

島根原子力発電所第2号機 審査資料	
資料番号	NS2-添 1-068
提出年月日	2022年2月16日

VI-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

S2 補 VI-1-8-2 R0

2022年2月

中国電力株式会社

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

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 窒素ガス代替注入系	2
2.1.3 格納容器フィルタベント系	2
2.1.4 格納容器水素濃度（S A）及び格納容器水素濃度（B系）並びに格納容器酸素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（B系）	3
2.2 原子炉建物等の損傷を防止するための水素濃度低減設備	4
2.2.1 静的触媒式水素処理装置	4
2.2.2 原子炉建物水素濃度	4
3. 原子炉格納施設の水素濃度低減性能の評価	9
4. 原子炉格納施設の水素濃度低減設備の詳細設計	9
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	9
4.1.1 可燃性ガス濃度制御系	9
4.1.2 窒素ガス代替注入系	9
4.1.3 格納容器フィルタベント系	10
4.1.4 格納容器水素濃度（S A）及び格納容器水素濃度（B系）並びに格納容器酸素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（B系）	11
4.2 原子炉建物等の損傷を防止するための水素濃度低減設備	12
4.2.1 静的触媒式水素処理装置	12
4.2.2 原子炉建物水素濃度	15
4.3 水素濃度低減設備に係る電源	15
4.3.1 可燃性ガス濃度制御系	15
4.3.2 窒素ガス代替注入系	16
4.3.3 格納容器フィルタベント系	16
4.3.4 格納容器水素濃度（S A）及び格納容器水素濃度（B系）並びに格納容器酸素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（B系）	16
4.3.5 静的触媒式水素処理装置	16
4.3.6 原子炉建物水素濃度	16

別添1 静的触媒式水素処理装置の設計

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」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、炉心の著しい損傷が発生した場合における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備である窒素ガス代替注入系及び格納容器フィルタベント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建物等の損傷を防止するための設備である静的触媒式水素処理装置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、格納容器フィルタベント系については、VI-1-8-1「原子炉格納施設的设计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、窒素ガス代替注入系及び格納容器フィルタベント系を、原子炉建物等の損傷を防止するための設備として静的触媒式水素処理装置を設置する。

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、水の放射線分解等によって発生する水素濃度及び酸素濃度が可燃限界に到達しないよう、窒素ガス制御系により、通常運転時より原子炉格納容器内を不活性化する設計とする。

また、水素濃度及び酸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、水素と酸素を再結合できる設計とする。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濃度及び酸素濃度については、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設置（変更）許可における添付書類十「I 3.5.2 可燃性ガスの発生」において確認している。

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、窒素ガス制御系により、通常運転時より原子炉格納容器内を不活性化する設計とするとともに、水素及び酸素の濃度を低減するため、窒素ガス代替注入系及び格納容器フィルタベント系を設置する。

窒素ガス代替注入系は、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。

格納容器フィルタベント系は、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 に示すとおり、ブロワ、加熱器、再結合器、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 4vol%未満又は酸素濃度を 5vol%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、原子炉格納容器に窒素ガス制御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 4vol%未満又は酸素濃度 5vol%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置換することなく、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 窒素ガス代替注入系

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、窒素ガス代替注入系を設置する。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、可搬式窒素供給装置により、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。可搬式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可搬式窒素供給装置用発電設備から給電が可能な設計とする。

窒素ガス代替注入系の系統概略図を図 2-2 に示す。

2.1.3 格納容器フィルタベント系

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、格納容器フィルタベント系を設置する。

格納容器フィルタベント系の系統概略図を図 2-3 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、原子炉格納容器内で発生する水素ガス及び酸素ガス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、系統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) ベント停止後に第1ベントフィルタスクラバ容器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置換することが可能な設計とする。
 - (3) 排出経路に第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器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) 排出経路における線量当量率を測定し、放射性物質濃度を推定できるよう、第1ベントフィルタ出口配管に第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（低レンジ）及び第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ）を設ける設計とする。
 - (5) 排出経路における水素濃度を測定し、監視できるよう、第1ベントフィルタ出口配管に第1ベントフィルタ出口水素濃度を設ける設計とする。
 - (6) 排出経路に可燃性ガスが蓄積する可能性のある箇所にはバイパスラインを設け、可燃性ガスを連続して排出できる設計とする。
 - (7) 格納容器フィルタベント系の電源については、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 格納容器水素濃度（S A）及び格納容器水素濃度（B系）並びに格納容器酸素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（B系）

水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備のうち、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を測定できる設備として、格納容器水素濃度（S A）及び格納容器水素濃度（B系）並びに格納容器酸素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（B系）を設ける設計とする。

格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（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、格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系）は、常設代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。また、中央制御室及び緊急時対策所より監視できる設計とする。

格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A）並びに格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系）の系統概略図を図2-4及び図2-5に示す。

2.2 原子炉建物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物等の水素爆発による損傷を防止するために、水素濃度制御設備及び水素濃度監視設備として以下の設備を設置する。

2.2.1 静的触媒式水素処理装置

水素濃度制御設備として原子炉建物原子炉棟 4 階に静的触媒式水素処理装置を設置し、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物原子炉棟内へ漏えいした場合において、原子炉建物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、原子炉建物原子炉棟での水素爆発を防止する設計とする。

また、静的触媒式水素処理装置は、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。

静的触媒式水素処理装置は、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。

静的触媒式水素処理装置は、静的触媒式水素処理装置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。

静的触媒式水素処理装置の動作確認を行うため、静的触媒式水素処理装置の入口側及び出口側に温度計を設置し、静的触媒式水素処理装置の動作状態を中央制御室及び緊急時対策所から監視できる設計とする。また、静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度の電源については、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。

静的触媒式水素処理装置の概略設置図は図 2-6 に示す。

2.2.2 原子炉建物水素濃度

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉建物等の水素爆発による損傷を防止するために原子炉建物原子炉棟内の水素濃度が変動する可能性のある範囲にわたり測定できる設備として、原子炉建物水素濃度を設ける設計とする。

原子炉建物水素濃度は、中央制御室及び緊急時対策所において連続監視できる設計とする。原子炉建物水素濃度は、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。

原子炉建物水素濃度の系統概略図を図 2-7 に示す。

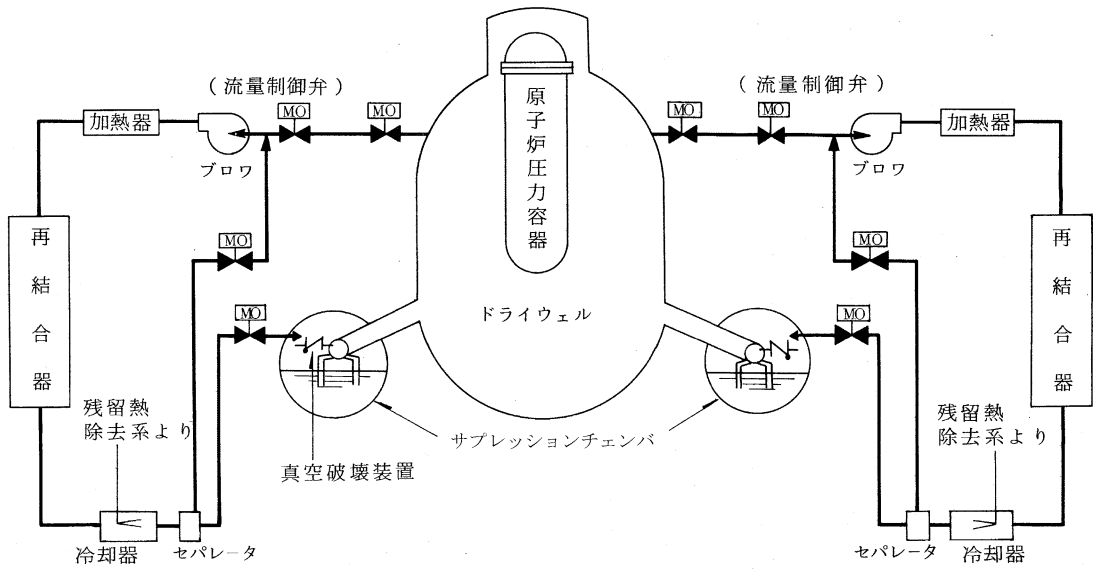


図 2-1 可燃性ガス濃度制御系の系統概略図

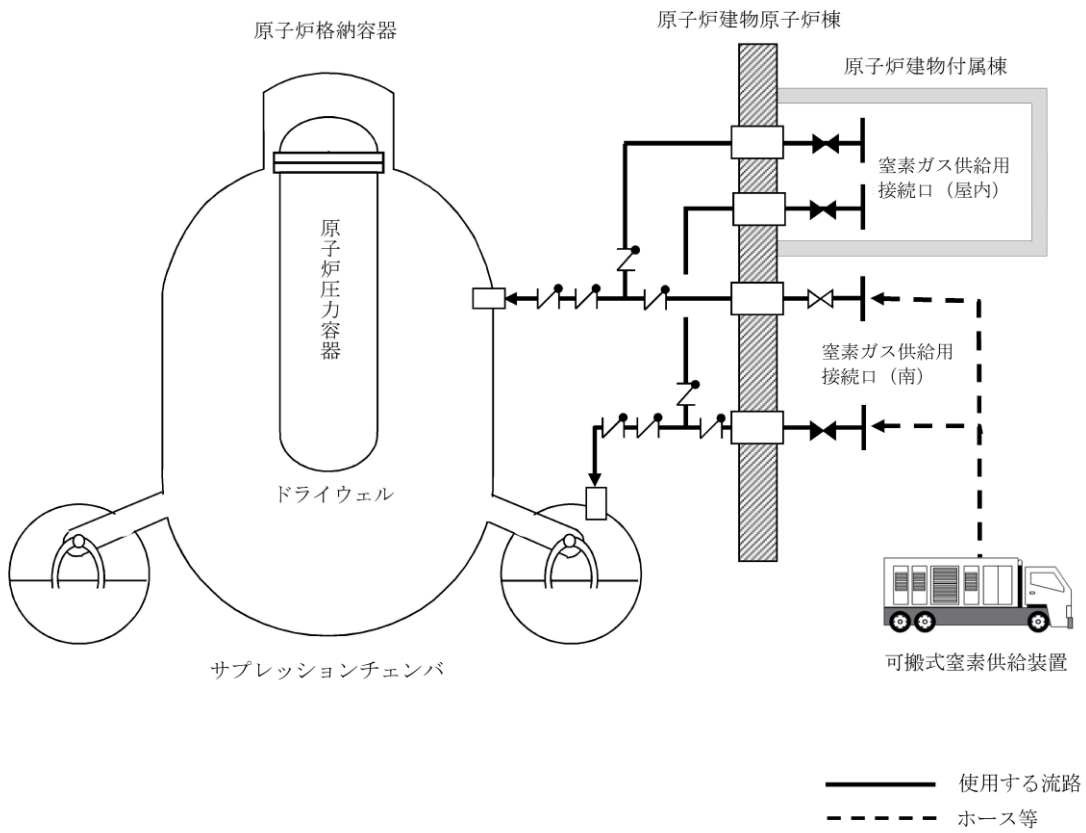


図 2-2 窒素ガス代替注入系の系統概略図

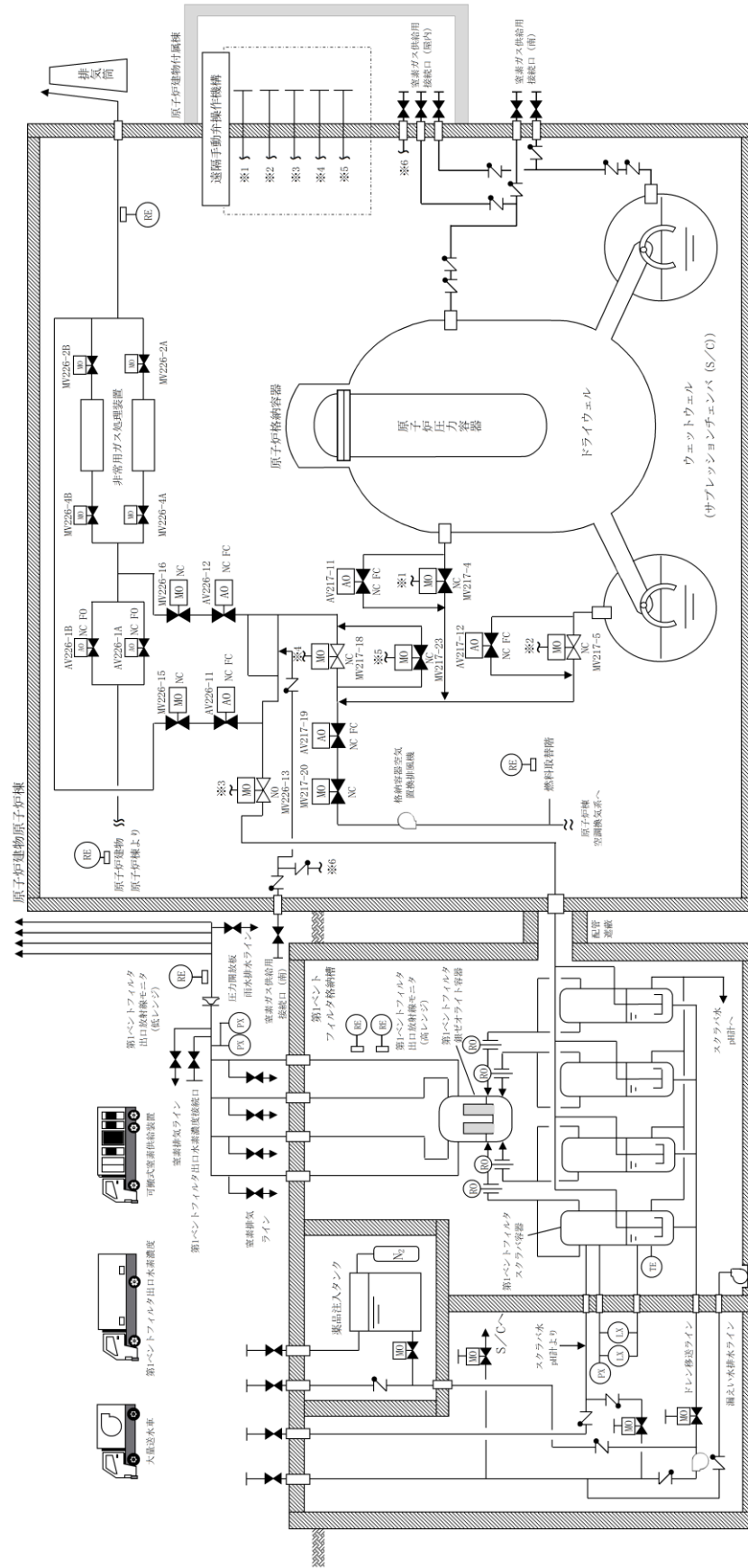


図 2-3 格納容器フィルタベント系の系統概略図

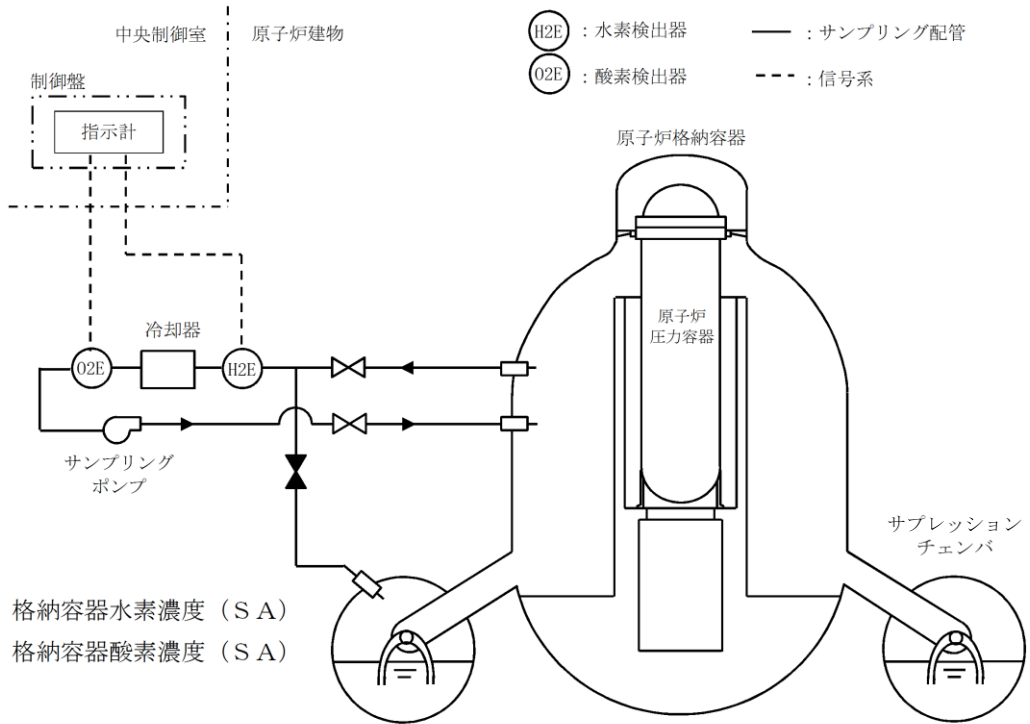
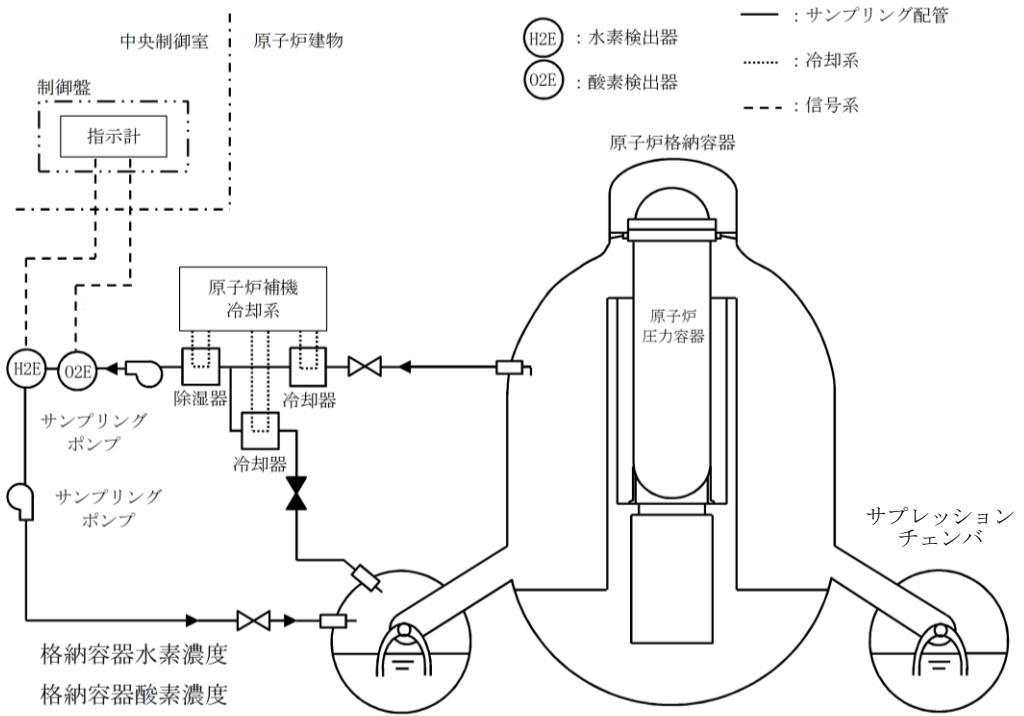


図 2-4 格納容器水素濃度 (S A) 及び格納容器酸素濃度 (S A) の系統概略図



注：2系列のうちB系を示す。

図 2-5 格納容器水素濃度 (B系) 及び格納容器酸素濃度 (B系) の系統概略図

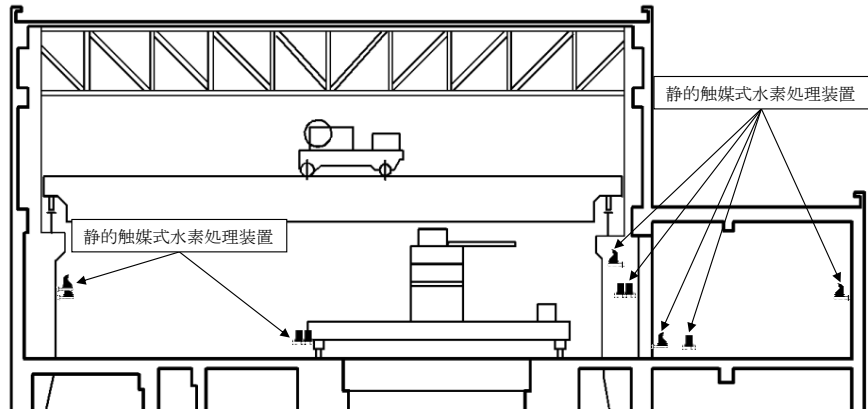


図 2-6 静的触媒式水素処理装置の概略設置図

凡例

—	信号系
H ₂ E	水素検出器(原子炉建物水素濃度)

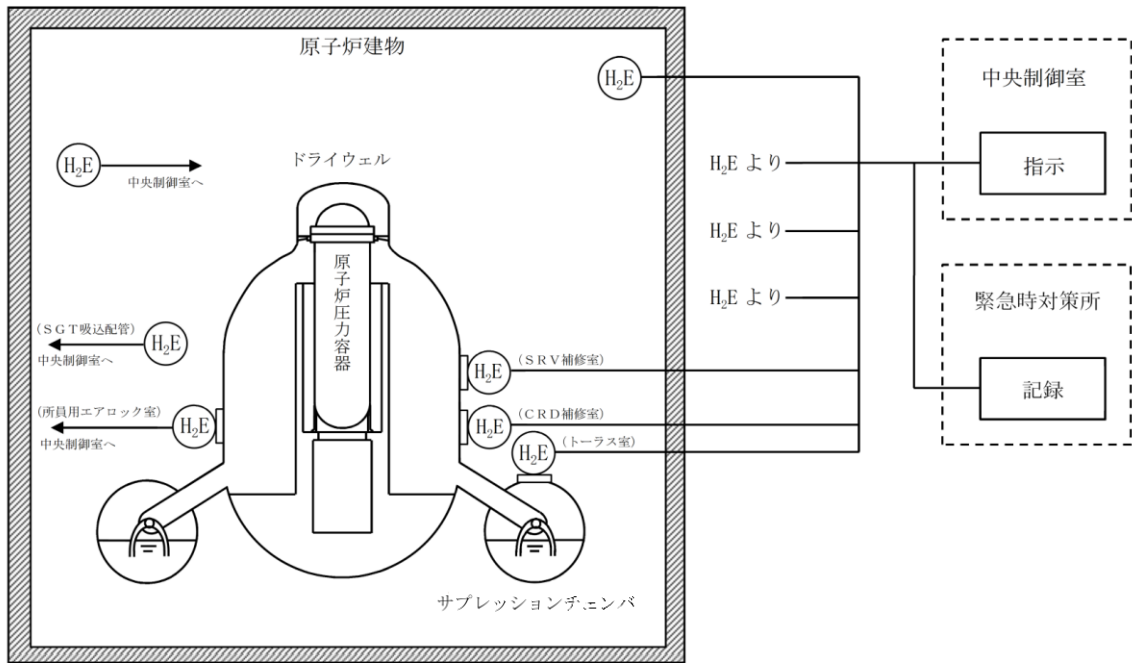


図 2-7 原子炉建物水素濃度の系統概略図

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「I 3.5.2 可燃性ガスの発生」において確認している。

また、窒素ガス代替注入系による原子炉格納容器内の水素濃度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「II 3.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち、「II 3.2.1.2 残留熱代替除去系を使用する場合」において確認している。

また、格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素濃度低減性能の評価については、当該装置を設置（変更）許可における評価を踏まえた設計とし、当該装置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「II 3.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち、「II 3.2.1.3 残留熱代替除去系を使用しない場合」において確認している。

静的触媒式水素処理装置による原子炉建物原子炉棟の水素濃度低減性能の評価については、別添 1「静的触媒式水素処理装置の設計」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、各系統はブロワ、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、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、再結合器内に挿入された熱電対によりガス温度を検出し、温度指示制御器によって加熱ヒータの出力を制御することで、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 窒素ガス代替注入系

窒素ガス代替注入系の可搬式窒素供給装置は、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、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である 100m³/h を供給可能な設計とする。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。

窒素ガス代替注入系の可搬式窒素供給装置は、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 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 格納容器フィルタベント系

格納容器フィルタベント系は、第 1 ベントフィルタスクラバ容器、第 1 ベントフィルタ銀ゼオライト容器、圧力開放板、配管・弁類、計測制御装置等によって構成する。

格納容器フィルタベント系のうち、第 1 ベントフィルタスクラバ容器は、スクラビング水、金属フィルタで構成する。また、第 1 ベントフィルタ銀ゼオライト容器は、銀ゼオライトフィルタで構成する。

格納容器フィルタベント系は、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

格納容器フィルタベント系は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器に発生するガスを、第 1 ベントフィルタスクラバ容器及び第 1 ベントフィルタ銀ゼオライト容器を通して大気に逃がすことで、放出される粒子状の放射性物質（セシウム等）を低減する。このため、放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものとして定められている Cs-137 の放出量が 100TBq を下回ることができる性能を有したものとする。

第 1 ベントフィルタスクラバ容器としては、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設計とする。また、無機よう素に対して除去効率 99%以上の性能を有する設計とする。

第 1 ベントフィルタ銀ゼオライト容器は、有機よう素に対して除去効率 98%以上の性能を有する設計とする。

(2) 水素爆発を防止する機能

格納容器フィルタベント系は、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、格納容器フィルタベント系の使用後には、可搬式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 5vol%未満で管理することで、格納容器フィルタベント系内で可燃性ガス濃度が可燃域に達することはない。

格納容器フィルタベント系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、また格納容器フィルタベント系の使用を継続することから、格納容器フィルタベント系内で可燃性ガス濃度が可燃域に達することはない。

排出経路で可燃性ガスが蓄積する可能性がある箇所については、バイパスラインを設置し、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）及び格納容器水素濃度（B系）並びに格納容器酸素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（B系）

格納容器水素濃度（S A）及び格納容器水素濃度（B系）並びに格納容器酸素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（B系）は、炉心の著しい損傷が発生した場合に原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を監視する目的で、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できる設計とする。

格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A）は、サンプリング装置にて原子炉格納容器内の雰囲気ガスを原子炉建物原子炉棟内へ導き、検出器で測定することで、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を中央制御室及び緊急時対策所にて監視できる設計とする。

格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系）は、サンプリング装置にて原子炉格納容器内の雰囲気ガスを原子炉建物原子炉棟内へ導き、検出器で測定することで、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を中央制御室及び緊急時対策所にて監視できる設計とする。

格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A）については代替電源設備による給電後に、格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A）を起動した時点で使用可能となるが、有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」におけるこの時点では原子炉格納容器内の酸素濃度は 5vol%に到達しない。また、格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系）については原子炉補機代替冷却系が使用可能となった時点で使用可能となるが、有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」における原子炉補機代替冷却系が使用可能となる時点では原子炉格納容器内の酸素濃度は 5vol%に到達しない。

なお、格納容器水素濃度（S A）の計測範囲 0～100vol%において、計器仕様は最大±2.0vol%（ウェット）の誤差を生じる可能性があり、格納容器水素濃度（B系）の計測範囲 0～20vol%/0～100vol%において、計器仕様は最大±0.64vol%/±3.2vol%（ウェット）、±0.5vol%/±2.5vol%（ドライ）の誤差を生じる可能性があり、格納容器酸素濃度（S A）の計測範囲 0～25vol%において、計器仕様は最大±0.75vol%（ウェット）、

±0.50vol%（ドライ）の誤差を生じる可能性があり、格納容器酸素濃度（B系）の計測範囲 0～10vol%/0～25vol%において、計器仕様は最大±0.32vol%/±0.80vol%（ウェット）、±0.25vol%/±0.63vol%（ドライ）の誤差を生じる可能性があるが、この誤差があることを理解した上で、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の推移、傾向（トレンド）を監視していくことができる。

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 4.4vol%（ドライ条件）及び 1.5vol%（ウェット条件））。なお、格納容器酸素濃度（B系）の最大計測誤差は、ドライ条件において±0.25vol%、格納容器酸素濃度（SA）の最大計測誤差は、ドライ条件において±0.50vol%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（5vol%）に対して 0.1vol%の余裕を有している。

4.2 原子炉建物等の破損を防止するための水素濃度低減設備

4.2.1 静的触媒式水素処理装置

静的触媒式水素処理装置は、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、静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度は、静的触媒式水素処理装置の動作状況を温度上昇により確認できるように設計する。

仕様について表 4-1 に、容量設定の条件を表 4-2 に示す。

(1) 静的触媒式水素処理装置の性能

a. 性能評価式

静的触媒式水素処理装置は、水素処理容量 0.50kg/h(1個当たり)(水素濃度 4.0vol%、大気圧、温度 100℃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、島根原子力発電所第2号機で使用する静的触媒式水素処理装置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。

静的触媒式水素処理装置の詳細な性能評価式の検証については、別添 1 別紙 1「静的触媒式水素処理装置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，これらが原子炉建物原子炉棟 4 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，原子炉建物原子炉棟 4 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 50vol% 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。

原子炉建物原子炉棟 4 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「静的触媒式水素処理装置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) 静的触媒式水素処理装置の個数及び配置

静的触媒式水素処理装置は，以下の考えに基づき，設置（変更）許可における個数（18 個）を設置することとし，配置においては，静的触媒式水素処理装置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 以上の隔離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物原子炉棟内に漏えいする可能性がある。原子炉建物原子炉棟に漏えいした水素は，比重の関係で原子炉建物原子炉棟 4 階まで上昇し，原子炉建物原子炉棟 4 階に滞留することが想定されるため，原子炉建物原子炉棟 4 階に 18 個を分散して設置する設計とする。設置箇所の概略設置図を図 4-1 に示す。

静的触媒式水素処理装置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「静的触媒式水素処理装置の周辺機器に対する悪影響防止について」に示す。

(3) 静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度

静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度は，中央制御室及び緊急時対策所にて動作状況を温度上昇により確認できるよう，原子炉建物原子炉棟 4 階に設置されている静的触媒式水素処理装置（2 個）に熱電対を入口側と出口側に取り付

ける設計とする。

静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度の概略構成図について図 4-2 に示す。

静的触媒式水素処理装置は、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、静的触媒式水素処理装置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る設計とする。図 4-3 に熱電対の取付位置を示す。

静的触媒式水素処理装置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 4vol%程度で約 170K である。

静的触媒式水素処理装置出口温度は、これを包含する 0~400℃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、静的触媒式水素処理装置への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設計とする。

仕様について表 4-3 に示す。

静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度の詳細について、別添 1 別紙 4「静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度について」に示す。

(4) 静的触媒式水素処理装置の性能確認方法

静的触媒式水素処理装置は、設置（変更）許可における評価に用いた水素処理容量 0.50kg/h（1 個当たり）（水素濃度 4.0vol%，大気圧，温度 100℃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。

静的触媒式水素処理装置は、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、静的触媒式水素処理装置は、静的触媒式水素処理装置の動作性能である性能評価式が水素処理容量 0.50kg/h（1 個当たり）（水素濃度 4.0vol%，大気圧，温度 100℃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処理装置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、静的触媒式水素処理装置が性能評価式（0.50kg/h（1 個当たり）（水素濃度 4.0vol%，大気圧，温度 100℃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処理装置のハウジング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処理装置の性能確認方法について、別添 1 別紙 5「静的触媒式水素処理装置の性能維持管理について」に示す。

4.2.2 原子炉建物水素濃度

原子炉建物水素濃度は、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物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、原子炉建物水素濃度（触媒式）では 0～10vol%，原子炉建物水素濃度（熱伝導式）では 0～20vol% を計測可能な範囲とする。

また、原子炉建物水素濃度は、水素が最終的に滞留する原子炉建物原子炉棟 4 階の壁面及び天井付近、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物原子炉棟地下 1 階、1 階及び 2 階、非常用ガス処理系吸込配管近傍に設置し、水素の早期検知及び滞留状況を把握のため、原子炉建物水素濃度（触媒式）では 0～10vol%，原子炉建物水素濃度（熱伝導式）では 0～20vol% を計測可能な範囲とする。

原子炉建物水素濃度は、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物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処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度とは多様性を有した計測方式とする。

また、原子炉建物原子炉棟 4 階の壁面及び天井付近、地下 1 階、1 階、2 階及び非常用ガス処理系吸込配管近傍に設置する原子炉建物水素濃度に対して、静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度は原子炉建物原子炉棟 4 階壁面近傍に設置することで、位置的分散を図る設計とする。

原子炉建物水素濃度は、原子炉建物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。

4.3 水素濃度低減設備に係る電源

4.3.1 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。

4.3.2 窒素ガス代替注入系

窒素ガス代替注入系の可搬式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可搬式窒素供給装置用発電設備から給電が可能な設計とする。

4.3.3 格納容器フィルタベント系

格納容器フィルタベント系の電源については、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直流電源設備から給電が可能な設計とする。

可搬式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可搬式窒素供給装置用発電設備から給電が可能な設計とする。

第1ベントフィルタ出口水素濃度の電源については、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。

第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（低レンジ）及び第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ）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直流電源設備から給電が可能な設計とする。

4.3.4 格納容器水素濃度（SA）及び格納容器水素濃度（B系）並びに格納容器酸素濃度（SA）及び格納容器酸素濃度（B系）

格納容器水素濃度（SA）及び格納容器酸素濃度（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。

格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系）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から給電が可能な設計とする。

4.3.5 静的触媒式水素処理装置

静的触媒式水素処理装置の電源については、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、静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度の電源については、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直流電源設備から給電が可能な設計とする。

4.3.6 原子炉建物水素濃度

原子炉建物水素濃度の電源については、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。

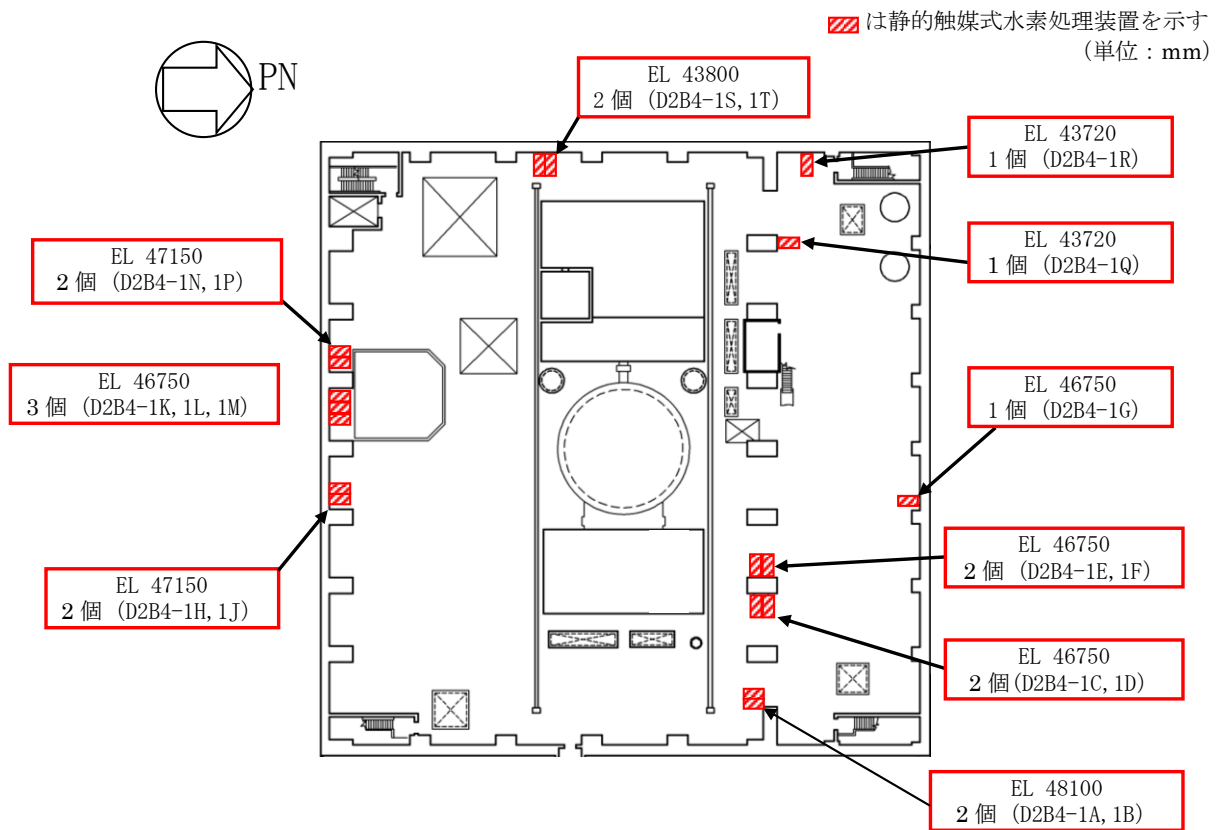


図 4-1 静的触媒式水素処理装置の概略設置図 (1/2)

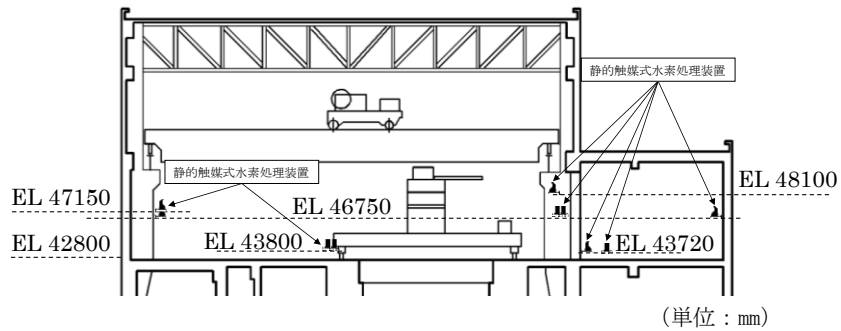


図 4-1 静的触媒式水素処理装置の概略設置図 (2/2)

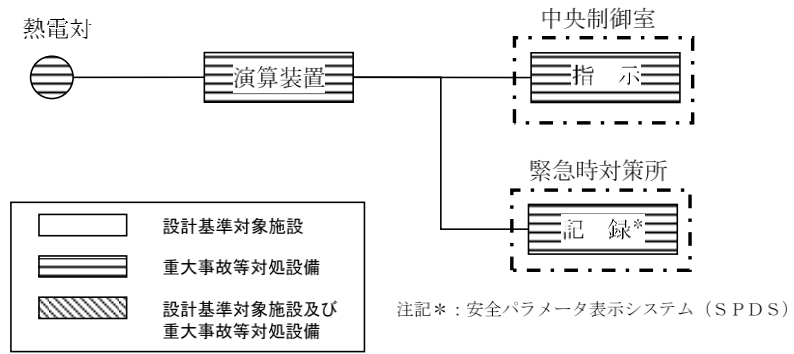


図 4-2 静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度の概略構成図

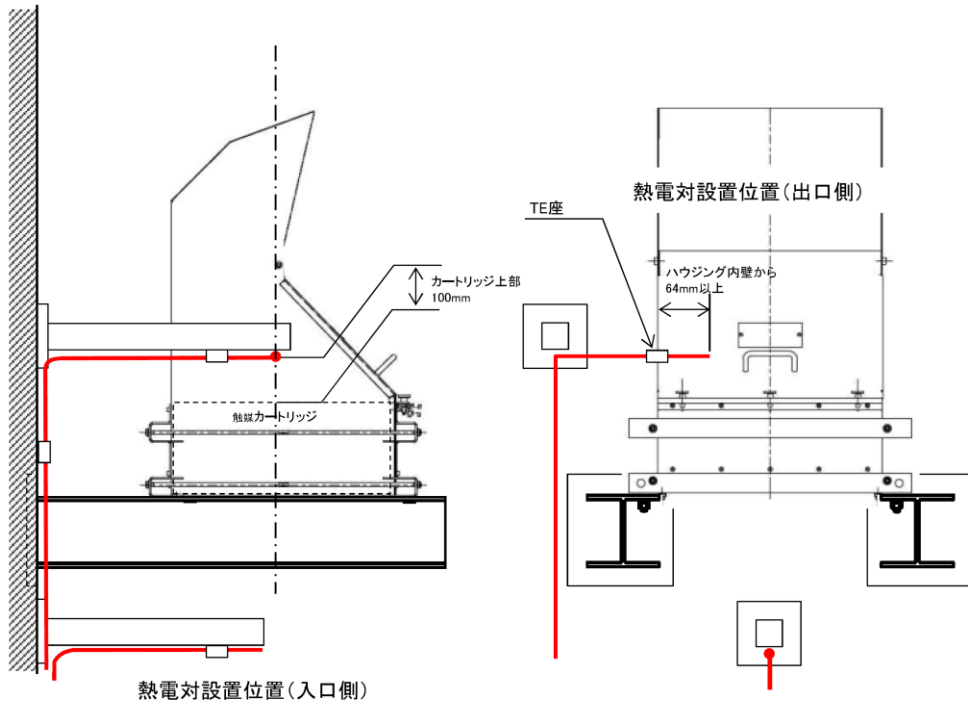


図 4-3 静的触媒式水素処理装置への熱電対取付位置概要図

表 4-1 静的触媒式水素処理装置の設計仕様

項目	仕様
水素処理容量	0.50kg/h (1個当たり) (水素濃度 4.0vol%, 大気圧, 温度 100°Cにおいて)
静的触媒式水素処理 装置設置個数	18 個
設置箇所	原子炉建物原子炉棟 4 階

表 4-2 水素処理容量の設定条件

項目	設定条件
水素濃度 C_{H_2}	水素の可燃限界温度 4.0vol% 未満に低減するため、 4.0vol% とする。
圧力 P	重大事故等時の原子炉建物原子炉棟の圧力は、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 ($1.01325 \times 10^5 Pa$) と する。
温度 T	保守的に 100°C (373.15K) とする。

表 4-3 静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度の仕様

名称	検出器の 種類	計測範囲	個数	取付箇所
静的触媒式水素処 理装置入口温度	熱電対	0~100°C	2	原子炉建物原子炉棟 4 階
静的触媒式水素処 理装置出口温度	熱電対	0~400°C	2	原子炉建物原子炉棟 4 階

VI-1-8-2-別添 1 静的触媒式水素処理装置の設計

目 次

1. 概要	1
1.1 設置目的	1
2. 水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備	1
2.1 原子炉建物水素濃度抑制設備	1
2.1.1 原子炉建物水素濃度抑制設備の主要仕様	1
2.1.2 原子炉建物水素濃度抑制設備の設計方針	3
2.1.3 原子炉建物水素濃度抑制設備の設計仕様	5
2.2 原子炉建物原子炉棟の水素挙動	7
2.2.1 解析条件	10
2.2.2 解析結果	20
2.3 水素濃度監視設備	26
2.3.1 水素濃度監視設備の概要	26
2.3.2 水素濃度監視設備の主要仕様	26
別紙 1 静的触媒式水素処理装置の性能確認試験について	
別紙 2 反応阻害物質ファクタについて	
別紙 3 静的触媒式水素処理装置の周辺機器に対する悪影響防止について	
別紙 4 静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度について	
別紙 5 静的触媒式水素処理装置の性能維持管理について	

1. 概要

1.1 設置目的

炉心の著しい損傷が発生した場合において、水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するため、原子炉建物水素濃度抑制設備及び水素濃度監視設備を設置する。

(1) 原子炉建物水素濃度抑制設備

原子炉建物水素濃度抑制設備として静的触媒式水素処理装置（以下「PAR」という。）を設置し、原子炉建物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の動作確認を行うため、静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度を設置し、PARの動作状態を中央制御室及び緊急時対策所から監視できる設計とする。また、静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度の電源については、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直流電源設備から給電が可能な設計とする。

(2) 水素濃度監視設備

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物等の損傷を防止するために原子炉建物原子炉棟内の水素濃度が変動する可能性のある範囲にわたり測定できる設備として、原子炉建物水素濃度を設ける設計とする。

原子炉建物水素濃度は、中央制御室及び緊急時対策所において連続監視できる設計とする。原子炉建物水素濃度は、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。

2. 水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備

2.1 原子炉建物水素濃度抑制設備

2.1.1 原子炉建物水素濃度抑制設備の主要仕様

炉心の著しい損傷が発生した場合において、水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するため、原子炉建物水素濃度抑制設備として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、水素と酸素があれば自動的に反応を開始する設備である。

PARの主要仕様を表2-1、概要図を図2-1に示す。

表2-1 PARの主要仕様

(1) PAR		
種類	触媒反応式	
水素処理容量	0.50kg/h (1個当たり) (水素濃度 4.0vol%, 大気圧, 温度 100℃)	
最高使用温度	300℃	
(2) ハウジング		
材料	ハウジング	
	ブラケット	
寸法	全高	789mm
	幅	460mm
	奥行	460mm
(3) 触媒カートリッジ		
材料	外装パーツ	
	リベット等 小物部品	
寸法	幅	
	全高	
	厚さ	
カートリッジ枚数	22枚 (1個当たり)	
(4) 触媒		
基盤材	酸化アルミニウム (アルミナ)	
触媒材質	パラジウム	

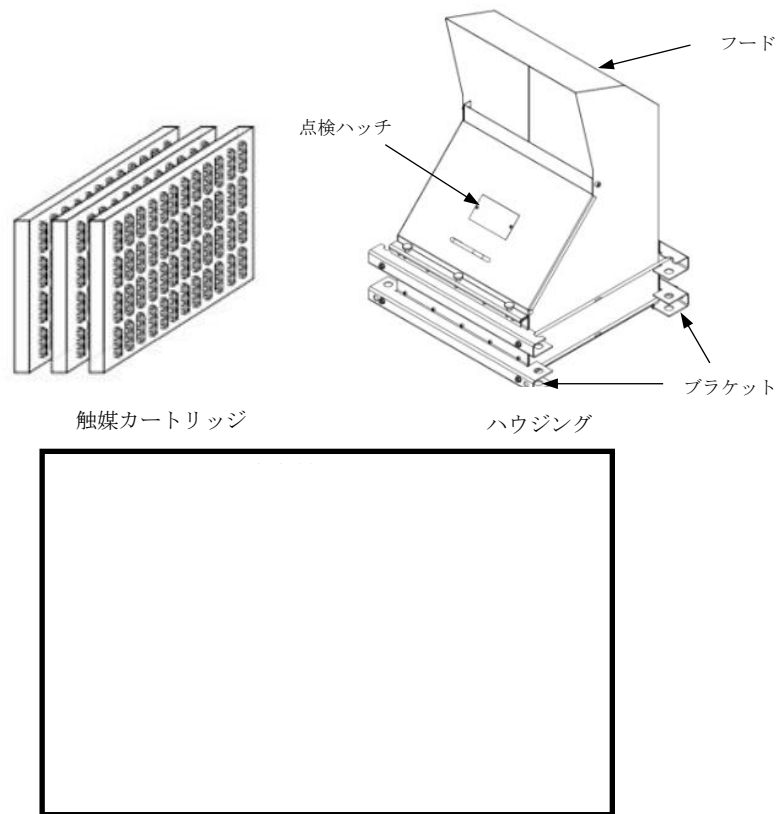


図 2-1 PAR の概要図

2.1.2 原子炉建物水素濃度抑制設備の設計方針

PAR 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物原子炉棟へ漏えいする過酷な状態を想定した場合に、原子炉建物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（炉心損傷に伴う水素発生が想定される事故シナリオの中で、原子炉格納容器圧力・温度が高い値で推移し、原子炉格納容器から原子炉建物への水素の漏えい量が多くなる「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」を選定）を踏まえた条件において、原子炉建物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、PAR 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 2-2 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 2-2 PAR 設計条件における水素漏えい条件

項目	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 1000kg (AFC (燃料有効部被 覆管) 100%相当)	約 200kg (AFC 約 20%相当)
原子炉格納容器 漏えい率	10%/day	約 1.3%/day (2Pd 時)

a. 水素発生量 (AFC100%) 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)) における水素発生量は、約 200kg (AFC 約 20%相当の水素発生量) であるが、更に過酷な条件として、約 1000kg (AFC100%相当) が発生するものとして PAR を設計する。

b. 原子炉格納容器漏えい率について

重大事故等時で原子炉格納容器圧力が設計圧力を超える場合の原子炉格納容器漏えい率は、以下の AEC (Atomic Energy Commission) の式から設定する。重大事故等時は、原子炉格納容器圧力が最高使用圧力の 2 倍 (以下「2Pd」という。) を超えないように運用するため、2Pd における原子炉格納容器漏えい率が最大漏えい率となり、事故時条件として 200℃, 2Pd, AFC100%相当の水素発生量を想定した場合におけるガス組成 (水素 17vol%, 窒素 16vol%, 水蒸気 67vol%) を踏まえると、AEC の式から約 1.3%/day となる。この値は、有効性評価結果を包含した条件であるが、更に過酷な条件として 10%/day の漏えい率を仮定し、PAR を設計する。

(AEC の式)

$$L = L_0 \cdot \sqrt{\frac{(P_t - P_a) \cdot R_t \cdot T_t}{(P_b - P_a) \cdot R_b \cdot T_b}}$$

L : 原子炉格納容器漏えい率

L₀ : 設計漏えい率

P_t : 原子炉格納容器内圧力

P_a : 原子炉格納容器外圧力

P_b : 原子炉格納容器設計圧力

R_t : 事故時の気体定数

R_b : 空気の気体定数

T_t : 原子炉格納容器内温度

T_b : 原子炉格納容器設計温度

2.1.3 原子炉建物水素濃度抑制設備の設計仕様

PAR 設計方針に基づき設定した PAR の設計仕様を表 2-3 に示す。

表 2-3 PAR 設計仕様

項目	仕様
水素処理容量	0.50kg/h (1 個当たり) (水素濃度 4.0vol%, 大気圧, 温度 100°Cにおいて)
PAR 設置個数	18 個
設置箇所	原子炉建物原子炉棟 4 階

(1) 水素処理容量について

PAR 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。

$$DR = A \cdot \left(\frac{C_{H_2}}{100} \right)^{1.307} \cdot \frac{P}{T} \cdot 3600 \cdot SF \cdots \cdots (2.1)$$

DR : 水素処理容量[kg/h (1 個当たり)]

A : 定数

C_{H_2} : PAR 入口水素濃度[vol%]

P : 圧力[10⁵Pa]

T : 温度[K]

SF : 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 PAR 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 PAR の触媒カートリッジ枚数の比として設定されている。島根原子力発電所第 2 号機で使用する PAR の触媒カートリッジ枚数は、22 枚であり、スケールファクタは、「22/88 (= 0.25)」となる。

これらに表 2-4 の条件を設定し、PAR の水素処理容量は、0.50kg/h (1 個当たり) (水素濃度 4.0vol%, 大気圧, 100°C) とする。

表 2-4 水素処理容量の設定条件

項目	設定条件
水素濃度 C_{H_2}	水素の可燃限界濃度 4.0vol%未満に低減するため、4.0vol%とする。
圧力P	重大事故等時の原子炉建物原子炉棟の圧力は、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 (1.01325×10 ⁵ Pa) とする。
温度T	保守的に 100℃ (373.15K) とする。

(2) PAR 設置個数

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 ($F_{inhibit}$) を乗じた式 (2.2) を用いる。

反応阻害物質ファクタとは、重大事故等時に原子炉格納容器内に存在するガス状よう素による PAR の性能低下を考慮したものであり、島根原子力発電所第 2 号機の実機設計における水素処理容量は、PAR の水素処理容量(0.50kg/h(1 個あたり))に 0.5 を乗じた 0.25kg/h (1 個あたり) とする。

$$DR = A \cdot \left(\frac{C_{H_2}}{100} \right)^{1.307} \cdot \frac{P}{T} \cdot 3600 \cdot SF \cdot F_{inhibit} \dots \dots \dots (2.2)$$

- DR : 水素処理容量[kg/h (1 個あたり)]
- A : 定数
- C_{H_2} : PAR 入口水素濃度[vol%]
- P : 圧力[10⁵Pa]
- T : 温度[K]
- SF : スケールファクタ [=0.25]
- $F_{inhibit}$: 反応阻害物質ファクタ [=0.5]

これに表 2-2 で設定した PAR 設計条件を踏まえ、PAR の必要個数 17 個以上に余裕を見込み 18 個設置する。

$$\begin{aligned} \text{PAR 必要個数} &= \text{水素発生量} \times \text{原子炉格納容器漏えい率} / 24[\text{h/day}] / \text{設計水素処理容量} \\ &= 1000[\text{kg}] \times 10[\%/day] / 24[\text{h/day}] / 0.25[\text{kg/h (1 個あたり)}] \\ &= 16.7[\text{個}] \end{aligned}$$

2.2 原子炉建物原子炉棟の水素挙動

PAR の効果について、GOTHIC コードによる解析により原子炉建物原子炉棟の水素挙動を確認する。

解析条件を表 2-5 及び表 2-6 に、原子炉建物原子炉棟の解析モデルを図 2-2 に、解析モデルにおける原子炉建物原子炉棟 4 階の PAR の配置を図 2-3 に示す。

PAR を設置している原子炉建物原子炉棟 4 階においては、90 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。

大物搬入口及び地下ハッチ領域については、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 2-5 PAR の解析条件

No	項目	説明	入力値
1	PAR の性能 (NIS 製 PAR-22)	$DR = A \cdot \left(\frac{C_{H_2}}{100} \right)^{1.307} \cdot \frac{P}{T} \cdot 3600 \cdot SF$	—
	(1)水素処理容量DR	DR : 水素処理容量[kg/h (1 個あたり)] 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[—]	
	(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_{lowO_2}	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_{O_2} : 酸素濃度[vol%]	—
	(4)起動水素濃度 C_{H_2on}	国内試験で起動が確認されている範囲に余裕を見た値	1.5vol%
	(5)起動酸素濃度 C_{O_2on}	同上	2.5vol%
(6)起動遅れ	考慮しない。	—	
2	PAR 個数	実際の設置個数	18 個
3	PAR 設置位置	図 2-3 参照	—

表 2-6 その他解析条件




No	項目	入力値	備考
1	原子炉建物原子炉棟の条件 (1) 圧力 (初期条件) (2) 温度 (初期条件) (3) 組成 (初期条件) (4) 空間容積 (固定) (5) 開口面積 (固定)	大気圧 40℃ 相対湿度 100%の空気 4 階 : 41300m ³ 3 階 : 9000m ³ 2 階 : 10900m ³ 1 階 : 13700m ³ 地下階 : 18400m ³ 4 階-3 階 : 39m ² 3 階-2 階 : 39m ² 2 階-1 階 : 39m ² 1 階-地下階 : 3.24m ²	4 階中心高さにおける圧力を 101.325kPa とし、他階は 4 階中心高さより空気の水頭差を考慮した値とする。 想定される高めの温度として設定 想定される高めの湿度として設定
2	圧力境界条件 (1) 圧力 (固定) (2) 温度 (固定) (3) 酸素濃度 (固定) (4) 窒素濃度 (固定)	101.325kPa 40℃ 21vol% 79vol%	大気圧 想定される高めの温度として設定 乾燥空気の組成 同上
3	流出条件 (1) 位置	原子炉建物原子炉棟 4 階	原子炉建物原子炉棟の気密性を考慮し設定
4	放熱条件 (1) 内壁熱伝達率 (原子炉建物原子炉棟 4 階壁面) (2) 壁厚さ (固定) (3) 壁面熱伝導率 (固定) (4) 壁の比熱 (固定) (5) 壁の密度 (固定) (6) 外壁熱伝達率 (壁面-外気) (7) 外気温 (固定) (8) 放熱面積 (固定)	凝縮熱伝達及び自然対流熱伝達を考慮 下部壁 :  上部壁 :  天井 :  1.5W/m/K 1kJ/kg/K 2400kg/m ³ 5W/m ² /K 40℃ 下部壁 : 478.82m ² , 474.37m ² 上部壁 : 634.84m ² , 470.82m ² 天井 : 2146.62m ² , 720.92m ²	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 (壁面), 水平平板 (天井) 躯体図より算出 コンクリートの物性 同上 同上 原子炉建物原子炉棟の外壁面における自然対流熱伝達率を想定 想定される高めの温度として設定 躯体図より算出



図 2-2 GOTHIC 解析モデル

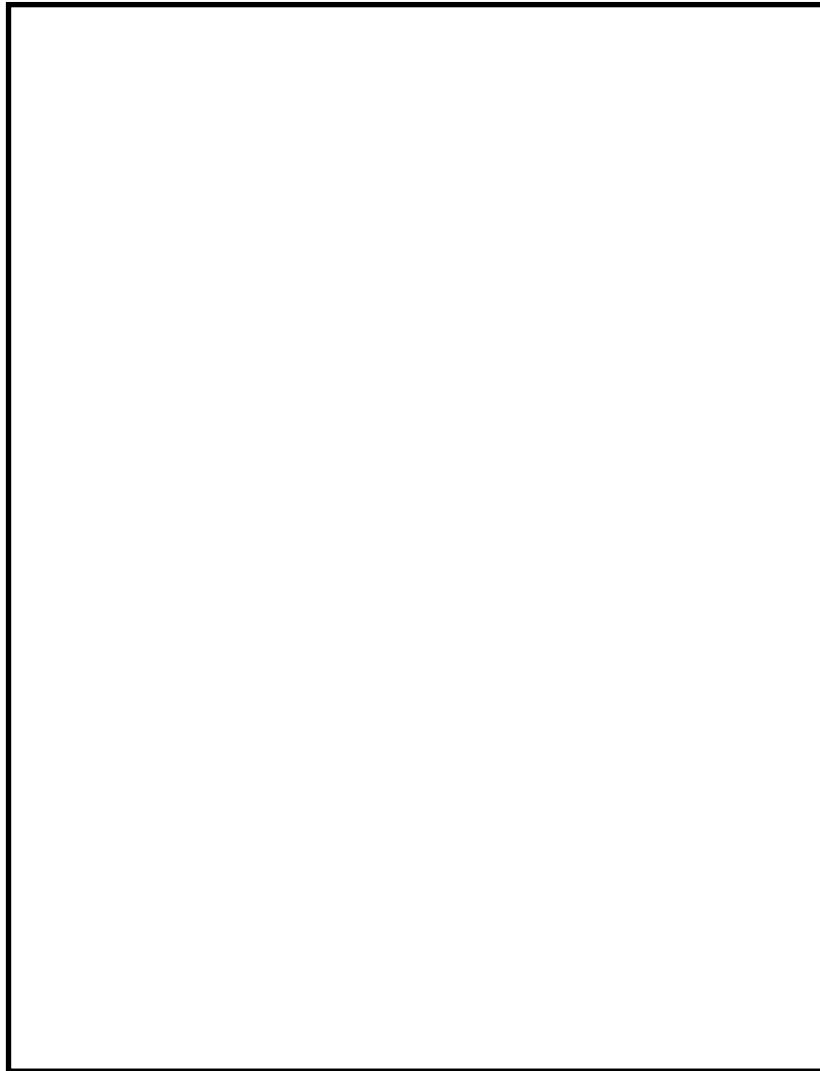


図 2-3 原子炉建物原子炉棟 4 階サブボリューム分割図

2.2.1 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物原子炉棟への漏えい条件として、「a. 有効性評価シナリオ（残留熱代替除去系を使用しない場合）条件」、「b. 有効性評価シナリオ（残留熱代替除去系を使用する場合）条件」、「c. 設計条件」のいずれかを用いる。

a. 有効性評価シナリオ条件（残留熱代替除去系を使用しない場合）条件

原子炉格納容器からの漏えい条件を表 2-7 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 2-4 から図 2-7 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）（残留熱代替除去系を使用しない場合）」のシナリオ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組成をそれぞれ以下のとおり設定する。

圧力については、15 時間後までは原子炉格納容器の最高使用圧力 427kPa (1Pd)、15 時間後から解析上の格納容器ベント想定時刻である 96 時間後までは原子炉格納容器の限界圧力 853kPa (2Pd) とする。

解析上の格納容器ベント想定時刻以降は水蒸気のみ漏えいとなり、原子炉格納容器内の水素濃度が増加することはない、また漏えい量も小さく影響は軽微であることから、原子炉格納容器の最高使用圧力の 0.2 倍である 85.3kPa (0.2Pd) を解析条件とする。

温度については、原子炉格納容器の限界温度 200℃とし、解析上の格納容器ベント想定時刻以降は、原子炉格納容器の最高使用温度 171℃とする。

ガス組成については、解析上の格納容器ベント想定時刻までは、有効性評価の MAAP 解析結果を包絡するように設定し、解析上の格納容器ベント想定時刻以降は、原子炉格納容器内は全て水蒸気と仮定し、水蒸気のみ漏えいが継続するものとする。

原子炉格納容器漏えい率については、上記の圧力、温度、ガス組成を用いて AEC の式より算出した値を包絡する値として、15 時間後までは 0.5%/day、15 時間後から 96 時間後までは 1.3%/day、96 時間後以降は 0.5%/day とする。

b. 有効性評価シナリオ（残留熱代替除去系を使用する場合）条件

原子炉格納容器からの漏えい条件を表 2-8 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 2-8 から図 2-11 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）（残留熱代替除去系を使用する場合）」のシナリオ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組成をそれぞれ以下のとおり設定する。

圧力については、有効性評価の MAAP 解析結果を包絡する値として、15 時間後までは 384.3 (0.9Pd)，15 時間後以降は 341.6kPa (0.8Pd) とする。

温度については、有効性評価の MAAP 解析結果を包絡する値として、15 時間後までは原子炉格納容器の限界温度 200℃とし、15 時間後以降は 150℃とする。

ガス組成については、有効性評価の MAAP 解析結果を包絡するように設定する。また、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扱う。

原子炉格納容器漏えい率については、上記の圧力、温度、ガス組成を用いて AEC の式より算出した値を包絡する値として、15 時間後までは 0.87%/day，15 時間後から 24 時間後までは 0.78%/day，24 時間以降は 0.76%/day とする。

c. 設計条件

原子炉格納容器からの漏えい条件を表 2-9 に示す。格納容器ベントは、想定せず、原子炉格納容器漏えい率は 10%/day が一定で漏えいする保守的な条件と設定する。漏えいするガスの組成は、原子炉格納容器漏えい率に応じて時間とともに水素及び窒素が減少し、その減少分は、水蒸気に置き換わる条件とする。漏えいするガス組成の時間変化を図 2-12 に示す。

表 2-7 有効性評価シナリオ（残留熱代替除去系を使用しない場合）条件

項目	解析条件											
	D/W						S/C					
	0～ 2h	2～ 15h	15～ 40h	40～ 48h	48～ 96h	96h～	0～ 2h	2～ 15h	15～ 40h	40～ 48h	48～ 96h	96h～
圧力	427kPa [g] (1Pd)		853kPa [g] (2Pd)			85.3kPa [g] (0.2Pd)	427kPa [g] (1Pd)		853kPa [g] (2Pd)			85.3kPa [g] (0.2Pd)
温度	200℃					171℃	200℃					171℃
水蒸気分率	90 vol%	96vol%		92vol%		100 vol%	83vol%				92 vol%	100 vol%
水素分率	10 vol%	4vol%		8vol%		0vol%	17vol%				8 vol%	0vol%
窒素分率	0vol%						0vol%					
原子炉格納容器 漏えい率	0.5%/day		1.3%/day			0.5 %/day	0.5%/day		1.3%/day			0.5 %/day
備考	4階、2階及び1階の漏えい条件						地下階の漏えい条件					

表 2-8 有効性評価シナリオ（残留熱代替除去系を使用する場合）条件

項目	解析条件							
	D/W				S/C			
	0～1h	1～15h	15～ 24h	24h～	0～1h	1～15h	15～ 24h	24h～
圧力	384.3kPa [g] (0.9Pd)		341.6kPa [g] (0.8Pd)		384.3kPa [g] (0.9Pd)		341.6kPa [g] (0.8Pd)	
温度	200℃			150℃	200℃			150℃
水蒸気分率	85vol%	93vol%			80vol%			85 vol%
水素分率	15vol%	7vol%			20vol%			15 vol%
窒素分率	0vol%				0vol%			
原子炉格納容器 漏えい率	0.85% /day	0.82% /day	0.73%/day		0.87%/day		0.78% /day	0.76% /day
備考	4階、2階及び1階の漏えい条件				地下階の漏えい条件			

表 2-9 設計条件における漏えい条件

項目	解析条件	備考
圧力	853kPa [gage] (2Pd)	
温度	200℃	
水素分率	17vol%	原子炉格納容器漏えい率に 応じて時間とともに水素及び窒素が 減少し、その減少分は、全て水 蒸気に置き換わる条件とする。
窒素分率	16vol%	
水蒸気分率	67vol%	
原子炉格納容 器漏えい率	10%/day	

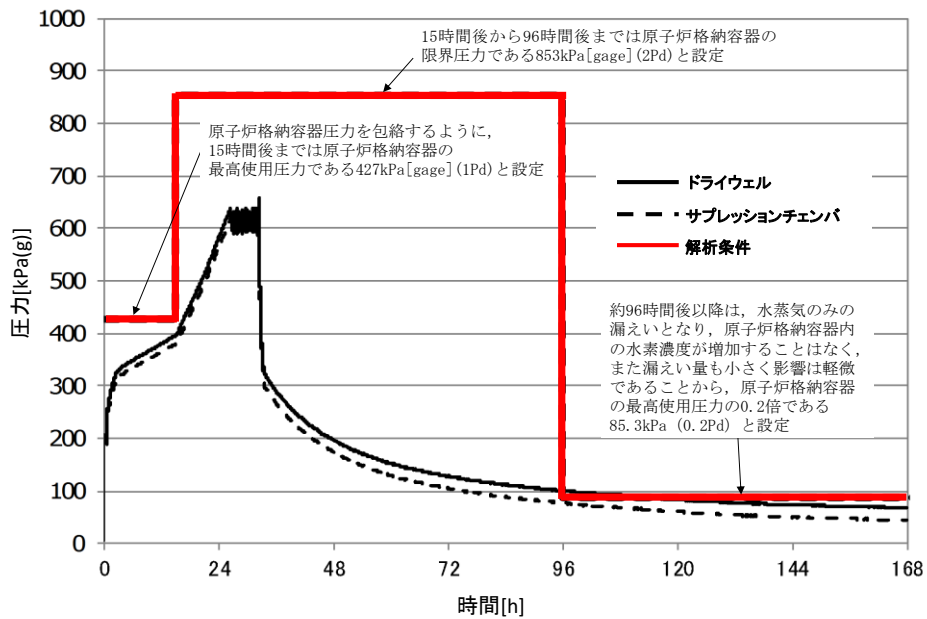


図 2-4 原子炉格納容器圧力（有効性評価シナリオ（残留熱代替除去系を使用しない場合）条件）

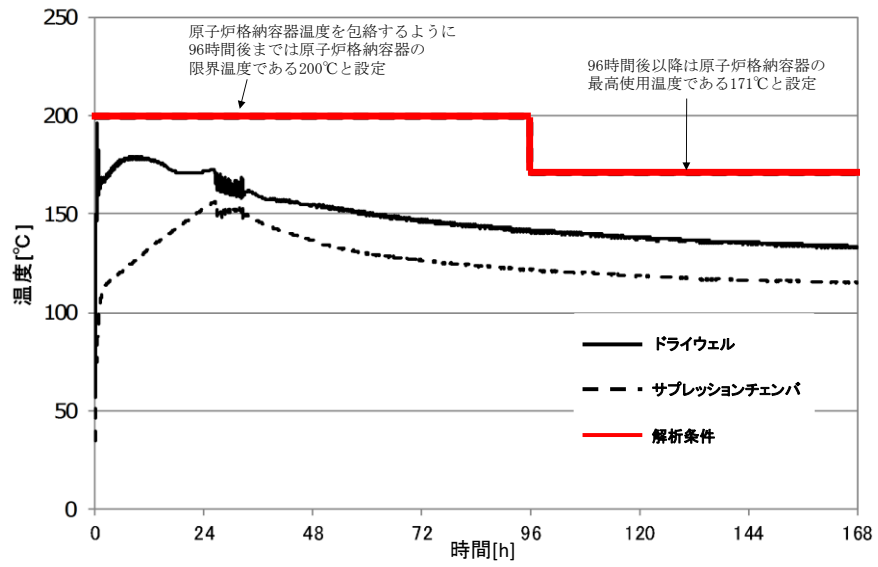


図 2-5 原子炉格納容器温度 (有効性評価シナリオ (残留熱代替除去系を使用しない場合) 条件)

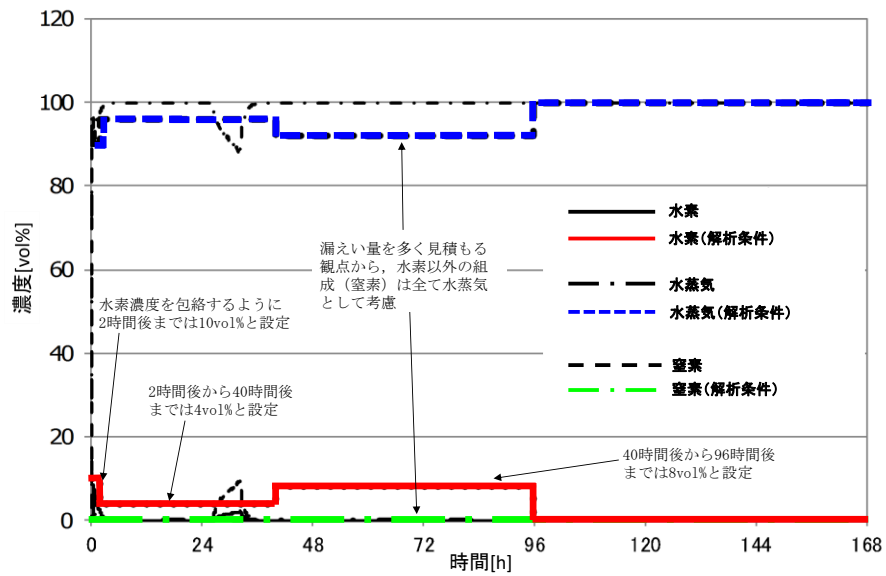


図 2-6 ドライウエルガス組成 (有効性評価シナリオ (残留熱代替除去系を使用しない場合) 条件)

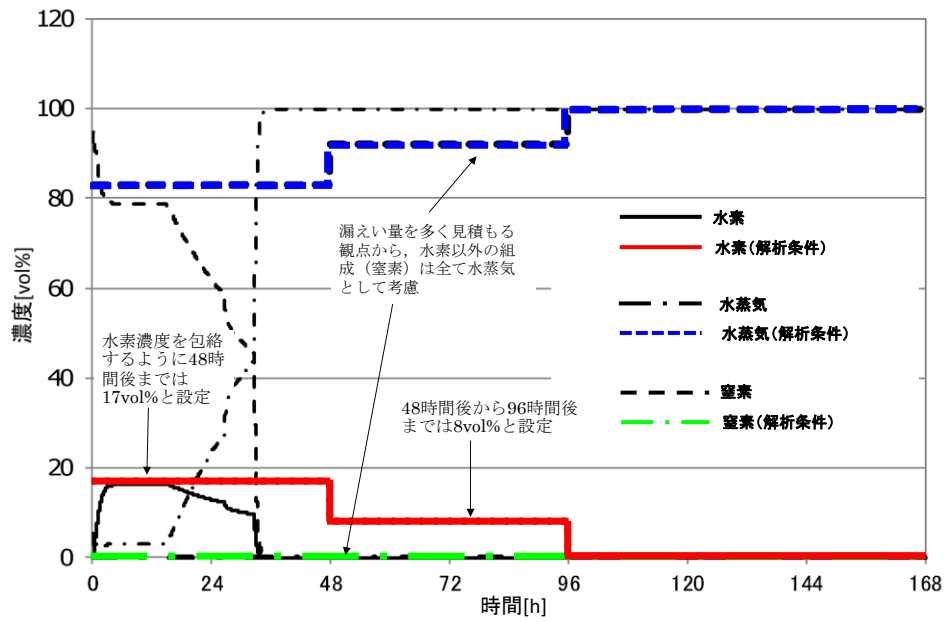


図 2-7 サプレッションチェンバガス組成（有効性評価シナリオ（残留熱代替除去系を使用しない場合）条件）

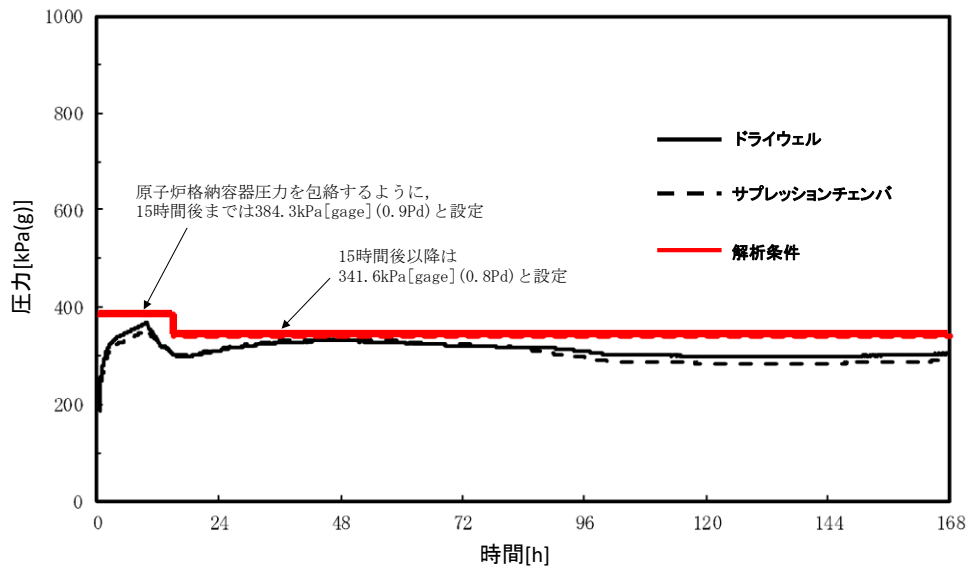


図 2-8 原子炉格納容器圧力（有効性評価シナリオ（残留熱代替除去系を使用する場合）条件）

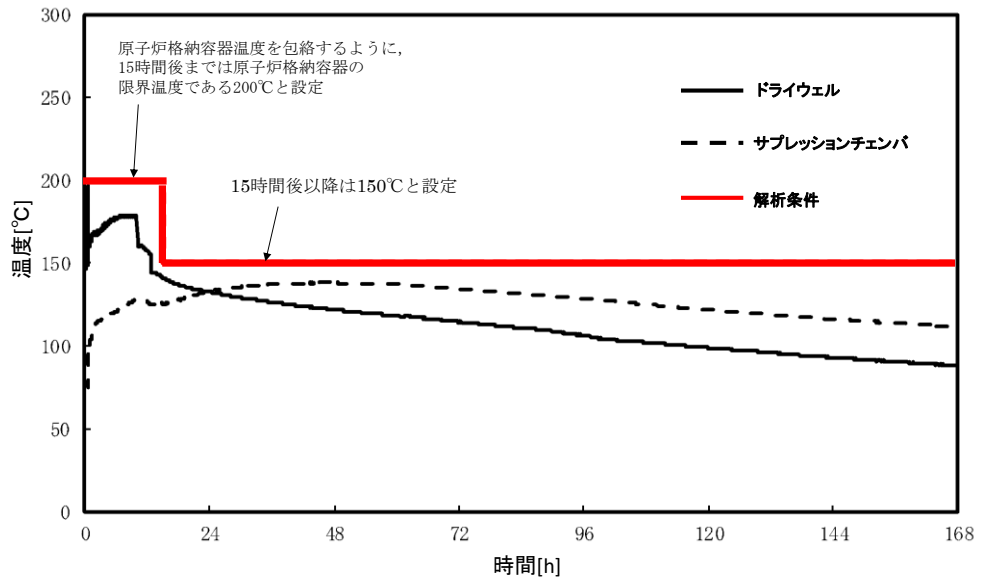


図 2-9 原子炉格納容器温度（有効性評価シナリオ（残留熱代替除去系を使用する場合）条件）

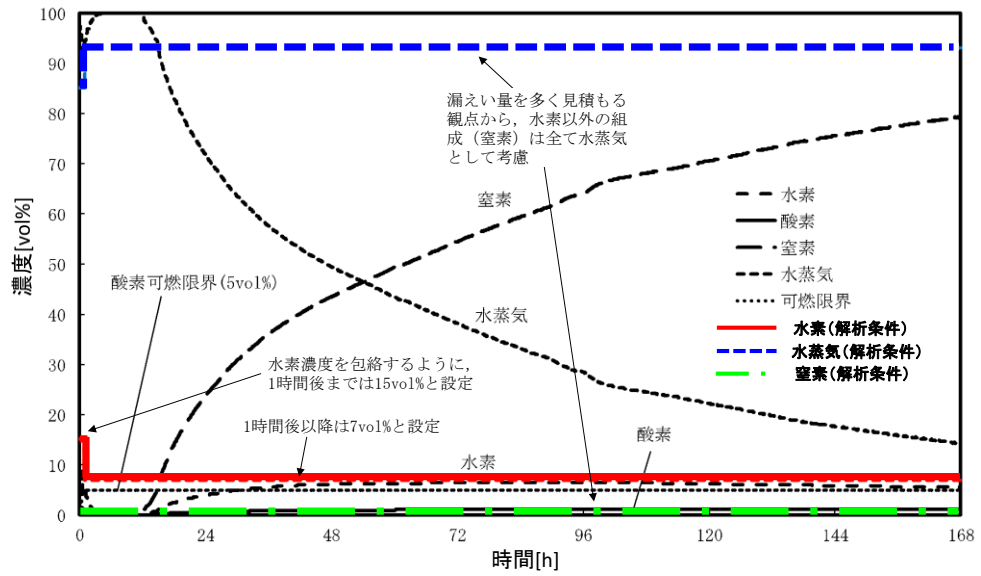


図 2-10 ドライウェルガス組成（有効性評価シナリオ（残留熱代替除去系を使用する場合）条件）

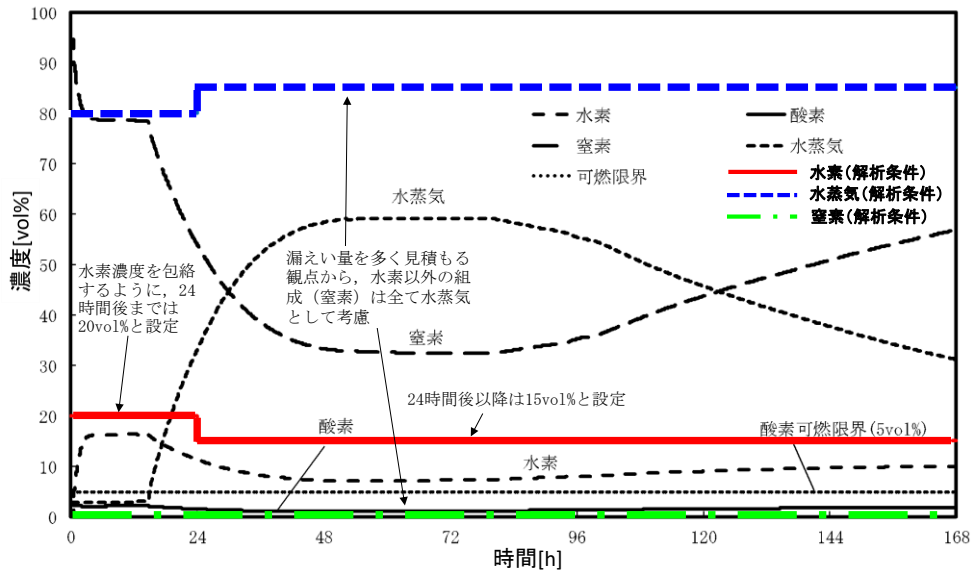


図 2-11 サプレッションチェンバガス組成 (有効性評価シナリオ (残留熱代替除去系を使用する場合) 条件)

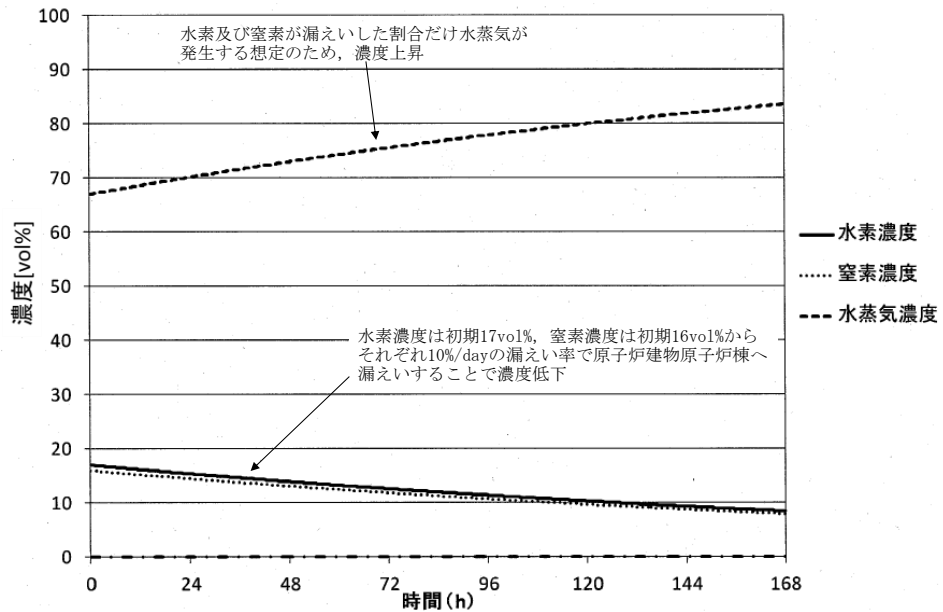


図 2-12 漏えいガス組成の時間変化 (設計条件)

(2) 漏えい箇所

漏えい箇所は、以下のドライウエル主フランジ及び原子炉格納容器ハッチ類の貫通部とする。

- ・ドライウエル主フランジ（原子炉建物原子炉棟 4 階）
- ・逃がし安全弁搬出ハッチ（原子炉建物原子炉棟 2 階）
- ・機器搬入口（2 箇所）（原子炉建物原子炉棟 1 階）
- ・所員用エアロック（原子炉建物原子炉棟 1 階）
- ・制御棒駆動機構搬出ハッチ（原子炉建物原子炉棟 1 階）
- ・サプレッションチェンバアクセスハッチ（2 箇所）（原子炉建物原子炉棟地下階）

ドライウエル主フランジからの水素漏えいは、ドライウエル主フランジがある原子炉ウエル内の下層階へ通じる原子炉ウエル排気ライン吸込口の閉止及び原子炉ウエル水張りラインのドレン弁の閉運用への変更を実施することから、原子炉建物原子炉棟 4 階（ドライウエル主フランジ）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 2-10 に示す。

部屋の位置を図 2-13 から図 2-15 に示す。

表 2-10 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	漏えい対象 とする 局所エリア
4 階		ドライウエル 主フランジ					—
2 階	北側	逃がし安全弁 搬出ハッチ					SRV 補修室
1 階	南東側	機器搬入口					—
	北西側						—
	南側	所員用 エアロック					所員用エア ロック室
地下 1 階	南西側	制御棒駆動機 構搬出ハッチ					CRD 補修室
	南側	サプレッショ ンチェンバア クセスハッチ					—
	北側						

注記*1：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。

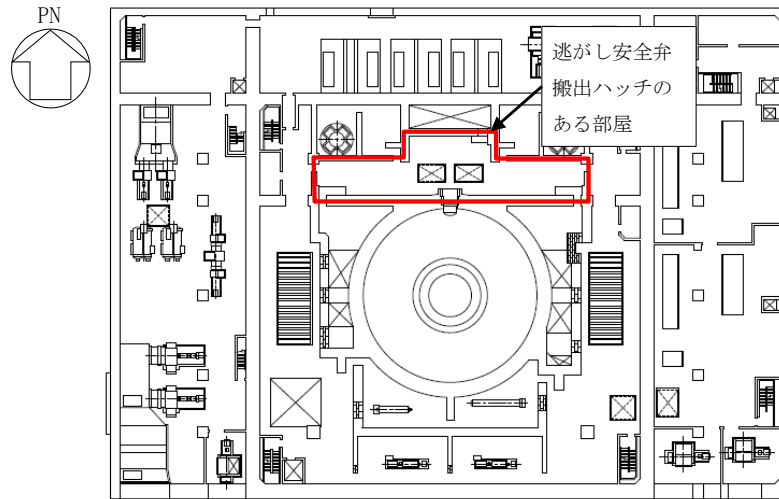


図 2-13 原子炉建物原子炉棟 2 階

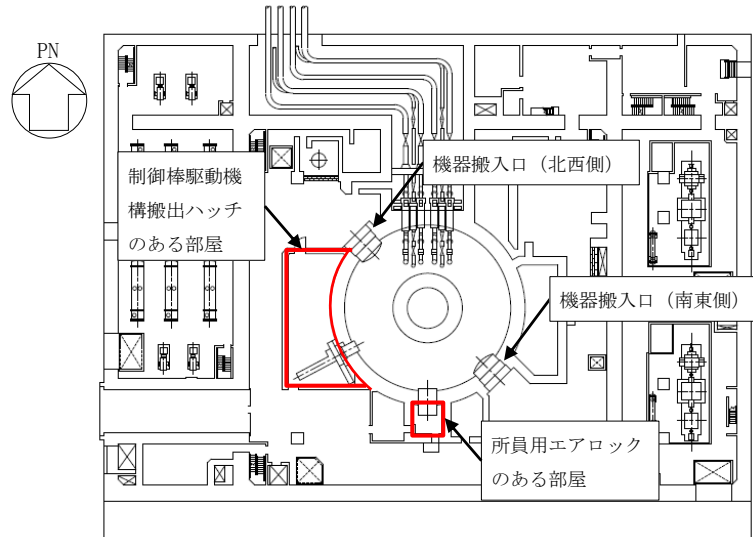


図 2-14 原子炉建物原子炉棟 1 階

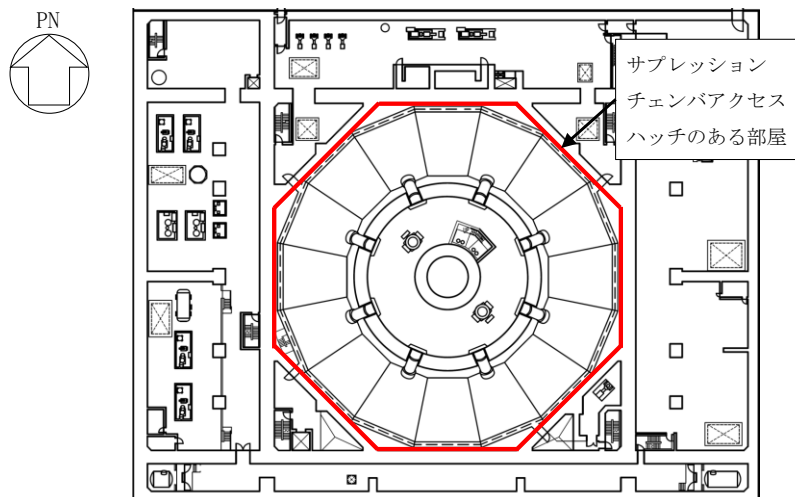


図 2-15 原子炉建物原子炉棟地下 1 階

2.2.2 解析結果

2.2.1 に示した解析条件の組合せから、表 2-11 に示す 3 ケースを選定し、解析を行った。

表 2-11 解析ケース

	ケース 1	ケース 2	ケース 3
モデル	原子炉建物原子炉棟 全階を模擬したモデル		
シナリオ	有効性評価シナリオ（格納容器過圧・過温）（残留熱代替除去系を使用しない場合）	有効性評価シナリオ（格納容器過圧・過温）（残留熱代替除去系を使用する場合）	設計条件
漏えい箇所	原子炉建物原子炉棟 4 階， 2 階，1 階，地下 1 階	原子炉建物原子炉棟 4 階， 2 階，1 階，地下 1 階	原子炉建物 原子炉棟 4 階
原子炉格納容器 漏えい率	1.3%/day（最大）	0.87%/day（最大）	10%/day

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）（残留熱代替除去系を使用しない場合）」において、各フロアに水素が漏えいした場合の建物内挙動を確認するため、全漏えい量を原子炉建物原子炉棟 4 階及び下層階（2 階，1 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。

ケース 2：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）（残留熱代替除去系を使用する場合）」において、各フロアに水素が漏えいした場合の建物内挙動を確認するため、全漏えい量を原子炉建物原子炉棟 4 階及び下層階（2 階，1 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。

ケース 3：PAR の設計裕度の確認を行うため、ケース 1 及びケース 2 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物原子炉棟 4 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。

(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）（残留熱代替除去系を使用しない場合）」において、各フロアに水素が漏えいした場合の建物内挙動を確認するため、原子炉建物原子炉棟 4 階及び下層階から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 2-16 に示す。

また、原子炉建物原子炉棟 4 階における水素の成層化を確認するため、原子炉建物原子炉棟 4 階を 90 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 2-17 に示す。

下層階から漏えいした水素は、大物搬入口及びトラス室上部ハッチ領域を通じて原子炉建物原子炉棟全域で水素濃度が均一化される。また、事故発生後 96 時間で解析上の格納容器ベントが行われ、原子炉建物原子炉棟の水素濃度は、PAR 起動水素濃度である 1.5vol% 未滿となる結果となった。

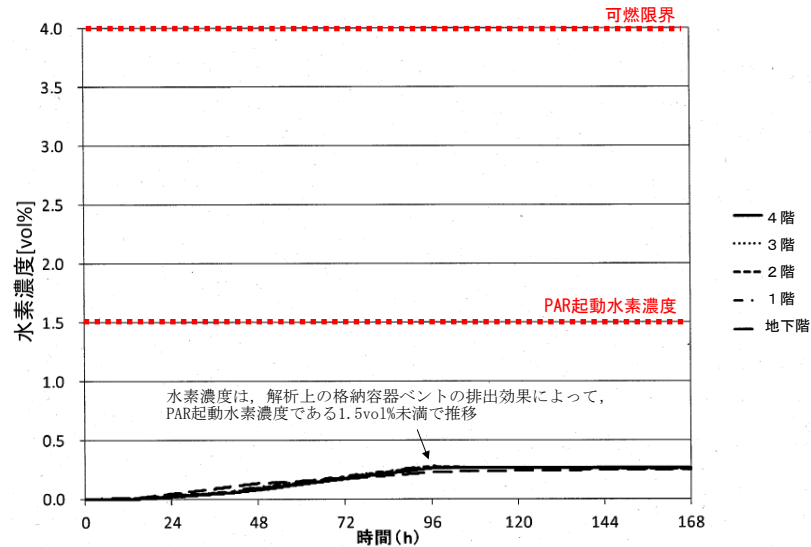


図 2-16 ケース 1 水素濃度の時間変化（原子炉建物原子炉棟全域）

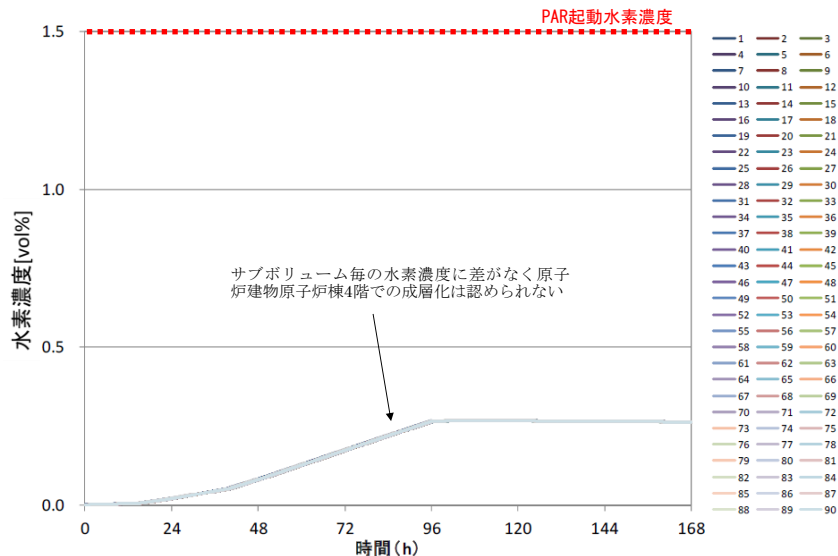


図 2-17 ケース 1 水素濃度の時間変化（サブボリューム別）

(2) ケース 2

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）（残留熱代替除去系を使用する場合）」において、各フロアに水素が漏えいした場合の建物内挙動を確認するため、原子炉建物原子炉棟 4 階及び下層階から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 2-18 に示す。

また、原子炉建物原子炉棟 4 階におけるサブボリューム別の水素濃度の時間変化を図 2-19 に示す。

残留熱代替除去系を使用する事故発生後 10 時間以降においても、原子炉格納容器内に水素を保有しているため、漏えいが継続するが、原子炉建物原子炉棟の水素濃度は PAR 起動水素濃度である 1.5vol%未満となる結果となった。

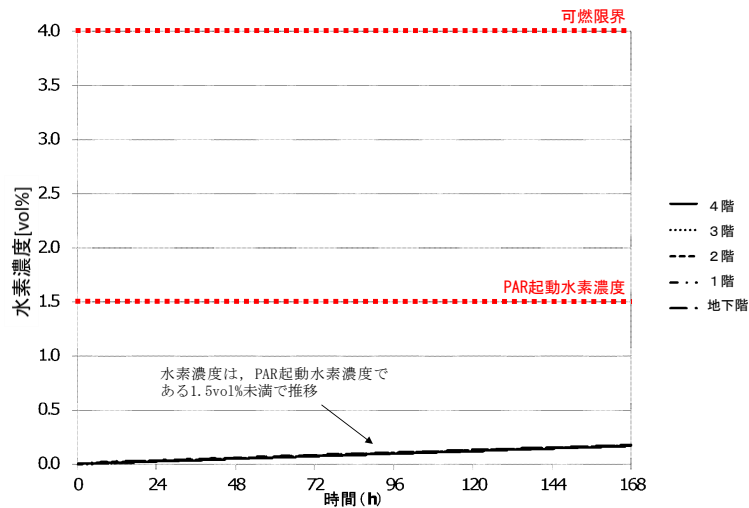


図 2-18 ケース 2 水素濃度の時間変化（原子炉建物原子炉棟全域）

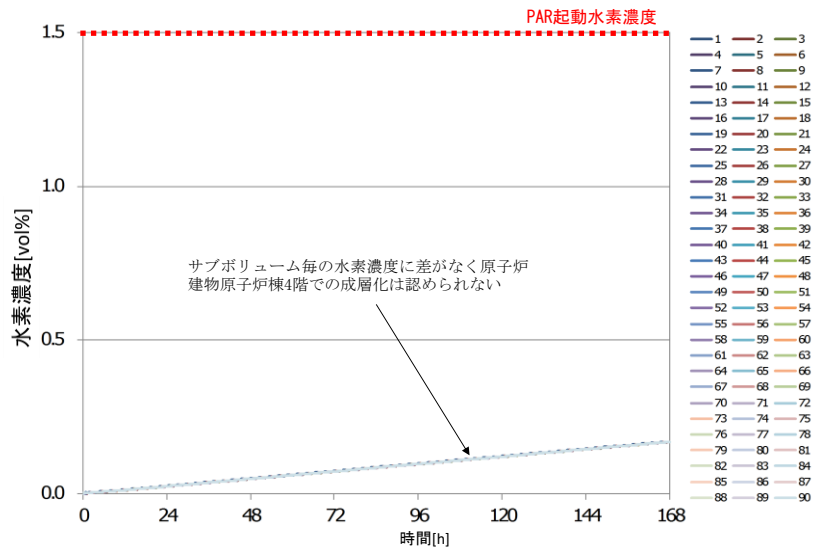


図 2-19 ケース 2 水素濃度の時間変化（サブボリューム別）

(3) ケース 3

設計裕度の確認を行うため、有効性評価シナリオに対して十分保守的に設定した仮想的な条件である PAR 設計値(水素発生量 AFC100%相当及び原子炉格納容器漏えい率 10%/day)を用いて評価した水素が全量 PAR 設置エリアである原子炉建物原子炉棟 4 階のみから漏えいすると仮定して、水素濃度の時間変化を評価した。解析結果を図 2-20 に示す。

また、原子炉建物原子炉棟 4 階におけるサブボリューム別の水素濃度の時間変化を図 2-21 に示す。

図 2-20 に示すとおり、設計条件の水素発生量に対して PAR による水素処理が効果を発揮し、原子炉建物原子炉棟内の水素濃度上昇が抑制され、可燃限界に至ることはない。

さらに、原子炉建物水素濃度が 2.5vol%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、格納容器フィルタベント系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、原子炉格納容器からの漏えい量は減少することから、水素濃度が可燃限界に到達することはない。原子炉格納容器からの想定を超える水素漏えい時の対応フローを図 2-22 に示す。

また、図 2-21 に示すとおり、原子炉建物原子炉棟 4 階は、均一化されており、成層化しない。

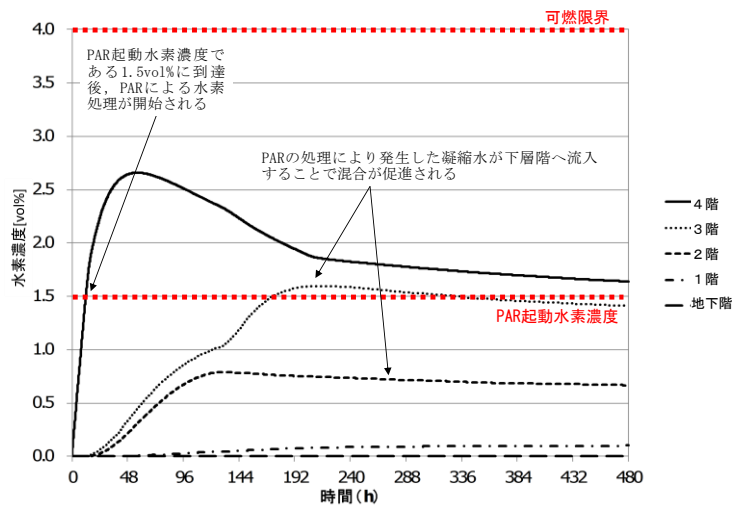


図 2-20 ケース 3 水素濃度の時間変化 (原子炉建物原子炉棟全域)

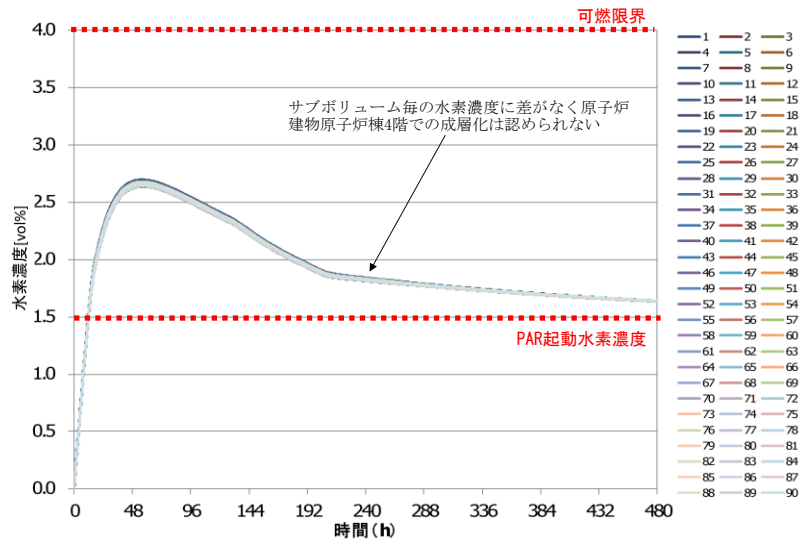
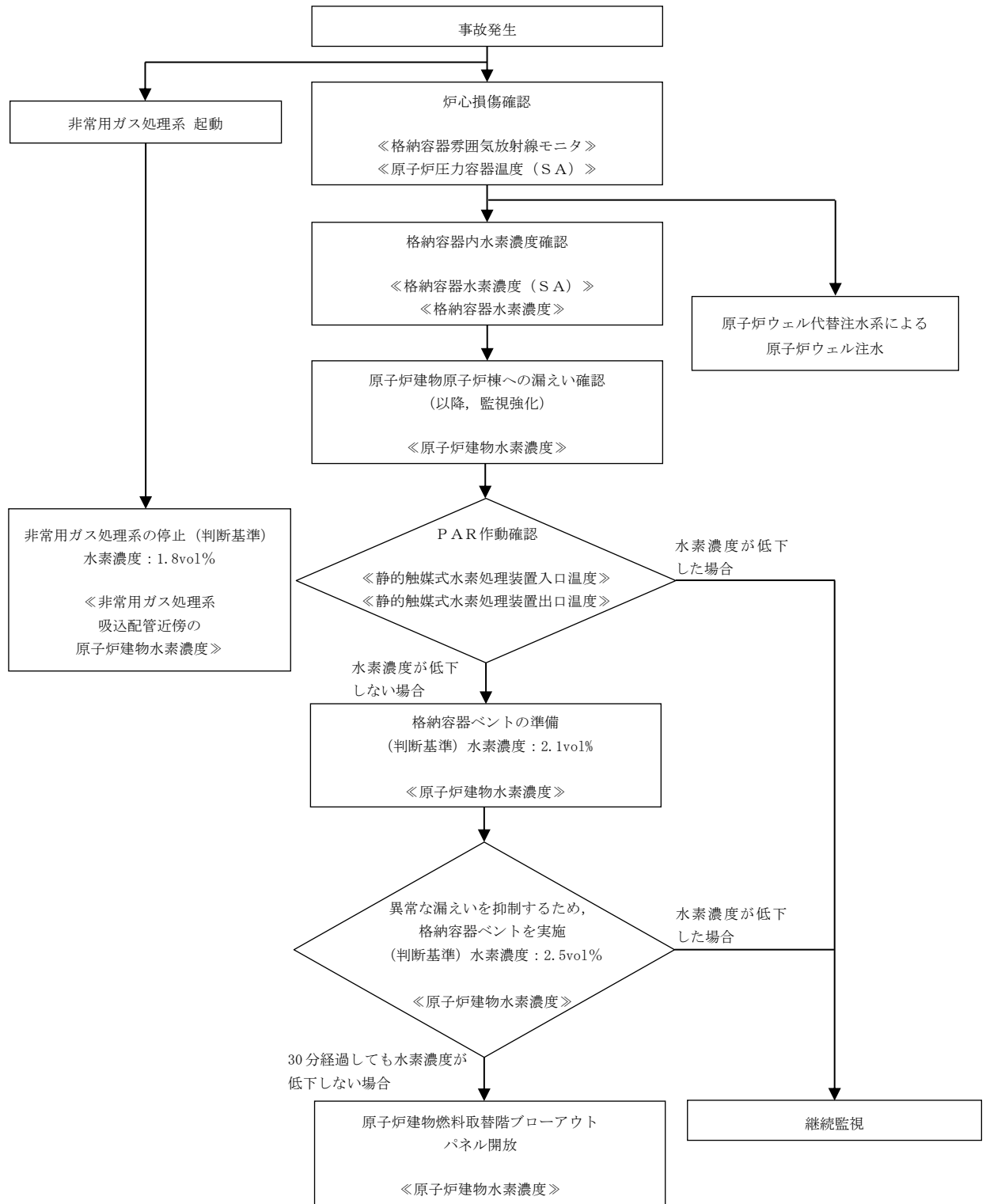


図 2-21 ケース 3 水素濃度の時間変化 (サブボリューム別)



※格納容器ベント実施基準とする原子炉建物水素濃度 2.5vol%は、可燃限界（水素濃度 4.0vol%）に計器誤差（±1.1vol%）、運転操作の余裕（0.4vol%=約3時間）を見込んだ値として設定

図 2-22 原子炉建物水素対策フロー

2.3 水素濃度監視設備

2.3.1 水素濃度監視設備の概要

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物等の損傷を防止するために原子炉建物原子炉棟の水素濃度が変動する可能性のある範囲にわたり測定できる設備として、原子炉建物水素濃度を設ける設計とする。

原子炉建物水素濃度は、中央制御室及び緊急時対策所において連続監視できる設計とする。

原子炉建物水素濃度は、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。

原子炉建物原子炉棟内に漏えいした水素は、比重の関係で原子炉建物原子炉棟 4 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、原子炉建物原子炉棟 4 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、水素が最終的に滞留する原子炉建物原子炉棟 4 階の壁面及び天井付近とする（図 2-23 参照）。

なお、局所エリア及びトーラス室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物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、局所エリア及びトーラス室に漏えいした水素を測定するため原子炉建物水素濃度を設置し、事故時の監視性能を向上させる（図 2-24 から図 2-26 参照）。

また、非常用ガス処理系を使用する場合、水素が非常用ガス処理系に流入する可能性があることから、非常用ガス処理系の吸込配管近傍に原子炉建物水素濃度を設置する（図 2-24 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物原子炉棟 4 階での濃度の両方が監視できることとなり、原子炉建物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。

2.3.2 水素濃度監視設備の主要仕様

(1) 機器仕様

a. 原子炉建物水素濃度（原子炉建物原子炉棟地下 1 階）

種類 : 触媒式水素検出器

計測範囲 : 0~10vol%

個数 : 1 個

b. 原子炉建物水素濃度（原子炉建物原子炉棟 4 階，2 階，1 階）

種類 : 熱伝導式水素検出器

計測範囲 : 0~20vol%

個数 : 6 個

(2) 配置場所

水素濃度検出器の配置場所を図 2-23 から図 2-26 に示す。

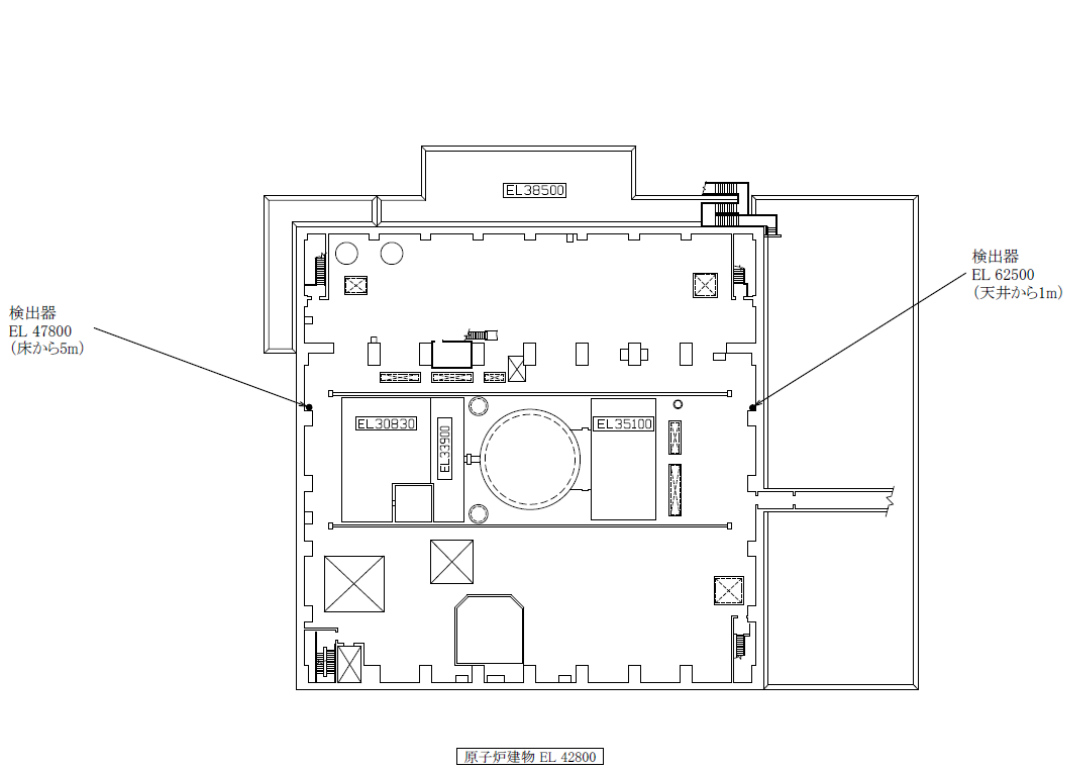


図 2-23 原子炉建物水素濃度検出器配置図 (原子炉建物原子炉棟 4 階)

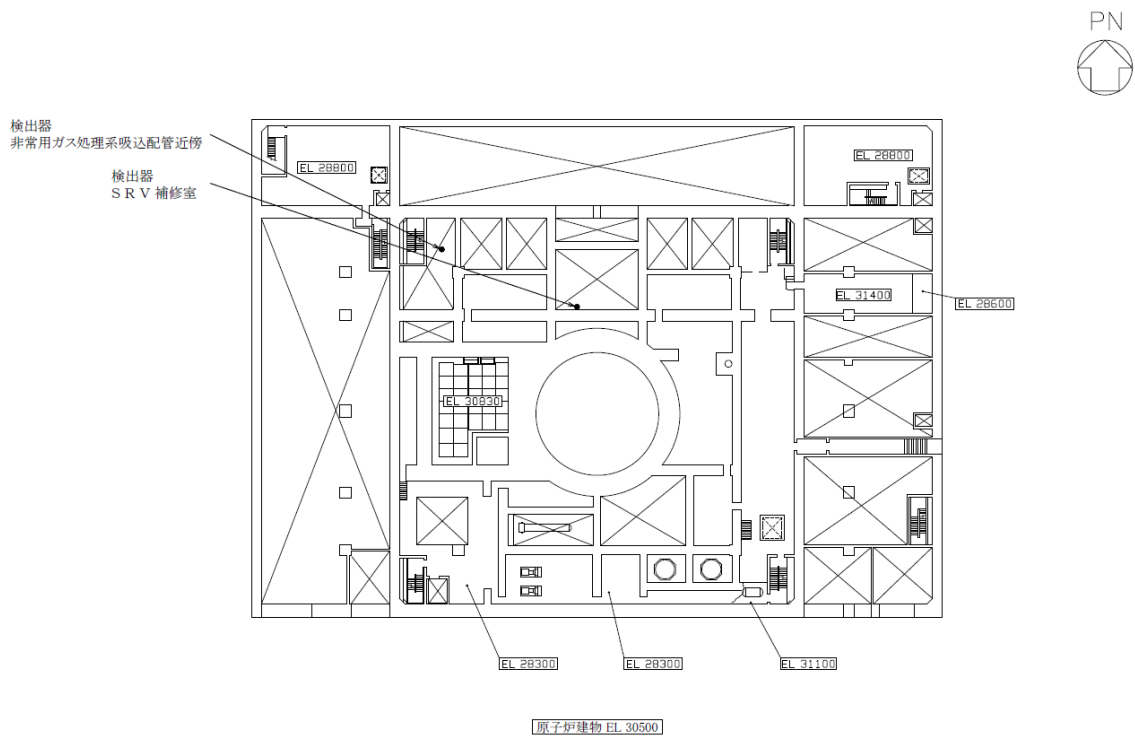


図 2-24 原子炉建物水素濃度検出器配置図 (原子炉建物原子炉棟中 2 階)

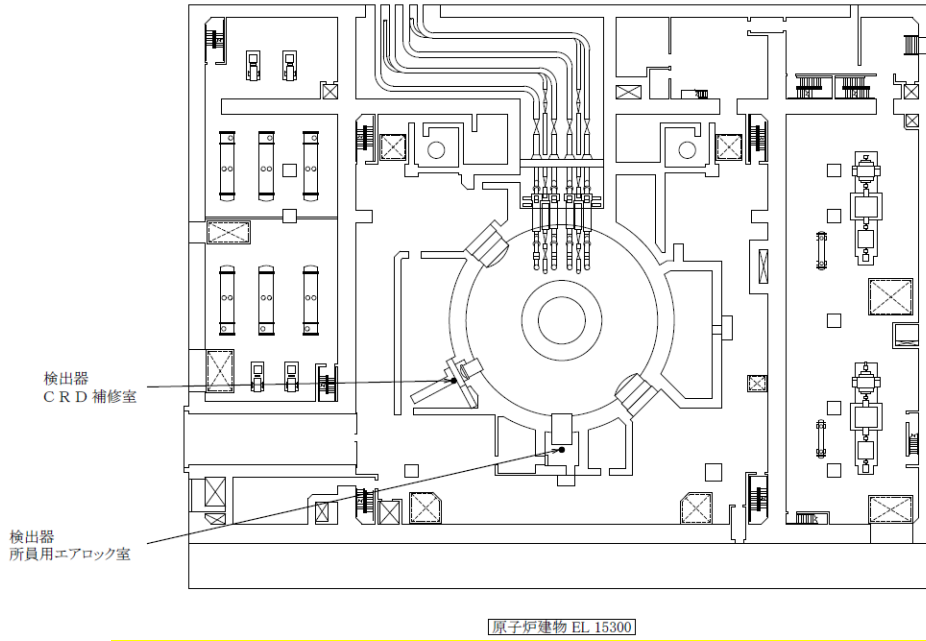


図 2-25 原子炉建物水素濃度検出器配置図 (原子炉建物原子炉棟 1 階)

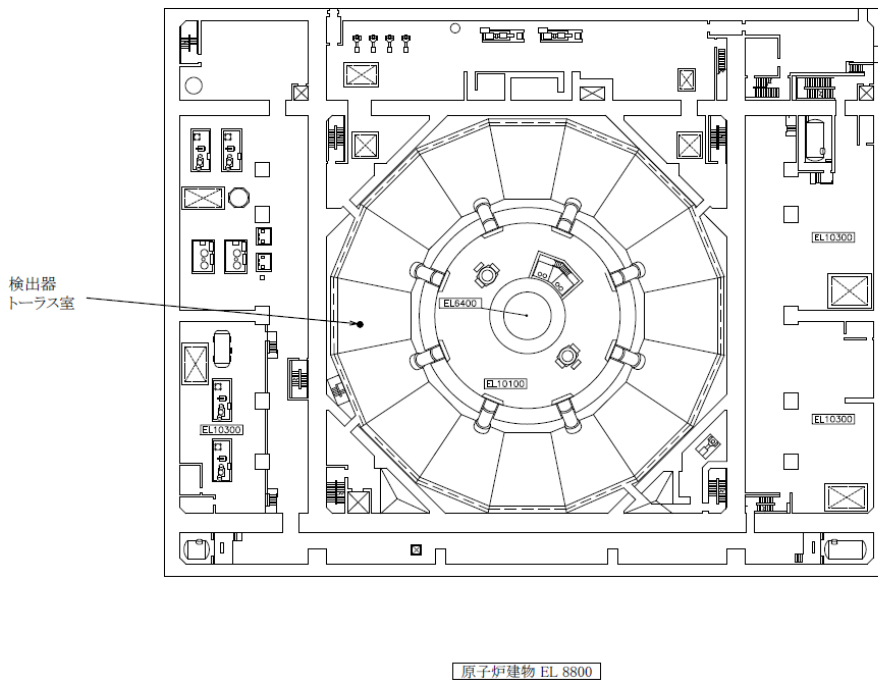


図 2-26 原子炉建物水素濃度検出器配置図 (原子炉建物原子炉棟地下 1 階)

(3) システム構成

原子炉建物水素濃度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉建物水素濃度の検出信号は、触媒式水素検出器又は熱伝導式水素検出器からの電流信号を演算装置を経由又は直接中央制御室の指示部にて水素濃度信号へ変換する処理を行った後、原子炉建物水素濃度を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム（SPDS）にて記録及び保存する。概略構成図を図 2-27 及び図 2-28 に示す。

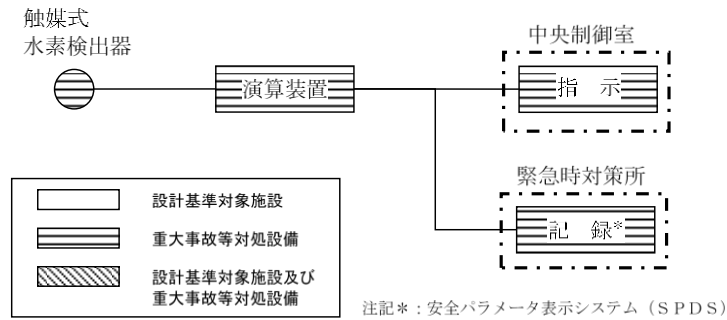


図 2-27 原子炉建物水素濃度（触媒式）の概略構成図

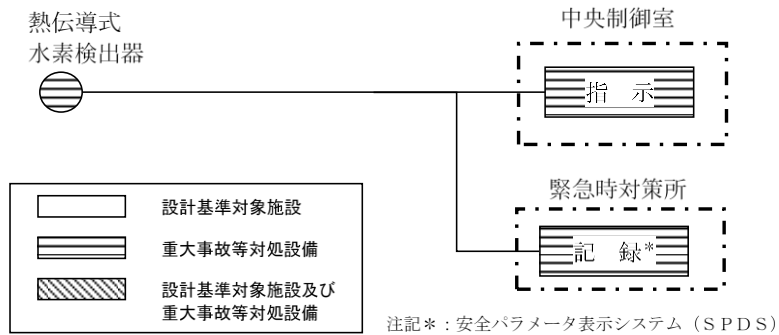


図 2-28 原子炉建物水素濃度（熱伝導式）の概略構成図

(4) 代替電源の確保

原子炉建物原子炉棟内の水素濃度を測定するために必要な計器の電源は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計としている（図 2-29 参照）。

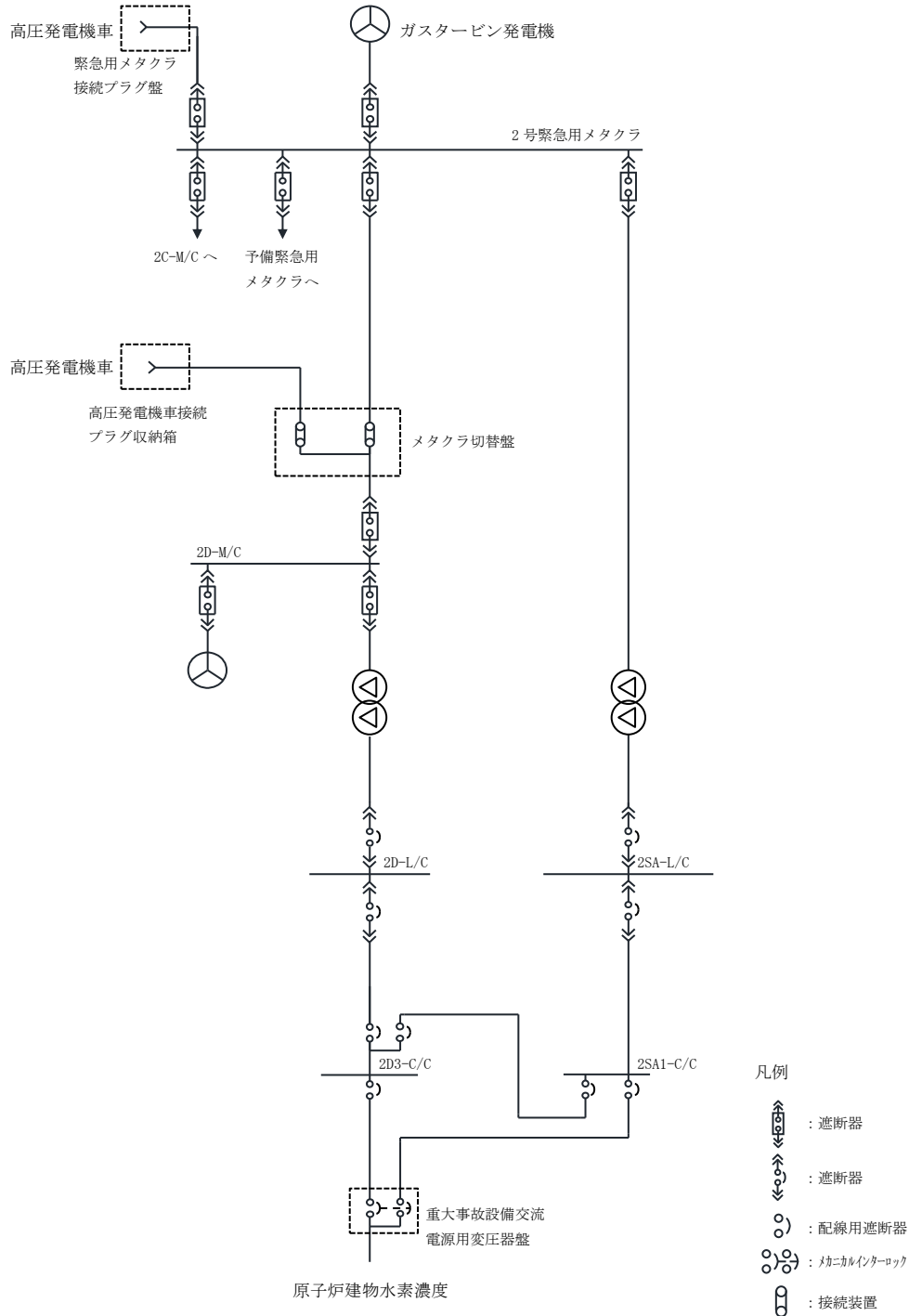


図 2-29 単線結線図

静的触媒式水素処理装置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静的触媒式水素処理装置（以下「PAR」という。）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。

$$Q = a \cdot \left(\frac{C_{H_2}}{100} \right)^b \dots \dots \dots (1.1)$$

- 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。

$$DR = Q \cdot \left(\frac{C_{H_2}}{100} \right) \cdot \gamma \cdot \eta \dots \dots \dots (1.2)$$

- 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。

$$DR = \frac{d C_{H_2}}{d t} \cdot V_c \cdot \gamma \dots \dots \dots (1.3)$$

$d C_{H_2} / d t$: 水素濃度変化率
 V_c : 試験容器体積 [m³]

式 (1.2) 及び式 (1.3) より, 試験における PAR への流入量は, 水素濃度変化の測定値から求まる。

$$Q = \frac{d C_{H_2}}{d t} \cdot V_c \cdot \left(\frac{C_{H_2}}{100} \cdot \eta \right) \dots \dots \dots (1.4)$$

式 (1.4) による流入量と, その時の水素濃度のデータより, 式 (1.1) の定数 a, b は, フィッティングにより決定される。

$$\boxed{}$$

$$b = 0.307$$

式 (1.1), 式 (1.2) より水素処理速度は, 以下のように表される。

$$DR = a \cdot \left(\frac{C_{H_2}}{100} \right)^{b+1} \cdot \gamma \cdot \eta \dots \dots \dots (1.5)$$

ここで, 水素密度は気体の状態方程式に従い, 次式で表される。

$$\gamma = \frac{P}{T \cdot R_{H_2}} \dots \dots \dots (1.6)$$

P : 圧力 [10⁵Pa]
 T : 温度 [K]
 R_{H_2} : 水素の気体定数 [10⁵J/kg · K]

式 (1.5), 式 (1.6) により, PAR の水素処理容量は, 次式で表される。

$$DR = \frac{a \cdot \eta}{R_{H_2}} \cdot \left(\frac{C_{H_2}}{100} \right)^{b+1} \cdot \frac{P}{T} \dots \dots \dots (1.7)$$

$$\frac{a \cdot \eta}{R_{H_2}} = A = \boxed{}, \quad b + 1 = 1.307$$

式 (1.7) 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						
試験条件				温度		
				圧力		
				水蒸気濃度		
	水素濃度					



図 1-1 試験体概要

図 1-2 試験概要

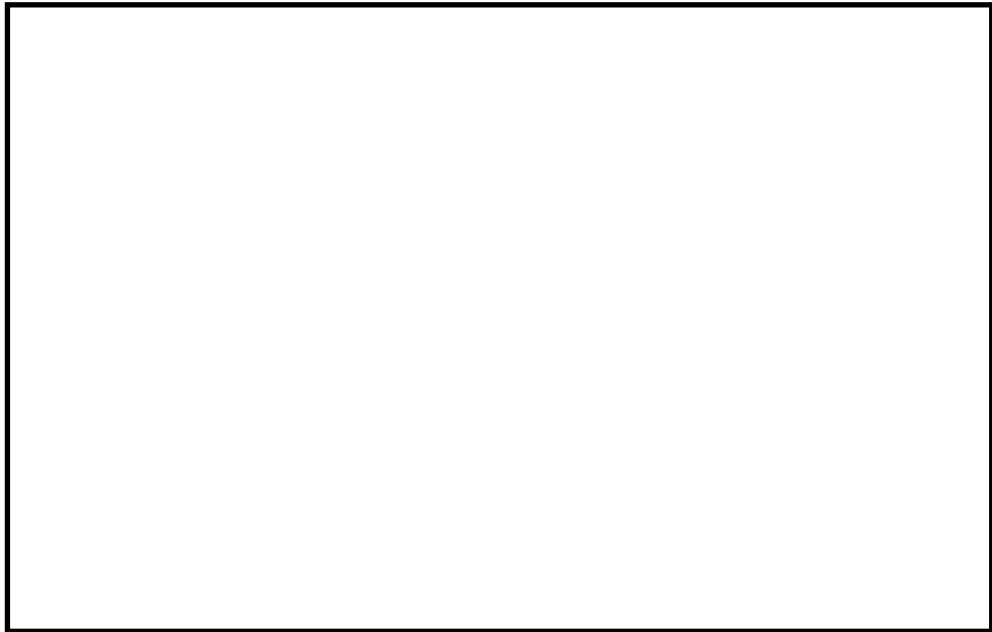


図 1-3 試験結果 (各部屋の水素濃度変化)



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

EPRI（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 KALI 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、KALI 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		KALI 試験
試験体		
試験条件	温度	
	圧力	
	水蒸気濃度	
	水素濃度	



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 2-2 に、試験結果を図 2-3 に示す。ドライ条件下と比べて、水蒸気濃度 50vol% の条件下において、PAR の性能は、同等であり、蒸気による影響はないと考えられる。

表 2-2 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				
N9/2				



図 2-3 試験結果（蒸気環境下での影響）

重大事故等時に原子炉格納容器から 10%/day でガスが原子炉建物原子炉棟に漏えいした場合の原子炉建物原子炉棟の水蒸気濃度を図 2-4 に示す。

図 2-4 のとおり、重大事故等時において、水蒸気濃度は、50vol% に達することなく、水蒸気による影響はない。

また、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、原子炉建物原子炉棟 4 階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られる。

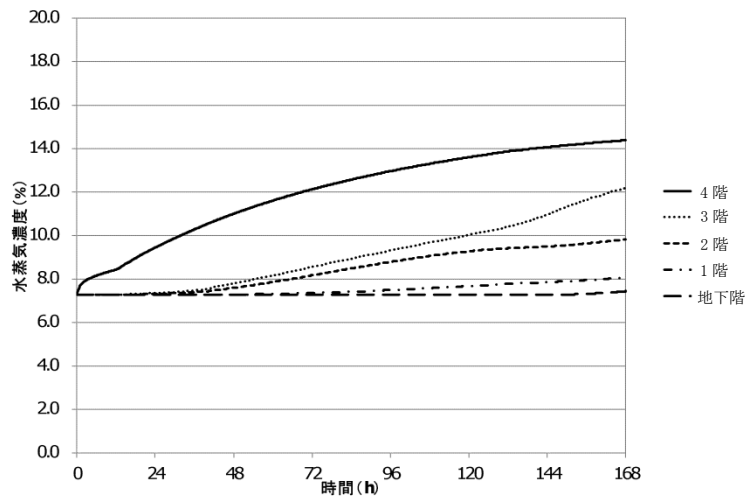


図 2-4 原子炉建物原子炉棟 4 階の水蒸気濃度 (10%/day 漏えい条件)

(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 の処理能力に当たる影響については、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 2-3、試験結果を図 2-5 に示す。

表 2-3 SNL 試験の試験条件

試験番号	圧力 (bar)	温度 (°C)	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 2-5 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 2-3 に示すとおり、PAR-8R については、1/8 スケール、高水蒸気濃度環境及び疎水コーティングを施してしない状態での試験であるが、図 2-5 に示すとおり、0.5kg/h 以上の処理容量を有している。なお、図 2-5 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

KALI 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 2-4 に、試験結果を図 2-6 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 2-6 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。

島根原子力発電所第 2 号機の場合、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 2-4 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				
N6/22				
N13/7				

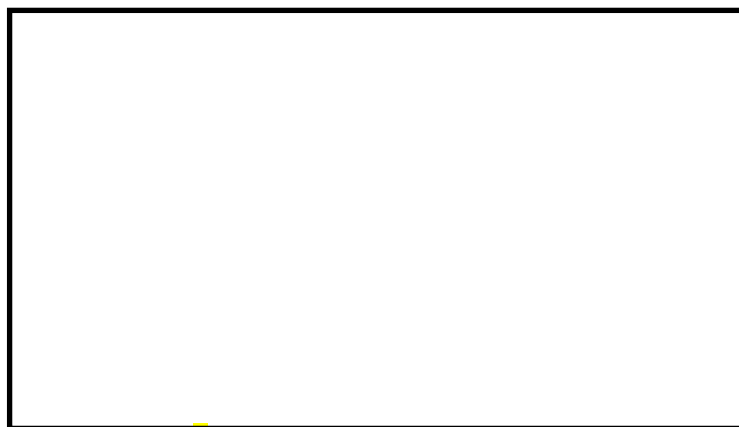


図 2-6 試験結果（酸素濃度による影響）

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 (1. 7)) にこのスケールファクタを乗じたものが小型 PAR の基本性能となる。

KALI 試験では、小型 PAR よりも更に流路面積の小さい試験体で性能が確認されている。試験結果とスケールファクタを考慮した基本性能評価式との比較を図 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、KALI 試験及び島根原子力発電所第 2 号機で使用する 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。島根原子力発電所第 2 号機で使用する 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。

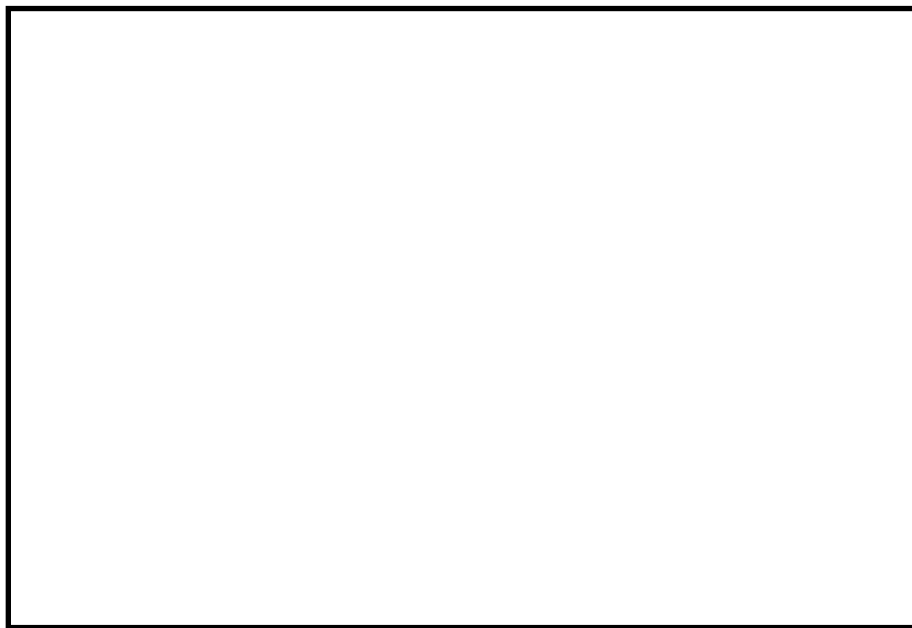


図 3-1 KALI 試験結果と基本性能評価式との比較

表 3-1 PAR の仕様比較

	Battelle MC 試験	KALI 試験	島根原子力発電 所第 2 号機
PAR モデル	PAR-88	試験用 PAR	PAR-22
触媒カート リッジ枚数	88 枚		22 枚
ハウジング 開口面積			
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 1vol%未満で PAR による結合反応を開始している。

GOTHIC による原子炉建物原子炉棟の水素濃度解析においては、PAR による反応開始水素濃度を 1.5vol%に設定しており、PAR の起動に対して余裕を持たせている。解析結果においても、原子炉建物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 (°C)	水蒸気濃度 (%)	酸素濃度 (%)	反応開始 水素濃度 (vol%)
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

PAR の最高使用温度は、THAI 試験結果に基づき 300℃に設定している。THAI 試験は、OECD/NEA（経済協力開発機構/原子力機関）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。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（359KTF gas2）でも、水素濃度 4vol%の温度は、水素濃度低下時においても 300℃を下回っていることが分かる。

したがって、PAR の最高使用温度は 300℃とすることは妥当と考えられる。

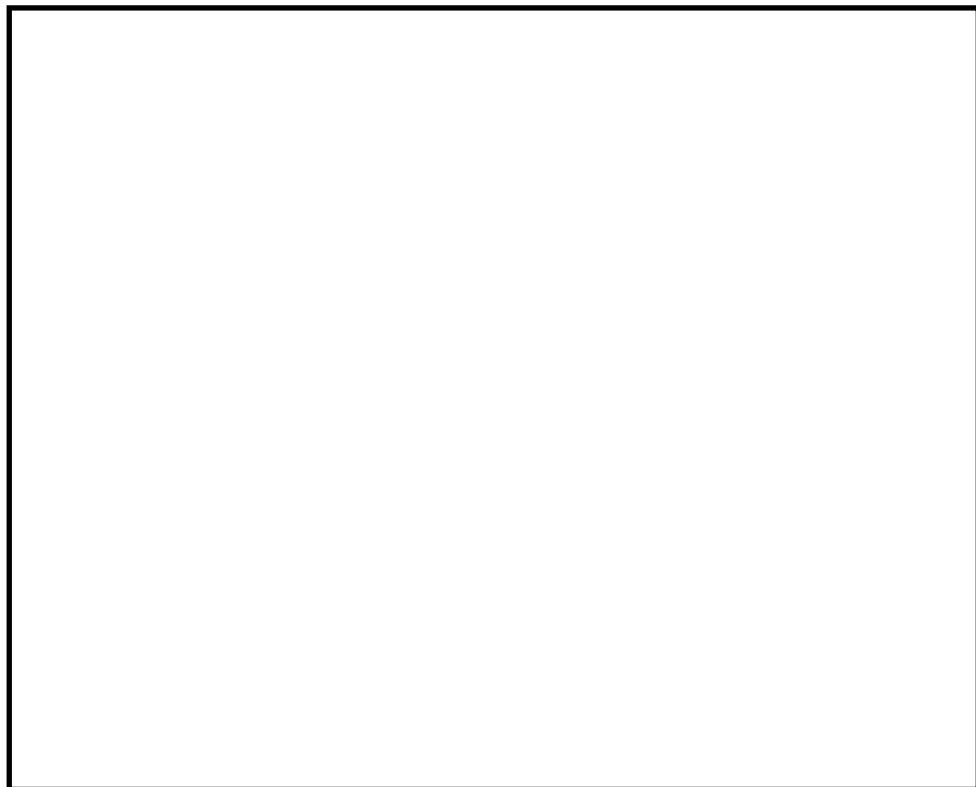


図 5-1 試験装置及び試験体の概要

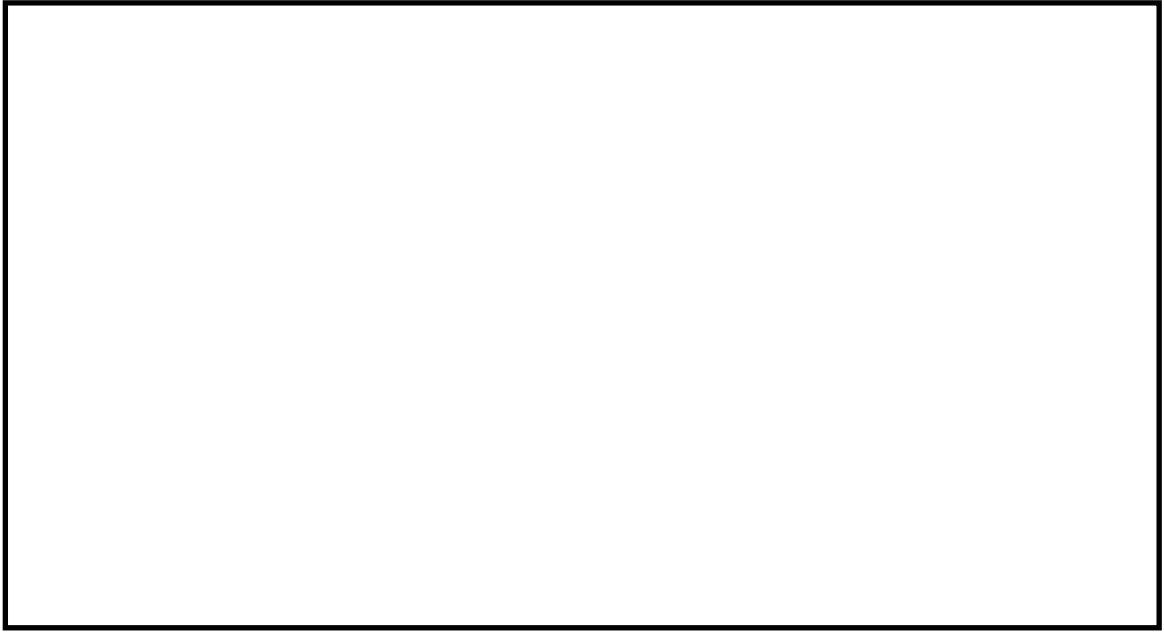


図 5-2 試験体の温度計測点

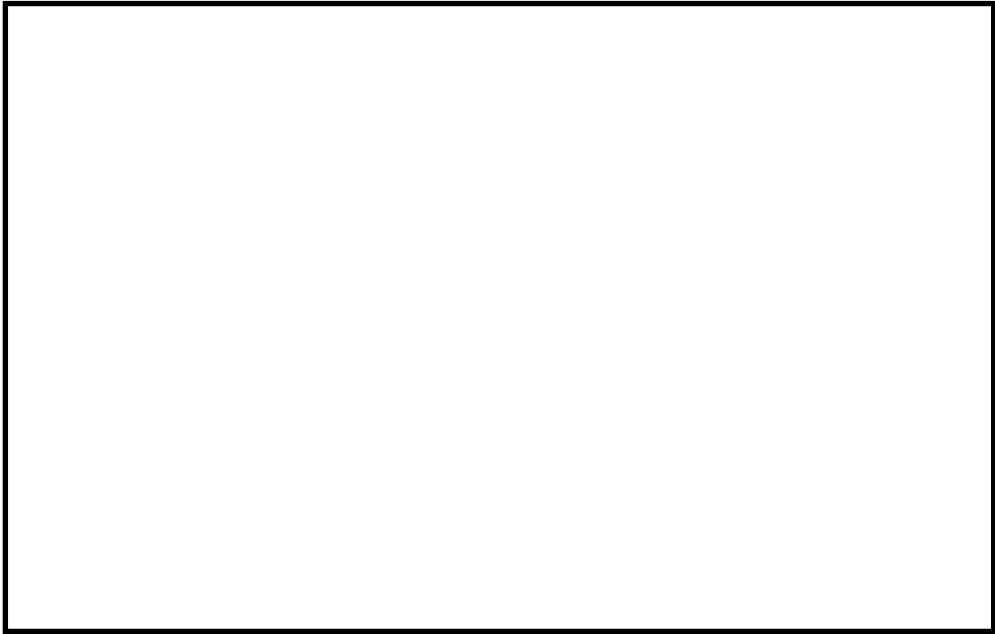


図 5-3 温度及び PAR 入口水素濃度の時間変化

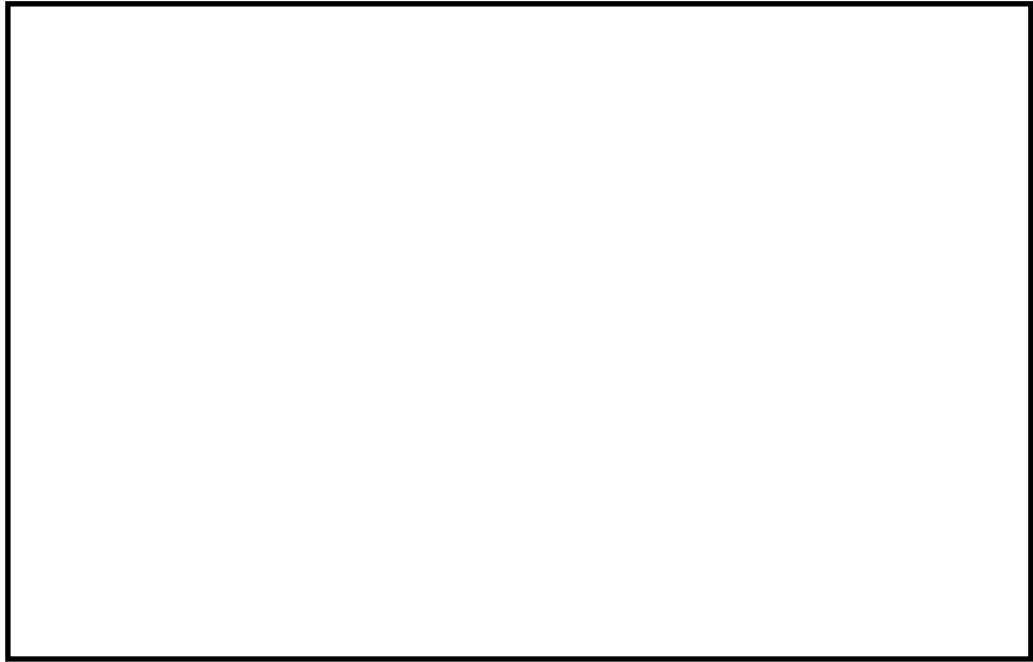


図 5-4 温度及び PAR 入口水素濃度の関係

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 500mm の煙突が取り付けられた場合、高さ 1000mm の煙突が取り付けられた場合の水素低減性能の係数について、製造メーカー社内の試験プログラムの中で確認されており、煙突が取り付けられていない場合と比較して高さ 500mm の煙突が取り付けられた場合は 1.15 程度、高さ 1000mm 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。

島根原子力発電所第 2 号機に設置する 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 Massstab bei verschiedenen Systemzuständen im Model-Containment, Battelle-Europe (1991)
- (2) Generic tests of Passive autocatalytic Recoiners(PARs) for combustible Gas Control in Nuclear Power Plants Vol.1 Program Description, EPRI (1997)
- (3) Generic tests of Passive autocatalytic Recoiners(PARs) for combustible Gas Control in Nuclear Power Plants Vol.2 Test Data for NIS PARs, EPRI (1997)
- (4) Thomas K. Blanchat, Asimios C. Malliakos, “TESTING A PASSIVE AUTOCATALYTIC RECOMBINER IN THE SURTESY FACILITY” , Nuclear Technology Vol.129 March 2000
- (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 Recoiner Tests HR-14 to HR-16” , Becker Technologies GmbH (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。これらが原子炉建物原子炉棟4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、原子炉建物原子炉棟4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 Gy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物原子炉棟の $4.7 \times 10^2 \text{Gy}/7$ 日間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はないと考えられる。

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18.1kg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、原子炉格納容器の自然沈着による除去効果については、CSEでの実機の実験結果に基づき、事象発生後2時間までは除去効果を考慮せず、2時間以降は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として原子炉建物原子炉棟4階へ全量漏えいすると仮定した場合、ガス状よう素は約 $11 \text{mg}/\text{m}^3$ 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 $300 \text{mg}/\text{m}^3$ で実施されており約25%性能低下していることが確認されている。

試験条件と比べて島根原子力発電所第2号機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°C	2 bar	4 vol%	50~70vol%	300mg/m ³

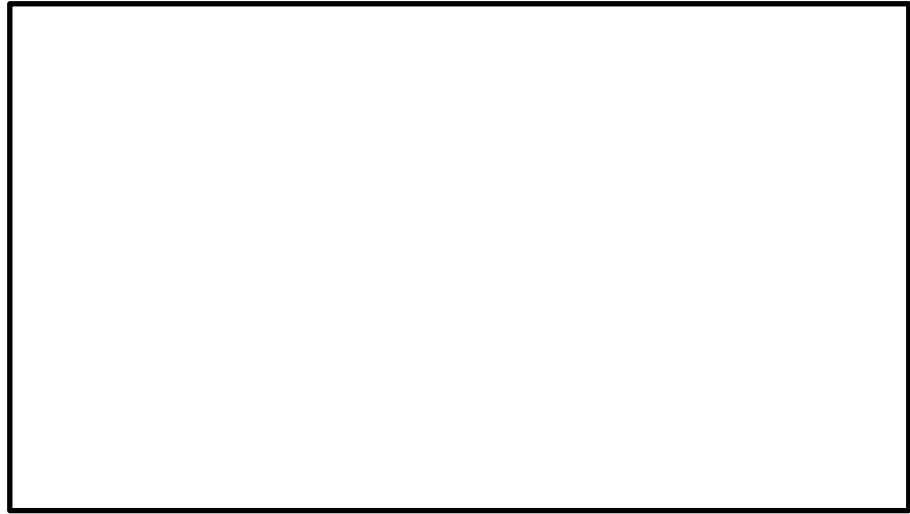


図1-1 試験結果（よう素の影響）

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、島根原子力発電所第2号機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。

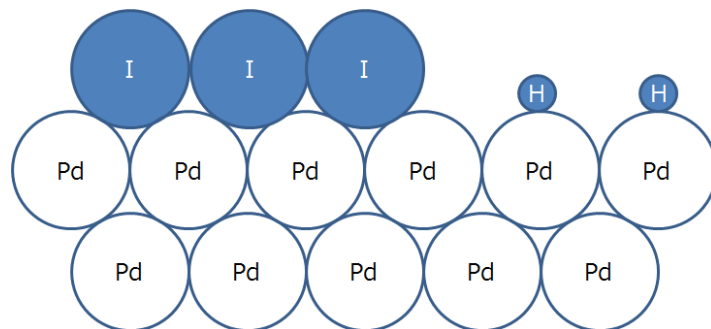


図1-2 パラジウムへのよう素の結合の概略図

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に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", the EPRI ALWR Program, May 1997

静的触媒式水素処理装置の周辺機器に対する悪影響防止について

静的触媒式水素処理装置（以下「PAR」という。）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、原子炉建物原子炉棟 4 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 の設計条件である 10%/day のケースにおける原子炉建物原子炉棟 4 階の気流速度の最大値が約 0.35m/s であることを踏まえて、想定する気流速度の範囲を 0~1.5m/s と仮定し、熱伝達率を計算すると 5.6~11.6W/(m²・K)となる。したがって、熱伝達率は 5.6W/(m²・K)及び 11.6W/(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 0.1m 離れると周辺機器の表面温度は、最高使用温度である 300℃を十分下回ることから、隣接する PAR に対して悪影響を与えることはない。また、周辺機器の温度が 100℃となるのは、熱伝達率が 5.6W/(m²・K)の場合 0.8m、11.6 W/(m²・K)の場合 0.6m の地点であることから、PAR より 1m 離すことで熱影響は 100℃以下となる。さらに、2m 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、2m 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、原子炉建物原子炉棟 4 階の水素濃度は 4.0vol%に到達しないことから、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。

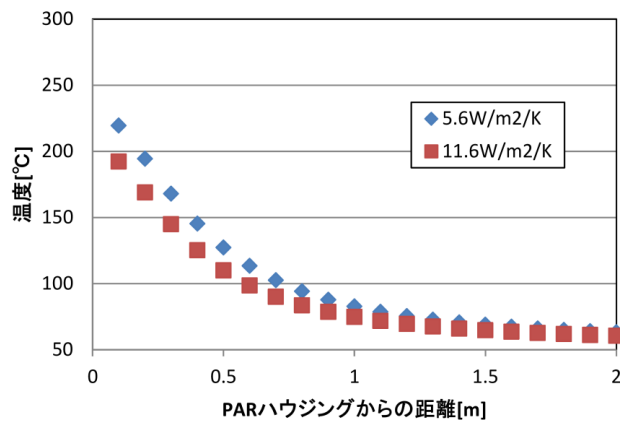


図 1-1 PAR 輻射熱による温度影響と距離の関係について

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、3m 以上の離隔距離を設けることとする。

上記 1., 2. の結果から、PAR 配置検討にあ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. 原子炉建物原子炉棟 4 階に設置する重大事故等対処設備及び影響評価

原子炉建物原子炉棟 4 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。静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度を除く計装設備について、排気口から 4m 以上離れているため、PAR の温度上昇による機能への悪影響はない。また、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル及び原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置については、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置下端位置が PAR から 3m 以上離れているため、PAR の温度上昇による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。

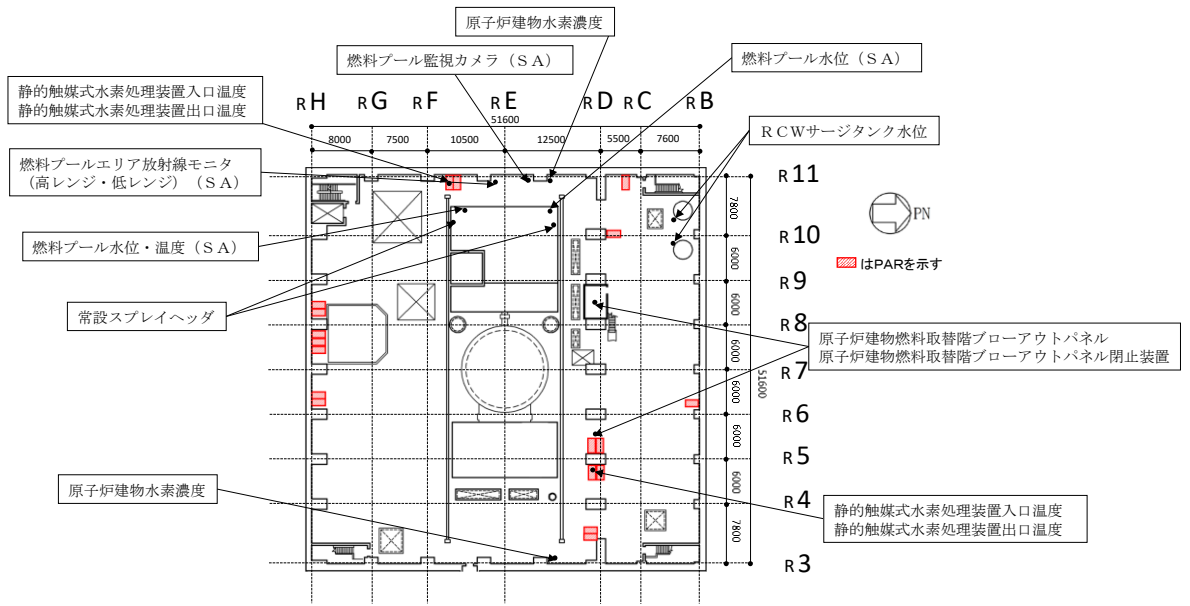


図 3-1 原子炉建物原子炉棟 4 階における重大事故等対処設備の機器配置(1/2)

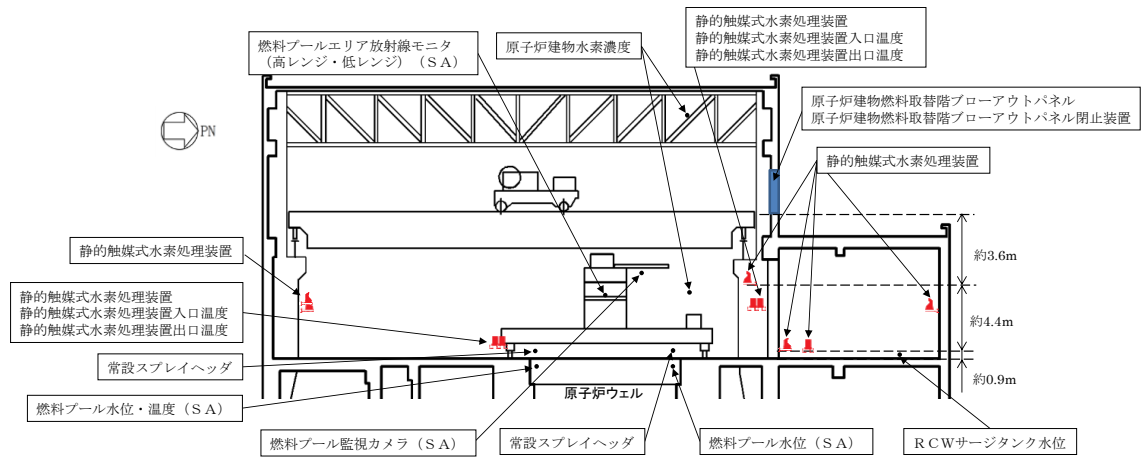


図 3-1 原子炉建物原子炉棟 4 階における重大事故等対処設備の機器配置(2/2)

静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度について

1. 目的

静的触媒式水素処理装置（以下「PAR」という。）は、原子炉建物原子炉棟 4 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の不要な設備である。

PAR は、触媒における再結合反応により水素を除去する設備であるため、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、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、重大事故対処時に有効な情報となると考えられる。

このことから、原子炉建物原子炉棟 4 階に設置されている PAR（2 個）の入口側及び出口側に熱電対を取り付け、中央制御室及び緊急時対策所にて PAR の温度を監視できる設計とする。

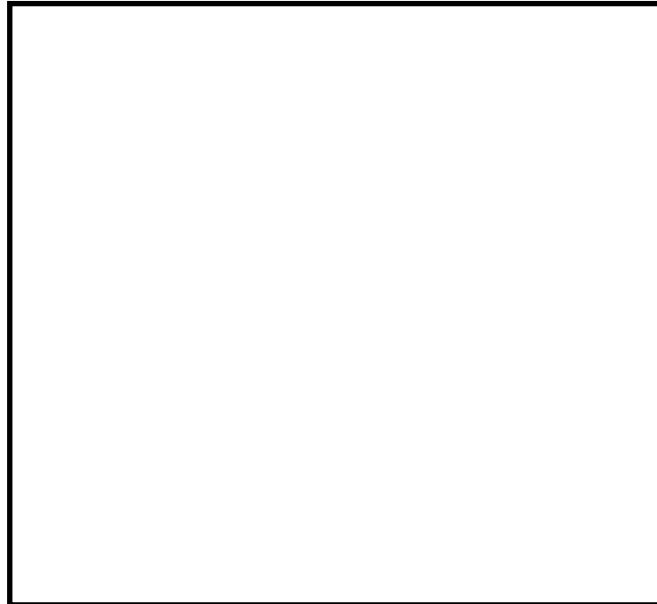


図 1-1 SNL で行われた試験用 PAR の概要図



図 1-2 SNL で行われた試験結果（PAR 温度と水素濃度の関係）

2. 設備概要

PAR2 個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設計とする（主要仕様は表 2-1 参照）。

熱電対の設置位置は、PAR 入口近傍及び触媒カートリッジ上方に熱電対シースを取付け、ガス温度を測定できる設計とする。

試験結果（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 1.0vol%程度で PAR 入口と出口のガス温度差は約 40K、水素濃度 4.0vol%程度で PAR 入口と出口のガス温度差は約 170K 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 動作を把握することができる。なお、図 1-2 に示す試験のうち、PAR-4、PAR-7 及び PP-2 について環境温度は 100°C 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 付近への取付性、固定性、保守性を考慮して 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）。

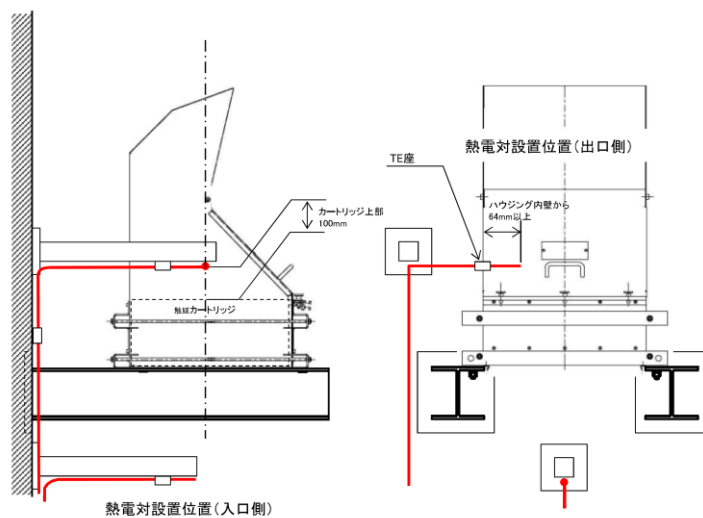


図 2-1 PAR への熱電対取付位置概要図

熱電対シースは外径 3.2mm であり、PAR への流路影響の観点から流入経路を妨げない配置及び寸法のため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 静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度の主要仕様

名称	種類	計測範囲	個数	取付箇所
静的触媒式水素 処理装置入口温度	熱電対	0~100℃	2	原子炉建物 原子炉棟 4 階
静的触媒式水素 処理装置出口温度	熱電対	0~400℃	2	原子炉建物 原子炉棟 4 階

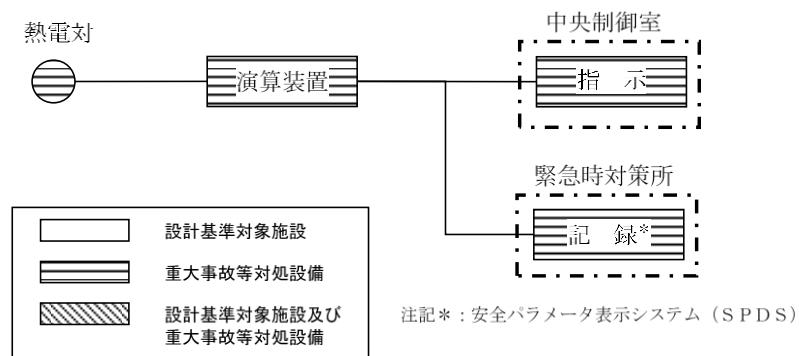


図 2-2 静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度の概略系統図

3. 静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度の設置場所

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 装置で上昇気流が発生する。したがって、原子炉建物原子炉棟 4 階の水素が自然対流を起こし拡散されることから、原子炉建物原子炉棟 4 階に配置した 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ことが想定される。

以上を考慮して、静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度の設置場所は、位置的分散を考慮して原子炉建物原子炉棟 4 階に配置した 2 個の PAR に設置する（図 3-1 参照）。

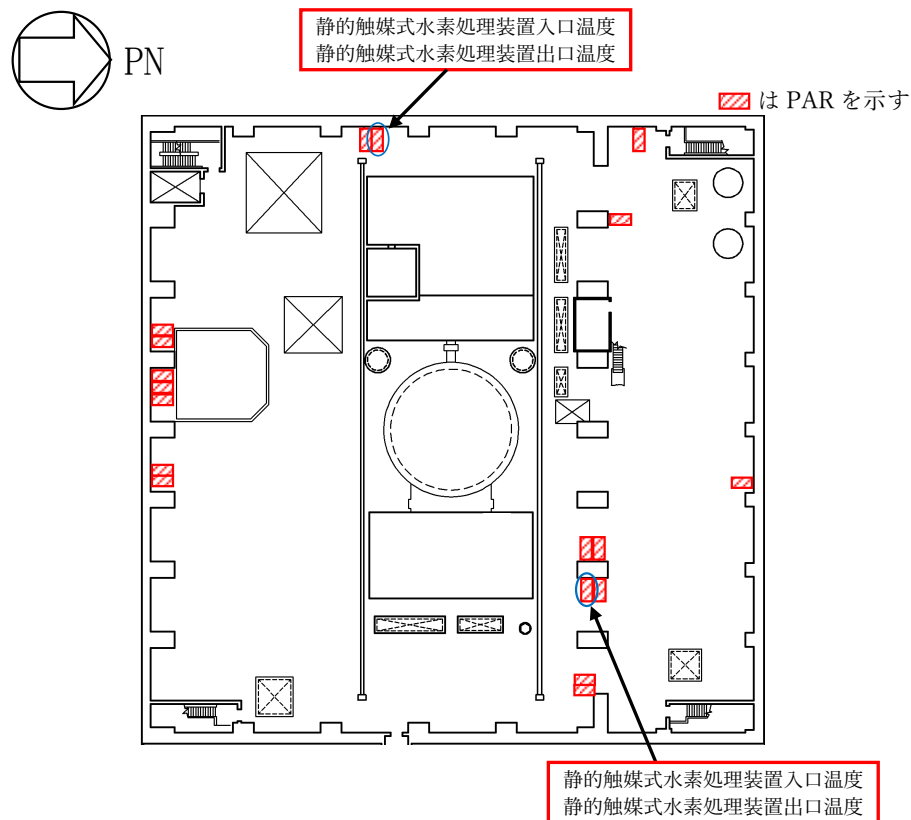


図 3-1 静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度の概略配置図

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

静的触媒式水素処理装置の性能維持管理について

設置段階及び供用開始以降の静的触媒式水素処理装置（以下「PAR」という。）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

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	触媒充てん量について，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	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	
	比表面積	
触媒	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物原子炉棟 4 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、メーカ標準の試験条件として水素濃度 3vol% の試験ガスを通気するが、国内で実施する使用開始前、供用開始後の健全性確認は、国内で一般的に手配可能な水素ボンベ（水素濃度：1.3vol%）を用いて実施する。工場製作時に比べて、低い水素濃度条件で行うため、水素処理能力が低く、温度上昇も小さい状態となるが、工場製作時と同じ判定基準を用いるため、保守的な性能管理となる。

なお、使用開始前及び供用開始後の健全性確認試験の抜取り数については、検査要領を定める際に適切に設定する。

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：3vol% 試験流量：1500L/h	水素濃度：1.3vol% 試験流量：1500L/h	水素濃度：1.3vol% 試験流量：1500L/h
判定基準	10℃以上/20分以内又は 20℃以上/30分以内	10℃以上/20分以内又は 20℃以上/30分以内	10℃以上/20分以内又は 20℃以上/30分以内

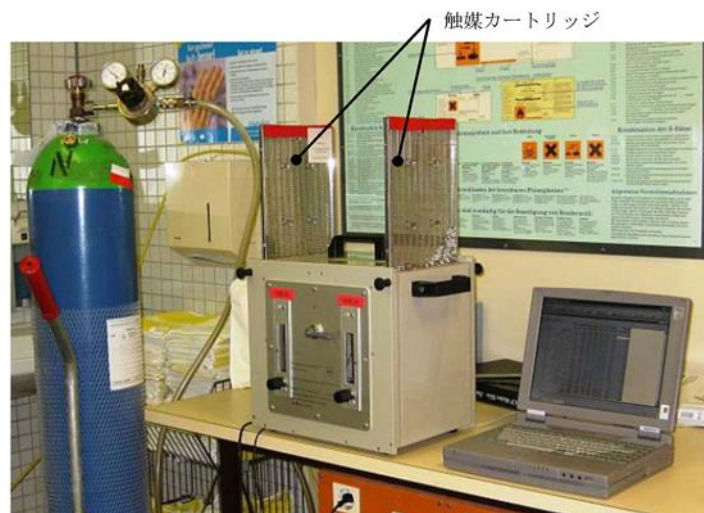


図 4-1 試験装置概要図