

本資料のうち、枠囲みの内容は、
営業秘密又は防護上の観点から
公開できません。

東海第二発電所 工事計画審査資料	
資料番号	補足-270-5 改4
提出年月日	平成30年5月29日

原子炉格納施設の水素濃度低減性能
に関する説明書に係る補足説明資料

補足-270-5

平成30年5月
日本原子力発電株式会社

原子炉格納施設の水素濃度低減性能
に関する説明書に係る補足説明資料

目次

補足1	局所エリアの漏えいガスの滞留	補足1-1
補足2	原子炉建屋水素濃度の適用性について	補足2-1
補足3	触媒基材（アルミナ）について	補足3-1
補足4	格納容器頂部注水系について	補足4-1
補足5	原子炉建屋原子炉棟6階大物搬入口ハッチについて	補足5-1
補足6	窒素供給装置について	補足6-1
補足7	「設置（変更）許可申請書 添付書類十 可燃性ガスの発生について」に おける可燃性ガス濃度制御系による格納容器内水素及び酸素制御について	補足7-1
補足8	原子炉建屋ガス処理系の外部事象に対する考慮について	補足8-1

局所エリアの漏えいガスの滞留

1. 評価方法

原子炉格納容器からの水素漏えいが想定される箇所については、「別添1 2.3.1(2)漏えい箇所」に示す漏えい箇所があり、第1表に示す直接漏えいが発生する区画(以下「局所エリア」という。)については、小部屋形状となっている箇所がある。このことから、局所エリアにおいて、漏えいしたガスの滞留が無いことをGOTHICコードによる解析により確認する。具体的には、「別添1 第2.3.2-1表 ケース1」に示す有効性評価シナリオ包絡条件において、局所エリアと隣接エリアの水素濃度に大きな乖離がないことを確認することで、局所エリアにおける水素滞留がないことを確認する。なお、シールドプラグが置かれた状態の原子炉ウェル部についても、局所エリアとなる可能性があるが、シールドプラグにシール性がないこと及び上面に開口があることから、局所エリアから除外とした。また、サブプレッション・チェンバアクセスハッチがある区画については「別添1 第2.3-1図 GOTHIC解析モデル ノーディング図」に示す原子炉建屋地下1階西側の区画と同じであり、「別添1 2.3 原子炉建屋原子炉棟の水素挙動」で評価済みであるため、対象外とした。

第1表 局所エリア

階数	漏えい箇所	エリア名称	空間容積 (m ³) ※
2階	ドライウェル機器ハッチ	ドライウェル機器ハッチ及びCRD搬出ハッチのある部屋	42.1
	CRD搬出ハッチ		
	所員用エアロック	所員用エアロックのある部屋	23.4

※ 躯体図をもとに算出した空間容積に対し、機器配管等の容積を考慮して0.7倍とした値

2. 解析条件

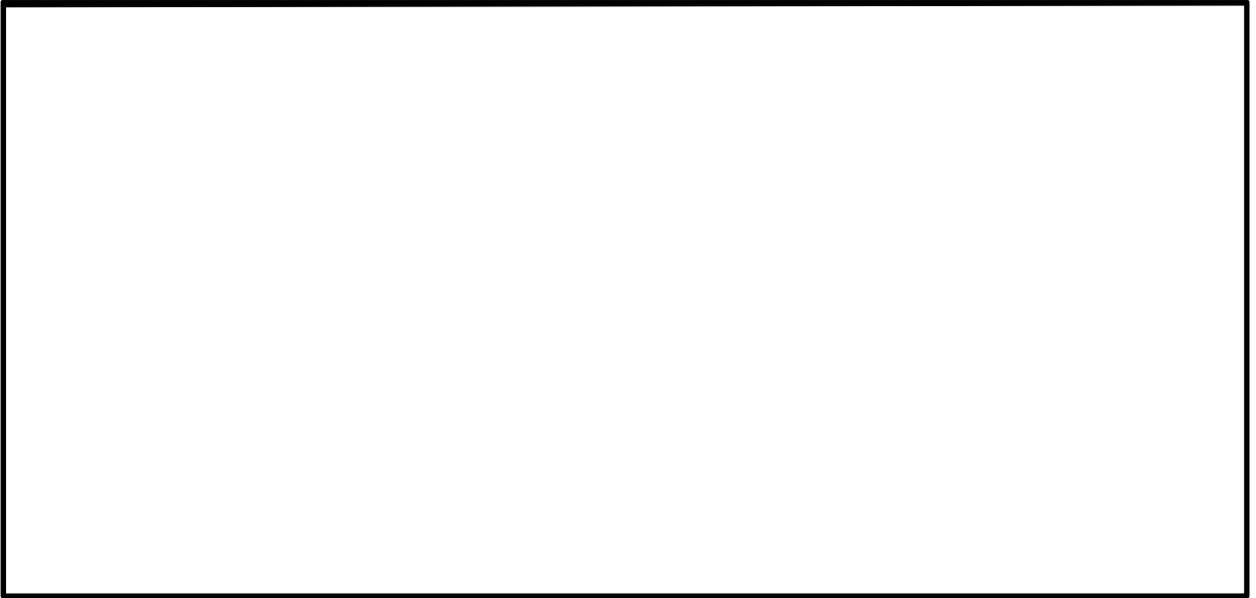
(1) 解析モデル

解析モデルを第1図に示す。各局所エリアは、第2図に示すとおり、開口部等を通じて、隣接する区画とつながっていることから、解析モデルは、局所エリアとその隣接エリアをそれぞれ1ノードでモデル化する。また、流入境界条件を設けて原子炉格納容器からの漏えいを与える。また、圧力境界条件を設けて外部への流出をモデル化する。

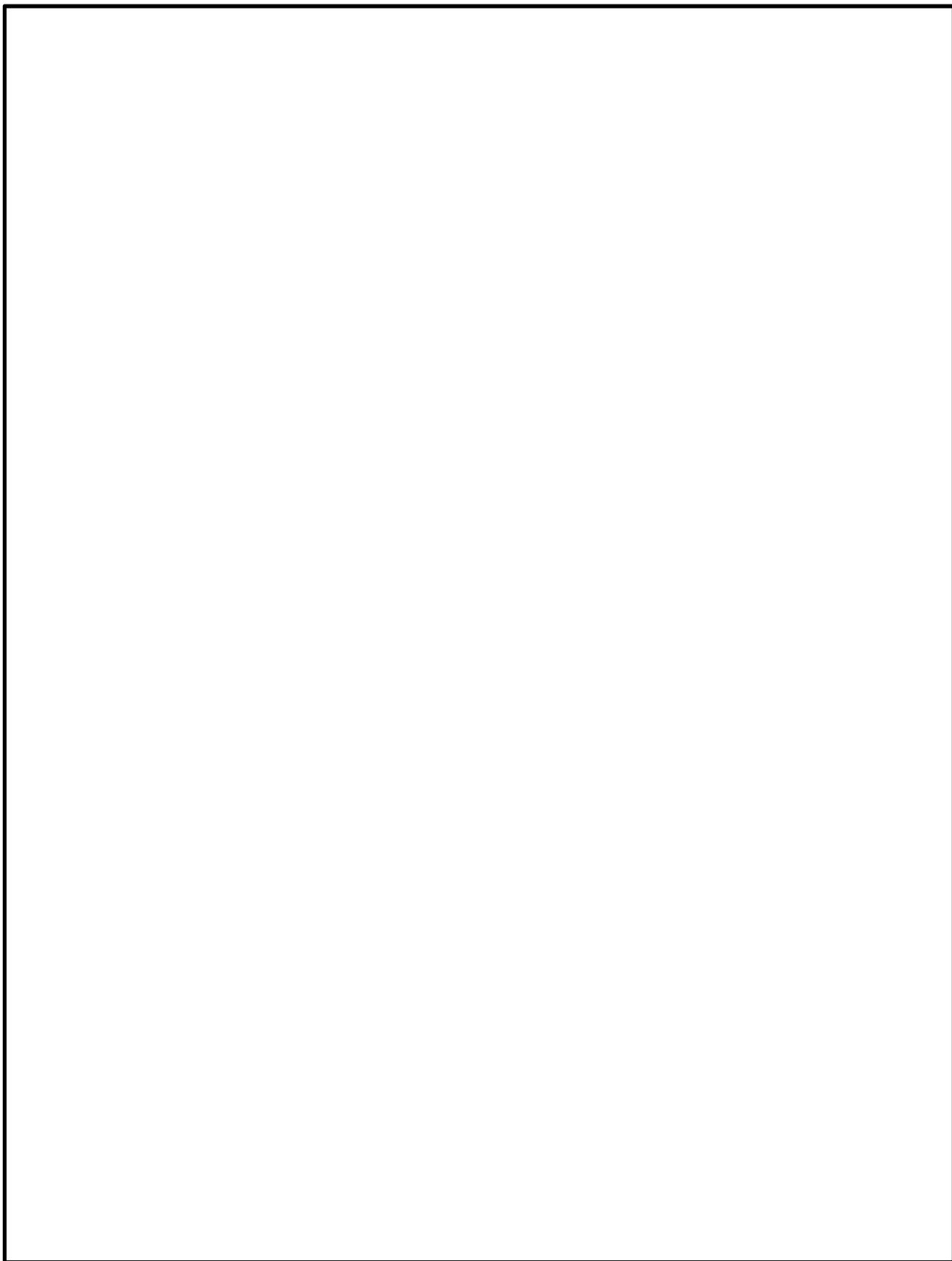
解析モデルのイメージを第3図及び第4図に、開口面積の算出を第5図及び第6図に示す。

エリア内は断熱とし、建造物のヒートシンク、壁を介した隣接エリアの伝熱はモデル化しない。また、伝熱による蒸気の凝縮分だけ水素濃度が高くなると考えられることから、保守的に評価するため、蒸気の100%凝縮を仮定した漏えい条件を想定する。

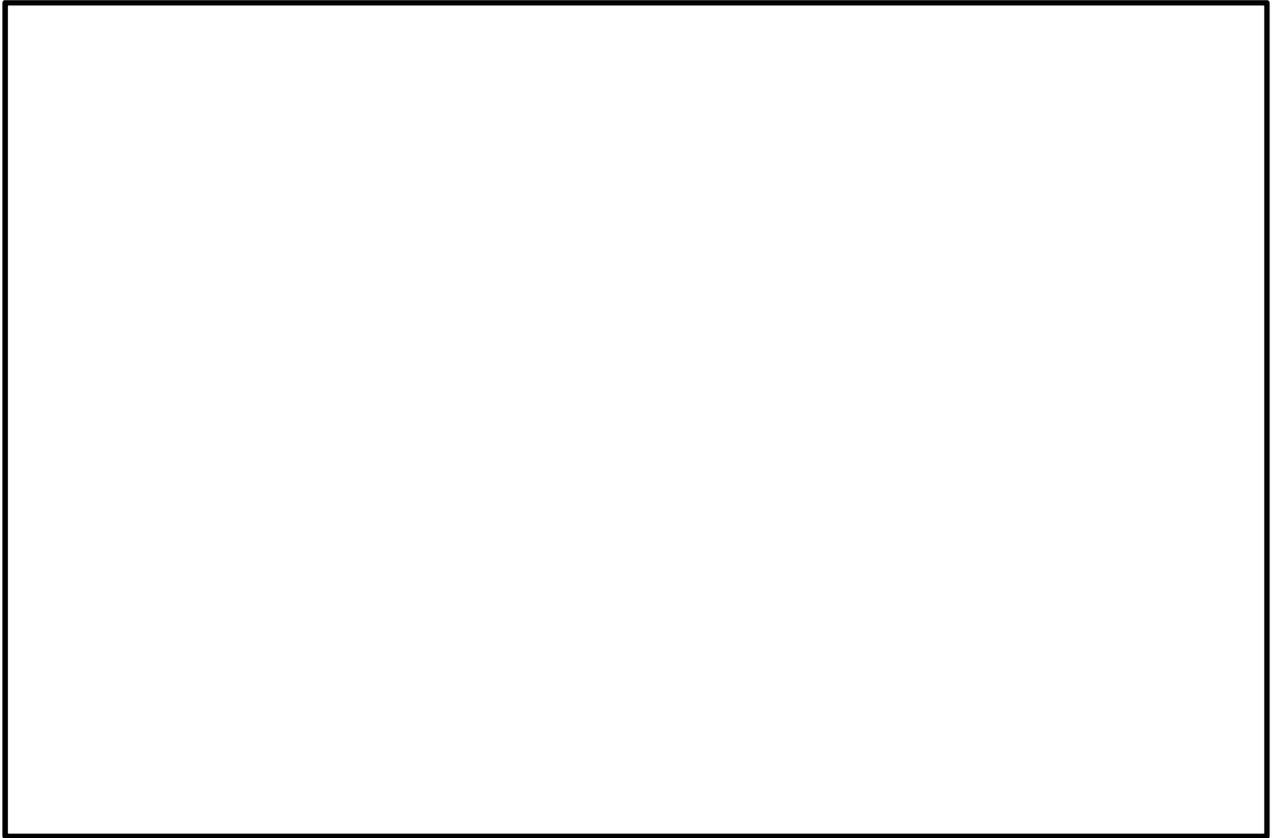
また、隣接エリアを第7図から第10図に示す。



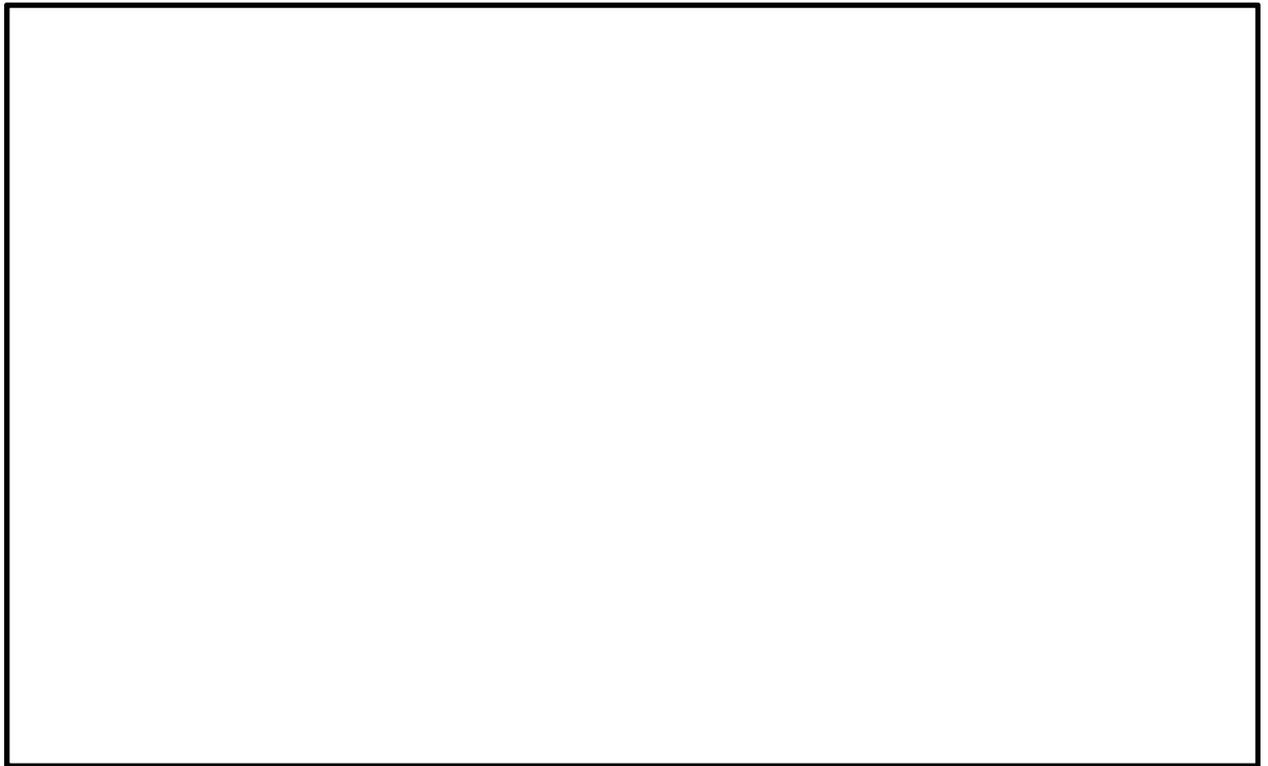
第1図 2ノードモデル



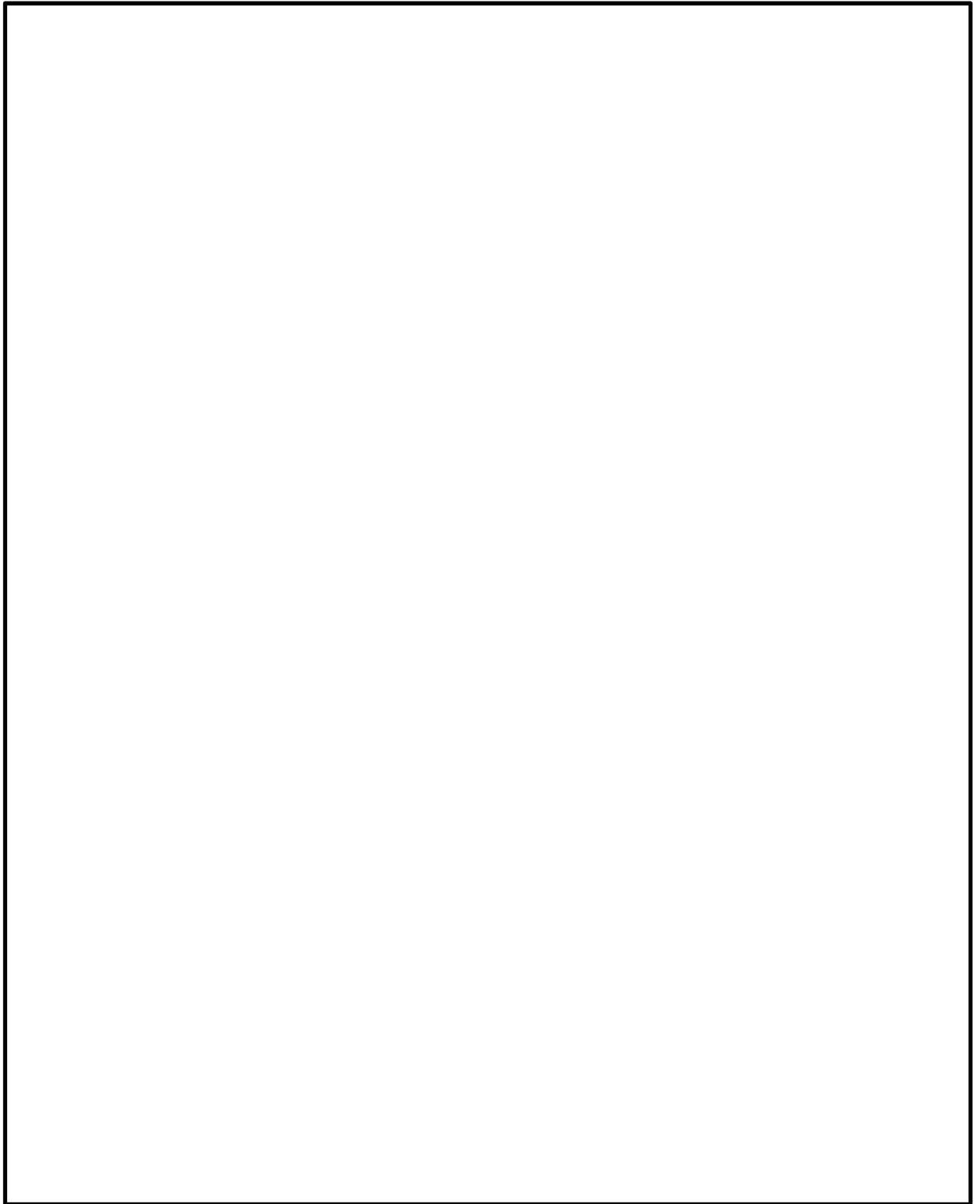
第2図 原子炉建屋原子炉棟2階における局所エリアの状況



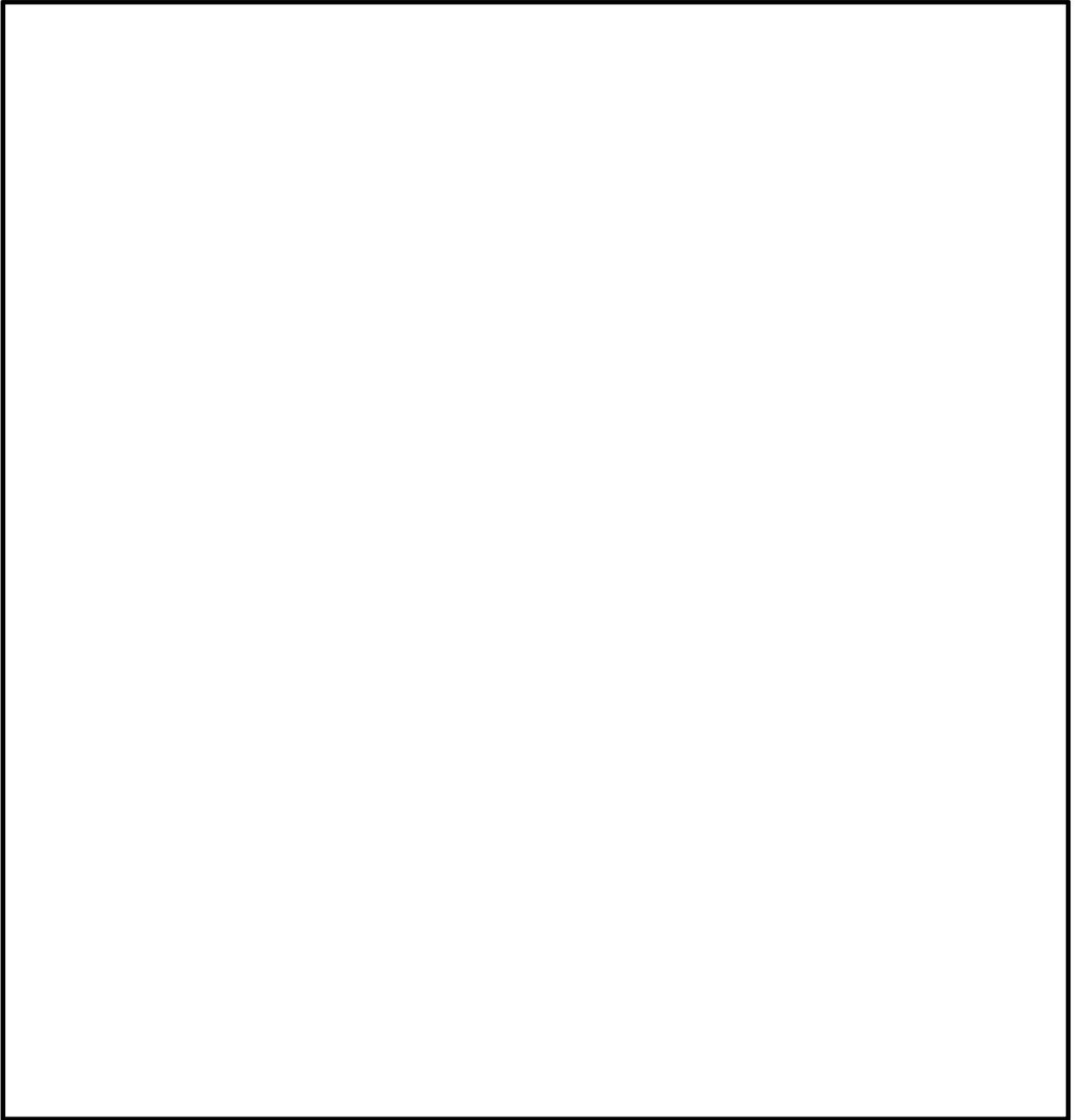
第3図 ドライウェル機器ハッチ及びCRD搬出ハッチのある部屋の解析イメージ



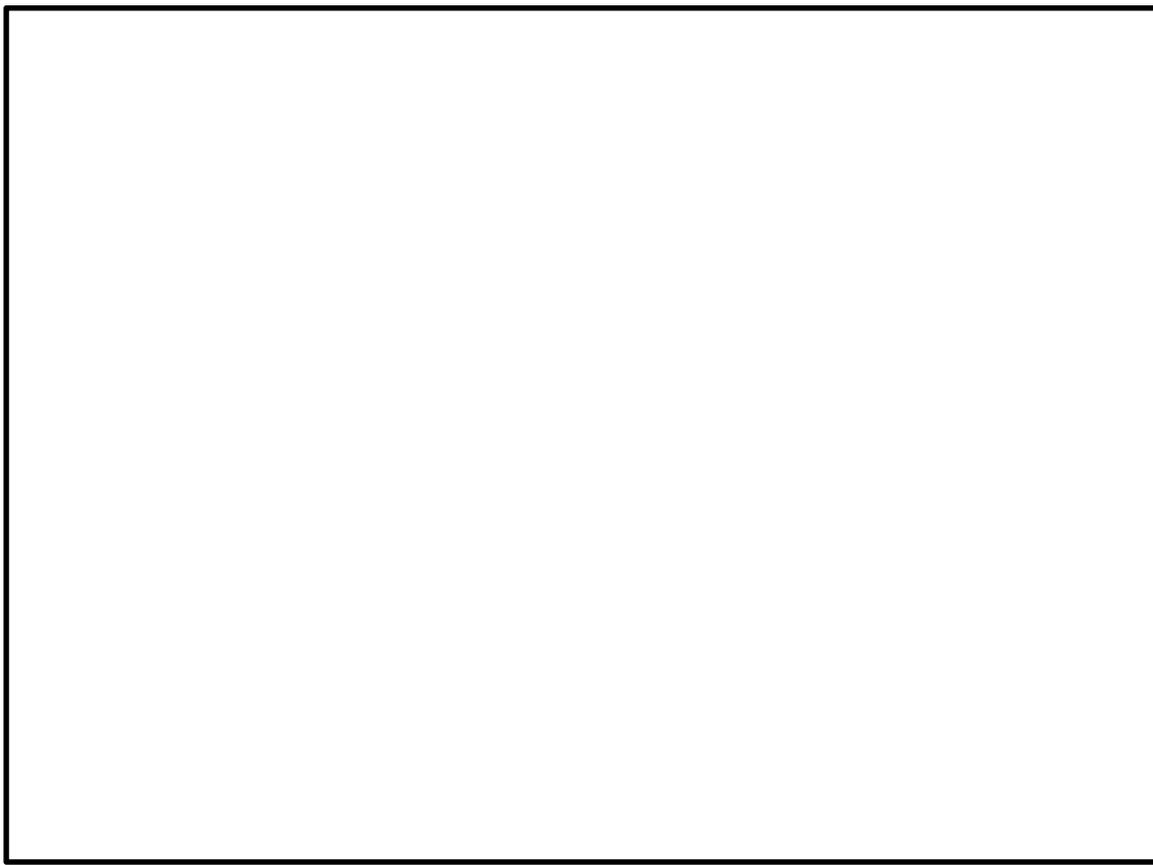
第4図 所員用エアロックのある部屋の解析イメージ



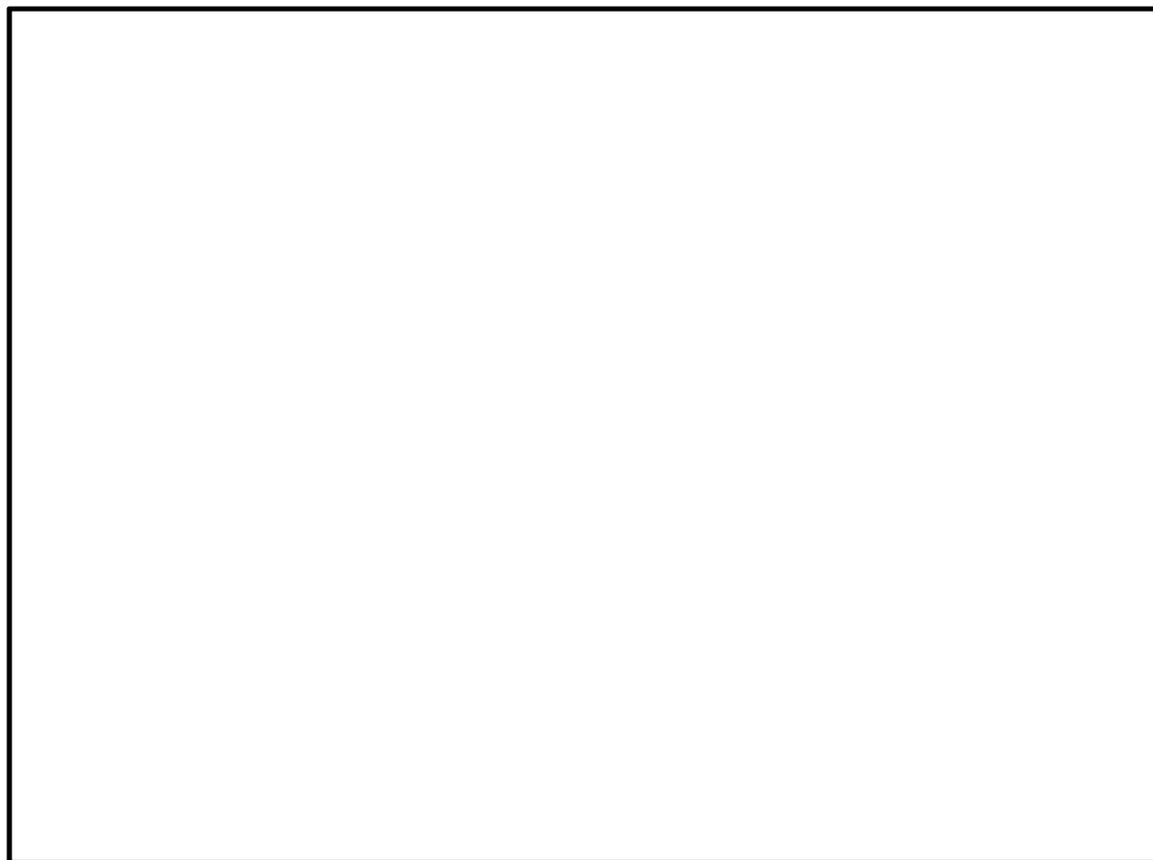
第 5 図 ドライウェル機器ハッチ及びCRD搬出ハッチのある部屋の開口面積の算出



第6図 所員用エアロックのある部屋の開口面積の算出



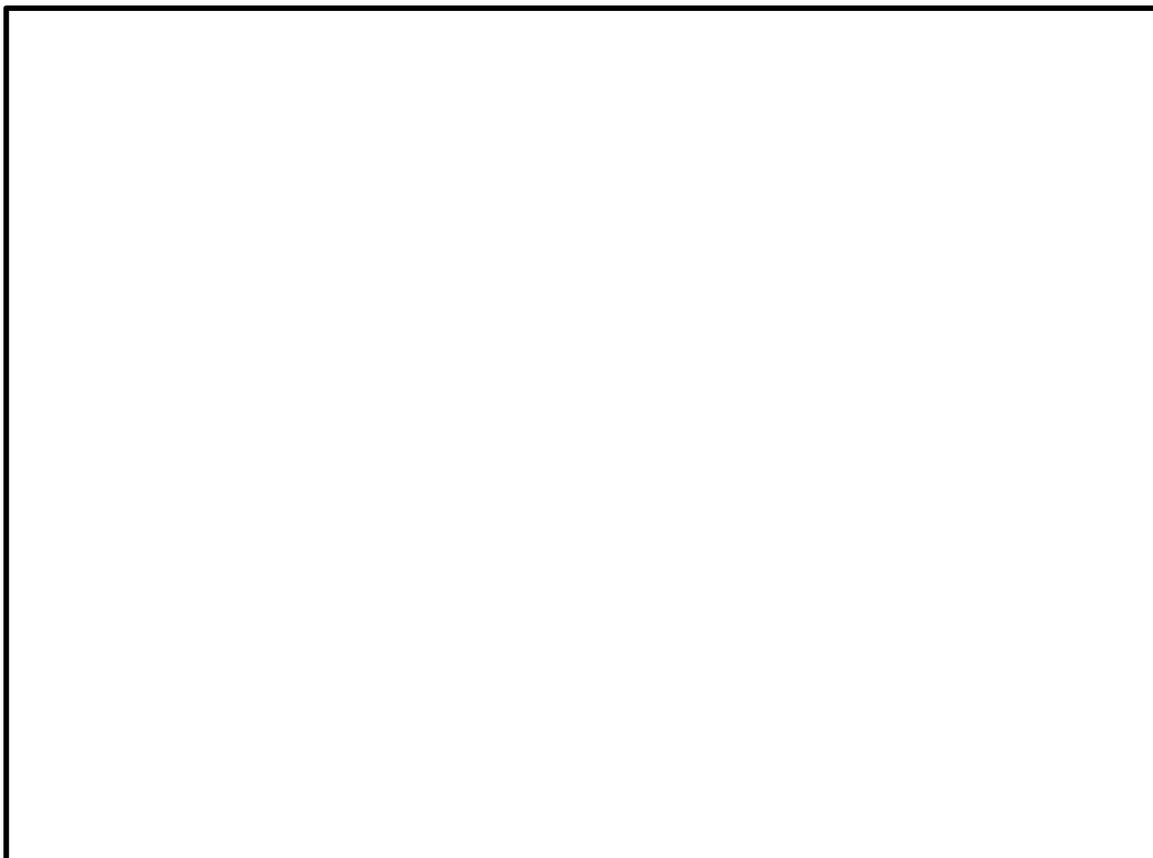
第7図 隣接エリア 原子炉建屋原子炉棟2階



第8図 隣接エリア 原子炉建屋原子炉棟3階



第9図 隣接エリア 原子炉建屋原子炉棟4階



第10図 隣接エリア 原子炉建屋原子炉棟5階

(2) 解析条件

2 ノードモデルにおける解析条件を第 2 表に示す。

第 2 表 2 ノードモデル解析条件

No	項目	解析条件	備考
1	原子炉建屋原子炉棟の条件 (1) 圧力 (初期条件) (2) 温度 (初期条件) (3) 組成 (初期条件) (4) 空間容積 (固定)	101.325 kPa 40 °C 相対湿度 100 % の空気 第 1 表参照	大気圧 想定される高めの温度として設定 同上
2	圧力境界条件 (外部への漏えい) (1) 圧力 (固定) (2) 温度 (固定) (3) 酸素濃度 (固定) (4) 窒素濃度 (固定)	101.325 kPa 40 °C 21 % 79 %	大気圧 想定される高めの温度として設定 乾燥空気の組成 同上
3	流出条件 (外部への漏えい) (1) 流出条件	圧力損失なし	

各局所エリアの漏えい量は、全漏えい量を各漏えい箇所の周長割合で分配して計算する。漏えいの分配条件は別添 1 のうち第 2.3.1-3 表と同様である。

隣接エリアとの開口面積を第 3 表に示す。

第 3 表 開口面積

エリア名称	開口面積 (m ²)	備考
ドライウェル機器ハッチ及び CRD 搬出ハッチのある部屋	横隙間 : 0.0398 上部隙間 : 0.075 下部隙間 : 0.25	以下の式により算出 横隙間 : 0.01 m (幅) × 3.98 m (高さ) 上部隙間 : 5 m (幅) × 0.015 m (高さ) 下部隙間 : 5 m (幅) × 0.05 m (高さ)
所員用エアロックのある部屋	0.8442	扉枠内側の面積に、金網分の低減率 0.5 を乗じて算出

(3) 漏えい条件

有効性評価シナリオ包絡条件における漏えい条件を第 4 表に示す。

また、原子炉格納容器から各局所エリアへの漏えい量を第 5 表に示す。

第4表 有効性評価シナリオ包絡条件における漏えい条件

項目	ドライウエル			
	0～ 3 h	3～ 30 h	30～ 110 h	110～ 168 h
圧力 (kPa [gage])	620 (2 Pd)		186 (0.6 Pd)	341 (1.1 Pd)
温度 [°C] (上：原子炉格納容器内, 下：建屋への漏えい時 ^{※1})	210 100	200 100	171 100	
水素濃度 [%] ^{※1}	100			
水蒸気濃度 [%] ^{※1}	0			
格納容器漏えい率 [%/day] ^{※2}	0.615	0.42	0.34	0.29

※1 水蒸気は、局所エリアに漏えいした時点で全て凝縮することを想定

※2 漏えい率は、別添1のうち第2.3.1-2表に示す漏えい条件から水素のみを考慮して算出

第5表 有効性評価シナリオ包絡条件における原子炉格納容器から
各局所エリアへの漏えい量

評価対象とするエリア		時間			
		0～3 h	3～30 h	30～110 h	110～168 h
漏えい量 [kg/s]	ドライウエル機器ハッチ及 びCRD搬出ハッチのある 部屋	6.14×10^{-5}	4.28×10^{-5}	1.47×10^{-5}	1.93×10^{-5}
	所員用エアロックのある部 屋	2.38×10^{-5}	1.66×10^{-5}	5.71×10^{-6}	7.49×10^{-6}

3. 解析結果

水素濃度の時間変化を第 11 図及び第 13 図に示す。また、局所エリアから隣接エリアへの流出量及び流入量を第 12 図及び第 14 図に示す。

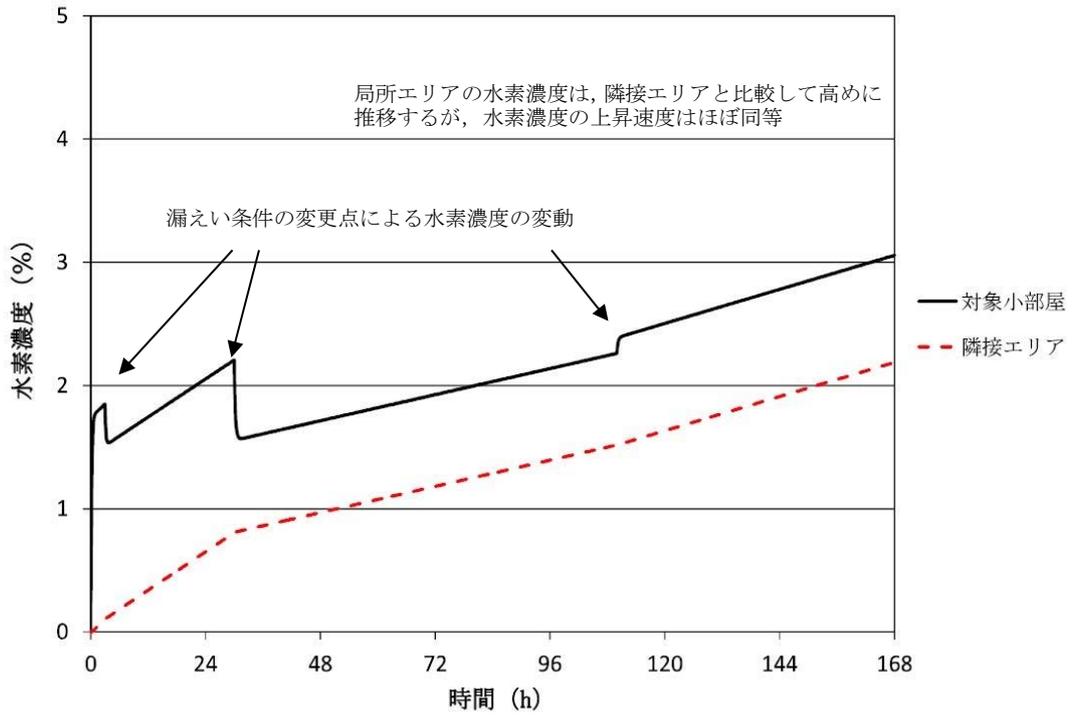
解析の結果から、局所エリアの水素濃度は、隣接エリアと比較して高めに推移するが、水素濃度の上昇速度はほぼ同等である結果となった。

また、隣接エリアとの気体の移行量については、水素漏えい量の増減と同等の挙動となり、加えて水素漏えい量に対して大きな移行量がある結果となった。これは、100℃の水素が局所エリアに漏えいし、局所エリアの空気が暖められることで、局所エリア内の気体の密度が減少し、隣接エリアとの気体の流出及び流入が発生しているためである。このことから、隣接エリアとの気体の循環があると判断できる。

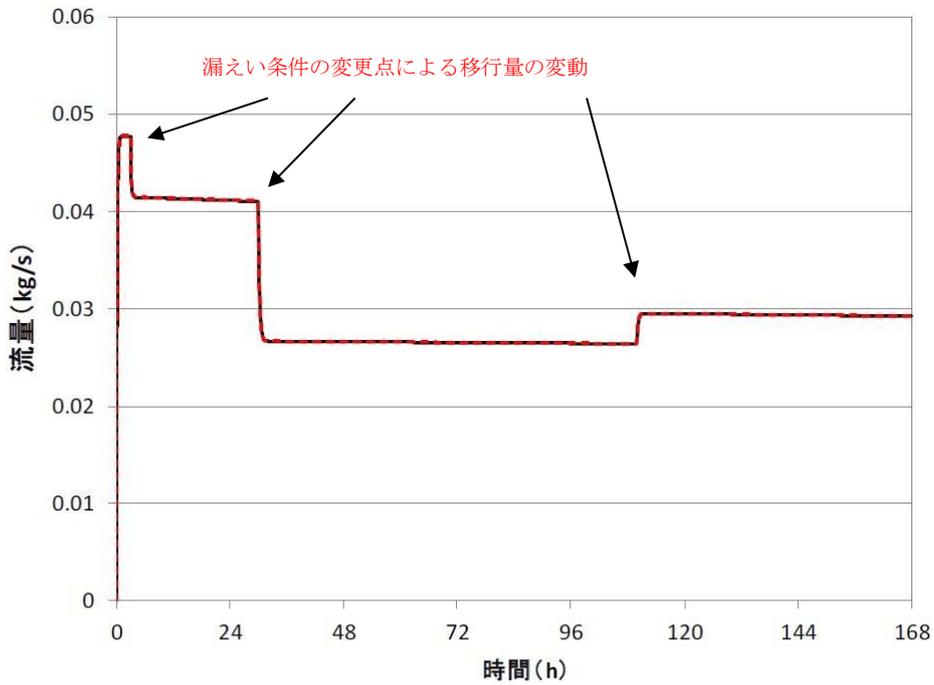
さらに、**所員用エアロックがある部屋については、部屋の下部からも漏えいすることで、部屋の中で水素が拡散されると考えられ、ドライウエル機器ハッチ及びCRD搬出ハッチがある部屋については、部屋の下部からも漏えいすることに加え、遮蔽扉の側部に縦方向の隙間があることから局所エリア内で水素滞留することはないと考えられる。また、解析上は考慮していないものの、漏えいした水素を含む気体は、壁面で冷やされ、下降流が発生することで局所エリア内に気体の流れが発生することからも、局所エリア内で水素滞留することはない。**

以上のことから、局所エリアに漏えいした水素は、隣接エリアを通じて原子炉建屋原子炉棟 6 階に設置された PAR に導かれるため、局所エリアでの水素滞留のおそれはない。

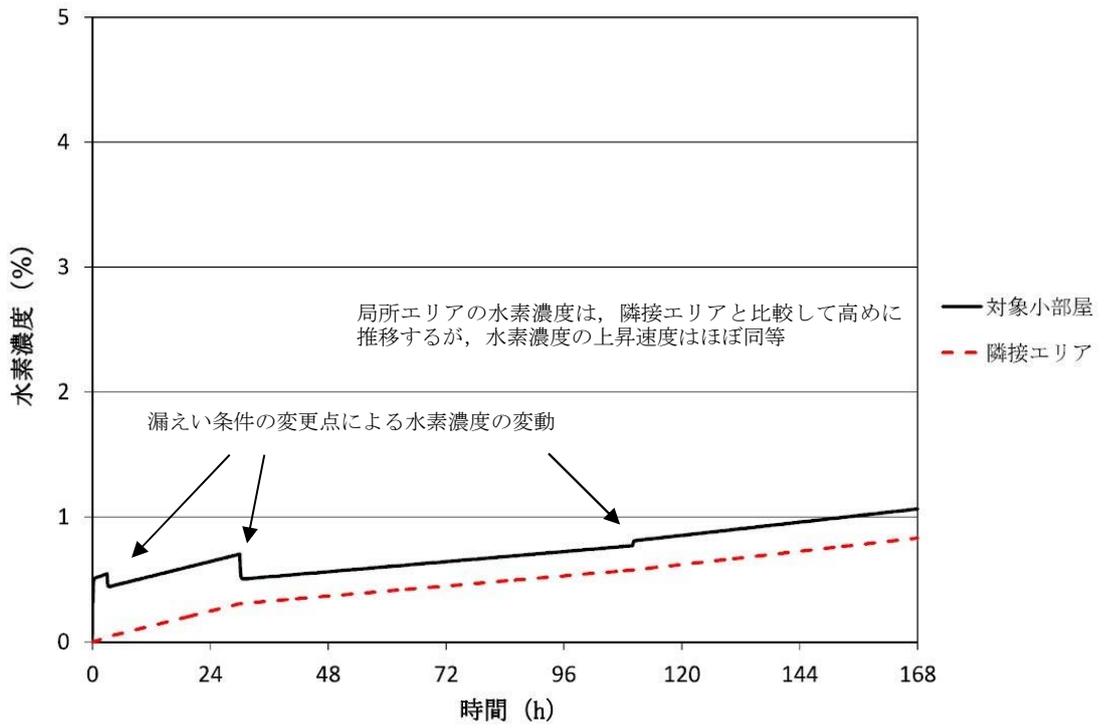
なお、原子炉格納容器の貫通部が存在する区画の天井付近には、それぞれ水素濃度計を設置する設計としており、これらの水素濃度計は、格納容器ベント実施、ブローアウトパネル開放及びブローアウトパネル閉止装置開放の判断基準として用いる計装設備であるため、万が一局所エリアでの水素滞留が発生した場合においても、速やかに検知し、対応操作が可能であることから、局所エリアでの水素爆発のおそれはない（**第 3 図及び第 4 図参照**）。



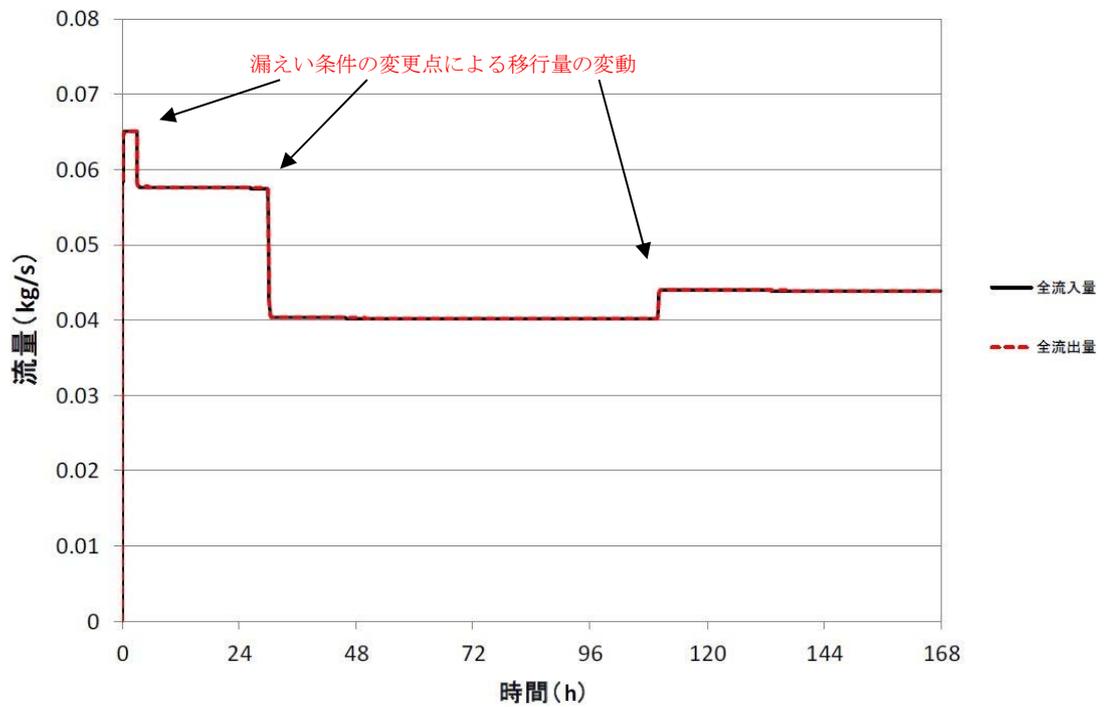
第 11 図 有効性評価シナリオ包絡条件における水素挙動
(ドライウェル機器ハッチ及びCRD搬出ハッチのある部屋)



第 12 図 有効性評価シナリオ包絡条件における隣接エリアとの気体の移行量
(ドライウェル機器ハッチ及びCRD搬出ハッチのある部屋)



第 13 図 有効性評価シナリオ包絡条件における水素挙動
(所員用エアロックのある部屋)



第 14 図 有効性評価シナリオ包絡条件における隣接エリアとの気体の移行量
(所員用エアロックのある部屋)

原子炉建屋水素濃度の適用性について

原子炉建屋水素濃度は、炉心の著しい損傷が発生した場合に、原子炉建屋原子炉棟内に発生する水素を監視する目的で、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が原子炉建屋原子炉棟に漏えいした場合に、PARによる水素濃度低減（可燃性限界である4 vol%未満）をトレンドとして連続監視できることが主な役割であることから、これを計測可能な以下の範囲とする。

- ・原子炉建屋水素濃度（6階）：0～10 vol%
- ・原子炉建屋水素濃度（2階及び地下1階）：0～20 vol%

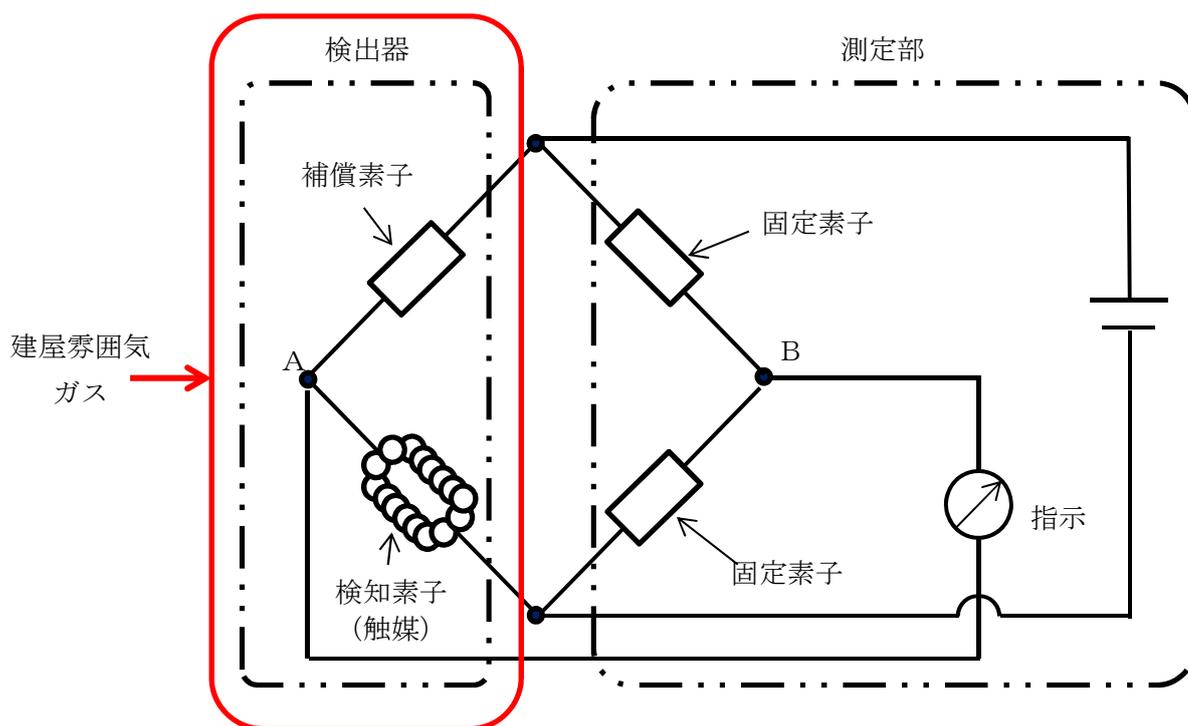
2. 水素濃度計の測定原理

(1) 原子炉建屋水素濃度（原子炉建屋原子炉棟6階）

原子炉建屋原子炉棟6階に設置する水素濃度は、触媒式の検出器を用いる。

触媒式の水素検出器は、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。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、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 原子炉建屋水素濃度（6階）検出回路の概要図

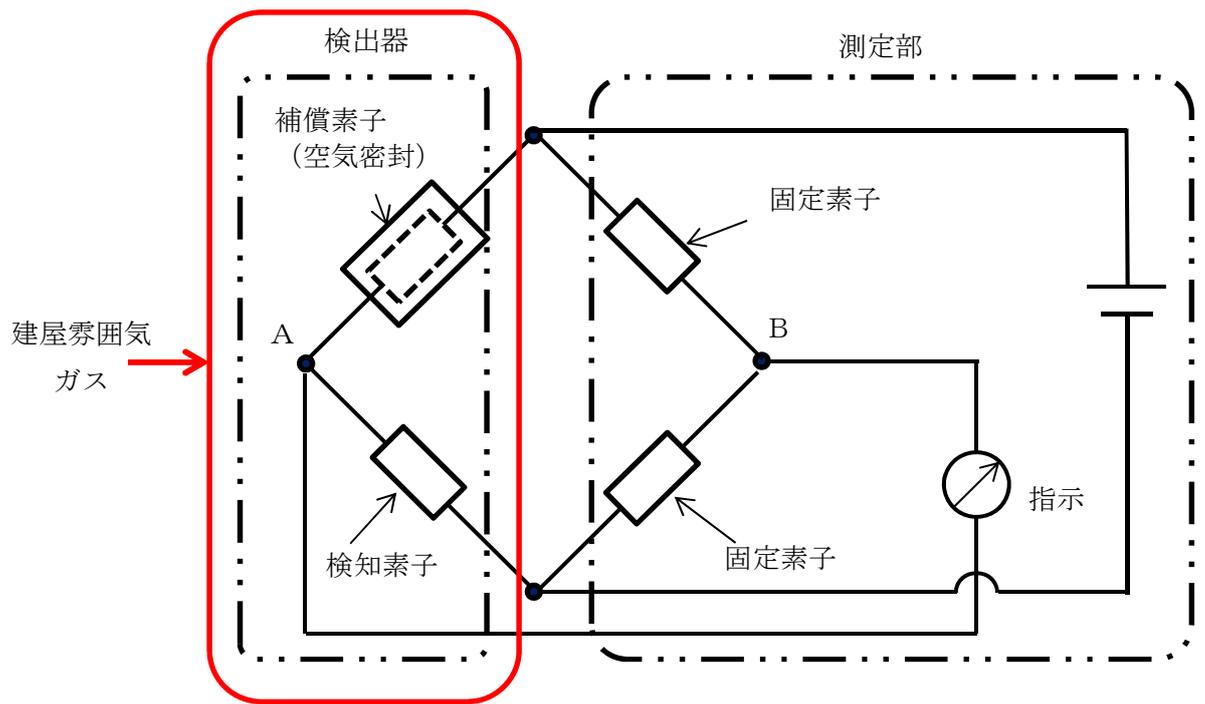
(2) 原子炉建屋水素濃度（2階，地下1階）

原子炉建屋原子炉棟2階，地下1階に設置する水素濃度は，水素濃度熱伝導式のものを用いる。

熱伝導式水素検出器は，検知素子と補償素子が第2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。検知素子側は，原子炉建屋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に対する大きな誤差にはならない。



第2図 原子炉建屋水素濃度(原子炉建屋原子炉棟2階及び地下1階)検出回路の概要図

触媒基材（アルミナ）について

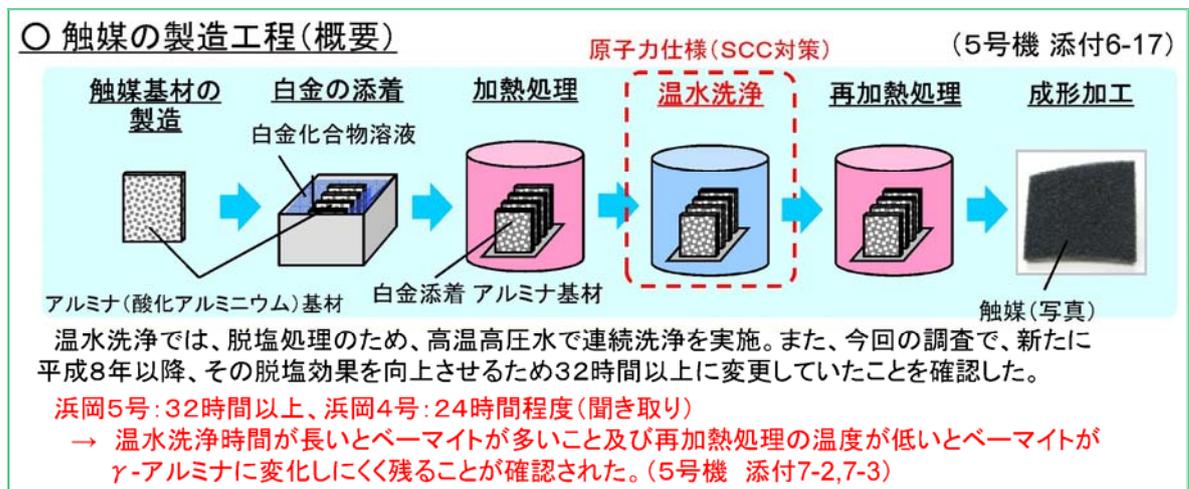
N I S 社製の P A R は、触媒担体としてペレット状のアルミナを使用している。アルミナについては、熱水環境で水酸基をもつアルミナ（ベーマイト）に変化し、シリコン系のシール材に含まれる揮発性物質（シロキサン）とベーマイトの水酸基が化学結合することで、触媒表面にシロキサン重合物の膜を形成し、反応を阻害する知見*が得られている。

※「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 経済産業省 原子力安全・保安院）」

浜岡原子力発電所の事象では、触媒基材の製造工程において、S C C 対策として温水洗浄が実施されており、その際、アルミナの一部がベーマイト化したことが確認されている（第 1 図参照）。

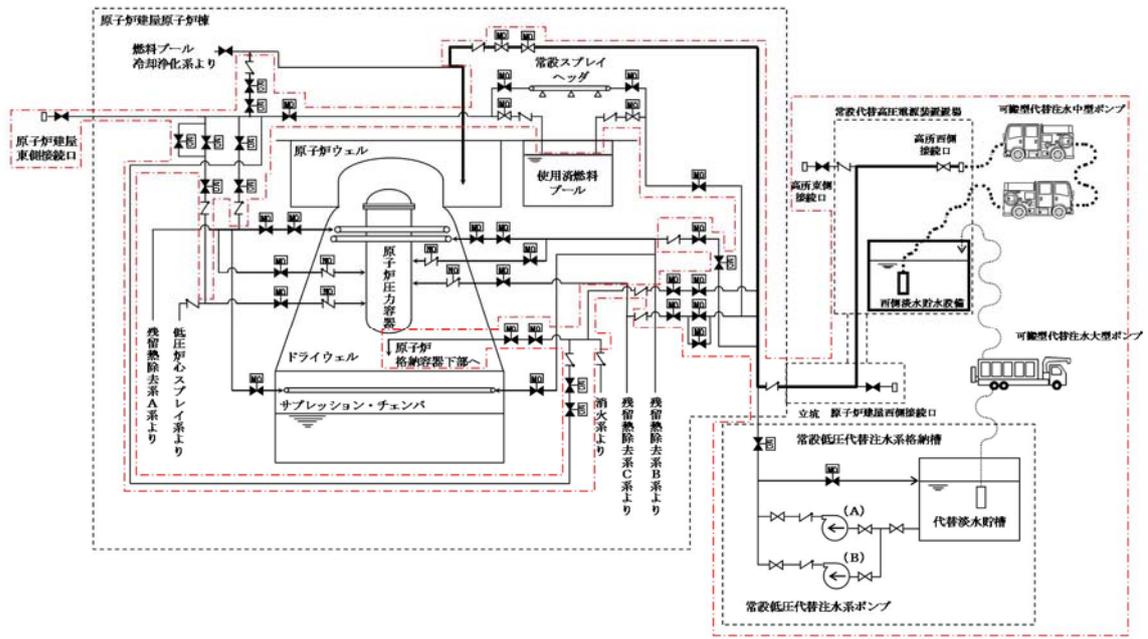
N I S 社製の P A R は、触媒基材の製造工程において温水洗浄のプロセスがないこと、X 線回折分析によりベーマイトがないことが確認されているため、ベーマイト化による触媒の性能低下については、対策済みである。

NT2 補① 補足-270-5 R2

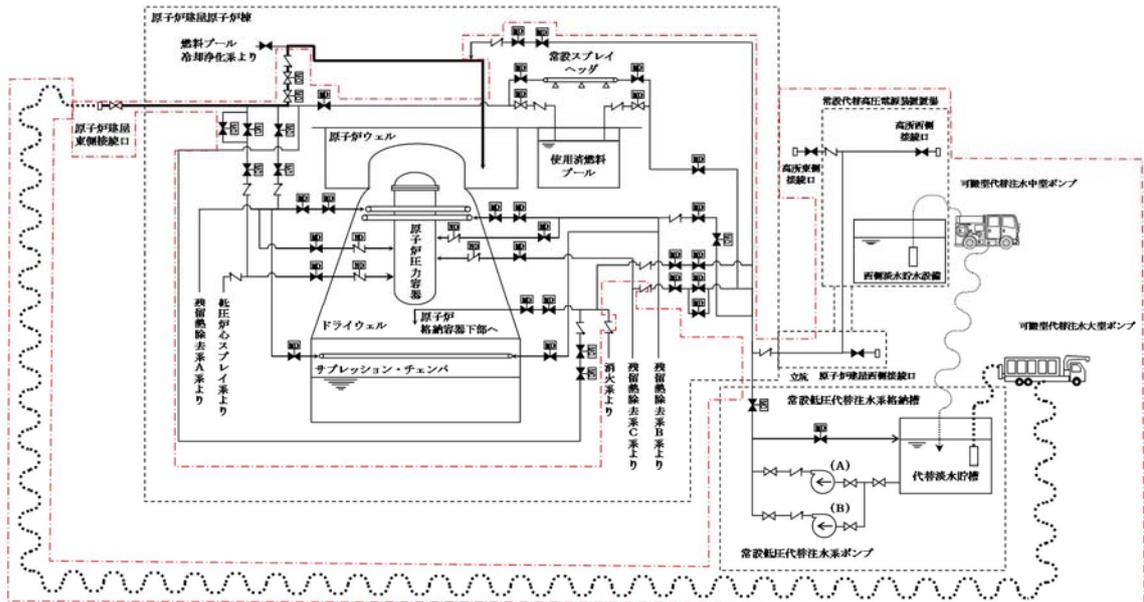


[出典]「事対 2147・002 中部電力（株）浜岡原子力発電所 4・5号機 気体廃棄物処理系の水素濃度上昇に伴う原子炉手動停止（平成 21 年 7 月 7 日 経済産業省 原子力安全・保安院）」

第 1 図 浜岡原子力発電所気体廃棄物処理系触媒の事象発生前の製造工程



第2図 格納容器頂部注水系（可搬型）（西側接続口）



第3図 格納容器頂部注水系（可搬型）（東側接続口）

1. 格納容器頂部注水系の設計方針について

格納容器頂部注水系（常設及び可搬型）は、原子炉ウェルに水を注水し、原子炉格納容器トップヘッドフランジシール材を原子炉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。

格納容器頂部注水系（常設）は、常設低圧代替注水系ポンプで構成しており、炉心の著しい損傷が発生した場合において、代替淡水貯槽を水源として原子炉ウェルに注水し原子炉格納容器頂部を冷却することで、原子炉格納容器頂部からの水素漏えいを抑制する設計とする。

また、格納容器頂部注水系（可搬型）は、可搬型代替注水大型ポンプ及び可搬型代替注水中型ポンプで構成しており、炉心の著しい損傷が発生した場合において、代替淡水貯槽及び西側淡水貯水設備並びに海を水源として原子炉ウェルに注水し原子炉格納容器頂部を冷却することで、原子炉格納容器頂部からの水素漏えいを抑制する設計とする。

2. 格納容器頂部注水系の効果について

重大事故等発生時における格納容器過温・過圧事象において、トップヘッドフランジの閉じ込め機能を強化するために原子炉格納容器限界温度（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。

これにより、トップヘッドフランジからの水素漏えいポテンシャルは低減しているが、格納容器頂部注水系により原子炉ウェ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、水素の漏えいを更に抑制することが可能である。よって、格納容器頂部注水系は、原子炉建屋原子炉棟の水素爆発防止対策の1つとして効果的である。

3. 格納容器頂部注水系による原子炉格納容器への影響について

格納容器頂部注水系は、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ェルに注水することから、原子炉格納容器トップヘッドフランジ部を急冷することにより原子炉格納容器閉じ込め機能に影響がないかについて評価を行った。

(1) 評価方法

原子炉格納容器過温時に原子炉ウェルに注水することで、低温の水が原子炉格納容器トップヘッドフランジに与える熱的影響を評価する。原子炉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トップヘッドフランジ及びトップヘッド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、評価対象としてトップヘッドフランジボルトを選定し、トップヘッド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

格納容器頂部注水系によるトップヘッドフランジ締付ボルト冷却時の発生応力について第2表に示す。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。

第2表 トップヘッド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	トップヘッドフランジ締付ボルトの材料
ヤング率	E	MPa	204,000	
熱膨張率	α	1/K	1.27×10^{-5}	
温度差	ΔT	K	180	水温20℃とし、原子炉格納容器温度200℃時の温度差
ひずみ	ε	—	2.29×10^{-3}	$\varepsilon = \alpha \cdot \Delta T$
応 力	σ	MPa	466	$\sigma = E \cdot \alpha \cdot \Delta T$
設計降伏点	S y	MPa	754	SNCM439 (200℃)
設計引張応力	S u	MPa	865	SNCM439 (200℃)

(3) まとめ

上記の結果から、格納容器頂部注水による急冷により原子炉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、低炭素鋼の脆性遷移温度は、一般的に約-10℃以下であり、水温がこの温度領域以上であるため、脆性の影響もないと考えられる。

4. 格納容器頂部注水系の監視方法について

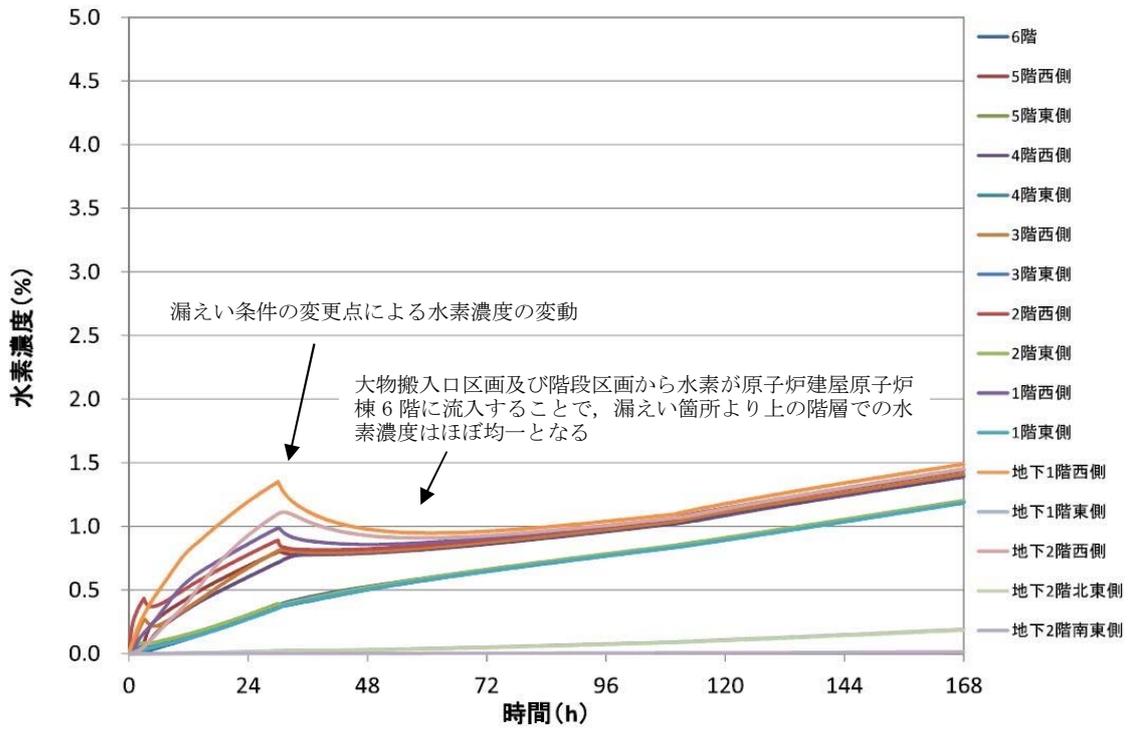
格納容器頂部注水系の使用時における監視は、D/Wヘッド雰囲気温度計により行う。常設低圧代替注水系ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプで原子炉ウェルに注水する注水流量を調整し、D/Wヘッド雰囲気温度計の指示により原子炉格納容器頂部が冷却されていることを確認し、格納容器頂部注水系の効果を監視する。

5. 格納容器頂部注水系の効果を考慮した水素挙動について

格納容器頂部注水系は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器頂部を冷却することで原子炉格納容器外への水素漏えいを抑制し、原子炉建屋原子炉棟の水素爆発を防止する機能を有している。

一方で、格納容器頂部注水系の効果によって、原子炉格納容器トップヘッドフランジからの漏えいなくなり、原子炉建屋原子炉棟6階に直接水素が漏えいしなくなった場合には、下層階からの漏えい量が増加することで、下層階において水素濃度が可燃限界に到達するおそれがある。

上記の影響を確認するため、漏えい箇所を下層階のみとしたケースの評価を実施した。また、FRVS/SGTSについては、水素の下層階での滞留の有無を確認する観点から、停止とした。漏えい箇所及びFRVS/SGTS停止以外の条件は、「別添1 第2.3.2-1表」に示すケース1と同様である。第4図に解析結果を示す。



第4図 水素濃度の時間変化（原子炉建屋原子炉棟全域）
（漏えい箇所：下層階のみ）

下層階のみから水素が漏えいし、FRVS/SGTSの効果に期待しない場合においても、大物搬入口区画及び階段区画から水素が原子炉建屋原子炉棟6階に流入することにより、下層階で水素が滞留することはなく、可燃限界に到達しない結果となった。

以上のことから、格納容器頂部注水系によって下層階での水素爆発のおそれはなく、悪影響はない。

原子炉建屋原子炉棟 6 階大物搬入口ハッチについて

原子炉建屋原子炉棟 6 階大物搬入口ハッチを第 1 図に示す。

大物搬入口ハッチについては、施設定期検査時に原子炉建屋原子炉棟 6 階（オペレーティングフロア）と 5 階を区画として分離し、汚染を拡大させないために設置されているものであるが、地震等による意図しない閉動作によって、重大事故等時に原子炉格納容器から漏えいした水素が原子炉建屋原子炉棟 5 階に滞留することを防止するため、撤去することとする。

GOTHICコードによる重大事故時の原子炉建屋水素濃度評価においても、大物搬入口ハッチが全開状態を模擬して評価しており、大物搬入口ハッチを撤去した場合の開口面積と同等であるため、当該解析に与える影響はない。

なお、今後の運用として、施設定期検査時において、鉄板等の手段により、原子炉建屋 5 階と 6 階を分離することで汚染の拡大を防止する。



第 1 図 大物搬入口ハッチ（開状態）

窒素供給装置について

1. 概要

窒素供給装置は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止できるように、原子炉格納容器内を不活性化するための設備として、窒素供給装置を設置する。原子炉格納容器内の水素燃焼防止のための運用に当たっては、原子炉格納容器内へ不活性ガスである窒素を注入することで、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を可燃限界未満にできる設計とする。

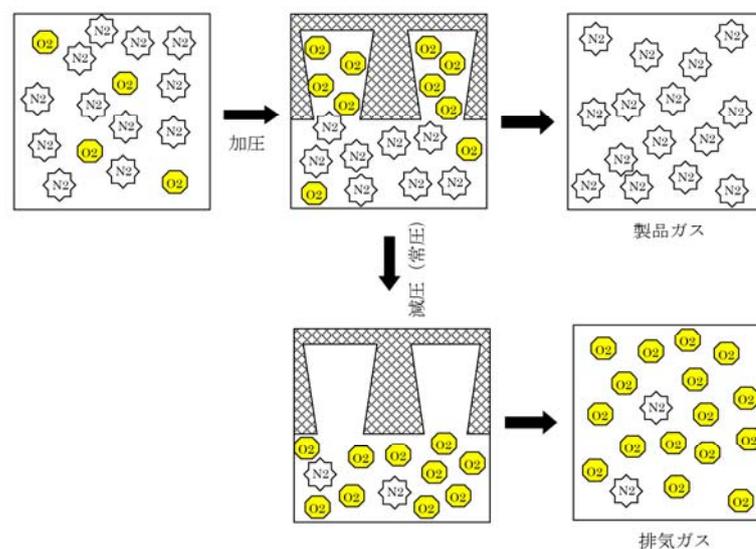
可搬型窒素供給装置は、1台あたり、純度 99.0 vol%にて 200 Nm³/h の流量で原子炉格納容器に窒素注入が可能な能力を有している。また、ドライウエル及びサプレッション・チェンバへそれぞれ窒素を注入することで、計 400 Nm³/h の流量で原子炉格納容器に窒素注入が可能な能力を有している。

2. 窒素製造プロセス

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

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

圧力変動吸着方式による窒素ガス供給原理を第 1 図に示す。



第 1 図 圧力変動吸着方式による窒素ガス供給原理

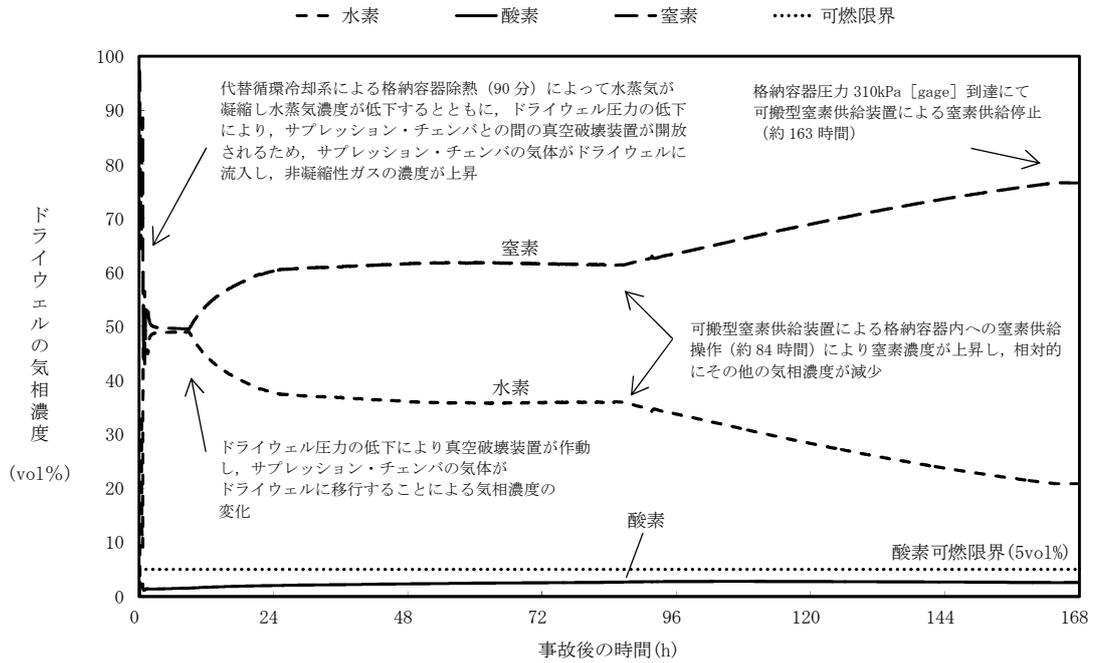
2. 重大事故等時の格納容器内水素濃度及び酸素濃度低減性能

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

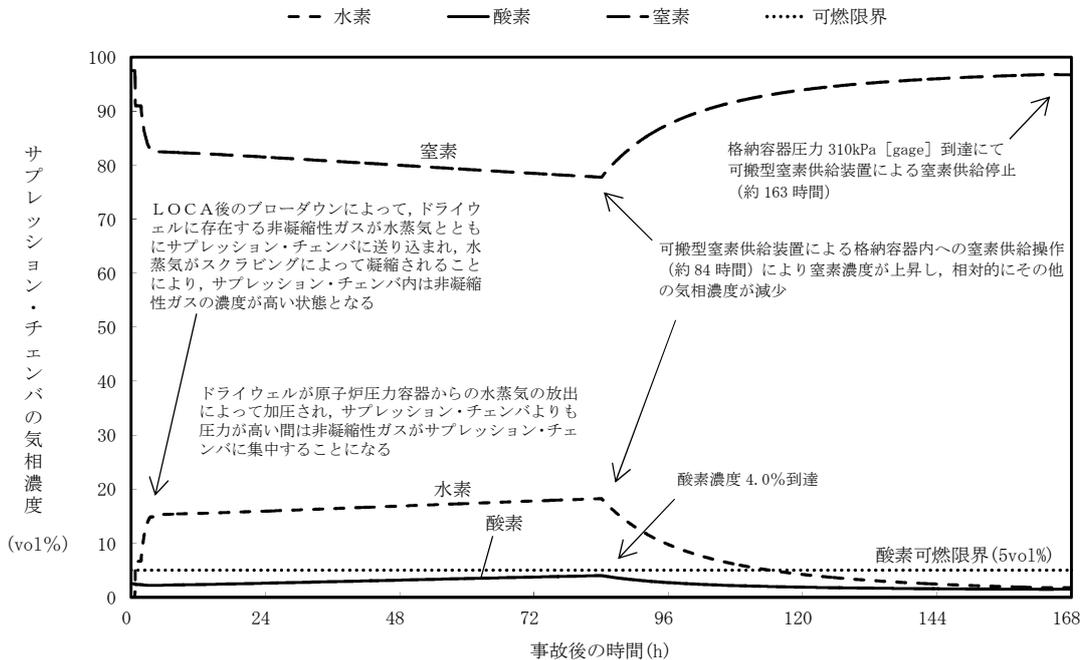
有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）」における原子炉格納容器内の気体の組成の推移（ドライ条件）を第2図及び第3図に示す。原子炉格納容器内の水素濃度は、事象発生直後からジルコニウム-水反応により大量の水素が発生し、可燃限界濃度である4 vol%を大きく上回る。その後、水の放射線分解によって格納容器内酸素濃度が上昇する。事象発生約84時間後にサブプレッション・チェンバの酸素濃度がドライ条件において4.0 vol%に到達することから原子炉格納容器への窒素供給を実施することで、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度は低下する。約163時間後に原子炉格納容器圧力が310 kPa[gage]に到達し、原子炉格納容器への窒素注入を停止するが、事象発生から約168時間後まで酸素濃度がドライ条件においても可燃限界である5 vol%を超えることはなく、原子炉格納容器内での水素爆発は生じない。

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

以上のことから、窒素供給装置によって原子炉格納容器の水素爆発を防止可能である。



第2図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用する場合）」におけるドライウエルの気相濃度の推移（ドライ条件）



第3図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用する場合）」におけるサブプレッション・チェンバの気相濃度の推移（ドライ条件）

3. 原子炉格納容器内における水素及び酸素発生量の不確かさを考慮した評価

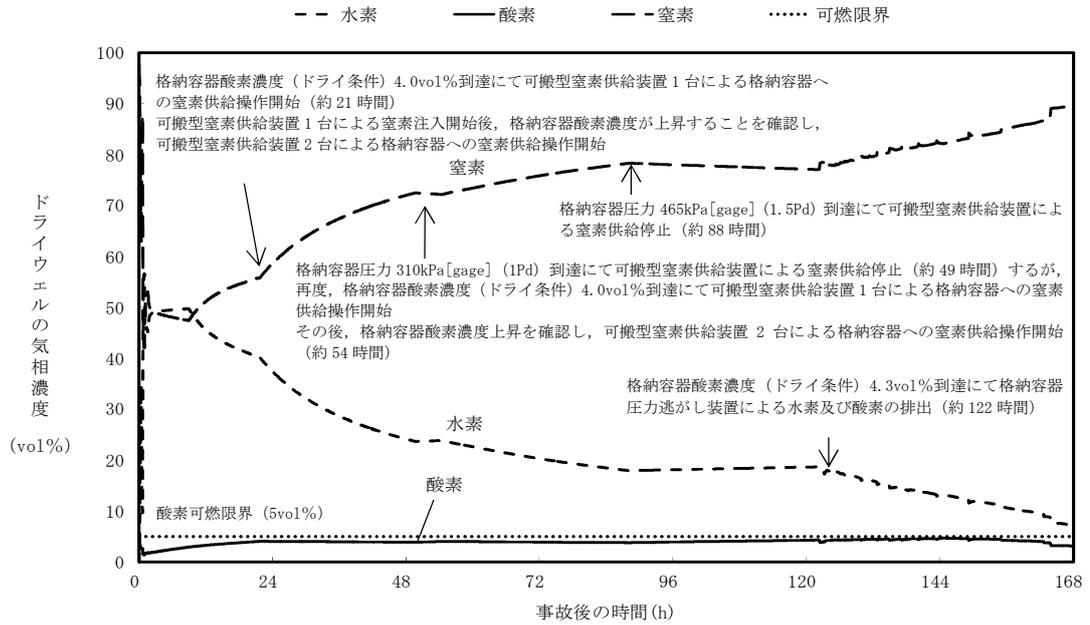
2. にて示した評価は、電力共同研究の成果を踏まえ、水の放射線分解における水素及び酸素のG値を $G(H_2)=0.06$, $G(O_2)=0.03$ としている。今回の評価で用いたG値は、過去の複数回の実験によって測定した値であり、重大事故環境下での水の放射線分解の評価に適した値と考えるが、実験においてもG値にはばらつきが確認されたこと及び事故時の原子炉格納容器内の環境には不確かさがあることを考慮すると、G値については不確かさを考慮した取扱いが特に重要となる。

実際の事故対応において、何らかの要因によって酸素濃度が今回の評価よりも早く上昇する場合、事象発生から7日が経過する前に酸素濃度が4.3vol%を上回る可能性が考えられる。ここでは、何らかの要因によって酸素濃度が今回の評価よりも早く上昇する場合を想定し、酸素濃度の上昇速度の変化が評価結果及び事故対応に与える影響を確認した結果を第4図及び第5図に示す。なお、G値の不確かさを考慮した評価として、水の放射線分解における水素及び酸素のG値を、沸騰状態においては $G(H_2)=0.4$, $G(O_2)=0.2$, 非沸騰状態においては $G(H_2)=0.25$, $G(O_2)=0.125$ とする。この値は、設計基準事故対応設備である可燃性ガス濃度制御系の性能を評価する際に用いている値であり、設計基準事故環境下に対しても一定の保守性を有する値である。設計基準事故環境下に比べ、重大事故環境下ではG値が低下する傾向にあることから、重大事故環境下におけるG値の不確かさとして考慮するには十分に保守的な値である。

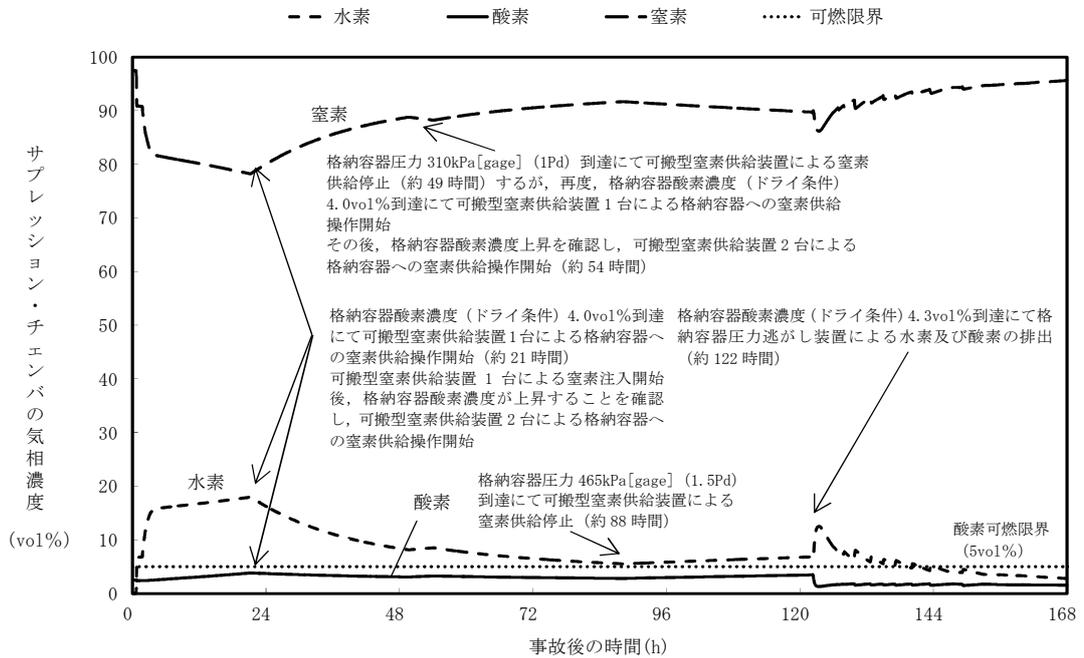
設計基準事故対応設備である可燃性ガス濃度制御系の性能評価で使用しているG値とした場合についても、窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素注入を実施している期間中、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度は抑制され、可燃限界に到達しない。

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

以上のことから、原子炉格納容器内における水素及び酸素発生量の不確かさを考慮した評価においても、窒素供給装置によって原子炉格納容器の水素爆発を防止可能である。



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



第 5 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (代替循環冷却を使用しない場合)」において可燃性ガス濃度制御系の性能評価で使用している G 値を採用した場合のサプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ドライ条件)

「設置（変更）許可申請書 添付書類十 可燃性ガスの発生について」における
可燃性ガス濃度制御系による格納容器内水素及び酸素制御について

可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度低減性能については、設置（変更）許可における「添付書類十 可燃性ガスの発生について」において評価されている。

以下に当該評価条件及び評価結果を抜粋し記載する。

《抜粋》

3.5.2 可燃性ガスの発生

3.5.2.1 原因

本事故の原因は、「3.2.1.1 原因」に記載されたものと同様である。

3.5.2.2 事故防止対策及び事故拡大防止対策

本事故の事故防止対策及び事故拡大防止対策は、「3.2.1.2 事故防止対策及び事故拡大防止対策」に記載されたものと同様である。

3.5.2.3 事故経過の解析

原子炉冷却材喪失時の格納容器の健全性を確認するため、格納容器内の可燃性ガス濃度変化の解析を行う。

(1) 解析条件

解析は次のような仮定を用いて行う⁽²⁴⁾⁽²⁵⁾⁽²⁶⁾⁽³⁴⁾。

- a. 原子炉は事故発生直前まで定格出力の約105%（熱出力3,440MW）で運転していたものとする。
- b. 事故発生と同時に外部電源が喪失するものとする。
- c. ジルコニウム-水反応による水素の発生量は、原子炉冷却材喪失解析による発生量の5倍、又は燃料被覆管の表面から5.8 μ mの厚さが反応した場合に相当する量のいずれか大きいほうとし、解析では燃料被覆管の表面から5.8 μ mの厚さが反応した場合に相当する量とする。
なお、これは9 \times 9燃料（A型）では燃料被覆管全量の0.88%、9 \times 9燃料（B型）では燃料被覆管全量の0.89%に相当する量である。
- d. 不活性ガス系により事故前の格納容器内の酸素濃度は4.0vol%以下としているが、解析では4.0vol%とする。
- e. 事故前に冷却材中に溶存している水素、酸素の寄与は非常に少ないので、事故後の格納容器内の水素酸素濃度の評価では無視する。
- f. 原子炉冷却材喪失解析結果から事故時に燃料棒の破裂が生じないので、核分裂生成物はすべて燃料棒中にとどまるが、解析ではハロゲンの50%及び固形分の1%が格納容器内の水の液相中に存在するものとする。さらに、他の核分裂生成物は、希ガスを除き、すべて燃料棒中に存在するものとする。

- g. 放射線分解により発生する水素ガス及び酸素ガスの発生割合（G値）は、それぞれ沸騰状態では0.4分子/100eV, 0.2分子/100eV, 非沸騰状態では0.25分子/100eV, 0.125分子/100eVとする。
- h. ドライウエルから可燃性ガス濃度制御系への吸込み流量は $255\text{m}^3/\text{h}$ [normal] とし、再循環流量 $85\text{m}^3/\text{h}$ [normal] と合せ、合計 $340\text{m}^3/\text{h}$ [normal]（1系統当たり）のガスが可燃性ガス濃度制御系で処理されるものとする。
可燃性ガス濃度制御系で処理されたガスは、再循環するものを除き、すべてサプレッション・チェンバに戻るものとする。
- i. 可燃性ガス濃度制御系は、事故後3.5時間で作動し、同時に系統機能を発揮するものとする。
- j. 可燃性ガス濃度制御系の水素ガス及び酸素ガスの再結合効率を95%とする。
- k. 放射能閉じ込め機能の観点から可燃性ガス濃度制御系に単一故障を仮定する。

(2) 解析方法

- a. ドライウエル、サプレッション・チェンバ間でのガスの移動は、圧力バランスの式により求める。
- b. 水素及び酸素濃度の時間変化は質量バランスの式により求める。

(3) 解析結果

事故発生後、最初にジルコニウム-水反応によりドライウエル内の水素濃度が上昇する。一方、燃料棒中の核分裂生成物により冷却材の一部が放射線分解し、また燃料棒から放出されサプレッション・チェンバ内のプール水中に保持された核分裂生成物により、サプレッション・チェンバ内のプール水の一部が放射線分解し、格納容器内の水素及び酸素濃度が徐々に上昇する。

事故後3.5時間で可燃性ガス濃度制御系が作動し、系統機能を発揮すると、ドライウエルから可燃性ガス濃度制御系へ流入したガス中の水素と酸素が再結合され、処理されたガスは再循環するものを除きすべてサプレッション・チェンバに戻される。サプレッション・チェンバ内の気体は、圧力が上昇すると真空破壊装置を通してドライウエルへ流入する。

ドライウエル内の水素及び酸素濃度は、ドライウエル内での発生量とサプレッション・チェンバからの戻り量との合計が可燃性ガス濃度制御系への流出量を下回った時点から低下し始める。同様に、サプレッション・チェンバ内の水素及び酸素濃度は、サプレッション・チェンバ内での発生量と可燃性ガス濃度制御系からの流入量との合計がドライウエルへの流出量を下回った時点から低下し始める。

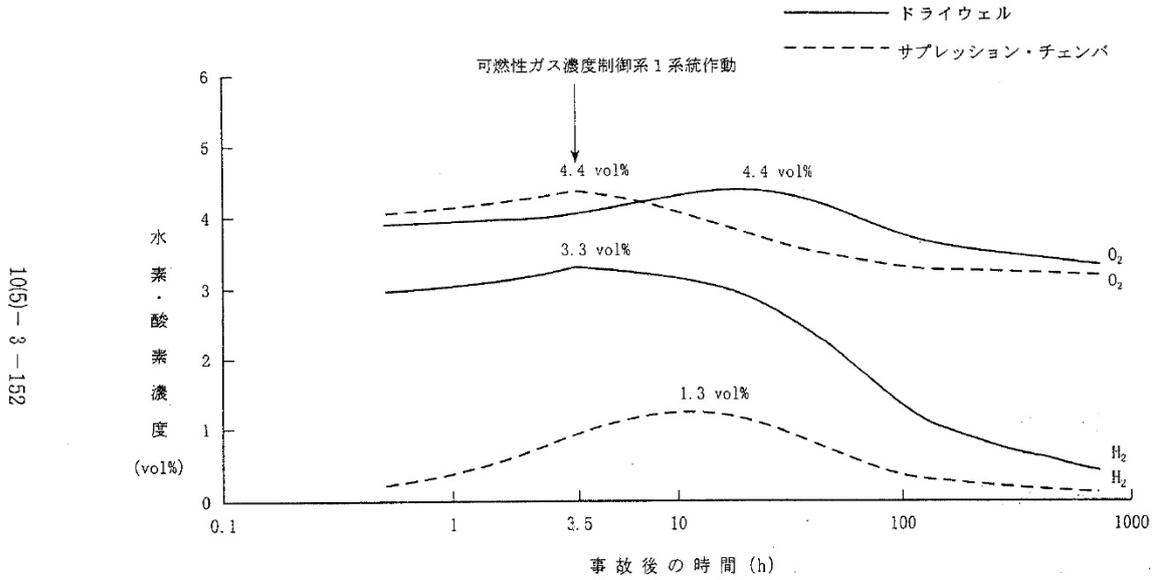
事故後の水素及び酸素濃度の時間変化を第3.5.2-1図に示す。この図から分かるとおり、格納容器内の可燃性ガス濃度は、最大でも、事故後約3.5時間でドライウエルの水素濃度が約3.3vol%，約18時間でドライウエルの酸素濃度が約4.4vol%に達するが、可燃限界である水素4vol%及び酸素5vol%より低い。

なお、格納容器内の可燃性ガス濃度は、格納容器内に存在する種々の駆動力により、十分混合されるため局所的に高い濃度となることはない。

3.5.2.4 判断基準への適合性の検討

本事故に対する判断基準は、事象発生後少なくとも30日間は、格納容器内雰囲気中の酸素又は水素の濃度のいずれかが、それぞれ5vol%又は4vol%以下であることである。

「3.5.2.3 (3) 解析結果」で示したように、格納容器内の雰囲気は可燃限界未満に制御される。したがって、判断基準は満足される。



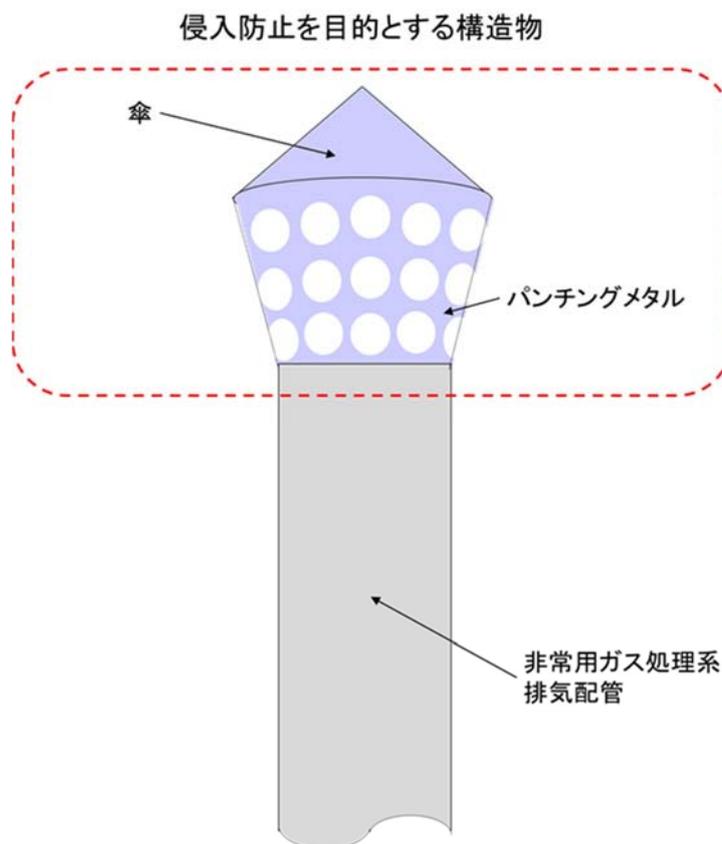
第3.5.2-1図 原子炉冷却材喪失時の格納容器内の水素・酸素濃度の時間変化

原子炉建屋ガス処理系の外部事象に対する考慮について

原子炉建屋ガス処理系は、自然現象（地震及び津波を除く。）及び外部人為事象に対して、原子炉建屋原子炉棟内に配置する等、第1表（1/4～4/4）のとおり考慮した設計とする。

なお、想定する外部事象は、「技術基準規則」第7条（外部からの衝撃による損傷の防止）において考慮する事象、内部溢水及び意図的な航空機衝突とする。ただし、洪水、生物学的事象（海生生物）、高潮の自然現象、並びに航空機落下、ダムの崩壊、有毒ガス、船舶の衝突の外部人為事象については、発電所の立地及び原子炉建屋ガス処理系の設置場所等により、影響を受けないことから考慮する必要はない。

また、非常用ガス処理系排気配管は第1図に示すとおり、積雪及び降下火砕物等の侵入防止を目的とする構造物を取り付けることにより、機能を損なわない設計とする



第1図 侵入防止を目的とする構造物

第1表 原子炉建屋ガス処理系の外部事象に対する考慮 (1/4)

外部事象		影響モード	設置場所	設計方針
自然現象	風 (台風)	荷重 (風), 荷重 (飛来物)	屋内	原子炉建屋原子炉棟内に設置されている部位については, 外殻の原子炉建屋等により防護される。
			屋外	飛来物による影響は, 風荷重, 竜巻による影響に包含される。
	竜巻	荷重 (風), 荷重 (気圧差), 荷重 (飛来物)	屋内	原子炉建屋原子炉棟内に設置されている部位については, 外殻の原子炉建屋等により防護される。
			屋外	屋外に設置される非常用ガス処理系出口管等については, 竜巻飛来物により損傷する可能性があるため, 損傷が確認された場合は, 必要に応じてプラントを停止し補修を行う。また, 風荷重, 気圧差により, 機能が損なわれるおそれがない設計とする。
	凍結	温度 (低温)	屋内	原子炉建屋原子炉棟内に設置されている部位については, 換気空調設備により環境温度が維持されるため, 外気温の影響を受け難い。
			屋外	屋外に設置, かつ, 水を内包する可能性のある範囲の非常用ガス処理系出口管のドレン配管は, 凍結し難い設計とする。また, 自然にドレン水を排出することから, 非常用ガス処理系出口管を閉塞することはない。
	降水	浸水, 荷重	屋内	原子炉建屋内原子炉棟5階に設置されていることから降水による浸水, 荷重の影響は受けない。
			屋外	屋外に設置される非常用ガス処理系出口管等は, 滞留水の影響を受け難い位置に設置するとともに, 系統開口部より降水が浸入しても自動的にドレン水を排水できる構造とすることにより, 必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。

第1表 原子炉建屋ガス処理系の外部事象に対する考慮 (2/4)

外部事象		影響モード	設置場所	設計方針
自然現象	積雪	荷重 (積雪), 閉塞	屋内	原子炉建屋原子炉棟内に設置されている部位については, 外殻の原子炉建屋等により防護する設計とする。
			屋外	屋外に設置される非常用ガス処理系出口管等については, 積雪荷重に対して耐性が確保されるように設計する。また, 系統開口部から降雪が浸入し難い構造とすることにより, 必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。なお, 多量の積雪が確認される場合には, 除雪を行う等, 適切な対応を実施する。
	落雷	雷サージによる電気・計装設備の損傷	屋内 及び 屋外	落雷の影響を考慮すべき設備については, 原子炉建屋原子炉棟等への避雷針の設置, 接地網の布設による接地抵抗の低減を行う等の雷害防止で必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。
	火山の影響 (降下火砕物)	荷重, 閉塞, 腐食	屋内	原子炉建屋原子炉棟内に設置されている部位については, 外殻の原子炉建屋等により防護する設計とする。
			屋外	屋外に設置される非常用ガス処理系出口管等については, 降下火砕物の堆積荷重に対して耐性が確保されるように設計する。また, 系統開口部から降下火砕物が浸入し難い構造とすることにより, 必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。なお, 降下火砕物の堆積が確認される場合には, 降下火砕物を除去する等, 適切な対応を実施する。 化学的影響 (腐食) 防止のため, 屋外に敷設される非常用ガス処理系出口管 (炭素鋼配管) 外面には防食塗装を行う。

第1表 原子炉建屋ガス処理系の外部事象に対する考慮 (3/4)

外部事象		影響モード	設置場所	設計方針
自然現象	生物学的事象	電氣的影響 (齧歯類(ネズミ等)によるケーブル等の損傷)	屋内	原子炉建屋原子炉棟内に設置されている部位については、外殻の原子炉建屋等により防護する設計とする。
			屋外	屋外に設置されている系統開口部から小動物が浸入し難い構造とすることにより、必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。
	森林火災	温度(輻射熱), 閉塞	屋内及び屋外	機器を内包する原子炉建屋原子炉棟及び屋外に設置される機器は、防火帯の内側に配置し、森林との間に適切な離隔距離を確保することで、必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。 ばい煙等の二次的影響に対して、ばい煙等が建屋内に流入するおそれがある場合には、換気空調設備の外気取入ダンパを閉止し、影響を防止する。
	爆発	爆風圧, 飛来物	屋内及び屋外	近隣の産業施設, 発電所周辺の道路を通行する燃料輸送車両, 発電所周辺を航行する燃料輸送船の爆発による爆風圧及び飛来物に対して、敷地内で離隔距離が確保されている。
	近隣工場等の火災	温度(熱)	屋内及び屋外	近隣の産業施設, 発電所周辺の道路を通行する燃料輸送車両, 発電所周辺を航行する燃料輸送船及び敷地内の危険物貯蔵施設の火災に対して、離隔距離が確保されている。
	電磁的障害	サージ・ノイズによる計測制御回路への影響	屋内及び屋外	日本工業規格(JIS)等に基づき、ラインフィルタや絶縁回路の設置により、サージ・ノイズの侵入を防止するとともに、鋼製筐体や金属シールド付ケーブルの適用により電磁波の侵入を防止する設計とする。

第1表 原子炉建屋ガス処理系の外部事象に対する考慮 (4/4)

外部事象	影響モード	設置場所	設計方針
内部溢水	没水, 被水, 蒸気による環境条件の悪化	屋内	<p>内部溢水発生時は, 自動隔離又は手動隔離により, 漏えい箇所の隔離操作を行う。また, 漏えい箇所の隔離が不可能な場合においても, 漏えい水は, 開放ハッチ部, 床ファンネルを介し原子炉建屋建屋原子炉棟最地下階へと導く設計としていることから, 原子炉建屋ガス処理系の機能を阻害することはない。</p> <p>必要な監視機器については, 没水, 被水, 蒸気に対する防護対策を講じ, 機能を維持する設計とする。</p>
		屋外	対象外