

別添 1

静的触媒式水素再結合装置の設計

目次

1. 概要	別添 1-1
1.1 設置目的	別添 1-1
2. 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備	別添 1-1
2.1 水素濃度抑制系	別添 1-1
2.1.1 水素濃度抑制系の主要仕様	別添 1-1
2.1.2 水素濃度抑制系の設計方針	別添 1-3
2.1.3 水素濃度抑制系の設計仕様	別添 1-5
2.2 原子炉建屋原子炉棟の水素挙動	別添 1-7
2.2.1 解析条件	別添 1-12
2.2.2 解析結果	別添 1-23
2.3 水素濃度監視設備	別添 1-32
2.3.1 水素濃度監視設備の概要	別添 1-32
2.3.2 水素濃度監視設備の主要仕様	別添 1-32

別紙

別紙 1 PAR の性能確認試験について	別添 1-41
別紙 2 反応阻害物質ファクタについて	別添 1-55
別紙 3 PAR の周辺機器に対する悪影響防止について	別添 1-59
別紙 4 PAR 動作監視装置について	別添 1-64
別紙 5 PAR の性能維持管理について	別添 1-70

1. 概要

1.1 設置目的

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

(1) 水素濃度抑制系

水素濃度抑制系として静的触媒式水素再結合装置（以下「PAR」という。）を設置し、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度の上昇を抑制できる設計とする。PAR は、触媒カートリッジ及びハウジングで構成し、駆動用の電源及び起動操作を必要としない設備である。

PAR には静的触媒式水素再結合装置動作監視装置（以下「PAR 動作監視装置」という。）を設置する。PAR 動作監視装置は、中央制御室等にて監視可能であり、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備から給電が可能な設計とする。

(2) 水素濃度監視設備

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

原子炉建屋内水素濃度は、中央制御室及び緊急時対策所にて監視可能であり、原子炉建屋内水素濃度のうち、原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋燃料取替床）及び原子炉建屋地下 2 階に設置するものについては、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電及び所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備から給電が可能な設計とする。また、原子炉建屋内水素濃度のうち、原子炉建屋地上 1 階及び原子炉建屋地下 1 階に設置するものについては、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備から給電が可能な設計とする。

2. 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備

2.1 水素濃度抑制系

2.1.1 水素濃度抑制系の主要仕様

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ため、水素濃度抑制系として PAR を設置する。なお、設置する PAR は、国際的な性能試験の実績があり、欧米で納入実績のある NIS 社製の PAR を採用する。

PAR は、触媒反応を用いて水素と酸素を再結合させて、雰囲気を可燃限界未満に維持する設備であり、触媒カートリッジ及びハウジングで構成する。

触媒カートリッジは、ステンレス鋼板で形成したフレームの中に触媒を充填しており、空気と触媒を接触させるために多数の長穴が開けられている。触媒にはパラジウムを使用しており、表面には疎水コーティングを施すことにより、高湿度な雰囲気から触媒を保護し、水素、酸素を触媒に接触し易くしている。

ハウジングは、ステンレス鋼製であり、触媒カートリッジを内部に収納し、触媒カートリッジを水素処理に適切な間隔に保持し、水素処理に適切なガスの流れとなるよう設計されている。

PAR は、周囲の水素の濃度上昇に応じて結合反応を開始する。触媒反応により水素と酸素を結合させ、その反応熱による上昇流により触媒表面のガスの流れを促し、結合反応を維持する。触媒を通過したガス及び結合反応により生じた水蒸気は、PAR の上方の排気口より空間内に拡散する。

したがって、PAR は、電源及び起動操作を必要とせず、水素、酸素があれば自動的に反応を開始する設備である。

PAR の主要仕様を表 2.1.1-1、概要図を図 2.1.1-1 に示す。

表 2.1.1-1 PAR の主要仕様

(1) ハウジング

全高	817mm
幅	463mm
奥行	460mm
材料	ステンレス鋼 (SUS304 相当)

(2) 触媒カートリッジ

全高	200mm
幅	10 mm
奥行	450mm
材料	ステンレス鋼 (SUS430 相当)
数量	22 枚 (PAR1 個当たり)

(3) 触媒

触媒基材	酸化アルミニウム
触媒	パラジウム

(4) 水素処理容量 約 0.50kg/h (1 個当たり)

(水素濃度 4.0vol%, 大気圧, 温度 100℃において)

(5) 最高使用温度 300℃

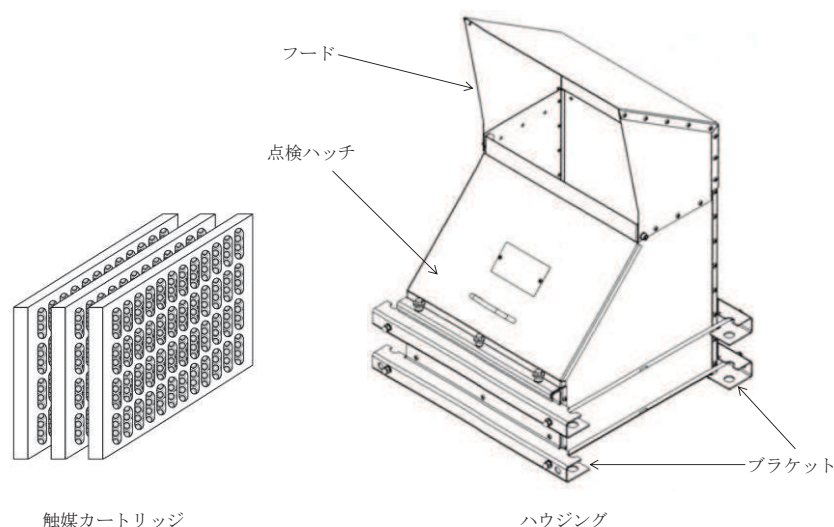


図 2.1.1-1 PAR の概要図

2.1.2 水素濃度抑制系の設計方針

PAR は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器から多量の水素が原子炉建屋原子炉棟へ漏えいする過酷な状態を想定した場合に、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度が可燃限界未満となる設計とする。

原子炉格納容器からの水素の漏えい量は、事故シナリオに依存するが、有効性評価結果（炉心損傷に伴う水素発生が想定される事故シナリオの中で、原子炉格納容器圧力・温度が高い値で推移し、原子炉格納容器から原子炉建屋への水素の漏えい量が多くなる「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」を選定）を踏まえた条件において、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度が可燃限界未満となることを必要条件とした上で、更に過酷な条件を想定して、PAR の設計を実施する。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(1) 水素漏えい条件

水素漏えい条件は、表 2.1.2-1 に示すとおり、有効性評価結果を踏まえた条件より十分保守的に設定している。

表 2.1.2-1 PAR 設計条件における水素漏えい条件

項目	PAR 設計条件	【参考】有効性評価結果 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損))
水素発生量	約 990kg (AFC (燃料有効部被覆管) 100%相当)	約 282kg (AFC (燃料有効部被覆管) 約 29%相当)
原子炉格納容器 漏えい率	10%/day (一定)	約 1.0%/day (最大)

a. 水素発生量について

有効性評価シナリオ（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））における水素発生量は、約 282kg（AFC（燃料有効部被覆管）約 29%相当の水素発生量）であるが、更に過酷な条件として、約 990 kg（AFC（燃料有効部被覆管）100%相当）が発生するものとして PAR を設計する。

b. 原子炉格納容器漏えい率について

重大事故等発生時に原子炉格納容器圧力が設計圧力を超える場合の原子炉格納容器漏えい率は、以下の AEC (Atomic Energy Commission) の式から設定する。重大事故等発生時は、原子炉格納容器圧力が設計圧力の 2 倍（以下「2Pd」という。）を超えないように運用するため、2Pd における原子炉格納容器漏えい率が最大漏えい率となり、事故時条件として 200℃、2Pd、AFC（燃料有効部被覆管）100%相当の水素発生量を想定した場合におけるガス組成（水素：16%，窒素：16%，水蒸気：68%）を踏まえると、AEC の式から約 1.3%/day となる。この値は、有効性評価結果を包含した条件であるが、更に過酷な条件として 10%/day の漏えい率を仮定し、PAR を設計する。

(AEC の式)

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

- L : 原子炉格納容器漏えい率
- L o : 設計漏えい率
- P t : 原子炉格納容器内圧力
- P a : 原子炉格納容器外圧力
- P b : 原子炉格納容器設計圧力

- R t：事故時の気体定数
- R b：空気の気体定数
- T t：原子炉格納容器内温度
- T b：原子炉格納容器設計温度

2.1.3 水素濃度抑制系の設計仕様

PAR 設計方針に基づき設定した PAR の設計仕様を表 2.1.3－1 に示す。

表 2.1.3－1 PAR 設計仕様

項目	仕様
水素処理容量	0.50kg/h（1 個当たり） （水素濃度 4.0vol%，大気圧，温度 100℃において）
PAR 設置個数	19 個
設置個所	原子炉建屋地上 3 階 （原子炉建屋燃料取替床）

(1) 水素処理容量について

PAR の水素処理容量は，以下の基本性能評価式によって表される。

$$DR = A \times \left(\frac{C_{H2}}{100} \right)^{\boxed{}} \times \frac{P}{T} \times 3600 \times SF \cdots \cdots \text{式 (2.1)}$$

DR：水素処理容量 [kg/h（1 個当たり）]
A：定数 $\boxed{}$
C_{H2}：PAR 入口水素濃度 [vol%]
P：圧力 [10⁵Pa]
T：温度 [K]
SF：スケールファクタ [－]

式（2.1）は，メーカーによる開発試験を通じて，温度，圧力，水素濃度等の雰囲気条件をパラメータとした水素処理容量の相関式であり，水素処理容量は，単位時間当たり PAR 内部を通過し，酸素と結合し水蒸気になる水素の重量を示している。

スケールファクタは，触媒カートリッジの寸法及び間隔を開発当時と同じとすることを前提とし，開発試験時に使用された触媒カートリッジ枚数（88 枚）に対して，実機で使用する PAR の触媒カートリッジ枚数の比として設定されている。女川原子力発電所第 2 号機で使用する PAR の触媒カートリッジ枚数は，22 枚であり，スケールファクタは，「22/88（=0.25）」となる。

これらに表 2.1.3－2 の条件を設定し，PAR の水素処理容量は，0.50kg/h（1 個当たり）（水素濃度 4.0vol%，大気圧，100℃）とする。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表 2.1.3-2 水素処理容量設定の条件

項目	設定の条件
水素濃度 C_{H_2}	水素の可燃限界濃度 4vol%未満に低減するため、4.0vol%とする。
圧力 P	重大事故等時の原子炉建屋原子炉棟の圧力は、原子炉格納容器からのガスの漏えいにより大気圧より僅かに高くなると考えられるが、保守的に大気圧（ $1.01325\text{bar}=1.01325\times 10^5\text{Pa}$ ）とする。
温度 T	保守的に 100°C （ 373.15K ）とする。

(2) PAR 設置個数

PAR の実機設計においては、PAR の設置環境を踏まえ、式 (2.1) に反応阻害物質ファクタ (F_{inhibit}) を乗じた式 (2.2) を用いる。

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

$$DR = A \times \left(\frac{C_{H_2}}{100} \right)^{\boxed{}} \times \frac{P}{T} \times 3600 \times SF \times F_{\text{inhibit}} \cdots \cdots \text{式 (2.2)}$$

DR : 水素処理容量 [kg/h (1 個あたり)]

A : 定数 $\boxed{}$

C_{H_2} : PAR 入口水素濃度 [vol%]

P : 圧力 [10^5Pa]

T : 温度 [K]

SF : スケールファクタ [=0.25]

F_{inhibit} : 反応阻害物質ファクタ [=0.5]

これに表 2.1.2-1 で設定した PAR 設計条件を踏まえ、PAR の必要個数 17 個以上に余裕を見込み 19 個設置する。

$$\begin{aligned} \text{PAR 必要個数} &= \text{水素発生量} \times \text{原子炉格納容器漏えい率} / 24 \text{ [h/day]} / \text{設計水素処理容量} \\ &= 990 \text{ [kg]} \times 10 \text{ [%/day]} / 24 \text{ [h/day]} / 0.25 \text{ [kg/h (1 個あたり)]} \\ &= 16.5 \text{ [個]} \end{aligned}$$

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

2.2 原子炉建屋原子炉棟の水素挙動

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

解析条件を表 2.2-1 及び表 2.2-2 に、原子炉建屋原子炉棟の解析モデルを図 2.2-1 に、解析モデルにおける原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋燃料取替床）の PAR の配置を図 2.2-2 に示す。

PAR を設置している原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋燃料取替床）においては、 個のサブボリュームに分割し、設置位置に該当する各ボリュームに PAR を模擬したモデルを設定している。

大物搬入口及び各階段領域については、自然対流を模擬するため幾つかのサブボリュームに分割している。

PAR による水素処理は GOTHIC が持つ「水素再結合器」の機能によりモデル化している。解析モデルにおいて、PAR の入口・出口は同一の区画内に設定しており、PAR を設置している区画の水素濃度、温度、圧力を用いた PAR の基本性能評価式（式（2.1））に基づく水素処理の結果、当該区画には水素、酸素、水蒸気の質量の変化が与えられる。また、水素の再結合反応により 1 モルあたり $\text{H}_2 + 0.5 \times \text{O}_2 = \text{H}_2\text{O} + 286 [\text{kJ}]$ の化学反応熱が発生するが、解析モデルにおいては、本発熱量を当該区画の気相部のエネルギーへと加算を行うことで水素結合によって生じる発熱を考慮している。











枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表 2.2-1 PAR の解析条件

No	項目	説明	入力値
1	PAR の性能 (NIS 製 PAR-22)	$DR = A \times \left(\frac{C_{H_2}}{100} \right) \times \frac{P}{T} \times 3600 \times SF$	—
	(1) 水素処理容量 DR	DR : 水素処理容量 [kg/h (1 個あたり)] A : 定数 C_{H_2} : PAR 入口水素濃度 [vol%] P : 圧力 [10^5 Pa] T : 温度 [K] SF : スケールファクタ	—
	(2) 反応阻害物 ファクタ $F_{inhibit}$	プラント通常運転中及び事故時の劣化余裕を考慮する	0.5 (事故初期より一定)
	(3) 低酸素 ファクタ F_{lowO_2}	低酸素ファクタは、以下のとおりとする。ただし、1 以上の場合は全て 1 とし、0 未満の場合は全て 0 とする $F_{lowO_2} = 0.7421 \left(\frac{C_{O_2}}{C_{H_2}} \right)^3 - 0.6090 \left(\frac{C_{O_2}}{C_{H_2}} \right)^2 + 0.7046 \left(\frac{C_{O_2}}{C_{H_2}} \right) - 0.026$ C_{O_2} : 酸素濃度 [vol%]	—
	(4) 起動水素濃度 C_{H_2on}	海外試験で起動が確認されている範囲に余裕を見た値	1.5vol%
	(5) 起動酸素濃度 C_{O_2on}	同上	2.5vol%
	(6) 起動遅れ	考慮しない	—
2	PAR 個数	実際の設置個数	19 個
3	PAR 設置位置	図 2.2-2 参照	—

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表 2.2-2 その他解析条件

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)	大気圧	原子炉建屋地上 3 階 (原子炉建屋燃料取替床) 中心高さにおける圧力を 101.325kPa とし, 原子炉建屋地上 3 階 (原子炉建屋燃料取替床) より空気の水頭差を考慮した値とする。
	(2) 温度 (初期条件)	40℃	通常運転時の環境仕様温度の最大値として設定
	(3) 組成 (初期条件)	相対湿度 100%の空気	同上
	(4) 空間容積 (固定)	原子炉建屋燃料取替床 : 30000m ³ 2 階 : 3100m ³ 1 階 : 3100m ³ 地下 1 階 : 8700m ³ トールス室 : 7300m ³ 大物搬入口ハッチ : 1900m ³ 階段室 (西側) : 280m ³ 階段室 (南側) : 120m ³	空間の構造物を除いた容積として設定
	(5) 開口面積 (固定)	原子炉建屋燃料取替床-2 階 :  2 階-1 階 :  階段室開口面積 :  バルプラッピング室-1 階 :  計装ペネ室-1 階 :  エアロック室-1 階 :  CRD 補修室-地下 1 階 : 	躯体図より算出 同上 同上 排気ダクトの開口面積 同上 所員用エアロック全室扉の開口面積 排気ダクトの開口面積
2	圧力境界条件 (1) 圧力 (固定)	101.325kPa	大気圧
	(2) 温度 (固定)	40℃	通常運転時の環境仕様温度の最大値として設定
	(3) 酸素濃度 (固定)	19.5vol%	相対湿度 100%の空気として設定
	(4) 窒素濃度 (固定)	73.2vol%	同上
	(5) 水蒸気濃度 (固定)	7.3vol%	同上
3	流出条件 (1) 位置	原子炉建屋燃料取替床	—
4	放熱条件 (1) 内壁熱伝達 (原子炉建屋燃料取替床—壁面)	凝縮熱伝達及び自然対流熱伝達を考慮	GOTHIC コード内のモデルを使用 ・凝縮熱伝達モデル: DLM-FM ・自然対流熱伝達モデル: 垂直平板 (壁), 水平平板 (天井)
	(2) 壁厚さ (固定)	下部壁 :  上部壁 :  天井 : 	躯体図より算出
	(3) 壁内熱伝導率 (固定)	1.74W/m/K	コンクリートの物性
	(4) 壁の比熱 (固定)	0.963kJ/kg/K	同上
	(5) 壁の密度 (固定)	2400kg/m ³	同上
	(6) 外壁熱伝達率 (壁面—外気)	5 W/m ² /K	原子炉建屋の外壁面における自然対流熱伝達率を想定
	(7) 外気温 (固定)	40℃	建屋温度と同じとして設定
	(8) 放熱面積 (固定)	東面側壁 : 561m ² 北面側壁 : 754m ² 西面側壁 : 561m ² 南面側壁 : 470m ² 天 井 : 1654m ²	原子炉建屋燃料取替床の外壁が外気と接触している面積として設定

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

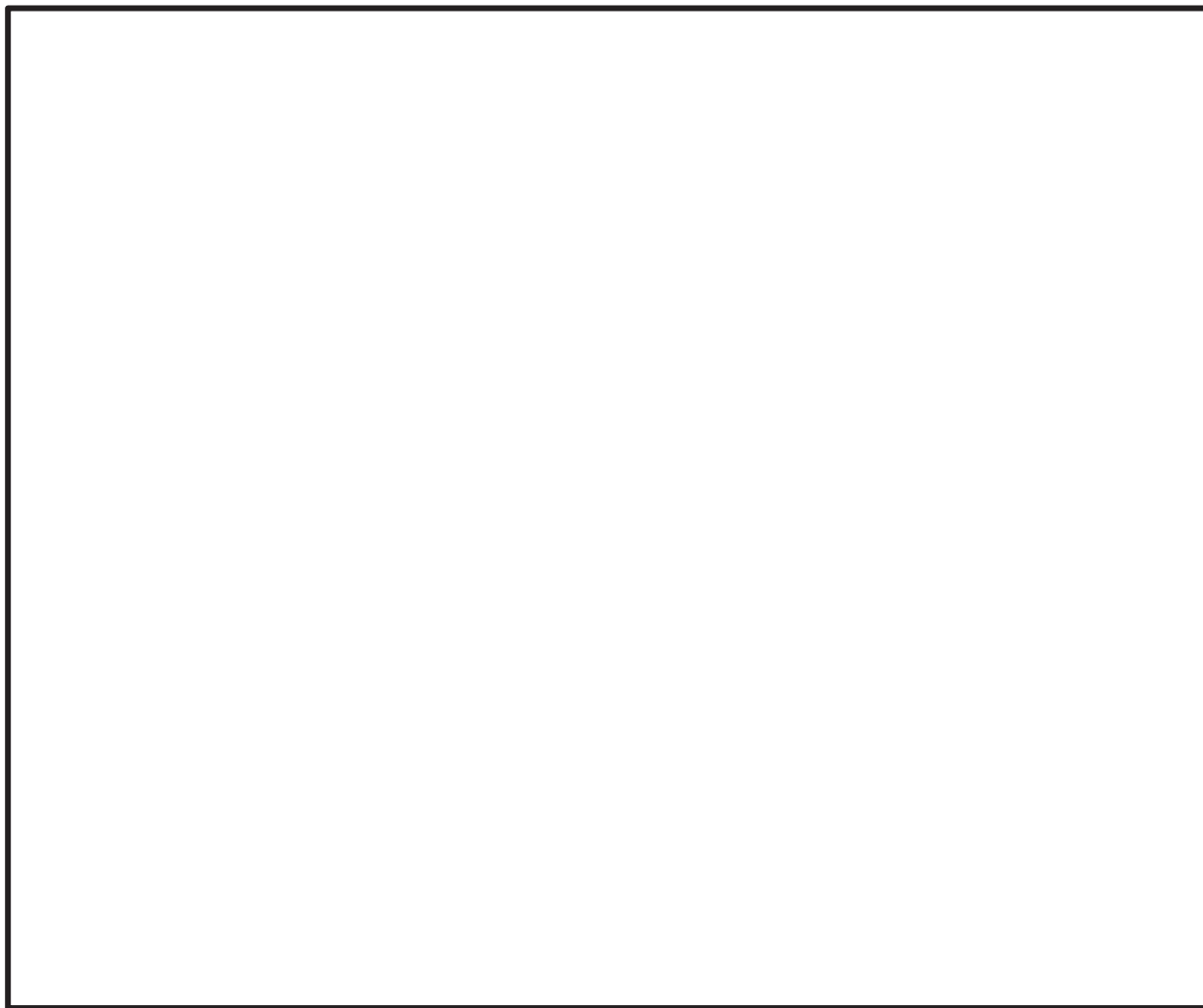


図 2.2-1 GOTHIC 解析モデル

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

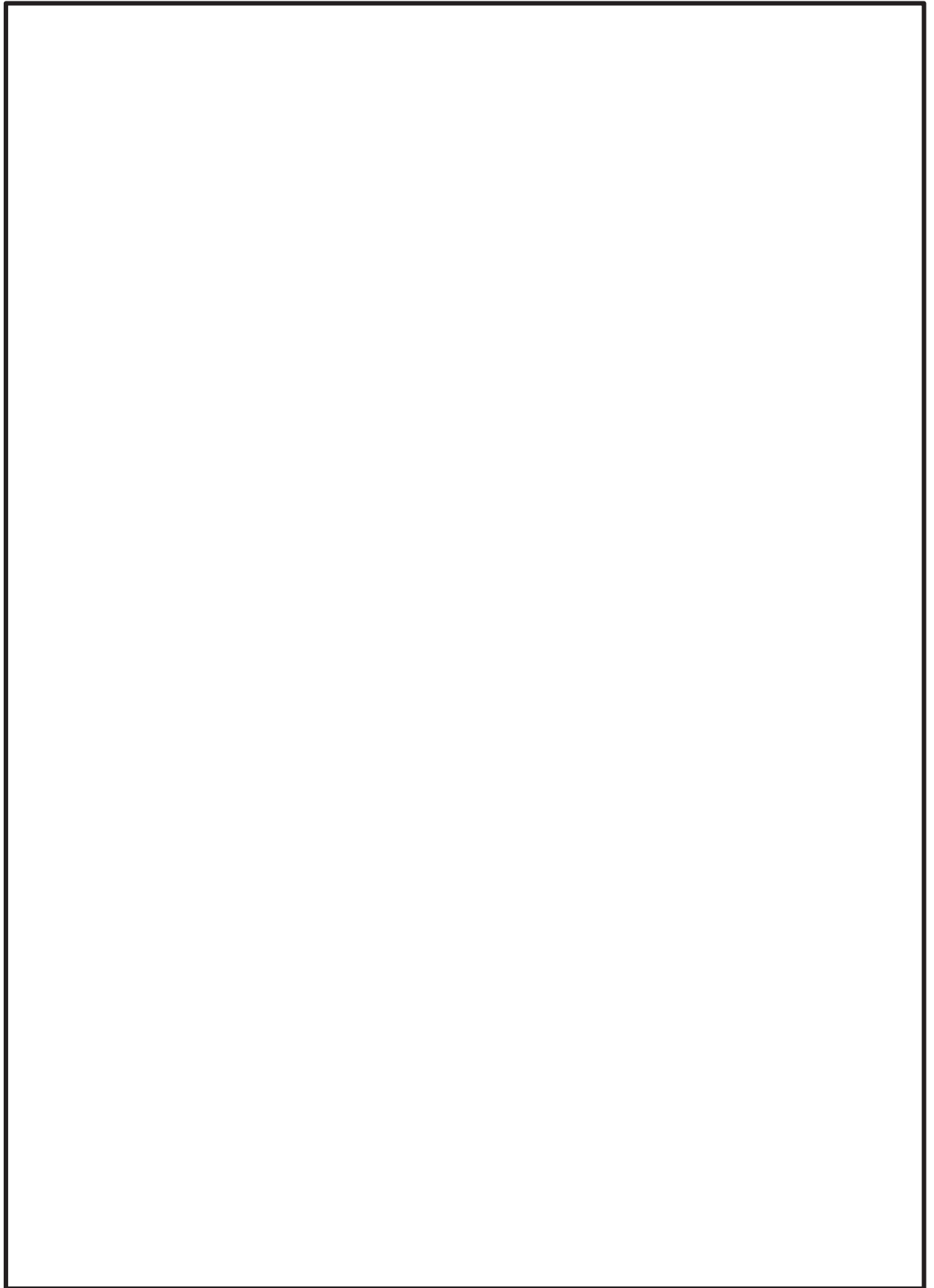


図 2.2-2 解析モデルにおける原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋燃料取替床）の PAR の配置

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

2.2.1 解析条件

(1) 原子炉格納容器漏えい条件

原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟への漏えい条件として、「a. 設計条件」又は「b. 有効性評価シナリオ条件」のいずれかを用いる。

a. 設計条件

原子炉格納容器からの漏えい条件を表 2.2.1-1 に示す。原子炉格納容器ベントは、想定せず、原子炉格納容器漏えい率は、10%/day が一定で漏えいする保守的な条件を設定する。

b. 有効性評価シナリオ条件

(a) 代替循環冷却系を使用する場合

原子炉格納容器からの漏えい条件を表 2.2.1-2 に示す。漏えいするガスの圧力、温度、ガス組成（水蒸気分率、水素分率、窒素分率）は、図 2.2.1-1 から図 2.2.1-4 に示す「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）」のシナリオにおける原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器温度及び原子炉格納容器ガス組成をそれぞれ保守側に包絡するように設定する。

原子炉格納容器漏えい率については、原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器温度及び原子炉格納容器ガス組成から、AEC の式より算出した値を包絡する値である 1.3%/day（0～36 時間）、0.7%/day（36～48 時間）、0.65%/day（48～72 時間）、0.6%/day（72 時間以降）とする。

(b) 代替循環冷却系を使用できない場合（原子炉格納容器フィルタベント系を使用する場合）

原子炉格納容器からの漏えい条件を表 2.2.1-3 に示す。漏えいするガスの圧力、温度、ガス組成（水蒸気分率、水素分率、窒素分率）は、図 2.2.1-5 から図 2.2.1-8 に示す「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）（原子炉格納容器フィルタベント系を使用する場合）」のシナリオにおける原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器温度及び原子炉格納容器ガス組成をそれぞれ保守側に包絡するように設定する。

原子炉格納容器漏えい率については、原子炉格納容器ベント想定時刻までは、原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器温度及び原子炉格納容器ガス組成から、AEC の式より算出した値を包絡する値である 1.3%/day とする。原子炉格納容器ベント想定時刻以降は、原子炉格納容器設計漏えい率より 0.5%/day とする。

表 2.2.1-1 設計条件における漏えい条件

項目	解析条件
圧力 (kPa[gage])	854 (2Pd)
温度 (°C)	200
水素分率 (vol%)	16
窒素分率 (vol%)	16
水蒸気分率 (vol%)	68
原子炉格納容器漏えい率 (%/day)	10

表 2.2.1-2 有効性評価シナリオ条件（代替循環冷却系を使用する場合）における漏えい条件

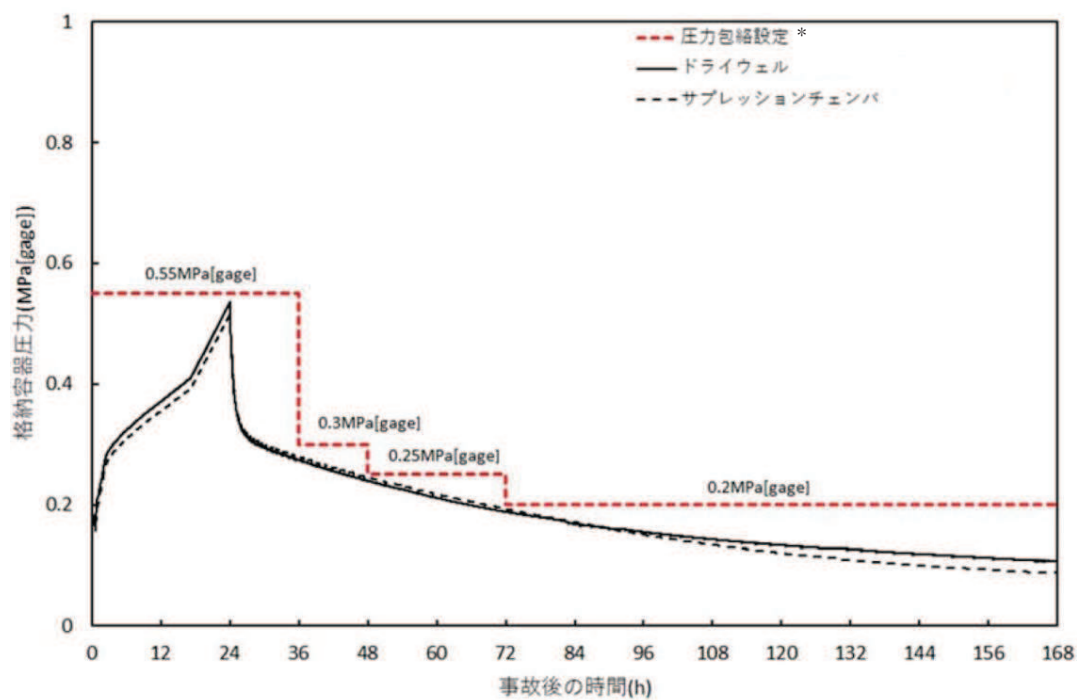
項目		条件					
		0～6h	6～24h	24～36h	36～48h	48～72h	72～168h
ドライウエル	原子炉格納容器 圧力 (kPa[gage])	550			300	250	200
	原子炉格納容器 温度 (℃)	200			171		
	水素分率 (vol%)	10		15	20		
	窒素分率 (vol%)	0	10		35		
	水蒸気分率 (vol%)	90	80	75	45		
	原子炉格納容器 漏えい率* (%/day)	1.3			0.7	0.65	0.6
サプレッションチェンバ	原子炉格納容器 圧力 (kPa[gage])	550			300	250	200
	原子炉格納容器 温度 (℃)	200			171		
	水素分率 (vol%)	25		20	15		
	窒素分率 (vol%)	30			25		
	水蒸気分率 (vol%)	45		50	60		
	原子炉格納容器 漏えい率* (%/day)	1.3			0.7	0.65	0.6

*：原子炉格納容器漏えい率は、AEC 式により算出される値に余裕を考慮した値とする。

表 2.2.1-3 有効性評価シナリオ条件（代替循環冷却系を使用できない場合（原子炉格納容器フィ
ルタベント系を使用する場合））における漏えい条件

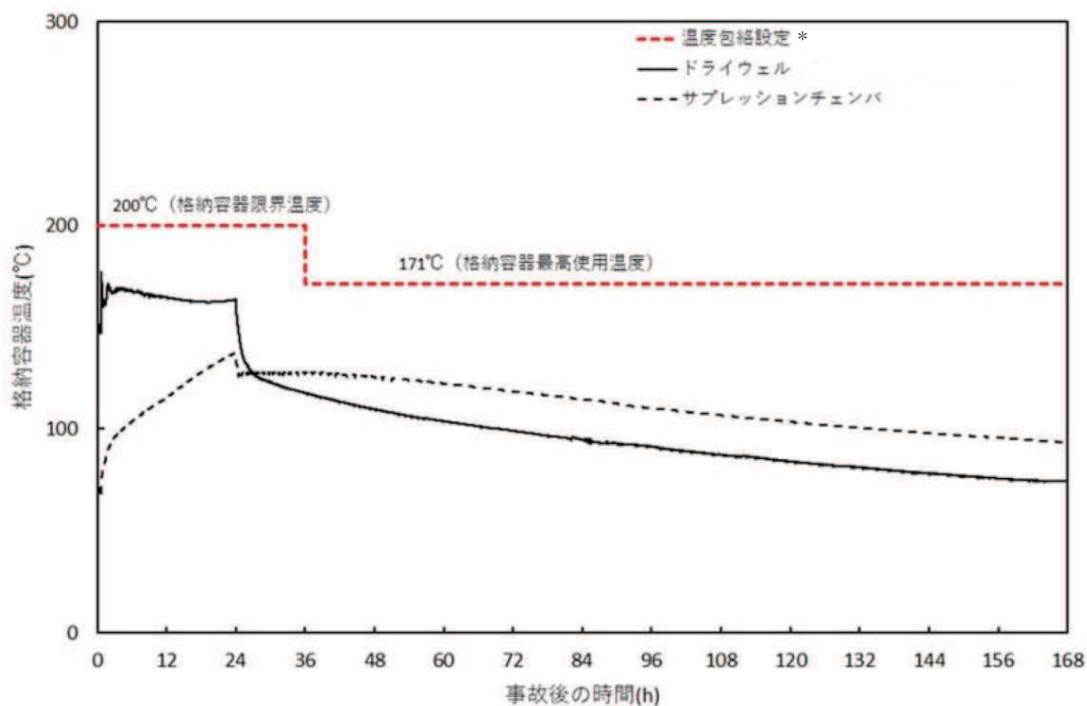
項目		条件		
		0～6h	6～60h	60～168h
ドライウエル	原子炉格納容器圧力 (kPa[gage])	854		50
	原子炉格納容器温度 (℃)	200		171
	水素分率 (vol%)	10		0
	窒素分率 (vol%)	0	10	0
	水蒸気分率 (vol%)	90	80	100
	原子炉格納容器 漏えい率* (%/day)	1.3		0.5 (設計漏えい率)
サプレッション チェンバ	原子炉格納容器圧力 (kPa[gage])	854		50
	原子炉格納容器温度 (℃)	200		171
	水素分率 (vol%)	25		0
	窒素分率 (vol%)	30		0
	水蒸気分率 (vol%)	45		100
	原子炉格納容器 漏えい率* (%/day)	1.3		0.5 (設計漏えい率)

*：原子炉格納容器漏えい率は，AEC 式により算出される値に余裕を考慮した値とする。



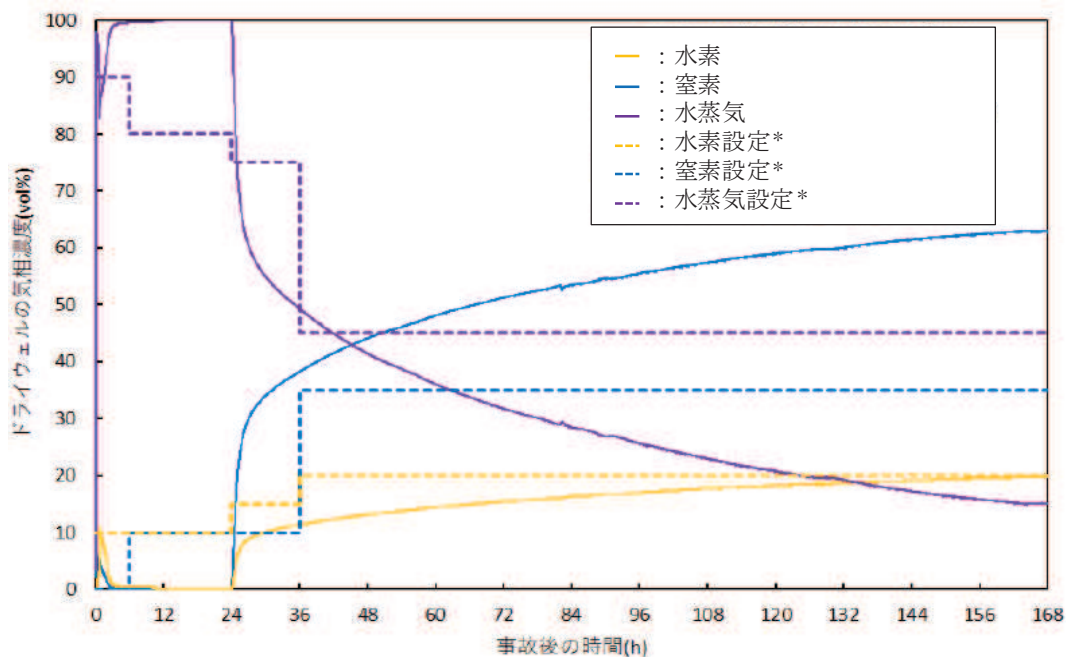
* : 水素の漏えい量が多くなる条件として原子炉格納容器圧力は高い側に包絡する。

図 2.2.1-1 原子炉格納容器圧力（有効性評価シナリオ条件（代替循環冷却系を使用する場合））



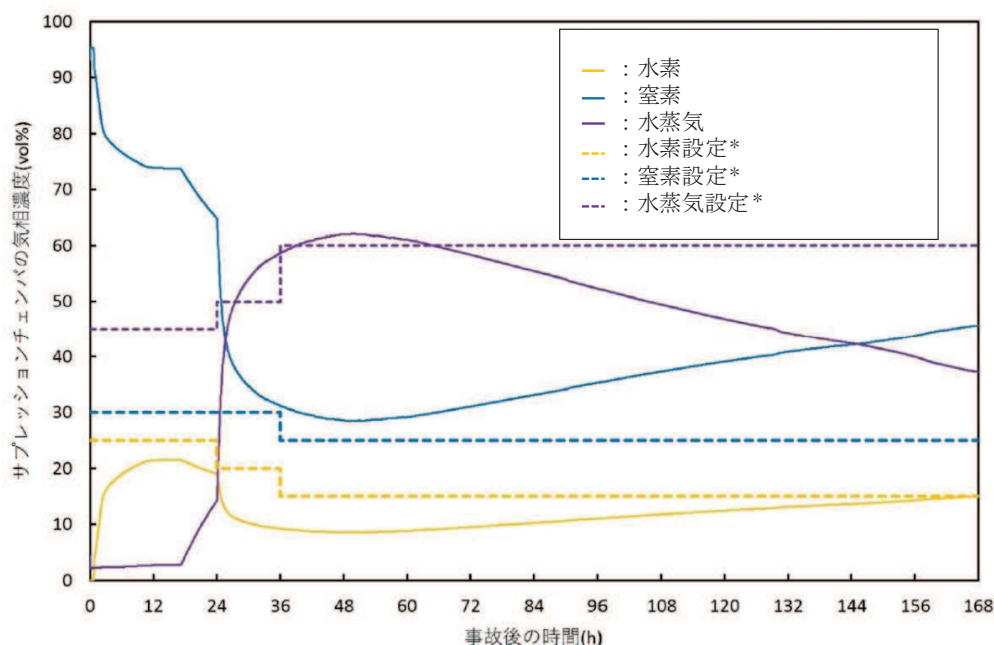
* : 漏えいした水蒸気が凝縮し易く原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度が高くなる条件として原子炉格納容器温度は高い側に包絡する。

図 2.2.1-2 原子炉格納容器温度（有効性評価シナリオ条件（代替循環冷却系を使用する場合））



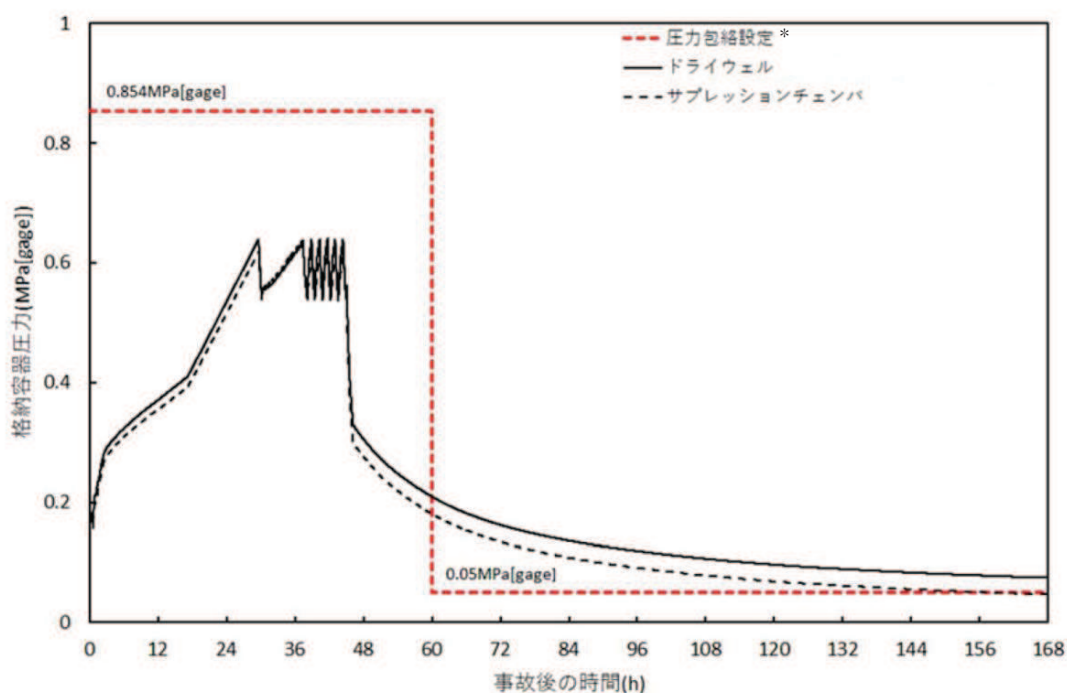
* : 水素の漏えい量が多くなる条件として水素は高い側に包絡する。また、窒素は低い側に包絡し、残りを水蒸気とする。なお、6時間から24時間の間において水素及び窒素は、0vol%程度であるが、保守的に水素を10vol%と設定し、その場合ドライウェルに同量以上存在する窒素についても10vol%として設定する。

図 2.2.1-3 ドライウェルガス組成 (有効性評価シナリオ条件 (代替循環冷却系を使用する場合))



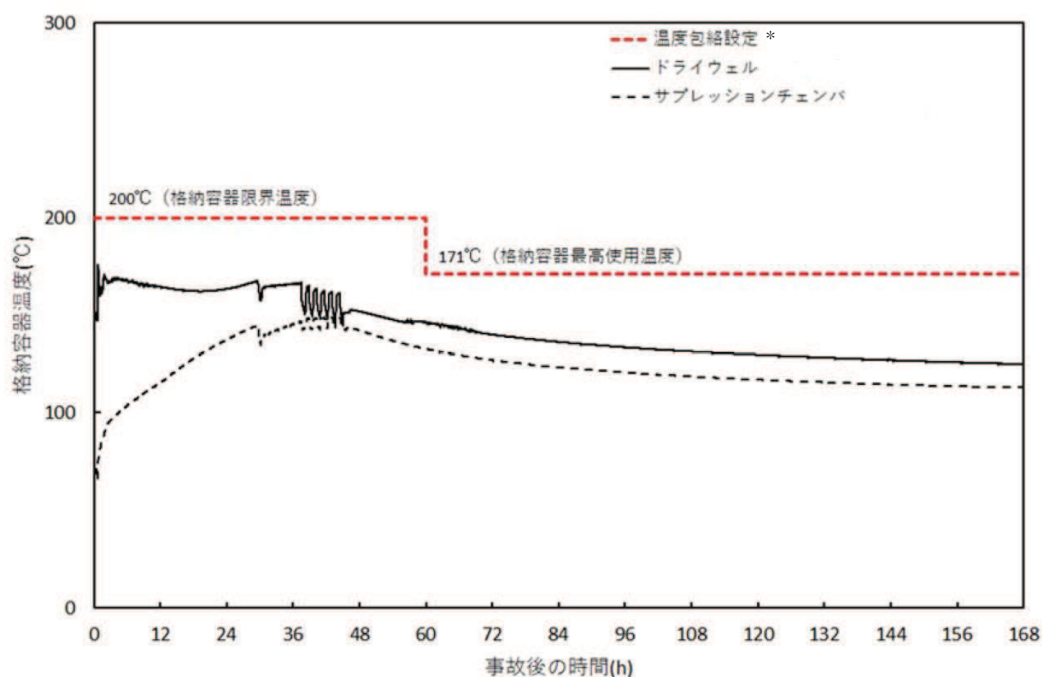
* : 水素の漏えい量が多くなる条件として水素は高い側に包絡する。また、窒素は低い側に包絡し、残りを水蒸気とする。

図 2.2.1-4 サプレッションチェンバガス組成 (有効性評価シナリオ条件 (代替循環冷却系を使用する場合))



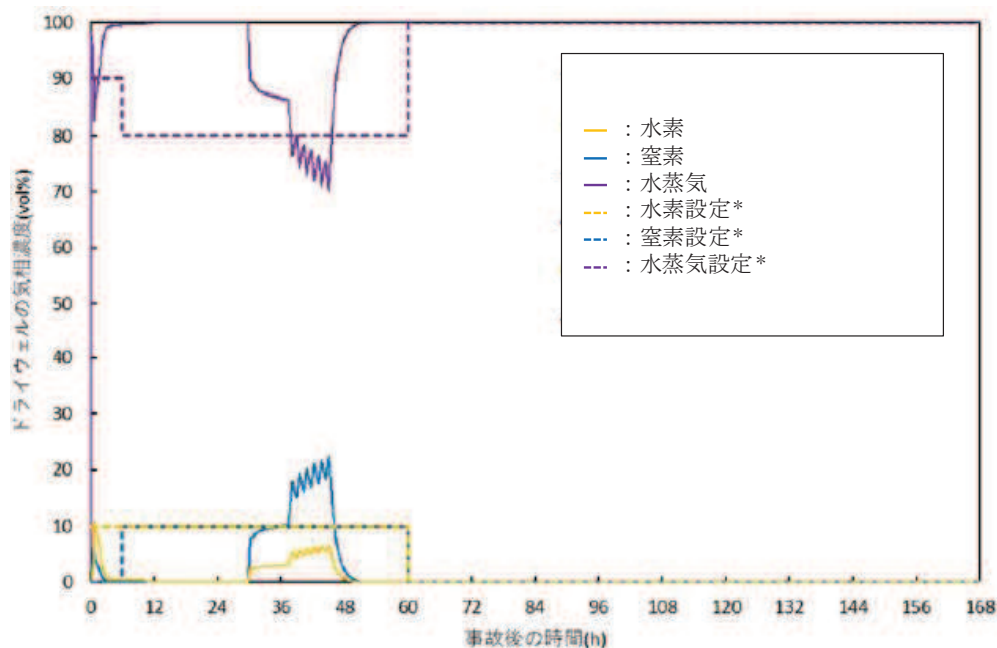
*：解析上の原子炉格納容器ベント時間（60時間）まで水素の漏えい量が多くなる条件として原子炉格納容器圧力は高い側に包絡し，原子炉格納容器ベント後は原子炉格納容器内の水素がなくなるため原子炉建屋原子炉棟への漏えいガスが少なくなる条件として原子炉格納容器圧力は低い側に包絡する。

図 2.2.1-5 原子炉格納容器圧力（有効性評価シナリオ条件（代替循環冷却系を使用できない場合（原子炉格納容器フィルタベント系を使用する場合）））



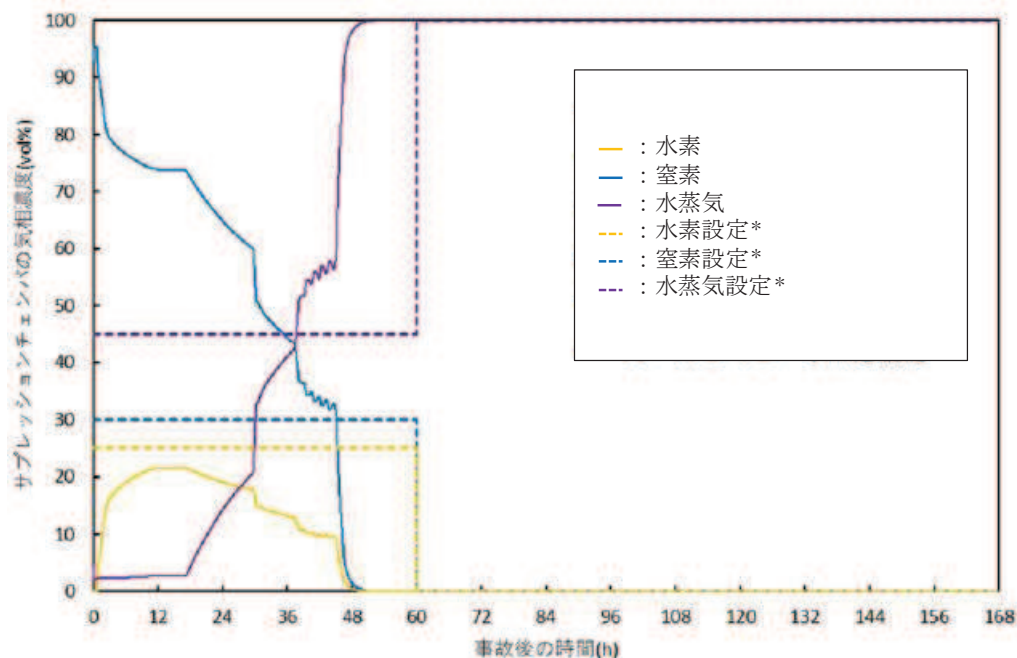
*：漏えいした水蒸気が凝縮し易く原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度が高くなる条件として原子炉格納容器温度は高い側に包絡する。

図 2.2.1-6 原子炉格納容器温度（有効性評価シナリオ条件（代替循環冷却系を使用できない場合（原子炉格納容器フィルタベント系を使用する場合）））



*：水素の漏えい量が多くなる条件として水素は高い側に包絡する。また、窒素は低い側に包絡し、残りを水蒸気とする。なお、6時間から約30時間及び約48時間から60時間の間において水素及び窒素は、0vol%程度であるが、保守的に水素を10vol%と設定し、その場合ドライウェルに同量以上存在する窒素についても10vol%として設定する。

図 2.2.1-7 ドライウェルガス組成（有効性評価条件（代替循環冷却系を使用できない場合（原子炉格納容器フィルタベント系を使用する場合）））



*：水素の漏えい量が多くなる条件として水素は高い側に包絡する。また、窒素は低い側に包絡し、残りを水蒸気とする。なお、約48時間から60時間の間において水素及び窒素は、0vol%程度であるが、保守的に水素を25vol%と設定し、その場合サプレッションチェンバに同量以上存在する窒素については30vol%として設定する。

図 2.2.1-8 サプレッションチェンバガス組成（有効性評価条件（代替循環冷却系を使用できない場合（原子炉格納容器フィルタベント系を使用する場合）））

(2) 漏えい箇所

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

- ・ドライウエル主フランジ（原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋燃料取替床））
- ・逃がし安全弁搬出入口（原子炉建屋地上 1 階南側）
- ・所員用エアロック（原子炉建屋地上 1 階北側）
- ・ISI 用ハッチ（原子炉建屋地上 1 階北東側）
- ・機器搬出入用ハッチ（2 箇所）（原子炉建屋地下 1 階南東側及び北西側）
- ・制御棒駆動機構搬出入口（原子炉建屋地下 1 階北東側）
- ・サプレッションチェンバ出入口（2 箇所）（原子炉建屋地下 2 階南東側及び北西側）

ドライウエル主フランジからの水素漏えいは、ドライウエル主フランジがある原子炉ウエル内に下層階の局所エリアへ直接通じるような貫通部は無いことから、原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋燃料取替床）（ドライウエル主フランジ）のみから漏えいする条件又は複数フロアから漏えいする条件を使用する。複数フロアからの漏えいを想定する場合、各フロアの漏えい量は、全漏えい量を各漏えい箇所の周長割合で分配して計算する。

水素漏えい量の分配条件を表 2.2.1-4 に示す。

部屋の位置を図 2.2.1-9 から図 2.2.1-11 に示す。

表 2.2.1-4 水素漏えい量の分配条件

漏えいフロア		漏えい箇所	口径 [mm]	周長 [mm]* ¹	周長 割合* ²	漏えい量 割合* ³	漏えいの対象と する局所エリア
原子炉建屋 地上 3 階 (原子炉建屋燃料 取替床)		ドライウエル 主フランジ					—
地上 1 階	南側	逃がし安全弁 搬出入口					バルブラッピング 室
	北側	所員用エアロッ ク					所員用エアロッ ク前室
	北東側	ISI 用ハッチ					計装ペネトレー ション室
地下 1 階	南東側	機器搬出入用 ハッチ					—
	北西側						
	北東側	制御棒駆動機 構搬出入口					CRD 補修室
地下 2 階	南東側	サプレッショ ンチェンバ出 入口					トーラス室
	北西側						

*1：所員用エアロックの周長は，エアロック扉内側の矩形部分の周長とする。その他の周長は，漏えい箇所の口径[mm]から周長[mm]（口径[mm]×円周率）を算出する。

*2：周長割合は，漏えい箇所の周長/全漏えい箇所の周長合計値にて算出する。

*3：各フロアの周長割合合計値を各フロアの漏えい量割合とする。全漏えい量に漏えい量割合の数値を乗じた値を各フロアの漏えい量とする。

*4：漏えい箇所 1 個当たりの値を示す。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

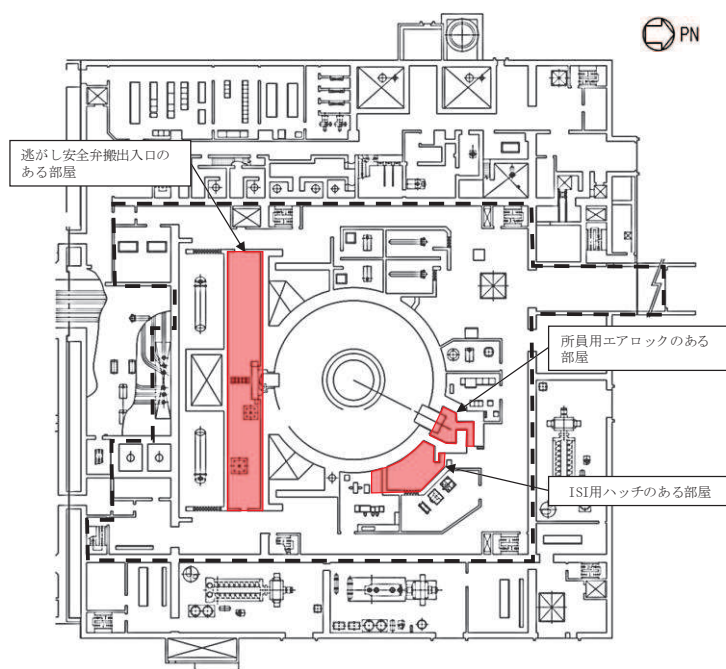


図 2.2.1-9 原子炉建屋地上 1 階

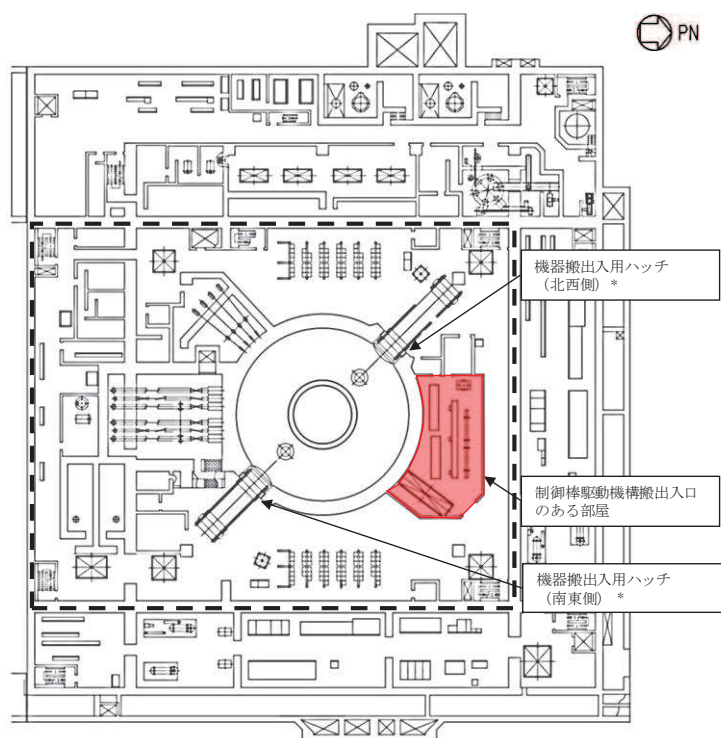


図 2.2.1-10 原子炉建屋地下 1 階

* : 機器搬出入用ハッチからの漏えいについては、地下 1 階全体として水素濃度の評価を実施

別添 1-21

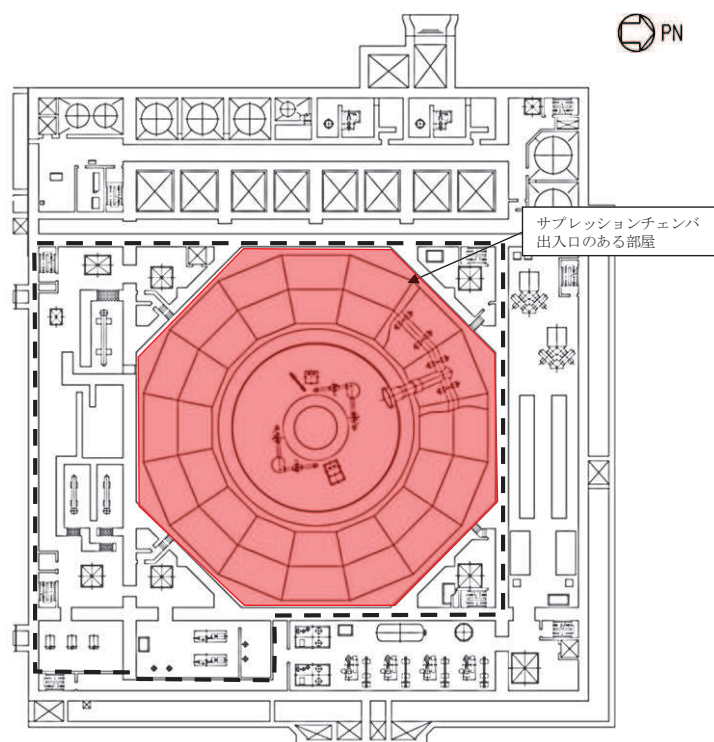


図 2.2.1-11 原子炉建屋地下 2 階

図 2.2.1-11 原子炉建屋地下 2 階

2.2.2 解析結果

2.2.1 に示した解析条件の組合せから、表 2.2.2-1 に示す 3 ケースを選定し、解析を行った。

表 2.2.2-1 解析ケース

	ケース 1	ケース 2	ケース 3
モデル	原子炉建屋原子炉棟 全階を模擬したモデル		
シナリオ	有効性評価シナリオ (格納容器過圧・過温) (代替循環冷却系を使用する場合)	有効性評価シナリオ (格納容器過圧・過温) (代替循環冷却系を使用できない場合 (原子炉格納容器フィルタベント系を使用する場合))	設計条件
漏えい箇所	原子炉建屋地上 3 階(原子炉建屋燃料取替床), 地上 1 階, 地下 1 階及び地下 2 階	原子炉建屋地上 3 階 (原子炉建屋燃料取替床), 地上 1 階, 地下 1 階及び地下 2 階	原子炉建屋地上 3 階 (原子炉建屋燃料取替床)
原子炉格納容器漏えい率	1.3%/day	1.3%/day	10%/day

ケース 1：有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）」において、各フロアに水素が漏えいした場合の建屋内挙動を確認するため、全漏えい量を原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋燃料取替床）及び下層階（地上 1 階，地下 1 階及び地下 2 階）に分配した条件での水素濃度の時間変化を評価する。

ケース 2：有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合（原子炉格納容器フィルタベント系を使用する場合））」において、各フロアに水素が漏えいした場合の建屋内挙動を確認するため、全漏えい量を原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋燃料取替床）及び下層階（地上 1 階，地下 1 階及び地下 2 階）に分配した条件での水素濃度の時間変化を評価する。

ケース 3：PAR の設計裕度の確認を行うため、ケース 1 及びケース 2 のシナリオに対して十分保守的に設定した PAR 設計条件（10%/day）を用いて、全漏えい量が原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋燃料取替床）から漏えいする場合の水素濃度の時間変化を評価する。

(1) ケース 1

有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）」において、各フロアに水素が漏えいした場合の建屋内挙動を確認するため、原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋燃料取替床）及び下層階から漏えいした場合の水素濃度の時間変化を評価した。解析結果を図 2.2.2-1 に示す。

また、原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋燃料取替床）における水素の成層化を確認するため、原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋燃料取替床）を 個のノードに区切ったサブボリューム別の水素濃度の時間変化を図 2.2.2-2 に示す。

図 2.2.2-1 に示すように、代替循環冷却系を使用する事故発生後 36 時間以降においても、原子炉格納容器内に水素を保有しているため、漏えいが継続するが、原子炉建屋原子炉棟の水素濃度は 1vol% 未満であり、PAR 起動水素濃度である 1.5vol% 未満となる結果となった。

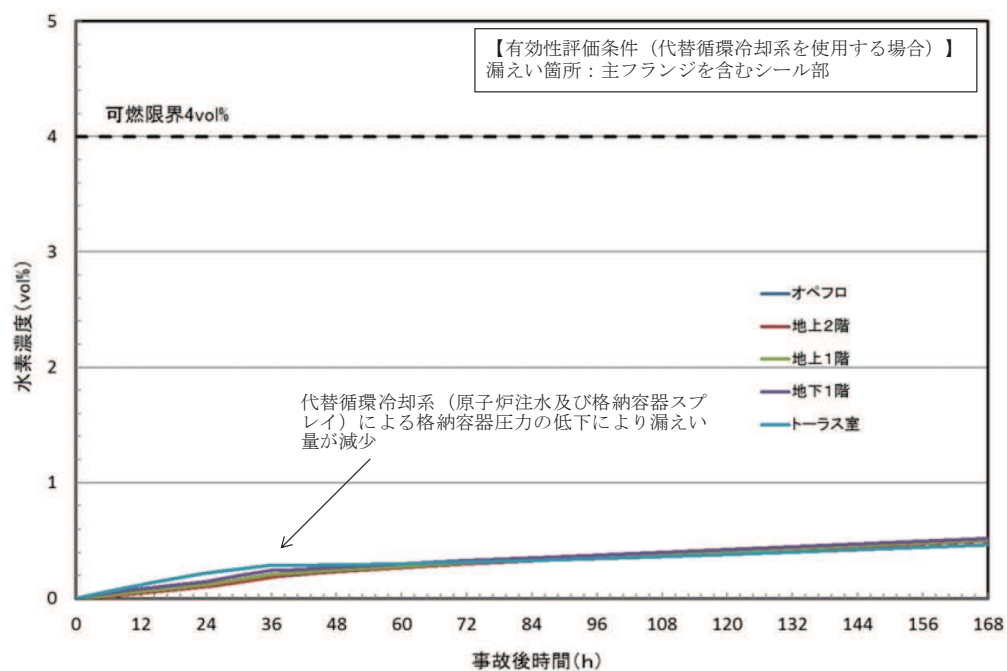


図 2.2.2-1 ケース 1 水素濃度の時間変化（原子炉建屋原子炉棟全域）

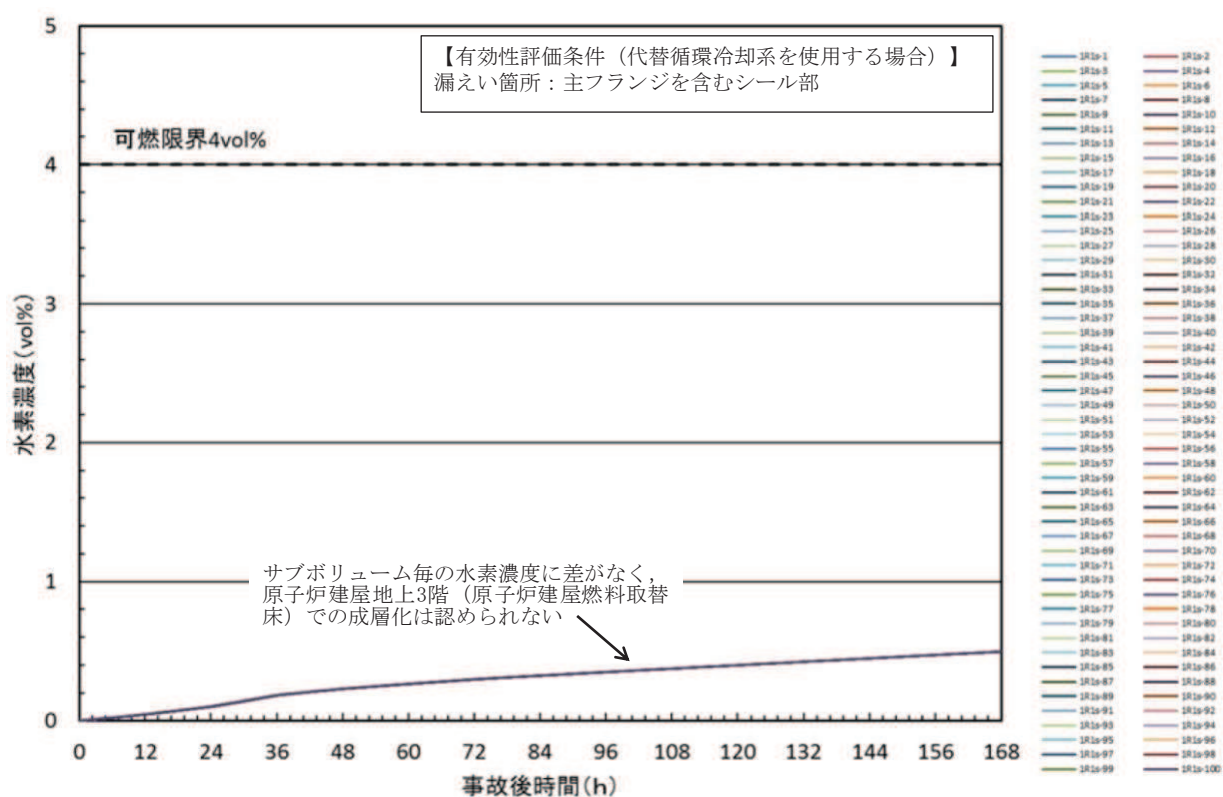


図 2.2.2-2 ケース 1 水素濃度の時間変化（サブボリューム別）

(2) ケース 2

有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合（原子炉格納容器フィルタベント系を使用する場合））」において、各フロアに水素が漏えいした場合の建屋内挙動を確認するため、原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋燃料取替床）及び下層階から漏えいした場合の水素濃度の時間変化を評価した。解析結果を図 2.2.2-3 に示す。

また、原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋燃料取替床）における水素の成層化を確認するため、サブボリューム別の水素濃度の時間変化を図 2.2.2-4 に示す。

図 2.2.2-3 に示すように、事故発生後 60 時間に原子炉格納容器フィルタベント系により原子炉格納容器内に蓄積した水素が排出されるため、原子炉建屋原子炉棟の水素濃度は 1vol%未満であり、PAR 起動水素濃度である 1.5vol%未満となる結果となった。

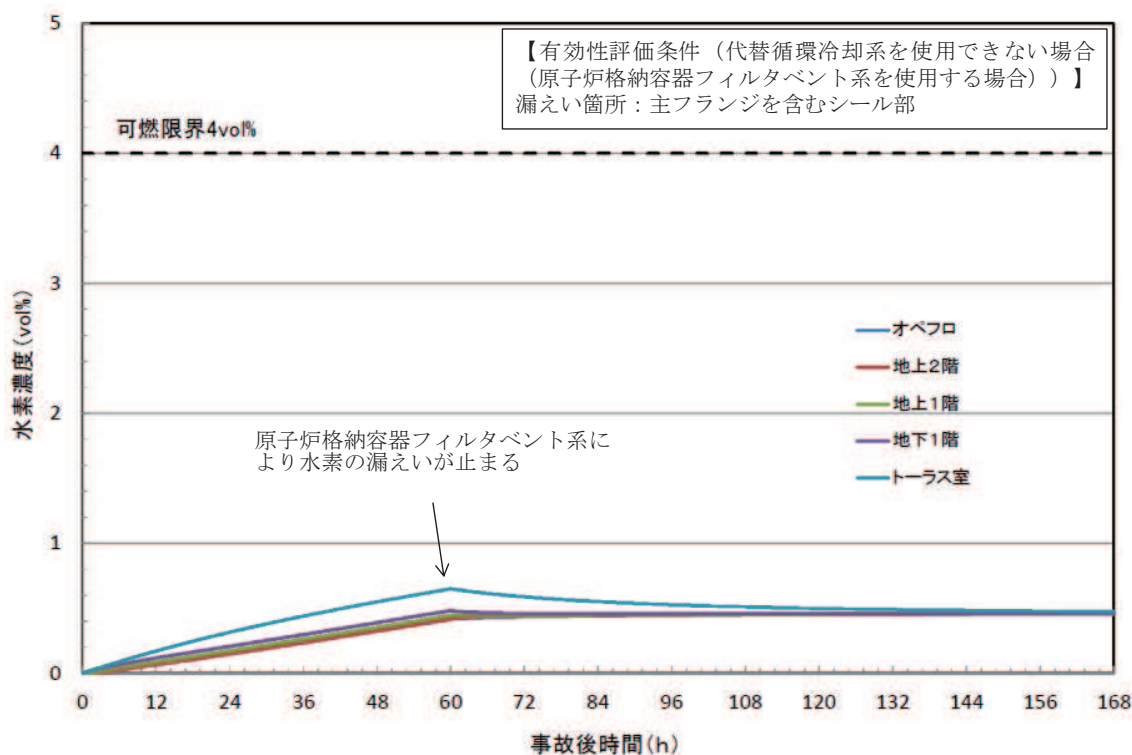


図 2.2.2-3 ケース 2 水素濃度の時間変化（原子炉建屋原子炉棟全域）

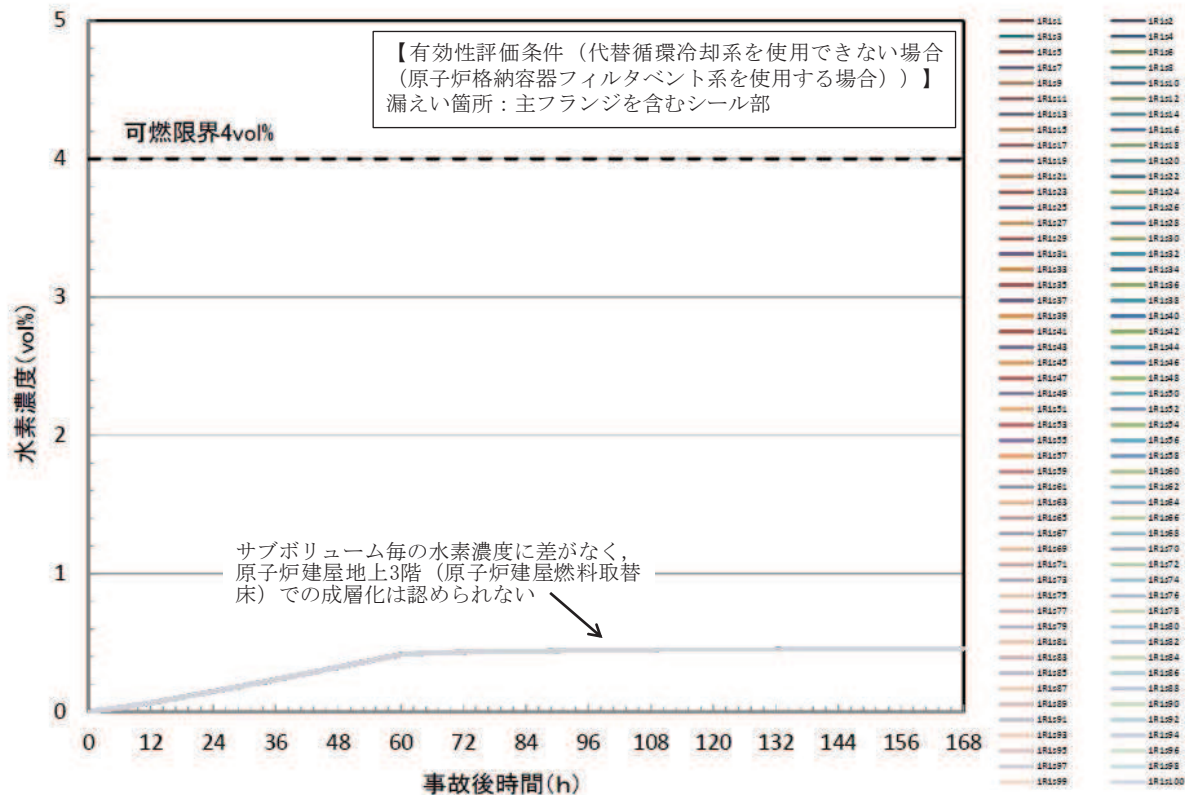


図 2.2.2-4 ケース 2 水素濃度の時間変化（サブボリューム別）

(3) ケース 3

設計裕度の確認を行うため、有効性評価シナリオに対して十分保守的に設定した仮想的な条件である PAR 設計値（水素発生量 AFC（燃料有効部被覆管）100%相当及び原子炉格納容器漏えい率 10%/day）を用いて評価した水素が全量 PAR 設置エリアである原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋燃料取替床）のみから漏えいすると仮定して、水素濃度の時間変化を評価した。解析結果を図 2.2.2-5 に示す。

また、原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋燃料取替床）におけるサブボリューム別の水素濃度の時間変化を図 2.2.2-6 に、原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋燃料取替床）の速度ベクトル分布を図 2.2.2-7 に示す。

図 2.2.2-5 に示すとおり、設計条件の水素発生量に対して PAR による水素処理が効果を発揮し、原子炉建屋原子炉棟の水素濃度上昇が抑制され、可燃限界に至ることはない。なお、事象発生後 148 時間程度から原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋燃料取替床）で水素濃度の上昇が発生しているが、これは大量に発生した水素を処理し続けた結果、酸素が欠乏したことにより、PAR の起動酸素濃度（2.5vol%）を下回ってしまい、PAR による水素処理が停止したことで起こっているものである。なお、この状態においても酸素濃度が可燃限界未満であることから、水素燃焼が発生することはない。

さらに、原子炉建屋水素濃度（原子炉建屋燃料取替床）が 2.3vol%に到達した場合、原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベントを実施する運用としており、原子炉格納容器ベント実施によって原子炉格納容器からの漏えいは減少することから、水素濃度が可燃限界に到達することはない。原子炉格納容器からの想定を超える水素漏えい時の対応フローを図 2.2.2-8 に示す。

なお、図 2.2.2-6 に示すとおり、原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋燃料取替床）は、サブボリューム毎の水素濃度に差がないこと、また、図 2.2.2-7 より確認できるとおり、原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋燃料取替床）内では対流が起これガスが均一化されていることから、水素の成層化は発生しないことを確認した。

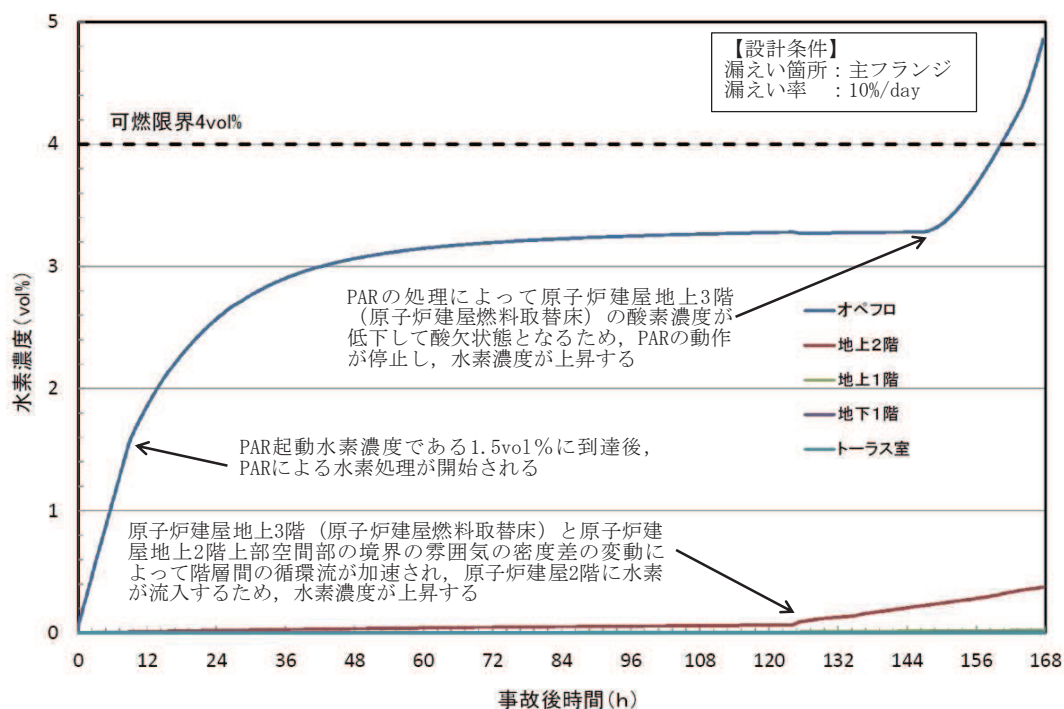


図 2.2.2-5 ケース 3 水素濃度の時間変化（原子炉建屋原子炉棟全域）

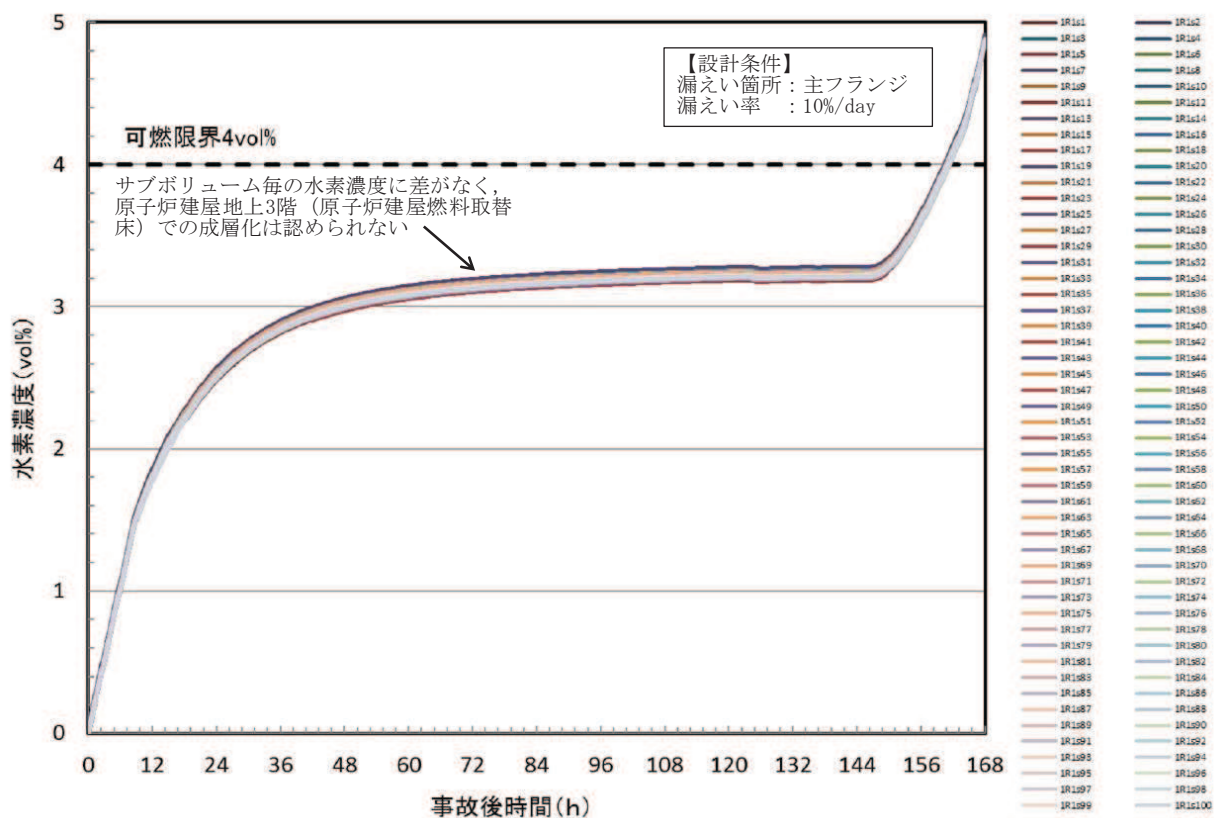


図 2.2.2-6 ケース 3 水素濃度の時間変化（サブボリューム別）

【設計条件】
漏えい箇所：主フランジ
漏えい率：10 %/day

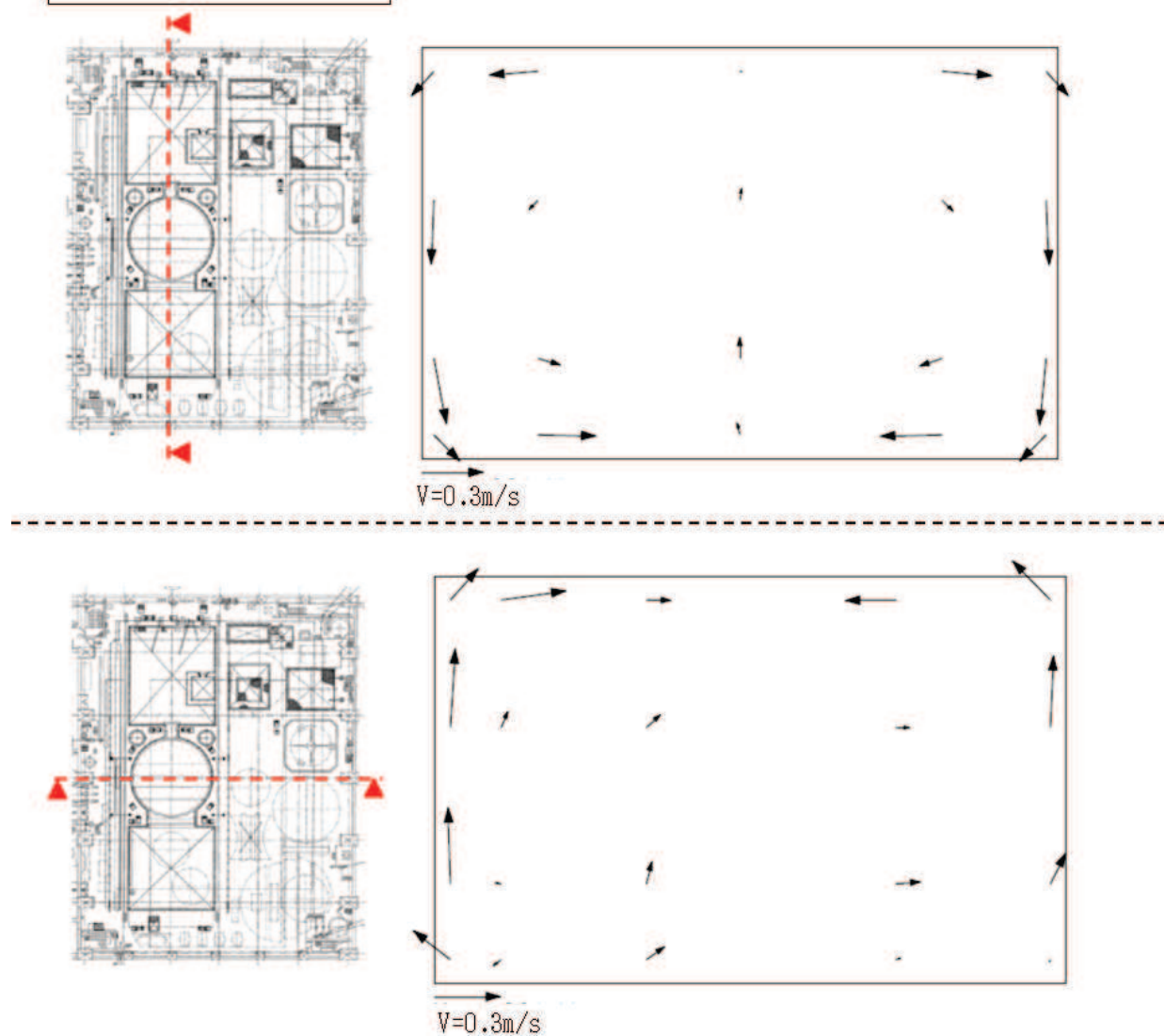
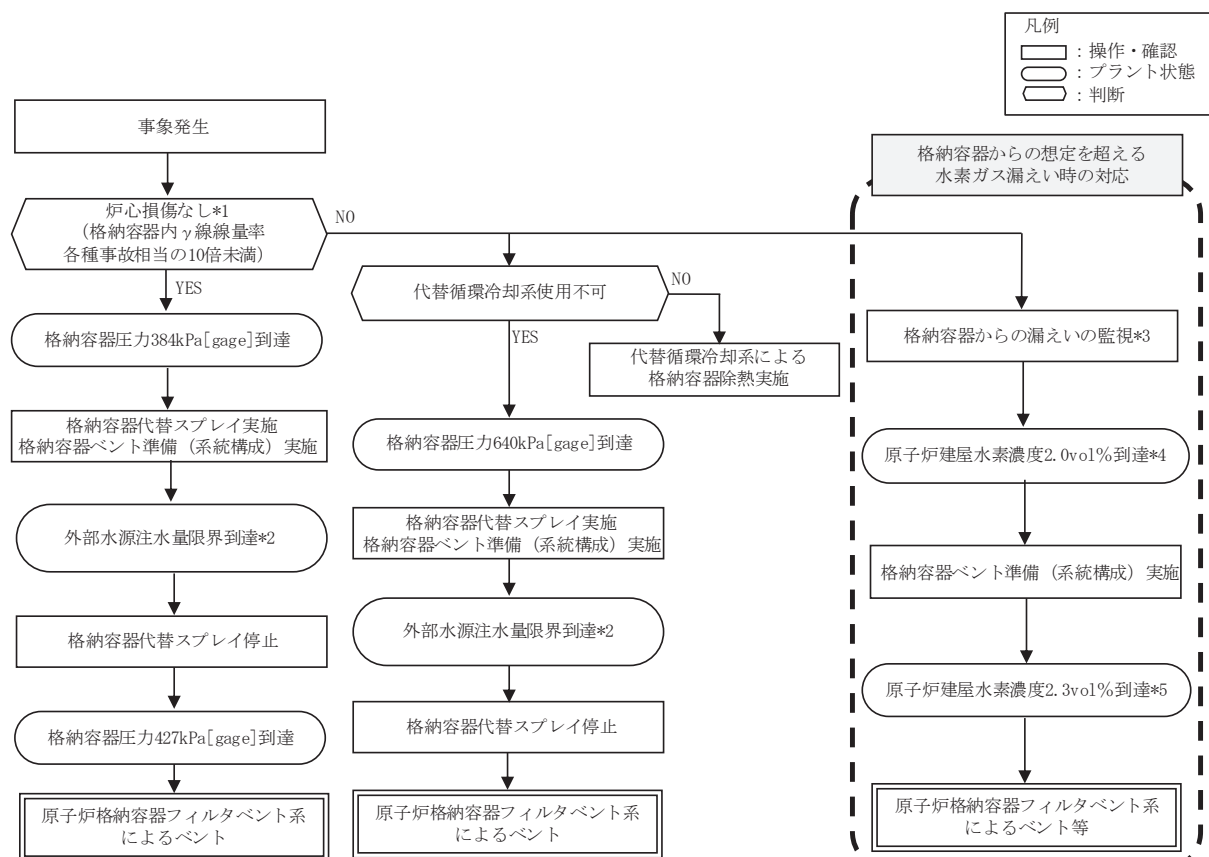


図 2.2.2-7 原子炉建屋地上3階（原子炉建屋燃料取替床）の速度ベクトル分布



- *1：格納容器内雰囲気放射線モニタが使用不能の場合においては，原子炉圧力容器表面温度300℃以上で炉心損傷を判断する。炉心損傷前ベント準備中に炉心損傷を判断した場合，以降の対応は炉心損傷後の判断基準に従う。
- *2：外部注水量限界到達はサプレッションプール水位が「通常運転水位＋約2m」に到達したことにより判断する。
- *3：原子炉建屋内水素濃度（触媒式：地上3階・地下2階，気体熱伝導式：地上1階・地下1階），PAR動作監視装置，可搬型モニタリングポスト（使用可能な場合はモニタリングポスト），原子炉建屋内各種放射線モニタにより確認する。
- *4：原子炉建屋水素濃度（原子炉建屋燃料取替床）2.0vol%到達により，水素爆発による原子炉建屋の損傷を防止するため，格納容器ベント準備を実施する。
- *5：原子炉建屋水素濃度（原子炉建屋燃料取替床）2.3vol%到達により，水素爆発による原子炉建屋の損傷を防止するため，ベント実施を判断する。

図 2.2.2-8 原子炉格納容器からの想定を超える水素漏えい時の対応フロー（原子炉格納容器フィルタベント系によるベント実施フロー）

2.3 水素濃度監視設備

2.3.1 水素濃度監視設備の概要

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止するため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にわたり測定できる設備として、原子炉建屋内水素濃度を設ける設計とする。

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

原子炉建屋内水素濃度は、代替電源設備から給電が可能な設計とする。

原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした水素は、比重の関係で原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋燃料取替床）まで上昇し、滞留することが予想される。PAR は、水素を処理する際の熱でガス温度が上昇するため、PAR により上昇気流が発生し、原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋燃料取替床）の水素は、自然対流により拡散される。これらを考慮し、設置位置は、水素が最終的に滞留する原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋燃料取替床）の天井付近とする（図 2.3.1-1 参照）。

なお、局所エリア及びトーラス室に漏えいした水素を早期検知及び滞留状況を把握することは、水素爆発による原子炉建屋の損傷を防止するために有益な情報になることから、局所エリア及びトーラス室に漏えいした水素を測定するため原子炉建屋内水素濃度を設置し、事故時の監視性能を向上させる（図 2.3.1-2 から図 2.3.1-4 参照）。

これにより、原子炉格納容器内にて発生した水素が漏えいする可能性のある箇所での水素濃度と、水素が最終的に滞留する原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋燃料取替床）での濃度の両方が監視できることとなり、原子炉建屋原子炉棟全体での水素影響を把握することが可能となる。

2.3.2 水素濃度監視設備の主要仕様

(1) 機器仕様

- a. 原子炉建屋内水素濃度（原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋燃料取替床）、原子炉建屋地下 2 階）

種 類：触媒式水素検出器

計測範囲：0～10vol%

個 数：3

- b. 原子炉建屋内水素濃度（原子炉建屋地上 1 階、原子炉建屋地下 1 階）

種 類：気体熱伝導式水素検出器

計測範囲：0～10vol%

個 数：4

(2) 配置場所

水素濃度検出器の配置場所を図 2.3.1-1 から図 2.3.1-4 に示す。

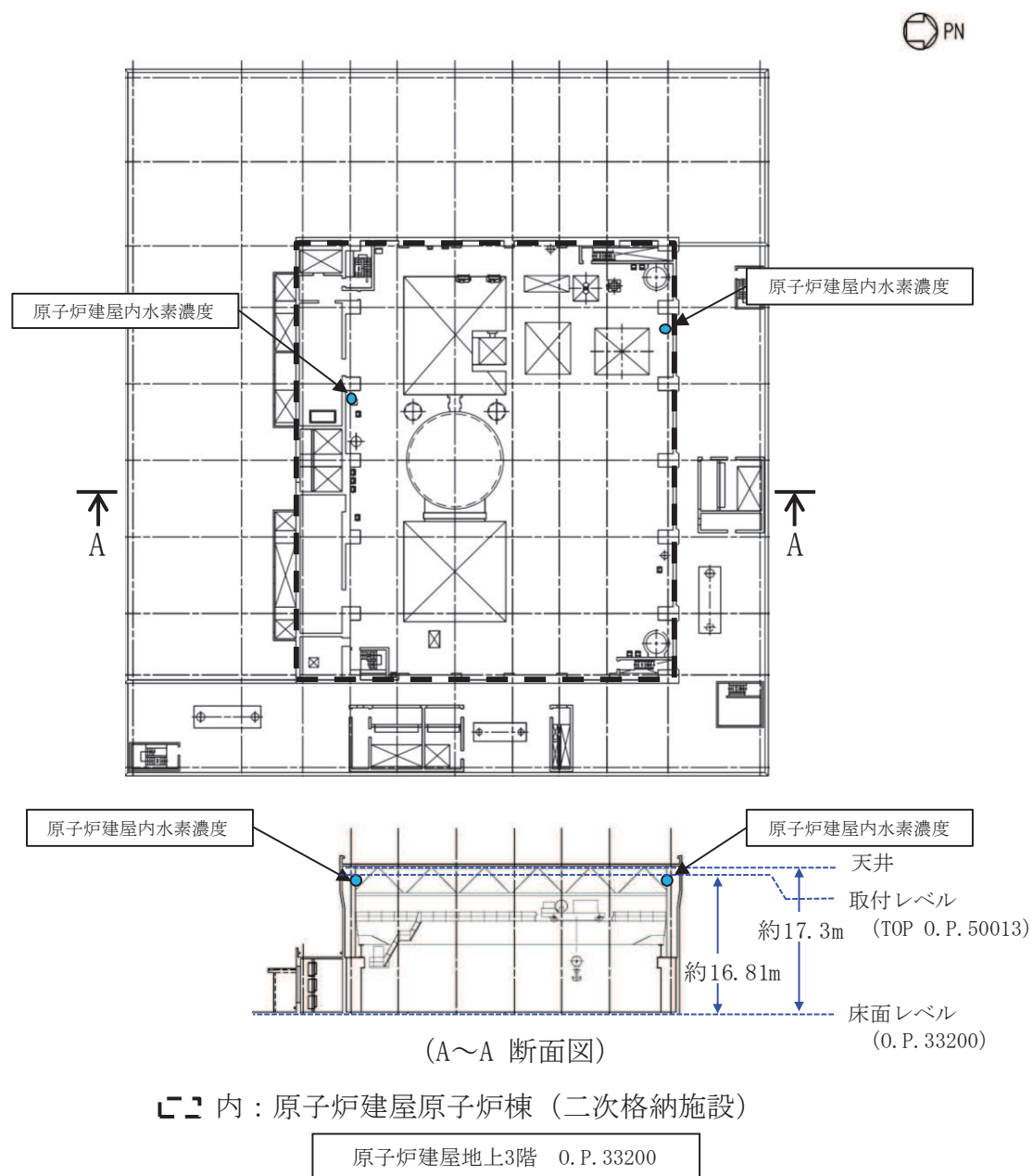


図 2.3.1-1 原子炉建屋内水素濃度検出器配置図(原子炉建屋地上3階(原子炉建屋燃料取替床))

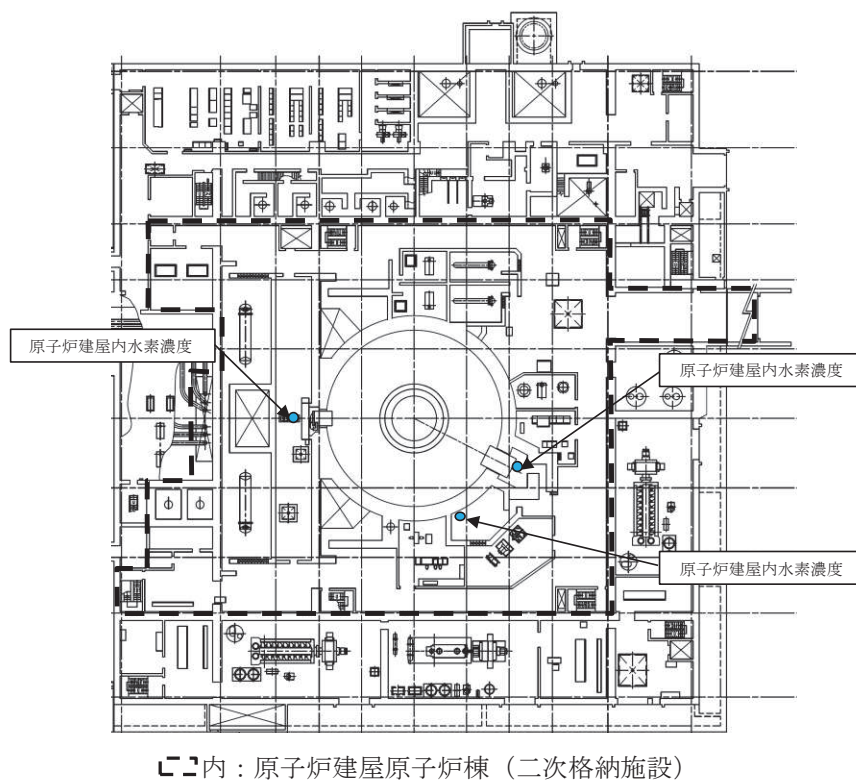


図 2.3.1-2 原子炉建屋内水素濃度検出器配置図（原子炉建屋地上 1 階）

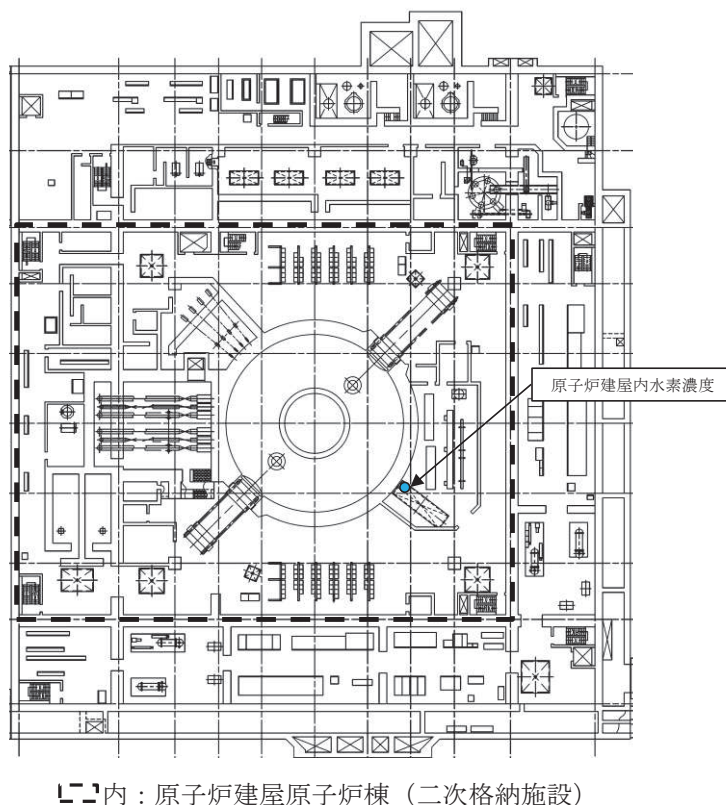


図 2.3.1-3 原子炉建屋内水素濃度検出器配置図（原子炉建屋地下 1 階）

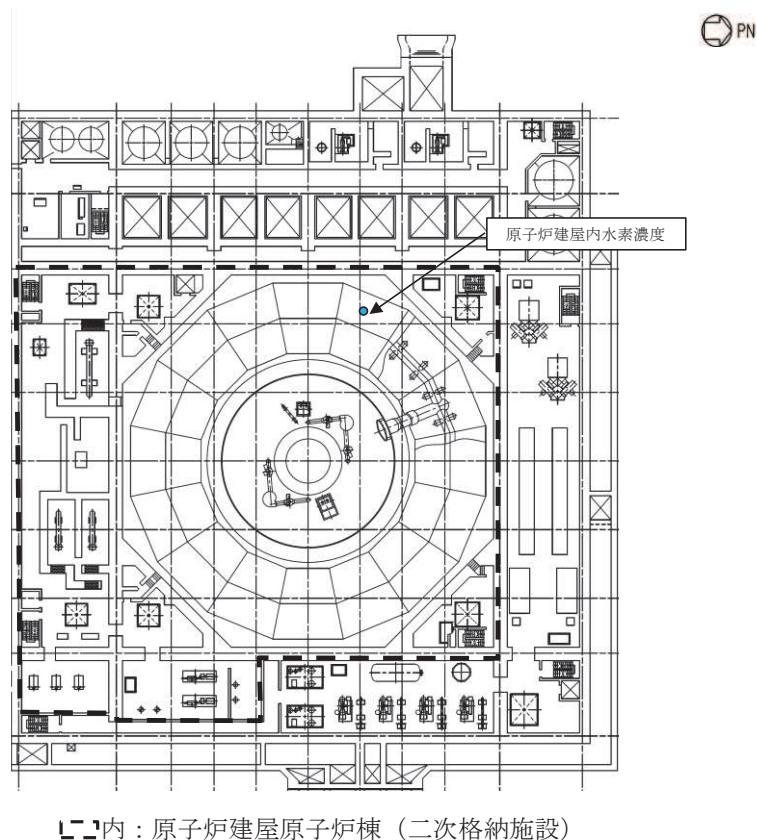


図 2.3.1-4 原子炉建屋内水素濃度検出器配置図（原子炉建屋地下2階）

(3) システム構成

原子炉建屋内水素濃度（触媒式）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉建屋内水素濃度（触媒式）の検出信号は、触媒式水素検出器からの電流信号を、中央制御室の演算装置にて水素濃度信号に変換する処理を行った後、原子炉建屋内水素濃度を中央制御室に指示し、安全パラメータ表示システム伝送装置にて記録及び保存する。また、緊急時対策所の表示装置で指示値を監視できる。概略構成図を図 2.3.2-1 及び図 2.3.2-2 に示す。

原子炉建屋内水素濃度（気体熱伝導式）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉建屋内水素濃度（気体熱伝導式）の検出信号は、気体熱伝導式水素検出器からの電流信号を、中央制御室の指示部にて水素濃度信号へ変換する処理を行った後、原子炉建屋内水素濃度を中央制御室に指示し、安全パラメータ表示システム伝送装置にて記録及び保存する。また、緊急時対策所の表示装置で指示値を監視できる。概略構成図を図 2.3.2-3 に示す。

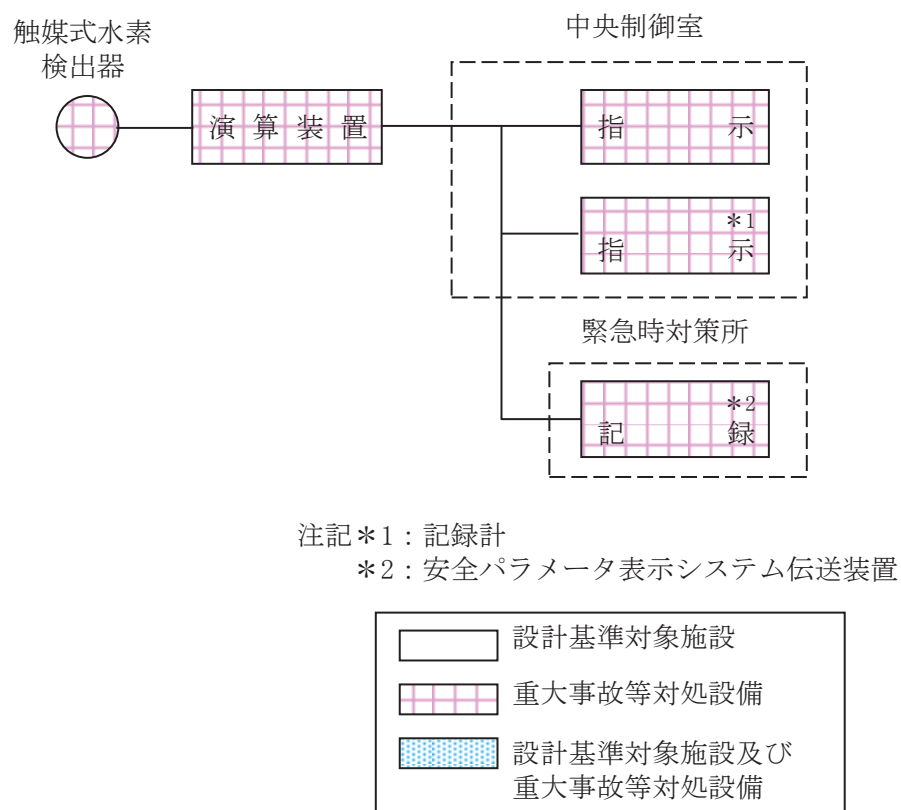
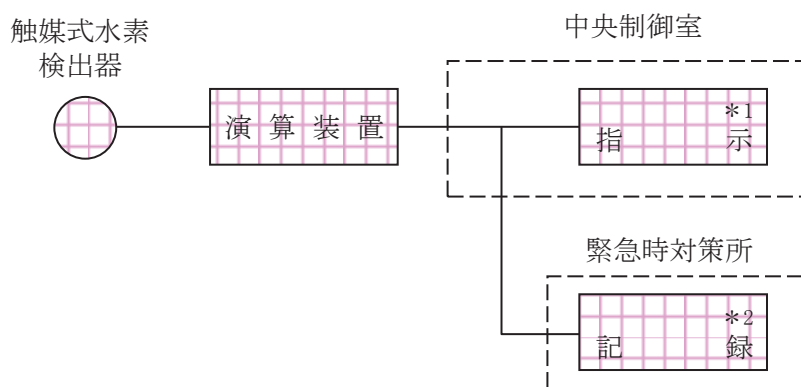


図 2.3.2-1 原子炉建屋内水素濃度（触媒式）の概略構成図（原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋燃料取替床））



注記*1：記録計
*2：安全パラメータ表示システム伝送装置

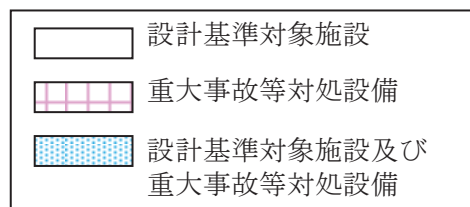
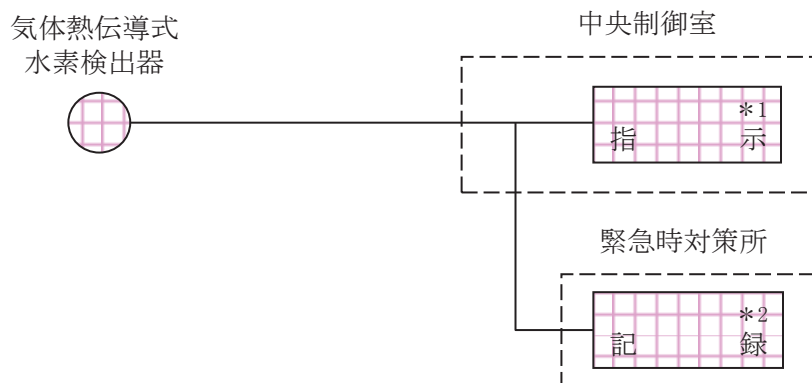


図 2.3.2-2 原子炉建屋内水素濃度（触媒式）の概略構成図（原子炉建屋地下2階）



注記*1：記録計
*2：安全パラメータ表示システム伝送装置

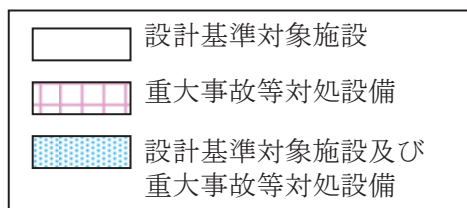


図 2.3.2-3 原子炉建屋内水素濃度（気体熱伝導式）の概略構成図（原子炉建屋地上1階及び地下1階）

(4) 代替電源の確保

原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度を測定するために必要な原子炉建屋内水素濃度のうち、原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋燃料取替床）及び原子炉建屋地下 2 階に設置するものについては、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電及び所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備からの給電が可能な設計とする。また、原子炉建屋内水素濃度のうち、原子炉建屋地上 1 階及び原子炉建屋地下 1 階に設置するものについては、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備からの給電が可能な設計とする（図 2.3.2-4, 図 2.3.2-5 参照）。

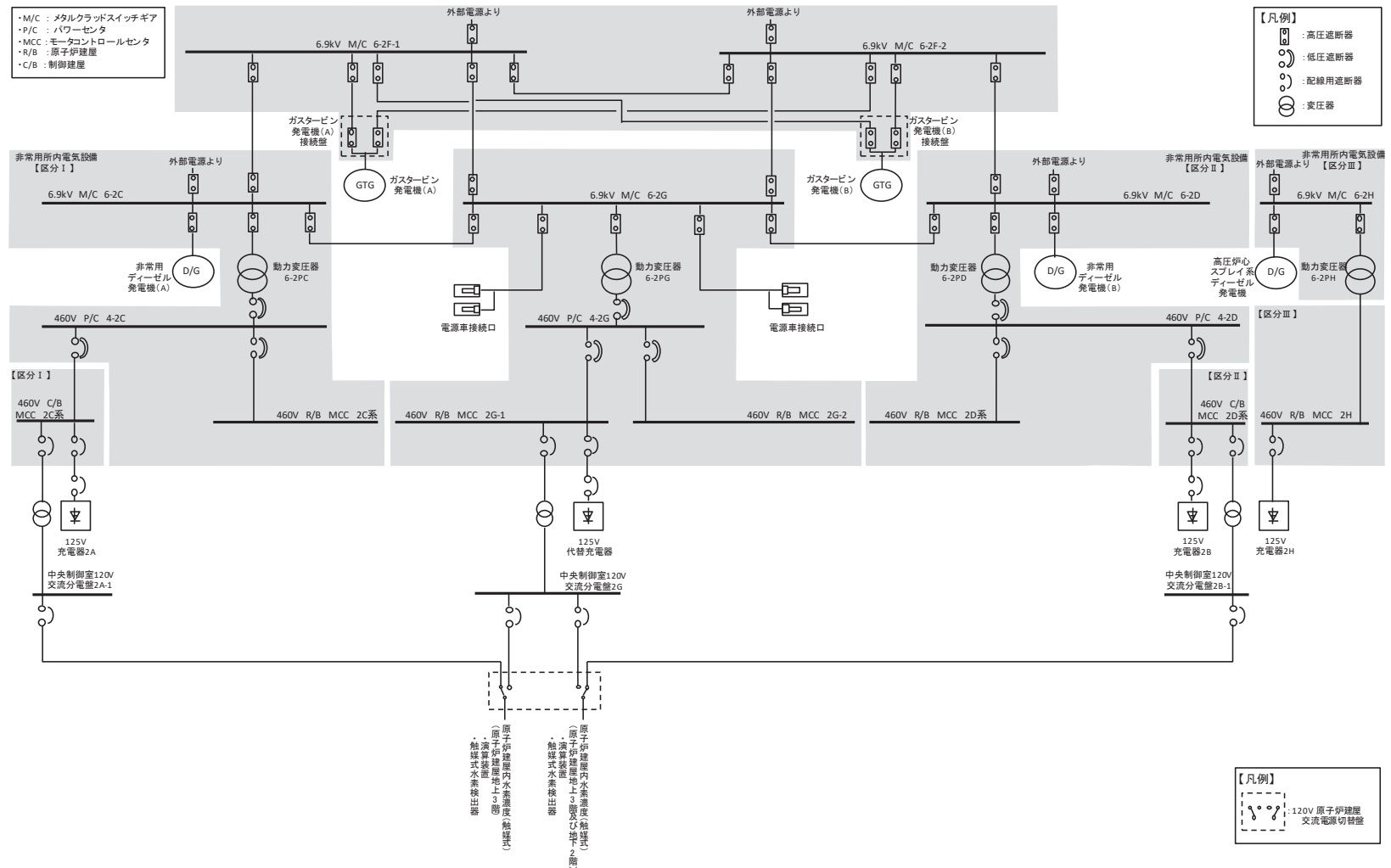


圖 2.3.2-4 單線結線圖 (交流)

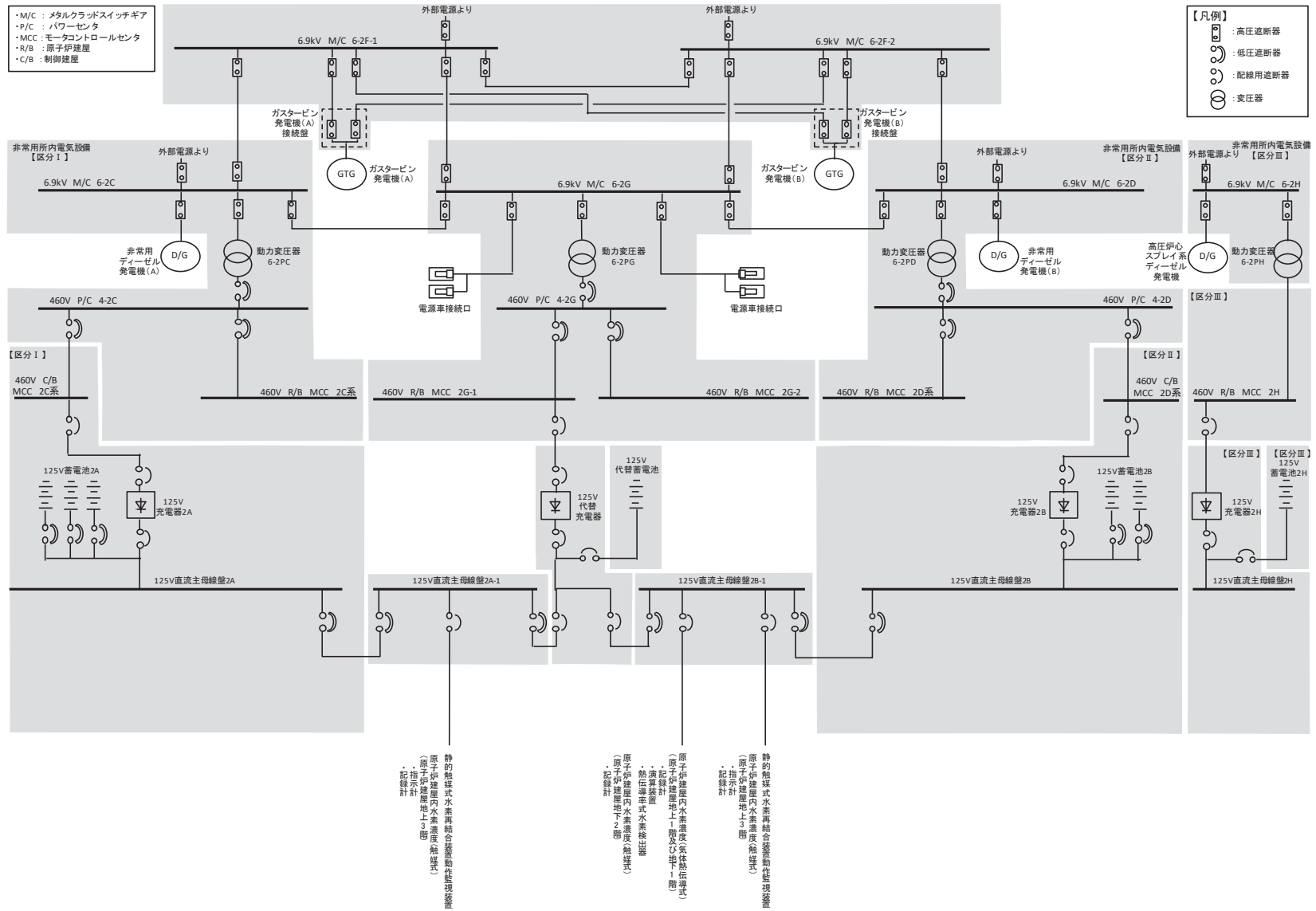


図 2.3.2-5 単線結線図 (直流)