

島根原子力発電所保安規定審査資料	
資料番号	TS-94 (改01)
提出年月日	2023年11月30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

2023年11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正方針
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。）の内容が、「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「S A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 あった場合 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	—
	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	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	—
	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18条	水質管理	—
	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。	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	—
		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	原子炉熱的制限値	—
		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 <sup>131</sup> I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	—		

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
		1	
		第39条の2 1	－
		第40条	－
		第41条	－
		第42条	－
		第43条	－
		第44条	－
		第45条	－
		第46条	－
		第47条	－
		第48条	－
		第49条	－
		第50条	－
		第51条	－
		第52条	－
		第53条	－
		第54条	－
		第55条	－
		第56条	－
		第57条	－
		第57条の2	－
		第57条の3	－
		第58条	－
		第59条	－
		第60条	－
		第61条	－
		第62条	－
		第63条	－
		第64条	－
		第65条	有
		第66条	－
		第67条	－
		第68条	－
		第69条	－
		第70条	－
		－	－
	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	第71条	－

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 LCO 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 7 2 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 7 4 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 7 5 条	異常発生時の基本的な対応	—
		第 7 6 条	異常時の措置	—
		第 7 7 条	異常収束後の措置	—
		第 1 7 条の 9	電源機能等喪失時の体制の整備	—
	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、確率論的リスク評価（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	添付 1	原子炉がスクラムした場合の運転操作基準（第 7 6 条関連）	—
		第 7 3 条	予防保全を目的とした保全作業を実施する場合	—
		第 1 1 条	構成および定義	—
		第 1 8 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 9 8 条	放射線業務従事者の線量管理等	—
	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 1 0 1 条	放射線計測器類の管理	—
		第 9 0 条	放射線管理に係る基本方針	—
	3. 実用炉規則第 7 8 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 9 8 条	放射線業務従事者の線量管理等	—
	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 9 9 条	床、壁等の除染	—
	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 1 0 0 条の 2	外部放射線に係る線量当量率等の測定	—
	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 1 3 号又は第 1 4 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 1 0 2 条	管理区域外等への搬出および運搬	—
		第 1 0 3 条	発電所外への運搬	—
	7. 原子炉等規制法第 6 1 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 1 4 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 2 日原院第 1 号（平成 20 年 5 月 27 日原子力安全・保安院制定（NISA-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 1 4 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 8 6 条の 2	放射性廃棄物でない廃棄物の管理	—
第 8 6 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 9 1 条	管理区域の設定および解除	—	

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92条	管理区域内における区域区分	—
		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】	<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て、次に掲げる措置を講ずることが定められていること。</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。</p> <p>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。</p> <p>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。）</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</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関すること。</p> <p>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。</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>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。）</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>(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。</p> <p>イ 重大事故等発生時</p> <p>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</p>	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>提条件となる操作の成立性に係る事項が定められ、定められた内容が重大事故等に対し的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し的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

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><b>第 92 条(保安規定)</b></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><b>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)</b></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><b>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</b></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て、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>記載の考え方</p>	<p>該当規定文書</p>	<p>記載内容の概要</p>
		<p>(重大事故等発生時の体制の整備)</p> <p>第17条の7 [2号炉]</p> <p>[変更なし]</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>添付3 重大事故等および大規模損壊対応に係る実</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築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><b>SA 技術的能力審査基準</b></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><b>重大事故等および大規模損壊対応に係る実施基準</b></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た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 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 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><b>【要求事項】</b> 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><b>【解釈】</b> 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>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</p> <p>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<sup>*1</sup>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<sup>*2</sup>、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><b>【要求事項】</b></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><b>【解釈】</b></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. 原子炉建物内の水素濃度監視 (中略)</p> <p>2. 性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 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、格納容器からの原子炉棟内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。 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。 (配慮すべき事項) ○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。 (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="514 1279 894 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 rowspan="2">9</td> <td rowspan="2">格納容器フィルタベント系による格納容器内の水素ガスおよび酸素ガスの排出</td> <td>運転員 (中央制御室、現場)</td> <td>3</td> <td rowspan="2">55分以内</td> </tr> <tr> <td>緊急時対策要員</td> <td>2</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テロリズ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>格納容器フィルタベント系による原子炉槽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	格納容器フィルタベント系による格納容器内の水素ガスおよび酸素ガスの排出	運転員 (中央制御室、現場)	3	55分以内	緊急時対策要員	2	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テロリズ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	格納容器フィルタベント系による原子炉槽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「格納容器フィルタベ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	格納容器フィルタベント系による格納容器内の水素ガスおよび酸素ガスの排出	運転員 (中央制御室、現場)	3	55分以内																																						
		緊急時対策要員	2																																							
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テロリズ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	格納容器フィルタベント系による原子炉槽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。

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迷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迷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爆発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>(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% に到達した場合は、原子炉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</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 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 2.5 vol% 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>・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 (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内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おおりに、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ブローアウトパネル</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ブロー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ラメ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. 格納容器フィラメ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、格納容器からの原子炉棟内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、格納容器フィラメント系による格納容器ベントを実施する。</u></p> <p><u>格納容器フィラメ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、核容の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に伴う記載を追加する。</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、格納容器フィラメ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 5.1 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S A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。

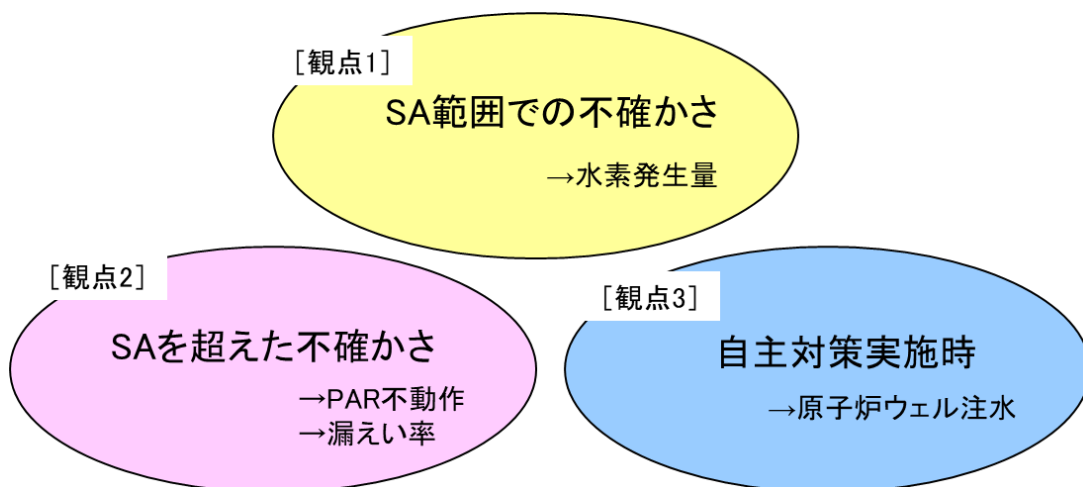
### ●2.5vol%での判断が妥当であること

- ・炉心損傷が生じた場合、改良E PDM 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) ベースケースの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、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）」をベースケースとして評価し、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。また、「1.2(6) ベースケース解析(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、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。一方で、局所エリアについては、原子炉棟4階と比較して空間容積が小さいことから、下層階での漏えいが想定を大きく超える等、不測の事態が発生した場合には、局所エリアの水素濃度はその影響を大きく受けることとなる。そのため、原子炉棟4階の水素濃度に加えて局所エリアの水素濃度を格納容器ベント判断基準としている。

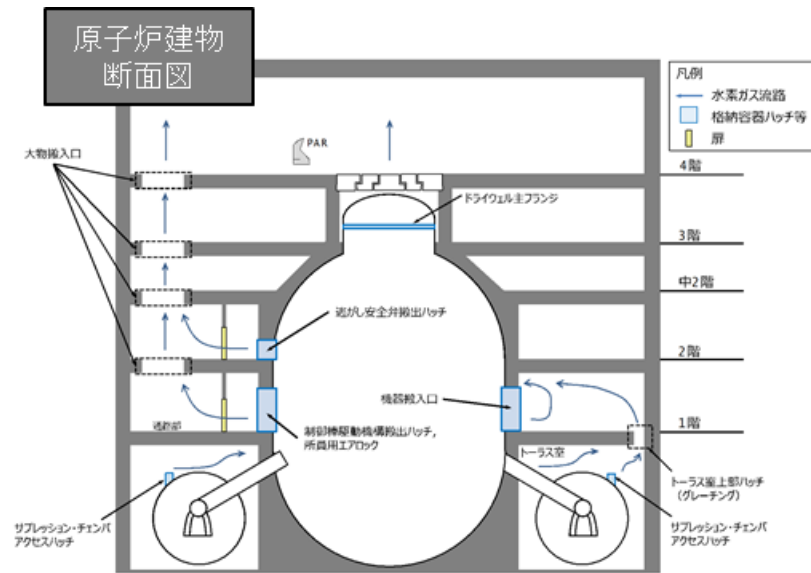
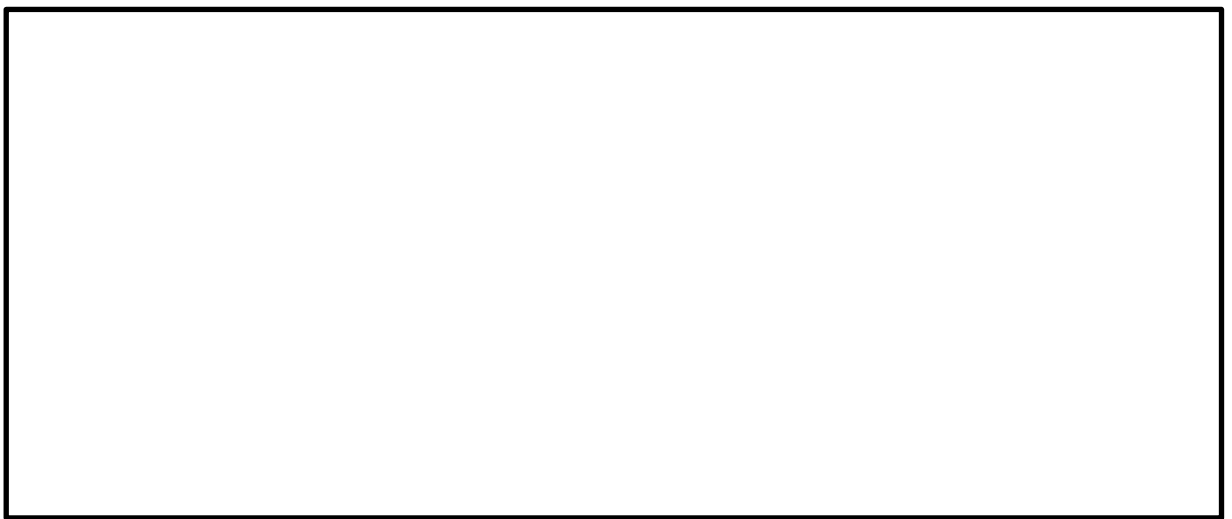


図 1.2.2 局所エリアから原子炉棟4階までの水素流路イメージ



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 (5) 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。

(3) 原子炉建物水素濃度 2.5vol%での判断が妥当であること

水素の滞留によって、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。(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)

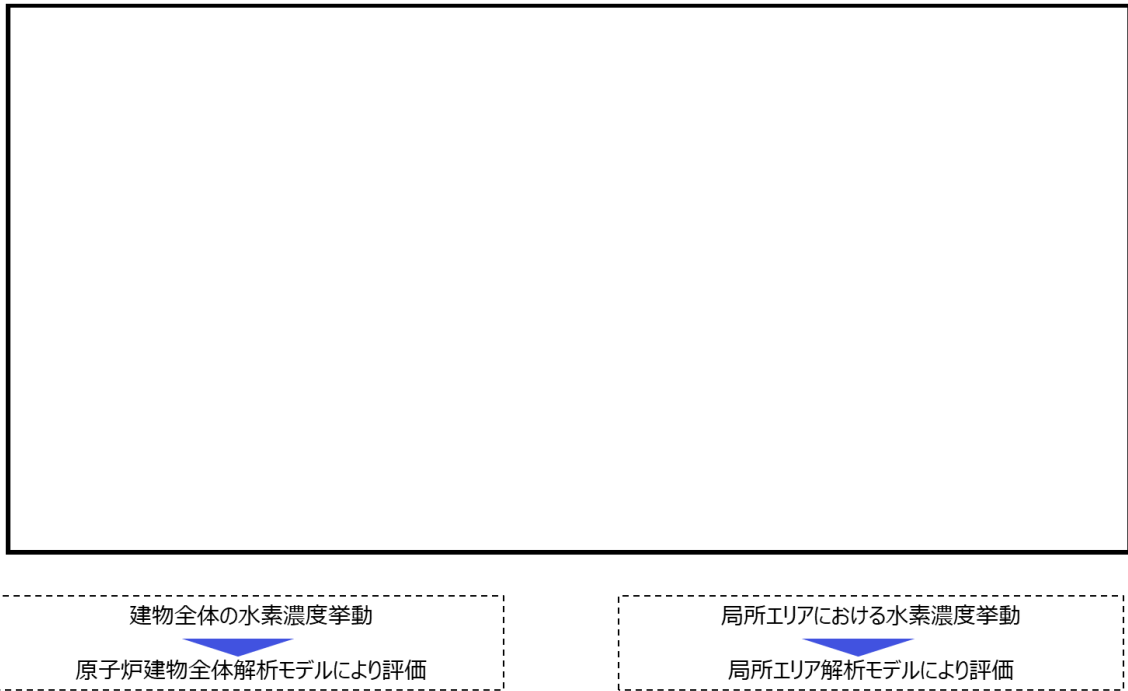


図 1.2.3 原子炉建物解析モデル

(4) 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体制が優れた改良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。

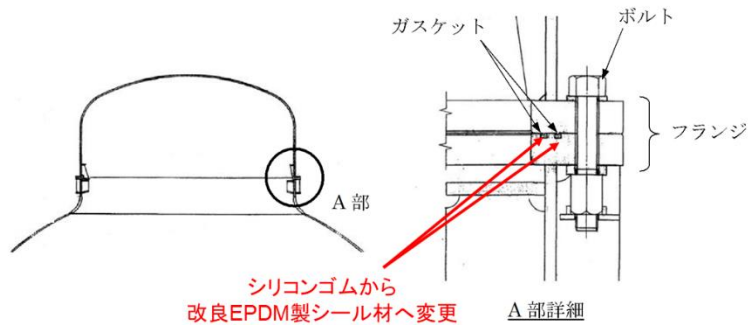


図 1.2.4 原子炉格納容器フランジ部構造（ドライウェル主フランジ）

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、優位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。

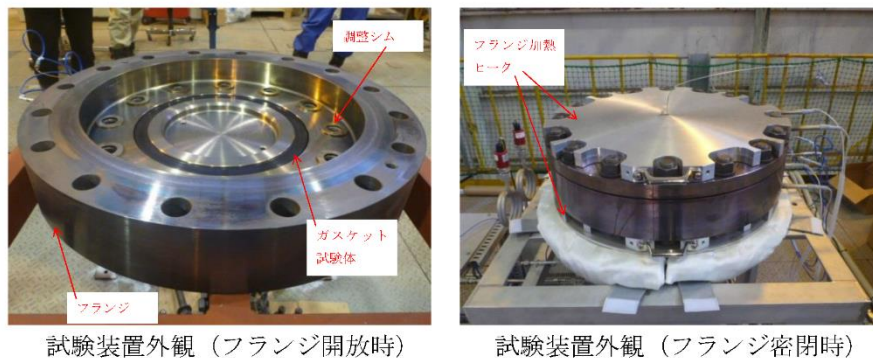


図 1.2.5 試験装置の外観

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：0.854MPa），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，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]	漏えい割合	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			SRV 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			CRD 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。

(5) 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。

(6) ベースケース解析（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。

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、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、15 時間後までは 0.87vol%/day、15 時間後から 24 時間後までは 0.78vol%/day、24 時間後以降は 0.76vol%/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%				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			

\*：原子炉格納容器漏えい率は以下の式（AEC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



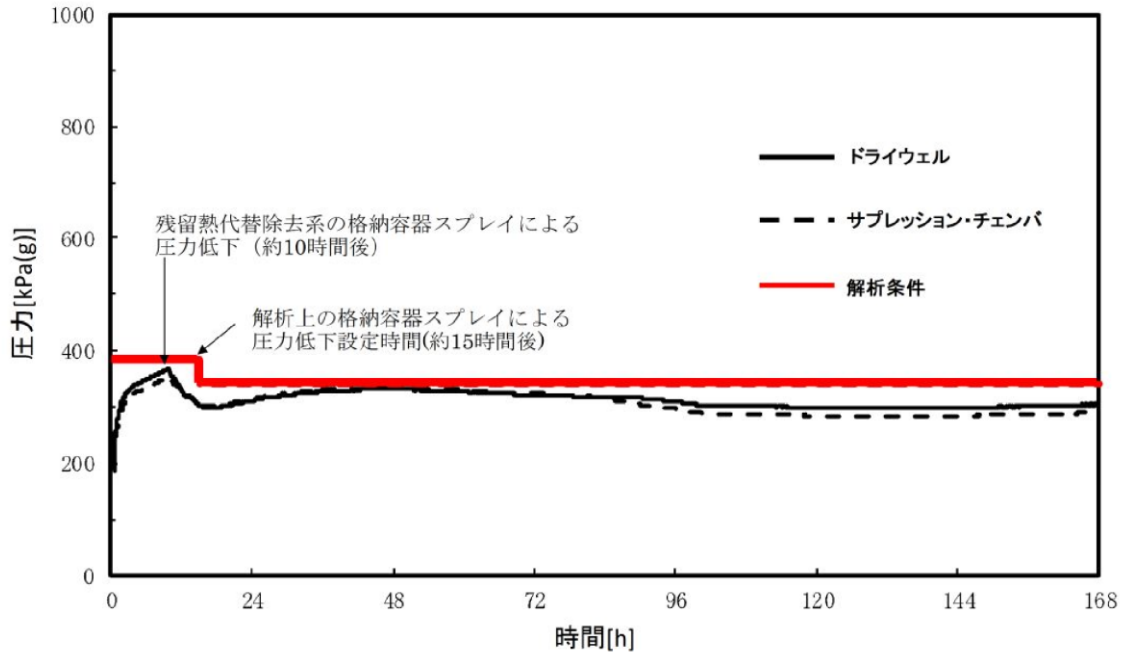


図 1.2.6 格納容器圧力の評価条件 (残留熱代替除去系)

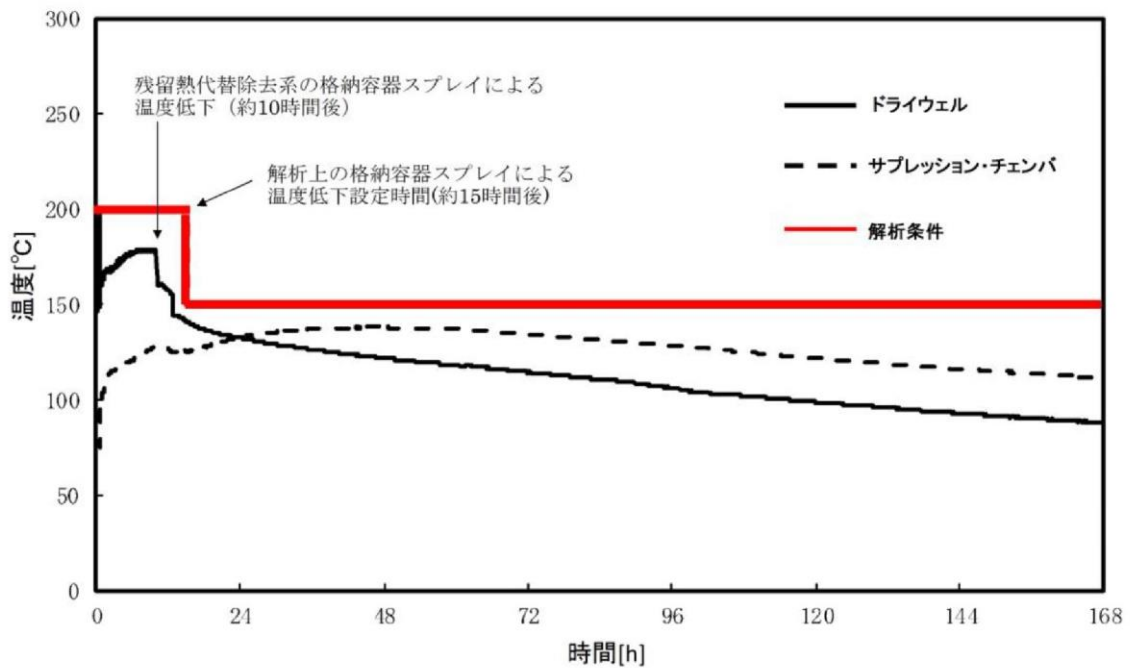


図 1.2.7 格納容器温度の評価条件 (残留熱代替除去系)

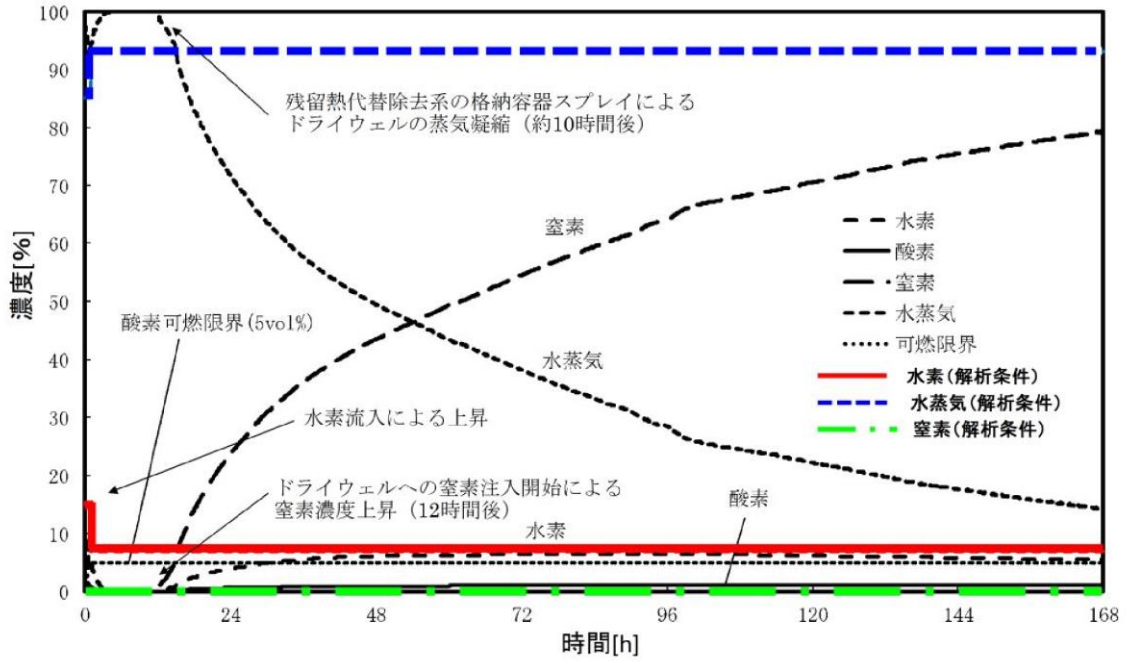


図 1.2.8 ドライウェルガス組成の解析条件 (残留熱代替除去系)

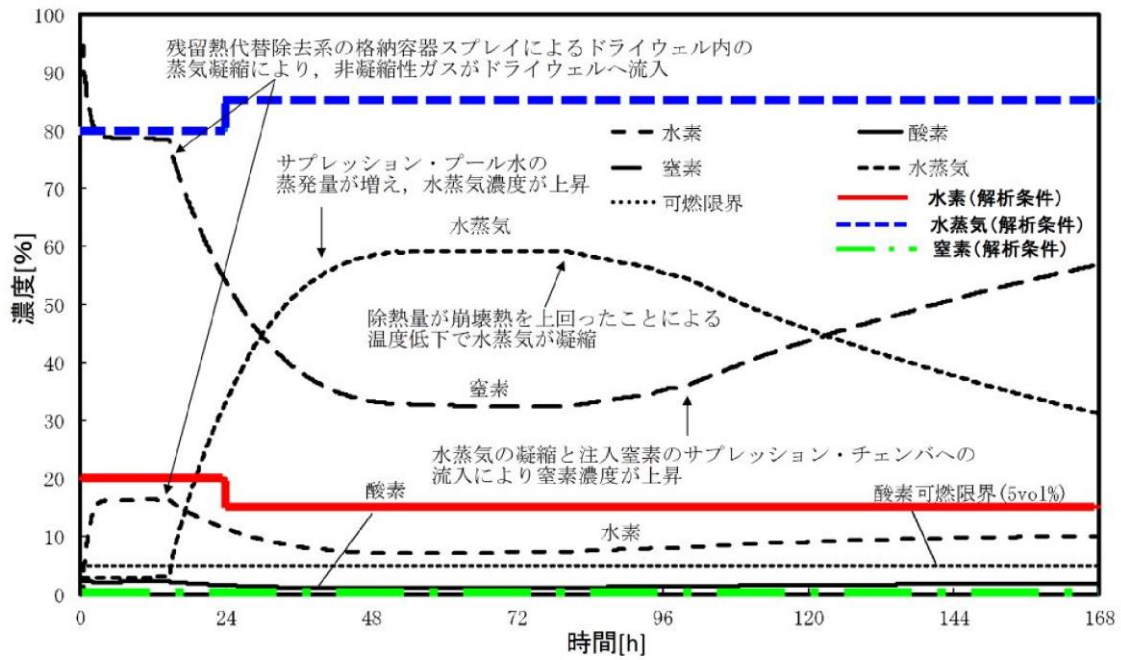


図 1.2.9 サプレッションチェンバガス組成の解析条件 (残留熱代替除去系)

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 <sup>3</sup> 3 階 : 9000m <sup>3</sup> 2 階 : 10900m <sup>3</sup> 1 階 : 13700m <sup>3</sup> 地下階 : 18400m <sup>3</sup> 4 階-3 階 : 39m <sup>2</sup> 3 階-2 階 : 39m <sup>2</sup> 2 階-1 階 : 39m <sup>2</sup> 1 階-地下階 : 3.24m <sup>2</sup>	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 <sup>3</sup> 5W/m <sup>2</sup> /K  40℃ 下部壁 : 478.82m <sup>2</sup> , 474.37m <sup>2</sup> 上部壁 : 634.84m <sup>2</sup> , 470.82m <sup>2</sup> 天井 : 2146.62m <sup>2</sup> , 720.92m <sup>2</sup>	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。

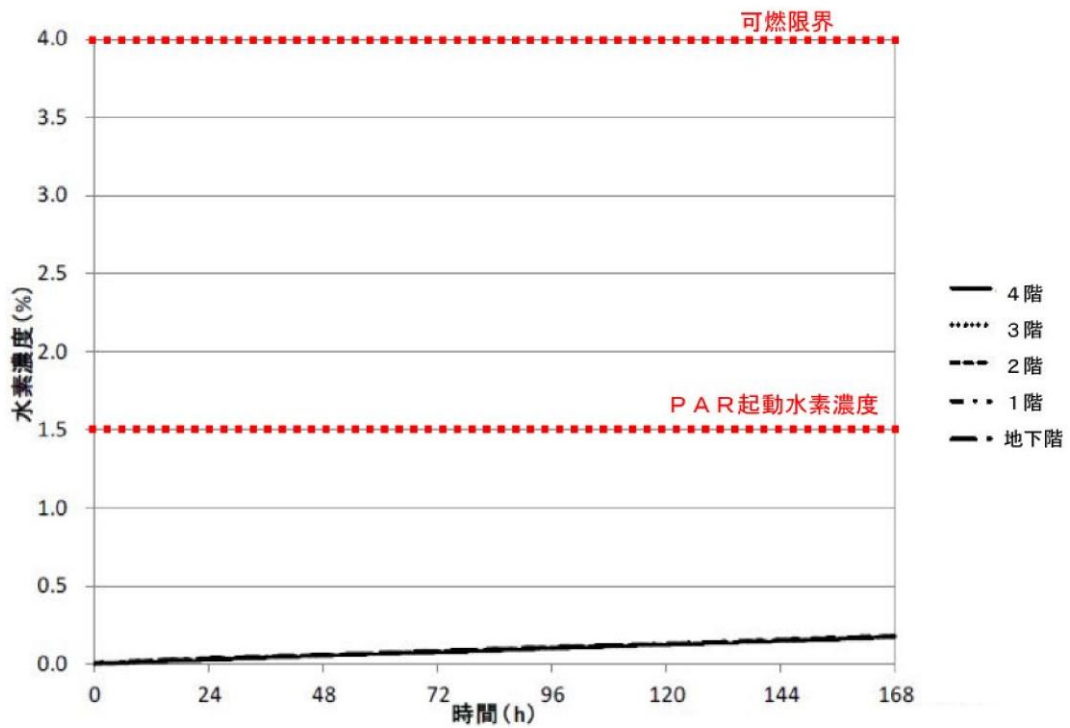


図1.2.11 原子炉建物全域水素濃度（ベースケース解析（残留熱代替除去系））

(7) ベースケース解析（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、AECの評価式により算出される値を包絡する値として、15時間後までは、0.5vol%/day、15時間後から96時間後までは1.3vol%/day、96時間後以降は0.5vol%/dayとする。

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%	17vol%			8 vol%	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						

\* : 原子炉格納容器漏えい率は以下の式 (AEC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

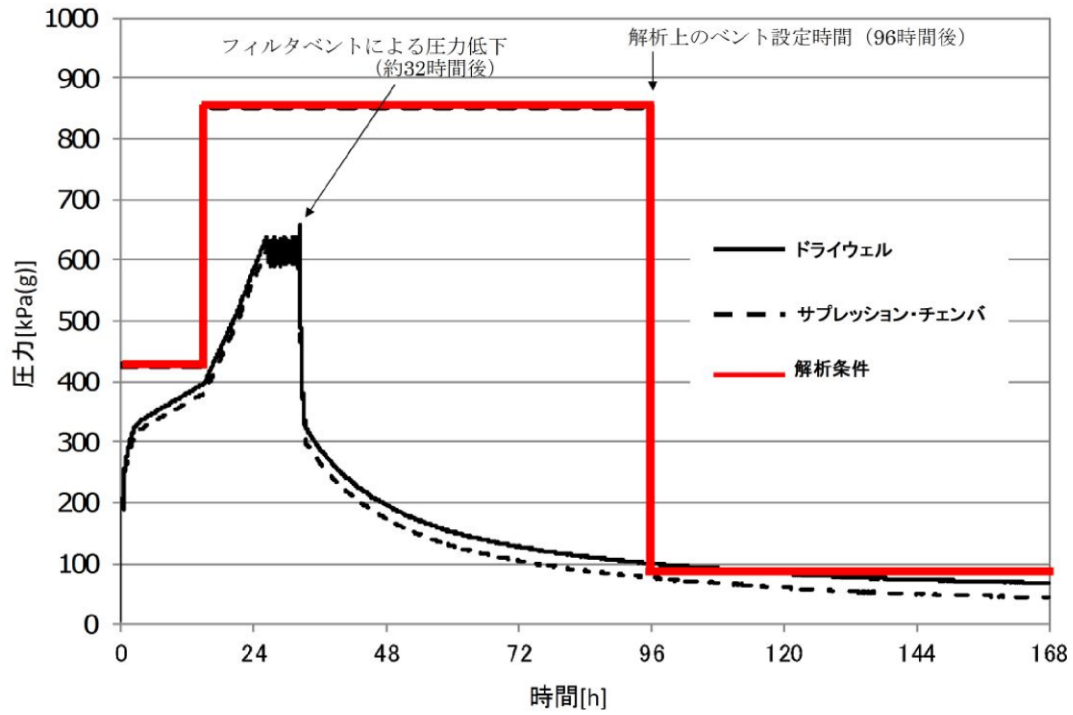


図 1. 2. 12 格納容器圧力の評価条件 (格納容器フィルタベント系)

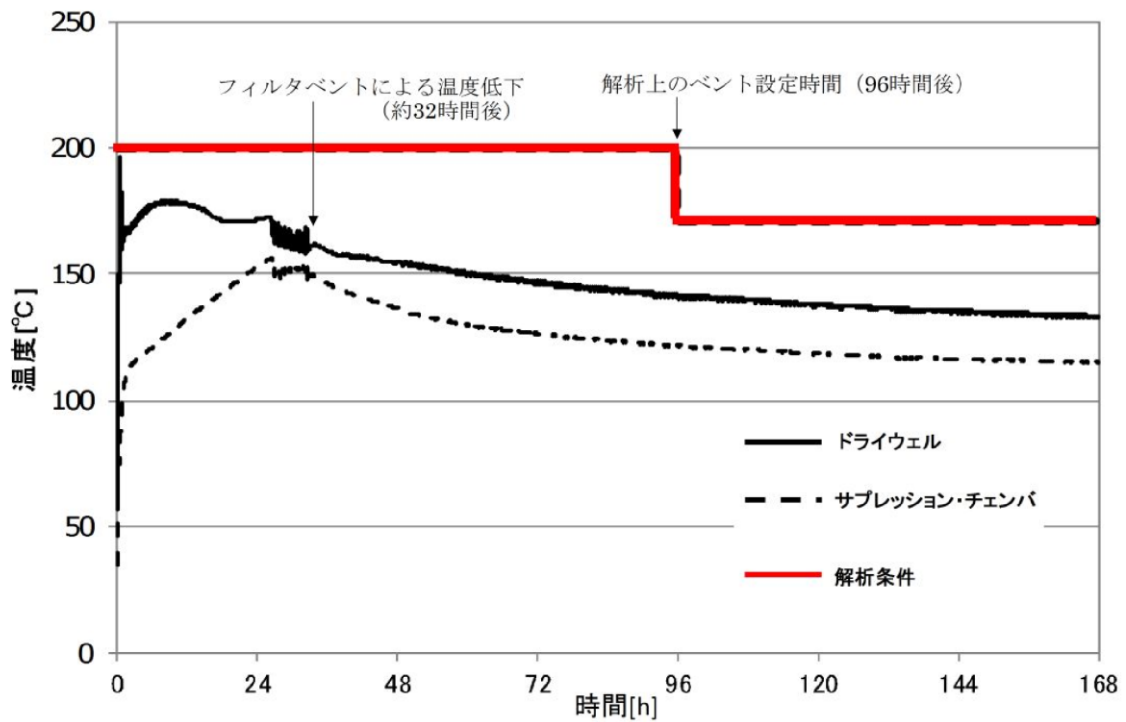


図 1. 2. 13 格納容器温度の評価条件 (格納容器フィルタベント系)



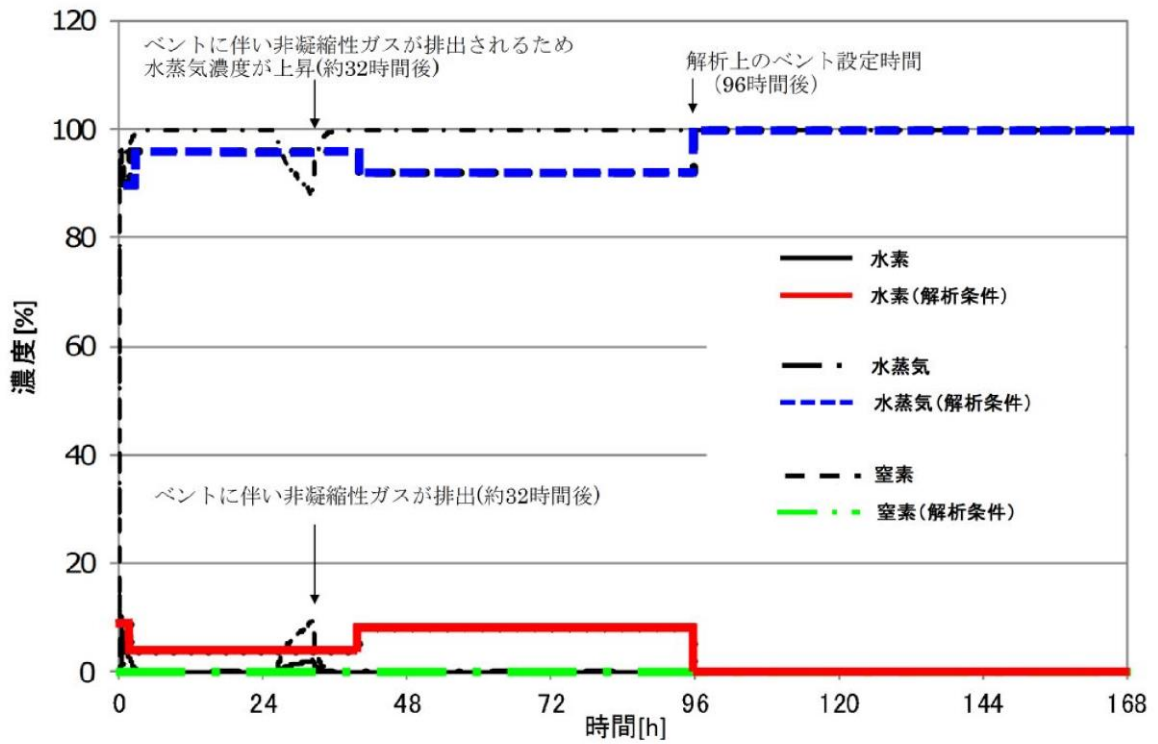


図 1. 2. 14 格納容器ガス組成の解析条件(ドライウェル)

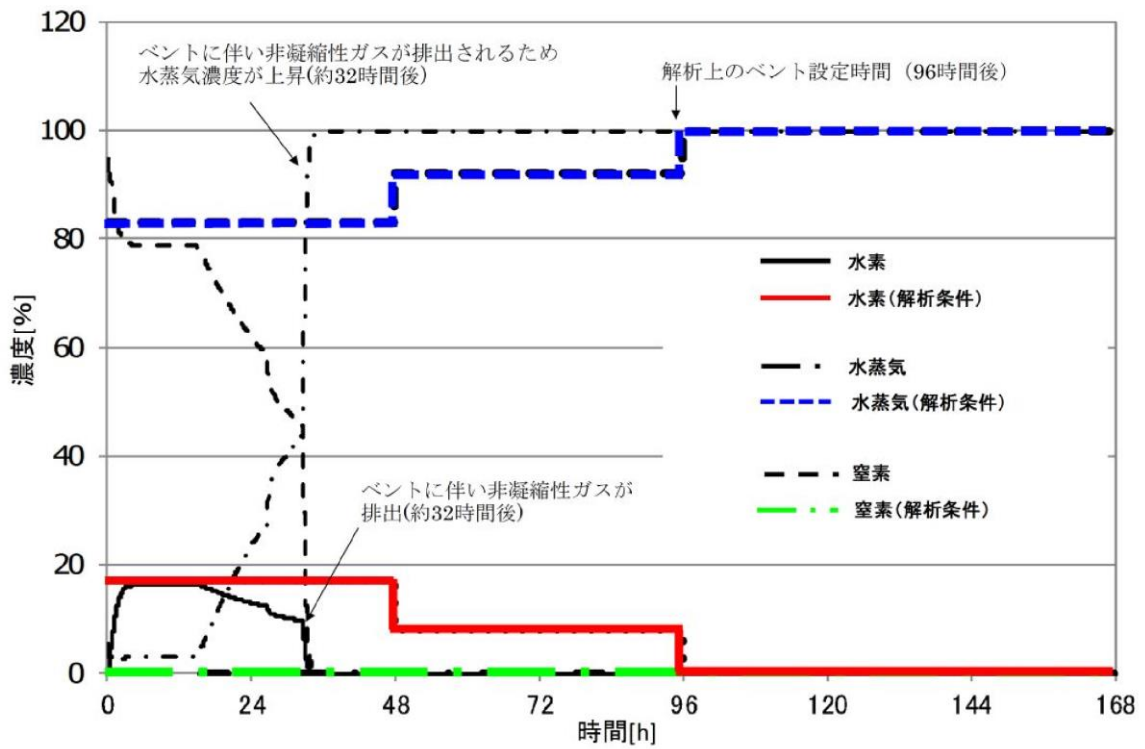





図 1. 2. 15 格納容器ガス組成の解析条件(サプレッションチェンバ)

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 <sup>3</sup> 3 階 : 9000m <sup>3</sup> 2 階 : 10900m <sup>3</sup> 1 階 : 13700m <sup>3</sup> 地下階 : 18400m <sup>3</sup> 4 階-3 階 : 39m <sup>2</sup> 3 階-2 階 : 39m <sup>2</sup> 2 階-1 階 : 39m <sup>2</sup> 1 階-地下階 : 3.24m <sup>2</sup>	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 <sup>3</sup> 5W/m <sup>2</sup> /K 40℃ 下部壁 : 478.82m <sup>2</sup> , 474.37m <sup>2</sup> 上部壁 : 634.84m <sup>2</sup> , 470.82m <sup>2</sup> 天井 : 2146.62m <sup>2</sup> , 720.92m <sup>2</sup>	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

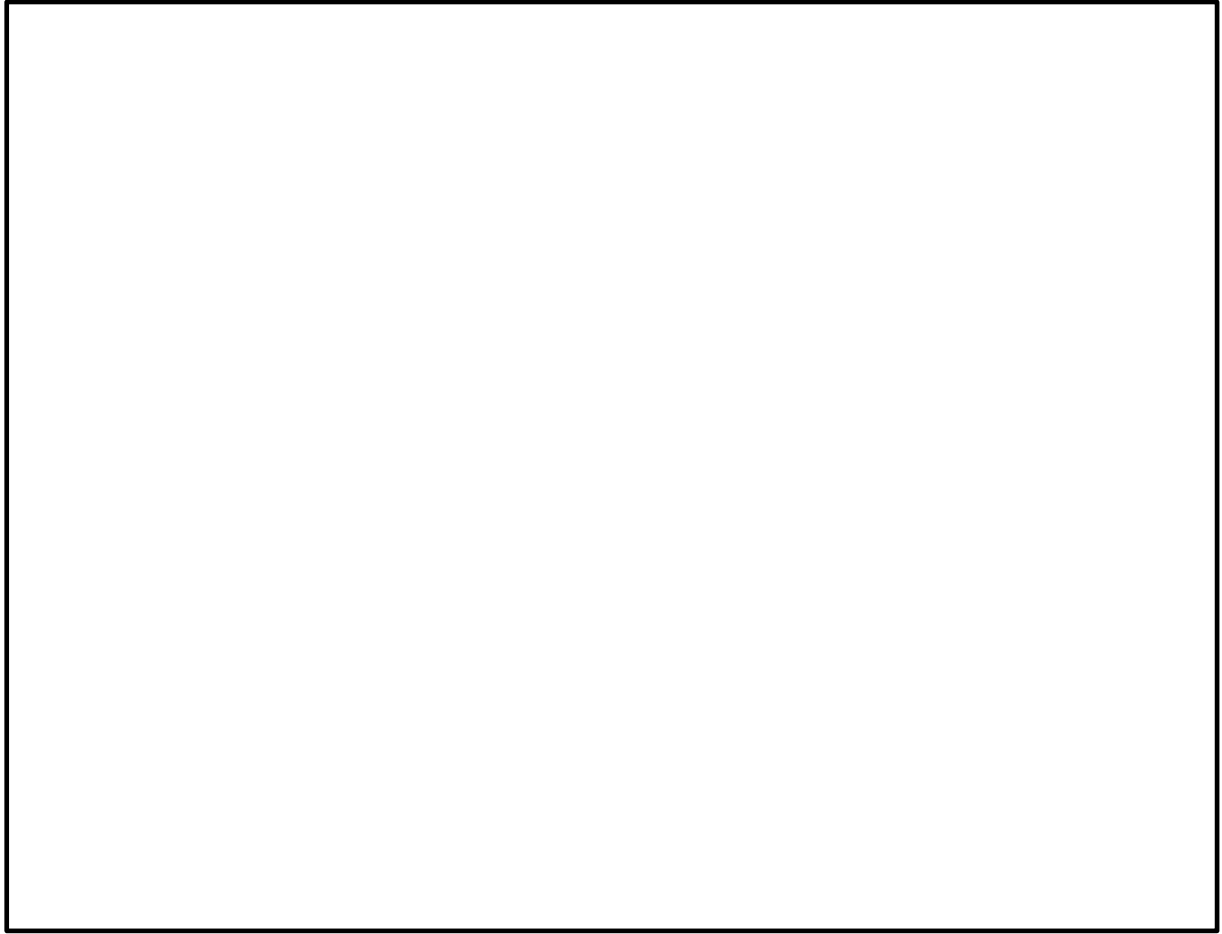


図 1.2.16 原子炉建物のGOTHIC解析モデル（格納容器フィルタベント系）

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。

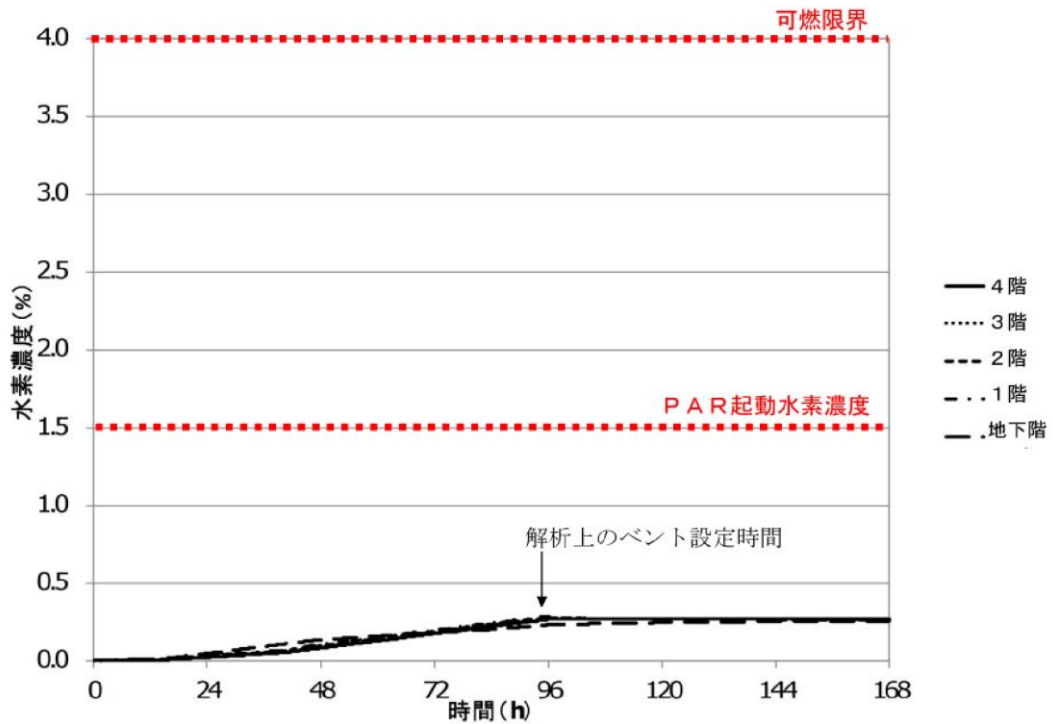


図 1.2.17 原子炉建物全域水素濃度（格納容器フィルタベント系）

(8) 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。



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 <sup>3</sup> )
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

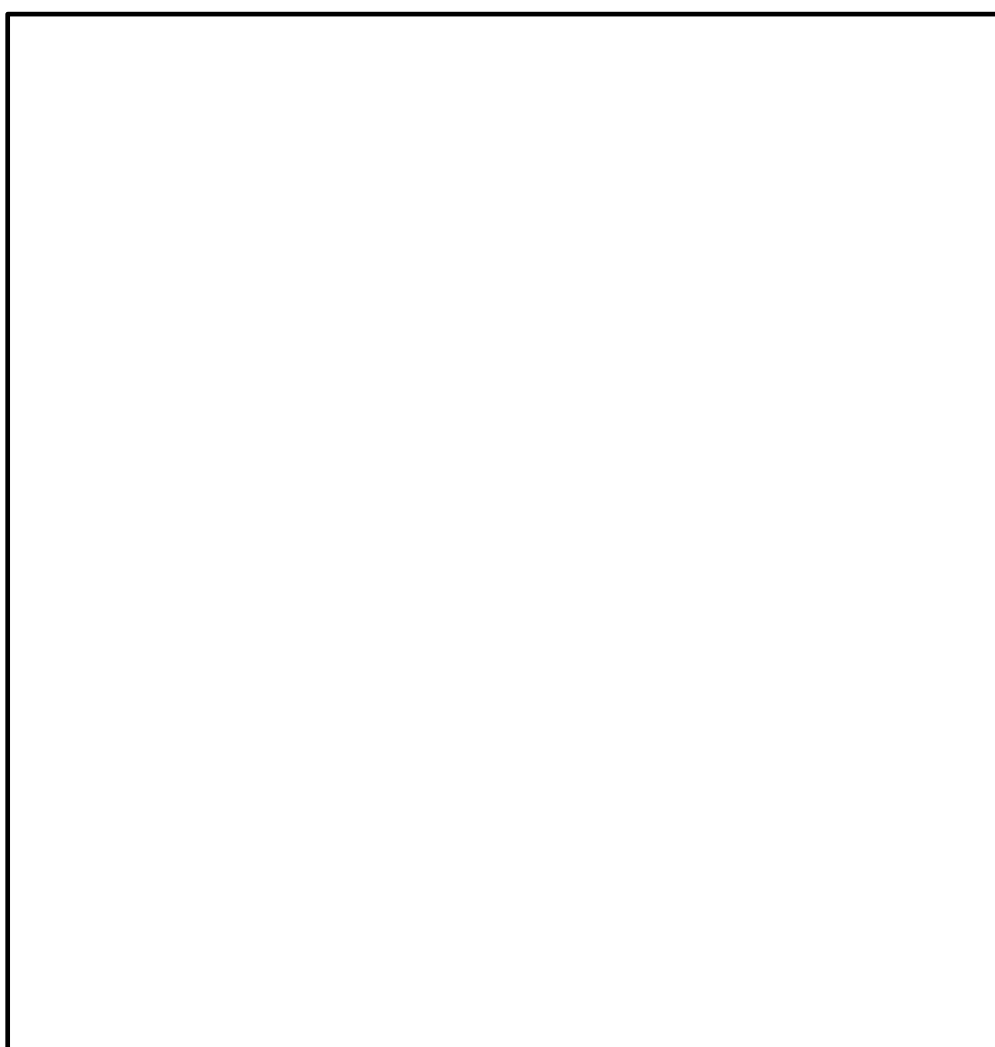


図 1.2.19 局所エリアにおける G O T H I C 解析モデル  
(局所エリア残留熱代替除去系ケース)

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。

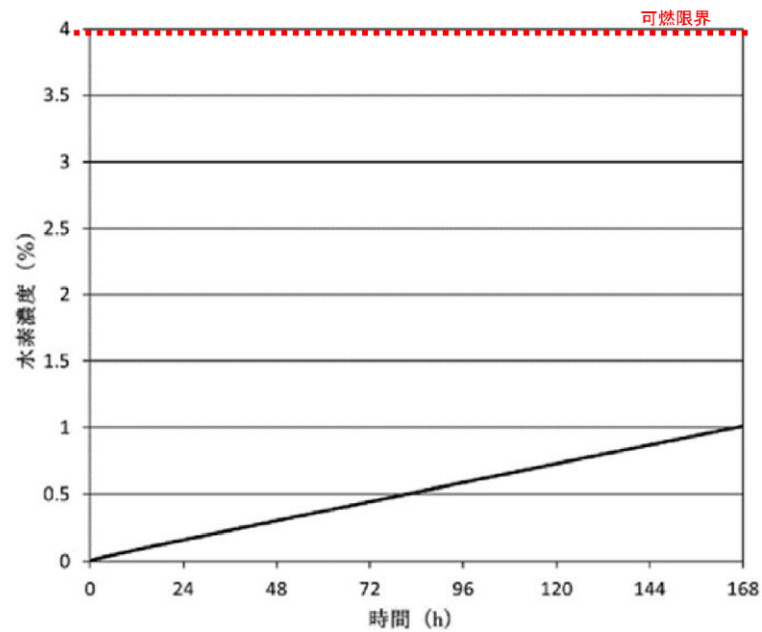


図 1.2.20 SRV補修室の水素濃度挙動  
(局所エリア残留熱代替除去系ケース)

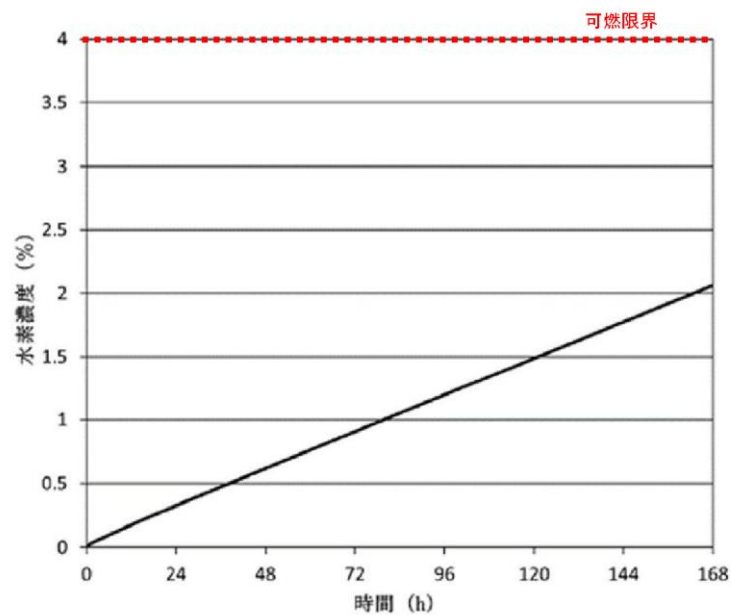


図 1.2.21 CRD補修室の水素濃度挙動  
(局所エリア残留熱代替除去系ケース)



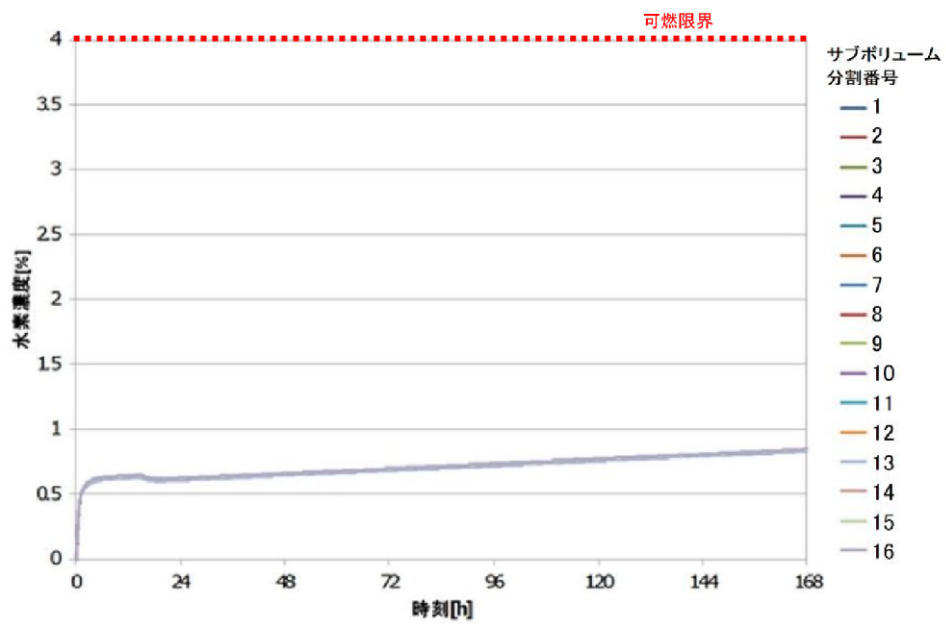


図 1.2.22 所員用エアロック室の水素濃度挙動  
(局所エリア残留熱代替除去系ケース)

(9) 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 1.2.10 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（ドライウェル）  
（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

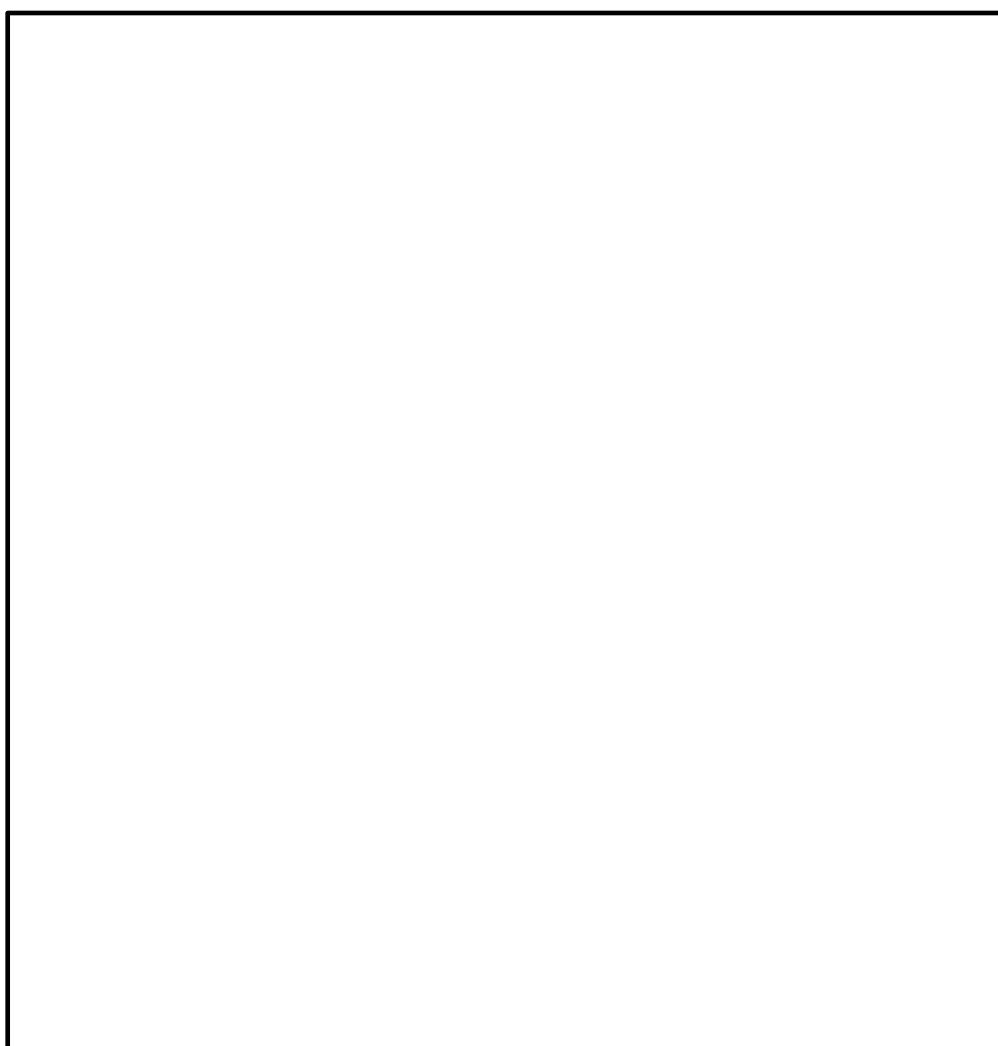


図 1.2.23 局所エリアにおけるGOTHIC解析モデル  
(局所エリア格納容器フィルタベント系ケース)

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。

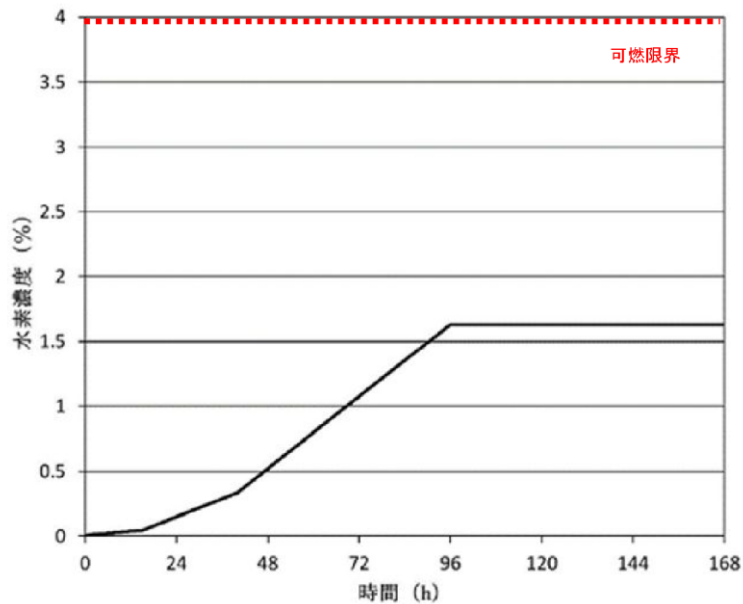


図 1.2.24 SRV補修室の水素・酸素濃度推移  
(局所エリア格納容器フィルタベント系ケース)

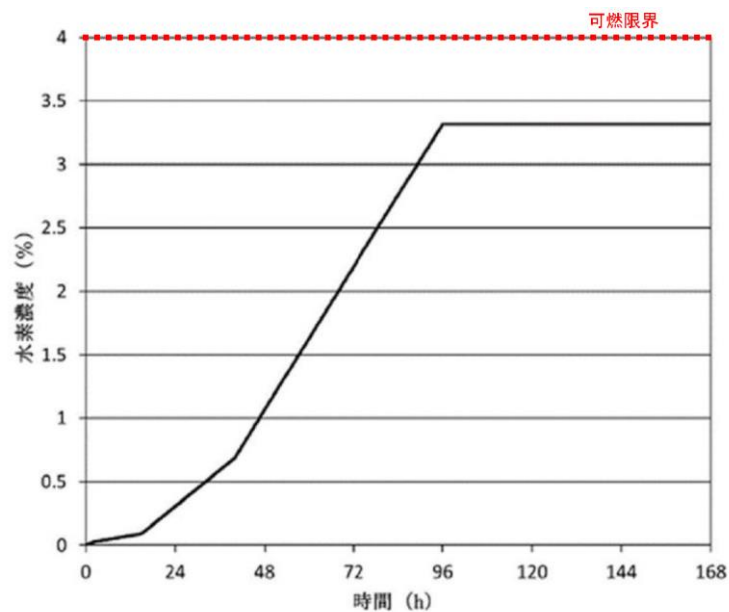


図 1.2.25 CRD補修室の水素・酸素濃度推移  
(局所エリア格納容器フィルタベント系ケース)

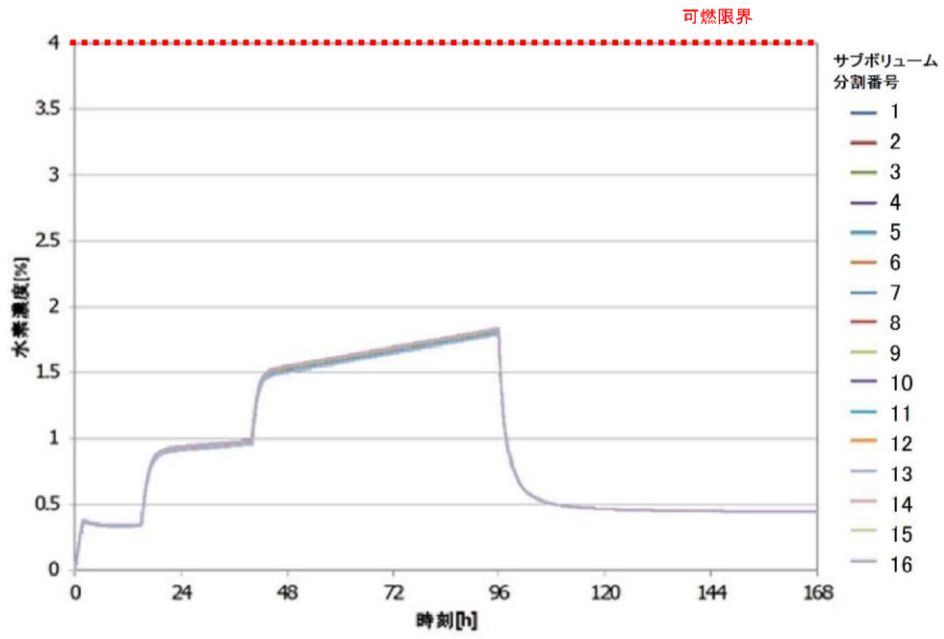


図 1.2.26 所員用エアロック室の水素・酸素濃度推移  
(局所エリア格納容器フィルタベント系ケース)

(10) ベント判断基準の妥当性

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は、CRD補修室でベント基準に到達するものの、有効性評価ベント時間より遅いことを確認しており、その他の区画では、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1.2.27に示すとおり、その操作時間は約2時間50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、 $0.13\%/h \times 2.83h = 0.38\% < 0.4\%$ 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。

必要な要員と作業項目		経過時間(分)												備考				
		20	40	60	80	100	120	140	160	180	200	220	240					
手順の項目	要員(数)	原子炉格納容器ベント開始 2時間50分																
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)(W/W) (全交流動力電源喪失の場合)	中央制御室運転員A	1	緊急降圧															※1
	現場運転員B, C	2																
	緊急時対策要員	2																

※1：第2弁の開操作ができない場合は、第2弁バイパス弁を全開とする。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. 27 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. 28 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、その指示、判断、指導及び助言を得て操作方針を決定する。

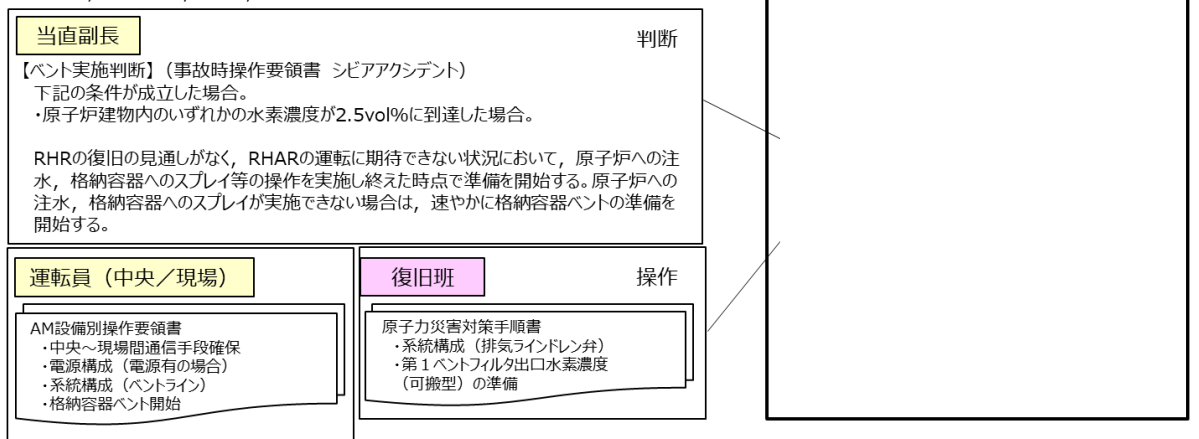


図 1. 2. 28 事故時操作要領書 シビアアクシデント等記載

「1. 2. 1」及び「1. 2. 2」から、原子炉建物水素濃度 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（残留熱代替除去系及び原子炉格納容器フィルタベント系を使用する場合）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。

#### (1) 追加確認のための評価モデル

これまでの評価では、局所エリアの評価を実施する際に原子炉建物の全体モデルとは独立させたモデルにより評価を実施していた。一方で、局所エリアも含めた水素濃度の挙動を一元的に確認する観点から、全体モデルへ局所エリアを加えた評価モデルを使用する。

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。



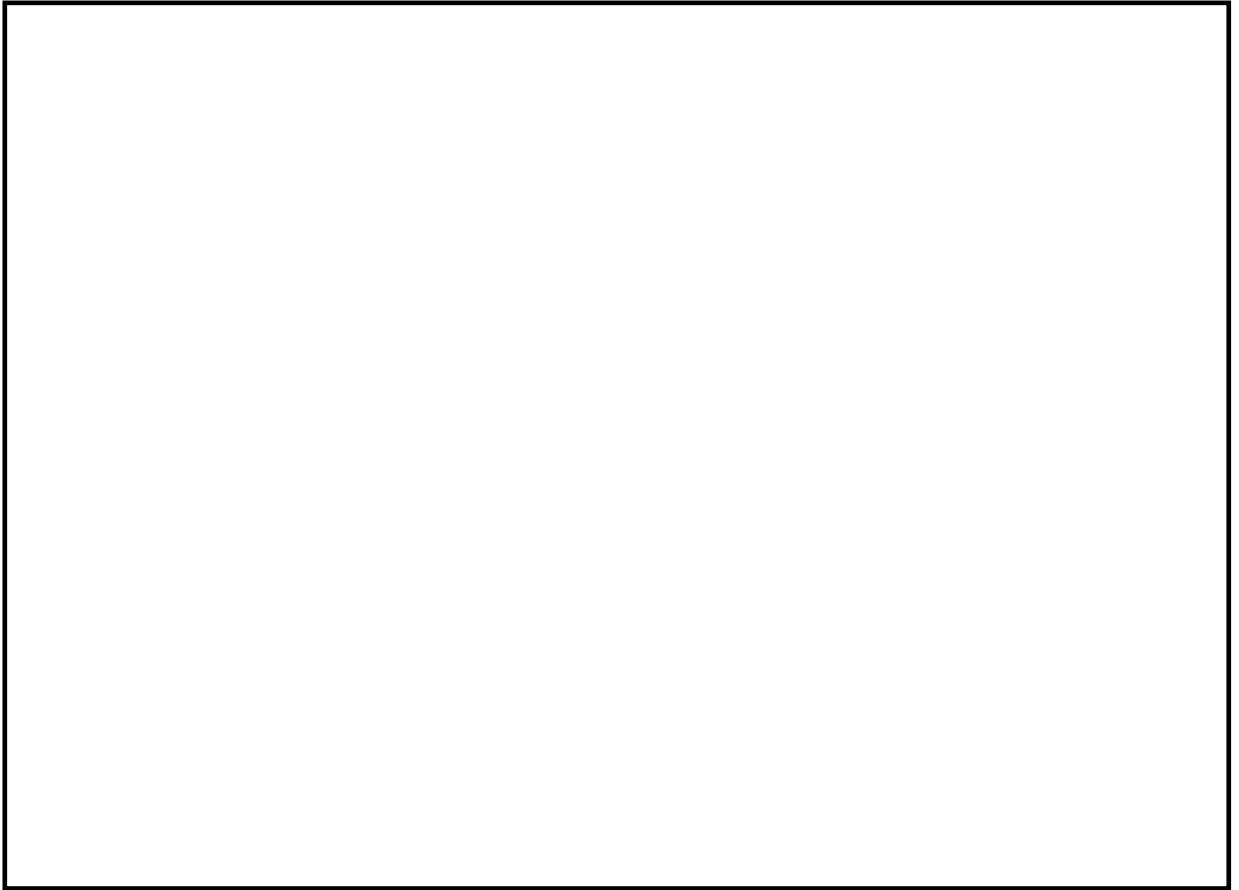


図 2.2.1 裕度確認のための原子炉建物全体解析モデル

## 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。

図2.3.1及び図2.3.2に有効性評価におけるベースケース及び水素発生量を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。

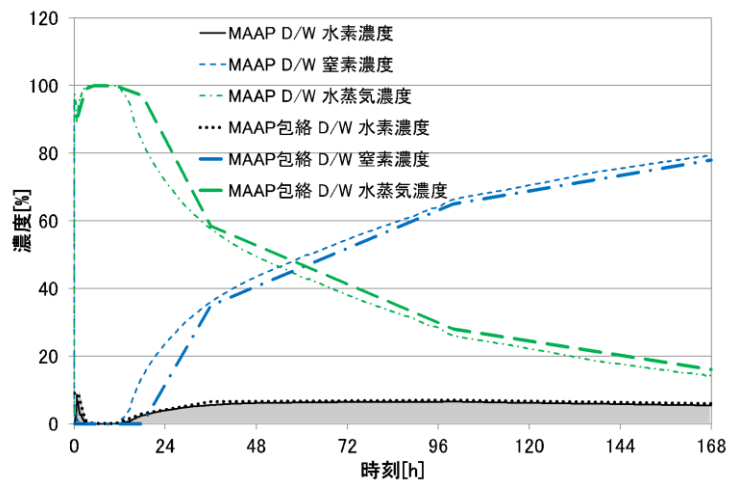
「1. 2 (6)」で示した残留熱除去系を使用した場合の原子炉格納容器内のガス組成の矩形の包絡線は大きな保守性を持つことから、現実的な評価条件に基づき感度解析を実施するため、図2.3.1及び図2.3.2に示すとおり、原子炉格納容器内の気相濃度について包絡線を設定した。

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

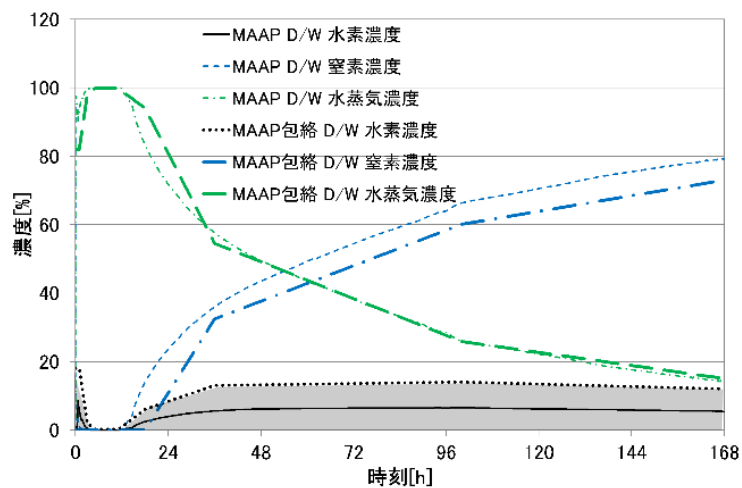
解析ケース	水素発生量
ベースケース（有効性評価）※	約 200kg 相当
水素発生量 2 倍相当	約 400kg 相当
水素発生量 5 倍相当	約 1,000kg 相当

（参考）AFC100%相当での水素発生量：約 1,000kg

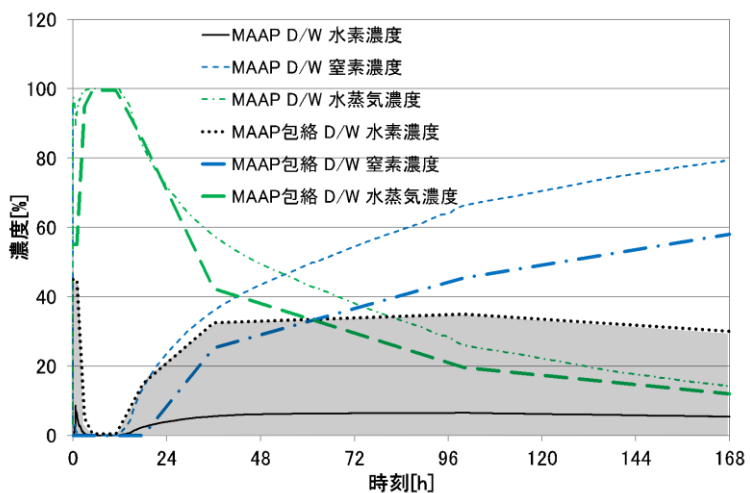
※：1. 2 (6) の評価では保守性を考慮した水素発生量を想定したが、本評価では有効性評価の水素発生量をベースケースとし、水素発生量を増加させた。



ベースケース (有効性評価)



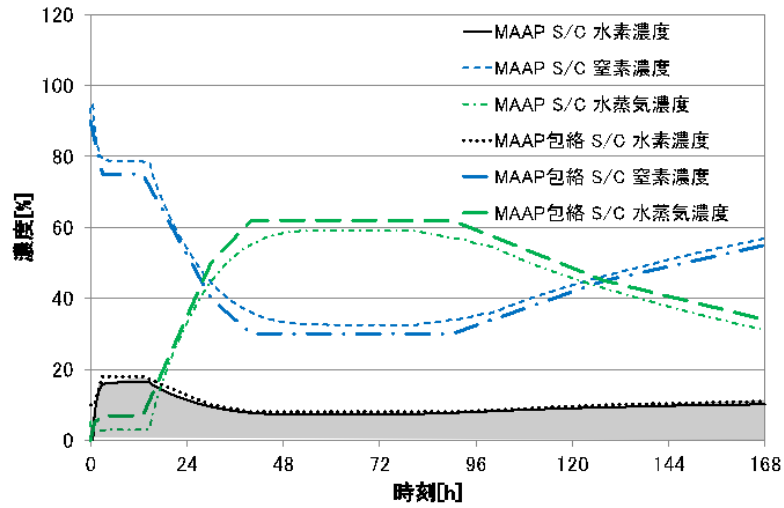
水素発生量2倍相当



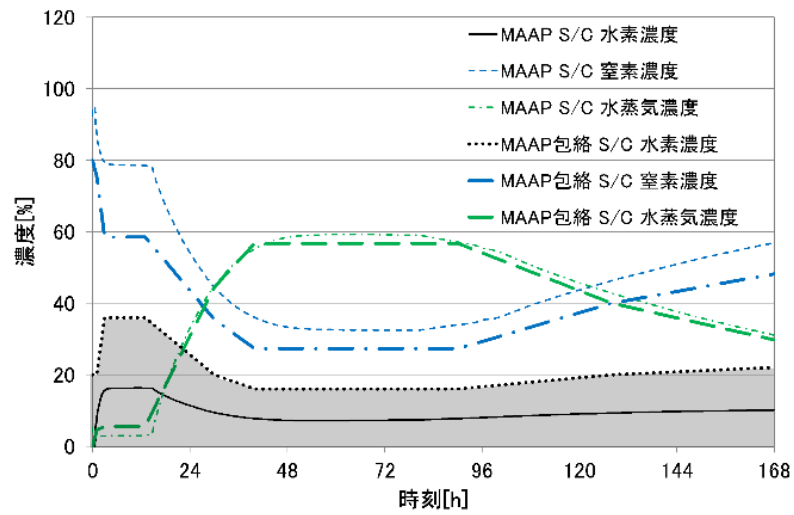
水素発生量5倍相当

■ : PCV 内  
水素量

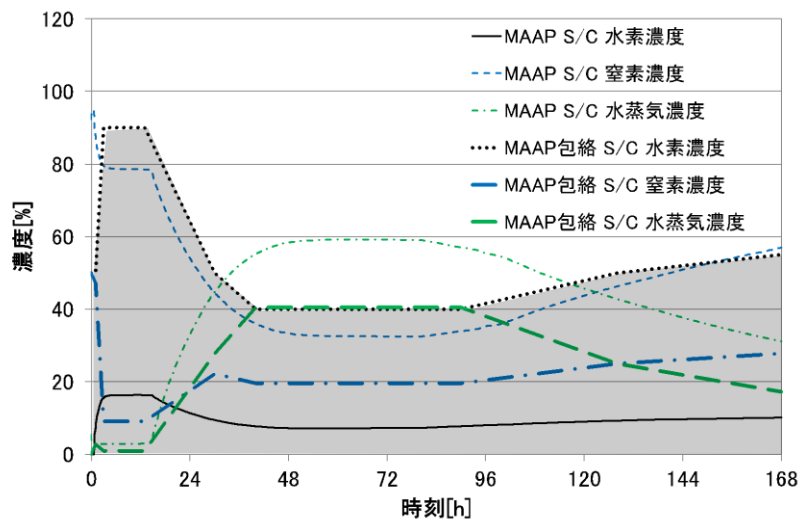
図 2.3.1 ベースケースと水素発生量2倍相当条件及び水素発生量5倍相当条件におけるドライウェル気相濃度の比較 (残留熱代替除去系ケース)



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

図 2.3.2 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)

## (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2.3.3に示す。また、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5倍）を図2.3.4に示す。

図2.3.3に示すとおり、原子炉棟4階の水素濃度については、水素発生量を5倍とした場合においても、PAR起動水素濃度及びベント基準に至らないことを確認した。一方で、図2.3.4に示すとおり、CRD補修室の水素濃度は、ベント基準である2.5vol%に到達するが、格納容器ベントを実施することで、可燃限界未満を維持することを確認した。

また、ベント基準到達は、約72時間後であり、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））のベント時間である約32時間後よりも遅くなることを確認した。

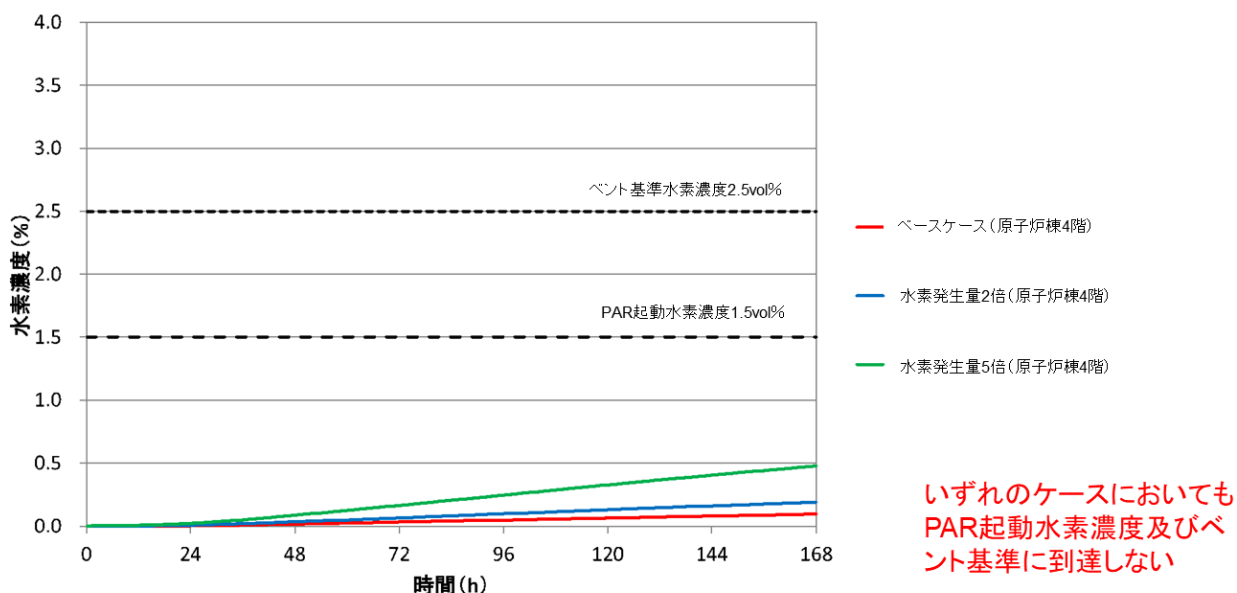


図2.3.3 原子炉棟4階水素濃度（水素発生量増加残留熱代替除去系ケース）

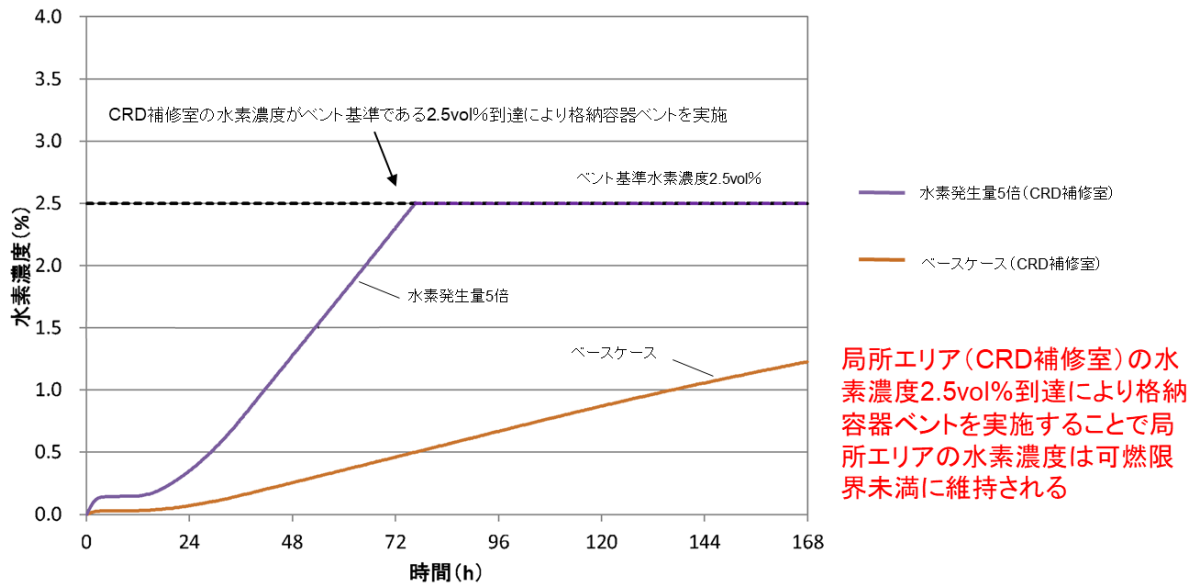


図 2. 3. 4 CRD補修室水素濃度（水素発生量増加残留熱代替除去系ケース）

## 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。

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ベースケース及び水素発生量を 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 (7)」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 (7) 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

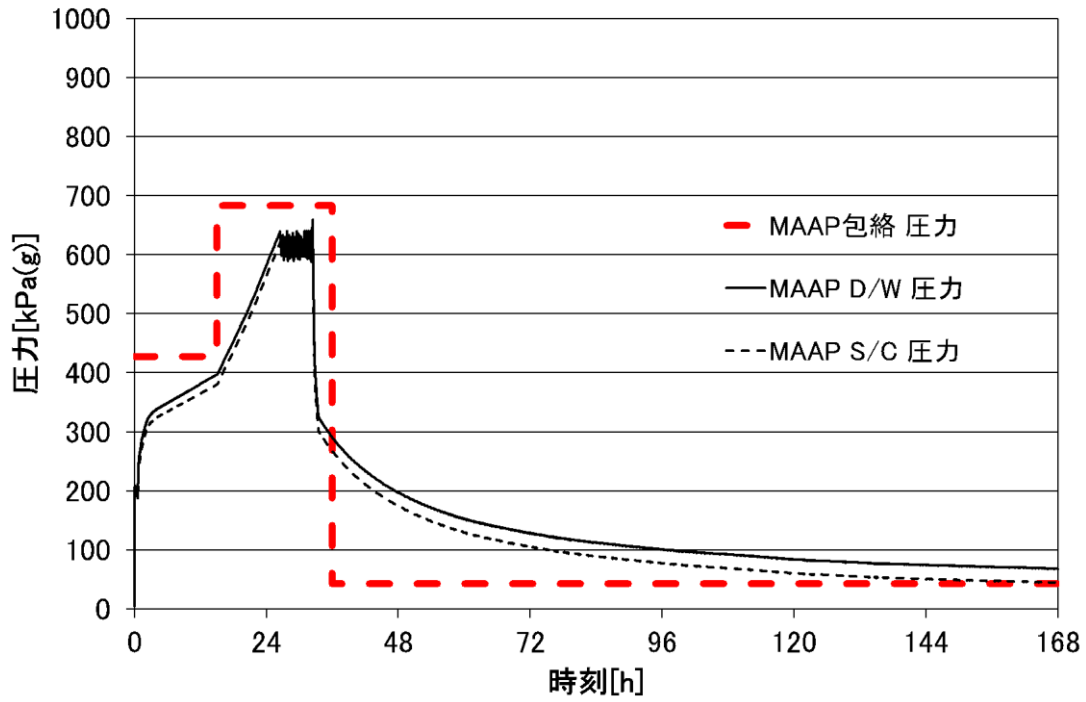


図 2.4.1 格納容器圧力の評価条件（格納容器フィルタベント系）

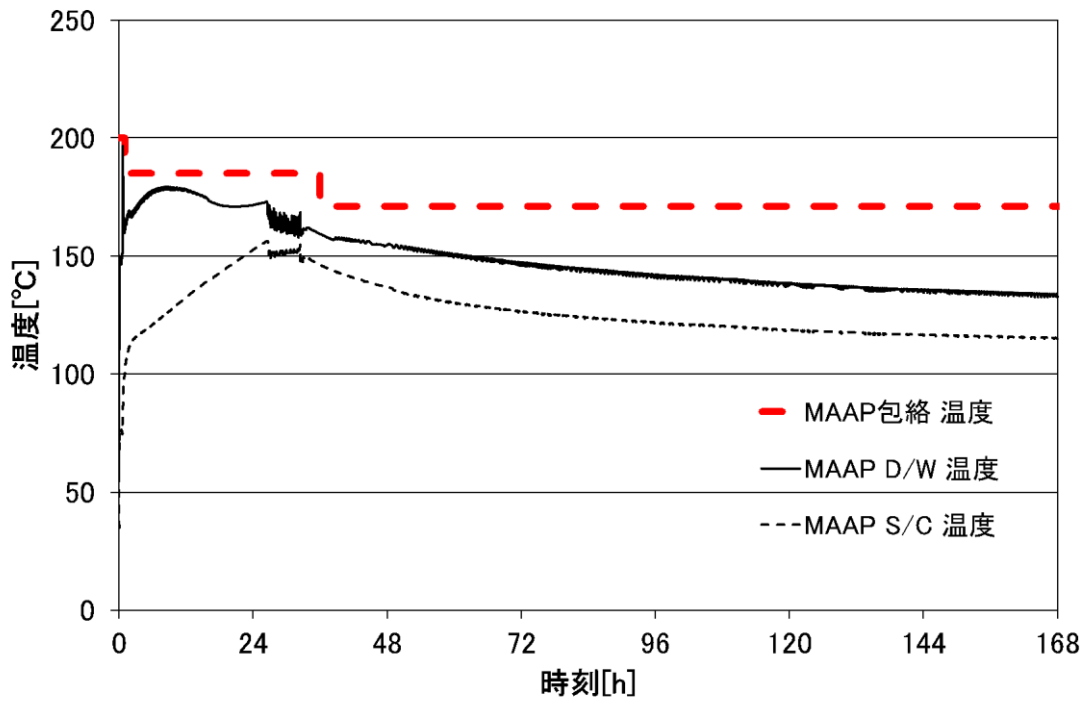
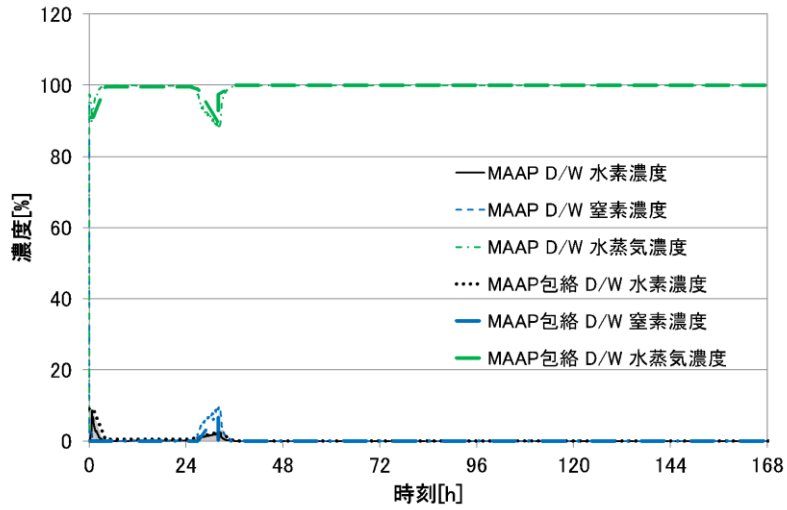
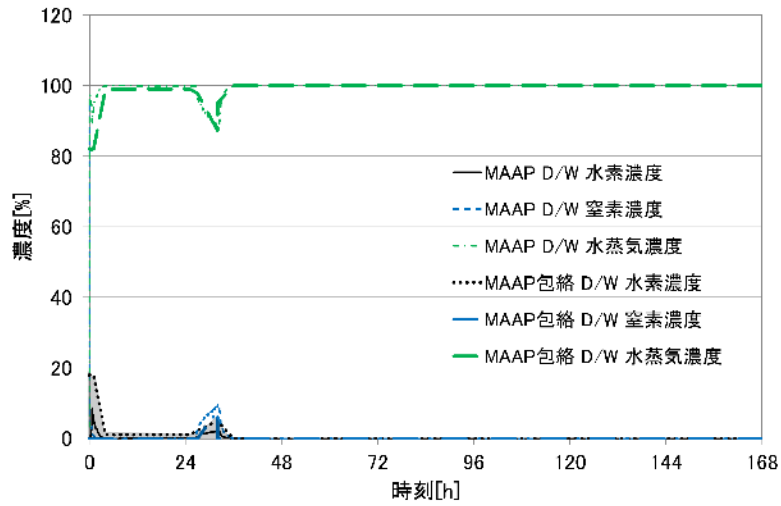


図 2.4.2 格納容器温度の評価条件（格納容器フィルタベント系）

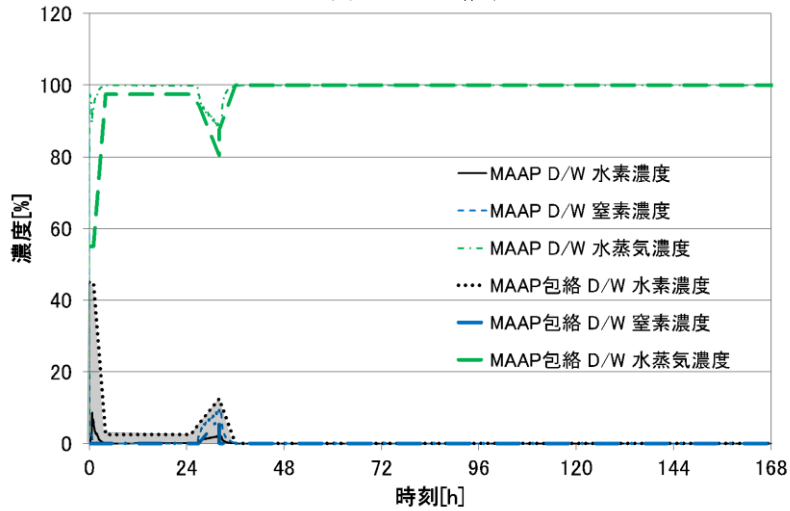




ベースケース (有効性評価)



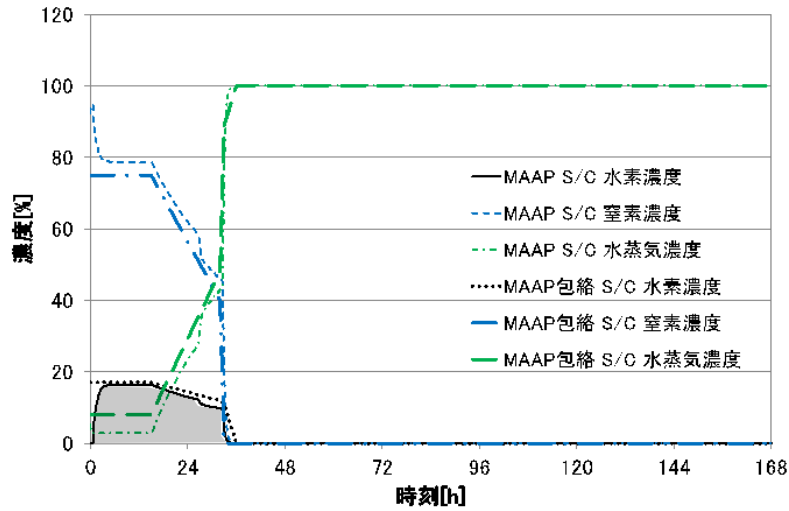
水素発生量2倍相当



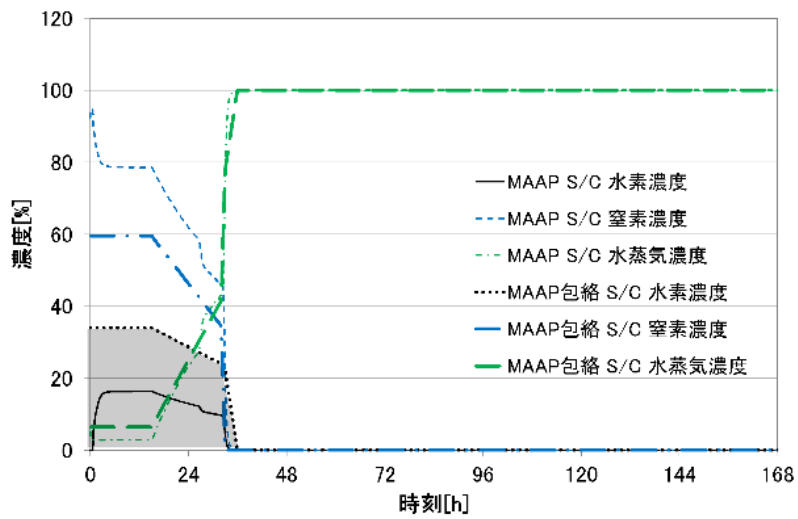
水素発生量5倍相当

：PCV内  
水素量

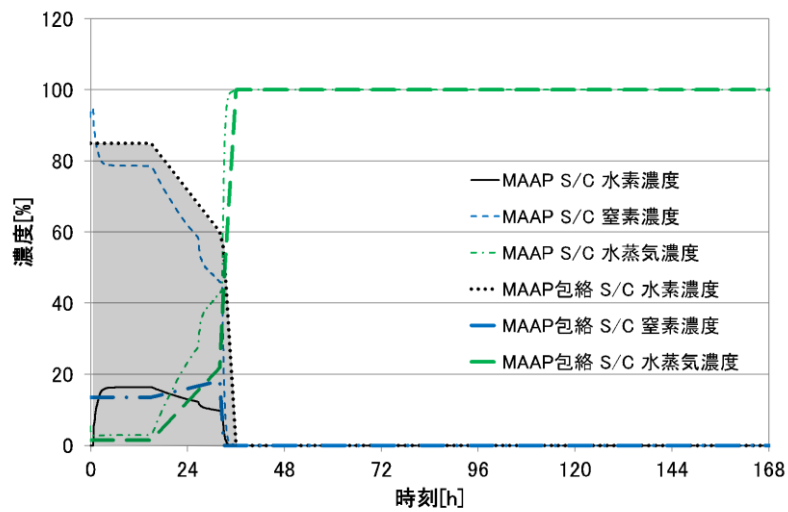
図 2.4.3 ベースケースと水素発生量2倍相当条件及び水素発生量5倍相当条件におけるドライウェル気相濃度の比較 (格納容器フィルタベント系ケース)



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 (1Pd)	200	0.556
1～15	427 (1Pd)	185	0.556
15～36	683.2 (1.6Pd)	185	1.1
36～168	42.7 (0.1Pd)	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。また、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を図 2.4.6 に示す。

いずれのケースにおいても、PAR 起動水素濃度及びベント基準に至らないことを確認した。

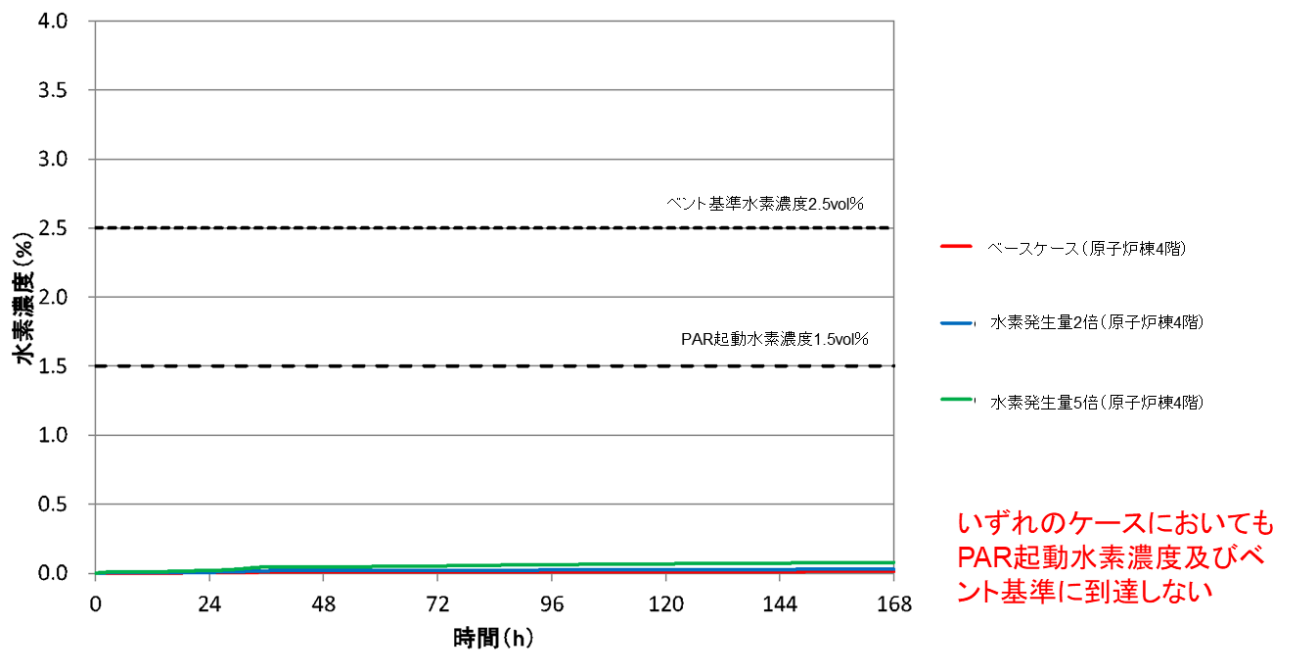


図 2.4.5 原子炉棟 4 階水素濃度 (水素発生量増加格納容器フィルタベント系ケース)

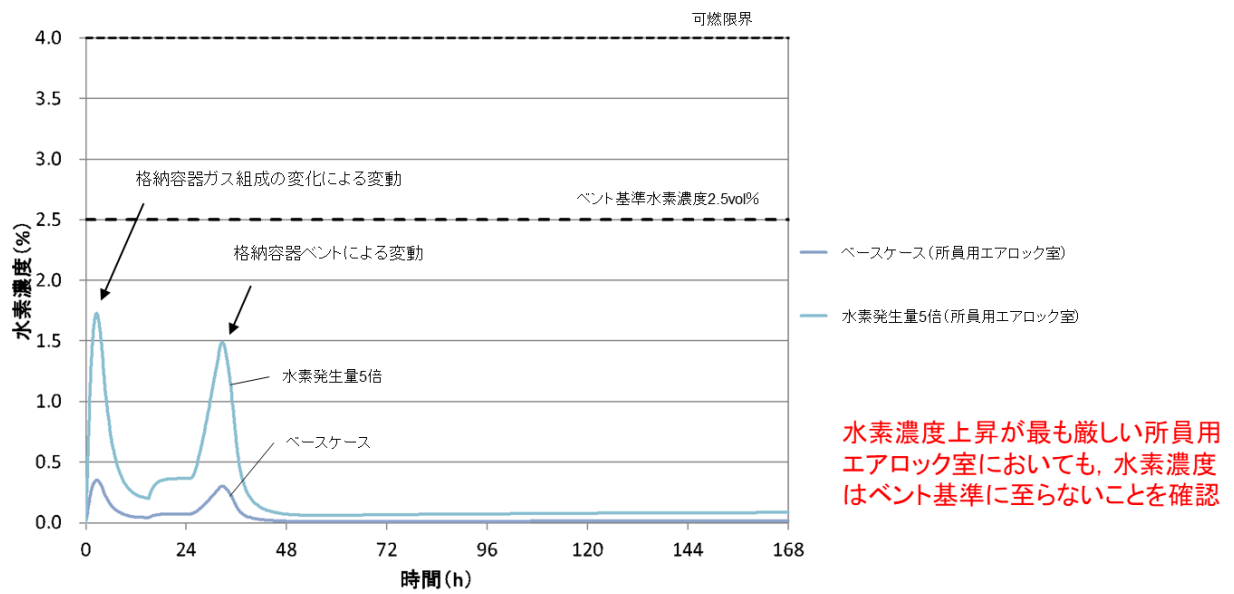


図 2.4.6 所員用エアロック室水素濃度 (水素発生量増加格納容器フィルタベント系ケース)

## 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、「1. 2 (6) ベースケース解析（残留熱代替除去系）」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 2.5.1 に示す。

原子炉格納容器漏えい率以外の条件は、「1. 2 (6) ベースケース解析（残留熱代替除去系）」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、格納容器圧力が 1 Pd を超えることがないものの、ベースケースについては、事象を通じて格納容器圧力 1 Pd の設計漏えい率として、AEC の評価式により、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 1.112vo1%/day を評価条件とした。

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。また、局所エリアのうち、最も水素濃度が高くなるCRD補修室の水素挙動を図2.5.2に示す。

いずれのケースにおいても、PAR起動水素濃度及びベント基準に至らないことを確認した。

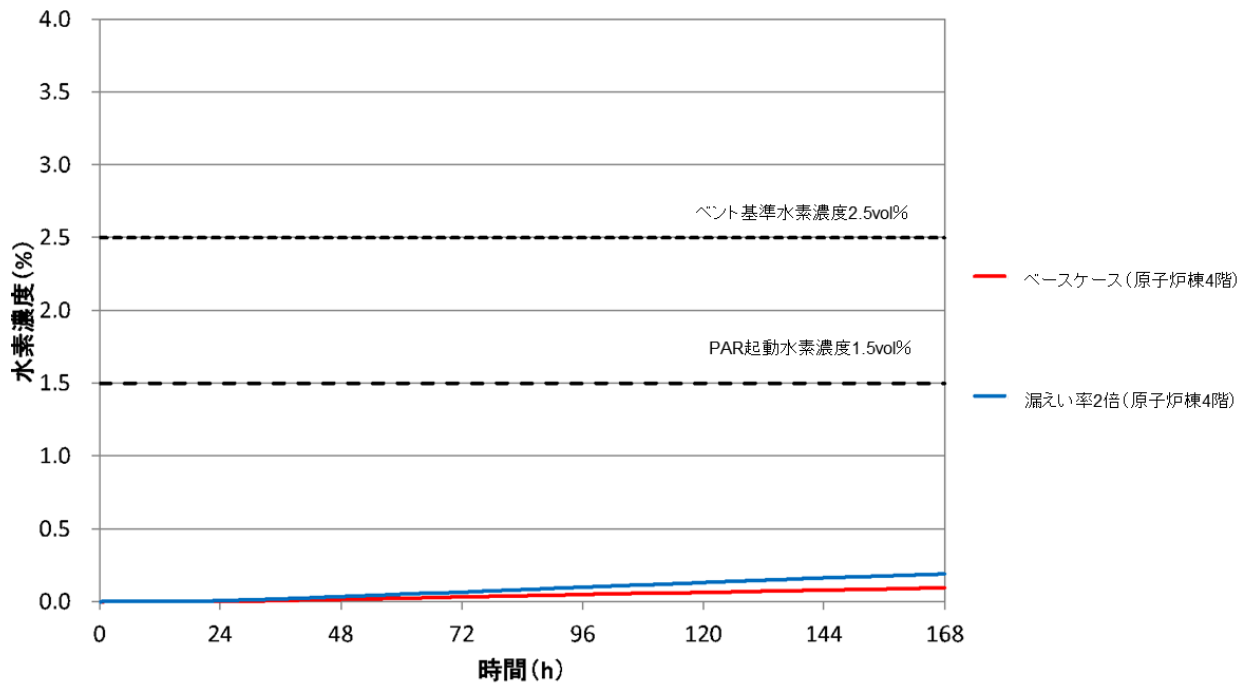


図 2.5.1 原子炉棟4階水素濃度（漏えい率変化残留熱代替除去系ケース）

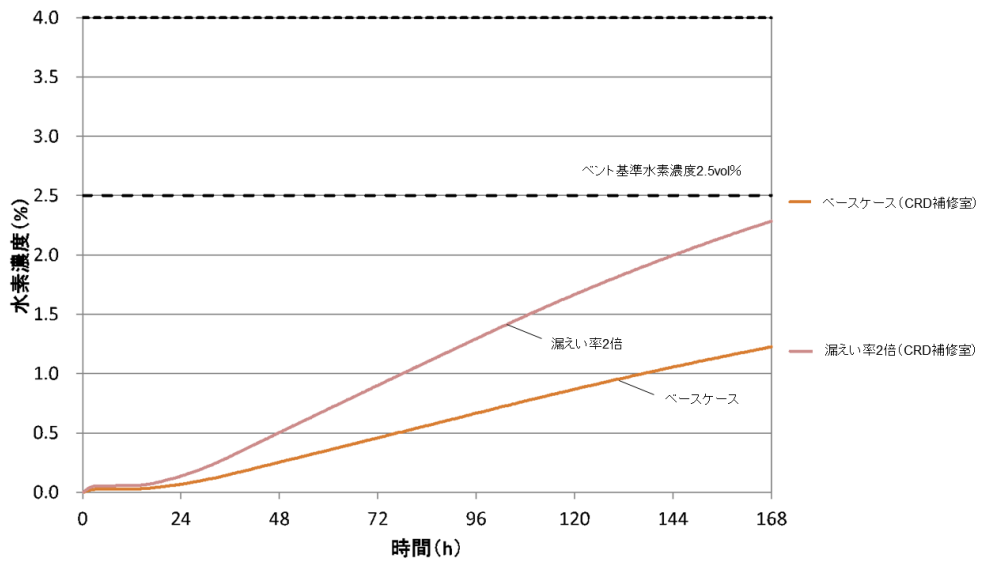


図 2.5.2 CRD補修室水素濃度（漏えい率変化残留熱代替除去系ケース）

## 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、「1. 2 (7) ベースケース解析（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、「1. 2 (7) ベースケース解析（格納容器フィルタベント系）」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、格納容器圧力 1 Pd 付近に到達するまでの間、A E C の式より 1Pd 時の漏えい率 0. 556%/day とし、それ以降のベント実施までの期間を 1. 1vol% を評価条件とした。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。

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。また、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を図 2.6.2 に示す。

いずれのケースにおいても、PAR 起動水素濃度及びベント基準に至らないことを確認した。

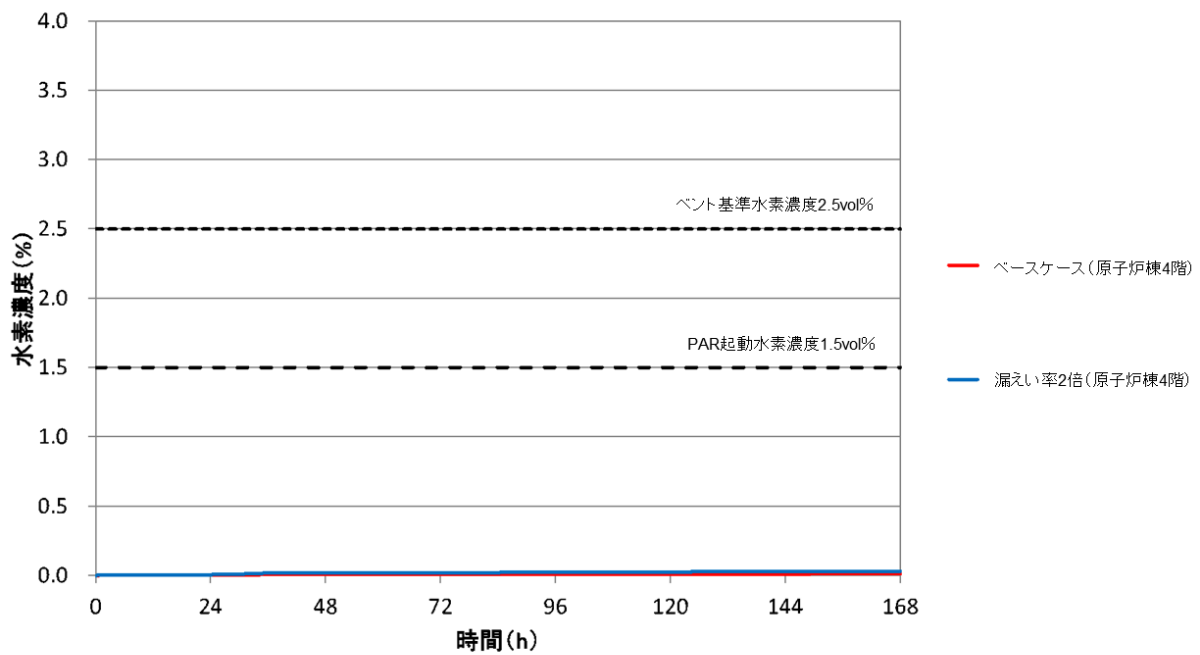


図 2.6.1 原子炉棟4階水素濃度（漏えい率変化格納容器フィルタベント系ケース）

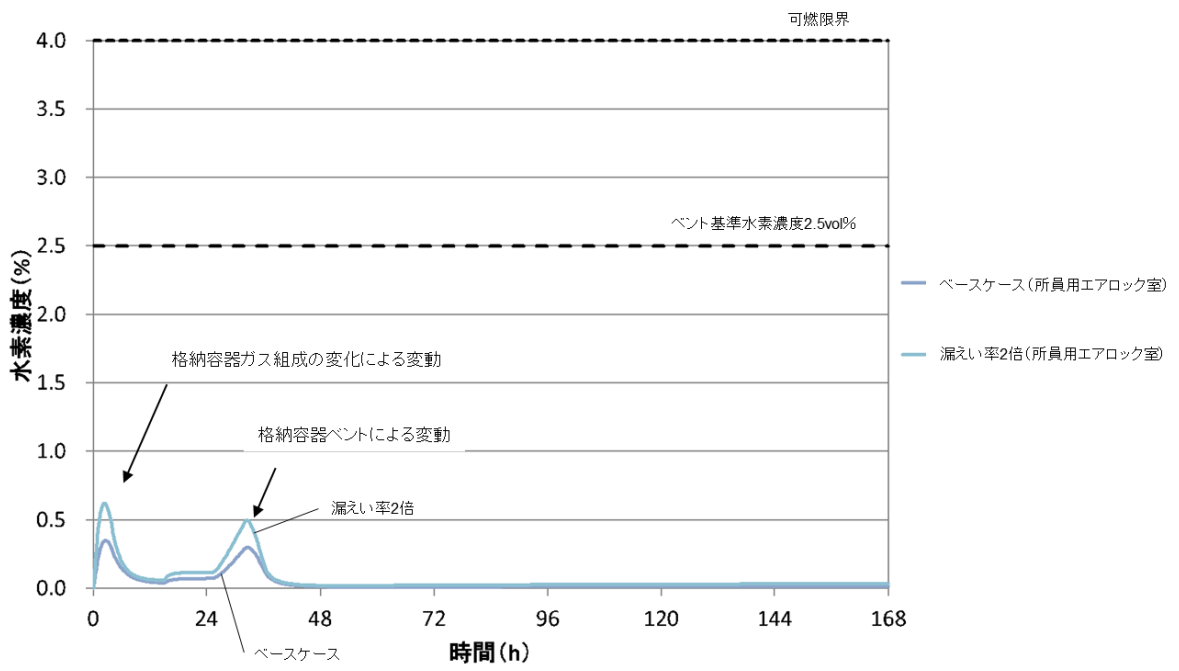


図 2.6.2 所員用エアロック室水素濃度 (漏えい率変化格納容器フィルタベント系ケース)

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℃ 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℃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PAR反応開始水素濃度等については、「1. 2 (6) ベースケース解析（残留熱代替除去系）」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、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。

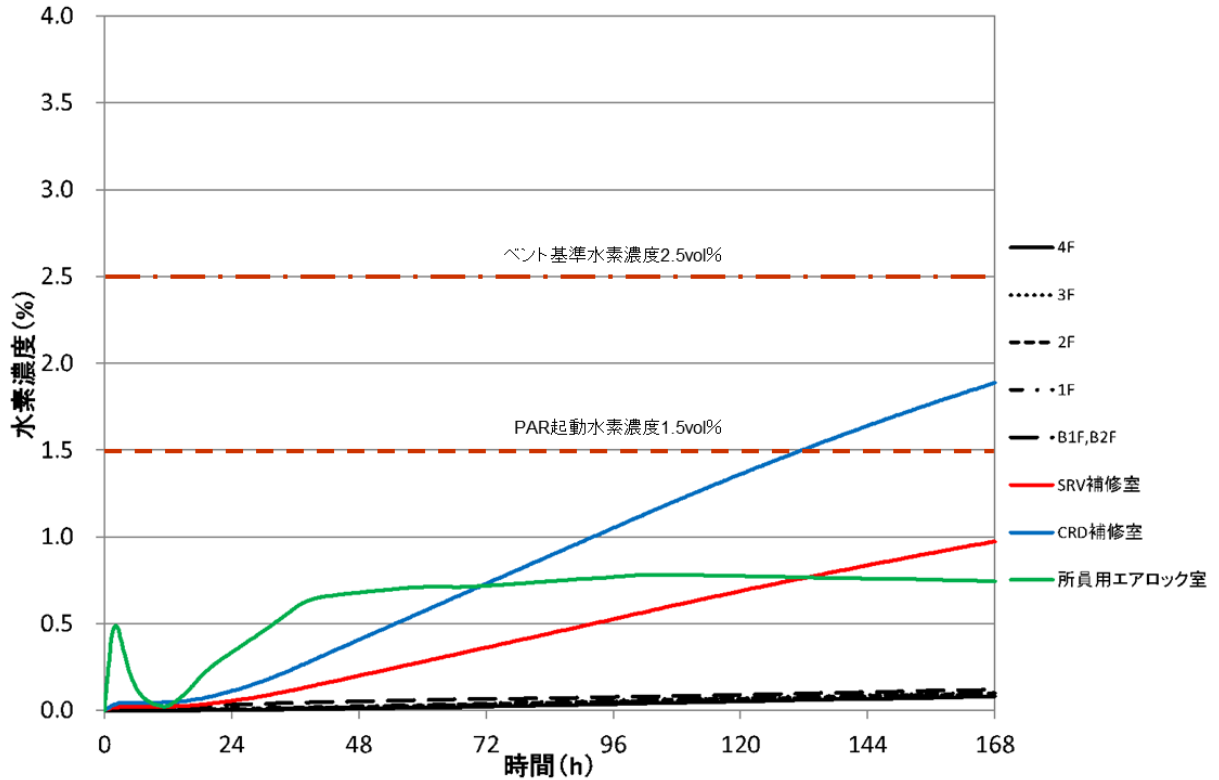


図 2.8.1 原子炉建物内水素濃度（自主対策設備考慮残留熱代替除去系ケース）

## 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、「1. 2 (7) ベースケース解析（格納容器フィルタベント系）」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 2.9.1 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。

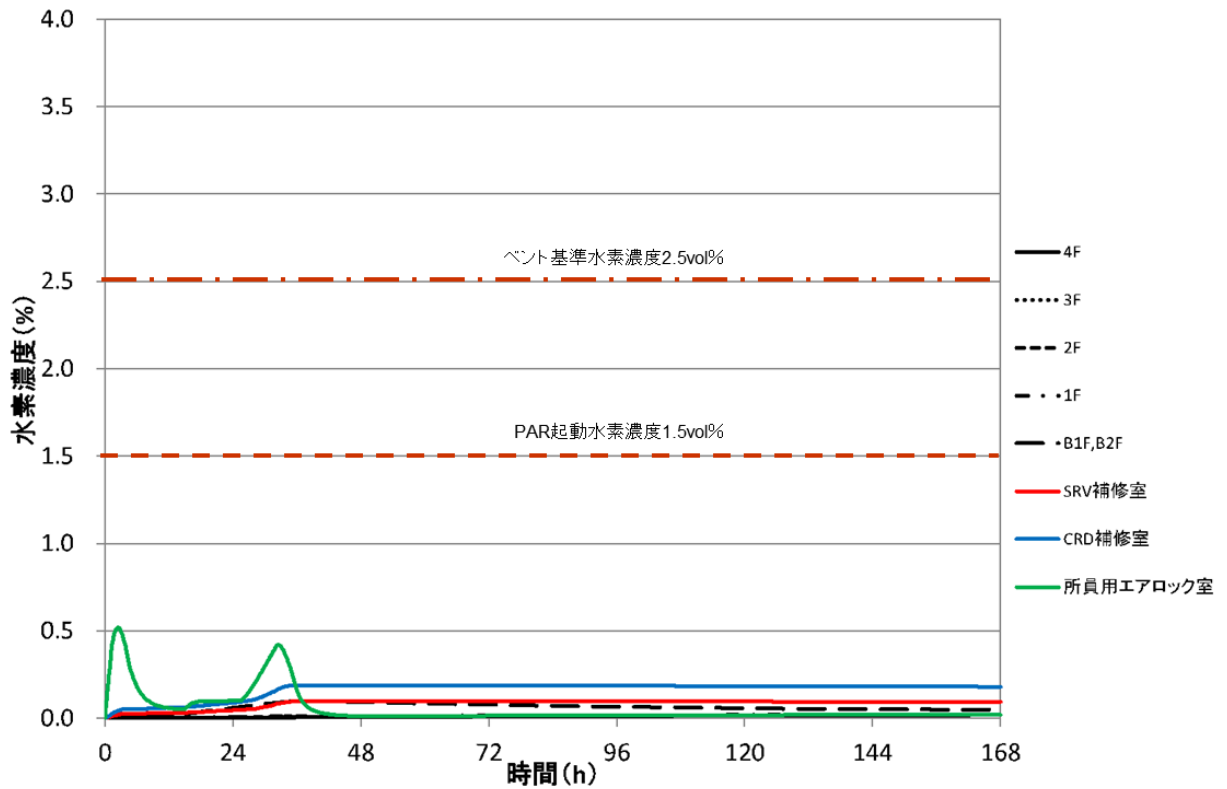


図 2.9.1 原子炉建物内水素濃度（自主対策設備考慮格納容器フィルタベント系ケース）

## 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、原子炉建物内水素濃度はベント基準に到達しない、又は格納容器破損防止のベント時間よりも遅い
- ・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、原子炉建物内水素濃度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建物内水素濃度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結果となったことから、原子炉棟4階における水素爆発に対して大きな余裕がある

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。なお、今回評価した以上の大きな不確かさについては、A T E N A 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。



## 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		
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 <sup>3</sup>
	西側	制御棒駆動機構 搬出ハッチ		CRD補修室	1,076 m <sup>3</sup>

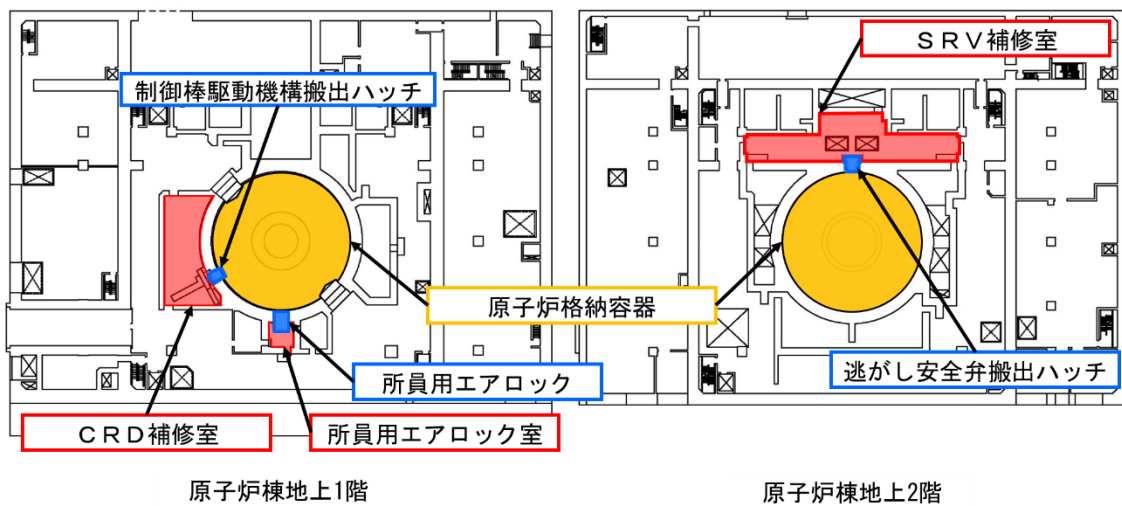


図1 漏えい箇所と局所エリアの配置

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。

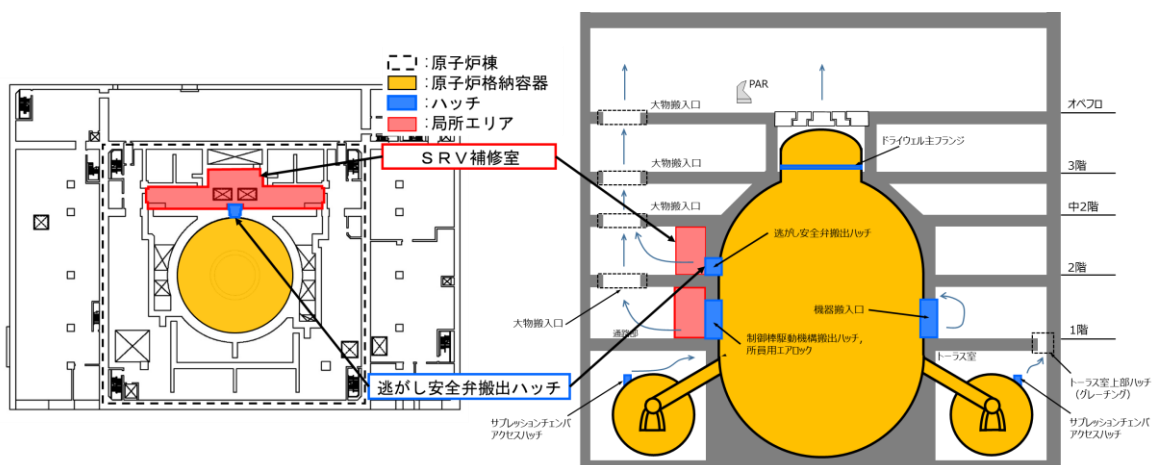


図1.1 SRV補修室の配置（イメージ）

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※
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※
③	排気口 (隣室(上階)と接続)	0.30m×0.30m ×1 箇所	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
④	排気口 (隣室(上階)と接続)	0.30m×0.30m ×1 箇所	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
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※
⑥	排気口(隣室と接続)	0.25m×0.20m ×1 箇所	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
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

※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、0.01m<sup>2</sup>と設定している。

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。



図 1.2 SRV補修室の開口部状況 (イメージ) (1/2)



図 1.2 SRV補修室の開口部状況 (イメージ) (2/2)

## 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。

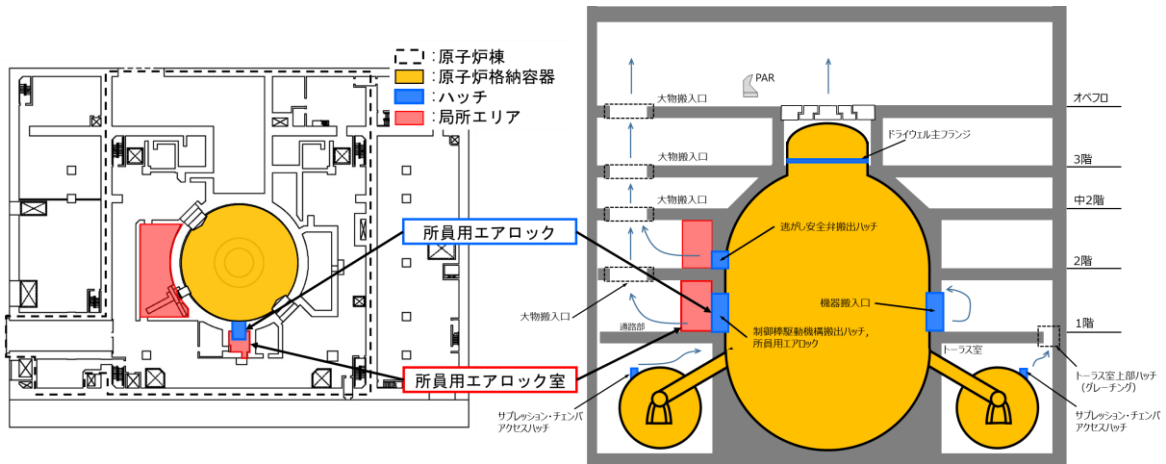


図 2.1 所員用エアロック室の配置（イメージ）

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

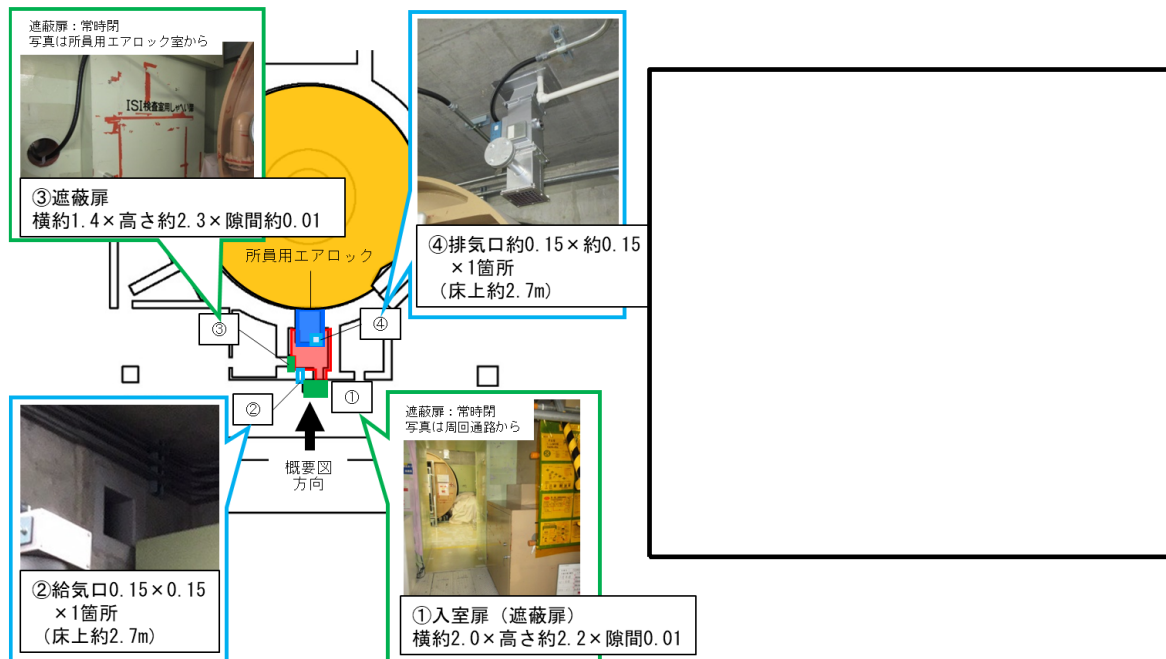


図 2.2 所員用エアロック室の開口部状況 (イメージ)

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。

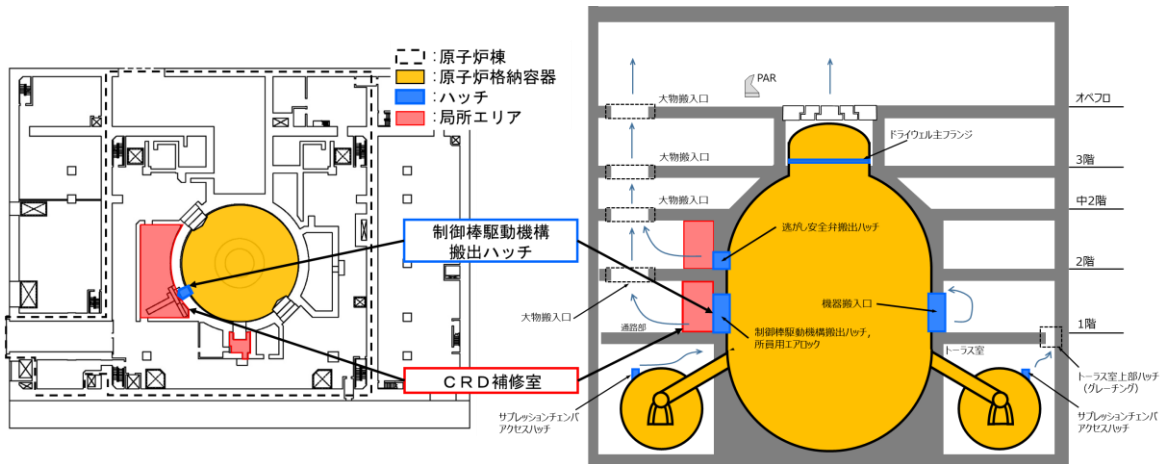


図 3.1 CRD補修室の配置（イメージ）

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、0.01m<sup>2</sup>と設定している。



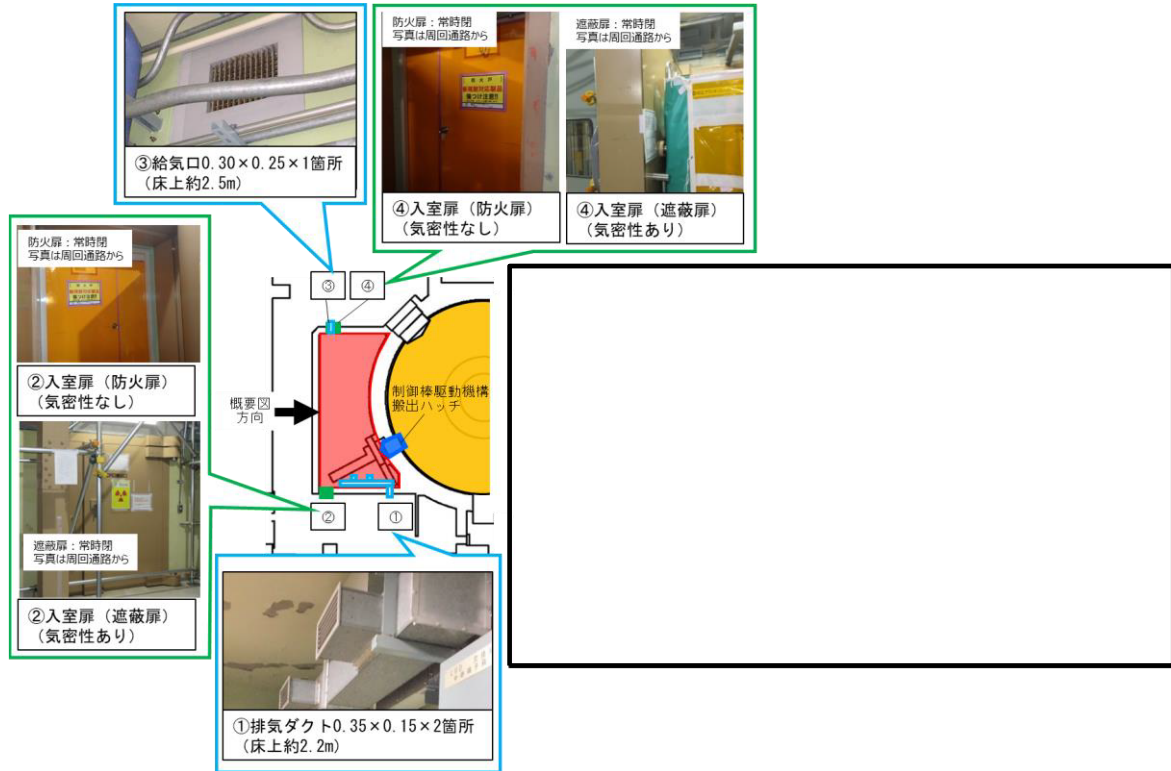


図 3.2 CRD補修室の開口部状況 (イメージ)

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。

## 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。)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。</u></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。)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。</u></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"> <li>第48条（最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備）</li> <li>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）</li> </ul>
	第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器	○	
	圧力開放板	○	<ul style="list-style-type: none"> <li>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）</li> </ul>
	遠隔手動弁操作機構	○	<ul style="list-style-type: none"> <li>第48条（最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備）</li> <li>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）</li> </ul>
	第1ベントフィルタ出口水素濃度	○	<ul style="list-style-type: none"> <li>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）</li> <li>第58条（計装設備）</li> </ul>
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"> <li>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）</li> </ul>
	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"> <li>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）</li> <li>第58条（計装設備）</li> </ul>
	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"> <li>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）</li> <li>第58条（計装設備）</li> </ul>

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と接続し、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、ドライウエル側からの排気では、ドライウエ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共用しない設計とする。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

## 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"> <li>・第48条（最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備）</li> <li>・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）</li> <li>・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）</li> </ul>

- ・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<sup>※1</sup>」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																						
<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物等の損傷を防止するための設備</p> <p>65-5-1 格納容器フィルタベント系 ① (1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="573 1644 695 2769"> <tr> <td>項目 ②</td> <td>運転上の制限 ③</td> </tr> <tr> <td>格納容器フィルタベント系</td> <td>格納容器フィルタベント系が動作可能であること※1※2</td> </tr> </table>	項目 ②	運転上の制限 ③	格納容器フィルタベント系	格納容器フィルタベント系が動作可能であること※1※2	<p>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。</p> <p>② 運転上の制限の対象となる系統・機器 (添付一1) 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。</p> <p>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)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>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。</li> <li>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。</li> <li>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。</li> <li>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。</li> </ul> <p>格納容器フィルタベント系はエアロック等の機器搬出入口が閉鎖されている状態での使用となるため、格納容器内点検を考慮し、点検後の原子炉の状態が起動になるまでの期</p>																			
項目 ②	運転上の制限 ③																							
格納容器フィルタベント系	格納容器フィルタベント系が動作可能であること※1※2																							
<table border="1" data-bbox="737 1644 1234 2769"> <thead> <tr> <th>適用される原子炉の状態 ④</th> <th>設備 ⑤</th> <th>所要数 ⑥</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="7">運転 起動 高温停止</td> <td>第1ベントフィルタスクラバ容器</td> <td>4個</td> </tr> <tr> <td>第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器</td> <td>1個</td> </tr> <tr> <td>圧力開放板</td> <td>1個</td> </tr> <tr> <td>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>※3</td> </tr> <tr> <td>第1ベントフィルタ出口水素濃度</td> <td>※3</td> </tr> <tr> <td>可搬式窒素供給装置</td> <td>※4</td> </tr> <tr> <td>可搬型代替交流電源設備</td> <td>※5</td> </tr> <tr> <td>常設代替交流電源設備</td> <td>※6</td> </tr> <tr> <td>代替所内電気設備</td> <td>※7</td> </tr> </tbody> </table> <p>※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。</p>	適用される原子炉の状態 ④	設備 ⑤	所要数 ⑥	運転 起動 高温停止	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	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	第1ベントフィルタ出口水素濃度	※3	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		
適用される原子炉の状態 ④	設備 ⑤	所要数 ⑥																						
運転 起動 高温停止	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																						
	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																						
	第1ベントフィルタ出口水素濃度	※3																						
	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																							

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

(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	<p>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。</p> <p>および</p> <p>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。</p> <p>および</p> <p>A3. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。</p>	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	<p>B1. 当直長は、高温停止にする。</p> <p>および</p> <p>B2. 当直長は、低温停止にする。</p>	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への備えとして、局所エリアの水素濃度が2.5vol%に到達した場合、ベントを実施することとしているため、局所エリアの水素濃度が可燃限界4 vol%に至ることはないが、局所エリアへの水素滞留を極力避けるために、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が上昇した場合の対応として扉を開放する手順等を整備していく。

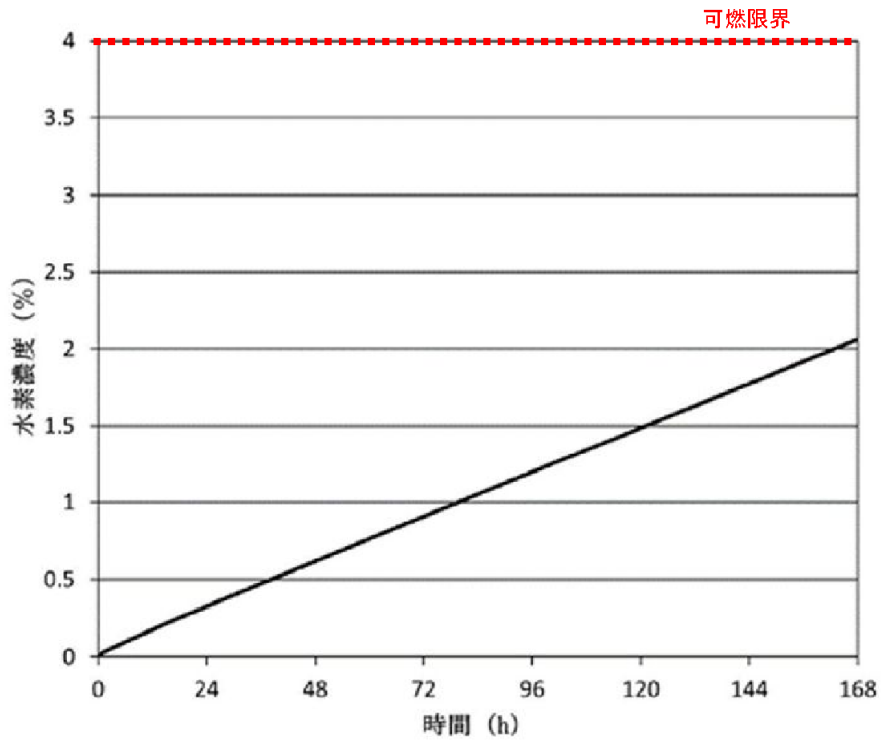


図1 CRD補修室の水素濃度推移  
(局所エリア残留熱代替除去系ケース)

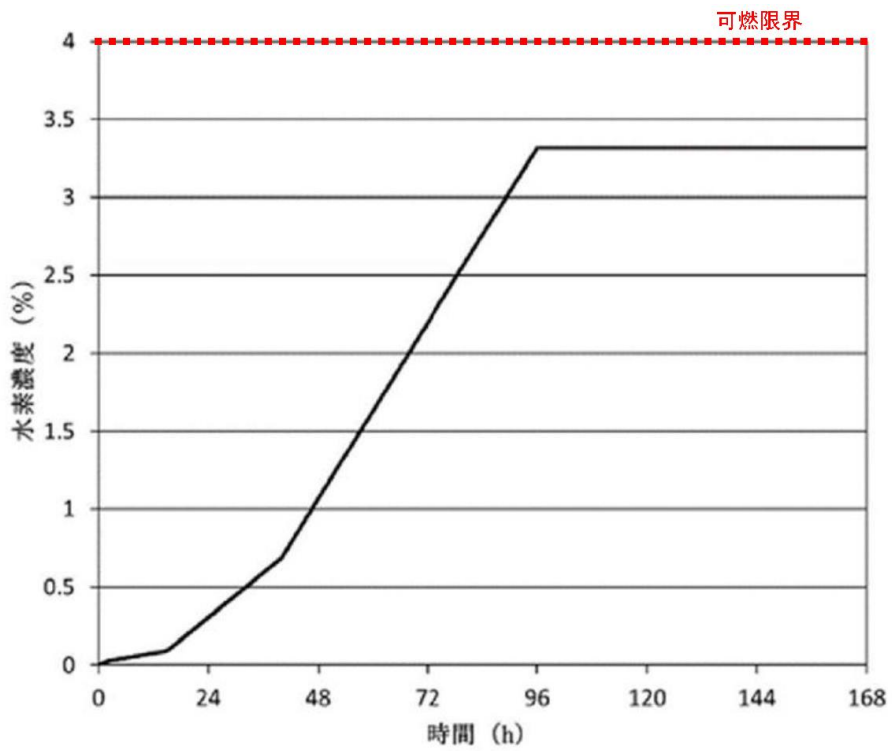


図2 CRD補修室の水素濃度推移  
(局所エリア格納容器フィルタベント系ケース)

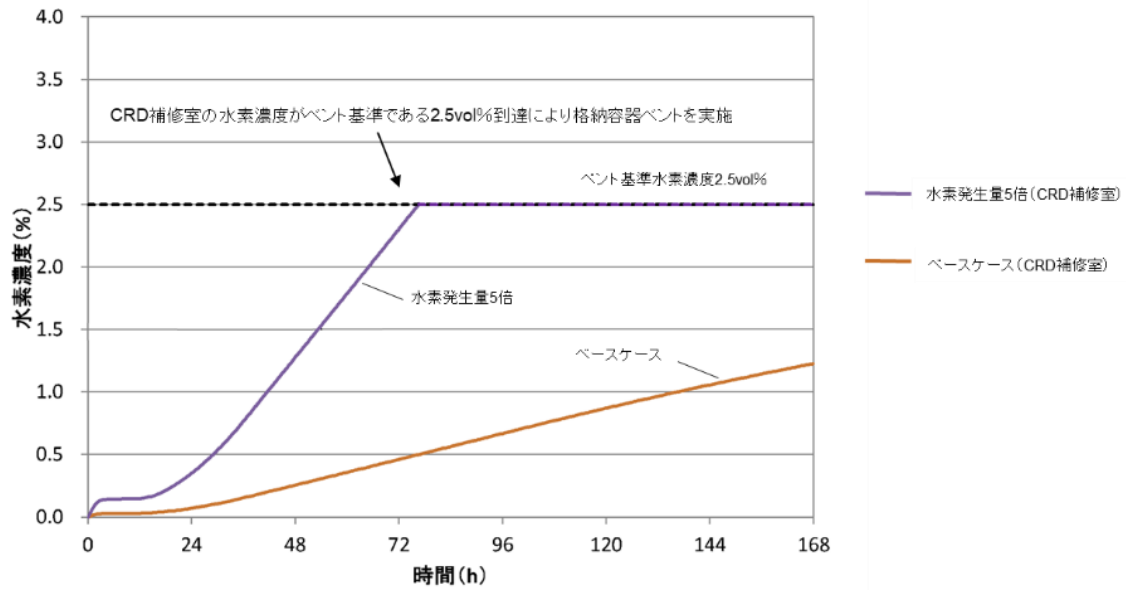


図3 CRD補修室の水素濃度推移  
(水素発生量を増加させた場合の局所エリア代替循環冷却系ケース)

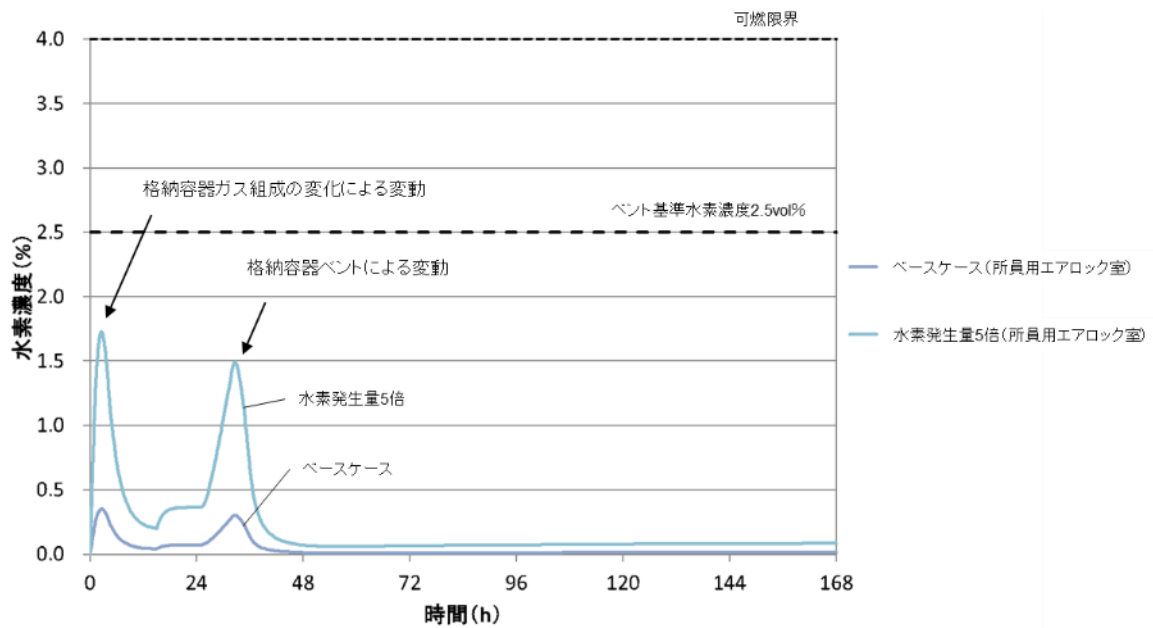


図4 所員用エアロック室の水素濃度推移  
(水素発生量を増加させた場合の局所エリア格納容器ベントケース)

## 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

局所エリアにおける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。

開放する局所エリアの扉の位置を図5に示す。すべての局所エリアの扉は手動で開放可能であり、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。

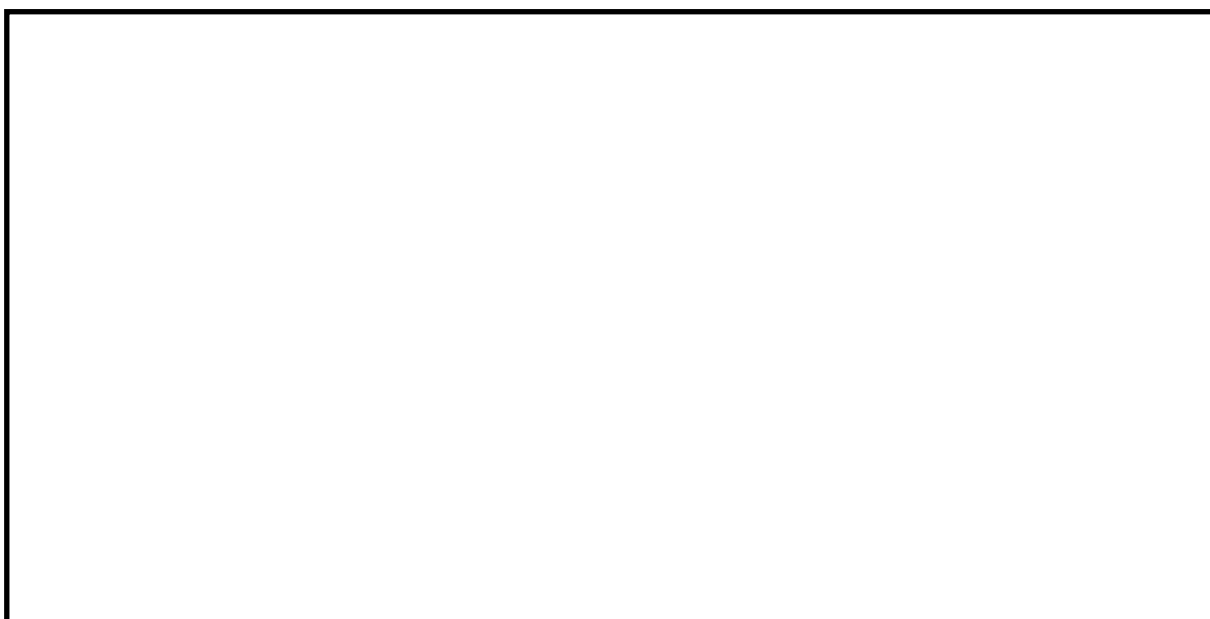


図5 局所エリアと開放する扉の配置図

#### ○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。

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。

## （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1に示す。

表1 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。

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



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
(重大事故等対処設備) 第66条 (中略)	(重大事故等対処設備) [2号炉] 第65条 (中略)	
(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	(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	
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	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	
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)	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)	
1. 3 手順書の整備 (中略)	1. 3 手順書の整備 (中略)	1. 3 手順書の整備 (中略)
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。	1. 3 手順書の整備 (中略)	1. 3 手順書の整備 (中略)

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>3. 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>発電課長および発電所対策本部は、原子炉建屋地上3階（原子炉建屋原子炉棟内）の水素濃度が2.3vol%に到達した場合は、格納容器から原子炉建屋原子炉棟への水素の漏えいを抑制し、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度の上昇を緩和するため、原子炉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>原子炉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>(省略)</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>3. 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>当直副長は、原子炉建屋オペレーティングフロアの天井付近の水素濃度が2.2vol%に到達した場合は、格納容器から原子炉建屋への水素の漏えいを抑制し、原子炉建屋内の水素濃度の上昇を緩和するため、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントを実施する。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置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>(省略)</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>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、格納容器からの原子炉棟内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>(省略)</p>	<p>【島根固有】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>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。</li> </ul>
<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>	