

女川原子力発電所 2 号炉

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

平成 27 年 8 月 4 日

東北電力株式会社

目次

1. 基本方針	1
1.1 規制基準要求事項	1
1.2 適合方針	1
2. 静的触媒式水素再結合装置	2
2.1 概要	2
2.2 主要仕様	2
2.2.1 構造及び仕様	2
2.2.2 設置台数	5
2.2.3 設置場所	6
2.3 静的触媒式水素再結合装置の水素処理性能	7
2.3.1 静的触媒式水素再結合装置の性能評価式	7
2.3.2 性能評価式の女川原子力発電所2号炉への適用	8
2.3.3 原子炉建屋原子炉棟の水素挙動	12
2.3.3.1 静的触媒式水素再結合装置の設計条件による原子炉建屋原子炉棟の水素挙動	12
2.3.3.2 有効性評価における原子炉建屋原子炉棟の水素挙動	18
2.4 静的触媒式水素再結合装置動作監視装置	19
2.5 静的触媒式水素再結合装置の維持管理	20
2.5.1 設置時の検査	20
2.5.2 供用開始以降の点検	21
3. 原子炉建屋水素濃度計	22
3.1 概要	22
3.2 主要仕様	22
4. 原子炉建屋水素爆発防止対策	24
4.1 原子炉建屋水素爆発防止対策の位置付け	24
4.2 静的触媒式水素再結合装置による原子炉建屋水素爆発防止対策	25

- 別紙 1 静的触媒式水素再結合装置の動作原理
- 別紙 2 触媒及び触媒カートリッジの品質管理
- 別紙 3 静的触媒式水素再結合装置の最高使用温度
- 別紙 4 静的触媒式水素再結合装置の設計条件の保守性
- 別紙 5 静的触媒式水素再結合装置の水素処理性能評価式
- 別紙 6 重大事故等時のオペレーティングフロアにおけるよう素濃度
- 別紙 7 重大事故等時のオペレーティングフロアにおける水蒸気濃度
- 別紙 8 小漏えい時のオペレーティングフロアにおける水素挙動
- 別紙 9 静的触媒式水素再結合装置の再結合反応開始遅れ
- 別紙 10 有効性評価における原子炉建屋原子炉棟の水素挙動
- 別紙 11 静的触媒式水素再結合装置動作監視装置
- 別紙 12 原子炉建屋水素濃度計
- 別紙 13 原子炉格納容器頂部注水系
- 別紙 14 局所エリアの漏えいガスの滞留
- 別紙 15 原子炉建屋原子炉棟の水素挙動評価への GOTHIC コードの適用性

1. 基本方針

1.1 規制基準要求事項

【設置許可基準規則】

(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)

第五十三条 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。

(解釈)

1 第53条に規定する「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」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。

a) 水素濃度制御設備（制御により原子炉建屋等で水素爆発のおそれがないことを示すこと。）又は水素排出設備（動的機器等に水素爆発を防止する機能を付けること。放射性物質低減機能を付けること。）を設置すること。

b) 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推定できる監視設備を設置すること。

c) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。

1.2 適合方針

(1) 水素濃度制御設備の設置

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉建屋原子炉棟の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合に、水素爆発による損傷を防止するための水素濃度制御設備として静的触媒式水素再結合装置（以下「PAR」という。）を設置する。PARは、触媒カートリッジ及び触媒カートリッジ収納ハウジングで構成し、電源及び起動操作が不要で受動的に水素処理が可能である。

PARには静的触媒式水素再結合装置動作監視装置（以下「動作監視装置」という。）を設置する。動作監視装置は、中央制御室等にて監視可能であり、また、代替電源設備から給電可能である。

(2) 水素濃度監視設備の設置

想定される事故時に原子炉建屋原子炉棟の水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる監視設備として原子炉建屋水素濃度計（以下「水素濃度計」という。）を設置する。水素濃度計は、中央制御室等にて監視可能であり、また、代替電源設備から給電可能である。

2. 静的触媒式水素再結合装置

2.1 概要

PAR は、炉心の著しい損傷が発生した場合の水－金属反応及び水の放射線分解で発生する水素が、原子炉格納容器（以下「格納容器」という。）から漏えいした場合に、原子炉建屋原子炉棟で処理することにより、水素濃度を継続的に低減できる。PAR は、電源及び起動操作が不要で受動的に水素処理が可能である。（別紙 1 参照）

PAR には、動作を監視するため動作監視装置を設置する。動作監視装置は、中央制御室等にて監視可能であり、また、代替電源設備から給電可能である。

2.2 主要仕様

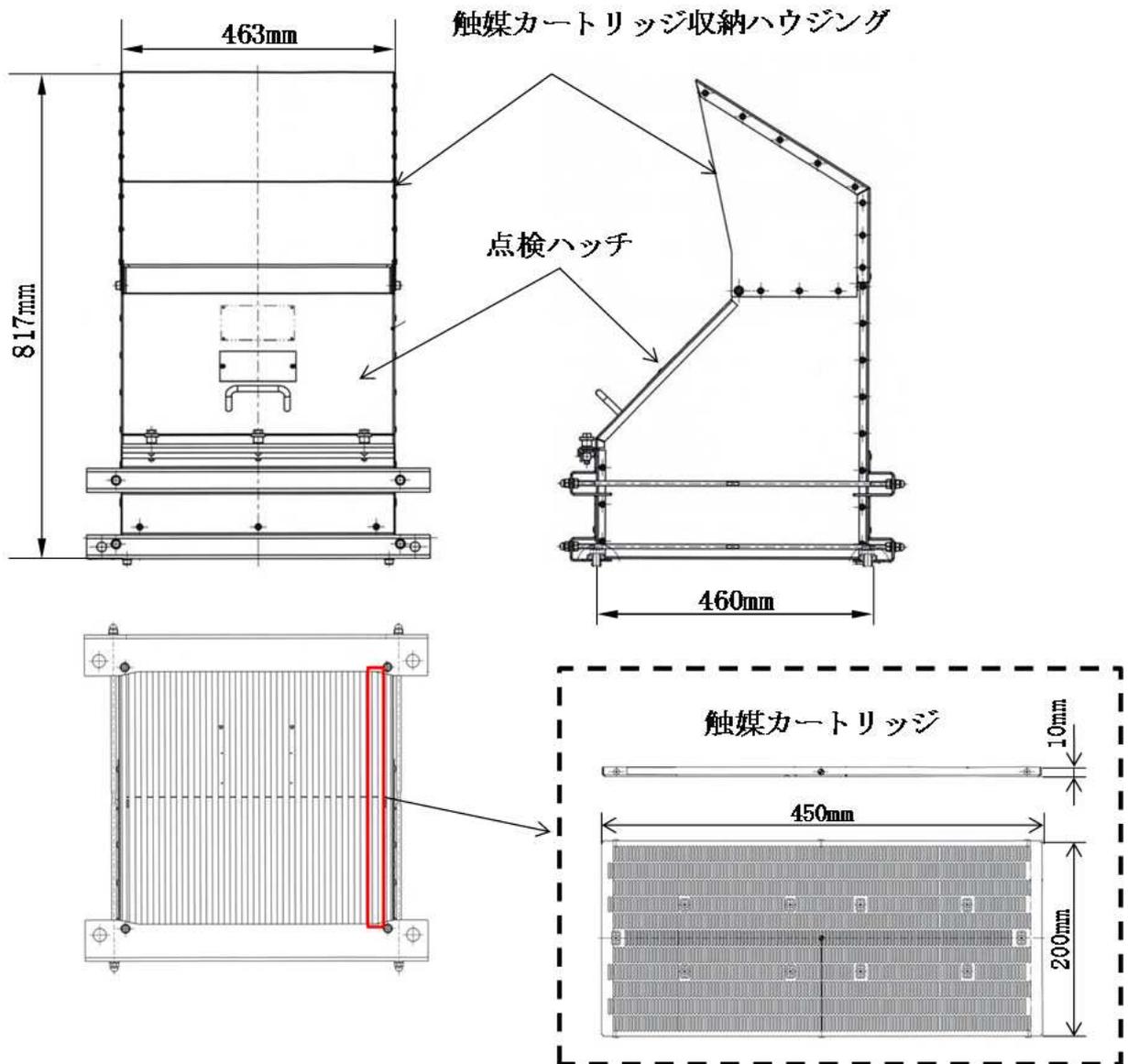
2.2.1 構造及び仕様

PAR は、触媒カートリッジ及び触媒カートリッジ収納ハウジングで構成する。

触媒カートリッジは、ステンレス鋼板で形成したフレームの中に触媒を充填したものである。触媒には、パラジウムを使用しており、触媒の表面には疎水性コーティングを施すことにより蒸気環境でも水素及び酸素が触媒に接触し易くしている。（別紙 2 参照）

ステンレス鋼製である触媒カートリッジ収納ハウジングの前面には点検ハッチがあり、触媒カートリッジの点検及び性能試験を容易に行うことができる。

PAR の構造及び外観を第 2.2.1-1 図及び第 2.2.1-2 図に、仕様を第 2.2.1-1 表に示す。



第 2.2.1-1 図 PAR 構造図



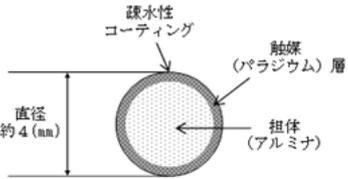
PAR 外観



触媒カートリッジ収納ハウジング内部



22 枚の触媒カートリッジが 10mm 間隔で収納されている

<p>触媒カートリッジ (450mm×200mm×10mm)</p>	<p>触媒 (直径 4mm ~ 6.5mm 程度)</p>
	 <p>充填</p>  <p>疎水性コーティング 触媒 (パラジウム) 層 担体 (アルミナ) 直径 約 4 (mm)</p>

第 2. 2. 1-2 図 PAR 外観

第 2. 2. 1-1 表 PAR の仕様

項目	仕様	備考
種類	触媒式	NIS 社製 Type22 (1/4scale)
幅	463mm	—
奥行	460mm	—
高さ	817mm	—
重量	51kg	—
最高使用温度	300℃	別紙 3 参照
水素処理容量 (水素濃度 4.0vol%, 大気圧, 100℃)	0.50kg/h	—

2.2.2 設置台数

PARの1台あたりの水素処理容量は、水素濃度、雰囲気圧力及び温度に対して基本相関式①から求められ、重大事故等時の原子炉建屋原子炉棟運転床（以下「オペレーティングフロア」という。）の想定される環境（水素濃度4vol%，大気圧，100℃）においては0.50kg/hの水素処理容量を有する。

設置台数の検討にあたっては、反応阻害物質による水素処理性能への影響を考慮した②式を用いて第2.2.2-1表に示す条件により、PARの1台あたりの水素処理容量を0.25kg/hと設定する。

原子炉建屋原子炉棟の水素濃度を可燃限界未満（4vol%）に低減するために必要な台数は、第2.2.2-2表より、17台（（水素発生量990kg）×（格納容器漏えい率10%/day）/（24h/day）/（水素処理容量0.25kg/h）=16.5台）となり、必要台数に余裕を考慮し19台を設置する。

$$DR = A \times \left(\frac{C_{H_2}}{100} \right)^{1.307} \times \frac{P}{T} \times 3600 \times SF \cdots \cdots \text{基本相関式①}$$

$$DR = A \times \left(\frac{C_{H_2}}{100} \right)^{1.307} \times \frac{P}{T} \times 3600 \times F_{inhibit} \times SF \cdots \cdots \text{②}$$

- DR : 水素処理容量 [kg/h]
- A : 係数
- C_{H_2} : 水素濃度 [vol%]
- P : 雰囲気圧力 [bar]
- T : 雰囲気温度 [K]
- $F_{inhibit}$: 反応阻害ファクター
- SF : スケールファクター

第 2.2.2-1 表 水素処理容量評価条件

項目	評価条件	設定理由
A：係数		開発時の試験データより設定
C_{H_2} ：水素濃度	4vol%	水素濃度を可燃限界未満(4vol%)に低減することとして設定
P：雰囲気圧力	1.01325bar	大気圧として設定
T：雰囲気温度	100°C (373.15K)	原子炉建屋原子炉棟で想定される雰囲気温度として高めの温度を設定
$F_{inhibit}$ ：反応阻害 ファクター	0.5	2.3.2 参照
SF：スケール ファクター	0.25	開発時の PAR の触媒カートリッジ枚数 88 枚、採用する PAR の触媒カートリッジ枚数 22 枚より、 $22/88=0.25$ として設定

第 2.2.2-2 表 必要台数評価条件（別紙 4 参照）

項目	評価条件	設定理由
水素処理容量	0.25kg/h	②式より算出
水素発生量	有効燃料長被覆管 100% (AFC100%) 990kg	有効性評価における水素発生量を包絡する値として設定（有効燃料長被覆管 100%のジルコニウム全量の水-金属反応により発生する水素量）
格納容器漏えい率	10%/day	格納容器の設計漏えい率 0.5%/day に余裕を考慮して設定

2.2.3 設置場所

格納容器から原子炉建屋原子炉棟へ漏えいする水素を含むガスは高温であり、オペレーティングフロアまで上昇し滞留することが想定されるため、PAR をオペレーティングフロアに設置する。

PAR の配置にあたっては、漏えいする水素を含むガスはオペレーティングフロアで対流し均一化されること、また、定期検査におけるメンテナンスエリアの確保及び他設備との干渉を考慮し、オペレーティングフロアの壁近傍の床上約 0.6m、約 2m 及び約 8.7m に 19 台を分散配置する。第 2.2.3-1 図に配置場所を示す。

第 2.2.3-1 図 PAR 配置図

2.3 静的触媒式水素再結合装置の水素処理性能 (別紙 5 参照)

2.3.1 静的触媒式水素再結合装置の性能評価式

NIS 社において PAR の性能評価式の設定を目的に、PAR (1/1scale) により Battelle Model Containment (以下「BMC」という。) 試験を実施しており、PAR の性能評価式は以下のとおり求められている。

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

DR : 水素処理容量 [kg/h]

A : 係数

C_{H_2} : 水素濃度 [vol%]

P : 雰囲気圧力 [bar]

T : 雰囲気温度 [K]

また、EPRI（米国電力研究所）と EDF（フランス電力株式会社）が合同で、CEA（フランス原子力庁）の Cadarache 研究所の KALI 施設を用いた試験（以下「KALI 試験」という。）を実施しており、BWR 及び PWR の設計基準事故及び重大事故を考慮した様々な環境下でスケールファクターを含めた性能評価式の妥当性を確認している。

スケールファクターは、単位流路面積あたりの触媒カートリッジ表面積が同一であることを条件に、PAR 入口開口面積の比で表すことができ、試験において確認されている。また、触媒カートリッジの寸法及び配置間隔が同一であれば、単位流路面積あたりの触媒カートリッジ表面積も同一であるため、触媒カートリッジ枚数比として表すこともできる。

性能評価式は、スケールファクターを考慮し、以下となる。

$$DR = A \times \left(\frac{C_{H2}}{100} \right)^{1.307} \times \frac{P}{T} \times 3600 \times SF \cdots \cdots \text{基本相関式①}$$

SF : スケールファクター

2.3.2 性能評価式の女川原子力発電所 2 号炉への適用

PAR に対しては、反応阻害物質等による水素処理性能への影響が知られており、また、水蒸気による水素処理性能への影響が懸念されることから、水素処理性能への影響について確認し、女川原子力発電所 2 号炉への基本相関式①の適用性を整理する。

(1) 反応阻害物質による影響

EPRI の「Effects of Inhibitors and Poisons on the Performance of Passive Autocatalytic Recombiners for Combustible Gas Control in ALWRs」において、NIS 社が実施した Battelle Model Containment（以下「BMC」という。）試験から、PAR に対する酸素の影響として、性能低下が報告されている。こ

の試験は、

の環境を作り PAR の触媒による素を付着させた後に水素処理性能への影響を確認したものである。実機の使用条件に比べて、PAR の触媒による素が付着した状態での BMC 試験は保守的な試験である。試験条件を第 2.3.2-1 表、試験装置の概要を第 2.3.2-1 図に示す。

この試験では、よう素が存在しない状態の実験データから理論的に決定された性能曲線と、よう素環境下での実験値の比較を行っている。

試験結果を第 2.3.2-2 図に示す。よう素環境下においては、よう素が存在しない状態に比較して %の水素処理性能の低下が見られる。

女川原子力発電所 2 号炉のオペレーティングフロアにおける重大事故等時に想定されるよう素濃度は、約 $0.015\text{g}/\text{m}^3$ (別紙 6 参照) であり、試験条件と比べてよう素濃度は十分に低く、水素処理性能への影響は小さいと考えられるが、基本相関式①に対し反応阻害ファクターとして保守的に 0.5 (50%の性能低下) を考慮する。

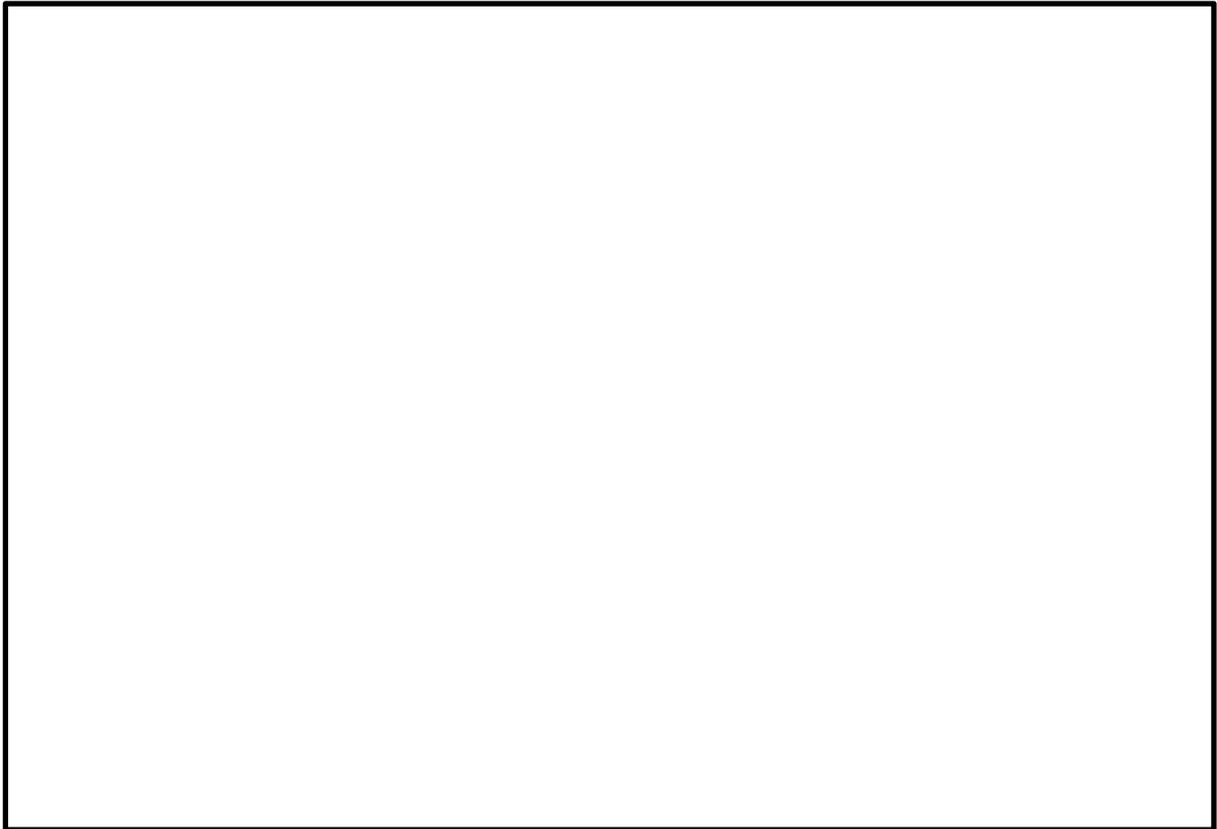
なお、よう素による水素処理性能の低下は、パラジウムとよう素が化学結合することにより、再結合反応する表面積が減少するために生じる。パラジウムとよう素の化学結合は、水蒸気濃度及び圧力の変化には影響をほとんど受けず、また、雰囲気温度の変化に対しては、PAR 動作による触媒温度の上昇により化学結合したよう素が解離しやすくなることから、影響はほとんどない。

第 2.3.2-1 表 BMC 試験条件

試験名称	BMC 試験
実施主体	NIS 社
試験条件	



第 2.3.2-1 図 BMC 試験装置概要 (参考図書 1)



第 2.3.2-2 図 よう素影響確認試験結果（参考図書 2）

(2) 酸素濃度による影響

PAR は、触媒により水素と酸素を再結合させ水素を処理する。そのため、密閉空間では再結合反応により必要な酸素の量が欠乏し、性能の低下が考えられる。

女川原子力発電所 2 号炉の PAR の設置場所は、オペレーティングフロアであり下層階と繋がっていることから、基本相関式①へ酸素濃度による影響は考慮しない。

(3) 水蒸気による影響

水蒸気による水素処理性能への影響については、NRC（米国原子力規制委員会）の Sandia National Laboratory における試験（以下「SNL 試験」という。）で水蒸気濃度が 50vol%の環境下において性能を発揮していることが確認されている。（参考図書 3）

女川原子力発電所 2 号炉のオペレーティングフロアにおける重大事故等時

に想定される水蒸気濃度は、最大で約 21vol%（別紙 7 参照）であり基本相関式①へ水蒸気による影響は考慮しない。仮に使用済燃料プールが沸騰した場合には、発生する水蒸気に伴いオペレーティングフロアの水素濃度が低下し可燃限界未満に維持される。

(4) 女川原子力発電所 2 号炉への適用（まとめ）

(1)～(3)を踏まえ、基本相関式①に対して、反応阻害物質による水素処理性能への影響を考慮した②式を用いて PAR の設置台数及び原子炉建屋原子炉棟の水素挙動を評価する。

$$DR = A \times \left(\frac{C_{H_2}}{100} \right)^{1.307} \times \frac{P}{T} \times 3600 \times F_{inhibit} \times SF \cdots \textcircled{2}$$

- DR : 水素処理容量 [kg/h]
- A : 係数
- C_{H_2} : 水素濃度 [vol%]
- P : 雰囲気圧力 [bar]
- T : 雰囲気温度 [K]
- $F_{inhibit}$: 反応阻害ファクター
- SF : スケールファクター

2.3.3 原子炉建屋原子炉棟の水素挙動

2.3.3.1 静的触媒式水素再結合装置の設計条件による原子炉建屋原子炉棟の水素挙動

PAR による原子炉建屋原子炉棟における水素挙動について、GOTHIC コードによる解析により確認した。解析条件を第 2.3.3.1-1 表、原子炉建屋原子炉棟の解析モデルを第 2.3.3.1-1 図、解析モデルにおけるオペレーティングフロアの PAR の配置を第 2.3.3.1-2 図に示す。

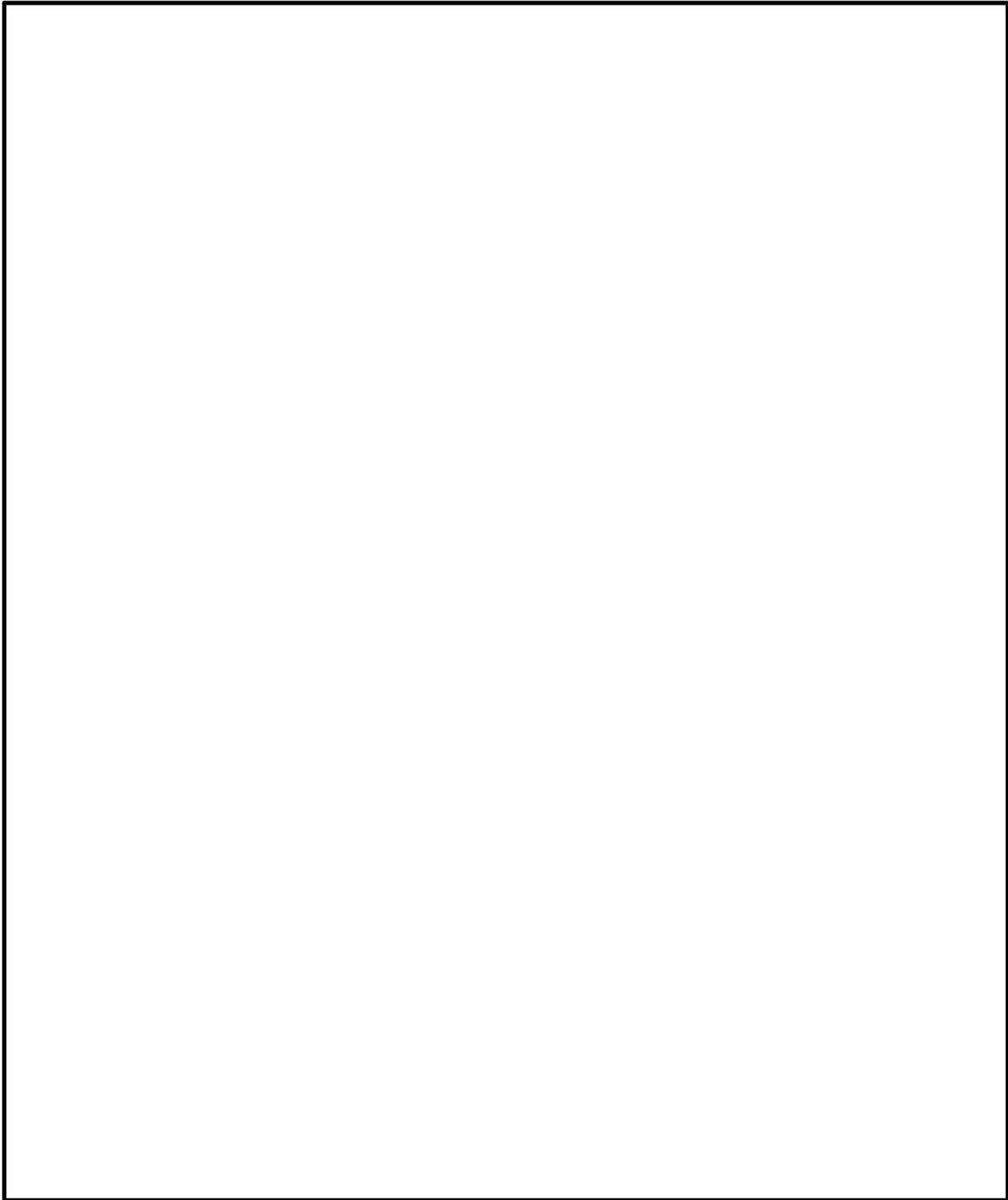
解析の結果, PAR により原子炉建屋原子炉棟の水素濃度は 4vol%未満となることを確認した。解析結果を第 2.3.3.1-3 図～第 2.3.3.1-5 図に示す。

また, 格納容器から原子炉建屋原子炉棟へ漏えいする水素が少なく PAR が動作しない場合のオペレーティングフロアの水素挙動について解析し, 均一化され成層化しないことを確認した。(別紙 8 参照)

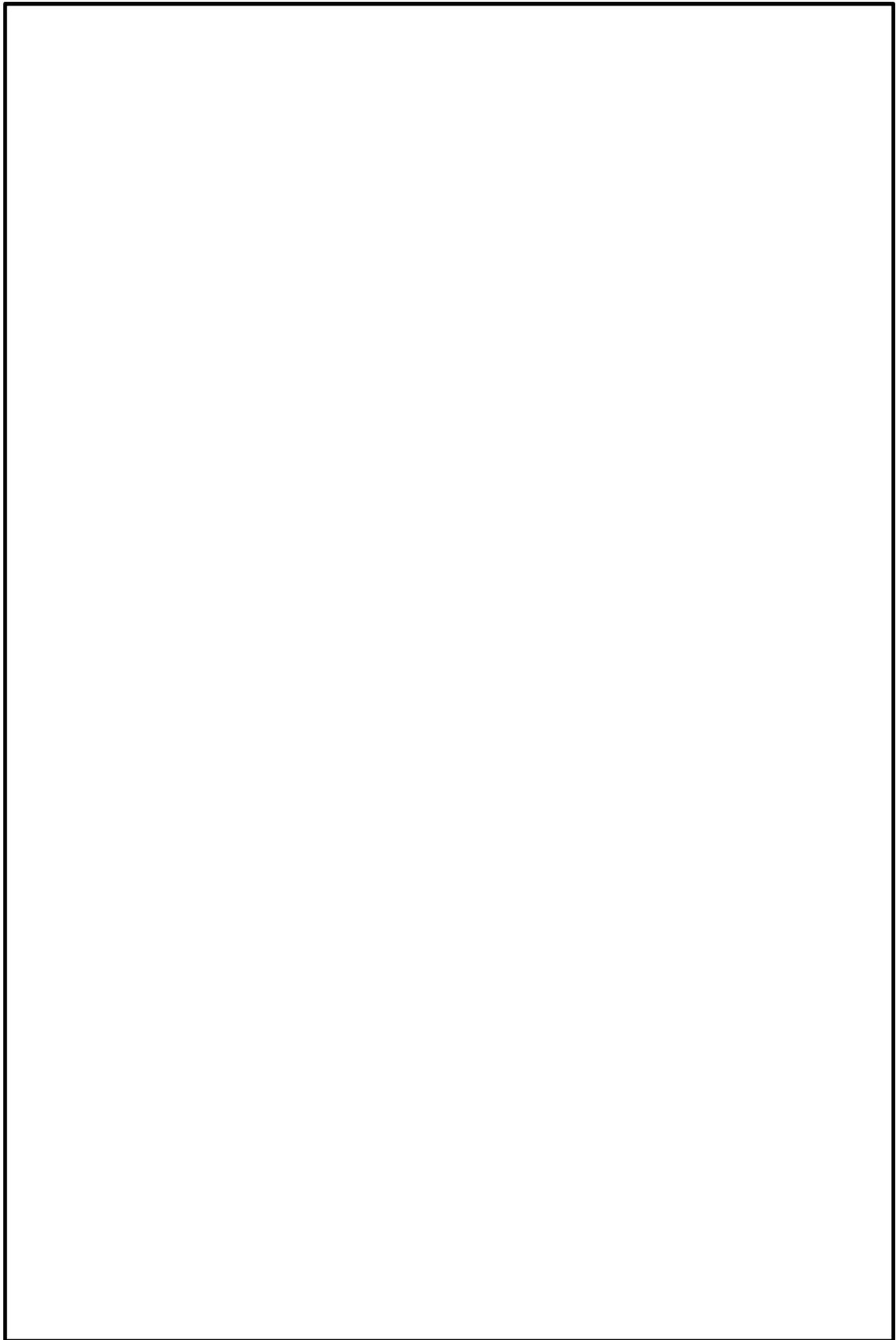
なお, 一定量の格納容器雰囲気ガス(水素, 窒素及び水蒸気)が原子炉建屋原子炉棟へ継続して漏えいし, PAR が動作した場合の解析では, ある時間経過後に再結合反応に必要な酸素の量が欠乏し, 性能が低下することが想定される。しかしながら, 重大事故等対策として原子炉格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントを行うことにより, ベント後は, 格納容器からの漏えいは減少することから, 一定量の格納容器雰囲気ガスの漏えいの継続は見込まない。

第 2.3.3.1-1 表 GOTHIC コードによる解析条件

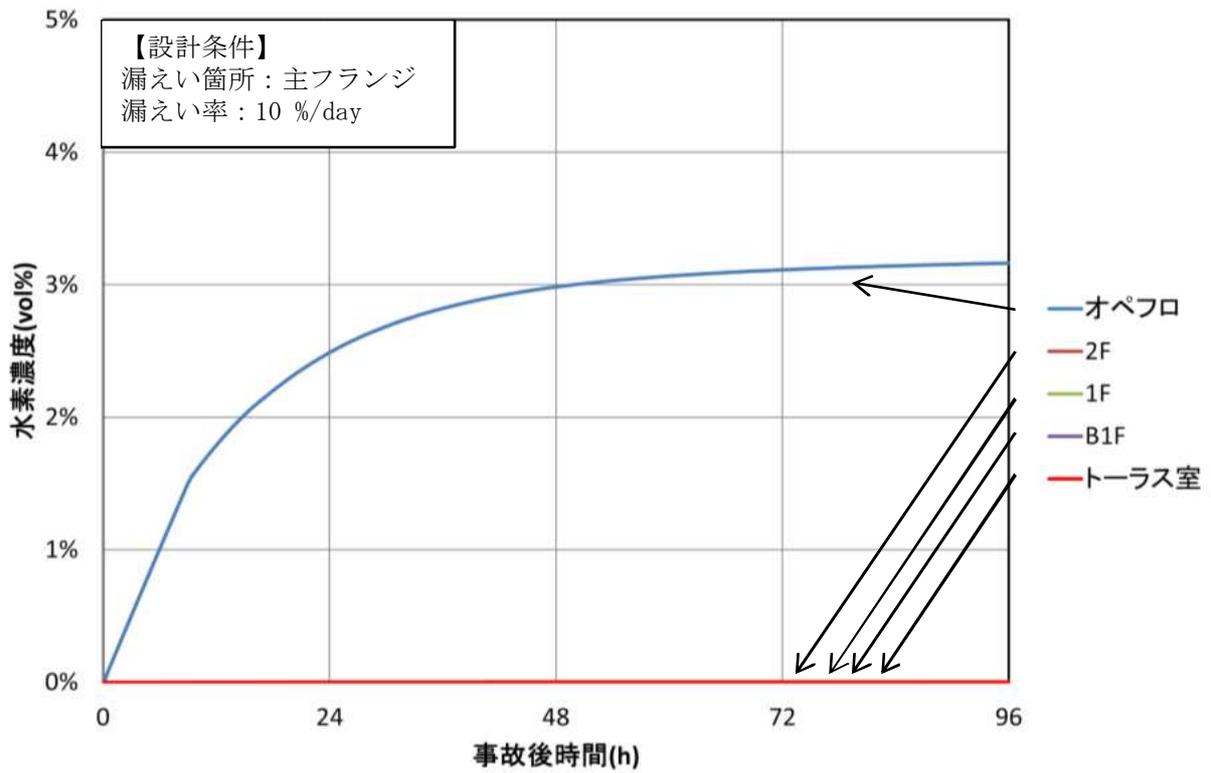
項目	解析条件	設定理由
格納容器条件		
格納容器圧力	854kPa [gage] (2Pd)	格納容器限界圧力より設定
格納容器温度	200℃	格納容器限界温度より設定
水素発生量	有効燃料長被覆管 100% (AFC100%) 990kg	有効性評価における水素発生量を包絡する値として設定 (有効燃料長被覆管 100%のジルコニウム全量の水-金属反応により発生する水素量)
格納容器ガス組成	<ul style="list-style-type: none"> ・水素 16vol% ・窒素 16vol% ・水蒸気 68vol% 	2Pd, 200℃及び AFC100%条件における格納容器ガス組成として設定
格納容器漏えい率	10%/day	格納容器の設計漏えい率 0.5%/day に余裕を考慮して設定
漏えい箇所	ドライウェル主フランジ (オペレーティングフロア)	PAR に対して一番近い漏えい箇所として設定
原子炉建屋初期条件		
建屋圧力	101.325kPa [abs]	大気圧として設定
建屋温度	40℃	通常運転時の環境仕様温度の最大値として設定
建屋ガス組成	<ul style="list-style-type: none"> ・酸素 19.5vol% ・窒素 73.2vol% ・水蒸気 7.3vol% 	相対湿度 100%の空気として設定
建屋解析モデル		
建屋解析モデル	原子炉建屋原子炉棟 オペレーティングフロア 30000m ³ 2階 3100m ³ 1階 3100m ³ 地下1階 8700m ³ トーラス室 7300m ³	空間の構造物を除いた容積として設定
放熱条件		
放熱面積	4000m ²	オペレーティングフロアの外壁が外気と接触している面積として設定
外気温	40℃	建屋温度と同じとして設定
PAR の性能		
水素処理容量	$DR = \square \left(\frac{C_{H_2}}{100} \right)^{1.307} \frac{P}{T} \cdot 3600 \cdot F_{inhibit} \cdot SF$ [kg/h]	—
設置台数	19 台	—
動作開始水素濃度	1.5vol%	別紙 9 参照



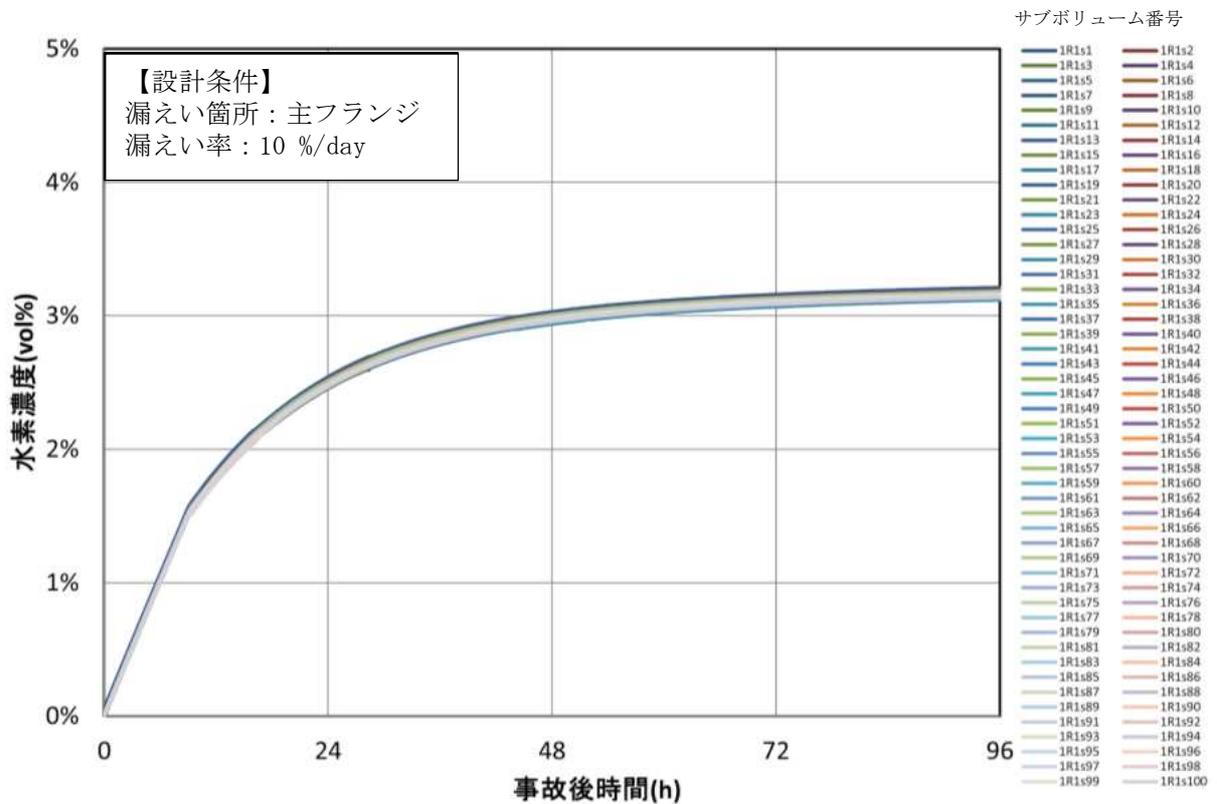
第 2.3.3.1-1 図 原子炉建屋原子炉棟解析モデル（設計条件）



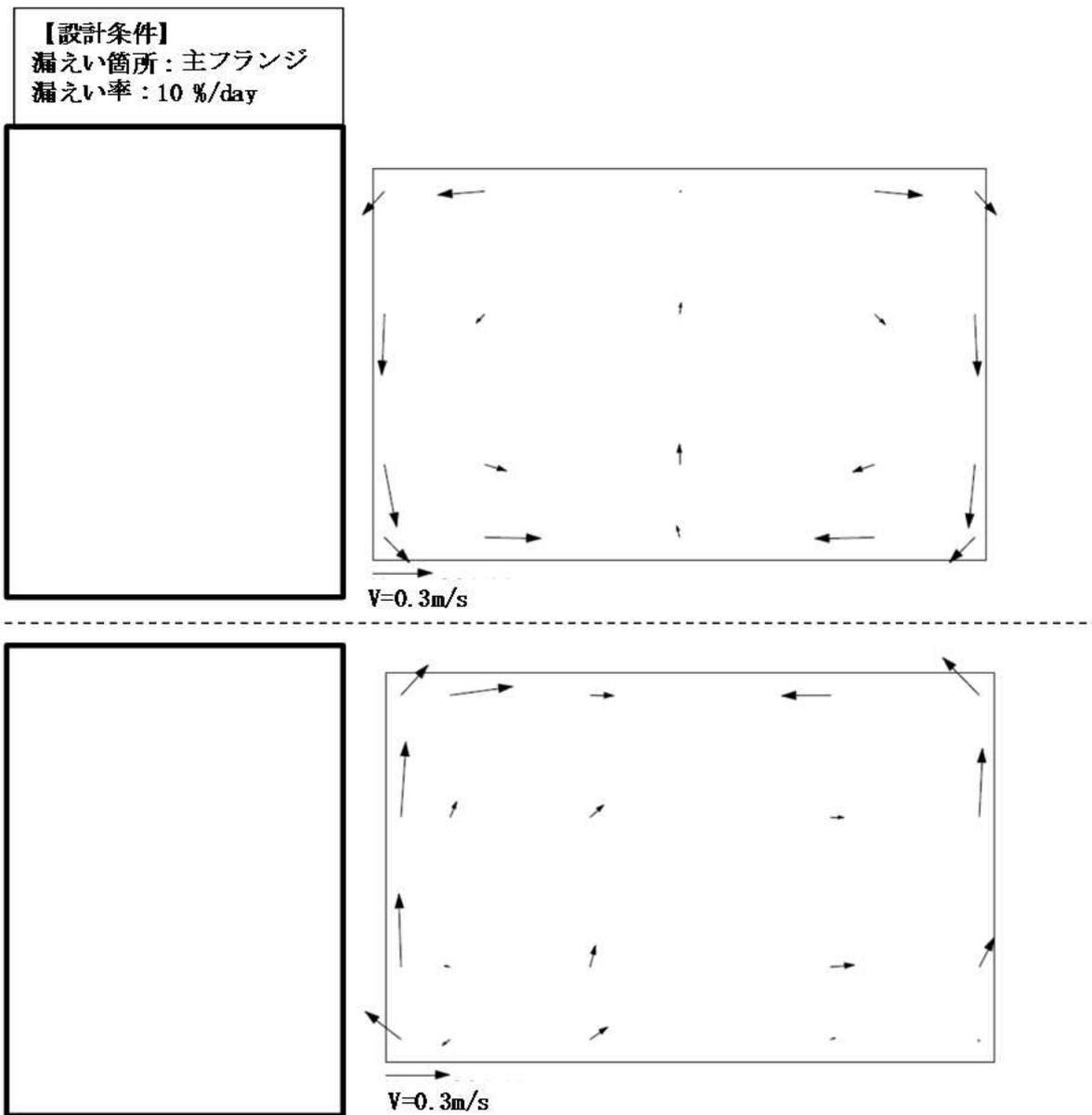
第 2.3.3.1-2 図 解析モデルにおける PAR の配置



第 2.3.3.1-3 図 原子炉建屋原子炉棟の水素挙動



第 2.3.3.1-4 図 オペレーティングフロア（全サブボリューム）の水素挙動



第 2.3.3.1-5 図 オペレーティングフロアの色度ベクトル分布

2.3.3.2 有効性評価における原子炉建屋原子炉棟の水素挙動

格納容器から原子炉建屋原子炉棟への水素漏えい事象として、格納容器破損モードのうち、事象進展が早く格納容器圧力及び温度が高く推移する「格納容器過圧・過温破損（大破断 LOCA 時注水機能喪失（原子炉圧力容器健全）」シーケンスを選定し、GOTHIC コードによる解析により原子炉建屋原子炉棟の水素挙動について確認した。解析は、ドライウェル主フランジを含むシール部からの漏えい及び原子炉格納容器頂部注水系

の効果を検討したドライウェル主フランジを除くシール部からの漏えいの2ケースについて実施した。

解析の結果、原子炉建屋原子炉棟の水素濃度はいずれのケースにおいても1vol%未満であった。(別紙10参照)

なお、解析上は、オペレーティングフロアの水素濃度が1.5vol%以上となった場合にPARが動作することとしており、PARの動作開始濃度以下である。

2.4 静的触媒式水素再結合装置動作監視装置

PARは、触媒による再結合反応により水素を処理する装置であり、水素濃度の上昇に伴い水素処理量が増加しPARの温度が上昇する。動作監視装置としてPARの入口及び出口付近に温度検出器を設置し、入口側ガス温度と出口側ガス温度の差を確認することによりPARの動作状況を把握する。

動作監視装置は、PAR(19台)のうち4台に設け、中央制御室等にてPARの動作を監視する。(別紙11参照)

動作監視装置の電源は、重大事故等に対処するための電源である所内常設蓄電式直流電源設備(125V蓄電池)、常設代替交流電源設備(ガスタービン発電機)、可搬型代替交流電源設備(電源車)又は可搬型代替直流電源設備(125V代替蓄電池、125V代替充電器及び電源車の組合せ)から給電が可能である。

2.5 静的触媒式水素再結合装置の維持管理

PARの水素処理性能は、内部を通過するガス流量、触媒自体の性能及び触媒の接触面積によって決まるため、維持管理においては、これらに影響を与える項目について、検査・点検時に確認する。

2.5.1 設置時の検査

PAR設置時に設計仕様と相違がないことの確認として、第2.5.1-1表のとおり検査を行う。

第2.5.1-1表 設置時の検査項目

部位	検査項目	検査内容
触媒カートリッジ 収納ハウジング	材料検査	使用する材料が設計仕様どおりであることを確認する
	外観検査	有意な欠陥がないことを確認する
	寸法検査	主要寸法が設計仕様どおりであることを確認する
	据付検査	据付位置が設計仕様どおりであることを確認する
触媒	外観検査	有意な欠陥がないことを確認する
	重量検査	重量（触媒カートリッジ含む）が設計仕様どおりであることを確認する
	機能性能検査	触媒反応に異常がないことを確認する
触媒カートリッジ	材料検査	使用する材料が設計仕様どおりであることを確認する
	外観検査	有意な欠陥がないことを確認する
	寸法検査	主要寸法が設計仕様どおりであることを確認する

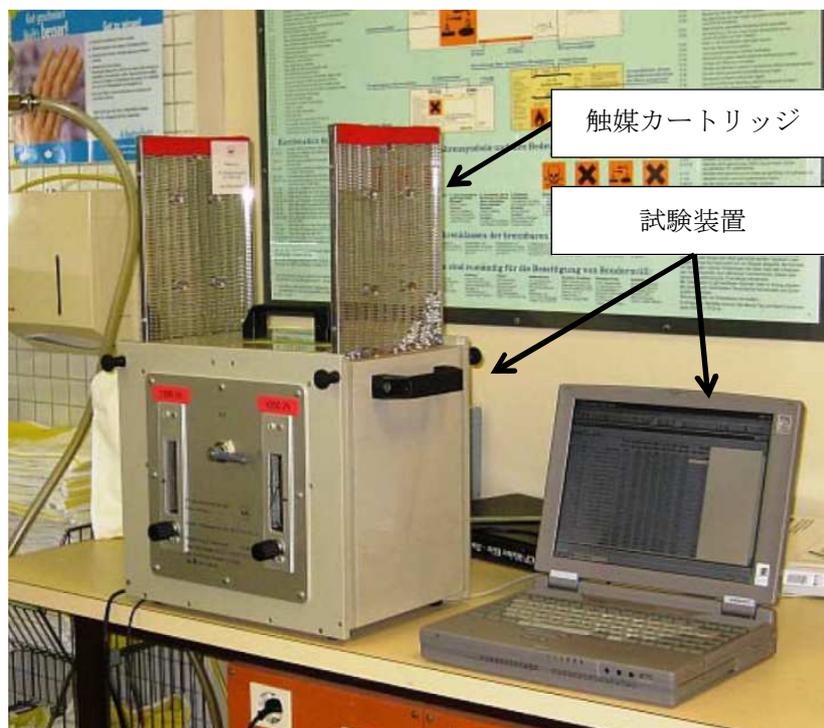
2.5.2 供用開始以降の点検

PARの供用開始以降は、想定される劣化事象を考慮して定期的に点検を実施する。点検項目を第2.5.2-1表に示す。

第2.5.2-1表 供用開始以降の点検項目

部位	想定される劣化事象	点検項目	点検内容
触媒カートリッジ 収納ハウジング	表面のき裂，変形， 腐食	外観点検	有意な欠陥がないことを確認する
触媒	欠陥及び汚れ	外観点検	有意な欠陥及び汚れがないことを確認する
		機能性能試験	触媒反応に異常がないことを確認する
触媒カートリッジ	表面のき裂，変形， 腐食	外観点検	有意な欠陥がないことを確認する

機能性能試験は、試験装置を用い触媒カートリッジ単体に水素を含む試験ガスを流入させ、温度の上昇を確認する。機能性能試験の例を第2.5.2-1図に示す。



第2.5.2-1図 機能性能試験状況

3. 原子炉建屋水素濃度計

3.1 概要

想定される事故時に、原子炉建屋原子炉棟の水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる監視設備として、水素濃度計を設置する。水素濃度計は、中央制御室等にて監視可能であり、また、代替電源設備から給電可能である。(別紙 12 参照)

3.2 主要仕様

(1) 機器仕様

種 類 : 触媒式

計測範囲 : 0~10vol%

個 数 : 2 台

(2) 配置場所

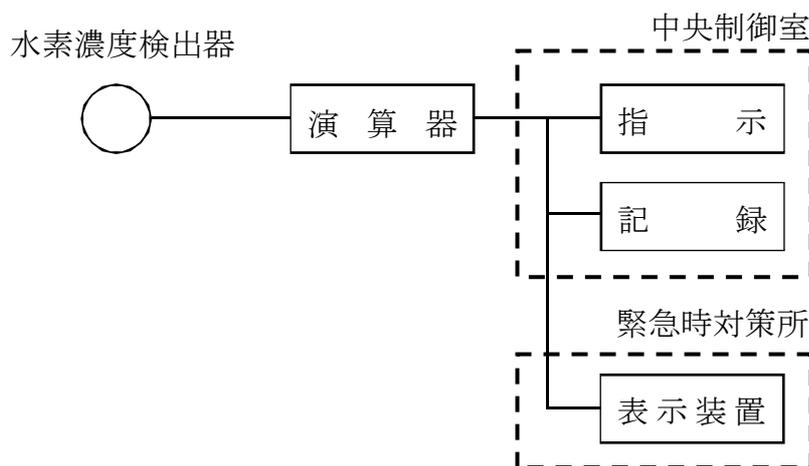
水素濃度検出器の配置場所を第 3.2-1 図に示す。



第 3.2-1 図 水素濃度検出器配置図

(3) 構成

原子炉建屋原子炉棟の水素濃度は、触媒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は、演算器にて水素濃度信号に変換することで、中央制御室に指示及び記録される。また、緊急時対策所の表示装置で指示値を監視できる。概略構成図を第3.2-2図に示す。



第 3.2-2 図 水素濃度計概略構成図

(4) 電源構成

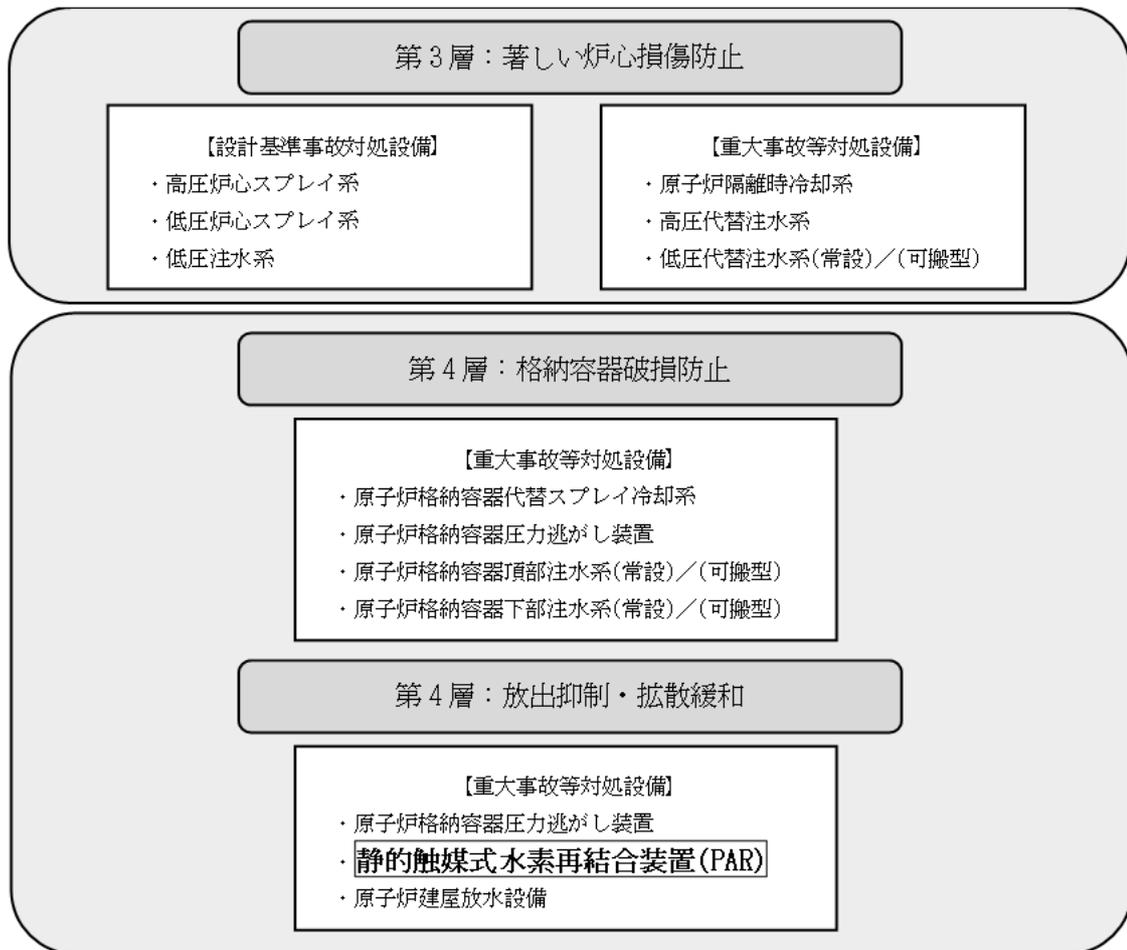
水素濃度検出器の電源は交流電源であり、演算器を介して供給される。また、指示計及び記録計の電源は直流電源である。

水素濃度検出器及び演算器は、重大事故等に対処するための電源である常設代替交流電源設備（ガスタービン発電機）又は可搬型代替交流電源設備（電源車）から給電が可能である。また、指示計及び記録計は、重大事故等に対処するための電源である所内常設蓄電式直流電源設備（125V 蓄電池）、常設代替交流電源設備（ガスタービン発電機）、可搬型代替交流電源設備（電源車）又は可搬型代替直流電源設備（125V 代替蓄電池、125V 代替充電器及び電源車の組合せ）から給電が可能である。

4. 原子炉建屋水素爆発防止対策

4.1 原子炉建屋水素爆発防止対策の位置付け

女川原子力発電所 2 号炉の重大事故等対策を含めた深層防護の第 3 層及び第 4 層のイメージを第 4.1-1 図に示す。



第 4.1-1 図 女川原子力発電所 2 号炉の重大事故等対策を含めた

深層防護の第 3 層及び第 4 層のイメージ

深層防護の第 3 層として、重大事故等が発生した場合において、炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉隔離時冷却系、高圧代替注水系及び低圧代替注水系等を設置する。

深層防護の第 4 層として、炉心の著しい損傷が発生した場合に備え、格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系、原子炉格納容器圧力逃がし装置及び原子炉格納容器頂部注水系等を設置する。なお、原子炉格納容

器頂部注水系は、格納容器頂部の温度を低下させ、格納容器頂部の破損を防止し、原子炉建屋原子炉棟への水素漏えいを抑制する。(別紙 13 参照)

これらの対策を講じたとしても、格納容器内で発生した水素が原子炉建屋原子炉棟に漏えいし水素爆発による損傷を防止するため、PAR を設置する。

4.2 静的触媒式水素再結合装置による原子炉建屋水素爆発防止対策

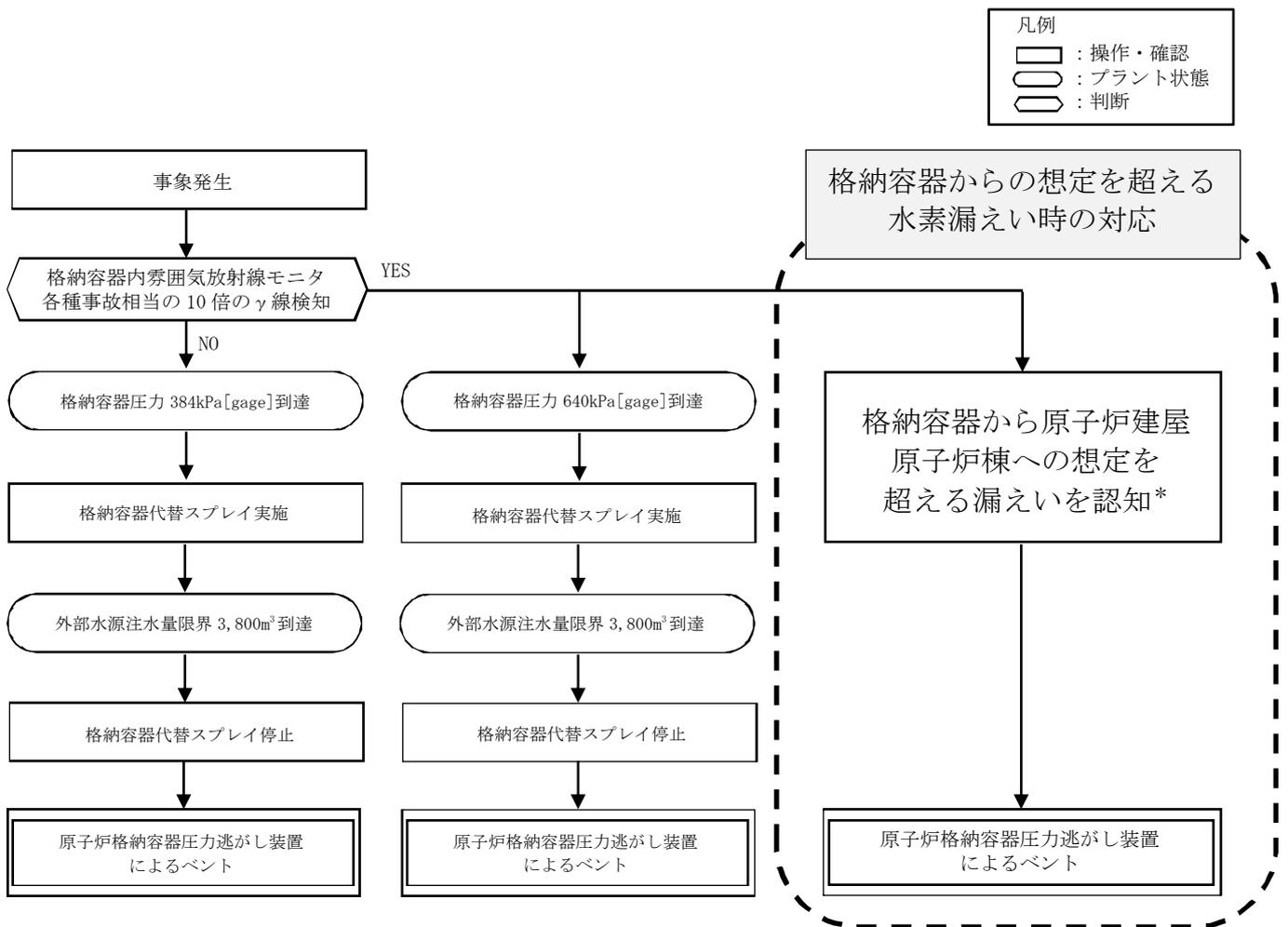
炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器から原子炉建屋原子炉棟へ漏えいが想定される箇所としてドライウェル主フランジ及び格納容器ハッチ類がある。ドライウェル主フランジからの漏えいガスは、オペレーティングフロアに上昇する。格納容器ハッチ類からの漏えいガスは、隣接する通路に流出し、大物搬入口ハッチ等の開口部を通じて、オペレーティングフロアに上昇する。オペレーティングフロアに上昇した水素は、PAR により処理する。(別紙 14 参照)

4.3 原子炉格納容器からの想定を超える水素漏えい時の対応

格納容器破損モードのうち、事象進展が早く格納容器圧力及び温度が高く推移する「格納容器過圧・過温破損(大破断 LOCA 時注水機能喪失(原子炉圧力容器健全))」では、原子炉建屋原子炉棟の水素濃度は 1vol%未満であり、原子炉建屋が水素爆発により損傷することはない。

不測の事態により格納容器から原子炉建屋原子炉棟へ想定を超える水素漏えいの兆候が見られた場合には、PAR による水素処理に加えて、原子炉格納容器圧力逃がし装置によるベントを行い、大規模な格納容器破損に至ることを回避し、また、格納容器から原子炉建屋原子炉棟への水素漏えいを抑制し、水素爆発による原子炉建屋原子炉棟の損傷を防止する。

格納容器からの想定を超える水素漏えい時の対応フローを第 4.3-1 図に示す。



* : 格納容器から原子炉建屋原子炉棟への想定を超える漏えいの認知

- ・ 格納容器からの水素漏えいを検知する手段として、動作監視装置及び水素濃度計があり、想定を超える水素漏えいの判断は、「4台の動作監視装置のうち2台以上による PAR 動作の確認、かつ、2台の水素濃度計のうちいずれかの指示値が有意に上昇した場合」とする。
- ・ 格納容器からの漏えいを検知可能な参考パラメータとして、格納容器圧力、格納容器温度及び使用済燃料プールエリア放射線量率を確認する。

第 4.3-1 図 格納容器からの想定を超える水素漏えい時の対応フロー
 (原子炉格納容器圧力逃がし装置によるベント実施フロー)

《参考図書》

1. Experimental tests on the behaviour of the catalyzer model module developed by NIS under various system conditions and set ups - March 1991 by Battelle - Europe, Frankfurt am Main
2. EPRI ALWR Program (May 22, 1997)
EFFECTS OF INHIBITORS AND POISONS ON THE PERFORMANCE OF PASSIVE AUTOCATALYTIC RECOMBINERS (PARs) FOR COMBUSTIBLE GAS CONTROL IN ALWRs
3. Nuclear Technology Vol.129 Mar. 2000
TESTING A PASSIVE AUTOCATALYTIC RECOMBINER IN SURTESY FACILITY
THOMAS K. BLANCHAT Sandia National Laboratories

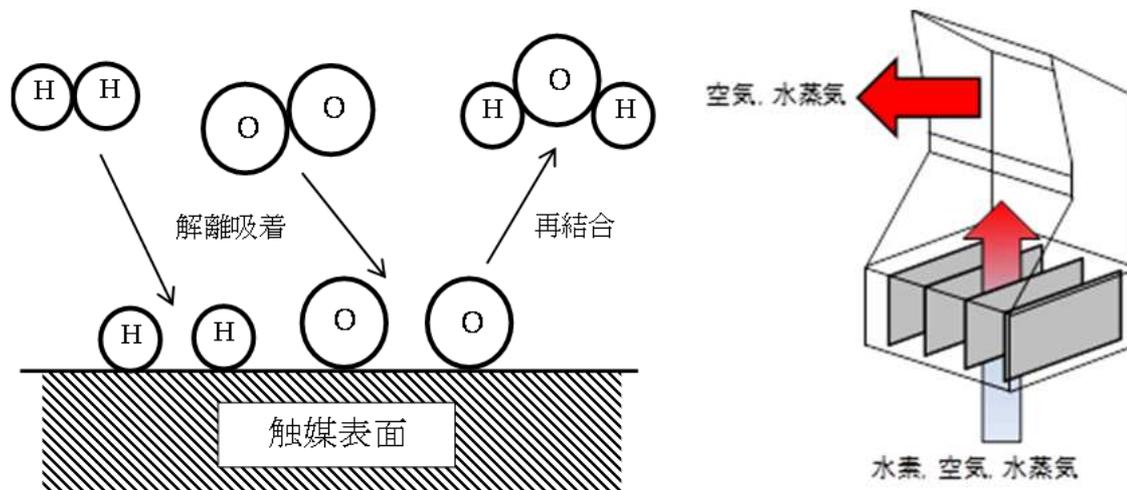
別紙1 静的触媒式水素再結合装置の動作原理

PAR は、パラジウムを触媒とした接触水素化反応を利用しており、触媒表面に接触した水素分子及び酸素分子は、分子の結合が解離して吸着水素原子及び吸着酸素原子となり、触媒表面上で再結合することで水素を水分子とすることにより処理する。

水素が空気と共に触媒カートリッジ収納ハウジング内に流入すると、触媒により水素と酸素が再結合し水蒸気が発生する。このときの反応熱により、PAR 内部に上昇気流が発生し上部から水蒸気及び空気が排気され、底部から新たに雰囲気ガスを吸上げるため連続的に水素を処理することが可能である。

動作原理のイメージを第 1-1 図に示す。

なお、この一連の反応で触媒そのものは反応前後で状態が変わらないため、触媒が劣化することはない、水素処理性能は低下しない。



第 1-1 図 PAR の動作原理 (イメージ)

別紙2 触媒及び触媒カートリッジの品質管理

触媒及び触媒カートリッジの主な品質管理項目及び管理値を第2-1表に示す。比表面積、直径及びパラジウム含有量等を管理した触媒を使用し、触媒カートリッジに充填された触媒重量を管理することにより、所定の性能を発揮するための品質管理を行っている。

第2-1表 触媒及び触媒カートリッジの主な品質管理項目及び管理値

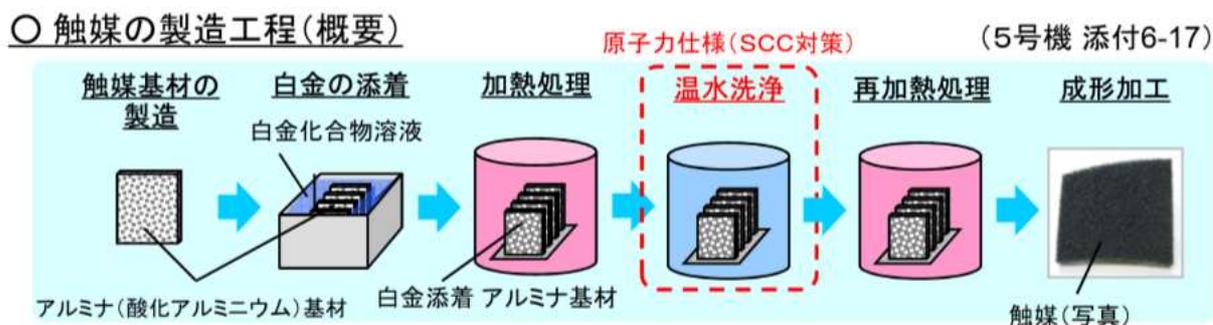
名称	品質管理項目	管理値
触媒	比表面積	
	直径	
	パラジウム含有量	
触媒カートリッジ	触媒重量	

(参考) 静的触媒式水素再結合装置 触媒担体 (アルミナ) について

アルミナは、平成 21 年 7 月 7 日の原子力安全・保安院による「中部電力(株)浜岡原子力発電所 4・5 号機 気体廃棄物処理系の水素濃度上昇に伴う原子炉手動停止」(事対 2147・002) において熱水環境で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) に変化し、シリコン系のシール材に含まれる揮発性物質 (シロキサン) とベーマイトの水酸基が化学結合することで、触媒表面にシロキサン重合物の膜を形成し、触媒反応を阻害することが確認されている。

浜岡原子力発電所 4・5 号機の事象では、触媒の製造工程において、脱塩素処理による応力腐食割れ対策として温水洗浄が実施されており、その際にアルミナの一部がベーマイト化することが確認されている。(第 1 図参照)

NIS 社の PAR は、触媒の担体としてペレット状のアルミナを使用しているが、製造工程において温水洗浄のプロセスがなく、X 線回析分析によりベーマイトがないことを確認している。



第 1 図 気体廃棄物処理系の触媒製造工程 (概要) (参考図書 1)

《参考図書》

1. 経済産業省原子力安全・保安院 事対 2147・002

「中部電力(株)浜岡原子力発電所 4・5 号機 気体廃棄物処理系の水素濃度上昇に伴う原子炉手動停止」(平成 21 年 7 月 7 日)

別紙3 静的触媒式水素再結合装置の最高使用温度

OECD/NEA の THAI 試験 (HR-40~42) では、第 3-1 表の試験条件において PAR の触媒カートリッジ近傍の筐体温度を測定している。この試験のうち、女川原子力発電所 2 号炉のオペレーティングフロア環境条件 (大気圧, 100°C) に比較的近い HR-40 の試験について以下に示す。

第 3-1 表 THAI 試験の試験条件

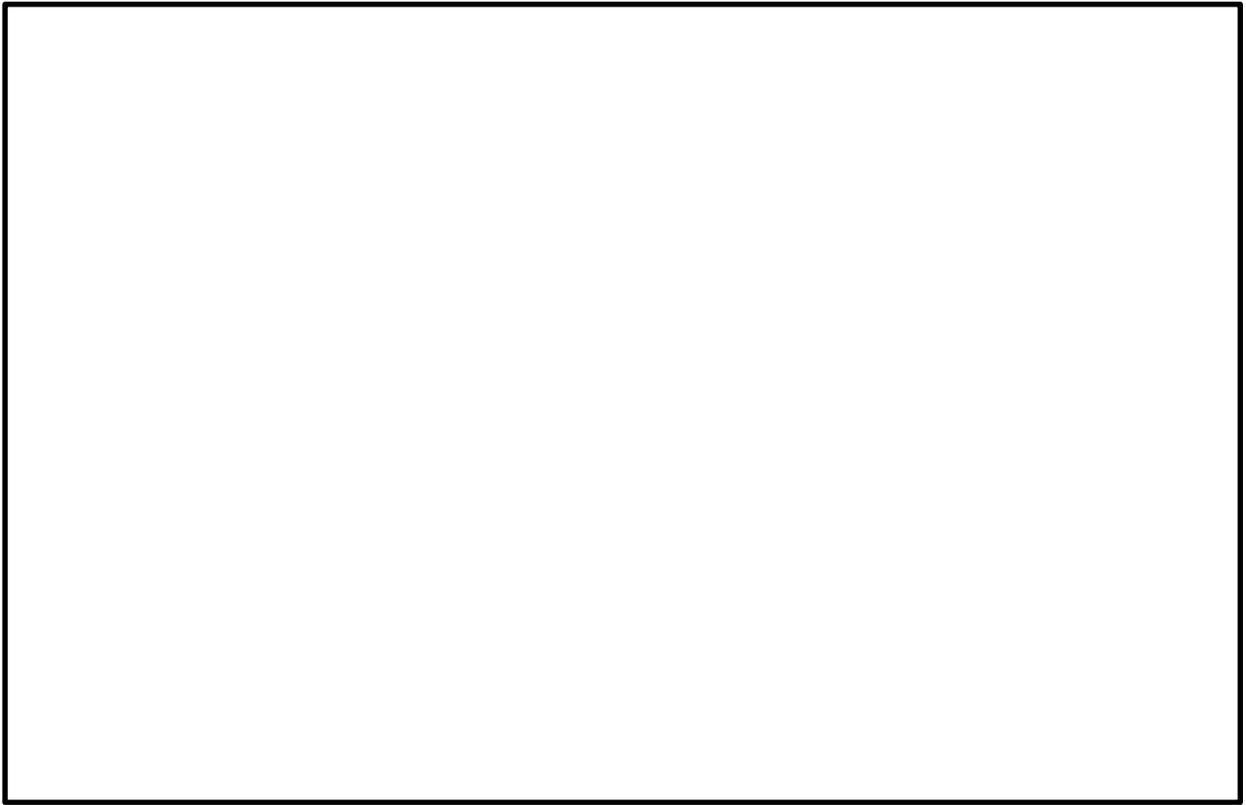
試験番号	圧力 (絶対圧)	温度	水蒸気濃度
HR-40			
HR-41			
HR-42			

HR-40 は、第 3-1 図に示す試験装置により PAR 各部の温度を測定しており、温度測定点 は触媒に近い部分の PAR 筐体の温度を測定している。この試験は、過渡状態の試験であるため試験容器内の水素濃度の増減に伴い触媒の発熱量が変化し、それに伴い PAR 各部の温度も変化している。試験結果を第 3-2 図に示す。

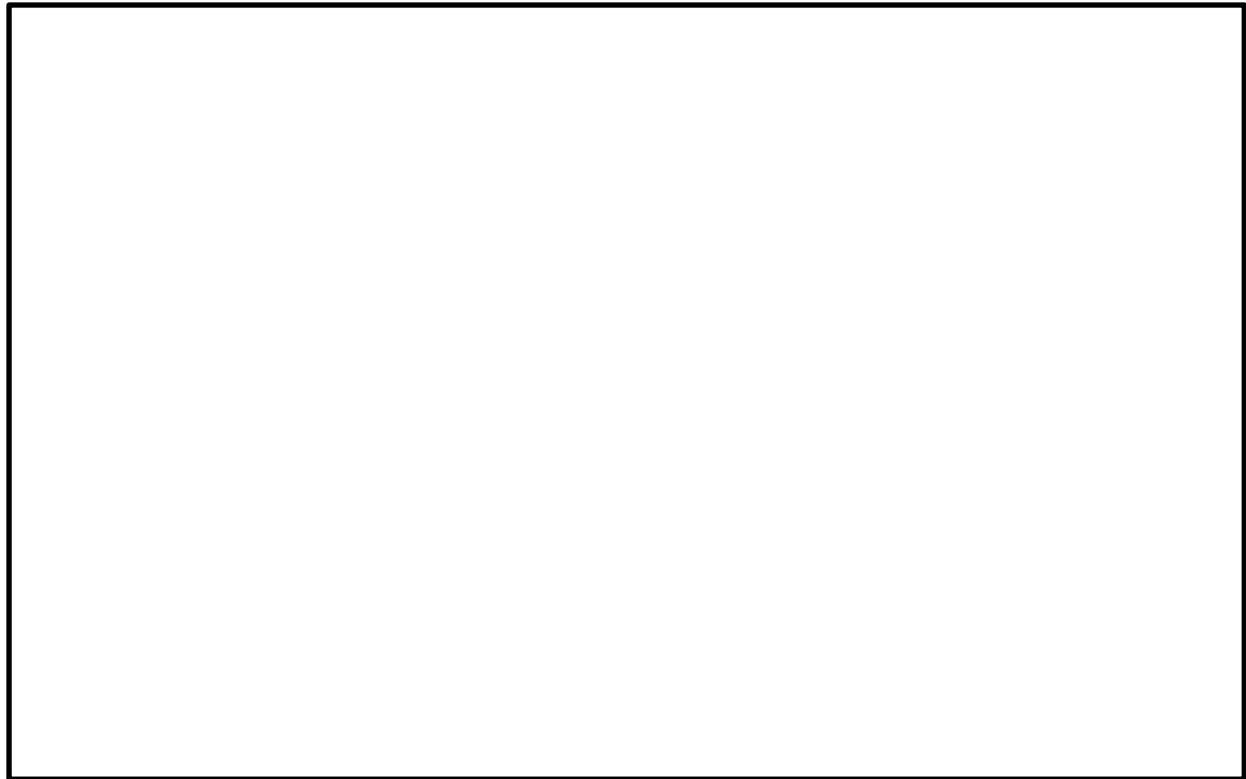
女川原子力発電所 2 号炉に設置する PAR の設計条件である水素濃度 4vol% への到達時間、水素濃度の増減の方向及び温度測定点 における温度を第 3-2 表に示す。

の水素濃度 4vol% における温度 °C は、降温に伴う時間遅れを考慮すると設計条件 4vol% 一定環境下における温度に対し保守的である。また、水素濃度が一定であれば温度も一定となることから、最高使用温度 300°C は妥当と考えられる。

女川原子力発電所 2 号炉の PAR 筐体の材質は、SUS304 相当であり、最高使用温度 300°C に対し十分使用可能な材料である。



第 3-1 図 THAI 試験 (HR-40) の試験装置及び温度測定点 (参考図書 1)



第 3-2 図 THAI 試験 (HR-40) での PAR 筐体温度 (参考図書 1)

第 3-2 表 水素濃度 4vol%時の温度

試験番号	水素濃度 4vol%への 到達時間	水素濃度の 増減方向	温度測定点 □の温度 (筐体温度)
HR-40			

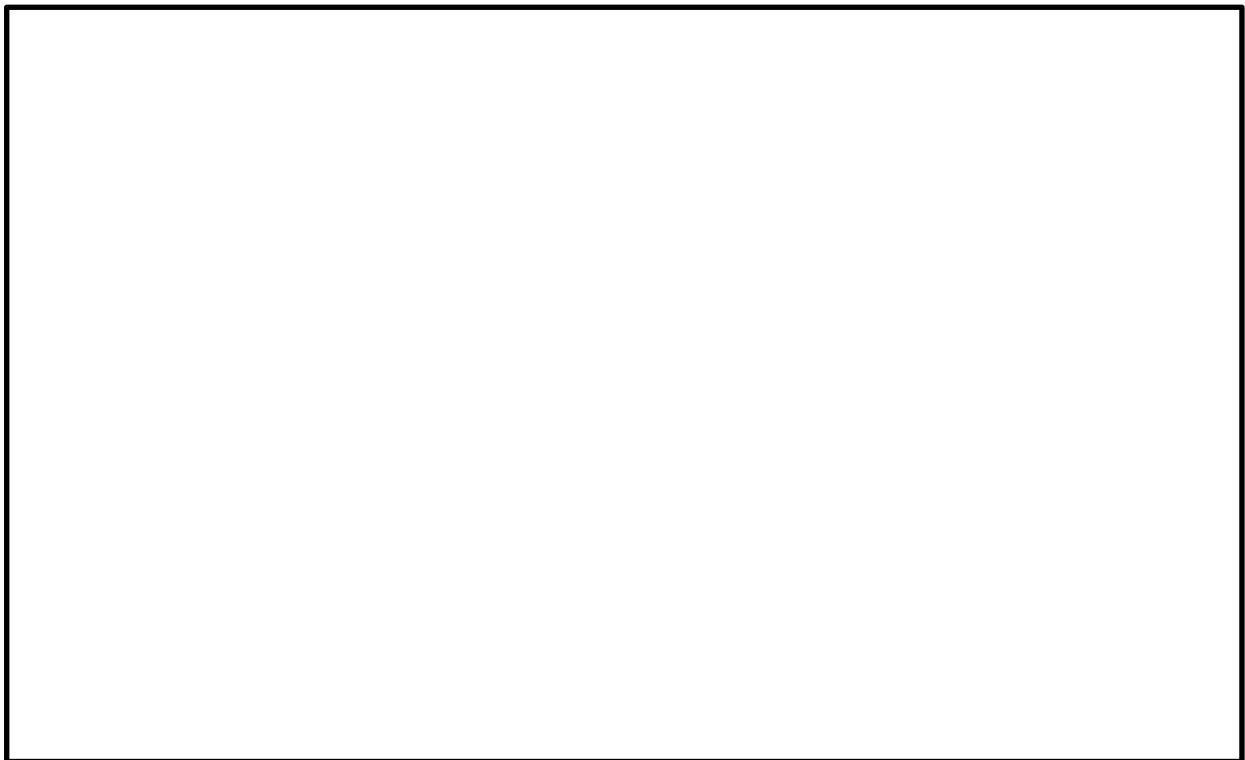
(参考) 水素濃度一定時の PAR のガス温度挙動

THAI 試験の HR-15 では、試験時間約 115～130 分の間、水素濃度を一定に保った状態のガス温度を確認している。HR-15 の試験条件を第 1 表、試験装置を第 1 図、試験結果を第 2 図に示す。

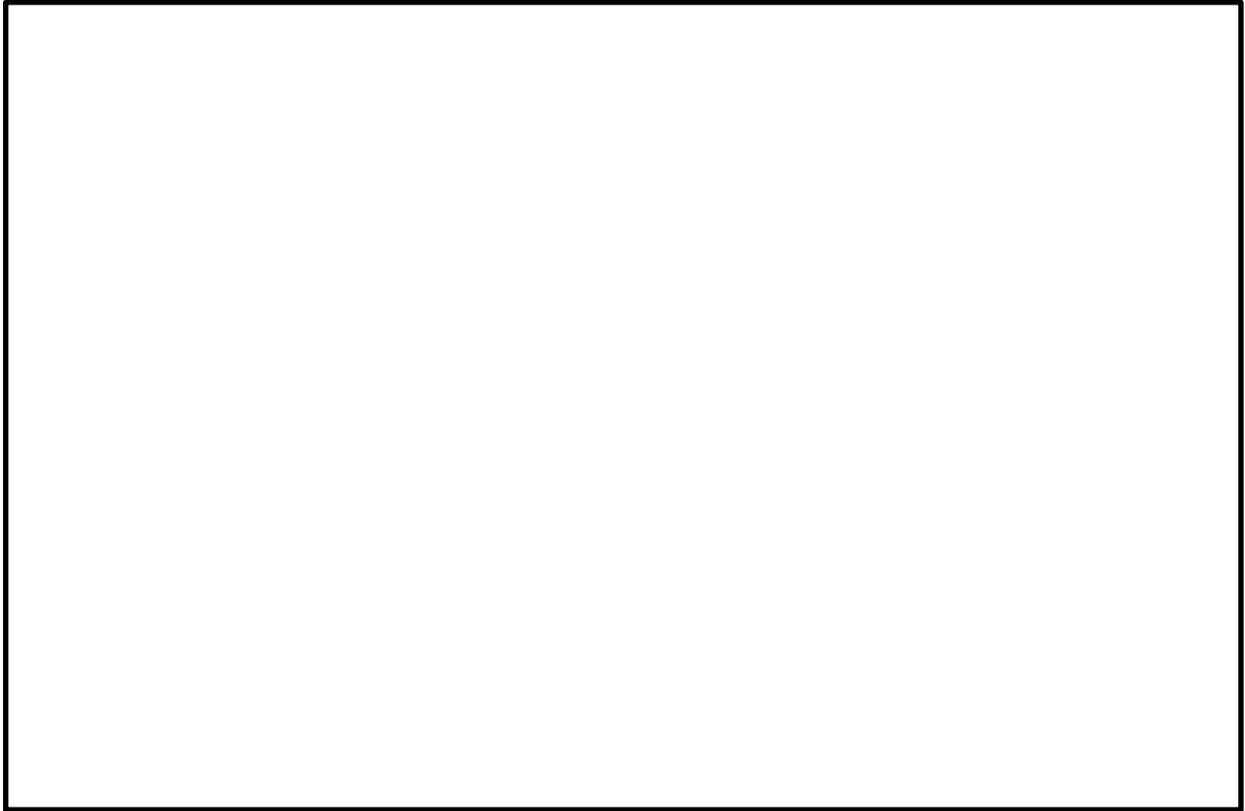
PAR 内部を通過する触媒反応直後のガス温度のうち最も高い温度を示す温度測定点 において、水素濃度を一定に保った期間はガス温度も一定であることから、PAR の設計条件である水素濃度 4vol%の水素を処理し続けた場合においても、温度は一定である。

第 1 表 THAI 試験の試験条件 (HR-15)

試験番号	圧力 (絶対圧)	温度	水蒸気濃度
HR-15			



第 1 図 THAI 試験 (HR-15) の試験装置及び温度測定点 (参考図書 2)



第2図 THAI試験 (HR-15) での各部の温度 (参考図書2)

《参考図書》

1. OECD/NEA THAI Project Quick Look Report November 2013
Hydrogen Recombiner tests with NIS PAR (HR-40, HR-41, and HR-42)
2. Reactor Safety Research Project 150 1326 OECD/NEA THAI Project
(contract 18 July 2007) Quick Look Report
Hydrogen Recombiner Tests HR-14 to HR-16 (Tests using a NIS PAR), Areva, AECL
and NIS PAR Comparison

別紙 4 静的触媒式水素再結合装置の設計条件の保守性

PAR の設計条件に用いる格納容器水素漏えい量は、第 4-1 表に示すとおり有効性評価における格納容器水素漏えい量を包絡する設定としている。

なお、PAR の設計条件における格納容器水素漏えい量は、「実用発電用原子炉に係る炉心損傷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「全炉心内ジルコニウム量の 75%が水と反応」した場合と比較して 4 倍程度の余裕がある。

第 4-1 表 PAR の設計条件と有効性評価条件の比較

項目	設計条件	有効性評価等の条件	実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド
格納容器 水素発生量	990kg (AFC100%) (全炉心ジルコニウムの 約 44%相当)	175kg (格納容器過圧・過温破損(大 破断 LOCA 時注水機能喪失(原 子炉圧力容器健全)))	1650kg (全炉心内ジルコニウム量の 75%が水と反応)
格納容器 漏えい率	10%/day	1.3%/day	1.3%/day
格納容器 水素漏えい量	99kg/day	2.3kg/day	22kg/day

別紙 5 静的触媒式水素再結合装置の水素処理性能評価式

PAR の性能は、開発時の PAR による BMC 試験に基づく基本相関式①から求められる。基本相関式①の妥当性は、EPRI と EDF により合同で実施した KALI 試験で確認されている。基本相関式①に対して、BMC 試験により得られた知見から反応阻害物質を考慮した②式を用いて女川原子力発電所 2 号炉の PAR の設置台数及び原子炉建屋原子炉棟の水素挙動を評価している。

$$DR = A \times \left(\frac{C_{H_2}}{100} \right)^{1.307} \times \frac{P}{T} \times 3600 \times SF \cdots \text{基本相関式①}$$

$$DR = A \times \left(\frac{C_{H_2}}{100} \right)^{1.307} \times \frac{P}{T} \times 3600 \times F_{inhibit} \times SF \cdots \text{②}$$

DR	: 水素処理容量 [kg/h]
A	: 係数
C_{H_2}	: 水素濃度 [vol%]
P	: 雰囲気圧力 [bar]
T	: 雰囲気温度 [K]
$F_{inhibit}$: 反応阻害ファクター
SF	: スケールファクター

1. BMC 試験による性能評価式の設定

PAR の性能評価式の設定を目的に、NIS 社が BMC 試験を実施しており、試験条件を第 5-1 表、試験装置の概要を第 5-1 図に示す。

PAR の水素処理容量は、PAR を通過する水素量に再結合効率を掛けることで求められる (式 5-1) で表される。

$$DR = Q \times \left(\frac{C_{H_2}}{100} \right) \times \gamma \times \eta \cdots \text{(式 5-1)}$$

DR	: 水素処理容量 [kg/s]
Q	: PAR への流入量 [m ³ /s]
C_{H_2}	: 水素濃度 [vol%]
γ	: 水素密度 [kg/m ³]
η	: 再結合効率 (試験結果より決定 <input type="text"/>)

ここで、水素密度は気体の状態方程式より（式 5-2）で表される。

$$\gamma = \frac{P}{T \cdot R_{H_2}} \dots \dots \text{(式 5-2)}$$

P : PAR 入口圧力 [bar]

T : PAR 入口温度 [K]

R_{H₂} : 水素の気体定数 [4124J/kg/K]

PAR への流入量は、触媒の反応熱による対流に依存し、反応熱は水素濃度に依存することから（式 5-3）で表される。

$$Q = V \times S = a \times \left(\frac{C_{H_2}}{100} \right)^b \dots \dots \text{(式 5-3)}$$

Q : PAR への流入量 [m³/s]

V : PAR への流入速度 [m/s]

S : PAR の入口面積 [m²]

C_{H₂} : 水素濃度 [vol%]

a : 定数（試験結果より決定 (0.67)）

b : 定数（試験結果より決定 (0.307)）

（式 5-1）、（式 5-2）及び（式 5-3）より PAR の水素処理容量は（式 5-4）で表される。

$$DR = \frac{a\eta}{R_{H_2}} \times \left(\frac{C_{H_2}}{100} \right)^{1+b} \times \frac{P}{T} \dots \dots \text{(式 5-4)}$$

$$\left[\frac{a\eta}{R_{H_2}} = A = \boxed{}, 1+b=1.307 \right]$$

試験結果と（式 5-4）による値の比較を第 5-2 図に示す。試験結果と（式 5-4）による値がほぼ一致している。

第 5-1 表 BMC 試験条件

試験名称	BMC 試験
実施主体	NIS 社
試験条件	
PAR 仕様	



第 5-1 図 BMC 試験装置概要



第 5-2 図 試験結果と性能評価式の比較

2. スケールファクター

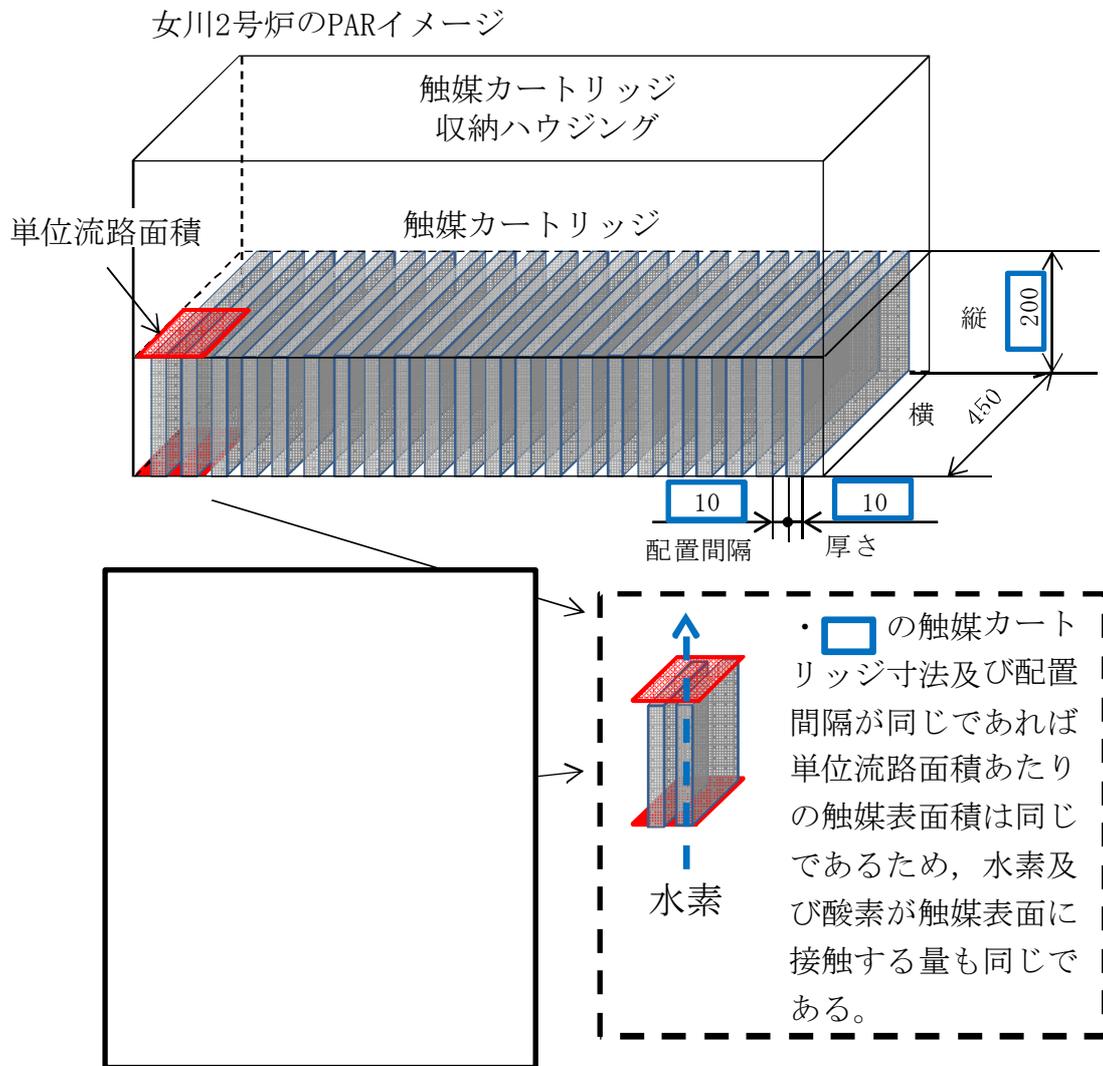
EPRI と EDF が合同で実施した KALI 試験では、開発時の PAR(1/1scale)に比べ小型の PAR により水素処理性能に関する様々な試験を実施し、スケールファクターを含めた性能評価式の妥当性を確認している。PAR の仕様比較を第 5-2 表に示す。

スケールファクターは、単位流路面積あたりの触媒カートリッジ表面積が同一であることを条件に、PAR 入口開口面積の比で表すことができる。(第 5-3 図参照) また、触媒カートリッジの寸法及び配置間隔が同一であれば、単位流路面積あたりの触媒カートリッジ表面積も同一になるため、触媒カートリッジ枚数比で表すこともできる。

KALI 試験の試験条件を第 5-3 表、試験装置の概要を第 5-4 図、試験結果を第 5-5 図に示す。第 5-5 図は、KALI 試験の結果に、スケールファクターを考慮している基本相関式①により得られる値をプロットしたものであり、試験結果と基本相関式①により得られたプロットはほぼ一致していることからスケールファクターの考え方は妥当である。

第5-2表 PARの仕様等の比較

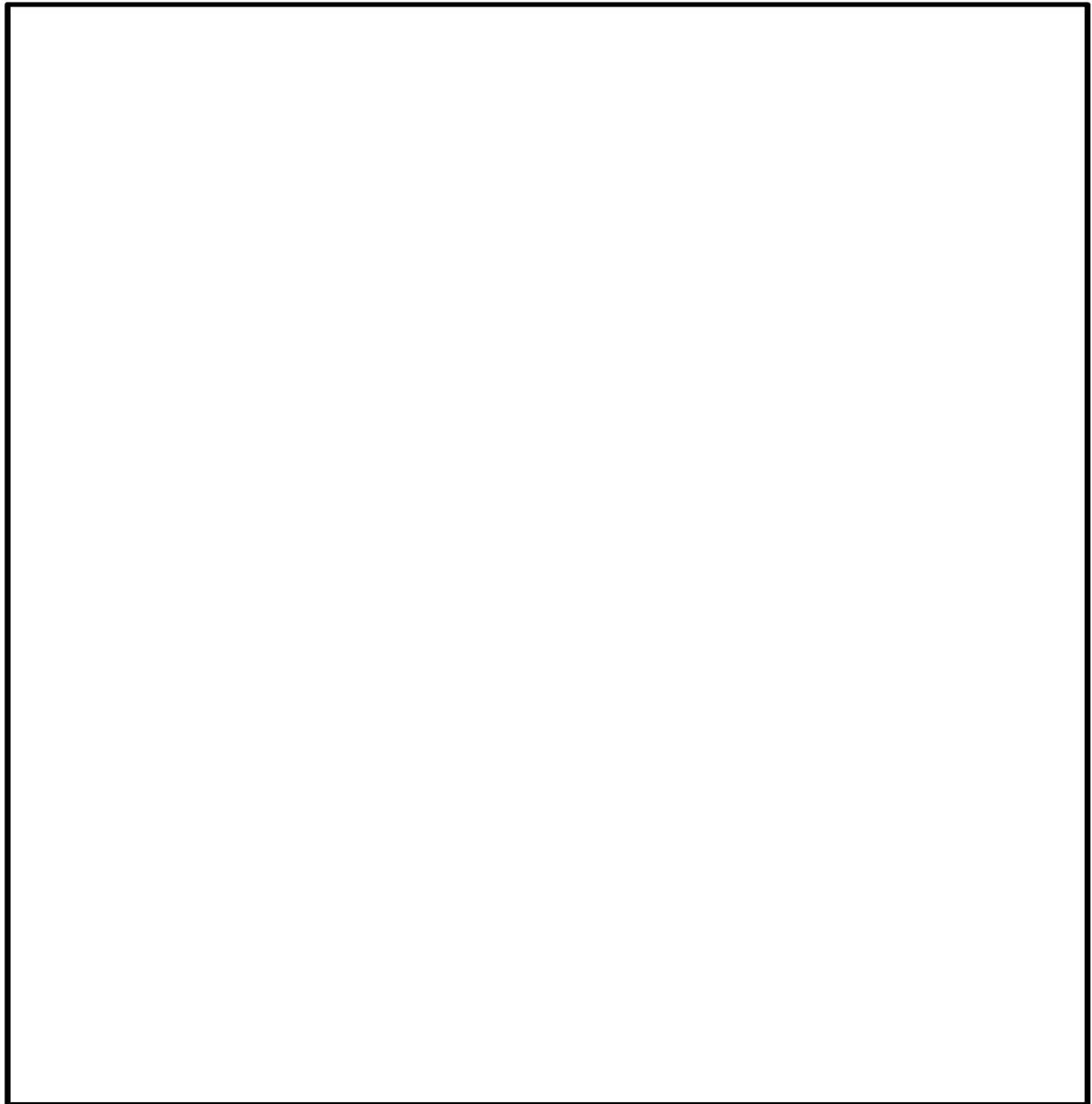
	BMC 試験	KALI 試験	女川2号炉
型式	1/1scale	試験用 PAR	1/4scale
触媒カートリッジ寸法 [mm] (縦×横×厚さ)			200×450×10
配置間隔 [mm]			10
触媒カートリッジ枚数 [枚]	88	22	
PAR 入口開口面積 [cm ²]			
スケールファクター			1
チムニー (煙突)	なし	なし	なし



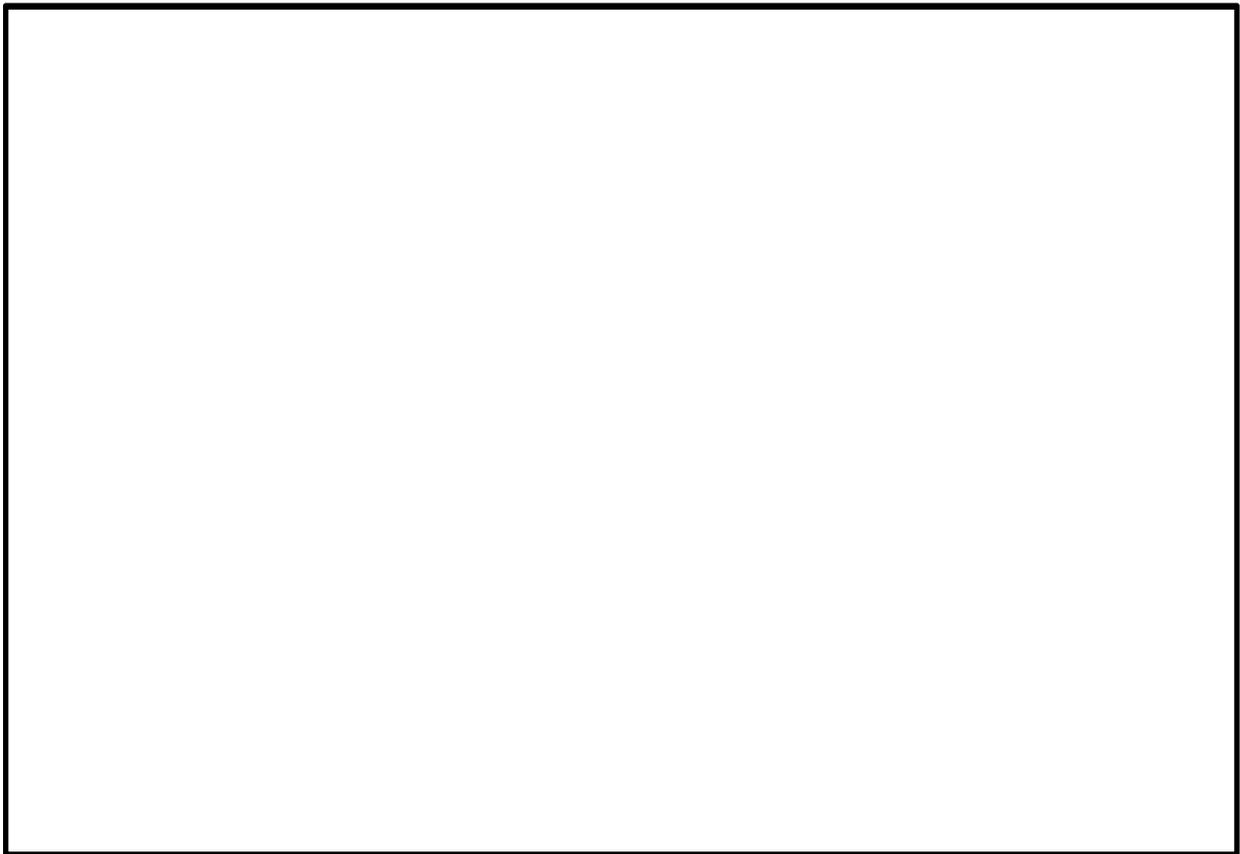
第5-3図 スケールファクターの考え方

第 5-3 表 KALI 試験条件

試験名称	KALI 試験
実施主体	EPRI/EDF
試験条件	



第 5-4 図 KALI 試験装置概要 (参考図書 1)



第 5-5 図 KALI 試験結果と基本相関式①の比較 (参考図書 2)

3. 反応阻害ファクター

基本相関式①に、よう素による触媒への影響を反応阻害ファクターとして考慮した②式を用いて水素挙動を評価している。

NIS 社が実施した BMC 試験において、よう素による触媒への影響を確認しており、この試験結果は、EPRI の「Effects of Inhibitors and Poisons on the Performance of Passive Autocatalytic Recombiners for Combustible Gas Control in ALWRs」で報告されている。

よう素の影響は、触媒の種類に依存するものであり、BMC 試験に使用した触媒と女川原子力発電所 2 号炉で使用する触媒は同一であることから、この知見は適用可能である。

《参考図書》

1. Generic Tests of Passive Autocatalytic Recombiners (PARs) for Combustible Gas Control in Nuclear Power Plants Volume 1 Program Description
EPRI, EdF (1997)
2. Generic Tests of Passive Autocatalytic Recombiners (PARs) for Combustible Gas Control in Nuclear Power Plants Volume 2 Test Data for NIS PARs
EPRI, EdF (1997)

別紙 6 重大事故等時のオペレーティングフロアにおけるよう素濃度

重大事故等時に格納容器から漏えいする可能性のあるよう素量について、第 6-1 表に示す条件で算出した結果、オペレーティングフロアに漏えいするよう素量は、約 450g であり、よう素濃度は約 0.015g/m³ である。

第 6-1 表 格納容器から放出されるよう素量の評価条件

項目	無機よう素		有機よう素	設定理由
	0～2h	2～168h	0～168h	
初期インベントリー	18.7kg			平衡炉心末期を想定した ORIGEN2 計算値
格納容器放出率	61%			NUREG-1465 より設定
生成割合	91%		4%	R. G. 1. 195 より設定
除去係数 (DF)	1	200	1	CSE 実験及び米国 SRP6. 5. 2 より、事象発生後 2 時間までは考慮せず 2 時間以降は DF200 を考慮
漏えい率	10%/day			PAR の設計条件として設定
オペレーティングフロア空間容積	30000m ³			空間の構造物を除いた容積として設定

別紙7 重大事故等時のオペレーティングフロアにおける水蒸気濃度

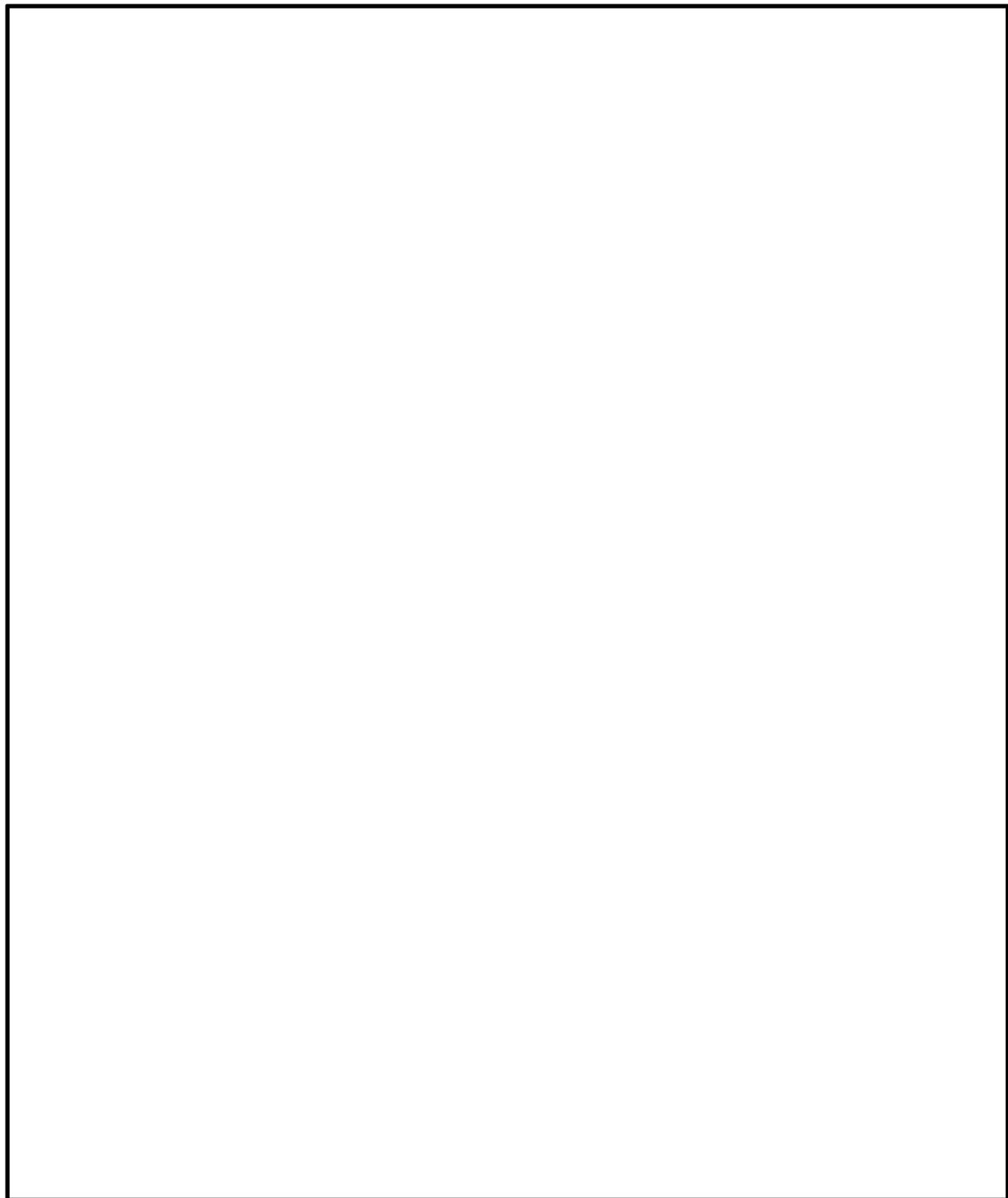
重大事故等時にオペレーティングフロアに想定する水蒸気濃度についてGOTHICコードによる解析を実施した。

解析条件及び解析モデルを第7-1表及び第7-1図に示す。

解析の結果、水蒸気濃度は、第7-2図に示すとおり最大で約21vol%である。

第7-1表 GOTHICコードによる解析条件

項目	解析条件	設定理由
格納容器条件		
格納容器圧力	854kPa [gage] (2Pd)	第2.3.3.1-1表に同じ
格納容器温度	200℃	
水素発生量	有効燃料長被覆管 100% (AFC100%) 990kg	
格納容器ガス組成	・水素 16vol% ・窒素 16vol% ・水蒸気 68vol%	
格納容器漏えい率	10%/day	
漏えい箇所	ドライウェル主フランジ (オペレーティングフロア)	
原子炉建屋初期条件		
建屋圧力	101.325kPa [abs]	第2.3.3.1-1表に同じ
建屋温度	40℃	
建屋ガス組成	・酸素 19.5vol% ・窒素 73.2vol% ・水蒸気 7.3vol%	
建屋解析モデル		
建屋解析モデル	原子炉建屋原子炉棟 オペレーティングフロア 30000m ³ 2階 3100m ³ 1階 3100m ³ 地下1階 8700m ³ トーラス室 7300m ³	第2.3.3.1-1表に同じ
放熱条件		
放熱面積	4000m ²	第2.3.3.1-1表に同じ
外気温	40℃	
PARの性能		
水素処理容量	$DR = \boxed{} \left(\frac{C_{H2}}{100} \right)^{1.307} \frac{P}{T} \cdot 3600 \cdot F_{inhibit} \cdot SF$ [kg/h]	—
設置台数	19台	—
動作開始水素濃度	1.5vol%	第2.3.3.1-1表に同じ

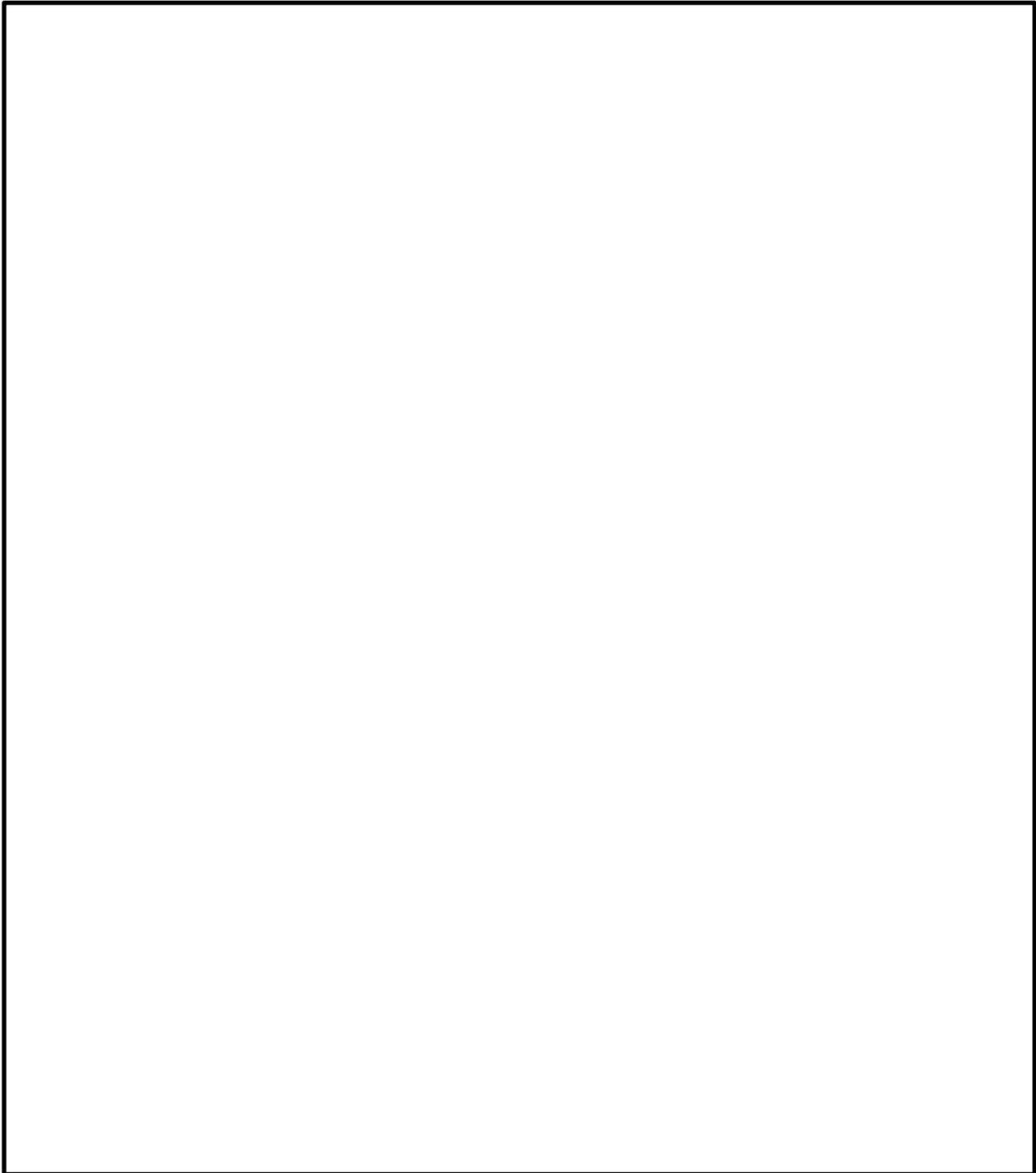


第 7-1 図 原子炉建屋原子炉棟解析モデル

別紙8 小漏えい時のオペレーティングフロアにおける水素挙動

格納容器から原子炉建屋原子炉棟へ漏えいする水素が少ない場合において、水素が成層化しないことを解析により確認する。

解析モデル及び解析条件を第 8-1 図及び第 8-1 表に示す。格納容器漏えい率を設計条件である 10%/day よりも少ない漏えい率として 0.5%/day とする。

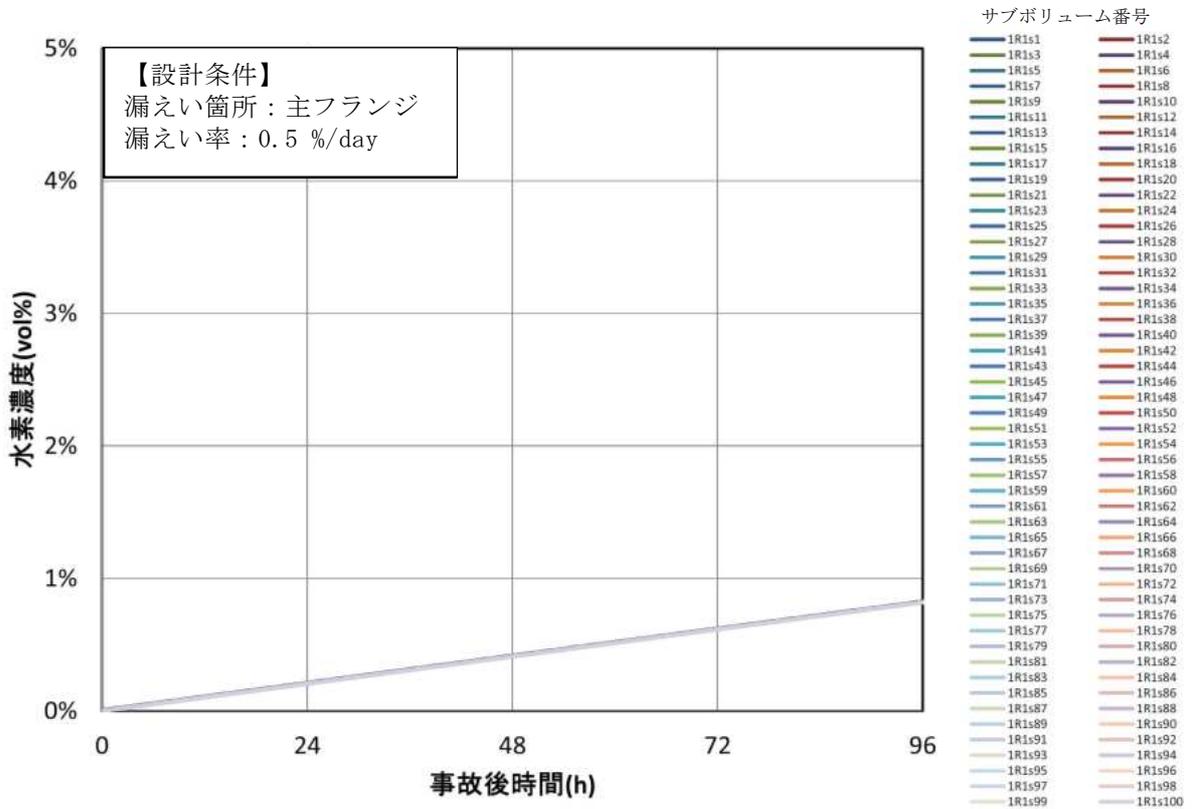


第 8-1 図 原子炉建屋原子炉棟解析モデル

第 8-1 表 GOTHIC コードによる解析条件

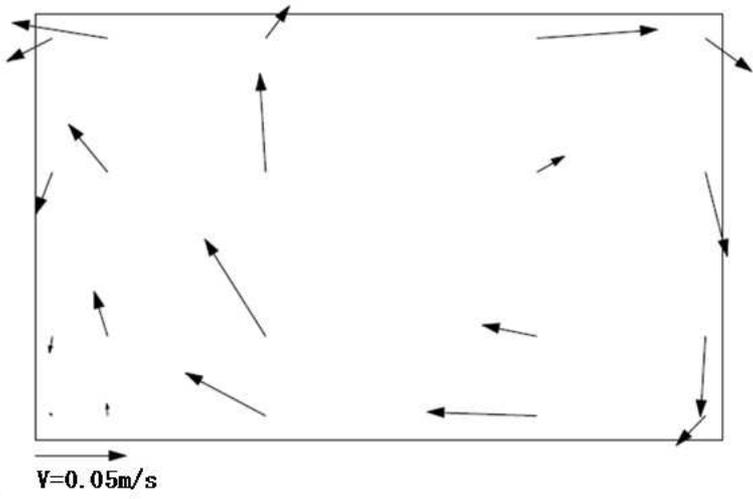
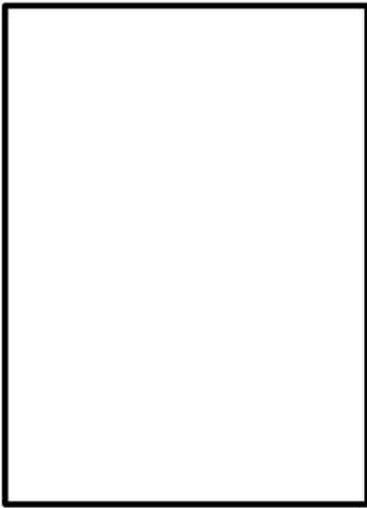
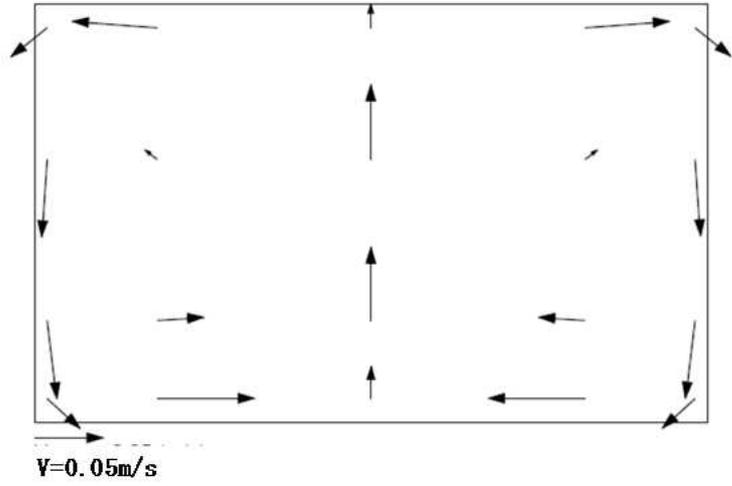
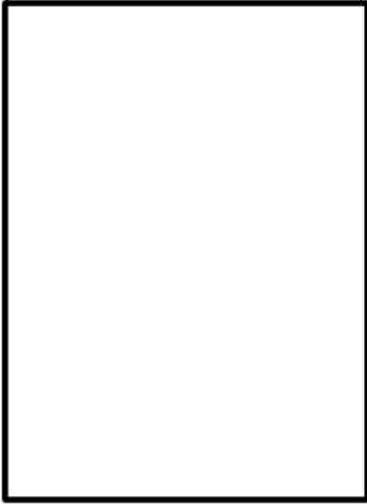
項目	解析条件	設定理由
格納容器条件		
格納容器圧力	854kPa [gage] (2Pd)	第 2.3.3.1-1 表に同じ
格納容器温度	200℃	
水素発生量	有効燃料長被覆管 100% (AFC100%) 990kg	
格納容器ガス組成	<ul style="list-style-type: none"> ・ 水素 16vol% ・ 窒素 16vol% ・ 水蒸気 68vol% 	
格納容器漏えい率	0.5%/day	格納容器の設計漏えい率として設定
漏えい箇所	ドライウェル主フランジ (オペレーティングフロア)	第 2.3.3.1-1 表に同じ
原子炉建屋初期条件		
建屋圧力	101.325kPa [abs]	第 2.3.3.1-1 表に同じ
建屋温度	40℃	
建屋ガス組成	<ul style="list-style-type: none"> ・ 酸素 19.5vol% ・ 窒素 73.2vol% ・ 水蒸気 7.3vol% 	
建屋解析モデル		
建屋解析モデル	原子炉建屋原子炉棟 オペレーティングフロア 30000m ³ 2階 3100m ³ 1階 3100m ³ 地下1階 8700m ³ トーラス室 7300m ³	第 2.3.3.1-1 表に同じ
放熱条件		
放熱面積	4000m ²	第 2.3.3.1-1 表に同じ
外気温	40℃	
PAR の性能		
水素処理容量	$DR = \left[\frac{C_{H_2}}{100} \right]^{1.307} \frac{P}{T} \cdot 3600 \cdot F_{inhibit} \cdot SF$ [kg/h]	—
設置台数	19 台	—
動作開始水素濃度	1.5vol%	第 2.3.3.1-1 表に同じ

解析の結果、小漏えい時の PAR が動作していない場合においても、水素がオペレーティングフロアで対流し、均一化することが確認された。オペレーティングフロアにおける水素挙動及び対流の状況を第 8-2 図及び第 8-3 図に示す。



第 8-2 図 オペレーティングフロア（全サブボリューム）の水素挙動

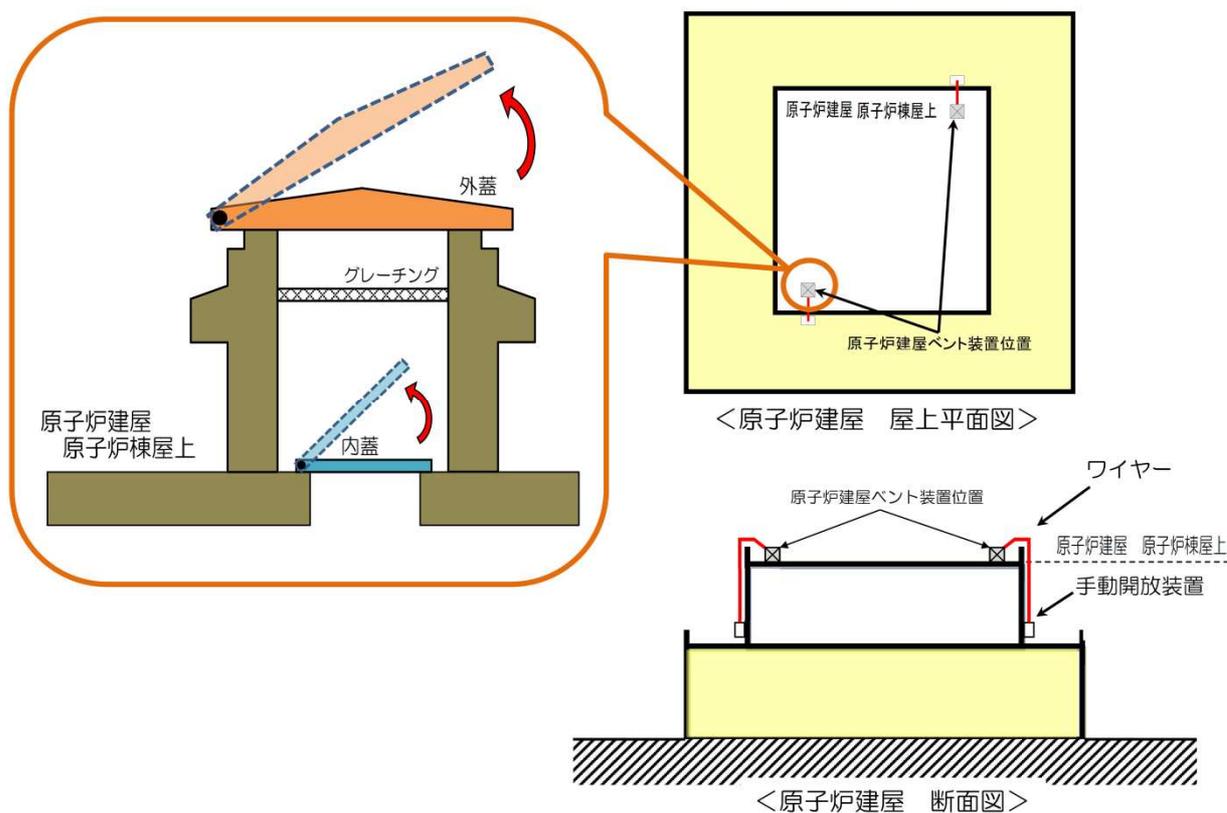
【設計条件】
漏えい箇所：主フランジ
漏えい率：0.5%/day



第8-3図 オペレーティングフロアの速度ベクトル分布

(参考) 原子炉建屋ベント装置

解析の結果、小漏えい時の PAR が動作していない場合においても、水素がオペレーティングフロアで対流し、均一化することを確認しているが、万が一、成層化が想定された場合は、自主設備である原子炉建屋ベント装置により対応する方法がある。原子炉建屋ベント装置のイメージを第 1 図に示す。



第 1 図 原子炉建屋ベント装置イメージ

別紙 9 静的触媒式水素再結合装置の再結合反応開始遅れ

SNL 試験及び THAI 試験において、PAR の再結合反応開始水素濃度の確認を行っている。この結果、雰囲気圧力、温度及び水蒸気濃度に対する相関関係は見られず概ね水素濃度 1vol%未満で再結合反応を開始している。

女川原子力発電所 2 号炉の PAR の設計における解析条件は、PAR の動作開始水素濃度を 1.5vol%としており、再結合反応開始遅れは原子炉建屋原子炉棟の水素挙動へ影響しない。

なお、PAR が水素濃度 1.5vol%以前に動作した場合でも、PAR の発熱に伴う水素処理への影響はほとんどなく、原子炉建屋原子炉棟の初期の水素濃度はより低い挙動を示す。

1. SNL 試験による再結合反応開始遅れの確認

PAR が再結合反応を開始する水素濃度を第 9-1 表に示す。PAR-1 と PAR-3 では、雰囲気温度及び水蒸気濃度の違いがあるが、再結合反応開始水素濃度は 0.3mol%と 0.4mol%であり大きな差は見られていない。

第 9-1 表 SNL 試験の試験条件及び反応開始水素濃度（参考図書 1）

試験番号	試験条件			反応開始水素濃度
	圧力	温度	水蒸気濃度	
PAR-1	2.1bar	23℃	0mol%	0.3mol%
PAR-3	2.1bar	102℃	52mol%	0.4mol%

2. THAI 試験による再結合反応開始遅れの確認

PAR が再結合反応を開始する水素濃度を第 9-2 表に示す。雰囲気圧力、温度及び水蒸気濃度の違いはあるが、再結合反応開始水素濃度の相関関係は見られず、いずれの試験においても 1vol%未満で再結合反応を開始している。

第 9-2 表 THAI 試験の試験条件及び反応開始水素濃度 (参考図書 2, 3)

試験番号	試験条件			反応開始 水素濃度
	圧力	温度	水蒸気濃度	
HR-16				
HR-40				
HR-41				
HR-42				

《参考図書》

1. Nuclear Technology Vol.129 Mar. 2000
TESTING A PASSIVE AUTOCATALYTIC RECOMBINER IN SURTESY FACILITY
THOMAS K. BLANCHAT Sandia National Laboratories
2. OECD/NEA THAI Project Quick Look Report November 2013
Hydrogen Recombiner tests with NIS PAR (HR-40, HR-41, and HR-42),
Becker Technologies GmbH
3. Reactor Safety Research Project 150 1326 OECD/NEA THAI Project Quick Look
Report, Hydrogen Recombiner Tests HR-14 to HR-16 (Tests using a NIS
PAR), Areva, AECL and NIS PAR Comparison, Becker Technologies GmbH

別紙 10 有効性評価における原子炉建屋原子炉棟の水素挙動

1. 原子炉建屋原子炉棟への水素漏えいが想定される事象

格納容器から原子炉建屋原子炉棟への水素漏えい事象として、格納容器破損モードのうち、事象進展が早く格納容器圧力及び温度が高く推移する「格納容器過圧・過温破損（大破断 LOCA 時注水機能喪失（原子炉圧力容器健全）」シーケンスを選定し、GOTHIC コードによる解析により原子炉建屋原子炉棟の水素挙動について確認した。

格納容器破損モード「格納容器過圧・過温破損（大破断 LOCA 時注水機能喪失（原子炉圧力容器健全）」では、格納容器内へ流出した高温の原子炉冷却材及び溶融炉心の崩壊熱によって発生した水蒸気並びに水-金属反応等によって発生した非凝縮性ガスが蓄積する。本事象は、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ため、原子炉水位は急速に低下する。水位低下により炉心は露出し、事象発生から約 0.5 時間後に炉心溶融に至り、早い段階から水素が発生する事象である。

2. 解析条件

原子炉建屋原子炉棟の水素挙動の解析条件を第 10-1 表、第 10-2 表及び第 10-3 表に示す。解析は、ドライウェル主フランジを含むシール部からの漏えい（ケース 1）及び原子炉格納容器頂部注水系の効果を考慮したドライウェル主フランジを除くシール部からの漏えい（ケース 2）について実施する。各シール部からの漏えい割合を第 10-4 表に示す。また、ケース 1 における解析モデルを第 10-1 図に、ケース 2 における解析モデルを第 10-2 図に示す。

「格納容器過圧・過温破損（大破断 LOCA 時注水機能喪失（原子炉圧力容器健全）」における格納容器の圧力及び気相部温度の解析条件を第 10-3 図及び第 10-4 図に示す。また、格納容器の雰囲気ガスの組成の解析条件を第 10-5 図～第 10-7 図に示す。

なお、事故後 84 時間以降は、原子炉格納容器圧力逃がし装置により水素が格納容器外に排出されるため、原子炉建屋原子炉棟への水素漏えいはないものとする。

第 10-1 表 GOTHIC コードによる解析条件

項目	解析条件	設定理由
格納容器条件		
格納容器圧力	第 10-2 表, 第 10-3 表のとおり	—
格納容器温度	第 10-2 表, 第 10-3 表のとおり	—
水素発生量	175kg	(格納容器過圧・過温破損 (大破断 LOCA 時注水機能喪失 (原子炉圧力容 器健全)
格納容器ガス組成	第 10-2 表, 第 10-3 表のとおり	—
格納容器漏えい率	第 10-2 表, 第 10-3 表のとおり	—
漏えい箇所	<ul style="list-style-type: none"> ・ドライウェル主フランジ ・逃がし安全弁搬出入口 ・所員用エアロック ・ISI 用ハッチ ・機器搬出入用ハッチ ・制御棒駆動機構搬出入口 ・サプレッションチェンバ出入口 	第 10-4 表に同じ
原子炉建屋初期条件		
建屋圧力	101.325kPa [abs]	第 2.3.3.1-1 表に同じ
建屋温度	40℃	
建屋ガス組成	<ul style="list-style-type: none"> ・酸素 19.5vol% ・窒素 73.2vol% ・水蒸気 7.3vol% 	
建屋解析モデル		
建屋解析モデル	原子炉建屋原子炉棟 ホールディングフロア 30000m ³ 2階 3100m ³ 1階 3100m ³ 地下1階 8700m ³ トーラス室 7300m ³	第 2.3.3.1-1 表に同じ
放熱条件		
放熱面積	4000m ²	第 2.3.3.1-1 表に同じ
外気温	40℃	
PAR の性能		
水素処理容量	$DR = \left[\frac{C_{H_2}}{100} \right]^{1.307} \frac{P}{T} \cdot 3600 \cdot F_{inhibit} \cdot SF$ [kg/h]	—
設置台数	19 台	—
動作開始水素濃度	1.5vol%	第 2.3.3.1-1 表に同じ

第 10-2 表 GOTHIC コードによる解析条件（ドライウエル）

項目	条件		
	事故後 6 時間 まで	格納容器ベントにより 格納容器圧力が十分低 下するまで（事故後 6 時 間から 84 時間まで）	格納容器ベントにより 格納容器圧力が十分低 下した以降（事故後 84 時間以降）
格納容器圧力	854kPa[gage] (2Pd)	854kPa[gage] (2Pd)	100kPa[gage]
格納容器温度	200℃	200℃	171℃
格納容器からの漏えい ガス条件	水素 10vol% 窒素 0vol% 水蒸気 90vol%	水素 10vol% 窒素 10vol% 水蒸気 80vol%	水素 0vol% 窒素 0vol% 水蒸気 100vol%
格納容器漏えい率	1.3%/day *	1.3%/day *	0.5%/day (設計漏えい率)

第 10-3 表 GOTHIC コードによる解析条件（サブプレッションチェンバ）

項目	条件	
	格納容器ベントにより格納容器圧力が 十分低下するまで(事故後 84 時間まで)	格納容器ベントにより格納容器圧力が 十分低下した以降(事故後 84 時間以降)
格納容器圧力	854kPa[gage] (2Pd)	100kPa[gage]
格納容器温度	200℃	171℃
格納容器からの漏えい ガス条件	水素 15vol% 窒素 25vol% 水蒸気 60vol%	水素 0vol% 窒素 0vol% 水蒸気 100vol%
格納容器漏えい率	1.3%/day *	0.5%/day (設計漏えい率)

*：格納容器漏えい率は、以下の式（AEC 式）により算出される値（1.3%/day）とする。

$$L = L_0 \sqrt{\frac{(P - P_a)RT}{(P_0 - P_a)R_0T_0}}$$

L ：事故時の格納容器漏えい率[%/day]

L_0 ：漏えい試験時の格納容器漏えい率[%/day]

P ：事故時の格納容器圧力[Pa]

P_a ：格納容器外の圧力[Pa]

R ：事故時の格納容器の気体定数[kJ/kgK]

T ：事故時の格納容器温度[K]

P_0 ：漏えい試験時の格納容器圧力[Pa]

R_0 ：漏えい試験時の気体定数[kJ/kgK]

T_0 ：漏えい試験時格納容器温度[K]

第 10-4 表 漏えい箇所及び漏えい割合

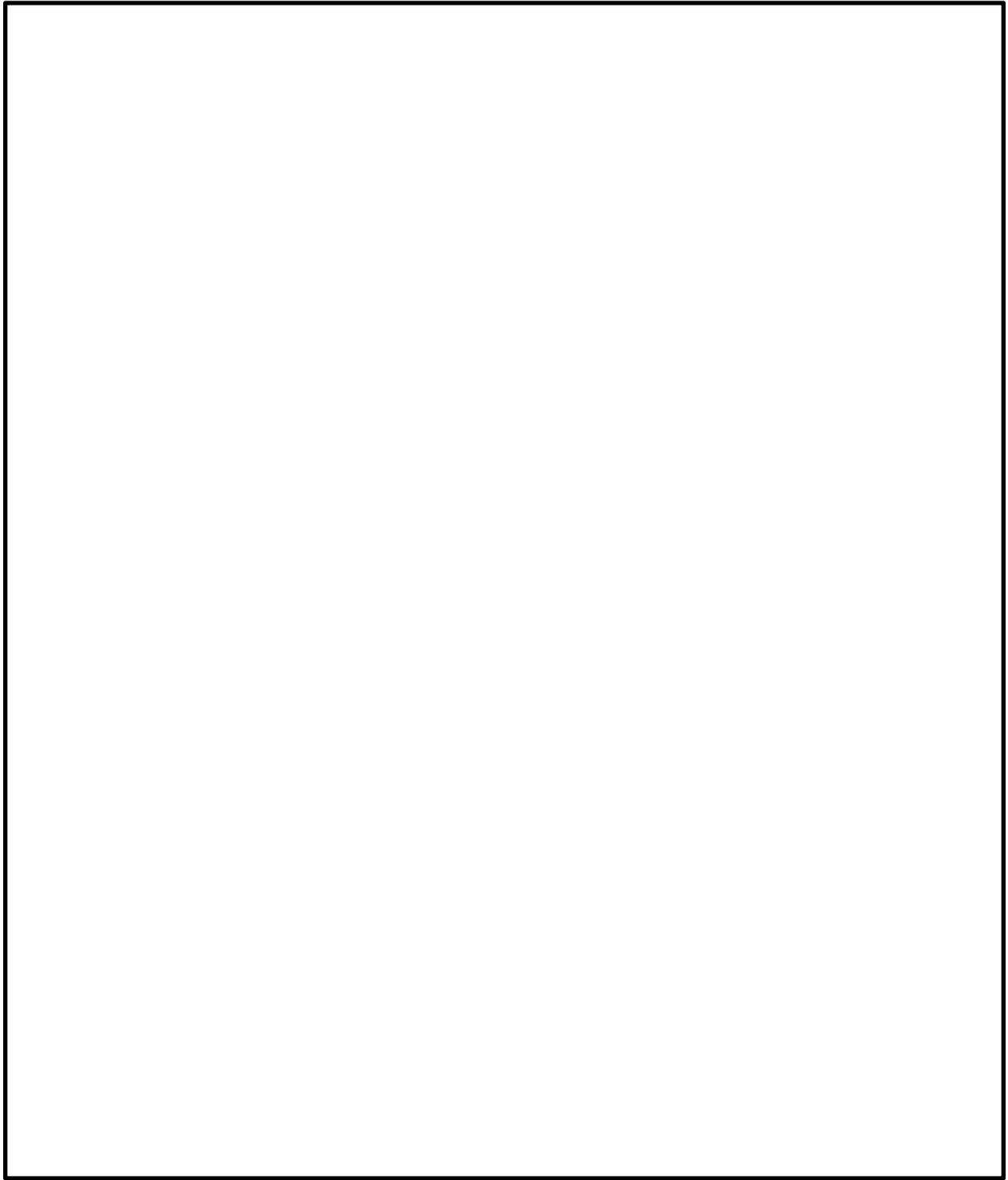
漏えいフロア	漏えい箇所*1	内径 (mm)	周長 (mm)	漏えい割合*2	
				ケース 1	ケース 2
	ドライウエル主フランジ				
	逃がし安全弁搬出入口				
	所員用エアロック				
	ISI 用ハッチ				
	機器搬出入用ハッチ (2 箇所)				
	制御棒駆動機構搬出入口				
	サプレッションチェンバ出入口 (2 箇所)				

*1：漏えい箇所は、ドライウエル主フランジ及び格納容器貫通部のうちシール部を有するハッチ類を選定する。

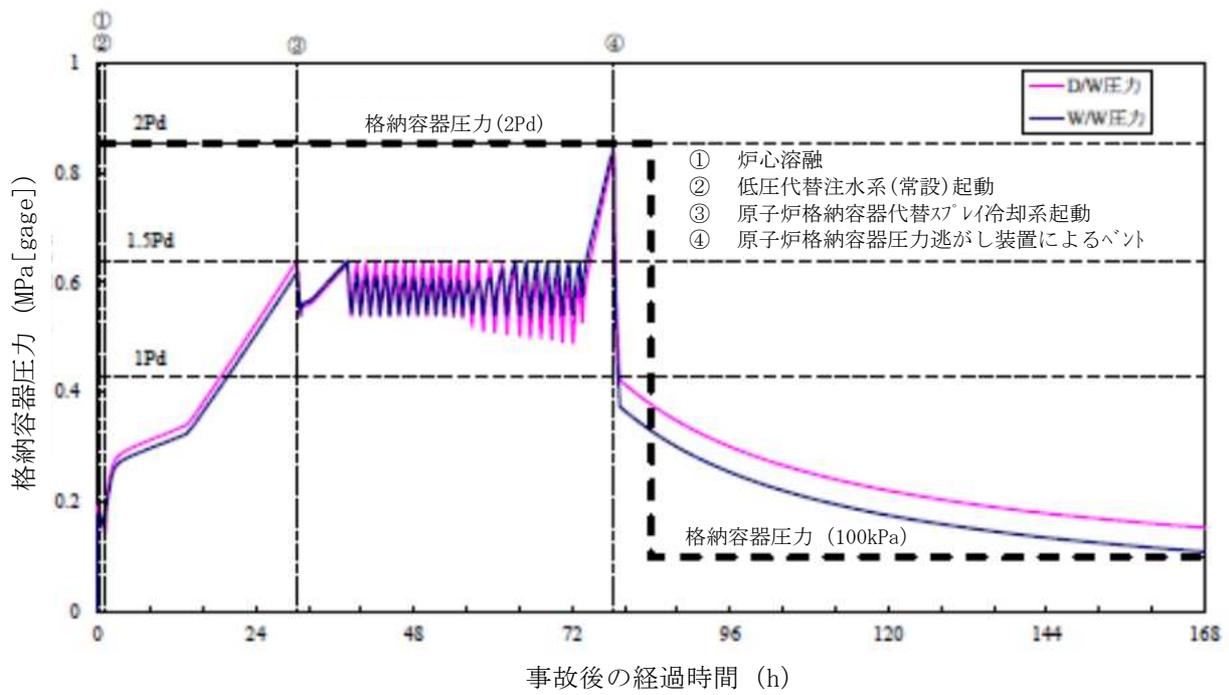
*2：漏えい割合は、シール部の開口部周長の割合とする。



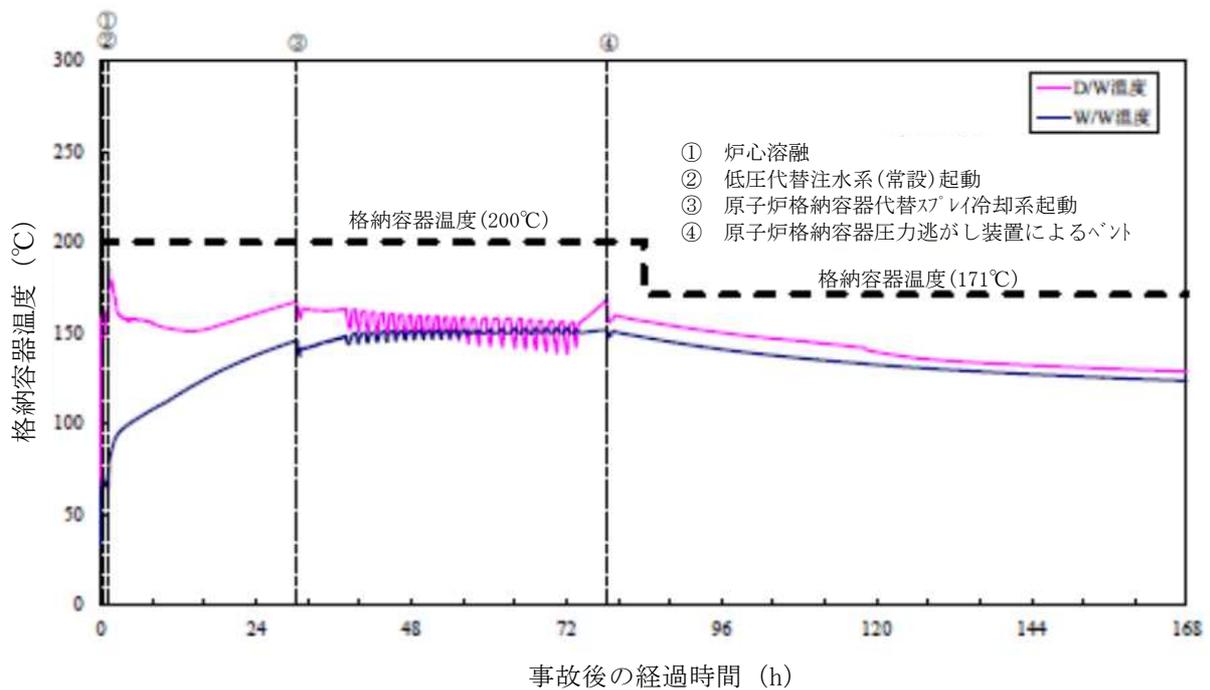
第 10-1 図 原子炉建屋原子炉棟解析モデル (ケース 1)



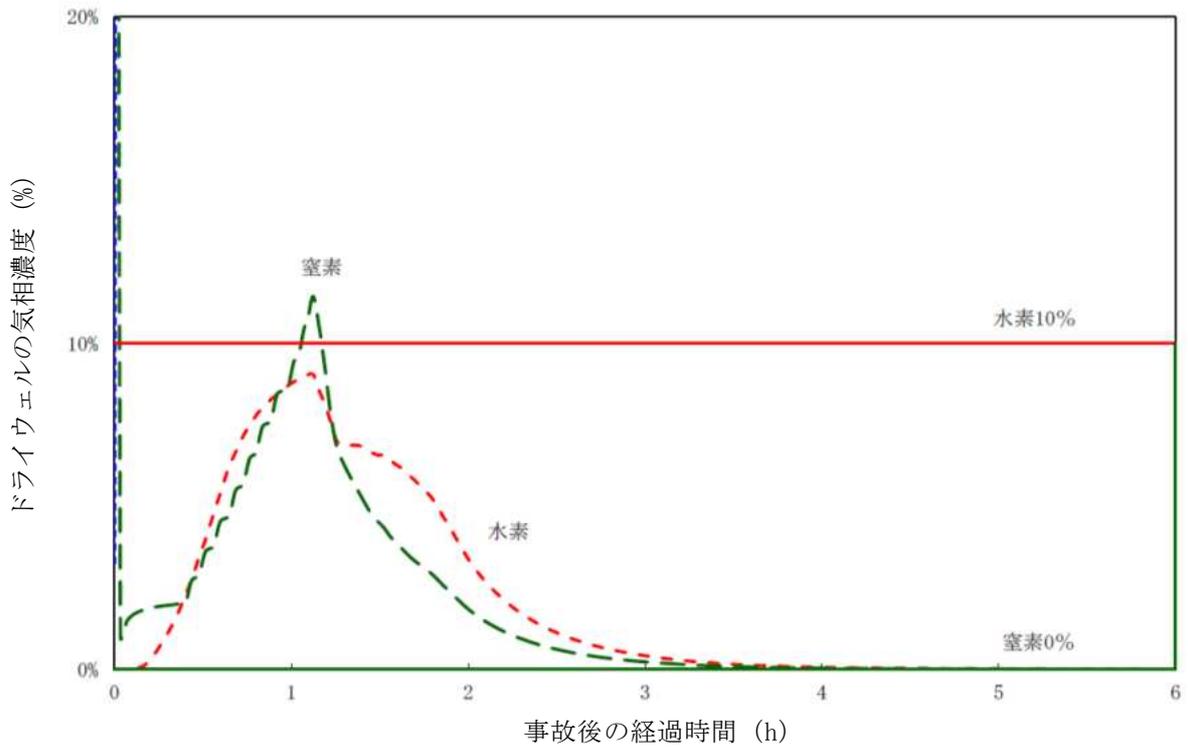
第 10-2 図 原子炉建屋原子炉棟解析モデル (ケース 2)



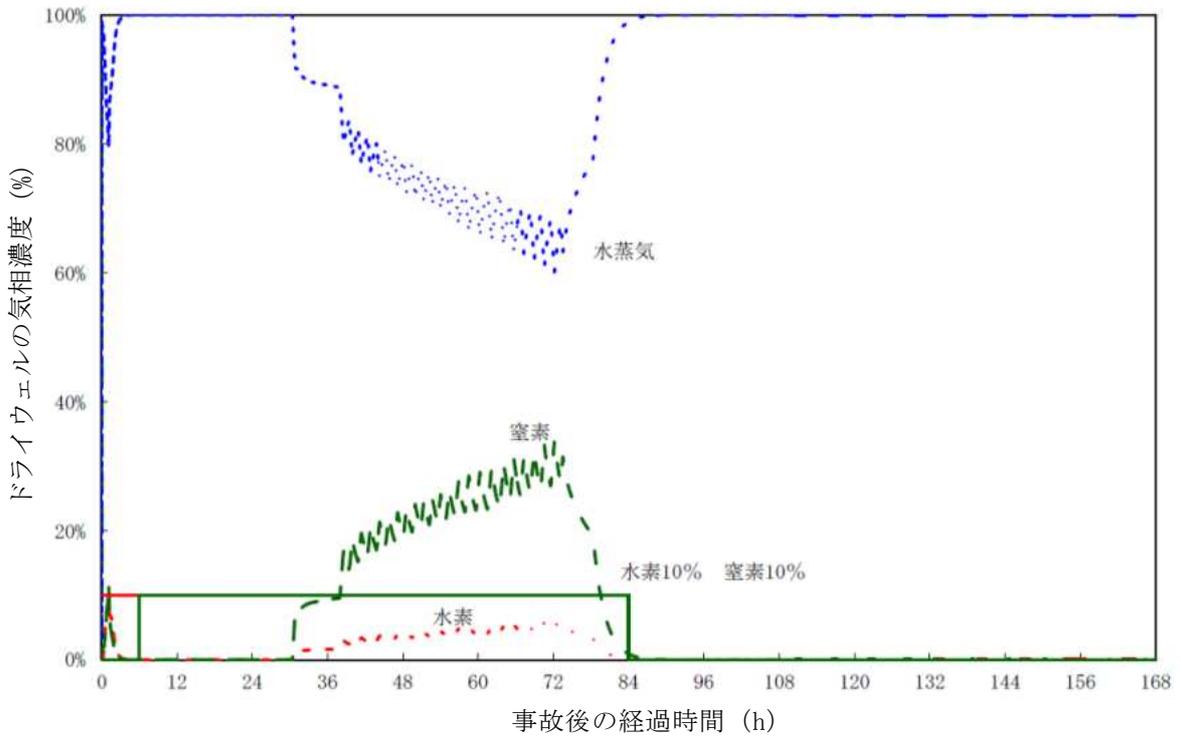
第 10-3 図 格納容器圧力の解析条件



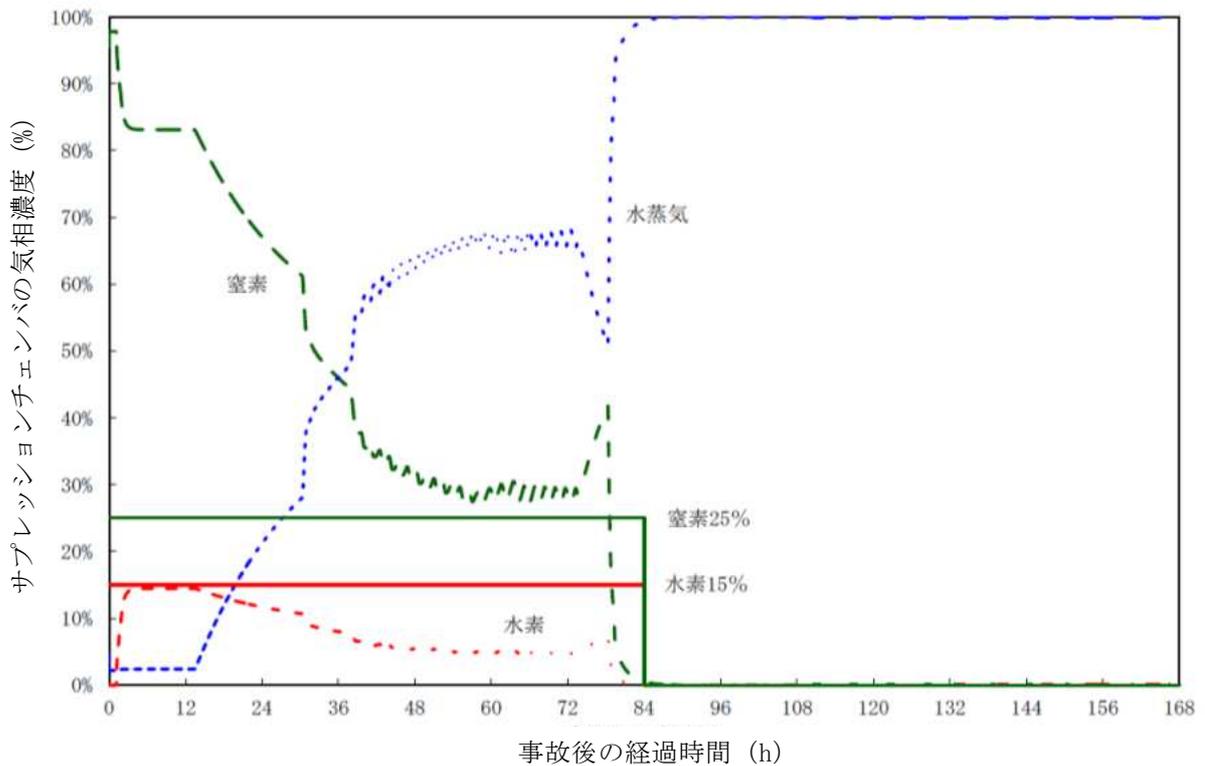
第 10-4 図 格納容器気相部温度の解析条件



第 10-5 図 ドライウェルガス組成 (0~6 時間) の解析条件



第 10-6 図 ドライウェルガス組成 (6~168 時間) の解析条件



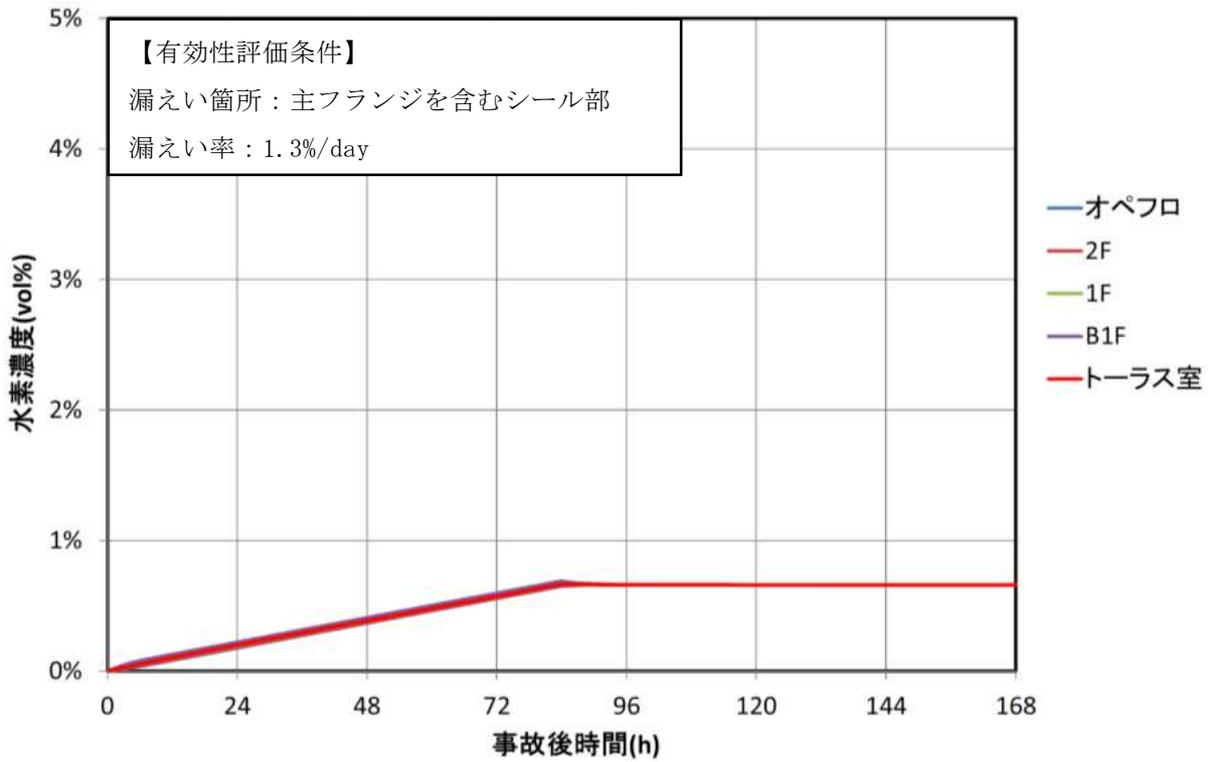
第 10-7 図 サプレッションチェンバガス組成 (0~168 時間) の解析条件

3. 解析結果

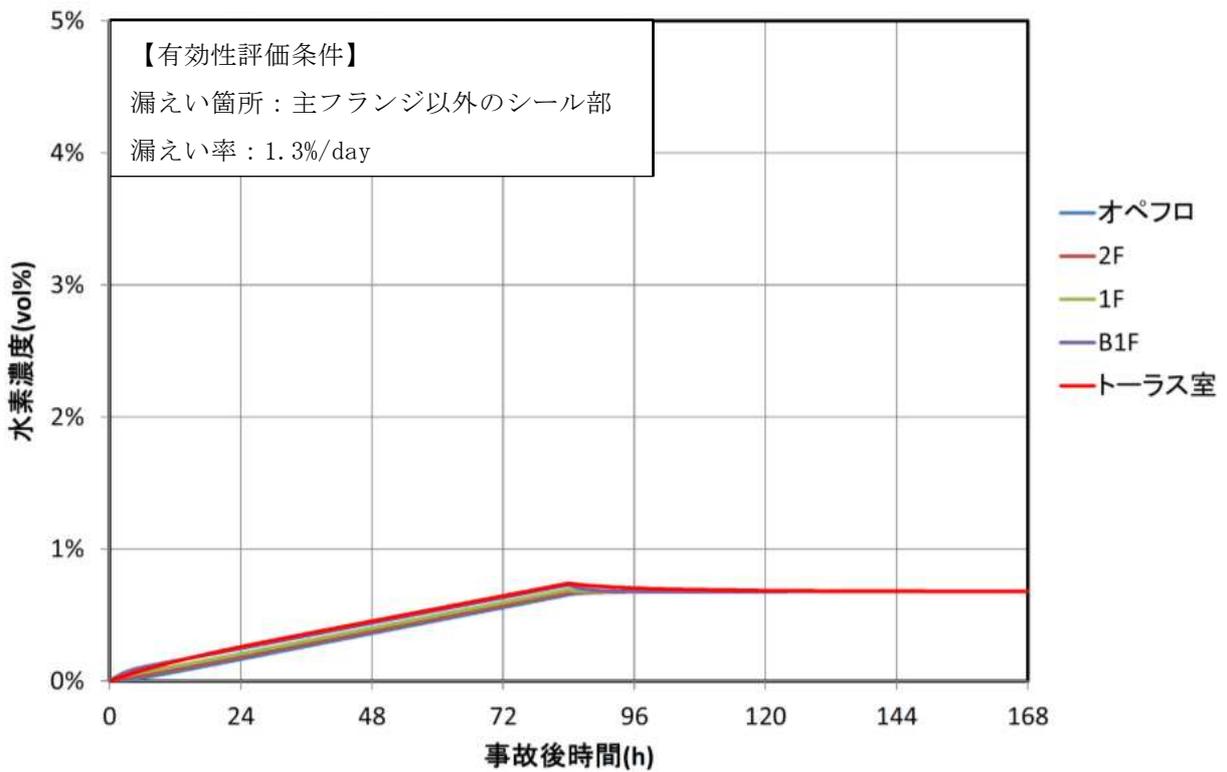
ケース 1 における原子炉建屋原子炉棟の水素挙動を第 10-8 図に示す。ケース 2 における原子炉建屋原子炉棟の水素挙動を第 10-9 図に示す。

原子炉建屋原子炉棟の水素濃度が 1vol%未満であり,可燃限界以下であることを確認した。水素濃度は, 84 時間後まで上昇し, その後, ほぼ一定に推移する。これは, 原子炉格納容器圧力逃がし装置により格納容器内水素が排出されたためである。

また, 解析条件は, オペレーティングフロアの水素濃度が 1.5vol%以上となった場合に PAR が動作することとしており, PAR の動作開始濃度以下である。



第10-8図 ケース1解析結果（原子炉建屋原子炉棟の水素挙動）



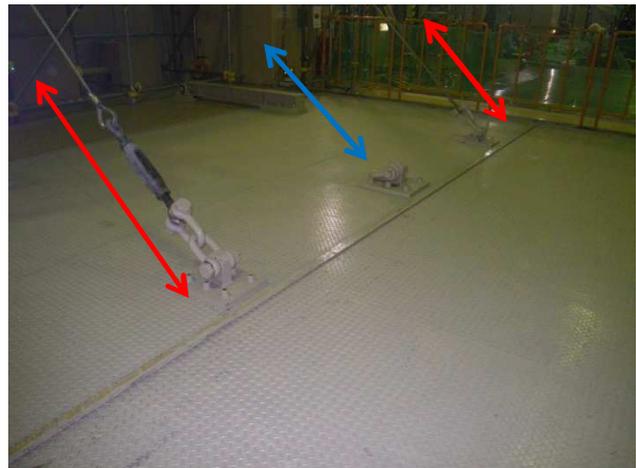
第10-9図 ケース2解析結果（原子炉建屋原子炉棟の水素挙動）

(参考) 大物搬入口ハッチの運用

格納容器ハッチ類から漏えいした水素ガスは、通常開状態の大物搬入口ハッチからオペレーティングフロアへ流入する。大物搬入口ハッチは、電動ワイヤー巻取装置により開閉し、電動ワイヤー巻取装置により全開状態で固定する。電動ワイヤー巻取装置の不具合が発生した場合には、別に設置している手動チェーンブロックにより全開状態を保持することができる。(第 10-1, 2 図参照)



— : 電動ワイヤー巻取装置による開閉
— : 手動チェーンブロックによる開保持



第 10-1 図 大物搬入口ハッチの閉状態



第 10-2 図 大物搬入口ハッチの開状態

別紙 11 静的触媒式水素再結合装置動作監視装置

1. PAR 温度による動作監視

PAR は、触媒による再結合反応により水素を除去する装置であり、水素濃度の上昇に伴い水素処理量が増加し PAR の温度が上昇することから、動作監視装置として PAR の入口及び出口付近に温度検出器を設置し、入口側ガス温度と出口側ガス温度の差を確認することにより、PAR の動作状況を把握することができる。

第 11-1 図に水素濃度と PAR 温度の関係の例を示す。

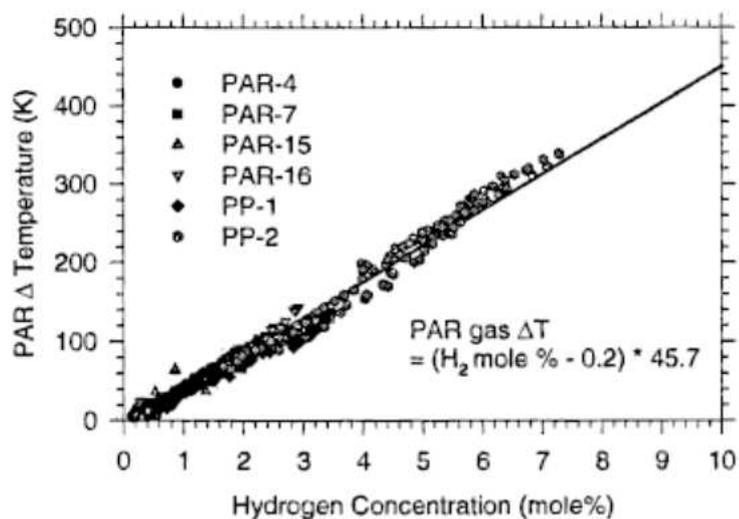


Fig. 13. PAR gas ΔT as a function of hydrogen concentration.

第 11-1 図 水素濃度と PAR 温度の関係（参考図書 1）

2. 設備概要

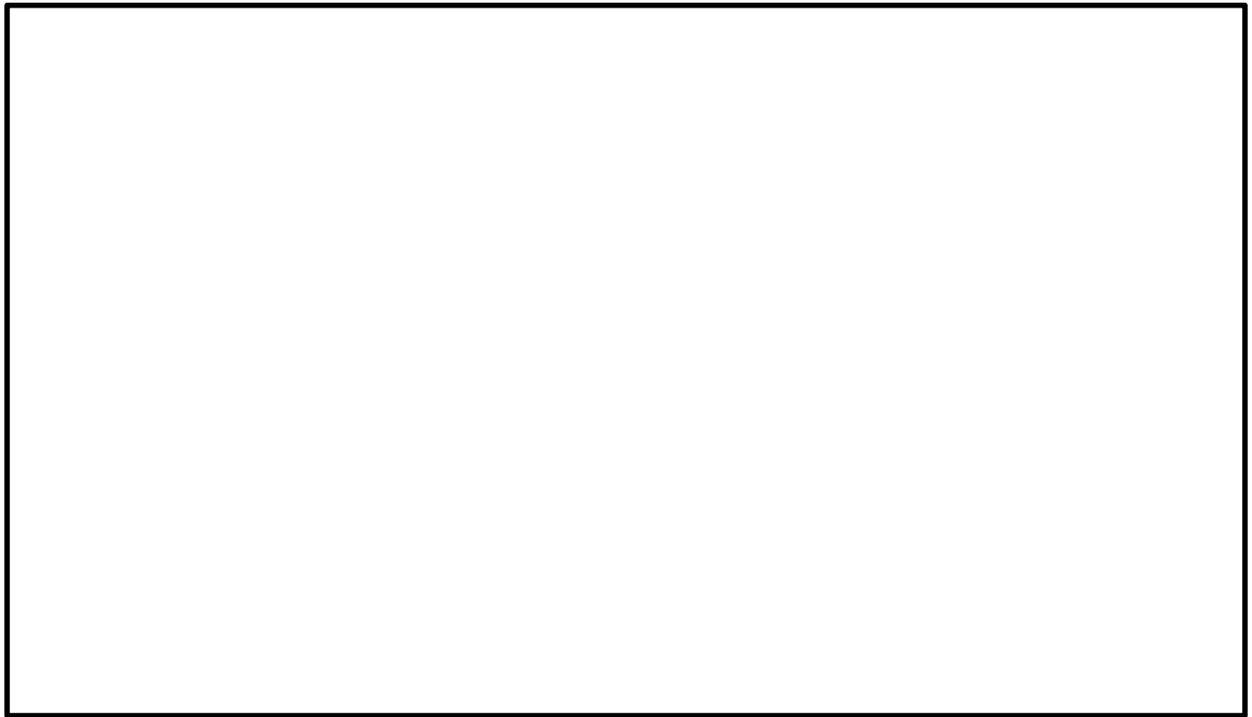
動作監視装置は、PAR (19 台) のうち 4 台について、入口側と出口側に温度検出器を取り付け、入口側ガス温度と出口側ガス温度を測定し、中央制御室等において監視することにより、これらの温度差から PAR の動作を確認することができる。動作監視装置 (温度検出器) の主要仕様を第 11-1 表に、動作監視装置 (温度検出器) の設置場所を第 11-2 図に、PAR と温度検出器の位置関係を第 11-3 図に示す。

温度検出器の熱電対シースは、外径 4.8 mm であり、PAR への流路影響の観点から水素除去性能へ影響を及ぼすものではない。

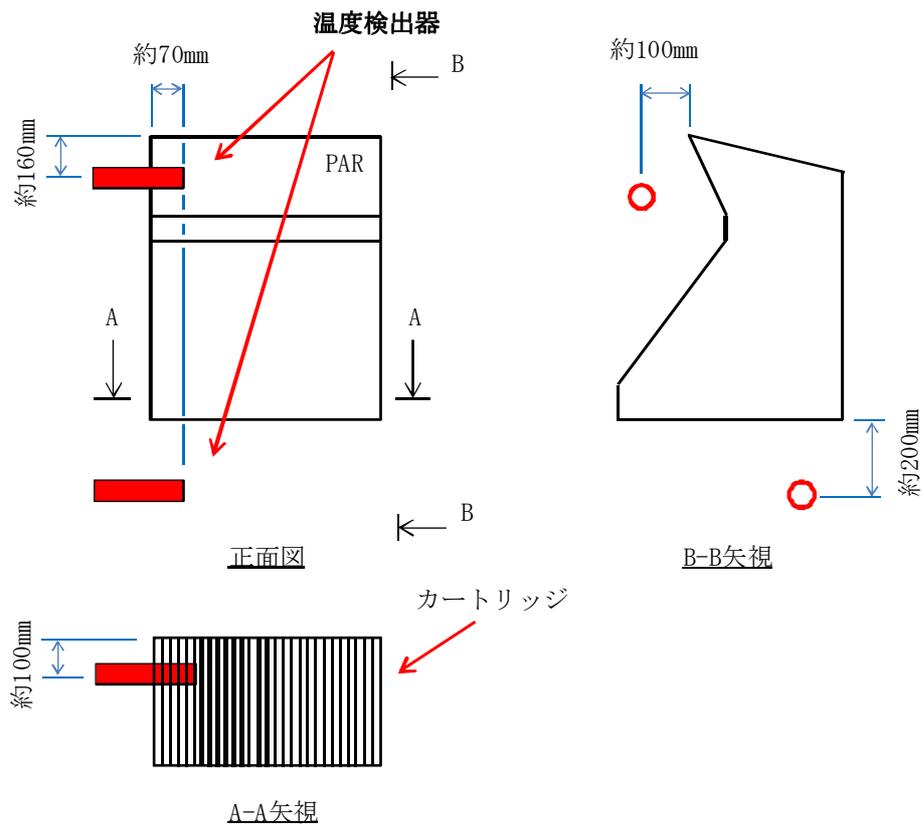
PAR の入口側ガス温度と出口側ガス温度は、温度検出器を用いて電気信号 (温度) として検出する。検出された電気信号 (温度) は、中央制御室の記録計に入力される。また、緊急時対策所の表示装置で指示値を監視できる。動作監視装置の概略構成を第 11-4 図に示す。

第 11-1 表 動作監視装置 (温度検出器) の主要仕様

名称	種類	計測範囲	個数
PAR 入口温度	熱電対	0~500℃	4
PAR 出口温度	熱電対	0~500℃	4

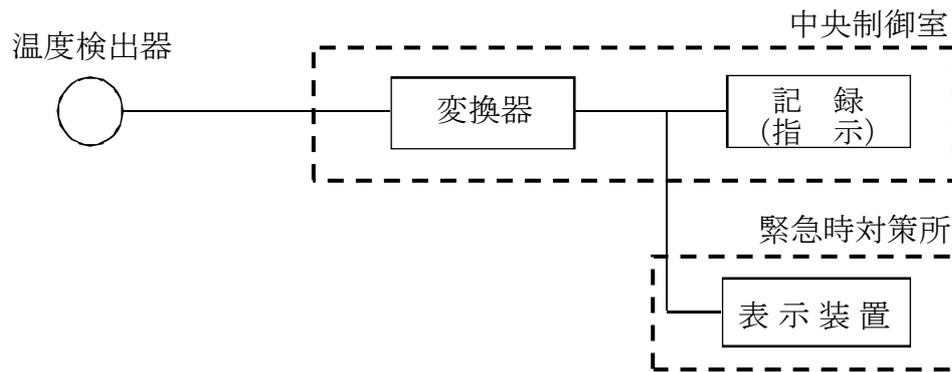


第 11-2 図 動作監視装置設置場所



※設置場所により右側に温度検出器を設置するものもある

第 11-3 図 PAR と温度検出器の位置関係



第 11-4 図 動作監視装置の概略構成図

《参考図書》

1. Nuclear Technology Vol.129 Mar. 2000

TESTING A PASSIVE AUTOCATALYTIC RECOMBINER IN SURTESY FACILITY

THOMAS K. BLANCHAT Sandia National Laboratories

別紙 12 原子炉建屋水素濃度計

1. 計測範囲の考え方

格納容器から原子炉建屋原子炉棟へ水素が漏えいした場合、格納容器からの漏えい率を 10 %/day として想定した場合においても、PAR の水素処理により原子炉建屋原子炉棟の水素濃度は可燃限界である 4vol%以下に低減される。

水素濃度計の計測範囲の上限は 10vol%であり、水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定可能である。

2. 水素濃度検出器の設置場所

格納容器から原子炉建屋原子炉棟へ漏えいする水素を含むガスは高温であり、漏えい箇所から上昇流を生じ、オペレーティングフロアで対流し均一化される。

水素濃度検出器の設置場所は高所等の特定の場所とする必要性はなく、他の設備の悪影響を受けない場所を選定する。

3. 原子炉建屋水素濃度検出器の耐環境性

水素濃度検出器の耐環境仕様は、設置場所であるオペレーティングフロアで想定される温度、湿度及び放射線量の環境を上回っている。

第 12-1 表に想定される環境と水素濃度検出器の耐環境仕様を示す。

第 12-1 表 水素濃度検出器の想定環境及び耐環境仕様

項目	想定環境	検出器の耐環境仕様
温度	100 °C* ¹	<input type="text"/> °C
湿度	100 %RH* ²	<input type="text"/> %RH
積算放射線量	<input type="text"/> kGy (7 日間)* ³	<input type="text"/> kGy

*1：格納容器漏えい率 1.3%/day におけるオペレーティングフロアの温度評価結果約 42°Cを包絡する温度として設定

*2：格納容器からの蒸気漏えいによる湿度上昇の最大値として設定

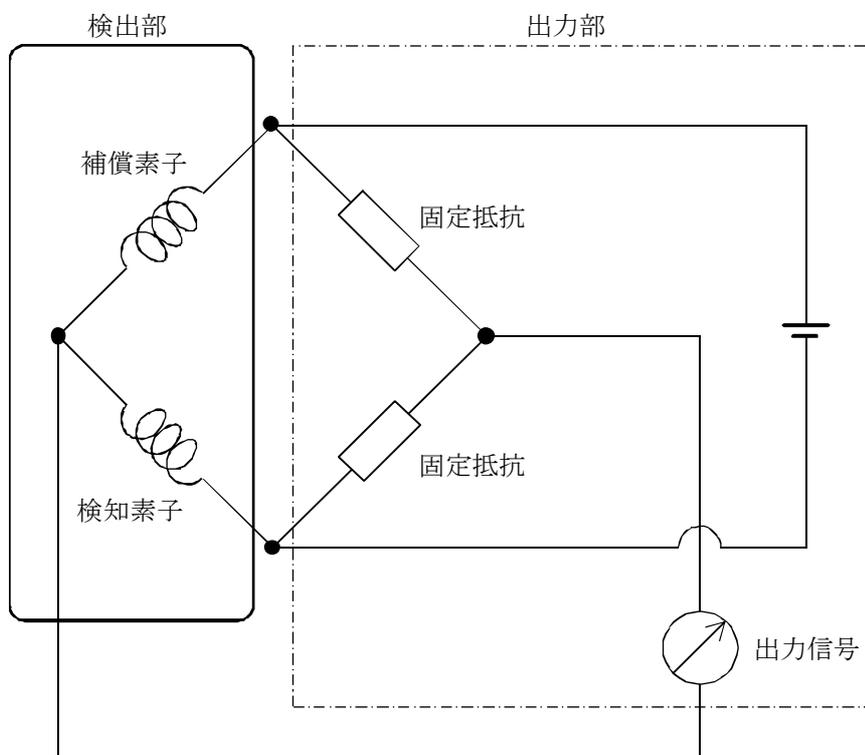
*3：格納容器漏えい率 1.3%/day における原子炉建屋原子炉棟の放射線レベルとして設定

(参考) 原子炉建屋水素濃度計の測定原理

水素濃度計は触媒式の検出器を用いる。

触媒式の水素検出器は、水素検知素子と補償素子が第1図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。水素検知素子は触媒活性材でコーティングされており、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し、発熱が起こり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、検知素子の抵抗値が変化するとブリッジ回路の平衡がくずれ、信号出力が得られる。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。



第1図 水素検出回路概要図

別紙 13 原子炉格納容器頂部注水系

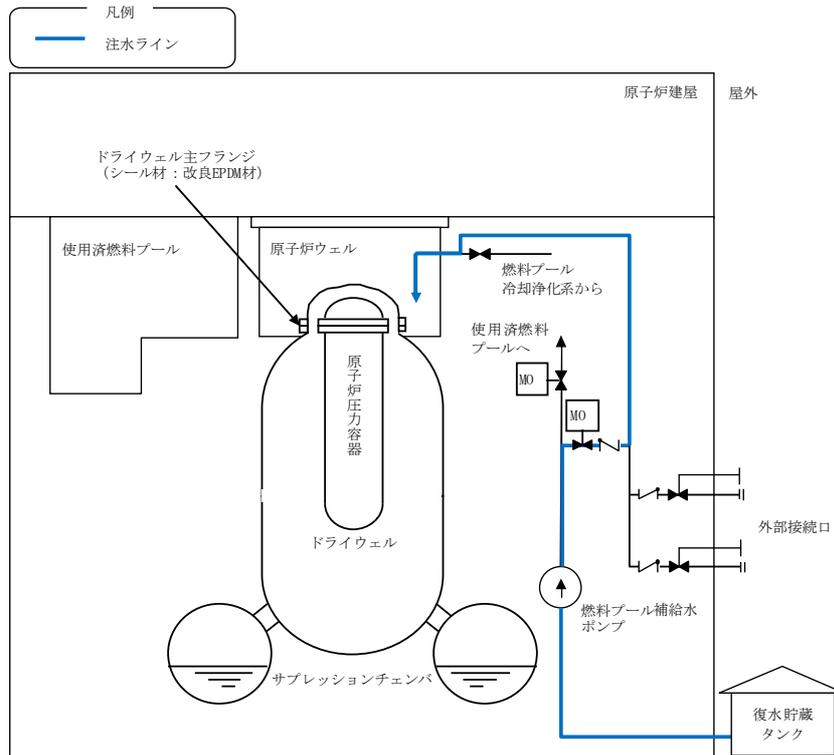
原子炉格納容器頂部注水系は、原子炉ウェルへ注水し格納容器頂部を冷却することにより、格納容器頂部の破損を防止しオペレーティングフロアへの水素漏えいを抑制するための設備として設置する。

原子炉格納容器頂部注水系（常設）は、燃料プール補給水ポンプ等で構成し、全交流動力電源喪失した場合でも、代替交流電源設備からの給電により、中央制御室からの手動操作によって、復水貯蔵タンクの水を燃料プール冷却浄化系を經由して原子炉ウェルへ注水する。

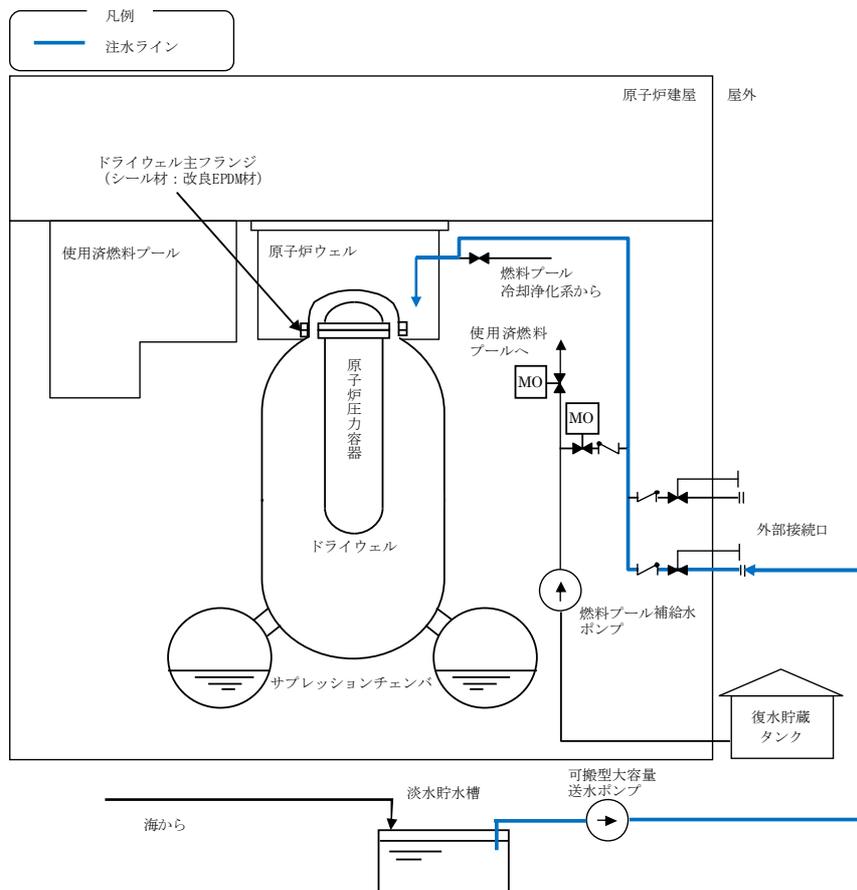
原子炉格納容器頂部注水系（可搬型）は、可搬型大容量送水ポンプ及び接続口等で構成し、全交流動力電源喪失した場合でも、淡水貯水槽の水を燃料プール冷却浄化系を經由して原子炉ウェルへ注水する。

原子炉格納容器頂部注水系の系統概要を第 13-1 図及び第 13-2 図に示す。

なお、原子炉格納容器頂部注水系は、設置許可基準規則第 50 条の「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」として位置付けている。



第 13-1 図 原子炉格納容器頂部注水系 (常設)



第 13-2 図 原子炉格納容器頂部注水系 (可搬型)

別紙 14 局所エリアの漏えいガスの滞留

格納容器からの水素漏えいが想定される局所エリアを第 14-1 表に、配置を第 14-1 図に示す。局所エリアに設置される格納容器ハッチ類からの漏えいガスの滞留について、空間容積が最も小さい所員用エアロック前室の評価を行う。

解析条件を第 14-2 表及び第 14-3 表、所員用エアロック前室の解析モデルを第 14-2 図に示す。解析モデルについては、ダクトを通じて原子炉建屋 1 階への換気を考慮する。

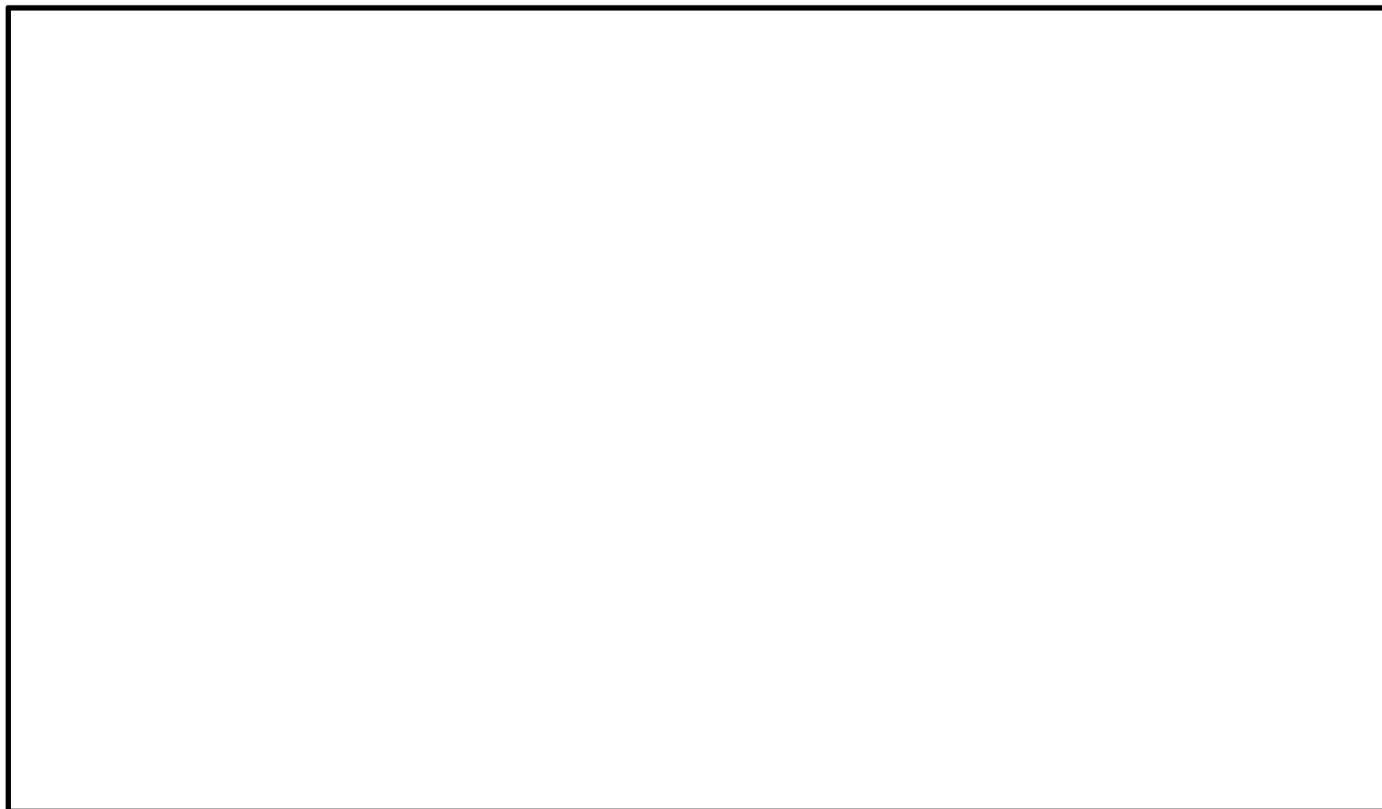
第 14-1 表 局所エリア

階数	エリア名称	ハッチ類	空間容積
	バルブラッピング室	逃がし安全弁搬出入口	1230m ³
	所員用エアロック前室	所員用エアロック	110m ³
	計装ペネトレーション室	ISI 用ハッチ	330m ³
	CRD 補修室	制御棒駆動機構搬出入口	480m ³

原子炉建屋



原子炉建屋



第 14-1 図 局所エリア配置

第 14-2 表 GOTHIC コードによる解析条件

項目	解析条件	設定理由
格納容器条件		
格納容器圧力	第 14-3 表のとおり	—
格納容器温度		
水素発生量	175kg	第 10-1 表に同じ
格納容器ガス組成	第 14-3 表のとおり	—
格納容器漏えい率		
漏えい箇所	<ul style="list-style-type: none"> ・ドライウェル主フランジ ・逃がし安全弁搬出入口 ・所員用エアロック ・ISI 用ハッチ ・機器搬出入用ハッチ ・制御棒駆動機構搬出入口 ・サブプレッションチェンバ出入口 	第 10-4 表に同じ
原子炉建屋初期条件		
建屋圧力	101.325kPa [abs]	第 2.3.3.1-1 表に同じ
建屋温度	40℃	
建屋ガス組成	<ul style="list-style-type: none"> ・酸素 19.5vol% ・窒素 73.2vol% ・水蒸気 7.3vol% 	
建屋解析モデル		
建屋解析モデル	<ul style="list-style-type: none"> ・ 1 階 3100m³ ・ 所員用エアロック前室 110m³ 	空間の構造物を除いた容積として設定

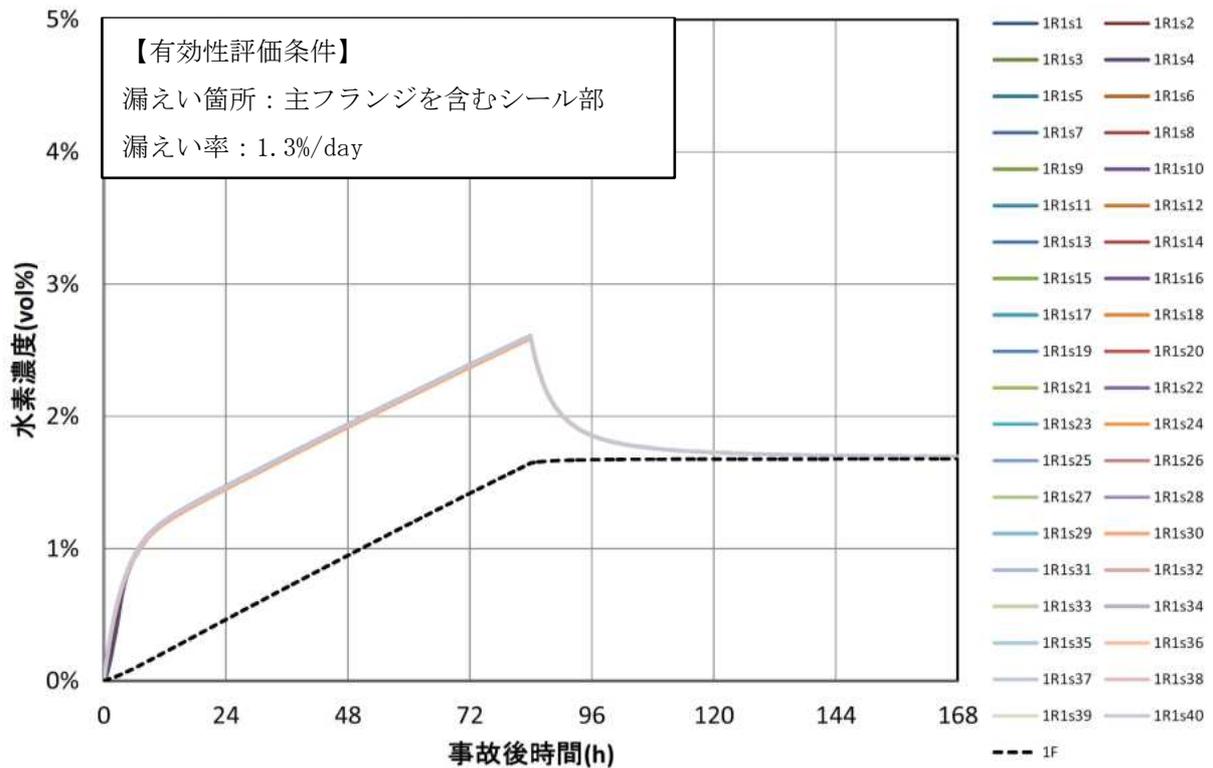
第 14-3 表 GOTHIC コードによる解析条件

項目	条件		
	事故後 6 時間 まで	格納容器ベントにより 格納容器圧力が十分低 下するまで (事故後 6 時 間から 84 時間まで)	格納容器ベントにより 格納容器圧力が十分低 下した以降 (事故後 84 時間以降)
格納容器圧力	854kPa[gage] (2Pd)	854kPa[gage] (2Pd)	100kPa[gage]
格納容器温度	200℃	200℃	171℃
格納容器からの漏えい ガス条件	水素 10vol% 窒素 0vol% 水蒸気 90vol%	水素 10vol% 窒素 10vol% 水蒸気 80vol%	水素 0vol% 窒素 0vol% 水蒸気 100vol%
格納容器漏えい率	1.3%/day	1.3%/day	0.5%/day (設計漏えい率)



第 14-2 図 局所エリア解析モデル

評価の結果，水素濃度が可燃限界以下（4vol%）となることを確認した。評価結果を第 14-3 図に示す。



第 14-3 図 局所エリアの水素濃度
別紙 14-3

別紙 15 原子炉建屋原子炉棟の水素挙動評価への GOTHIC コードの適用性

1. はじめに

原子炉建屋原子炉棟の水素対策の有効性を評価するための水素流動解析に、「GOTHIC」コードを用いている。「GOTHIC」コードは、米国 NAI (Numerical Applications Inc.) 開発の汎用熱流動解析コードである。

原子炉建屋原子炉棟の水素流動解析に用いることの妥当性について以下に示す。

2. 解析コードの特徴

(1) 概要

本解析コードは、気相・液相・液滴相について、質量、運動量及びエネルギーの 3 保存則を解く解析コードである。

各相間の質量・運動量・エネルギーの移動は、気相／液相の体積比(ボイド率)等を考慮した流動様式に基づく相関式で取り扱い、凝縮及び沸騰等、複雑な混相流動現象を模擬することができ、気液混相の 3 次元熱流動を模擬することができる。

また、ファン及び水素結合器等の様々な機器のモデルが組み込まれており、これらの機器の物理現象を模擬することができる。

(2) 流体

液体及び気体の流動、並びに気体の相変化を模擬することができる。気体については蒸気を含む水素、窒素、酸素等の様々なガスが混合した多成分ガスを模擬することができる。

(3) 伝熱

各相間の伝熱は、気相／液相の体積比(ボイド率)等を考慮した流動様式に基づ

く相関式で取り扱い、壁面等の構造体への伝熱は、構造体をヒートシンクとしてモデル化し、構造体と流体間の伝熱及び構造体内部の熱伝導を熱伝達モデルにより計算する。

熱伝達モデルには、自然対流熱伝達モデル、強制対流熱伝達モデル及び凝縮熱伝達モデル等が組み込まれており、壁面等での蒸気の凝縮、水の沸騰、流体・構造物間及び構造物内部の熱伝達を模擬することができる。

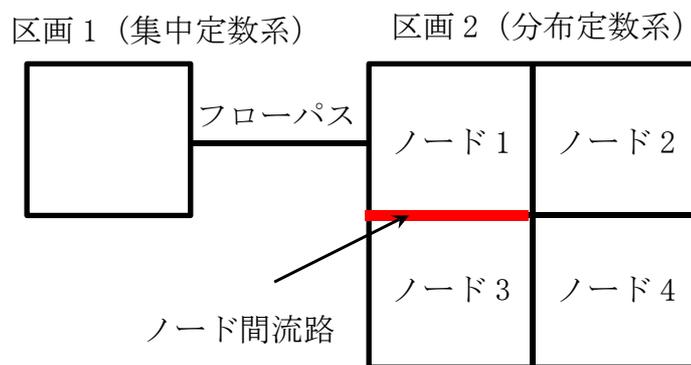
(4) 形状モデリング

各区画を1ノードとして扱う集中定数系モデル及び区画内を複数ノード（サブノード分割）で扱う分布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できる。

集中定数系モデルは、各区画及び各相について質量とエネルギー保存則が計算され、区画間の流れは流路面積や圧損係数に基づいて流量を計算するフローパスモデルで模擬する。フローパスモデルは、1次元の流れであるが、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。

分布定数系モデルは、ノード毎の形状及びノード間の流路面積や圧損係数等を設定し、各ノードの質量・運動量・エネルギーを計算可能であり、3次元熱流動の評価が可能である。さらに、流体の壁面との摩擦及び質量・運動量・エネルギーの各相間の界面を通じた移動や乱流拡散及び分子拡散効果を考慮可能である。

また、区画間の接続は、フローパスモデルで適切に模擬可能であり、境界条件は、区画と接続することで、境界からの流体の流入・流出を模擬することができる。区画間の接続イメージを第15-1図に示す。



第 15-1 図 形状モデル例

(5) 境界条件

流量を直接指定する流出入口境界条件及び指定した圧力に基づいて流量を計算する圧力境界条件等を設定することができる。

(6) 機器モデル

ファンや水素結合器等の機器を模擬可能である。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及び酸素の結合反応及び結合反応によって生じる反応発熱を制御することができる。



3. 解析コードの妥当性確認

(1) 3次元流動・濃度解析

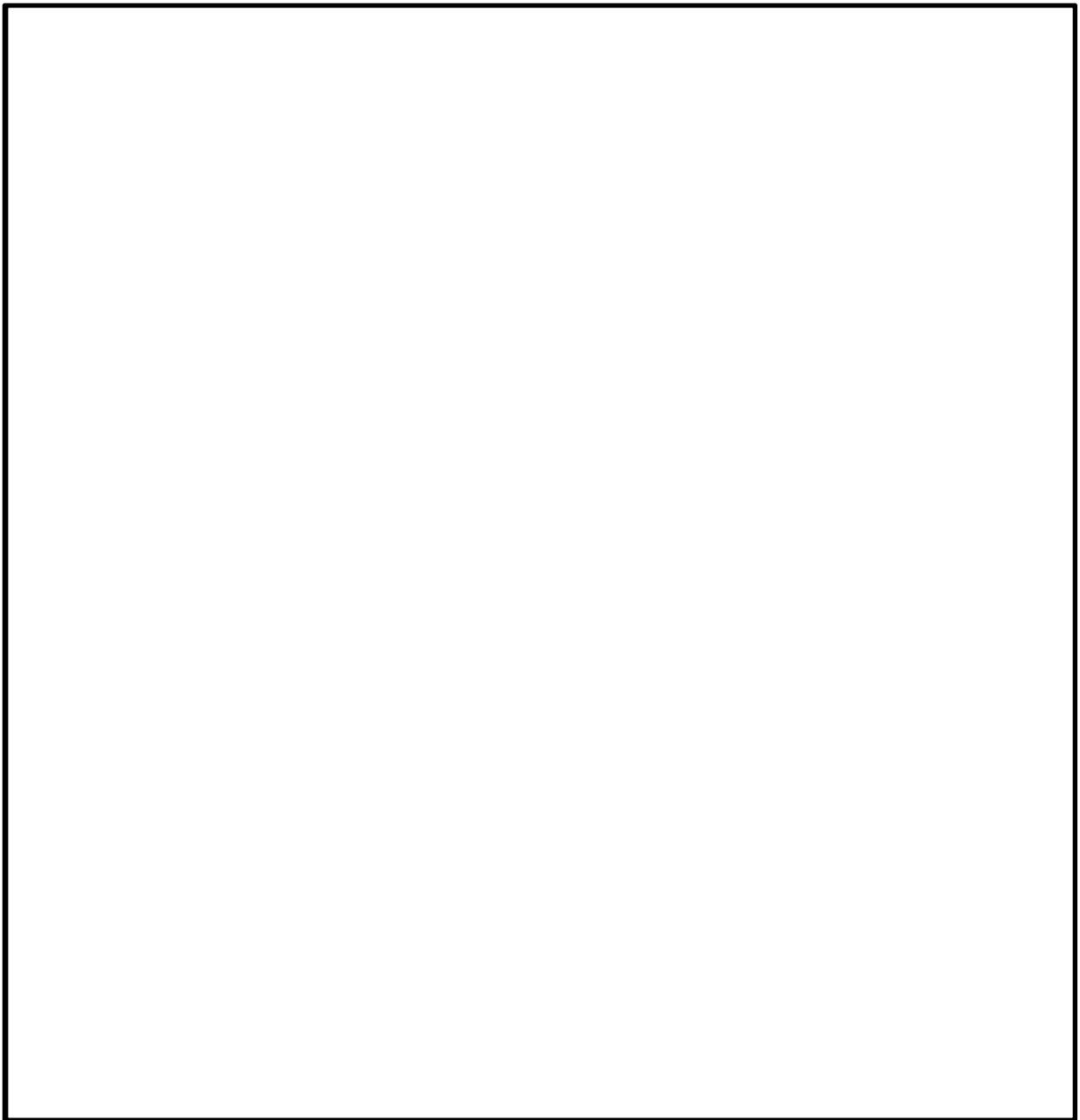
原子炉建屋原子炉棟では、格納容器から漏えいしたガスが拡散し、混合する。

建屋水素対策の評価では、オペレーティングフロアに対して、複数ノード分割できる分布定数系モデルを適用することで、水素や水蒸気等のガスのノード間への拡散・混合を解析することができる。

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。(第 15-2 図参照) NUPEC 試験では、第 15-1 表に示す内部区画、第 15-3 図～第 15-5 図に示す試験設備において、ガス放出の有無、放出ガスの種類(水蒸気又は水素の代替としてのヘリウム)及びスプレイの有無等を考慮した 35 ケースの試験が行われており、雰囲気温度及びガス濃度分布が測定されている。このうち、水蒸気とヘリウムの両方が放出され、かつスプレイを想定しない点で重大事故等時に想定される原子炉建屋原子炉棟の条件に近い Test M-4-3 を対象に、解析と試験データとの比較を行った。

【Test M-4-3 の試験条件】

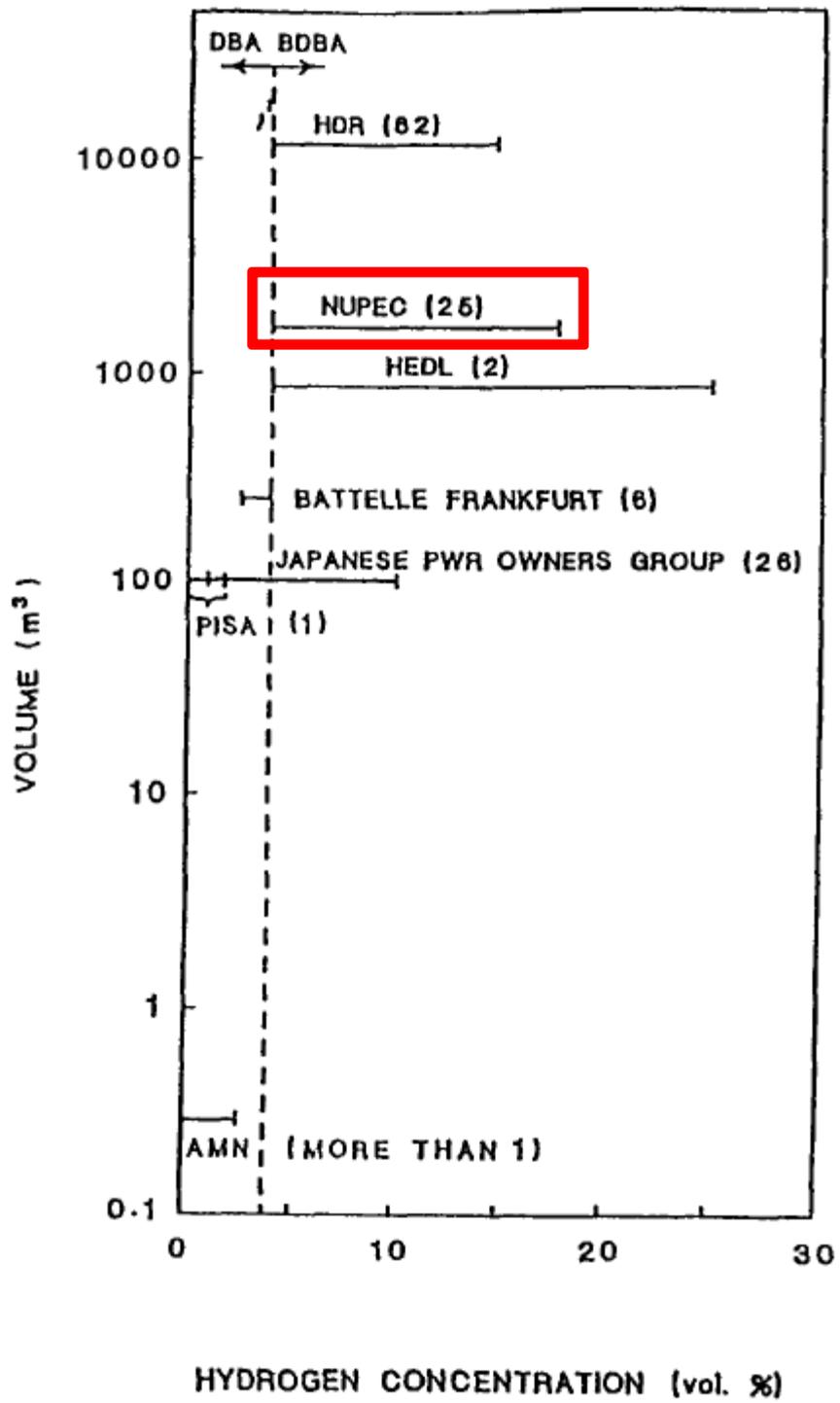
- | | |
|----------------|------------------------|
| 1. 初期圧力 | : 101 [kPa(abs)] |
| 2. 初期温度 | : 28 [°C] |
| 3. 破断流量の蒸気成分 | : 0.33 [kg/s] (30分で停止) |
| 4. 破断流量のヘリウム成分 | : 0.03 [kg/s] (30分で停止) |
| 5. 破断位置 | : 区画 8(第 15-4 図参照) |
| 6. スプレイ | : なし |



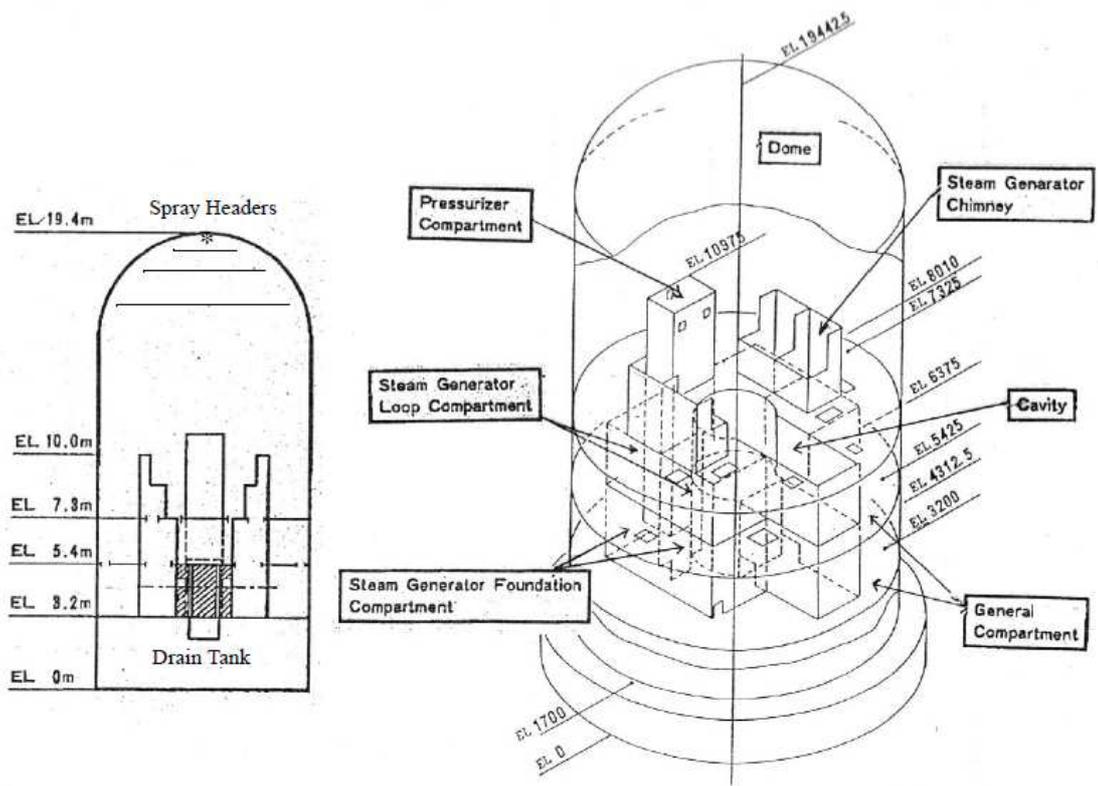
以上より，格納容器からの漏えいによる水素や水蒸気の放出を想定して，ガスの拡散・混合を評価する原子炉建屋原子炉棟の水素流動解析に本解析コードを適用することは妥当である。

第 15-1 表 NUPEC 試験の内部区画(参考図書 1)

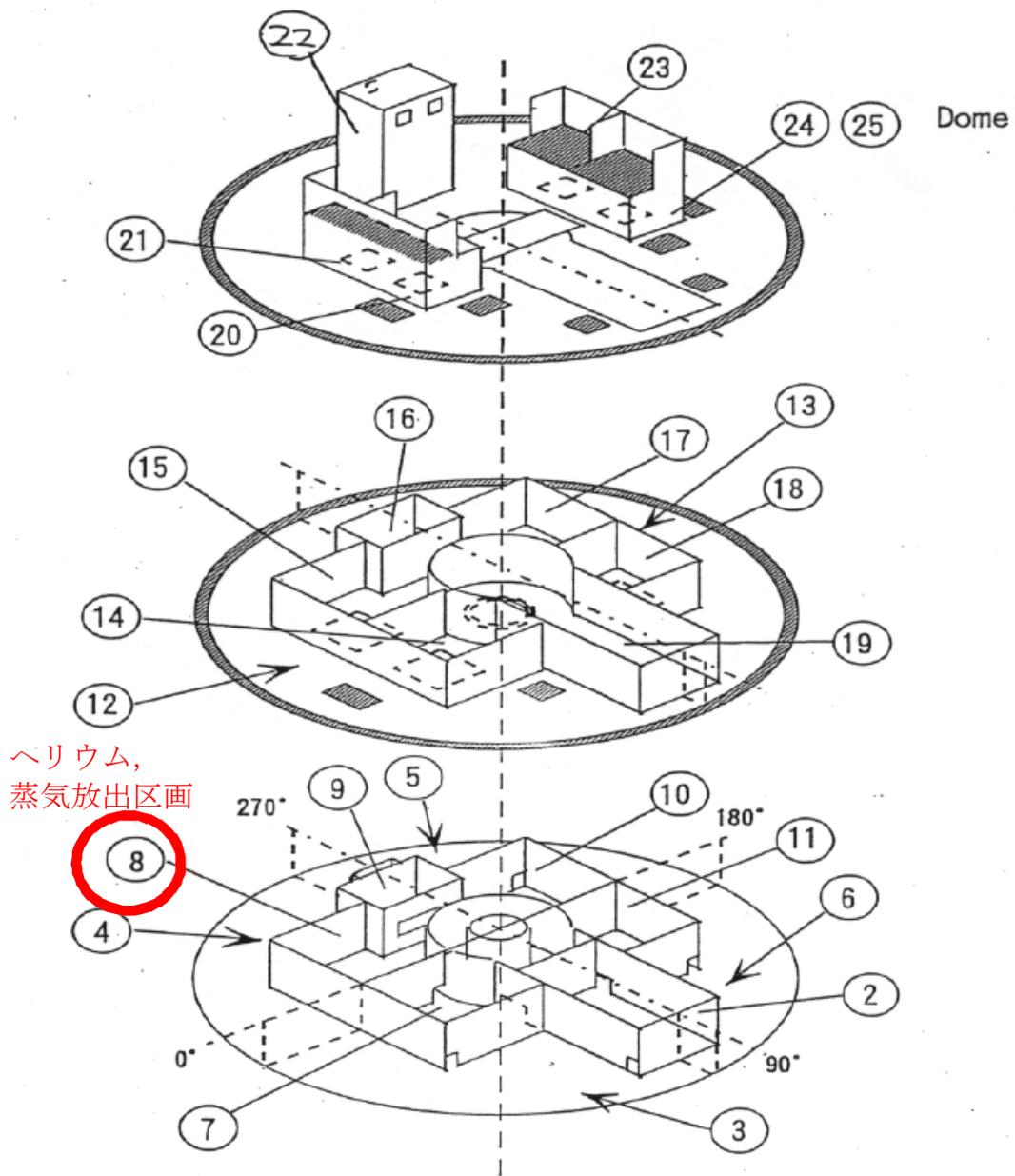
ノード番号	区画	区画内容積(m ³)
1	炉内計装チェイス	5.95
2	CV サンプ ポンプ室	14.95
3	一般部(下部) C	28.91
4	一般部(下部) D	32.84
5	一般部(下部) A	32.84
6	一般部(下部) B	28.91
7	SG 基礎部 C	10.80
8	SG 基礎部 D (Test M-4-3 ヘリウム, 蒸気放出位置)	12.66
9	CV 冷却材 ドレンタンク	3.74
10	SG 基礎部 A	12.66
11	SG 基礎部 B	10.80
12	一般部(上部) C, D	53.05
13	一般部(上部) A, B	53.05
14	SG ループ室 C	9.22
15	SG ループ室 D	10.80
16	加圧器室(下部)	2.14
17	SG ループ室 A	10.80
18	SG ループ室 B	9.22
19	キャビティ	24.14
20	SG 煙突部 C	2.01
21	SG 煙突部 D	2.016
22	加圧器室(上部)	5.44
23	SG 煙突部 A	2.016
24	SG 煙突部 B	2.01
25	ドーム部	931.3



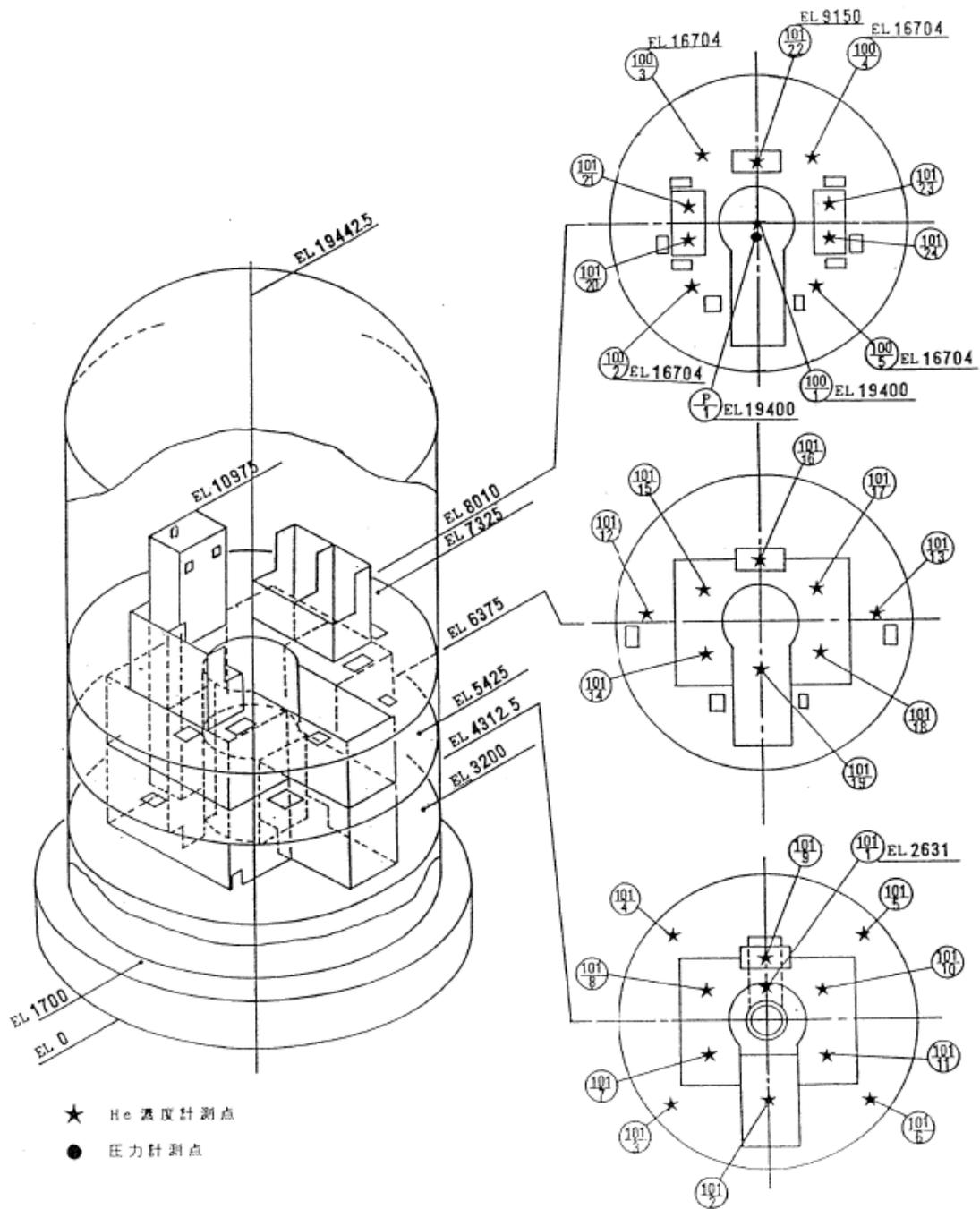
第 15-2 図 水素濃度の範囲と試験スケール(参考図書 1)



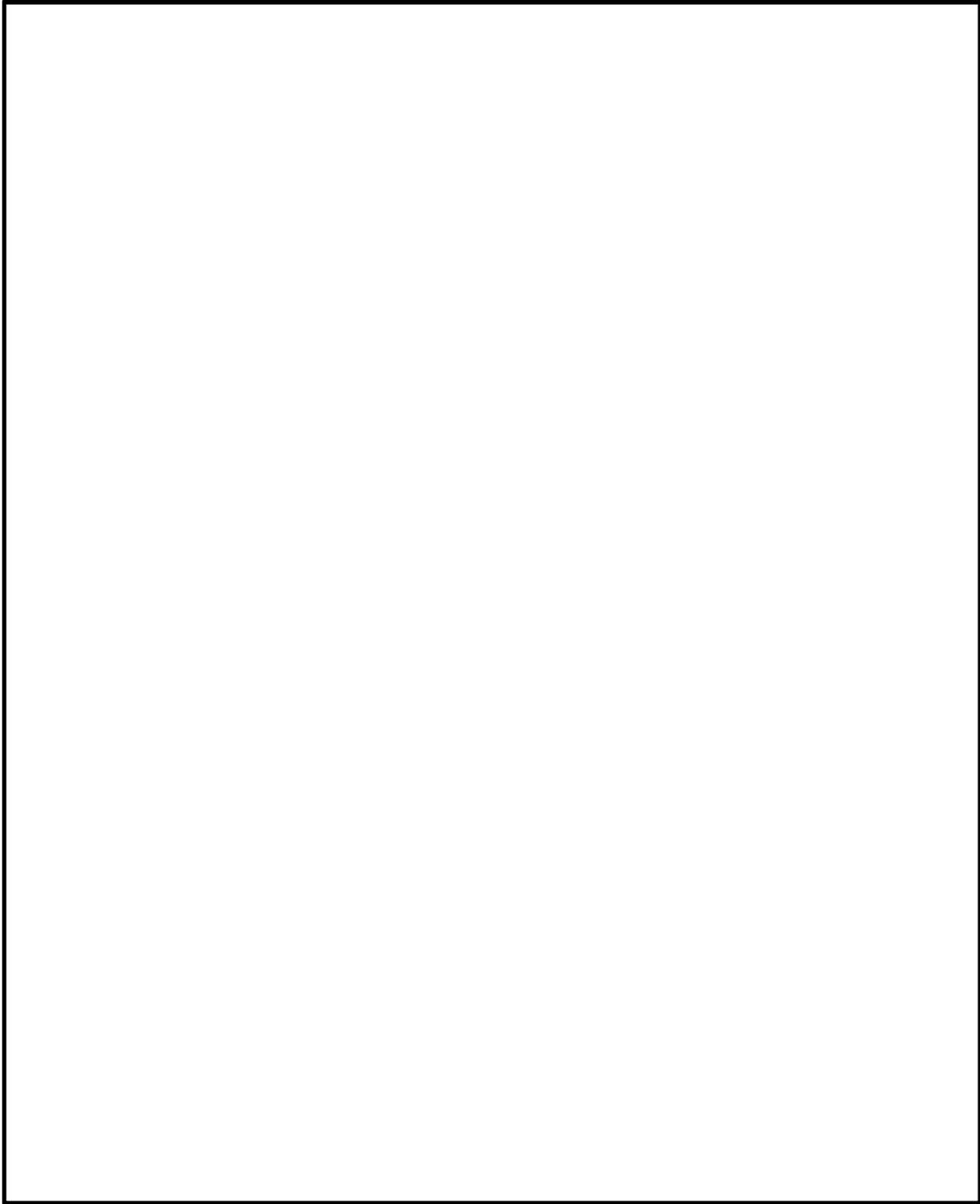
第 15-3 図 NUPEC 試験の概要(参考図書 2)



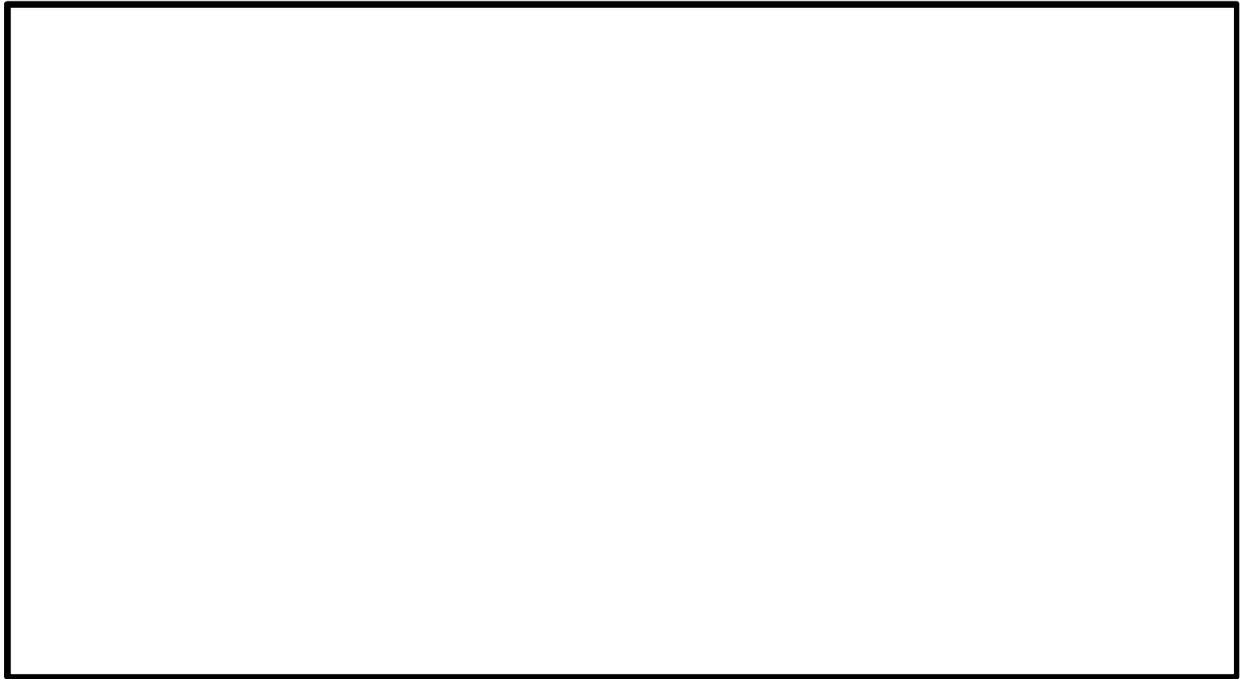
第 15-4 図 NUPEC 試験における区画と開口部(参考図書 2)



第 15-5 図 NUPEC 試験におけるヘリウム濃度及び圧力の計測点(参考図書 3)



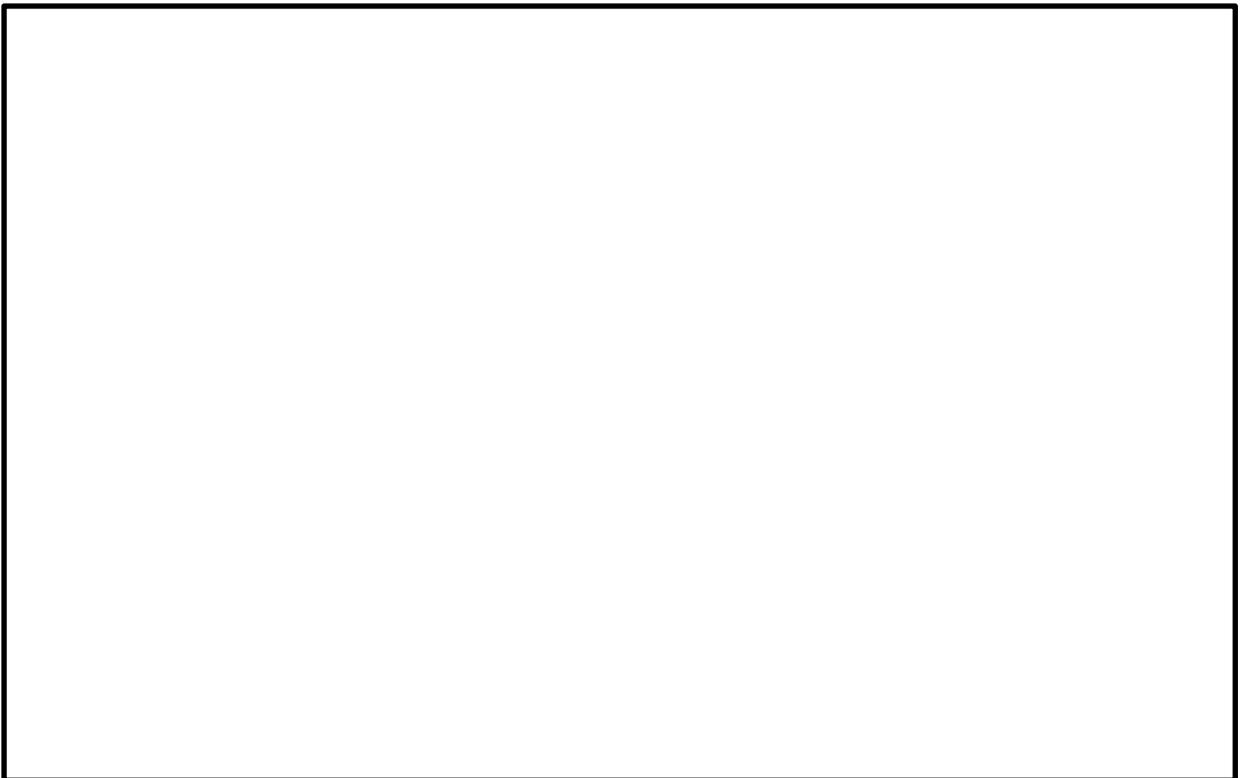
第 15-6 図 NUPEC 試験の解析モデル概要(参考図書 2)



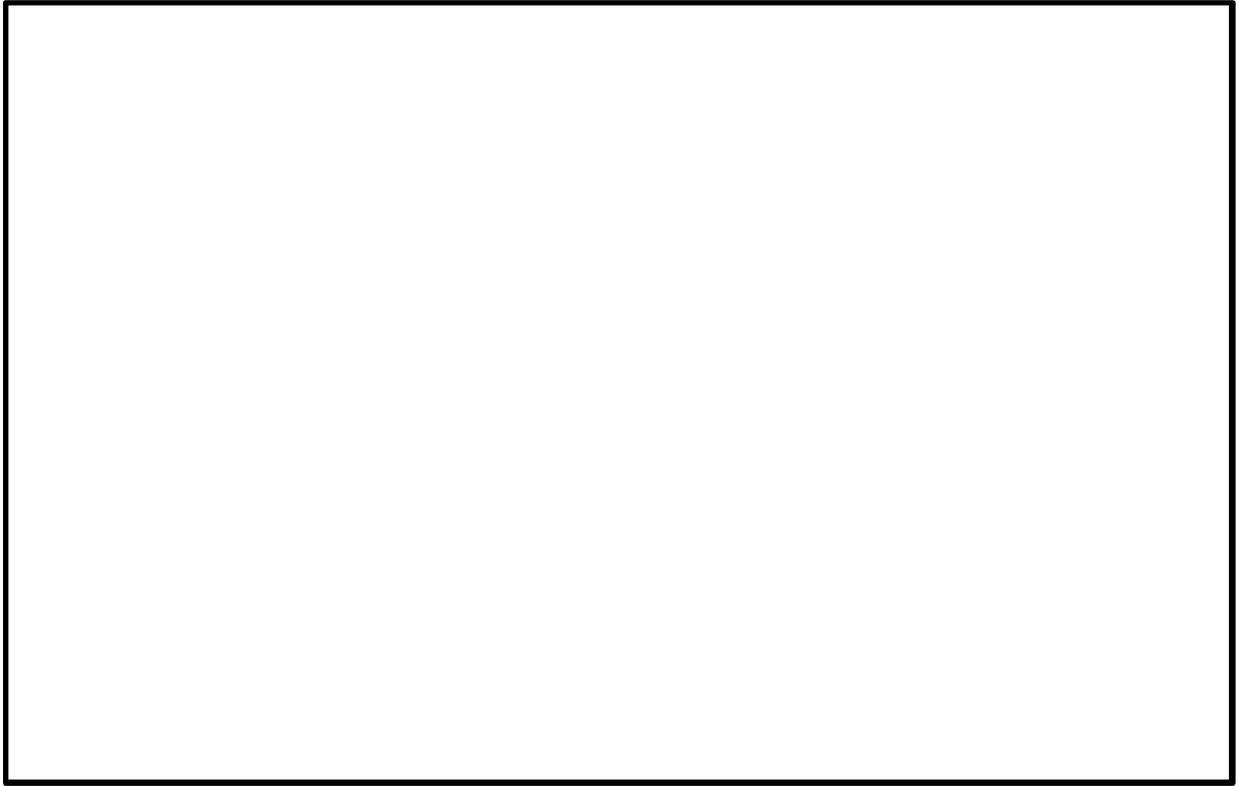
第 15-7 図 NUPEC 試験の解析モデルにおけるノード分割(参考図書 2)



第 15-8 図 格納容器圧力(参考図書 2)



第 15-9 図 格納容器温度(参考図書 2)



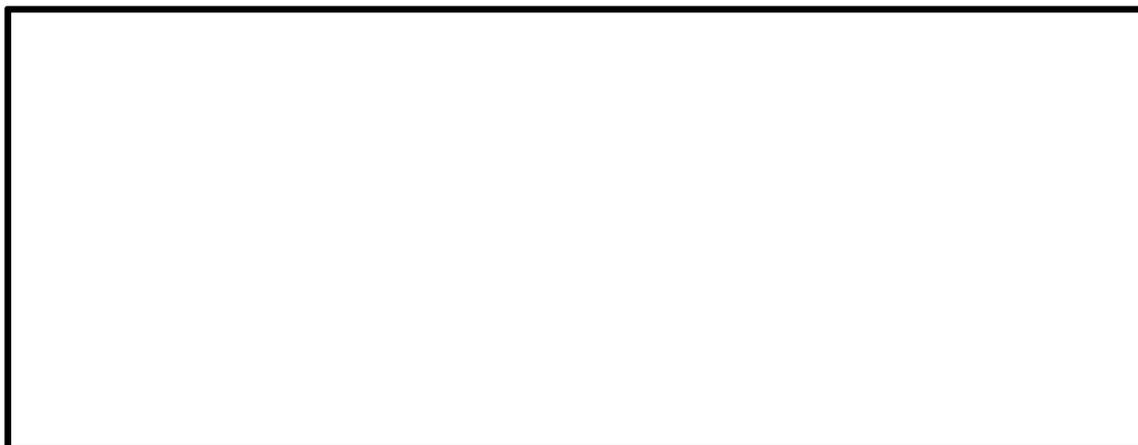
第 15-10 図 ヘリウム濃度(参考図書 2)

(2) 水蒸気の壁面熱伝達による凝縮

格納容器から漏えいする高温の水蒸気は、雰囲気中の飽和条件により凝縮される他に、壁面における熱伝達によっても凝縮される。

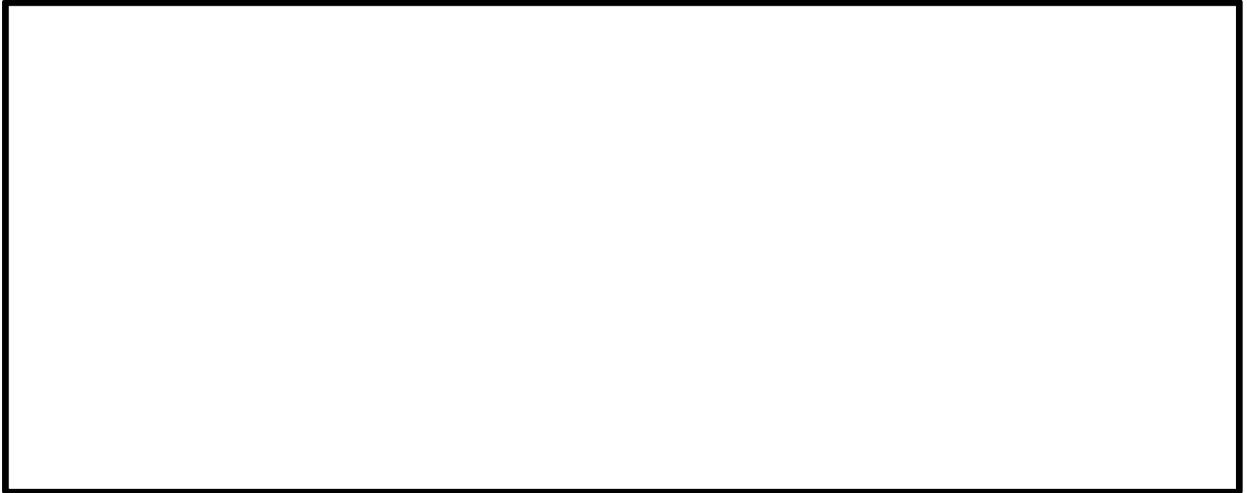
建屋水素対策の評価では、凝縮熱伝達モデルとして、GOTHIC コードに内蔵されている DLM-FM モデル(Diffusion Layer Model with enhancement due to Film roughening and Mist generation in the boundary layer)を使用する。(第 15-11 図) DLM-FM モデルは、液膜の擾乱や壁面付近でのミストの生成を考慮しており、熱伝達を最適に予測する評価モデルであることが確認されている。DLM-FM モデルで評価された凝縮熱伝達率と試験データとの比較を第 15-12 図に示す。この試験は、内田、ウィスコンシン大学及び Debhi MIT 等で実施されたものである。

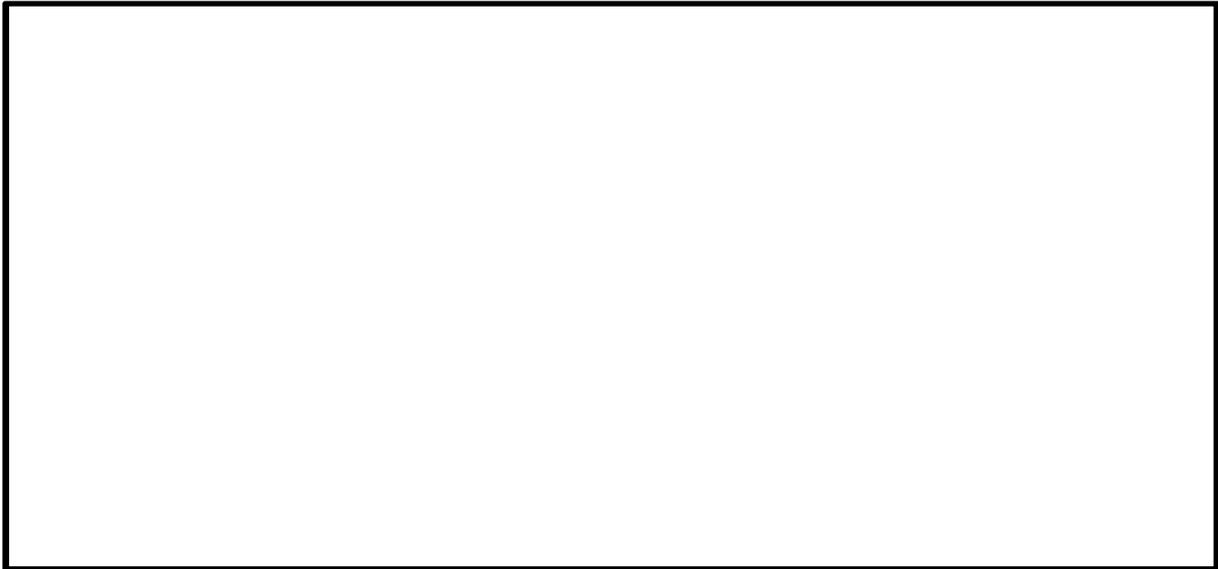
【試験範囲】



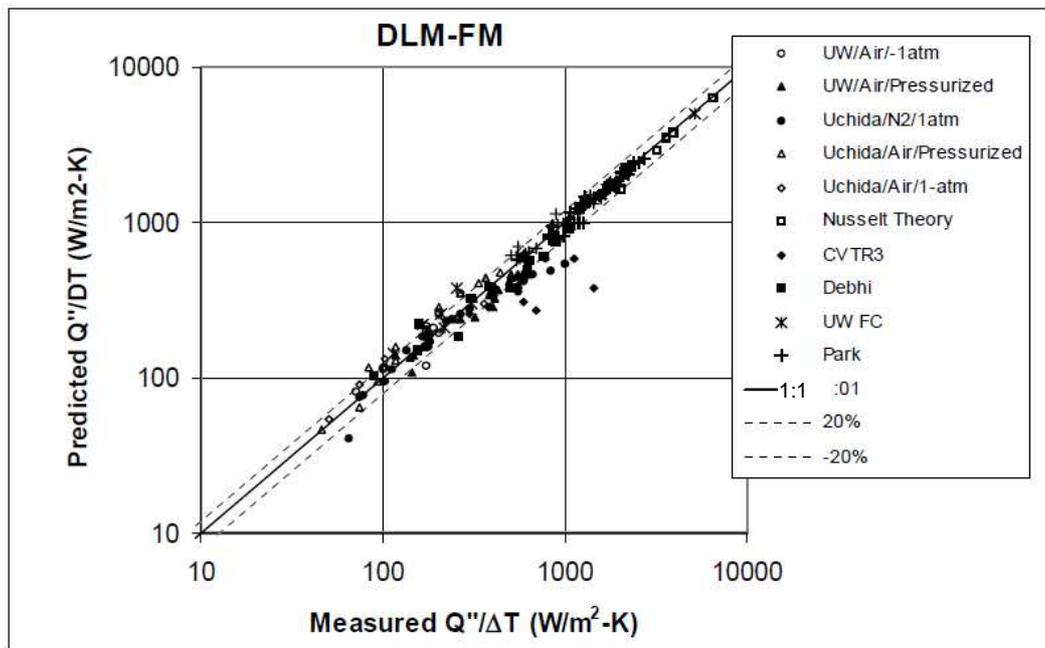
第 15-12 図より、ほとんどの試験データを約 20%以内で再現しており、女川原子力発電所 2 号炉原子炉建屋原子炉棟の水素流動解析において想定されるパラメータ範囲が試験範囲内であることから、DLM-FM モデルを適用することは妥当である。

【原子炉建屋原子炉棟の水素流動解析範囲】





第 15-11 図 DLM-FM モデルの概要



第 15-12 図 DLM-FM モデルの試験データとの比較(参考図書 2)

(3) 構造体内部熱伝導

オペレーティングフロアにおける壁や天井において、建屋内側からの熱伝達により、構造体内部に熱伝導が生じる。

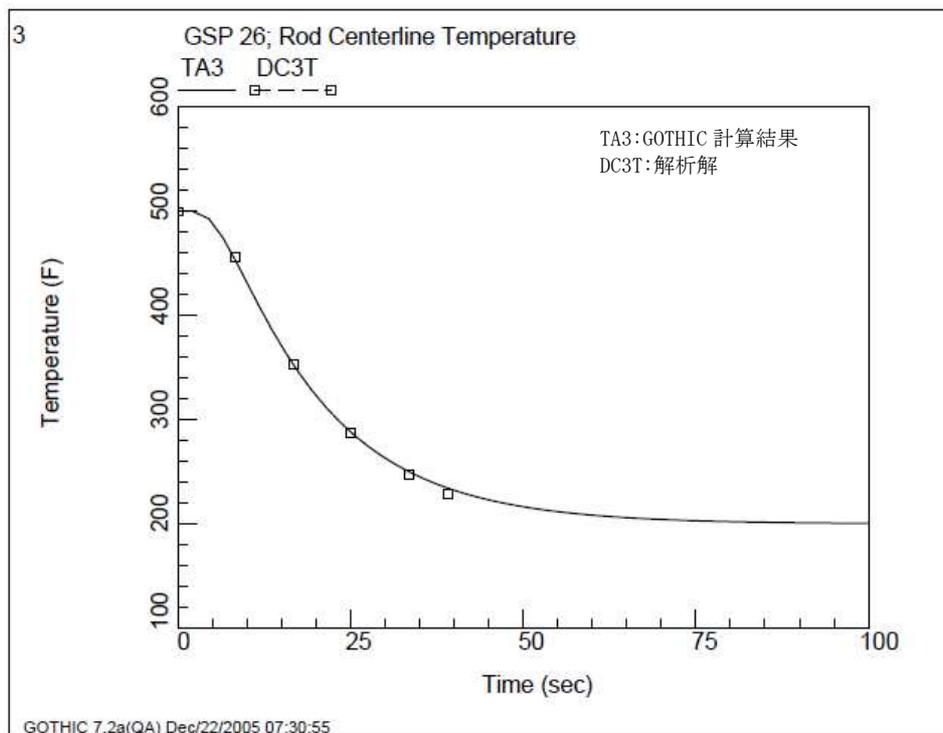
GOTHIC コードに内蔵されている構造材内部の熱伝導モデルは、一次元熱伝導方程式に従って計算される。

円筒の体系において、本解析モデルで評価した温度の時間変化の解析解との別紙 15-17

比較を第 15-13 図に示す。円筒内の初期温度を 500[F]，円筒周りの流体温度を 200[F]とする条件で，円筒中心の時間変化を評価したものであり，解析解とよく一致している。

これより，本解析モデルを高温の格納容器からの漏えいを想定する原子炉建屋原子炉棟の水素流動解析に適用することは妥当である。

1. 熱伝導率 : 12 [Btu/hr-ft-R]
2. 定圧比熱 : 0.1 [Btu/lbm-R]
3. 密度 : 400 [lbm/ft³]
4. 円筒径 : 2 [in]
5. 円筒内の初期温度 : 500 [F]
6. 円筒周りの流体温度 : 200 [F]



第 15-13 図 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 : DC3T)との比較 (参考図書 2)

<<参考図書>>

1. NUPEC, “Final Comparison Report on ISP-35 : NUPEC Hydrogen Mixing and Distribution Test (Test M-7-1)” , CSNI Report NEA/CSNI/R(94)29, December, 1994.
2. Electric Power Research Institute, Inc., “GOTHIC CONTAINMENT ANALYSIS PACKAGE QUALIFICATION REPORT Version 7.2a(QA)” , NAI 8907-09 Rev 9, January 2006
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