

可燃性ガスの爆発防止対策について

2017年7月19日
日本原子力発電株式会社

(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^{※1}。これらの反応によって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、格納容器内雰囲気は通常運転時から不活性化（酸素濃度 2.5vol% 以下で管理）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可燃限界である 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。格納容器フィルタベント系の系統内については、待機状態から系統内を窒素ガスで不活性化することにより、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。

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℃ 以上の発火源が必要となるが、着火源に関する不確かさが大きいため、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。

※1：溶融炉心・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、コリウムシールドを設置することでペDESTAL（ドライウェル部）のコンクリートが溶融炉心によって侵食されないことから、一酸化炭素は可燃性ガスとして考慮しないこととした。また、仮にペDESTAL（ドライウェル部）のコンクリートが床面及び壁面共に 30cm 侵食したことを仮定した場合においても、一酸化炭素の発生量は 15 kg であり、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 700kg に対して十分に低い

こと及び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、無視できると考えられる。(別紙 41)

(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

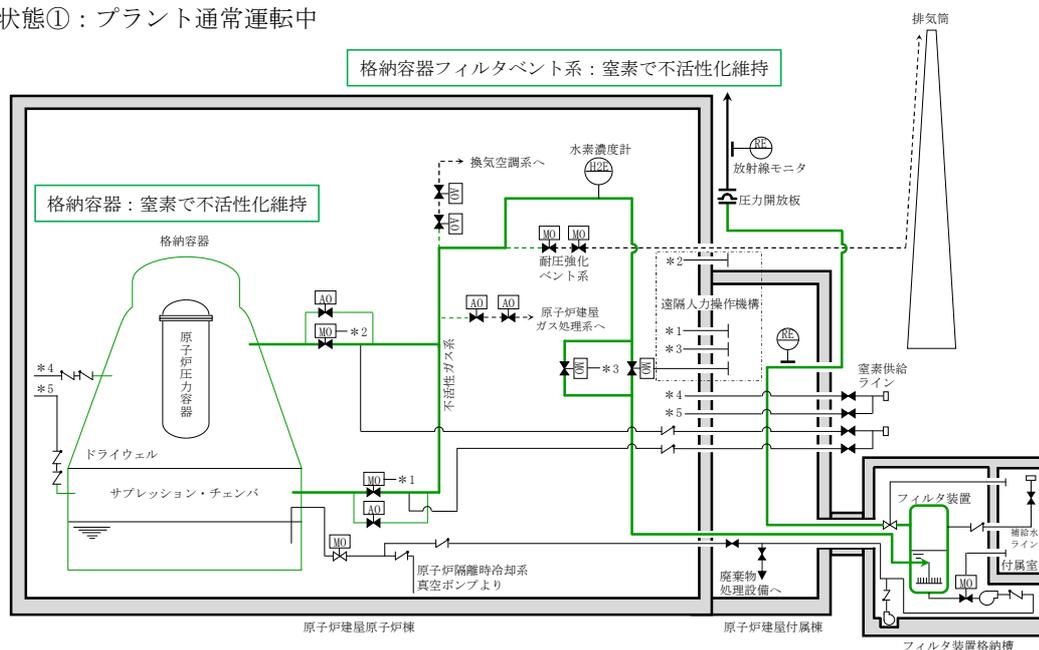
プラント通常運転中においては、格納容器と同様に系統内を窒素で不活性化する設計としている。フィルタ装置から放出端へ至る配管上には、窒素置換時に大気と隔離するため、圧力開放板を設けている。この圧力開放板は、格納容器からの排気と比較して、十分低い圧力で開放するよう設計している。

(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第 1 図に示す。

系統待機状態①：プラント通常運転中



第 1 図 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

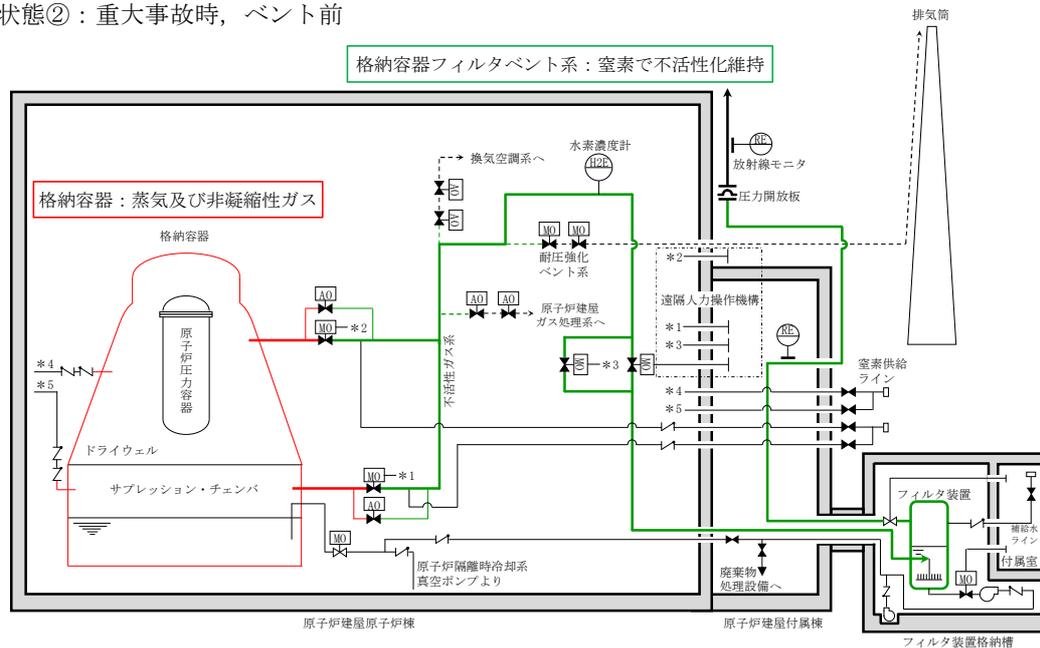
炉心の著しい損傷を伴う重大事故時の格納容器内雰囲気は、蒸気、窒素、水素及び酸素が混合した状態となるが、格納容器ベント実施前の系統は格納容器内からのガスの流入はないため、不活性化が保たれる。

(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第 2 図に示す。

系統待機状態②：重大事故時，ベント前



第2図 水素爆発防止対策（系統待機状態②）

c. 系統運転状態

(a) 水素爆発防止対策

格納容器ベント開始時において，ベントガス中の蒸気がスクラビング水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，格納容器ベント実施前から，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実施する判断基準を設定していること及び格納容器フィルタベント系系統内は不活性化されているため，仮にベントガス中の蒸気全てがスクラビング水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（格納容器酸素濃度(SA)）の測定誤差である $\pm 0.6\text{vol}\%$ 及び $0.1\text{vol}\%$ の操作時間余裕を考慮して

設定した。

また、ベント実施による可燃性ガスの排出後は、サプレッション・プール水が減圧沸騰し、可燃性ガスを含む非凝縮性ガスは速やかに格納容器から排出され、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関しては、格納容器から可燃限界を超えた水素が流入するが、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

格納容器ベント実施時におけるスクラビング水沸騰までの間、ベントガス中の蒸気がスクラビング水によって凝縮された場合においても、上記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。

また、スクラビング水沸騰後についても、フィルタ装置に流入する水蒸気により、フィルタ装置の下流側における水蒸気の流量は維持されるため、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 (確認中)

ベント実施に伴う系統内の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

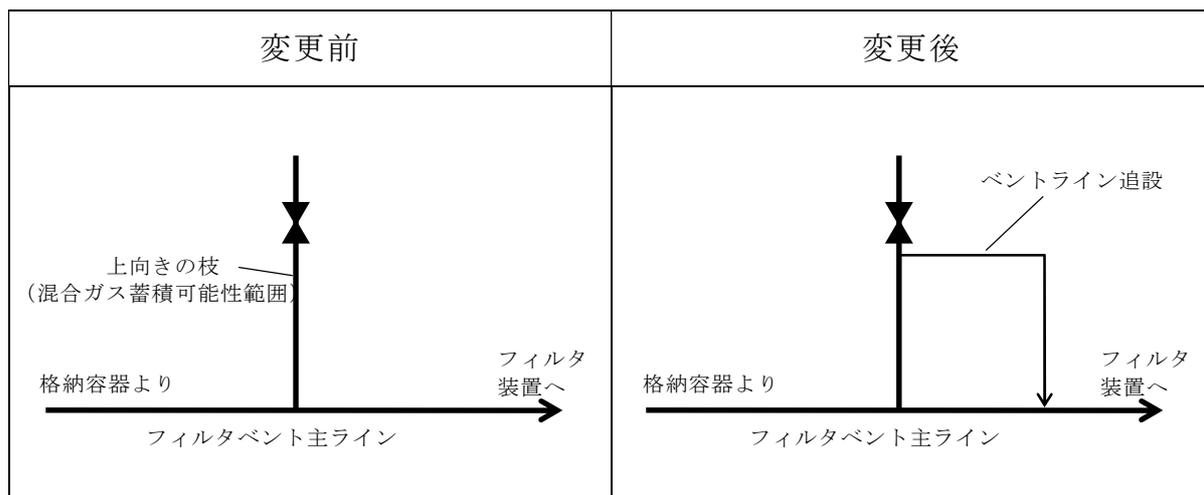
評価されているため対象外とした。

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) の数値が 4 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。評価結果を第 1 表に示す。

ドライウェル側第一弁のバイパスライン及び原子炉建屋ガス処理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、第 3 図に示すように、ベントラインを設置し、混合ガスが蓄積することのない設計とする。

第 1 表 主ラインから分岐する枝管の閉止端までの長さとお口径等

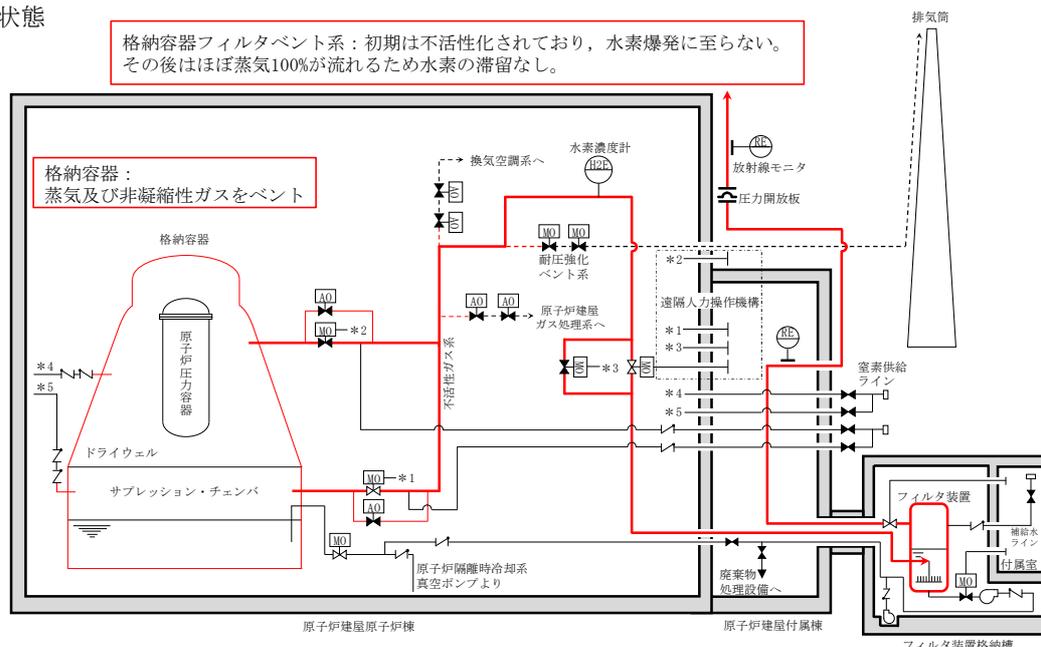
	分岐箇所	枝管 長さ L (m)	枝管 内径 D (m)	L/D (-)	混合ガス 蓄積 可能性
1	D/W側隔離弁 バイパスライン(上流側)	4.006	0.0495	80.9	有
2	D/W側隔離弁 バイパスライン(下流側)	1.115	0.0495	22.5	有
3	換気空調系ライン	0.755	0.5906	1.28	無
4	原子炉建屋ガス処理系 ライン	5.073	0.5906	8.59	有
5	フィルタベント隔離弁 (第二弁 A 下流側)	7.043	0.4286	16.4	有



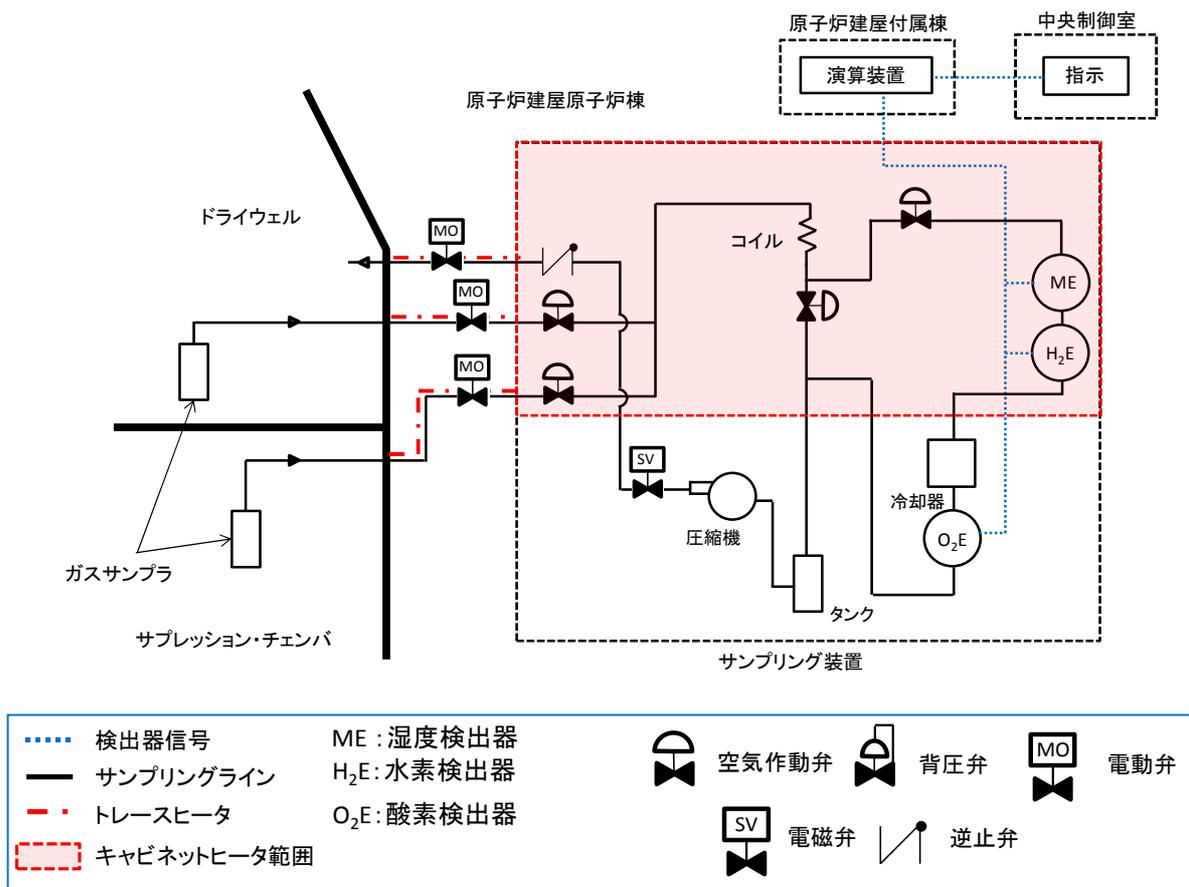
第 3 図 枝管へのベントラインの追設 (混合ガス蓄積防止)

この系統状態における水素爆発防止対策概要を第 4 図に、酸素濃度監視設備 (格納容器酸素濃度(SA)) の概要図を第 5 図に、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しない場合)」における格納容器の気相濃度の推移を第 6 図及び第 7 図に示す。

系統運転状態

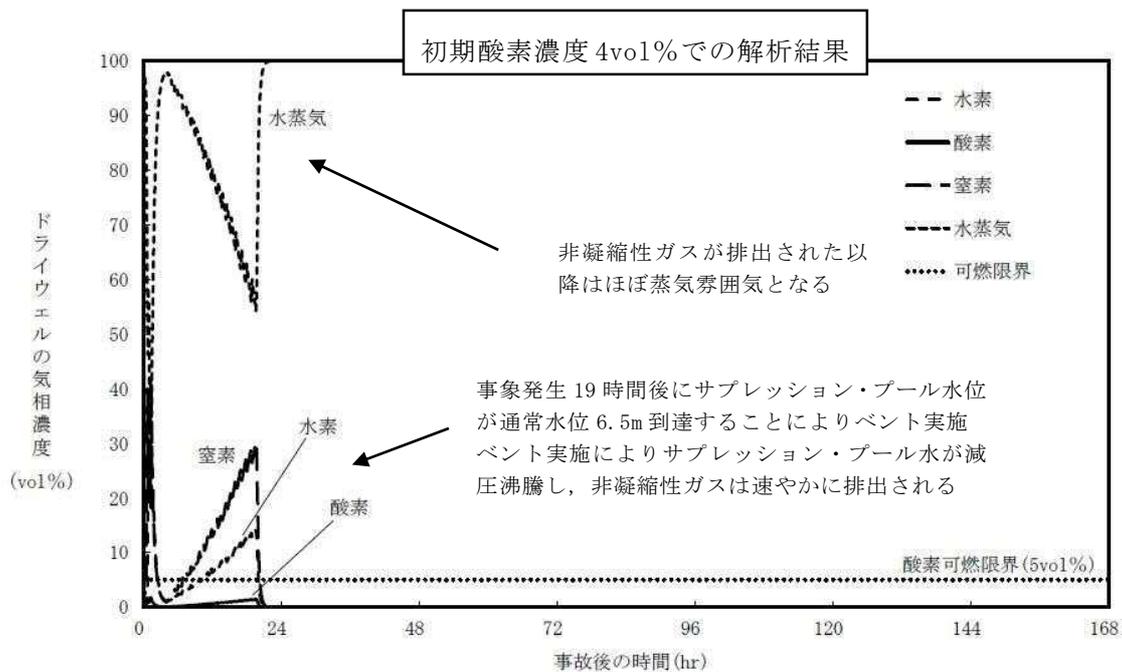


第 4 図 水素爆発防止対策 (系統運転状態)

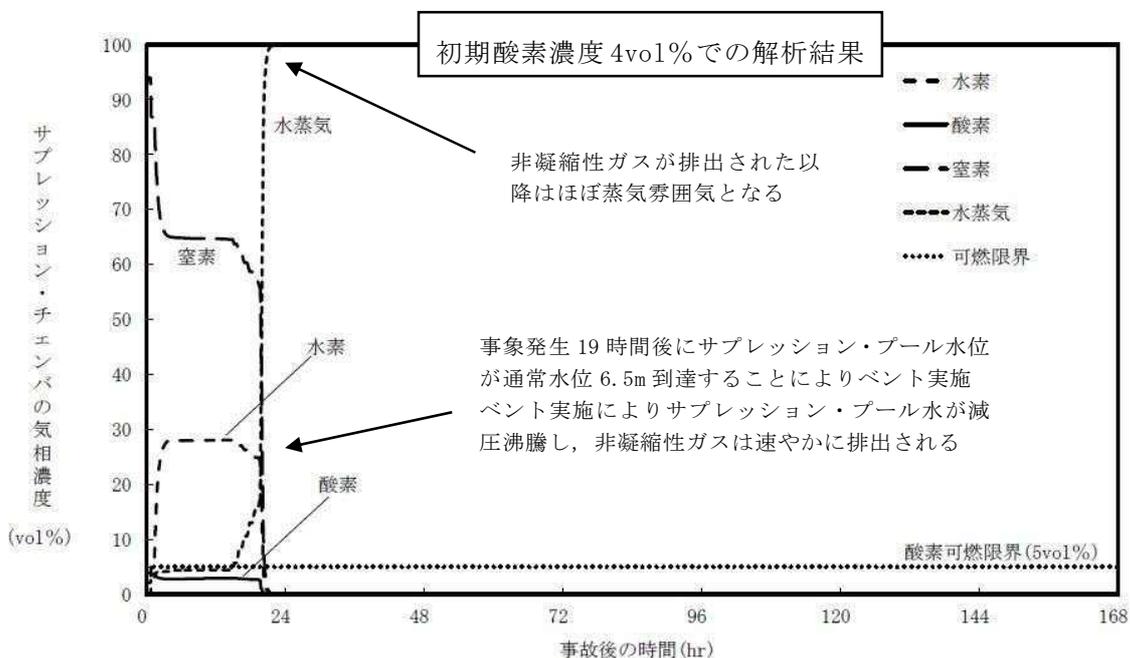


計測周期：サンプリング装置は、格納容器内ガスのサンプリングから、測定、排出までの工程を約3分で行う。
 中央制御室指示：ドライ条件及びウェット条件での濃度を表示する。

第5図 酸素濃度監視設備（格納容器酸素濃度(SA)）に関する系統概要図



第 6 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）
 （代替循環冷却系を使用しない場合）」における
 ドライウエルの気相濃度の推移（ウェット条件）



第 7 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）
 （代替循環冷却系を使用しない場合）」における
 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移（ウェット条件）

d. 格納容器ベント停止後

(a) 水素爆発防止対策

格納容器ベント停止後，スクラビング水の放射線分解により水素及び酸素が発生するため，第一弁の下流から窒素供給装置等による窒素供給を実施し，系統のパ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ジ停止後において，水素が長期的に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) スクラビング水の放射線分解による酸素発生

ベント停止後において，スクラビング水の放射線分解によって発生する酸素については，スクラビング水中の放射性物質の崩壊熱によって発生量が変わるが，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。

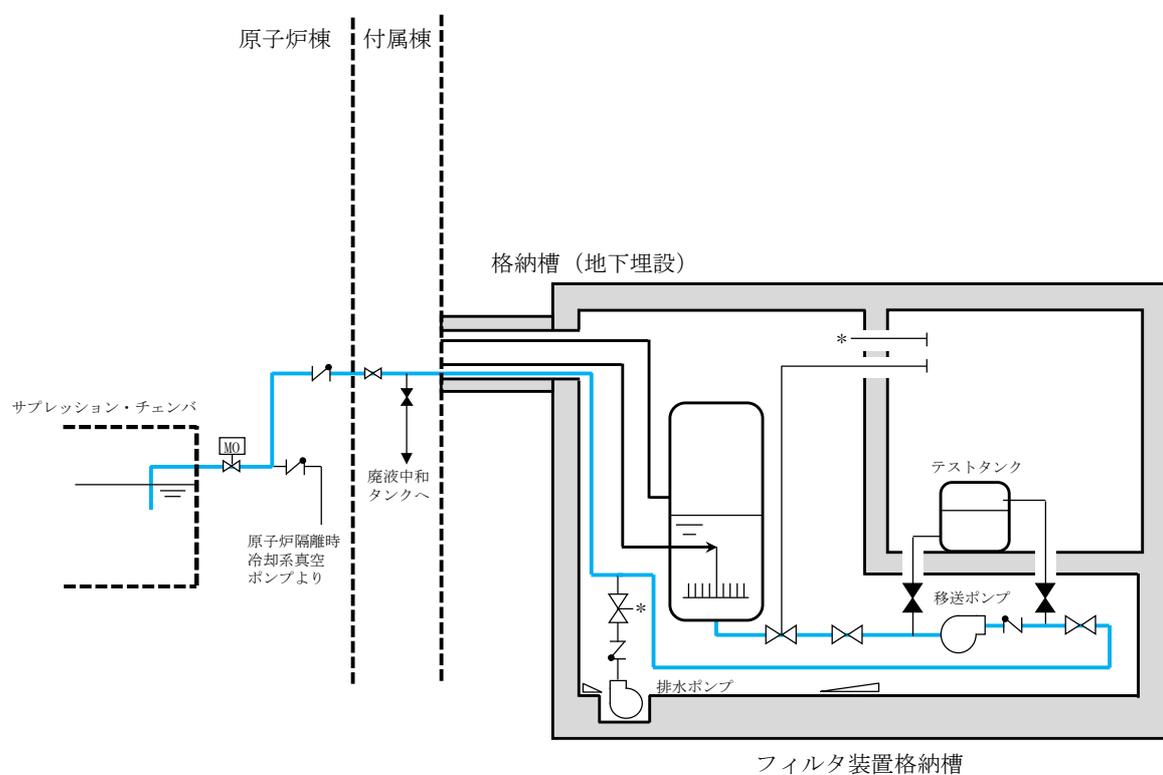
- ・スクラビング水の沸騰を考慮し，G値は 0.2 とする。
- ・放射線吸収割合は 1.0 とする。

$$\begin{aligned}
 \text{○蒸気発生量} &= [\text{崩壊熱 (MW)}] \times 1,000 / ([\text{飽和蒸気比エンタルピー}] - \\
 &\quad [\text{飽和水比エンタルピー}]) \times 1,000 / \text{分子量} \times 22.4 \times 10^{-3} \\
 &\quad \times 3,600 \\
 &= [\text{崩壊熱 (MW)}] \times 1,000 / ((2675.57 - 419.10) \times 1,000 \\
 &\quad / 18 \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3,600 \\
 &= 1,985.4 \times [\text{崩壊熱 (MW)}] \text{ Nm}^3 / \text{h}
 \end{aligned}$$

$$\text{○酸素発生量} = [\text{崩壊熱 (MW)}] \times 10^6 \times [\text{G 値}] / 100 / (1.602 \times 10^{-1})$$

$$\begin{aligned}
 (\text{酸素流入量}) &= 0.3 \times 0.21 \times (273.15 + 100) \div (273.15 + 10) \\
 &= 0.083 \text{ m}^3
 \end{aligned}$$

この酸素流入量は、サブプレッション・チェンバの空間容積に対して0.1%未満であり、酸素の可燃限界濃度である5vol%に比較して非常に小さいこと及び格納容器ベント停止後の格納容器内は窒素供給による不活性化を行っていることから移送ラインの空気流入によって格納容器内で水素爆発することはない。なお、上記の酸素流入量は、移送ラインの空気温度等により変化しうるが、酸素流入量はサブプレッション・チェンバの空間容積に対して十分に少なく、可燃限界に至ることはない。



注) 系統構成は現在の計画

第8図 移送ライン系統概要図

