

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1
提出年月日	平成30年5月2日

工事計画に係る補足説明資料

原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書のうち

補足-270-5

【静的触媒式水素再結合器及び窒素供給装置について】

平成30年5月

日本原子力発電株式会社

静的触媒式水素再結合器及び窒素供給装置について
(補足説明)

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

局所エリアの漏えいガスの滞留

1. 評価方法

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、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。したがって、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、水素濃度が可燃限界未満であることを確認する。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。

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
地下1階	サプレッション・チェンバアクセスハッチ	サプレッション・チェンバアクセスハッチのある部屋	1353.4

※ 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

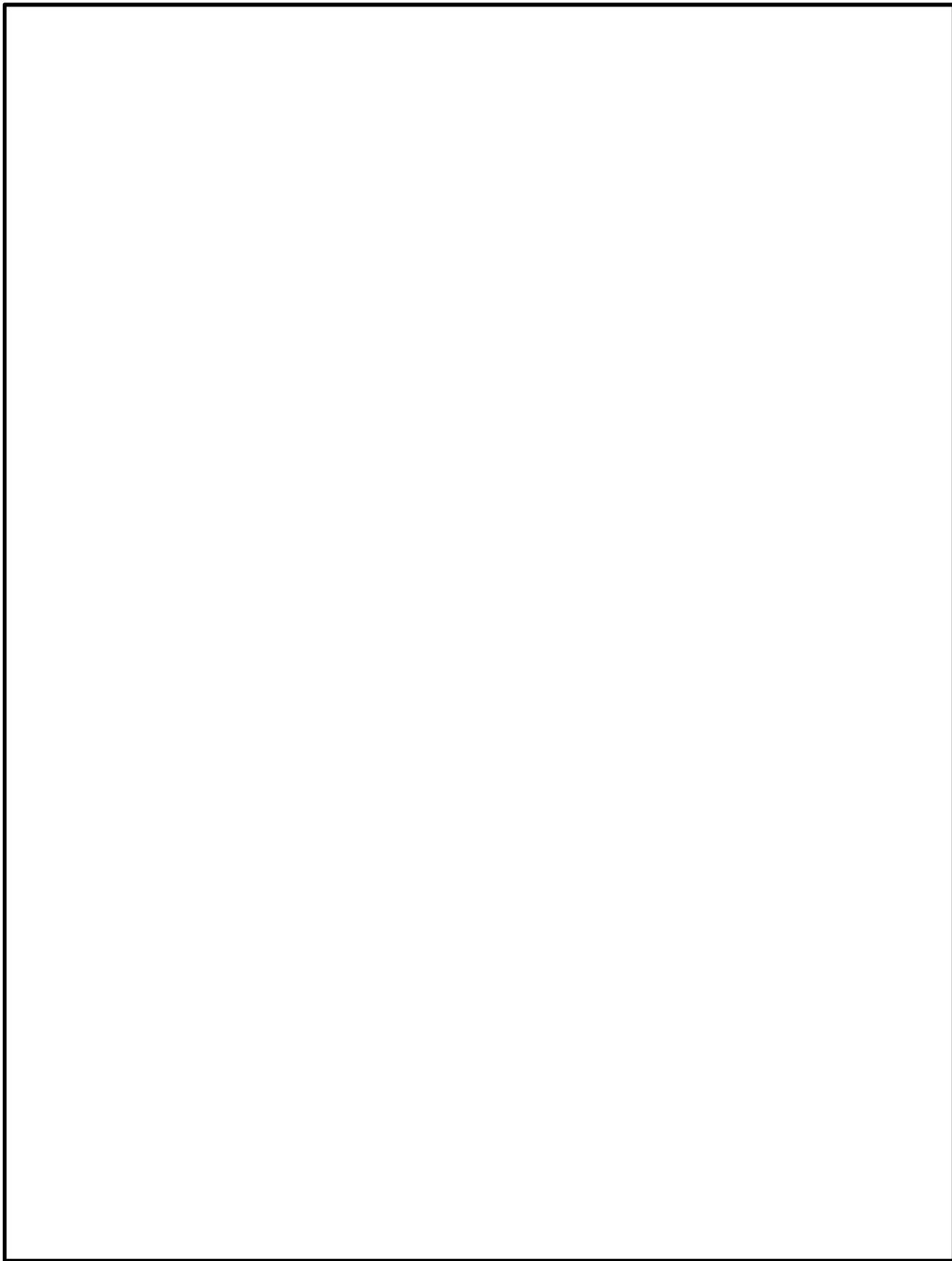
解析モデルを第1図に示す。各局所エリアは、第2図から第3図に示すとおり、開口部等を通じて、隣接する区画とつながっていることから、解析モデルは、局所エリアとその隣接エリアをそれぞれ1ノードでモデル化する。また、流入境界条件を設けて格納容器からの漏えいを与える。また、圧力境界条件を設けて外部への流出をモデル化する。

エリア内は断熱とし、構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。伝熱による蒸気の凝縮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。

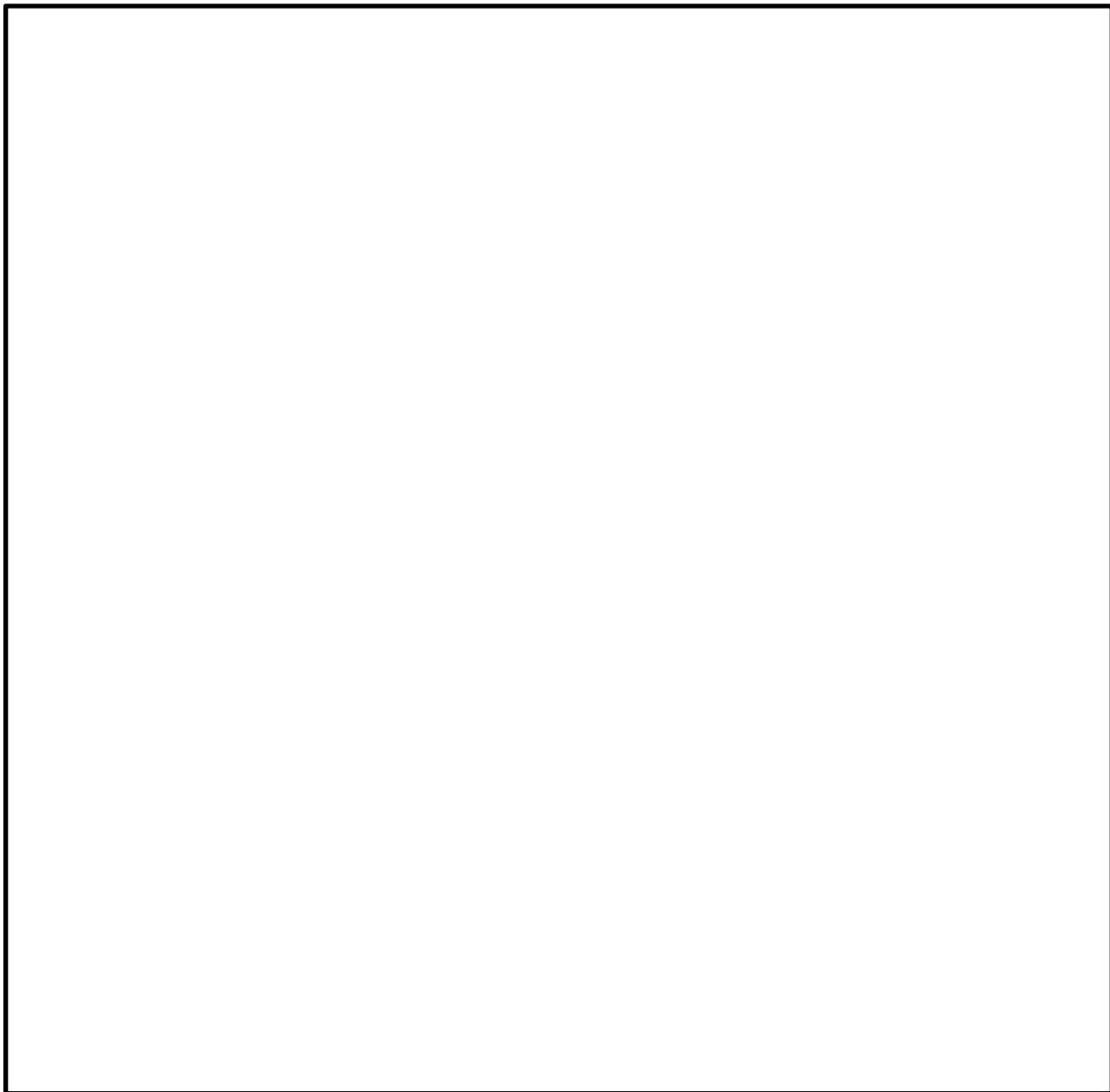
また、隣接エリアを第4図～第9図に示す。



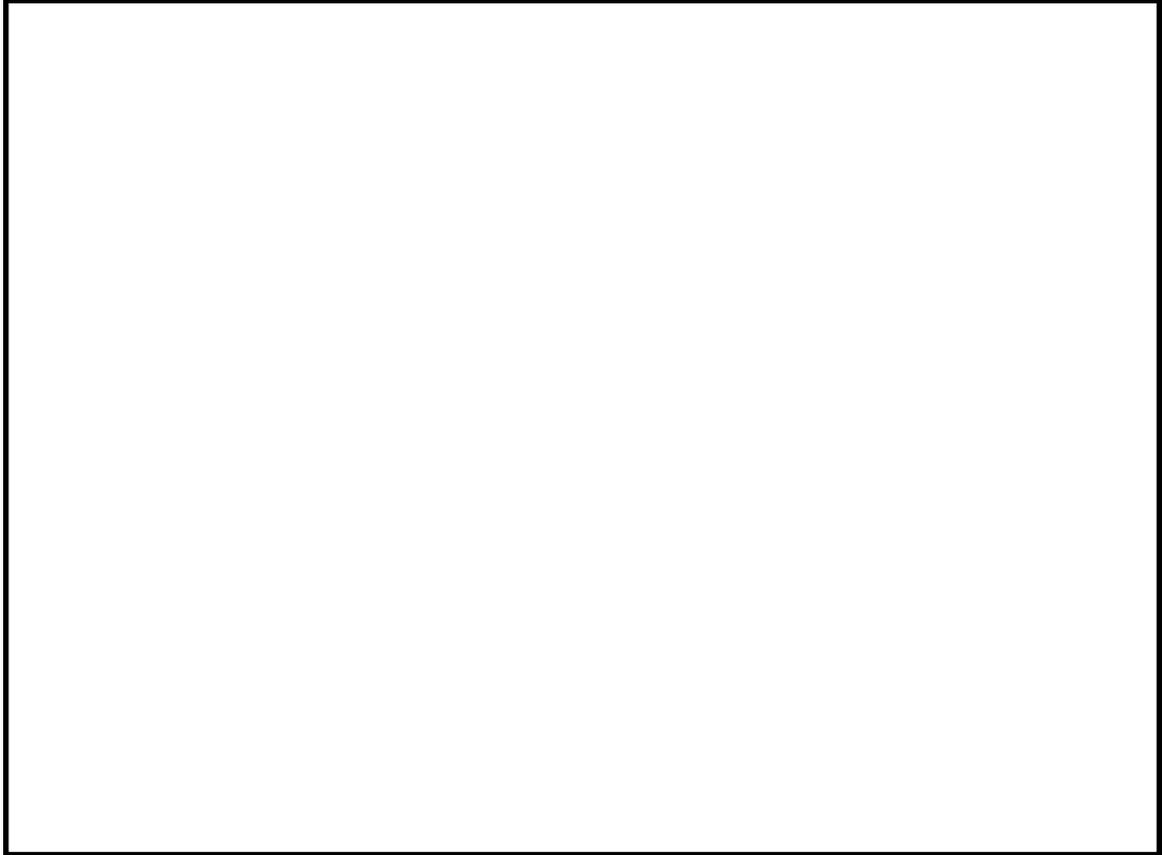
第1図 2ノードモデル



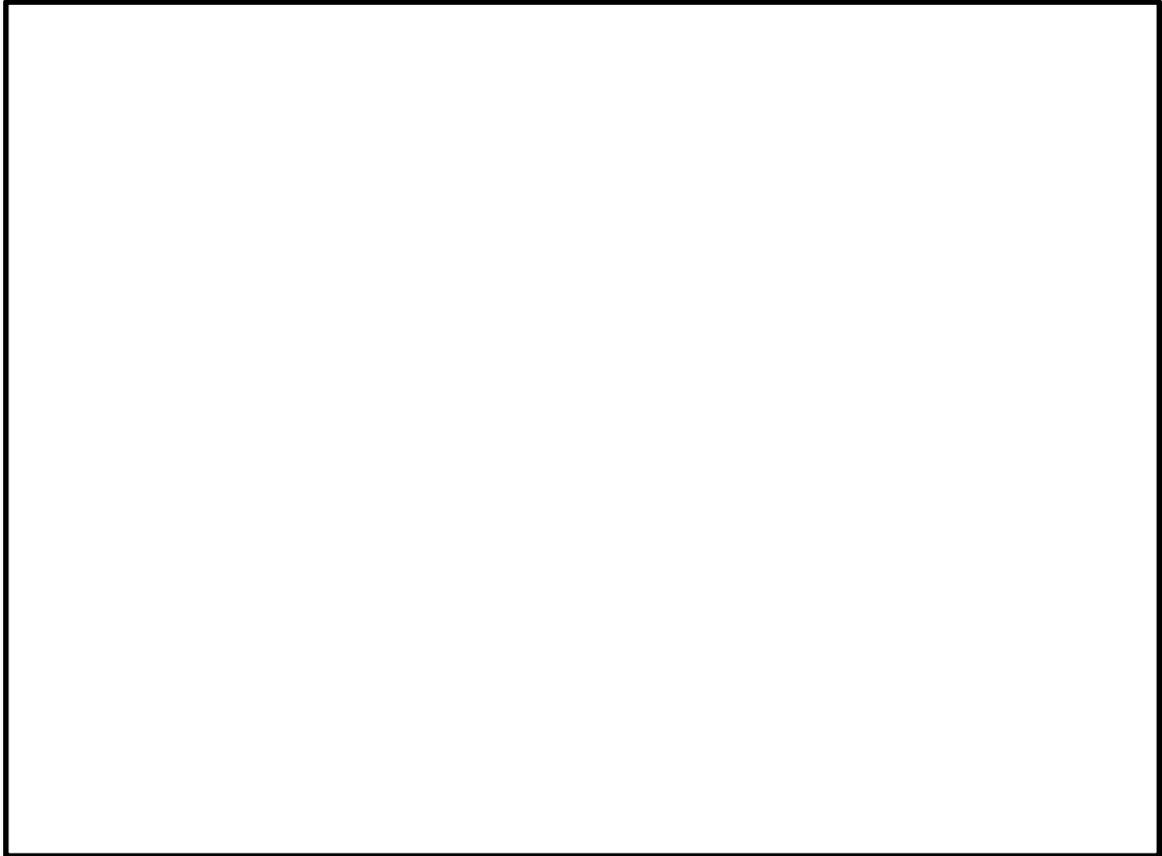
第2図 原子炉建屋原子炉棟2階における局所エリアの状況



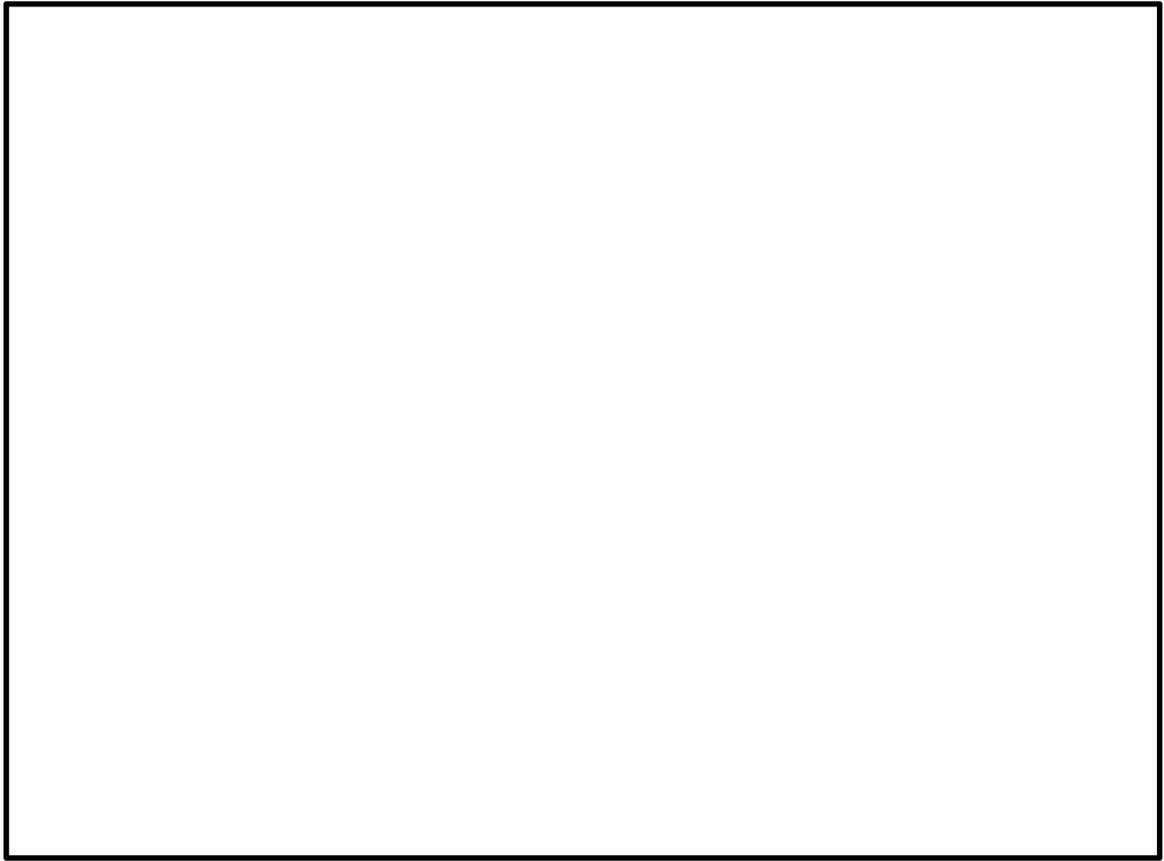
第3図 原子炉建屋原子炉棟地下1階における局所エリアの状況



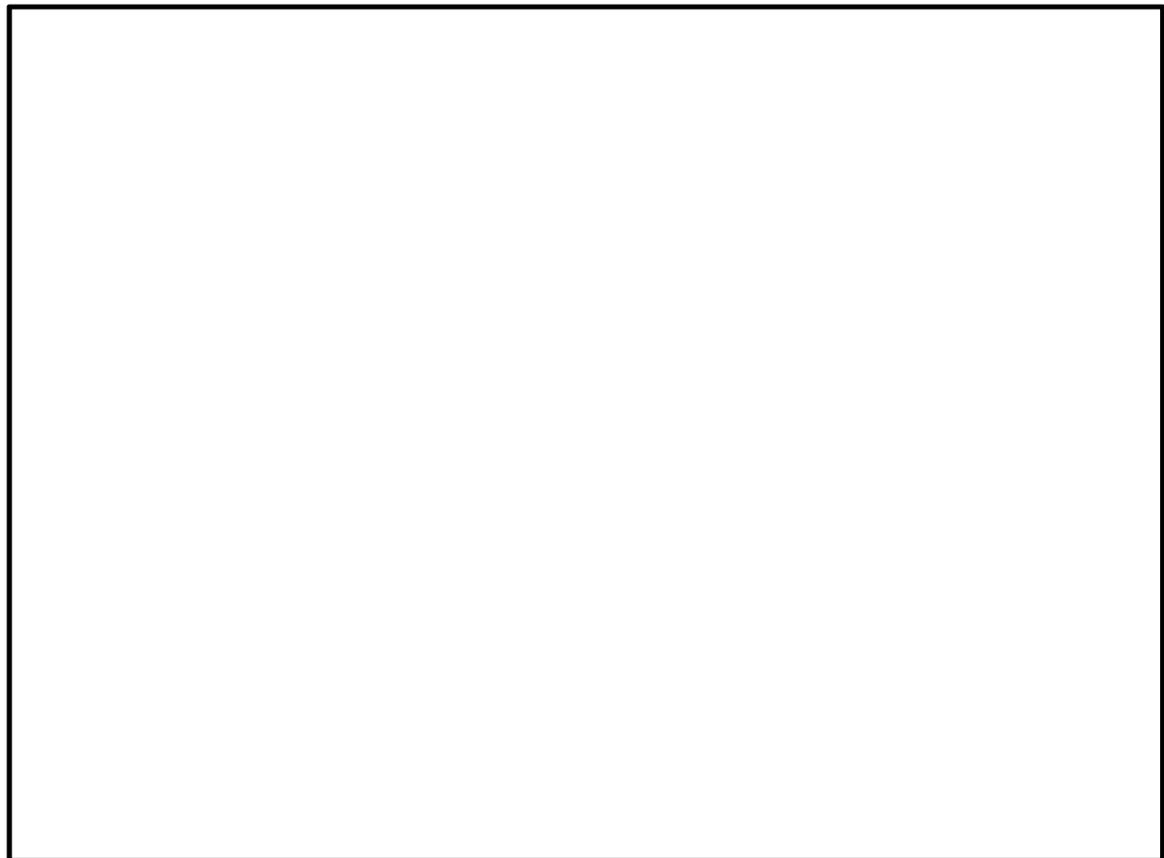
第 4 図 隣接エリア 原子炉建屋原子炉棟地下 1 階



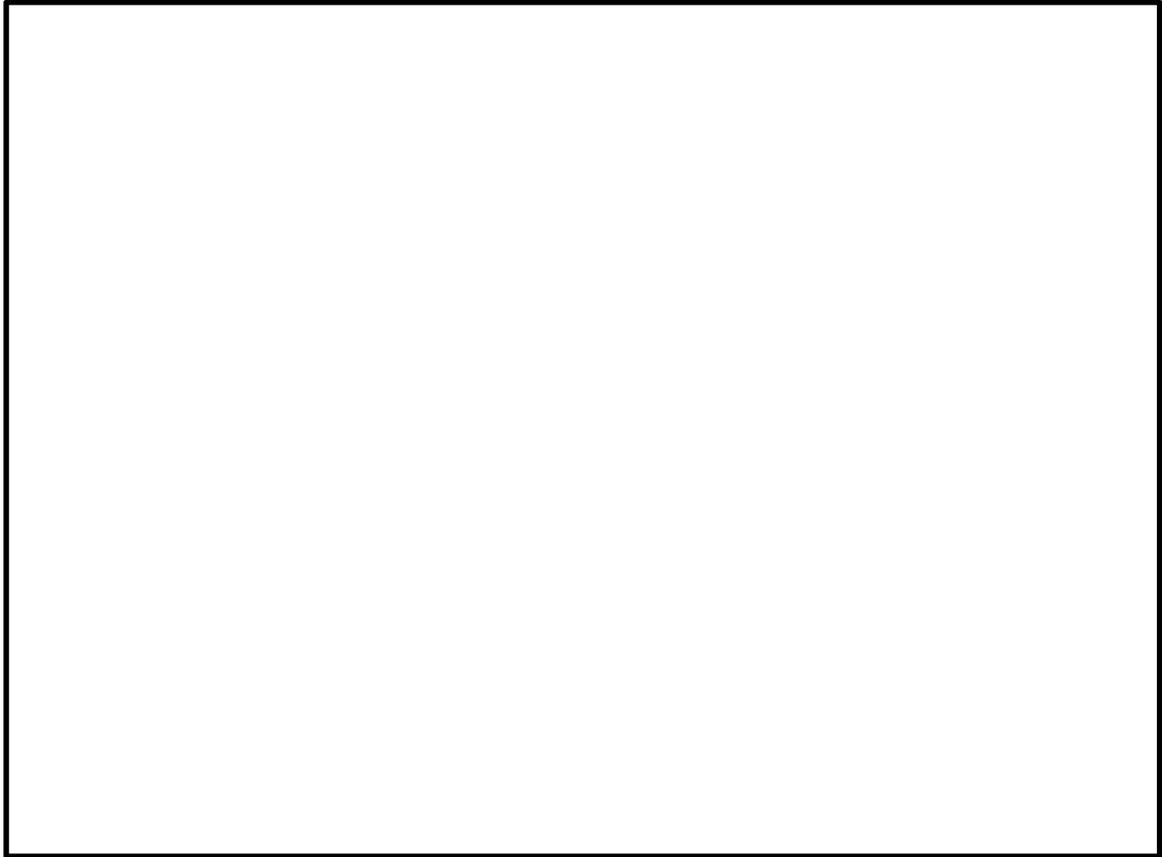
第 5 図 隣接エリア 原子炉建屋原子炉棟 1 階



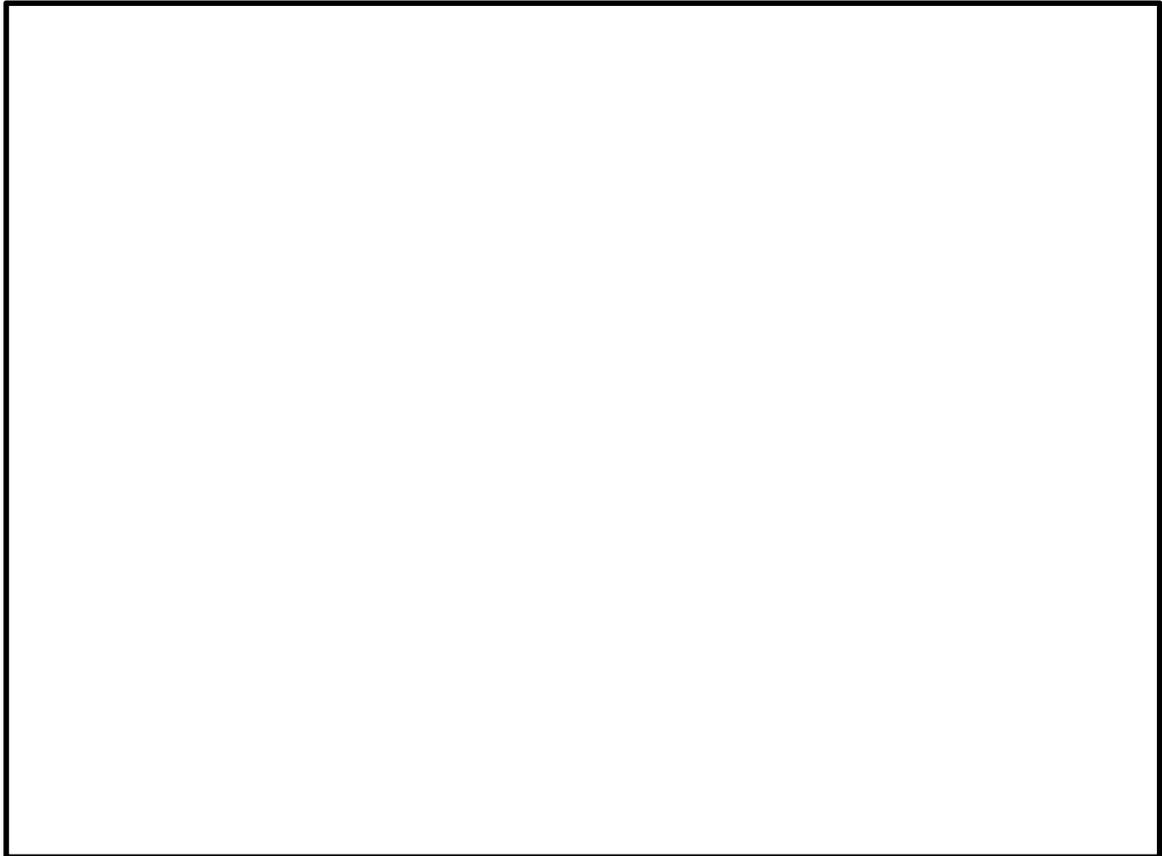
第 6 図 隣接エリア 原子炉建屋原子炉棟 2 階



第 7 図 隣接エリア 原子炉建屋原子炉棟 3 階



第 8 図 隣接エリア 原子炉建屋原子炉棟 4 階



第 9 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^①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 2.3.1-4 表と同様である。

(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 3 表に示す。

第3表 有効性評価シナリオ包絡条件における漏えい条件

項目	ドライウエル				サブプレッション・チェンバ			
	0～ 3 h	3～ 30 h	30～ 110 h	110～ 168 h	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)	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		210 100	200 100	171 100	
水素濃度 [%] ※1	100				100			
水蒸気濃度 [%] ※1	0				0			
原子炉格納容器 漏えい率 [%/day] ※2	0.615	0.42	0.34	0.29	0.45		0.11	
備考	2階の漏えい条件				地下1階の漏えい条件			

※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

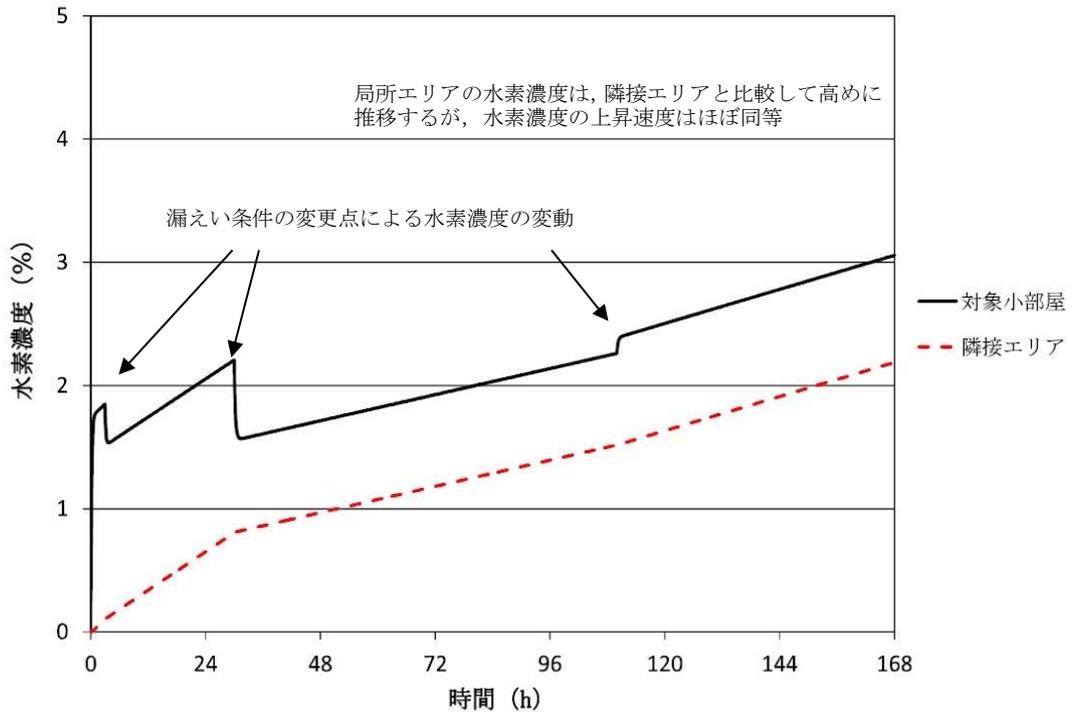
※2 漏えい率は、別添1のうち第2.3.1-2表に示す漏えい条件から水素のみを考慮して算出

3. 解析結果

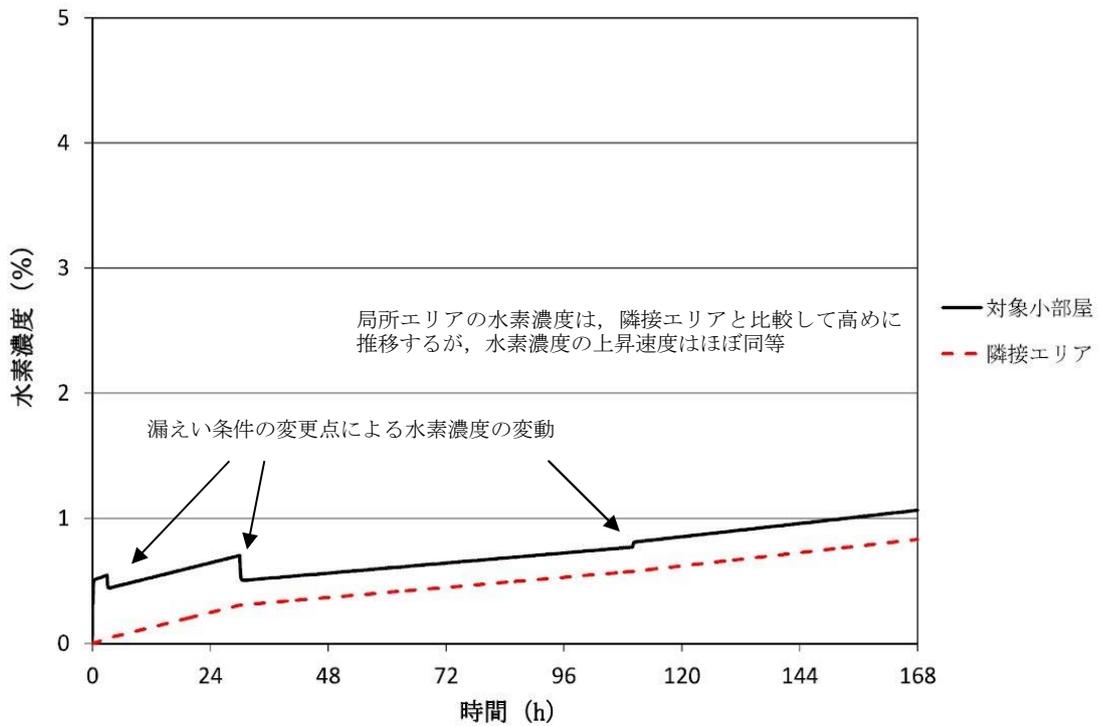
各ケースの168時間後までの水素濃度最大値を第4表に示す。また、水素濃度の時間変化を第10図から第12図に示す。

第4表 解析結果

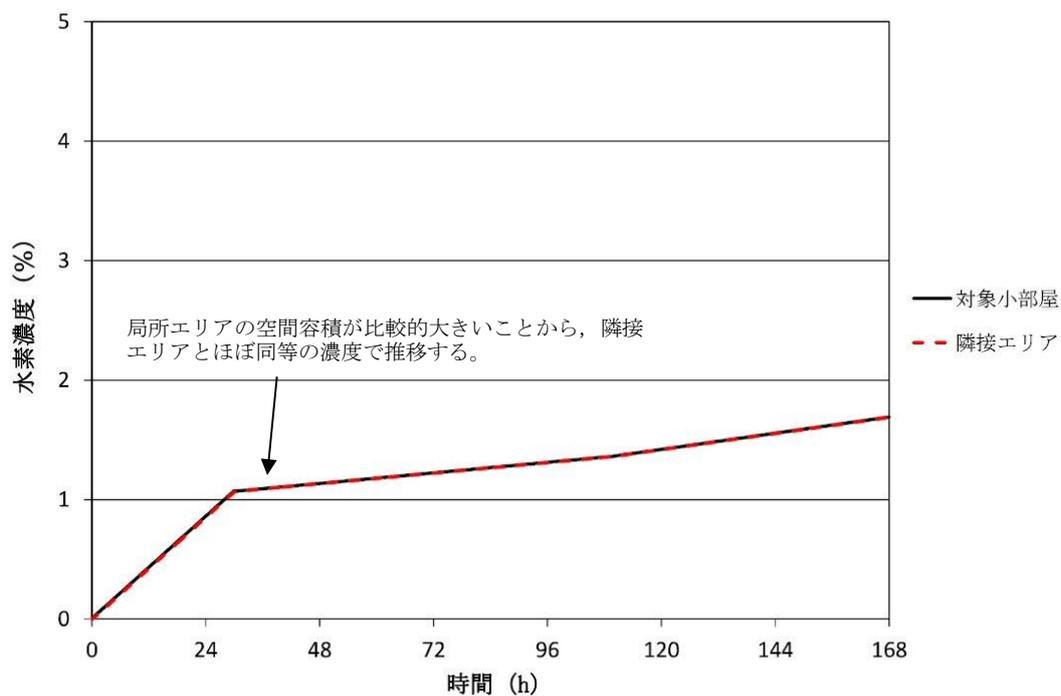
ケース No.	原子炉格納容器 漏えい条件	評価対象とするエリア	水素濃度最大値 [vol%]	
			評価対象 とする 局所エリア	隣接エリア
1	有効性評価 シナリオ包絡条件	ドライウェル機器ハッチ及び CRD搬出ハッチのある部屋 (原子炉建屋原子炉棟2階西側)	3.06	2.19
2		所員用エアロックのある部屋 (原子炉建屋原子炉棟2階東側)	1.06	0.83
3		サブプレッション・チェンバ アクセスハッチのある部屋 (原子炉建屋原子炉棟地下1階西側)	1.69	1.69



第 10 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 11 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 12 図 有効性評価シナリオ包絡条件における水素挙動
(サプレッション・チェンバアクセスハッチのある部屋)

解析の結果から、水素濃度は全体的には上昇傾向となり、168 時間後時点で最も高くなるものの、可燃限界未満となる結果となった。

2 ノードの解析において、局所エリアと隣接エリアについては、それぞれ同等のレートで上昇し続ける結果となったが、「別添 1 2.3.2」に示したケース 1 において、建屋全体の水素濃度が均一化されていることから、局所エリアに漏えいした水素は隣接エリアを介して原子炉建屋原子炉棟 6 階に流入するものと考えられる。

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%

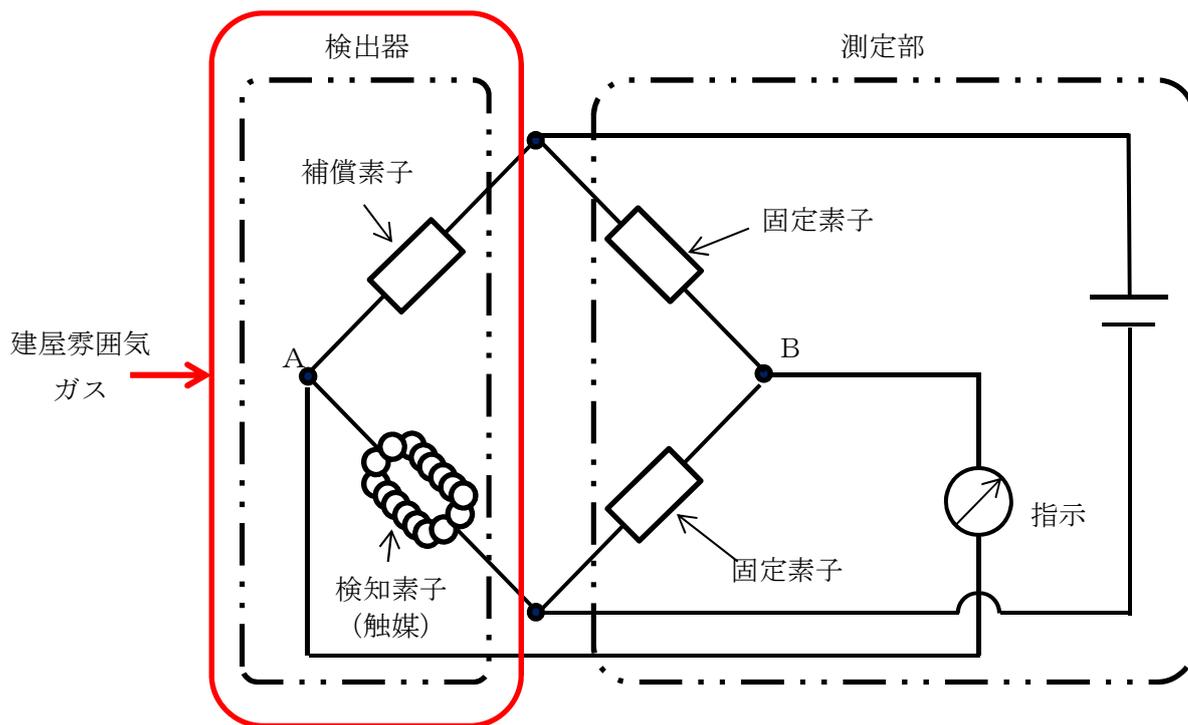
2. 水素濃度計の測定原理

(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

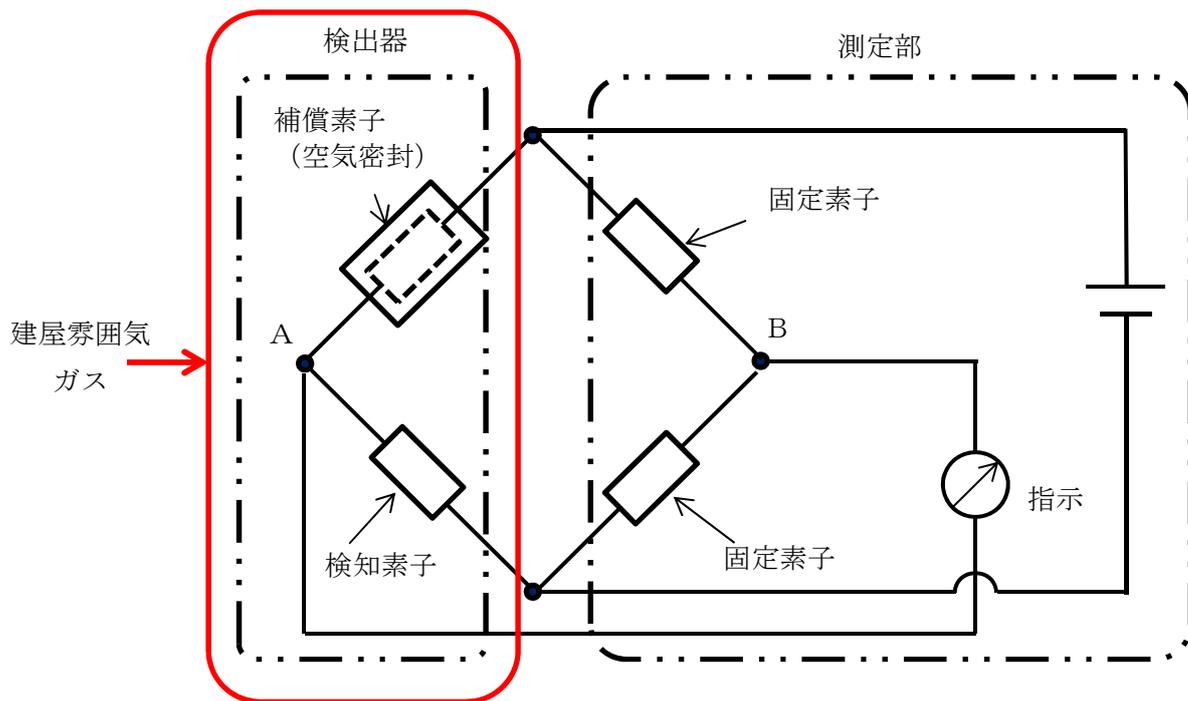
(2) 原子炉建屋水素濃度（2階，地下1階）

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

3. 原子炉建屋水素濃度検出器の耐環境性について

水素濃度検出器の耐環境仕様は各設置場所で想定される温度、湿度及び放射線量の環境を有している。第1表に想定される環境と水素濃度の耐環境仕様を示す。

第1表 水素濃度検出器の設置場所の想定環境及び耐環境仕様

対象	項目	想定環境※	検出器の耐環境仕様
原子炉建屋原子炉棟 6階水素濃度	温度 湿度 積算放射線量	80℃ 100%RH 1.5 kGy (7日間)	
原子炉建屋原子炉棟 2階及び地下1階水 素濃度	温度 湿度 積算放射線量	65.6℃ 100%RH 1.5 kGy (7日間)	

※想定環境は、詳細評価により今後見直す可能性がある。

触媒基材（アルミナ）について

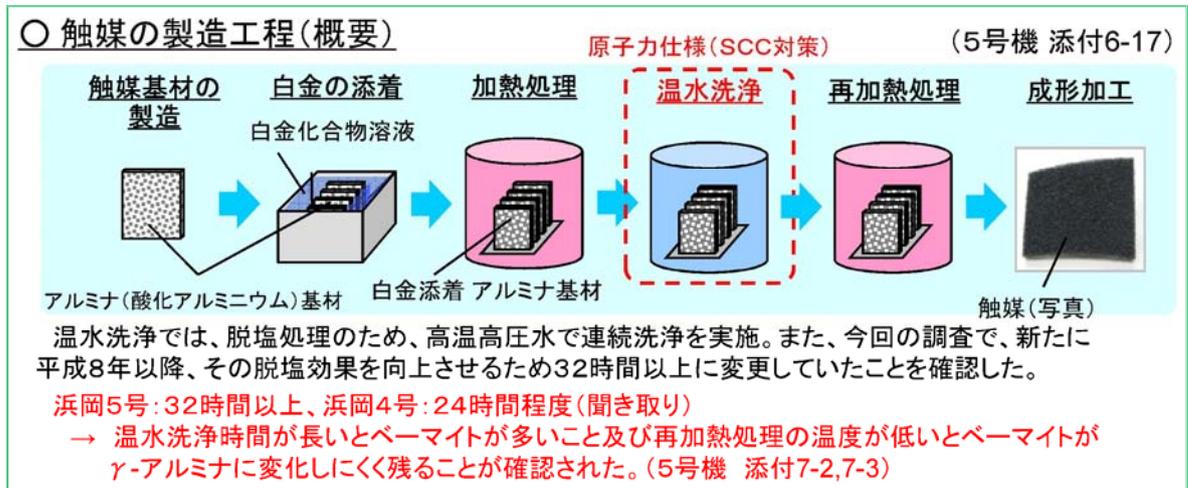
N I S 社製の P A R は、触媒担体としてペレット状のアルミナを使用している。アルミナについては、熱水環境で水酸基をもつアルミナ（ベーマイト）に変化し、シリコン系のシール材に含まれる揮発性物質（シロキサン）とベーマイトの水酸基が化学結合することで、触媒表面にシロキサン重合物の膜を形成し、反応を阻害する知見※が得られている。

※ 「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 R1



[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）」

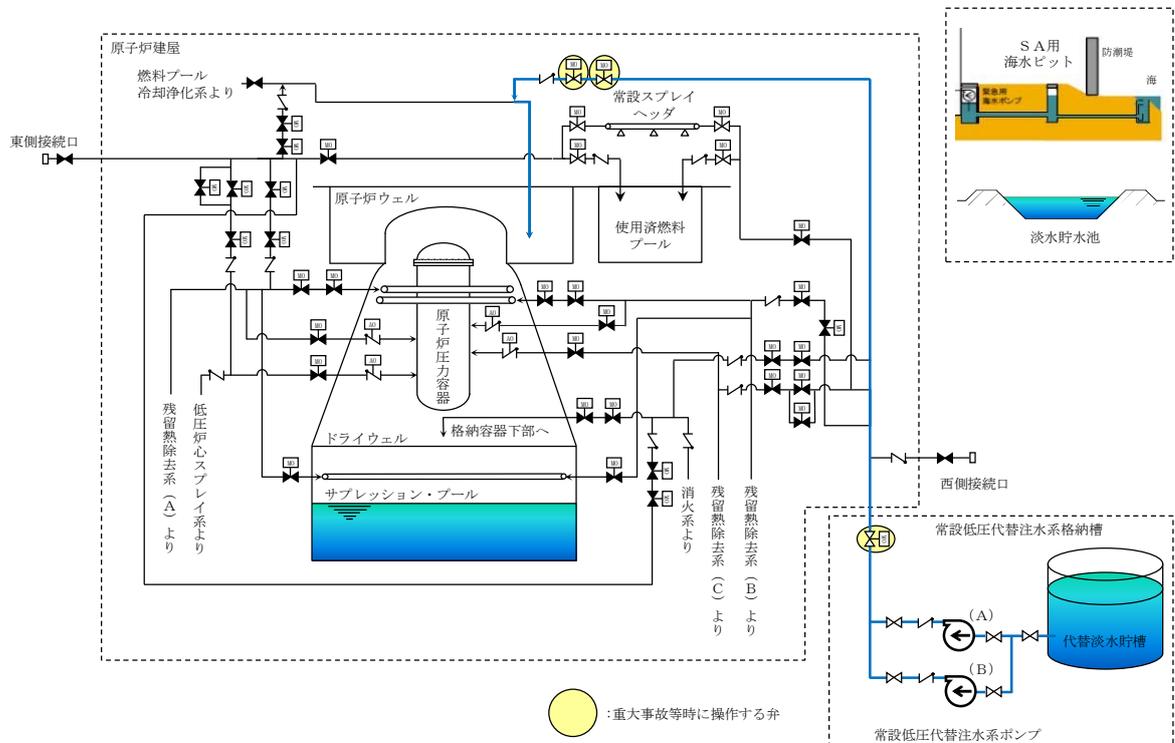
第 1 図 浜岡原子力発電所気体廃棄物処理系触媒の事象発生前の製造工程

格納容器頂部注水系について

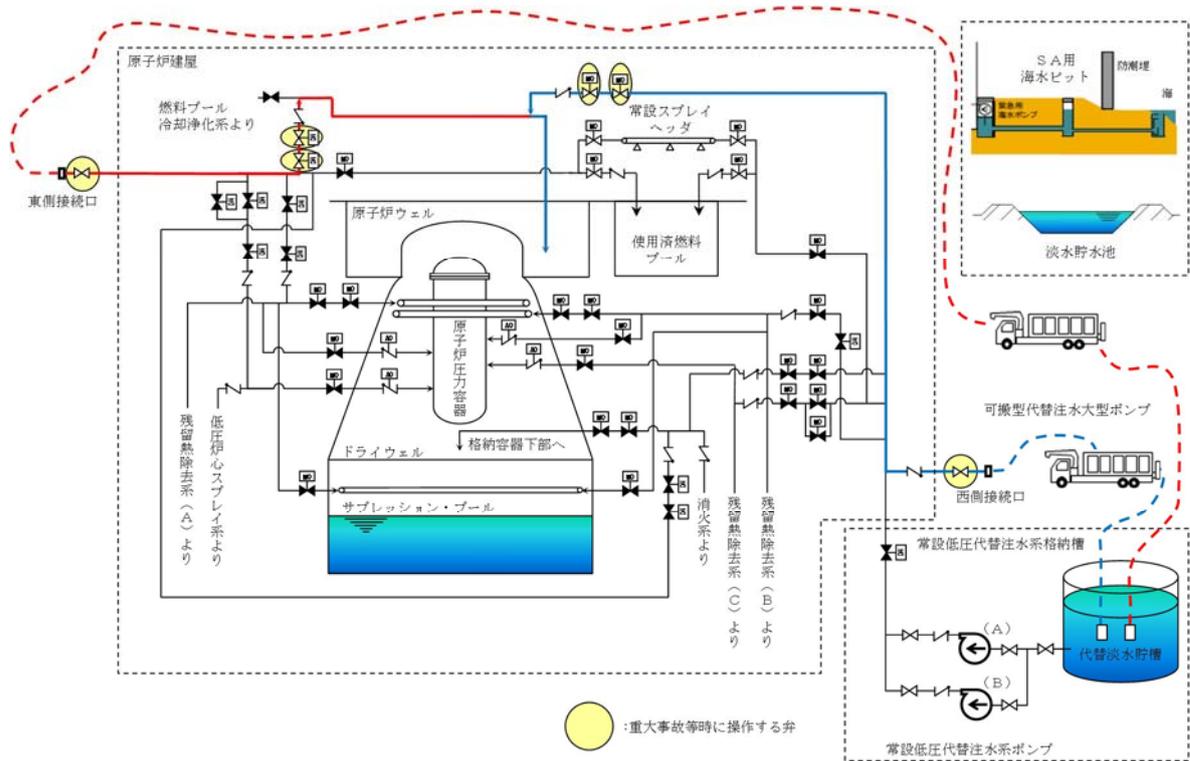
格納容器頂部注水系は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器頂部を冷却することで原子炉格納容器外への水素漏えいを抑制し、原子炉建屋原子炉棟の水素爆発を防止する機能を有するものであり、自主対策設備として設置する。格納容器頂部注水系は、第1図及び第2図に示すように、原子炉ウェルに水を注水することで、原子炉格納容器トップヘッドフランジを外側から冷却することができる。原子炉格納容器トップヘッドフランジは、事故時の過温・過圧状態に伴うフランジ開口で、シール材が追従できない程の劣化があると、閉じ込め機能を喪失する。このシール材は、以前はシリコンゴムを採用していたが、原子炉格納容器閉じ込め機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、原子炉建屋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（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）に対する自主対策設備として重大事故時に原子炉ウェルに注水し、原子炉格納容器外側からトップヘッドフランジシール材を冷却し水素漏えいを抑制することを目的として格納容器頂部注水系を設置する。

NT2 補① 補足-270-5 R1



第1図 格納容器頂部注水系（常設）



第2図 格納容器頂部注水系（可搬型）

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、原子炉ウエルに水を注水し、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エ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を水源として原子炉ウエ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。

第1表 格納容器頂部注水系主要仕様

項目	常設低圧代替注水系ポンプ	可搬型代替注水大型ポンプ
台数	1	1
容量	約200 m ³ /h	約1,320 m ³ /h (吐出圧力1.4MPaにおいて)

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°C 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

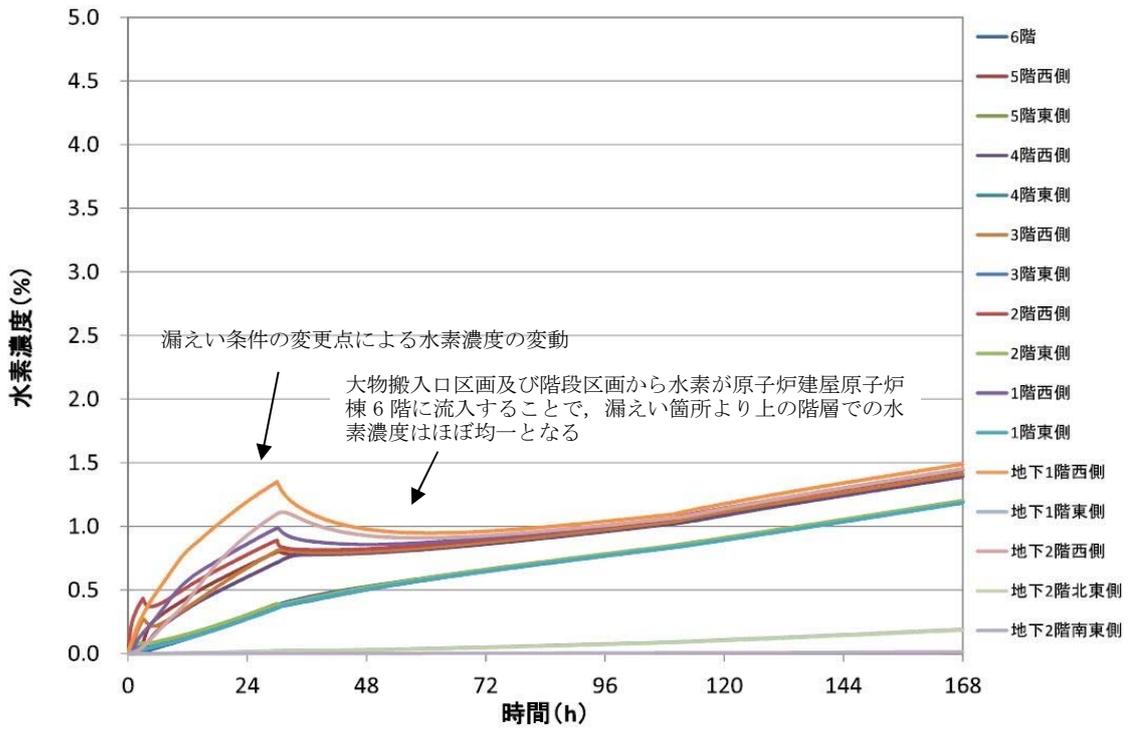
格納容器頂部注水系の使用時における監視は、D/Wヘッド雰囲気温度計により行う。常設低圧代替注水系ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプで原子炉ウェルに注水する注水流量を調整し、D/Wヘッド雰囲気温度計の指示により原子炉格納容器頂部が冷却されていることを確認し、格納容器頂部注水系の効果を監視する。

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、格納容器頂部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、格納容器トップヘッドフランジからの漏えいがなくなり、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3図に解析結果を示す。



第3図 水素濃度の時間変化（原子炉建屋原子炉棟全域）
（漏水箇所：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、地震等による意図しない閉動作によって、重大事故等発生時に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。

なお、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。



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、格納容器内へ不活性ガスである窒素を注入することで、格納容器内の水素及び酸素濃度を可燃限界未満にできる設計とする。

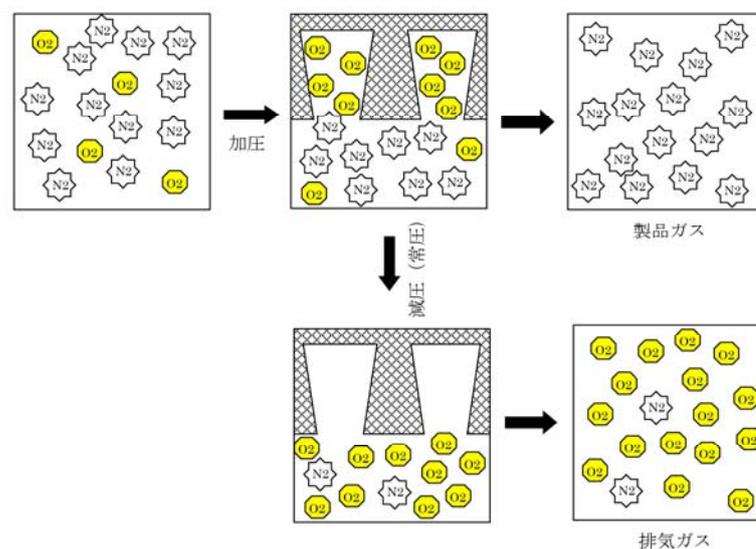
可搬型窒素供給装置は、1個あたり、純度 99.0 vol%にて 200 Nm³/h の流量で格納容器に窒素注入が可能能力を有している。また、ドライウェル及びサプレッション・チェンバへそれぞれ窒素を注入することで、計 400 Nm³/h の流量で原子炉格納容器に窒素注入が可能能力を有している。

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

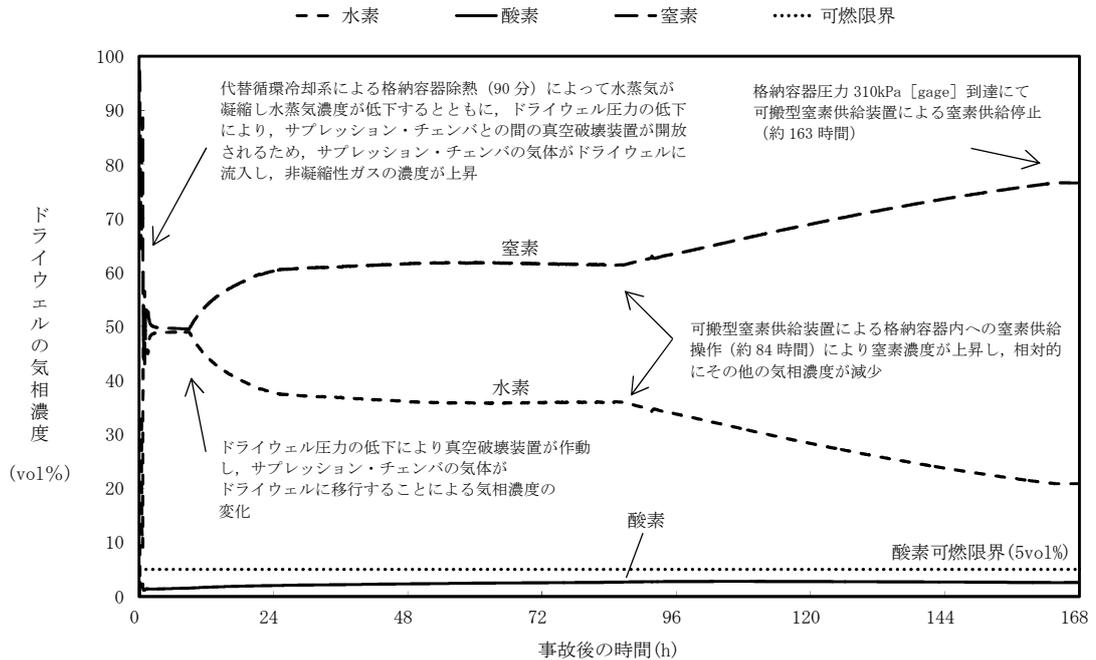
2. 重大事故等時の格納容器内水素濃度及び酸素濃度低減性能

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。

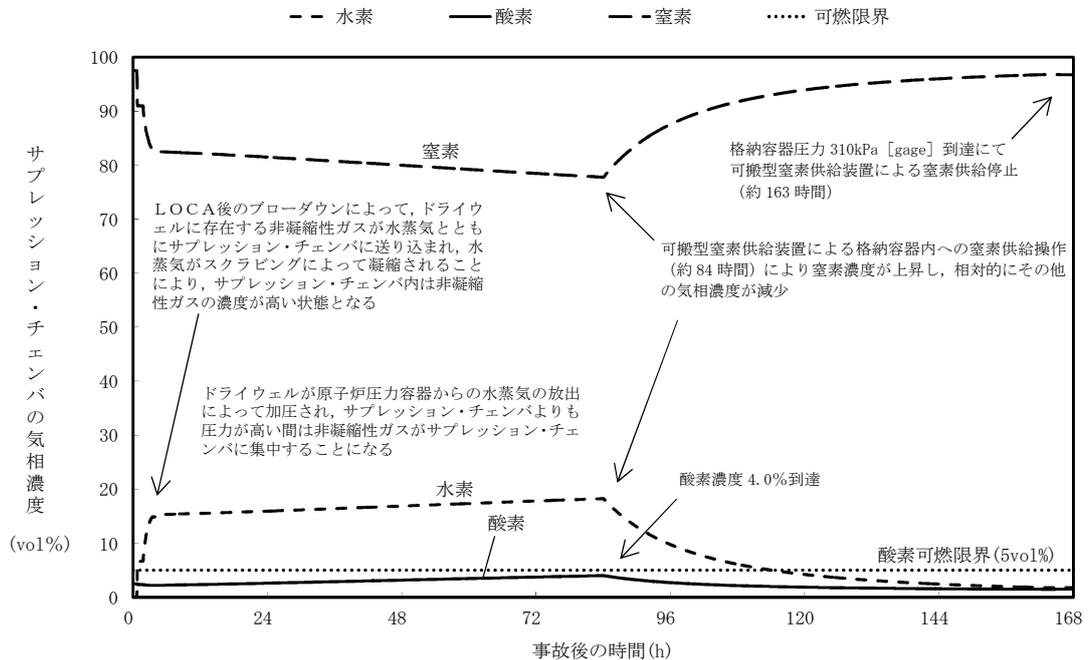
有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）」における原子炉格納容器内の気体の組成の推移（ドライ条件）を第2図及び第3図に示す。原子炉格納容器内の水素濃度は、事象発生直後からジルコニウム-水反応により大量の水素が発生し、可燃限界濃度である4 vol%を大きく上回る。その後、水の放射線分解によって格納容器内酸素濃度が上昇する。事象発生約84時間後にサプレッション・チェンバの酸素濃度がドライ条件において4.0 vol%に到達することから原子炉格納容器への窒素供給を実施することで、原子炉格納容器内の水素及び酸素濃度は低下する。約163時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

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

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

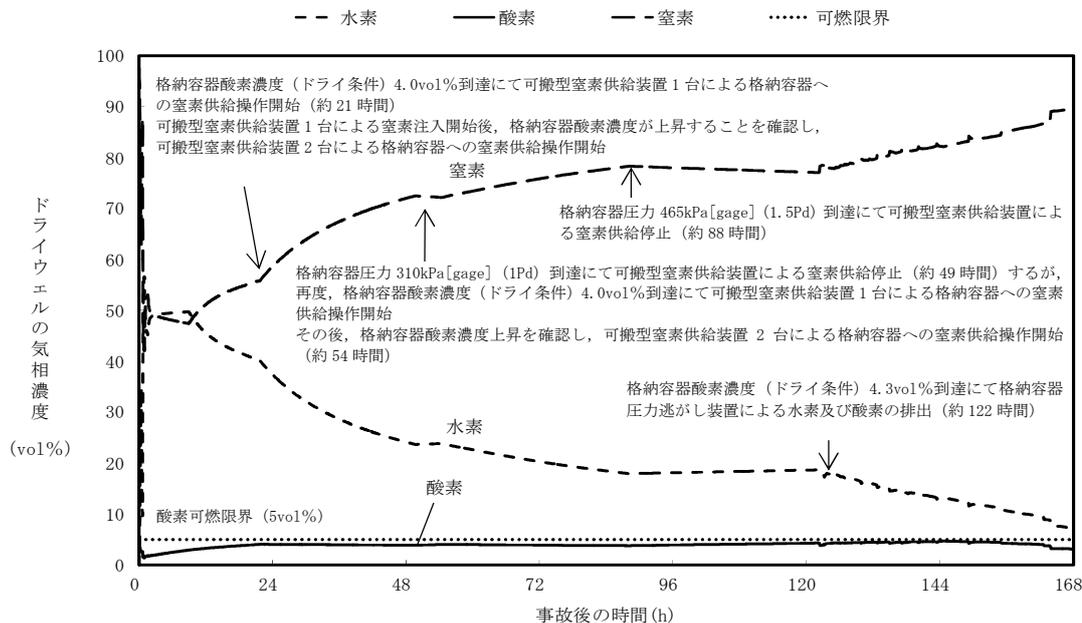
2. にて示した評価は、電力共同研究の成果を踏まえ、水の放射線分解における水素及び酸素のG値を $G(H_2)=0.06$ 、 $G(O_2)=0.03$ としている。今回の評価で用いたG値は、過去の複数回の実験によって測定した値であり、重大事故環境下での水の放射線分解の評価に適した値と考えるが、実験においてもG値にはばらつきが確認されたこと及び事故時の格納容器内の環境には不確かさがあることを考慮すると、G値については不確かさを考慮した取扱いが特に重要となる。

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、設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系の性能を評価する際に用いている値であり、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。

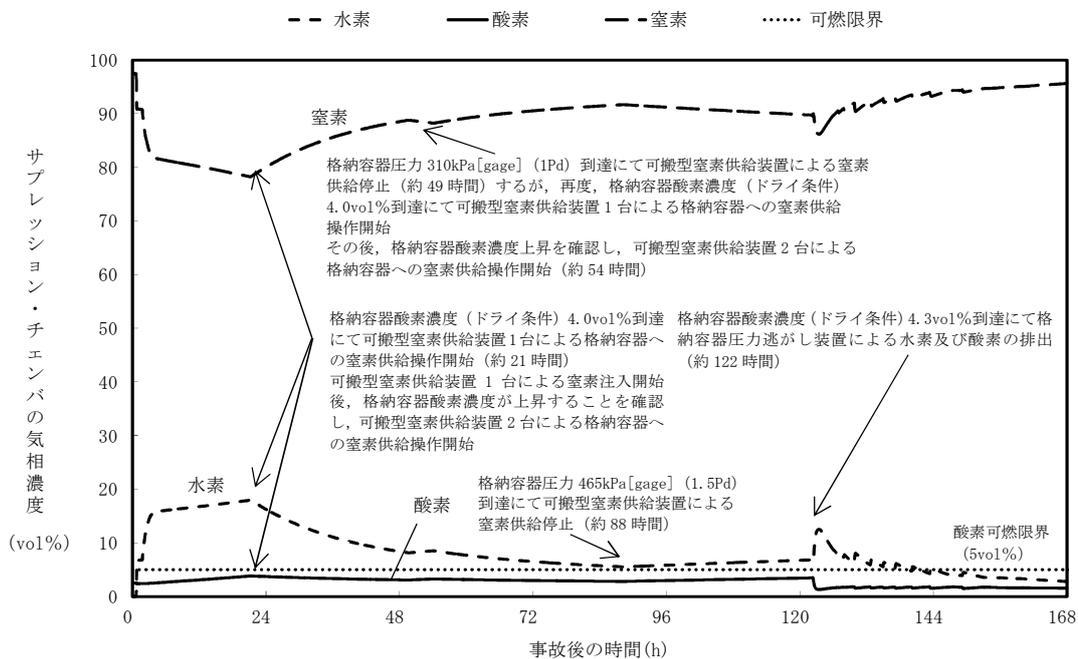
設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系の性能評価で使用しているG値とした場合についても、窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素注入を実施している期間中、格納容器内の水素濃度及び酸素濃度は抑制され、可燃限界に到達しない。

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、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、すべてサブプレッション・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、サブプレッション・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ブプレッション・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、サブプレッション・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ブプレッション・チェンバに戻される。サブプレッション・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ブプレッション・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、サブプレッション・チェンバ内の水素及び酸素濃度は、サブプレッション・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。

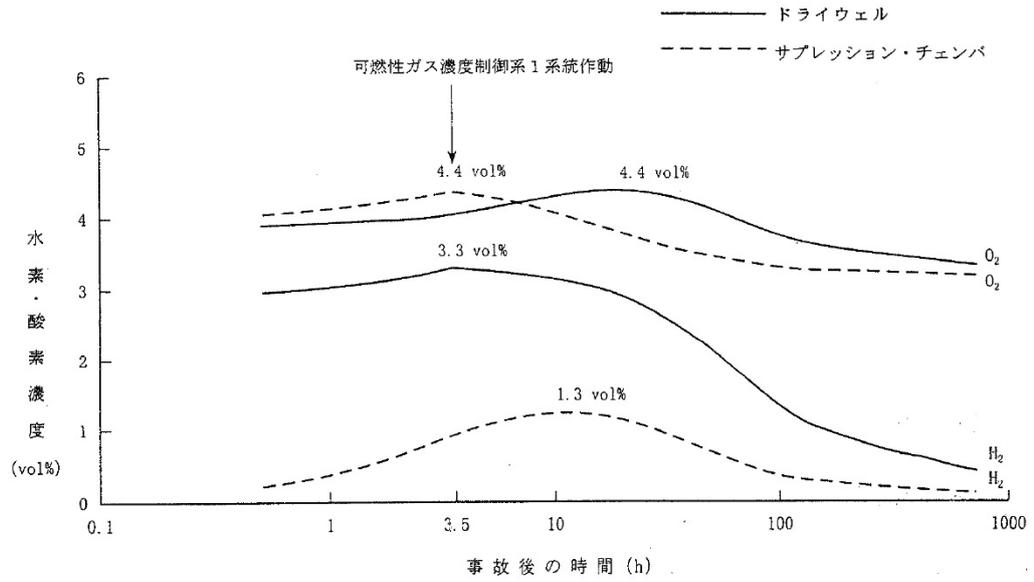
なお、格納容器内の可燃性ガス濃度は、格納容器内に存在する種々の駆動力により、十分混合されるため局所的に高い濃度となることはない。

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