

島根原子力発電所 2 号炉

重大事故等対処設備について

令和 2 年 2 月

中国電力株式会社

目次

1. 重大事故等対処設備について
 - 1.1 重大事故等対処設備の設備分類
2. 基本設計の方針
 - 2.1 耐震性・耐津波性
 - 2.1.1 発電用原子炉施設の位置
 - 2.1.2 耐震設計の基本方針
 - 2.1.3 津波による損傷の防止
 - 2.2 火災による損傷の防止
 - 2.3 重大事故等対処設備に関する基本方針
 - 2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等
 - 2.3.2 容量等
 - 2.3.3 環境条件等
 - 2.3.4 操作性及び試験・検査性
3. 個別設備の設計方針
 - 3.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備
 - 3.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
 - 3.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
 - 3.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
 - 3.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
 - 3.6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
 - 3.7 原子炉格納容器内の過圧破損を防止するための設備
 - 3.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備
 - 3.9 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
 - 3.10 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
 - 3.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備
 - 3.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備
 - 3.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備
 - 3.14 電源設備
 - 3.15 計装設備
 - 3.16 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備
 - 3.17 監視測定設備
 - 3.18 緊急時対策所
 - 3.19 通信連絡を行うために必要な設備
 - 3.20 原子炉圧力容器
 - 3.21 原子炉格納容器
 - 3.22 燃料貯蔵設備
 - 3.23 非常用取水設備

3.24 原子炉棟

添付資料 個別設備の設計方針の添付資料

別添資料－1 格納容器フィルタベント系について

別添資料－2 残留熱代替除去系を用いた代替循環冷却の成立性について

別添資料－3 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備について

下線は、今回の提出資料を示す。

別添資料－ 3

水素爆発による原子炉建屋等の損傷を
防止するための設備について

第 53 条：水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備

〈目 次〉

1. 基本方針
 - 1.1 要求事項の整理
 - 1.2 適合のための設計方針

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 概要
 - 2.2 水素濃度制御設備（静的触媒式水素処理装置）について
 - 2.2.1 静的触媒式水素処理装置の設計方針について
 - 添付 1 浜岡原子力発電所 4 / 5 号機で発生した O G 系トラブルについて
 - 添付 2 静的触媒式水素処理装置の最高使用温度について
 - 添付 3 P A R 製作誤差による処理能力への影響
 - 添付 4 P A R の検査・点検について
 - 添付 5 水素処理容量に関する説明について
 - 添付 6 P A R 周辺機器に対する悪影響防止について
 - 2.2.2 原子炉棟の水素濃度解析
 - 添付 7 原子炉棟における成層化について
 - 添付 8 運用面を考慮した場合の原子炉棟の水素挙動及び対策について
 - 添付 9 局所エリアにおける水素爆発防止対策について
 - 2.2.3 静的触媒式水素処理装置の性能試験について
 - 添付 1 0 国内容器試験について
 - 添付 1 1 静的触媒式水素処理装置 動作監視装置について
 - 添付 1 2 K A L I 試験, S N L 試験の試験データ適用性について
 - 2.3 原子炉建物水素濃度監視設備について
 - 2.3.1 原子炉建物水素濃度監視設備の設計方針について
 - 添付 1 3 原子炉建物水素濃度監視設備の適用性について

- 2.4 原子炉ウェル代替注水系(自主対策設備)について
- 2.4.1 原子炉ウェル代替注水系の設計方針について
- 2.4.2 原子炉ウェル代替注水系の効果について
- 2.4.3 原子炉ウェル代替注水による格納容器への影響について
- 2.4.4 原子炉ウェル代替注水系の監視方法について

2.5 参照文献

- 参考資料1 漏えい箇所の選定について
- 参考資料2 燃料取替階大物搬入口及びトールラス室上部ハッチについて
- 参考資料3 PARによる再結合反応の律速段階について
- 参考資料4 GOTHICコードについて
- 参考資料5 重大事故等時に発生が想定されるガス等による被毒について

〈概要〉

1. において、設置許可基準規則、技術基準規則の要求事項を明確化するとともに、それら要求に対する島根原子力発電所 2 号炉における適合性を示す。

2. において、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備に関する基準適合性について説明する。

1. 基本方針

1.1 要求事項の整理

水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備に関する設置許可基準規則第 53 条の要求事項並びに当該要求事項に該当する技術基準規則第 68 条の要求事項を表 1.1-1 に示す。

表 1.1-1 設置許可基準規則第 53 条, 技術基準規則第 68 条要求事項

設置許可基準規則 第 53 条	技術基準規則 第 68 条	備考
発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備を設けなければならない。	発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備を施設しなければならない。	—

設置許可基準規則：実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則

技術基準規則：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

1.2 適合のための設計方針

炉心の著しい損傷が発生した場合において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を設置する設計とする。

水素濃度制御設備としては、原子炉建物 4 階（燃料取替階）に静的触媒式水素処理装置（以下、「PAR」という。）を設置し、重大事故等時に原子炉格納容器（以下、「格納容器」という。）から原子炉棟内に水素ガスが漏えいした場合において、原子炉棟内の水素濃度上昇を抑制し、水素爆発を防止する設計とする。また、PAR は運転員による起動操作を行うことなく、水素ガスと酸素ガスを触媒反応によって再結合できる装置を適用し、起動操作に電源が不要な設計とする。なお、PAR の動作確認を行うために PAR の入口側及び出口側に温度計を設置する設計とする。また、PAR 入口温度及び PAR 出口温度は、中央制御室にて監視可能であり、常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備から給電が可能

な設計とする。

水素濃度監視設備としては、原子炉棟内に水素濃度計を設置し、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監視できる設計とする。なお、当該水素濃度については、中央制御室にて監視可能であり、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可能な設計とする。

これらの設備に加え、水素爆発による当該原子炉建物等の損傷を防止するための自主対策設備として、ドライウェル主フランジの過温破損を防止し、原子炉棟への水素漏えいを抑制するために原子炉ウェル代替注水系を設置する。原子炉ウェル代替注水系は、重大事故等時に原子炉建物外から代替淡水源（輪谷貯水槽）の水、若しくは海水を大量送水車により原子炉ウェルに注水することでドライウェル主フランジを冷却できる設計とする。

2. 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備

2.1 概要

東京電力（株）福島第一原子力発電所事故において発生した水素爆発は、第一に電源喪失に伴う注水・除熱機能の喪失によって炉心損傷が起こりジルコニウム-水反応による大量の水素発生に至ってしまったこと、第二に除熱機能の喪失によって格納容器破損が起こり大量の水素ガスが原子炉建屋に漏えいしてしまったこと、第三に原子炉建屋に漏えいした水素ガスに対する対応手段がなかったことによって起こったものである。そのため、水素爆発防止のためには、これら3つの課題に対してそれぞれ対策を施す必要がある。

第一の課題である大量の水素発生の防止については、炉心損傷を防止することが対策となる。島根原子力発電所2号炉は、設計基準事故対処設備に加えて、重大事故等が発生した状況において炉心の著しい損傷を防止するために、高圧注水機能の強化、原子炉減圧機能の強化、低圧注水機能の強化、格納容器冷却機能の強化等を行い、炉心損傷による大量の水素発生を防止する設計とする。

第二の課題である大量の水素ガスの原子炉建屋への漏えいの防止については、上述の炉心損傷防止対策を踏まえてもなお、重大事故等時に備え、格納容器の破損を防止することが対策となる。島根原子力発電所2号炉は、格納容器過温破損防止設備として格納容器代替スプレイ系、改良E P D M製シール材、原子炉ウェル代替注水系、格納容器過圧破損防止設備として格納容器フィルタベント系並びに残留熱代替除去系を設置する設計とする。これらの対策により、原子炉棟への水素漏えいを抑制し、あるいは原子炉棟を経由せず大気に水素ガスを排出する。

第三の課題である原子炉建屋に漏えいした水素ガスに対する対応手段の確保については、格納容器過温・過圧破損防止対策を踏まえてもなお、格納容器には設計上漏えい率を考慮していることから、重大事故時に格納容器内で発生した水素ガスが原子炉棟内に漏えいした場合に備え、原子炉棟内において水素ガスを処理することが対策となる。島根原子力発電所2号炉は、水素濃度制御設備としてP

A Rを原子炉建物4階（燃料取替階）に設置する。この対策により、漏えいした水素ガスと空気中の酸素を再結合させ、水素爆発リスクを低減する。

なお、格納容器からの異常な漏えいが発生し、大量の水素ガスが原子炉棟に漏えいしてしまった場合にも、P A Rは効力を発揮し、水素濃度が可燃限界に至るまでの時間を遅らせ、設備の復旧や対応手段の検討に必要な時間の確保に寄与できる。その間、例えば、格納容器フィルタベント系による格納容器ベントを行うことで、原子炉棟への水素漏えいを抑制し、P A Rの効果とあいまって水素濃度を低減させることが可能である。

以上、第一から第三の課題それぞれに対する対策を施すことにより、福島第一原子力発電所事故において発生した原子炉建屋の水素爆発を防止する。これらの対策の関係を図 2. 1-1 に整理する。

本章では、島根原子力発電所2号炉の原子炉建物水素爆発防止対策のうち、設置許可基準規則第53条（水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備）に該当する設備の基準適合性を説明する。

最初に第三の課題に対する対策であるP A Rに関する説明を「2.2 水素濃度制御設備（静的触媒式水素処理装置）について」で示す。

また、原子炉棟の水素濃度を監視するために、原子炉棟に設置する水素濃度監視設備に関する説明を「2.3 水素濃度監視設備について」で示す。

さらに、第二の課題に対する自主対策設備である原子炉ウエル代替注水系に関する説明を「2.4 原子炉ウエル代替注水系（自主対策設備）について」で示す。原子炉ウエル代替注水系は、重大事故等時にドライウエル主フランジの過温破損を防止し、原子炉棟への水素漏えいを抑制するために設置するものである。これはドライウエル主フランジのシール材の高温劣化を防ぐ目的であるが、一方でドライウエル主フランジシール材を耐環境性に優れた改良E P D M製シール材に変更する対策も施しており、閉じ込め機能を強化している。したがって、原子炉ウエル代替注水系は更なる水素漏えい抑制対策という位置づけであるが、シール材の熱劣化要因を低減することが可能であり、水素漏えい抑制対策として効果的である。

【第一の課題に対する対策】

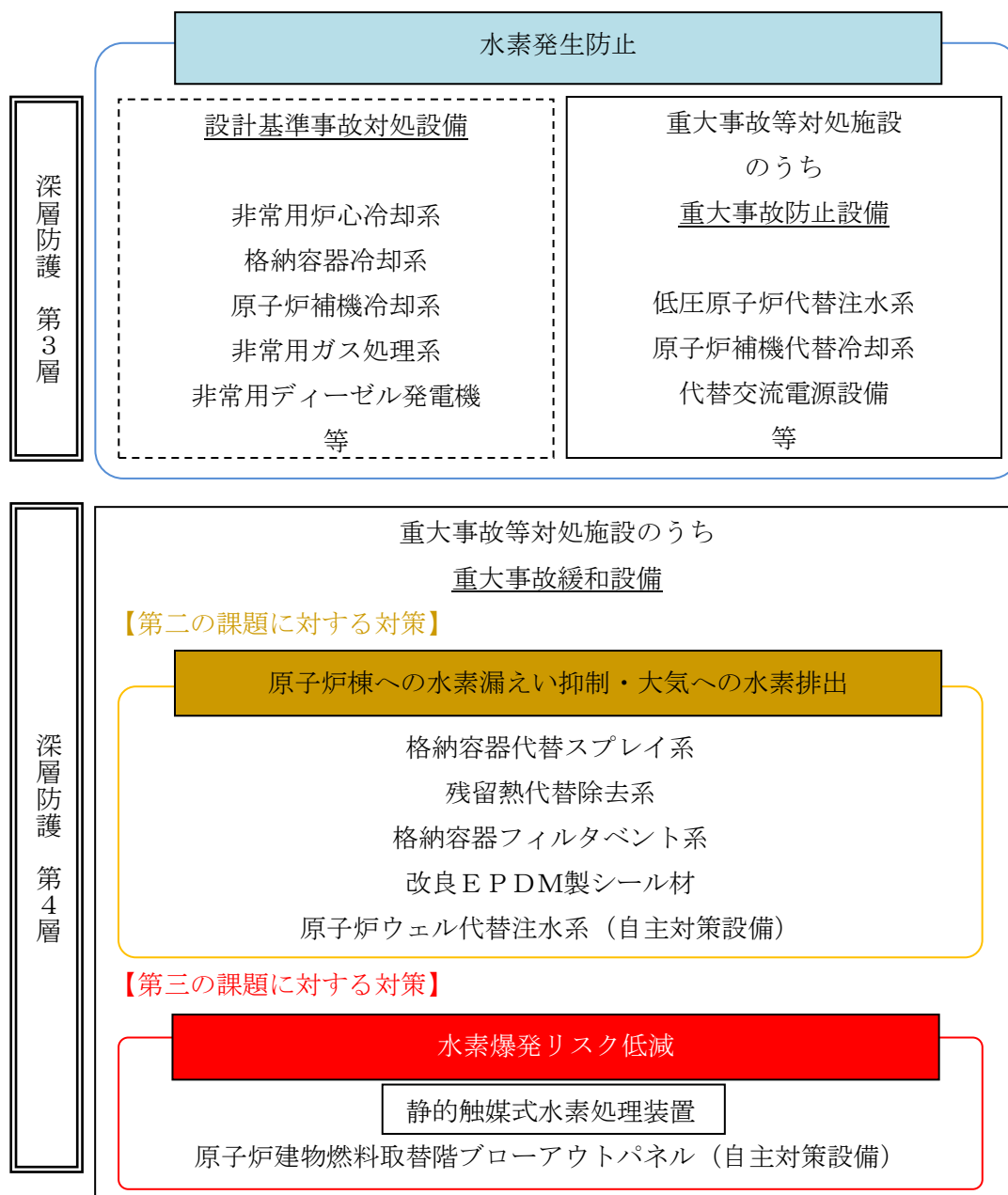


図 2.1-1 水素対策の観点で整理した深層防護第3層・第4層設備

2.2 水素濃度制御設備（静的触媒式水素処理装置）について

炉心の著しい損傷が発生した場合、格納容器内に水素ガスが蓄積した状況では、格納容器のフランジ部等を通じて水素ガスが原子炉棟内に漏えいする可能性がある。原子炉棟内に漏えいした水素ガスは、比重の関係等で原子炉建物4階（燃料取替階）まで上昇し、原子炉建物4階（燃料取替階）に滞留することが予想される。福島第一原子力発電所事故においても、格納容器から漏えいした水素ガスが原子炉建屋内に蓄積し、原子炉建屋オペレーティングフロアを中心として大規模な水素爆発を起こしている。この事故知見を踏まえて、島根原子力発電所2号炉

の原子炉建物水素爆発防止対策として、原子炉建物4階（燃料取替階）に、水素濃度上昇を抑制することができるPARを水素濃度制御設備として設置する。

(1) PARについて

静的触媒式水素処理装置PARはPassive Autocatalytic Recombinerの略であり、触媒反応を用いて可燃性ガス（水素ガス、酸素ガス）を再結合させて、雰囲気可燃限界未満に維持する設備である。PARは触媒反応により受動的に水素処理する設備であり、電源及び起動操作は必要とせず、水素ガス、酸素ガスがあれば自動的に反応を開始する設備である。

PARは、構造図を図2.2-1で示しているとおりのハウジングと触媒カートリッジで構成されており、PWRやBWRのシビアアクシデント時に発生する水素対策として世界的に広く採用されている設備である。島根原子力発電所2号炉については、国内BWRプラント適用に向けた被毒物質影響の知見が得られている独国のNIS社製PARを採用している。NIS社製PARの納入実績は表2.2-1のとおりである。

なお、NIS社が製造するPARは、国際的な性能試験、さまざまな国の性能試験をパスしており、欧米をはじめ世界的に性能が確認されている。

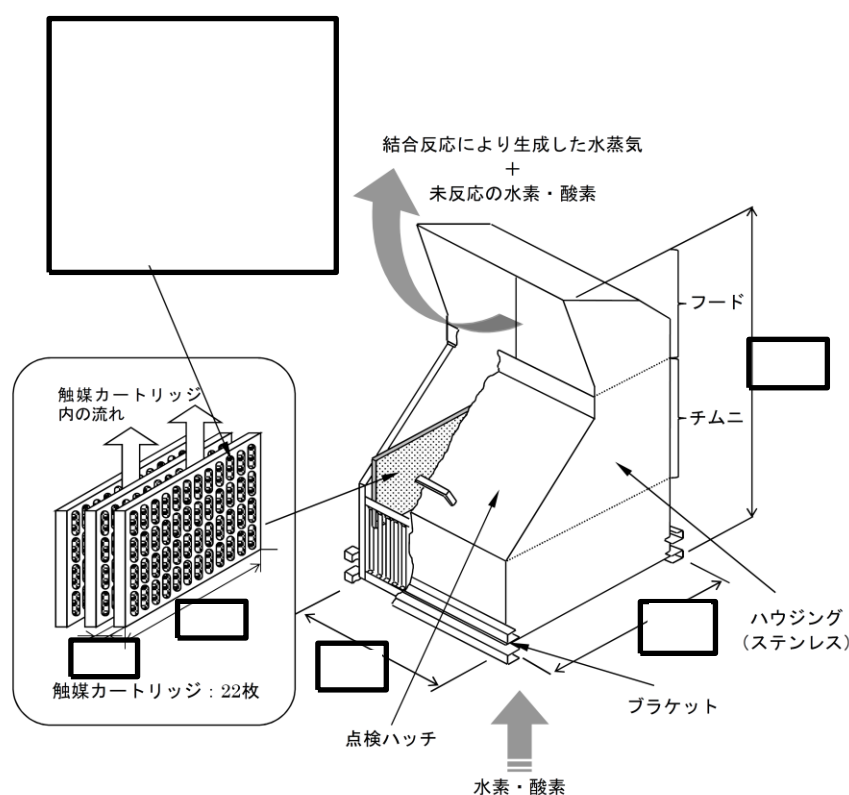


図 2.2-1 静的触媒式水素処理装置（PAR）の構造図

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。



図 2.2-2 PAR 写真

表 2.2-1 N I S PAR の納入実績

No.	国名	発電所名	炉型	備考
1	USA	Indian Point	PWR	
2	USA	Surry	PWR	
3	Germany	Gundremmingen	BWR	
4	Germany	Philippsburg	PWR	
5	Germany	Biblis	PWR	
6	Hungary	Paks	PWR	
7	USA	Vogtle	PWR	
8	Slovenia	KRSKO	PWR	
9	日本	柏崎刈羽	BWR	
10	日本	島根	BWR	
11	Brazil	Angra	PWR	
12	Czech Republic	Temelin	PWR	
13	日本	志賀	BWR	
14	日本	女川	BWR	
15	Spain	Asco	PWR	
16	Ukraine	Zaporizhia	VVER	ロシア型加圧水型原子炉

(2) P A Rハウジング

P A Rのハウジングは図 2. 2-1 に構造を示しているが、箱型のステンレス鋼板によるフレーム構造を採用しており、以下の機能を持っている。

- ・触媒カートリッジを内部に設置すること。
- ・ガスを誘導すること。

P A Rハウジングは、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流れとなるよう設計されている。

ハウジング前面の点検ハッチは、触媒カートリッジの点検及び性能試験時に取外し、取付けを容易にするものであり、通常運転時は、点検ハッチをハウジング本体に固定して使用する。

ハウジングに固定されているブラケットは、P A R本体を設置する構造物、又は支持架台に固定するために用いられる。

ハウジング上部に設置されるフードは、P A Rの上部に位置する構築物に、水素処理を行ったP A R出口ガスの排熱が直接当たらないようにするために、ガス流れ方向を変える役割をもつ。

(3) 触媒

N I S社製P A Rの触媒はパラジウムであり、基盤となる材料は酸化アルミニウム（アルミナ）である。概要図を図 2. 2-1 に示しているが、基盤となる材料をパラジウムの溶液に浸透させてシェル状の触媒を形作っており、直径約 mm の球状の形をしている。また、疎水コートにより高湿度な雰囲気から触媒を保護し、水素ガス、酸素ガスが触媒に接触し易くする構造になっている。

また、球状に触媒が存在するためカートリッジ内部に隙間空間ができ、さらに触媒が多孔質なため、水素ガスと酸素ガスが触れる表面積が大きいことが特徴である。さらに、よう素等の触媒性能阻害物質は分子量が大きいことから拡散が遅く、カートリッジ内部の隙間空間や多孔質の粒子内部に到達し難いため、触媒全表面が触媒性能阻害物質で覆われ難い構造になっている。触媒粒の量は、P A Rの水素処理容量に合わせて調整され、触媒カートリッジに充填される。

(4) 触媒カートリッジ

触媒カートリッジは、図 2.2-1 で示す形状をしており、カートリッジ内部に触媒を充填しており、原子炉建物 4 階（燃料取替階）の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。また、カートリッジが内側の触媒を保護することで触媒の全表面が触媒性能阻害物質で覆われ難い構造になっている。この触媒カートリッジには、PAR の水素処理容量に合わせた触媒量が充填される。完成した触媒カートリッジを必要数、適切な間隔で PARハウジング内に取り付けることで PAR は完成品となる。触媒カートリッジが多いタイプの PAR の方が、1 台あたりの水素処理容量が多いが、その分サイズも大きくなる。島根原子力発電所 2 号炉においては、触媒カートリッジが PAR 1 台につき 22 枚設置される PAR-22 タイプ（図 2.2-2 参照）を採用している。

(5) PAR の主要仕様

島根原子力発電所 2 号炉では N I S 社製 PAR (PAR-22 タイプ) を採用しており、表 2.2-2 で主要仕様を示す。

表 2.2-2 主要仕様 (PAR-22 タイプ 1 台)

種類		触媒反応式	
水素処理容量 (添付 5 に詳細記載)		約 0.50kg/h/個 (水素濃度 4 vol%, 大気圧, 温度 100°C)	
最高使用温度		300°C	
ハウジング			
材料	ハウジング	[Redacted]	[Redacted]
	ブラケット		
寸法	高さ		
	幅		
	奥行		
質量			
触媒カートリッジ			
材料	外装パーツ	[Redacted]	[Redacted]
	リベット等小物部品		
寸法	幅		
	高さ		
	厚さ		
質量	触媒カートリッジ全質量		
	触媒の充填質量		
カートリッジ枚数		22 枚	
触媒の材料			
基盤材		酸化アルミニウム	
触媒		パラジウム	
表面積		[Redacted]	
形 状		球状	
直 径		[Redacted]	
充填密度		[Redacted]	

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。

2.2.1 静的触媒式水素処理装置の設計方針について

2.2.1.1 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原子炉棟に水素ガスが漏えいした際に、原子炉棟の水素濃度の上昇を抑制し、水素爆発を防止するための設備である。水素ガスの量は事故シナリオに依存するが、重大事故等対策の有効性評価のシナリオのうち、格納容器過圧・過温破損シナリオにおいて原子炉棟へ漏えいする水素ガスの量を考慮した場合においても、原子炉建物4階（燃料取替階）の水素濃度を可燃限界未満に抑制できることをP A Rの設計における必要条件としている。これは、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、格納容器圧力・温度が高い値で推移し、かつその状態が格納容器ベントを実施する約32時間後まで継続することから、格納容器から原子炉棟への水素ガスの漏えい量が多くなるためである。

この必要条件を満たした上で、当社は、さらに厳しい条件下での水素漏えいを想定して、P A Rの設置個数・場所の設定を図2.2.1.1-1に示すとおり定める。

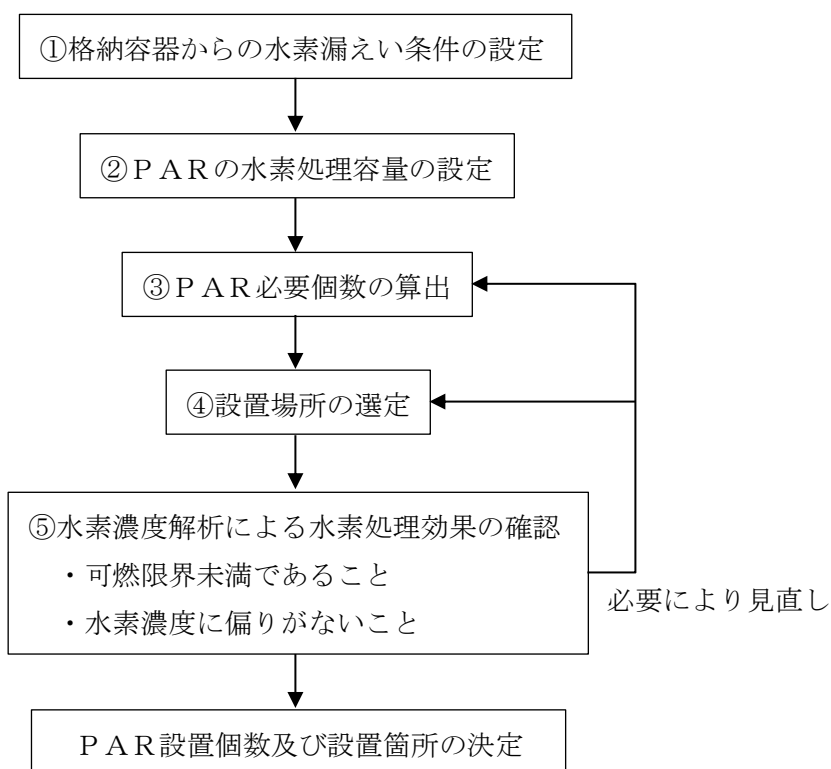


図 2.2.1.1-1 P A Rの設計フロー

(1) 水素漏えい条件

水素漏えい条件は表2.2.1.1-1に示すとおり、有効性評価結果を踏まえた条件より十分保守的に設定している。

表 2.2.1.1-1 P A R 設計条件における水素漏えい条件

項 目	P A R 設計条件	【参考】有効性評価を踏まえた条件	
		格納容器ベントケース	R H A R ケース
水素発生量	A F C * 100% 相当 (約 1,000kg)	A F C * 20% 相当 (約 200kg)	A F C * 20% 相当 (約 200kg)
格納容器漏えい率	10%/日 (一定)	約 1.3%/日 (最大)	約 0.87%/日 (最大)
水素漏えい終了時間	— (格納容器ベント無し)	約 96 時間後	— (格納容器ベント無し)

※ A F C : 燃料有効部被覆管

① 格納容器漏えい率について

重大事故等時に格納容器圧力が設計圧力を超える場合の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。重大事故等時は、格納容器圧力が設計圧力の 2 倍 (以下, 「2Pd」 という。) を超えないよう運用するため, 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°C, 2Pd, A F C 100% 相当の水素発生量を想定した場合におけるガス組成 (水素 : 17%, 窒素 : 16%, 水蒸気 : 67%) を踏まえると A E C の式から約 1.3%/日となるが, さらに過酷な条件として 10%/日を仮定し, P A R を設計する。

(A E C 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 : 格納容器漏えい率
- L₀ : 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 水素発生量について

有効性評価結果を踏まえた条件（大L O C Aシナリオ）では、事象発生30分後に低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水を開始し、直ちに炉心は冷却されるため、発生水素量はA F C 20%相当となるが、さらに過酷な条件として、A F C 全量（A F C 100%相当（全炉心内のジルコニウム量の約40%相当））が水素発生のも因であるジルコニウム-水反応すると仮定し、P A Rを設計する。

なお、これらの条件を用いて設定したP A R設計条件は、重大事故等対策の有効性評価シナリオのうち、格納容器内での水素燃焼による影響に着目した水素燃焼シナリオと比較しても保守的な設定であることを確認している。

水素燃焼シナリオの評価においては、「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」に記載されている「全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応」した場合（水素発生量約1,900kg）とM A A Pコードによる評価結果（水素発生量約200kg）を比較し、格納容器内の酸素濃度や圧力挙動を踏まえ、水素燃焼の観点から厳しい評価結果となるM A A Pコードによる評価結果を用いている。

いずれのケースも格納容器は健全である（200℃、2Pdを超えない）ことから、格納容器漏えい率は、設計漏えい率を基に、格納容器圧力が2Pdに到達したと仮定して評価した約1.3%/日を下回る。

以上から、水素燃焼シナリオにおける格納容器内の水素発生量は、P A R設計条件である約1,000kg（A F C 100%相当の水素発生量であり、全炉心内のジルコニウム量の約40%が水と反応した場合の発生量に相当）を上回る約1,900kgとなる場合もあるが、格納容器漏えい率はP A R設計条件の方が7倍以上（約1.3%/日に対して10%/日）大きくなる。このため、最終的に原子炉棟内に漏えいする単位時間あたりの水素量は、P A R設計条件の方が多くなる。したがって、P A R設計条件は水素燃焼シナリオと比較しても十分保守的であると判断できる。

2.2.1.2 設計仕様

P A R の設計方針に基づき設定した P A R の設計仕様を表 2.2.1.2-1 に示す。

表 2.2.1.2-1 P A R 設計仕様

項 目	仕 様
水素処理容量	約 0.50kg/h/個
P A R 設置個数	18 個
設置箇所	原子炉建物 4 階（燃料取替階）

(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。

(P A R の基本性能評価式)

$$DR = A \cdot \left(\frac{C_{H_2}}{100} \right)^{1.307} \cdot \frac{P}{T} \cdot 3,600 \cdot SF \quad \dots \dots \dots \text{(式 2.2.1-1)}$$

- DR : 再結合効率 (kg/h/個)
- A : 定数
- C_{H_2} : P A R 入口水素濃度 (vol%)
- P : 圧力 (10^5 Pa)
- T : 温度 (K)
- SF : スケールファクタ

(式 2.2.1-1) 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。島根原子力発電所 2 号炉で使用する 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」となる。スケールファクタの妥当性については「2.2.3 静的触媒式水素処理装置の性能試験について」で示す。

これらに以下の条件を想定し、P A R の水素処理容量を算出する。

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。

・水素濃度 C_{H_2}

水素ガスの可燃限界濃度 4 vol%未滿に低減するため、4 vol%とする。

・圧力 P

重大事故等時の原子炉棟の圧力は原子炉格納容器からのガスの漏えいにより大気圧より僅かに高くなると考えられるが、保守的に大気圧 (101,325 Pa) とする。

・温度 T

保守的に 100°C (373.15 K) とする。

以上により、PAR 1 個あたりの水素処理容量は、約 0.50kg/h/個 (水素濃度 4 vol%, 大気圧, 温度 100°C) となる。

(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 2.2.1-1) に反応阻害物質ファクタ (F_i) を乗じた (式 2.2.1-2) 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 2 号炉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/個) に保守的に 0.5 を乗じ、0.25kg/h/個とする。

なお、ガス状よう素による PAR の性能低下については 2.2.3(5) に詳述する。

(実機設計における性能評価式)

$$DR = A \cdot \left(\frac{C_{H_2}}{100} \right)^{1.307} \cdot \frac{P}{T} \cdot 3,600 \cdot SF \cdot F_i \quad \dots \dots \dots \text{(式 2.2.1-2)}$$

DR : 水素処理容量 (kg/h/個)

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 (-)

F_i : 反応阻害物質ファクタ (-)

これに表 2.2.1.1-1 で設定した水素漏えい条件を踏まえ、必要個数を以下のとおり算出する。

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。

$$\begin{aligned}
 \text{必要個数} &= \text{水素発生量} \times \text{格納容器漏えい率} / 24 (\text{h/日}) / \text{設計水素処理容量} \\
 &= 1,000 (\text{kg}) \times 10 (\%/日) / 24 (\text{h/日}) / 0.25 (\text{kg/h/個}) \\
 &= 16.7 \text{ 個}
 \end{aligned}$$

P A Rの必要個数は 17 個以上となり、余裕を考慮して設置個数を 18 個と仮設定する。

また、P A Rの設計方針として原子炉棟内の水素濃度が可燃限界未満になるようにP A Rを設置することから、上記で設定したP A R設置個数に対して評価を行った。

① 評価方法

原子炉棟内に漏えいした水素は、比重の関係により原子炉建物 4 階（燃料取替階）まで上昇し、原子炉建物 4 階（燃料取替階）に滞留することが予想されるため、原子炉建物 4 階（燃料取替階）に対して評価を実施する。なお、評価に用いるモデルは、図 2. 2. 1. 2-1 のとおりである。評価対象の空間内は、均一に混合するものとして質量及びエネルギーバランスにより、水素濃度及び温度の時間変化を評価する。

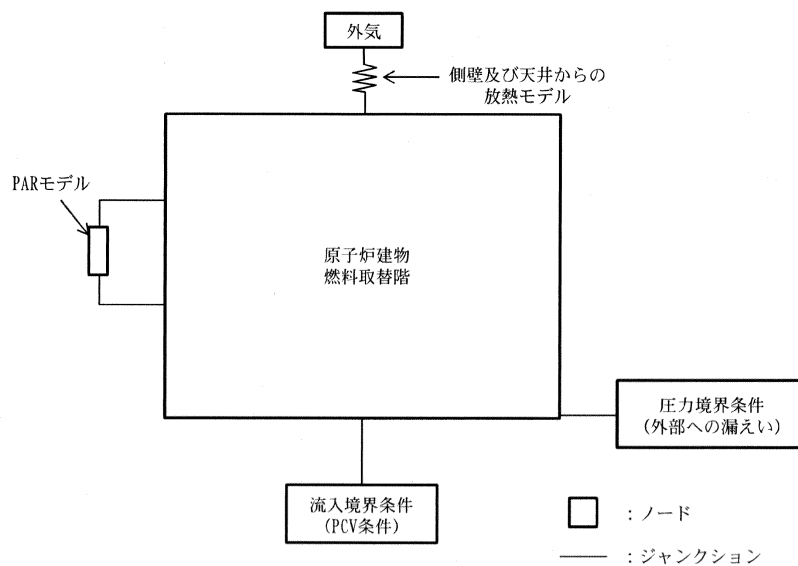


図 2. 2. 1. 2-1 評価モデル

② 評価条件

- ・機能が要求される状態

重大事故等時で炉心の著しい損傷が発生した場合において、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
で水素が原子炉棟へ漏えいする事象を想定する。

・水素低減性能に関する評価条件

P A Rについては、以下の条件で評価する。

・水素処理容量：0.5kg/h／（1個当たり）

・個数：18

本評価に使用するその他の条件を表 2.2.1.2-2 に示す。

表 2.2.1.2-2 評価条件

分類	項目	単位	条件
原子炉格納容器条件	原子炉格納容器容積 想定格納容器漏えい率	m ³ %/day	12,600 10
原子炉格納容器内雰囲気条件	圧力 温度 水素濃度 酸素濃度 窒素濃度 水蒸気濃度	kPa [gage] °C vol% vol% vol% vol%	853.179 (2Pd) 200 17 0 16 67
建物条件	空間容積（原子炉建物4階（燃料取替階）） 初期温度 初期圧力（大気圧） 初期酸素濃度 初期窒素濃度 初期水蒸気濃度	m ³ °C kPa [gage] vol% vol% vol%	41,300 40 0 19.47 73.24 7.29
放熱条件	外気温 放熱面積 熱通過率	°C m ² W/m ² /K	40 7,000 5.03
P A R条件	起動水素濃度 起動酸素濃度 反応阻害物質ファクタ	vol% vol% —	1.5 2.5 0.5

③ 評価結果

原子炉建物4階（燃料取替階）の水素濃度の時間変化を図 2.2.1.2-2 に、
原子炉建物4階（燃料取替階）の雰囲気温度の時間変化を図 2.2.1.2-3 に、
原子炉建物4階（燃料取替階）からのガスの流出量の時間変化を図 2.2.1.2-4
図に示す。

原子炉建物4階（燃料取替階）の雰囲気温度は、格納容器からのガスの漏
えいにより上昇するが、外気への放熱とのバランスにより、一時的に約 43°C
の一定値に近づく。原子炉建物4階（燃料取替階）の水素濃度は、格納容器
から漏えいする水素により上昇するが、約 12 時間後に 1.5vol% に到達する
と、P A Rによる水素の再結合処理が開始し、水素の再結合による発熱で雰
囲気温度がさらに上昇する。原子炉建物4階（燃料取替階）からのガス流出
量は、雰囲気温度の上昇率に応じて膨張した気体分だけ増加するが、雰

温度が一定値に近づくにつれて、格納容器からのガスの漏えい量である約 0.06kg/s に近づく結果となる。雰囲気温度は、格納容器からの漏えいエネルギー、水素の再結合による発熱及び外気への放熱量のバランスにより、一定値に近づく傾向がみられる（168 時間後において、約 57℃）。一方、雰囲気の水素濃度は、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物 4 階（燃料取替階）からの水素の流出量のバランスにより、最大値 2.8vol% となった後、減少に転じる結果となっている。

以上より、PAR18 個の設置により、本評価条件において、原子炉建物 4 階（燃料取替階）の水素濃度を可燃限界である 4vol% 未満に低減でき、原子炉棟の水素爆発を防止することができる。

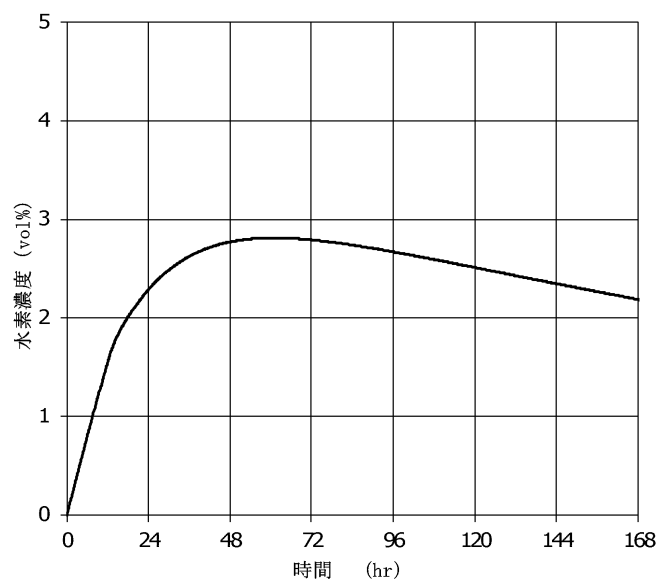


図 2.2.1.2-2 原子炉建物 4 階（燃料取替階）の水素濃度の時間変化

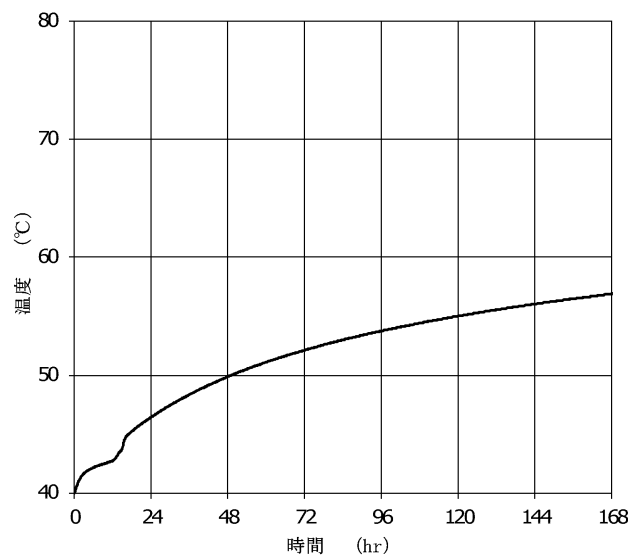


図 2.2.1.2-3 原子炉建物 4 階（燃料取替階）の雰囲気温度の時間変化

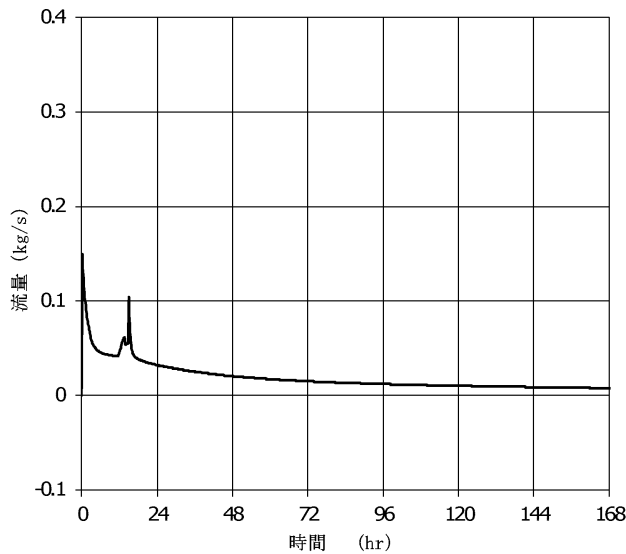


図 2.2.1.2-4 原子炉建物 4 階（燃料取替階）からのガス流出量の時間変化

(3) P A R 設置箇所

【基本的な考え方】

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棟内に漏えいする可能性がある。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 4 階（燃料取替階）まで上昇する。

原子炉建物 4 階（燃料取替階）の水素挙動としては、格納容器から漏えいした高温の気体及び P A R の再結合処理に伴う高温の排気による上昇流と、上昇した気体が天井および側壁にて冷却されることで発生する下降流により、原子炉建物 4 階（燃料取替階）の雰囲気全体を混合する自然循環流が生じ、水素濃度はほぼ均一になる。

P A R を天井付近に設置した場合、床面付近に P A R を設置した場合と比較して、再結合処理に伴う排気による上昇流の天井までの移動距離が短くなるため、原子炉建物 4 階（燃料取替階）の自然循環流が弱まる。その結果、高温の排気が天井付近に留まりやすくなることが予想され、さらに高温の排気が P A R 設置レベルまで到達すると、P A R 周辺の水素濃度が低くなるため、再結合処理量が低下する可能性がある。

以上より、原子炉建物 4 階（燃料取替階）の比較的下層部へ P A R を設置する方がより確実に再結合処理を行えるものとし、次頁の考慮事項も踏まえ、P A R の設置場所を選定する。

設置箇所の平面図を図 2.2.1.2-5、断面図を図 2.2.1.2-6 に示す。

なお、P A R の動作状況を監視することができるよう P A R に温度計を設置する（添付 11）。

【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、P A R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、P A Rの周囲に安全機能を損なう設備がないことを確認する。
- ・定期検査等において、通行や点検作業の支障とならない箇所に設置する。

(4) 設置箇所・個数の決定

設置個数は(3)設置箇所の方針に基づき、2.2.2の原子炉棟の水素濃度解析により、P A Rの設置位置を模擬し、原子炉棟の水素濃度が可燃限界未満となること、水素濃度に偏りが無いことを確認し18個とする。

図2.2.1.1-1に示す「③P A R必要個数の算出及び④設置場所の選定」は、「2.2.1.2(2) P A R設置個数」に示すとおり、原子炉建物4階(燃料取替階)が可燃限界未満になるP A R必要個数を決定し、「2.2.1.2(3) P A R設置箇所」に示すとおり、P A Rによる気流の攪拌効果及び施工性を踏まえて配置を決定する。しかしながら、この時点では原子炉建物4階(燃料取替階)を1点のモデルとした簡易評価結果による設置個数及び配置の決定であるため、仮決定の位置付けとなる。この仮決定結果をインプット条件とし、流動解析により「空間水素濃度に偏りは無いか」及び「空間水素濃度は可燃限界未満を維持できるか」を確認し、「③P A R必要個数の算出及び④設置場所の選定」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する。設置位置の妥当性については、「2.2.2 原子炉棟の水素濃度解析」でP A Rの設置位置をモデル化した解析に示す。

これらの検討の結果、P A Rは、図2.2.1.2-5及び図2.2.1.2-6に示すとおりに設置する。

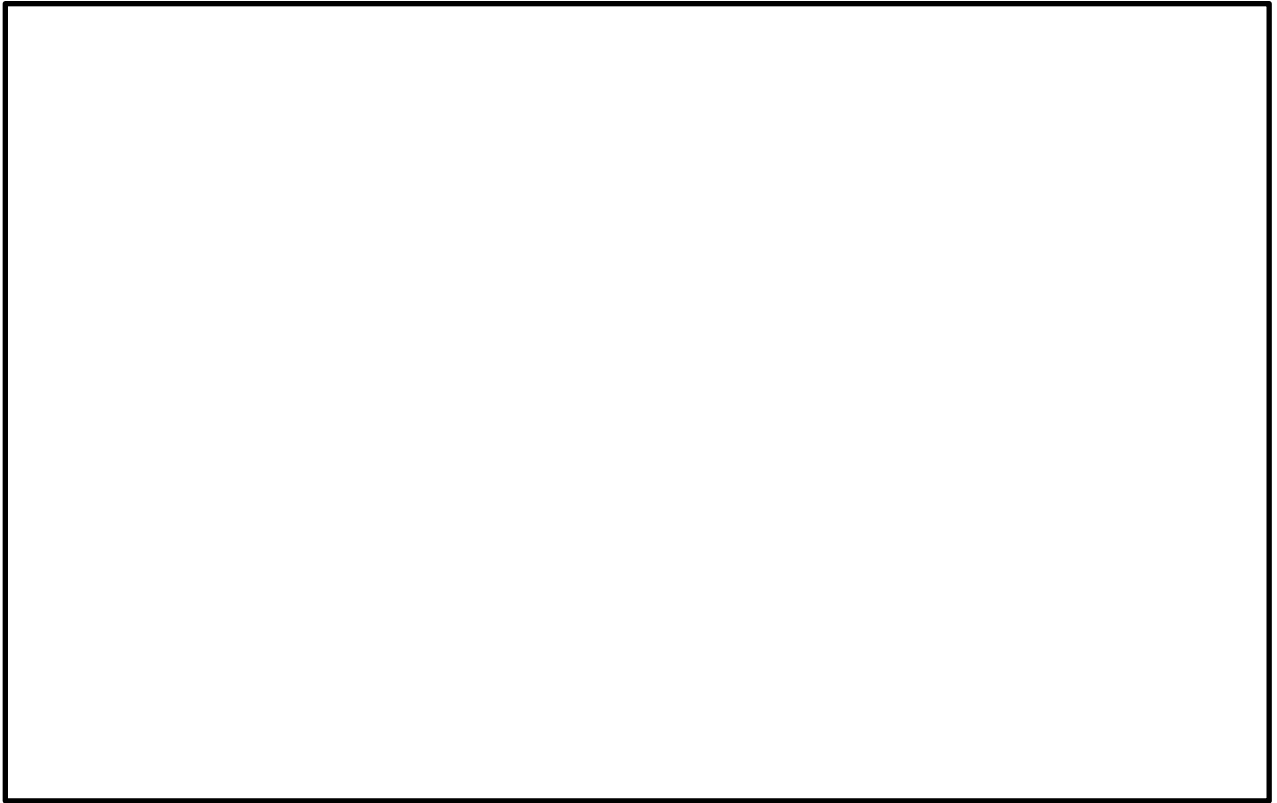


図 2.2.1.2-5 設置箇所 平面図

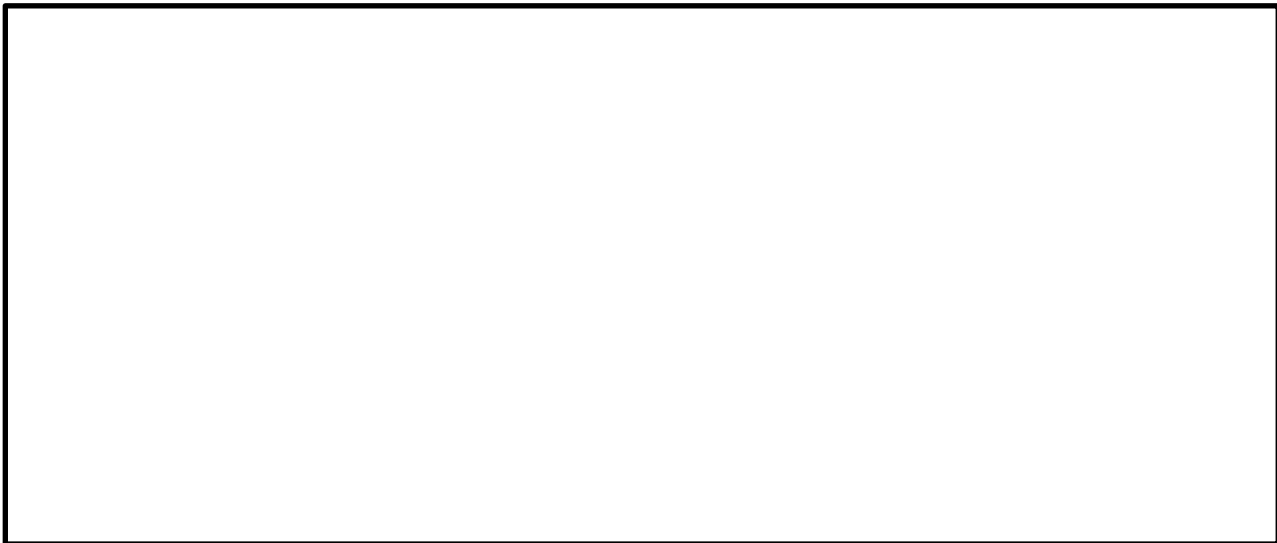


図 2.2.1.2-6 設置箇所 断面図 (A-A矢視)

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。

浜岡原子力発電所 4 / 5 号機で発生した O G 系トラブルについて

浜岡原子力発電所 4 号機及び 5 号機で気体廃棄物処理系（以下「O G 系」という。）の水素濃度が上昇する事象が発生したが、推定原因として、製造段階での触媒担体（アルミナ）のベーマイト化及びシロキサンが存在が挙げられており、2 つの要因が重畳した結果、O G 系の排ガス再結合器触媒の性能低下に至ったものと報告されている。これに対し、P A R の触媒は、製造段階でアルミナのベーマイト化が大きく進行する可能性が無いことを確認した。このことから、浜岡原子力発電所 4 号機、5 号機 O G 系排ガス再結合器で発生したような、触媒の水素処理性能が大きく低下するような事象が発生することは無いと考えられる。

以下に、浜岡原子力発電所で起きた事象概要、推定原因、P A R 触媒への対応の必要性について示す。

1. 浜岡原子力発電所 O G 系水素濃度上昇事象の概要

(1) 浜岡原子力発電所 5 号機の事象（平成 20 年 11 月 5 日発生）

調整運転開始後に O G 系で系統内の水素濃度が上昇する事象が確認され、同系統内の希ガスホールドアップ塔 A 塔にて温度上昇が確認されたため、原子炉を手動停止した。本事象の原因調査と対策検討を実施し、調整運転を再開し、出力を一定保持していたところ、O G 系で水素濃度の上昇を示す警報（設定値 2 vol%）が点灯し、その後も水素濃度が上昇傾向を示したことから、原子炉を手動停止した。

(2) 浜岡原子力発電所 4 号機の事象（平成 21 年 5 月 5 日発生）

調整運転開始後、出力を一定保持していたところ、O G 系で系統内の水素濃度の上昇を示す警報（設定値 2 vol%）が点灯し、水素濃度が可燃限界（4 vol%）を超えたため、原子炉を手動停止した。

2. 浜岡原子力発電所 O G 系水素濃度上昇事象の推定原因

水素濃度上昇の原因となる排ガス再結合器触媒の性能低下に関して、以下の二つの要因が確認された。

(1) 触媒の特性に起因する性能低下

排ガス再結合器触媒の概略製造工程を図 1 * に示す。平成 8 年以降、触媒の製造工程において脱塩処理のために行う温水洗浄の時間を長くしたことにより、触媒のアルミナ（酸化アルミニウム： Al_2O_3 ）基材の結晶形態に変化が生じ、ベーマイト（水和アルミニウム酸化物： $AlO(OH)$ 又は $Al_2O_3 \cdot H_2O$ ）となる割合が多くなっているという特性が認められた。また、ベーマイトが多い触媒は、プラントの運転に伴い、アルミナ表面に添着された白金の活性表面積が減少することを確認した（図 2 *）。

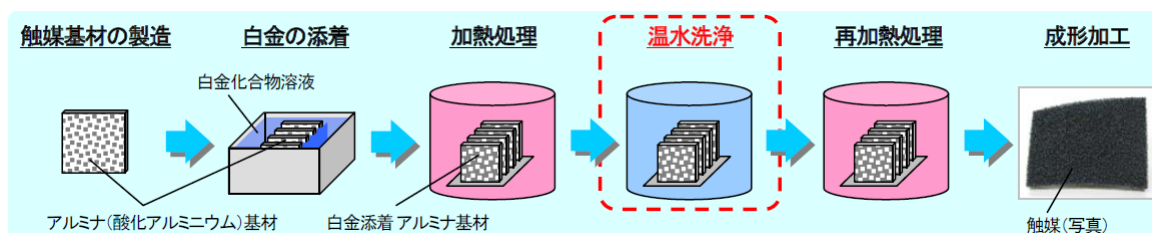


図1 触媒の製造工程（概要）

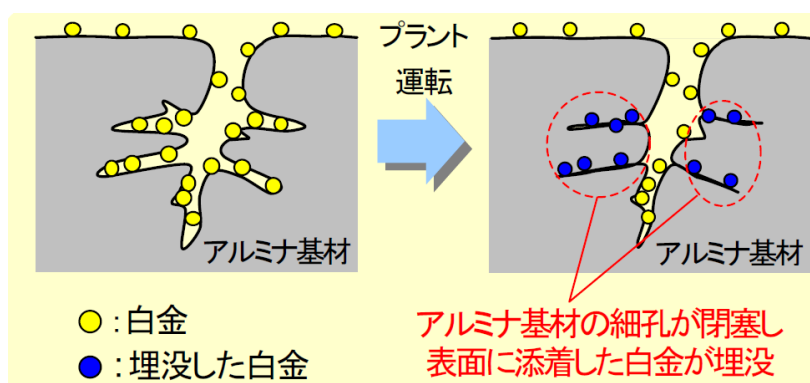


図2 ベーライトが多い触媒における白金の活性表面積の減少（イメージ図）

(2) 触媒性能阻害物質による性能低下

実機から取り出した触媒の成分を分析した結果、触媒の性能を低下させるシロキサン（有機ケイ素化合物）が触媒の表面に存在していることが認められた。シロキサンの使用状況を調査した結果、4号機においては平成18年以降に、5号機では平成19年以降に低圧タービン等で使い始めた液状パッキンに含まれており、シロキサンが液状パッキンから揮発することで排ガス再結合器に流入する可能性があることが確認された。

また、液状パッキンを用いた再結合器の模擬試験から、温水洗浄時間の長い触媒ほどシロキサンによる触媒の性能低下の影響が大きいことや、触媒の温度が上昇するとシロキサン重合物が酸化し、膜が切れ、白金の活性表面積が増加するため、触媒の性能が回復することも確認された（図3*）。

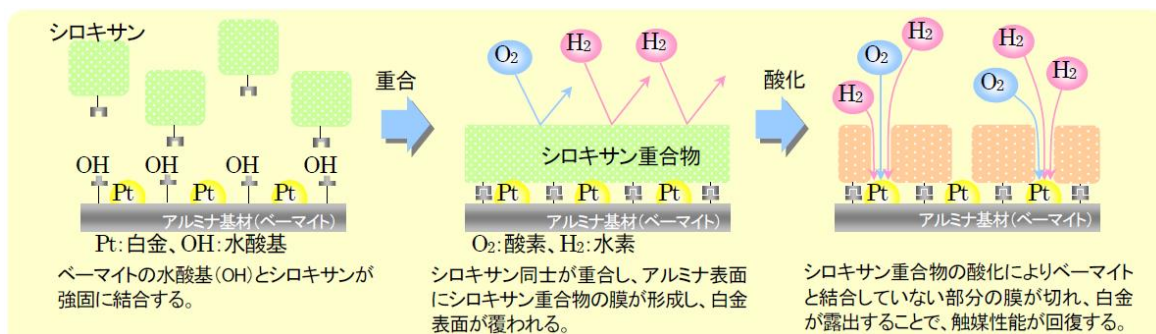


図3 シロキサンによる触媒表面の変化状況 (イメージ)

※ 図1～3は参考文献1より引用

3. PAR触媒への対応の必要性について

浜岡原子力発電所4号機、5号機OG系排ガス再結合器の触媒の水素処理性能が大きく低下した事象は、アルミナのペーマイト化及びシロキサンの存在という2つの原因が重畳した結果発生した。このことから、2つの原因のうちどちらか1つの原因が該当しなければ、同様の事象は起きないと考えられ、以下の確認結果から、浜岡原子力発電所4号機、5号機OG系排ガス再結合器で発生したような、触媒の水素処理性能が大きく低下するような事象が発生することは無いと考えられる。

(1) 触媒の比較

浜岡原子力発電所4号機、5号機で使用されているOG系排ガス再結合器の触媒とPARの触媒の比較を表1に示す。触媒の種類は、セラミック触媒と金属触媒で異なっており、触媒貴金属も異なる。OG系排ガス再結合器で使用されている触媒は、ニッケルクロム合金を基材としてその上にアルミナを添着させた板状の担体を用いているのに対し、PARの触媒は、球状アルミナを担体として使用しており、形状も異なる。ただし、触媒の担体であるアルミナについては、両者ともにγアルミナを使用している。

表1 PARとOG系ガス再結合器触媒の比較

項目	PAR	OG系排ガス再結合器
種類	セラミック触媒	金属触媒
触媒貴金属	パラジウム	白金
担体	γアルミナ	γアルミナ (ペーマイト含む)
製造時の温水洗浄の有無	無し	有り

(2) 触媒の製造プロセスの比較

浜岡原子力発電所OG系の水素濃度上昇事象に対する原因調査において、触媒の特性に起因する性能低下として、以下の知見（アルミナのベーマイト化）が得られている。

- ・ベーマイトを多く含む触媒については、使用履歴や触媒毒であるシロキサンの影響により、触媒性能が低下しやすい
- ・ベーマイトが多く含まれた要因は、触媒の製造プロセスにおいて、温水洗浄の時間を長くしていた

浜岡原子力発電所OG系排ガス再結合器の触媒とPARの触媒の製造プロセスの比較を表2に示す。OG系排ガス再結合器の触媒は、製造プロセスにおいて、応力腐食割れ対策として脱塩素処理のため温水洗浄 [] を施しており、この温水洗浄の時間を長くしたために、ベーマイトに変化する量が増えたと推定されている。通常の触媒では、応力腐食割れ対策を考慮する必要がないことから温水洗浄の工程は必要なく、PARの触媒に関しても、温水洗浄の工程は無い。

このため、製造段階において、PARの触媒担体（アルミナ）のベーマイト化が大きく進行する可能性は無い。

表2 触媒の製造プロセスの比較

触媒	製造プロセス
OG系 排ガス 再結合器	
PAR	

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。

(3) 触媒の成分分析

上記(2)に記載した理由から、P A Rの触媒について、アルミナのベーマイト化が大きく進行する可能性は無いが、過去に、N I S社製P A Rの触媒に対してX線回折(X R D)分析、熱重量分析を実施し、成分分析により触媒中のベーマイトの有無について確認を行っている。成分分析の結果、P A Rの触媒に有意なベーマイト成分は含まれておらず、アルミナのベーマイト化は進行していなかった。

(4) シロキサンの影響について

浜岡原子力発電所4号機、5号機O G系排ガス再結合器の触媒の水素処理性能が大きく低下した事象の原因の一つとして、有機シリコン系シール材に含まれるシロキサン(有機ケイ素化合物)の存在が報告されている。成分分析の結果より、P A Rの触媒については、ベーマイトが検出されなかったため、アルミナのベーマイト化及びシロキサンの存在という2つの原因が重畳せず、同様の事象が発生することは無いと考えられる。また、過去にシロキサンの触媒性能への影響についても試験を行っており、密閉空間内でP A R触媒をシロキサン試薬に曝露し、曝露後の再結合反応による温度上昇時間を確認することにより、水素処理性能への影響を確認している。試験の結果、シロキサン曝露有無による水素処理性能に有意な差はなかった。このことからP A R触媒はシロキサンによる被毒の影響を受けないことが確認されている。

静的触媒式水素処理装置の最高使用温度について

1. はじめに

P A R の最高使用温度は 300℃に設定している。以下に、その考え方について示す。

2. 最高使用温度の考え方

最高使用温度は、設置許可基準規則において次のように定義されている。

設置許可基準規則第二条第 2 項第三十九号

「最高使用温度」とは、対象とする機器、支持構造物又は炉心支持構造物がその主たる機能を果たすべき運転状態において生ずる最高の温度以上の温度であって、設計上定めるものをいう。

設置許可基準規則第 53 条（原子炉建屋等の水素爆発防止対策）の基準適合のための設計方針として、原子炉建物 4 階（燃料取替階）に P A R を設置する。当社としては、原子炉棟の水素爆発を防止するために、原子炉建物 4 階（燃料取替階）の水素濃度を可燃限界未満に抑えることを設計方針としており、水素濃度を 4 vol%以下に抑制することが、静的触媒式水素処理装置の主たる機能である。

よって、P A R は、水素濃度によって温度が異なることが判っているため、主たる機能を果たすべき運転状態の最大水素濃度 4 vol%における温度を最高使用温度と定義する。

3. 最高使用温度 300℃の設定理由

P A R の設置位置は原子炉建物 4 階（燃料取替階）で水素再結合反応により発熱するため、雰囲気水素濃度の上昇により温度も上昇する。P A R の設置目的は原子炉建物の水素爆発防止であるため、水素ガスの可燃限界濃度である 4 vol%時における P A R の温度 300℃を最高使用温度とする。

最高使用温度 300℃の設定については、Sandia National Laboratory で行われた試験（S N L 試験）及び、OECD/NEA の THAI Project で行われた試験（T H A I 試験）を参照している。

3.1 SNL 試験

(1) 試験概要

NIS社製PAR (PAR-22)を用いたSNL試験の試験装置概要を図1, 試験に用いたPARを図2に示す。

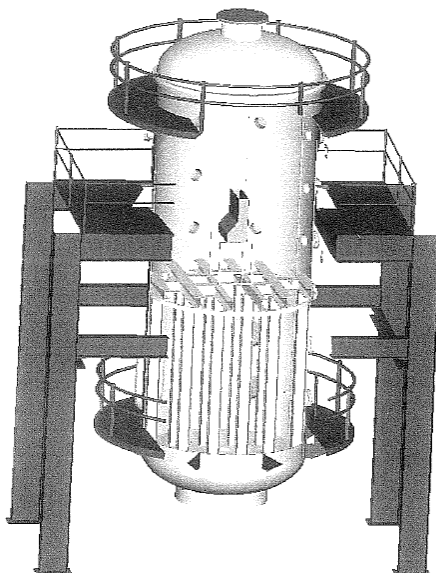


図1 SNL試験 試験装置概要



図2 SNL試験 試験用PAR概要

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。

(2) 試験結果と最高使用温度 300°Cの妥当性

試験結果を図 3 に示す。本試験は試験装置の水素濃度と P A R 出入口の温度差 ΔT の関係を示している。この結果を参照すると、水素濃度 4 vol% のときの P A R 出入口の温度差は 174°C となる。ここで周囲温度を重大事故時の原子炉建物 4 階（燃料取替階）環境を踏まえ、保守的に 100°C とすれば排ガスの温度は 274°C となり、最高使用温度の 300°C を下回る結果となる。



図 3 S N L で行われた試験結果（P A R 温度と水素濃度の関係）

3.2 T H A I 試験

(1) 試験概要

T H A I 試験は OECD/NEA の T H A I Project にて、各メーカーの P A R の性能の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 4 に示す。



図 4 試験装置及び試験体の概要

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。

(2) 試験結果と最高使用温度 300℃の妥当性



図 5 試験体の温度計測点

図 5 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うえでは，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 6 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 7 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る。また，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 6 及び図 7 より，ガス温度の中でも高い温度で推移している測定点 でも，水素濃度 4 vol% の温度は水素濃度低下時においても 300℃ を下回っていることが分かる。

したがって，島根原子力発電所 2 号炉に設置する PAR の最高使用温度を 300℃ とすることは妥当と考えられる。



図 6 P A R 温度及び入口水素濃度の時間変化



図 7 P A R 温度及び入口水素濃度の関係

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。

P A R 製作誤差による処理能力への影響

P A Rは水素ガスと酸素ガスが触媒効果により再結合して水素処理する装置であるため、水素処理性能は、内部を通過する水素量（流量）と触媒自体の性能及びガス流れと触媒の接触面積によって決まってくる。P A Rの水素処理性能は、開発段階から様々な試験によって確認されており、現在のP A Rの製造メーカーでは開発時から以下に示す製造上の確認項目を原則として変更していない。したがって、表1に示す仕様や製造方法が共通である開発段階からの様々な試験結果が利用可能であり、様々な試験結果を踏まえて決定された性能評価式に基づく水素処理性能は確保できると考える。

表1 P A R 製造上の確認項目

性能因子	確認項目	確認方法
触媒性能	触媒製造時の品質管理 触媒の劣化	<ul style="list-style-type: none"> ・封入される触媒の粒径，触媒表面積の確認，材料成分の確認 ・検査装置による水素処理機能検査
触媒の 接触面積	触媒カートリッジの寸法， 配置	<ul style="list-style-type: none"> ・カートリッジ寸法，配置が設計どおりであることを確認
	触媒に接触する実効的な 流路長さ	<ul style="list-style-type: none"> ・外観上，触媒粒がカートリッジ満杯であることを確認 ・封入される触媒重量の確認
内部を通過する ガス流量	ハウジング形状	<ul style="list-style-type: none"> ・ハウジング形状が設計どおりであることを確認

※：P A Rの開発時から，触媒カートリッジの間隔は変更していない。

表1で示すカートリッジ寸法，配置及びハウジング形状については，設計図で指定された製作誤差範囲であることを確認することにより担保する。触媒単体及び触媒に接触する実効的な流路長さについては以下の品質管理を行うことで性能を担保する。

表2 P A R 製造上の管理値

	対象	項目	管理値
1	触媒単体	触媒直径	
		触媒表面積	
		材料確認	
2	触媒カートリッジ	外観	
		総触媒重量（1枚）	
		触媒の反応性	

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。

よって、上記に示す品質管理を行うことで、製造誤差を考慮しても、PAR設計仕様の性能に影響を与えないことを確認する。

触媒については、製造メーカーが表 2 で示す品質管理を行い、これを事業者が記録確認することにより性能を担保している。品質管理については、設計上必要な触媒量が適切に充填されていることを触媒単体の直径、表面積、材料成分で確認するとともに、触媒カートリッジ 1 枚の総触媒重量を確認することで管理を行う。

また、触媒量が適切に充填されていることが確認できても、その触媒の製作環境、保管環境により、触媒の酸化（パラジウムの酸化）による機能低下、触媒被毒による機能低下等で触媒の活性が損なわれる可能性があるため、触媒活性を確認するために触媒カートリッジを抜き取りで、触媒製造 1 ロット分につき 1 枚を、専用試験装置にかけて水素ガスと酸素ガスの再結合反応をさせたときの温度上昇を確認し、触媒活性を確認する品質管理を行う。専用試験装置は添付 4 の図 1 及び図 2 で示すとおりであり、触媒カートリッジに水素ガス (3.0vol%) を流し、実際に再結合反応をさせたときの温度が「20 分で 10℃上昇すること」又は「30 分で 20℃上昇すること」を判定基準として触媒活性の有無を確認できる試験であり、仮に触媒活性が著しく低下している場合は $2\text{H}_2 + \text{O}_2 \rightarrow 2\text{H}_2\text{O}$ の発熱反応が生じない、あるいは発熱反応が低下するため判定基準を満足できない結果となる。よって、本試験を工場製作の最終段階で実施することにより、触媒活性の健全性を確認することができる。

そして、工場出荷後に事業者として触媒活性の健全性を確認するために、PAR使用開始前に触媒活性の確認を、添付 4 の図 1、図 2 に示す専用試験装置にて抜き取りで実施する。触媒カートリッジを検査装置内にセット後、水素ガス (1.3vol%) を含む試験ガスを供給し、再結合反応による温度上昇率 (NIS社による推奨判定値：10℃/20 分もしくは 20℃/30 分) を計測することで、性能低下の有無を確認する。なお、工場における性能試験については国外で実施されるため水素濃度 3.0vol%にて試験を行うが、PAR使用開始前の触媒活性確認は国内で行うため、国内の一般的な水素ボンベ (水素濃度 1.3vol%) を用いて試験を行う。国外の工場試験よりも水素濃度が低い条件であり、水素処理能力が低い (触媒温度上昇が低い) 状態で試験を行うことになるが、判定基準は保守的に水素濃度 3.0vol%時と同じ判定値を用い性能管理を行う。

また、使用開始後について、PARを設置する原子建物 4 階 (燃料取替階) 内の雰囲気は空気であり、触媒を化学変化させるような強い酸化剤や酸、塩のようなその他の化学的薬剤もなく、温度は室温であり、PARに機械的荷重をかけることもないので、雰囲気環境は触媒にとって良好であり、雰囲気環境による触媒活性の低下は無いものと考えている。しかしながら、事業者として触媒活性の低

下がらないことを確認するために、定期的に添付 4 の図 1，図 2 に示す専用試験装置により抜き取りで触媒活性の健全性を確認する運用とする。測定方法は P A R 使用開始前の試験と同様に、触媒カートリッジを検査装置内にセット後、水素ガス (1.3vol%) を含む試験ガスを供給し、再結合反応による温度上昇率 (N I S 社による推奨判定値：10°C/20 分もしくは 20°C/30 分) を計測することで、性能低下の有無を確認する。

※触媒性能確認時の抜き取り枚数に対する考え方について

触媒カートリッジは、触媒粒の製造とカートリッジへの充填という工程にて製造されており、工場における触媒性能試験は、触媒粒 1 ロット分につき 1 枚のカートリッジを抜き取り性能確認することで品質確認可能である。根拠は以下に示すとおりである。触媒粒は

工程で製造され、触媒粒が均一的に製造されることを触媒製造メーカーで保証していることから、触媒製造メーカーによる検査、証明書で品質確認された触媒粒は、同じロットで製造されたものについて大きな性能のバラつきがないと考えられる。そして、触媒カートリッジを製造する際は、同じロットで製造された触媒粒のみを用いてカートリッジに充填していくことから、同一ロットの触媒で製造された触媒カートリッジ性能は同様であると考えられる。そのため、触媒性能試験は製造時の触媒 1 ロット分毎につき 1 枚の触媒カートリッジを抜き取り確認することで十分である。

なお、P A R 使用開始前の試験及び使用開始後の試験の抜き取り数については、検査要領を定める際に適切に設定する。

P A R の検査・点検について

設置段階及び供用開始以降，以下に示す項目を確認することにより P A R 性能の維持管理を行うことが可能である。

1. P A R の性能確保に必要な確認項目

P A R の水素処理性能は，内部を通過するガス流量と触媒自体の性能，及びガス流れと触媒の接触面積によって決まってくるため，これらに影響を与える各パラメータについて，検査・点検時に確認することで P A R 性能を維持管理できると考える。表 1 に P A R の性能確保に必要な確認項目と確認方法を示す。

表 1 P A R の性能確保に必要な確認項目

性能因子	確認項目	確認方法
触媒性能	触媒製造時の品質管理 触媒の劣化	<ul style="list-style-type: none"> ・封入される触媒の粒径，触媒表面積の確認，材料成分の確認 ・検査装置による水素処理機能検査
触媒の 接触面積	触媒カートリッジの寸法， 配置	<ul style="list-style-type: none"> ・カートリッジ寸法，配置が設計どおりであることを確認
	触媒に接触する実効的な 流路長さ	<ul style="list-style-type: none"> ・外観上，触媒粒がカートリッジ満杯であることを確認 ・封入される触媒重量の確認
内部を通過する ガス流量	ハウジング形状	<ul style="list-style-type: none"> ・ハウジング形状が設計どおりであることを確認

2. 水素処理機能検査

水素処理機能検査用の検査装置の外観を図 1，系統概略図を図 2 に示す。触媒カートリッジを検査装置内にセット後，水素ガスを含む試験ガスを流量 1,500ℓ/h で供給し，再結合反応による温度上昇率（N I S 社による推奨判定値：10℃/20 分もしくは 20℃/30 分）を計測することで，性能低下の有無を確認する。この判定値は，P A R 製造メーカーの既往の試験，経験を踏まえて，触媒に要求される活性を有すると判断できる基準として設定したものである。このように触媒活性を有することを確認し，併せてハウジング形状が設計どおりであることを確認することで，設計で定める水素処理容量が確保できることが確認可能である。

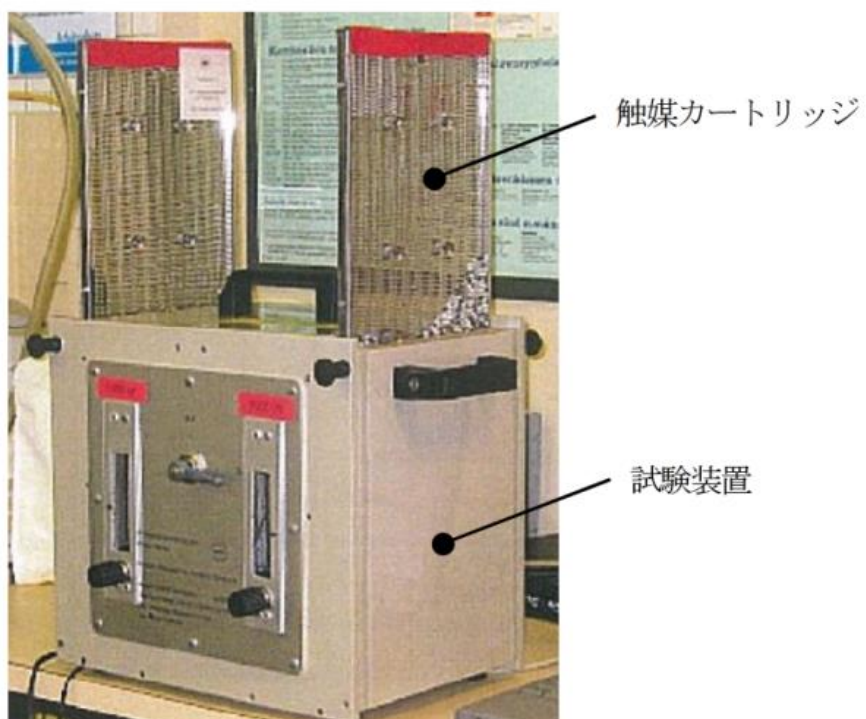


図 1 検査装置外観



図 2 検査装置系統概略図

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。

水素処理容量に関する説明について

主要仕様である水素処理容量約 0.50kg/h/個（水素濃度 4 vol%，温度 100℃，大気圧）は，PAR 設置環境が大気圧で温度 100℃の条件において，PAR 入口水素濃度が 4 vol%の際に，PAR により水素処理できる能力を示している。よって，その条件における PAR 入口水素濃度と出口水素濃度の差から，PAR 1 個あたり約 0.50kg/h で水素処理できる能力があることを示している。

この値は，NIS 社製 PAR の性能評価式（式 1）に水素濃度 4 vol%，大気圧，温度 100℃及びスケールファクタ 22/88 を入力した際に得られる水素処理容量である。PAR の性能評価式で示すとおり，水素処理容量は水素濃度，圧力，温度により変動するため，主要仕様として記載する容量は，表 1 に示す理由で設定した環境条件における水素処理容量を定格値として定めている。

$$DR = A \cdot \left(\frac{C_{H_2}}{100} \right)^{1.307} \cdot \frac{P}{T} \cdot 3,600 \cdot SF \quad \dots \dots \dots (式 1)$$

- DR : 再結合効率 (kg/h/個)
- A : 定数
- C_{H₂} : 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

表 1 容量算出の条件設定理由

項目	設定値	設定理由
水素濃度 C _{H₂}	4 vol%	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	大気圧 (101, 325Pa)	重大事故時の原子炉棟の圧力は，原子炉格納容器からのガスの漏えいにより大気圧より僅かに高くなると考えられるが，保守的に大気圧 (101, 325Pa) とする。
温度 T	100℃ (373. 15K)	重大事故時の原子炉棟環境を踏まえ，保守的に 100℃ (373. 15K) とする。

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。

なお、式 1 で示す P A R の性能評価式は、E P R I (Electric Power Research Institute) と E D F (Electricite de France) により、Cadrache 研究所の K A L I /H₂ 施設で行われた K A L I 試験で妥当性が確認されているものである。K A L I 試験の試験装置概要を図 1 に示しているが、P A R 入口水素濃度と P A R 出口水素濃度を測定しており、その水素濃度差から水素処理容量 (kg/h/個) を試験データとして得ている。これら試験データをもとに、式 1 で示す P A R の性能評価式の妥当性が確認されている。

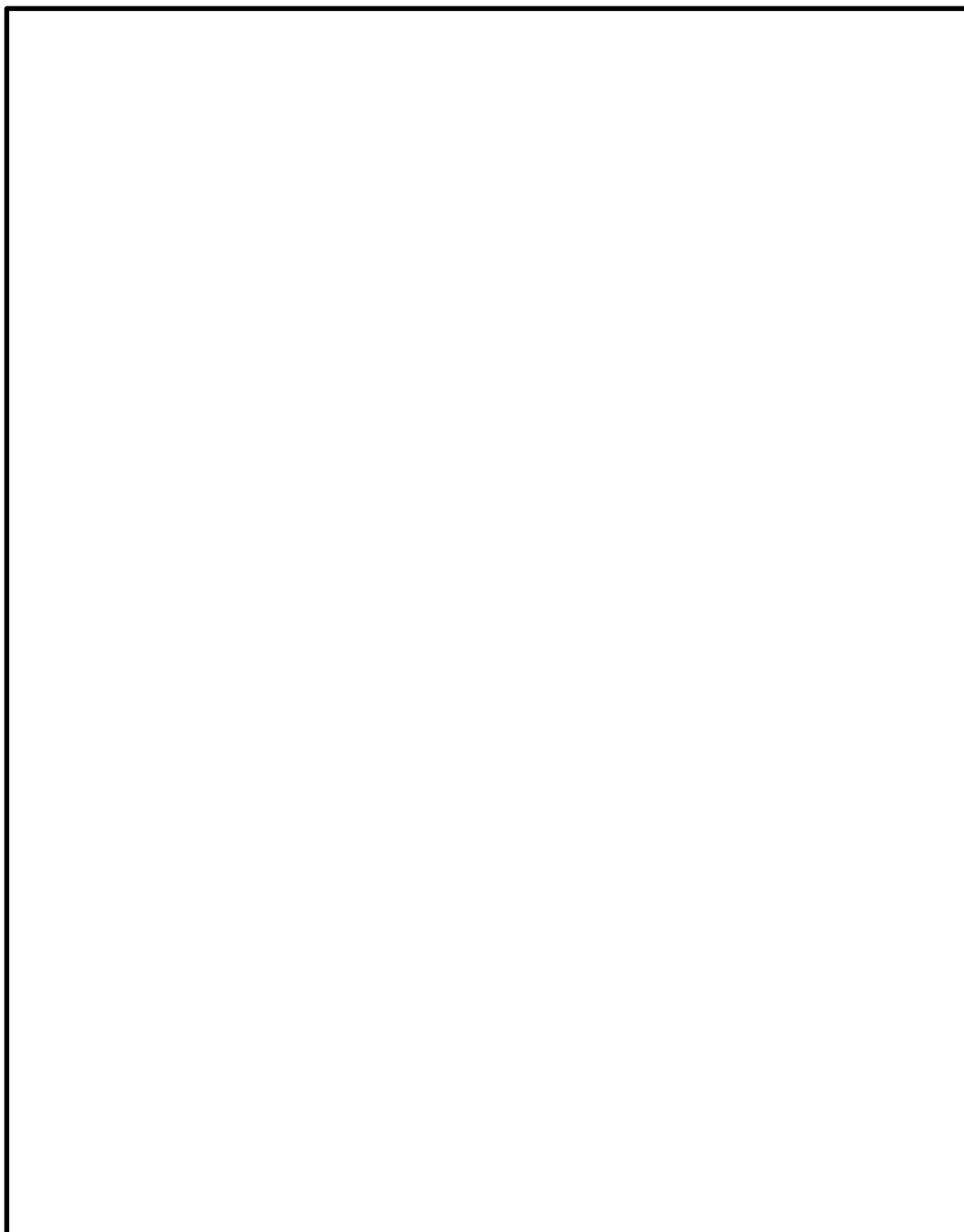


図 1 K A L I 試験の計測位置

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。

P A R 周辺機器に対する悪影響防止について

P A R は水素処理が始まると触媒温度が上昇するため、P A R の温度上昇が周辺機器に影響を与えないための P A R 設置方針を検討した。P A R の温度上昇が周辺機器に影響を与える評価項目としては「① P A R ハウジングからの熱輻射による熱影響評価」と「② P A R 排気ガスによる熱影響評価」があり、それらの検討結果を以下に示す。

① P A R ハウジングからの熱輻射による熱影響評価

P A R ハウジングが最高使用温度である 300°C 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結果を図 1 に示す。

温度は、原子炉建物 4 階 (燃料取替階) の対流熱伝達率により結果が異なる。対流熱伝達率 h は、ユルゲスの式より気流速度 $v \leq 5 \text{ m/s}$ の場合には $h = 5.6 + 4.0v$ で示される。原子炉建物 4 階 (燃料取替階) の気流速度は、P A R が起動する P A R 設計条件 (漏えい率: $10\%/日$) のケースにおける最大流速 (約 0.35 m/s) を踏まえて、 $v = 0 \sim 1.5 \text{ m/s}$ と仮定しユルゲスの式に代入すると、 $h = 5.6 \sim 11.6 \text{ W/m}^2\text{K}$ となる。したがって対流熱伝達率は $5.6 \text{ W/m}^2\text{K}$ 及び $11.6 \text{ W/m}^2\text{K}$ の 2 ケースで評価を行った。

評価の結果から、いずれの対流熱伝達率においても P A R より 1 m 離すことで熱影響は 100°C 以下となる。

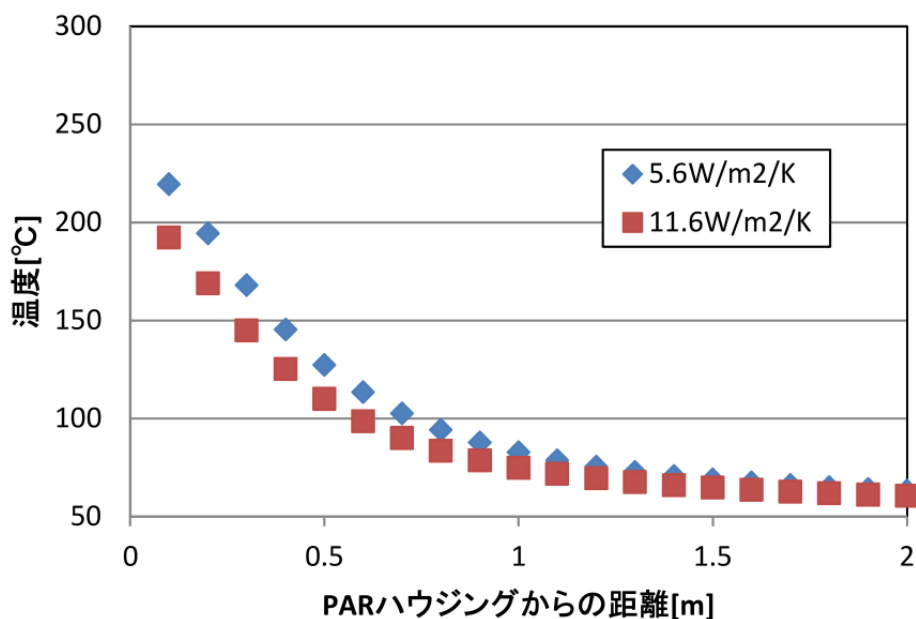


図 1 P A R 輻射熱による温度影響と距離の関係について

② P A R排気ガスによる熱影響評価

P A Rの上方の排気口からは水素処理を行った高温の出口ガスが排気されるが、P A Rハウジング上部にはフードが設置されており、出口ガスの流れ方向を変えていることから、P A R上方に位置する構築物に直接排気の影響を与えることはないため、排気口から数メートル離れば排気による熱影響は十分に小さくなると考えられる

上記①、②の結果から、P A R配置検討にあたっては以下を考慮することとしている。

＜P A R周辺機器への熱影響防止の方針＞

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

以上の方針から、原子炉建物4階（燃料取替階）に設置する重大事故等対処設備についてはP A Rによる熱的な悪影響がないことを確認する方針としている。水素濃度監視設備については、原子炉建物4階（燃料取替階）の上部壁面に設置しており、P A R設置位置から10m以上離れているため、P A Rの温度上昇による水素濃度監視機能への影響はない。

2.2.2 原子炉棟の水素濃度解析

P A Rの効果について、水素濃度解析を実施し、P A R設計条件における原子炉棟の水素濃度が可燃限界未満となることを確認する。

また、有効性評価結果を踏まえた条件における原子炉棟の水素濃度の挙動についても併せて確認する。

(1) 解析コード

汎用熱流動解析コードG O T H I C (Ver. 8.1) を使用する。

(2) 想定漏えい箇所

各解析における想定漏えい箇所を表 2.2.2-1 及び図 2.2.2-1 に示す。P A Rの設計条件では格納容器バウンダリ構成部ハッチ類シール部 6 箇所のうち口径及び許容開口量に対する裕度から漏えいポテンシャルが最も大きいと考えられるドライウェル主フランジから全量漏えいすることを想定する。有効性評価結果を踏まえた条件では当該 6 箇所から分散して水素が漏えいすることを想定する。

漏えい箇所の選定の考え方については参考 1 に示す。

表 2.2.2-1 想定漏えい箇所

フロア	想定漏えい箇所	設計条件	有効性評価結果を踏まえた条件
原子炉建物 4 階 (燃料取替階)	ドライウェル主フランジ (1 箇所)	○	○
原子炉建物 2 階	逃がし安全弁搬出ハッチ (1 箇所)		○
原子炉建物 1 階	機器搬入口 (2 箇所)		○
	所員用エアロック (1 箇所)		○
	制御棒駆動機構搬出ハッチ (1 箇所)		○
原子炉建物地下階	サプレッション・チェンバ アクセスハッチ (2 箇所)		○

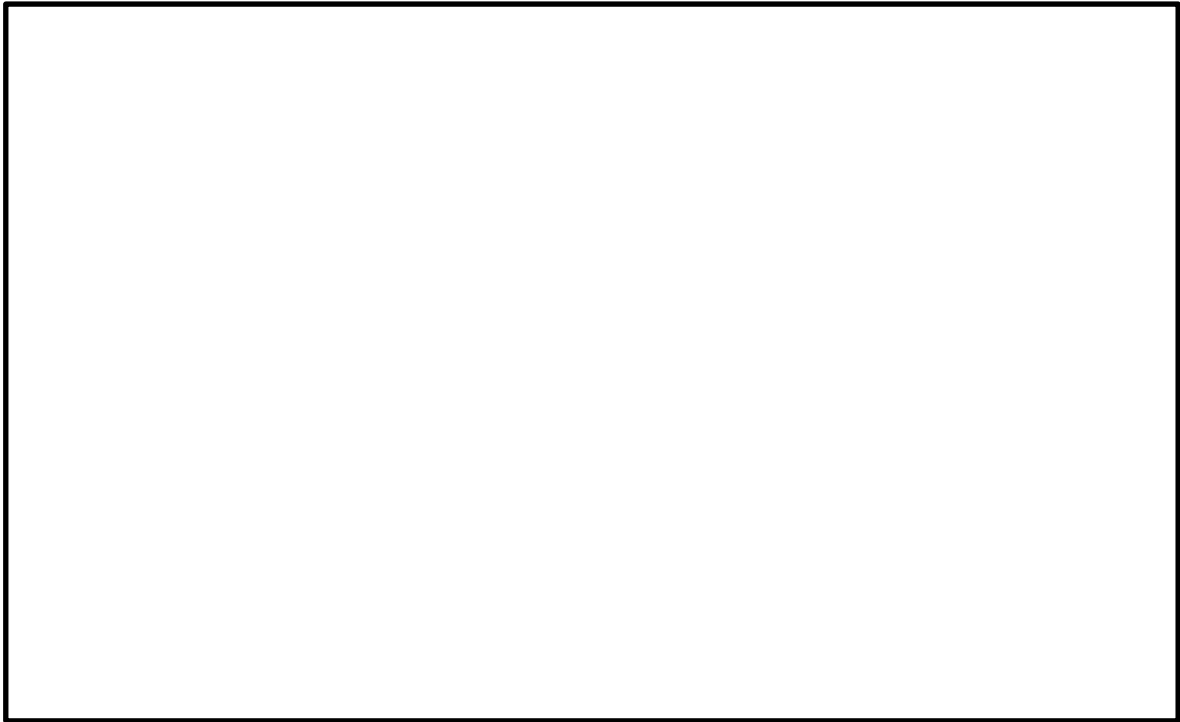


図 2.2.2-1 想定漏えい箇所

(3) 解析モデル

解析モデルを図 2.2.2-2 に示す。各フロア（地下～4階）をそれぞれ1ボリュームとし、1階～4階については大物搬入口の領域を介して、地下階及び1階についてはトーラス室上部ハッチの領域を介して連結している。

P A Rを設置している原子炉建物4階（燃料取替階）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サブボリュームにP A Rを模擬したモデルを設定している。（図 2.2.2-3）

大物搬入口及びトーラス室上部ハッチの領域については、各フロアと同様に1ボリュームとしており、各フロア間の自然対流を模擬するためいくつかのサブボリュームに分割している。

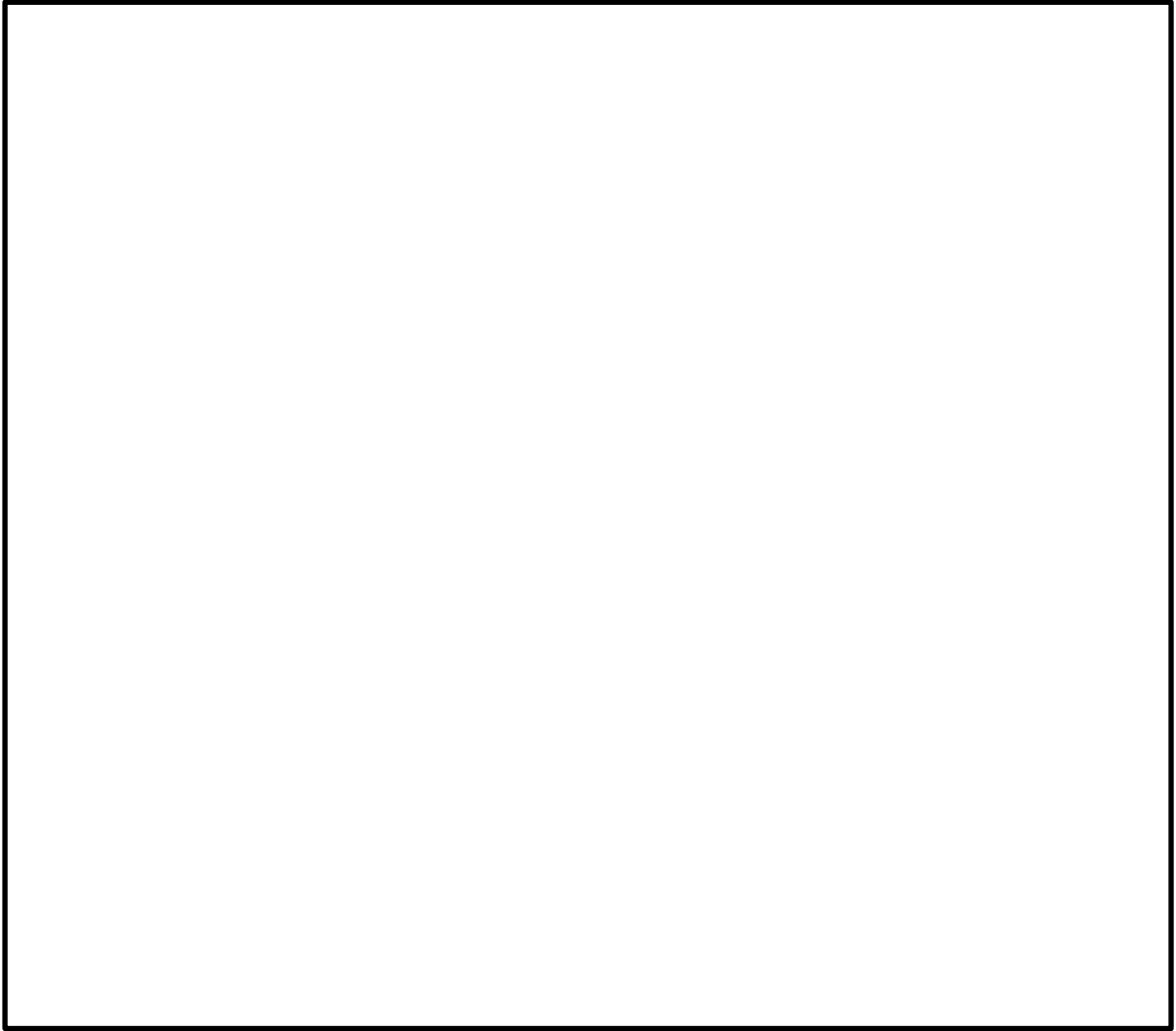


図 2.2.2-2 解析モデル

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。

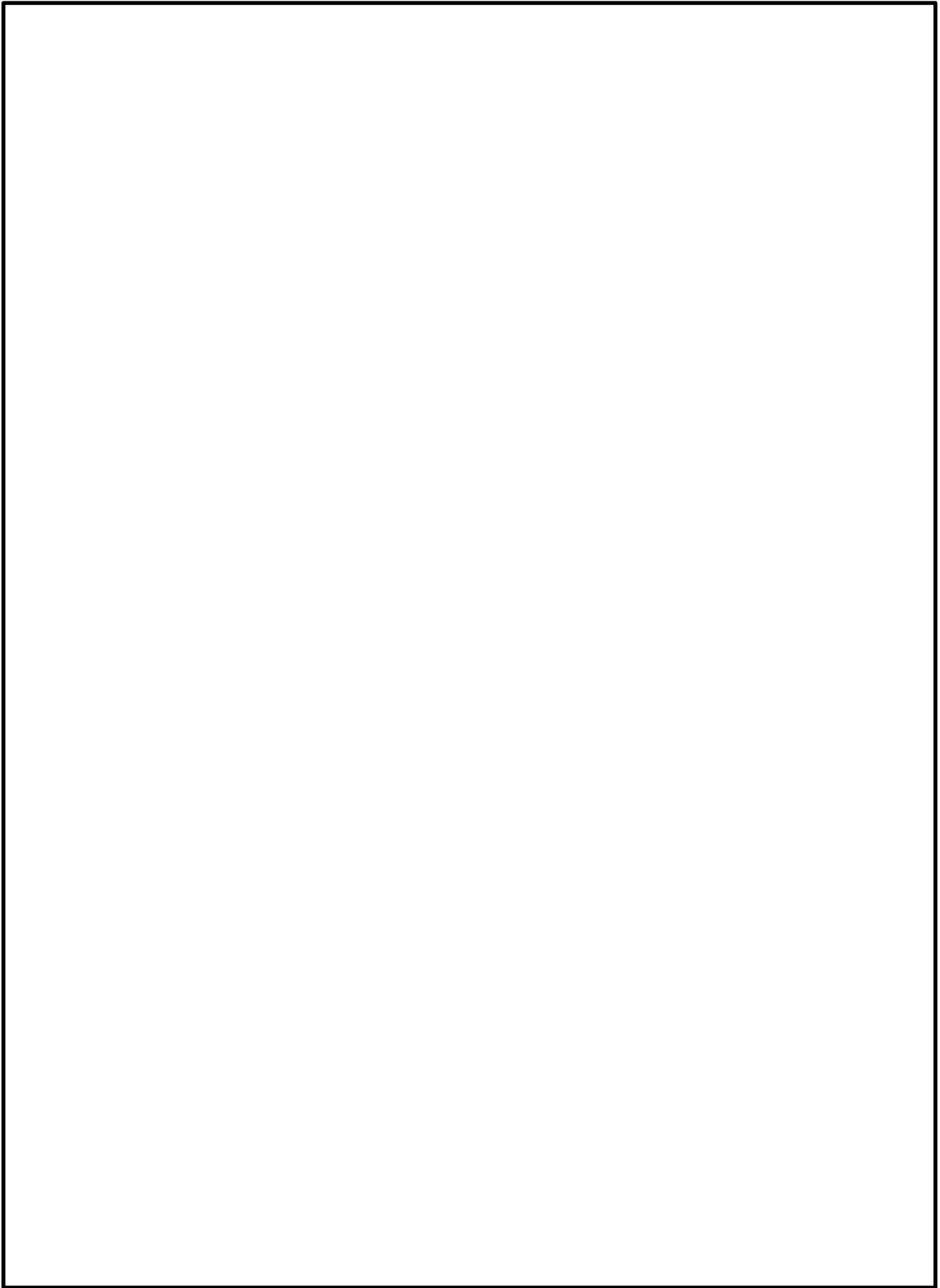


図 2.2.2-3 解析モデル

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。

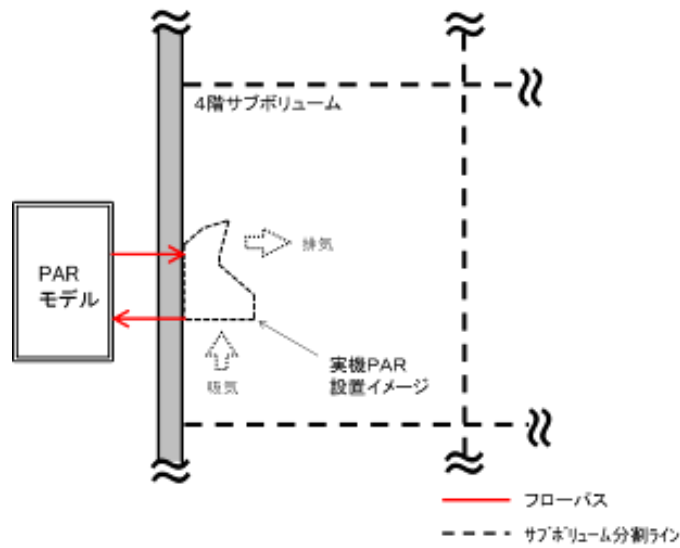


図 2.2.2-4 各サブボリュームとPARモデルの関係

(4) 水素漏えい量の分配条件

表 2.2.2-2 にフロアにおける漏えい量の分配比率を示す。

設計条件では、格納容器漏えい率 10%/日でドライウエル主フランジから全量漏えいするとしているため、全量原子炉建物 4 階(燃料取替階)に流入する。

有効性評価結果を踏まえた条件では、格納容器からの漏えい量を各想定漏えい箇所の周長比に応じて按分し、そのフロアで合計した値をそのフロアの流入量とする。

表 2.2.2-2 各フロアの漏えい量の比率

フロア	想定漏えい箇所	個数	口径 [mm]	周長 [mm]	漏えい量の分配比率	
					設計条件	有効性評価結果を踏まえた条件
4階	ドライウエル主フランジ	1			1	
2階	逃がし安全弁搬出ハッチ	1			0	
1階	機器搬入口	2			0	
	所員用エアロック	1				
	制御棒駆動機構搬出ハッチ	1				
地下階	サプレッション・チェンバアクセスハッチ	2			0	

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。

(5) 格納容器漏えい条件

格納容器から原子炉棟への漏えい条件として、「①設計条件（ベント無し）」、「②設計条件（ベント有り）」、「③有効性評価結果を踏まえた条件（過圧・過温，残留熱代替除去系を使用しない場合）」（以下，ベントケースとする。），「④有効性評価結果を踏まえた条件（過圧・過温，残留熱代替除去系を使用する場合）」（以下，RHARケースとする。）のいずれかを用いる。

① 設計条件（ベント無し）

格納容器からの漏えい条件を表 2.2.2-3，表 2.2.2-4 に示す。格納容器ベントは想定せず，また，保守的に漏えい率は 10%/日で一定とする。

表 2.2.2-3 格納容器漏えい条件（設計条件，ベント無し）

圧力(kPa[gage])	853 (2.0Pd)
温度(°C)	200
漏えい率(%/日)	10

表 2.2.2-4 ガス組成（設計条件，ベント無し）

水素濃度(vol%)	17 ※ ¹	図番号 図 2.2.2-5
窒素濃度(vol%)	16 ※ ¹	
水蒸気濃度(vol%)	67 ※ ¹	

※ 1：初期条件を示す。

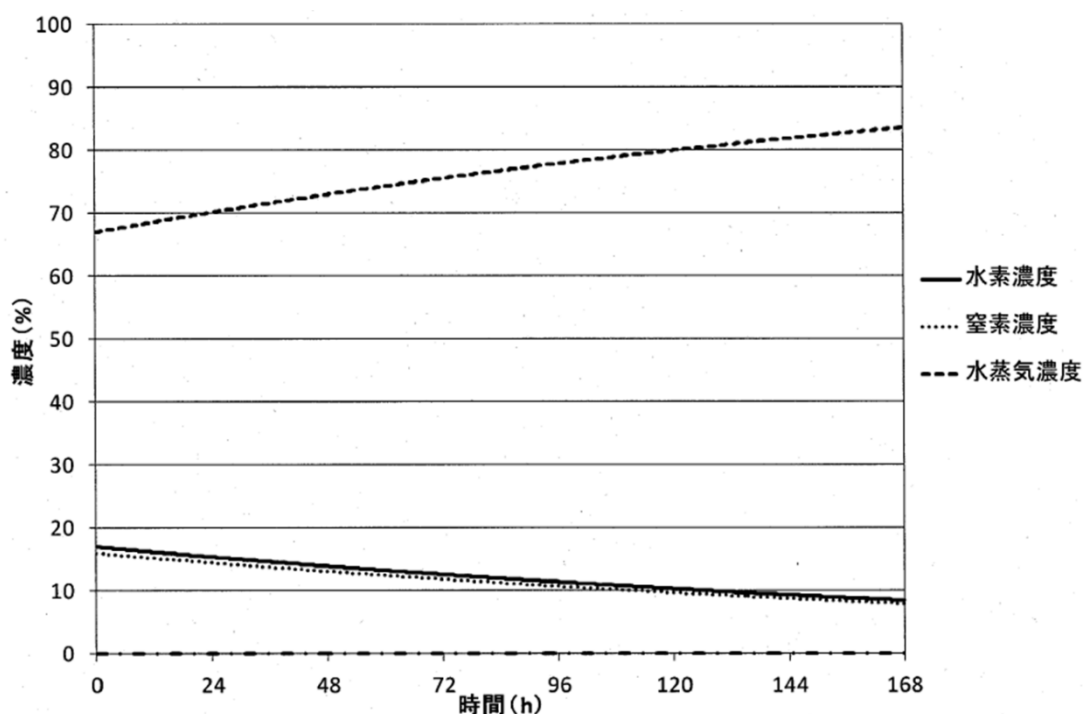


図 2.2.2-5 漏えいガス組成の時間変化（設計条件，ベント無し）

② 設計条件 (ベント有り)

格納容器からの漏えい条件を表 2.2.2-5, 表 2.2.2-6 に示す。本ケースでは、「①設計条件 (ベント無し)」と同じ条件で格納容器ベントの実施を想定する。具体的には、格納容器ベント実施タイミングを、原子炉建物 4 階 (燃料取替階) の水素濃度が 2.5% に到達した時刻から、格納容器ベントの想定操作時間である 3 時間が経過した時点とする。また、格納容器ベント実施後の条件については、「③ベントケース」に記載しているベント実施後の条件を設定する。

表 2.2.2-5 格納容器漏えい条件 (設計条件, ベント有り)

事故後経過時間 (hr)	0~38	38~168
圧力 (kPa [gage])	853 (2.0Pd)	85.3 (0.2Pd)
温度 (°C)	200	171
漏えい率 (%/日)	10.0	0.5

表 2.2.2-6 ガス組成 (設計条件, ベント有り)

事故後経過時間 (hr)	0~38	38~168	図番号
水素濃度 (vol%)	17 ※1	0	図 2.2.2-6
窒素濃度 (vol%)	16 ※1	0	
水蒸気濃度 (vol%)	67 ※1	100	

※1 : 初期条件を示す。

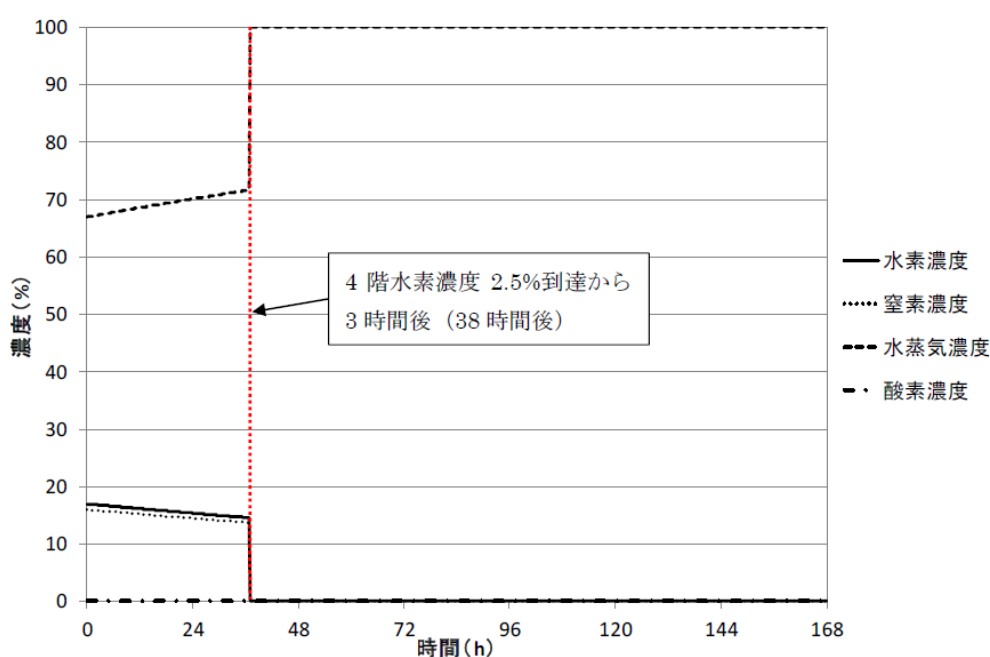


図 2.2.2-6 漏えいガス組成の時間変化 (設計条件, ベント有り)

③ ベントケース

格納容器からの漏えい条件を表 2.2.2-7 から表 2.2.2-9 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、格納容器破壊防止対策の有効性評価のMAAP解析結果である図 2.2.2-7 から図 2.2.2-10 より決定している。

圧力は、事故発生後から解析上の格納容器ベント想定時刻である 96 時間まではMAAP解析結果を包絡するよう条件を設定する。具体的には、事故発生後から 15 時間までは最高使用圧力（427kPa[gage]）、15 時間から 96 時間までは、格納容器限界圧力（853kPa[gage]）、96 時間以降は最高使用圧力×0.2（85.3kPa[gage]）を想定する。

温度は、解析上の格納容器ベント想定時刻までは、格納容器限界温度（200℃）、それ以降は格納容器最高使用温度（171℃）を想定する。

ガス組成については、事故発生後から 96 時間まではMAAP解析結果の水素ガス濃度を包絡するように条件を設定する。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取り扱う。96 時間以降は、格納容器内はすべて水蒸気と仮定し、水蒸気のみ漏えいが継続するものとする。

格納容器漏えい率について、事故後 96 時間までの間は上記の圧力、温度、ガス組成を用いてAECの式より算出した値に対して保守的に切り上げた値を設定する。96 時間以降は水蒸気のみ漏えいとなるため、AECの式より算出した値とする。

表 2.2.2-7 格納容器漏えい条件（ベントケース）

事故後経過時間(hr)	0～15	15～96	96～168	図番号
圧力(kPa[gage])	427 (1.0Pd)	853 (2.0Pd)	85.3 (0.2Pd)	図 2.2.2-7
温度(℃)	200		171	図 2.2.2-8
漏えい率(%/日)	0.5	1.3	0.5	—

表 2.2.2-8 D/W 内ガス条件（ベントケース）

事故後経過時間(hr)	0～2	2～40	40～96	96～168	図番号
水素濃度(vol%)	10	4	8	0	図 2.2.2-9
窒素濃度(vol%)	0	0	0	0	
水蒸気濃度(vol%)	90	96	92	100	

表 2.2.2-9 S/C 内ガス条件（ベントケース）

事故後経過時間(hr)	0～48	48～96	96～168	図番号
水素濃度(vol%)	17	8	0	図 2.2.2-10
窒素濃度(vol%)	0	0	0	
水蒸気濃度(vol%)	83	92	100	

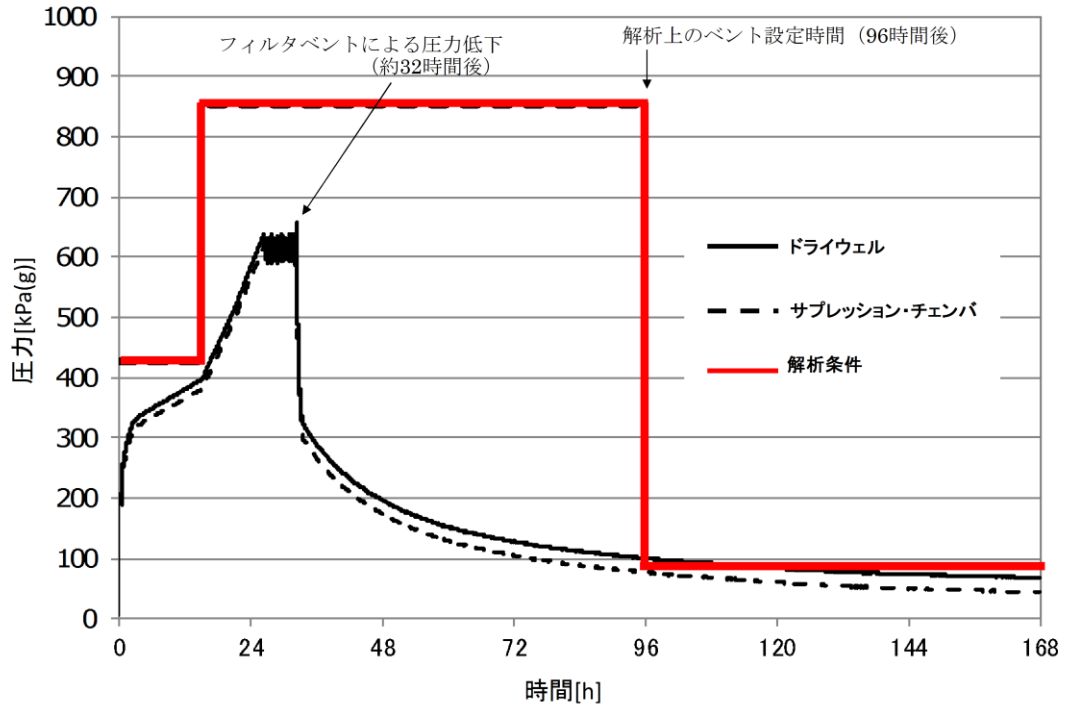


図 2.2.2-7 格納容器圧力条件 (ベントケース)

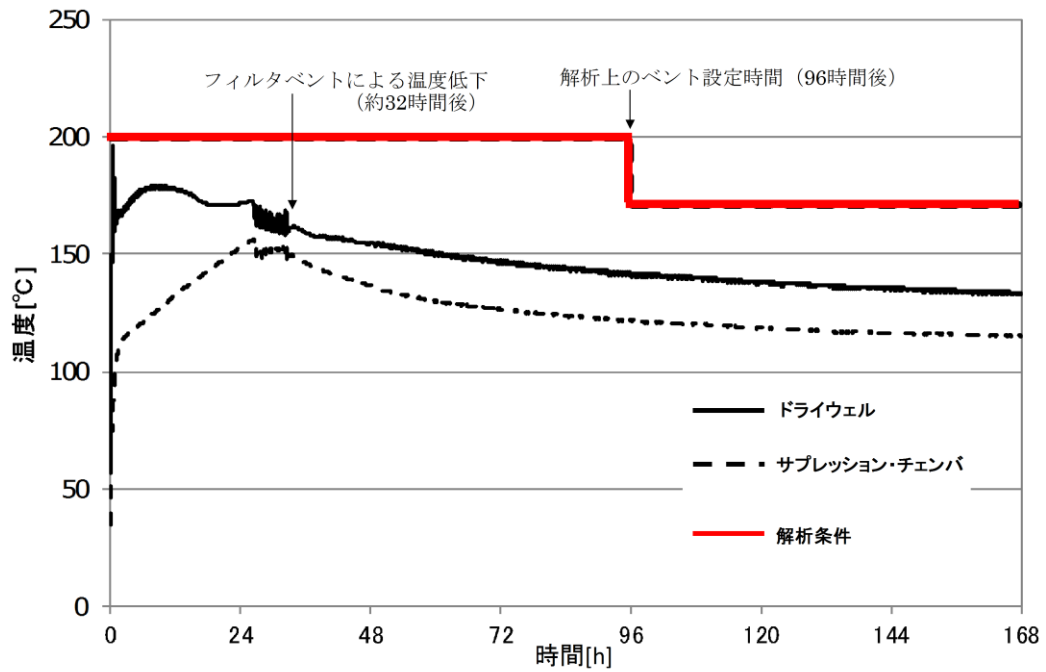


図 2.2.2-8 格納容器温度条件 (ベントケース)

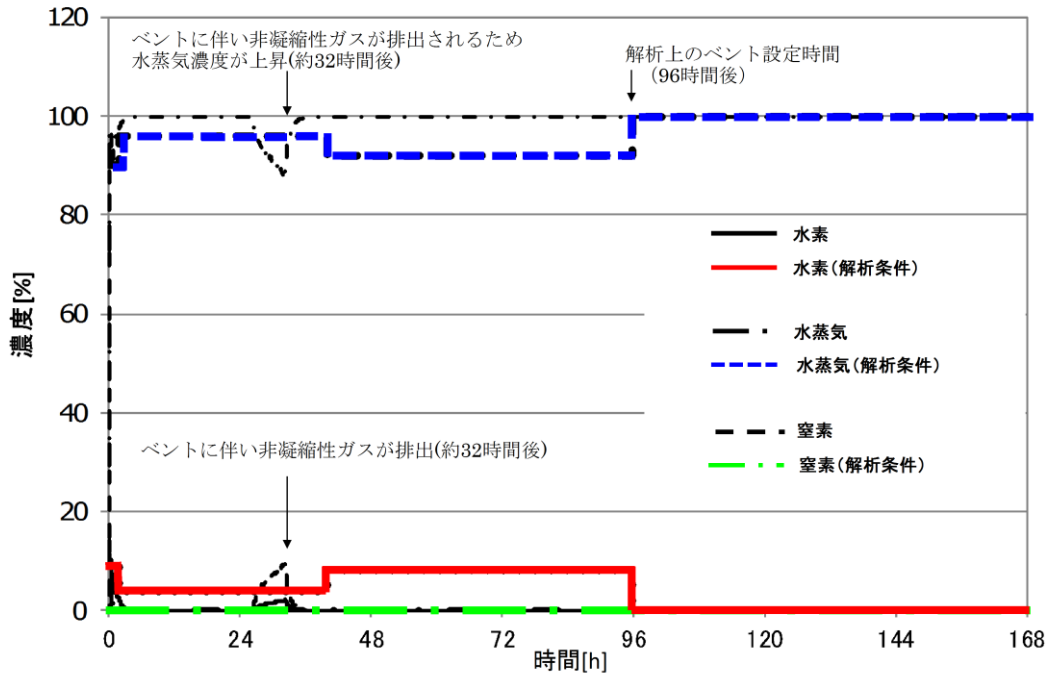


図 2. 2. 2-9 D/W 内ガス条件 (ベントケース)

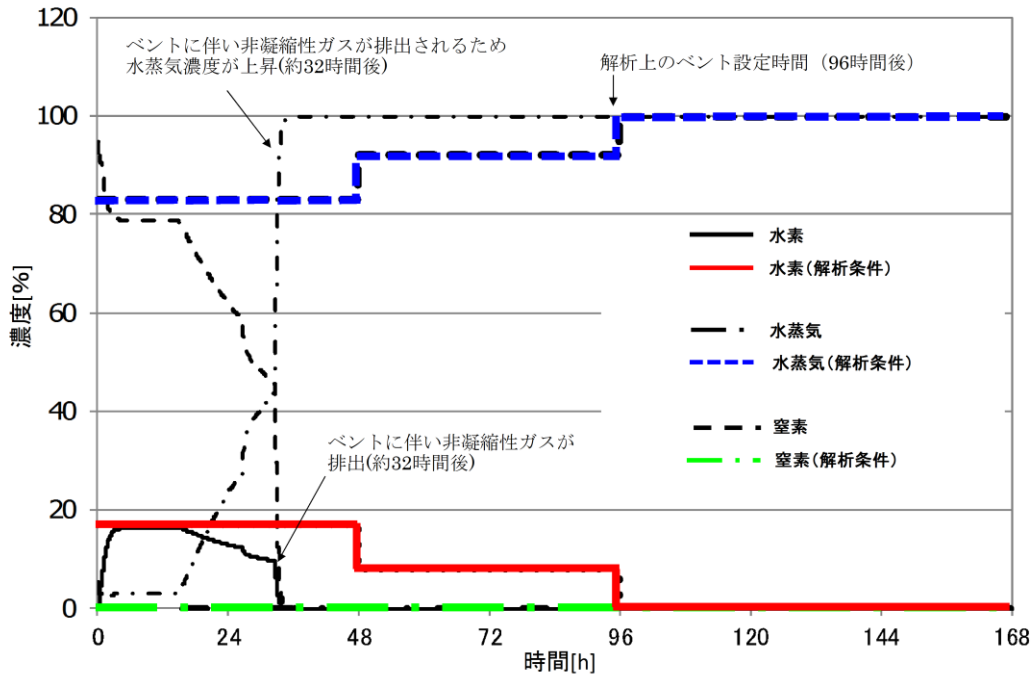


図 2. 2. 2-10 S/C 内ガス条件 (ベントケース)

④ R H A R ケース

格納容器からの漏えい条件を表 2.2.2-10 から表 2.2.2-12 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、格納容器破壊防止対策の有効性評価シナリオに対して残留熱代替除去系を使用した除熱を考慮した場合の M A A P 解析結果である図 2.2.2-11 から図 2.2.2-14 より決定している。

圧力は、M A A P 解析結果を包絡するよう条件を設定する。具体的には、残留熱代替除去系の格納容器スプレイによる圧力低下が想定される時刻である事故後 15 時間までは 384.3kPa[gage]、15 時間以降は 320.25kPa[gage] を想定する。

温度は、M A A P 解析結果を包絡するよう条件を設定する。具体的には、事故発生後から 15 時間までは格納容器限界温度（200℃）、それ以降は残留熱代替除去系の格納容器スプレイによる温度低下を考慮し 140℃を想定する。

ガス組成については、M A A P 解析結果の水素ガス濃度を包絡するように条件を設定する。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取り扱う。

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 A E C の式より算出した値に対して保守的に切り上げた値としている。

表 2.2.2-10 格納容器漏えい条件（R H A R ケース）

事故後経過時間(hr)	0～1	1～15	15～24	24～168	図番号
圧力(kPa[gage])	384.3 (0.9Pd)		341.6 (0.8Pd)		図 2.2.2-11
温度(℃)	200		150		図 2.2.2-12
D/W 漏えい率(%/日)	0.85	0.82	0.73		—
W/W 漏えい率(%/日)	0.87		0.78	0.76	

表 2.2.2-11 D/W 内ガス条件（R H A R ケース）

事故後経過時間(hr)	0～1	1～168	図番号
水素濃度(vol%)	15	7	図 2.2.2-13
窒素濃度(vol%)	0	0	
水蒸気濃度(vol%)	85	93	

表 2.2.2-12 S/C 内ガス条件（R H A R ケース）

事故後経過時間(hr)	0～24	24～168	図番号
水素濃度(vol%)	20	15	図 2.2.2-14
窒素濃度(vol%)	0	0	
水蒸気濃度(vol%)	80	85	

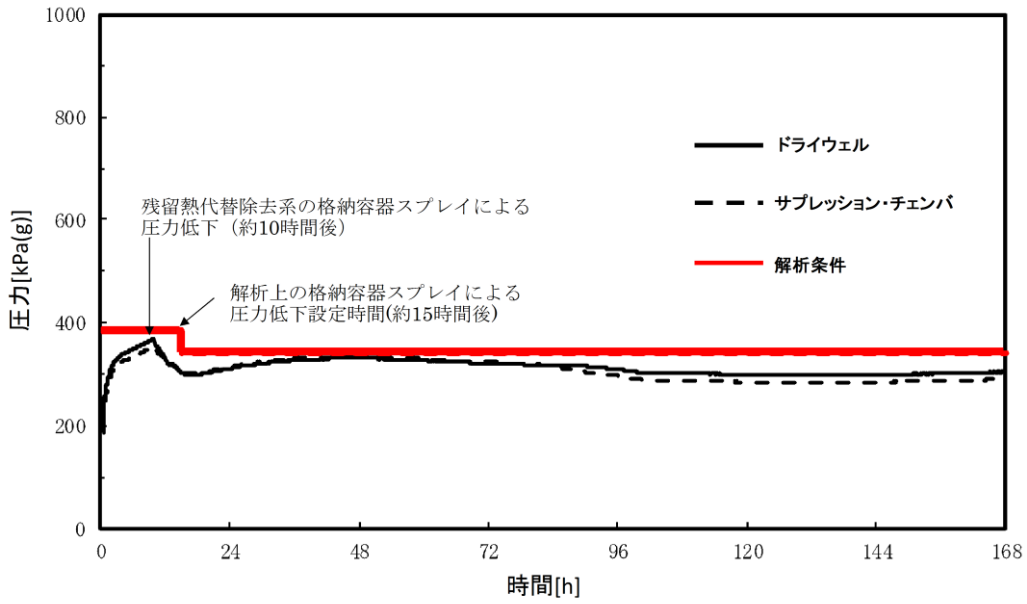


図 2.2.2-11 格納容器圧力条件 (RHAR ケース)

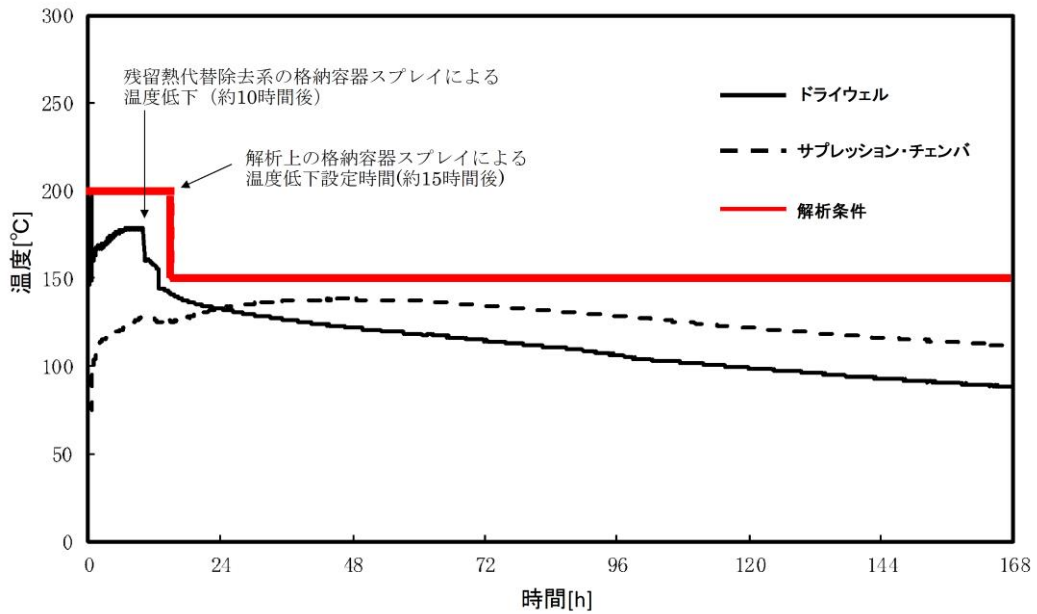


図 2.2.2-12 格納容器温度条件 (RHAR ケース)

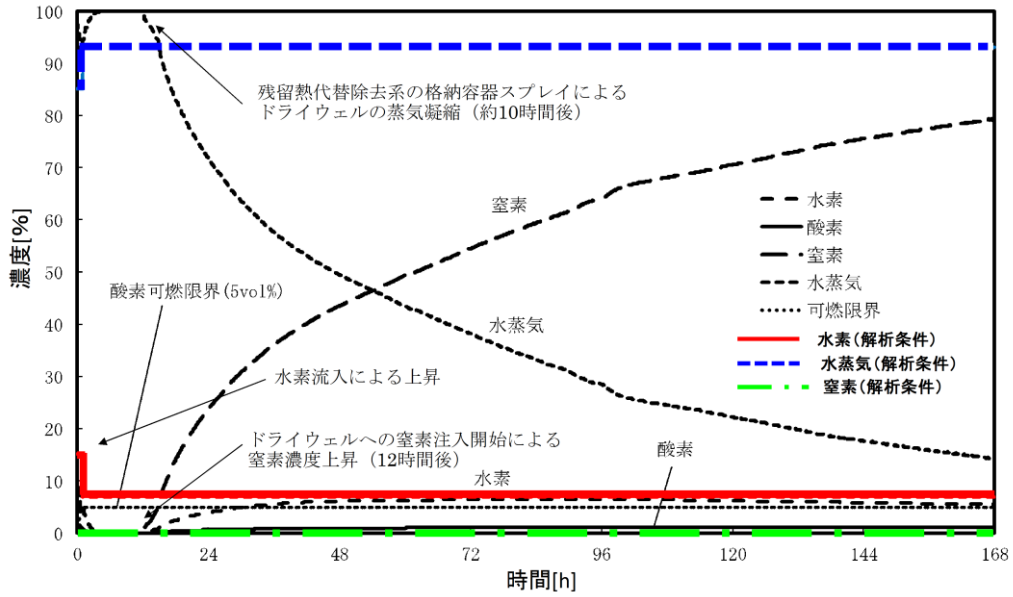


図 2.2.2-13 D/W 内ガス条件 (RHAR ケース)

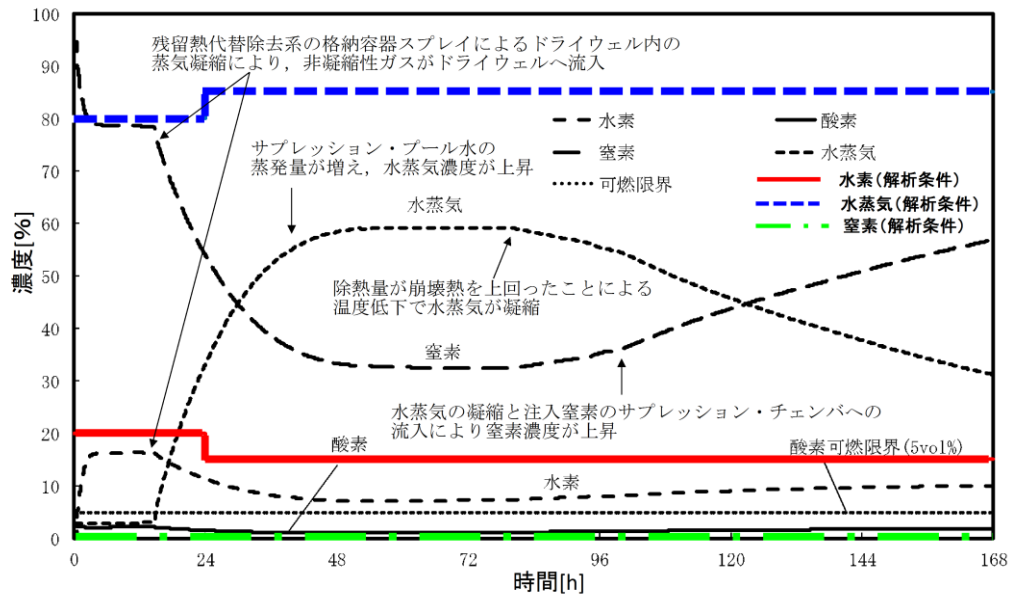


図 2.2.2-14 S/C 内ガス条件 (RHAR ケース)

(6) P A R解析条件

P A Rの解析条件を表 2.2.2-13 に示す。また、その他の解析条件を表 2.2.2-14 に示す。

表 2.2.2-13 P A Rの解析条件

No	項目	説明	入力値
1	P A Rの性能 (N I S製P A R-22) (1)体積流量Q	「NUCLEAR TECHNOLOGY VOL. 112」の式(1)を使用。(P A R 1個あたり) $Q = a \cdot \left(\frac{C_{H_2}}{100}\right)^b \cdot 3600$ Q : 体積流量 (m ³ /hr/個) a : 定数 (m ³ /s) ※P A R-22の場合: 0.67 × (22/88) = 0.1675 C _{H2} : 水素濃度 (vol%) b : 定数 (0.307)	—
	(2) P A R処理性能 ファクタ η	「NUCLEAR TECHNOLOGY VOL. 112」の式(3)に示す η の値を使用。	0.846
	(3) 反応阻止物質 ファクタ	製造上の性能のばらつき、プラント通常運転中及び事故時の劣化余裕を考慮する。	0.5 (事故初期より一定)
	(4) 低酸素ファクタ	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、0 未満の場合は全て 0 とする。 $F_{lowO_2} = 0.7421 \left(\frac{C_{O_2}}{C_{H_2}}\right)^3 - 0.6090 \left(\frac{C_{O_2}}{C_{H_2}}\right)^2 + 0.7046 \left(\frac{C_{O_2}}{C_{H_2}}\right) - 0.026$ C _{O2} : 酸素濃度 (vol%)	—
	(5) 起動水素濃度	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 1.5vol% とする。	1.5vol%
	(6) 起動酸素濃度	同上。	2.5vol%
	(7) 起動遅れ	考慮しない。	—
	(8) 再結合効率	$W_{H_2} = \eta \cdot F_{inhibit} \cdot F_{lowO_2} \cdot Q \cdot \min(N_{H_2}, 2N_{O_2}) \cdot M_{H_2}$ $= F_{inhibit} \cdot F_{lowO_2} \cdot \min(N_{H_2}, 2N_{O_2}) / N_{H_2} \cdot DR$ W _{H2} : 再結合率 (kg/hr/個) N _{H2} : 単位体積あたりの水素モル数 (mol/m ³) N _{O2} : 単位体積あたりの酸素モル数 (mol/m ³) M _{H2} : 水素分子量 (kg/mol) DR : 反応阻害物質と低酸素条件を考慮しない再結合効率 (kg/hr/個)	—
2	P A R個数	18 個: 実際の設置個数	18 個
3	P A R設置位置	P A R 取付位置図より該当するサブボリューム内に設置する。	—

※時間遅れ（保守的な条件）を考慮した場合の反応熱による温度影響

反応開始を想定している水素濃度 1.5vol%到達以前の発熱量がある場合、この発熱量は水素の再結合が生じた結果であり、起動の時間遅れを無視して水素濃度上昇開始時に水素の処理が開始するものとすれば、水素濃度は低めに推移するものと考えられる。ただし、水素濃度時間変化は水素の漏えい量とPARの処理量がバランスする濃度に向かって漸近してゆくため、反応開始後の水素濃度のトレンドや最大濃度には反応開始のタイミングの影響は小さいと考えられる。PAR自体の処理量の観点からは、反応開始時のPAR内部の温度上昇は内部のガスの浮力を増加させて吸入ガス量を増加させるので、当初は処理量が増加する側に働くが、吸入ガス量の増加に伴ってPAR内部も冷却されるため、時間遅れを伴って定常状態の処理量に漸近するので、反応開始時の反応熱の水素処理への影響は小さい。

表 2.2.2-14 その他の解析条件

分類	項目	設計条件	有効性評価結果を踏まえた条件		備考
			ベントケース	RHARケース	
格納容器条件	空間容積	12,600m ³			
原子炉棟 条件	圧力	0 kPa [gage] ※ ¹			
	温度	40℃ ※ ¹			
	組成	水素 : 0 vol% ※ ¹ 酸素 : 19.47 vol% ※ ¹ 水蒸気 : 7.29 vol% ※ ¹ 窒素 : 73.24 vol% ※ ¹			湿度 100%の空気
	空間容積	4階 : 41,300m ³ 3階 : 9,000m ³ 2階 : 10,900m ³ 1階 : 14,100m ³ 地下階 : 18,400m ³			
	開口面積	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			
外気条件	圧力	0 kPa [gage]			
	温度	40℃			想定最高温度
	組成	酸素 : 21 vol% 窒素 : 79 vol%			乾燥空気
流出条件	位置	4階			原子炉棟の気密性を考慮
放熱条件	内壁熱伝達率	凝縮熱伝達及び自然対流熱伝達を考慮			
	壁厚さ	4階下部壁 : <input type="text"/> 4階上部壁 : <input type="text"/> 4階天井壁 : <input type="text"/>			
	壁面熱伝導率	1.5W/m/K			コンクリートの物性値
	壁の比熱	1 kJ/kg/K			同上
	壁の密度	2,400kg/m ³			同上
	外壁熱伝達率	5 W/m ² /K			自然対流熱伝達を考慮
	外気温	40℃			
	放熱面積	4階下部壁 : 478.82m ² , 474.37m ² 4階上部壁 : 634.84m ² , 470.82m ² 4階天井壁 : 2146.62m ² , 720.92m ²			

※ 1 : 初期条件を示す。

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。

(7) 解析結果

① 設計条件（ベント無し）における解析結果

各フロアの水素濃度の時間変化を図 2.2.2-15 に示す。全フロアにおいて可燃限界未満であることを確認した。

原子炉建物 4 階（燃料取替階）については、ドライウェル主フランジからの漏えいにより、雰囲気の水素濃度が急激に上昇するが、PAR による処理量が増加するため、水素濃度の上昇は次第に鈍化し、事故後 57 時間付近で水素濃度は約 2.7% をピークとして、その後減少し続ける。

3 階以下の下層階については、直接格納容器からの流入はないが、大物搬入口の領域を通じて原子炉建物 4 階（燃料取替階）から水素が流入してくることにより、水素濃度が上昇する傾向を示すが、原子炉建物 4 階（燃料取替階）の水素濃度の減少に漸近しながら上昇は次第に鈍化し、やがて減少に転じる。

原子炉建物 4 階（燃料取替階）の全サブボリュームの水素濃度の時間変化を図 2.2.2-16 に示す。全てのサブボリュームにおいて水素濃度はほぼ均一に推移する。

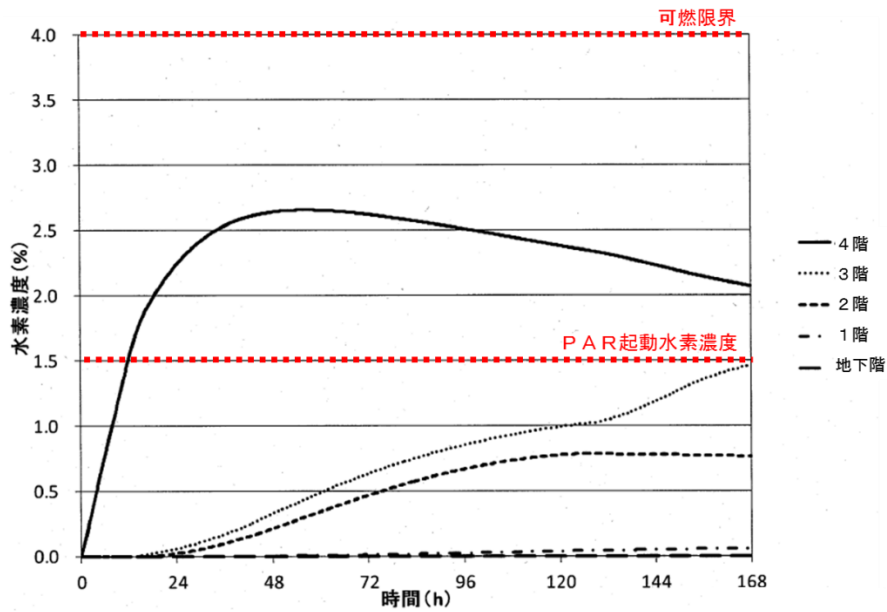


図 2. 2. 2-15 各フロアの水素濃度の時間変化（設計条件，ベント無し）

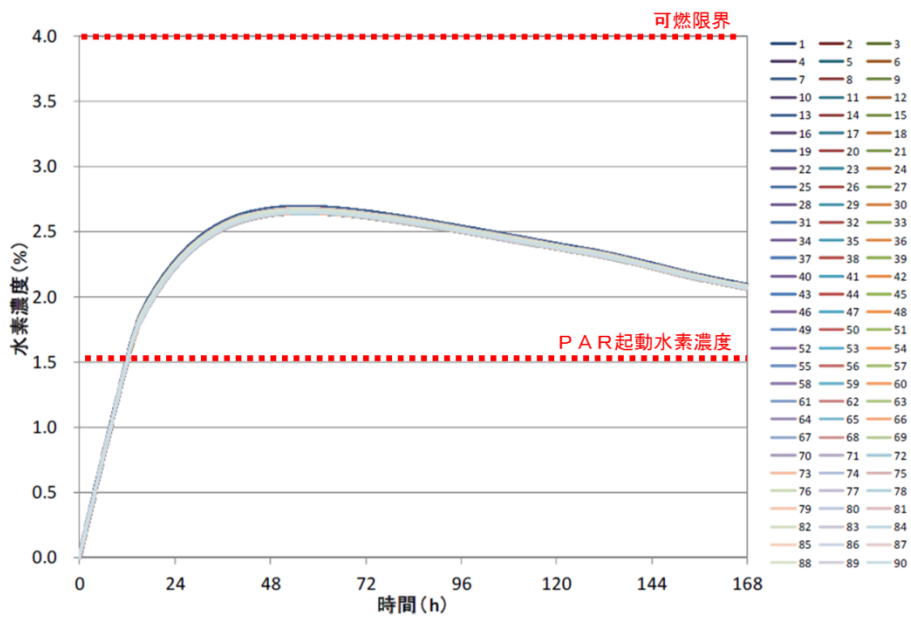


図 2. 2. 2-16 原子炉建物 4 階（燃料取替階）の全サブボリュームの水素濃度の時間変化（設計条件，ベント無し）

② 設計条件（ベント有り）における解析結果

設計条件において格納容器ベントを実施した場合の解析結果を図 2.2.2-17、図 2.2.2-18 に示す。全フロアにおいて可燃限界未満であることを確認した。

原子炉建物 4 階（燃料取替階）については、格納容器ベント実施後、P A R による水素処理によって水素濃度が 1.5%まで急速に低下する。このため、異常な漏えいが発生している状態において格納容器ベントを行うことで、水素濃度を低減させることが可能である。

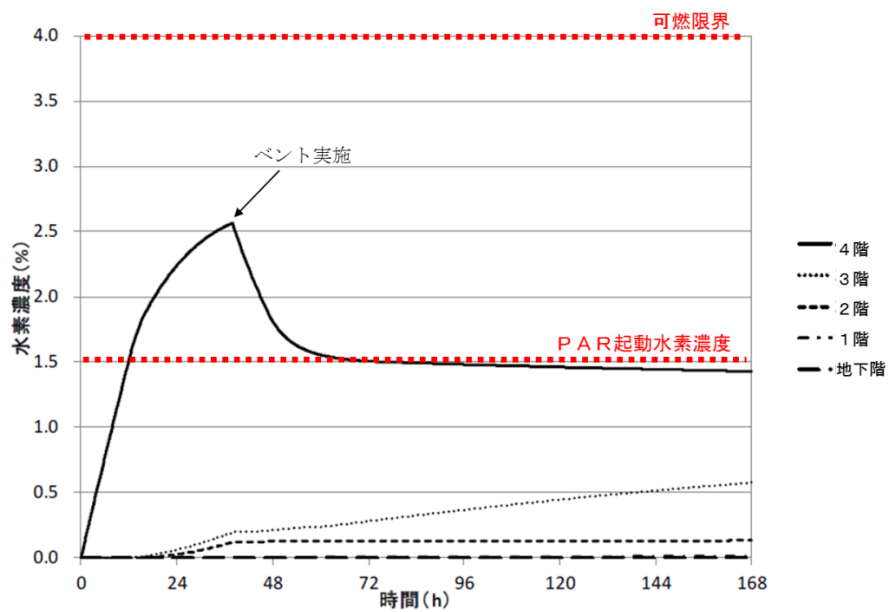


図 2. 2. 2-17 各フロアの水素濃度の時間変化（設計条件，ベント有り）

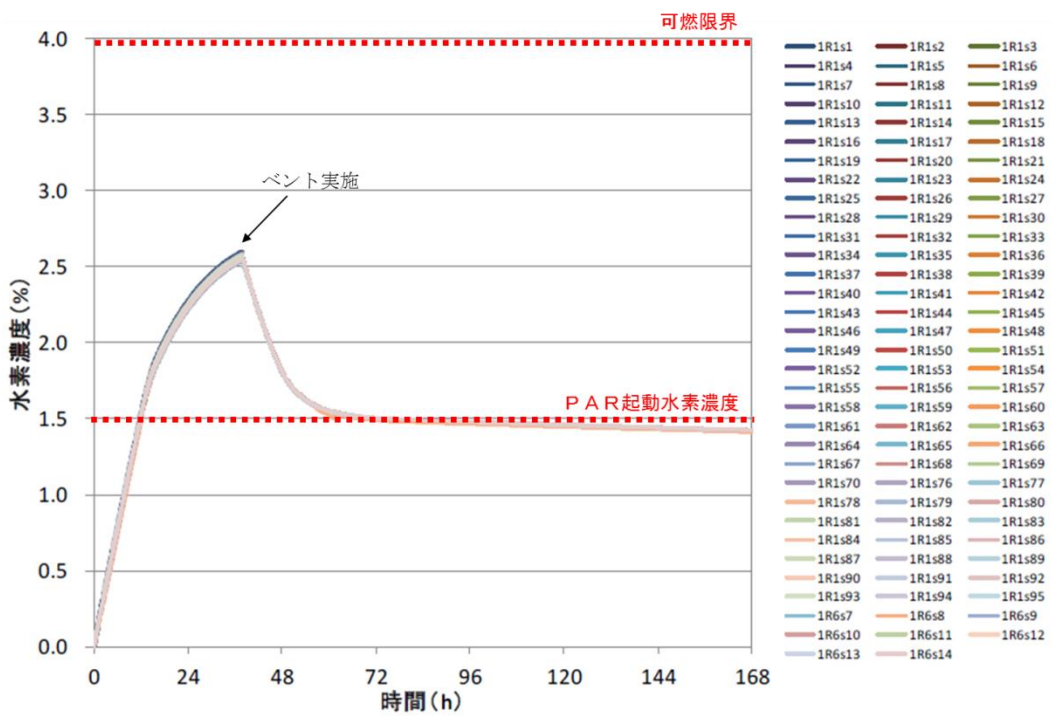


図 2. 2. 2-18 原子炉建物 4 階（燃料取替階）の全サブボリュームの水素濃度の時間変化（設計条件，ベント有り）

③ ベントケースにおける解析結果

各フロアの水素濃度の時間変化を図 2.2.2-19 に示す。全フロアにおいて可燃限界未満であることを確認した。

また、原子炉建物 4 階（燃料取替階）の全サブボリュームの水素濃度の時間変化を図 2.2.2-20 に示す。全てのサブボリュームにおいて水素濃度はほぼ均一に推移する。なお、本ケースにおいて P A R は起動しない結果となった。

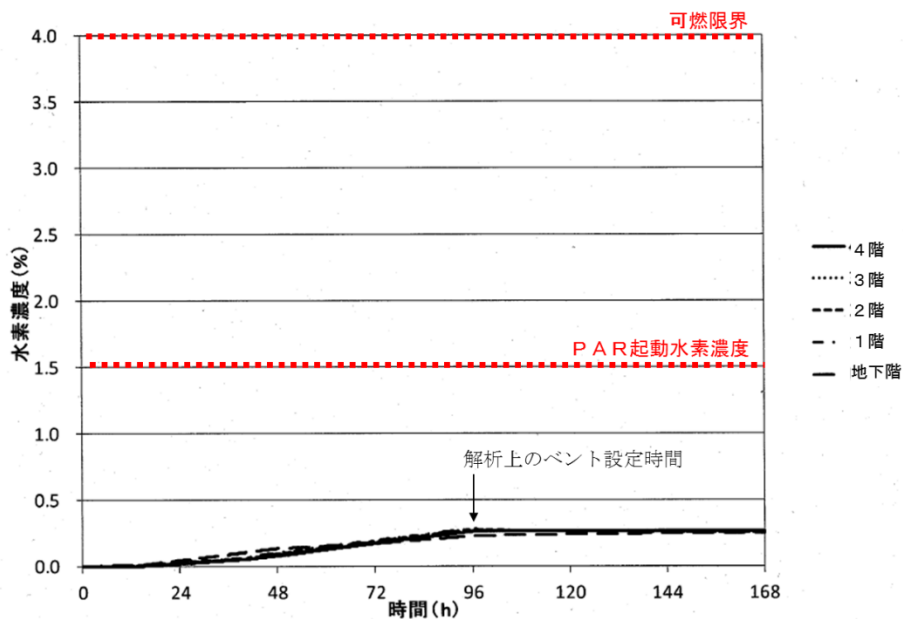


図 2.2.2-19 各フロアの水素濃度の時間変化（ベントケース）

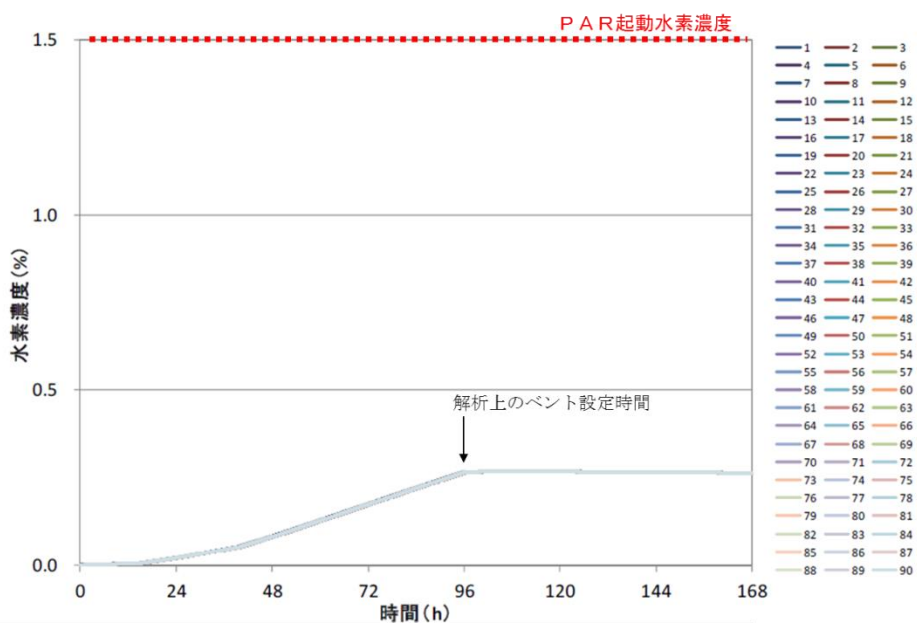


図 2.2.2-20 原子炉建物 4 階（燃料取替階）の全サブボリュームの水素濃度の時間変化（ベントケース）

④ R H A R ケースにおける解析結果

各フロアの水素濃度の時間変化を図 2. 2. 2-21 に示す。全フロアにおいて可燃限界未満であることを確認した。

また、原子炉建物 4 階（燃料取替階）の全サブボリュームの水素濃度の時間変化を図 2. 2. 2-22 に示す。全てのサブボリュームにおいて水素濃度はほぼ均一に推移する。なお、本ケースにおいて P A R は起動しない結果となった。

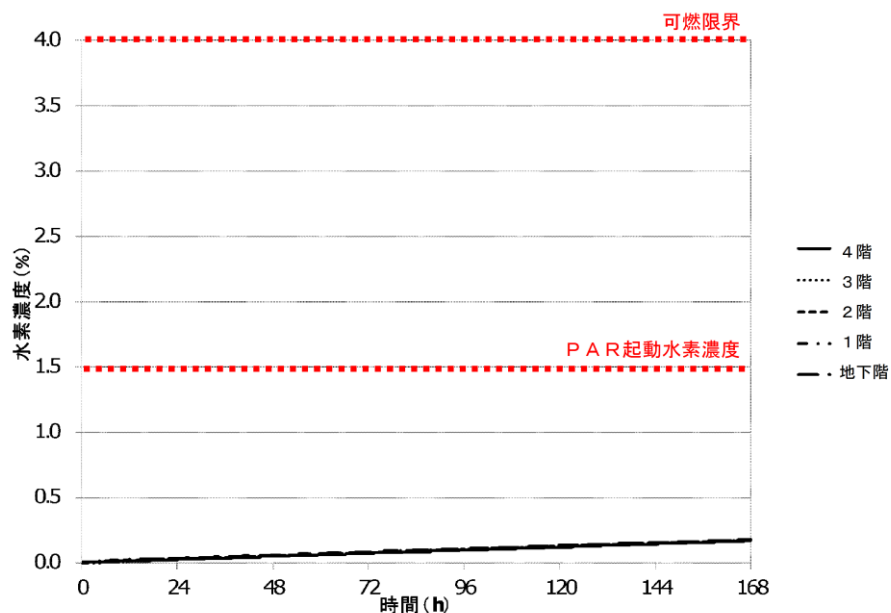


図 2. 2. 2-21 各フロアの水素濃度の時間変化（R H A R ケース）

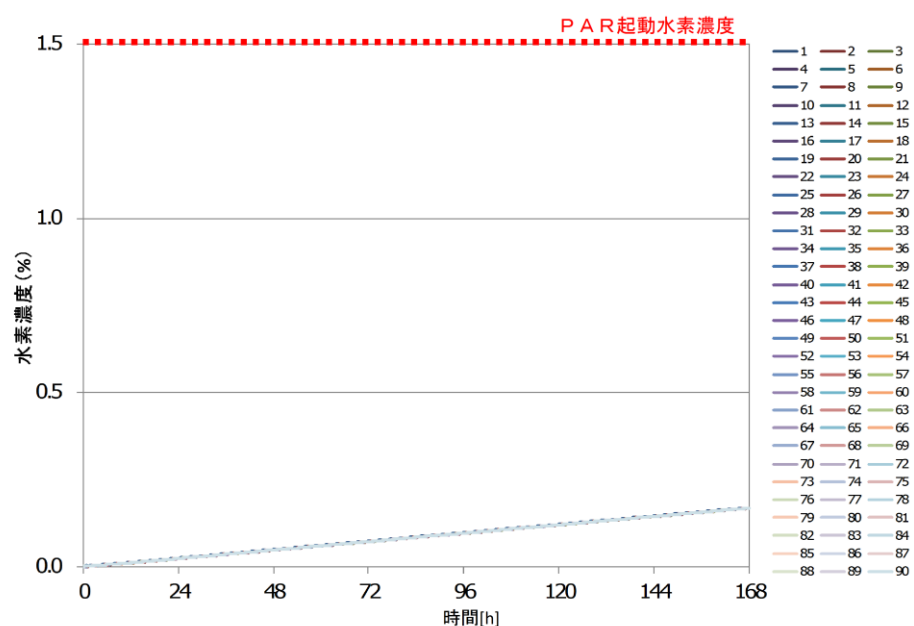


図 2. 2. 2-22 原子炉建物 4 階（燃料取替階）の全サブボリュームの水素濃度の時間変化（R H A R ケース）

(8) 解析まとめ

P A R設計条件では，原子炉建物4階（燃料取替階）に設置した18個のP A Rで，原子炉棟内の水素濃度が可燃限界未満となることを確認した。

なお，有効性評価を踏まえた条件においても原子炉棟内の水素濃度が可燃限界未満となることを確認しているが，区画されたエリアに格納容器からの想定漏えい箇所があるS R V補修室，C R D補修室及び所員用エアロック室について，個別に解析を行い，水素濃度が可燃限界未満となることを確認している。（添付9）

原子炉棟内における成層化について

格納容器漏えい率を 10%/日とした設計条件における解析では、原子炉建物 4 階（燃料取替階）の水素濃度は、ほぼ均一となる（漏えいした水素が空間内で成層化しない）ことを確認している。ここでは、成層化しやすい条件として表 1 のケースにおける空間内の水素挙動を確認する。

解析モデルは、本文「2.2.2 原子炉棟の水素濃度解析」にて使用した解析モデルを使用する。解析モデルを図 1 に示す。

表 1 解析ケースの概要

解析ケース	解析ケースの概要
①微小漏えいケース	ドライウェル主フランジからの微小漏えい（漏えい率：0.5%/日，0.05%/日）を想定する。 《考慮した保守性》 ・原子炉建物 4 階（燃料取替階）への流入速度が小さくなるため対流効果が抑制される。
②全蒸気凝縮ケース	格納容器から漏えいした瞬間、全ての水蒸気が瞬時に凝縮することを仮定する。 《考慮した保守性》 ・凝縮した水蒸気分，漏えいガスの流入速度が小さくなるため対流効果が抑制される。

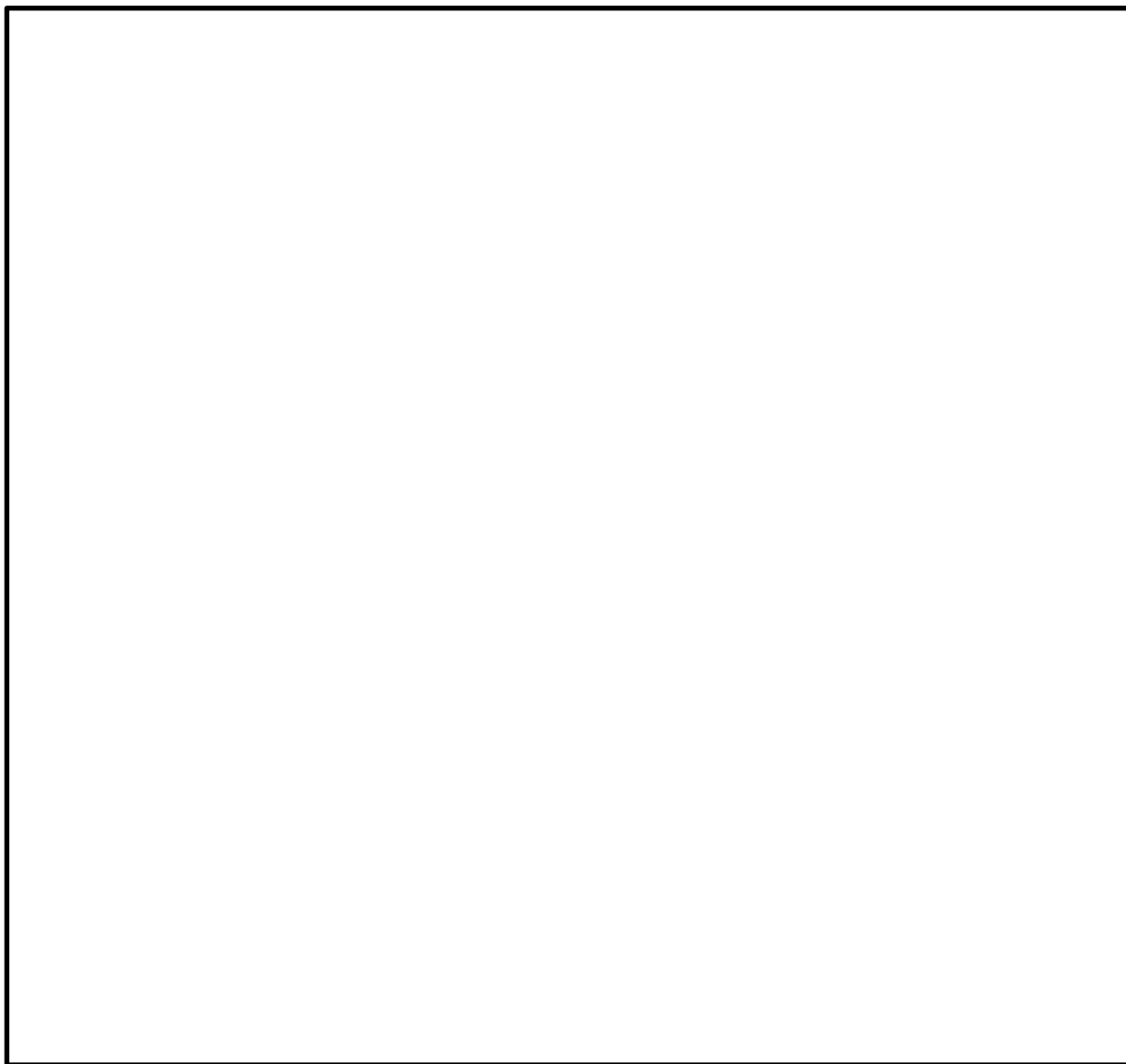


図 1 (本文図 2.2.2-2) 解析モデル

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。

1. 微小漏えいケース

(1) 解析条件

本文「2.2.2 原子炉棟の水素濃度解析」に示している設計条件における解析に対し、表2に示すとおり、より小さい格納容器漏えい率として 0.5%/日、0.05%/日を条件として設定する。

表2 主要な解析条件

	実施ケース		設計条件
	漏えい率 (%/日)	0.5	0.05

(2) 解析結果

図2及び図3に格納容器漏えい率 (0.5%/日及び0.05%/日) における原子炉建物4階(燃料取替階)の全サブボリュームの水素濃度の時間変化を示す(参考として、設計条件(格納容器漏えい率 10%/日)の解析結果を再掲する)。水素濃度は格納容器漏えい率に関わらずほぼ均一に分布し、成層化は見られない。

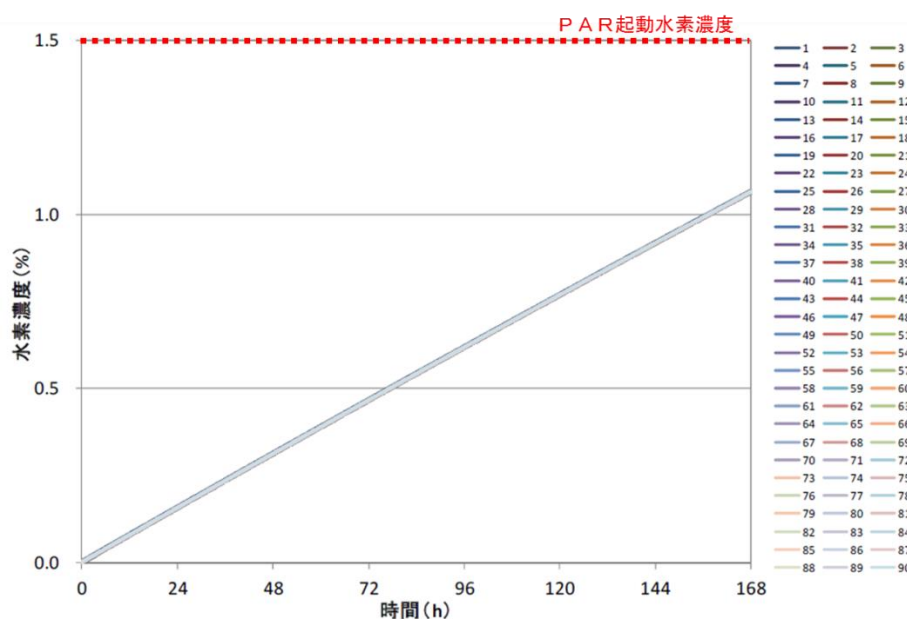


図2 原子炉建物4階(燃料取替階)のサブボリュームの水素濃度の時間変化(設計条件, 格納容器漏えい率 0.5%/日)

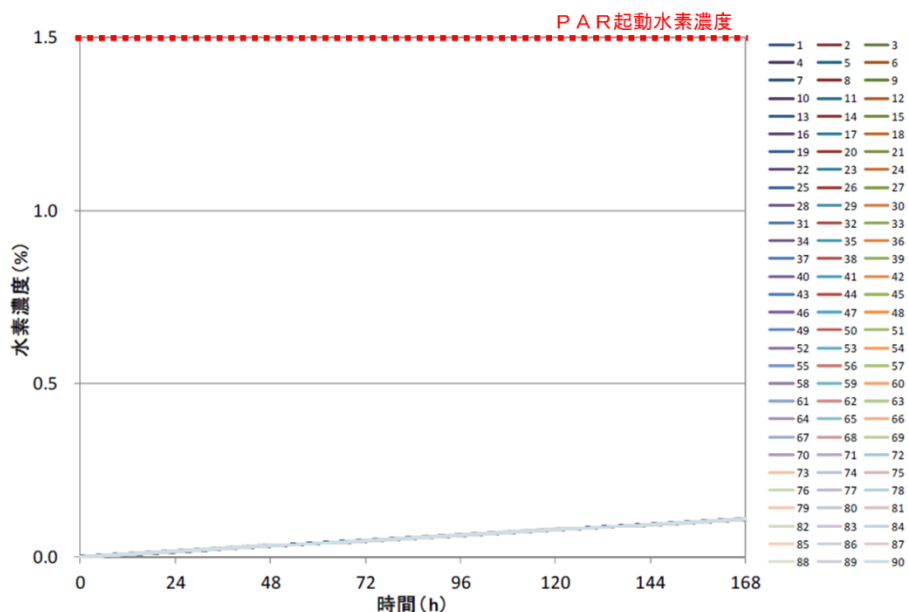
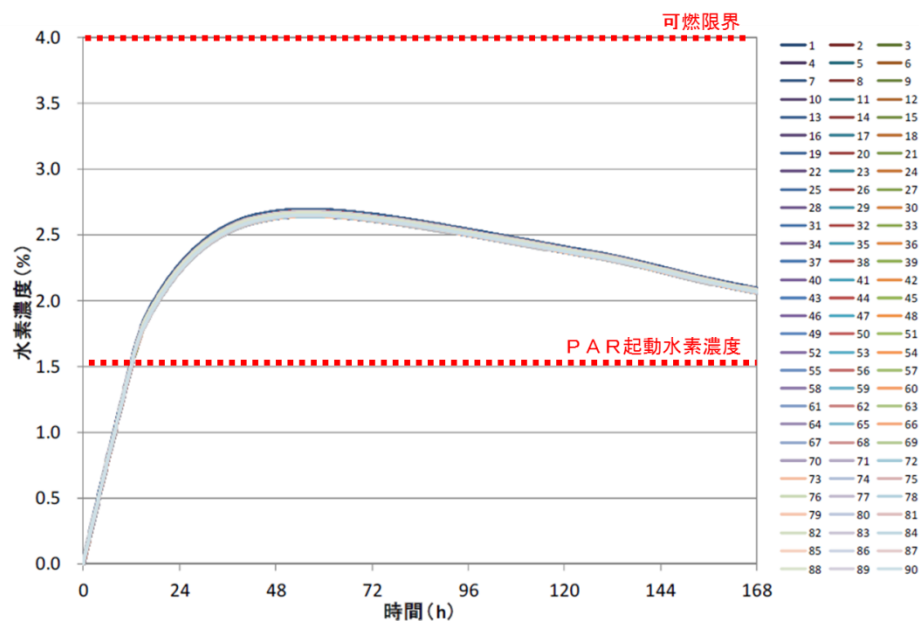


図 3 原子炉建物 4 階（燃料取替階）の全サブボリュームの水素濃度の時間変化（設計条件，格納容器漏えい率 0.05%/日）



【参考】 本文図 2. 2. 2-16 原子炉建物 4 階（燃料取替階）の全サブボリュームの水素濃度の時間変化（設計条件，ベント無し）

2. 全蒸気凝縮ケース

(1) 解析条件

格納容器からの漏えい条件は表 3 に示すとおり、本文「2.2.2 原子炉棟の水素濃度解析」のベントケースと同じ条件とする。ただし、保守的な評価を行うため、格納容器から漏えいした瞬間、全ての水蒸気が瞬時に凝縮することを仮定する。具体的には漏えいガスの水蒸気分を除いた水素ガスが 100℃で流入することとする。

表 3 格納容器漏えい条件

分類	項目	有効性評価結果を踏まえた条件
格納容器条件	圧力 温度 漏えい率	本文表 2.2.2-7
	水素濃度 窒素濃度 水蒸気濃度	D/W : 本文表 2.2.2-8 S/C : 本文表 2.2.2-9

(2) 解析結果

図 4 に全蒸気凝縮ケースにおける原子炉建物 4 階（燃料取替階）の全サブボリュームの水素濃度の時間変化を示す。水素濃度は 4 vol% を下回る。また、ほぼ均一に分布し、成層化は見られない。

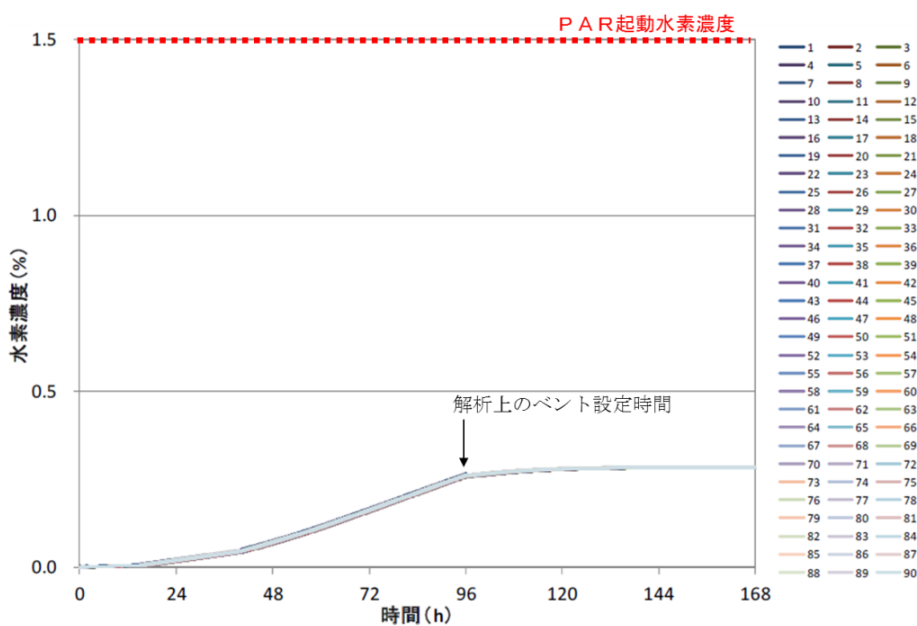
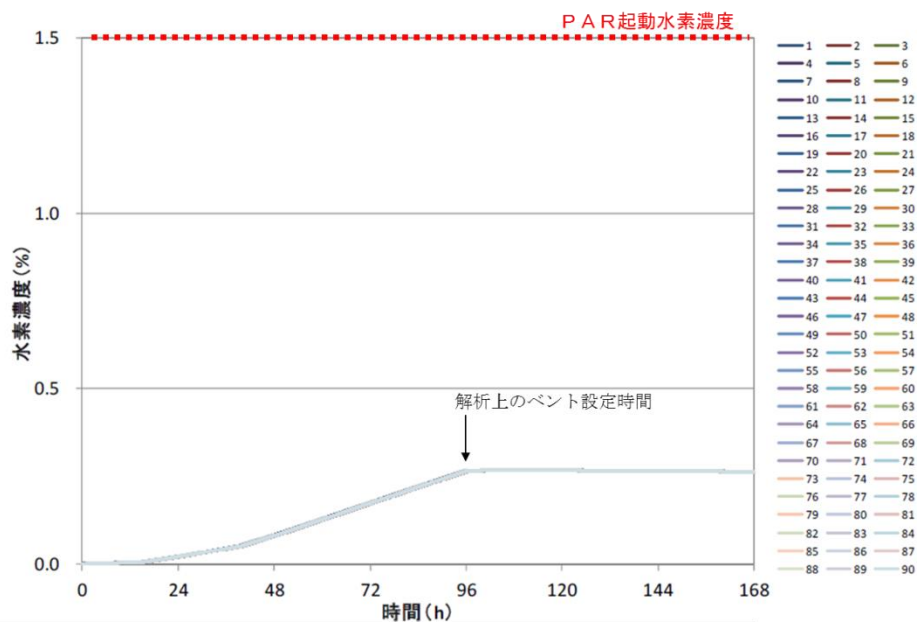


図 4 原子炉建物 4 階（燃料取替階）全サブボリュームの水素濃度の時間変化（ベントケース，全蒸気凝縮）



【参考】 図 2. 2. 2-20 原子炉建物 4 階（燃料取替階）の全サブボリュームの水素濃度の時間変化（ベントケース）

それでもなお、仮に成層化が発生してしまった場合には、P A Rを設置していない原子炉建物 4 階（燃料取替階）の天井付近にて水素濃度が上昇するものと考えられる。このことから、天井付近に設置した水素濃度監視設備における水素濃度が P A R 起動確認濃度 1.5vol%を上回っているにも関わらず、P A R 動作監視装置にて P A R の動作を確認できない場合には、天井部付近の水素ガスが P A R 設置位置まで到達していないこととなるため、成層化が発生している可能性がある判断できる。

成層化が発生している可能性がある判断した場合の対応としては、水素発生源を断つための格納容器ベント操作（格納容器ベント実施基準：原子炉建物 4 階（燃料取替階）天井部付近の水素濃度監視設備にて水素濃度 2.5vol%^{※1}）、水素ガスを排出するための自主対策設備である原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル（図 6 参照）の開放操作^{※2}が挙げられる。

※1 格納容器ベント実施基準とする原子炉棟水素濃度 2.5vol%は、可燃限界（4 vol%）に計器誤差（±1.1vol%）及び運転操作の余裕（0.4vol% = 3 時間）を考慮した値として設定。

※2 格納容器ベントを実施しても原子炉棟水素濃度が低下しない場合
格納容器ベント操作については、格納容器の圧力・温度が最高使用圧力（427kPa[gage]）・最高使用温度（171℃）を上回っており、かつ水素濃度監視設備において水素濃度の上昇傾向を捉えた段階で、格納容器の閉じ込め機能の劣化兆候を示していると考えられることから、遅滞なく準備を実施し、成層化が発生している可能性がある判断した段階においては速やかに行うこととなる。

なお、非常用ガス処理系による換気は、水素ガスを排出できるという点では有用であるが、系統内での水素爆発の可能性を否定できない。そのため、島根原子力発電所 2 号炉の非常用ガス処理系は、原子炉建物 2 階吸込口付近に水素濃度計を設置することで水素濃度監視を強化するとともに、2 階吸込口付近の原子炉建物水素濃度による起動/停止判断手順を整備することで、水素濃度が高い環境下で非常用ガス処理系は使用しない運用としている。

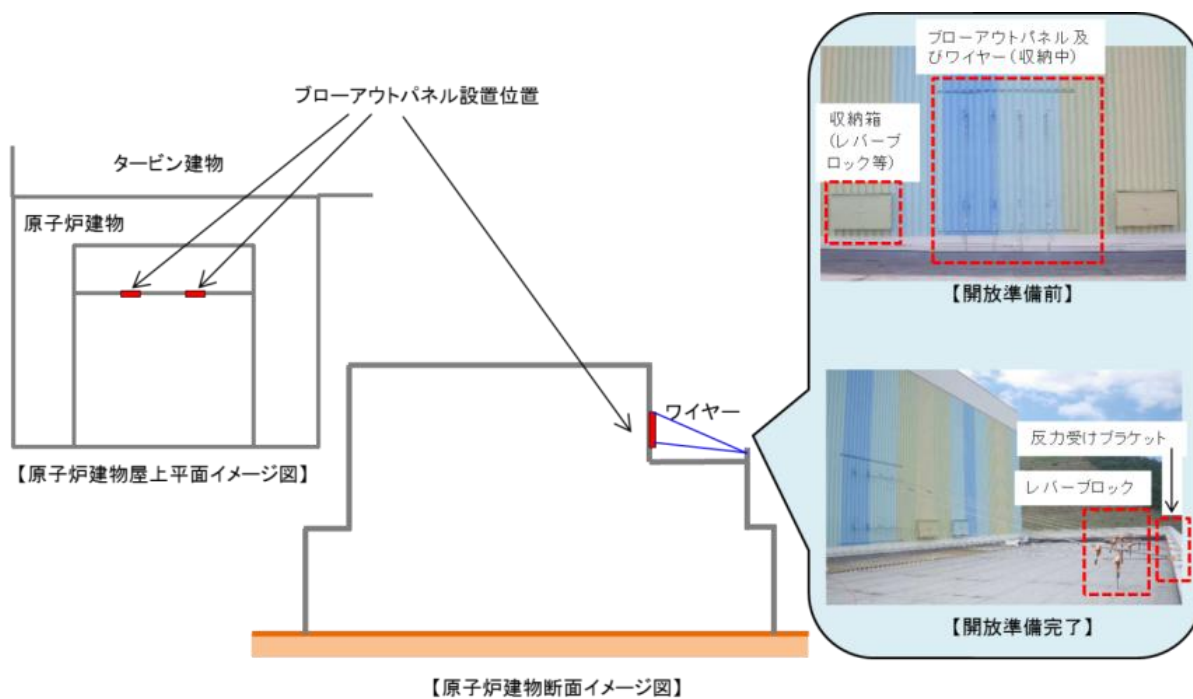


図 5 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル

運用面を考慮した場合の原子炉棟の水素挙動及び対策について

有効性評価結果を踏まえた条件では、「冷却材喪失（大LOCA）」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」をベースに条件設定しているが、運用面を考慮したパラメータスタディとして、表1に示す2ケースを想定し原子炉棟の水素挙動を確認する。

また、原子炉棟の水素解析結果をもとに、自主対策設備も含めた格納容器からの水素漏えい時の対策フローを示す。

表1 実施ケース

実施ケース	実施ケースの想定	有効性評価を踏まえた条件での想定
原子炉ウェル注水ケース ①ベントケース ②RHARケース	原子炉ウェル注水によりドライウェル主フランジから漏えいしない	原子炉ウェル注水は期待せず、ドライウェル主フランジから漏えいする
格納容器ベント遅延ケース	格納容器ベントが遅延し、限界温度・圧力が継続する	事象発生 32 時間後を包絡する 96 時間後に格納容器ベントを実施する

1. 原子炉ウェル注水ケース

有効性評価結果を踏まえた条件に対し、以下の条件をパラメータとして設定する。

(1) 漏えい量の分配条件

有効性評価結果を踏まえた条件に対し、表2に示すとおり、ドライウェル主フランジからの漏えい量が他の漏えい箇所に分配されるよう設定する。

表2 各フロアの漏えい量の比率

フロア	想定漏えい箇所	漏えい量の分配比率	
		原子炉ウェル注水ケース	有効性評価結果を踏まえた条件
4階	ドライウェル主フランジ	<div style="border: 2px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div>	
2階	逃がし安全弁搬出ハッチ		
1階	機器搬入口		
	所員用エアロック		
	制御棒駆動機構搬出ハッチ		
地下階	サプレッション・チェンバアクセスハッチ		

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。

(2) 解析結果

① ベントケース

各フロア水素濃度の時間変化を図 1 に示す（参考として、有効性評価結果を踏まえた条件の解析結果を再掲する）。

全フロアにおいて水素濃度は可燃限界未満であることを確認した。

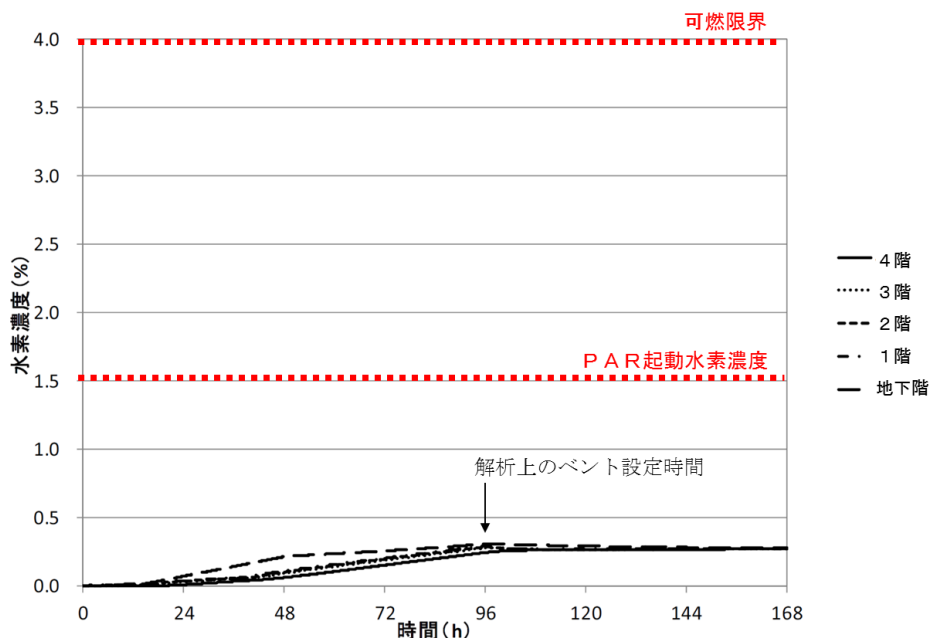


図 1 各フロアの水素濃度の時間変化（ベントケース，原子炉ウェル注水あり，沸騰なし）

また，原子炉ウェルへの注水に伴い，原子炉ウェルに溜まった水が蒸発し，原子炉建物 4 階（燃料取替階）へ水蒸気が流入した場合の原子炉棟内の水素挙動への影響を確認するため，蒸気発生を考慮した場合の評価結果を図 2 に示す。なお，原子炉建物 4 階（燃料取替階）への水蒸気流入条件以外は，図 1 に示した解析と同条件である。

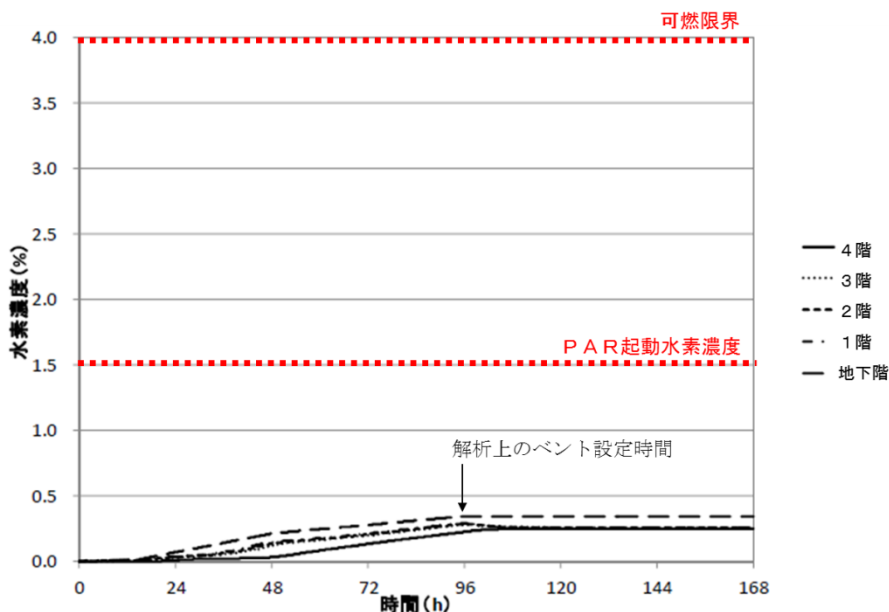
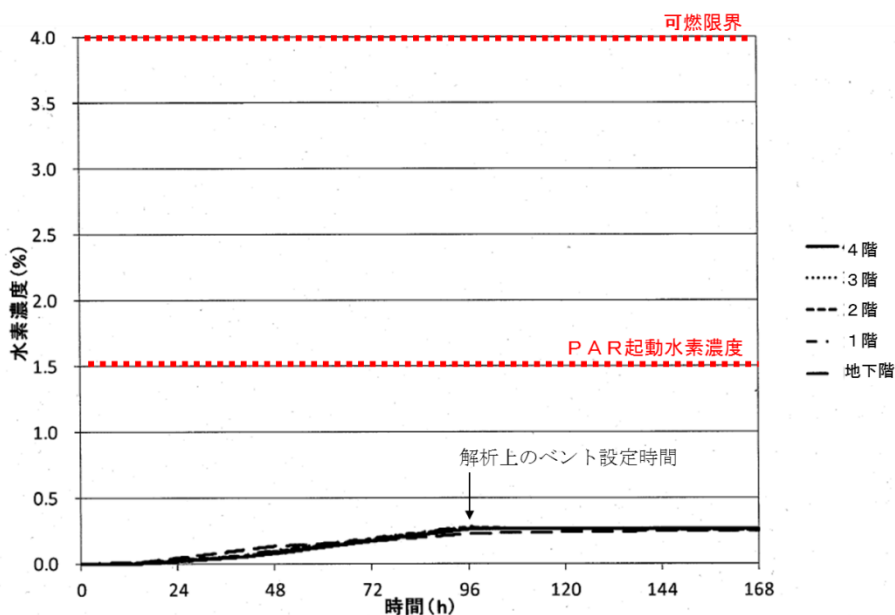


図2 各フロアの水素濃度の時間変化（ベントケース，原子炉ウェル注水あり，沸騰あり）



【参考】 図 2. 2. 2-19 フロアの水素濃度の時間変化（ベントケース）

図1及び図2より，原子炉ウェルに溜まった水が蒸発し水蒸気として流入することにより，原子炉建物4階（燃料取替階）への水素流入は緩やかになるが，大物搬入口及びトーラス室上部ハッチを通じて原子炉建物3階以下で水素濃度が均一化される効果と相まって，可燃限界未満となることを確認した。

② R H A R ケース

各フロア水素濃度の時間変化を図 3 に示す。全フロアにおいて水素濃度は可燃限界未満であることを確認した。

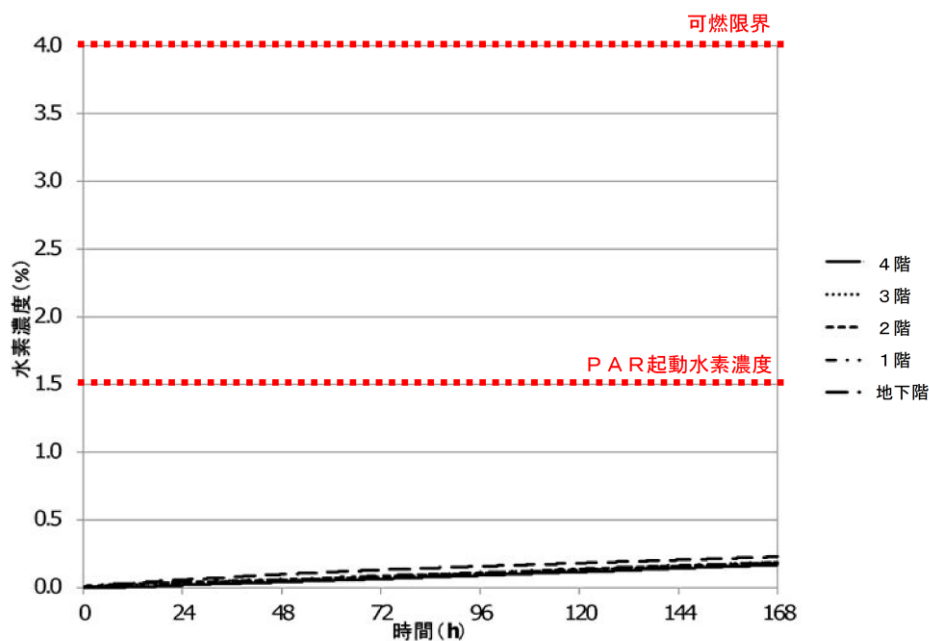


図 3 各フロアの水素濃度の時間変化 (R H A R ケース, 原子炉ウェル注水あり, 沸騰なし)

また①と同様, 原子炉ウェルへの注水に伴い, 原子炉ウェルに溜まった水が蒸発し, 原子炉建物 4 階 (燃料取替階) へ水蒸気が流入した場合の原子炉棟内の水素挙動への影響を確認するため, 蒸気発生を考慮した場合の評価結果を図 4 に示す。なお, 原子炉建物 4 階 (燃料取替階) への水蒸気流入条件以外は, 図 3 に示した解析と同条件である。

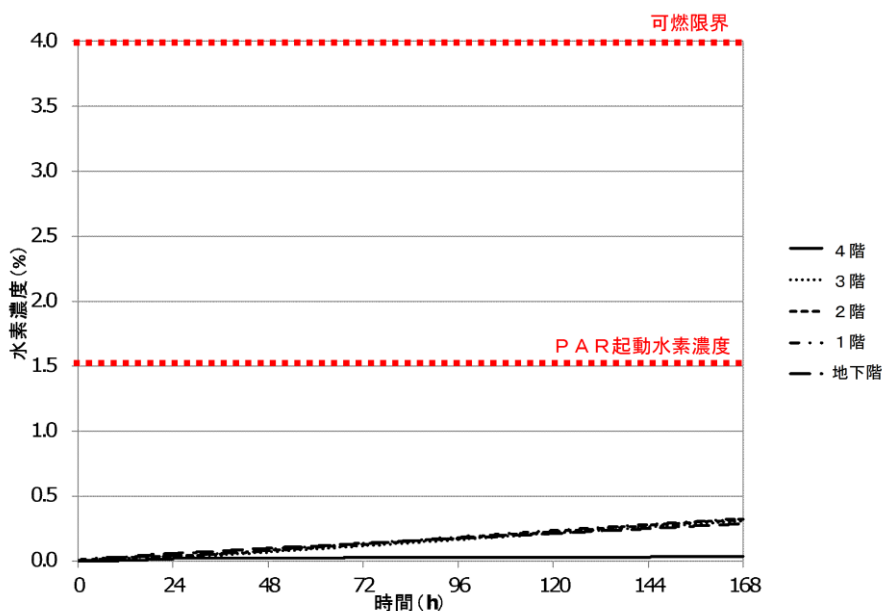
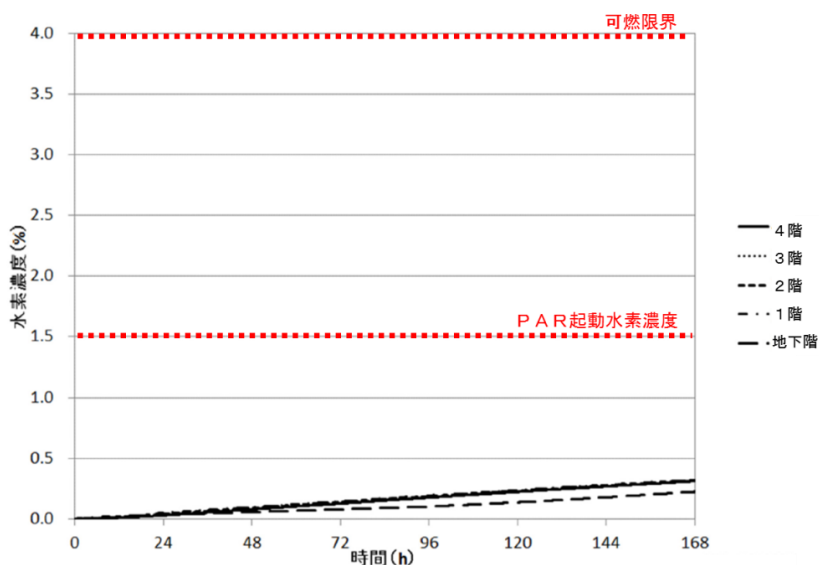


図4 各フロアの水素濃度の時間変化（R HAR ケース，原子炉ウェル注水あり，沸騰あり）



【参考】図 2. 2. 2-21 各フロアの水素濃度の時間変化（R HAR ケース）

図3及び図4より，①と同様，原子炉ウェルに溜まった水が蒸発し水蒸気として流入することによって，原子炉建物4階（燃料取替階）への水素流入が緩やかになるが，大物搬入口及びトーラス室上部ハッチを通じて原子炉建物3階以下で水素濃度が均一化される効果と相まって，可燃限界未満となることを確認した。

2. 格納容器ベント遅延ケース

ベントケースに対し、格納容器条件を表 3 に示すとおり設定する。なお、解析上のベント設定時間（事故後 96 時間）直前の格納容器条件が、96 時間以降についても継続する条件としている。

(1) 解析条件

圧力、温度及び D/W・S/C ガス組成を図 4 から図 7 に示す。

表 3 解析条件

分類	項目	格納容器ベント 遅延ケース		有効性評価結果を 踏まえた条件
		96h 以降	0～96h	
格納容器条件	圧力 (kPa[gage])	853	本文表 2.2.2-7	
	温度 (°C)	200		
	漏えい率 (%/日)	1.3		
	水素濃度 (vol%)	8	D/W : 本文表 2.2.2-8 S/C : 本文表 2.2.2-9	
窒素濃度 (vol%)	0			
水蒸気濃度 (vol%)	92			

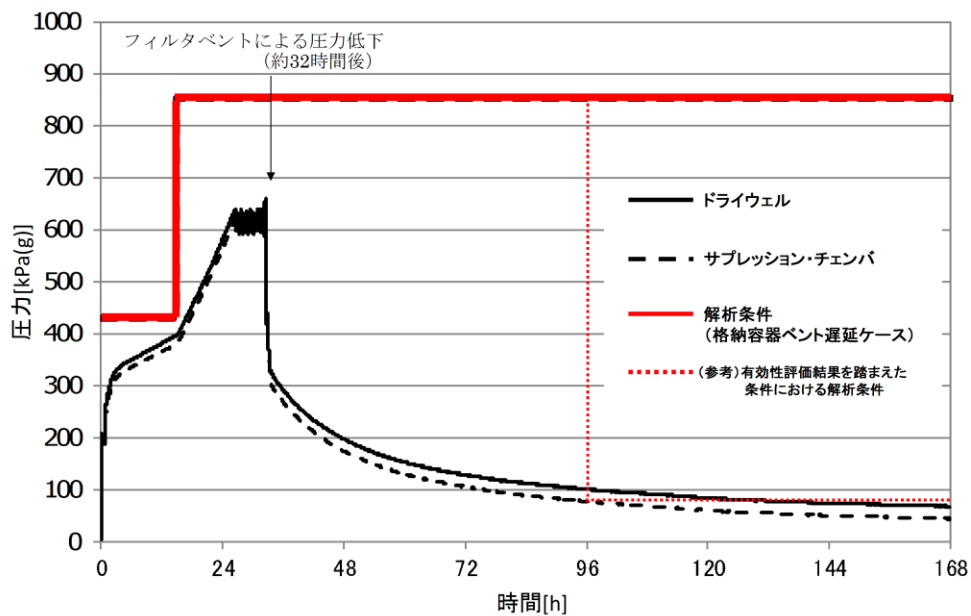


図 4 格納容器圧力条件 (格納容器ベント遅延ケース)

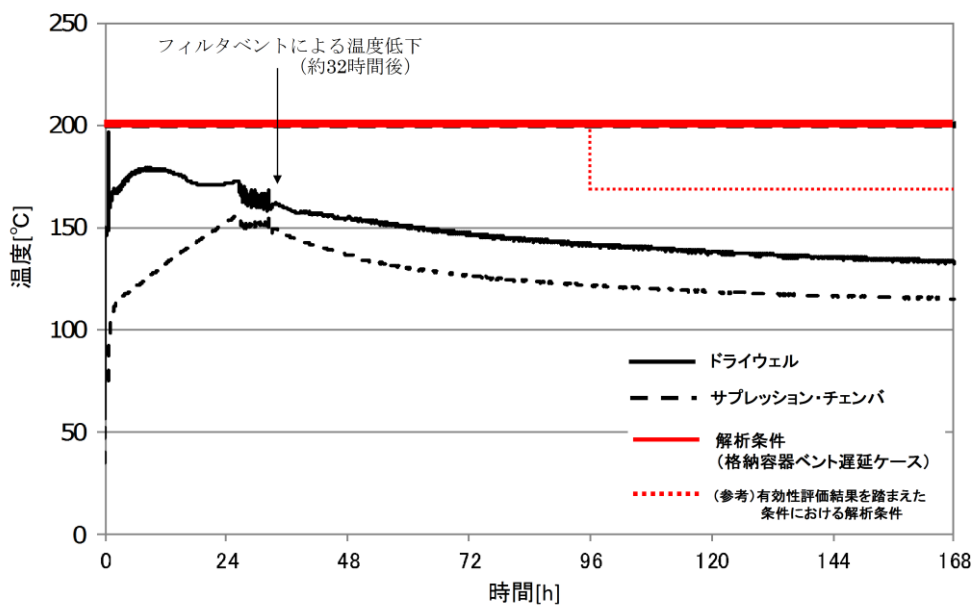


図 5 格納容器温度条件 (格納容器ベント遅延ケース)

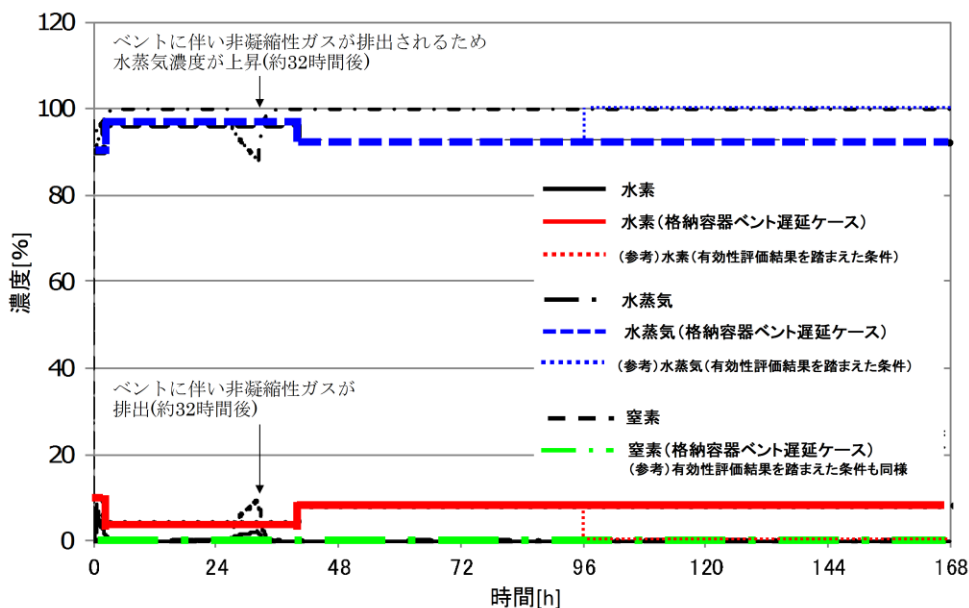


図 6 D/W 内ガス条件 (格納容器ベント遅延ケース)

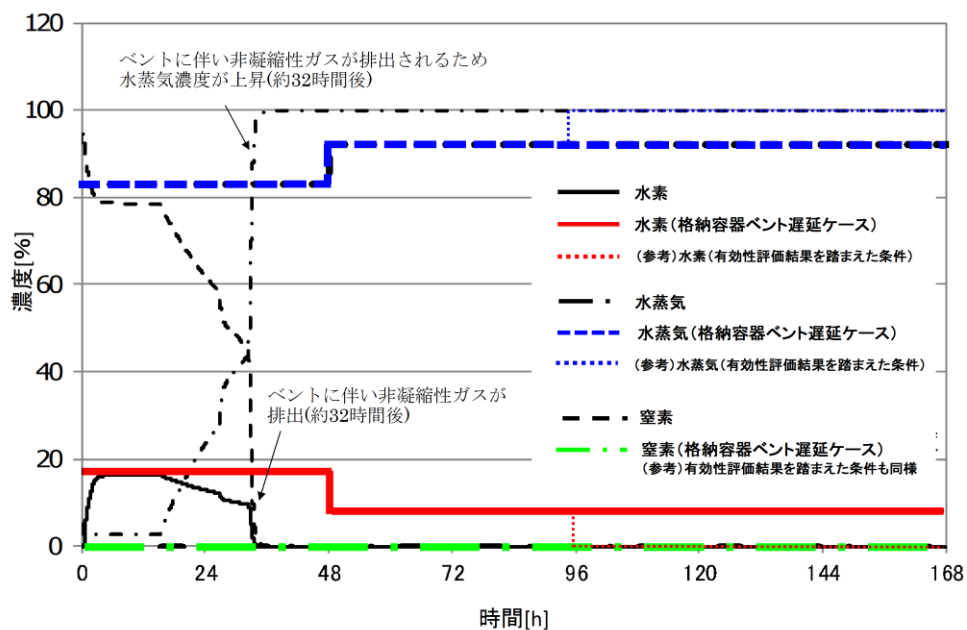


図 7 S/C内ガス条件 (格納容器ベント遅延ケース)

(2) 解析結果

各フロアの水素濃度の時間変化を図 8 に示す（参考として、有効性評価結果を踏まえた条件の解析結果を再掲する）。

全フロアにおいて水素濃度は可燃限界未満であることを確認した。

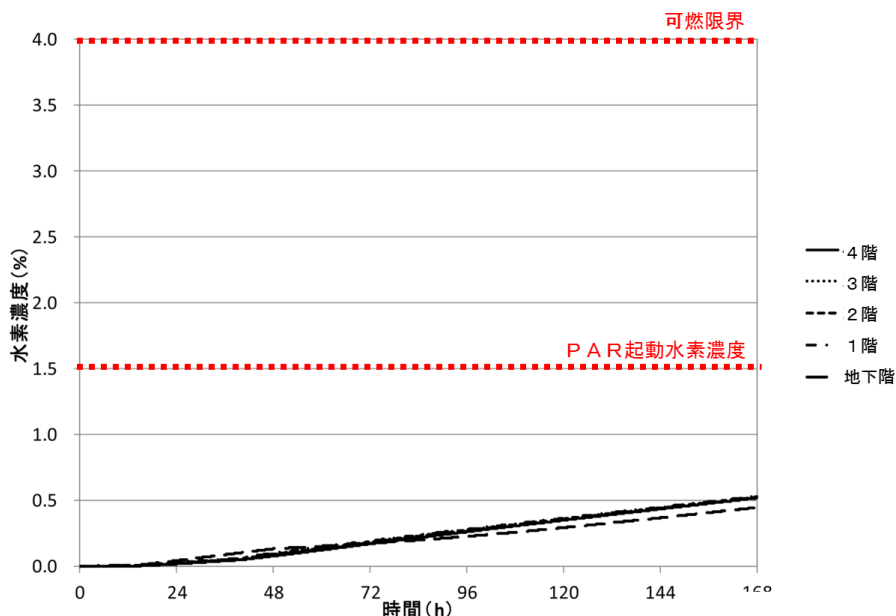
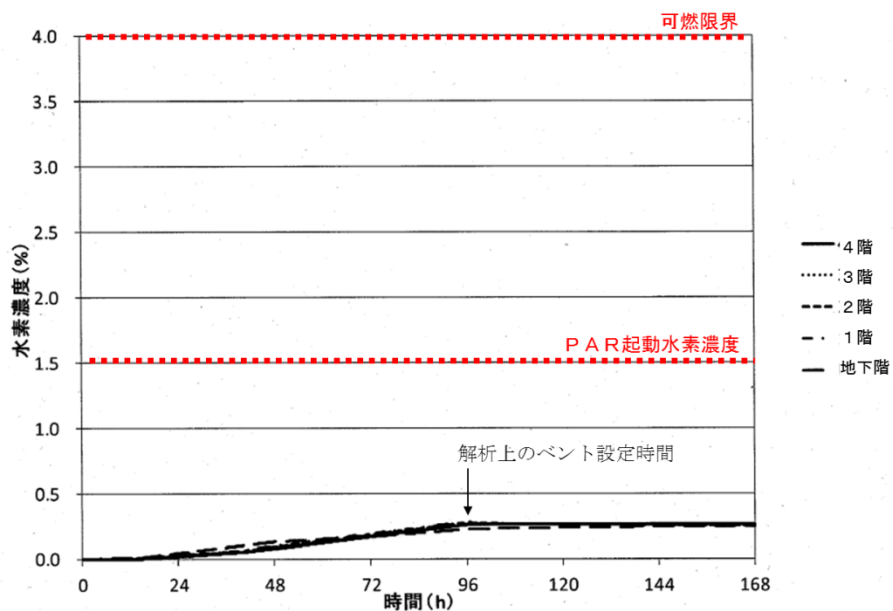


図 8 各フロアの水素濃度の時間変化（格納容器ベント遅延ケース）



【参考】図 2. 2. 2-19 各フロアの水素濃度の時間変化（ベントケース）

3. 水素漏えい時の対策

有効性評価結果を踏まえた条件における原子炉棟の水素濃度解析では、局所エリアを含めて水素濃度が可燃限界未満となること、原子炉建物 4 階（燃料取替階）の全てのサブボリュームにおいて水素濃度に偏りが無いこと、格納容器ベント実施により水素発生源を断ち、原子炉棟への水素漏えいを抑制できることを確認している。

また、P A R 設計条件における原子炉棟の水素濃度解析では、P A R による水素処理による原子炉棟の水素上昇を抑制できること、原子炉建物 4 階（燃料取替階）の全てのサブボリュームにおいて水素濃度に偏りが無いことを確認している。

これらの解析結果を踏まえ、格納容器設計漏えい率を超えるような異常な漏えいが発生した場合には、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し、原子炉棟内の水素濃度上昇を抑制することが有効と考える。また、局所エリアへ設置する水素濃度計により格納容器からの水素漏えいを早期に検知することが可能であり、原子炉建物 4 階（燃料取替階）に設置する水素濃度計とともに原子炉棟内全体での水素影響を把握することが可能である。自主対策設備も含めた水素漏えい時の対策の全体フローを図 8 に、フローに記載している判断基準の考え方を以下に示す。

【判断基準の考え方】**① 異常な漏えいを抑制するため格納容器ベントを実施**

水素濃度が 1.5vol% を超えると P A R の作動、水素処理による水素濃度上昇の抑制効果を見込むことができ、また、格納容器の設計漏えい率を超えた状態では水素とともに放射性物質も漏えいする可能性が高いため、早期に格納容器ベント操作へ移行する方が有効と考え、水素濃度「2.5vol%」を判断基準とし、格納容器ベントを実施する。

② 非常用ガス処理系の停止

非常用ガス処理系は、格納容器から漏えいしたガスに含まれる放射性物質を低減しつつ、水素を大気へ放出することで原子炉棟の水素濃度上昇を抑制でき、また、水素の成層化を防ぐ換気効果を有することから、運転可能な場合は使用する。ただし、非常用ガス処理系は防爆仕様ではないため、系統内での水素爆発のリスクを回避する必要があるため、可燃限界を下回る水素濃度「1.8vol%」を非常用ガス処理系の停止基準とする。

③ 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル開放

P A R による水素処理や格納容器ベントによる水素処理にも関わらず、原子炉棟への水素が漏洩する場合には、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルを開放することにより水素濃度上昇を抑制する。P A R による水素処理や格納容器ベントによる水素上昇の抑制効果を考慮し、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル開放は格納容器ベントを実施してもなお水素濃度が低下しない場合に実施する。

④ 原子炉ウェル代替注水系による原子炉ウェル注水

ドライウェル主フランジからの水素ガス漏えいを抑制するため、原子炉格納容器内の温度の上昇が継続し、171℃に到達した場合において、原子炉ウェル代替注水系が使用可能であれば原子炉ウェル代替注水系による原子炉ウェルへの注水を実施する。

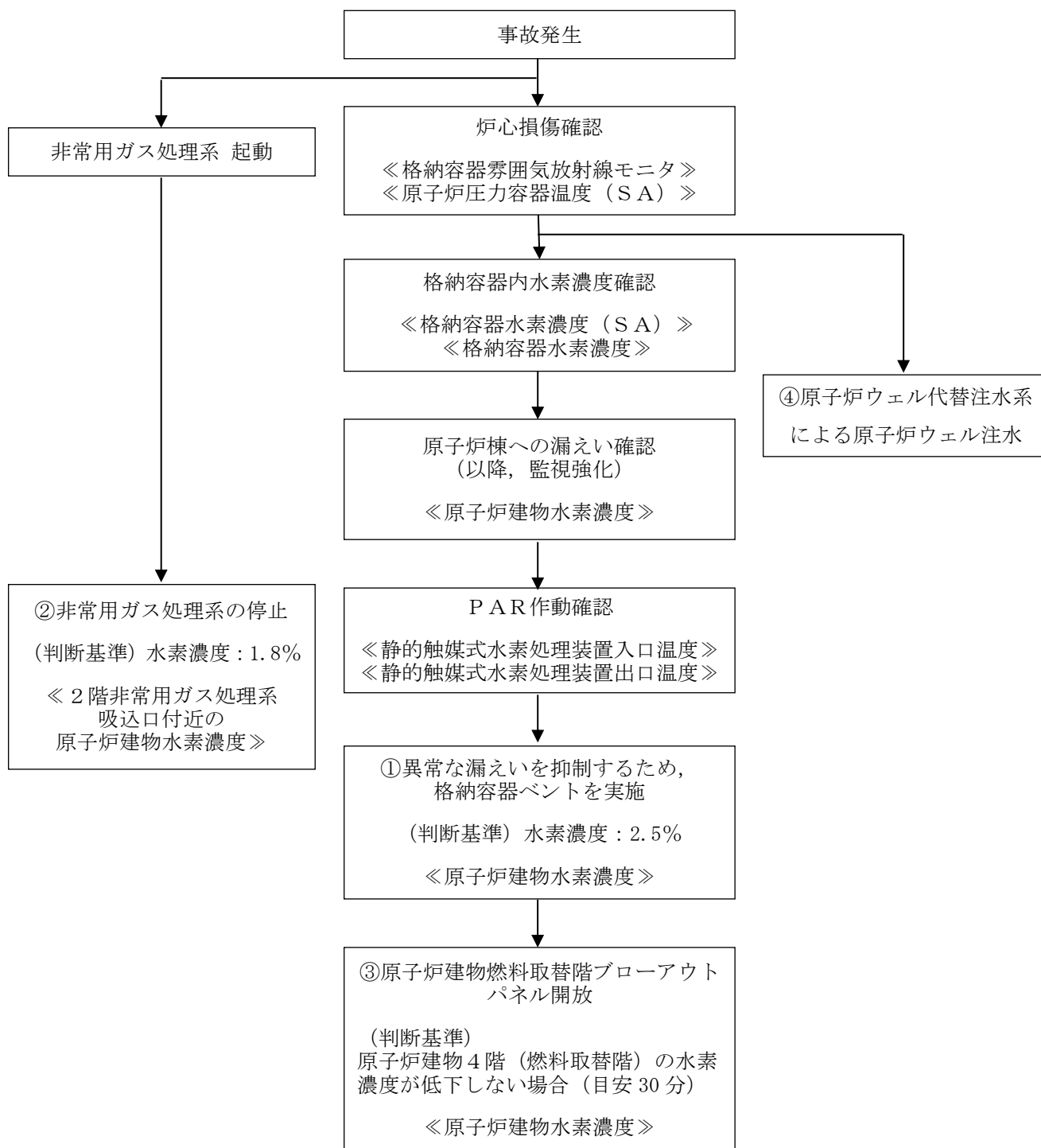


図 8 水素漏えい時の対策フロー

局所エリアにおける水素爆発防止対策について

1. はじめに

当社は、格納容器から漏えいした水素ガスを処理するために原子炉建物 4 階（燃料取替階）に P A R を設置し、ドライウェル主フランジ並びにそれ以外の格納容器漏えいポテンシャルがある箇所から漏えいする水素ガスを原子炉建物 4 階（燃料取替階）で再結合処理することで、原子炉棟の水素濃度上昇を抑制する。格納容器漏えいポテンシャルがある箇所には、局所エリアになっている箇所もあるため、そこでの水素ガス濃度の影響について説明する。

2. 水素影響を考慮すべき局所エリアについて

格納容器のバウンダリ構成部である構造部及びシール部に対して、「限界温度・圧力評価」にて設定した限界温度及び、限界圧力を踏まえると、シール部の限界よりも構造部の限界の方が十分裕度があることが確認されており、格納容器からの漏えい箇所としては、シール部を選定している。（参考 1）

このうち、水素影響を考慮すべき局所エリアにあるものを抽出した結果を表 1 に示す。また、それらの配置を図 1 及び図 2 に示す。

表 1 水素影響を考慮すべき局所エリア

漏えいフロア	想定漏えい箇所	評価対象区画
2 階	逃がし安全弁搬出ハッチ	S R V 補修室
1 階	制御棒駆動機構搬出ハッチ	C R D 補修室
	所員用エアロック	所員用エアロック室

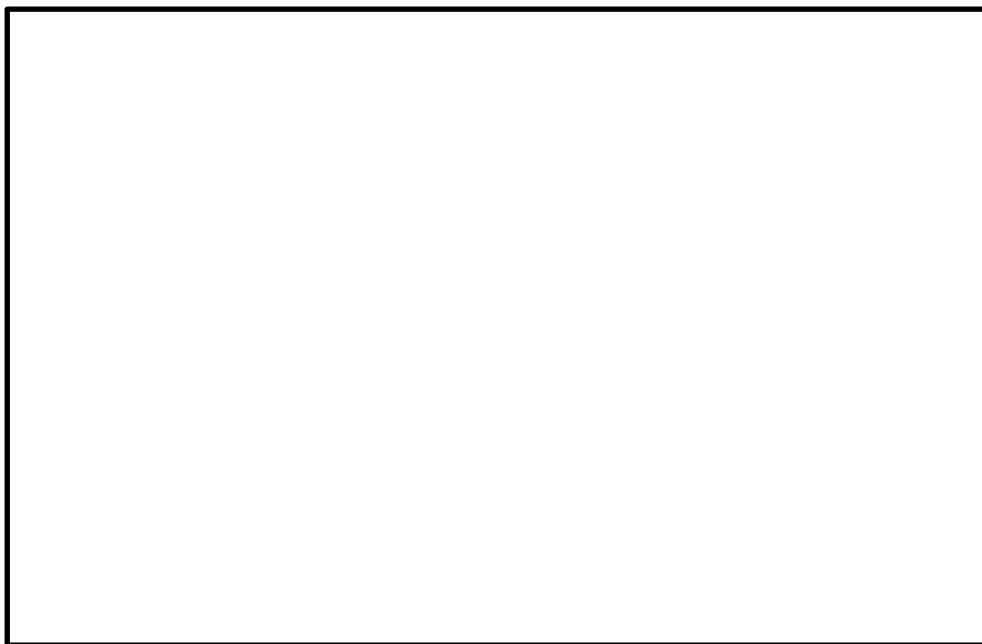


図 1 評価対象区画 (原子炉建物 1 階)

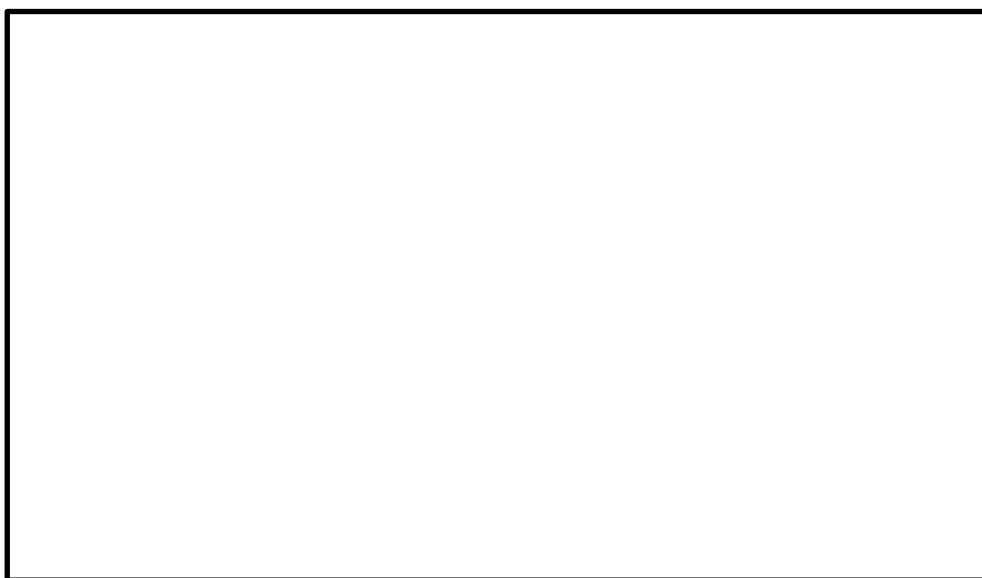


図 2 評価対象区画 (原子炉建物 2 階)

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。

3. 解析モデル

SRV補修室，CRD補修室の解析モデルを図3に示す。また，所員用エアロック室の解析モデルを図4に示す。所員用エアロック室の解析モデルについては，エリアの雰囲気が循環することによる希釈効果を天井及び側面の換気ダクトをモデル化することで模擬する。



図3 解析モデル（SRV補修室，CRD補修室）

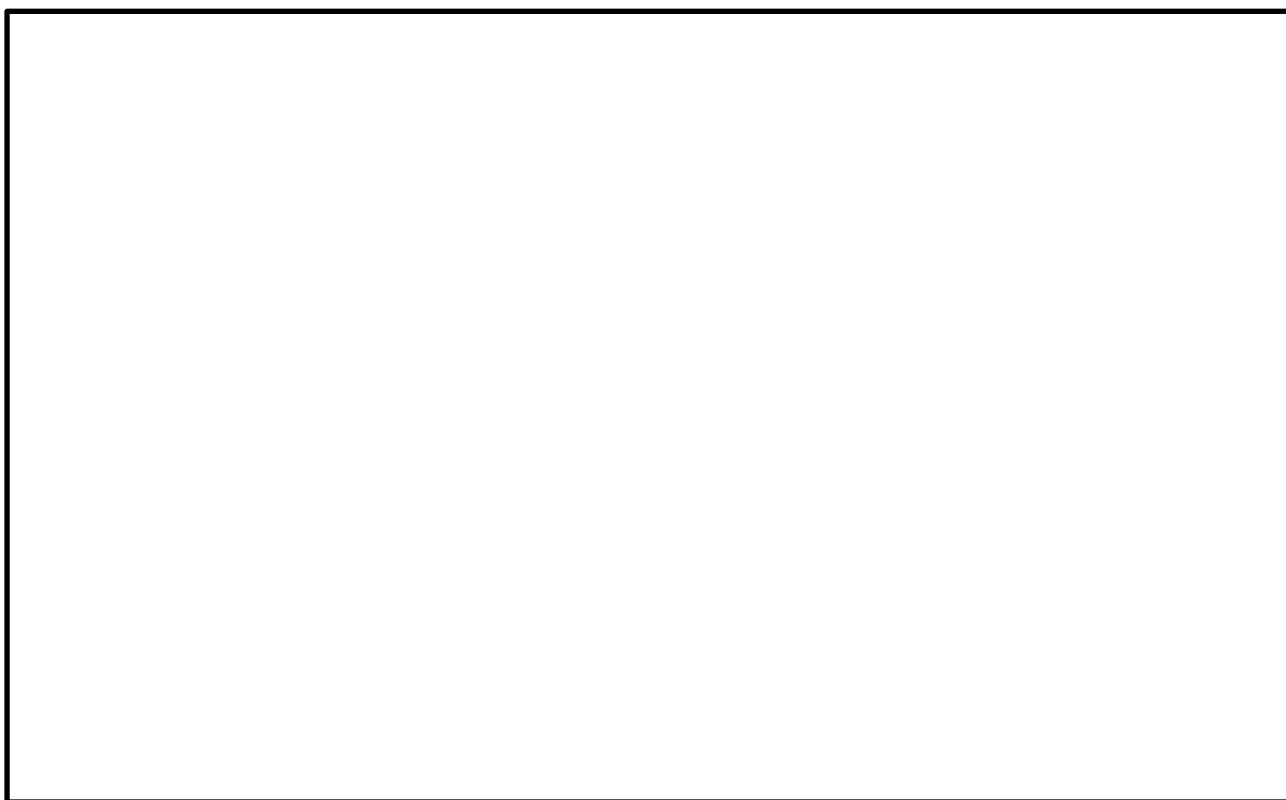


図4 解析モデル（所員用エアロック室）

4. 解析条件

格納容器からの漏えい条件は表 2 に示すとおり，本文「2.2.2 原子炉棟の水素濃度解析」の有効性評価結果を踏まえた条件と同じとする。ただし，保守的な評価を行うため，格納容器から漏えいした瞬間，全ての水蒸気が瞬時に凝縮することを仮定する。具体的には漏えいガスの水蒸気分を除いた水素ガスが 100℃で流入することとする。

評価対象区画の流入境界条件については，各想定漏えい箇所 の 周長比 に 応 じて 按 分 した 値 を ， そ の 評 価 対 象 区 画 の 流 入 量 と す る 。

また，評価対象区画の容積を表 3 に示す。

表 2 格納容器からの漏えい条件

分類	項目	有効性評価結果を踏まえた条件	
		ベントケース	RHAR ケース
格納容器条件	圧力 温度 漏えい率	本文表 2.2.2-7	本文表 2.2.2-10
	水素濃度 窒素濃度 水蒸気濃度	本文表 2.2.2-8	本文表 2.2.2-11

表 3 評価対象区画の容積

S R V 補修室	1,076m ³
C R D 補修室	379m ³
所員用エアロック室	37m ³

5. 解析結果

① ベントケース

SRV補修室，CRD補修室及び所員用エアロック室の解析結果を，それぞれ図5から図7に示す。

いずれの区画についても，水素濃度の可燃限界4 vol%を下回る。

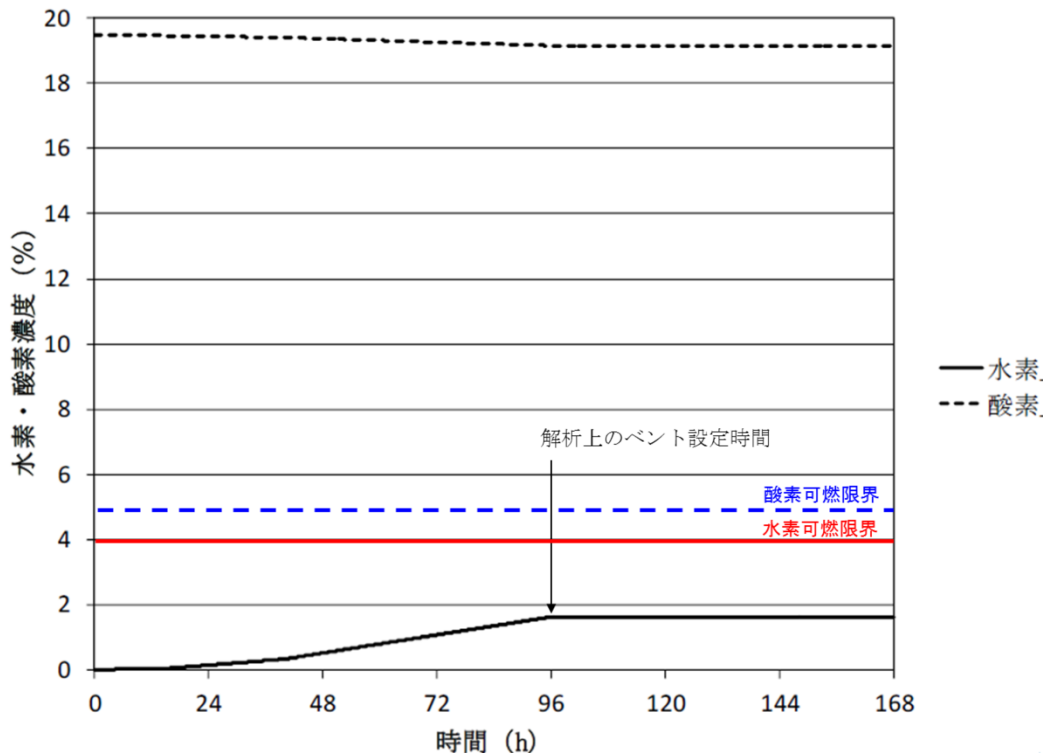


図5 水素・酸素濃度の時間変化 (SRV補修室)

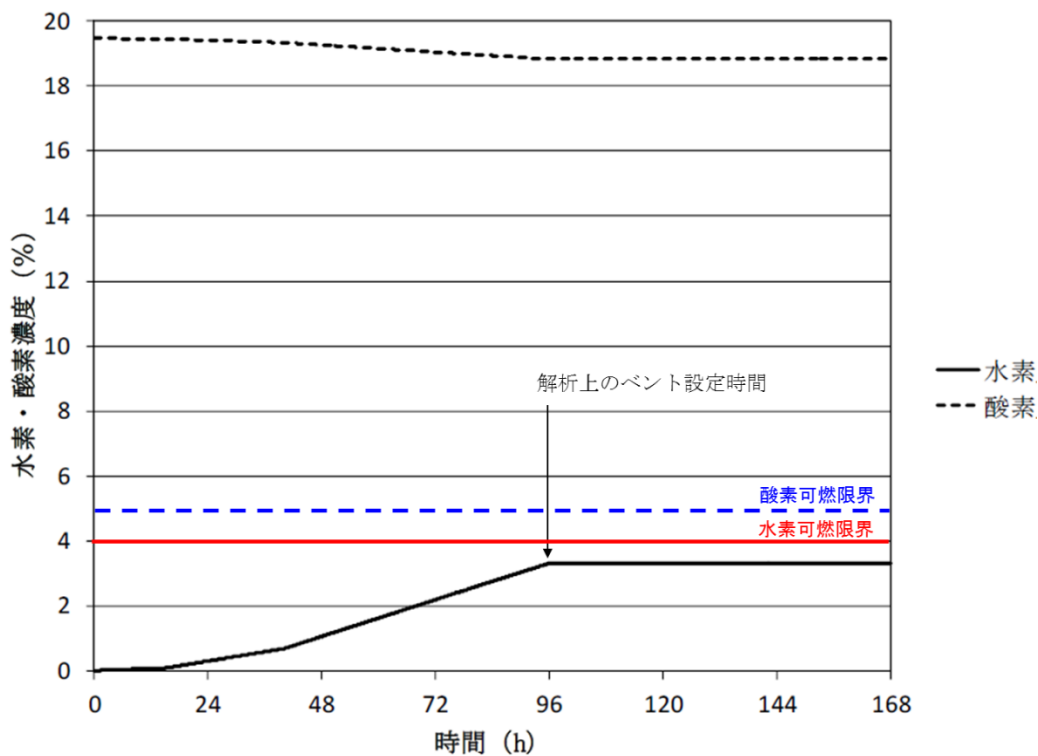


図6 水素・酸素濃度の時間変化 (CRD補修室)

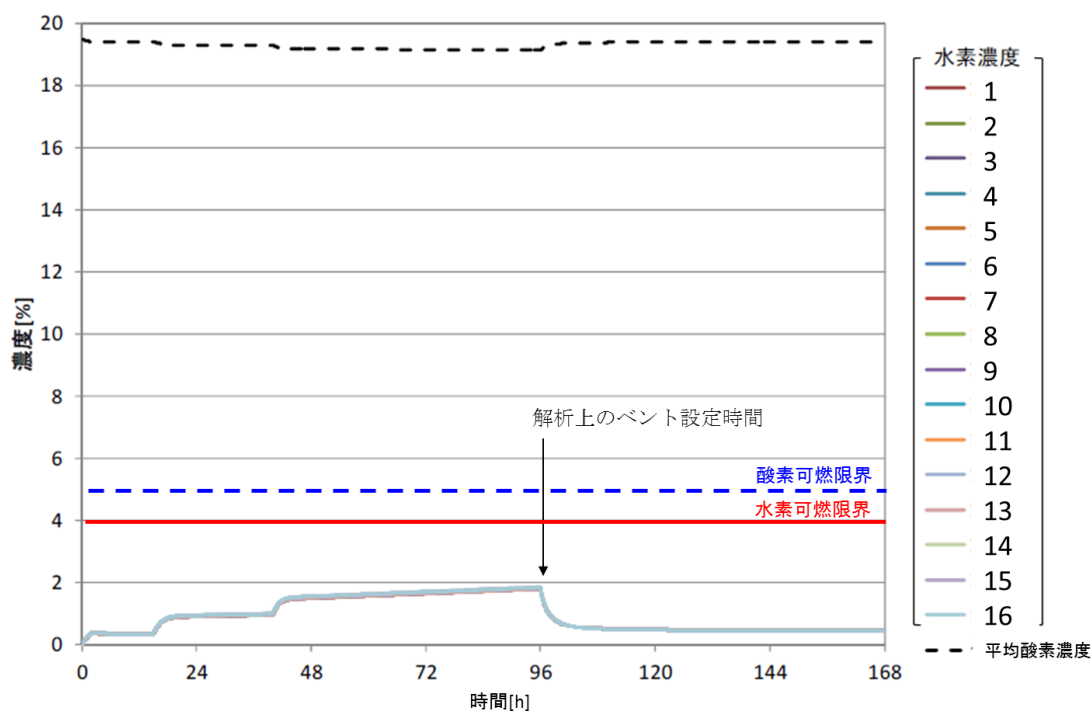


図7 水素・酸素濃度の時間変化 (所員用エアロック室)

② RHAR ケース

S R V 補修室, C R D 補修室及び所員用エアロック室の解析結果を, それぞれ図 8 から図 10 に示す。

いずれの区画についても, 水素濃度の可燃限界 4 vol% を下回る。

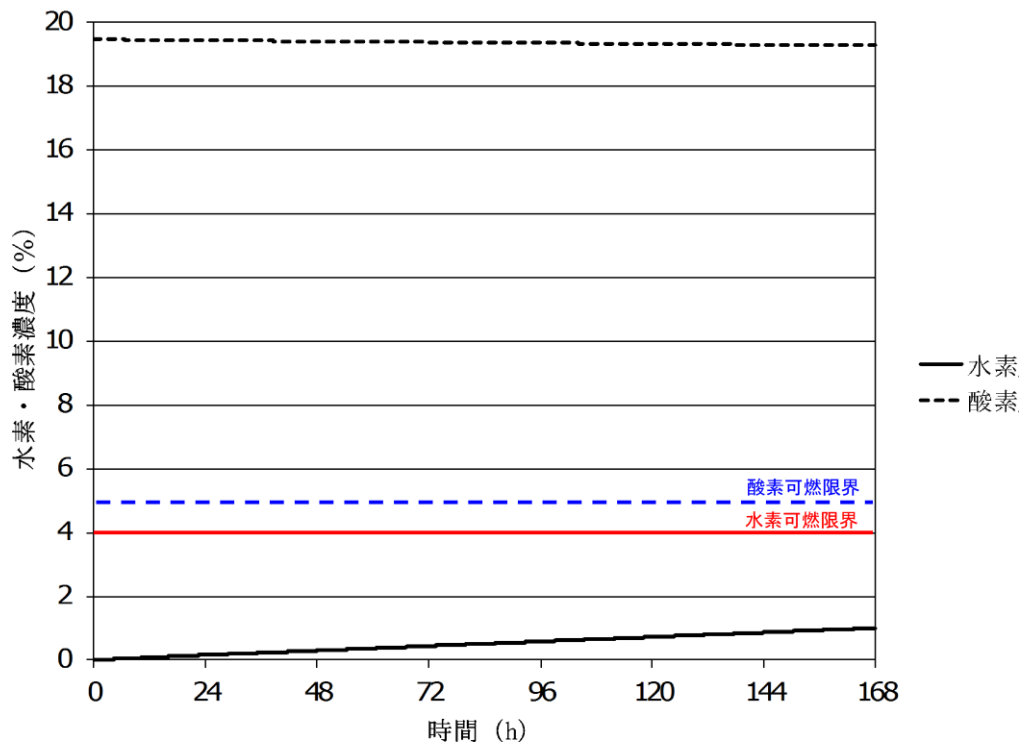


図 8 水素・酸素濃度の時間変化 (S R V 補修室)

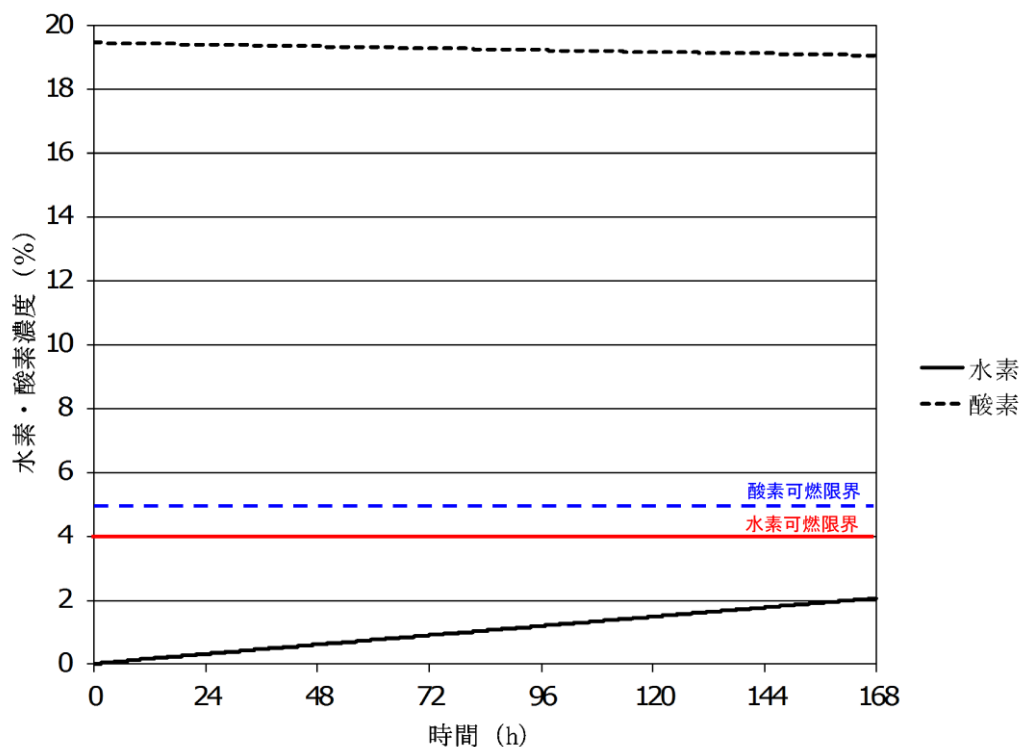


図 9 水素・酸素濃度の時間変化 (C R D 補修室)

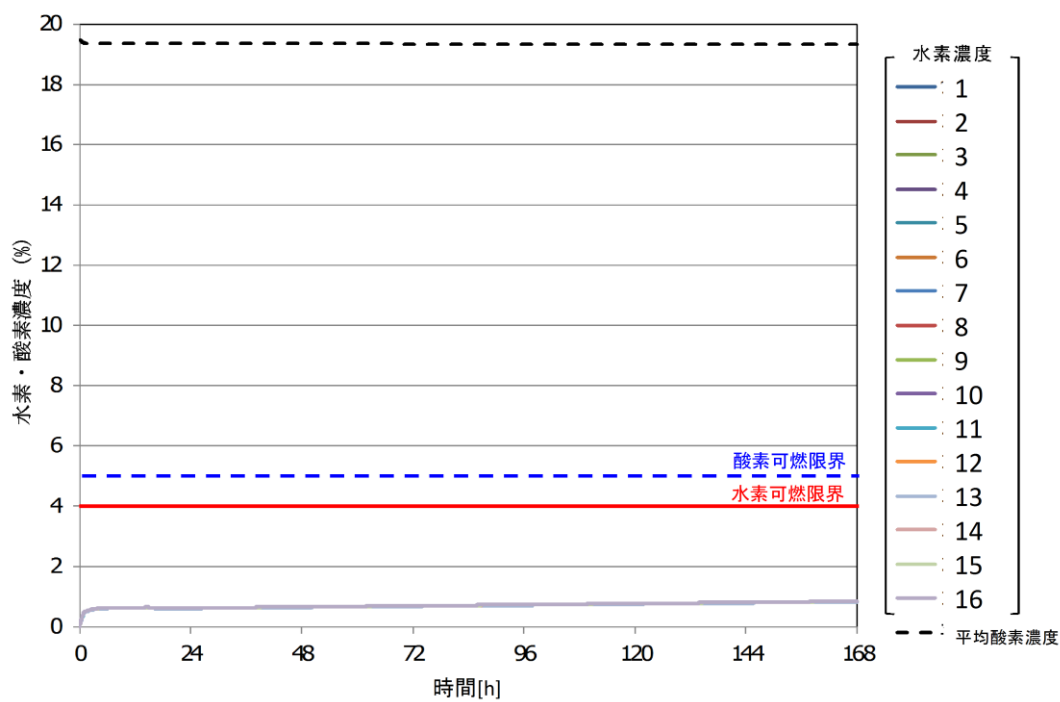


図 10 水素・酸素濃度の時間変化（所員用エアロック室）

6. 評価結果

局所エリアであるSRV補修室、CRD補修室及び所員用エアロック室について、特別な水素対策を行わない状態において局所エリアへの水素流入を保守的に評価した結果、水素濃度は可燃限界を下回ることを確認した。

以上のことから局所エリアにおいては、水素濃度が可燃限界未満となることを確認しているが、局所エリアに漏えいした水素ガスを早期検知及び滞留状態を把握することは、水素爆発による原子炉建物の損傷を防止するために有益な情報になることから、表1に示す局所エリアに漏えいした水素ガスを計測するための水素濃度計を設置し、事故時の監視機能を向上させる。設置場所を図11に示す。これにより、格納容器内にて発生した水素ガスが漏えいするポテンシャルのある箇所での水素濃度と、水素ガスが最終的に滞留する原子炉建物4階（燃料取替階）での水素濃度の両方を監視できることとなり、原子炉棟全体での水素影響を把握することができる。



図11 局所エリア用の原子炉建物水素濃度の設置場所（1／2）

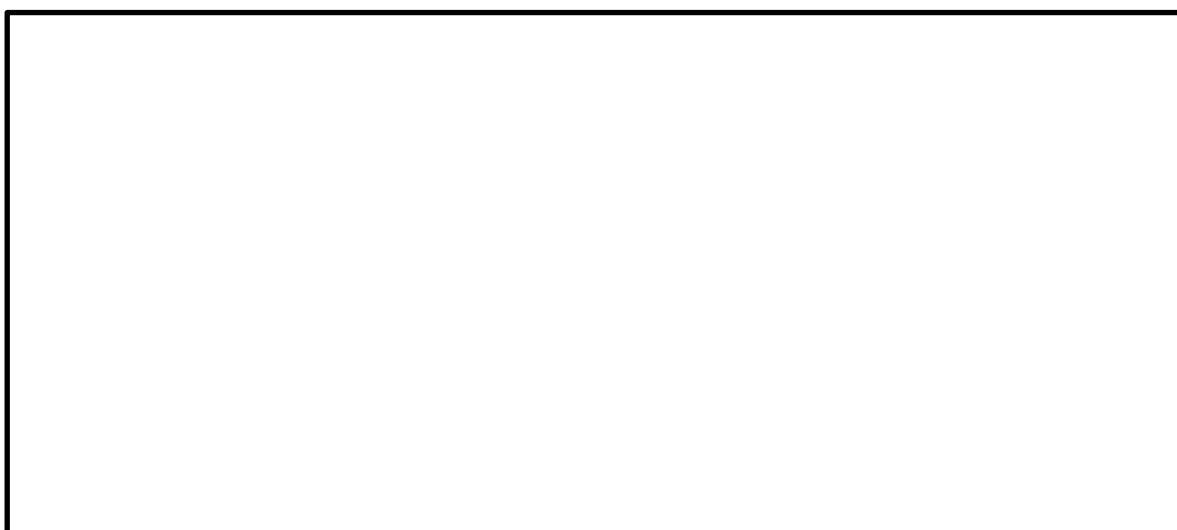


図11 局所エリア用の原子炉建物水素濃度の設置場所（2／2）

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。

2.2.3 静的触媒式水素処理装置の性能試験について

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) PARの水素濃度低減性能試験について

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2.2.3-1、試験体概要を図2.2.3-1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2.2.3-2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2.2.3-3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2.2.3-4に示す。再結合効率は約85% (0.846) となっている。

この試験を通じて基本性能評価式は設定されており、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。

$$Q = a \cdot \left(\frac{C_{H_2}}{100} \right)^b \quad \dots \dots \dots \text{(式 2.2.3-1)}$$

Q : PARへの流入量 (m³/s)

C_{H₂} : 水素濃度 (vol%)

a : 定数

b : 定数

単位時間あたりの水素処理容量は、単位時間あたりに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。

$$DR = Q \cdot \left(\frac{C_{H_2}}{100} \right) \cdot \gamma \cdot \eta \quad \dots \dots \dots \text{(式 2.2.3-2)}$$

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。

$$DR = \frac{dC_{H_2}}{dt} \cdot V_C \cdot \gamma \quad \dots \dots \dots \text{(式 2.2.3-3)}$$

$\frac{dC_{H_2}}{dt}$: 水素濃度変化率

V_C : 試験容器体積 (m³)

(式 2.2.3-2) 及び (式 2.2.3-3) より, 試験における P A R への流入量は, 水素濃度変化の測定値から求まる。

$$Q = \frac{dC_{H_2}}{dt} \cdot V_C / \left(\frac{C_{H_2}}{100} \cdot \eta \right) \quad \dots \dots \dots \text{(式 2.2.3-4)}$$

(式 2.2.3-4) による流入量と, その時の水素濃度のデータより, (式 2.2.3-1) の定数 a, b はフィッティングにより決定される。

$$a = 0.67$$

$$b = 0.307$$

(式 2.2.3-1), (式 2.2.3-2) より水素処理速度は以下のように表される。

$$DR = a \cdot \left(\frac{C_{H_2}}{100} \right)^{b+1} \cdot \gamma \cdot \eta \quad \dots \dots \dots \text{(式 2.2.3-5)}$$

ここで, 水素密度は気体の状態方程式にしたがい, 次式で表される。

$$\gamma = \frac{P}{T \cdot R_{H_2}} \quad \dots \dots \dots \text{(式 2.2.3-6)}$$

P : 圧力 (10⁵Pa)

T : 温度 (K)

R_{H₂} : 水素の気体定数 (10⁵J/kg·K)

(式 2.2.3-5), (式 2.2.3-6) により, P A R の水素処理容量は次式で表される。

$$DR = \frac{a \cdot \eta}{R_{H_2}} \cdot \left(\frac{C_{H_2}}{100} \right)^{b+1} \cdot \frac{P}{T} \quad \dots \dots \dots \text{(式 2.2.3-7)}$$

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

(式 2.2.3-7) にスケールファクタを乗じたものが (式 2.2.1-1) に示す P A R の基本性能評価式となる。

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。

表 2.2.3-1 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		

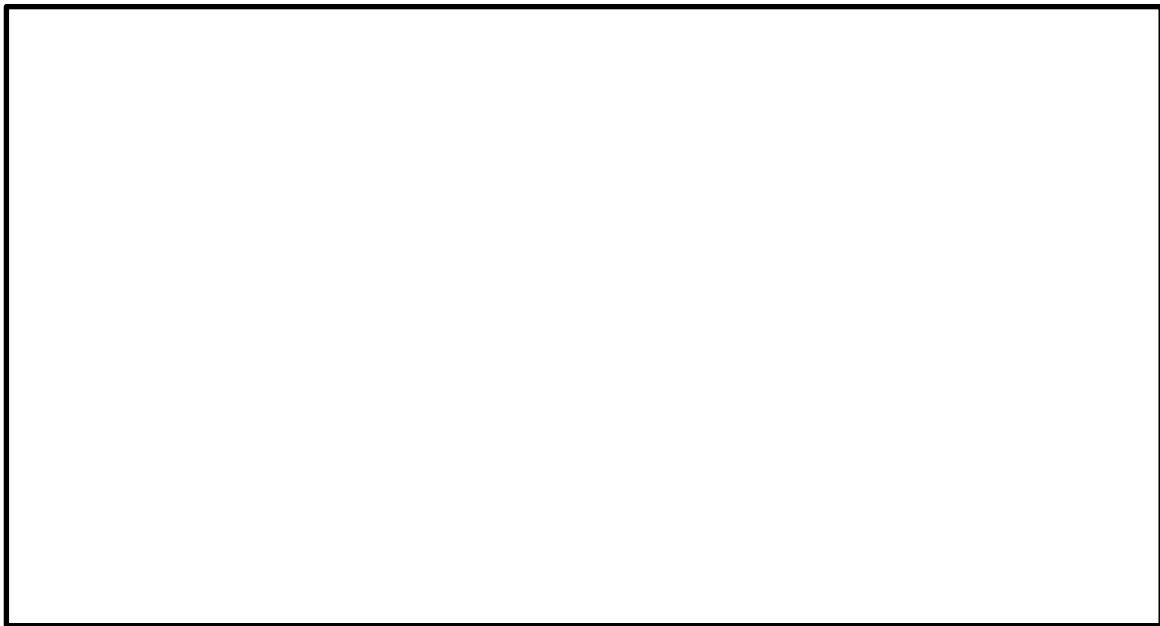


図 2.2.3-1 試験体概要図



図 2.2.3-2 試験概要図

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。

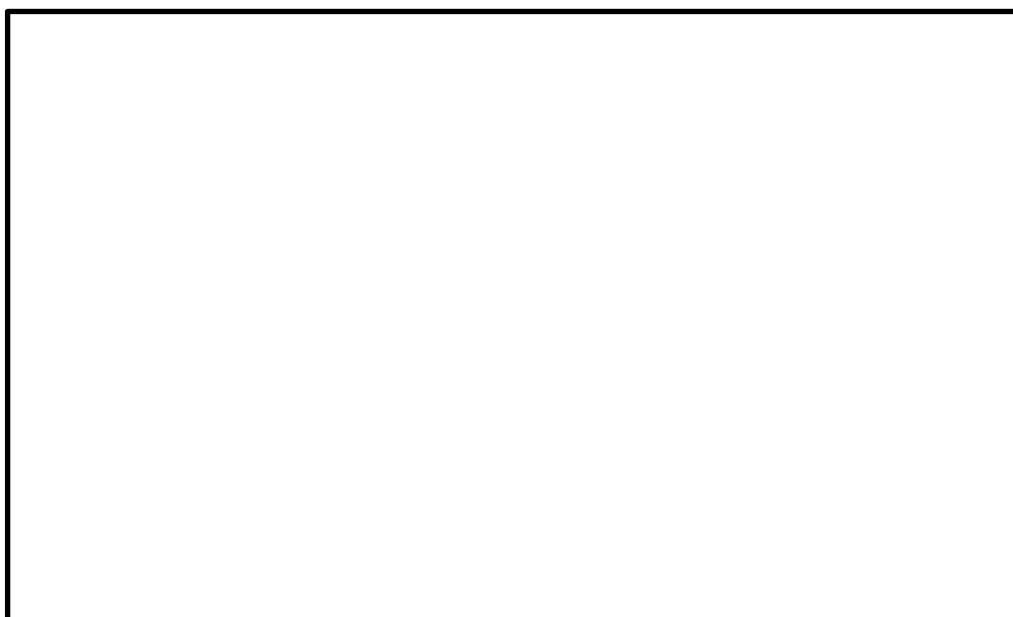


図 2.2.3-3 試験結果（各部屋の水素濃度変化）

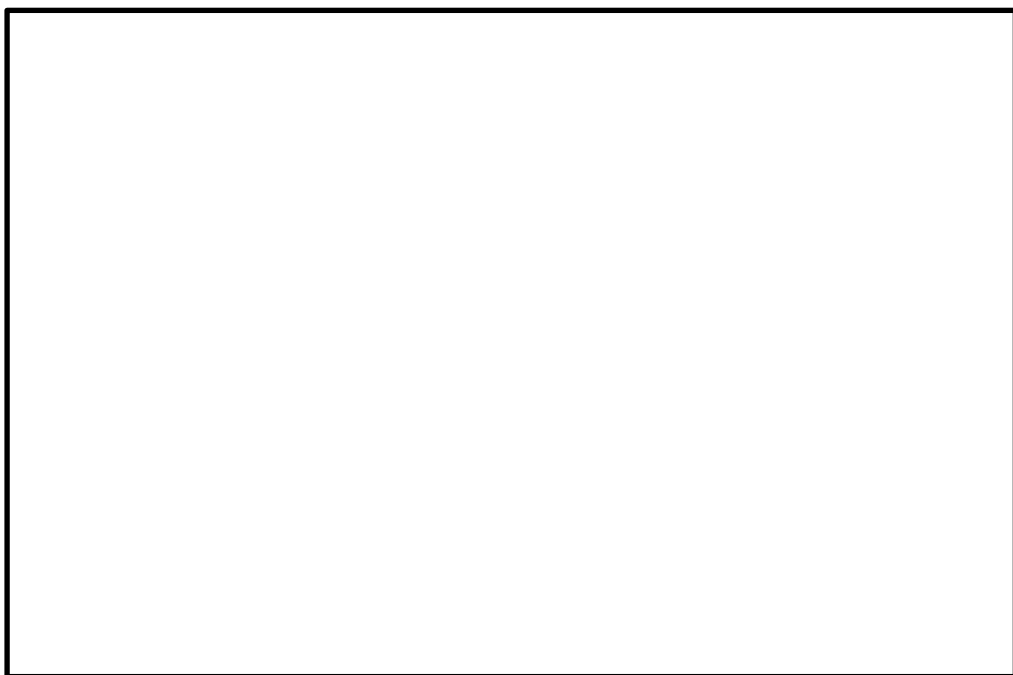


図 2.2.3-4 試験結果（再結合効率の算出）

(2) 雰囲気の違いによる P A R の性能影響

E P R I と E D F の合同により、C E A（フランス原子力庁）の Cadarache 研究所の K A L I 施設を用い、圧力、温度、蒸気等の雰囲気条件の違いによる影響の有無を確認するため、K A L I 試験が実施されている。試験条件を表 2.2.3-2 に、試験体の概要を図 2.2.3-5 に、試験装置の概要を図 2.2.3-6 に示す。

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。

表 2.2.3-2 試験条件

試験名称	K A L I 試験			
試験体				
試験条件				温度
				圧力
				水蒸気濃度
	水素濃度			

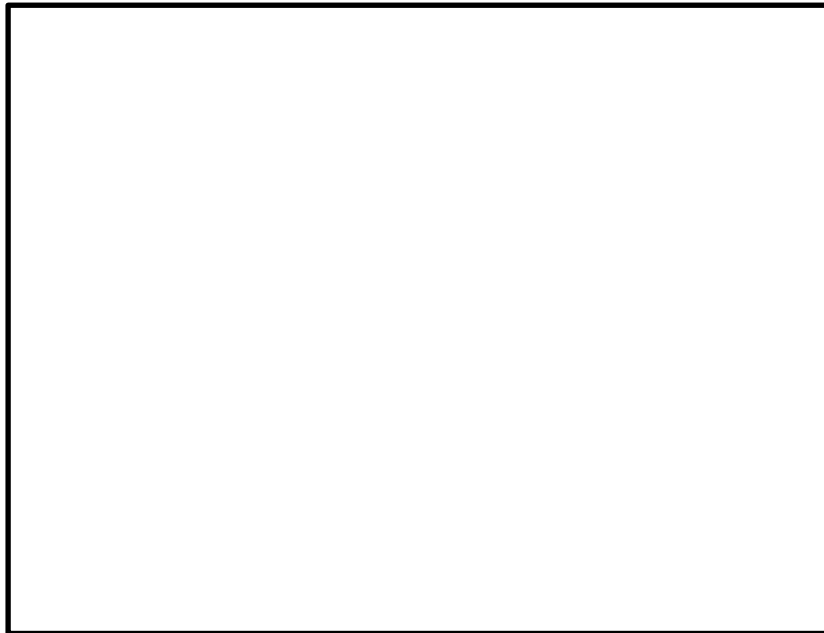


図 2.2.3-5 試験体概要図



図 2.2.3-6 試験装置概要図

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。

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 2.2.3-3 に、試験結果を図 2.2.3-7 に示す。ドライ条件下と比べて、蒸気条件下での P A R 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。

なお、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。

表 2.2.3-3 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				
N9				



図 2.2.3-7 試験結果（蒸気環境下での影響）

② 低酸素環境下での影響

K A L I 試験において、低酸素濃度条件下での影響について確認されており、試験条件を表 2.2.3-4 に、試験結果を図 2.2.3-8 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で行っており、図 2.2.3-8 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 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 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。

島根 2 号炉の場合、水素発生量に比べて十分な酸素量を有していることを確認しており、酸素濃度による影響はない。

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。

表 2.2.3-4 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				
N6				
N13/7				

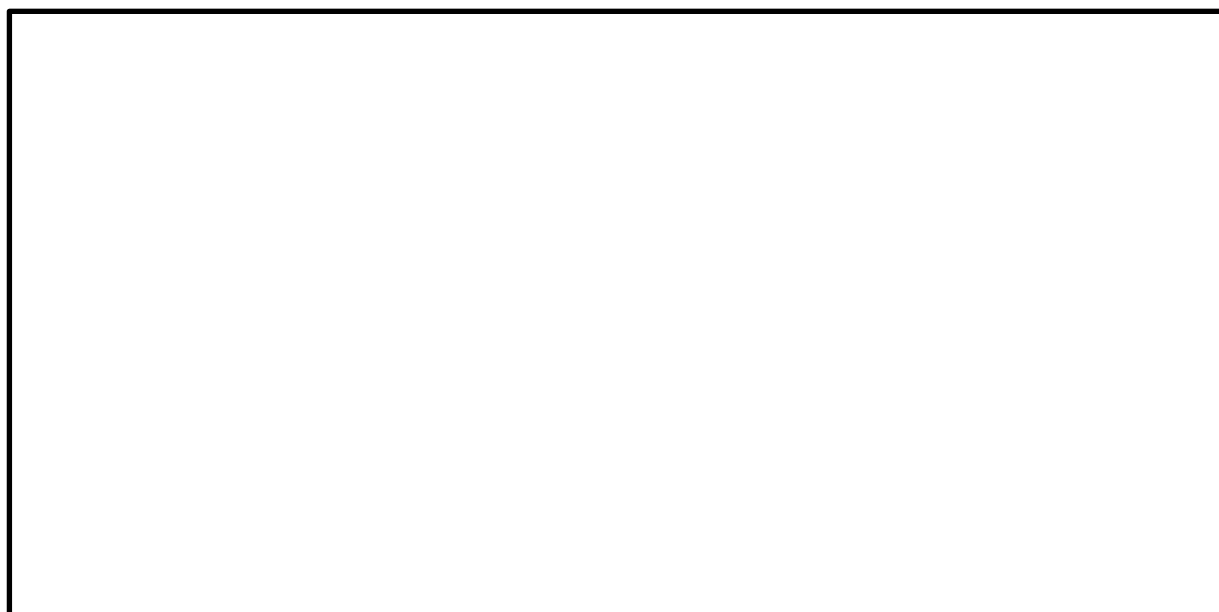


図 2.2.3-8 試験結果（酸素濃度による影響）

(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 P A R が開発された。

これらの小型 P A R は、単位流路面積あ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、流量（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 2.2.3-7）にこのスケールファクタを乗じたものが小型 P A R の基本性能となる。

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。

KAL I 試験では、小型PARよりもさら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 2.2.3-9 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。解析上PARの動作を期待している水素濃度の範囲 (1.5%~4.0%) 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 試験ならびに島根 2 号炉で使用する PAR の仕様の比較を表 2.2.3-5 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、違いは触媒カートリッジ枚数また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 2 号炉で使用する 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。

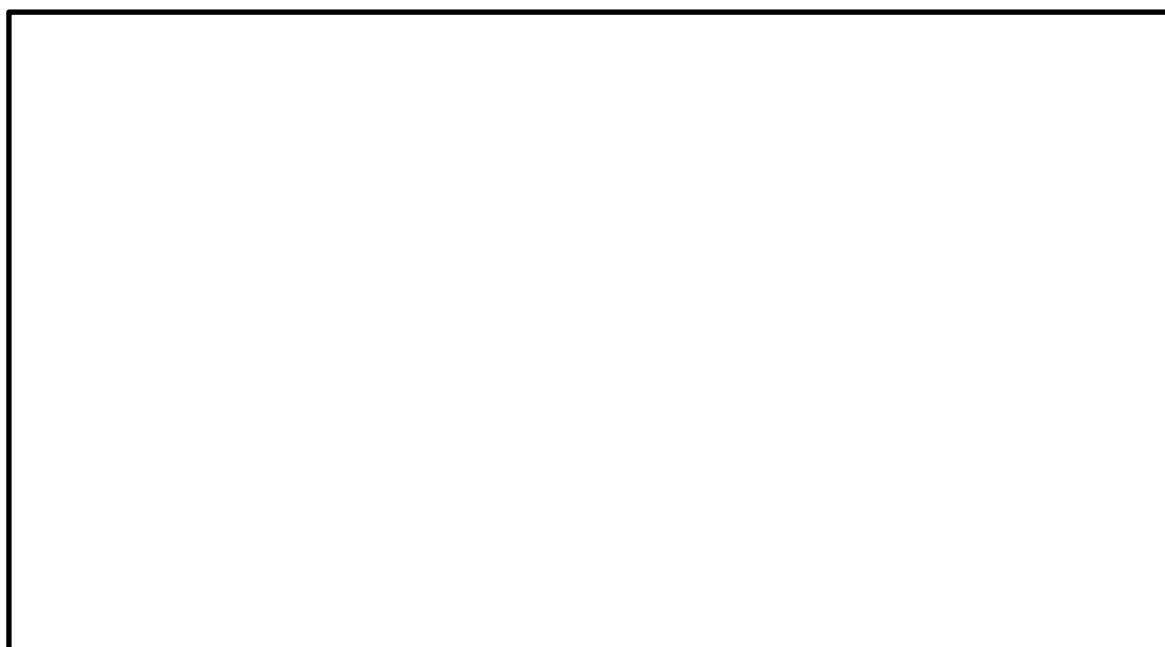


図 2.2.3-9 KAL I 試験結果と基本性能評価式との比較

表 2.2.3-5 PAR の仕様比較

	Battelle MC 試験	KAL I 試験	島根 2 号炉
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 (88/88)	0.025 	0.25 (22/88)
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)

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。

(4) P A Rの反応開始遅れの影響

P A Rの結合反応の開始水素濃度について、N R C (米国原子力規制委員会)の委託により Sandia 国立研究所 (S N L) にて実施された S N L 試験にて確認されている。表 2. 2. 3-6 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P A Rによる結合反応を開始している。

G O T H I Cによる原子炉棟の水素濃度解析においては、P A Rによる反応開始水素濃度を 1.5vol%に設定しており、水素濃度を高く見積もることができる。反応開始遅れを考慮しない場合 (反応開始水素濃度：0 vol%) の水素濃度変化との比較を図 2. 2. 3-10 に示す。反応開始水素濃度を高く設定した解析結果においても、原子炉棟の水素濃度を可燃限界未満に抑制しており、反応熱による影響で最高使用温度 (300℃) を上回ることはないため、P A Rの反応開始遅れの影響はない。

表 2. 2. 3-6 S N L 試験の試験条件及び反応開始水素濃度

試験番号	圧力 (bar)	温度 (℃)	水蒸気濃度 (%)	酸素濃度 (%)	反応開始水素濃度 (vol%)
PAR-1	2.1	17	0	21	0.3
PAR-2	2.1	24	0	21	0.15
PAR-3	2.1	102	52	10	0.4

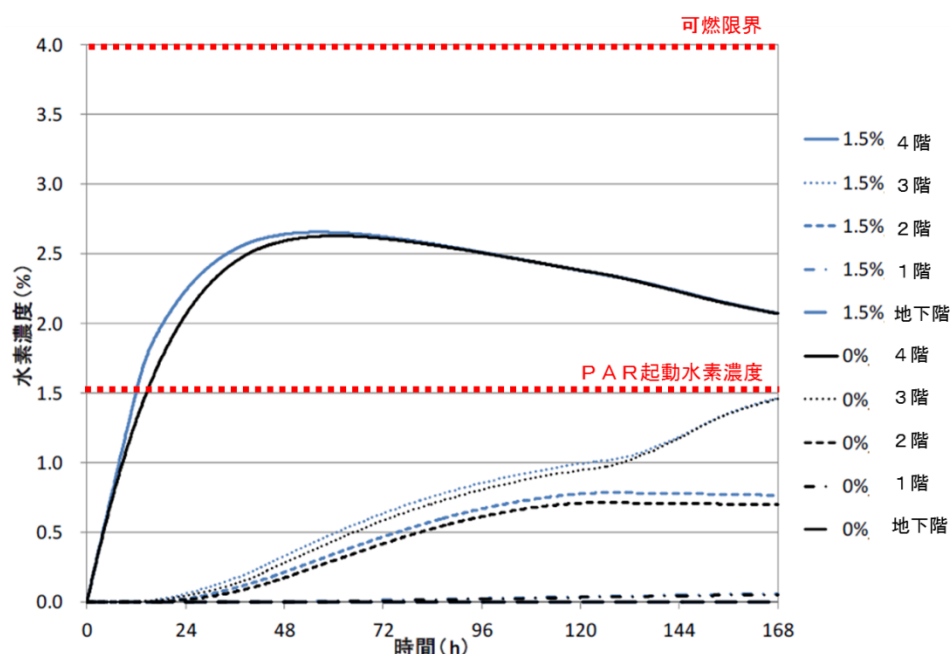


図 2. 2. 3-10 反応開始遅れによる水素濃度の時間変化の比較

(5) 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時において、格納容器内によう化セシウム等の粒子状放射性物質、ガス状よう素、蒸気等が発生する。これらが原子炉棟へ漏えいした場合、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4階（燃料取替階）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、2.2.3(2)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。

事故時に炉内に内蔵されるよう素元素量は [] であり、NUREG-1465に基づき、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、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、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、格納容器の漏えい率を一律10%/日、原子炉建物4階（燃料取替階）へ全量漏えいすると仮定した場合、ガス状よう素濃度は [] 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2.2.3-6に、試験結果を図2.2.3-10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 [] で実施しており [] 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2号炉で想定されるガス状よう素濃度は十分に小さく、影響は小さいと考えるが、よう素環境下でのPARの性能低下を考慮し、反応阻害物質ファクタとして「0.5」を設定する。

なお、反応阻害はよう素が触媒に付着することで起こるものであり、スケールファクタが変わっても、PAR内部の流速は一律であり、付着するよう素の割合は変わらないため、ガス状よう素による影響評価にスケールファクタを考慮する必要はない。

表 2.2.3-7 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
[Redacted]				



図 2.2.3-11 試験結果（よう素の影響）

本試験は、表 2.2.3-7 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 2.2.3-12）。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「2.2.3 (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 2 号炉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。

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。

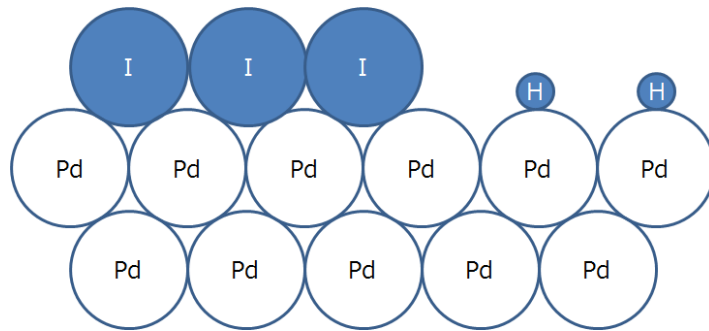


図 2. 2. 3-12 パラジウムへのよう素の結合の概略図

一方，温度については，触媒周りの温度が 200℃付近の高温になると，吸着されたパラジウムとよう素が分離し，パラジウムは触媒機能を回復する知見が既往研究より確認されている（図 2. 2. 3-13 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 2. 2. 3-13 再結合効果と温度の関係

P A Rは，再結合反応を始めると，触媒温度が上昇し触媒自体は 200℃を超える高温状態になる。N I S社製P A R触媒は，粒型の触媒粒をカートリッジに敷き詰めた構造になっており，被毒物質に全ての触媒が覆われることを防ぐことが設計上配慮されている。よって，被毒されていない部分は再結合反応が始まり，それに伴い触媒粒の温度が上昇することで，被毒された部分の吸着されたパラジウムとよう素が分離することで触媒機能が回復する傾向になると考えられる。すなわち，よう素による被毒は再結合反応開始時に影響するものであるが，反応が開始すると，触媒温度上昇が支配的となり，試験条件としての温度は，影響を無視できるものと考えられる。よって，本試験結果で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。

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。

国内容器試験について

平成11年1月から平成13年5月までの期間で電力共通研究「触媒式FCS再結合装置適用性研究（PHASE2）」が実施された。この研究において、水素処理速度式の妥当性確認を目的の一つとして、縮小モデルを用いた国内容器試験が実施されており、その試験装置、試験条件を以下にまとめた。

1. 試験装置

図1に容器試験装置の外観を、図2に系統図を示す。試験装置は、試験容器、ガス注入系、ガス供給設備、ガス分析計、真空排気装置等から構成されている。

図3(a)に試験容器を示す。試験容器は、であり、内部に図3(b)に示すPARを設置している。PAR内部にはの触媒カートリッジ5枚が格納されている。

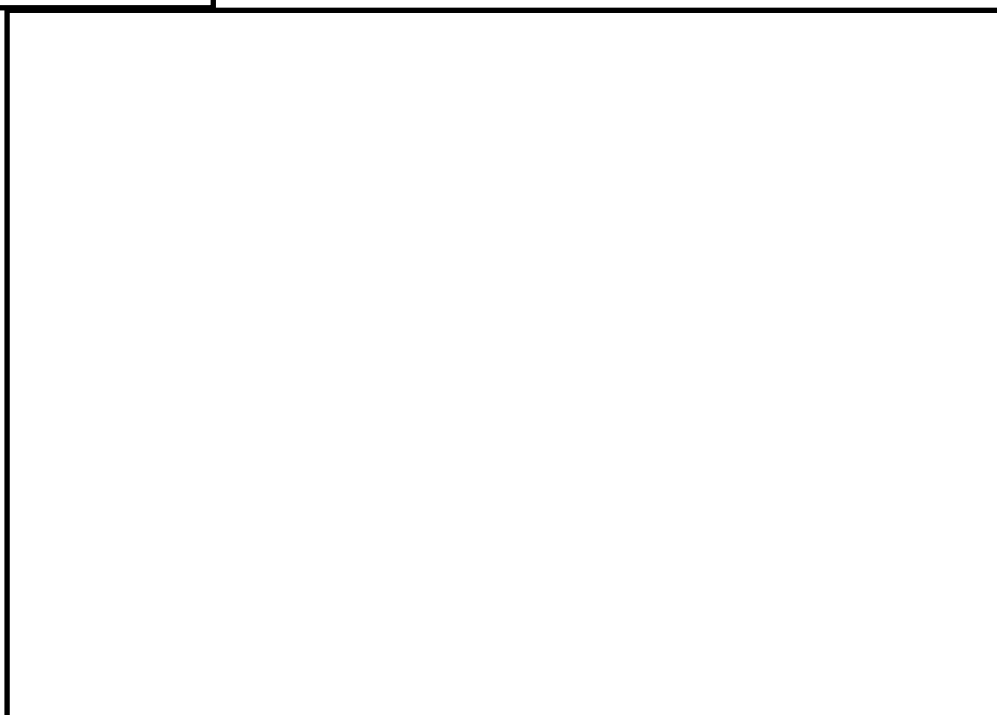


図1 試験装置外観



図 2 試験装置系統図

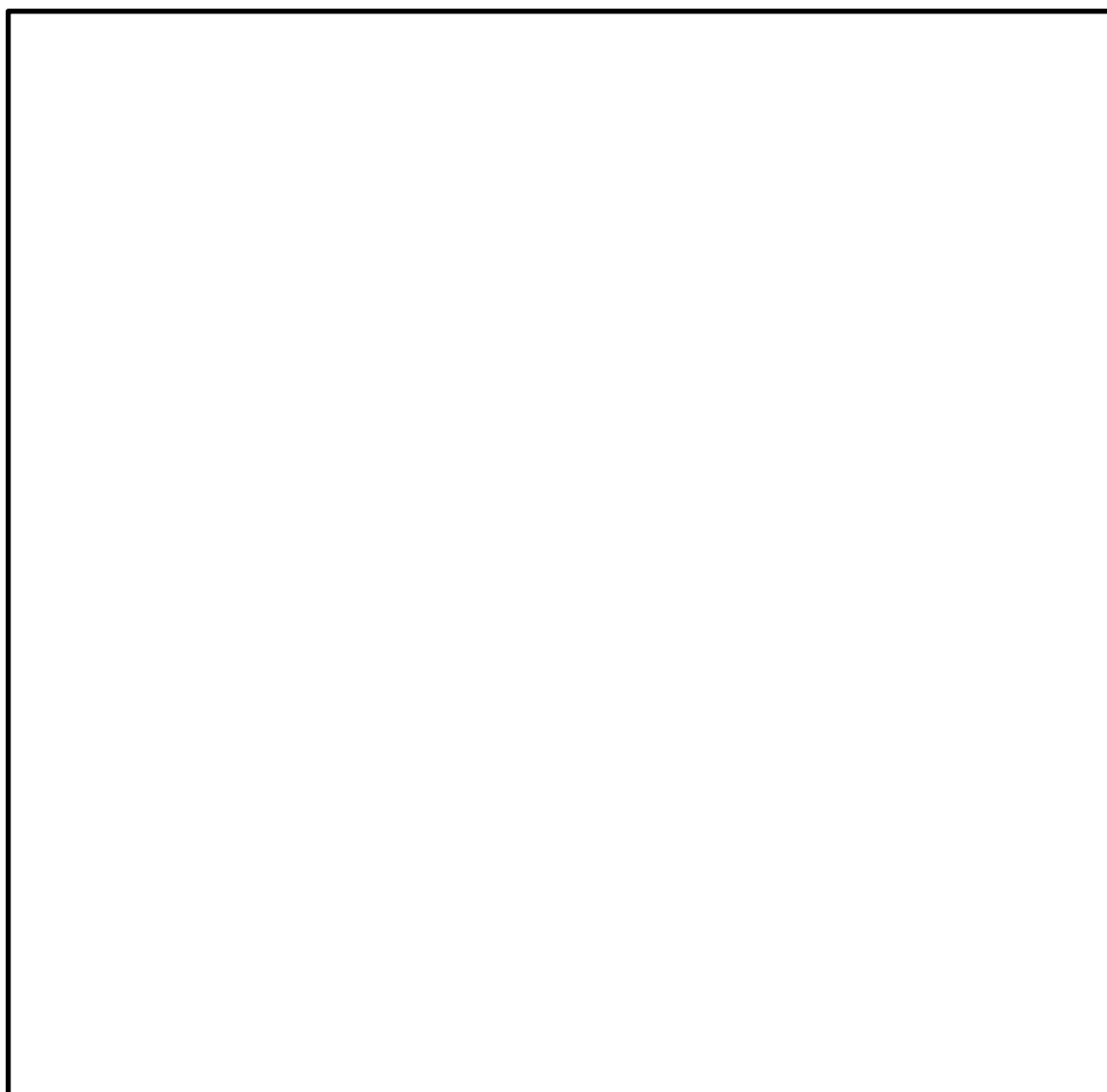


図 3 試験容器及び P A R (試験体)

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。

ここで、本試験に用いている試験PARとPAR-11, PAR-22（島根2号炉で採用）、PAR-44, PAR-88の触媒カートリッジの比較を表1に示す。PARのスケールファクタは、触媒カートリッジの寸法及び配置間隔を開発時から変えないことを条件として、NIS開発試験時に使用されたプロトタイプPARのカートリッジ枚数（88枚）に対する、使用するPARのカートリッジ枚数の比として、水素処理性能が規定できるものとするものである。また、本試験にて用いている試験PARとPAR-22では、カートリッジの幅寸法が異なるが、幅寸法を変更している場合には、入口部開口面積の比で整理し、スケールファクタを算出できる。

本試験においてはこのスケールファクタを使用することで、実機の縮小モデルにより、水素処理性能評価式の妥当性等を検証している。

表1 触媒カートリッジの比較

PARタイプ	触媒カートリッジ			PAR-88 に対するカ ートリッジ 枚数の比	入口開 口面積 [cm ²]	PAR-88 に対する入 口開口面積 の比	スケ ールファ クタ
	枚数	間隔 [cm]	幅×高さ×厚さ [cm]				
PAR-88	88			1		1	1
PAR-44	44			0.5		0.5	
PAR-22	22			0.25		0.25	
PAR-11	11			0.125		0.125	
国内試験用 PAR	5			0.0568		0.0251	0.0251

2. 試験条件

本試験においては、原子炉格納容器内の条件を模擬し、スプレー流量等の試験パラメータを変化させて試験を実施しているが、表2にスプレー無しで実施された試験条件を示す。

表2 試験条件

RUN No.	スプレー流量 [l/min]	水素濃度 [vol%]	酸素濃度 [vol%]	圧力 [MPa]	温度 [K]
RUN-2	—	0.5~3	3.5	0.13	333

3. 試験方法と試験手順

試験容器内を約0.13kPa（約1 torr）まで減圧した後、所定の分圧になるように窒素ガスを注入し、その後、試験容器周りの加熱ヒータにより試験温度条件に設定する。最後に、水素ガスを容器に注入してPARによる水素ガス、酸素ガスの再結合反応状態について確認する。

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。

4. 試験結果

図4に試験結果と水素処理性能評価式を用いた算出値の比較を示す。図4より、試験結果に対して水素処理性能評価式から求めた値は、保守側となっていることが確認できる。

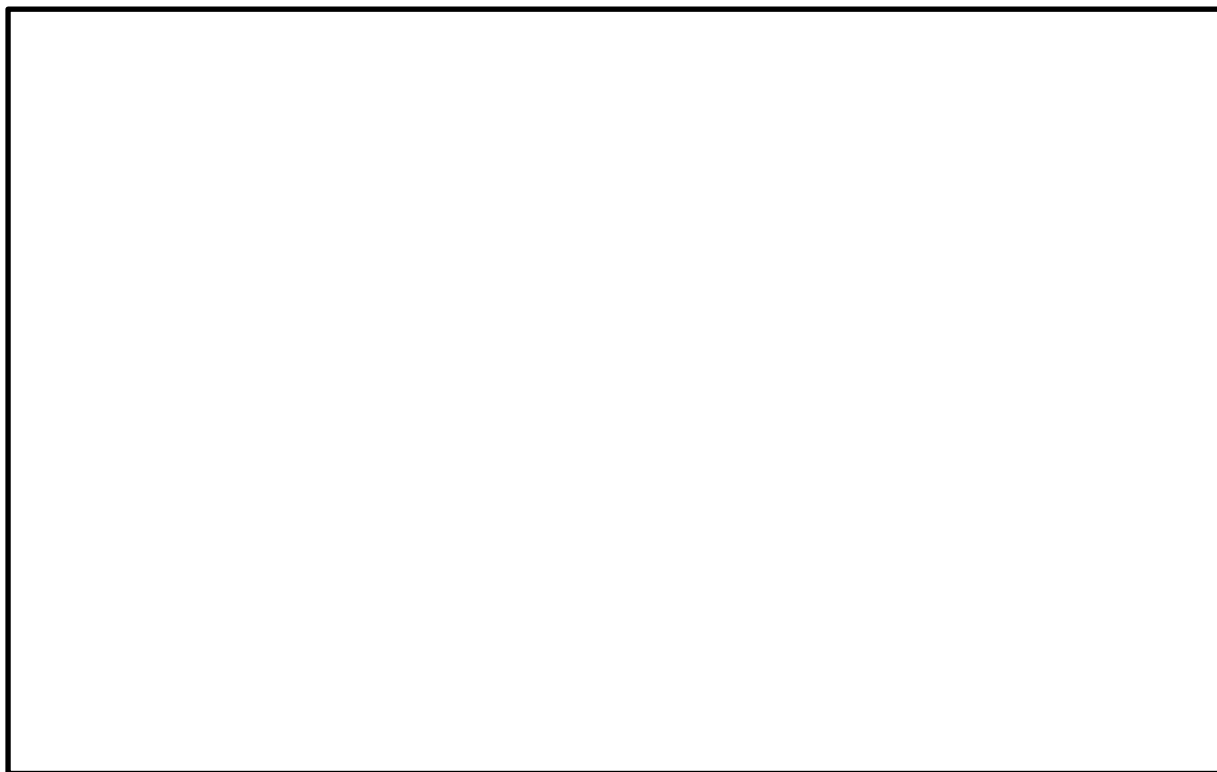


図4 試験結果と水素処理性能評価式を用いた算出値の比較

静的触媒式水素処理装置 動作監視装置について

1. 目的

静的触媒式水素処理装置（以下、PARという。）は、原子炉棟内の水素濃度上昇に従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ガスを除去する設備であるので、水素濃度の上昇にしたがって装置の入口側と出口側の差温度が上昇する（図1、図2）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、原子炉建物4階（燃料取替階）に設置されているPAR（2個）に、熱電対を入口側と出口側に取り付け、中央制御室にてPARの温度を確認できるようにし、重大事故対処時の監視情報の充実を図る。

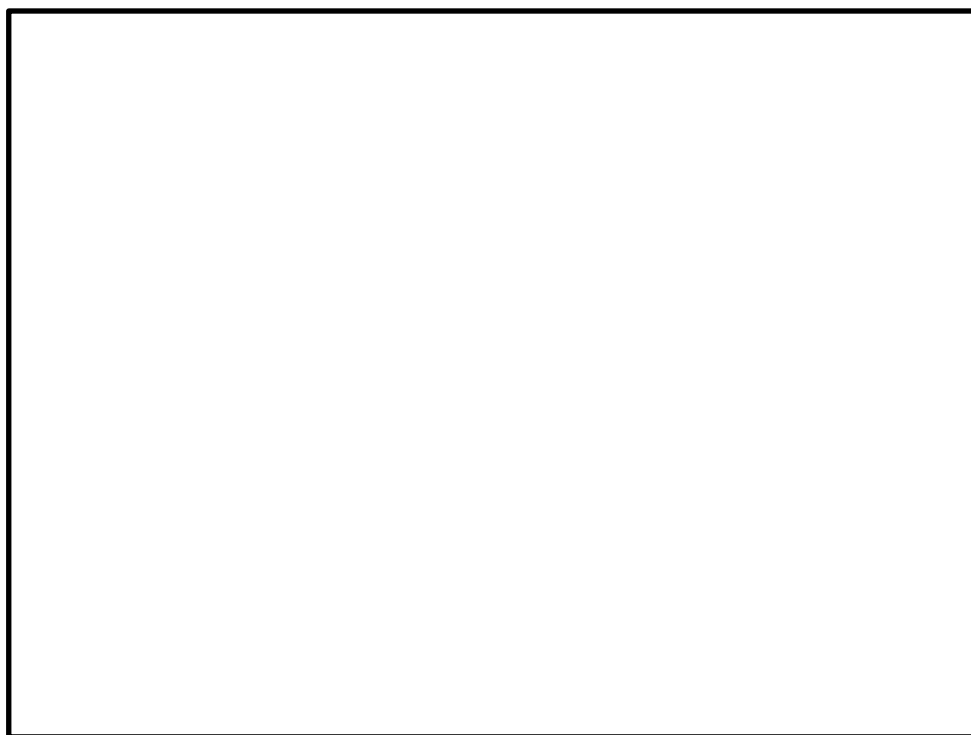


図1 SNLで行われた試験用PAR概要



図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

PAR 2個に対し，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入口近傍及び触媒カートリッジ上方に熱電対シーすを取り付け，ガス温度を測定できるようにしている。

試験結果（図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入口と出口のガス差温度は約170Kになっており，PARの入口側と出口側の差温度が明確であることから，PAR動作を把握することができる。

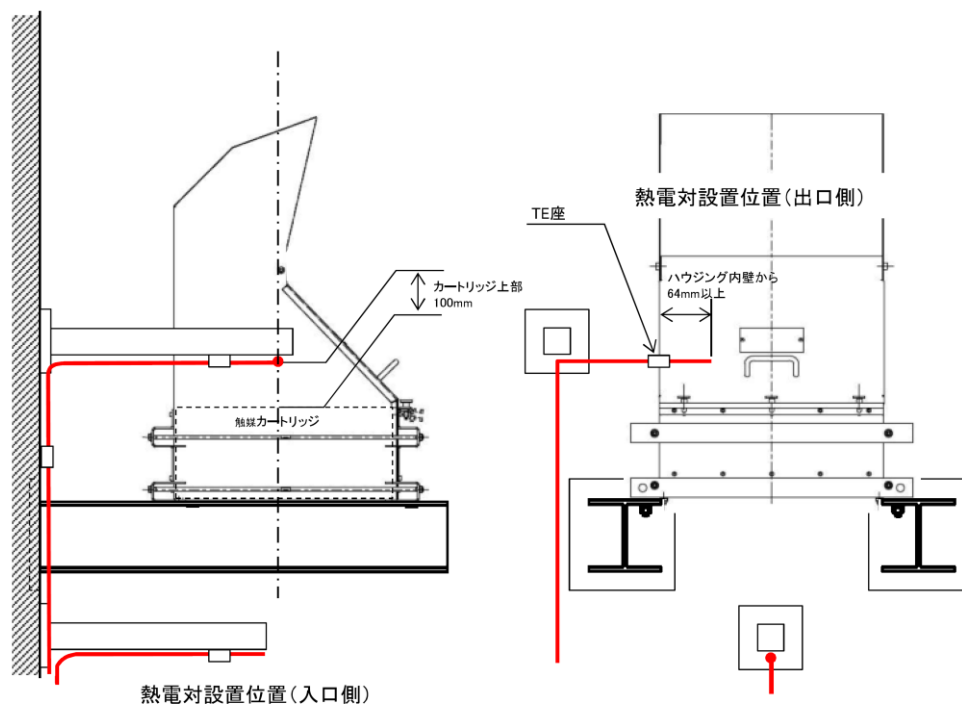


図3 PARへの熱電対取付位置概要図

PARへの熱電対取り付け位置は、サポートとの干渉を考慮したPAR筐体付近への取り付け性、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している（図3）。

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水素除去性能へ影響を及ぼすものではない。また、出口側の熱電対シースは300℃以上の耐熱性を有しており、PARによる水素処理時に発生する熱の影響を考慮しても問題はない。

測定温度は、中央制御室に指示し、緊急時対策所に記録される（図4）。

表1 PAR入口・出口温度計の主要仕様

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

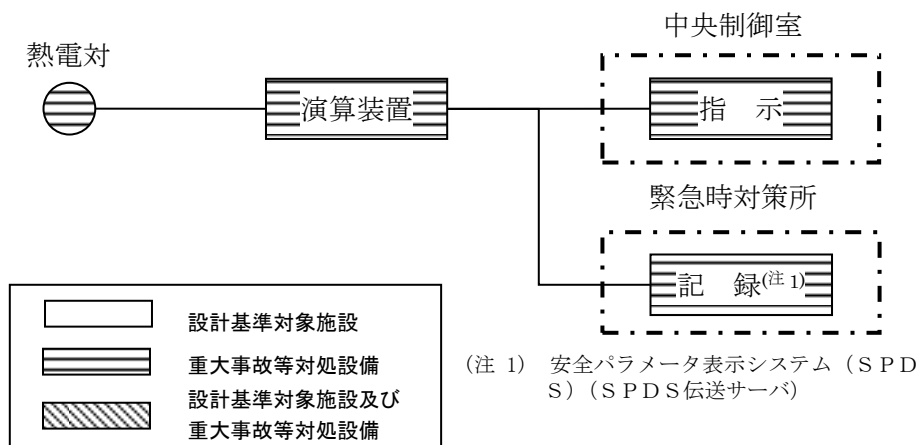


図4 PAR入口・出口温度計の概略系統図

3. PAR動作監視装置（PAR入口・出口温度計）の設置場所

PARは水素ガス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4階（燃料取替階）の水素ガスが自然対流を起こし拡散されることから、原子炉建物4階（燃料取替階）に配置したPAR全体に水素ガスが行き渡り、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（「2.2.2 原子炉棟の水素濃度解析」参照）。

以上を考慮して、PAR動作監視装置（PAR入口・出口温度計）の設置場所は、位置的分散を考慮して、原子炉建物4階（燃料取替階）に配置した2個のPARに設置している。（図5）



図5 PAR入口・出口温度計の配置図

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。

KAL I 試験, SNL 試験の試験データ適用性について

本章では, KAL I 試験及びSNL 試験を用いて示した項目について, 試験データの適用性を示す。KAL I 試験及びSNL 試験は表 1 に示す項目に対して試験データを用いている。

表 1 KAL I 試験及びSNL 試験を説明に使用した項目について

	説明項目	使用した試験データ	
		KAL I 試験	SNL 試験
(1)	性能評価式の適用性	○	—
(2)	蒸気環境下での影響	○	—
(3)	PARの反応開始遅れの影響	—	○

KAL I 試験では実機PARと同様にチムニを延長していないPARを用いているが, SNL 試験ではチムニを延長したPARを用いている。


試験データの適用性についてはこの延長チムニの有無による試験適用性を示す。

1. PARの反応開始遅れの影響

PARの反応開始遅れを確認するために, SNL 試験のデータを用いている。SNL 試験に用いたPARと当社に設置するPARの比較を表 2 に示す。いずれもNIS社製のカートリッジ枚数が 22 枚タイプであり, 入口サイズが多少異なるものの同程度のサイズである。大きく異なる箇所としてはチムニの有無であり, 当社設置のPARはチムニが無いタイプであるのに対し, SNL 試験に用いたPARは 形チムニを有するタイプを用いている。

ただし, ここで確認すべき事項は, 水素ガス流入に対してPARの反応開始時間・定格容量に達する時間までにどれだけ遅れがあるかである。チムニは, 触媒反応時に発生する熱によるPAR内の上昇気流を増強させることで水素処理能力を向上させるものであり, 触媒反応が開始される初期についてはチムニの効果はない。つまり, PARの反応開始初期の発熱による温度変化, 定格の水素処理能力を發揮するまでの時間を確認する際は, 水素処理容量を向上させるために取付けているチムニの有無は大きく関係しない。よって, 触媒反応開始の遅れの影響を確認するためにSNL 試験を用いることに問題はない。

表 2 実機と SNL 試験の PAR 比較について

項目	島根 2 号炉	SNL 試験
PAR 外形		
PAR 製造社	N I S 社	N I S 社
カートリッジ枚数	22 枚	22 枚 (88 枚タイプの 1/4 スケール)
入口サイズ	幅： <input type="text"/> 奥行： <input type="text"/>	幅： <input type="text"/> 奥行： <input type="text"/>
延長チムニ	なし	<input type="text"/>

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。

2.3 原子炉建物水素濃度監視設備について

2.3.1 原子炉建物水素濃度監視設備の設計方針について

炉心の著しい損傷が発生した場合において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するための設備として原子炉建物水素濃度を設置する。

(1) 設計方針

原子炉建物水素濃度は炉心の著しい損傷が発生し、ジルコニウム-水反応等で短期的に発生する水素ガス及び水の放射線分解等で長期的に緩やかに発生し続ける水素ガスが格納容器から原子炉棟へ漏えいした場合に、原子炉棟において、水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定を行い、中央制御室において連続監視できる設計とする。また、原子炉建物水素濃度は電源が喪失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が可能な設計とする。

(2) 主要仕様

原子炉建物水素濃度の主要仕様を表 2.3.1-1 に示す。原子炉建物水素濃度は原子炉棟の水素濃度を触媒式または熱伝導式水素濃度検出器を用いて電気信号として検出する。検出された電気信号を演算装置にて水素の濃度信号に変換した後、中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。図 2.3.1-1 に概略構成図を示す。

表 2.3.1-1 原子炉建物水素濃度の主要仕様

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
原子炉建物 水素濃度	触媒式 水素検出器	0 ~ 10vol%	1	原子炉建物 4 階
	熱伝導式 水素検出器	0 ~ 20vol%	5	原子炉建物 4 階：1 個 原子炉建物 2 階：2 個 原子炉建物 1 階：2 個

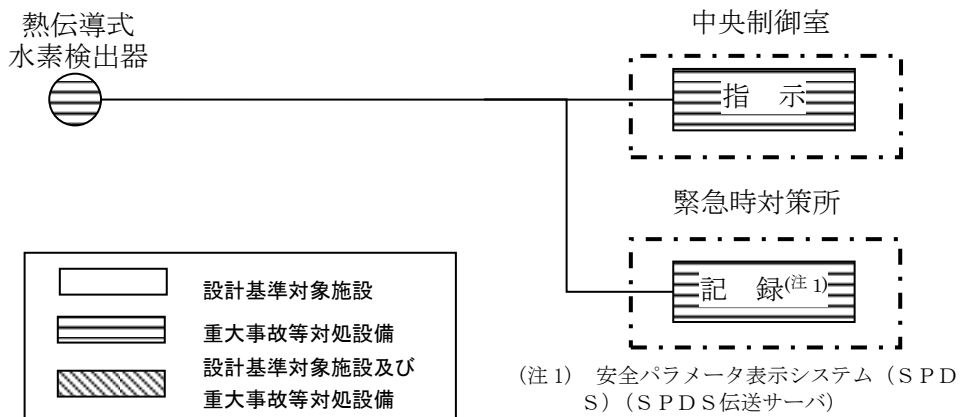
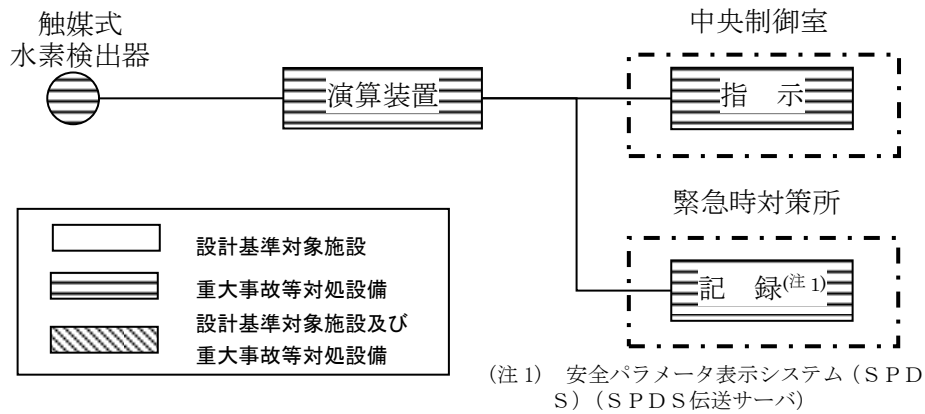


図 2.3.1-1 原子炉建物水素濃度の概略構成図

(3) 設置場所

原子炉建物水素濃度の検出器の設置場所を図 2.3.1-2 から図 2.3.1-4 に示す。なお、添付 9 にて記載した局所エリアに漏えいした水素ガス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ガス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。これにより、格納容器内にて発生した水素ガスが漏えいするポテンシャルのある箇所での水素濃度と、水素ガスが最終的に滞留する原子炉建物 4 階（燃料取替階）での水素濃度の両方を監視できることとなり、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。

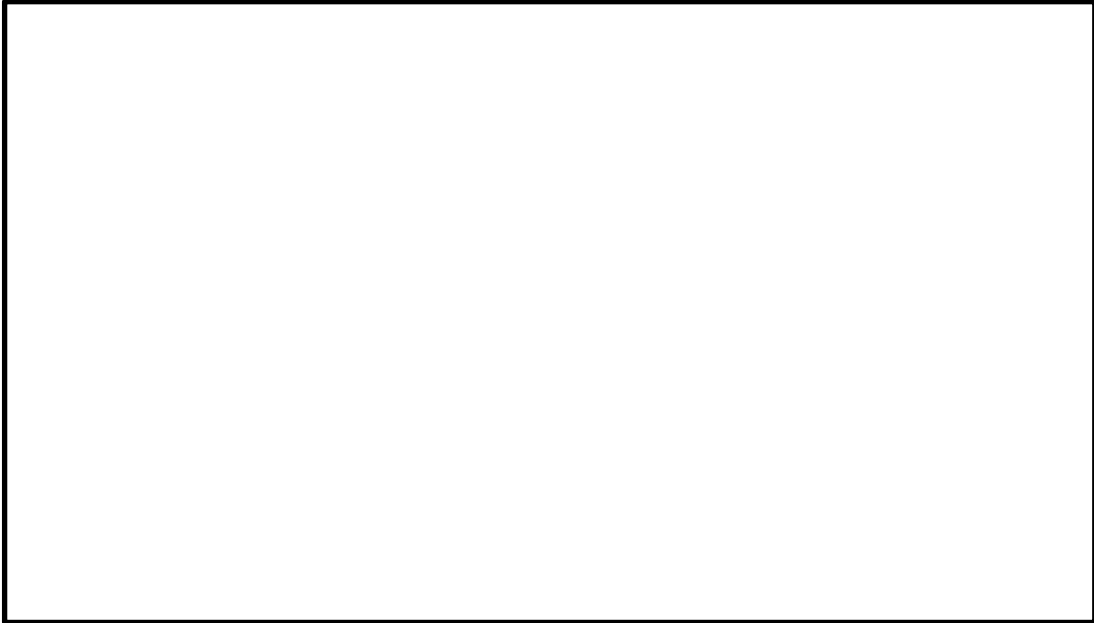


図 2.3.1-2 原子炉建物水素濃度の設置場所 (1 / 3)



図 2.3.1-3 原子炉建物水素濃度の設置場所 (2 / 3)

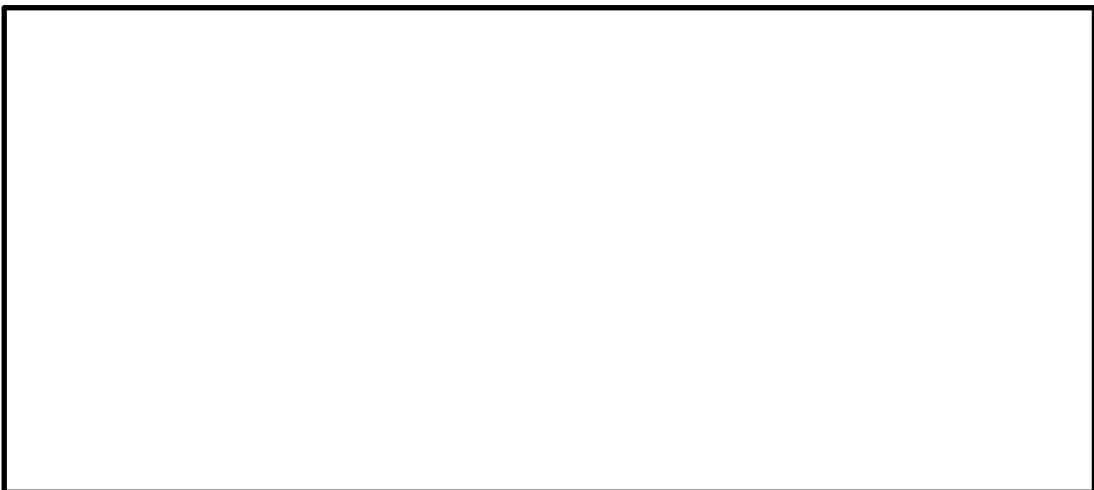


図 2.3.1-4 原子炉建物水素濃度の設置場所 (3 / 3)

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。

(4) 代替電源の確保

原子炉建物水素濃度監視設備は、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電源供給が可能な設計とする（図 2.3.1-3 参照）。

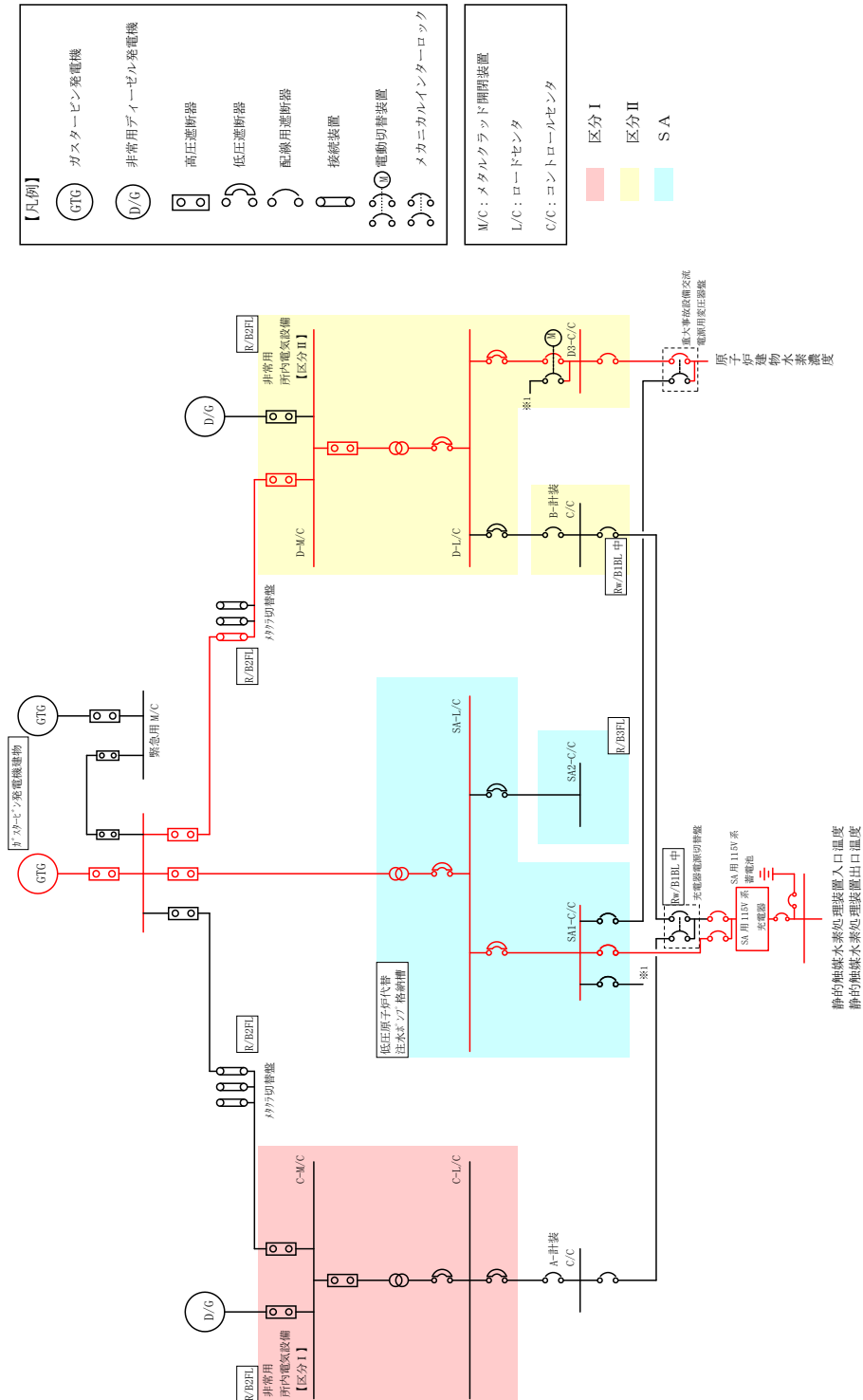


図 2.3.1-3 単線結線図

原子炉建物水素濃度の適用性について

原子炉建物水素濃度は、炉心の著しい損傷が発生した場合に、原子炉棟内に発生する水素ガスを監視する目的で、水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる設計としている。

1. 計測範囲の考え方

炉心損傷時に原子炉格納容器内に発生する水素ガスが原子炉棟に漏えいした場合に、PARによる水素濃度低減（可燃限界である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。

2. 測定原理

(1) 原子炉建物水素濃度（触媒式）

原子炉建物4階中間に設置する水素濃度計は、触媒式水素検出器を用いる。触媒式水素検出器は、図1に示すとおり、触媒活性材でコーティングされた検知素子と補償素子、及び2つの固定抵抗でブリッジ回路が構成されている。水素が検知素子に触れると触媒反応により空気中の酸素と結合（接触燃焼）し、発熱して検知素子温度が上昇する。検知素子温度が上昇することにより、素子の抵抗値が変化すると図1のブリッジ回路のAB間の出力信号が変化する。水素と酸素の結合による発熱量は水素濃度に比例するため、検知素子の温度変化による抵抗値変化を水素濃度として測定できる。

また、水素による検知素子の温度上昇と環境温度の上昇を区別するため、素子表面に触媒層を有さない補償素子により環境温度の変化による検知素子の抵抗値変化は相殺される。

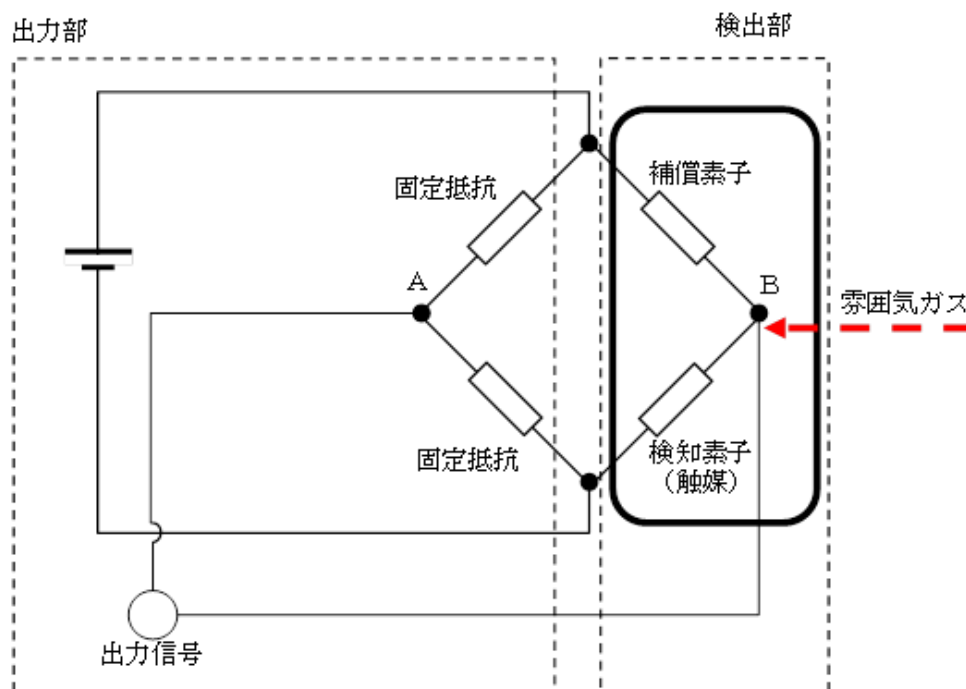


図 1 触媒式水素濃度検出回路の概要図

(2) 原子炉建物水素濃度（熱伝導式）

原子炉建物 4 階（燃料取替階）天井付近，2 階及び 1 階に設置する水素濃度計は，熱伝導式水素検出器を用いる。

熱伝導式水素検出器は，検知素子と補償素子が図 2 のようにホイートストンブリッジ回路に組み込まれている。検知素子側は，原子炉建物内雰囲気ガスが触れるようになっており，補償素子側は基準となる標準空気が密閉され，測定ガスは直接接触しない構造になっている。このため，水素が検知素子に接触することで，補償素子と接触している基準となる標準空気との熱伝導度の違いから温度差が生じ，抵抗値が変化し，ブリッジ回路の平衡がくずれ，信号出力が得られる。検知素子に接触するガスの熱伝導度は，水素濃度に比例するため，検知素子の温度変化による抵抗値変化を水素濃度として測定できる。

また，補償素子の標準空気容器の外側には測定ガスが同様に流れ，温度補償は考慮された構造となっている。

熱伝導式水素検出器は，標準空気に対する測定ガスの熱伝導率の差が大きいことを利用しているものである。水素の熱伝導率は，約 $0.18\text{W}/(\text{m}\cdot\text{K})$ at 27°C である一方，酸素，窒素は，約 $0.02\text{W}/(\text{m}\cdot\text{K})$ at 27°C と水素より 1 桁小さく，これらのガス成分の変動があっても水素濃度測定に対する大きな誤差にはならない。

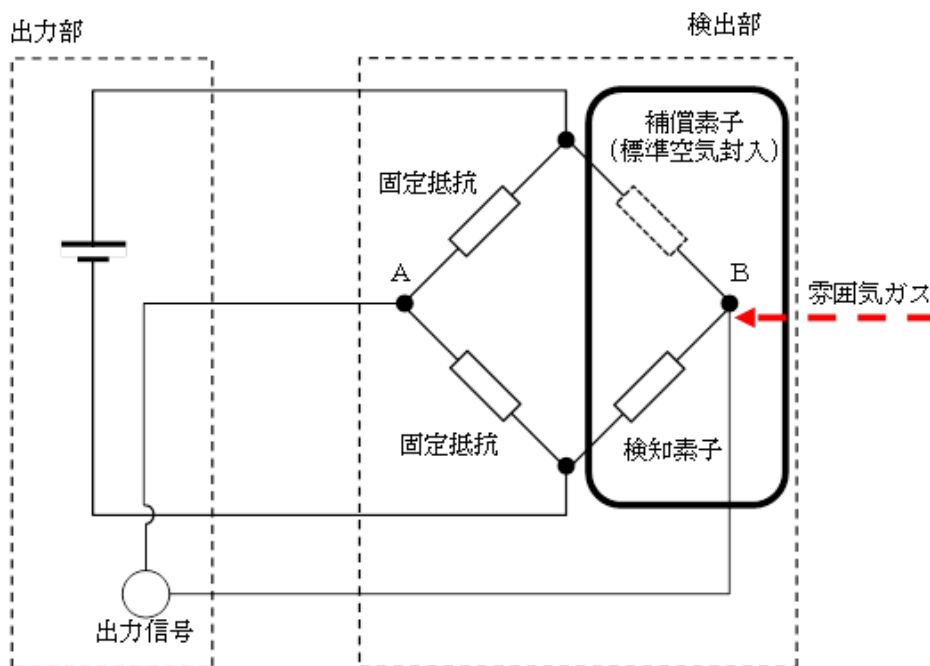


図 2 原子炉建物水素濃度 (熱伝導式) の検出回路の概要図

3. 設置場所

炉心の著しい損傷が発生した場合が発生し、格納容器内に水素ガスが蓄積した状況では、格納容器のフランジ部等を通じて水素ガスが原子炉棟内に漏えいする可能性がある。原子炉棟内に漏えいした水素ガスは、比重等の関係で原子炉建物 4 階 (燃料取替階) まで上昇し、原子炉建物 4 階 (燃料取替階) に滞留することが予想される。また、PAR は水素ガス进行处理の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 4 階 (燃料取替階) の水素ガスが自然対流を起こし拡散される。

以上を考慮して、水素濃度計の設置場所は、水素ガスが最も蓄積されると想定される原子炉建物 4 階 (燃料取替階) に配置している。

また、非常用ガス処理系を使用する場合、原子炉建物 4 階 (燃料取替階) まで上昇せず、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み配管がある、原子炉建物 2 階に設置している。

なお、添付 9 にて記載した小部屋に漏えいした水素ガス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ガス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。これにより、格納容器内にて発生した水素ガスが漏えいするポテンシャルのある箇所での水素濃度と、水素ガスが最終的に滞留する原子炉建物 4 階 (燃料取替階) での水素濃度の両方を監視できることとなり、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。

4. 水素濃度計の耐環境性について

設置場所の環境条件は以下のとおり。なお、水素濃度検出器設置場所の環境条件設定については、有効性評価を踏まえた条件を解析条件として算出している。

(「2.2.2 (6) PAR解析条件」)

表1 事故時想定環境条件と試験条件

対象	事故時想定環境※	耐環境試験結果
原子炉建物水素濃度 (触媒式)	温度：66℃ 湿度：100%RH 積算放射線量：460Gy	耐環境試験温度： <input type="text"/> 耐環境試験湿度： <input type="text"/> 耐環境試験放射線量： <input type="text"/>
原子炉建物水素濃度 (熱伝導度式)	温度：66℃ 湿度：100%RH 積算放射線量：460Gy	耐環境試験温度： <input type="text"/> 耐環境試験湿度： <input type="text"/> 耐環境試験放射線量： <input type="text"/>

※ 想定環境は、詳細評価により今後見直す可能性がある。

2.4 原子炉ウェル代替注水系（自主対策設備）について

原子炉ウェル代替注水系は、重大事故等時において、ドライウェル主フランジを冷却することで格納容器外への水素漏えいを抑制し、原子炉建物の水素爆発を防止する機能を有するものであり、自主対策設備として設置する。ドライウェル主フランジは図 2.4-1 に示すように、原子炉ウェルに水を注水することで、ドライウェル主フランジシール材を外側から冷却することができる。ドライウェル主フランジのシール材は事故時の過温・過圧状態に伴うフランジ変形時に、シール材が追従できない程の劣化があると、閉じ込め機能を喪失する。このシール材は、以前はシリコンゴムを採用していたが、格納容器閉じ込め機能の強化のために耐熱性、耐蒸気性、耐放射線性に優れた改良E P D M製シール材に変更し閉じ込め機能強化を図っている。改良E P D M製シール材は 200℃蒸気が 7 日間継続しても閉じ込め機能が確保できることを確認しているが、シール材の温度が低くなると、熱劣化要因が低下し、閉じ込め機能もより健全となり、原子炉棟への水素漏えいを抑制できる。

このことから、設置許可基準規則第 53 条（原子炉建物水素爆発防止）に対する自主対策設備として、重大事故等時に原子炉ウェルに注水し、格納容器外側からドライウェル主フランジを冷却し水素漏えいを抑制することを目的として、原子炉ウェル代替注水系を設置する。

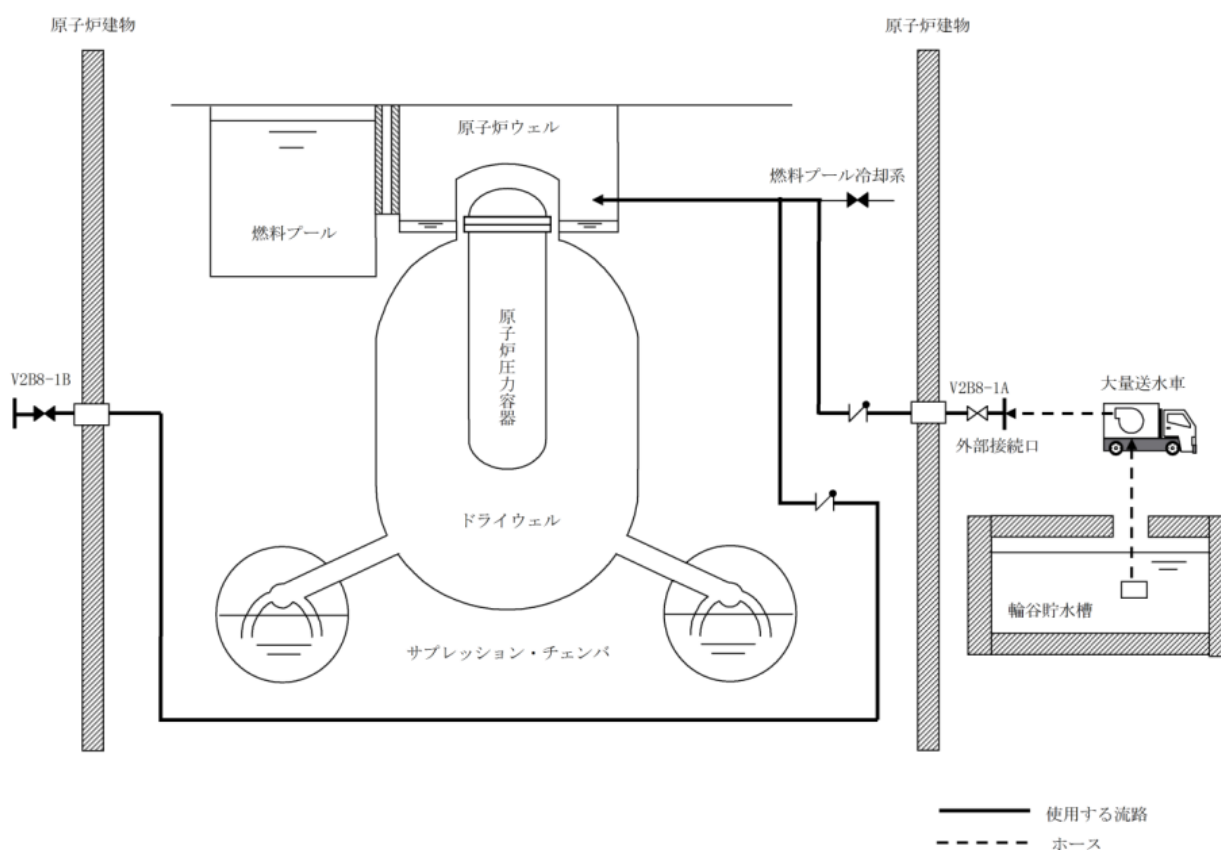


図 2.4-1 原子炉ウェル代替注水系の概要図

2.4.1 原子炉ウエル代替注水系の設計方針について

原子炉ウエル代替注水系は、原子炉ウエルに水を注水し、ドライウエル主フランジシール材を格納容器外部から冷却することを目的とした系統である。原子炉ウエル代替注水系は、大量送水車、接続口等で構成しており、重大事故等時において、代替淡水源（輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2））の水、又は海水を原子炉ウエルに注水しドライウエル主フランジを冷却することで、ドライウエル主フランジからの水素漏えいを抑制する設計とする。したがって、事故時に速やかにドライウエル主フランジシール材を冠水させるように原子炉ウエルに水を張ることが必要であり、その際の必要注水量は冠水分と余裕分も見込み約 30m³以上とする。これを注水開始から約2時間で達成できることを設計方針としており、原子炉ウエル注水の系統流量は 15m³/h 以上とする。これを達成するために、原子炉ウエル代替注水系のポンプは大量送水車を採用する。また、大量送水車を接続する接続口は、位置的分散して複数設置する。原子炉ウエル代替注水系の主要仕様を表 2.4.1-1 に示す。

表 2.4.1-1 原子炉ウエル代替注水系主要仕様

大量送水車	
台数	1
容量	168m ³ /h/台以上 (吐出圧力 0.85MPa において) 120m ³ /h/台以上 (吐出圧力 1.4MPa において)

2.4.2 原子炉ウエル代替注水系の効果について

重大事故等時における格納容器過温・過圧事象において、ドライウエル主フランジの閉じ込め機能を強化するために格納容器限界温度（200℃）が7日間継続したとしても健全性が確認できる改良EPDM製シール材を取り付ける。よって、ドライウエル主フランジからの水素ガス漏えいポテンシャルは低減しているが、原子炉ウエル注水により原子炉ウエルに常温の水を注水することで冷却効果が得られるため、水素ガスの漏えいをさらに抑制することが可能である。よって、原子炉ウエル代替注水系は、原子炉建物の水素爆発防止対策の1つとして効果的である。

2.4.3 原子炉ウエル注水による格納容器への影響について

原子炉ウエル代替注水系は、原子炉格納容器温度が 200℃のような過温状態で常温の水を原子炉ウエルに注水することから、ドライウエル主フランジを急冷することにより格納容器閉じ込め機能に影響が無いかについて評価を行った。

(1) 評価方法

格納容器過温時に原子炉ウェルに注水することで、低温の水がドライウェル主フランジに与える熱的影響を評価する。格納容器への影響としては鋼材部の熱影響が考えられるため、影響する可能性がある部位としてはドライウェル主フランジ及びドライウェル主フランジ締付ボルトが挙げられる。このうち、体積が小さい方が水により温度影響を受けるため、評価対象としてドライウェル主フランジ締付ボルトを選定し、ドライウェル主フランジ締付ボルトの急冷による熱的影響を評価する。

(2) 評価結果

原子炉ウェル注水によるドライウェル主フランジ締付ボルト冷却時の発生応力について表 2.4.3-1 に示す。評価結果から、ボルトが 200℃から 20℃まで急冷された場合でも、応力値は降伏応力を下回っておりボルトが破損することはない。

表 2.4.3-1 ドライウェル主フランジ締付ボルトの熱収縮による応力評価結果

項目	記号	単位	値	備考
材料	—	—	SNCM439	ドライウェル主フランジ締付ボルトの材料
ヤング率	E	MPa	192,000	20℃でのヤング率
熱膨張率	α	1/K	1.25×10^{-5}	200℃での熱膨張率
温度差	ΔT	K	180	水温 20℃とし、格納容器温度 200℃時の温度差
ひずみ	ϵ	—	2.26×10^{-3}	$\epsilon = \alpha \cdot \Delta T$
応力	σ	MPa	434	$\sigma = E \cdot \alpha \cdot \Delta T$
設計降伏点	Sy	MPa	754	SNCM439 (200℃)
設計引張応力	Su	MPa	865	SNCM439 (200℃)

また、原子炉ウェル注水は原子炉ウェルに注水しドライウェル主フランジを冷却するため、原子炉格納容器を除熱することによる原子炉格納容器負圧破損への影響が懸念される。この原子炉格納容器の負圧破損に対する影響について検討した結果、原子炉ウェルに注水しドライウェル主フランジを冷却することによる原子炉格納容器除熱効果は小さく、崩壊熱に対して十分低いことが確認できており、原子炉格納容器を負圧にするような悪影響はない。

(3) まとめ

上記の結果から、原子炉ウェル注水による急冷により格納容器閉じ込め機能に悪影響を与えることはない。また、低炭素鋼の延性-脆性遷移温度は一般的に約-10℃以下であり、水温はこの温度領域以上であるので脆性の影響もないと考えられる。

2.4.4 原子炉ウェル代替注水系の監視方法について

原子炉ウェル代替注水系の使用時における監視は、代替注水流量計（可搬型）と、ドライウェル温度（S A）（ドライウェル上部温度）により行う。大量送水車で注水する際に流量計で累積注水流量を確認することで、原子炉ウェル内に注水した水量から原子炉ウェル水位を想定すると同時に、ドライウェル温度（S A）（ドライウェル上部温度）の指示によりドライウェル主フランジが冷却されていることを確認し、原子炉ウェル代替注水系の効果を監視する。

2.5 参照文献

No.	文 献	参照箇所
1	中部電力株式会社 2009年6月23日プレスリリース参考資料 「浜岡原子力発電所4,5号機 気体廃棄物処理系における水素濃度の上昇に対する原因と対策について」	添付1 浜岡原子力発電所4/5号機で発生したOG系トラブルについて
2	Thomas K. Blanchat and Asimios C. Malliakos “Testing a Passive Autocatalytic Recombiner in the Surtsey Facility”, Nuclear Technology vol.129, Mar. 2000	添付2 静的触媒式水素処理装置の最高使用温度について
		2.2.3 (4) PARの反応開始遅れの影響
		添付1 1 静的触媒式水素処理装置動作監視装置について
3		
4		
5		
6		
7		
8		

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。

格納容器の漏えい箇所の選定について

格納容器の水素の漏えい箇所は、以下の考え方に基づき選定している。

1. 格納容器バウンダリ構成部を踏まえた選定

格納容器のバウンダリ構成部である構造部及びシール部に対して、「限界温度・圧力評価」にて設定した限界温度及び、限界圧力を踏まえると、シール部の限界よりも構造部の限界の方が十分裕度があることが確認されている。

このことから、格納容器からの漏えい箇所としては、シール部からの漏えいを選定する。

2. 機能喪失要因を踏まえた選定

シール部の機能喪失要因としては、格納容器内圧の上昇に伴いハッチ類のフランジ部で生じる「変形」とシール材の「高温劣化」による機能低下がある。このうちシール材の「高温劣化」は、劣化により材料そのものにリークパスが生じる場合と、材料そのものにリークパスは生じないものの、変形に対する追従性が低下する場合の2つが想定される。

表1に評価対象部位とそれぞれの部位に対して想定される機能喪失要因を整理した結果を示す。ハッチ類（シール部）と配管貫通部（シール部）は、材料そのものにリークパスが生じない場合であっても、フランジの変形と高温劣化による追従性の低下が重畳することでシール機能喪失に至る可能性があることから、電気配線貫通部及び原子炉格納容器隔離弁よりも相対的にシール機能喪失のポテンシャルが大きい。

本評価では、圧力と温度の上昇に対応して格納容器の漏えい率を設定していること及び上述のとおりシール機能の喪失要因として変形と高温劣化の重畳が支配的であることから、シール部の機能喪失要因として「変形」を伴う機器を選定する。

1. 及び2. から、ハッチ類（シール部）と配管貫通部（シール部）を選定する。

表 1 評価対象における機能喪失要因

評価対象部位		機能喪失要因	
		構造部	シール部
原子炉格納容器本体	一般部，構造不連続部	延性破壊	—
	ベント管ベローズ	疲労破壊	—
ドライウェル主フランジ		延性破壊	変形，高温劣化
ハッチ類	機器搬入口	延性破壊，座屈	変形，高温劣化
	所員用エアロック	延性破壊	変形，高温劣化
	逃がし安全弁搬出ハッチ	延性破壊，座屈	変形，高温劣化
	制御棒駆動機構搬出ハッチ	延性破壊	変形，高温劣化
配管貫通部	接続配管	延性破壊	—
	スリーブ	延性破壊	—
	平板類，セーフエンド	延性破壊	変形，高温劣化
	ベローズ	疲労破壊	—
電気配線貫通部	スリーブ	延性破壊	—
	アダプタ，ヘッダ	延性破壊	高温劣化
	モジュール		
原子炉格納容器隔離弁		延性破壊	高温劣化

3. 開口量評価を踏まえた選定

2. で選定した評価対象部位について、「限界温度・圧力評価」におけるシール部の開口量評価結果を表 2 に示す。

配管貫通部のうち，X-23A～E 及び X-107 は，許容開口量に対して裕度があり，口径も小さいことから漏えいポテンシャルは十分低いと判断できる。

以上から，格納容器からの水素の漏えい箇所として 6 部位を選定する。

表2 シール部の開口量評価結果

評価対象部位		①開口量 (mm)	②許容開口量 (mm)	裕度 (②/ ①)	口径 (mm)	選定対 象
ドライウェル 主フランジ		[Redacted]			[Redacted]	対象
ハッ チ類	機器搬入口 (X-4A, B)					対象
	所員用 エアロック(X-5)					対象
	逃がし安全弁 搬出ハッチ(X-3)					機器搬入口で代表評価 —
	制御棒駆動機構 搬出ハッチ(X-6)	[Redacted]			[Redacted]	対象
配管 貫通 部	X-7A, B※					対象
	X-23A~E					対象外
	X-107	対象外				

※X-7A, Bは、サプレッションチェンバアクセスハッチの貫通部番号を示す。

4. 各解析条件における漏えい箇所

各解析条件で想定する漏えい箇所は以下としている。

<PARの設計条件>

表2より、許容開口量に対する裕度及び口径から漏えいポテンシャルが最も大きいと考えられるドライウェル主フランジを漏えい箇所とする。

<有効性評価結果を踏まえた条件>

3. で選定した6部位を漏えい箇所とする。

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。

燃料取替階大物搬入口及びトーラス室上部ハッチについて

島根原子力発電所 2 号炉の原子炉建物 4 階（燃料取替階）の大物搬入口はグレーチングであり、通常運転中に地震が発生しても閉鎖することはない。原子炉建物 4 階（燃料取替階）平面図を図 1 に、グレーチング敷設状況を図 2 に示す。

また、トーラス室上部ハッチは内部溢水対策によりグレーチングハッチに変更したため、大物搬入口と同様に通常運転中に閉鎖することはない。原子炉建物 1 階平面図を図 3 に、トーラス室上部ハッチ開口状況を図 4 に示す。

なお、原子炉建物大物搬入口及びトーラス室上部ハッチに係る記載については、詳細設計段階において検討する。

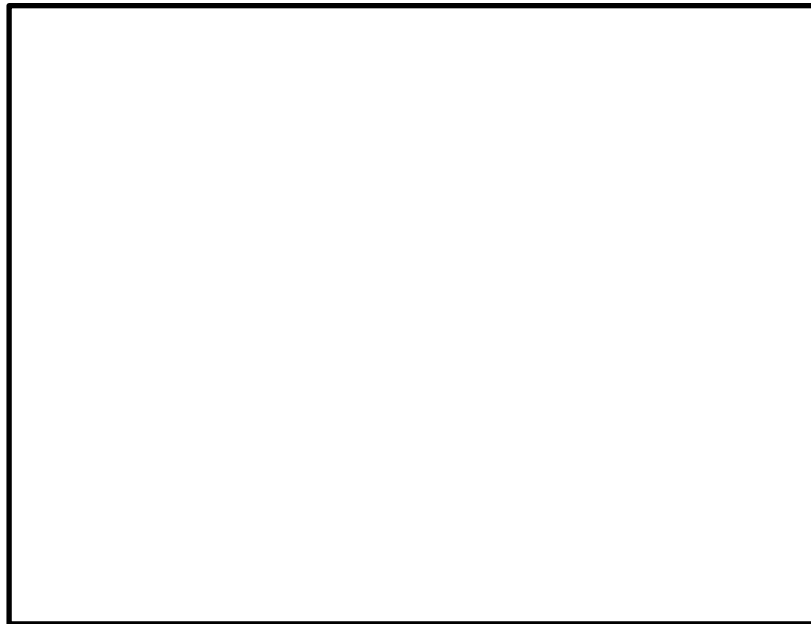


図 1 原子炉建物 4 階（燃料取替階） 平面図



図 2 大物搬入口外観

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。

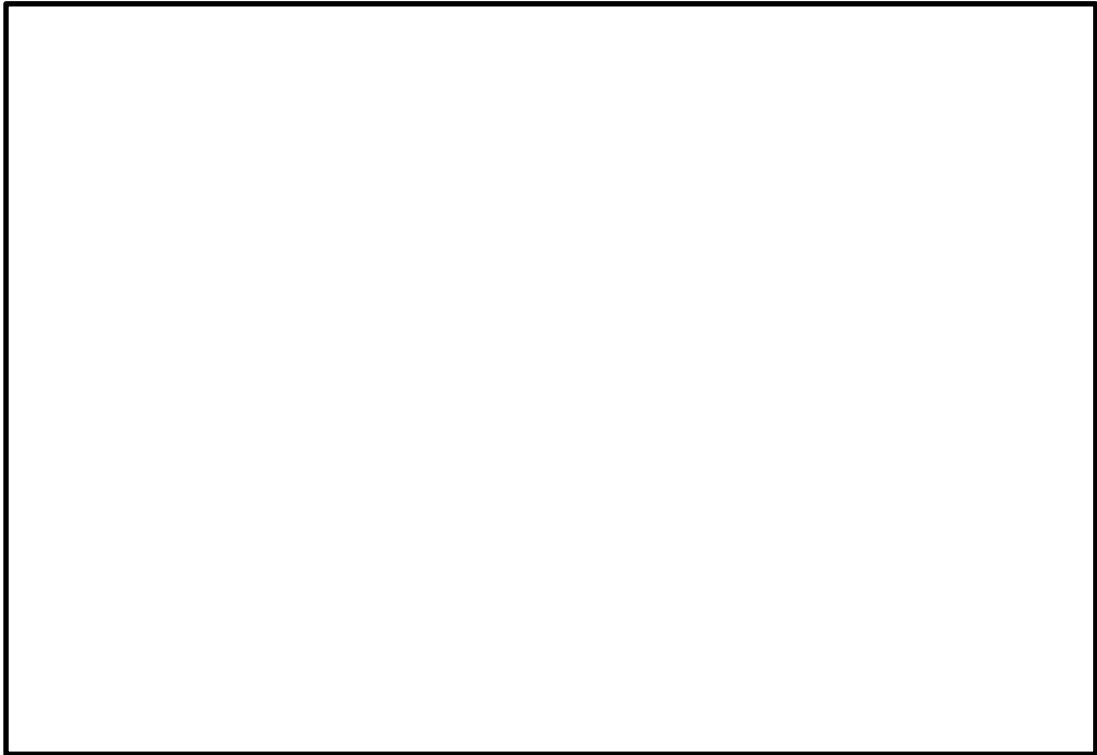


図3 原子炉建物1階 平面図

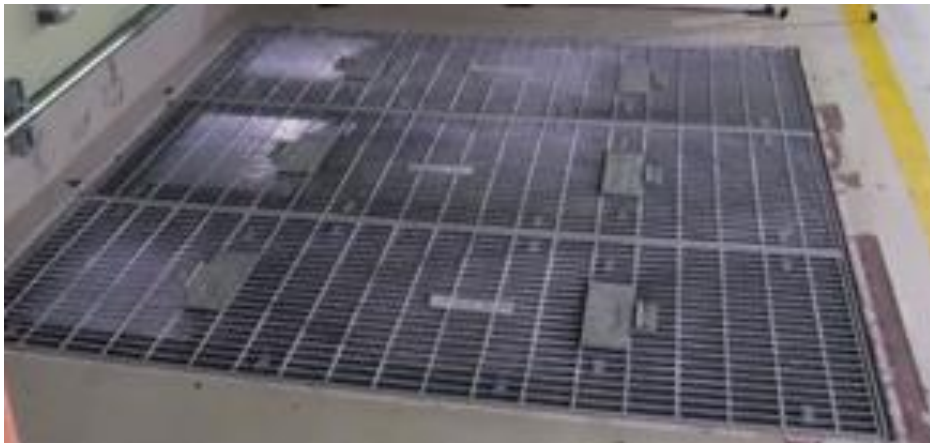


図4 トーラス室上部ハッチ外観

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。

PAR内部での再結合処理の律速過程について



このように内部に大量の触媒を充填したN I S社製PARの触媒カートリッジの構造上の特長から、カートリッジ内部に到達した水素は速やかに再結合され、処理量は触媒カートリッジ間の流路のガス主流からカートリッジ表面への拡散速度により律速されるものと推定される。

この場合には動作中のPARでは、ガスの入口に近いカートリッジ下部では主流の水素濃度が高いうえに、濃度境界層が未発達であるために多くの水素がカートリッジ内に到達し再結合され反応熱が多く生成する一方、出口に近いカートリッジ上部では、主流の水素濃度が低下すると共に、濃度境界層が発達することにより、カートリッジに到達する水素が少なく、発熱も少ないと予想される。(図1)

図2に示すK A L I試験では、触媒カートリッジの温度については上流側(カートリッジ下部)で高温となるのに対して、ガス温度については下流側(カートリッジ上部)で高温となっており、上記を裏付ける結果となっている。(触媒表面での反応が支配的であれば、ガス中の水素濃度、境界層の影響は小さく、触媒が一様に充填されているので触媒の温度分布も平坦となると考えられる。)

以上より、PAR内部での水素処理の過程では、触媒担体の細孔内での拡散やパラジウム触媒表面での反応は律速ではなく、ガス中の拡散が支配的であると判断できる。

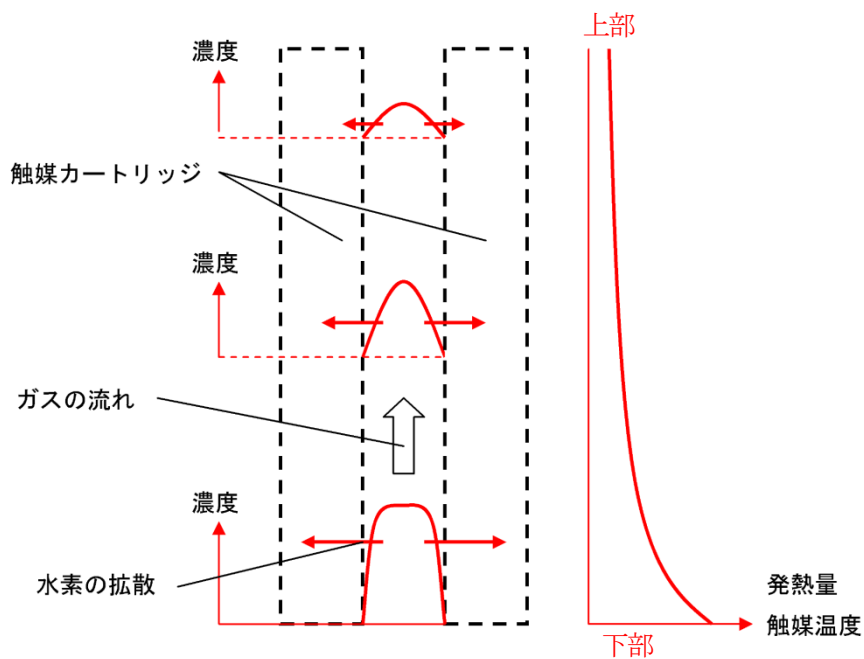


図1 PAR流路内濃度分布と触媒温度分布（概念図）



図2 PAR内部分布の例（KALI試験 N06-22）

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。

GOTHICコードについて

1. はじめに

原子炉建物水素対策の有効性を評価するための熱流動解析において、米国EPR I (Electric Power Research Institute) により開発された汎用熱流動解析コード「GOTHIC (Generation of Thermal-Hydraulic Information for Containments)」を用いている。以下に本解析コードを用いる妥当性を示す。

2. 計算機コードの特徴

(1) 概要

本解析コードは、気相、液体連続相、及び液体分散相（液滴）の3相について、各々、質量、運動量、エネルギーの3保存式を解く、完全3流体（9保存式）解析コードである。

各相間の質量、運動量、エネルギーの移動は構成式で表され、これにより、凝縮・沸騰現象や、液滴による気体の引き込みなど、複雑な混相流現象を模擬することができる。また、ファン・水素再結合器などの機器モデルが組み込まれており、これらの機器の機能を模擬できる。

このような基本構成により、原子炉建物内における気液混相の熱流動を取り扱うことができる。

(2) 流体

前述のように、本解析コードは気相及び液相の熱流動を取り扱うことができる。このうち気相については、蒸気だけでなく水素、窒素、酸素などの様々なガスが混合した多成分ガスとして取り扱うことができる。

(3) 伝熱

流体の各相間の伝熱（エネルギー移動）は、(1)で記述したように構成式で表される。

流体と壁面等の構造体との間の伝熱は、壁面熱伝達モデルにより評価する。壁面熱伝達モデルは、自然対流熱伝達、強制対流熱伝達、凝縮熱伝達などのモデルが組み込まれており、流体と構造物との間の熱伝達、壁面近傍の蒸気の凝縮などを考慮できる。

また、構造物内部の熱伝導を考慮できる。

(4) 形状モデル

本解析コードの形状モデル例を図1に示す。GOTHICでは、区画を複数ボリューム（サブボリューム分割）として扱う分布定数系モデルと、区画を1ボリュームとして扱う集中定数系モデルがあり、解析内容に応じて適切にモデル化することが可能である。

このうち、分布定数系モデル（サブボリュームモデル）は、いわゆる直交系の構造格子モデルであり、3次元の流体挙動が計算される。分布定数系モデルにおいては、各サブボリュームの体積や高さなど、また、サブボリューム間の流路面積や水力等価直径などの形状パラメータを設定することにより、当該部の3次元形状をモデル化することが可能である。さらに、乱流モデル及び分子拡散モデルが組み込まれており、乱流拡散及び分子拡散による質量・運動量・エネルギーの移動を考慮可能である。また、壁面摩擦モデルや局所圧力損失モデルにより、壁面と流体との相互作用や、流路内の構造物を通過することによる運動量・エネルギーの損失を考慮可能である。さらに、各相間の界面を通じた質量、運動量、エネルギーの移動が考慮されている。各サブボリュームについてこれらのモデルを含む質量・運動量・エネルギーの保存式を計算することにより、3次元熱流動を評価する。

集中定数系においては、各区画・各相について質量とエネルギーの保存式が計算される。一方、集中定数系の区画間の流れはフローパスモデルで模擬する。フローパスは、各相について1次元の運動量の保存式が計算され、壁面摩擦モデル、局所圧力損失モデル、各相間の界面を通じた運動量の移動などが考慮されている。また、区画と境界条件とを接続することにより、境界との流体の流入・流出が計算される。フローパスは1次元の流れであるが、場合によって、これらを複数設置することにより、区画間の循環流れ等も模擬することができる。

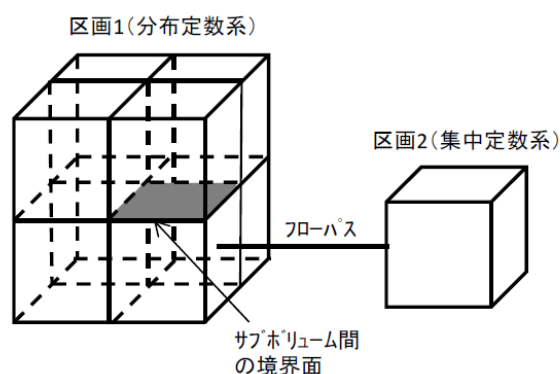


図1 形状モデル例

(5) 境界条件

流出入口境界から流入する流体の種類、流量、エネルギーなどを設定できる。また、圧力境界条件により、境界での流体の圧力などを設定できる。一方、熱伝導体の境界においては、境界での熱流束、温度などを設定可能である。

(6) 機器モデル

ファンや水素再結合器などの機器を模擬できる。ファンモデルは、フローパスに流入・流出する流量を制御できる。水素再結合器モデルは、当該モデルに流入する水素と酸素の結合反応及び上記結合反応によって生じる反応発熱を制御できる。

3. 本解析コードの妥当性確認

原子炉建物水素対策の有効性を評価するための熱流動解析に本解析コードを用いることの妥当性を確認するため、基本的な物理現象である3次元流動によるガスの流動・拡散現象、ガスの熱流動と水素ガス濃度変化への影響が大きい水蒸気の壁面熱伝達による凝縮及び構造体内部熱伝導、PARモデルに着目する。

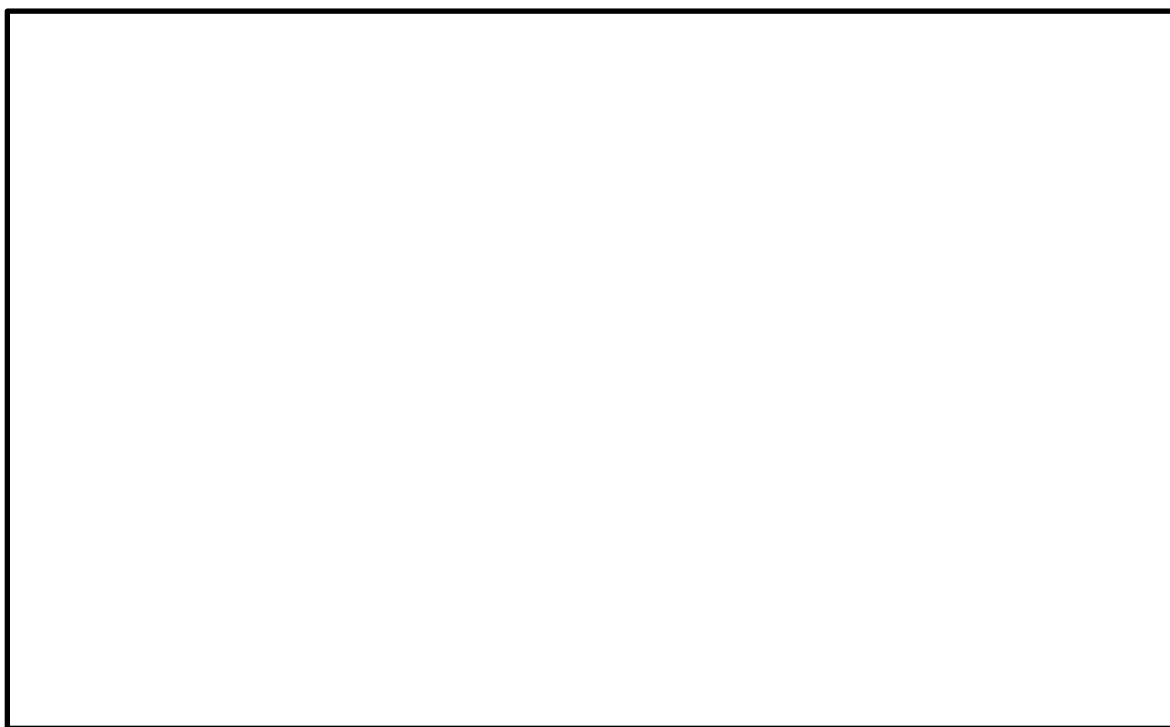
(1) 3次元流動解析への適用性

原子炉建物内では、格納容器などから漏えいしたガスが拡散し混合する。原子炉建物水素対策の有効性評価では、原子炉建物4階に対して、複数ボリューム分割できる分布定数系モデルを適用することで、水素や水蒸気などガスのボリューム間の拡散・混合を解析可能である。

ガスの拡散・混合に関する代表的な総合効果試験として NUPEC 試験がある（図2参照）。NUPEC 試験は、表2及び図3～5に示すように、25の区画に分割された試験体系において、ガス放出の有無、放出ガスの種類（水蒸気または水素の代替としてのヘリウム）やスプレイの有無などを考慮した試験が行われ、雰囲気圧力・温度やガス濃度分布が測定されている。ここでは、水蒸気及び水素の代替としてのヘリウムの両方を放出し、かつスプレイを想定しない点で、原子炉建物水素対策の想定条件に近い試験ケース Test M-4-3 を対象に、解析の試験データとの比較を行った。

Test M-4-3 の試験条件を以下に示す。

- ・初期圧力：101(kPa(abs))
- ・初期温度：28(°C)
- ・蒸気の放出条件：0.33(kg/s) (1800sec で停止)
- ・ヘリウムの放出条件：0.03(kg/s) (1800sec で停止)
- ・ガス放出区画：図4参照
- ・スプレイ：無し



以上より，格納容器漏えいによる水素や水蒸気の放出を想定して，ガス拡散・混合を評価する原子炉建物水素流動解析に本解析コードを適用するのは妥当である。

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。

表 1 NUPEC 試験体系の内部区画 (出典: [1]Table3-2)

ノード番号	区画
1	炉内計装チェイス
2	CV サンプ ポンプ室
3	一般部(下部) C
4	一般部(下部) D
5	一般部(下部) A
6	一般部(下部) B
7	SG 基礎部 C
8	SG 基礎部 D (Test M-4-3 ガス放出区画)
9	CV 冷却材 ドレンタンク
10	SG 基礎部 A
11	SG 基礎部 B
12	一般部(上部) C, D
13	一般部(上部) A, B
14	SG ループ室 C
15	SG ループ室 D
16	加圧器室(下部)
17	SG ループ室 A
18	SG ループ室 B
19	キャビティ
20	SG 煙突部 C
21	SG 煙突部 D
22	加圧器室(上部)
23	SG 煙突部 A
24	SG 煙突部 B
25	ドーム部

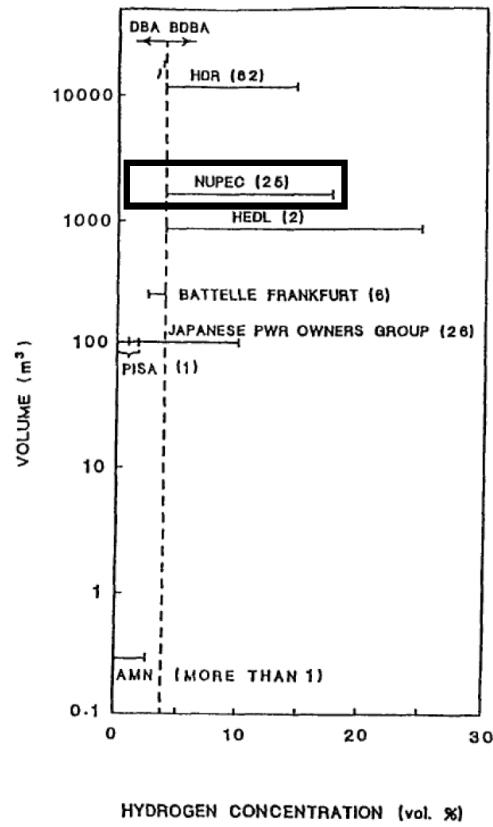


図2 水素濃度の範囲と試験スケール (出典: [1]Fig. 3-1)

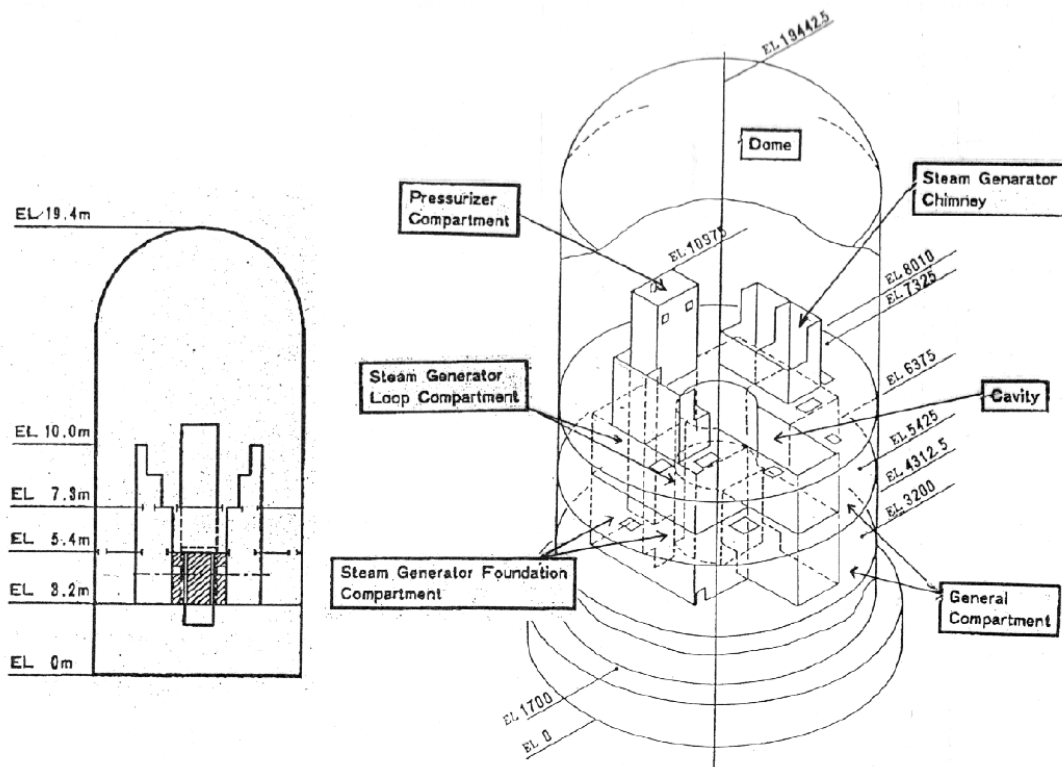


図3 NUPEC 試験体系の概要 (出典: [2]Fig. 17-1)

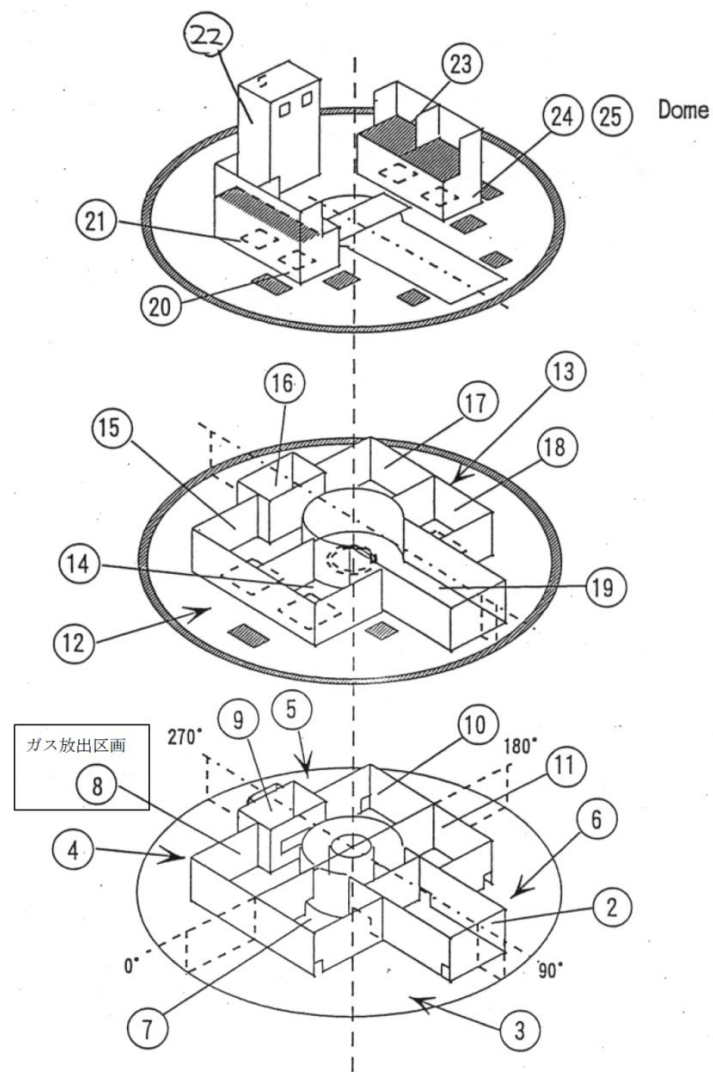


図4 NUPEC試験体系における区画と開口部 (出典：[2]Fig. 17-2)

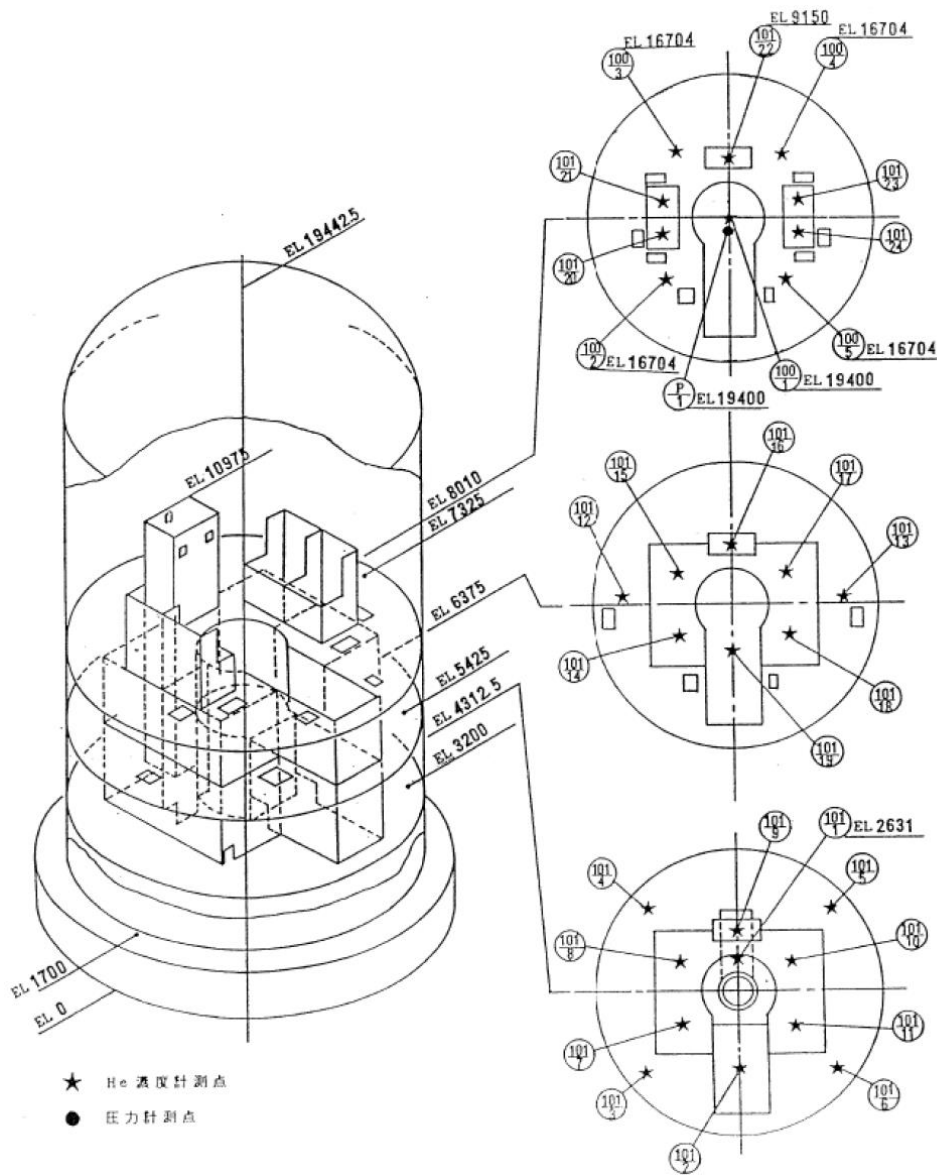


図5 NUPEC試験体系におけるヘリウム濃度及び圧力の計測点 (出典:[3]図3.1.4)

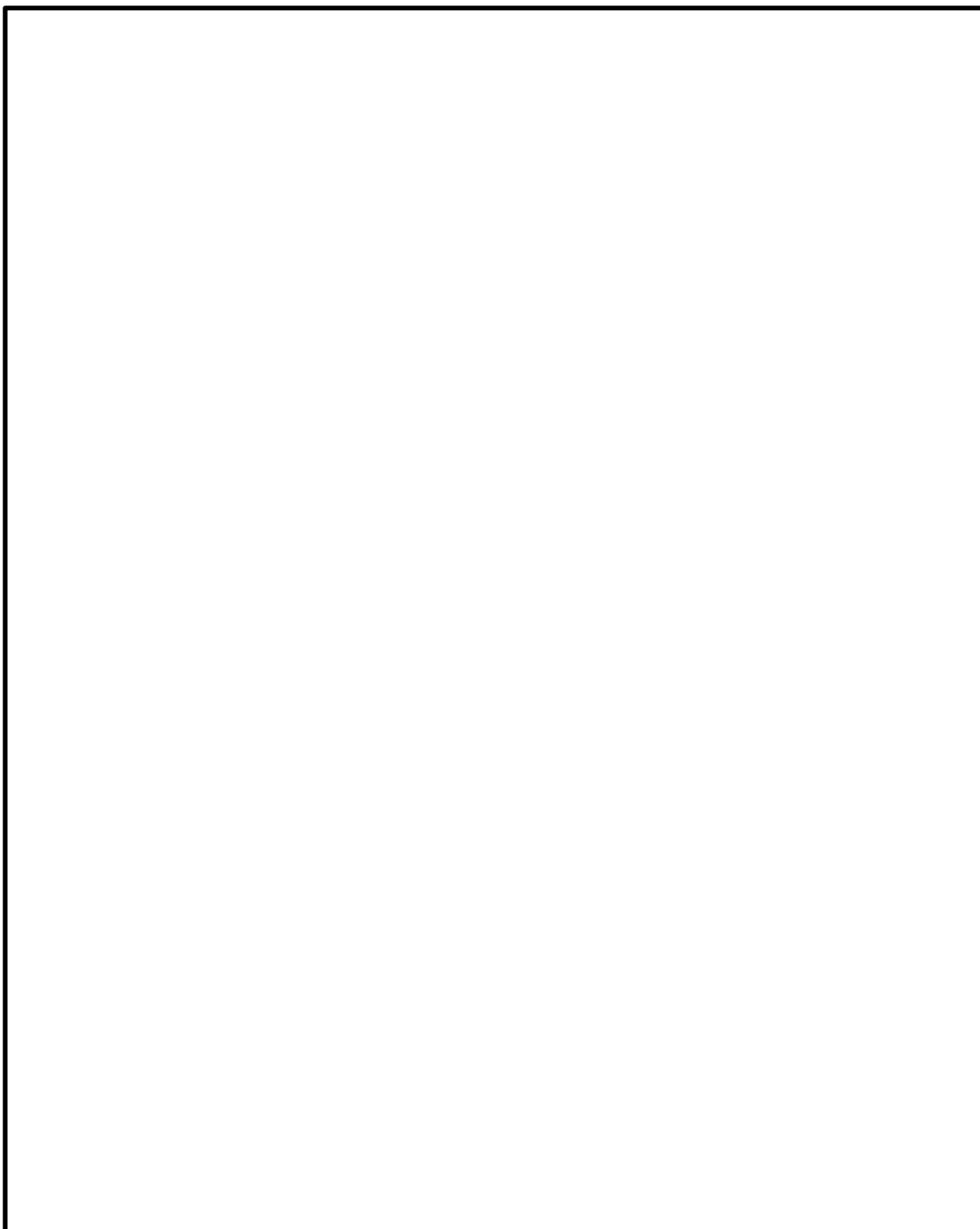


図6 NUPEC試験の解析モデル概要（出典：[2]Fig.17-3）

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。

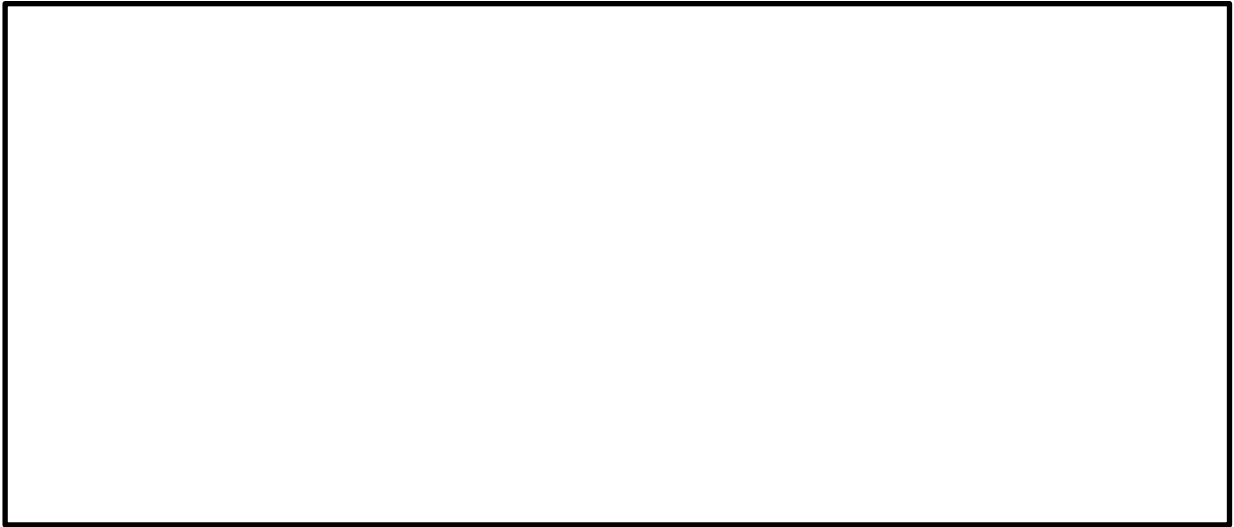


図 7 NUPEC 試験の解析モデルにおける分布定数系によるノード分割（出典：
[2]Fig. 17-4)

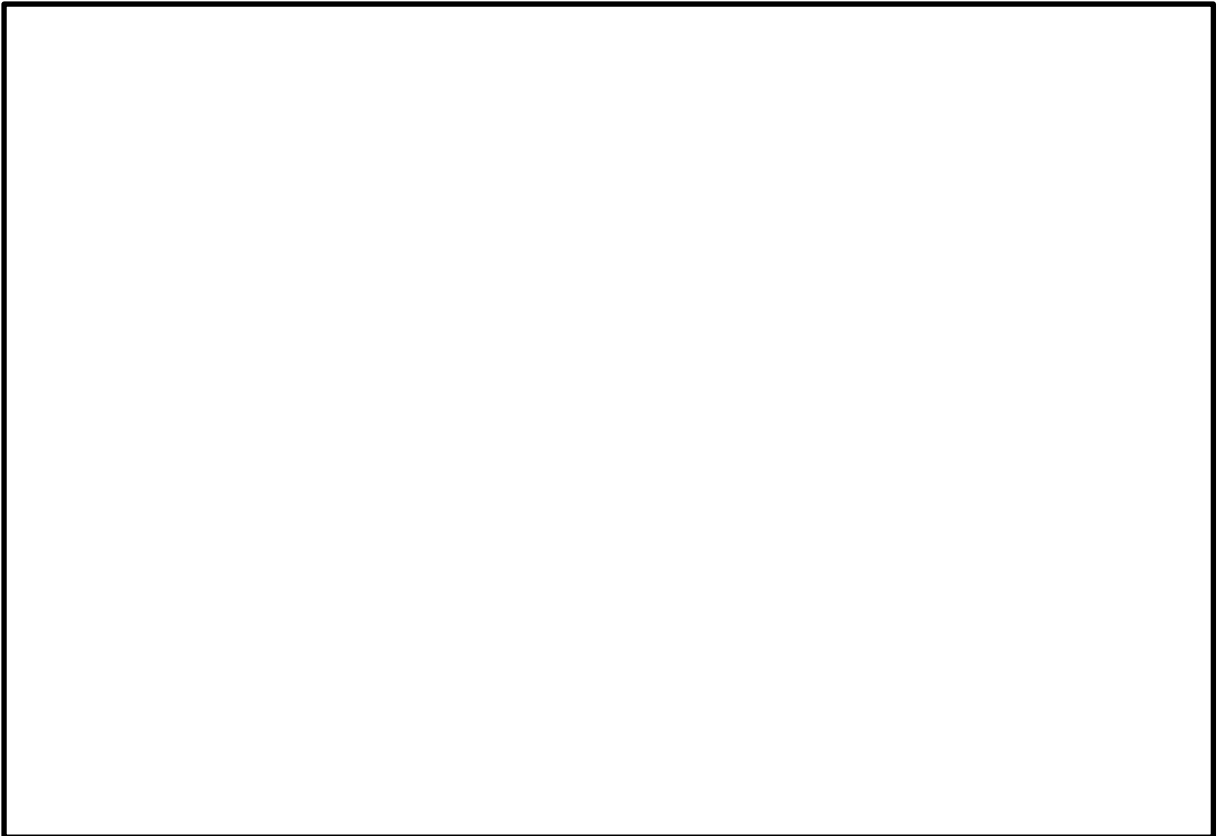


図 8 格納容器圧力（出典：[2]Fig. 17-16)

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。



図9 格納容器温度 (出典: [2]Fig. 17-17)



図10 ヘリウム濃度 (出典: [2]Fig. 17-19)

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。

(2) 水蒸気凝縮(壁面熱伝達)への適用性

凝縮熱伝達モデルとして、DLM-FM モデル(Diffusion Layer Model with enhancement due to filmroughening and mist generation in the boundary layer)を使用した。本モデルは、液膜の擾乱や壁面付近での液滴発生を考慮した最適評価モデルである。

本モデルで評価した凝縮熱伝達について、個別効果試験データとの比較を図 11 に示す。比較する試験パラメータの範囲を以下に示す。



図に示すとおり、ほとんどの試験データに対して約 20%以内で予測できている。原子炉建物水素対策の有効性評価で想定されるパラメータ範囲は、以下に示すように試験パラメータの範囲を概ね満たすことから、本モデルを適用するのは妥当である。

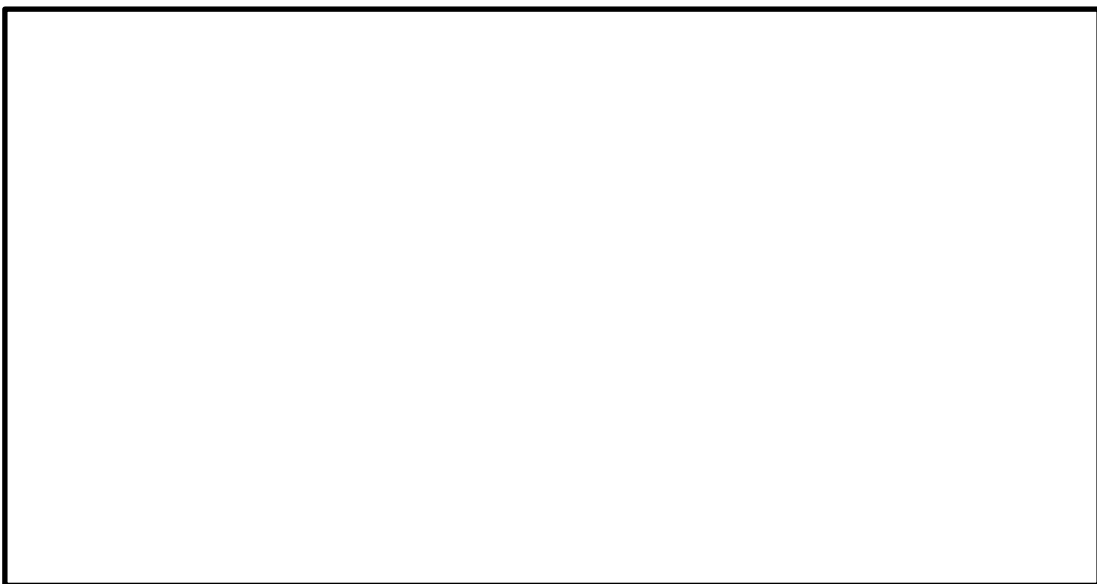


図 11 DLM-FM モデルの試験データとの比較 (出典：[2]Fig. 5-40)

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。

(3) 構造体内部熱伝導

原子炉建物 4 階の壁及び天井の構造体を熱伝導体とみなし、GOTHICコードに内蔵されている 1 次元熱伝導モデルを使用している。

円筒の熱伝導体において、熱伝導体の初期温度を 500 (F)、熱伝導体周りの流体温度を 200 (F) とした条件で、GOTHICコードで評価した円筒中心の温度の時間変化と理論解との比較を図 12 に示す。GOTHICコードは理論解とよく一致しており、原子炉建物水素対策の有効性評価の中で、構造体内部熱伝導へ本モデルを適用することは妥当である。

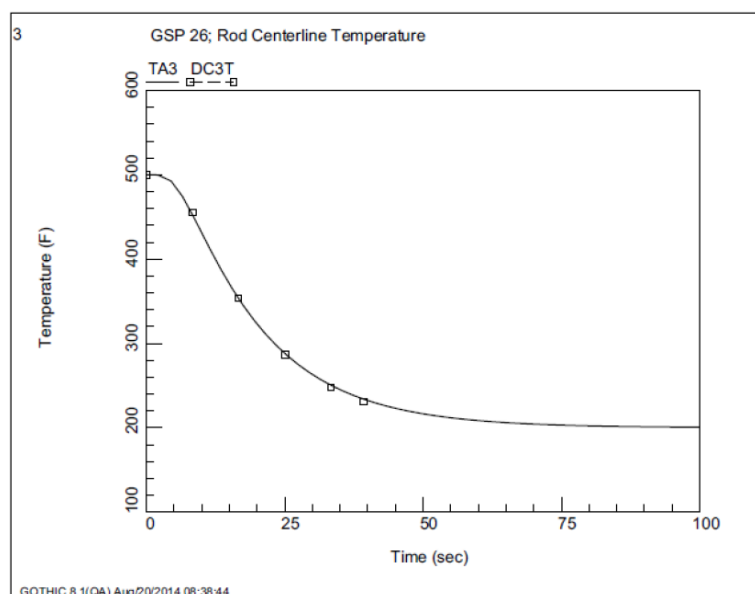


図 12 円筒中心温度の 1 次元熱伝導モデルによる計算結果(変数名: TA3)と解析解(変数名: TC3T)との比較(出典: [2] Fig. 4-11)

(4) PARモデル

原子炉建物 4 階 (燃料取替階) のような相対的に広大な空間に設置された PAR による水素再結合挙動を、本解析コードによって適切に行えるかどうかについては、以下の 2 つの点に着目して検討する必要がある。

- ・本解析コードでモデル化する PAR において、本来、PAR 内部で生じているような局所的な熱・流動影響を伴う水素・酸素再結合を取り扱えるか
- ・PAR の大きさに対して、相対的に空間スケールの大きい「粗メッシュ」モデルによっても、適正な PAR 流入気体条件 (水素, 酸素濃度, 気体温度, 圧力) を与えることができるか

以下では、これらの観点に対しての考察・検討を示す。

① PAR内の局所流動の扱い

PARの内部においては、カートリッジにおける水素・酸素の再結合開始に伴い、カートリッジでの再結合熱の流入気体への伝熱、伝熱に伴う気体の浮力による上昇流の発生、及び上昇流に対する流動抵抗の発生等、複雑な熱流動が発生していると考えられる。

KAL I 試験^[4]でのPARの水素処理量の基本式についての妥当性検証解析においては、試験容器容積とPARの入口において計測された水素濃度の変化、気体温度及び容器内の気体圧力（図 13）より求めた処理速度の実験値と、試験条件（温度、圧力は代表値）を相関式への入力値として与えて算出した処理速度を比較しており、これによって相関式の妥当性が確認された。すなわち、PAR内部の複雑な流動の結果としての水素処理容量をPARの入口において計測された水素濃度、気体温度及び気体圧力の関数として整理して与えたものが、水素処理容量相関式である。水素処理容量相関式はPAR内の浮力や流動抵抗などの局所流動及び水素処理特性を内包しており、PAR入口条件として水素濃度、気体圧力、気体温度を与えれば、これらのPAR内部の局所性を陰に含んだ形で、当該PAR水素処理容量を得ることができるように配慮されている。

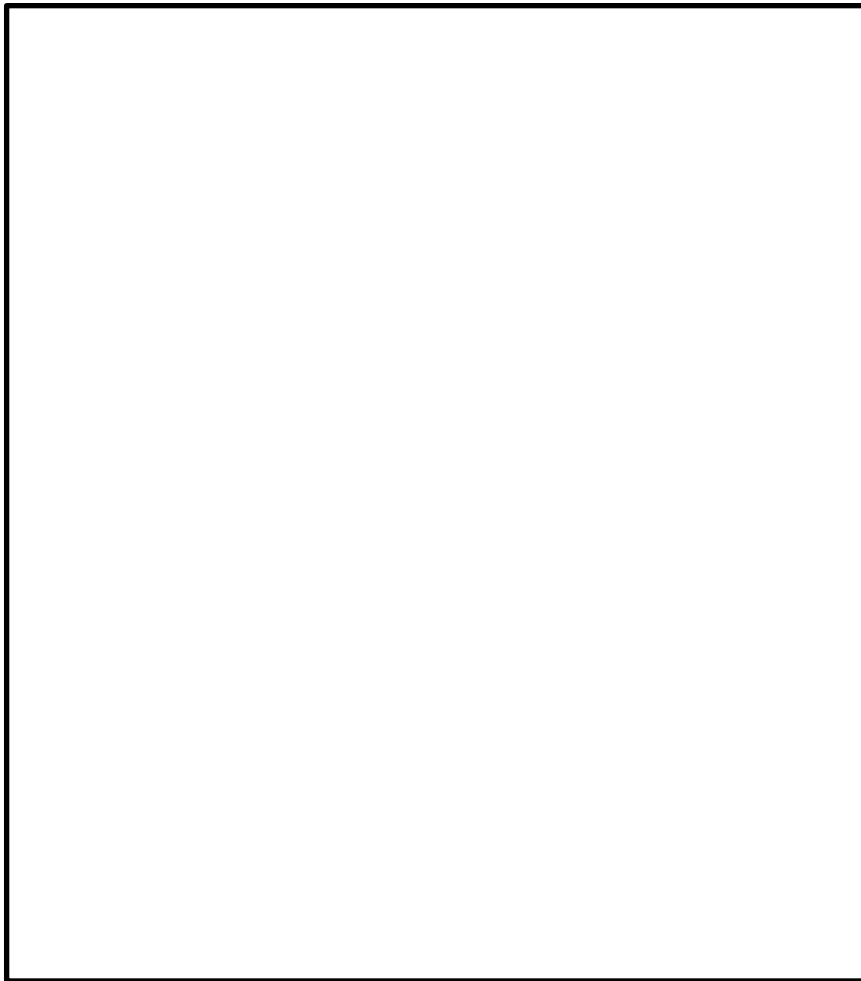


図 13 K A L I 試験の計測位置

② G O T H I C における P A R のモデル化

G O T H I C においては, N I S 社製の P A R による水素処理相関式を, 機器モデルの一つである Volumetric Fan モデル及び Hydrogen Recombiner モデルで模擬している。G O T H I C における P A R の組込みロジックを図 14 に示す。

まず, Volumetric Fan モデルによる体積流量の制御を使用して, Fischer^[5]の相関式に示される P A R 入口から自然に引き込まれる体積流量を模擬し, 次に, Hydrogen Recombiner モデルを使用して, Volumetric Fan モデルで模擬した体積流量, P A R 入口の水素濃度などのパラメータから上記の相関式で計算される水素処理容量を模擬している。

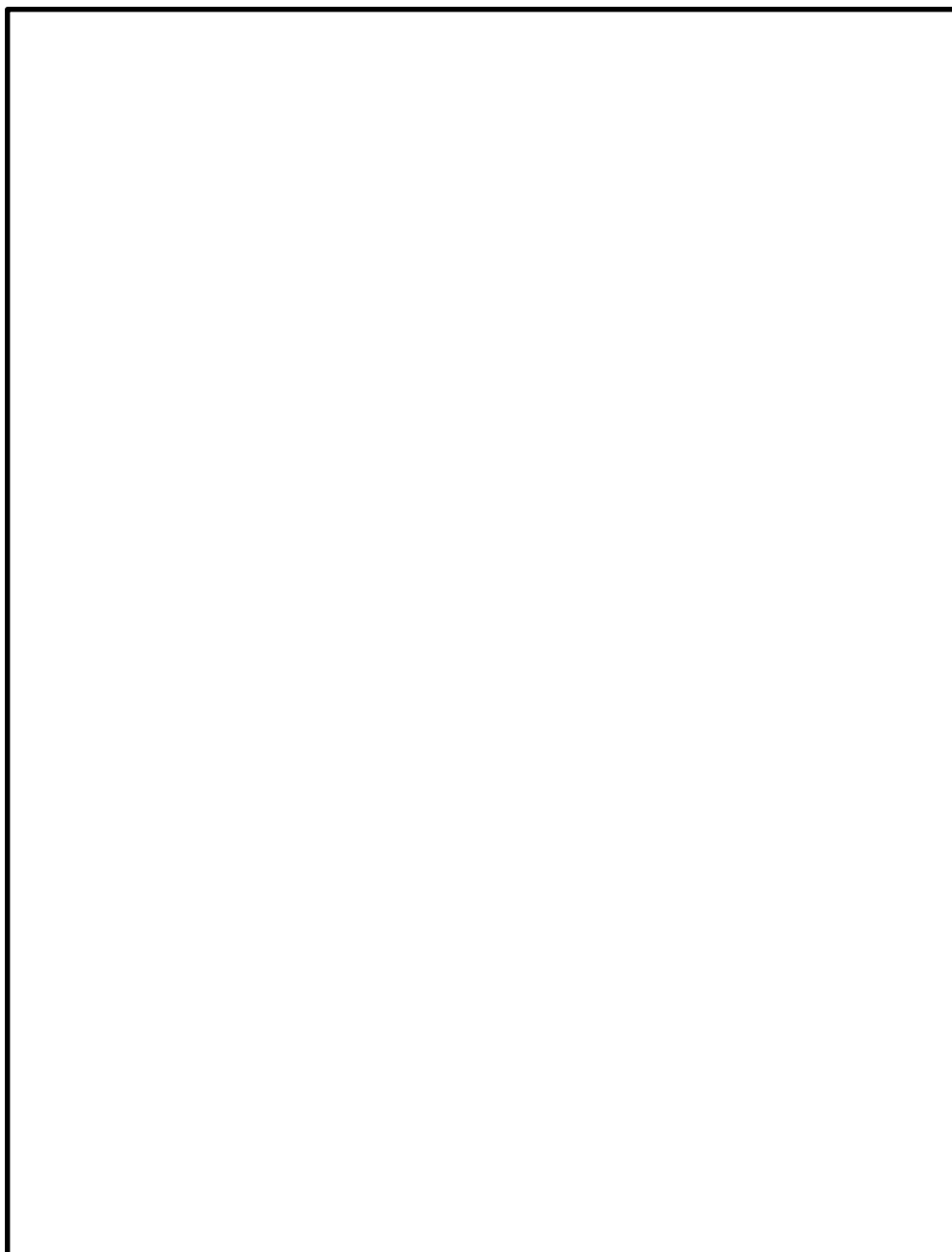


図 14 PARの組み込みロジック

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。

③ GOTHICのオペフロ解析モデルとPARモデルの関係

上記②により、GOTHICコードにおいて、PARの水素処理容量相関式を忠実にモデル化していることが確認された。また、①により、PAR入口の水素濃度、気体圧力、気体温度を与えれば、適正な水素処理容量を計算できることが確認された。

GOTHICによるPARの解析においては、オペフロ内のサブボリュームの大きさは、PARの大きさと比較して大きく、PAR入口部を局所的にモデル化はしていない。すなわち、PARの水素処理量を適正に評価するためには、PARの入口条件を適切に評価する必要がある。これについて考察を行った。

PARモデルでは、フローパスの入口と出口を同じサブボリュームに接続し、同サブボリュームの水素濃度・酸素濃度・温度をPAR入口の条件として使用している。PARが設置される実機建物体系では、作動中のPAR排気は周囲雰囲気と比べて高温であるので、上方へ立ち昇って行き、PARの周囲に留まることはないと考えられるため、このようにPAR設置ボリュームに排気を混合させるモデル化は、以下に示すとおり保守的な設定と考える。

・ 水素濃度

PARで処理され水素濃度が低くなったガスが、フローパスの出口より同サブボリュームに排出され混合する。そのため、同サブボリュームの水素濃度は、実際のPAR入口の水素濃度よりも低くなり、相関式で計算した水素処理容量が小さくなるため保守的な設定と考える。

・ 酸素濃度

PARで処理され酸素濃度が低くなったガスが、フローパスの出口より同サブボリュームに排出され混合する。そのため、同サブボリュームの酸素濃度は、実際のPAR入口の酸素濃度よりも低くなり、PARの起動の観点で保守的な設定と考える。ただし、島根原子力発電所2号炉の場合、水素発生量に比べて十分な酸素量を有しており、酸素濃度による影響はない。

・ 気体温度

GOTHICモデルにおいては、PARの水素・酸素再結合による発生熱量が、サブノード内の気体全体を加熱するため、PAR出口温度については、実際よりも低く評価され、浮力による上昇速度が実際よりも小さくなる。これは、原子炉建物4階（燃料取替階）内の気体の混合性を小さくする。水素濃度分布の局所化や成層化の観点からは、原子炉建物4階（燃料取替階）内の気体の混合性が促進されないほうが一般に厳しい評価となると考えられる。

また、PARに流入する気体温度の観点からは、実際よりも高温な気体がPARに流入することになり、これはPARの水素処理速度を実際よりも低下させる方向に作用するため保守的な設定と考える。

- ・ 気体圧力

解析においては、サブボリューム内の気体圧力は一定である。一方、実際の流動においては、圧力に分布がある。しかしながら、解析対象としているような、解放空間における空間内の圧力差は小さく、圧力分布を均一に扱っている影響は僅少と考えられる。

④ PAR設置状態における総合的な解析能力

3. (1) に示したNUPEC試験についての解析は、上記の①～③が適合する状況で行われたものであり、この結果は、3. (1) で先述のように、GOTHICで適切なPAR解析を行い得ることを示している。

以上から、GOTHICコードによるPAR解析については、

- ・ PAR内の局所性については、PAR入口条件に縮約された水素処理容量相関式により、
- ・ PAR周囲を比較的粗メッシュで扱っていることについては、その設定がPARの水素処理量や原子炉建物4階（燃料取替階）内のガス混合性を低く見積もる定性的傾向があることにより、
評価モデルとしては適正であることを示した。

また、総合的な評価能力については、3. (1) の実験解析により、適切な解析能力があることを示した。

以上の検討から、GOTHICにおけるPARのモデル化、及び同モデルを用いての水素・酸素再結合解析は適正に実施できる。

参考文献

- [1] NUPEC, “FinalComparison Report on ISP-35: NUPEC Hydrogen Mixing and DistributionTest (TestM-7-1)”, CSNI Report NEA/CSNI/R(94)29, December, 1994.

- [2] Electric Power Research Institute, Inc., “GOTHIC THERMAL HYDRAULICS ANALYSIS PACKAGE QUALIFICATION REPORT Version 8.1(QA)”, NAI 8907-09 Rev 14, September 2014

- [3] 独立行政法人原子力安全基盤機構溶接部等熱影響部信頼性実証試験(原子炉格納容器)に関する報告書(平成4年度), 平成5年3月

- [4] EPRI and EDF, “Generic Tests of Passive Autocatalytic Recombiners (PARs) for CombustibleGas Control in Nuclear Power Plants”, June 1997.

- [5] K. FISCHER, “QUALIFICATION OF A PASSIVE CATALYTIC MODULE FOR HYDROGEN MITIGATION”, Nuclear Technology VOL.112, Oct. 1995

重大事故等時に発生が想定されるガス等による被毒について

パラジウムを触媒として使用するN I S製のP A Rに対しては、ハロゲンをはじめとする反応阻害物質による水素処理性能への影響が知られていることから、反応阻害物質として炉心損傷時の核分裂生成物のハロゲンの大部分を占めるよう素による影響について確認を行っている。

一方、よう素以外の重大事故等時に発生が予想されるガス等によるパラジウム触媒への被毒について、Southern Nuclear Engineering (SNE)の試験にて評価が行われていることから、その試験結果を基に格納容器から原子炉建物内にガス等が放出された場合の影響について確認を行った。

1. 対象とする化学物質

1997年5月22日にEPRI(米国電力研究所)によって発行された文献によると、Southern Nuclear Engineering (SNE)の試験において、プラントで一般的に使用される化学物質(有機溶剤、機械油等)とL O C A後の核分裂生成物がパラジウム触媒の水素除去効率へ及ぼす影響について評価を行っている。

対象とした化学物質は表1のとおりであり、加圧水型軽水炉の格納容器内で存在または発生しうる一般的に使用される化学物質とL O C A後の核分裂生成物(ハロゲンを除く)を、触媒活性への影響に関わらず選定している。

なお、ここでは格納容器から原子炉建物内への漏えいを想定し、表1のうちガスと揮発性の高い液体について、パラジウム触媒に与える影響の確認を行う。

表1 SNE試験で確認した化学物質

--

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。

2. 試験方法

SNE 試験では、図 1 に示す試験装置を用い、一定時間水素及び化学物質を触媒試験体に通過させ入口及び出口の水素濃度を測定することで、触媒試験体の水素処理性能の変化を測定している。触媒試験体は円筒形の触媒ペレットを充填したものを使用している。試験条件を表 2 に示す。



図 1 試験装置概要

表 2 試験条件

入口温度	
入口水素濃度	
入口流量	
触媒の種類	
触媒寸法	
化学物質濃度	
試験時間	

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。

3. 試験結果

ガス及び揮発性の高い液体について、パラジウム触媒に対する水素処理性能の低下率を確認したところ、図2のとおりであり、性能低下は [] 未満であった。



図2 ガス及び揮発性の高い液体の水素処理性能低下率

4. 重大事故等時に発生が想定されるガス等による影響

SNE 試験結果により、よう素以外の重大事故等時に発生が想定されるガス等はパラジウム触媒の水素処理性能に対し有意な影響を及ぼさないと考える。

なお、化学物質のうち一酸化炭素を想定した場合、島根原子力発電所2号炉において、MCCIにより発生する一酸化炭素の全量が原子炉建物4階（燃料取替階）に存在すると仮定しても原子炉建物4階（燃料取替階）の一酸化炭素濃度は [] 程度であり、SNE 試験条件の [] に比べて十分に低い濃度であることが確認された。また、PARの個数は、反応阻害ファクタとして保守的に0.5（50%の性能低下）を考慮して算出している。

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。