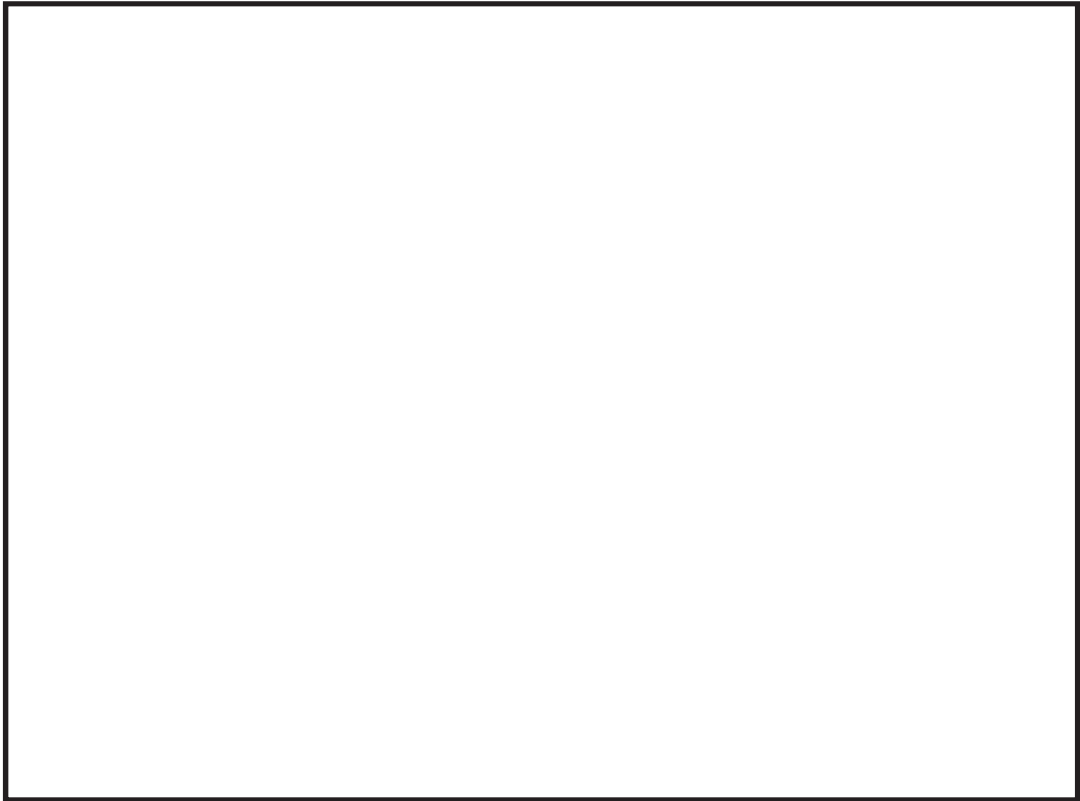


図 2.3.1-10 原子炉建屋原子炉棟 2 階

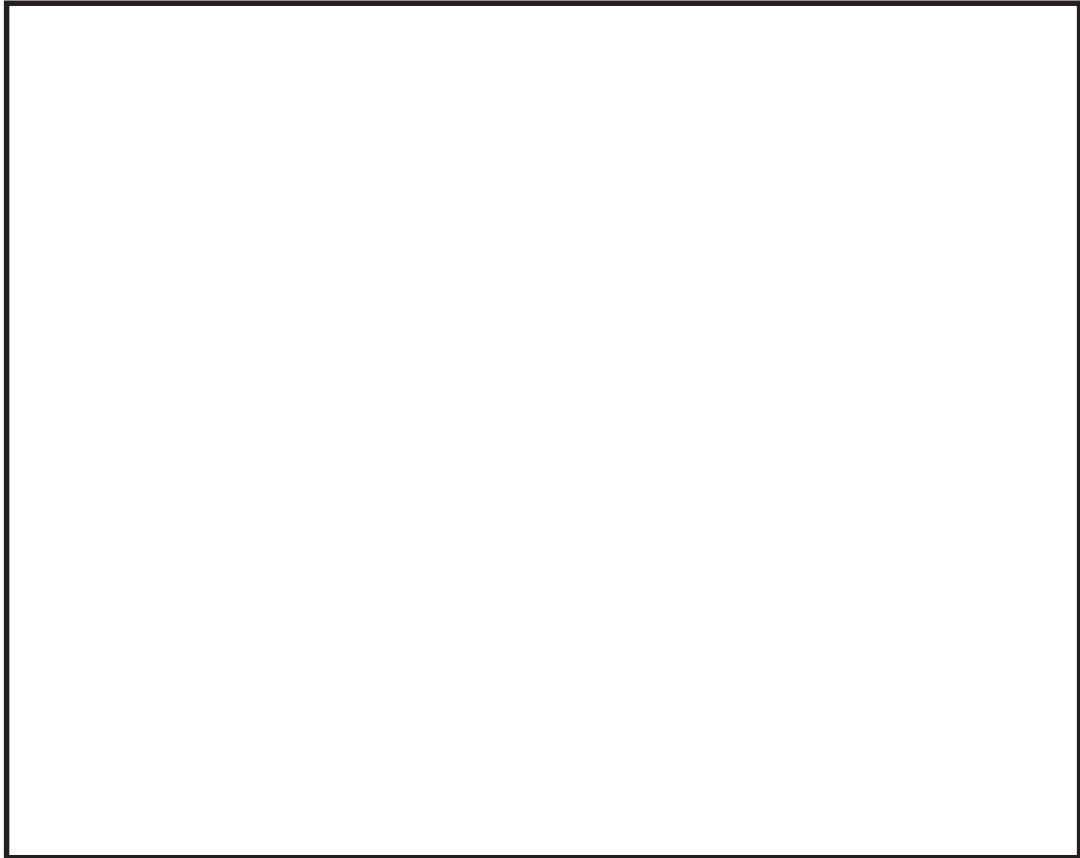


図 2.3.1-11 原子炉建屋原子炉棟地下 1 階

2.3.2 解析結果

2.3.1 に示した解析条件の組合せから、表 2.3.2-1 に示す 2 ケースを選定し、解析を行った。

表 2.3.2-1 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
格納容器 漏えい率	AEC の式から設定	10 %/day
原子炉建屋ガス処理系	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、表 2.3.1-2 に示す有効性評価包絡条件とし、原子炉建屋ガス処理系が事象発生 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、原子炉建屋ガス処理系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。解析結果を図 2.3.2-1 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図 2.3.2-2 に示す。

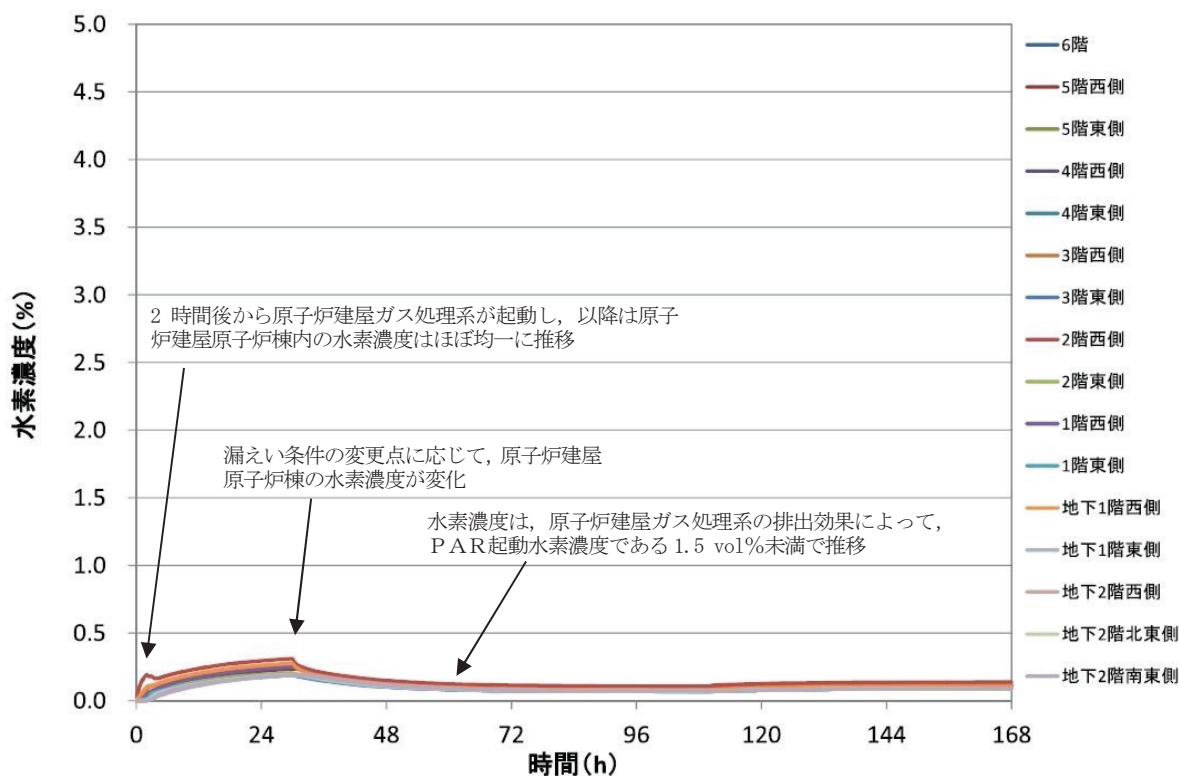


図 2.3.2-1 ケース 1 水素濃度の時間変化（原子炉建屋原子炉棟全域）

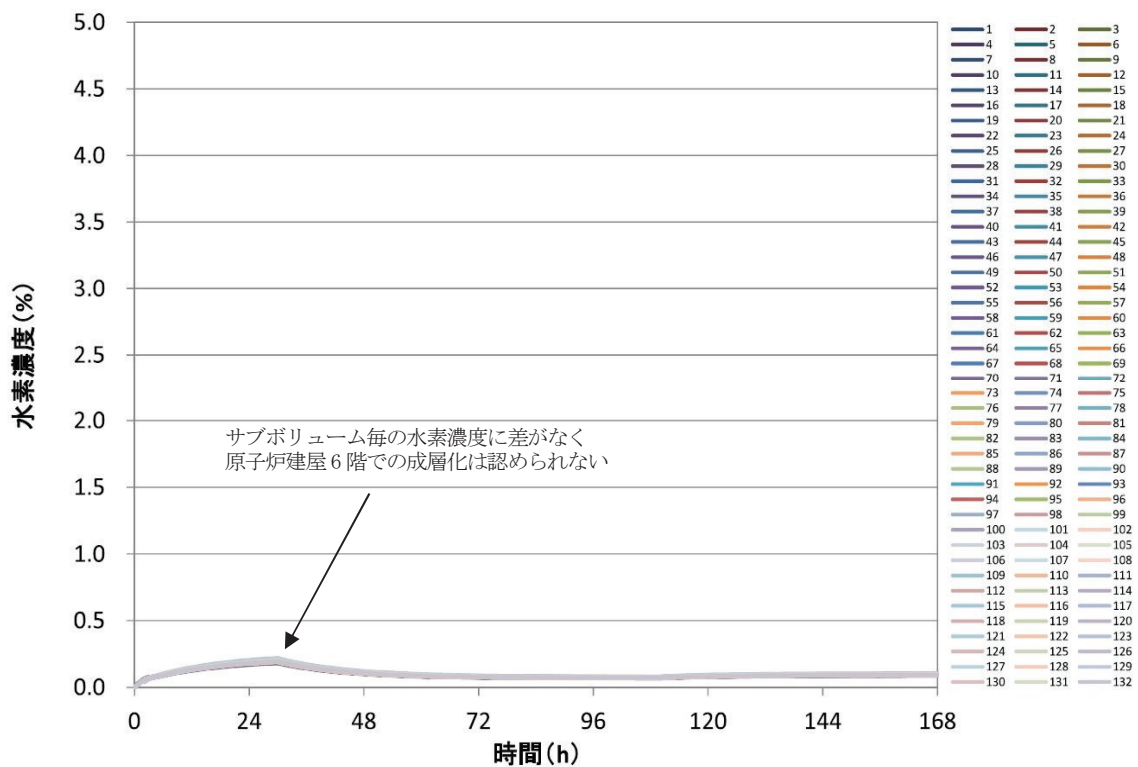


図 2.3.2-2 ケース 1 水素濃度の時間変化 (サブボリューム別)

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、原子炉建屋ガス処理系の排出効果によって、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 1.5 vol%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。解析結果を図 2.3.2-3 に示す。

また、酸素濃度の時間変化を図 2.3.2-4 に、サブボリューム別の水素濃度の時間変化を図 2.3.2-5 に示す。

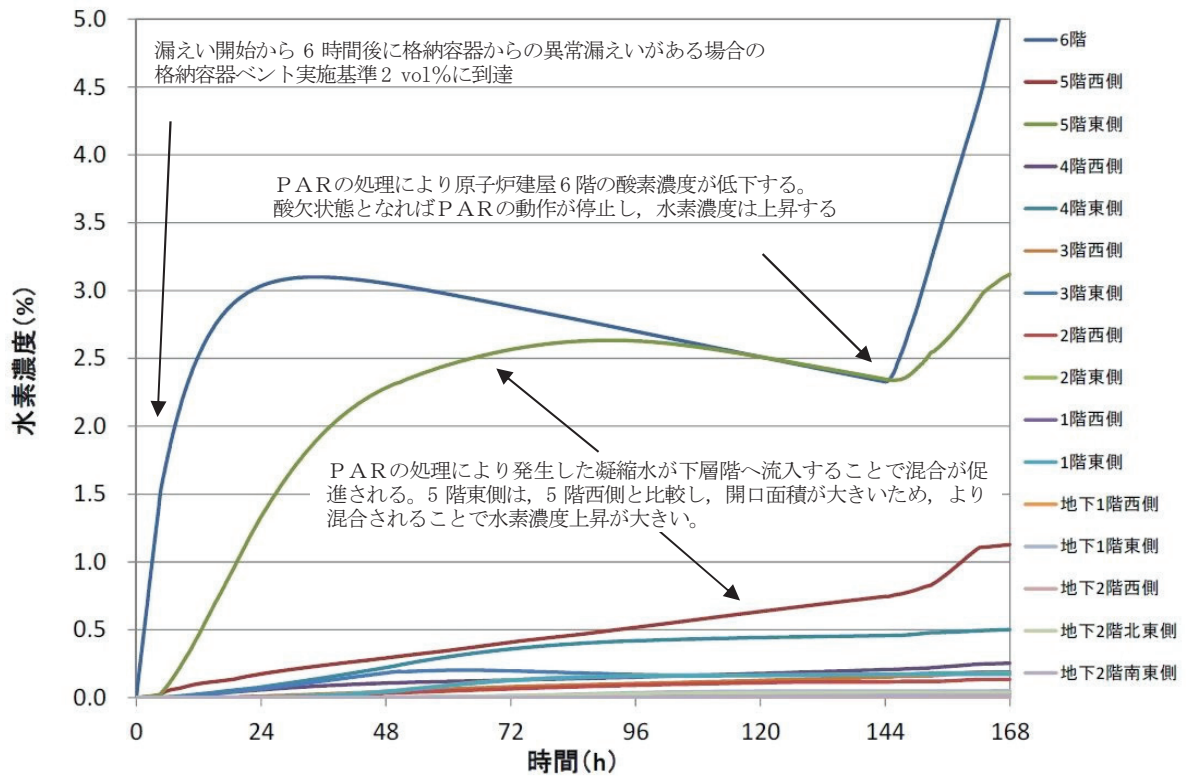


図 2.3.2-3 ケース 2 水素濃度の時間変化 (原子炉建屋原子炉棟全域)

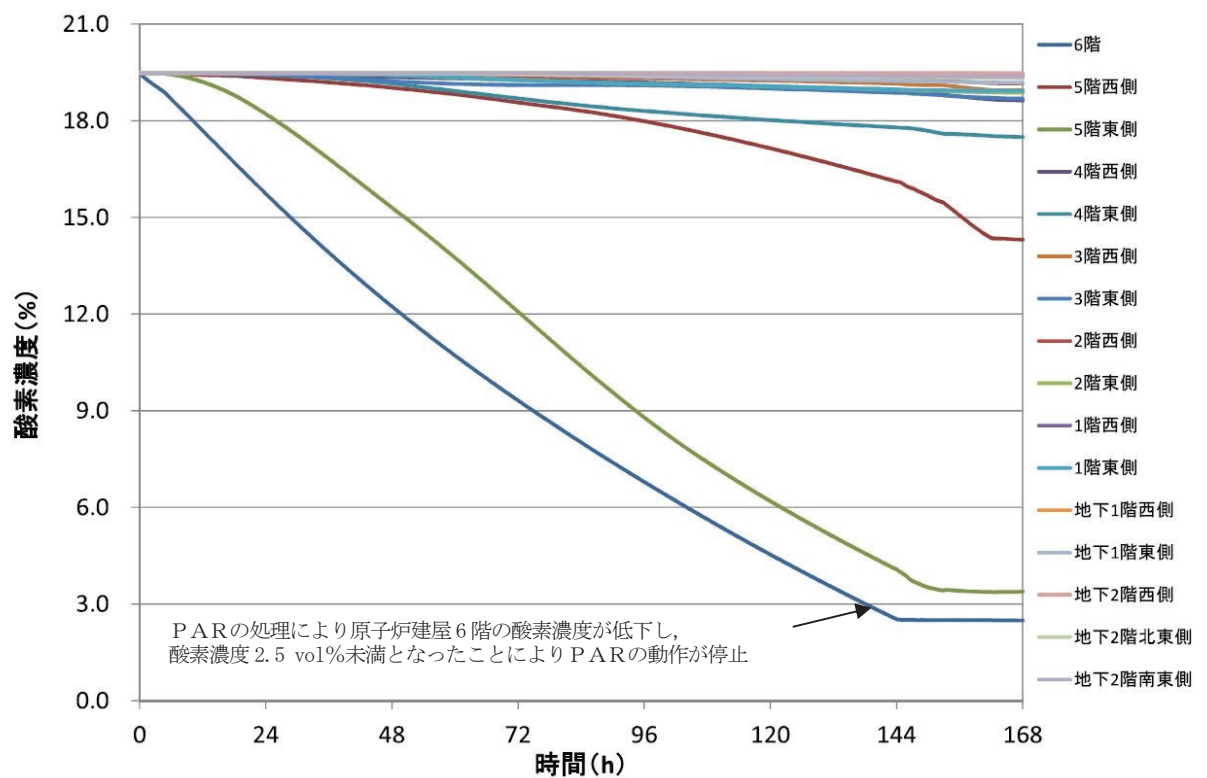


図 2.3.2-4 ケース 2 酸素濃度の時間変化 (原子炉建屋原子炉棟全域)

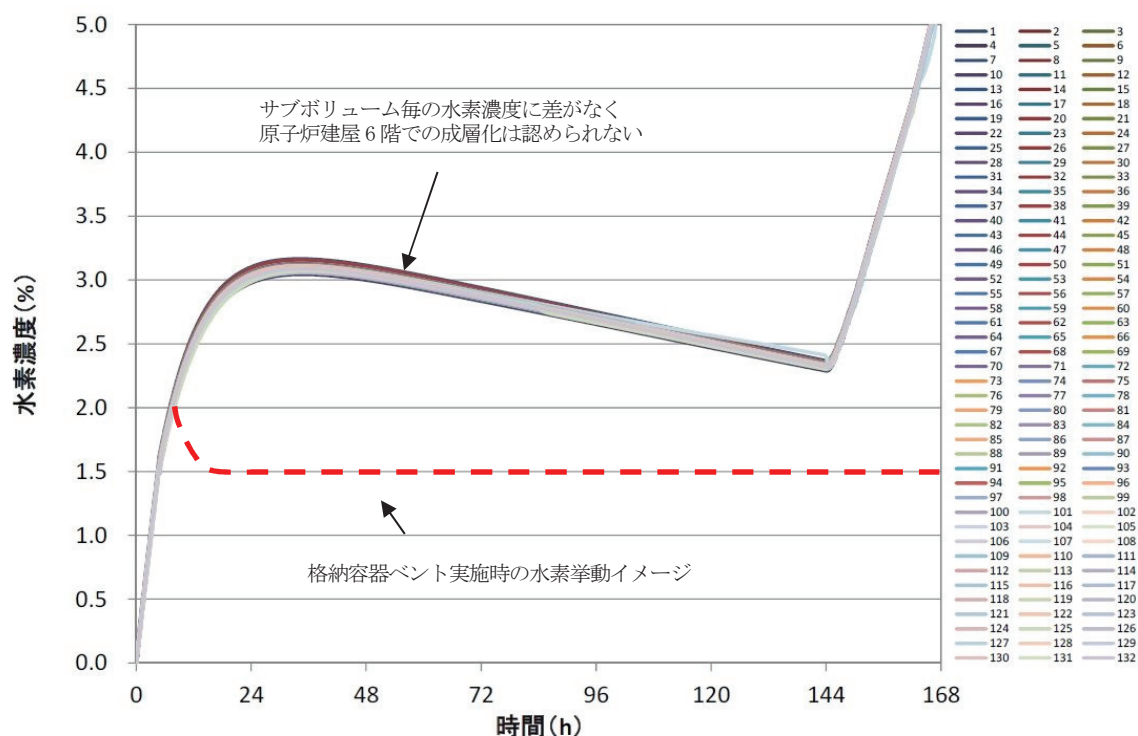


図 2.3.2-5 ケース 2 水素濃度の時間変化（サブボリューム別）

図 2.3.2-3 に示すとおり，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，図 2.3.2-4 に示すとおり，事象発生後約 150 時間で原子炉建屋原子炉棟 6 階の酸素濃度が 2.5 vol% 未満となり，P A R の起動酸素濃度を下回ることによって処理が停止した以降は，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，図 2.3.2-6 に示すとおり，原子炉建屋水素濃度が 2 vol% 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，格納容器ベントを実施することによって，原子炉格納容器内はほぼ蒸気雰囲気となることで，原子炉建屋原子炉棟へ漏えいする気体もほぼ蒸気となることから，図 2.3.2-5 に示すイメージのように，水素濃度は P A R 起動水素濃度まで低下する。また，格納容器ベント実施後において，原子炉建屋原子炉棟水素濃度が上昇する要因がないことから，水素濃度が可燃限界に到達することはない。

また，図 2.3.2-5 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。

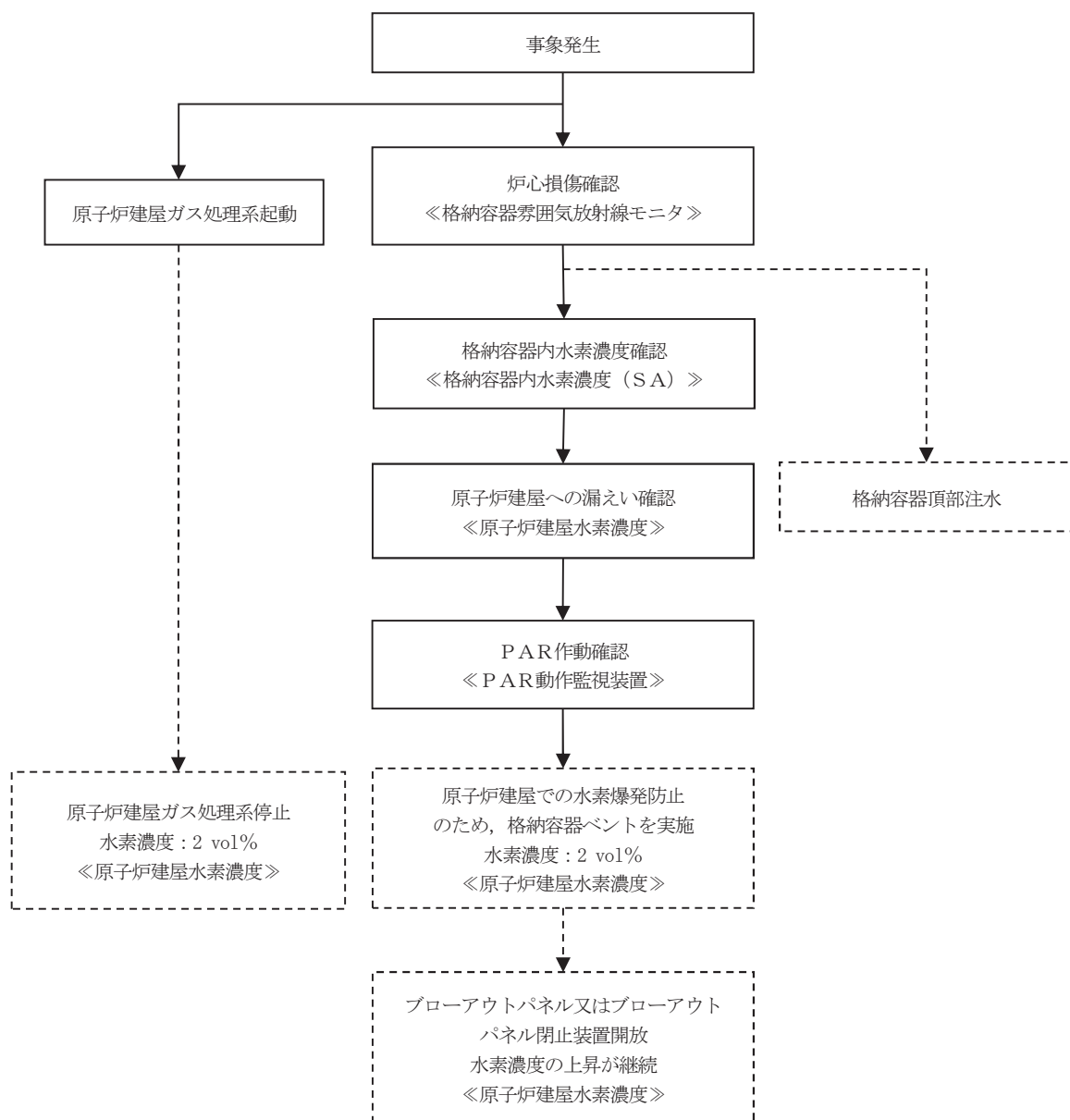


図 2.3.2-6 建屋水素対策フロー

2.4 水素濃度監視設備

2.4.1 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が可能な設計とする。

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。（図 2.4-1 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。（図 2.4-2, 図 2.4-3 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。

2.4.2 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図 2.4-1 から図 2.4-3 に示す。

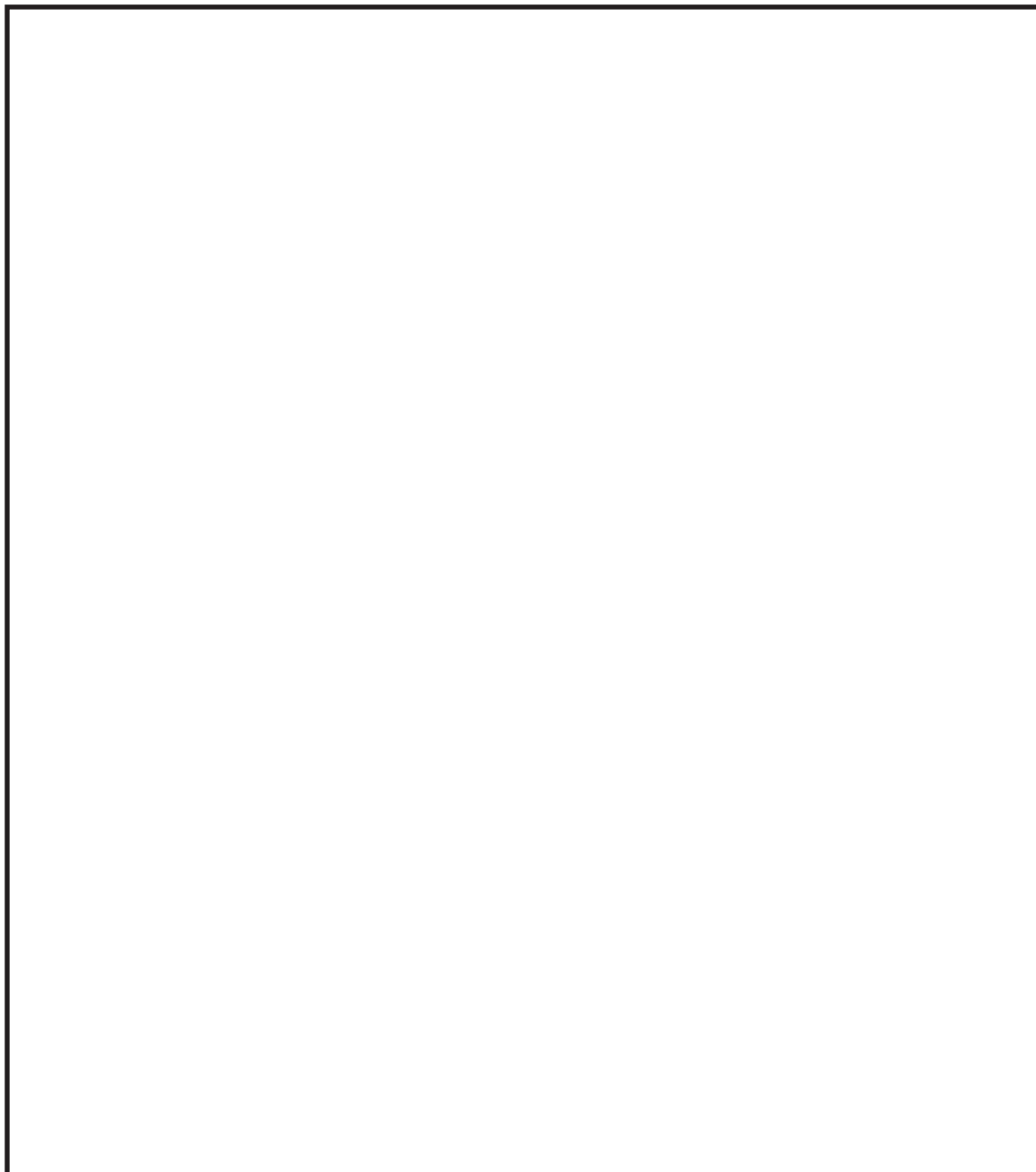


図 2.4-1 原子炉建屋水素濃度検出器配置図（原子炉棟 6 階）

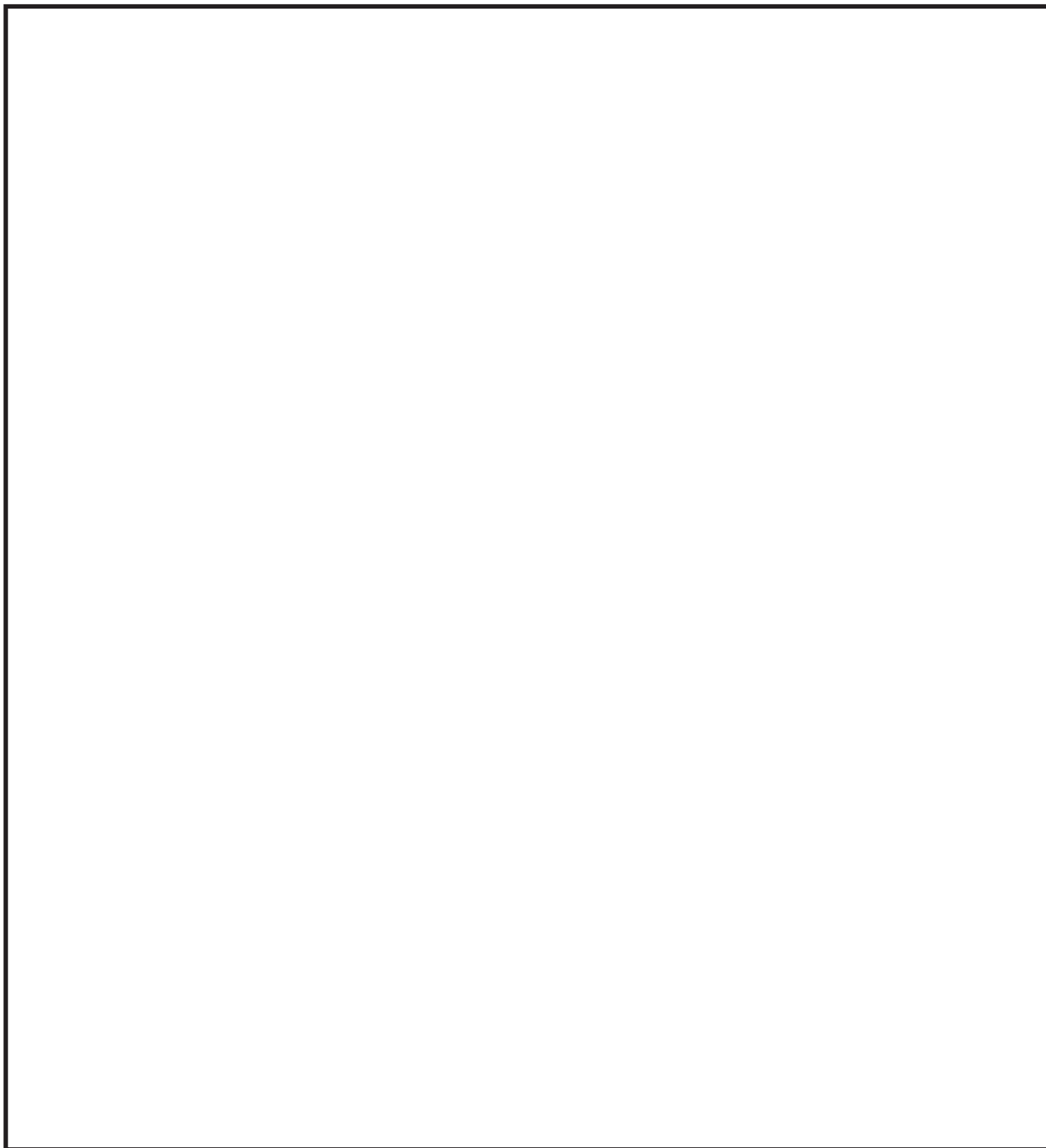


図 2.4-2 原子炉建屋水素濃度検出器配置図（原子炉棟 2 階）

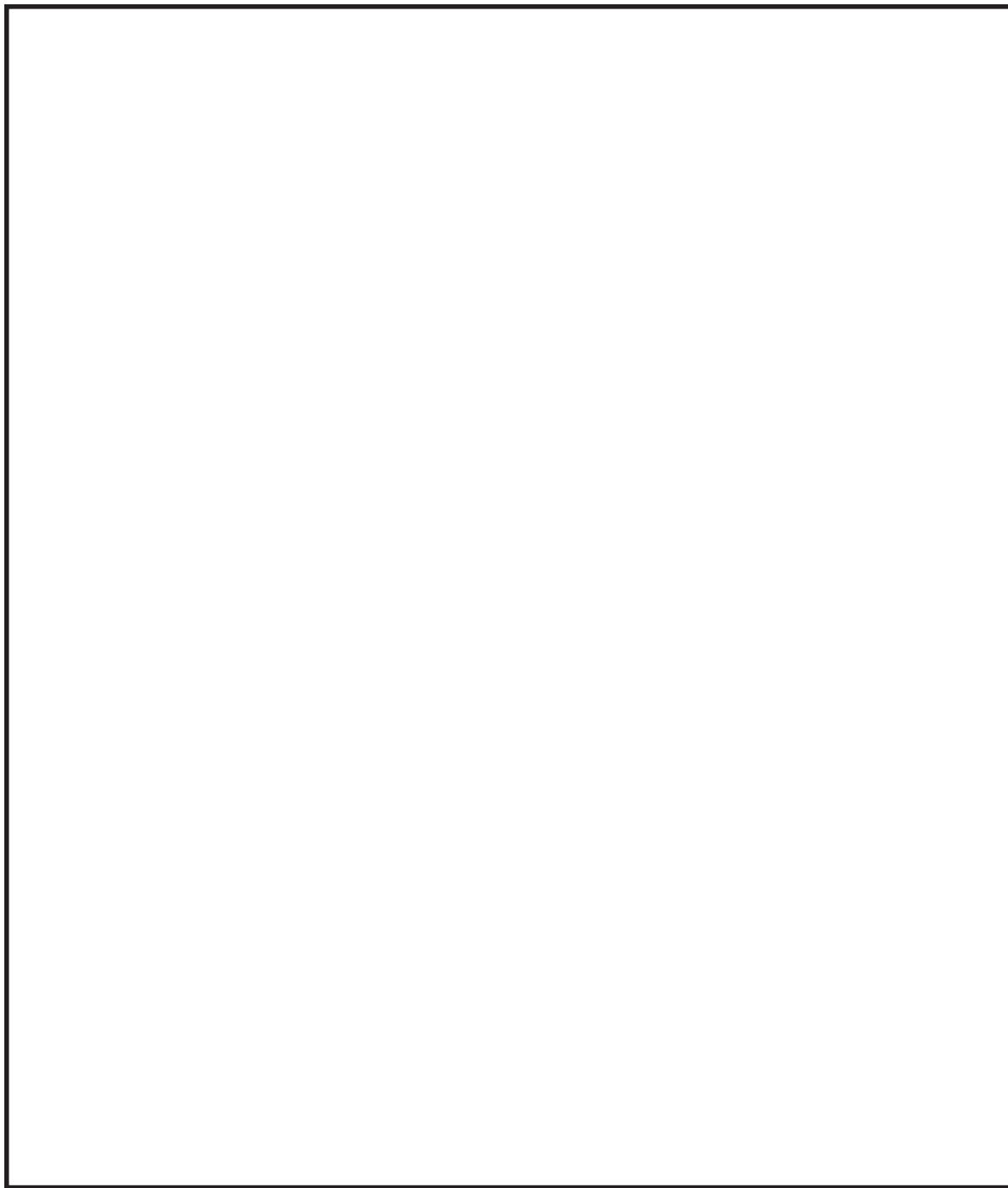
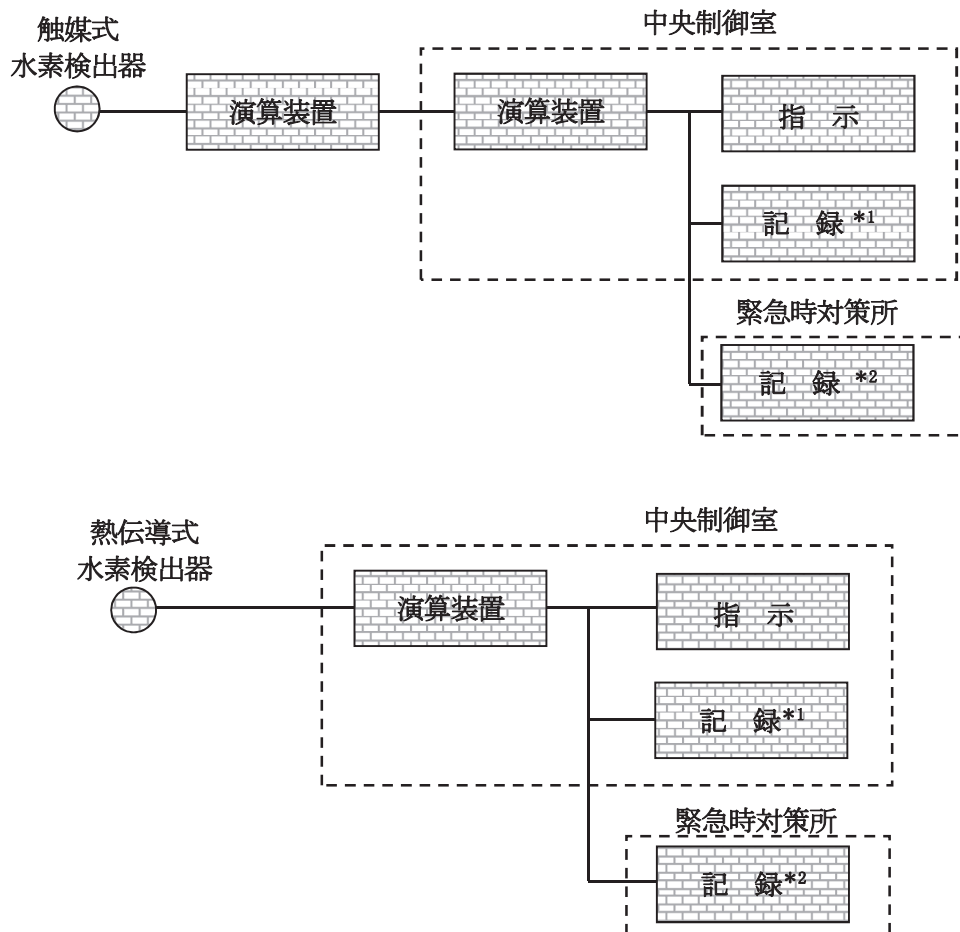


図 2.4-3 原子炉建屋水素濃度検出器配置図（原子炉棟地下 1 階）

(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。概略構成図を図2.4-4に示す。



注記 *1：データ伝送装置
*2：緊急時対策支援システム伝送装置

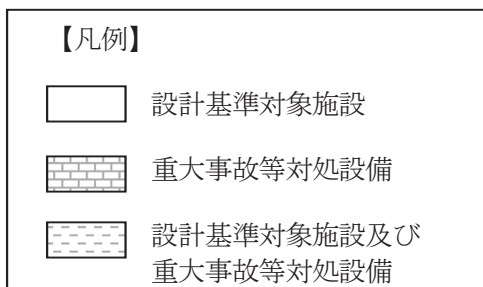


図 2.4-4 原子炉建屋水素濃度の概略構成図

(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、代替電源設備から給電が可能な設計としている(図 2.4-5, 図 2.4-6 参照)。

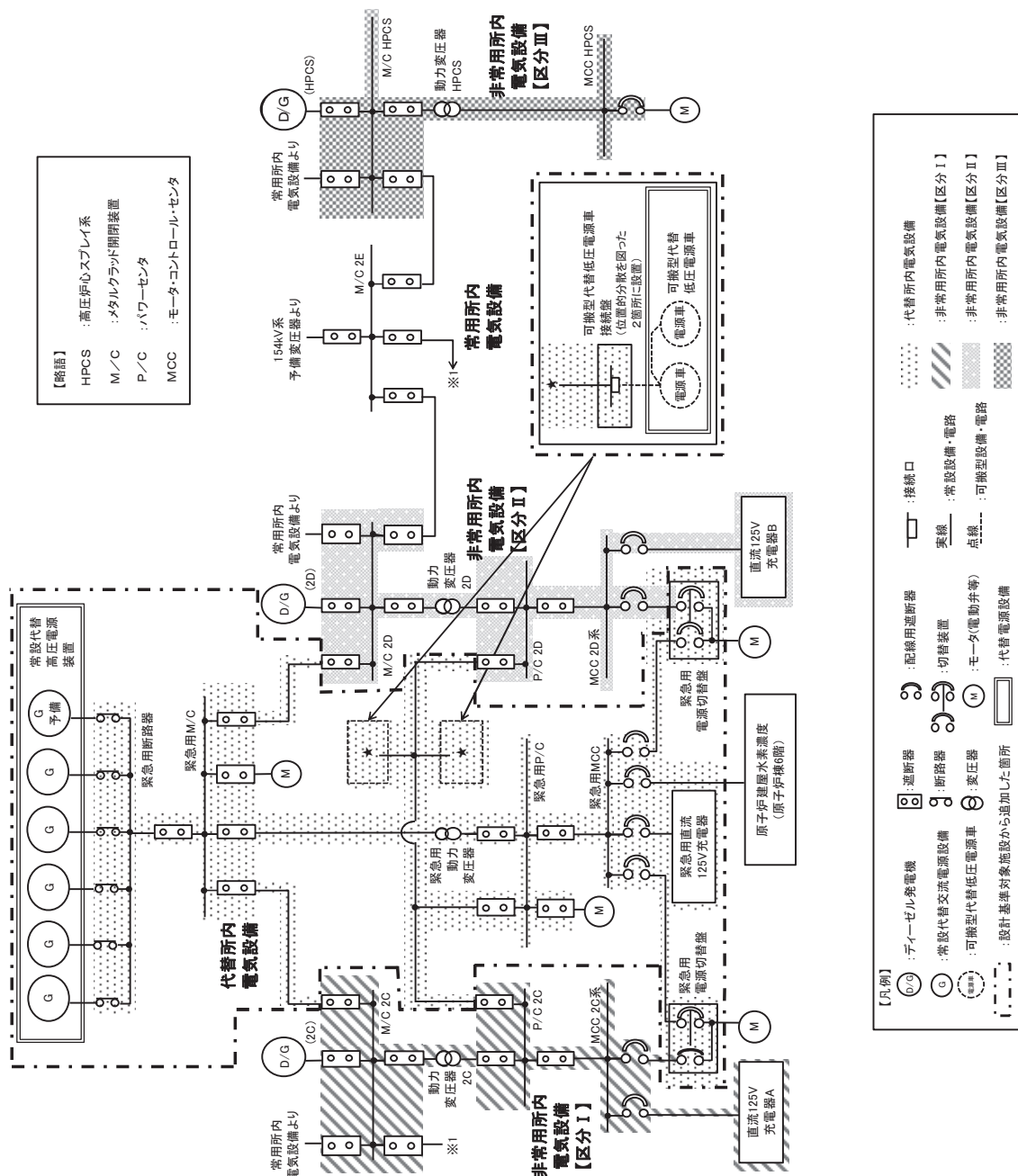


図 2.4-5 単線結線図 (交流電源設備)

2.5 引用文献

- (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

PAR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PARの基本性能評価式が設定され、様々な環境下でのPAR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PAR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、PAR設置位置の違いによる性能評価を目的とし、PAR開発試験として、Battelle MC試験が実施されている。

試験条件を表1-1、試験体概要を図1-1に示す。複数の部屋に区画された試験装置内にPAR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。

図1-2は、R5の部屋にPARを設置し、雰囲気蒸気条件にしたのちにR5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図1-3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、PAR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図1-4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、PAR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 : PAR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PARへ流入する水素量とPARの性能を示す再結合効率により表され、以下となる。

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

DR : 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。

$$D R = \frac{d C_{H_2}}{d t} \cdot V_c \cdot \gamma \cdots \cdots \cdots \text{式(3)}$$

$$\frac{d C_{H_2}}{d t} : \text{水素濃度変化率}$$

$$V_c : \text{試験容器体積 (m}^3\text{)}$$

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。

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

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。

$$a = \boxed{}$$

$$b = \boxed{}$$

式(1)，(2)より水素処理速度は，以下のように表される。

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

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。

$$\gamma = \frac{P}{T \cdot R_{H_2}} \cdots \cdots \cdots \text{式(6)}$$

P : 圧力 (10⁵ Pa)

T : 温度 (K)

R_{H2} : 水素の気体定数 (10⁵ 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。

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

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

式(7)にスケールファクタを乗じたものが別添1 2.1.3の式(2.1)に示すPARの基本性能評価式となる。

表1-1 試験条件

試験名称		Battelle MC試験
試験体		[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%



図1-1 試験体概要図

図1-2 試験概要

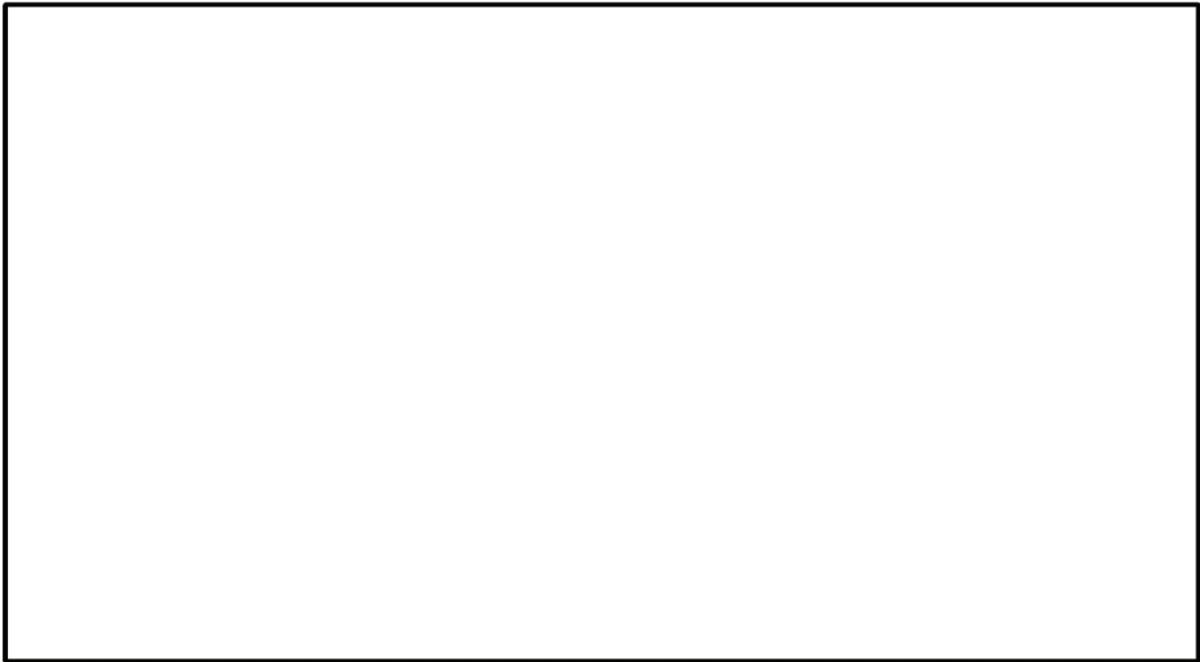


図1-3 試験結果（各部屋の水素濃度変化）



図1-4 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。試験条件を表2-1に，試験体の概要を図2-1に，試験装置の概要を図2-2に示す。

表2-1 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	1.3～3.25 bar
	水蒸気濃度	0～50 vol%
	水素濃度	1～8 vol%



図2-1 試験体概要

図2-2 試験装置概要

2.1 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表2.1-1に、試験結果を図2.1-1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。

表2.1-1 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%



図2.1-1 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図2.1-2 に示す。

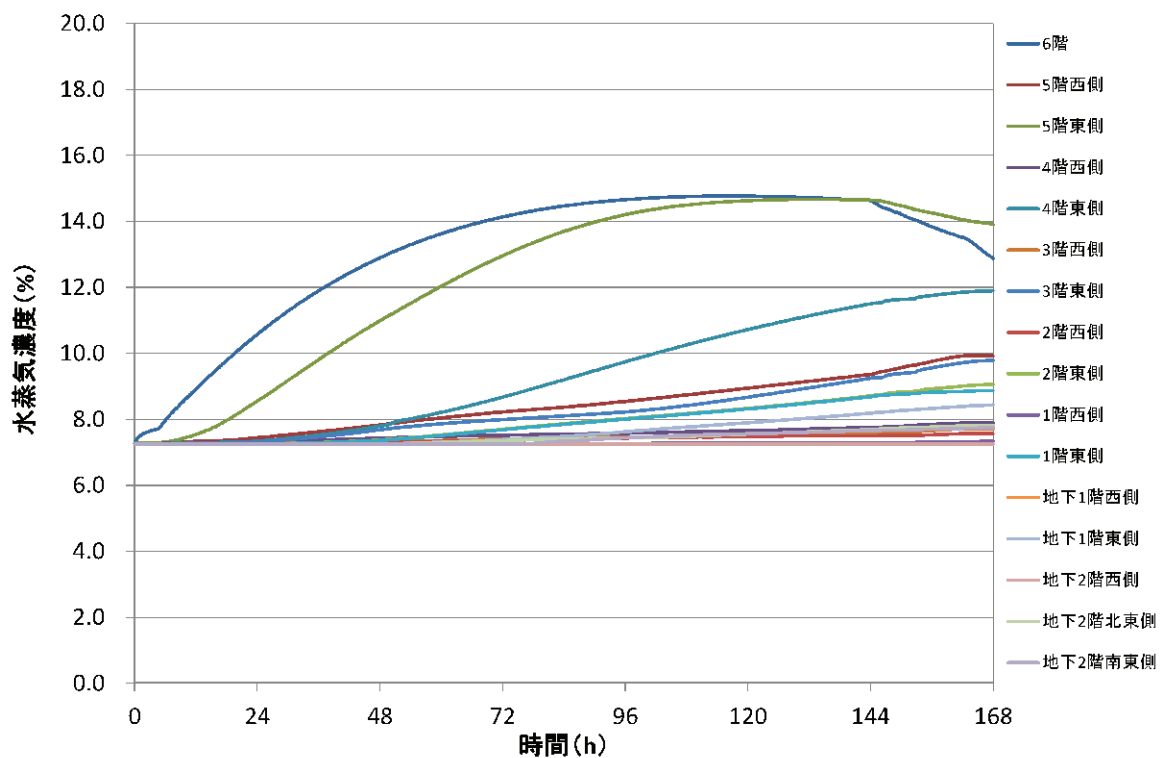


図 2.1-2 原子炉建屋原子炉棟 6 階水蒸気濃度 (10 %/day 漏えい条件)

図 2.1-2 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。

(1) 蒸気環境下における疎水コーティングの有無が与える影響

蒸気環境下において，疎水コーティングの有無が PAR の処理能力に与える影響については，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。試験条件を表 2.1-2，試験結果を図 2.1-3 に示す。

表2.1-2 SNL 試験の試験条件

試験番号	圧力 (bar)	温度 (℃)	水蒸気濃度 (%)	スケール	疎水コーティング
PAR-8R	2	102	54	1/8	無

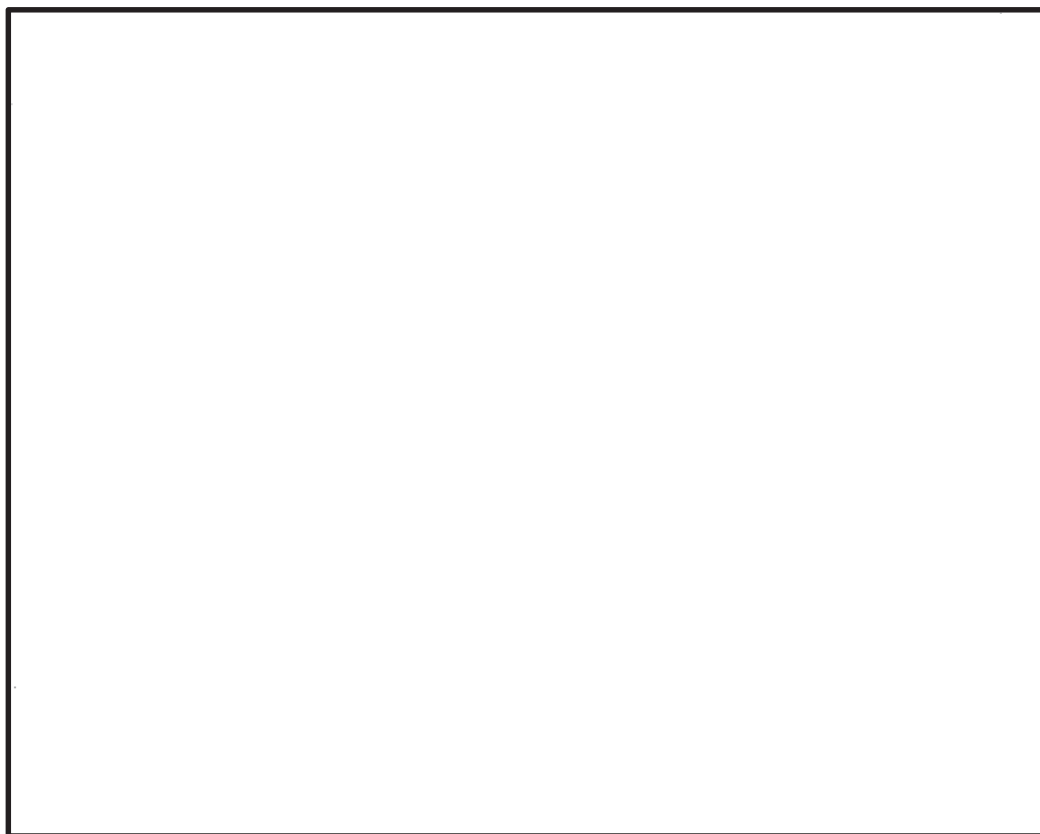


図 2.1-3 試験結果（高水蒸気濃度環境下における疎水コーティングの有無の影響）

表 2.1-2 に示すとおり，PAR-8R については，1/8 スケール，高水蒸気濃度環境下及び疎水コーティングを施していない状態での試験であるが，図 2.1-3 に示すとおり，0.5 kg/h 以上の処理容量を有している。なお，図 2.1-3 に示す試験のうち，PAR-12 及び PAR-13 については，疎水コーティングを施した状態での試験である。

以上のことから，高水蒸気濃度環境下における疎水コーティングの有無が PAR による水素処理に与える影響はない。

2.2 低酸素環境下での影響

KAL 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、試験条件を表2.2-1に、試験結果を図2.2-1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、図2.2-1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、PAR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PAR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。

表2.2-1 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%

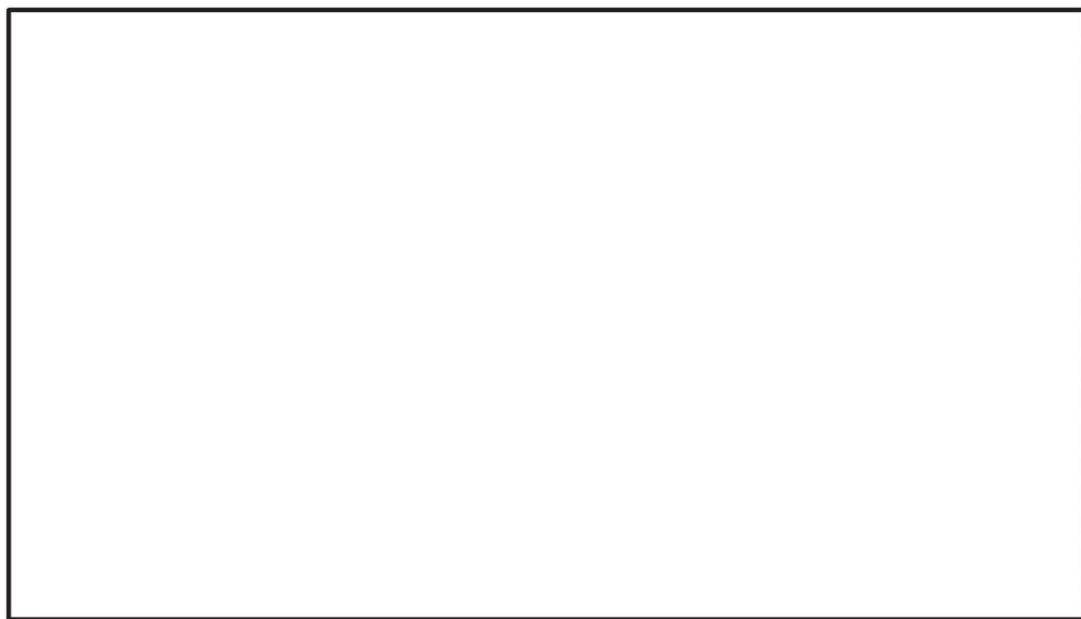


図2.2-1 試験結果（酸素濃度による影響）

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図3-1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の仕様の比較を表3-1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。

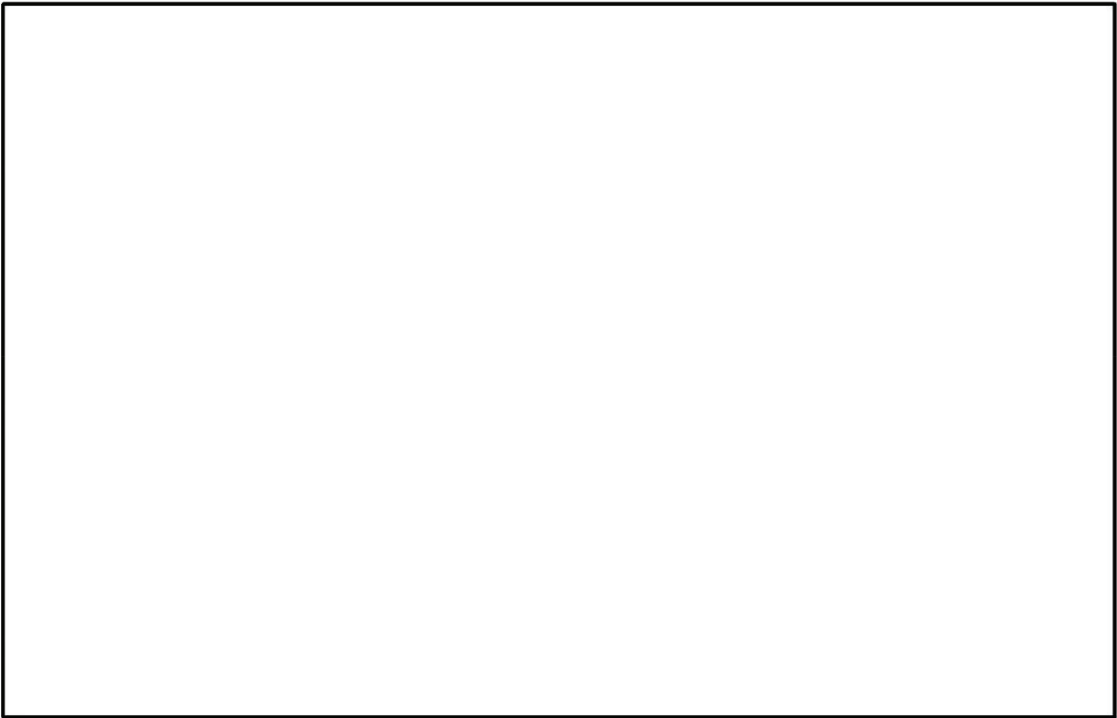


図3-1 KAL I 試験結果と基本性能評価式との比較

表3-1 PARの仕様比較

	Battelle MC試験	KAL 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	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、SNL試験にて確認されている。表4-1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。

表4-1 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 (℃)	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図5-1に示す。

図5-2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气温度を考慮する。

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。図5-3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、図5-4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。

図5-3及び図5-4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。



図5-1 試験装置及び試験体の概要



図5-2 試験体の温度計測点

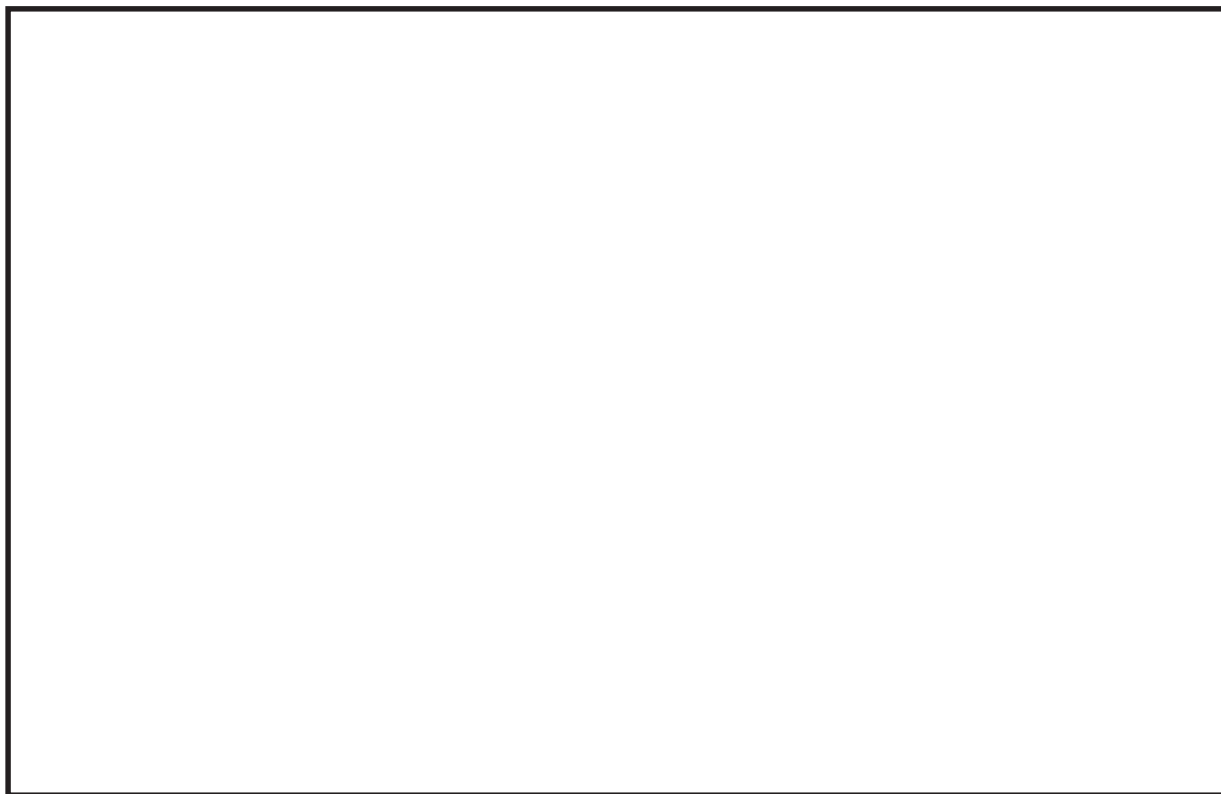


図5-3 温度及びP A R入口水素濃度の時間変化



図5-4 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、表3-1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。

7. 引用文献

- (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 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) Thomas K. Blanchat, Asimios C. Malliakos, "TESTING A PASSIVE AUTOCATALYTIC RECOMBINER IN THE SURTESY FACILITY", Nuclear Technology Vol.129 March 2000
- (6) K. Fischer, "Qualification of a Passive Catalytic Module for Hydrogen Mitigation", Nuclear Technology vol.112, (1995)
- (7) 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、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、PARに対する放射線量が上昇する等の影響はないと考えられる。なお、PARは、 の線量下においても所要の性能を発揮できる設計としており、重大事故等時における原子炉建屋原子炉棟の $1.7 \times 10^3 \text{ Gy}$ 程度の環境において、性能が低下することはない。

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24.4 kg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21 mg/m³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試験の試験条件を表1-1に、試験結果を図1-1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300 mg/m³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PAR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、PAR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。

表1-1 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 ℃	2 bar	4 vol%	50～70 vol%	300 mg/m ³

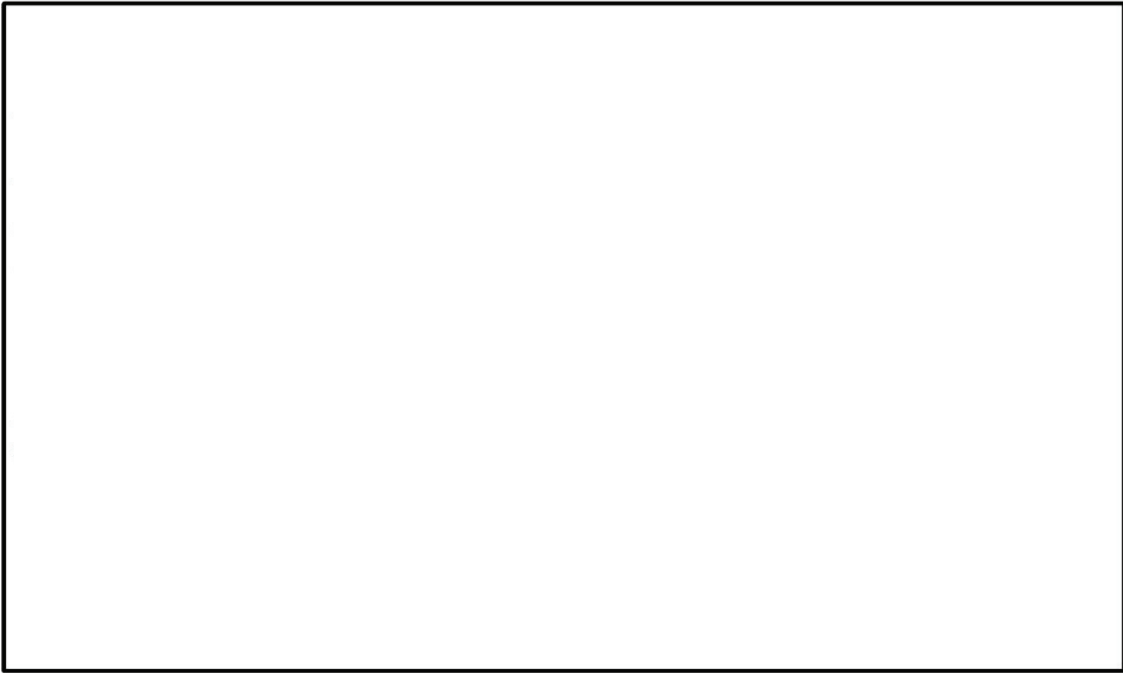


図1-1 試験結果（よう素の影響）

本試験は、表1-1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（図1-2参照）。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。

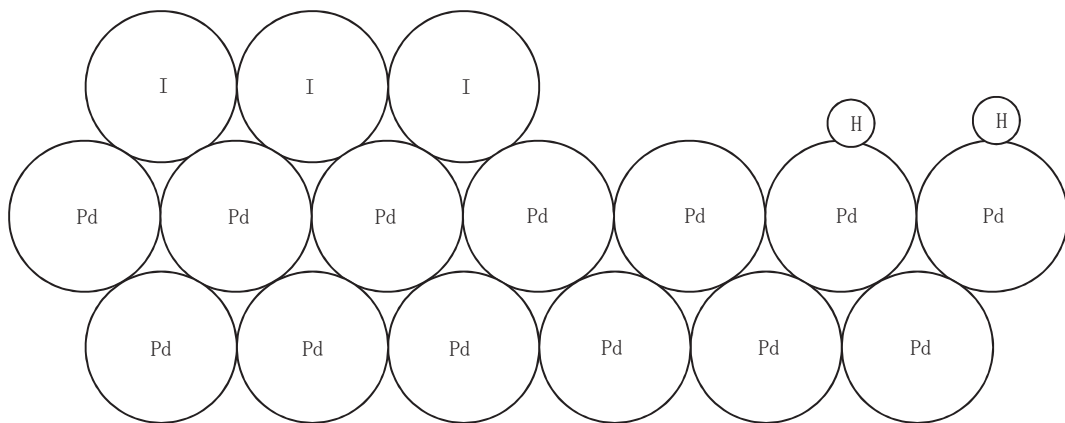


図1-2 パラジウムへのよう素の結合の概略図

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（図1-3参照）。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。

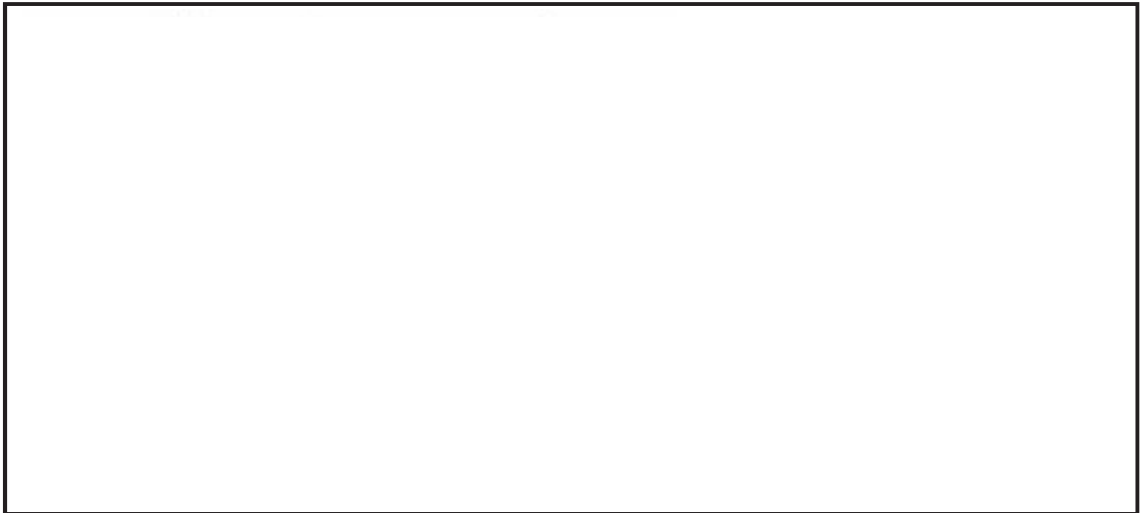


図1-3 再結合効果と温度の関係

PAR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。NIS社製PAR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。

2. 引用文献

- (1) Effects of inhibitors and poisons on the Performance of Passive Autocatalytic Recombiners (PARs) for Combustible gas control in ALWRs, EPRI (1997)

PARの周辺機器に対する悪影響防止について

PARは、水素処理が始まると触媒温度が上昇するため、PARの温度上昇が周辺機器に悪影響を与えないためのPARの設置方針を検討した。PARの温度上昇が周辺機器に悪影響を与える項目としては、「1. PARハウジングからの熱輻射による熱影響評価」及び「2. PAR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. PARハウジングからの熱輻射による熱影響評価

PAR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。

$$h = 5.6 + 4.0u$$

ここで、 u [m/s] は、気流速度である。PAR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0.6 m/sであることを踏まえて、想定する気流速度の範囲を0～1.5 m/sと仮定し、熱伝達率を計算すると5.6～11.6 W/(m²・K)となる。したがって、熱伝達率は、5.6 W/(m²・K)及び11.6 W/(m²・K)の2ケースで評価を行った。

評価結果を図1-1に示す。いずれのケースもPARから0.1 m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PAR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5.6 W/(m²・K)の場合であっても、PARから0.8 m離れたところで100℃を下回り、1 mの地点では83℃まで低下する。さらに、2 mの地点でPAR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、PAR周囲（排気口方面除く）には、2 m以上の離隔距離を設けることとする。なお、PAR同士の離隔については、上記のとおり、隣接するPARへの悪影響は考えられないこと及び原子炉格納容器から10%/dayの漏えいを考慮したGOTHICコードによる解析においても、原子炉建屋原子炉棟6階の水素濃度は最大3 vol%程度であることから、PARの最高使用温度300℃を超えるおそれがないため、離隔を設ける対象外とする。

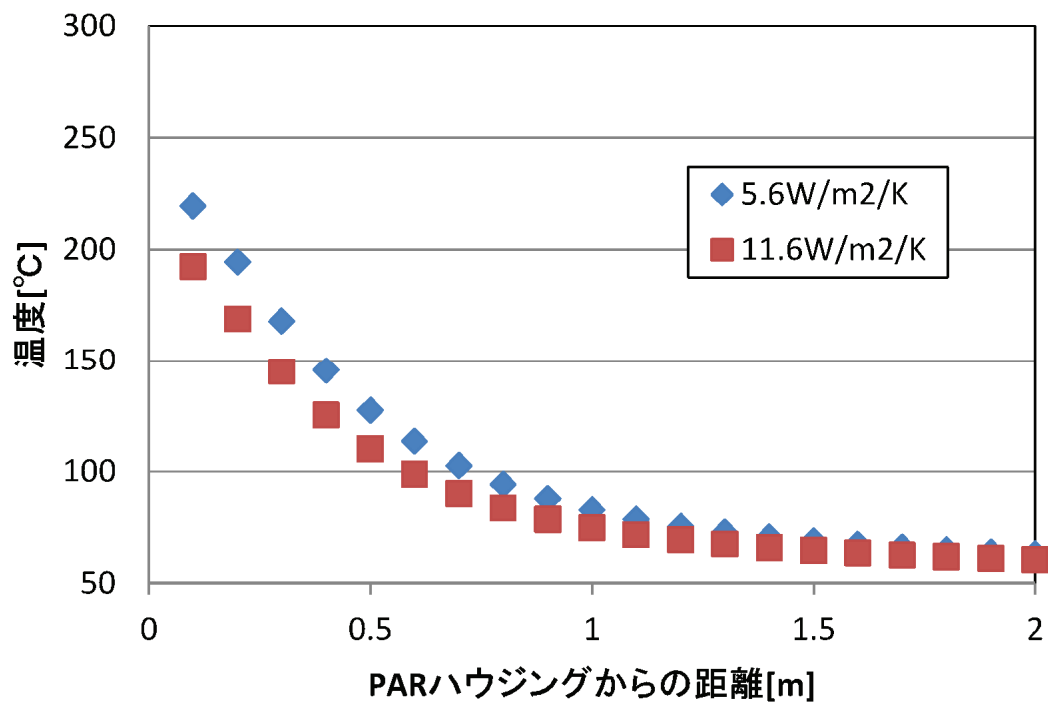


図 1-1 周辺機器の P A R からの距離と温度の関係

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、3 m 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。

3. 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及び影響評価

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のうち、配管を除く重大事故等対処設備の配置図について、図3-1に示す。P A R 動作監視装置を除く計装設備について、排気口から10 m 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。また、ブローアウトパネル及びブローアウトパネル閉止装置については、ブローアウトパネル下端位置がP A R から2 m

以上離れているため、PARの温度上昇による水素濃度監視機能への悪影響はない。

以上のことから、PARの温度上昇による重大事故等対処設備への悪影響はない。

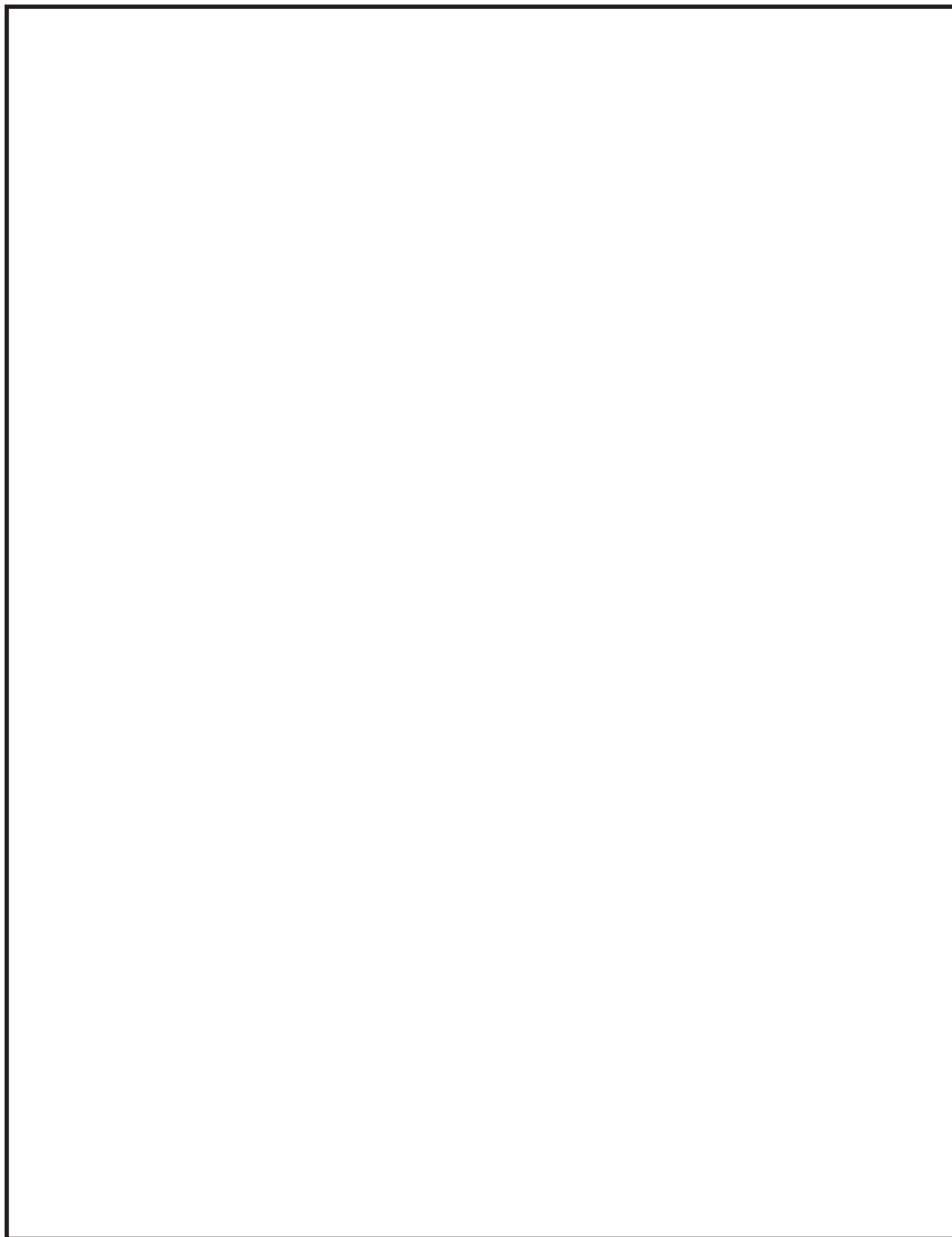


図 3-1 原子炉建屋原子炉棟 6 階における重大事故等対処設備の機器配置図 (1/2)



図3-1 原子炉建屋原子炉棟6階における重大事故等対処設備の機器配置図 (2/2)

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（図1-1、図1-2参照）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を図る。

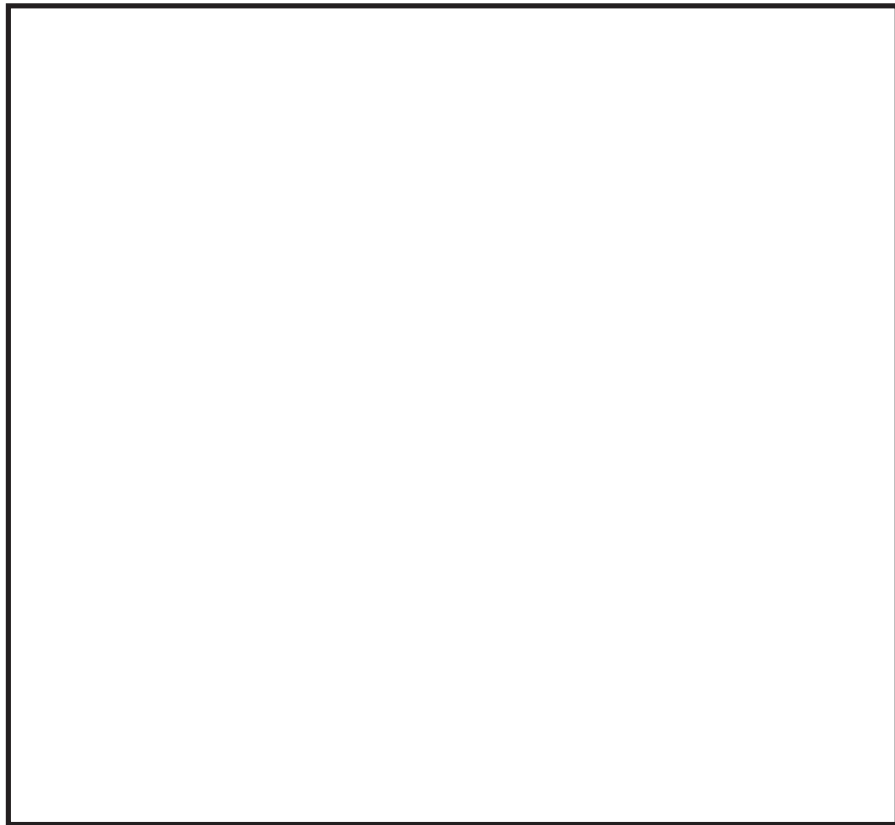


図1-1 S N Lで行われた試験用P A R 概要

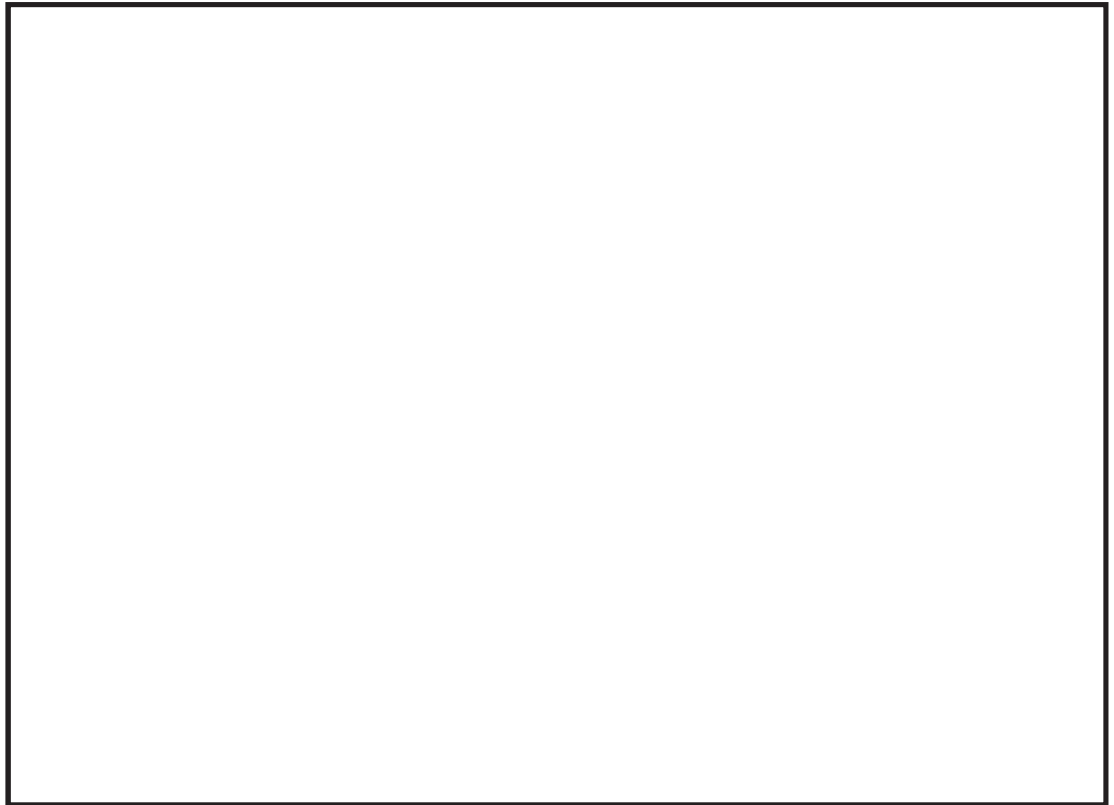


図1-2 PAR温度と水素濃度の関係

2. 設備概要

PAR2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PARの測定温度を中央制御室及び緊急時対策所にて監視できるようにする。（主要仕様は表2-1参照）

熱電対の設置位置は、PAR入口及び触媒カートリッジ出口とし、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（図1-2）において、触媒部での水素再結合反応に伴い、水素濃度1.0 vol%程度でPAR入口と出口のガス温度差は約40 K、水素濃度4 vol%程度でPAR入口と出口のガス温度差は約170 Kになっており、PARの入口側と出口側の温度差が明確であることから、PAR動作を把握できる。なお、図1-2に示す試験のうち、PAR-4、PAR-7及びPP-2については環境温度は100℃以上であり、それ以外の試験については常温での試験であるが、図1-2に示すとおり、環境温度によるPAR入口と出口のガス温度差に有意な差異はないことから、環境温度に関わらず、PAR動作を監視することが可能である。

PARへの熱電対取付位置は、サポートとの干渉を考慮したPARハウジング付近への取付性、固定性、保守性等を考慮してPAR入口側及び出口側のガス温度が測定可能な位置とする。（図2-1参照）

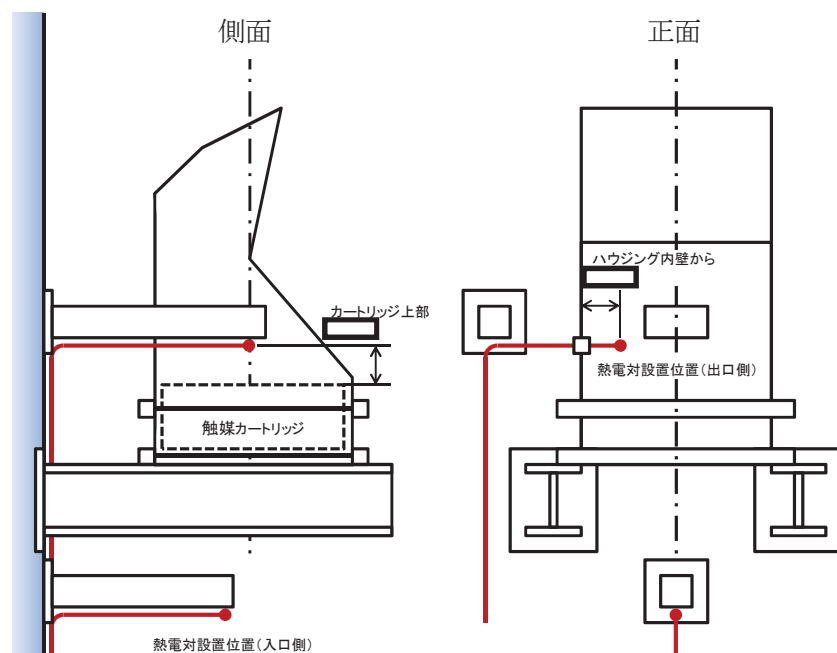


図 2-1 PAR への熱電対取付位置概要図

熱電対シースは、 $\phi 3.2$ mmであり、PAR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（図2-2参照）。

表2-1 PAR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
PAR 動作監視装置	熱電対	0～300 ℃	4*	原子炉建屋 原子炉棟6階

注記 *：2基のPARに対して出入口に1個設置

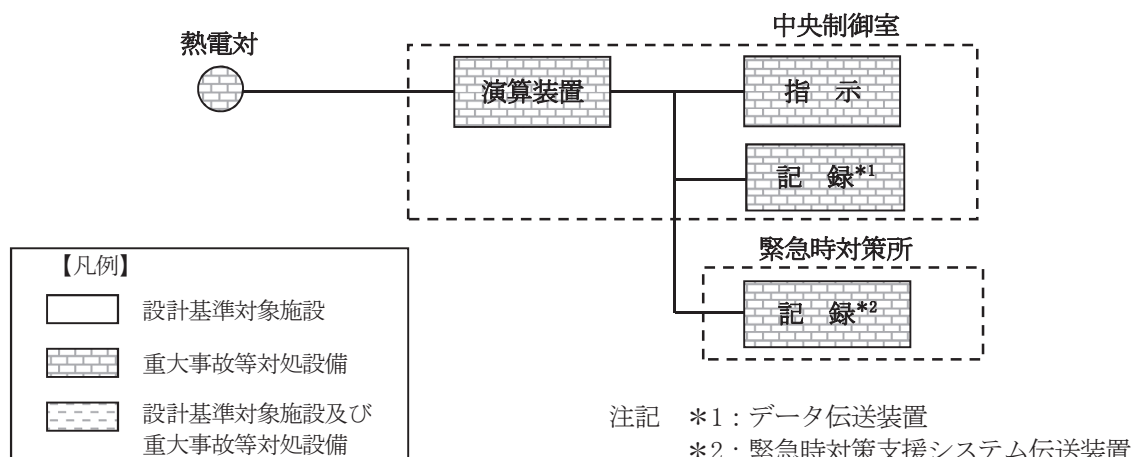


図2-2 PAR動作監視装置の概略構成図

3. PAR動作監視装置の設置場所

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PAR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、PAR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、PAR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PARのうちそれぞれ1基に設置することとする（図3-1 参照）。

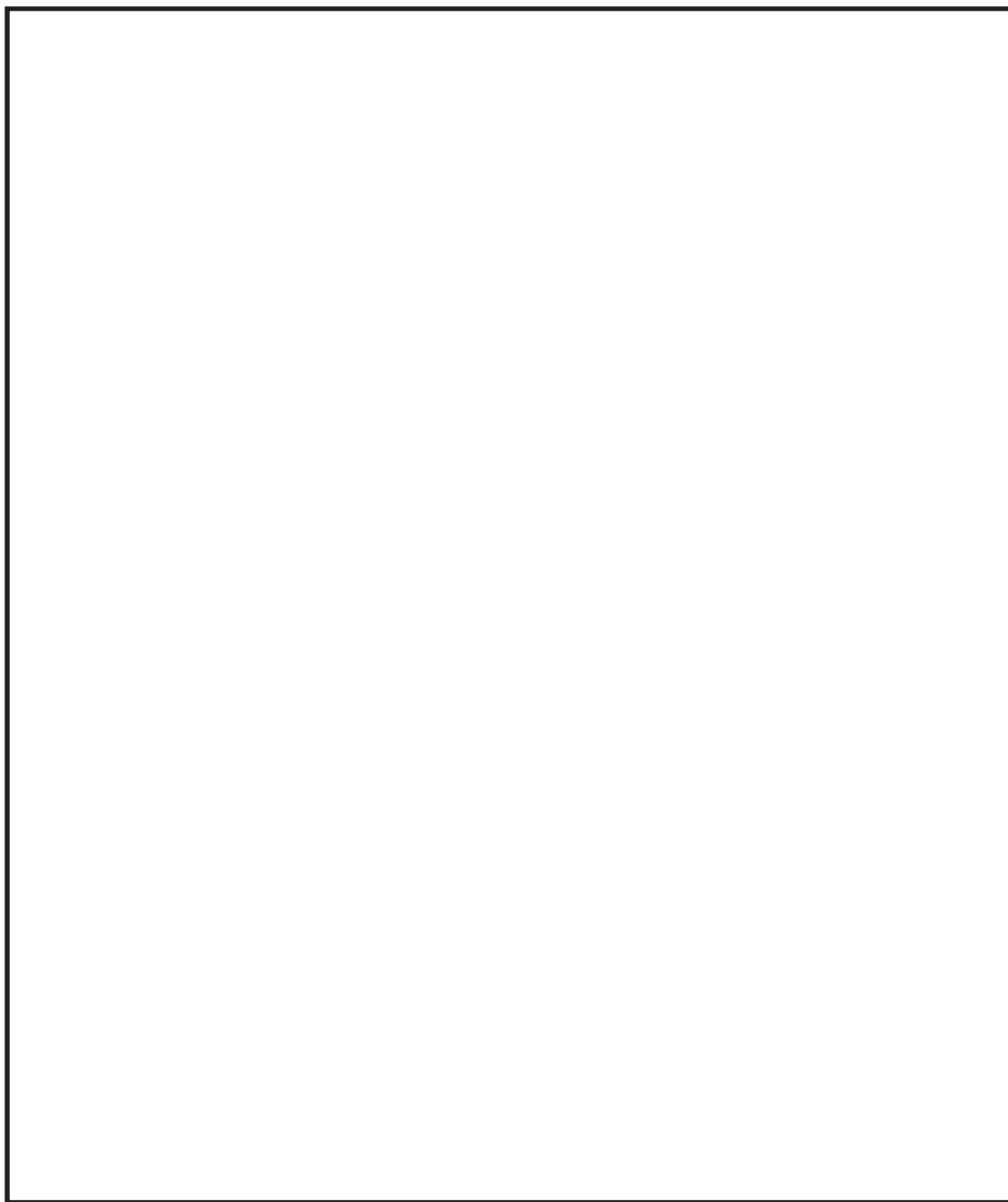


図3-1 PAR動作監視装置の概略構成図

4. 引用文献

- (1) Thomas K. Blanchat, Asimios C. Malliakos, “TESTING A PASSIVE AUTOCATALYTIC RECOMBINER IN THE SURTESY FACILITY” , Nuclear Technology Vol.129 March 2000

PARの性能維持管理について

設置段階及び供用開始以降のPAR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. PARの性能確保の考え方

PARの性能評価式は、PAR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PARの性能を確保できる。表 1-1 にPARの性能確保に必要なパラメータとその確認項目を示す。

表1-1 PAR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）
	PAR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

NT2 補① V-1-8-2 R2

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、PARの性能を確保する。設置段階における検査内容を表 2-1 に、供用開始以降の点検内容を表 2-2 に示す。

表2-1 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。

表2-2 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、表 3-1 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てんする際には、規定量が充てん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てん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。

表3-1 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	触媒充てん量		
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、判定基準を表 4-1 に、試験装置の概要を図 4-1 に示す。

工場製作時においては、メーカー標準の試験条件として水素濃度 3 vol%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：1.3 vol%) 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き取り数については、検査要領を定める際に適切に設定する。

表4-1 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：3 vol% 試験流量：1500 L/h	水素濃度：1.3 vol% 試験流量：1500 L/h	水素濃度：1.3 vol% 試験流量：1500 L/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



図 4-1 検査装置概要図

V-1-8-3 原子炉格納施設の基礎に関する説明書

目次

1. 概要	1
2. 基本方針	2
2.1 構造計画	4
2.2 構造概要	4
3. 評価	8
3.1 基礎の健全性評価	8
3.2 地盤の健全性評価	11

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5条、第17条、第50条及び55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「技術基準規則の解釈」という。）に基づき、原子炉格納施設の基礎が十分な強度を有することに加えて、技術基準規則第4条及び第49条並びにそれらの技術基準規則の解釈に基づき、それを支持する地盤が十分な支持力を有することを説明するものである。

なお、技術基準規則第17条について、設計基準対象施設に関しては、技術基準規則の要求に変更がないため、今回の申請において変更は行わない。

2. 基本方針

今回、基準地震動の策定及び原子炉格納容器が重大事故等対処施設として申請範囲となったことに伴い、原子炉格納施設の基礎が、基準地震動による地震力に対して、また、重大事故等時の状態において、十分な強度を有すること（以下「基礎の健全性評価」という。）及びそれを支持する地盤が十分な支持力を有すること（以下「地盤の健全性評価」という。）ができる設計とする。ここで、原子炉格納施設の基礎は、原子炉格納施設である原子炉格納容器及び原子炉建屋原子炉棟（以下「原子炉棟」という。）並びに原子炉建屋付属棟（以下「付属棟」という。）で共有されていることから、以降、原子炉格納施設の基礎となる原子炉建屋基礎盤として検討を行う。

なお、基準地震動の策定及び原子炉格納容器が重大事故等対処施設として申請範囲となったことに伴い必要となる基礎の健全性評価及び地盤の健全性評価は、表 2-1 に示すとおりであり、その詳細は、同表に示すとおり、添付書類「V-2-9-2-2 原子炉格納容器底部コンクリートマットの耐震性についての計算書」、添付書類「V-2-9-3-4 原子炉建屋基礎盤の耐震性についての計算書」及び添付書類「V-3-9-1-1-7 原子炉格納容器底部コンクリートマットの強度計算書」において説明する。また、それ以外の評価は、既工事計画認可申請書 第 1 回申請 添付書類「Ⅲ-3-3-14 原子炉格納容器底部コンクリートマット強度計算書」及び添付書類「Ⅲ-4 原子炉格納施設の基礎に関する説明書」（47 公第 12076 号 昭和 48 年 4 月 9 日認可）にて評価を実施している。

表 2-1 原子炉建屋基礎盤の評価についての整理

項目	部位	荷重状態*1	荷重時	記載資料*2
基礎の健全性評価	原子炉格納容器底部	荷重状態Ⅰ	通常運転時	①
		荷重状態Ⅱ	逃がし安全弁作動時	①
			試験時	①
		荷重状態Ⅲ	地震時	③
			異常時	①
			(異常＋地震) 時	③
		荷重状態Ⅳ	地震時	③
			異常時	①
			ジェット力作用時	①
			(異常＋地震) 時	③
		荷重状態Ⅴ	異常時	②
			(異常＋地震) 時	③
	原子炉棟及び付属棟基礎スラブ	S _s 地震時, S _d 地震時		④
地盤の健全性	地盤	荷重状態Ⅲ	地震時	③及び④
			(異常＋地震) 時	③
		荷重状態Ⅳ	地震時*3	③及び④
			(異常＋地震) 時	③
		荷重状態Ⅴ	(異常＋地震) 時	③

注記 *1：荷重状態Ⅲ：「発電用原子力設備規格 コンクリート製原子炉格納容器規格（社）日本機械学会，2003」（以下「CCV規格」という。）に基づく荷重状態で，荷重状態Ⅰ（通常運転時の状態），荷重状態Ⅱ（逃し安全弁作動時，試験時または積雪時の状態）及び荷重状態Ⅳ以外の状態

荷重状態Ⅳ：「CCV規格」に基づく荷重状態で，格納容器の安全設計上想定される異常な事態が生じている状態

荷重状態Ⅴ：発電用原子炉施設が重大事故に至るおそれがある事故，又は重大事故の状態で重大事故等対処施設の機能が必要とされる状態

*2：① 既工事計画認可申請書 第1回申請 添付書類「Ⅲ-3-3-14 原子炉格納容器底部コンクリートマット強度計算書」及び添付書類「Ⅲ-4 原子炉格納施設の基礎に関する説明書」（47 公第 12076 号 昭和 48 年 4 月 9 日認可）

② 添付書類「V-3-9-1-1-7 原子炉格納容器底部コンクリートマットの強度計算書」

③ 添付書類「V-2-9-2-2 原子炉格納容器底部コンクリートマットの耐震性についての計算書」

④ 添付書類「V-2-9-3-4 原子炉建屋基礎盤の耐震性についての計算書」

*3：原子炉棟及び付属棟基礎スラブの評価における S_s地震時の評価に相当する。

2.1 構造計画

原子炉建屋基礎盤は、その上部構造である原子炉本体の基礎（以下「RPV 基礎」という。）、原子炉格納容器（以下「PCV」という。）、その周囲の壁（以下「シェル壁（S/W）」という。）、原子炉棟の外壁（以下「内部ボックス壁（I/W）」という。）及び附属棟の外壁（以下「外部ボックス壁（O/W）」という。）を支持する構造物であり、原子炉格納容器底部コンクリートマット並びに、原子炉棟基礎及び附属棟基礎で構成される。

原子炉建屋基礎盤は、上部構造からの固定荷重（死荷重）、積載荷重（活荷重）、地震荷重及び圧力荷重等に対して十分な強度を有することができる設計とする。

原子炉建屋基礎盤の応力解析は 3 次元 F E M モデルを用いた弾性応力解析により実施する。

2.2 構造概要

原子炉建屋基礎盤は、支持地盤である砂質泥岩上に人工岩盤を介して設置されている。その上部構造である RPV 基礎、PCV、その周囲のシェル壁（S/W）、内部ボックス壁（I/W）及び外部ボックス壁（O/W）を支持する鉄筋コンクリート造の基礎スラブである。

コンクリートの設計基準強度は $F_c = 22.1 \text{ N/mm}^2$ 、鉄筋の種類は主筋については、SD35（SD345 相当）、せん断補強筋等については SD35（SD345 相当）を用いる。

基礎全体としての底面における平面規模は NS 方向で 68.5 m、EW 方向で 68.25 m の矩形であり、版厚は 5.0 m である。

原子炉格納容器底部コンクリートマット並びに原子炉棟基礎及び附属棟基礎を含む原子炉建屋基礎盤の概略平面図及び概略断面図を図 2-1 及び図 2-2 に示す。

NT2 補① V-1-8-3 R0

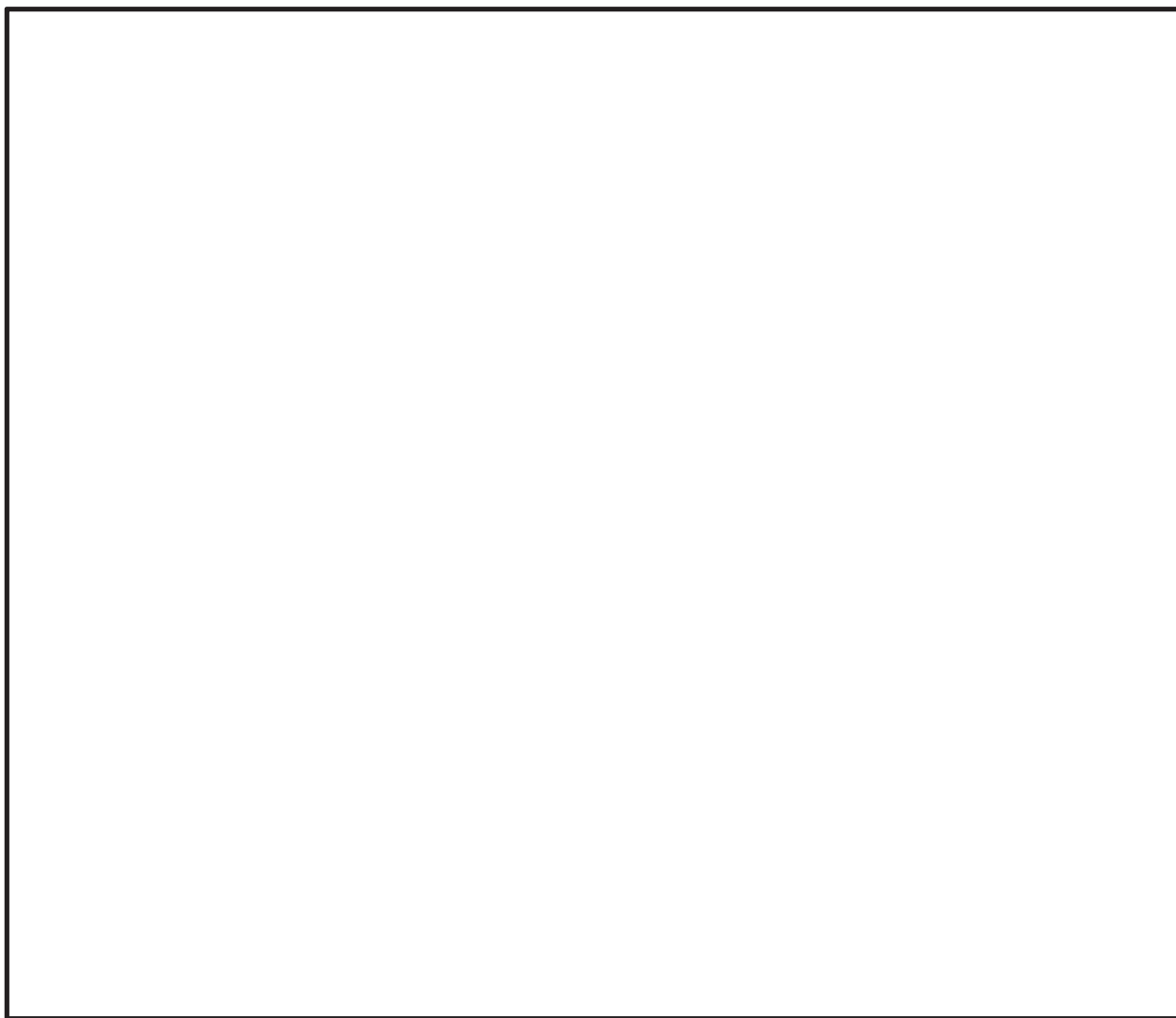


図 2-1 の概略平面図 (EL. -4.0 m)

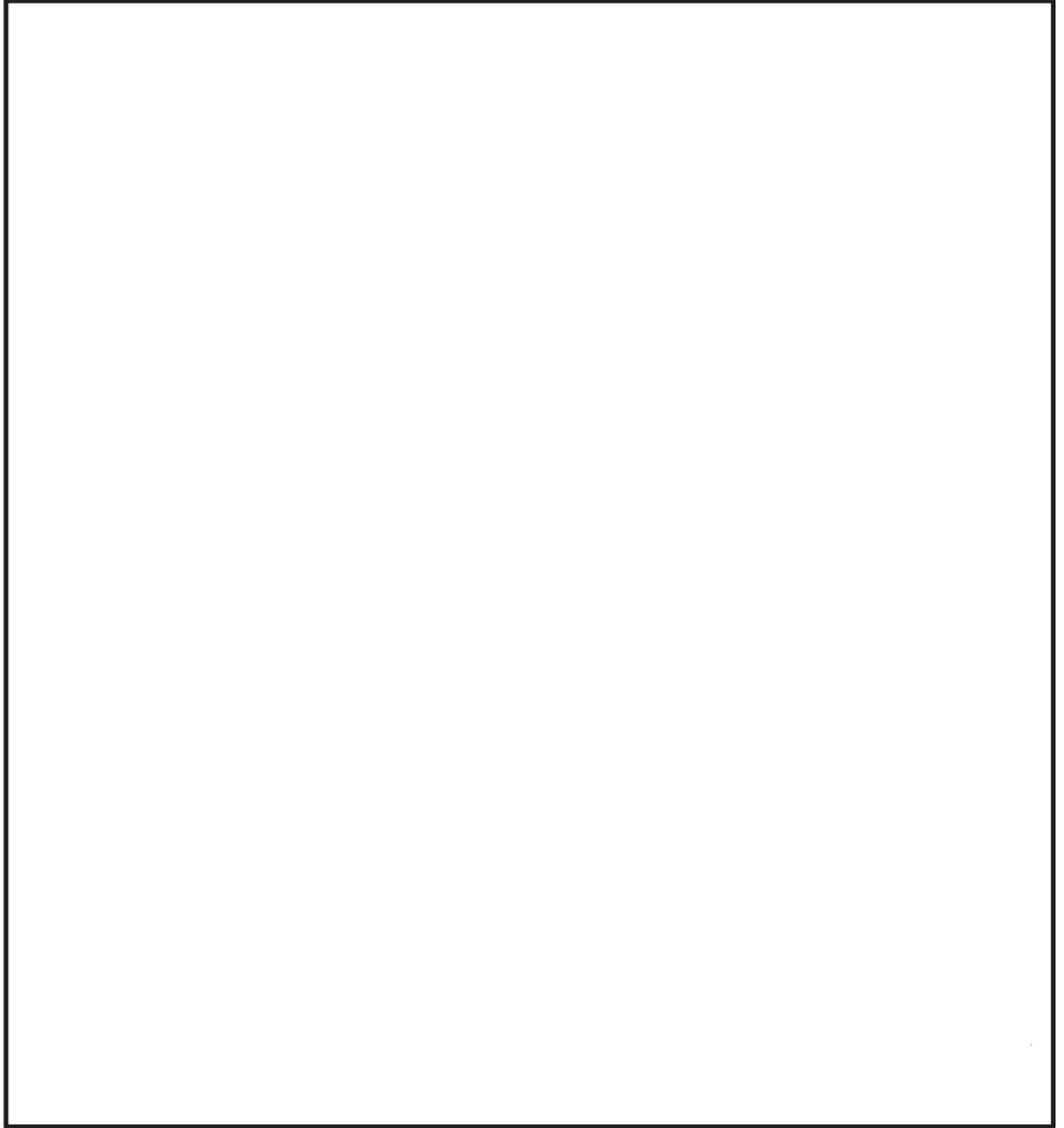


図 2-2 (1/2) 原子炉建屋基礎盤の概略断面図 (A-A 断面 EW 方向)

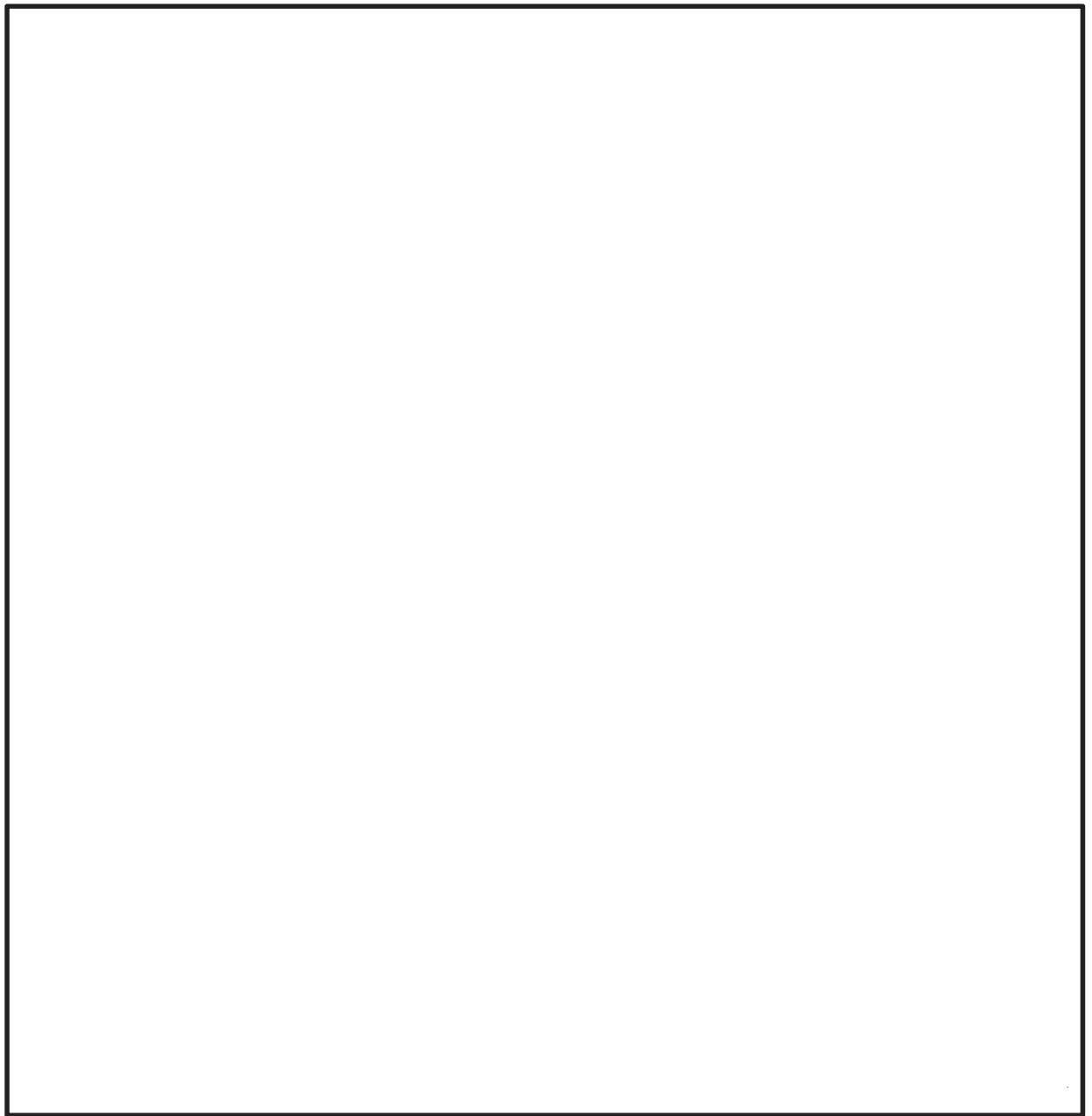


図 2-2 (2/2) 原子炉建屋基礎盤の概略断面図 (B-B 断面 NS 方向)

3. 評価

3.1 基礎の健全性評価

原子炉格納容器底部コンクリートマットの健全性は、「CCV規格」に基づき評価する。また、原子炉棟基礎及び附属棟基礎の健全性は、弾性設計用地震動 S_d による地震力または静的地震力のいずれか大きい方の地震力に対する評価（以下「 S_d 地震時に対する評価」という。）及び基準地震動 S_s による地震力に対する評価（以下「 S_s 地震時に対する評価」という。）を行うこととし、原子力施設鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説（（社）日本建築学会，2005）（以下、「RC-N規準」という。）に基づき評価する。

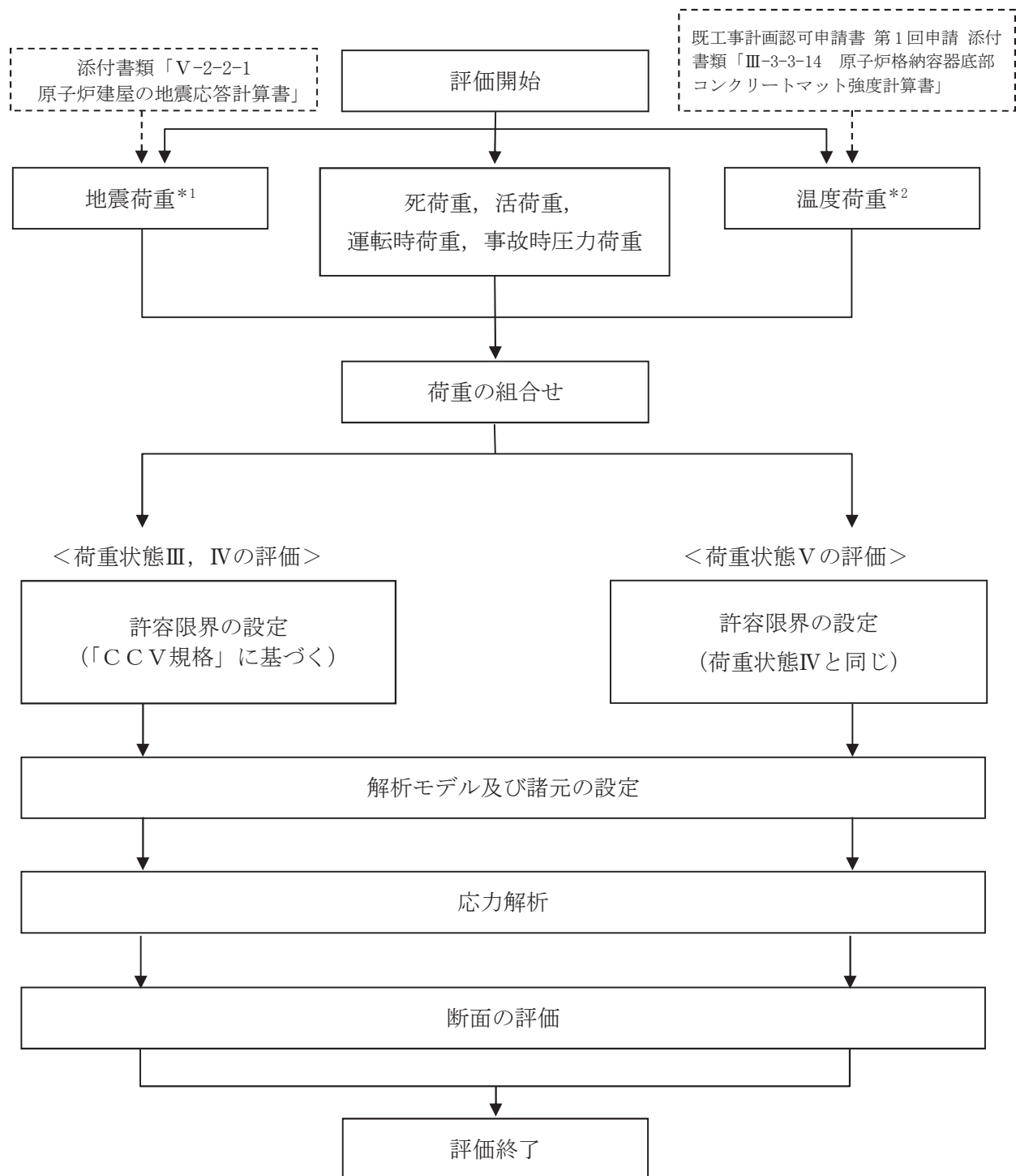
3.1.1 基礎の耐震評価

基礎の耐震評価において、3次元FEMモデルを用いた弾性応力解析によることとし、安全上適切と認められる規格及び基準等に基づき断面の評価を行う。断面の評価は、既設であることを踏まえ、設計配筋に対して発生する応力が許容限界以下であることを確認する。原子炉格納容器底部コンクリートマットの耐震評価については、添付書類「V-2-9-2-2 原子炉格納容器底部コンクリートマットの耐震性についての計算書」に示す通りであり、荷重状態Ⅲ～Ⅴの各荷重時（荷重状態Ⅴの異常時を除く）において基礎は十分な強度を有する。また、原子炉棟基礎及び附属棟基礎の耐震性については、添付書類「V-2-9-3-4 原子炉建屋基礎盤の耐震性についての計算書」に示すとおり、 S_s 地震時及び S_d 地震時において基礎は十分な強度を有する。

基礎の応力解析による評価フローを図3-1に示す。

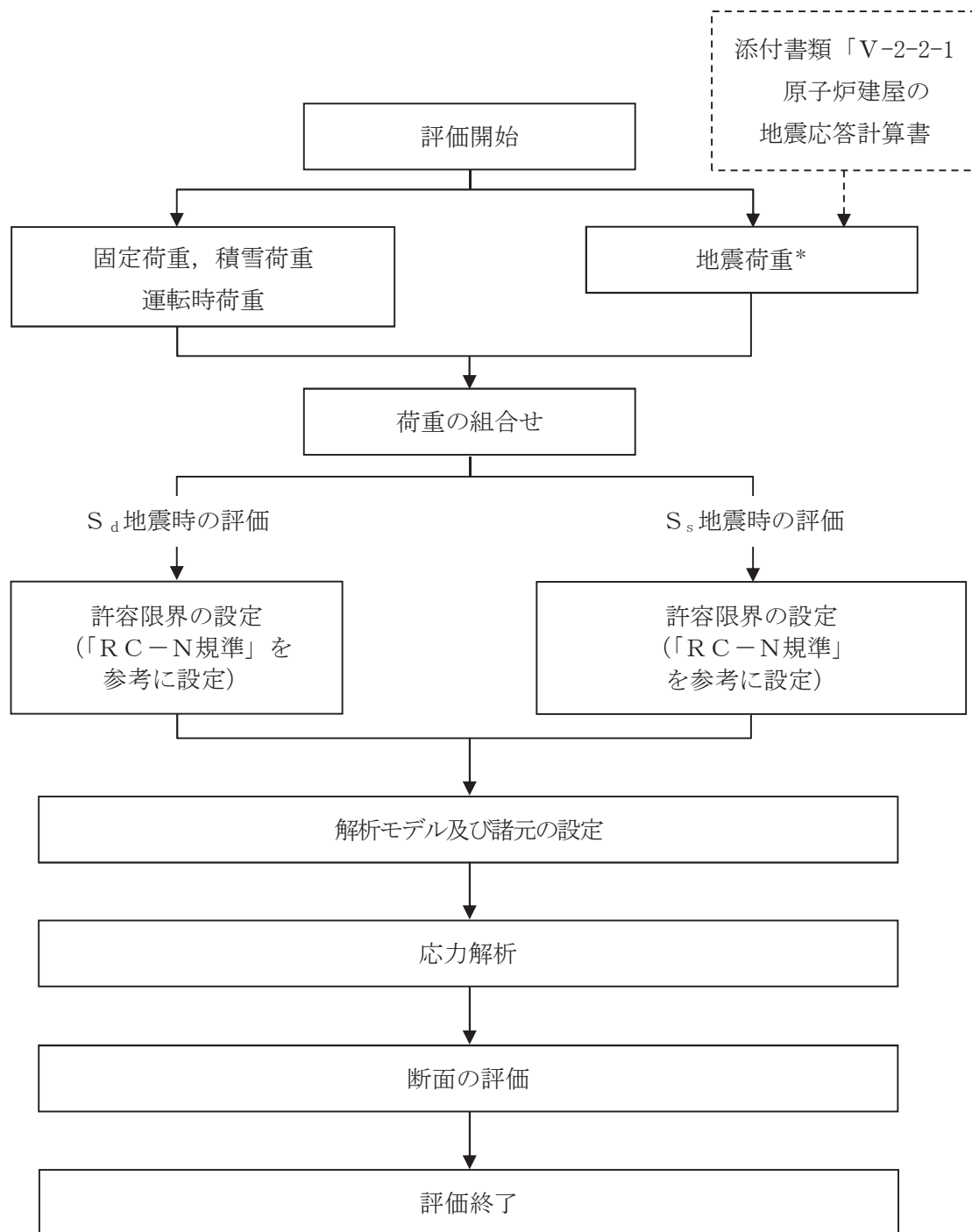
3.1.2 基礎の強度評価

基礎の強度評価においては、荷重状態Ⅴの異常時について、想定される事故時荷重は重大事故等時の内圧（465 kPa）であり、添付書類「V-3-9-1-1-7 原子炉格納容器底部コンクリートマットの強度計算書」に示すとおり、それを上回る評価条件（200℃，内圧 620 kPa）において要求される強度が十分であることを確認していることから、基礎は十分な強度を有する。



注記 *1：ばらつきについては、添付書類「V-2-2-1 原子炉建屋の地震応答計算書」に基づく。
 *2：温度荷重については、荷重状態Ⅲの地震荷重と組み合わせる。

(a) 原子炉格納容器底部コンクリートマット
 図 3-1 (1/2) 応力解析による評価フロー



注記 *：ばらつきについては，添付書類「V-2-2-1 原子炉建屋の地震応答計算書」に基づき設定する。

(b) 原子炉棟基礎及び付属棟基礎

図 3-2 (2/2) 応力解析による評価フロー

3.2 地盤の健全性評価

地盤の健全性において、地震応答解析は、質点系モデルによることとし、安全上適切と認められる規格及び基準等に基づき評価を行う。耐震設計の詳細は、添付書類「V-2-9-2-2 原子炉格納容器底部コンクリートマットの耐震性についての計算書」及び添付書類「V-2-9-3-4 原子炉建屋基礎盤の耐震性についての計算書」に示す通りであり、地盤は十分な支持力を有する。以下に概要を示す。

(1) 荷重

荷重状態Ⅲ（地震時）の地盤の接地圧は、基礎及びその上部構造物の自重並びに弾性設計用地震動 S_d に対する地震応答解析より算出される地盤の接地圧とし、地盤物性のばらつきを考慮する。

荷重状態Ⅳ（地震時）の地盤の接地圧は、基礎及びその上構造物の自重並びに基準地震動 S_s に対する地震応答解析より算定される地盤の接地圧とし、地盤物性のばらつきを考慮する。

(2) 許容支持力度

原子炉建屋基礎盤は、砂質泥岩上に人工岩盤を介して設置されており、その許容支持力度は、添付書類「V-2-1-3 地盤の支持性能に係る基本方針」に基づき設定する。本検討で用いる地盤の許容支持力度は、保守性を考慮して荷重状態Ⅲ（地震時）の地盤の接地圧に対しては、1650 kN/m²（短期許容支持力度）を、荷重状態Ⅳ（地震時）の地盤の接地圧に対しては2480 kN/m²（極限支持力度）を用いる。

(3) 健全性評価

地盤物性のばらつきを考慮した荷重状態Ⅲ（地震時）の地盤の最大接地圧並びに地盤物性のばらつきを考慮した荷重状態Ⅳ（地震時）の地盤の最大接地圧は、表 3-1 の通りであり、いずれもそれぞれに対応する許容支持力度を超えないため、地盤は十分な支持力を有する。

表 3-1 最大接地圧と許容支持力度の比較

	最大接地圧 (kN/m ²)	許容支持力度 (kN/m ²)
荷重状態Ⅲ（地震時）	764	1650
荷重状態Ⅳ（地震時）	1087	2480

注：荷重状態Ⅴは、添付書類「V-2-1-9 機能維持の基本方針」より、SA(L)時については S_d 地震荷重との組合せであるため荷重状態Ⅲに対する評価と同一であり、SA(LL)時については S_s 地震荷重との組合せであるため荷重状態Ⅳに対する評価と同一となる。

V-1-8-4 圧力低減設備その他の安全設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書

目次

1. 概要.....	1
2. 基本方針.....	2
2.1 サプレッション・プールを水源とするポンプの有効 NPSH	2
2.2 サプレッション・プールを除くタンク等を水源とするポンプの有効 NPSH	2
3. 評価.....	3
3.1 サプレッション・プールを水源とするポンプの評価方針	3
3.2 サプレッション・プールを除くタンク等を水源とするポンプの評価方針	3
3.3 評価対象ポンプの選定	3
3.4 評価方法.....	4
3.4.1 サプレッション・プールを水源とするポンプの有効 NPSH 評価方法	4
3.4.2 サプレッション・プールを除くタンク等を水源とするポンプの有効 NPSH 評価方法 .	7
3.5 評価結果.....	7
3.5.1 サプレッション・プールを水源とするポンプの有効 NPSH 評価結果	7
3.5.2 サプレッション・プールを除くタンク等を水源とするポンプの有効 NPSH 評価結果	10

別添1

重大事故等時における非常用炉心冷却系ストレーナの異物付着による圧損上昇評価

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1項第5号及び第54条第1項第1号並びにそれらの「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。）により、原子炉格納施設の「圧力低減設備その他の安全設備」のうちサプレッション・プールを水源として原子炉格納容器除熱のために運転するポンプが、原子炉格納容器内の圧力、水位及び温度並びに冷却材中の異物の影響により想定される最も小さい有効吸込水頭（以下「有効 NPSH」という。）において、正常に機能することを説明するとともに、サプレッション・プールを除くタンク等を水源として原子炉格納容器冷却のために運転するポンプについても想定される最も小さい有効 NPSH において、正常に機能することを説明するものである。

また、有効 NPSH 以外の温度、放射線、荷重その他の使用条件に対して有効に機能を発揮することについては、添付書類「V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」に示す。

なお、設計基準対象施設に関しては、技術基準規則の要求事項に変更がないため、今回の申請においては変更は行わない。

今回、新たに重大事故等対処設備として申請する「圧力低減設備その他の安全設備」のうちサプレッション・プールを水源として原子炉格納容器除熱のために運転する残留熱除去系ポンプ及び代替循環冷却系ポンプ並びにサプレッション・プールを除くタンク等を水源として原子炉格納容器冷却のために運転する常設低圧代替注水系ポンプ、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ついて、想定される最も小さい有効 NPSH において、正常に機能することを説明する。なお、原子炉格納施設のうち「圧力低減設備その他の安全設備」として使用するほう酸水注入ポンプ及び常設高圧代替注水系ポンプについては、熔融炉心のペデスタル（ドライウェル部）への落下の遅延又は防止を目的として、原子炉圧力容器への注水に使用するため、添付書類「V-4-3 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書」にて評価する。

2. 基本方針

2.1 サプレッション・プールを水源とするポンプの有効 NPSH

重大事故等時において、原子炉格納施設のうち「圧力低減設備その他の安全設備」としてサプレッション・プールを水源として原子炉格納容器除熱のために運転するポンプは、想定される原子炉格納容器内の圧力、水位及び温度並びに冷却材中の異物の影響によるろ過装置の性能評価により想定される最も小さい有効 NPSH において、正常に機能する設計とする。

2.2 サプレッション・プールを除くタンク等を水源とするポンプの有効 NPSH

重大事故等時において、原子炉格納施設のうち「圧力低減設備その他の安全設備」としてサプレッション・プールを除くタンク等を水源として原子炉格納容器冷却のために運転するポンプは、各水源タンク等の圧力、水位及び温度により想定される最も小さい有効 NPSH において、正常に機能する設計とする。

これらのポンプについては、異物管理された代替淡水貯槽又は西側淡水貯水設備を水源とするため、異物の影響については考慮不要とする。

なお、S A用海水ピットから取水する可能性のある可搬型代替注水大型ポンプ車の付属品である水中ポンプ及び可搬型代替注水中型ポンプには、吸込口に異物混入防止のフィルタを設置する設計とする。万一、これらのポンプの吸込口のフィルタが詰まった場合は、ポンプの起動停止によるフィルタ閉塞の回復及びポンプの吊り上げにより、短時間でフィルタを清掃できる手順を整備する。

3. 評価

3.1 サプレッション・プールを水源とするポンプの評価方針

重大事故等時において、サプレッション・プールを水源とするポンプは、原子炉格納容器内の圧力、水位及び水源の温度並びに冷却材中の異物により想定される最も小さい有効 NPSH が必要吸込水頭（以下「必要 NPSH」という。）を上回ることを評価する。

そのうち、原子炉冷却材喪失（以下「LOCA」という。）等時の対応においてサプレッション・プールを水源として、原子炉格納容器除熱のために運転する場合、運転に係る最も厳しい初期条件は原子炉冷却材配管の両端破断による大破断LOCAを想定するが、破断形態は設計基準事故と同等であるため、保温材の破損影響範囲（以下「ZOI」という。）及び配管破断による保温材等の異物発生量は設計基準事故時より拡大することはない。

ただし、炉心損傷を伴う重大事故等時においては、原子炉格納容器内のpH制御のために注入する水酸化ナトリウム水溶液と原子炉格納容器内構造物等との化学反応により新たに発生する異物（以下「化学影響生成異物」という。）が想定されるため、化学影響生成異物の想定発生量が最大となる事象を抽出して有効 NPSH を評価する。

また、評価に当たっては、平成20年4月7日付け平成20・02・29原第41号にて認可された工事計画の添付書類「IV-5 非常用炉心冷却設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書」を参考に、「非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について（内規）」（平成20・02・12原院第5号（平成20年2月27日原子力安全・保安院制定））に準拠し評価を行う。

3.2 サプレッション・プールを除くタンク等を水源とするポンプの評価方針

重大事故等時において、サプレッション・プールを除くタンク等を水源とするポンプは、それぞれの水源の圧力、水位、温度及び配管圧損等により想定される最も小さい有効 NPSH が必要 NPSH を上回ることを評価する。

3.3 評価対象ポンプの選定

重大事故等時の対応において、原子炉格納施設のうち「圧力低減設備その他の安全設備」として原子炉格納容器除熱又は冷却のために使用するポンプを以下に示す。

- ・ 残留熱除去系ポンプ* （水源：サプレッション・プール）
- ・ 常設低圧代替注水系ポンプ* （水源：代替淡水貯槽）
- ・ 代替循環冷却系ポンプ* （水源：サプレッション・プール）
- ・ 可搬型代替注水大型ポンプ* （水源：代替淡水貯槽，SA用海水ピット）
- ・ 可搬型代替注水中型ポンプ* （水源：西側淡水貯水設備，SA用海水ピット）

注記 *：原子炉冷却系統施設のうち「非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備」と兼用するポンプを示す。

複数の水源を想定するポンプの評価に当たっては、評価条件が最も厳しくなる水源を想定する。

「非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備」と兼用するポンプのうち、残留熱除去系ポンプ、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は、「圧力低減設備その他の安全設備」として原子炉格納容器除熱又は冷却のために使用する場合と、「非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備」として原子炉圧力容器へ注水するために使用する場合で使用条件が変わらないため、添付書類「V-1-4-3 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書」にて有効 NPSH を評価する。

したがって、本資料では、以下のポンプの重大事故等時の有効 NPSH を評価する。

- ・常設低圧代替注水系ポンプ (水源：代替淡水貯槽)
(200 m³/h)
- ・代替循環冷却系ポンプ (水源：サプレッション・プール)
(250 m³/h)

3.4 評価方法

3.4.1 サプレッション・プールを水源とするポンプの有効 NPSH 評価方法

「3.3 評価対象ポンプの選定」により選定した代替循環冷却系ポンプの有効 NPSH 評価については、重大事故等時の各事象のうち、個別評価が必要な事象を抽出し、その事象について最も小さい有効 NPSH が必要 NPSH を上回ることを評価する。

具体的な評価手順及び評価内容については、別添1「重大事故等時における非常用炉心冷却系ストレーナの異物付着による圧損上昇評価」に示す。

(1) 有効 NPSH 評価事象の抽出

重大事故等時の各事象におけるサプレッション・プール吸込ストレーナの圧損に影響する評価条件を比較し、「3.3 評価対象ポンプの選定」で選定した代替循環冷却系ポンプ（残留熱除去系ストレーナを兼用）に対して、有効 NPSH の個別評価が必要な事象を以下のとおり抽出する。表3.4.1-1に設計基準事故時と重大事故等時における各事象の評価条件の比較結果を示す。

a. 重大事故等時の各事象におけるポンプ運転状態

重大事故等における各事象（表3.4.1-1のaからj）のうち、a及びfの事象については、有効性評価の評価条件として、サプレッション・プールを水源とした原子炉格納容器除熱を考慮していないため評価対象外とする。

b. 有効 NPSH 評価条件および発生異物量の影響

重大事故等時における各事象（第3.4.1-1のaからj）のうち、b, c, d, e, g及びhの事象については、残留熱除去系ポンプを原子炉格納容器除熱に使用するが、「3.3 評価対象ポンプの選定」に記載のとおり、添付書類「V-1-4-3 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水ポンプの有効吸込水頭に関する説明書」にて有効 NPSH を評価するため個別評価対象外とする。

i及びjの事象については、代替循環冷却系ポンプを原子炉格納容器除熱に使用するが、jの事象については、原子炉冷却材配管の破断が生じず、保温材等の異物発生が想定されないことから、iの事象の評価に包絡される。

以上より、新設設備である代替循環冷却系ポンプについて、「i 大破断LOCA時注水機能喪失」の事象を想定し、発生する異物の影響を考慮して有効 NPSH 評価を実施する。

(2) 有効 NPSH の評価条件

有効 NPSH 評価について、以下の各条件を考慮した上で評価する。

a. 事故後の原子炉格納容器圧力、サプレッション・プール水の温度

各事象における水源の温度及び圧力は、事故後の経過時間とともに変化するが、サプレッション・チェンバの圧力は常にサプレッション・プール水温の飽和蒸気圧以上となる。

サプレッション・プールを水源として有効 NPSH を評価するときは、評価条件を保守的に設定するという観点より、配管破断後の原子炉格納容器圧力の上昇は考慮せず、大気圧とする。

b. サプレッション・プールの最低水位

サプレッション・プールの最低水位は、重大事故等で想定されるサプレッション・プールの最低水位を考慮する。

c. ストレーナの異物付着による圧損上昇

ストレーナの異物付着による圧損上昇を考慮する。詳細については、別添1に示す。

なお、ストレーナの異物付着による圧損上昇は、代替循環冷却系ポンプ運転時の通水流量（250 m³/h）に対して、有効 NPSH 評価上保守的な評価となるように、ストレーナを兼用する残留熱除去系ポンプ運転時の定格流量（1691.9 m³/h）を用いた評価を実施する。

d. 配管圧損

ポンプの有効 NPSH 算定に必要な配管圧損については、配管の径、長さ、形状及び弁類の仕様並びに原子炉格納容器除熱のために使用するポンプの最大流量により評価した値を用いる。

表3. 4. 1-1 設計基準事故時と重大事故等時における各事象の評価条件の比較結果（設計基準事故時を基準）

重大事故等における各事象 (有効性評価の事故シナリオグループ)		S/P水源での運転 をするポンプ*1	有効NPSH評価条件 (水源の圧力, 温度等)	破断形態	発生異物量	
炉心損傷がない場合	a	高圧・低圧注水機能喪失	—	無	保温材等	化学影響 生成異物
	b	高圧注水・減圧機能喪失	RHR	無	—	—
	c	全交流動力電源喪失	RHR	無	—	—
	d	崩壊熱除去機能喪失	RHR	無	—	—
	e	原子炉停止機能喪失	RHR	無	—	—
	f	LOCA時注水機能喪失	—	中小破断	設計基準 事故時未滿	—
	g	格納容器バイパス	RHR	無	—	—
	h	津波浸水による 最終ヒートシンク喪失	RHR	無	—	—
炉心損傷する場合	i	大破断LOCA時注水機能喪失	ARC	大破断	設計基準 事故時と同等	化学影響 生成異物の 発生*2
	j	DCH, FCI, MCCI	ARC	無	—	—

注 : RHR : 残留熱除去系ポンプ, ARC : 代替循環冷却系ポンプ, DCH : 過渡事象 + 高圧炉心冷却失敗 + 手動減圧失敗 + 炉心損傷後の手動減圧失敗 + DCH, FCI : 過渡事象 + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗 + 損傷炉心冷却失敗 + FCI (ペデスタル), MCCI : 過渡事象 + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗 + 損傷炉心冷却失敗 + デブリ冷却失敗 (ペデスタル)

注記 *1 : サプレッション・プールを水源として, 原子炉格納容器除熱に使用するポンプを示す。

*2 : pH制御装置よりサプレッション・プール内に水酸化ナトリウムが注入され, 水質がアルカリ性になることで, 原子炉格納容器内のAl,

Si, Zn, Feを含有した構造材との化学反応により溶出したものが保守的に全析出すると仮定する。

*3 : 残留熱除去系ポンプについては, 添付書類「V-1-4-3 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備のポンプの有効吸込水頭に関する説

明書」にて評価する。

3.4.2 サプレッション・プールを除くタンク等を水源とするポンプの有効 NPSH 評価方法

「3.3 評価対象ポンプの選定」により選定した、常設低圧代替注水系ポンプの有効 NPSH 評価については、吸込揚程が最も小さくなる代替淡水貯槽の水位が最低水位となった場合の運転を想定した最も小さい有効 NPSH が必要 NPSH を上回ることを確認する。

(1) 有効 NPSH 評価条件

有効 NPSH 評価条件については、以下の各条件を考慮した上で評価する。

a. 水源の温度

水源の温度は、代替淡水貯槽の最高使用温度である66℃とする。

b. 水源の水位

常設低圧代替注水系ポンプ運転時の水源の最低水位は、常設低圧代替注水系ポンプへの空気吸込を防止する観点から、代替淡水貯槽の最低水位とする。

c. 水源の液面に作用する圧力

代替淡水貯槽は大気に開放しているため、水源の液面に作用する圧力は大気圧とする。

d. 配管圧損

ポンプの有効 NPSH 算定に必要な配管圧損については、配管の径、長さ、形状及び弁類の仕様並びに原子炉格納容器冷却のために使用するポンプの最大流量により評価した値を用いる。

3.5 評価結果

3.5.1 サプレッション・プールを水源とするポンプの有効 NPSH 評価結果

(1) 代替循環冷却系ポンプの有効 NPSH 評価結果

a. 有効 NPSH の算定結果

代替循環冷却系ポンプの有効 NPSH 算定結果を表3.5.1-1に示す。また、有効 NPSH 評価の概略図を図3.5-1-1に示す。

b. 有効 NPSH 評価結果

代替循環冷却系ポンプの有効 NPSH 評価結果を表3.5.1-2に示す。

表3.5.1-2に示すとおり、重大事故等時における代替循環冷却系ポンプの有効 NPSH は、必要 NPSH を上回っており、代替循環冷却系ポンプの運転状態において、必要 NPSH は確保されている。

表3.5.1-1 代替循環冷却系ポンプの有効 NPSH 算定結果

(単位：m)

	重大事故等時
H_a ：吸込液面に作用する絶対圧力	
H_s ：吸込揚程	
H_1 ：ポンプ吸込配管圧損	
H_2 ：異物付着なしの状態におけるストレーナ圧損	
H_3 ：異物付着による圧損上昇 ^{*2}	
h_s ：ポンプ吸込口における飽和蒸気圧水頭	
有効 NPSH ($H_a + H_s - H_1 - H_2 - H_3 - h_s$)	

注記 *1：代替循環冷却系ポンプの流量は、ストレーナを兼用する残留熱除去系ポンプの流量に比べて小さく、ストレーナ圧損は低減するが、有効 NPSH 評価上保守的な評価となるように、残留熱除去系ポンプ運転時のストレーナ圧損を使用するものとし、設備の変更がないため、残留熱除去系ストレーナの既工事計画添付書類の算定値と同じとする。

*2：ストレーナの異物付着による圧損上昇は、代替循環冷却系ポンプ運転時の通水流量（250 m³/h）に対して、有効 NPSH 評価上保守的な評価となるように、ストレーナを兼用する残留熱除去系ポンプ運転時の定格流量（1691.9 m³/h）を用いた値を使用する。詳細は別添1「重大事故等時における非常用炉心冷却系ストレーナの異物付着による圧損上昇評価」に示す。

表3.5.1-2 代替循環冷却系ポンプの有効 NPSH 評価結果

(単位：m)

	必要 NPSH	有効 NPSH
		重大事故等時
代替循環冷却系ポンプ		

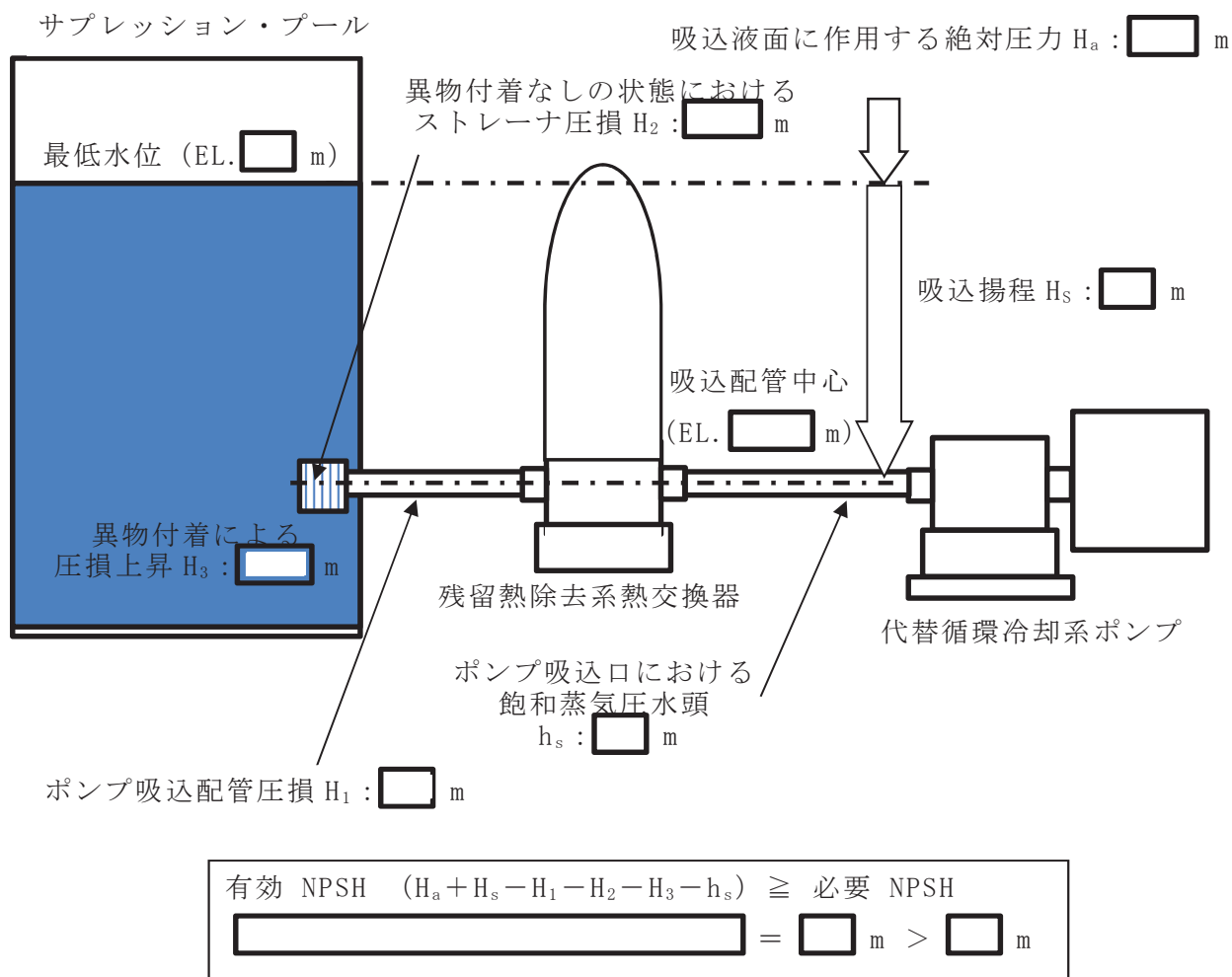


図 3.5.1-1 代替循環冷却系ポンプの有効 NPSH 評価の概略図

3.5.2 サプレッション・プールを除くタンク等を水源とするポンプの有効 NPSH 評価結果

(1) 低圧代替注水系ポンプの有効 NPSH 評価結果

a. 有効 NPSH の算定結果

常設低圧代替注水系ポンプの有効 NPSH 算定結果を表3.5.2-1に示す。また、有効 NPSH 評価の概略図を図3.5.2-1に示す。

b. 有効 NPSH 評価結果

常設低圧代替注水系ポンプの有効 NPSH 評価結果を表3.5.2-2に示す。

表3.5.2-2に示すとおり、重大事故等時における常設低圧代替注水系ポンプの有効 NPSH は、必要 NPSH を上回っており、常設低圧代替注水系ポンプの運転状態において、必要 NPSH は確保されている。

表3.5.2-1 常設低圧代替注水系ポンプの有効 NPSH 算定結果

(単位：m)

	重大事故等時
H_a ：吸込液面に作用する絶対圧力	
H_s ：吸込揚程	
H_1 ：ポンプ吸込配管圧損	
h_s ：ポンプ吸込口における飽和蒸気圧水頭	
有効 NPSH ($H_a + H_s - H_1 - h_s$)	

表3.5.2-2 常設低圧代替注水系ポンプの有効 NPSH 評価結果

(単位：m)

	必要 NPSH	有効 NPSH
		重大事故等時
常設低圧代替注水系ポンプ		

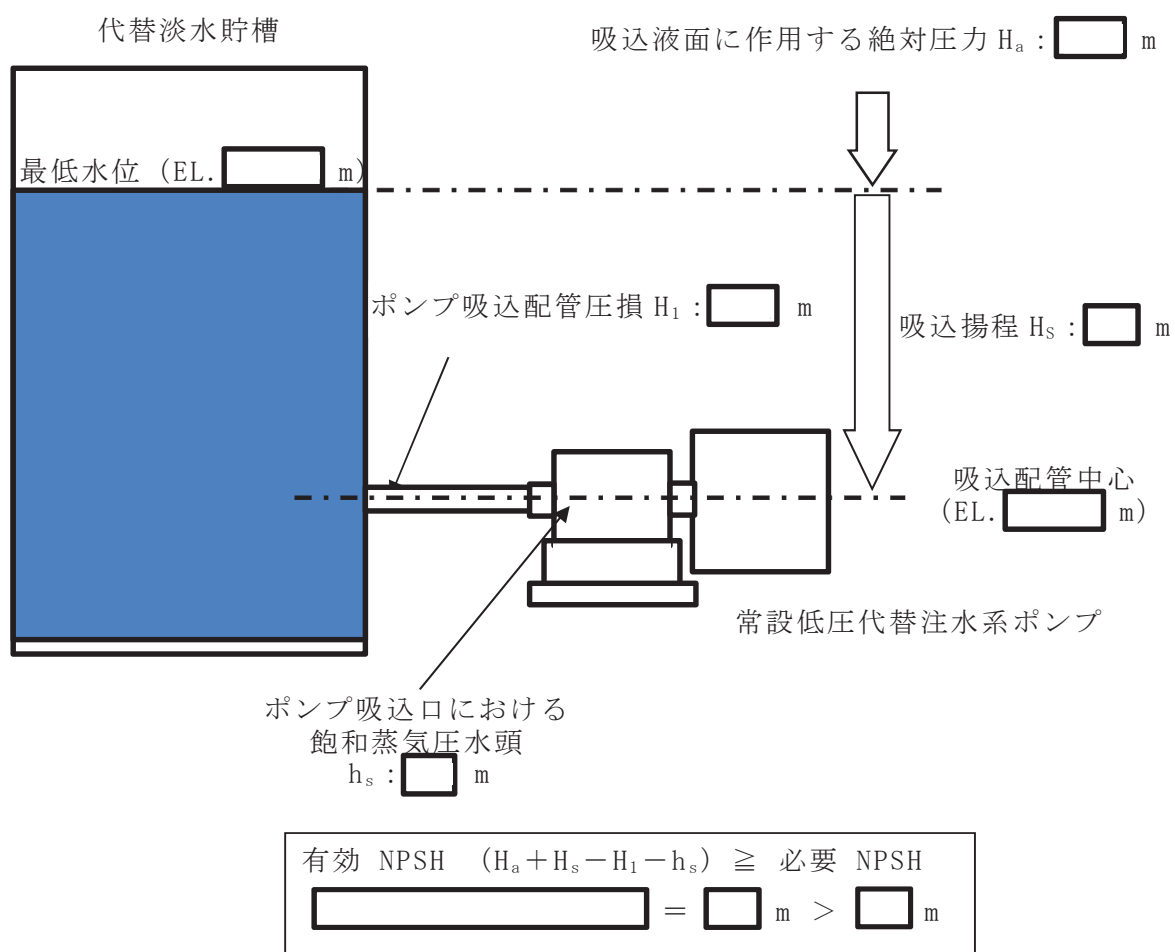


図3. 5. 2-1 常設低圧代替注水系ポンプの有効 NPSH 評価の概略図

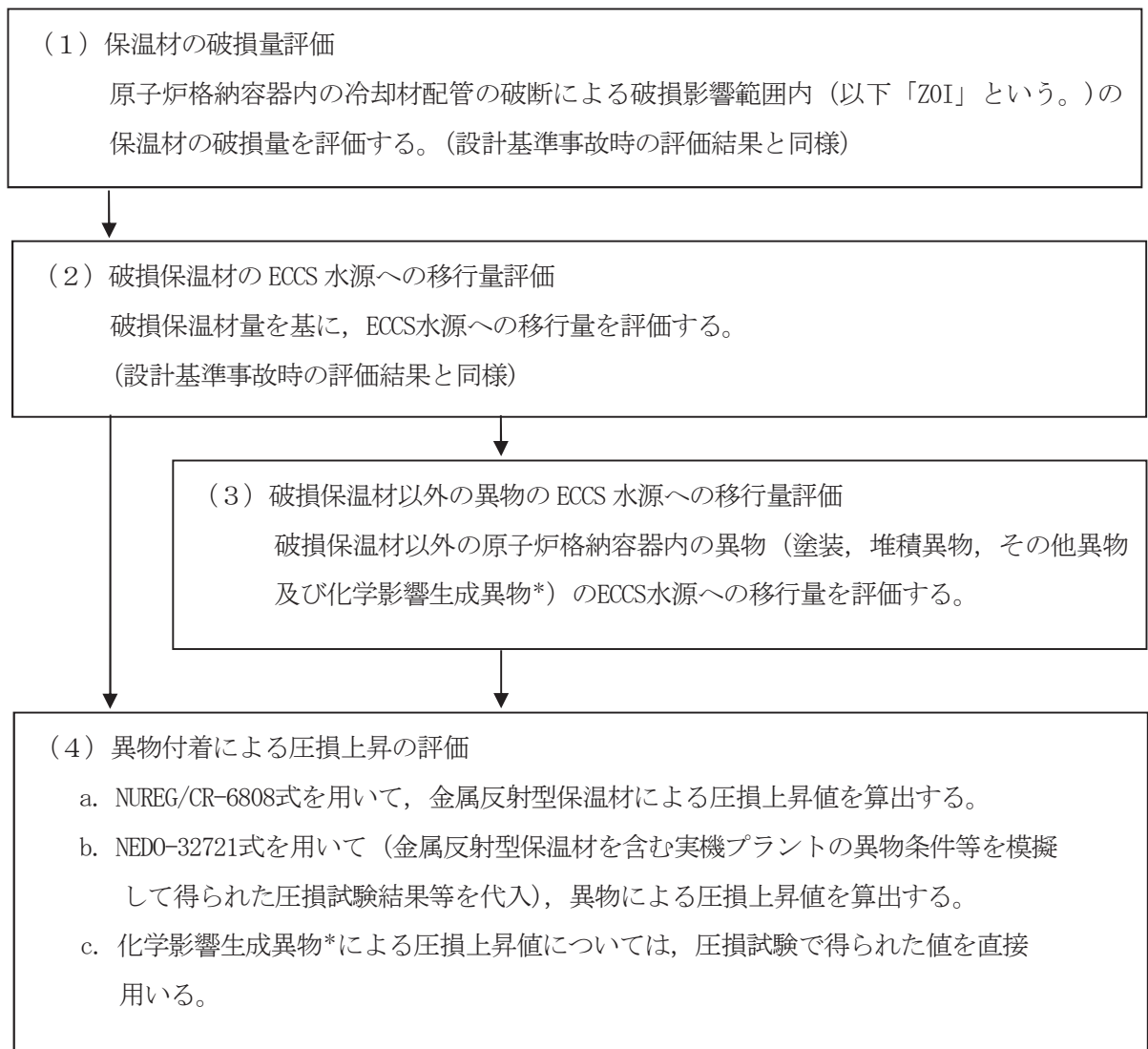
V-1-8-4-別添1 重大事故等時における非常用炉心冷却系ストレーナの異物付着による圧損上昇評価

目次

1. 非常用炉心冷却系ストレーナの異物付着による圧損上昇の評価方法	別添 1-1
2. 非常用炉心冷却系ストレーナの異物付着量の評価	別添 1-3
2.1 保温材の破損量評価	別添 1-3
2.2 破損保温材の ECCS 水源への移行量評価	別添 1-3
2.3 破損保温材以外の異物の ECCS 水源への移行量評価	別添 1-4
3. 非常用炉心冷却系ストレーナの異物付着量による圧損上昇の評価	別添 1-5
3.1 ストレーナの異物付着による圧損上昇評価に用いる流量	別添 1-5
3.2 試験装置の概要	別添 1-6
3.3 試験条件	別添 1-6
3.4 異物付着による圧損上昇の評価	別添 1-9
3.5 試験結果	別添 1-12
4. 非常用炉心冷却系ストレーナの異物付着による圧損上昇の評価結果	別添 1-13

1. 非常用炉心冷却系ストレーナの異物付着による圧損上昇の評価方法

重大事故等時の評価においては、原子炉格納容器内の冷却材配管の両端破断による原子炉冷却材喪失事象を想定し、配管破断時に破断口周囲の保温材等が破断口から流出した冷却材により破損し、破損した保温材等がドライウェル（以下「D/W」という。）からECCS水源であるサプレッション・プール（以下「S/P」という。）へ流入し、代替循環冷却系ポンプの吸込流によりECCSストレーナに付着するという事象シナリオに沿って、「非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について（内規）（平成20年2月27日付け平成20・02・12原院第5号）（以下「内規」という。）に準拠しECCSストレーナの圧損上昇の評価を行う。具体的な評価の手順を図1-1に示す。



注記*：化学影響生成異物は、「Evaluation of Post-Accident Chemical Effects in Containment Sump Fluids to Support GSI-191」（Westinghouse WCAP-16530-NP（以下「WCAP」という。））に基づいて算出する。

図1-1 ECCSストレナナの圧損上昇の評価の手順

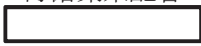
2. 非常用炉心冷却系ストレーナの異物付着量の評価

2.1 保温材の破損量評価

LOCA時に破断する冷却材配管が設置されている原子炉格納容器内において、配管破断想定箇所は、ZOI内の保温材破損量が多いと想定される箇所を選定し、保温材の破損量を評価する。なお、重大事故等時における保温材の破損量は、設計基準事故時と同様である。

保温材の最大破損量を表2-1に示す。

表2-1 保温材の最大破損量

保温材種類	配管破断想定箇所	ZOI (半径:D)	ZOI 内保温材の 破損量
金属反射型保温材	再循環系配管 	7.4D	 (m ²)

2.2 破損保温材のECCS水源への移行量評価

保温材の破損量のうち、ECCS水源に移行する量を評価した結果を表2-2に示す。移行割合は、内規別表第2に示す値とする。また、破損保温材のECCS水源への移行量は、表2-1のZOI内保温材の破損量に移行割合を乗じて算出する。なお、重大事故等時の破損保温材移行量は、設計基準事故時と同様である。

表2-2 破損保温材のECCS水源への移行量

保温材種類	移行割合 (%)	移行量 (m ²)
金属反射型保温材	50	

2.3 破損保温材以外の異物のECCS水源への移行量評価

重大事故等時において考慮する異物の種類、量及びECCS水源への移行量を表2-3に示す。また、耐DBA仕様塗装及び堆積異物については、異物管理及び原子炉起動の際の原子炉格納容器内清掃、点検を実施するため、内規別表第3に示す値を用いる。

表2-3 重大事故等時における破損保温材以外の異物の種類、量及びECCS水源への移行量

異物の種類		異物量	移行割合		移行量	
耐DBA仕様塗装（ジェット破損）		39kg				
非DBA仕様塗装						
堆積異物	スラッジ	89kg				
	錆片	23kg				
	塵土	68kg				
その他異物						
耐DBA仕様塗装（耐DBA仕様塗装のうち異物として追加考慮するもの ^{*1} ）						
化学影響生成異物						

注記 *1：重大事故等時において原子炉格納容器内温度が上昇することから、塗装片の追加発生を考慮する。

*2：化学影響生成異物は、「Evaluation of Post-Accident Chemical Effects in Containment Sump Fluids to Support GSI-191」（Westinghouse WCAP-16530-N（以下「WCAP」という。））に基づいて算出する。

3. 非常用炉心冷却系ストレーナの異物付着量による圧損上昇の評価

発生が想定される異物量による圧損上昇を以下に示す圧損試験結果より算出し、添付書類「V-1-8-4 圧力低減設備その他の安全設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書」で個別評価を実施するとした、代替循環冷却系ポンプが重大事故等時に対処するために必要な機能を有効に発揮できることを確認する。

圧損試験は、十分保守的な評価となるよう、以下の通り試験流量、異物量等を設定した。

3.1 ストレーナの異物付着による圧損上昇評価に用いる流量

ストレーナの異物付着による圧損上昇評価に用いるECCSストレーナを通過する流量は、有効NPSH 評価上保守的な評価となるように、ストレーナを兼用する残留熱除去系ポンプの定格流量とする。ECCSストレーナを通過する流量を表3-1に示す。

表3-1 ECCSストレーナを通過する流量

(単位:m³/h)

系統設備	流量
代替循環冷却系ポンプ	1691.9*

注記 * : 代替循環冷却系ポンプの定格流量は250 m³/hであるが、保守的に圧損を評価する観点から、ストレーナを兼用する残留熱除去系ポンプの定格流量である1691.9 m³/hとして評価する。

3.2 試験装置の概要

重大事故等時の圧損評価に使用した試験装置の概要を図3-1に示す。

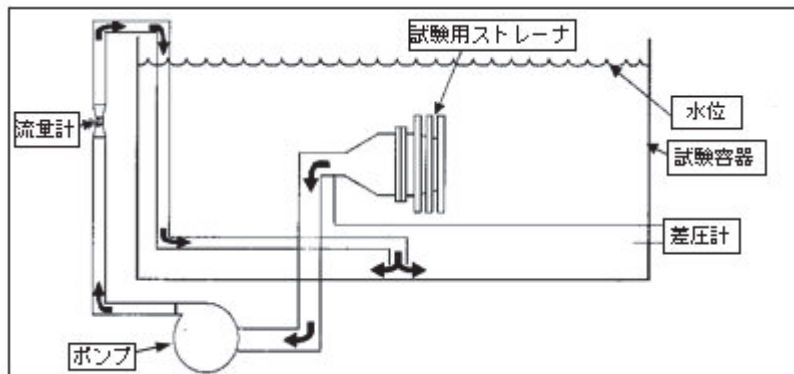


図3-1 圧損試験装置の概要図

3.3 試験条件

(1) 試験のスケーリング比

試験異物のスケーリング比は、試験用ストレーナ1個当たりの表面積 [] m² と実機ストレーナの基準表面積 [] m² の比率から、[]とした。

圧損試験で考慮するストレーナ基準表面積は、下記の式で算出する。

$$\begin{aligned} \text{ストレーナ基準表面積} &= (\text{有効表面積}) - (\text{その他異物付着面積}) \times 0.75 \\ &= [] - [] \times 0.75 \text{ (内規)} = [] \text{ m}^2 \end{aligned}$$

(2) 試験の異物量

圧損試験に用いる異物量を表3-2に示す。

表3-2 圧損試験に用いる異物量

試験に用いる 異物の種類		試験に用いる 異物量の計算	重大事故等時 における異物量 (ストレーナ2個分) A	異物スケー リング比 Rsd	試験に用いる異物量 (ストレーナ1個分) $B=A/2 \times Rsd$
金属反射型保温材					
耐DBA仕様塗装 (シールド破損)			39 kg		
非DBA仕様塗装					
堆積 異物	繊維質保温材		0 kg ^{*1} (0.708 kg)		
	スラッジ		89 kg		
	錆片		23 kg		
	塵土		68 kg		
その他異物					
耐DBA仕様塗装 (耐DBA仕様塗装のうち異物とし て追加考慮するもの ^{*3})					
化学影響生成異物			^{*4}		

注記 *1：繊維質保温材は、D/W内の高エネルギー配管のギロチン破断を想定した時の最大の影響範囲 (ZOI) を設定し、S/Pへの移行量評価を実施して想定物量を評価する。また、実機のD/W内では、繊維質保温材を撤廃しているが、NEDO式を用いる圧損評価は、繊維質ゼロでは評価できないため、繊維質ゼロ相当として繊維質厚さ0.3 mm相当の繊維質を投入して試験を実施した。

*2：その他異物のステッカー類については、ストレーナ表面積からステッカー類の総表面積の75 %分を差し引いて考慮しているため、試験には投入していない。

*3：重大事故等時において原子炉格納容器内温度が上昇することから、塗装片の追加発生を考慮する。

*4：化学影響生成異物は、「Evaluation of Post-Accident Chemical Effects in Containment Sump Fluids to Support GSI-191」(Westinghouse WCAP-16530-N (以下「WCAP」という。))に基づいて算出する。

*5：非DBA仕様塗装の模擬材料として使用するシリコンカーバイド粉末と、非DBA仕様塗装の体積が等価となるよう、密度比 で補正する。

(3) 試験流量

試験流量は、残留熱除去系ポンプの定格流量に対して、実機における側面の接近流速と同等となるよう、試験用ストレーナ1個当たりの側面積 []m²) と実機ストレーナ1個当たりの側面積 []m²) の比率から、[]とした。

$$\text{試験流量} = [] \text{ m}^3/\text{h} \div \text{ストレーナ2個} \times [] = [] \text{ m}^3/\text{h}$$

3.4 異物付着による圧損上昇の評価

(1) 金属反射型保温材の付着による圧損上昇の評価

金属反射型保温材の付着による圧損上昇の評価については、NUREG/CR-6808にて示される下記評価式を使用して算出する。下記評価式に用いる金属反射型保温材の諸元について表3-3に示す。

この算出の結果、金属反射型保温材が付着した場合のECCSストレーナの圧損をあわせて表3-3に示す。

$$\begin{aligned}
 h_{\text{RMI}} &= (1.56 \times 10^{-5} / K_t^2) \cdot U_{\text{RMI}}^2 \cdot (A_{\text{foil}} / A_c) \cdot 0.0254 \\
 &= (1.56 \times 10^{-5} / \boxed{}^2) \times \boxed{}^2 \times (\boxed{} / \boxed{}) \times 0.0254 \\
 &= \boxed{} \text{ (m)}
 \end{aligned}$$

ここで、

h_{RMI} : 圧力損失 (m)

K_t : 金属箔のギャップ厚さ (m)

U_{RMI} : 接近流速

$$U_{\text{RMI}} \text{ RHR} = \frac{Q}{A_c} = \frac{\boxed{}}{\boxed{}} = \boxed{} \text{ (m/s)}$$

A_{foil} : 金属箔の表面積 (両面の合計値) (m^2)

A_c : ストレーナ基準表面積 = $\boxed{}$ (m^2)

Q : 流量 = $\boxed{} / \boxed{}$ (m^3/h) = $\boxed{}$ (m^3/s)

表3-3 金属反射型保温材の諸元および圧損上昇

	重大事故等時
	代替循環冷却系ポンプ
ギャップ厚さ K_t (m)	
表面積 A_{foil} (m^2) (両面の合計値)	
圧損上昇 (m)	

注記 *1: 既工事計画から変更はない。

*2: 表2-2 破損保温材のECCS水源への移行量

*3: 各異物による圧損上昇結果は小数点以下第3位を四捨五入した結果を示す。

(2) 繊維質異物、粒子状異物の付着による圧損上昇の評価

(繊維質保温材、スラッジ、塗料片、錆片、塵土)

NEDO-32721 にて示される下記評価式を使用して算出する。

$$h_{\text{debris}} = \frac{\mu \cdot U \cdot t}{\rho \cdot g \cdot d^2} \cdot K_h$$

$$= \frac{\boxed{} \times \boxed{} \times \boxed{}}{\boxed{} \times \boxed{} \times (\boxed{})^2} \times \boxed{}$$

$$= \boxed{} \text{ (m)}$$

であり、式中の記号の意味は以下のとおりである。

h_{debris} : 圧力損失 (m)

μ : 水の粘性係数 = $\boxed{}$ (Pa·s) $\boxed{}$

U : 側面の接近流速 (m/s)

$$= \frac{Q}{\pi \cdot D \cdot L}$$

$$= \frac{\boxed{}}{\pi \times \boxed{} \times \boxed{}} = \boxed{}$$

ここで、D : 外径 = $\boxed{}$ (m)

L : 圧損評価長さ = $\boxed{}$ (m)

t : 側面の異物の厚さ = $\boxed{}$ (m)

$$= \frac{V_{\text{debris}}}{\pi \cdot D \cdot L}$$

$$= \frac{\boxed{}}{\pi \times \boxed{} \times \boxed{}} = \boxed{} \text{ (m)}$$

ここで、 V_{debris} : 異物の体積 (m³)

$$\boxed{} \text{ (m}^2\text{)} \times \boxed{} \text{ (m)} = \boxed{} \text{ (m}^3\text{)}$$

ρ : 水の密度 = $\boxed{}$ (kg/m³) $\boxed{}$

g : 重力加速度 = 9.80665 (m/s²)

d : インターファイバーディスタンス (m)

代替循環冷却系 $\boxed{}$ (m)

実機異物条件を基に、保守的な条件で圧損試験を実施し、その試験で計測された圧損結果 (A100H 未投入の圧損値) から算出した値。なお圧損試験では、金属反射型保温材も試験デブリとして投入した。

K_h : $f_1 \cdot f_2 \cdot f_3 \cdot f_4$

$$\boxed{} \times \boxed{} \times \boxed{} \times \boxed{} = \boxed{}$$

f_1 : 流速を考慮する係数

$$= 1 + 0.07 \cdot \text{Re}$$

$$= 1 + 0.07 \times \boxed{} = \boxed{}$$

ここで、

Re : レイノルズ数

$$= U1 \cdot d_{\text{fiber}} \cdot \rho / \mu$$

$$= \boxed{} \times \boxed{} \times \boxed{} / \boxed{} = \boxed{}$$

(3) 化学影響生成異物の付着による圧損上昇の評価

化学影響生成異物（A100H）の付着による圧損上昇の評価については、圧損試験において、A100H 投入後の圧損静定値と A100H 投入直前の圧損値の差として算出する。

$$h_3 = h_2 - h_1 = \boxed{} - \boxed{} = \boxed{} (\text{m})$$

ここで、

$$h_1 : \text{A100H投入直前の圧損} = \boxed{} (\text{m})$$

$$h_2 : \text{A100H投入が完了し静定後の圧損} = \boxed{} (\text{m})$$

$$h_3 : \text{化学影響生成異物（A100H）の付着による圧損上昇 (m)}$$

3.5 試験結果

「3.3 試験条件」にて示した条件において圧損試験を実施したところ、「3.4 異物付着による圧損上昇の評価」の(1)～(3)に示したとおり、金属反射型保温材の付着による圧損上昇は $\boxed{}$ m、繊維質異物、粒子状異物の付着による圧損上昇は $\boxed{}$ m、化学影響生成異物の付着による圧損上昇は $\boxed{}$ mとなり、これらを加算した異物付着による圧損上昇の最大値は $\boxed{}$ m程度であった。以上より、重大事故等時において想定される異物の量を考慮しても、代替循環冷却系ポンプが重大事故等時に対処するために必要な機能を有効に発揮できることを確認した。

4. 非常用炉心冷却系ストレーナの異物付着による圧損上昇の評価結果

「3.4 異物付着による圧損上昇の評価」による，金属反射型保温材，繊維質，粒子状の異物及び化学影響生成異物による圧損値を合計した結果，ECCSストレーナの異物付着による圧損値は表4-1に示すとおりである。

表4-1 金属反射型保温材，繊維質，粒子状の異物及び化学影響生成異物の
付着による圧損上昇の評価結果

(単位:m)

	圧損値
	重大事故等時
	代替循環冷却系ポンプ
金属反射型保温材による圧損上昇	
繊維質，粒子状の異物及び化学影響生成異物による圧損上昇	
合計	

注記 *：各異物による圧損上昇結果は小数点以下第3位を四捨五入した結果を示し，合計値は小数点以下第3位を切り上げ処理した結果を示す。