

柏崎刈羽原子力発電所保安規定審査資料	
資料番号	資料 2 (改訂 8)
提出年月日	2023 年 9 月 12 日

柏崎刈羽原子力発電所  
原子炉施設保安規定変更認可申請書  
補足説明資料

2023年9月

東京電力ホールディングス株式会社

枠囲みの内容は、機密事項に属しますので公開できません。

## 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認可申請の内容
3. 設置許可基準規則解釈等の改正内容及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 原子炉建屋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屋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

## 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項各号及び「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。

### 【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) 変更の理由

- 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「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。), 「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。)及び「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」(以下、「SA技術的能力審査基準」という。)により、原子炉格納容器ベントを原子炉建屋の水素防護対策として位置付けることが明確化されたことから、関連箇所である「第66条 重大事故等対処設備」及び「添付3 重大事故等及び大規模損壊対応に係る実施基準」について変更する。

### (2) 施行期日

- a. この規定は、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。  
b. 本規定施行の際、規定の適用については、附則(令和2年10月30日 原規規発第2010305号)で定めるところによる。

【参考： 附則(令和2年10月30日 原規規発第2010305号)】

(施行期日)

#### 第1条

この規定は、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)及び第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7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及び保安規定の改訂方針

BWRにおける原子炉格納容器ベントの原子炉建屋の水素防護対策としての位置付けを明確化するために、以下(1)～(3)の内規が改正された。これを踏まえた保安規定の改訂方針を説明する。

#### (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つてもよい。

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。

#### 【保安規定の改訂方針】

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)等の規定により設置する格納容器圧力逃がし装置について、同規則第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)の規定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、保安規定第66条(重大事故等対処設備)に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として、格納容器圧力逃がし装置のLCO等を規定する。

(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れ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れいを抑制し、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つてもよい。

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】

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)等の規定により設置する格納容器圧力逃がし装置について、同規則第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)の規定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、保安規定第66条(重大事故等対処設備)に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として、格納容器圧力逃がし装置のLCO等を規定する。

(3) SA技術的能力審査基準 (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】**

既認可の保安規定では、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定めている。

今回のSA技術的能力審査基準の改正においてこの主旨がより明確化されるとともに、原子炉格納容器ベントの原子炉建屋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、保安規定においても、「水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防ぐ」ことを含む方針であることを明確化する。

## 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。

### 【保安規定の改訂方針】

既認可の保安規定では、S A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 重大事故等及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、原子炉建屋水素濃度上昇時の原子炉格納容器ベント基準を定めている。

今回のS A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 重大事故等及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屋等の損傷を防止するための手順等」に、原子炉建屋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屋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）
- ・ 2022 年 10 月 5 日付で許可された柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉の発電用原子炉設置変更許可申請書と齟齬のないものであること（添付資料－ 2）
- ・ 原子炉建屋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屋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、保安規定変更認可申請の内容が、以下の要求事項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

柏崎刈羽原子力発電所 7 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

2023年9月

東京電力ホールディングス株式会社

## 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 及び添付 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保安規定変更条項の整理

下表において、保安規定審査基準の要求事項に対する保安規定条文を示す。

保安規定審査基準（運転） (H25.6.19 制定、R1.12.25 最終改正)		保安規定条文		変更 有無
実用炉規則 第92条第1 項第8号イ からハまで 【発電用原 子炉施設の 運転に関す る体制、確認 すべき事項、 異状があつ た場合の措 置等】	1. 発電用原子炉の運転に必要な運転員の確保について定められていること。	第12条	運転員等の確保	—
	2. 発電用原子炉施設の運転管理に係る組織内規程類を作成することが定められていること。	第14条	マニュアルの作成	—
	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	—
	4. 発電用原子炉の起動その他の発電用原子炉の運転に当たって確認すべき事項について定められていること。	第12条の2	運転管理業務	—
		第16条	原子炉起動前の確認事項	—
		第17条	火災発生時の体制の整備	—
		第17条の2	内部溢水発生時の体制の整備	—
		第17条の3	火山影響等発生時の体制の整備	—
		第17条の4	その他自然災害発生時等の体制の整備	—
		第17条の5	有毒ガス発生時の体制の整備	—
	5. 地震、火災、有毒ガス（予期せず発生するものを含む。）等の発生時に講ずべき措置について定められていること。	第17条の6	資機材等の整備	—
		第18条	水質管理	—
	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	原子炉熱出力及び炉心流量	—
		第27条	計測及び制御設備	—
		第28条	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及び高圧代替注水系の系統圧力監視	—
		第33条	原子炉冷却材中のよう素131濃度	—
		第34条	原子炉停止時冷却系その1	—
		第35条	原子炉停止時冷却系その2	—
		第36条	原子炉停止時冷却系その3	—
第37条		原子炉冷却材温度及び原子炉冷却材温度変化率	—	
第38条		原子炉圧力	—	
第39条	非常用炉心冷却系その1	—		
第40条	非常用炉心冷却系その2	—		

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41条 原子炉隔離時冷却系	－
		第42条 主蒸気隔離弁	－
		第43条 格納容器及び格納容器隔離弁	－
		第44条 サプレッション・チェンバからドライウエルへの真空破壊弁	－
		第45条 サプレッションプールの平均水温	－
		第46条 サプレッションプールの水位	－
		第47条 可燃性ガス濃度制御系	－
		第48条 格納容器内の酸素濃度	－
		第49条 原子炉建屋	－
		第50条 原子炉建屋給排気隔離弁	－
		第51条 非常用ガス処理系	－
		第52条 残留熱除去冷却水系及び残留熱除去冷却海水系	－
		第53条 非常用ディーゼル発電設備冷却系	－
		第54条 高压炉心スプレイ系ディーゼル発電設備冷却水系及び高压炉心スプレイ系ディーゼル発電設備冷却海水系	－
		第55条 使用済燃料プールの水位及び水温	－
		第56条 燃料又は制御棒を移動する時の原子炉水位	－
		第57条 中央制御室非常用換気空調系	－
		第58条 外部電源その1	－
		第58条の2 外部電源その2	－
		第58条の3 外部電源その3	－
		第59条 非常用ディーゼル発電機その1	－
		第60条 非常用ディーゼル発電機その2	－
		第61条 非常用ディーゼル発電機燃料油等	－
		第62条 直流電源その1	－
		第63条 直流電源その2	－
		第64条 所内電源系統その1	－
		第65条 所内電源系統その2	－
		第66条 重大事故等対処設備	有
		第67条 原子炉停止中の制御棒1本の引き抜き	－
		第68条 単一制御棒駆動機構の取り外し	－
		第69条 複数の制御棒引き抜きを伴う検査	－
		第70条 原子炉の昇温を伴う検査	－
		第71条 原子炉モードスイッチの切替を伴う検査	－
		－ 特定重大事故等対処施設を構成する設備については別途申請予定	－

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
8. サーベイランスの実施方法については、確認する機能が 必要となる事故時等の条件で必要な性能が発揮できるかどう かを確認（以下「実条件性能確認」という。）するために十分 な方法（事故時等の条件を模擬できない場合等においては、 実条件性能確認に相当する方法であることを検証した代替 の方法を含む。）が定められていること。また、サーベイラ ンス及び要求される措置を実施する時期の延長に関する考え 方、サーベイランスの際のＬＣＯの取扱い等が定められてい ること。	第72条	運転上の制限の確認	—	
	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73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75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76条	異常発生時の基本的な 対応	—
		第77条	異常時の措置	—
		第78条	異常収束後の措置	—
		第17条の 9	電源機能等喪失時の体 制の整備	—
	添付1	原子炉がスクラムした 場合の運転操作基準	—	
	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。	第74条	予防保全を目的とした 保全作業を実施する場 合	—
		第11条	構成及び定義	—
		第18条の 2	原子炉冷却材圧力バウ ンダリの隔離弁管理	—
	実用炉規則 第92条第1 項第11号 【線量、線量 当量、汚染の 除去等】	1. 放射線業務従事者が受ける線量について、線量限度を超え ないための措置（個人線量計の管理の方法を含む。）が定めら れていること。	第100条	放射線業務従事者の線 量管理等
第103条			放射線計測器類の管理	—
2. 国際放射線防護委員会（ICRP）が1977年勧告で示 した放射線防護の基本的考え方を示す概念（as low as reasonably achievable. 以下「ALARA」という。）の精 神にのっとり、放射線業務従事者が受ける線量を管理するこ とが定められていること。		第92条	放射線管理に係る基本 方針	—
		第100条	放射線業務従事者の線 量管理等	—
3. 実用炉規則第78条に基づく床、壁等の除染を実施すべき 表面汚染密度の明確な基準が定められていること。		第101条	床、壁等の除染	—
4. 管理区域及び周辺監視区域境界付近における線量当量率等 の測定に関する事項が定められていること。		第102条 の2	外部放射線に係る線量 当量率等の測定	—
5. 管理区域内で汚染のおそれのない区域に物品又は核燃料物 質等を移動する際に講ずべき事項が定められていること。		第104条	管理区域外等への搬出 及び運搬	—
6. 核燃料物質等（新燃料、使用済燃料及び放射性固体廃棄物 を除く。）の工場又は事業所の外への運搬に関する行為（工場 又は事業所の外での運搬中に関するものを除く。）が定めら れていること。なお、この事項は、第13号又は第14号に おける運搬に関する事項と併せて定められていてもよい。		第104条	管理区域外等への搬出 及び運搬	—
		第105条	発電所外への運搬	—
7. 原子炉等規制法第61条の2第2項により認可を受けた場 合においては、同項により認可を受けた放射能濃度の測定及 び評価の方法に基づき、当該認可を受けた申請書等において 記載された内容を満足するよう、同条第1項の確認を受けよ うとする物に含まれる放射性物質の放射能濃度の測定及び 評価を行い、適切に取り扱うことが定められていること。な お、この事項は、放射性廃棄物との仕分け等を明確にするた め、第14号における放射性廃棄物の管理に関する事項と併 せて定められていてもよい。		—	〔クリアランス規定 は、採用していないた め、保安規定に記載な し〕	—
8. 放射性廃棄物でない廃棄物の取扱いに関することについて は、「原子力施設における「放射性廃棄物でない廃棄物」の取 扱いについて（指示）」（平成20・04・21原院第1号（平	第88条の 2	放射性廃棄物でない廃 棄物の管理	—	

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
	成20年5月27日原子力安全・保安院制定（NISA-111a-08-11）を参考として定められていること。なお、この事項は、放射性廃棄物との仕分け等を明確にするため、第14号における放射性廃棄物の管理に関する事項と併せて定められていてもよい。	第88条の3	事故由来放射性物質の降下物の影響確認	－
		第93条	管理区域の設定及び解除	－
		第94条	管理区域内における区域区分	－
		第97条	管理区域出入者の遵守事項	－
		第101条	床、壁等の除染	－
		第104条	管理区域外等への搬出及び運搬	－
		添付3	重大事故等及び大規模損壊対応に係る実施基準	有*
実用炉規則第92条第1項第16号【設計想定事象等に係る発電用原子炉施設の保全に関する措置】	1. 許可を受けたところによる基本設計ないし基本的設計方針に則した対策が機能するよう、想定する事象に応じて、次に掲げる措置を講ずることが定められていること。 (1) 発電用原子炉施設の必要な機能を維持するための活動に関する計画を策定し、要員を配置するとともに、計画に従って必要な活動を行わせること。特に、当該計画には、次に掲げる事項を含めること。 イ 火災 可燃物の管理、消防吏員への通報、消火又は延焼の防止その他消防隊が火災の現場に到着するまでに行う活動に関すること。 ロ 火山現象による影響（影響が発生するおそれを含む。以下「火山影響等」という。） ① 火山影響等発生時における非常用交流動力電源設備の機能を維持するための対策に関すること。 ② ①に掲げるもののほか、火山影響等発生時における代替電源設備その他の炉心を冷却するために必要な設備の機能を維持するための対策に関すること。 ③ ②に掲げるもののほか、火山影響等発生時に交流動力電源が喪失した場合における炉心の著しい損傷を防止するための対策に関すること。 ハ 重大事故に至るおそれのある事故（運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を除く。）又は重大事故（以下「重大事故等」という。） ① 重大事故等発生時における炉心の著しい損傷を防止するための対策に関すること。 ② 重大事故等発生時における原子炉格納容器の破損を防止するための対策に関すること。 ③ 重大事故等発生時における使用済燃料貯蔵設備に貯蔵する燃料体の著しい損傷を防止するための対策に関すること。 ④ 重大事故等発生時における原子炉停止時の燃料体の著しい損傷を防止するための対策に関すること。 ⑤ 重大事故等（原子炉建屋への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによるものを除く。）発生時における特定重大事故等対処施設を用いた対策（上記①から④までの対策に関することを含む。）に関すること。 ⑥ 発生する有毒ガスからの運転員等の防護に関すること。 ニ 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発電用原子炉施設の大規模な損壊（以下「大規模損壊」という。） ① 大規模損壊発生時における大規模な火災が発生した場合における消火活動に関すること。 ② 大規模損壊発生時における炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関すること。 ③ 大規模損壊発生時における原子炉格納容器の破損を	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、その他自然災害及び有毒ガス対応に係る実施基準	－
		添付3	重大事故等及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>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。</p> <p>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</p> <p>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）及び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。 ○ 保安規定及び社内規定文書（二次文書他）等に記載しない場合の考え方を記載する。
該当規定文書	○ 該当する社内規定文書（二次文書他）を記載する。
記載内容の概要	○ 該当する社内規定文書（二次文書他）の具体的な記載内容を記載する。

保安規定審査基準等の要求事項に対する保安規定への記載内容

関連する実用炉規則	保安規定審査基準(運転), SA技術的能力審査基準	原子炉施設保安規定		社内規定文書	
		記載すべき内容	記載の考え方	該当規定文書	記載内容の概要
<p><b>第92条(保安規定)</b> 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。</p> <p>八 発電用原子炉施設の運転に関することであって、次に掲げるもの イ 発電用原子炉の運転を行う体制の整備に関すること。 ロ 発電用原子炉の運転に当たって確認すべき事項及び運転の操作に必要な事項 ハ 異状があった場合の措置に関すること(第十五号に掲げるものを除く。)</p>	<p><b>実用炉規則第92条第1項第8号イからハまで</b> <b>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</b> (中略) 7. 発電用原子炉施設の重要な機能に関して、安全機能を有する系統及び機器、重大事故等対処設備(特定重大事故等対処施設を構成する設備を含む。)等について、運転状態に対応した運転上の制限(Limiting Conditions for Operation。以下「LCO」という。)、LCOを逸脱し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。</p>	<p>(重大事故等対処設備) 第66条 〔7号炉〕 原子炉の状態に応じて、次の各号の重大事故等対処設備<sup>*1</sup>は、表66-1から表66-19で定める事項を運転上の制限とする。 (1) 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備 (2) 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 (3) 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備 (4) 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 (5) 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備 <u>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</u> (6) 原子炉格納容器内の冷却等のための設備 (7) 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備 (8) 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備 (9) 使用済燃料プールの冷却等のための設備 (10) 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備 (11) 重大事故等の収束に必要な水の供給設備 (12) 電源設備 (13) 計装設備 (14) 運転員が中央制御室にとどまるための設備 (15) 監視測定設備 (16) 緊急時対策所 (17) 通信連絡を行うために必要な設備</p>	<p>・格納容器圧力逃がし装置について、設置許可基準規則第53条(水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備)に適合するために必要な設備としての位置付けを明確化するため、LCO等を設定する。 ・添付資料-5参照</p>	<p>・NM-51 運転管理基本マニュアル(既存)</p>	<p>・重大事故等対処設備について記載している。(記載済)</p>

保安規定審査基準等の要求事項に対する保安規定への記載内容

関連する実用炉規則	保安規定審査基準(運転), SA技術的能力審査基準	原子炉施設保安規定		社内規定文書	
		記載すべき内容	記載の考え方	該当規定文書	記載内容の概要
		(18) アクセスルートの確保 (19) 可搬型代替注水ポンプ(A-2級) 2. 重大事故等対処設備が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため, 次号を実施する。 (1)各GMは, 原子炉の状態に応じて表66-1から表66-19の確認事項を実施し, その結果を当直長に通知する。 3. 当直長は, 重大事故等対処設備が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合, 表66-1から表66-19の措置を講じる。  ※1:可搬型設備の系統には, 資機材等を含む。			



保安規定審査基準等の要求事項に対する保安規定への記載内容

関連する実用炉規則	保安規定審査基準(運転), SA技術的能力審査基準	原子炉施設保安規定		社内規定文書	
		記載すべき内容	記載の考え方	該当規定文書	記載内容の概要
<p><b>第 92 条(保安規定)</b> 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。</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関すること。</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関する措置)</b> 法第四十三条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関して、法第四十三条の三の五第一項又は第四十三条の三の八第一項の許可を受けたところ(法第四十三条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関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て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関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、当該計画に従っ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関すること。</p> <p>(2) 原子炉格納容器の破損を防止するための対策に関すること。</p> <p>(3) 使用済燃料貯蔵設備に貯蔵する燃料</p>	<p><b>実用炉規則第 92 条第 1 項第 16 号</b> <b>設計想定事象等に係る発電用原子炉施設の保全に関する措置</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、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</p>	<p>(重大事故等発生時の体制の整備)</p> <p>第17条の7 [7号炉]</p> <p>[変更なし]</p>	<p>・ 実用炉規則及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>		

保安規定審査基準等の要求事項に対する保安規定への記載内容

関連する実用炉規則	保安規定審査基準(運転), SA技術的能力審査基準	原子炉施設保安規定		社内規定文書	
		記載すべき内容	記載の考え方	該当規定文書	記載内容の概要
<p>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) 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 (中略)</p> <p>二、三 (中略)</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>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>添付3 重大事故等及び大規模損壊対応に係る実施基準(第17条の7及び第17条の8関連)</p> <p>[変更あり]</p>	<p>・ SA 技術的能力審査基準の改正を踏まえ、水素爆発に係る原子炉建屋等の損傷の防止に係る記載を追加するが、実用炉規則及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>		
	<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>添付3 重大事故等及び大規模損壊対応に係る実施基準(第17条の7及び第17条の8関連)</p>			

保安規定審査基準等の要求事項に対する保安規定への記載内容

関連する実用炉規則	保安規定審査基準(運転), SA技術的能力審査基準	原子炉施設保安規定		社内規定文書	
		記載すべき内容	記載の考え方	該当規定文書	記載内容の概要
	<p>1. 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><b>【要求事項】</b></p> <p>(中略)</p> <p><b>【解釈】</b></p> <p>1 手順書の整備は、以下によること。</p> <p>a) (中略)</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><u>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。</u></p> <p>(中略)</p>	<p>重大事故等及び大規模損壊対応に係る実施基準</p> <p>(中略)</p> <p>1.3 手順書の整備</p> <p>(1) 各GMは、重大事故等発生時において、事象の種類及び事象の進展に応じて、重大事故等に的確かつ柔軟に対処できるようマニュアルを整備する。</p> <p>また、使用主体に応じて、運転員が使用するマニュアル(以下「運転操作手順書」という。)及び緊急時対策要員が使用するマニュアル(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及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>(中略)</p> <p>ウ. 発電GM及び直営作業GMは、炉心の著しい損傷、格納容器の破損及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及び緊急時対策本部用手順書に定める。</p> <p>(中略)</p> <p>重大事故等の発生及び拡大の防止に必要な措置の運用手順等</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屋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。</p>	<p>・ NM-51-5・KK-H1-567AM 設備別操作手順書(既存)</p> <p>・ NM-51-5・KK-H1-514・521 事故時運転操作手順書(EOP・SOP)(既存)</p> <p>・ NM-59-2・KK-S1-101 緊急時対策本部運営要領(既存)</p>	<p>・ 各事象に応じた判断基準を「事故時操作手順」に明確にしている。(記載済)</p>

保安規定審査基準等の要求事項に対する保安規定への記載内容

関連する実用炉規則	保安規定審査基準(運転), SA技術的能力審査基準	原子炉施設保安規定		社内規定文書	
		記載すべき内容	記載の考え方	該当規定文書	記載内容の概要
	<p>1. 7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等</p> <p><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。 (1) 原子炉格納容器の過圧破損の防止 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。 b) (中略)</p> <p>(中略)</p>	<p>(中略)</p> <p>表7 操作手順 7. 格納容器の過圧破損を防止するための手順等 (中略)</p> <p>対応手段等 1. 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱 当直副長は、残留熱除去系及び代替循環冷却系の運転ができず格納容器内の圧力を620kPa[gage]以下に抑制する見込みがない場合、又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、格納容器の破損を防止するため、格納容器圧力逃がし装置により格納容器内の圧力及び温度を低下させる。 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁(空気作動弁、電動弁)の駆動源や制御電源が喪失した場合は、隔離弁を遠隔で手動操作することにより格納容器内の圧力及び温度を低下させる。 (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、炉心の著しい損傷の緩和及び格納容器の破損防止のために必要な操作が完了した場合<sup>*2</sup>。</p> <p>※1:格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)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、又は格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)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:炉心の著しい損傷を防止するために原子炉圧力容器への注水を実施する必要がある場合、又は格納容器の破損を防止するために格納容器内ヘスプレイを実施する必要がある場合は、これらの操作を完了した後に格納容器ベントの準備を開始する。ただし、原子炉の冷却ができない場合、又は格納容器内の冷却ができ</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>・ NM-51-5・KK-H1-521 事故時運転操作手順書(SOP)(既存) ・ NM-51-5・KK-H1-567 AM設備別操作手順書(既存)</p>	<p>・ 手順着手の判断基準及び操作手順について記載している。(記載済)</p>



保安規定審査基準等の要求事項に対する保安規定への記載内容

関連する実用炉規則	保安規定審査基準(運転), SA技術的能力審査基準	原子炉施設保安規定		社内規定文書	
		記載すべき内容	記載の考え方	該当規定文書	記載内容の概要
	<p>1. 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) <u>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。</u></p> <p>b) <u>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</u></p>	<p>ない場合は、速やかに格納容器ベントの準備を開始する。</p> <p>(中略)</p> <p>表10 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、<u>静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制、原子炉建屋内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</u>を目的とする。</p> <p>対応手段等</p> <p>1. 原子炉建屋内の水素濃度監視 (中略)</p> <p>2. 静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制 (中略)</p> <p>3. <u>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</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p>(配慮すべき事項)</p> <p>○非常用ガス処理系の停止</p> <p>(中略)</p>	<p>・ SA 技術的能力審査基準の改正を踏まえ、格納容器圧力逃がし装置により、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上昇を緩和する目的を明確化する。</p> <p>・ 格納容器圧力逃がし装置により、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上昇を緩和する手順を追加する。なお、具体的な手順は既認可において表7に定めているため、表7と紐づけている。</p>	<p>・ NM-51-5・KK-H1-521 事故時運転操作手順書(SOP)(既存)</p> <p>・ NM-51-5・KK-H1-567 AM設備別操作手順書(既存)</p>	<p>・ 手順着手の判断基準及び操作手順について記載している。(記載済)</p>

保安規定審査基準等の要求事項に対する保安規定への記載内容

関連する実用炉規則	保安規定審査基準(運転), SA技術的能力審査基準	原子炉施設保安規定		社内規定文書																																				
		記載すべき内容	記載の考え方	該当規定文書	記載内容の概要																																			
	<p>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。</p> <p>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。</p> <p>(省略)</p>	<p>表20 重大事故等対策における操作の成立性(7/22)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>操作手順</th> <th>対応手段</th> <th>要員</th> <th>要員数</th> <th>想定時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>9</td> <td>耐圧強化ラインの窒素ガスパージ</td> <td>緊急時対策要員</td> <td>4</td> <td>約360分</td> </tr> <tr> <td>9</td> <td>水素濃度及び酸素濃度の監視(格納容器内雰囲気計装による格納容器内の監視)</td> <td>運転員 (中央制御室、現場)</td> <td>4</td> <td>約25分</td> </tr> <tr> <td>9</td> <td>代替電源による必要な設備への給電</td> <td colspan="3">操作手順14と同様</td> </tr> <tr> <td>9</td> <td>代替原子炉補機冷却系による冷却水確保<sup>※1</sup></td> <td colspan="3">操作手順5と同様</td> </tr> <tr> <td>10</td> <td>代替電源による必要な設備への給電</td> <td colspan="3">操作手順14と同様</td> </tr> <tr> <td>10</td> <td>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</td> <td colspan="3">操作手順7と同様</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	耐圧強化ラインの窒素ガスパージ	緊急時対策要員	4	約360分	9	水素濃度及び酸素濃度の監視(格納容器内雰囲気計装による格納容器内の監視)	運転員 (中央制御室、現場)	4	約25分	9	代替電源による必要な設備への給電	操作手順14と同様			9	代替原子炉補機冷却系による冷却水確保 <sup>※1</sup>	操作手順5と同様			10	代替電源による必要な設備への給電	操作手順14と同様			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	操作手順7と同様			<p>・ 操作手順10への「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」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>		
操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間																																				
9	耐圧強化ラインの窒素ガスパージ	緊急時対策要員	4	約360分																																				
9	水素濃度及び酸素濃度の監視(格納容器内雰囲気計装による格納容器内の監視)	運転員 (中央制御室、現場)	4	約25分																																				
9	代替電源による必要な設備への給電	操作手順14と同様																																						
9	代替原子炉補機冷却系による冷却水確保 <sup>※1</sup>	操作手順5と同様																																						
10	代替電源による必要な設備への給電	操作手順14と同様																																						
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	操作手順7と同様																																						

柏崎刈羽原子力発電所 7 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

2023年9月

東京電力ホールディングス株式会社

## 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当たっては、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）

#### 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）項の「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。  
また、二次文書他に記載するものについてはその理由を明確にする。
- 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，設置変更許可申請書（本文）の内容を記載する。
	設置変更許可申請書（添付書類）	○「黒字」により，設置変更許可申請書（添付書類）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，記載に当たっては，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。 ○保安規定及び下部規定文書（二次文書他）等に記載しない場合の考え方を記載する。
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（二次文書他）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（二次文書他）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り運用段階への反映は必要ないと考えられる項目を除く，保安規定に記載すべき内容について，以下のとおり整理する。

黒字(赤下線)：変更箇所  
 黒字(青下線)：要求事項を実施する行為者

上流文書（設置変更許可申請書）から保安規定への記載内容（本文五号+添付書類八）  
 【9.3 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備】  
 【9.6 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備】

設置変更許可申請書【本文】 R4.10.5	設置変更許可申請書【添付書類八】 R4.10.5	原子炉施設保安規定		下部規定文書	
		記載すべき内容	記載の考え方	該当規定文書	記載内容の概要
<p>五、発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備</p> <p>リ 原子炉格納施設の構造及び設備</p> <p>(3) 非常用格納容器保護設備の構造</p> <p>(iii) 重大事故等対処設備</p> <p>b. 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。</p> <p>原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備のうち、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための設備として、代替循環冷却系を設ける。また、原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすための設備として、格納容器圧力逃がし装置を設ける。</p> <p>(4) その他の主要な事項</p> <p>(iii) 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>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うち、原子炉建屋等の損傷を防止するための水素濃度制御設備として、静的触媒式水素再結合物及び静的触媒式水素再結合物動作監視装置を設ける。また、原子炉建屋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、原子炉建屋水素濃度監視設備を設ける。</p>	<p>9.3 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備</p> <p>9.3.1 概要</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。</p> <p>原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備の系統概要図を第9.3-1 図から第9.3-4 図に示す。</p> <p>9.3.2 設計方針</p> <p>原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備のうち、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための設備として、代替循環冷却系を設ける。また、原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすための設備として、格納容器圧力逃がし装置を設ける。</p> <p>9.6 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備</p> <p>9.6.1 概要</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止するために必要な重大事故等対処設備を設置する。</p> <p>水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備の構造図及び系統概要図を第9.6-1 図から第9.6-3 図に示す。</p> <p>9.6.2 設計方針</p> <p>水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備のうち、原子炉建屋等の損傷を防止するための水素濃度制御設備として、静的触媒式水素再結合物及び静的触媒式水素再結合物動作監視装置を設ける。また、原子炉建屋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、原子炉建屋水素濃度監視設備を設ける。</p>	<p>(重大事故等対処設備)</p> <p>第66条 〔7号炉〕</p> <p>原子炉の状態に応じて、次の各号の重大事故等対処設備<sup>※1</sup>は、表66-1から表66-19で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>表66-5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備</p> <p>原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備</p> <p>水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備</p> <p><u>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</u></p> <p>表66-8 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>66-8-1 静的触媒式水素再結合物</p> <p>66-8-2 原子炉建屋内の水素濃度監視</p>	<p>・設置許可基準規則解釈第53条の要求を踏まえ、同規則第50条等の規定により設置する格納容器圧力逃がし装置について、同規則第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ため、LCO等を設定する。</p> <p>・添付資料-5 参照</p>	<p>・NM-51 運転管理基本マニュアル(既存)</p> <p>・重大事故等対処設備について記載している。(記載済)</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 + 添付書類十）  
 【5.1 重大事故等対策】

設置変更許可申請書【本文】 R4.10.5	設置変更許可申請書【添付書類十】 R4.10.5	原子炉施設保安規定		下部規定文書	
		記載すべき内容	記載の考え方	該当規定文書	記載内容の概要
<p>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に必要な技術的能力</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, 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, 確実に格納容器圧力逃がし装置等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>5. 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>5.1.4 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, 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, 確実に格納容器圧力逃がし装置等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, 発電所対策本部長の権限と責任において, 当直副長が格納容器圧力逃がし装置等によるベントを実施する。</p>	<p>添付3          重大事故等及び大規模損壊対応に係る実施基準</p> <p>1. 3 手順書の整備</p> <p>ウ. <u>発電GM及び直営作業GM</u>は, 炉心の著しい損傷, <u>格納容器の破損及び水素爆発による原子炉建屋等の損傷</u>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及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, 又は, 格納容器からの異常漏えいが発生した場合に, 確実に格納容器圧力逃がし装置等の使用が行えるようにする判断基準</p>	<p>・設置変更許可本文記載事項のため保安規定に記載している。</p> <p>・保安規定においては, 格納容器ベントの原子炉建屋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>・NM-51-5・KK-H1-567AM 設備別操作手順書 (既存)</p> <p>・NM-51-5・KK-H1-514・521 事故時運転操作手順書 (EOP・SOP) (既存)</p> <p>・NM-59-2・KK-S1-101 緊急時対策本部運営要領 (既存)</p> <p>【各操作の判断基準】</p>	<p>・各事象に応じた以下の判断基準を「事故時操作手順」に明確にしている。(記載済)</p> <p>・格納容器圧力が限界圧力に達する前, 又は, 格納容器からの異常漏えいが発生した場合に, 確実に格納容器圧力逃がし装置等の使用が行えるようにする判断基準 (記載済)</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 + 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】

設置変更許可申請書【本文】 R4.10.5	設置変更許可申請書【添付書類十 追補】 R4.10.5	原子炉施設保安規定		下部規定文書	
		記載すべき内容	記載の考え方	該当規定文書	記載内容の概要
<p>第10-1表 重大事故等対策における手順書の概要 (7/19)</p> <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>(対応手段等)</p> <p>○格納容器圧力逃がし装置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代替循環冷却系の運転によって原子炉格納容器内の圧力を620kPa[gage]以下に抑制する見込みがない場合、又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、原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器圧力逃がし装置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>格納容器圧力逃がし装置の隔離弁（空気作動弁、電動弁）の駆動源や制御電源が喪失した場合は、隔離弁を遠隔で手動操作すること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>1.7.2 重大事故等時の手順</p> <p>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</p> <p>(1) 交流電源が健全である場合の対応手順</p> <p>a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p> <p>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、及び代替循環冷却系の運転が期待できない場合は、サブプレッション・チェンバ・プール水以外の水源を用いた原子炉格納容器内へのスプレーを実施しているため、サブプレッション・チェンバ・プール水位が上昇するが、外部水源注水制限値に到達した場合は、このスプレーを停止するため、原子炉格納容器内の圧力を620kPa[gage]以下に抑制できる見込みがなくなることから、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱を実施し、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屋に漏えいする可能性があることから、原子炉建屋オペレーティングフロア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屋オペレーティングフロア以外のエリアの水素濃度並びに静的触媒式水素再結合器動作監視装置の出入口温度の監視を行い、原子炉建屋内において異常な水素ガスの漏えいを検知した場合は原子炉格納容器内に滞留した水素ガスを排出することで、原子炉建屋への水素ガスの漏えいを防止する。</p>	<p>添付3 表7</p> <p>7. 格納容器の過圧破損を防止するための手順等</p> <p>対応手段等</p> <p>1. 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱</p> <p>当直副長は、残留熱除去系及び代替循環冷却系の運転ができず格納容器内の圧力を620kPa[gage]以下に抑制する見込みがない場合、又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、格納容器の破損を防止するため、格納容器圧力逃がし装置により格納容器内の圧力及び温度を低下させる。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置の隔離弁（空気作動弁、電動弁）の駆動源や制御電源が喪失した場合は、隔離弁を遠隔で手動操作することにより格納容器内の圧力及び温度を低下させる。</p>	<p>・設置変更許可本文記載事項のため保安規定に記載している。</p> <p>・行為内容を遂行する実施者及び実施内容に関する事項は、保安規定に記載せず下部規定に記載している。</p>	<p>・NM-51-5・KK-H1-521 事故時運転操作手順書(SOP)(既存)</p> <p>・NM-51-5・KK-H1-567 AM設備別操作手順書(既存)</p>	<p>・手順書の判断基準及び操作手順について記載している。(記載済)</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 + 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】

設置変更許可申請書【本文】 R4.10.5	設置変更許可申請書【添付書類十 追補】 R4.10.5	原子炉施設保安規定		下部規定文書	
		記載すべき内容	記載の考え方	該当規定文書	記載内容の概要
<p>(対応手段等)</p> <p>○格納容器圧力逃がし装置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代替循環冷却系の運転によって原子炉格納容器内の圧力を620kPa[gage]以下に抑制する見込みがない場合、又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、原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器圧力逃がし装置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>格納容器圧力逃がし装置の隔離弁（空気作動弁、電動弁）の駆動源や制御電源が喪失した場合は、隔離弁を遠隔で手動操作すること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>(2) 全交流動力電源喪失時の対応手順</p> <p>a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）</p> <p>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代替循環冷却系の運転が期待できない場合は、サブプレッション・チェンバ・プール水以外の水源を用いた原子炉格納容器内へのスプレーを実施しているため、サブプレッション・チェンバ・プール水位が上昇するが、外部水源注水制限値に到達した場合は、このスプレーを停止するため、原子炉格納容器内の圧力を620kPa[gage]以下に抑制できる見込みがなくなることから、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱を実施し、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屋に漏えいする可能性があることから、原子炉建屋オペレーティングフロア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屋オペレーティングフロア以外のエリアの水素濃度並びに静的触媒式水素再結合器動作監視装置の出入口温度の監視を行い、原子炉建屋内部において異常な水素ガスの漏えいを検知した場合は原子炉格納容器内に滞留した水素ガスを排出することで、原子炉建屋への水素ガスの漏えいを防止する。</p>	<p>対応手段等</p> <p>1. 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱</p> <p>当直副長は、残留熱除去系及び代替循環冷却系の運転ができず格納容器内の圧力を620kPa[gage]以下に抑制する見込みがない場合、又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、格納容器の破損を防止するため、格納容器圧力逃がし装置により格納容器内の圧力及び温度を低下させる。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置の隔離弁（空気作動弁、電動弁）の駆動源や制御電源が喪失した場合は、隔離弁を遠隔で手動操作することにより格納容器内の圧力及び温度を低下させる。</p>	<p>・設置変更許可本文記載事項のため保安規定に記載している。</p> <p>・行為内容を遂行する実施者及び実施内容に関する事項は、保安規定に記載せず下部規定に記載している。</p>	<p>・NM-51-5・KK-H1-521 事故時運転操作手順書(SOP)(既存)</p> <p>・NM-51-5・KK-H1-567 A M 設備別操作手順書(既存)</p>	<p>・手順着手の判断基準及び操作手順について記載している。(記載済)</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 + 添付書類十）  
 【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】 R4.10.5	設置変更許可申請書【添付書類十 追補】 R4.10.5	原子炉施設保安規定		下部規定文書	
		記載すべき内容	記載の考え方	該当規定文書	記載内容の概要
<p>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）          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、静的触媒式水素再結合物による水素濃度抑制及び原子炉建屋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>1.10.2.2 水素爆発による原子炉建屋等の損傷防止のための対応手順</p> <p>1.10.2.5 重大事故等時の対応手段の選択          重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.10.9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屋トップベント          原子炉建屋オペレーティングフロアの水素濃度を原子炉建屋水素濃度により監視し、静的触媒式水素再結合物の動作状況を静的触媒式水素再結合物動作監視装置により監視する。          静的触媒式水素再結合物の動作により、原子炉建屋内の水素濃度の上昇は抑制されるが、仮に原子炉建屋内に漏えいした水素ガスが静的触媒式水素再結合物で処理しきれない場合は、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。それでもなお原子炉建屋内の水素濃度が低下しない場合は、原子炉建屋の水素爆発を防止するため、原子炉建屋トップベントにより水素ガスの排出を実施する。</p>	<p>添付3 表10          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          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物による水素濃度抑制、原子炉建屋内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          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><u>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。</u></p> <p><u>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。</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している。</p> <p>・保安規定においては、格納容器ベントの原子炉建屋の水素爆発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>・保安規定においては、格納容器ベントの原子炉建屋の水素防護対策としての位置付け明確化のため、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手順を追加する。</p> <p>・自主対策設備を使用する手順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している。</p>	<p>・NM-51-5・KK-H1-521 事故時運転操作手順書（SOP）（既存）</p> <p>・NM-51-5・KK-H1-567 AM 設備別操作手順書（既存）</p>	<p>・手順着手の判断基準及び操作手順について記載している。（記載済）</p>



柏崎刈羽原子力発電所7号炉

原子炉建屋水素濃度に基づく  
原子炉格納容器ベント基準の妥当性について

2023年9月

東京電力ホールディングス株式会社

## 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
    1. 2. 1 原子炉建屋オペレーティングフロアでの判断が妥当であること
    1. 2. 2 2.2vol%での判断が妥当であること
  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（代替循環冷却系）
    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（格納容器ベント）
    2. 5 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（代替循環冷却系）
    2. 6 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（格納容器ベント）
    2. 7 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（代替循環冷却系）
    2. 8 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（格納容器ベント）
    2. 9 自主対策設備の使用を考慮した解析ケース（代替循環冷却系）
    2. 10 自主対策設備の使用を考慮した解析ケース（格納容器ベント）
    2. 11 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

S A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、原子炉格納容器ベントのBWRにおける原子炉建屋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屋水素濃度に基づく原子炉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。

S A技術的能力審査基準改正内容 (改正箇所は赤下線)

(1) 適合性審査で説明したベント基準

- 柏崎刈羽原子力発電所6号及び7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」で示しているとおおり、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 2.2vol%到達時に原子炉建屋水素爆発防止のための原子炉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

- 現状の原子炉建屋オペレーティングフロア水素濃度 2.2vol%到達時のベント基準が、「1.1 はじめに」に記載のSA技術的能力審査基準の改正内容に対して妥当であることを確認する
- 水素挙動の評価については、一定の条件を仮定したものであり、その結果には大きな不確かさを含んでいることから、不確かさを考慮したうえで現状の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、原子炉建屋における水素爆発防止のための原子炉格納容器ベント基準（原子炉建屋オペレーティングフロア水素濃度 2.2vol%）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。

### 1. 原子炉建屋オペレーティングフロアでの判断が妥当であること

- 水素の滞留によって、下層階が可燃限界に到達しないこと

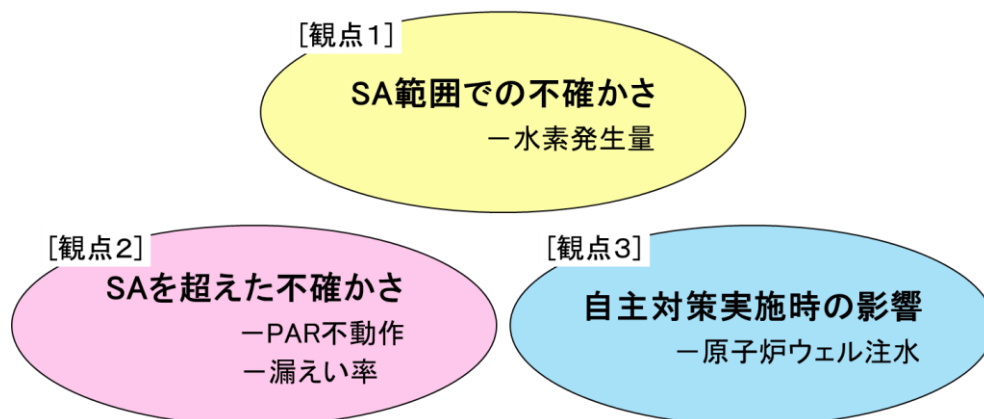
### 2. 2.2vol%での判断が妥当であること

- 炉心損傷が生じた場合、改良 EPDM 製シール材の採用等により既許可申請における「添付書類十 追補 2. II 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価」で示しているとおりの原子炉格納容器耐性が向上していることを踏まえて、原子炉建屋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で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（4vol%）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2点の観点に加えて、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。

原子炉建屋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。原子炉建屋全体及び局所エリアについては、観点1の直接的な不確かさであるSA範囲内での水素発生量の影響を確認する。一方、原子炉建屋全体は、建屋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屋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℃・2Pd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、ドライウェル主フランジからの漏えい抑制を目的とした原子炉ウェ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ベントケースにて原子炉ウェ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

原子炉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、ダクトもしくは周回通路へ流れる。また、「1. 2. 1 (3) ベースケース解析 (代替循環冷却系)」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。周回通路は機器搬入用ハッチを通じてフロア間で接続されており、漏えいした水素は原子炉建屋オペレーティングフロアへと移行することを解析により確認している。図 1.2.2 に局所エリアから原子炉建屋オペレーティングフロアまでの水素流路のイメージ図を示している。このため、原子炉建屋オペレーティングフロアの水素濃度を原子炉格納容器ベント判断基準としている。

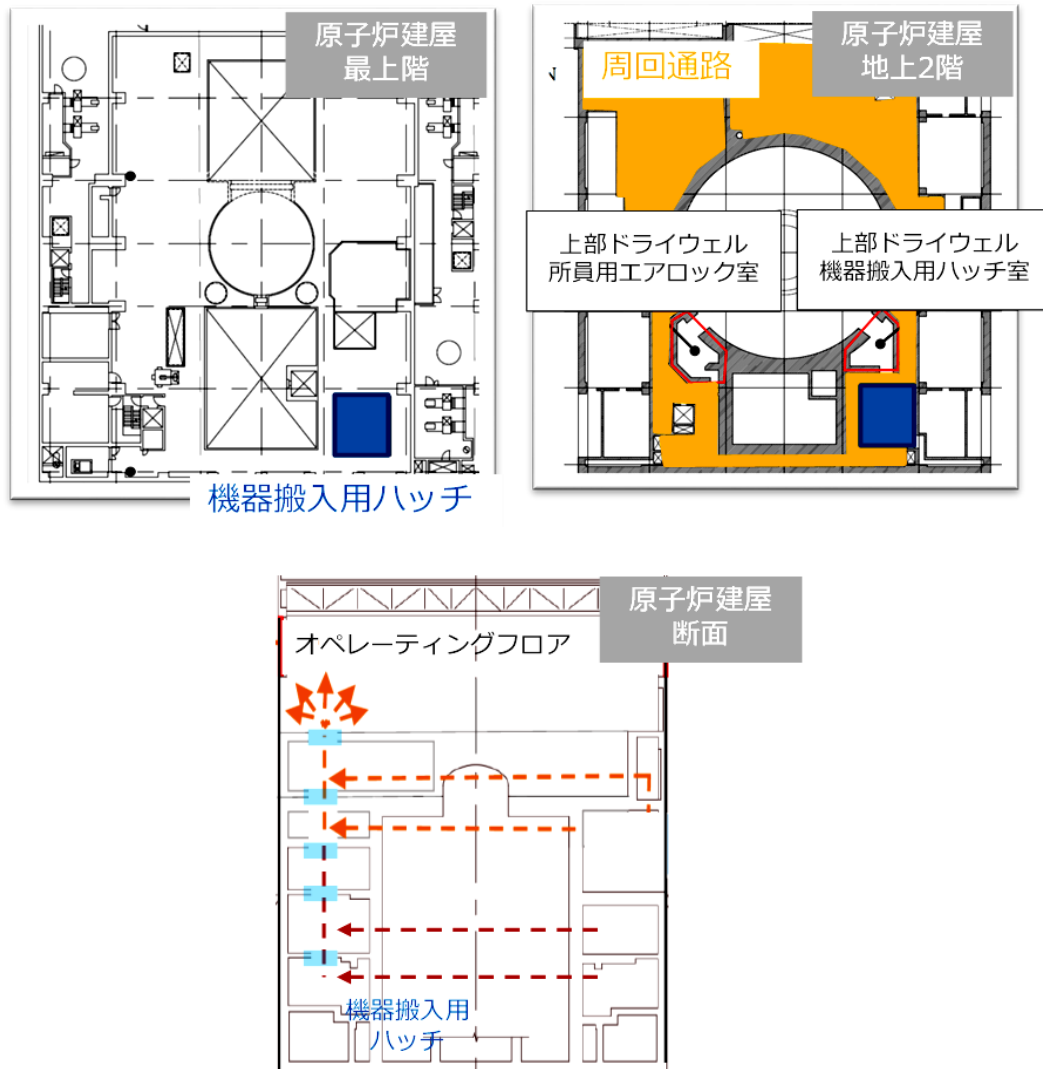


図 1.2.2 局所エリアから原子炉建屋オペレーティングフロアまでの水素流路イメージ



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、原子炉建屋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. 1（2）評価シナリオの選定の考え方」で説明する。

一方、観点2のうちPAR不動作については、PARの設置位置が原子炉建屋オペレーティングフロアであることから、局所エリアへの直接的な影響はない。そのため、建屋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箇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、特定箇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、建屋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（格納容器頂部注水）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、建屋全体の評価において不確かさを踏まえた妥当性を確認する。

1. 2. 1 原子炉建屋オペレーティングフロアでの判断が妥当であること

水素の滞留によって、下層階が可燃限界に到達しないことを以下図 1.2.3 に示すとおり、原子炉建屋全体の挙動を確認する原子炉建屋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（扉の隙間や給排気）などを精緻に模擬して、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）

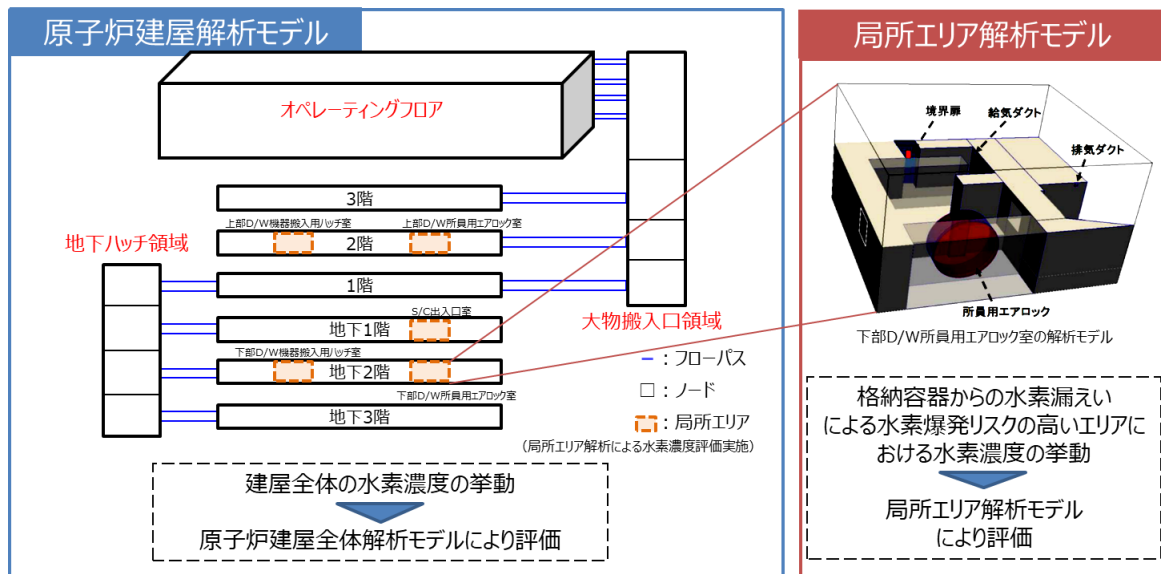


図 1.2.3 原子炉建屋解析モデル簡易図

(1) 評価における原子炉格納容器漏えい率の設定の考え方

a. 原子炉格納容器フランジシール部の健全性

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

そこで当社では、図 1.2.4 に示すとおり、原子炉格納容器フランジ部への改良 EPDM 製シール材の採用、バックアップシール材<sup>\*</sup>を塗布し、漏えい防止対策を強化している。また、シール材に対して限界圧力、限界温度下での漏えい試験を行い、漏えいがないことを図 1.2.5 のとおりの試験にて確認している。（<sup>\*</sup>：所員用エアロックは除く）

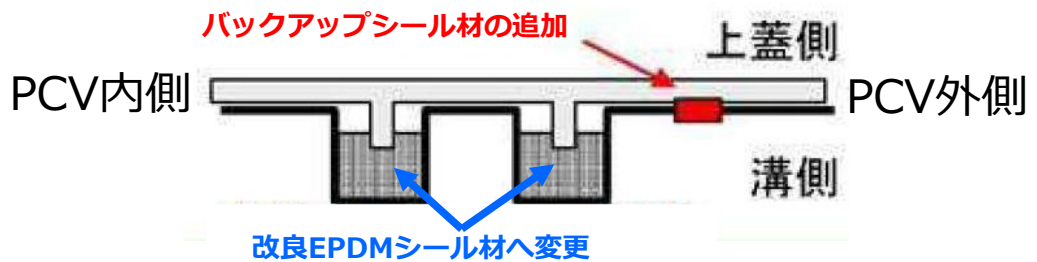
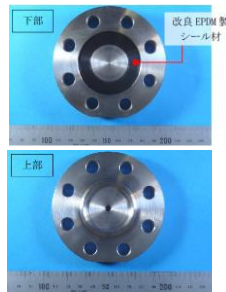


図 1.2.4 格納容器フランジ部構造



He漏えい試験の様子



試験体

改良EPDMシール材 He漏えい試験結果

No.	曝露条件	放射線照射量	変位	0.3MPa	0.65MPa	0.9MPa
1	乾熱 200℃, 168h	800kGy	なし	○	○	○
			0.8mm	○	○	○
2	蒸気 1MPa, 250℃, 168h	800kGy	なし	○	○	○
			0.8mm	○	○	○
3	蒸気 1MPa, 250℃, 168h	800kGy	なし	○	○	○
			0.8mm	○	○	○

○：漏えい及び圧力降下なし

バックアップシール材 He漏えい試験結果(乾熱曝露)

No.	高温曝露条件	0.2MPa	0.3MPa	0.4MPa	0.5MPa	0.62MPa	放射線照射量
1	300℃, 73h	○	○	○	○	○	827kGy
2	350℃, 73h	○	○	○	○	○	827kGy

○：漏えい及び圧力降下なし

バックアップシール材 He漏えい試験結果(蒸気曝露)

No.	蒸気曝露条件	0.3MPa	0.65MPa	0.9MPa	放射線照射量
1	1MPa, 250℃, 168h	○	○	○	819kGy
2	1MPa, 250℃, 168h	○	○	○	819kGy
3	1MPa, 250℃, 168h	○	○	○	819kGy

○：漏えい及び圧力降下なし



He漏えい試験の様子



試験体

図 1.2.5 EPDM 製シール材試験、バックアップシール材試験の概要及び評価結果

原子炉格納容器の限界圧力(620kPa[gage])・限界温度(200℃)における漏えい率は、約1%/day (AEC式より)であることを評価している。

上記を考慮し、原子炉格納容器漏えい率を保守的に1.5%/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フランジから保守的に漏えいしたとして、原子炉建屋内の水素拡散挙動評価を行い、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屋への漏えい箇所は、表 1.2.1 に示しており、リークポテンシャルである各フロアのフランジ部、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 1.2.1 漏えい想定箇所と漏えい割合

漏えい フロア	漏えい箇所	周長 [mm]	周長 割合	漏えい量 割合	漏えいの対象と する局所エリア
地上 4階	原子炉格納容器 トップヘッド フランジ				—
地上 2階	上部ドライウエル 機器搬入用ハッチ				上部ドライウエル 機器搬入用ハッチ室
	ISI用ハッチ				
	上部ドライウエル 所員用エアロック				上部ドライウエル 所員用エアロック室
地下 1階	サブプレッション チェンバ出入口				サブプレッション チェンバ出入口室
地下 2階	下部ドライウエル 機器搬入用ハッチ				下部ドライウエル 機器搬入用ハッチ室
	下部ドライウエル 所員用エアロック				下部ドライウエル 所員用エアロック室

枠囲みの内容は、機密事項に属しますので公開できません。

## (2) 評価シナリオの選定の考え方

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

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

原子炉建屋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屋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、代替循環冷却系を使用する場合と格納容器圧力逃がし装置を使用する場合の2ケースがあり、その双方について原子炉建屋水素挙動解析を実施して、その影響を確認している。

(3) ベースケース解析（代替循環冷却系）

既許可申請まとめ資料別添資料-3の「2.2.2 静的触媒式水素再結合器の効果について」で示している原子炉建屋内の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

原子炉建屋内の水素挙動の解析ケースは、表 1.2.2 に示すとおりドライウエル主フランジ（PCV 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）」における代替循環冷却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代替循環冷却系を使用する場合における各パラメータを、原子炉建屋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、原子炉格納容器圧力 2Pd 時の漏えい率（AEC 式にて約 1%/day）に余裕を見た漏えい率として 1.5 %/day とし、代替循環冷却系による格納容器除熱後は、格納容器圧力を包絡する条件とした。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 1.2.2 水素漏えい量の分配条件

漏えいフロア	漏えい箇所	口径[mm]	周長[mm]※1	周長割合※2	漏えい量割合※3
4F	PCV 主フランジ				
2F	所員用エアロック				
	ISI 用ハッチ				
	機器搬入用ハッチ				
B1F	S/C 出入口				
B2F	機器搬入用ハッチ				
	所員用エアロック				

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

※2 周長割合=漏えい箇所の周長/各漏えい箇所の周長合計値。

※3 各フロアの周長割合合計値を各フロアの漏えい量割合とする。「MAAP 包絡」の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。

枠囲みの内容は、機密事項に属しますので公開できません。

表 1.2.3 原子炉格納容器からの漏えい条件

項目	D/W			S/C		
	0～24h	24～84h	84～168h	0～24h	24～84h	84～168h
圧力	620 kPa[g] (2 Pd)	465 kPa[g] (1.5 Pd)	310 kPa[g] (1 Pd)	620 kPa[g] (2 Pd)	465 kPa[g] (1.5 Pd)	310 kPa[g] (1 Pd)
温度	200 °C		171 °C	200 °C		171 °C
水蒸気分率	46 %	41 %	33 %	40 %	35 %	27 %
水素分率	33 %			39 %		
窒素分率	21 %	26 %	34 %	21 %	26 %	34 %
格納容器 漏えい率	1.5%/day	1.0%/day	0.75%/day	1.5%/day	1.0%/day	0.75%/day
備考	4 階、2 階の漏えい条件			地下 1 階、地下 2 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



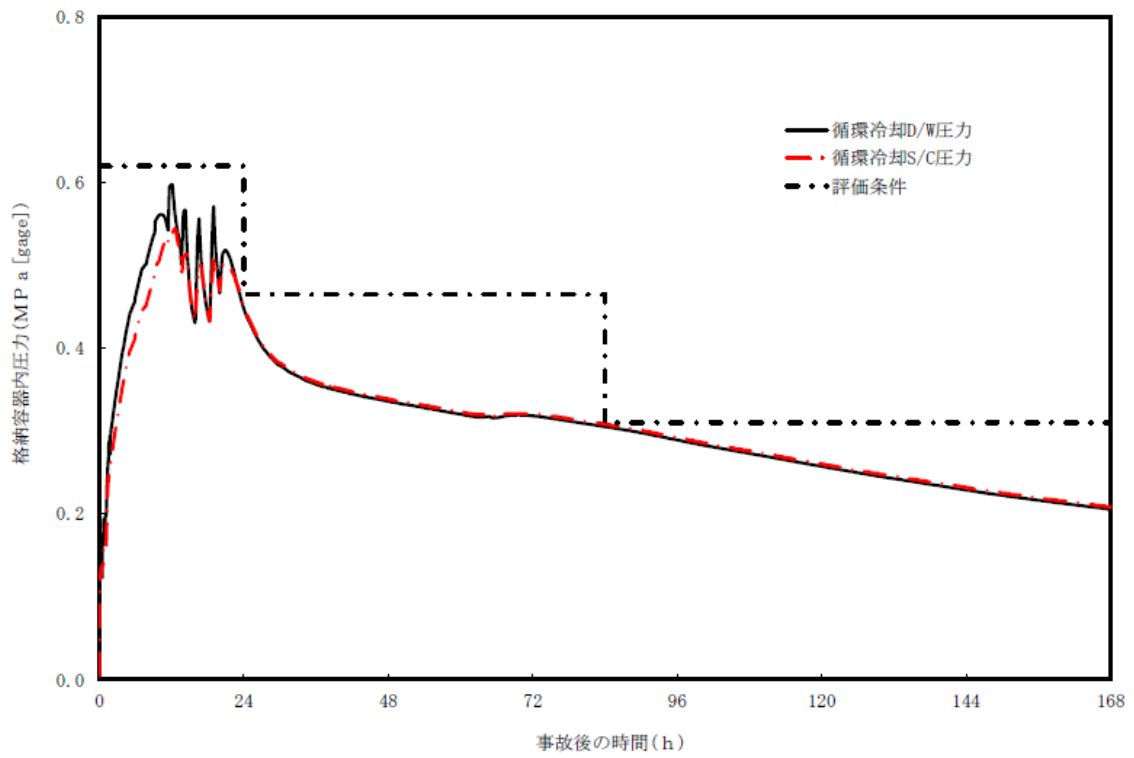


図 1.2.6 格納容器圧力の評価条件（代替循環冷却系）

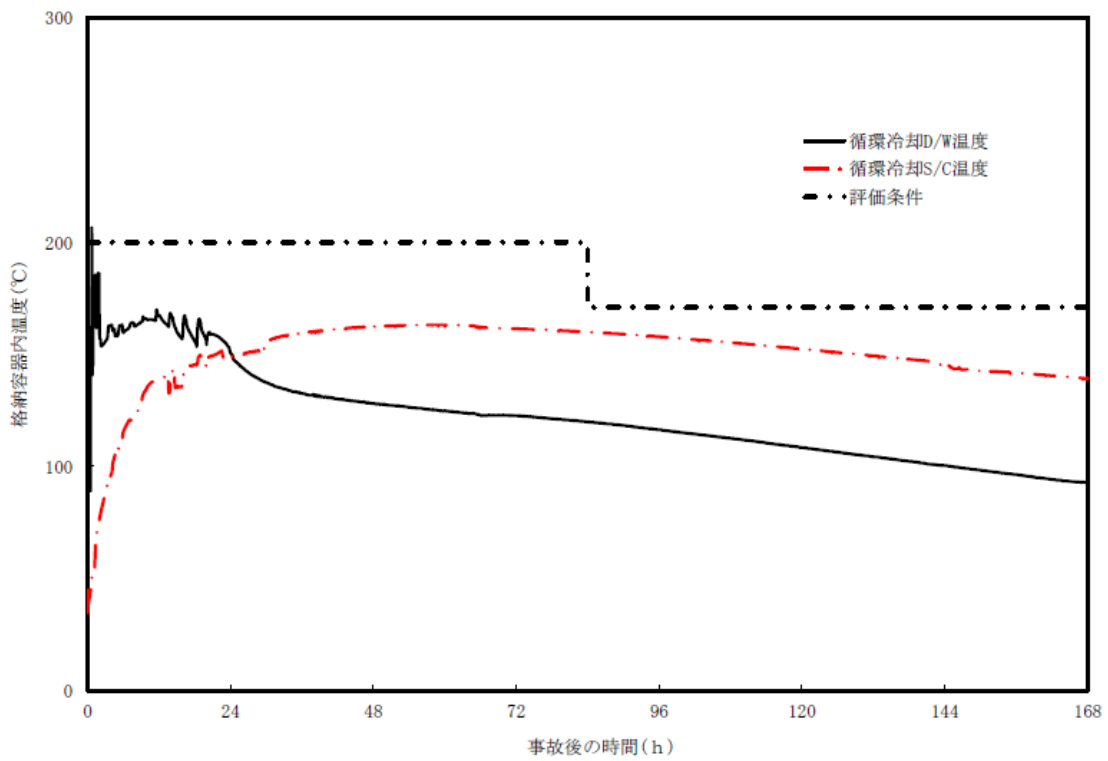


図 1.2.7 格納容器温度の評価条件（代替循環冷却系）

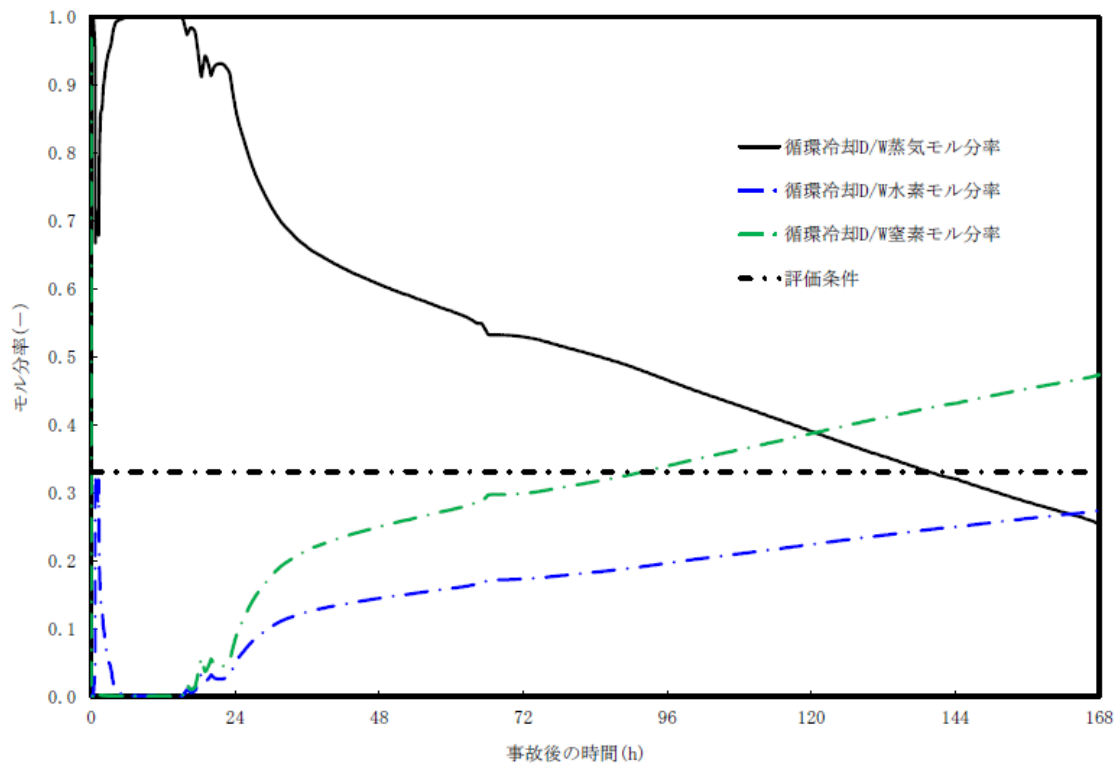


図 1.2.8 ドライウェルガス組成の解析条件（代替循環冷却系）

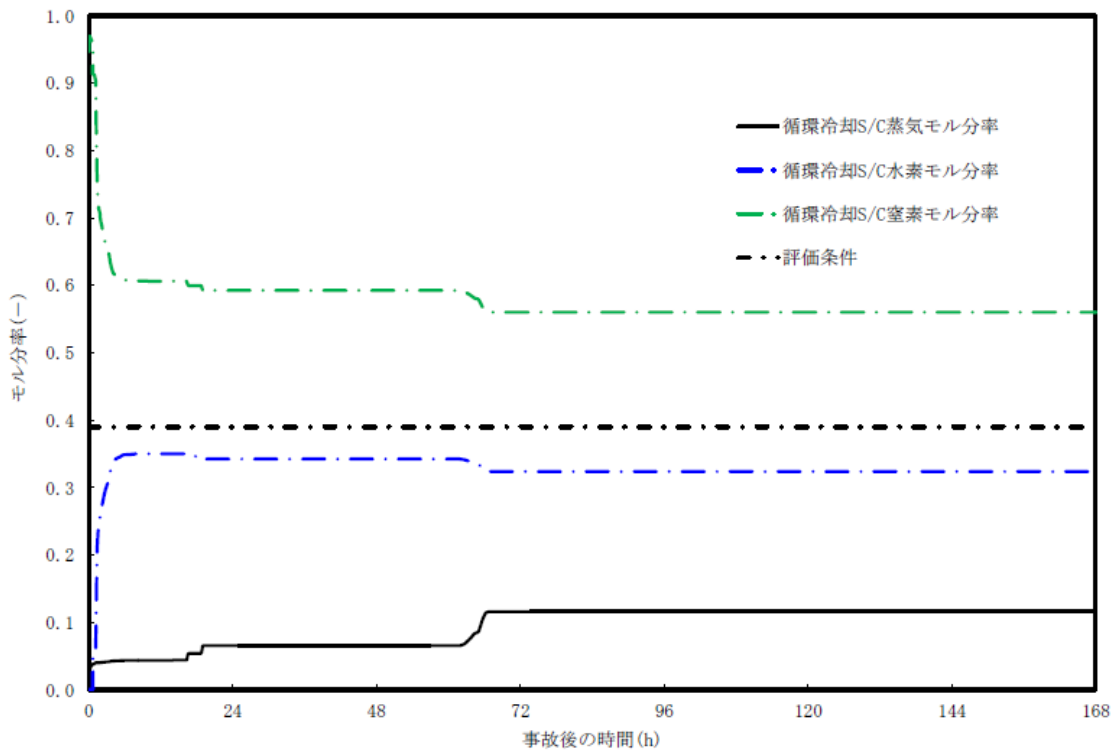


図 1.2.9 サプレッションチェンバガス組成の解析条件（代替循環冷却系）

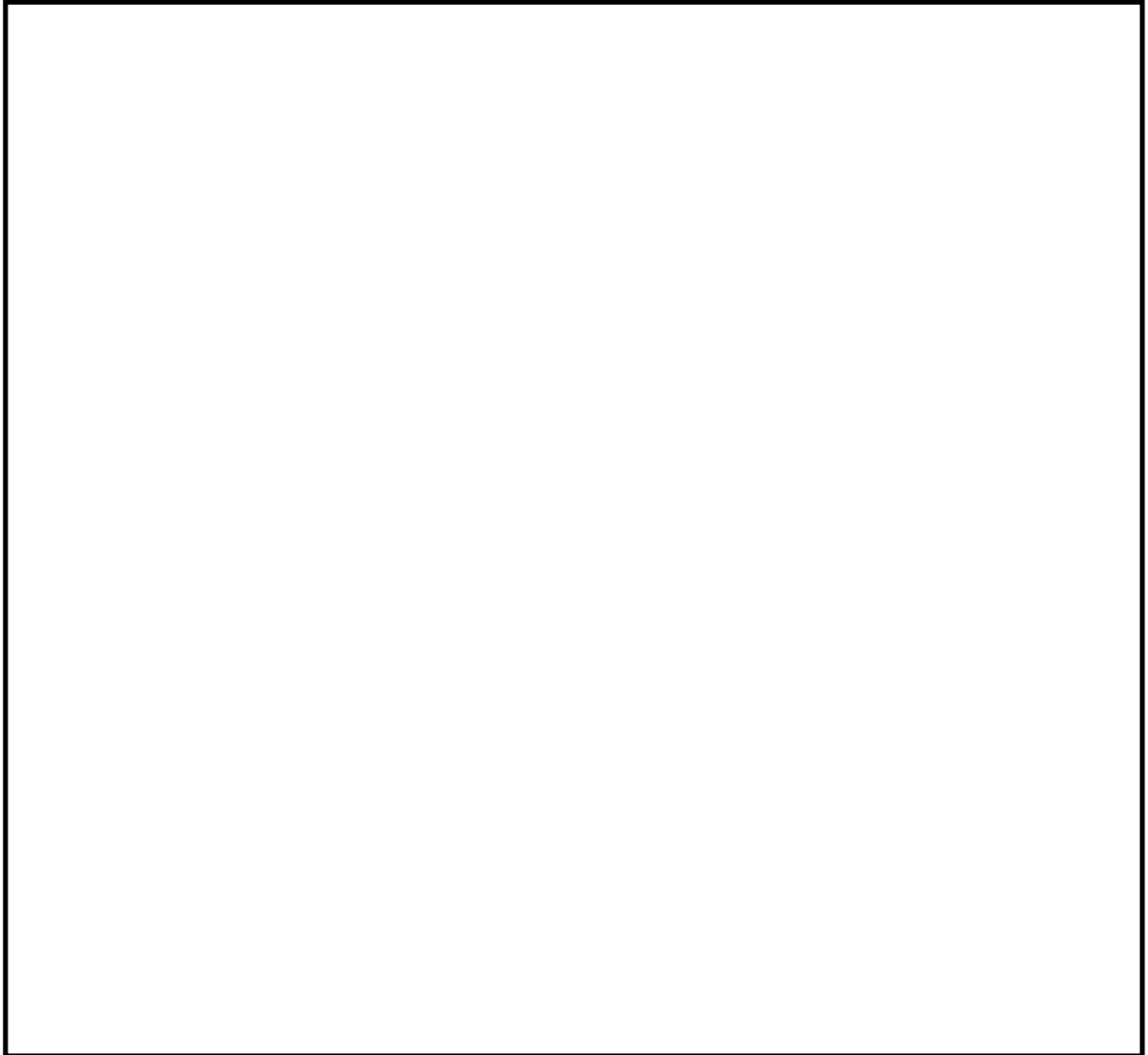


図 1.2.10 原子炉建屋の GOTHIC 解析モデル

枠囲みの内容は、機密事項に属しますので公開できません。

表 1.2.4 その他解析条件

No	項目	解析条件	備考
1	原子炉建屋原子炉区域の条件 (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) ハッチ開口面積 (固定)	大気圧  40℃  相対湿度 70%の空気  4 階: 36100m <sup>3</sup> 3 階: 3400m <sup>3</sup> 2 階: 2200m <sup>3</sup> 1 階: 3900m <sup>3</sup> 地下 1 階: 1200m <sup>3</sup> 地下 2 階: 7100m <sup>3</sup> 地下 3 階: 6100m <sup>3</sup>  4 階-3 階: 44.5m <sup>2</sup> 3 階-2 階: 60.6m <sup>2</sup> 2 階-1 階: 57.5m <sup>2</sup> 1 階-地下 1 階: 11.02m <sup>2</sup> 地下 1 階-地下 2 階: 7.25m <sup>2</sup> 地下 2 階-地下 3 階: 4.05m <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  原子炉建屋地上 4 階の容積は, 低減率 0.85 とする。(躯体分, 機器配管分を差し引いた値)  原子炉建屋地上 4 階以外の容積は, 原子炉建屋原子炉区域内の区画の床面積×高さにより算出  原子炉建屋原子炉区域のハッチ寸法より算出
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	原子炉建屋地上 4 階	原子炉建屋原子炉区域の気密性を考慮し設定
4	放熱条件 (1) 内壁熱伝達率 (原子炉建屋地上 4 階壁面)  (2) 壁厚さ (固定)  (3) 壁内熱伝導率 (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: 514.8m <sup>2</sup> 上部壁: 2281.6m <sup>2</sup> 天井: 2360.16m <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 原子炉建屋原子炉区域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

枠囲みの内容は、機密事項に属しますので公開できません。

b. 評価結果

代替循環冷却系を使用する場合の原子炉格納容器ドライウェル主フランジ (PCV 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屋内の水素挙動を図 1.2.11 に示す。

図 1.2.11 に示すとおり、水素濃度が 1.5vol%に到達した時点で PAR による水素処理が開始されることにより、原子炉建屋内の水素濃度上昇が抑制され、原子炉建屋の水素濃度ベント基準に至らないことを確認した。

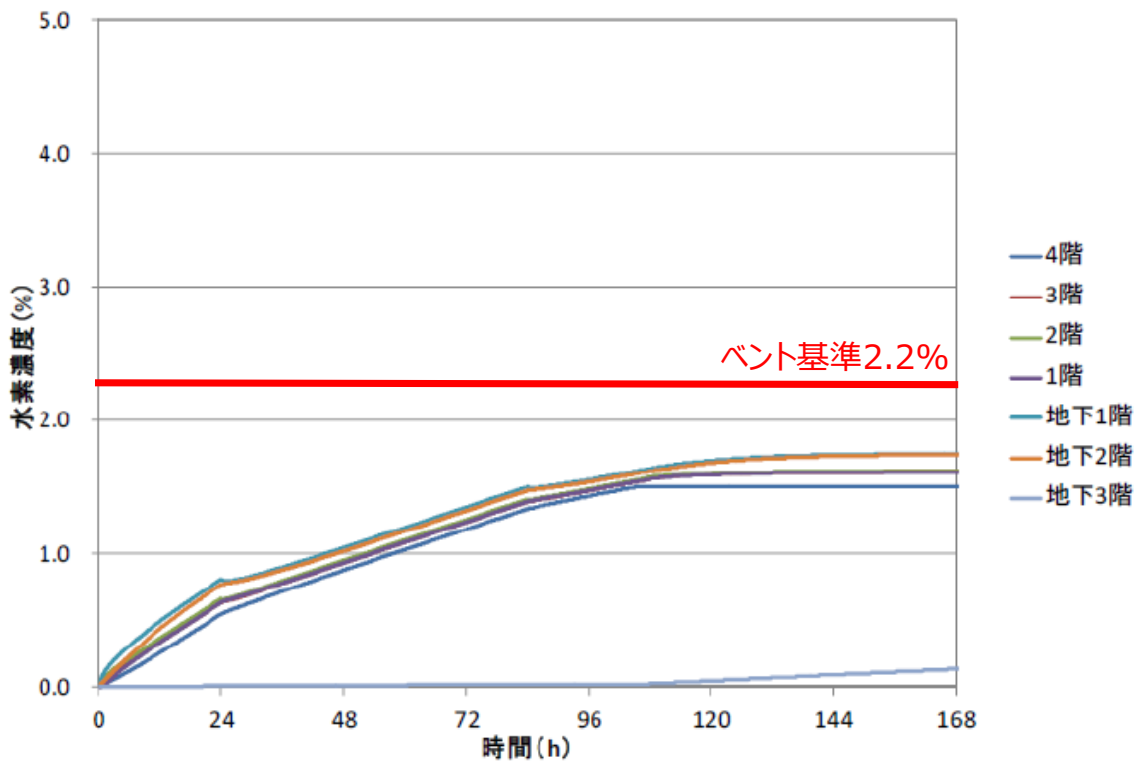


図 1.2.11 原子炉建屋全域水素濃度 (ベースケース解析 (代替循環冷却系))

#### (4) ベースケース解析 (格納容器ベント)

既許可申請まとめ資料別添資料-3の「2.2.2 静的触媒式水素再結合器の効果について」で示している原子炉建屋内の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

原子炉建屋内の水素挙動の解析ケースは、表 1.2.2 に示すとおりドライウエル主フランジ (PCV 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)」における格納容器ベント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 1.2.14 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ベントを使用する場合における各パラメータを、原子炉建屋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、原子炉格納容器圧力 2Pd 時の漏えい率 (AEC 式にて約 1%/day) に余裕を見た漏えい率として 1.5%/day とし、格納容器圧力が上昇していない事象開始直後よりベント時間 (38 時間) まで当該漏えい率を採用した。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 1.2.5 原子炉格納容器からの漏えい条件

項目	解析条件	
	ベント想定時刻(38h)まで	ベント想定時刻以降
圧力	620 kPa[g] (2 Pd)	155 kPa[g] (0.5 Pd)
温度	200 °C	171 °C
水蒸気分率	46 %	100 %
水素分率 <sup>*</sup>	33 %	0 %
窒素分率	21 %	0 %
格納容器漏えい率	1.5 %/day (1.0 %/day)	0.5 %/day (0.5 %/day)

\*: 38h 以降の水素分率は、格納容器ベントにて水素が排気され急激に低下し、格納容器内は水の放射線分解による水素発生を考慮してもほぼ水蒸気雰囲気となる。また、格納容器圧力低下により原子炉建屋への漏えい量も減少することから記載のような設定としている。

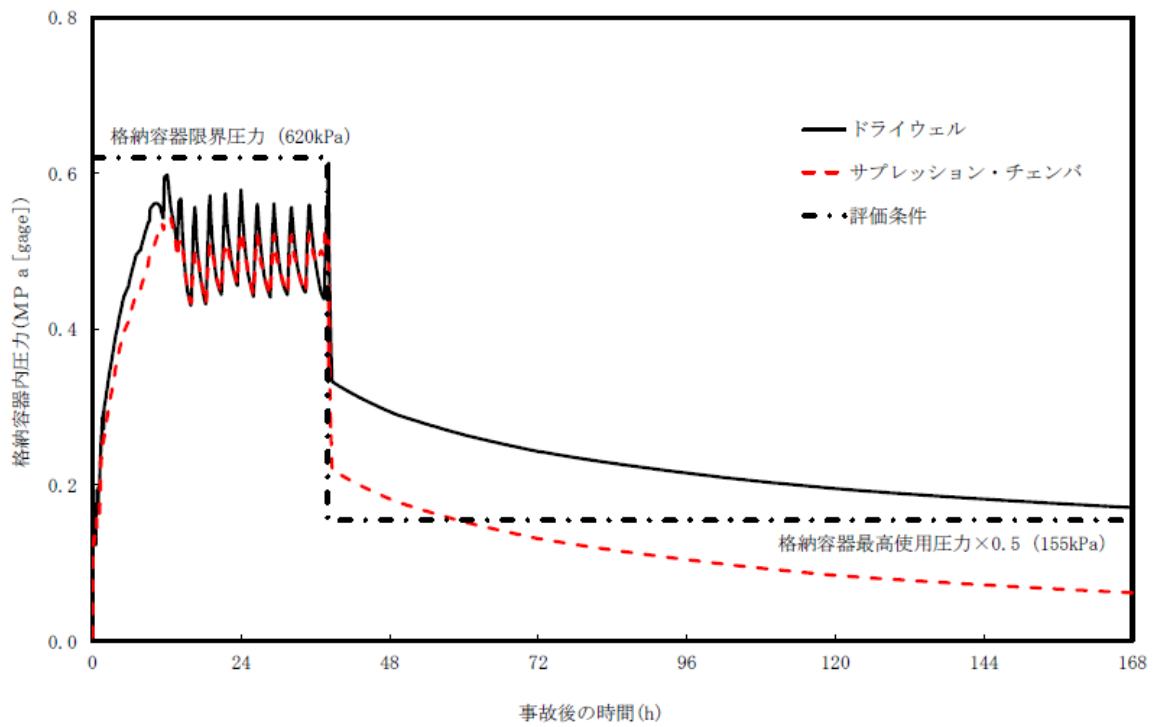


図 1. 2. 12 格納容器圧力の評価条件（格納容器ベント）

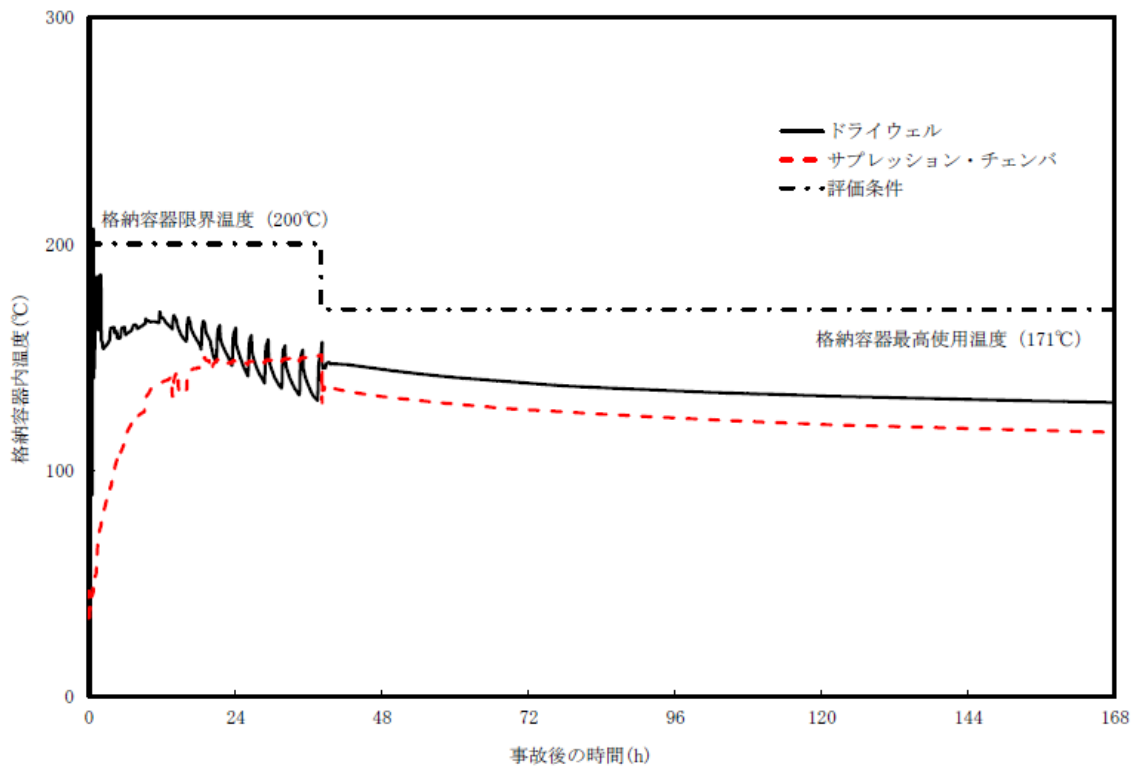


図 1. 2. 13 格納容器温度の評価条件（格納容器ベント）



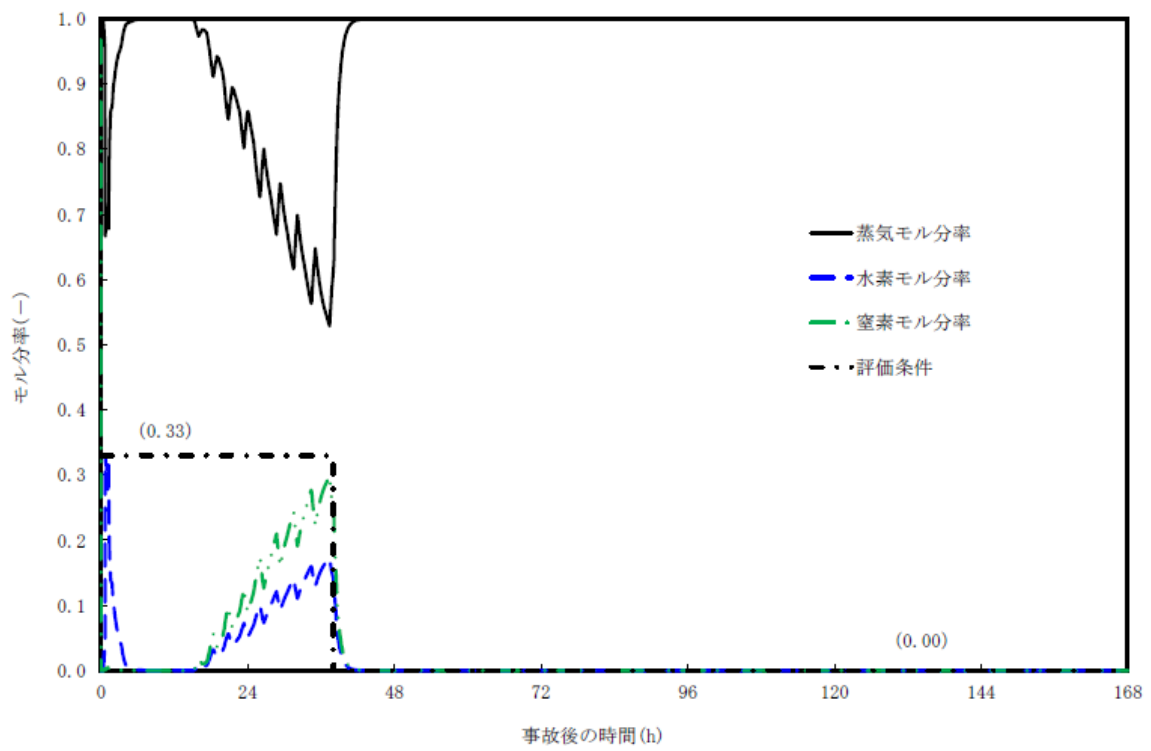


図 1.2.14 格納容器ガス組成の解析条件(ドライウエル)

b. 評価結果

格納容器ベントを使用する場合のドライウェル主フランジ (PCV 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屋内の水素挙動を図 1.2.15 に示す。

図 1.2.15 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 38 時間後にて実施するため、原子炉建屋内の水素濃度上昇が抑制され、原子炉建屋の水素濃度ベント基準に至らないことを確認した。

なお、原子炉建屋オペレーティングフロアの水素濃度は PAR の動作開始濃度である 1.5vol% 以下であった。

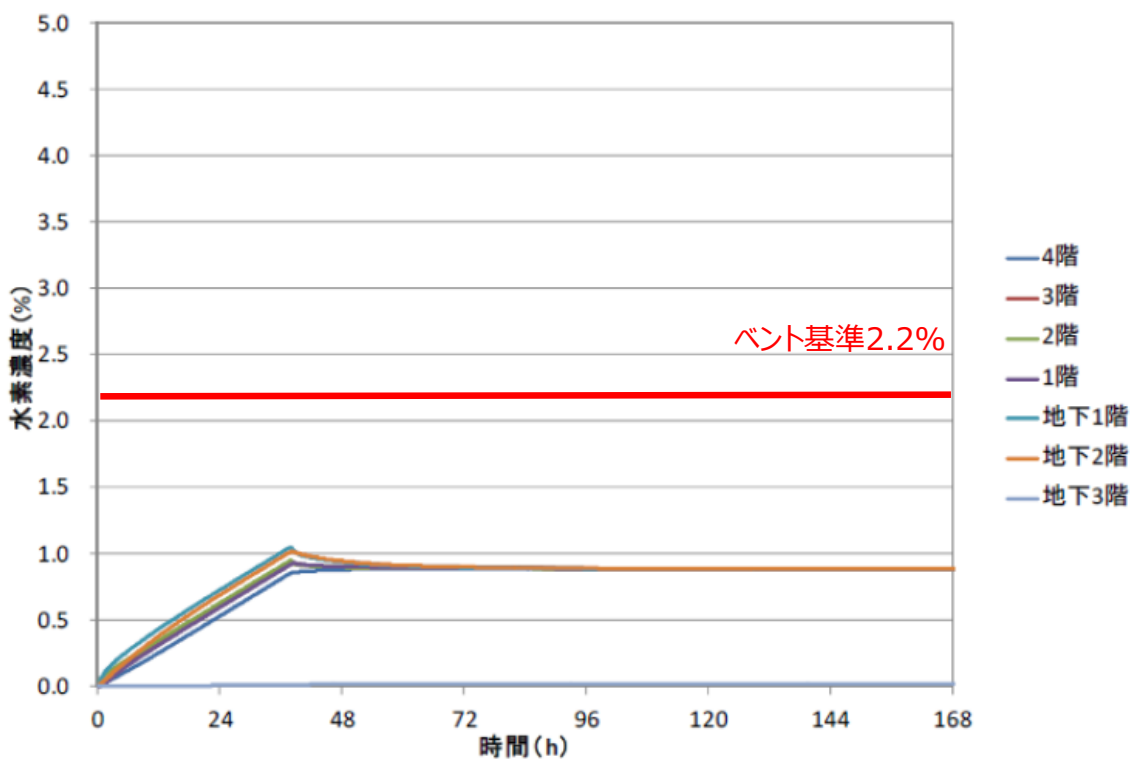


図 1.2.15 原子炉建屋全域水素濃度 (格納容器ベント)

(5) 局所エリアの水素濃度を確認するために実施した解析ケース（代替循環冷却系）

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「工事計画に係る説明資料（原子炉格納施設） 資料 6 原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書に係る補足説明資料」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確認した。

局所エリアについても、原子炉格納容器から原子炉建屋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、代替循環冷却系を使用する場合及び格納容器ベントを使用する場合の両ケースについて確認している。

ここではドライウエル及びサプレッションチェンバそれぞれからの漏えいに対して、水素濃度が厳しくなる「上部ドライウエル機器搬入用ハッチ室」及び「サプレッションチェンバ出入口室」の 2 箇所局所エリアの確認を行う。

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（PCV 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）」における代替循環冷却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 1.2.6 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、表 1.2.6 に示すとおり、「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代替循環冷却系を使用する場合における各パラメータを、原子炉建屋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、原子炉格納容器圧力 2Pd 時の漏えい率（AEC 式にて約 1%/day）に余裕を見た漏えい率として 1.5%/day とし、格納容器圧力が上昇していない事象開始直後より 24 時間まで当該漏えい率を採用した。代替循環冷却系による格納容器除熱後は、格納容器圧力を包絡する条件とした。

また、評価対象の局所エリアを表 1.2.7、上部ドライウエル機器搬入用ハッチ室及びサプレッションチェンバ出入口室解析モデルを図 1.2.16 及び図 1.2.17 にそれぞれ示す。

表 1.2.6 原子炉格納容器からの漏えい条件（ドライウエル）（局所エリア代替循環冷却系ケース）

項目	解析条件							
	0～2.5 時間	2.5～4 時間	4～16 時間	16～24 時間	24～32 時間	32～72 時間	72～84 時間	84～168 時間
圧力	620kPa (2Pd)	620kPa (2Pd)	620kPa (2Pd)	620kPa (2Pd)	465kPa (1.5Pd)	465kPa (1.5Pd)	465kPa (1.5Pd)	310kPa (1Pd)
温度	200℃	200℃	200℃	200℃	200℃	200℃	200℃	171℃
水蒸気分率	46vol%	69vol%	77vol%	68vol%	63vol%	57vol%	48vol%	40vol%
水素分率	33vol%	10vol%	2vol%	11vol%	11vol%	17vol%	26vol%	26vol%
窒素分率	21vol%	21vol%	21vol%	21vol%	26vol%	26vol%	26vol%	34vol%
格納容器漏えい率	1.5%/day	1.5%/day	1.5%/day	1.5%/day	1.0%/day	1.0%/day	1.0%/day	0.75%/day

表 1.2.6 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）（局所エリア代替循環冷却系ケース）

項目	解析条件			
	0～1.5 時間	1.5～24 時間	24～84 時間	84～168 時間
圧力	620kPa (2Pd)	620kPa (2Pd)	465kPa (1.5Pd)	310kPa (1Pd)
温度	200℃	200℃	200℃	171℃
水蒸気分率	55vol%	40vol%	39vol%	34vol%
水素分率	24vol%	39vol%	35vol%	32vol%
窒素分率	21vol%	21vol%	26vol%	34vol%
格納容器漏えい率	1.5%/day	1.5%/day	1.0%/day	0.75%/day

表 1.2.7 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> )
地上2階	東側	上部ドライウエル 機器搬入用ハッチ	上部ドライウエル 機器搬入用ハッチ室	
		ISI用ハッチ		
	東側	上部ドライウエル 所員用エアロック	上部ドライウエル 所員用エアロック室	
地下1階	西側	サプレッション チェンバ出入口	サプレッション チェンバ出入口室	
地下2階	東側	下部ドライウエル 機器搬入用ハッチ	下部ドライウエル 機器搬入用ハッチ室	
	西側	下部ドライウエル 所員用エアロック	下部ドライウエル 所員用エアロック室	

枠囲みの内容は、機密事項に属しますので公開できません。

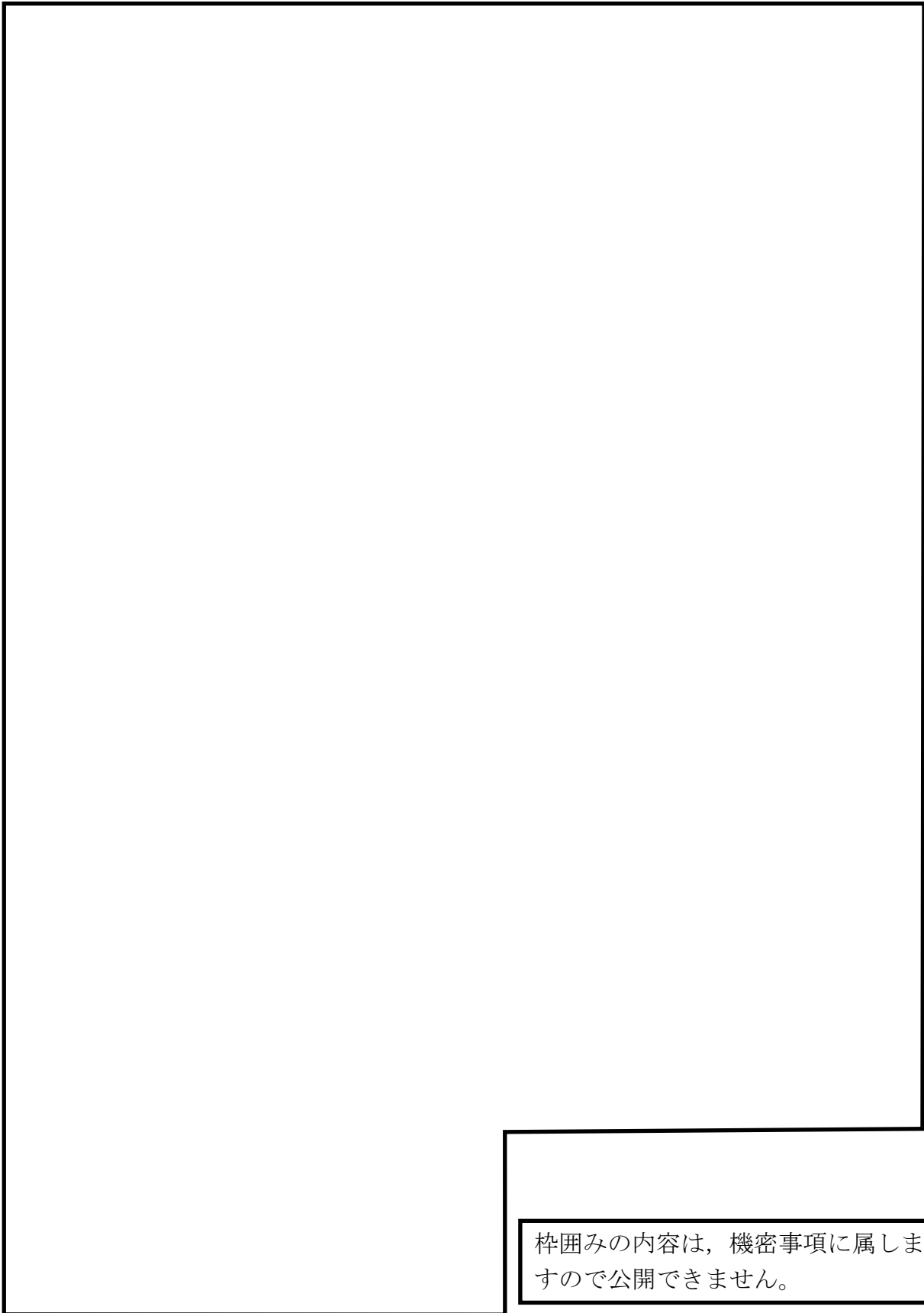


図 1.2.16 上部ドライウェル機器搬入用ハッチ室の解析モデル概略図及びメッシュ図

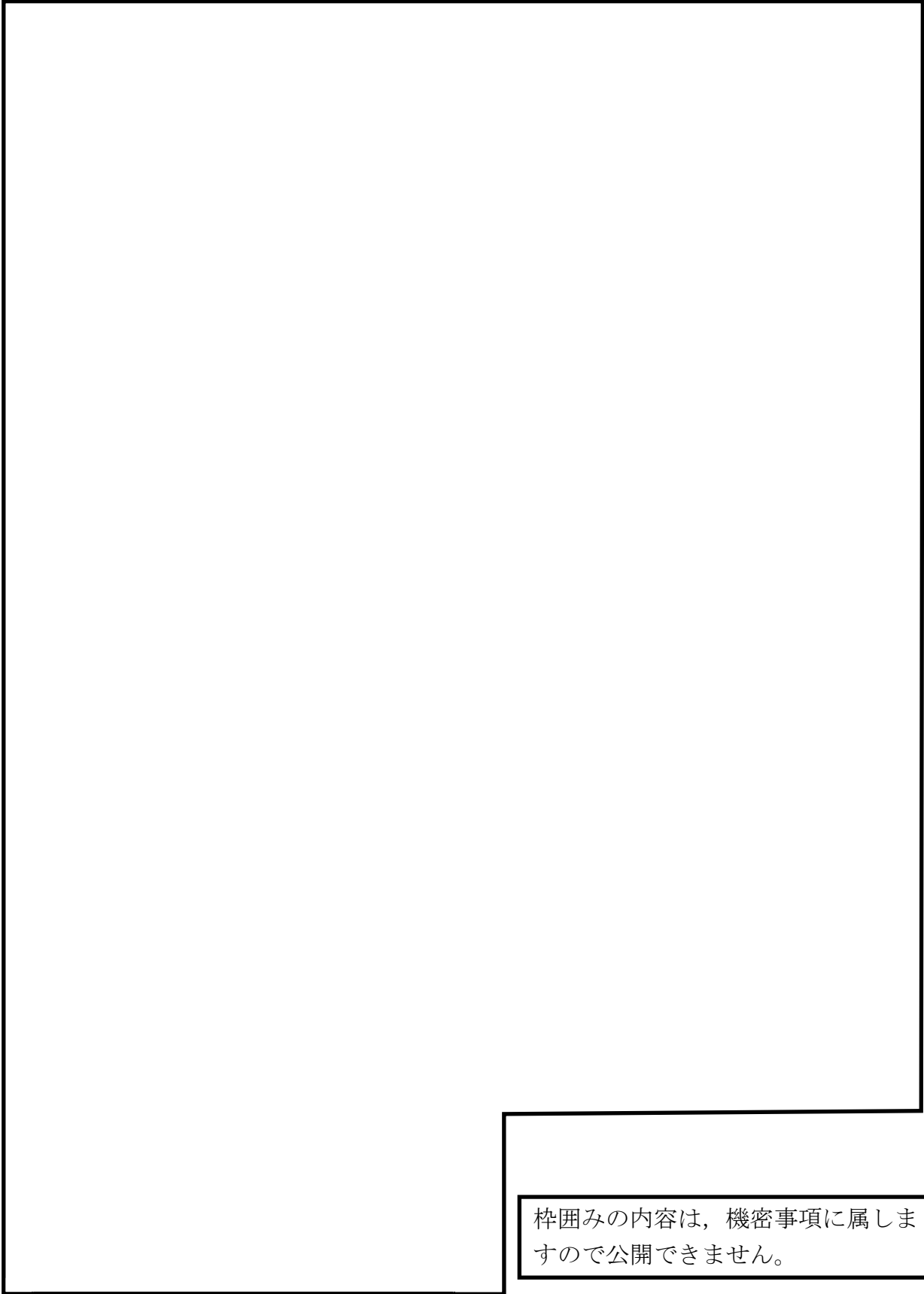
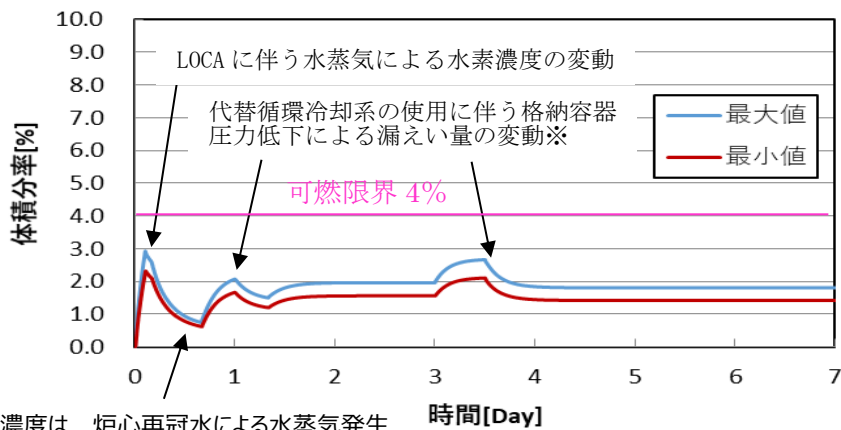


図 1.2.17 サプレッションチェンバ出入口室の解析モデル概略図及びメッシュ図

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）」における代替循環冷却系を使用する場合の評価結果を図 1.2.18 及び図 1.2.19 に示す。

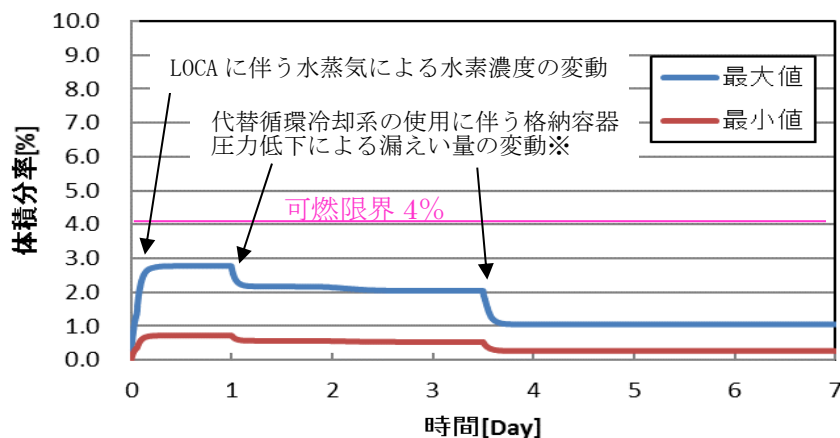
図 1.2.18 及び図 1.2.19 に示すとおり、局所エリアの水素濃度は上昇するものの、想定する全ての局所エリアの水素濃度が可燃限度（4.0vol%）未満であることを確認した。



ドライウエルの水素濃度は、炉心再冠水による水蒸気発生により低下する。その後、格納容器スプレイによってドライウエル圧力が低下し、サブプレッション・チェンバの気体がドライウエルに流入するため、ドライウエルの水素濃度は上昇する。上記のドライウエル水素濃度変化による変動。

※ 有効性評価（MAAP評価）包絡条件とするために、格納容器条件を矩形入力としているため、急激なパラメータ変化が生じる

図 1.2.18 上部ドライウエル機器搬入用ハッチ室の水素濃度推移（局所エリア代替循環冷却系ケース）



※ 有効性評価（MAAP評価）包絡条件とするために、格納容器条件を矩形入力としているため、急激なパラメータ変化が生じる

図 1.2.19 サプレッションチェンバ出入口室の水素濃度推移（局所エリア代替循環冷却系ケース）



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

a. 評価条件

原子炉建屋内の水素挙動の解析ケースは、表 1.2.2 に示すとおりドライウエル主フランジ（PCV 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）」における格納容器ベント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 1.2.8 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、表 1.2.8 に示すとおり、「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ベントを使用する場合における各パラメータを、原子炉建屋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、原子炉格納容器圧力 2Pd 時の漏えい率（AEC 式にて約 1%/day）に余裕を見た漏えい率として 1.5%/day とし、格納容器圧力が上昇していない事象開始直後よりベント時間（38 時間）まで当該漏えい率を採用した。

また、評価対象の局所エリア、上部ドライウエル機器搬入用ハッチ室及びサプレッションチェンバ出入口室解析モデルは 1.2.1 (5) と同様とする。

表 1.2.8 原子炉格納容器からの漏えい条件（ドライウエル）（局所エリア格納容器ベントケース）

項目	解析条件						
	0～1.5 時間	1.5～4 時間	4～16 時間	16～21 時間	21～32 時間	32～38 時間	38～168 時間
圧力	620kPa (2Pd)	620kPa (2Pd)	620kPa (2Pd)	620kPa (2Pd)	620kPa (2Pd)	620kPa (2Pd)	155kPa (0.5Pd)
温度	200℃	200℃	200℃	200℃	200℃	200℃	171℃
水蒸気分率	47vol%	63vol%	77vol%	71vol%	63vol%	59vol%	100vol%
水素分率	32vol%	16vol%	2vol%	8vol%	16vol%	20vol%	0vol%
窒素分率	21vol%	21vol%	21vol%	21vol%	21vol%	21vol%	0vol%
格納容器漏えい率	1.5%/day	1.5%/day	1.5%/day	1.5%/day	1.5%/day	1.5%/day	0.5%/day

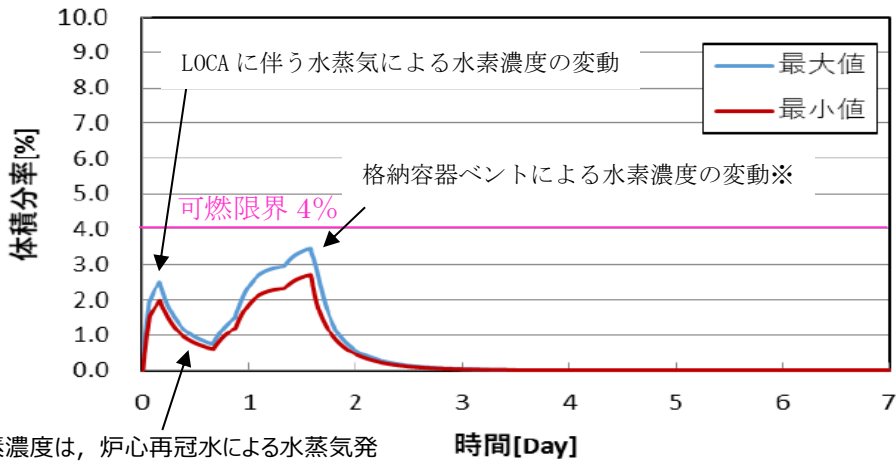
表 1.2.8 原子炉格納容器からの漏えい条件（サブプレッションチェンバ）（局所エリア格納容器ベントケース）

項目	解析条件						
	0～1.5 時間	1.5～4 時間	4～16 時間	16～21 時間	21～32 時間	32～38 時間	38～168 時間
圧力	620kPa (2Pd)	620kPa (2Pd)	620kPa (2Pd)	620kPa (2Pd)	620kPa (2Pd)	620kPa (2Pd)	155kPa (0.5Pd)
温度	200℃	200℃	200℃	200℃	200℃	200℃	171℃
水蒸気分率	57vol%	45vol%	43vol%	43vol%	44vol%	44vol%	100vol%
水素分率	22vol%	34vol%	36vol%	36vol%	35vol%	35vol%	0vol%
窒素分率	21vol%	21vol%	21vol%	21vol%	21vol%	21vol%	0vol%
格納容器漏えい率	1.5%/day	1.5%/day	1.5%/day	1.5%/day	1.5%/day	1.5%/day	0.5%/day

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）」における格納容器ベントを使用する場合の評価結果を図 1. 2. 20 及び図 1. 2. 21 に示す。

図 1. 2. 20 及び図 1. 2. 21 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。

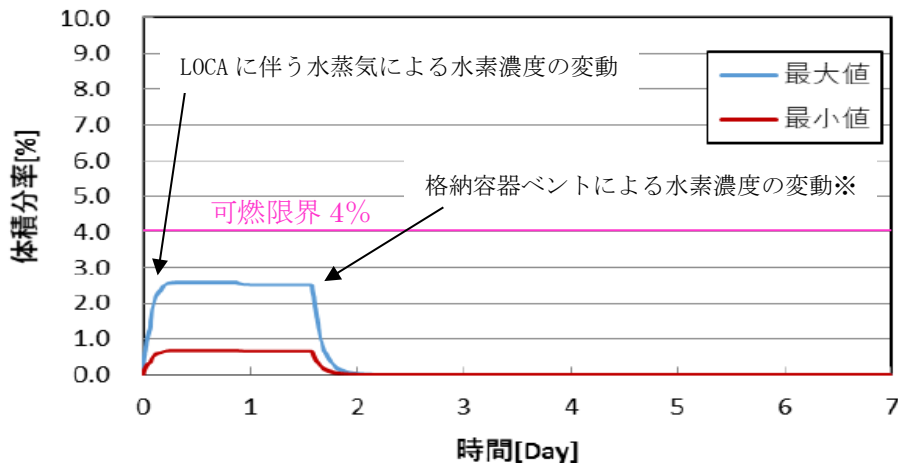


ドライウエルの水素濃度は、炉心再冠水による水蒸気発生により低下する。その後、格納容器スプレイによってドライウエル圧力が低下し、サブプレッション・チェンバの気体がドライウエルに流入するため、ドライウエルの水素濃度は上昇する。

上記のドライウエル水素濃度変化による変動。

※ 有効性評価（MAAP評価）包絡条件とするために、格納容器条件を矩形入力としているため、急激なパラメータ変化が生じる

図 1. 2. 20 上部ドライウエル機器搬入用ハッチ室の水素濃度推移（局所エリア格納容器ベントケース）



※ 有効性評価（MAAP評価）包絡条件とするために、格納容器条件を矩形入力としているため、急激なパラメータ変化が生じる

図 1. 2. 21 サブプレッションチェンバ出入口室の水素濃度推移（局所エリア格納容器ベントケース）

(7) 局所エリアにおける可燃限界に対する裕度について

原子炉建屋内の局所エリアにおける水素発生量を増加させた水素挙動の解析ケースはドライウェル主フランジ (PCV 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)」における代替循環冷却系を使用する場合及び格納容器ベントを使用する場合の両ケースについて確認している。

a. 評価条件 (代替循環冷却系)

原子炉建屋内の局所エリアにおける水素発生量を増加させた水素挙動の解析ケースはドライウェル主フランジ (PCV 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)」における代替循環冷却系を使用する場合とする。

格納容器漏えい率は有効性評価結果から得られた格納容器圧力及び温度を用いてAEC式に基づき算出した。

水素発生量は図 1.2.22 及び 1.2.23 に示すとおり、有効性評価 (MAAP 評価) の2倍相当の条件としている。

また、その他解析条件及び解析モデル等については「1.2.1 (5)」と同様である。

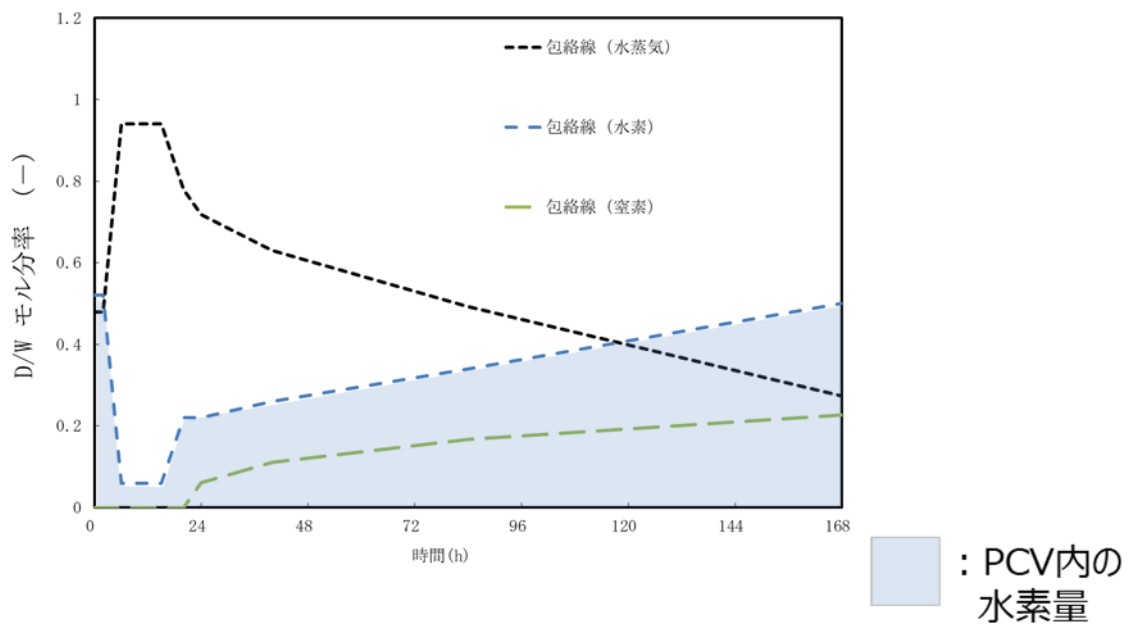


図 1. 2. 22 有効性評価の 2 倍相当の条件におけるドライウエルの気相濃度（局所エリア水素発生量増加代替循環冷却系ケース）

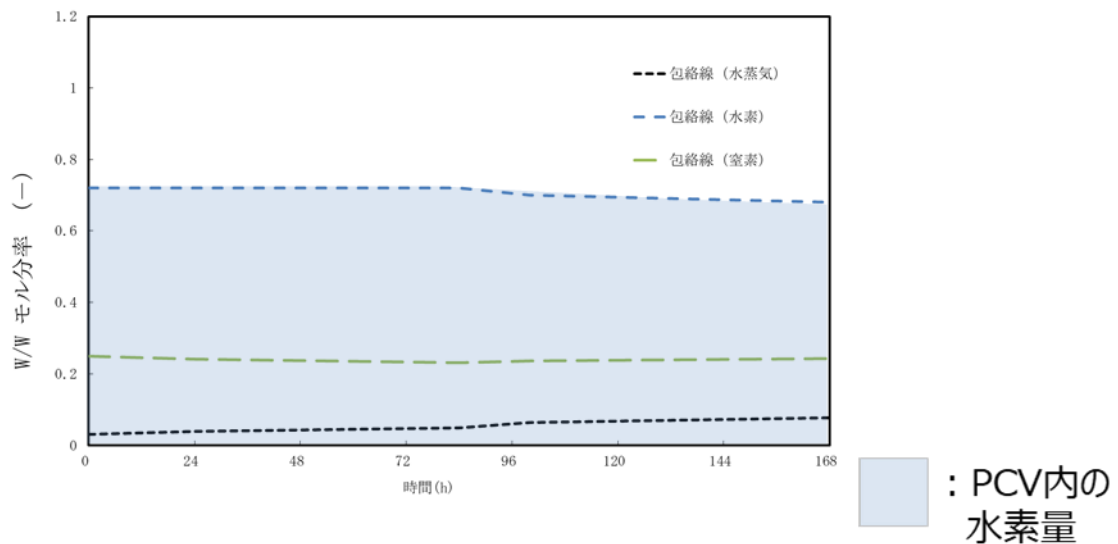


図 1. 2. 23 有効性評価の 2 倍相当の条件におけるサブプレッションチェンバの気相濃度（局所エリア水素発生量増加代替循環冷却系ケース）

b. 評価結果（代替循環冷却系）

代替循環冷却系を使用する場合のドライウェル主フランジ(PCV 主フランジ)を含むシール部からの漏えいケースにおける水素発生量を増加させた場合における上部ドライウェル機器搬入用ハッチ室及びサプレッションチェンバ出入口室の水素挙動を図 1. 2. 24 および図 1. 2. 25 に示す。

上部ドライウェル機器搬入用ハッチ室及びサプレッションチェンバ出入口室は可燃限界 4 vol% に至らないことを確認し、想定する局所エリアで、水素発生量を 2 倍とした場合においても、可燃限界 4 vol% に至らないことを確認した。

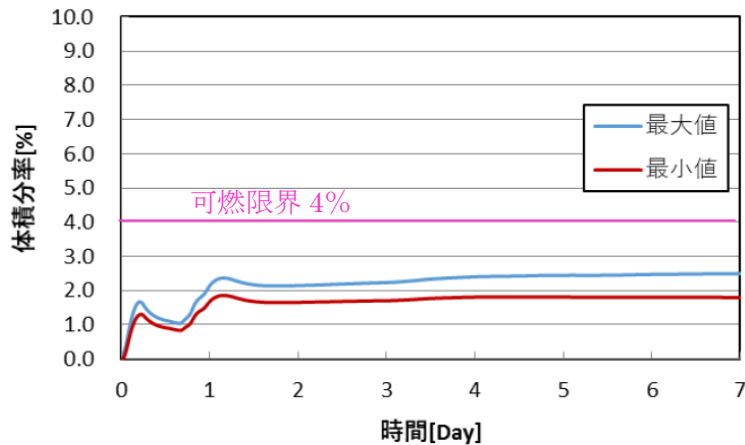


図 1. 2. 24 上部ドライウェル機器搬入用ハッチ室の水素濃度推移（局所エリア水素発生量増加代替循環冷却系ケース）

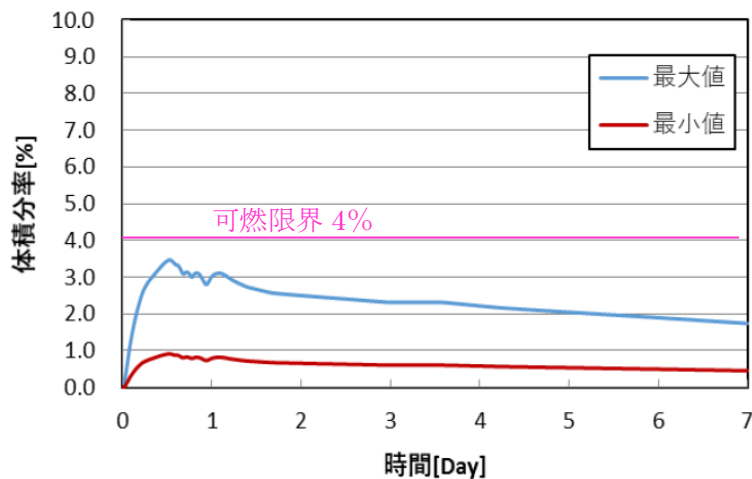


図 1. 2. 25 サプレッションチェンバ出入口室の水素濃度推移（局所エリア水素発生量増加代替循環冷却系ケース）

c. 評価条件（格納容器ベント）

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

水素発生量は図 1.2.26 及び 1.2.27 に示すとおり，有効性評価（MAAP 評価）の2倍相当の条件としている。

また，その他解析条件及び解析モデル等については「1.2.1（6）」と同様である。

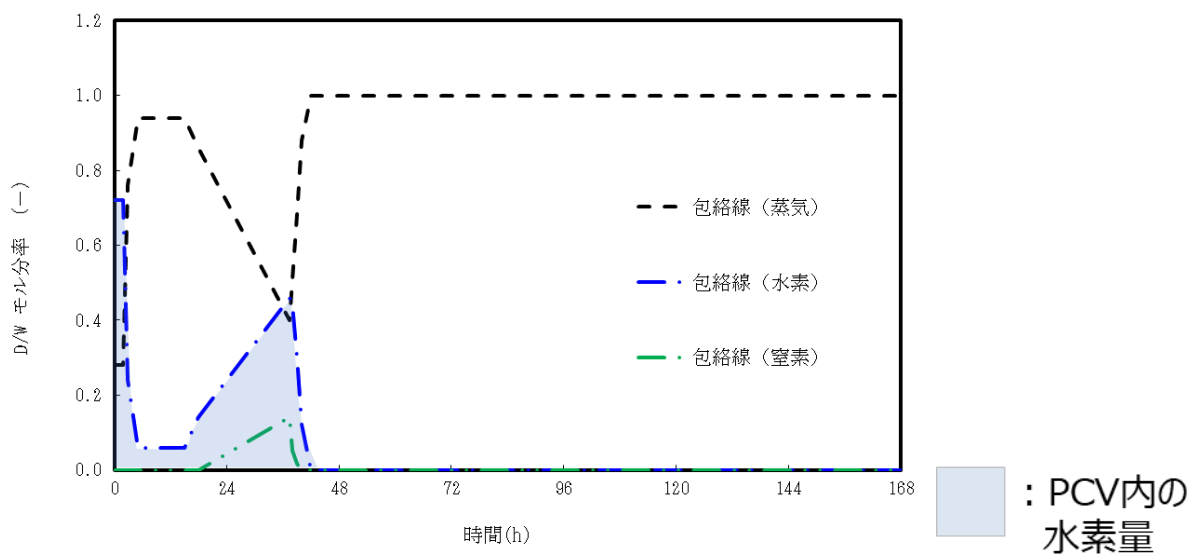


図 1. 2. 26 有効性評価の 2 倍相当の条件におけるドライウェルの気相濃度 (局所エリア水素発生量増加格納容器ベントケース)

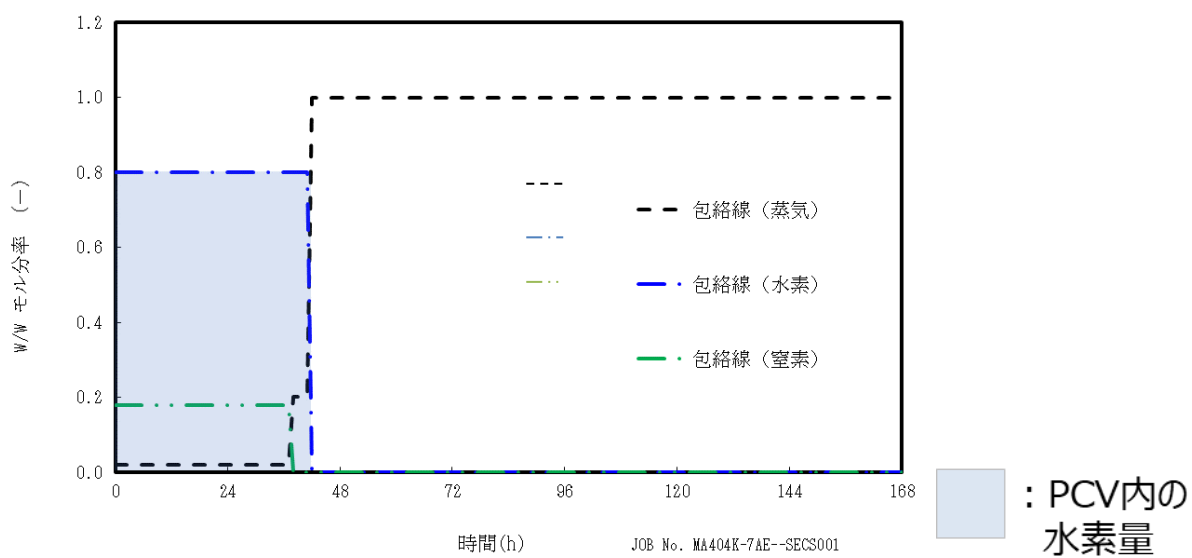


図 1. 2. 27 有効性評価の 2 倍相当の条件におけるサプレッションチェンバの気相濃度 (局所エリア水素発生量増加格納容器ベントケース)



d. 評価結果（格納容器ベント）

格納容器ベントを使用する場合のドライウエル主フランジを含むシール部からの漏えいケースにおける水素発生量を増加させた場合における上部ドライウエル機器搬入用ハッチ室及びサプレッションチェンバ出入口室の水素挙動を図1.2.28及び1.2.29に示す。

水素濃度は事故後上昇し、その後38時間で、格納容器圧力逃がし装置により原子炉格納容器内水素が排出される。上部ドライウエル機器搬入用ハッチ室及びサプレッションチェンバ出入口室は可燃限界4 vol%に至らないことを確認し、想定する局所エリアで、水素発生量を2倍とした場合においても、可燃限界4 vol%に至らないことを確認した。

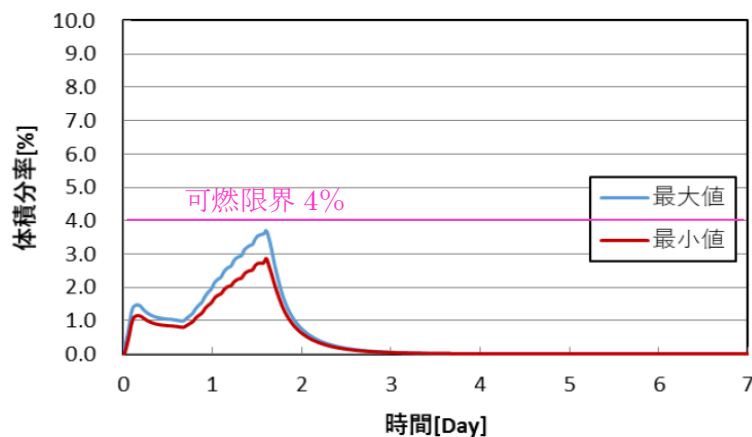


図 1.2.28 上部ドライウエル機器搬入用ハッチ室の水素濃度推移（局所エリア水素発生量増加格納容器ベントケース）

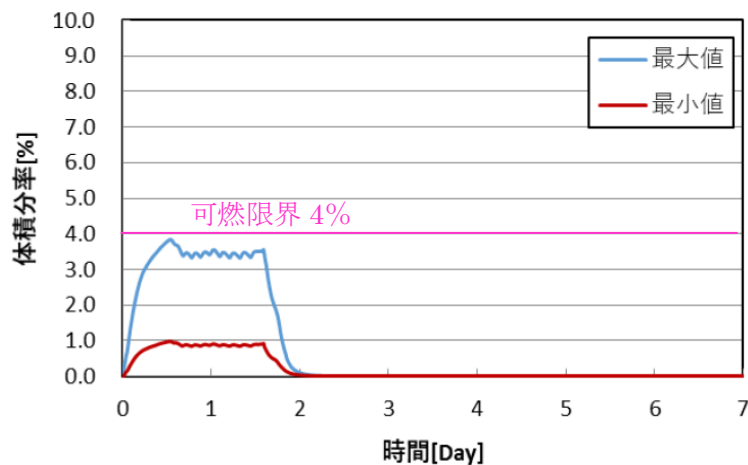


図 1.2.29 サプレッションチェンバ出入口室の水素濃度推移（局所エリア水素発生量増加格納容器ベントケース）

e. 局所エリアにおける可燃限界に対する裕度について

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

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

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

#### (8) まとめ

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

これらのことから、原子炉建屋オペレーティングフロアでの格納容器ベント判断は妥当であることを確認した。

## 1. 2. 2 2.2vol%での判断が妥当であること

ベント基準の判断においては、以下の事項を考慮する必要がある。

- 炉心損傷が生じた場合、改良 EPDM 製シール材の採用等により既許可申請における「添付書類十 追補 2. II 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価」で示しているとおりの格納容器耐性が向上していることを踏まえて、原子炉建屋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（4vol%）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、原子炉格納容器ベント基準である 2.2vol%には至らないことを確認（ベースケース参照）している。また、可燃限界 4 vol%に対して、計器誤差 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。

### 【原子炉建屋水素濃度 2.2vol%根拠】

ベント基準水素濃度(2.2vol%) = 可燃限界(4vol%) -  
(計器誤差 1vol% + 不測事態発生に対する操作余裕時間 0.8vol%)

### 【ベント手順の成立性について】

- ・原子炉建屋オペレーティングフロア水素濃度上昇率を 0.13vol%/h 程度\*と仮定している。  
※：設計漏えい率の 6 倍 (9.0%/day) かつ PAR に期待しない場合の保守的な状態を想定し、GOTHIC 解析で算出
- ・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 1.2.30 に示すとおり、その操作時間は約 75 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(0.8vol%)は、 $0.13\%/h \times 6h = 0.78\% < 0.8\%$ となり、非常に保守的な条件においても 6 時間程度の操作余裕時間がある

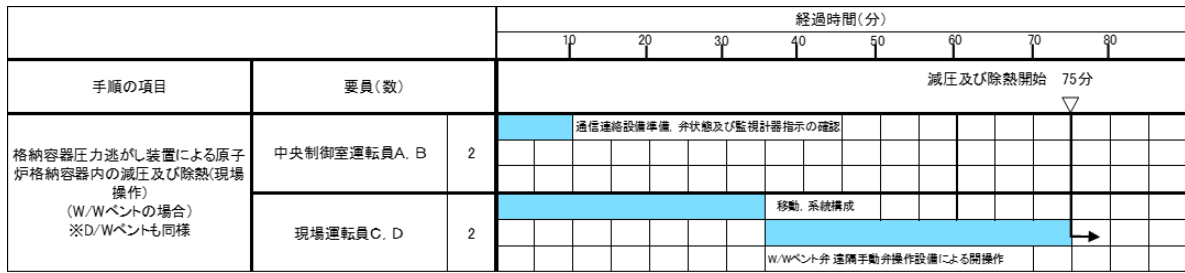


図 1. 2. 30 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）タイムチャート（W/W ベントの場合）

なお、これらの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に、図 1. 2. 31 に示すとおり手順書を整備している。

- ・当直副長が「事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）」の定められたフローに従い、ベント判断閾値の数値に達した場合には機械的に判断しベント可能な手順としている。
- ・当直副長の指示のもと SA 設備を用いて中操/現場運転員が実施する詳細な手順は「AM 設備別操作手順」にて定められ、これに基づき運転員が操作する。

【7号機 事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）記載】

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、原子炉格納容器内のガンマ線線量率等により炉心損傷が予想される事態になった場合又は炉心損傷の徴候が見られた場合は、運転員の被ばく低減のため、当直副長の指示により全面マスク等を着用する。  
 支援組織が発足された場合には、当直長は支援組織と緊密な連絡をとり、プラント状況、重大事故対処設備の状況、EALに係わる状況等の情報共有を行う。

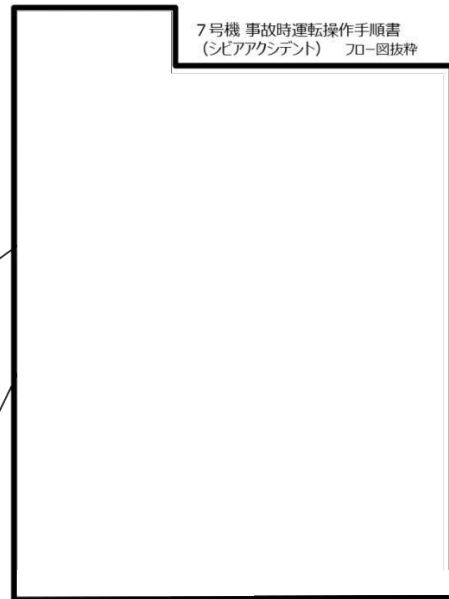
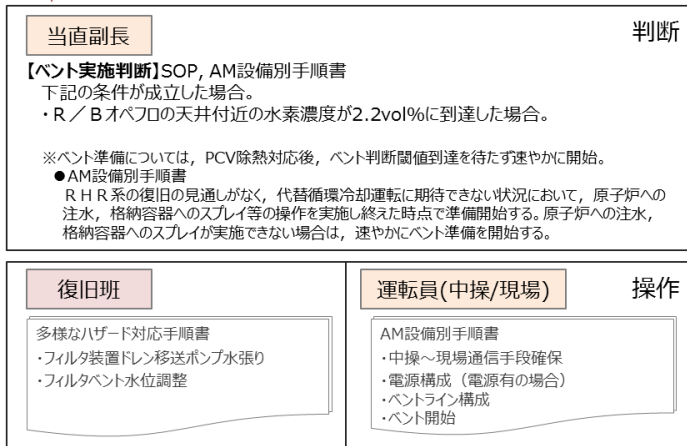


図 1. 2. 31 事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）等記載

「1. 2. 1」及び「1. 2. 2」から、原子炉建屋オペレーティングフロア水素濃度 2.2vol%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。

枠囲みの内容は、機密事項に属しますので公開できません。

## 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（代替循環冷却系及び原子炉格納容器ベントを使用する場合）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

原子炉建屋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格納容器頂部注水系の使用を考慮した場合の評価を実施する。

## 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（代替循環冷却系）

### (1) 評価条件

原子炉建屋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（PCV 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）」における代替循環冷却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 1.5 倍及び 3.0 倍相当とした場合の解析条件について表 2.3.1 に示す。なお、原子炉格納容器からの水素発生量条件以外については、「1. 2. 1 (3) ベースケース解析（代替循環冷却）」の解析条件及び解析モデルと同様である。

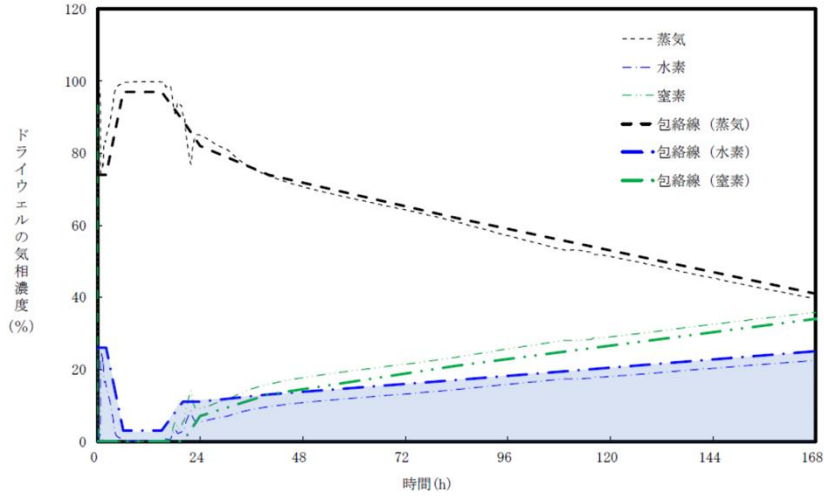
図 2.3.1 及び 2.3.2 に有効性評価における水素発生量を 1.5 倍および 3.0 倍相当とした場合の水素分率を示す。「1. 2. 1 (3)」で示した循環冷却の原子炉格納容器内のガス組成の矩形の包絡線は大きな保守性を持つことから、現実的な評価条件に基づき感度解析を実施するため、図 2.3.1 及び図 2.3.2 に示すとおり、原子炉格納容器内の気相濃度について包絡線を設定した。

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

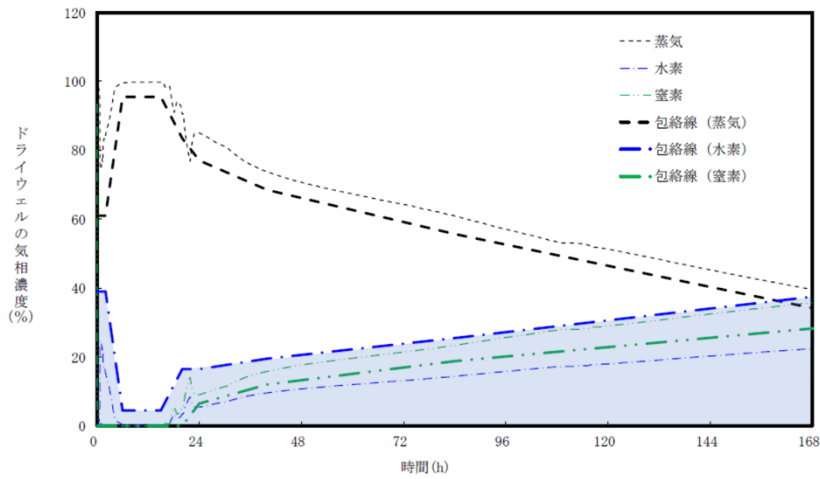
解析ケース	水素発生量
ベースケース（有効性評価）※	約 600kg 相当
水素発生量 1.5 倍相当	約 900kg 相当
水素発生量 3.0 倍相当	約 1800kg 相当

（参考）有効燃料長被覆管 100%（AFC100%）相当での水素発生量：約 1600kg

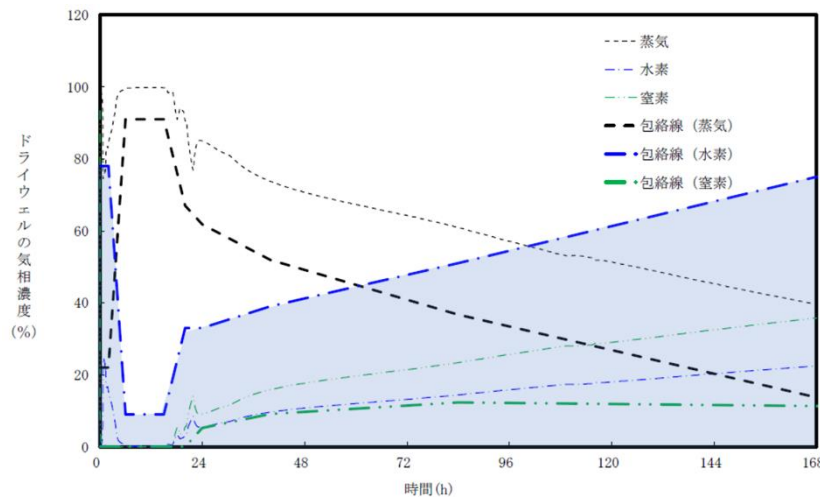
※：1. 2. 1 (3) の評価では保守性を考慮した水素発生量を想定したが、本評価では有効性評価の水素発生量をベースケースとし、水素発生量を増加させた



ベースケース (有効性評価)



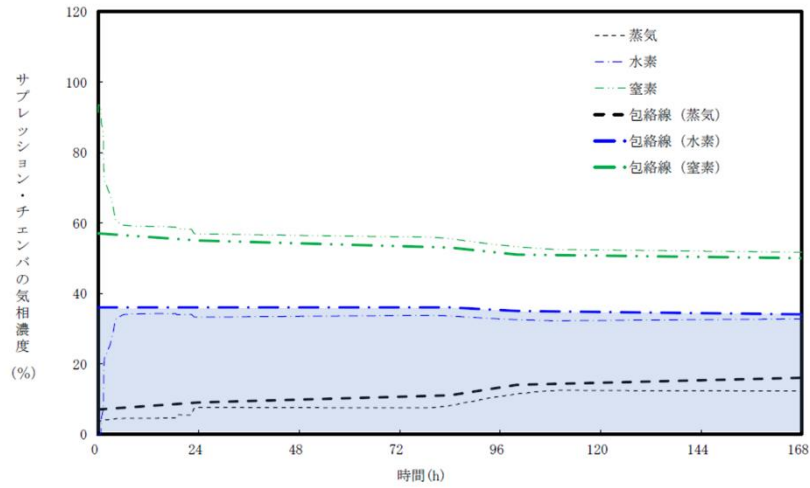
水素発生量 1.5 倍相当



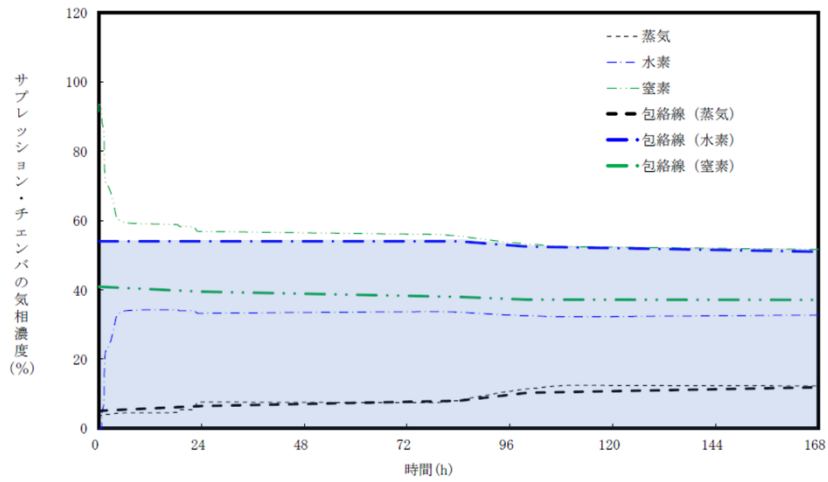
水素発生量 3.0 倍相当

■ : PCV内の水素量

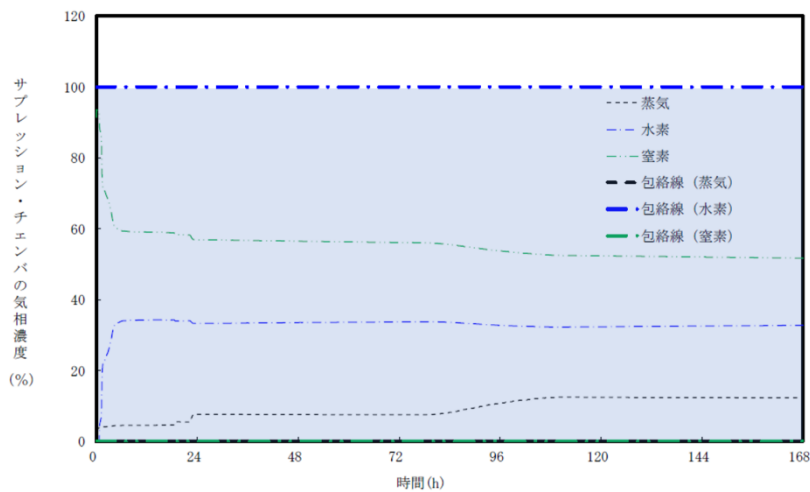
図 2.3.1 有効性評価 (代替循環冷却系ケース) におけるドライウエルの気相濃度



ベースケース (有効性評価)



水素発生量 1.5 倍相当



□ : PCV内の  
水素量

水素発生量 3.0 倍相当

図 2.3.2 有効性評価 (代替循環冷却系ケース) におけるサブプレッションチェンバの気相濃度



## (2) 評価結果

代替循環冷却系を使用する場合のドライウェル主フランジ (PCV 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建屋オペレーティングフロアの水素挙動を図 2.3.3 に示す。

図 2.3.3 に示すとおり、水素濃度が 1.5vol% に到達した時点で PAR による水素処理が開始されることにより、原子炉建屋オペレーティングフロア内の水素濃度上昇が抑制され、原子炉建屋の水素濃度ベント基準に至らないことを確認した。

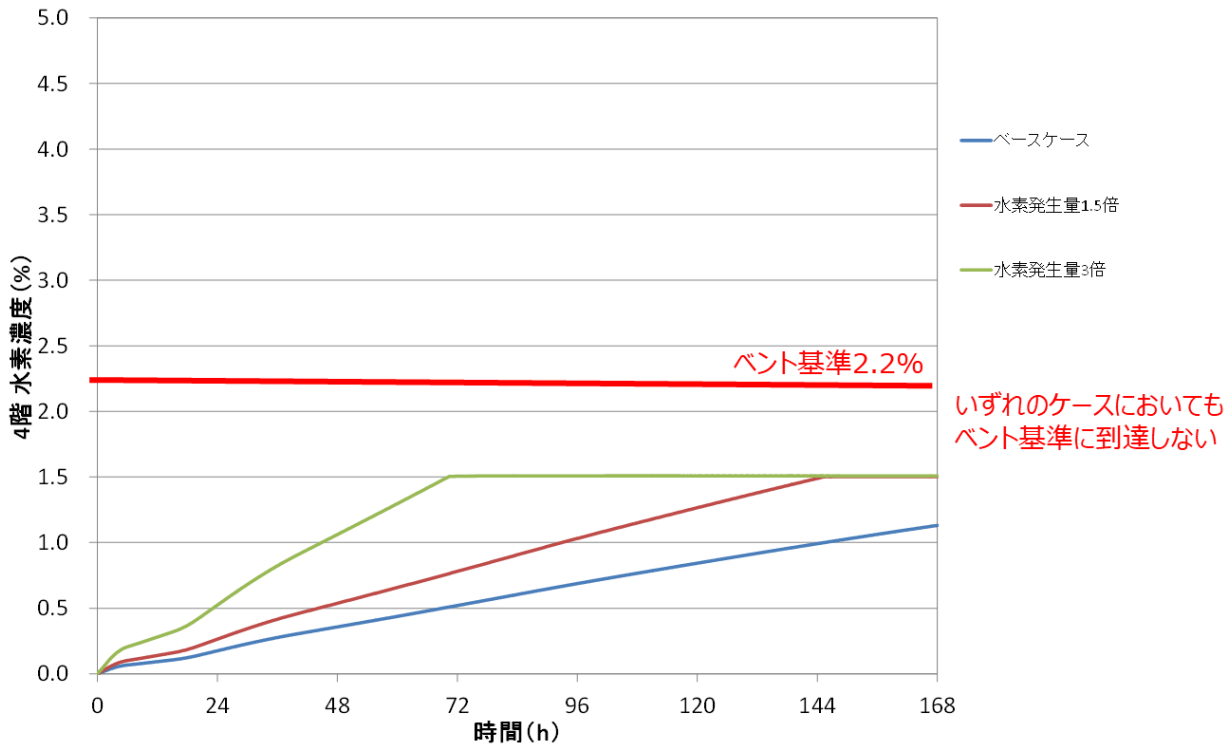


図 2.3.3 原子炉建屋オペレーティングフロア水素濃度 (水素発生量増加代替循環冷却ケース)

## 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（格納容器ベント）

### （1）評価条件

原子炉建屋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（PCV 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）」における格納容器ベント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 1.5 倍及び 3.0 倍相当とした場合の解析条件について表 2.4.1 に示す。なお、原子炉格納容器からの水素発生量条件以外については、「1. 2. 1（4）ベースケース解析（格納容器ベント）」の解析条件及び解析モデルと同様である。

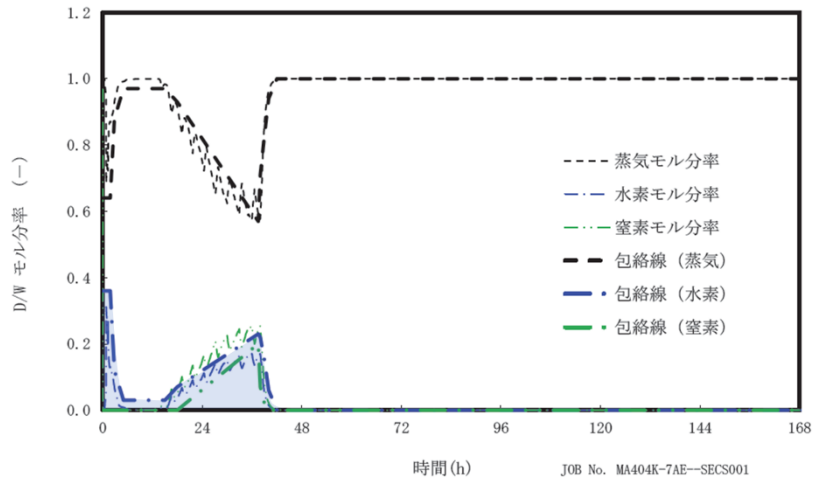
図 2.4.1 及び 2.4.2 に有効性評価における水素発生量を 1.5 倍および 3.0 倍相当とした場合の水素分率を示す。「1. 2. 1（4）」で示した格納容器ベントの原子炉格納容器内の気相濃度の矩形の包絡線は大きな保守性を持つことから、現実的な評価条件に基づき感度解析を実施するため、図 2.4.1 及び 2.4.2 に示すとおり、原子炉格納容器内の気相濃度について包絡線を設定した。

表 2.4.1 AFC100%相当を包絡する水素発生量における解析条件

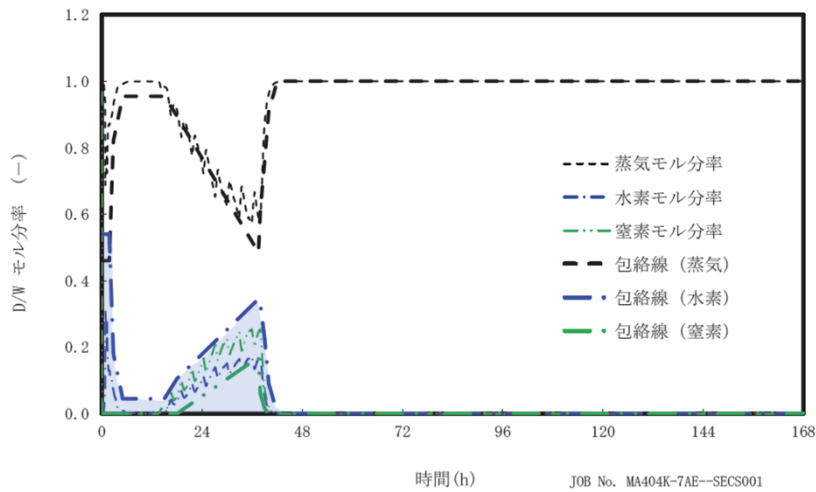
解析ケース	水素発生量
ベースケース（有効性評価）※	約 600kg 相当
水素発生量 1.5 倍相当	約 900kg 相当
水素発生量 3.0 倍相当	約 1800kg 相当

（参考）有効燃料長被覆管 100%（AFC100%）相当での水素発生量：約 1600kg

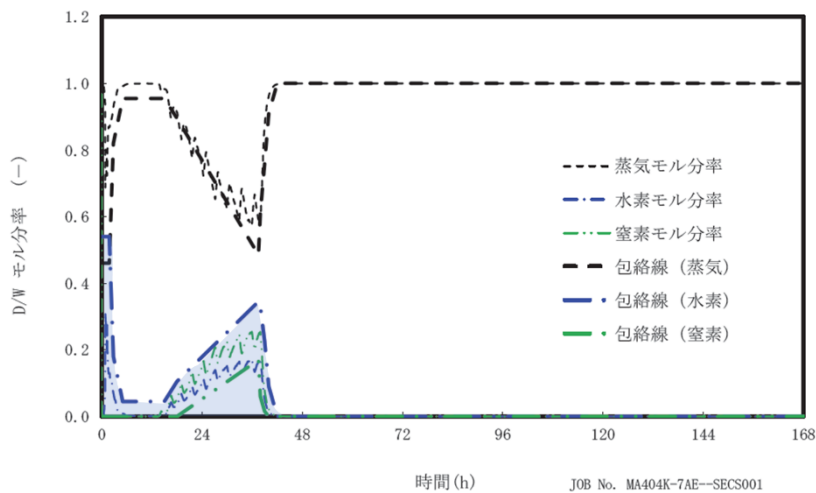
※：1. 2. 1（4）の評価では保守性を考慮した水素発生量を想定したが、本評価では有効性評価の水素発生量をベースケースとし、水素発生量を増加させた



ベースケース（有効性評価）

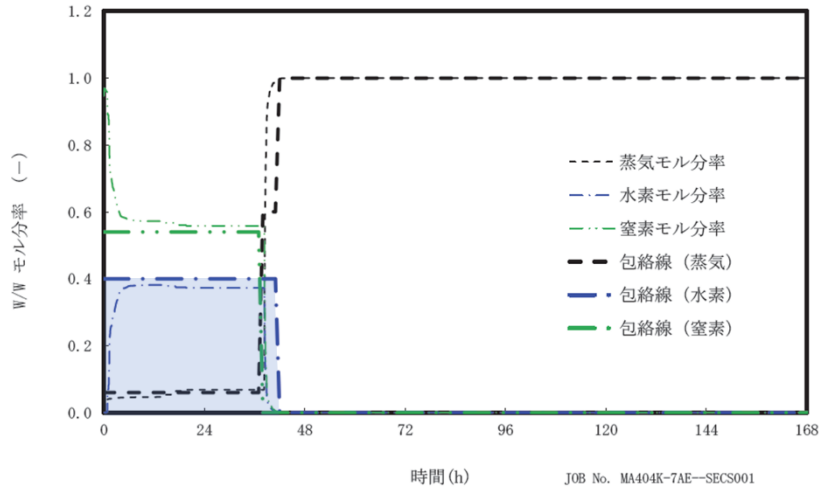


水素発生量 1.5 倍相当

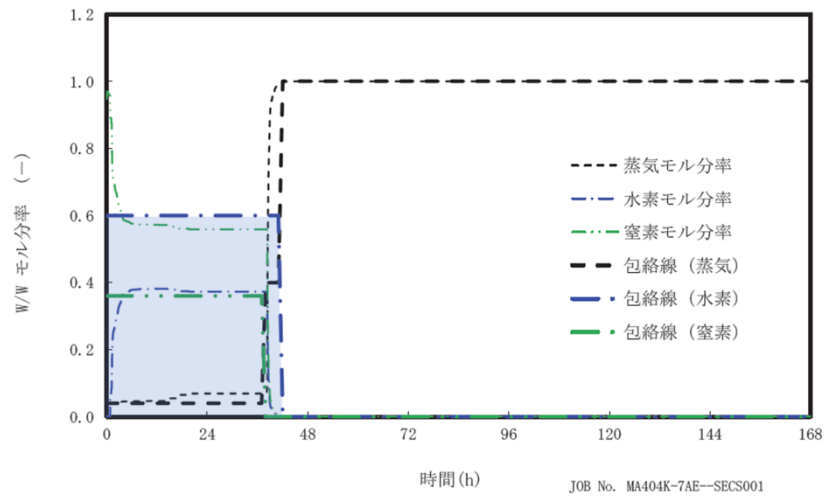


水素発生量 3.0 倍相当

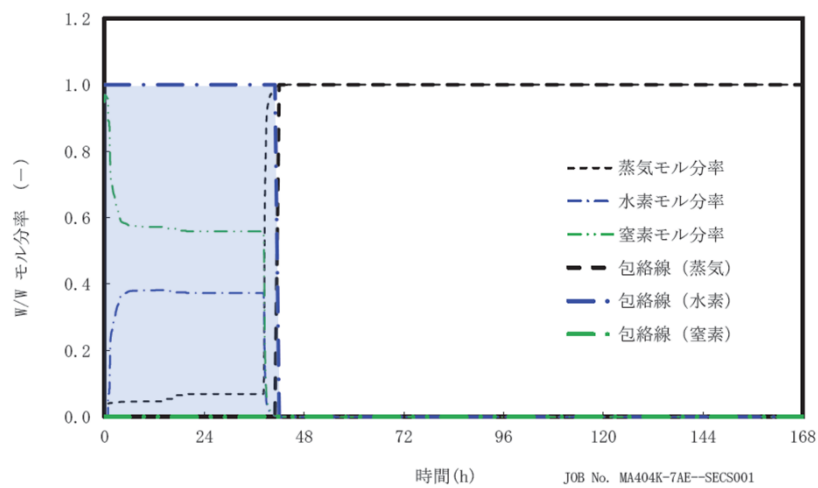
図 2. 4. 1 有効性評価（格納容器ベントケース）におけるドライウエルの気相濃度



ベースケース (有効性評価)



水素発生量 1.5 倍相当



水素発生量 3.0 倍相当

■ : PCV内の  
水素量

図 2.4.2 有効性評価 (格納容器ベントケース) におけるサプレッションチェンバの気相濃度

## (2) 評価結果

格納容器ベントを使用する場合のドライウェル主フランジ (PCV 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建屋オペレーティングフロアの水素挙動を図 2.4.3 に示す。

水素発生量を変化させた場合では、水素濃度は、事故後 38 時間まで上昇し、その後、ほぼ一定に推移する。これは、格納容器圧力逃がし装置により原子炉格納容器内水素が排出されたためである。原子炉建屋オペレーティングフロアの水素濃度は、原子炉建屋の水素濃度ベント基準に至らないことを確認した。

なお、原子炉建屋オペレーティングフロアの水素濃度は PAR の動作開始濃度である 1.5vol% 以下であった。

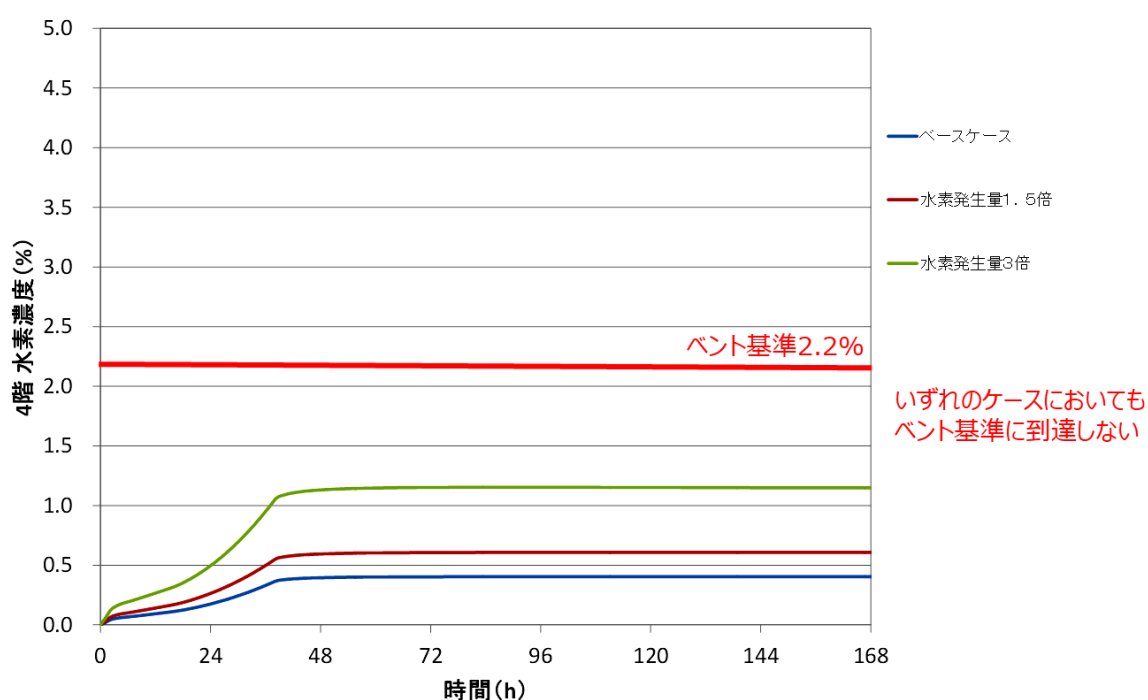


図 2.4.3 原子炉建屋オペレーティングフロア水素濃度 (水素発生量増加格納容器ベントケース)

## 2. 5 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（代替循環冷却系）

### （1）評価条件

原子炉建屋オペレーティングフロアの PAR が機能しないと想定した水素挙動の解析ケースはドライウェル主フランジ（PCV 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）」における代替循環冷却系を使用する場合とする。

また、解析条件については、他の解析において反応開始水素濃度 1.5vol%としていた PAR が機能しないと想定しており、その他の条件は、「1. 2. 1（3） ベースケース解析（代替循環冷却系）」の解析条件と同等である。

## (2) 評価結果

代替循環冷却系を使用する場合のドライウェル主フランジ (PCV 主フランジ) を含むシール部からの漏えいケースの PAR が機能しないと想定した場合における原子炉建屋オペレーティングフロアの水素挙動を図 2.5.1 に示す。

PAR が機能しないと想定した場合においても、ベースケース (代替循環冷却系) で原子炉建屋オペレーティングフロアの水素濃度が 2.2vol% に到達しないため、原子炉建屋は水素濃度ベント基準に至らないことを確認した。

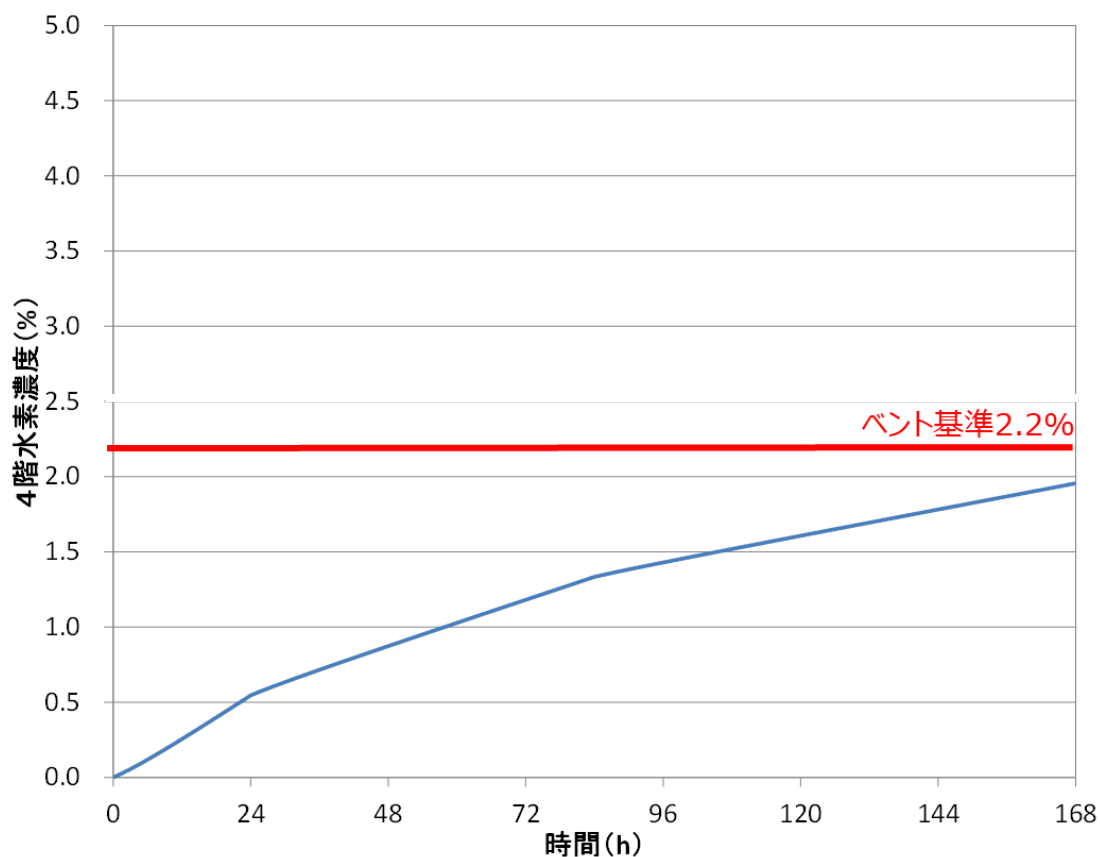


図 2.5.1 原子炉建屋オペレーティングフロア水素濃度 (PAR 機能しない代替循環冷却ケース)

## 2. 6 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（格納容器ベント）

### (1) 評価条件

原子炉建屋オペレーティングフロアの PAR が機能しないと想定した水素挙動の解析ケースはドライウェル主フランジ（PCV 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）」における格納容器ベントを使用する場合とする。

また、解析条件については、他の解析において反応開始水素濃度 1.5vol%としていた PAR が機能しないと想定しており、その他の条件は、「1. 2. 1 (4) ベースケース解析（格納容器ベント）」の解析条件と同等である。



## (2) 評価結果

格納容器ベントを使用する場合のドライウェル主フランジ (PCV 主フランジ) を含むシール部からの漏えいケースの PAR が機能しないと想定した場合における原子炉建屋オペレーティングフロアの水素挙動を図 2.6.1 に示す。

PAR が機能しないと想定した場合においても、ベースケース (格納容器ベント) で原子炉建屋オペレーティングフロアの水素濃度が 2.2vol% に到達しないため、原子炉建屋は水素濃度ベント基準に至らないことを確認した。

なお、原子炉建屋オペレーティングフロアの水素濃度は PAR の動作開始濃度である 1.5vol% 以下であった。

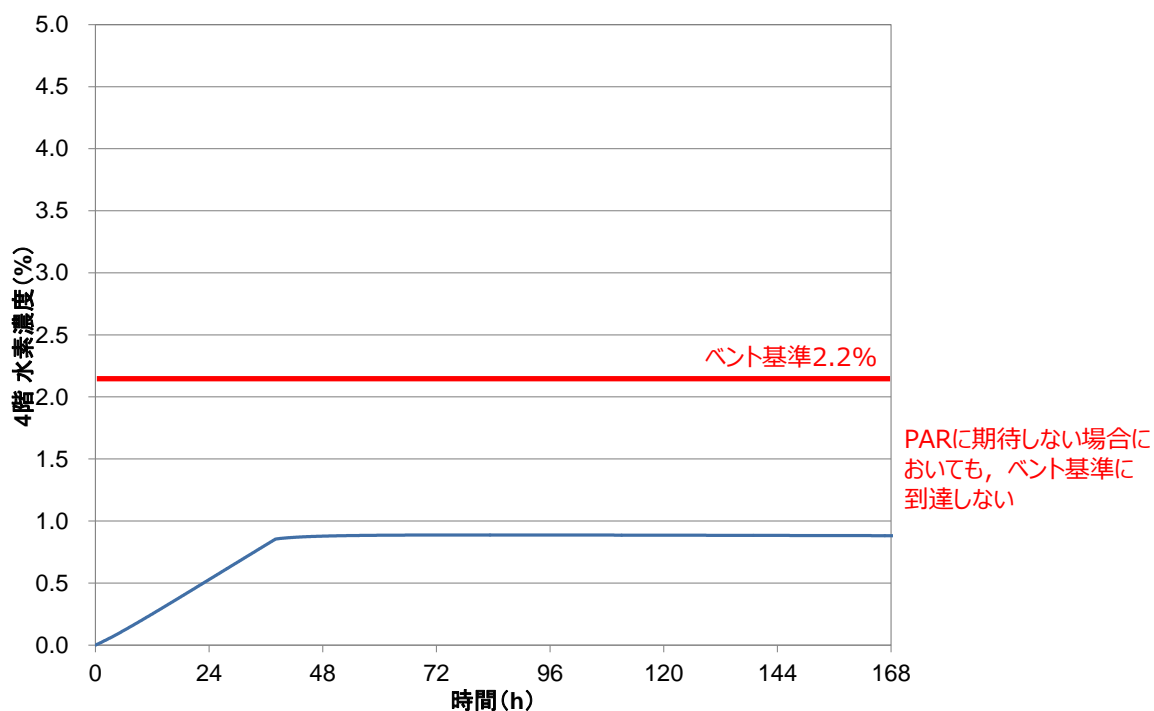


図 2.6.1 原子炉建屋オペレーティングフロア水素濃度 (PAR 機能しない格納容器ベントケース)

## 2. 7 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（代替循環冷却系）

### (1) 評価条件

原子炉建屋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ェル主フランジ（PCV 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）」における代替循環冷却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. 1 (3) ベースケース解析（代替循環冷却系）」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 2.7.1 に示す。

原子炉格納容器漏えい率以外の条件は、「1. 2. 1 (3) ベースケース解析（代替循環冷却）」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、原子炉建屋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、AEC の評価式により算出される値を包絡する値として、原子炉格納容器圧力 2Pd 時の漏えい率（AEC 式にて約 1%/day）に余裕を見た漏えい率として 1.5%/day をベースケースとし、格納容器圧力が上昇していない事象開始直後より 24 時間後まで、格納容器圧力 2Pd 時の漏えい率（AEC 式にて約 1.0%/day）に余裕を見た漏えい率 1.5%/day を評価条件とした。代替循環冷却系による格納容器除熱後は、格納容器圧力を包絡する条件とした。

表 2.7.1 各ケースの水素漏えい率

ケース	0～24時間	24～84時間	84時間以降
ベースケース	1.5%/day	1.0%/day	0.75%/day
設計漏えい率2倍	3.0%/day	2.0%/day	1.5%/day

## (2) 評価結果

代替循環冷却系を使用する場合のドライウェル主フランジ (PCV 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建屋オペレーティングフロアの水素挙動を図 2.7.1 に示す。

図 2.7.1 に示すとおり、水素濃度が 1.5vol%に到達した時点で PAR による水素処理が開始されることにより、原子炉建屋オペレーティングフロアの水素濃度上昇が抑制され、原子炉建屋の水素濃度ベント基準に至らないことを確認した。

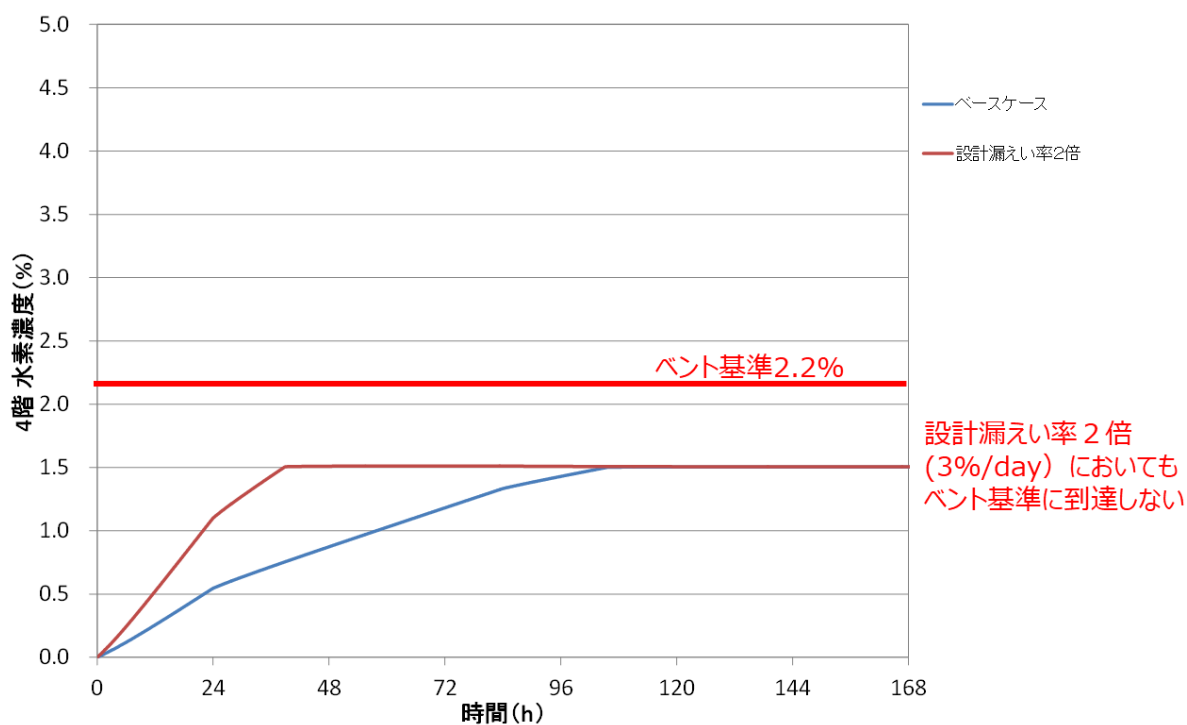


図 2.7.1 原子炉建屋オペレーティングフロア水素濃度 (漏えい率変化代替循環冷却ケース)

## 2. 8 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（格納容器ベント）

### (1) 評価条件

原子炉建屋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ェル主フランジ（PCV 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）」における格納容器ベント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. 1（4）ベースケース解析（格納容器ベント）」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 2.8.1 に示す。

原子炉格納容器漏えい率以外の条件は、「1. 2. 1（4）ベースケース解析（格納容器ベント）」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、原子炉建屋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、AEC の評価式により算出される値を包絡する値として、原子炉格納容器圧力 2Pd 時の漏えい率（AEC 式にて約 1%/day）に余裕を見た漏えい率として 1.5%/day をベースケースとし、格納容器圧力が上昇していない事象開始直後よりベント時間（38 時間）まで当該漏えい率を採用した。

表 2.8.1 各ケースの水素漏えい率

ケース	0～38時間	38時間以降
ベースケース	1.5%/day	0.5%/day
設計漏えい率2倍	3.0%/day	1.0%/day

## (2) 評価結果

格納容器ベントを使用する場合のドライウェル主フランジ (PCV 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建屋オペレーティングフロアの水素挙動を図 2.8.1 に示す。

図 2.8.1 に示すとおり、水素濃度が 1.5vol% に到達した時点で PAR による水素処理が開始されることにより、原子炉建屋オペレーティングフロアの水素濃度上昇が抑制され、原子炉建屋の水素濃度ベント基準に至らないことを確認した。

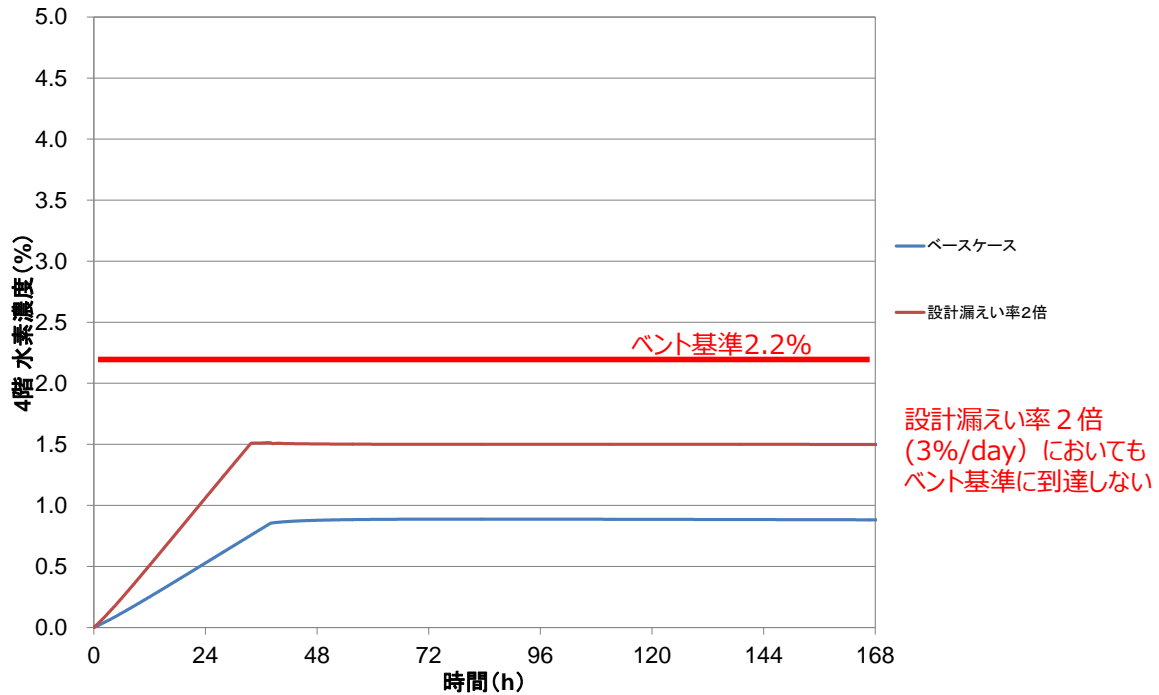


図 2.8.1 原子炉建屋オペレーティングフロア水素濃度 (漏えい率変化格納容器ベントケース)

## 2. 9 自主対策設備の使用を考慮した解析ケース（代替循環冷却系）

格納容器頂部注水系は、自主対策設備として設置しており、格納容器温度 171°C 到達で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）」における代替循環冷却系を使用する場合において、格納容器温度が 171°C を超過するため、以下のとおり格納容器頂部注水系の使用を考慮したケースについて、原子炉建屋内の水素挙動解析結果に基づいて確認した。

### (1) 評価条件

原子炉建屋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エル主フランジ（PCV 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）」における代替循環冷却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. 1 (3) ベースケース解析（代替循環冷却系）」と同様である。

なお、漏えい想定箇所については、格納容器頂部注水系による原子炉ウエル注水手段を考慮したものであり、ドライウエル主フランジ（PCV 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 2.9.1 に示す。

本ケースでは原子炉格納容器ドライウエル主フランジ（PCV 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 2.9.1 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

漏えいフロア	漏えい箇所	口径[mm]	周長[mm]	周長割合	漏えい量割合
2F	所員用エアロック	[Redacted]	[Redacted]	[Redacted]	[Redacted]
	ISI 用ハッチ				
	機器搬入用ハッチ				
B1F	S/C 出入口				
B2F	機器搬入用ハッチ				
	所員用エアロック				

枠囲みの内容は、機密事項に属しますので公開できません。

## (2) 評価結果

代替循環冷却系を使用する場合の格納容器頂部注水系（自主対策設備）使用を考慮したドライウェル主フランジ（PCV 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屋内の水素挙動を図 2.9.1 に示す。

原子炉建屋オペレーティングフロアにおける水素濃度が 1.5vol%に到達した時点で PAR による水素処理が開始されることにより，原子炉建屋内の水素濃度上昇が抑制されることにより，原子炉建屋オペレーティングフロア以外の水素濃度が「1.2.1 (3) ベースケース（代替循環冷却系）」に比べわずかに高く推移するが下層階においても可燃限界に到達せず，原子炉建屋は水素濃度ベント基準に至らないことを確認した。

よって，自主対策設備である格納容器頂部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，原子炉建屋内の水素濃度は，水素濃度ベント基準に至らないことを確認した。

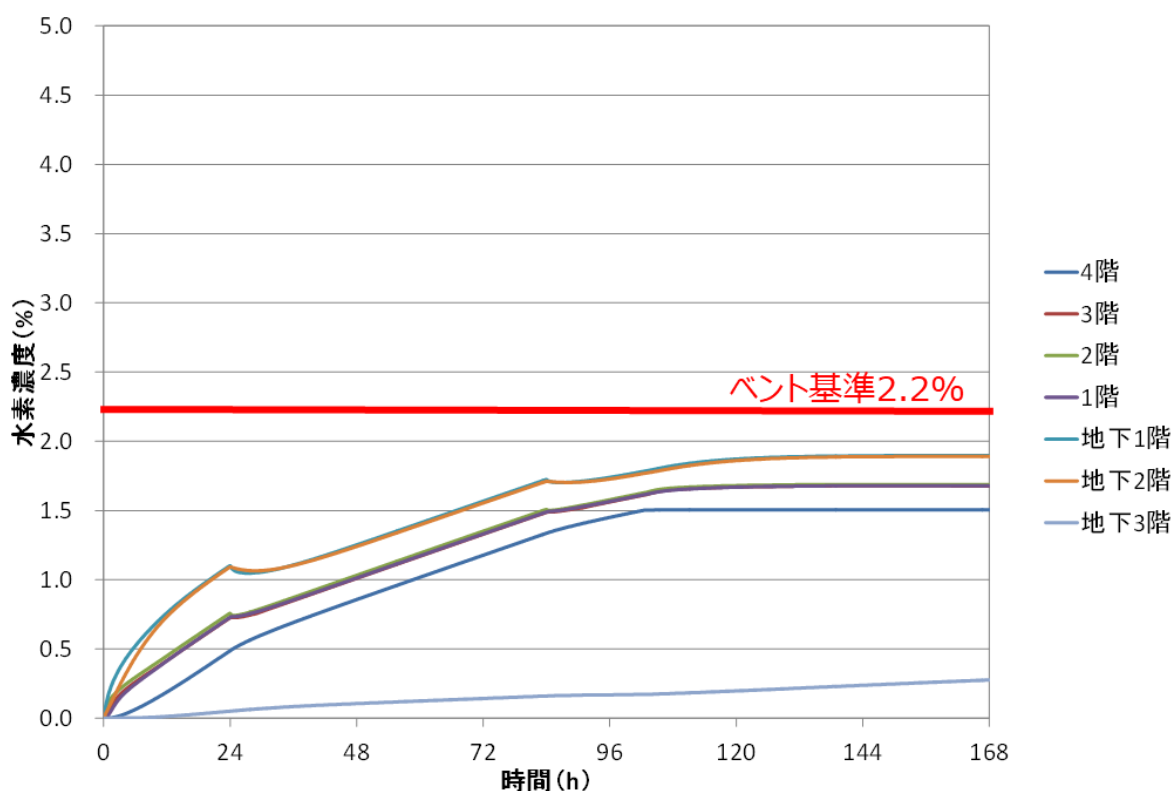


図 2.9.1 原子炉建屋内水素濃度（自主対策設備考慮代替循環冷却ケース）

## 2. 10 自主対策設備の使用を考慮した解析ケース（格納容器ベント）

格納容器頂部注水系は、自主対策設備として設置しており、格納容器温度 171°C 到達で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）」における格納容器ベントを使用する場合において、格納容器温度が 171°C を超過するため、以下のとおり使用を考慮したケースについて、原子炉建屋内の水素挙動解析結果に基づいて確認した。

### （1）評価条件

原子炉建屋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（PCV 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）」における格納容器ベント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. 1（4）ベースケース解析（格納容器ベント）」と同様である。なお、漏えい想定箇所については、格納容器頂部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（PCV 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. 9（1）自主対策設備の使用を考慮した解析ケース（代替循環冷却系）」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（PCV 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

格納容器ベント系を使用する場合の格納容器頂部注水系（自主対策設備）使用を考慮したドライウェル主フランジ（PCV 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屋内の水素挙動を図 2.10.1 に示す。

格納容器ベントにより原子炉建屋内の水素濃度上昇が抑制されることにより、原子炉建屋オペレーティングフロア以外の水素濃度が「1.2.1(4) ベースケース（格納容器ベント）」に比べわずかに高く推移するが下層階の水素濃度は十分低いことを確認した。

よって、自主対策設備である格納容器頂部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、原子炉建屋内の水素濃度は、下層階も含めて 1.5vol%以下であり、原子炉建屋は水素濃度ベント基準に至らないことを確認した。

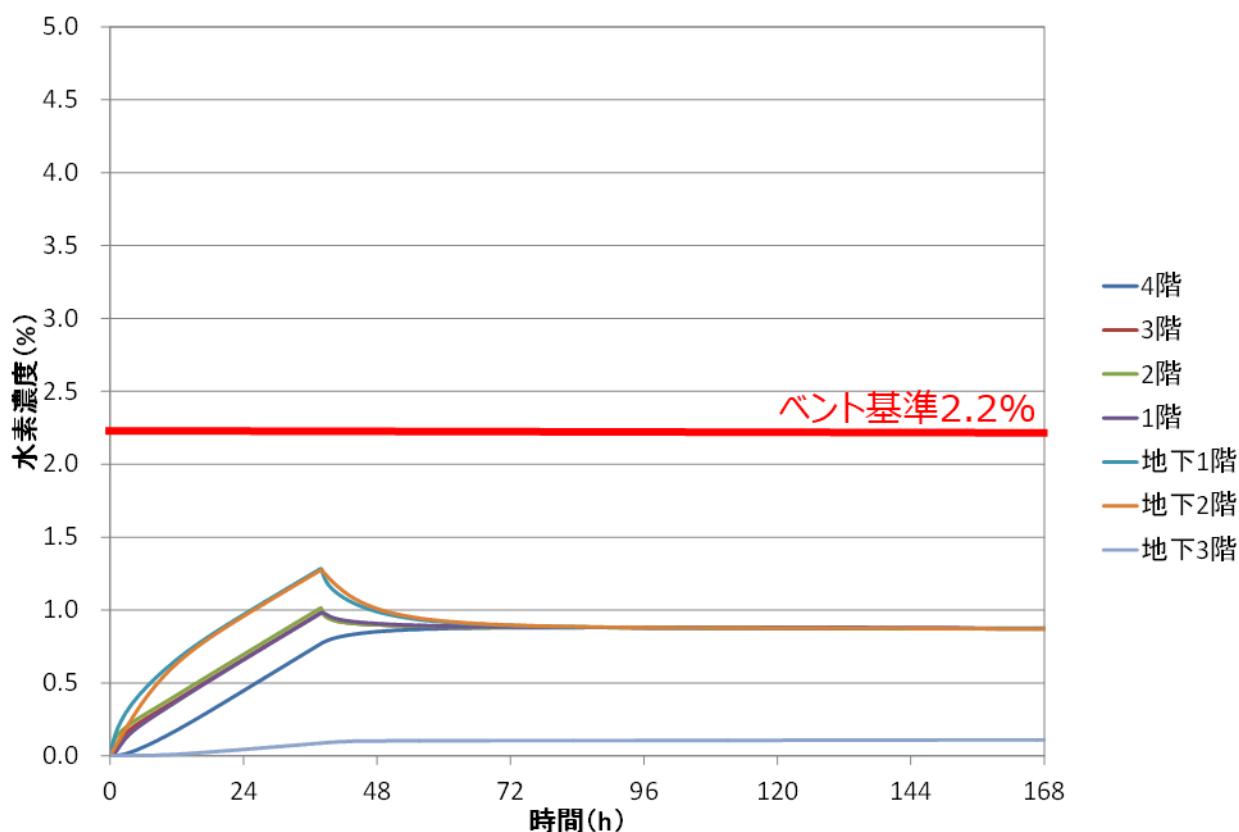


図 2.10.1 原子炉建屋内水素濃度（自主対策設備考慮格納容器ベントケース）

## 2. 1 1 まとめ

- 水素発生量が有効性評価の3倍（約1800 kg相当，AFC100%[約1600 kg]）の評価条件であっても，原子炉建屋オペレーティングフロア水素濃度はベント基準に到達しない
- PARが機能しないと想定した場合及び設計漏えい率の2倍（3.0%/day）の漏えいが発生した場合においても，原子炉建屋オペレーティングフロア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格納容器頂部注水系の使用を考慮した場合においても，原子炉建屋オペレーティングフロア水素濃度はベント基準に到達しない

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

## 局所エリアの状況

原子炉格納容器から原子炉建屋へ水素漏えいが想定される箇所には、直接漏えいが発生する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（第1表）。

第1表 局所エリア

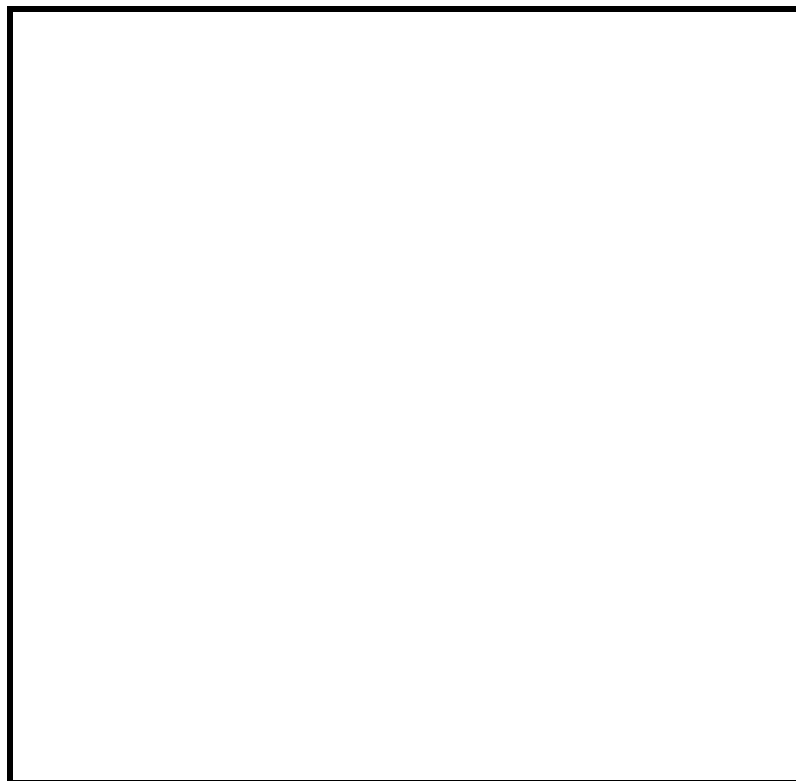
階数		漏えい箇所	周長	局所エリア	空間容積
地上 2階	東側	上部ドライウエル 機器搬入用ハッチ		上部ドライウエル機器 搬入用ハッチ室	
		ISI用ハッチ			
	東側	上部ドライウエル 所員用エアロック		上部ドライウエル所員 用エアロック室	
地下 1階	西側	サプレッションチェ ンバ出入口		サプレッションチェン バ出入口室	
地下 2階	東側	下部ドライウエル 機器搬入用ハッチ		下部ドライウエル機器 搬入用ハッチ室	
	西側	下部ドライウエル 所員用エアロック		下部ドライウエル所員 用エアロック室	

以降に、各局所エリアの状況を示す。

## 1. 上部ドライウエル機器搬入用ハッチ室

上部ドライウエル機器搬入用ハッチ室は、定期検査時に原子炉格納容器内に機器等を搬入するためのエリアで、専用ハッチ（機器搬入用ハッチ及びI S I用ハッチ）があり、原子炉格納容器に直接つながる構造である。なお、通常運転時において使用用途はなく、放射線管理上の立入を制限する区画であることから、入室不可（遮蔽扉が全閉状態）である。

上部ドライウエル機器搬入用ハッチ室の配置を第1図に示す。



第1図 上部ドライウエル機器搬入用ハッチ室

上部ドライウエル機器搬入用ハッチ室は、遮蔽扉と躯体との隙間に生じる開口部を通じて、原子炉建屋2階の周回通路とつながっており、原子炉建屋2階の周回通路は、大物搬入口ハッチ、空調の給・排気ダクトを通じて原子炉建屋オペレーティングフロア（以下、「オペフロ」という。）とつながっている。なお、原子炉建屋オペフロに設置されている大物搬入口ハッチについては、社内規定に基づき、原子炉起動前の確認事項として開状態となっていることを確認したうえ、運転中においては耐震性を有する固定装置により開状態を維持している。また、排気ダクトを通じて原子炉建屋オペフロへつながっている。

上部ドライウエル機器搬入用ハッチ室の開口部状況を第2図に、上部ドライウエル機器搬入用ハッチ室より排出された水素の移行経路を第3図に、上部ドライウエル機器搬入用ハッチ室より排出された水素の排出経路を第4図に示す。また、

原子炉建屋水素挙動解析における開口部の扱いを第2表に示す。

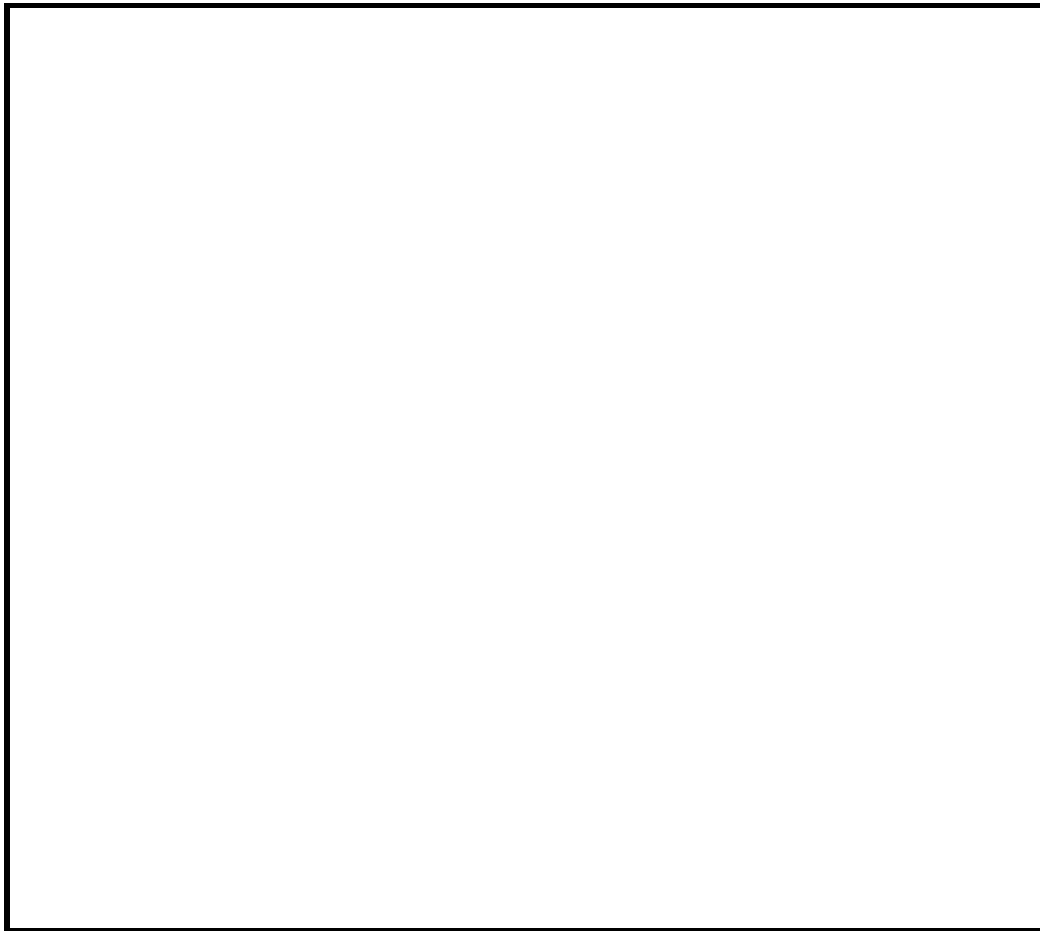
第2表 原子炉建屋水素挙動解析における開口部の扱い

開口部 (丸数字は第2図及び 第3図に対応)	大きさ	原子炉建屋水素挙動解析での扱い
①給気口 (周回通路と接続)		グラビティダンパ※を設置しているため、開口として扱わない
②遮蔽扉 (周回通路と接続)		解析上の水素排出口（遮蔽扉と躯体の隙間の開口面積を考慮）
③排気口 (排気ダクトと接続)		解析上の水素排出口

※：逆流防止用で片方向からの風のみを通す目的で設置



第2図 上部ドライウェル機器搬入用ハッチ室の開口部状況（イメージ）



第3図 上部ドライウェル機器搬入用ハッチ室から排出された水素の移行経路



第4図 上部ドライウェル機器搬入用ハッチ室から排出された水素の排出経路（イメージ）

また、上部ドライウェル機器搬入用ハッチ室は、原子炉格納容器のドライウェル側に接続する局所エリアの中で最も水素濃度が厳しい結果になっている。当該局所エリアの特徴として、他の局所エリアと比較して、ハッチの周長が長いために原子炉格納容器からの水素漏えい量が多いこと、ならびに開口面積が小さく換気効果が小さいことが水素濃度の上昇要因と考えられる。

## 2. 上部ドライウエル所員用エアロック室

上部ドライウエル所員用エアロック室は、定期検査時に原子炉格納容器内に入  
入するためのエリアで、当該エリアにハッチ（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。なお、通常運転時において使用用途はな  
く、放射線管理上の立入を制限する区画であることから、入室不可（扉施錠管理）  
である。また、当該エリアは火災防護上のガス消火設備が設置される区画である。

上部ドライウエル所員用エアロック室の配置を第5図に示す。



第5図 上部ドライウエル所員用エアロック室

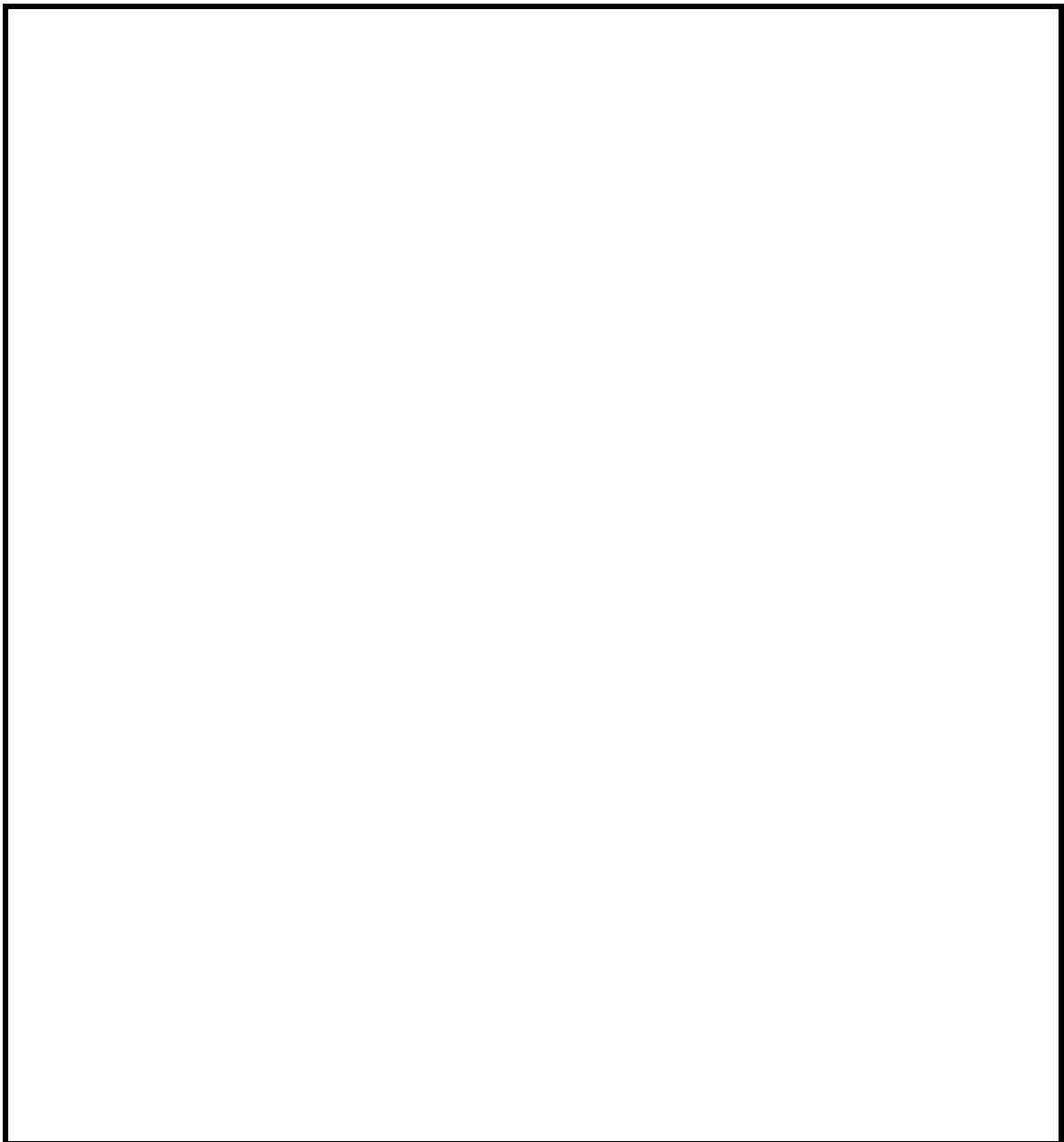
上部ドライウエル所員用エアロック室は、給気ダクトを通じて、原子炉建屋2  
階の周回通路とつながっており、原子炉建屋2階の周回通路は、大物搬入口ハッ  
チ、空調の給・排気ダクトを通じて原子炉建屋オペフロとつながっている。なお、  
原子炉建屋オペフロに設置されている大物搬入口ハッチについては、社内規定に  
基づき、原子炉起動前の確認事項として開状態となっていることを確認したうえ、  
運転中においては耐震性を有する固定装置により開状態を維持している。また、  
排気ダクトを通じて原子炉建屋オペフロへつながっている。

上部ドライウエル所員用エアロック室の開口部状況を第6図に、上部ドライウ  
エル所員用エアロック室より排出された水素の移行経路を第7図に、上部ドライ  
ウエル所員用エアロック室より排出された水素の排出経路を第8図に示す。また、  
原子炉建屋水素挙動解析における開口部の扱いを第3表に示す。

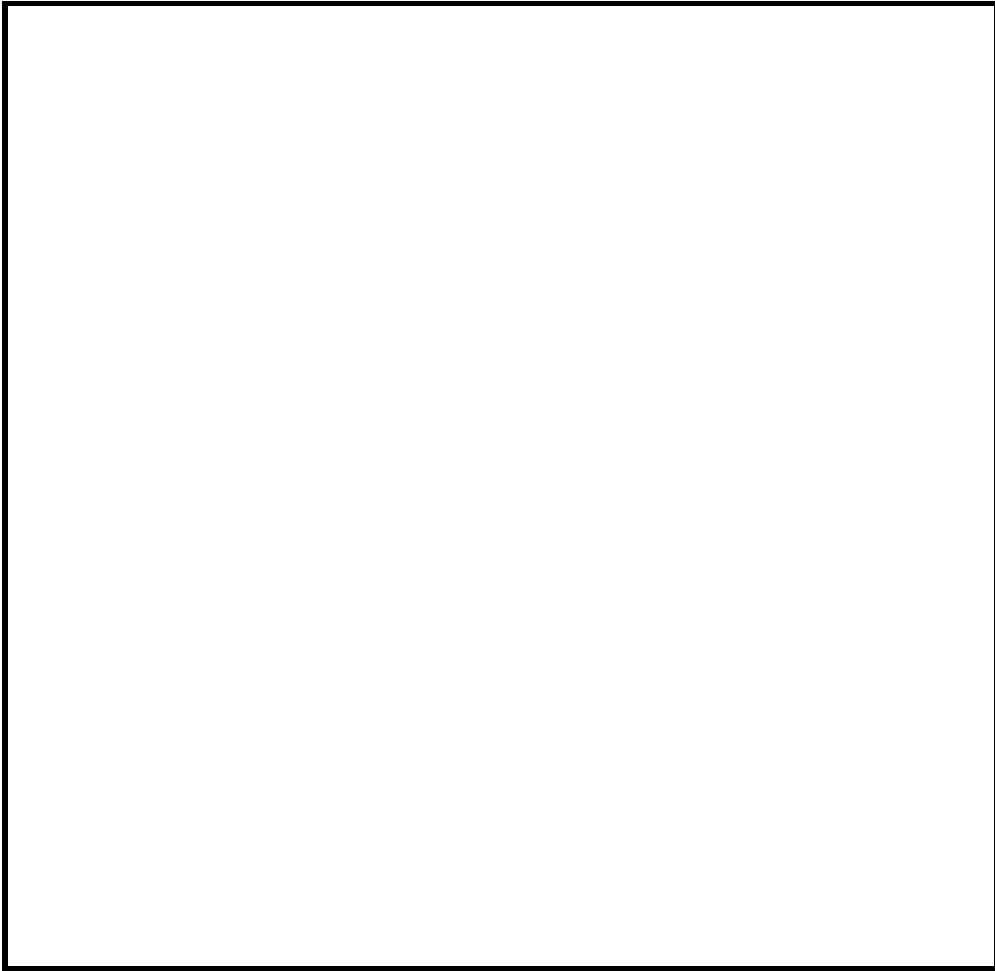


第3表 原子炉建屋水素挙動解析における開口部の扱い

開口部 (丸数字は第6図及び 第7図に対応)	大きさ	原子炉建屋水素挙動解析での扱い
①給気口 (周回通路と接続)		解析上の水素排出口
②排気口 (排気ダクトと接続)		解析上の水素排出口



第6図 上部ドライウェル所員用エアロック室の開口部状況 (イメージ)



第7図 上部ドライウェル所員用エアロック室から排出された水素の移行経路

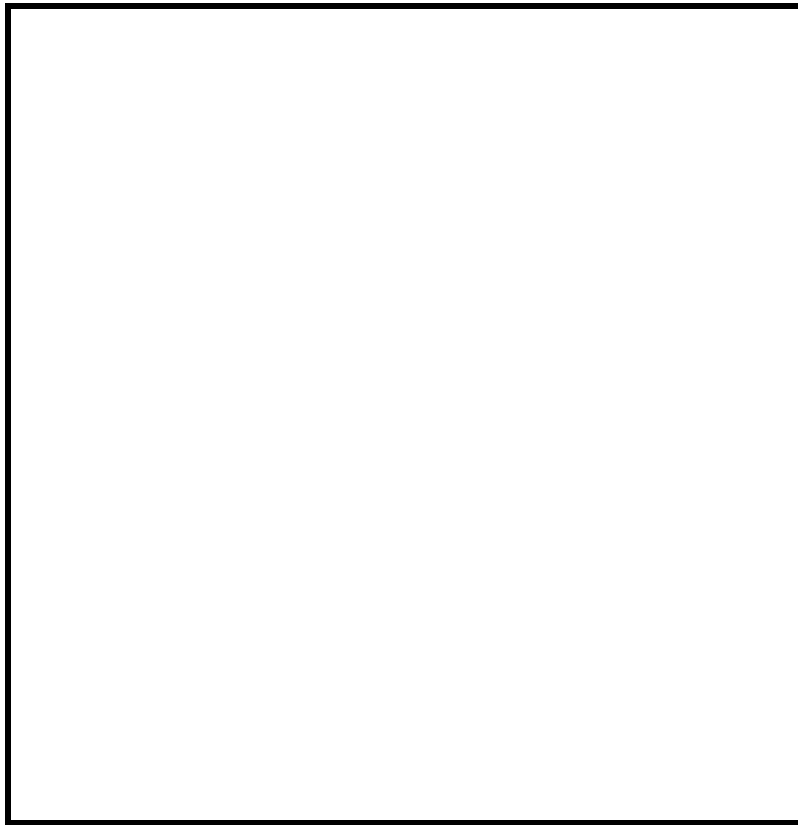


第8図 上部ドライウェル所員用エアロック室から排出された水素の排出経路（イメージ）

### 3. サプレッションチェンバ出入口室

サプレッションチェンバ出入口室は、定期検査時にサプレッションチェンバ内に入出するためのエリアで、当該エリアにハッチ（サプレッションチェンバ出入口）があり、原子炉格納容器に直接つながる構造である。なお、通常運転時において使用用途はなく、放射線管理上の立入を制限する区画であることから、入室不可（扉施錠管理）である。

サプレッションチェンバ出入口室の配置を第9図に示す。



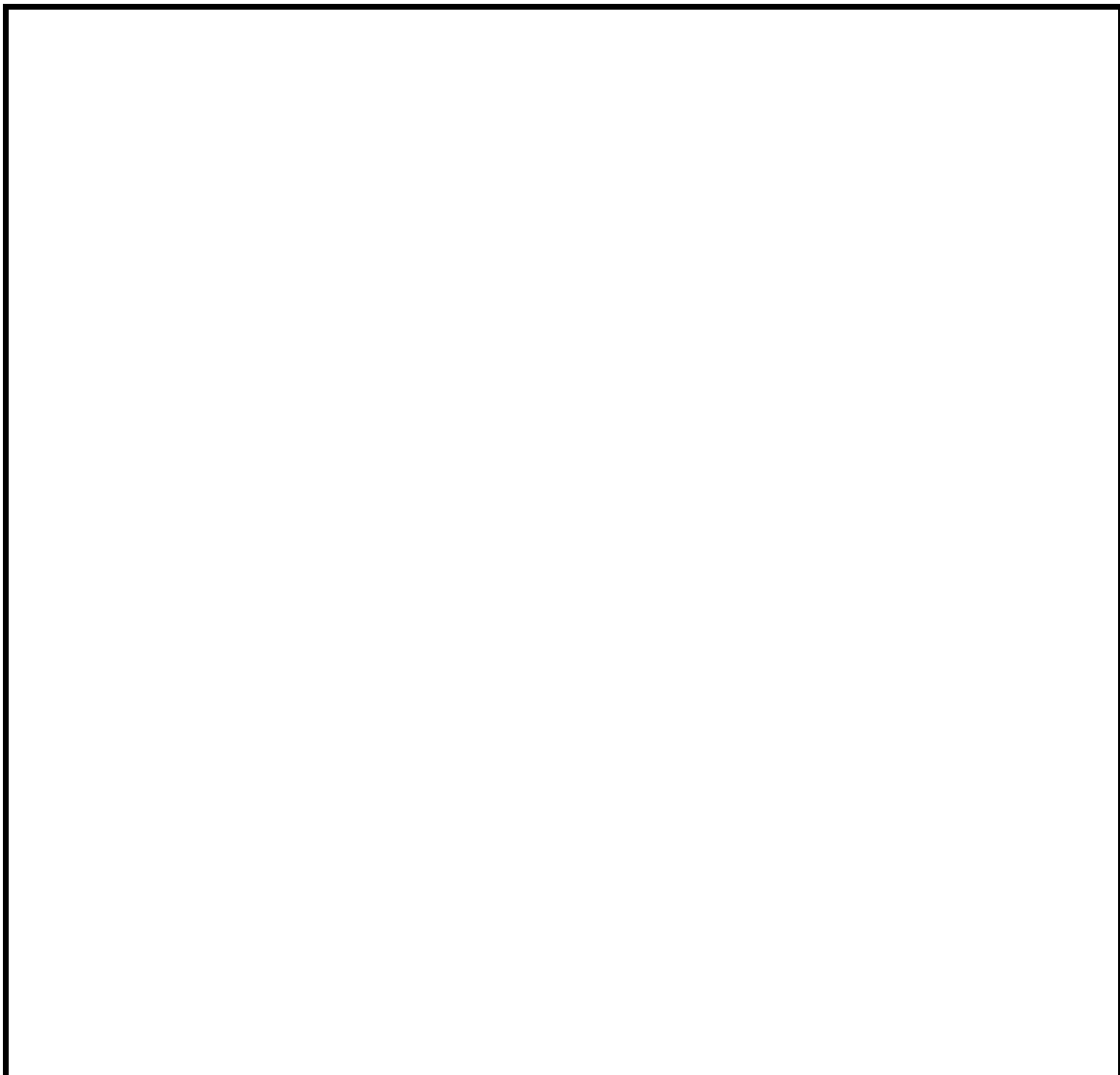
第9図 サプレッションチェンバ出入口室

サプレッションチェンバ出入口室は、給気ダクトならびに扉に設けられた開口部を通じて、原子炉建屋地下1階の周回通路とつながっており、原子炉建屋地下1階の周回通路は、地下ハッチ・大物搬入口ハッチ、空調の給・排気ダクトを通じて原子炉建屋オペフロとつながっている。なお、原子炉建屋オペフロに設置されている大物搬入口ハッチについては、社内規定に基づき、原子炉起動前の確認事項として開状態となっていることを確認したうえ、運転中においては耐震性を有する固定装置により開状態を維持している。地下ハッチについては、内部溢水発生時における排水経路としても期待していることから、巡視点検に係る社内規定に運転員が巡視により状態確認を行うことを定めている。また、排気ダクトを通じて原子炉建屋オペフロへつながっている。

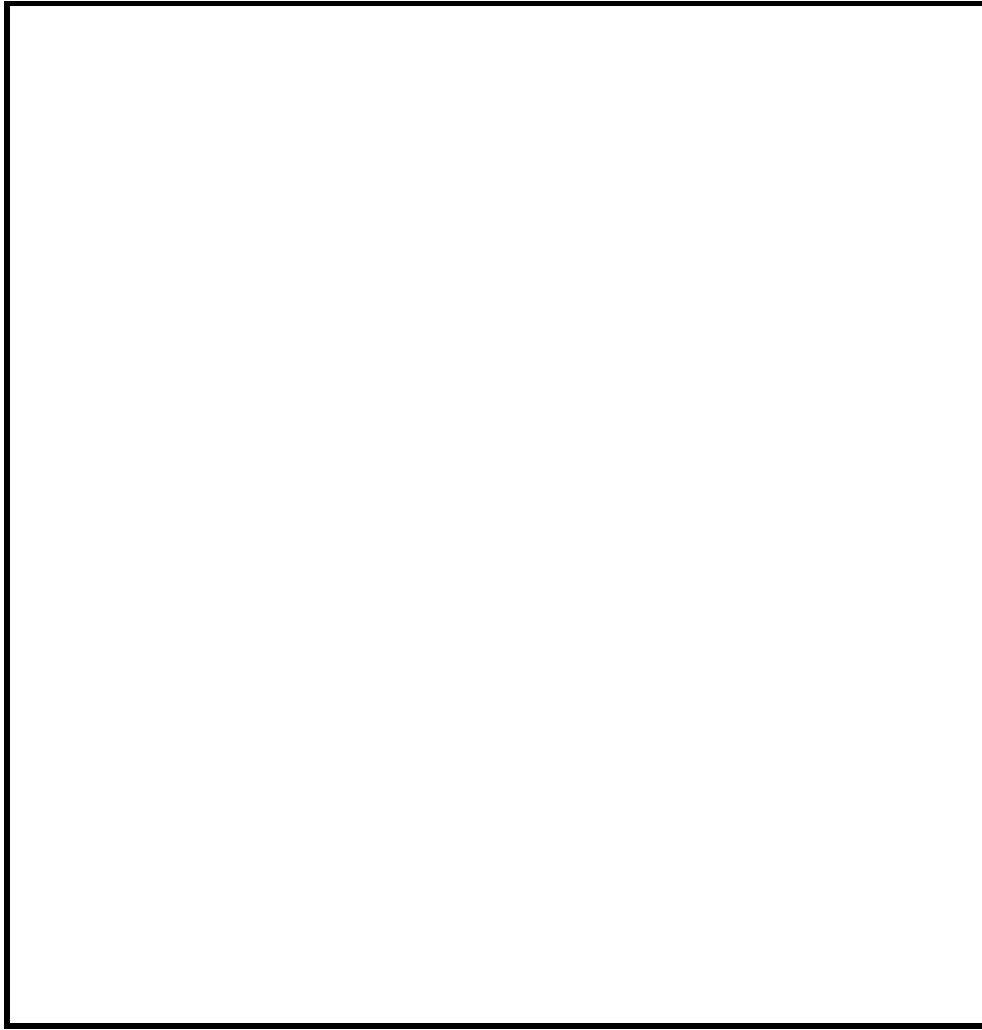
サプレッションチェンバ出入口室の開口部状況を第10図に、サプレッションチェンバ出入口室より排出された水素の移行経路を第11図に、サプレッションチェンバ出入口室より排出された水素の排出経路を第12図に示す。また、原子炉建屋水素挙動解析における開口部の扱いを第4表に示す。

第4表 原子炉建屋水素挙動解析における開口部の扱い

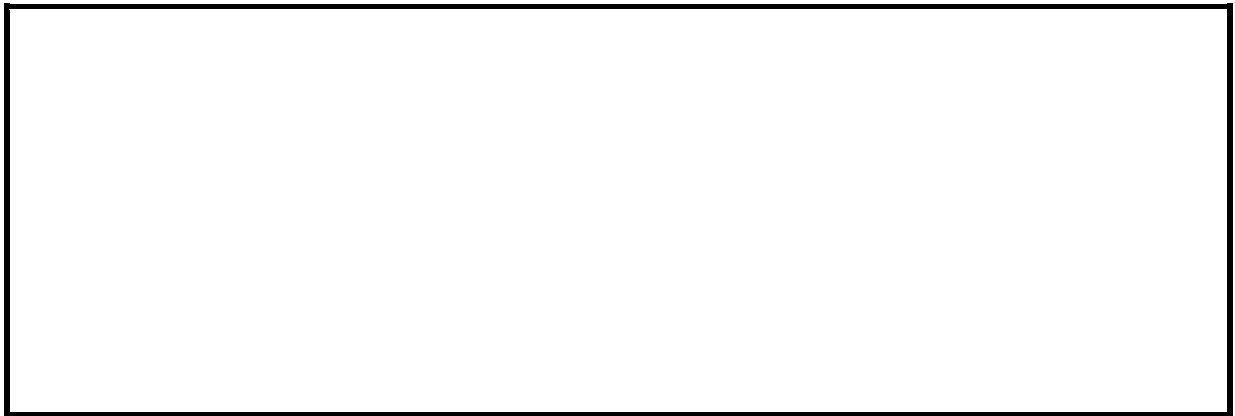
開口部 (丸数字は第10図及び 第11図に対応)	大きさ	原子炉建屋水素挙動解析での 扱い
①給気口 (周回通路と接続)		解析上の水素排出口
②扉 (周回通路と接続)		解析上の水素排出口 (扉に設置され た開口部の開口面積を考慮)
③排気口 (排気ダクトと接続)		解析上の水素排出口



第10図 サプレッションチェンバ出入口室の開口部状況 (イメージ)



第11図 サプレッションチェンバ出入口室から排出された水素の移行経路



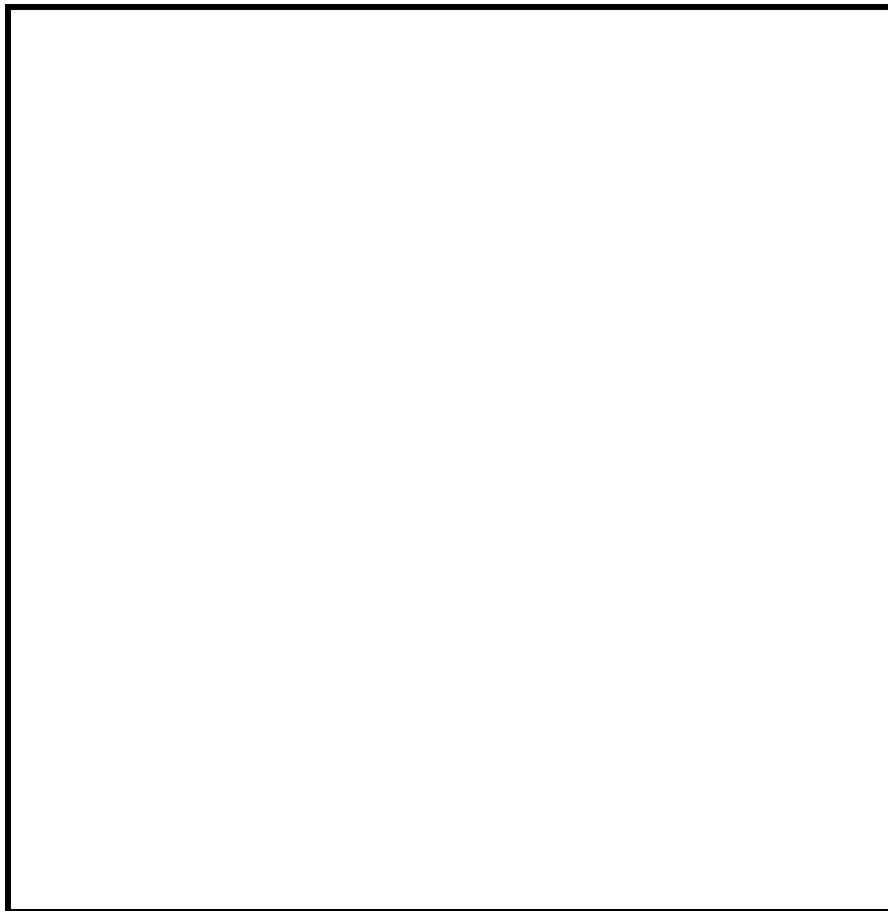
第12図 サプレッションチェンバ出入口室から排出された水素の排出経路（イメージ）

また、サプレッションチェンバ出入口室は、唯一、原子炉格納容器のサプレッションチェンバ側に接続する局所エリアとなる。

#### 4. 下部ドライウエル機器搬入用ハッチ室

下部ドライウエル機器搬入用ハッチ室は、定期検査時に原子炉格納容器内に機器等を搬入するためのエリアで、専用ハッチ（機器搬入用ハッチ）があり、原子炉格納容器に直接つながる構造である。なお、通常運転時において使用用途はなく、放射線管理上の立入を制限する区画であることから、入室不可（遮蔽扉が全閉状態）である。また、当該エリアと遮蔽扉を隔てて隣接するエリアは火災防護上のガス消火設備が設置される区画である。

下部ドライウエル機器搬入用ハッチ室の配置を第13図に示す。



第13図 下部ドライウエル機器搬入用ハッチ室

下部ドライウエル機器搬入用ハッチ室は、遮蔽扉と躯体との隙間に生じる開口部を通じて、原子炉建屋地下2階のRIP補修エリアとつながっており、原子炉建屋地下2階のRIP補修エリアは、空調の給・排気ダクトを通じて原子炉建屋オペフロとつながっている。また、排気ダクトを通じて原子炉建屋オペフロへつながっている。

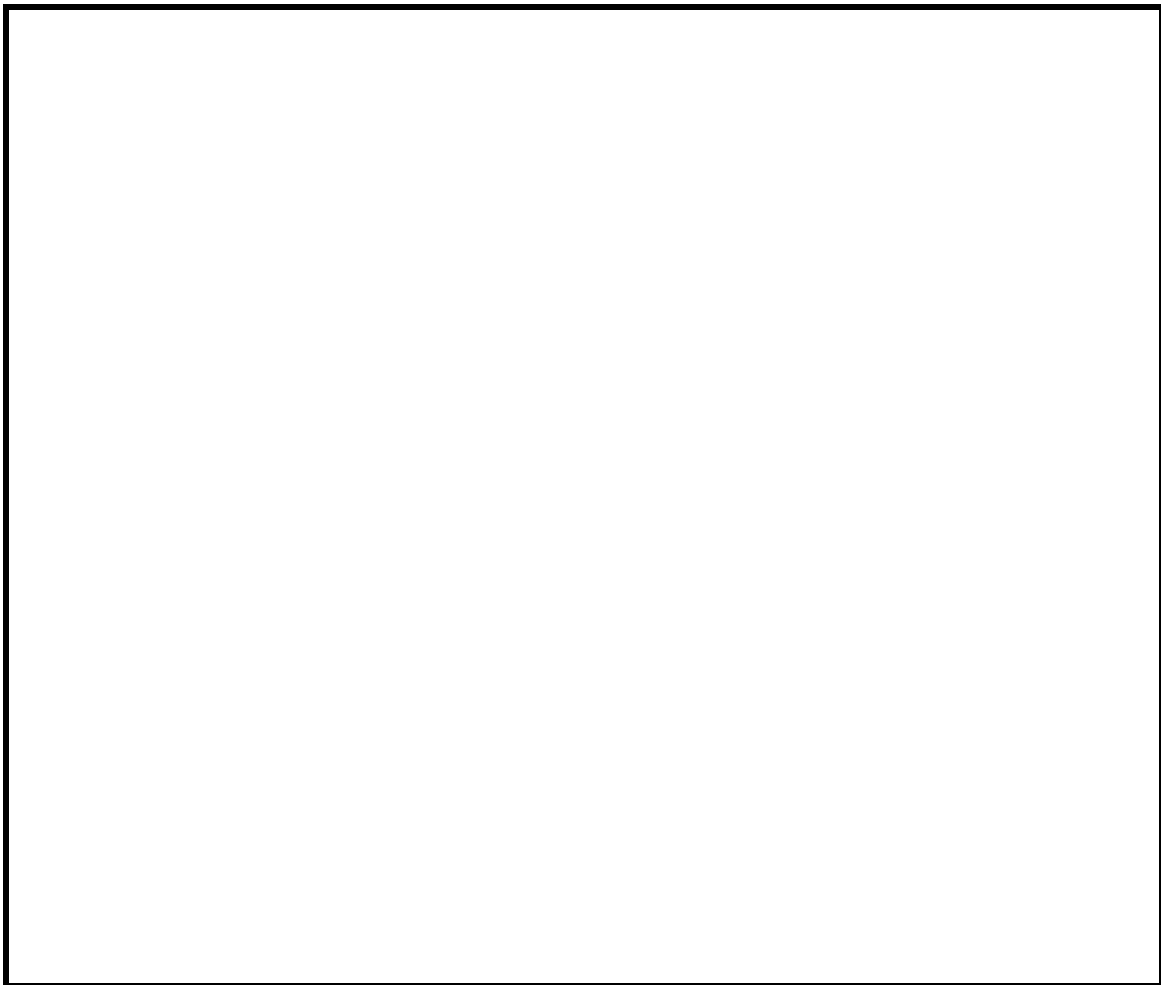
下部ドライウエル機器搬入用ハッチ室の開口部状況を第14図に、下部ドライウエル機器搬入用ハッチ室より排出された水素の移行経路を第15図に、下部ド

ライウエル機器搬入用ハッチ室より排出された水素の排出経路を第16図に示す。また、原子炉建屋水素挙動解析における開口部の扱いを第5表に示す。

第5表 原子炉建屋水素挙動解析における開口部の扱い

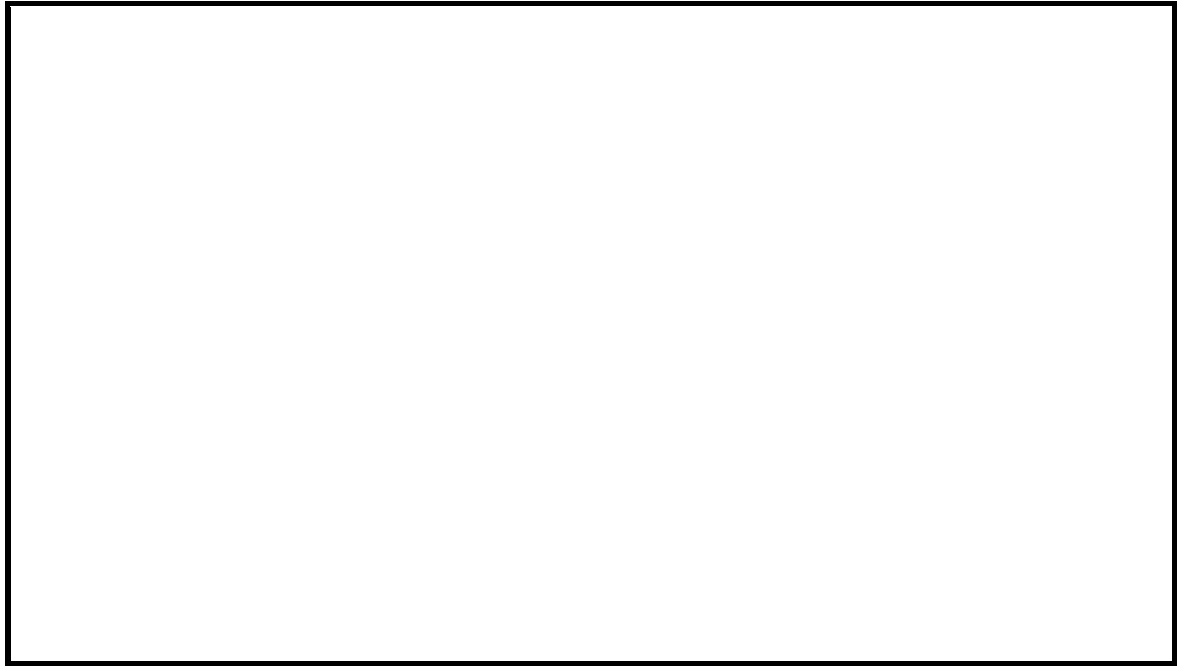
開口部 (丸数字は第14図及び 第15図に対応)	大きさ	原子炉建屋水素挙動解析での 扱い
①給気口 (周回通路と接続)		グラビティダンパ※を設置しているため、開口として扱わない
②遮蔽扉 (RIP補修エリアと接続)		解析上の水素排出口(遮蔽扉と躯体の隙間の開口面積を考慮)
③排気口 (排気ダクトと接続)		解析上の水素排出口

※：逆流防止用で片方向からの風のみを通す目的で設置

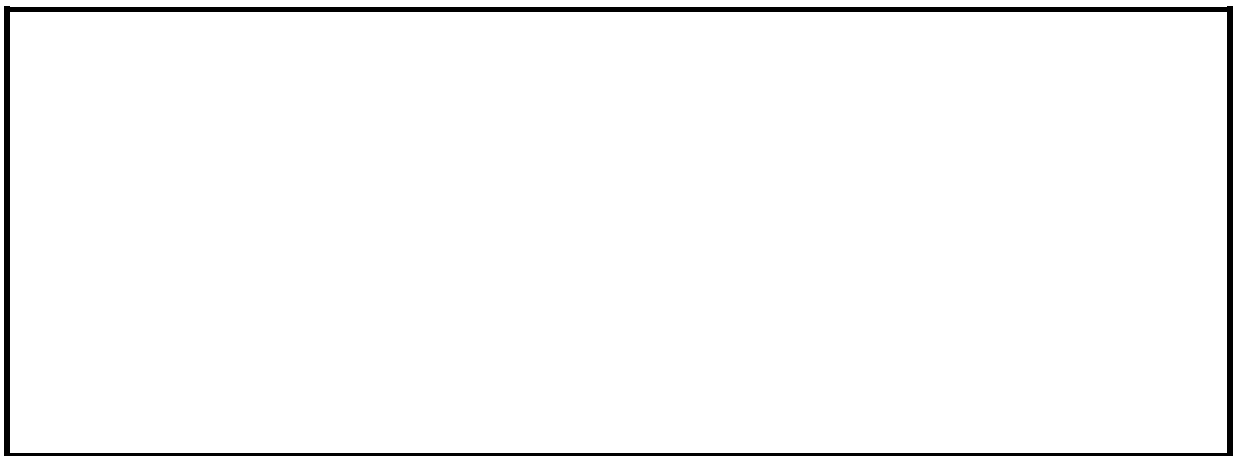


第14図 下部ドライウエル機器搬入用ハッチ室の開口部状況(イメージ)





第15図 下部ドライウェル機器搬入用ハッチ室から排出された水素の移行経路

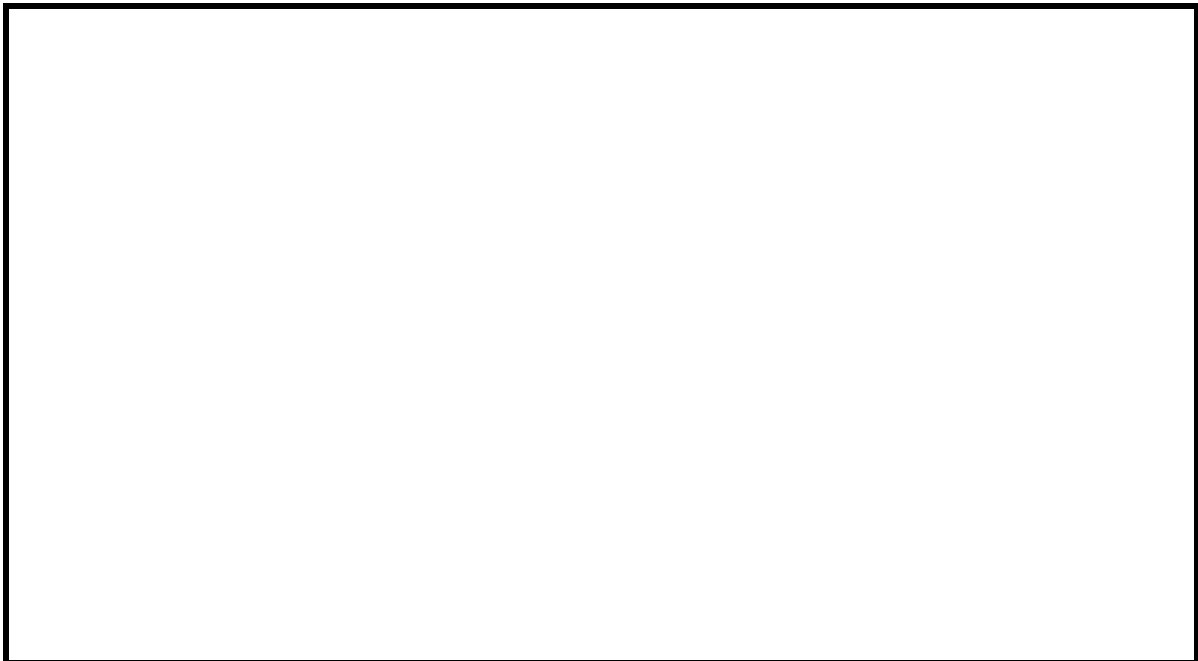


第16図 下部ドライウェル機器搬入用ハッチ室から排出された水素の排出経路(イメージ)

## 5. 下部ドライウエル所員用エアロック室

下部ドライウエル所員用エアロック室は、定期検査時に原子炉格納容器内に入  
入するためのエリアで、当該エリアにハッチ（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。なお、通常運転時において使用用途はな  
く、放射線管理上の立入を制限する区画であることから、入室不可（扉施錠管理）  
である。

下部ドライウエル所員用エアロック室の配置を第17図に示す。



第17図 下部ドライウエル所員用エアロック室

下部ドライウエル所員用エアロック室は、扉に設けられた開口部を通じて、原  
子炉建屋地下2階の周回通路とつながっており、原子炉建屋地下2階の周回通路  
は、地下ハッチ・大物搬入口ハッチ、空調の給・排気ダクトを通じて原子炉建屋  
オペフロとつながっている。なお、原子炉建屋オペフロに設置されている大物搬  
入口ハッチについては、社内規定に基づき、原子炉起動前の確認事項として開状  
態となっていることを確認したうえ、運転中においては耐震性を有する固定装置  
により開状態を維持している。地下ハッチについては、内部溢水発生時における  
排水経路としても期待していることから、巡視点検に係る社内規定に運転員が巡  
視により状態確認を行うことを定めている。また、給・排気ダクトを通じて原子  
炉建屋オペフロへつながっている。

下部ドライウエル所員用エアロック室の開口部状況を第18図に、下部ドライ  
ウエル所員用エアロック室より排出された水素の移行経路を第19図に、下部ド  
ライウエル所員用エアロック室より排出された水素の排出経路を第20図に示

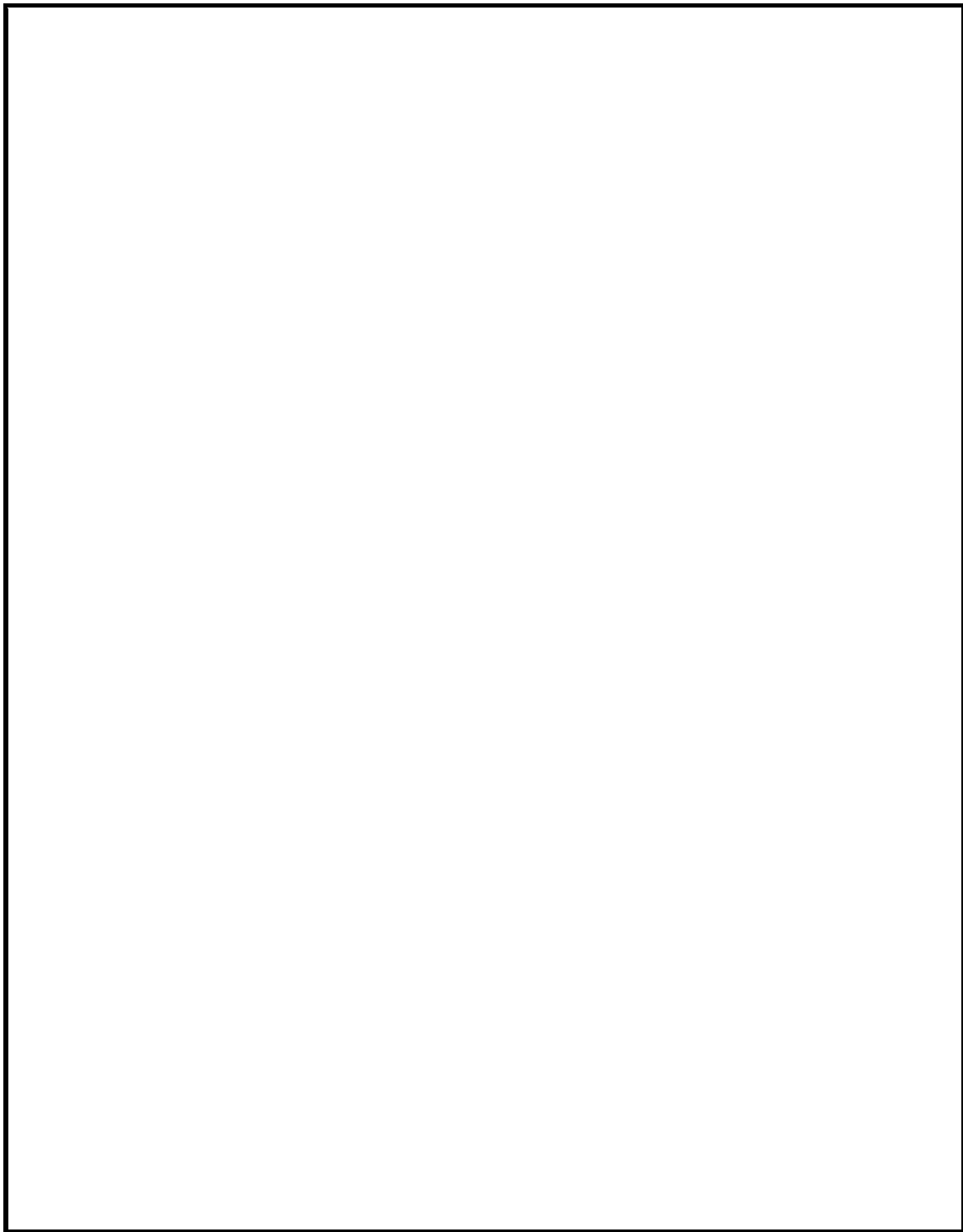
す。また、原子炉建屋水素挙動解析における開口部の扱いを第6表に示す。

第6表 原子炉建屋水素挙動解析における開口部の扱い

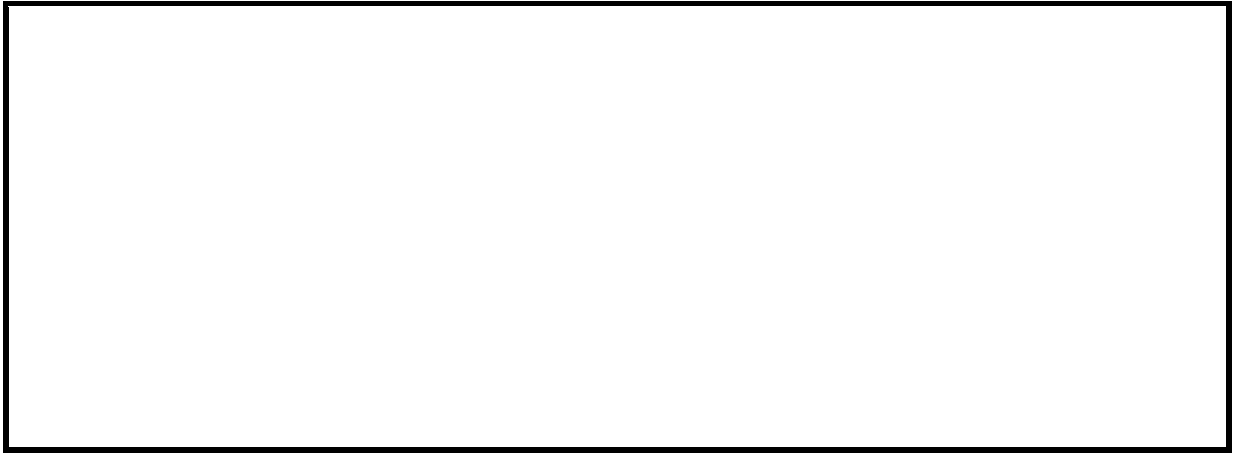
開口部 (丸数字は第18図及び 第19図に対応)	大きさ	原子炉建屋水素挙動解析での扱い
①給気口 (給気ダクトと接続)		解析上の水素排出口
②給気口 (給気ダクトと接続)		解析上の水素排出口
③扉 (周回通路と接続)		解析上の水素排出口 (扉に設置された 開口部の開口面積を考慮)
④給気口 (給気ダクトと接続)		解析上の水素排出口
⑤排気口 (排気ダクトと接続)		解析上の水素排出口



第18図 下部ドライウエル所員用エアロック室の開口部状況（イメージ）



第19図 下部ドライウェル所員用エアロック室から排出された水素の移行経路



第20図 下部ドライウェル所員用エアロック室から排出された水素の排出経路（イメージ）

柏崎刈羽原子力発電所 7 号炉

水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止  
するための設備について

2023年9月

東京電力ホールディングス株式会社

## 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屋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「V-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「V-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屋等の損傷を防止するための設備について、設置許可基準規則第53条及び同解釈並びに技術基準規則第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>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>

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>i) その排出経路での水素爆発を防止すること。</u> <u>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。</u> <u>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。</u>	<u>i) その排出経路での水素爆発を防止すること。</u> <u>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。</u> <u>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。</u>	追加要求事項 (つづき)
<u>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。)</u> 又は <u>原子炉建屋等から水素ガスを排出することができる設備 (動的機器等に水素爆発を防止する機能を付けること。放射性物質低減機能を付けること。)</u> を設置すること。	<u>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。)</u> 又は <u>原子炉建屋等から水素ガスを排出することができる設備 (動的機器等に水素爆発を防止する機能を付けること。放射性物質低減機能を付けること。)</u> を設置すること。	変更なし
<u>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。</u>	<u>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。</u>	変更なし
<u>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。</u>	<u>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。</u>	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屋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柏崎刈羽原子力発電所7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屋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屋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、格納容器圧力逃がし装置を設ける。

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うち、原子炉建屋等の損傷を防止するための水素濃度制御設備として、静的触媒式水素再結合器及び静的触媒式水素再結合器動作監視装置を設ける。また、原子炉建屋内の水素濃度の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、原子炉建屋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の排出による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備

#### a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素の排出

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うち、炉心の著しい損傷により水素ガスが原子炉格納容器から漏えいするおそれがある場合に、原子炉格納容器から原子炉建屋内への水素ガスの漏えいを抑制し、原子炉建屋内の水素濃度の上昇を緩和するための重大事故等対処設備として、格納容器圧力逃がし装置は、原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系等を経由して、フィルタ装置及びよう素フィルタへ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋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。

格納容器圧力逃がし装置は、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するとともに、系統内に可燃性ガスが蓄積する可能性のある箇所にはバイパスラインを設け、可燃性ガスを連続して排出できる設計とすることで、系統内で水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止できる設計とする。

排出経路における水素濃度を測定し、監視できるよう、水素ガスが蓄積する可能性のある排出経路の配管頂部にフィルタ装置水素濃度を設ける。フィルタ装置水素濃度は、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。

格納容器圧力逃がし装置の詳細については、「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、フィルタ装置水素濃度の詳細に

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屋等の損傷を防止するための設備

a. 静的触媒式水素再結合器による水素濃度の上昇抑制

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建屋内に水素ガスが漏えいした場合において、原子炉建屋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重大事故等対処設備として、静的触媒式水素再結合器は、運転員の起動操作を必要とせずに、原子炉格納容器から原子炉建屋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、原子炉建屋内の水素濃度の上昇を抑制し、原子炉建屋の水素爆発を防止できる設計とする。

静的触媒式水素再結合器動作監視装置は、静的触媒式水素再結合器の入口側及び出口側の温度により静的触媒式水素再結合器の作動状態を中央制御室から監視できる設計とする。静的触媒式水素再結合器動作監視装置は、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) 原子炉建屋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屋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建屋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、原子炉建屋水素濃度は、中央制御室において連続監視できる設計とし、常設代替直流電源設備又は可搬型直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及び可搬型直流電源設備については、「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屋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屋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圧力逃がし装置については、2017年12月27日付けで許可された柏崎刈羽原子力発電所6号及び7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	
格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素の排出	フィルタ装置	○	・第48条（最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備）
	よう素フィルタ	○	
	ラプチャーディスク	○	・第50条（原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備） ・第52条（水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備）
	フィルタ装置水素濃度	○	・第52条（水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備） ・第58条（計装設備）
静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制	静的触媒式水素再結合器	— (変更なし)	・第53条（水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備）
	静的触媒式水素再結合器動作監視装置	— (変更なし)	・第53条（水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備） ・第58条（計装設備）
原子炉建屋内の水素濃度監視	原子炉建屋水素濃度	— (変更なし)	・第53条（水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備） ・第58条（計装設備）

各設備の設計を以下に示す。

- (1) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素の排出  
別添Ⅰ『設計及び工事計画認可申請書添付書類「V-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) 静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制  
別添Ⅱ『設計及び工事計画認可申請書添付書類「V-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) 原子炉建屋内の水素濃度監視  
別添Ⅱ『設計及び工事計画認可申請書添付書類「V-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。

※2020年10月14日付けで認可された柏崎刈羽原子力発電所7号機の設計及び  
工事計画認可申請

(参考) 格納容器圧力逃がし装置 既許可申請書における設計方針 と 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	53 条に適合するための設計方針
<p><b>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</b></p> <p>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、格納容器圧力逃がし装置は、原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系等を経由して、フィルタ装置及びよう素フィルタへ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋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。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置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。</p> <p>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。</p>	<p><b>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) 抜粋</b></p> <p>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うち、炉心の著しい損傷により水素ガスが原子炉格納容器から漏えいするおそれがある場合に、原子炉格納容器から原子炉建屋内への水素ガスの漏えいを抑制し、原子炉建屋内の水素濃度の上昇を緩和するための重大事故等対処設備として、格納容器圧力逃がし装置は、原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系等を経由して、フィルタ装置及びよう素フィルタへ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋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。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置は、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するとともに、系統内に可燃性ガスが蓄積する可能性のある箇所にはバイパスラインを設け、可燃性ガスを連続して排出できる設計とすることで、系統内で水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止できる設計とする。</p> <p>排出経路における水素濃度を測定し、監視できるように、水素ガスが蓄積する可能性のある排出経路の配管頂部にフィルタ装置水素濃度を設ける。フィルタ装置水素濃度は、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。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置の詳細については、「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、フィルタ装置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。</p>
<p><b>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</b></p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の過圧破損を防止するための重大事故等対処設備として、格納容器圧力逃がし装置は、原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系等を経由して、フィルタ装置及びよう素フィルタへ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋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。</p> <p>フィルタ装置は、排気中に含まれる粒子状放射性物質及びガス状の無機よう素を除去し、よう素フィルタは、排気中に含まれる有機よう素を除去できる設計とする。</p> <p>本系統はサプレッション・チェンバ及びドライウェルと接続し、いずれからも排気できる設計とする。サプレッション・チェンバ側からの排気ではサプレッション・チェンバの水面からの高さを確保し、ドライウェル側からの排気では、ダイヤフラム・フロア面からの高さを確保するとともに有効燃料棒頂部よりも高い位置に接続箇所を設けることで長期的にも熔融炉心及び水没の悪影響を受けない設計とする。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置は、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するとともに、系統内に可燃性ガスが蓄積する可能性のある箇所にはバイパスラインを設け、可燃性ガスを連続して排出できる設計とすることで、系統内で水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止できる設計とする。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置は、他の発電用原子炉とは共用しない設計とする。また、格納容器圧力逃がし装置と他の系統・機器を隔離する弁は直列で 2 弁設置し、格納容器圧力逃がし装置と他の系統・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。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置の使用後に再度、代替格納容器スプレイ冷却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。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置使用時の排出経路に設置される隔離弁は、遠隔手動弁操作設備によって人力による操作が可能な設計とする。</p> <p>遠隔手動弁操作設備の操作場所は、原子炉建屋内の原子炉区域外とし、必要に応じて遮蔽材を配置することで、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うち空気作動弁については、原子炉建屋内の原子炉区域外への遠隔空気駆動弁操作ポンベの設置に加え必要に応じて遮蔽材を設置し、離れた場所から遠隔空気駆動弁操作設備の配管を経由して高圧窒素ガスを供給することにより、容易かつ確実に操作が可能な設計とする。また、排出経路に設置される隔離弁のうち電動弁については、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により、中央制御室から操作が可能な設計とする。</p> <p>系統内に設けるラプチャーディスクは、格納容器圧力逃がし装置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。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置等の周囲には遮蔽体を設け、格納容器圧力逃がし装置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。</p>	<p><b>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</b></p> <p>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、格納容器圧力逃がし装置は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系等を経由して、フィルタ装置及びよう素フィルタへ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋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。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置は、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。</p> <p>排出経路における水素濃度を測定し、監視できるように、水素ガスが蓄積する可能性のある排出経路の配管頂部にフィルタ装置水素濃度を設ける。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に、フィルタ装置出口配管にフィルタ装置出口放射線モニタを設ける。フィルタ装置水素濃度は、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。また、フィルタ装置出口放射線モニタは、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。</p>
	<div data-bbox="2249 1625 2689 1780" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>凡例</p> <p>..... : 既許可の設計方針からの抽出箇所</p> </div>



V-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書

## 目 次

1. 概要	1
2. 基本方針	1
2.1 設計基準事故時における基本方針	1
2.2 重大事故等時における基本方針	2
3. 構造及び機能	5
3.1 原子炉格納容器の構造の概要	5
3.2 原子炉格納容器の機能	5
4. 原子炉格納施設の設計条件	7
4.1 設計上考慮すべき状態	7
4.1.1 鋼製耐圧部	7
4.1.2 コンクリート	9
4.2 設計基準事故時における設計条件	10
4.2.1 圧力及び温度に関する設計条件	10
4.2.2 漏えい率に対する設計条件	14
4.2.3 最低使用温度	14
4.2.4 使用材料	15
4.2.5 耐圧試験圧力	18
4.2.6 開口部	18
4.2.7 配管貫通部	19
4.2.8 電気配線貫通部	19
4.2.9 原子炉格納容器隔離弁	19
4.2.10 原子炉格納容器体積	29
4.2.11 原子炉格納容器安全設備	29
4.2.12 圧力抑制効果を得るために必要な構造及び寸法	29
4.2.13 真空破壊装置	30
4.2.14 原子炉建屋原子炉区域	32
4.2.15 可燃性ガス濃度制御設備	32
4.2.16 放射性物質濃度制御設備	32
4.2.17 原子炉格納容器調気設備	32
4.2.18 冷却材喪失事故時の荷重	33
4.2.19 逃がし安全弁作動時の荷重	41
4.2.20 地震荷重	42
4.3 重大事故等時における設計条件	43
4.3.1 原子炉格納容器の評価温度, 評価圧力	43
4.3.2 重大事故等時における原子炉格納容器の熱輸送機能	52
4.3.3 重大事故等時における原子炉格納容器冷却機能	53

4.3.4	重大事故等時における原子炉格納容器の過圧破損防止機能	54
4.3.5	重大事故等時における原子炉格納容器下部の溶融炉心冷却機能	56
4.3.6	重大事故等時における水素爆発による原子炉格納容器の破損防止機能	57
4.3.7	重大事故等時における水素爆発による原子炉建屋等の損傷防止機能	58
4.3.8	重大事故等時における放射性物質拡散抑制機能	58
4.3.9	重大事故等時に加わる動荷重	59
5.	原子炉格納施設の荷重の組合せ	61
5.1	荷重の種類	61
5.2	荷重の組合せ	61
5.3	繰返し荷重に対する解析	66
5.3.1	告示第501号に基づく繰返し荷重に対する解析	66
5.3.2	設計・建設規格に基づく繰返し荷重に対する解析	69
6.	重大事故等時における原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能評価及び その他影響確認	72
6.1	重大事故等時における原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能	72
6.1.1	評価方針	72
6.1.2	評価対象部位及び評価対象部位における機能喪失要因	72
6.1.3	評価方法	74
6.1.4	評価結果	79
6.2	その他原子炉格納容器限界温度、圧力に対する影響確認	87
6.2.1	確認内容	87
6.2.2	確認結果	87
7.	引用文献	88

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

別添2 コリウムシールドの設計

別添3 格納容器圧力逃がし装置の設計

別紙1 計算機プログラム（解析コード）の概要（ABAQUS）

別紙2 計算機プログラム（解析コード）の概要（ANSYS）

別紙3 計算機プログラム（解析コード）の概要（G33-GP2R）

別紙4 計算機プログラム（解析コード）の概要（HISAP）

別紙5 計算機プログラム（解析コード）の概要（MAAP）

別紙6 計算機プログラム（解析コード）の概要（ORIGEN）

別紙7 計算機プログラム（解析コード）の概要（QAD-CGGP2R）

別紙8 計算機プログラム（解析コード）の概要（STAR-CCM+）

V-1-8-1 別添3 格納容器圧力逃がし装置の設計

## 目 次

1. 概要	別添3-1
1.1 設置目的	別添3-1
1.2 基本性能	別添3-1
1.3 系統概要	別添3-1
2. 系統設計	別添3-4
2.1 設計方針	別添3-4
2.2 設計条件・要求事項	別添3-8
2.3 格納容器圧力逃がし装置	別添3-10
2.3.1 系統構成	別添3-10
2.3.2 フィルタ装置及びよう素フィルタ	別添3-15
2.3.3 配置	別添3-27
2.4 付帯設備	別添3-31
2.4.1 計測設備	別添3-31
2.4.2 電源設備	別添3-39
2.4.3 給水設備	別添3-41
2.4.4 可搬型窒素供給装置	別添3-43
2.4.5 排水設備	別添3-46
2.4.6 格納容器圧力逃がし装置放出口排水設備	別添3-48
3. フィルタ性能	別添3-49
3.1 フィルタ装置及びよう素フィルタによる放射性物質の除去原理	別添3-49
3.1.1 エアロゾルの除去原理	別添3-49
3.1.2 よう素の除去原理	別添3-51
3.2 運転範囲	別添3-56
3.3 性能検証試験結果	別添3-57
3.3.1 性能検証試験の概要	別添3-57
3.3.2 性能検証試験の条件とその設定根拠	別添3-64
3.3.3 エアロゾルの除去性能試験結果	別添3-70
3.3.4 よう素の除去性能試験結果	別添3-78
3.3.5 フィルタ装置の継続使用による性能への影響	別添3-83
4. 設備の維持管理	別添3-90

## 別紙

別紙1 可燃性ガスの爆発防止対策について	別添3-102
別紙2 格納容器圧力逃がし装置の系統設計条件の考え方について	別添3-129

別紙3	流量制限オリフィスの設定方法について……………	別添3-133
別紙4	スクラバ水の水位の設定根拠及び健全性について……………	別添3-138
別紙5	格納容器圧力逃がし装置隔離弁の人力操作について……………	別添3-158
別紙6	ベント実施に伴う現場作業の被ばく評価について……………	別添3-162
別紙7	フィルタ装置内スクラバ水のpH制御用NaOH水溶液の保有量について…	別添3-187

## 1. 概要

### 1.1 設置目的

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の過圧破損及び水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器圧力逃がし装置を設置する。本システムはフィルタ装置（フィルタ容器、スクラバ水、金属フィルタ等）及びよう素フィルタを通して放射性物質を低減した上で、原子炉格納容器内の雰囲気ガスを放出することで、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるとともに、原子炉格納容器内に滞留する水素ガスを大気へ放出する機能を有する。

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

### 1.2 基本性能

格納容器圧力逃がし装置は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内に発生するガスを、フィルタ装置を通して大気に逃がすことで、放出される粒子状の放射性物質（セシウム等）を低減する。このため、実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈の「放射性物質の総放出量は、放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること。」を確認するために、実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイドで定められているCs-137の放出量が100TBqを下回ることができる性能を有したものとする。

フィルタ装置としては、上述したCs-137の放出量制限を満足させるため、粒子状放射性物質及び無機よう素に対して除去効率99.9%以上の性能を有する装置を採用する。また、よう素フィルタとしては、有機よう素に対して除去効率98%以上の性能を有する装置を採用する。

### 1.3 系統概要

図1.3-1に系統概要を示す。

本システムは、フィルタ装置、よう素フィルタ、ラプチャーディスク、隔離弁等とこれらを接続する配管で構成する。本システムは、中央制御室からの操作で、一次隔離弁を「全開」及び二次隔離弁を「調整開」とすることにより、原子炉格納容器内の雰囲気ガスを、ドライウェル又はサブプレッションチェンバより抜き出し、フィルタ装置にて放射性物質を低減させた後に、排気管を通して原子炉建屋屋上位置（約 T.M.S.L. 51800mm）で放出する。本システムは、排気ラインにラプチャーディスクを設け、水素爆発防止のため、系統内を不活性ガス（窒素ガス）で置換した状態で待機する。このラ

プチャーディスクは、格納容器圧力逃がし装置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破裂圧力に設定する。

本系統は、中央制御室からの操作を可能とするため、代替電源設備からの給電を可能とするが、電源の確保ができない場合であっても、放射線量率の低い原子炉建屋内の原子炉区域外より遠隔で操作することができる。

なお、原子炉格納容器からの排気時に、高線量率となるフィルタ装置等からの被ばくを低減するために、必要な遮蔽等を行う。





## 2. 系統設計

### 2.1 設計方針

格納容器圧力逃がし装置は、想定される重大事故等が発生した場合において、原子炉格納容器の過圧破損及び水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するとともに、大気を最終ヒートシンクとして熱を輸送できるよう、以下の事項を考慮した設計とする。

#### (1) 格納容器圧力逃がし装置の設置

- a. 炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の過圧破損を防止するための重大事故等対処設備として、格納容器圧力逃がし装置は、フィルタ装置（フィルタ容器、スクラバ水、金属フィルタ等）、よう素フィルタ、ラプチャーディスク、原子炉格納容器配管貫通部、配管、弁、計測制御装置等で構成し、原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系等を経由して、フィルタ装置及びよう素フィルタへ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋屋上に設ける放出口から排出（系統設計流量31.6kg/s（620kPa（2Pd：最高使用圧力の2倍）において））することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を低減しつつ、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。

また、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止するために、ジルコニウム-水反応、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。

また、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合に、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に、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。なお、格納容器圧力逃がし装置を使用した場合に放出される放射性物質の放出量に対して、設置（変更）許可において敷地境界での線量評価を行い、実効線量が5mSv以下であることを確認しており、格納容器圧力逃がし装置はこの評価条件を満足する設計とする。

- b. フィルタ装置は、排気中に含まれる粒子状放射性物質及び無機よう素を除去し、よう素フィルタは、排気中に含まれる有機よう素を除去できる設計とする。また、無機よう素をスクラバ水中に捕捉・保持するためにアルカリ性の状態（pH  以上）に維持する設計とする。放射性物質除去能力の設計条件を表2.1-1に示す。

表2.1-1 放射性物質除去能力の設計条件

	エアロゾル	無機よう素	有機よう素
DF	1000以上	1000以上	50以上

- c. 格納容器圧力逃がし装置は、サプレッションチェンバ及びドライウェルと接続し、いずれからも排気できる設計とする。サプレッションチェンバ側からの排気ではサプレッションチェンバの水面からの高さを確保し、ドライウェル側からの排気では、ダイヤフラムフロア面からの高さを確保するとともに有効燃料棒頂部よりも高い位置に接続箇所を設けることで長期的にも熔融炉心及び水没の悪影響を受けない設計とする。
- d. 格納容器圧力逃がし装置は、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するとともに、系統内に可燃性ガスが蓄積する可能性のある箇所にはバイパスラインを設け、可燃性ガスを連続して排出できる設計とすることで、系統内で水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止できる設計とする。
- e. 格納容器圧力逃がし装置は、他の発電用原子炉施設とは共用しない設計とする。また、格納容器圧力逃がし装置と他の系統・機器を隔離する弁は直列で2個設置し、格納容器圧力逃がし装置と他の系統・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。
- f. 格納容器圧力逃がし装置の使用後に再度、代替格納容器スプレイ冷却系等により原子炉格納容器内にスプレイする場合は、原子炉格納容器が負圧とならないよう、原子炉格納容器が規定の圧力に達した場合には、スプレイを停止する運用を保安規定に定めて管理する。
- g. 格納容器圧力逃がし装置使用時の排出経路に設置される隔離弁は、遠隔手動弁操作設備（個数5）によって人力により容易かつ確実に操作が可能な設計とする。

また、排出経路に設置される隔離弁のうち、空気作動弁については、原子炉建屋内の原子炉区域外への遠隔空気駆動弁操作ポンベの設置により、離れた場所から遠隔空気駆動弁操作設備（個数3）の配管を経由して高圧窒素ガスを供給することにより、容易かつ確実に操作が可能な設計とする。

また、排出経路に設置される隔離弁のうち、電動弁については、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により、中央制御室から操作が可能な設計とする。

- h. 系統内に設けるラプチャーディスクは、格納容器圧力逃がし装置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。
- i. 格納容器圧力逃がし装置は、原子炉建屋近傍の屋外に設置し、格納容器圧力逃がし装置使用後に高線量となるフィルタ装置等の周囲には遮蔽体（フィルタベント遮蔽壁、配管遮蔽）を設け、格納容器圧力逃がし装置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。

また、格納容器圧力逃がし装置使用時の排出経路に設置される隔離弁に設ける遠隔手動弁操作設備の操作場所は、原子炉建屋内の原子炉区域外とし、一次隔離弁（サプレッションチェンバ側）の操作を行う原子炉建屋地下1階、一次隔離弁（ドライウェル側）の操作を行う原子炉建屋地上2階には遮蔽材（遠隔手動弁操作設備遮蔽）を設置し、放射線防護を考慮した設計とする。遠隔手動弁操作設備遮蔽は、炉心の著しい損傷時においても、格納容器圧力逃がし装置の隔離弁操作ができるよう、原子炉建屋地下1階においては格納容器圧力逃がし装置入口配管側（原子炉区域外）に [ ] の遮蔽厚さを有し、原子炉建屋地上2階においては格納容器圧力逃がし装置入口配管側（原子炉区域外）に [ ] の遮蔽厚さを有する設計とする。

- j. 格納容器圧力逃がし装置は、格納容器圧力逃がし装置使用時にフィルタ装置の水位が上昇した場合において、又は格納容器圧力逃がし装置使用後に水の放射線分解により発生する水素が系統内に蓄積することを防止するため、フィルタ装置内のスクラバ水をドレン移送ポンプによりサプレッションチェンバへ移送できる設計とする。
- k. 格納容器圧力逃がし装置は、代替淡水源から、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）によりフィルタ装置にスクラバ水を補給できる設計とする。
- l. スクラバ水pH制御設備用ポンプは、可搬型窒素供給装置により駆動し、水酸化ナトリウム水溶液（ [ ] ）をフィルタ装置に注入し、フィルタ装置内のスクラバ水のpHを [ ] 以上に維持できる設計とする。
- m. 可搬型窒素供給装置は、可搬型窒素供給装置用電源設備により給電できる設計とする。
- n. 代替循環冷却系及び格納容器圧力逃がし装置は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、原理の異なる冷却及び原子炉格納容器内の減圧手段を用いることで多様性を有する設計とする。

また、格納容器圧力逃がし装置は、人力により排出経路に設置される隔離弁を操作できる設計とすることで、代替循環冷却系に対して駆動源の多様性を有する設計とする。

- o. 代替循環冷却系の復水移送ポンプは廃棄物処理建屋内に、残留熱除去系熱交換器及びサプレッションチェンバは原子炉建屋内に設置し、格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及びよう素フィルタ並びにラプチャーディスクは原子炉建屋近傍の屋外に設置することで共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。
- p. 代替循環冷却系と格納容器圧力逃がし装置は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、流路を分離することで独立性を有する設計とする。
- q. これらの多様性及び流路の独立性並びに位置的分散によって、代替循環冷却系と格納容器圧力逃がし装置は、互いに重大事故等対処設備として可能な限りの独立性を有する設計とする。
- r. 格納容器圧力逃がし装置は、残留熱除去系（格納容器スプレー冷却モード）、原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、ポンプ及び熱交換器を使用せずに最終的な熱の逃がし場である大気へ熱を輸送できる設計とすることで、残留熱除去系及び原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系に対して、多様性を有する設計とする。

また、格納容器圧力逃がし装置は、排出経路に設置される隔離弁のうち、電動弁を常設代替交流電源設備若しくは可搬型代替交流電源設備からの給電による遠隔操作を可能とすること又は遠隔手動弁操作設備を用いた人力による遠隔操作を可能とすることで、非常用ディーゼル発電設備からの給電により駆動する残留熱除去系（格納容器スプレー冷却モード）及び原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系に対して、多様性を有する設計とする。

また、格納容器圧力逃がし装置は、排出経路に設置される隔離弁のうち、空気作動弁を遠隔空気駆動弁操作設備による遠隔操作を可能にすること又は遠隔手動弁操作設備を用いた人力による遠隔操作を可能とすることで、非常用ディーゼル発電設備からの給電により駆動する残留熱除去系（格納容器スプレー冷却モード）及び原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系に対して、多様性を有する設計とする。

- s. 格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及びよう素フィルタ並びにラプチャーディスクは、原子炉建屋近傍の屋外に設置し、原子炉建屋内の残留熱除去系ポンプ及び熱交換器並びにタービン建屋内の原子炉補機冷却水ポンプは、海水ポンプ及び熱交換器と異なる区画に設置することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図った設計とする。
- t. 格納容器圧力逃がし装置は、除熱手段の多様性及び機器の位置的分散によって、残留熱除去系及び原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系に対して独立性を有する設計とする。

## 2.2 設計条件・要求事項

本システムにおける設備の設計条件・要求事項を表2.2-1、表2.2-2及び表2.2-3に示す。

表2.2-1 設計条件（フィルタ装置）

設計条件		設定根拠
最高使用圧力	620kPa	原子炉格納容器が過大リークに至らない限界圧力である最高使用圧力の2倍の圧力（原子炉格納容器最高使用圧力310kPaの2倍）にて適切なベントが実施できるよう、620kPaとする。
最高使用温度	200℃	原子炉格納容器が過温による破損に至らない限界温度である200℃とする。
設計流量 （ベントガス 流量）	31.6kg/s	原子炉格納容器が最高使用圧力の2倍の圧力にてベントを実施した際に、原子炉定格熱出力の2%相当の飽和蒸気を排出可能な設計とする。
除去効率	粒子状放射性物質及び無機 よう素に対して99.9%以上	粒子状放射性物質及び無機よう素に対して、除去効率99.9%以上（DF1000以上）とする。
ベントガス 組成 （蒸気割合）	蒸気：100% 非凝縮性ガス：100%	ガス組成は、ベント実施時に変化することから、100%蒸気だけでなく、非凝縮性ガス100%の場合も考慮する。
機器クラス	重大事故等クラス2容器	常設の重大事故等対処設備であることから、「重大事故等クラス2容器」とする。
耐震クラス	—	基準地震動 $S_s$ による地震力により、フィルタ装置の機能が喪失しないよう、「基準地震動 $S_s$ にて機能維持」とする。

表2.2-2 要求事項（フィルタ装置）

要求事項		要求確認方針
フィルタ装置 内発熱量	ベント開始後24時間は水位調整のための作業が不要なこと	事故シーケンス（大破断LOCA+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失，D/Wベント）において，フィルタ装置に流入する粒子状放射性物質の総崩壊熱（約9.3kW）を考慮しても24時間は水位調整作業が発生しないことを確認する。
エアロゾル 移行量	溶融炉心・コンクリート相互作用が発生し，コンクリートエアロゾルが発生/移行した場合でも閉塞しないこと	事故シーケンス（大破断LOCA+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失，D/Wベント）や更に厳しい事故シーケンス（高圧・低圧注水機能喪失，D/Wベント）において，フィルタ装置に流入する粒子状放射性物質の総重量（最大約26kg）でも閉塞しないことを確認する。

表2.2-3 設計条件（よう素フィルタ）

設計条件		設定根拠
最高使用圧力	250kPa	格納容器圧力逃がし装置の系統の圧力損失を評価した結果から，よう素フィルタで発生しうる最大の圧力を考慮して250kPaとする。
最高使用温度	200℃	フィルタ装置の設計条件に合わせて200℃とする。
設計流量	最高使用温度 （ベントガス流量） 31.6kg/s（2基）	原子炉格納容器が最高使用圧力の2倍の圧力にてベントを実施した際に，原子炉定格熱出力の2%相当の飽和蒸気を排出可能な設計とする。
除去効率	有機よう素に対して98%以上	有機よう素に対して，除去効率98%以上（DF50以上）とする。
ベントガス 組成 （蒸気割合）	蒸気：100% 非凝縮性ガス：100%	ガス組成は，ベント実施時に変化することから，100%蒸気だけでなく，非凝縮性ガス100%の場合も考慮する。
機器クラス	重大事故等クラス2容器	常設の重大事故等対処設備であることから，「重大事故等クラス2容器」とする。
耐震クラス	—	基準地震動S <sub>s</sub> による地震力により，よう素フィルタの機能が喪失しないよう，「基準地震動S <sub>s</sub> にて機能維持」とする。

## 2.3 格納容器圧力逃がし装置

### 2.3.1 系統構成

本系統は、フィルタ装置（フィルタ容器、スクラバ水、金属フィルタ等）、よう素フィルタ、ラプチャーディスク、原子炉格納容器配管貫通部、配管、弁、計測制御装置等で構成される。

#### (1) 配管等の構成

原子炉格納容器からフィルタ装置までのフィルタ装置入口側配管は、原子炉格納容器のサブプレッションチェンバ及びドライウエルに接続された不活性ガス系配管から分岐し、弁を経由してフィルタ装置に接続する。

フィルタ装置から放出口までのフィルタ装置出口側配管には、通常待機時に窒素置換された系統と大気を隔離するラプチャーディスク（よう素フィルタ出口側）を設置する。また、フィルタ装置内のスクラバ水が蒸発し、よう素フィルタの吸着材（銀ゼオライト）に付着して劣化するのを防止するため、フィルタ装置とよう素フィルタの間にラプチャーディスク（フィルタ装置出口側）を設置する。各ラプチャーディスクはベント開始時に微正圧で動作するものとし、信頼性の高いものを使用する。

フィルタ装置には、外部からスクラバ水を補給できるよう給水配管を設置する。また、外部から系統に窒素ガスを供給できるよう窒素供給配管を設置する。また、ベント停止後の放射性物質を含むフィルタ装置内のスクラバ水並びにドレンタンクの凝縮水を原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）に移送するため及び万一放射性物質を含むスクラバ水がフィルタベント遮蔽壁内に漏えいした場合に、漏えい水を原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）に移送するためのドレン移送ポンプ及び排水配管を設置する。

図2.3.1-1に格納容器圧力逃がし装置の系統構成を示す。

#### (2) 材質及び構造

配管及び弁は、重大事故等クラス2機器として、発電用原子力設備規格（設計・建設規格（2005年版（2007年追補版含む））J S M E S N C 1-2005/2007）（日本機械学会 2007年9月）（以下「設計・建設規格」という。）のクラス2の規定に準拠して設計する。材質は炭素鋼を基本とするが、使用環境に応じて耐食性の高いステンレス鋼を使用する。炭素鋼配管外面には防錆のため塗装を施し、特に屋外に敷設される配管の外面については、海塩粒子の付着による腐食防止の観点から、ウレタン系等の防食塗装を行う。

遠隔手動弁操作設備については、隔離弁の操作軸に等速ジョイントを接続し、原子炉建屋内の原子炉区域外まで延長し、端部にハンドルを取り付けて人力で操



作できる構成とする。

ラプチャーディスクについては、ベント開始時の格納容器圧力（310kPa又は620kPa）と比較して十分低い圧力で動作するように設定し、材料はステンレス鋼を使用する。

系統を構成する主要な機器の仕様を表2.3.1-1に、フィルタ装置及び配管の材質範囲を図2.3.1-2に示す。

### (3) 系統の切替性

原子炉格納容器からフィルタ装置へ至るフィルタ装置入口側配管は、ベントを実施する際、接続する他系統と隔離し、流路を構成する必要がある。対象となる系統は、非常用ガス処理系及び換気空調系である。これらの系統との取合いの弁は通常全閉状態であるが、開状態の場合でも中央制御室からの操作により、速やかに閉操作が可能である。

非常用ガス処理系及び換気空調系との取合いの弁は、フェイルクローズの空気作動弁であることから、全交流動力電源喪失時には、全閉状態となる。

また、非常用ガス処理系及び換気空調系には、確実な隔離のため取合いの弁の下流に通常時閉の手動弁を設置し、格納容器圧力逃がし装置と隔離する弁が直列で2個設置される設計としている。

以上より、原子炉格納容器からフィルタ装置へ至る配管は、ベントを実施する際、他系統と隔離し、流路の構成が可能である。



表2.3.1-1 主要系統構成機器の仕様

a. 配管

名称	呼び径	材質
(a) フィルタ装置入口側配管	550A, 400A	炭素鋼, ステンレス鋼 (フィルタ装置近傍)
(b) フィルタ装置出口側配管	500A	炭素鋼

b. 隔離弁

名称	型式	駆動方法	呼び径
(a) 一次隔離弁 (サプレッションチェンバ側)	バタフライ弁	空気作動	550A
(b) 一次隔離弁 (ドライウエル側)	バタフライ弁	空気作動	550A
(c) 二次隔離弁	バタフライ弁	電気作動	550A
(d) 二次隔離弁バイパス弁	バタフライ弁	電気作動	550A
(e) フィルタ装置入口弁	バタフライ弁	空気作動	550A

c. 遠隔手動弁操作設備

弁名称 (呼び径)	(a) 一次隔離弁 (サプレッション チェンバ側) (550A)	(b) 一次隔離弁 (ドライウエル側) (550A)	(c) 二次隔離弁 (550A)	(d) 二次隔離弁 バイパス弁 (550A)	(e) フィルタ 装置入口弁 (550A)
全長	約9m	約12m	約3m	約11m	約11m
個数	1	1	1	1	1

d. 遠隔空気駆動弁操作設備

弁名称 (呼び径)	(a) 一次隔離弁 (サプレッション チェンバ側) (550A)	(b) 一次隔離弁 (ドライウエル側) (550A)	(c) フィルタ装置入口 弁 (550A)
個数	1	1	1

e. ラプチャーディスク

名称	設定破裂圧力	呼び径	材質	個数
(a) ラプチャーディスク (フィルタ装置出口側)	0.1MPa	500A	ステンレス鋼	1
(b) ラプチャーディスク (よう素フィルタ出口側)	0.1MPa	500A	ステンレス鋼	1



### 2.3.2 フィルタ装置及びよう素フィルタ

#### (1) フィルタ装置及びよう素フィルタの仕様

フィルタ装置は、スカート支持たて置円筒形容器であり、常時スクラバ水を貯留する。容器下部には水スクラバ（スクラバノズル、スクラバ水、気泡細分化装置）、上部には整流板及び金属フィルタが設置され、これらを組合せて粒子状放射性物質及び無機よう素を除去する。

更に、フィルタ装置の後段に、ラグ支持たて置円筒形容器のよう素フィルタを設け、有機よう素を捕捉する物質（銀ゼオライト）を収納している。

フィルタ装置及びよう素フィルタの主な仕様を以下に示す。

- a. フィルタ装置及びよう素フィルタは、重大事故等クラス2容器として設計・建設規格のクラス2容器の規定に準拠して設計する。
- b. フィルタ装置内に貯留するスクラバ水量は、捕捉した放射性物質の崩壊熱による減少やベントガスの配管表面での放熱で発生する凝縮水による増加により変化するが、要求事項であるフィルタ装置内発熱量約9.3kWを考慮した場合の水位変化に対して、ベント開始後24時間は水スクラバによる所定の放射性物質の除去性能が確保できるように設定する。
- c. フィルタ装置及び内部構造物の材料は、スクラバ水に添加されるアルカリ性の薬剤に対して、耐性に優れるステンレス鋼を使用する。また、よう素フィルタ及び内部構造物の材料は、腐食の発生を考慮してステンレス鋼を使用する。
- d. フィルタ装置には、スクラバ水の減少分を補充するための給水用ノズル及びスクラバ水を移送するための排水用ノズルを設ける。
- e. フィルタ装置は、スクラバノズル、スクラバ水、気泡細分化装置、整流板及び金属フィルタを内蔵する。
- f. よう素フィルタには、キャンドルユニットを設け、銀ゼオライトを収納する。
- g. フィルタ装置出口側配管並びによう素フィルタ出口側配管には、オリフィスを設ける。オリフィス（フィルタ装置出口側）は、よう素フィルタに流入する原子炉格納容器内雰囲気ガスに適切な露点温度差を持たせるため、よう素フィルタ手前でガスを急減圧するために設置する。また、オリフィス（よう素フィルタ出口側）は、よう素フィルタにおいて原子炉格納容器雰囲気ガスと吸着材の接触時間を適切な値に確保するために設置する。

フィルタ装置及びよう素フィルタの仕様を表2.3.2-1、表2.3.2-3に、構造図を図2.3.2-1～図2.3.2-3に示す。

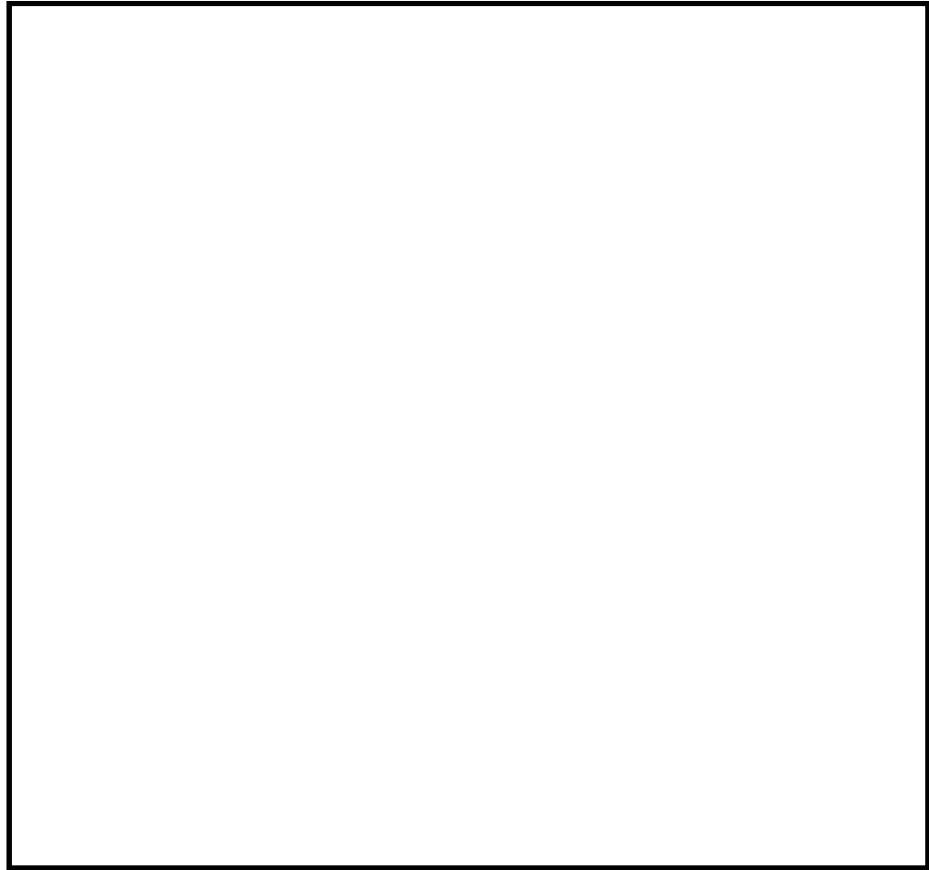


図 2.3.2-1 フィルタ装置構造図 (その 1)

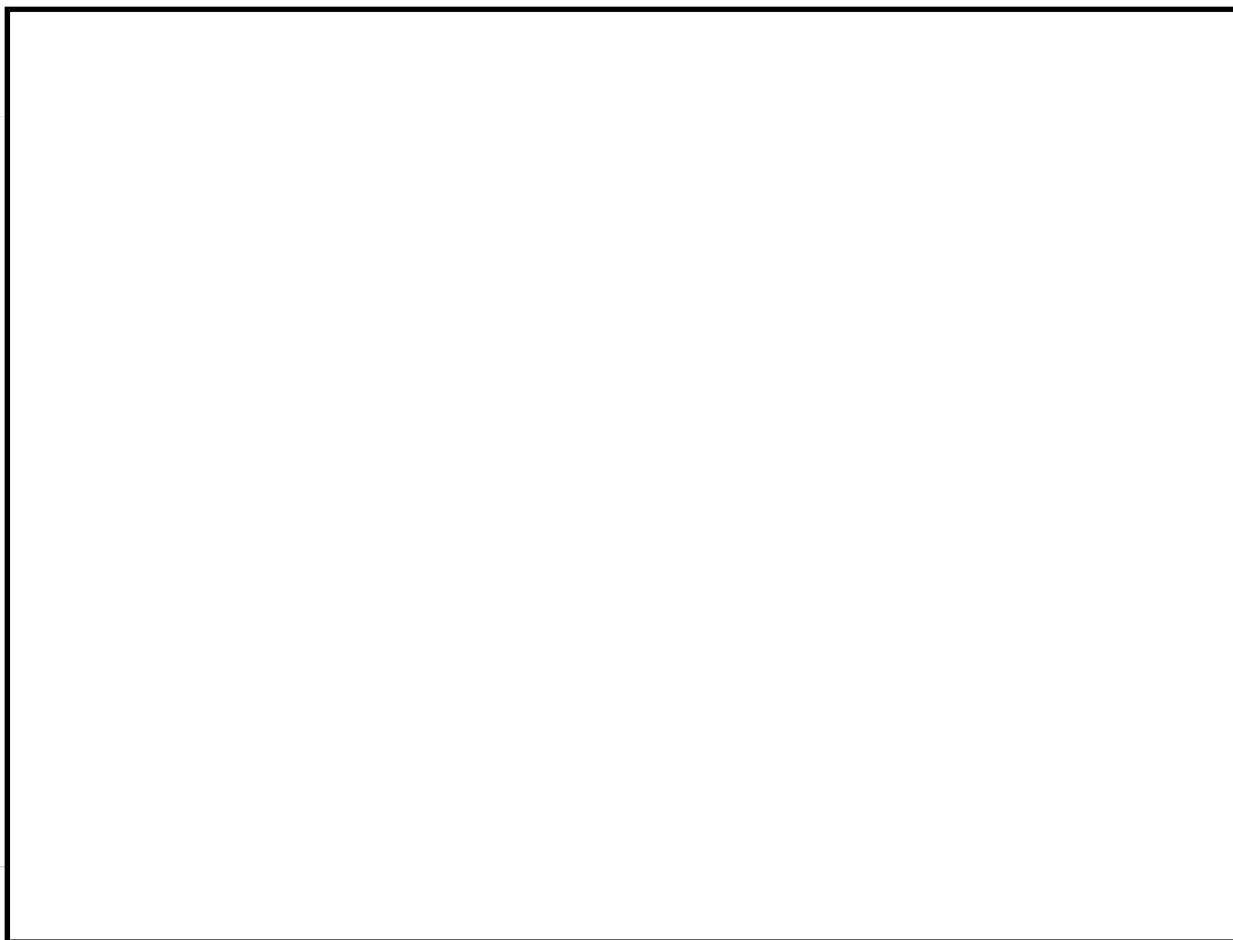


図 2.3.2-2 フィルタ装置構造図 (その 2)

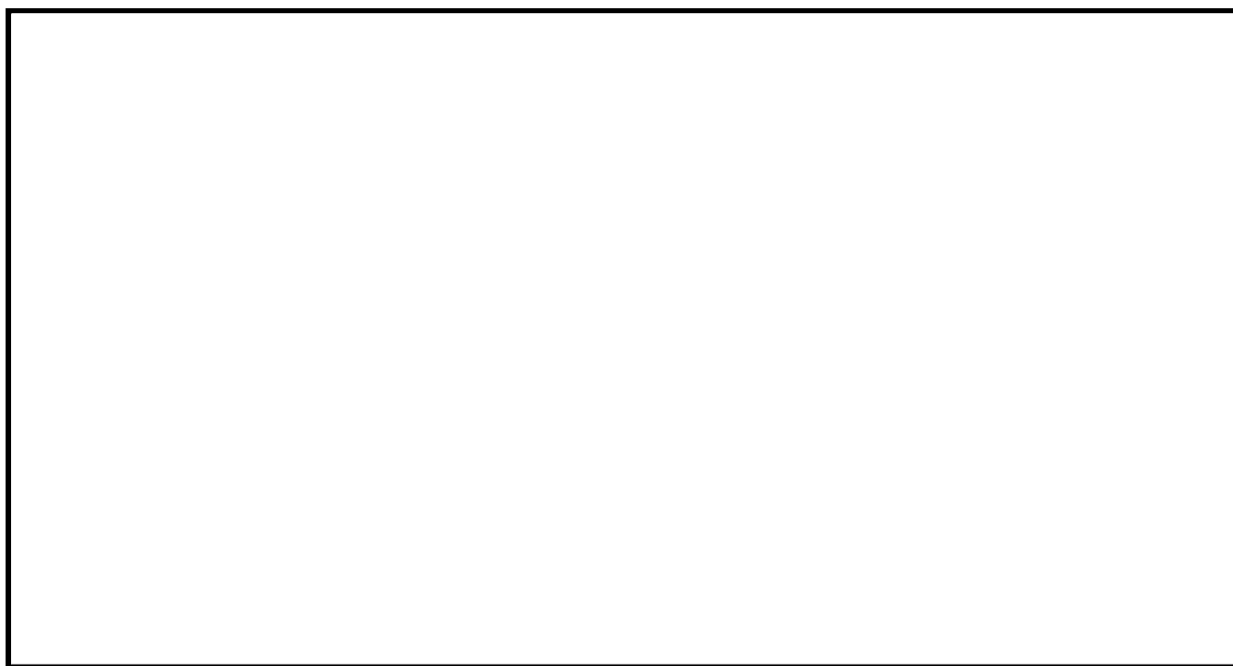


図 2.3.2-3 よう素フィルタ構造図

(2) フィルタ仕様

a. 水スクラバ

水スクラバは、スクラバノズル、スクラバ水及び気泡細分化装置で構成され、ベントガス中に含まれるエアロゾル及び無機よう素を捕捉し、スクラバ水中に保持する。

スクラバノズルは、シャワーヘッド状の形状とし、ベントガスが均一に噴射するよう、容器中心から同心円状に140本配置する。

スクラバノズルの穴径はφ5mmとし、1つのスクラバノズルには、φ5mmの穴を50個設置することから、合計でφ5mmの穴を7000個設置している。

スクラバノズルから噴出された気泡を細分化するために、気泡細分化装置を設ける。気泡細分化装置内にはメッシュ状の充填物を充填する。

気泡細分化装置は、スクラバノズルから990mm上方に設置し、充填厚さは、1000mmとする。

また、スクラバ水には無機よう素 ( $I_2$ ) を捕捉、保持するため、水酸化ナトリウム (NaOH) が添加される。水酸化ナトリウムは、揮発性の高い無機よう素を不揮発性のよう素イオン ( $I^-$ ) に変化させ、捕捉を安定させるために、スクラバ水を高アルカリ性の状態に維持する。

スクラバノズル及び気泡細分化装置の材質は、耐アルカリ性に優れるステンレス鋼とする。

スクラバノズル及び気泡細分化装置の機器仕様を表2.3.2-1に、スクラバ水の仕様を表2.3.2-4に、スクラバノズルの構造図を図2.3.2-4に、気泡細分化装置を図2.3.2-5に示す。



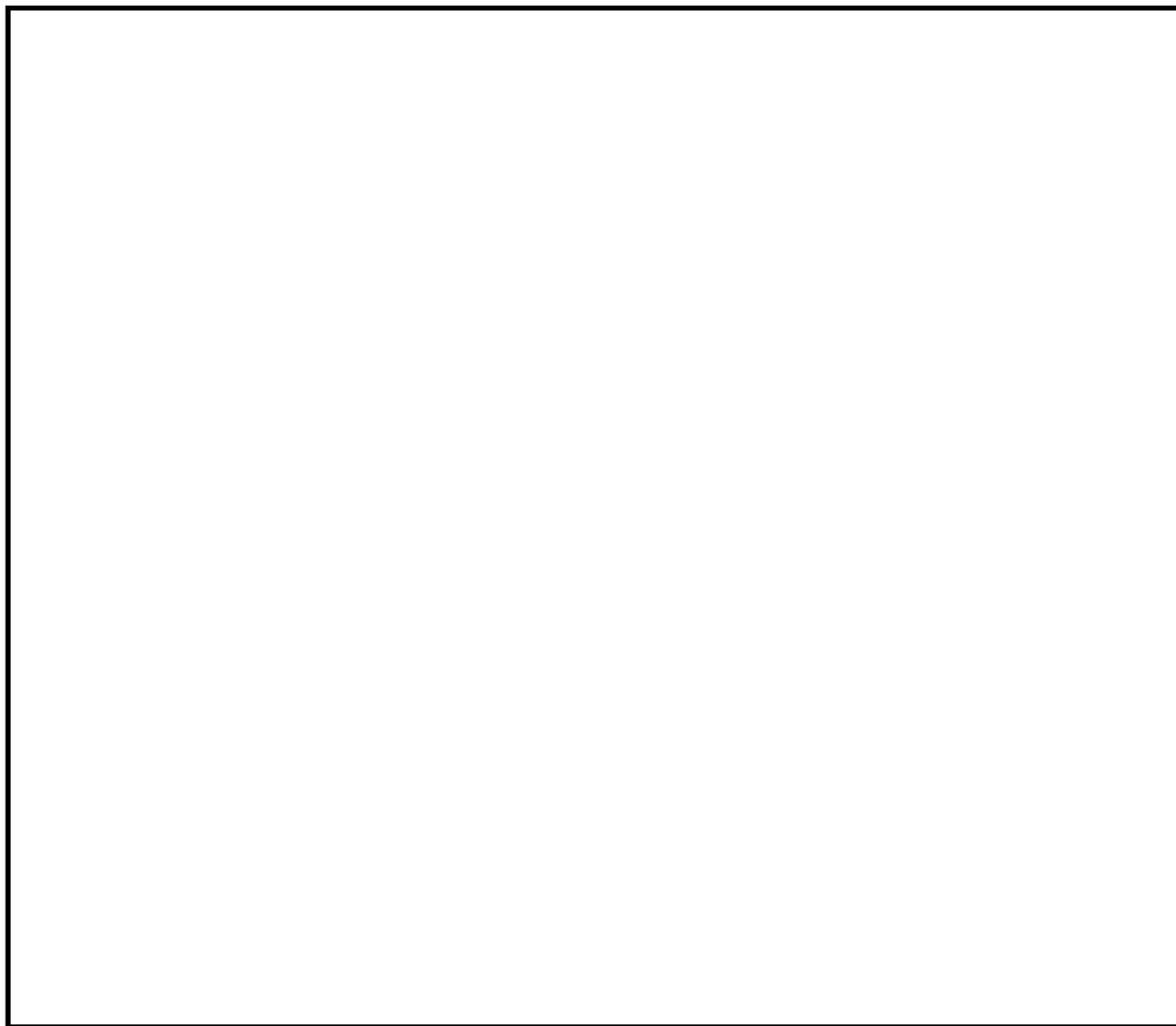


図2.3.2-4 スクラバノズル



図2.3.2-5 気泡細分化装置

b. 整流板

整流板は、金属フィルタへのガスの流れを整流するため、金属フィルタの下方にある入口配管の支持鋼材に設置する。また、整流板は地震発生時にスロッシングにより、スクラバ水の液面が金属フィルタに到達することを抑制する。

整流板にはパンチングメタルを用い、材質は、耐アルカリ性に優れるステンレス鋼とする。

整流板の機器仕様を表2.3.2-1に、構造図を図2.3.2-6に示す。

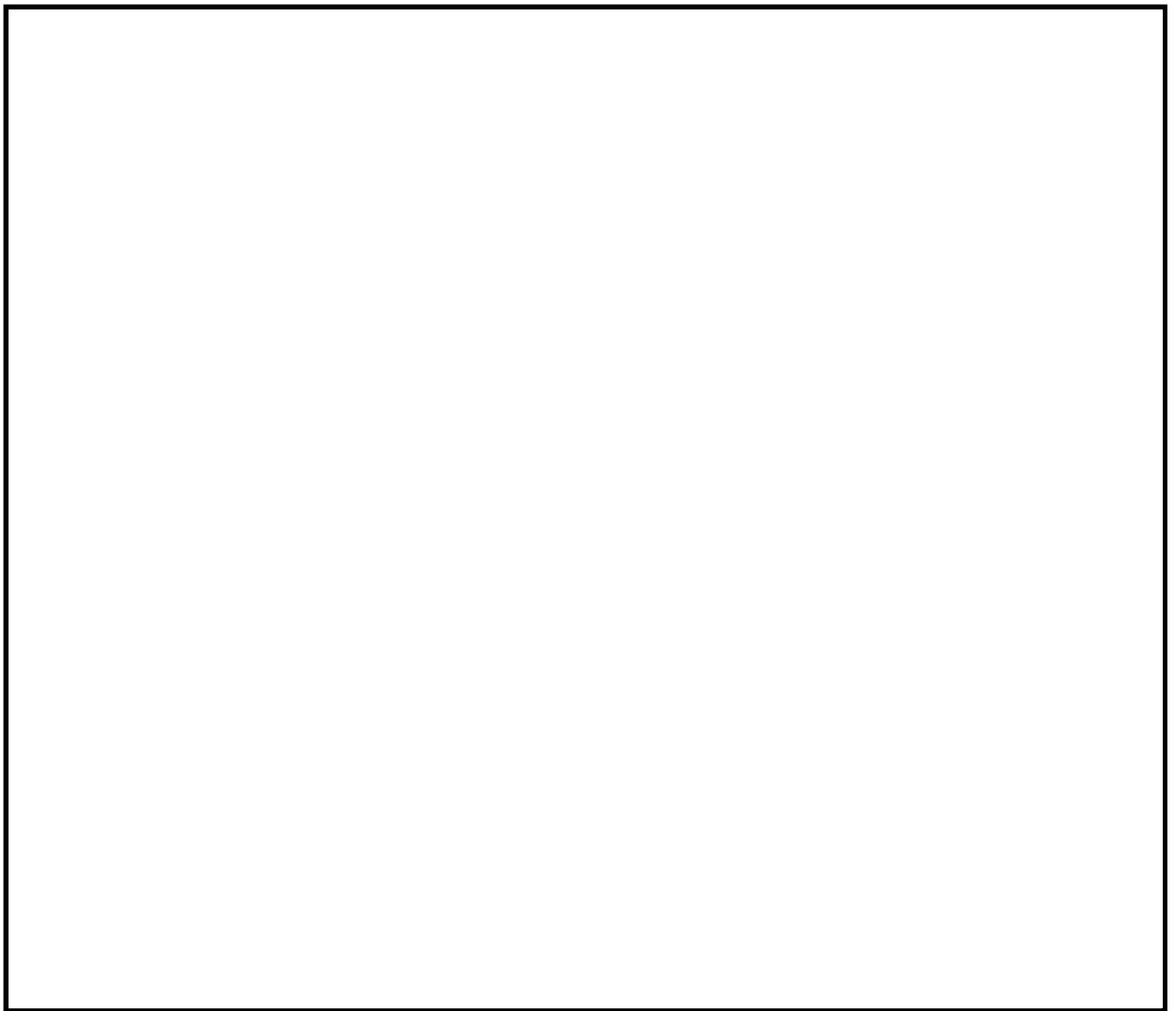


図 2.3.2-6 整流板

c. 金属フィルタ

金属フィルタは、水スクラバで除去しきれなかったエアロゾルを除去する。

金属フィルタは、円筒状であり、内部は3層構造となっている。

1層目には、 $\phi 30 \mu\text{m}$ の金属繊維からなるウェブを設置し、大粒径のエアロゾルやスクラバ水の飛沫を捕捉する。2層目には、 $\phi 2 \mu\text{m}$ の金属繊維焼結シート

を設置し、小粒径のエアロゾルを捕捉する。3層目には、1層目と同様に  $\phi 30 \mu\text{m}$  の金属繊維からなるウェブを設置する。

金属フィルタは、スクラバノズルから5038mm上方に128本設置する。

ベントガスは、スクラバ水を出た後、スクラバ水から生じる湿分（液滴）を含んでいる。長時間の運転でも高い除去効率を確保するため、ウェブで液滴を分離する。

金属フィルタの材質は、腐食の発生を考慮しステンレス鋼を用いる。

金属フィルタの機器仕様を表2.3.2-1に、構造図を図2.3.2-7に示す。

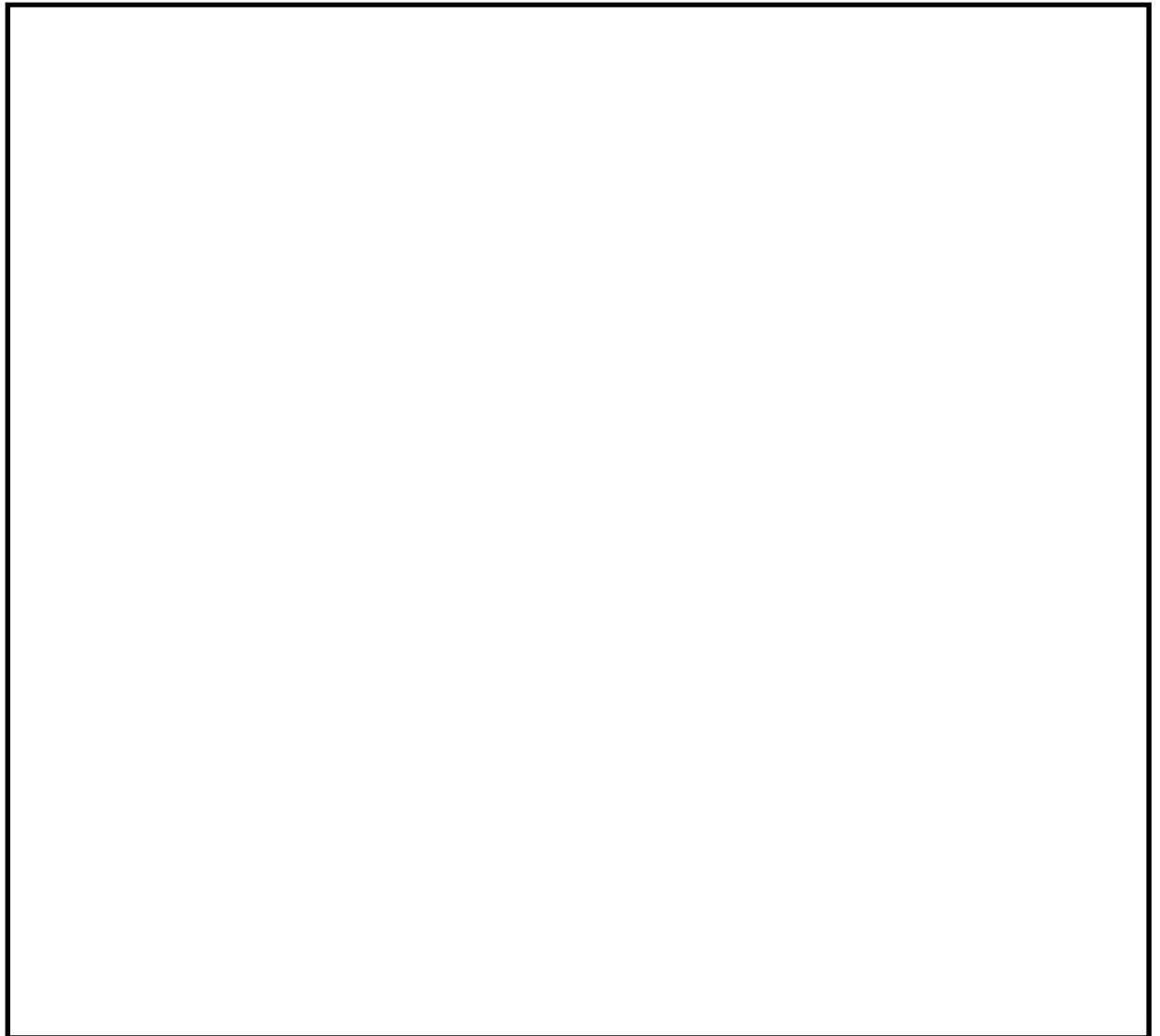


図 2.3.2-7 金属フィルタ

d. オリフィス

よう素フィルタに流入する原子炉格納容器内雰囲気ガスに適切な露点温度差を持たせるため、よう素フィルタ手前でガスを急減圧するために、金属フィルタ下流のフィルタ装置出口側配管にオリフィス（フィルタ装置出口側）を設置する。また、よう素フィルタにおいて原子炉格納容器雰囲気ガスと吸着材の接触時間を適切な値に確保するため、よう素フィルタ出口側配管にオリフィス（よう素フィルタ出口側）を設置する。オリフィスの穴径は、原子炉格納容器から原子炉建屋頂部に設置した放出口までの配管の摩擦・局所圧損、フィルタ装置の圧損、オリフィスの圧損、よう素フィルタ及びラプチャーディスクの圧損を考慮した場合、原子炉格納容器が620kPaでベントした際に、格納容器圧力逃がし装置の設計流量である31.6kg/sの水蒸気が確実に排気できるよう設定する。

なお、ベントガスは、オリフィス（フィルタ装置出口側）における絞りにより、オリフィス（フィルタ装置出口側）下流で過熱蒸気となり、よう素フィルタに供給される。

オリフィスの仕様を表2.3.2-2に示す。

e. よう素フィルタ

よう素フィルタには銀ゼオライトを収納し、ベントガスを通させることで、ガス中に含まれる有機よう素を除去する。

銀ゼオライトは、よう素フィルタ内に19本配置した円筒状のキャンドルユニット内に充填し、万一、銀ゼオライトの交換が必要になった場合は、容器頂部のマンホールを介して銀ゼオライトを充填若しくは回収できる構造とする。

よう素フィルタの仕様を表2.3.2-3に、構造図を図2.3.2-8に示す。

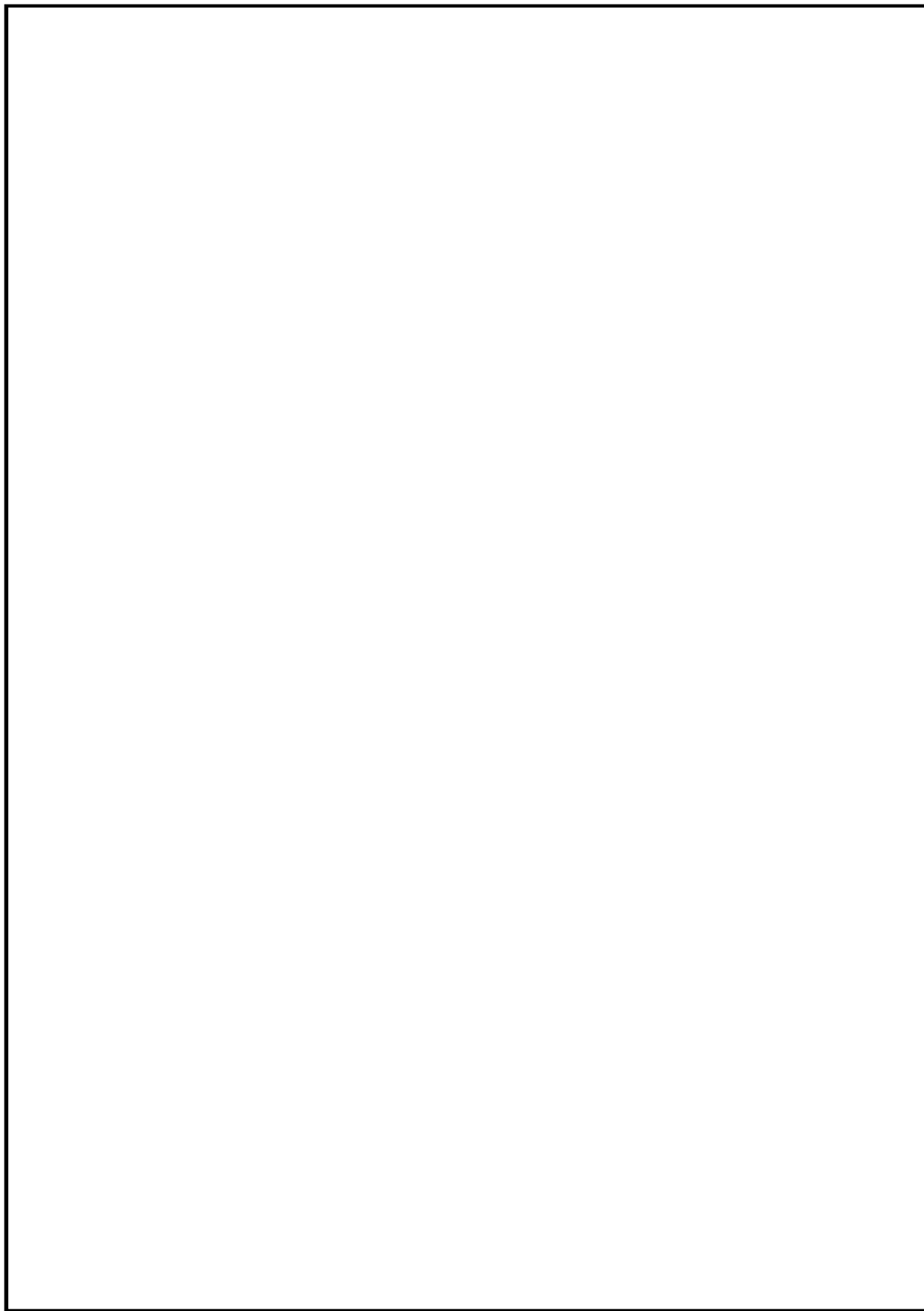


図 2.3.2-8 よう素フィルタ

表2.3.2-1 フィルタ装置主要仕様

(a) 容器

型 式	スカート支持たて置円筒形
材 質	ステンレス鋼 (SUS316L)
胴 内 径	4000mm
高 さ	8549mm

(b) スクラバノズル

材 質	ステンレス鋼 (SUS316L)
個 数	140

(c) 気泡細分化装置

材 質	ステンレス鋼 (SUS316L)
個 数	1

(d) 整流板

材 質	ステンレス鋼 (SUS316L)
個 数	1

(e) 金属フィルタ

材 質	ステンレス鋼 (SUS316L)
寸 法	高さ <input type="text"/> mm 直径 <input type="text"/> mm 厚さ <input type="text"/> mm
織 維 径	1層目 約 30 μ m 2層目 約 2 μ m 3層目 約 30 μ m
個 数	128
総 面 積	<input type="text"/> m <sup>2</sup> ( <input type="text"/> m <sup>2</sup> /個 )

表2.3.2-2 オリフィス主要仕様

(a) オリフィス

型 式	同心オリフィス板
材 質	ステンレス鋼 (SUS304)
個 数	2

表2.3.2-3 よう素フィルタ主要仕様

(a) 容器

型 式	ラグ支持たて置円筒形
材 質	ステンレス鋼 (SUS316L)
胴 内 径	3000
高 さ	3000
個 数	2

(b) キャンドルユニット

材 質	ステンレス鋼 (SUS316L)
寸 法	高さ <input type="text"/> mm 直径 <input type="text"/> mm 厚さ <input type="text"/> mm
充 填 量	<input type="text"/>
個 数	<input type="text"/>

表2.3.2-4 スクラバ水仕様 (待機水位時)

項 目	設 定 値
水酸化ナトリウム (NaOH) 濃度	<input type="text"/> wt%以上
保有水位	<input type="text"/>
pH	<input type="text"/> 以上



### 2.3.3 配置

フィルタ装置及びよう素フィルタは、原子炉建屋外の地上に設置する頑健なフィルタベント遮蔽壁内に設置する。フィルタベント遮蔽壁は、鉄筋コンクリート製であり、フィルタ装置及びよう素フィルタに保持された放射性物質からの遮蔽を考慮した設計とする。また、最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設計基準事故対処設備である残留熱除去系、当該系統の除熱を行う原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系並びに重大事故等対処設備である代替原子炉補機冷却系に対して位置的分散を図っている。

フィルタ装置及びよう素フィルタの配置を図2.3.3-1、図2.3.3-2に示す。

格納容器圧力逃がし装置の配管については、ベント実施時に発生する蒸気凝縮で発生するドレン水による閉塞やこれに起因する水素ガス及び酸素ガスの滞留を防止するため配置に留意した設計とする。具体的には配管ルートにUシール部ができないよう配置することを基本とし、Uシール部ができる箇所についてはドレンタンクを設ける設計とする。

格納容器圧力逃がし装置は、サプレッションチェンバ及びドライウエルと接続し、いずれからも排気できる設計とするため、サプレッションチェンバ側からの排気では、重大事故等時の最大水位（T.M.S.L. 8200mm）よりも高い位置

（T.M.S.L. 9200mm）に接続箇所を設け、ドライウエル側からの排気では、燃料有効長頂部（T.M.S.L. 13999.5mm）よりも高い位置（T.M.S.L. 19000mm）に接続箇所を設ける。

格納容器圧力逃がし装置の配管ルート図を図2.3.3-3に示す。

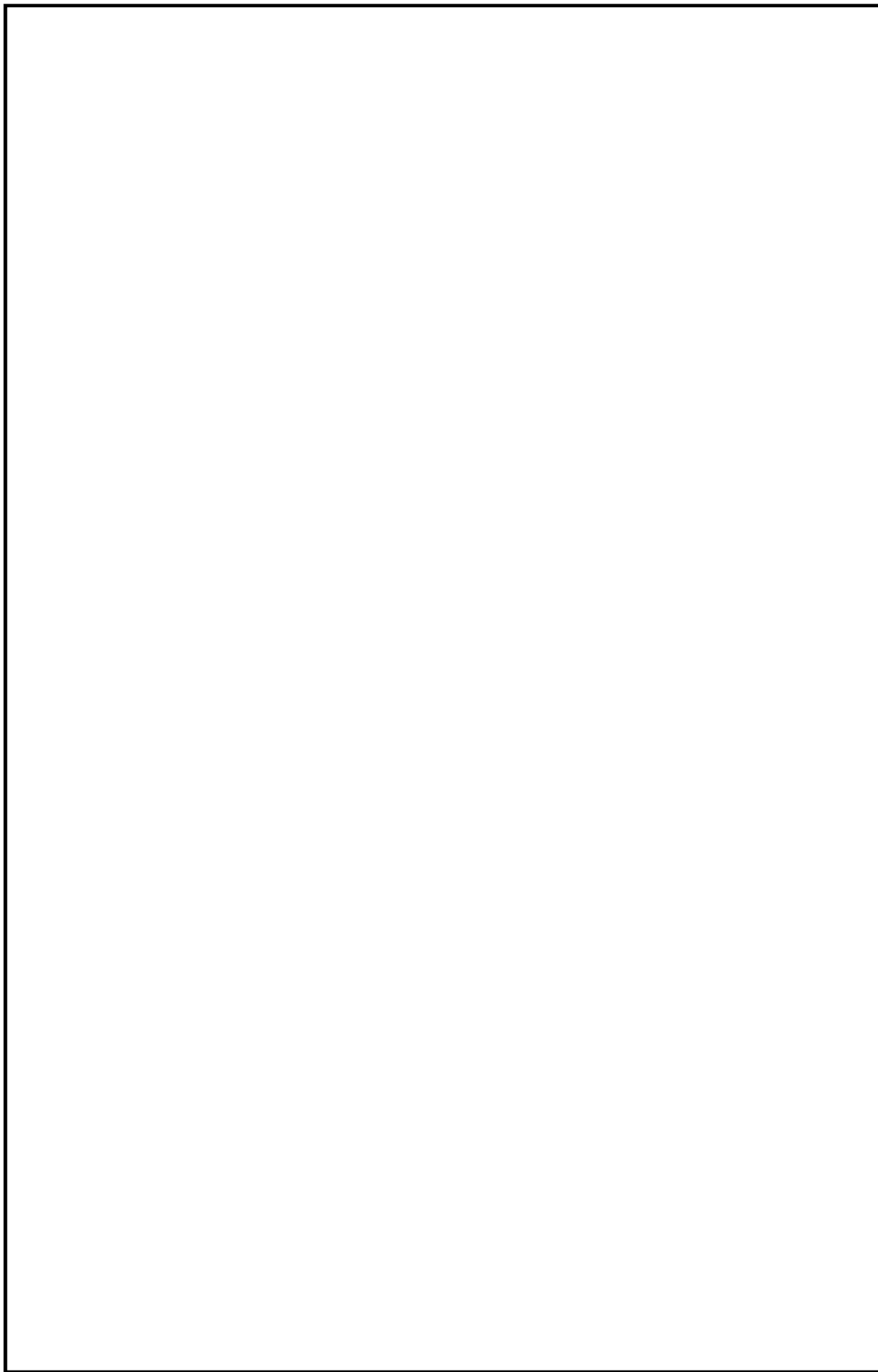


図 2.3.3-1 フィルタ装置及びびよう素フィルタの配置図 (その 1)

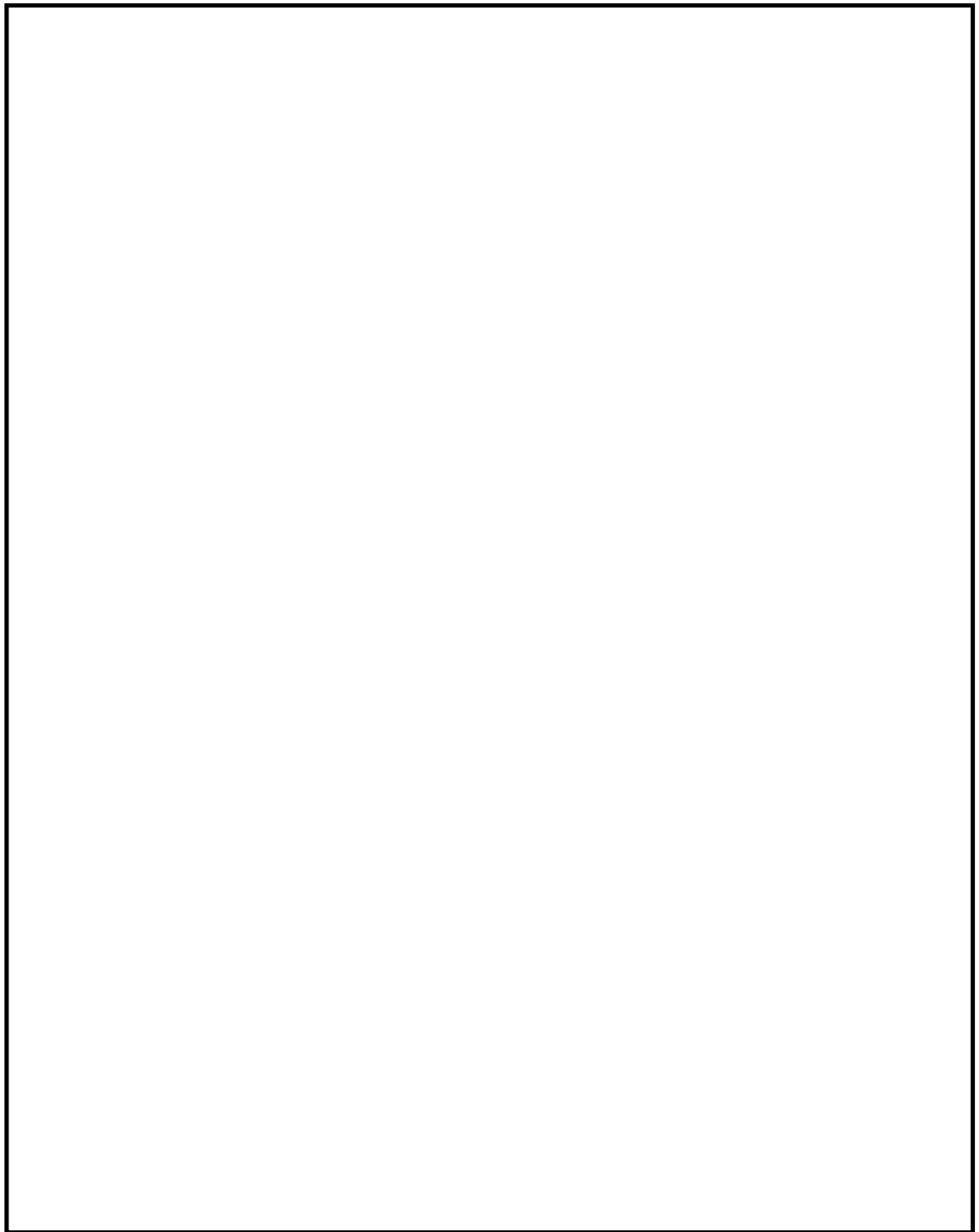


図 2.3.3-2 フィルタ装置及び生物ろ過フィルタの配置図（その 2）

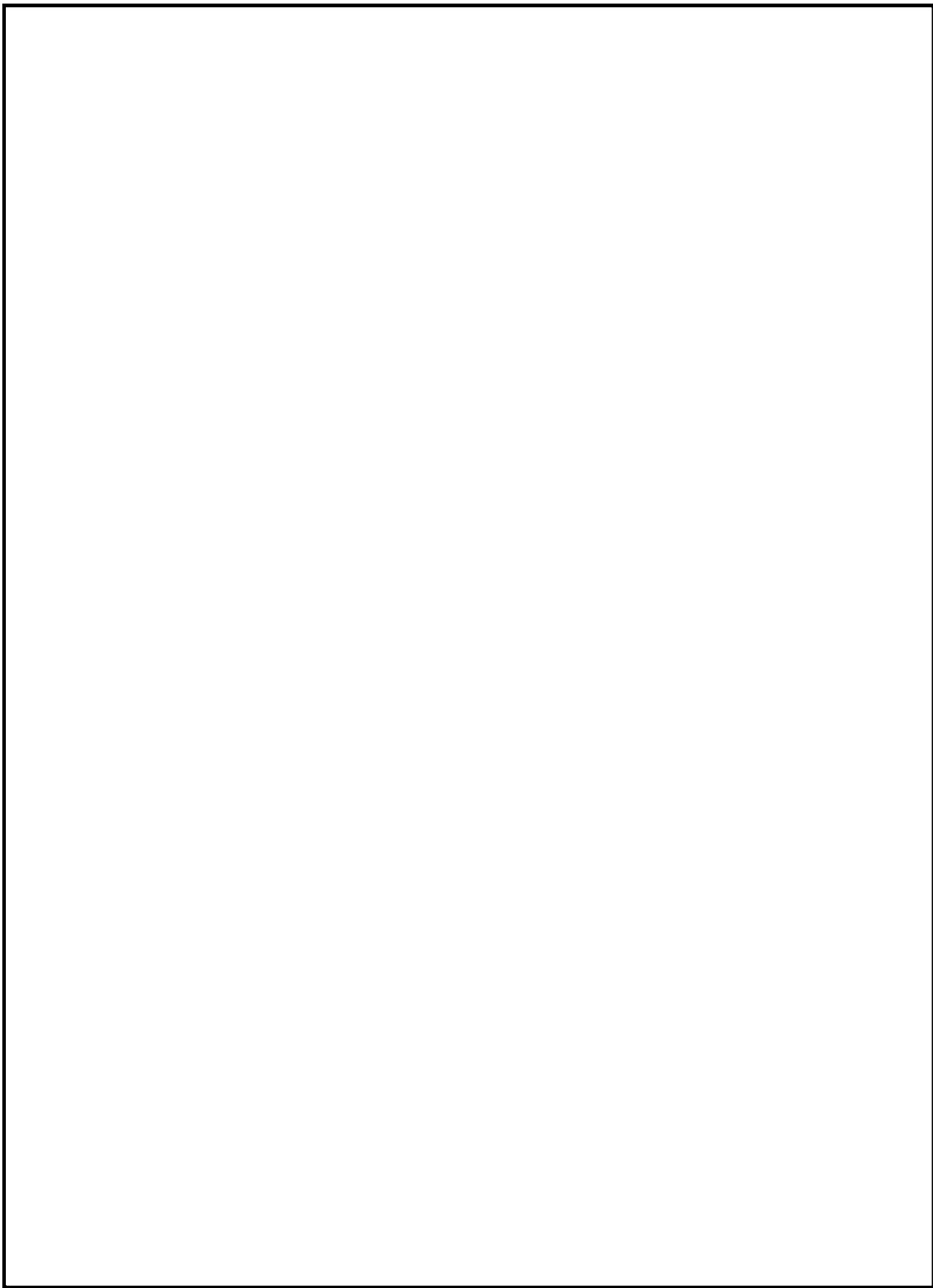


図 2.3.3-3 格納容器圧力逃がし装置 配管ルート図 (全体図)

## 2.4 付帯設備

### 2.4.1 計測設備

格納容器圧力逃がし装置の計測設備は、各運転状態において、設備の状態を適切に監視するため、フィルタ装置水素濃度、フィルタ装置出口放射線モニタ及びフィルタ装置周り計測設備にて構成する。

#### (1) フィルタ装置水素濃度

フィルタ装置水素濃度は、ベント停止後の窒素ガスによるパージを実施し、フィルタ装置入口及び出口配管内に残留する水素濃度が可燃限界（4vol%）未満であることを監視するために設置する。

フィルタ装置入口及び出口配管に設置されている水素濃度計にてベント停止後の窒素ガスによるパージ操作により、フィルタ装置入口及び出口配管内に水素ガスが残留していないことを確認する。

また、窒素ガスによるパージ操作後もフィルタ装置入口及び出口配管内に水素ガスが流入していないことを確認する。

フィルタ装置水素濃度の計測範囲は、0～100vol%とする。計測した水素濃度は、中央制御室及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）で監視可能な設計とする。

フィルタ装置水素濃度は、通常待機時には非常用所内電気設備より受電しているが、重大事故等時で非常用所内電気設備から受電できない場合には、常設代替交流電源設備である第一ガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備である電源車から給電が可能な構成とする。フィルタ装置水素濃度の主要仕様を表2.4.1-1「フィルタ装置水素濃度の仕様」に示す。

表2.4.1-1 フィルタ装置水素濃度の仕様

種 類	熱伝導式水素検出器
計測範囲	0～100vol%
個 数	2
使用電源	交流電源

#### (2) フィルタ装置出口放射線モニタ

フィルタ装置出口放射線モニタは、ベント実施時に、フィルタ装置出口の放射線量を監視し、初期値からの指示上昇により放射性物質を含むガスが放出されていることを確認するために設置する。

フィルタ装置出口放射線モニタの計測範囲は、ベント実施時（炉心損傷している場合）に、想定されるフィルタ装置出口の最大線量当量率（約 $7 \times 10^4$  mSv/h）を監視可能なように $10^{-2} \sim 10^5$  mSv/hとしている。計測した線量当量率は、中央制御室及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）で監視可能な設計とする。

フィルタ装置出口放射線モニタは、通常待機時には非常用所内電気設備より受電してい

るが、重大事故等時で非常用所内電気設備から受電できない場合には、常設代替直流電源設備であるAM用直流125V蓄電池又は可搬型直流電源設備である電源車及びAM用直流125V充電器から給電が可能な構成とする。フィルタ装置出口放射線モニタの主要仕様を表2.4.1-2「フィルタ装置出口放射線モニタの仕様」に示す。

表2.4.1-2 フィルタ装置出口放射線モニタの仕様

種 類	電離箱
計測範囲	$10^{-2} \sim 10^5 \text{mSv/h}$
個 数	2
使用電源	直流電源

(3) フィルタ装置周り計測設備

通常待機時、ベント実施時及びベント停止後に、系統の圧力とフィルタ装置の水位を監視するため、圧力計と水位計を設置する。また、排水配管に流量計とpH計、フィルタ装置内金属フィルタに差圧計、ドレンタンクに水位計を設置する。これらの監視パラメータは、中央制御室、5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）又は現場で監視可能な設計とする。

フィルタ装置スクラバ水pH及びドレンタンク水位（現場）は、通常待機時には非常用所内電気設備より受電しているが、重大事故等時で非常用所内電気設備から受電できない場合には、常設代替交流電源設備である第一ガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備である電源車から給電が可能な構成とする。また、フィルタ装置金属フィルタ差圧及びドレンタンク水位（中央制御室）は、通常待機時には非常用所内電気設備より受電しているが、重大事故等時で非常用所内電気設備から受電できない場合には、常設代替直流電源設備であるAM用直流125V蓄電池又は可搬型直流電源設備である電源車及びAM用直流125V充電器から給電が可能な構成とする。

なお、フィルタ装置周り計測設備のうち、フィルタ装置出口圧力及びフィルタ装置出口配管圧力は、通常待機時以外のベント実施時及びベント停止後は監視する必要がないため、自主対策設備とする。フィルタ装置入口圧力は中央制御室にて監視することから、現場計器については自主対策設備とする。ドレン移送ポンプの運転状態の確認はフィルタ装置水位又はドレンタンク水位により水位が低下していることで確認することから、フィルタ装置ドレン流量は補助的にドレン移送ポンプの運転状態を監視するため自主対策設備とする。

(4) 各状態における監視の目的

a. 通常待機時

通常待機時の状態が、以下のとおり把握可能である。

(a) フィルタ装置の除去性能に影響するパラメータの確認

フィルタ装置水位にて、水位が約500mm～約2200mmの間であることを確認することで把握できる。

(b) フィルタ装置配管内の不活性状態の確認

フィルタ装置入口圧力及びフィルタ装置出口圧力にて、封入した窒素圧力

(0.01MPa以上)を継続監視することによって配管内の不活性状態を把握できる。

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

b. ベント実施時

ベント実施時の状態が、以下のとおり把握可能である。

(a) 原子炉格納容器雰囲気ガスがフィルタ装置へ導かれていることの確認

フィルタ装置入口圧力にて、ベント実施により待機圧力から上昇した圧力が、原子炉格納容器の圧力の低下に追従して低下傾向を示すことを確認することで把握できる。

また、フィルタ装置出口放射線モニタにて、フィルタ装置出口の線量当量率が初期値から上昇することを測定することによりフィルタ装置が閉塞していないことを把握できる。

(b) フィルタ装置の除去性能に影響するパラメータの確認

フィルタ装置水位にて、水位が約500mm～約2200mmの間であることを確認することで把握できる。

(c) 放出されるガスの放射線量の確認

フィルタ装置出口放射線モニタにて、フィルタ装置出口配管に内包される放射性物質からの線量当量率を測定し、排出経路の放射性物質濃度を推定することが可能である。

c. ベント停止後

ベント停止後の状態が、以下のとおり把握可能である。

(a) フィルタ装置内スクラバ水の確認

フィルタ装置水位にて、フィルタ装置内で捕捉した放射性物質の放熱により、フィルタ装置内の水が蒸発することによる水位低下を把握できる。

(b) フィルタ装置配管内の不活性状態の確認

フィルタ装置入口圧力及びフィルタ装置水素濃度にて、配管内が封入した窒素ガスで正圧に維持されていること、また、配管内に水素ガスが残留していないことにより不活性状態が維持されていることを把握できる。

(c) 放出されるガスの放射線量の確認

フィルタ装置出口放射線モニタにて、フィルタ装置出口配管に内包される放射性物質からの線量当量率を測定し、排出経路の放射性物質濃度を推定することが可能である。

(5) 計測設備の仕様

フィルタ装置の水位について図2.4.1-1「フィルタ装置水位」に、計測設備の概略構成図を図2.4.1-2「格納容器圧力逃がし装置の計測設備 概略構成図」に、計測設備の主要仕様を表2.4.1-3「計測設備主要仕様」に示す。



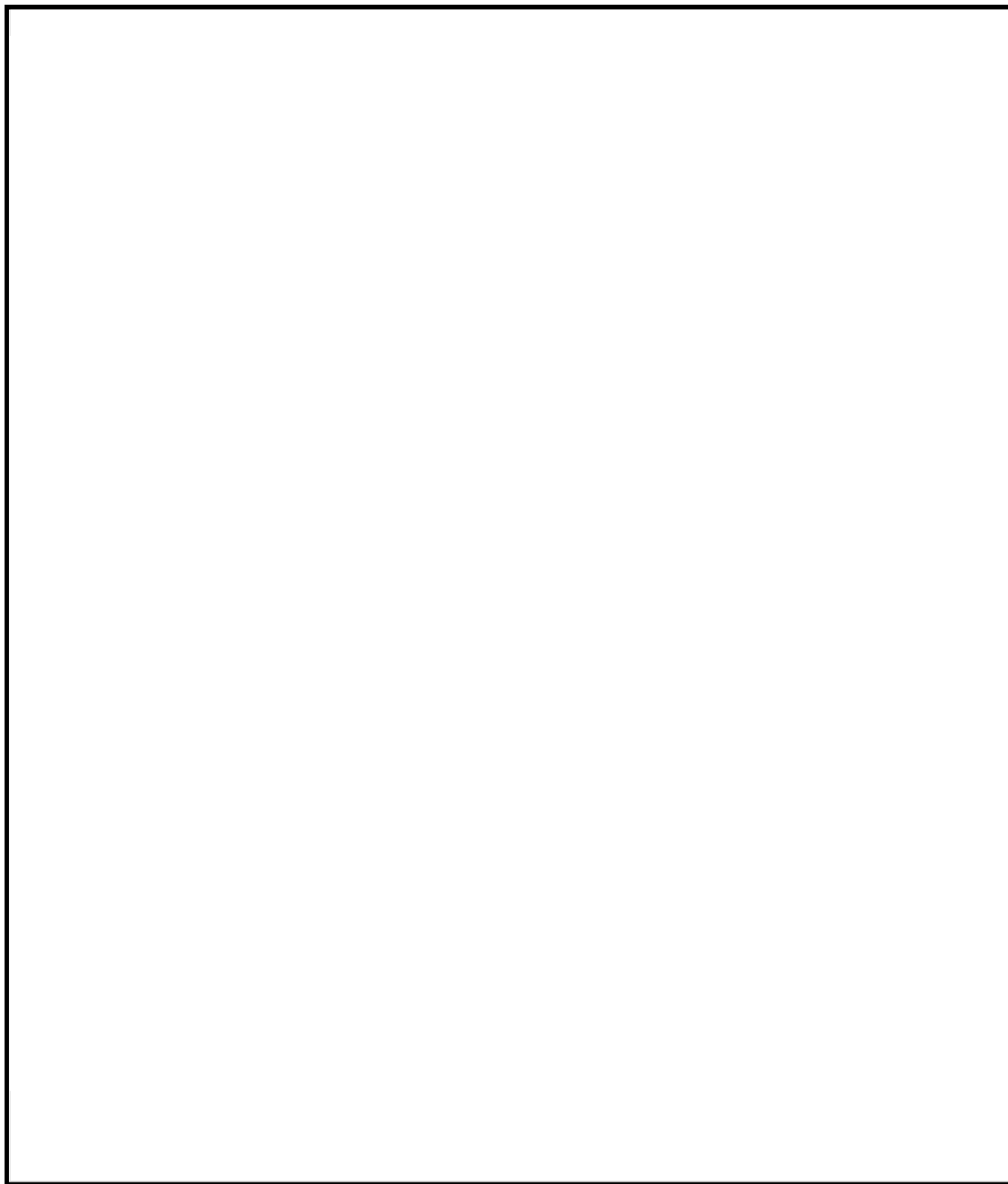


図2.4.1-1 フィルタ装置水位

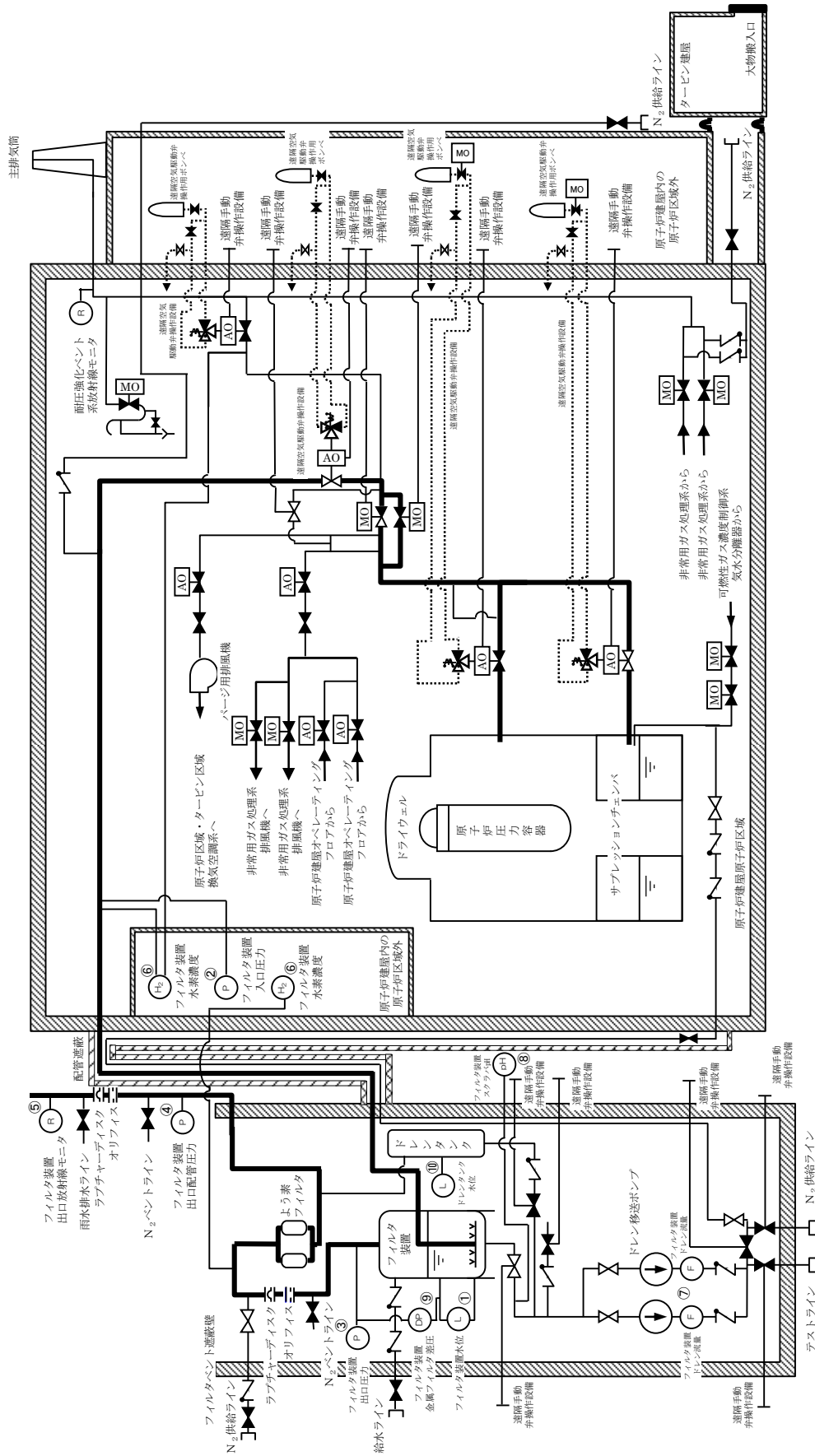


図 2.4.1-2 格納容器圧力逃がし装置の計測設備 概略構成図

表2.4.1-3 計測設備主要仕様 (1/2)

監視パラメータ*1	設置目的	計測範囲	計測範囲の根拠	個数	監視場所
①フィルタ装置水位	フィルタ装置の除去性能に影響するパラメータの確認	0~6000mm	スクラバノズル上端を計測範囲のゼロ点とし、フィルタ装置機能維持のための上限水位：約2200mm、下限水位：約500mmを監視可能。	2	中央制御室 5号機原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部・高気密室)
②フィルタ装置入口圧力	原子炉格納容器雰囲気ガスがフィルタ装置へ導かれていることの確認	0~1MPa	ベント実施時に、格納容器圧力逃がし装置内の最高圧力(0.62MPa)が監視可能。また、通常待機時に、窒素置換(0.01MPa以上)が維持されていることを監視可能。	1	中央制御室 5号機原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部・高気密室)
				1	現場*2
③フィルタ装置出口圧力*2	フィルタ装置配管内の不活性化状態の確認	0~0.5MPa	点検後の窒素置換操作を実施した際に、フィルタ装置	1	中央制御室
④フィルタ装置出口配管圧力*2	フィルタ装置配管内の不活性化状態の確認	-0.1~0.2MPa	出口の圧力開放板の設定圧力(0.1MPa)を超えないことを監視可能。	1	現場
⑤フィルタ装置出口放射線モニタ	放出されるガスの放射線量の確認	$10^{-2} \sim 10^5 \text{mSv/h}$	ベント実施時(炉心損傷している場合)に、想定されるフィルタ装置出口の最大線量当量率(約 $7 \times 10^4 \text{mSv/h}$ )を監視可能。	2	中央制御室 5号機原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部・高気密室)
⑥フィルタ装置水素濃度	フィルタ装置配管内の不活性化状態の確認	0~100vol%	ベント停止後の窒素ガスによるパージを実施し、フィルタ装置入口及び出口配管内に残留する水素濃度が可燃限界(4vol%)未満であることを監視可能。格納容器内水素濃度の最大値(38vol%(ドライ条件))を監視可能。	2*3	中央制御室 5号機原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部・高気密室) 現場

K7 ① V-1-8-1 別添3 R1

表2.4.1-3 計測設備主要仕様 (2/2)

監視パラメータ*1	設置目的	計測範囲	計測範囲の根拠	個数	監視場所
⑦フィルタ装置ドレン流量*2	フィルタ装置排水量及びドレンタンク排水量の確認	0~30m <sup>3</sup> /h	ドレンポンプの定格流量(10m <sup>3</sup> /h)を監視可能。	2	現場
⑧フィルタ装置スクラバ水pH	フィルタ装置スクラバ水の水質管理	pH0~14	フィルタ装置スクラバ水のpH(pH0~14)が監視可能。	1	中央制御室 5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室) 現場
⑨フィルタ装置金属フィルタ差圧	金属フィルタの閉塞	0~50kPa		2	中央制御室 5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)
⑩ドレンタンク水位*4	ドレンタンク内の水位の把握	タンク底部から510mm タンク底部から1586mm タンク底部から3061mm タンク底部から4036mm	ドレンタンク内の水位を把握し、ドレン排水操作の開始やドレン排水操作の停止判断が可能なことを監視可能。	4	中央制御室 現場

注記\*1：監視パラメータの数字は図2.4.1-2の丸数字に対応する。

\*2：自主対策設備。

\*3：フィルタ装置入口及び出口側にそれぞれ1個。

\*4：補助パラメータ。

#### 2.4.2 電源設備

ベントガスの流路となる配管に設置される電動弁及び計測設備については、通常待機時には非常用所内電気設備より受電しているが、重大事故等時で非常用所内電気設備から受電できない場合には、常設代替交流電源設備である第一ガスタービン発電機、可搬型代替交流電源設備である電源車、常設代替直流電源設備であるAM用直流125V蓄電池並びに可搬型直流電源設備である電源車及びAM用直流125V充電器から給電可能な構成とする。

電源構成図を図 2.4.2-1 に示す。

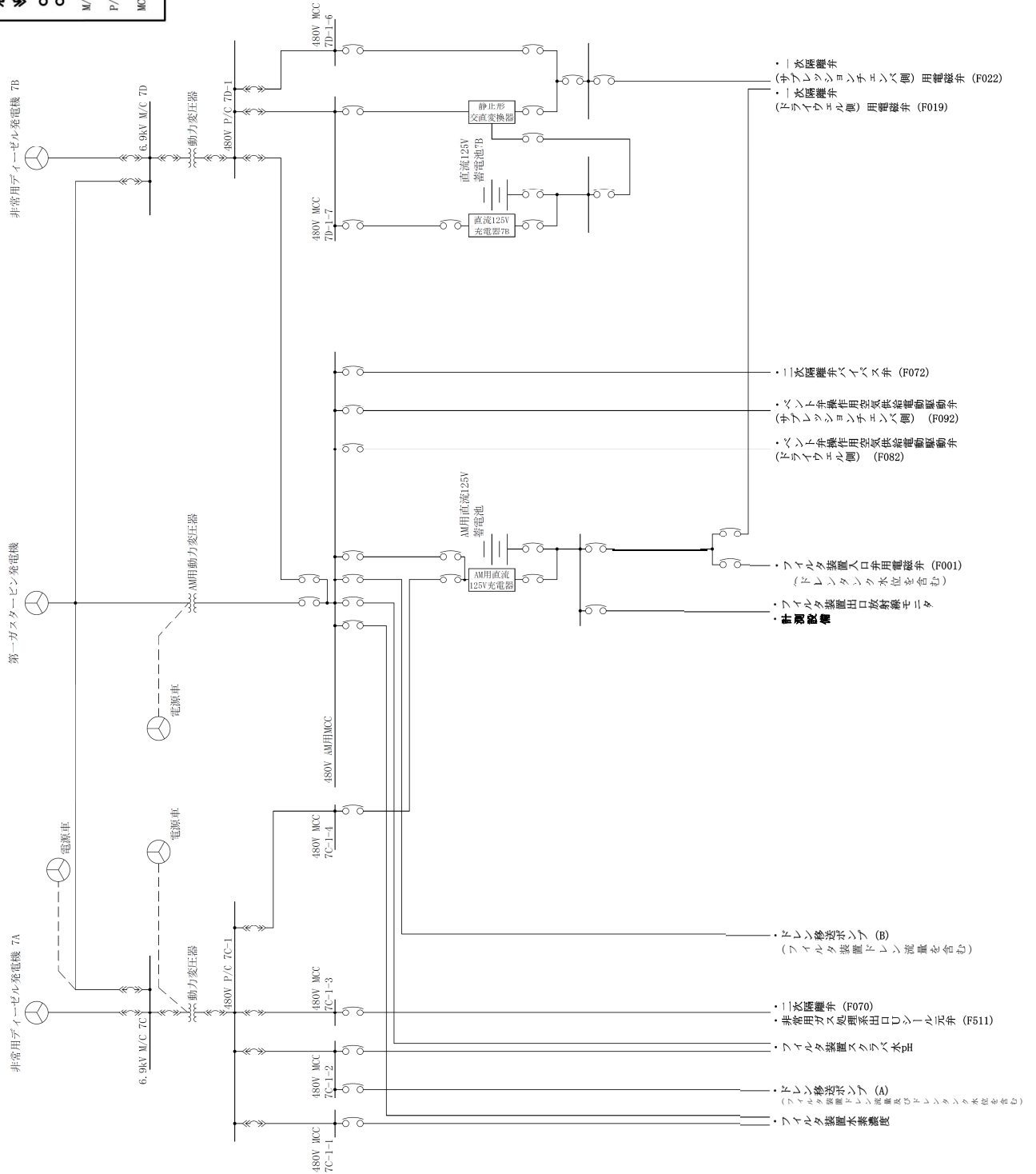


図2.4.2-1 格納容器圧力逃がし装置 電源構成図

### 2.4.3 給水設備

通常待機時において、フィルタ装置はスクラバ水を貯留している状態であるが、重大事故等時において格納容器圧力逃がし装置を使用した場合、保持した放射性物質の崩壊熱によりスクラバ水が蒸発し、水位が低下するおそれがある。このような状況に備え、フィルタ装置にはフィルタベント遮蔽壁外から給水できるよう接続口を設け、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）等からの給水を可能とする設計としている。

給水配管の仕様を表2.4.3-1に、概要図を図2.4.3-1に示す。

表 2.4.3-1 給水配管仕様

口 径	65 A
材 質	ステンレス鋼 (SUS316L, SUS316LTP)





#### 2.4.4 可搬型窒素供給装置

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

原子炉建屋外から窒素ガスを供給できるように接続口を設け，可搬型窒素供給装置を可搬ホースにて接続する。

可搬型窒素供給装置の仕様を表2.4.4-1に，窒素供給配管の仕様を表2.4.4-2に，可搬型窒素供給装置の概要図を図2.4.4-1に，可搬型窒素供給装置の車載図を図2.4.4-2に，可搬型窒素供給装置の構成概略図を図2.4.4-3に示す。

表 2.4.4-1 可搬型窒素供給装置（6,7号機共用）仕様

種 類	圧カスイング吸着式
容 量	70Nm <sup>3</sup> /h 以上
窒素純度	99%
供給圧力	0.5MPa 以上
個 数	2（予備 1）

表 2.4.4-2 窒素供給配管仕様

口 径	25A
材 質	炭素鋼 (STPT410) ステンレス鋼 (SUS304, SUS304TP)



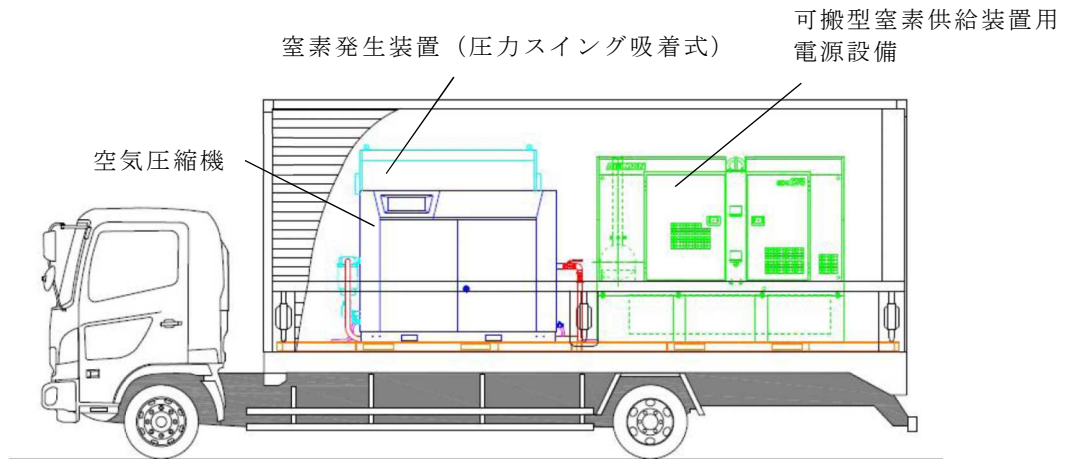


図 2.4.4-2 可搬型窒素供給装置車載図

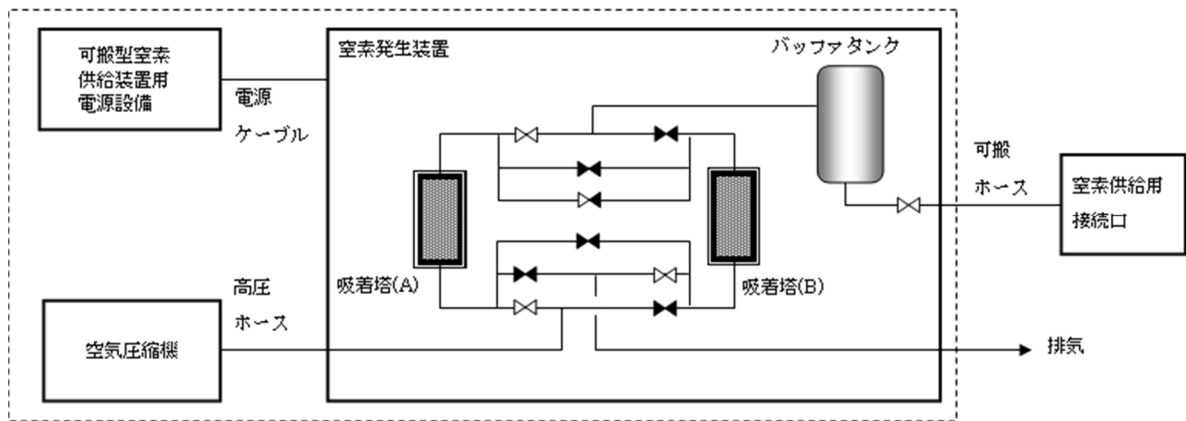


図 2.4.4-3 可搬型窒素供給装置構成概略図

#### 2.4.5 排水設備

ベント停止後の放射性物質を含むフィルタ装置内のスクラバ水並びにドレンタンクの凝縮水を原子炉格納容器（サプレッションチェンバ）へ移送するため、及び万一放射性物質を含むスクラバ水がフィルタベント遮蔽壁内に漏えいした場合に、漏えい水を原子炉格納容器（サプレッションチェンバ）に移送するためのドレン移送ポンプ及び排水配管を設置する。

排水設備の仕様を表2.4.5-1に、排水設備の概要を図2.4.5-1に示す。

表 2.4.5-1 排水設備仕様

##### (1) 排水配管

口 径	50A
材 質	炭素鋼 (STPT410, S25C) ステンレス鋼 (SUS316L, SUS316LTP)

##### (2) ポンプ

	ドレン移送ポンプ
型 式	キャンドポンプ
定格流量	10 m <sup>3</sup> /h
定格揚程	50 m
個 数	2
駆動方式	電動駆動 (交流)

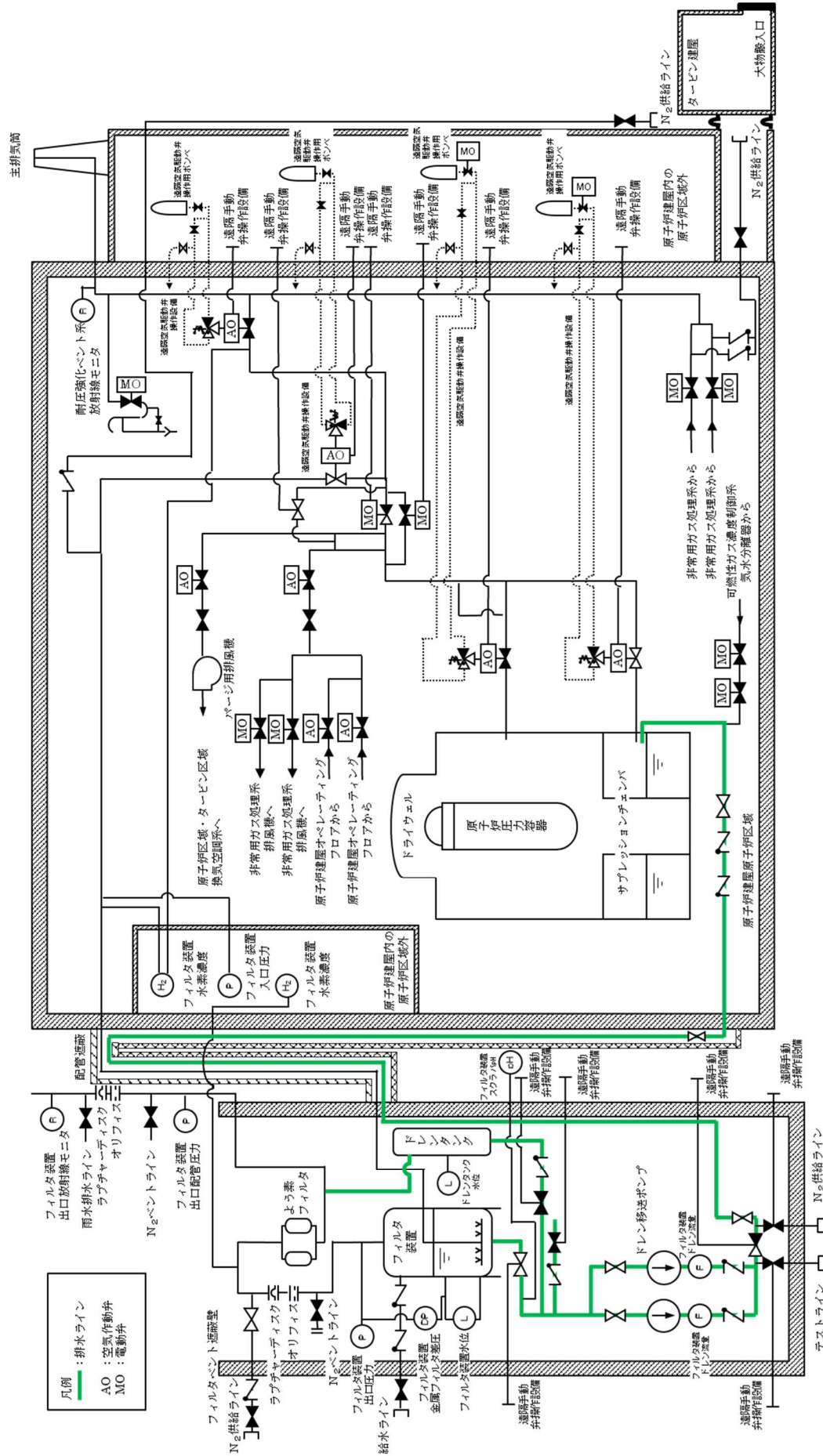


図 2.4.5-1 排水設備概要図

#### 2.4.6 格納容器圧力逃がし装置放出口排水設備

格納容器圧力逃がし装置放出口への雨水の滞留による配管腐食等を防止するため、ラプチャーディスク（よう素フィルタ出口側）下流配管に設置した雨水排水ラインから、流入した雨水を排出可能な格納容器圧力逃がし装置放出口排水設備を設置する。

また、雨水排水ラインの止め弁を常時開運用とすることにより、流入した雨水はラプチャーディスク（よう素フィルタ出口側）下流配管に蓄積せずに系外放出され、凍結による配管閉塞が生じることのない設計としている。

なお、雨水排水ラインの止め弁は、ベント開始前に閉とする運用とし、ベントガスが雨水排水ラインを通して排出されることを防止する。

格納容器圧力逃がし装置排気筒排水設備の概要を図 2.4.6-1 に示す。

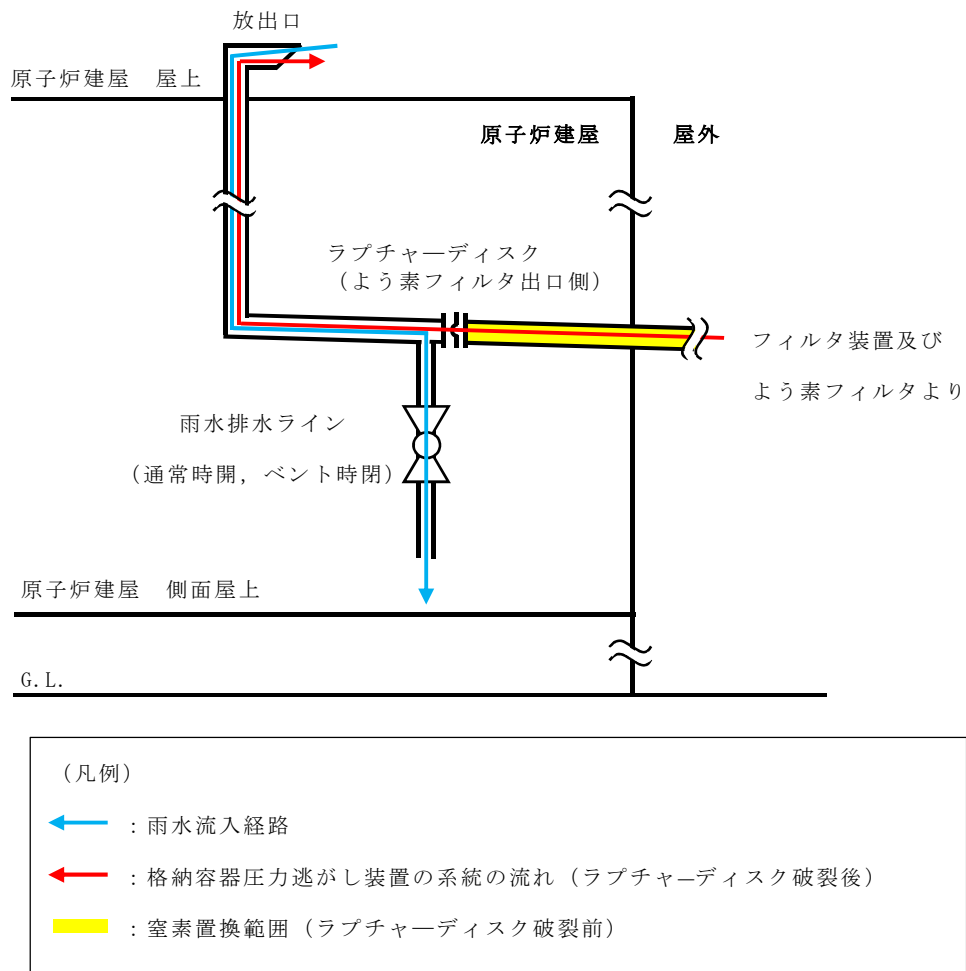


図 2.4.6-1 格納容器圧力逃がし装置排気筒排水設備概要図

可燃性ガスの爆発防止対策について

1. 格納容器圧力逃がし装置

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

1.1 考慮する可燃性ガスの種類及び対策

炉心の著しい損傷を伴う重大事故等時に発生するおそれのある可燃性ガスとして、ジルコニウム-水反応、水の放射線分解及び金属腐食により発生する水素ガスが考えられる\*<sup>1</sup>。これらの反応によって原子炉格納容器内水素濃度は、可燃限界濃度である4vol%を大きく上回るが、原子炉格納容器内雰囲気は通常待機時から不活性化することに加え、水の放射線分解によって発生する酸素ガスを考慮しても酸素濃度を可燃限界であるドライ条件で5vol%未満に管理することで、水素ガス及び酸素ガスが同時に可燃限界に到達することを防止する。格納容器圧力逃がし装置の系統内については、待機状態から系統内を窒素ガスで不活性化することにより、原子炉格納容器内の水素が排出経路を通過する際における水素燃焼を防止する。

また、格納容器圧力逃がし装置の配管については、ベント実施時に発生する蒸気凝縮で発生するドレン水による閉塞やこれに起因する水素ガス及び酸素ガスの滞留を防止するために、配管ルートにUシール部ができないように配置することを基本とし、Uシール部ができる箇所についてはドレンタンクを設ける。

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

注記\*1：溶融炉心・コンクリート相互作用が発生した場合、可燃性ガスである一酸化炭素が発生するが、格納容器下部注水系により原子炉格納容器下部に水張りした状態で溶融炉心が落下するため、溶融炉心・コンクリート相互作用はほとんど発生せず、一酸化炭素の発生量は無視できるほど小さいことから、一酸化炭素は可燃性ガスとして考慮しないこととした。なお、仮に溶融炉心・コンクリート相互作用により、ペDESTALのコンクリートが床面で約8cm及び壁面で約7 cm 侵食した場合でも、一酸化炭素の発生量は約25kgであり、事故シーケンス（大破断LOCA+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失）における水素発生量1400 kg に対して十分に低いこと及び一酸化炭素の可燃限界濃度が空気中において12.5vol%\*<sup>2</sup>であることを踏まえ

ると、一酸化炭素は可燃性ガスとして考慮不要と考える。

\*2：国際化学物質安全性カード（ICSC） 一酸化炭素

## 1.2 系統の各運転状態における設計上の考慮

### (1) 系統待機状態①：通常待機時

#### a. 水素燃焼防止対策

通常待機時においては、原子炉格納容器と同様に系統内を窒素ガスで不活性化する設計としている。フィルタ装置から放出端へ至る配管上には、窒素置換時に大気と隔離するため、ラプチャーディスク（よう素フィルタ出口側）を設けている。このラプチャーディスク（よう素フィルタ出口側）は、原子炉格納容器からの排気と比較して、十分低い圧力で開放するよう設計している。

#### b. 系統における水素濃度監視

系統における水素濃度に関しては、水素ガスの発生がないため、監視不要である。この系統状態における水素燃焼防止対策概要を図1.2-1に示す。





(2) 系統待機状態②：重大事故等時，ベント実施前

a. 水素燃焼防止対策

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

b. 系統における水素濃度監視

系統における水素濃度に関しては，系統内に水素ガスが持ち込まれないため，監視不要である。この系統状態における水素燃焼防止対策概要を図1.2-2に示す。

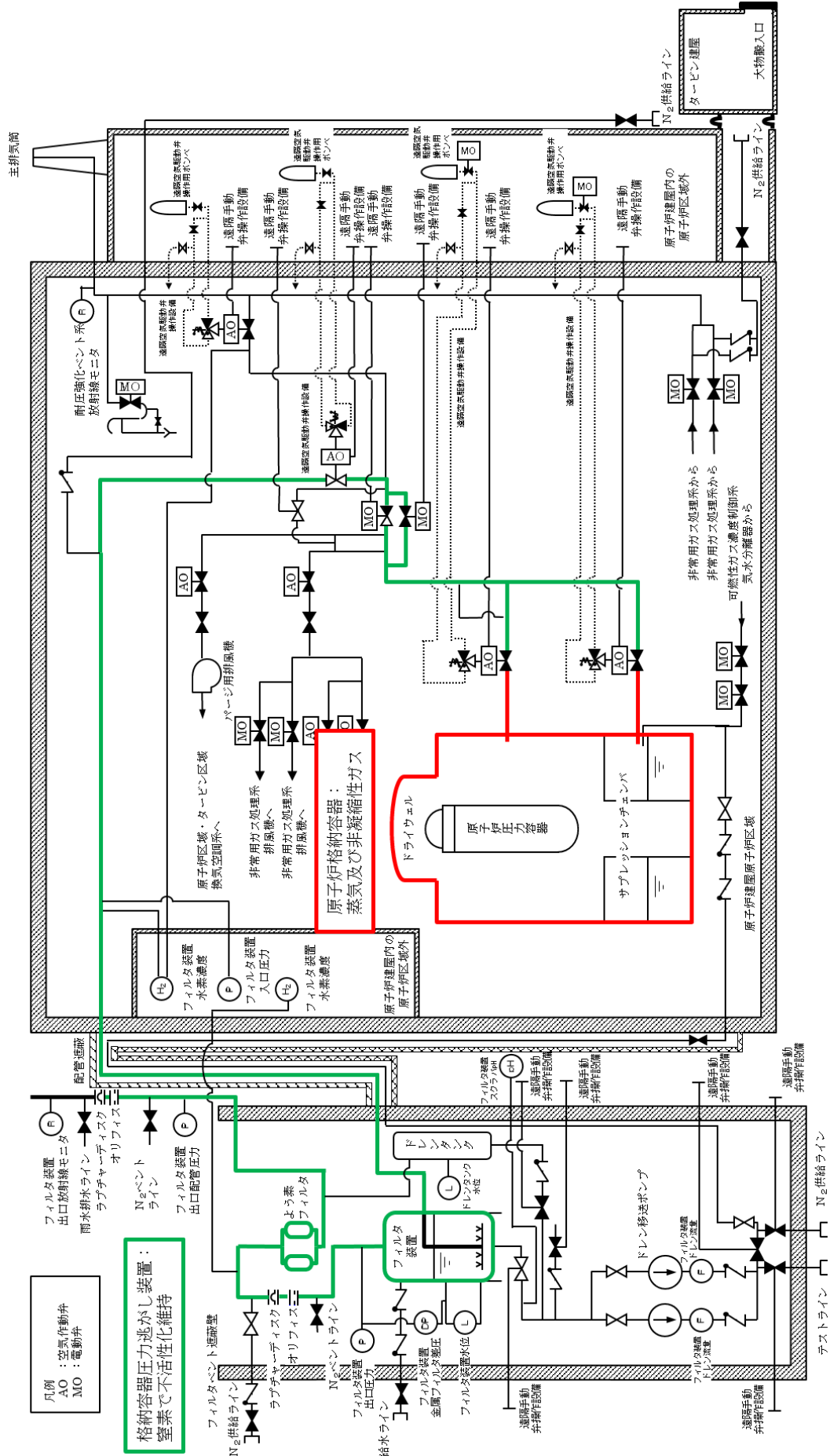


図1.2-2 水素燃焼防止対策（系統待機状態②）

(3) 系統運転状態①：ベント実施直後

a. 水素燃焼防止対策

ベント開始時において、ベントガス中の蒸気がスクラバ水によって凝縮された場合、酸素濃度が上昇することで、水素燃焼が発生するおそれがあるが、ベント実施前から、原子炉格納容器内の酸素濃度をウェット条件及びドライ条件で監視し、ウェット条件の酸素濃度が4vol%に到達したこと、及びドライ条件の酸素濃度が5vol%以下であることを格納容器ベント開始の判断基準に設定していること、ベント実施直後のベントガスのモル組成としては水蒸気、水素ガス及び窒素ガスが支配的であり酸素ガスはほとんど含まれていないこと、及び格納容器圧力逃がし装置系統内は不活性化されているため、仮にベントガス中の蒸気すべてがスクラバ水によって凝縮された場合においても水素燃焼は発生しない。また、原子炉格納容器内の気体については、格納容器スプレイ及び温度差による自然対流効果によって均一に攪拌されており、濃度が一樣となるため、酸素濃度監視設備（格納容器内酸素濃度）により原子炉格納容器全体の濃度を代表して監視することができる。

b. 系統における水素濃度監視

ベントにより原子炉格納容器から可燃限界を超えた水素ガスが流入するが、原子炉格納容器内の酸素ガスを可燃限界未満で管理していることから監視不要である。

c. 対向流による空気の流入

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

d. 枝管における水素ガス及び酸素ガスの蓄積について

原子炉格納容器内の酸素濃度については、ドライ条件に換算して、5vol%未満に管理することから、ベント実施中において、仮に枝管におけるベントガスの蓄積があった場合においても、枝管での水素燃焼は発生しないと考えられるが、枝管内での成層化等によって混合ガスの濃度が変化した場合、枝管での水素燃焼の恐れがある。そのため、枝管内での混合ガスの蓄積評価を実施する。枝管における水素ガス及び酸素ガスの混合ガスの蓄積の評価については「BWR配管における混合ガス(水素・酸素)蓄積防止に関するガイドライン(第3版)」(日本原子力技術協会)に基づき実施した。整理結果を表1.2-1、系統図を図1.2-3、鳥瞰図を図1.2-4に示す。

耐圧強化ベント系の二次隔離弁バイパス弁までの配管（表1.2-1のNo.③）については、水平枝管であり、枝管長さ $l$ /枝管内径 $d$ が不燃限界長さ $(l'/d)$ の判定値以内であることから、水素ガスは不燃限界濃度を超えて蓄積しないと判断する。

一方、非常用ガス処理系の隔離弁までの配管（表1.2-1のNo.④）、W/Wベント時のD/Wベントラインの配管（表1.2-1のNo.⑤）及び耐圧強化ベント系の二次隔離弁までの配管（表1.2-1のNo.①、②）については、水平及び上向きで分岐する組合せ枝管であることから、水素ガスが不燃限界濃度を超えて蓄積する可能性がある。そのため、ベント時に水素ガスを連続してベントの主ラインに排出させるバイパスラインを設置し、水素ガスが蓄積することのない設計とする。

上記を踏まえて、水素ガス滞留防止のために設置するバイパスラインの設置箇所を図1.2-5～図1.2-6に示す。

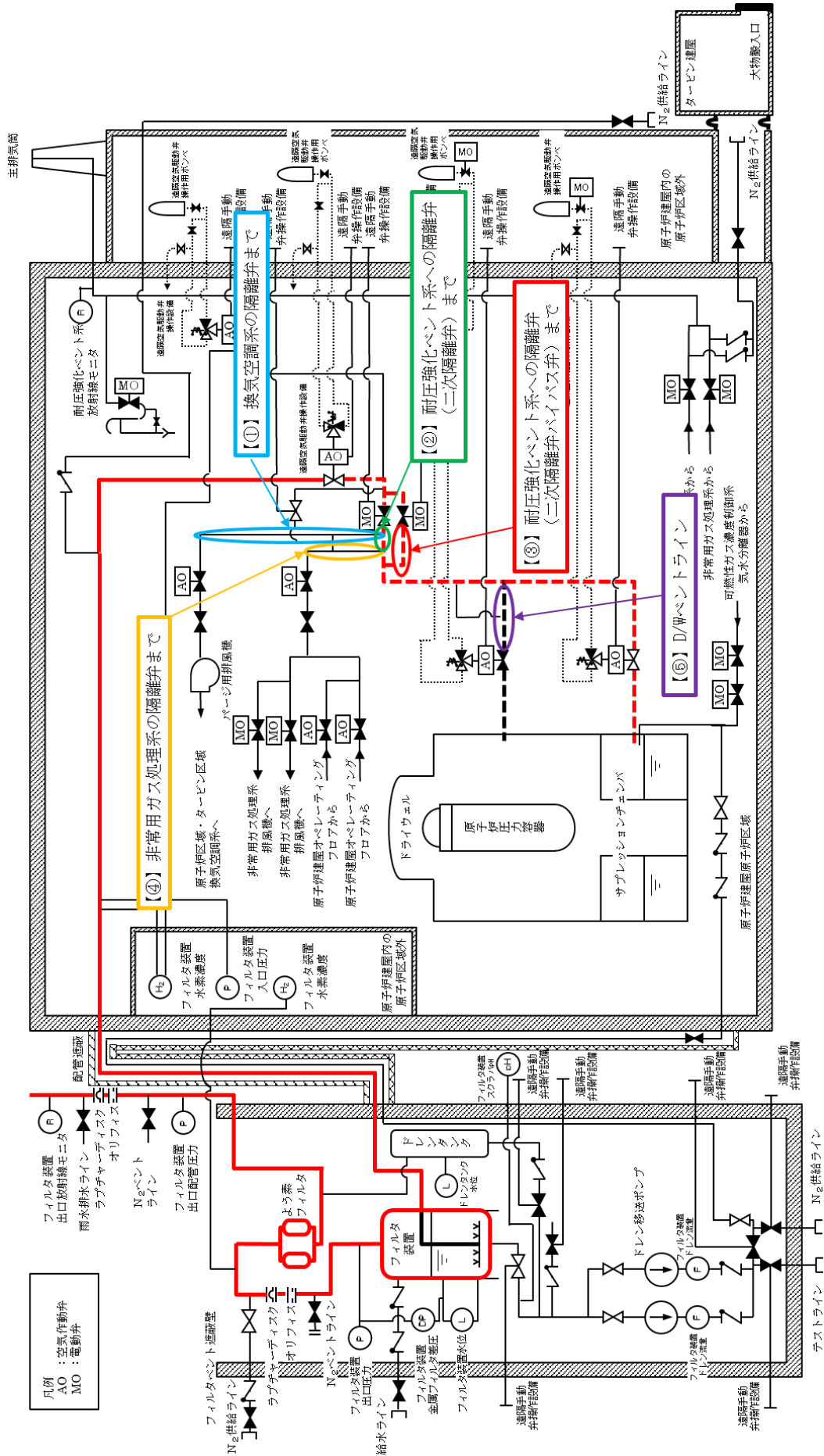
e. ラプチャーディスクの下流における水素燃焼について

原子炉格納容器からラプチャーディスク（よう素フィルタ出口側）までは不活性化されていること、及び原子炉格納容器内の酸素濃度をドライ条件で可燃限界未満に維持することで、高濃度の水素雰囲気においても水素燃焼は発生しないが、ラプチャーディスク（よう素フィルタ出口側）以降については、不活性化していない範囲であるため、高濃度の水素ガスと空気が触れることで水素燃焼のおそれがある。しかしながら、ベント実施直後は、原子炉格納容器からのベントガスによって系統内の窒素ガスが押し出され、ラプチャーディスク（よう素フィルタ出口側）以降の空気が排出されることから、放出端までの範囲で高濃度の水素ガスが空気と触れず、水素燃焼が発生することはないと考えられる。また、放出端から先については、大気であるものの、大気中には着火源等がなく、水素燃焼は発生しないと考えられる。

表 1.2-1 主ラインから分岐する枝管の閉止端までの長さとの内径等

No.	系統	配管の分類	枝管長さ l(m)	枝管内径 d(m)	l/d	不燃限界長さ (l' /d) の判定値*	対応方針
①	換気空調系	組合せ枝管	1.3	0.5398	/	/	バイパスライン設置
②	耐圧強化 ベント系 (二次隔離弁)	組合せ枝管	4.5	0.5398	/	/	バイパスライン設置
③	耐圧強化 ベント系 (二次隔離弁 バイパス弁)	水平枝管	1.1	0.5398	2.1	70	対策不要
④	非常用ガス 処理系	組合せ枝管	4.9	0.2488	/	/	バイパスライン設置
⑤	D/W ベント ライン	組合せ枝管	9.7	0.5398	/	/	バイパスライン設置

注記\* : 「BWR 配管における混合ガス(水素・酸素)蓄積防止に関するガイドライン (第 3 版)」 (日本原子力技術協会) のうち解説表 3.3.-1 から選定した値。



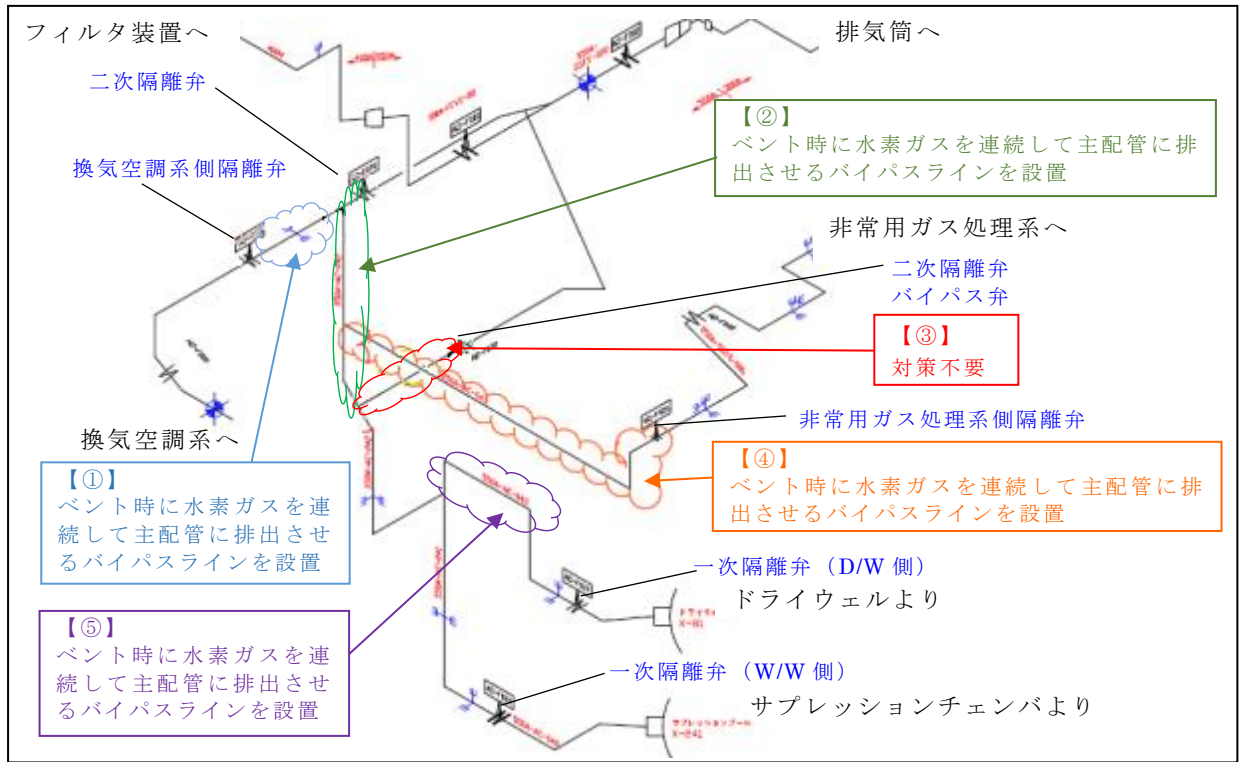
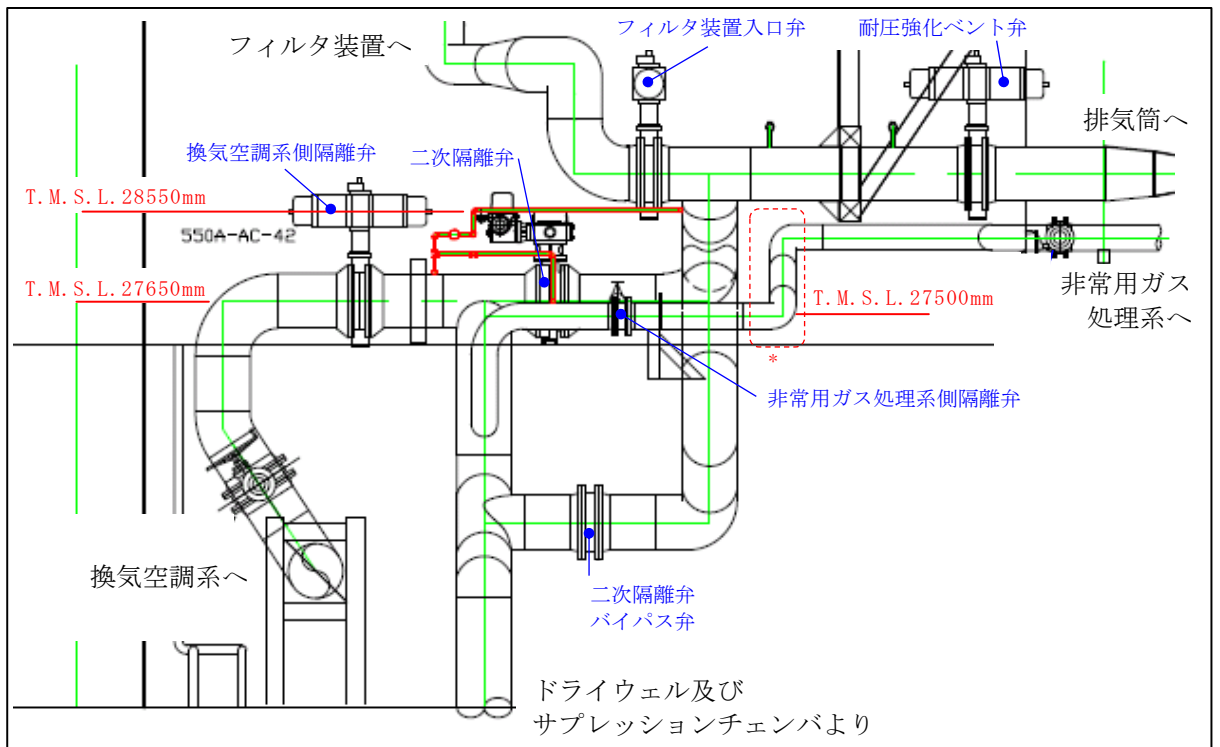


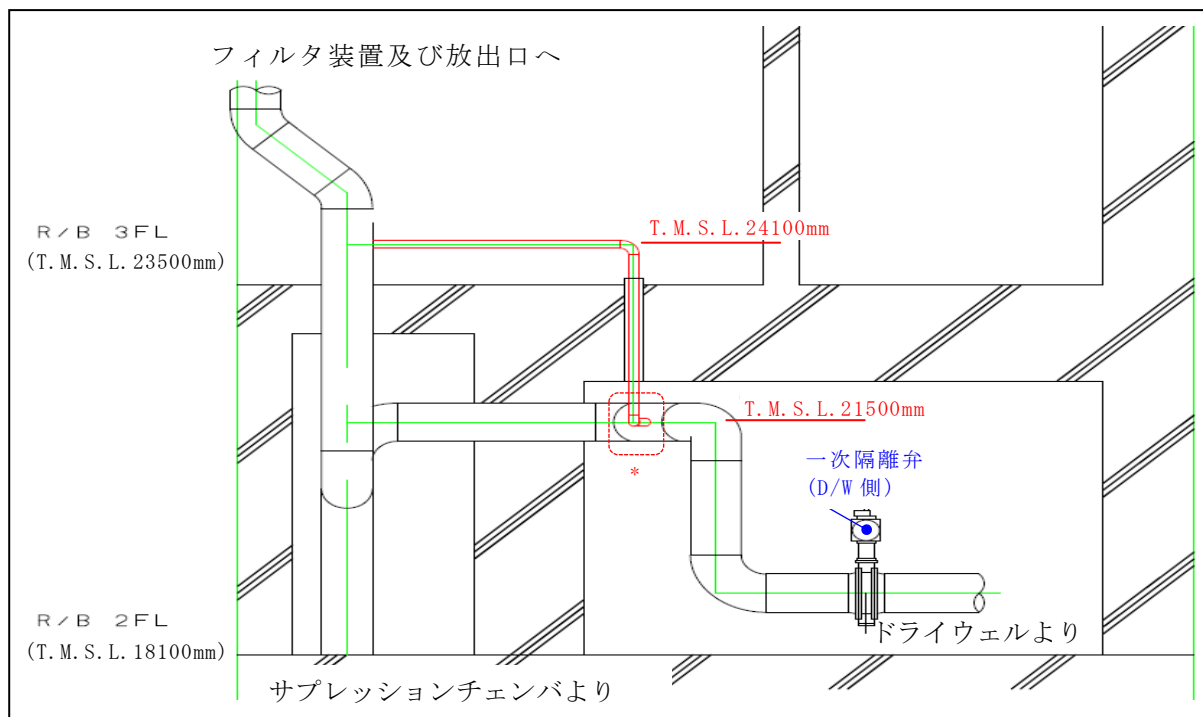
図 1.2-4 主ラインから他系統と隔離する弁までの配管鳥瞰図



注記\*：非常用ガス処理系の配管には上向き枝管が存在するが、上流の非常用ガス処理系側隔離弁で隔離しており水素流入がないことから、非常用ガス処理系側隔離弁以降の配管において、水素ガスが不燃限界濃度を超過して蓄積することはない。

図 1.2-5 非常用ガス処理系及び換気空調系までの配管に対するバイパスラインの設置位置図





注記\* : D/W ベントラインに対するバイパスラインは、上向き枝管ではなく水平枝管として分岐させているが、バイパスラインのガスは、主ラインにおける分岐点とバイパスラインの合流点の圧力差（主ラインをベントガスが流れることにより発生する圧力損失）を駆動力として流れることから、水平枝管であっても水素ガスを排出する流れは生成される。

図 1.2-6 D/W ベントラインに対するバイパスラインの設置位置

この系統状態における水素燃焼防止対策概要を図1.2-7に、水素濃度監視設備（格納容器内水素濃度）及び酸素濃度監視設備（格納容器内酸素濃度）の概要図を図1.2-8に、事故シーケンス（大破断LOCA+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失）におけるG値を設計基準事故ベースとした場合の原子炉格納容器の気相濃度の推移を図1.2-9及び図1.2-10に示す。なお、図に示す原子炉格納容器の水素ガス及び酸素ガスの気相濃度については、MAAP解析に基づく水-ジルコニウム反応により発生する水素ガスに加え、MAAP解析で考慮していない水の放射線分解によって発生する水素ガス及び酸素ガスについても考慮している。

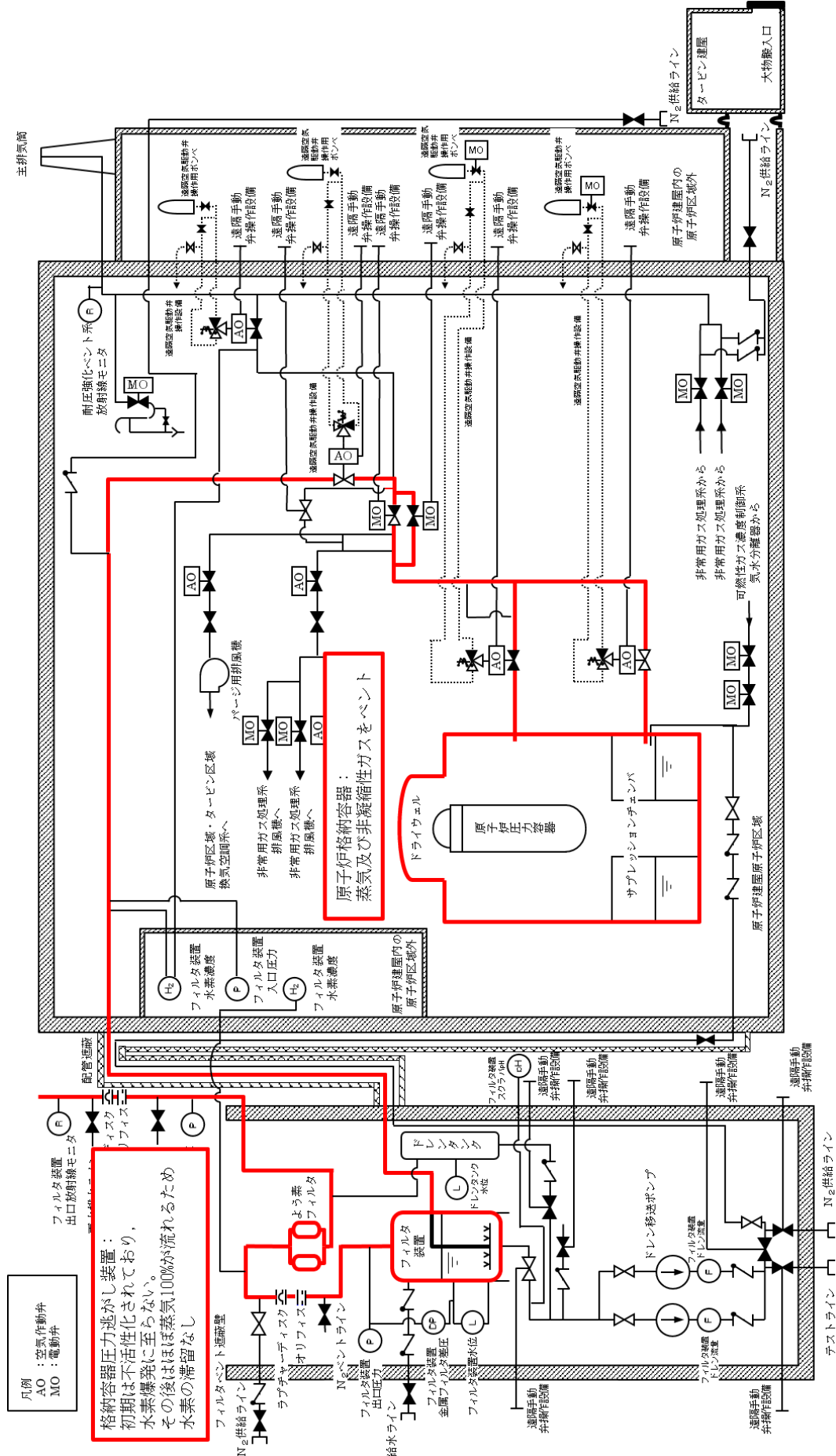


図1.2-7 水素燃焼防止対策（系統運転状態）

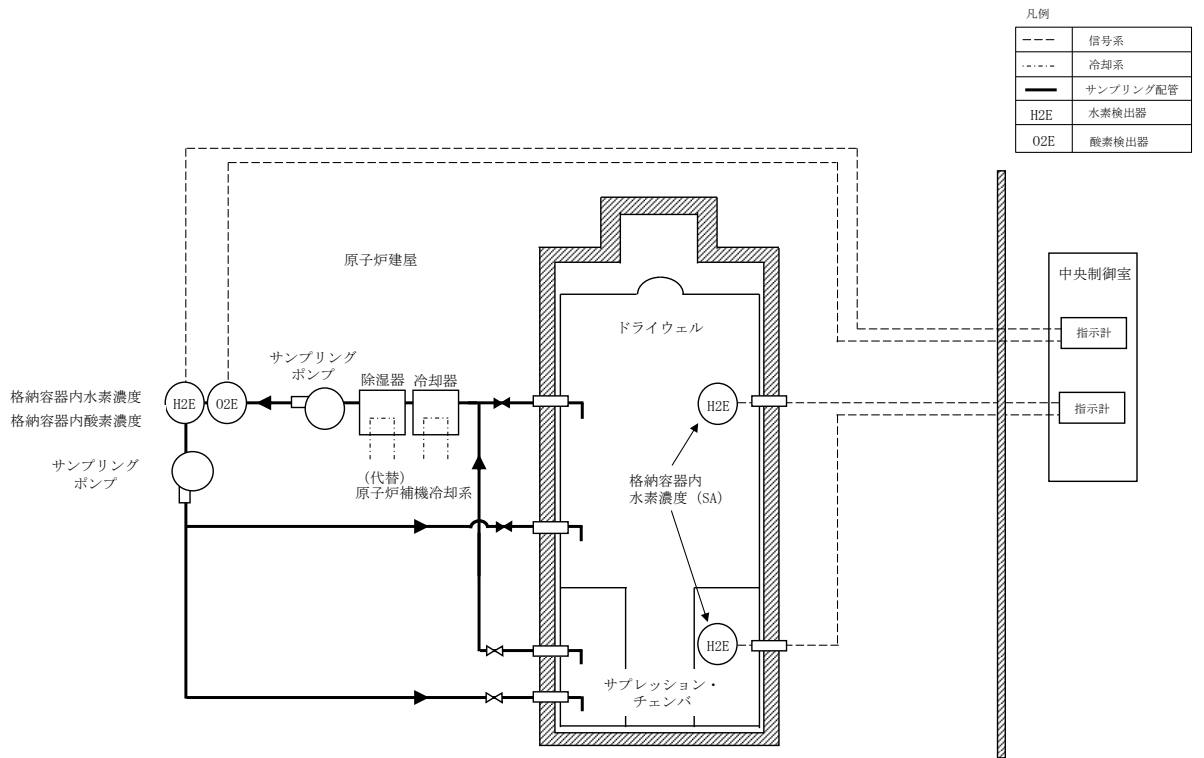


図 1.2-8 水素濃度監視設備（格納容器内水素濃度）及び酸素濃度監視設備（格納容器内酸素濃度）に関する系統概要図

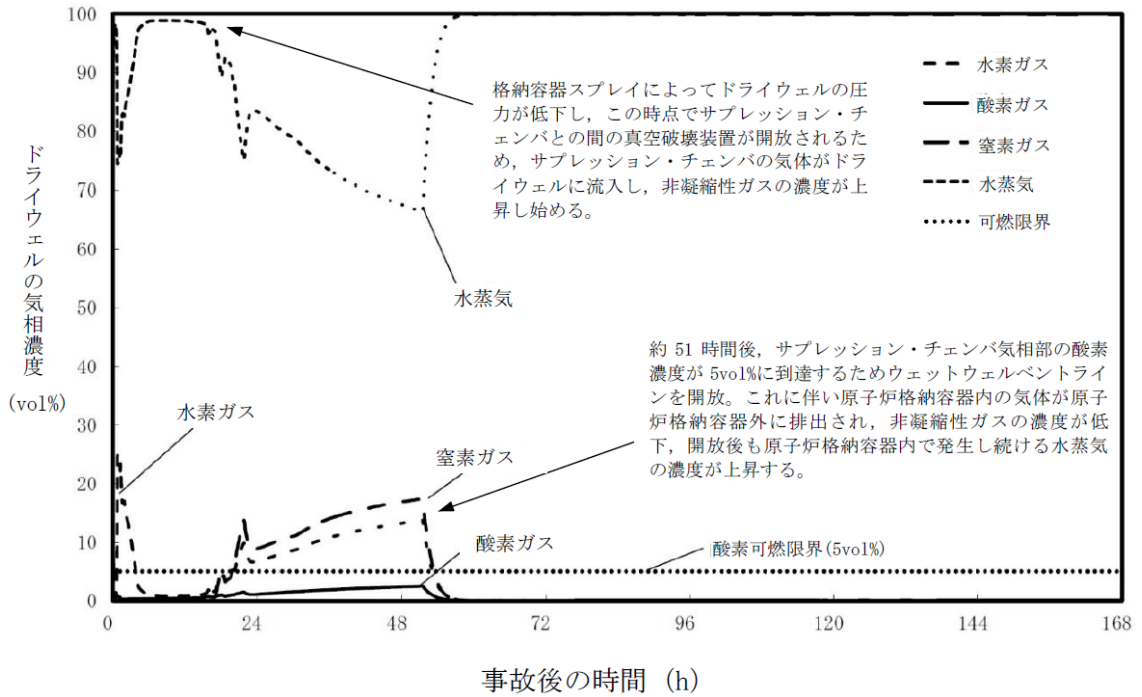


図1.2-9 事故シーケンス（大破断LOCA+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失）におけるG値を設計基準事故ベースとした場合のドライウエルの気相濃度の推移（ウェット条件）\*

注記\*：令和元年6月19日付け「原規規発第1906194号」をもって許可を受けた「柏崎刈羽原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書」添付書類十7.2.4 水素燃焼 7.2.4.2 格納容器破損防止対策の有効性評価(3)有効性評価の結果における第7.2.4-12図 G値を設計基準事故ベースとした場合のドライウエルの気相濃度の推移（ウェット条件）

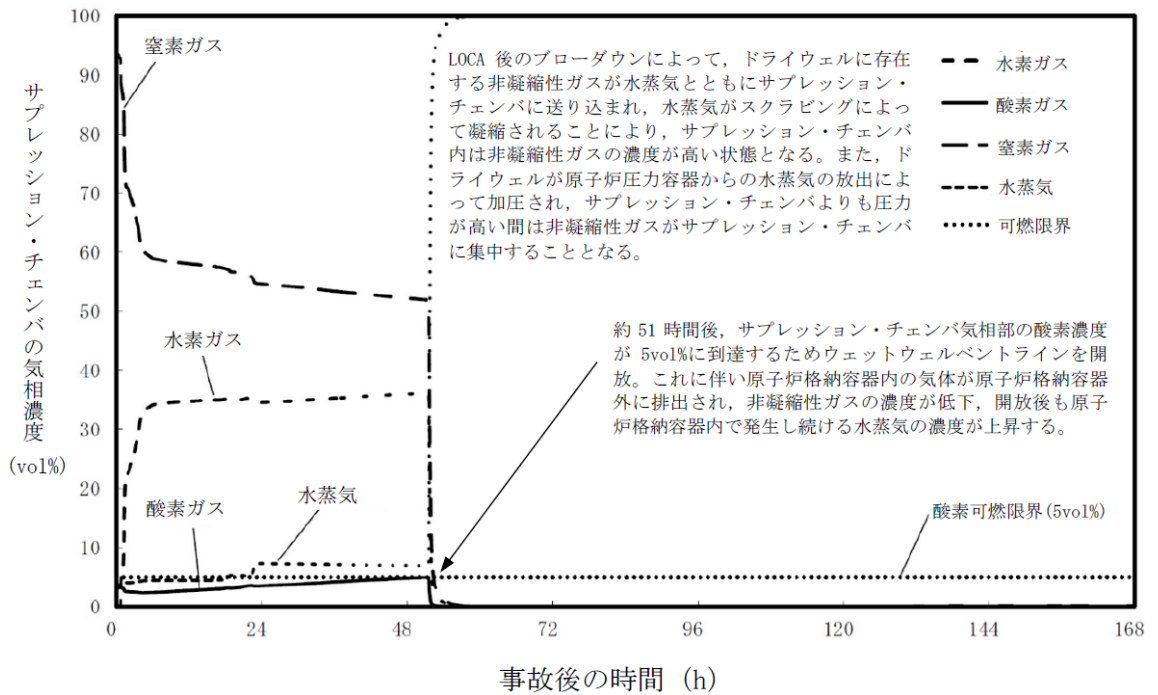


図1.2-10 事故シーケンス（大破断LOCA+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失）  
 におけるG値を設計基準事故ベースとした場合の  
 サプレッションチェンバの気相濃度の推移（ウェット条件）\*

注記\*：令和元年6月19日付け「原規規発第1906194号」をもって許可を受けた「柏崎刈羽原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書」添付書類  
 十7.2.4 水素燃焼 7.2.4.2 格納容器破損防止対策の有効性評価(3)有効性評価の結果における第7.2.4-13図 G値を設計基準事故ベースとした場合のサブプレッション・チェンバの気相濃度の推移（ウェット条件）

(4) 系統運転状態②：非凝縮性ガス排出（ベント開始後1時間程度）後

a. 水素燃焼防止対策

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

b. 系統における水素濃度監視

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

c. 対向流による空気の流入

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

この系統状態における水素燃焼防止対策概要は図1.2-7と同様である。

(5) ベント停止後

a. 水素燃焼防止対策

ベント停止後、スクラバ水の放射線分解により水素ガス及び酸素ガスが発生するため、フィルタ装置の上流から可搬型窒素供給装置等による窒素ガス供給を間欠的に実施し、系統のパージを継続することで、水素燃焼を防止する。

窒素ガス供給を実施する場合、可燃限界濃度に到達するまでに十分な時間があることを確認している（3.可搬型窒素供給装置 参照）。

b. 系統における水素濃度監視

系統における水素濃度に関しては、窒素ガス供給による系統パージ停止後において、水素ガスが長期的に系統内に滞留しないことを確認するため、監視を実施する。

c. ドレン移送ライン使用時における原子炉格納容器内への空気流入の影響について

ベント停止後は、図1.2-11に示すとおり、ドレン移送ポンプを用いてスクラバ水をサプレッションチェンバへ移送することとしている。ベント実施中、スクラバ水をサプレッションチェンバへ移送した後は、ドレン移送ポンプ下流側配管は可搬型窒素供給装置によって窒素ガスを封入することとしている。そのため、ドレン移送ラインに酸素ガスは存在しないことから、ベント停止後にスクラバ水をサプレッションチェンバへ移送することにより、原子炉格納容器に空気が流入することはない。

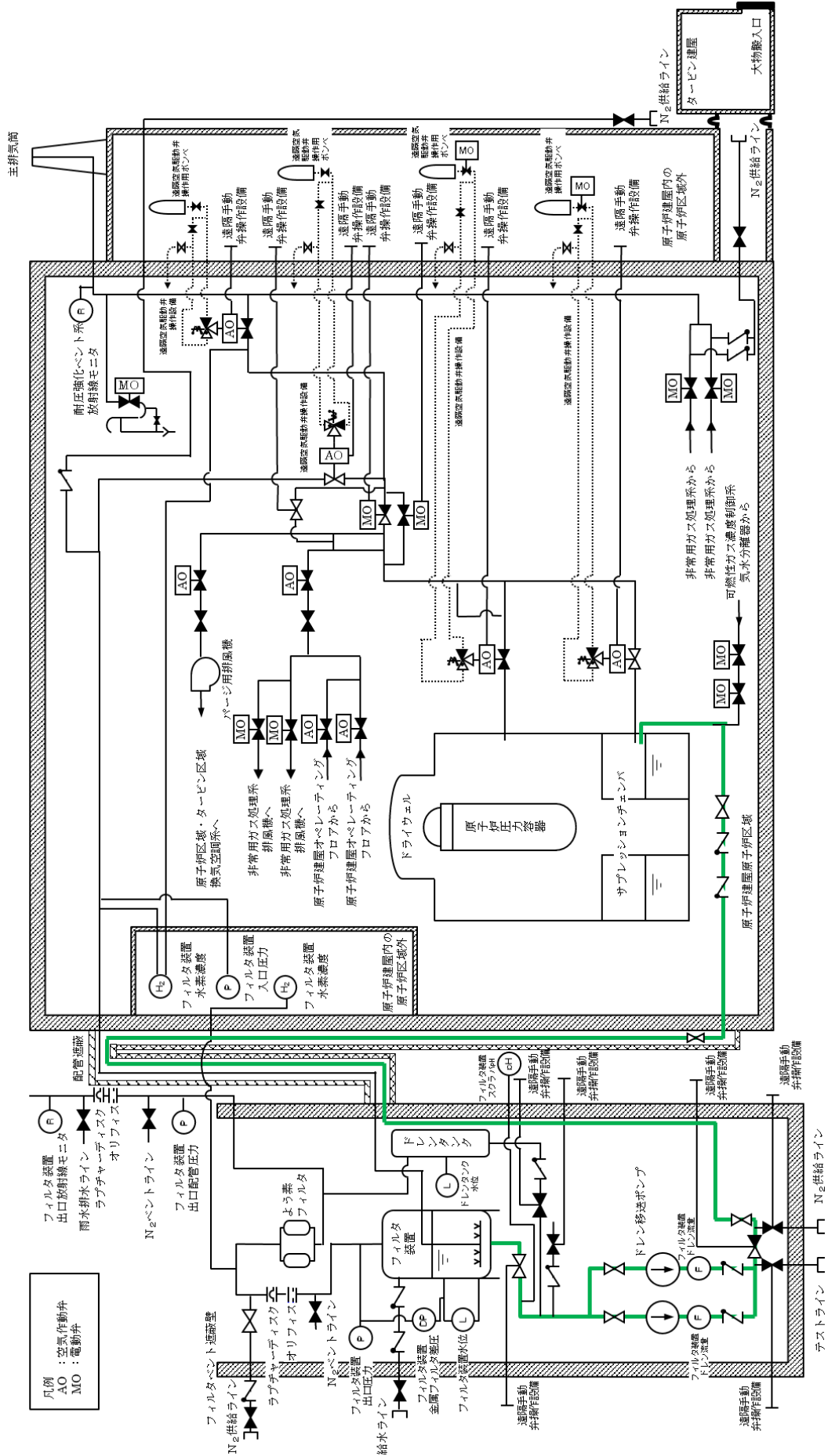


図1.2-11 移送ライン系統概要図





## 2. フィルタベント遮蔽壁

炉心の著しい損傷が発生した場合において、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場合には、原子炉格納容器内又はフィルタ装置内で発生した水素ガスが、フィルタ装置に設置するフランジ部から漏えいするリスクが考えられる。しかしながら、フィルタ装置を設置しているフィルタベント遮蔽壁は側壁のみの構造であり大気開放されていることから、フィルタベント遮蔽壁内で水素燃焼が発生することはない。

### 3. 可搬型窒素供給装置

可搬型窒素供給装置の窒素容量は、ベント停止後の格納容器圧力逃がし装置における水素滞留防止のため、窒素ガスの供給を行い、格納容器圧力逃がし装置の系統内の水素濃度を4vol%（水素ガスの可燃限界濃度）未満あるいは酸素濃度を5vol%（水素ガスを燃焼させる下限濃度）未満に維持することを考慮して設定している。

可搬型窒素供給装置の主要な仕様を表3-1に示す。

表 3-1 可搬型窒素供給装置の主要仕様

窒素容量	70Nm <sup>3</sup> /h以上
窒素純度	99vol%
窒素供給圧力	0.5MPa 以上 (可搬型窒素供給装置出口にて)

以下に、可搬型窒素供給装置による窒素置換の考え方について示す。

#### 3.1 スクラバ水で発生する水素ガス・酸素ガスにより系統内が可燃限界となるまでの評価

ベント実施時において、スクラバ水内に蓄積された放射性物質の影響により、水の放射線分解にて発生する水素ガス・酸素ガスの生成速度及び積算生成量について評価を行った。事故シーケンスとしては大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失とし、38 時間後に W/W 及び D/W よりベントを行った条件とした。

評価結果を図 3.1-1 及び図 3.1-2 に示す。

なお、スクラバ水は沸騰しているものと想定し、水素ガス発生量の G 値は 0.4\*、酸素ガス発生量の G 値は 0.2\*を用いた。

注記\*：電力共同研究「事故時放射線分解に関する研究」（昭和 63 年 3 月）に基づき、柏崎刈羽原子力発電所 6,7 号機の可燃性ガス濃度制御系の評価に採用している沸騰状態の G 値である。なお、G 値は重大事故等時の環境下では上記の値よりも低いという実験結果が得られている。このため、今回の評価において上記の G 値を用いることは保守的な扱いになっているものと考ええる。

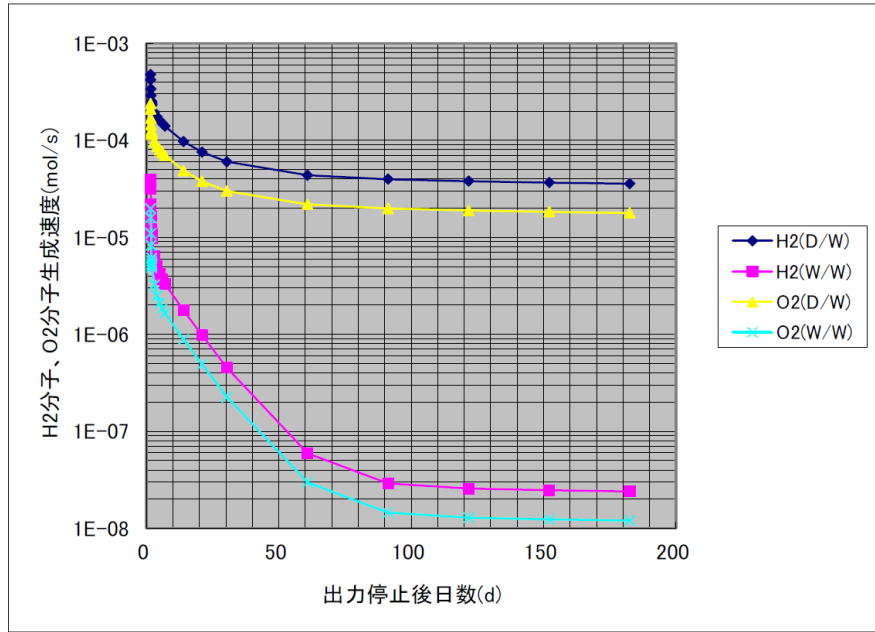


図 3.1-1 スクラバ水内での水素・酸素分子の生成量速度

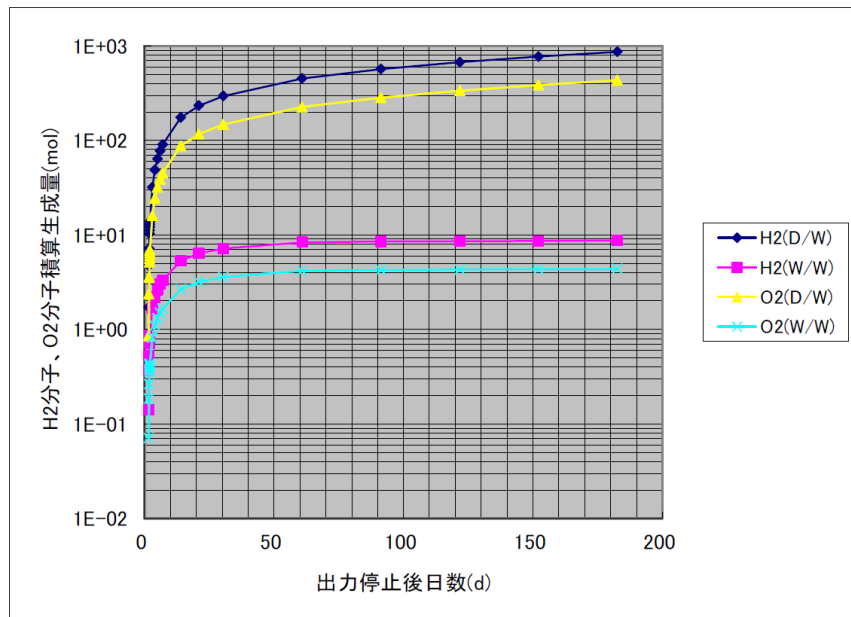


図 3.1-2 スクラバ水内での水素・酸素分子の積算生成量

上記をもとに、ベント停止後に系統内の水素ガス及び酸素ガスが可燃限界濃度となるまでの概略時間について計算を行った。可燃限界の基準としては、NUREG/CR-2726 Light Water Reactor Hydrogen Manual に示されている水素-空気-水蒸気の燃焼、爆轟限界の関係及び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の「水素及び酸素により原子炉格納容器の安全性を損なうおそれがある場合」の判断基準（水素濃度 4vol%以上、かつ酸素濃度 5vol%以上）に基づき、水素ガス 4vol%以上、酸素ガス 5vol%以上、水蒸気 60vol%以下とした。なお、保守

的な条件として，系統内の水蒸気が外気温度まで冷却されて凝縮する時間は考慮せず，ベント停止後直ちに水蒸気は凝縮するものとする。

NUREG/CR-2726 Light Water Reactor Hydrogen Manual の水素-空気-水蒸気の燃焼，爆轟限界の関係を図 3.1-3，評価条件を表 3.1-1，評価結果を図 3.1-4 及び図 3.1-5 に示す。

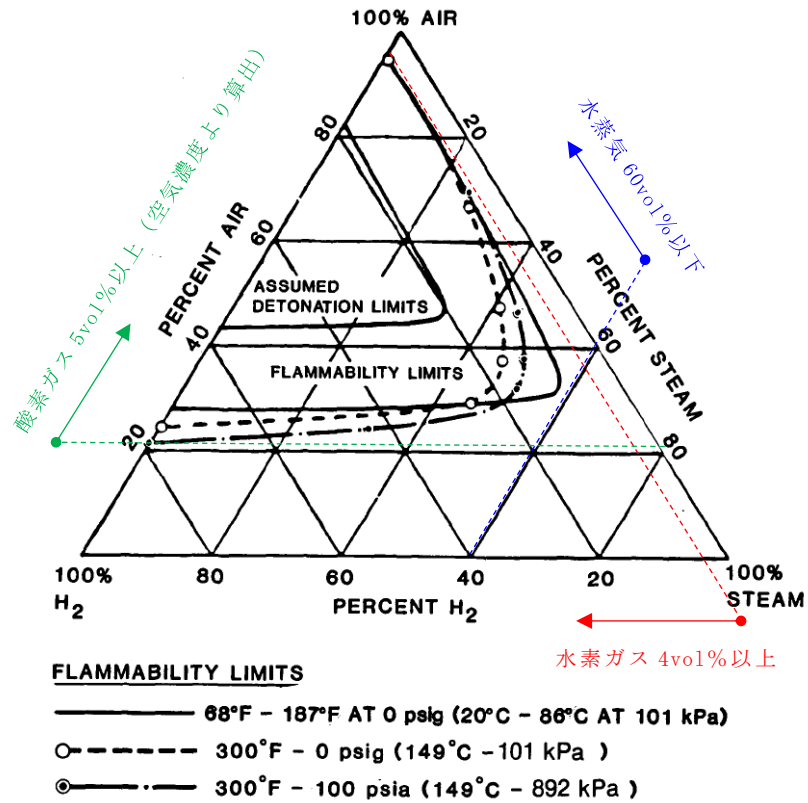


図 3.1-3 水素-空気-水蒸気の燃焼，爆轟限界の関係

表 3.1-1 評価条件一覧

評価対象	主な評価条件
フィルタ装置 上流側 (ベント停止 後直ちに窒素 置換を行わな い場合)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・隔離弁を閉止後に窒素置換を行わず，系統内配管での放熱によってベントガスに含まれていた水蒸気が凝縮してフィルタ装置上流側配管が負圧（46℃で約 0.1atm）になることにより，スクラバ水がフィルタ装置上流側配管に約 9m 吸い上げられたと仮定した。</li> <li>・系統内の気体のモル組成として，水素ガスと酸素ガス以外はすべて水蒸気と仮定した。また，初期の系統内の気体条件として，水素ガス 1vol%，酸素ガス 1vol% が系統内に存在すると仮定した。</li> <li>・スクラバ水に蓄積された FP によって水素ガス・酸素ガスが発生する範囲としては，フィルタ装置内の配管からフィルタ装置上流側配管の水面までの範囲とした。</li> <li>・スクラバ水位はノズル上端から 0.5m と仮定し，吸い上げにより下限水位を下回らないものとした。</li> <li>・水素ガス，酸素ガスが蓄積する範囲としては，保守的に水面から真上の第一エルボまでの小さな空間で評価した。</li> </ul>
フィルタ装置 上流側 (ベント停止 後直ちに窒素 置換を行う場 合)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・隔離弁を閉止後に窒素置換を行い，フィルタ装置上流側配管が窒素ガスで置換（1atm）されたと仮定した。（スクラバ水がフィルタ装置上流側配管に吸い上げられることはない。）</li> <li>・系統内の気体のモル組成として，水素ガスと酸素ガス以外はすべて窒素ガスと仮定した。また，初期の系統内の気体条件として，水素ガス 1vol%，酸素ガス 1vol% が系統内に存在すると仮定した。</li> <li>・スクラバ水に蓄積された FP によって水素ガス・酸素ガスが発生する範囲としては，フィルタ装置内の配管からフィルタ装置上流側配管の水面までの範囲とした。</li> <li>・スクラバ水位はスクラバノズル上端部から 2.2m（上限水位）と仮定し，水素ガス，酸素ガスが蓄積する範囲としては，保守的に水面から真上の第一エルボまでの小さな空間で評価した。</li> </ul>
フィルタ装置 下流側	<ul style="list-style-type: none"> <li>・隔離弁を閉止した後に窒素置換を行わないことと仮定した。</li> <li>・スクラバ水位はノズル上端から 2.2m（上限水位）と仮定した。</li> <li>・保守的に狭い空間体積への水素ガス・酸素ガスの蓄積を評価することとし，フィルタ装置気層部から下流側配管への水素・酸素ガスの拡散が起こらないものと仮定して評価を行った。</li> <li>・フィルタ装置下流はラブチャーディスクが開放されていることから，初期ガス組成としては，空気 1atm とした。</li> </ul>

K7 ① V-1-8-1 別添 3 R1

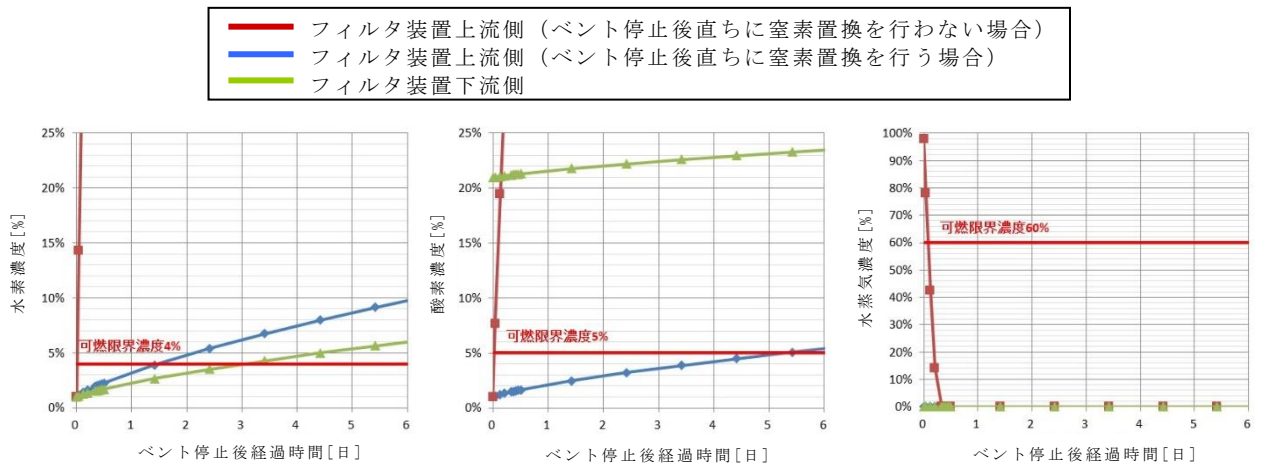


図 3.1-4 水素・酸素・水蒸気濃度のベント停止後の時間経過 (D/W ベント時)

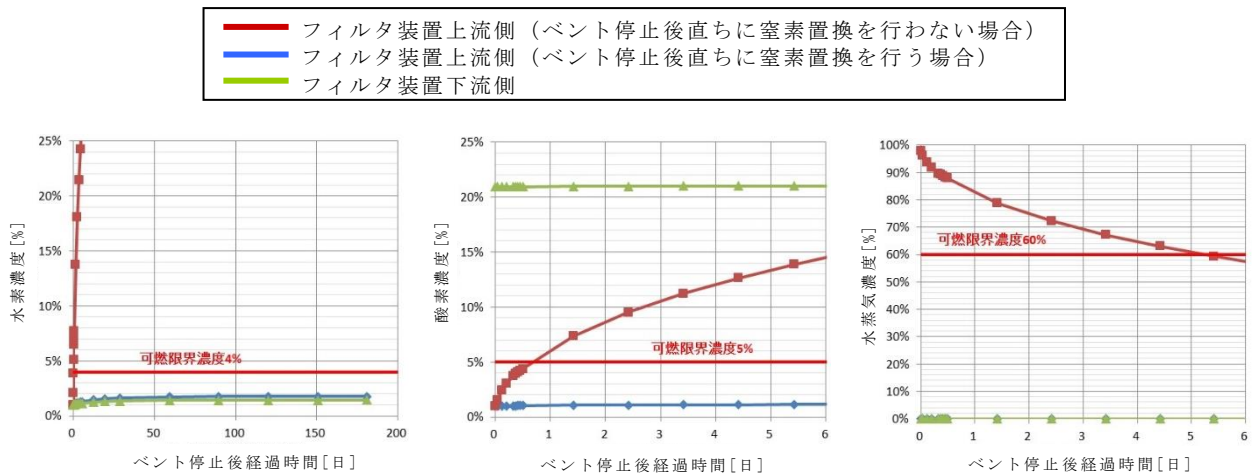


図 3.1-5 水素・酸素・水蒸気濃度のベント停止後の時間経過 (W/W ベント時)

評価を行った結果、ベント停止後直ちに窒素置換を行わない場合では、D/W ベントの場合は約 2 時間後、W/W ベントの場合は 5 日後以降にフィルタ装置上流側の水蒸気濃度が 60vol%以下となり、可燃限界に達した。

一方で、ベント停止後直ちに窒素置換を行う場合では、D/W ベントの場合では 3 日後以降にフィルタ装置下流側の水素濃度が 4vol%以上（酸素濃度は大気開放のため 5vol%以上）となり、可燃限界に達した。W/W ベントの場合では、180 日後でも可燃限界に到達することはなかった。

### 3.2 窒素置換完了までの所要時間について

格納容器圧力逃がし装置の簡略化したモデルにおいて、可搬型窒素供給装置を用いて系統内に蓄積した水素ガスを窒素置換し、水素濃度が可燃限界濃度以下となるのに必要な時間を評価した。

評価条件を表 3.2-1、評価モデルを図 3.2-1 に示す。

表 3.2-1 評価条件

項目	値
解析コード	S T A R - C C M +
可搬型窒素供給装置 流量	70 Nm <sup>3</sup> /h*
可搬型窒素供給装置 ガス組成	窒素ガス 99vol%，酸素ガス 1vol%
系統内初期ガス組成	窒素ガス 91vol%，酸素ガス 5vol%，水素ガス 4vol%
FV 系統モデル	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 図 3.2-1 参照</li> <li>・ 強制対流と濃度差に伴う混合ガスの相互拡散を考慮する。</li> </ul>

注記\*：可搬型窒素供給装置の窒素供給能力としては、純度 99vol%以上の窒素ガスを、70Nm<sup>3</sup>/h の流量にて供給可能である。

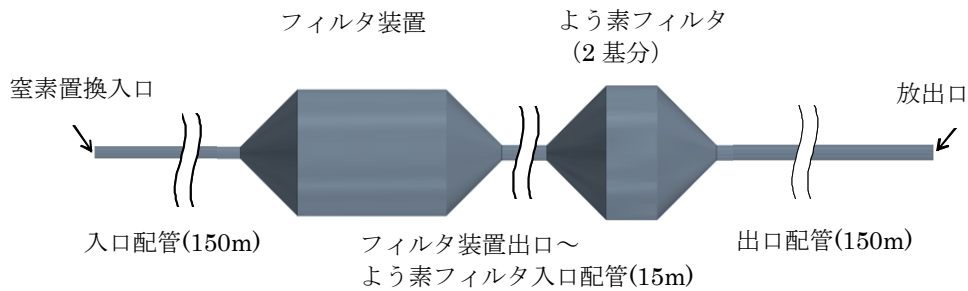


図 3.2-1 窒素置換評価モデル

上記条件にて系統内の水素濃度の時間的変化の評価を行った結果を図 3.2-2 及び図 3.2-3 に示す。窒素置換開始から約 3 時間程度で系統内全域の水素濃度が 1 vol%を下回った。以上より、可搬型窒素供給装置は系統内が可燃限界に達した状態から約 3 時間程度で水素濃度を 1vol%以下に下げる能力を有している。

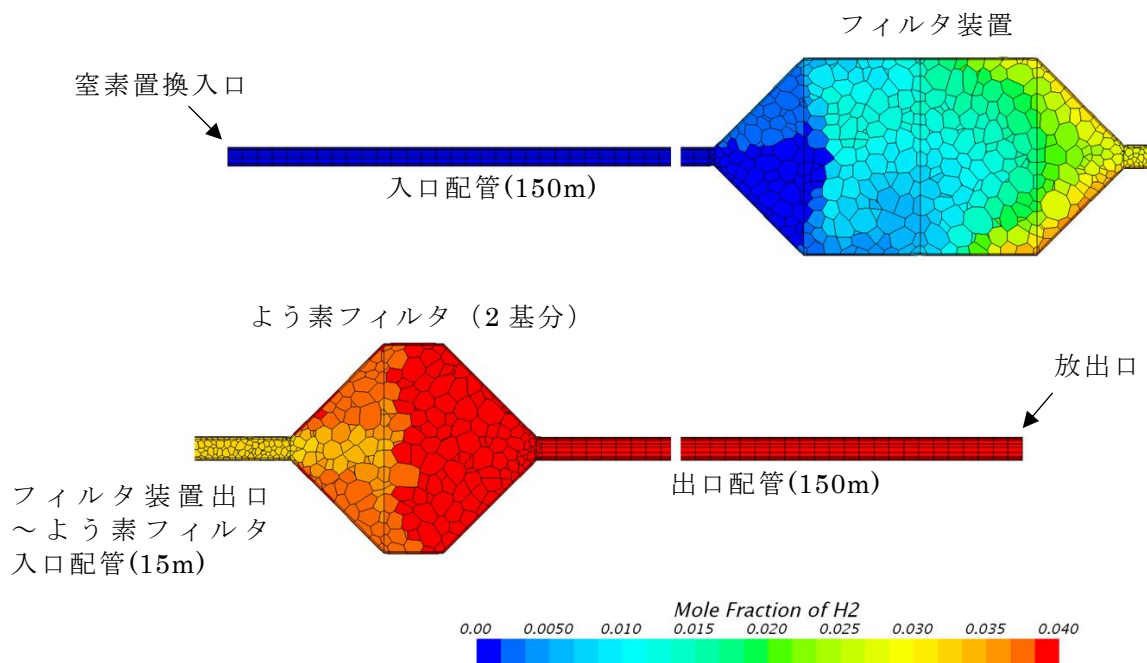


図 3.2-2 格納容器圧力逃がし装置の水素濃度分布（窒素置換開始から 1 時間後）

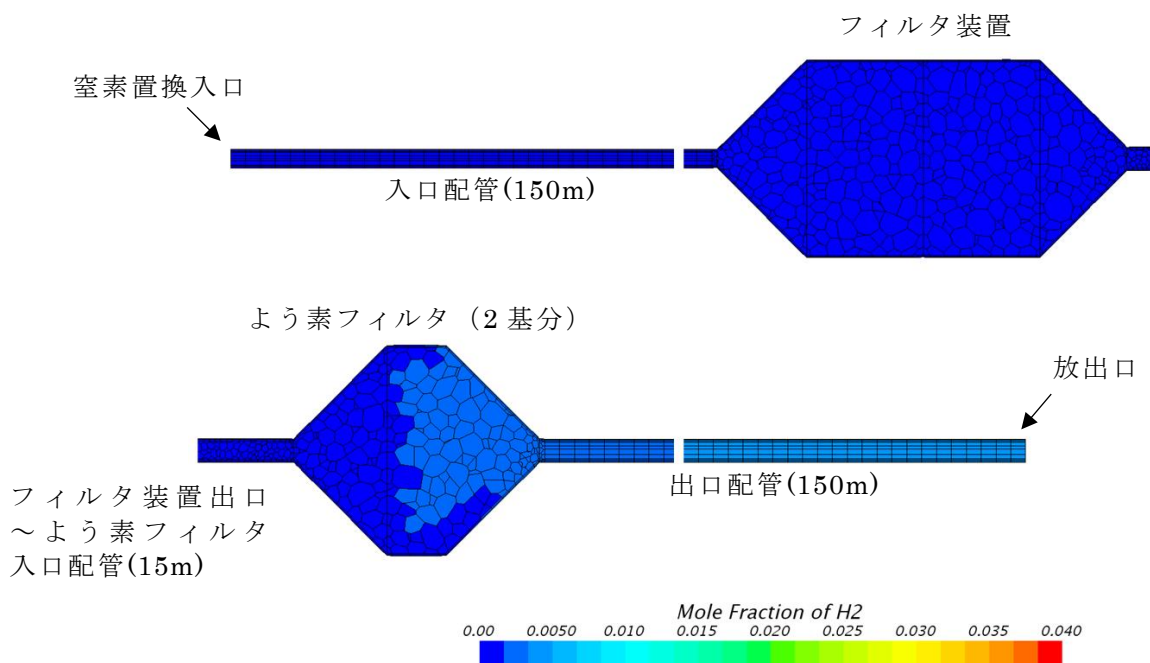


図 3.2-3 格納容器圧力逃がし装置の水素濃度分布（窒素置換開始から 3 時間後）



### 3.3 窒素置換を間欠的に行う場合の妥当性について

窒素置換が完了後に窒素置換作業を停止し、次回窒素置換を開始するまでの時間余裕について評価を行った。その結果、3.1に示すとおり D/W ベントの場合は3日後以降に可燃限界に達したが、W/W ベントの場合は180日以上可燃限界に達することとはなかった。したがって、間欠的に窒素置換を行うことは可能である。

間欠的に窒素置換を行う際の、窒素置換を停止する際の判断基準としては、3.2の評価に基づき、系統内配管頂部に設置されているフィルタ装置水素濃度により監視を行い、可搬型窒素供給装置の窒素供給能力(70Nm<sup>3</sup>/hにおいて窒素濃度99vol%)、及びフィルタ装置水素濃度の誤差を考慮して、規定時間窒素置換を実施し、その上で水素濃度が可燃限界未満になった時点で窒素置換を停止する。

窒素置換を間欠的に実施する運用のイメージを図3.3-1に示す。ベント停止時には、直ちに窒素置換を開始できるように、予め可搬型窒素供給装置の配備を行い、ベント停止後直ちに窒素置換を開始する運用とする。また、窒素置換完了後にはフィルタ装置水素濃度の誤差(±2.0vol%)を考慮して水素濃度を監視しつつ、水素濃度が4vol%に到達する前に間欠的に窒素置換を行うこととする。

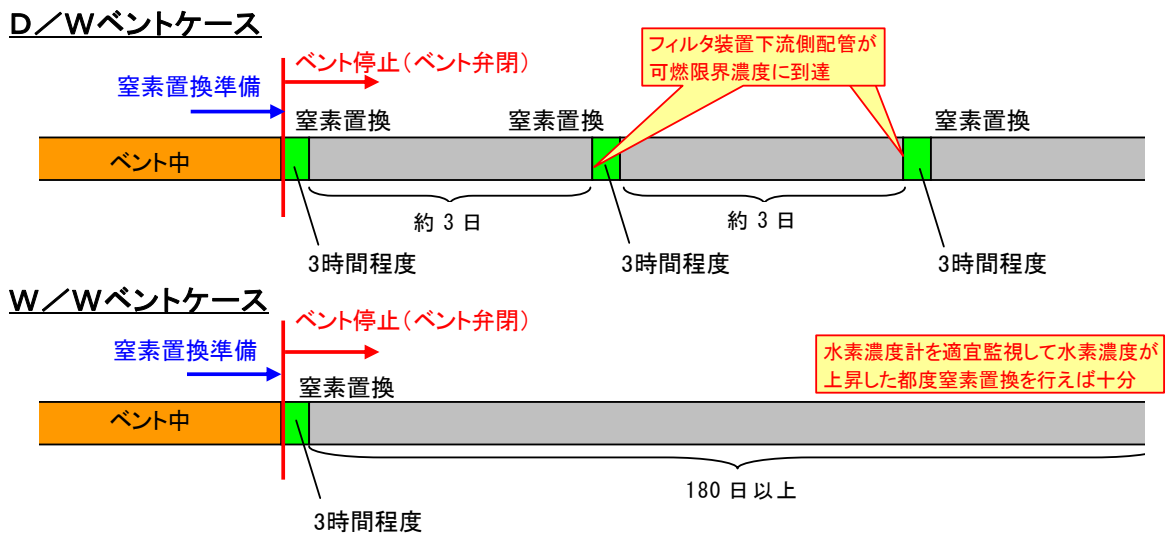


図 3.3-1 ベント停止後の間欠的な窒素置換運用

V-1-8-2 原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書

## 目 次

1. 概要	1
2. 基本方針	1
2.1 原子炉格納容器の破損を防止するための水素濃度低減設備	1
2.1.1 可燃性ガス濃度制御系	2
2.1.2 耐圧強化ベント系	2
2.1.3 格納容器圧力逃がし装置	3
2.1.4 格納容器内水素濃度(SA)及び格納容器内水素濃度並びに格納容器内酸素濃度	4
2.2 原子炉建屋等の損傷を防止するための水素濃度低減設備	4
2.2.1 静的触媒式水素再結合器	4
2.2.2 原子炉建屋水素濃度	5
3. 原子炉格納施設の水素濃度低減性能の評価	12
4. 原子炉格納施設の水素濃度低減設備の詳細設計	12
4.1 原子炉格納容器の破損を防止するための水素濃度低減設備	12
4.1.1 可燃性ガス濃度制御系	12
4.1.2 耐圧強化ベント系	12
4.1.3 格納容器圧力逃がし装置	13
4.1.4 格納容器内水素濃度(SA)及び格納容器内水素濃度並びに格納容器内酸素濃度	14
4.2 原子炉建屋等の破損を防止するための水素濃度低減設備	14
4.2.1 静的触媒式水素再結合器	14
4.2.2 原子炉建屋水素濃度	17
4.3 水素濃度低減設備に係る電源	18
4.3.1 可燃性ガス濃度制御系	18
4.3.2 耐圧強化ベント系	18
4.3.3 格納容器圧力逃がし装置	18
4.3.4 格納容器内水素濃度(SA)及び格納容器内水素濃度並びに格納容器内酸素濃度	18
4.3.5 静的触媒式水素再結合器	18
4.3.6 原子炉建屋水素濃度	19

### 別添 1 静的触媒式水素再結合器の設計

別紙 1 計算機プログラム（解析コード）の概要

別紙 2 計算機プログラム（解析コード）の概要

## V-1-8-2-別添 1 静的触媒式水素再結合器の設計

## 目 次

1. 概要	1
1.1 設置目的	1
2. 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備	1
2.1 水素濃度抑制系	1
2.1.1 水素濃度抑制系の主要仕様	1
2.1.2 水素濃度抑制系の設計方針	3
2.1.3 水素濃度抑制系の設計仕様	5
2.2 原子炉建屋原子炉区域の水素挙動	7
2.2.1 解析条件	12
2.2.2 解析結果	22
2.3 水素濃度監視設備	28
2.3.1 水素濃度監視設備の概要	28
2.3.2 水素濃度監視設備の主要仕様	28

別紙 1 静的触媒式水素再結合器の性能確認試験について

別紙 2 反応阻害物質ファクタについて

別紙 3 静的触媒式水素再結合器の周辺機器に対する悪影響防止について

別紙 4 静的触媒式水素再結合器動作監視装置について

別紙 5 静的触媒式水素再結合器の性能維持管理について

## 1. 概要

### 1.1 設置目的

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

#### (1) 水素濃度抑制系

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

PARの動作確認を行うため、静的触媒式水素再結合器動作監視装置（以下「PAR動作監視装置」という。）としてPARの入口側及び出口側に温度計を設置し、PARの動作状態を中央制御室及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）から監視できる設計とする。また、PAR動作監視装置の電源については、重大事故等対処設備である常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備から給電が可能な設計とする。

#### (2) 水素濃度監視設備

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止するために原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内の水素濃度が変動する可能性のある範囲にわたり測定できる設備として、原子炉建屋水素濃度を設ける設計とする。

原子炉建屋水素濃度は、中央制御室及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）において連続監視できる設計とする。原子炉建屋水素濃度は、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。

## 2. 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備

### 2.1 水素濃度抑制系

#### 2.1.1 水素濃度抑制系の主要仕様

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止するため、水素濃度抑制系としてPARを設置する。なお、設置するPARは、国際的な性能試験の実績があり、欧米で納入実績のあるNIS社製のPARを採用する。

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

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

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

PARは、周囲の水素の濃度上昇に応じて結合反応を開始する。触媒反応により水素と酸

素を結合させ、その反応熱による上昇流により触媒表面のガスの流れを促し、結合反応を維持する。触媒を通過したガス及び結合反応により生じた水蒸気は、PARの上方の排気口より空間内に拡散する。

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

PARの主要仕様を表2-1、概要図を図2-1に示す。

表2-1 PARの主要仕様

(1) 静的触媒式水素再結合器		
種類	触媒反応式	
水素処理容量	0.250kg/h (1基当たり) (水素濃度 4vol%, 大気圧, 温度 100℃)	
最高使用温度	300℃	
(2)ハウジング		
材料	ハウジング	[Redacted]
	ブラケット	
寸法	全高	
	幅	
	奥行	
(3) 触媒カートリッジ		
材料	外装パーツ	[Redacted]
	リベット等小物部品	
寸法	幅	
	全高	
	厚さ	
カートリッジ枚数	11枚 (1基当たり)	
(4) 触媒		
基盤材	酸化アルミニウム (アルミナ)	
触媒材質	パラジウム	

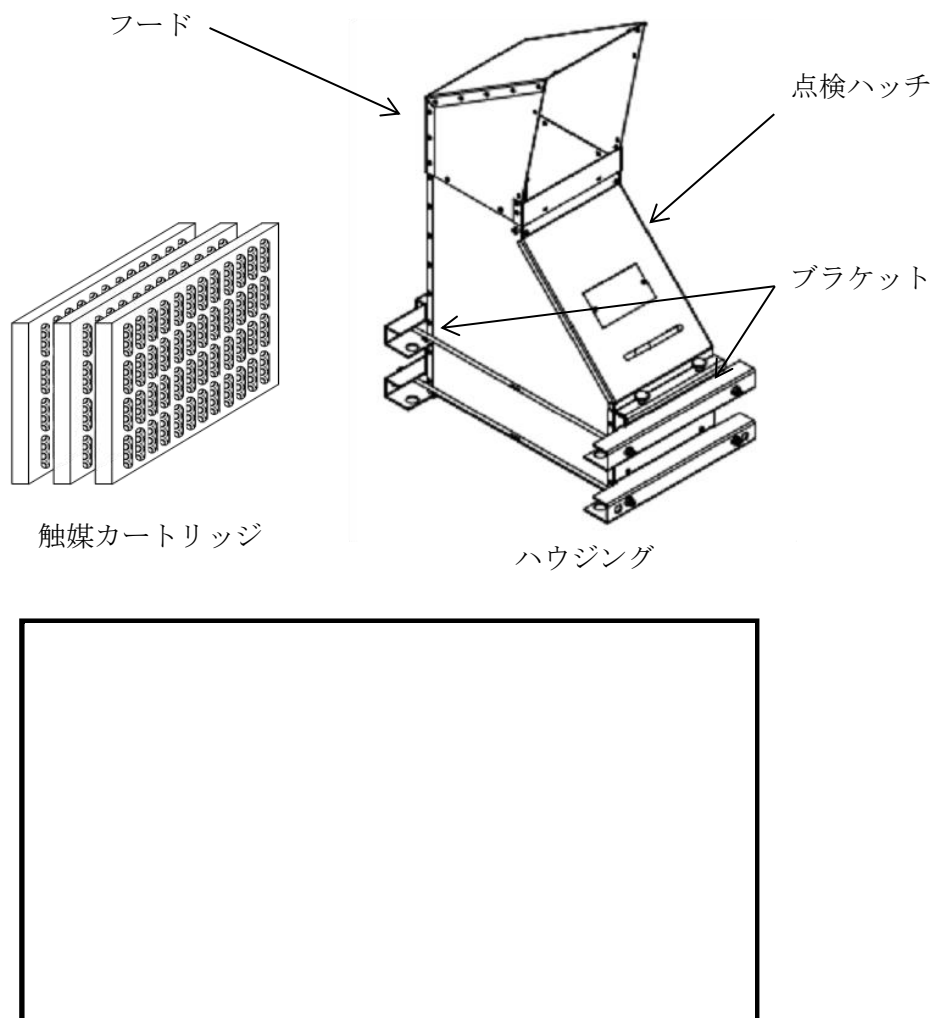


図 2-1 PAR の概要図

### 2.1.2 水素濃度抑制系の設計方針

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

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

#### (1) 水素漏えい条件

水素漏えい条件は、表 2-2 に示すとおり、有効性評価結果を踏まえた条件より十分保守的に設定している。



表 2-2 PAR 設計条件における水素漏えい条件

項目	設計条件	(参考) 有効性評価結果 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損))
水素発生量	約 1600kg (AFC (燃料有効部被覆管) 100%相当)	約 600kg (AFC 約 39%相当)
格納容器漏えい率	10%/day	約 1.0%/day : AEC 式 (2Pd 時)

a. 水素発生量(AFC 100%)について

有効性評価シナリオ (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損))  
における水素発生量は、約 600kg (AFC 約 39%相当の水素発生量) であるが、更に過酷な  
条件として、約 1600 kg (AFC100%相当) が発生するものとして PAR を設計する。

b. 格納容器漏えい率について

重大事故時で原子炉格納容器圧力が設計圧力を超える場合の格納容器漏えい率は、以  
下の AEC (Atomic Energy Commission) の式から設定する。重大事故時は、原子炉格納容  
器圧力が設計圧力の 2 倍 (以下「2Pd」という。) を超えないように運用するため、2Pd に  
おける格納容器漏えい率が最大漏えい率となり、事故時条件として 200 °C, 2Pd, AFC100 %  
相当の水素発生量を想定した場合におけるガス組成 (水素 33vol%, 窒素 21vol%, 水蒸気  
46vol%) を踏まえると、AEC の式から約 1.0%/day となる。この値は、有効性評価結果を  
包含した条件であるが、更に過酷な条件として 10%/day の漏えい率を仮定し、PAR を設  
計する。

(AEC の式)

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

L : 格納容器漏えい率

L<sub>0</sub> : 設計漏えい率

P<sub>t</sub> : 格納容器内圧力

P<sub>a</sub> : 格納容器外圧力

P<sub>b</sub> : 格納容器設計圧力

R<sub>t</sub> : 事故時の気体定数

R<sub>b</sub> : 空気の気体定数

T<sub>t</sub> : 格納容器内温度

T<sub>b</sub> : 格納容器設計温度

2.1.3 水素濃度抑制系の設計仕様

PAR 設計方針に基づき設定した PAR の設計仕様を表 2-3 に示す。

表 2-3 PAR 設計仕様

項目	仕様
水素処理容量	0.250kg/h (1 基当たり) (水素濃度 4vol%, 大気圧, 温度 100°Cにおいて)
PAR 設置基数	56 基
設置箇所	原子炉建屋地上 4 階 (原子炉建屋オペレーティングフロア)

(1) 水素処理容量について

PAR の水素処理容量は、以下の基本性能評価式によって表される。

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

DR : 水素処理容量 [kg/h (1 基当たり)]

A : 定数

$C_{H_2}$  : PAR 入口水素濃度 [vol%]

P : 圧力 [ $10^5$ Pa]

T : 温度 [K]

SF : スケールファクタ [—]

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

スケールファクタは、触媒カートリッジの寸法及び間隔を開発当時と同じとすることを前提とし、開発試験時に使用された触媒カートリッジ枚数 (88 枚) に対して、実機で使用する PAR の触媒カートリッジ枚数の比として設定されている。柏崎刈羽原子力発電所第 7 号機で使用する PAR の触媒カートリッジ枚数は、11 枚であり、スケールファクタは、「11/88 (=0.125)」となる。

これらに表 2-4 の条件を設定し、PAR の水素処理容量は、0.250kg/h (1 基当たり) (水素濃度 4vol%, 大気圧, 100°C) とする。

表 2-4 水素処理容量設定の条件

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

(2) PAR 設置基数

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

反応阻害物質ファクタとは、重大事故時に原子炉格納容器内に存在するガス状よう素による PAR の性能低下を考慮したものであり、柏崎刈羽原子力発電所第 7 号機の実機設計における水素処理容量は、PAR の水素処理容量  $0.250\text{kg/h}$  (1 基当たり) に  $0.5$  を乗じた  $0.125\text{kg/h}$  (1 基当たり) とする。

$$DR = A \times \left( \frac{C_{H_2}}{100} \right)^{1.307} \times \frac{P}{T} \times 3600 \times SF \times F_{\text{inhibit}} \dots\dots\dots \text{式 (2.2)}$$

DR : 水素処理容量 [kg/h (1 基当たり)]

A : 定数

$C_{H_2}$  : PAR 入口水素濃度 [vol%]

P : 圧力 [ $10^5 \text{Pa}$ ]

T : 温度 [K]

SF : スケールファクタ [=0.125]

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

これに表 2-2 で設定した PAR 設計条件を踏まえ、PAR の必要基数 54 基以上に余裕を見込み 56 基設置する。

$$\begin{aligned} \text{PAR 必要基数} &= \text{水素発生量} \times \text{格納容器漏えい率} / 24 \text{ [h/day]} / \text{設計水素処理容量} \\ &= 1600 \text{ [kg]} \times 10 \text{ [%/day]} / 24 \text{ [h/day]} / 0.125 \text{ [kg/h (1 基当たり)]} \\ &= 53.3 \text{ [基]} \end{aligned}$$

## 2.2 原子炉建屋原子炉区域の水素挙動

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




解析条件を表2-5及び表2-6に、原子炉建屋原子炉区域の解析モデルを図2-2及び図2-3に、解析モデルにおける原子炉建屋地上4階のPARの配置を図2-4に示す。



表2-5 PARの解析条件

No	項目	説明	入力値
1	PARの性能 (NIS製PAR-11) (1)水素処理容量DR	$DR = A \times \left( \frac{C_{H_2}}{100} \right)^{1.307} \times \frac{P}{T} \times 3600 \times SF$ DR : 水素処理容量 (kg/h (1基当たり)) A : 定数 <span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">          </span> CH <sub>2</sub> : PAR入口水素濃度 (vol%) P : 圧力 (10 <sup>5</sup> Pa) T : 温度 (K) SF : スケールファクタ	—
	(2)反応阻害物質 ファクタ F <sub>inhibit</sub>	プラント通常運転中及び事故時の劣化余裕を考慮する。	0.5 (事故初期より一定)
	(3)低酸素 ファクタ F <sub>lowO<sub>2</sub></sub>	低酸素ファクタは以下のとおりとする。ただし、1以上の場合は全て1とし、0未満の場合は全て0とする。  $F_{lowO_2} = 0.7421 \left( \frac{C_{O_2}}{C_{H_2}} \right)^3 - 0.6090 \left( \frac{C_{O_2}}{C_{H_2}} \right)^2 + 0.7046 \left( \frac{C_{O_2}}{C_{H_2}} \right) - 0.026$ C <sub>O<sub>2</sub></sub> : 酸素濃度 (vol%)	—
	(4)起動水素濃度 C <sub>H<sub>2</sub>on</sub>	国内試験で起動が確認されている範囲に余裕を見た値	1.5vol%
	(5)起動酸素濃度 C <sub>O<sub>2</sub>on</sub>	同上	2.5vol%
	(6)起動遅れ	考慮しない	—
2	PAR基数	実際の設置基数	56基
3	PAR設置位置	図2-4参照	—

表 2-6 その他解析条件

No	項目	解析条件	備考
1	原子炉建屋原子炉区域の条件 (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) ハッチ開口面積 (固定)	大気圧  40°C  相対湿度 70%の空気  4 階 : 36100m <sup>3</sup> 3 階 : 3400m <sup>3</sup> 2 階 : 2200m <sup>3</sup> 1 階 : 3900m <sup>3</sup> 地下 1 階 : 1200m <sup>3</sup> 地下 2 階 : 7100m <sup>3</sup> 地下 3 階 : 6100m <sup>3</sup>  4 階-3 階 : 44.5m <sup>2</sup> 3 階-2 階 : 60.6m <sup>2</sup> 2 階-1 階 : 57.5m <sup>2</sup> 1 階-地下 1 階 : 11.02m <sup>2</sup> 地下 1 階-地下 2 階 : 7.25m <sup>2</sup> 地下 2 階-地下 3 階 : 4.05m <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  原子炉建屋地上 4 階の容積は, 低減率 0.85 とする。(躯体分, 機器配管分を差し引いた値)  原子炉建屋地上 4 階以外の容積は, 原子炉建屋原子炉区域内の区画の床面積×高さにより算出  原子炉建屋原子炉区域のハッチ寸法より算出
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°C 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	原子炉建屋地上 4 階	原子炉建屋原子炉区域の気密性を考慮し設定
4	放熱条件 (1) 内壁熱伝達率 (原子炉建屋地上 4 階壁面)  (2) 壁厚さ (固定)  (3) 壁内熱伝導率 (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°C 下部壁 : 514.8m <sup>2</sup> 上部壁 : 2281.6m <sup>2</sup> 天井 : 2360.16m <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 原子炉建屋原子炉区域の外壁面における自然対流熱伝達率を想定 想定される高めの温度として設定 躯体図より算出

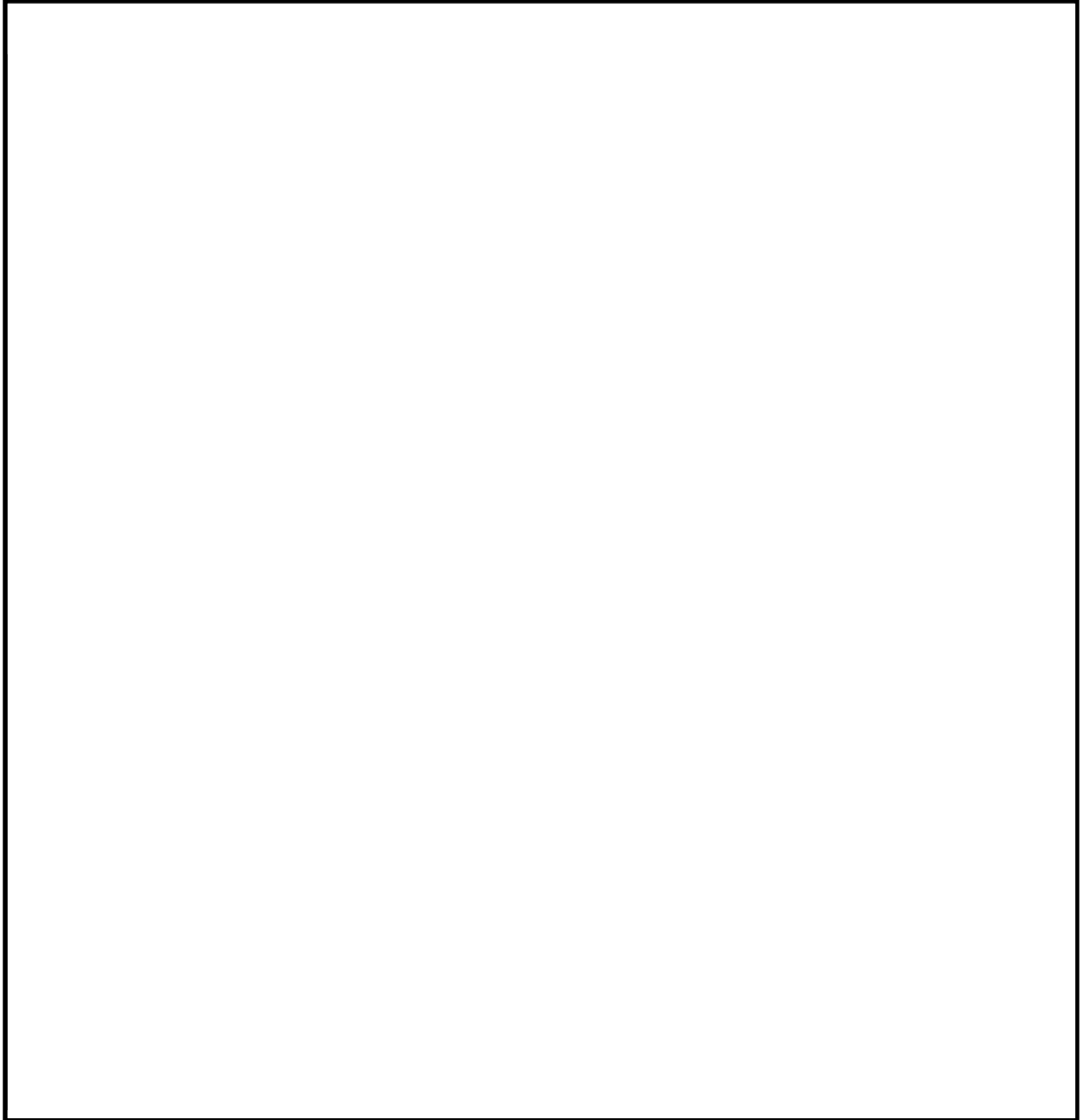


図 2-2 GOTHIC 解析モデル

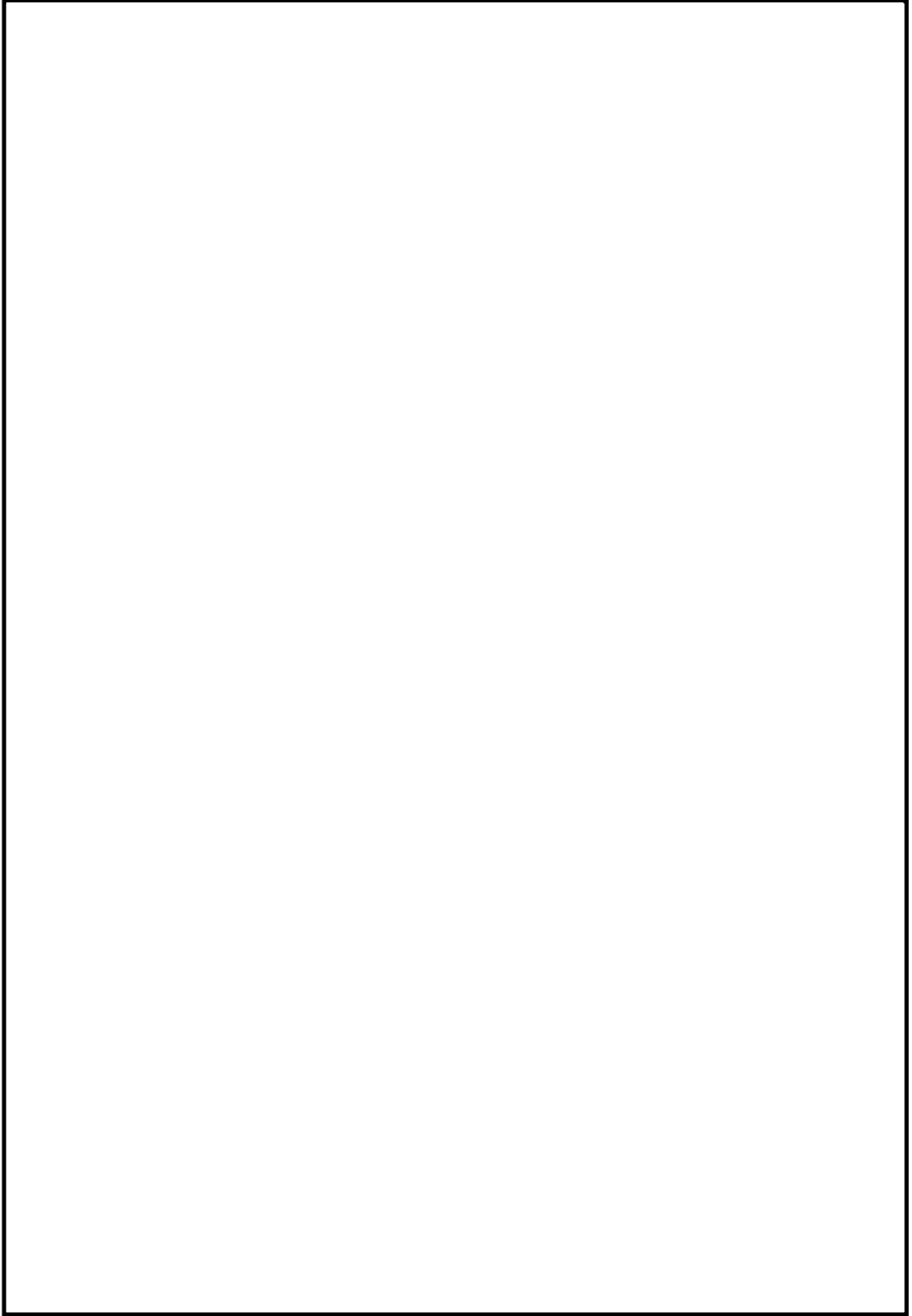


図 2-3 原子炉建屋地上 4 階サブボリューム分割イメージ

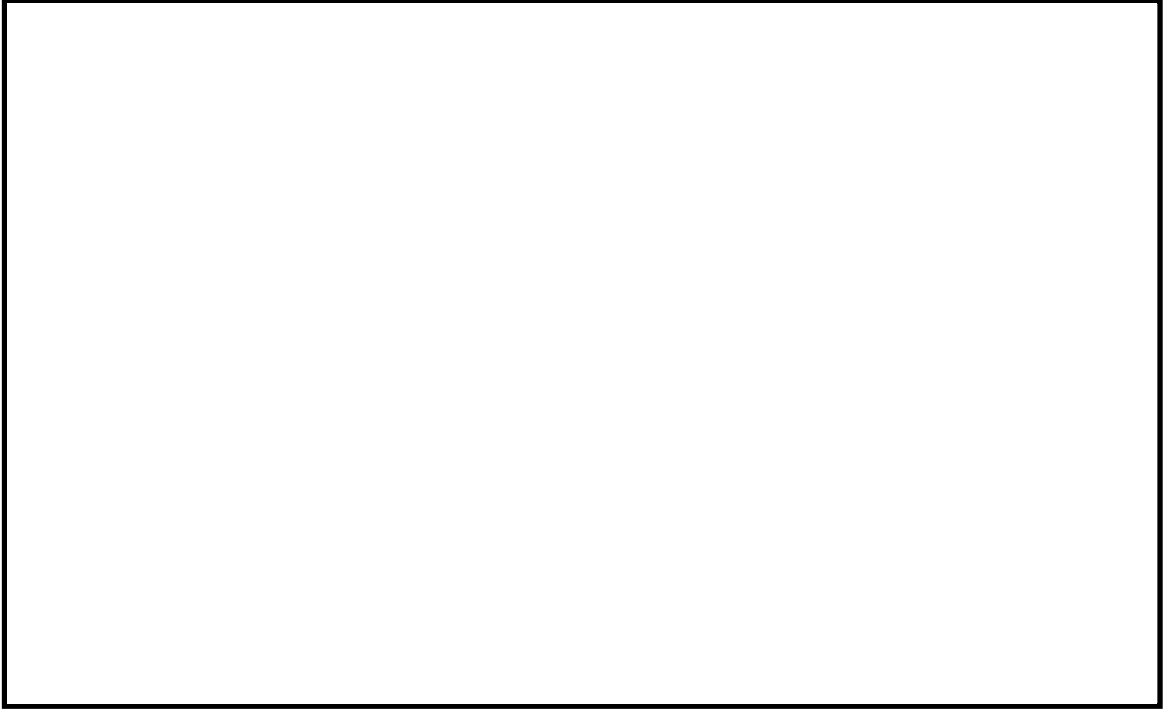


図 2-4 PAR 設置箇所



## 2.2.1 解析条件

### (1) 原子炉格納容器漏えい条件

原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉区域への漏えい条件として、「a. 有効性評価シナリオ（代替循環冷却系を使用しない場合）条件」、「b. 有効性評価シナリオ（代替循環冷却系を使用する場合）条件」、「c. 設計条件」のいずれかを用いる。

#### a. 有効性評価シナリオ（代替循環冷却系を使用しない場合）条件

原子炉格納容器からの漏えい条件を表 2-7 に示す。漏えいするガスの圧力、温度、ガス組成（水蒸気分率、水素分率、窒素分率）は、図 2-5 から図 2-7 に示す「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用しない場合）」のシナリオにおける原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器温度及び原子炉格納容器ガス組成をそれぞれ以下のとおりに設定する。

圧力については、格納容器ベント想定時刻までは格納容器限界圧力 620kPa(2Pd)とする。格納容器ベント想定時刻以降は水蒸気のみ漏えいとなり原子炉建屋原子炉区域内の水素濃度が減少に転じるため、圧力が低い方が水蒸気の漏えいが減少し、原子炉建屋原子炉区域内の水素濃度の減少が緩やかになることから、168 時間後のドライウエル内圧力の下限值以下である格納容器最高使用圧力の 0.5 倍である 155kPa(0.5Pd)とする。なお、約 59 時間後以降はサプレッションチェンバの圧力が解析条件を下回るが、水蒸気のみ漏えいであり、原子炉格納容器内の水素濃度が増加することはない、また漏えい量も小さく影響は軽微であることから、格納容器最高使用圧力の 0.5 倍である 155kPa(0.5Pd)を解析条件とする。

温度については、ドライウエル内温度が短期的に 200℃を超過するが、格納容器漏えい率を温度超過の影響も考慮して保守的に設定していること及び図 2-7 に示すとおりの水素濃度を保守的に設定していることから、格納容器限界温度 200℃とし、格納容器ベント想定時刻以降は格納容器最高使用温度 171℃とする。

ガス組成については、格納容器ベント想定時刻までは、保守的に c. 設計条件と同じとし、格納容器ベント想定時刻以降は、格納容器内は全て蒸気と仮定し、蒸気のみ漏えいが継続するものとする。

格納容器漏えい率については、格納容器ベント想定時刻までは、上記の圧力、温度、ガス組成を用いて AEC の式より算出した値(1.05%/day)及び短期的な温度超過を考慮して AEC の式より算出した値(1.06%/day)に対し、マージンを加えて 1.5%/day とする。格納容器ベント想定時刻以降は、AEC の式より算出した 0.5%/day とする。

#### b. 有効性評価シナリオ（代替循環冷却系を使用する場合）条件

原子炉格納容器からの漏えい条件を表 2-8 に示す。漏えいするガスの圧力、温度、ガス組成（水蒸気分率、水素分率、窒素分率）は、図 2-8 から図 2-11 に示す「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）」のシナリオにおける原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器温度及び原子炉格納容器ガス組成をそれぞれ以下のとおりに設定する。

圧力については、24 時間後までは格納容器限界圧力 620kPa (2Pd) とし、24 時間後から 84 時間後までは 465kPa (1.5Pd)、84 時間後以降は格納容器最高使用圧力 310kPa (1Pd) とする。

温度については、ドライウェル内温度が短期的に 200℃を超過するが、格納容器漏えい率を温度超過の影響も考慮して保守的に設定していること及び図 2-10 に示すとおり水素濃度を保守的に設定していることから、格納容器限界温度 200℃とし、84 時間後以降は格納容器最高使用温度 171℃とする。

ガス組成については、水素濃度を一定とし、窒素濃度を事象発生前の全量が原子炉格納容器内に残っていると仮定して算出し、残りを全て水蒸気とする。

格納容器漏えい率については、上記の圧力、温度、ガス組成を用いて AEC の式より算出した値 (1.05%/day) 及び短期的な温度超過を考慮して AEC の式より算出した値 (1.06%/day) を包絡する値である 1.5%/day (0~24 時間)、1.0%/day (24~84 時間)、0.75%/day (84 時間以降) とする。

c. 設計条件

原子炉格納容器からの漏えい条件を表 2-9 に示す。格納容器ベントは、想定せず、格納容器漏えい率 10%/day が一定で漏えいする保守的な条件を設定とする。

表 2-7 有効性評価シナリオ（代替循環冷却系を使用しない場合）条件

項目	解析条件	
	ベント想定時刻（38h）まで	ベント想定時刻以降
圧力	620kPa[g] (2Pd)	155kPa[g] (0.5Pd)
温度	200℃	171℃
水蒸気分率	46vol%	100vol%
水素分率	33vol%	0vol%
窒素分率	21vol%	0vol%
格納容器漏えい率	1.5%/day	0.5%/day

表 2-8 有効性評価シナリオ（代替循環冷却系を使用する場合）条件

項目	解析条件					
	D/W			S/C		
	0~24h	24~84h	84~168h	0~24h	24~84h	84~168h
圧力	620kPa[g] (2Pd)	465kPa[g] (1.5Pd)	310kPa[g] (1Pd)	620kPa[g] (2Pd)	465kPa[g] (1.5Pd)	310kPa[g] (1Pd)
温度	200℃		171℃	200℃		171℃
水蒸気分率	46vol%	41vol%	33vol%	40vol%	35vol%	27vol%
水素分率	33vol%			39vol%		
窒素分率	21vol%	26vol%	34vol%	21vol%	26vol%	34vol%
格納容器漏えい率	1.5%/day	1.0%/day	0.75%/day	1.5%/day	1.0%/day	0.75%/day
備考	地上 4 階，地上 2 階の漏えい条件			地下 1 階，地下 2 階の漏えい条件		

表 2-9 設計条件

項目	解析条件
圧力	620kPa[g] (2Pd)
温度	200℃
水蒸気分率	46vol%
水素分率	33vol%
窒素分率	21vol%
格納容器漏えい率	10%/day

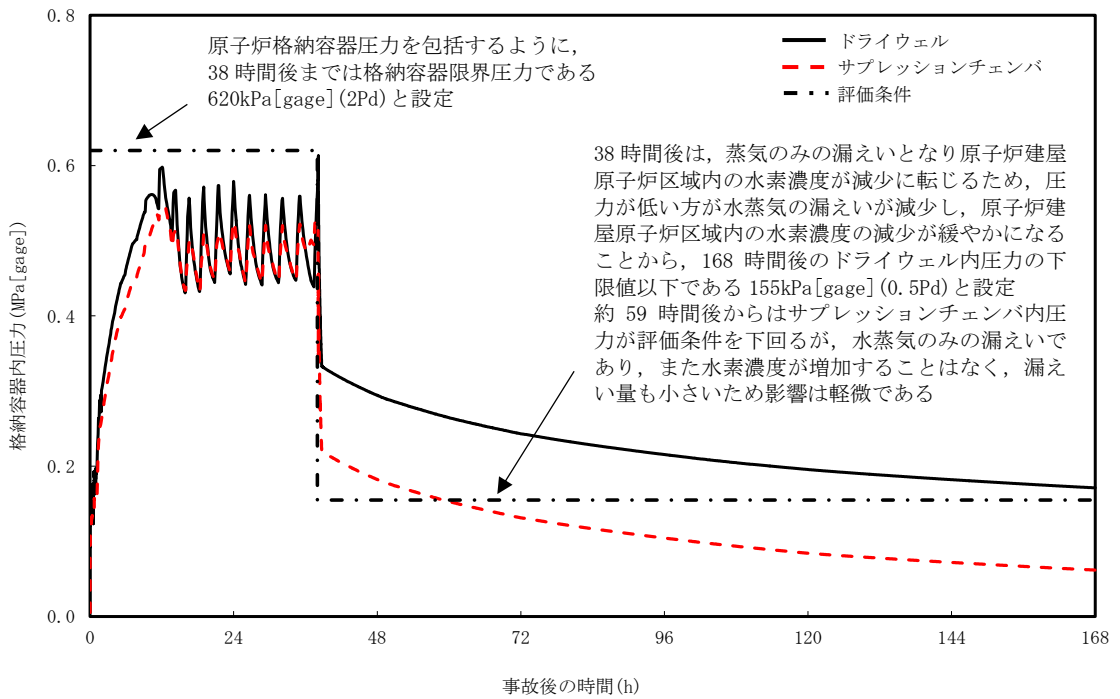


図 2-5 格納容器圧力（有効性評価シナリオ（代替循環冷却系を使用しない場合）条件）

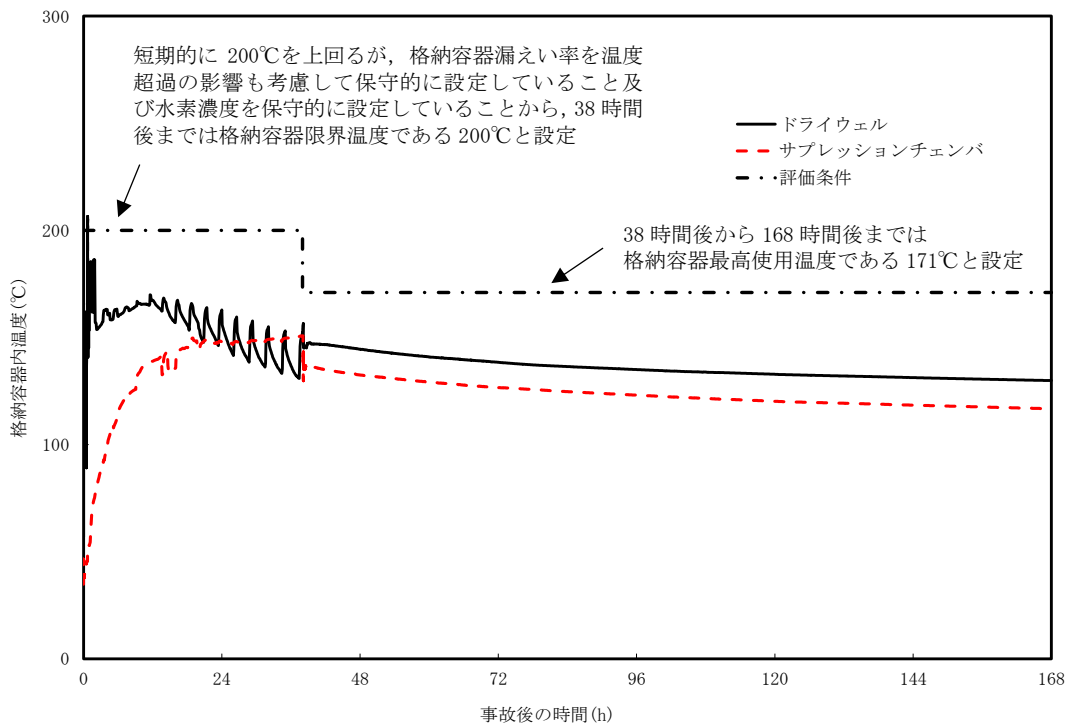


図 2-6 格納容器温度（有効性評価シナリオ（代替循環冷却系を使用しない場合）条件）

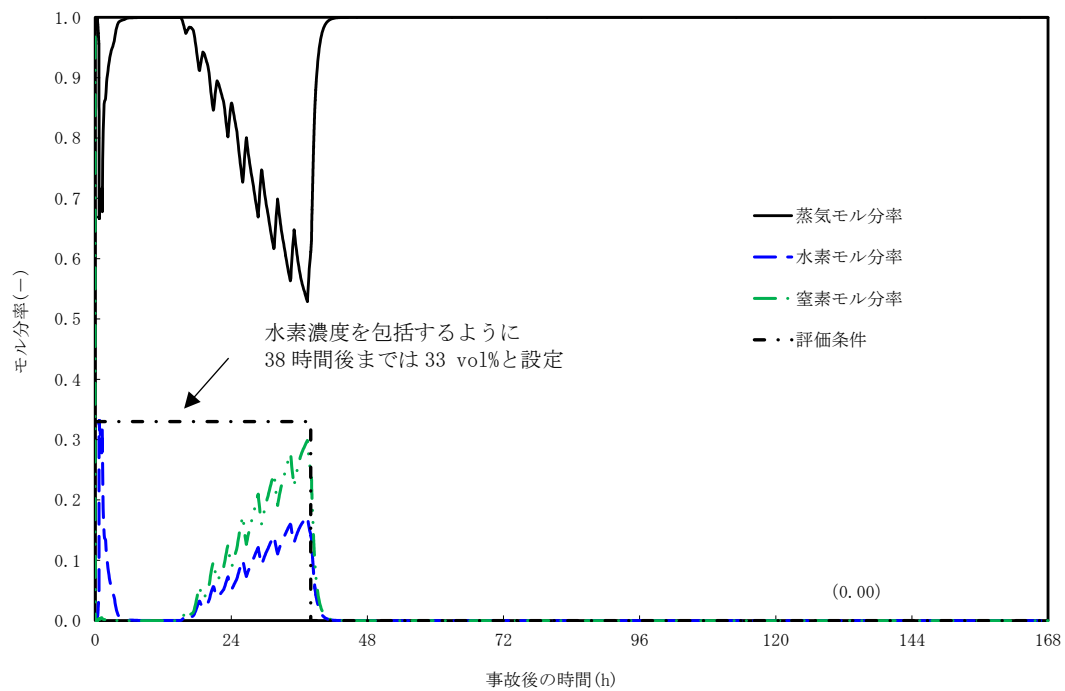


図 2-7 格納容器ガス組成（有効性評価シナリオ（代替循環冷却系を使用しない場合）条件）

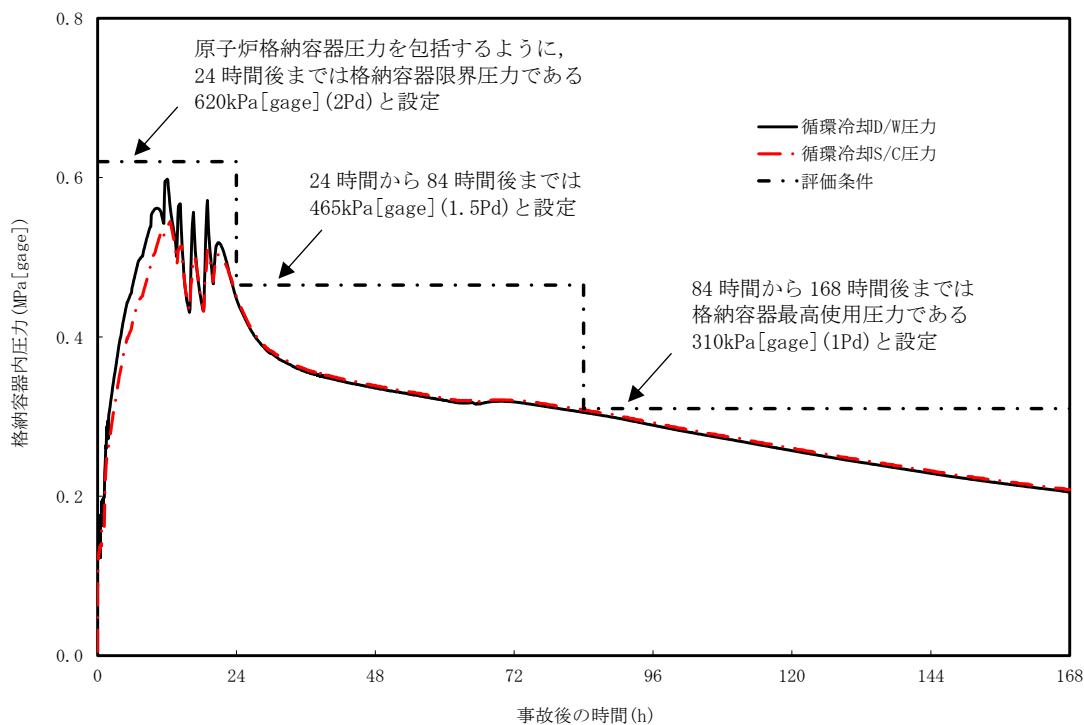


図 2-8 格納容器圧力（有効性評価シナリオ（代替循環冷却系を使用する場合）条件）

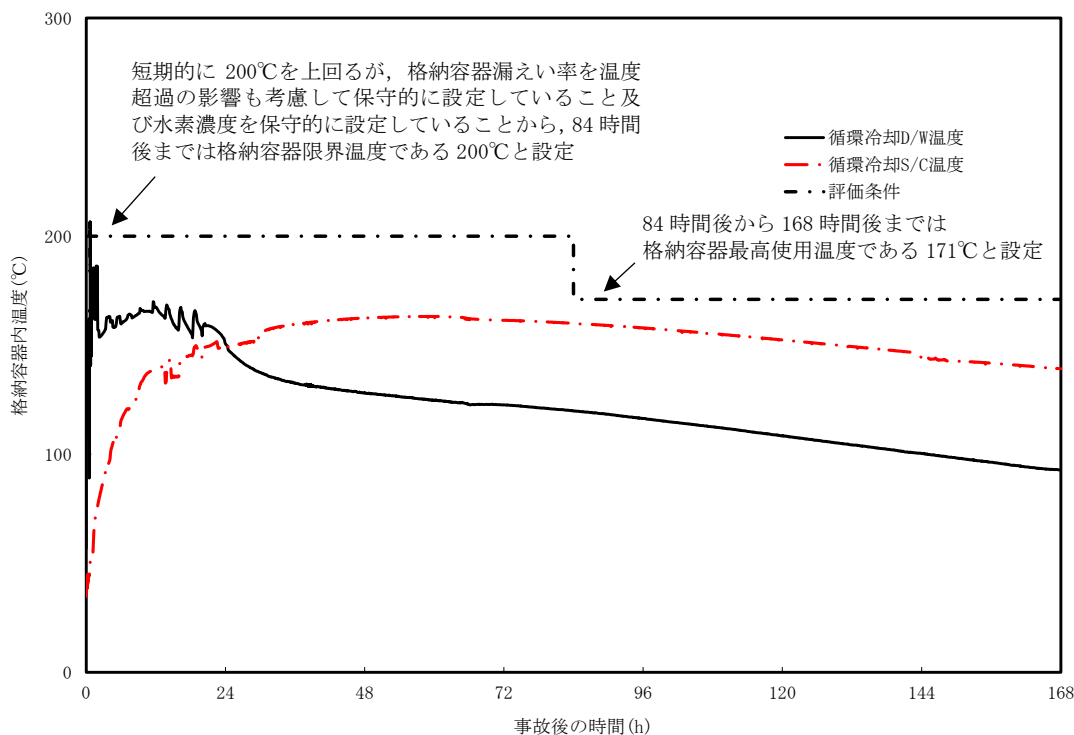


図 2-9 格納容器温度（有効性評価シナリオ（代替循環冷却系を使用する場合）条件）

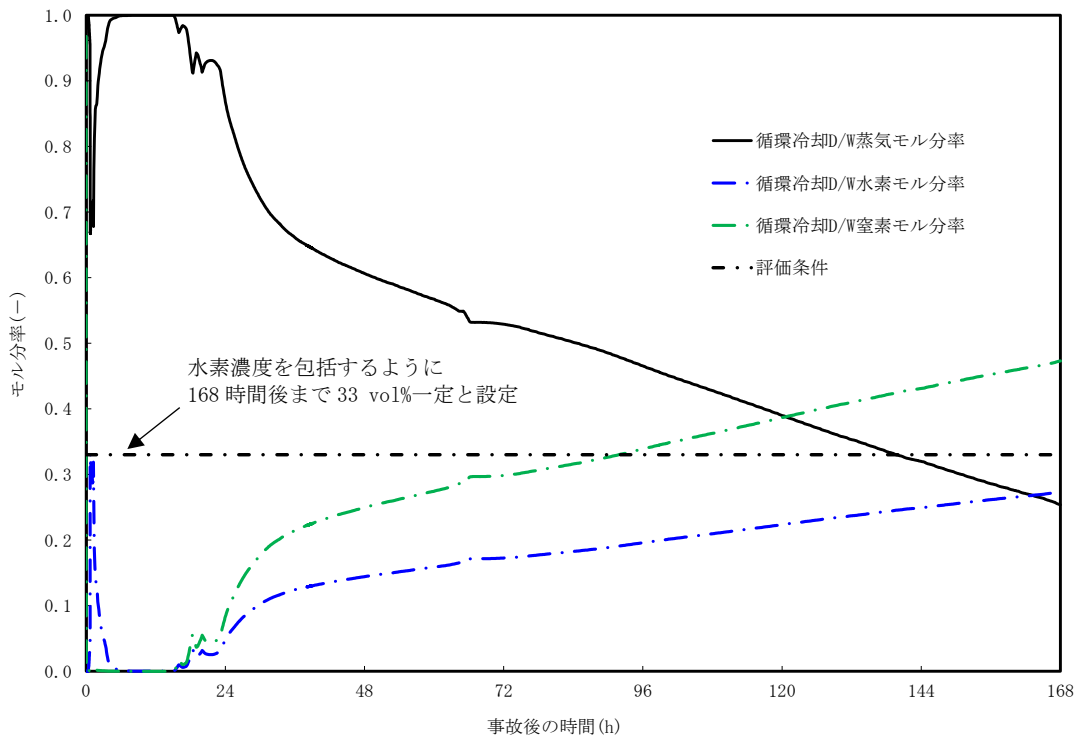


図 2-10 ドライウェルガス組成 (有効性評価シナリオ (代替循環冷却系を使用する場合) 条件)

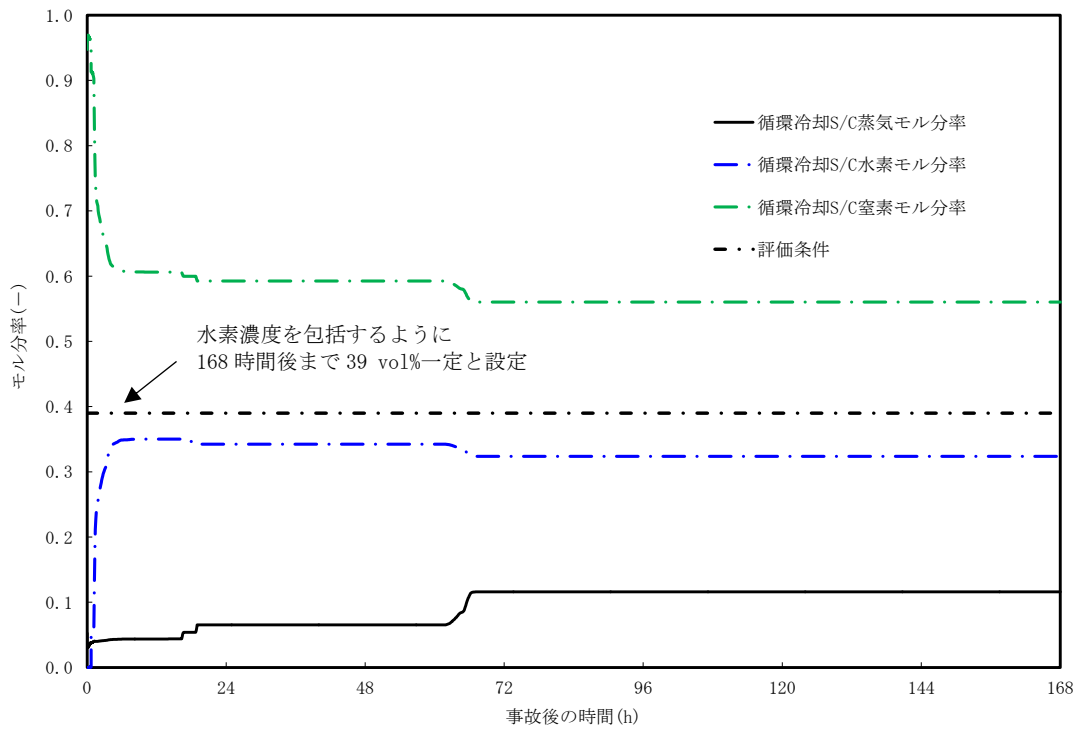


図 2-11 サプレッションチェンバガス組成  
(有効性評価シナリオ (代替循環冷却系を使用する場合) 条件)

(2) 漏えい箇所

漏えい箇所は、以下の原子炉格納容器トップヘッドフランジ及び原子炉格納容器ハッチ類の貫通部とする。

- ・原子炉格納容器トップヘッドフランジ（原子炉建屋地上 4 階）
- ・上部ドライウエル機器搬入用ハッチ（原子炉建屋地上 2 階東側）
- ・ISI 用ハッチ（原子炉建屋地上 2 階東側）
- ・上部ドライウエル所員用エアロック（原子炉建屋地上 2 階東側）
- ・サプレッションチェンバ出入口（原子炉建屋地下 1 階西側）
- ・下部ドライウエル機器搬入用ハッチ（原子炉建屋地下 2 階東側）
- ・下部ドライウエル所員用エアロック（原子炉建屋地下 2 階西側）

原子炉建屋地上 4 階（原子炉格納容器トップヘッドフランジ）のみから漏えいする条件又は複数フロアから漏えいする条件を使用する。複数フロアからの漏えいを想定する場合、各フロアの漏えい量は、全漏えい量を各漏えい箇所の周長割合で分配して計算する。水素漏えい量の分配条件を表 2-10 に示す。

部屋の位置を図 2-11 から図 2-13 に示す。

表 2-10 水素漏えい量の分配条件

漏えい フロア	漏えい箇所	口径 [mm]	周長*1 [mm]	周長 割合*2	漏えい量 割合*3	漏えいの対象と する局所エリア
地上 4 階	原子炉格納容器 トップヘッド フランジ					—
地上 2 階	東側 上部ドライウエル 機器搬入用ハッチ					上部ドライウエル 機器搬入用ハッチ室
	ISI 用ハッチ					
東側 上部ドライウエル 所員用エアロック	サプレッション チェンバ出入口室					
地下 1 階						西側 サプレッション チェンバ出入口
地下 2 階	東側 下部ドライウエル 機器搬入用ハッチ					下部ドライウエル 機器搬入用ハッチ室
	西側 下部ドライウエル 所員用エアロック					

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

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

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



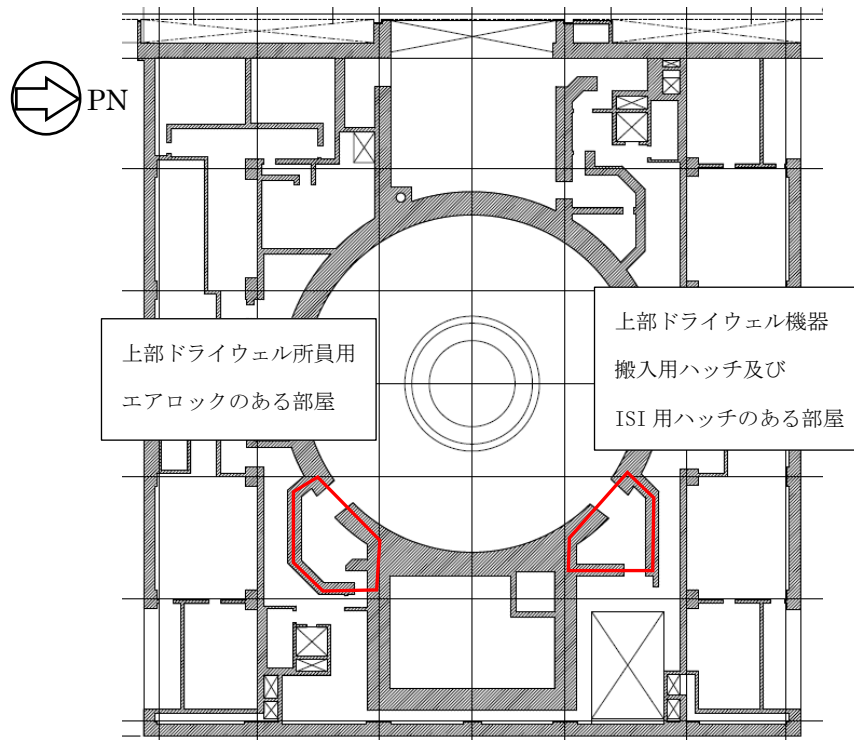


図 2-11 原子炉建屋地上 2 階

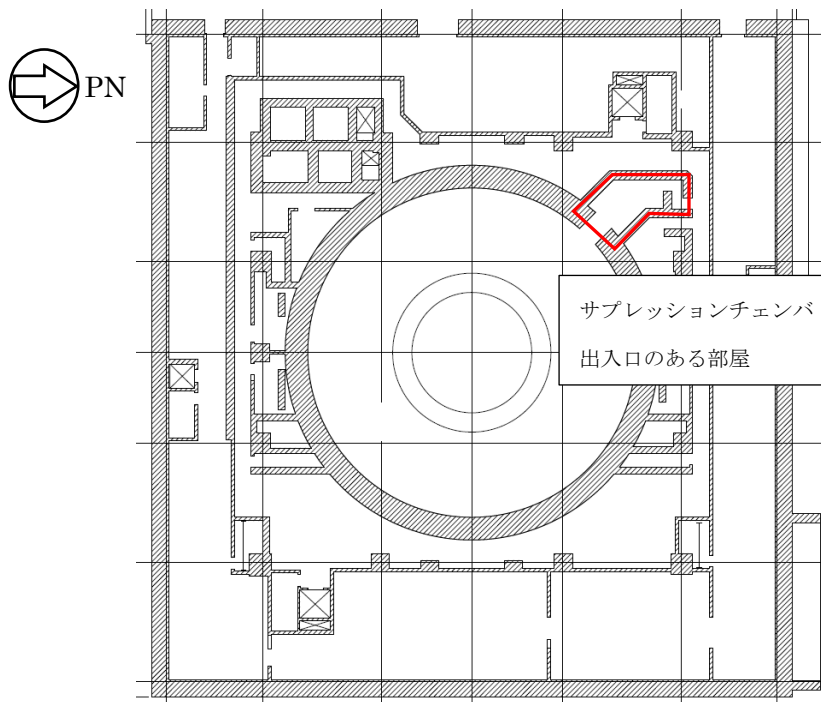


図 2-12 原子炉建屋地下 1 階

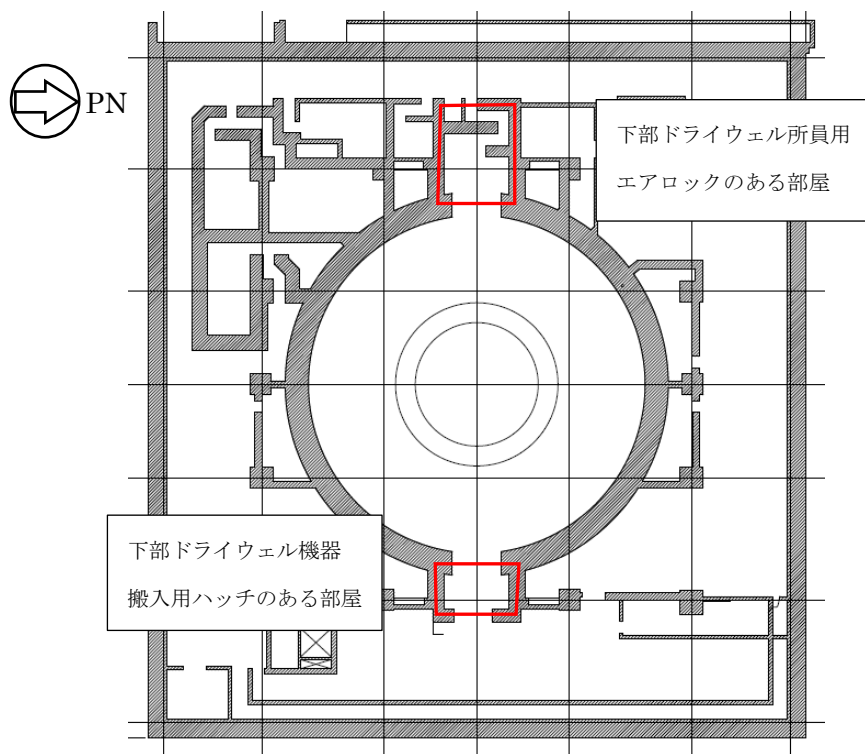


図 2-13 原子炉建屋地下 2 階

## 2.2.2 解析結果

2.2.1 で示した解析条件の組み合わせから、表 2-11 に示す 3 ケースを選定し、解析を行った。

表 2-11 解析ケース

	ケース 1	ケース 2	ケース 3
モデル	原子炉建屋 全階を模擬したモデル		
シナリオ	有効性評価シナリオ (格納容器過圧・過温) (代替循環冷却系を使用しない場合)	有効性評価シナリオ (格納容器過圧・過温) (代替循環冷却系を使用する場合)	設計条件
漏えい箇所	オペフロ*+下層階	オペフロ*+下層階	オペフロ*のみ
格納容器 漏えい率	1.5%/day	1.5%/day	10%/day

注記\*：表中のオペフロは原子炉建屋地上 4 階（原子炉建屋オペレーティングフロア）を示す。

ケース 1：有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用しない場合）」において、各フロアに水素が漏えいした場合の建屋内挙動を確認するため、全漏えい量を原子炉建屋地上 4 階及び下層階（地上 2 階，地下 1 階，地下 2 階）に分配した条件での水素濃度の時間変化を評価する。

ケース 2：有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）」において、各フロアに水素が漏えいした場合の建屋内挙動を確認するため、全漏えい量を原子炉建屋地上 4 階及び下層階（地上 2 階，地下 1 階，地下 2 階）に分配した条件での水素濃度の時間変化を評価する。

ケース 3：PAR の設計裕度の確認を行うため、ケース 1 及びケース 2 のシナリオに対して十分保守的に設定した PAR 設計条件（10%/day）を用いて、全漏えい量が原子炉建屋地上 4 階から漏えいする場合の水素濃度の時間変化を評価する。

(1) ケース 1

有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用しない場合）」において、各フロアに水素が漏えいした場合の建屋内挙動を確認するため、原子炉建屋地上 4 階及び下層階から漏えいした場合の水素濃度の時間変化を評価した。解析結果を図 2-14 に示す。

また、原子炉建屋地上 4 階における水素の成層化を確認するため、原子炉建屋地上 4 階を 100 個のノードに区切ったサブボリューム別の水素濃度の時間変化を図 2-15 に示す。

下層階から漏えいした水素は、大物搬入口及び地下ハッチ領域を通じて原子炉建屋原子炉区域全域で水素濃度が均一化される。また、事故発生後 38 時間で格納容器ベントが行われ、原子炉建屋原子炉区域の水素濃度は、PAR 起動水素濃度である 1.5vol%未満となる結果となった。

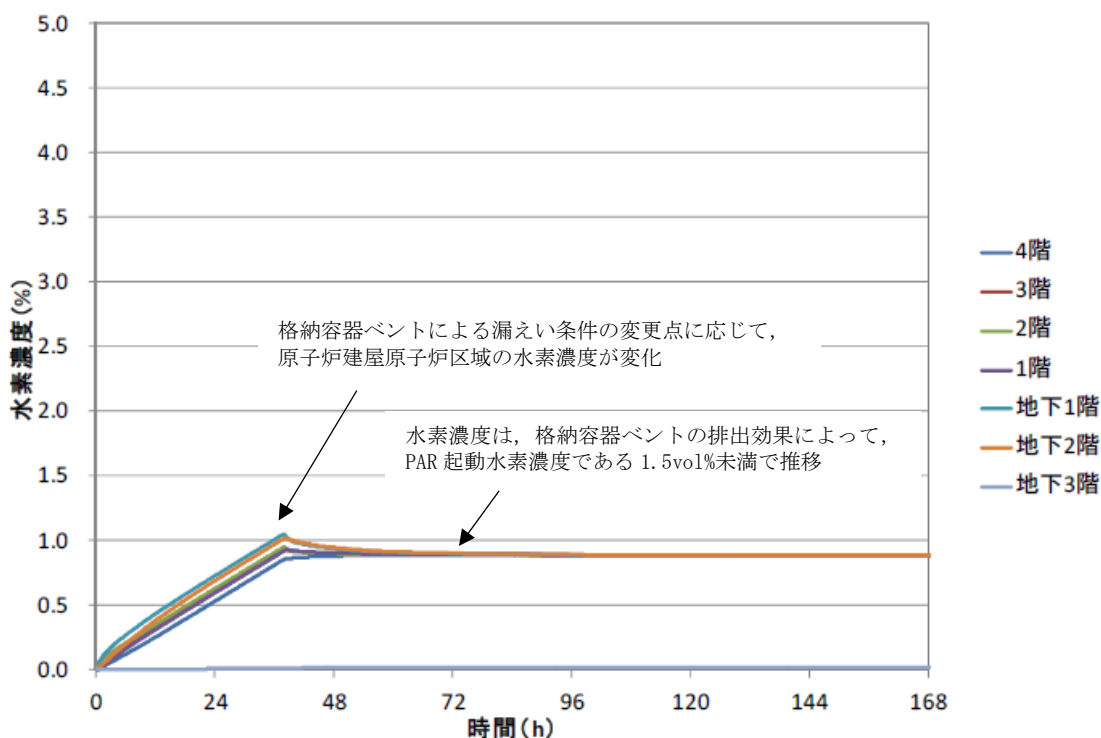


図 2-14 ケース 1 水素濃度の時間変化（原子炉建屋全域）

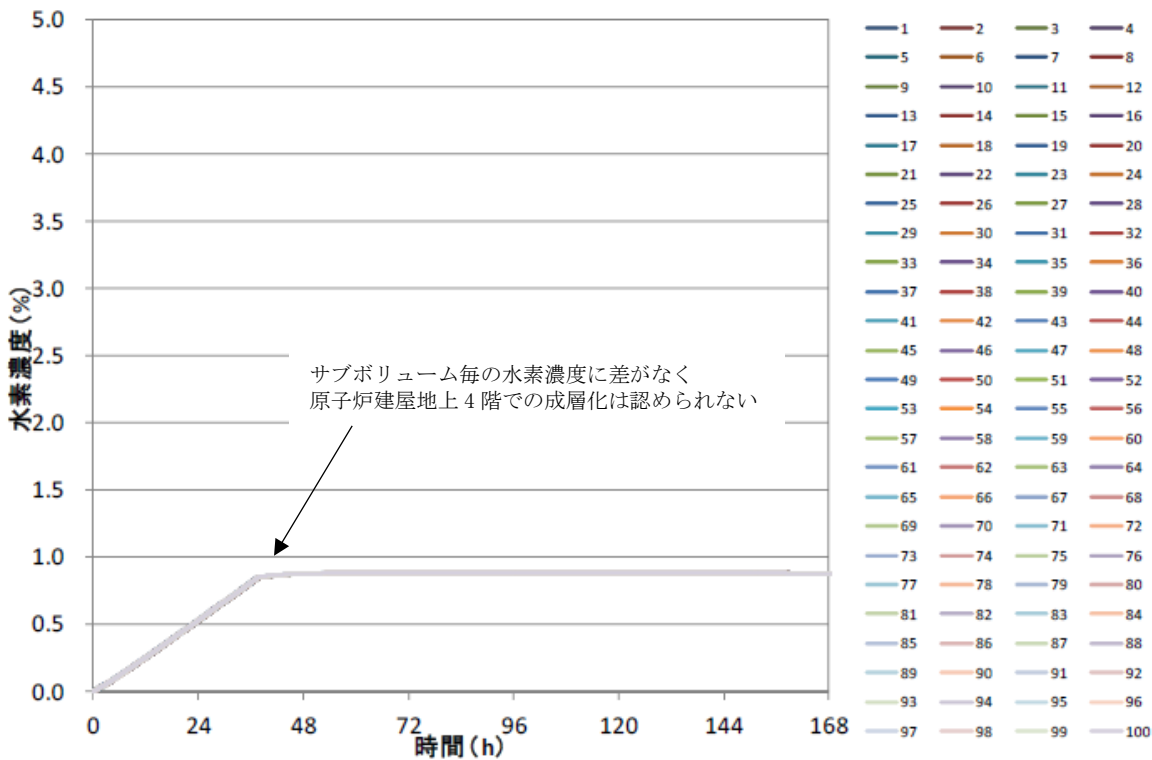


図 2-15 ケース 1 水素濃度の時間変化 (サブボリューム別)

(2) ケース 2

有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）」において、各フロアに水素が漏えいした場合の建屋内挙動を確認するため、原子炉建屋地上4階及び下層階から漏えいした場合の水素濃度の時間変化を評価した。解析結果を図 2-16 に示す。

また、原子炉建屋地上4階におけるサブボリューム別の水素濃度の時間変化を図 2-17 に示す。

本ケースにおいても、水素濃度が 1.5vol%に到達した時点で PAR による水素処理が開始されることにより、原子炉建屋内の水素濃度上昇が抑制され、可燃限界に至ることはない。

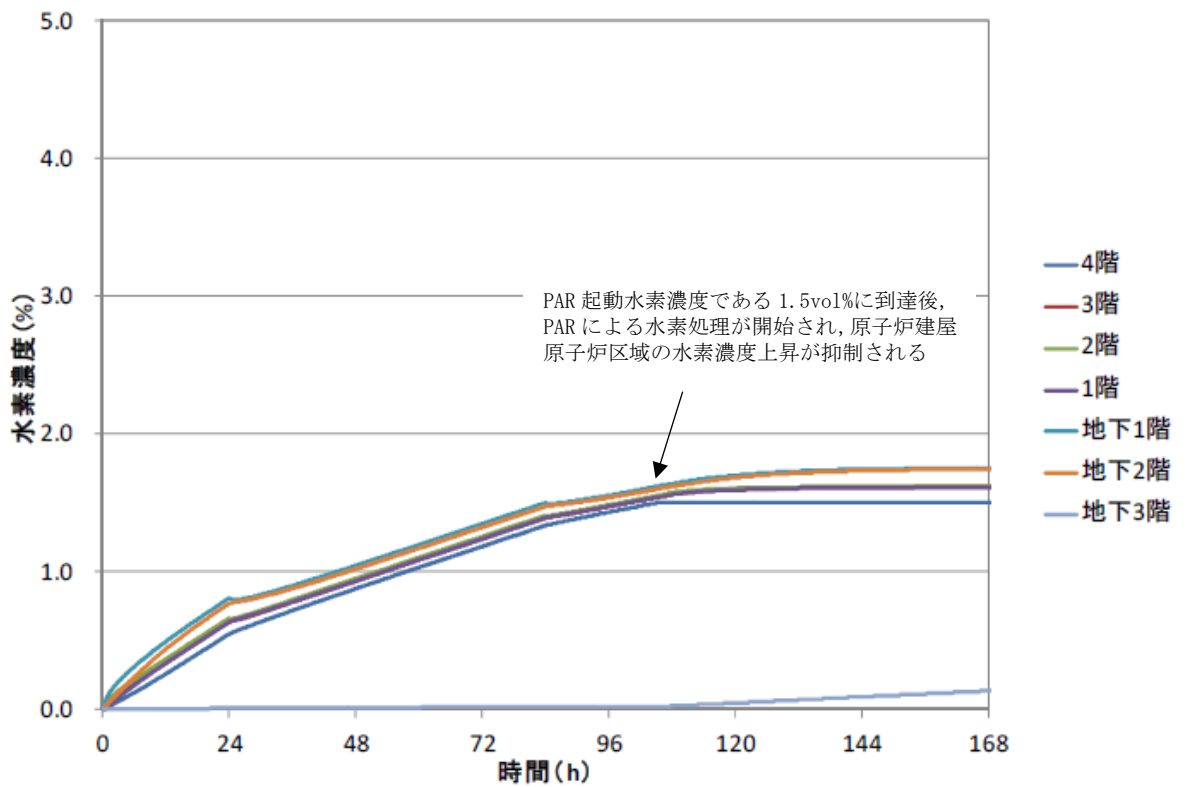


図 2-16 ケース 2 水素濃度の時間変化 (原子炉建屋全域)

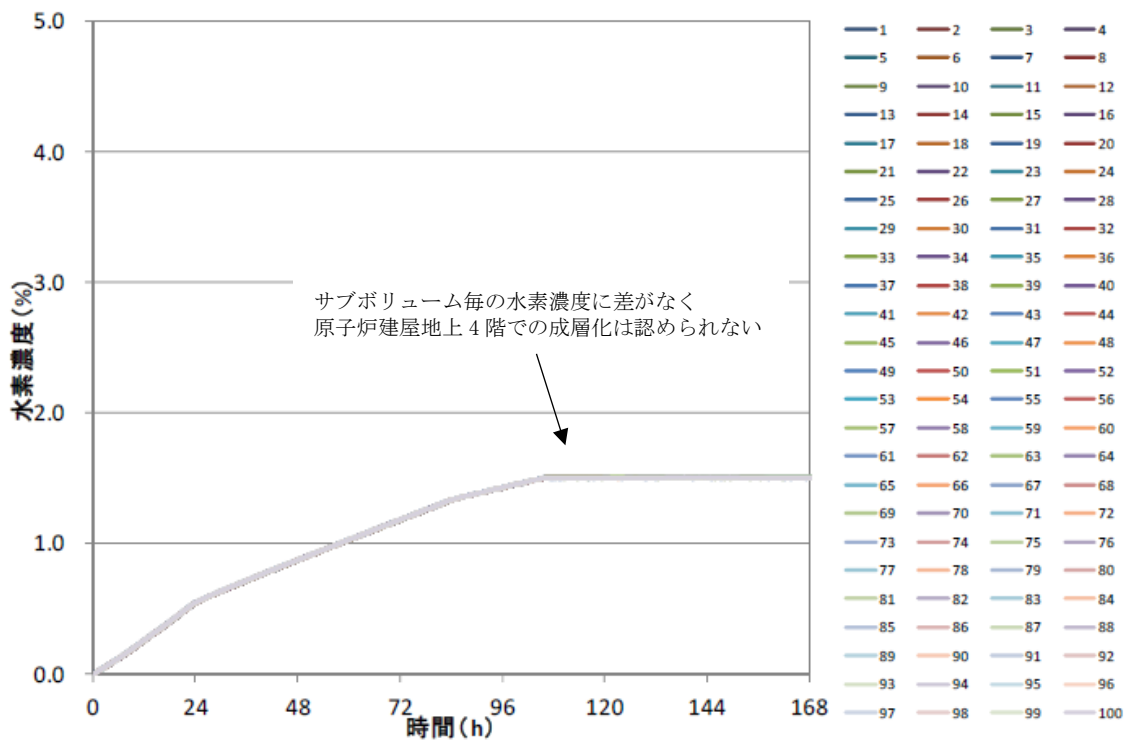


図 2-17 ケース 2 水素濃度の時間変化 (サブボリューム別)

(3) ケース 3

設計裕度の確認を行うため、有効性評価シナリオに対して十分保守的に設定した仮想的な条件である PAR 設計値（水素発生量 AFC 100%相当及び格納容器漏えい率 10%/day）を用いて評価した水素が全量 PAR 設置エリアである原子炉建屋地上 4 階のみから漏えいすると仮定して、水素濃度の時間変化を評価した。解析結果を図 2-18 に示す。

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

図 2-18 から、設計条件の水素発生量に対して PAR による水素処理が効果を発揮し、原子炉建屋原子炉区域内の水素濃度上昇が抑制され、可燃限界に至ることはない。なお、格納容器ベント未実施ケースにおいて、事象発生後 120 時間程度から原子炉建屋地上 4 階で水素濃度の上昇が発生しているが、これは大量に発生した水素を処理し続けた結果、酸素が欠乏したことにより、PAR の反応開始酸素濃度を下回ってしまい、PAR による水素処理が停止したことで起こっているものである。この状態においても酸素濃度が可燃限界未満であることから、水素燃焼が発生することはない。また、PAR の設置によって水素濃度が 4vol% に到達するまでの時間は 100 時間程度延びていることから、設備の復旧や対応手段の検討を実施する時間を確保できる。10%/day という格納容器漏えい率は格納容器からの異常な漏えいが発生している状態を意味しているため、例えば、この時間の中で格納容器からの異常な漏えいによる格納容器ベントを行うことで、水素濃度を低減させることが可能である。格納容器からの異常な漏えいによる格納容器ベント操作の概要を図 2-20 に示す。

また、図 2-19 に示すとおり、原子炉建屋地上 4 階は、均一化されており、成層化しない。

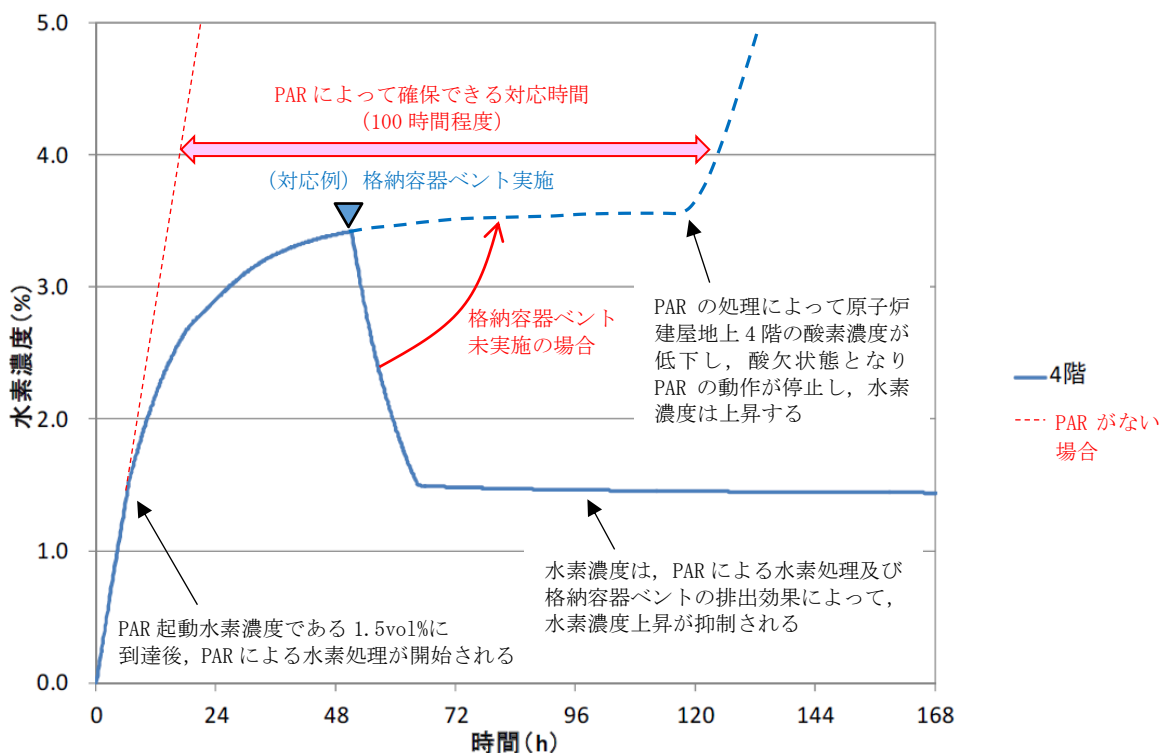


図 2-18 ケース 3 水素濃度の時間変化（原子炉建屋地上 4 階）

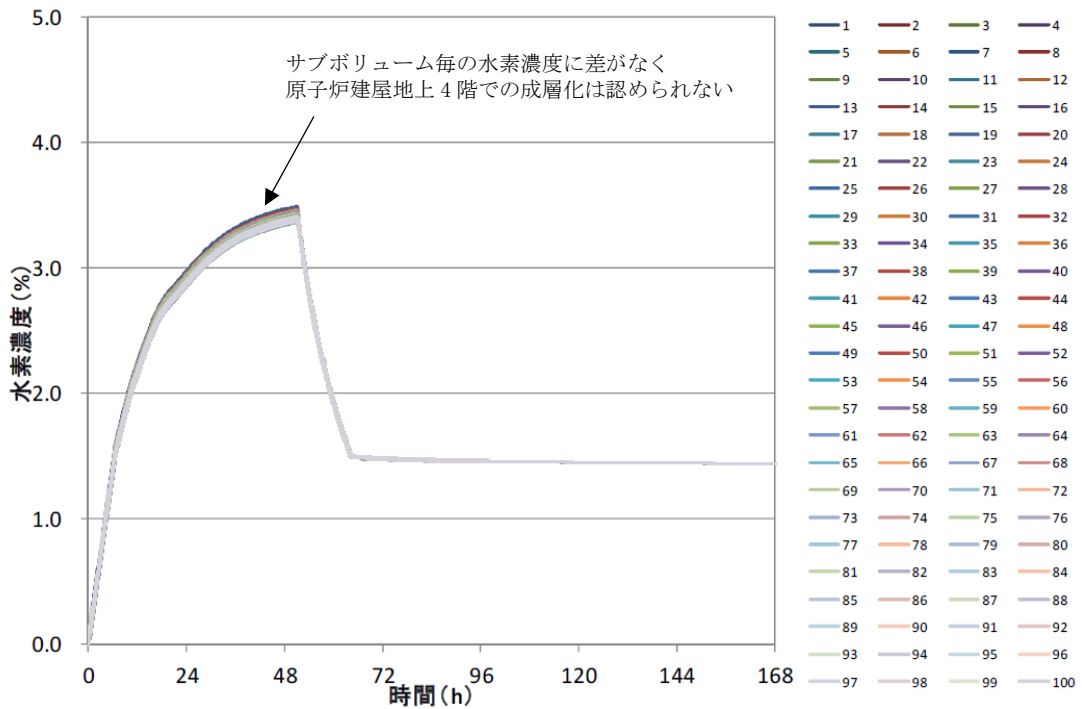
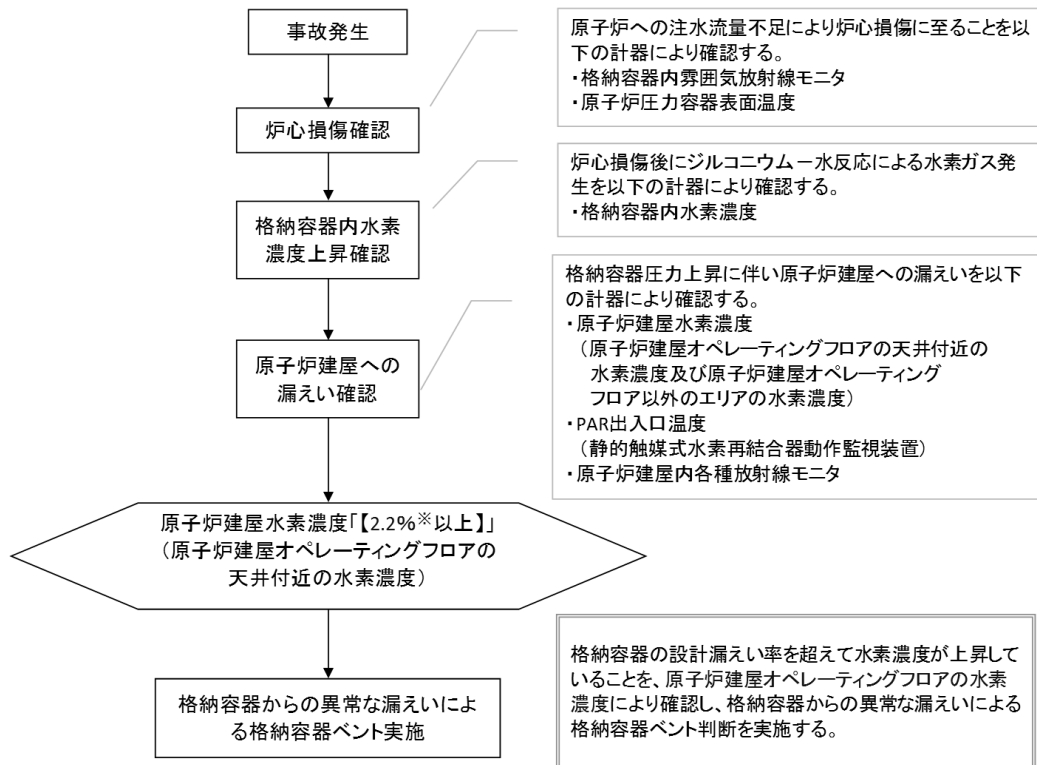


図 2-19 ケース 3 水素濃度の時間変化（サブボリューム別）



※格納容器ベント実施基準とする原子炉建屋水素濃度 2.2%は、可燃限界（水素濃度 4%）に計器誤差（±1%），運転操作の余裕（0.8%＝約 6 時間）を見込んだ値として設定。

図 2-20 格納容器からの異常な漏えいによる格納容器ベント操作概要



## 2.3 水素濃度監視設備

### 2.3.1 水素濃度監視設備の概要

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

原子炉建屋水素濃度は、中央制御室及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）において連続監視できる設計とする。原子炉建屋水素濃度は、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。

原子炉建屋原子炉区域内に漏えいした水素は、比重の関係で原子炉建屋地上4階まで上昇し、滞留することが予想される。PARは、水素を処理する際の熱でガス温度が上昇するため、PARにより上昇気流が発生し、原子炉建屋地上4階の水素は、自然対流により拡散される。これらを考慮し、設置位置は、水素が最終的に滞留する原子炉建屋地上4階の天井付近とする。（図2-21参照）

なお、局所エリアに漏えいした水素を早期検知及び滞留状況を把握することは、水素爆発による原子炉建屋の損傷を防止するために有益な情報になることから、局所エリアに漏えいした水素を測定するため原子炉建屋水素濃度を設置し、事故時の監視性能を向上させる。（図2-22から図2-24参照）

これにより、原子炉格納容器内にて発生した水素が漏えいする可能性のある箇所での水素濃度と、水素が最終的に滞留する原子炉建屋地上4階での濃度の両方が監視できることとなり、原子炉建屋原子炉区域内全体での水素影響を把握することが可能となる。

### 2.3.2 水素濃度監視設備の主要仕様

#### (1) 機器仕様

種類：熱伝導式水素検出器

計測範囲：0～20vol%

個数：8個

(2) 配置場所

水素濃度検出器の配置場所を図 2-21 から図 2-24 に示す。

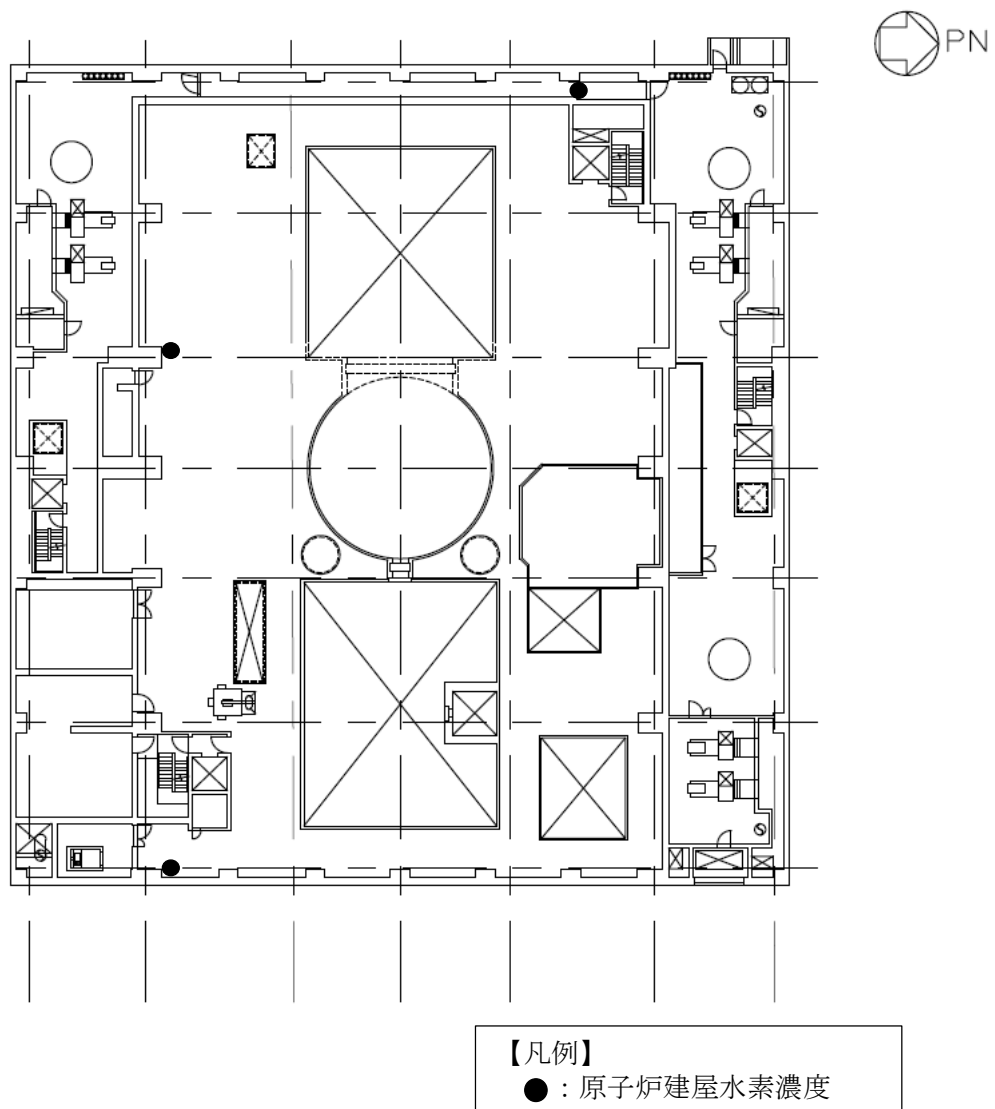


図 2-21 原子炉建屋水素濃度検出器配置図（原子炉建屋地上 4 階）

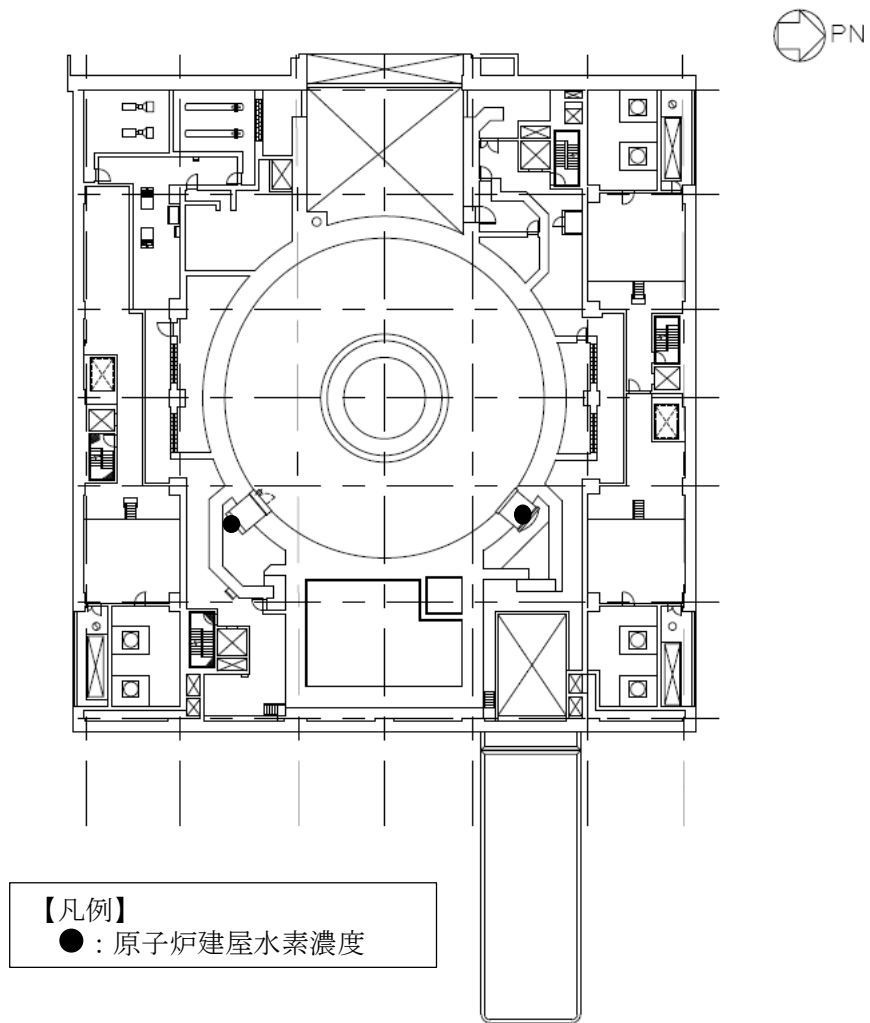


図 2-22 原子炉建屋水素濃度検出器配置図（原子炉建屋地上 2 階）

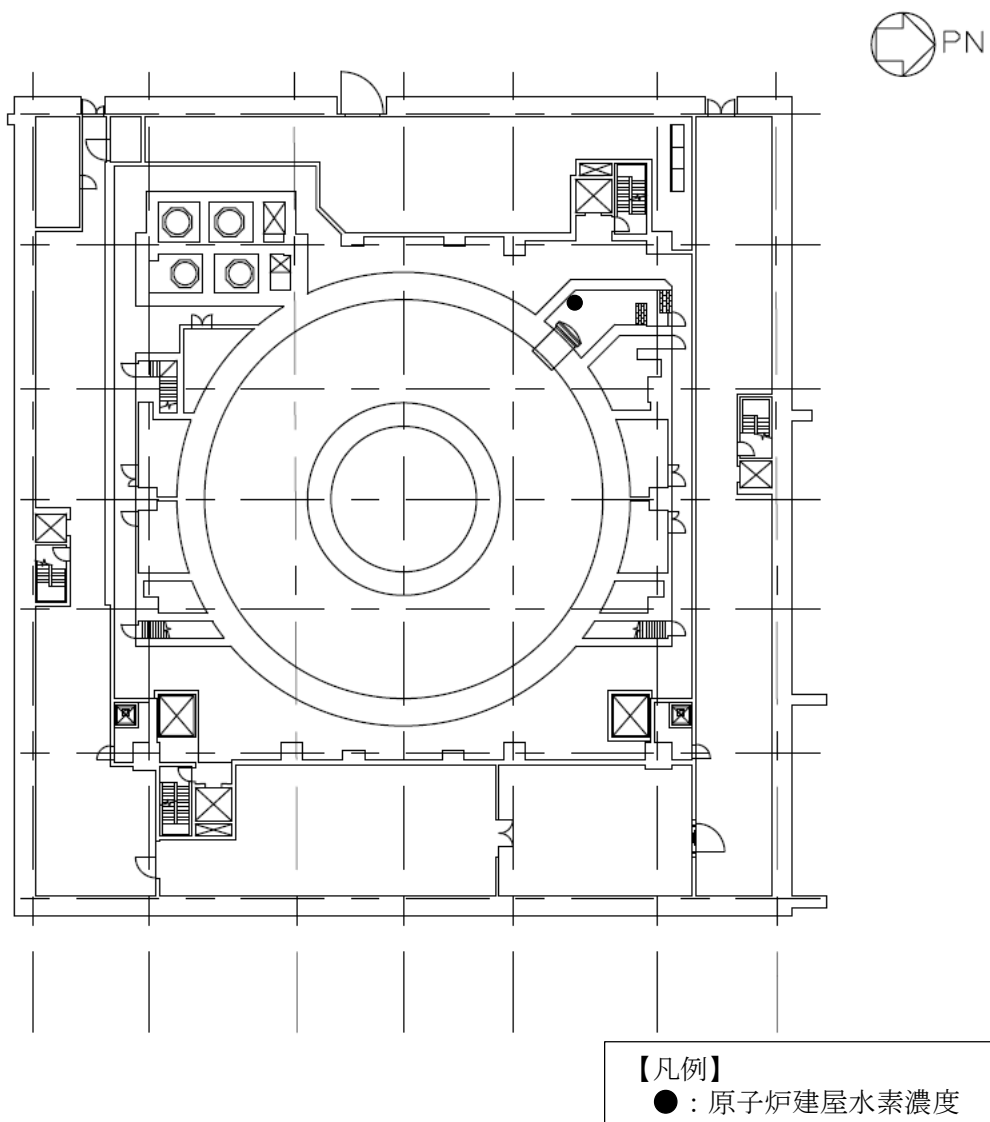


図 2-23 原子炉建屋水素濃度検出器配置図（原子炉建屋地下 1 階）

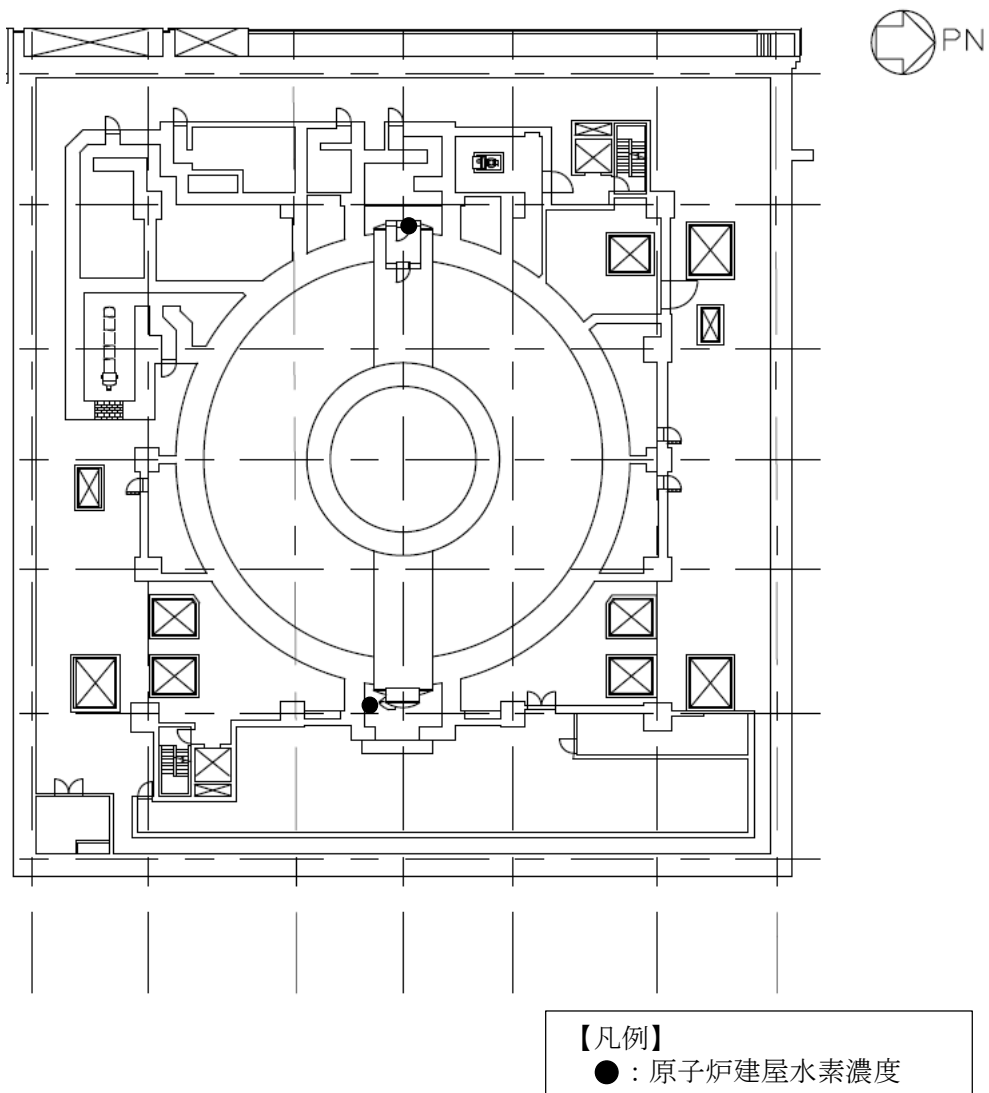


図 2-24 原子炉建屋水素濃度検出器配置図（原子炉建屋地下 2 階）

(3) システム構成

原子炉建屋水素濃度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉建屋水素濃度の検出信号は、熱伝導式水素検出器からの電気信号を、中央制御室の指示部にて水素濃度信号へ変換する処理を行った後、原子炉建屋水素濃度を中央制御室及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）に指示し、記録する。原子炉建屋水素濃度の概略構成を図2-25、2-26に示す。

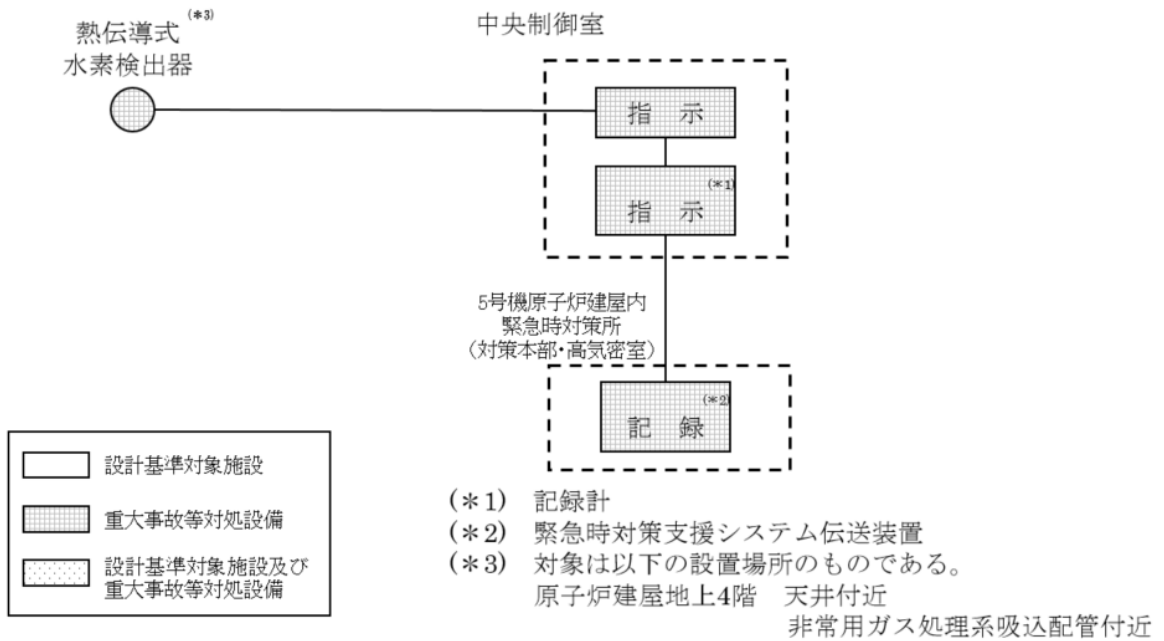


図 2-25 原子炉建屋水素濃度の概略構成図

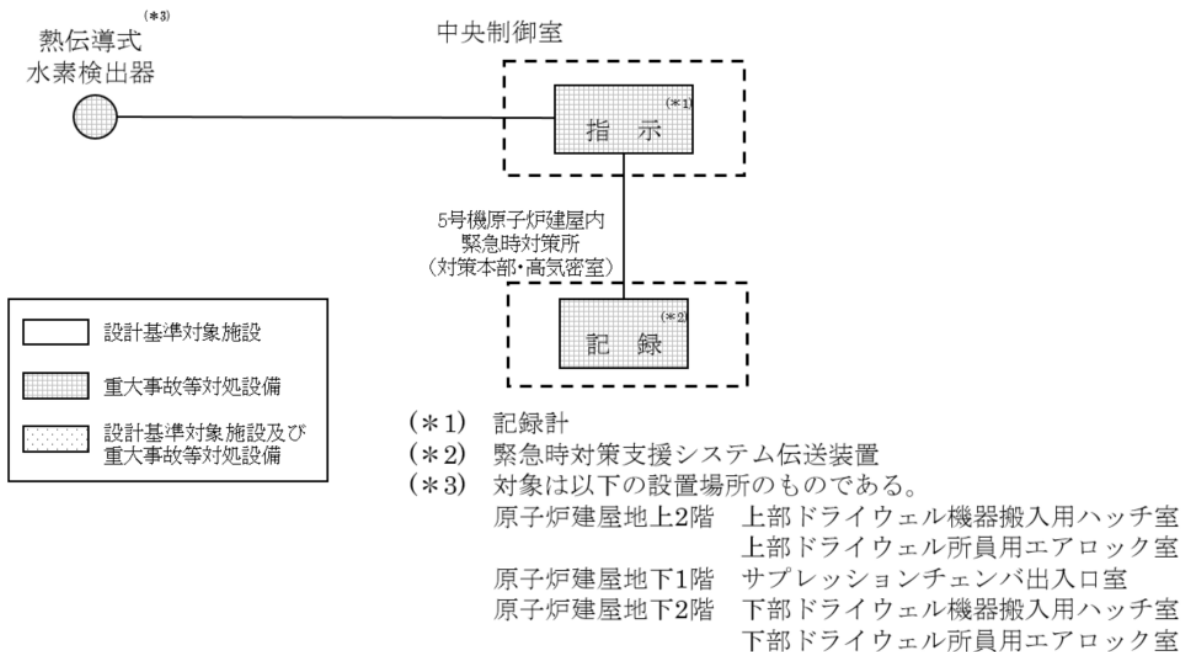


図 2-26 原子炉建屋水素濃度の概略構成図

(4) 代替電源の確保

原子炉建屋内の水素濃度を測定するために必要な計器の電源は、常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備から供給が可能な設計としている（図2-27参照）。

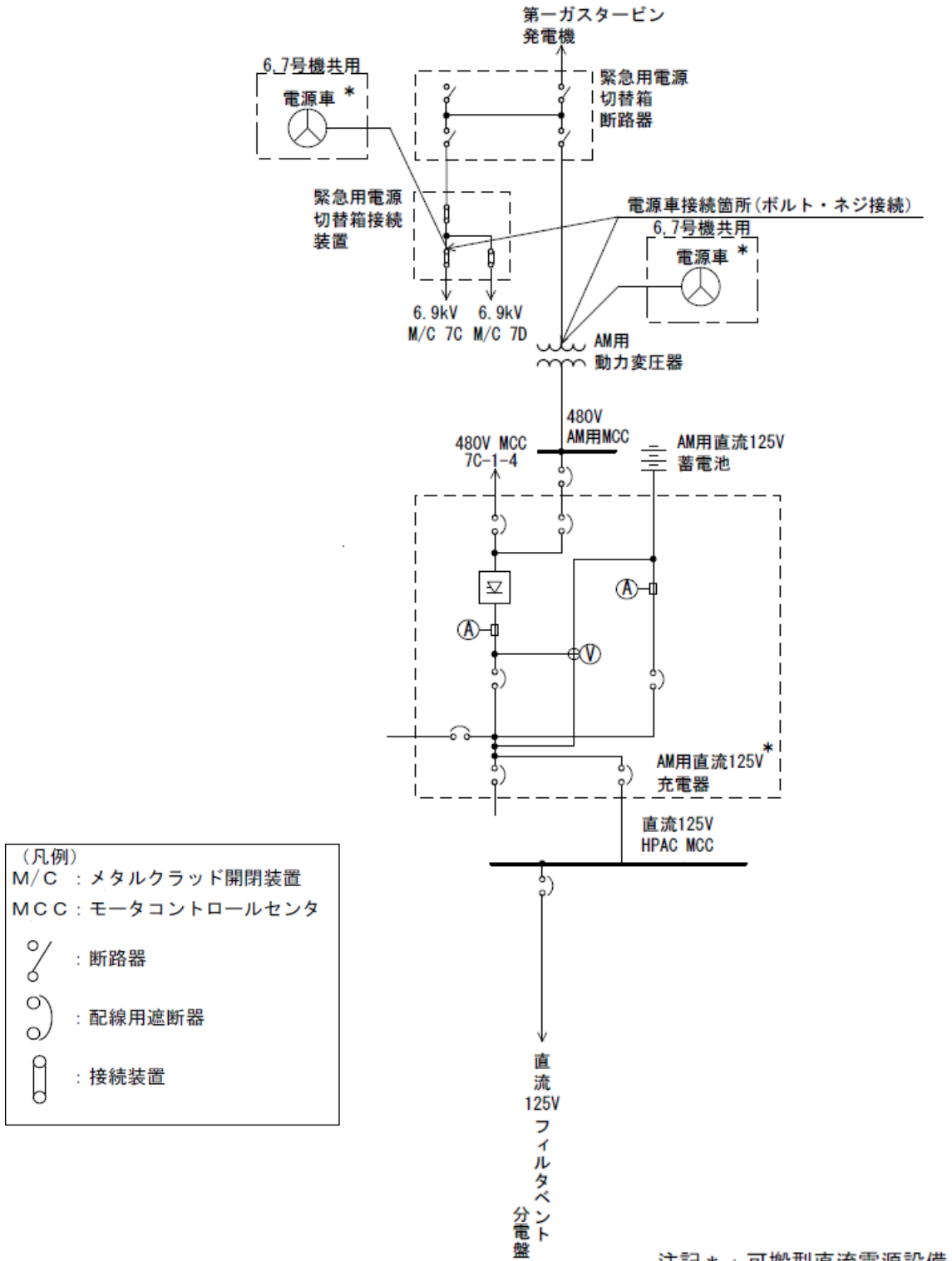


図 2-27 単線結線図

柏崎刈羽原子力発電所 7 号炉

LCO等の設定について

2023年9月

東京電力ホールディングス株式会社



## 目 次

1. LCO等の設定について
2. 柏崎刈羽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、機器及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、要求される措置及び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. 柏崎刈羽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及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屋等の損傷を防止するための設備について」に記載の通り、格納容器圧力逃がし装置について、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、柏崎刈羽原子力発電所保安規定第66条（重大事故等対処設備）に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として、格納容器圧力逃がし装置のLCO等を規定する。（下線部は設置許可基準規則解釈における追加要求事項を示す。）

なお、設置許可基準規則第53条解釈及び技術基準規則第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。

【技術基準規則】

(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。

### 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屋等の損傷を防止するための設備として、格納容器圧力逃がし装置の 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 5 3 条の要求に対して LCO 等の対象とする系統・機器は、同規則第 5 0 条等の規定により設置する格納容器圧力逃がし装置について、第 5 3 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、既認可の保安規定と同一の系統・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 5 3 条に適合するために必要な主要な設備である以下の設備が含まれている。

第 5 3 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
格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素の排出	フィルタ装置
	よう素フィルタ
	ラプチャーディスク
	フィルタ装置水素濃度

- ・ 既認可の保安規定第 6 6 条（重大事故等対処設備）表 6 6 - 8 において、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として、静的触媒式水素再結合器及び原子炉建屋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圧力逃がし装置については、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、格納容器圧力逃がし装置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 6 6 条（重大事故等対処設備）のうち、格納容器圧力逃がし装置について規定されている表 6 6 - 5 において、当該設備が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
格納容器圧力逃がし装置	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 第 4 8 条（最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備）</li> <li>・ 第 5 0 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 5 2 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>

- ・ 既認可の保安規定第 6 6 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屋等の損傷を防止するための設備である静的触媒式水素再結

合器及び原子炉建屋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，低温停止，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圧力逃がし装置については、原子炉格納容器から原子炉建屋への水素ガスの漏えいを抑制し、原子炉建屋内の水素濃度の上昇を緩和するため、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、低温停止及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、格納容器圧力逃がし装置に運転上の制限が適用される原子炉の状態としては、既認可の保安規定と同一の範囲である「運転，起動，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、既認可の保安規定からの変更内容を記載する。

保安規定 第66条 条文	記載の説明	備考																																								
<p>表66-5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備            原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備            水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備  <u>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</u></p> <p>66-5-1 格納容器圧力逃がし装置 ①            (1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="240 573 1317 674"> <thead> <tr> <th>項目 ②</th> <th>運転上の制限 ③</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>格納容器圧力逃がし装置</td> <td>格納容器圧力逃がし装置が動作可能であること*1*2</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="240 716 1317 1467"> <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="15">運 転 起 動 高温停止</td> <td>フィルタ装置</td> <td>1 個</td> </tr> <tr><td>よう素フィルタ</td> <td>2 個</td> </tr> <tr><td>ラプチャーディスク</td> <td>2 個</td> </tr> <tr><td>遠隔空気駆動弁操作ポンベ</td> <td>2 本*3</td> </tr> <tr><td>スクラバ水 pH制御設備</td> <td>1 式</td> </tr> <tr><td>ドレン移送ポンプ</td> <td>1 台</td> </tr> <tr><td>ドレンタンク</td> <td>1 基</td> </tr> <tr><td>フィルタ装置出口放射線モニタ</td> <td>※4</td> </tr> <tr><td>フィルタ装置水素濃度</td> <td>※4</td> </tr> <tr><td>可搬型窒素供給装置</td> <td>※5</td> </tr> <tr><td>可搬型代替注水ポンプ (A-2級)</td> <td>※6</td> </tr> <tr><td>可搬型代替交流電源設備</td> <td>※7</td> </tr> <tr><td>可搬型直流電源設備</td> <td>※8</td> </tr> <tr><td>常設代替交流電源設備</td> <td>※9</td> </tr> <tr><td>常設代替直流電源設備</td> <td>※10</td> </tr> <tr><td>代替所内電気設備</td> <td>※11</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：必要な弁（遠隔手動弁操作設備含む）及び配管を含む。            ※2：原子炉の起動時にドライウェル点検を実施する場合は、ドライウェル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：「66-5-2 耐圧強化ベント系」の遠隔空気駆動弁操作ポンベを兼ねる。            ※4：「66-13-1 主要パラメータ及び代替パラメータ」において運転上の制限等を定める。            ※5：「66-5-3 可搬型窒素供給装置」において運転上の制限等を定める。            ※6：「66-19-1 可搬型代替注水ポンプ (A-2級)」において運転上の制限等を定める。</p>	項目 ②	運転上の制限 ③	格納容器圧力逃がし装置	格納容器圧力逃がし装置が動作可能であること*1*2	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	フィルタ装置	1 個	よう素フィルタ	2 個	ラプチャーディスク	2 個	遠隔空気駆動弁操作ポンベ	2 本*3	スクラバ水 pH制御設備	1 式	ドレン移送ポンプ	1 台	ドレンタンク	1 基	フィルタ装置出口放射線モニタ	※4	フィルタ装置水素濃度	※4	可搬型窒素供給装置	※5	可搬型代替注水ポンプ (A-2級)	※6	可搬型代替交流電源設備	※7	可搬型直流電源設備	※8	常設代替交流電源設備	※9	常設代替直流電源設備	※10	代替所内電気設備	※11	<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）  <u>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。</u>            また、技術的能力審査基準1.13の手順で使用する。</p> <p>② 運転上の制限の対象となる系統・機器（添付-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<u>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圧力逃がし装置について、設置許可基準規則第五十三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、既認可の保安規定と同一の系統・機器を対象とする。</u></p> <p>③ 以下の条文要求が運転段階でも維持できるよう、常設重大事故等対処設備である格納容器圧力逃がし装置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><u>設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第五十三条（1.10）</u>              「<u>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（手順等）</u>」として、<u>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への水素ガスの漏えいを抑制し、原子炉建屋内の水素濃度の上昇を緩和するため、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ける（手順を定める）こと。</u></li> <li>技術的能力審査基準1.13              「重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」として設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を確保することに加えて、設計基準事故及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために、必要な手順等を定めること。</li> </ul> <p>格納容器圧力逃がし装置は系統内での水素燃焼を防止するため、格納容器内を窒素封入し、酸素濃度を1.8%以下に管理することが要求されるが、格納容器内への窒素封入はドライウェル点検後速やかに実施するため、ドライウェル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。</p>	
項目 ②	運転上の制限 ③																																									
格納容器圧力逃がし装置	格納容器圧力逃がし装置が動作可能であること*1*2																																									
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	フィルタ装置	1 個																																								
	よう素フィルタ	2 個																																								
	ラプチャーディスク	2 個																																								
	遠隔空気駆動弁操作ポンベ	2 本*3																																								
	スクラバ水 pH制御設備	1 式																																								
	ドレン移送ポンプ	1 台																																								
	ドレンタンク	1 基																																								
	フィルタ装置出口放射線モニタ	※4																																								
	フィルタ装置水素濃度	※4																																								
	可搬型窒素供給装置	※5																																								
	可搬型代替注水ポンプ (A-2級)	※6																																								
	可搬型代替交流電源設備	※7																																								
	可搬型直流電源設備	※8																																								
	常設代替交流電源設備	※9																																								
	常設代替直流電源設備	※10																																								
代替所内電気設備	※11																																									

保安規定 第66条 条文	記載の説明	備考																										
<p>※7：「66-12-2 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。</p> <p>※8：「66-12-5 可搬型直流電源設備」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※9：「66-12-1 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。</p> <p>※10：「66-12-4 所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※11：「66-12-6 代替所内電気設備」において運転上の制限等を定める。</p>	<p>格納容器圧力逃がし装置と耐圧強化ベント系は共用する弁及び配管等が存在することから、LCO判断を速やかに実施することができるよう、以下の通り、主要な弁が動作不能となった場合について、LCO逸脱となる条文を整理する。</p> <p>なお、記載している条文のみがLCO逸脱となることを示すものではないため、必要に応じて他条文も確認する。</p> <table border="1" data-bbox="1427 499 2457 1276"> <thead> <tr> <th rowspan="2">弁名称</th> <th>格納容器 圧力逃が し装置 (66-5-1)</th> <th>耐圧強化 ベント系 (66-5-2)</th> <th rowspan="2">備考 (動作不能判断)</th> </tr> <tr> <th colspan="2">要求される状態</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>一次隔離弁（ドライ ウェル側）</td> <td>開</td> <td>開</td> <td>▪開できない場合FCVS及び耐圧強化ベントが動作不能となり66-5-1及び66-5-2がLCO逸脱</td> </tr> <tr> <td>一次隔離弁 (サブプレッション・ チェンバ側)</td> <td>開</td> <td>開</td> <td>▪開できない場合FCSV及び耐圧強化ベントが動作不能となり66-5-1及び66-5-2がLCO逸脱</td> </tr> <tr> <td>二次隔離弁</td> <td>開</td> <td>開</td> <td>▪開できない場合FCSV及び耐圧強化ベントが動作不能となり66-5-1及び66-5-2がLCO逸脱</td> </tr> <tr> <td>フィルタ装置入口弁</td> <td>開</td> <td>閉</td> <td>▪開できない場合FCVSが動作不能となり66-5-1がLCO逸脱 ▪閉できない場合耐圧強化ベントが動作不能となるが、FCVSが動作可能であるため66-5-2はLCO逸脱とはならない</td> </tr> <tr> <td>耐圧強化ベント弁</td> <td>閉</td> <td>開</td> <td>▪閉できない場合FCVSが動作不能となり66-5-1がLCO逸脱 ▪開できない場合耐圧強化ベントが動作不能となるが、FCVSが動作可能であるため66-5-2はLCO逸脱とはならない</td> </tr> </tbody> </table> <p>④ 格納容器圧力逃がし装置は、原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させるため、<u>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屋への水素ガスの漏えいを抑制し、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、冷温停止及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、格納容器圧力逃がし装置に運転上の制限が適用される原子炉の状態は「運転、起動及び高温停止」とする。(保安規定変更に係る基本方針4.3(1)等)</u></p> <p>⑤ ②に含まれる設備</p> <p>⑥ フィルタ装置は1個、よう素フィルタは2個、ラブチャーディスクは2個、ドレンタンクは1基設置されており、これらの数を所要数とする。 遠隔空気駆動弁操作用ポンペは排出経路の隔離弁のうち、空気作動弁に供給する一次隔離弁（ドライウェル側）及び一次隔離弁（サブプレッション・チェンバ側）の2弁にて系統構</p>	弁名称	格納容器 圧力逃が し装置 (66-5-1)	耐圧強化 ベント系 (66-5-2)	備考 (動作不能判断)	要求される状態		一次隔離弁（ドライ ウェル側）	開	開	▪開できない場合FCVS及び耐圧強化ベントが動作不能となり66-5-1及び66-5-2がLCO逸脱	一次隔離弁 (サブプレッション・ チェンバ側)	開	開	▪開できない場合FCSV及び耐圧強化ベントが動作不能となり66-5-1及び66-5-2がLCO逸脱	二次隔離弁	開	開	▪開できない場合FCSV及び耐圧強化ベントが動作不能となり66-5-1及び66-5-2がLCO逸脱	フィルタ装置入口弁	開	閉	▪開できない場合FCVSが動作不能となり66-5-1がLCO逸脱 ▪閉できない場合耐圧強化ベントが動作不能となるが、FCVSが動作可能であるため66-5-2はLCO逸脱とはならない	耐圧強化ベント弁	閉	開	▪閉できない場合FCVSが動作不能となり66-5-1がLCO逸脱 ▪開できない場合耐圧強化ベントが動作不能となるが、FCVSが動作可能であるため66-5-2はLCO逸脱とはならない	
弁名称	格納容器 圧力逃が し装置 (66-5-1)		耐圧強化 ベント系 (66-5-2)	備考 (動作不能判断)																								
	要求される状態																											
一次隔離弁（ドライ ウェル側）	開	開	▪開できない場合FCVS及び耐圧強化ベントが動作不能となり66-5-1及び66-5-2がLCO逸脱																									
一次隔離弁 (サブプレッション・ チェンバ側)	開	開	▪開できない場合FCSV及び耐圧強化ベントが動作不能となり66-5-1及び66-5-2がLCO逸脱																									
二次隔離弁	開	開	▪開できない場合FCSV及び耐圧強化ベントが動作不能となり66-5-1及び66-5-2がLCO逸脱																									
フィルタ装置入口弁	開	閉	▪開できない場合FCVSが動作不能となり66-5-1がLCO逸脱 ▪閉できない場合耐圧強化ベントが動作不能となるが、FCVSが動作可能であるため66-5-2はLCO逸脱とはならない																									
耐圧強化ベント弁	閉	開	▪閉できない場合FCVSが動作不能となり66-5-1がLCO逸脱 ▪開できない場合耐圧強化ベントが動作不能となるが、FCVSが動作可能であるため66-5-2はLCO逸脱とはならない																									



枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

保安規定 第66条 条文	記載の説明	備考																																	
<p>(2) 確認事項</p> <table border="1" data-bbox="231 569 1317 1612"> <thead> <tr> <th>項目 ⑦</th> <th>頻度</th> <th>担当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. よう素フィルタの性能を確認する。</td> <td>定事検停止時</td> <td>原子炉GM</td> </tr> <tr> <td>2. フィルタ装置の性能を確認する。</td> <td>定事検停止時</td> <td>原子炉GM</td> </tr> <tr> <td>3. フィルタ装置のスクラバ水の水酸化ナトリウムの濃度が [ ] wt %以上であること及びpHが [ ]以上であることを確認する。</td> <td>定事検停止後の原子炉起動前に1回</td> <td>原子炉GM</td> </tr> <tr> <td>4. ドレン移送ポンプの流量が9.1 m<sup>3</sup>/h、揚程が14.3 m以上であることを確認する。</td> <td>定事検停止時</td> <td>原子炉GM</td> </tr> <tr> <td>5. 必要な電動駆動弁、空気駆動弁及び遠隔手動弁操作設備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。</td> <td>定事検停止時</td> <td>当直長</td> </tr> <tr> <td>6. スクラバ水pH制御装置の性能を確認する。</td> <td>定事検停止時</td> <td>原子炉GM</td> </tr> <tr> <td>7. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、格納容器圧力逃がし装置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。</td> <td>1ヶ月に1回</td> <td>当直長</td> </tr> <tr> <td>8. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、フィルタ装置のスクラバ水位が500 mm以上及び2200 mm以下であることを確認する。</td> <td>1ヶ月に1回</td> <td>当直長</td> </tr> <tr> <td>9. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、遠隔空気駆動弁操作ポンベが使用可能であることを確認する。</td> <td>3ヶ月に1回</td> <td>当直長</td> </tr> <tr> <td>10. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、スクラバ水pH制御装置が動作可能であることを確認する。また、水酸化ナトリウム水溶液の保有量が [ ] L以上であることを確認する。</td> <td>3ヶ月に1回</td> <td>モバイル設備管理GM</td> </tr> </tbody> </table>	項目 ⑦	頻度	担当	1. よう素フィルタの性能を確認する。	定事検停止時	原子炉GM	2. フィルタ装置の性能を確認する。	定事検停止時	原子炉GM	3. フィルタ装置のスクラバ水の水酸化ナトリウムの濃度が [ ] wt %以上であること及びpHが [ ]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	原子炉GM	4. ドレン移送ポンプの流量が9.1 m <sup>3</sup> /h、揚程が14.3 m以上であることを確認する。	定事検停止時	原子炉GM	5. 必要な電動駆動弁、空気駆動弁及び遠隔手動弁操作設備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	当直長	6. スクラバ水pH制御装置の性能を確認する。	定事検停止時	原子炉GM	7. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、格納容器圧力逃がし装置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ヶ月に1回	当直長	8. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、フィルタ装置のスクラバ水位が500 mm以上及び2200 mm以下であることを確認する。	1ヶ月に1回	当直長	9. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、遠隔空気駆動弁操作ポンベが使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	当直長	10. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、スクラバ水pH制御装置が動作可能であることを確認する。また、水酸化ナトリウム水溶液の保有量が [ ] L以上であることを確認する。	3ヶ月に1回	モバイル設備管理GM	<p>成が可能であるため、2本を所要数とする。フィルタ装置入口弁及び耐圧強化ベント弁の操作ポンベについては流路構成に不要なため、所要数に含めないこととした。なお、一次隔離弁（ドライウェル側）及び一次隔離弁（サブプレッション・チェンバ側）の操作ポンベについては、耐圧強化ベント系の遠隔空気駆動弁用操作ポンベと所要数を兼ねる。スクラバ水pH制御設備は必要な1式を所要数とする。なお、スクラバ水pH制御設備1式とは、スクラバ水pH制御設備用ポンプ1台、必要なホース及び水酸化ナトリウム水溶液（ [ ] L以上）をいう。ドレン移送ポンプは1台で必要容量を有するため、1台を所要数とする。（添付-2）</p> <p>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）</p> <p>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, 4, 6が該当。  項目3では、水酸化ナトリウムの濃度が [ ] wt %以上であること及びpHが [ ]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。</p> <p>項目4で確認する流量及び揚程は、設計及び工事計画認可申請書に基づき、設定する。（添付-2）</p> <p>定事検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、定事検停止後の原子炉起動前に実施することとする。</p> <p>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5, 7, 8, 9, 10が該当。  項目5について、格納容器圧力逃がし装置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、定事検停止時に開閉試験を実施する。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、空気駆動弁については、遠隔空気駆動弁操作ポンベ内の窒素消費による重大事故等時使用可能窒素量の減少を考慮し、計装用圧縮空気系等を使用して現場操作で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。</p> <p>項目7, 8については、設計基準事故対処設備のサーベランス頻度と同等とし、1ヶ月に1回、動作確認を実施する。なお、項目8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）</p> <p>項目9, 10については、「保安規定変更に係る基本方針」の可搬型重大事故等対処設備のサーベランス頻度の考え方に基づき3ヶ月に1回、動作可能であることを確認する。なお、項目10の水酸化ナトリウム水溶液の保有量は、設計及び工事計画認可申請書に基づき、設定する。（添付-2）</p> <p>&lt;参考&gt;可搬型代替注水ポンプ（A-2級）</p>	
項目 ⑦	頻度	担当																																	
1. よう素フィルタの性能を確認する。	定事検停止時	原子炉GM																																	
2. フィルタ装置の性能を確認する。	定事検停止時	原子炉GM																																	
3. フィルタ装置のスクラバ水の水酸化ナトリウムの濃度が [ ] wt %以上であること及びpHが [ ]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	原子炉GM																																	
4. ドレン移送ポンプの流量が9.1 m <sup>3</sup> /h、揚程が14.3 m以上であることを確認する。	定事検停止時	原子炉GM																																	
5. 必要な電動駆動弁、空気駆動弁及び遠隔手動弁操作設備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	当直長																																	
6. スクラバ水pH制御装置の性能を確認する。	定事検停止時	原子炉GM																																	
7. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、格納容器圧力逃がし装置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ヶ月に1回	当直長																																	
8. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、フィルタ装置のスクラバ水位が500 mm以上及び2200 mm以下であることを確認する。	1ヶ月に1回	当直長																																	
9. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、遠隔空気駆動弁操作ポンベが使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	当直長																																	
10. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、スクラバ水pH制御装置が動作可能であることを確認する。また、水酸化ナトリウム水溶液の保有量が [ ] L以上であることを確認する。	3ヶ月に1回	モバイル設備管理GM																																	

保安規定 第66条 条文	記載の説明	備考									
<p>(3) 要求される措置</p> <table border="1" data-bbox="231 741 1308 1434"> <thead> <tr> <th data-bbox="231 741 489 783">条件⑧</th> <th data-bbox="489 741 1166 783">要求される措置⑨</th> <th data-bbox="1166 741 1308 783">完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="231 783 489 1272">A. 格納容器圧力逃がし装置が動作不能の場合</td> <td data-bbox="489 783 1166 1272">           A1. 当直長は、残留熱除去系2系列を起動し、動作可能であることを確認する※12とともに、その他の設備※13が動作可能であることを確認する。            及び            A2. 当直長は、可燃性ガス濃度制御系1系列を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備※14が動作可能であることを確認する。            及び            A3. 当直長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備※15が動作可能であることを確認する※16。            及び            A4. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。         </td> <td data-bbox="1166 783 1308 1272">           速やかに                      速やかに                      3日間                      30日間         </td> </tr> <tr> <td data-bbox="231 1272 489 1434">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</td> <td data-bbox="489 1272 1166 1434">           B1. 当直長は、高温停止にする。            及び            B2. 当直長は、冷温停止にする。         </td> <td data-bbox="1166 1272 1308 1434">           24時間                      36時間         </td> </tr> </tbody> </table> <p>※12：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。          ※13：残りの残留熱除去系1系列，非常用ディーゼル発電機3台，原子炉補機冷却水系3系列及び原子炉補機冷却海水系3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。          ※14：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。          ※15：代替循環冷却系及び耐圧強化ベント系（W/W）をいう。          ※16：「動作可能であること」の確認は，至近の記録等により動作可能であることを確認する。</p>	条件⑧	要求される措置⑨	完了時間	A. 格納容器圧力逃がし装置が動作不能の場合	A1. 当直長は、残留熱除去系2系列を起動し、動作可能であることを確認する※12とともに、その他の設備※13が動作可能であることを確認する。 及び A2. 当直長は、可燃性ガス濃度制御系1系列を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備※14が動作可能であることを確認する。 及び A3. 当直長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備※15が動作可能であることを確認する※16。 及び A4. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。	速やかに           速やかに           3日間           30日間	B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 当直長は、高温停止にする。 及び B2. 当直長は、冷温停止にする。	24時間           36時間	<p>可搬型代替注水ポンプ（A-2級）が下記の性能を満足していることの確認行為は、「66-19-1 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）」に記載する。</p> <p>可搬型代替注水ポンプ（A-2級）を重大事故等時において，格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置水位調整（水張り）に使用する場合の容量及び吐出圧力を以下に示す。</p> <p><b>【必要容量】</b>          格納容器圧力逃がし装置の使用時にフィルタ装置の水位が通常水位を下回ると判断された場合において，「5. 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」の追補（設置変更許可申請書添付十追補1）に示される水張りの所要時間が50分であることから，保守的に下限水位から通常水位復帰に必要な水量に対して30分以内に水張りできる容量として，20m<sup>3</sup>/h以上とする。</p> <p><b>【吐出圧力】</b>          必要吐出圧力が最大となる6号機フィルタベント給水ライン接続口を使用する場合の静水頭，ホース直接敷設の圧損等を基に吐出圧力は，1.28MPa以上とする。</p> <p>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。          格納容器圧力逃がし装置は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。</p> <p>⑨ 要求される措置について記載する。（保安規定変更可係る基本方針4.3(2)，(3)等）</p> <p>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，炉心損傷防止及び格納容器破損防止の観点から最も有効と思われる残留熱除去系（低圧注水モード，格納容器スプレイモード，サプレッションプール冷却モード）（非常用ディーゼル発電機，原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系含む）が該当する。なお，原子炉水位の回復には残留熱除去系が2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2系列とする。</p> <p>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。</p> <p>A3. 動作不能となった重大事故等対処設備と同等な機能をもつ重大事故等対処設備が動作可能であることを確認する。対象となる設備は「設置変更許可申請書（添付書類十）」の技術的能力で整理した代替循環冷却系及び耐圧強化ベント系（W/W）が該当し，完了時間は，設計基準事故対処設備が動作可能であることを確認した場合のAOT上限（1N未満）である「3日間」とする。</p> <p><b>【同等な機能をもつ重大事故等対処設備の妥当性確認】</b>          耐圧強化ベント系は，原子炉の定格熱出力の1%に相当する発生蒸気量15.8kg/sを排出可能な設計であり，炉心損傷前の格納容器除熱手段として有効である。（設置許可基準規則第48条）</p>	
条件⑧	要求される措置⑨	完了時間									
A. 格納容器圧力逃がし装置が動作不能の場合	A1. 当直長は、残留熱除去系2系列を起動し、動作可能であることを確認する※12とともに、その他の設備※13が動作可能であることを確認する。 及び A2. 当直長は、可燃性ガス濃度制御系1系列を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備※14が動作可能であることを確認する。 及び A3. 当直長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備※15が動作可能であることを確認する※16。 及び A4. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。	速やかに           速やかに           3日間           30日間									
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 当直長は、高温停止にする。 及び B2. 当直長は、冷温停止にする。	24時間           36時間									

保安規定 第66条 条文	記載の説明	備考
	<p>また、炉心損傷後に代替循環冷却系を長期使用した際に、耐圧強化ベント系（W/W）により、原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを排出可能であり、原子炉格納容器の水素爆発の防止手段として有効である。（設置許可基準規則第52条）（添付-3）</p> <p>代替循環冷却系は、有効性評価（格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用する場合）にて確認したとおり、格納容器破損防止対策として有効である。（設置許可基準規則第50条）</p> <p>従って耐圧強化ベント系（W/W）及び代替循環冷却系の両設備により、格納容器圧力逃がし装置に要求される機能を代替可能であることから、同等な機能をもつ重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>A 4. 当該系統を動作可能な状態に復旧する。完了時間は、同等な機能を有する重大事故等対処設備が動作可能な場合のAOT上限である「30日間」とする。</p> <p>B 1., B 2. 既保安規定と同様の設定とする。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所7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

2023年9月

東京電力ホールディングス株式会社

## 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. 具体的な対応案について
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 原子炉建屋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」において、水素挙動を評価し、原子炉建屋水素濃度上昇時の原子炉格納容器ベント実施の判断基準（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）の妥当性を確認している。この妥当性確認において、局所エリアについては不確かさの影響を考慮し、原子炉格納容器内に2倍程度の水素が発生した場合においても可燃限界までの裕度があることを確認している。（詳細は添付資料－3 1.2.2「2.2vol%での判断が妥当であること」参照）

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%到達よりも先に可燃限界に至るような場合においても何かしらの対応が行えるよう、自主的に手順等を整備しておくことは事業者として有効であると考ええる。

このため、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計が上昇した場合の手順等を整備していく。

## 2. 具体的な対応案について

様々なケースを想定し、局所エリアの水素濃度計が上昇した場合に何らかの対応を行えるよう、手順等を整備する。具体的な対応としては、以下が考えられる。

### （1）扉の開放

#### ○対応方針

局所エリアにおける扉の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。そのため、局所エリアの水素濃度が上昇する前において、局所エリアの扉を現場にて開放することによって、局所エリアから水素を排出することを検討する。

具体的には、自主的な取り組みとして扉開放の判断基準（扉の通常時の運用検討を含む）及びその際の開放手順を再稼働までに整備していく。

#### ○開放する対象扉

- ① 局所エリアの扉のうち、火災防護、溢水等の観点から通常時開運用できる扉を選定し、通常時より開放しておく。または、閉状態においても十分な水素の排出ができるよう、設備対策により開口面積の大きいスリット等を設ける。
- ② ①にて通常時開運用できない扉を水素濃度が上昇する前に開放する対象扉とする

なお、①にて通常時より扉を開放する場合は、パトロールなどにより定期的に開放状態を確認する。

#### ○扉開放の判断基準

炉心損傷後においては、線量の影響により局所エリアへのアクセスが困難になることが想定される。そのため、現場へのアクセス性の影響を考慮し、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手順書（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及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及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、事故時操作手順書（徴候ベース）における「D/W温度制御（D/W/T）」の中で整備することを検討する。

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

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

## (2) 常用換気空調系（HVAC）起動

#### ○対応方針

局所エリアの水素濃度の上昇傾向が継続する場合において、下層階に給排気口を複数持つHVACを起動し、着火源リスクとならない範囲にて、原子炉建屋内の水素の攪拌をはかる。

具体的には、HVACは事故時に隔離され原子炉建屋内の換気系がSGTSに切り替わるインターロックを有していること及びHVACの電源は常用母線に接続されていることから、今後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及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。

HVACの設置場所等を第1表に示す。

第1表 HVACの設置場所等

機器名	設置場所	電源	耐震性
常用換気空調系 (HVAC)	送風機： タービン建屋地上3階 排風機： タービン建屋地上3階	常用電源	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
	ダクト： 原子炉建屋・タービン 建屋全域	—	

HVAC起動については「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」において、ATENAアクションプランに基づき、短期的な対応として、HVACの導入条件などを盛り込んだAMG改定ガイドの策定、それを踏まえた各事業者のAMGの改定、原設計にてHVACを活用するための手順の整備などについて、再稼働までに実施していくことを説明している。



### 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、柏崎刈羽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、配慮すべき事項及び操作手順等の必要な事項を定め、社内マニュアル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及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社内マニュアルとして整備し、管理していく。

#### 【柏崎刈羽原子力発電所原子炉施設保安規定（抜粋）】

##### 添付3 重大事故等及び大規模損壊対応に係る実施基準（第17条の7及び第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若しくは重大事故が発生した場合又は大規模な自然災害若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した場合に対処しう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、重大事故等の発生及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及び運用手順の詳細な内容等については、マニュアルに定める。