

女川原子力発電所保安規定審査資料	
資料番号	保-02(改6)
提出年月日	2023年7月27日

女川原子力発電所  
原子炉施設保安規定変更認可申請書  
補足説明資料

2023年7月

東北電力株式会社

枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

## 目 次

今回提示する範囲

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

添付資料－7 原子炉施設保安規定における記載の適正化について

## 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ため、以下の関連する保安規定条文の変更を行う。

- ・第66条（重大事故等対処設備）
- ・添付1-3（重大事故等および大規模損壊対応に係る実施基準）

- b. 記載の適正化

運転上の制限を満足していることを確認するために実施する事項の確認頻度の記載を適正化するため、以下の保安規定条文の変更を行う。

- ・第27条（計測および制御設備）

### (2) 施行期日

- a. 本規定は、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5年2月15日 原規規発第2302152号）で定めるところによる。

【参考： 附則（令和5年2月15日 原規規発第2302152号）】

第1条 本規定は、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（2号炉））、第17条の3（火山影響等発生時の体制の整備（2号炉））、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（2号炉））、第17条の6（資機材等の整備（2号炉））、第17条の7（重大事故等発生時の体制の整備（2号炉））および第17条の8（大規模損壊発生時の体制の整備（2号炉））については、教育訓練に係る規定を除き2号炉の発電用原子炉に燃料体を挿入する前の時期における各原子炉施設に係る使用前事業者検査終了日以降に適用することとし、それまでの間は従前の例による。ただし、それ以降に実施する使用前事業者検査の対象となる設備に係る規定については当該検査終了日以降に適用することとし、それまでの間は従前の例による。

（以下省略）

### 3. 設置許可基準規則解釈等の改正内容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ってもよい。

i) その排出経路での水素爆発を防止すること。

ii) 排気中の水素濃度を測定することができる設備を設けること。

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

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

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

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

#### 【保安規定の改訂方針】

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

i) その排出経路での水素爆発を防止すること。

ii) 排気中の水素濃度を測定することができる設備を設けること。

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

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

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

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

【保安規定の改訂方針】

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原子炉格納容器フィルタベント系について、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、原子炉格納容器フィルタベント系の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。

【保安規定の改訂方針】

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、SA技術的能力審査基準「1. 7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」の対応として、「添付1-3 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SA技術的能力審査基準「1. 10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」の改正内容を踏まえ、「添付1-3 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 6 月 1 日付で許可された女川原子力発電所 2 号炉の発電用原子炉設置変更許可申請書と齟齬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）
- ・ 原子炉施設保安規定における記載の適正化について（添付資料－ 7）

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

## 女川原子力発電所 2 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7月

東北電力株式会社

## 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 現状の原子炉格納容器ベント基準の妥当性について
    1. 2. 1 原子炉建屋燃料取替床での判断が妥当であること
    1. 2. 2 2.3vol%での判断が妥当であること
2. 原子炉格納容器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原子炉格納容器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原子炉格納容器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原子炉格納容器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原子炉格納容器ベント基準との比較評価  
(格納容器ベント)
  2. 7 原子炉格納容器漏えい率を変化させた場合の原子炉格納容器ベント基準との  
比較評価 (代替循環冷却系)
  2. 8 原子炉格納容器漏えい率を変化させた場合の原子炉格納容器ベント基準との  
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フィルタベント実施基準が妥当であること確認する。

### Ⅲ 要求事項の解釈

#### 1. 重大事故等対策における要求事項の解釈

##### 1.0 共通事項

(1) ～ (3) (略)

(4) 手順書の整備、訓練の実施及び体制の整備

##### 【要求事項】

(略)

##### 【解釈】

1 手順書の整備は、以下によること。

a) (略)

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

1. 1～1. 9 (略)

1. 10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等

##### 【要求事項】

(略)

##### 【解釈】

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

a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器から原子炉建屋等への水素ガスの漏えいを抑制し、原子炉建屋等内の水素濃度の上昇を緩和するため、原子炉格納容器から水素ガスを排出することができる設備による原子炉格納容器から水素ガスを排出する手順等を整備すること。

b) 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止するため、水素濃度制御設備又は原子炉建屋等から水素ガスを排出することができる設備により、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順等を整備すること。

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

(1) 適合性審査で説明した原子炉格納容器ベント基準

- 2020年2月26日付けで許可された女川原子力発電所2号炉の発電用原子炉設置変更許可申請（以下「既許可申請」という。）における「添付書類十 5.1 重大事故等対策」で示しているとおり、原子炉建屋原子炉棟内水素濃度（原子炉建屋燃料取替床）2.3vol%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) 原子炉格納容器ベント基準の妥当性確認方針

- 現状の原子炉建屋燃料取替床水素濃度2.3vol%到達時の原子炉格納容器ベント基準が、「1.1 はじめに」に記載のSA技術的能力審査基準の改正内容に対して妥当であることを確認する。
- 水素挙動の評価については、一定の条件を仮定したものであり、その結果には大きな不確かさを含んでいることから、不確かさを考慮したうえで現状の原子炉格納容器ベント基準が妥当であることを評価する。

## 1. 2 現状の原子炉格納容器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（原子炉建屋燃料取替床水素濃度 2.3vol%）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. 原子炉建屋燃料取替床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確認する。

### 2. 2.3vol%での判断が妥当であること

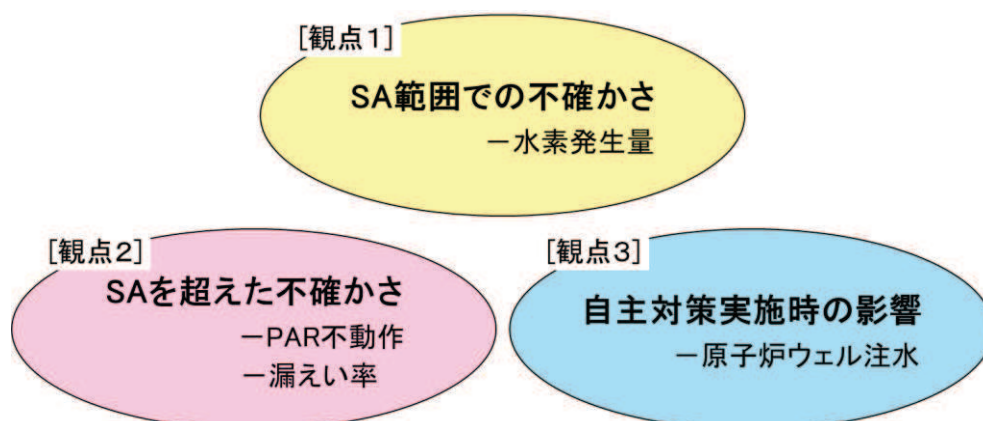
- 炉心損傷が生じた場合、改良 EPDM 製シール材の採用等により既許可申請における「添付資料十 追補 2. II 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価」で示しているとおりの原子炉格納容器耐性が向上していることを踏まえて、原子炉建屋水素爆発防止のための原子炉格納容器ベントにおいても放射性物質の放出を可能な限り遅延できることを確認する。
- 原子炉格納容器ベント基準は「水素濃度計計器誤差」及び「原子炉格納容器ベント基準到達後に遠隔操作で速やかに原子炉格納容器ベントできない不測事態発生に対する操作余裕時間」を考慮し、可燃限界（4vol%）に対して裕度がある基準であることを確認する。

(1) ベースケースの不確かさ影響を確認するための3つの観点

上記2つの観点に加えて、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。

なお、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については代替循環冷却系ケース及び格納容器ベントケースにて原子炉ウエル注水時の影響評価をそれぞれ適合性審査において確認している。



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・原子炉格納容器圧力が限界温度（200℃）・限界圧力（2Pd）を超える範囲として原子炉格納容器漏えい率が変化する状況を想定

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

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、ダクト等から通路部へ流れる。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。通路部は大物搬入口ハッチや換気ダクト等で接続されており、漏えいした水素は原子炉建屋燃料取替床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燃料取替床までの水素流路のイメージ図を示している。このため、原子炉建屋燃料取替床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。

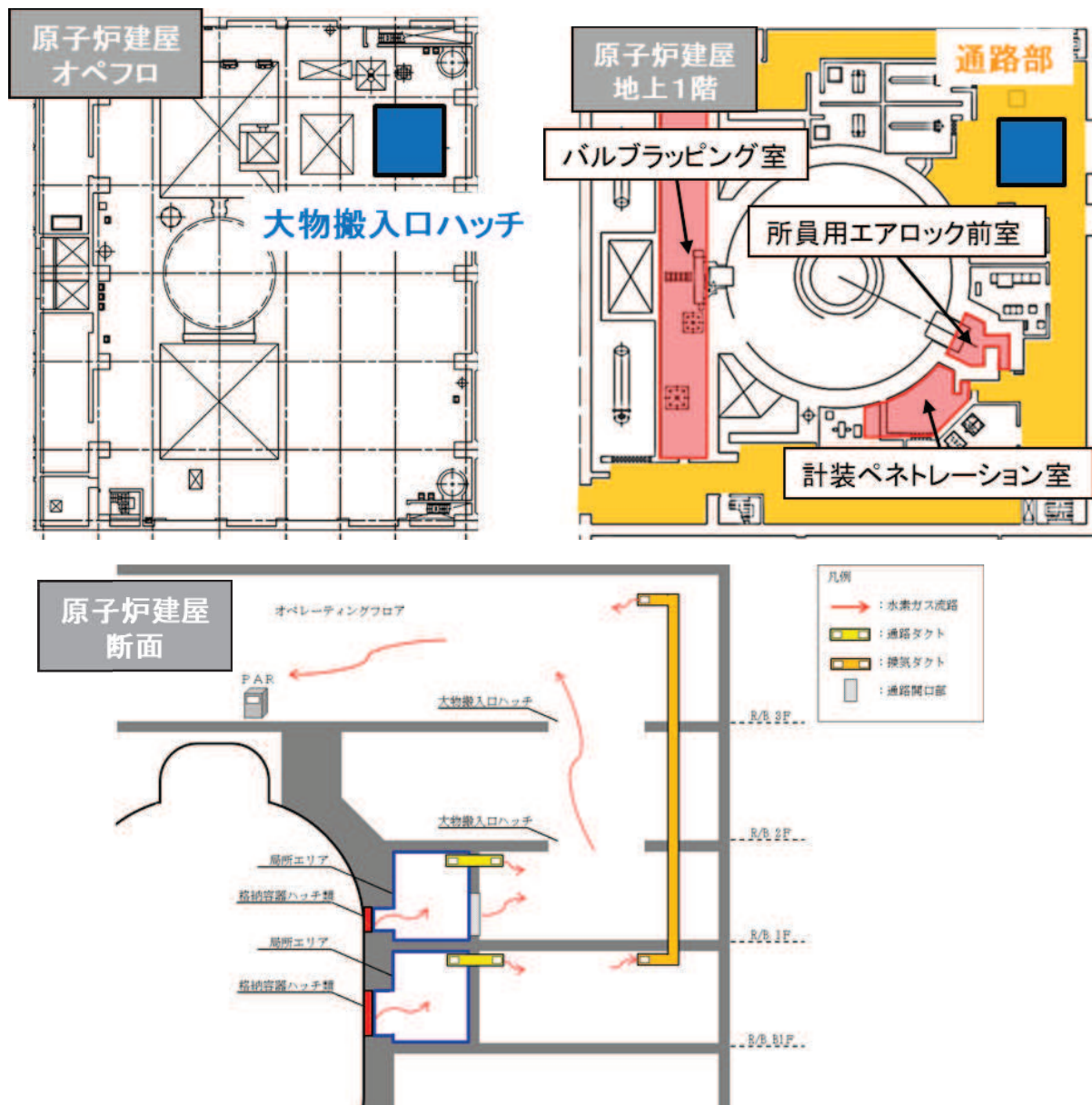


図 1.2-2 局所エリアから原子炉建屋燃料取替床までの水素流路イメージ

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。

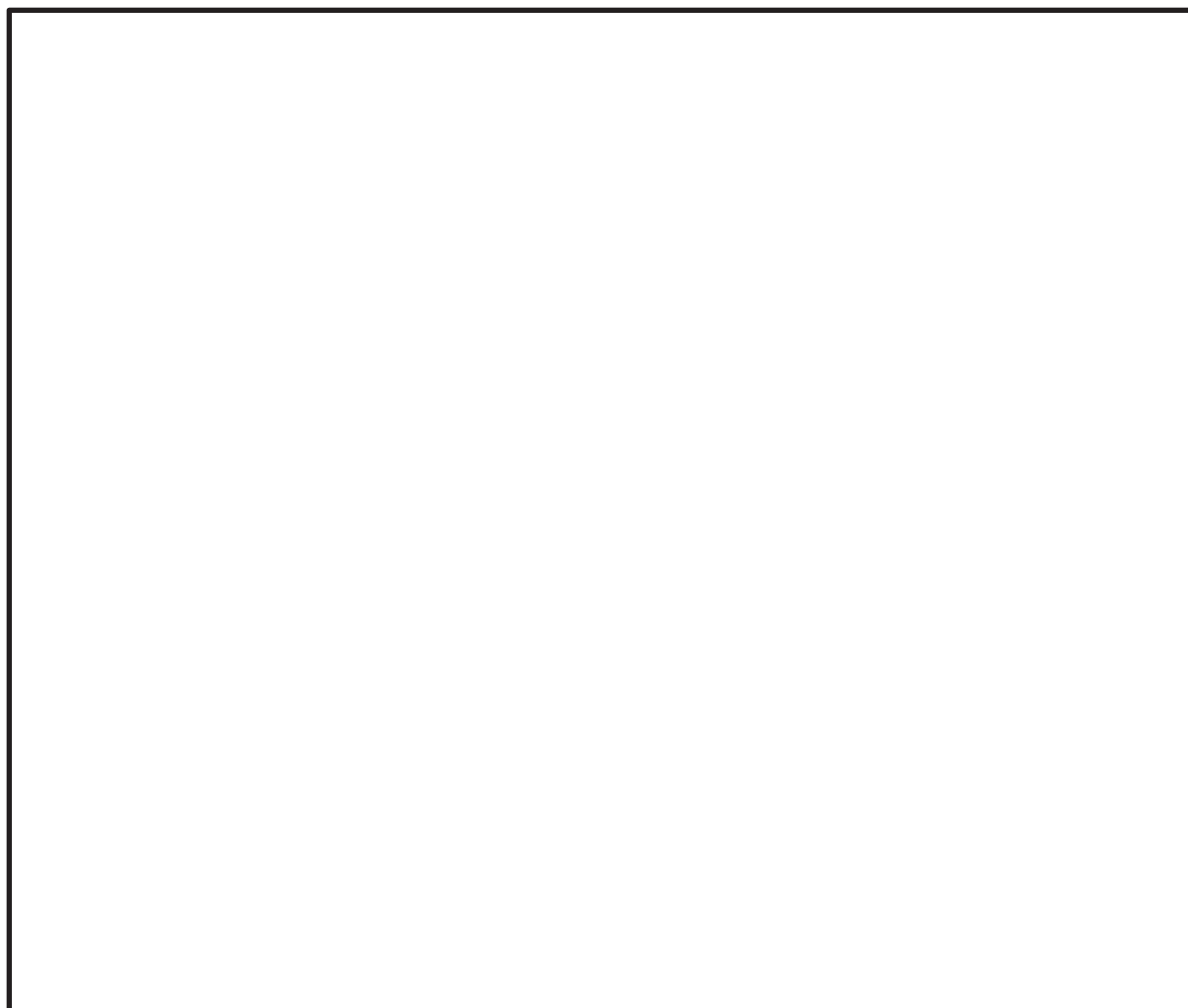
一方、観点2のうちPAR不動作については、PARの設置位置が原子炉建屋燃料取替床であることから、局所エリアへの直接的な影響はない。そのため、建屋全体の評価において不確かさを踏まえた妥当性を確認する。

観点2のうち原子炉格納容器漏えい率については、原子炉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、原子炉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、原子炉格納容器全体として漏えい量が増加した場合に、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の原子炉ウェルへの注水については、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 原子炉建屋燃料取替床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 に示す解析モデルで確認している。局所エリアについては、扉の開口部や排気ダクトを通じて、通路とつながっていることから、フローパスを設けて局所エリア外部との流出入をモデル化し、建屋全体の水素濃度の挙動とあわせて原子炉建屋原子炉棟解析モデルにより水素挙動を確認している。(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)



●——● : フローパス,  : ノード,  : ノード (局所エリア)  
----- : サブノード

図 1.2-3 原子炉建屋原子炉棟解析モデル簡易図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(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. 原子炉格納容器シール材とその試験結果について

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

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

原子炉格納容器のフランジ部構造を図 1.2-4 に示す。

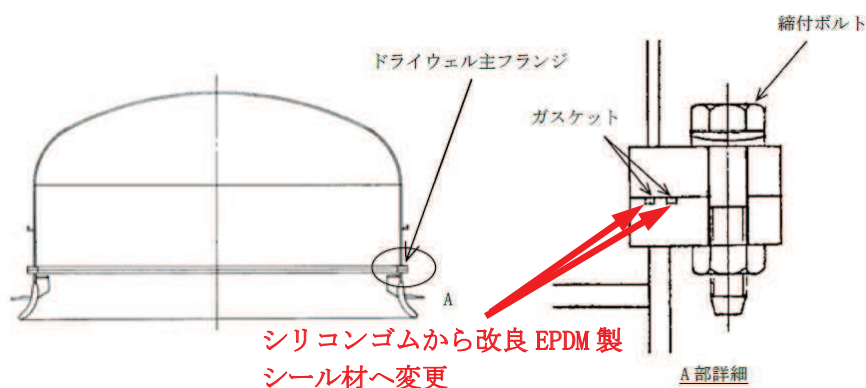
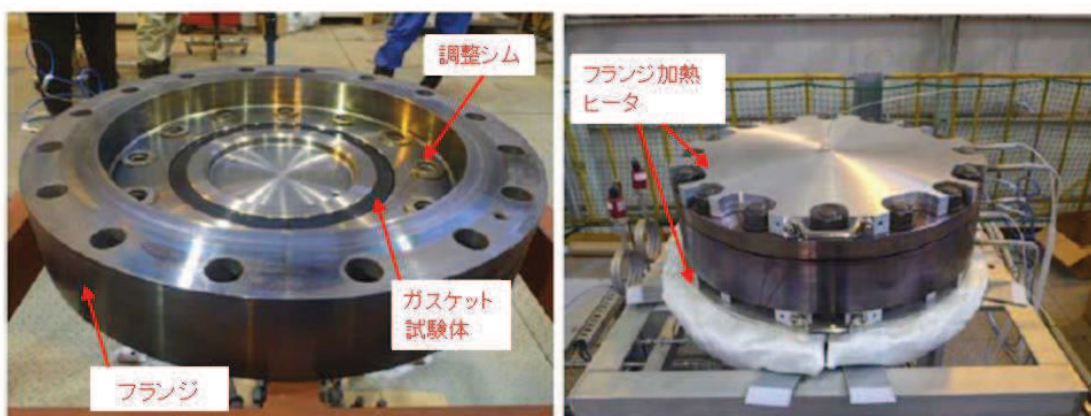


図 1.2-4 原子炉格納容器フランジ部構造（ドライウェル主フランジ）

改良 EPDM 製シール材については、重大事故等時の温度や放射線による劣化特性を試験により確認し、シール機能を評価している。試験装置を図 1.2-5 に示す。

試験の結果、フランジによるガスケット試験体の押し込み量が最小限（0mm）であっても、有意な漏えいは発生せず、200℃・168 時間、250℃・96 時間の耐性が確認されている。試験結果を表 1.2-1 に示す。



試験装置外観（フランジ開放時） 試験装置外観（フランジ密閉時）

図 1.2-5 試験装置の外観

表 1.2-1 試験結果\*1

No.	フランジ型式	試験体	温度	継続時間	押し込み量	漏えいの有無
1	T&G 型	改良 EPDM	200 ℃	168 時間	0 mm	なし
2	甲丸型	改良 EPDM	200 ℃	168 時間	0 mm	なし
3	T&G 型	改良 EPDM	250 ℃	96 時間	0 mm	なし
4	甲丸型	改良 EPDM	250 ℃	96 時間	0 mm	なし
5	T&G 型	改良 EPDM	300 ℃	24 時間	0 mm	なし
6	甲丸型	改良 EPDM	300 ℃	24 時間	0 mm	あり*2

注記\*1：下記条件は全ケース共通

試験圧力：2Pd 以上 (0.854MPa 以上)

放射線照射量：

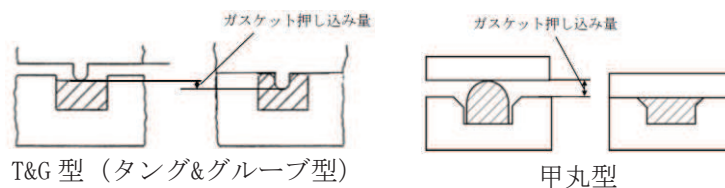
加圧媒体：乾熱（空気）

漏えい判定基準：1cc/min 以上の漏えい量が 30 分以上継続した場合に漏えい有とする。

\*2：継続時間 22 時間で漏えいが発生。

補足・フランジ型式は以下のとおり（T&G 型は所員用エアロック，甲丸型はその他の機器ハッチ等で使用）

- ・通常時は，ボルト締結によりガスケットを押し込むが，本試験においては保守的に押し込み量を 0mm として実施



原子炉格納容器の限界圧力 (2Pd : 0.854MPa)，限界温度 (200℃) における原子炉格納容器漏えい率は，AEC の評価式より約 1.24%/day 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 1.3%/day と設定し，試験により漏えいしないことを確認している原子炉格納容器フランジ部から保守的に漏えいしたとして，原子炉建屋原子炉棟内の水素挙動評価を行い，水素濃度が可燃限界に到達しないことを確認している。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

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原子炉棟内への漏えい箇所は、表 1.2-2 に示しており、リークポテンシャルを有する各フロアフランジ部、エアロックを想定する。また、漏えい割合はシール部の開口部周長の割合とする。

表 1.2-2 漏えい想定箇所と漏えい割合

漏えいフロア	漏えい箇所	口径 [mm]	周長 [mm]*1	周長 割合*2	漏えい量 割合*3	漏えいの対象と する局所エリア
原子炉建屋 地上3階 (原子炉建屋燃料取 替床)	ドライウェル 主フランジ					—
地上1階	南側		逃がし安全弁 搬出入口			バルブラッピング 室
	北側		所員用エアロ ック			所員用エアロッ ク前室
	北東側		ISI用ハッチ			計装ペネトレー ション室
地下1階	南東側		機器搬出入用 ハッチ			—
	北西側		制御棒駆動機 構搬出入口			CRD 補修室
	北東側		制御棒駆動機 構搬出入口			—
地下2階	南東側		サブプレッショ ンチェンバ出 入口			—
	北西側		サブプレッショ ンチェンバ出 入口			—

\*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/全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。

\*4：漏えい箇所1個当たりの値を示す。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

## (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P R A結果を踏まえて選定している。

格納容器破損モードのうち、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として、大破断L O C A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。

原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内への水素漏えい事象として、炉心損傷による大量の水素が発生し、原子炉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原子炉棟内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、評価シナリオは原子炉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原子炉格納容器フィルタベント系を使用する場合の2ケースがあり、その双方について原子炉建屋原子炉棟内の水素挙動解析を実施して、その影響を確認している。

なお、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」では、原子炉格納容器内へ流出した高温の原子炉冷却材及び熔融炉心の崩壊熱によって発生した水蒸気並びにジルコニウム-水反応等によって発生した非凝縮性ガスが蓄積する。本事象は、非常用炉心冷却系の機能及び全交流電源が喪失するため、原子炉水位は急速に低下する。水位低下により炉心は露出し、事象発生から約4分後に炉心損傷に至り、早い段階から水素が発生する事象である。

### (3) 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「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」の別紙11「有効性評価における原子炉建屋原子炉棟内の水素挙動」で示している原子炉建屋内の水素挙動解析結果に基づいて確認した。

#### a. 評価条件

原子炉建屋原子炉棟内の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)」における代替循環冷却系を使用する場合とする。

GOTHIC コードの解析条件 (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, 原子炉建屋原子炉棟への水素漏えい量の観点でそれぞれ保守側に包絡するように設定している。

原子炉格納容器漏えい率については, 原子炉格納容器設計漏えい率を下限として, 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を用いて AEC の評価式により算出される値を包絡する値として設定している。

なお, 原子炉格納容器圧力が上昇していない事象開始直後より 36 時間まで, 原子炉格納容器圧力 2Pd 時の原子炉格納容器漏えい率 (AEC 式にて約 1.24%/day) に余裕を見た漏えい率として 1.3%/day を評価条件とし, 代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱後は, 原子炉格納容器圧力低下の遅れも考慮して原子炉格納容器圧力を包絡する条件とした。

また, 解析条件を表 1.2-4, 解析モデルを図 1.2-10 にそれぞれ示す。



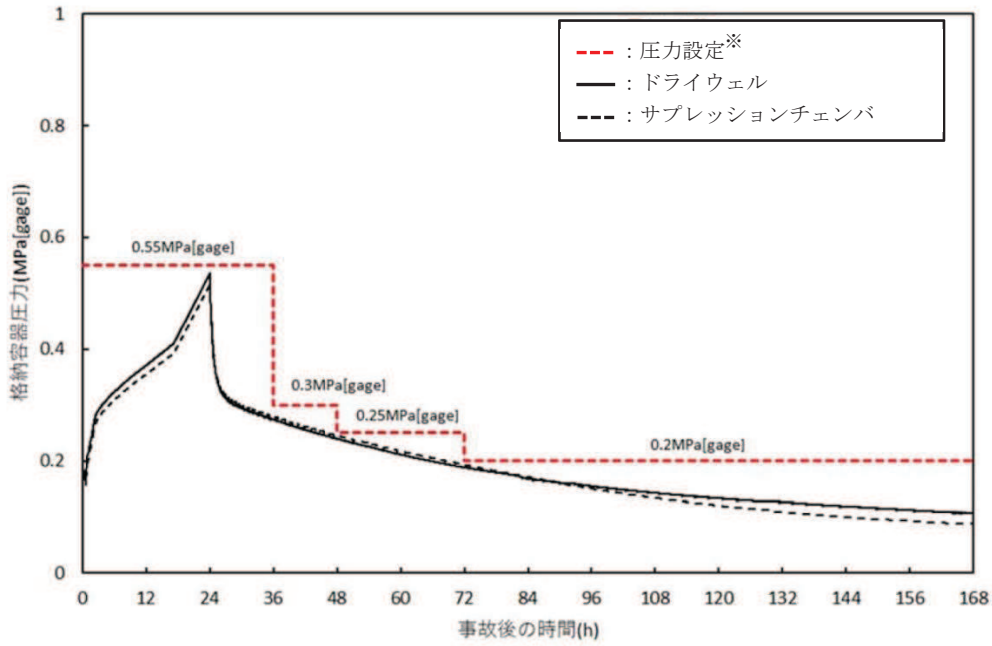
表 1.2-3 GOTHIC コードによる解析条件（代替循環冷却系ケース）

項目		条件					
		0～6h	6～24h	24～36h	36～48h	48～72h	72～168h
ドライウエル	原子炉格納容器 圧力 (kPa[gage])	550			300	250	200
	原子炉格納容器 温度 (°C)	200			171		
	水素分率 (vol%)	10		15	20		
	窒素分率 (vol%)	0	10			35	
	水蒸気分率 (vol%)	90	80	75	45		
	原子炉格納容器 漏えい率* (%/day)	1.3			0.7	0.65	0.6
サブプレッションチェンバ	原子炉格納容器 圧力 (kPa[gage])	550			300	250	200
	原子炉格納容器 温度 (°C)	200			171		
	水素分率 (vol%)	25		20	15		
	窒素分率 (vol%)	30			25		
	水蒸気分率 (vol%)	45		50	60		
	原子炉格納容器 漏えい率* (%/day)	1.3			0.7	0.65	0.6

\*：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。

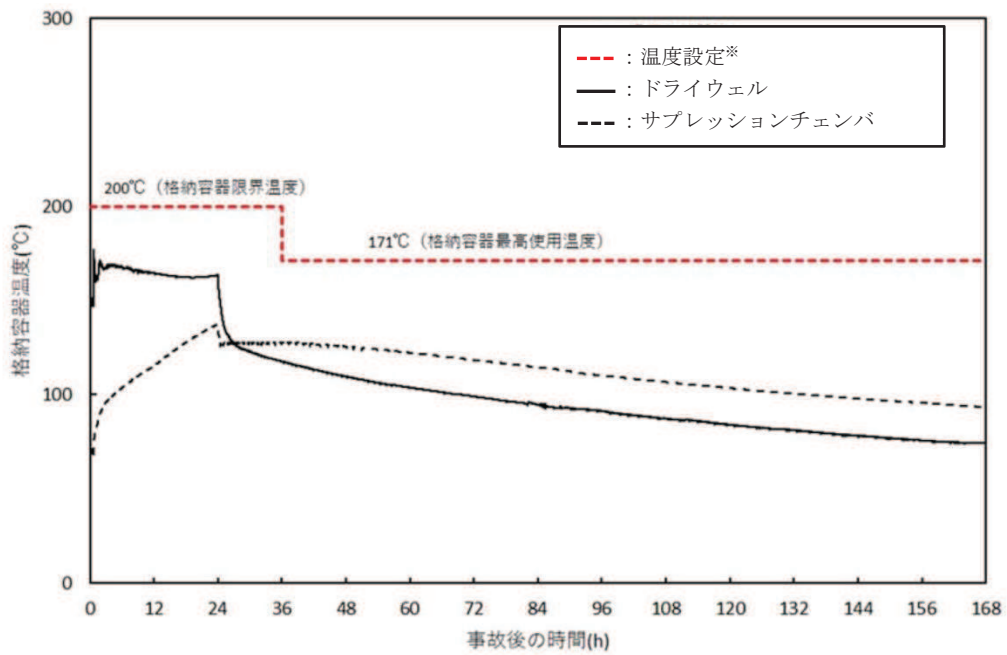
$$L = L_0 \sqrt{\frac{(P - P_a)RT}{(P_0 - P_a)R_0T_0}}$$

- L : 事故時の原子炉格納容器漏えい率 [%/day]
- L<sub>0</sub> : 漏えい試験時の原子炉格納容器漏えい率 [%/day]
- P : 事故時の原子炉格納容器圧力 [Pa]
- P<sub>a</sub> : 原子炉格納容器外の圧力 [Pa]
- R : 事故時の原子炉格納容器の気体定数 [kJ/kg・K]
- T : 事故時の原子炉格納容器温度 [K]
- P<sub>0</sub> : 漏えい試験時の原子炉格納容器圧力 [Pa]
- R<sub>0</sub> : 漏えい試験時の気体定数 [kJ/kg・K]
- T<sub>0</sub> : 漏えい試験時の原子炉格納容器温度 [K]



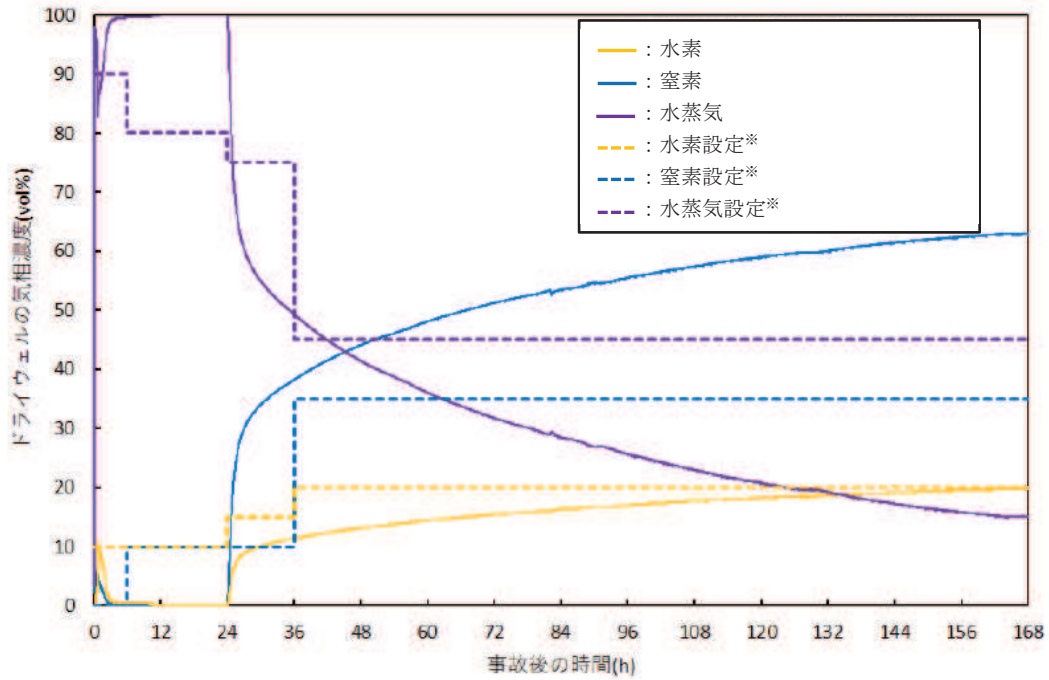
※：水素の漏えい量が多くなる条件として原子炉格納容器圧力は高い側に包絡する。

図 1.2-6 原子炉格納容器圧力の解析条件（代替循環冷却系ケース）



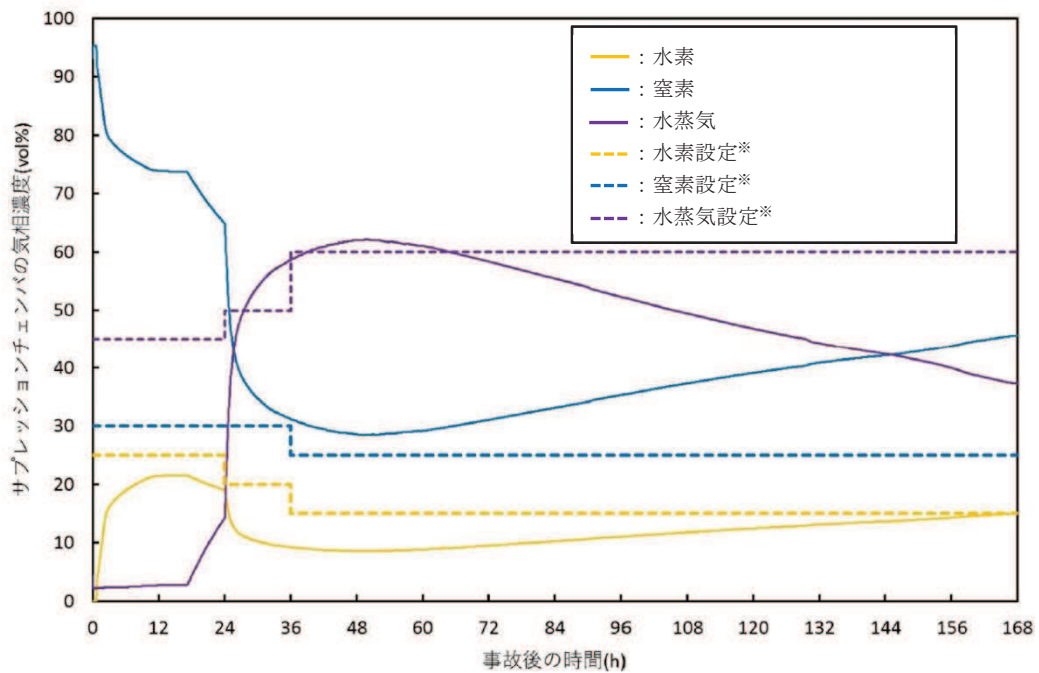
※：漏えいした水蒸気が凝縮し易く原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度が高くなる条件として原子炉格納容器温度は高い側に包絡する。

図 1.2-7 原子炉格納容器気相部温度の解析条件（代替循環冷却系ケース）



※：水素の漏えい量が多くなる条件として水素は高い側に包絡する。また、窒素は低い側に包絡し、残りを水蒸気とする。なお、6時間から24時間の間において水素及び窒素は、0vol%程度であるが、保守的に水素を10vol%と設定し、その場合ドライウェルに同量以上存在する窒素についても10vol%として設定する。

図 1.2-8 ドライウェルガス組成の解析条件（代替循環冷却系ケース）



※：水素の漏えい量が多くなる条件として水素は高い側に包絡する。また、窒素は低い側に包絡し、残りを水蒸気とする。

図 1.2-9 サプレッションチェンバガス組成の解析条件（代替循環冷却系ケース）

表 1.2-4 GOTHIC コードによる解析条件（代替循環冷却系ケース）（1/2）

項目	解析条件	設定理由
原子炉格納容器条件		
原子炉格納容器圧力	表 1.2-3 のとおり	—
原子炉格納容器温度	表 1.2-3 のとおり	—
原子炉格納容器ガス組成	表 1.2-3 のとおり	—
原子炉格納容器漏えい率	表 1.2-3 のとおり	—
漏えい箇所	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ドライウェル主フランジ</li> <li>・逃がし安全弁搬出入口</li> <li>・所員用エアロック</li> <li>・ISI 用ハッチ</li> <li>・機器搬出入用ハッチ</li> <li>・制御棒駆動機構搬出入口</li> <li>・サブプレッションチェンバ出入口</li> </ul>	表 1.2-2 による
原子炉建屋初期条件		
建屋圧力	101.325kPa [abs]	大気圧として設定
建屋温度	40℃	通常運転時の環境仕様温度の最大値として設定
建屋ガス組成	<ul style="list-style-type: none"> <li>・酸素 19.5vol%</li> <li>・窒素 73.2vol%</li> <li>・水蒸気 7.3vol%</li> </ul>	相対湿度 100%の空気として設定
建屋解析モデル		
空間容積	原子炉建屋原子炉棟内 原子炉建屋燃料取替床 30,000m <sup>3</sup> 2階 3,100m <sup>3</sup> 1階 3,100m <sup>3</sup> 地下1階 8,700m <sup>3</sup> トーラス室 7,300m <sup>3</sup> 大物搬入口ハッチ 1,900m <sup>3</sup> 階段室（西側） 280m <sup>3</sup> 階段室（南側） 120m <sup>3</sup>	空間の構造物を除いた容積として設定
圧力境界条件（外部・外気への漏えい）		
圧力	101.325kPa [abs]	大気圧として設定
温度	40℃	通常運転時の環境仕様温度の最大値として設定
ガス組成	<ul style="list-style-type: none"> <li>・酸素 19.5vol%</li> <li>・窒素 73.2vol%</li> <li>・水蒸気 7.3vol%</li> </ul>	建屋初期条件同様 （相対湿度 100%の空気として設定）
流出条件		
位置	原子炉建屋燃料取替床	—

表 1.2-4 GOTHIC コードによる解析条件（代替循環冷却系ケース）（2/2）

放熱条件		
内壁熱伝達率（原子炉建屋燃料取替床－壁面）	凝縮熱伝達及び自然対流熱伝達を考慮	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），水平平板（天井）
壁厚さ	・下部壁 400mm ・上部壁 250mm ・天井 170mm	—
壁内熱伝導率	1.74 W/m/K	コンクリートの物性
壁の比熱	0.963 kJ/kg/K	同上
壁の密度	2,400 kg/m <sup>3</sup>	同上
外壁熱伝達率（壁面－外気）	5 W/m <sup>2</sup> /K	原子炉建屋の外壁面における自然対流熱伝達率を想定
外気温	40℃	建屋温度と同じとして設定
放熱面積	4000m <sup>2</sup>	原子炉建屋燃料取替床の外壁が外気と接触している面積として設定
PAR の性能		
水素処理容量	$DR = A \left( \frac{C_{H_2}}{100} \right)^{1.307} \frac{P}{T} \cdot 3600 \cdot SF$ DR : 水素処理容量 [kg/h] A : 係数 <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 1em; height: 1em; vertical-align: middle;"></span> C <sub>H<sub>2</sub></sub> : PAR 入口水素濃度 [vol%] P : 雰囲気圧力 [bar] T : 雰囲気温度 [K] SF : スケールファクター	—
反応阻害物質ファクター	0.5	既許可申請まとめ資料別添資料-3 の 2.3.2 節参照
低酸素ファクター	$F_{lowO_2} = 0.7421 \left( \frac{C_{O_2}}{C_{H_2}} \right)^3 - 0.6090 \left( \frac{C_{O_2}}{C_{H_2}} \right)^2 + 0.7046 \left( \frac{C_{O_2}}{C_{H_2}} \right) - 0.026$ 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。 C <sub>O<sub>2</sub></sub> : 酸素濃度 [vol%]	—
動作開始水素濃度	1.5vol%	既許可申請まとめ資料別添資料-3 の別紙 9 参照
起動酸素濃度	2.5vol%	—
設置個数	19 個	—

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

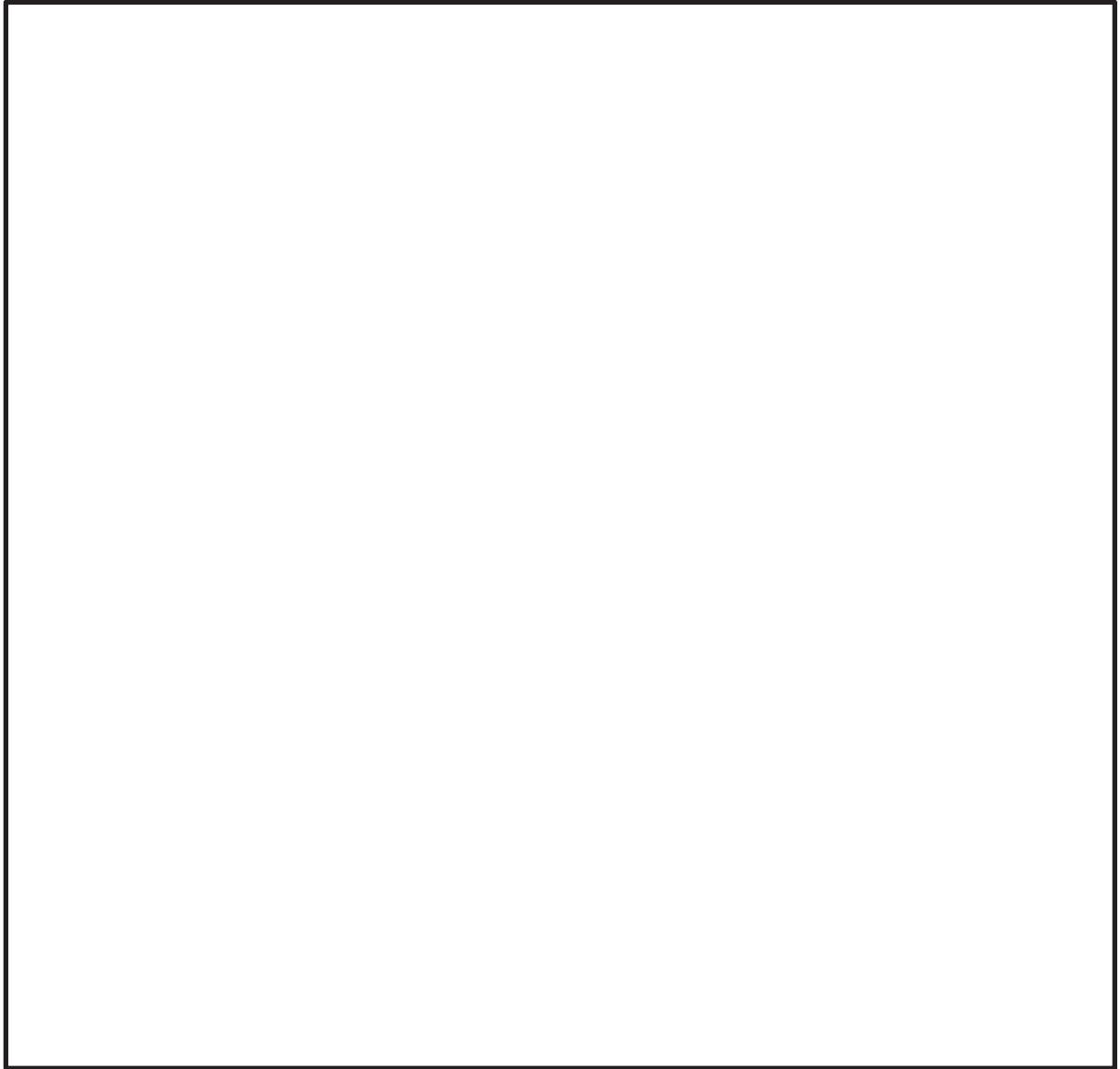


図 1.2-10 原子炉建屋原子炉棟 (原子炉建屋燃料取替床 環冷却系ケース)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

b. 評価結果

代替循環冷却系を使用する場合のドライウェル主フランジを含むシール部からの漏えいケースにおける原子炉建屋原子炉棟内の水素挙動を図 1.2-11 に示す。

代替循環冷却系ケースでは、事故後 36 時間以降においても、原子炉格納容器内に水素を保有しているため、漏えいが継続するが、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度は、下層階も含めて 1 vol% 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。

なお、原子炉建屋燃料取替床の水素濃度は PAR の動作開始濃度である 1.5 vol% 以下であった。

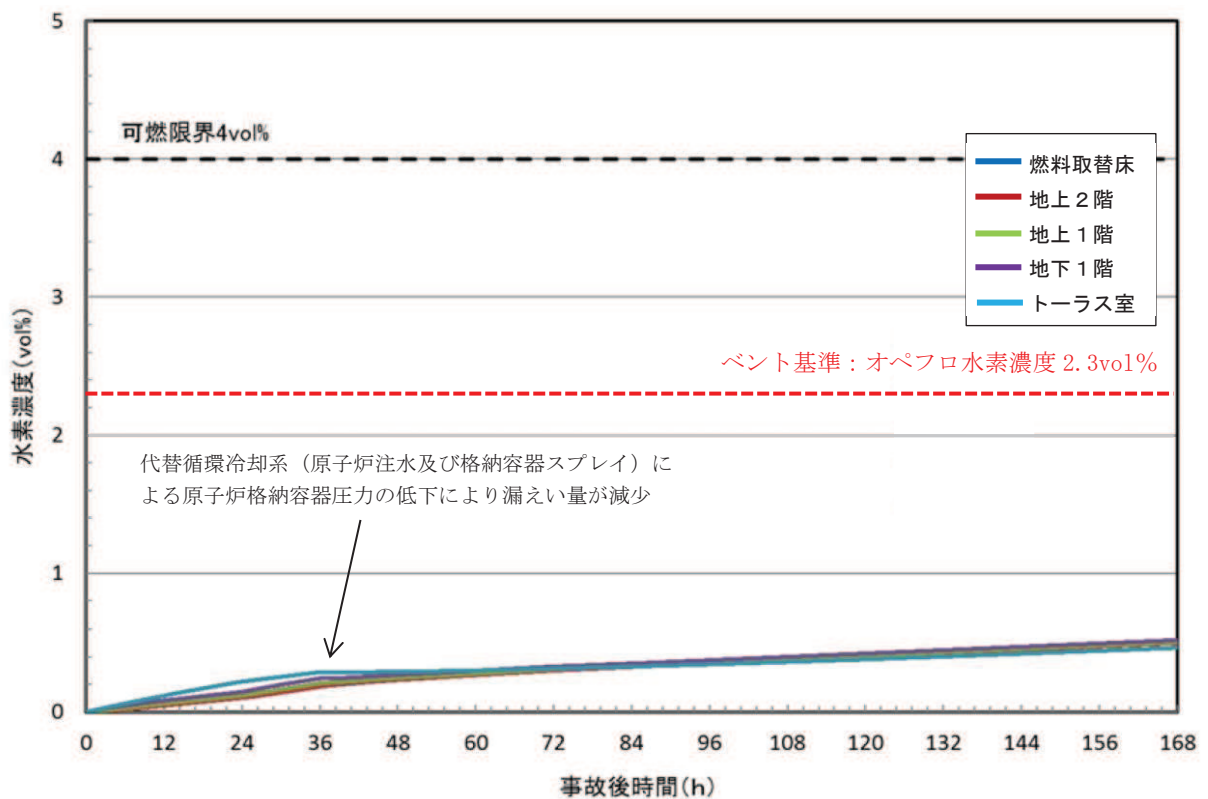


図 1.2-11 原子炉建屋原子炉棟内水素濃度（代替循環冷却系ケース）

#### (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「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」の別紙11「有効性評価における原子炉建屋原子炉棟内の水素挙動」で示している原子炉建屋内の水素挙動解析結果に基づいて確認した。

##### a. 評価条件

原子炉建屋原子炉棟内の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)」における代替循環冷却系を使用できない場合 (原子炉格納容器フィルタベント系を使用する場合) とする。

GOTHIC コードの解析条件 (原子炉格納容器からの漏えい条件) を表 1.2-5 に示す。原子炉格納容器圧力, 原子炉格納容器温度及び原子炉格納容器内ガス組成は, 図 1.2-12 から図 1.2-15 に示す「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」のシナリオにおける代替循環冷却系を使用できない場合 (原子炉格納容器フィルタベント系を使用する場合) における各パラメータを, 原子炉建屋原子炉棟への水素漏えい量の観点でそれぞれ保守側に包絡するように設定する。

原子炉格納容器漏えい率については, 原子炉格納容器設計漏えい率を下限として, 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を用いて AEC の評価式により算出される値を包絡する値として設定する。

なお, 原子炉格納容器圧力 2Pd 時の原子炉格納容器漏えい率 (AEC 式にて約 1.24%/day) に余裕を見た漏えい率として 1.3%/day を評価条件とし, 原子炉格納容器圧力が上昇していない事象開始直後より, 原子炉格納容器ベント実施後の原子炉格納容器圧力低下遅れも考慮した 60 時間まで原子炉格納容器圧力 2Pd 時の原子炉格納容器漏えい率を採用した。事故後 60 時間以降は, 原子炉格納容器フィルタベント系により水素が原子炉格納容器外に放出されるため, 原子炉建屋原子炉棟内への水素漏えいはなく, 水蒸気のみ漏えいが継続するものとする。

また, 解析条件を表 1.2-6, 解析モデルを図 1.2-16 にそれぞれ示す。



表 1.2-5 GOTHIC コードによる解析条件（格納容器ベントケース）

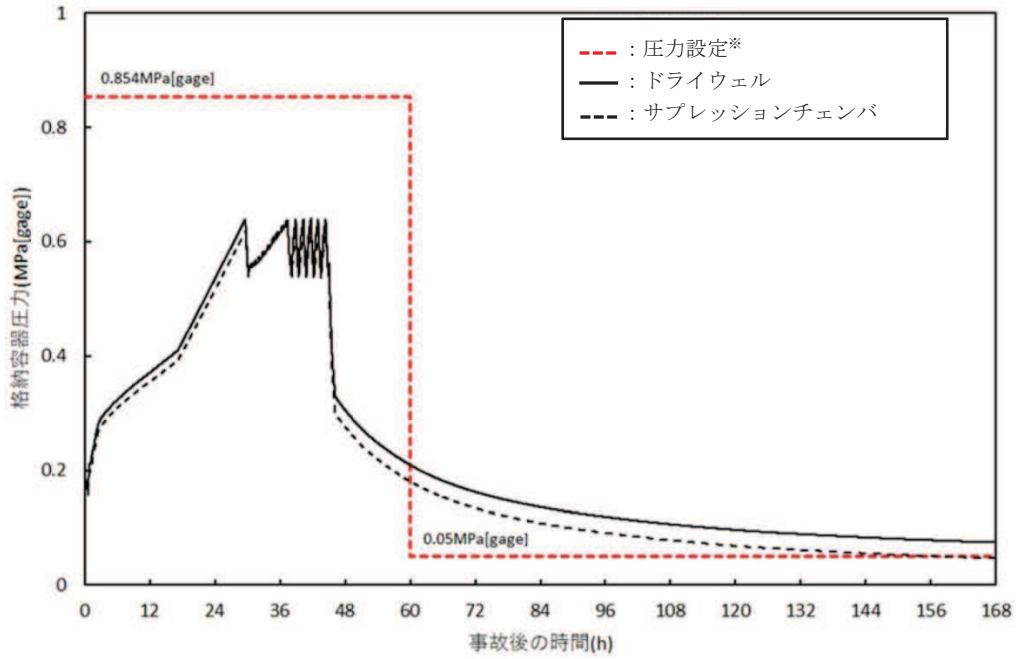
項目		条件		
		0～6h	6～60h	60～168h
ドライウエル	原子炉格納容器圧力 (kPa[gage])	854		50
	原子炉格納容器温度 (°C)	200		171
	水素分率 (vol%)	10		0 <sup>*1</sup>
	窒素分率 (vol%)	0	10	0
	水蒸気分率 (vol%)	90	80	100
	原子炉格納容器 漏えい率 <sup>*2</sup> (%/day)	1.3		0.5 (設計漏えい率)
サブプレッション チェンバ	原子炉格納容器圧力 (kPa[gage])	854		50
	原子炉格納容器温度 (°C)	200		171
	水素分率 (vol%)	25		0 <sup>*1</sup>
	窒素分率 (vol%)	30		0
	水蒸気分率 (vol%)	45		100
	原子炉格納容器 漏えい率 <sup>*2</sup> (%/day)	1.3		0.5 (設計漏えい率)

\*1：60h 以降の水素分率は、原子炉格納容器ベント実施により水素はほぼ排気され、水蒸気雰囲気となることにより、水の放射線分解による水素発生を考慮しても原子炉格納容器内の水素濃度はほぼ 0 vol%であることを踏まえて設定。なお、原子炉格納容器圧力の低下により原子炉建屋への漏えい量も減少するため、60h 以降の水素分率は、建屋内の水素濃度には影響しない。

\*2：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。

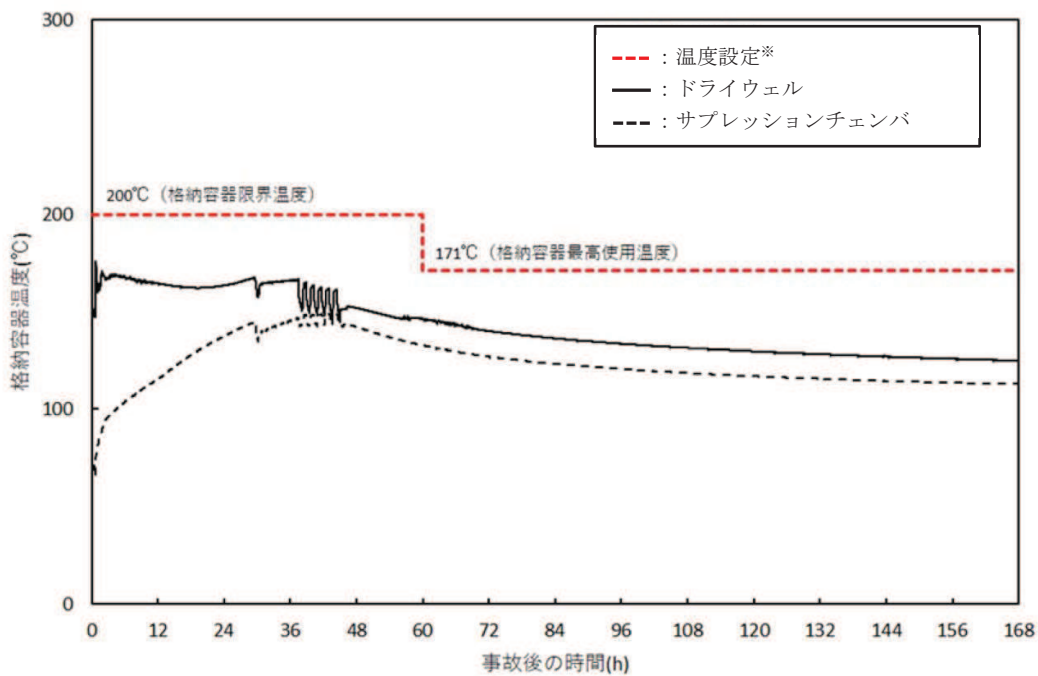
$$L = L_0 \sqrt{\frac{(P - P_a)RT}{(P_0 - P_a)R_0T_0}}$$

- L : 事故時の原子炉格納容器漏えい率 [%/day]
- L<sub>0</sub> : 漏えい試験時の原子炉格納容器漏えい率 [%/day]
- P : 事故時の原子炉格納容器圧力 [Pa]
- P<sub>a</sub> : 原子炉格納容器外の圧力 [Pa]
- R : 事故時の原子炉格納容器の気体定数 [kJ/kg・K]
- T : 事故時の原子炉格納容器温度 [K]
- P<sub>0</sub> : 漏えい試験時の原子炉格納容器圧力 [Pa]
- R<sub>0</sub> : 漏えい試験時の気体定数 [kJ/kg・K]
- T<sub>0</sub> : 漏えい試験時の原子炉格納容器温度 [K]



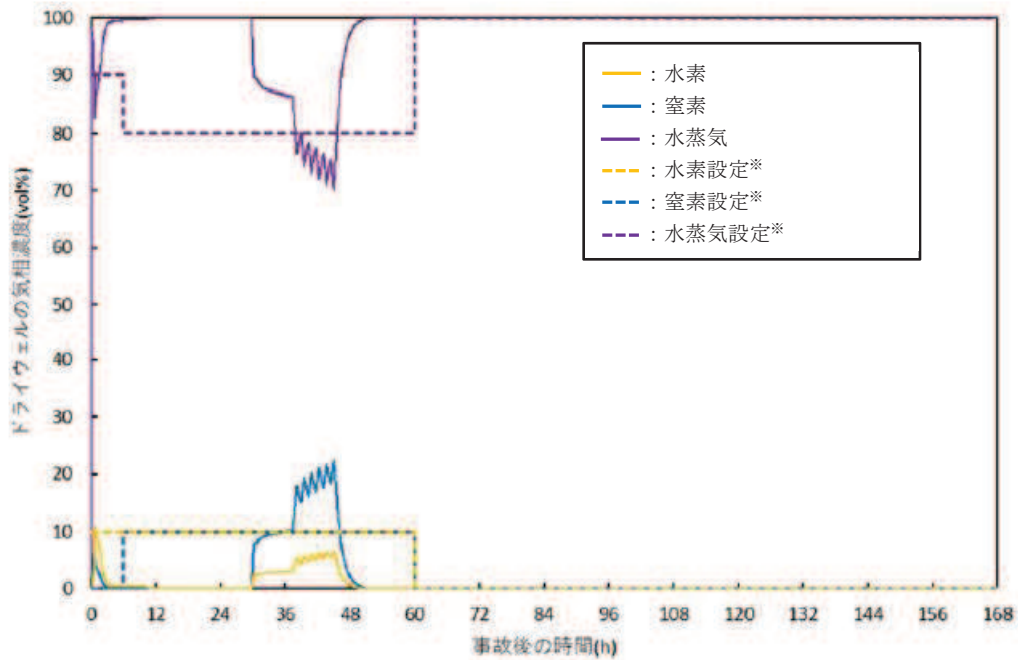
※：解析上の原子炉格納容器ベント時間（60 時間）まで水素の漏えい量が多くなる条件として原子炉格納容器圧力は高い側に包絡し，原子炉格納容器ベント後は原子炉格納容器内の水素がなくなるため原子炉建屋原子炉棟への漏えいガスが少なくなる条件として原子炉格納容器圧力は低い側に包絡する。

図 1. 2-12 原子炉格納容器圧力の解析条件（格納容器ベントケース）



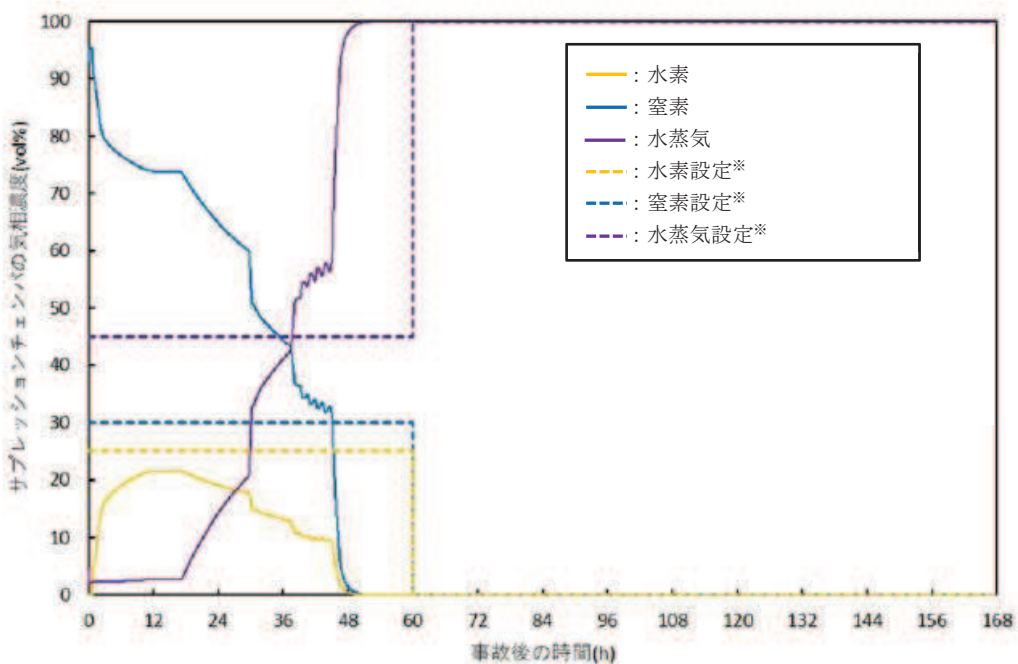
※：漏えいした水蒸気が凝縮し易く原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度が高くなる条件として原子炉格納容器温度は高い側に包絡する。

図 1. 2-13 原子炉格納容器気相部温度の解析条件（格納容器ベントケース）



※：水素の漏えい量が多くなる条件として水素は高い側に包絡する。また、窒素は低い側に包絡し、残りを水蒸気とする。なお、6時間から約30時間及び約48時間から60時間の間において水素及び窒素は、0vol%程度であるが、保守的に水素を10vol%と設定し、その場合ドライウエルに同量以上存在する窒素についても10vol%として設定する。

図 1.2-14 ドライウエルガス組成の解析条件（格納容器ベントケース）



※：水素の漏えい量が多くなる条件として水素は高い側に包絡する。また、窒素は低い側に包絡し、残りを水蒸気とする。なお、約48時間から60時間の間において水素及び窒素は、0vol%程度であるが、保守的に水素を25vol%と設定し、その場合サプレッションチェンバに同量以上存在する窒素については30vol%として設定する。

図 1.2-15 サプレッションチェンバガス組成の解析条件（格納容器ベントケース）

表 1.2-6 GOTHIC コードによる解析条件（格納容器ベントケース）（1/2）

項目	解析条件	設定理由
原子炉格納容器条件		
原子炉格納容器圧力	表 1.2-5 のとおり	—
原子炉格納容器温度	表 1.2-5 のとおり	—
原子炉格納容器ガス組成	表 1.2-5 のとおり	—
原子炉格納容器漏えい率	表 1.2-5 のとおり	—
漏えい箇所	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ドライウェル主フランジ</li> <li>・逃がし安全弁搬出入口</li> <li>・所員用エアロック</li> <li>・ISI 用ハッチ</li> <li>・機器搬出入用ハッチ</li> <li>・制御棒駆動機構搬出入口</li> <li>・サブプレッションチェンバ出入口</li> </ul>	表 1.2-2 による
原子炉建屋初期条件		
建屋圧力	101.325kPa [abs]	大気圧として設定
建屋温度	40℃	通常運転時の環境仕様温度の最大値として設定
建屋ガス組成	<ul style="list-style-type: none"> <li>・酸素 19.5vol%</li> <li>・窒素 73.2vol%</li> <li>・水蒸気 7.3vol%</li> </ul>	相対湿度 100%の空気として設定
建屋解析モデル		
空間容積	原子炉建屋原子炉棟内 原子炉建屋燃料取替床 30,000m <sup>3</sup> 2階 3,100m <sup>3</sup> 1階 3,100m <sup>3</sup> 地下1階 8,700m <sup>3</sup> トーラス室 7,300m <sup>3</sup> 大物搬入口ハッチ 1,900m <sup>3</sup> 階段室（西側） 280m <sup>3</sup> 階段室（南側） 120m <sup>3</sup>	空間の構造物を除いた容積として設定
圧力境界条件（外部・外気への漏えい）		
圧力	101.325kPa [abs]	大気圧として設定
温度	40℃	通常運転時の環境仕様温度の最大値として設定
ガス組成	<ul style="list-style-type: none"> <li>・酸素 19.5vol%</li> <li>・窒素 73.2vol%</li> <li>・水蒸気 7.3vol%</li> </ul>	建屋初期条件同様 （相対湿度 100%の空気として設定）
流出条件		
位置	原子炉建屋燃料取替床	—

表 1.2-6 GOTHIC コードによる解析条件（格納容器ベントケース）（2/2）

放熱条件		
内壁熱伝達率（原子炉建屋燃料取替床－壁面）	凝縮熱伝達及び自然対流熱伝達を考慮	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），水平平板（天井）
壁厚さ	・下部壁 400mm ・上部壁 250mm ・天井 170mm	—
壁内熱伝導率	1.74 W/m/K	コンクリートの物性
壁の比熱	0.963 kJ/kg/K	同上
壁の密度	2,400 kg/m <sup>3</sup>	同上
外壁熱伝達率（壁面－外気）	5 W/m <sup>2</sup> /K	原子炉建屋の外壁面における自然対流熱伝達率を想定
外気温	40℃	建屋温度と同じとして設定
放熱面積	4000m <sup>2</sup>	原子炉建屋燃料取替床の外壁が外気と接触している面積として設定
PAR の性能		
水素処理容量	$DR = A \left( \frac{C_{H2}}{100} \right)^{1.307} \frac{P}{T} \cdot 3600 \cdot SF$ DR : 水素処理容量 [kg/h] A : 係数 <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 20px; height: 15px; vertical-align: middle;"></span> C <sub>H2</sub> : PAR 入口水素濃度 [vol%] P : 雰囲気圧力 [bar] T : 雰囲気温度 [K] SF : スケールファクター	—
反応阻害物質ファクター	0.5	既許可申請まとめ資料別添資料-3 の 2.3.2 節参照
低酸素ファクター	$F_{lowO2} = 0.7421 \left( \frac{C_{O2}}{C_{H2}} \right)^3 - 0.6090 \left( \frac{C_{O2}}{C_{H2}} \right)^2 + 0.7046 \left( \frac{C_{O2}}{C_{H2}} \right) - 0.026$ 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。 C <sub>O2</sub> : 酸素濃度 [vol%]	—
動作開始水素濃度	1.5vol%	既許可申請まとめ資料別添資料-3 の別紙 9 参照
起動酸素濃度	2.5vol%	—
設置個数	19 個	—

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

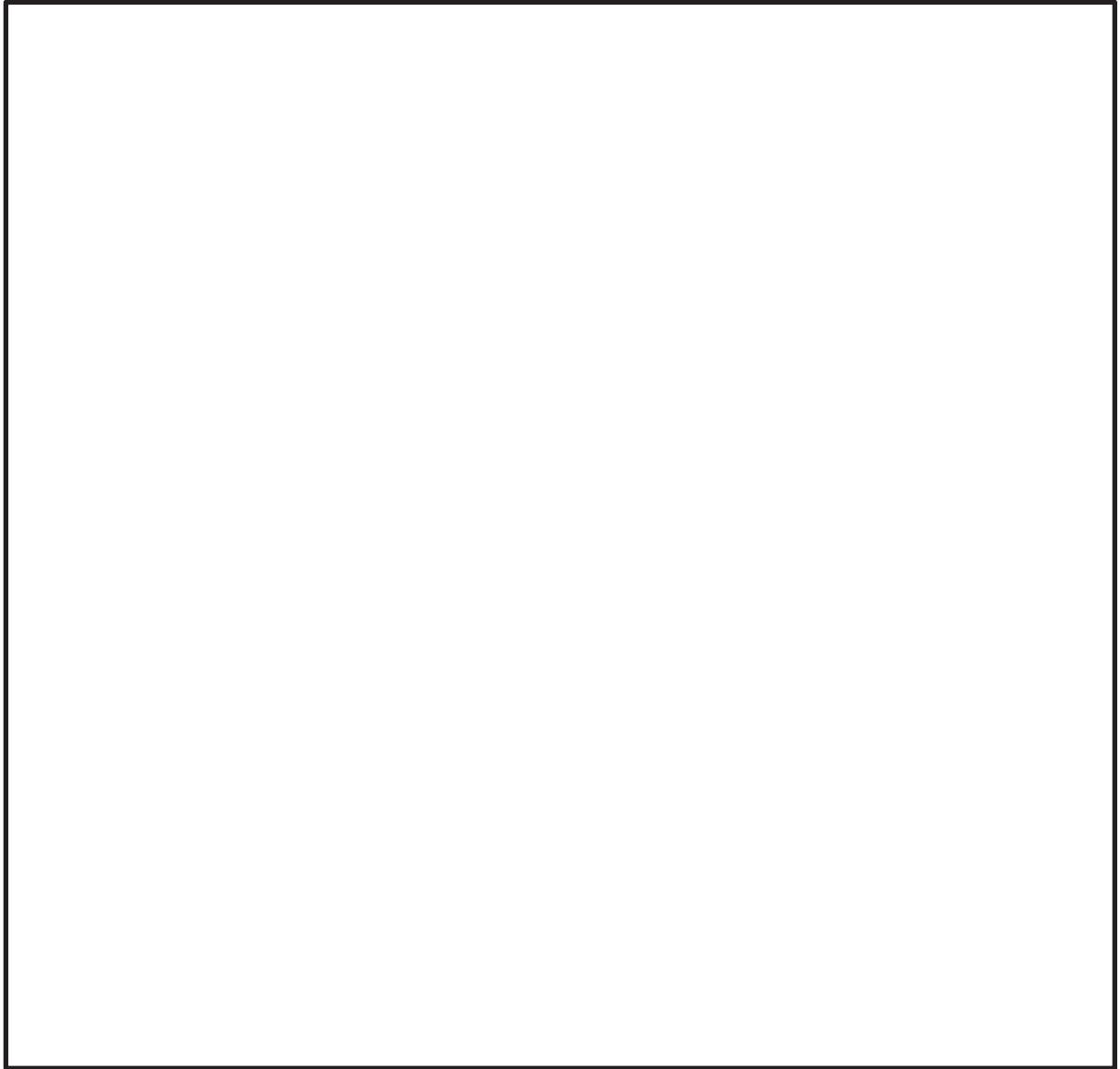


図 1.2-16 原子炉建屋原子炉棟解析モデル（格納容器ベントケース）

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

## b. 評価結果

代替循環冷却系を使用できない場合（原子炉格納容器フィルタベント系を使用する場合）のドライウェル主フランジを含むシール部からの漏えいケースにおける原子炉建屋原子炉棟内の水素挙動を図 1.2-17 に示す。

格納容器ベントケースでは、水素濃度は事故後 60 時間まで上昇し、その後、ほぼ一定に推移する。これは、原子炉格納容器フィルタベント系により原子炉格納容器内水素が排出されたためである。原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度は、下層階も含めて 1 vol% 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。

なお、原子炉建屋燃料取替床の水素濃度は PAR の動作開始濃度である 1.5 vol% 以下であった。

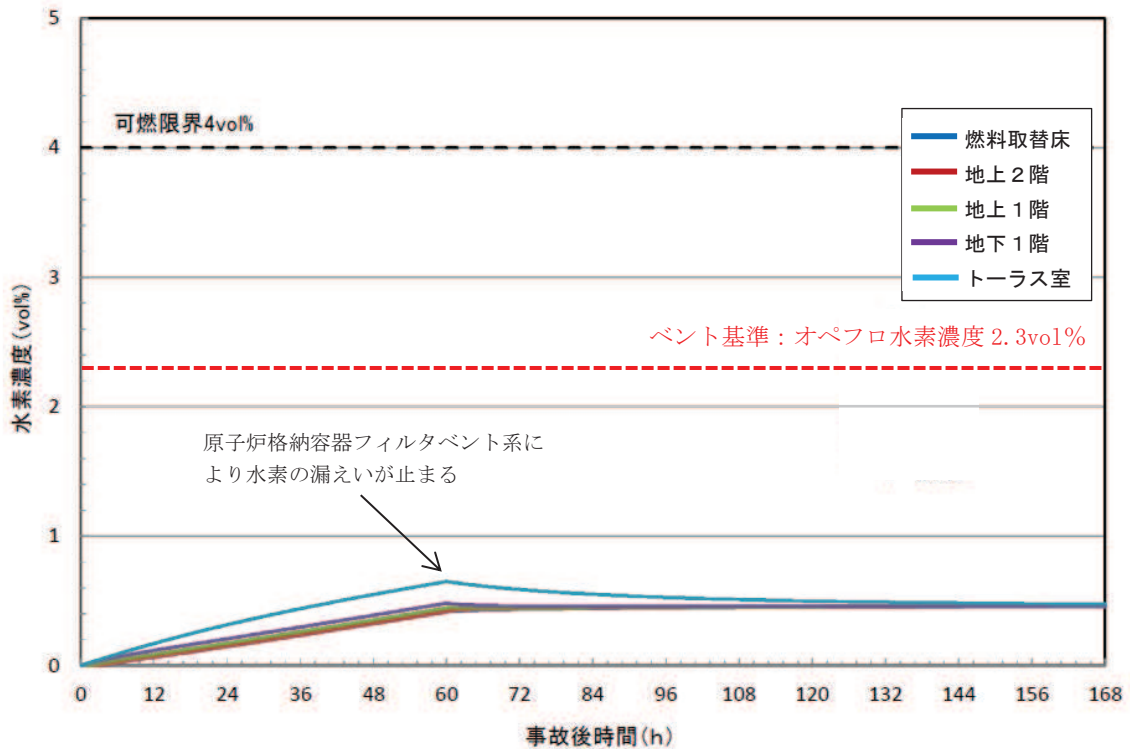


図 1.2-17 原子炉建屋原子炉棟内水素挙動（格納容器ベントケース）

(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）

原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内への水素漏えいが想定される箇所については、表 1.2-2 に示す漏えい箇所があり、同表に示す直接漏えいが発生する区画（以下「局所エリア」という。）については、小部屋形状となっている箇所がある。漏えい想定箇所の原子炉建屋断面イメージを図 1.2-18、局所エリアの配置図を図 1.2-19 にそれぞれ示す。

適合性審査においても局所エリアについては、空間容積、開口部周長の割合及びダクト等の配置を考慮して、評価を実施しており、全ての局所エリアのうち最も水素濃度が厳しくなる「CRD 補修室」\*について評価結果を示す。

※：ドライウエルからの漏えいに対して、水素濃度が最も厳しくなる局所エリアを示す。サブレーションチェンバの開口部と直接繋がるのはトールラス室のみであり、直接繋がる局所エリアはない。

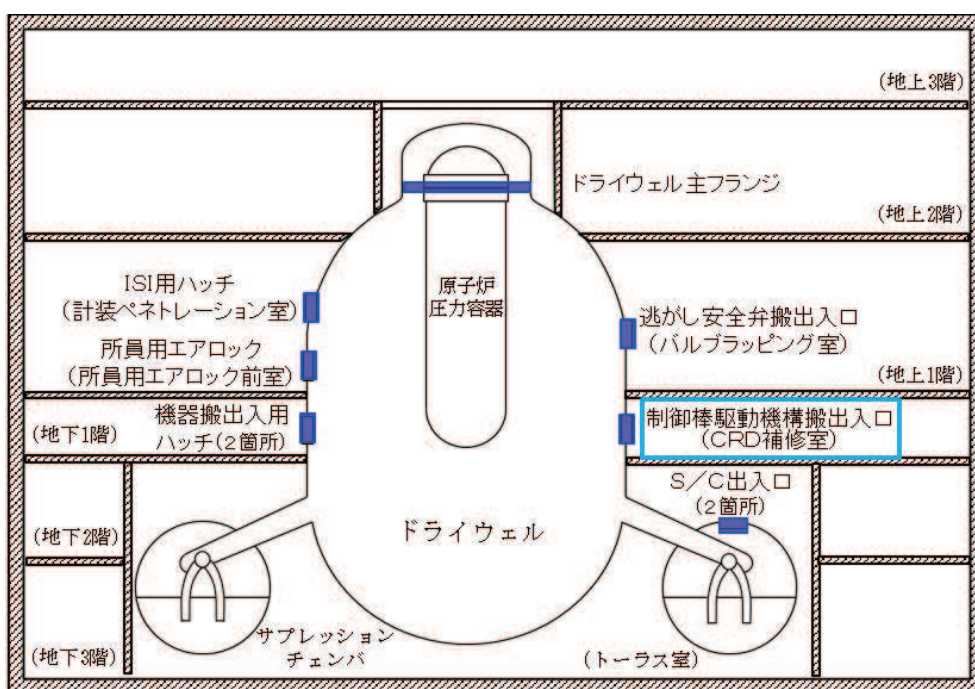


図 1.2-18 漏えい想定箇所原子炉建屋断面イメージ図



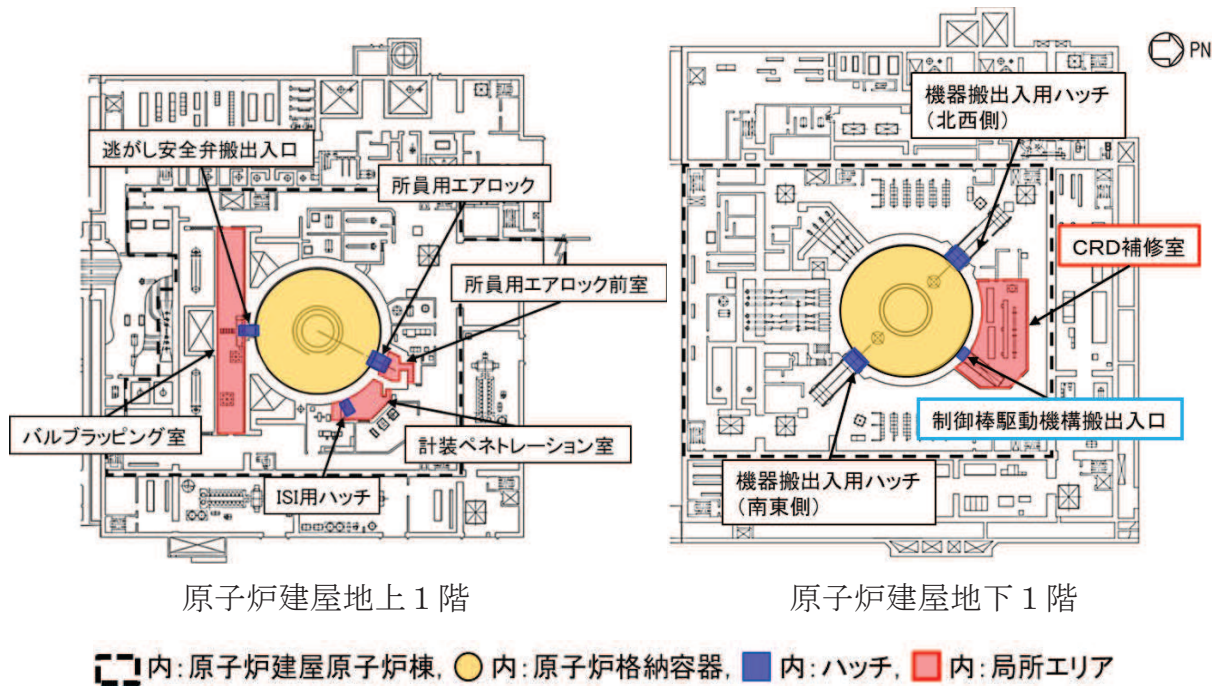


図 1.2-19 局所エリア配置図

a. 評価条件

原子炉建屋原子炉棟内の局所エリアにおける水素挙動の解析ケースはドライウエル主フランジを含むシール部からの漏えいとし、評価シナリオは、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」における代替循環冷却系を使用する場合とする。

GOTHIC コードの解析条件（原子炉格納容器からの漏えい条件）を表 1.2-7 に示す。原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器温度は、図 1.2-6 及び図 1.2-7 と同様に「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のシナリオにおける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、原子炉建屋原子炉棟への水素漏えい量の観点でそれぞれ保守側に包絡するように設定する。また、原子炉格納容器内ガス組成は、図 1.2-8 及び図 1.2-9 に実線で示している気相濃度を、原子炉建屋原子炉棟への水素漏えい量の観点でそれぞれ保守側に詳細に包絡するように設定する。

原子炉格納容器漏えい率については、図 1.2-20 に示すとおり有効性評価結果（MAAP 結果）から得られた原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器温度を用いて AEC 式に基づき算出した。

また、解析条件を表 1.2-8、解析モデルを図 1.2-21 にそれぞれ示す。

表 1.2-7 GOTHIC コードによる解析条件（局所エリア代替循環冷却系ケース）

項目		条件						
		0～4h	4～24h	24～36h	36～48h	48～72h	72～108h	108～168h
ドライウエル	原子炉格納 容器圧力 (kPa[gage])	550			300	250	200	
	原子炉格納 容器温度 (℃)	200			171			
	水素分率 (vol%)	10	1	12	14	16	18	20
	窒素分率 (vol%)	0	0	0	36	42	50	56
	水蒸気分率 (vol%)	90	99	88	50	42	32	24
項目		条件						
		0～26h	26～36h	36～48h	48～72h	72～96h	96～168h	
サブプレッション チェンバ	原子炉格納 容器圧力 (kPa[gage])	550		300	250	200		
	原子炉格納 容器温度 (℃)	200		171				
	水素分率 (vol%)	22	14	12			16	
	窒素分率 (vol%)	38	30	28			34	
	水蒸気分率 (vol%)	40	56	60			50	

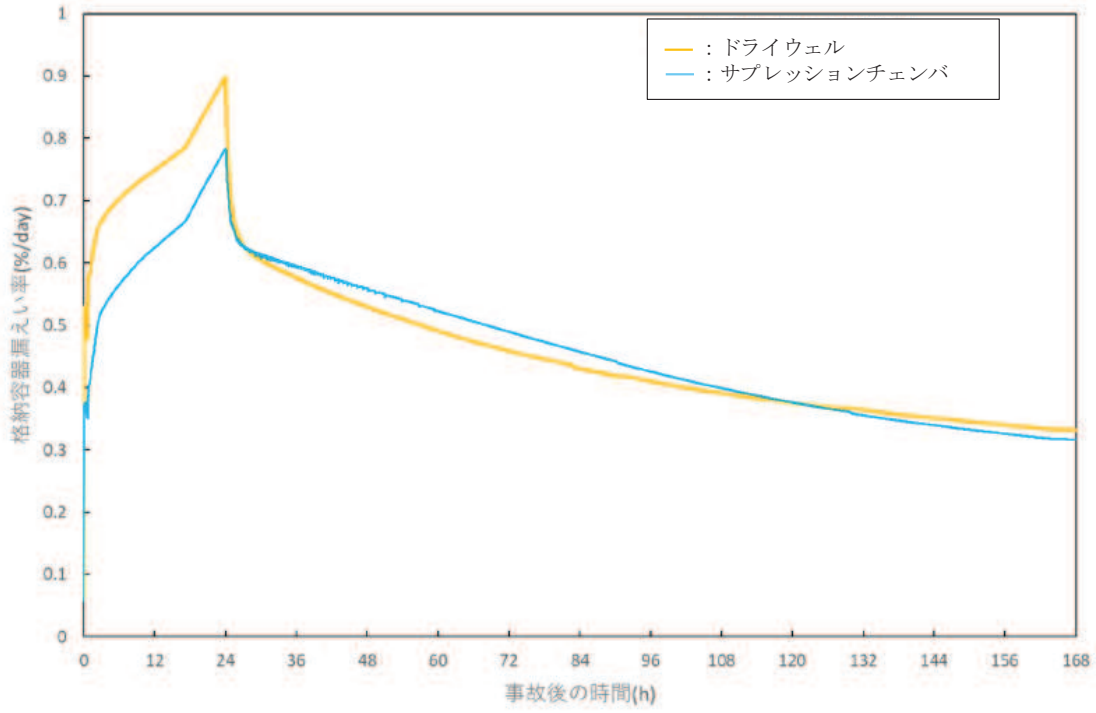


図 1.2-20 原子炉格納容器漏えい率の解析条件 (有効性評価シナリオ条件 (局所エリア代替循環冷却系ケース))

表 1.2-8 GOTHIC コードによる解析条件（局所エリア代替循環冷却系ケース）（1/2）

項目	解析条件	設定理由
原子炉格納容器条件		
原子炉格納容器圧力	表 1.2-7 のとおり	—
原子炉格納容器温度	表 1.2-7 のとおり	—
原子炉格納容器ガス組成	表 1.2-7 のとおり	—
原子炉格納容器漏えい率	図 1.2-20 のとおり	—
漏えい箇所	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ドライウェル主フランジ</li> <li>・逃がし安全弁搬出入口</li> <li>・所員用エアロック</li> <li>・ISI 用ハッチ</li> <li>・機器搬出入用ハッチ</li> <li>・制御棒駆動機構搬出入口</li> <li>・サブプレッションチェンバ出入口</li> </ul>	表 1.2-2 による
原子炉建屋初期条件		
建屋圧力	101.325kPa [abs]	大気圧として設定
建屋温度	40℃	通常運転時の環境仕様温度の最大値として設定
建屋ガス組成	<ul style="list-style-type: none"> <li>・酸素 19.5vol%</li> <li>・窒素 73.2vol%</li> <li>・水蒸気 7.3vol%</li> </ul>	相対湿度 100%の空気として設定
建屋解析モデル		
空間容積	原子炉建屋原子炉棟内 原子炉建屋燃料取替床 30,000m <sup>3</sup> 2階 3,100m <sup>3</sup> 1階 3,100m <sup>3</sup> 地下1階 8,700m <sup>3</sup> トーラス室 7,300m <sup>3</sup> 大物搬入口ハッチ 1,900m <sup>3</sup> 階段室（西側） 280m <sup>3</sup> 階段室（南側） 120m <sup>3</sup>	空間の構造物を除いた容積として設定
圧力境界条件（外部・外気への漏えい）		
圧力	101.325kPa [abs]	大気圧として設定
温度	40℃	通常運転時の環境仕様温度の最大値として設定
ガス組成	<ul style="list-style-type: none"> <li>・酸素 19.5vol%</li> <li>・窒素 73.2vol%</li> <li>・水蒸気 7.3vol%</li> </ul>	建屋初期条件同様 （相対湿度 100%の空気として設定）
流出条件		
位置	原子炉建屋燃料取替床	—

表 1.2-8 GOTHIC コードによる解析条件（局所エリア代替循環冷却系ケース）（2/2）

放熱条件		
内壁熱伝達率（原子炉建屋燃料取替床－壁面）	凝縮熱伝達及び自然対流熱伝達を考慮	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），水平平板（天井）
壁厚さ	・下部壁 400mm ・上部壁 250mm ・天井 170mm	－
壁内熱伝導率	1.74 W/m/K	コンクリートの物性
壁の比熱	0.963 kJ/kg/K	同上
壁の密度	2,400 kg/m <sup>3</sup>	同上
外壁熱伝達率（壁面－外気）	5 W/m <sup>2</sup> /K	原子炉建屋の外壁面における自然対流熱伝達率を想定
外気温	40℃	建屋温度と同じとして設定
放熱面積	4000m <sup>2</sup>	原子炉建屋燃料取替床の外壁が外気と接触している面積として設定
PAR の性能		
水素処理容量	$DR = A \left( \frac{C_{H2}}{100} \right)^{1.307} \frac{P}{T} \cdot 3600 \cdot SF$ DR : 水素処理容量 [kg/h] A : 係数 <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 1em; height: 1em; vertical-align: middle;"></span> C <sub>H2</sub> : PAR 入口水素濃度 [vol%] P : 雰囲気圧力 [bar] T : 雰囲気温度 [K] SF : スケールファクター	－
反応阻害物質ファクター	0.5	既許可申請まとめ資料別添資料－3 の 2.3.2 節参照
低酸素ファクター	$F_{lowO2} = 0.7421 \left( \frac{C_{O2}}{C_{H2}} \right)^3 - 0.6090 \left( \frac{C_{O2}}{C_{H2}} \right)^2 + 0.7046 \left( \frac{C_{O2}}{C_{H2}} \right) - 0.026$ 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。 C <sub>O2</sub> : 酸素濃度 [vol%]	－
動作開始水素濃度	1.5vol%	既許可申請まとめ資料別添資料－3 の別紙 9 参照
起動酸素濃度	2.5vol%	－
設置個数	19 個	－

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

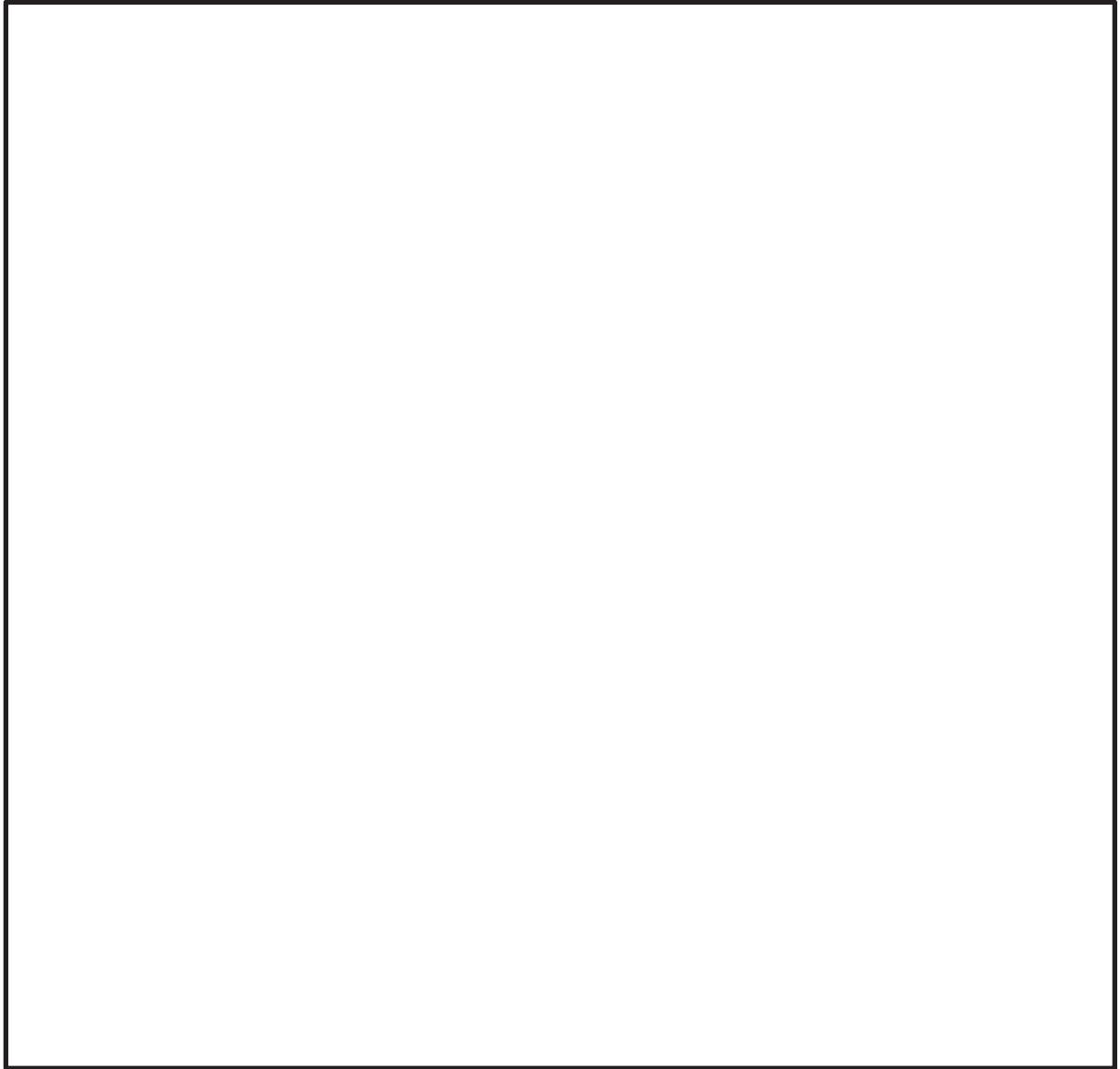


図 1.2-21 原子炉建屋原子炉棟解析モデル（局所エリア代替循環冷却系ケース）

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

b. 評価結果

代替循環冷却系を使用する場合のドライウェル主フランジを含むシール部からの漏えいケースにおける CRD 補修室の水素挙動を図 1.2-22 に示す。

水素濃度は事故後 24 時間後以降から継続的に上昇していくが、CRD 補修室は可燃限界 4 vol% に至らないことを確認し、想定する全ての局所エリアで、可燃限界 4 vol% に至らないことを確認した。

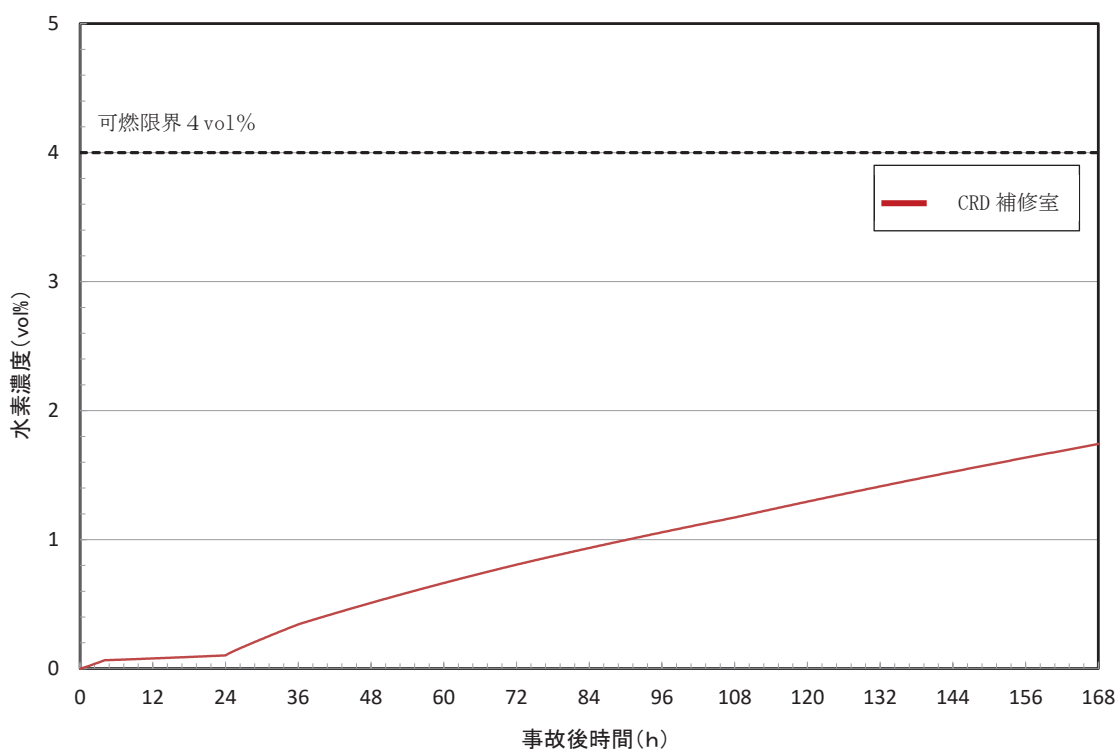


図 1.2-22 CRD 補修室水素挙動 (局所エリア代替循環冷却系ケース)

(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

原子炉建屋原子炉棟内の局所エリアにおける水素挙動の解析ケースはドライウエル主フランジを含むシール部からの漏えいとし、評価シナリオは、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」における代替循環冷却系を使用できない場合（原子炉格納容器フィルタベント系を使用する場合）とする。

GOTHIC コードの解析条件（原子炉格納容器からの漏えい条件）を表 1.2-9 に示す。原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器温度は、図 1.2-12 及び図 1.2-13 と同様に「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のシナリオにおける代替循環冷却系を使用できない場合（原子炉格納容器フィルタベント系を使用する場合）における各パラメータを、原子炉建屋原子炉棟への水素漏えい量の観点でそれぞれ保守側に包絡するように設定する。また、原子炉格納容器内ガス組成は、図 1.2-14 及び図 1.2-15 に実線で示している気相濃度を、原子炉建屋原子炉棟への水素漏えい量の観点でそれぞれ保守側に詳細に包絡するように設定する。

原子炉格納容器漏えい率については、図 1.2-23 に示すとおり有効性評価結果（MAAP 結果）から得られた原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器温度を用いて AEC 式に基づき算出した。

また、解析条件を表 1.2-10、解析モデルを図 1.2-24 にそれぞれ示す。



表 1.2-9 GOTHIC コードによる解析条件（局所エリア格納容器ベントケース）

項目		条件						
		0～4h	4～29h	29～34h	34～37h	37～47h	47～51h	51～60h
ドライウエル	原子炉格納容器圧力 (kPa [gage])	854						50
	原子炉格納容器温度 (°C)	200						171
	水素分率 (vol%)	10	1	3	4	7	2	0
	窒素分率 (vol%)	0	0	0	9	4	0	0
	水蒸気分率 (vol%)	90	99	97	87	89	98	100
項目		条件						
		0～34h	34～50h	50～60h	60～168h			
サブプレッジョンチェンバ	原子炉格納容器圧力 (kPa [gage])	854			50			
	原子炉格納容器温度 (°C)	200			171			
	水素分率 (vol%)	22	14	0				
	窒素分率 (vol%)	44	0	0				
	水蒸気分率 (vol%)	34	86	100				

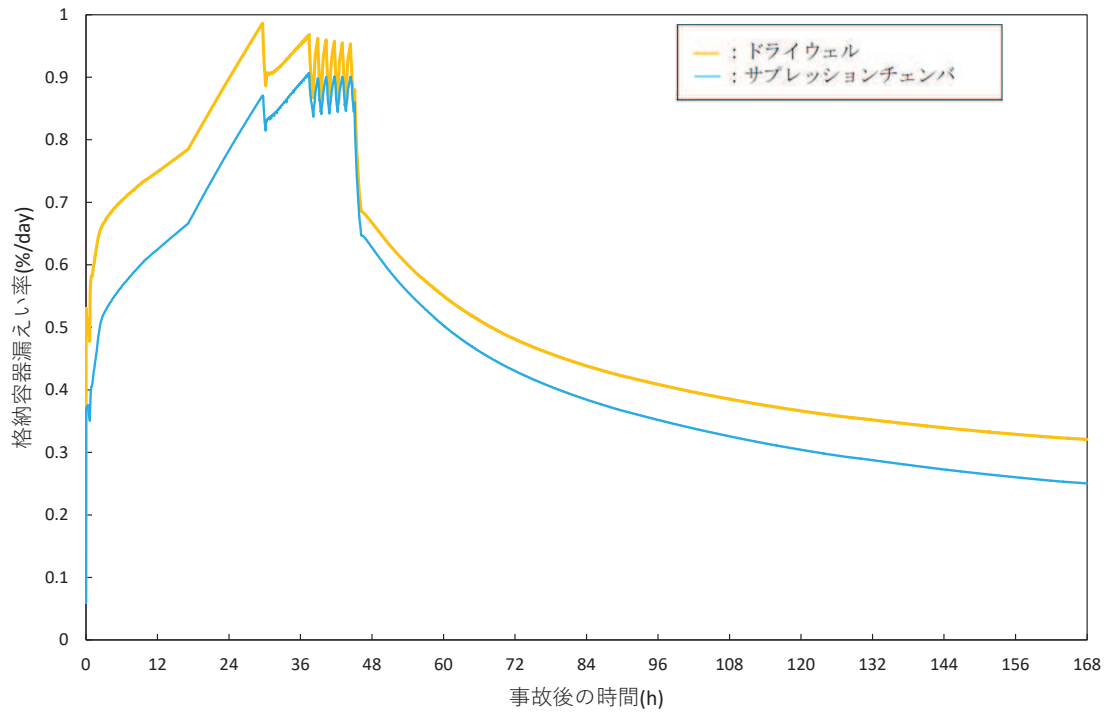


図 1. 2-23 原子炉格納容器漏えい率の解析条件 (有効性評価シナリオ条件 (局所エリア格納容器ベントケース))

表 1.2-10 GOTHIC コードによる解析条件 (局所エリア格納容器ベントケース) (1/2)

項目	解析条件	設定理由
原子炉格納容器条件		
原子炉格納容器圧力	表 1.2-9 のとおり	—
原子炉格納容器温度	表 1.2-9 のとおり	—
原子炉格納容器ガス組成	表 1.2-9 のとおり	—
原子炉格納容器漏えい率	図 1.2-23 のとおり	—
漏えい箇所	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ドライウェル主フランジ</li> <li>・逃がし安全弁搬出入口</li> <li>・所員用エアロック</li> <li>・ISI 用ハッチ</li> <li>・機器搬出入用ハッチ</li> <li>・制御棒駆動機構搬出入口</li> <li>・サブプレッションチェンバ出入口</li> </ul>	表 1.2-2 による
原子炉建屋初期条件		
建屋圧力	101.325kPa [abs]	大気圧として設定
建屋温度	40℃	通常運転時の環境仕様温度の最大値として設定
建屋ガス組成	<ul style="list-style-type: none"> <li>・酸素 19.5vol%</li> <li>・窒素 73.2vol%</li> <li>・水蒸気 7.3vol%</li> </ul>	相対湿度 100%の空気として設定
建屋解析モデル		
空間容積	原子炉建屋原子炉棟内 原子炉建屋燃料取替床 30,000m <sup>3</sup> 2階 3,100m <sup>3</sup> 1階 3,100m <sup>3</sup> 地下1階 8,700m <sup>3</sup> トーラス室 7,300m <sup>3</sup> 大物搬入口ハッチ 1,900m <sup>3</sup> 階段室 (西側) 280m <sup>3</sup> 階段室 (南側) 120m <sup>3</sup>	空間の構造物を除いた容積として設定
圧力境界条件 (外部・外気への漏えい)		
圧力	101.325kPa [abs]	大気圧として設定
温度	40℃	通常運転時の環境仕様温度の最大値として設定
ガス組成	<ul style="list-style-type: none"> <li>・酸素 19.5vol%</li> <li>・窒素 73.2vol%</li> <li>・水蒸気 7.3vol%</li> </ul>	建屋初期条件同様 (相対湿度 100%の空気として設定)
流出条件		
位置	原子炉建屋燃料取替床	—

表 1.2-10 GOTHIC コードによる解析条件 (局所エリア格納容器ベントケース) (2/2)

放熱条件		
内壁熱伝達率 (原子炉建屋燃料取替床 - 壁面)	凝縮熱伝達及び自然対流熱伝達を考慮	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), 水平平板 (天井)
壁厚さ	・下部壁 400mm ・上部壁 250mm ・天井 170mm	—
壁内熱伝導率	1.74 W/m/K	コンクリートの物性
壁の比熱	0.963 kJ/kg/K	同上
壁の密度	2,400 kg/m <sup>3</sup>	同上
外壁熱伝達率 (壁面 - 外気)	5 W/m <sup>2</sup> /K	原子炉建屋の外壁面における自然対流熱伝達率を想定
外気温	40°C	建屋温度と同じとして設定
放熱面積	4000m <sup>2</sup>	原子炉建屋燃料取替床の外壁が外気と接触している面積として設定
PAR の性能		
水素処理容量	$DR = A \left( \frac{C_{H2}}{100} \right)^{1.307} \frac{P}{T} \cdot 3600 \cdot SF$ DR : 水素処理容量 [kg/h] A : 係数 <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 20px; height: 15px; vertical-align: middle;"></span> C <sub>H2</sub> : PAR 入口水素濃度 [vol%] P : 雰囲気圧力 [bar] T : 雰囲気温度 [K] SF : スケールファクター	—
反応阻害物質ファクター	0.5	既許可申請まとめ資料別添資料-3 の 2.3.2 節参照
低酸素ファクター	$F_{lowO2} = 0.7421 \left( \frac{C_{O2}}{C_{H2}} \right)^3 - 0.6090 \left( \frac{C_{O2}}{C_{H2}} \right)^2 + 0.7046 \left( \frac{C_{O2}}{C_{H2}} \right) - 0.026$ 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。 C <sub>O2</sub> : 酸素濃度 [vol%]	—
動作開始水素濃度	1.5vol%	既許可申請まとめ資料別添資料-3 の別紙 9 参照
起動酸素濃度	2.5vol%	—
設置個数	19 個	—

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

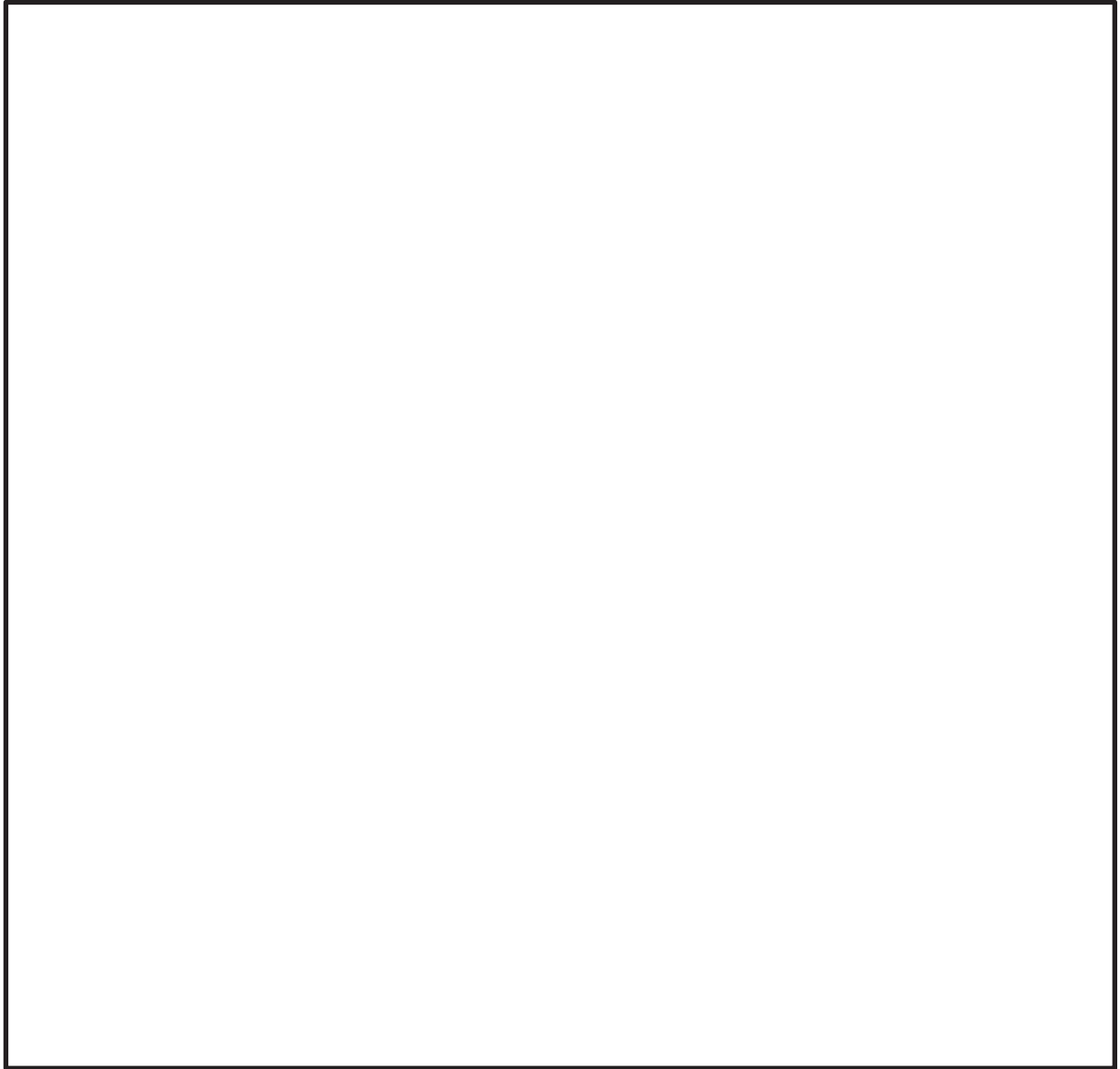


図 1.2-24 原子炉建屋原子炉棟解析モデル（局所エリア格納容器ベントケース）

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

b. 評価結果

代替循環冷却系を使用できない場合（原子炉格納容器フィルタベント系を使用する場合）のドライウェル主フランジを含むシール部からの漏えいケースにおける CRD 補修室の水素挙動を図 1.2-25 に示す。

水素濃度は事故後 51 時間まで上昇し、その後、ほぼ一定に推移する。これは、原子炉格納容器フィルタベント系により原子炉格納容器内水素が排出されたためである。CRD 補修室は可燃限界 4 vol% に至らないことを確認し、想定する全ての局所エリアで、可燃限界 4 vol% に至らないことを確認した。

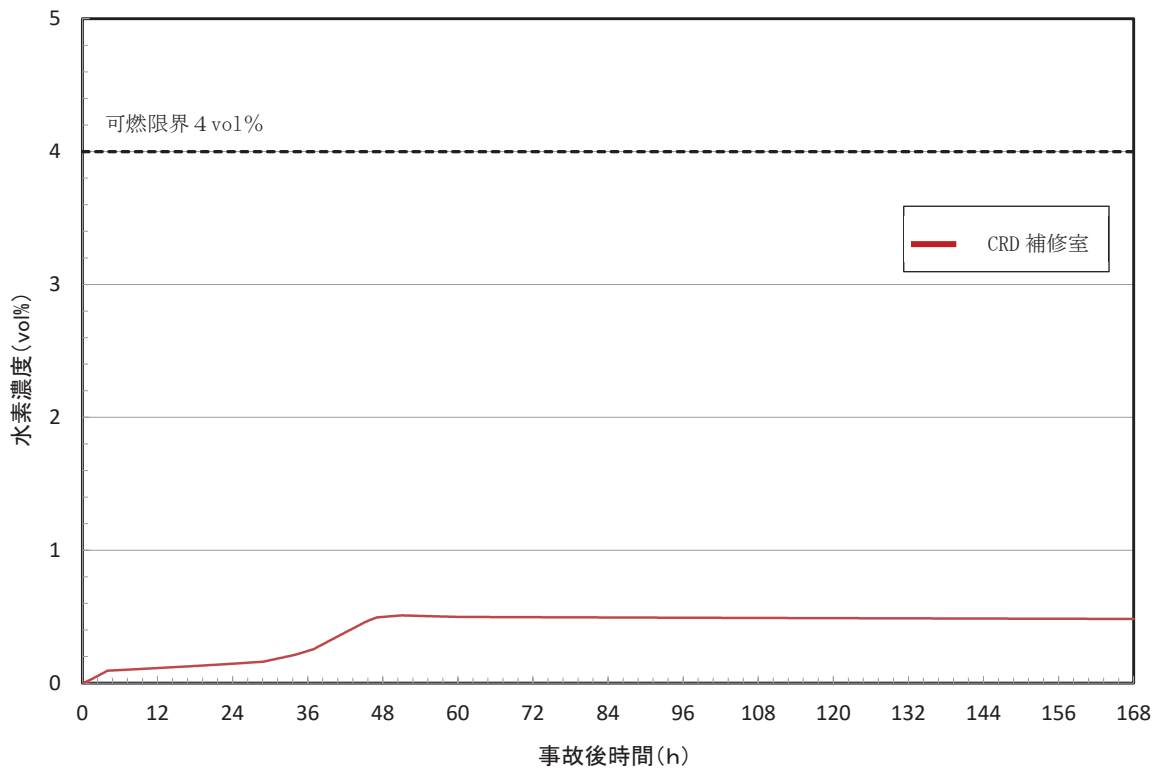


図 1.2-25 CRD 補修室水素挙動（局所エリア格納容器ベントケース）

(7) 局所エリアにおける可燃限界に対する裕度について

原子炉建屋原子炉棟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）」における代替循環冷却系を使用する場合及び代替循環冷却系を使用できない場合（原子炉格納容器フィルタベント系を使用する場合）の双方とする。

a. 評価条件（代替循環冷却系ケース）

原子炉建屋原子炉棟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）」における代替循環冷却系を使用する場合とする。

GOTHIC コードの解析条件（原子炉格納容器からの漏えい条件）を表 1.2-11 に示す。原子炉格納容器内ガス組成は「1. 2. 1（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）」に対して、水素分率を2倍としており、増加分について窒素を優先として水蒸気と分配して設定している。

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。

表 1.2-11 GOTHIC コードによる解析条件（水素発生量を増加させた場合の局所エリア代替循環冷却系ケース）

項目		条件						
		0～4h	4～24h	24～36h	36～48h	48～72h	72～108h	108～168h
ドライウエル	原子炉格納容器圧力 (kPa[gage])	550			300	250	200	
	原子炉格納容器温度 (°C)	200			171			
	水素分率 (vol%)	20	2	24	28	32	36	40
	窒素分率 (vol%)	0	0	0	22	26	32	36
	水蒸気分率 (vol%)	80	98	76	50	42	32	24
項目		条件						
		0～26h	26～36h	36～48h	48～72h	72～96h	96～168h	
サプレッションチェンバ	原子炉格納容器圧力 (kPa[gage])	550		300	250	200		
	原子炉格納容器温度 (°C)	200		171				
	水素分率 (vol%)	44	28	24			32	
	窒素分率 (vol%)	16	16	16			18	
	水蒸気分率 (vol%)	40	56	60			50	



b. 評価結果（代替循環冷却系ケース）

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 CRD 補修室の水素挙動を図 1.2-26 に示す。

水素濃度は事故後 24 時間後以降から継続的に上昇していくが、CRD 補修室は可燃限界 4 vol% に至らないことを確認し、想定する全ての局所エリアで、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。

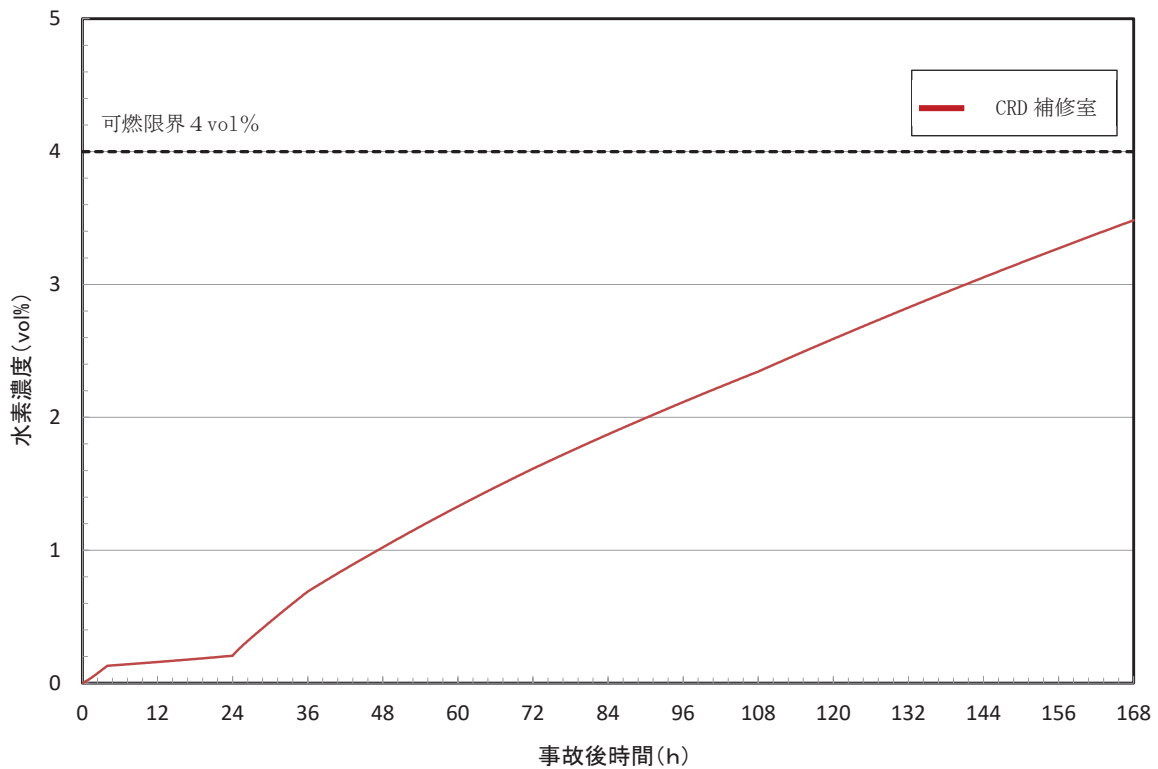


図 1.2-26 CRD 補修室水素挙動（水素発生量を増加させた場合の局所エリア代替循環冷却系ケース）

c. 評価条件（格納容器ベントケース）

原子炉建屋原子炉棟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）」における代替循環冷却系を使用できない場合（原子炉格納容器フィルタベント系を使用する場合）とする。

GOTHIC コードの解析条件（原子炉格納容器からの漏えい条件）を表 1.2-12 に示す。原子炉格納容器内ガス組成は「1. 2. 1（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）」に対して、水素分率を2倍としており、増加分について窒素を優先として水蒸気と分配して設定している。

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。

表 1.2-12 GOTHIC コードによる解析条件（水素発生量を増加させた場合の局所エリア格納容器ベントケース）

項目		条件							
		0～4h	4～29h	29～34h	34～37h	37～47h	47～51h	51～60h	60～168h
ドライウエル	原子炉格納容器圧力 (kPa[gage])	854							50
	原子炉格納容器温度 (°C)	200							171
	水素分率 (vol%)	20	2	6	8	14	4	0	
	窒素分率 (vol%)	0	0	0	5	0	0	0	
	水蒸気分率 (vol%)	80	98	94	87	86	96	100	
項目		条件							
		0～34h	34～50h	50～60h	60～168h				
サブプレッションチェンバ	原子炉格納容器圧力 (kPa[gage])	854						50	
	原子炉格納容器温度 (°C)	200						171	
	水素分率 (vol%)	44	28	0					
	窒素分率 (vol%)	22	0	0					
	水蒸気分率 (vol%)	34	72	100					

d. 評価結果（格納容器ベントケース）

代替循環冷却系を使用できない場合（原子炉格納容器フィルタベント系を使用する場合）のドライウェル主フランジを含むシール部からの漏えいケースにおける水素発生量を増加させた場合における CRD 補修室の水素挙動を図 1. 2-27 に示す。

水素濃度は事故後 51 時間まで上昇し、その後、ほぼ一定に推移する。これは、原子炉格納容器フィルタベント系により原子炉格納容器内水素が排出されたためである。CRD 補修室は可燃限界 4 vol% に至らないことを確認し、想定する全ての局所エリアで、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。

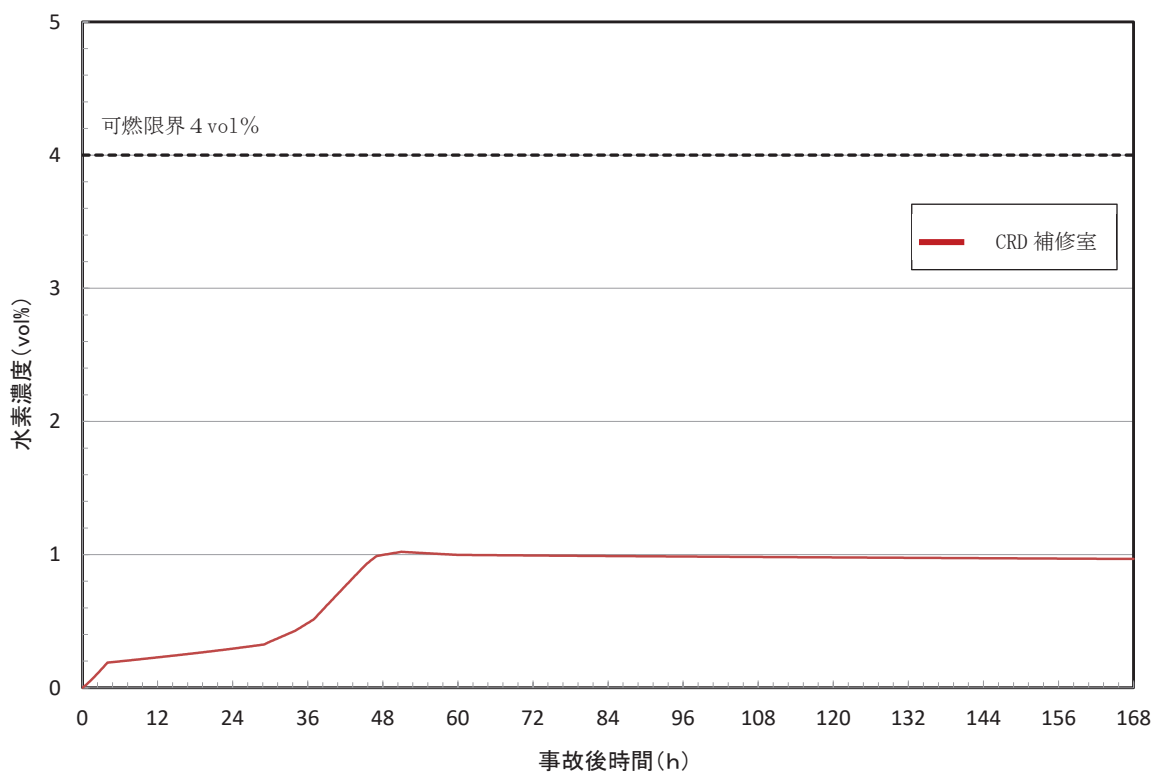


図 1. 2-27 CRD 補修室水素挙動（水素発生量を増加させた場合の局所エリア格納容器ベントケース）

e. 局所エリアにおける可燃限界に対する裕度について

新規制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、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。

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、原子炉建屋燃料取替床での判断は妥当であることを確認した。

## 1. 2. 2 2.3vol%での判断が妥当であること

原子炉格納容器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「添付資料十 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を確認する。
- 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を確認する。

適合性審査において、原子炉格納容器ベント基準である 2.3vol%には至らないことを確認（ベースケース評価参照）している。また、可燃限界 4 vol%に対して、計器誤差 0.5vol%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。

### 【原子炉建屋燃料取替床水素濃度 2.3vol%根拠】

原子炉格納容器ベント基準水素濃度（2.3vol%）＝可燃限界（4 vol%）  
－（計器誤差 0.5vol%＋不測事態発生に対する操作余裕時間 1.2vol%）

### 【原子炉格納容器ベント手順の成立性について】

- ・原子炉建屋燃料取替床水素濃度上昇率を 0.27vol%/h 程度\*と仮定している。  
※：AFC100%相当の水素発生量で主フランジから漏えい率 10%/day で漏えいし、かつ PAR に期待しない場合
- ・上記のような、非常に保守的な条件を仮定する場合であっても、運転員は手順に従い速やかに原子炉格納容器ベント操作に移行でき、かつ要員の作業時間を確保可能なことから、現状の手順で原子炉格納容器ベント対応できる。

### 【不測事態発生に対する余裕時間について】

- ・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場合、現場操作による原子炉格納容器ベントを実施する。図 1.2-28 に示すとおり、この操作時間は 115 分となっている。
- ・上記に対し、不測事態発生に対する操作余裕時間（1.2vol%）は、 $0.27\text{vol\%/h} \times 4.4\text{h} = 1.19\text{vol\%} < 1.2\text{vol\%}$  となり、非常に保守的な条件においても 4.4 時間程度の操作余裕がある。

手順の項目	要員 (数)	経過時間 (時間)						備考
		5分	1	2	3			
		5分 減圧及び除熱開始 (中央制御室から操作の場合)			115分 減圧及び除熱開始 (現場から操作の場合)			操作手順
原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作含む。) (S/Cベントの場合)	運転員 (中央制御室) A	1	ベント開始 <sup>※1※2</sup>					⑫ <sup>a</sup>
	運転員 (現場) B, C	2	防護具装備 <sup>※3</sup>		移動・ベント開始 <sup>※2※4</sup>			⑫ <sup>a</sup>

- ※1: 機器の操作時間及び動作時間に余裕を見込んだ時間
- ※2: 中央制御室からの操作ができない場合、現場での操作を実施
- ※3: 防護具装備時間に余裕を見込んだ時間
- ※4: 中央制御室から機器操作場所までの移動時間及び機器の操作時間に余裕を見込んだ時間

図 1. 2-28 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作含む。) タイムチャート (原子炉格納容器ベント操作)

なお、原子炉格納容器ベント手順については、判断基準、役割等を明確にし、ためらわずベントできるよう、手順書を整備している。原子炉建屋水素濃度による格納容器ベント実施判断及び操作の概要を図 1. 2-29 に示す。

- ・発電所対策本部長は、「重大事故等対応要領書」に定められた格納容器ベント判断基準に達した場合には、発電所対策本部長の責任と権限により、格納容器ベント操作の実施を判断する。
- ・発電課長は、発電所対策本部長の指揮の下で、「非常時運転操作手順書 (シビアアクシデント)」に基づいて対応操作する。格納容器ベント判断基準に達した場合には、発電所対策本部に確認の上、格納容器ベント操作を実施する。
- ・発電所対策本部と発電課長は適宜連携しており、それぞれが使用する手順書で同様の判断基準が明確に定められている。

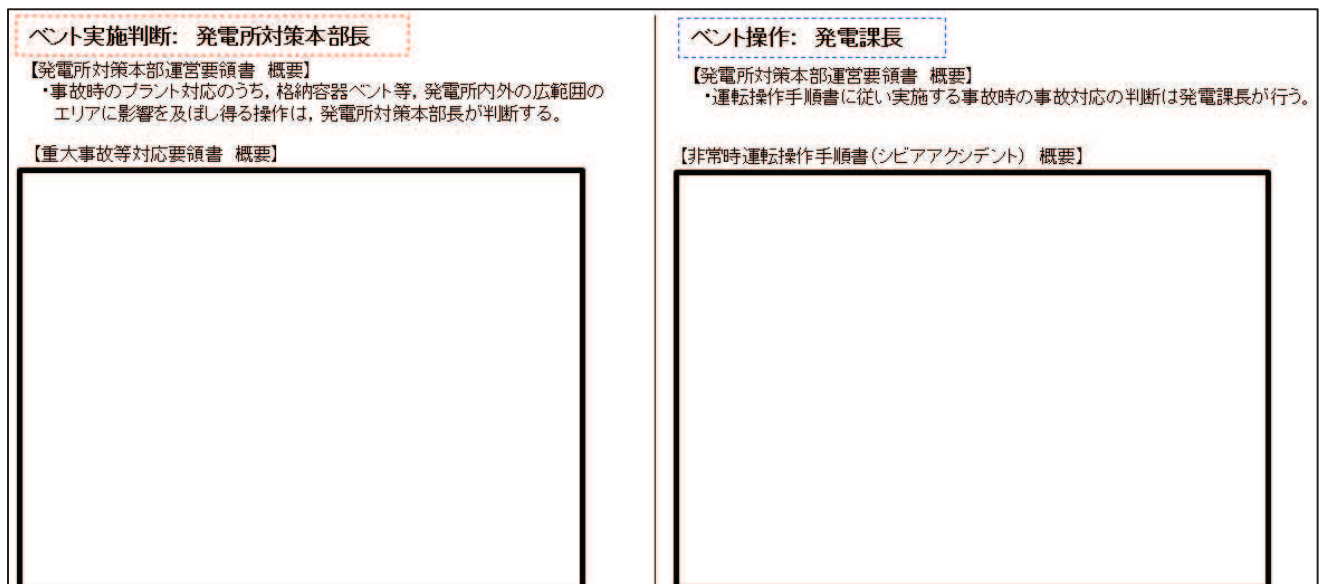


図 1. 2-29 原子炉建屋水素濃度による格納容器ベント実施判断及び操作の概要

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

「1. 2. 1」及び「1. 2. 2」から、原子炉建屋燃料取替床水素濃度 2.3vol%での判断は妥当であることを適合性審査の中で確認している。ただし、これらの判断においては、水素挙動の不確かさを考慮したうえで上記の結果が変わらないこと（裕度があること）を確認する必要があるため、次頁以降の追加的な評価を実施する。



## 2. 原子炉格納容器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原子炉格納容器漏えい率を設定し、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ため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. 2 現状の原子炉格納容器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原子炉格納容器漏えい率を変化させた場合、自主対策設備である原子炉格納容器頂部注水系の使用を考慮した場合についても評価を実施する。

## 2. 3 水素発生量を増加させた場合の原子炉格納容器ベント基準との比較評価 (代替循環冷却系)

### (1) 評価条件

原子炉建屋原子炉棟内の水素発生量を増加させた水素挙動の解析ケースはドライウェル主フランジを含むシール部からの漏えいとし、評価シナリオは、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」における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%) 相当の解析条件について表 2.3-1 に、GOTHIC コードの解析条件（原子炉格納容器からの漏えい条件）を表 2.3-2 に示す。なお、原子炉格納容器からの漏えい条件以外については、表 1.2-4 及び図 1.2-10 に示す解析条件及び解析モデルと同様である。

図 2.3-1 に有効性評価におけるドライウェル気相濃度と AFC100%条件での水素分率を示す。実線で示している有効性評価における水素発生量は約 282kg であるため、比較して 3.5 倍相当 (990kg) の水素が原子炉格納容器へ瞬時に放出されたと仮定し、その水素放出が継続するものとした。このときの原子炉格納容器内のガス組成は水素、窒素及び水蒸気のみとし、水素は AFC100%条件、窒素は事象発生前の全量、残りを水蒸気として設定している。

表 2.3-1 AFC100%相当における解析条件

項目	解析条件	設定理由
水素発生量	有効燃料長被覆管 100% (AFC100%) 990kg	有効性評価における水素発生量を包絡する値として設定 (有効燃料長被覆管 100%のジルコニウム全量の水-金属反応により発生する水素量)

(参考) 有効性評価 (格納容器過圧・過温破損) での水素発生量：約 282kg

表 2.3-2 GOTHIC コードによる解析条件

(水素発生量を増加させた場合の代替循環冷却系ケース)

項目		条件				
		0～6h	6～24h	24～36h	36～48h	48～72h
ドライウエル	原子炉格納容器圧力 (kPa [gage])	550		300	250	200
	原子炉格納容器温度 (°C)	200		171		
	水素分率 (vol%)	24		36	41	48
	窒素分率 (vol%)	23		35	40	47
	水蒸気分率 (vol%)	53		29	19	5
	原子炉格納容器漏えい率* (%/day)	1.3		0.7	0.65	0.6
サブプレッションチェンバ	原子炉格納容器圧力 (kPa [gage])	550		300	250	200
	原子炉格納容器温度 (°C)	200		171		
	水素分率 (vol%)	24		36	41	48
	窒素分率 (vol%)	23		35	40	47
	水蒸気分率 (vol%)	53		29	19	5
	原子炉格納容器漏えい率* (%/day)	1.3		0.7	0.65	0.6

\* : 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。

$$L = L_0 \sqrt{\frac{(P - P_a)RT}{(P_0 - P_a)R_0T_0}}$$

- L : 事故時の原子炉格納容器漏えい率 [%/day]
- L<sub>0</sub> : 漏えい試験時の原子炉格納容器漏えい率 [%/day]
- P : 事故時の原子炉格納容器圧力 [Pa]
- P<sub>a</sub> : 原子炉格納容器外の圧力 [Pa]
- R : 事故時の原子炉格納容器の気体定数 [kJ/kg・K]
- T : 事故時の原子炉格納容器温度 [K]
- P<sub>0</sub> : 漏えい試験時の原子炉格納容器圧力 [Pa]
- R<sub>0</sub> : 漏えい試験時の気体定数 [kJ/kg・K]
- T<sub>0</sub> : 漏えい試験時の原子炉格納容器温度 [K]

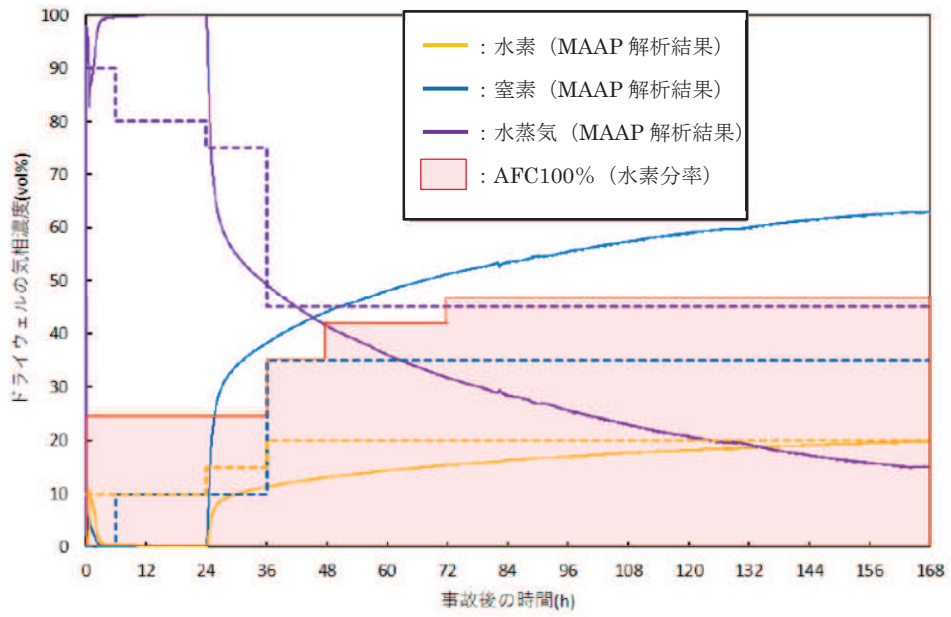


図 2.3-1 有効性評価（代替循環冷却系ケース）におけるドライウエルの気相濃度と AFC100%条件での水素分率

## (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燃料取替床の水素挙動を図 2.3-2 に示す。

代替循環冷却系ケースでは、事故後 36 時間以降においても、原子炉格納容器内に水素を保有しているため、漏えいが継続するが、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度は 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。

なお、原子炉建屋燃料取替床の水素濃度は PAR の動作開始濃度である 1.5vol% 以下であった。

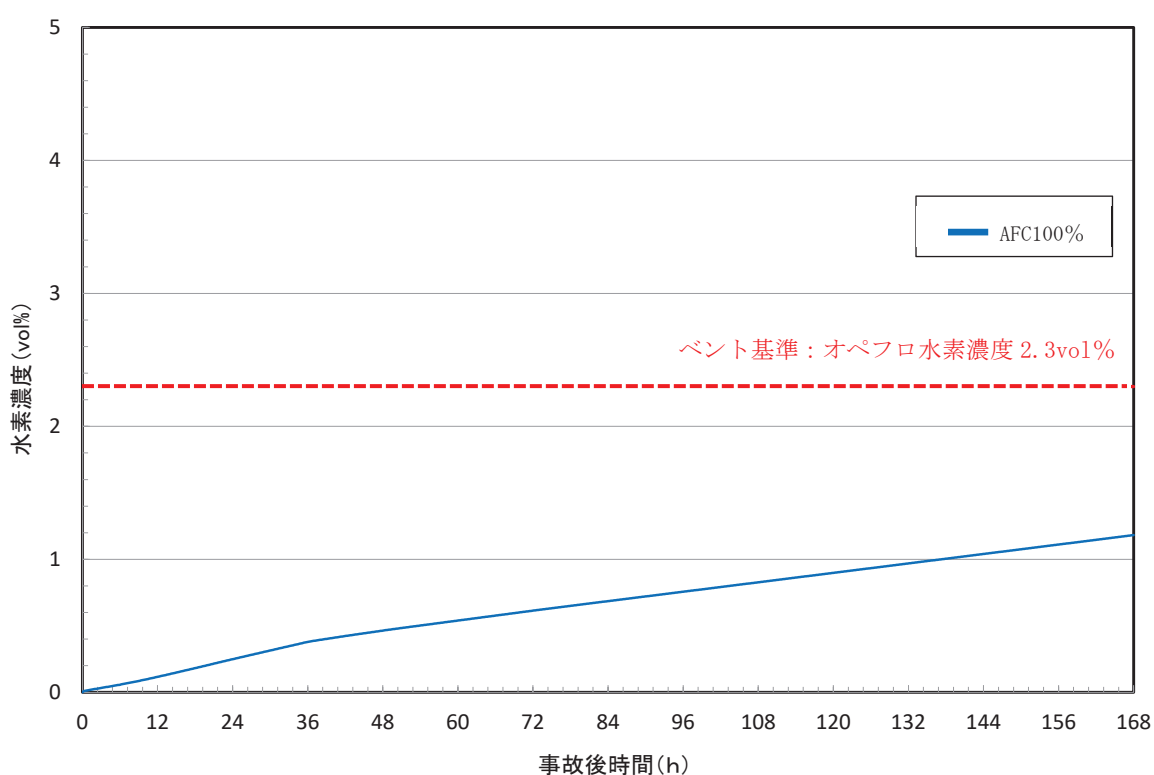


図 2.3-2 原子炉建屋燃料取替床水素濃度  
(水素発生量を増加させた場合の代替循環冷却系ケース)

## 2. 4 水素発生量を増加させた場合の原子炉格納容器ベント基準との比較評価 (格納容器ベント)

### (1) 評価条件

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

原子炉格納容器内水素発生量を増加させたケースとして、水素発生量を有効燃料長被覆管 100%（AFC100%）相当の解析条件について表 2.4-1 に、GOTHIC コードの解析条件（原子炉格納容器からの漏えい条件）を表 2.4-2 に示す。なお、原子炉格納容器からの漏えい条件以外については、表 1.2-6 及び図 1.2-16 に示す解析条件及び解析モデルと同様である。

図 2.4-1 に有効性評価におけるドライウエル気相濃度と AFC100%条件での水素分率を示す。実線で示している有効性評価における水素発生量は約 282kg であるため、比較して 3.5 倍相当（990kg）の水素が原子炉格納容器へ瞬時に放出されたと仮定し、その水素放出が継続するものとした。このときの原子炉格納容器内のガス組成は水素、窒素及び水蒸気のみとし、水素は AFC100%条件、窒素は事象発生前の全量、残りを水蒸気として設定している。

表 2.4-1 AFC100%相当における解析条件

項目	解析条件	設定理由
水素発生量	有効燃料長被覆管 100%（AFC100%） 990kg	有効性評価における水素発生量を包絡する値として設定（有効燃料長被覆管 100%のジルコニウム全量の水-金属反応により発生する水素量）

（参考）有効性評価（格納容器過圧・過温破損）での水素発生量：約 282kg

表 2.4-2 GOTHIC コードによる解析条件

(水素発生量を増加させた場合の格納容器ベントケース)

項目		条件	
		0~60h	60~168h
ドライウエル	原子炉格納容器圧力 (kPa[gage])	854	50
	原子炉格納容器温度 (°C)	200	171
	水素分率 (vol%)	16	0
	窒素分率 (vol%)	16	0
	水蒸気分率 (vol%)	68	100
	原子炉格納容器 漏えい率* (%/day)	1.3	0.5 (設計漏えい率)
サブプレッションチェンバ	原子炉格納容器圧力 (kPa[gage])	854	50
	原子炉格納容器温度 (°C)	200	171
	水素分率 (vol%)	25	0
	窒素分率 (vol%)	30	0
	水蒸気分率 (vol%)	45	100
	原子炉格納容器 漏えい率* (%/day)	1.3	0.5 (設計漏えい率)

\*：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。

$$L = L_0 \sqrt{\frac{(P - P_a)RT}{(P_0 - P_a)R_0 T_0}}$$

- L : 事故時の原子炉格納容器漏えい率 [%/day]
- L<sub>0</sub> : 漏えい試験時の原子炉格納容器漏えい率 [%/day]
- P : 事故時の原子炉格納容器圧力 [Pa]
- P<sub>a</sub> : 原子炉格納容器外の圧力 [Pa]
- R : 事故時の原子炉格納容器の気体定数 [kJ/kg・K]
- T : 事故時の原子炉格納容器温度 [K]
- P<sub>0</sub> : 漏えい試験時の原子炉格納容器圧力 [Pa]
- R<sub>0</sub> : 漏えい試験時の気体定数 [kJ/kg・K]
- T<sub>0</sub> : 漏えい試験時の原子炉格納容器温度 [K]

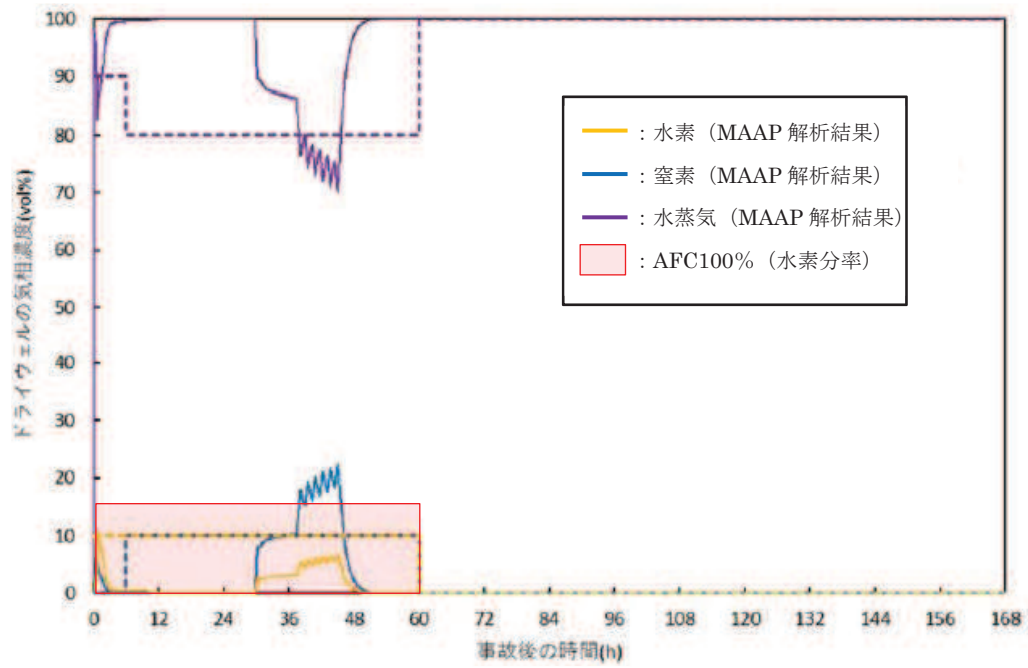


図 2.4-1 有効性評価（格納容器ベントケース）におけるドライウエルの気相濃度と AFC100%条件での水素分率



## (2) 評価結果

代替循環冷却系を使用できない場合（原子炉格納容器フィルタベント系を使用する場合）のドライウェル主フランジを含むシール部からの漏えいケースの水素発生量を変化させた場合における原子炉建屋燃料取替床の水素挙動を図 2. 4-2 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 60 時間まで上昇し、その後、ほぼ一定に推移する。これは、原子炉格納容器フィルタベント系により原子炉格納容器内水素が排出されたためである。原子炉建屋燃料取替床の水素濃度は 1 vol% 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。

なお、原子炉建屋燃料取替床の水素濃度は PAR の動作開始濃度である 1.5vol% 以下であった。

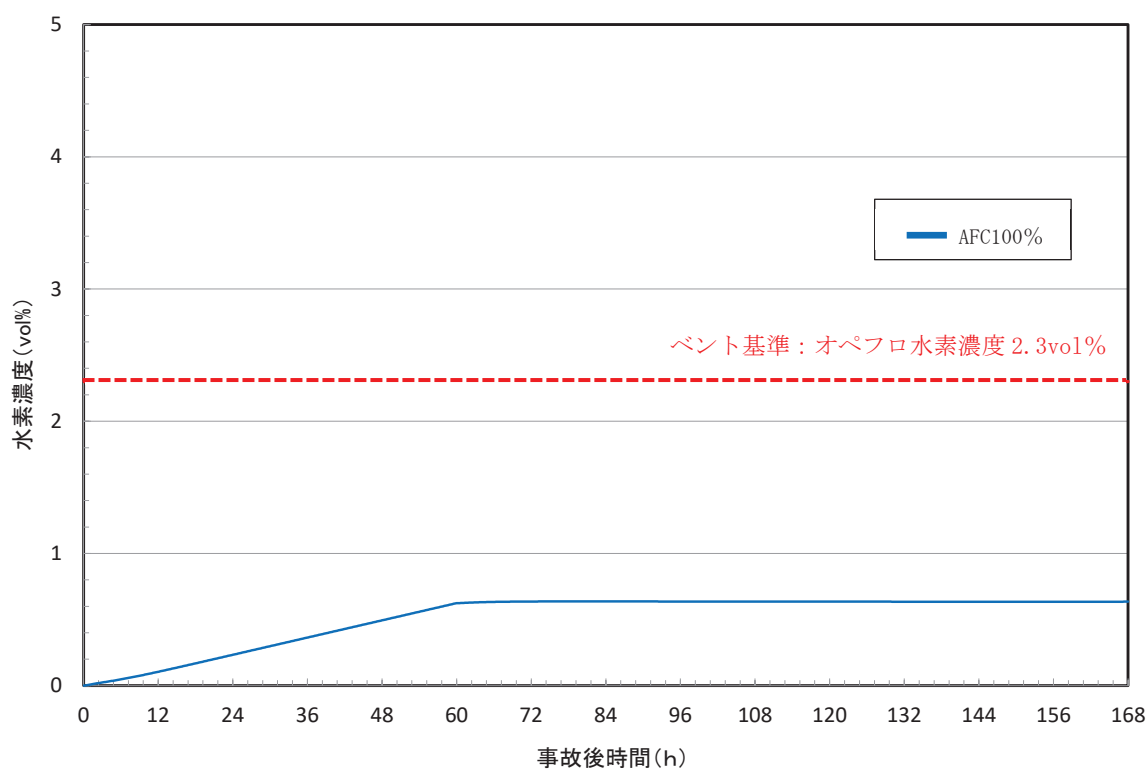


図 2. 4-2 原子炉建屋燃料取替床水素濃度  
(水素発生量を増加させた場合の格納容器ベントケース)

## 2. 5 PAR が機能しないと想定した場合の原子炉格納容器ベント基準との比較評価 (代替循環冷却系)

### (1) 評価条件

原子炉建屋原子炉棟内の 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）」の解析条件と同様である。

## (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燃料取替床の水素挙動を図 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) で原子炉建屋燃料取替床の水素濃度が 1.5vol% 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。

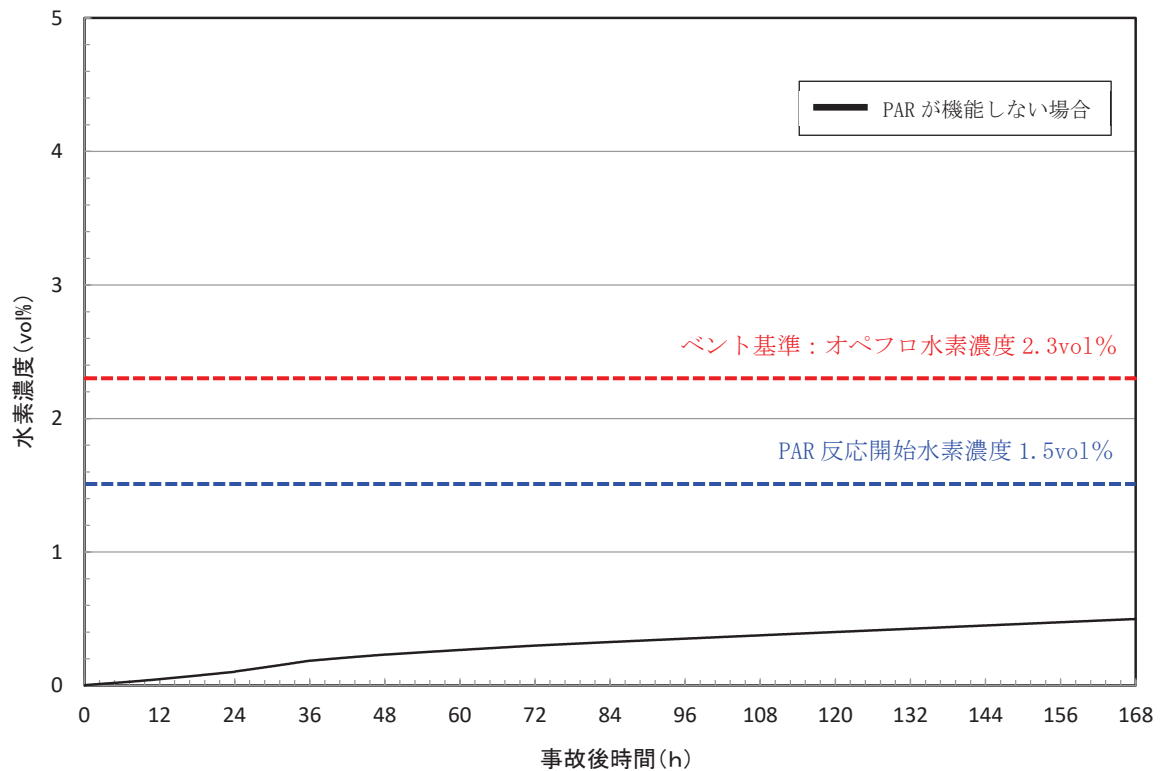


図 2.5-1 原子炉建屋燃料取替床水素濃度  
(PAR が機能しない場合の代替循環冷却系ケース)

## 2. 6 PAR が機能しないと想定した場合の原子炉格納容器ベント基準との比較評価 (格納容器ベント)

### (1) 評価条件

原子炉建屋原子炉棟内の 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できない場合（原子炉格納容器フィルタベント系を使用する場合）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）」の解析条件と同様である。

## (2) 評価結果

代替循環冷却系を使用できない場合（原子炉格納容器フィルタベント系を使用する場合）のドライウェル主フランジを含むシール部からの漏えいケースの PAR が機能しないと想定した場合における原子炉建屋燃料取替床の水素挙動を図 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）で原子炉建屋燃料取替床の水素濃度が 1.5vol% 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。

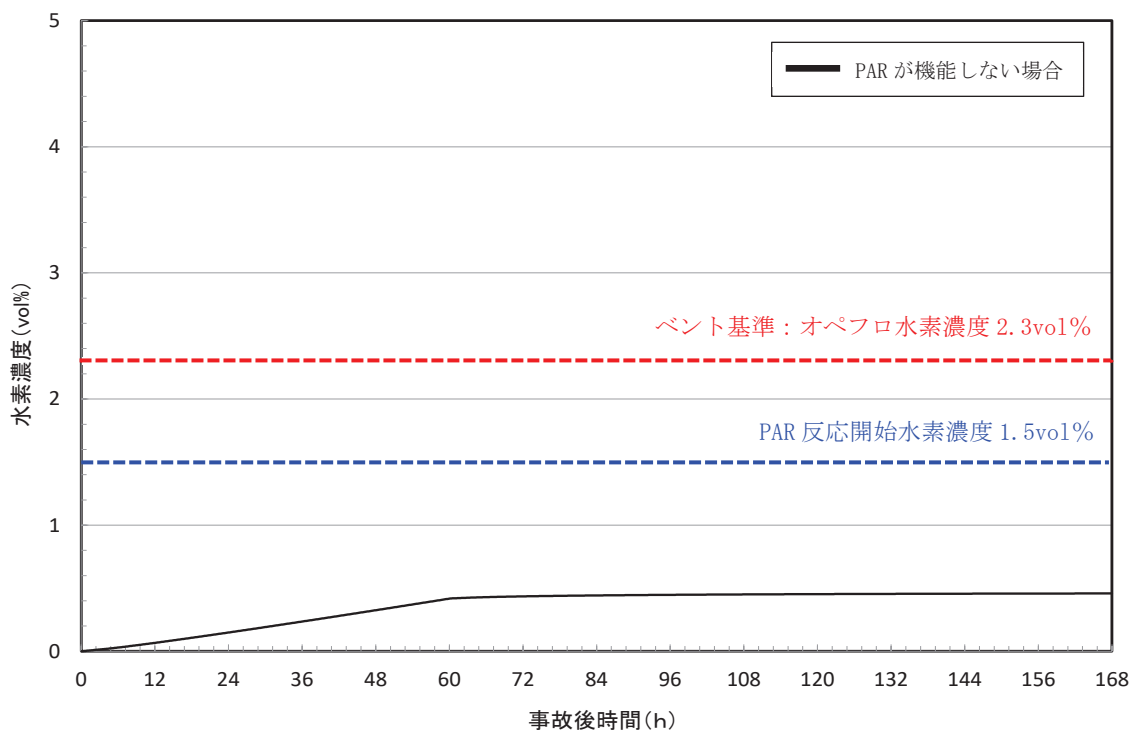


図 2.6-1 原子炉建屋燃料取替床水素濃度  
(PAR が機能しない場合の格納容器ベントケース)

## 2. 7 原子炉格納容器漏えい率を変化させた場合の原子炉格納容器ベント基準との比較評価（代替循環冷却系）

### (1) 評価条件

原子炉建屋原子炉棟内の原子炉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。なお、原子炉格納容器漏えい率以外の条件は、表 1. 2-3, 1. 2-4 及び図 1. 2-10 に示す解析条件と同様である。

また、ベースケースについては原子炉格納容器圧力が上昇していない事象開始直後より 36 時間まで、原子炉格納容器圧力 2Pd 時の漏えい率(AEC 式にて約 1. 24% /day) に余裕を見た漏えい率 1. 3%/day を評価条件とし、代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱後は、原子炉格納容器圧力低下の遅れも考慮し、原子炉格納容器圧力を包絡する条件とした。さらに、保守的に設定したベースケースの漏えい率を 2 倍と設定した場合について評価条件とした。

表 2. 7-1 原子炉格納容器漏えい率を変化させた場合の漏えい率の設定

ケース	0～36h	36～48h	48～72h	72～168h
ベースケース (有効性評価)	1. 3%/day	0. 7%/day	0. 65%/day	0. 6%/day
漏えい率 2 倍	2. 6%/day	1. 4%/day	1. 3%/day	1. 2%/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を含むシール部からの漏えいケースの原子炉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燃料取替床の水素挙動を図 2.7-1 に示す。

原子炉格納容器漏えい率を変化させた場合では、水素濃度は、事故後 36 時間以降においても、原子炉格納容器内に水素を保有しているため、漏えいが継続するが、原子炉建屋燃料取替床の水素濃度は 1.5vol% 以下であり、ベースケースの漏えい率を 2 倍としても原子炉建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、原子炉建屋燃料取替床の水素濃度は PAR の動作開始濃度である 1.5vol% 以下であった。

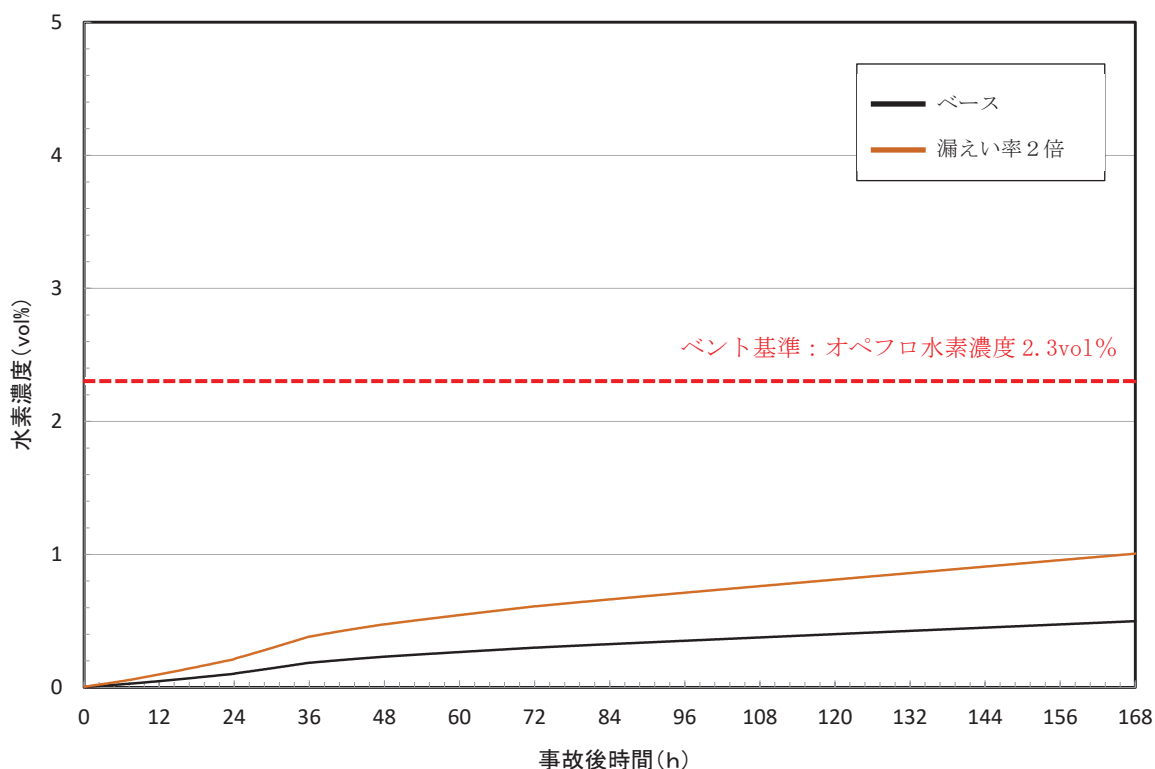


図 2.7-1 原子炉建屋燃料取替床水素濃度  
(漏えい率を変化させた場合の代替循環冷却系ケース)

## 2. 8 原子炉格納容器漏えい率を変化させた場合の原子炉格納容器ベント基準との比較評価（格納容器ベント）

### (1) 評価条件

原子炉建屋原子炉棟内の原子炉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できない場合（原子炉格納容器フィルタベント系を使用する場合）とする。

原子炉格納容器漏えい率を増加させたケースとして「1. 2. 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。なお、原子炉格納容器漏えい率以外の条件は、表 1.2-5, 1.2-6 及び図 1.2-16 に示す解析条件と同様である。

また、ベースケースについては原子炉格納容器圧力 2Pd 時の原子炉格納容器漏えい率（AEC 式にて約 1.24%/day）に余裕を見た漏えい率 1.3%/day を評価条件とし、原子炉格納容器圧力が上昇していない事象開始直後より、原子炉格納容器ベント実施後の原子炉格納容器圧力低下遅れも考慮した 60 時間まで原子炉格納容器圧力 2Pd 時の漏えい率を採用した。さらに、保守的に設定したベースケースの漏えい率を 2 倍と設定した場合について評価条件とした。

表 2.8-1 原子炉格納容器漏えい率を変化させた場合の漏えい率の設定

ケース	0～60h	60h～168h
ベースケース（有効性評価）	1.3%/day	0.5%/day
漏えい率 2 倍	2.6%/day	1.0%/day



## (2) 評価結果

代替循環冷却系を使用できない場合（原子炉格納容器フィルタベント系を使用する場合）のドライウェル主フランジを含むシール部からの漏えいケースの原子炉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燃料取替床の水素挙動を図 2.8-1 に示す。

原子炉格納容器漏えい率を変化させた場合では、水素濃度は事故後 60 時間まで上昇し、その後、ほぼ一定に推移する。これは、原子炉格納容器フィルタベント系により原子炉格納容器内水素が排出されたためである。原子炉建屋燃料取替床の水素濃度は 1 vol% 以下であり、ベースケースの漏えい率を 2 倍としても原子炉建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、原子炉建屋燃料取替床の水素濃度は PAR の動作開始濃度である 1.5vol% 以下であった。

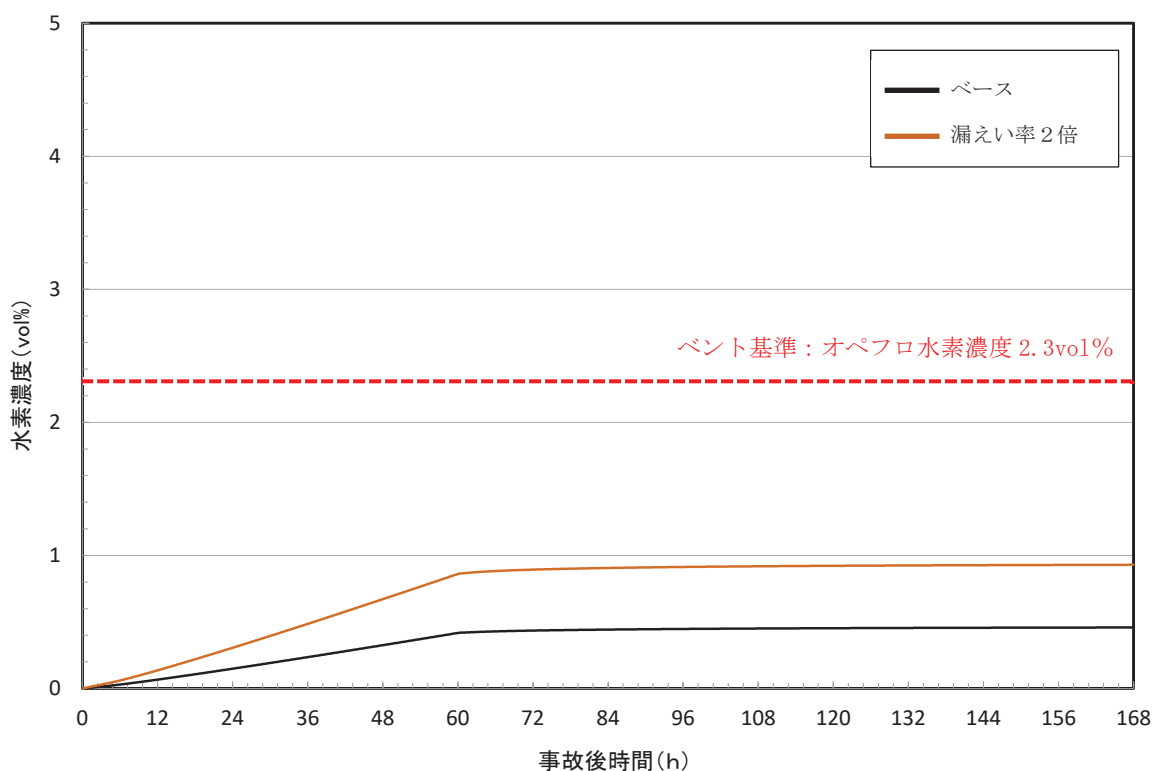


図 2.8-1 原子炉建屋燃料取替床水素濃度  
(漏えい率を変化させた場合の格納容器ベントケース)

## 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）

原子炉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、原子炉格納容器内の温度が 171℃を超えるおそれのある場合に注水する手順としている。評価シナリオ（代替循環冷却系を使用する場合）において、原子炉格納容器温度が 171℃を超過するため、以下のとおり使用を考慮したケースについて、既許可申請まとめ資料別添資料-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について」の別紙 11「有効性評価における原子炉建屋原子炉棟内の水素挙動」で示している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

原子炉建屋原子炉棟内の自主対策設備の使用を考慮した水素挙動の解析ケースはドライウェル主フランジを除くシール部からの漏えいとし、評価シナリオは、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」における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 GOTHIC コードの解析条件（原子炉格納容器からの漏えい条件）、漏えい率及び解析条件については、「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。解析モデルは図 2.9-1 に示す。

なお、漏えい想定箇所については、原子炉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るが、ドライウェル主フランジからの漏えい量がそれ以外の各フロアのフランジ部、エアロックに等価に分配されるとは考えにくいと保守的に漏えい量を分配している。

また、本ケースでは原子炉ウェルに注水された水が蒸発し、原子炉建屋燃料取替床に水蒸気が流入することを想定する。

原子炉ウェル沸騰による蒸気発生量を表 2.9-1 に示す。原子炉ウェル沸騰による蒸気発生量は、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」シナリオの代替循環冷却系を使用する場合における MAAP コードによる蒸気発生量評価を基に、GOTHIC コードの解析条件を設定している。

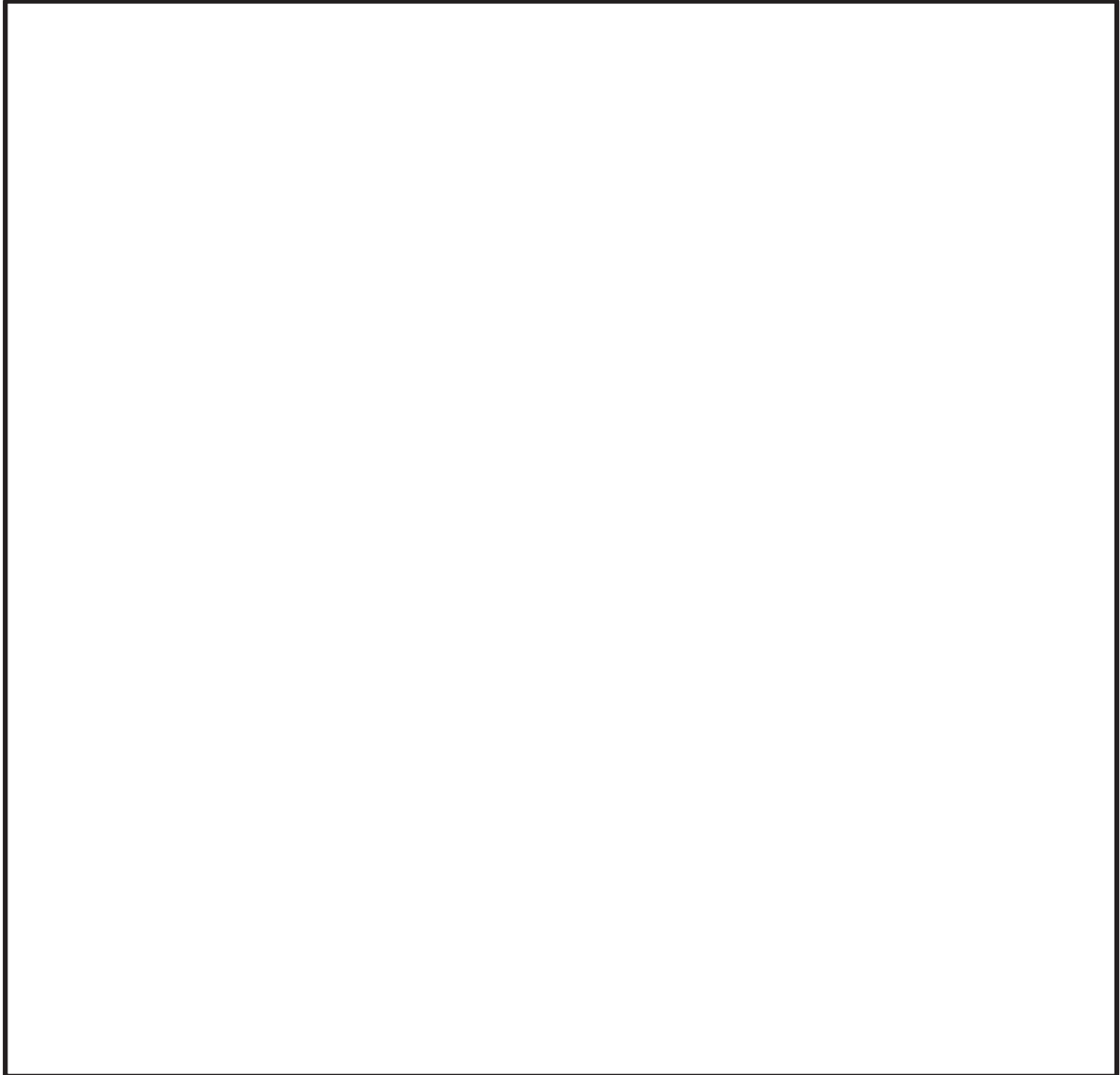
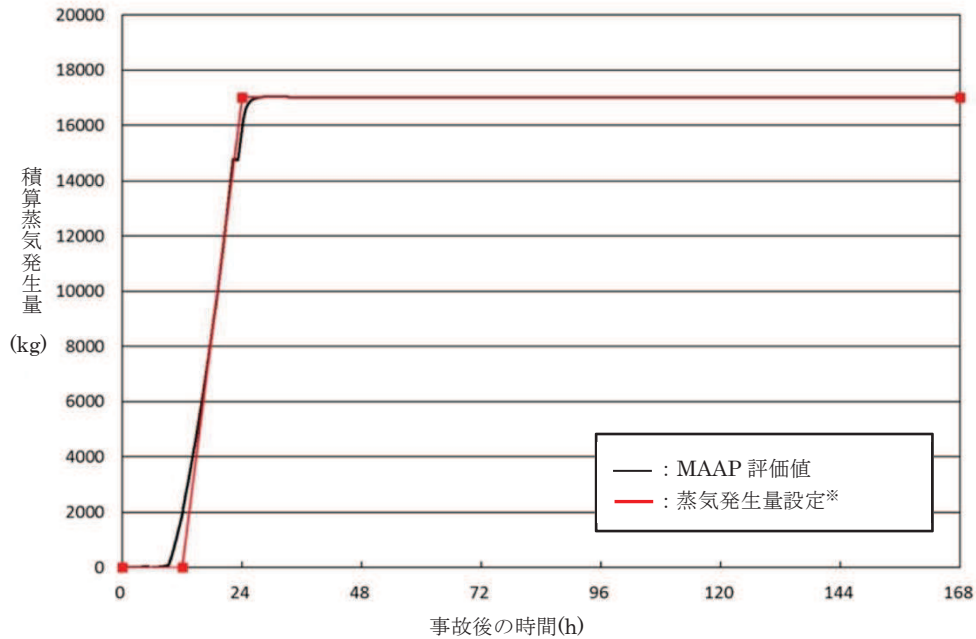


図 2.9-1 原子炉建屋原子炉棟解析モデル  
(自主対策設備使用を考慮した場合の代替循環冷却系ケース)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表 2.9-1 原子炉ウェル沸騰による蒸気発生量（自主対策設備使用を考慮した場合の代替循環冷却系ケース）

事故発生からの時間 (h)	平均蒸気発生量 (kg/s)	設定理由
0～12	0	図 2.9-2 による
12～24	$3.94 \times 10^{-1}$	
24～168	0	



※MAAP コード評価による積算蒸気発生量に対し同等の積算蒸気発生量となるように設定する。

図 2.9-2 原子炉ウェル沸騰による蒸気発生量（自主対策設備使用を考慮した場合の代替循環冷却系ケース）

## (2) 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原子炉棟内の水素挙動を図 2.9-3 に示す。

原子炉建屋燃料取替床へ直接流入する水素はなく，また原子炉ウェルに注水された水が蒸発することにより下層階から原子炉建屋燃料取替床へ流入する水素が緩やかになり，原子炉建屋燃料取替床以外の水素濃度が「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原子炉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 vol% 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。

なお，原子炉建屋燃料取替床の水素濃度は PAR の動作開始濃度である 1.5 vol% 以下であった。

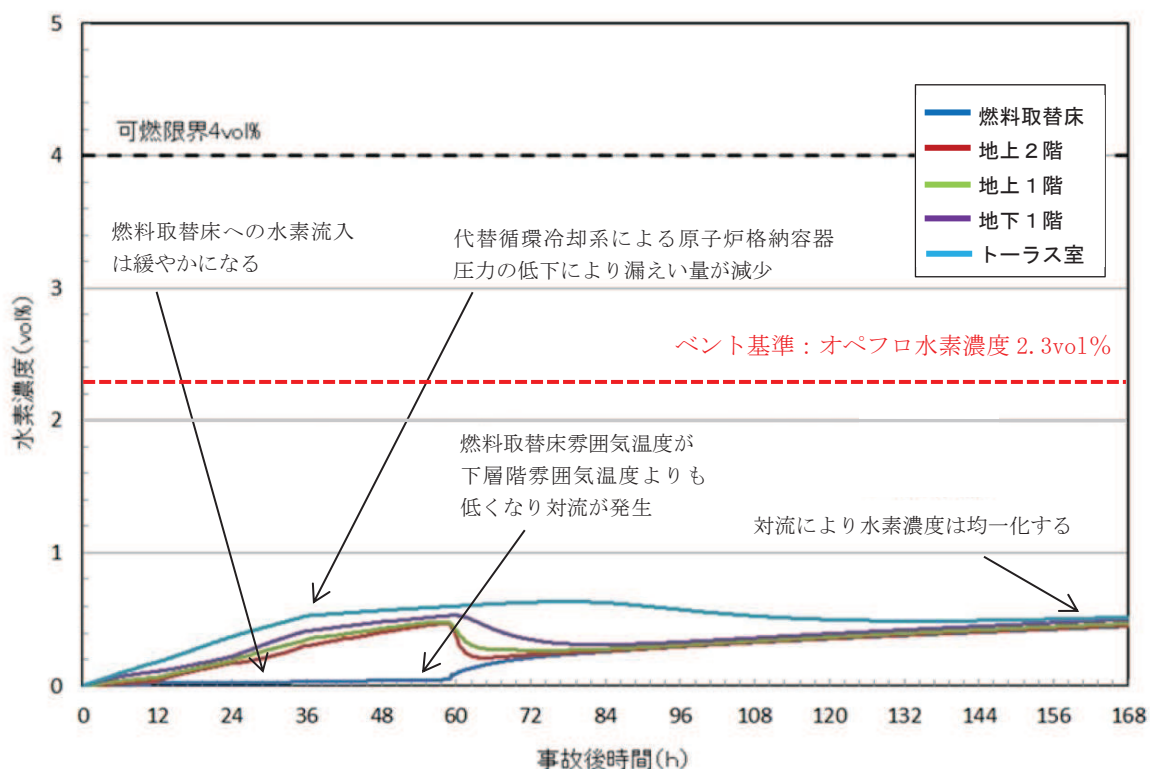


図 2.9-3 原子炉建屋燃料取替床水素濃度  
(自主対策設備使用を考慮した場合の代替循環冷却系ケース)

## 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）

原子炉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、原子炉格納容器内の温度が 171℃を超えるおそれのある場合に注水する手順としている。評価シナリオ（原子炉格納容器フィルタベント系を使用する場合）において、原子炉格納容器温度が 171℃を超過するため、以下のとおり使用を考慮したケースについて、既許可申請まとめ資料別添資料-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について」の別紙 11「有効性評価における原子炉建屋原子炉棟内の水素挙動」で示している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

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

また、原子炉格納容器漏えい想定箇所以外の GOTHIC コードの解析条件（原子炉格納容器からの漏えい条件）、漏えい率及び解析条件については、「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。解析モデルは図 2.10-1 に示す。

なお、漏えい想定箇所については、原子炉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るが、ドライウェル主フランジからの漏えい量がそれ以外の各フロアのフランジ部、エアロックに等価に分配されるとは考えにくいと保守的に漏えい量を分配している。

また、本ケースでは原子炉ウェルに注水された水が蒸発し、原子炉建屋燃料取替床に水蒸気が流入することを想定する。

原子炉ウェル沸騰による蒸気発生量を表 2.10-1 に示す。原子炉ウェル沸騰による蒸気発生量は、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」シナリオの代替循環冷却系を使用できない場合（原子炉格納容器フィルタベント系を使用する場合）における MAAP コードによる蒸気発生量評価を基に、GOTHIC コードの解析条件を設定している。

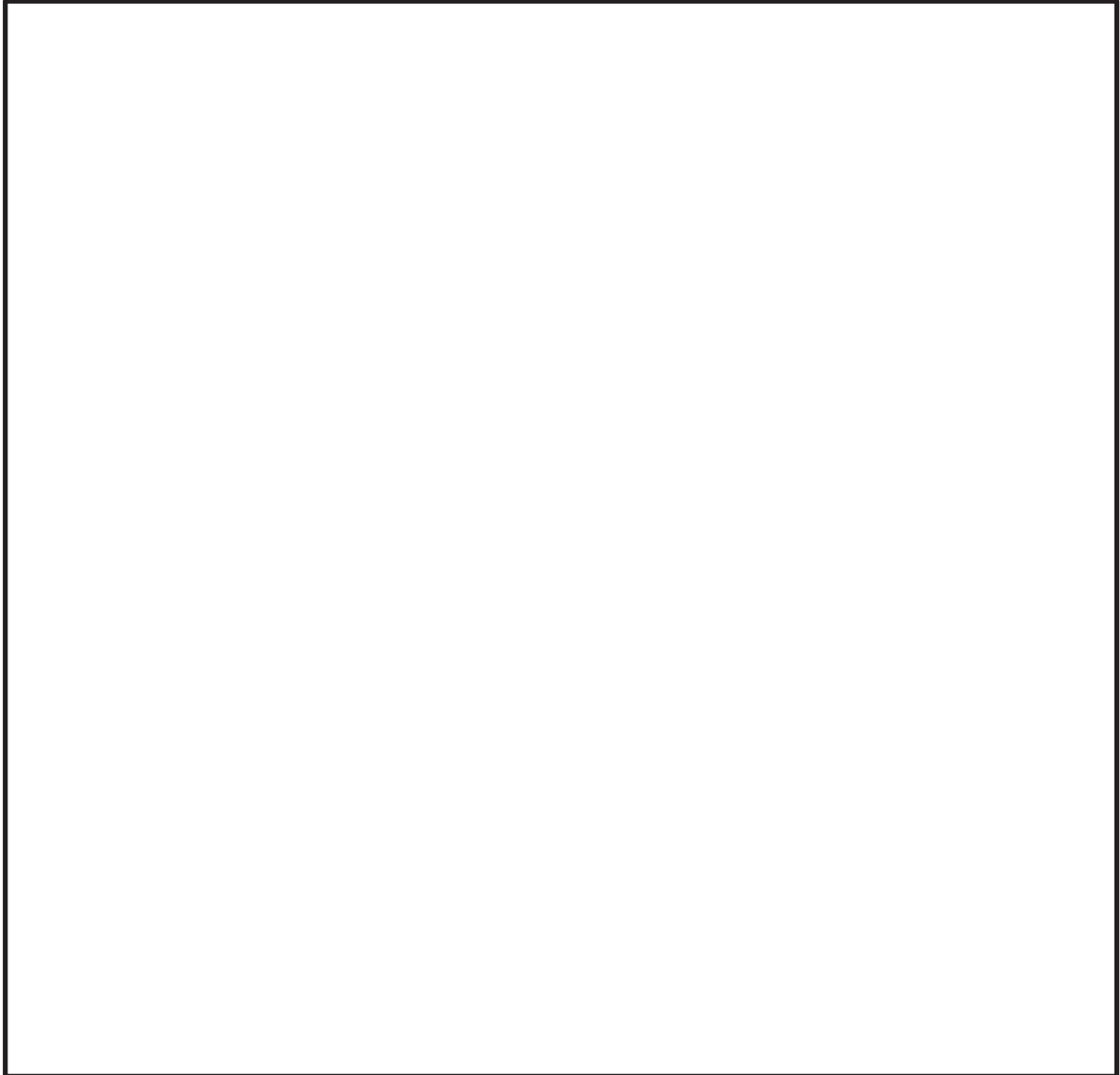
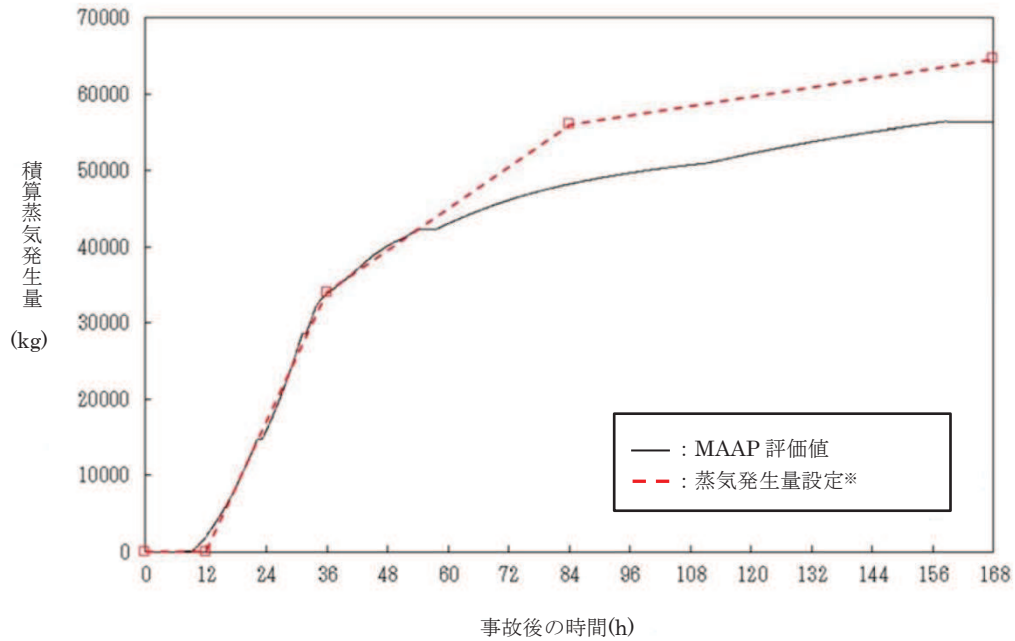


図 2.10-1 原子炉建屋原子炉棟解析モデル  
(自主対策設備使用を考慮した場合の格納容器ベントケース)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表 2.10-1 原子炉ウェル沸騰による蒸気発生量（自主対策設備使用を考慮した場合の格納容器ベントケース）

事故発生からの時間(h)	平均蒸気発生量(kg/s)	設定理由
0～12	0	図 2.10-2 による
12～36	$3.94 \times 10^{-1}$	
36～84	$1.27 \times 10^{-1}$	
84～168	$0.28 \times 10^{-1}$	



※MAAP コード評価による積算蒸気発生量に対し包絡した積算蒸気発生量となるように設定する。

図 2.10-2 原子炉ウェル沸騰による蒸気発生量（自主対策設備使用を考慮した場合の格納容器ベントケース）



## (2) 評価結果

代替循環冷却系を使用できない場合（原子炉格納容器フィルタベント系を使用する場合）の原子炉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エル主フランジを除くシール部からの漏えいケースにおける原子炉建屋原子炉棟内の水素挙動を図 2.10-3 に示す。

原子炉建屋燃料取替床へ直接流入する水素はなく、また原子炉ウエルに注水された水が蒸発することにより下層階から原子炉建屋燃料取替床へ流入する水素が緩やかになり、原子炉建屋燃料取替床以外の水素濃度が「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原子炉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。

なお、原子炉建屋燃料取替床の水素濃度は PAR の動作開始濃度である 1.5vol%以下であった。

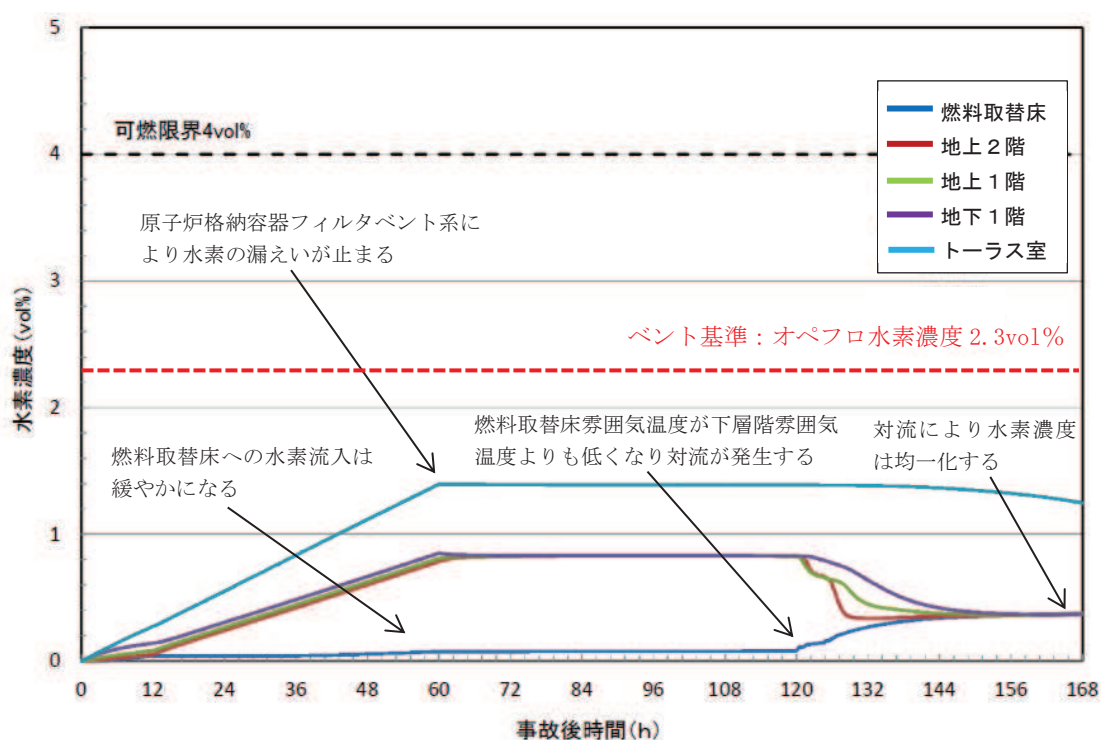


図 2.10-3 原子炉建屋燃料取替床水素濃度（自主対策設備使用を考慮した場合の格納容器ベントケース）

## 2. 1 1 まとめ

- 水素発生量が有効性評価の 3.5 倍相当 (AFC100%相当[約 990kg]) の評価条件であっても、原子炉建屋燃料取替床水素濃度は原子炉格納容器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、ベースケースの漏えい率 2 倍の漏えいが発生した場合においても、原子炉建屋燃料取替床水素濃度は原子炉格納容器ベント基準に到達しない
- 自主対策設備である原子炉格納容器頂部注水系の使用を考慮した場合においても、原子炉建屋燃料取替床水素濃度は原子炉格納容器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原子炉棟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（表1）。

表1 局所エリア

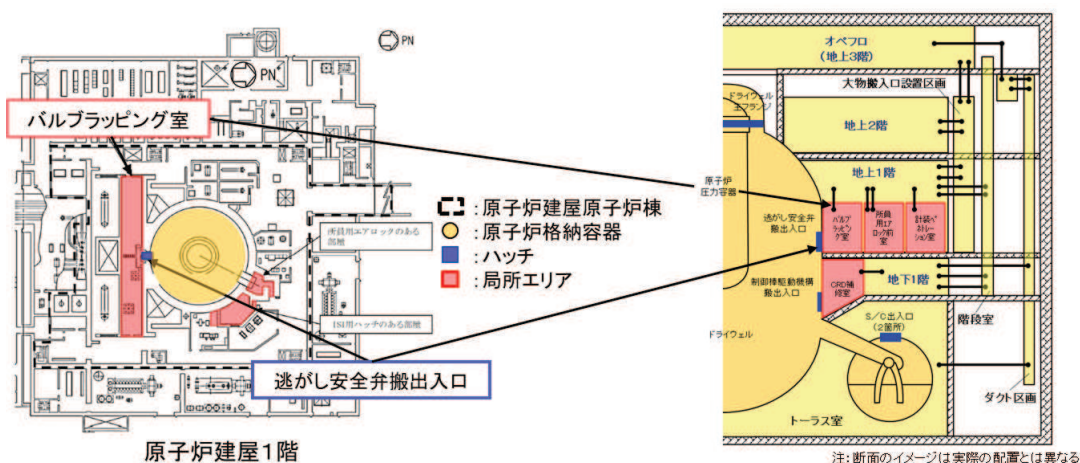
階数		漏えい箇所	周長	局所エリア	空間容積
地上 1階	南側	逃がし安全弁 搬出入口		バルブラッピング 室	1,230 m <sup>3</sup>
	北側	所員用エアロッ ク		所員用エアロッ ク前室	110 m <sup>3</sup>
	北東側	ISI用ハッチ		計装ペネトレー ション室	330 m <sup>3</sup>
地下 1階	北東側	制御棒駆動機構 搬出入口		CRD補修室	480 m <sup>3</sup>

以降に、各局所エリアの状況を示す。

## 1. バルブラッピング室

バルブラッピング室は、定期検査時に主蒸気逃がし安全弁等を点検するためのエリアで、専用ハッチ（逃がし安全弁搬出入口）があり、原子炉格納容器に直接つながる構造である。通常時（運転中）においては、換気空調設備により換気される。また、入室扉は、火災防護上、安全系区分Ⅰ（通路室）と安全系区分Ⅲ（バルブラッピング室）の異区分の火災区画境界となるため、閉じた運用となる。

バルブラッピング室の配置を図 1-1 に示す。



バルブラッピング室は、開口部を通じて、原子炉建屋地上 1 階の通路室とつながっており、原子炉建屋地上 1 階の通路室は、大物搬入口ハッチ、階段室、空調ダクト等を通じて原子炉建屋オペフロとつながっている。

また、原子炉建屋地上 1 階から原子炉建屋オペフロまでの水素漏えい経路として、大物搬入口ハッチが開状態であることが必要であり、原子炉起動前に開状態となっていることを確認するとともに、通常時（運転中）に運転員が巡視を行うことを品質マネジメント文書に定めている。

バルブラッピング室の開口部状況を図 1-2 に、原子炉建屋水素挙動解析における開口部の扱いを表 1-1 に示す。

表 1-1 原子炉建屋水素挙動解析における開口部の扱い

開口部 (丸数字は図 1-2 に対応)	大きさ	原子炉建屋水素挙動解析での扱い
①給気口 (隣室と接続)	0.3m×0.3m	重力ダンパ※を設置しているため、開口として扱わない
②給気口 (空調ダクトと接続)	0.3m×0.3m	水素を排出可能であるが、ダクト経路が長いため、開口として扱わない
③給気口 (空調ダクトと接続)	0.3m×0.3m	水素を排出可能であるが、ダクト経路が長いため、開口として扱わない
④通路室排気口	0.15m×0.15m	解析上の水素排出口（バルブラッピング室の⑤⑥排気口から通路室側の④排気口に排出される）

⑤排気口 (空調ダクトと接続)	0.45m×0.3m	バルブラッピング室の⑤⑥排気口は、通路室側の④排気口より大きいいため、解析上は④排気口の面積を設定
⑥排気口 (空調ダクトと接続)	0.45m×0.3m	

※：逆流防止用で片方向からの風のみを通す目的で設置

バルブラッピング室は、②③給気口からの排出も期待できるが、原子炉建屋水素挙動解析では保守的に④通路室排気口のみからの排出としており、また、入室扉は一般建築用の扉で、気密性能が特に高い構造ではないことから、実際の水素濃度上昇は水素挙動解析結果に比較して緩やかになると考えられる。

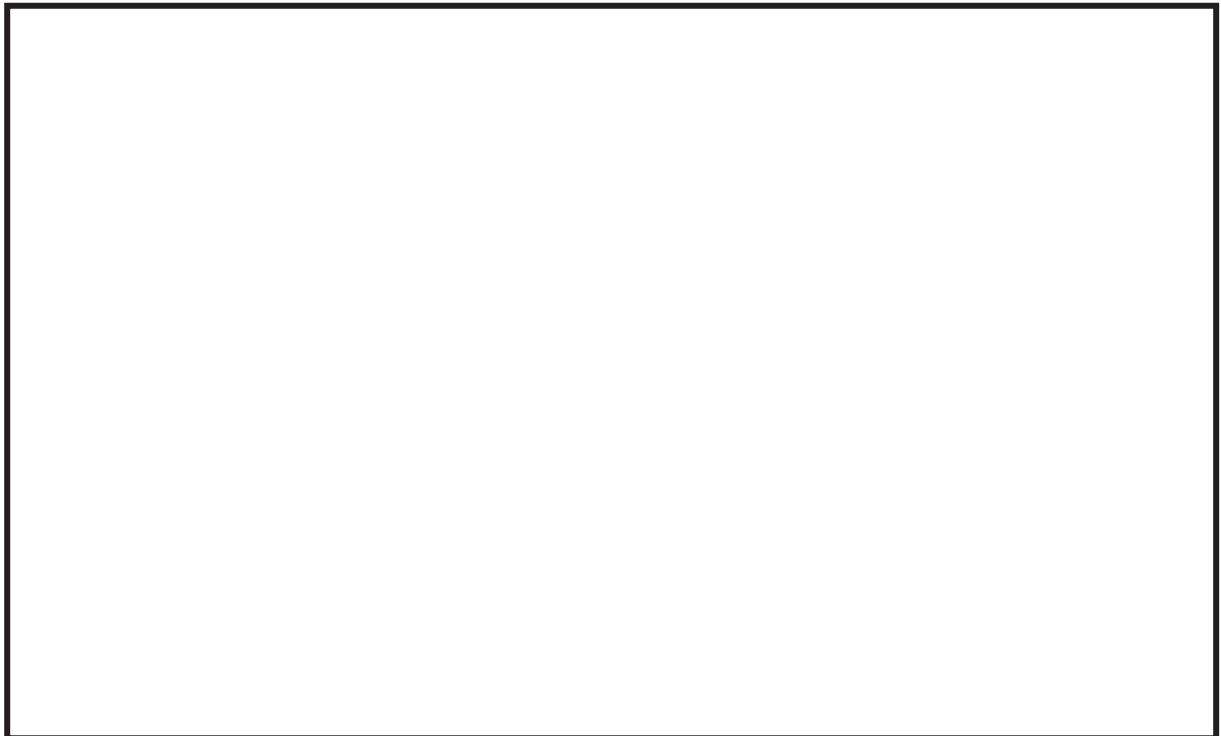


図 1-2 バルブラッピング室の開口部状況 (イメージ) (1 / 2)



図 1-2 バルブラッピング室の開口部状況 (イメージ) (2 / 2)

## 2. 所員用エアロック前室

所員用エアロック前室は、定期検査時に原子炉格納容器内に入出するためのエリアで、当該エリアにハッチ（所員用エアロック）があり、原子炉格納容器に直接つながる構造である。通常時（運転中）においては、換気空調設備により換気される。また、入室扉は、放射線管理上の立入を制限する区画の境界となるため、閉じた（施錠管理）運用となる。

所員用エアロック前室の配置を図 2-1 に示す。

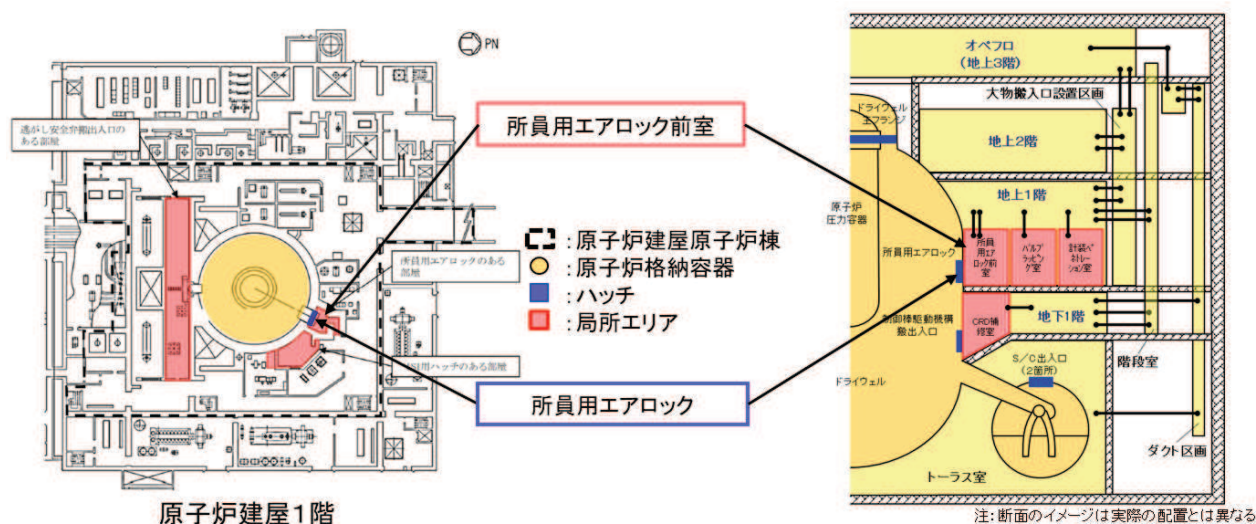


図 2-1 所員用エアロック前室の配置（イメージ）

所員用エアロック前室は、開口部を通じて、原子炉建屋地上 1 階の通路室とつながっており、原子炉建屋地上 1 階の通路室は、大物搬入口ハッチ、階段室、空調ダクト等を通じて原子炉建屋オペフロとつながっている。

また、原子炉建屋地上 1 階から原子炉建屋オペフロまでの水素漏えい経路として、大物搬入口ハッチが開状態であることが必要であり、原子炉起動前に開状態となっていることを確認するとともに、通常時（運転中）に運転員が巡視を行うことを品質マネジメント文書に定めている。

所員用エアロック前室の開口部状況を図 2-2 に、原子炉建屋水素挙動解析における開口部の扱いを表 2-1 に示す。

表 2-1 原子炉建屋水素挙動解析における開口部の扱い

開口部 (丸数字は図 2-2 に対応)	大きさ	原子炉建屋水素挙動解析での扱い
①所員用エアロック前室扉 (通路室と接続)	0.2m×0.2m ×2箇所	解析上の水素排出口
②給気口 (空調ダクトと接続)	0.15m×0.15m	重力ダンパ※を設置しているため、開口として扱わない
③給気口 (空調ダクトと接続)	0.15m×0.15m	重力ダンパ※を設置しているため、開口として扱わない

④排気口 (空調ダクトと接続)	0.2m×0.2m	水素を排出可能であるが、ダクト経路が長いため、開口として扱わない
--------------------	-----------	----------------------------------

※：逆流防止用で片方向からの風のみを通す目的で設置

所員用エアロック前室は、④排気口からの排出も期待できるが、原子炉建屋水素挙動解析では保守的に①所員用エアロック前室扉のみからの排出としており、実際の水素濃度上昇は水素挙動解析結果に比較して緩やかになると考えられる。

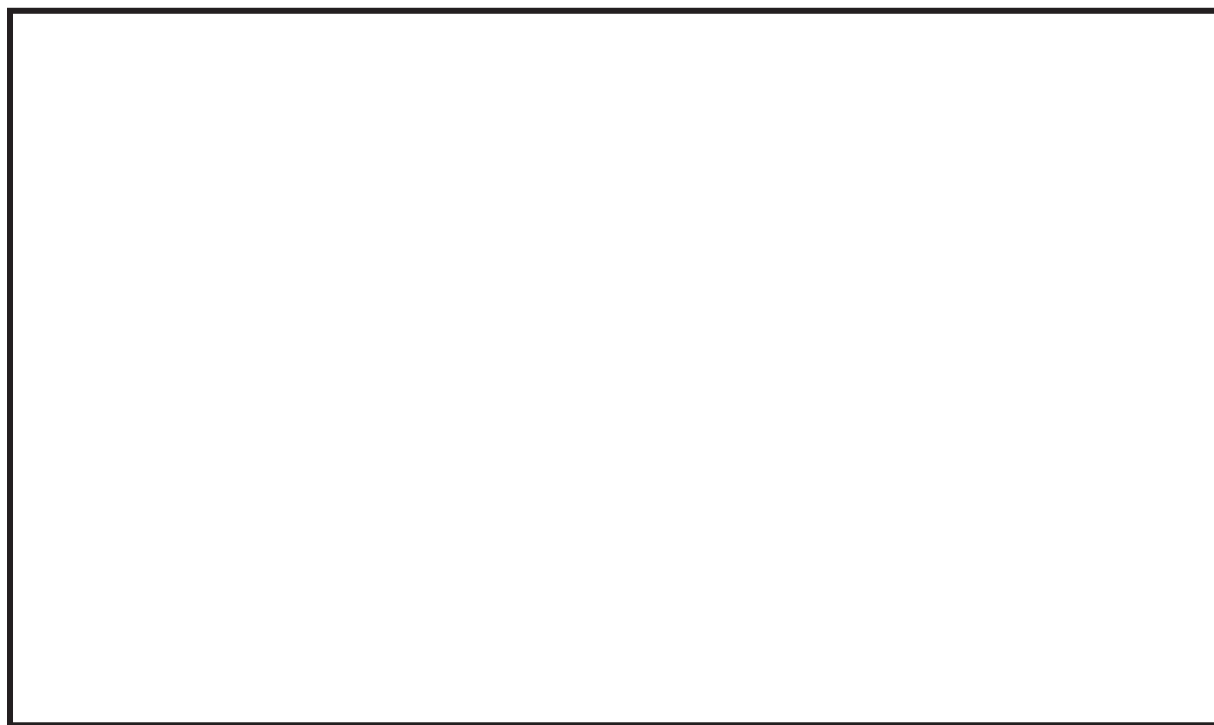


図 2-2 所員用エアロック前室の開口部状況 (イメージ)



### 3. 計装ペネトレーション室

計装ペネトレーション室は、原子炉格納容器内の計装配管を集中的に接続設置しているエリアで、当該エリアには供用期間中検査（ISI）用の検査装置を搬出入するためのハッチ（ISI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。通常時（運転中）においては、換気空調設備により換気される。また、入室扉は部屋の境界として閉じた運用となる。

計装ペネトレーション室の配置を図 3-1 に示す。

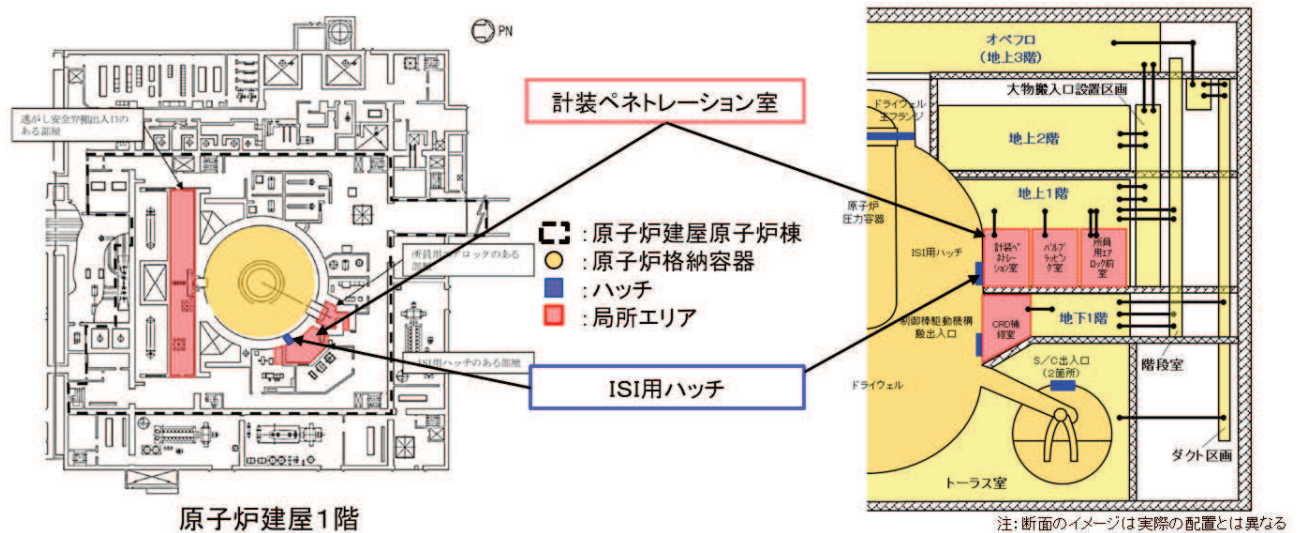


図 3-1 計装ペネトレーション室の配置（イメージ）

計装ペネトレーション室は、開口部を通じて、原子炉建屋地上 1 階の通路室とつながっており、原子炉建屋地上 1 階の通路室は、大物搬入口ハッチ、階段室、空調ダクト等を通じて原子炉建屋オペフロとつながっている。

また、原子炉建屋地上 1 階から原子炉建屋オペフロまでの水素漏えい経路として、大物搬入口ハッチが開状態であることが必要であり、原子炉起動前に開状態となっていることを確認するとともに、通常時（運転中）に運転員が巡視を行うことを品質マネジメント文書に定めている。

計装ペネトレーション室の開口部状況を図 3-2 に、原子炉建屋水素挙動解析における開口部の扱いを表 3-1 に示す。

表 3-1 原子炉建屋水素挙動解析における開口部の扱い

開口部 (丸数字は図 3-2 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 (通路と接続)	0.3m×0.15m	重力ダンパ <sup>※</sup> を設置しているため、開口として扱わない
②給気口 (空調ダクトと接続)	0.15m×0.15m	重力ダンパ <sup>※</sup> を設置しているため、開口として扱わない

③通路室排気口	0.15m×0.15m	解析上の水素排出口（計装ペネトレーション室の④排気口から通路室側の③排気口に排出される）
④排気口 （空調ダクトと接続）	0.3m×0.3m	計装ペネトレーション室の④排気口は、通路室側の③排気口より大きいため、解析上は③排気口の面積を設定

※：逆流防止用で片方向からの風のみを通す目的で設置

計装ペネトレーション室は、④排気口が③通路室排気口以外ともつながっているが、原子炉建屋水素挙動解析では保守的に③通路室排気口のみからの排出としており、また、入室扉は一般建築用の扉で、気密性能が特に高い構造ではないことから、実際の水素濃度上昇は水素挙動解析結果に比較して緩やかになると考えられる。



図 3-2 計装ペネトレーション室の開口部状況（イメージ）（1 / 2）



図 3-2 計装ペネトレーション室の開口部状況 (イメージ) (2 / 2)

#### 4. CRD 補修室

##### (1) 局所エリアの状況

CRD 補修室は、定期検査時に制御棒駆動機構を点検するためのエリアで、制御棒駆動機構を出し入れする専用ハッチ（制御棒駆動機構搬出入口）があり、原子炉格納容器に直接つながる構造である。通常時（運転中）においては、換気空調設備により換気される。また、入室扉は、火災防護上、CRD 補修室と隣接する通路室の火災区画との境界となり、通路室の火災区画には全域ガス消火設備をその区画体積で算定した消火剤量で設置していることから、全域ガス消火設備の性能に影響を及ぼさないよう、閉じた運用となる。CRD 補修室の配置を図 4-1 に、ハッチカバーの詳細な構造を図 4-2 に示す。

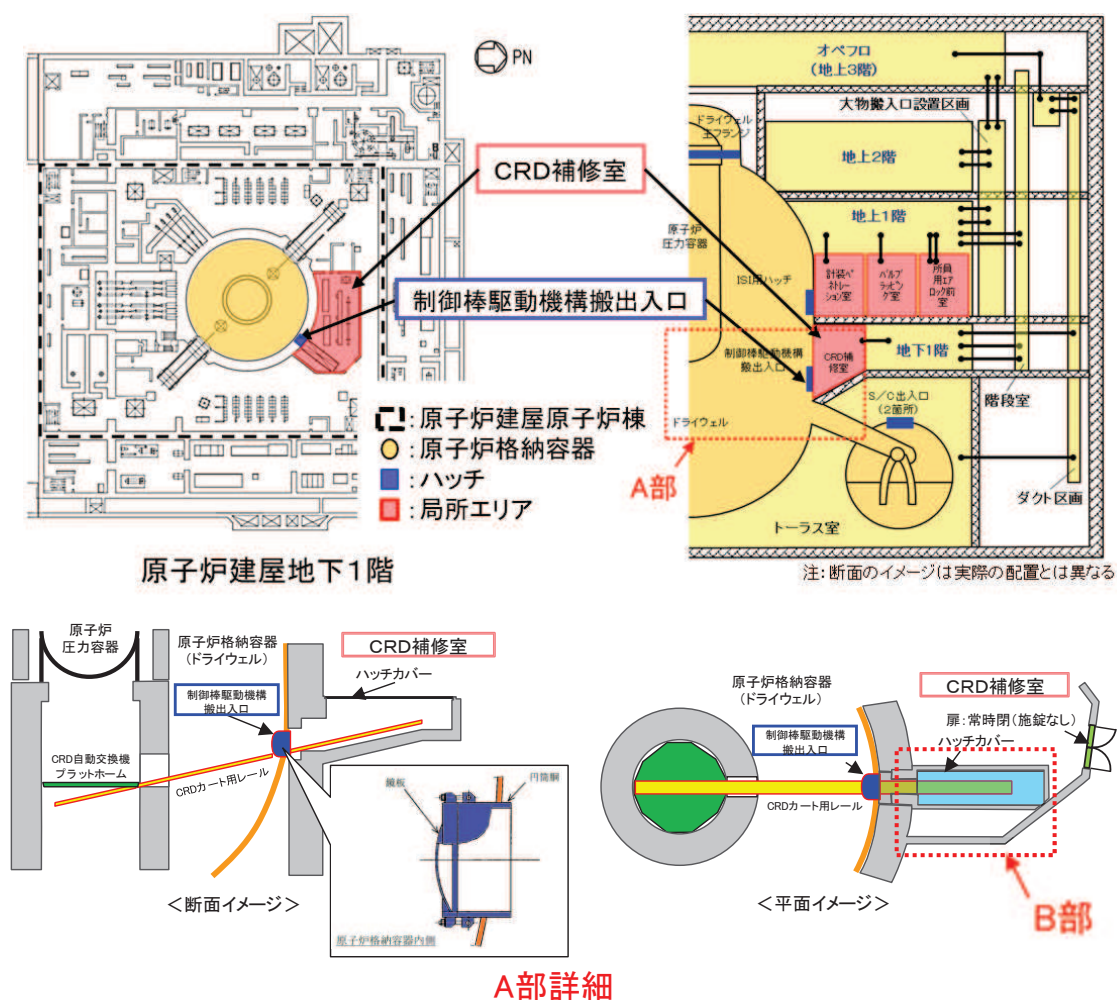


図 4-1 CRD 補修室の配置 (イメージ)

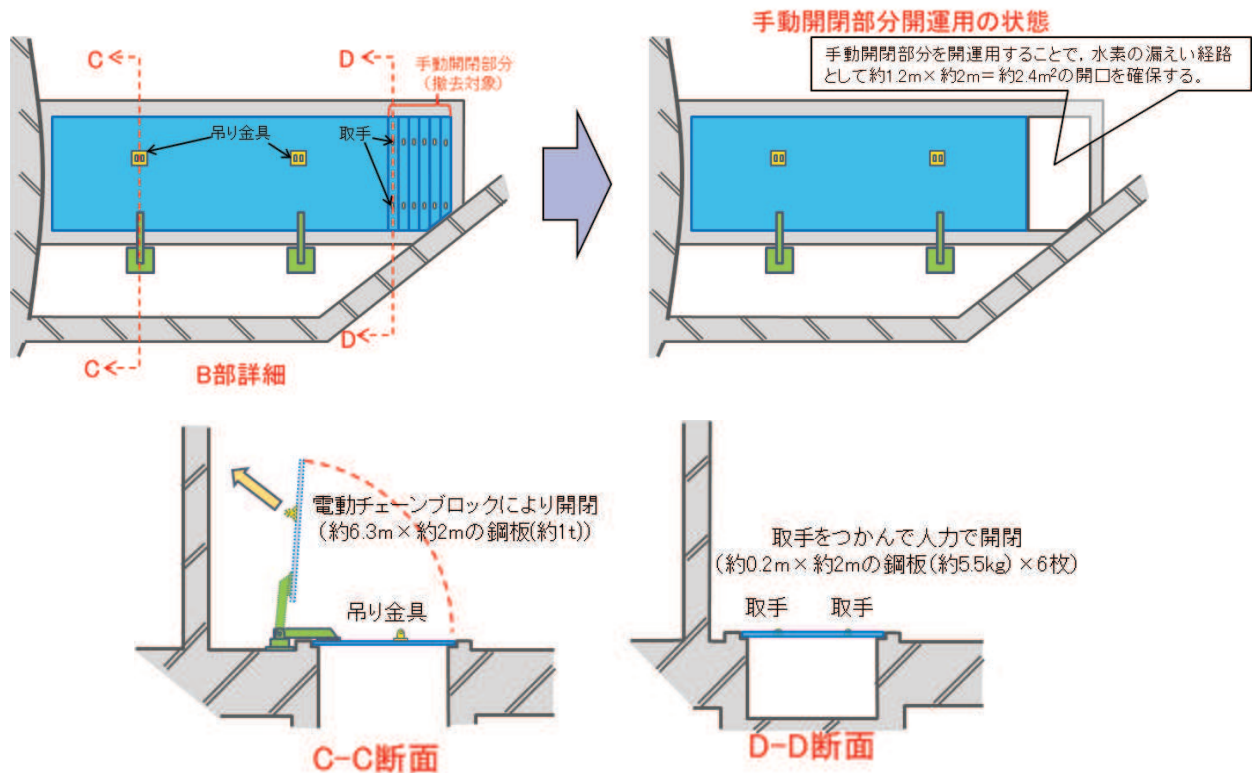


図 4-2 ハッチカバーの詳細な構造

制御棒駆動機構搬出入口と CRD 補修室の間にはハッチカバーがあり、電動又は手動で開閉できる構造となっている。ハッチカバーが閉じた状態の場合には、ハッチカバーの隙間から CRD 補修室に水素が漏えいするが、原子炉格納容器貫通部から原子炉建屋オペフロまでの水素漏えい経路を確実にするため、通常時（運転中）はハッチカバーの手動開閉部分を開いた運用とし、手動開閉部分は CRD 補修室から撤去する方針とする。また、ハッチカバーの手動開閉部分については、原子炉起動前に開状態となっていることを確認するとともに、通常時（運転中）に運転員が巡視を行うことを品質マネジメント文書に定める。

## (2) ハッチカバーの開運用

### a. 遮蔽設計区分

管理区域の遮蔽設計に当たっては、通常運転に際して、予想される立入り時間に応じて、遮蔽設計の基準とする外部線量当量率を表 4-1 のとおり区分している。

表 4-1 管理区域における遮蔽設計区分

遮蔽設計区分	立入り時間	基準外部線量当量率
B	週48時間以内	0.01mSv/h未満
C	週10時間以内	0.05mSv/h未満
D	週2時間以内	0.25mSv/h未満
E	(ごく短時間の立入り)	1 mSv/h未満
F	(通常は立入り不要)	1 mSv/h以上

CRD 補修室の遮蔽設計区分は「C-F」であり、ハッチカバー下部の空間の遮蔽設計区分は「F」である。ハッチカバーに遮蔽要求はないため、ハッチカバーを撤去することによる遮蔽設計区分への影響はない。

(参考)

遮蔽設計区分はプラント設計時の基準であり、運転開始後の運用では、管理区域のうち、通常人が立ち入る場所について、実際に測定した線量当量率及び汚染の程度に応じ、表 4-2 のとおり区分し、管理している。

表 4-2 管理区域における区域区分

線量当量率区分 汚染区分	1-区域	2-区域	3-区域
	0.1mSv/h を超えるおそれのない区域	1mSv/h を超えるおそれのない区域	1mSv/h を超えるおそれのある区域
<u>A-区域</u> 汚染のおそれのない区域	1 A	2 A	3 A
<u>B 1-区域</u> 0.8Bq/cm <sup>2</sup> を超えるおそれのない区域	1 B 1	2 B 1	3 B 1
<u>B 2-区域</u> 4Bq/cm <sup>2</sup> を超えるおそれのない区域	1 B 2	2 B 2	3 B 2
<u>C-区域</u> 40Bq/cm <sup>2</sup> を超えるおそれのない区域	1 C	2 C	3 C
<u>D-区域</u> 40Bq/cm <sup>2</sup> を超えるおそれのある区域	1 D	2 D	3 D

- 原子炉運転中及び停止中の CRD 補修室の区域区分は「2 B 1」であり、ハッチカバーの下部の空間は通常人が立ち入ることがない状態である。
- 原子炉停止中に行う CRD 分解点検（汚染作業）時は、CRD 補修室及びハッチカバー下部の空間の区域区分を「3 D」とし、点検後は「2 B 1」としている。
- ハッチカバー撤去後の CRD 補修室及びハッチカバー下部の空間の線量当量率区分は、実際の線量当量率に応じて適切に設定する。なお、汚染区分はハッチカバー撤去による影響はない。

b. ハッチカバーの開運用による影響整理

ハッチカバーを開いた状態の場合の影響は表 4-3 のとおりであり、影響がないことを確認した。条文ごとの影響整理については表 4-4 に示す。

表 4-3 運用の変更に伴う基準適合性等への影響

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		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		影響等
8 条	火災による損傷の防止	11 条	火災による損傷の防止	<ul style="list-style-type: none"> <li>CRD 補修室及びハッチカバー下部の空間には火災防護対象機器等はない。</li> <li>CRD 補修室は、ハッチカバー下部の空間を含めて一つの区画として扱っており、CRD 補修室に感知器を設置している。</li> <li>ハッチカバー開運用を行っても、火災の感知に影響はない。</li> </ul>
9 条	溢水による損傷の防止等	12 条	発電用原子炉施設内における溢水等による損傷の防止	<ul style="list-style-type: none"> <li>CRD 補修室及びハッチカバー下部の空間には、溢水防護対象設備はない。</li> <li>ハッチカバー開運用を行っても、制御棒駆動機構搬出入口から原子炉格納容器へは溢水が流入しない構造であり、溢水伝播経路にならないため影響はない。なお、重大事故等対処設備への溢水影響については、重大事故等対処設備(43 条/54 条)に記載する。</li> </ul>
30 条	放射線からの放射線業務従事者の防護	42 条	生体遮蔽等	<ul style="list-style-type: none"> <li>ハッチカバーに遮蔽要求はなく、CRD 補修室及びハッチカバー下部の空間の遮蔽設計区分に対してハッチカバー開運用は影響を与えない。</li> </ul>
		43 条	換気設備	<ul style="list-style-type: none"> <li>換気空調設備は、ハッチカバー下部の空間を含めた換気能力を有することから、ハッチカバー開運用を行っても影響はない。</li> </ul>
41 条	火災による損傷の防止	52 条	火災による損傷の防止	<ul style="list-style-type: none"> <li>CRD 補修室には、火災防護対象機器等として、重大事故等対処設備である原子炉建屋内水素濃度計及び当該設備の電線管があるが、ハッチカバー下部の空間には、火災防護対象機器等はない。</li> <li>CRD 補修室は、ハッチカバー下部の空間を含めて一つの火災区画として設定し、感知器を設置し、消火困難とならないことから消火器で消火を行う設計としている。</li> <li>ハッチカバー開運用を行っても、火災の発生防止、感知及び消火に影響はない。</li> </ul>
43 条	重大事故等対処設備	54 条	重大事故等対処設備	<p>【重大事故等対処設備への溢水影響】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>CRD 補修室には、溢水防護上防護すべき設備として、重大事故等対処設備である原子炉建屋内水素濃度計がある。ハッチカバー下部の空間には、溢水防護上防護すべき設備はない。</li> <li>溢水影響評価上は、溢水防護区画（CRD 補修室や通路室）の水位が高くなるよう、ハッチカバーは溢水経路として設定せず、また、ハッチカバー下部の空間容積を期待せず、評価を実施し、溢水防護方針に適合していることを確認している。</li> <li>ハッチカバー開運用を行っても、制御棒駆動機構搬出入口から原子炉格納容器へは溢水が流入しない構造であり、溢水伝播経路にならないため影響はない。</li> </ul>
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	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	<ul style="list-style-type: none"> <li>ハッチカバー開運用は、原子炉格納容器貫通部から原子炉建屋オベフロまでの水素の漏えい経路を確実にするための対応であり、影響はない。</li> </ul>

表 4-4 CRD 補修室ハッチカバー開運用の影響確認

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		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		関係性 有：○ 無：×	影響等	影響がある関連資料
1条	適用範囲	1条	適用範囲	×	—	—
2条	定義	2条	定義	×	—	—
—	—	3条	特殊な設計による発電用原子炉施設	×	—	—
3条	設計基準対象施設の地盤	4条	設計基準対象施設の地盤	×	—	—
4条	地震による損傷の防止	5条	地震による損傷の防止	×	—	—
5条	津波による損傷の防止	6条	津波による損傷の防止	×	—	—
6条	外部からの衝撃による損傷の防止	7条	外部からの衝撃による損傷の防止	×	—	—
—	—	8条	立入りの防止	×	—	—
7条	発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止	9条	発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止	×	—	—
—	—	10条	急傾斜地の崩壊の防止	×	—	—
8条	火災による損傷の防止	11条	火災による損傷の防止	○	<ul style="list-style-type: none"> <li>CRD 補修室及びハッチカバー下部の空間には火災防護対象機器等はない。</li> <li>CRD 補修室は、ハッチカバー下部の空間を含めて一つの区画として扱っており、CRD 補修室に感知器を設置している。</li> <li>ハッチカバー開運用を行っても、火災の感知に影響はない。</li> </ul>	なし
9条	溢水による損傷の防止等	12条	発電用原子炉施設内における溢水等による損傷の防止	○	<ul style="list-style-type: none"> <li>CRD 補修室及びハッチカバー下部の空間には、溢水防護対象設備はない。</li> <li>ハッチカバー開運用を行っても、制御棒駆動機構搬出入口から原子炉格納容器へは溢水が流入しない構造であり、溢水伝播経路にならないため影響はない。なお、重大事故等対処設備への溢水影響については、重大事故等対処設備(43条/54条)に記載する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>審査資料(02-NP-0272__9条) 原子炉建屋原子炉棟溢水伝播フロー図</li> <li>工事計画審査資料(02-補-E-01-0220-1) 原子炉建屋原子炉棟溢水伝播経路概念図</li> </ul>
10条	誤操作の防止	38条	原子炉制御室等	×	—	—
11条	安全避難通路等	13条	安全避難通路等	×	—	—
12条	安全施設	14条	安全設備	×	—	—
		15条	設計基準対象施設の機能	×	—	—



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		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		関係性 有：○ 無：×	影響等	影響がある関連資料
13条	運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止	15条	設計基準対象施設の機能	×	—	—
14条	全交流動力電源喪失対策設備	16条	全交流動力電源喪失対策設備	×	—	—
—	—	17条	材料及び構造	×	—	—
—	—	18条	使用中の亀裂等による破壊の防止	×	—	—
—	—	20条	安全弁等	×	—	—
—	—	21条	耐圧試験等	×	—	—
—	—	22条	監視試験片	×	—	—
15条	炉心等	15条	設計基準対象施設の機能	×	—	—
		19条	流体振動等による損傷防止	×	—	—
		23条	炉心等	×	—	—
		25条	一次冷却材	×	—	—
—	—	24条	熱遮蔽材	×	—	—
16条	燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設	26条	燃料取扱設備及び燃料貯蔵設備	×	—	—
		47条	警報装置等	×	—	—
		34条	計測装置	×	—	—
17条	原子炉冷却材圧力バウンダリ	27条	原子炉冷却材圧力バウンダリ	×	—	—
		28条	原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離装置等	×	—	—
—	—	30条	逆止め弁	×	—	—
18条	蒸気タービン	31条	蒸気タービン	×	—	—
19条	非常用炉心冷却設備	32条	非常用炉心冷却設備	×	—	—
20条	一次冷却材の減少分を補給する設備	33条	循環設備等	×	—	—
21条	残留熱を除去することができる設備			×	—	—
22条	最終ヒートシンクへ熱を輸送することができる設備			×	—	—
23条	計測制御系統施設	34条	計測装置	×	—	—
24条	安全保護回路	35条	安全保護装置	×	—	—

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		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		関係性 有：○ 無：×	影響等	影響がある関連資料
25 条	反応度制御系統及び原子炉制御系統	36 条	反応度制御系統及び原子炉停止系統	×	—	—
		37 条	制御材駆動装置	×	—	—
26 条	原子炉制御室等	38 条	原子炉制御室等	×	—	—
27 条	放射性廃棄物の処理施設	39 条	廃棄物処理設備等	×	—	—
		41 条	放射性物質による汚染の防止	×	—	—
		43 条	換気設備	×	—	—
		29 条	一次冷却材処理装置	×	—	—
		34 条	計測装置	×	—	—
		47 条	警報装置等	×	—	—
28 条	放射性廃棄物の貯蔵施設	40 条	廃棄物貯蔵設備等	×	—	—
		47 条	警報装置等	×	—	—
29 条	工場等周辺における直接線等からの防護	42 条	生体遮蔽等	×	—	—
30 条	放射線からの放射線業務従事者の防護	42 条	生体遮蔽等	○	・ハッチカバーに遮蔽要求はなく、CRD 補修室及びハッチカバー下部の空間の遮蔽設計区分に対してハッチカバー開運用は影響を与えない。	なし
		41 条	放射性物質による汚染の防止	×	— (汚染除去の容易性、汚染除去設備の要求)	—
		43 条	換気設備	○	・換気空調設備は、ハッチカバー下部の空間を含めた換気能力を有することから、ハッチカバー開運用を行っても影響はない。	なし
		47 条	警報装置等	×	—	—
		34 条	計測装置	×	—	—
		34 条	計測装置	×	—	—
31 条	監視設備	47 条	警報装置等	×	—	—
32 条	原子炉格納施設	44 条	原子炉格納施設	×	—	—
33 条	保安電源設備	45 条	保安電源設備	×	—	—
34 条	緊急時対策所	46 条	緊急時対策所	×	—	—
35 条	通信連絡設備	47 条	警報装置等	×	—	—
36 条	補助ボイラー	48 条	準用	×	—	—
37 条	重大事故等の拡大の防止等	—	—	×	—	—
38 条	重大事故等対処施設の地盤	49 条	重大事故等対処施設の地盤	×	—	—

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		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		関係性 有：○ 無：×	影響等	影響がある関連資料
39条	地震による損傷の防止	50条	地震による損傷の防止	×	—	—
40条	津波による損傷の防止	51条	津波による損傷の防止	×	—	—
41条	火災による損傷の防止	52条	火災による損傷の防止	○	<ul style="list-style-type: none"> <li>CRD 補修室には、火災防護対象機器等として、重大事故等対処設備である原子炉建屋内水素濃度計及び当該設備の電線管があるが、ハッチカバー下部の空間には、火災防護対象機器等はない。</li> <li>CRD 補修室は、ハッチカバー下部の空間を含めて一つの火災区画として設定し、感知器を設置し、消火困難とならないことから消火器で消火を行う設計としている。</li> <li>ハッチカバー開運用を行っても、火災の発生防止、感知及び消火に影響はない。</li> </ul>	なし
42条	特定重大事故等対処施設	53条	特定重大事故等対処施設	×	—	—
43条	重大事故等対処設備	54条	重大事故等対処設備	○	<p>【重大事故等対処設備への溢水影響】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>CRD 補修室には、溢水防護上防護すべき設備として、重大事故等対処設備である原子炉建屋内水素濃度計がある。ハッチカバー下部の空間には、溢水防護上防護すべき設備はない。</li> <li>溢水影響評価上は、溢水防護区画（CRD 補修室や通路室）の水位が高くなるよう、ハッチカバーは溢水経路として設定せず、また、ハッチカバー下部の空間容積を期待せず、評価を実施し、溢水防護方針に適合していることを確認している。</li> <li>ハッチカバー開運用を行っても、制御棒駆動機構搬出入口から原子炉格納容器へは溢水が流入しない構造であり、溢水伝播経路にならないため影響はない。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>審査資料（02-NP-0272__9条） 原子炉建屋原子炉棟溢水伝播フロー図</li> <li>工事計画審査資料（02-補-E-01-0220-1） 原子炉建屋原子炉棟溢水伝播経路概念図</li> </ul>
—	—	55条	材料及び構造	×	—	—
—	—	56条	使用中の亀裂等による破壊の防止	×	—	—
—	—	57条	安全弁等	×	—	—
—	—	58条	耐圧試験等	×	—	—
44条	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	59条	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	×	—	—

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		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		関係性 有：○ 無：×	影響等	影響がある関連資料
45条	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	60条	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	×	—	—
46条	原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備	61条	原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備	×	—	—
47条	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	62条	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	×	—	—
48条	最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備	63条	最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備	×	—	—
49条	原子炉格納容器内の冷却等のための設備	64条	原子炉格納容器内の冷却等のための設備	×	—	—
50条	原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備	65条	原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備	×	—	—
51条	原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備	66条	原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備	×	—	—
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	67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	×	—	—
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	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	○	・ハッチカバー開運用は、原子炉格納容器貫通部から原子炉建屋オペフロまでの水素の漏えい経路を確実にするための対応であり、影響はない。	なし
54条	使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備	69条	使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備	×	—	—
55条	工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備	70条	工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備	×	—	—
56条	重大事故等時に必要となる水源及び水の供給設備	71条	重大事故等時に必要となる水源及び水の供給設備	×	—	—
57条	電源設備	72条	電源設備	×	—	—
58条	計装設備	73条	計装設備	×	—	—
59条	運転員が原子炉制御室にとどまるための設備	74条	運転員が原子炉制御室にとどまるための設備	×	—	—

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		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		関係性 有：○ 無：×	影響等	影響がある関連資料
60条	監視測定設備	75条	監視測定設備	×	—	—
61条	緊急時対策所	76条	緊急時対策所	×	—	—
62条	通信連絡を行うために必要な設備	77条	通信連絡を行うために必要な設備	×	—	—
—	—	78条	準用	×	—	—

### (3) 開口部の状況

CRD 補修室は、開口部を通じて、原子炉建屋地下1階の通路室とつながっており、原子炉建屋地下1階の通路室は、階段室、空調ダクト等を通じて原子炉建屋オペフロにつながっている。

また、原子炉建屋地下1階から原子炉建屋オペフロまでの水素漏えい経路として、大物搬入口ハッチ並びに地上1階及び地下1階の階段室扉が開状態であることが必要である。このため、原子炉起動前に大物搬入口ハッチ及び階段室扉が開状態となっていることを確認するとともに、通常時（運転中）に運転員が巡視を行うことを品質マネジメント文書に定めている。

CRD 補修室の開口部状況を図 4-3 に、原子炉建屋水素挙動解析における開口部の扱いを表 4-5 に示す。

表 4-5 原子炉建屋水素挙動解析における開口部の扱い

開口部 (丸数字は図 4-3 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 (隣室と接続)	0.45m×0.45m	重力ダンパ※を設置しているため、開口として扱わない
②給気口 (空調ダクトと接続)	0.3m×0.15m	重力ダンパ※を設置しているため、開口として扱わない
③給気口 (空調ダクトと接続)	0.3m×0.15m	重力ダンパ※を設置しているため、開口として扱わない
④通路室排気口	0.3m×0.3m	解析上の水素排出口（CRD 補修室の⑤排気口から通路室側の④排気口に排出される）
⑤排気口 (空調ダクトと接続)	0.6m×0.45m	CRD 補修室の⑤排気口は、通路室側の④排気口より大きいいため、解析上は④排気口の面積を設定

※：逆流防止用で片方向からの風のみを通す目的で設置

CRD 補修室は、⑤排気口が④通路室排気口以外ともつながっているが、原子炉建屋水素挙動解析では保守的に④通路室排気口のみからの排出としており、また、入室扉は一般建築用の扉で、気密性能が特に高い構造ではないことから、実際の水素濃度上昇は水素挙動解析結果に比較して緩やかになると考えられる。

また、CRD 補修室は、局所エリアの中で水素濃度が最も厳しい結果になっている。他の局所エリア（原子炉建屋地上1階に配置）は、開口部を通じて通路室とつながり、通路室は大物搬入口ハッチ開口を通じて、直接、原子炉建屋オペフロにつながるが、CRD 補修室（原子炉建屋地下1階に配置）は、開口部を通じて通路室とつながり、通路室は大物搬入口ハッチ開口がある地上1階を経由して原子炉建屋オペフロにつながる必要があり、原子炉建屋オペフロまでの流路が他の局所エリアと比較して長いことが、水素濃度の上昇要因のひとつと考えられる。

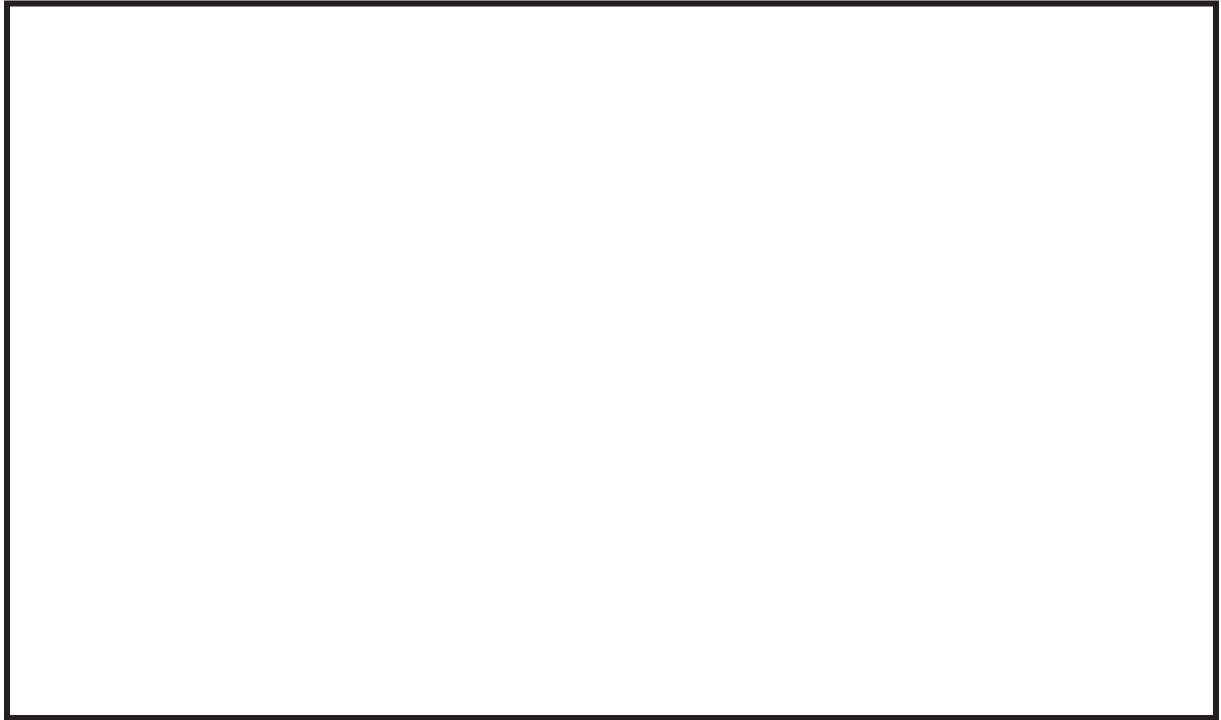


図 4-3 CRD 補修室の開口部状況 (イメージ) (1 / 2)

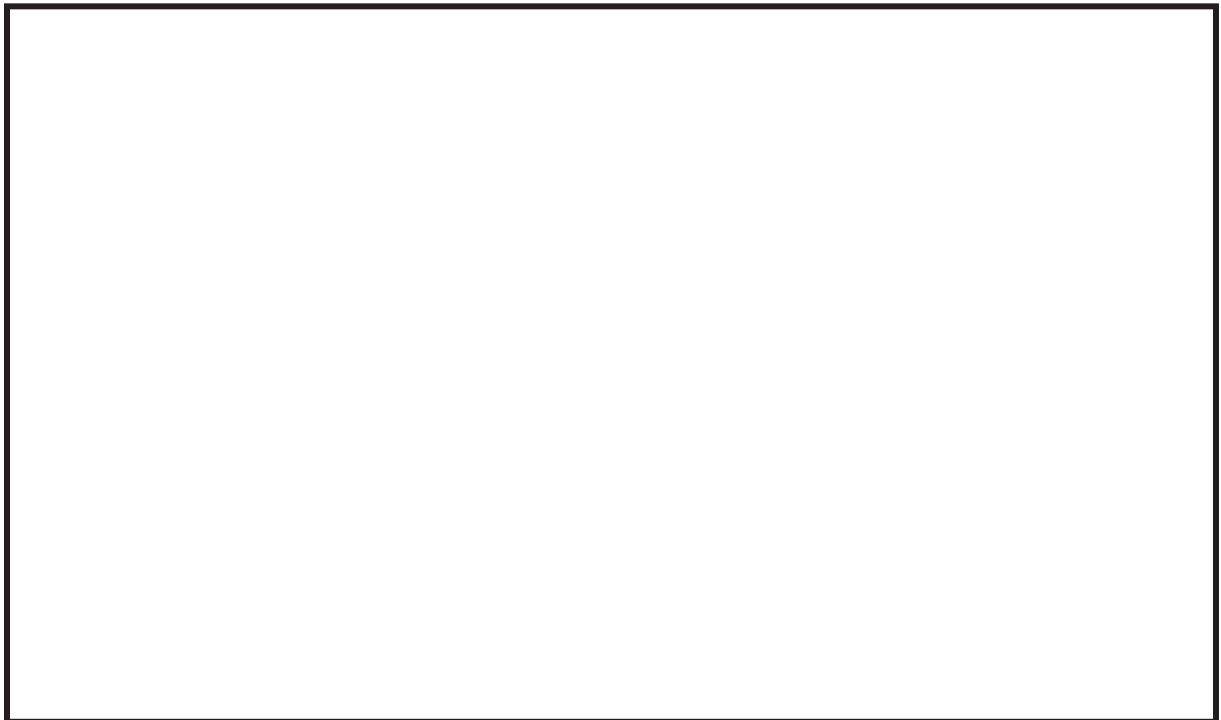


図 4-3 CRD 補修室の開口部状況 (イメージ) (2 / 2)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

## 女川原子力発電所2号炉

# 局所エリアにおける水素濃度上昇時の 自主的な対応について

2023年7月

東北電力株式会社



## 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. 局所エリアから水素を排出する方策
3. 自主的な手順の整備方針

## 1. 局所エリアにおける水素濃度上昇時の自主的な対応について

「添付資料－3 原子炉建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、原子炉建屋原子炉棟内の水素挙動を評価し、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（原子炉建屋原子炉棟燃料取替床水素濃度 2.3vol%）の妥当性を確認している。この妥当性確認において、局所エリアの水素濃度についても、以下のとおり、可燃限界に対して裕度があることを確認している。（詳細は添付資料－3 参照）

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

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

一方で、重大事故を超える領域においては、一つの前提条件に捉われることなく、水素の漏えいが著しく増加した場合への備えとして、局所エリアの水素濃度が原子炉建屋燃料取替床水素濃度 2.3vol% 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らかの対応が行えるよう、自主的に手順を整備しておくことは事業者として有効であると考えらる。

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から水素を排出するために必要な手順や資機材を整備していく。

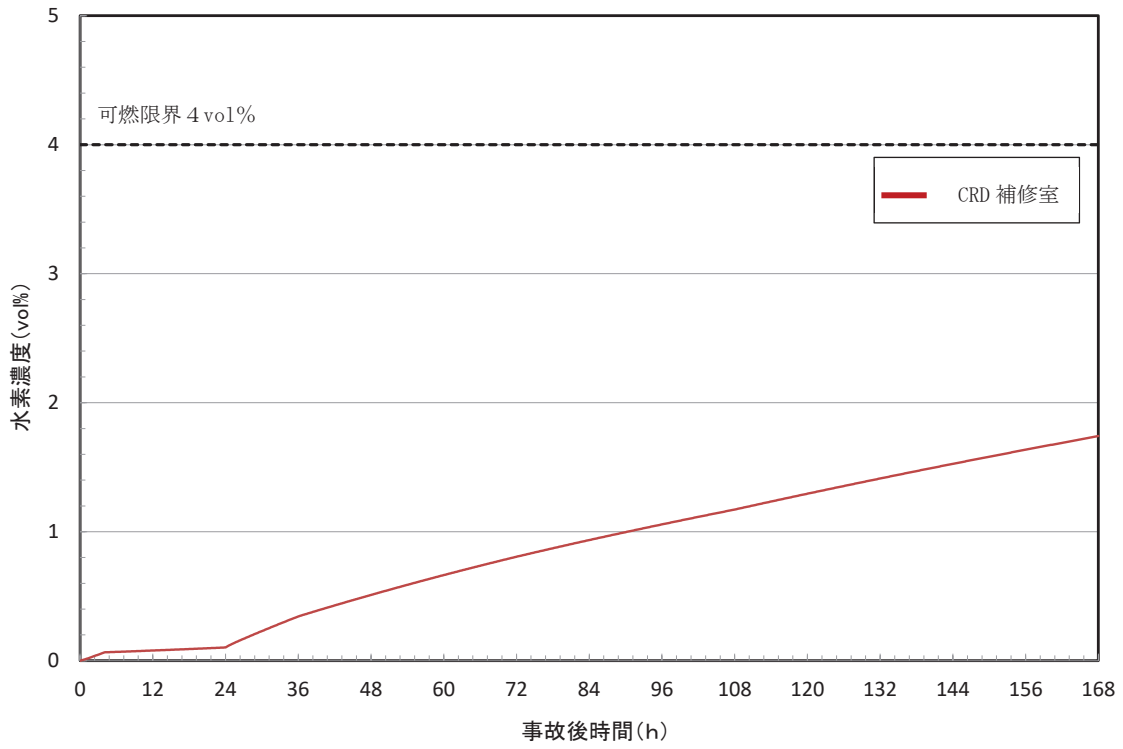


図 1-1 CRD 補修室水素挙動 (局所エリア代替循環冷却系ケース)

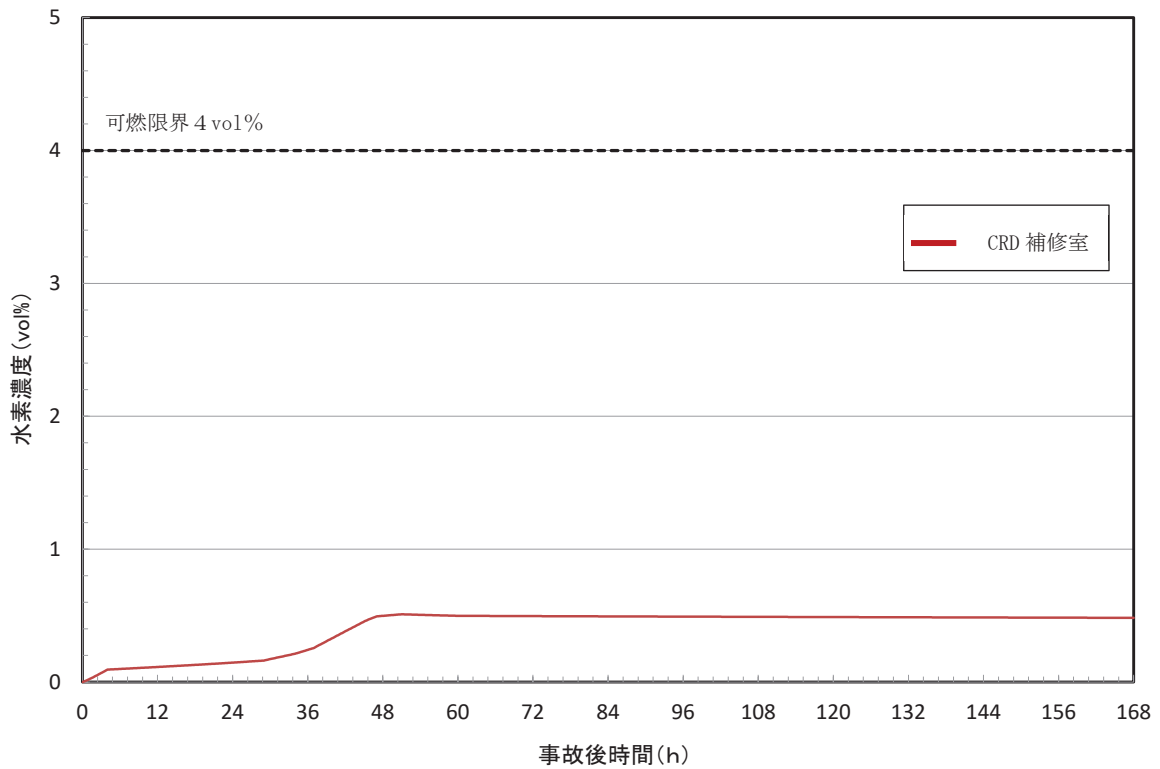


図 1-2 CRD 補修室水素挙動 (局所エリア格納容器ベントケース)

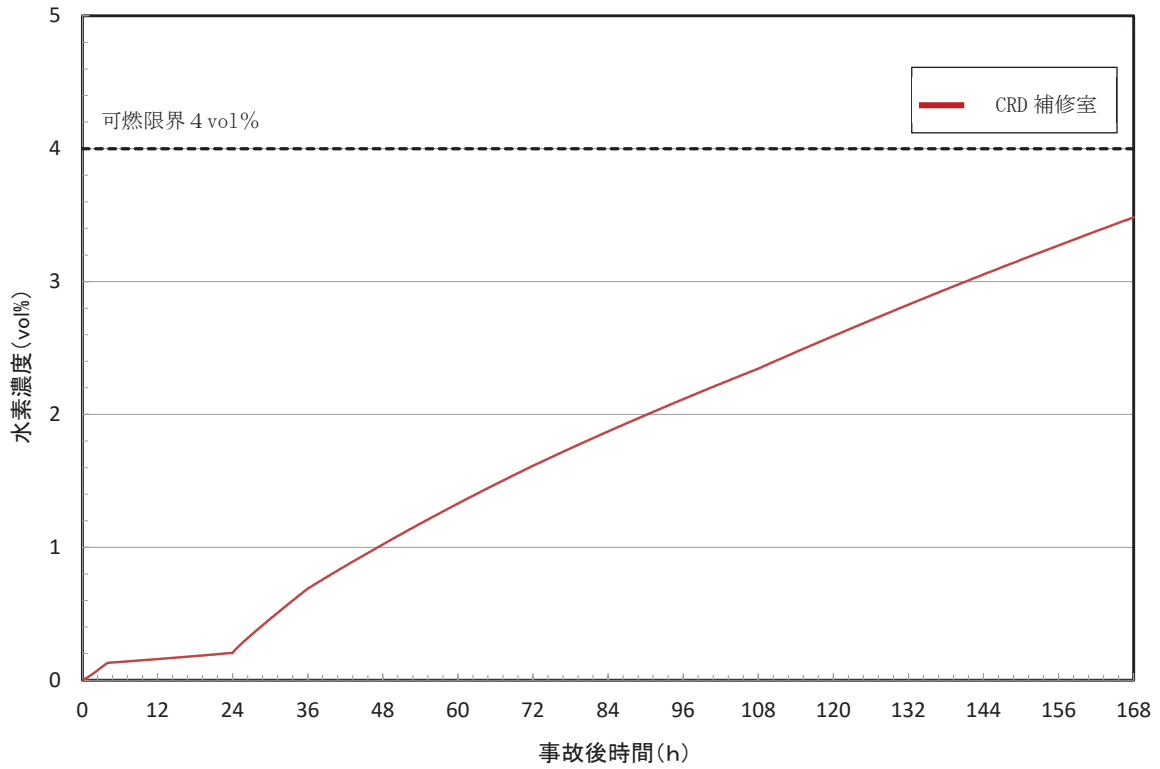


図 1-3 CRD 補修室水素挙動  
(水素発生量を増加させた場合の局所エリア代替循環冷却系ケース)

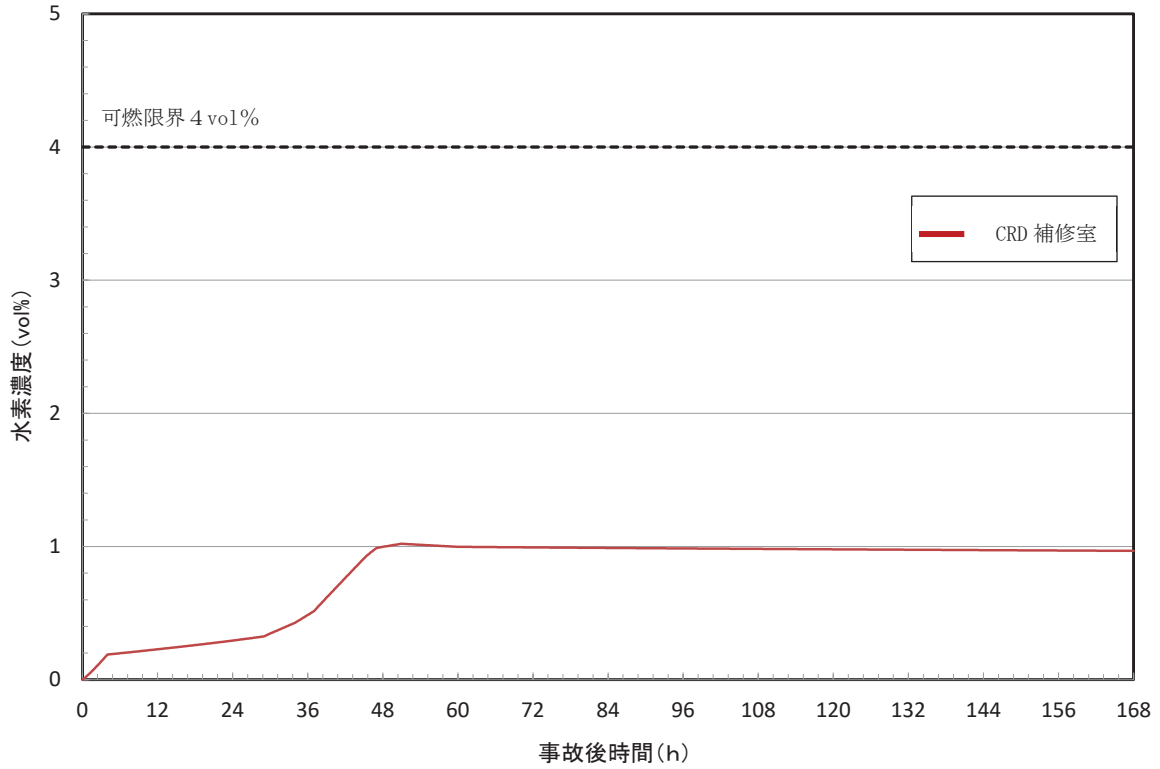


図 1-4 CRD 補修室水素挙動  
(水素発生量を増加させた場合の局所エリア格納容器ベントケース)

## 2. 局所エリアから水素を排出する方策

局所エリアから水素を排出するための具体策を以下に示す。

### (1) 扉の開放

原子力災害対策特別措置法第 10 条特定事象を判断した場合において、可燃限界に至る前に局所エリアの扉を開放することによって、局所エリアから水素を排出する。

局所エリアにおける扉の開放を行い局所エリア外からの空気を取り込むことで、局所エリア内に空気の流れを生成し、ダクト開口部や開放した扉の開口部より、局所エリアからの水素の排出が促進されるものと考えられる。

開放する局所エリアの扉の位置を図 2-1 に示す。全ての局所エリアの扉は手動で開放可能であり、原子炉建屋内の水素濃度や放射線量が著しく上昇する前に、現場にて開放する。

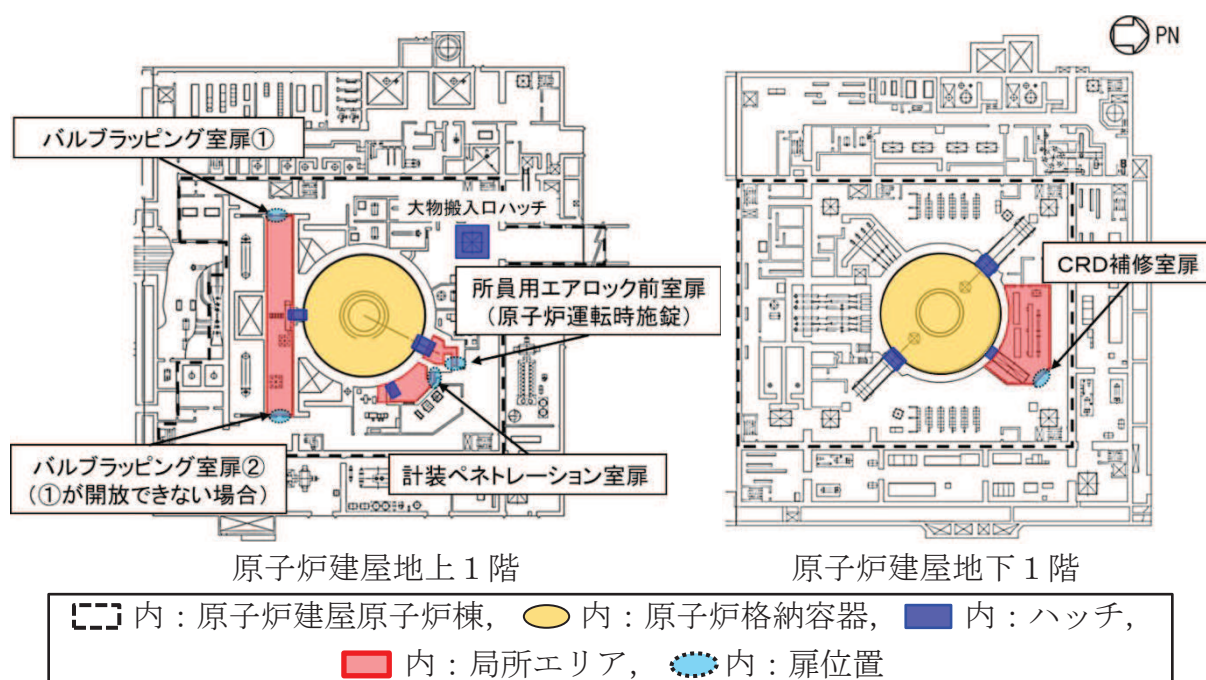


図 2-1 局所エリアと開放する扉の配置図

炉心損傷後においては、原子炉建屋内の放射線量や局所エリアの水素濃度が上昇し、建屋内の環境が悪化することが想定されることから、炉心損傷前の段階で扉開放を判断することが望ましい。従って、扉開放の判断基準は、原子力災害対策特別措置法第 10 条特定事象を判断した場合とする。

扉開放は発電所へ早期に参集する要員が行う。この要員は原子炉スクラムや重大事故等が発生した場合、発電所対策本部要員の補助を目的として1時間を目途に発電所近傍から参集する。扉開放を行う要員については、参集後に専任すべき役割を持たないことから、これまで計画していた手順や作業に影響を与えない。

対応手順は、発電所対策本部が使用する重大事故等対応要領書に整備する。

(2) 常用換気空調系（HVAC）起動

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

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

HVACは事故時に隔離され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、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。

原子炉建屋原子炉棟換気空調系の設置場所等を表 2-1 に示す。

表 2-1 原子炉建屋原子炉棟換気空調系の設置場所等

機器名	台数	設置場所	電源	耐震性
原子炉棟送風機	2（予備1）	原子炉建屋 地上2階 (非管理区域)	常用低圧母線の パワーセンタ P/C4-2A	常用設備であることから、系統として耐震性を有していない
原子炉棟排風機	2（予備1）	原子炉建屋 地上2階 (管理区域)	又は P/C4-2B	

### 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、女川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、品質マネジメント文書として整備している。

今回、新たに整備する方針としている扉の開放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品質マネジメント文書として整備し、管理していく。

#### 【女川原子力発電所原子炉施設保安規定（抜粋）】

添付1-3 重大事故等および大規模損壊対応に係る実施基準（第17条の7および第17条の8 関連）

本「実施基準」は、重大事故に至るおそれがある事故もしくは重大事故が発生した場合または大規模な自然災害もしくは故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる原子炉施設の大規模な損壊が発生するおそれがある場合もしくは発生した場合に対処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、重大事故等の発生および拡大の防止に必要な措置の運用手順等については、表1から表19に定める。なお、自主対策設備を使用した運用手順および運用手順の詳細な内容等については、品質マネジメント文書に定める。