

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1
提出年月日	平成30年3月22日

日本原子力発電株式会社

東海第二発電所 工事計画審査資料

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

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	1
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	4
3. 原子炉格納施設の水素濃度低減性能の評価	7
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	7
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	7
4.1.1 可燃性ガス濃度制御系	7
4.1.2 窒素供給装置	8
4.1.3 格納容器圧力逃がし装置	8
4.1.4 格納容器水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）	9
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	10
4.2.1 原子炉建屋ガス処理系	10
4.2.2 静的触媒式水素再結合器	12
4.2.3 原子炉建屋水素濃度	14
4.3 水素濃度低減設備に係る電源	14

別添 1 可搬型窒素供給装置の設計

別添 2 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」（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及び原子炉建屋等の損傷を防止するための設備である可燃性ガス濃度制御系、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、「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ける。

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、原子炉格納容器内を不活性化する設計とする。

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後に蓄積される水素の濃度については、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、水素濃度が可燃限界に到達しないことを「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ける。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、水素及び酸素の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及び酸素の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、第2-1図に示すとおり、ブローア、加熱器、再結合器及び冷却器等によって構成し、原子炉格納容器設計用の想定事象に対し、その事象に起因して格納容器内に存在する水素濃度を4 vol%以下あるいは酸素濃度を5 vol%以下に維持し、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又は酸素濃度を、可燃限界である水素濃度 4 vol%以下及び酸素濃度 5 vol%以下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は、非常用ディーゼル発電機より受電可能な設計とする。

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当たっては、格納容器内へ不活性ガスである窒素を注入することで、格納容器内の水素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は、重大事故対処設備である窒素供給装置用電源車より受電可能な設計とする。

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。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**常設代替交流電源設備**より受電可能な設計とする。

2.1.4 格納容器水素濃度（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の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より受電可能な設計とする。

全交流動力電源喪失が発生した場合においても常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電を可能とし、中央制御室において原子炉格納容器内の水素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）の系統概要図を第 2-2 図に示す。

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

非常用ガス処理系は、設計基準対象施設として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、冷却材喪失事故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。

なお、非常用ガス再循環系については、平常時のよう素放出をより低くするため原子炉格納容器内の窒素ガスをパージする場合に使用可能なように設計するとともに、原子炉建屋内のよう素濃度が上昇した場合に使用可能なように設計する。

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で供給することができる。

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^{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持ち、第2-1図に示す構成とし、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り再結合させる装置を適用し、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。

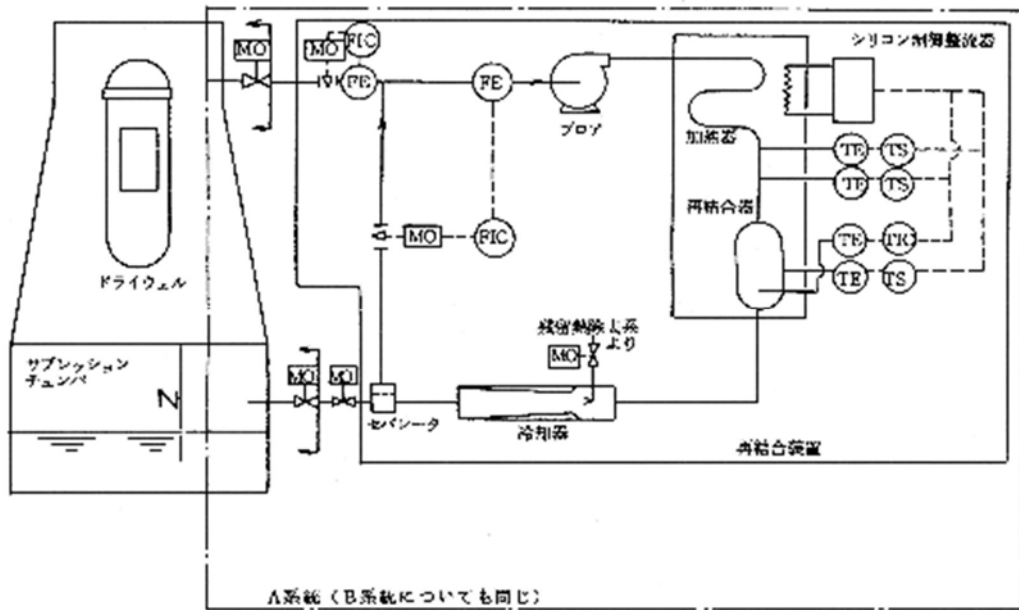
静的触媒式水素再結合器の動作確認を行うため、静的触媒式水素再結合器動作監視装置として静的触媒式水素再結合器の入口側及び出口側に温度計を設置し、静的触媒式水素再結合器の作動状態を中央制御室にて監視可能な設計とする。また、静的触媒式水素再結合器動作監視装置の電源は、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備からの給電により中央制御室にて静的触媒式水素再結合器の動作確認が可能な設計とする。

2.2.3 原子炉建屋水素濃度

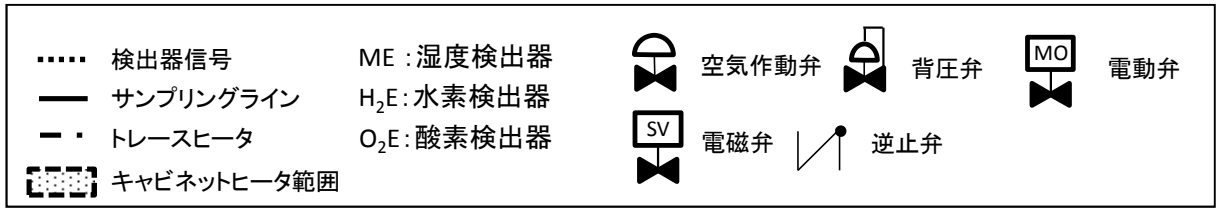
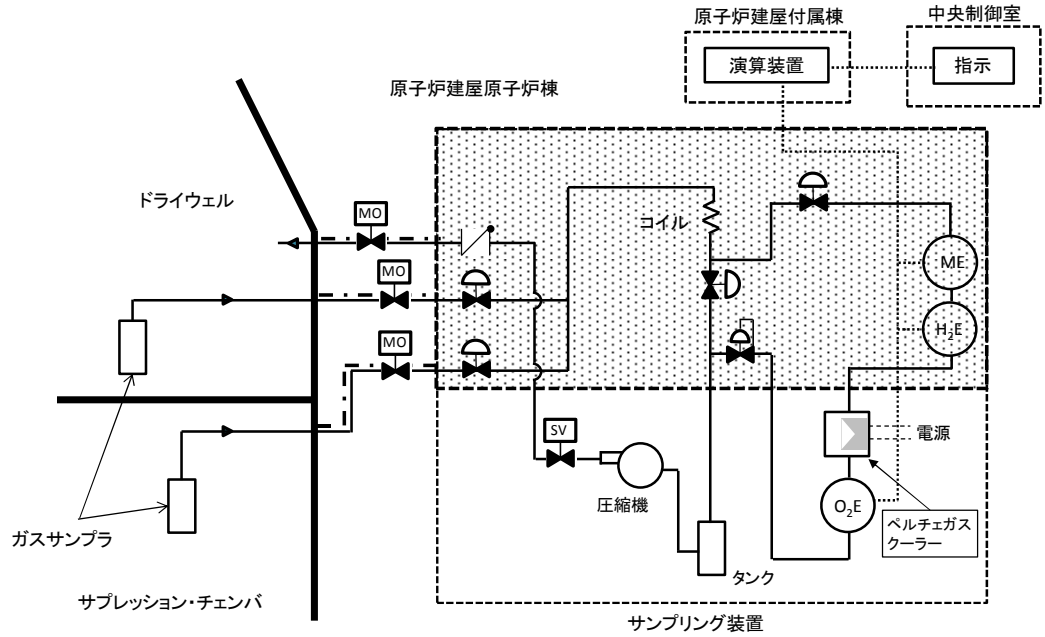
炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内へ漏えいした水素の濃度を測定するため、想定される事故時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる設備として、原子炉建屋水素濃度を設置する。

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

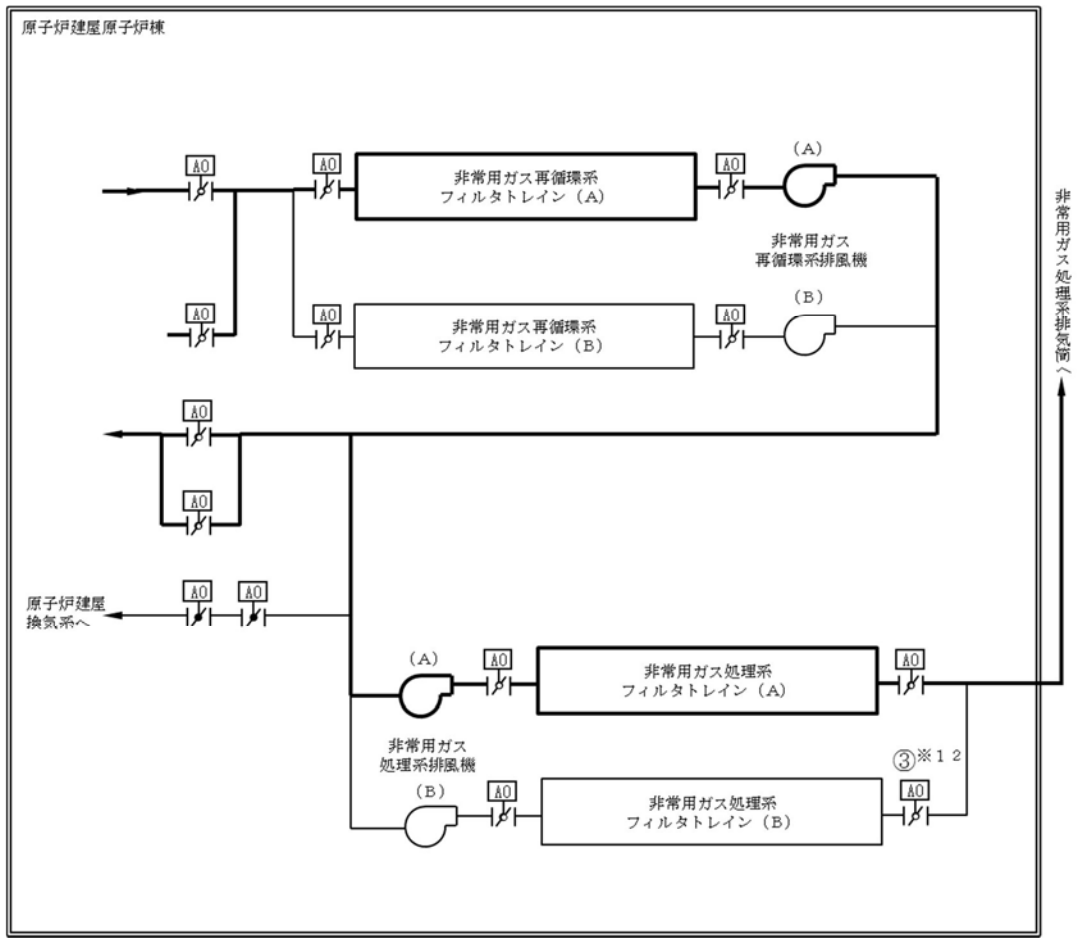
炉棟内の水素濃度を連続監視できる設計とする。原子炉建屋水素濃度のうち、原子炉建屋原子炉棟6階に設置するものについては、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電できる設計とする。原子炉建屋原子炉棟6階を除く原子炉建屋原子炉棟に設置するものについては、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備から給電できる設計とする。



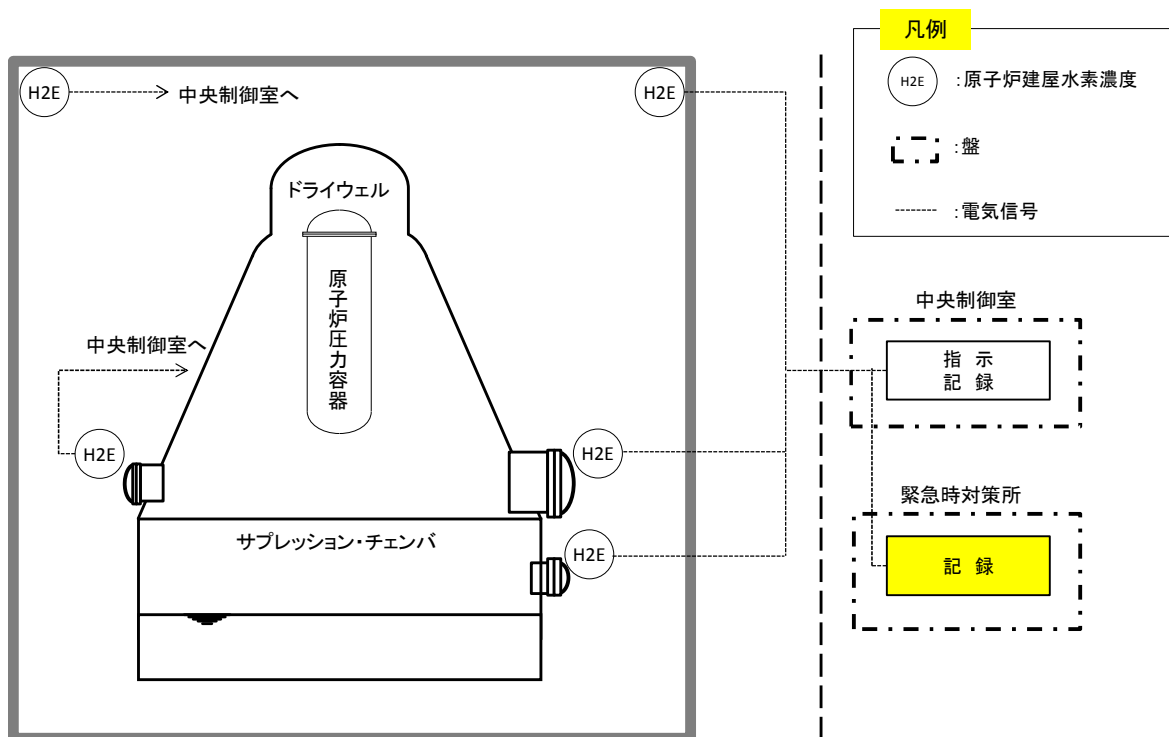
第 2-1 図 可燃性ガス濃度制御系の系統概略図



第 2-2 図 格納容器内水素濃度 (S A) 及び格納容器内酸素濃度 (S A) 系統概要図



第2-3図 原子炉建屋ガス処理系 系統概略図



第 2-4 図 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）許可における評価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、別添 1 に、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 2 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。

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 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、各系統はブロー、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後 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、再結合器内の運転ガス温度を一定に保つよう、再結合器出口の

ガス温度を検出し、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、水の放射線分解によって発生する水素及び酸素濃度上昇の抑制ができる設計とする。

供給量としては、設置（変更）許可における評価において、評価に用いた格納容器への供給量が 400m³/h であることから、1 個あたり 200m³/h を供給可能な設計とし、2 個使用する設計とする。

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 個と、故障時及び保守点検による待機除外時の予備用として 2 個の合計 4 個を保管する。

窒素供給装置用電源車は、窒素供給装置 1 セット 2 個への電源供給に必要な容量を有するものを 1 セット 1 個と、故障時及び保守点検による待機除外時の予備用として 1 個の合計 2 個を保管する。

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、**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、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。

4.1.4 格納容器水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）

格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）は、炉心の著しい損傷が発生した場合に水素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及び酸素濃度を測定する設計とする。

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に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（ドライウエル、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。

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 日当たり 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、原子炉建屋原子炉棟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、原子炉建屋原子炉棟水素濃度が 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の水素爆発を防止する。

※: 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、原子炉建屋原子炉棟水素濃度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。

(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/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。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 2 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、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。

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 2 別紙 1「PAR 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 2 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時の対処に重要な計器・機器に影響がないよう 3 m 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、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第 4-1 図に、設置概要図を第 4-2 図に示す。

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影響について、別添 2 別紙 5 「PAR 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の動作監視装置

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系統図について第 4-3 図に示す。

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。第 4-4 図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 170K 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℃ とすることで、有意な温度上昇を確認できる設計とし、重大事故当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。

仕様について第 4-3 表に示す。

静的触媒式水素再結合器動作監視装置については、「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/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/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

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、触媒充填前後のカートリッジ質量を測定し、触媒充填量を確認する。

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は、別添 2 別紙 3「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、静的触媒式水素再結合器による水素濃度低減（可燃限界である 4 vol%未満）をトレンドとして連続的に監視できることが主な役割であることから、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。

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できる設計とする。

(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できる設計とする。

(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より受電可能な設計とする。

(4) 格納容器水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）

格納容器水素濃度（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より受電可能な設計とする。

(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できる設計とする。

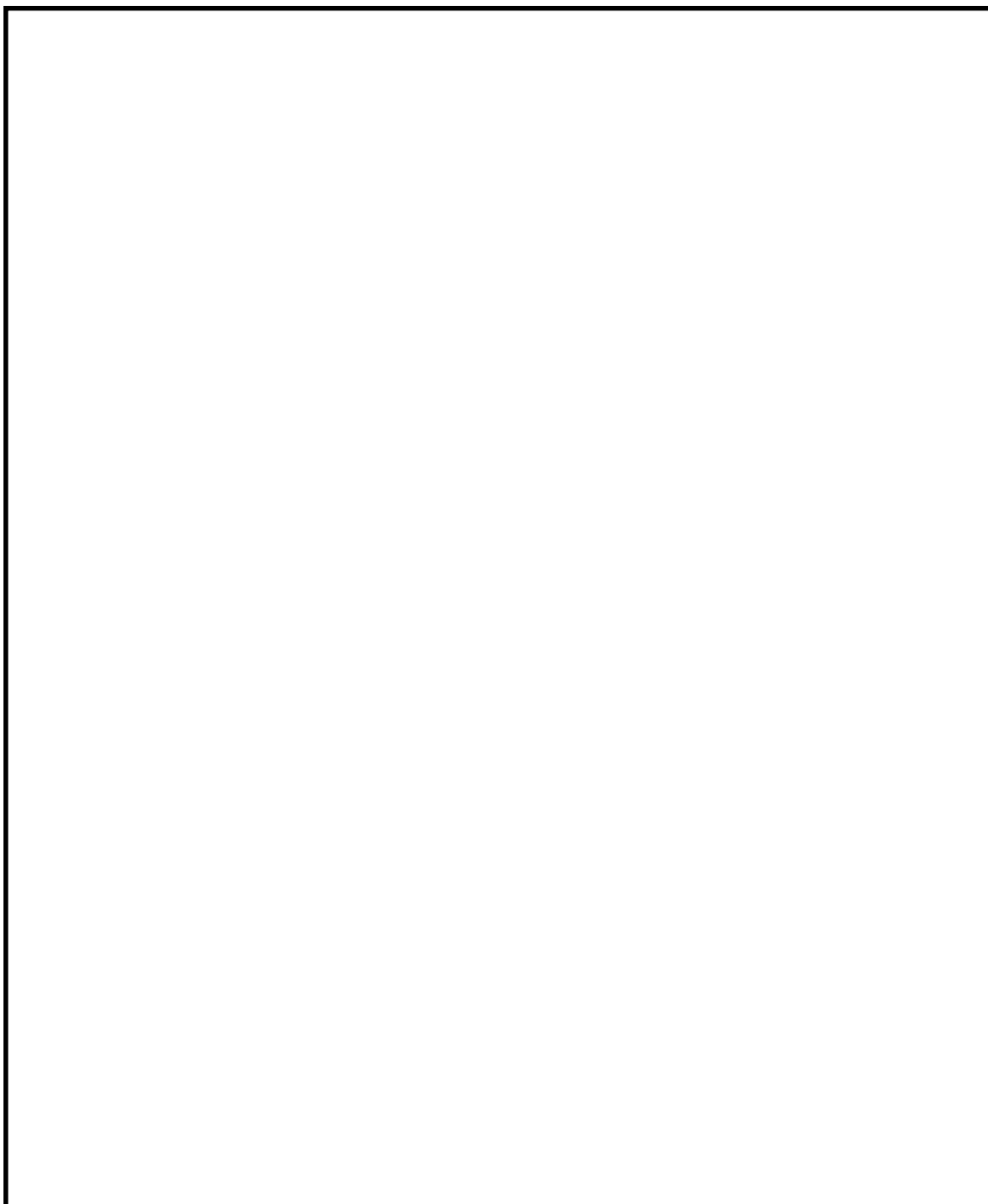
(6) 静的触媒式水素再結合器

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。
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できる設計とする。

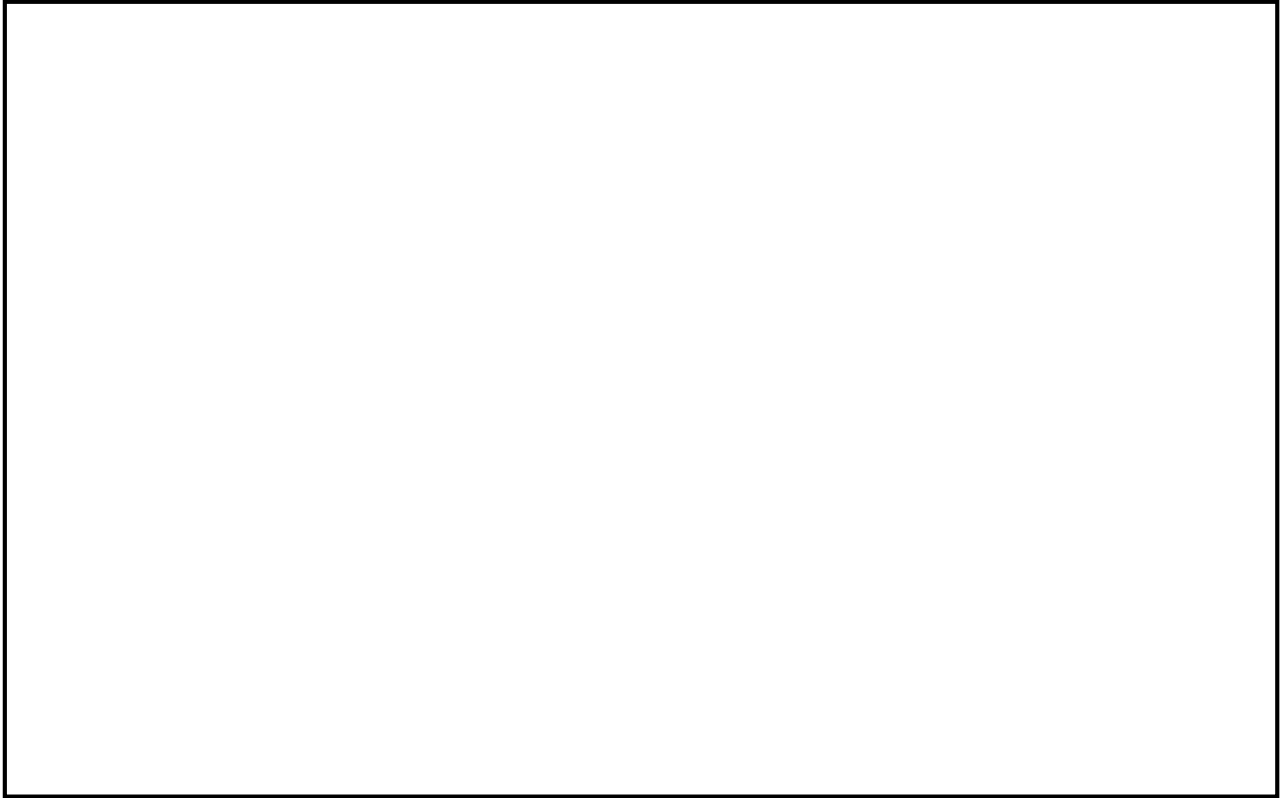
(7) 原子炉建屋水素濃度

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から給電できる設計とする。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から給電できる設計とする。

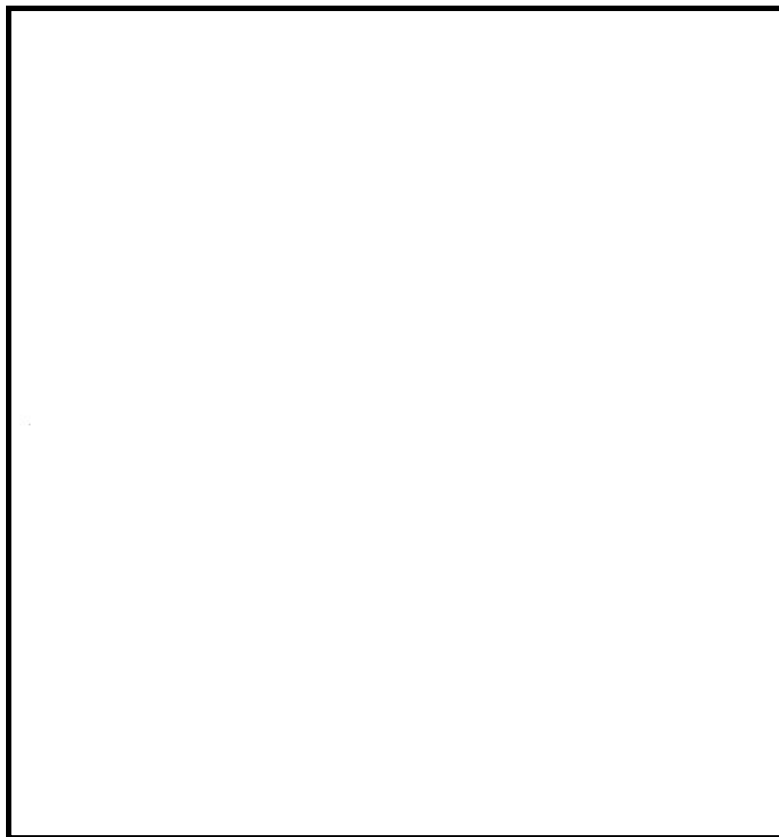
NT2 補① V-1-8-2 R0



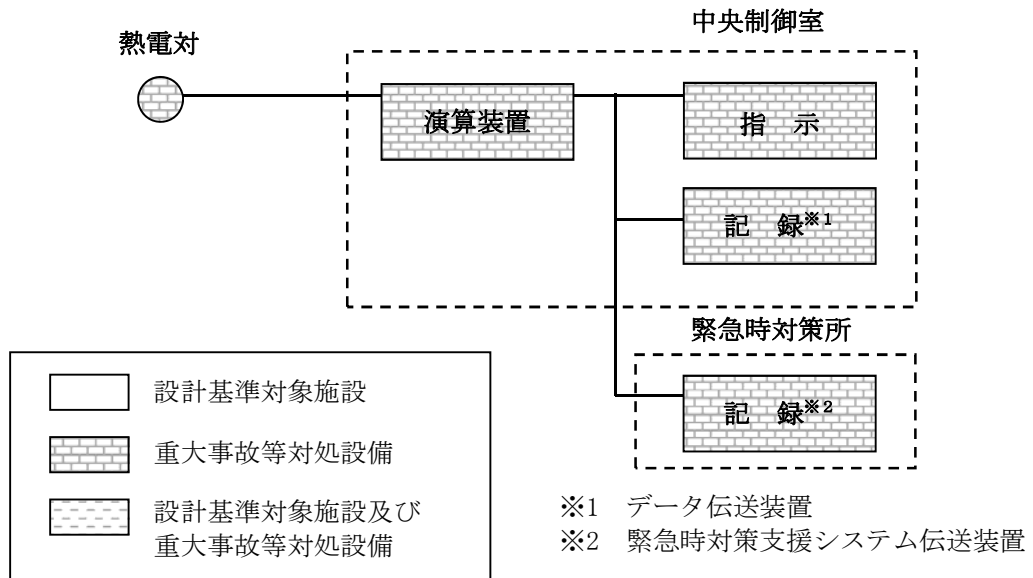
第4-1図 P A R概略設置図 (1/2)



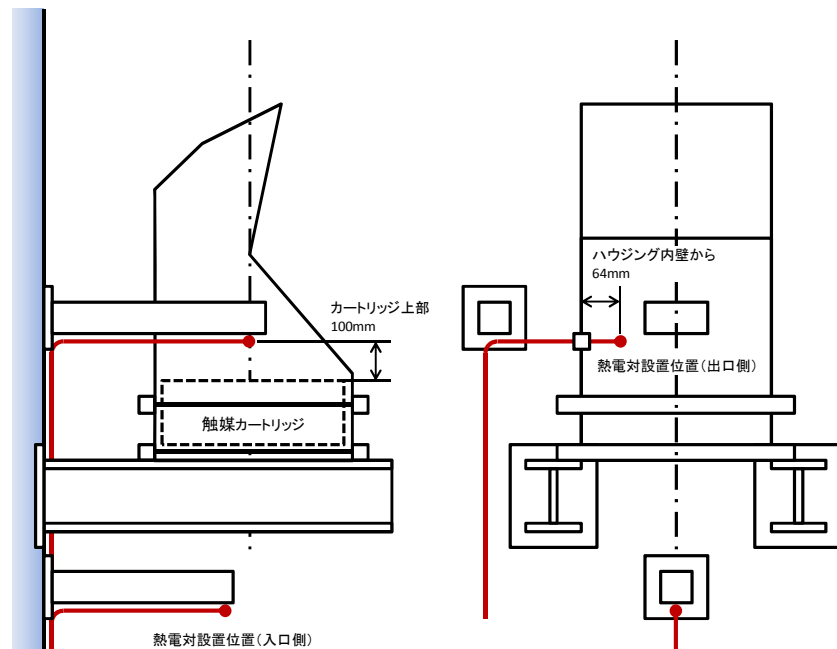
第4-1図 P A R 概略設置図 (2/2)



第4-2図 P A R 設置概要図



第4-3図 静的触媒式水素再結合器動作監視装置の概略構成図



第4-4図 PARへの熱電対取付位置概要図

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（ $1.01 \times 10^5 \text{ Pa}$ ）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

可搬型窒素供給装置の設計

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
1.4 窒素製造プロセス	別添1-2
2. 格納容器内水素濃度及び酸素濃度低減性能	別添1-3
2.1 想定水素・酸素発生量	別添1-3
2.2 水素・酸素の計測範囲	別添1-7

1. 概要

1.1 設置目的

可搬型窒素供給装置は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、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、可搬型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当たっては、格納容器内へ不活性ガスである窒素を注入することで、格納容器内の水素及び酸素濃度を可燃限界未満にできる設計とする。

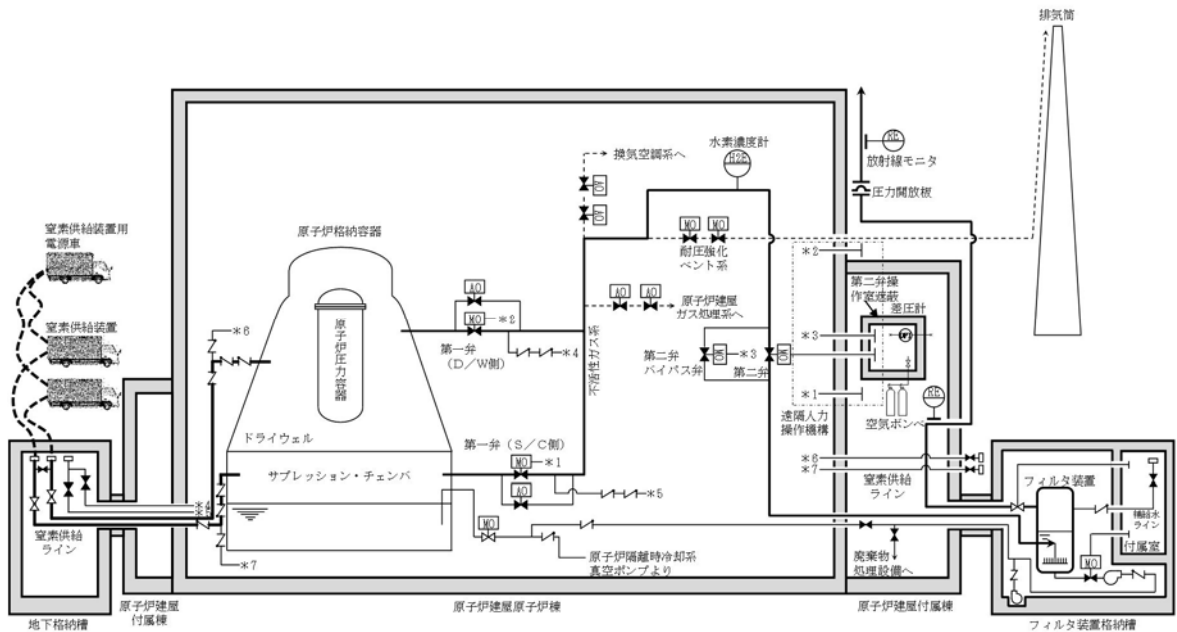
1.2 基本性能

可搬型窒素供給装置は、1個あたり、純度 99.0 vol%にて 200 Nm³/h の流量で格納容器に窒素注入が可能な能力を有している。また、ドライウェル及びサブプレッション・チェンバへそれぞれ窒素を注入することで、計 400 Nm³/h の流量で原子炉格納容器に窒素注入が可能な能力を有している。

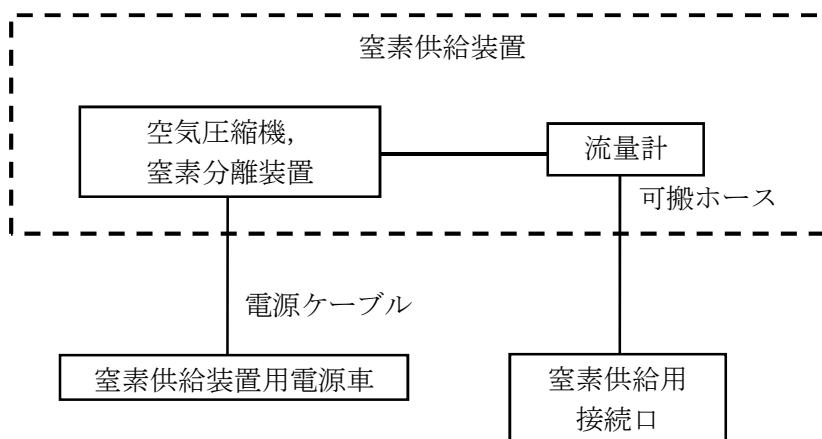
1.3 系統概要

第 1.3-1 図及び第 1.3-2 図に系統概要を示す。

可搬型窒素供給装置は、窒素供給装置及び窒素供給装置用電源車で構成し、可搬型窒素供給装置の電源は、重大事故対処設備である窒素供給装置用電源車より受電可能な設計とする。



第 1.3-1 図 可搬型窒素供給装置系統概要図 (1/2)



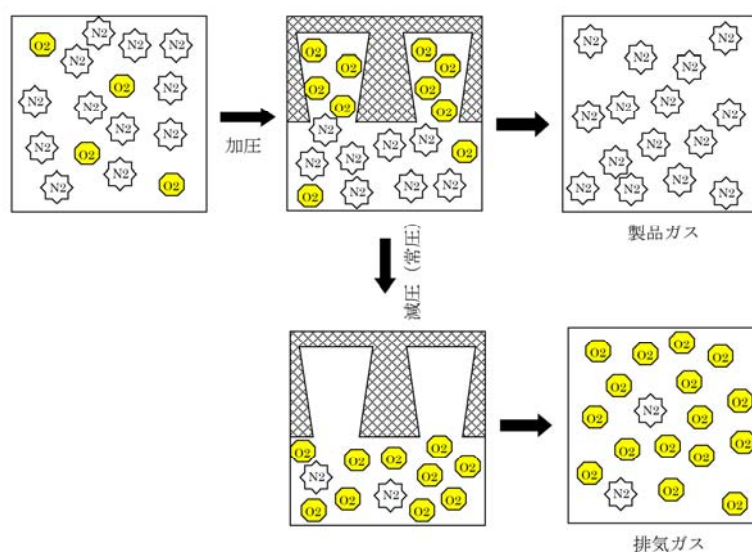
第 1.3-2 図 可搬型窒素供給装置系統概要図 (2/2)

1.4 窒素製造プロセス

窒素供給装置は、圧力変動吸着（PSA : Pressure Swing Adsorption）方式の窒素ガス発生装置であり、空気圧縮機（エアドライヤ付）、吸着槽、窒素ガス分離装置及び制御装置等で構成され、大気中の空気を原料とし、原料空気から酸素を吸着除去することで、窒素を製造・供給する設備である。

原料となる空気は、空気圧縮機内で加圧されエアドライヤで除湿後、吸着槽に送られる。吸着槽内には、空気から酸素を吸着除去する吸着剤が充填されており、送られてくる空気中の酸素を吸着除去して窒素ガスの純度を上げて系統に供給する。なお、吸着された酸素は、大気圧に減圧するで吸着剤から脱着され、吸着材は酸素等を再度吸着することが可能となる。この吸脱着操作を繰り返すことにより、連続して窒素ガスを供給する。

圧力変動吸着方式による窒素ガス供給原理を第 1.4-1 図に示す。



第 1.4-1 図 圧力変動吸着方式による窒素ガス供給原理

2. 格納容器内水素濃度及び酸素濃度低減性能

2.1 想定水素・酸素発生量

(1) 監視が必要となる状況と監視計器に求められる性能

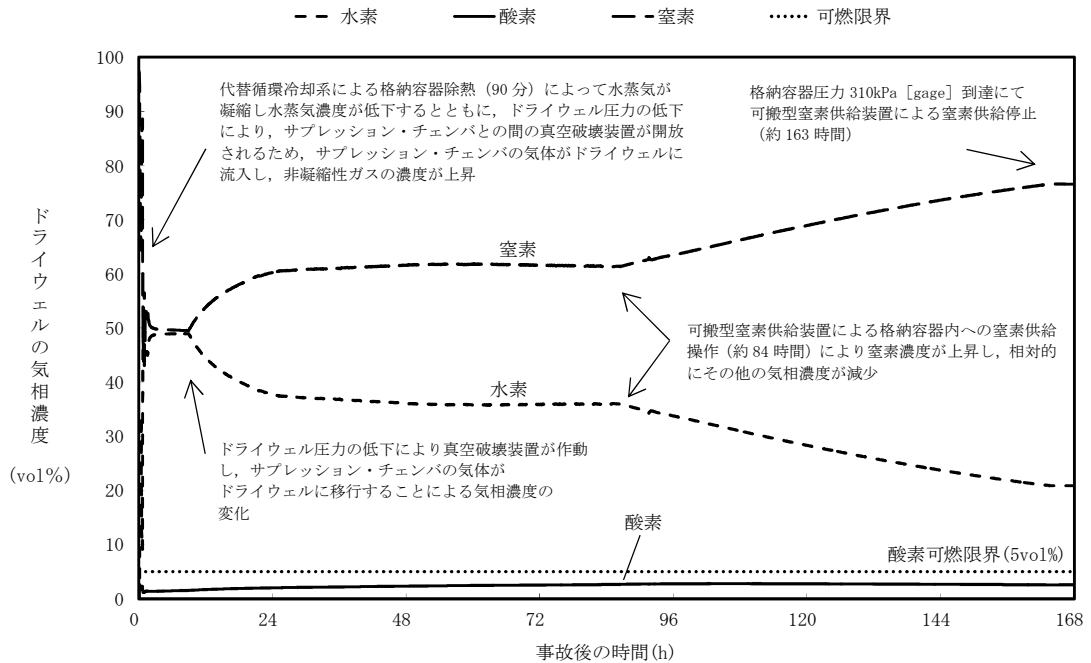
有効性評価の事故シーケンス選定のプロセスにおいて、重大事故等対処設備に期待しても炉心損傷を回避できない評価事故シーケンスとしては、「大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗」を抽出している。この事故シーケンスは、有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の評価事故シーケンスと同じである。

また、水素濃度の測定範囲としては、有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち、代替循環冷却系を使用しない場合においては、格納容器圧力逃がし装置に期待することで、原子炉格納容器内の水素及び酸素を含む非凝縮性ガスが排出され、ほぼ水蒸気で満たされた状態となることから、水素濃度及び酸素濃度上昇の観点で厳しい代替循環冷却系を使用する場合における水素及び酸素濃度の変動範囲を監視できることが、重大事故等時の水素及び酸素濃度の監視に最低限要求される性能となる。

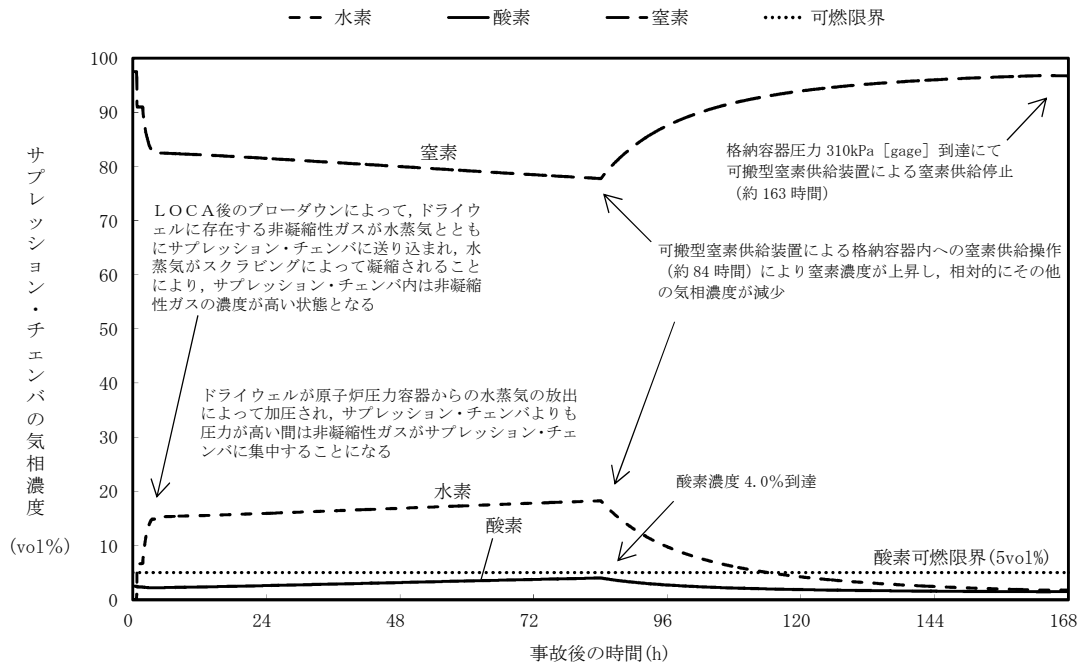
(2) 重大事故等時の水素及び酸素濃度

有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）」における原子炉格納容器内の気体の組成の推移（ドライ条件）を第2.1-1図及び第2.1-2図に示す。格納容器内水素濃度は、事象発生直後からジルコニウム-水反応により大量の水素が発生し、可燃限界濃度である4 vol%を大きく上回る。その後、水の放射線分解によって格納容器内酸素濃度が上昇する。事象発生約84時間後にサプレッション・チェンバの酸素濃度がドライ条件において4.0 vol%に到達することから原子炉格納容器への窒素供給を実施することで、原子炉格納容器内の水素及び酸素濃度は低下する。約163時間後に格納容器圧力が310 kPa[gage]に到達し、原子炉格納容器への窒素注入を停止するが、事象発生から約168時間後まで酸素濃度がドライ条件においても可燃限界である5 vol%を超えることはなく、原子炉格納容器内での水素爆発は生じない。

また、168時間以降に水の放射線分解によって発生する酸素によって酸素濃度が再び上昇し、ドライ条件において4.3 vol%に到達した場合には、原子炉格納容器内での水素燃焼を防止する観点で、格納容器ベントを実施するため、原子炉格納容器内で可燃限界に到達することはなく、原子炉格納容器内での水素爆発は生じない。



第 2.1-1 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (代替循環冷却を使用する場合)」におけるドライウエルの気相濃度の推移 (ドライ条件)



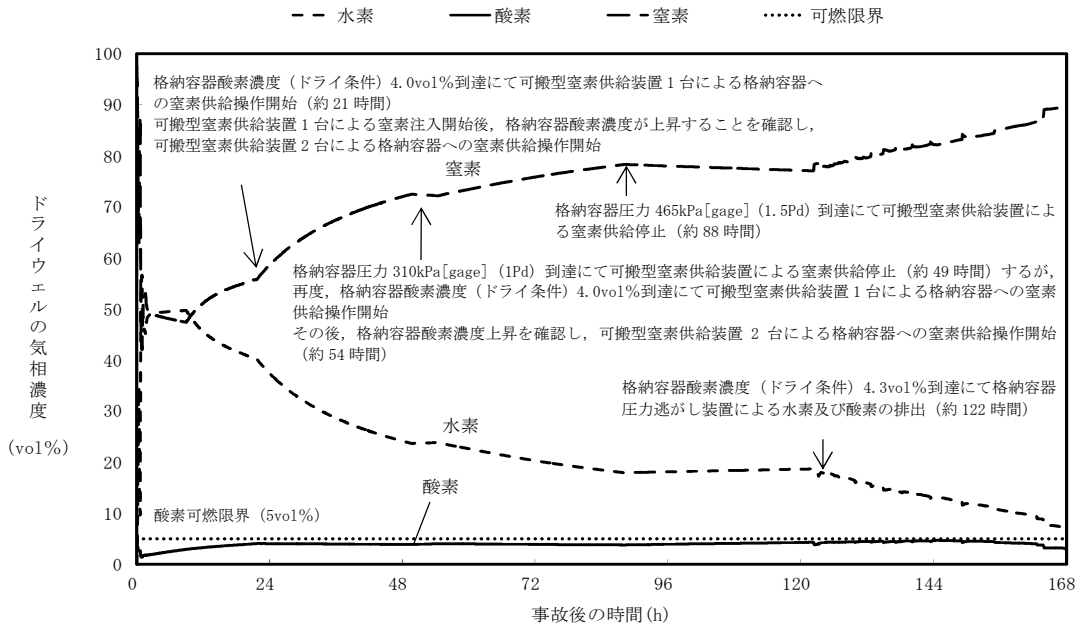
第 2.1-2 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (代替循環冷却を使用する場合)」におけるサブプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ドライ条件)

(3) 重大事故等時の水素及び酸素濃度の監視

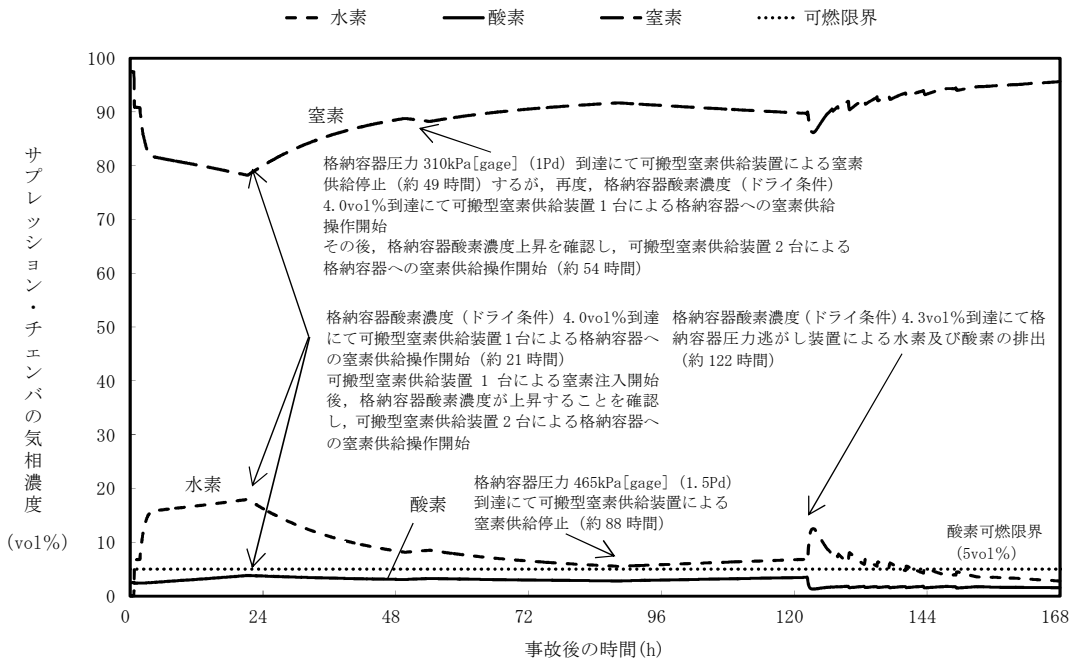
東海第二発電所では、重大事故等時の原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）によって監視することとしている。有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」においては、常設代替高圧電源装置による給電及び格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）の起動を事故発生後3時間以内に実施可能であり、3時間後までに水素濃度及び酸素濃度の監視が可能となる。この時間までに原子炉格納容器内での酸素濃度は5 vol%を超えることはない。

設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系の性能評価で使用しているG値（沸騰状態： $G(H_2)=0.4$ 、 $G(O_2)=0.2$ 、非沸騰状態： $G(H_2)=0.25$ 、 $G(O_2)=0.125$ ）とした場合についても、原子炉格納容器内の酸素濃度が格納容器ベント基準である4.3 vol%（ドライ）に到達するのは、事象発生から約122時間後である（第2.1-3図及び第2.1-4図参照）。これより、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が監視可能となる事象発生約1時間後までに、原子炉格納容器内の酸素濃度が可燃限界濃度（約5 vol%）に到達することはない。

さらに、原子炉格納容器内の酸素濃度が4.3 vol%（ドライ）に到達した場合、原子炉格納容器内での水素燃焼の発生防止を目的とした格納容器ベントを実施することにより、発生する蒸気とともに原子炉格納容器内の非凝縮性ガスのほとんどは格納容器圧力逃がし装置を通じて排出されることとなることから、原子炉格納容器内の酸素濃度が可燃性限界（約5 vol%）に到達することはない。



第 2.1-3 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用しない場合）」において可燃性ガス濃度制御系の性能評価で使用しているG値を採用した場合のドライウエルの気相濃度の推移（ドライ条件）



第 2.1-4 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用しない場合）」において可燃性ガス濃度制御系の性能評価で使用しているG値を採用した場合のサプレッション・チェンバの気相濃度の推移（ドライ条件）

2.2 水素・酸素の計測範囲

有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用する場合）」における最大水素濃度は56.6 vol%，最大酸素濃度は4 vol%であり，設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系の性能を評価する際に用いたG値による評価においては，最大酸素濃度は4.3 vol%である。第2.2-1表に示す原子炉格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）の計測範囲は，この評価における最大水素濃度及び最大酸素濃度を包絡した設計としている。

第2.2-1表 格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）の計測範囲

名称	計測範囲
格納容器内水素濃度（S A）	0 %～100 vol%
格納容器内酸素濃度（S A）	0 %～25 vol%

NT2 補① V-1-8-2 R0

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
2.2 水素排出設備	別添2-18
2.2.1 水素排出設備の主要仕様	別添2-18
2.3 原子炉建屋原子炉棟の水素挙動	別添2-20
2.3.1 解析条件	別添2-28
2.3.2 解析結果	別添2-38
2.4 水素濃度監視設備	別添2-44
2.4.1 水素濃度監視設備の概要	別添2-44
2.4.2 水素濃度監視設備の主要仕様	別添2-44
2.5 参考文献	別添2-51

別紙

別紙1 PARの性能確認試験について	別添2-52
別紙2 反応阻害物質ファクタについて	別添2-67
別紙3 PARの性能維持管理について	別添2-71
別紙4 PAR動作監視装置について	別添2-75
別紙5 PARの周辺機器に対する悪影響防止について	別添2-80

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。

PAR主要仕様を第2.1.1-1表、PAR概要図を第2.1.1-1図に示す。

第2.1.1-1表 PAR主要仕様

a.ハウジング

全高	<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 (PAR1基当たり)

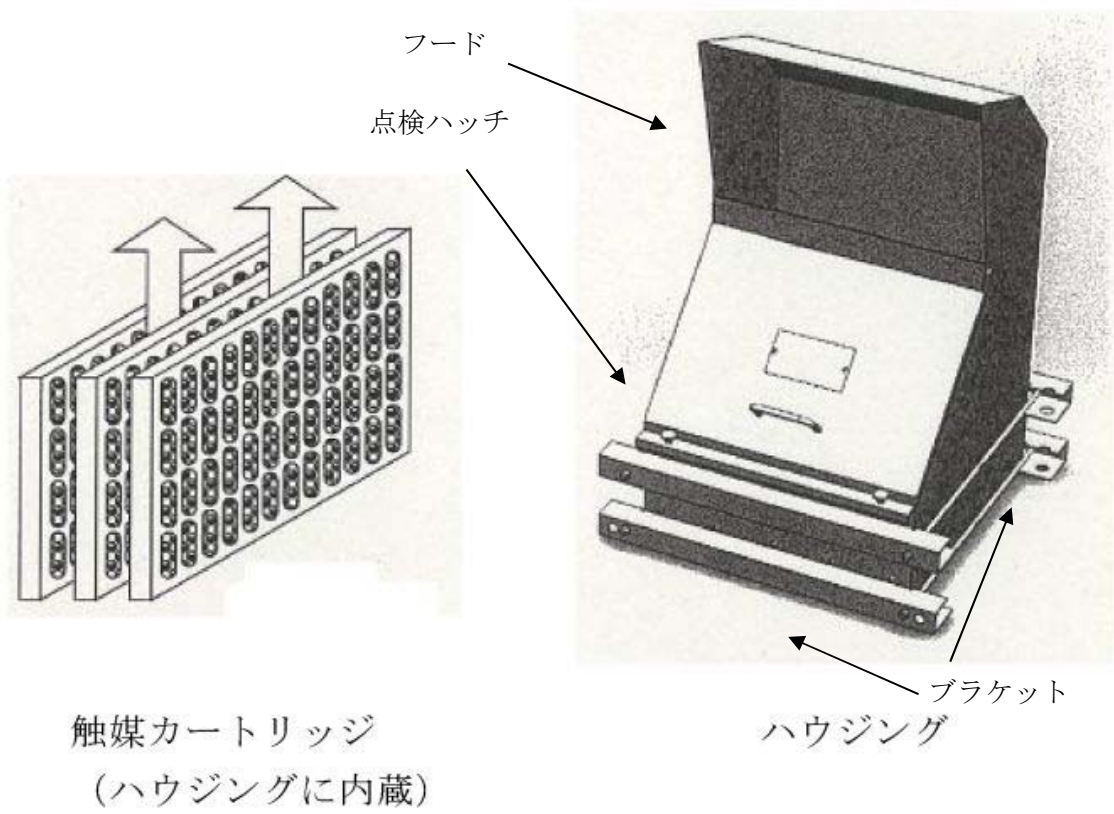
c.触媒

触媒基材	アルミナ
触媒	パラジウム

d.水素処理容量 約0.50 kg/h (1基当たり)

(水素濃度4 vol%, 大気圧, 温度100 °Cにおいて)

e.最高使用温度 300 °C



触媒

第2.1.1-1図 PAR概要図

2.1.2 水素濃度制御設備の設計方針

P A Rは、炉心の著しい損傷が発生し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分後に低压代替注水系（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。

(A E C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 ($1.01 \times 10^5 Pa$) 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(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
- 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。

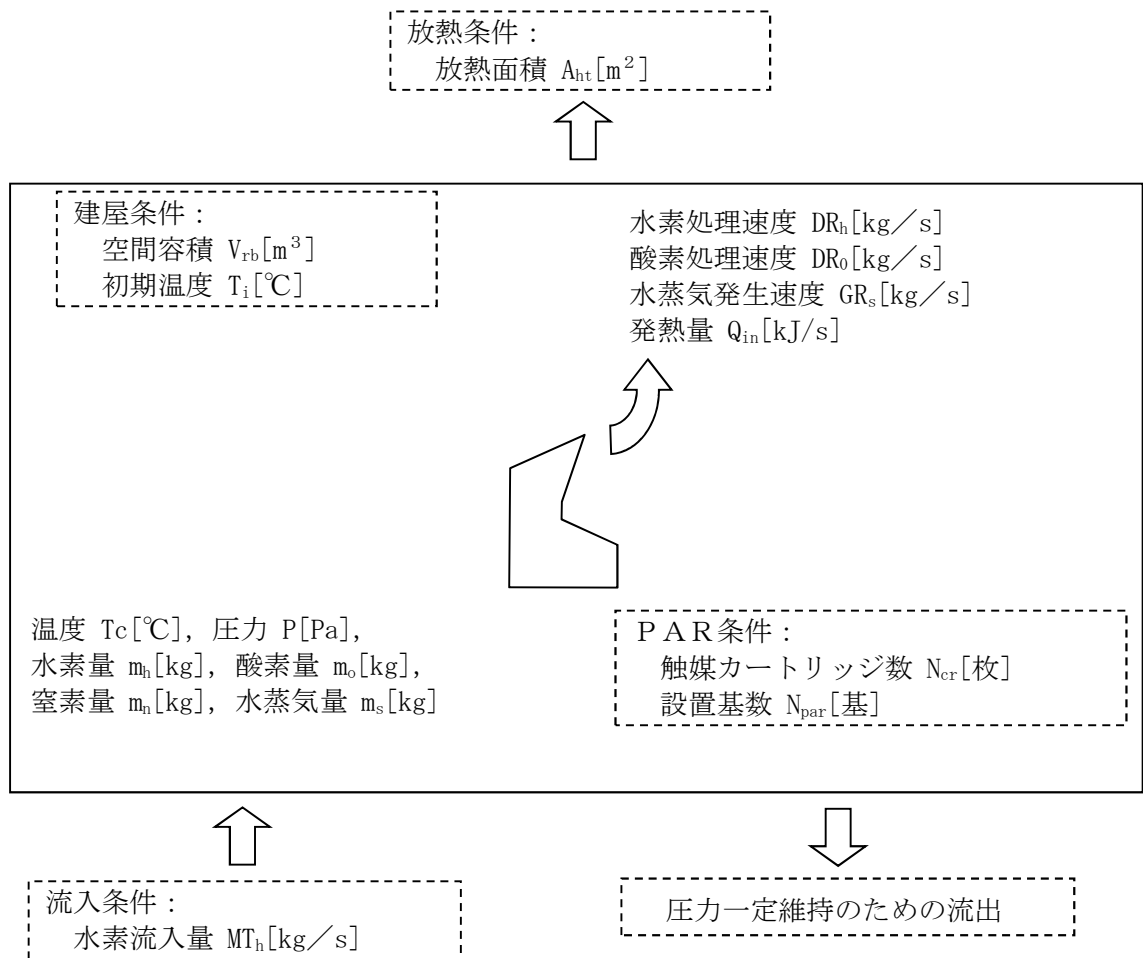
$$\begin{aligned} \text{PAR設置基数} &= \text{水素発生量} \times \text{格納容器漏えい率} / 24 \text{ [h/day]} \text{ / 設計水素処理容量} \\ &= 1400 \text{ [kg]} \times 10 \text{ [%/day]} / 24 \text{ [h/day]} / 0.25 \text{ [kg/h/基]} \\ &= 23.3 \text{ [基]} \end{aligned}$$

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	備考
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	設計条件として設定
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	AFC100 %の水素が原子炉格納容器内に発生しているものとして設定
建屋条件	空間容積 (原子炉建屋 原子炉棟 6 階)	m ³	29800	躯体図から算出
	初期温度	°C	40	想定される高めの温度として設定
	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	kPa[gage] vol% vol% vol%	0 19.47 73.24 7.29	相対湿度 100 %の空気として設定
放熱条件	外気温	°C	40	想定される高めの温度として設定
	放熱面積	m ²	5000	躯体図から算出 (天井及び壁面の面積)
	熱通過率	W/m ² /K	6	200 °C-40 °Cにおける自然対流熱伝達率を設定
PAR条件	起動水素濃度 起動酸素濃度	vol% vol%	1.5 2.5	国内試験で起動が確認されている範囲に余裕を見た値として設定
	反応阻害物質ファクタ	—	0.5	開発試験で確認されている結果を包含する値を設定

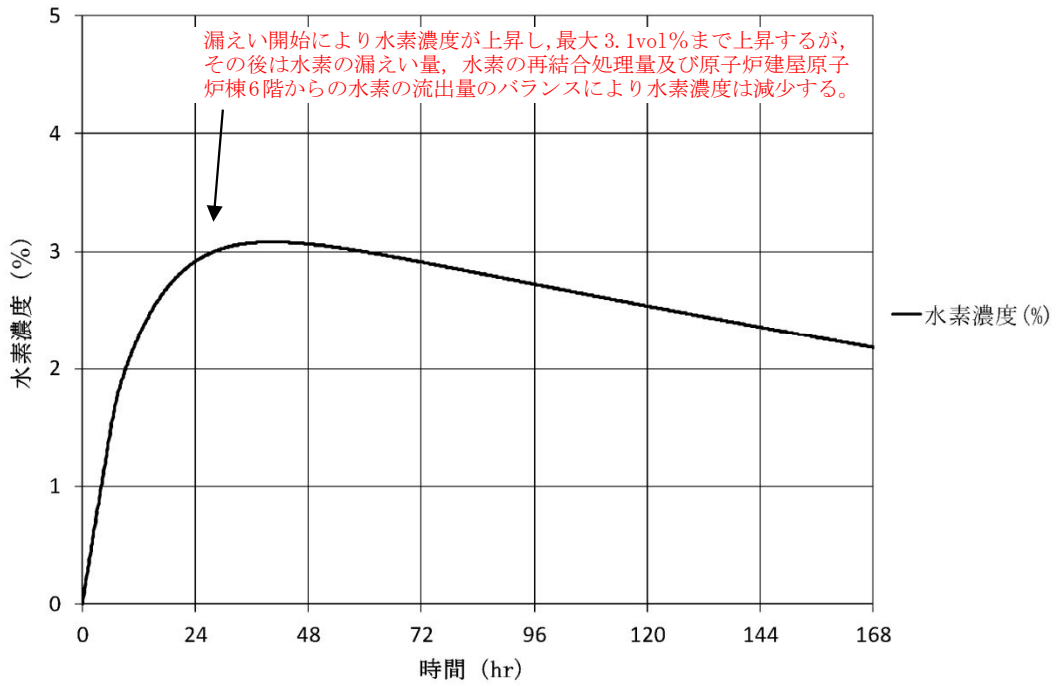
c. 評価結果

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。

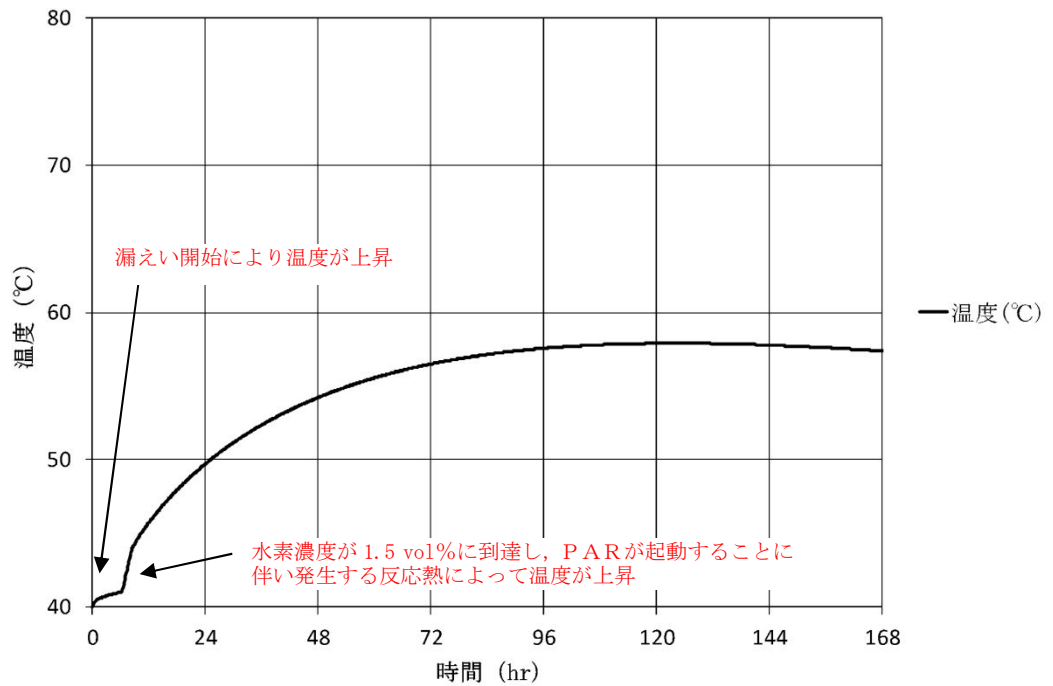
格納容器からのガスの漏えいにより雰囲気温度が上昇するが、外気への放熱とのバランスにより、雰囲気温度は、一時的に約41 °Cの一定値に近づく。格納容器から漏えいする水素により、原子炉建屋原子炉棟6階雰囲気の水素濃度は、上昇するが、約6.3時間後に1.5 vol%に到達すると、PARによる水素の再結合処理が開始し、水素の再結合による発熱で雰囲気温度が更に上昇する。原子炉建屋原子炉棟6階からのガスの流出量は、雰囲気温度の上昇率に応じて膨張した気体分だけ増加するが、雰囲気温度が一定値に近づくとともに、格納容器からのガスの漏えい量の約0.05 kg/sに近づく結果となる。格納容器からの漏えい

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℃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。

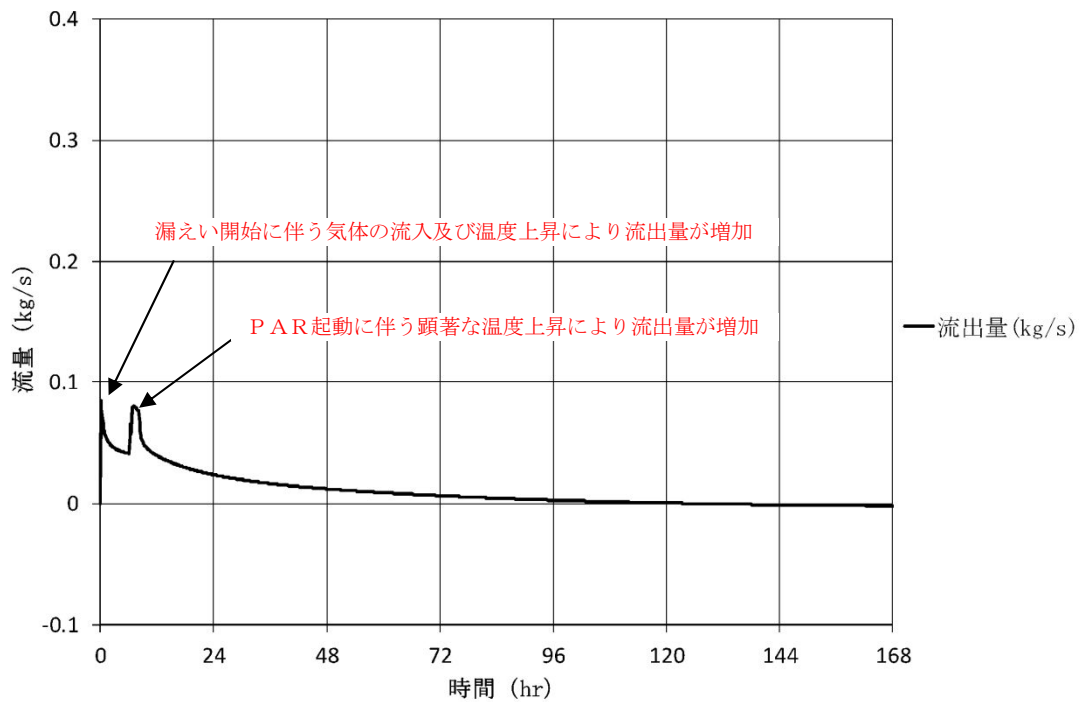
以上より，PAR24基の設置により，本評価条件において原子炉建屋原子炉棟6階の水素濃度を可燃限界である4 vol%未満に低減でき，原子炉建屋原子炉棟の水素爆発を防止することができる。



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。

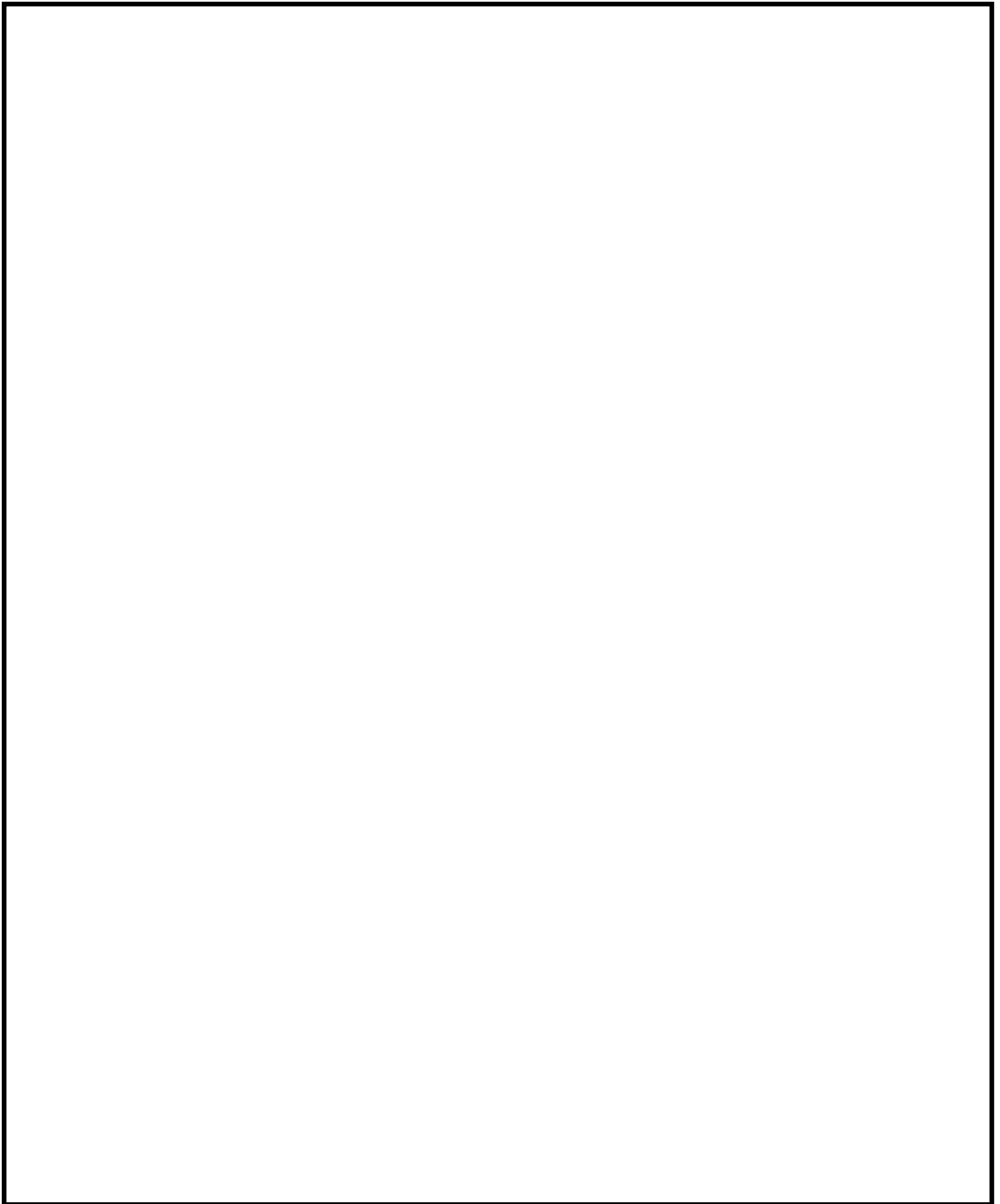
PARは、水素が最も蓄積されると想定される原子炉建屋原子炉棟6階に設置する。PAR設置箇所の概略配置図を第2.1.3-5図に、PAR設置概要図を第2.1.3-6図に示す。

なお、PARの動作状況の監視は、原子炉建屋原子炉棟6階に水素が十分に拡散されるため、両壁面にそれぞれ1基のPARに温度計を設置する。

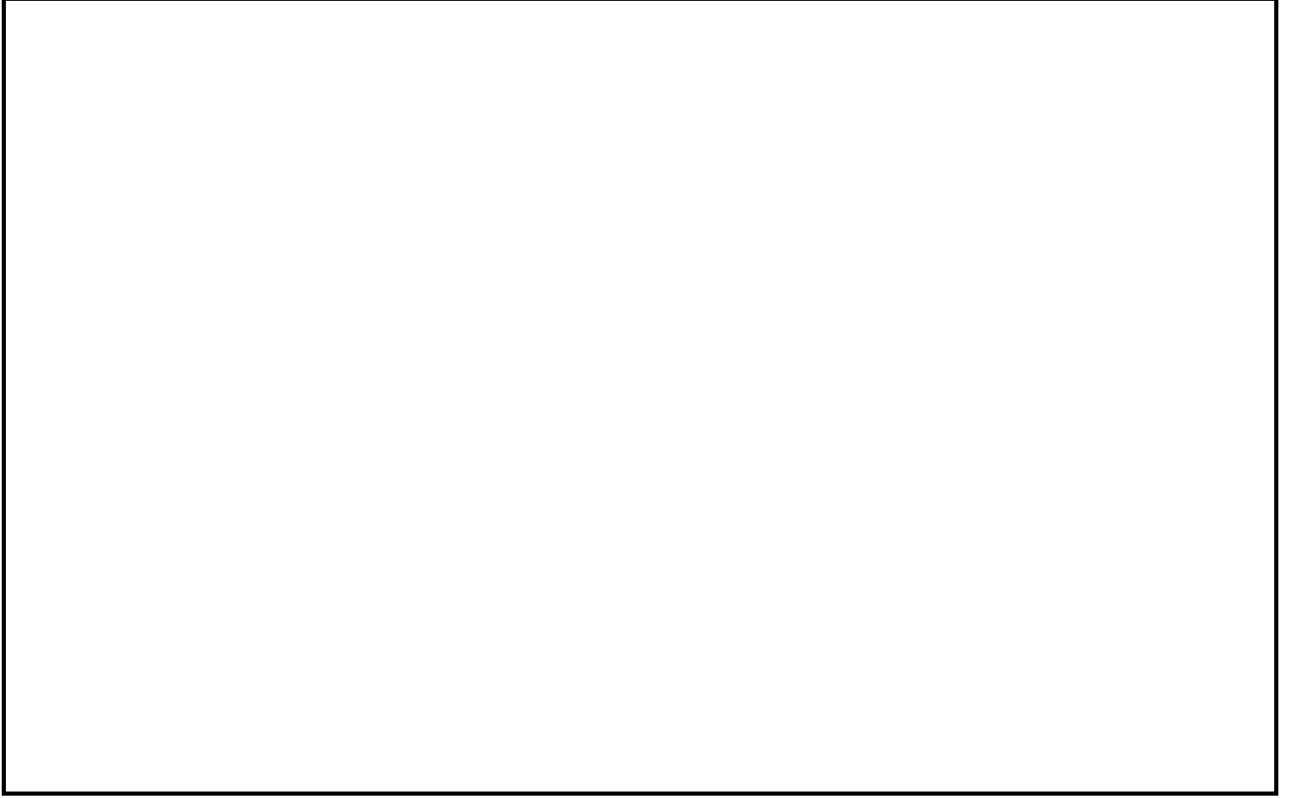
【考慮事項】

- ・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。

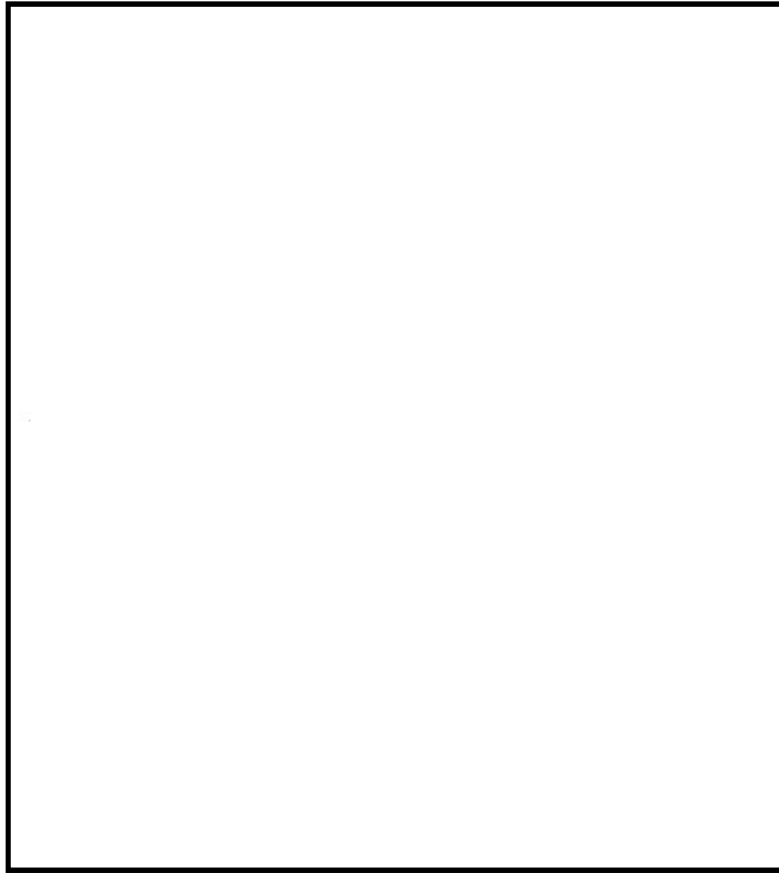
NT2 補① V-1-8-2 R0



第2.1.3-5図 PAR概略設置図 (1/2)



第2.1.3-5図 P A R概略設置図 (2/2)



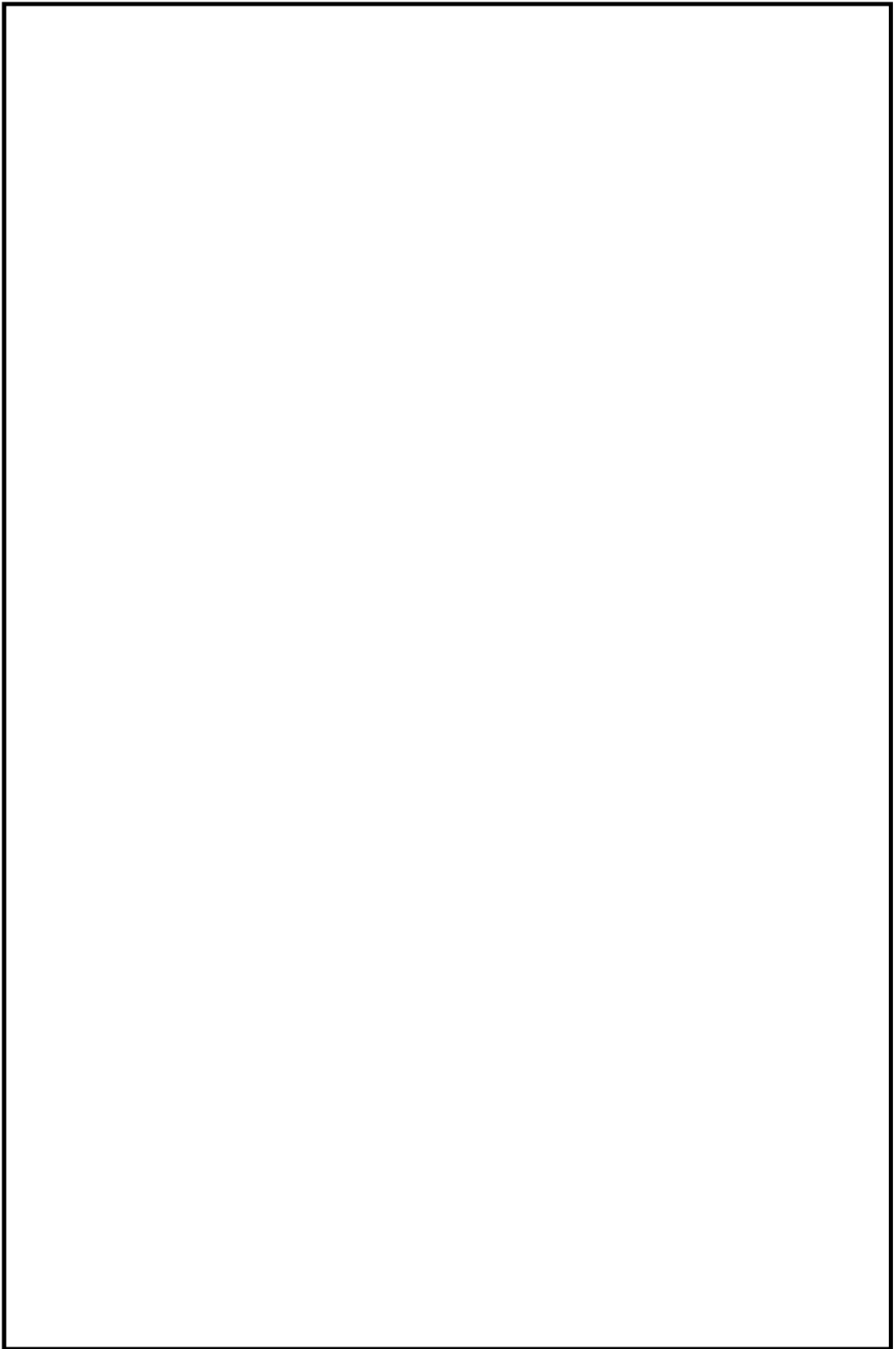
第2.1.3-6図 PAR設置概要図

(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いこと」、「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いか」、「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

2.2 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持ち、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の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、概要図を第 2.2.1-1 図に示す。

(1) 非常用ガス処理系

a. 非常用ガス処理系排風機

台数 1 (予備 1)

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ユニット

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

個数 2 (うち 1 は予備)

容量 約 3570 m³/h/個

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)

(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 1 (予備 1)

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ユニット

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

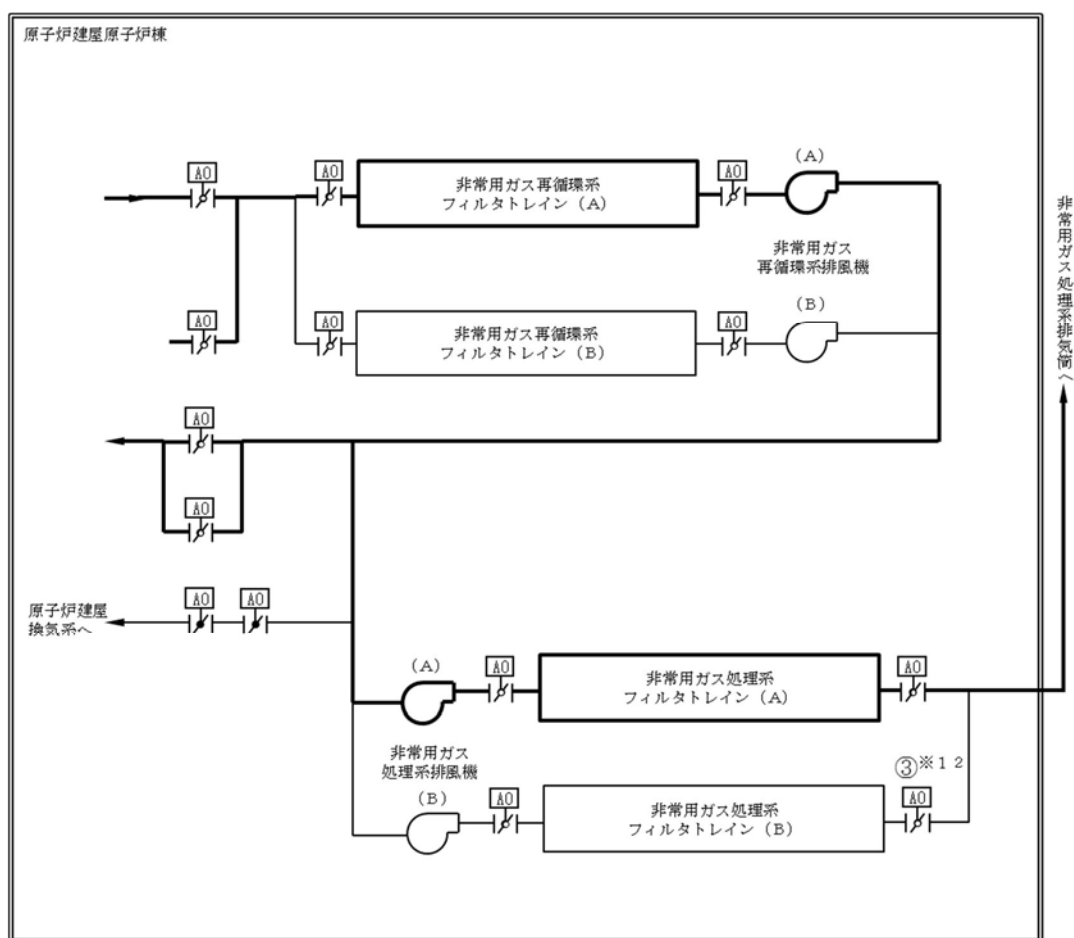
個数 2 (うち 1 は予備)

容量 約 17000 m³/h/個

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)



第2.2.1-1図 原子炉建屋ガス処理系 系統概略図

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。

解析条件を第 2.3-1 表から第 2.3-4 表に、原子炉建屋原子炉棟の解析モデルを第 2.3-1 図及び第 2.3-2 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 2.3-3 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 2.3-1 表 PAR の解析条件

No.	項目	説明	入力値		
1	PAR の性能 (NIS 製 PAR-22)	$DR = A \cdot \left(\frac{C_{H_2}}{100} \right)^{1.307} \times \frac{P}{T} \times 3600 \times SF$ <p>DR : 水素処理容量 (kg/h/基) A : 定数 <input type="text"/> (m³/h) C_{H2} : 水素濃度 (%) P : 圧力 (10⁵Pa) T : 温度 (K) SF : スケールファクタ</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。	—		
	(1) 水素処理容量 DR				
	(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。	1.5 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	第 2.3-3 図参照	—		

NT2 補① V-1-8-2 RI

第 2.3-2 表 マルチノードモデルの解析条件 (1/2)

No	項目	入力値	備考
1	原子炉建屋原子炉棟の条件		
	(1) 圧力 (初期条件)	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)	第 2.3-3 表参照	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	

NT2 補① V-1-8-2 R1

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

第 2.3-3 表 開口面積

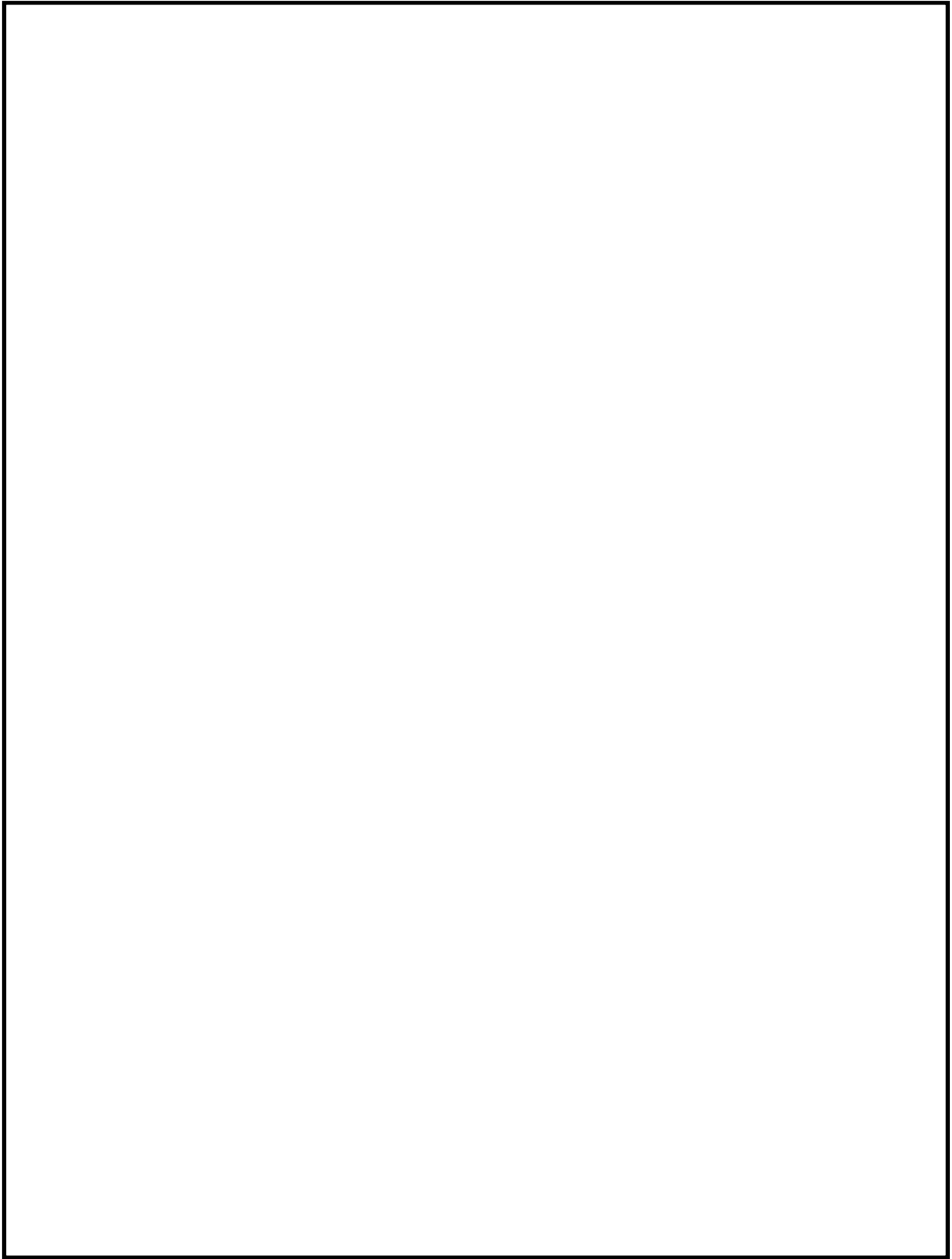
(単位: m²)

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									

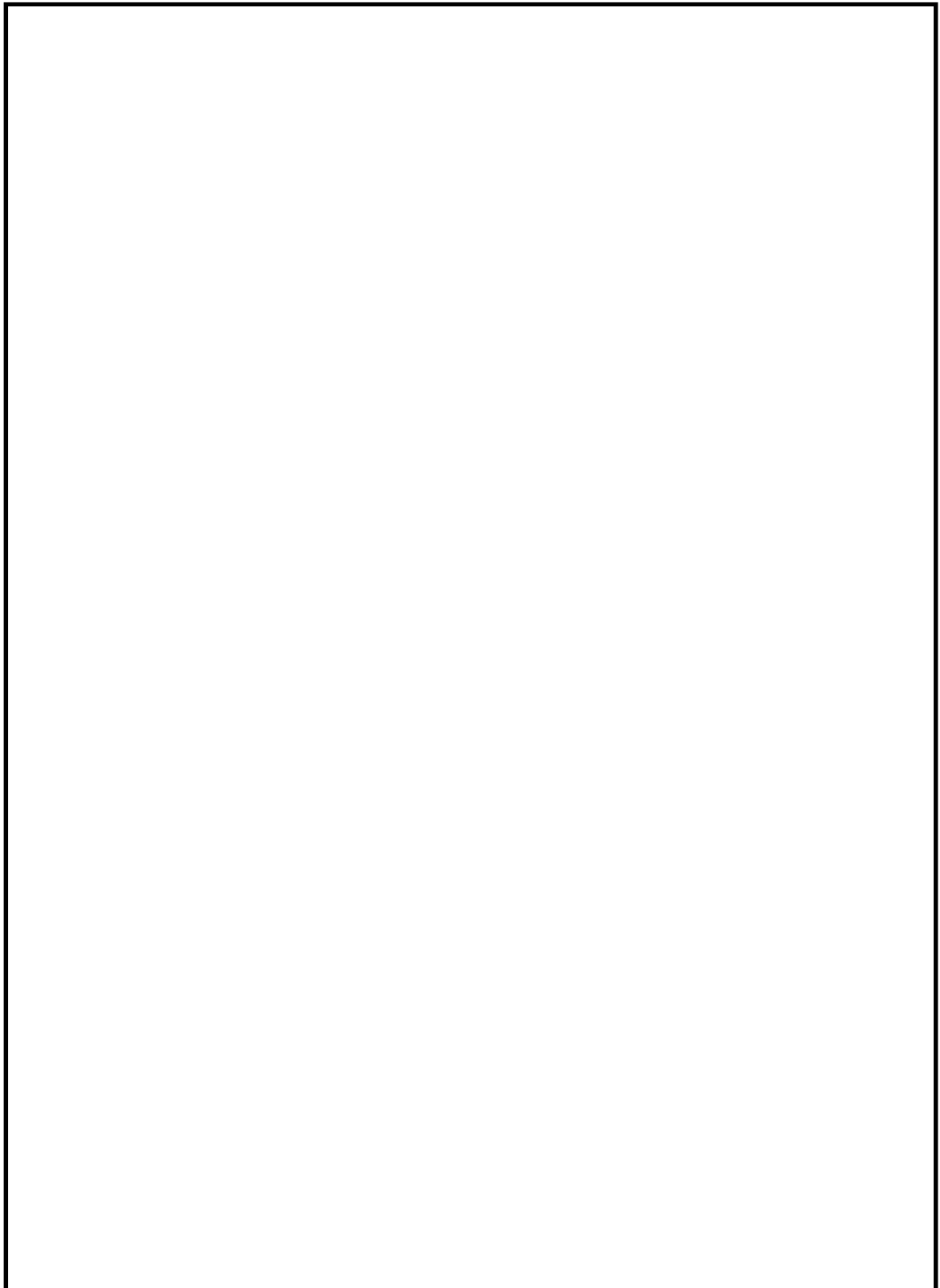
第 2.3-4 表 原子炉建屋ガス処理系の解析条件

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

※ 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)



第 2.3-1 図 GOTHIC解析モデル ノーディング図



第 2.3-2 図 6 階サブボリューム分割図



第 2.3-3 図 P A R 設置箇所

2.3.1 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 2.3.1-1 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 2.3.1-1 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 2.3.1-2 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 2.3.1-2 図から第 2.3.1-9 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。

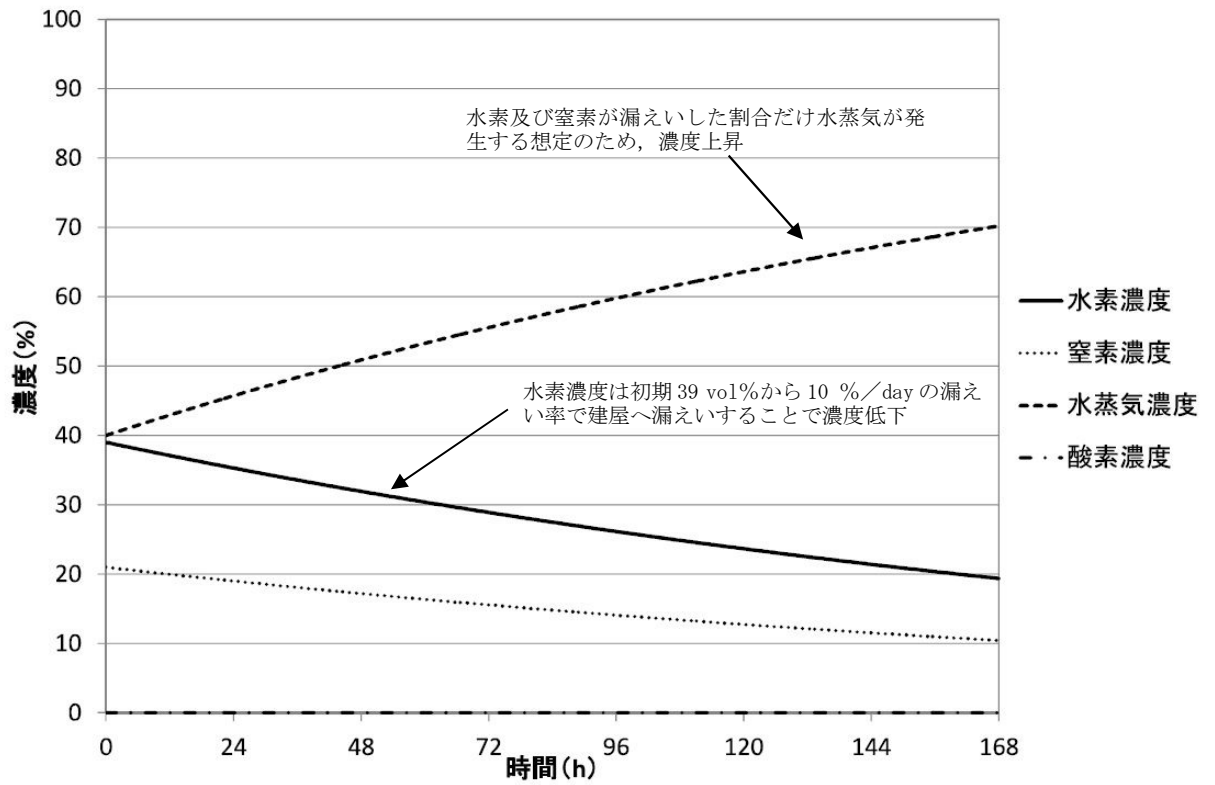
第 2.3.1-1 表 設計条件における漏えい条件

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	

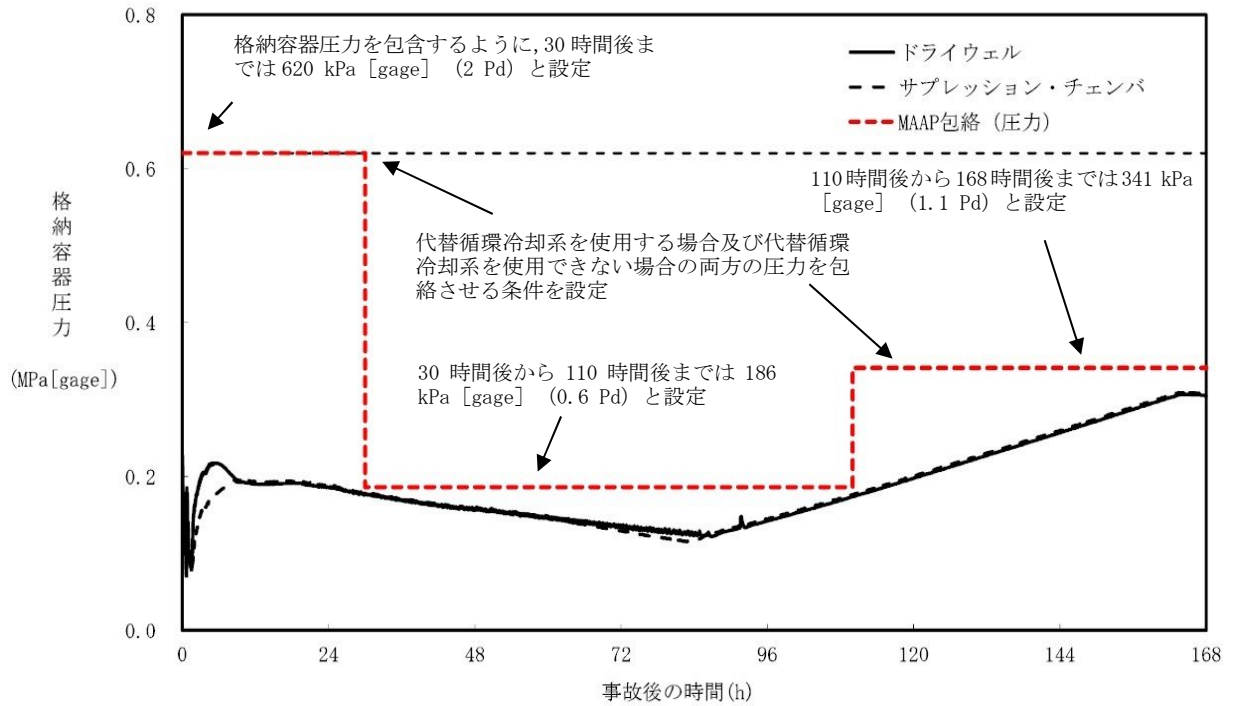
第 2.3.1-2 表 有効性評価シナリオ包絡条件における漏えい条件

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			

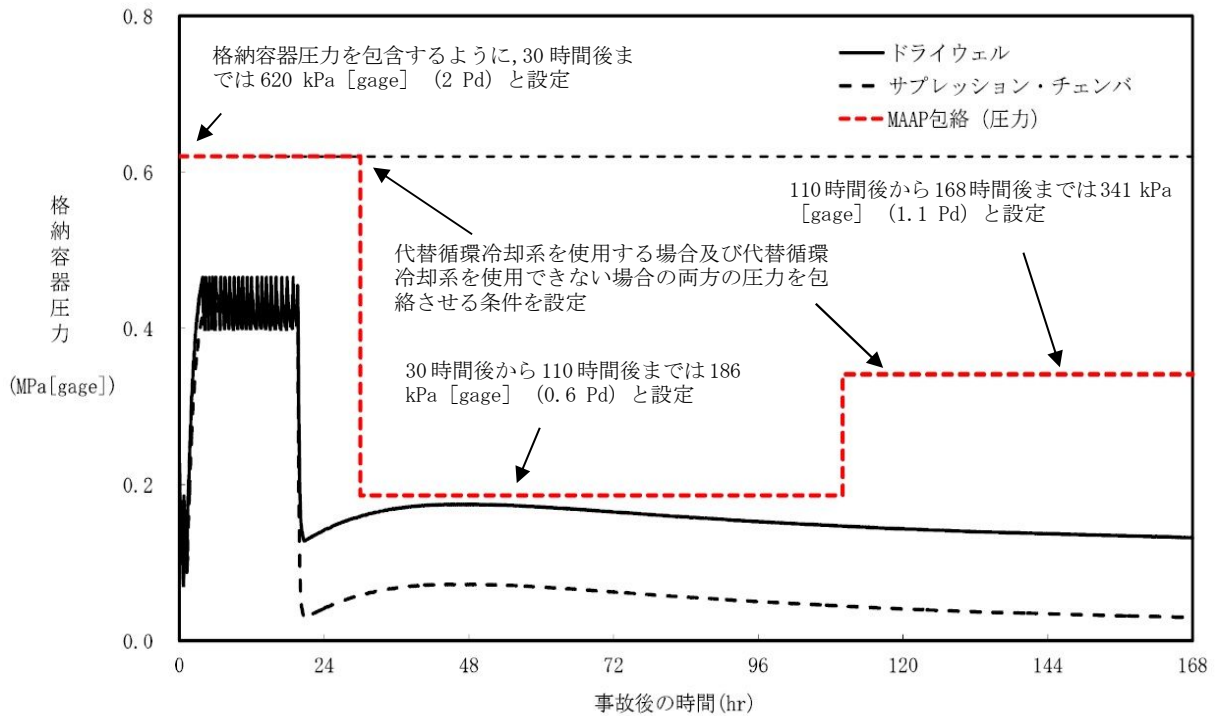
※ 漏えい率は、AECの式より算出



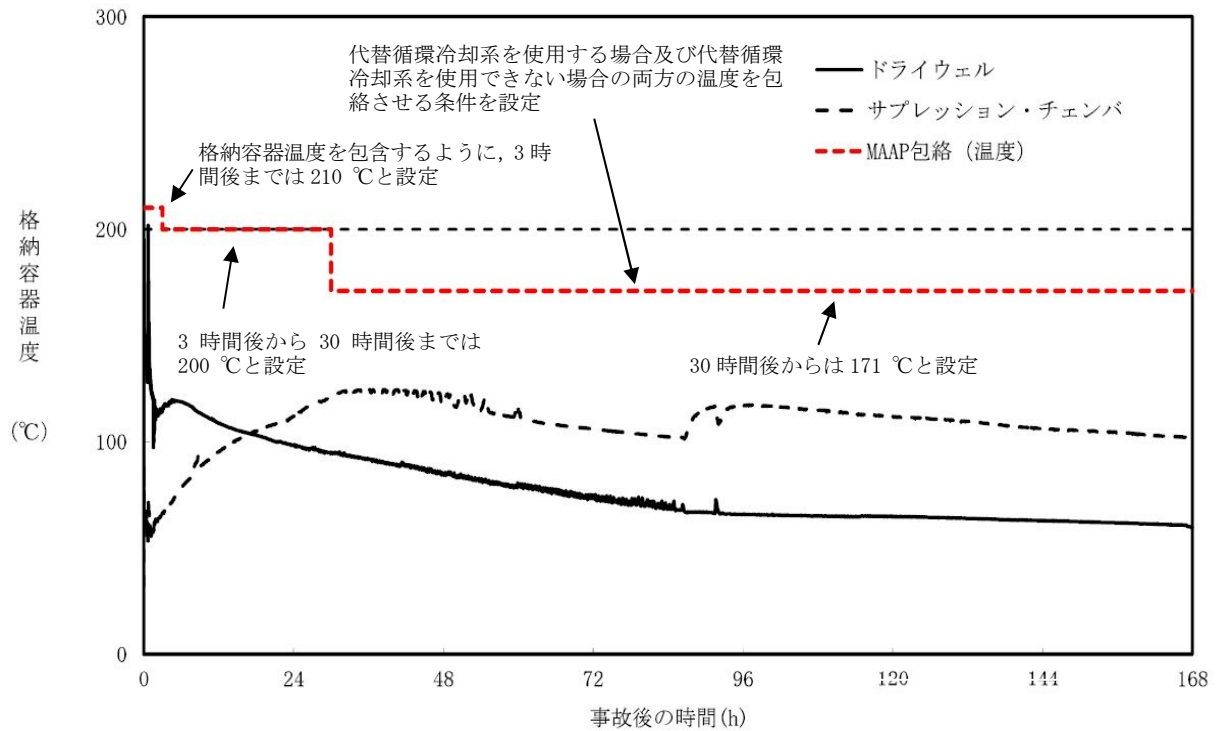
第 2.3.1-1 図 漏えいガス組成の時間変化 (設計条件)



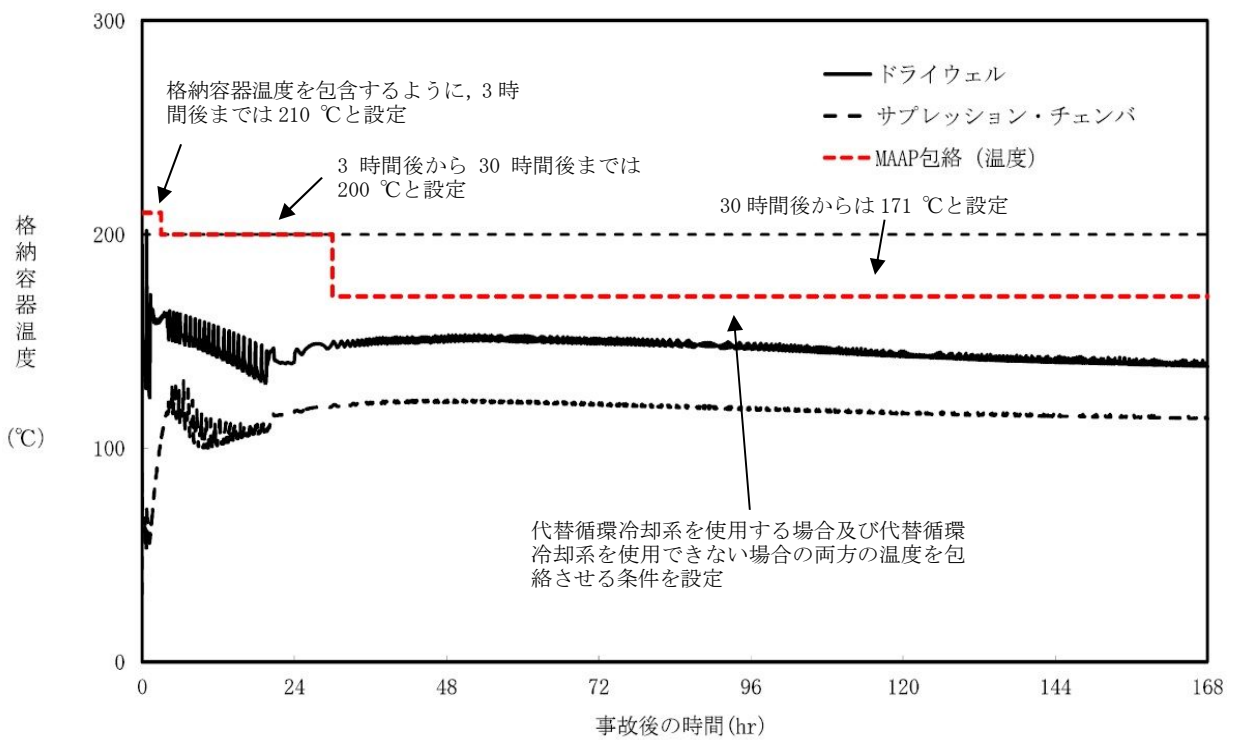
第 2.3.1-2 図 格納容器圧力 (有効性評価シナリオ包絡条件)
(代替循環冷却系を使用する場合)



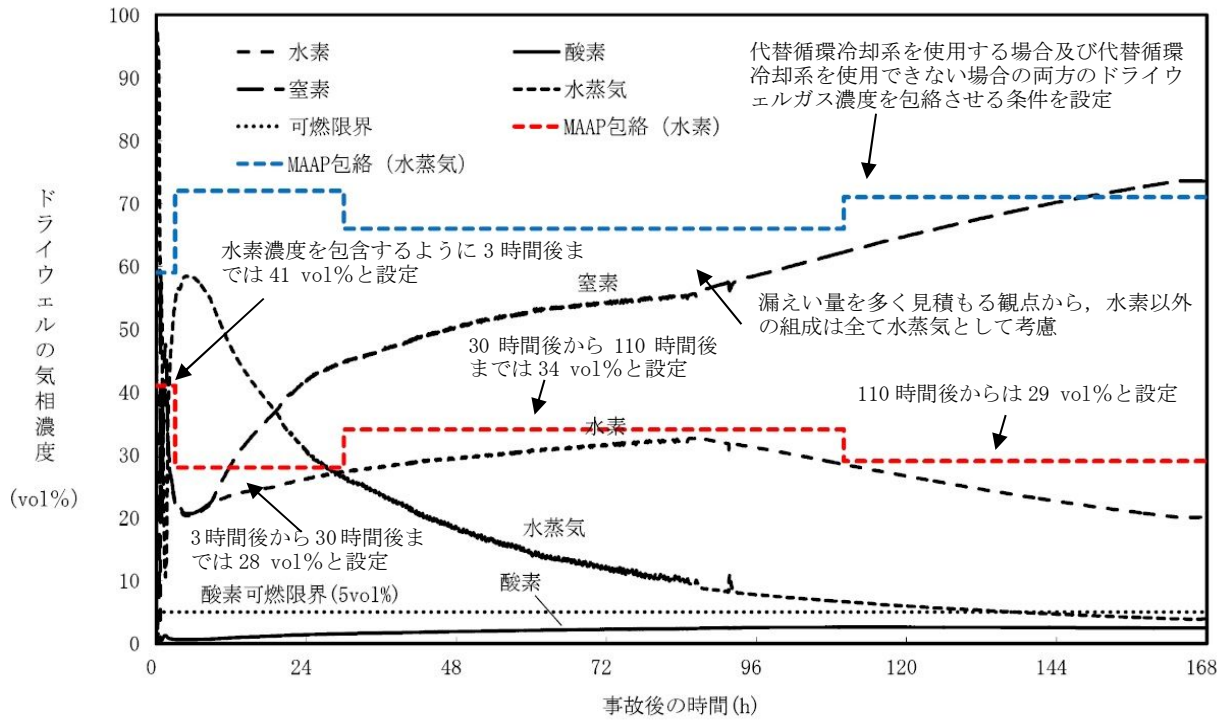
第 2.3.1-3 図 格納容器圧力 (有効性評価シナリオ包絡条件)
(代替循環冷却系を使用できない場合)



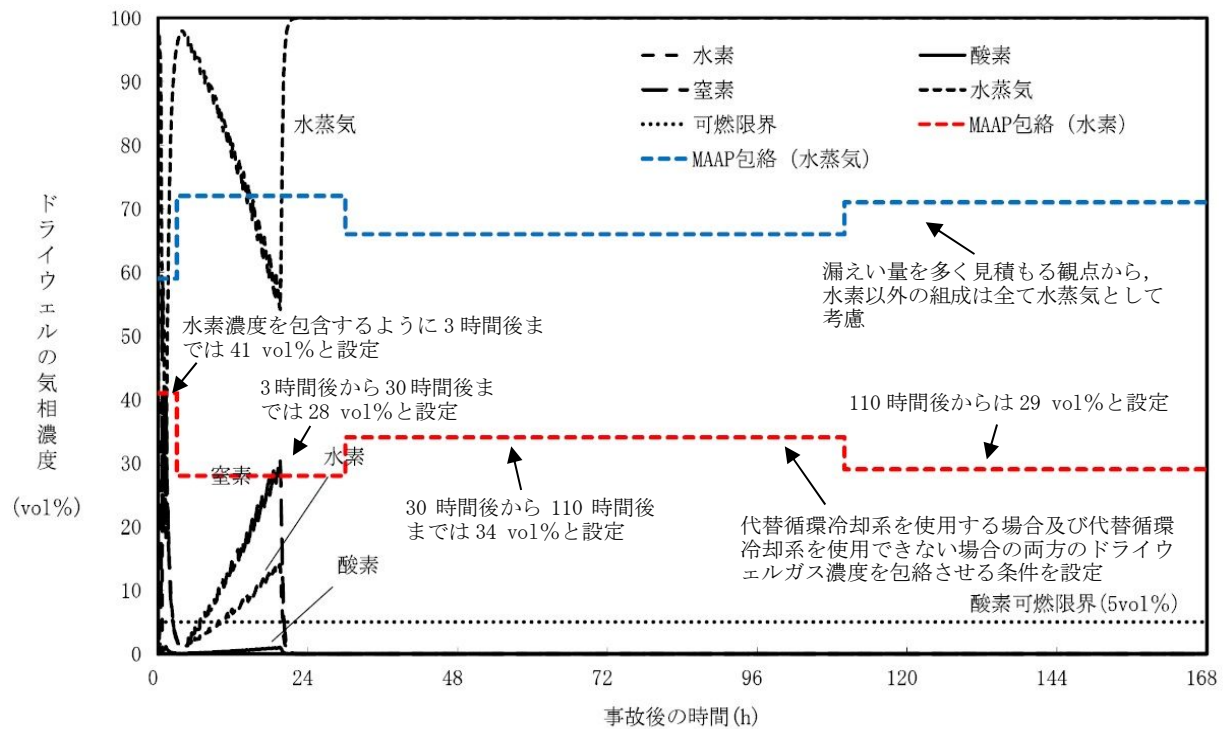
第 2.3.1-4 図 格納容器温度 (有効性評価シナリオ包絡条件)
(代替循環冷却系を使用する場合)



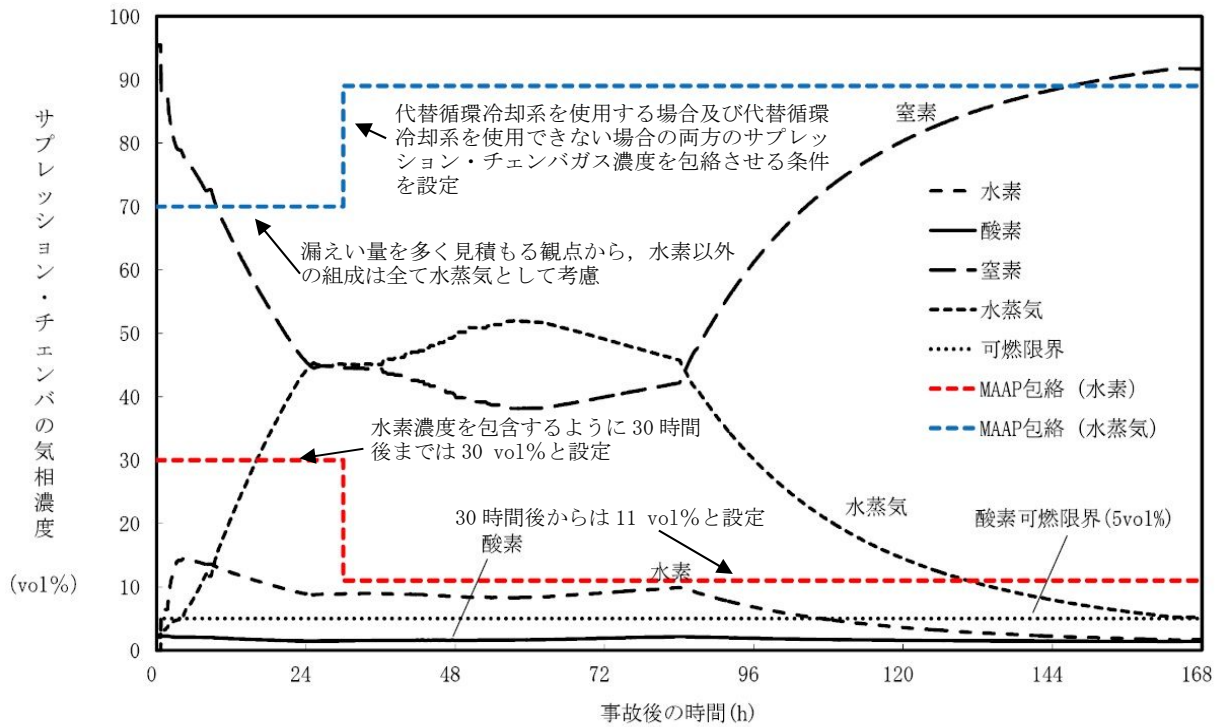
第 2.3.1-5 図 格納容器温度 (有効性評価シナリオ包絡条件)
(代替循環冷却系を使用できない場合)



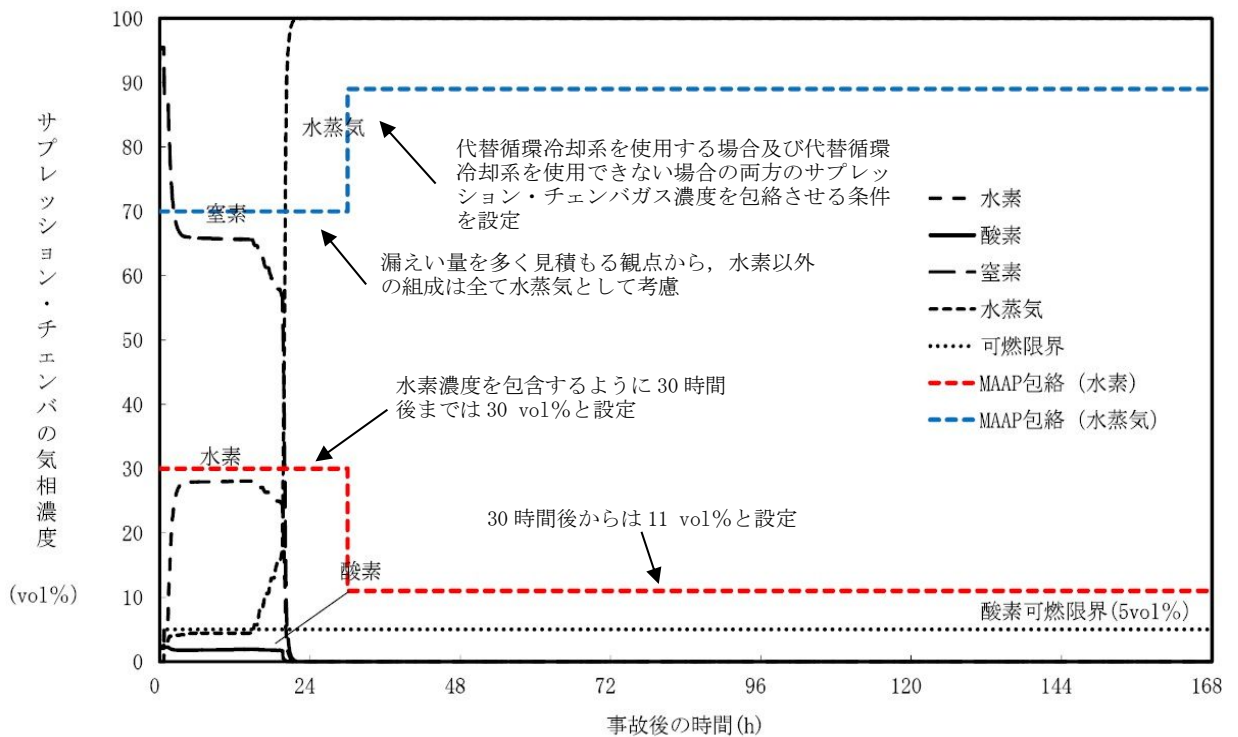
第 2.3.1-6 図 ドライウエルガス濃度 (有効性評価シナリオ包絡条件)
(代替循環冷却系を使用する場合)



第 2.3.1-7 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 2.3.1-8 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 2.3.1-9 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）

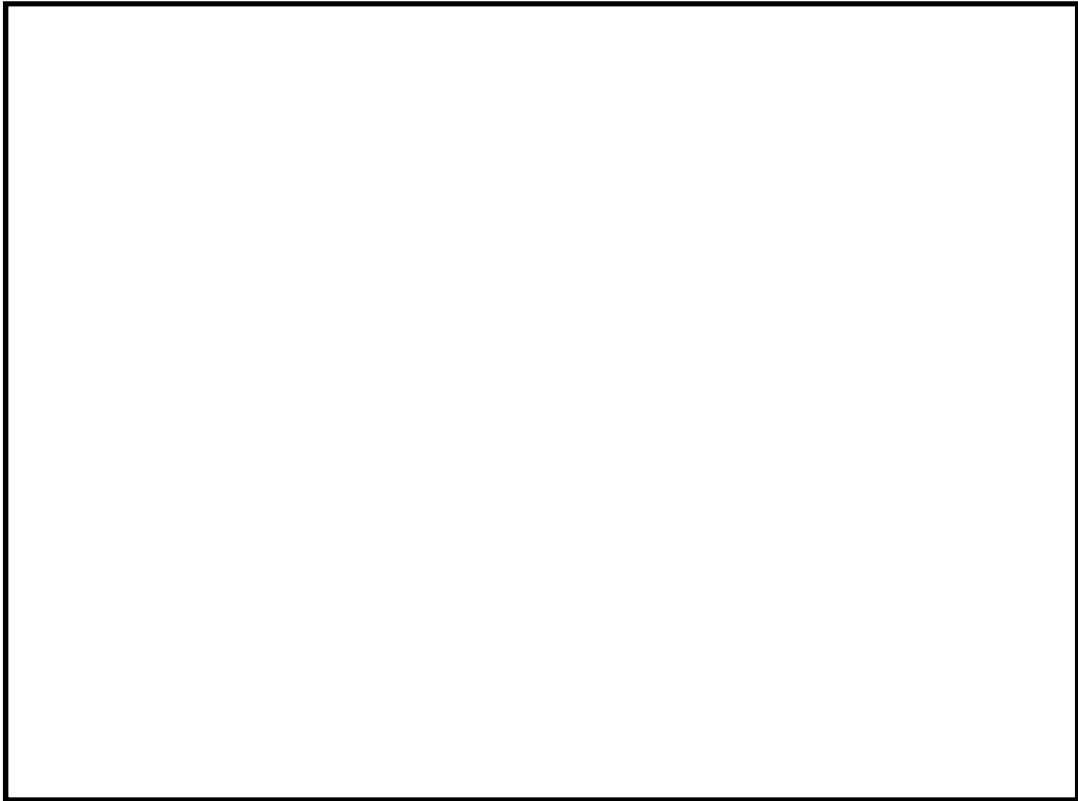
6 階（格納容器主トップヘッドフランジ）のみから漏えいする条件又は複数フロアから漏えいする条件を使用する。複数フロアからの漏えいを想定する場合、各フロアの漏えい量は、全漏えい量を各漏えい箇所の周長割合で分配して計算する。水素漏えい量の分配条件を第 2.3.1-4 表に示す。

部屋の位置を第 2.3.1-10 図，第 2.3.1-11 図に示す。

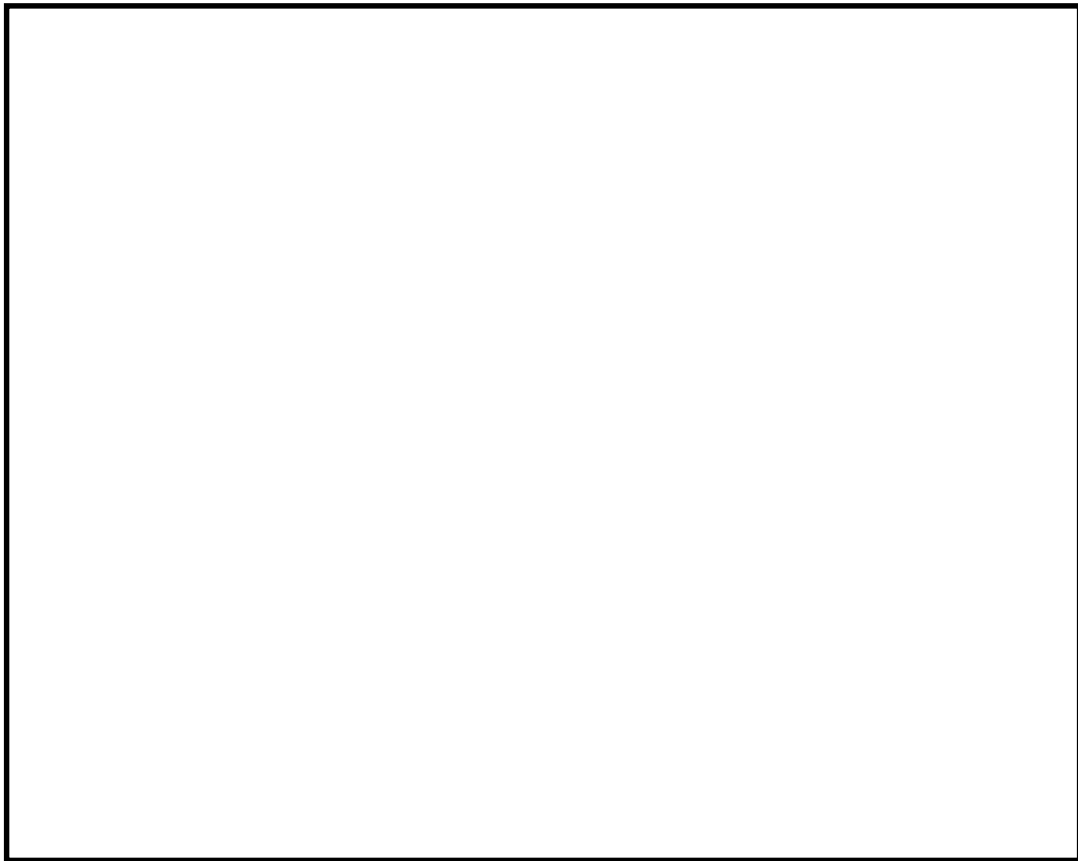
第 2.3.1-4 表 水素漏えい量の分配条件

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 CRD搬出ハッチ							
地下1階	西側 所員用エアロック							所員用エアロックのある部屋
	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 2.3.1-10 図 原子炉建屋原子炉棟 2 階



第 2.3.1-11 図 原子炉建屋原子炉棟地下 1 階

2.3.2 解析結果

2.1.4.1に示した解析条件の組合せから、第2.3.2-1表に示す3ケースを選定し、解析を行った。

第2.3.2-1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
原子炉建屋ガス処理系	2時間後から起動	停止

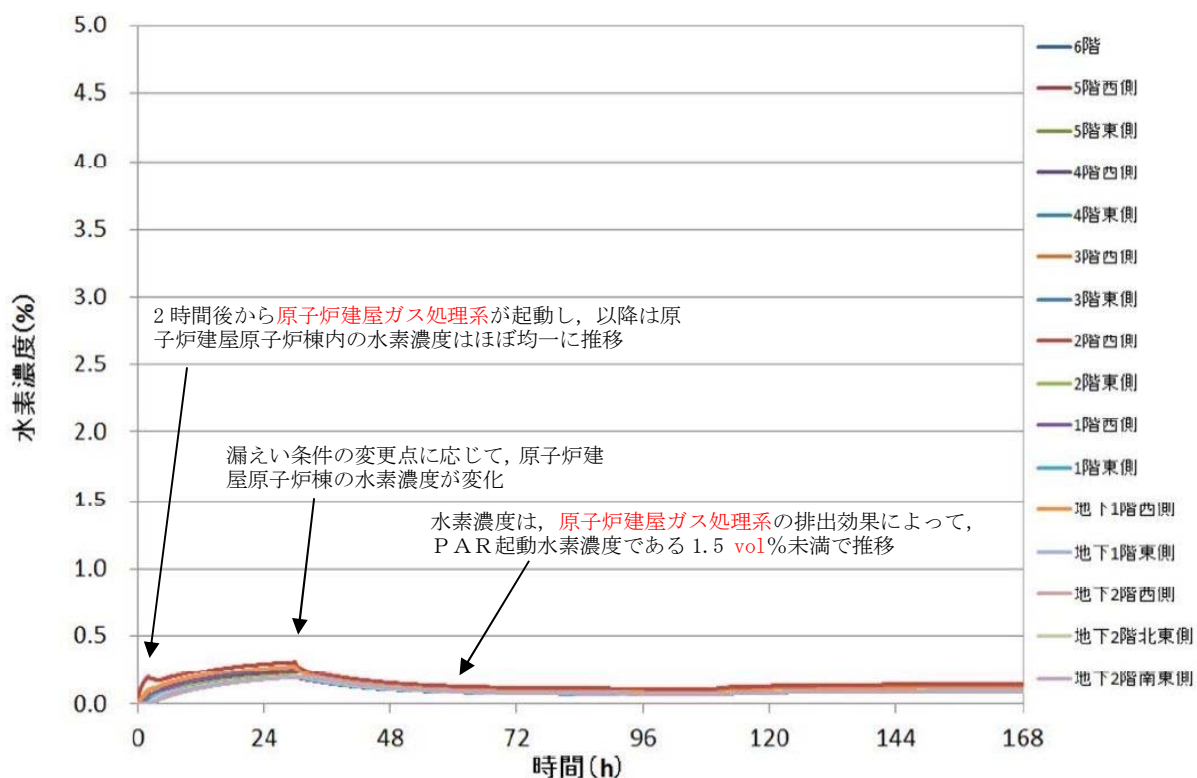
ケース1：有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において、各フロアに水素が漏えいした場合の建屋内挙動を確認するため、全漏えい量を原子炉建屋原子炉棟6階及び下層階（2階，地下1階）に分配した条件での水素濃度の時間変化を評価する。漏えい条件は、第2.3.1-2表に示す有効性評価包絡条件とし、原子炉建屋ガス処理系が事象発生2時間後から起動することを想定する。

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。

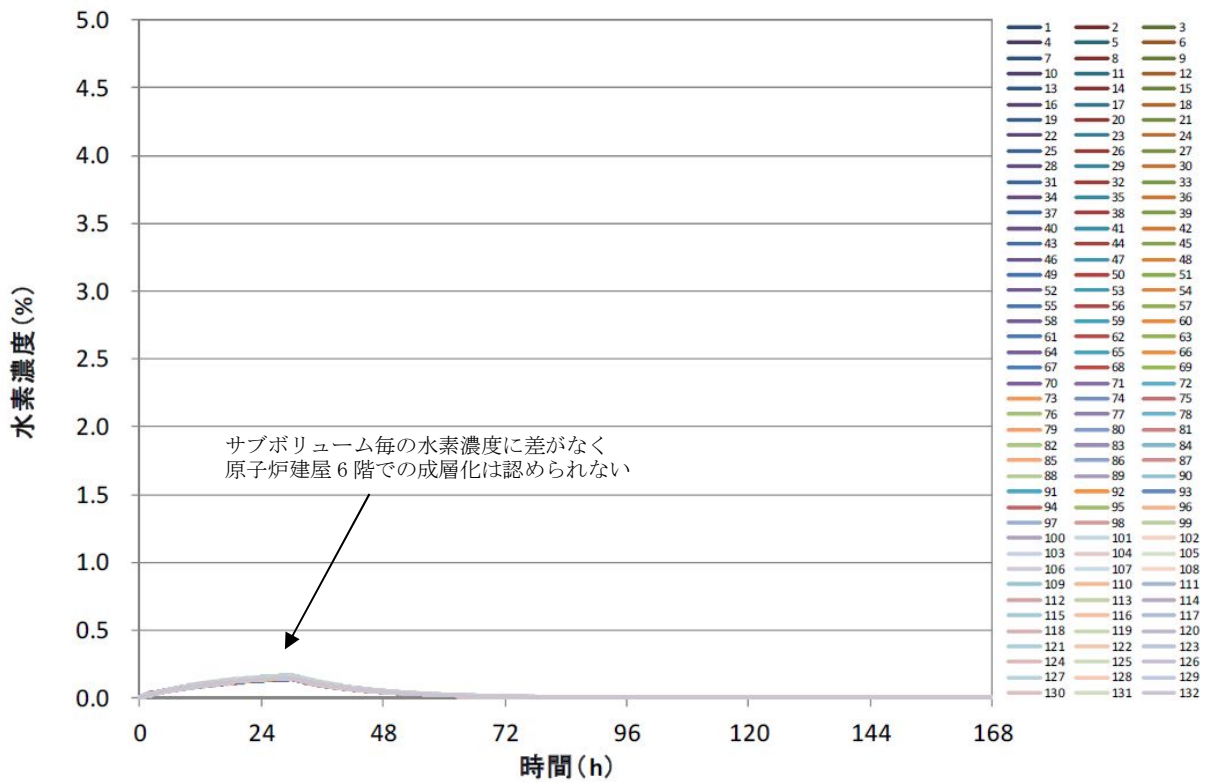
(1) ケース 1

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。解析結果を第 2.3.2-1 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 2.3.2-2 図に示す。



第 2.3.2-1 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）



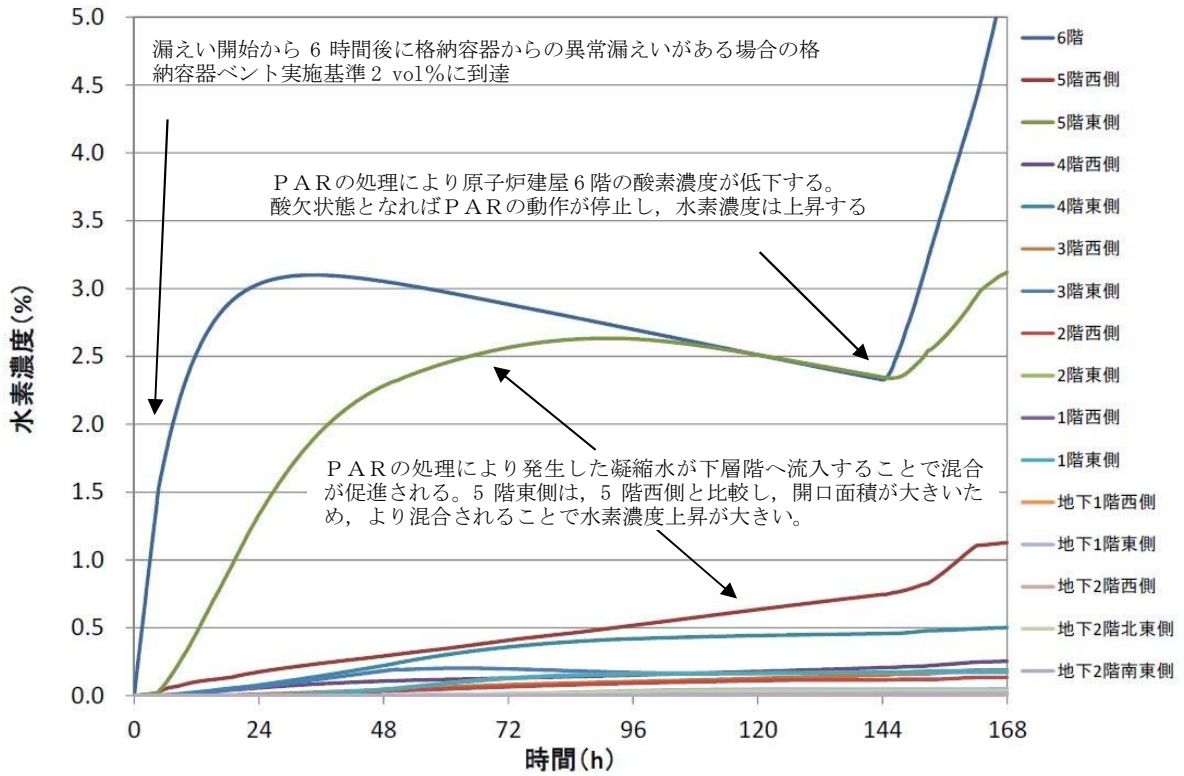
第 2.3.2-2 図 ケース 1 水素濃度の時間変化 (サブボリューム別)

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、**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、PAR 起動水素濃度である 1.5 vol%未満となる結果となった。

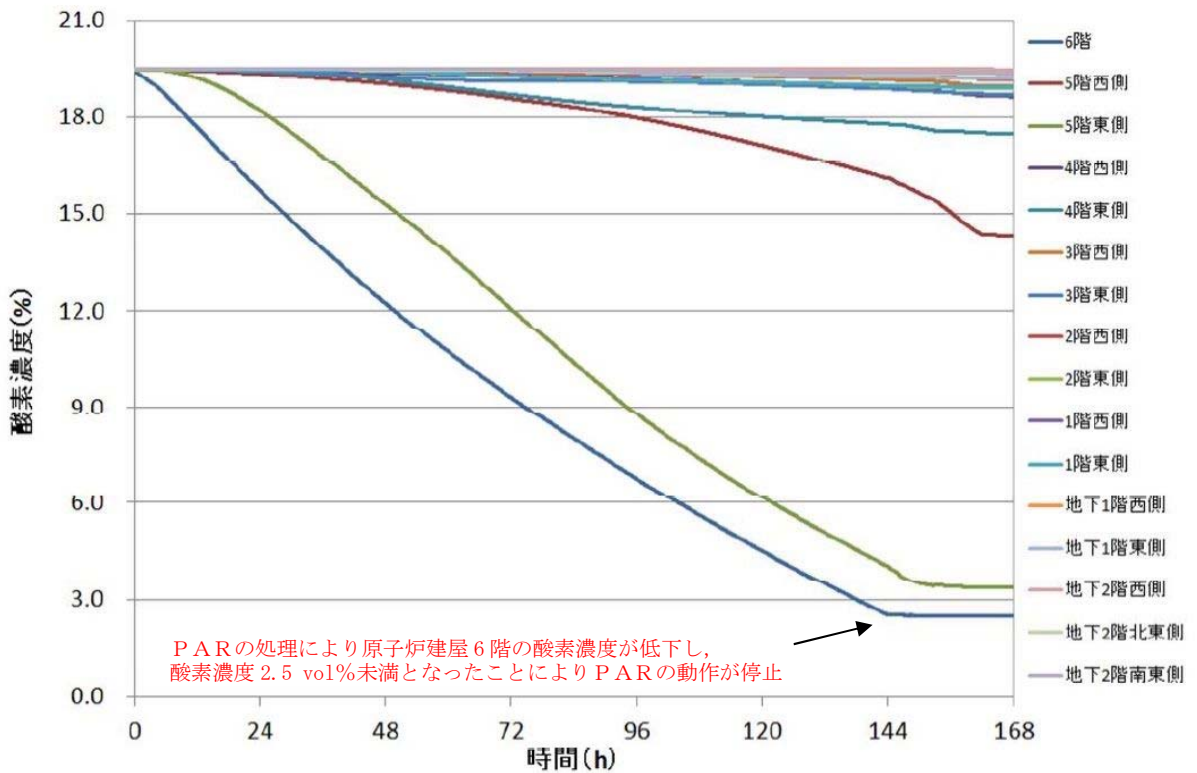
(2) ケース 2

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 PAR 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 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 2.3.2-3 図に示す。

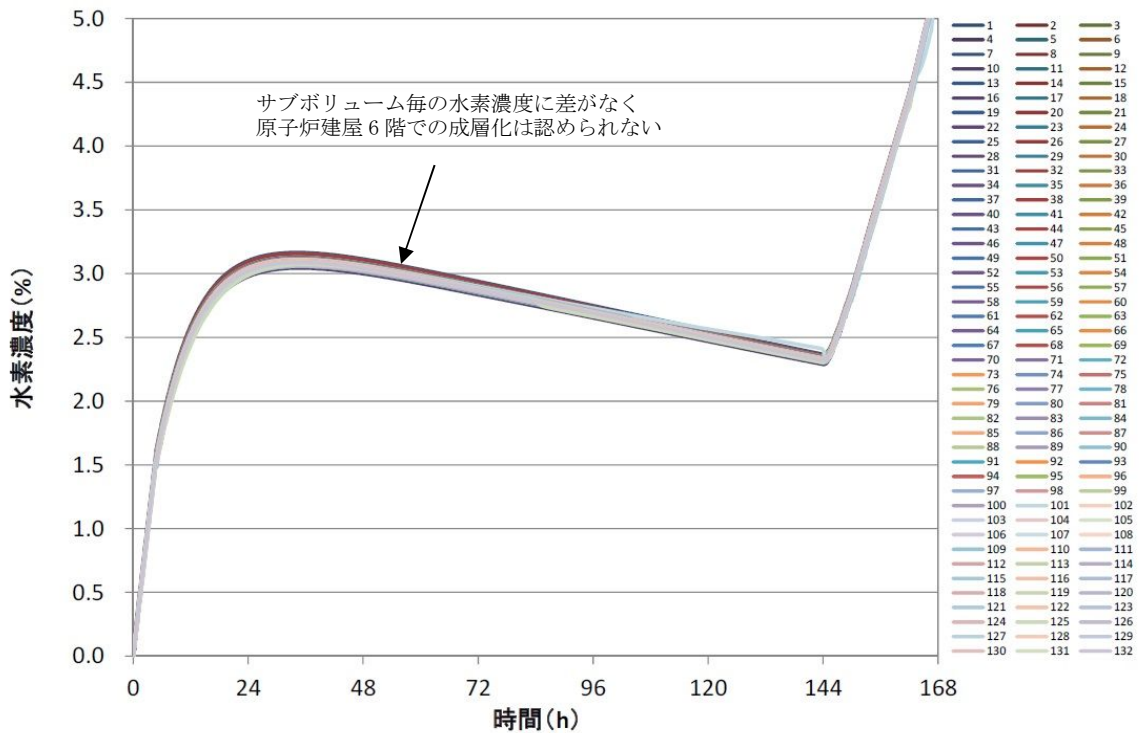
また、**酸素濃度の時間変化**を第 2.3.2-4 図に、サブボリューム別の水素濃度の時間変化を第 2.3.2-5 図に示す。



第 2.3.2-3 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)



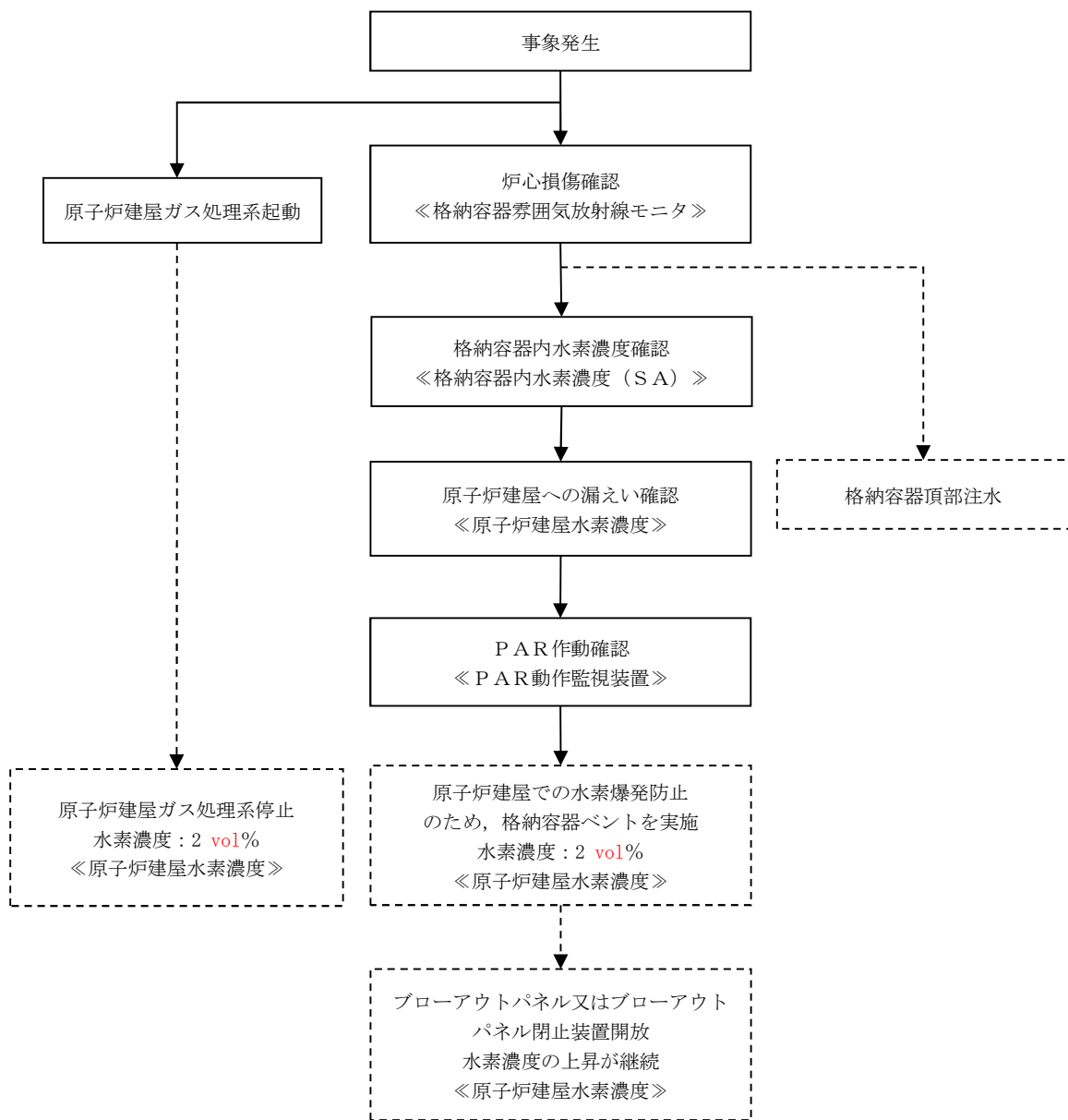
第 2.3.2-4 図 ケース 2 酸素濃度の時間変化 (原子炉建屋原子炉棟全域)



第 2.3.2-5 図 ケース 2 水素濃度の時間変化 (サブボリューム別)

第 2.3.2-3 図に示すとおり，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，第 2.3.2-4 図に示すとおり，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，第 2.3.2-6 図に示すとおり，原子炉建屋水素濃度が 2 vol% に到達した場合，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 2.3.2-5 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 2.3.2-6 図 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 2.4-1 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 2.4-2 図～第 2.4-3 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。

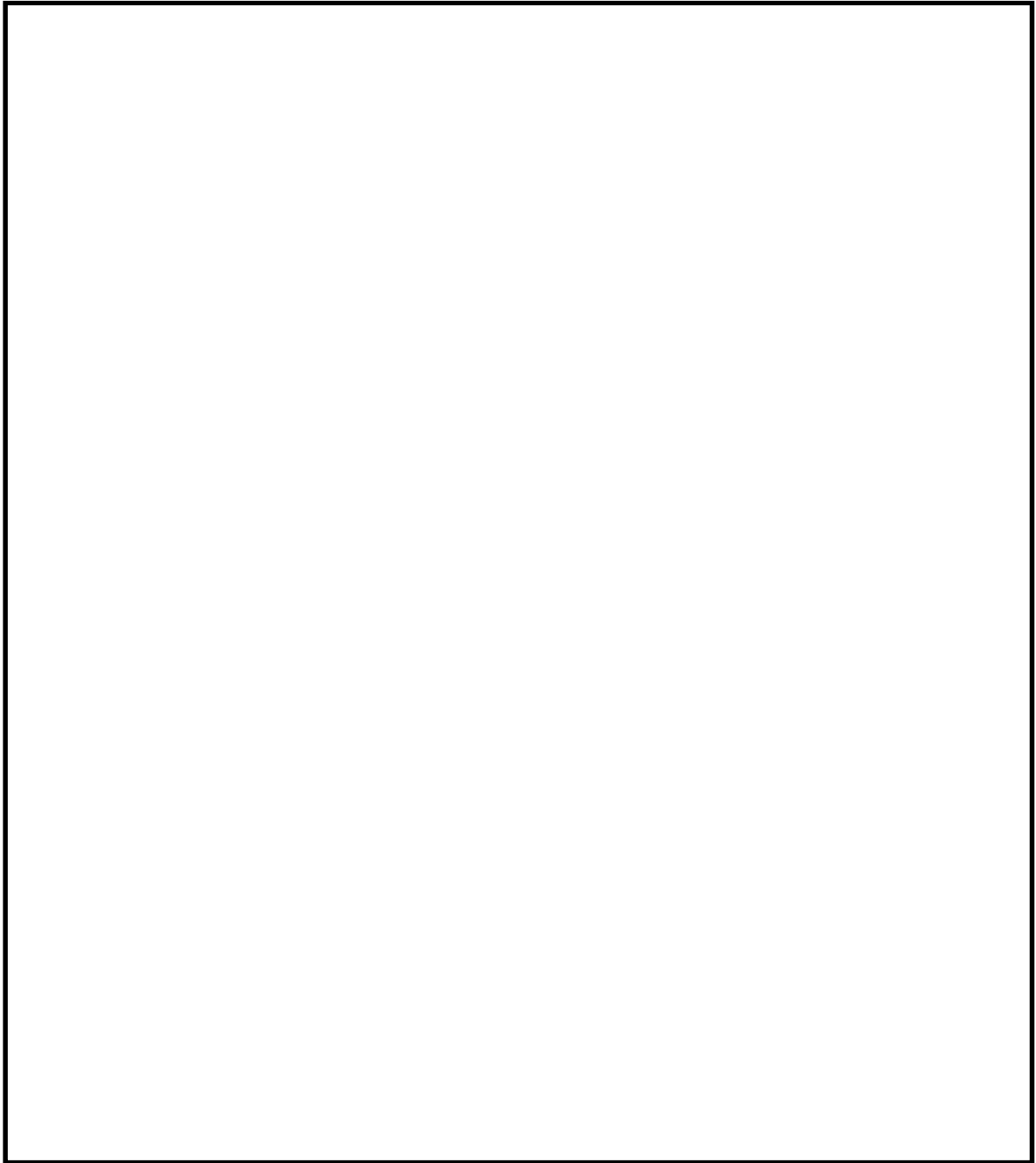
2.4.2 水素濃度監視設備の主要仕様

(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

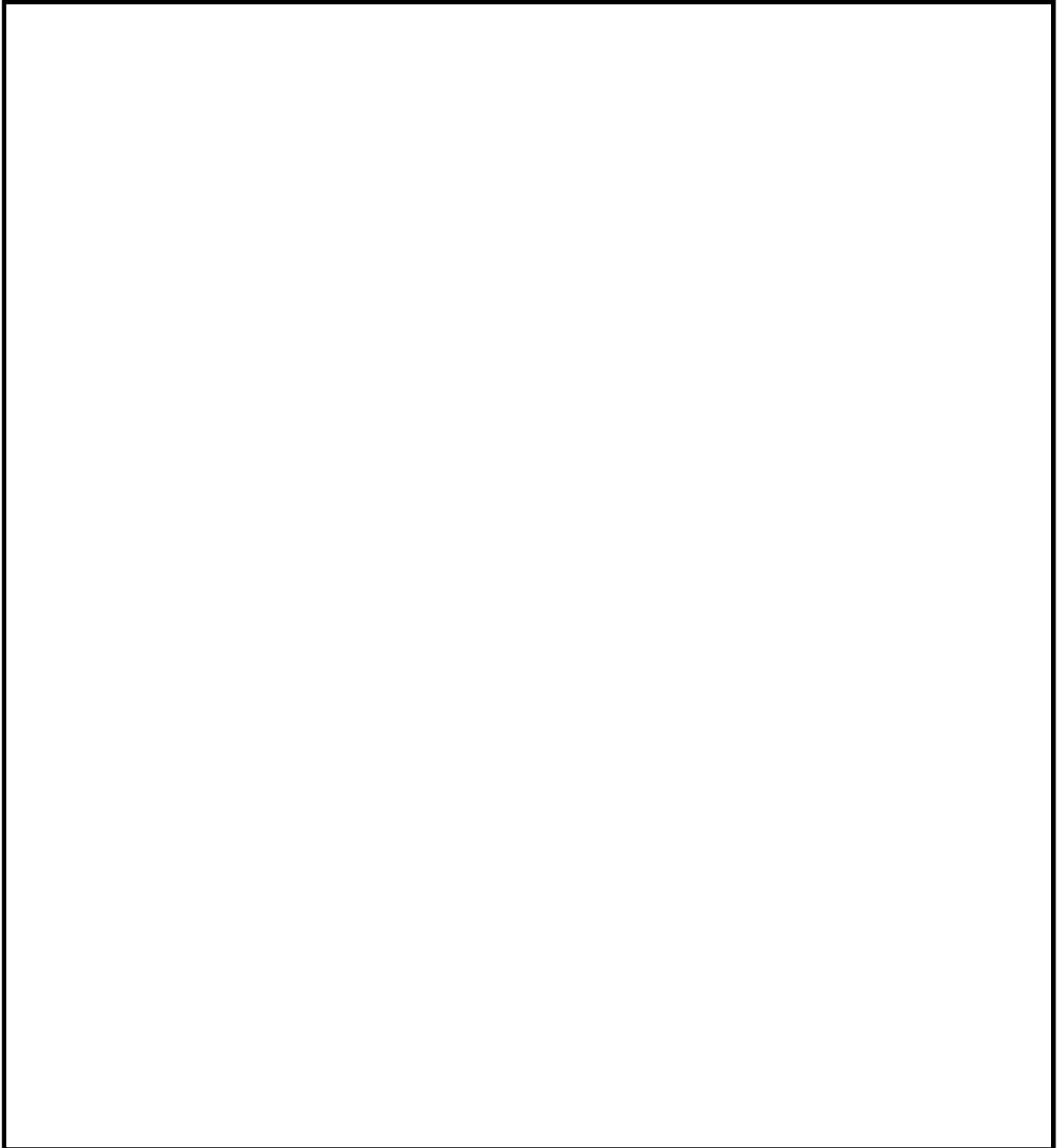
水素濃度検出器の配置場所を第 2.4-1 図から第 2.4-3 に示す。



NT2 補① V-1-8-2 R0

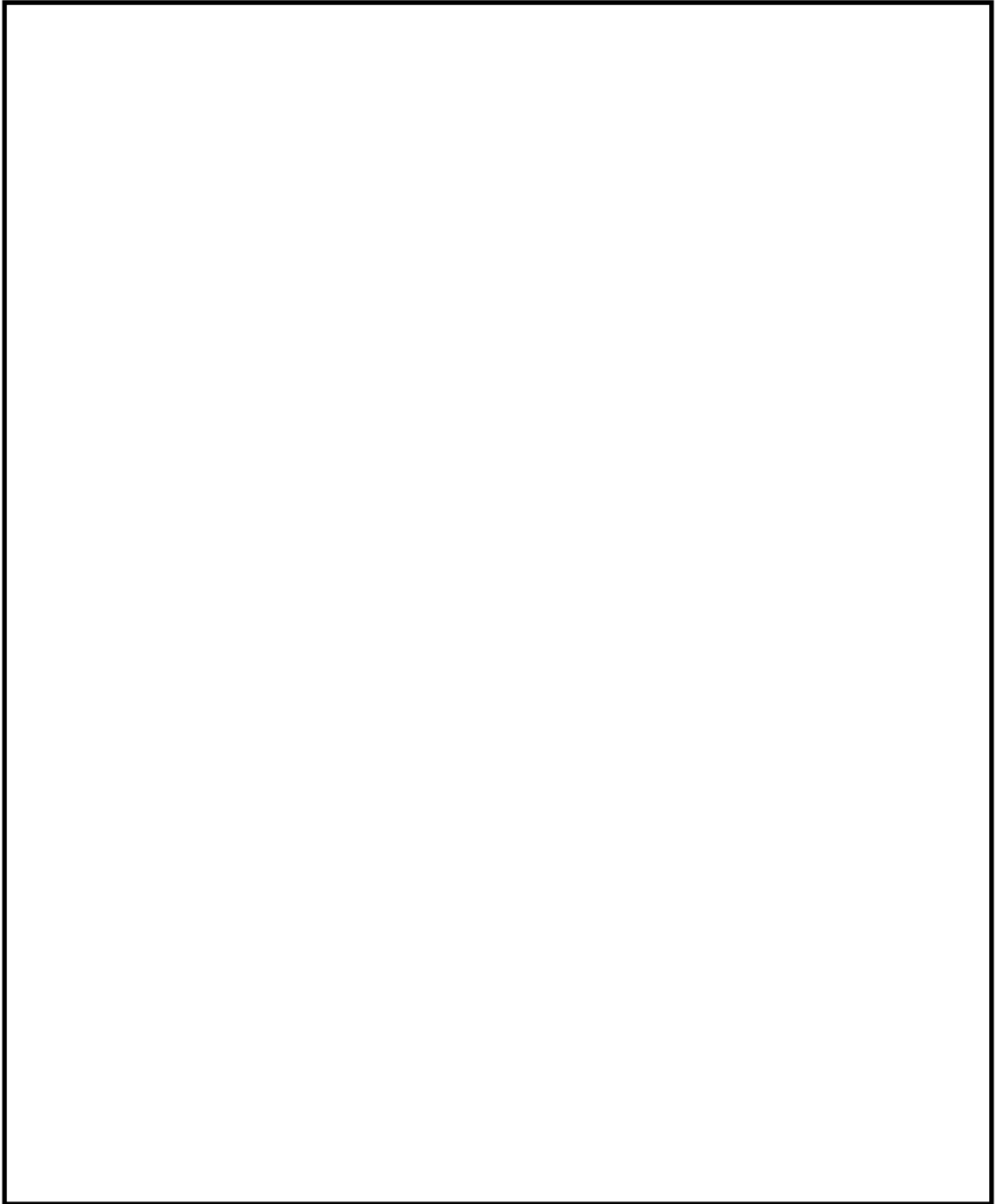
第 2.4-1 図 原子炉建屋水素濃度検出器配置図（原子炉棟 6 階）

NT2 補① V-1-8-2 R0



第 2.4-2 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-1-8-2 R0

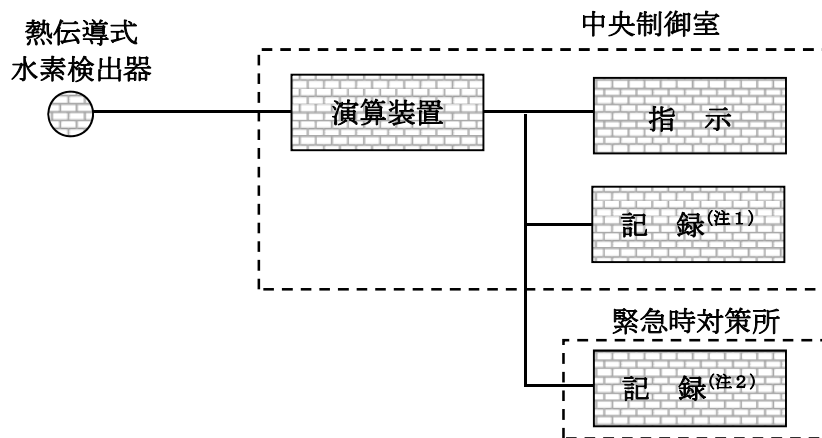
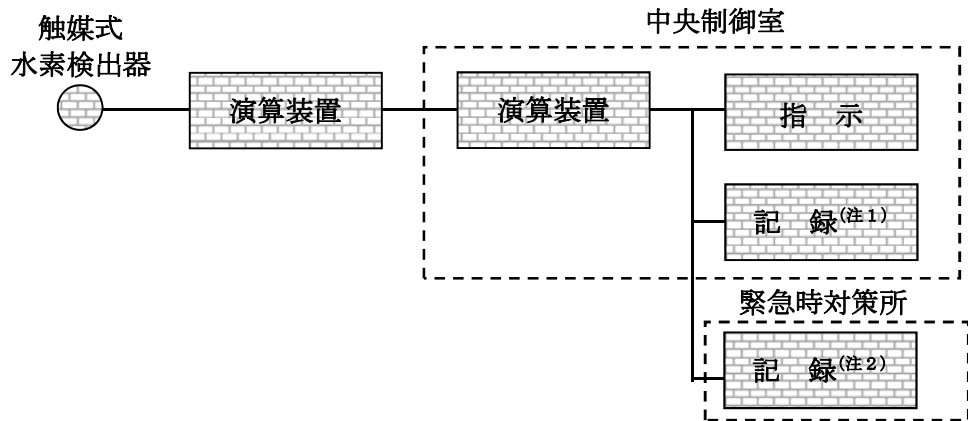


第 2.4-3 図 原子炉建屋水素濃度検出器配置図（原子炉棟地下 1 階）

(3) システム構成

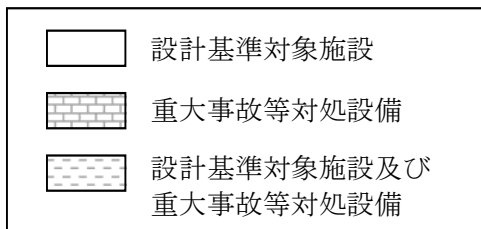
a. 原子炉建屋水素濃度

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2.4-4図に示す。

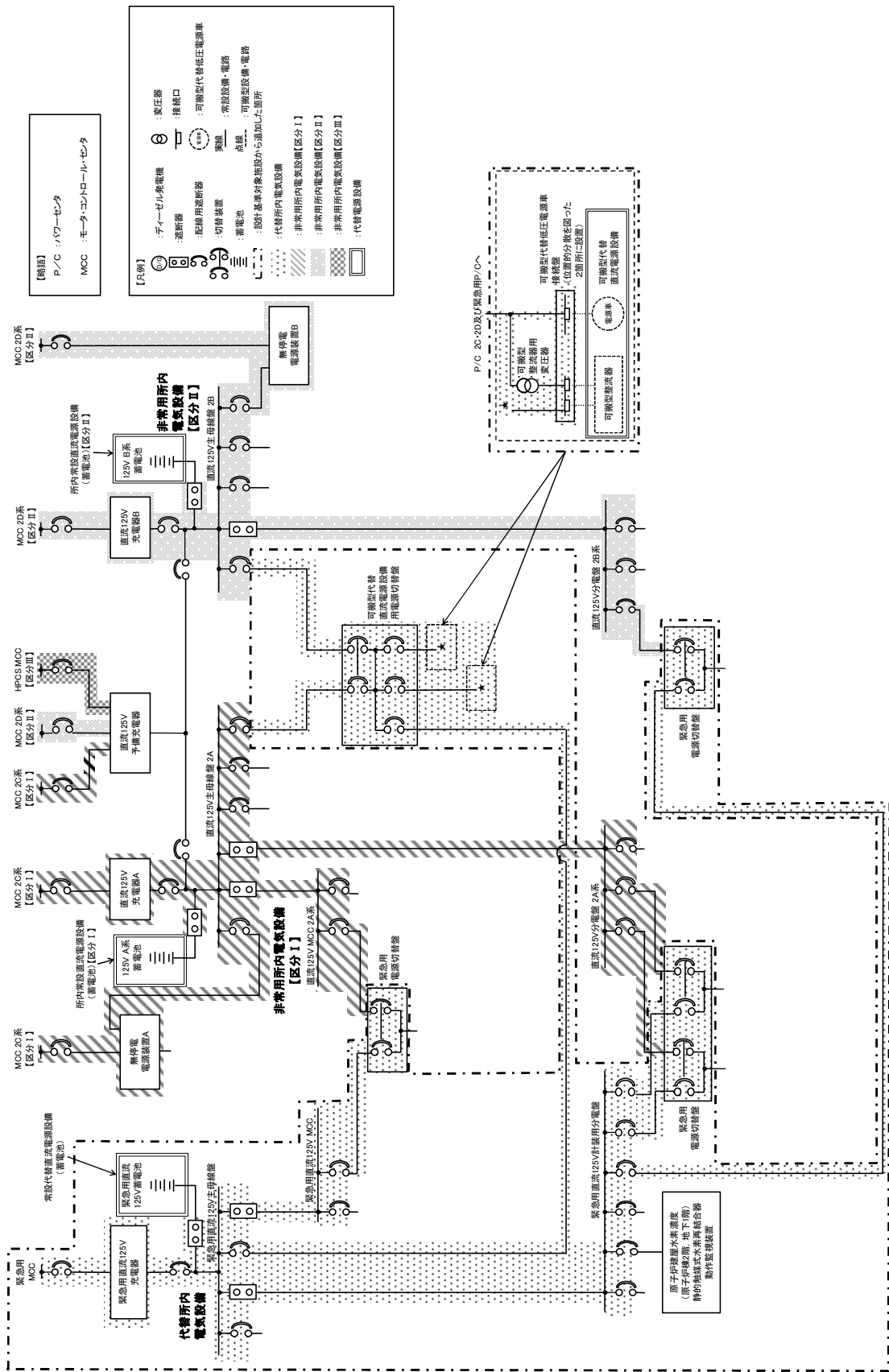


(注1) データ伝送装置

(注2) 緊急時対策支援システム伝送装置



第 2.4-4 図 原子炉建屋水素濃度の概略構成図



第 3.4-6 図 単線結線図（直流電源設備）

2.5 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

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。

第2図は、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、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、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。

NT2 補① V-1-8-2 R0

$$DR = \frac{d C_{H2}}{d t} \cdot V_C \cdot \gamma \dots\dots\dots \text{式③}$$

$\frac{d C_{H2}}{d t}$: 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。

$$Q = \frac{d C_{H2}}{d t} \cdot V_C \cdot \left(\frac{C_{H2}}{100} \cdot \eta \right) \dots\dots\dots \text{式④}$$

式④による流入量と、その時の水素濃度のデータより、式①の定数a, bは、フィッティングにより決定される。

a
b

式①, ②より水素処理速度は、以下のように表される。

$$DR = a \cdot \left(\frac{C_{H2}}{100} \right)^{b+1} \cdot \gamma \cdot \eta \dots\dots\dots \text{式⑤}$$

ここで、水素密度は気体の状態方程式に従い、次式で表される。

$$\gamma = \frac{P}{T \cdot R_{H2}} \dots\dots\dots \text{式⑥}$$

P : 圧力 (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。

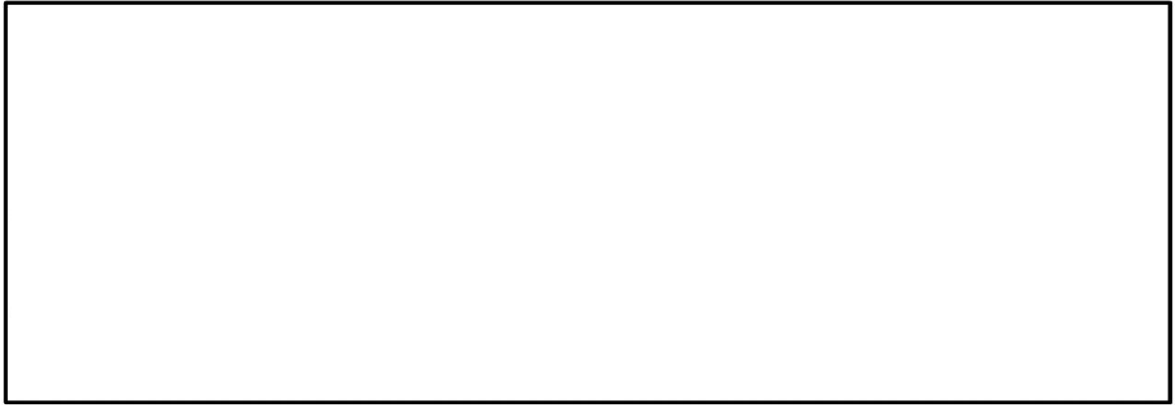
$$DR = \frac{a \cdot \eta}{R_{H2}} \cdot \left(\frac{C_{H2}}{100} \right)^{b+1} \cdot \frac{P}{T} \dots\dots\dots \text{式⑦}$$

$$\frac{a \cdot \eta}{R_{H2}} = A = \text{, } b + 1 = \text{$$

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。

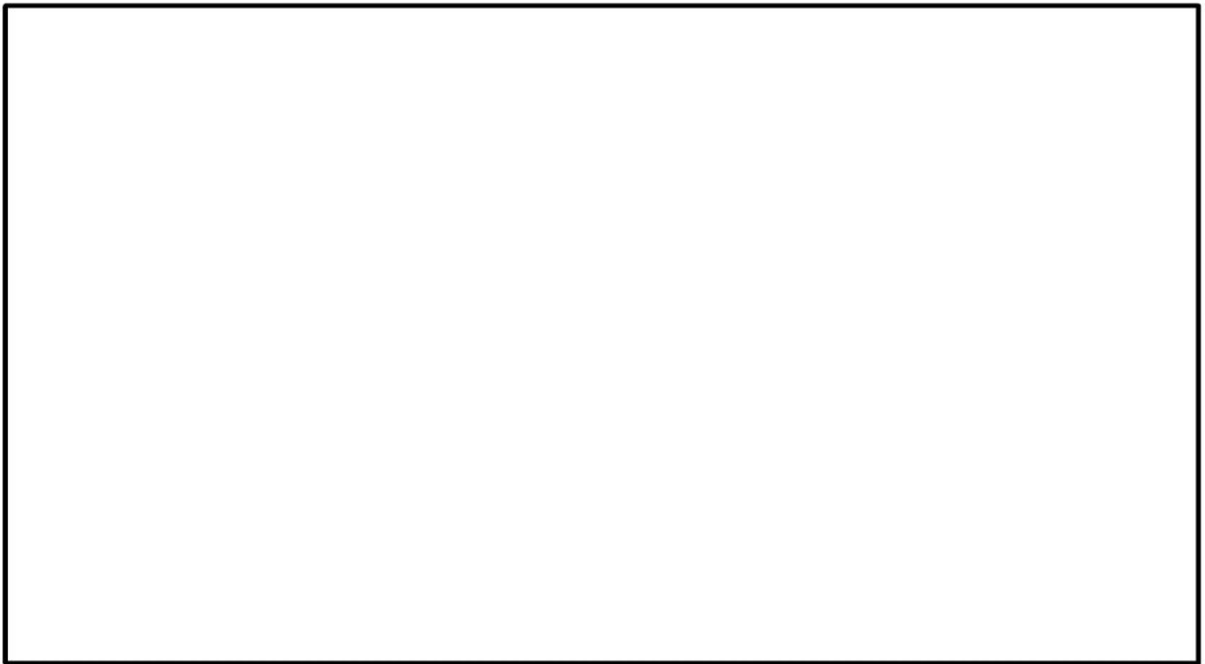
1表 試験条件

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%



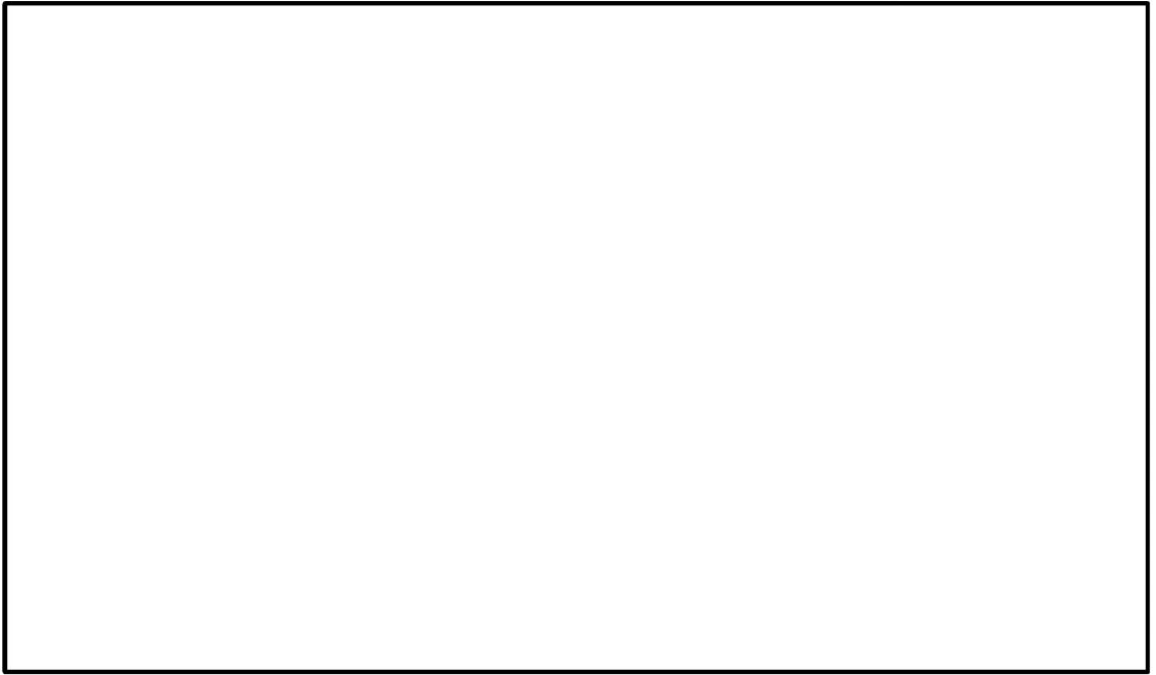
第1図 試験体概要図

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-1-8-2 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

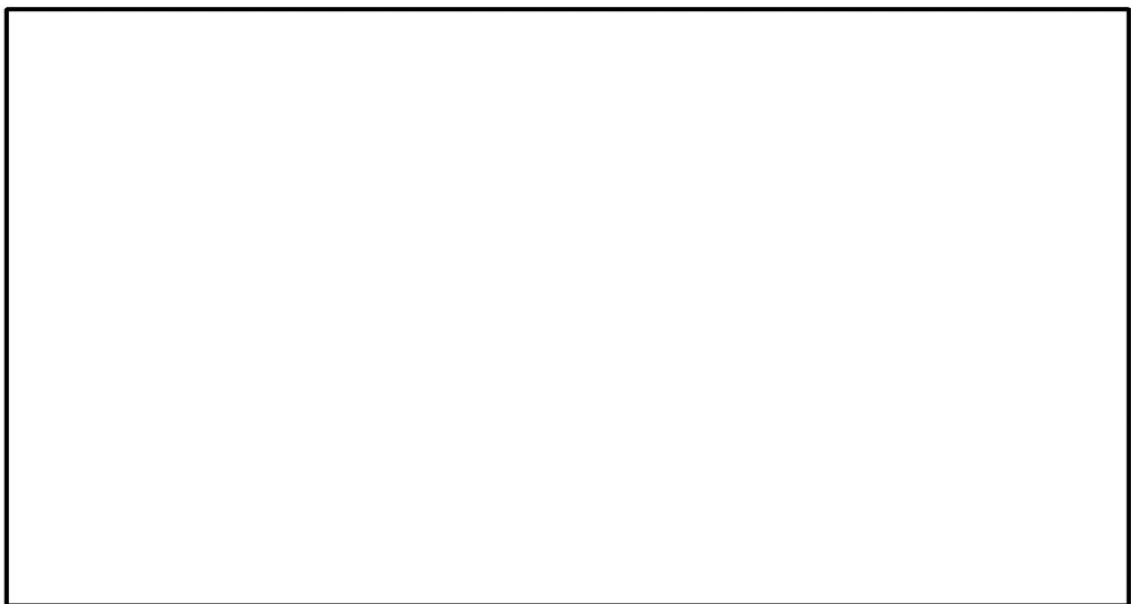
第6図 試験装置概要

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。

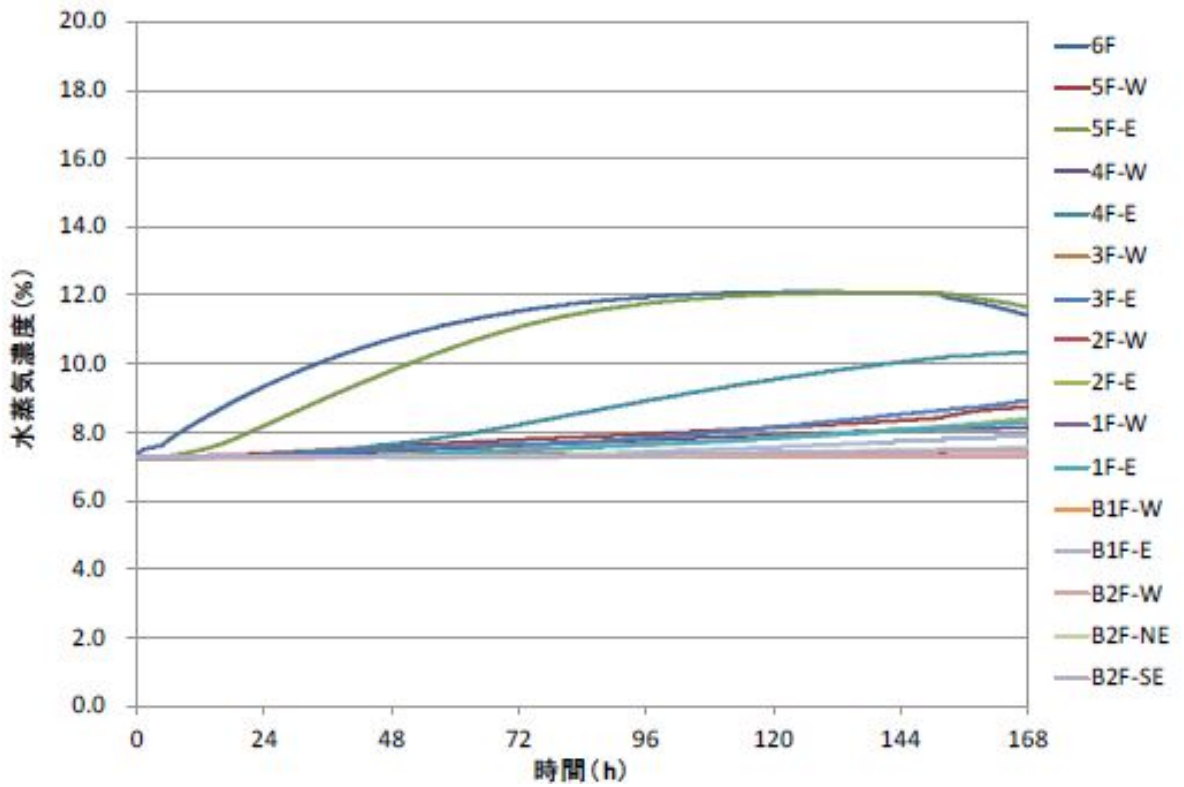
第3表 試験条件（蒸気環境による影響）

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%に達することはなく、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。

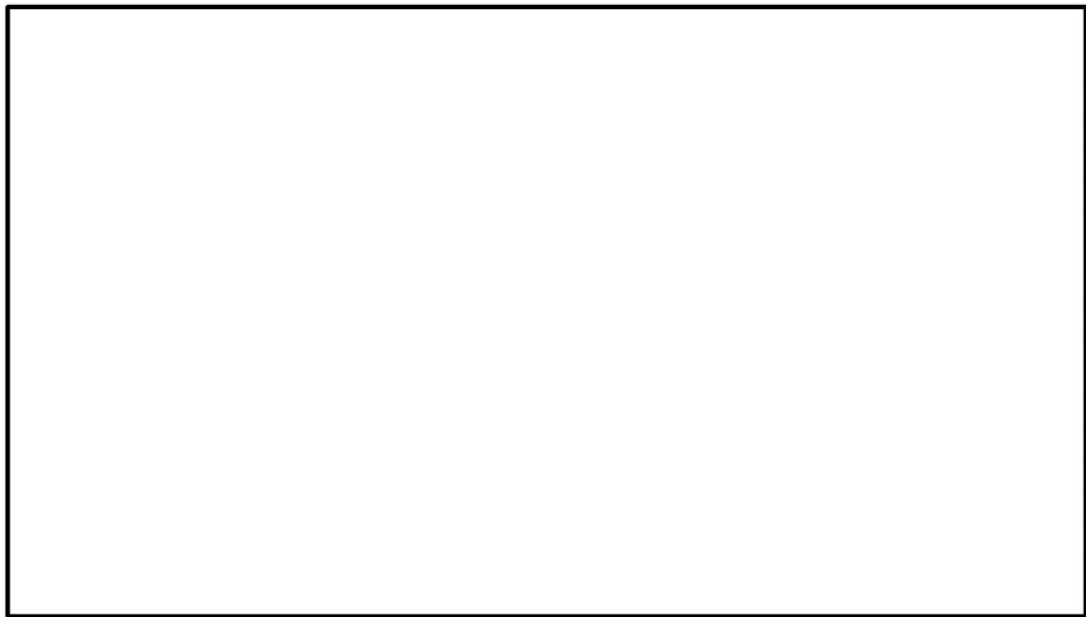
b. 低酸素環境下での影響

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で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）

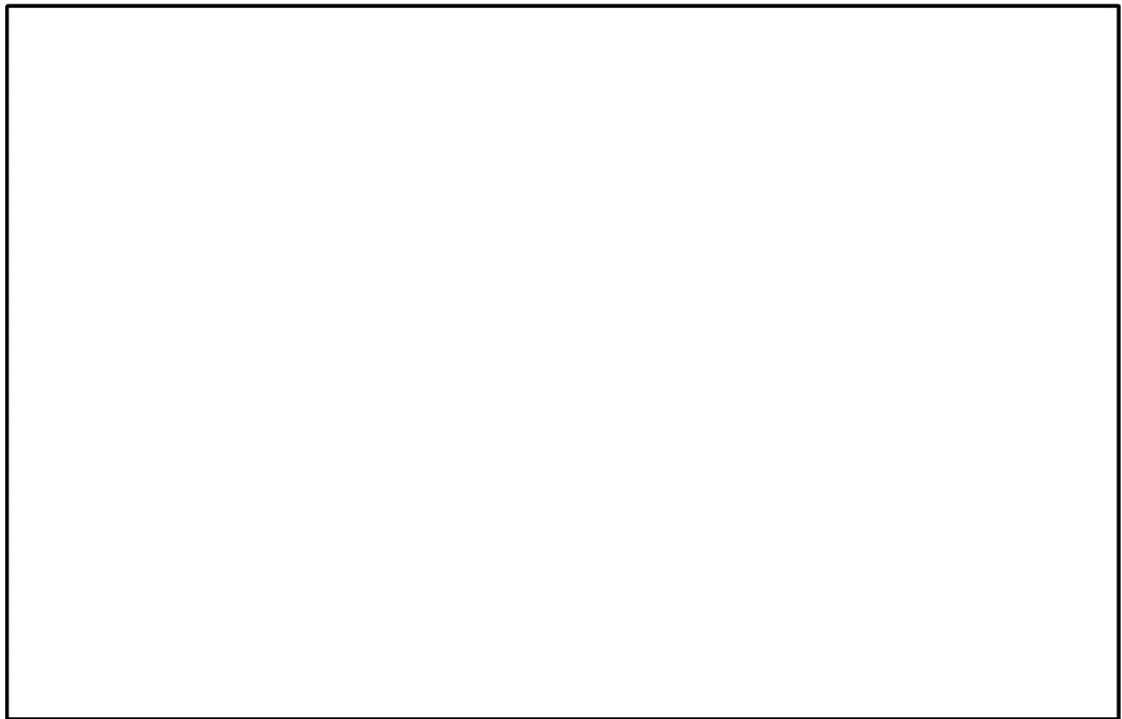
(3) スケールファクタの妥当性

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 °C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 °Cとすることは妥当と考えられる。



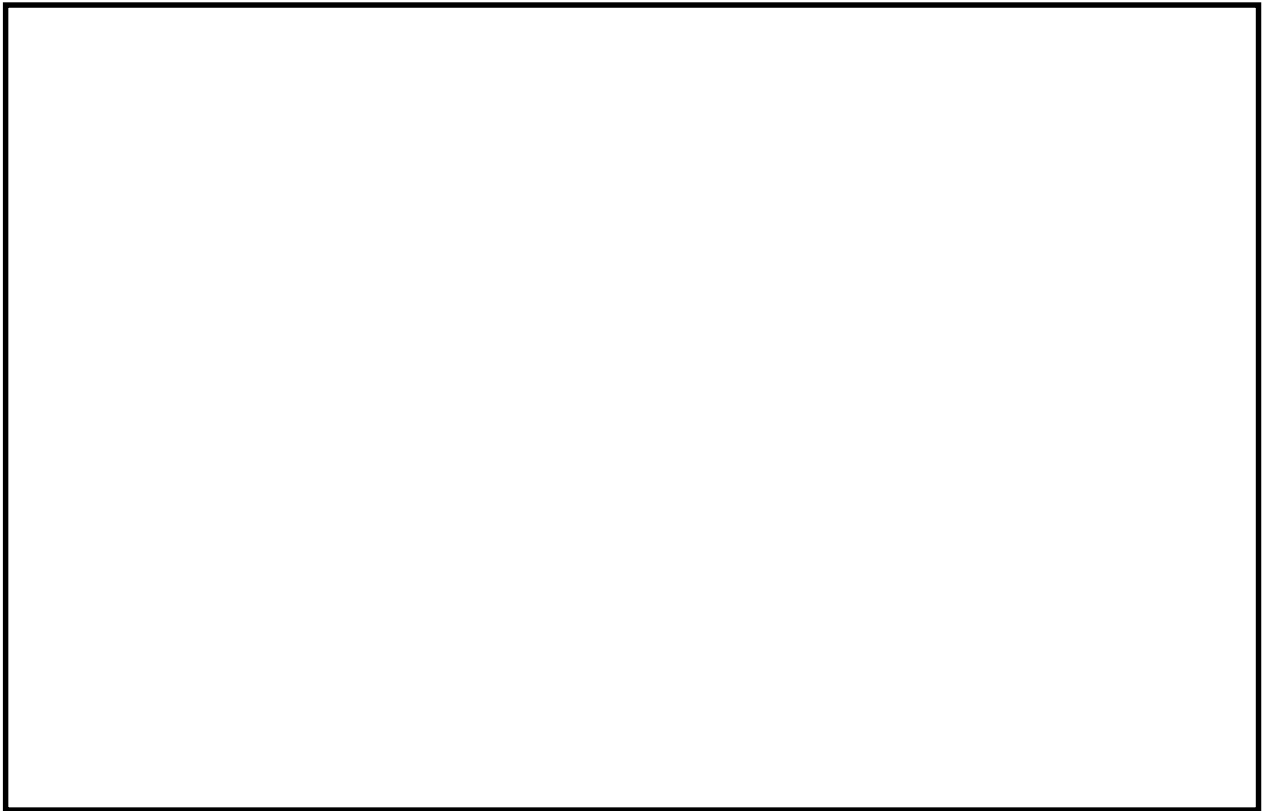
第11図 試験装置及び試験体の概要



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 Systemzustaenden im Model-Containment, Battele-Europe (1991)
- 2 Generic tests of Passive autocatalytic Recombiners(PARs) for combustible Gas Control in Nuclear Power Plants Vol.1 Program Description, EPRI (1997)
- 3 Generic tests of Passive autocatalytic Recombiners(PARs) for combustible Gas Control in Nuclear Power Plants Vol.2 Test Data for NIS PARs, EPRI (1997)
- 4 Depletion Rate of NIS PAR Module, NIS (1999)
- 5 K. Fischer, "Qualification of a Passive Catalytic Module for Hydrogen Mitigation", Nuclear Technology vol.112, (1995)
- 6 OECD-NEA THAI Project Quick Look Report Hydrogen Recombiner Tests HR-14 to HR-16 October 2009

反応阻害物質ファクタについて

炉心損傷を伴う重大事故等時において、原子炉格納容器内によ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階への漏えい量は十分小さく、影響はないと考えられる。また、別紙1に示したように、蒸気環境下による性能への影響ないと考えられる。

したがって、影響因子としてはガス状よう素を対象とし、以下のとおりPARの性能への影響を評価する。

(1) ガス状よう素による影響

事故時に炉内に内蔵されるよう素元素量は、約24.4 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試験の試験条件を第1表に、試験結果を第1図に示す。試験は、蒸気環境下において空間に対するよう素割合約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。

第1表 試験条件（よう素の影響）

温 度	圧 力	初期水素濃度	蒸気濃度	よう素濃度
120 °C	2 bar	4 vol%	50~70 vol%	300 mg/m ³

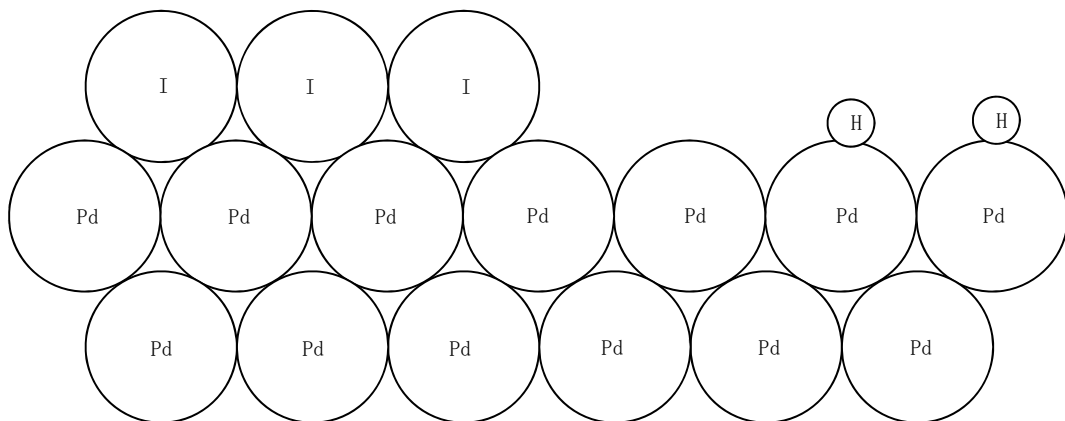


第1図 試験結果（よう素の影響）

本試験は、第1表に示す条件でよう素による触媒性能低下の影響を確認しているが、本試験結果が実機条件に適用できるかを確認するために、本試験結果における水蒸気濃度、温度及び圧力の影響について示す。

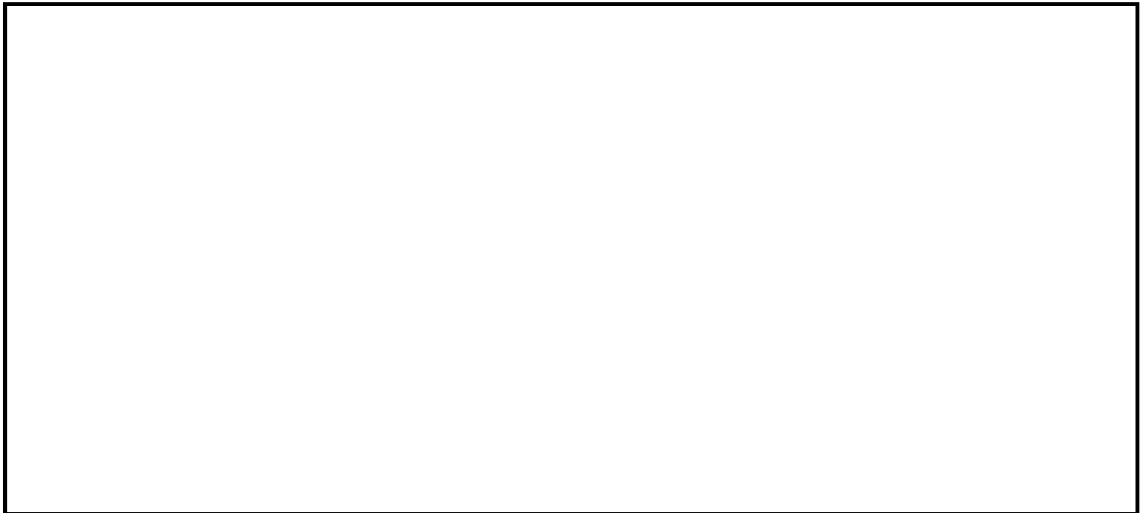
触媒の被毒は、強力な化学吸着による触媒反応の阻害によって発生する。したがって、よう素による被毒は、よう素によるパラジウム原子の物理的な閉塞により発生する（第2図参照）。水蒸気濃度及び圧力は、パラジウム表面に結合しているよう素の状態を変えることができないため、基本的には水蒸気濃度と圧力は、よう素による被毒効果に与える影響はないと考えられる。なお、水蒸気については、触媒に被膜ができること等による物理的な触媒性能低下の影響が考えられるが、それについては「別紙1(2)① 蒸気環境下での影響」のとおり、有意な影響はないことを確認している。さらに、触媒粒には疎水コーティングが施されていることから、水蒸気による性能低下を防ぐ設計考慮がなされている。

また、本試験条件は、東海第二発電所の事故時に想定される環境と比較し、よう素濃度、水蒸気濃度は保守的な条件となっている。これらを踏まえ、本試験結果における水蒸気濃度、圧力が与える大きな影響はない。



第2図 パラジウムへのよう素の結合の概略図

一方、温度については、触媒周りの温度が200℃付近の高温になると、吸着されたパラジウムとよう素が分離し、パラジウムは触媒機能を回復する知見が既往研究より確認されている（第3図参照）。これは、温度が上がったことにより化学結合状態が壊れてパラジウムとよう素が分離する状況になったことによるものと考えられる。



第3図 再結合効果と温度の関係

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°C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。

参考文献一覧

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

P A R の性能維持管理について

設置段階及び供用開始以降の P A R の性能を維持するため、以下のような検査及び点検を行う。

1. P A R の性能確保の考え方

P A R の性能評価式は、P A R 内部を通過する水素量（流量）と触媒による再結合効率（触媒反応）の関係から導出されたものであり、流量及び触媒反応に影響を与える各パラメータについて、検査又は点検時に確認することで P A R の性能を確保できる。第 1 表に P A R の性能確保に必要なパラメータとその確認項目を示す。

第1表 P A R の性能確保に必要な確認項目

性能因子	影響因子	確認項目
流 量	水素濃度	対象外（雰囲気条件）
	圧力，温度	対象外（雰囲気条件）
	P A Rハウジング部の幾何学的構造 ・ハウジング構造	・外観確認及び寸法確認
触媒反応	触媒カートリッジの幾何学的仕様 ・触媒カートリッジの枚数 ・触媒カートリッジ寸法	・外観確認及び員数確認 ・寸法確認
	触媒の品質管理	・製作時の仕様確認 （材料確認含む）
	触媒の性能 ・触媒の健全性 ・触媒の欠落 ・触媒の汚れ	・機能確認 ・外観確認

2. 検査及び点検内容

1. の考え方を踏まえ、以下に示す検査及び点検を実施することで、PARの性能を確保する。設置段階における検査内容を第2表に、供用開始以降の点検内容を第3表に示す。

第2表 設置段階における検査内容

対象部位	分類	検査内容
触媒	仕様確認	比表面積，直径，パラジウム含有量について，管理値を満足することを確認する。
	外観検査	有意な変形，傷等の有無について，目視により確認する。
触媒カートリッジ	仕様確認	触媒充填量について，管理値を満足することを確認する。
	外観検査	有意な変形，傷等の有無について，目視により確認する。員数についても確認する。
	寸法検査	主要な寸法について，実測により確認する。
	機能検査	健全性確認として検査装置により結合反応時の温度上昇率を測定し，管理値を満足することを確認する。
本体（ハウジング）	外観検査	有意な変形，傷等の有無について，目視により確認する。
	寸法検査	主要な寸法について，実測により確認する。
	材料検査	ミルシートにより確認する。

第3表 供用開始以降の点検内容

対象部位	分類	検査内容
触媒	外観点検	有意な変形，傷等の有無について，目視により確認する。
触媒カートリッジ	外観検査	有意な変形，傷等の有無について，目視により確認する。員数についても確認する。
	機能検査	健全性確認として検査装置により結合反応時の温度上昇率を測定し，管理値を満足することを確認する。
本体（ハウジング）	外観検査	有意な変形，傷等の有無について，目視により確認する。

3. 触媒の品質管理

触媒は、で製作され、その触媒の比表面積、直径及びパラジウム含有量について、第4表に示す管理値を満足していることを確認しているため、ロットで製作された触媒について、大きなばらつきはない。品質管理された触媒を触媒カートリッジへ充填する際には、規定量が充填されていることを全ての触媒カートリッジに対して確認するため、同じロットで製作された触媒が充填された触媒カートリッジの性能は同様である。

また、触媒カートリッジを試験装置にセットし、所定の水素濃度の試験ガスを通気した際の結合反応による温度上昇率を確認することで、工場製作時における触媒の健全性を担保することとしている。触媒の製作工程及び所定の品質管理を行うことを踏まえると、触媒の健全性確認の抜き取り数としては、1ロット当たり触媒カートリッジ1枚を確認することで十分である。

第4表 触媒製作段階における管理項目

対 象	項 目	管理値
触媒カートリッジ	触媒充填量	<div style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div>
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 °C以上上昇又は30分以内に20 °C以上上昇

4. 触媒の健全性

工場製作時の品質管理の一つとして触媒の健全性確認を行うが、使用開始前においてもPARの性能担保の観点から同様に健全性確認を実施する。また、PARを設置する原子炉建屋原子炉棟6階の雰囲気環境は空気、室温条件であり、化学薬剤等の触媒の活性を低下させるような要因はないことから、触媒にとって良好な環境条件であるが、供用開始後の経年劣化の有無を評価するため、触媒の健全性を確認する必要がある。

触媒カートリッジを試験装置にセットし、所定の水素濃度の試験ガスを供給し、水素と酸素の結合反応による温度上昇率を測定することで、メーカー推奨の判定基準を満足していることを評価し、触媒の健全性を確認する。工場製作時、使用開始前（現地据付時）及び供用開始以降の試験条件、判定基準を第5表に、試験装置の概要を第1図に示す。

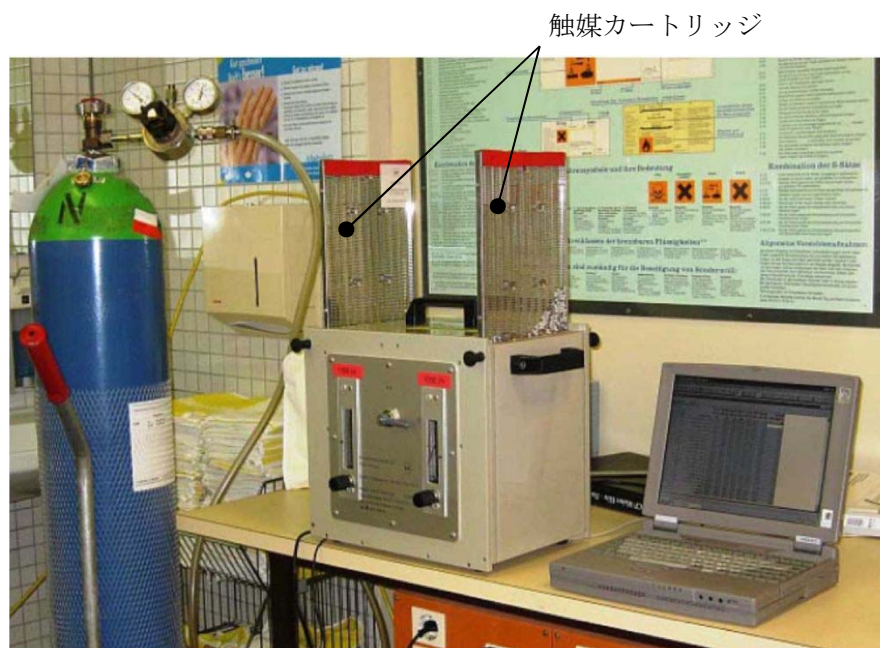
工場製作時には、メーカー標準の試験条件として水素濃度3 vol%の試験ガスを通気するが、国内で実施する使用開始前、供用開始後の健全性確認は、国内で一般的に手配可能な水素ボンベ（水素濃度：1.3 vol%）を用いて実施する。工場製作時に比べて、低い水素濃度条件で

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取り数については、検査要領を定める際に適切に設定する。

第5表 触媒の健全性確認試験条件

項目	工場製作時	使用開始前	供用開始後
試験条件	水素濃度：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 °C以上/20分 又は 20 °C以上/30分	10 °C以上/20分 又は 20 °C以上/30分	10 °C以上/20分 又は 20 °C以上/30分



第1図 検査装置概要図

PAR動作監視装置について

(1) 目的

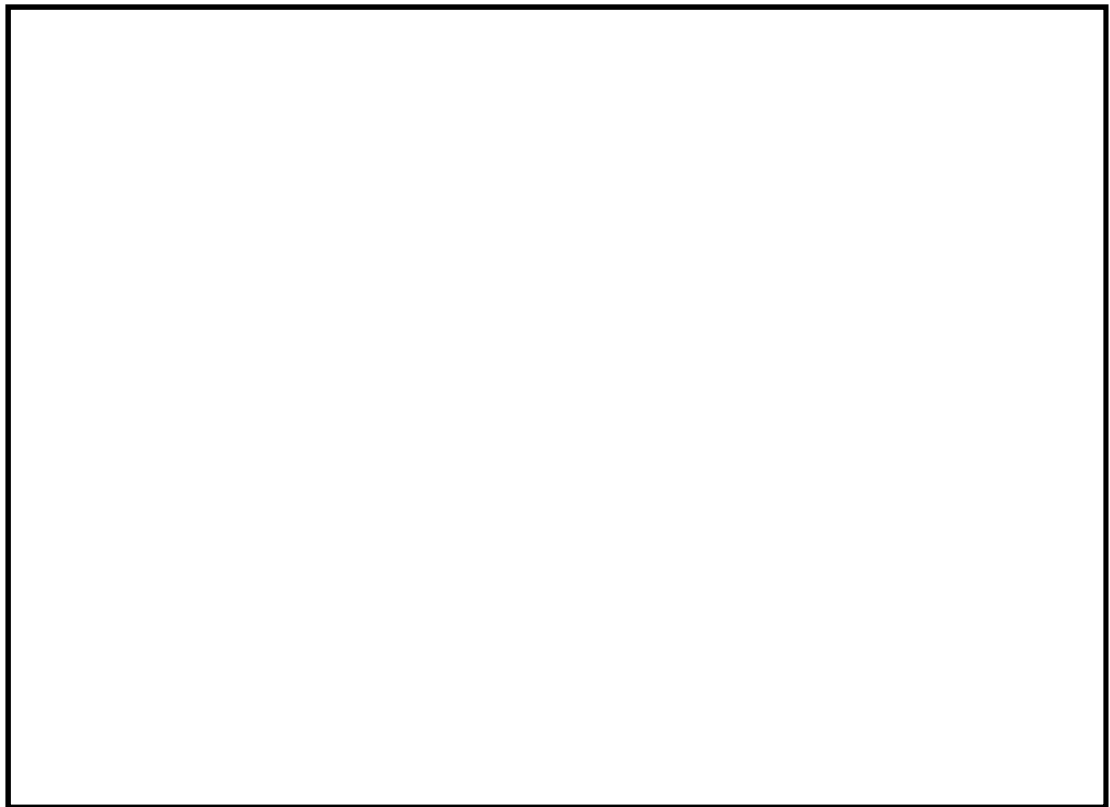
PARは、原子炉建屋原子炉棟6階内の水素濃度上昇に伴い自動的に作動する装置であり、電源や運転員による操作が不要な装置である。

PARは、触媒における再結合反応により水素を除去する装置であるため、水素濃度の上昇に伴って装置の入口側と出口側の温度差が上昇する（第1図、第2図参照）ことから、PAR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、PAR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PAR（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PAR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。



第1図 SNLで行われた試験用PAR 概要



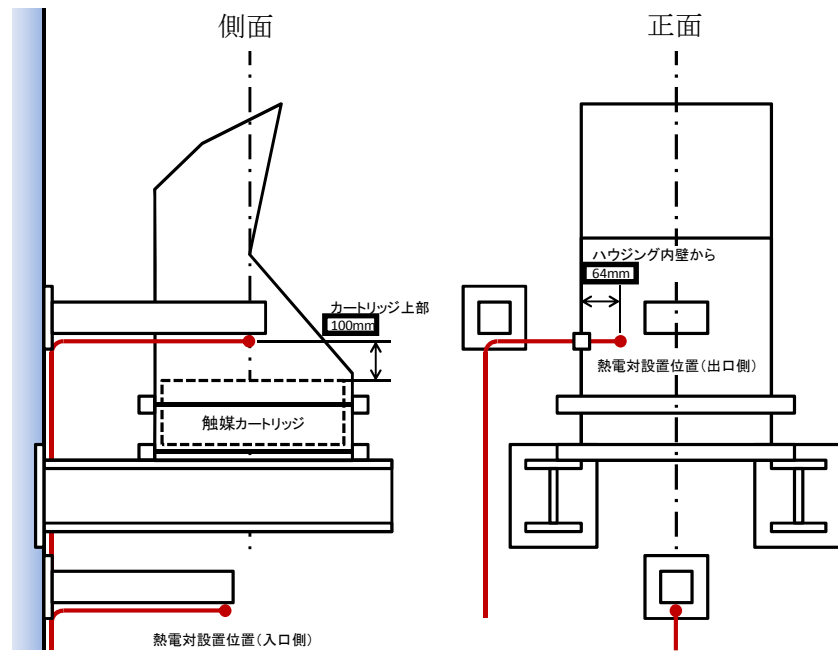
第2図 PAR温度と水素濃度の関係

(2) 設備概要

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にて監視できるようにする。

熱電対の設置位置は、PAR入口及び触媒カートリッジ出口に熱電対シースを取り付け、ガス温度を測定できるようにする。

実験結果（第2図）において、触媒部での水素再結合反応に伴い、水素濃度1.0 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。



第3図 PARへの熱電対取付位置概要図

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れる位置とする。(第3図参照)

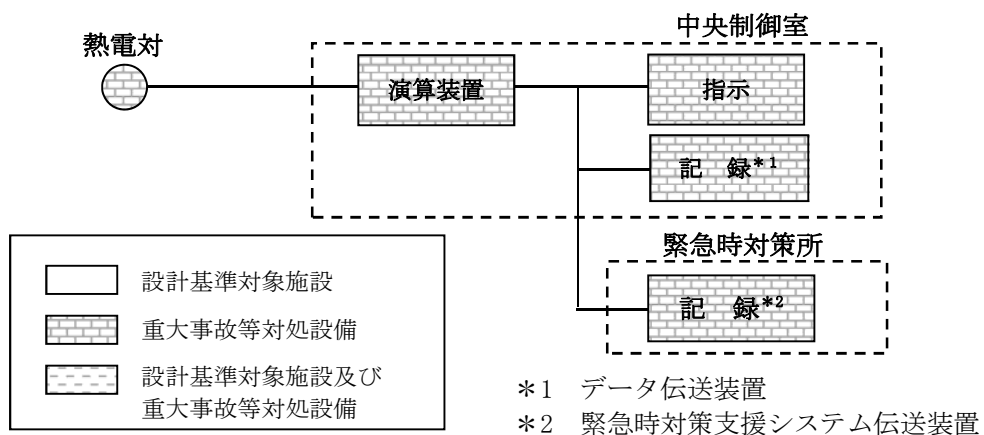
熱電対シースは、 $\phi 3.2 \text{ mm}$ であり、PARへの流路影響の観点から水素除去性能へ影響を及ぼすものではない。

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。(第4図参照)

第1表 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

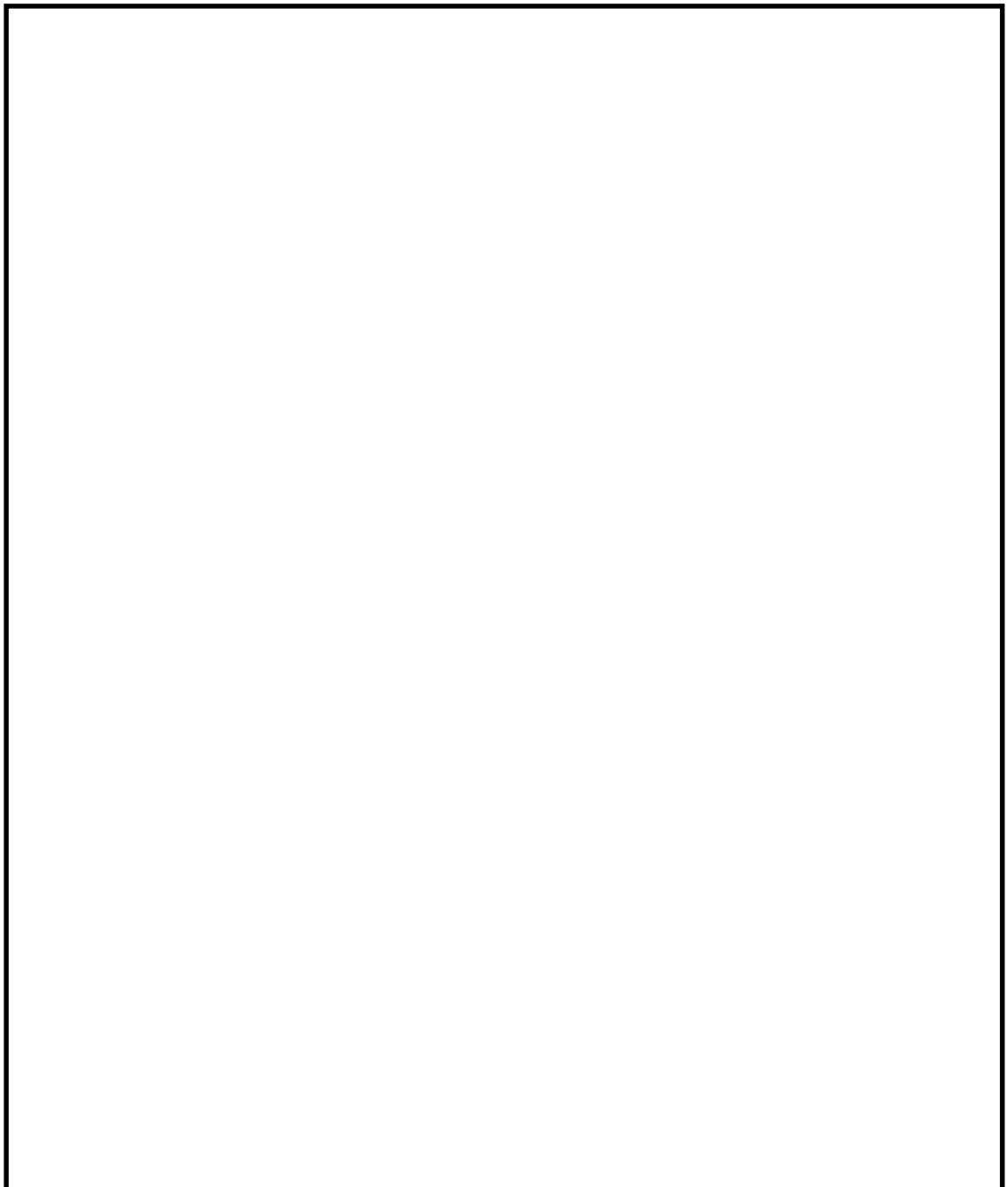
* 2基のPARに対して出入口に1個設置



第4図 PAR動作監視装置の概略構成図

(3) P A R 動作監視装置の設置場所

P A R は、水素を処理する際の熱でガス温度が上昇するため、P A R 装置により上昇気流が発生する。したがって、原子炉建屋原子炉棟 6 階の水素は、自然対流により拡散されることから、原子炉建屋原子炉棟 6 階の両壁面に配置した P A R 全体に水素が行き渡り、一様に触媒反応を起こして温度が上昇すると想定している。したがって、P A R の動作原理が触媒反応による水素と酸素の再結合であることを踏まえると故障は考え難く、P A R 動作監視装置の必要個数は 1 個と考えるが、位置的分散を考慮して、原子炉建屋原子炉棟 6 階の両壁面に配置した P A R のうちそれぞれ 1 基に設置することとする。(第 5 図参照)



第5図 P A R 動作監視装置の概略構成図

参考文献一覽

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

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影響を与える項目としては、「①PARハウジングからの熱輻射による熱影響評価」及び「②PAR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

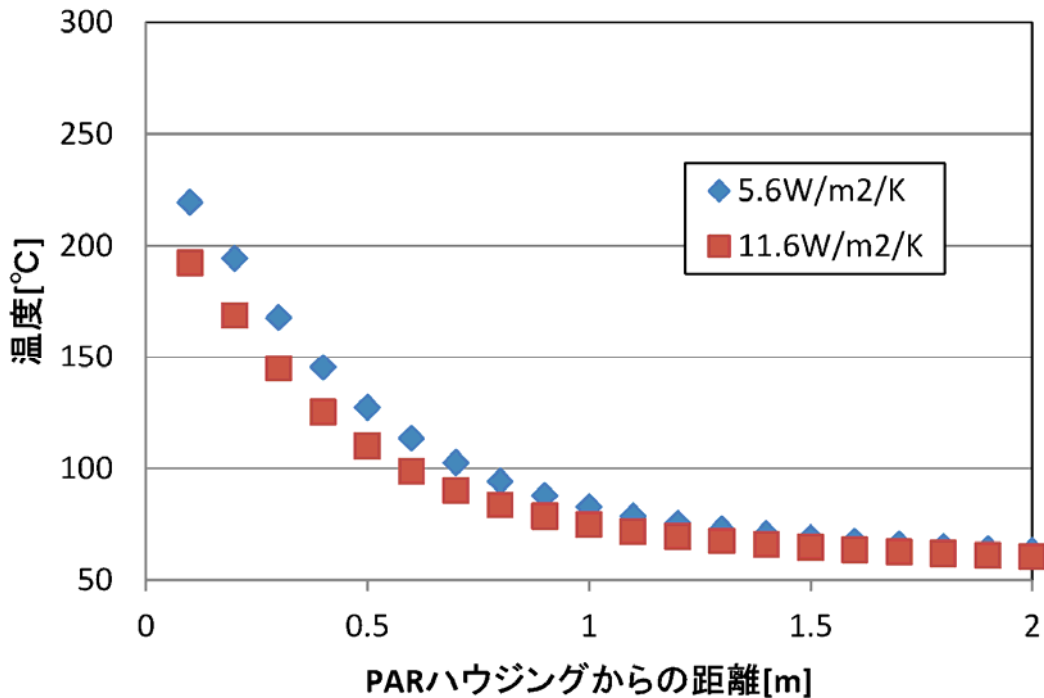
PARハウジングが最高使用温度である300℃の状況で、ハウジングからの熱輻射による温度と距離の関係を評価した。

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。

評価結果を第1図に示す。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。



第1図 周辺機器のPARからの距離と温度の関係

② PAR排気ガスによる熱影響評価

PAR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、PAR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、PAR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。

上気①、②の結果から、PAR配置検討に当たっては、以下を考慮することとしている。

< PAR周辺機器への熱影響防止の方針 >

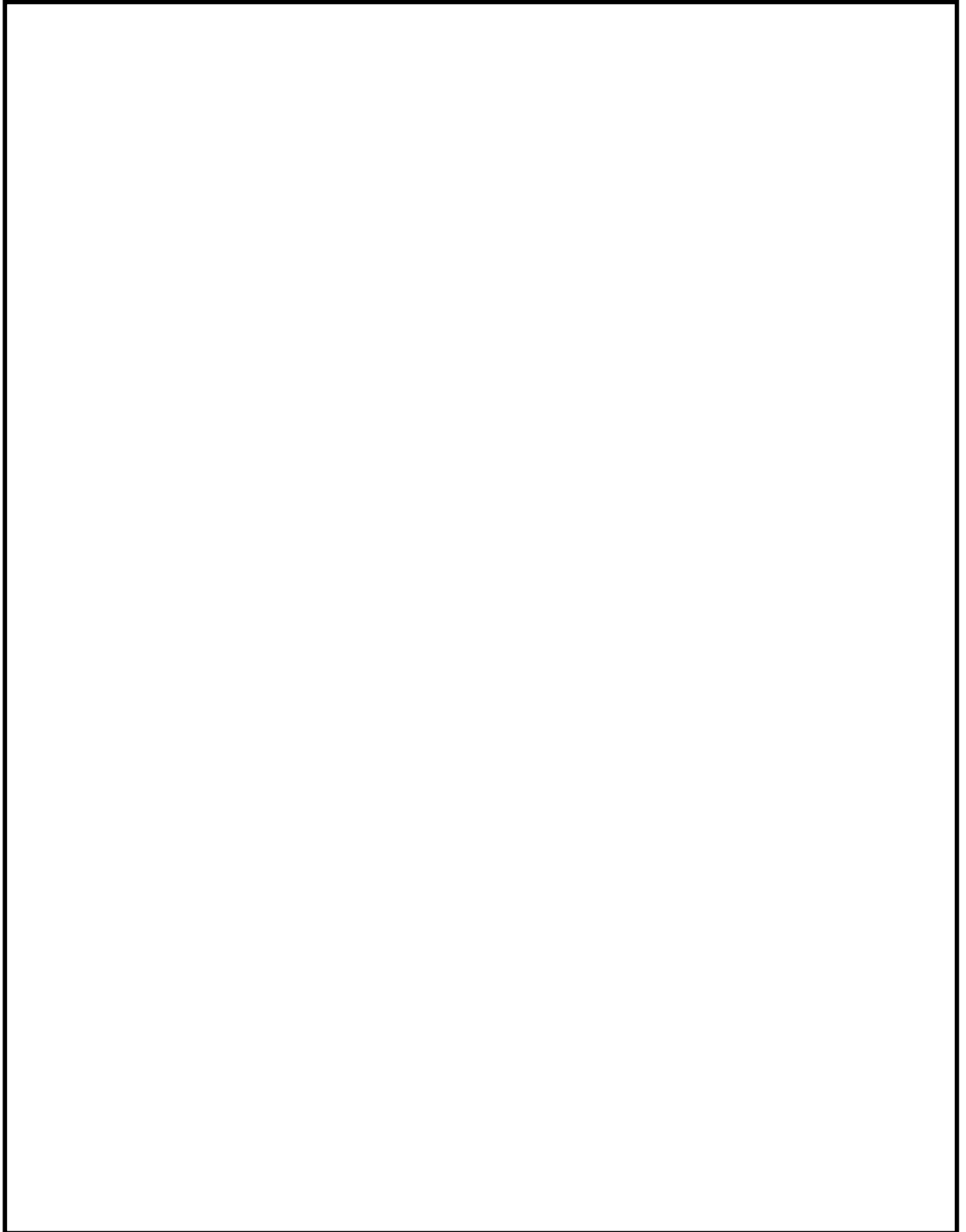
- ・ PAR周囲（排気口方面を除く）に、熱影響により安全機能を損なう設備がないことを、熱影響評価結果を踏まえて確認する。
- ・ PAR排気口方面には、高温ガスが流れることから、付近に安全機能を損なう設備がないことを確認する。

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、第2図に示す。PAR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、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。また、

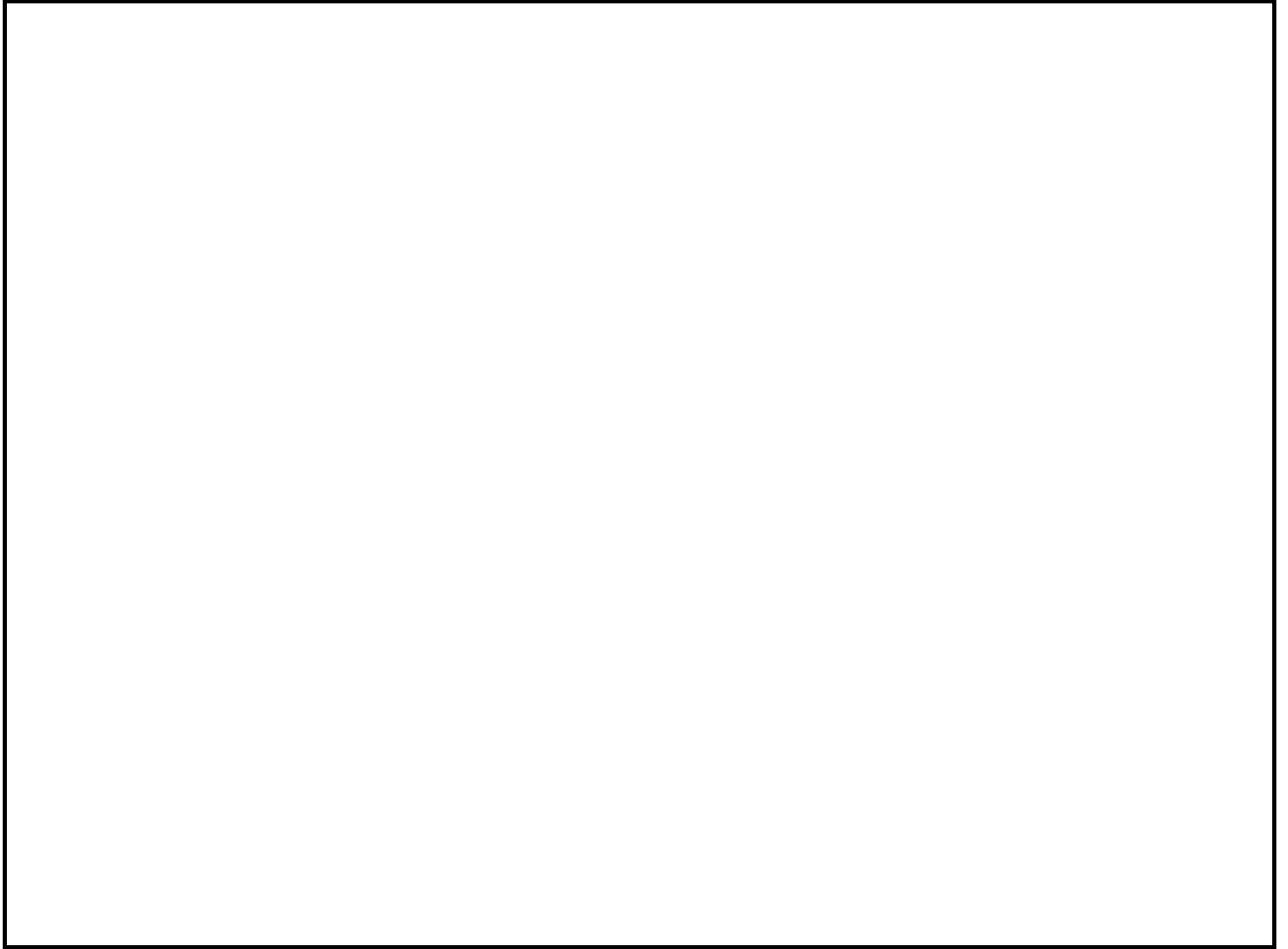
ブローアウトパネル及びブローアウトパネル閉止装置については、ブローアウトパネル下端位置がPARから2 m以上離れているため、PARの温度上昇による水素濃度監視機能への悪影響はない。

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。



NT2 補① V-1-8-2 R0

第2図 原子炉建屋原子炉棟6階における計測設備の機器配置図 (1/2)



第2図 原子炉建屋原子炉棟6階における計測設備の機器配置図 (2/2)

NT2 補① V-1-8-2 R0