

可燃性ガスの爆発防止対策について

1. 原子炉格納容器フィルタベント系

原子炉格納容器フィルタベント系の系統内で可燃性ガスの爆発が発生した場合、当該系統に期待している放射性物質の低減効果が喪失するおそれ又はフィルタ装置内で保持している放射性物質の外部への放出のおそれがあるため、設計及び運用により系統内での可燃性ガスの爆発を防止する。

(1) 考慮する可燃性ガスの種類及び対策

炉心の著しい損傷を伴う重大事故等時に発生するおそれのある可燃性ガスとして、ジルコニウム-水反応、水の放射線分解及び金属腐食により発生する水素が考えられる*。これらの反応によって原子炉格納容器内水素濃度は、可燃限界濃度である4vol%を大きく上回るが、原子炉格納容器内雰囲気は通常運転時から不活性化（ドライ条件で酸素濃度 2.5vol%以下に管理）することに加え、水の放射線分解によって発生する酸素を考慮しても酸素濃度を可燃限界であるドライ条件で 5vol%未満に管理することで、水素及び酸素が同時に可燃限界に到達することを防止する。原子炉格納容器フィルタベント系については、待機状態から系統内を窒素で不活性化することにより、原子炉格納容器内の水素が排出経路を通過する際における水素爆発を防止する。

また、原子炉格納容器フィルタベント系の配管については、ベント時に発生する蒸気凝縮で発生するドレン水による閉塞やこれに起因する水素及び酸素の滞留を防止するために、配管ルートにUシール部ができないように配置する。新設部分については水平配管に適切な勾配を設ける。

なお、水素爆発の条件として、水素濃度 4vol%かつ酸素濃度 5vol%以上の条件に加えて、着火源又は 500℃以上の発熱源が必要となるが、原子炉格納容器内における着火源又は 500℃以上の発熱源の不確かさが大きいいため、酸素濃度を管理することで水素爆発を防止することとしている。

注記*：熔融炉心・コンクリート相互作用によって、可燃性ガスである一酸化炭素が発生することが考えられるが、有効性評価の格納容器破損モード「熔融炉心・コンクリート相互作用」における評価事故シーケンス「過渡事象+高圧注水失敗+低圧 ECCS 失敗+損傷炉心冷却失敗（+デブリ冷却失敗）」での一酸化炭素の発生量は 1kg 未満（0.1vol%未満）であり、また、一酸化炭素の可燃限界濃度が空気中において 12.5vol%であることを踏まえると、考慮不要と考えられる。

(2) 系統の各運転状態における設計上の考慮

a. 系統待機状態①：プラント通常運転中

(a) 水素爆発防止対策

プラント通常運転中においては、原子炉格納容器と同様に系統内を窒素で不活性化する設計とする。フィルタ装置から放出口へ至る配管上には、窒素置換時に大気と隔離するため、フィルタ装置出口側ラプチャディスクを設けている。このフィルタ装置出口側ラプチャディスクは、原子炉格納容器からの排気と比較して、十分低い圧力で開放する設計とする。

(b) 系統における水素濃度監視

系統における水素濃度に関しては、水素の発生がないため、監視不要である。この系統状態における水素爆発防止対策概要を図 1-1 に示す。

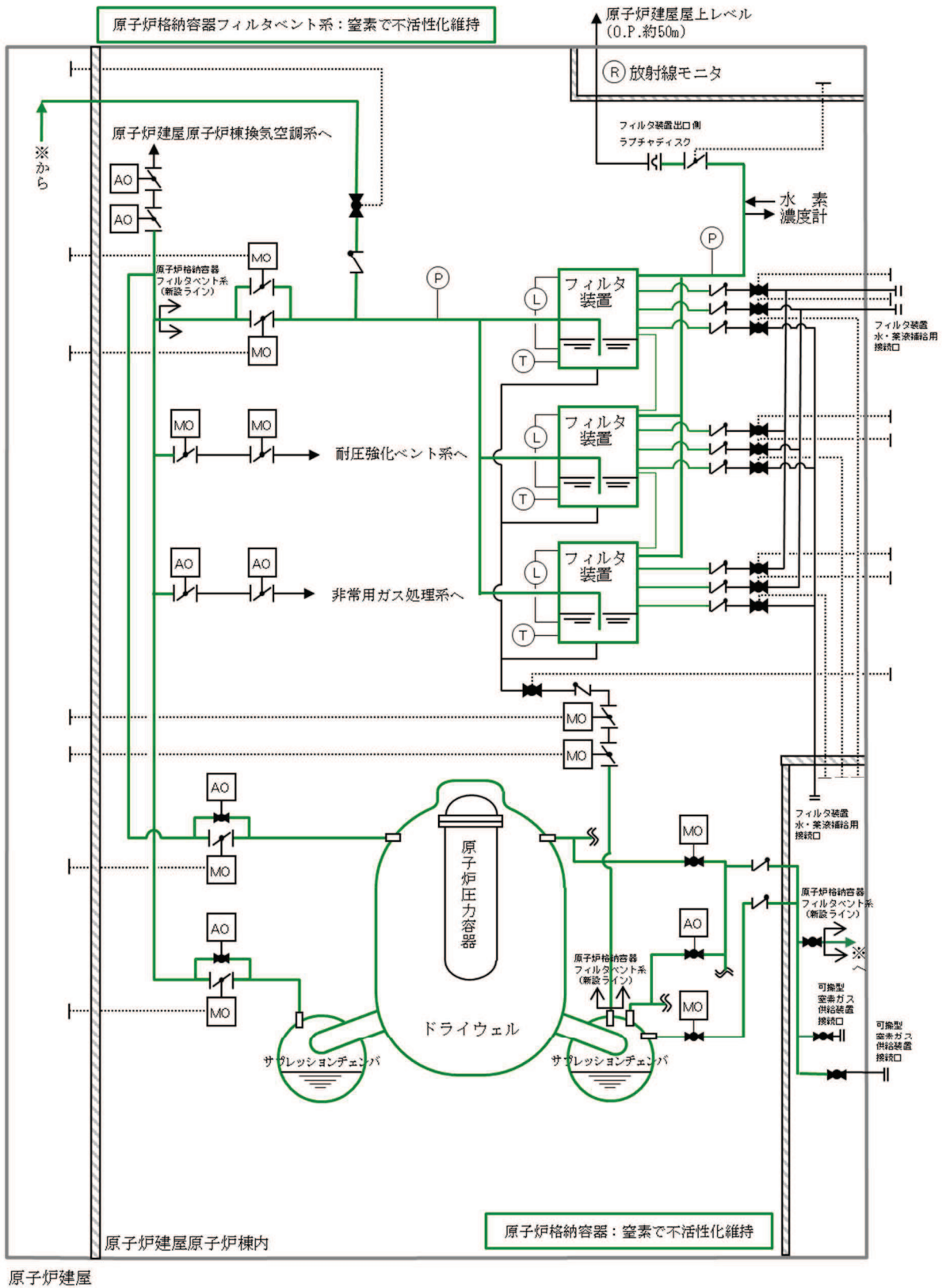


図 1-1 水素爆発防止対策 (系統待機状態①)

b. 系統待機状態②：重大事故等時，ベント前

(a) 水素爆発防止対策

炉心の著しい損傷を伴う重大事故等時の原子炉格納容器内雰囲気は，蒸気，窒素，水素及び酸素が混合した状態となるが，原子炉格納容器ベント実施前の系統は原子炉格納容器内からのガスの流入はないため，不活性状態が保たれる。

(b) 系統における水素濃度監視

系統における水素濃度に関しては，系統内に水素が持ち込まれないため，監視不要である。

この系統状態における水素爆発防止対策概要を図 1-2 に示す。

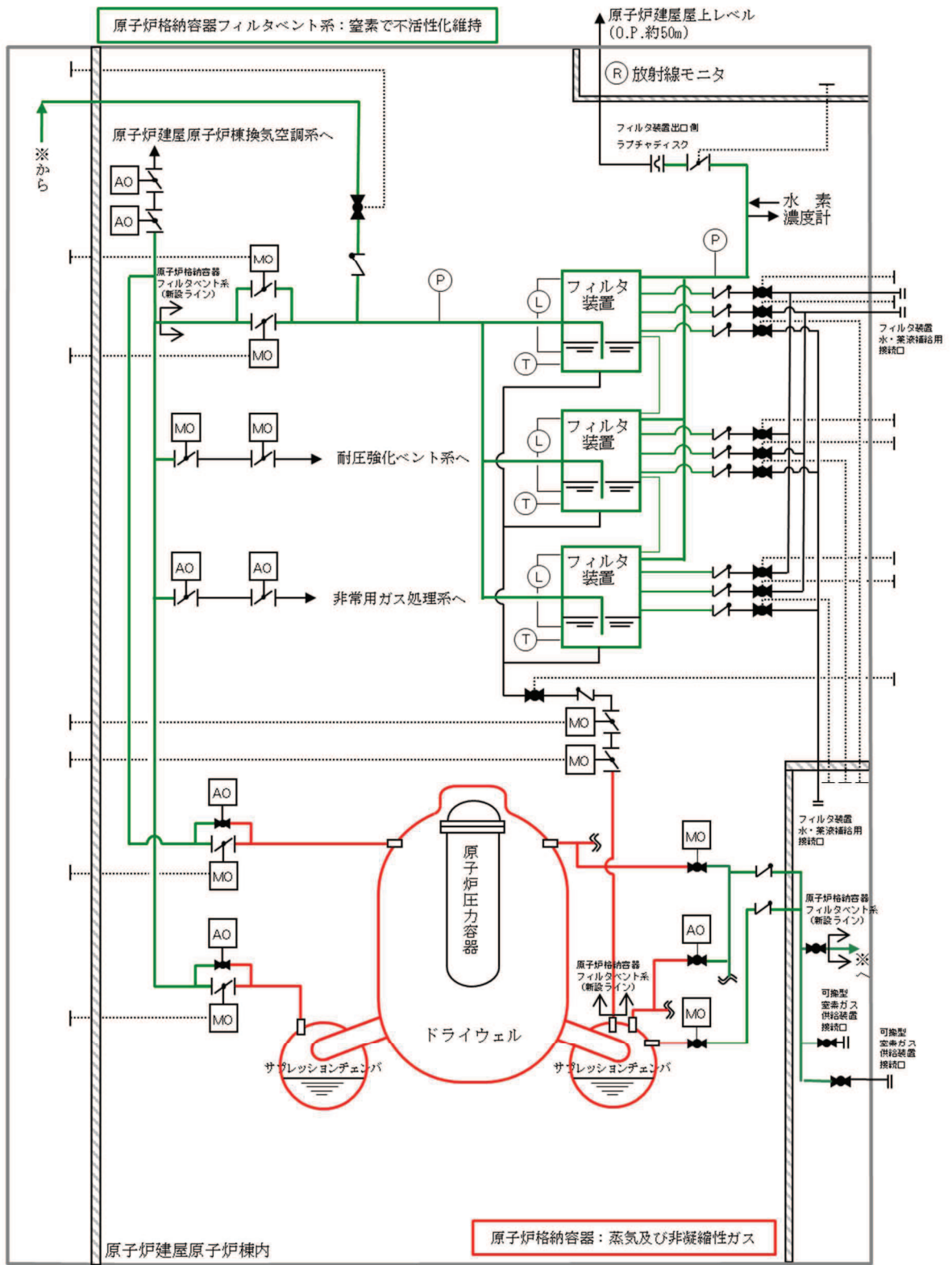


図 1-2 水素爆発防止対策（系統待機状態②）

c. 系統運転状態①：ベント実施直後

(a) 水素爆発防止対策

ベント開始時において、ベントガス中の蒸気がスクラバ溶液によって凝縮された場合、酸素濃度が上昇することで、水素爆発が発生するおそれがあるが、ベント実施前から、原子炉格納容器内の酸素濃度をドライ条件で監視し、4.3vol%に到達した時点でベントを実施する判断基準を設定していること及び原子炉格納容器フィルタベント系は不活性化されているため、仮にベントガス中の蒸気すべてがスクラバ溶液によって凝縮された場合においても水素爆発は発生しない。なお、このベント実施判断基準については、酸素濃度の可燃限界である5vol%に対し、酸素濃度監視設備（格納容器内雰囲気酸素濃度）の測定誤差である $\pm 0.6\text{vol}\%$ に0.1vol%の余裕を考慮して設定した。また、原子炉格納容器内の気体については、原子炉格納容器スプレイ及び温度差による自然対流効果によって均一に攪拌されており、濃度分布がないため、酸素濃度監視設備（格納容器内雰囲気酸素濃度）により原子炉格納容器全体の濃度を代表して監視することができる。

(b) 系統における水素濃度監視

系統における水素濃度に関しては、原子炉格納容器から可燃限界を超えた水素が流入するが、原子炉格納容器内の酸素を可燃限界未満で管理していることから監視不要である。

(c) 対向流による空気の流入

フィルタ装置内が負圧に至るような状況下では、対向流が発生することにより、フィルタ装置内に空気が流入するおそれがある。しかしながら、原子炉格納容器ベント実施時におけるスクラバ溶液沸騰までの間、ベントガス中の蒸気がスクラバ溶液によって凝縮された場合においても、蒸気の供給が継続的に行われるためフィルタ装置内が負圧にならないこと及び非凝縮性ガスの排出は継続されることから、対向流は発生しない。

(d) 枝管における水素及び酸素の蓄積について

原子炉格納容器内の酸素濃度については、ドライ条件に換算して、5vol%未満に管理することから、ベント実施中において、仮に枝管におけるベントガスの蓄積があった場合においても、枝管での水素爆発は発生しないと考えられるが、万が一、枝管内での成層化等によって混合ガスの濃度が変化した場合、枝管での水素爆発の脅威が存在する。そのため、枝管内での混合ガスの蓄積評価を実施する。枝管における水素及び酸素の混合ガスの蓄積の評価について「BWR 配管における混合ガス(水素・酸素)蓄積防止に関するガイドライン(第3版)」(日本原子力技術協会)に基づき、上向きの枝管に対して評価を実施する。なお、ガイドラインでは、下向き及び水平の枝管に対しては、水封されることで混合ガスが蓄積しないと評価されているため対象外とした。

枝管長さ (L) を枝管内径 (D) で除することによって規格化した不燃限界長さ (L/D) の数値によって、枝管内に混合ガスが蓄積する可能性の有無を判断する。不燃限界長さ (L/D) が「BWR 配管における混合ガス (水素・酸素) 蓄積防止に関するガイドライン (第 3 版)」に規定される換気限界長さ以下であれば混合ガスの蓄積が発生しないとされている。

主ラインから分岐する枝管の分岐方向及び評価結果を、表 1-1 に示す。

表 1-1 より、非常用ガス処理系ライン及び耐圧強化ベント系ラインについては、混合ガスが蓄積する可能性がある結果となった。そのため、図 1-3～図 1-5 に示すように、バイパスラインを設置し、混合ガスが蓄積することのない設計とする。また、フィルタ装置に接続される枝管については、下向き又は水平に設置する設計とする。

(e) フィルタ装置出口側ラプチャディスクの下流における水素爆発について

原子炉格納容器からフィルタ装置出口側ラプチャディスクまでは不活性化されていること及び原子炉格納容器内の酸素濃度をドライ条件で可燃限界未満に維持することで、高濃度の水素雰囲気においても水素爆発は発生しないが、フィルタ装置出口側ラプチャディスク以降については、不活性化していない範囲であるため、高濃度の水素と空気が触れることで水素爆発のおそれがある。しかしながら、ベント実施直後は、原子炉格納容器からのベントガスによって系統内の窒素が押し出され、フィルタ装置出口側ラプチャディスク以降の空気が排出されることから、放出口までの範囲で高濃度の水素が空気と触れず、水素爆発が発生することはないと考えられる。また、放出口から先については、大気であるものの、大気中には着火源等がなく、水素爆発は発生しないと考えられる。なお、放出口は、逆火防止として金網を設置する。

表 1-1 主ラインから分岐する枝管の閉止端までの長さとお径等

	分岐箇所* ¹	配管 分岐 方向	枝管長さ L(m)	枝管内径 D(m)	L/D (-)	換気限界 長さ ^{*2}	混合ガス 蓄積 可能性
①	ドライウェルベント用出口隔離弁バイパスライン (上流側)	水平	—	—	評価対象外	—	無
②	ドライウェルベント用出口隔離弁バイパスライン (下流側)	水平	—	—	評価対象外	—	無
③	非常用ガス処理系ライン	上* ³	7.653	0.2979	25.69	5	有
④	原子炉建屋原子炉棟換気 空調系ライン	水平	—	—	評価対象外	—	無
⑤	原子炉格納容器フィルタ ベント系ベントライン隔 離弁(B) (上流側)	斜上	2.405	0.3810	6.32	8	無
⑥	原子炉格納容器フィルタ ベント系ベントライン隔 離弁(B) (下流側)	斜上	2.910	0.3810	7.64	8	無
⑦	サプレッションチェンバ ベント用出口隔離弁バイ パスライン (上流側)	水平	—	—	評価対象外	—	無
⑧	サプレッションチェンバ ベント用出口隔離弁バイ パスライン (下流側)	水平	—	—	評価対象外	—	無
⑨	耐圧強化ベント系ライン	上* ³	27.952	0.2979	93.84	5	有

注記*1：フィルタ装置に接続される枝管については、下向き又は水平に設置する設計とする。

*2：原子炉格納容器フィルタベント系の想定運転範囲のうち主ラインの流速が最も低くなる条件で求めた枝管 Re 数を用いて「BWR 配管における混合ガス（水素・酸素）蓄積防止に関するガイドライン（第 3 版）」解説図 3.3-7 より算出した値。

*3：分岐方向は水平であるが、分岐直後に上向きとなる。

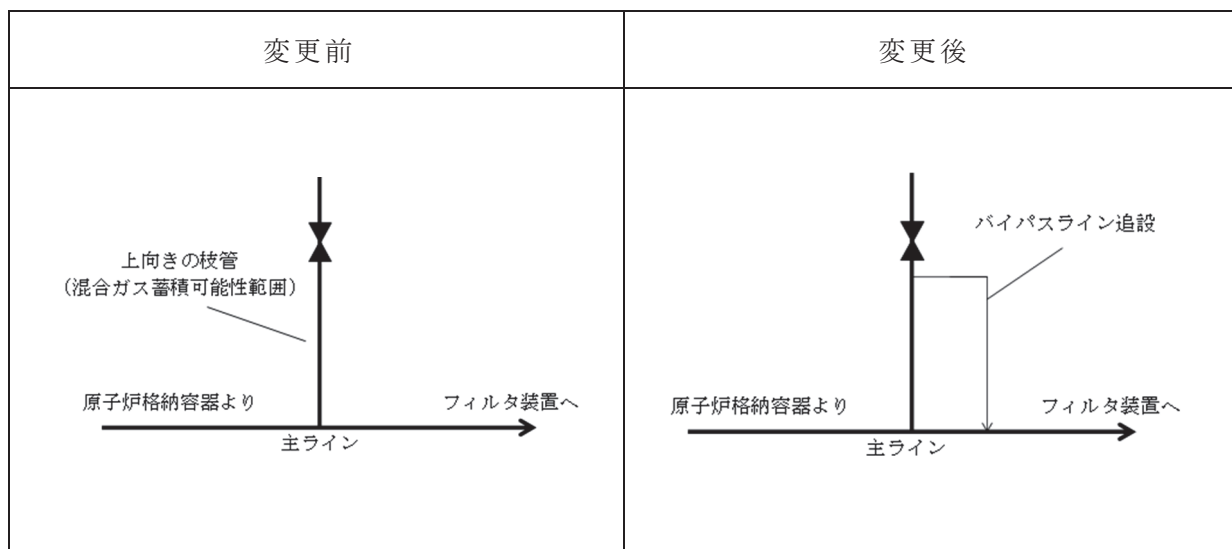


図 1-3 枝管へのバイパスラインの追設（混合ガス蓄積防止）

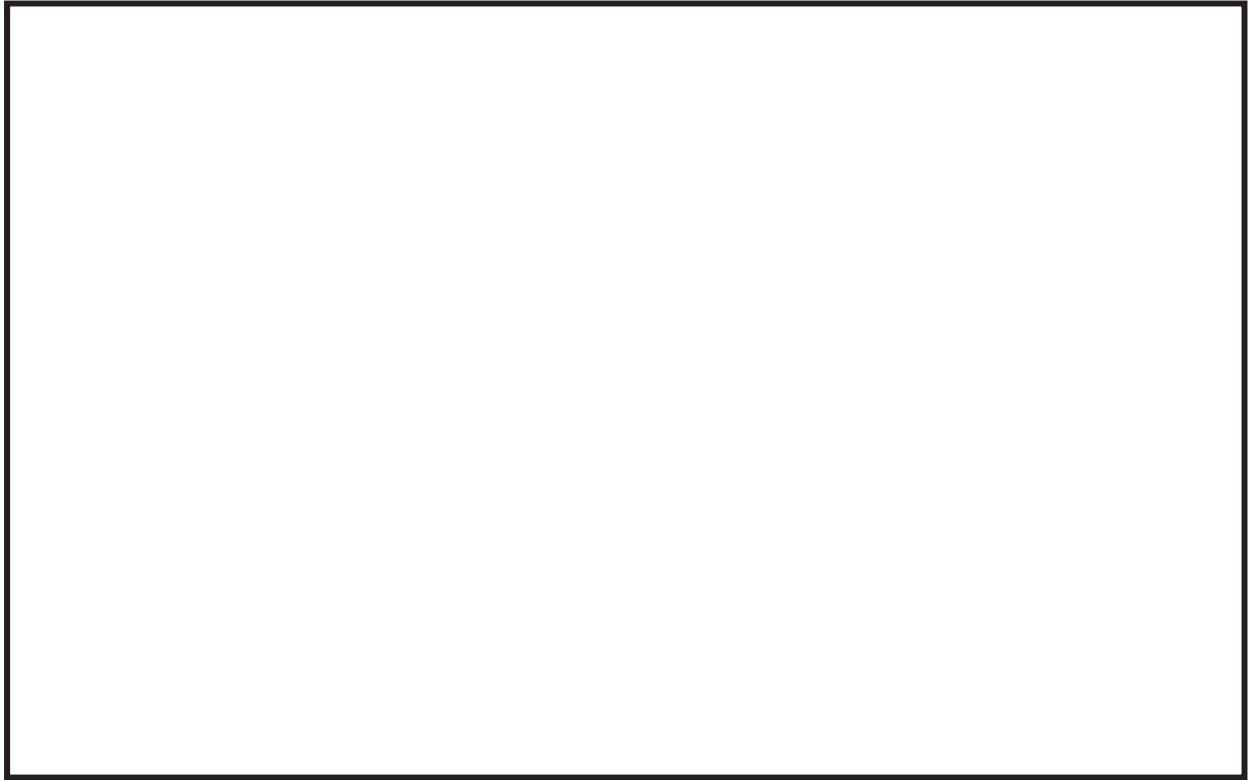


図 1-5 枝管へのバイパスラインの追設配管鳥瞰図

この系統状態における水素爆発防止対策概要を図 1-6 に，酸素濃度監視設備（格納容器内雰囲気酸素濃度）の概要図を図 1-7 に，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）」における原子炉格納容器の気相濃度の推移を図 1-8 及び図 1-9 に示す。なお，図に示す原子炉格納容器の水素及び酸素の気相濃度については，MAAP 解析に基づく水-ジルコニウム反応により発生する水素に加え，MAAP 解析で考慮していない水の放射線分解によって発生する水素及び酸素についても考慮している。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

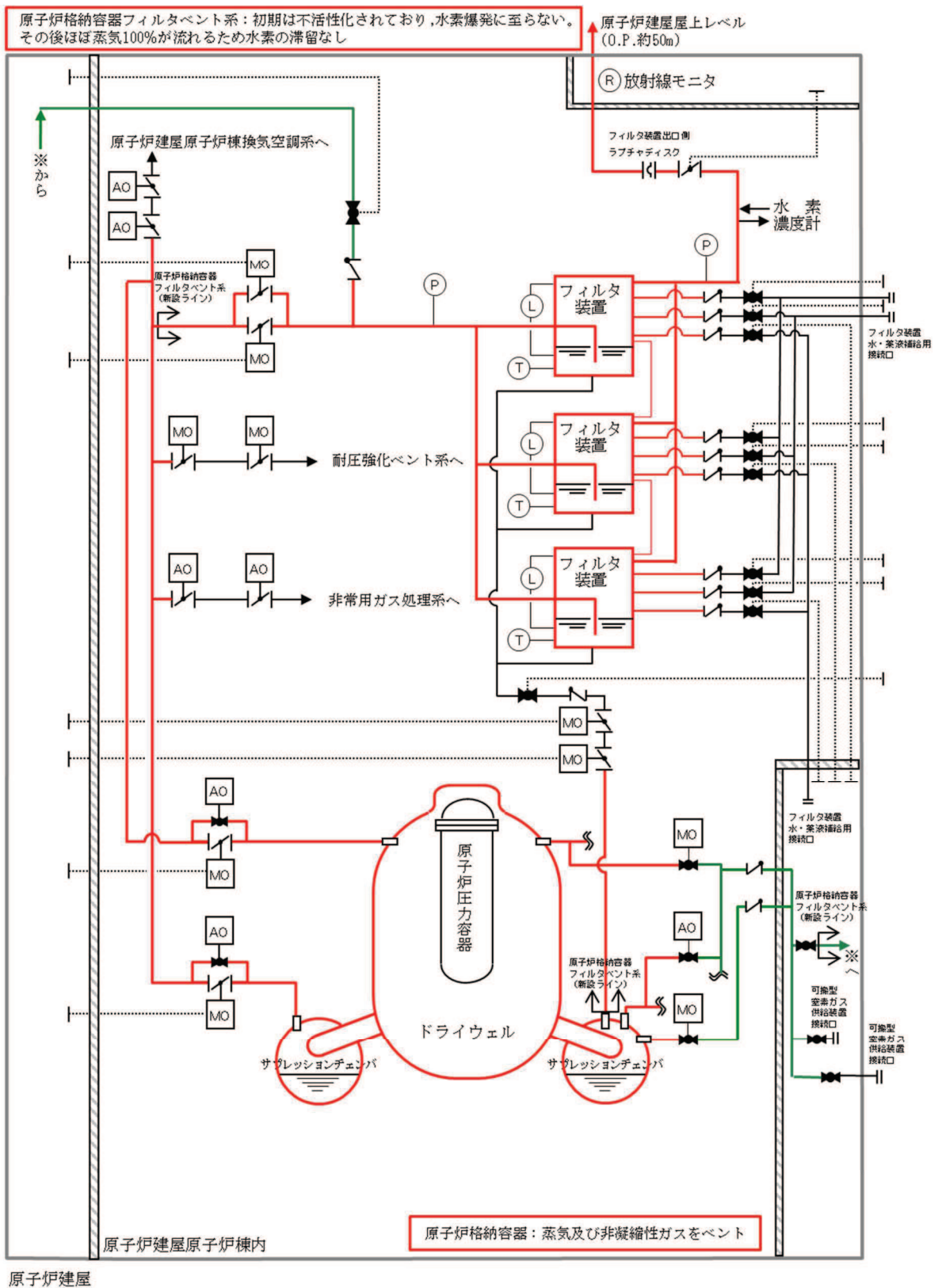
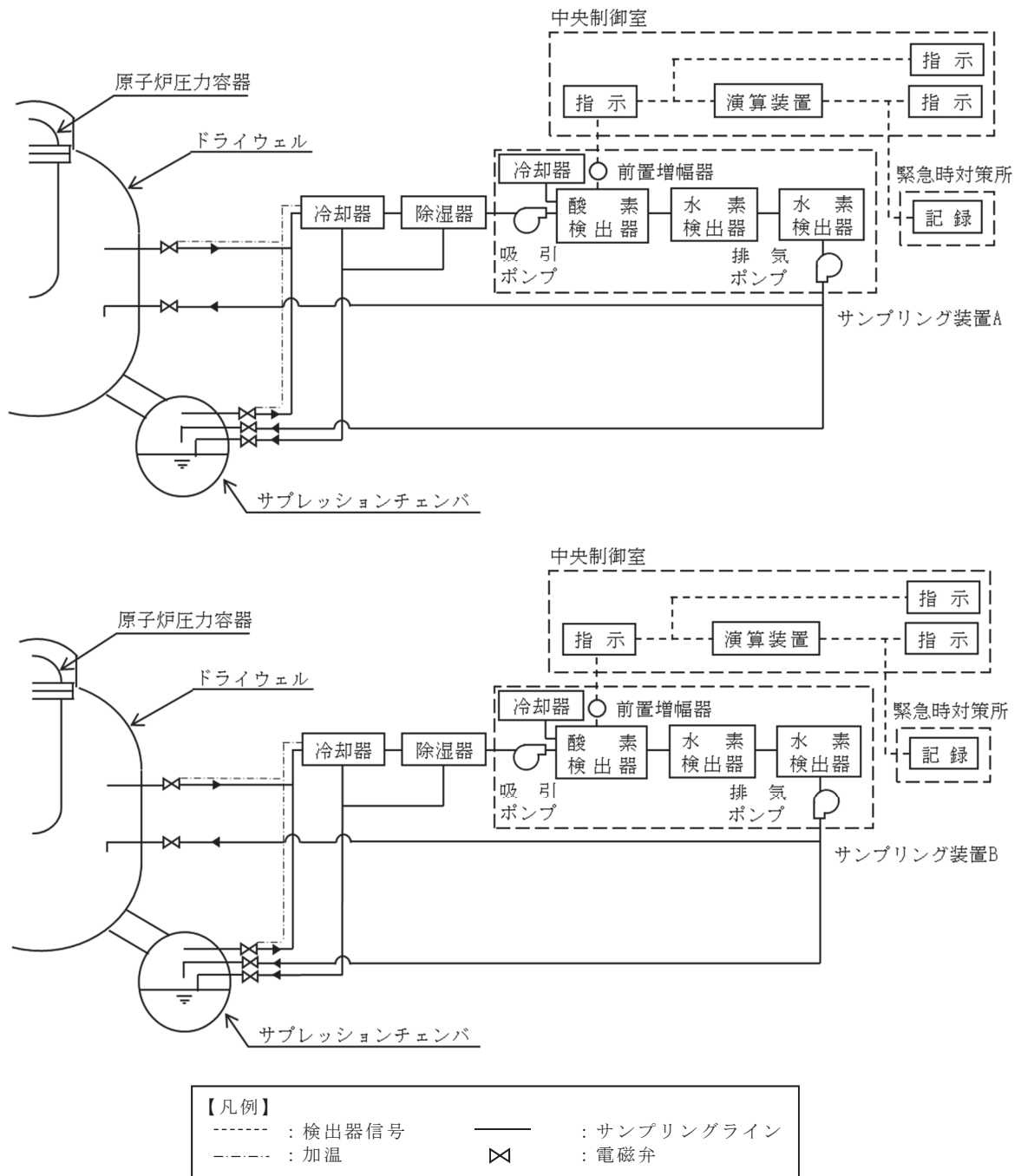


図 1-6 水素爆発防止対策 (系統運転状態)



計測時間 : サンプルングガスが、サンプルング点から水素検出器、酸素検出器に到達する時間は、ドライウエル A 系で約 4 分後、B 系で約 6 分後。サプレッションチェンバ A 系で約 15 分後、B 系で約 11 分後である。サンプルングガス到達後に補正演算を開始する。

中央制御室指示 : ドライ条件及びウェット条件での濃度を表示する。

図 1-7 酸素濃度監視設備（格納容器内雰囲気酸素濃度）に関する系統概要図

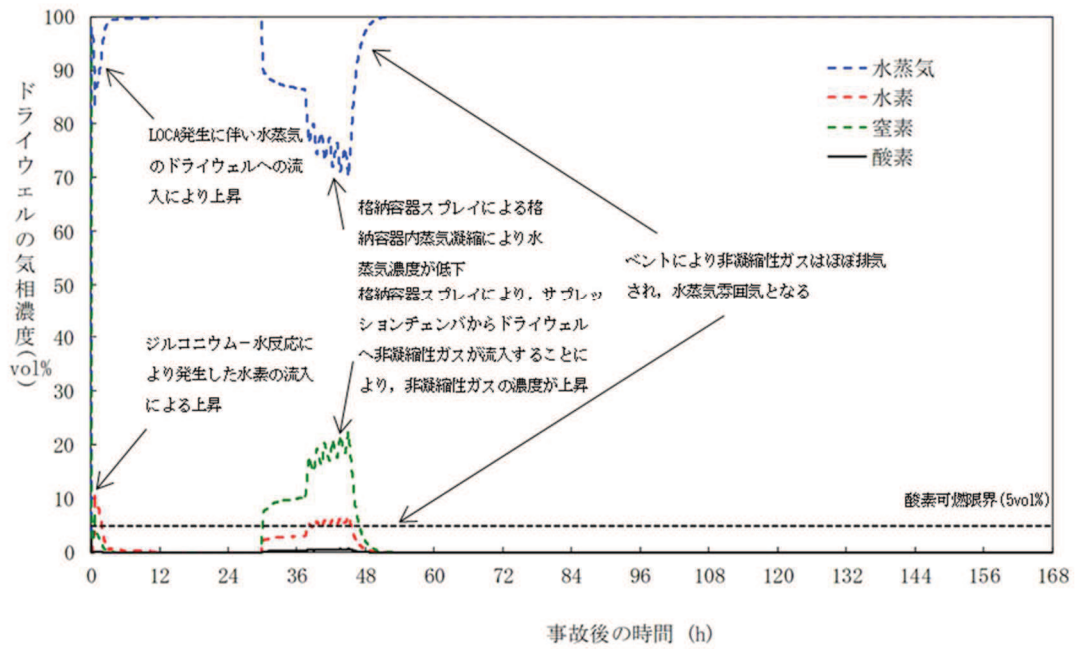


図 1-8 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」におけるドライウェルの気相濃度の推移（ウェット条件）

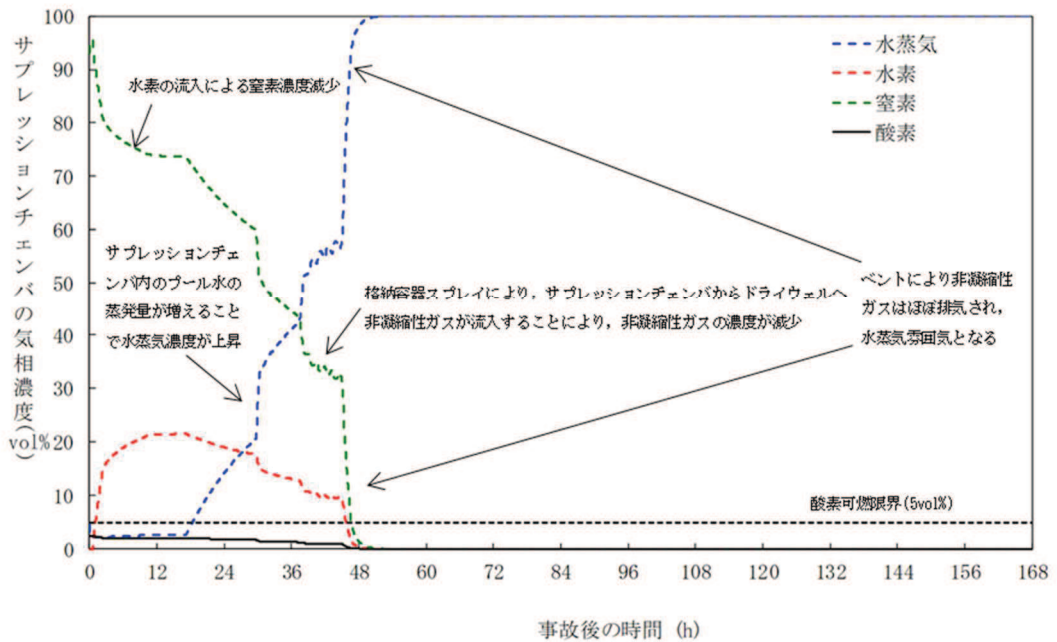


図 1-9 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」におけるサブプレッションチェンバの気相濃度の推移（ウェット条件）

d. 系統運転状態②：非凝縮性ガス排出（ベント開始後 1 時間程度）後

(a) 水素爆発防止対策

ベント実施に伴うサプレッションプール水の減圧沸騰により、可燃性ガスを含む非凝縮性ガスが排出された以降の原子炉格納容器は、ほぼ水蒸気で満たされた状態となり、系統へ流入するベントガスもほぼ水蒸気となることから、水素爆発は発生しない。

(b) 系統における水素濃度監視

系統における水素濃度については、ベントガスがほぼ蒸気となっていることから、監視不要である。

(c) 対向流による空気の流入

原子炉格納容器及び系統から非凝縮性ガスが排出された以降は、仮に対向流が発生した場合であっても、原子炉格納容器及び系統内はほぼ蒸気で満たされている状態となるため、水素爆発は発生しない。

この系統状態における水素爆発防止対策概要は図 1-6 と同様である。

e. 原子炉格納容器ベント停止後

(a) 水素爆発防止対策

原子炉格納容器ベント停止後、スクラバ溶液の放射線分解により水素及び酸素が発生するため、原子炉格納容器第二隔離弁の下流から可搬型窒素ガス供給装置による窒素供給を実施し、系統のパーージを継続することで、水素爆発を防止する。

(b) 系統における水素濃度監視

系統における水素濃度に関しては、窒素供給による系統パーージ中において、水素が系統内に滞留しないことを確認するため、監視を実施する。

(c) スクラバ溶液の放射線分解による酸素発生

ベント停止後において、スクラバ溶液の放射線分解によって発生する酸素については、スクラバ溶液中の放射性物質の崩壊熱によって発生量が変化するが、蒸気の発生量も崩壊熱によって変化する比例関係にあり、以下のとおり、酸素濃度は 0.1vol% 未満となるため系統内で水素爆発することはない。

酸素濃度の計算条件は以下のとおりとする。

- ・スクラバ溶液は沸騰しているものと想定し、酸素発生量の G 値は 0.2（分子/100eV）とする。
- ・スクラバ溶液の放射線吸収割合は 1.0 とする。
- ・崩壊熱は Q (MW) とする。
- ・1eV=1.602×10⁻¹⁹ (J) ，アボガドロ数は 6.022×10²³ とする。

$$\begin{aligned} \text{○蒸気発生量} &= [\text{崩壊熱 (MW)}] \times 1000 / ([\text{飽和蒸気比エンタルピ}] - \\ &\quad [\text{飽和水比エンタルピ}]) \times 1000 / \text{分子量} \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600 \\ &= Q \times 1000 / (2675.53 - 418.99) \times 1000 / 18 \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600 \\ &= 1985.4 \times Q \text{ m}^3/\text{h}[\text{normal}] \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} \text{○酸素発生量} &= [\text{崩壊熱 (MW)}] \times 10^6 \times [\text{G 値}] / 100 / (1.602 \times 10^{-19}) / \\ &\quad (6.022 \times 10^{23}) \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600 \times [\text{放射線吸収割合}] \\ &= Q \times 10^6 \times 0.2 / 100 / (1.602 \times 10^{-19}) / (6.022 \times 10^{23}) \\ &\quad \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600 \times 1.0 \\ &= 1.68 \times Q \text{ m}^3/\text{h}[\text{normal}] \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} \text{○酸素濃度} &= \text{酸素発生量} / (\text{蒸気発生量} + \text{酸素発生量}) \times 100 \\ &= 0.085\% \end{aligned}$$

(d) 排水配管使用時における原子炉格納容器内への空気流入の影響について

原子炉格納容器ベント停止後は、図 1-10 に示すとおり、自重にてスクラバ溶液をサプレッションチェンバへ移送することとしている。スクラバ溶液を移送する際には、排水配管の一部に残留した空気がスクラバ溶液とともにサプレッションチェンバへ流入するが、ベント停止後の原子炉格納容器は窒素供給により不活性化されており、原子炉格納容器内の水素濃度を可燃限界未満に維持するため、空気の流入による影響はない。

この系統状態における水素爆発防止対策概要を図 1-11 示す。

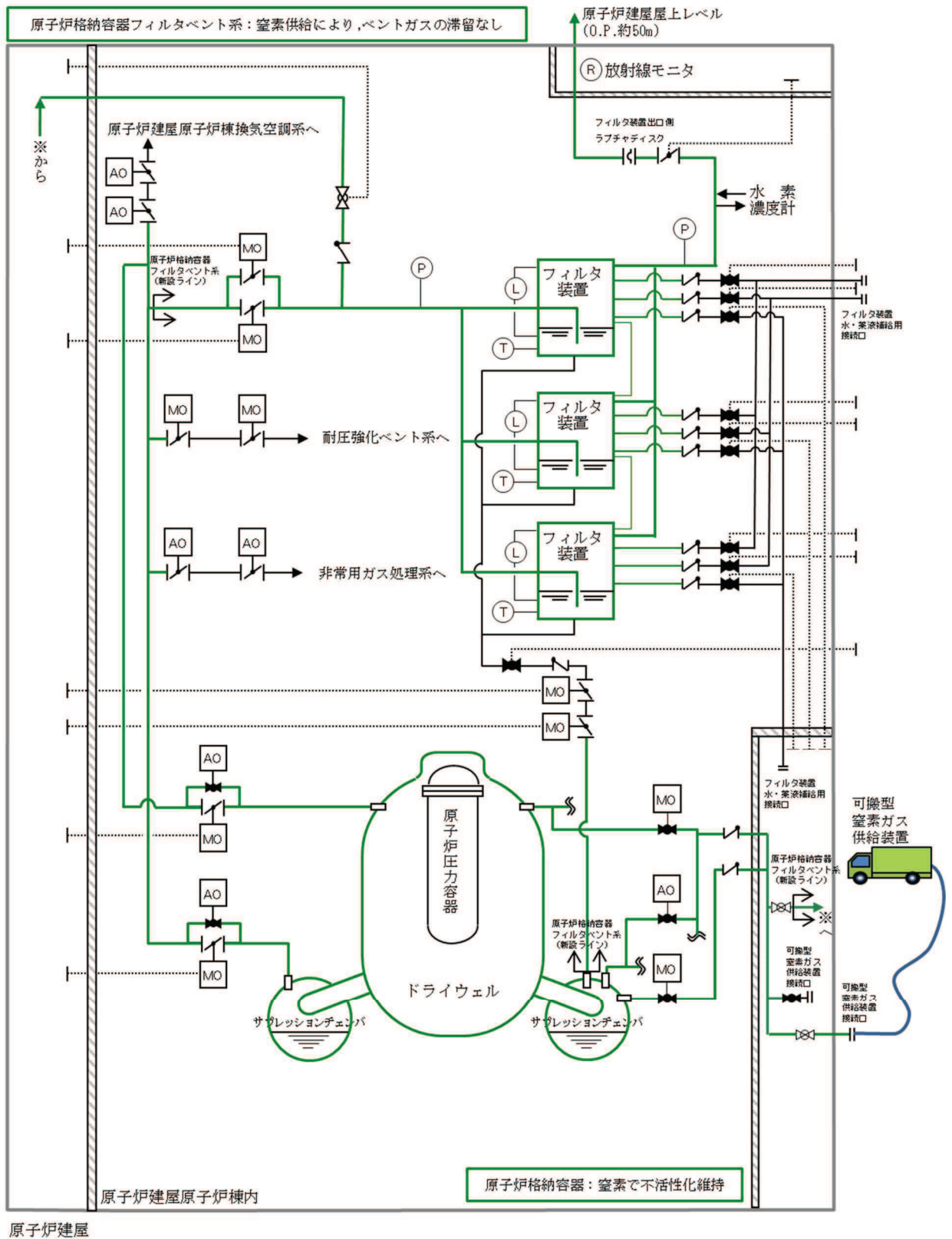


図 1-11 水素爆発防止対策（ベント停止後）

2. フィルタ装置室

フィルタ装置に設置するフランジ部に使用されるガスケットについては、耐圧試験における発泡法による試験を実施し、漏えいが検出されないことを確認するものの、検出限界未満の漏えいが生じている可能性は否定できない。このため、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場合には、原子炉格納容器内又はフィルタ装置内で発生した水素が、フィルタ装置からフィルタ装置室に漏えいし、可燃限界に到達するおそれがある。しかしながら、以下に示すとおり、保守的な条件を仮定した評価によっても、フィルタ装置室内の水素濃度は、事象発生7日後において、約 5.6×10^{-3} vol%程度であり、長期にわたり可燃限界である4vol%に到達することはない。さらに、事象発生7日後以降については、外部支援等によって、原子炉格納容器除熱機能を復旧させ、原子炉格納容器ベントの停止及びスクラバ溶液の移送によるフィルタ装置室への水素漏えい防止並びにフィルタ装置室の入口扉の開放によるフィルタ装置室の換気が実施できる。

以上のことから、フィルタ装置室で水素爆発が発生することはない。

(1) 評価シナリオ

評価シナリオは、炉心損傷を伴う有効性評価事象のうち、原子炉格納容器ベント実施時のウェット条件における水素濃度が最も高いシナリオである「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系が使用できない場合）」とする。

また、当該シナリオでは、図 1-12 及び図 1-13 に示すとおり、原子炉格納容器ベント実施4時間程度で原子炉格納容器内雰囲気は水蒸気100vol%雰囲気となるものの、保守的に高濃度の水素が7日間継続して通過することを仮定して評価を実施する。

(2) 評価

評価条件を表 1-2 に示す。

a. 漏えい条件

漏えい条件は、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系が使用できない場合）」における原子炉格納容器ベント実施前の最大水素濃度である25vol%（ウェット条件）とし、その他のガス組成については、水蒸気として取り扱う。また、漏えいした水蒸気については、保守的にすべて凝縮するものとして評価を実施する。なお、原子炉格納容器ベント実施時の水素濃度は、ドライ条件においても25vol%以下であり、漏えいした水蒸気の凝縮を考慮する場合、ウェット条件の方が保守的な評価となる。

漏えい率については、J I S Z 2 3 3 0 (2012)「表 1-漏れ試験方法の種類、適用方法及び特徴」の「圧力変化法（加圧）」に基づき、保守的に854kPa[gage]、200℃の条件下において、検出限界値の水素漏えいがあるものと仮定する。

スクラバ溶液の放射線分解によって発生する水素については、発生量が少なく、フィルタ装置を通過する水素濃度 25vol%の保守性に包絡されるため、考慮しない。

b. フィルタ装置室の条件

フィルタ装置室の条件は、乾燥空気におけるガス組成とする。

空間容積については、躯体図から算出した数値（フィルタ装置分を除く。）に対し、機器配管分の低減率として、0.7を乗じて算出する。

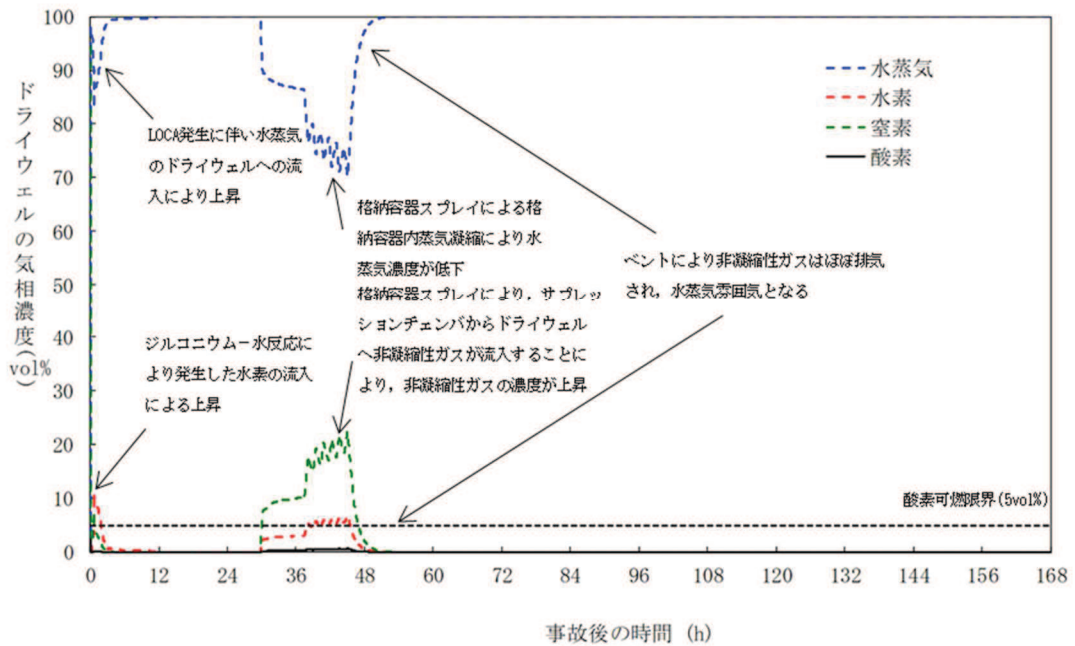


図 1-12 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」におけるドライウエルの気相濃度の推移（ウェット条件）

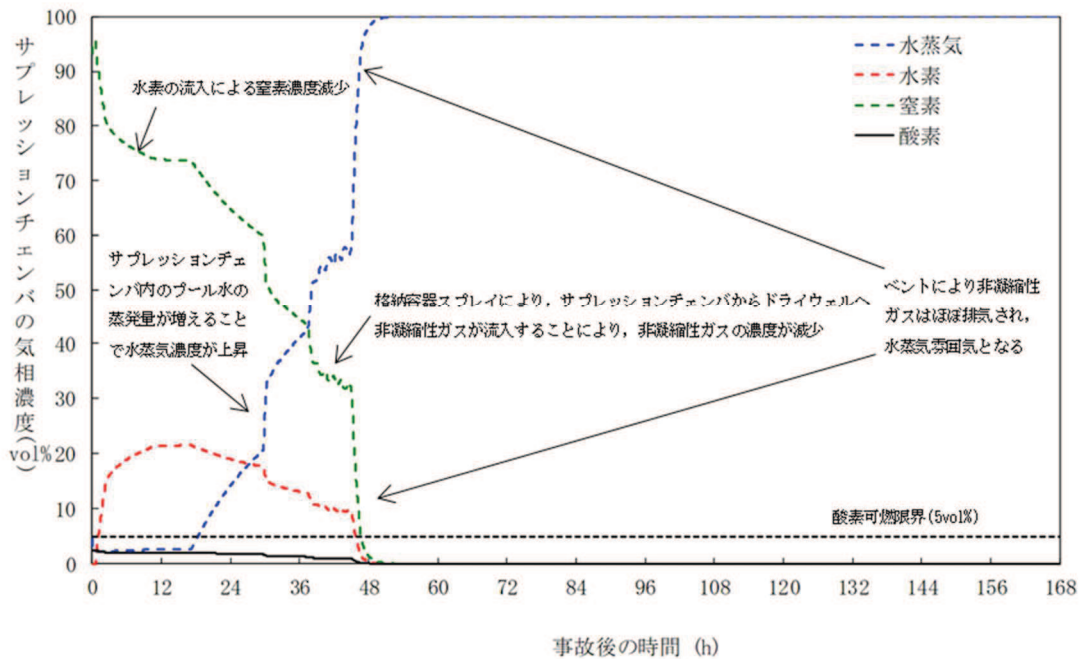


図 1-13 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」におけるサブプレッションチェンバの気相濃度の推移（ウェット条件）

表 1-2 フィルタ装置室の水素濃度評価における評価条件

項目	条件	備考	
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）（代替循環冷却系が使用できない場合）	炉心損傷を伴う事象のうち、原子炉格納容器ベント実施時のウェット条件における水素濃度が最も高いシナリオを選定	
漏えい条件	水素濃度	25vol%	原子炉格納容器ベント実施前の最大水素濃度として設定
	水蒸気濃度（漏えい時）	75vol%	保守的な条件として、フィルタ装置から漏えいする水素以外の気体は、すべて水蒸気として取扱い、漏えい後は水蒸気がすべて凝縮することを仮定して設定
	水蒸気濃度（漏えい後）	0vol%	
	酸素濃度	0vol%	
	窒素濃度	0vol%	
	漏えい時間	168 時間	
漏えい率	$7.7 \times 10^{-4} \text{m}^3/\text{h}$	J I S Z 2 3 3 0 (2012) の可検リーク率 (854kPa, 200℃, 水素条件) を踏まえて設定	
フィルタ装置室の条件	空間容積	564m ³	躯体図から算出した空間容積に対し、機器配管分の低減率 0.7 を考慮して設定
	窒素濃度	79vol%	空気中のガス組成を踏まえて設定
	酸素濃度	21vol%	
濃度算出条件	水素の密度	0.0887kg/m ³	標準状態の条件として設定
	窒素の密度	1.234kg/m ³	
	酸素の密度	1.410kg/m ³	
フィルタ装置室から大気への水素の漏えい	考慮しない	保守的な条件として設定	
スクラバ溶液の放射線分解によって発生する水素	考慮しない	フィルタ装置を通過する水素濃度 25vol% の保守性に包絡されることを踏まえて設定	

c. フィルタ装置室への漏えい評価

フィルタ装置からフィルタ装置室へ漏えいする水素量は、以下の式で算出する。

$$\begin{aligned}
 \text{水素漏えい量} &= \text{漏えい率} \times \text{水素濃度} \times \text{漏えい時間} \cdots \cdots \text{式(1)} \\
 &= 7.7 \times 10^{-4} \times 0.25 \times 168 \\
 &= \text{約 } 3.2 \times 10^{-2} \text{m}^3
 \end{aligned}$$

フィルタ装置室内での水素濃度を評価するため、式(1)で得た結果を mol 数に換算する。

$$\begin{aligned}
 \text{水素の物質質量} &= \text{密度} \times \text{体積} \times \text{割合} / \text{分子量} \cdots \cdots \text{式(2)} \\
 &= 0.0887 \times 3.2 \times 10^{-2} \times 1 / (2 \times 10^{-3}) \\
 &= \text{約 } 1.4 \text{mol}
 \end{aligned}$$

次に、フィルタ装置室側の気体の物質質量を算出する。

$$\begin{aligned}
 \text{酸素の物質質量} &= \text{密度} \times \text{体積} \times \text{割合} / \text{分子量} \cdots \cdots \text{式(3)} \\
 &= 1.410 \times 564 \times 0.21 / (32 \times 10^{-3}) \\
 &= \text{約 } 5.219 \times 10^3 \text{mol}
 \end{aligned}$$

$$\begin{aligned}
 \text{窒素の物質質量} &= \text{密度} \times \text{体積} \times \text{割合} / \text{分子量} \cdots \cdots \text{式(4)} \\
 &= 1.234 \times 564 \times 0.79 / (28 \times 10^{-3}) \\
 &= \text{約 } 1.964 \times 10^4 \text{mol}
 \end{aligned}$$

式(1)～式(4)の結果を踏まえ、フィルタ装置室の水素濃度は以下のとおりとなる。

$$\begin{aligned}
 \text{水素濃度} &= \text{水素の物質質量} / (\text{水素の物質質量} + \text{酸素の物質質量} + \text{窒素の物質質量}) \\
 &\quad \times 100 \cdots \cdots \text{式(5)} \\
 &= 1.4 / (1.4 + 5.219 \times 10^3 + 1.964 \times 10^4) \times 100 \\
 &= \text{約 } 5.6 \times 10^{-3} \text{vol}\%
 \end{aligned}$$

3. 可搬型窒素ガス供給装置の容量

可搬型窒素ガス供給装置の容量は、下記のうち供給量が多くなる①を考慮して設定している。

- ① ベント後、中長期的に除熱機能が復旧し、原子炉格納容器内の除熱を開始する前に窒素供給を開始し、除熱中の原子炉格納容器内の水素濃度を可燃限界（4vol%）未満に維持
 - ② ベント停止後の原子炉格納容器フィルタベント系の水素滞留防止のため、窒素の供給を行い、系統内の水素濃度を可燃限界（4vol%）未満に維持
- 可搬型窒素ガス供給装置の主要な仕様を表 1-3 に示す。

表 1-3 可搬型窒素ガス供給装置の主要仕様

供給容量	220m ³ /h[normal]
純度	99.0vol% (不活性ガス)
供給圧力	427kPa[gage] (可搬型窒素ガス供給装置出口にて)

以下に、可搬型窒素ガス供給装置の窒素供給容量の設定について示す。

ベント開始後に原子炉格納容器内で発生する水素は、サブプレッションチェンバに移行した放射性物質による水の放射線分解によるものが支配的となる。

このため、水素発生量は、サブプレッションチェンバへの放射性物質の移行量が大い事象である格納容器破損モード「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）」における評価事故シーケンス「大破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+全交流動力電源喪失」時において、ベント開始後、ドライウエル圧力が 427kPa[gage]まで低下した時点（事故発生約 45 時間後）の水の放射線分解による発生を想定する。

格納容器破損モード「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）」における評価事故シーケンス「大破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+全交流動力電源喪失」時における、事故発生後約 45 時間経過時点の水素発生量及び酸素発生量を図 1-14 に示す。

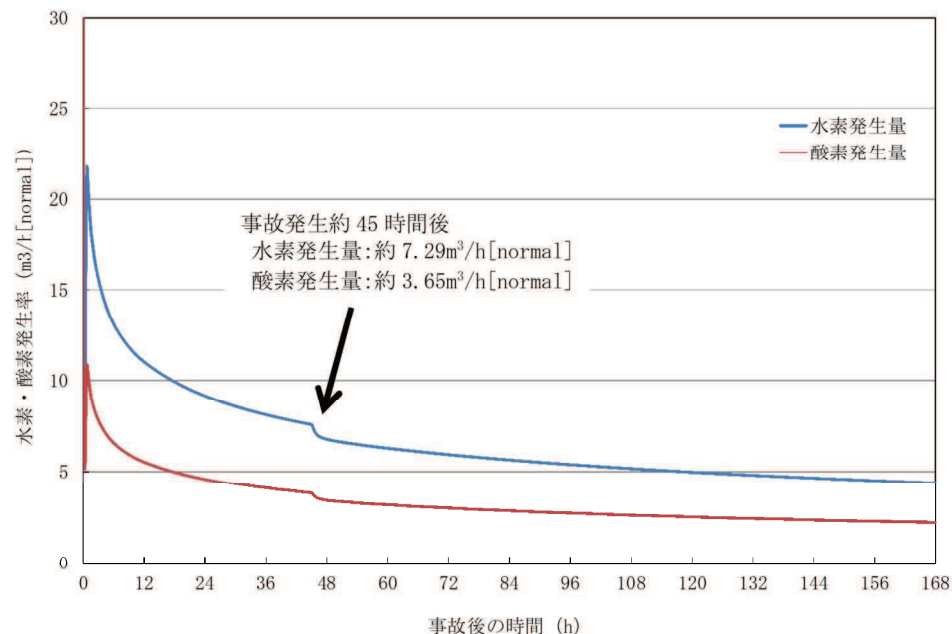


図 1-14 格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」時における水素発生量及び酸素発生量

可搬型窒素ガス供給装置の窒素供給容量は、格納容器破損モード「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）」における評価事故シーケンス「大破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+全交流動力電源喪失」時における水素発生量及び酸素発生量に対して、原子炉格納容器内の水素濃度を可燃限界（4vol%）未満に維持できるように、180m³/h [normal] 以上と設定している。窒素供給量は以下の式を用いて算出する。

$$\text{水素発生量} = Q \times 10^6 \times G \text{ 値 (分子/100eV)} / 100 / (1.602 \times 10^{-19}) * 1$$

$$/ (6.022 \times 10^{23}) * 2 \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600 \times \text{放射線吸収割合} \dots \text{式(6)}$$

$$\text{窒素供給容量} = (\text{水素発生量} - \text{水素発生量} \times 0.04 - \text{酸素発生量} \times 0.04)$$

$$/ 0.04 \dots \text{式(7)}$$

$$\text{酸素発生量} = (\text{水素発生量}) / 2 \text{m}^3/\text{h [normal]} \dots \text{式(8)}$$

Q : 崩壊熱 (MW)

注記*1 : 1eV = 1.602 × 10⁻¹⁹ (J)

*2 : アボガドロ数 6.022 × 10²³

水素発生量の計算には以下の条件及び MAAP 解析結果を適用する。

- ・ 除熱機能の復旧により原子炉格納容器内は冷却されており、水は非沸騰状態となっていることを想定し水素発生量の G 値は 0.25 (分子/100eV) とする。
- ・ 放射線吸収割合は炉心部では 0.1, 原子炉格納容器では 1.0 とする。
- ・ 放射線分解に寄与する発熱量は、MAAP 解析結果より炉心部では約 8.71MW, 原子炉格納容器では約 2.61MW とする。

$$\text{炉心部水素発生量} = 8.71 \times 10^6 \times 0.25 / 100 / (1.602 \times 10^{-19})$$

$$/ (6.022 \times 10^{23}) \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600 \times 0.1$$

$$= 1.83 \text{m}^3/\text{h [normal]}$$

$$\text{原子炉格納容器水素発生量} = 2.61 \times 10^6 \times 0.25 / 100 / (1.602 \times 10^{-19})$$

$$/ (6.022 \times 10^{23}) \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600 \times 1.0$$

$$= 5.46 \text{m}^3/\text{h [normal]}$$

$$\text{合計水素発生量} = 1.83 + 5.46$$

$$= 7.29 \text{m}^3/\text{h [normal]}$$

$$\text{酸素発生量} = 7.29 / 2$$

$$= 3.65 \text{m}^3/\text{h [normal]}$$

$$\text{窒素供給容量} = (7.29 - 7.29 \times 0.04 - 3.65 \times 0.04) / 0.04$$

$$= 171.31 \text{m}^3/\text{h [normal]}$$