

島根原子力発電所保安規定審査資料	
資料番号	TS-94 (改03)
提出年月日	2024年 2 月 6 日

島根原子力発電所 2号炉

原子炉建物の水素防護対策に係る説明資料

2024年2月
中国電力株式会社

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

目 次

1. 本資料における説明事項
 2. 原子炉施設保安規定変更許可申請の内容
 3. 設置許可基準規則解釈等の改正内容および保安規定の改訂方針
 4. 保安規定変更認可申請の内容に対する確認事項
-
- 添付資料 1 保安規定審査基準等の要求事項に対する保安規定への記載方針について
 - 添付資料 2 原子炉施設保安規定変更に対する原子炉設置変更許可申請書との整合性確認資料
 - 添付資料 3 原子炉建物水素濃度に基づく原子炉格納容器ベント基準の妥当性について
 - 添付資料 4 水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備について
 - 添付資料 5 LCO等の設定について
 - 添付資料 6 局所エリアにおける水素濃度上昇時の自主的な対応について
-
- 参考資料 水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備に関する先行BWRプラントとの比較表

1. 本資料における説明事項

本資料では、原子炉施設保安規定（以下「保安規定」という。）の変更認可申請のうち、BWRにおける原子炉格納容器ベントの原子炉建物の水素防護対策としての位置付けを明確するために改正された、以下（１）～（３）の内規（以下「設置許可基準規則解釈等」という。）に基づく内容が、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」（以下「実用炉規則」という。）第９２条第１項各号および「実用発電用原子炉及びその附属施設における発電用原子炉施設保安規定の審査基準」（以下「保安規定審査基準（運転）」という。）に定める基準に適合するものであることを説明する。

- （１）「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」（以下「設置許可基準規則解釈」という。）
- （２）「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（以下「技術基準規則解釈」という。）
- （３）「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」（以下「SA技術的能力審査基準」という。）

【実用炉規則 抜粋】

第九十二条（保安規定）

法第四十三条の三の二十四第一項の規定による保安規定の認可を受けようとする者は、認可を受けようとする工場又は事業所ごとに、次に掲げる事項について保安規定を定め、これを記載した申請書を原子力規制委員会に提出しなければならない。

（各号にて保安規定に定めるべき事項が掲げられている。）

【保安規定審査基準（運転）抜粋】

申請書を受理した原子力規制委員会は、発電用原子炉設置者から申請された保安規定について、原子炉等規制法第４３条の３の２４第２項に定める認可要件である

- ・原子炉等規制法第４３条の３の５第１項若しくは第４３条の３の８第１項の許可を受けたところ又は同条第３項若しくは第４項前段の規定により届け出たところによるものではないと認められないこと
- ・核燃料物質若しくは核燃料物質によって汚染された物又は発電用原子炉による災害の防止上十分でないものであると認められないこと

を確認するための審査を行うこととしている。

したがって、保安規定の審査における基準を明確にする観点から、保安規定の認可の審査に当たって確認すべき事項を次のとおり定める。

（以降に実用炉規則第９２条第１項各号に対する審査基準が記載されている。）

2. 原子炉施設保安規定変更認可申請の内容

(1) 変更理由

- a. 実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈等の一部改正に伴う変更

令和5年2月22日に施行された設置許可基準規則解釈等により、原子炉格納容器ベントの原子炉建物の水素防護対策としての位置付けが明確化されたため、以下の関連する保安規定条文の変更を行う。

- ・第65条（重大事故等対処設備）
- ・添付3（重大事故等および大規模損壊対応に係る実施基準）

(2) 施行期日

- a. 本規定は、原子力規制委員会の許可を受けた日から10日以内に施行する。
- b. 本規定施行の際、規定の適用については、附則（令和5年1月31日 保安規定変更認可申請書の補正について）で定めるところによる。

【参考：附則（令和5年1月31日 保安規定変更認可申請書の補正について）】

第1条 この原子炉施設保安規定は、原子力規制委員会の認可を受けた日から10日以内に施行する。

2. 本規定施行の際、各原子炉施設に係る規定については、各原子炉施設に係る使用前事業者検査終了日以降に適用することとし、それまでの間は従前の例による。

なお、第12条（運転員等の確保）、第17条（火災発生時の体制の整備）、第17条の2（内部溢水発生時の体制の整備）、第17条の3（火山影響等発生時の体制の整備）、第17条の4（その他自然災害発生時等の体制の整備）、第17条の5（有毒ガス発生時の体制の整備）、第17条の6（資機材等の整備）、第17条の7（重大事故等発生時の体制の整備）および第17条の8（大規模損壊発生時の体制の整備）については、教育訓練に係る規定を除き2号炉の発電用原子炉に燃料体を挿入する前の時期における各原子炉施設に係る使用前事業者検査終了日以降に適用することとし、それまでの間は従前の例による。ただし、それ以降に実施する使用前事業者検査の対象となる設備に係る規定については当該検査終了日以降に適用することとし、それまでの間は従前の例による。

（以下省略）

3. 設置許可基準規則解釈等の改正内容および保安規定の改正方針

BWRにおける原子炉格納容器ベントの原子炉建物の水素防護対策としての位置付けを明確化するために、設置許可基準規則解釈等が改正された。これを踏まえた保安規定の改正方針を説明する。

(1) 設置許可基準規則解釈の改正 (改正箇所は赤下線)

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)

1 第53条に規定する「水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。

a) 原子炉格納容器の構造上、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の水素濃度が高くなり、高濃度の水素ガスが原子炉格納容器から漏えいするおそれのある発電用原子炉施設には、原子炉格納容器から原子炉建屋等への水素ガスの漏えいを抑制し、原子炉建屋等内の水素濃度の上昇を緩和するための設備として、次に掲げるところにより、原子炉格納容器から水素ガスを排出することができる設備を設置すること。この場合において、当該設備は、本規程第50条の規定により設置する格納容器圧力逃がし装置と同一設備であってもよい。

i) その排出経路での水素爆発を防止すること。

ii) 排気中の水素濃度を測定することができる設備を設けること。

iii) i) 及び ii) に掲げるもののほか、本規程第50条3b) i) から xi) までの規定に準ずること。

b) 水素濃度制御設備 (制御により原子炉建屋等で水素爆発のおそれがないことを示すこと。) 又は 原子炉建屋等から水素ガスを排出することができる設備 (動的機器等に水素爆発を防止する機能を付けること。放射性物質低減機能を付けること。) を設置すること。

c) 想定される事故時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で推定できる監視設備 を設置すること。

d) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。

【保安規定の改正方針】

第65条 (重大事故等対処設備) の表65-5において、「水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備」としてLCOを設定する。

なお、設置許可基準規則第50条 (原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備) の規定により設置する格納容器フィルタベント系を用いて、原子炉格納容器から原子炉棟への水素ガスの漏えいを抑制し、原子炉棟内の水素濃度の上昇を緩和することが可能であるため、同規則第53条の改正に伴う追加の設備対策を要さないことから、LCOについては同規則第50条の系統、機器を対象に設定する。

(2) 技術基準規則解釈の改正 (改正箇所は赤下線)

第68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)

1 第68条に規定する「水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。

a) 原子炉格納容器の構造上、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の水素濃度が高くなり、高濃度の水素ガスが原子炉格納容器から漏えいするおそれのある発電用原子炉施設には、原子炉格納容器から原子炉建屋等への水素ガスの漏えいを抑制し、原子炉建屋等内の水素濃度の上昇を緩和するための設備として、次に掲げるところにより、原子炉格納容器から水素ガスを排出することができる設備を設置すること。この場合において、当該設備は、本規程第65条の規定により設置する格納容器圧力逃がし装置と同一設備であってもよい。

i) その排出経路での水素爆発を防止すること。

ii) 排気中の水素濃度を測定することができる設備を設けること。

iii) i) 及び ii) に掲げるもののほか、本規程第65条3b) i) から xi) までの規定に準ずること。

b) 水素濃度制御設備(制御により原子炉建屋等で水素爆発のおそれがないことを示すこと。)又は原子炉建屋等から水素ガスを排出することができる設備(動的機器等に水素爆発を防止する機能を付けること。放射性物質低減機能を付けること。)を設置すること。

c) 想定される事故時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で推定できる監視設備を設置すること。

d) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。

【保安規定の改正方針】

第65条(重大事故等対処設備)の表65-5において、「水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備」としてLCOを設定する。

なお、技術基準規則第65条(原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備)の規定により設置する格納容器フィルタベント系を用いて、原子炉格納容器から原子炉棟への水素ガスの漏えいを抑制し、原子炉棟内の水素濃度の上昇を緩和することが可能であるため、同規則第68条の改正に伴う追加の設備対策を要さないことから、LCOについては同規則第65条の系統、機器を対象に設定する。

(3) S A技術的能力審査基準の改正 (改正箇所は赤下線)

Ⅲ 要求事項の解釈

1. 重大事故等対策における要求事項の解釈

1. 0 共通事項

(1) ~ (3) (略)

(4) 手順書の整備、訓練の実施及び体制の整備

【要求事項】

(略)

【解釈】

1 手順書の整備は、以下によること。

a) (略)

b) 発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防ぐために最優先すべき操作等の判断基準をあらかじめ明確化する方針であること。(ほう酸水注入系(SLCS)、海水及び格納容器圧力逃がし装置の使用を含む。) また、当該判断基準に達した場合に当該操作等をためらわず実施する手順とする方針であること。

【保安規定の改正方針】

重大事故等対策に係る最優先すべき操作等について、あらかじめ判断基準を明確に定めるなどし、当該判断基準に達した場合には迷うことなく当該操作等を実施できるよう、手順書を整備することを保安規定に定める。

また、今回のS A技術的能力審査基準の改正において、原子炉格納容器ベントの原子炉建物の水素防護対策としての位置付けが明確化されたことを受けて、「水素爆発による原子炉建物等の損傷を防ぐ」ことを含む方針であることを保安規定で明確化する。

1. 10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等

【要求事項】

(略)

【解釈】

1 「水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。

a) 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原子炉建屋等への水素ガスの漏えいを抑制し、原子炉建屋等内の水素濃度の上昇を緩和するため、原子炉格納容器から水素ガスを排出することができる設備による原子炉格納容器から水素ガスを排出する手順等を整備すること。

b) 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、水素濃度制御設備又は原子炉建屋等から水素ガスを排出することができる設備により、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順等を整備すること。

c) 水素爆発による損傷を防止するために必要な設備が、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とする手順等を整備すること。

【保安規定の改正方針】

SA技術的能力審査基準「1. 7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」の対応として、「添付3 重大事故等および大規模損壊対応に係る実施基準」の「表7 操作手順7. 格納容器の過圧破損を防止するための手順等」において、原子炉建物水素濃度上昇時の原子炉格納容器ベント基準を定める。

また、今回のSA技術的能力審査基準「1. 10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」の改正内容を踏まえ、「添付3 重大事故等および大規模損壊対応に係る実施基準」の「表10 操作手順10. 水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための手順等」に、原子炉建物水素濃度上昇時の原子炉格納容器ベント基準を定め、原子炉格納容器ベントの原子炉建物の水素防護対策としての位置付けを明確化する。

4. 保安規定変更認可申請の内容に対する確認事項

保安規定変更認可申請の内容に対して、以下の事項を確認した。詳細は添付資料において説明する。

- ・ 実用炉規則第 92 条および保安規定審査基準（運転）の要求事項に適合するものであること（添付資料 1）
- ・ 2021 年 9 月 15 日付で許可された島根原子力発電所 2 号炉の発電用原子炉設置変更許可申請書と齟齬がないものであること（添付資料 2）
- ・ 原子炉建物水素濃度に基づく原子炉格納容器ベント実施基準の妥当性（添付資料 3）
- ・ 水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備の適合性と位置付け（添付資料 4）
- ・ LCO 等の設定（添付資料 5）
- ・ 局所エリアにおける水素濃度上昇時の自主的な対応について（添付資料 6）

以上より、保安規定変更許可申請の内容が、以下の要求事故に適合することを確認した。

【保安規定審査基準（運転）抜粋】

- ・ 原子炉等規制法第 4 3 条の 3 の 5 第 1 項若しくは第 4 3 条の 3 の 8 第 1 項の許可を受けたところ又は同条第 3 項若しくは第 4 項前段の規定により届け出たところによるものでないと認められないこと
- ・ 核燃料物質若しくは核燃料物質によって汚染された物又は発電用原子炉による災害の防止上十分でないものであると認められないこと

以上

島根原子力発電所 2 号炉

保安規定審査基準等の要求事項に対する
保安規定への記載方針について

目 次

1. 保安規定審査基準等の要求事項に対する保安規定への記載方針
2. 保安規定審査基準の要求事項に対する原子炉建物水素防護対策に係る保安規定変更条項の整理
3. 保安規定審査基準等の要求事項に対する原子炉建物水素防護対策に係る保安規定の記載内容

1. 保安規定審査基準等の要求事項に対する保安規定への記載方針

保安規定審査基準等の要求事項から保安規定に記載すべき内容を整理するにあたっては、保安規定変更に係る基本方針を受け、以下の方針により記載する。

(1) 保安規定変更に係る基本方針の内容（抜粋）

2.1 保安規定に規定すべき項目について

これら法令上及び保安規定審査基準等の要求事項の変更を踏まえ、原子炉設置者は論点ごとに保安規定へ反映すべき項目を整理し、必要な改正、制定を行ったうえで引き続きこれらを遵守する。（記載箇所：2-2 頁）

2.2.1 保安規定に記載すべき事項について

保安規定に法令等へ適合することを確認した内容の行為者及び行為内容を定める（記載箇所：2-3 頁）

(2) 保安規定の記載方針

(1) の「保安規定変更に係る基本方針」を受け、具体的には、以下の方針で記載する。

保安規定本文には保安規定審査基準にて要求されている内容に応じた記載（行為内容の骨子）とし、具体的な行為内容については保安規定添付 2 および添付 3 に記載する。また、必要に応じて二次文書他に記載する。

2. 保安規定審査基準の要求事項に対する原子炉建物水素防護対策に係る保安規定変更条項の整理

下表において、保安規定審査基準の要求事項に対する保安規定条文を示す。

	保安規定審査基準（運転） (H25.6.19 制定, R1.12.25 最終改正)	保安規定条文		変更 有無
実用炉規則 第92条第1 項第8号イ からハまで 【発電用原 子炉施設の 運転に関する 体制、確認 すべき事項、 異状があつた場合 の措置等】	1. 発電用原子炉の運転に必要な運転員の確保について定められていること。	第12条	運転員等の確保	—
	2. 発電用原子炉施設の運転管理に係る組織内規程類を作成することが定められていること。	第14条	規定類の作成	—
	3. 運転員の引継時に実施すべき事項について定められていること。	第15条	引継および周知	—
	4. 発電用原子炉の起動その他の発電用原子炉の運転に当たって確認すべき事項について定められていること。	第12条の2	運転管理業務	—
		第16条	原子炉起動前の確認事項	—
		第17条	火災発生時の体制の整備	—
		第17条の2	内部溢水発生時の体制の整備	—
		第17条の3	火山影響等発生時の体制の整備	—
		第17条の4	その他自然災害発生時等の体制の整備	—
	5. 地震、火災、有毒ガス（予期せず発生するものを含む。）等の発生時に講ずべき措置について定められていること。	第17条の5	有毒ガス発生時の体制の整備	—
第17条の6		資機材等の整備	—	
第18条		水質管理	—	
第19条		停止余裕	—	
第20条		反応度監視	—	
第21条		制御棒の動作確認	—	
6. 原子炉冷却材の水質の管理について定められていること。	第21条の2	制御棒の動作確認	—	
	第22条	制御棒のスクラム機能	—	
	第23条	制御棒の操作	—	
	第24条	ほう酸水注入系	—	
	第25条	原子炉熱制限値	—	
	第26条	原子炉熱出力および炉心流量	—	
	第27条	計測および制御設備	—	
	第27条の2	計測および制御設備	—	
	第28条	原子炉再循環ポンプ	—	
	第28条の2	原子炉再循環ポンプ	—	
	第29条	ジェットポンプ	—	
	第30条	主蒸気逃がし安全弁	—	
	第31条	格納容器内の原子炉冷却材漏えい率	—	
	第32条	非常用炉心冷却系、原子炉隔離時冷却系および高圧原子炉代替注水系の系統圧力監視	—	
	第33条	原子炉冷却材中のよう素131濃度	—	
	第34条	残留熱除去系原子炉停止時冷却モードその1	—	
	第35条	残留熱除去系原子炉停止時冷却モードその2	—	
	第36条	残留熱除去系原子炉停止時冷却モードその3	—	
	第37条	原子炉冷却材温度および原子炉冷却材温度変化率	—	
	第38条	原子炉圧力	—	
第39条	非常用炉心冷却系その1	—		

保安規定審査基準（運転） （H25.6.19 制定，R1.12.25 最終改正）		保安規定条文	変更 有無	
		第39条の2	非常用炉心冷却系その1	—
		第40条	非常用炉心冷却系その2	—
		第41条	原子炉隔離時冷却系	—
		第42条	主蒸気隔離弁	—
		第43条	格納容器および格納容器隔離弁	—
		第44条	サブプレッションチェンバからドライウエルへの真空破壊弁	—
		第45条	サブプレッションチェンバの平均水温	—
		第46条	サブプレッションチェンバの水位	—
		第47条	可燃性ガス濃度制御系	—
		第48条	格納容器内の酸素濃度	—
		第49条	原子炉棟	—
		第50条	原子炉棟給排気隔離弁	—
		第51条	非常用ガス処理系	—
		第52条	原子炉補機冷却水系および原子炉補機海水系	—
		第53条	高圧炉心スプレー補機冷却水系および高圧炉心スプレー補機海水系	—
		第54条	燃料プールの水位および水温	—
		第55条	燃料または制御棒を移動する時の原子炉水位	—
		第56条	中央制御室非常用循環系	—
		第57条	外部電源その1	—
		第57条の2	外部電源その2	—
		第57条の3	外部電源その3	—
		第58条	非常用ディーゼル発電機その1	—
		第59条	非常用ディーゼル発電機その2	—
		第60条	非常用ディーゼル燃料油等	—
		第61条	直流電源その1	—
		第62条	直流電源その2	—
		第63条	所内電源系統その1	—
		第64条	所内電源系統その2	—
		第65条	重大事故等対処設備	有
		第66条	原子炉停止中の制御棒1本の引き抜き	—
		第67条	単一制御棒駆動機構の取り外し	—
		第68条	複数の制御棒引き抜きを伴う検査	—
		第69条	原子炉の昇温を伴う検査	—
		第70条	原子炉モードスイッチの切替を伴う検査	—
		—	特定重大事故等対処施設を構成する設備については別途申請予定	—
8. サーベイランスの実施方法については、確認する機能が必要となる事故時等の条件で必要な性能が発揮できるかどうかを確認（以下「実条件性能確認」という。）するために十分な方法（事故時等の条件を模擬できない場合等においては、実条件性能確認に相当する方法であることを検証した代替の方法を含む。）が定められていること。また、サーベイランス及び要求される措置を実施する時期の延長に関する考え方、サーベイランスの際のLC	第71条	運転上の制限の確認	—	

保安規定審査基準（運転） （H25.6.19 制定，R1.12.25 最終改正）		保安規定条文		変更 有無
	○の取扱い等が定められていること。			
	9. LCOを逸脱した場合について、事象発見からLCOに係る判断までの対応目安時間等を組織内規程類に定めること及び要求される措置等の取扱方法が定められていること。	第72条	運転上の制限を満足しない場合	—
	10. LCOに係る記録の作成について定められていること。	第74条	運転上の制限に関する記録	—
	11. LCOを逸脱した場合のほか、緊急遮断等の異常発生時や監視項目が警報設定値を超過するなどの異状があった場合の基本的対応事項及び講ずべき措置並びに異常収束後の措置について定められていること。	第75条	異常発生時の基本的な対応	—
		第76条	異常時の措置	—
		第77条	異常収束後の措置	—
		第17条の9	電源機能等喪失時の体制の整備	—
		添付1	原子炉がスクラムした場合の運転操作基準（第76条関連）	—
	12. LCOが設定されている設備等について、予防保全を目的とした保全作業をその機能が要求されている発電用原子炉の状態においてやむを得ず保全作業を行う場合には、当該保全作業が限定され、原則としてAOT内に完了することとし、必要な安全措置を定め、確率的リスク評価（PRA：Probabilistic Risk Assessment）等を用いて措置の有効性を検証することが定められていること	第73条	予防保全を目的とした保全作業を実施する場合	—
		第11条	構成および定義	—
		第18条の2	原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離弁管理	—
実用炉規則 第92条第1 項第11号 【線量、線 量当量、汚 染の除去 等】	1. 放射線業務従事者が受ける線量について、線量限度を超えないための措置（個人線量計の管理の方法を含む。）が定められていること。	第98条	放射線業務従事者の線量管理等	—
		第101条	放射線計測器類の管理	—
	2. 国際放射線防護委員会（ICRP）が1977年勧告で示した放射線防護の基本的考え方を示す概念（as low as reasonably achievable、以下「ALARA」という。）の精神にのっとり、放射線業務従事者が受ける線量を管理することが定められていること。	第90条	放射線管理に係る基本方針	—
		第98条	放射線業務従事者の線量管理等	—
	3. 実用炉規則第78条に基づく床、壁等の除染を実施すべき表面汚染密度の明確な基準が定められていること。	第99条	床、壁等の除染	—
	4. 管理区域及び周辺監視区域境界付近における線量当量率等の測定に関する事項が定められていること。	第100条の2	外部放射線に係る線量当量率等の測定	—
	5. 管理区域内で汚染のおそれのない区域に物品又は核燃料物質等を移動する際に講ずべき事項が定められていること。	第102条	管理区域外等への搬出および運搬	—
	6. 核燃料物質等（新燃料、使用済燃料及び放射性固体廃棄物を除く。）の工場又は事業所の外への運搬に関する行為（工場又は事業所の外での運搬中に関するものを除く。）が定められていること。なお、この事項は、第13号又は第14号における運搬に関する事項と併せて定められていてもよい。	第102条	管理区域外等への搬出および運搬	—
		第103条	発電所外への運搬	—
	7. 原子炉等規制法第61条の2第2項により認可を受けた場合においては、同項により認可を受けた放射能濃度の測定及び評価の方法に基づき、当該認可を受けた申請書等において記載された内容を満足するよう、同条第1項の確認を受けようとする物に含まれる放射性物質の放射能濃度の測定及び評価を行い、適切に取り扱うことが定められていること。なお、この事項は、放射性廃棄物との仕分け等を明確にするため、第14号における放射性廃棄物の管理に関する事項と併せて定められていてもよい。	—	[クリアランス規定は、採用していないため、保安規定に記載なし]	—
	8. 放射性廃棄物でない廃棄物の取扱いに関することについては、「原子力施設における「放射性廃棄物でない廃棄物」の取扱いについて（指示）」（平成20年4月21日原院第1号（平成20年5月27日原子力安全・保安院制定（NIS A-111a-08-1）））を参考として定められていること。なお、この事項は、放射性廃棄物との仕分け等を明確にするため、第14号における放射性廃棄物の管理に関する事項と併せて定められていてもよい。	第86条の2	放射性廃棄物でない廃棄物の管理	—
		第86条の3	事故由来放射性物質の降下物の影響確認	—
9. 汚染拡大防止のための放射線防護上、必要な措置が定められていること。	第91条	管理区域の設定および解除	—	
	第92条	管理区域内における区	—	

保安規定審査基準（運転） （H25.6.19 制定，R1.12.25 最終改正）		保安規定条文	変更 有無
		域区分	
		第95条 管理区域出入者の遵守事項	—
		第99条 床、壁等の除染	—
		第102条 管理区域外への搬出および運搬	—
		添付3 重大事故等および大規模損壊対応に係る実施基準	有*
実用炉規則 第92条第1項第16号 【設計想定事象等に係る発電用原子炉施設の保全に関する措置】	1. 許可を受けたところによる基本設計ないし基本的設計方針に則した対策が機能するよう、想定する事象に応じて、次に掲げる措置を講ずることが定められていること。 (1) 発電用原子炉施設の必要な機能を維持するための活動に関する計画を策定し、要員を配置するとともに、計画に従って必要な活動を行わせること。特に、当該計画には、次に掲げる事項を含めること。 イ 火災 可燃物の管理、消防吏員への通報、消火又は延焼の防止その他の消防隊が火災の現場に到着するまでに行う活動に関すること。 ロ 火山現象による影響（影響が発生するおそれを含む。以下「火山影響等」という。） ① 火山影響等発生時における非常用交流動力電源設備の機能を維持するための対策に関すること。 ② ①に掲げるもののほか、火山影響等発生時における代替電源設備その他の炉心を冷却するために必要な設備の機能を維持するための対策に関すること。 ③ ②に掲げるもののほか、火山影響等発生時に交流動力電源が喪失した場合における炉心の著しい損傷を防止するための対策に関すること。 ハ 重大事故に至るおそれのある事故（運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を除く。）又は重大事故（以下「重大事故等」という。） ① 重大事故等発生時における炉心の著しい損傷を防止するための対策に関すること。 ② 重大事故等発生時における原子炉格納容器の破損を防止するための対策に関すること。 ③ 重大事故等発生時における使用済燃料貯蔵設備に貯蔵する燃料体の著しい損傷を防止するための対策に関すること。 ④ 重大事故等発生時における原子炉停止時の燃料体の著しい損傷を防止するための対策に関すること。 ⑤ 重大事故等（原子炉建屋への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによるものを除く。）発生時における特定重大事故等対処施設を用いた対策（上記①から④までの対策に関することを含む。）に関すること。 ⑥ 発生する有毒ガスからの運転員等の防護に関すること。 ニ 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発電用原子炉施設の大規模な損壊（以下「大規模損壊」という。） ① 大規模損壊発生時における大規模な火災が発生した場合における消火活動に関すること。 ② 大規模損壊発生時における炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関すること。 ③ 大規模損壊発生時における原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関すること。 ④ 大規模損壊発生時における使用済燃料貯蔵槽の水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関すること。 ⑤ 大規模損壊発生時における放射性物質の放出を低減するための対策に関すること。 ⑥ 重大事故等（原子炉建屋への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによるものに限る。）発生時における特定重大事故等対処施設を用いた対策に関すること。 (2) (1)に掲げる措置のうち重大事故等発生時又は大規模損壊発生時におけるそれぞれの措置に係る手順については、それぞれ次に掲げるとおりとすること。 イ 重大事故等発生時 ① 許可を受けた対応手段、重要な配慮事項、有効性評価の前提条件となる操作の成立性に係る事項が定められ、定められ	第12条 運転員等の確保	—
		第17条 火災発生時の体制の整備	—
		第17条の2 内部溢水発生時の体制の整備	—
		第17条の3 火山影響等発生時の体制の整備	—
		第17条の4 その他自然災害発生時等の体制の整備	—
		第17条の5 有毒ガス発生時の体制の整備	—
		第17条の6 資機材等の整備	—
		第17条の7 重大事故等発生時の体制の整備	—
		第17条の8 大規模損壊発生時の体制の整備	—
		添付2 火災、内部溢水、火山影響等、その他自然災害および有毒ガス対応に係る実施基準	—
		添付3 重大事故等および大規模損壊対応に係る実施基準	有

保安規定審査基準（運転） （H25.6.19 制定，R1.12.25 最終改正）		保安規定条文	変更 有無
	<p>た内容が重大事故等に対する確かつ柔軟に対処することを妨げるものでないこと。</p> <p>② 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防ぐために最優先すべき操作等の判断基準の基本的な考え方が定められていること。原子炉格納容器の過圧破損の防止に係る手順については、格納容器圧力逃がし装置を設けている場合、格納容器代替循環冷却系又は格納容器再循環ユニットにより原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる手順を、格納容器圧力逃がし装置による手順に優先して実施することが定められているとともに、原子炉格納容器内の圧力が高い場合など、必要な状況においては確実に格納容器圧力逃がし装置を使用することが定められていること。</p> <p>③ 措置に係る手順の優先順位や手順着手の判断基準等（②に関するものを除く。）については記載を要しない。</p> <p>ロ 大規模損壊発生時定められた内容が大規模損壊に対する確かつ柔軟に対処することを妨げるものでないこと。</p> <p>(3) 必要な機能を維持するための活動を行う要員に対する教育及び訓練に関すること。特に重大事故等又は大規模損壊の発生時における発電用原子炉施設の必要な機能を維持するための活動を行う要員に対する教育及び訓練については、それぞれ毎年1回以上定期に実施すること及び重大事故等対処施設の使用を開始するに当たって必要な教育及び訓練をあらかじめ実施すること。</p> <p>(4) 必要な機能を維持するための活動を行うために必要な電源車、消防自動車、化学消防自動車、泡消火薬剤、消火ホース、照明器具、無線機器、フィルターその他の資機材を備え付けること。</p> <p>(5) その他必要な機能を維持するための活動を行うために必要な体制を整備すること。</p> <p>2. 重大事故等又は大規模損壊が発生した場合において、核燃料物質若しくは核燃料物質によって汚染された物又は発電用原子炉による災害を防止するために必要があると認めるときは、組織内規程類にあらかじめ定めた計画及び手順にとらわれず、発電用原子炉施設の保全のための所要の措置を講ずることが定められていること。</p>		

※ 本申請において、汚染拡大防止のための放射線防護上、必要な措置についての変更はない。

3. 保安規定審査基準等の要求事項に対する原子炉建物水素防護対策に係る保安規定の記載内容

前項において、「変更有」として抽出された項目について、保安規定審査基準（運転）およびSA技術的能力審査基準の要求事項に対する保安規定の記載内容を説明する。

【フォーマットの説明】

項目	説明内容
関連する実用炉規則	○「黒字」により、保安規定審査基準に関連する実用炉規則の内容を記載する。
保安規定審査基準 （運転）、SA技術的 能力審査基準	○「黒字」により、保安規定審査基準の内容を記載する。また、必要な箇所にはSA技術的能力審査基準の内容を記載する。 ○「 <u>黒字（赤下線）</u> 」により、保安規定審査基準またはSA技術的能力審査基準の変更箇所を明確にする。
記載すべき内容	○「黒字」により、保安規定に記載すべき内容を記載する。また、記載にあたっては、文書の体系がわかる範囲で記載する。 ○「 <u>黒字（赤下線）</u> 」により、保安規定の変更内容を記載する。
記載の考え方	○保安規定に記載すべき内容の記載の考え方を記載する。 ○社内規定文書（二次文書他）に記載すべき内容の記載の考え方を記載する。 ○保安規定および社内規定文書（二次文書他）等に記載しない場合の考え方を記載する。
該当規定文書	○該当する社内規定文書（二次文書他）を記載する。
記載内容の概要	○該当する社内規定文書（二次文書他）の具体的な記載内容を記載する。

保安規定審査基準等の要求事項に対する保安規定への記載内容

関連する実用炉規則	保安規定審査基準(運転), SA 技術的能力審査基準	原子炉施設保安規定	記載すべき内容	記載の考え方	該当規定文書	社内規定文書
<p>第92条(保安規定) 法第四十三条の三の二十四第一項の規定による保安規定の認可を受けようとする者は、認可を受けようとする工場又は事業所ごとに、次に掲げる事項について保安規定を定め、これを記載した申請書を原子力規制委員会に提出しなければならない。 ハ 発電用原子炉施設の運転に関することであつて、次に掲げるもの イ 発電用原子炉の運転を行う体制の整備に関すること。 ロ 発電用原子炉の運転に当たつて確認すべき事項及び運転の操作に必要な事項 ハ 異状があつた場合の措置に関すること(第十五号に掲げるものを除く。)</p>	<p>実用炉規則第92条第1項第8号イからハまで 発電用原子炉施設の運転に関する体制、確認すべき事項、異状があつた場合の措置等 (中略) 7. 発電用原子炉施設の重要な機能に関して、安全機能を有する系統及び機器、重大事故等対処設備(特定重大事故等対処施設を構成する設備を含む。)等について、運転状態に対応した運転上の制限(Limiting Conditions for Operation。以下「LCO」という。)、LCOを逸脱しないことの確認(以下「サーベイランス」という。)の実施方法及び頻度、LCOを逸脱した場合に要求される措置(以下単に「要求される措置」という。)並びに要求される措置の完了時間(Allowed Outage Time。以下「AOT」という。)が定められていること。なお、LCO等は、許可を受けたところによる安全解析の前提条件又はその他の設計条件を満足するように定められていること。</p>	<p>(重大事故等対処設備) [2号炉] 第65条 原子炉の状態に応じて、次の各号の重大事故等対処設備^{*1}は、表65-1から表65-19で定める事項を運転上の制限とする。 (1) 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備 (2) 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 (3) 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備 (4) 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 (5) 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備 水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備 水素爆発による原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備 (6) 原子炉格納容器内の冷却等のための設備 (7) 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備 (8) 水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備 (9) 燃料プールの冷却等のための設備 (10) 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備 (11) 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備 (12) 電源設備 (13) 計装設備 (14) 運転員が中央制御室にとどまるための設備 (15) 監視測定設備 (16) 緊急時対策所 (17) 通信連絡を行うために必要な設備 (18) アクセスルートの確保 (19) 大量送水車</p>	<p>記載すべき内容</p>	<p>記載の考え方</p>	<p>該当規定文書</p>	<p>社内規定文書</p> <p>記載内容の概要</p> <ul style="list-style-type: none"> 格納容器フィルタメント系について、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)に適合するために必要な設備としての位置付けを明確化するため、LCO等を設定する。 添付資料5参照 運転管理要領(既存) 重大事故等対処設備について記載する。(新規記載)

保安規定審査基準等の要求事項に対する保安規定への記載内容

関連する実用炉規則	保安規定審査基準(運転), SA 技術的能力審査基準	原子炉施設保安規定 記載すべき内容	記載の考え方	社内規定文書 該当規定文書	社内規定文書 記載内容の概要
		<p>2. 重大事故等対処設備が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。</p> <p>(1) 各課長または当直長は、原子炉の状態に応じて表65-1から表65-19の確認事項を実施する。各課長は、その結果を課長(発電)に通知する。</p> <p>3. 各課長または当直長は、重大事故等対処設備が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表65-1から表65-19の措置を講じる。</p> <p>※1: 可搬型設備の系統には、資機材等を含む。</p>			

保安規定審査基準等の要求事項に対する保安規定への記載内容

保安規定審査基準(運転), SA 技術的能力審査基準		原子炉施設保安規定		社内規定文書	
関連する実用炉規則	保安規定審査基準(運転), SA 技術的能力審査基準	記載すべき内容	記載の考え方	該当規定文書	記載内容の概要
<p>第 92 条(保安規定)</p> <p>法第四十三條の三の二十四第一項の規定による保安規定の認可を受けようとする者は、認可を受けようとする工場又は事業所ごとに、次に掲げる事項について保安規定を定め、これを記載した申請書を原子力規制委員会に提出しなければならない。</p> <p>十六 設計想定事象、重大事故等又は大規模損壊に係る発電用原子炉施設の保全に関する措置に關すること。</p> <p>第 83 条(設計想定事象、重大事故等又は大規模損壊に係る発電用原子炉施設の保全に關する措置)</p> <p>法第四十三條の三の二十二第一項の規定により、発電用原子炉設置者は、設計想定事象、重大事故等又は大規模損壊に關して、法第四十三條の三の五第一項又は第四十三條の三の八第一項の許可を受けたところ(法第四十三條の三の三十四第二項の認可を受けたもの)にあつては、当該認可を受けたところ)により、次に掲げる発電用原子炉施設の保全に關する措置を講じなければならない。</p> <p>一 次に掲げる事象の区分に応じそれぞれ次に定める事項を含む発電用原子炉施設の必要な機能を維持するための活動に關する計画を定めるとともに、当該計画の実行に必要な要員を配置し、当該計画に従つて必要な活動を行わせること。</p> <p>イ、ロ(中略)</p> <p>ハ 重大事故等</p> <p>(1) 炉心の著しい損傷を防止するための対策に關すること。</p> <p>(2) 原子炉格納容器の破損を防止するための対策に關すること。</p> <p>(3) 使用済燃料貯蔵設備に貯蔵する燃料体の著しい損傷を防止するための対策に關すること。</p>	<p>実用炉規則第 92 条第 1 項第 16 号 設計想定事象等に係る発電用原子炉施設の保全に關する措置</p> <p>1. 許可を受けたところによる基本設計ないし基本的設計方針に則した対策が機能するよう、想定する事象に応じ、次に掲げる措置を講ずることが定められていていること。</p> <p>(1) 発電用原子炉施設の必要な機能を維持するための活動に關する計画を策定し、要員を配置するとともに、計画に従つて必要な活動を行わせること。特に、当該計画には、次に掲げる事項を含めること。</p> <p>イ、ロ(中略)</p> <p>ハ 重大事故に至るおそれのある事故(運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を除く。)又は重大事故(以下「重大事故等」という。)</p> <p>① 重大事故等発生時における炉心の著しい損傷を防止するための対策に關すること。</p> <p>② 重大事故等発生時における原</p>	<p>記載すべき内容</p> <p>重大事故等および大規模損壊対応に係る実</p>	<p>記載の考え方</p> <p>・実用炉規則および保安規定審査基準(運転)に変更はなく、SA技術的能力審査基準の改正を踏まえても、保安規定に変更はない。</p>	<p>該当規定文書</p> <p>添付3 重大事故等および大規模損壊対応に係る実</p>	<p>記載内容の概要</p> <p>・SA技術的能力審査基準の改正を</p>

保安規定審査基準等の要求事項に対する保安規定への記載内容

保安規定審査基準(運転), SA 技術的能力審査基準		原子炉施設保安規定		社内規定文書	
関連する実用炉規則	記載すべき内容	記載の考え方	該当規定文書	記載内容の概要	
<p>(4) 原子炉停止時の燃料体の著しい損傷を防止するための対策に関すること。</p> <p>ニ (省略)</p> <p>二、三(省略)</p> <p>四 前三号に掲げるもののほか、設計想定事象、重大事故等又は大規模損壊の発生時における発電用原子炉施設の必要な機能を維持するための活動を行うために必要な体制を整備すること。</p>	<p>子炉格納容器の破損を防止するための対策に関すること。</p> <p>③ 重大事故等発生時における使用済燃料貯蔵設備に貯蔵する燃料体の著しい損傷を防止するための対策に関すること。</p> <p>④ 重大事故等発生時における原子炉停止時の燃料体の著しい損傷を防止するための対策に関すること。</p> <p>⑤ 重大事故等(原子炉建屋への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによるものを除く。)発生時における特定重大事故等対処施設を用いた対策(上記①から④までの対策に関することを含む。)に関すること。</p> <p>⑥ 発生する有毒ガスからの運転員等の防護に関すること。</p>	<p>踏まえ、水素爆発に係る原子炉建物等の損傷の防止に係る記載を追加するが、実用炉規則および保安規定審査基準(運転)の要求事項に係る記載に変更はない。</p>			

保安規定審査基準等の要求事項に対する保安規定への記載内容

関連する実用炉規則	保安規定審査基準(運転), SA 技術的能力審査基準	原子炉施設保安規定	記載の考え方	該当規定文書	社内規定文書	記載内容の概要
	<p>保安規定審査基準(運転), SA 技術的能力審査基準</p> <p>SA 技術的能力審査基準</p> <p>III 要求事項の解釈</p> <p>1. 重大事故等対策における要求事項の解釈</p> <p>1.0 共通事項</p> <p>(1)～(3) (中略)</p> <p>(4) 手順書の整備、訓練の実施及び体制の整備</p> <p>【要求事項】</p> <p>(中略)</p> <p>【解釈】</p> <p>1 手順書の整備は、以下によること。</p> <p>a) (省略)</p> <p>b) 発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防ぐために最優先すべき操作等の判断基準をあらかじめ明確化する方針であること。(ほう酸水注入系(SLCS)、海水及び格納容器圧力逃がし装置の使用を含む。)</p> <p>また、<u>当該判断基準に達した場合に当該操作等をためらわず実施する手順とする方針であること。</u></p> <p>(中略)</p>	<p>記載すべき内容</p> <p>添付3 重大事故等および大規模損壊対応に係る実施基準(第17条の7および第17条の8関連)</p> <p>重大事故等および大規模損壊対応に係る実施基準</p> <p>(中略)</p> <p>1.3 手順書の整備</p> <p>(1) 各課長は、重大事故等発生時において、事象の種類および事象の進展に応じて、重大事故等に確かつ柔軟に対処できるよう手順書を整備する。</p> <p>また、使用主体に応じて、運転員が使用する手順書(以下「運転操作手順書」という。)および緊急時対策要員が使用する手順書(以下「緊急時対策本部用手順書」という。)を整備する。</p> <p>さらに、緊急時対策本部用手順書は使用主体に応じて、緊急時対策本部が使用する手順書、緊急時対策本部のうち技術支援組織が使用する手順書および緊急時対策本部のうち実施組織(当直以外)が使用する手順書に分類して整備する。</p> <p>ア～イ。(中略)</p> <p>ウ. 課長(第一発電)および課長(燃料技術)は、炉心の著しい損傷、格納容器の破損および水素爆発による原子炉建築物等の損傷を防ぐために、最優先すべき操作等を迷うことなく判断し実施するため、以下の判断基準を運転操作手順書および緊急時対策本部用手順書に定める。</p>	<p>記載の考え方</p> <p>・SA 技術的能力審査基準の改正を踏まえ、水素爆発による原子炉建築物等の損傷を防ぐために、判断基準に達した場合に当該操作等を実施めらわず実施する手順であることを明確化する。</p>	<p>該当規定文書</p> <p>・2号機事故時操作要領書(徴候ベース)(既存)</p> <p>・2号機事故時操作要領書(シビアアクシデント)(既存)</p> <p>・2号機AM設備別操作要領書(新規)</p> <p>・緊急時対策本部対応手順書(新規)</p>	<p>社内規定文書</p> <p>記載内容の概要</p> <p>・各事象に応じた判断基準を「運転操作手順」に明確にする。(新規記載)</p>	

保安規定審査基準等の要求事項に対する保安規定への記載内容

関連する実用炉規則	保安規定審査基準(運転), SA 技術的能力審査基準		原子炉施設保安規定		社内規定文書	
	記載すべき内容	記載の考え方	該当規定文書	記載内容の概要		
<p>1. 7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等</p> <p>【要求事項】 発電用原子炉設置者において、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の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p> <p>【解釈】 1 「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>(1) 原子炉格納容器の過圧破損の防止</p> <p>a) 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の破損を防止するため、格納容器代替循環冷却系、格納容器圧力逃がし装置又は格納容器再循環ユニットにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等を整備すること。</p> <p>b) (省略)</p> <p>(中略)</p>	<p>重大事故等の発生および拡大の防止に必要な措置の運用手順等 (中略)</p> <p>表7 操作手順 7. 格納容器の過圧破損を防止するための手順等 (中略)</p> <p>対応手段等 1. 格納容器フィルタベント系による格納容器内の減圧および除熱 当直副長は、残留熱除去系および残留熱代替除去系の運転によって格納容器内の圧力を853 kPa[gage]以下に抑制する見込みがない場合、または原子炉建物水素濃度が2.5vol%に到達した場合は、格納容器の破損を防止するため、格納容器フィルタベント系により格納容器内の圧力および温度を低下させる。 格納容器フィルタベント系の隔離弁(電動弁)の駆動源や制御電源が喪失した場合、隔離弁を遠隔で手動操作することで格納容器内の圧力および温度を低下させる。</p> <p>(1) 手順着手の判断基準 炉心損傷を判断した場合^{*1}において、残留熱除去系および残留熱代替除去系による格納容器内の減圧および除熱ができず、格納容器圧力が640kPa[gage]に到達した場合^{*2}、もしくは、原子炉棟内のいずれかの原子炉建物水素濃度指示値が</p> <p>2. 1vol%に到達した場合。 ※1: 格納容器雰囲気放射線モニタで格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相 当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、または格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。 ※2: 原子炉の冷却ができない場合、または格納容器内の温度および圧力の制御ができない場合は、速やかに格納容器ベントの準備を開始する。 (中略)</p>	<p>・SA技術的能力審査基準に変更はなく、保安規定も変更はない。</p>	<p>・2号機事故時操作要領書(シビアアクシデント)(既存) ・2号機AM設備別操作要領書(新規) ・2号機事故時操作要領書(シビアアクシデント)(既存) ・2号機AM設備別操作要領書(新規)</p>	<p>・手順着手の判断基準および操作手順について記載する。(新規記載)</p>		

保安規定審査基準等の要求事項に対する保安規定への記載内容

関連する実用炉規則	保安規定審査基準(運転), SA 技術的能力審査基準	原子炉施設保安規定	記載の考え方	該当規定文書	社内規定文書
<p>1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等</p> <p>【要求事項】</p> <p>発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納容器するための施設(以下「原子炉建屋等」という。)の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p> <p>【解釈】</p> <p>1 「水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>a) 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原子炉建屋等への水素ガスの漏えいを抑制し、原子炉建屋等内の水素濃度の上昇を緩和するため、原子炉格納容器から水素ガスを排出することができる設備による原子炉格納容器から水素ガスを排出する手順等を整備すること。</p> <p>b) 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、水素濃度制御設備又は原子炉建屋等から水素ガスを排出することができる設備により、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順等を整備する。</p> <p>c) 水素爆発による損傷を防止するた</p>	<p>表10 操作手順</p> <p>1.10 水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための手順等</p> <p>方針目的</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、水素ガスが格納容器内に放出され、格納容器から原子炉棟に漏えいした場合においても水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するため、静的触媒式水素処理装置による水素濃度抑制、原子炉棟内の水素濃度監視および格納容器フィルタベント系による原子炉棟内の水素濃度上昇の緩和を行うことを目的とする。</p> <p>対応手段等</p> <p>1. 原子炉棟内の水素濃度監視(中略)</p> <p>2. 静的触媒式水素処理装置による水素濃度抑制(中略)</p> <p>3. 格納容器フィルタベント系による原子炉棟内の水素濃度上昇の緩和</p> <p>当直副長は、原子炉建物水素濃度が2.5vol%に到達した場合は、格納容器から原子炉棟への水素の漏えいを抑制し、原子炉棟内の水素濃度の上昇を緩和するため、格納容器フィルタベント系による格納容器ベントを実施する。</p> <p>格納容器フィルタベント系による格納容器ベント操作の対応手順等は表7に基づき実施する。</p> <p>(配慮すべき事項)</p> <p>○非常用ガス処理系の停止(中略)</p>	<p>記載すべき内容</p>	<p>記載の考え方</p> <p>・SA技術的能力審査基準の改正を踏まえ、格納容器フィルタベント系により、格納容器から原子炉棟への水素の漏えいを抑制し、原子炉棟内の水素濃度上昇を緩和する目的を明確化する。</p>	<p>該当規定文書</p> <p>・2号機事故時操作要領書(シビアアクシデント)(既存)</p>	<p>社内規定文書</p> <p>記載内容の概要</p> <p>・手順着手の判断基準および操作手順について記載する。(新規記載)</p>

保安規定審査基準等の要求事項に対する保安規定への記載内容

関連する実用炉規則	保安規定審査基準(運転), SA 技術的能力審査基準 めに必要な設備が、交流又は直流電源が必要ならば代替電源設備からの給電を可能とする手順等を整備すること。 (省略)	原子炉施設保安規定 記載すべき内容	記載の考え方	該当規定文書	社内規定文書																																			
		<p>記載すべき内容</p> <p>表20 重大事故等対策における操作の成立性 (4/11)</p> <table border="1" data-bbox="562 1282 940 1863"> <thead> <tr> <th>操作手順</th> <th>対応手段</th> <th>要員</th> <th>要員数</th> <th>想定時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>9</td> <td>格納容器フィルタタレント系による格納容器内の水素ガスおよび揮発性ガスの排出</td> <td>運転員 (中央制御室、現場) 緊急時対策要員</td> <td>3 2</td> <td>55分以内</td> </tr> <tr> <td>9</td> <td>可搬式窒素供給装置による格納容器への窒素ガス供給*</td> <td>緊急時対策要員</td> <td>2</td> <td>2時間以内</td> </tr> <tr> <td>9</td> <td>可搬式窒素供給装置による格納容器への窒素ガス供給 (故障による大型航空機の衝突その他のチロリスムによる影響がある場合)</td> <td>緊急時対策要員</td> <td>2</td> <td>6時間40分以内</td> </tr> <tr> <td>9</td> <td>代替電源設備による必要な設備への給電</td> <td>操作手順 1.4 と同様</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>10</td> <td>代替電源設備による必要な設備への給電</td> <td>操作手順 1.4 と同様</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>10</td> <td>格納容器フィルタタレント系による原子炉内の水素濃度上昇の緩和</td> <td>操作手順 7 と同様</td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>(省略)</p>	操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間	9	格納容器フィルタタレント系による格納容器内の水素ガスおよび揮発性ガスの排出	運転員 (中央制御室、現場) 緊急時対策要員	3 2	55分以内	9	可搬式窒素供給装置による格納容器への窒素ガス供給*	緊急時対策要員	2	2時間以内	9	可搬式窒素供給装置による格納容器への窒素ガス供給 (故障による大型航空機の衝突その他のチロリスムによる影響がある場合)	緊急時対策要員	2	6時間40分以内	9	代替電源設備による必要な設備への給電	操作手順 1.4 と同様			10	代替電源設備による必要な設備への給電	操作手順 1.4 と同様			10	格納容器フィルタタレント系による原子炉内の水素濃度上昇の緩和	操作手順 7 と同様			<p>記載の考え方</p> <p>・操作手順10への「格納容器フィルタタレント系による原子炉棟内の水素濃度上昇の緩和」の追加を踏まえ、表20にも追加する。要員・要員数・想定時間は操作手順7と同様である。</p>	<p>該当規定文書</p>	<p>社内規定文書</p> <p>記載内容の概要</p>
操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間																																				
9	格納容器フィルタタレント系による格納容器内の水素ガスおよび揮発性ガスの排出	運転員 (中央制御室、現場) 緊急時対策要員	3 2	55分以内																																				
9	可搬式窒素供給装置による格納容器への窒素ガス供給*	緊急時対策要員	2	2時間以内																																				
9	可搬式窒素供給装置による格納容器への窒素ガス供給 (故障による大型航空機の衝突その他のチロリスムによる影響がある場合)	緊急時対策要員	2	6時間40分以内																																				
9	代替電源設備による必要な設備への給電	操作手順 1.4 と同様																																						
10	代替電源設備による必要な設備への給電	操作手順 1.4 と同様																																						
10	格納容器フィルタタレント系による原子炉内の水素濃度上昇の緩和	操作手順 7 と同様																																						

島根原子力発電所 2 号炉

原子炉施設保安規定変更に対する
原子炉設置変更許可申請書との
整合性確認資料

目 次

1. 上流文書（設置変更許可申請書）から保安規定への記載方針
2. 「上流文書（設置変更許可申請書）から保安規定への記載内容」の記載要領について
3. 上流文書（設置変更許可申請書）から保安規定への記載内容

1. 上流文書（設置変更許可申請書）から保安規定への記載方針

設置変更許可申請書（DB、技術的能力）の記載内容から保安規定に記載すべき内容を整理するにあたって、保安規定変更に係る基本方針を受け、以下の方針により記載する。

（1）保安規定変更に係る基本方針の内容（抜粋）

1. はじめに

原子炉設置（変更）許可申請書で確認された原子炉施設の安全性が、運転段階においても継続して確保してされることを担保するために必要な事項（原子炉設置（変更）許可申請書の成立性の根拠となる事項）を保安規定に要求事項として規定

2.2.1 保安規定に記載すべき事項について

保安規定に法令等へ適合することを確認した内容の行為者及び行為内容を定める

（2）保安規定の記載方針

（1）の「保安規定変更に係る基本方針」を受け、具体的には、以下の方針で記載する。

- ①設置許可本文は、規制要求事項であるため、設置許可本文のうち運用に係る事項について実施手段も含めて網羅するように保安規定に記載する。
ただし、例示や自主対策設備等に相当する部分の記載は任意とする。
- ②設置許可の添付書類は、直接の規制要求ではないが、（1）項の基本方針に沿って、要求事項に適合するための行為内容の部分は保安規定に記載し、実施手段に相当する部分は必要に応じて二次文書他に記載する。
- ③保安規定の記載にあっては、保安規定本文には保安規定審査基準にて要求されている内容に応じた記載（行為内容の骨子）とし、具体的な行為内容は、保安規定添付2および添付3に記載する。
- ④設置許可本文、添付書類の図、表は、法令等へ適合することを確認した内容の行為者および行為内容に係る部分を保安規定に添付する。
ただし、同図、表の内容が保安規定に記載されている場合は任意とする。

2. 「上流文書（設置変更許可申請書）から保安規定への記載内容」の記載要領について

「上流文書（設置変更許可申請書）から保安規定への記載内容」は、以下の記載要領により示す。

項 目		説 明 内 容
設 置 変 更 許 可	設置変更 許可申請書 (本文)	○「黒字」により、設置変更許申請書（本文）の内容を記載する。
	設置変更 許可申請書 (添付資料)	○「黒字」により、設置変更許可申請書（添付資料）の内容を記載する。
保 安 規 定	保安規定に 記載すべき 内容	○「黒字」により、保安規定に記載すべき内容を記載する。 また、記載にあたっては、文書の体系がわかる範囲で記載する。 ○「 <u>黒字（赤下線）</u> 」により、変更箇所を明確にする。 ○「 <u>黒字（青下線）</u> 」により、要求事項を実施する行為者を明確にする。
	記載の 考え方	○保安規定に記載すべき内容の記載の考え方を、類型化による分類を基本として記載する。 ○下部規定文書（二次文書）に記載すべき内容の記載の考え方を記載する。 ○保安規定および下部規定文書（二次文書）他に記載しない場合の考え方を記載する。
下 部 規 定 文 書	関連する 下部規定 文書	○関連する下部規定文書（二次文書）を記載する。 ○「(新規)」により、新規に制定した下部規定文書を明確にする。 ○「(既存)」により、既存の下部規定文書を改正したものを明確にする。
	記載内容に ついて	○関連する下部規定文書（二次文書）の具体的な記載内容を記載する。 ○「(新規記載)」により、下部規定文書に新規に記載したことを明確にする。

3. 上流文書（設置変更許可申請書）から保安規定への記載内容

設置変更許可申請書の記載内容のうち，設備設計，設備仕様等に係る事項である運用段階への反映は必要ないとする項目を除く，原子炉建物の水素防護対策に係る保安規定に記載すべき内容について，以下のとおり整理する。

黒字(赤下線)：変更箇所
 黒字(青下線)：要求事項を実施する行為者

上流文書（設置変更許可申請書）から保安規定への記載内容（本文五号十添付書類八）
 【9.3 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備】
 【9.6 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】

設置変更許可申請書【添付書類八】 (補正) R3.9.6		原子炉施設保安規定		
設置変更許可申請書【本文】 (補正) R3.9.6	記載すべき内容	記載の考え方	該当規定文書 下部規定文書	
<p>五 発電用原子炉及びその附属施設的位置、構造及び設備</p> <p>リ 原子炉格納施設の構造及び設備</p> <p>(3) 非常用格納容器保護設備の構造</p> <p>(ii) 重大事故等対処設備</p> <p>b. 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備</p> <p>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の過圧による破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。</p> <p>原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備の系統概要図を第9.3-1 図から第9.3-3 図に示す。</p> <p>9.3.2 設計方針</p> <p>原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備のうち、原子炉格納容器バウナダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための設備として、残留熱代替除去系を設ける。また、原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすための設備として、格納容器フィルタバント系を設ける。</p> <p>9.6 水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備</p> <p>9.6.1 概要</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建物等の水素爆発による損傷を防止するために必要な重大事故等対処設備を設置する。</p> <p>水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備の構造図及び系統概要図を第9.6-1 図から第9.6-3 図に示す。</p> <p>9.6.2 設計方針</p> <p>水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備のうち、原子炉建物等の損傷を防止するための水素濃度制御設備として、静的触媒式水素処理装置、静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度を設ける。また、原子炉建物内の水素濃度が変動する可能性のある範囲にわたって測定するための設備として、原子炉建物水素濃度監視設備を設ける。</p>	<p>記載すべき内容</p> <p>(重大事故等対処設備) [2号炉]</p> <p>第6.5条</p> <p>原子炉の状態に応じて、次の各号の重大事故等対処設備*1は、表6.5-1から表6.5-19で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>表6.5-5</p> <p>最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備</p> <p>原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備</p> <p>水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備</p> <p>水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備</p> <p>6.5-5-1 格納容器フィルタバント系</p> <p>表6.5-8</p> <p>水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備</p> <p>6.5-8-1 静的触媒式水素処理装置</p> <p>6.5-8-2 原子炉建物内の水素濃度監視</p>	<p>記載の考え方</p> <p>・格納容器フィルタバント系について、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）に適合するために必要な設備としての位置付けを明確化するため、LCO等を設定する。</p> <p>・添付資料5参照</p>	<p>該当規定文書</p> <p>・運転管理要領 (既存)</p>	<p>下部規定文書</p> <p>記載内容の概要</p> <p>・重大事故等対処設備について記載する。(新規記載)</p>

上流文書（設置変更許可申請書）から保安規定への記載内容（本文十号十添付書類十）
 【1.1 重大事故等対策】

黒字(赤下線)：変更箇所
 黒字(青下線)：要求事項を実施する行為者

設置変更許可申請書【本文】 (補正) R3.9.6	設置変更許可申請書【添付書類十】 (補正) R3.9.6	原子炉施設保安規定 記載すべき内容	記載の考え方	該当規定文書	下部規定文書 記載内容の概要
<p>十 発電用原子炉の炉心の著しい損傷その他の事故が発生した場合における当該事故に対処するために必要な施設及び体制の整備に関する事項</p> <p>ハ 重大事故に至るおそれがある事故又は重大事故 事故に対処するために必要な施設及び体制並びに発生すると想定される事故の程度及び影響の評価を行うために設定した条件及びその評価の結果</p> <p>(1) 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するための能力</p> <p>d. 手順書の整備、教育及び訓練の実施並びに体制の整備</p> <p>(a) 手順書の整備</p> <p>(a-2) 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防ぐために、最優先すべき操作等を送うことなく判断し実施できるように、あらかじめ判断基準を明確にした手順を以下のとおり運転操作手順書又は緊急時対策本部用手順書に整備する。</p> <p>原子炉格納容器圧力が限界圧力に達する前、又は、原子炉格納容器からの異常漏えいが発生した場合に、確実に格納容器フィルタベント系の使用が行えるよう判断基準を明確にした手順を運転操作手順書に整備する。</p>	<p>1. 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力</p> <p>1.1.4 手順書の整備、教育及び訓練の実施並びに体制の整備</p> <p>(1) 手順書の整備</p> <p>b. 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損防止のために、最優先すべき操作等を送うことなく判断し実施できるように、判断基準をあらかじめ明確にした手順を以下のとおり運転操作手順書又は緊急時対策本部用手順書に整備する。</p> <p>原子炉格納容器圧力が限界圧力に達する前、又は、原子炉格納容器からの異常漏えいが発生した場合に、確実に格納容器フィルタベント系の使用が行えるよう判断基準を明確にした手順を運転操作手順書に整備し、この運転操作手順書に従い、緊急時対策本部長の権限と責任において、当直副長が格納容器フィルタベント系によるベントを実施する。</p>	<p>ウ. 課長（第一発着）および課長（燃料技術）は、炉心の著しい損傷、格納容器の破損および水素発生による原子炉建物等の損傷を防ぐために、最優先すべき操作等を送うことなく判断し実施するため、以下の判断基準を運転操作手順書および緊急時対策本部用手順書に定める。</p> <p>(ウ) 格納容器圧力が限界圧力に達する前、または、格納容器からの異常漏えいが発生した場合に、確実に格納容器フィルタベント系の使用が行えるよう判断基準</p>	<p>・設置変更許可本文記載事項のため保安規定に記載する。</p> <p>・保安規定においては、格納容器ベントの原子炉建物の水素防護対策としての位置付け明確化に伴う記載を追加する。</p>	<p>・2号機事故時操作要領書（徴候ベース）（既存）</p> <p>・2号機事故時操作要領書（シビアアクシデント）（既存）</p> <p>・2号機AM設備別操作要領書（新規）</p> <p>・緊急時対策本部対応手順書（新規）</p>	<p>・各事象に応じた以下の判断基準を「運転操作手順」に明確にする。（新規記載）</p> <p>・格納容器圧力が限界圧力に達する、または、格納容器からの異常漏えいが発生した場合に、確実に格納容器フィルタベント系の使用が行えるよう判断基準（新規記載）</p>

黒字(赤下線)：変更箇所
 黒字(青下線)：要求事項を実施する行為者

上流文書（設置変更許可申請書）から保安規定への記載内容（本文十号十添付書類十）
 【追補 1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】
 【追補 1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等】

設置変更許可申請書【本文】 (補正) R3.9.6	設置変更許可申請書【添付書類十】 (補正) R3.9.6	原子炉施設保安規定 記載すべき内容	記載の考え方	該当規定文書	下部規定文書 記載内容の概要
<p>第10-1表 重大事故等対策における手順書の概要（7/19） 1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等 (対応手段等) ○格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p> <p>残留熱除去系の復旧又は残留熱代替除去系の運転によって原子炉格納容器内の圧力を853kPa[gage]以下に抑制する見込みがない場合、又は原子炉建物水素濃度が2.5vol%に到達した場合、格納容器フィルタベント系により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる。</p> <p>格納容器フィルタベント系の隔離弁（電動弁）の駆動源や制御電源が喪失した場合、隔離弁を遠隔で手動操作することによって原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる。</p>	<p>1.7.2 重大事故等時の手順 1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 b. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 炉心の著しい損傷が発生した場合において、残留熱除去系の機能が喪失した場合、及び残留熱代替除去系の運転が期待できない場合は、サブレーション・チェンバ以外の水源を用いた原子炉格納容器内へのサブレイを実施しているため、サブレーション・プール水位が上昇するが、サブレーション・プール水位指示値が通常水位+約1.3mに到達した場合は、このサブレイを停止するため、原子炉格納容器内の圧力を853kPa[gage]以下に抑制できる見込みがなくなることから、格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱を実施することで原子炉格納容器の過圧破損を防止する。</p> <p>また、原子炉格納容器内でジルコニウム-水反応により発生した水素ガスが原子炉建物原子炉棟に漏えいする可能性があることから、原子炉建物原子炉棟4階（燃料取替階）天井付近の水素濃度、非常用ガス処理系吸込配管付近の水素濃度及び原子炉建物原子炉棟4階（燃料取替階）以外のエリアの水素濃度並びに静的触媒式水素処理装置の出入口温度の監視を行い、原子炉建物原子炉棟内において異常な水素ガスの漏えいを検知した場合は原子炉格納容器内に滞留した水素ガスを排出することで、原子炉建物原子炉棟への水素ガスの漏えいを防止する。</p>	<p>添付3 表7 7. 格納容器の過圧破損を防止するための手順等</p> <p>対応手段 1. 格納容器フィルタベント系による格納容器内の減圧および除熱</p> <p>当直副長は、残留熱除去系および残留熱代替除去系の運転によって格納容器内の圧力を853kPa[gage]以下に抑制する見込みがない場合、または原子炉建物水素濃度が2.5vol%に到達した場合は、格納容器フィルタベント系により格納容器内の圧力および温度を低下させる。 格納容器フィルタベント系の隔離弁（電動弁）の駆動源や制御電源が喪失した場合、隔離弁を遠隔で手動操作することによって格納容器内の圧力および温度を低下させる。</p>	<p>・設置変更許可本文記載事項は保安規定に記載する。 ・行為内容を遂行する実施者および実施内容に関する事項のため、保安規定に記載せず下部規定に記載する。</p>	<p>・2号機事故時操作要領書（シビアアクシデント） ・2号機AM設備別操作要領書（新規）</p>	<p>・手順着手の判断基準および操作手順について記載する。（新規記載）</p>

黒字(赤下線)：変更箇所
 黒字(青下線)：要求事項を実施する行為者

上流文書（設置変更許可申請書）から保安規定への記載内容（本文十号十添付書類十）
 【追補 1.7 原子炉格納容器の過圧破壊を防止するための手順等】

【追補 1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等】

設置変更許可申請書【本文】 (補正) R3.9.6	設置変更許可申請書【添付書類十】 (補正) R3.9.6	原子炉施設保安規定 記載すべき内容	記載の考え方	該当規定文書	下部規定文書 記載内容の概要
<p>第 10-1 表 重大事故等対策における手順書の概要 (10/19)</p> <p>1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等</p> <p>(方針目的)</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、水素ガスが原子炉格納容器内に放出され、原子炉格納容器から原子炉建屋に漏えいした場合においても水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するため、静的触媒式水素処理装置による水素濃度抑制及び原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度監視を行う手順等を整備する。</p>	<p>1.10.2 重大事故等時の手順</p> <p>1.10.2.1 原子炉格納容器外への水素ガス漏えい抑制のための対応手順</p> <p>1.10.2.5 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり、対応手段の選択フローチャートを第 1.10-11 図に示す。</p> <p>(2) 原子炉建屋内の水素濃度監視及び原子炉建物燃料取替階プロアウトパネル</p> <p>原子炉建物原子炉棟 4 階（燃料取替階）の水素濃度を原子炉建物水素濃度により監視し、静的触媒式水素処理装置の動作状況を静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度により監視する。</p> <p>静的触媒式水素処理装置の動作により、原子炉建物内の水素濃度の上昇は抑制されるが、仮に原子炉建物原子炉棟内に漏えいした水素ガスが静的触媒式水素処理装置で処理しきれない場合は、非常用ガス処理系吸込配管付近の水素濃度指示値が 1.8vol%到達後非常用ガス処理系を停止するとともに、水素ガスの発生源を断つため、格納容器ベント操作を実施する。</p> <p>それでもなお原子炉建物内の水素濃度が低下しない場合は、原子炉建物の水素爆発を防止するため、原子炉建物燃料取替階プロアウトパネルにより水素ガスの排出を実施する。</p>	<p>添付 3 表 1.0</p> <p>1.0. 水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための手順等</p> <p>方針目的</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、水素ガスが格納容器内に放出され、格納容器から原子炉棟に漏えいした場合においても水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するため、静的触媒式水素処理装置による水素濃度抑制、原子炉棟内の水素濃度監視および格納容器フィルタベント系による原子炉棟内の水素濃度上昇の緩和を行うことを目的とする。</p> <p>対応手段等</p> <p>3. 格納容器フィルタベント系による原子炉棟内の水素濃度上昇の緩和</p> <p><u>当直副長は、原子炉建物水素濃度が 2.5 vol%に到達した場合は、格納容器から原子炉棟へ水素の漏えいを抑制し、原子炉棟内の水素濃度の上昇を緩和するため、格納容器フィルタベント系による格納容器ベントを実施する。</u></p> <p><u>格納容器フィルタベント系による格納容器ベント操作の対応手順等は表 7 に基づき実施する。</u></p>	<p>・設置変更許可本文記載事項のため保安規定に記載する。</p> <p>・保安規定においては、<u>格納容器ベントの原子炉建物の水素防護対策として</u>の位置付け明確に伴う記載を追加する。</p> <p>・保安規定においては、<u>格納容器ベントの原子炉建物の水素防護対策として</u>の位置付け明確のため、設置変更許可の添付書類における記載を基に、格納容器フィルタベント系による原子炉棟内の水素濃度上昇の緩和手順を追加する。</p> <p>・自主対策設備を使用するための手順に関する事項のため、保安規定には記載せず下部規定に記載する。</p>	<p>・ 2号機事故時 操作要領書 (シビアアクシデント) (既存)</p>	<p>・ 手順着手の判断基準および操作手順について記載する。 (新規記載)</p>

島根原子力発電所 2 号炉

原子炉建物水素濃度に基づく
格納容器ベント基準の妥当性について

目 次

1. 適合性審査を踏まえた確認事項
 1. 1 はじめに
 1. 2 現状のベント基準の妥当性について
2. ベント基準の裕度評価のための追加確認事項
 2. 1 これまでの評価について
 2. 2 追加確認事項
 2. 3 水素発生量を増加させた場合のベント基準との比較評価
(残留熱代替除去系)
 2. 4 水素発生量を増加させた場合のベント基準との比較評価
(格納容器フィルタベント系)
 2. 5 格納容器漏えい率を変化させた場合のベント基準との比較評価
(残留熱代替除去系)
 2. 6 格納容器漏えい率を変化させた場合のベント基準との比較評価
(格納容器フィルタベント系)
 2. 7 PARが機能しないと想定した場合のベント基準との比較評価
 2. 8 自主対策設備の使用を考慮した解析ケース
(残留熱代替除去系)
 2. 9 自主対策設備の使用を考慮した解析ケース
(格納容器フィルタベント系)
 2. 10 まとめ

参考資料 局所エリアの状況

1. 適合性審査を踏まえた確認事項

1. 1 はじめに

SA技術的能力審査基準の改正をもとに、原子炉格納容器から水素を排出する設備（原子炉格納容器圧力逃がし装置と同一設備でも可）を規定し、格納容器ベントのBWRにおける原子炉建物の水素防護対策として位置付けを明確化するという新たな目的に対して現在の原子炉建物水素濃度に基づく格納容器ベント実施基準が妥当であることを確認する。

Ⅲ 要求事項の解釈

1. 重大事故等対策における要求事項の解釈

1.0 共通事項

(1)～(3) (略)

(4) 手順書の整備、訓練の実施及び体制の整備

【要求事項】

(略)

【解釈】

1 手順書の整備は、以下によること。

a) (略)

b) 発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防ぐために最優先すべき操作等の判断基準をあらかじめ明確化する方針であること。(ほう酸水注入系(SLCS)、海水及び格納容器圧力逃がし装置の使用を含む。) また、当該判断基準に達した場合に当該操作等をためらわず実施する手順とする方針であること。

1.1～1.9 (略)

1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等

【要求事項】

(略)

【解釈】

1 「水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。

a) 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原子炉建屋等への水素ガスの漏えいを抑制し、原子炉建屋等内の水素濃度の上昇を緩和するため、原子炉格納容器から水素ガスを排出することができる設備による原子炉格納容器から水素ガスを排出する手順等を整備すること。

b) 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、水素濃度制御設備又は原子炉建屋等から水素ガスを排出することができる設備により、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順等を整備すること。

c) 水素爆発による損傷を防止するために必要な設備が、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とする手順等を整備すること。

(1) 適合性審査で説明したベント基準

島根原子力発電所2号炉の発電用原子炉設置変更許可申請（以下「既許可申請」という。）における「添付書類十 II 1.1 重大事故等対策」で示しているとおり、原子炉建物の水素濃度2.5vol%到達時に原子炉建物水素爆発防止のための格納容器ベントを実施する手順となっている。

(2) ベント基準の妥当性確認方針

- 現状の原子炉建物水素濃度2.5vol%到達時の格納容器ベント基準が、「1.1 はじめに」に記載のSA技術的能力審査基準の改正内容に対して妥当であることを確認する。
- 水素挙動の評価については、一定の条件を仮定したものであり、その結果には大きな不確かさを含んでいることから、不確かさを考慮したうえで現状の2.5vol%のベント基準が妥当であることを評価する。

1. 2 現状のベント基準の妥当性について

適合性審査を踏まえ、原子炉建物における水素爆発防止のための格納容器ベント基準（原子炉建物水素濃度 2.5vol%）が以下の観点で妥当であることを確認している。これらの観点に加え、水素の不確かさを踏まえた影響を評価する。

●原子炉棟4階の判断が妥当であること

- ・水素の滞留によって、下層階が可燃限界に到達しないことを確認する。

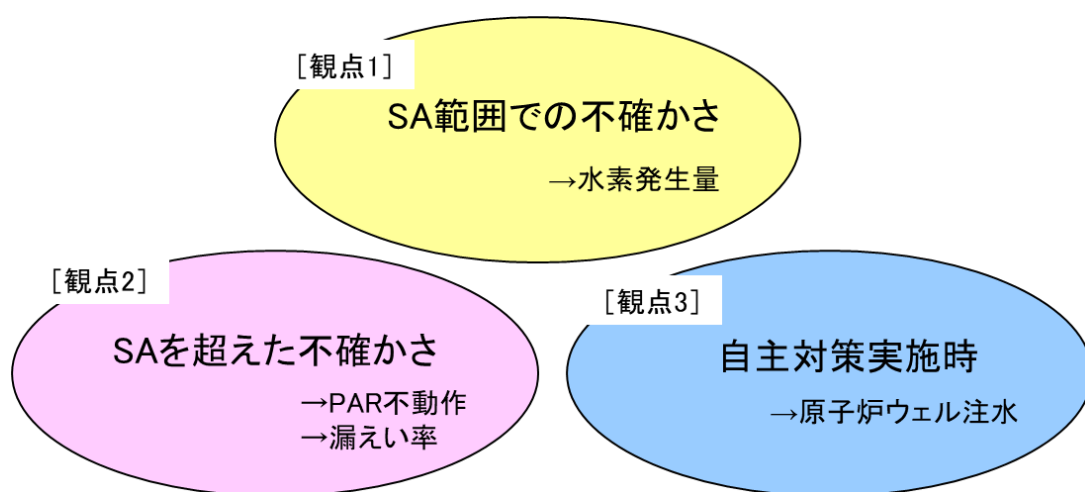
●2.5vol%での判断が妥当であること

- ・炉心損傷が生じた場合、改良EPDM製シール材の採用等により既許可申請における「添付書類十 追補 2. II 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価」で示しているとおり原子炉格納容器耐性が向上していることを踏まえて、原子炉建物水素爆発防止のための格納容器ベントにおいても放射性物質の放出を可能な限り遅延できること
- ・原子炉格納容器ベント基準は「水素濃度計計器誤差」及び「格納容器ベント基準到達後に遠隔操作で速やかに格納容器ベントできない不測事態発生に対する操作余裕時間」を考慮し、可燃限界（4 vol%）に対して裕度がある基準であること

(1) 不確かさ評価を確認するための3つの観点

上記の観点に加えて、水素の不確かさを踏まえた影響を評価するための3つの観点について図 1.2.1 に示す。

原子炉建物全体及び局所エリアについては、有効性評価のうち評価結果が厳しくなる「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」を漏えい条件として評価し、可燃限界に至らないことを適合性審査で確認している。原子炉建物全体及び局所エリアについては、観点1の直接的な不確かさであるSA範囲内での水素発生量の影響を確認する。一方、原子炉建物全体は、建物全体の状態の影響を受けるため、観点2、3の不確かさについて、さらにSA範囲を超えた原子炉建物全体の水素挙動の影響等を確認し、原子炉格納容器ベント基準の妥当性を確認する。



観点1：SAの範囲における不確かさの観点から、事故シナリオによる水素発生量の違いを想定

観点2：SAを超えた範囲における不確かさの観点から、SA対策設備であるPARが動作しない状況、SA環境の上限である原子炉格納容器温度・圧力が $200^{\circ}\text{C} \cdot 2\text{Pd}$ を超える範囲として漏えい率が変化する状況を想定

観点3：自主対策実施時の影響の観点から、ドライウエル主フランジからの漏えい抑制を目的とした原子炉ウエル注水による影響を想定

※：観点1については水素発生量に一定の保守性を設けた評価、観点3については残留熱代替除去系ケース及び格納容器フィルタベント系ケースにて原子炉ウエル注水時の影響を適合性審査において確認している。

図 1.2.1 不確かさ評価を確認するための3つの観点

(2) 各階層において3つの観点から確認するとした考え方

格納容器から局所エリア又は下層階へ漏えいした水素は、図 1.2.2 に示すとおり、ダクトもしくは周回通路へ流れる。なお、下層階のうちサブプレッションチェンバアクセスハッチから漏えいした水素はトーラス室上部に設置しているトーラス室上部ハッチ（グレーチング）を経由し、原子炉棟1階周回通路へ流れる。また、「1.2(3) 設工認で実施した解析（残留熱代替除去系）」以降の評価により、水素の滞留によって局所エリア及び下層階で可燃限界に到達しないことを確認している。周回通路は大物搬入口を通じてフロア間で接続されており、周回通路に流路を阻害する構造物はなく、下層階へ漏えいした水素は原子炉棟4階へと移行することを解析により確認している。図 1.2.2 に局所エリアから原子炉棟4階までの水素流路のイメージ図を示している。このため、原子炉棟4階の水素濃度を原子炉格納容器ベント判断基準としている。なお、原子炉棟4階以外に設置した水素濃度計指示値が2.5vol%に到達した場合においても格納容器ベントを実施する運用としている。

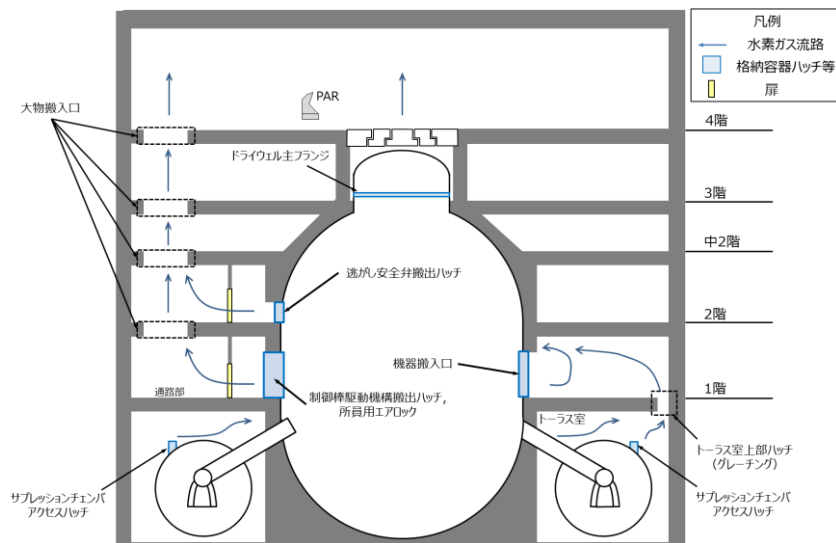
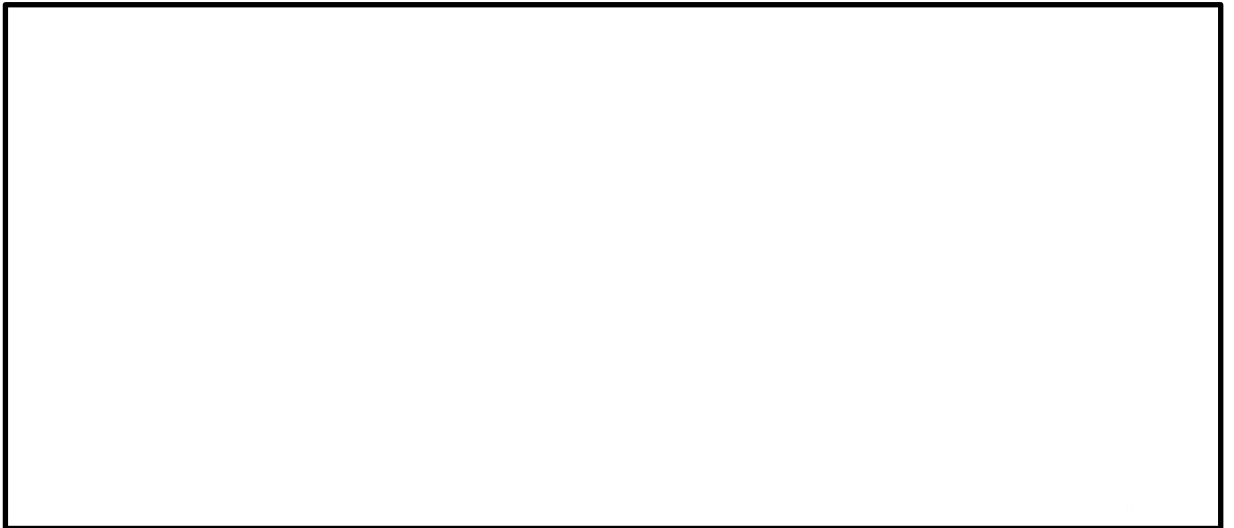


図 1.2.2 局所エリアから原子炉棟4階までの水素流路イメージ

この状況を踏まえ、観点1の水素発生量については、有効性評価シナリオのうち「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」を基に水素発生量を想定しているが、これはある一定の条件を仮定したものであり、事象進展によって水素発生量は異なる可能性がある。そのため、原子炉建物全体及び局所エリアに対して不確かさを踏まえた評価を実施する。なお、有効性評価シナリオの選定の考え方については「1. 2 (2) 評価シナリオの選定の考え方」で説明する。

一方、観点2のうちPAR不動作については、PARの設置位置が原子炉棟4階であることから、局所エリアへの直接的な影響はない。そのため、建物全体の評価において不確かさを踏まえた妥当性を確認する。

観点2のうち、漏えい率については、格納容器フランジ部等の漏えいが想定される個所に対して適合性審査の中で相当程度の対策を実施していることから、格納容器内の温度や圧力が上昇した場合に、特定個所から選択的に漏えいが発生する可能性は低いと考えられる。よって、SAを超える事象として、格納容器全体として漏えい量が増加した場合の水素濃度への影響を確認する必要があると考えている。そのため、建物全体の評価において不確かさを踏まえた妥当性を確認する。

また、観点3の原子炉ウェル注水（原子炉ウェル代替注水系）については、ドライウェル主フランジ部からの漏えいが緩和され、下層階からの漏えいが主になると考えられるため、水素濃度分布への影響を確認する必要がある。したがって、建物全体の評価において不確かさを踏まえた妥当性を確認する。

1. 2. 1 原子炉棟4階での判断が妥当であること

局所エリア又は下層階へ漏えいした水素は、滞留することなくダクトもしくは周回通路等を通じて原子炉棟4階に流入することで、原子炉建物が可燃限界に到達しないことを図1.2.3に示すとおり、原子炉建物全体の挙動を確認する原子炉建物解析モデル及び局所エリアを精緻に確認する局所エリア解析モデルで確認している。局所エリアについては、空間形状、空間容積、開口部などを模擬して、評価を実施している。また、所員用エアロック室については、室内に2箇所の開口（ダクト）が設置されており、開口（ダクト）の最頂部に高低差があることから、隣接する周回通路との循環効果に期待できるため、それぞれの開口（ダクト）を模擬し、周回通路ノードを設定して評価を実施した。（局所エリアの構造やダクト位置等については参考資料参照）

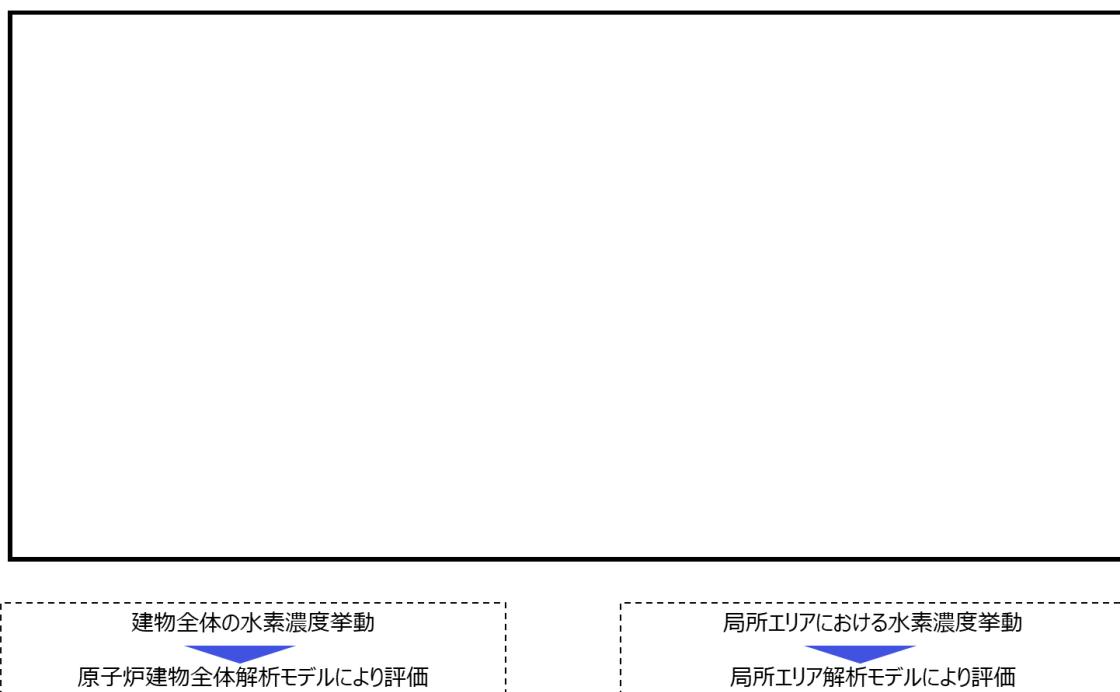


図 1. 2. 3 原子炉建物解析モデル

(1) 評価における原子炉格納容器漏えい率の設定の考え方

a. 原子炉格納容器フランジシール部の健全性

原子炉格納容器のフランジシール部は、重大事故等時の環境に晒されると、フランジシール部に使用されているシール材が劣化し、フランジの開口に追従できなくなり原子炉格納容器閉じ込め機能を損なう可能性がでてくる。

そこで、原子炉格納容器フランジシール部に使用されているシール材（シリコンゴム）について、重大事故等時の環境下の耐性に優れた改良EPDM製シール材に変更して原子炉格納容器閉じ込め機能の強化を図っている。

原子炉格納容器のフランジ部構造を図1.2.4に示す。

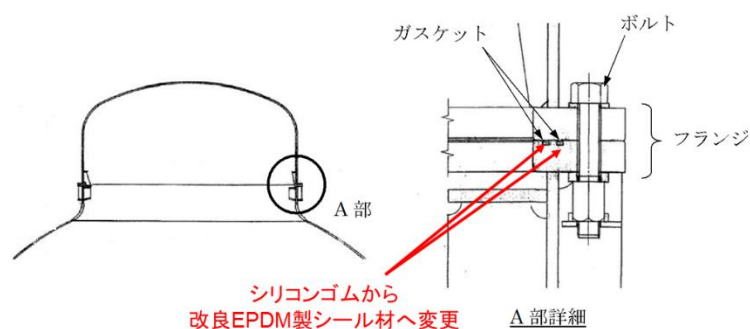


図 1.2.4 原子炉格納容器フランジ部構造（ドライウェル主フランジ）

改良EPDM製シール材については、重大事故等時の温度や放射線による劣化特性を試験により確認し、シール機能を評価している。試験装置を図1.2.5に示す。

試験の結果、フランジによるガスケット試験体の押し込み量が最小限（0 mm）であっても、有意な漏えいは発生せず、200℃・168時間、250℃、96時間の体制が確認されている。

試験結果を表1.2.1に示す。

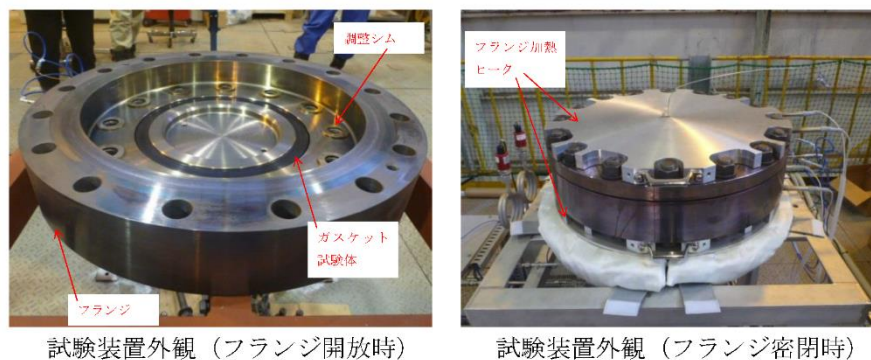


図 1.2.5 試験装置の外観

表 1.2.1 試験結果

No.	温度	継続時間	押込量	漏えい
1	200℃	168h	0mm	無
2	250℃	96h	0mm	無
3	300℃	24h	0mm	無

※下記条件は全ケース共通である。

試験圧力：2Pd以上，照射量：800kGy，過圧媒体：乾燥（空気）

格納容器の限界圧力（2Pd：0.853MPa），限界温度（200℃）における漏えい率は，約1.28%/day（AECの評価式より）であることを評価している。

上記を考慮し，200℃・2Pd時の格納容器漏えい率を保守的に1.3%/dayと設定し，試験により漏えいしないことを確認している格納容器フランジ部から保守的に漏えいしたとして，原子炉棟内の水素挙動評価を行い，水素濃度が可燃限界に到達しないことを確認している。

b. 漏えい想定箇所と周長

原子炉格納容器から原子炉建物への漏えい個所は表 1.2.2 に示しており、リークポテンシャルを有する各フロアフランジ部、エアロックを想定する。また、漏えい割合は、シール部の開口部周長の割合とする。

表 1.2.2 漏えい想定箇所と漏えい割合

フロア	想定漏えい箇所	口径 [mm]	個数	周長 [mm]*1	漏えい量割合 *2	漏えいの対象とする局所エリア
原子炉建物 原子炉棟 4 階	ドライウエル 主フランジ		1			—
原子炉建物 原子炉棟 2 階	逃がし安全弁 搬出ハッチ		1			S R V 補修室
原子炉建物 原子炉棟 1 階	機器搬入口		2			—
	所員用エアロ ック		1			所員用エアロ ック室
	制御棒駆動機 構 搬出ハッチ		1			C R D 補修室
原子炉建物 原子炉棟 地下階	サプレッショ ンチェンバ アクセスハッ チ		2			—

注記*1：漏えい個所の口径（mm）から周長（mm）（口径（mm）×円周率）を算出する。

*2：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。

(2) 評価シナリオの選定の考え方

「運転中の原子炉における重大事故」について、著しい炉心損傷の発生後、原子炉格納容器が破損に至る可能性がある事故シーケンスはPRA結果を踏まえて選定している。

上記の事故シーケンスのうち、事象進展が早く格納容器圧力及び温度が最も高く推移するとして、大破断LOCAを想定している「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」が選定されている。

原子炉建物水素濃度の観点では、炉心損傷による大量の水素が発生し、格納容器圧力及び温度が厳しくなる方が、より多くの水素が原子炉建物に漏えいする可能性があるため、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」を評価シナリオとして選定している。

また、評価シナリオは格納容器除熱手段の違いにより、残留熱代替除去系を使用する場合と格納容器フィルタベント系を使用する場合の2ケースがあり、その双方について原子炉建物水素挙動解析を実施して、その影響を確認している。

なお、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）」では、原子炉格納容器内へ流出した高温の原子炉冷却材及び熔融炉心の崩壊熱によって発生した水蒸気並びにジルコニウム-水反応等によって発生した非凝縮性ガスが蓄積する。本事象は、非常用炉心冷却系の機能及び全交流電源が喪失するため、原子炉水位は急速に低下する。水位低下により炉心は露出し、事象発生から約5分後に炉心損傷に至り、早い段階から水素が発生する事象である。

(3) 設工認で実施した解析（残留熱代替除去系）

既許可申請まとめ資料別添資料－3の「2.2.2 原子炉建物原子炉棟の水素濃度解析」で示している原子炉建物内のGOTHICコードによる水素挙動解析結果について確認した。

a. 評価条件

原子炉建物内の水素挙動の解析ケースは、表 1.2.2 に示すとおりドライウエル主フランジを含むシール部からの漏えいとし、評価シナリオは、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」における残留熱代替除去系を使用する場合とする。

GOTHICコードの原子炉格納容器からの漏えい条件を表 1.2.3 に示す。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内ガス組成は、図 1.2.6 から 図 1.2.9 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）」のシナリオにおける残留熱代替除去系を使用する場合における各パラメータを、原子炉建物への水素漏えい量の観点でそれぞれ保守側に包絡するように設定する。

漏えい率については、AECの評価式により算出される値を包絡する値として、ドライウエル側では1時間後まで0.85%/day、1時間後から15時間後までは、0.82%/day、15時間後以降は0.73%/dayとし、サプレッションチェンバ側では15時間後までは0.87%/day、15時間後から24時間後までは0.78%/day、24時間後以降は0.76%/dayとした。

また、その他の解析条件を表 1.2.4、解析モデルを図 1.2.10 にそれぞれ示す。

表 1.2.3 原子炉格納容器からの漏えい条件

項目	解析条件							
	D/W				S/C			
	0~1h	1~15h	15~ 24h	24h~	0~1h	1~15h	15~ 24h	24h~
圧力	384.3kPa[g] (0.9Pd)		341.6kPa[g] (0.8Pd)		384.3kPa[g] (0.9Pd)		341.6kPa[g] (0.8Pd)	
温度	200℃		150℃		200℃		150℃	
水蒸気分率	85vol%	93vol%			80vol%			85 vol%
水素分率	15vol%	7vol%			20vol%			15 vol%
窒素分率	0vol%*1				0vol%*1			
原子炉格納容器 漏えい率*2	0.85% /day	0.82% /day	0.73%/day		0.87%/day		0.78% /day	0.76% /day
備考	4階、2階及び1階の漏えい条件				地下階の漏えい条件			

*1：保守的な条件として設定。（水素以外の非凝縮性ガスの割合が低いほど、水蒸気凝縮による原子炉建物の水素濃度上昇が大きくなる）

*2：原子炉格納容器漏えい率は以下の式（AECの式）により算出される値に余裕を考慮した値とする。

$$L = L_0 \cdot \sqrt{\frac{(P_t - P_a) \cdot R_t \cdot T_t}{(P_b - P_a) \cdot R_b \cdot T_b}}$$

L0 : 設計漏えい率

Pt : 事故時の格納容器圧力

Pb : 設計圧力

Pa : 格納容器外の圧力

Rt : 事故時の気体定数*（*事故時の気体の平均分子量が小さい程 Rt は大きくなる）

Rb : 空気の気体定数

Tt : 事故時の格納容器内温度

Tb : 設計格納容器内温度

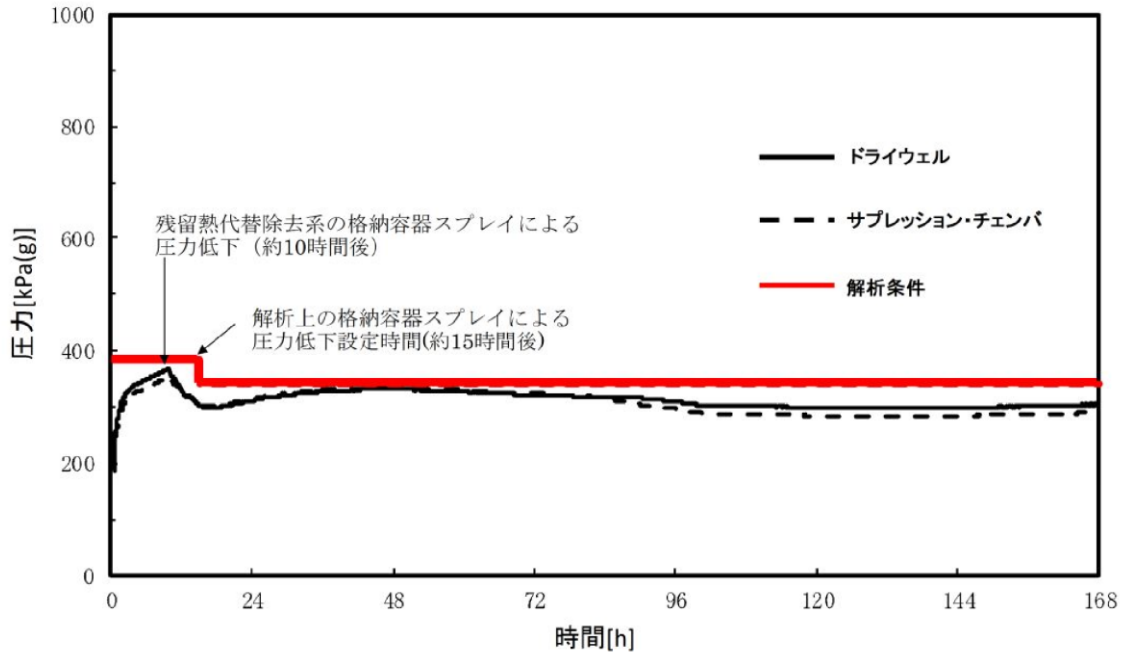


図 1.2.6 格納容器圧力の評価条件（残留熱代替除去系）

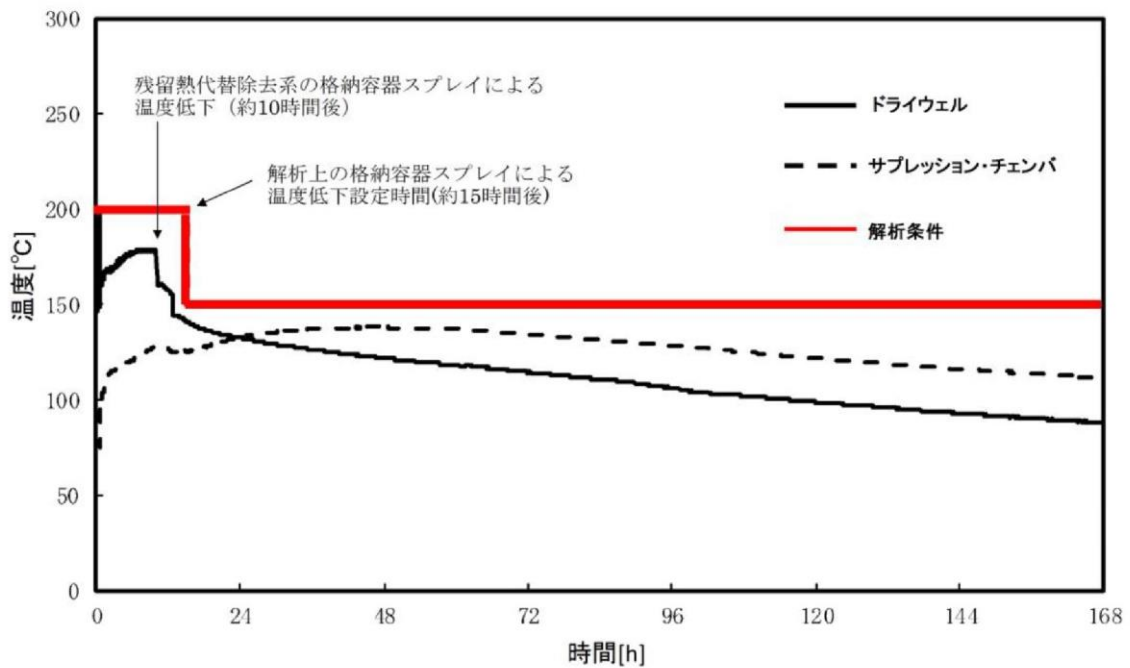


図 1.2.7 格納容器温度の評価条件（残留熱代替除去系）

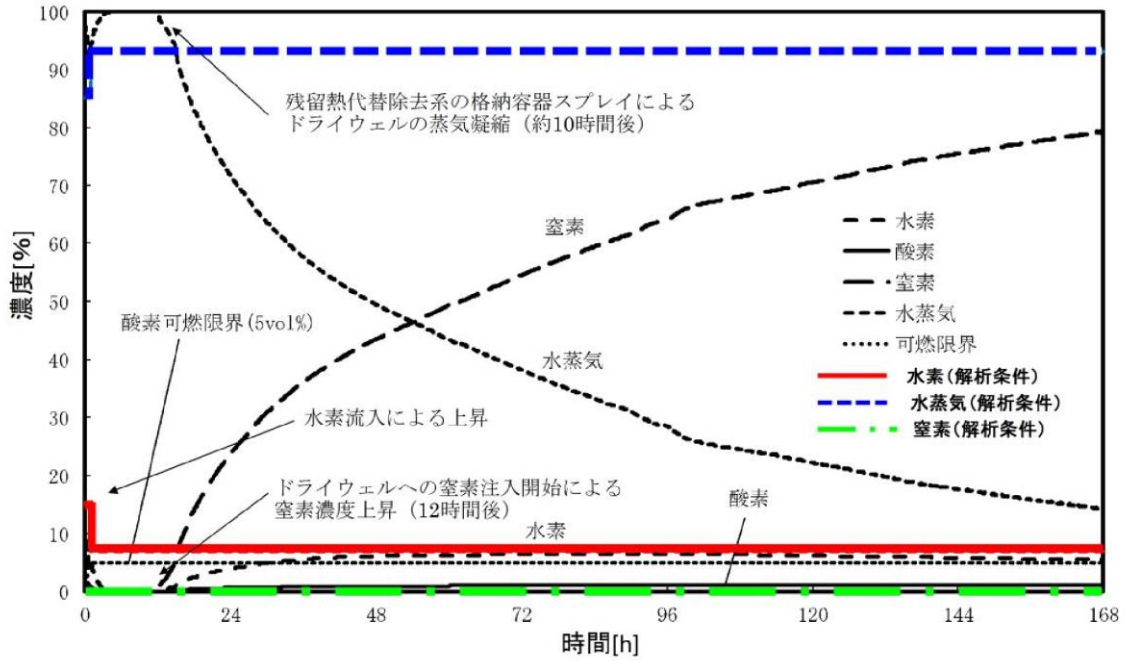


図 1.2.8 ドライウェルガス組成の解析条件 (残留熱代替除去系)

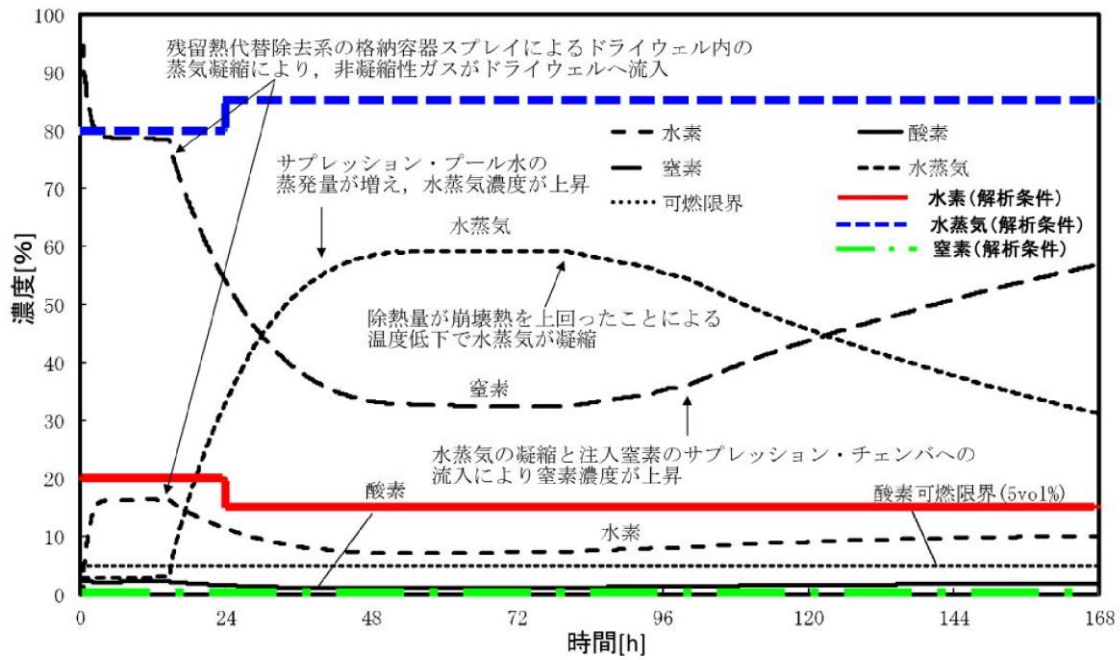


図 1.2.9 サプレッションチェンバガス組成の解析条件 (残留熱代替除去系)

表 1.2.4 その他解析条件

No	項目	入力値	備考
1	原子炉建物原子炉棟の条件 (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) (5)開口面積 (固定)	大気圧 40℃ 相対湿度 100%の空気 4 階 : 41300m ³ 3 階 : 9000m ³ 2 階 : 10900m ³ 1 階 : 13700m ³ 地下階 : 18400m ³ 4 階-3 階 : 39m ² 3 階-2 階 : 39m ² 2 階-1 階 : 39m ² 1 階-地下階 : 3.24m ²	4 階中心高さにおける圧力を 101.325kPa とし、他階は 4 階中心高さより空気の水頭差を考慮した値とする。 想定される高めの温度として設定 想定される高めの湿度として設定
2	圧力境界条件 (1)圧力 (固定) (2)温度 (固定) (3)酸素濃度 (固定) (4)窒素濃度 (固定)	101.325kPa 40℃ 21vol% 79vol%	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 (1)位置	原子炉建物原子炉棟 4 階	原子炉建物原子炉棟の気密性を考慮し設定
4	放熱条件 (1)内壁熱伝達率 (原子炉建物原子炉棟 4 階壁面) (2)壁厚さ (固定) (3)壁面熱伝導率 (固定) (4)壁の比熱 (固定) (5)壁の密度 (固定) (6)外壁熱伝達率 (壁面-外気) (7)外気温 (固定) (8)放熱面積 (固定)	凝縮熱伝達及び自然対流熱伝達を考慮 下部壁 : <input type="text"/> 上部壁 : <input type="text"/> 天井 : <input type="text"/> 1.5W/m/K 1kJ/kg/K 2400kg/m ³ 5W/m ² /K 40℃ 下部壁 : 478.82m ² , 474.37m ² 上部壁 : 634.84m ² , 470.82m ² 天井 : 2146.62m ² , 720.92m ²	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 (壁面), 水平平板 (天井) 躯体図より算出 コンクリートの物性 同上 同上 原子炉建物原子炉棟の外壁面における自然対流熱伝達率を想定 想定される高めの温度として設定 躯体図より算出

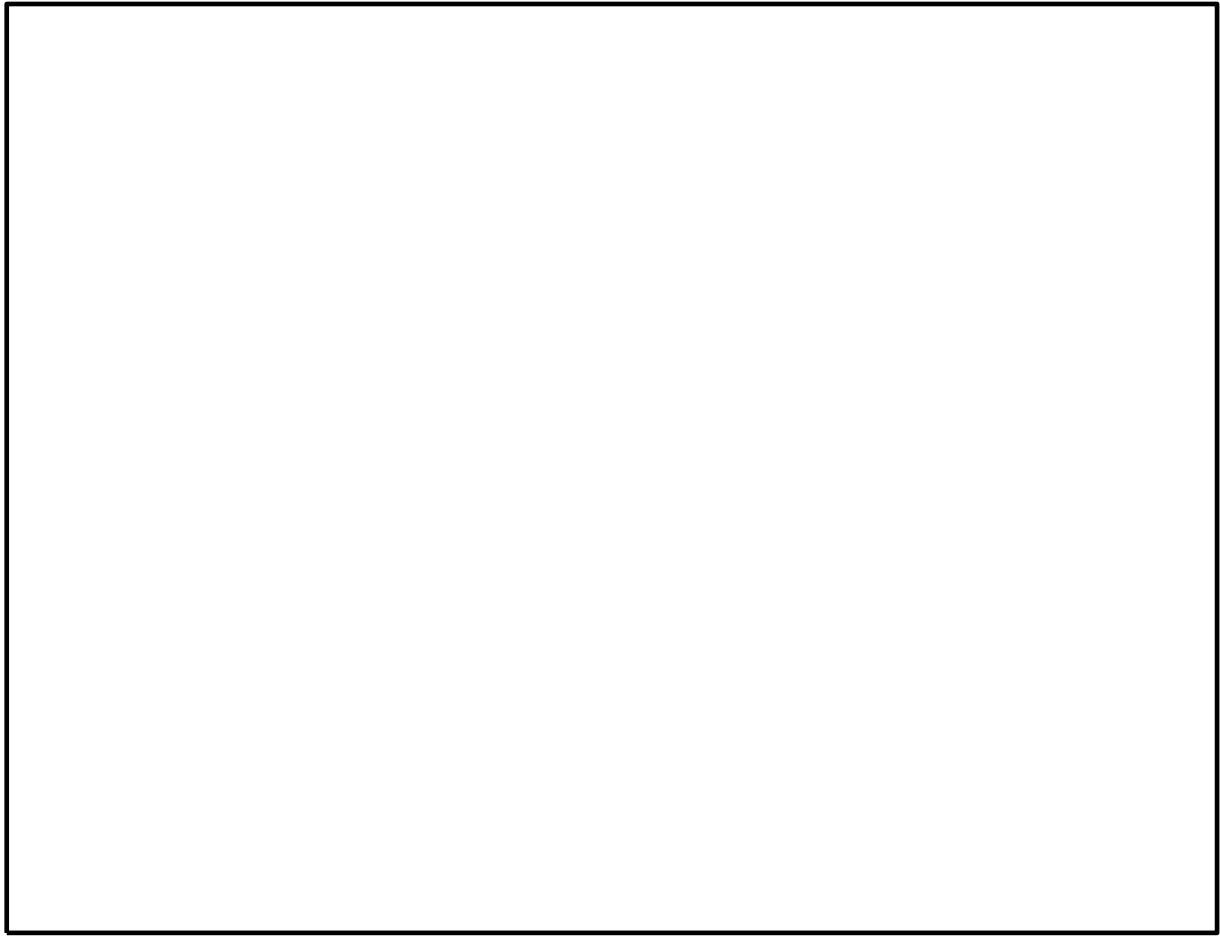


図 1.2.10 原子炉建物のGOTHIC解析モデル

b. 評価結果

残留熱代替除去系を使用する場合の原子炉格納容器ドライウエル主フランジを含むシール部からの漏えいケースにおける原子炉建物内の水素挙動を図1.2.11に示す。

図1.2.11に示すとおり、原子炉建物の水素濃度ベント基準に至らないことを確認した。

なお、原子炉棟4階の水素濃度はPARの動作開始濃度である1.5vol%以下であった。

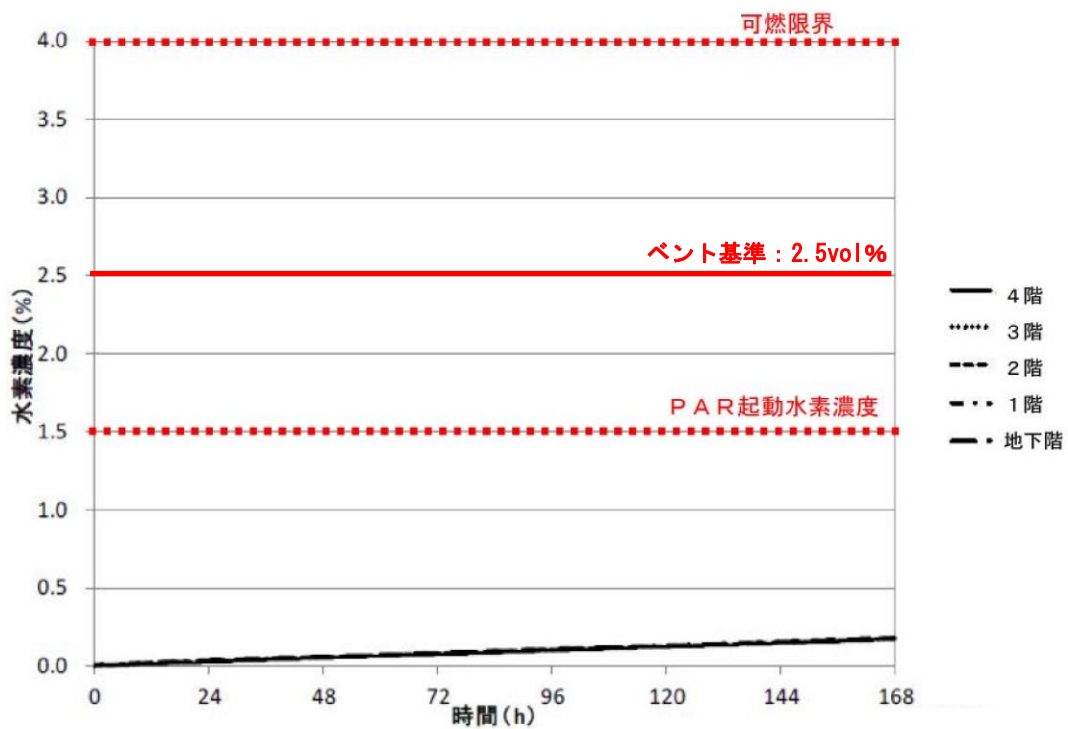


図1.2.11 原子炉建物全域水素濃度（設工認で実施した解析（残留熱代替除去系））

(4) 設工認で実施した解析（格納容器フィルタベント系）

既許可申請まとめ資料別添資料-3の「2.2.2 原子炉建物原子炉棟の水素濃度解析」で示している原子炉建物内のGOTHICコードによる水素挙動解析結果について確認した。

a. 評価条件

原子炉建物内の水素挙動の解析ケースは、表 1.2.2 に示すとおりドライウェル主フランジを含むシール部からの漏えいとし、評価シナリオは、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」における格納容器フィルタベント系を使用する場合とする。

GOTHICコードの原子炉格納容器からの漏えい条件を表 1.2.5 に示す。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内ガス組成は、図 1.2.12 から 図 1.2.15 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）」のシナリオにおける格納容器フィルタベント系を使用する場合における各パラメータを、原子炉建物への水素漏えい量の観点でそれぞれ保守側に包絡するように設定する。

漏えい率については、格納容器圧力 1 Pd 以下の期間については、設計漏えい率の 0.5%/day とし、1 Pd を超過する 15 時間後から原子炉格納容器ベント実施後の原子炉格納容器圧力低下遅れも考慮した 96 時間後までの期間については、AECの式に入力し、算出した値に対して保守的に切り上げた値を設定する。

また、その他の解析条件を表 1.2.6、解析モデルを図 1.2.16 にそれぞれ示す。

表 1.2.5 原子炉格納容器からの漏えい条件

項目	解析条件											
	D/W						S/C					
	0～ 2h	2～ 15h	15～ 40h	40～ 48h	48～ 96h	96h～	0～ 2h	2～ 15h	15～ 40h	40～ 48h	48～ 96h	96h～
圧力	427kPa [g] (1Pd)		853kPa [g] (2Pd)			85.3kPa [g] (0.2Pd)	427kPa [g] (1Pd)		853kPa [g] (2Pd)			85.3kPa [g] (0.2Pd)
温度	200℃					171℃	200℃					171℃
水蒸気分率	90 vol%	96vol%		92vol%		100 vol%	83vol%			92 vol%	100 vol%	
水素分率	10 vol%	4vol%		8vol%		0vol% *1	17vol%			8 vol%	0vol% *1	
窒素分率	0vol% *2					0vol% *2						
原子炉格納容器 漏えい率 *3	0.5%/day		1.3%/day			0.5 %/day	0.5%/day		1.3%/day			0.5 %/day
備考	4 階, 2 階及び 1 階の漏えい条件					地下階の漏えい条件						

*1：96 時間以降の水素分率は、格納容器ベント実施により水素はほぼ排気され、水蒸気雰囲気となることにより、水の放射線分解による水素発生を考慮しても原子炉格納容器内の水素濃度はほぼ 0vol%であることを踏まえて設定。なお、原子炉格納容器圧力の低下により原子炉建物への漏えい量も減少するため、96 時間以降の水素分率は原子炉建物内の水素濃度には影響しない。

*2：保守的な条件として設定。（水素以外の非凝縮性ガスの割合が低いほど、水蒸気凝縮による原子炉建物の水素濃度上昇が大きくなる）

*3：1Pd を超過する期間の原子炉格納容器漏えい率は以下の式（AEC の式）により算出される値に余裕を考慮した値とする。

$$L = L_0 \cdot \sqrt{\frac{(P_t - P_a) \cdot R_t \cdot T_t}{(P_b - P_a) \cdot R_b \cdot T_b}}$$

L0 : 設計漏えい率

Pt : 事故時の格納容器圧力

Pb : 設計圧力

Pa : 格納容器外の圧力

Rt : 事故時の気体定数* (* 事故時の気体の平均分子量が小さい程 Rt は大きくなる)

Rb : 空気の気体定数

Tt : 事故時の格納容器内温度

Tb : 設計格納容器内温度

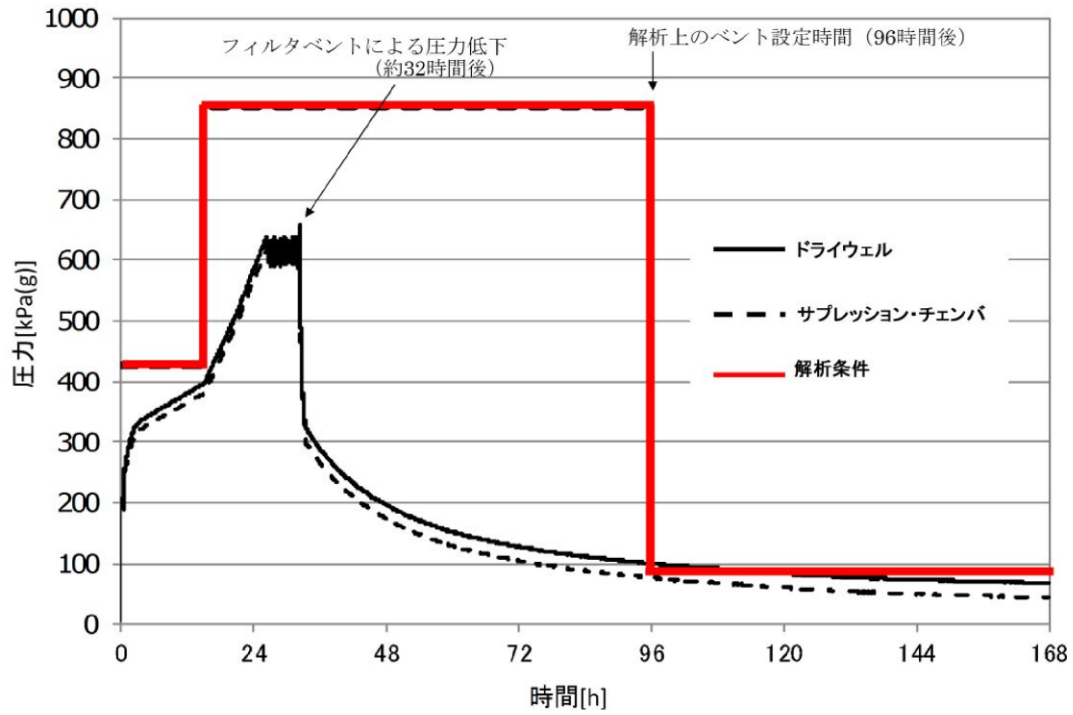


図 1. 2. 12 格納容器圧力の評価条件（格納容器フィルタベント系）

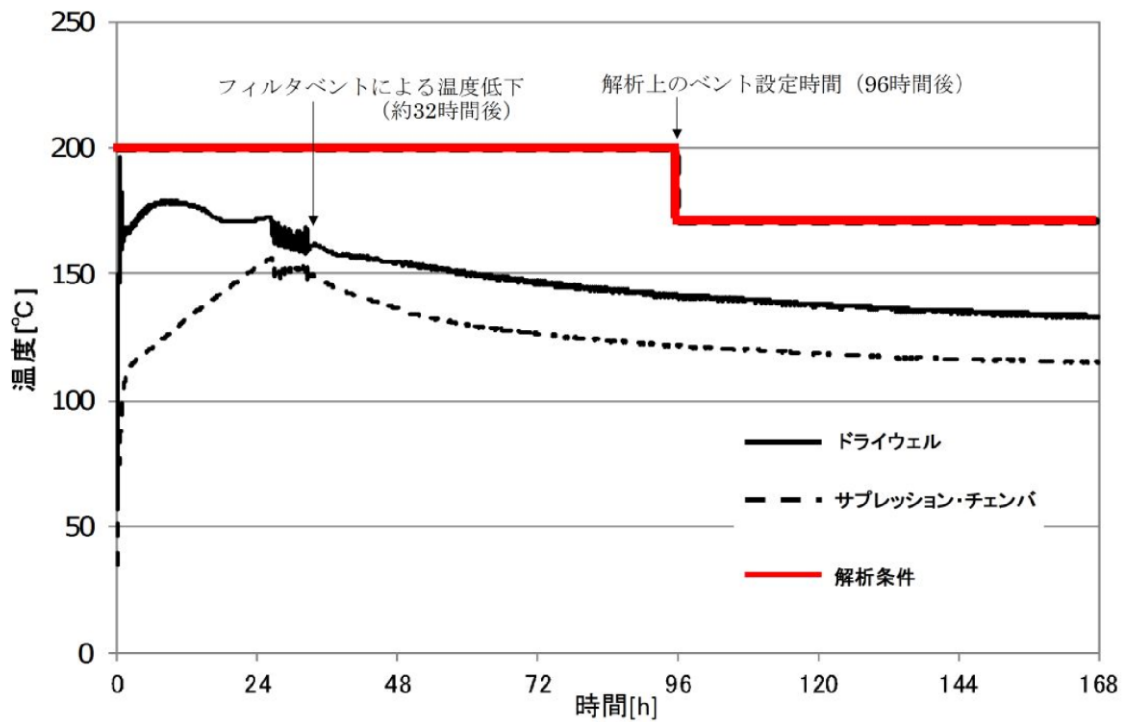


図 1. 2. 13 格納容器温度の評価条件（格納容器フィルタベント系）

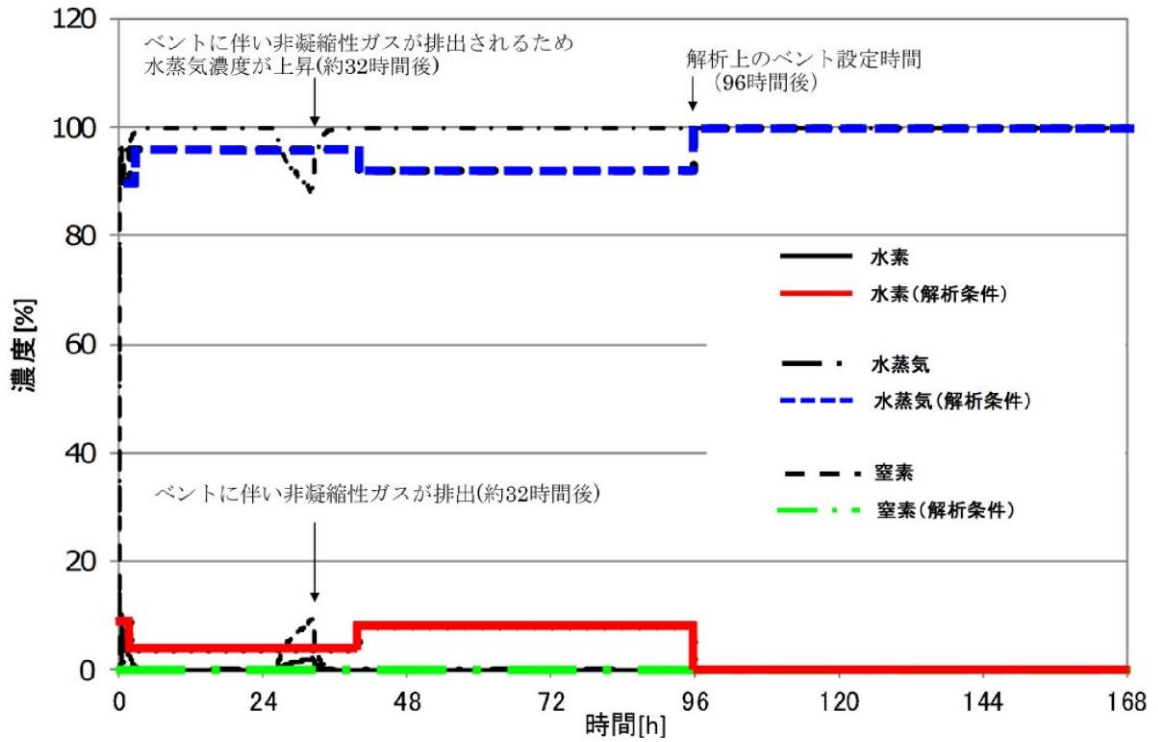


図 1. 2. 14 格納容器ガス組成の解析条件(ドライウェル)

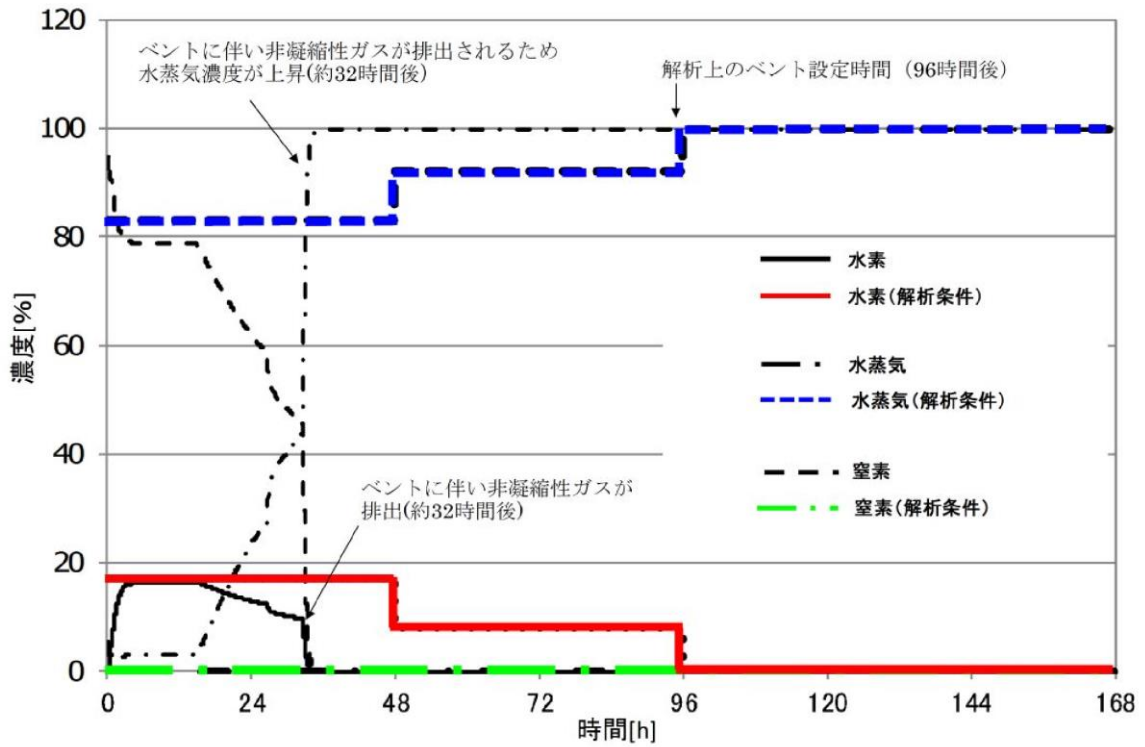


図 1. 2. 15 格納容器ガス組成の解析条件(サプレッションチェンバ)

表 1.2.6 その他解析条件

No	項目	入力値	備考
1	原子炉建物原子炉棟の条件 (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) (5)開口面積 (固定)	大気圧 40℃ 相対湿度 100%の空気 4 階 : 41300m ³ 3 階 : 9000m ³ 2 階 : 10900m ³ 1 階 : 13700m ³ 地下階 : 18400m ³ 4 階-3 階 : 39m ² 3 階-2 階 : 39m ² 2 階-1 階 : 39m ² 1 階-地下階 : 3.24m ²	4 階中心高さにおける圧力を 101.325kPa とし、他階は 4 階中心高さより空気の水頭差を考慮した値とする。 想定される高めの温度として設定 想定される高めの湿度として設定
2	圧力境界条件 (1)圧力 (固定) (2)温度 (固定) (3)酸素濃度 (固定) (4)窒素濃度 (固定)	101.325kPa 40℃ 21vol% 79vol%	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 (1)位置	原子炉建物原子炉棟 4 階	原子炉建物原子炉棟の気密性を考慮し設定
4	放熱条件 (1)内壁熱伝達率 (原子炉建物原子炉棟 4 階壁面) (2)壁厚さ (固定) (3)壁面熱伝導率 (固定) (4)壁の比熱 (固定) (5)壁の密度 (固定) (6)外壁熱伝達率 (壁面-外気) (7)外気温 (固定) (8)放熱面積 (固定)	凝縮熱伝達及び自然対流熱伝達を考慮 下部壁 : <input type="text"/> 上部壁 : <input type="text"/> 天井 : <input type="text"/> 1.5W/m/K 1kJ/kg/K 2400kg/m ³ 5W/m ² /K 40℃ 下部壁 : 478.82m ² , 474.37m ² 上部壁 : 634.84m ² , 470.82m ² 天井 : 2146.62m ² , 720.92m ²	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 (壁面), 水平平板 (天井) 躯体図より算出 コンクリートの物性 同上 同上 原子炉建物原子炉棟の外壁面における自然対流熱伝達率を想定 想定される高めの温度として設定 躯体図より算出

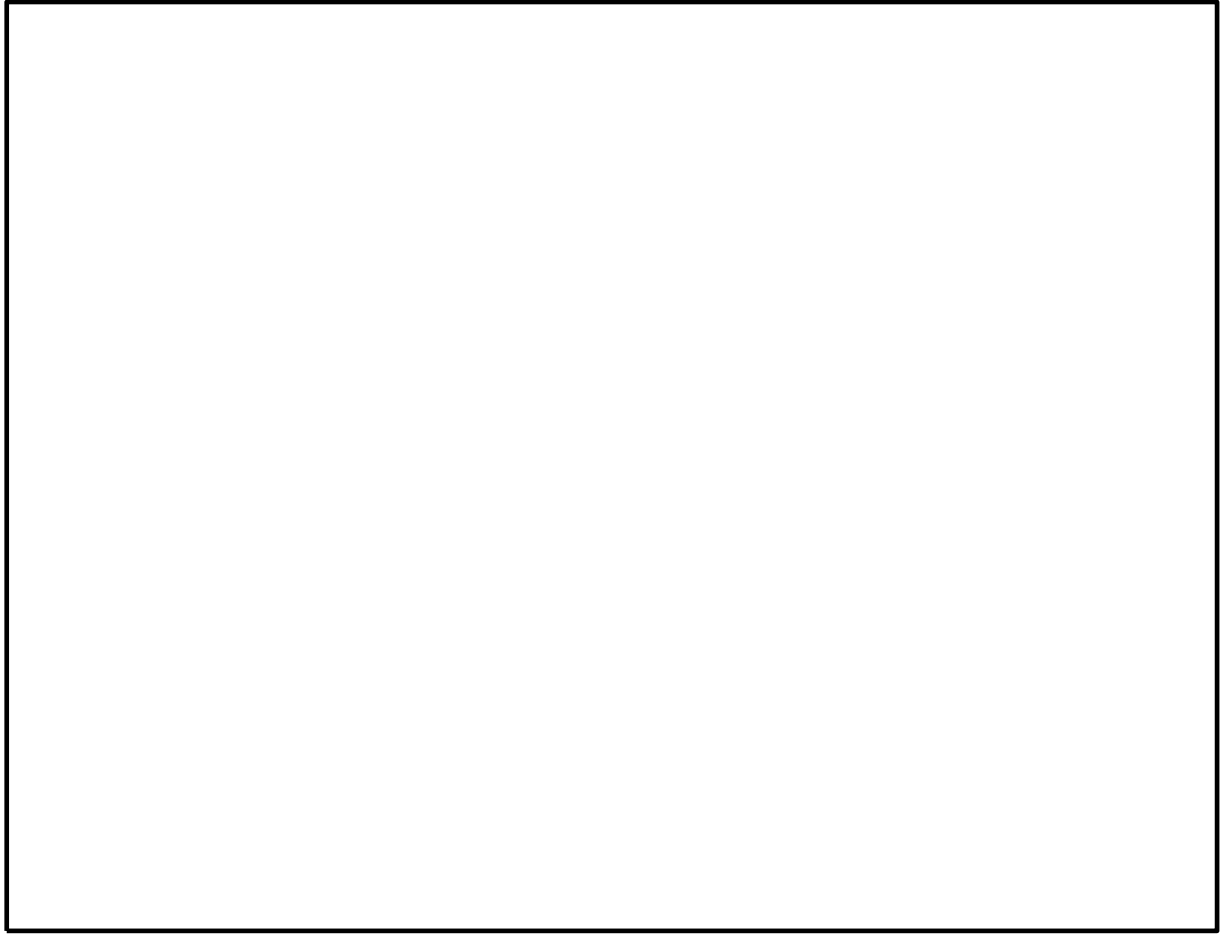


図 1.2.16 原子炉建物のGOTHIC解析モデル（格納容器フィルタベント系）

b. 評価結果

格納容器フィルタベント系を使用する場合のドライウェル主フランジを含むシール部からの漏えいケースにおける原子炉建物内の水素挙動を図 1.2.17 に示す。

図 1.2.17 に示すとおり、格納容器圧力による破損防止のためのベントを約 96 時間後にて実施するため、原子炉建物内の水素濃度上昇が抑制され、原子炉建物の水素濃度ベント基準に至らないことを確認した。

なお、原子炉棟 4 階の水素濃度は P A R の動作開始濃度である 1.5vol%以下であった。

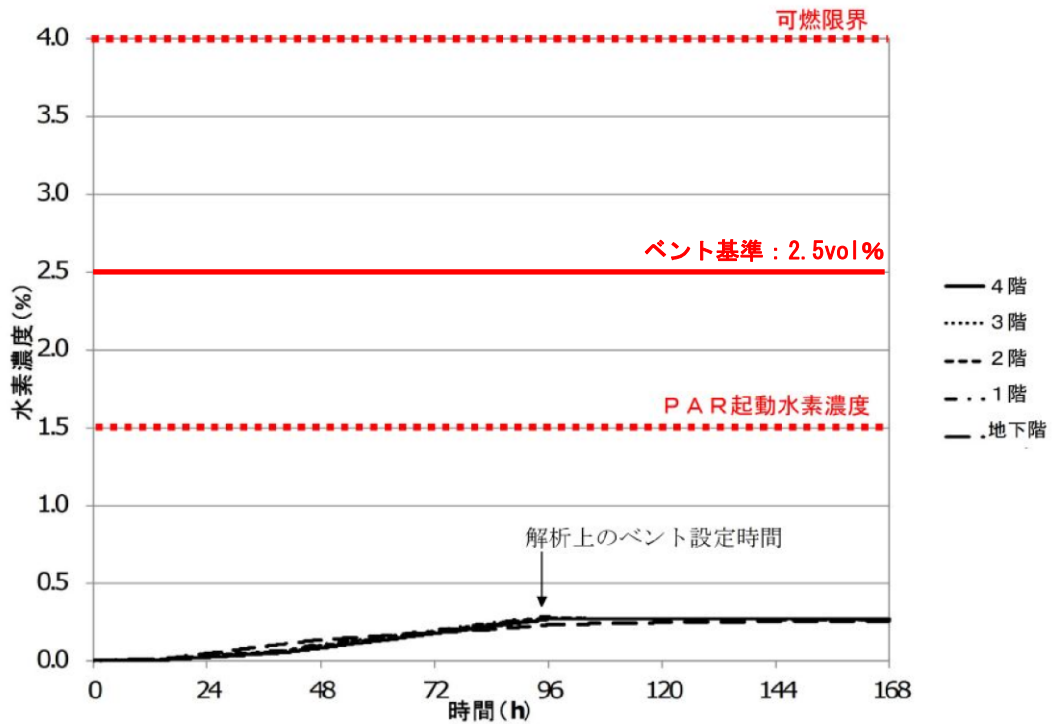


図 1.2.17 原子炉建物全域水素濃度（格納容器フィルタベント系）

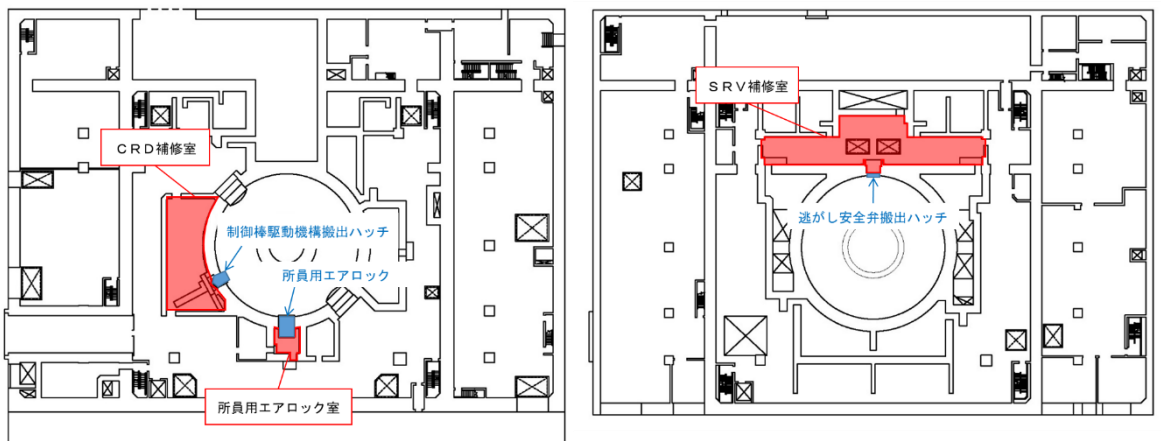
(5) 局所エリアの水素濃度を確認するために実施した解析ケース（残留熱代替除去系）

局所エリアの水素挙動及び格納容器ベント基準の妥当性について確認するため、設計及び工事計画認可申請書 補足説明資料「工事計画に係る補足説明資料（原子炉格納施設） 資料 No.7 原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書」にて示している局所エリアのGOTHICコードによる水素挙動解析結果についても確認した。

原子炉格納容器から原子炉棟への水素漏えいが想定される箇所については、表 1.2.2 に示す漏えい箇所があり、同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。局所エリアの配置図を図 1.2.18 に示す。

局所エリアについても、原子炉格納容器から原子炉棟への水素漏えい事象として、事象進展が早く原子炉格納容器圧力及び温度が高く推移する「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」を選定し、残留熱代替除去系を使用する場合及び格納容器フィルタベント系を使用する場合の両ケースについて確認している。

ここでは、局所エリア 3 箇所全ての水素濃度挙動について確認する。



原子炉建物 1 階

原子炉建物 2 階

■ : ハッチ ■ : 局所エリア

図 1.2.18 局所エリア配置図

a. 評価条件

局所エリアの水素挙動の解析ケースは、表 1.2.2 に示すとおりドライウエル主フランジを含むシール部からの漏えいとし、評価シナリオは、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」における残留熱代替除去系を使用する場合とする。GOTHICコードの原子炉格納容器からの漏えい条件を表 1.2.7 及び表 1.2.8 に示す。

原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器温度は、図 1.2.6 及び図 1.2.7 と同様に「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のシナリオにおける残留熱代替除去系を使用する場合における各パラメータを、原子炉棟への水素漏えい量の観点でそれぞれ保守側に包絡するように設定する。また、原子炉格納容器内ガス組成は、図 1.2.8 及び図 1.2.9 に示している気相濃度を、原子炉棟への水素漏えいの観点で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、有効性評価結果（MAAP 結果）から得られた原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器温度を用いて AEC の式に基づき算出した。

また、評価対象の局所エリアを表 1.2.9、解析モデルを図 1.2.19 に示す。

表 1.2.7 原子炉格納容器からの漏えい条件（ドライウエル）（局所エリア残留熱代替除去系ケース）

項目	解析条件			
	0～ 1 時間	1～ 15 時間	15 ～24 時間	24～ 168 時間
圧力	384.3kPa (0.9Pd)	384.3kPa (0.9Pd)	341.6kPa (0.8Pd)	341.6kPa (0.8Pd)
温度	200℃	200℃	150℃	150℃
水蒸気分率	85vol%	93vol%	93vol%	93vol%
水素分率	15vol%	7vol%	7vol%	7vol%
原子炉格納容器 漏えい率	0.85%/day	0.82%/day	0.73%/day	0.73%/day

表 1.2.8 原子炉格納容器からの漏えい条件（サブプレッションチェンバ）（局所エリア残留熱代替除去系ケース）

項目	解析条件			
	0～ 1 時間	1～ 15 時間	15 ～24 時間	24～ 168 時間
圧力	384.3kPa (0.9Pd)	384.3kPa (0.9Pd)	341.6kPa (0.8Pd)	341.6kPa (0.8Pd)
温度	200℃	200℃	150℃	150℃
水蒸気分率	80vol%	80vol%	80vol%	85vol%
水素分率	20vol%	20vol%	20vol%	15vol%
原子炉格納容器 漏えい率	0.87%/day	0.87%/day	0.78%/day	0.76%/day

表 1.2.9 評価対象の局所エリア

階数	漏えい箇所	局所エリア名称	空間容積 (m ³)
2 階	逃がし安全弁搬出 ハッチ	SRV 補修室	1076
1 階	制御棒駆動機構搬出 ハッチ	CRD 補修室	379
	所員用エアロック	所員用 エアロック室	37

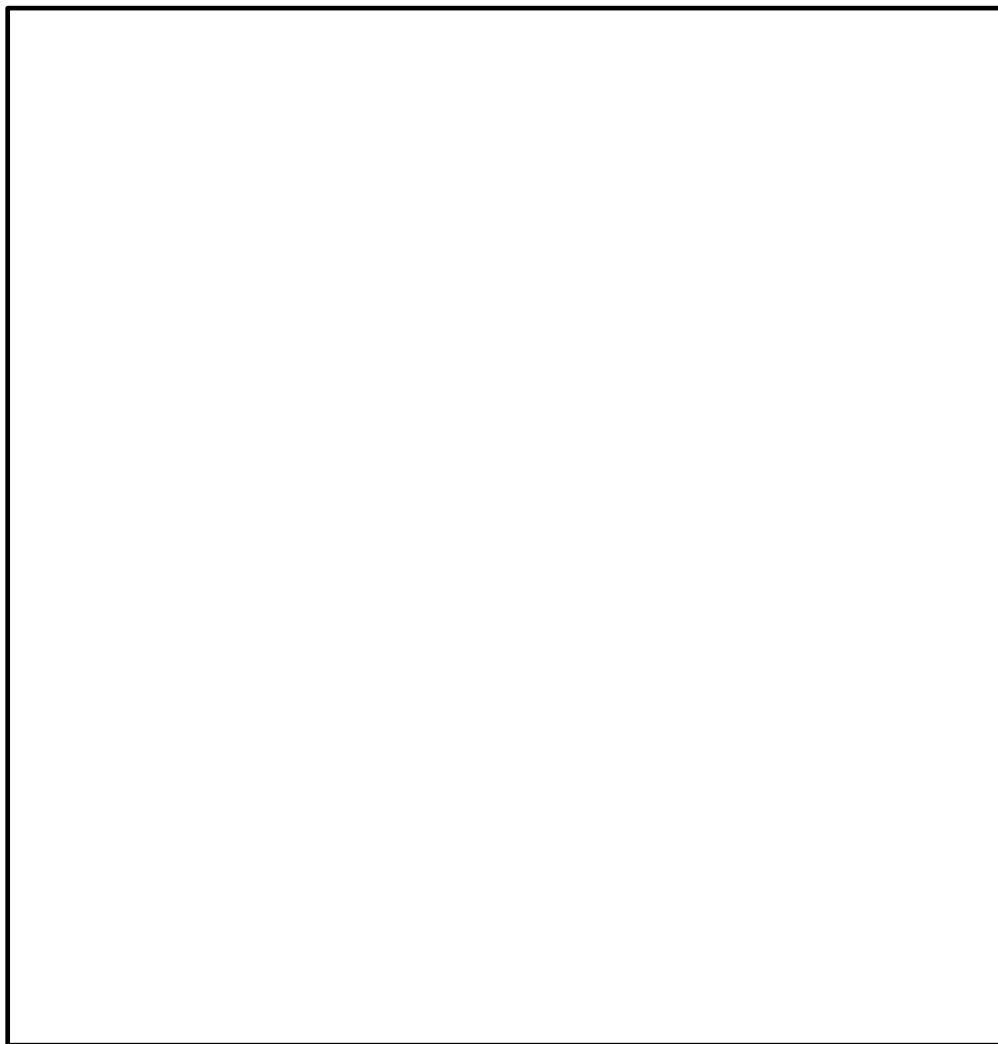


図 1.2.19 局所エリアにおけるGOTHIC解析モデル
(局所エリア残留熱代替除去系ケース)

b. 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）」における残留熱代替除去系を使用する場合の評価結果を図 1.2.20 から図 1.2.22 に示す。

図 1.2.20 から図 1.2.22 に示すとおり，局所エリアの水素濃度は上昇するものの，想定する全ての局所エリアの水素濃度が可燃限度（4.0vol%）未満であることを確認した。

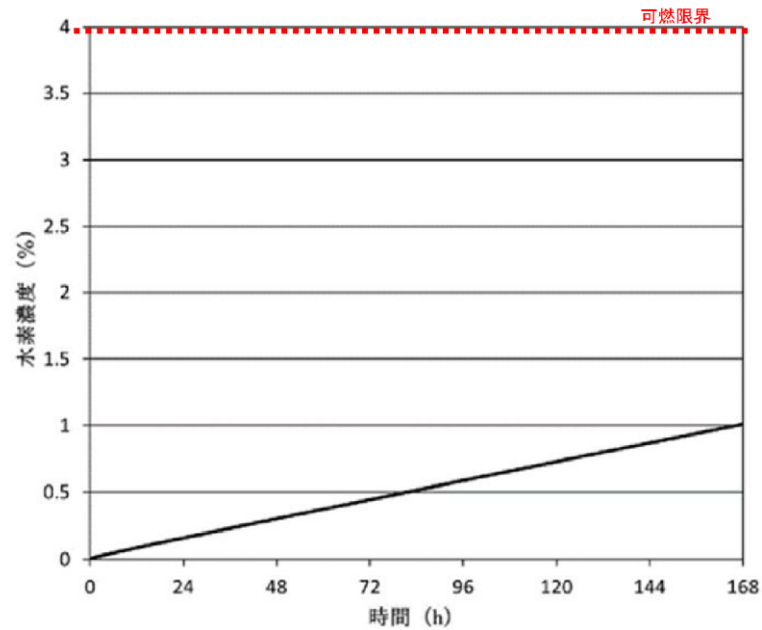


図 1.2.20 SRV補修室の水素濃度挙動
(局所エリア残留熱代替除去系ケース)

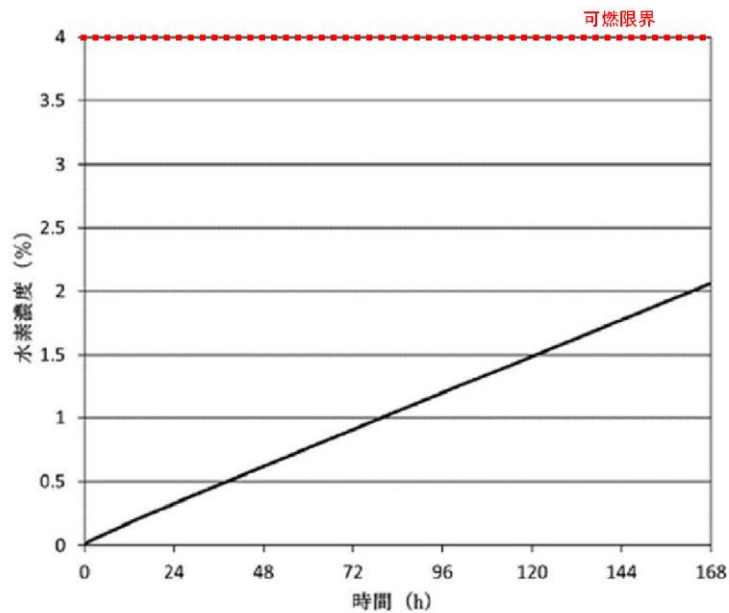


図 1.2.21 CRD補修室の水素濃度挙動
(局所エリア残留熱代替除去系ケース)

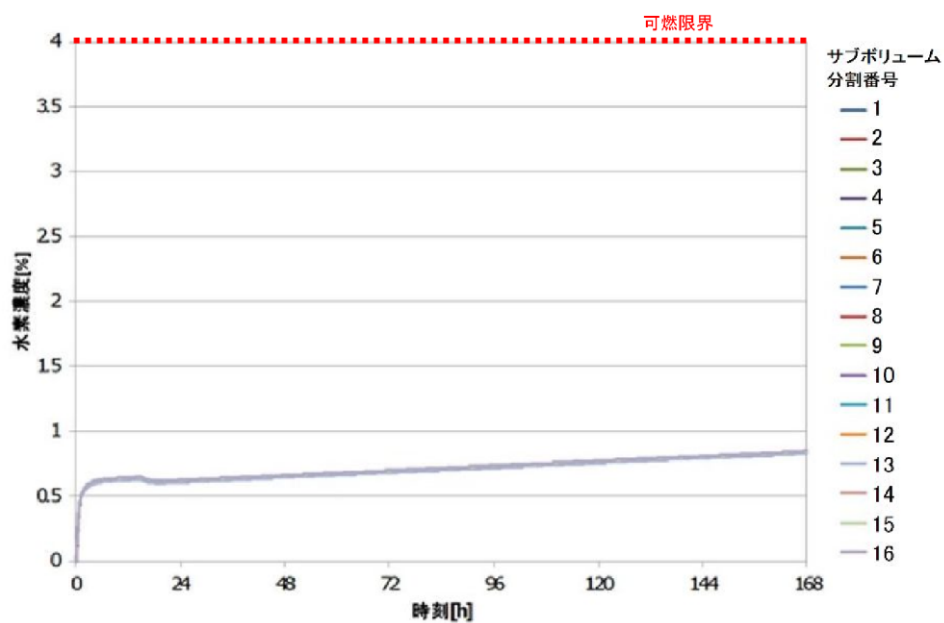


図 1.2.22 所員用エアロック室の水素濃度挙動
(局所エリア残留熱代替除去系ケース)

(6) 局所エリアの水素濃度を確認するために実施した解析ケース（格納容器フィルタベント系）

a. 評価条件

原子炉建物内の水素挙動の解析ケースは、表 1.2.2 に示すとおりドライウエル主フランジを含むシール部からの漏えいとし、評価シナリオは、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」における格納容器フィルタベント系を使用する場合とする。GOTHICコードの原子炉格納容器からの漏えい条件を表 1.2.10 及び表 1.2.11 に示す。

原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器温度は、図 1.2.12 及び図 1.2.13 と同様に「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のシナリオにおける格納容器フィルタベント系を使用する場合における各パラメータを、原子炉棟への水素漏えい量の観点でそれぞれ保守側に包絡するように設定する。また、原子炉格納容器内ガス組成は、図 1.2.14 及び図 1.2.15 に示している気相濃度を、原子炉棟への水素漏えいの観点で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、有効性評価結果（MAAP 結果）から得られた原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器温度を用いて AEC の式に基づき算出した。

また、解析モデルを図 1.2.23 に示す。

表 1.2.10 原子炉格納容器からの漏えい条件（ドライウエル）
（局所エリア格納容器フィルタベント系ケース）

項目	解析条件				
	0～ 2 時間	2～ 15 時間	15 ～40 時間	40～ 96 時間	96～ 168 時間
圧力	427kPa (1Pd)	427kPa (1Pd)	853kPa (2Pd)	853kPa (2Pd)	85.3kPa (0.2Pd)
温度	200℃	200℃	200℃	200℃	171℃
水蒸気分率	90vol%	96vol%	96vol%	92vol%	100vol%
水素分率	10vol%	4vol%	4vol%	8vol%	0vol%
原子炉格納容器 漏えい率	0.5%/day	0.5%/day	1.3%/day	1.3%/day	0.5%/day

表 1.2.11 原子炉格納容器からの漏えい条件（サブプレッションチェンバ）
（局所エリア格納容器フィルタベント系ケース）

項目	解析条件				
	0～ 2 時間	2～ 15 時間	15 ～48 時間	48～ 96 時間	96～ 168 時間
圧力	427kPa (1Pd)	427kPa (1Pd)	853kPa (2Pd)	853kPa (2Pd)	85.3kPa (0.2Pd)
温度	200℃	200℃	200℃	200℃	171℃
水蒸気分率	83vol%	83vol%	83vol%	92vol%	100vol%
水素分率	17vol%	17vol%	17vol%	8vol%	0vol%
原子炉格納容器 漏えい率	0.5%/day	0.5%/day	1.3%/day	1.3%/day	0.5%/day

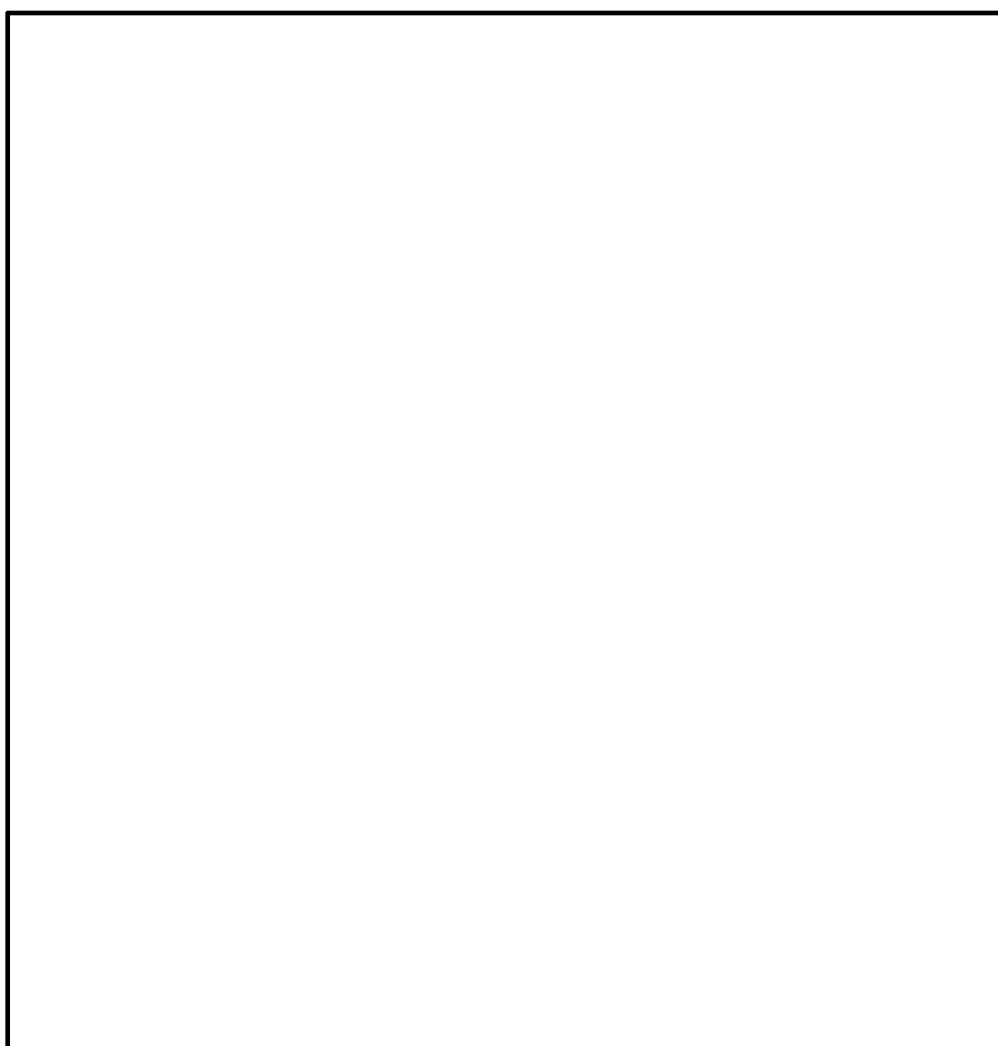


図 1.2.23 局所エリアにおけるGOTHIC解析モデル
(局所エリア格納容器フィルタベント系ケース)

b. 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）」における格納容器フィルタベント系を使用する場合の評価結果を図 1.2.24 から図 1.2.26 に示す。

図 1.2.24 から図 1.2.26 に示すとおり、局所エリアの水素濃度は上昇するものの、想定する全ての局所エリアの水素濃度が可燃限度（4.0vol%）未満であることを確認した。なお、CRD補修室については、ベント基準である 2.5vol%を超過する結果となったものの、本解析上の格納容器ベント時間が 96 時間後であるのに対して、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）」における格納容器フィルタベント系を使用する場合においては、32 時間後に格納容器ベントを実施することで、格納容器内がほぼ蒸気で満たされるため、実態として、CRD補修室の水素濃度がベント基準に到達することはない。

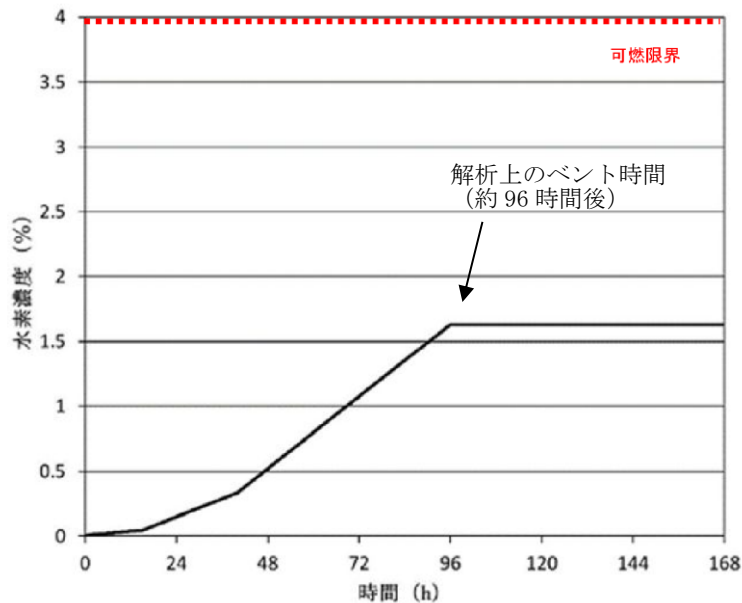


図 1.2.24 SRV補修室の水素濃度推移
(局所エリア格納容器フィルタベント系ケース)

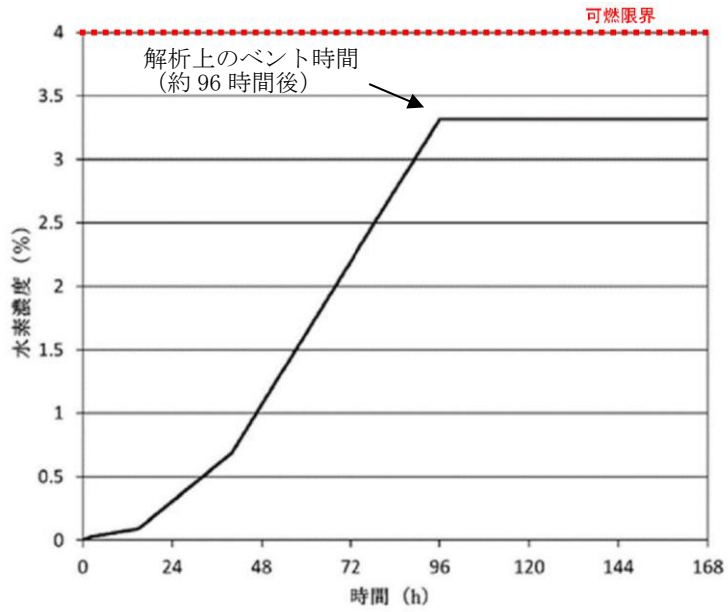


図 1.2.25 CRD補修室の水素濃度推移
(局所エリア格納容器フィルタベント系ケース)

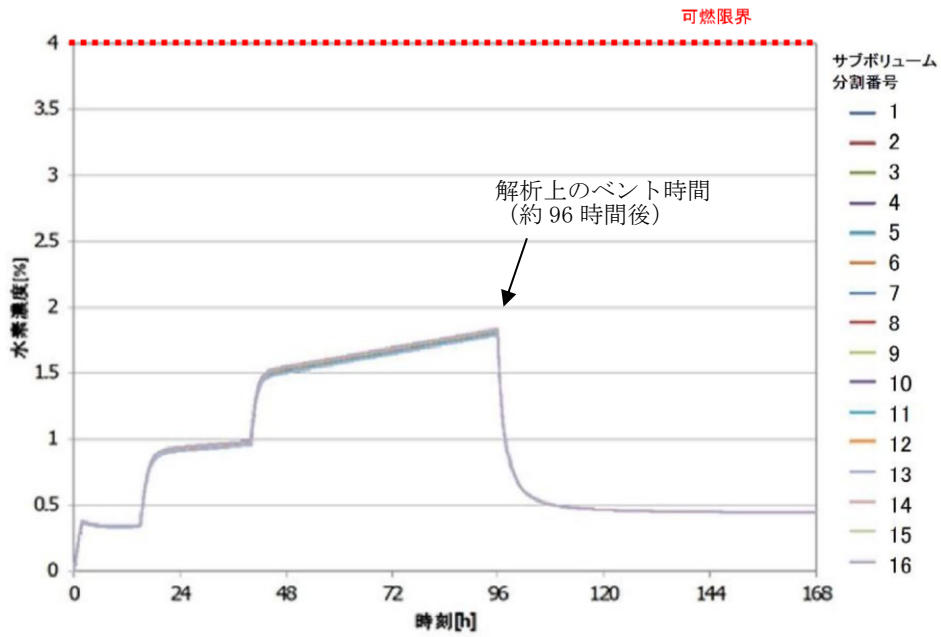


図 1.2.26 所員用エアロック室の水素濃度推移
(局所エリア格納容器フィルタベント系ケース)

(7)局所エリアにおける可燃限界に対する裕度について

原子炉建屋内の局所エリアにおける水素発生量を増加させた水素挙動の解析ケースはドライウェル主フランジを含むシール部からの漏えいとし、評価シナリオは、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」における残留熱代替除去系を使用する場合及び格納容器フィルタベント系を使用する場合の両ケースについて確認している。

水素発生量を増加させた水素挙動の解析ケースに用いるGOTHICモデルを図1.2.27に示す。

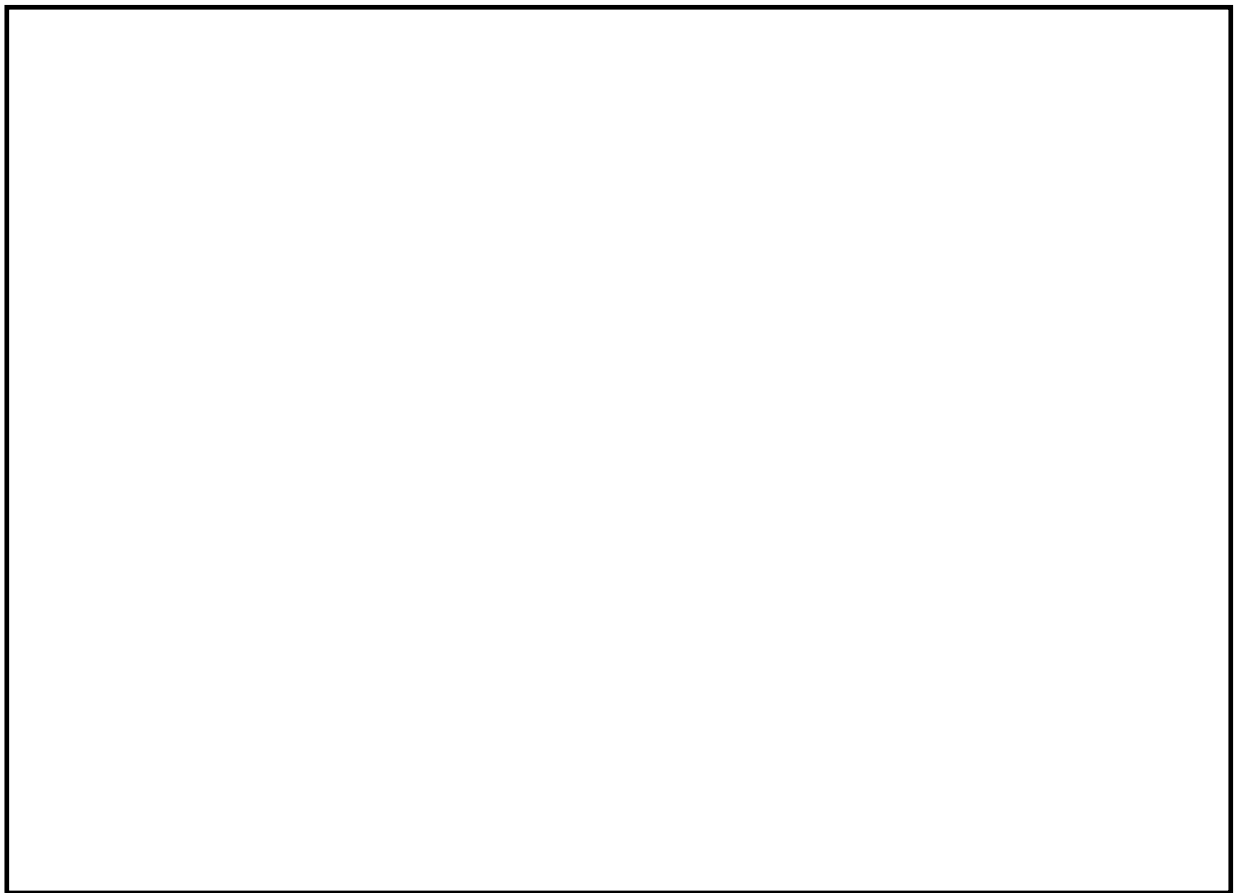


図 1.2.27 裕度確認のための原子炉建物全体解析モデル

a. 評価条件（残留熱代替除去系）

原子炉建屋内の局所エリアにおける水素発生量を増加させた水素挙動の解析ケースはドライウェル主フランジを含むシール部からの漏えいとし、評価シナリオは、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」における残留熱代替除去系を使用する場合とする。

なお、「1. 2 (3)」で示した残留熱代替除去系を使用した場合の原子炉格納容器内の圧力・温度の矩形の包絡線は保守的な条件設定となっていることから、現実的な評価条件に基づき感度解析を実施するため、図 1. 2. 28 及び図 1. 2. 29 に示すとおり、包絡線を設定した。

水素発生量は図 1. 2. 30 に示すとおり、有効性評価（MAAP 評価）の 2 倍相当の条件としている。

また、その他解析条件については「1. 2 (3)」と同様である。

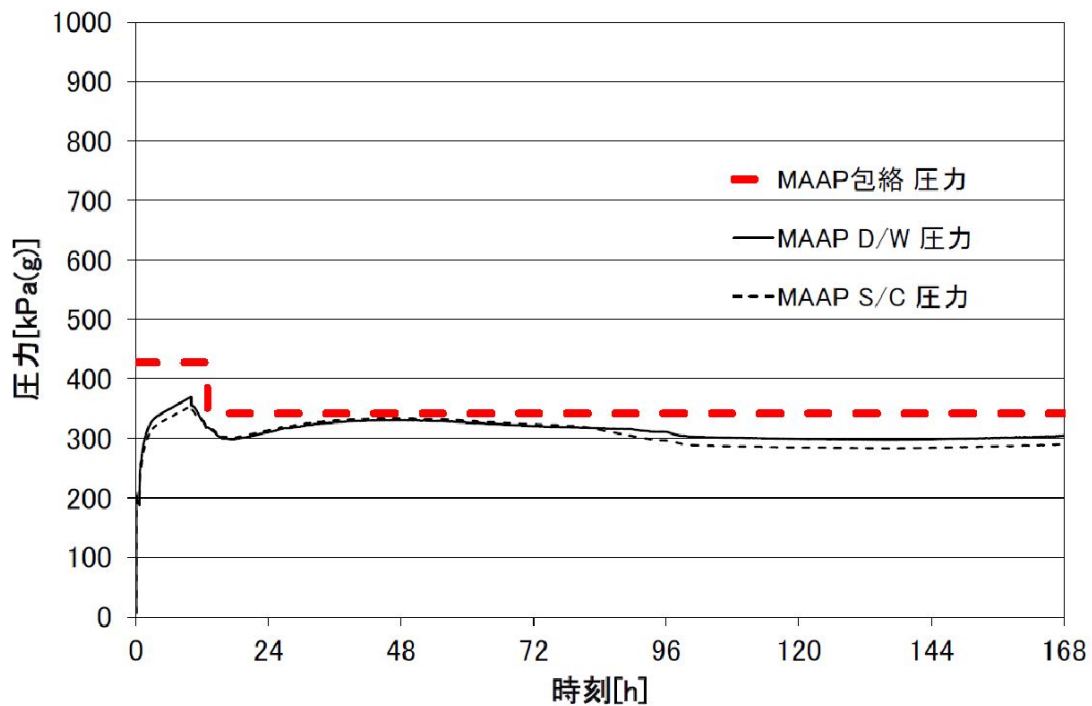


図 1. 2. 28 格納容器圧力の評価条件
(局所エリア水素発生量増加残留熱代替除去系ケース)

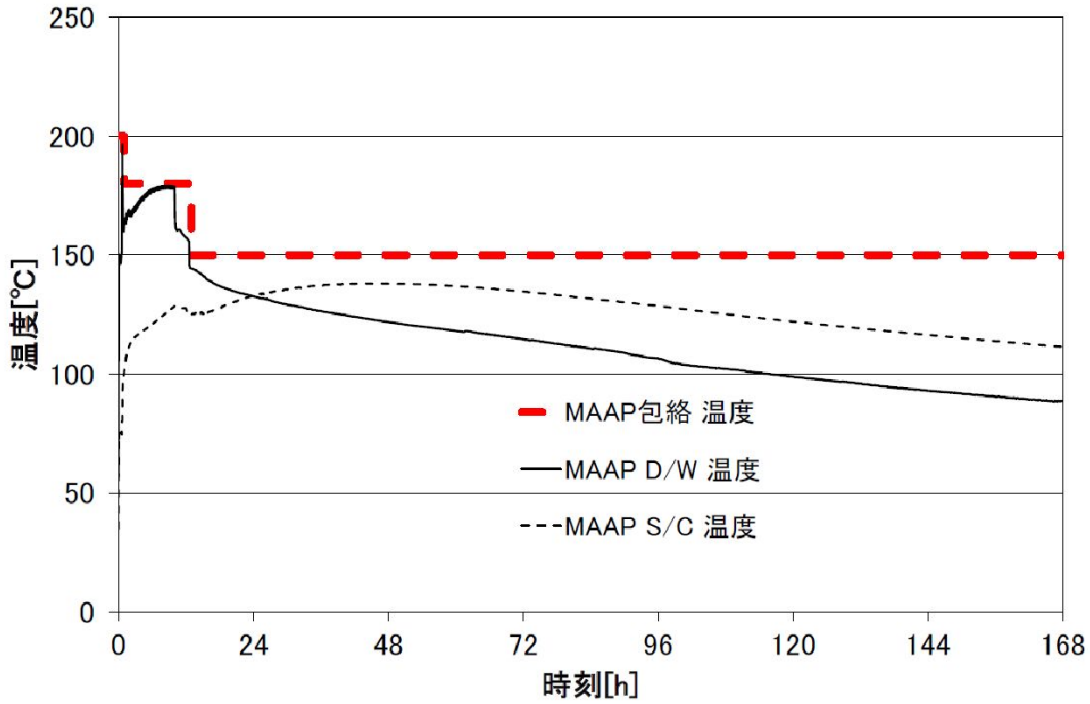


図 1. 2. 29 格納容器温度の評価条件
(局所エリア水素発生量増加残留熱代替除去系ケース)

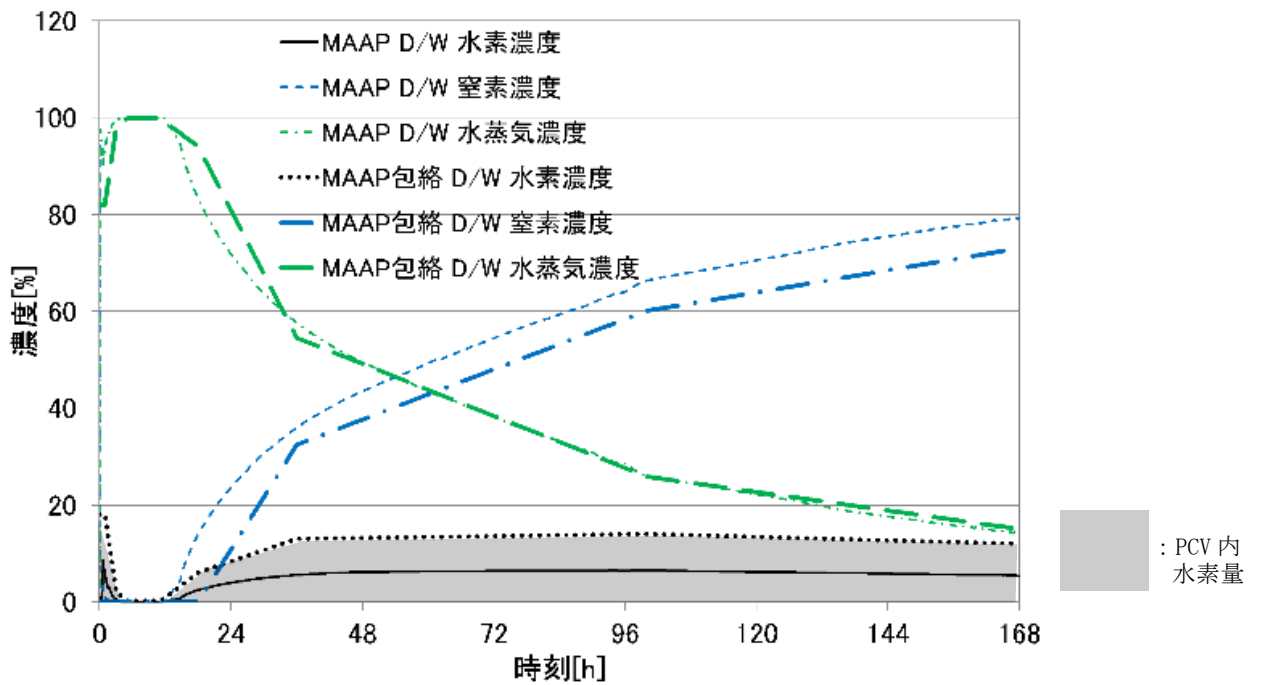


図 1. 2. 30 有効性評価の 2 倍相当の条件におけるドライウエルの気相濃度
(局所エリア水素発生量増加残留熱代替除去系ケース)

b. 評価結果（残留熱代替除去系）

残留熱代替除去系を使用する場合のドライウェル主フランジを含むシール部からの漏えいケースにおける水素発生量を増加させた場合において、局所エリアのうち、最も水素濃度が高くなるCRD補修室の水素挙動（ベースケース及び水素発生量2倍）を図1.2.31に示す。

水素濃度は事故後24時間後以降から継続的に上昇していくが、CRD補修室は可燃限界4 vol%に至らないことを確認し、想定する局所エリアで、水素発生量を2倍とした場合においても、可燃限界4 vol%に至らないことを確認した。

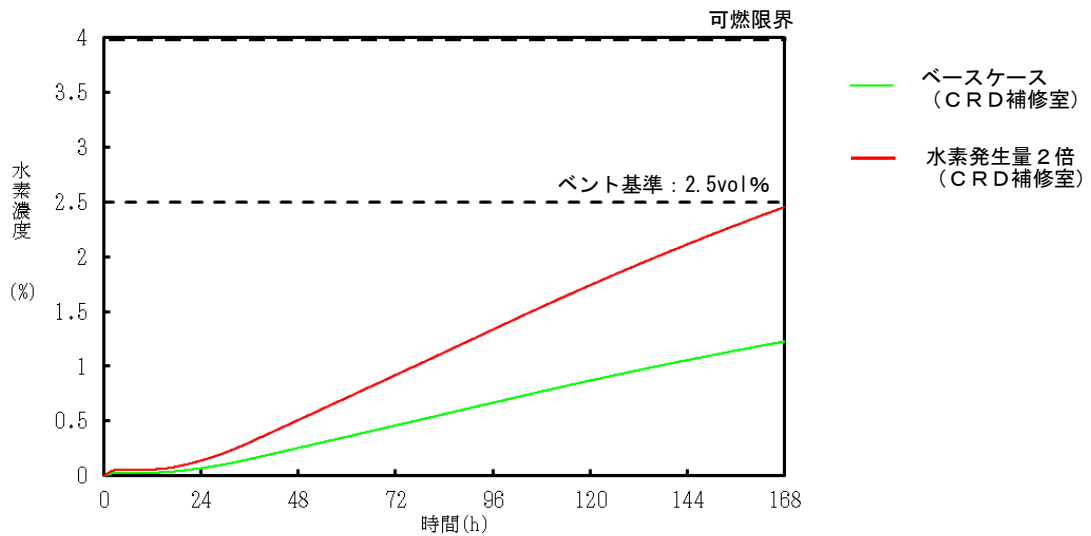


図 1. 2. 31 CRD補修室の水素濃度推移
(局所エリア水素発生量増加残留熱代替除去系ケース)

c. 評価条件（格納容器ベント）

原子炉建屋内の局所エリアにおける水素発生量を増加させた水素挙動の解析ケースはドライウェル主フランジを含むシール部からの漏えいとし、評価シナリオは、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」における格納容器フィルタベント系を使用する場合とする。

なお、「1. 2 (4)」で示した格納容器フィルタベント系を使用した場合の原子炉格納容器内の圧力・温度の矩形の包絡線は大きな保守性を持つことから、現実的な評価条件に基づき感度解析を実施するため、図 1. 2. 32 及び図 1. 2. 33 に示すとおり、包絡線を設定した。

水素発生量は図 1. 2. 34 に示すとおり、有効性評価（MAAP 評価）の 2 倍相当の条件としている。

また、その他解析条件については「1. 2 (4)」と同様である。

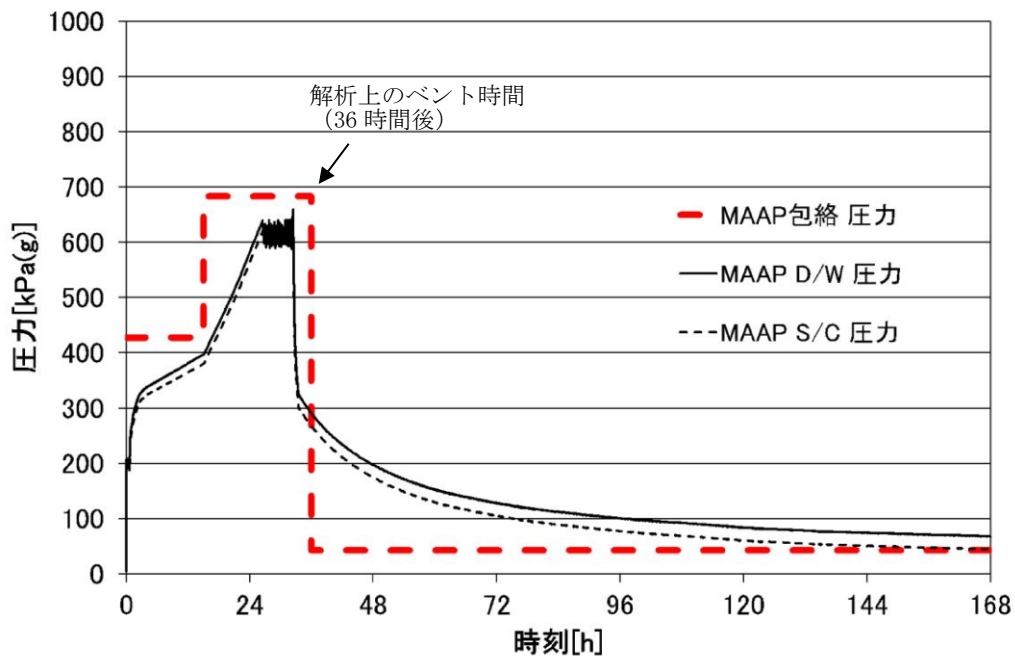


図 1. 2. 32 格納容器圧力の評価条件

(局所エリア水素発生量増加格納容器フィルタベント系ケース)

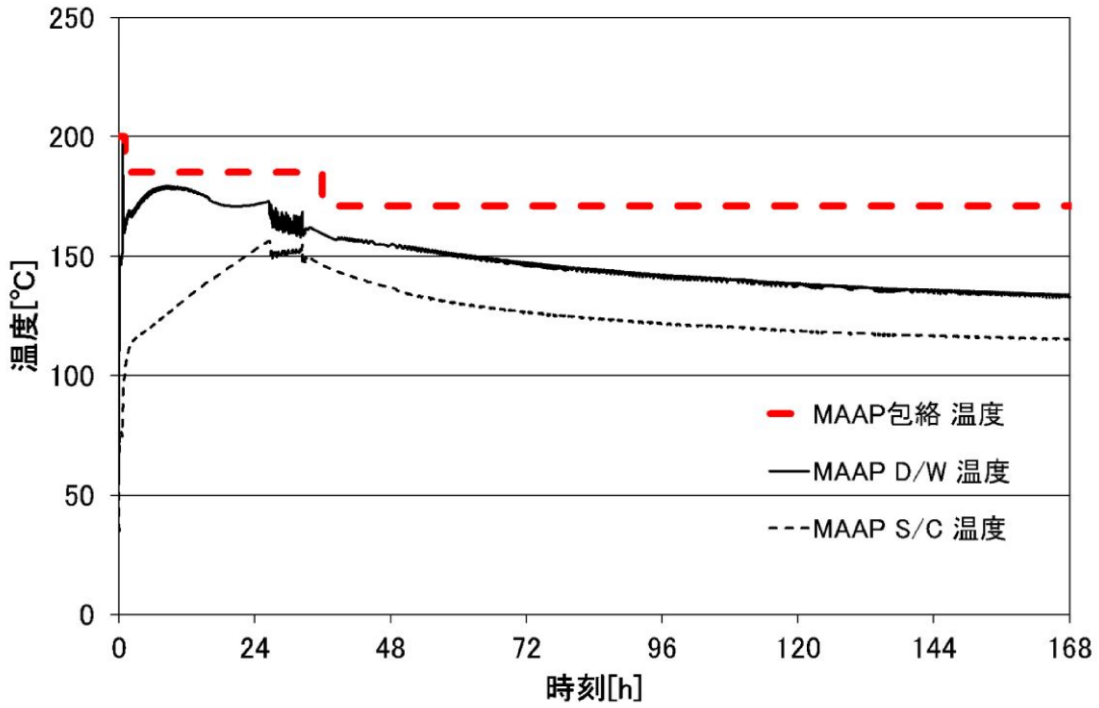


図 1.2.33 格納容器温度の評価条件
(局所エリア水素発生量増加格納容器フィルタベント系ケース)

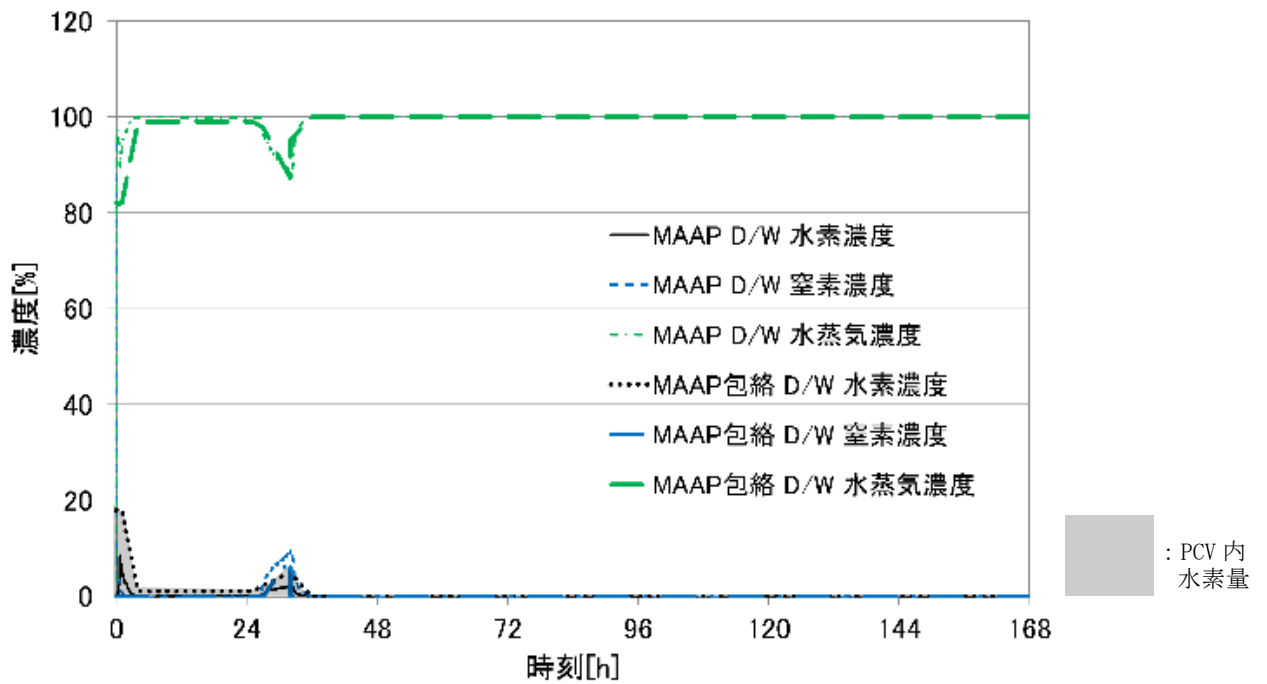


図 1.2.34 有効性評価の2倍相当の条件におけるドライウエルの気相濃度
(局所エリア水素発生量増加格納容器フィルタベント系ケース)

d. 評価結果（格納容器ベント）

格納容器ベントを使用する場合のドライウエル主フランジを含むシール部からの漏えいケースにおける水素発生量を増加させた場合において、局所エリアのうち、最も水素濃度が高くなる所員用エアロック室の水素挙動（ベースケース及び水素発生量2倍）を図 1.2.35 に示す。

水素濃度は事故後短期的に上昇し、ドライウエルの水素濃度低下に伴って所員用エアロック室の水素濃度も低下する。その後 24 時間以降、再度ドライウエル水素濃度上昇に伴って所員用エアロック室の水素濃度も上昇するものの、約 32 時間後に格納容器フィルタベント系による格納容器ベント実施により、水素濃度は低下する。所員用エアロック室は可燃限界 4 vol% に至らないことを確認し、想定する局所エリアで、水素発生量を 2 倍とした場合においても、可燃限界 4 vol% に至らないことを確認した。

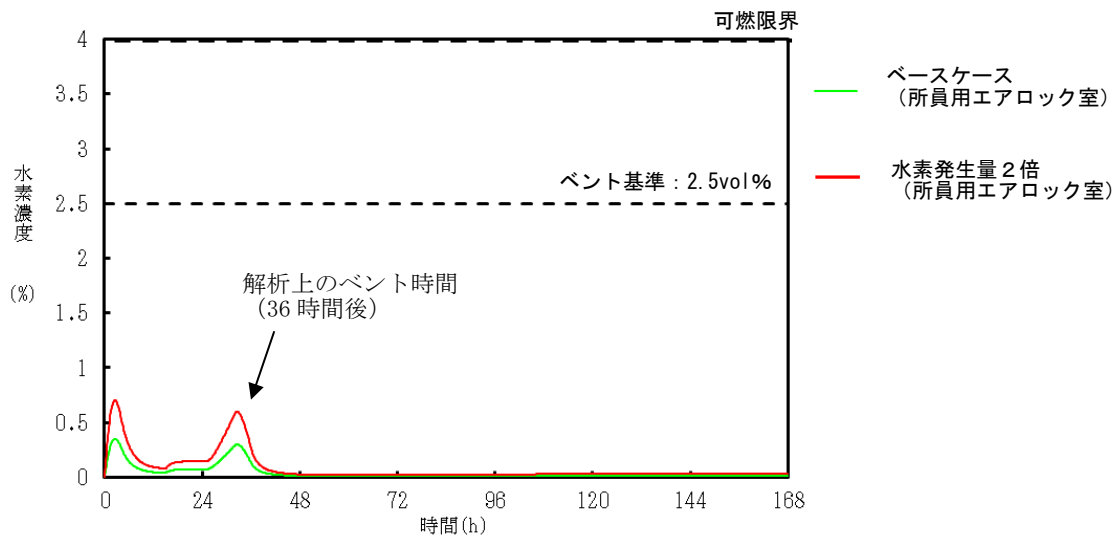


図 1.2.35 所員用エアロック室の水素濃度推移
(局所エリア水素発生量増加格納容器ベントケース)

e. 局所エリアにおける可燃限界に対する裕度について

新規性基準適合のための対応の中で、原子炉建屋の水素防護対策は相当程度実施されている。しかしながら、水素挙動の評価については、一定の条件を仮定したものであり、その結果には大きな不確かさを含んでいる。

上記より局所エリアについて、不確かさの影響を考慮し、格納容器内に 2 倍程度の水素が発生した場合においても、可燃限界までの裕度があることを確認している。

一方、それ以上の大きな不確かさについては、ATENAで実施されている自主的な取り組みの一環として、中長期的な検討を行い、必要な措置を実施していく。

(8)まとめ

- 下層階で水素ガスが漏えいした場合においても原子炉建屋全域で水素濃度が均一化することを確認した。
- 水素濃度が厳しくなる局所エリアで水素発生量が2倍になった場合においても、水素濃度が可燃限界に至らないことを確認した。

これらのことから、原子炉棟4階での判断は妥当であることを確認した。

1. 2. 2 2.5vol%での判断が妥当であること

ベント基準の判断においては、以下の事項を考慮する必要がある。

- 炉心損傷が生じた場合、改良EPDM製シール材の採用等により既許可申請における「添付書類十 追補 2. II 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価」で示しているとおりの格納容器耐性が向上していることを踏まえて、原子炉建物水素爆発防止のための原子炉格納容器ベントにおいても放射性物質の放出を可能な限り遅延できること
- 原子炉格納容器ベント基準は「水素濃度計器誤差」及び「原子炉格納容器ベント基準到達後に遠隔操作にて速やかに原子炉格納容器ベントできない不測事態発生に対する操作余裕時間」を考慮し、可燃限界（4 vol%）に対して裕度がある基準であること

適合性審査において、ベント基準である2.5vol%には至らないことを確認している。また、可燃限界4 vol%に対して、計器誤差1.1vol%を考慮しても、不測事態発生時の操作時間が確保されている。

【水素濃度2.5vol%設定根拠】

ベント基準水素濃度（2.5vol%）

$$= \text{可燃限界（4 vol\%）} - (\text{計器誤差 1.1vol\%} + \text{不測事態発生に対する操作余裕時間 0.4vol\%})$$

【ベント手順の成立性について】

- ・原子炉棟4階水素濃度上昇率を0.133vol%/h程度*と仮定している。
※：AFC100%相当の水素発生量で主フランジから漏えい率10%/dayで漏えいし、かつPARに期待しない場合
- ・上記のような、非常に保守的な条件を仮定する場合であっても、運転員は手順に従い速やかに原子炉格納容器ベント操作に移行でき、かつ、要員の作業時間を確保可能なことから、現状の手順で原子炉格納容器ベント対応できる。

【不測事態発生に対する余裕時間について】

- ・ ベント基準到達後に遠隔操作にて速やかにベントできない場合、現場にて手動ベントを実施するが、図 1.2.36 に示すとおり、その操作時間は約 1 時間 30 分である
- ・ 上記に対し、不測事態発生に対する操作余裕時間 (0.4vol%) は、 $0.13\%/h \times 3h = 0.39\% < 0.4\%$ となり、非常に保守的な条件においても 3 時間程度の操作余裕時間がある。



※1：第2系の開操作ができない場合は、第2系バイパスを全開とする。現場運転員 B, C にて実施した場合、2時間50分以内で可能である。

図 1.2.36 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作) タイムチャート (W/W ベントの場合)

なお、格納容器ベント手順については、判断基準、役割等を明確にし、ためらわずベントできるよう、図 1.2.37 に示すとおり手順書を整備している。

- ・ 当直副長が「事故時操作要領書 シビアアクシデント」に定められた格納容器ベント判断基準に達した場合には、機械的に判断し格納容器ベント可能な手順としている。
- ・ 当直副長の指示の下、SA設備を用いて中央制御室運転員/現場運転員が実施する詳細な手順は、「AM設備別操作要領書」にて定められており、これに基づき運転員が操作する。

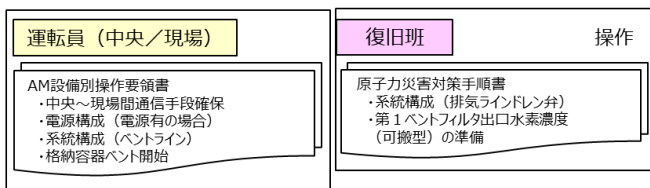
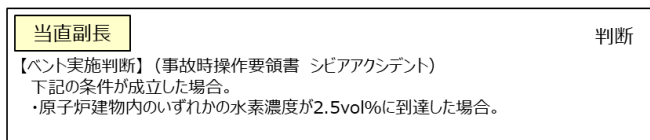
【事故時操作要領書 シビアアクシデント】

1. 運用について

(2) 指示命令について

本書を使用して操作を行う際に必要な判断は、基本的に当直副長が行うものとする。

また、支援組織が発足された場合には、当直長は支援組織と緊密な連絡をとり、プラント状況、重大事故等対処設備の状況等の情報共有を行う。



事故時操作要領書 シビアアクシデントフロー図抜粋

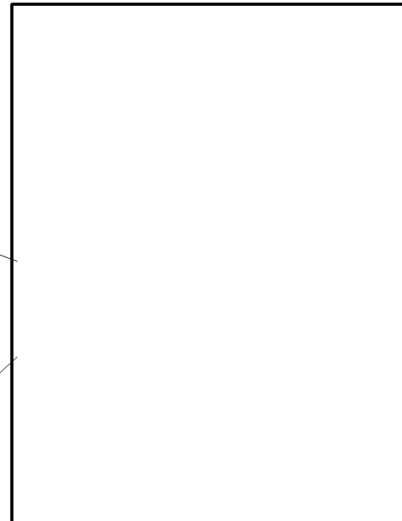


図 1.2.37 事故時操作要領書 シビアアクシデント等記載

- ・「1. 2. 1」及び「1. 2. 2」から，原子炉棟4階水素濃度 2.5vol%での判断は妥当であることを適合性審査の中で確認している。ただし，これらの判断においては，水素挙動の不確かさを考慮したうえで上記の結果が変わらないこと（裕度があること）を確認する必要があるため，次頁以降の追加的な評価を実施する。

2. ベント基準の裕度評価のための追加確認事項

2. 1 これまでの評価について

「1. 適合性審査を踏まえた確認事項」では、有効性評価 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（残留熱代替除去系を使用する場合及び残留熱代替除去系を使用しない場合）条件において保守的な原子炉格納容器水素発生量及び漏えい率を設定し、水素濃度評価を実施した。その結果、原子炉格納容器ベント基準及び可燃限界に到達しないことを確認している。また、局所エリアについては可燃限界に対する裕度があることを確認している。

2. 2 追加確認事項

原子炉建物における水素爆発防止の原子炉格納容器ベント基準の裕度を確認する観点から、「1. 適合性審査を踏まえた確認事項 1. 2 現状のベント基準の妥当性について」における3つの観点をもとに、水素発生量を変化させた評価、PARが機能しないと想定した場合及び格納容器漏えい率を変化させた場合の評価、自主対策設備である原子炉ウェル代替注水系の使用を考慮した場合の評価を実施する。

裕度確認のための原子炉建物全体解析モデルを図 2.2.1 に示す。

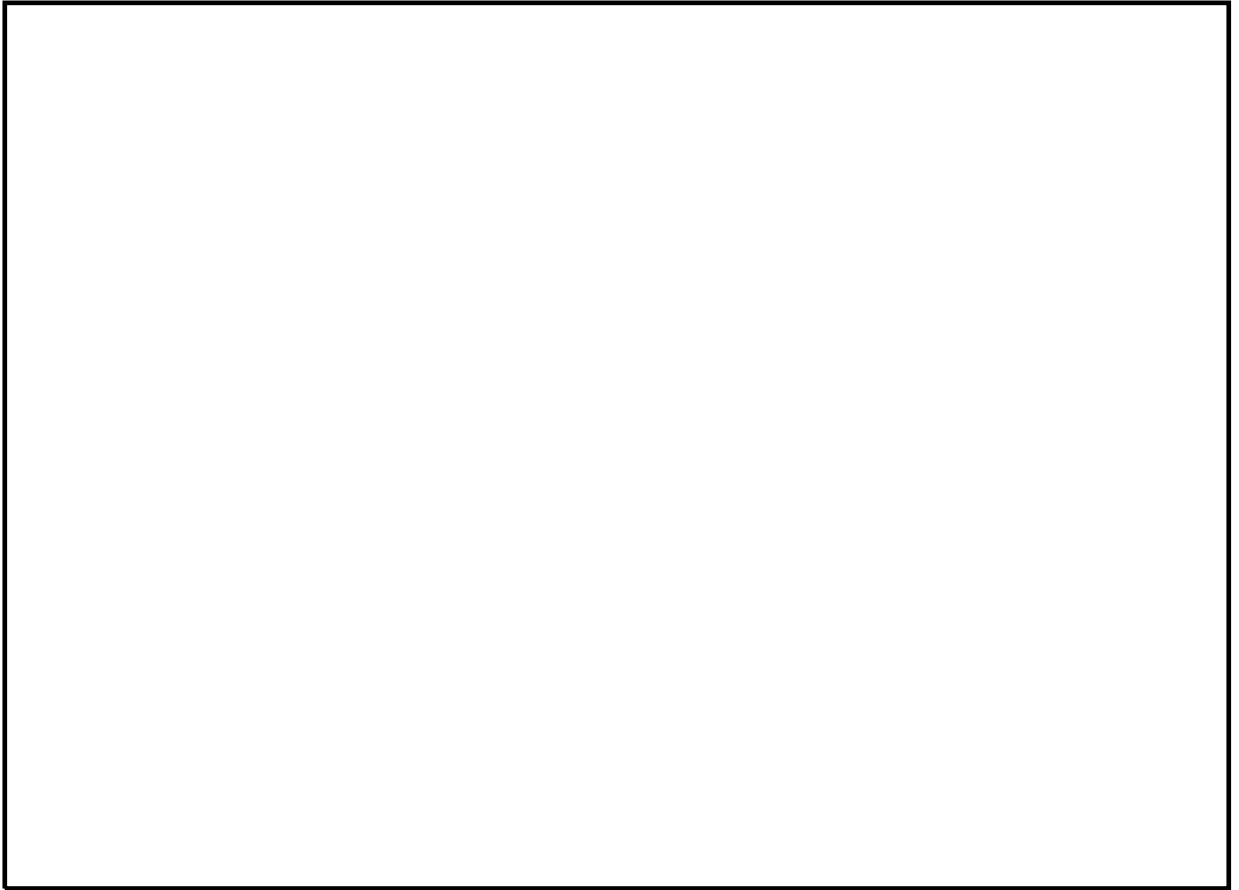


図 2.2.1 裕度確認のための原子炉建物全体解析モデル

2. 3 水素発生量を増加させた場合のベント基準との比較評価（残留熱代替除去系）

(1) 評価条件

原子炉建物内の水素発生量を増加させた水素挙動の解析ケースはドライウェル主フランジを含むシール部からの漏えいとし、評価シナリオは、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」における残留熱代替除去系を使用する場合とする。

原子炉格納容器内水素発生量を増加させたケースとして、水素発生量を有効燃料長被覆管 100%（AFC100%）相当を包絡する2倍及び5倍相当とした場合の解析条件について表 2.3.1 に示す。

また、図 2.3.1 及び図 2.3.2 に原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器温度並びに図 2.3.3 及び図 2.3.4 に有効性評価における水素発生量を2倍及び5倍相当とした場合のドライウェル及びサプレッションチェンバの水素分率を示す。「1. 2 (3)」で示した残留熱除去系を使用した場合の原子炉格納容器内の圧力・温度及びガス組成の矩形の包絡線は大きな保守性を持つことから、現実的な評価条件に基づき感度解析を実施するため、図 2.3.1 及び図 2.3.2 に示すとおり、原子炉格納容器内の気相濃度について包絡線を設定した。新たに設定した原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器温度から算出した漏えい条件を表 2.3.2 に示す。

表 2.3.1 AFC100%相当を包絡する水素発生量における解析条件

解析ケース	水素発生量
ベースケース（有効性評価）※	約 200kg 相当
水素発生量 2 倍相当	約 400kg 相当
水素発生量 5 倍相当	約 1,000kg 相当

（参考）AFC100%相当での水素発生量：約 1,000kg

※：1. 2 (3) の評価では保守性を考慮した水素発生量を想定したが、本評価では有効性評価の水素発生量をベースケースとし、水素発生量を増加させた。

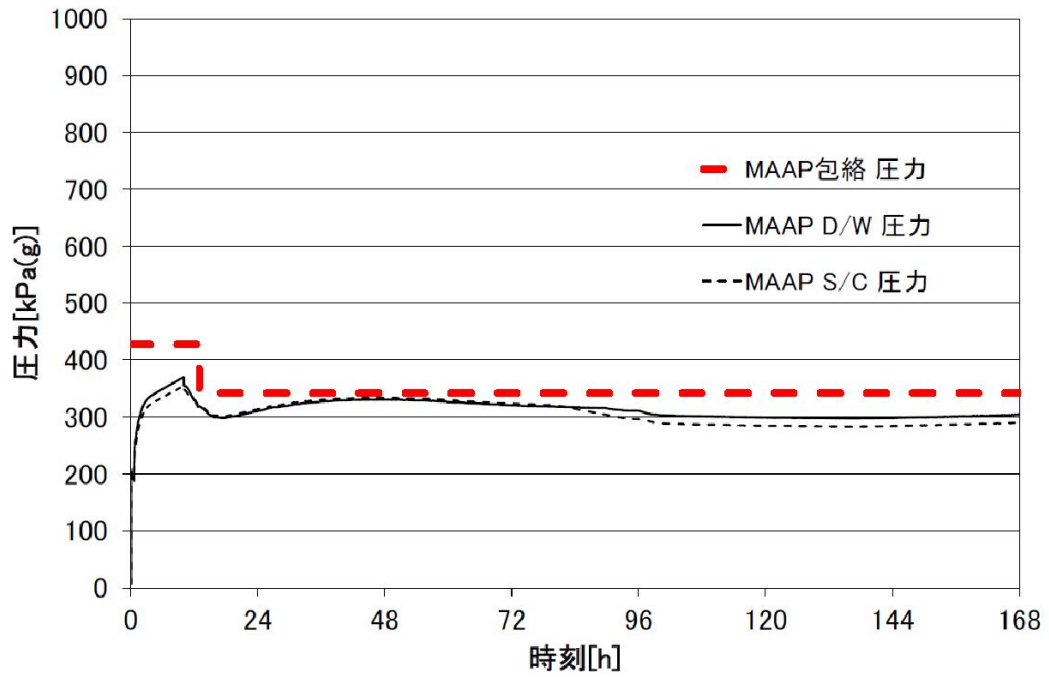


図 2. 3. 1 格納容器圧力の評価条件 (残留熱代替除去系ケース)

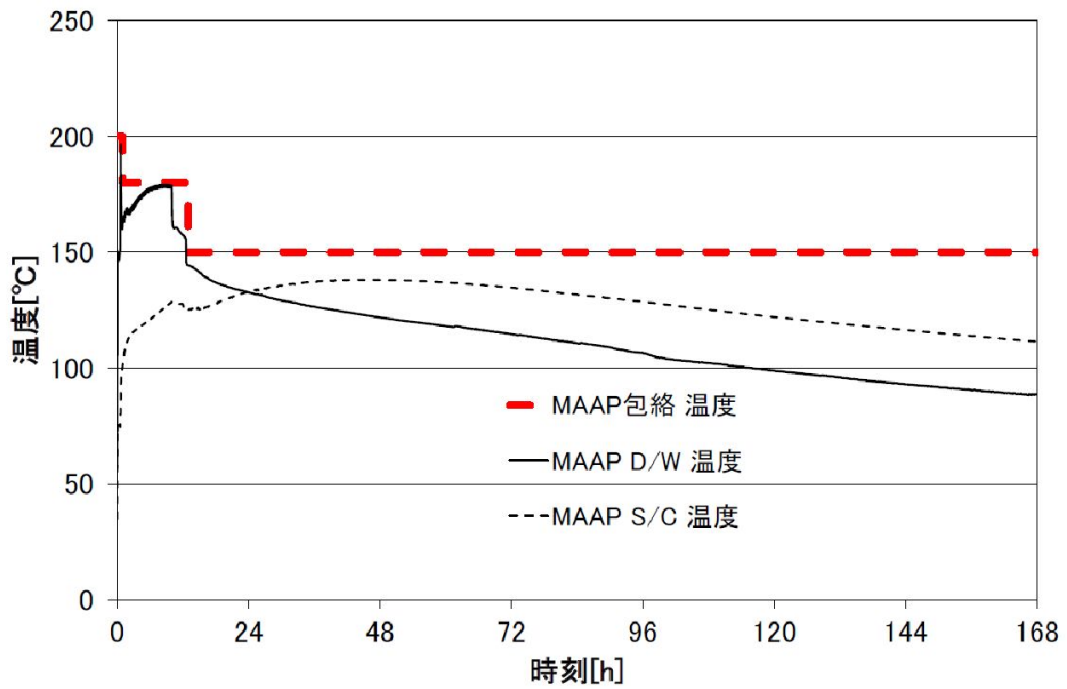
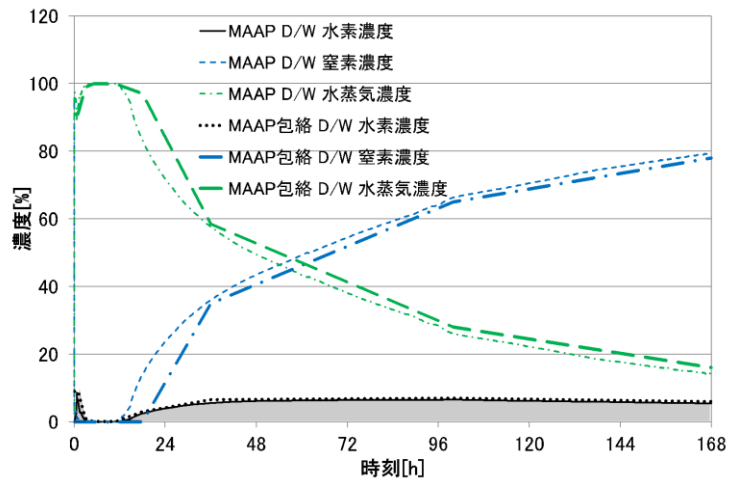
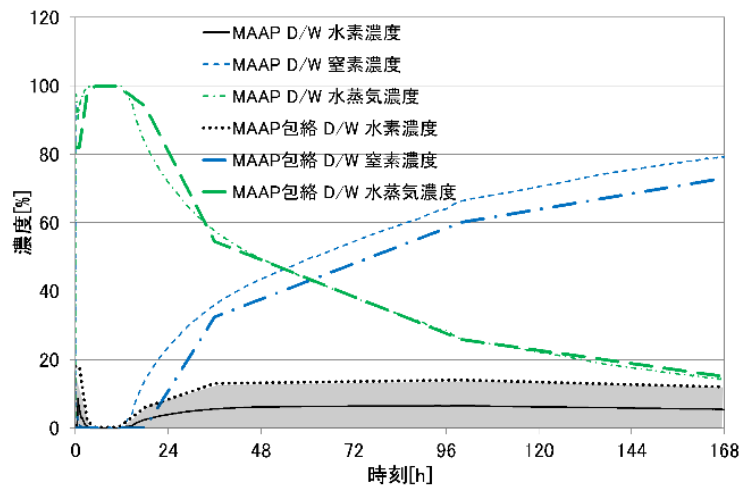


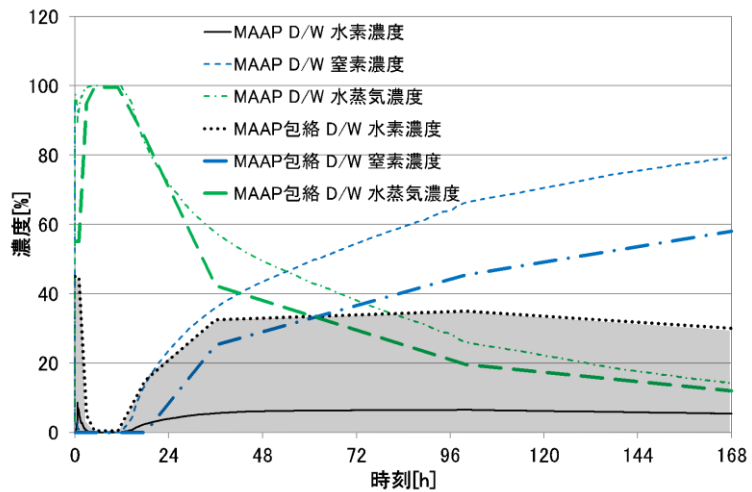
図 2. 3. 2 格納容器温度の評価条件 (残留熱代替除去系ケース)



ベースケース (有効性評価)



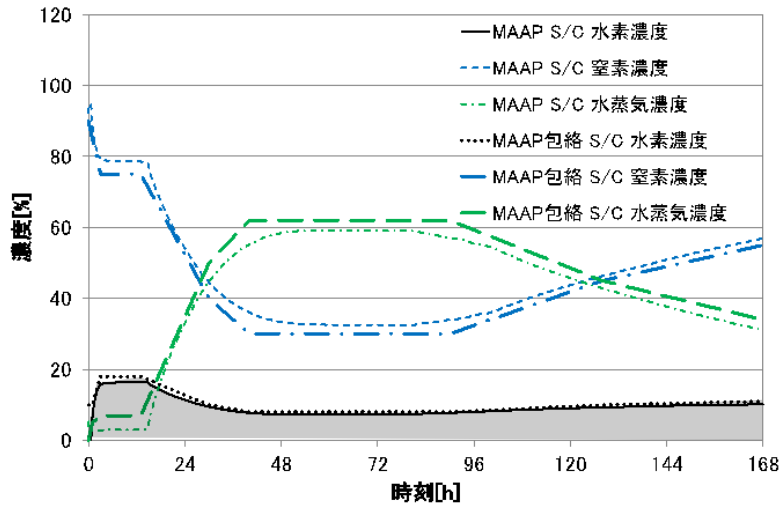
水素発生量2倍相当



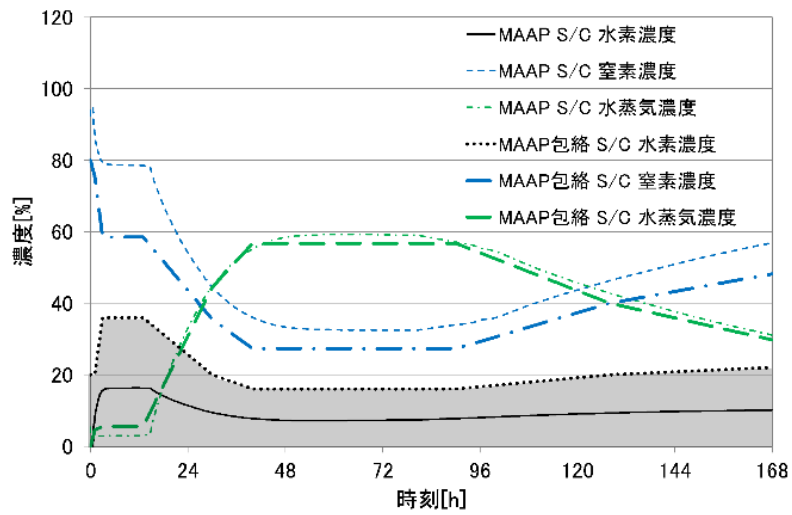
水素発生量5倍相当

：PCV内
水素量

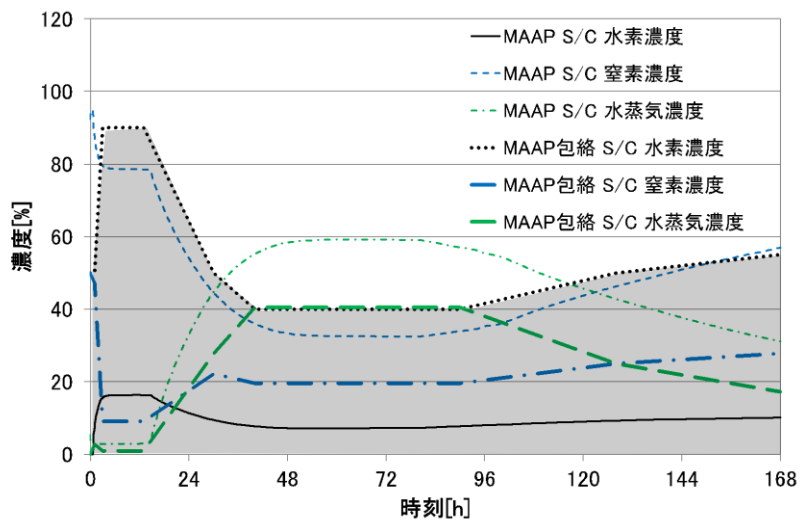
図 2.3.3 ベースケースと水素発生量2倍相当条件及び水素発生量5倍相当条件におけるドライウェル気相濃度の比較 (残留熱代替除去系ケース)



ベースケース (有効性評価)



水素発生量2倍相当



水素発生量5倍相当

■ : PCV 内
水素量

図 2.3.4 ベースケースと水素発生量2倍相当条件及び水素発生量5倍相当条件におけるサブプレッションチェンバ気相濃度の比較 (残留熱代替除去系ケース)

表 2.3.2 GOTHICコードによる解析条件
(水素発生量増加残留熱代替除去ケース)

時間(h)	圧力(kPa[gage])	温度(°C)	漏えい率(%/day)
0～1	427 (1Pd)	200	0.556
1～13	427 (1Pd)	180	0.556
13～168	341.6 (0.8Pd)	150	0.556

(2) 評価結果

残留熱代替除去系を使用する場合のドライウェル主フランジを含むシール部からの漏えいケースの水素発生量を増加させた場合における原子炉棟4階の水素挙動を図2.3.5に示す。

水素発生量を変化させた場合では、事象を通じて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、原子炉棟4階の水素濃度は1.5vol%以下であり、ベースケースの漏えい率を2倍としても原子炉建物は水素濃度ベント基準に至らないことを確認した。

なお、原子炉棟4階の水素濃度はPARの動作開始濃度である1.5vol%以下であった。

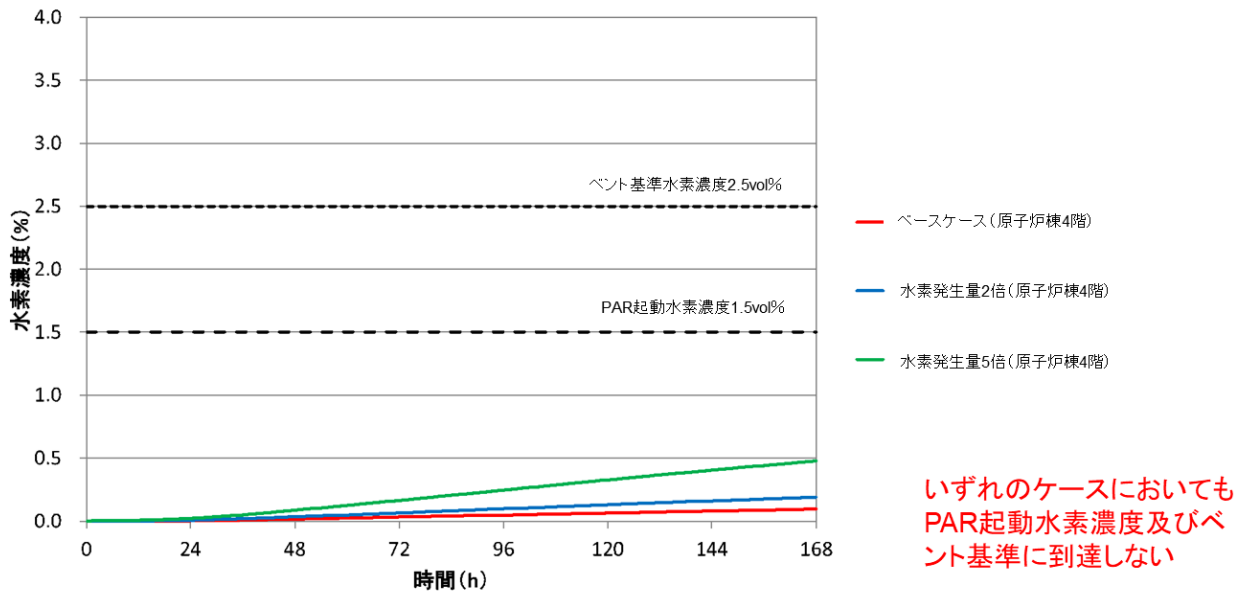


図 2.3.5 原子炉棟4階水素濃度 (水素発生量増加残留熱代替除去系ケース)

2. 4 水素発生量を増加させた場合のベント基準との比較評価（格納容器フィルタベント系）

(1) 評価条件

原子炉建物内の水素発生量を増加させた水素挙動の解析ケースはドライウエル主フランジを含むシール部からの漏えいとし、評価シナリオは、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」における格納容器フィルタベント系を使用する場合とする。

原子炉格納容器内水素発生量を増加させたケースとして、水素発生量を有効燃料長被覆管 100%（AFC100%）相当を包絡する 2 倍及び 5 倍相当とした場合の解析条件について表 2. 4. 1 に示す。

また、図 2. 4. 1 及び図 2. 4. 2 に原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器温度並びに図 2. 4. 3 及び図 2. 4. 4 に有効性評価における水素発生量を 2 倍及び 5 倍相当とした場合のドライウエル及びサプレッションチェンバの水素分率を示す。「1. 2 (4)」で示した格納容器フィルタベント系を使用した場合の原子炉格納容器内の圧力・温度及びガス組成の矩形の包絡線は大きな保守性を持つことから、現実的な評価条件に基づき感度解析を実施するため、図 2. 4. 1 から図 2. 4. 4 に示すとおり、包絡線を設定した。新たに設定した原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器温度から算出した漏えい条件を表 2. 4. 2 に示す。

表 2. 4. 1 AFC100%相当を包絡する水素発生量における解析条件

解析ケース	水素発生量
ベースケース（有効性評価）※	約 200kg 相当
水素発生量 2 倍相当	約 400kg 相当
水素発生量 5 倍相当	約 1,000kg 相当

（参考）AFC100%相当での水素発生量：約 1,000kg

※：1. 2 (4) の評価では保守性を考慮した水素発生量を想定したが、本評価では有効性評価の水素発生量をベースケースとし、水素発生量を増加させた

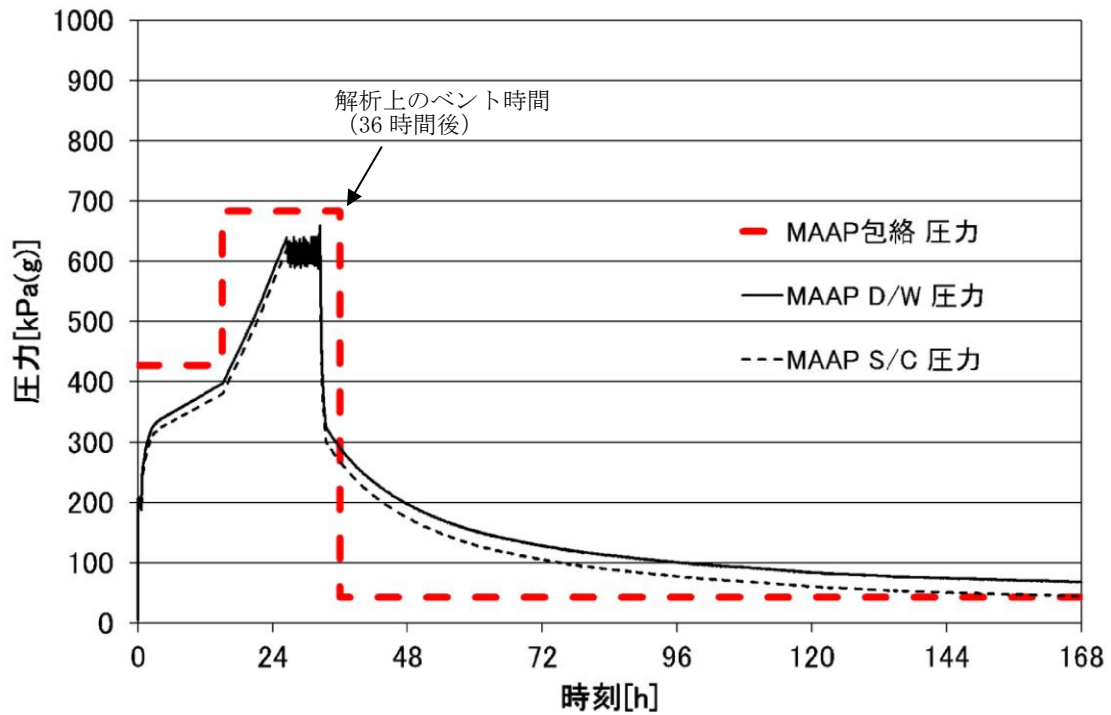


図 2.4.1 格納容器圧力の評価条件 (格納容器フィルタベント系ケース)

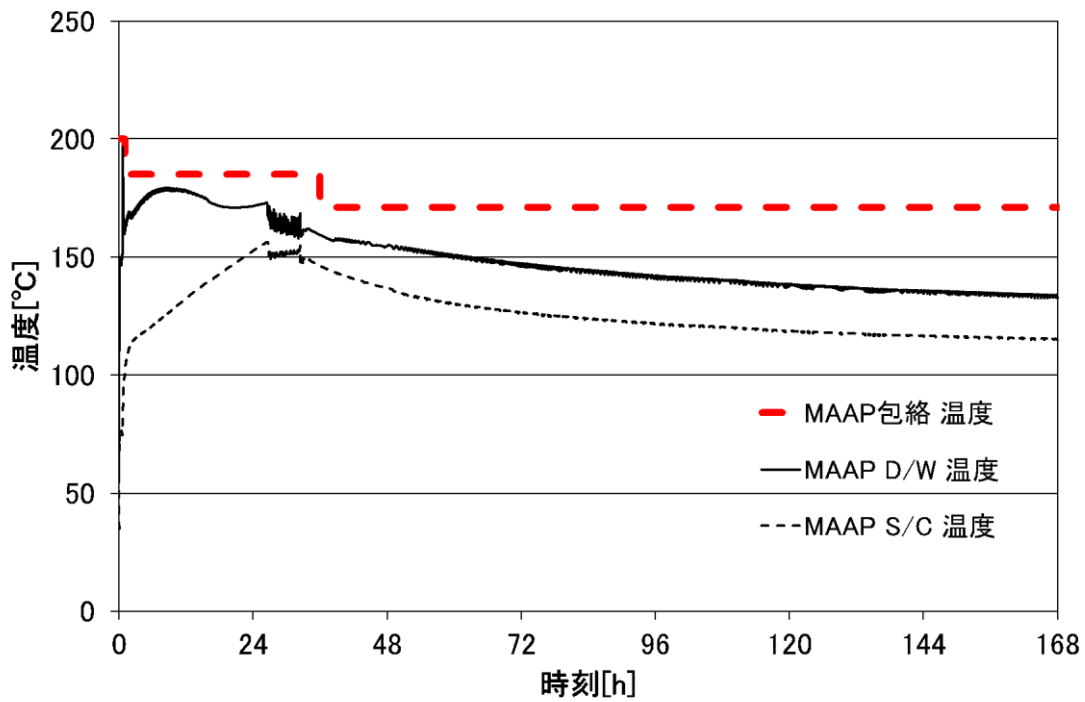
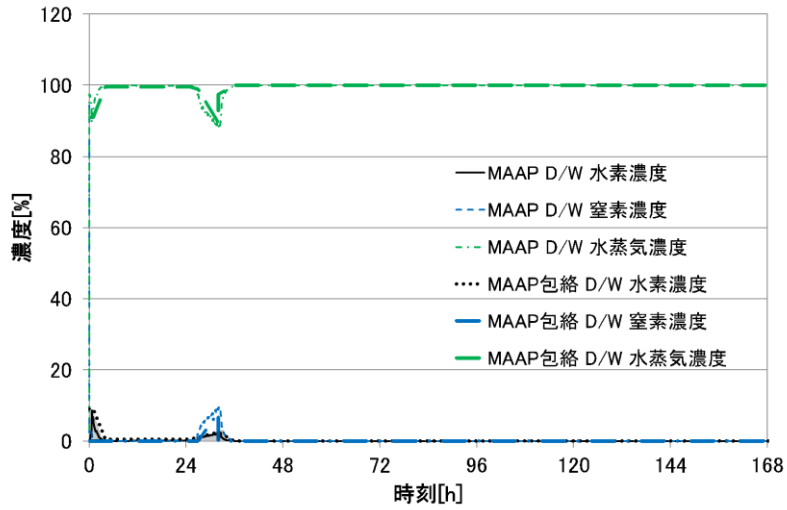
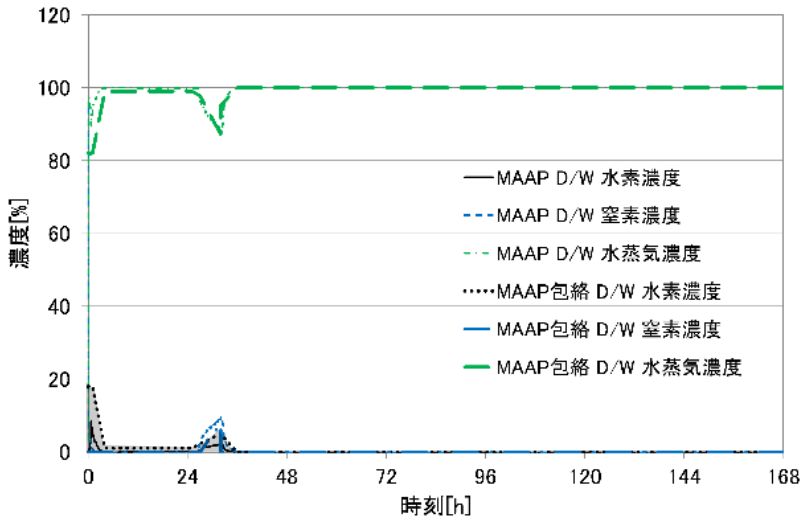


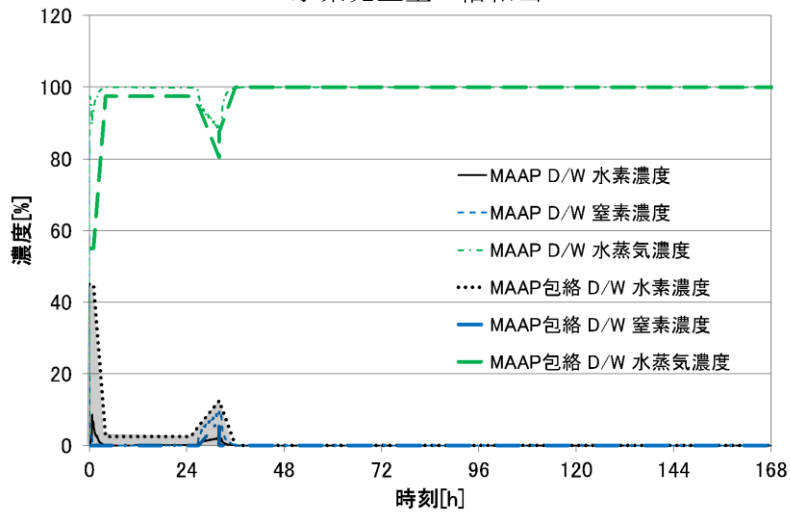
図 2.4.2 格納容器温度の評価条件 (格納容器フィルタベント系ケース)



ベースケース（有効性評価）



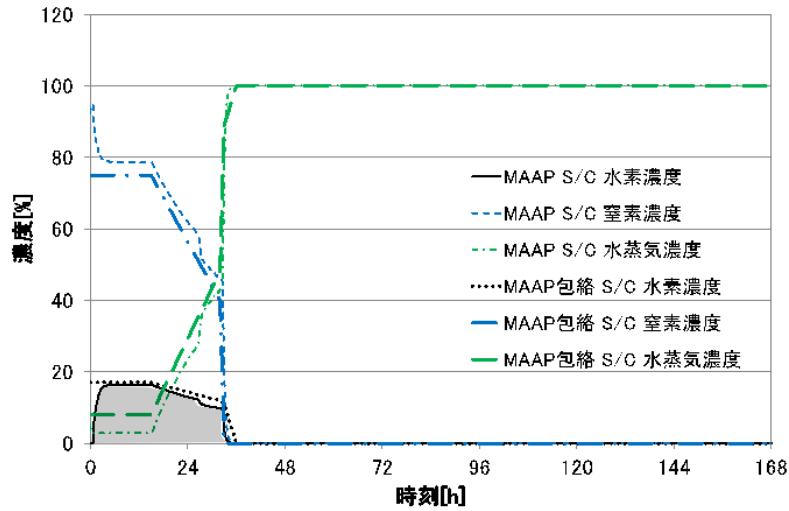
水素発生量 2 倍相当



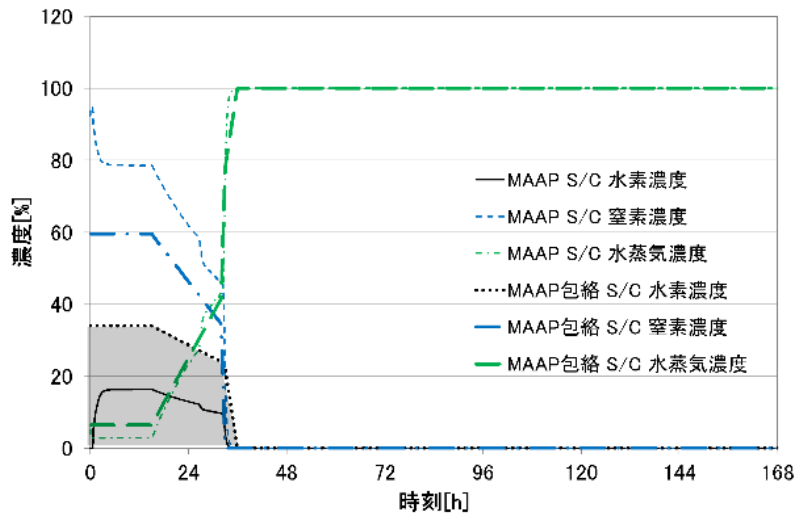
：PCV 内
水素量

水素発生量 5 倍相当

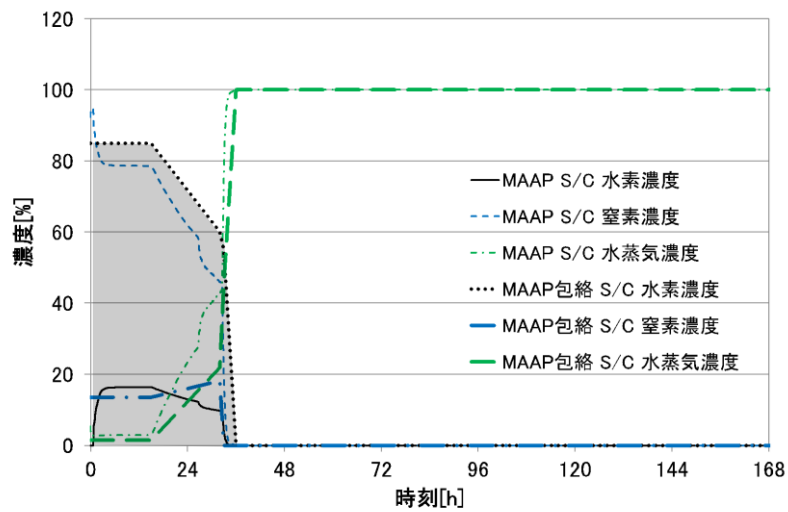
図 2.4.3 ベースケースと水素発生量 2 倍相当条件及び水素発生量 5 倍相当条件におけるドライウェル気相濃度の比較（格納容器フィルタベント系ケース）



ベースケース (有効性評価)



水素発生量2倍相当



水素発生量5倍相当

■ : PCV内
水素量

図 2.4.4 ベースケースと水素発生量2倍相当条件及び水素発生量5倍相当条件におけるサプレッションチェンバ気相濃度の比較 (格納容器フィルタベント系ケース)

表 2.4.2 GOTHICコードによる解析条件
(水素発生量増加格納容器フィルタベント系ケース)

時間	圧力 (kPa [gage])	温度 (°C)	漏えい率 (%/day)
0～1	427 (1 Pd)	200	0.556
1～15	427 (1 Pd)	185	0.556
15～36	683.2 (1.6 Pd)	185	1.1
36～168	42.7 (0.1 Pd)	171	0.26

(2) 評価結果

格納容器フィルタベント系を使用する場合のドライウェル主フランジを含むシール部からの漏えいケースの水素発生量を変化させた場合における原子炉棟4階の水素挙動を図 2.4.5 に示す。

水素発生量を変化させた場合では、原子炉棟4階の水素濃度は、原子炉建屋の水素濃度ベント基準に至らないことを確認した。

なお、原子炉棟4階の水素濃度はPARの動作開始濃度である 1.5vol%以下であった。

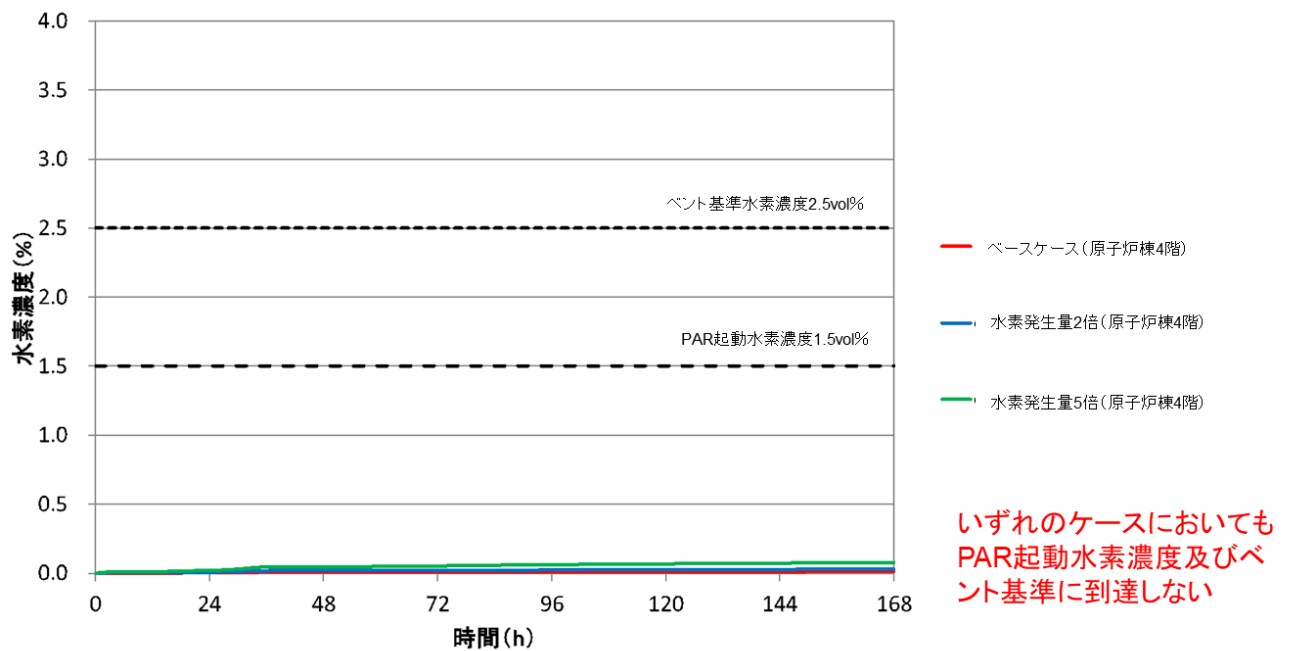


図 2.4.5 原子炉棟4階水素濃度 (水素発生量増加格納容器フィルタベント系ケース)

2. 5 格納容器漏えい率を変化させた場合のベント基準との比較評価（残留熱代替除去系）

(1) 評価条件

原子炉建物内の格納容器漏えい率を変化させた水素挙動の解析ケースはドライウエル主フランジを含むシール部からの漏えいとし、評価シナリオは、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」における残留熱代替除去系を使用する場合とする。

原子炉格納容器漏えい率を増加させたケースとして、「2. 3 水素発生量を増加させた場合のベント基準との比較評価（残留熱代替除去系）」で示しているベースケースの原子炉格納容器漏えい率を増加させた解析条件を表 2.5.1 に示す。

原子炉格納容器漏えい率以外の条件は、「2. 3 水素発生量を増加させた場合のベント基準との比較評価（残留熱代替除去系）」におけるベースケースの解析条件と同等であり、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内ガス組成は、各パラメータを、原子炉建物への水素漏えい量の観点でそれぞれ保守側に包絡するように設定する。

また、漏えい率については、事象を通じて格納容器圧力が 1Pd を超えることがないものの、ベースケースについては、格納容器圧力 1Pd の設計漏えい率に準じた値として、0.556%/day[※]を評価条件とし、さらに、保守的な条件として2倍の1.112vol%/day を評価条件とした。

※：設計漏えい率「0.9Pd で 0.5%/day」から、漏えい率が圧力に比例すると仮定した場合の 1Pd 時の漏えい率

表 2.5.1 各ケースの水素漏えい率

ケース	漏えい率
ベースケース	0.556%/day
設計漏えい率 2倍	1.112%/day

(2) 評価結果

残留熱代替除去系を使用する場合のドライウェル主フランジを含むシール部からの漏えいケースの格納容器漏えい率を変化させた場合における原子炉棟4階の水素挙動を図2.5.1に示す。

原子炉格納容器漏えい率を変化させた場合では、事象を通じて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、原子炉棟4階の水素濃度は1.5vol%以下であり、ベースケースの漏えい率を2倍としても原子炉建物は水素濃度ベント基準に至らないことを確認した。

なお、原子炉棟4階の水素濃度はPARの動作開始濃度である1.5vol%以下であった。

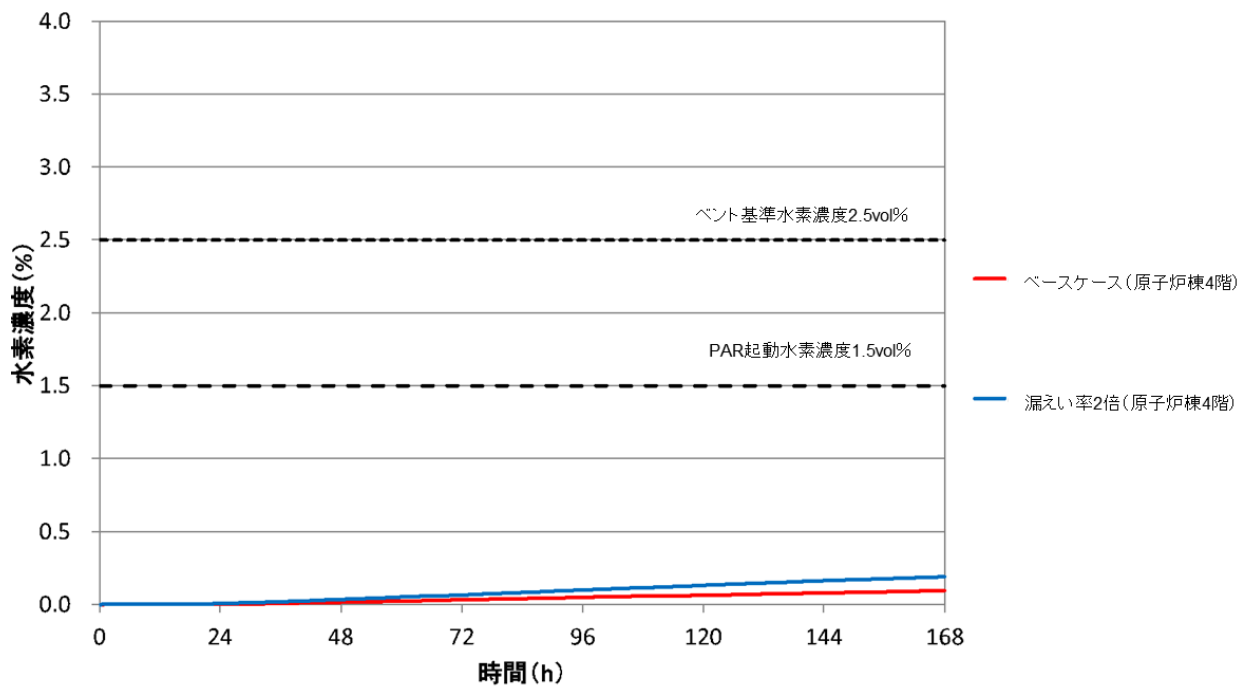


図 2.5.1 原子炉棟4階水素濃度 (漏えい率変化残留熱代替除去系ケース)

2. 6 格納容器漏えい率を変化させた場合のベント基準との比較評価（格納容器フィルタベント系）

(1) 評価条件

原子炉建物内の格納容器漏えい率を変化させた水素挙動の解析ケースはドライウエル主フランジを含むシール部からの漏えいとし、評価シナリオは、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」における格納容器フィルタベント系を使用する場合とする。

原子炉格納容器漏えい率を増加させたケースとして、「2. 4 水素発生量を増加させた場合のベント基準との比較評価（格納容器フィルタベント系）」で示している有効性評価条件のベースケースの原子炉格納容器漏えい率を増加させた解析条件を表 2. 6. 1 に示す。

原子炉格納容器漏えい率以外の条件は、「2. 4 水素発生量を増加させた場合のベント基準との比較評価（格納容器フィルタベント系）」におけるベースケースの解析条件と同等であり、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内ガス組成は、各パラメータを、原子炉建物への水素漏えい量の観点でそれぞれ保守側に包絡するように設定する。

また、漏えい率については、事象発生から格納容器圧力が 1 Pd を超過するまでの間、格納容器圧力 1 Pd の設計漏えい率に準じた値として、0. 556%/day[※]とし、それ以降の期間については、AEC の式に入力し、算出した値に対して保守的に切り上げた値としてベント実施までの期間を 1. 1%/day、ベント実施以降の期間を 0. 26%/day とした。さらに保守的な条件として、上記の漏えい率を 2 倍として評価を実施した。

※：設計漏えい率「0. 9Pd で 0. 5%/day」から、漏えい率が圧力に比例すると仮定した場合の 1Pd 時の漏えい率

表 2. 6. 1 各ケースの水素漏えい率

ケース	漏えい率		
	0～15h	15～36h	36h 以降
ベースケース	0. 556%/day	1. 1%/day	0. 26%/day
設計漏えい率 2 倍	1. 112%/day	2. 2%/day	0. 52%/day

(2) 評価結果

格納容器フィルタベント系を使用する場合のドライウェル主フランジを含むシール部からの漏えいケースの格納容器漏えい率を変化させた場合における原子炉棟4階の水素挙動を図 2.6.1 に示す。

原子炉格納容器漏えい率を変化させた場合では、水素濃度は事故後 36 時間までわずかに上昇し、その後、ほぼ一定に推移する。これは、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水素が排出されたためである。原子炉棟4階の水素濃度は 0.5vol%以下であり、ベースケースの漏えい率を 2 倍としても原子炉建物は水素濃度ベント基準に至らないことを確認した。

なお、原子炉棟4階の水素濃度は P A R の動作開始濃度である 1.5vol%以下であった。

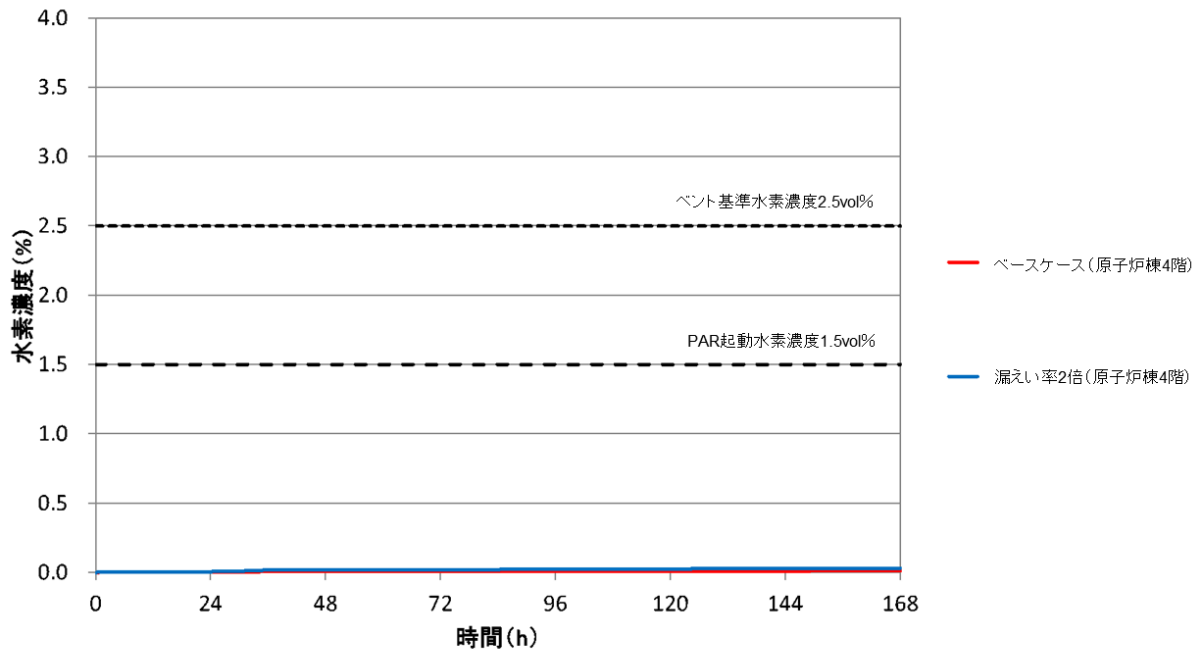


図 2.6.1 原子炉棟4階水素濃度（漏えい率変化格納容器フィルタベント系ケース）

2. 7 PARが機能しないと想定した場合のベント基準との比較評価

2. 3から2. 6までの保守的な評価においてもPAR起動水素濃度である1.5vol%に到達しない結果となった。

以上のことから、PARが機能しないと想定した場合の評価は不要と判断した。

2. 8 自主対策設備の使用を考慮した解析ケース（残留熱代替除去系）

原子炉ウェル代替注水系は、自主対策設備として設置しており、格納容器温度 171°C 到達で原子炉ウェル代替注水系が使用可能であれば注水する手順としている。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）」における残留熱代替除去系を使用する場合において、格納容器温度が 171°C を超過するため、以下のとおり原子炉ウェル代替注水系の使用を考慮したケースについて、原子炉建物内の水素挙動解析結果に基づいて確認した。

(1) 評価条件

原子炉建物内の自主対策設備の使用を考慮した水素挙動の解析ケースはドライウェル主フランジを除くシール部からの漏えいとし、評価シナリオは、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」における残留熱代替除去系を使用する場合とする。

また、原子炉格納容器漏えい想定箇所以外の格納容器漏えい率、原子炉格納容器内水素発生量及び P A R 反応開始水素濃度等については、「2. 3 水素発生量を増加させた場合のベント基準との比較評価（残留熱代替除去系）」におけるベースケースと同様である。

なお、漏えい想定箇所については、原子炉ウェル代替注水系による原子炉ウェル注水手段を考慮したものであり、ドライウェル主フランジからの漏えい量がそれ以外の各フロアのフランジ部、エアロックに等価に分配されるとは考えにくいだが保守的に漏えい量を分配している。水素漏えい量の分配条件について、表 2. 8. 1 に示す。

本ケースでは原子炉格納容器ドライウェル主フランジからリークは想定せず、それ以外の各フロアのフランジ部、エアロックから開口部周長の割合に応じて漏えいすることを想定する。

表 2. 8. 1 自主対策設備の使用を考慮した解析ケースにおける漏えい箇所と漏えい割合

フロア	想定漏えい箇所	漏えい割合
原子炉建物 原子炉棟 2 階	逃がし安全弁 搬出ハッチ	
原子炉建物 原子炉棟 1 階	機器搬入口	
	所員用エアロック	
	制御棒駆動機構 搬出ハッチ	
原子炉建物 原子炉棟 地下階	サプレッションチェンバ アクセスハッチ	

(2) 評価結果

残留熱代替除去系を使用する場合の原子炉ウェル代替注水系（自主対策設備）使用を考慮したドライウェル主フランジを除くシール部からの漏えいケースにおける原子炉建物内の水素挙動を図 2.8.1 に示す。

自主対策設備である原子炉ウェル代替注水系の使用を考慮し、保守的に下層階のみへ漏えいする場合においても、原子炉建物内の水素濃度は、水素濃度ベント基準に至らないことを確認した。

なお、原子炉棟 4 階の水素濃度は P A R の動作開始濃度である 1.5vol%以下であった。

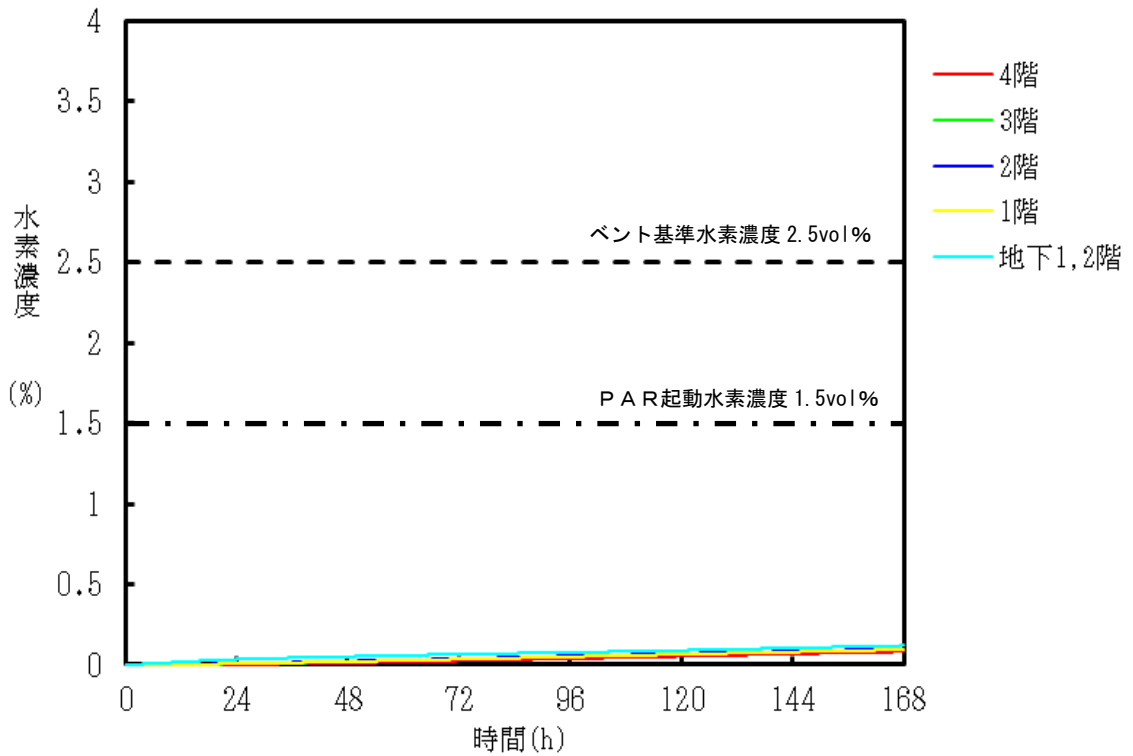


図 2.8.1 原子炉建物内水素濃度（自主対策設備考慮残留熱代替除去系ケース）

2. 9 自主対策設備の使用を考慮した解析ケース（格納容器フィルタベント系）

原子炉ウェル代替注水系は、自主対策設備として設置しており、格納容器温度171℃到達で原子炉ウェル代替注水系が使用可能であれば注水する手順としている。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）」における格納容器フィルタベント系を使用する場合において、格納容器温度が171℃を超過するため、以下のとおり使用を考慮したケースについて、原子炉建物内の水素挙動解析結果に基づいて確認した。

(1) 評価条件

原子炉建物内の自主対策設備の使用を考慮した水素挙動の解析ケースはドライウェル主フランジを除くシール部からの漏えいとし、評価シナリオは、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」における格納容器フィルタベント系を使用する場合とする。

また、原子炉格納容器漏えい想定箇所以外の格納容器漏えい率、原子炉格納容器内水素発生量及びPAR反応開始水素濃度等については、「2. 4 水素発生量を増加させた場合のベント基準との比較評価（格納容器フィルタベント系）」におけるベースケースと同様である。なお、漏えい想定箇所については、原子炉ウェル代替注水系による原子炉ウェル注水手段を考慮したものであり、ドライウェル主フランジからの漏えい量がそれ以外の各フロアのフランジ部、エアロックに等価に分配されるとは考えにくいが保守的に漏えい量を分配している。水素漏えい量の分配条件については「2. 8 (1) 自主対策設備の使用を考慮した解析ケース（残留熱代替除去系）」と同様である。

本ケースでは原子炉格納容器ドライウェル主フランジからリークは想定せず、それ以外の各フロアのフランジ部、エアロックから開口部周長の割合に応じて漏えいすることを想定する。

(2) 評価結果

格納容器フィルタベント系を使用する場合の原子炉ウエル代替注水系（自主対策設備）使用を考慮したドライウエル主フランジを除くシール部からの漏えいケースにおける原子炉建物内の水素挙動を図 2.9.1 に示す。

自主対策設備である原子炉ウエル代替注水系の使用を考慮し、保守的に下層階のみへ漏えいする場合においても、原子炉建物内の水素濃度は、水素濃度ベント基準に至らないことを確認した。

なお、原子炉棟 4 階の水素濃度は P A R の動作開始濃度である 1.5vol%以下であった。

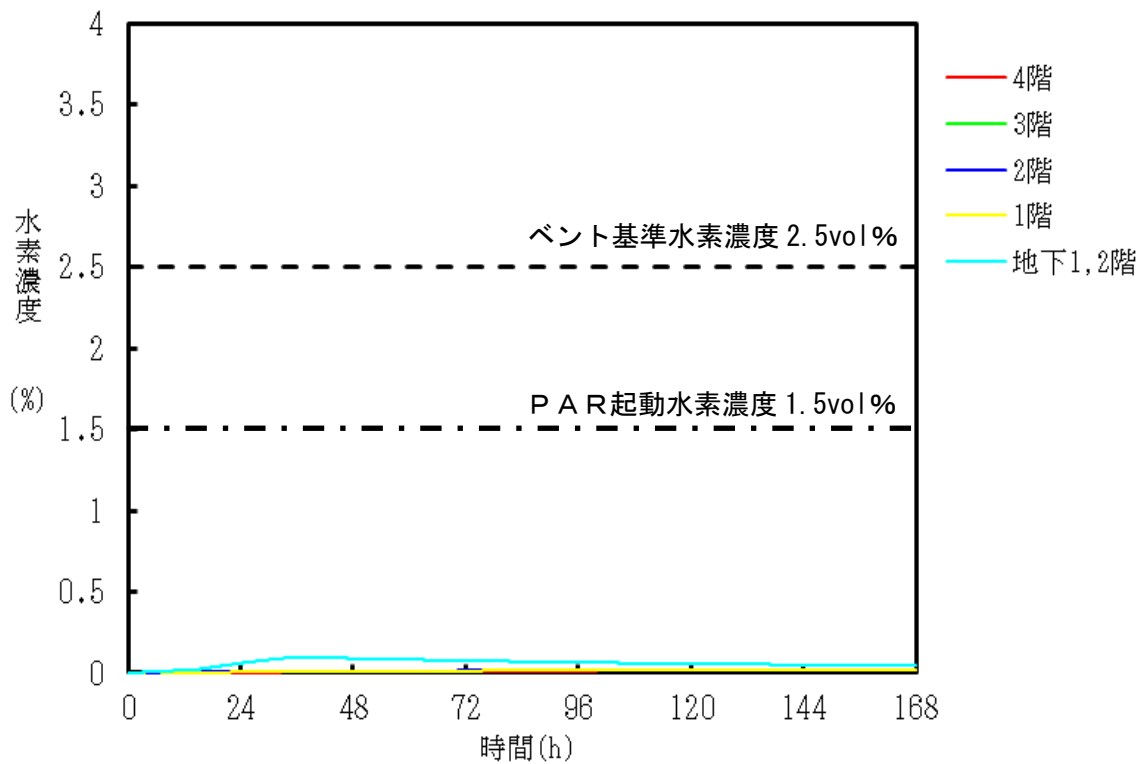


図 2.9.1 原子炉建物内水素濃度（自主対策設備考慮格納容器フィルタベント系ケース）

2. 10 まとめ

- 水素発生量が有効性評価の5倍（約 1,000kg, A F C 100%と同等）の評価条件であっても、原子炉棟4階はベント基準に到達しない
- 設計漏えい率の2倍の漏えいが発生した場合においても、原子炉棟4階はベント基準に到達しない
- 自主対策設備である原子炉ウェル代替注水系の使用を考慮した場合においても原子炉棟4階はベント基準に到達しない
- いずれのケースにおいても原子炉棟4階の水素濃度はP A R 起動水素濃度に到達しない

上記より、水素の不確かさを踏まえても、十分に余裕がある判断基準となっていることが確認された。

局所エリアの状況

原子炉格納容器から原子炉棟へ直接水素の漏えいが想定される箇所には、小部屋形状となっている箇所（以下「局所エリア」という。）がある（表1）。図1に漏えい箇所と局所エリアの配置を示す。

表1 局所エリア

階数		漏えい箇所	周長	局所エリア	空間容積
地上 2階	北側	逃がし安全弁 搬出ハッチ		S R V補修室	1,076 m ³
地上 1階	南側	所員用エアロック		所員用エアロック室	37 m ³
	西側	制御棒駆動機構 搬出ハッチ		C R D補修室	379 m ³

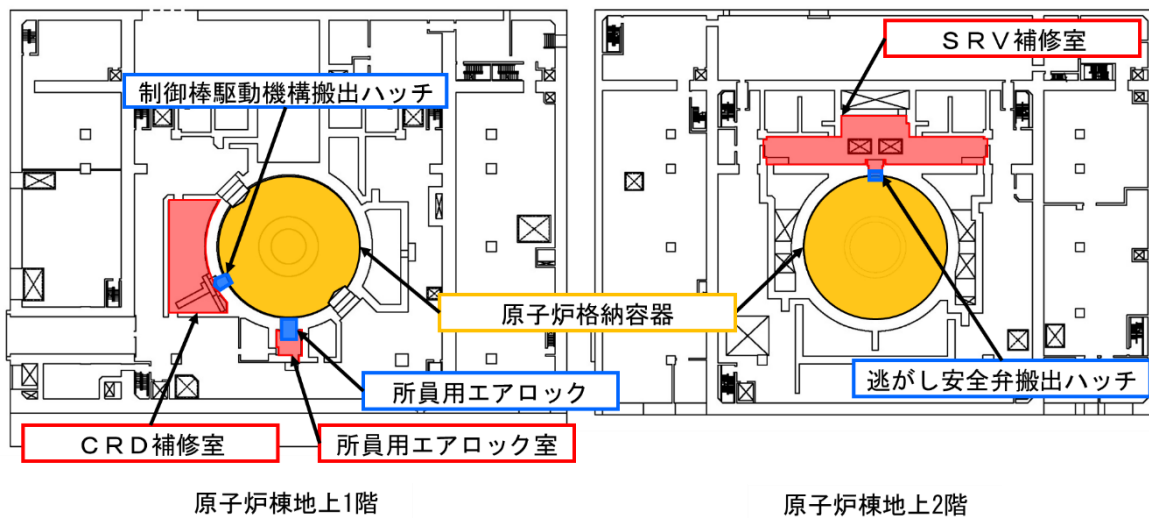


図1 漏えい箇所と局所エリアの配置

以降に、各局所エリアの状況を示す。

1. SRV補修室

SRV補修室は、定事検停止時に主蒸気逃がし安全弁等を点検するためのエリアで、専用ハッチ（逃がし安全弁搬出ハッチ）があり、原子炉格納容器に直接つながる構造である。通常時（運転中）においては、空調換気設備により換気される。なお、入室扉は、SRV補修室及び周回通路には全域ガス消火設備をその区画体積で算定した消火剤量で設置していることから、全域ガス消火設備の性能に影響を及ぼさないよう、また、放射線防護上（遮蔽設計区分）の境界となるため、閉じた運用となる。

SRV補修室の配置を図1.1に示す。

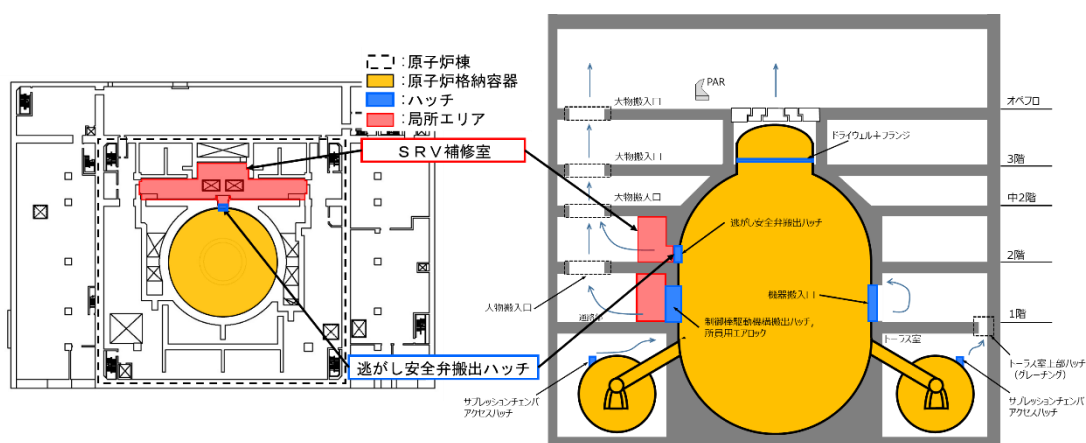


図 1.1 SRV補修室の配置（イメージ）

SRV補修室は、開口部を通じて、原子炉棟2階の周回通路とつながっており、原子炉棟2階の周回通路は、大物搬入口を通じて原子炉棟4階（以下「オペフロ」という。）とつながっている。

SRV補修室の開口部状況を図1.2に、原子炉棟水素挙動解析における開口部の扱いを表1.1に示す。

表 1.1 原子炉建物水素挙動解析における開口部の扱い

開口部 (丸数字は図 1.2 に対応)		大きさ	原子炉棟水素挙動解析での扱い
①	入室扉 (周回通路と接続)	一般建築用扉相当 のため気密性なし	解析上の水素排出口※1
②	給気ダクト (空調ダクトと接続)	0.45m×0.20m ×4 箇所	解析上の水素排出口※1
③	排気口 (隣室(上階)と接続)	0.30m×0.30m ×1 箇所	重力ダンパ※2を設置しているため、開口として扱わない
④	排気口 (隣室(上階)と接続)	0.30m×0.30m ×1 箇所	重力ダンパ※2を設置しているため、開口として扱わない
⑤	入室扉 (周回通路と接続)	一般建築用扉相当 のため気密性なし	解析上の水素排出口※1
⑥	排気口(隣室と接続)	0.25m×0.20m ×1 箇所	重力ダンパ※2を設置しているため、開口として扱わない
⑦	扉(隣室と接続)	一般建築用扉相当 のため気密性なし	隣室が周回通路と接続しており、局所エリアに漏えいした水素は、隣室を経由して周回通路に移動するが、局所エリアから直接周回通路に移動していないため、解析上は開口として扱わない
⑧	防火扉(隣室と接続)	一般建築用扉相当 のため気密性なし	隣室が周回通路と接続しており、局所エリアに漏えいした水素は、隣室を経由して周回通路に移動するが、局所エリアから直接周回通路に移動していないため、解析上は開口として扱わない
	遮蔽扉(隣室と接続)	横約 2.1m×縦約 2.9m×隙間約 0.01m	
⑨	扉(隣室と接続)	一般建築用扉相当 のため気密性なし	隣室が周回通路と接続しており、局所エリアに漏えいした水素は、隣室を経由して周回通路に移動するが、局所エリアから直接周回通路に移動していないため、解析上は開口として扱わない

※1：保守的に、周回通路からの空気流入による水素濃度低減（希釈）効果を期待しないよう一本のフローパスで周回通路と接続している。また、この場合の周回通路への水素の移動量は、圧力によって決まり、開口面積が結果に与える影響は少ないため、0.01m²と設定している。

※2：逆流防止用で片方向からの風のみを通す目的で設置

S R V補修室は、③④及び⑥排気口並びに⑦⑧⑨の扉からの排出も期待できるが、原子炉棟水素挙動解析では保守的に①⑤入室扉及び②給気ダクトからの排出としていること、また、循環による水素濃度低減効果を期待しないよう一本のフローパスで周回通路と接続していることから、実際の水素濃度上昇は水素挙動解析結果に比較して緩やかになると考えられる。

なお、逃がし安全弁搬出ハッチとSRV補修室入室扉の間には電動または手動で開閉できる構造の遮蔽扉（以下、「SRV補修室内遮蔽扉」という。）がある。SRV補修室内遮蔽扉は、通常時（運転中）においては放射線防護上（遮蔽設計区分）の境界となるため、閉じた運用としているが、当該遮蔽扉と躯体の間には隙間があることから、逃がし安全弁搬出ハッチから漏れ出した水素は隙間を通じてSRV補修室に移行する。

SRV補修室内遮蔽扉の配置を図1.3に示す。

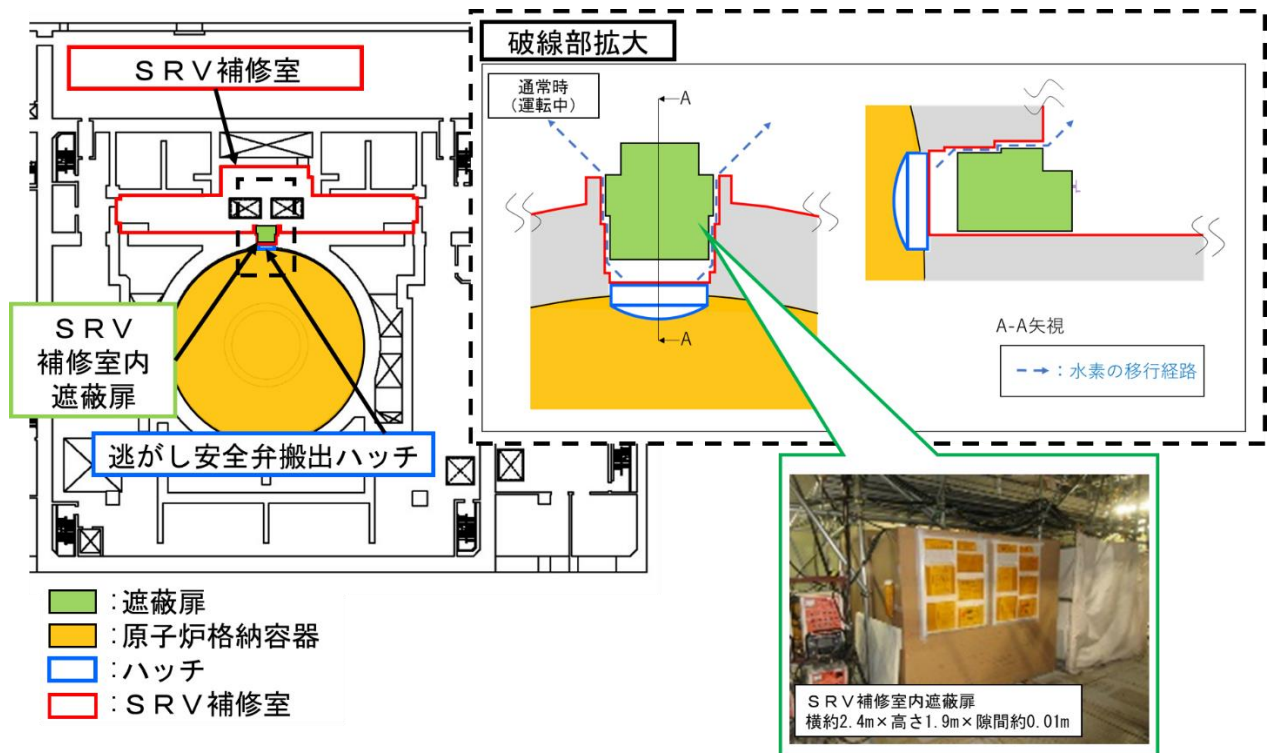


図1.3 SRV補修室内遮蔽扉の配置（イメージ）

2. 所員用エアロック室

所員用エアロック室は、定事検停止時に原子炉格納容器内に入出するためのエリアで、当該エリアに専用ハッチ（所員用エアロック）があり、原子炉格納容器に直接つながる構造である。通常時（運転中）においては、空調換気設備により換気される。なお、入室扉は、遮蔽扉であり、火災防護上、周回通路には全域ガス消火設備をその区画体積で算定した消火剤量で設置していることから、全域ガス消火設備の性能に影響を及ぼさないよう、また、放射線防護上（遮蔽設計区分）の境界となるため、閉じた（施錠管理）運用となる。

所員用エアロック室の配置を図 2.1 に示す。

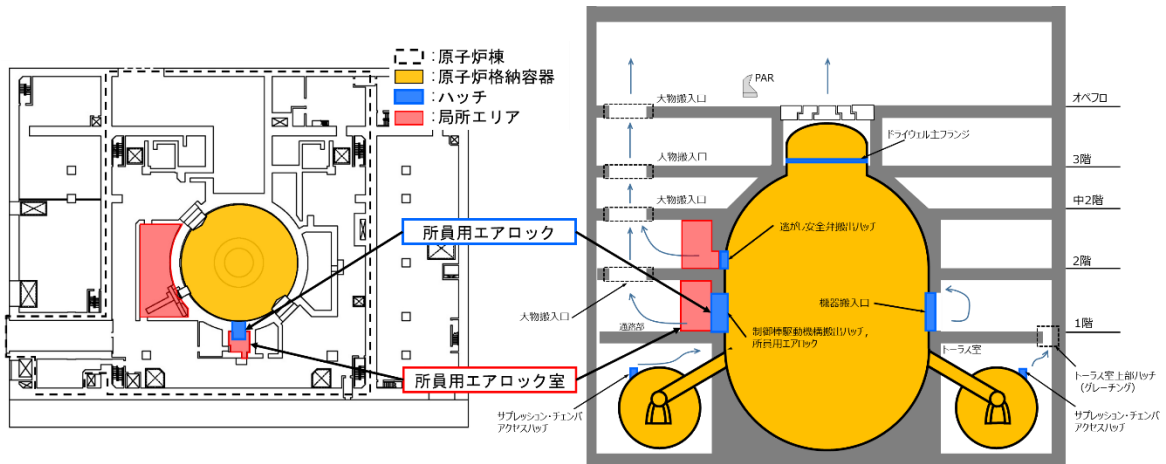


図 2.1 所員用エアロック室の配置（イメージ）

所員用エアロック室は、開口部を通じて、原子炉棟 1 階の周回通路とつながっており、原子炉棟 1 階の周回通路は、大物搬入口を通じてオペフロとつながっている。

所員用エアロック室の開口部状況を図 2.2 に、原子炉棟水素挙動解析における開口部の扱いを表 2.1 に示す。

表 2.1 原子炉棟水素挙動解析における開口部の扱い

開口部 (丸数字は図 2.2 に対応)	大きさ	原子炉棟水素挙動解析での扱い
①入室扉（遮蔽扉） （周回通路と接続）	横約 2.0m ×高さ約 2.2m ×隙間約 0.01m	開口として扱わない
②給気口（周回通路と接続）	0.15m×0.15m ×1箇所	解析上の水素排出口
③遮蔽扉（隣室と接続）	横約 1.4m ×高さ約 2.3m ×隙間 0.01m	開口として扱わない
④排気口（空調ダクトと接続）	0.15m×0.15m ×1箇所	解析上の水素排出口

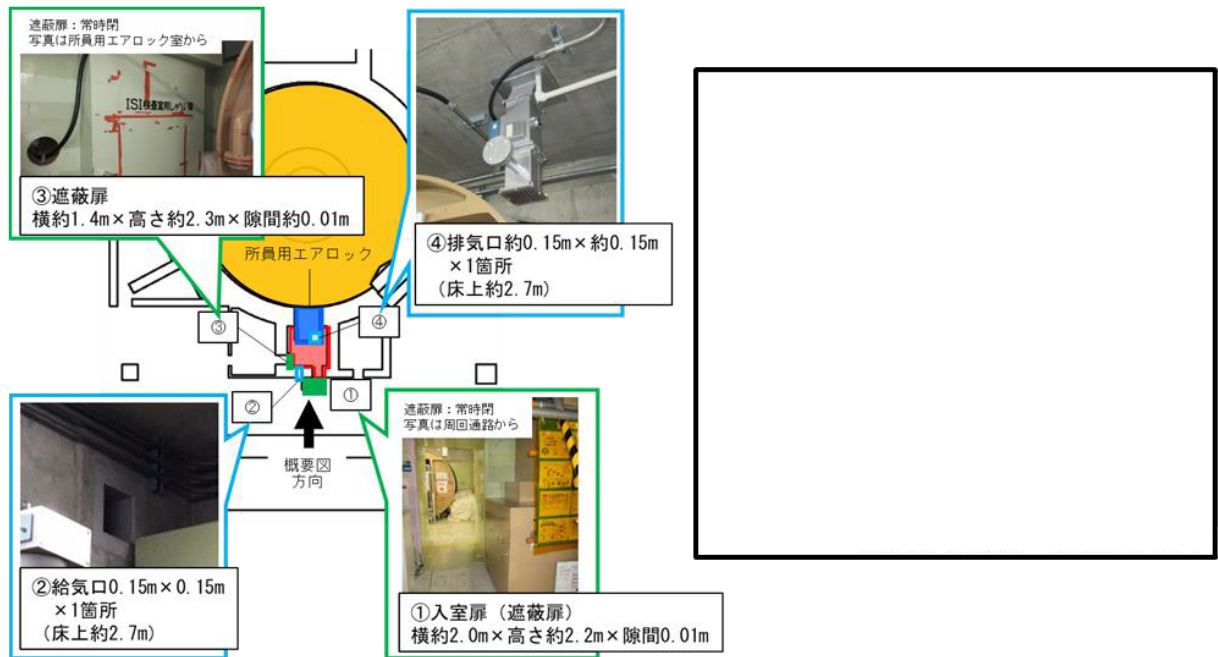


図 2.2 所員用エアロック室の開口部状況（イメージ）

所員用エアロック室は、①入室扉（遮蔽扉）及び③遮蔽扉からの排出も期待できるが、原子炉棟水素挙動解析では保守的に②給気口及び④排気口からの排出としており、実際の水素濃度上昇は水素挙動解析結果に比較して緩やかになると考えられる。

また、所員用エアロック室は、水素発生量を増加させたベントケースにおいて、局所エリアの中で水素濃度が最も厳しい結果になっている。

所員用エアロック室は、SRV補修室及びCRD補修室に比べ空間容積が小さく、ドライウエルの水素濃度の影響を大きく受けることが、水素濃度の上昇要因のひとつと考えられる。

3. CRD補修室

CRD補修室は、定事検停止時に制御棒駆動機構を点検するためのエリアで、制御棒駆動機構を出し入れする専用ハッチ（制御棒駆動機構搬出ハッチ）があり、原子炉格納容器に直接つながる構造である。通常時（運転中）においては、空調換気設備により換気される。

なお、入室扉は、防火扉と遮蔽扉の二重扉であり、防火扉については、火災防護上、安全系区分Ⅰ・Ⅲ（周回通路）と安全系区分Ⅱ（CRD補修室）の異区分の火災区域境界となるため、遮蔽扉については、放射線防護上（遮蔽設計区分）の境界となるため、それぞれ閉じた運用となる。

CRD補修室の配置を図3.1に示す。

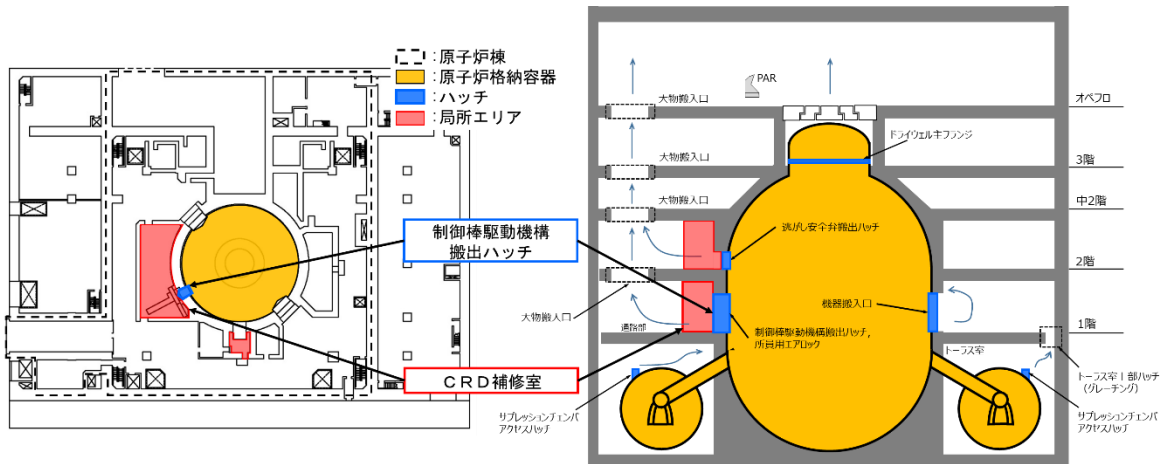


図 3.1 CRD補修室の配置（イメージ）

CRD補修室は、開口部を通じて、原子炉棟1階の周回通路とつながっており、原子炉棟1階の周回通路は、大物搬入口を通じてオペフロとつながっている。

CRD補修室の開口部状況を図3.2に、原子炉棟水素挙動解析における開口部の扱いを表3.1に示す。

表 3.1 原子炉建物水素挙動解析における開口部の扱い

開口部 (丸数字は図 3.3 に対応)	大きさ	原子炉棟水素挙動解析での扱い
①排気ダクト (空調ダクトと接続)	0.35m×0.15m ×2箇所	解析上の水素排出口※
②入室扉 (周回通路と接続)	防火扉 一般建築用扉相当のため気密性なし	当該遮蔽扉は気密性（気密パッキン）を有しており、開口として扱わない
	遮蔽扉 気密性あり	
③給気口（空調ダクトと接続）	0.30m×0.25m ×1箇所	解析上の水素排出口※
④入室扉 (周回通路と接続)	防火扉 一般建築用扉相当のため気密性なし	当該遮蔽扉は気密性（気密パッキン）を有しており、開口として扱わない
	遮蔽扉 気密性あり	

※保守的に、周回通路からの空気流入による水素濃度低減（希釈）効果を期待しないよう一本のフローパスで周回通路と接続している。また、この場合の周回通路への水素の移動量は、圧力によって決まり、開口面積が結果に与える影響は少ないため、0.01m²と設定している。

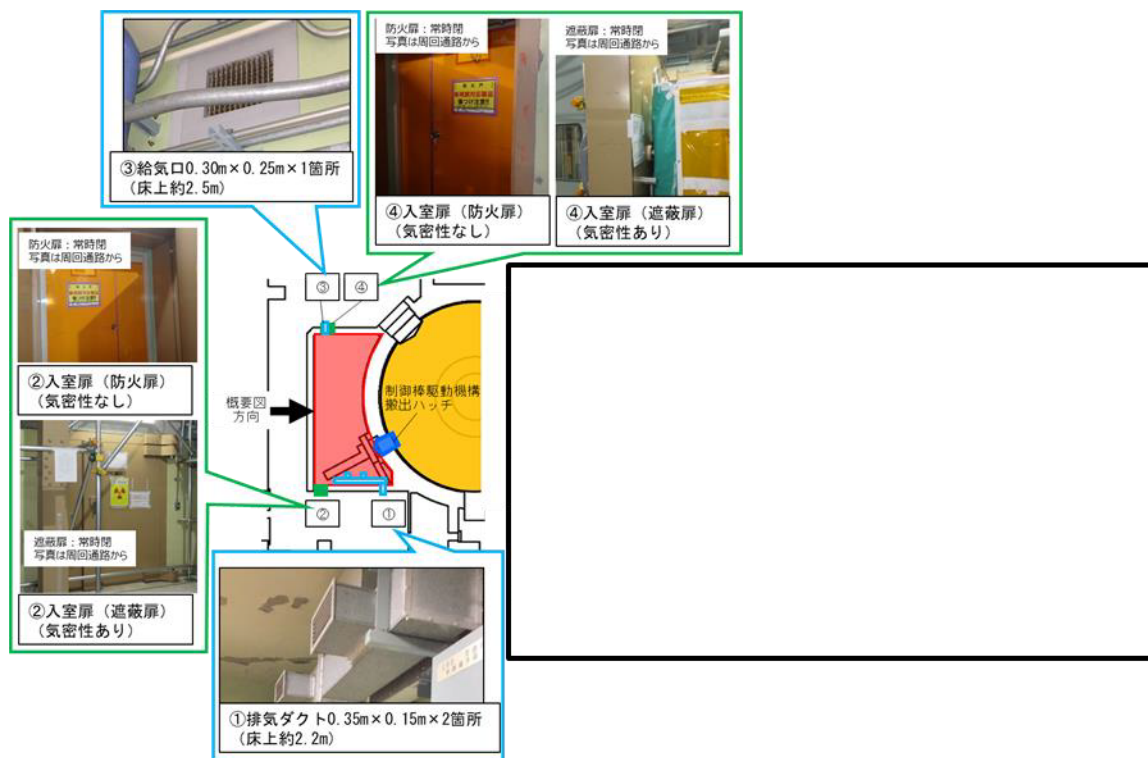


図 3.2 CRD補修室の開口部状況（イメージ）

CRD補修室は、解析上の水素排出口としている給気口及び排気ダクトの高低差が小さいことから、保守的に周回通路からの空気流入による水素濃度低減（希釈）効果を期待しないよう一本のフローパスで周回通路と接続しているため、実際の水素濃度上昇は水素挙動解析結果に比較して緩やかになると考えられる。

なお、②④入室扉（防火扉＋遮蔽扉）が周回通路と接続されているが、遮蔽扉に気密パッキンがあり、水素の移動は期待できないため、原子炉棟水素挙動解析では開口として考慮していない。

また、CRD補修室は、水素発生量を増加させたベントケース以外のケースにおいて、局所エリアの中で水素濃度が最も厳しい結果になっている。

CRD補修室は、SRV補修室に比べ空間容積が小さく、また、所員用エアロック室で期待している循環による水素濃度低減効果に期待していないことが、水素濃度の上昇要因のひとつと考えられる。

なお、制御棒駆動機構搬出ハッチとCRD補修室入室扉の間には手動で開閉できる構造の遮蔽扉（以下、「CRD補修室内遮蔽扉」という。）がある。CRD補修室内遮蔽扉は、通常時（運転中）においては放射線防護上（遮蔽設計区分）の境界となるため、閉じた運用としているが、当該遮蔽扉と躯体の間には隙間があることから、制御棒駆動機構搬出ハッチから漏れ出した水素は隙間を通じてCRD補修室に移行する。

CRD補修室内遮蔽扉の配置を図 3.3 に示す。

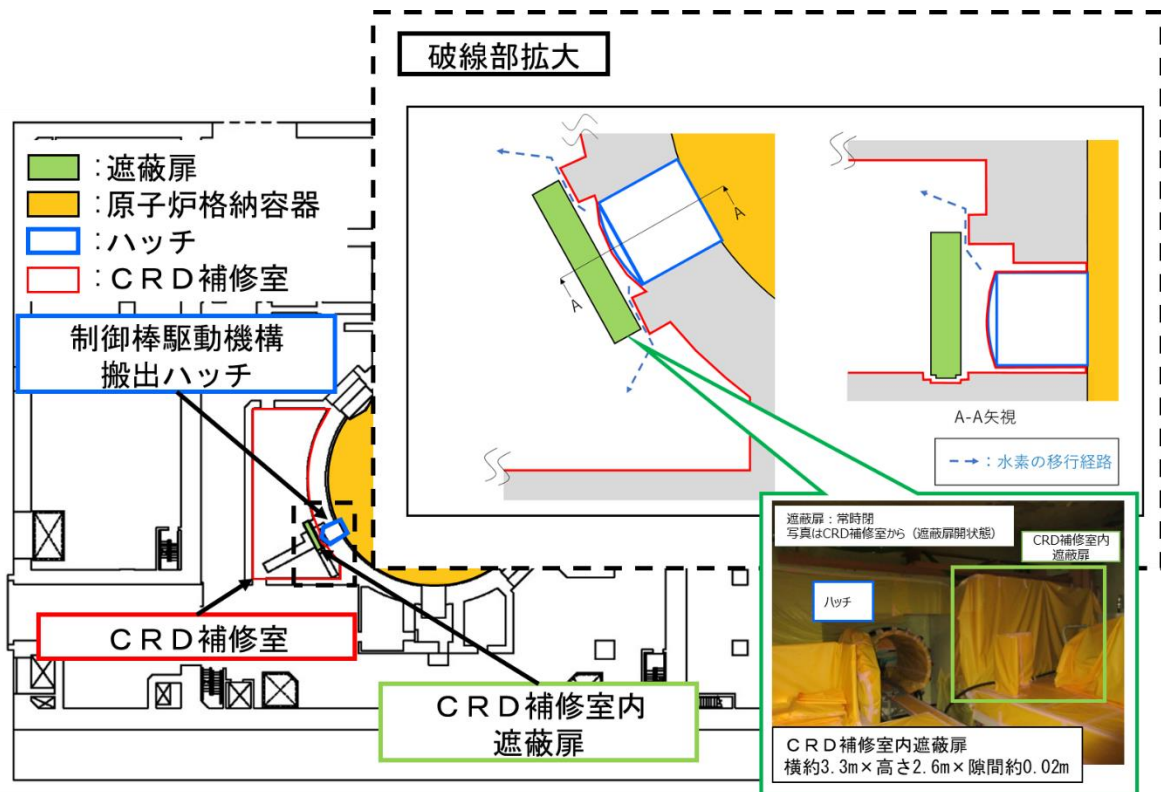


図 3.3 CRD補修室内遮蔽扉の配置（イメージ）

島根原子力発電所 2 号炉

水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止
するための設備について

目 次

1. 要求事項の整理
2. 要求事項に対する整合性
3. 水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備の位置付け
4. 別添
 - I 設計及び工事計画認可申請書添付書類「VI-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」(抜粋)
 - II 設計及び工事計画認可申請書添付書類「VI-1-8-2 原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書」(抜粋)

1. 要求事項の整理

水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備について、実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（以下「設置許可基準規則」という。）第53条及び同解釈並びに実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（以下「技術基準規則」という。）第68条及び同解釈において、追加要求事項を明確化する（第1表）。

第1表 設置許可基準規則第53条及び技術基準規則第68条 要求事項

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)	技術基準規則第68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)	備考
<p>発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備を設けなければならない</p>	<p>発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備を施設しなければならない。</p>	<p>変更なし</p>
<p>(解釈) 1 第53条に規定する「水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	<p>(解釈) 1 第68条に規定する「水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	<p>変更なし</p>

<p>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)</p>	<p>技術基準規則第68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)</p>	<p>備考</p>
<p>a) <u>原子炉格納容器の構造上、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の水素濃度が高くなり、高濃度の水素ガスが原子炉格納容器から漏えいするおそれのある発電用原子炉施設には、原子炉格納容器から原子炉建屋等への水素ガスの漏えいを抑制し、原子炉建屋等内の水素濃度の上昇を緩和するための設備として、次に掲げるところにより、原子炉格納容器から水素ガスを排出することができる設備を設置すること。この場合において、当該設備は、本規程第50条の規定により設置する格納容器圧力逃がし装置と同一設備であってもよい。</u></p>	<p>a) <u>原子炉格納容器の構造上、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の水素濃度が高くなり、高濃度の水素ガスが原子炉格納容器から漏えいするおそれのある発電用原子炉施設には、原子炉格納容器から原子炉建屋等への水素ガスの漏えいを抑制し、原子炉建屋等内の水素濃度の上昇を緩和するための設備として、次に掲げるところにより、原子炉格納容器から水素ガスを排出することができる設備を設置すること。この場合において、当該設備は、本規程第65条の規定により設置する格納容器圧力逃がし装置と同一設備であってもよい。</u></p>	<p>追加要求事項</p>
<p>i) <u>その排出経路での水素爆発を防止すること。</u> ii) <u>排気中の水素濃度を測定することができる設備を設けること。</u> iii) <u>i) 及び ii) に掲げるもののほか、本規程第50条3b) i) から xi) までの規定に準ずること。</u></p>	<p>i) <u>その排出経路での水素爆発を防止すること。</u> ii) <u>排気中の水素濃度を測定することができる設備を設けること。</u> iii) <u>i) 及び ii) に掲げるもののほか、本規程第65条3b) i) から xi) までの規定に準ずること。</u></p>	<p>追加要求事項(つづき)</p>
<p>b) <u>水素濃度制御設備(制御により原子炉建屋等で水素爆発のおそれがないことを示すこと。)</u>又は<u>原子炉建屋等から水素ガスを排出することができる設備(動的機器等に水素爆発を防止する機能を付けること。放射性物質低減機能を付けること。)</u>を設置すること。</p>	<p>b) <u>水素濃度制御設備(制御により原子炉建屋等で水素爆発のおそれがないことを示すこと。)</u>又は<u>原子炉建屋等から水素ガスを排出することができる設備(動的機器等に水素爆発を防止する機能を付けること。放射性物質低減機能を付けること。)</u>を設置すること。</p>	<p>変更なし</p>
<p>c) <u>想定される事故時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で推定できる監視設備を設置すること。</u></p>	<p>c) <u>想定される事故時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で推定できる監視設備を設置すること。</u></p>	<p>変更なし</p>

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)	技術基準規則第68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)	備考
<u>d)</u> これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。	<u>d)</u> これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。	変更なし

(下線部は改正部分を示す。)

2. 要求事項に対する適合性

水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備について、追加要求事項を含めた要求に対する島根原子力発電所2号炉における適合性を示す。

(下線部は追加要求事項とその設計方針を示す。)

【設置許可基準規則】

(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)

第五十三条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設(以下「原子炉建屋等」という。)の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備を設けなければならない。

(解釈)

1 第53条に規定する「水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。

a) 原子炉格納容器の構造上、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の水素濃度が高くなり、高濃度の水素ガスが原子炉格納容器から漏えいするおそれのある発電用原子炉施設には、原子炉格納容器から原子炉建屋等への水素ガスの漏えいを抑制し、原子炉建屋等内の水素濃度の上昇を緩和するための設備として、次に掲げるところにより、原子炉格納容器から水素ガスを排出することができる設備を設置すること。この場合において、当該設備は、本規程第50条の規定により設置する格納容器圧力逃がし装置と同一設備であってもよい。

i) その排出経路での水素爆発を防止すること。

ii) 排気中の水素濃度を測定することができる設備を設けること。

iii) i) 及び ii) に掲げるもののほか、本規程第50条3b) i) から xi) までの規定に準ずること。

b) 水素濃度制御設備(制御により原子炉建屋等で水素爆発のおそれがないことを示すこと。)又は原子炉建屋等から水素ガスを排出することができる設備(動的機器等に水素爆発を防止する機能を付けること。放射性物質低減機能を付けること。)を設置すること。

c) 想定される事故時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で推定できる監視設備を設置すること。

d) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。

適合のための設計方針

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建物等の水素爆発による損傷を防止するために必要な重大事故等対処設備を設置する。

水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備のうち、原子炉格納容器から原子炉棟への水素ガスの漏えいを抑制し、原子炉棟内の水素濃度の上昇を緩和するための設備として、格納容器フィルタベント系を設ける。

水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備のうち、原子炉建物等の損傷を防止するための水素濃度制御設備として、静的触媒式水素処理装置、静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度を設ける。また、原子炉建物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するための設備として、原子炉建物水素濃度監視設備を設ける。

(1) 原子炉格納容器からの水素ガスの排出による原子炉建物等の損傷を防止するための設備

a. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガスの排出

水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備のうち、炉心の著しい損傷により原子炉格納容器から原子炉棟内に水素ガスが漏えいした場合において、原子炉格納容器から原子炉棟内への水素ガスの漏えいを抑制し、原子炉棟内の水素濃度の上昇を緩和するための重大事故等対処設備として、格納容器フィルタベント系は、原子炉格納容器内雰囲気ガスを窒素ガス制御系等を経由して、第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建物屋上に設ける放出口から排出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を低減しつつ、原子炉格納容器内の水素ガスを大気に排出できる設計とする。

格納容器フィルタベント系は、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、系統内を不活性ガス（窒素ガス）で置換した状態で待機させ、使用後においても不活性ガスで置換できる設計とし、排出経路に可燃性ガスが蓄積する可能性のある箇所にはバイパスラインを設け、可燃性ガスを連続して排出できる設計とすることで、系統内で水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止できる設計とする。

排出経路における水素濃度を測定し、監視できるよう、第1ベントフィルタ出口配管に第1ベントフィルタ出口水素濃度を設ける設計とする。

第1ベントフィルタ出口水素濃度は、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給電が可能な設計とする。

格納容器フィルタベント系の詳細については、「第五十条 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」に記載し、第1ベントフィルタ出口水素濃度の詳細については、「第五十八条 計装設備」に記載する。

(2) 水素濃度制御による原子炉建物等の損傷を防止するための設備

a. 静的触媒式水素処理装置による水素濃度の上昇抑制

水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備のうち、炉心の著しい損傷に

より原子炉格納容器から原子炉棟内に水素ガスが漏えいした場合において、原子炉棟内の水素濃度上昇を抑制し、水素濃度を可燃限界未満に制御するための重大事故等対処設備として、静的触媒式水素処理装置は、運転員の起動操作を必要とせず、原子炉格納容器から原子炉棟に漏えいした水素ガスと酸素ガスを触媒反応によって再結合させることで、原子炉棟内の水素濃度の上昇を抑制し、原子炉棟の水素爆発を防止できる設計とする。

静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度は、静的触媒式水素処理装置の入口側及び出口側の温度により静的触媒式水素処理装置の作動状態を中央制御室から監視できる設計とする。静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度は、常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備から給電が可能な設計とする。

b. 水素濃度監視

(a) 原子炉建物水素濃度監視設備による水素濃度測定

水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備のうち、炉心の著しい損傷により原子炉格納容器から原子炉棟内に漏えいした水素ガスの濃度を測定するため、炉心の著しい損傷が発生した場合に水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる重大事故等対処設備として、原子炉建物水素濃度は、中央制御室において連続監視できる設計とし、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が可能な設計とする。

常設代替直流電源設備、可搬型直流電源設備、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備及び代替所内電気設備については、「第五十七条 電源設備」に記載する。

3. 水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備の位置付け

水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備のうち、2項の追加要求事項に適合するための設計方針として整理した格納容器フィルタベント系については、2021年9月15日付けで許可された島根原子力発電所2号炉の発電用原子炉設置変更許可申請書（以下「既許可申請書」という。）において、設置許可基準規則第50条等に適合するために必要な設備として設置しており、追加要求事項により設置許可基準規則第53条に適合するために必要な設備に位置付けを明確化する。

2項の追加要求事項に適合するための設計方針は、既許可申請書の設置許可基準規則第50条等に適合するための設計方針と同じであり、追加の設備対策は不要である。

第2表に、設置許可基準規則第53条に適合するために必要な重大事故等対処設備と既許可申請書の適合条文を示す。

第2表 設置許可基準規則第53条に適合するために必要な重大事故等対処設備

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）の主要な重大事故等対処設備			既許可申請書の適合条文
系統機能	設備	追加要求	
格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガスの排出	第1ベントフィルタスクラバ容器	○	<ul style="list-style-type: none"> 第48条（最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備） 第50条（原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備） 第52条（水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備）
	第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器	○	
	圧力開放板	○	
	遠隔手動弁操作機構	○	<ul style="list-style-type: none"> 第48条（最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備） 第50条（原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備）
	第1ベントフィルタ出口水素濃度	○	<ul style="list-style-type: none"> 第52条（水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備） 第58条（計装設備）
静的触媒式水素処理装置による水素濃度の上昇抑制	静的触媒式水素処理装置	— (変更なし)	<ul style="list-style-type: none"> 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）
	静的触媒式水素処理装置入口温度	— (変更なし)	<ul style="list-style-type: none"> 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） 第58条（計装設備）
	静的触媒式水素処理装置出口温度		
原子炉建物水素濃度監視設備による水素濃度測定	原子炉建物水素濃度	— (変更なし)	<ul style="list-style-type: none"> 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） 第58条（計装設備）

各設備の設計を以下に示す。

- (1) 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガスの排出
別添Ⅰ『設計及び工事計画認可申請書添付書類「VI-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」(抜粋)』*による。
- (2) 静的触媒式水素処理装置による水素濃度の上昇抑制
別添Ⅱ『設計及び工事計画認可申請書添付書類「VI-1-8-2 原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書」(抜粋)』*による。
- (3) 原子炉建物水素濃度監視設備による水素濃度測定
別添Ⅱ『設計及び工事計画認可申請書添付書類「VI-1-8-2 原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書」(抜粋)』*による。

※2023年8月30日付けで認可された島根原子力発電所2号機の設計及び工事計画認可申請

(参考) 格納容器フィルタバベント系 既許可申請書における設計方針

追加要求事項 (53 条) に適合するための設計方針

既許可申請書における設計方針

追加要求事項 (53 条) に適合するための設計方針

第 48 条 (最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備) 抜粋

残留熱除去系の故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合に、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための重大事故等対処設備として、格納容器フィルタバベント系は、原子炉格納容器内雰囲気ガスを窒素ガス制御系等を経由して、第 1 ペントフィルタスクラバ容器及び第 1 ペントフィルタ銀ゼオライト容器へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建物屋上に設ける放出口から放出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を抑制しつつ、原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送できる設計とする。
格納容器フィルタバベント系を使用した場合に放出される放射性物質の放出量に対して、あらかじめ敷地境界での線量評価を行うこととする。
本系統の詳細については、「第五十条 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」に記載する。

第 53 条 (水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備) 抜粋

水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備のうち、炉心の著しい損傷により原子炉格納容器から原子炉棟内に水素ガスが漏えいした場合において、原子炉格納容器から原子炉棟内への水素ガスの漏えいを抑制し、原子炉棟内の水素濃度の上昇を緩和するための重大事故等対処設備として、格納容器フィルタバベント系は、原子炉格納容器内雰囲気ガスを窒素ガス制御系等を経由して、第 1 ペントフィルタスクラバ容器及び第 1 ペントフィルタ銀ゼオライト容器へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建物屋上に設ける放出口から排出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を低減しつつ、原子炉格納容器内の水素ガスを大気に排出できる設計とする。

第 50 条 (原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備) 抜粋

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の過圧破損を防止するための重大事故等対処設備として、格納容器フィルタバベント系は、原子炉格納容器内雰囲気ガスを窒素ガス制御系等を経由して、第 1 ペントフィルタスクラバ容器及び第 1 ペントフィルタ銀ゼオライト容器へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建物屋上に設ける放出口から排出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を低減しつつ、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。
第 1 ペントフィルタスクラバ容器は 4 個を並列に設置し、排気中に含まれる粒子状放射性物質及びガス状の無機よう素を除去できる設計とする。また、第 1 ペントフィルタ銀ゼオライト容器は、排気中に含まれる有機よう素を除去できる設計とする。
本系統はサブレーション・チェンバ及びドライウエルの接続し、いずれからも排気できる設計とする。サブレーション・チェンバ側からの排気ではサブレーション・チェンバの水面からの高さを確保し、ドライウエルの側からの排気では、ドライウエルの床面からの高さを確保するとともに燃料棒有効長頂部よりも高い位置に接続箇所を設けることで長期的にも溶融炉心及び水没の悪影響を受けけない設計とする。

格納容器フィルタバベント系は、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、系統内に不活性ガス(窒素ガス)で置換した状態で待機させ、使用後においても不活性ガスで置換できる設計とする。系統内に可燃性ガスが蓄積する可能性がある箇所にはバイパスラインを設け、可燃性ガスを連続して排出できる設計とすることで、系統内で水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止できる設計とする。

格納容器フィルタバベント系は、他の発電用原子炉とは異なる設計とする。また、格納容器フィルタバベント系と他の系統・機器を隔離する弁は直列で 2 個設置し、格納容器フィルタバベント系と他の系統・機器を確実に隔離することで、悪影響を及ぼさない設計とする。

格納容器フィルタバベント系の使用後に再度、格納容器代替スプレイ系等により原子炉格納容器内にスプレイする場合は、原子炉格納容器が負圧とならないよう、原子炉格納容器が規定の圧力に達した場合には、スプレイを停止する運用とする。

格納容器フィルタバベント系使用時の排出経路に設置される隔離弁は、遠隔手動弁操作機構によって人力による操作が可能で設計とする。遠隔手動弁操作機構の操作場所は、原子炉建物付属棟内とし、必要に応じて遮蔽材を設置することで、放射線防護を考慮した設計とする。

また、排出経路に設置される隔離弁の電動弁については、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により、中央制御室から操作が可能で設計とする。

系統内に設ける圧力開放板は、格納容器フィルタバベント系の使用の妨げにならないよう、原子炉格納容器からの排気圧力と比較して十分に低い圧力で破裂する設計とする。

格納容器フィルタバベント系の第 1 ペントフィルタスクラバ容器等は、第 1 ペントフィルタ格納槽内に設置し、第 1 ペントフィルタスクラバ容器等の周囲には遮蔽体を設け、格納容器フィルタバベント系の使用時に本系統内に蓄積される放射性物質から放出される放射線から作業員を防護する設計とする。

第 52 条 (水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備) 抜粋

原子炉格納容器内に滞留する水素ガス及び酸素ガスを大気へ排出するための重大事故等対処設備として、格納容器フィルタバベント系は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内雰囲気ガスを窒素ガス制御系等を経由して、第 1 ペントフィルタスクラバ容器及び第 1 ペントフィルタ銀ゼオライト容器へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建物屋上に設ける放出口から排出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への排出を低減しつつ、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により発生する原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを大気に排出できる設計とする。

格納容器フィルタバベント系は、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、系統内に不活性ガス(窒素ガス)で置換した状態で待機させ、使用後においても不活性ガスで置換できる設計とし、排出経路に可燃性ガスが蓄積する可能性がある箇所にはバイパスラインを設け、可燃性ガスを連続して排出できる設計とすることで、系統内で水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止できる設計とする。

排出経路における水素濃度を測定し、監視できるよう、第 1 ペントフィルタ出口配管に第 1 ペントフィルタ出口水素濃度を設ける。また、放射線量率を測定し、放射性物質濃度を推定できるよう、第 1 ペントフィルタ出口配管に第 1 ペントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) を設ける。第 1 ペントフィルタ出口水素濃度は、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給電が可能で設計とする。また、第 1 ペントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) は、常設代替直交流電源設備又は可搬型直交流電源設備から給電が可能で設計とする。

凡例
..... : 既許可申請書の設計方針からの抽出箇所

VI-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書

目 次

1. 概要	1
2. 基本方針	1
2.1 設計基準事故時における基本方針	1
2.2 重大事故等時における基本方針	2
3. 構造及び機能	5
3.1 原子炉格納容器の構造の概要	5
3.2 原子炉格納容器の機能	5
4. 原子炉格納施設の設計条件	6
4.1 設計上考慮すべき状態	6
4.1.1 各運転状態の定義	6
4.1.2 原子炉格納施設における運転状態	7
4.2 設計基準事故時における設計条件	8
4.2.1 圧力及び温度に関する設計条件	8
4.2.2 漏えい率に対する設計条件	10
4.2.3 最低使用温度	11
4.2.4 使用材料	11
4.2.5 耐圧試験圧力	14
4.2.6 開口部	14
4.2.7 配管貫通部	15
4.2.8 電気配線貫通部	15
4.2.9 原子炉格納容器隔離弁	15
4.2.10 原子炉格納容器体積	28
4.2.11 原子炉格納容器安全設備	28
4.2.12 圧力抑制効果を得るために必要な構造及び寸法	28
4.2.13 真空破壊装置	30
4.2.14 原子炉建物原子炉棟	32
4.2.15 可燃性ガス濃度制御設備	32
4.2.16 放射性物質濃度制御設備	32
4.2.17 原子炉格納容器調気設備	32
4.2.18 冷却材喪失事故時の荷重	33
4.2.19 逃がし安全弁作動時の荷重	37
4.2.20 地震荷重	37
4.3 重大事故等時における設計条件	37
4.3.1 原子炉格納容器の評価温度, 評価圧力	37

4.3.2	重大事故等時における原子炉格納容器の熱輸送機能	43
4.3.3	重大事故等時における原子炉格納容器冷却機能	43
4.3.4	重大事故等時における原子炉格納容器の過圧破損防止機能	44
4.3.5	重大事故等時における原子炉格納容器下部の熔融炉心冷却機能	46
4.3.6	重大事故等時における水素爆発による原子炉格納容器の破損防止機能	48
4.3.7	重大事故等時における水素爆発による原子炉建物等の損傷防止機能	48
4.3.8	重大事故等時における放射性物質拡散抑制機能	49
4.3.9	重大事故等時に加わる動荷重	50
5.	原子炉格納施設の荷重の組合せ	51
5.1	荷重の種類	51
5.2	荷重の組合せ	51
5.3	繰返し荷重に対する解析	55
6.	重大事故等時における原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能評価及び その他影響確認	58
6.1	重大事故等時における原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能評価	58
6.1.1	評価方針	58
6.1.2	評価対象部位及び評価対象部位における機能喪失要因	58
6.1.3	評価方法	61
6.1.4	評価結果	65
6.2	その他原子炉格納容器限界温度，圧力に対する影響確認	75
6.2.1	確認内容	75
6.2.2	確認結果	75
7.	引用文献	76

別添1 重大事故等時における原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能健全性について

別添2 コリウムシールドの設計

別添3 格納容器フィルタベント系の設計

VI-1-8-1-別添3 格納容器フィルタベント系の設計

目 次

1. 概要	1
1.1 設置目的	1
1.2 基本性能	1
1.3 系統概要	1
2. 系統設計	4
2.1 設計方針	4
2.2 設計条件	8
2.3 格納容器フィルタベント系	9
2.3.1 系統構成	9
2.3.2 第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器	14
2.3.3 配置	25
2.4 付帯設備	37
2.4.1 計装設備	37
2.4.2 電源設備	44
2.4.3 補給設備（自主対策設備）	47
2.4.4 可搬式窒素供給装置	49
2.4.5 排水設備（自主対策設備）	52
2.4.6 排気管排水設備（自主対策設備）	54
3. フィルタ性能	55
3.1 第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器による放射性物質の除去原理	55
3.1.1 エアロゾルの除去原理	55
3.1.2 ガス状放射性よう素の除去原理	60
3.2 運転範囲	63
3.3 性能検証試験結果	64
3.3.1 性能検証試験の概要	64
3.3.2 エアロゾルの除去性能試験結果	69
3.3.3 ガス状放射性よう素の除去性能試験結果	75
3.3.4 第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器の継続使用による性能への影響	79
4. 設備の維持管理	83

別紙1 可燃性ガスの爆発防止対策について

別紙2 格納容器フィルタベント系の系統設計条件の考え方について

別紙3 流量制限オリフィスの設定方法について

別紙4 スクラビング水の水位の設定根拠及び健全性について

別紙5 格納容器フィルタベント系隔離弁の人力操作について

別紙6 ベント実施に伴う現場操作の被ばく評価について

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、原子炉格納容器の過圧による破損、原子炉格納容器内における水素爆発による破損及び水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するため、格納容器フィルタベント系を設置する。

本システムは第1ベントフィルタスクラバ容器（スクラビング水、金属フィルタ）及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器（銀ゼオライトフィルタ）を通して放射性物質を低減した上で、原子炉格納容器内の雰囲気ガスを放出することで、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるとともに、原子炉格納容器内に滞留する水素ガス及び酸素ガスを大気へ放出する機能を有する。

また、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、大気を最終ヒートシンクとして熱を輸送する機能を有する。

1.2 基本性能

格納容器フィルタベント系は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内に発生するガスを、第1ベントフィルタスクラバ容器を通して大気に逃がすことで、放出される粒子状の放射性物質（セシウム等）を低減する。

このため、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」の解釈の「放射性物質の総放出量は、放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること。」を確認するために、「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」で定められているCs-137の放出量が100TBqを下回ることができる性能を有したものとする。

第1ベントフィルタスクラバ容器としては、上述したCs-137の放出量制限を満足させるため、粒子状放射性物質に対して除去効率99.9%以上、ガス状放射性よう素のうち無機よう素に対して除去効率99%以上の性能を有する装置を採用する。

また、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器としては、ガス状放射性よう素のうち有機よう素に対し除去効率98%以上の性能を有する装置を採用する。

1.3 系統概要

図1-1に系統概要を示す。

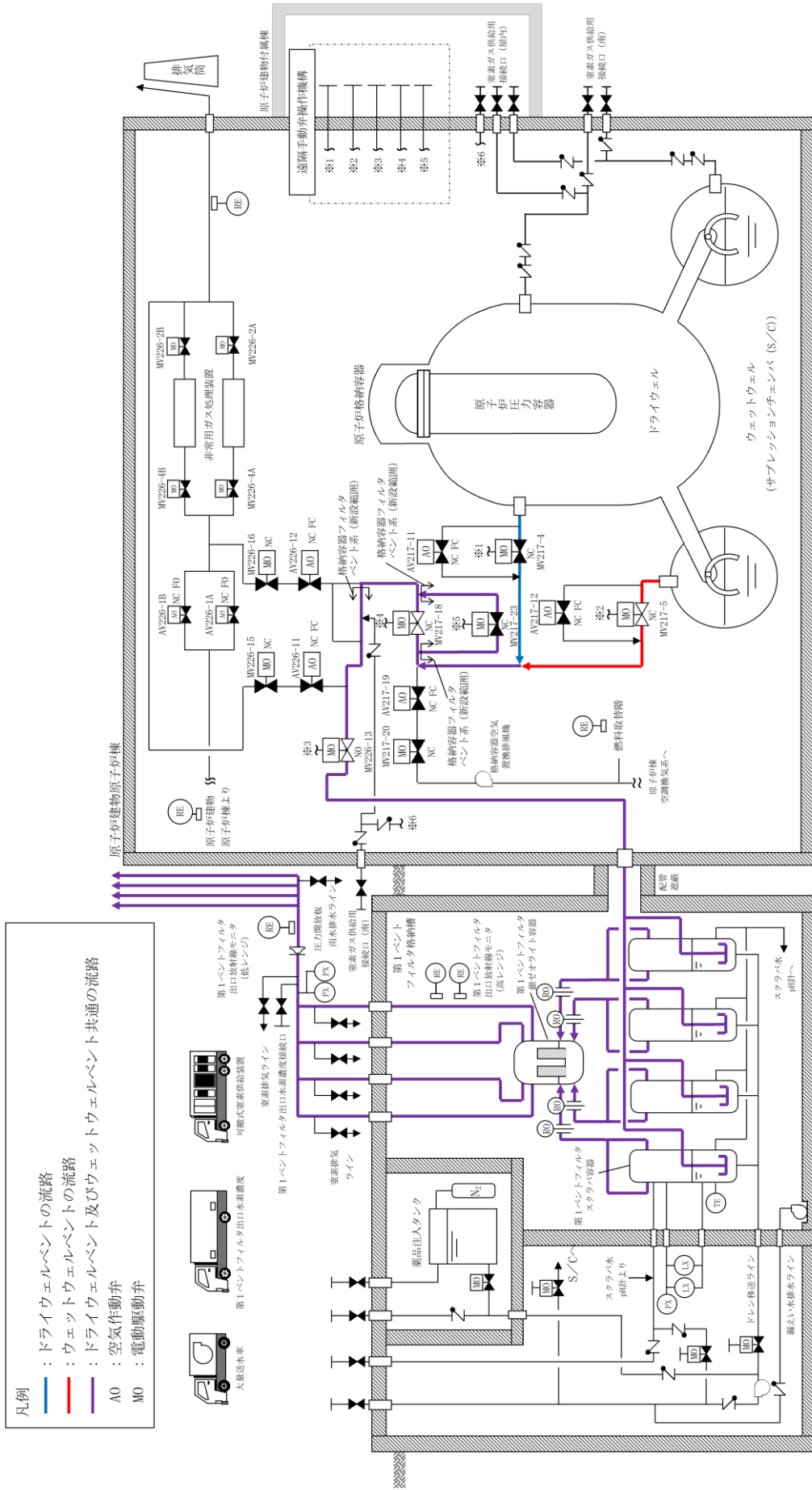
本システムは、第1ベントフィルタスクラバ容器、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器、圧力開放板、隔離弁等とこれらを接続する配管で構成する。本システムは、中央制御室からの操作で、隔離弁のうち第1弁及び第2弁を「全開」とすることにより、原子炉

格納容器内の雰囲気ガスを、ドライウェル又はサプレッションチェンバより抜き出し、第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器にて放射性物質を低減させた後に、排気管を通して原子炉建物屋上位置（EL 約65500mm）で放出する。

本系統は、排気ラインに圧力開放板を設け、水素爆発防止のため、系統内を不活性ガス（窒素ガス）で置換した状態で待機する際の大気との隔壁とする。この圧力開放板の破裂圧力は、原子炉格納容器からの排気の妨げにならないように、原子炉格納容器からの排気圧力と比較して十分に低い破裂圧力に設定する。

本系統は、中央制御室からの操作を可能とするため、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源からの給電を可能とするが、電源の確保ができない場合であっても、放射線量率の低い原子炉建物付属棟（二次格納施設外）より遠隔で操作することができる。

なお、原子炉格納容器からの排気時に、高線量率となる第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器等からの被ばくを低減するために、必要な遮蔽等を行う。



注：系統構成は、ウェットウエルベント時の状態を示す。

図1-1 格納容器フィルタベント系 系統概要図

2. 系統設計

2.1 設計方針

格納容器フィルタベント系は、想定される重大事故等が発生した場合において、原子炉格納容器の過圧による破損、原子炉格納容器内における水素爆発による破損及び水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するとともに、大気を最終ヒートシンクとして熱を輸送できるよう、以下の事項を考慮した設計とする。

(1) 格納容器フィルタベント系の設置

- a. 炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の過圧による破損を防止するために必要な重大事故等対処設備のうち、原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすための設備として、格納容器フィルタベント系を設ける設計とする。

格納容器フィルタベント系は、第1ベントフィルタスクラバ容器（スクラビング水、金属フィルタ）、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器（銀ゼオライトフィルタ）、圧力開放板、遠隔手動弁操作機構、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、原子炉格納容器内雰囲気ガスを窒素ガス制御系等を経由して、第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建物屋上に設ける放出口から排出（系統設計流量9.8kg/s（格納容器圧力427kPa [gage] において））することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を低減しつつ、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。

また、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するために、原子炉格納容器内に滞留する水素ガス及び酸素ガスを大気に排出できる設計とする。

また、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物等の損傷を防止するために、原子炉格納容器内の水素ガスを大気に排出できる設計とする。

また、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送できる設計とする。

なお、炉心の著しい損傷等を防止するため、格納容器フィルタベント系を使用した場合に放出される放射性物質の放出量に対して、設置（変更）許可において敷地境界での線量評価を行い、実効線量が5mSv以下であることを確認しており、格納容器フィルタベント系はこの評価条件を満足する設計とする。

第1ベントフィルタスクラバ容器は、4個を並列に設置し、スクラバ容器1個当たりのベントガス流量が同等となる設計とし、ベントガス流量のばらつきによる影響を防止するため以下について考慮した設計とする。

- ・各スクラバ容器の設計条件（ベンチュリノズル個数，金属フィルタ個数等）を同等とする。
 - ・各スクラバ容器の気相部及び液相部をそれぞれ連絡管で接続する。
 - ・すべてのスクラバ容器を近接配置する。
 - ・第1ベントフィルタスクラバ容器入口配管の分岐部をスクラバ容器近傍に設置する。
- b. 第1ベントフィルタスクラバ容器は、排気中に含まれる粒子状放射性物質及びガス状の無機よう素を除去し、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器は、排気中に含まれるガス状の有機よう素を除去できる設計とする。また、無機よう素をスクラビング水中に捕集・保持するためにアルカリ性の状態（系統待機時においてpH13以上）に維持する設計とする。放射性物質除去能力の設計条件を表2-1に示す。

表2-1 放射性物質除去能力の設計条件

	粒子状放射性物質	無機よう素	有機よう素
DF	1000以上	100以上	50以上

- c. 格納容器フィルタベント系は、サプレッションチェンバ及びドライウェルと接続し、いずれからも排気できる設計とする。サプレッションチェンバ側からの排気では、サプレッションチェンバの水面からの高さを確保し、ドライウェル側からの排気では、ドライウェル床面からの高さを確保するとともに燃料棒有効長頂部よりも高い位置に接続箇所を設けることで、長期的にも熔融炉心及び水没の悪影響を受けない設計とする。
- d. 格納容器フィルタベント系は、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、可搬式窒素供給装置により、系統内を不活性ガス（窒素ガス）に置換した状態で待機させ、使用後においても不活性ガスで置換できる設計とするとともに、系統内に可燃性ガスが蓄積する可能性のある箇所にはバイパスラインを設け、可燃性ガスを連続して排出できる設計とすることで、系統内で水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止できる設計とする。
- e. 格納容器フィルタベント系は、他の発電用原子炉施設とは共用しない設計とする。また、格納容器フィルタベント系と他の系統・機器を隔離する弁は直列で2個設置し、格納容器フィルタベント系と他の系統・機器を確実に

に隔離することで、悪影響を及ぼさない設計とする。

- f. 格納容器フィルタベント系の使用後に再度、格納容器代替スプレイ系等により原子炉格納容器内にスプレイする場合は、原子炉格納容器が負圧とならないよう、原子炉格納容器が規定の圧力に達した場合には、スプレイを停止する運用を保安規定に定めて管理する。
- g. 格納容器フィルタベント系使用時の排出経路に設置される隔離弁は、遠隔手動弁操作機構（個数5）によって人力により容易かつ確実に操作が可能な設計とする。
- h. 排出経路に設置される隔離弁の電動弁については、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により、中央制御室から操作が可能な設計とする。
- i. 系統内に設ける圧力開放板は、格納容器フィルタベント系の使用の妨げにならないよう、原子炉格納容器からの排気圧力と比較して十分に低い圧力で破裂する設計とする。
- j. 格納容器フィルタベント系の第1ベントフィルタスクラバ容器等は、第1ベントフィルタ格納槽内に設置し、格納容器フィルタベント系使用後に高線量となる第1ベントフィルタスクラバ容器等の周囲には遮蔽体（第1ベントフィルタ格納槽遮蔽、配管遮蔽）を設け、格納容器フィルタベント系の使用時に本系統内に蓄積される放射性物質から放出される放射線から作業員を防護する設計とする。
- k. 格納容器フィルタベント系は、水の放射線分解により発生する水素ガスが系統内に蓄積することを防止するため、格納容器フィルタベント系使用後に第1ベントフィルタスクラバ容器内のスクラビング水をドレン移送ポンプ（容量10m³/h、揚程70m、個数1）（自主対策設備）によりサプレッションチェンバへ移送できる設計とする。
- l. 格納容器フィルタベント系は、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）から、大量送水車及び補給設備（自主対策設備）により第1ベントフィルタスクラバ容器にスクラビング水を補給できる設計とする。
- m. 可搬式窒素供給装置は、可搬式窒素供給装置用発電設備により給電できる設計とする。
- n. 残留熱代替除去系及び格納容器フィルタベント系は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、原理の異なる冷却手段及び原子炉格納容器内の減圧手段を用いることで多様性を有する設計とする。
- o. 格納容器フィルタベント系は、人力により排出経路に設置される隔離弁を操作できる設計とすることで、残留熱代替除去系に対して駆動源の多様性を有する設計とする。

- p. 残留熱代替除去系の残留熱代替除去ポンプは原子炉建物附属棟内に、残留熱除去系熱交換器及びサプレッションチェンバは原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内に設置し、格納容器フィルタベント系の第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器は原子炉建物外の第1ベントフィルタ格納槽内に、圧力開放板は原子炉建物近傍の屋外に設置することで共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。
- q. 残留熱代替除去系と格納容器フィルタベント系は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、流路を分離することで独立性を有する設計とする。
- これらの多様性及び流路の独立性並びに位置的分散によって、残留熱代替除去系と格納容器フィルタベント系は、互いに重大事故等対処設備として可能な限りの独立性を有する設計とする。
- r. 格納容器フィルタベント系は、残留熱除去系（格納容器冷却モード）及び原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、ポンプ及び熱交換器を使用せずに最終的な熱の逃がし場である大気へ熱を輸送できる設計とすることで、残留熱除去系及び原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）に対して、多様性を有する設計とする。
- s. 格納容器フィルタベント系は、排出経路に設置される隔離弁の電動弁を常設代替交流電源設備若しくは可搬型代替交流電源設備からの給電による遠隔操作を可能とすること又は遠隔手動弁操作機構を用いた人力による遠隔操作を可能とすることで、非常用交流電源設備からの給電により駆動する残留熱除去系（格納容器冷却モード）及び原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）に対して、多様性を有する設計とする。
- t. 格納容器フィルタベント系の第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器は原子炉建物外の第1ベントフィルタ格納槽内に、圧力開放板は原子炉建物近傍の屋外に設置し、原子炉建物内の残留熱除去ポンプ、残留熱除去系熱交換器、原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却系熱交換器及び屋外の原子炉補機海水ポンプと異なる区画に設置することで、残留熱除去系（格納容器冷却モード）及び原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図った設計とする。
- u. 格納容器フィルタベント系は、除熱手段の多様性及び機器の位置的分散によって、残留熱除去系及び原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）に対して独立性を有する設計とする。

2.2 設計条件

本システムにおける設備の設計条件を表2-2に示す。

表2-2 設計条件

設計条件		設定根拠
最高使用圧力	853kPa [gage] (流量制限オリフィスまで)	格納容器フィルタベント系を使用する有効性評価の結果(格納容器圧力の推移)を踏まえ、原子炉格納容器の限界圧力である853kPa[gage]とする。
	427kPa [gage] (流量制限オリフィス以降)	格納容器フィルタベント系の系統圧力損失を評価した結果から、流量制限オリフィス以降に発生しうる最大の圧力を考慮し、427kPa [gage]とする。
最高使用温度	200℃	格納容器フィルタベント系を使用する有効性評価の結果(格納容器温度の推移)を踏まえ、原子炉格納容器の限界温度を考慮し、200℃とする。
設計流量	9.8kg/s (格納容器圧力427kPa [gage]において)	格納容器フィルタベント系を使用する有効性評価の結果(ベントタイミング)を踏まえ、原子炉定格熱出力の1%相当の蒸気流量(9.8kg/s(格納容器圧力427kPa [gage]において))とする。
第1ベントフィルタスクラバ容器内発熱量	370kW	想定される第1ベントフィルタスクラバ容器に捕集及び保持される放射性物質の崩壊熱に対して十分な余裕を見込み、原子炉定格熱出力の0.015%に相当する発熱量とする。
エアロゾル移行量	300kg	想定される第1ベントフィルタスクラバ容器に移行するエアロゾルの量(約28kg)に対して十分な余裕を見込み、300kgとする。
よう素の炉内内蔵量	18.1kg	BWRプラントにおける代表炉心(ABWR)の平衡炉心末期を対象とした解析コード「ORIGEN2」を使用した計算結果に対して、島根原子力発電所第2号機の熱出力(2436MW)を考慮して算出した結果、18.1kgとする。
耐震条件	基準地震動 S_s にて機能維持	格納容器フィルタベント系は、常設耐震重要重大事故防止設備及び常設重大事故緩和設備として設置するため、基準地震動 S_s にて機能を維持する。

2.3 格納容器フィルタベント系

2.3.1 系統構成

本系統は、第1ベントフィルタスクラバ容器、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器、配管、弁、圧力開放板、遠隔手動弁操作機構、計装設備、電源設備、補給設備（自主対策設備）、可搬式窒素供給装置、排水設備（自主対策設備）及び排気管排水設備（自主対策設備）で構成される。

(1) 配管等の構成

原子炉格納容器から第1ベントフィルタスクラバ容器までの入口配管は、原子炉格納容器のサブプレッションチェンバ及びドライウェルに接続された窒素ガス制御系配管が合流した下流に接続する非常用ガス処理系配管から分岐し、弁を経由して4個並列に設置した第1ベントフィルタスクラバ容器に接続する。

また、4個の第1ベントフィルタスクラバ容器のスクラビング水の水位を等しくするために、各スクラバ容器の気相部及び液相部をそれぞれ連絡管で接続する。

第1ベントフィルタスクラバ容器入口側及び出口側の配管は、各スクラバ容器のベントガス流量を同等とするため、圧力損失の差を小さくするように配管ルートを設定する。

第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器から放出口までの出口配管には、系統待機時に窒素置換された系統と大気を隔離する圧力開放板を設置する。圧力開放板はベント開始時に微正圧で動作するものとし、信頼性の高いものを使用する。

第1ベントフィルタスクラバ容器には、外部からスクラビング水を補給できるよう給水配管（自主対策設備）を設置する。また、外部から系統に窒素ガスを供給できるよう窒素ガス供給配管を設置する。また、ベント停止後の放射性物質を含むスクラビング水を原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）に移送するためのドレン移送ポンプ（自主対策設備）及び配管（自主対策設備）、さらに、万一、放射性物質を含むスクラビング水が第1ベントフィルタ格納槽内に漏えいした場合に、漏えい水を原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）に移送するための排水ポンプ（自主対策設備）及び配管（自主対策設備）を設置する。

図2-1に格納容器フィルタベント系の系統構成を示す。

(2) 材質及び構造

配管及び弁は、重大事故等クラス2機器として、「発電用原子力設備規格 設計・建設規格（2005年版（2007年追補版を含む。））（J S M E S N C 1 - 2005/2007）」のクラス2の規定に準拠して設計する。材質は炭素鋼を基本とするが、使用環境に応じて耐食性の高いステンレス鋼を使用する。炭素鋼配管外面には防錆のため塗装を施し、特に屋外に敷設される配管の外面については、海塩粒子の付着による腐食防止の観点から、エポキシ樹脂系等の防食塗装を行う。

遠隔手動弁操作機構については、隔離弁の操作軸にフレキシブルシャフトを接続し、原子炉建物付属棟まで延長し、端部にハンドルを取り付けて人力で操作できる構成とする。

圧力開放板については、ベント開始時の格納容器圧力（334～384kPa[gage]）と比較して十分低い圧力で動作するように設定し、材料はステンレス鋼を使用する。

系統を構成する主要な機器の仕様を表2-3に、第1ベントフィルタスクラバ容器、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器及び配管の材質範囲を図2-2に示す。

(3) 系統の切替性

原子炉格納容器から第1ベントフィルタスクラバ容器へ至る配管は、ベントを実施する際に、接続する他系統と隔離し、流路を構成する必要がある。対象となる系統は、原子炉棟空調換気系及び非常用ガス処理系である。これらの系統との取合いの弁は通常全閉状態であるが、開状態の場合でも中央制御室からの操作により、速やかに閉操作が可能である。

原子炉棟空調換気系及び非常用ガス処理系との取合いの弁は、フェイルクローズの空気作動弁及びフェイルアズイズの電動弁であることから、全交流動力電源喪失時には、空気作動弁については全閉状態となり、電動弁については全閉状態を維持する。

以上より、原子炉格納容器から第1ベントフィルタスクラバ容器へ至る配管は、ベントを実施する際に、他系統と隔離し流路の構成が可能である。

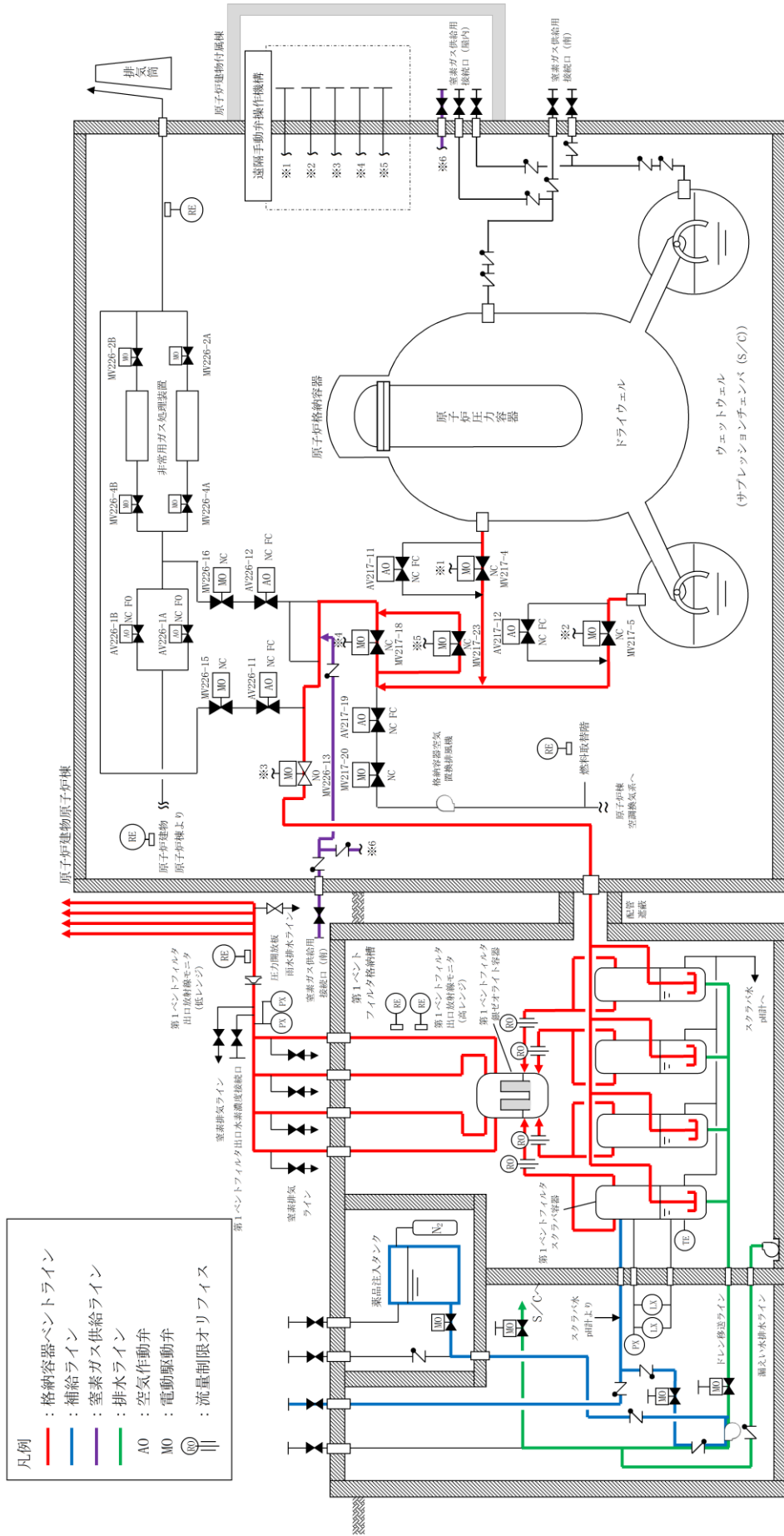


図2-1 格納容器フィルタベント系 系統概要図

表2-3 主要系統構成機器の仕様

(1) 配管

	口径	材質
a. 弁 MV217-23 入口ライン分岐部から 弁 MV217-23 出口ライン合流部	400A	炭素鋼
b. 非常用ガス処理系入口ライン分岐部から 第1 ベントフィルタスクラバ容器	200A, 250A, 300A	炭素鋼
c. 第1 ベントフィルタスクラバ容器から 第1 ベントフィルタ銀ゼオライト容器	200A, 300A	ステンレス鋼
d. 第1 ベントフィルタ銀ゼオライト容器から 放出口	300A, 400A	炭素鋼

(2) 隔離弁

	型式	駆動方式	口径
a. 第1弁 (サブプレッションチェンバ側) MV217-5	バタフライ弁	電動駆動 (交流) + 遠隔手動弁操作機構	600A
b. 第1弁 (ドライウェル側) MV217-4	バタフライ弁	電動駆動 (交流) + 遠隔手動弁操作機構	600A
c. 第2弁 MV217-18	バタフライ弁	電動駆動 (交流) + 遠隔手動弁操作機構	400A
d. 第2弁バイパス弁 MV217-23	バタフライ弁	電動駆動 (交流) + 遠隔手動弁操作機構	400A
e. 第3弁 MV226-13	バタフライ弁	電動駆動 (交流) + 遠隔手動弁操作機構	300A

(3) 遠隔手動弁操作機構

	第1弁 (サブプレッション チェンバ側) (600A)	第1弁 (ドライウェル側) (600A)	第2弁 (400A)	第2弁 バイパス弁 (400A)	第3弁 (300A)
フレキシブルシャフト長さ	約 22m	約 25m	約 21m	約 22m	約 13m
個数	1	1	1	1	1

(4) 圧力開放板

型式	設定破裂圧力	呼び径	材質	個数
反転型ラプチャディスク	80kPa	400A	ステンレス鋼	1

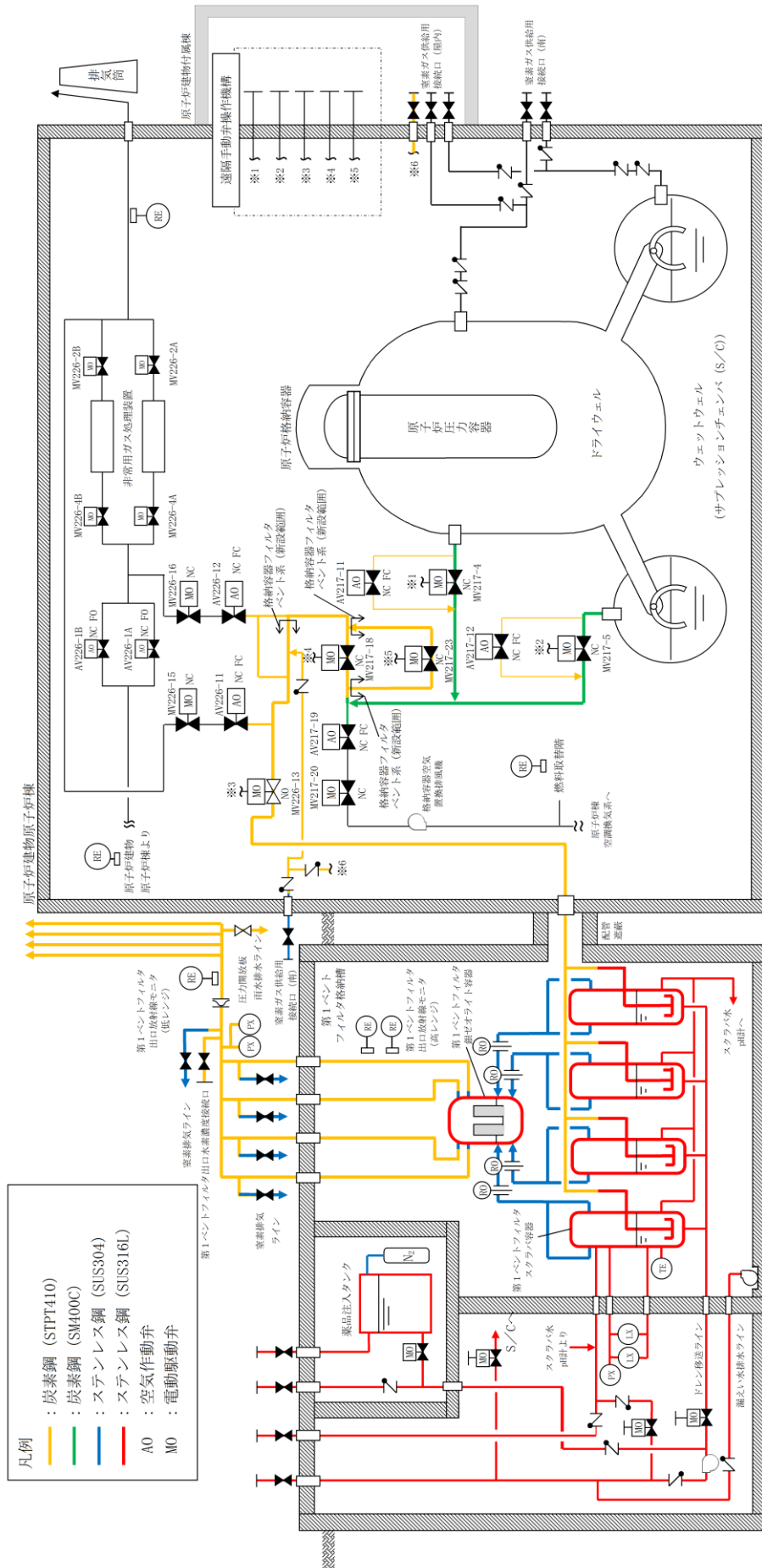


図2-2 第1ベントフィルタスクラバ容器, 第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器及び配管の材料範囲

2.3.2 第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器
 (1) 第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器
 仕様

第1ベントフィルタスクラバ容器は、スカート支持たて置円筒形の容器であり、常時スクラビング水を貯留する。また、第1ベントフィルタスクラバ容器は4個で構成し、4個は並列に第1ベントフィルタ格納槽内に設置する。容器下部にはベンリュリスクラバ（ベンチュリノズル及びスクラビング水）、上部には金属フィルタが設置され、これらを組み合わせて粒子状放射性物質及びガス状放射性物質のうち無機よう素を除去する。

さらに、第1ベントフィルタスクラバ容器の後段に、スカート支持たて置円筒形の容器である第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器を設け、ガス状放射性よう素のうち有機よう素を捕集する物質（銀ゼオライト）を収納している。

第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器の主な仕様を以下に示す。

- a. 第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器は、重大事故等クラス2容器として「発電用原子力設備規格 設計・建設規格（2005年版（2007年追補版を含む。）」（J S M E S N C 1 -2005/2007）」のクラス2容器の規定に準拠して設計する。
- b. 第1ベントフィルタスクラバ容器内に貯留するスクラビング水量は、捕集した放射性物質の崩壊熱による減少を考慮し、設計条件であるスクラバ容器内発熱量370kWに対して、ベント開始後24時間はベンチュリスクラバによる所定の放射性物質の除去性能が確保できるように設定する。
- c. 第1ベントフィルタスクラバ容器及び内部構造物の材料は、スクラビング水に添加されるアルカリ性の薬剤に対して、耐性に優れるステンレス鋼を使用する。また、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器及び内部構造物の材料は、腐食の発生を考慮してステンレス鋼を使用する。
- d. 第1ベントフィルタスクラバ容器には、スクラビング水の減少分を補充するための補給用ノズル、各容器水位に差異が出ないようにするための連絡管用ノズル及びスクラビング水を移送するためのドレン用ノズルを設ける。なお、スクラビング水のサンプリングは、連絡管から行う設計とする。
- e. 第1ベントフィルタスクラバ容器は、ベンチュリノズル及び金属フィルタを内蔵する。
- f. 第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器には、銀ゼオライトフィルタを設け、銀ゼオライトを収納する。
- g. 第1ベントフィルタスクラバ容器から第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器までの4本の配管それぞれに流量制限オリフィスを設け、原子炉格納容器よ

り排出されるガスの体積流量をほぼ一定に保つ設計とする。

第1 ベントフィルタスクラバ容器及び第1 ベントフィルタ銀ゼオライト容器の仕様を表2-4、表2-6に、構造を図2-3、図2-4に示す。

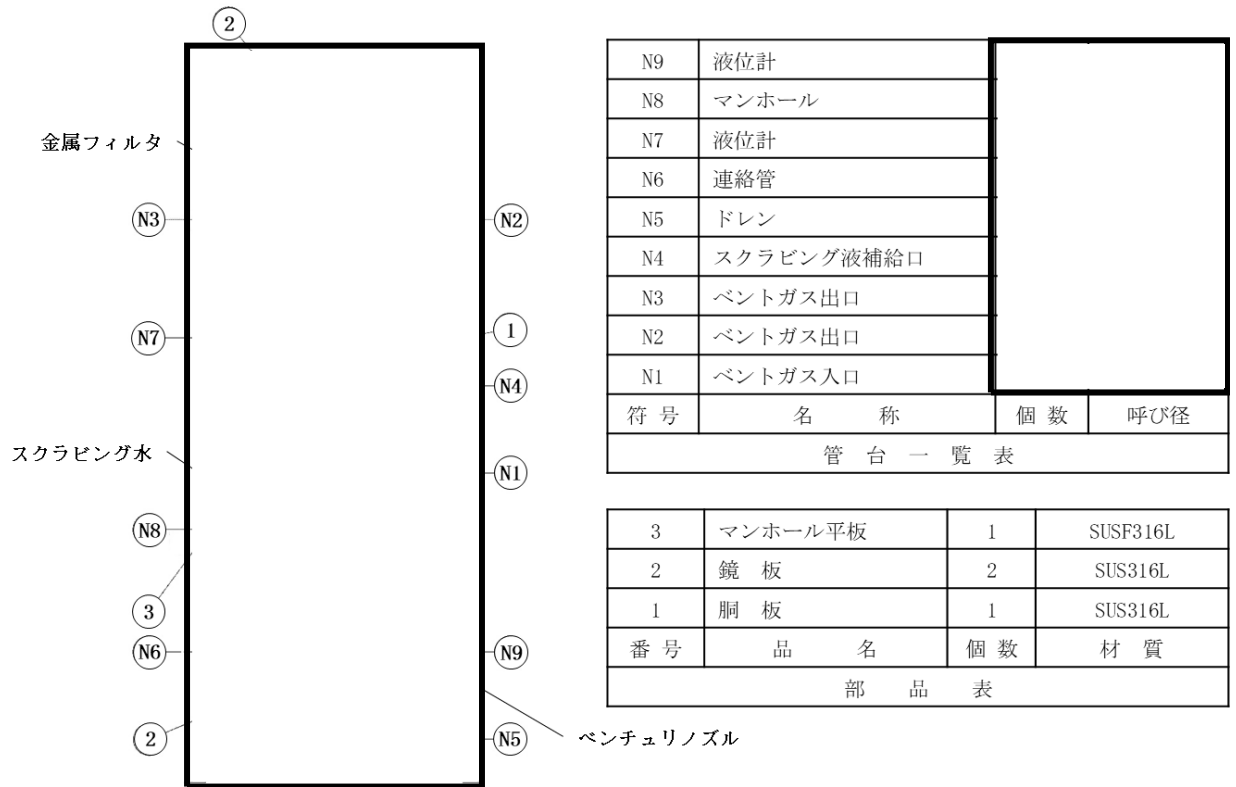


図2-3 第1 ベントフィルタスクラバ容器構造図

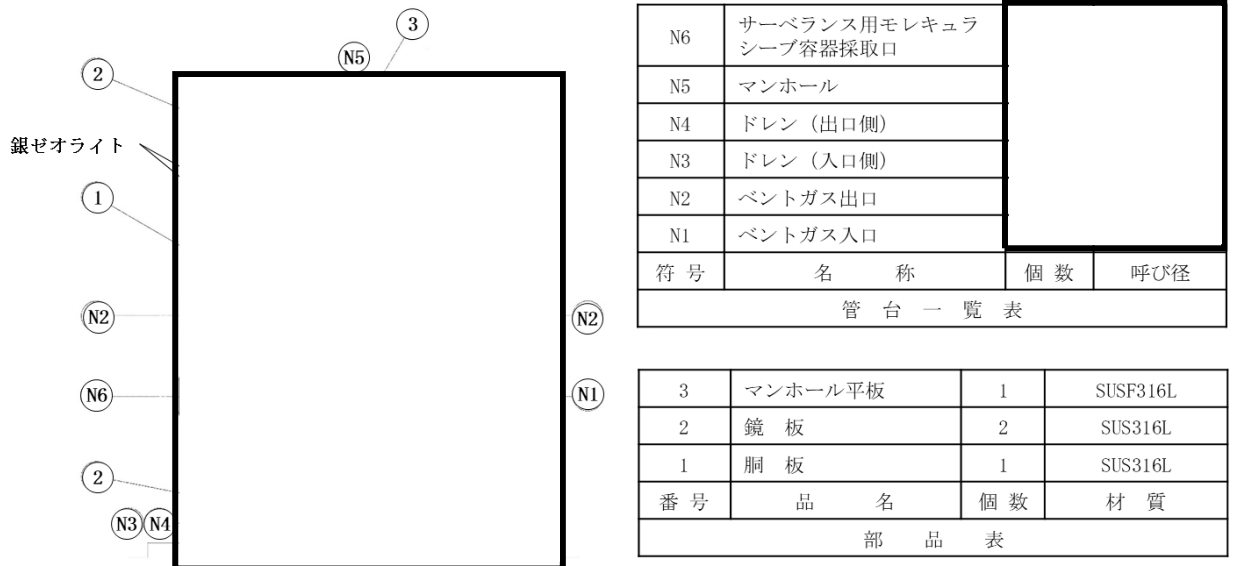


図2-4 第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器構造図

(2) フィルタ仕様

a. ベンチュリスクラバ

ベンチュリスクラバは、ベンチュリノズル及びスクラビング水で構成され、ベントガス中に含まれる粒子状放射性物質及び無機よう素を捕集し、スクラビング水中に保持する。

ベンチュリノズルは、上部にいくにつれて緩やかに矩形断面の流路面積を増やして断面変化させており、上端は閉じて、側面に出口開口を設けている。また、ベンチュリノズル中低部の最も流路断面面積が小さくなるスロート部の側面にスクラビング水を取り込む開口を設けている。これにより、スロート部で高流速とすることで、スロート部の圧力を周囲スクラビング水領域よりも低下させて側面開口からノズル周囲のスクラビング水を吸込み、ベンチュリノズル内に噴霧させる。ノズル内ではガスと噴霧水滴の流速の差で粒子状放射性物質の捕集効率を高め、上端吐出部からスクラビング水中に排出させる。

ベンチュリノズルは、分岐管に対して直交する向きに設置し、同心円状のベンチュリノズルは、離隔距離を確保した配置とする。また、ベントガスは、スクラビング水中に [] に排出されたのち、減速し分岐管の間を浮き上がっていく流れとなるため、隣接するベンチュリノズルへ与える影響はない。

また、スクラビング水に放射性の無機よう素 (I_2) を捕集、保持するため、 [] 及び水酸化ナトリウム (NaOH) が添加される。 [] は、揮発性の高い無機よう素 (I_2) を不揮発性のよう素イオン (I^-) に変化させ、水酸化ナトリウム (NaOH) は、 []

の効果を安定させるために、スクラビング水を高アルカリ性の状態に維持する。

ベンチュリノズルの材質は、耐アルカリ性に優れたステンレス鋼とする。

ベンチュリノズルの機器仕様を表2-4に、スクラビング水の仕様を表2-7、概略を図2-5に、配置を図2-6に、ベンチュリノズルからのベントガスの流れの概要を図2-7に示す。

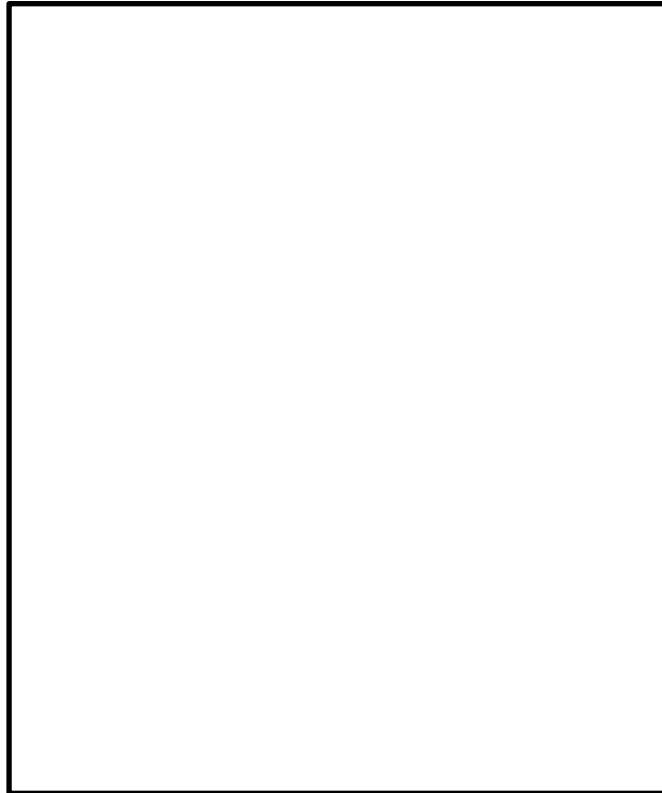


図2-5 ベンチュリノズル概略図

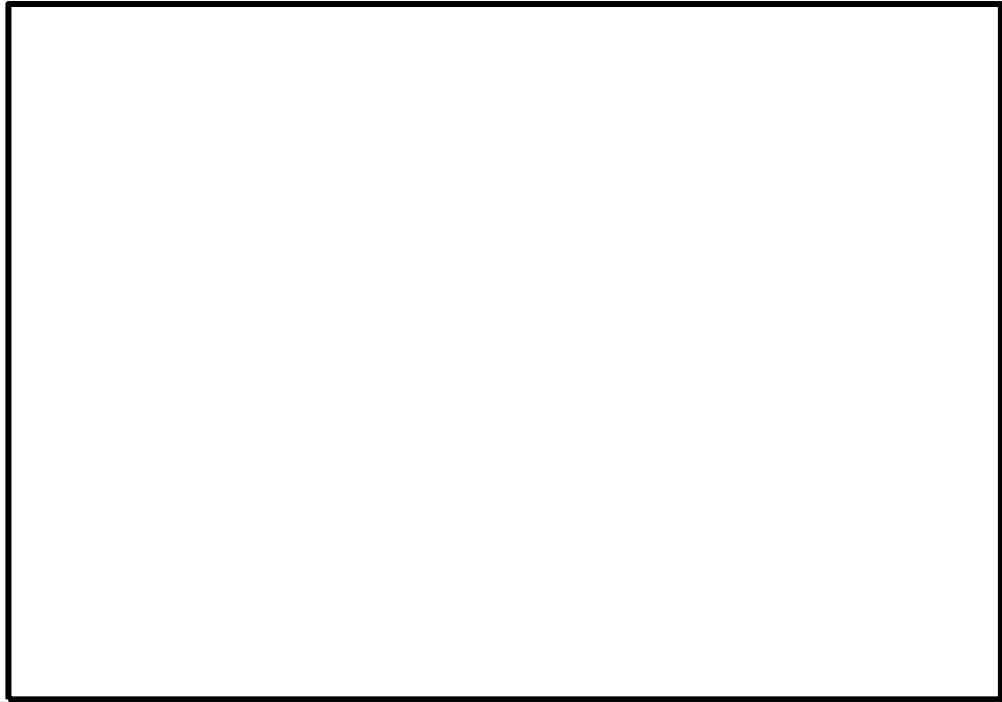


図2-6 ベンチュリノズルの配置図

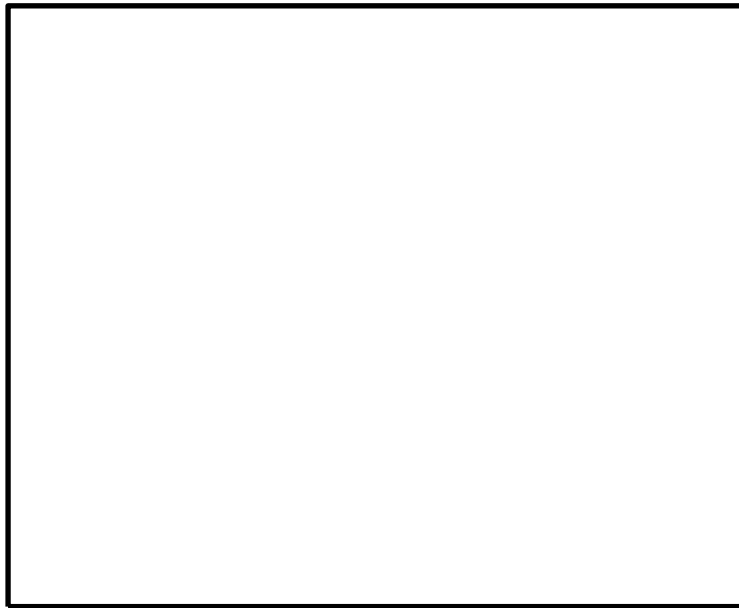


図2-7 ベンチュリノズルからのベントガスの流れの概要図

b. 金属フィルタ

金属フィルタは、ベンチュリスクラバで除去しきれなかった粒子状放射性物質を除去する。

金属フィルタは、必要なフィルタ面積と最適なガス流速が得られるように、第1ベントフィルタスクラバ容器の上部に縦向きに配置される。金属フィルタ

はステンレス鋼製で、プレフィルタとメインフィルタを [] であり、周囲の型枠により第1ベントフィルタスクラバ容器内部に直接取り付けられる。

ベントガスは、スクラビング水を出た後、スクラビング水から生じる湿分（液滴）を含んでいる。長時間の運転でも高い除去効率を確保するため、 [] [] には湿分分離機構が設けられ、除去した液滴は、スクラビング水内にドレンされる。

金属フィルタの機器仕様を表2-4に、概略を図2-8に、第1ベントフィルタスクラバ容器内の配置を図2-9に示す。

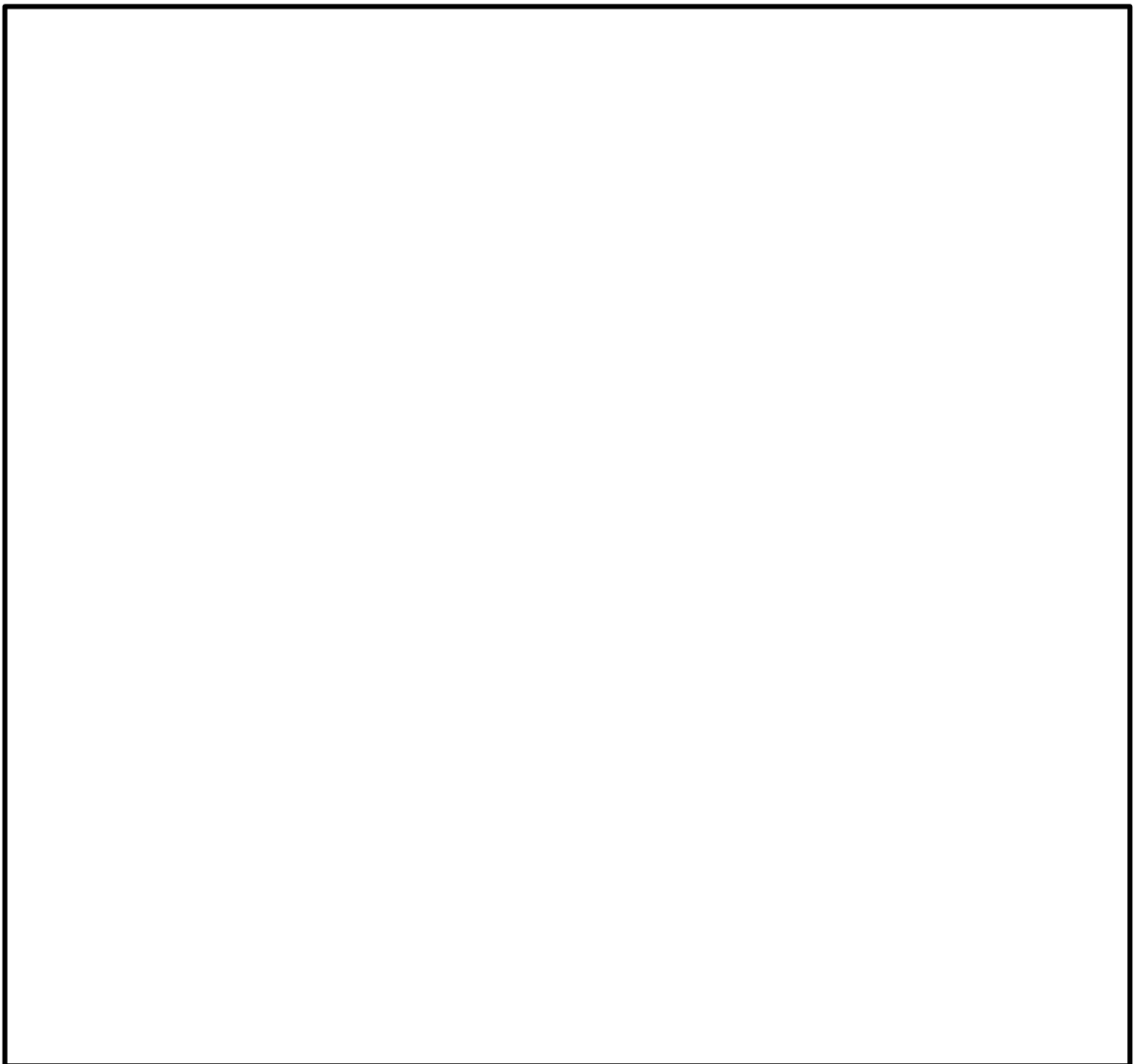


図2-8 金属フィルタ概略図

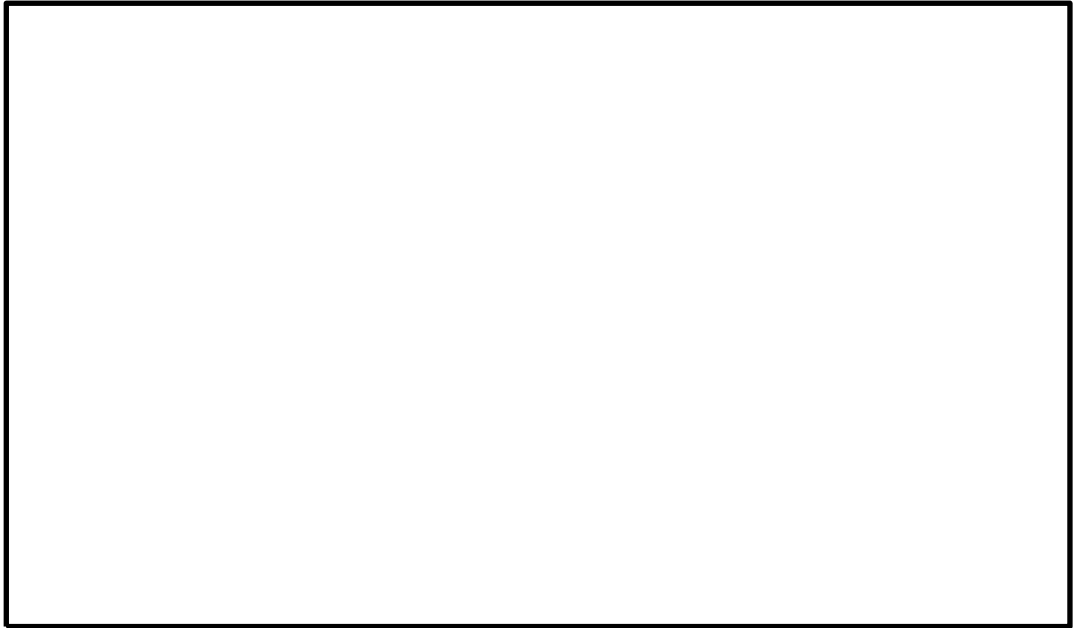


図2-9 第1ベントフィルタスクラバ容器の断面図（金属フィルタ）

(a) プレフィルタ及び湿分分離機構

プレフィルタ及び湿分分離機構は、ベントガスに含まれる液滴を凝集させる。ベントガスに含まれる液滴は、湿分分離機構（）を通過する際、し、ベントガス中から分離される。分離した液滴は、金属フィルタ下部に接続したドレン配管を介してスクラビング水中に戻る。

プレフィルタは、約 μm の繊維径のものを使用し、になっている。繊維の材質は、ステンレス鋼を採用する。

湿分分離機構の概略を図2-10に、ドレン配管接続部の概略を図2-11に示す。



図2-10 湿分分離機構の概略図

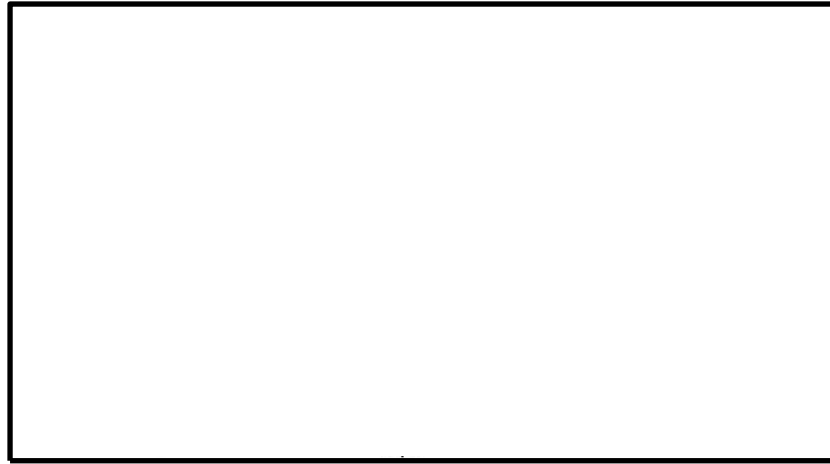


図2-11 ドレン配管接続部の概略図

(b) メインフィルタ

メインフィルタは、約 [] μm の繊維径のものを使用し、 []
[]になっている。繊維の材質は、 []ステン
レス鋼を採用する。

c. 流量制限オリフィス

第1ベントフィルタスクラバ容器内の体積流量をほぼ一定に保つため、第1ベントフィルタスクラバ容器から第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器までの4本の配管それぞれに流量制限オリフィスを設置する。流量制限オリフィスの穴径は、系統の圧力損失を考慮した上で、原子炉格納容器の最高使用圧力(427kPa [gage] (1Pd))において、格納容器フィルタベント系の設計流量である9.8kg/sの水蒸気が確実に排気できるよう設定する。

なお、ベントガスは、 []により、 []
[]となり、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器に供給される。

流量制限オリフィスの仕様を表2-5に示す。

d. 銀ゼオライトフィルタ

第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器には、銀ゼオライトを収納し、ベントガスを通過させることで、ガス中に含まれる放射性の有機よう素を除去する。

銀ゼオライトは、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器内の銀ゼオライトフィルタ内に充填し、万一、銀ゼオライトの交換が必要になった場合は、容器頂部のマンホールを介して銀ゼオライトを充填若しくは回収できる構造とする。

銀ゼオライトフィルタの仕様を表2-6に、概略を図2-12に、第1 ベントフィルタ銀ゼオライト容器内の銀ゼオライトの配置を図2-13に示す。

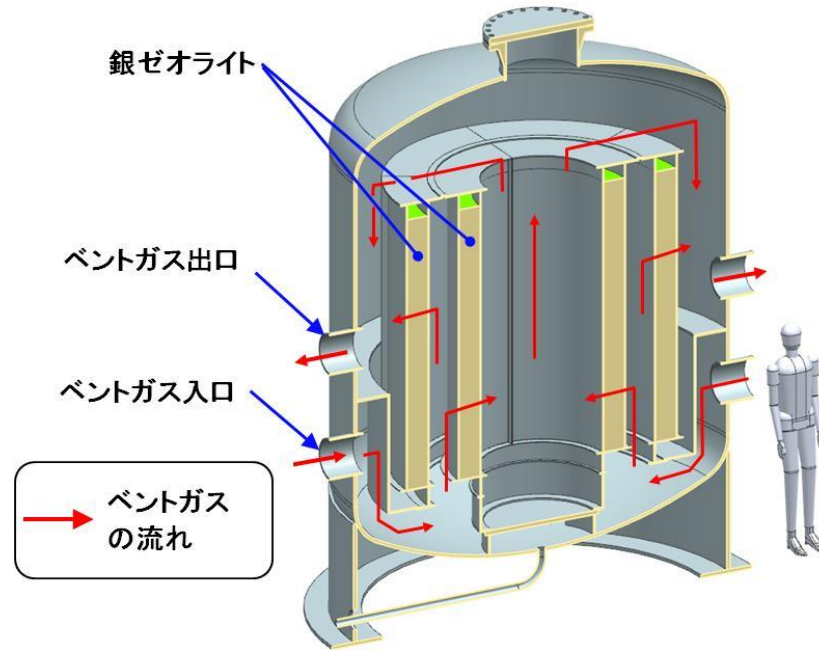


図2-12 第1 ベントフィルタ銀ゼオライト容器概略図

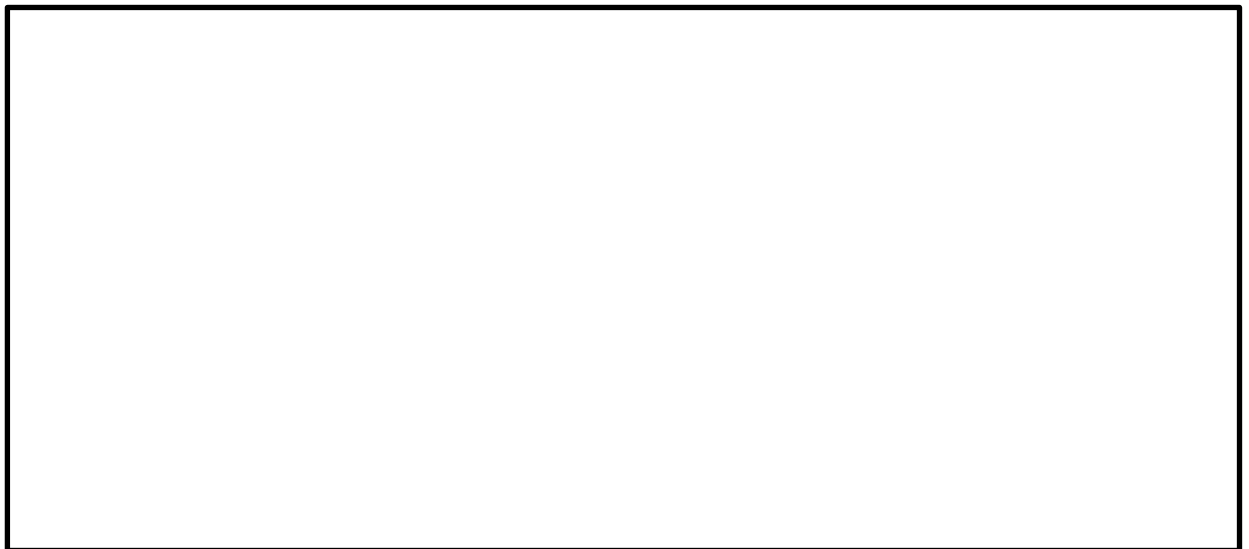


図2-13 第1 ベントフィルタ銀ゼオライト容器内の銀ゼオライト配置図

表2-4 第1ベントフィルタスクラバ容器主要仕様

(1) 容器

型 式	スカート支持たて置円筒形	
材 質	胴板	ステンレス鋼 (SUS316L)
	鏡板	
	マンホール平板	ステンレス鋼 (SUSF316L)
胴 内 径	2200mm	
高 さ	7500mm	
個 数	4	

(2) ベンチュリノズル

材 質	ステンレス鋼 (<input type="text"/>)
個 数	<input type="text"/>

(3) 金属フィルタ

材 質	ステンレス鋼 (<input type="text"/>)	
寸 法	高さ	<input type="text"/> mm
	横幅	<input type="text"/> mm
	厚さ	<input type="text"/> mm
織 維 径	プレフィルタ	約 <input type="text"/> μ m
	メインフィルタ	約 <input type="text"/> μ m
個 数	<input type="text"/>	
総 面 積	約 <input type="text"/> m^2 (約 <input type="text"/> m^2 / 個)	

表2-5 流量制限オリフィス主要仕様

型 式	同心オリフィス板	
材 質	ステンレス鋼 (<input type="text"/>)	
個 数	4	

表2-6 第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器主要仕様

(1) 容器

型 式		スカート支持たて置円筒形
材 質	胴板 鏡板	ステンレス鋼 (SUS316L)
	マンホール平板	ステンレス鋼 (SUSF316L)
胴 内 径		3000 mm
高 さ		3850 mm

(2) 銀ゼオライトフィルタ

材 質	銀ゼオライト
充 填 量	約 <input type="text"/> t
ベッド厚さ	約 <input type="text"/> mm

表2-7 スクラビング水仕様 (系統待機時)

項 目	設 定 値
<input type="text"/> 濃度	約 <input type="text"/> wt%以上
水酸化ナトリウム (NaOH) 濃度	約 <input type="text"/> wt%以上
水位	1700mm~1900mm
pH	13 以上

2.3.3 配置

第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器は、原子炉建物外に地下埋設で設置する頑健な第1ベントフィルタ格納槽の中に設置することで、地震や津波等の自然現象及び飛来物に対する耐性を高めている。第1ベントフィルタ格納槽は、鉄筋コンクリート製であり、第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器に保持された放射性物質からの遮蔽を考慮した設計とする。また、最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設計基準事故対処設備である残留熱除去ポンプ、残留熱除去系熱交換器、原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却系熱交換器及び原子炉補機海水ポンプ並びに重大事故等対処設備である移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車に対して位置的分散を図っている。さらに、重大事故等対処設備である残留熱代替除去ポンプに対しても位置的分散を図っている。

第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器の配置を図2-14、図2-15に示す。

格納容器フィルタベント系の配管については、ベント実施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ガス及び酸素ガスの滞留を防止するため、配置に留意する。具体的には配管ルートにUシール部ができないよう配置する。なお、新設部分については、水平配管に適切な勾配を設ける。

格納容器フィルタベント系は、サブプレッションチェンバ及びドライウエルと接続し、いずれからも排気できる設計とするため、サブプレッションチェンバ側からの排気では、重大事故等時の最大水位（EL 6900mm）よりも高い位置（EL 11117mm）に接続箇所を設け、ドライウエル側からの排気では燃料棒有効長頂部（EL 25406mm）よりも高い位置（EL 28200mm）に接続箇所を設ける。

格納容器フィルタベント系の配管ルートを図2-16～図2-34に示す。

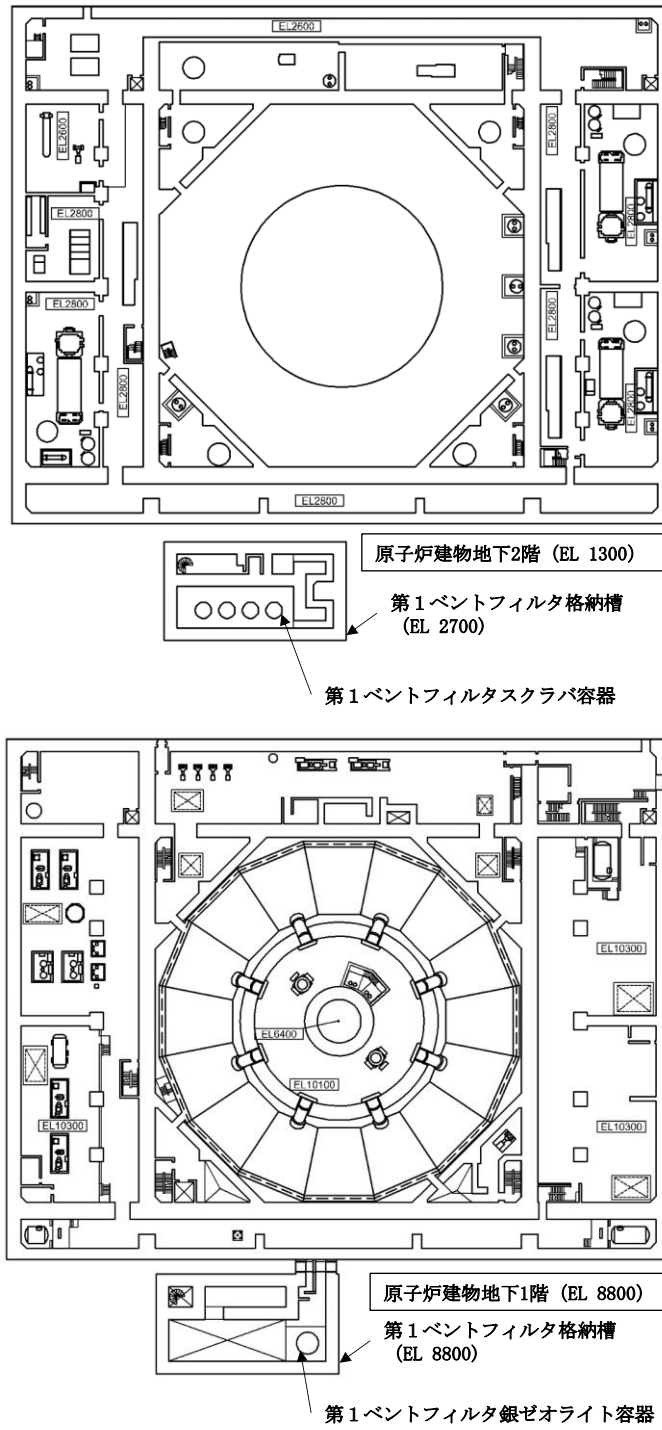


図2-14 第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器の配置図

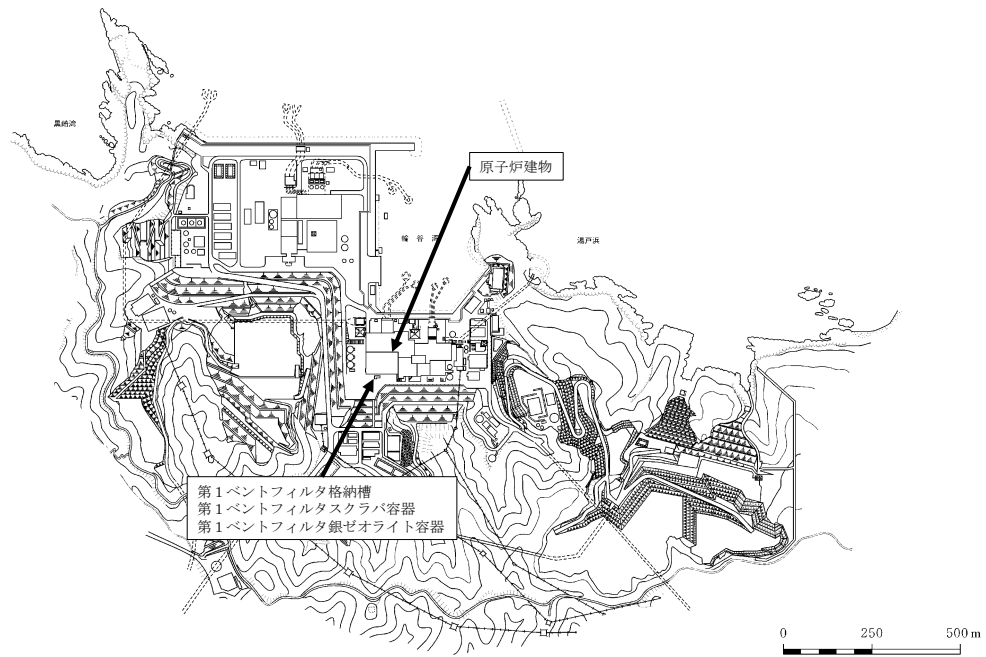


図2-15 第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器の配置図（屋外）

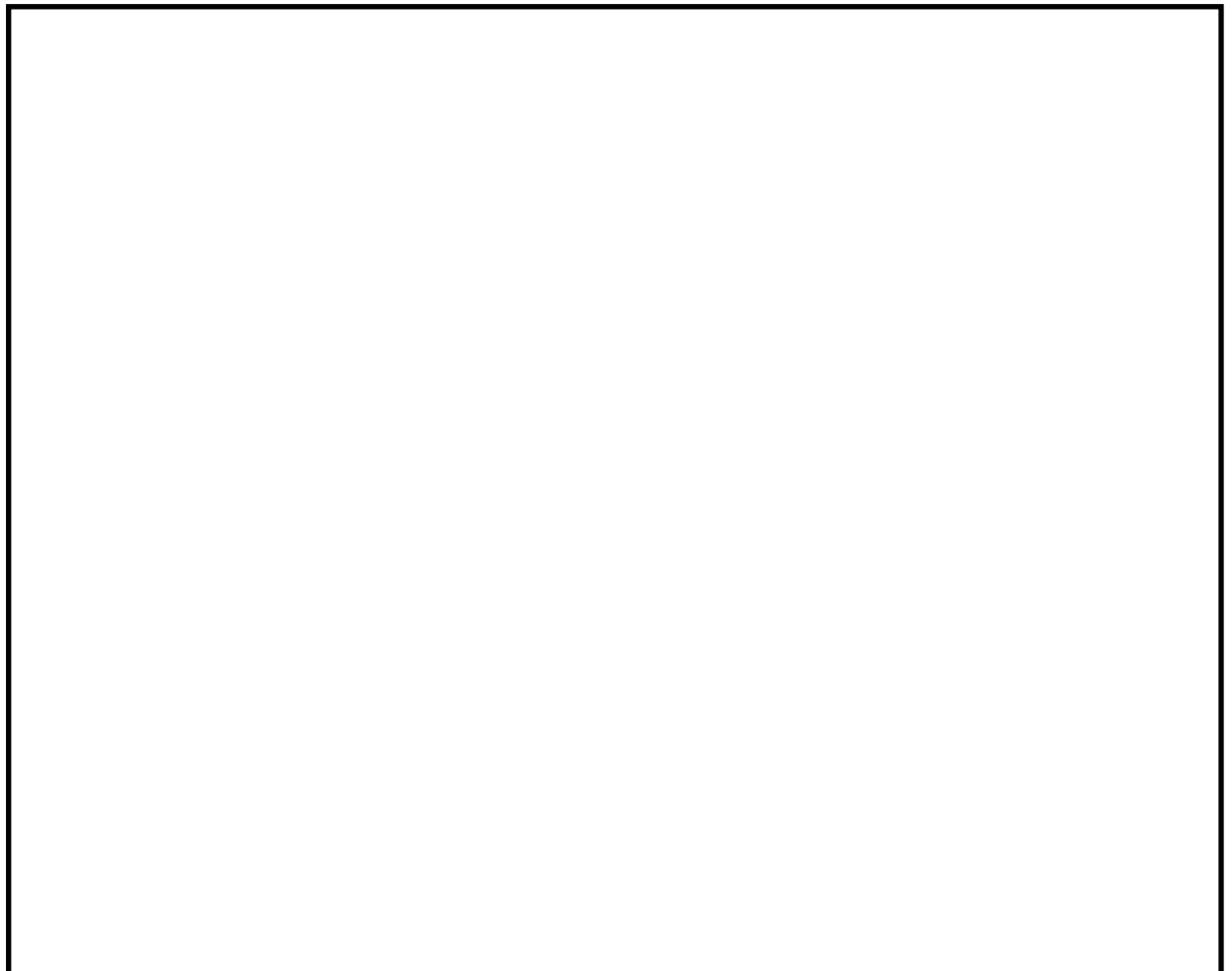


図2-16 格納容器フィルタベント系 配管ルート図（全体図）

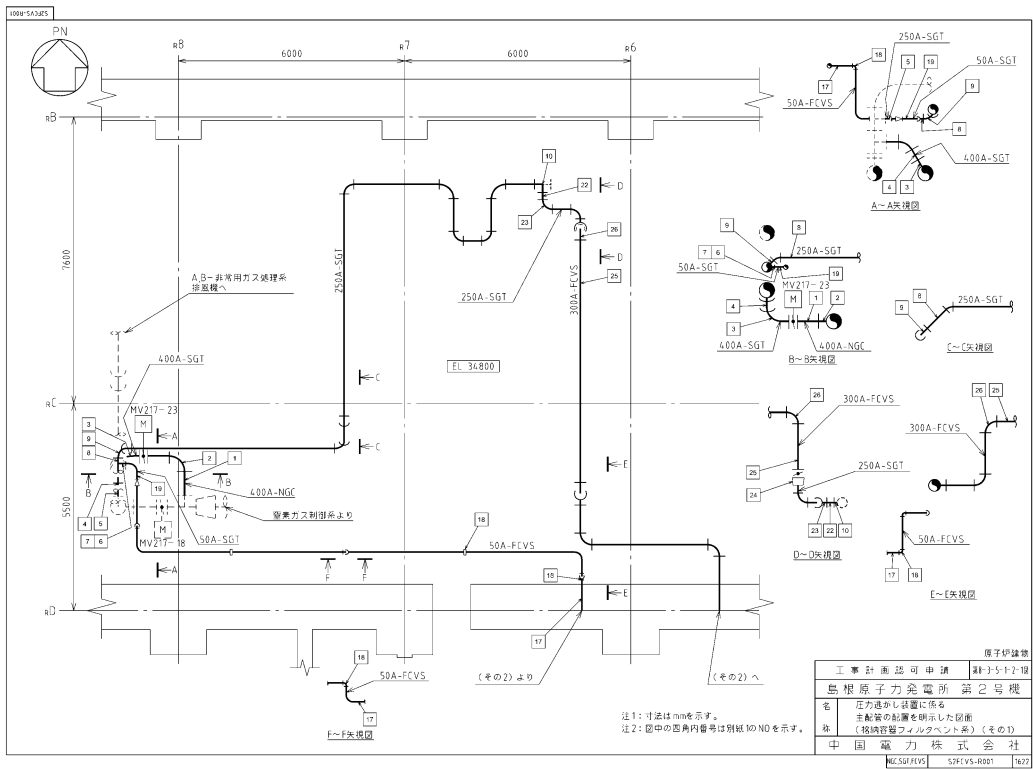


図2-17 格納容器フィルタベント系 配管ルート図 (拡大図) (1/18)

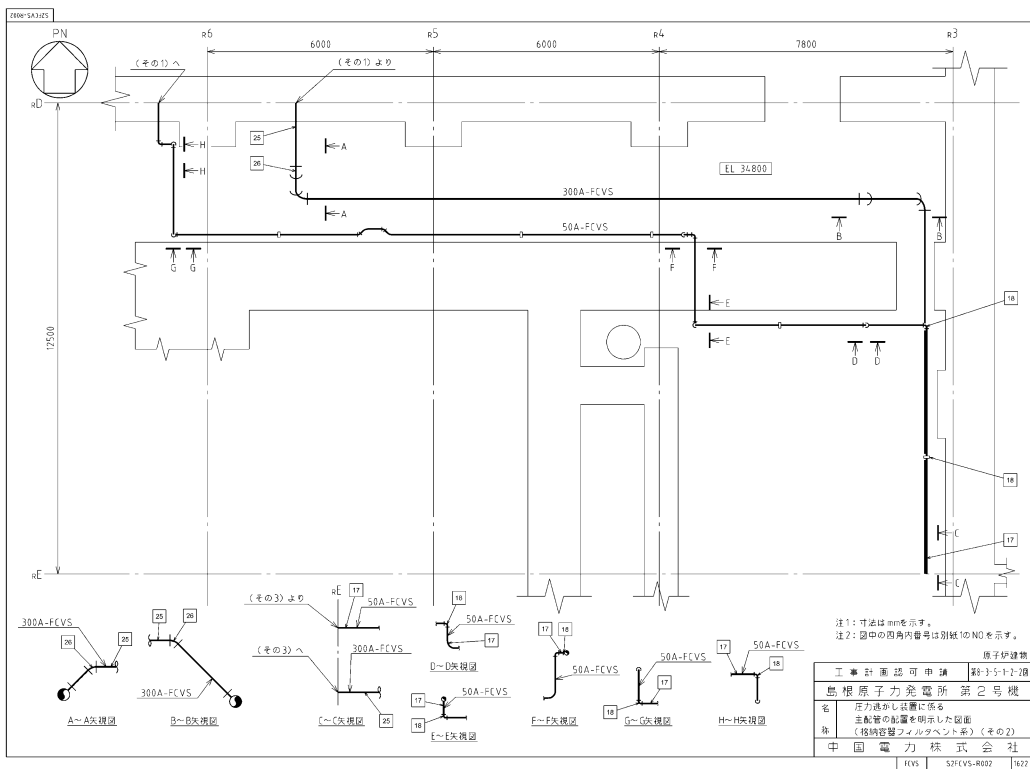


図2-18 格納容器フィルタベント系 配管ルート図 (拡大図) (2/18)

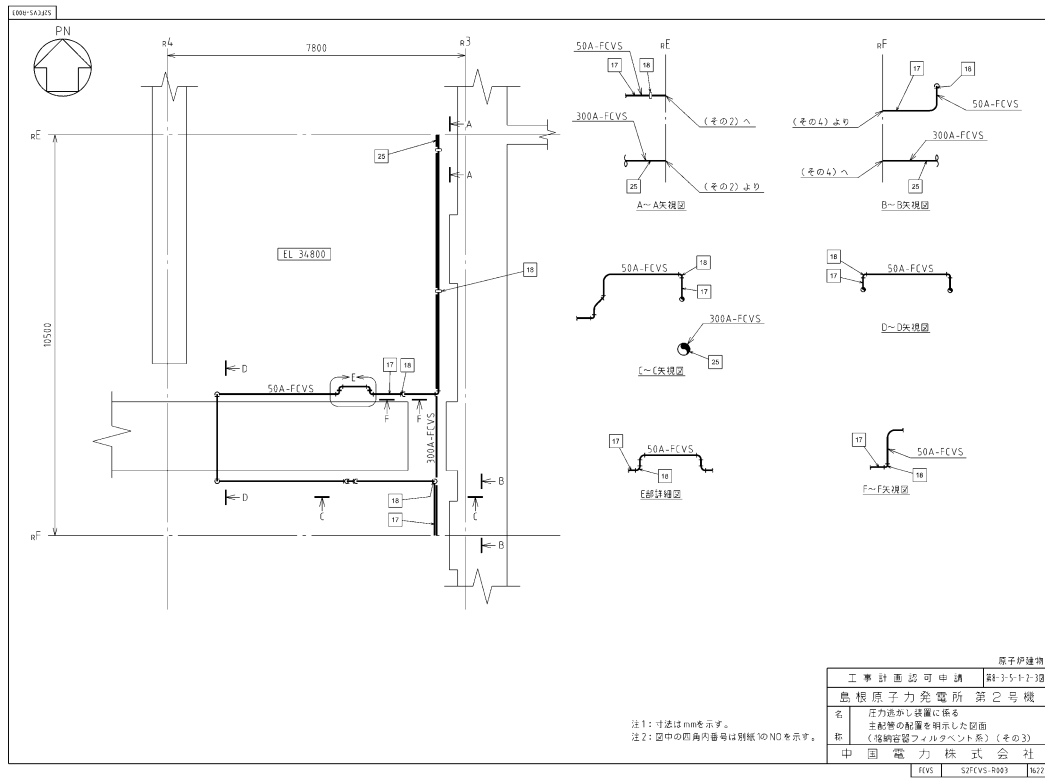


図2-19 格納容器フィルタベント系 配管ルート図 (拡大図) (3/18)

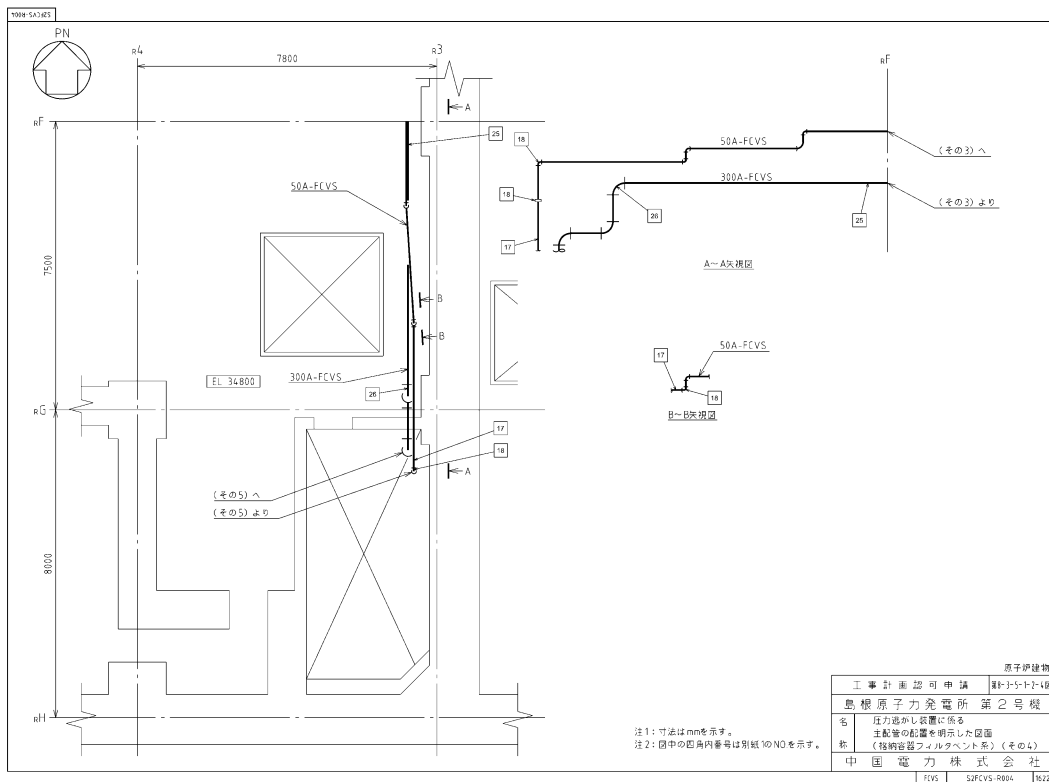


図2-20 格納容器フィルタベント系 配管ルート図 (拡大図) (4/18)

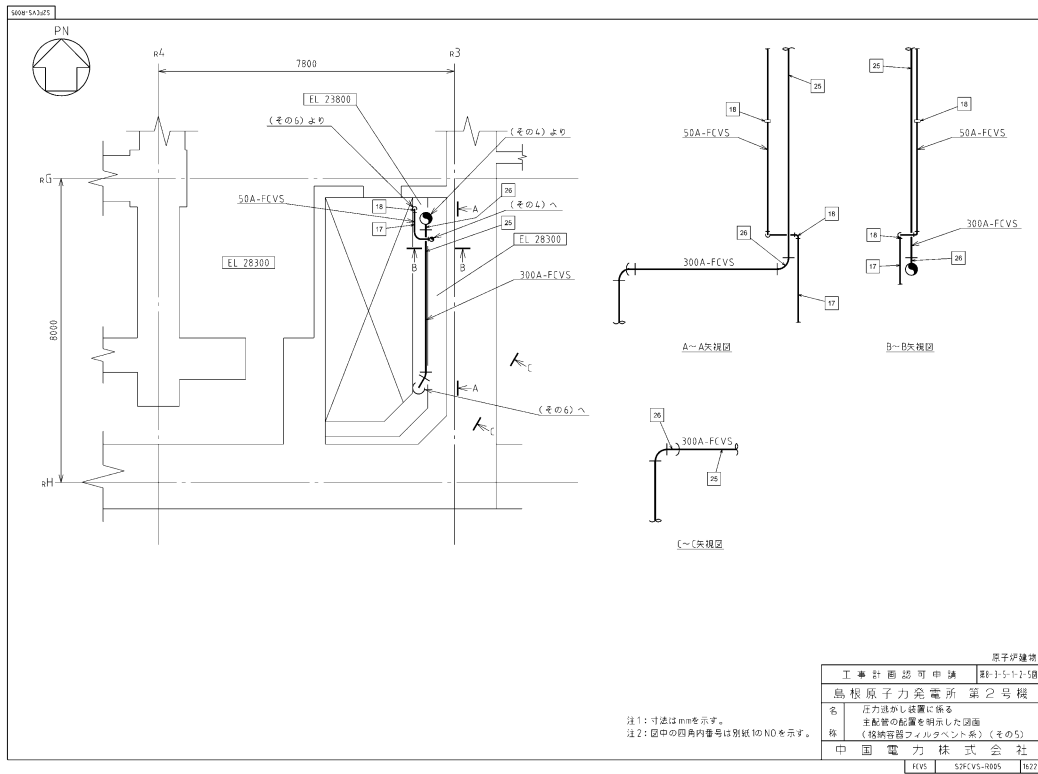


図2-21 格納容器フィルタベント系 配管ルート図 (拡大図) (5/18)

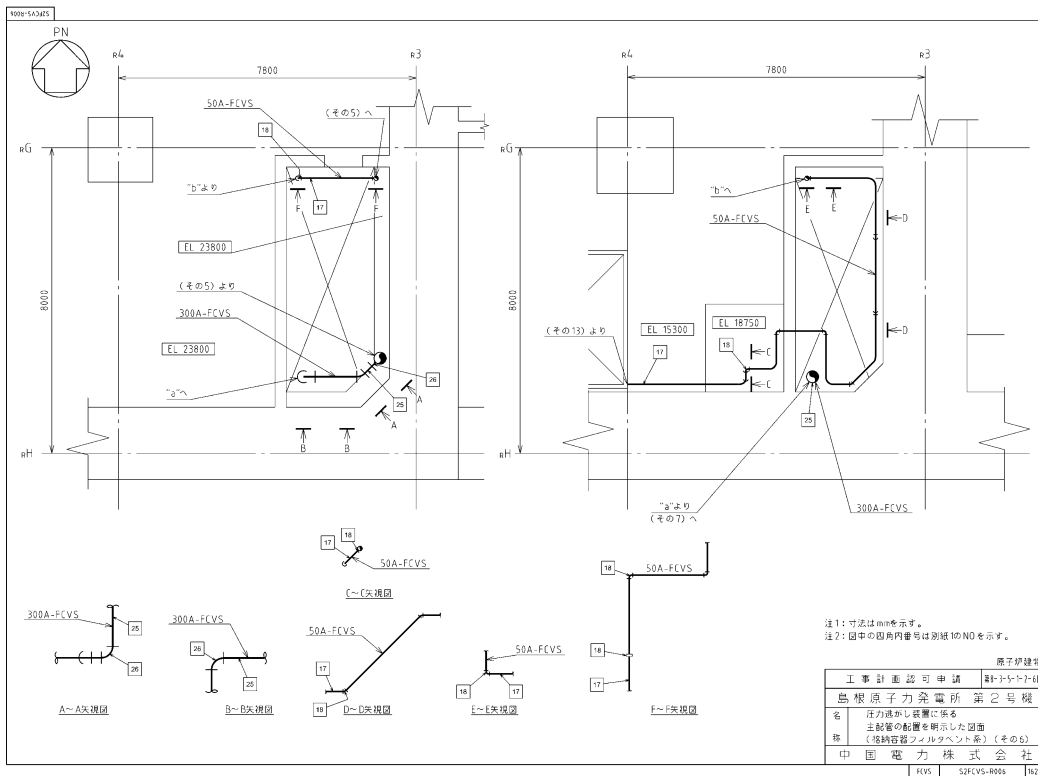


図2-22 格納容器フィルタベント系 配管ルート図 (拡大図) (6/18)

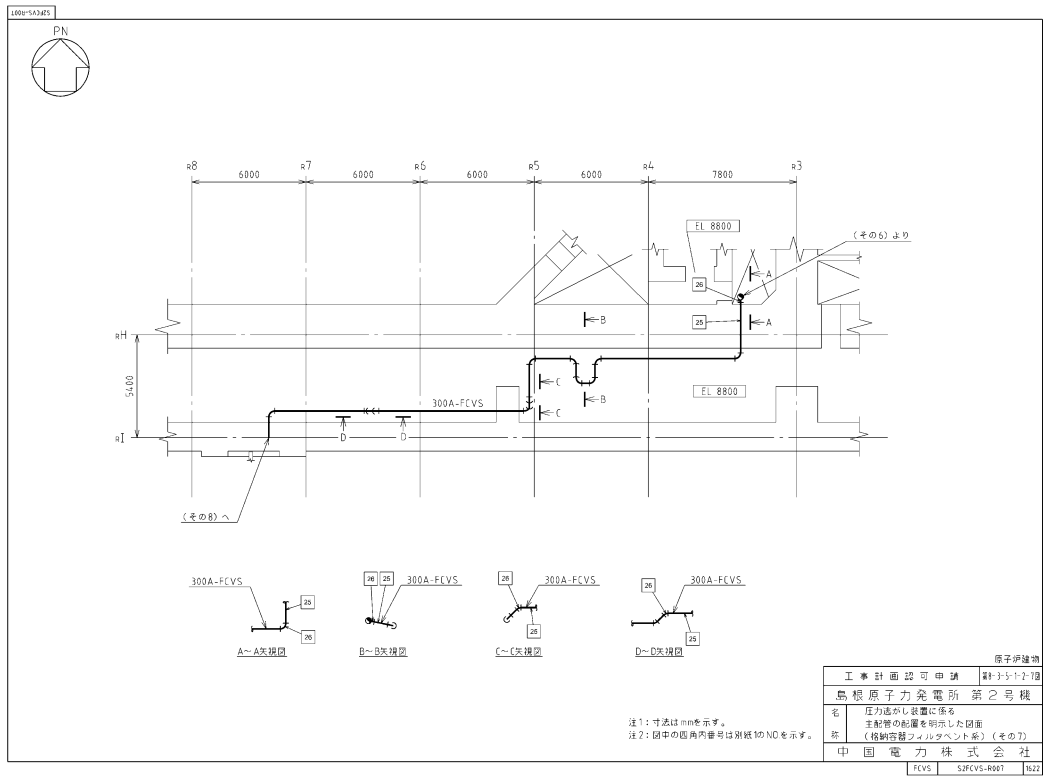


図2-23 格納容器フィルタベント系 配管ルート図 (拡大図) (7/18)

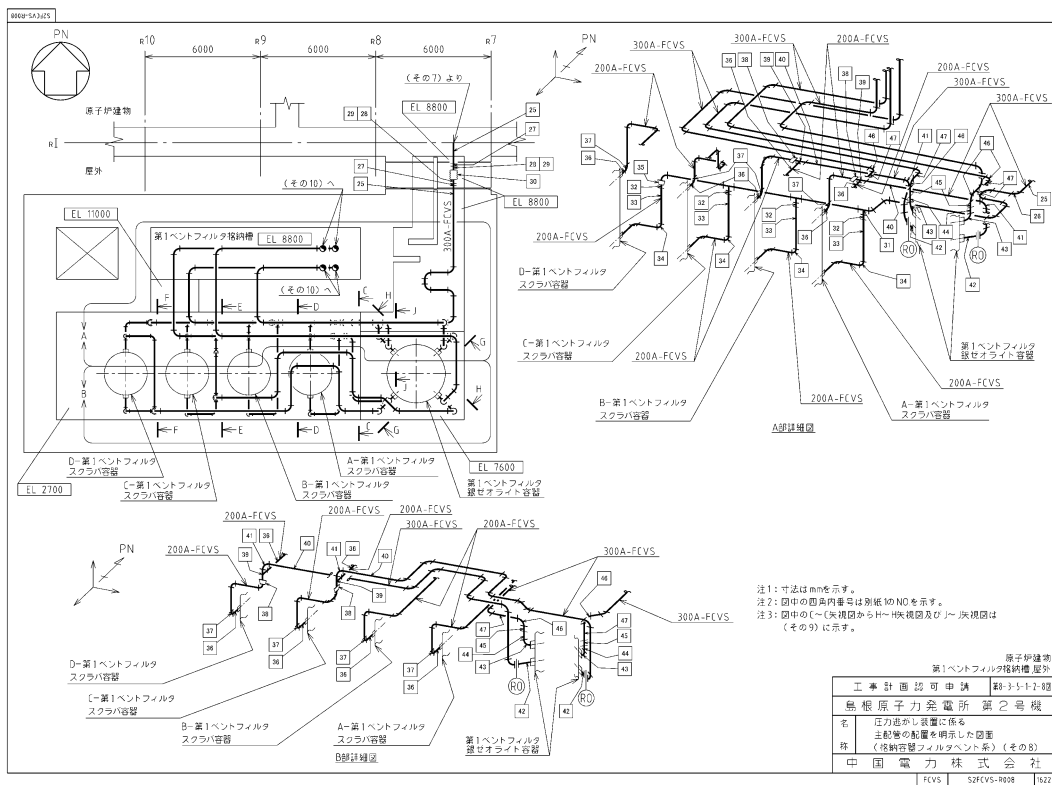


図2-24 格納容器フィルタベント系 配管ルート図 (拡大図) (8/18)

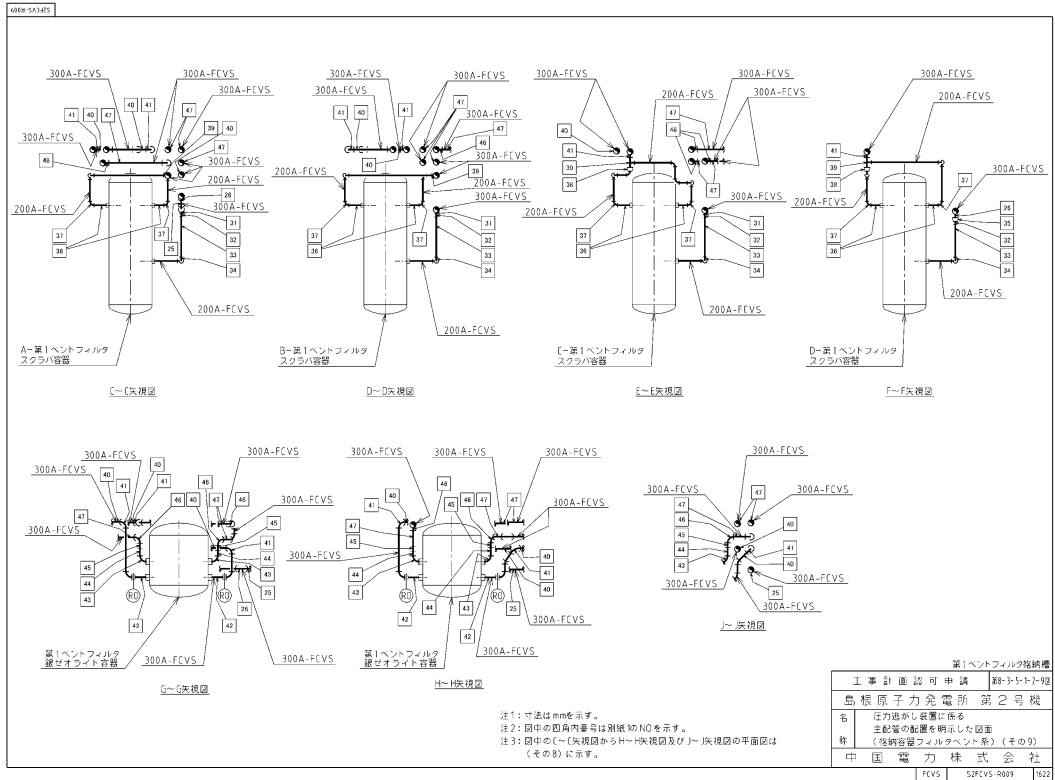


図2-25 格納容器フィルタベント系 配管ルート図 (拡大図) (9/18)

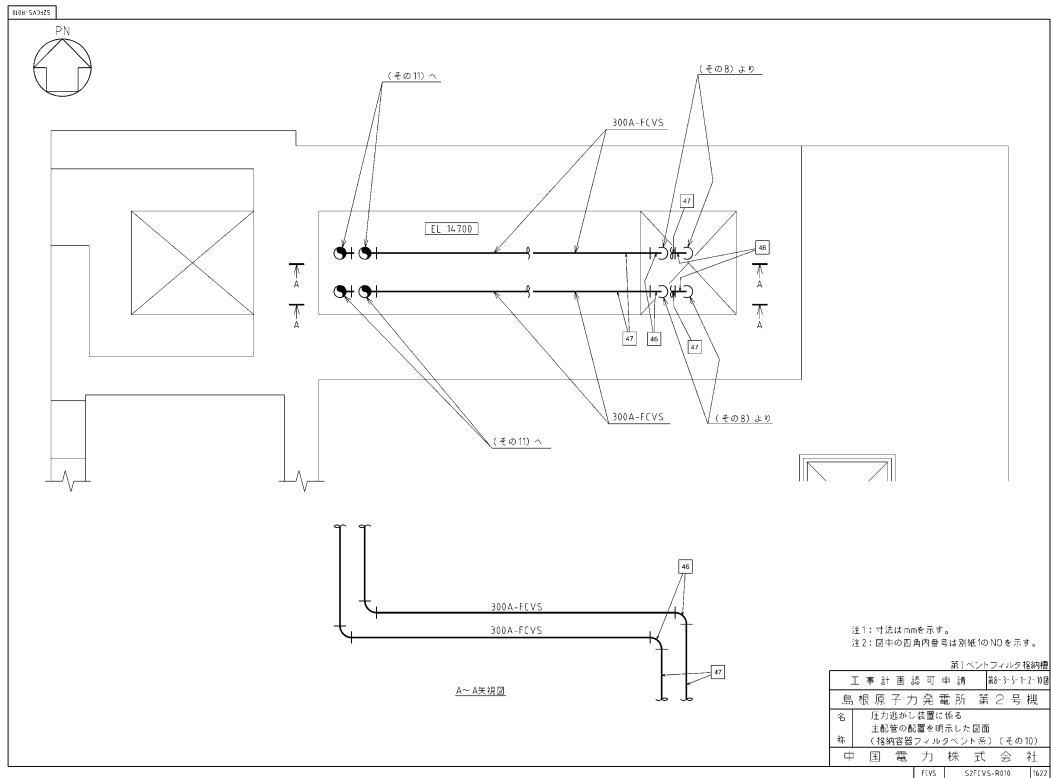


図2-26 格納容器フィルタベント系 配管ルート図 (拡大図) (10/18)

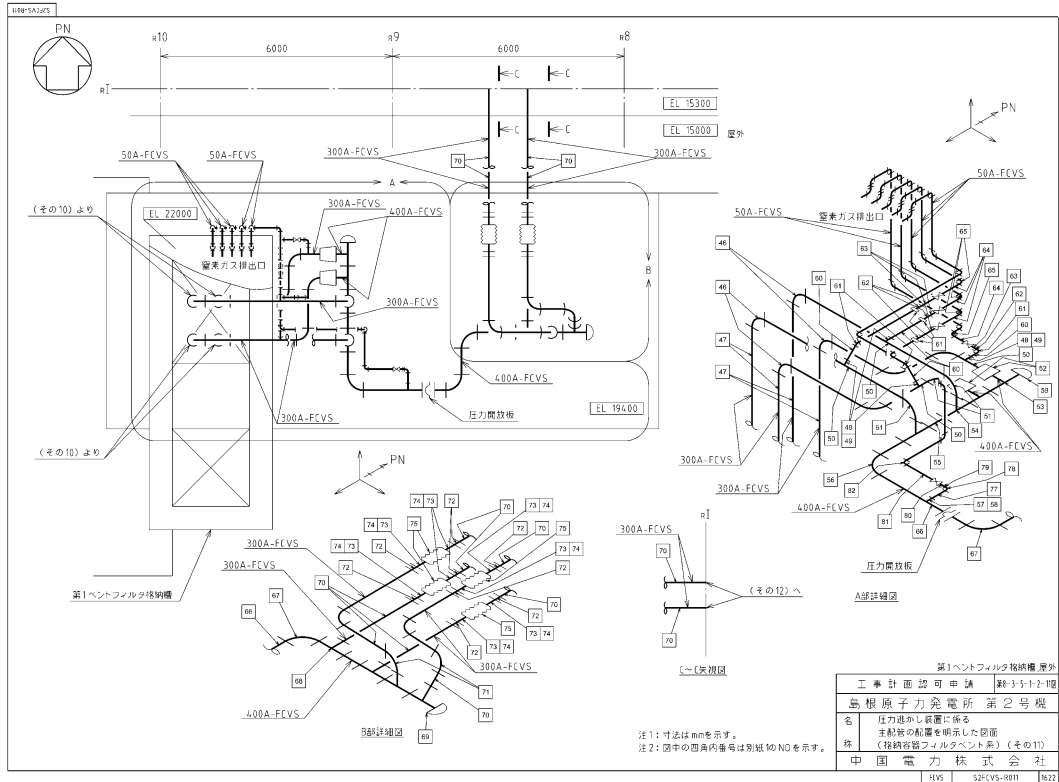


図2-27 格納容器フィルタベント系 配管ルート図 (拡大図) (11/18)

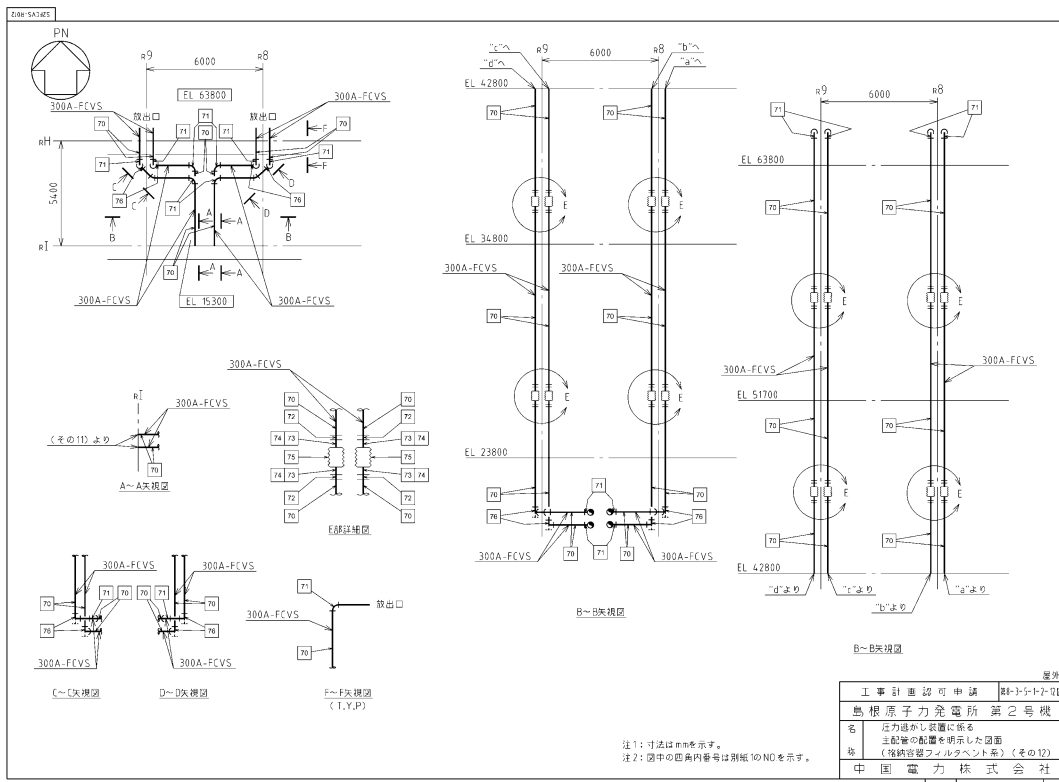


図2-28 格納容器フィルタベント系 配管ルート図 (拡大図) (12/18)

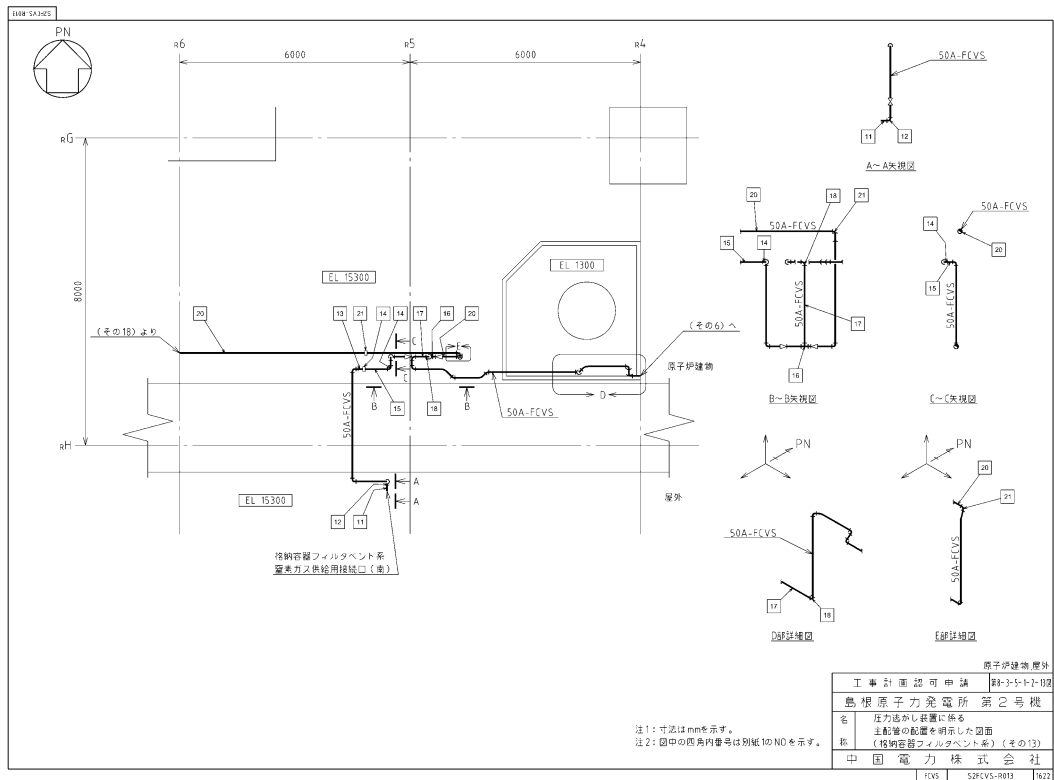


図2-29 格納容器フィルタベント系 配管ルート図 (拡大図) (13/18)

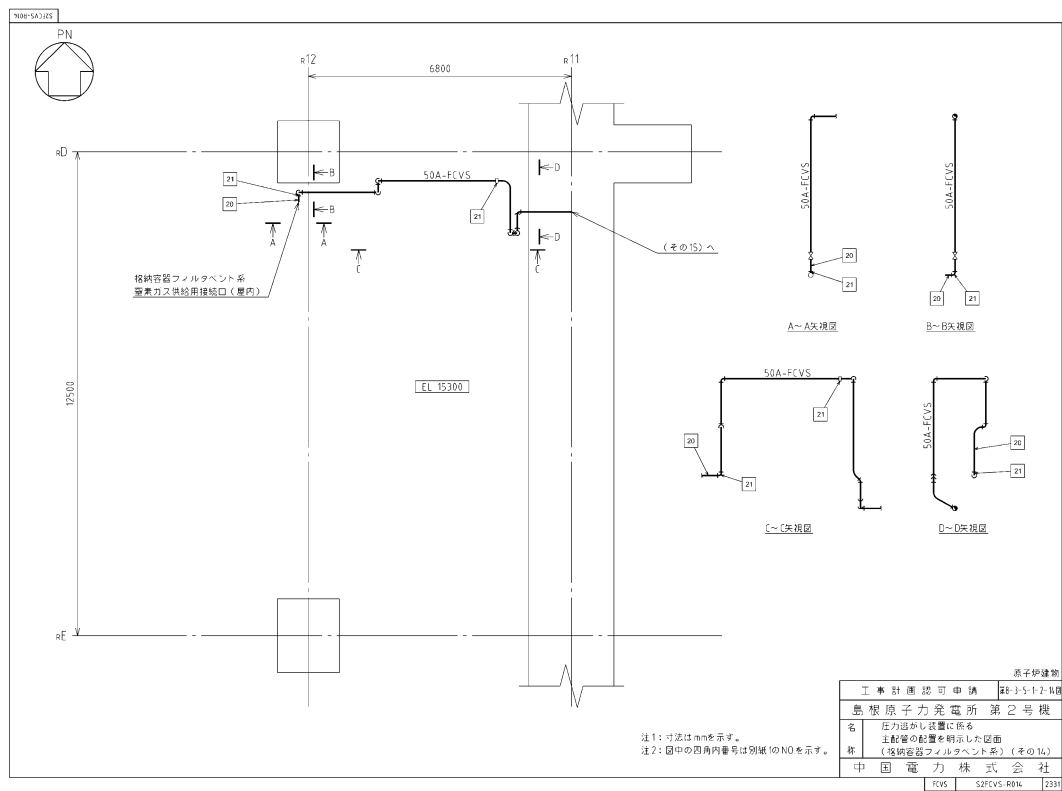


図2-30 格納容器フィルタベント系 配管ルート図 (拡大図) (14/18)

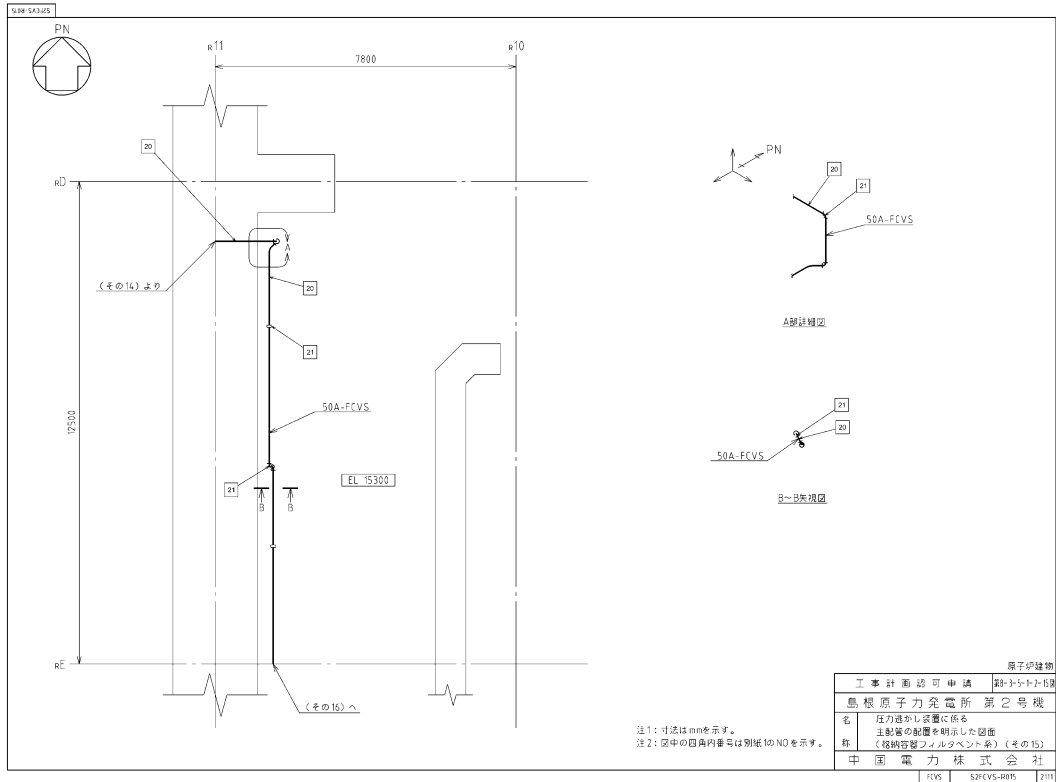


図2-31 格納容器フィルタベント系 配管ルート図 (拡大図) (15/18)

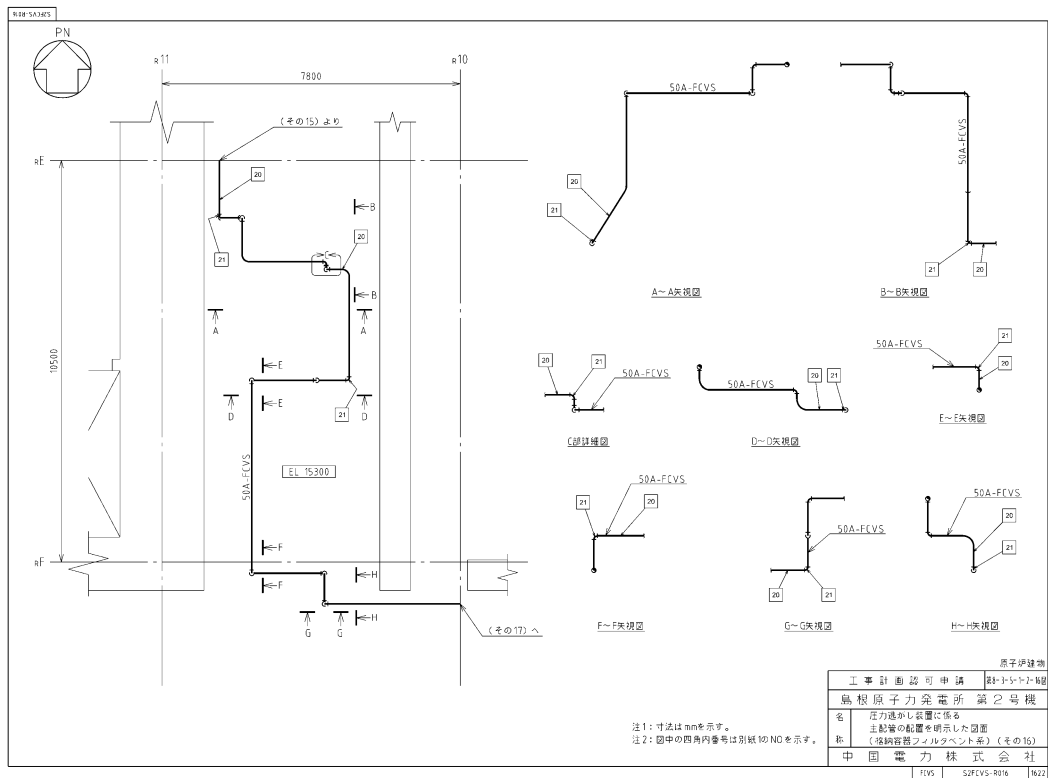


図2-32 格納容器フィルタベント系 配管ルート図 (拡大図) (16/18)

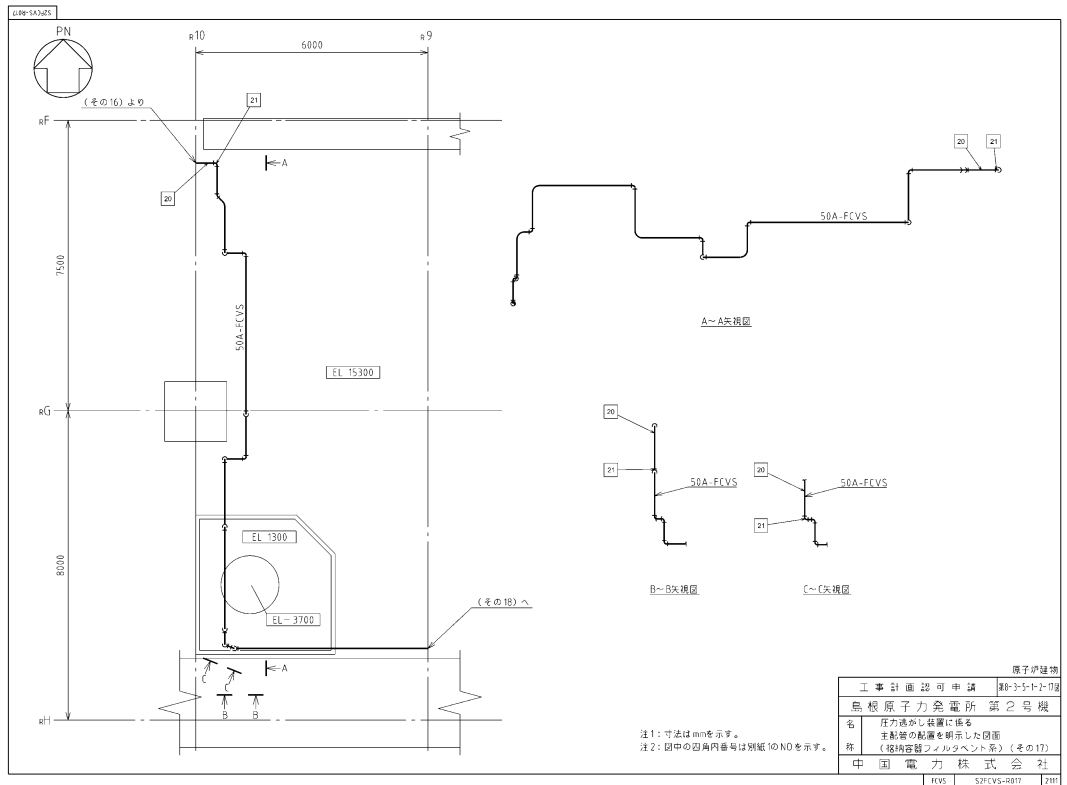


図2-33 格納容器フィルタベント系 配管ルート図 (拡大図) (17/18)

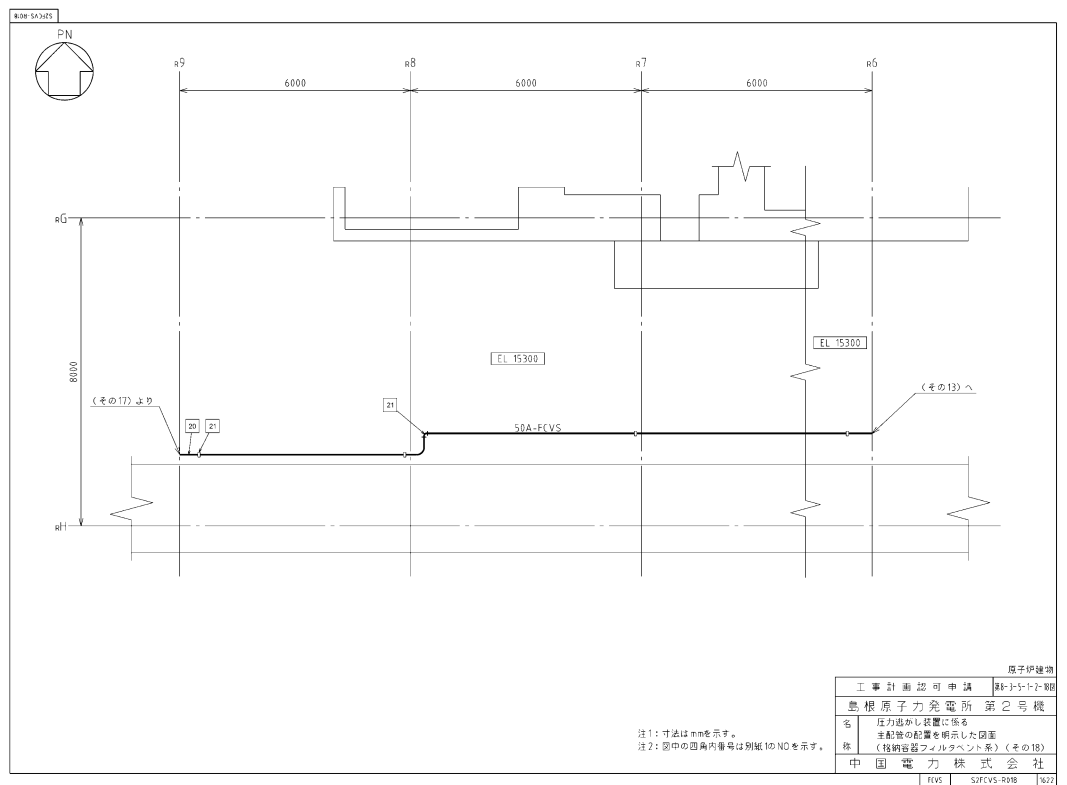


図2-34 格納容器フィルタベント系 配管ルート図 (拡大図) (18/18)

2.4 付帯設備

2.4.1 計装設備

格納容器フィルタベント系の計装設備は、各運転状態において、設備の状態を適切に監視するため、第1ベントフィルタ出口水素濃度、第1ベントフィルタ出口放射線モニタ及び第1ベントフィルタスクラバ容器周り計装設備にて構成する。

(1) 第1ベントフィルタ出口水素濃度

可搬型設備（車両）である第1ベントフィルタ出口水素濃度は、系統内の水素濃度が可燃限界4vol%以下に維持されていることを監視するため、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器出口配管に設置する。

ベント停止前には、第1ベントフィルタスクラバ容器入口配管に窒素ガスを供給し、ベント停止後も連続的に系統内に残留するガスを掃気することで、水素ガスが可燃限界に至ることはない。また、第1ベントフィルタスクラバ容器内の放射性物質を保持するスクラビング水より放射線分解で発生する水素ガスは、窒素ガスを供給することで第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器出口配管を通して掃気され、可燃限界に至ることはない。

水素濃度の計測は、ベント停止前の原子炉格納容器への窒素ガス供給時に開始する。

第1ベントフィルタ出口水素濃度の計測範囲は、0～100vol%とし、0～20vol%に切り替えて計測できる設計とする。計測した水素濃度は、中央制御室及び緊急時対策所で監視可能な設計とする。

第1ベントフィルタ出口水素濃度は、重大事故等時に常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機及び可搬型代替交流電源設備である高圧発電機車から給電可能な構成とする。

第1ベントフィルタ出口水素濃度の仕様を表2-8に示す。

表2-8 第1ベントフィルタ出口水素濃度の主要仕様

種 類	熱伝導式水素検出器
計測範囲	0～20vol% / 0～100vol%
個 数	1(予備1)
使用電源	交流電源

(2) 第1ベントフィルタ出口放射線モニタ

第1ベントフィルタ出口放射線モニタは、放射性物質を含む気体の排気を検出及び大気へ放出する放射性物質濃度を監視する目的で、排気中の放射性物質からのγ線強度を計測するため、第1ベントフィルタ出口配管近傍に設置する。

第1 ベントフィルタ出口放射線モニタの計測範囲は、ベント実施時に想定される排気中の放射性物質が第1 ベントフィルタ銀ゼオライト容器出口配管に内包された時の最大の線量当量率を計測できる範囲として、炉心損傷している場合は $10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$ （高レンジ用）を、炉心損傷していない場合は $10^{-3} \sim 10^4 \text{mSv/h}$ （低レンジ用）を計測範囲としている。計測した線量当量率は、中央制御室及び緊急時対策所で監視可能な設計とする。

第1 ベントフィルタ出口放射線モニタは、系統待機時には非常用所内電気設備より受電しているが、重大事故等時で非常用所内電気設備から受電できない場合には、常設代替直流電源設備であるSA用115V系蓄電池並びに可搬型直流電源設備である高圧発電機車及びSA用115V系充電器から給電可能な構成とする。

第1 ベントフィルタ出口放射線モニタの仕様を表2-9に示す。

表2-9 第1 ベントフィルタ出口放射線モニタの主要仕様

	高レンジ用	低レンジ用
種 類	電離箱式	電離箱式
計測範囲	$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$	$10^{-3} \sim 10^4 \text{mSv/h}$
個 数	2	1
使用電源	直流電源	直流電源

(3) 第1 ベントフィルタスクラバ容器周り計装設備

系統待機時、系統運転時及び事故収束時の各状態において、第1 ベントフィルタスクラバ容器の水位、圧力及び温度並びにスクラビング水pHを監視するため、第1 ベントフィルタスクラバ容器周辺に水位計、圧力計、温度計及びpH計を設置し、中央制御室、緊急時対策所及び一部現場において監視できる設計とする。

第1 ベントフィルタスクラバ容器周り計装設備のうち水位計、圧力計及び温度計は、系統待機時には非常用所内電気設備より受電しているが、重大事故等時で非常用所内電気設備から受電できない場合には、常設代替直流電源設備であるSA用115V系蓄電池並びに可搬型直流電源設備である高圧発電機車及びSA用115V系充電器から給電可能な構成とする。

また、pH計は、系統待機時には代替所内電気設備より受電しており、重大事故等時は常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機及び可搬型代替交流電源設備である高圧発電機車から給電可能な構成とする。

なお、第1 ベントフィルタスクラバ容器周り計装設備のうち、フィルタ装置出口配管圧力計及びスクラバ水pH計は、系統待機時以外の系統運転時及び事故収束時は監視する必要がないため、自主対策設備とする。また、スクラバ容器水位計は、中央制御室にて監視が可能であるため、現場計器は自主対策設備とする。

(4) 各状態における監視の目的

a. 系統待機状態

格納容器フィルタベント系の系統待機時の状態を、以下のとおり確認する設計とする。

(a) 第1ベントフィルタスクラバ容器の性能に影響するパラメータの確認

スクラバ容器水位計にて、スクラビング水の水位が、系統待機時の設定範囲内（1700mm～1900mm）にあることを監視することで、要求される放射性物質の除去性能が発揮できることを確認する。

系統待機時における水位の範囲は、ベント実施時のスクラビング水の水位変動を考慮しても放射性物質の除去性能を維持し、ベント実施後7日間は水補給が不要となるよう設定している。

また、スクラバ水pH計にて、pHがアルカリ性の状態（系統待機時においてpH13以上）であることを監視することで、第1ベントフィルタスクラバ容器の性能維持に影響がないことを確認する。

(b) 系統不活性状態の確認

フィルタ装置出口配管圧力計及びスクラバ容器圧力計にて、封入した窒素圧力（kPa [gage] 程度）を継続監視することによって、系統内の不活性状態を確認する。

また、フィルタ装置出口配管圧力計にて、点検後の窒素置換操作を実施した際に、現場で圧力を監視することで、配管内が不活性状態になったことを把握できる。

b. 系統運転状態

格納容器フィルタベント系の運転時の状態を、以下のとおり確認する設計とする。

(a) 原子炉格納容器内の雰囲気ガスが第1ベントフィルタスクラバ容器へ導かれていることの確認

スクラバ容器圧力計にて、ベント実施により圧力が上昇し、ベント継続により原子炉格納容器の圧力に追従して圧力が低下傾向を示すことで、原子炉格納容器内の雰囲気ガスが第1ベントフィルタスクラバ容器に導かれていることを確認する。

また、スクラバ容器温度計にて、ベント実施によりスクラビング水が系統待機状態から飽和温度まで上昇することを監視することで、原子炉格納容器のガスが第1ベントフィルタスクラバ容器に導かれていることを確認する。さらに、第1ベントフィルタ出口放射線モニタが初期値から上昇することを

計測することにより、ベントガスが通気されていることを把握できる。

(b) 第1ベントフィルタスクラバ容器の性能に影響するパラメータの確認

スクラバ容器水位計にて、スクラビング水の水位が、ベント実施中の下限水位から上限水位の範囲内（mm）にあることを監視することで、要求される放射性物質の除去性能が維持できること確認する。

ベント実施中における下限水位については、ベンチュリノズルが水没していることを確認するため、上限水位については、金属フィルタの性能に影響がないことを確認するためにそれぞれ設定する。

(c) ベントガスが放出されていることの確認

第1ベントフィルタ出口放射線モニタにて、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器出口を通過するガスに含まれる放射性物質からの γ 線強度を計測することで、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器出口配管よりベントガスが放出されていることを確認する。

c. 事故収束状態

格納容器フィルタベント系の事故収束時の状態を以下のとおり確認する設計とする。

(a) 系統内に水素ガスが滞留していないことの確認

可搬型設備（車両）である第1ベントフィルタ出口水素濃度にて、ベント停止前の原子炉格納容器への窒素ガス供給時に測定を開始し、ベント停止後においても測定を継続し、可搬式窒素供給装置による窒素ガスパージが確実に実施されていることを確認する。

(b) 第1ベントフィルタスクラバ容器の状態確認

第1ベントフィルタスクラバ容器に異常がないことを確認するため、スクラバ容器水位計にて、スクラビング水の水位が確保されていること（第1ベントフィルタスクラバ容器のスクラビング水の移送後を除く。）、スクラバ容器温度計にて温度の異常な上昇がないこと及び第1ベントフィルタ出口放射線モニタにて放射性物質の放出がないことを確認する。

(5) 計装設備の仕様

第1ベントフィルタスクラバ容器のスクラビング水の水位について図2-35に、計装設備の概略構成を図2-36に、仕様を表2-10に示す。

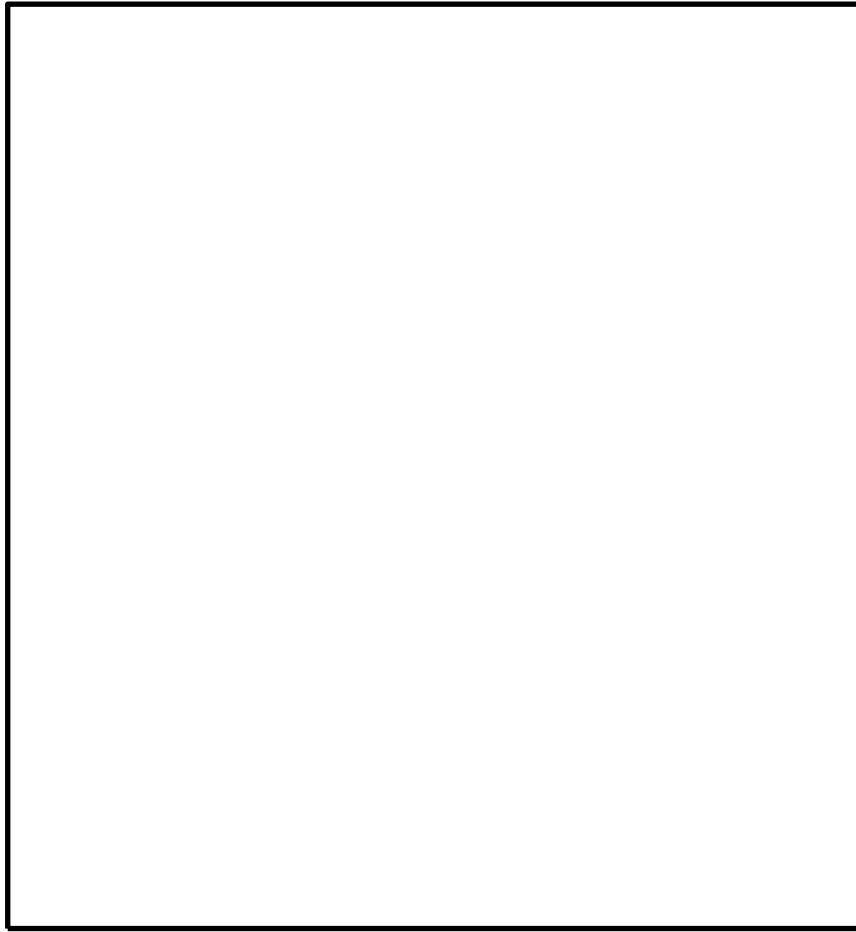


図2-35 スクラビング水の水位

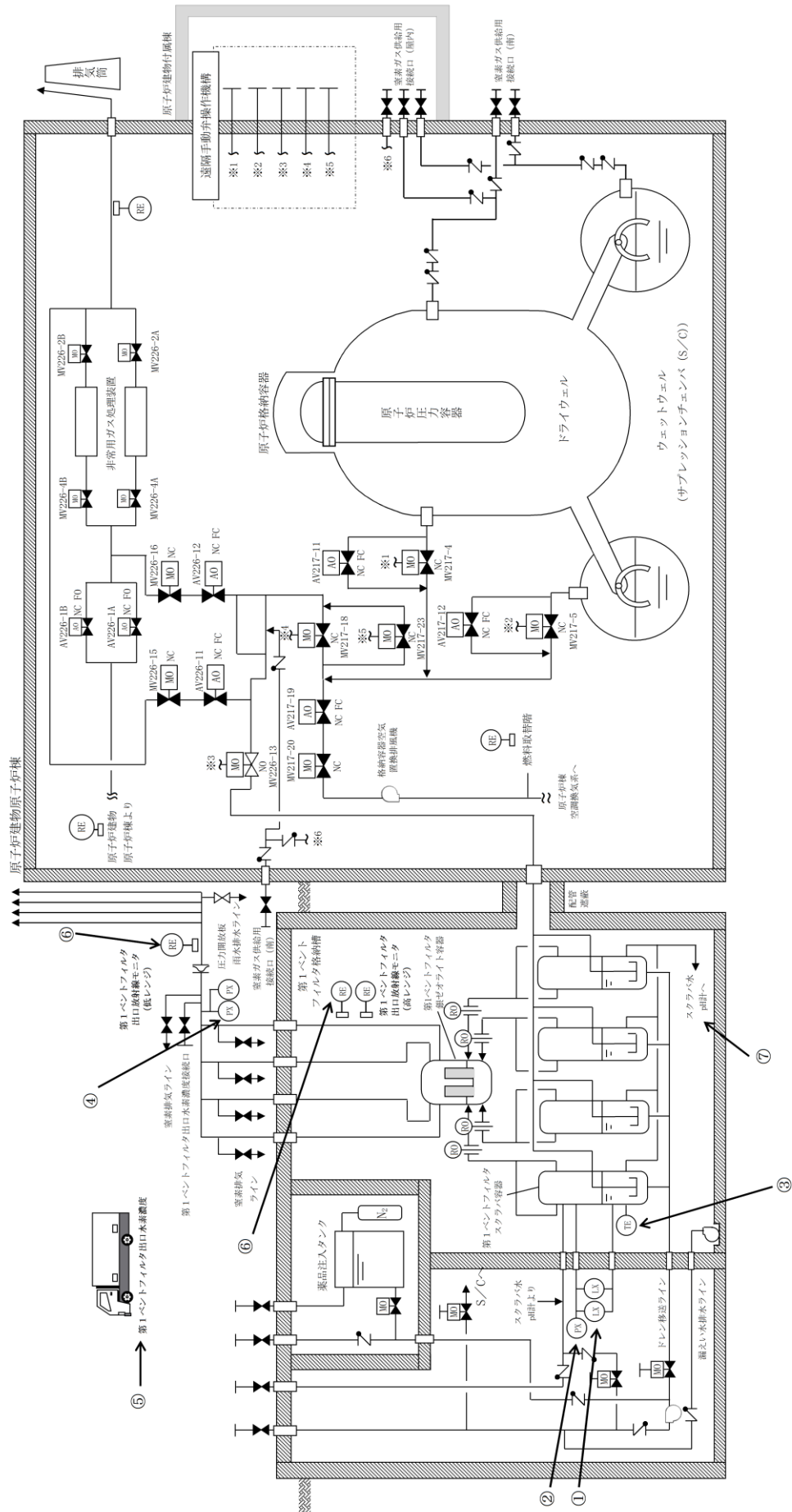


図2-36 格納容器フィルタバント系の計装設備 概略構成図

表2-10 計装設備主要仕様

監視パラメータ*1	監視目的	計測範囲	計測範囲の根拠	検出器 個数	監視場所
①スクラバ容器水位	第1ペントフィルタスクラバ容器性能維持のための水位監視	□mm	系統待機時における水位の範囲 (1700mm~1900mm) 及びペント実施時の下限水位から上限水位の範囲 (□mm) を計測可能な範囲とする。	8	中央制御室 緊急時対策所 現場
②スクラバ容器圧力	系統運転中に格納容器内雰囲気ガスが第1ペントフィルタスクラバ容器へ導かれていることの確認	0~1MPa[gage]	系統運転中に、格納容器フィルタベント系の最高使用圧力である853kPa[gage] (2Pd) が監視可能。また、系統待機時に、窒素置換 (□kPa [gage] 程度) が維持されていることを計測可能な範囲とする。	4	中央制御室 緊急時対策所
③スクラバ容器温度	第1ペントフィルタスクラバ容器の温度監視	0~300℃	系統の最高使用温度 (200℃) を計測可能な範囲とする。	4	中央制御室 緊急時対策所
④フィルタ装置出口配管圧力*2	系統待機時の窒素封入による不活性状態の確認	0~100kPa[gage]	系統待機時に、窒素置換 (□kPa [gage] 程度) が維持されていることを計測可能な範囲とする。	2	中央制御室 緊急時対策所
⑤第1ペントフィルタ出口水素濃度	事故収束時の系統内の水素濃度の確認	0~20vol%/ 0~100vol%	事故収束時に、格納容器フィルタベント系の配管内に滞留する水素濃度が可燃限界 (4vol%) 未満であることを計測可能な範囲とする。	1 (予備1)	中央制御室 緊急時対策所
⑥第1ペントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	放射性物質を含む気体の排気を検出及び系統運転中に放出される放射性物質濃度の確認	高レンジ: 10 ⁻² ~10 ⁵ Sv/h	系統運転中に、想定される第1ペントフィルタ出口の最大線量当量率を計測可能な範囲とする。	2	中央制御室 緊急時対策所
		低レンジ: 10 ⁻³ ~10 ¹ mSv/h		1	
⑦スクラバ水pH*2	第1ペントフィルタスクラバ容器性能維持のためのpH監視	pH 0~14	系統待機時に、スクラビング水のpH (pH 0~14) が計測可能な範囲とする。	2	中央制御室 緊急時対策所

注記*1: 監視パラメータの数字は図2-36の○数字に対応する。

*2: 自主対策設備

2.4.2 電源設備

ベントガスの流路となる配管に設置される電動弁及び計装設備については，系統待機時には非常用所内電気設備又は代替所内電気設備より受電しているが，重大事故等時で非常用所内電気設備から受電できない場合には，常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機，可搬型代替交流電源設備である高圧発電機車，常設代替直流電源設備であるSA用115V系蓄電池並びに可搬型直流電源設備である高圧発電機車及びSA用115V系充電器から給電可能な構成とする。電源構成を図2-37及び図2-38に示す。

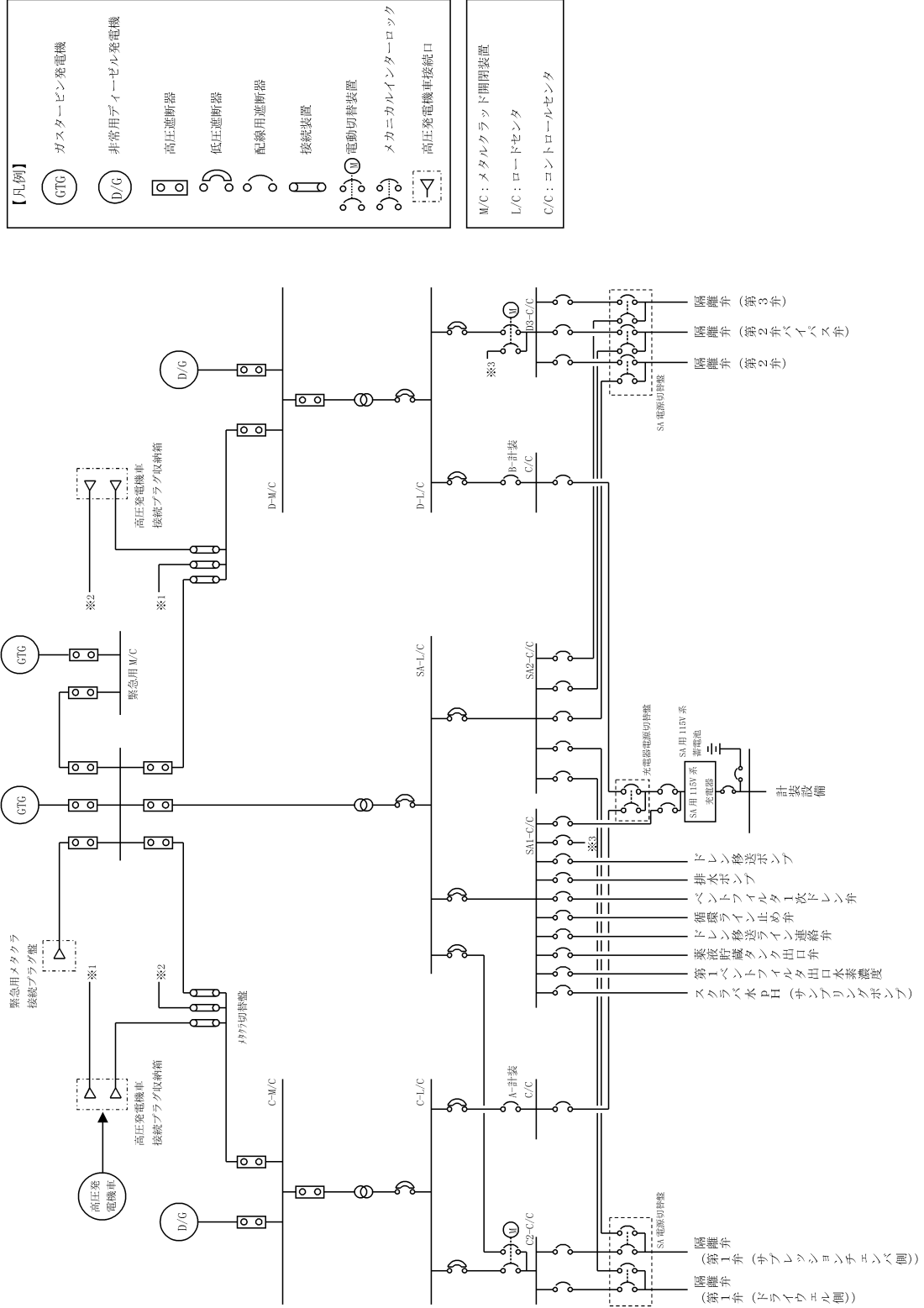


図2-37 格納容器フィルタベント系 電源構成図 (交流電源)

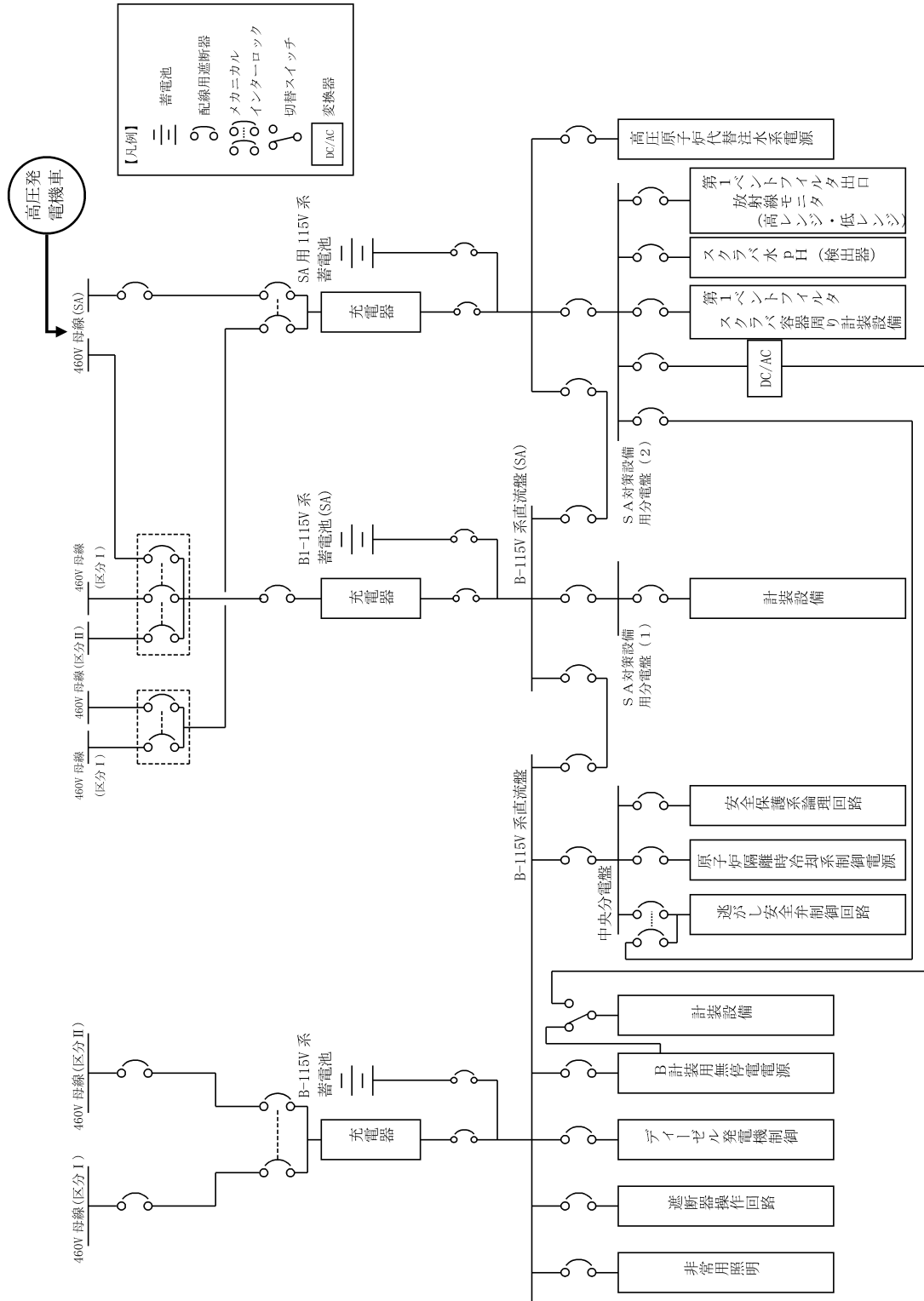


図2-38 格納容器フィルタベント系 電源構成図 (直流電源)

2.4.3 補給設備（自主対策設備）

系統待機状態において，第1ベントフィルタスクラバ容器はスクラビング水を貯留している状態であるが，重大事故等時において格納容器フィルタベント系を使用した場合，保持した放射性物質の崩壊熱によりスクラビング水が蒸発し，水位が低下する。このような状況に備え，第1ベントフィルタスクラバ容器には第1ベントフィルタ格納槽外から給水できるよう接続口を設け，大量送水車からのスクラビング水の補給，薬品注入タンク及びドレン移送ポンプからの薬品の補給を可能とする設計とする。

補給設備の仕様を表2-11に，概要を図2-39に示す。

表2-11 補給設備主要仕様

(1) 配管

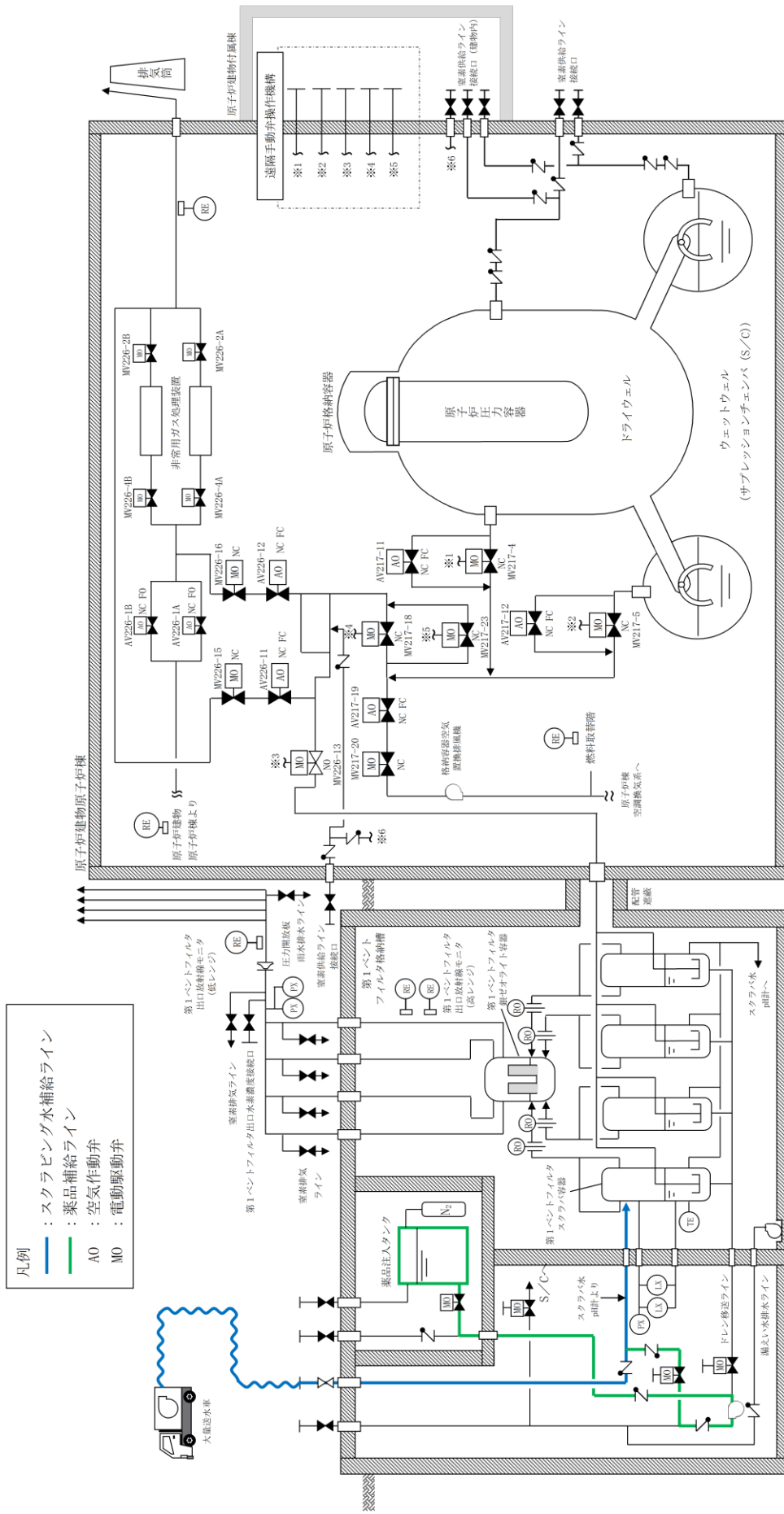
口 径	100A, 80A, 50A, 25A
材 質	ステンレス鋼 (SUS316LTP)

(2) 薬品注入タンク

材 質	ステンレス鋼 (SUS316L)
容 量	0.83m ³
基 数	1

(3) ドレン移送ポンプ（2.4.5 排水設備と兼用）

型式	キャンドポンプ
定格流量	10m ³ /h
定格揚程	70m
個数	1
駆動方式	電動駆動（交流）



注：系統構成は、大量送水車からのスクラビング水の補給時（スクラビングライン使用時）の状態を示す。

図2-39 補給設備概要図

2.4.4 可搬式窒素供給装置

ベント停止後，スクラビング水の放射線分解によって発生する水素ガスにより系統内の水素濃度が上昇する可能性があるため，ベント停止前には窒素ガスを供給し，ベント停止後も連続的に系統内の水素濃度が可燃限界を超えないように希釈，掃気するために，可搬式窒素供給装置を設ける。また，系統待機時に系統内を窒素ガスで置換し，ベントガスに含まれる水素ガスによる爆発を防止するために，可搬式窒素供給装置を設ける。

窒素ガスの供給は，可搬式窒素供給装置により行う。第2弁の下流配管から窒素ガス供給ラインを分岐し，屋外及び原子炉建物附属棟内に接続口を設け，可搬式窒素供給装置を可搬ホースにて接続する。

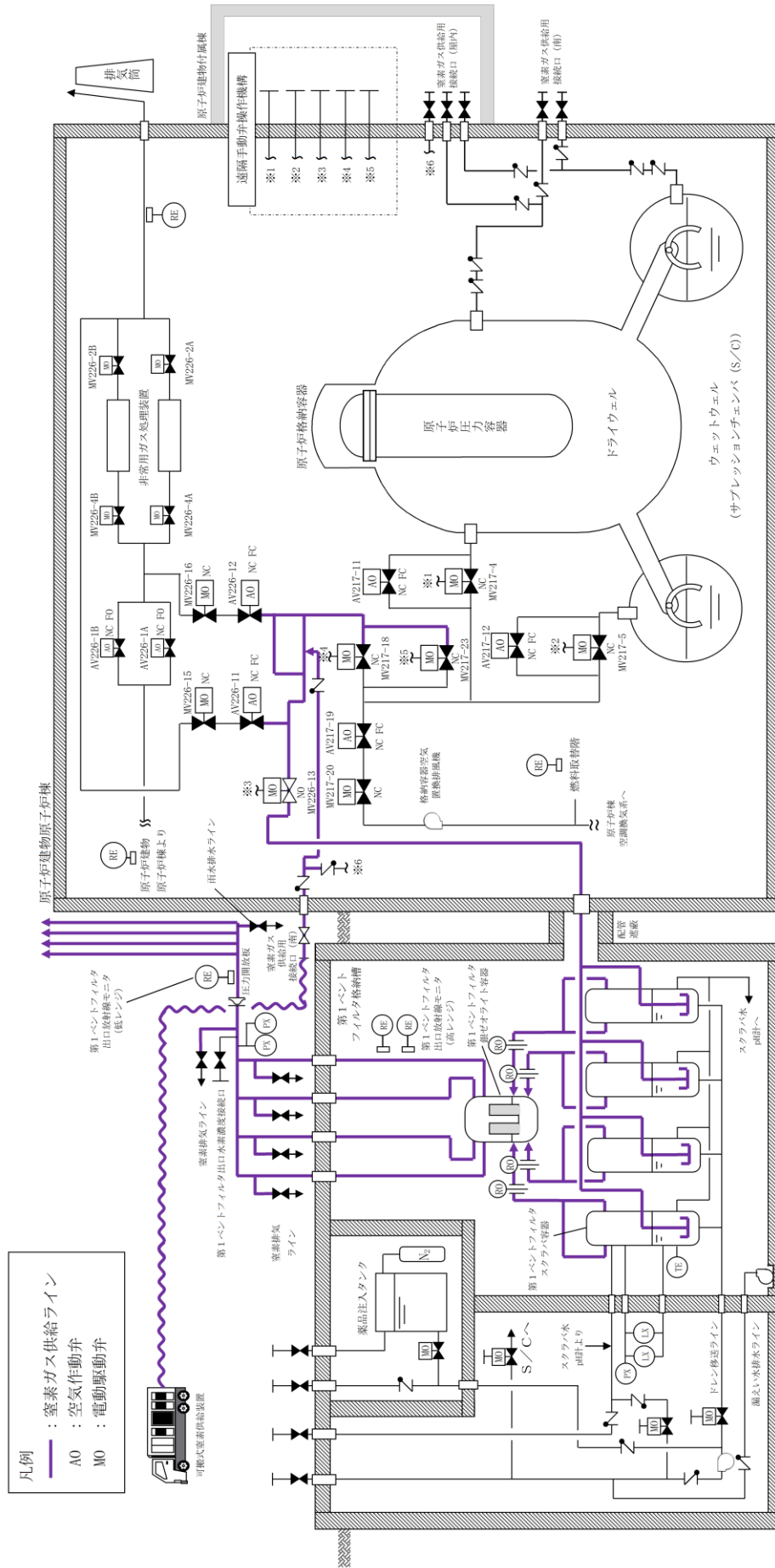
可搬式窒素供給装置の仕様を表2-12に，窒素ガス供給配管の仕様を表2-13，可搬式窒素供給装置の概要を図2-40に，可搬式窒素供給装置の構造を図2-41に，可搬式窒素供給装置の構成概略を図2-42に示す。

表2-12 可搬式窒素供給装置主要仕様

種 類	圧力変動吸着式
容 量	100m ³ /h [normal]
純 度	99.9vol%
供給圧力	0.6MPa [gage] 以上
台 数	1 (予備 1)

表2-13 窒素ガス供給配管主要仕様

口 径	50A
材 質	炭素鋼 (STPT410)，ステンレス鋼 (SUS304TP)



注：系統構成は、窒素ガス供給用接続口（南）を使用した系統内の窒素ガスパーシジ時の状態を示す。

図2-40 可搬式窒素供給装置概要図

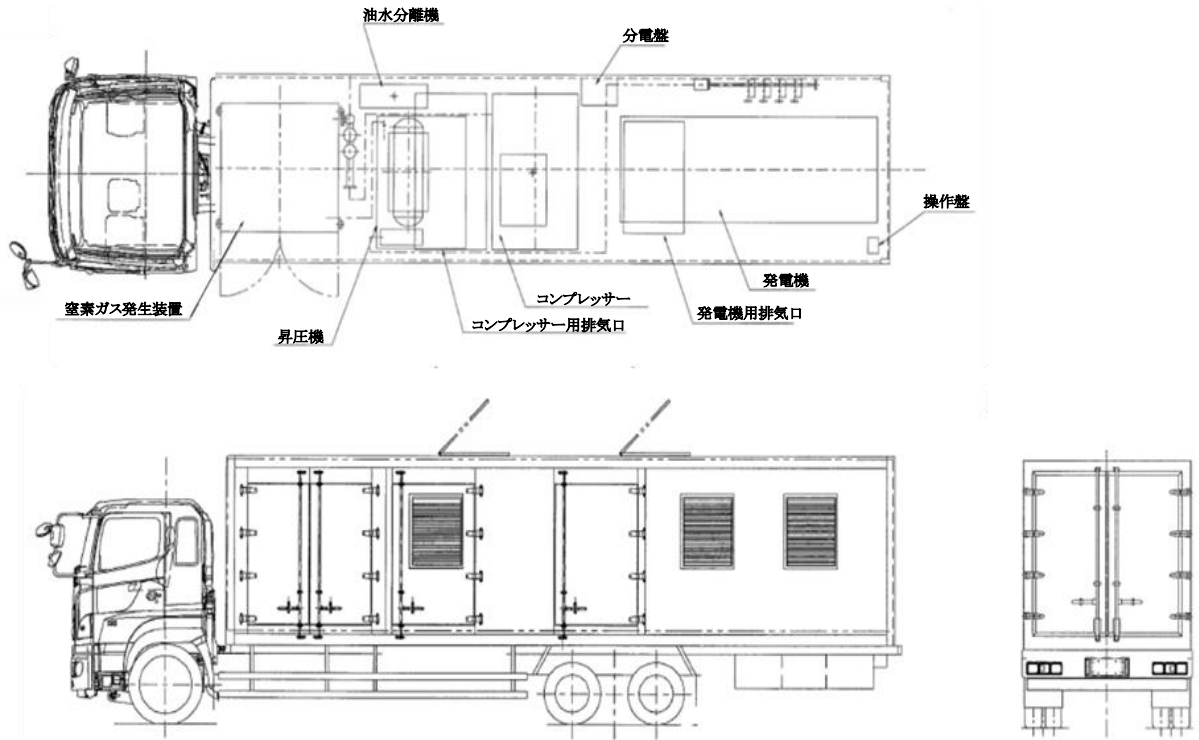


図2-41 可搬式窒素供給装置構造図

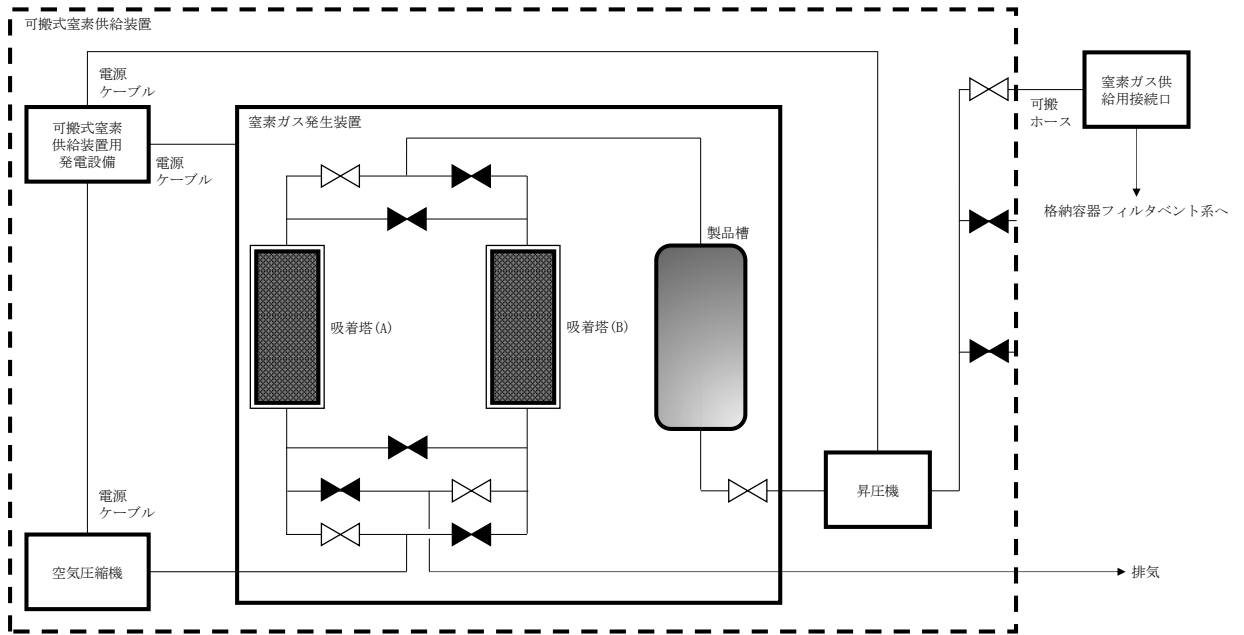


図2-42 可搬式窒素供給装置構成概略図

2.4.5 排水設備（自主対策設備）

第1ベントフィルタスクラバ容器の水位調整及びベント停止後の放射性物質を含んだスクラビング水を原子炉格納容器（サプレッションチェンバ）へ移送するためのドレン移送ポンプ及び配管，さらに，万一，放射性物質を含むスクラビング水が第1ベントフィルタ格納槽に漏えいした場合に，漏えい水を原子炉格納容器（サプレッションチェンバ）に移送するための排水ポンプ及び配管を設置する。排水設備の仕様を表2-14，排水設備の概要を図2-43に示す。

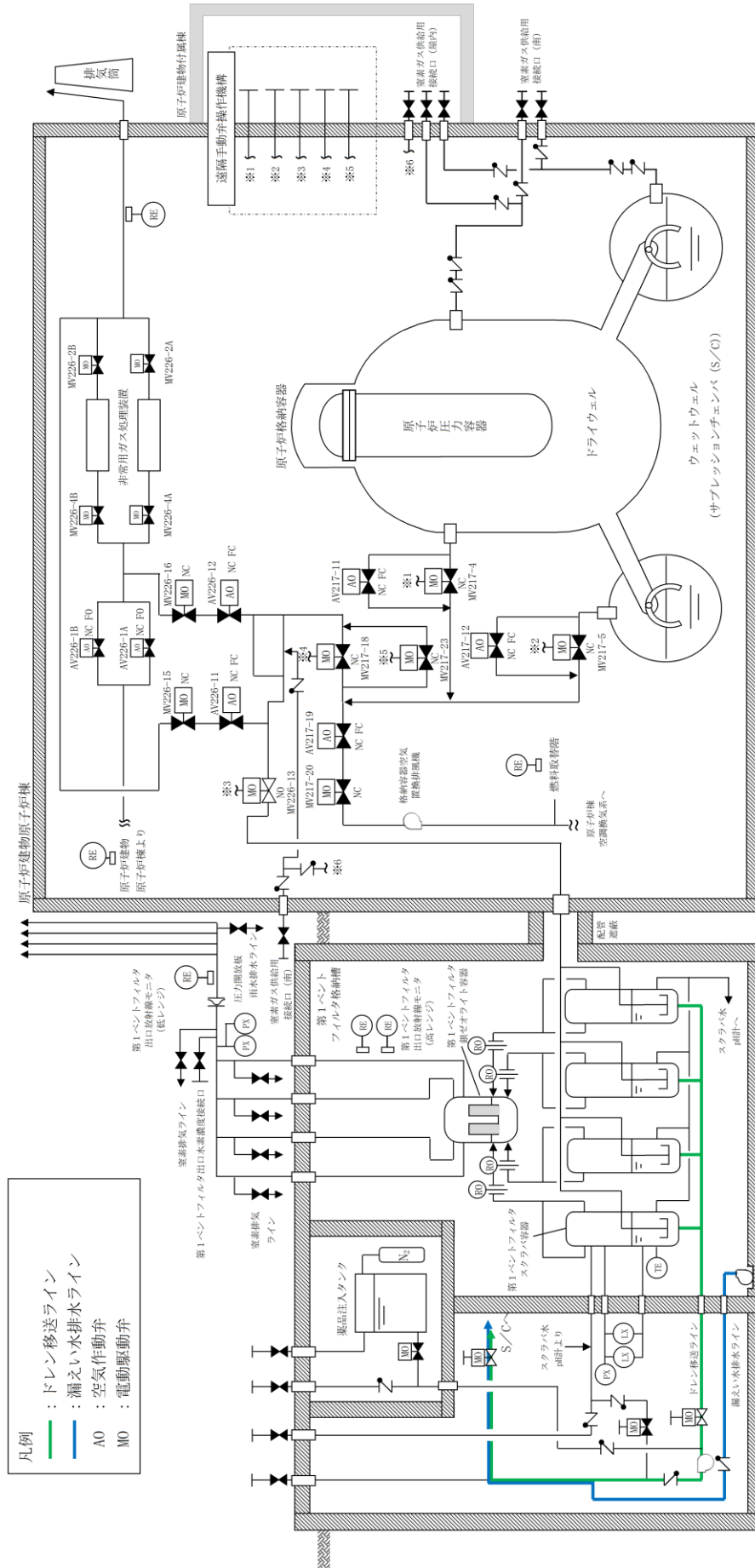
表2-14 排水設備主要仕様

(1) 配管

口 径	100A, 80A, 65A, 50A
材 質	ステンレス鋼（SUS316LTP）

(2) ポンプ

	ドレン移送ポンプ	排水ポンプ
型式	キャンドポンプ	水中ポンプ
定格流量	10m ³ /h	2m ³ /min
定格揚程	70m	50m
個数	1	1
駆動方式	電動駆動（交流）	電動駆動（交流）



注：系統構成は、排水設備使用時の状態を示す。

図2-43 排水設備概要図

2.4.6 排気管排水設備（自主対策設備）

格納容器フィルタベント系排気管への雨水の滞留による配管腐食等を防止するため、排気管下端に設置した雨水排水ラインから、流入した雨水を排出可能な排気管排水設備（自主対策設備）を設置する。

また、雨水排水ラインの止め弁を常時開運用とすることにより、流入した雨水は排気管に蓄積せずに系外放出され、凍結による配管閉塞が生じることのない設計とする。

なお、雨水排水ラインの止め弁は、ベント実施前に人力で確実に閉操作する運用とし、ベントガスが雨水排水ラインを通して排出されることを防止する。

排気管排水設備の概要を図2-44に示す。

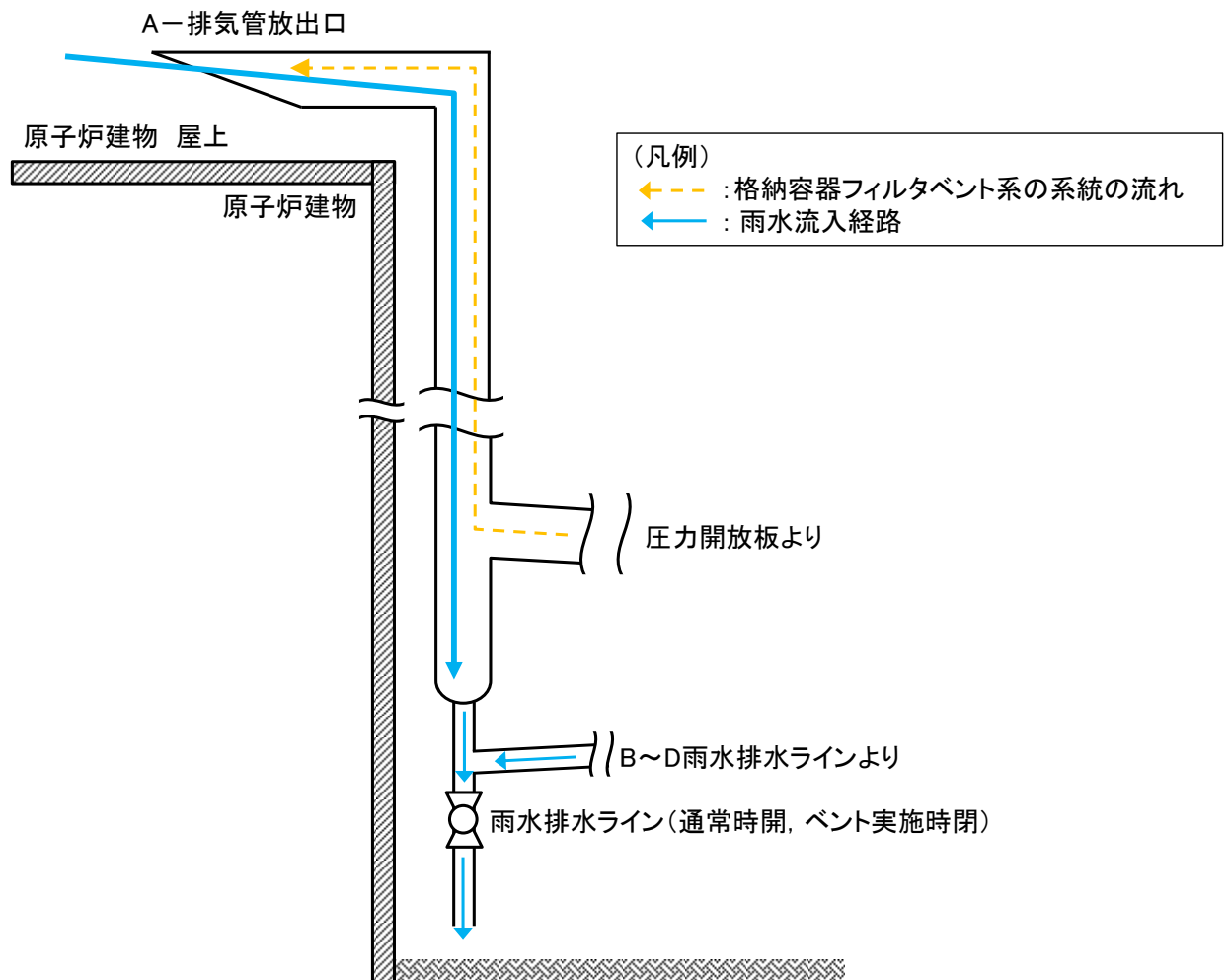


図2-44 排気管排水設備概要図

可燃性ガスの爆発防止対策について

1. 格納容器フィルタベント系

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第1ベントフィルタスクラバ容器内及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器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ガスが考えられる*1。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系統待機時から不活性化（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ガス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、水素ガス及び酸素ガス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については、系統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、原子炉格納容器内の水素ガス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、格納容器フィルタベント系の配管については、ベント実施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ガス及び酸素ガス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%以上かつ酸素濃度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*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、原子炉格納容器下部にコリウムシールドを設置するとともに溶融炉心落下前の原子炉格納容器下部への水張り及び溶融炉心落下後の原子炉格納容器下部への注水を継続することで、溶融炉心・コンクリート相互作用はほとんど発生せず、一酸化炭素の発生量は無視できるほど小さいことから、一酸化炭素は可燃性ガスとして考慮しないこととした。なお、仮に溶融炉心・コンク

リート相互作用により、原子炉格納容器下部のコンクリートが壁面で約13cm侵食した場合でも、一酸化炭素の発生量は約6kgであり、事故シナリオ「過渡事象+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗+炉心損傷後の原子炉注水（重大事故等対策を含む）失敗+デブリ冷却失敗」における水素発生量422kg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%^{*2}であることを踏まえると、一酸化炭素は可燃性ガスとして考慮不要と考える。

*2：国際化学物質安全性カード（ICSC） 一酸化炭素

(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ガスで不活性化する設計とする。第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器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、圧力開放板を設けている。この圧力開放板は、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、水素ガスの発生がないため、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。

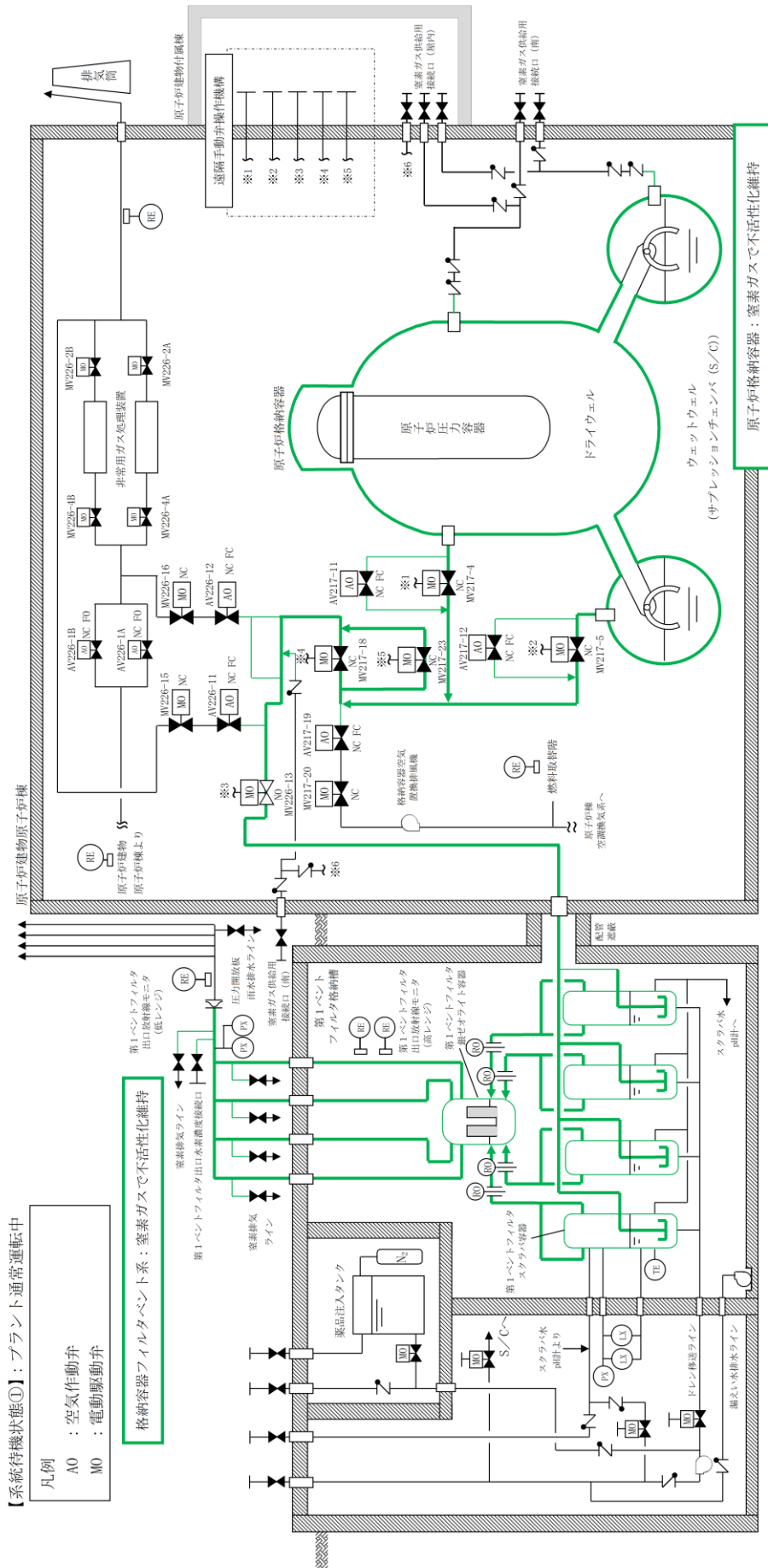


図1-1 水素爆発防止対策（系統待機状態①）

b. 系統待機状態②：重大事故等時，ベント実施前

(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，窒素ガス，水素ガス及び酸素ガスが混合した状態となるが，ベント実施前の系統は，原子炉格納容器からのガス流入はないため，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，系統内に水素ガスが持ち込まれないため，監視不要である。なお，ベント実施までに可搬型設備（車両）である第1ベントフィルタ出口水素濃度による測定の準備を実施する。

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。

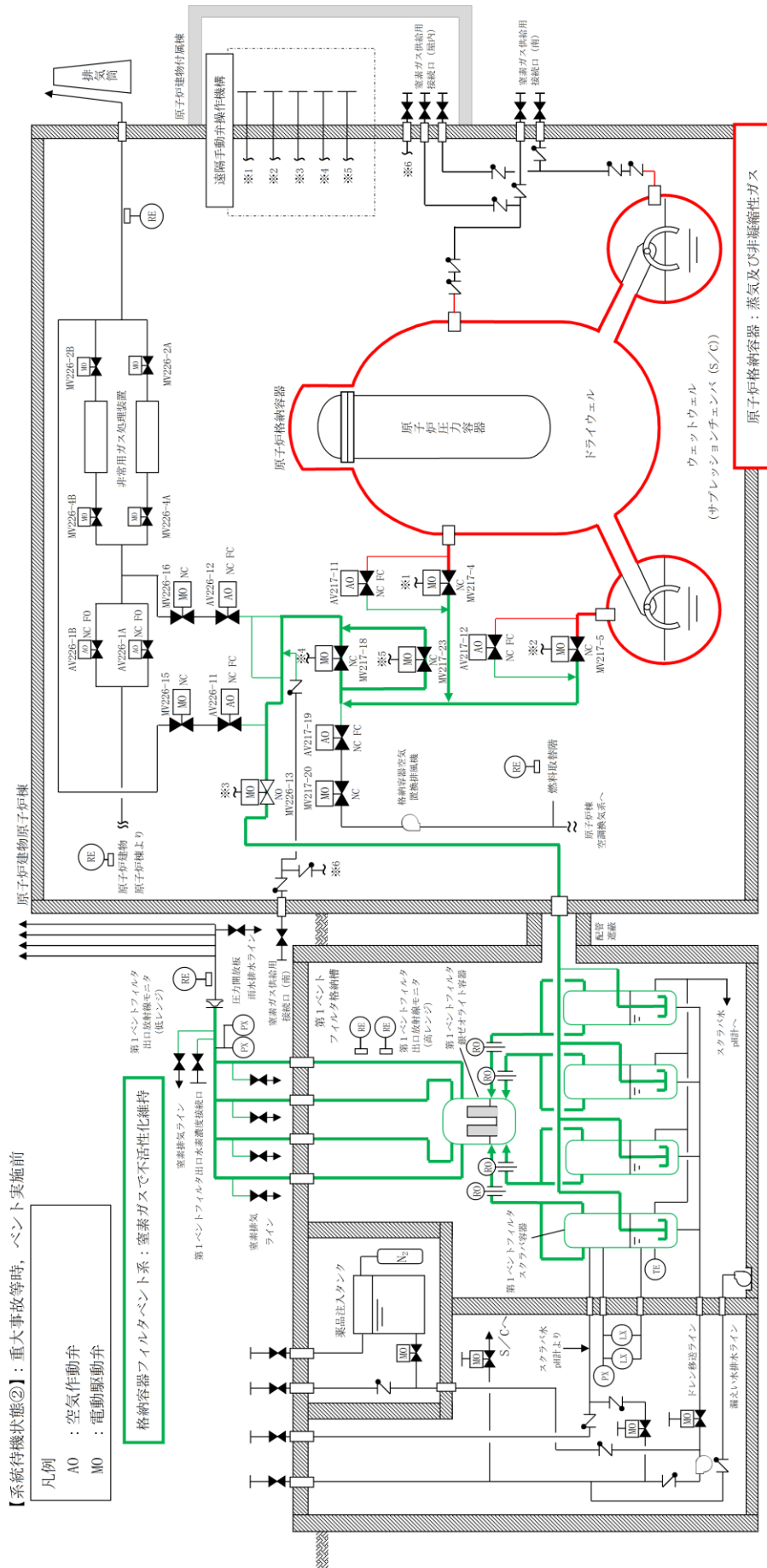


図1-2 水素爆発防止対策（系統待機状態②）

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、ベント実施前から、原子炉格納容器内の酸素濃度をウェット条件及びドライ条件で監視し、ウェット条件の酸素濃度が1.5vol%に到達したこと及びドライ条件の酸素濃度4.4vol%に到達したことをベント実施の判断基準に設定していること、ベント実施直後のベントガスのモル組成としては水蒸気、水素ガス及び窒素ガスが支配的であり酸素ガスはほとんど含まれていないこと、並びに格納容器フィルタベント系の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（S A））の測定誤差である±0.5vol%及び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、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、濃度分布が一樣となるため、酸素濃度監視設備（格納容器酸素濃度（S A））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ガスが流入するが、原子炉格納容器内の酸素ガス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

第1ベントフィルタスクラバ容器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、第1ベントフィルタスクラバ容器内に空気が流入するおそれがある。しかしながら、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、蒸気の供給が継続的に行われるため第1ベントフィルタスクラバ容器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) 枝管における水素ガス及び酸素ガスの蓄積について

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。枝管における水素ガス及び酸素ガス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)の燃焼による配管損傷防止に関するガイドライン(第3版)」(日本原子力技術協会)(以下「ガイドライン」という。)に基づき、上向き枝管及び水平枝管(上り勾配)に対して評価を実施する。また、水平枝管(勾配無し)についても参考に評価を実施する。なお、ガイドラインでは、下向き枝管に対しては、凝縮水により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(1)を枝管内径(d)で除することによって規格化した数値($1/d$)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。 $1/d$ がガイドラインに規定される判定値(上向き枝管の場合は換気限界長さ、水平枝管(上り勾配)の場合は不燃限界長さ)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。評価結果を表1-1に示す。

非常用ガス処理系との隔離弁(AV226-12)までの配管については、上向きで分岐する組合せ枝管であることから、水素ガスが不燃限界濃度を超えて蓄積する可能性がある。そのため、図1-3～図1-5に示すように、ベント実施時に水素ガスを連続して主配管に排出させるバイパスラインを設置し、水素ガスが蓄積することのない設計とする。

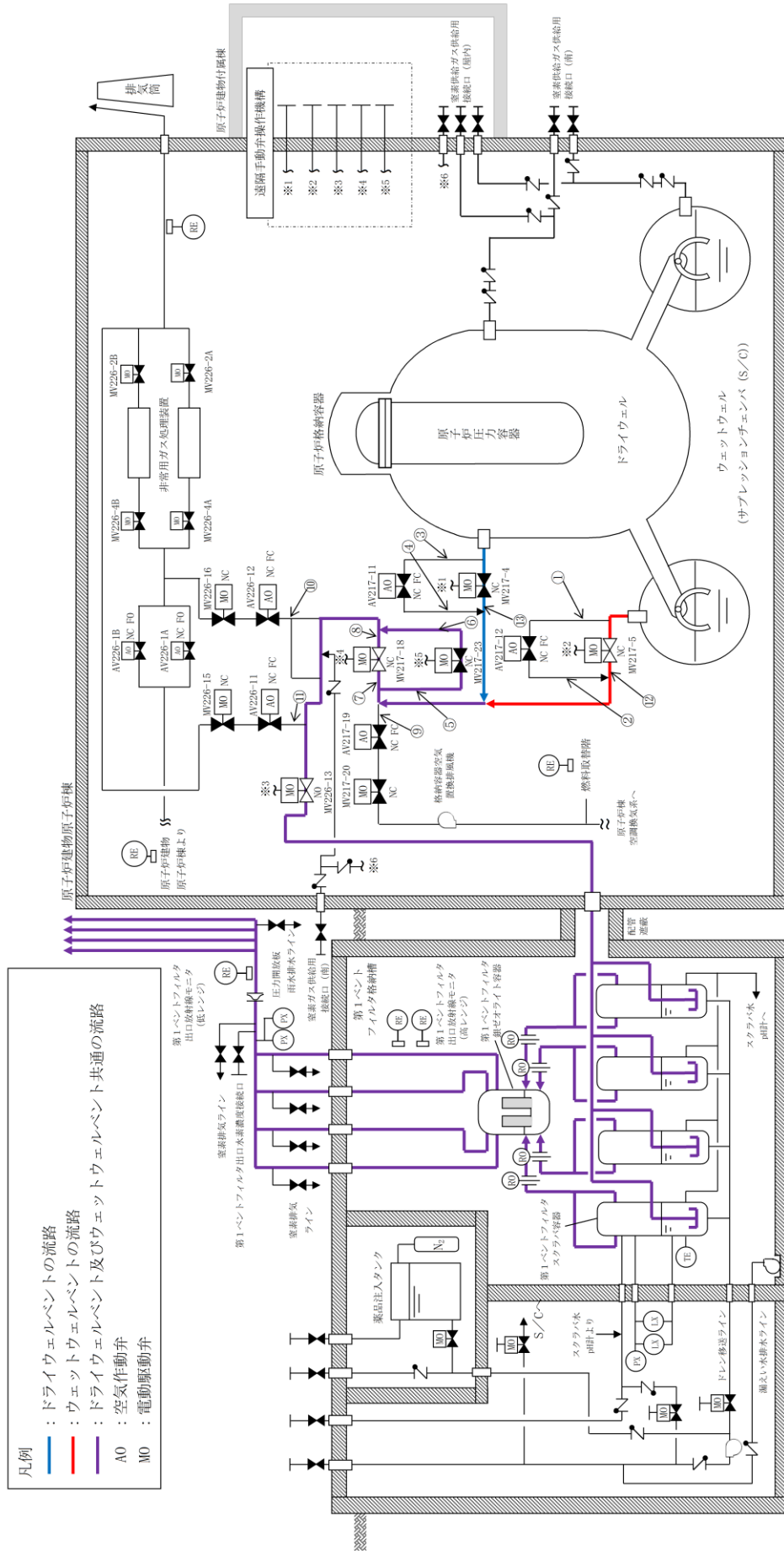
また、第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器に接続される枝管については、 $1/d$ を考慮して、必要に応じてバイパスラインの設置等の対応措置を講ずる設計とする。

(e) 圧力開放板の下流における水素爆発について

原子炉格納容器から圧力開放板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、圧力開放板以降については、不活性化していない範囲であるため、高濃度の水素ガス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ガスが押し出され、圧力開放板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ガスが空気と触れず、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。

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内径等

No.	分岐箇所	枝管の分類	枝管長さ l (mm)	枝管内径 d (mm)	l/d (-)	不燃限界 長さの 判定値	混合ガス 蓄積の 可能性
①	第1弁（サプレッションチェンバ側） バイパスライン上流側	水平分岐 下向き枝管	—	—	評価 対象外	—	無
②	第1弁（サプレッションチェンバ側） バイパスライン下流側	水平分岐 下向き枝管	—	—	評価 対象外	—	無
③	第1弁（ドライウエル側） バイパスライン上流側	下向き枝管	—	—	評価 対象外	—	無
④	第1弁（ドライウエル側） バイパスライン下流側	下向き枝管	—	—	評価 対象外	—	無
⑤	第2弁バイパスライン 上流側	水平枝管 (勾配無し)	2076	387.4	5.4 (参考)	70	無
⑥	第2弁バイパスライン 下流側	水平分岐 下向き枝管	—	—	評価 対象外	—	無
⑦	第2弁ベントライン 上流側	水平枝管 (勾配無し)	379	387.4	1.0 (参考)	70	無
⑧	第2弁ベントライン 下流側	下向き枝管	—	—	評価 対象外	—	無
⑨	AV217-19上流側 (原子炉棟空調換気系 との隔離)	水平枝管 (勾配無し)	600	590.6	1.1 (参考)	70	無
⑩	AV226-12上流側 (非常用ガス処理系 との隔離)	上向き分岐 組合せ枝管	12294	387.4	—	—	有
⑪	AV226-11上流側 (耐圧強化ベント系 との隔離)	水平枝管 (勾配無し)	313	248.8	1.3 (参考)	50	無
⑫	第1弁（サプレッションチェンバ側） ベントライン下流側	水平分岐 下向き枝管	—	—	評価 対象外	—	無
⑬	第1弁（ドライウエル側） ベントライン下流側	水平枝管 (勾配無し)	2949	590.6	5.0 (参考)	70	無



注：系統構成は、ウェットウエルベント時の状態を示す。

図1-3 主ラインから分岐する枝管の概要図

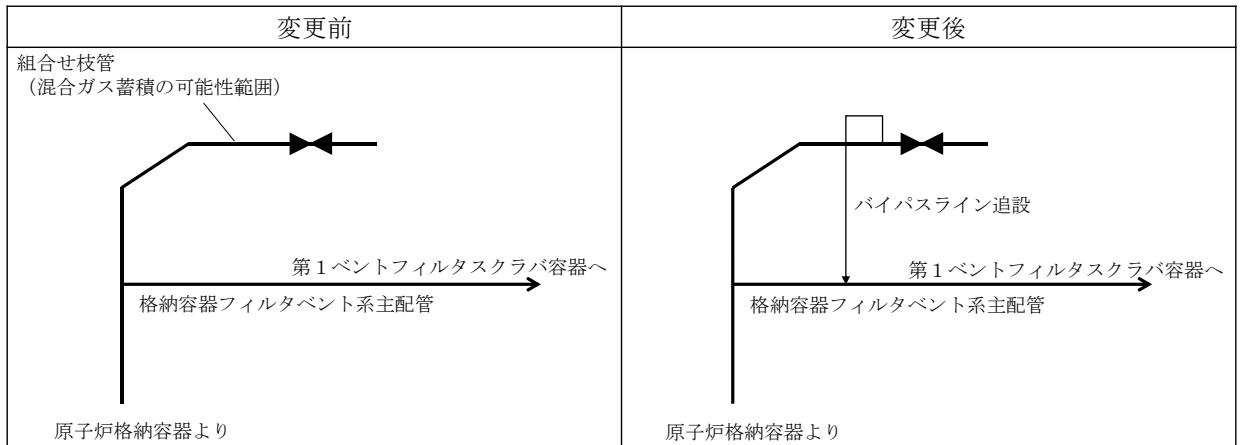


図1-4 枝管へのパイパスラインの追設（混合ガス蓄積防止）

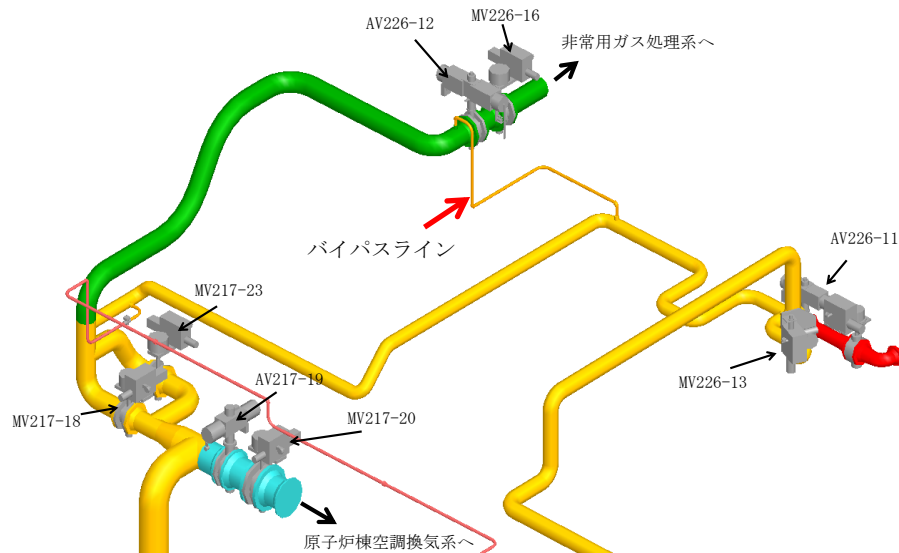
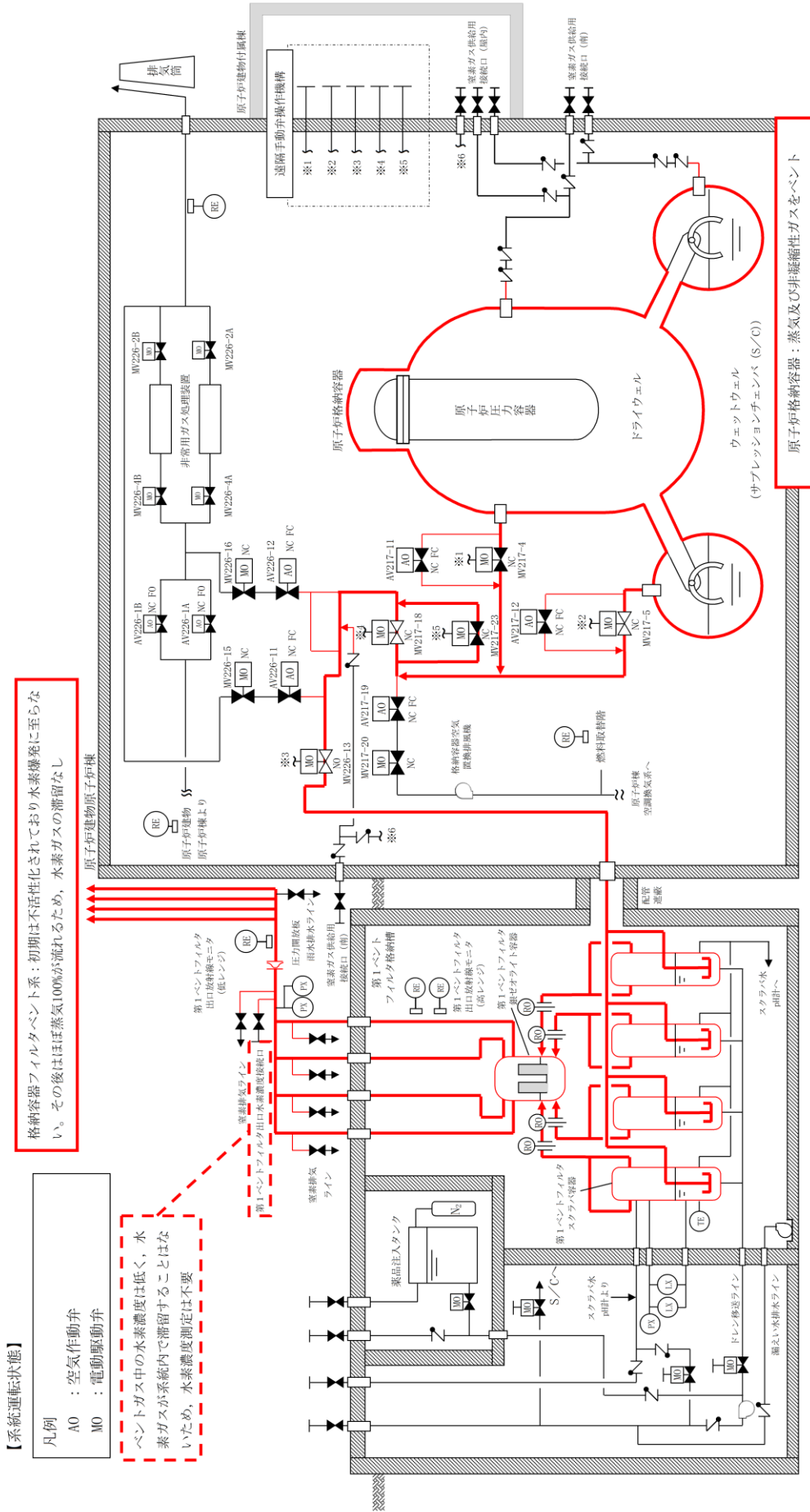


図1-5 追設するパイパスラインの鳥瞰図

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（格納容器酸素濃度（S A））の概要図を図1-7に、格納容器過圧・過温破損モード（冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失）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示す。なお、図に示す原子炉格納容器の水素ガス及び酸素ガスの気相濃度については、解析コード「MAAP」を使用した解析に基づく水-ジルコニウム反応により発生する水素ガスに加え、解析コード「MAAP」を使用した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ガス及び酸素ガスについても考慮している。



注：系統構成は、ウェットウエルベント時の状態を示す。

図1-6 水素爆発防止対策（系統運転状態）

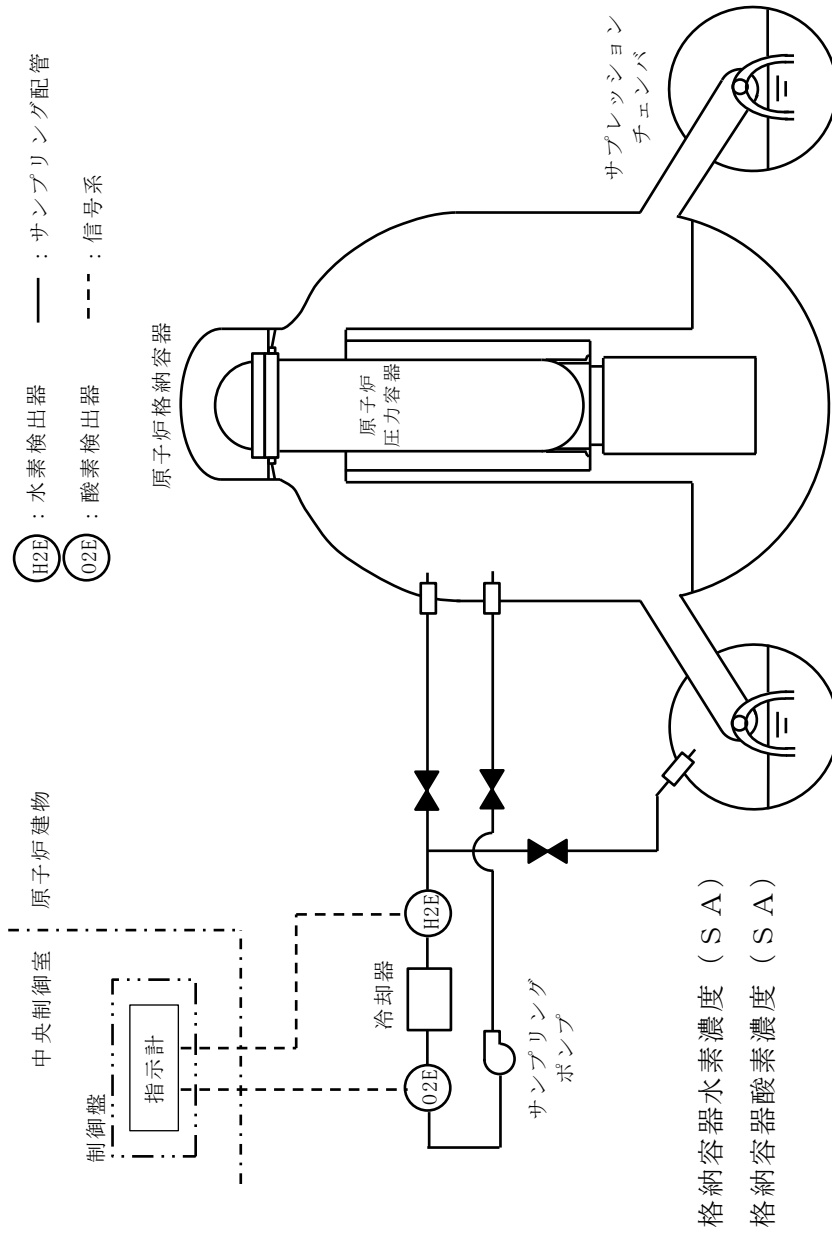


図1-7 水素濃度及び酸素濃度監視設備（格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A））に関する系統概要図

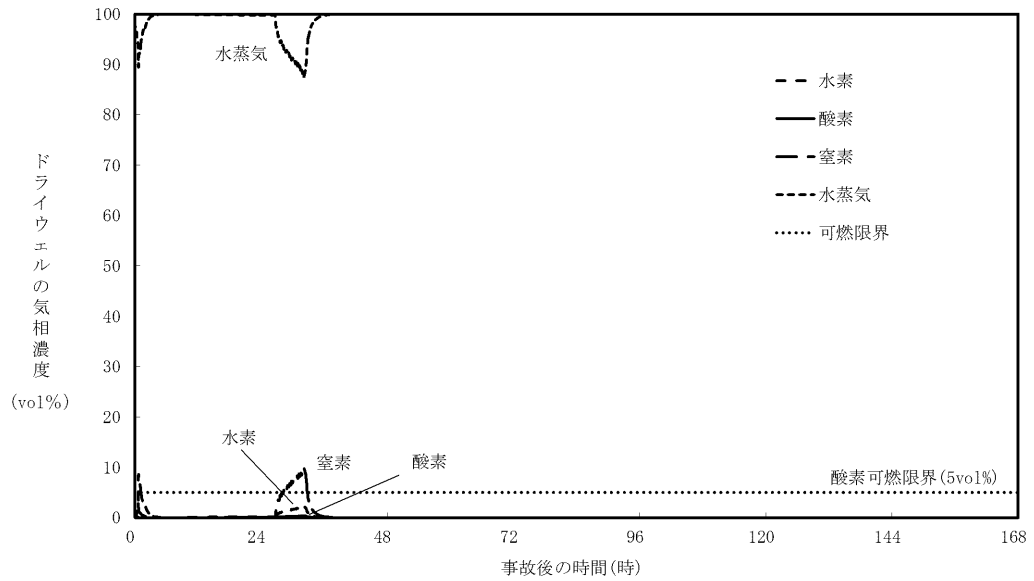


図1-8 格納容器過圧・過温破損モード（冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失）におけるドライウエルの気相濃度の推移（ウェット条件）

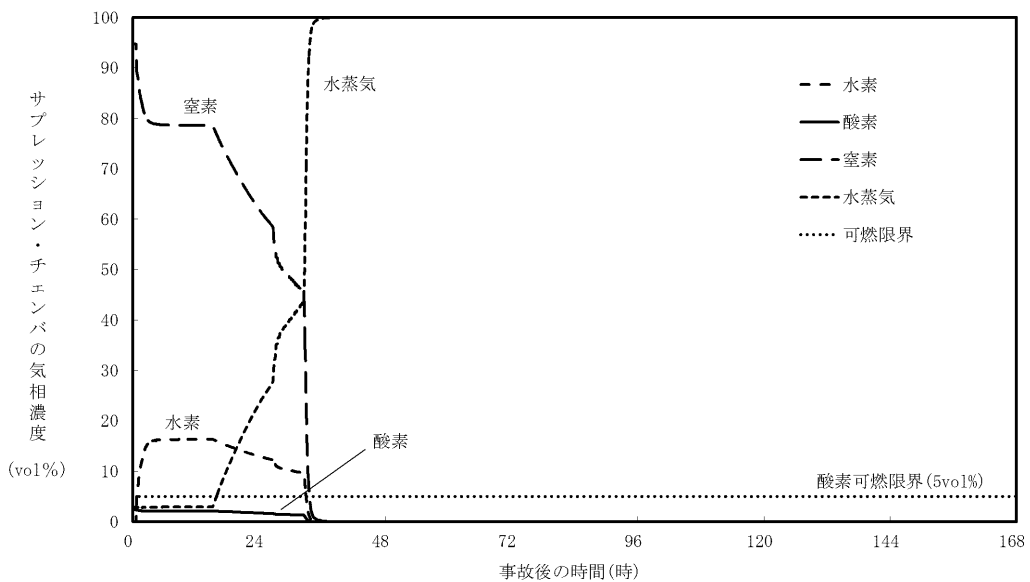


図1-9 格納容器過圧・過温破損モード（冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失）におけるサプレッションチェンバの気相濃度の推移（ウェット条件）

d. 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チェンバの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. 事故収束状態

(a) 水素爆発防止対策

ベント停止後、スクラビング水の放射線分解により水素ガス及び酸素ガスが発生するため、ベント停止前には可搬式窒素供給装置により窒素ガスを供給し、ベント停止後も連続的に窒素ガスを供給することで、系統のパーージを継続し、水素爆発を防止する。

(b) 系統における水素濃度監視

系統内の水素爆発を防止するために行う可搬式窒素供給装置による窒素ガスパーージが確実に実施されていることを確認するため、可搬型設備（車両）である第1ベントフィルタ出口水素濃度により水素濃度を測定し、監視する。

(c) 系統内の水素濃度の評価

イ. ベント停止前

格納容器フィルタベント系へ流入するベントガスの水素濃度については、原子炉格納容器内における水素ガス発生量と窒素ガス供給量の割合から求められ、以下のとおり水素濃度は4vol%未満となるため系統内で水素爆発することはない。

- ・原子炉格納容器内における水素ガス発生量は事象発生7日後を想定し、格納容器過圧・過温破損モード（冷却材喪失（大破断LOCA）+ ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失）における解析コード「MAAP」を使用した解析結果より、約1.3m³/h[normal]とする。
- ・原子炉格納容器内で発生する蒸気については、保守的に未飽和を想定し考慮しない。
- ・窒素ガス供給量は100m³/h[normal]とする。

$$\begin{aligned} \text{○水素濃度} &= \text{水素ガス発生量} / (\text{窒素ガス供給量} + \text{水素ガス発生量}) \\ &\quad \times 100 = 1.3\text{vol}\% \end{aligned}$$

ここでは保守的にベントガスの蒸気発生量を考慮していないが、格納容器過圧・過温破損モード（冷却材喪失（大破断LOCA）+ ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失）における蒸気発生量は、事故発生30日後においても約 m³/h[normal]であり、蒸気発生量を考慮した場合、数桁低い水素濃度となる。

ロ. ベント停止後

スクラビング水が沸騰状態である場合のスクラビング水の放射線分解によって発生する水素濃度については、スクラビング水の放射線分解による水素ガス発生量と窒素ガス供給量、同時に発生する蒸気発生量の割合から求められ、以下のとおり、水素濃度は4vol%未満となるため系統内で水素爆発することはない。

- ・水の放射線分解に寄与する熱量は、設計崩壊熱量である370kWを想定する。
- ・スクラビング水の沸騰を考慮し、水素発生量のG値は とする。
- ・スクラビング水の放射線吸収割合 とする。
- ・窒素供給量は100m³/h[normal]とする。
- ・1eV=1.602×10⁻¹⁹J, アボガドロ数は6.022×10²³

$$\begin{aligned} \text{○蒸気発生量} &= [\text{崩壊熱 (MW)}] \times 1000 / ([\text{飽和蒸気比エンタルピ}] - \\ &\quad [\text{飽和水比エンタルピ}]) \times 1000 / \text{分子量} \times 22.4 \times 10^{-3} \times \\ &\quad 3600 \\ &= 0.37 \times 1000 / (2675.53 - 418.99) \times 1000 / 18 \times 22.4 \times 10^{-3} \\ &\quad \times 3600 \\ &= 734.58\text{m}^3/\text{h}[\text{normal}] \end{aligned}$$

$$\begin{aligned}
 \text{○水素ガス発生量} &= [\text{崩壊熱 (MW)}] \times 10^6 \times [\text{G値}] / 100 / (1.602 \times 10^{-19}) / (6.022 \times 10^{23}) \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600 \times \\
 &\quad [\text{放射線吸収割合}] \\
 &= 0.37 \times 10^6 \times \square / 100 / (1.602 \times 10^{-19}) / (6.022 \times 10^{23}) \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600 \times \square \\
 &= \square \text{ m}^3/\text{h}[\text{normal}]
 \end{aligned}$$

$$\begin{aligned}
 \text{○水素濃度} &= \text{水素ガス発生量} / (\text{窒素ガス供給量} + \text{蒸気発生量} + \text{水素ガス発生量}) \times 100 \\
 &= \square \text{ vol}\%
 \end{aligned}$$

また、スクラビング水が未飽和となる場合のスクラビング水の放射線分解によって発生する水素濃度については、第1ベントフィルタスクラバ容器内のスクラビング水の放射線分解による水素ガス発生量と窒素ガス供給量の割合から求められ、以下のとおり、水素濃度は4vol%未満となるため系統内で水素爆発することはない。

- ・水の放射線分解に寄与する熱量は、保守的に設計崩壊熱量である370kWを想定する。
- ・スクラビング水は未飽和を想定し、水素発生量のG値は□とする。
- ・放射線吸収割合は□とする。
- ・窒素ガス供給量は100m³/h[normal]とする。
- ・1eV=1.602×10⁻¹⁹J, アボガドロ数は6.022×10²³

$$\begin{aligned}
 \text{○水素ガス発生量} &= [\text{崩壊熱 (MW)}] \times 10^6 \times [\text{G値}] / 100 / (1.602 \times 10^{-19}) / (6.022 \times 10^{23}) \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600 \\
 &\quad \times [\text{放射線吸収割合}] \\
 &= 0.37 \times 10^6 \times \square / 100 / (1.602 \times 10^{-19}) / (6.022 \times 10^{23}) \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600 \times \square \\
 &= \square \text{ m}^3/\text{h}[\text{normal}]
 \end{aligned}$$

$$\begin{aligned}
 \text{○水素濃度} &= \text{水素ガス発生量} / (\text{窒素ガス供給量} + \text{水素ガス発生量}) \times 100 \\
 &= \square \text{ vol}\%
 \end{aligned}$$

(d) 排水設備（自主対策設備）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

ベント停止後は、図1-10に示すとおり、ドレン移送ポンプを用いてスクラビング水をサブプレッションチェンバへ移送することとしている。スクラビング水を移送する際には、ドレン移送ポンプ下流側配管のうち水張りを行っている範囲の空気がスクラビング水と共にサブ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ガス供給により不活性化されており、さらに可燃性ガス濃度制御系によって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。

なお、系統待機時のドレン移送ポンプは水張りを実施しているが、保守的にドレン移送ラインの配管容積すべての空気量がサプレッションチェンバへ移行したとして評価した結果を以下に示す。

ドレン移送ラインの配管容積	約 0.6m ³
酸素量（酸素濃度 21vol%で算出）	約 0.12m ³
サプレッションチェンバの空間容積	約 3190m ³ （サプレッションプール 水位が通常水位+約 1.3mを考慮）

系統待機時のドレン移送ラインの空気の状態を大気圧、温度 10℃、排水時のサプレッションチェンバの状態を大気圧、温度 100℃、酸素濃度 Cv₁%と仮定すると、サプレッションチェンバへの酸素ガス流入量は約 0.164m³、空気流入量は 0.79m³、もともとのサプレッションチェンバ内の酸素ガス量は 31.9Cm³となる。

以上より、排水後のサプレッションチェンバの酸素濃度は

$$\begin{aligned} (\text{酸素濃度}) &= (\text{酸素ガス量}) / (\text{空気量}) \times 100 \\ &= (0.164 + 31.9C) / (0.79 + 3190) \times 100 \\ &= 0.00513 + 0.9998C \quad \text{vol}\% \end{aligned}$$

となる。よって、ドレン移送ライン配管内の酸素ガスが流入することによる酸素濃度上昇分は

$$\begin{aligned} (\text{酸素濃度上昇分}) &= (\text{排水後酸素濃度}) - (\text{排水前酸素濃度}) \\ &= (0.00513 + 0.9998C) - C \\ &= 0.00513 - 0.0002C < 0.01\text{vol}\% \end{aligned}$$

ドレン移送ラインの配管に溜まっている空気（酸素ガス）が全てサプレッションチェンバへ移行した場合でも酸素濃度の上昇分は最大でも 0.01vol%未満であり、酸素の可燃限界濃度である 5vol%に対して非常に小さいことから問題ない。

この系統状態における水素爆発防止対策概要を図1-11及び図1-12に示す。

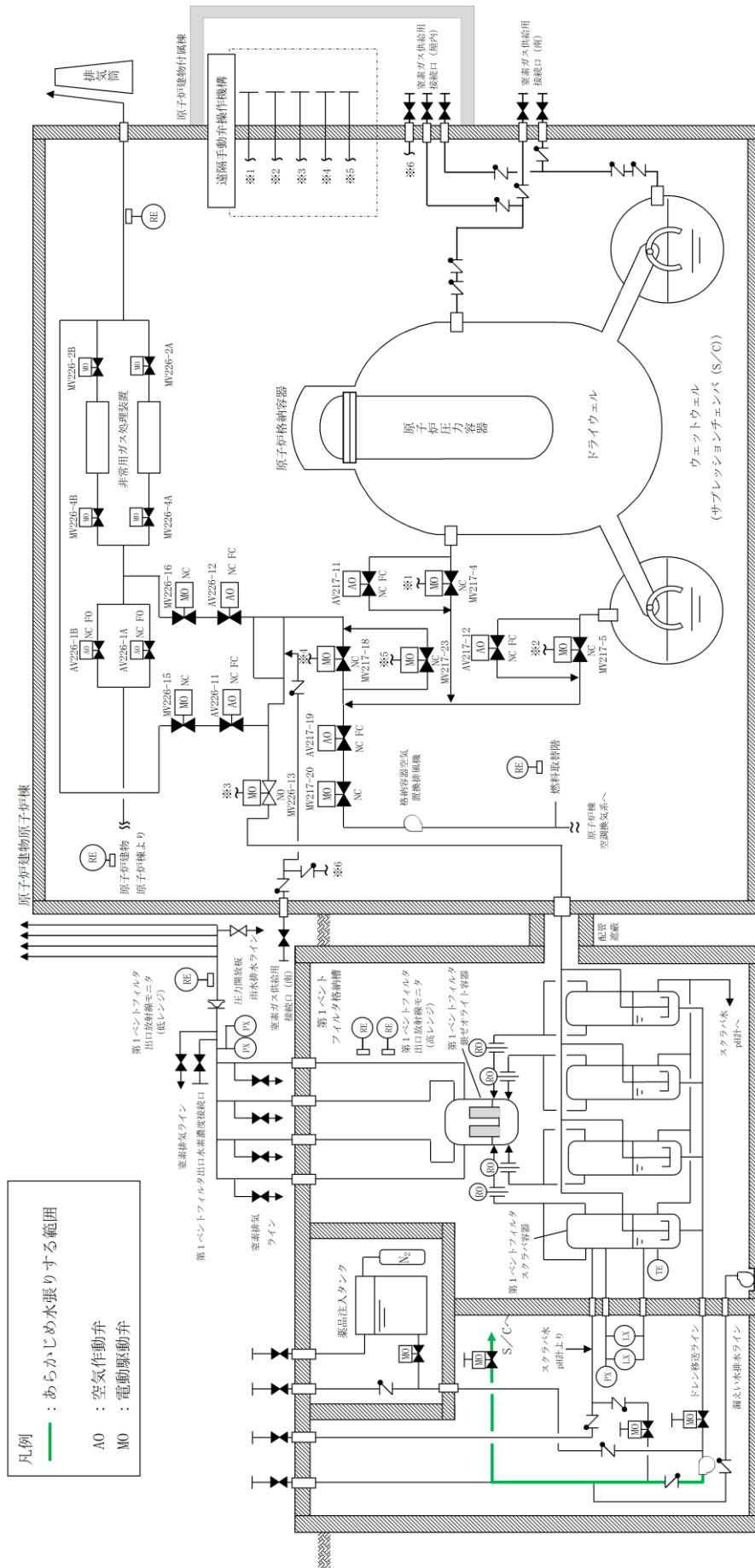


図 1-10 ドレン移送ライン水張り範囲系統図

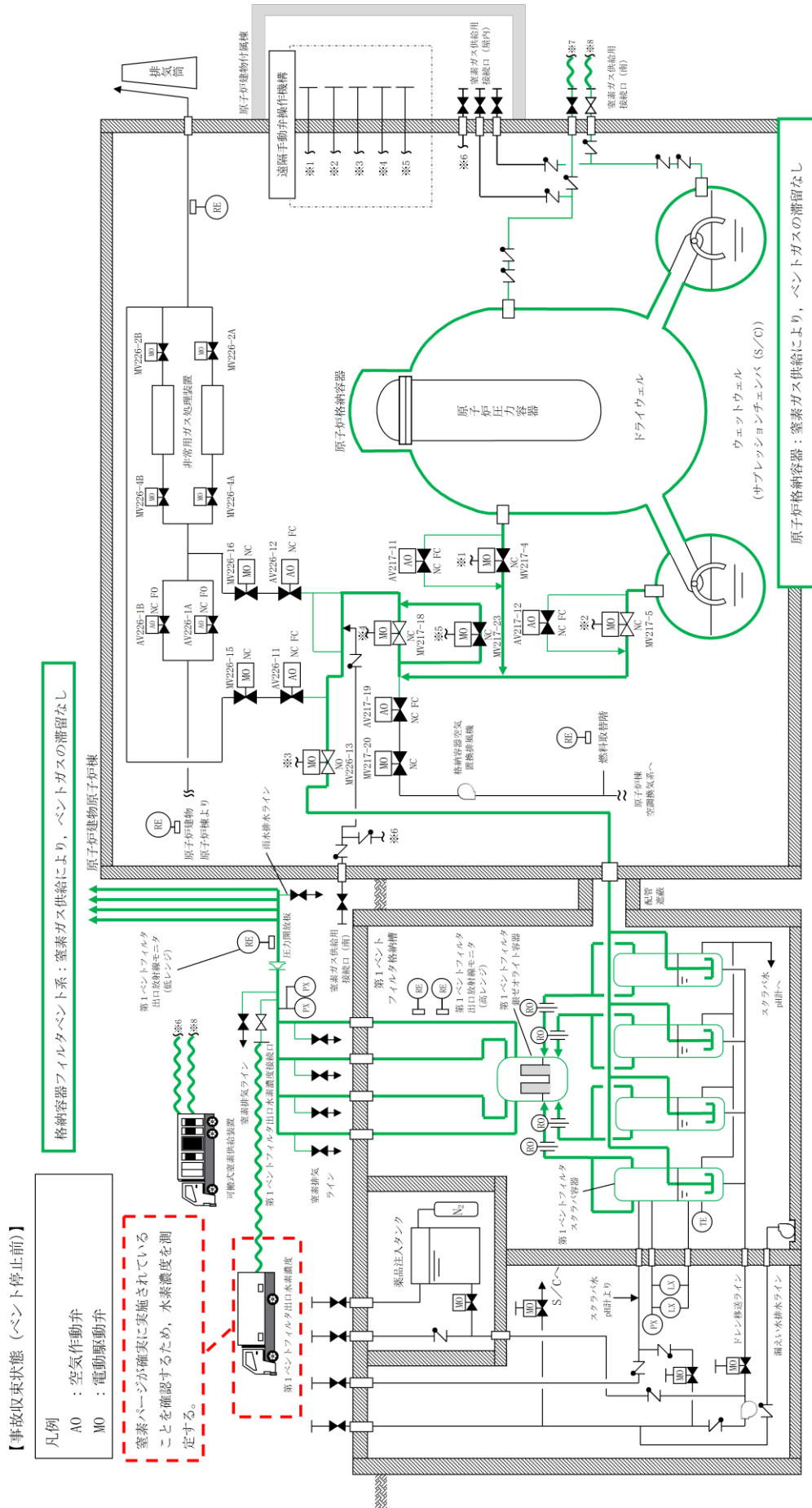


図1-11 水素爆発防止対策（事故収束状態（ペンバート停止前））

2. 第1ベントフィルタ格納槽

第1ベントフィルタスクラバ容器は溶接構造とし、水素ガス等の漏えい防止を考慮した設計としており、水素ガス等の漏えいは発生しないが、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器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、ヘリウムリーク試験における石鹼水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しているものの、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、格納容器フィルタベント系によるベントを実施する場合には、原子炉格納容器内又は第1ベントフィルタスクラバ容器内で発生した水素ガスが、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器から第1ベントフィルタ格納槽に漏えいし、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、第1ベントフィルタ格納槽内の水素濃度は、事象発生7日後において、約 2.4×10^{-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、ベントの停止及びスクラビング水の移送による第1ベントフィルタ格納槽への水素漏えい防止、ハッチ及び遮蔽扉開放による第1ベントフィルタ格納槽の換気を実施できる。

以上のことから、第1ベントフィルタ格納槽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、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「格納容器過圧・過温破損モード（冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失）」とする。

また、当該シナリオでは、図2-1及び図2-2に示すとおり、ベント実施2時間程度で原子炉格納容器内雰囲気は蒸気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2-1に示す。

a. 漏えい条件

漏えい条件は、「格納容器過圧・過温破損モード（冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失）」におけるベント実施前の最大水素濃度である20vol%（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、保守的に全て凝縮するものとして評価を実施する。なお、ベント実施時の水素濃度は、ドライ条件においても20vol%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、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器に使用されるガスケットのヘリウムリーク試験における石鹼水発泡法による試験に基づき、保守的に427kPa [gage]、200°C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。

スクラビング水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、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器を通過する水素濃度20vol%の保守性に包絡されるため、考慮しない。

b. 第1ベントフィルタ格納槽の条件

第1ベントフィルタ格納槽の条件は、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（第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器分除く）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。

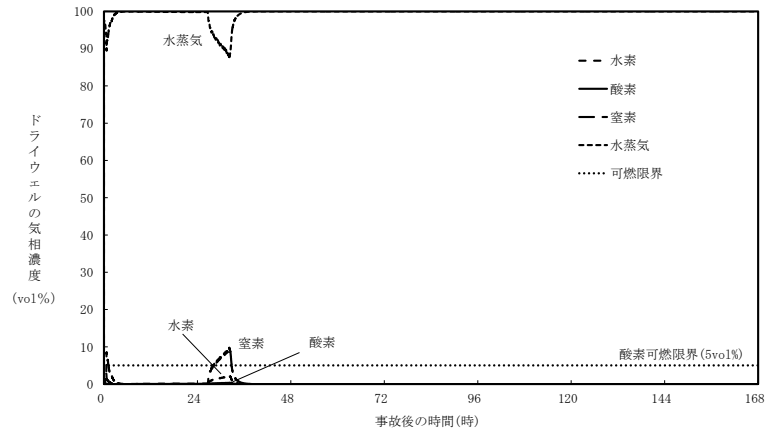


図2-1 「格納容器過圧・過温破損モード（冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失）」におけるドライウエルの気相濃度の推移（ウェット条件）

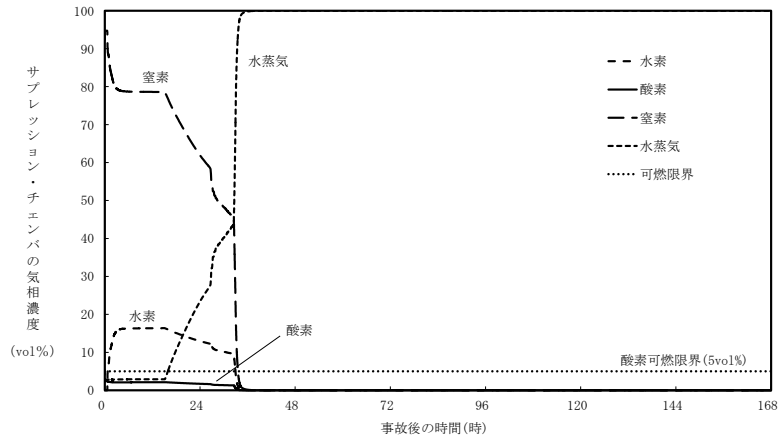


図2-2 「格納容器過圧・過温破損モード（冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失）」におけるサプレッションチェンバの気相濃度の推移（ウェット条件）

表2-1 第1ベントフィルタ格納槽の水素濃度評価における評価条件

No	項目	条件	備考	
1	評価シナリオ	格納容器過圧・過温破損モード（冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失）	炉心損傷を伴う事象のうち、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。	
2	漏えい条件	水素濃度	20vol%	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）	80vol%	
		水蒸気濃度（漏えい後）	0vol%	保守的な条件として、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器から漏えいする水素ガス以外の気体は、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
		酸素濃度	0vol%	
		窒素濃度	0vol%	
		漏えい時間	168時間	
漏えい率	$1.68 \times 10^{-1} \text{m}^3/\text{s}$ ($6.05 \times 10^{-4} \text{m}^3/\text{h}$)	ガスケット漏えい試験の検出限界値（427kPa, 200℃, 水素ガス条件）を踏まえて設定		
3	第1ベントフィルタ格納槽の条件	空間容積	836m ³	躯体図から算出した空間容積（第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器除く）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%	
4	濃度算出条件	水素の密度	0.0899kg/m ³	標準状態の条件として設定
		窒素の密度	1.25kg/m ³	
		酸素の密度	1.43kg/m ³	
5	第1ベントフィルタ格納槽から大気への水素ガスの漏えい	考慮しない	保守的な条件として設定	
6	スクラビング水の放射線分解によって発生する水素ガス	考慮しない	第1ベントフィルタスクラバ容器を通過する水素濃度20vol%の保守性に包絡されることを踏まえて設定	

c. 第1ベントフィルタ格納槽への漏えい評価

第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器から第1ベントフィルタ格納槽へ漏えいする水素ガス漏えい量は、以下の式で算出する。

$$\begin{aligned} \text{水素ガス漏えい量} &= \text{漏えい率} \times \text{水素濃度} \times \text{漏えい時間} \cdots \cdots \cdots (2.1) \\ &= 6.05 \times 10^{-4} \times 0.2 \times 168 \\ &= \text{約} 2.0 \times 10^{-2} \text{m}^3 \end{aligned}$$

第1ベントフィルタ格納槽内での水素濃度を評価するため、式(2.1)で得た結果をmol数に換算する。

$$\begin{aligned} \text{水素の物質質量} &= \text{密度} \times \text{体積} \times \text{割合} / \text{分子量} \cdots \cdots \cdots (2.2) \\ &= 0.0899 \times 2.0 \times 10^{-2} \times 1 / (2 \times 10^{-3}) \\ &= \text{約} 0.9 \text{mol} \end{aligned}$$

次に、第1ベントフィルタ格納槽側の気体の物質質量を算出する。

$$\begin{aligned} \text{酸素の物質質量} &= \text{密度} \times \text{体積} \times \text{割合} / \text{分子量} \cdots \cdots \cdots (2.3) \\ &= 1.43 \times 836 \times 0.21 / (32 \times 10^{-3}) \\ &= \text{約} 7.8 \times 10^3 \text{mol} \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} \text{窒素の物質質量} &= \text{密度} \times \text{体積} \times \text{割合} / \text{分子量} \cdots \cdots \cdots (2.4) \\ &= 1.25 \times 836 \times 0.79 / (28 \times 10^{-3}) \\ &= \text{約} 2.9 \times 10^4 \text{mol} \end{aligned}$$

式(2.1)～式(2.4)の結果を踏まえ、第1ベントフィルタ格納槽の水素濃度は以下のとおりとなる。

$$\begin{aligned} \text{水素濃度} &= \text{水素の物質質量} / (\text{水素の物質質量} + \text{酸素の物質質量} + \text{窒素の物質質量}) \times 100 \\ &\cdots \cdots \cdots (2.5) \\ &= 0.9 / (0.9 + 7.8 \times 10^3 + 2.9 \times 10^4) \times 100 \\ &= \text{約} 2.4 \times 10^{-3} \text{vol}\% \end{aligned}$$

3. 可搬式窒素供給装置の容量

可搬式窒素供給装置の容量は、下記①において設定した窒素ガス供給量で原子炉格納容器内の酸素濃度が可燃限界に到達しないこと及び②において必要窒素ガス供給量を上回ることを考慮して設定している。

- ① 残留熱代替除去系又は残留熱除去系による原子炉注水及び格納容器除熱を実施した場合、原子炉格納容器内の酸素濃度を5vol%（水素を燃焼させる下限濃度）未満に維持
- ② ベント停止後の格納容器フィルタベント系における水素滞留防止のため、窒素ガスの供給を行い、格納容器フィルタベント系の系統内の水素濃度を4vol%（水素の可燃限界濃度）未満あるいは酸素濃度を5vol%（水素を燃焼させる下限濃度）未満に維持

可搬式窒素供給装置の主要な仕様を表3-1に示す。

表3-1 可搬式窒素供給装置の主要仕様

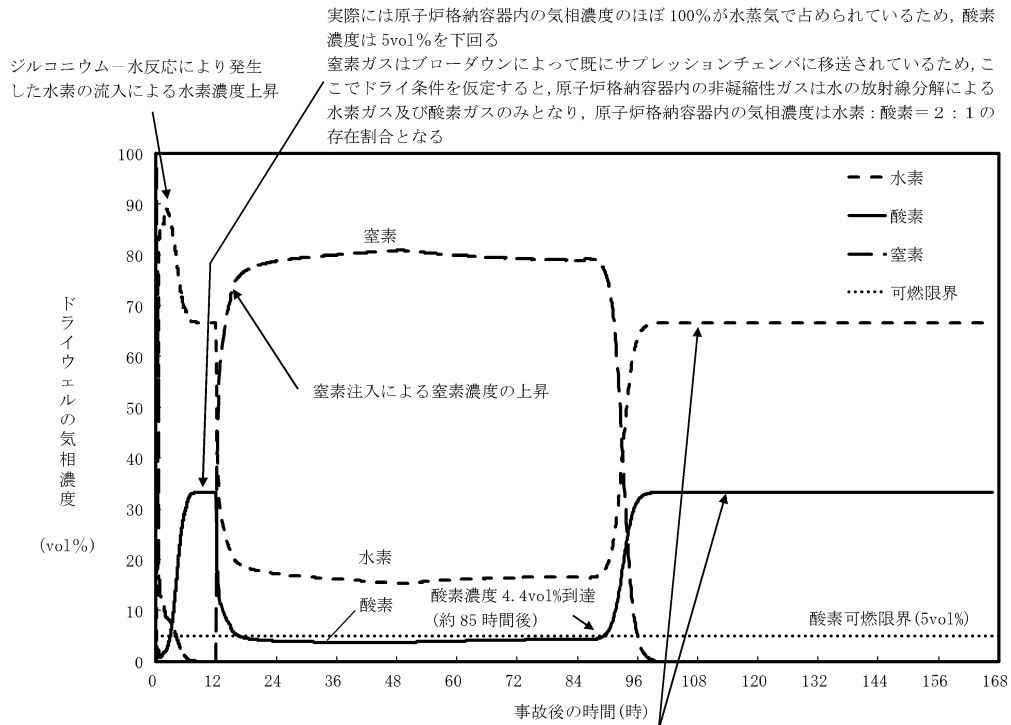
容 量	100m ³ /h [normal]
純 度	99.9vol%
供給圧力	0.6MPa [gage] 以上

以下に、可搬式窒素供給装置の窒素ガス供給量の設定について示す。

(1) 原子炉格納容器における可搬式窒素供給装置の容量

可搬式窒素供給装置は、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の放射線分解によって発生する酸素ガスの濃度上昇を抑制可能な設計とし、残留熱代替除去系又は残留熱除去系による除熱を開始した時点で原子炉格納容器内への窒素ガス供給を実施する。

有効性評価シナリオ「水素燃焼」において、設計基準事故等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値を採用した場合のドライウエル及びサプレッションチェンバの気相濃度の推移を図3-1及び図3-2に示す。事象発生12時間後にドライウエルへの窒素ガス供給を開始し、100m³/h[normal]にて窒素ガス供給を実施する。事象発生約85時間後にドライウエルの酸素濃度がドライ条件で4.4vol%に達すれば、格納容器フィルタベント系により原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを排出することによって、原子炉格納容器内の酸素濃度は低下し、事象発生から168時間後においても、原子炉格納容器の酸素濃度が可燃限界である5.0vol%に到達することはない。



約 85 時間後にドライウェル気相部の酸素濃度が 4.4vol% に到達するため、ウェットウェルペントラインを開放
 これに伴い原子炉格納容器内の気体が原子炉格納容器外に排出される
 開放後、現実的には原子炉格納容器内で発生し続ける水蒸気が原子炉格納容器内の気相濃度のほぼ 100% を占め続けるが、ここで
 ドライ条件を仮定すると、原子炉格納容器内の非凝縮性ガスは水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガスのみとなるため、原子
 炉格納容器内の気相濃度は水素：酸素＝2：1 の存在割合となる

図3-1 「水素燃焼」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ェルの気相濃度の推移（ドライ条件）

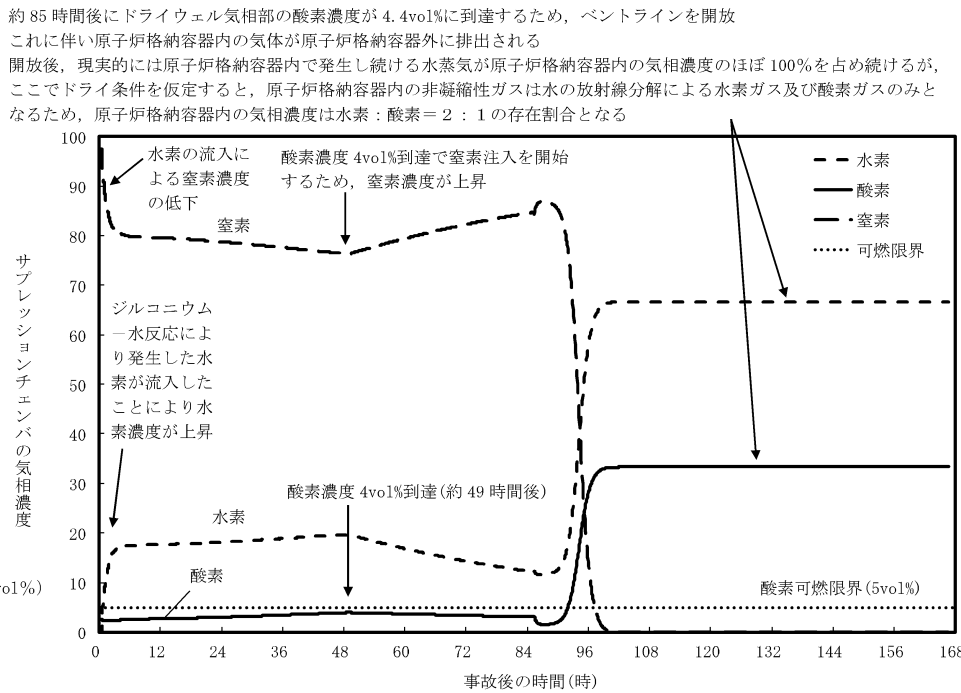


図3-2 「水素燃焼」において可燃性ガス濃度制御系の性能評価で使用しているG値を採用した場合のサプレッションチェンバの気相濃度の推移（ドライ条件）

(2) 格納容器フィルタベント系における可搬式窒素供給装置の容量

可搬式窒素供給装置の容量は、格納容器過圧・過温破損モード（冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失）における原子炉格納容器内の水素ガス発生量に対して、系統内の水素濃度を可燃限界である4vol%未満に希釈できる十分な窒素ガス供給量とするよう設定している。

計算条件を以下に示す。

- ・水素ガス発生量は事象発生7日後を想定し、約1.3m³/h[normal]とする。
- ・酸素ガス発生量は事象発生7日後を想定し、約0.65m³/h[normal]とする。

$$\begin{aligned} \text{必要窒素ガス供給量} &= (\text{水素ガス発生量} - \text{水素ガス発生量} \times 0.04 - \text{酸素ガス発生量} \times \\ &\quad 0.04) \div 0.04 \\ &= (1.3 - 1.3 \times 0.04 - 0.65 \times 0.04) \div 0.04 \\ &= 30.6 \text{ m}^3/\text{h}[\text{normal}] \end{aligned}$$

可搬式窒素供給装置の容量は、上記の必要窒素ガス供給量に余裕を見込み、100m³/h[normal]と設定している。容量設定においてはベントガスの蒸気発生量を考慮していないため、十分保守的な設定である。

なお、系統内の全空間容積は約202m³であり、窒素ガス供給量100m³/h[normal]で約7時間通気することで、系統内の酸素濃度を5vol%から1vol%まで低下させることが可能である。

VI-1-8-2 原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書

目 次

1. 概要	1
2. 基本方針	1
2.1 原子炉格納容器の破損を防止するための水素濃度低減設備	1
2.1.1 可燃性ガス濃度制御系	2
2.1.2 窒素ガス代替注入系	2
2.1.3 格納容器フィルタベント系	2
2.1.4 格納容器水素濃度（S A）及び格納容器水素濃度（B系）並びに格納容器酸素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（B系）	3
2.2 原子炉建物等の損傷を防止するための水素濃度低減設備	4
2.2.1 格納容器フィルタベント系	4
2.2.2 静的触媒式水素処理装置	4
2.2.3 原子炉建物水素濃度	4
3. 原子炉格納施設の水素濃度低減性能の評価	10
4. 原子炉格納施設の水素濃度低減設備の詳細設計	10
4.1 原子炉格納容器の破損を防止するための水素濃度低減設備	10
4.1.1 可燃性ガス濃度制御系	10
4.1.2 窒素ガス代替注入系	10
4.1.3 格納容器フィルタベント系	11
4.1.4 格納容器水素濃度（S A）及び格納容器水素濃度（B系）並びに格納容器酸素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（B系）	12
4.2 原子炉建物等の損傷を防止するための水素濃度低減設備	13
4.2.1 格納容器フィルタベント系	13
4.2.2 静的触媒式水素処理装置	13
4.2.3 原子炉建物水素濃度	16
4.3 水素濃度低減設備に係る電源	17
4.3.1 可燃性ガス濃度制御系	17
4.3.2 窒素ガス代替注入系	17
4.3.3 格納容器フィルタベント系	17
4.3.4 格納容器水素濃度（S A）及び格納容器水素濃度（B系）並びに格納容器酸素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（B系）	17
4.3.5 静的触媒式水素処理装置	17
4.3.6 原子炉建物水素濃度	18

別添1 静的触媒式水素処理装置の設計

VI-1-8-2-別添 1 静的触媒式水素処理装置の設計

目 次

1. 概要	1
1.1 設置目的	1
2. 水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備	1
2.1 原子炉建物水素濃度抑制設備	1
2.1.1 原子炉建物水素濃度抑制設備の主要仕様	1
2.1.2 原子炉建物水素濃度抑制設備の設計方針	3
2.1.3 原子炉建物水素濃度抑制設備の設計仕様	5
2.2 原子炉建物原子炉棟の水素挙動	7
2.2.1 解析条件	10
2.2.2 解析結果	20
2.3 水素濃度監視設備	26
2.3.1 水素濃度監視設備の概要	26
2.3.2 水素濃度監視設備の主要仕様	26

別紙 1 静的触媒式水素処理装置の性能確認試験について

別紙 2 反応阻害物質ファクタについて

別紙 3 静的触媒式水素処理装置の周辺機器に対する悪影響防止について

別紙 4 静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度について

別紙 5 静的触媒式水素処理装置の性能維持管理について

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物等の損傷を防止するため、原子炉建物水素濃度抑制設備及び水素濃度監視設備を設置する。

(1) 原子炉建物水素濃度抑制設備

原子炉建物水素濃度抑制設備として静的触媒式水素処理装置（以下「PAR」という。）を設置し、原子炉建物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の動作確認を行うため、静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度を設置し、PARの動作状態を中央制御室及び緊急時対策所から監視できる設計とする。また、静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度の電源については、重大事故等対処設備である常設代替直流電源設備又は可搬型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、水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するために原子炉建物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、原子炉建物水素濃度を設ける設計とする。

原子炉建物水素濃度は、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。原子炉建物水素濃度は、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給電が可能な設計とする。

2. 水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備

2.1 原子炉建物水素濃度抑制設備

2.1.1 原子炉建物水素濃度抑制設備の主要仕様

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物等の損傷を防止するため、原子炉建物水素濃度抑制設備として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てんしており、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、水素ガス及び酸素ガスを触媒に接触しやすくしている。

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、周囲の水素濃度の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、水素と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、概要図を図2-1に示す。

表2-1 PARの主要仕様

(1) PAR		
種類	触媒反応式	
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℃)	
最高使用温度	300℃	
(2) ハウジング		
材料	ハウジング	
	ブラケット	
寸法	全高	789mm
	幅	460mm
	奥行	460mm
(3) 触媒カートリッジ		
材料	外装パーツ	
	リベット等 小物部品	
寸法	幅	
	全高	
	厚さ	
カートリッジ枚数	22枚 (1個当たり)	
(4) 触媒		
基盤材	酸化アルミニウム (アルミナ)	
触媒材質	パラジウム	

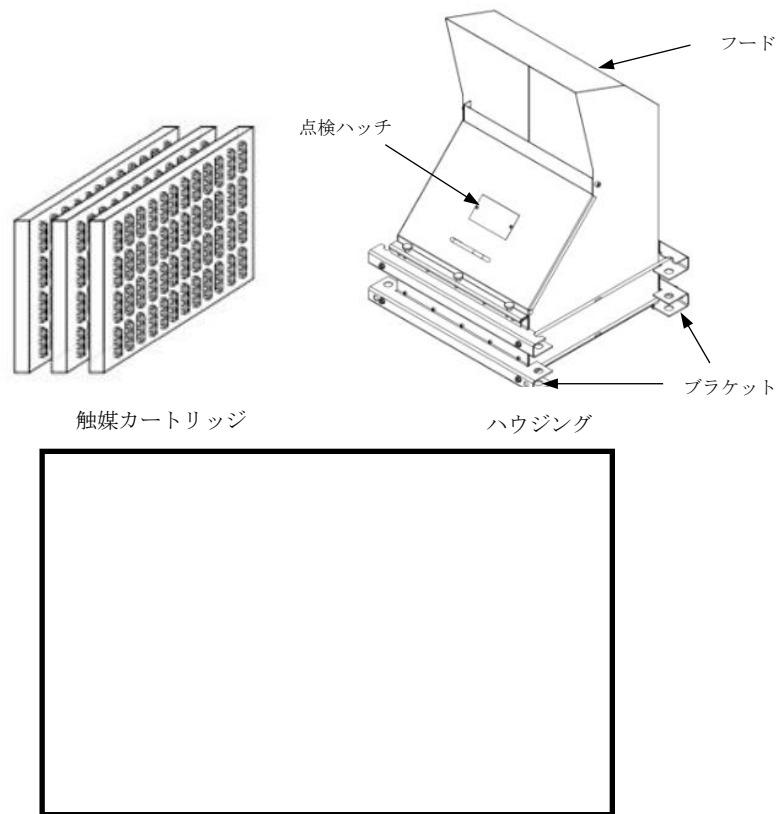


図 2-1 PAR の概要図

2.1.2 原子炉建物水素濃度抑制設備の設計方針

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ガスが原子炉建物原子炉棟へ漏えいする過酷な状態を想定した場合に、原子炉建物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ガスの漏えい量は、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物への水素ガス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、原子炉建物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。

(1) 水素漏えい条件

水素漏えい条件は、表 2-2 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 2-2 PAR 設計条件における水素漏えい条件

項目	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 1000kg (AFC (燃料有効部被 覆管) 100%相当)	約 200kg (AFC 約 20%相当)
原子炉格納容器 漏えい率	10%/day	約 1.3%/day (2Pd 時)

a. 水素発生量 (AFC100%) 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 200kg (AFC 約 20%相当の水素発生量) であるが、更に過酷な条件として、約 1000kg (AFC100%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

重大事故等時で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。重大事故等時は、原子炉格納容器圧力が最高使用圧力の 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, AFC100%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 17vol%, 窒素 16vol%, 水蒸気 67vol%) 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)

$$L = L_0 \cdot \sqrt{\frac{(P_t - P_a) \cdot R_t \cdot T_t}{(P_b - P_a) \cdot R_b \cdot T_b}}$$

L : 原子炉格納容器漏えい率

L₀ : 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 原子炉建物水素濃度抑制設備の設計仕様

PAR 設計方針に基づき設定した PAR の設計仕様を表 2-3 に示す。

表 2-3 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	18 個
設置箇所	原子炉建物原子炉棟 4 階

(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。

$$DR = A \cdot \left(\frac{C_{H_2}}{100} \right)^{1.307} \cdot \frac{P}{T} \cdot 3600 \cdot SF \dots \dots \dots (2.1)$$

DR : 水素処理容量[kg/h (1 個当たり)]

A : 定数

C_{H_2} : 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、酸素ガスと結合し水蒸気になる水素ガス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。島根原子力発電所第 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 2-4 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。

表 2-4 水素処理容量の設定条件

項目	設定条件
水素濃度 C_{H_2}	水素の可燃限界濃度 4.0vol%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物原子炉棟の圧力は、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 ($1.01325 \times 10^5 Pa$) 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、島根原子力発電所第 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。

$$DA = A \cdot \left(\frac{C_{H_2}}{100} \right)^{1.307} \cdot \frac{P}{T} \cdot 3600 \cdot SF \cdot SF_{inhibit} \dots \dots \dots (2.2)$$

- 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 [=0.25]
- $F_{inhibit}$: 反応阻害物質ファクタ [=0.5]

これに表 2-2 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 18 個設置する。

$$\begin{aligned} \text{PAR 必要個数} &= \text{水素発生量} \times \text{原子炉格納容器漏えい率} / 24[\text{h/day}] / \text{設計水素処理容量} \\ &= 1000[\text{kg}] \times 10[\%/day] / 24[\text{h/day}] / 0.25[\text{kg/h (1 個あたり)}] \\ &= 16.7[\text{個}] \end{aligned}$$

2.2 原子炉建物原子炉棟の水素挙動

PAR の効果について、解析コード「GOTHIC」を使用した解析により原子炉建物原子炉棟の水素挙動を確認する。

解析条件を表 2-5 及び表 2-6 に、原子炉建物原子炉棟の解析モデルを図 2-2 に、解析モデルにおける原子炉建物原子炉棟 4 階の PAR の配置を図 2-3 に示す。

PAR を設置している原子炉建物原子炉棟 4 階においては、90 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。

大物搬入口及び地下ハッチ領域については、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。

表 2-5 PAR の解析条件

No	項目	説明	入力値
1	PAR の性能 (NIS 製 PAR-22)	$DR = A \cdot \left(\frac{C_{H_2}}{100} \right)^{1.307} \cdot \frac{P}{T} \cdot 3600 \cdot SF$	—
	(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) 反応阻害物質 ファクタ F _{inhibit}	製造上の性能のばらつき、プラント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 _{lowO₂}	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 _{H₂on}	国内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 _{O₂on}	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	18 個
3	PAR 設置位置	図 2-3 参照	—

表 2-6 その他解析条件




No	項目	入力値	備考
1	原子炉建物原子炉棟の条件 (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) (5) 開口面積 (固定)	大気圧 40℃ 相対湿度 100%の空気 4 階 : 41300m ³ 3 階 : 9000m ³ 2 階 : 10900m ³ 1 階 : 13700m ³ 地下階 : 18400m ³ 4 階-3 階 : 39m ² 3 階-2 階 : 39m ² 2 階-1 階 : 39m ² 1 階-地下階 : 3.24m ²	4 階中心高さにおける圧力を 101.325kPa とし、他階は 4 階中心高さより空気の水頭差を考慮した値とする。 想定される高めの温度として設定 想定される高めの湿度として設定
2	圧力境界条件 (1) 圧力 (固定) (2) 温度 (固定) (3) 酸素濃度 (固定) (4) 窒素濃度 (固定)	101.325kPa 40℃ 21vol% 79vol%	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 (1) 位置	原子炉建物原子炉棟 4 階	原子炉建物原子炉棟の気密性を考慮し設定
4	放熱条件 (1) 内壁熱伝達率 (原子炉建物原子炉棟 4 階壁面) (2) 壁厚さ (固定) (3) 壁面熱伝導率 (固定) (4) 壁の比熱 (固定) (5) 壁の密度 (固定) (6) 外壁熱伝達率 (壁面-外気) (7) 外気温 (固定) (8) 放熱面積 (固定)	凝縮熱伝達及び自然対流熱伝達を考慮 下部壁 :  上部壁 :  天井 :  1.5W/m/K 1kJ/kg/K 2400kg/m ³ 5W/m ² /K 40℃ 下部壁 : 478.82m ² , 474.37m ² 上部壁 : 634.84m ² , 470.82m ² 天井 : 2146.62m ² , 720.92m ²	解析コード「GOTHIC」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 (壁面), 水平平板 (天井) 躯体図より算出 コンクリートの物性 同上 同上 原子炉建物原子炉棟の外壁面における自然対流熱伝達率を想定 想定される高めの温度として設定 躯体図より算出



図 2-2 解析モデル

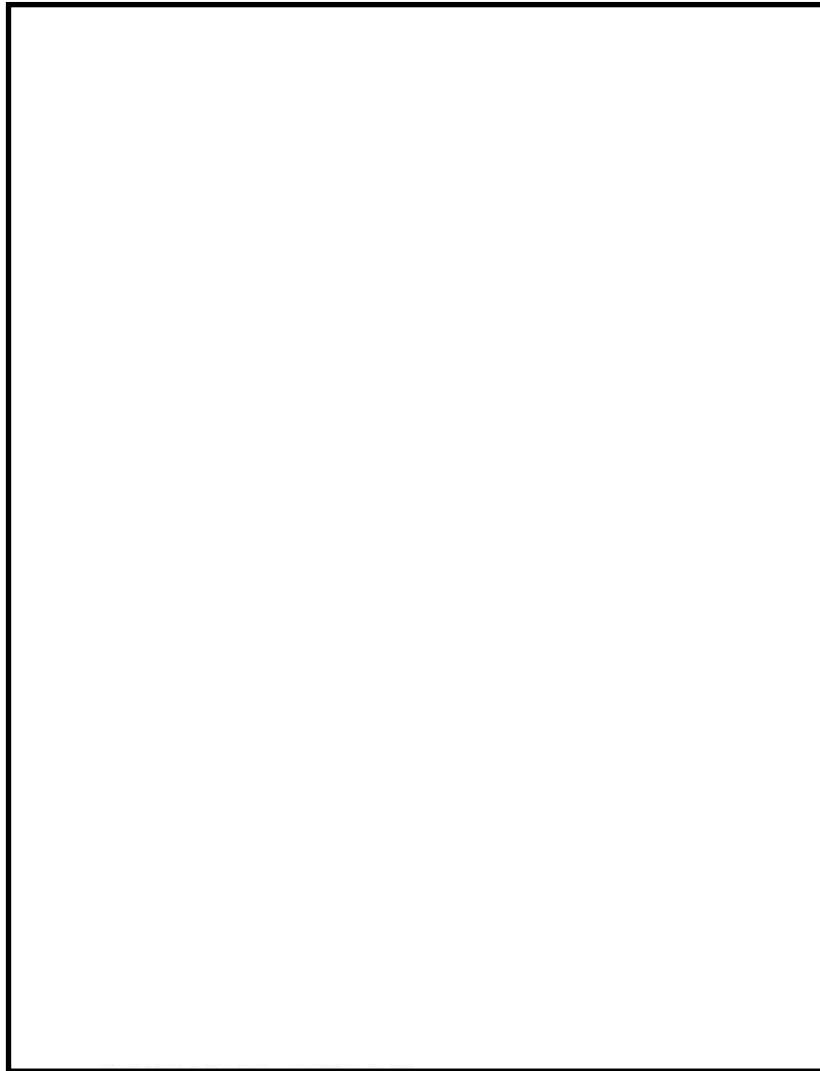


図 2-3 原子炉建物原子炉棟 4 階サブボリューム分割図

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物原子炉棟への漏えい条件として、「a. 有効性評価シナリオ（残留熱代替除去系を使用しない場合）条件」、「b. 有効性評価シナリオ（残留熱代替除去系を使用する場合）条件」、「c. 設計条件」のいずれかを用いる。

a. 有効性評価シナリオ条件（残留熱代替除去系を使用しない場合）条件

原子炉格納容器からの漏えい条件を表 2-7 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 2-4 から図 2-7 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）（残留熱代替除去系を使用しない場合）」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以下のとおり設定する。

圧力については、15 時間後までは原子炉格納容器の最高使用圧力 427kPa (1Pd)、15 時間後から解析上の格納容器ベント想定時刻である 96 時間後までは原子炉格納容器の限界圧力 853kPa (2Pd) とする。

解析上の格納容器ベント想定時刻以降は水蒸気のみ漏えいとなり、原子炉格納容器内の水素濃度が増加することなく、また漏えい量も小さく影響は軽微であることから、原子炉格納容器の最高使用圧力の 0.2 倍である 85.3kPa (0.2Pd) を解析条件とする。

温度については、原子炉格納容器の限界温度 200°C とし、解析上の格納容器ベント想定時刻以降は、原子炉格納容器の最高使用温度 171°C とする。

ガス組成については、解析上の格納容器ベント想定時刻までは、有効性評価の解析コード「MAAP」を使用した解析結果を包絡するように設定し、解析上の格納容器ベント想定時刻以降は、原子炉格納容器内は全て水蒸気と仮定し、水蒸気のみ漏えいが継続するものとする。

原子炉格納容器漏えい率については、上記の圧力、温度、ガス組成を用いて AEC の式より算出した値を包絡する値として、15 時間後までは 0.5%/day、15 時間後から 96 時間後までは 1.3%/day、96 時間後以降は 0.5%/day とする。

b. 有効性評価シナリオ（残留熱代替除去系を使用する場合）条件

原子炉格納容器からの漏えい条件を表 2-8 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 2-8 から図 2-11 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）（残留熱代替除去系を使用する場合）」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以下のとおり設定する。

圧力については，有効性評価の解析コード「MAAP」を使用した解析結果を包絡する値として，15 時間後までは 384.3(0.9Pd)，15 時間後以降は 341.6kPa(0.8Pd)とする。

温度については，有効性評価の解析コード「MAAP」を使用した解析結果を包絡する値として，15 時間後までは原子炉格納容器の限界温度 200℃とし，15 時間後以降は 150℃とする。

ガス組成については，有効性評価の解析コード「MAAP」を使用した解析結果を包絡するように設定する。また，漏えい量を多く見積もる観点から，水素以外の組成を水蒸気として扱う。

原子炉格納容器漏えい率については，上記の圧力，温度，ガス組成を用いて AEC の式より算出した値を包絡する値として，ドライウエルについては 1 時間後までは 0.85%/day，1 時間後から 15 時間後までは 0.82%/day，15 時間後以降は 0.73%/day とし，サプレッションチェンバについては 15 時間後までは 0.87%/day，15 時間後から 24 時間後までは 0.78%/day，24 時間以降は 0.76%/day とする。

c. 設計条件

原子炉格納容器からの漏えい条件を表 2-9 に示す。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と設定する。漏えいするガスの組成は，原子炉格納容器漏えい率に応じて時間とともに水素及び窒素が減少し，その減少分は，水蒸気に置き換わる条件とする。漏えいするガス組成の時間変化を図 2-12 に示す。

表 2-7 有効性評価シナリオ（残留熱代替除去系を使用しない場合）条件

項目	解析条件									
	ドライウエル					サプレッションチェンバ				
	0～ 2h	2～ 15h	15～ 40h	40～ 96h	96h～	0～ 2h	2～ 15h	15～ 48h	48～ 96h	96h～
圧力	427kPa[g] (1Pd)		853kPa[g] (2Pd)		85.3kPa[g] (0.2Pd)	427kPa[g] (1Pd)		853kPa[g] (2Pd)		85.3kPa[g] (0.2Pd)
温度	200℃				171℃	200℃				171℃
水蒸気分率	90vol%	96vol%		92vol%	100vol%	83vol%		92vol%	100vol%	
水素分率	10vol%	4vol%	8vol%	0vol%		17vol%		8vol%	0vol%	
窒素分率	0vol%					0vol%				
原子炉格納容器 漏えい率	0.5%/day		1.3%/day		0.5%/day	0.5%/day		1.3%/day		0.5%/day
備考	4階、2階及び1階の漏えい条件					地下階の漏えい条件				

表 2-8 有効性評価シナリオ（残留熱代替除去系を使用する場合）条件

項目	解析条件					
	ドライウエル			サプレッションチェンバ		
	0～1h	1～15h	15h～	0～15h	15～24h	24h～
圧力	384.3kPa[g] (0.9Pd)		341.6kPa[g] (0.8Pd)	384.3kPa[g] (0.9Pd)		341.6kPa[g] (0.8Pd)
温度	200℃		150℃	200℃		150℃
水蒸気分率	85vol%	93vol%		80vol%		85vol%
水素分率	15vol%	7vol%		20vol%		15vol%
窒素分率	0vol%			0vol%		
原子炉格納容器 漏えい率	0.85%/day	0.82%/day	0.73%/day	0.87%/day	0.78%/day	0.76%/day
備考	4階、2階及び1階の漏えい条件			地下階の漏えい条件		

表 2-9 設計条件における漏えい条件

項目	解析条件	備考
圧力	853kPa [gage] (2Pd)	
温度	200°C	
水素分率	17vol%	原子炉格納容器漏えい率に応じて時間とともに水素及び窒素が減少し、その減少分は、全て水蒸気に置き換わる条件とする。
窒素分率	16vol%	
水蒸気分率	67vol%	
原子炉格納容器漏えい率	10%/day	

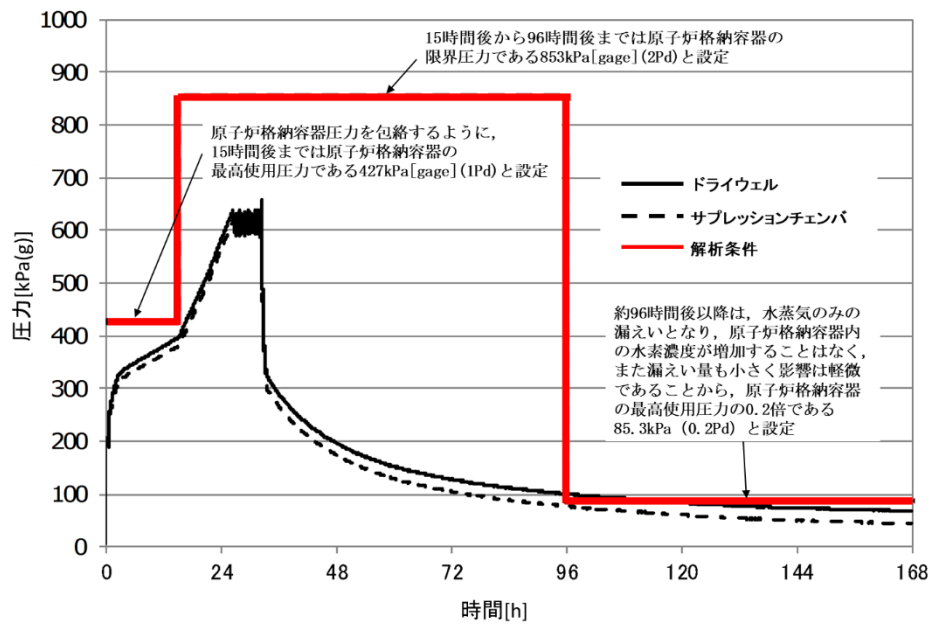


図 2-4 原子炉格納容器圧力 (有効性評価シナリオ (残留熱代替除去系を使用しない場合) 条件)

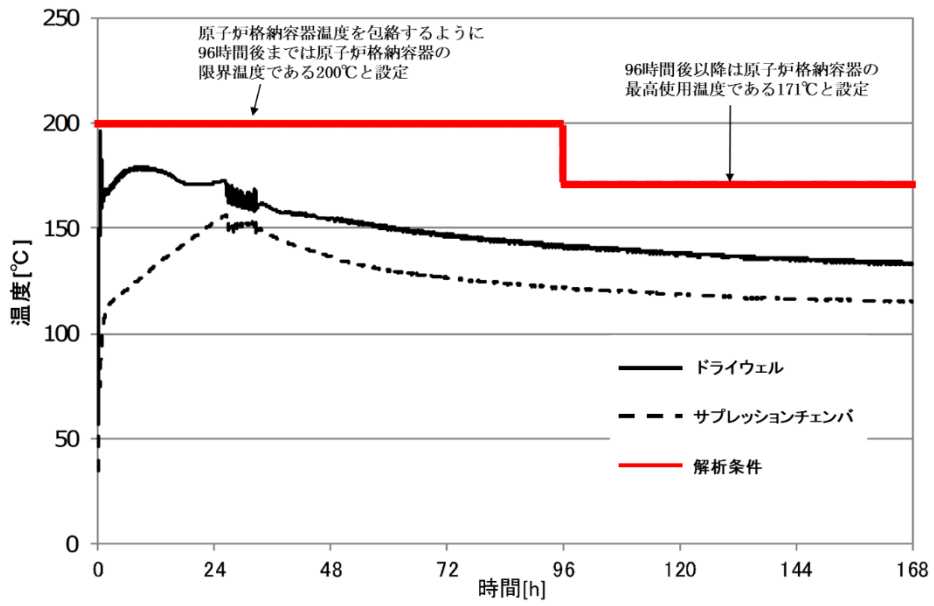


図 2-5 原子炉格納容器温度 (有効性評価シナリオ (残留熱代替除去系を使用しない場合) 条件)

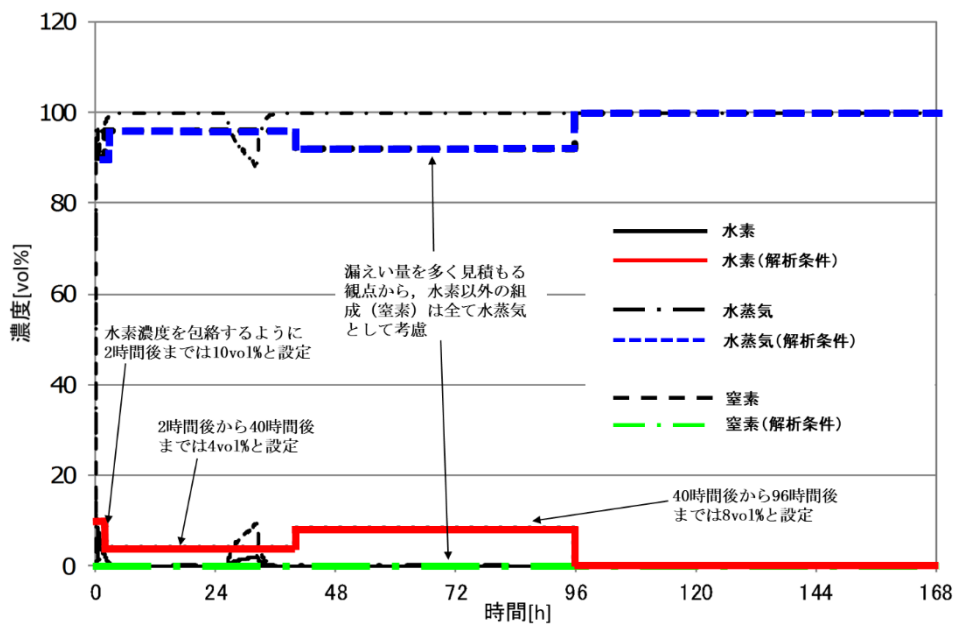


図 2-6 ドライウエルガス組成 (有効性評価シナリオ (残留熱代替除去系を使用しない場合) 条件)

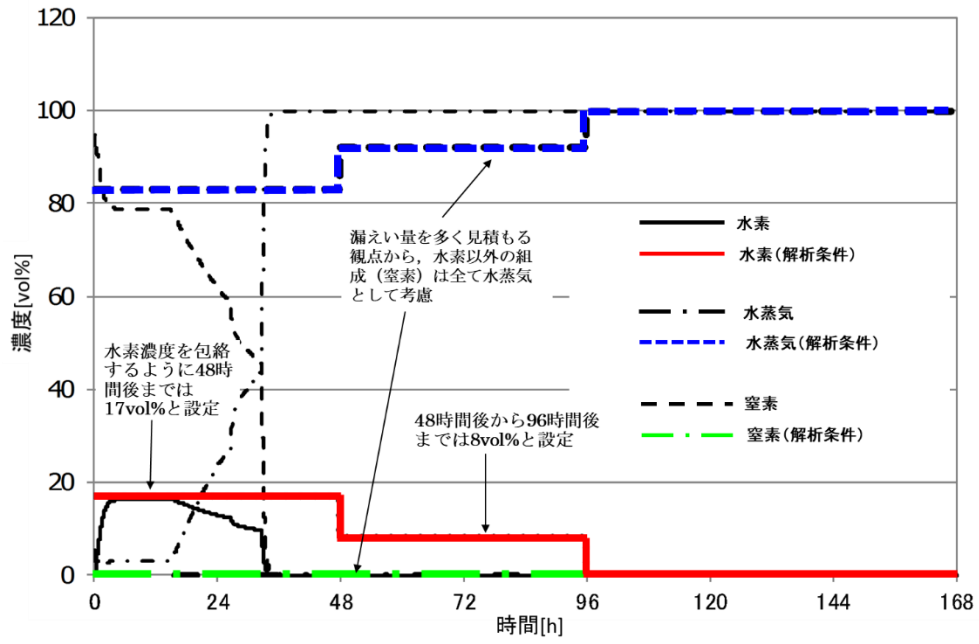


図 2-7 サプレッションチェンバガス組成（有効性評価シナリオ（残留熱代替除去系を使用しない場合）条件）

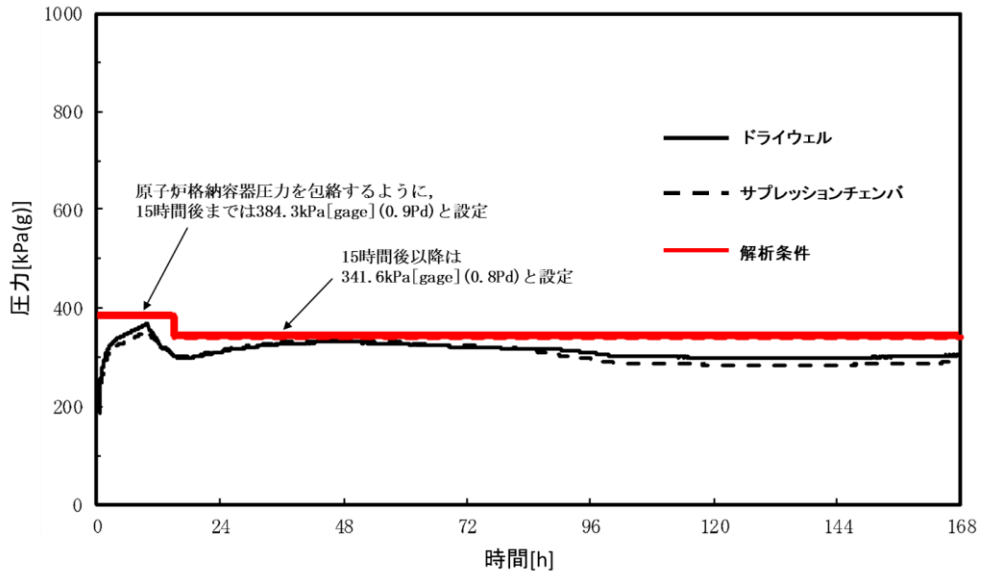


図 2-8 原子炉格納容器圧力（有効性評価シナリオ（残留熱代替除去系を使用する場合）条件）

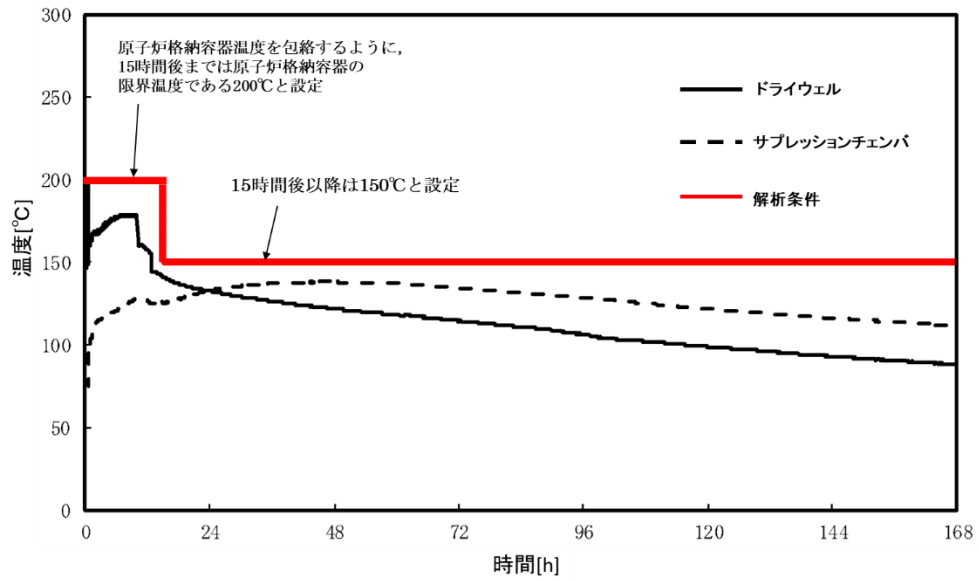


図 2-9 原子炉格納容器温度（有効性評価シナリオ（残留熱代替除去系を使用する場合）条件）

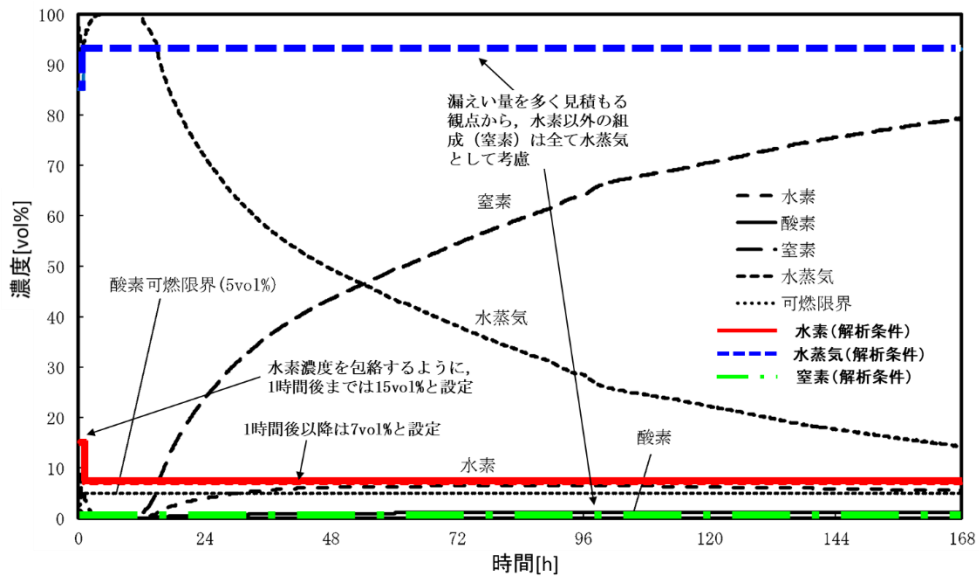


図 2-10 ドライウェルガス組成（有効性評価シナリオ（残留熱代替除去系を使用する場合）条件）

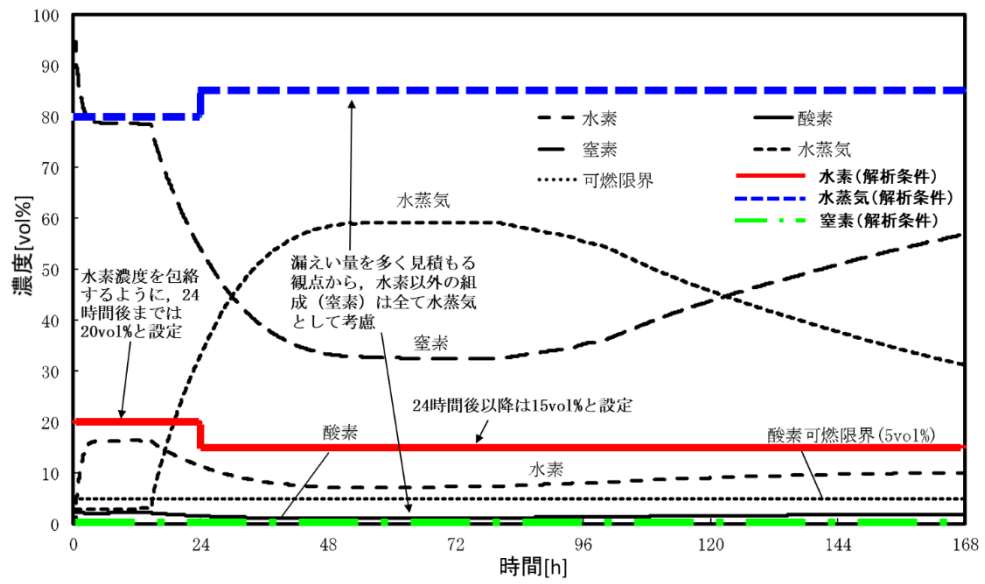


図 2-11 サプレッションチェンバガス組成 (有効性評価シナリオ (残留熱代替除去系を使用する場合) 条件)

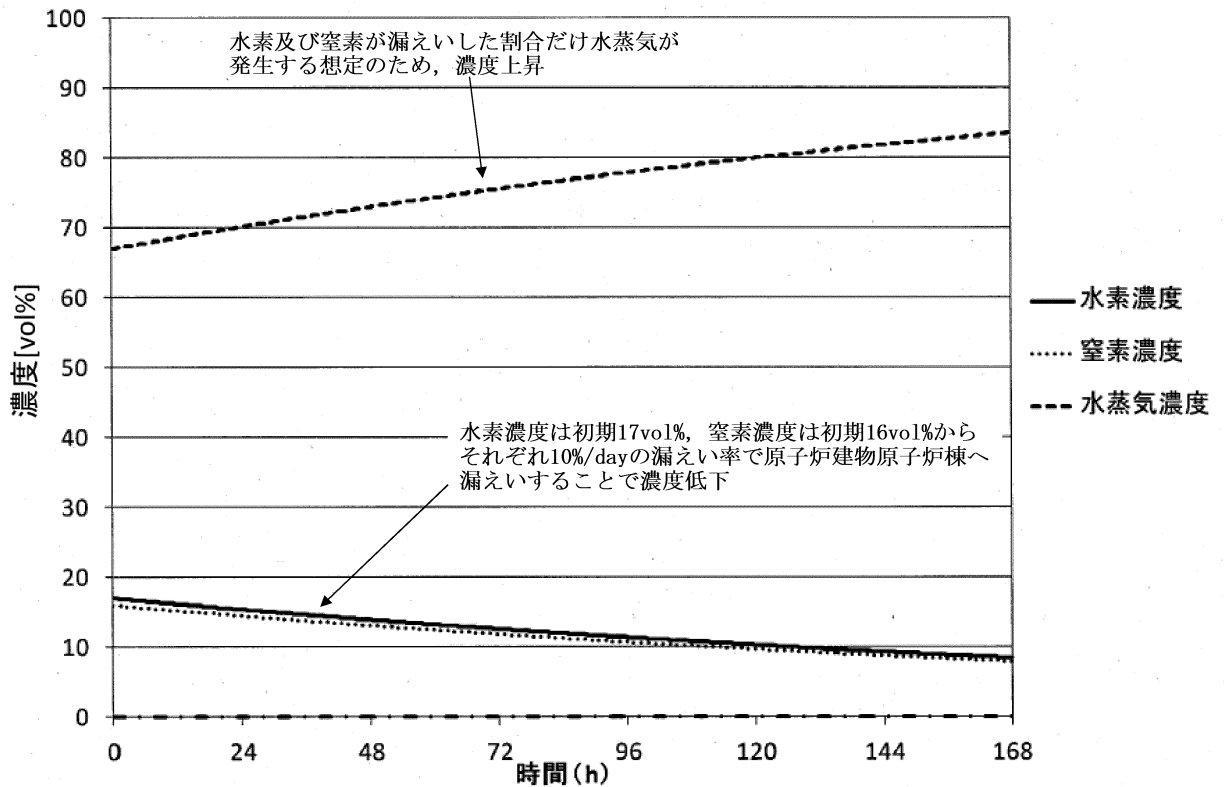


図 2-12 漏えいガス組成の時間変化 (設計条件)

(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（原子炉建物原子炉棟 4 階）
- ・逃がし安全弁搬出ハッチ（原子炉建物原子炉棟 2 階）
- ・機器搬入口（2 箇所）（原子炉建物原子炉棟 1 階）
- ・所員用エアロック（原子炉建物原子炉棟 1 階）
- ・制御棒駆動機構搬出ハッチ（原子炉建物原子炉棟 1 階）
- ・サプレッションチェンバアクセスハッチ（2 箇所）（原子炉建物原子炉棟地下 1 階）

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の下層階へ通じる原子炉ウエル排気ライン吸込口の閉止及び原子炉ウエル水張りラインのドレン弁の閉運用への変更を実施することから、原子炉建物原子炉棟 4 階（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 2-10 に示す。

部屋の位置を図 2-13 から図 2-15 に示す。

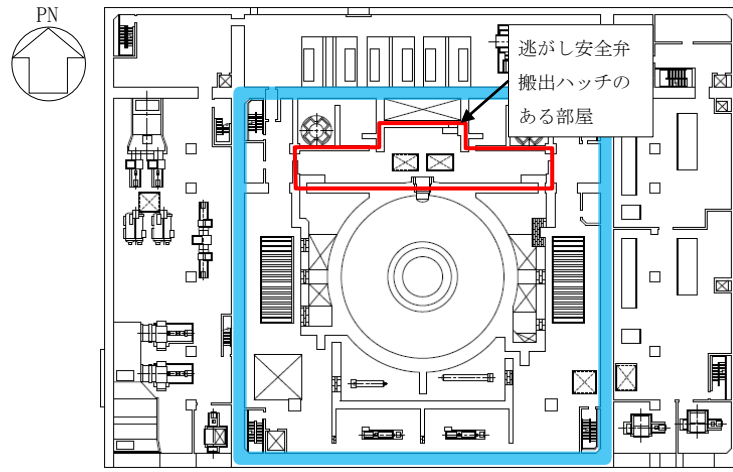
表 2-10 水素漏えい量の分配条件

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	漏えい対象 とする 局所エリア
4 階		ドライウエル 主フランジ					—
2 階	北側	逃がし安全弁 搬出ハッチ					SRV 補修室
1 階	南東側	機器搬入口					—
	北西側						—
	南側	所員用 エアロック					所員用エア ロック室
地下 1 階	南西側	制御棒駆動機 構搬出ハッチ					CRD 補修室
	南側	サプレッショ ンチェンバア クセスハッチ					—
	北側						

注記*1：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。

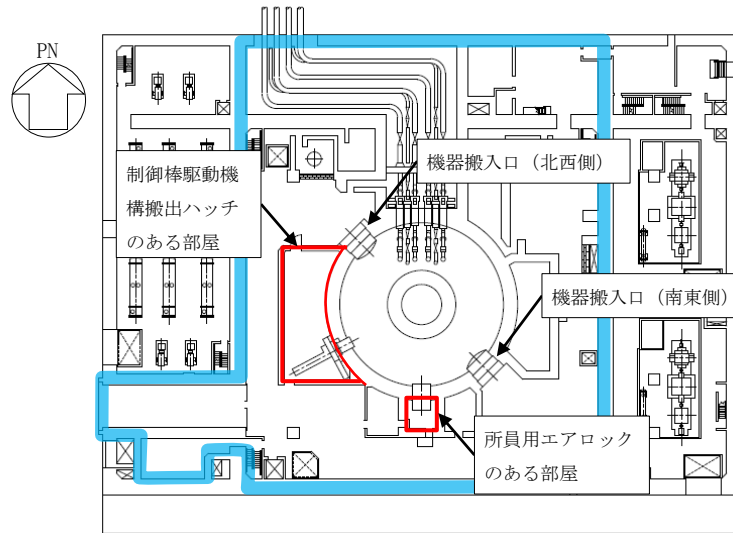
*2：周長割合は、漏えい箇所の周長／各漏えい箇所の周長合計値にて算出する。

*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。



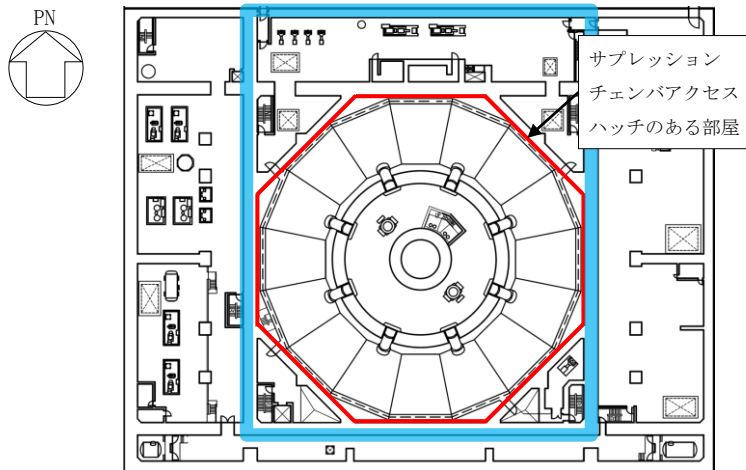
内：原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）

図 2-13 原子炉建物 2 階



内：原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）

図 2-14 原子炉建物 1 階



内：原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）

図 2-15 原子炉建物地下 1 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 2-11 に示す 3 ケースを選定し、解析を行った。

表 2-11 解析ケース

	ケース 1	ケース 2	ケース 3
モデル	原子炉建物原子炉棟 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）（残留熱代替除去系を使用しない場合）	有効性評価シナリオ（格納容器過圧・過温）（残留熱代替除去系を使用する場合）	設計条件
漏えい箇所	原子炉建物原子炉棟 4 階， 2 階，1 階，地下 1 階	原子炉建物原子炉棟 4 階， 2 階，1 階，地下 1 階	原子炉建物 原子炉棟 4 階
原子炉格納容器 漏えい率	1.3%/day（最大）	0.87%/day（最大）	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）（残留熱代替除去系を使用しない場合）」において、各フロアに水素ガスが漏えいした場合の建物内挙動を確認するため、全漏えい量を原子炉建物原子炉棟 4 階及び下層階（2 階，1 階，地下 1 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）（残留熱代替除去系を使用する場合）」において、各フロアに水素ガスが漏えいした場合の建物内挙動を確認するため、全漏えい量を原子炉建物原子炉棟 4 階及び下層階（2 階，1 階，地下 1 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物原子炉棟 4 階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）（残留熱代替除去系を使用しない場合）」において、各フロアに水素ガスが漏えいした場合の建物内挙動を確認するため、原子炉建物原子炉棟 4 階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 2-16 に示す。

また、原子炉建物原子炉棟 4 階における水素ガスの成層化を確認するため、原子炉建物原子炉棟 4 階を 90 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 2-17 に示す。

下層階から漏えいした水素ガスは、大物搬入口及びトラス室上部ハッチ領域を通じて原子炉建物原子炉棟全域で水素濃度が均一化される。また、事故発生後 96 時間で解析上の格納容器ベントが行われ、原子炉建物原子炉棟の水素濃度は、PAR 起動水素濃度である 1.5vol%未満となる結果となった。

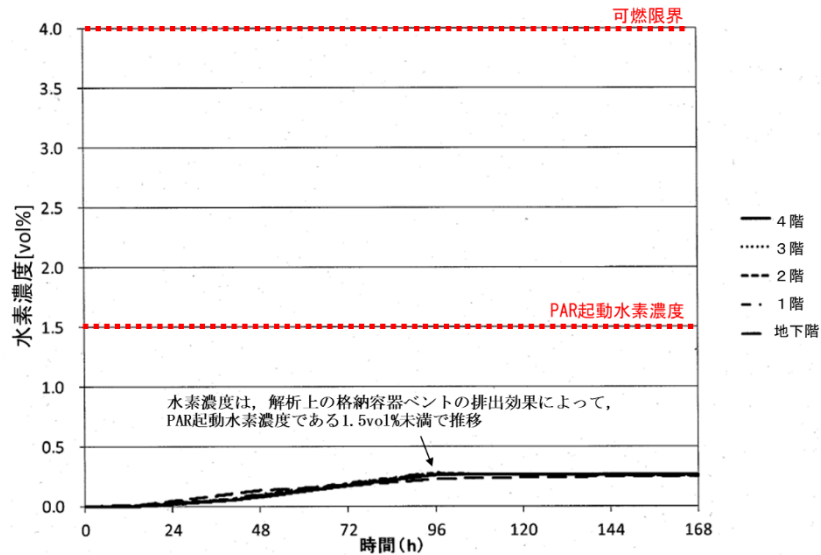


図 2-16 ケース 1 水素濃度の時間変化（原子炉建物原子炉棟全域）

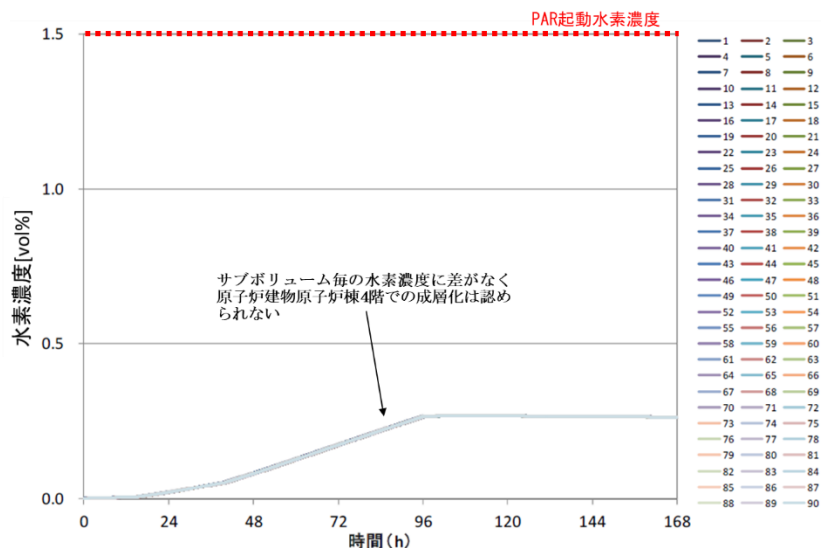


図 2-17 ケース 1 水素濃度の時間変化（サブボリューム別）

(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）（残留熱代替除去系を使用する場合）」において、各フロアに水素ガスが漏えいした場合の建物内挙動を確認するため、原子炉建物原子炉棟 4 階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 2-18 に示す。

また、原子炉建物原子炉棟 4 階におけるサブボリューム別の水素濃度の時間変化を図 2-19 に示す。

残留熱代替除去系を使用する事故発生後 10 時間以降においても、原子炉格納容器内に水素ガスを保有しているため、漏えいが継続するが、原子炉建物原子炉棟の水素濃度は PAR 起動水素濃度である 1.5vol%未満となる結果となった。

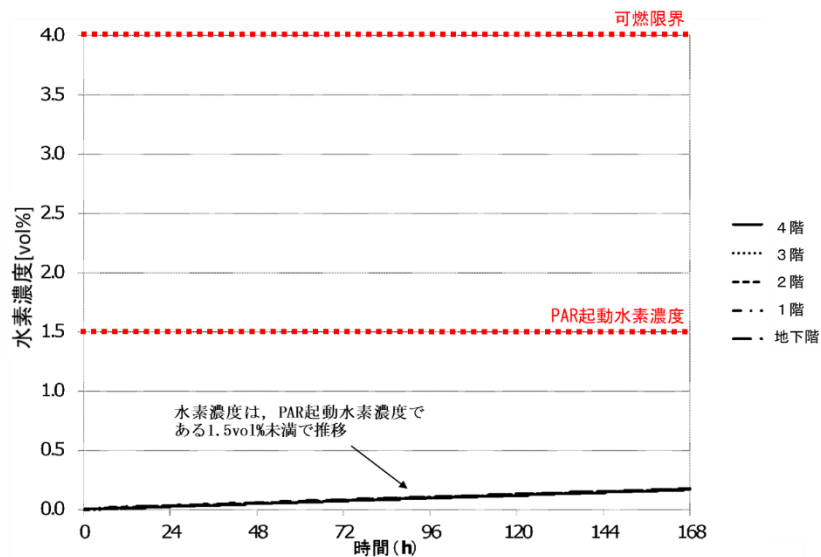


図 2-18 ケース 2 水素濃度の時間変化（原子炉建物原子炉棟全域）

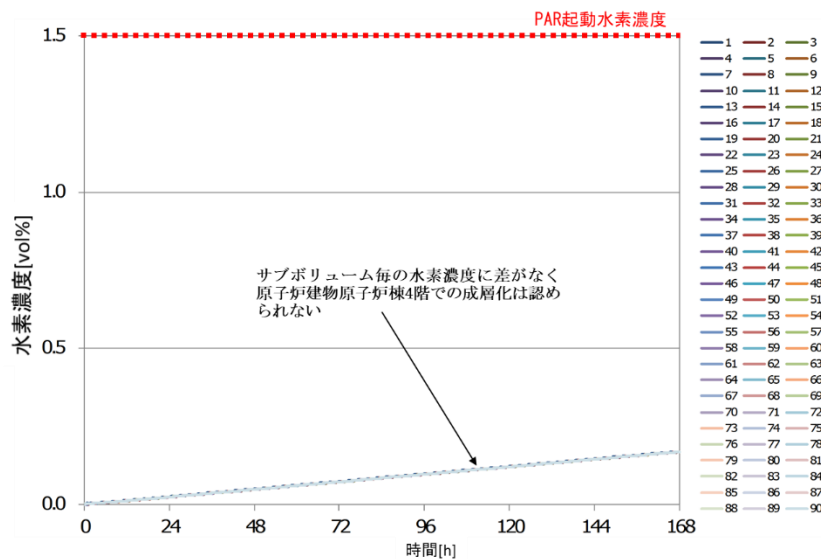


図 2-19 ケース 2 水素濃度の時間変化（サブボリューム別）

(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 AFC100%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物原子炉棟 4 階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 2-20 に示す。

また、原子炉建物原子炉棟 4 階におけるサブボリューム別の水素濃度の時間変化を図 2-21 に示す。

図 2-20 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、原子炉建物原子炉棟内の水素濃度上昇が抑制され、可燃限界に至ることはない。

さらに、解析上は格納容器ベントを考慮していないが、原子炉建物水素濃度が 2.5vol% に到達した場合、原子炉格納容器から異常な漏えいが発生しているものと判断し、格納容器フィルタベント系による格納容器ベントを実施する運用としており、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量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 2-22 に示す。

また、図 2-21 に示すとおり、原子炉建物原子炉棟 4 階は、均一化されており、成層化しない。

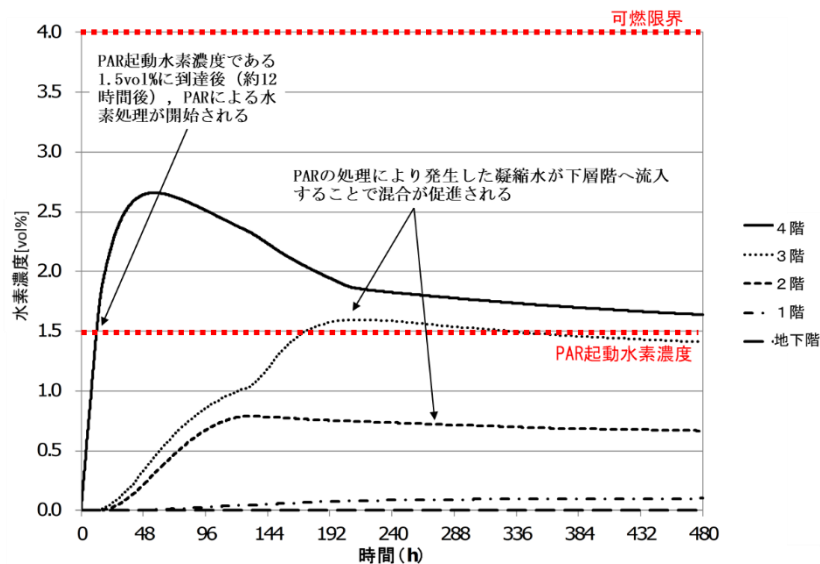


図 2-20 ケース 3 水素濃度の時間変化 (原子炉建物原子炉棟全域)

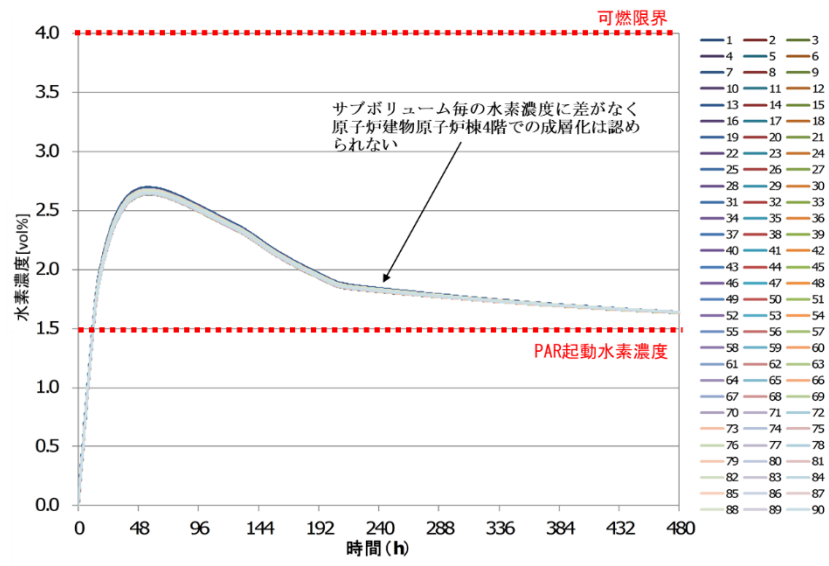
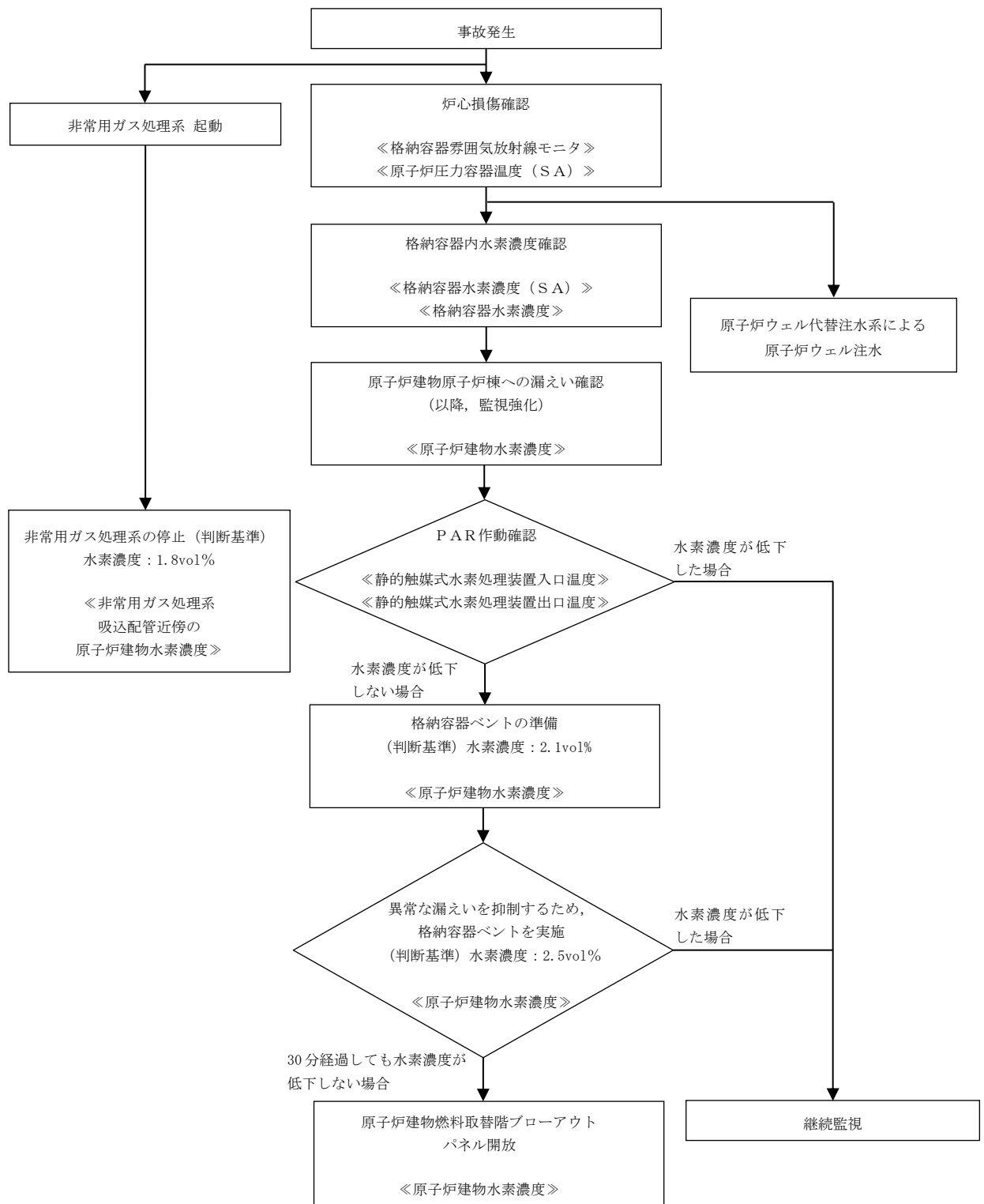


図 2-21 ケース 3 水素濃度の時間変化 (サブボリューム別)



注：格納容器ベント実施基準とする原子炉建物水素濃度 2.5vol%は、可燃限界（水素濃度 4.0vol%）に計器誤差（±1.1vol%）、運転操作の余裕（0.4vol%=約3時間）を見込んだ値として設定

図 2-22 原子炉建物水素対策フロー

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、水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するために原子炉建物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、原子炉建物水素濃度を設ける設計とする。

原子炉建物水素濃度は、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。

原子炉建物水素濃度は、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給電が可能な設計とする。

原子炉建物原子炉棟内に漏えいした水素ガスは、比重の関係で原子炉建物原子炉棟4階まで上昇し、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、原子炉建物原子炉棟4階の水素ガスは、自然対流により拡散される。これらを考慮し、設置位置は、水素ガスが最終的に滞留する原子炉建物原子炉棟4階の壁面及び天井付近とする（図2-23参照）。

なお、局所エリア及びトラス室に漏えいした水素ガス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物原子炉棟の損傷を防止するために有益な情報になることから、局所エリア及びトラス室に漏えいした水素ガスを測定するため原子炉建物水素濃度を設置し、事故時の監視性能を向上させる（図2-24から図2-26参照）。

また、非常用ガス処理系を使用する場合、水素ガスが非常用ガス処理系に流入する可能性があることから、非常用ガス処理系の吸込配管近傍に原子炉建物水素濃度を設置する（図2-24参照）。

これにより、原子炉格納容器内にて発生した水素ガスが漏えいする可能性のある箇所での水素濃度と、水素ガスが最終的に滞留する原子炉建物原子炉棟4階での濃度の両方が監視できることとなり、原子炉建物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. 原子炉建物水素濃度（原子炉建物原子炉棟地下1階）

種類 : 触媒式水素検出器

計測範囲 : 0～10vol%

個数 : 1個

b. 原子炉建物水素濃度（原子炉建物原子炉棟4階，2階，1階）

種類 : 熱伝導式水素検出器

計測範囲 : 0～20vol%

個数 : 6個

(2) 配置場所

水素濃度検出器の配置場所を図 2-23 から図 2-26 に示す。

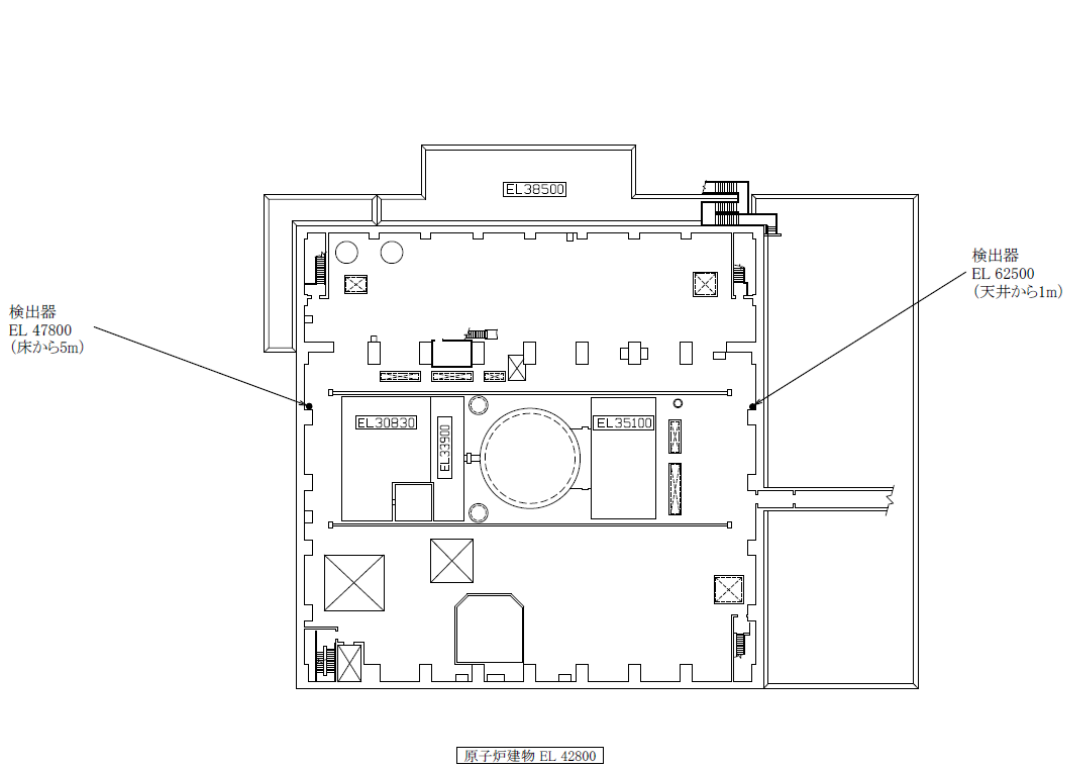


図 2-23 原子炉建物水素濃度検出器配置図 (原子炉建物原子炉棟 4 階)

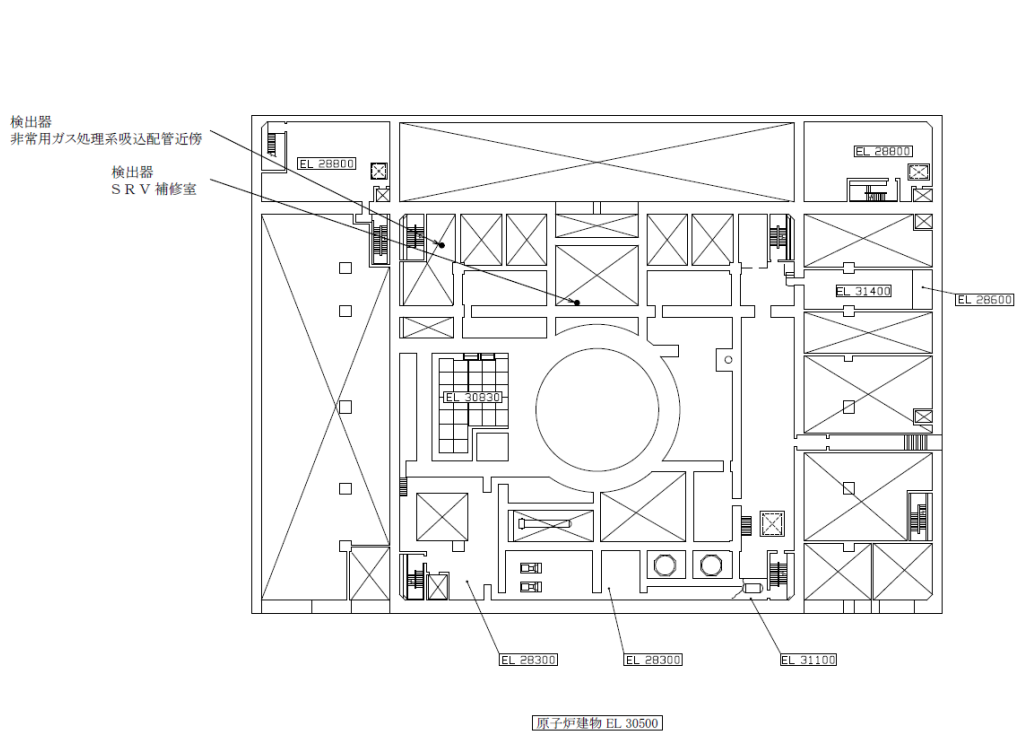


図 2-24 原子炉建物水素濃度検出器配置図 (原子炉建物原子炉棟中 2 階)

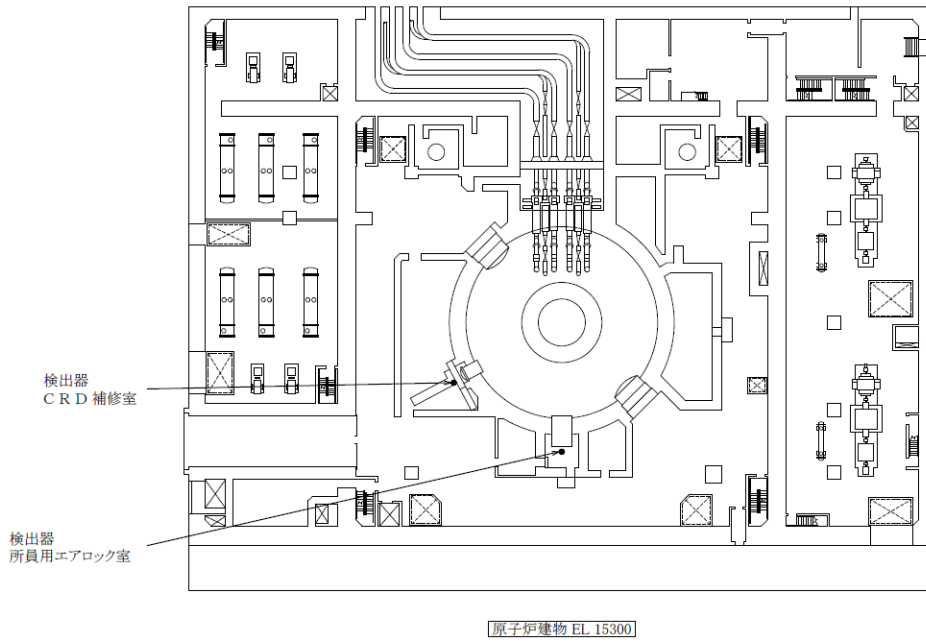
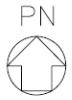


図 2-25 原子炉建物水素濃度検出器配置図 (原子炉建物原子炉棟 1 階)

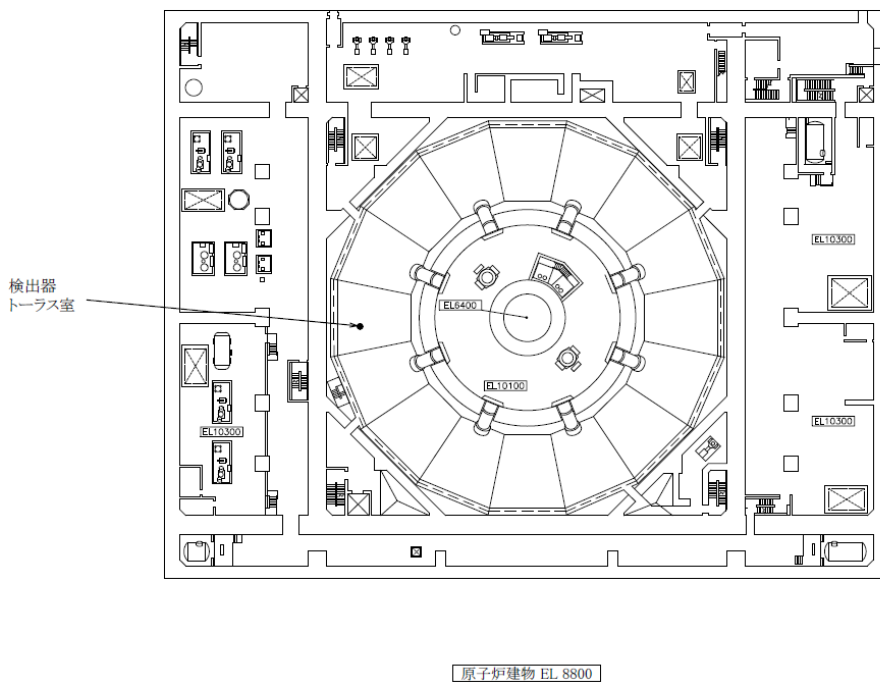


図 2-26 原子炉建物水素濃度検出器配置図 (原子炉建物原子炉棟地下 1 階)

(3) システム構成

原子炉建物水素濃度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉建物水素濃度の検出信号は、触媒式水素検出器又は熱伝導式水素検出器からの電流信号を演算装置を経由又は直接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、原子炉建物水素濃度を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム（SPDS）にて記録及び保存する。概略構成図を図 2-27 及び図 2-28 に示す。

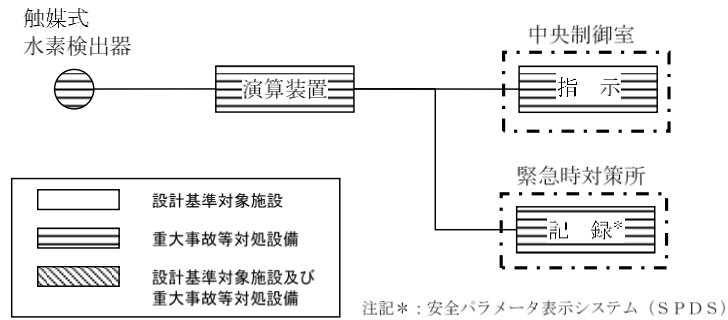


図 2-27 原子炉建物水素濃度（触媒式）の概略構成図

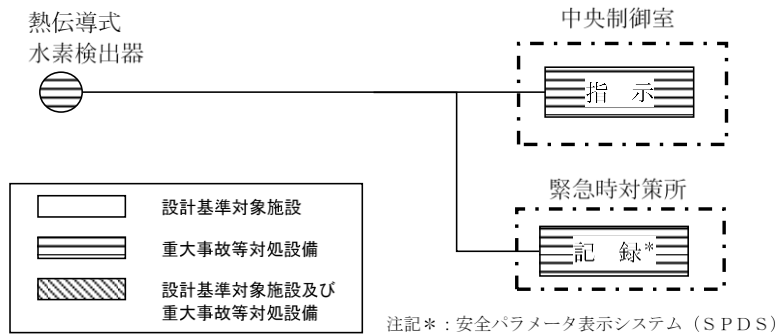


図 2-28 原子炉建物水素濃度（熱伝導式）の概略構成図

(4) 代替電源の確保

原子炉建物原子炉棟内の水素濃度を測定するために必要な計器の電源は、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給電が可能な設計としている（図 2-29 参照）。

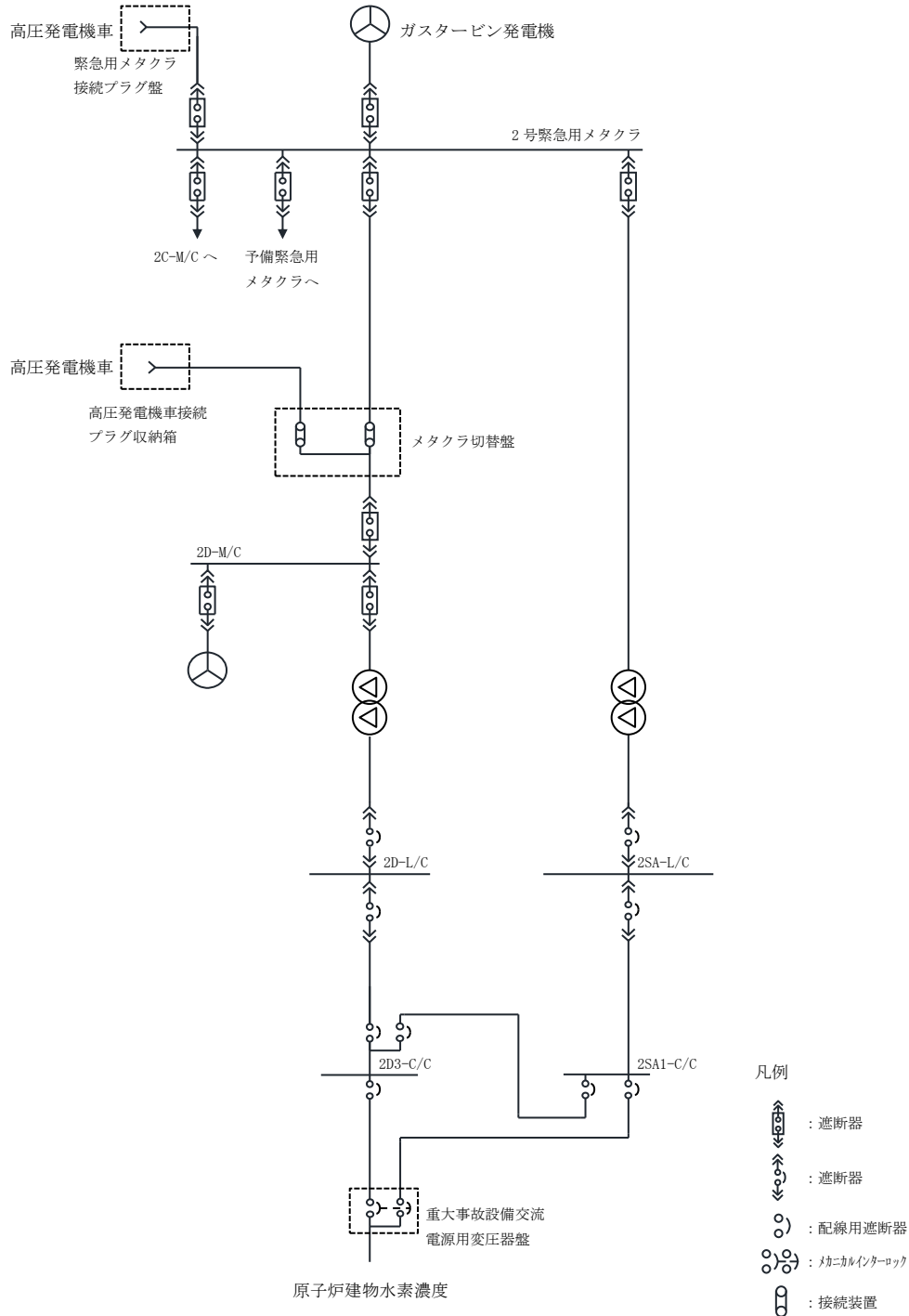


図 2-29 単線結線図

島根原子力発電所 2 号炉

LCO等の設定について

目 次

1. LCO等の設定について
2. 島根原子力発電所保安規定へ規定するLCO等について
3. 設備の位置付けを踏まえたLCO等の設定方針について
4. 保安規定記載内容の説明

1. LCO等の設定について

保安規定審査基準（運転）では、原子炉施設の重要な機能に関して、安全機能を有する系統、機器および重大事故等対処設備等について、運転状態に対応したLCO、サーベイランス、要求される措置およびAOT（以下、「LCO等」という。）を設定し保安規定へ規定することが求められている。

設置許可基準規則解釈等の改正を踏まえ、LCO等を設定する考え方について記載する。

2. 島根原子力発電所保安規定へ規定するLCO等について

設置許可基準規則解釈および技術基準規則解釈の改正に伴い、「添付資料－4 水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備について」に記載のとおり、格納容器フィルタベント系について、設置許可基準規則第53条及び技術基準規則第68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）に適合するために必要な設備としての位置付けを明確化する。そのため、保安規定審査基準（運転）に従い、島根原子力発電所保安規定第65条（重大事故等対処設備）に水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備として、格納容器フィルタベント系のLCO等を規定する。

なお、設置許可基準規則第53条解釈および技術基準規則第68条解釈の改正内容は同様であるため、以降、設置許可基準規則第53条を基に説明する。

【保安規定審査基準（運転）】

7. 発電用原子炉施設の重要な機能に関して、安全機能を有する系統及び機器、重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成する設備を含む。）等について、運転状態に対応した運転上の制限（Limiting Conditions for Operation。以下「LCO」という。）、LCOを逸脱していないことの確認（以下「サーベイランス」という。）の実施方法及び頻度、LCOを逸脱した場合に要求される措置（以下単に「要求される措置」という。）並びに要求される措置の完了時間（Allowed Outage Time。以下「AOT」という。）が定められていること。

なお、LCO等は、許可を受けたところによる安全解析の前提条件又はその他の設計条件を満足するように定められていること。

【設置許可基準規則】

(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)

第五十三条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備を設けなければならない。

(解釈)

1 第53条に規定する「水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。

a) 原子炉格納容器の構造上、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の水素濃度が高くなり、高濃度の水素ガスが原子炉格納容器から漏えいするおそれのある発電用原子炉施設には、原子炉格納容器から原子炉建屋等への水素ガスの漏えいを抑制し、原子炉建屋等内の水素濃度の上昇を緩和するための設備として、次に掲げるところにより、原子炉格納容器から水素ガスを排出することができる設備を設置すること。この場合において、当該設備は、本規程第50条の規定により設置する格納容器圧力逃がし装置と同一設備であってもよい。

i) その排出経路での水素爆発を防止すること。

ii) 排気中の水素濃度を測定することができる設備を設けること。

iii) i) 及び ii) に掲げるもののほか、本規程第50条3b) i) から xi) までの規定に準ずること。

b) 水素濃度制御設備（制御により原子炉建屋等で水素爆発のおそれがないことを示すこと。）又は原子炉建屋等から水素ガスを排出することができる設備（動的機器等に水素爆発を防止する機能を付けること。放射性物質低減機能を付けること。）を設置すること。

c) 想定される事故時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で推定できる監視設備を設置すること。

d) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。

下線部：追加要求事項

【設置許可基準規則】

(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)

第六十八条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備を施設しなければならない。

(解釈)

1 第68条に規定する「水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。

a) 原子炉格納容器の構造上、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の水素濃度が高くなり、高濃度の水素ガスが原子炉格納容器から漏えいするおそれのある発電用原子炉施設には、原子炉格納容器から原子炉建屋等への水素ガスの漏えいを抑制し、原子炉建屋等内の水素濃度の上昇を緩和するための設備として、次に掲げるところにより、原子炉格納容器から水素ガスを排出することができる設備を設置すること。この場合において、当該設備は、本規程第65条の規定により設置する格納容器圧力逃がし装置と同一設備であってもよい。

i) その排出経路での水素爆発を防止すること。

ii) 排気中の水素濃度を測定することができる設備を設けること。

iii) i) 及び ii) に掲げるもののほか、本規程第65条3b) i) から xi) までの規定に準ずること。

b) 水素濃度制御設備（制御により原子炉建屋等で水素爆発のおそれがないことを示すこと。）又は原子炉建屋等から水素ガスを排出することができる設備（動的機器等に水素爆発を防止する機能を付けること。放射性物質低減機能を付けること。）を設置すること。

c) 想定される事故時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で推定できる監視設備を設置すること。

d) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。

下線部：追加要求事項

3. 設備の位置付けを踏まえたLCO等の設定方針について

水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備として、格納容器フィルタベント系のLCO等を規定するうえで、以下の事項を考慮する。

- ・設置許可基準規則第53条の要求に対してLCO等の対象となる系統・機器は、同規則第50条等の規定により設置する格納容器フィルタベント系について、第53条に適合するために必要な設備としての位置付けを明確化することから、同一の系統・機器を対象とする。なお、これらの系統・機器については同規則第53条に適合するために必要な主要設備である以下の設備が含まれている。

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） の主要な重大事故等対処設備	
系統機能	設備
格納容器フィルタベント系による 原子炉格納容器内の水素の排出	第1ベントフィルタスクラバ容器
	第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器
	圧力開放板
	第1ベントフィルタ出口水素濃度

- ・保安規定第65条（重大事故等対処設備）表65-8において、水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備として、静的触媒式水素処理装置及び原子炉建物内の水素濃度監視に関するLCO等が規定されている。一方、今回新たにLCO等を設定する格納容器フィルタベント系については、設置許可基準規則等で示される多様な目的に対して、同一の設備を使用して対処することから、それらの目的に対して一括りにして整理することにより、格納容器フィルタベント系が動作不能となった場合でも、速やかにLCO等の判断ができるよう、保安規定上で明確にしている。これを踏まえ、保安規定第65条（重大事故等対処設備）のうち、格納容器フィルタベント系に規定されている表65-5において、当該設備が水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備であることを明確化する。

対象設備	既許可申請書の適合条文
格納容器フィルタ ベント系	<ul style="list-style-type: none"> ・第48条（最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備） ・第50条（原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備） ・第52条（水素爆発による原子炉格納用の破損を防止するための設備）

- ・保安規定第 65 条（重大事故等対処設備）において、水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備である静的触媒式水素処理装置及び原子炉建物内の水素濃度監視については、適用される原子炉の状態を「運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換^{※1}」としている。一方で、今回新たに LCO 等を設定する格納容器フィルタベント系については、原子炉格納容器から原子炉棟への水素ガスの漏えいを抑制し、原子炉建物内の水素濃度の上昇を緩和するため、原子炉格納容器から水素ガスを排出する設備であることから、原子炉格納容器の破損が発生する可能性のある期間を機能維持期間として適用する必要がある。原子炉格納容器については、冷温停止および燃料交換の期間において、点検等を実施するためにハッチ等が開放された状態となる。そのため、格納容器フィルタベント系に運転上の制限が適用される原子炉の状態としては、「運転，起動および高温停止」とする。

※1：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。

- （1）原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合
- （2）原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合

4. 保安規定記載内容の説明

保安規定の記載内容について説明する。「黒字（赤下線）」により、水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備に関する内容を記載する。

保安規定 第65条 条文	記載の説明	備考																														
表65-5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備 水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備	① 設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第四十八条（1. 5） 設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第五十条（1. 7） 設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第五十二条（1. 9） 設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第五十三条（1. 10）が該当する。																															
65-5-1 格納容器フィルタベント系 ① (1) 運転上の制限	② 運転上の制限の対象となる系統・機器（添付一） <u>なお、設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第五十三条（1. 10）の要求に対して運転上の制限の対象とする系統・機器は、設置許可基準規則第五十条等の規定により設置する格納容器フィルタベント系を用いて、原子炉格納容器から原子炉建物への水素ガスの漏えいを抑制し、原子炉建物内の水素濃度の上昇を緩和することが可能であることから、設置許可基準規則第五十条と同一の系統・機器を対象とする。</u>																															
<table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="730 2502 814 2769">適用される原子炉の状態 ④</th> <th data-bbox="730 1893 814 2502">設備 ⑤</th> <th data-bbox="730 1641 814 1893">所要数 ⑥</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="814 2502 856 2769"></td> <td data-bbox="814 1893 856 2502">第1ベントフィルタスクラバ容器</td> <td data-bbox="814 1641 856 1893">4個</td> </tr> <tr> <td data-bbox="856 2502 898 2769"></td> <td data-bbox="856 1893 898 2502">第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器</td> <td data-bbox="856 1641 898 1893">1個</td> </tr> <tr> <td data-bbox="898 2502 940 2769"></td> <td data-bbox="898 1893 940 2502">圧力開放板</td> <td data-bbox="898 1641 940 1893">1個</td> </tr> <tr> <td data-bbox="940 2502 982 2769">運転</td> <td data-bbox="940 1893 982 2502">第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）</td> <td data-bbox="940 1641 982 1893">※3</td> </tr> <tr> <td data-bbox="982 2502 1024 2769">起動</td> <td data-bbox="982 1893 1024 2502">第1ベントフィルタ出口水素濃度</td> <td data-bbox="982 1641 1024 1893">※3</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1024 2502 1066 2769">高温停止</td> <td data-bbox="1024 1893 1066 2502">可搬式窒素供給装置</td> <td data-bbox="1024 1641 1066 1893">※4</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1066 2502 1108 2769"></td> <td data-bbox="1066 1893 1108 2502">可搬型代替交流電源設備</td> <td data-bbox="1066 1641 1108 1893">※5</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1108 2502 1150 2769"></td> <td data-bbox="1108 1893 1150 2502">常設代替交流電源設備</td> <td data-bbox="1108 1641 1150 1893">※6</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1150 2502 1161 2769"></td> <td data-bbox="1150 1893 1161 2502">代替所内電気設備</td> <td data-bbox="1150 1641 1161 1893">※7</td> </tr> </tbody> </table>	適用される原子炉の状態 ④	設備 ⑤	所要数 ⑥		第1ベントフィルタスクラバ容器	4個		第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器	1個		圧力開放板	1個	運転	第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	※3	起動	第1ベントフィルタ出口水素濃度	※3	高温停止	可搬式窒素供給装置	※4		可搬型代替交流電源設備	※5		常設代替交流電源設備	※6		代替所内電気設備	※7	③ 以下の条文要求が運転段階でも維持できるよう、常設重大事故対処設備である格納容器フィルタベント系が動作可能であることを運転上の制限とする。(保安規定変更に係る基本方針4. 3 (1) 等) <ul style="list-style-type: none"> 設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第四十八条（1. 5） 「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備（手順等）」として、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な設備を設ける（手順等を定める）こと。 設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第五十条（1. 7） 「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（手順等）」として、原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすために必要な設備を設ける（手順等を定める）こと。 設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第五十二条（1. 9） 「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備（手順等）」として、炉心の著しい損傷が発生した場合に、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備を設ける（手順等を定める）こと。 設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第五十三条（1. 10） 「水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備（手順等）」として、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原子炉建物への水素ガスの漏えいを抑制し、原子炉建物内の水素濃度の上昇を緩和するため、原子炉格納容器から水素ガスを排出することができ設備を設ける（手順等を定める）こと。 	
適用される原子炉の状態 ④	設備 ⑤	所要数 ⑥																														
	第1ベントフィルタスクラバ容器	4個																														
	第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器	1個																														
	圧力開放板	1個																														
運転	第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	※3																														
起動	第1ベントフィルタ出口水素濃度	※3																														
高温停止	可搬式窒素供給装置	※4																														
	可搬型代替交流電源設備	※5																														
	常設代替交流電源設備	※6																														
	代替所内電気設備	※7																														
※1：必要な弁（遠隔手動弁操作機構含む。）および配管を含む。 ※2：原子炉の起動時に格納容器内点検を実施する場合は、格納容器内点検後の原子炉の状態が起動になるまでの期間は運転上の制限を適用しない。 ※3：第65条（65-13-1 主要パラメータおよび代替パラメータ）において運転上の制限等を定める。 ※4：第65条（65-5-2 可搬式窒素供給装置）において運転上の制限等を定める。 ※5：第65条（65-12-2 可搬型代替交流電源設備）において運転上の制限等を定める。 ※6：第65条（65-12-1 常設代替交流電源設備）において運転上の制限等を定める。 ※7：第65条（65-12-5 代替所内電気設備）において運転上の制限等を定める。																																

間は運転上の制限を適用しない。

④ 格納容器フィルタベント系は、原子炉格納容器の圧力および温度を低下させるため、原子炉格納容器内における水素爆発を防止するため、また原子炉格納容器から原子炉建物への水素ガスの漏えいを抑制し、原子炉建物内の水素濃度の上昇を緩和するために必要な設備であり、原子炉格納容器の破損が発生する可能性のある期間を機能維持期間として適用する必要がある。原子炉格納容器については、冷温停止および燃料交換の期間において、点検等を実施するためにハッチ等が開放された状態となる。そのため、格納容器フィルタベント系に運転上の制限が適用される原子炉の状態は「運転、起動および高温停止」とする。(保安規定変更に係る基本方針4.3(1)等)

⑤ ②に含まれる設備

⑥ 第1ベントフィルタスクラバ容器は4個、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器は1個、圧力開放板は1個設置されており、これらの数を所要数とする。(添付-2)

⑦ 適用される原子炉の状態における確認事項を記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.2等)

a. 性能確認 (機能・性能が満足していることを確認する。)

項目1, 2, 3が該当。

項目3では、水酸化ナトリウムの濃度が約 wt%以上であること及びpHが13以上であることを確認する(添付-2)。なお、適用される原子炉の状態の期間中にスクラバ水の補給をした場合は、水酸化ナトリウムの濃度及びpHが規定値以上であることを確認する。

定検時停止時の点検に合わせ、性能確認を実施する。なお、項目3については、定検時停止後の原子炉起動前に実施することとする。

b. 動作確認 (運転上の制限を満足していることを定期的に確認する。)

項目4, 5, 6, 7が該当。

項目4, 5については、格納容器フィルタベント系の排出経路に設置された隔離弁は、原子炉運転中は格納容器バウンダリを維持することが要求されるため、定検停止時に閉鎖試験を実施する。

中央制御室からの遠隔操作で必要な弁を開弁できることを確認する。

また、遠隔手動弁操作設備により開弁できることを確認する。

項目6, 7については、設計基準事故対処設備のサーベイランス頻度と同等とし、1箇月に1回、動作確認を実施する。なお、項目7で確認するフィルタ装置スクラバ水位は、設計及び工事計画認可申請書に基づき、設定する。(添付-2)

(2) 確認事項

項目 ⑦	頻度	担当
1. 第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器の性能を確認する。	定事検停止時	課長 (原子炉)
2. 第1ベントフィルタスクラバ容器の性能を確認する。	定事検停止時	課長 (原子炉)
3. 第1ベントフィルタスクラバ容器のスクラビング水の水酸化ナトリウムの濃度が約 <input type="text"/> wt%以上であることおよびpHが13以上であることを確認する。	定事検停止後の原子炉起動前に1回	課長 (原子炉)
4. 必要な電動駆動弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	定事検停止時	当直長
5. 遠隔手動弁操作機構を用いた弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	定事検停止時	課長 (第一発電)
6. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、格納容器フィルタベント系が使用可能であることを確認する。また、系統が窒素置換されていることを系統圧力が保持されていることにより確認する。	1箇月に1回	当直長
7. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、第1ベントフィルタスクラバ容器のスクラビング水位が1700mm以上および1900mm以下であることを確認する。	1箇月に1回	当直長

保安規定 第65条 条文

記載の説明

備考

(3) 要求される措置

条件 ⑧	要求される措置 ⑨	完了時間
A. 格納容器フイルタベント系が動作不能の場合	A1. 当直長は、残留熱除去系3系列を起動し、動作可能であることを確認する※8とともに、その他の設備※9が動作可能であることを確認する。 および A2. 当直長は、可燃性ガス濃度制御系1系列を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備※10が動作可能であることを確認する。 および A3. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。	速やかに
B. 条件 A で要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 当直長は、高温停止にする。 および B2. 当直長は、低温停止にする。	2 4 時間 3 6 時間

※8：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。

※9：非常用ディーゼル発電機2台（高圧炉心スプレイス系ディーゼル発電機を除く。）、原子炉補機冷却水系2系列および原子炉補機海水系2系列をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。

※10：残りの可燃性ガス濃度制御系1系列をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。

⑧ 運転上の制限を満足していない場合の条件を記載する。
格納容器フイルタベント系は1N要求設備であるため、動作可能な系列数が1N未満となった場合を条件として設定する。

⑨ 要求される措置について記載する。(保安規定変更に係る基本方針4. 3 (2), (3))
A1. 重大事故等対処設備が動作不能となった場合は、対応する設計基準事故対処設備が動作可能であることを“速やかに”確認する。対象となる設備は「設置変更許可申請書(添付書類十)」技術的能力で整理した“機能喪失を想定する設計基準事故対処設備”であり、炉心損傷防止および格納容器破損防止の観点から最も有効と思われる低圧注水系（非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイス系ディーゼル発電機を除く。）含む。）、格納容器冷却系（非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイス系ディーゼル発電機を除く。）、原子炉補機冷却水系及び原子炉補機海水系含む。）、残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）（非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイス系ディーゼル発電機を除く。）、原子炉補機冷却水系及び原子炉補機海水系含む。）が該当する。なお、原子炉水位の回復には低圧注水系が3系列以上必要となることから、起動する残留熱除去系については3系列とする。

A2. 当該設備に期待する機能である「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する」の観点で最も実効的な設計基準事故対処設備を確認対象として選定することとし、具体的には可燃性ガス濃度制御系が動作可能であることを“速やかに”確認する。

A3. 当該システムを動作可能な状態に復旧する。完了時間は、完了時間は、完了時間は設計基準事故対処設備が動作可能である場合のAOT上限の「3日間」とする。

B1., B2. 既保安規定と同様の設定とする。

島根原子力発電所2号炉

局所エリアにおける水素濃度上昇時の
自主的な対応について

目 次

1. 局所エリアにおける水素濃度上昇時の自主的な対応について
2. 局所エリアから水素を排出する方策
3. 自主的な手順の整備方針

1. 局所エリアにおける水素濃度上昇時の自主的な対応について

「添付資料－3 原子炉建物水素濃度に基づく格納容器ベントの妥当性について」において、原子炉棟内の水素挙動を評価し、原子炉建物水素濃度上昇時の格納容器ベント実施の判断基準（原子炉建物水素濃度2.5vol%）の妥当性を確認している。この妥当性確認において、局所エリアの水素濃度についても、以下のとおり、可燃限界に対して裕度があることを確認している。（詳細は添付資料－3 参照）

すべての局所エリアのうち最も水素濃度が厳しくなる局所エリアについて評価結果を示しており、局所エリアの水素濃度を確認するために実施した解析ケースを図1および図2に、局所エリアにおける可燃限界に対する裕度評価を図3および図4にそれぞれ示す。

残留熱代替除去系ケースについては、原子炉格納容器からの漏えいが継続し、水素濃度が上昇していく傾向が確認できるが、可燃限界4 vol%に至らないことを確認している。格納容器ベントケースについては、格納容器フィルタベント系により原子炉格納容器内水素が排出されるため、ベント実施後水素濃度は一定に推移する傾向が確認でき、可燃限界4 vol%に至らないことを確認している。また、いずれのケースにおいても不確かさを考慮して原子炉格納容器内に2倍程度の水素が発生したと仮定しても、可燃限界4 vol%に至らないことを確認している。

一方で、重大事故を超える領域においては、一つの前提条件に捉われることなく、水素の漏えいが著しく増加した場合の事業者の自主的な取り組みとして、再稼働までに局所エリアの水素濃度上昇を抑制するための手順等を整備していく。

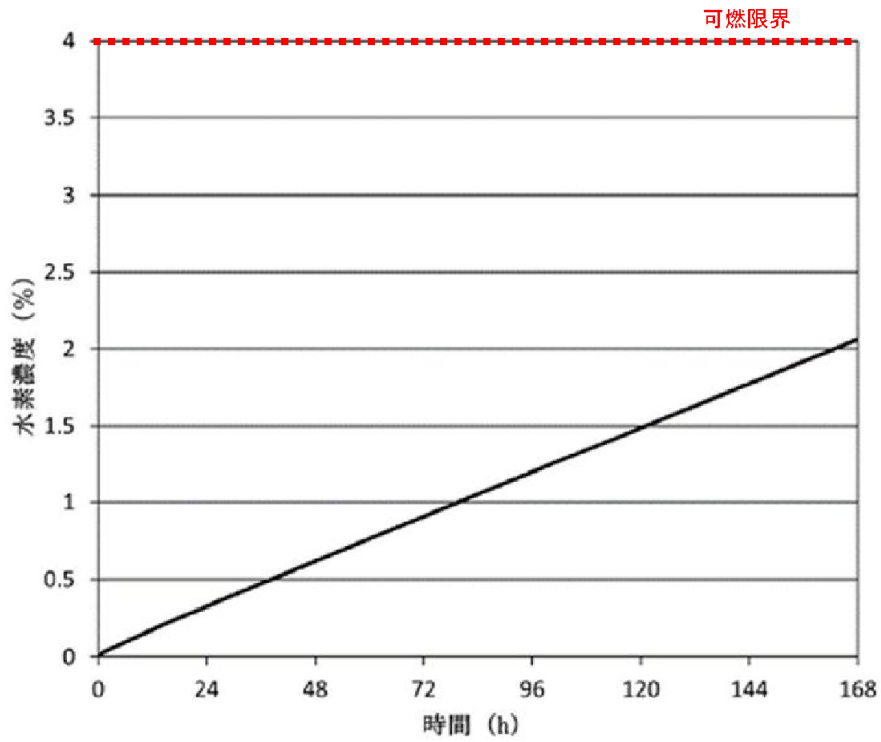


図1 CRD補修室の水素濃度推移
(局所エリア残留熱代替除去系ケース)

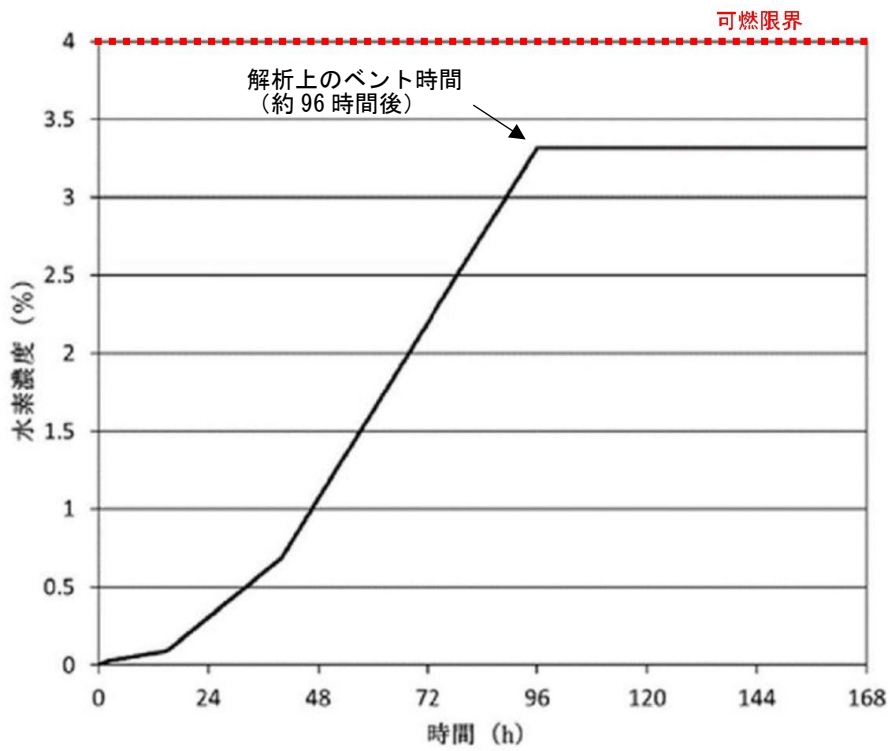


図2 CRD補修室の水素濃度推移
(局所エリア格納容器フィルタベント系ケース)

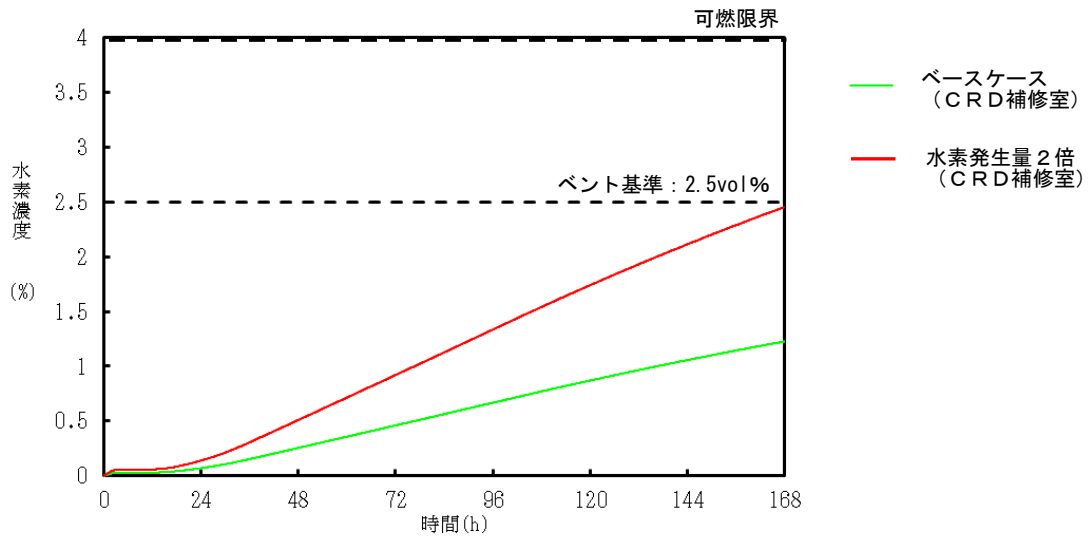


図3 CRD補修室の水素濃度推移
(水素発生量を増加させた場合の局所エリア残留熱代替除去系ケース)

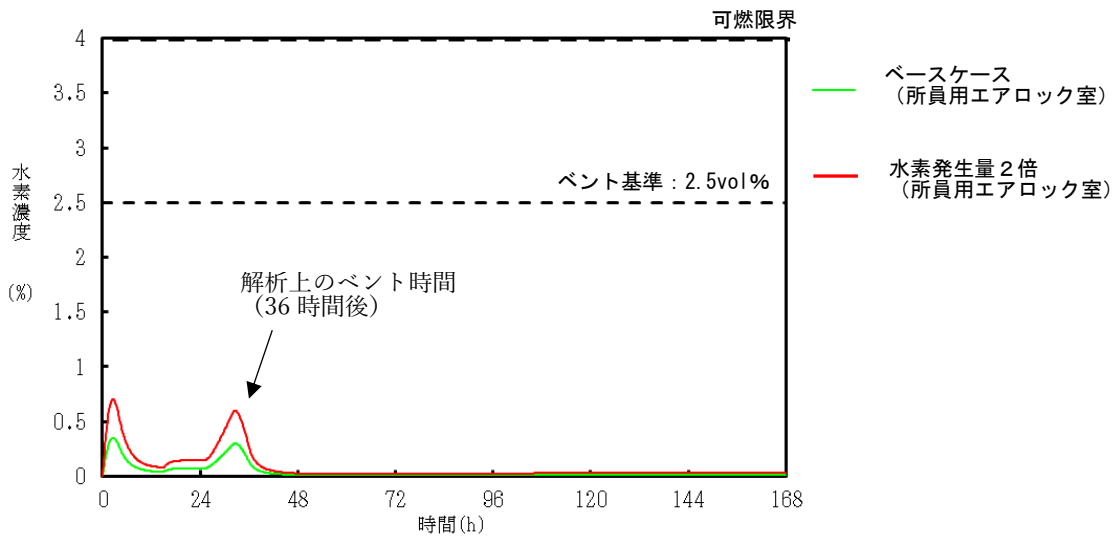


図4 所員用エアロック室の水素濃度推移
(水素発生量を増加させた場合の局所エリア格納容器フィルタベント系ケース)

2. 局所エリアから水素を排出する方策

局所エリアから水素を排出するための具体策を以下に示す。

(1) 扉の開放

○対応方針

局所エリアの扉開放を行い局所エリア外から空気を取り込むことで、局所エリア内に空気の流れを生成し、ダクト開口部や開放した扉の開口部より、局所エリアからの水素の排出が促進されるものと考えられる。また、局所エリア内の遮蔽扉については、躯体の間に隙間があり、水素が滞留することは考えにくいものの、より水素の排出を促進するため、局所エリア内の遮蔽扉も開放する。

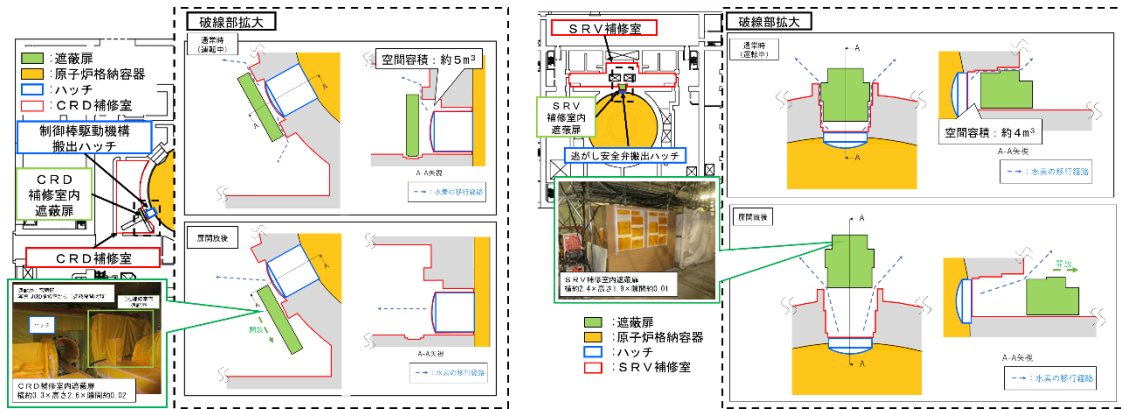
開放する局所エリアの扉および局所エリア内の遮蔽壁の位置を図5に、扉の開放時間等を表1に示す。すべての局所エリアの扉および局所エリア内の遮蔽扉は手動で容易に開放可能であり、原子炉建物内の水素濃度や放射線量が著しく上昇する前に、現場にて開放する。

表1に示すスライド式の遮蔽扉については、全開状態でなくとも、部分的な開口を確保することで、ドライウエルから漏えいした高温の気体（水素）と通路等の低温の空気の換気効果に期待できる。そのため、運転操作上の目安として、左右スライド式の所員用エアロック室遮蔽扉およびCRD補修室内遮蔽扉は「50%開」、前後スライド式のSRV補修室内遮蔽扉は「遮蔽扉が格納容器外壁から完全に出るまで」を開放する運用とすることを検討する。CRD補修室内遮蔽扉（所員用エアロック室遮蔽扉も同様の構造）およびSRV補修室内遮蔽扉の開放イメージを図6に示す。

なお、開放する局所エリアの扉および局所エリア内の遮蔽扉については、原子炉建物内の遮蔽設計により通常運転時の扉厚さ等の仕様が決まっているため、通常運転時においては、放射線防護上の観点から常時開放することは困難である。



図5 局所エリアと開放する扉の位置図



CRD補修室

SRV補修室内

図6 CRD補修室内遮蔽扉およびSRV補修室内遮蔽扉 開放イメージ

表1 扉の開放時間等

開放する扉	扉の種類	開放方式	開放時間
CRD補修室扉 (2枚)	片開き	手動※1 (レバーハンドル(外扉)、 円筒状ハンドル(内扉))	約30秒/枚※2
CRD補修室内 遮蔽扉	スライド (左右)	手動※1 (回転ハンドル)	約10分※3
所員用 エアロック室遮蔽扉	スライド (左右)	手動※1 (回転ハンドル)	約10分※3
SRV補修室扉	片開き	手動※1 (円筒状ハンドル)	約30秒※2
SRV補修室内 遮蔽扉	スライド (前後)	手動※1 (回転ハンドル)	約20分※4

※1：電源不要

※2：全開にするための時間

※3：50%開にするための開放時間（運転操作上の目安として設定。詳細は継続検討）

※4：遮蔽扉が格納容器外壁から完全に出るまでの開放時間

（運転操作上の目安として設定。詳細は継続検討）

また、局所エリアではないが、図7に示す機器搬入口遮蔽扉についても、水素の排出を促進するため、自主的に現場にて開放する運用とする。機器搬入口遮蔽扉は前後スライド式のため、運転操作上の目安として、「遮蔽扉が格納容器外壁から完全に出るまで」を開放する運用とする。扉の開放時間等を表2に、扉の開放イメージを図8に示す。

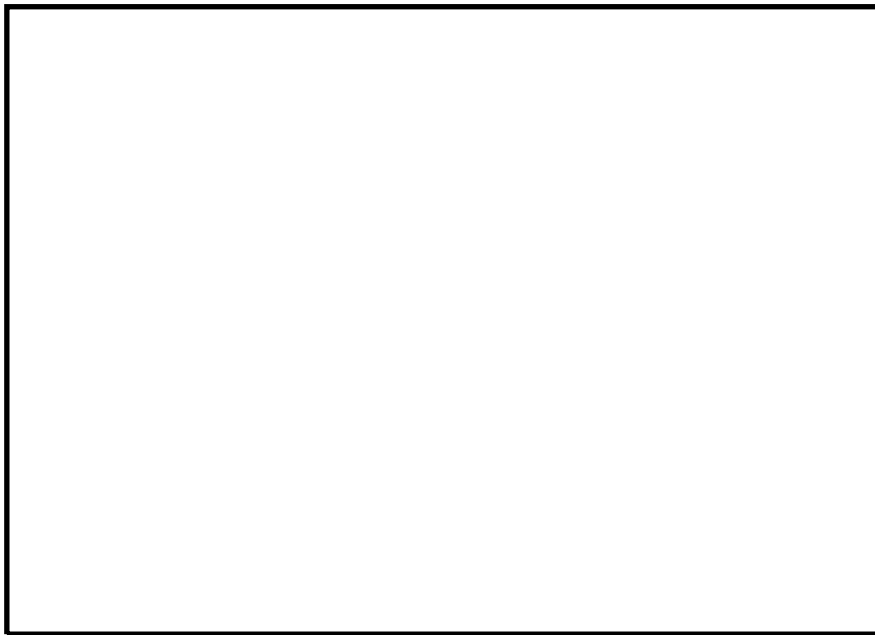


図7 機器搬入口遮蔽扉の位置図

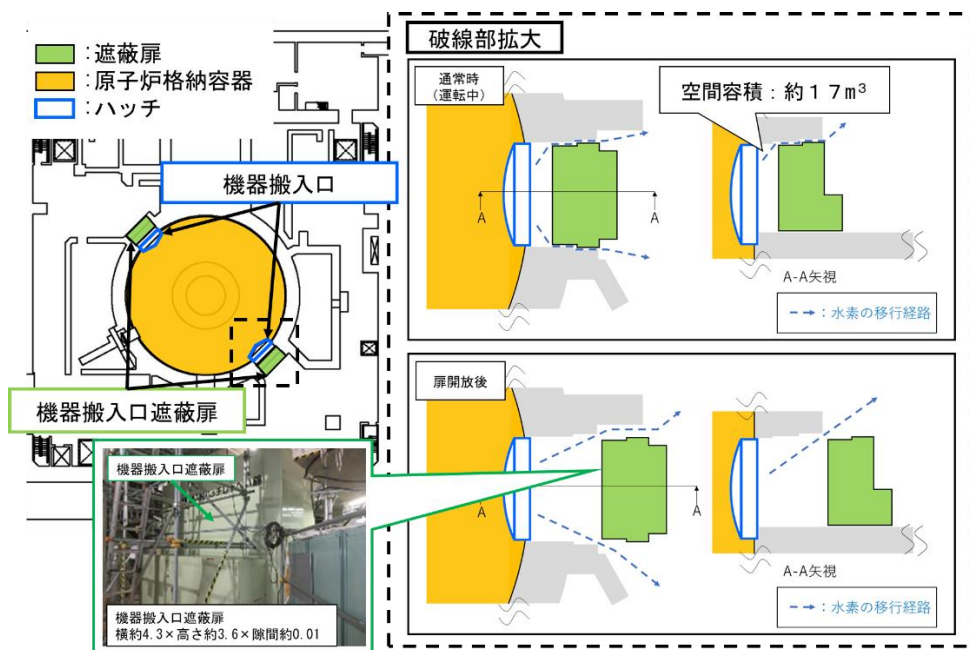



図8 機器搬入口遮蔽扉 開放イメージ

表2 機器搬入口遮蔽扉の開放時間等

開放する扉		扉の種類	開放方式	開放時間
機器搬入口遮蔽扉 (2枚)		スライド (前後)	手動 ^{※1} (回転ハンドル)	約20分/枚 ^{※2}

※1：電源不要

※2：遮蔽扉が格納容器外壁から完全に出るまでの開放時間

(運転操作上の目安として設定。詳細は継続検討)

○扉開放の判断基準

扉開放は原則、運転員が行うが、炉心損傷後においては、原子炉建物内の放射線量や局所エリアの水素濃度が上昇し、原子炉建物内の環境が悪化することが想定されることから、運転員による扉開放の操作が炉心損傷前に余裕をもって行えるよう、原子炉スクラム後、運転員が使用する炉心損傷前の対応手順である事故時操作要領書（徴候ベース）に判断基準を整備することを検討する。

判断基準を設定するにあたり、局所エリアの水素濃度が上昇する状況としては、原子炉格納容器の温度および圧力が上昇することにより、原子炉格納容器に負荷がかかる状態となっていることが想定される。そのため、原子炉格納容器の温度および圧力が低い段階で扉開放の判断が行えること、運転員においてはパラメータを基準に手順に着手することを考慮し、「原子炉格納容器温度が90℃を超え、かつ原子炉格納容器圧力が13.7kPaに到達した場合」を扉開放の判断基準に設定し、事故時操作要領書（徴候ベース）における「D/W温度制御（DW/T）」の中で整備する。

なお、事故時操作要領書（徴候ベース）において、本操作を実施できることから、手順や作業に悪影響を与えることは無いと考えられる。しかしながら、プラントの状況に応じ、様々な作業の実施が想定されることから、運転員による作業ができない場合は緊急時対策本部へ作業の実施を依頼することを同手順書に定める。

上記手順の整備にあたり、有効性評価等のシナリオにおいて扉開放の判断基準よりも前に炉心損傷をするケースがあるか確認したうえ、炉心の状態も踏まえて現場へのアクセス性が向上する判断基準があるかについても検討し、必要に応じて判断基準の変更、追加等の対応を実施する。

(2) 常用換気空調系（HVAC）

NRA-CNO意見交換会合やその後の東京電力福島第一原子力発電所事故に関する知見の規制への取り入れに関する作業チーム事業者意見聴取会合の場にて、原子炉建物内の水素排出手段としてのHVAC活用について議論してきており、既存設備を原設計のまま活用することを前提とし、事業者の自主的な取り組みとして再稼働までに手順を整備することとしている。

そのため、水素濃度が着火リスクとならない領域で、HVACの系統健全性が確認でき、使用可能な場合に局所エリアから水素を排出するため、HVACを使用する。

HVACは事故時に隔離されSGTに切り替わるインターロックを有していることおよびHVACの電源は常用母線に接続されていることから、事業者の自主的な取り組みとして隔離インターロック解除の手順および非常用電源を常用母線へ給電するための手順を再稼働までに整備していく。

原子炉建物原子炉棟換気空調系の設置場所等を表3に示す。

表3 原子炉棟換気空調系の設置場所等

機器名	台数	設置場所	電源	耐震性
原子炉棟 送風機	2 (予備1)	原子炉建物2階 (非管理区域)	常用電源 (A, B-M/C, L/C)	常用設備であること から, 系統として耐 震性を有していない
原子炉棟 排風機	2 (予備1)	原子炉建物2階 (管理区域)		

3. 自主的な手順の整備方針

自主的に整備する手順については、島根原子力発電所原子炉施設保安規定に定める方針に従い、対応手段、判断基準、要員、資機材、配慮すべき事項および操作手順等の必要な事項を定め、品質マネジメント文書として整備している。

今回、新たに整備する方針としている扉の開放および常用換気空調系起動手順は、自主的な手順であることから、保安規定に定める方針に従い同様に品質マネジメント文書として整備し、管理していく。

【島根原子力発電所原子炉施設保安規定（抜粋）】

添付3 重大事故等および大規模損壊対応に係る実施基準（第17条の7および第17条の8 関連）

本「実施基準」は、重大事故に至るおそれがある事故もしくは重大事故が発生した場合または大規模な自然災害もしくは故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる原子炉施設の大規模な損壊が発生するおそれがある場合もしくは発生した場合に対処する体制を維持管理していくための実施内容について定める。

また、重大事故等の発生および拡大の防止に必要な措置の運用手順等については、表1から表19に定める。なお、自主対策設備を使用した運用手順および運用手順の詳細な内容等については、手順書に定める。

赤字：設備、運用等の相違（実質的な相違あり）
 緑字：記載表現、記載箇所、名称等の相違（実質的な相違なし、従前からの条文構成の相違等）
 下線：高根変更前（旧条文）からの変更箇所
 ○○：補正申請（2023.1.31）からの変更箇所

水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備に関する先行BWRプラントとの比較表

女川原子力発電所（2023.9.29 施行）	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(重大事故等対処設備) (2号炉) 第66条 (中略)</p> <p>(5) 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備 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</p> <p>表66-5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備 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</p>	<p>(重大事故等対処設備) (2号炉) 第65条 (中略)</p> <p>(5) 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備 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</p> <p>表65-5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備 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</p>	
<p>(重大事故等対処設備) (7号炉) 第66条 (中略)</p> <p>(5) 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備 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</p> <p>表66-5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備 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</p>	<p>(重大事故等対処設備) (2号炉) 第65条 (中略)</p> <p>(5) 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備 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</p> <p>表65-5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備 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</p>	
<p>添付1-3 重大事故等および大規模損壊対応に係る実施基準 (第17条の7および第17条の8関連) 1. 重大事故等対策 (中略)</p> <p>1. 3 手順書の整備 (中略)</p> <p>c. 発電管理課長および防災課長は、炉心の著しい損傷、格納容器の破損および水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防ぐために、最優先すべき操作等を迷うことなく判断し実施するため、以下の判断基準を運転操作手順書または発電所対策本部手順書に定める。</p>	<p>添付3 重大事故等および大規模損壊対応に係る実施基準 (第17条の7および第17条の8関連) 1. 重大事故等対策 (中略)</p> <p>1. 3 手順書の整備 (中略)</p> <p>ウ. 課長（第一発電）および課長（燃料技術）は、炉心の著しい損傷、格納容器の破損および水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防ぐために、最優先すべき操作等を迷うことなく判断し実施するため、以下の判断基準を運転操作手順書および緊急時対策本部手順書に定める。</p>	
<p>添付1-3 重大事故等および大規模損壊対応に係る実施基準 (第17条の7および第17条の8関連) 1. 重大事故等対策 (中略)</p> <p>1. 3 手順書の整備 (中略)</p> <p>c. 発電管理課長および防災課長は、炉心の著しい損傷、格納容器の破損および水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防ぐために、最優先すべき操作等を迷うことなく判断し実施するため、以下の判断基準を運転操作手順書または発電所対策本部手順書に定める。</p>	<p>添付3 重大事故等および大規模損壊対応に係る実施基準 (第17条の7および第17条の8関連) 1. 重大事故等対策 (中略)</p> <p>1. 3 手順書の整備 (中略)</p> <p>ウ. 課長（第一発電）および課長（燃料技術）は、炉心の著しい損傷、格納容器の破損および水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防ぐために、最優先すべき操作等を迷うことなく判断し実施するため、以下の判断基準を運転操作手順書および緊急時対策本部手順書に定める。</p>	

赤字：設備、運用等の相違（実質的な相違あり）
 緑字：記載表現、記載箇所、名称等の相違（実質的な相違なし、従前からの条文化構成の相違等）
 下線：島根原発前（旧条文）からの変更箇所
 ○○：補正申請（2023.1.31）からの変更箇所

水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備に関する先行BWRプラントとの比較表

女川原子力発電所（2023.9.29 施行）	柏崎刈羽原子力発電所 7号炉（2023.9.29 施行）	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>表10</p> <p>操作手順</p> <p>10. 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等</p> <p>方針目的</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、水素が格納容器内に放出され、格納容器から原子炉建屋原子炉棟に漏えいした場合においても水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するため、静的触媒式水素再結合装置による水素濃度抑制、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度監視および原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度上昇の緩和を行うことを目的とする。</p> <p>対応手段等</p> <p>(中略)</p>	<p>表10</p> <p>操作手順</p> <p>10. 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等</p> <p>方針目的</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、水素ガスが格納容器内に放出され、格納容器から原子炉建屋に漏えいした場合においても水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するため、静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制、原子炉建屋等の水素濃度監視及び格納容器圧力逃がし装置による原子炉建屋内の水素濃度上昇の緩和を行うことを目的とする。</p> <p>対応手段等</p> <p>(中略)</p>	<p>表10</p> <p>操作手順</p> <p>10. 水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための手順等</p> <p>方針目的</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、水素ガスが格納容器内に放出され、格納容器から原子炉棟に漏えいした場合においても水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するため、静的触媒式水素処理装置による水素濃度抑制、原子炉棟内の水素濃度監視および格納容器フィルタベント系による原子炉棟内の水素濃度上昇の緩和を行うことを目的とする。</p> <p>対応手段等</p> <p>(中略)</p>	<p>【島根固有】</p> <ul style="list-style-type: none"> 島根2号炉では、原子炉棟4階だけでなく、下層階の局所エリアの水素濃度が上昇した場合でも格納容器ベントを実施する運用としている。
<p>表20 重大事故等対策における操作の成立性（4/10）</p> <p>10. 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度上昇の緩和</p> <p>操作手順7と同様</p>	<p>表20 重大事故等対策における操作の成立性（6/22）</p> <p>10. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉建屋内の水素濃度上昇の緩和</p> <p>操作手順7と同様</p>	<p>表20 重大事故等対策における操作の成立性（4/11）</p> <p>10. 格納容器フィルタベント系による原子炉棟内の水素濃度上昇の緩和</p> <p>操作手順7と同様</p>	