

女川原子力発電所保安規定審査資料	
資料番号	保-02(改2)
提出年月日	2023年6月2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6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

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）

(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) S A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S A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）

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6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

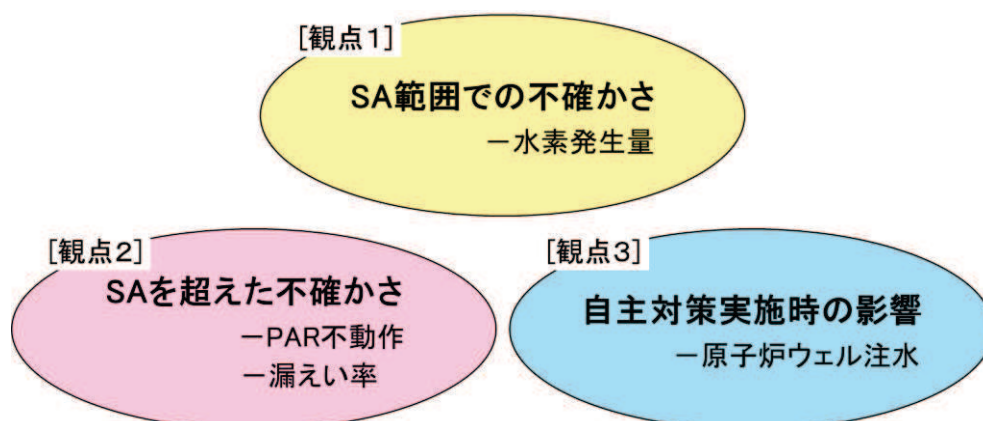
- 炉心損傷が生じた場合、改良 EPDM 製シール材の採用等により既許可申請における「添付資料十 追補 2. II 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価」で示しているとおりの原子炉格納容器耐性が向上していることを踏まえて、原子炉建屋水素爆発防止のための原子炉格納容器ベントにおいても放射性物質の放出を可能な限り遅延できることを確認する。
- 原子炉格納容器ベント基準は「水素濃度計計器誤差」及び「原子炉格納容器ベント基準到達後に遠隔操作で速やかに原子炉格納容器ベントできない不測事態発生に対する操作余裕時間」を考慮し、可燃限界（4vol%）に対して裕度がある基準であることを確認する。

(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ェ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

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。

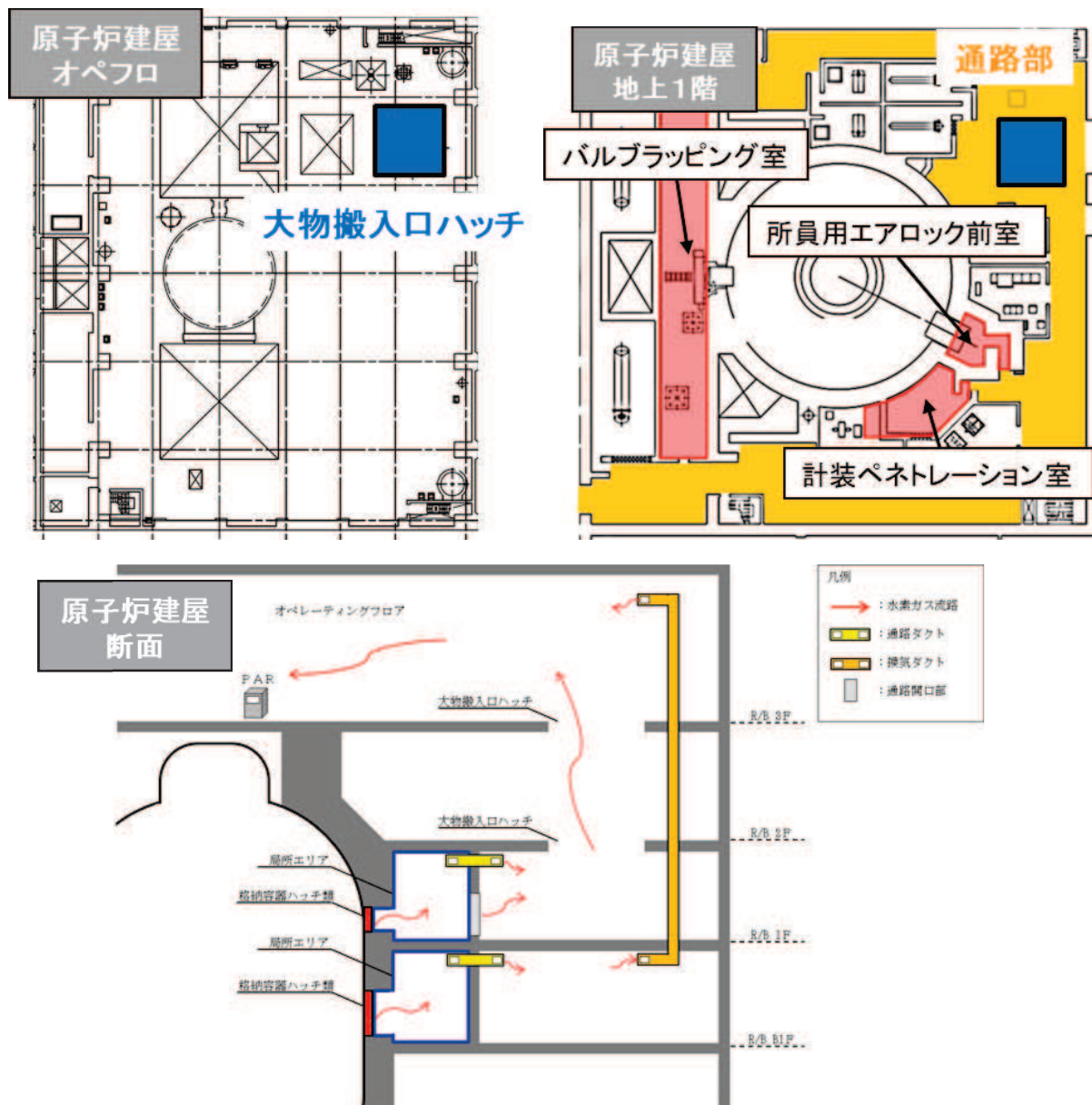


図 1.2-2 局所エリアから原子炉建屋燃料取替床までの水素流路イメージ

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。

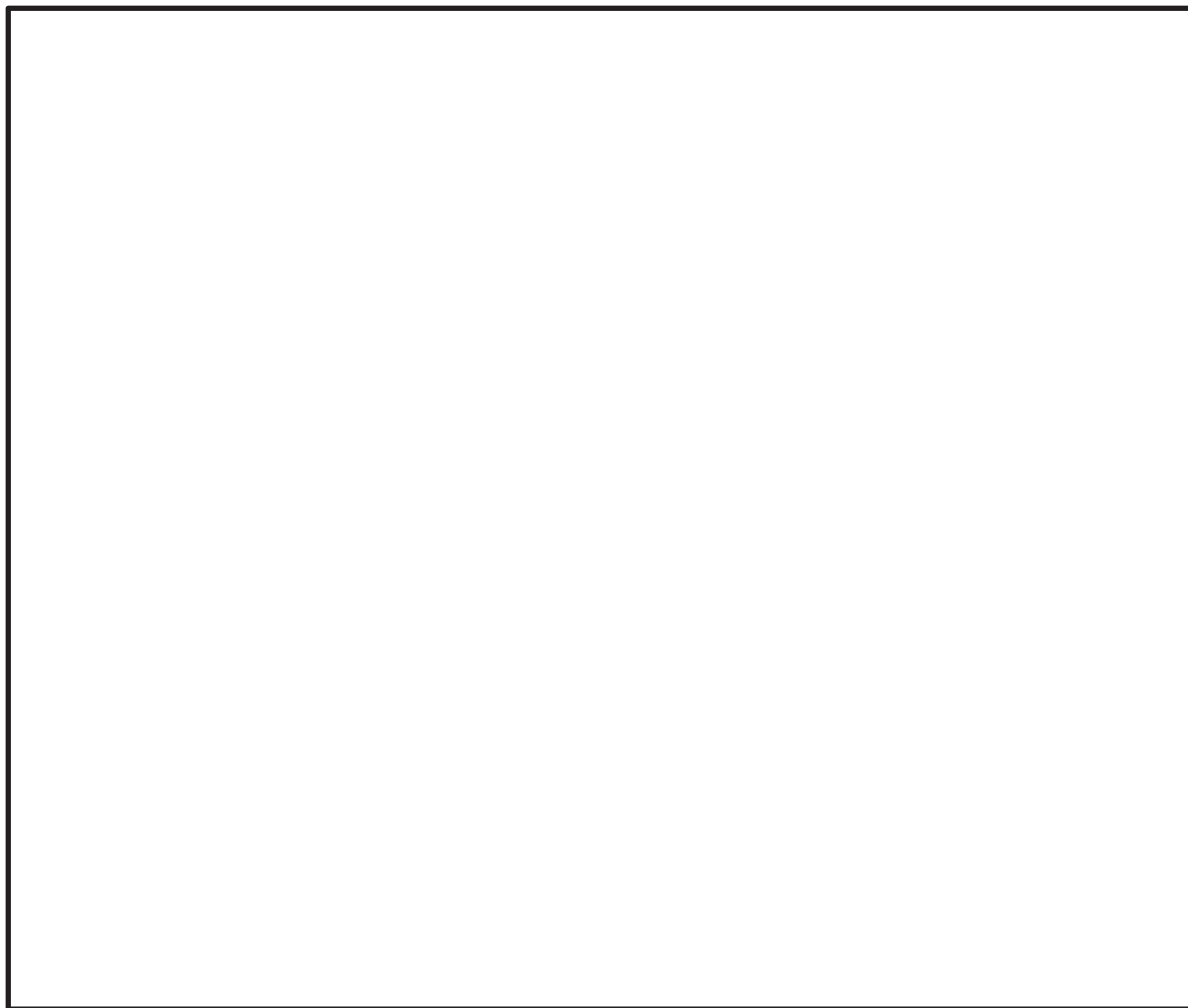
一方、観点2のうちPAR不動作については、PARの設置位置が原子炉建屋燃料取替床であることから、局所エリアへの直接的な影響はない。そのため、建屋全体の評価において不確かさを踏まえた妥当性を確認する。

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。

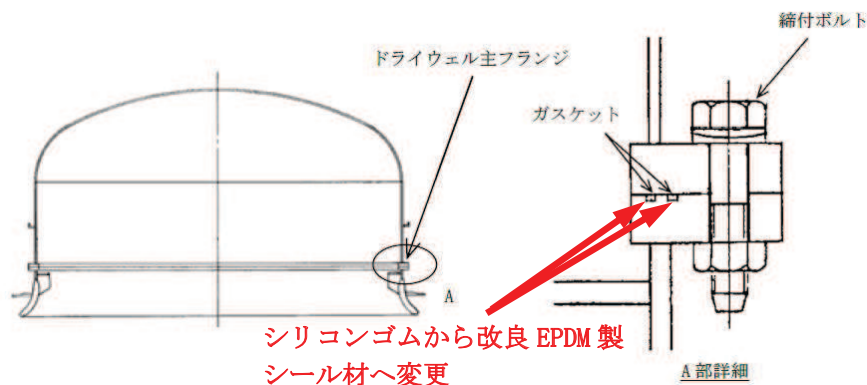
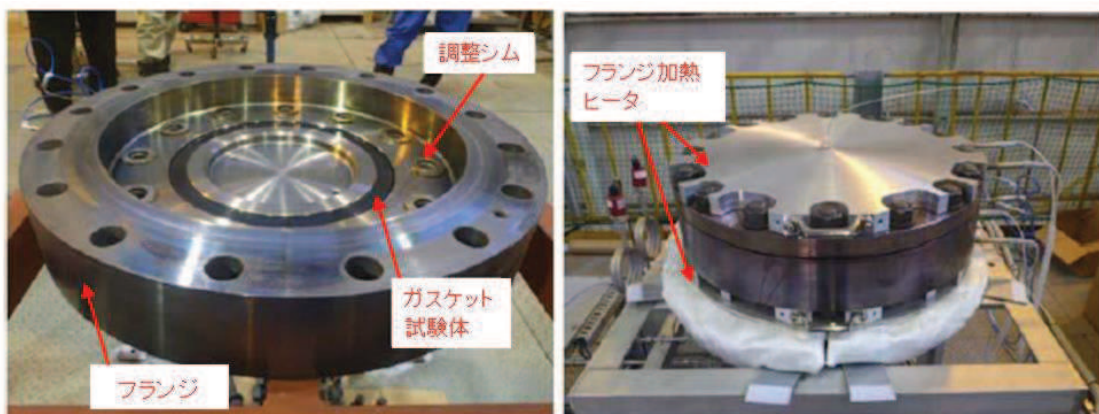


図 1.2-4 原子炉格納容器フランジ部構造（ドライウェル主フランジ）

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：

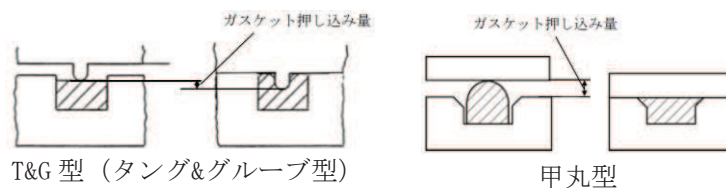
加圧媒体：乾熱（空気）

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
地下2階	南東側		サプレッショ ンチェンバ出 入口			—
	北西側					

*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。

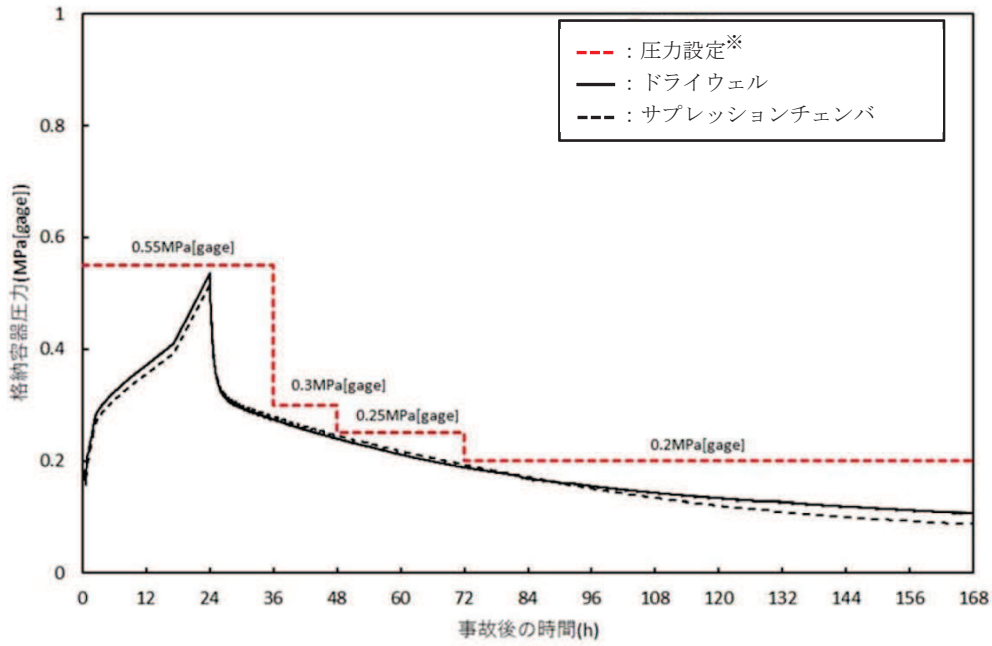
表 1.2-3 GOTHIC コードによる解析条件（代替循環冷却系ケース）

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。

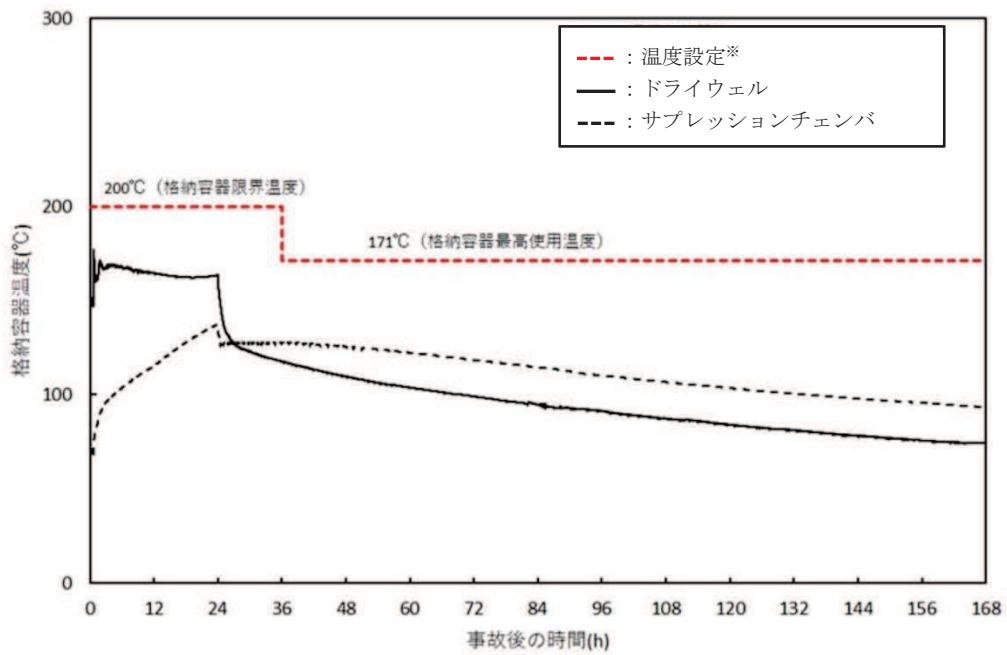
$$L = L_0 \sqrt{\frac{(P - P_a)RT}{(P_0 - P_a)R_0T_0}}$$

- L : 事故時の原子炉格納容器漏えい率 [%/day]
- L₀ : 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_a : 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]
- P₀ : 漏えい試験時の原子炉格納容器圧力 [Pa]
- R₀ : 漏えい試験時の気体定数 [kJ/kg・K]
- T₀ : 漏えい試験時の原子炉格納容器温度 [K]



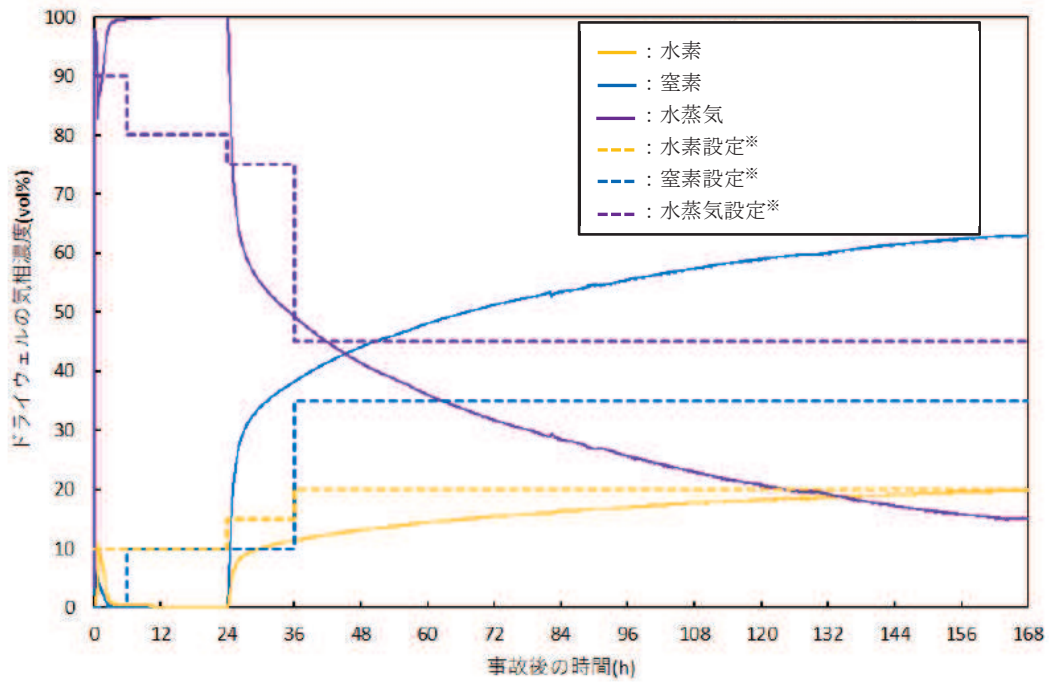
※：水素の漏えい量が多くなる条件として原子炉格納容器圧力は高い側に包絡する。

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）



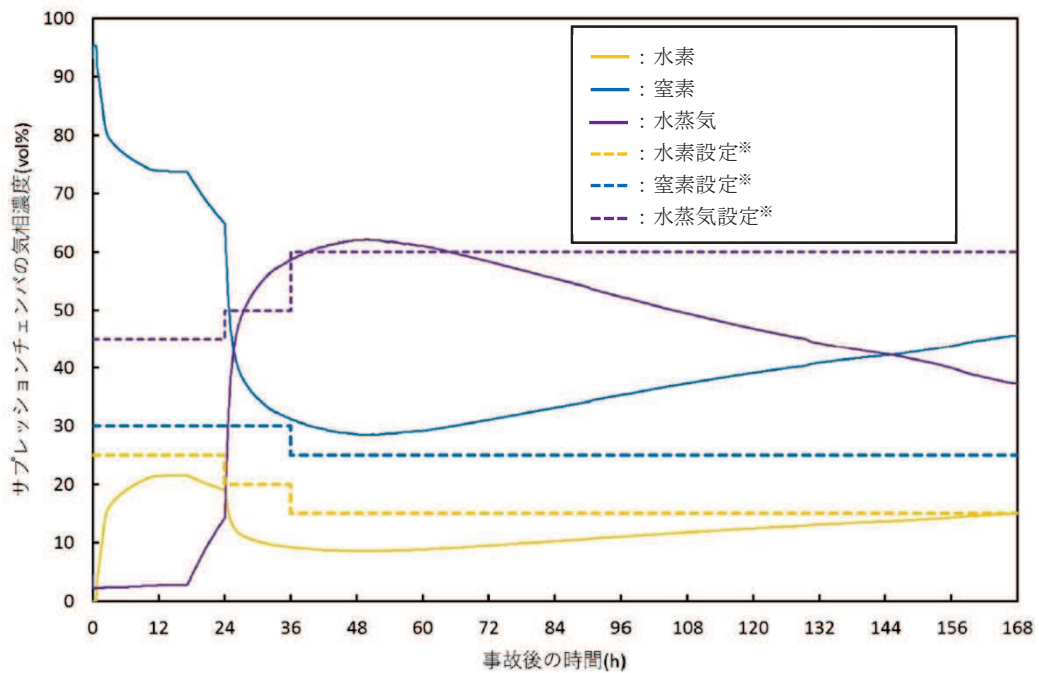
※：漏えいした水蒸気が凝縮し易く原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度が高くなる条件として原子炉格納容器温度は高い側に包絡する。

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"> ・ドライウェル主フランジ ・逃がし安全弁搬出入口 ・所員用エアロック ・ISI 用ハッチ ・機器搬出入用ハッチ ・制御棒駆動機構搬出入口 ・サブプレッションチェンバ出入口 	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"> ・酸素 19.5vol% ・窒素 73.2vol% ・水蒸気 7.3vol% 	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 ³ 2階 3,100m ³ 1階 3,100m ³ 地下1階 8,700m ³ トーラス室 7,300m ³ 大物搬入口ハッチ 1,900m ³ 階段室（西側） 280m ³ 階段室（南側） 120m ³	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"> ・酸素 19.5vol% ・窒素 73.2vol% ・水蒸気 7.3vol% 	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 ³	同上
外壁熱伝達率（壁面－外気）	5 W/m ² /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 ²	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 <input type="text"/> C _{H₂} : 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 _{O₂} : 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。

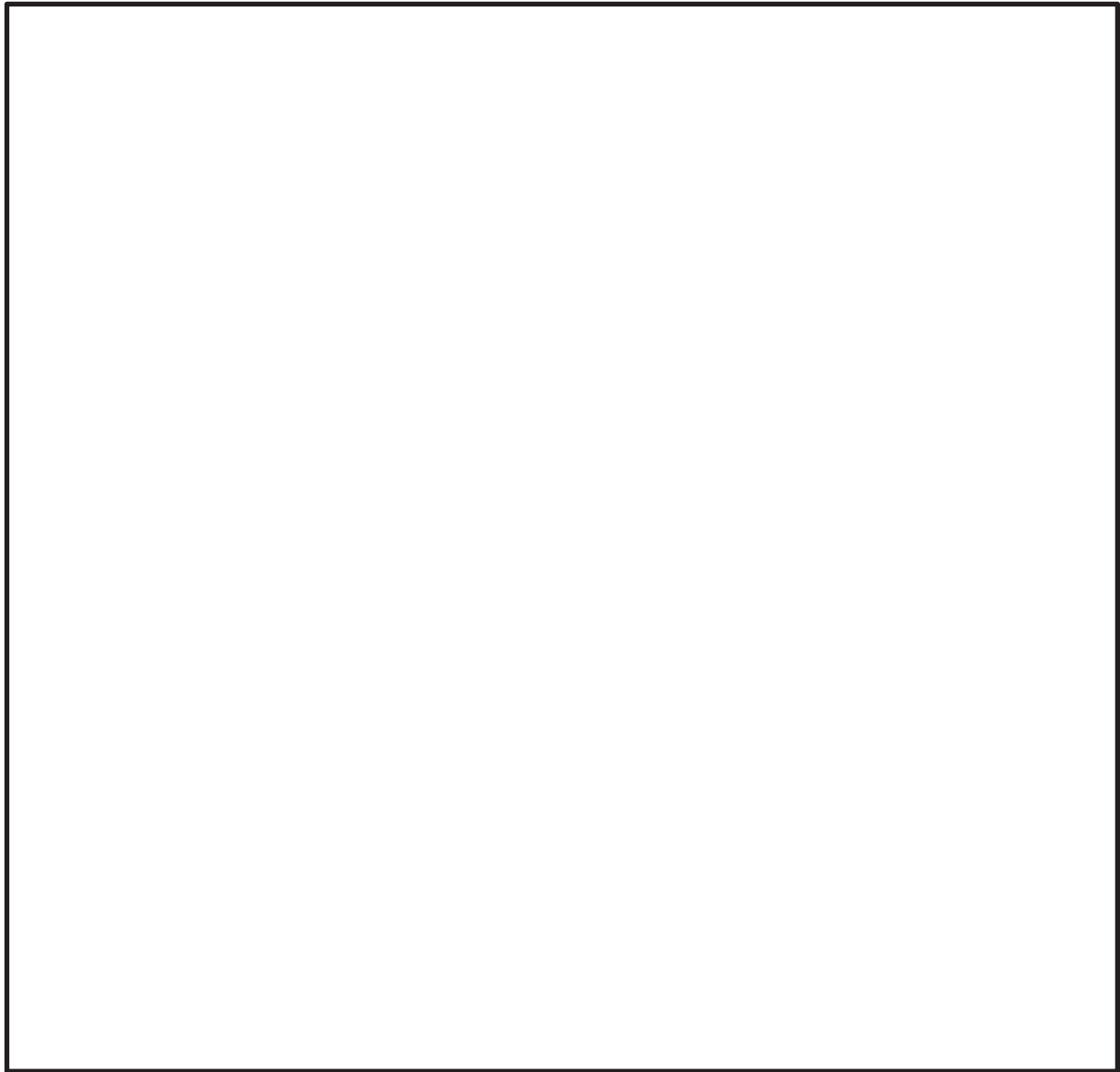


図 1.2-10 原子炉建屋原子炉棟解析モデル（代替循環冷却系ケース）

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。

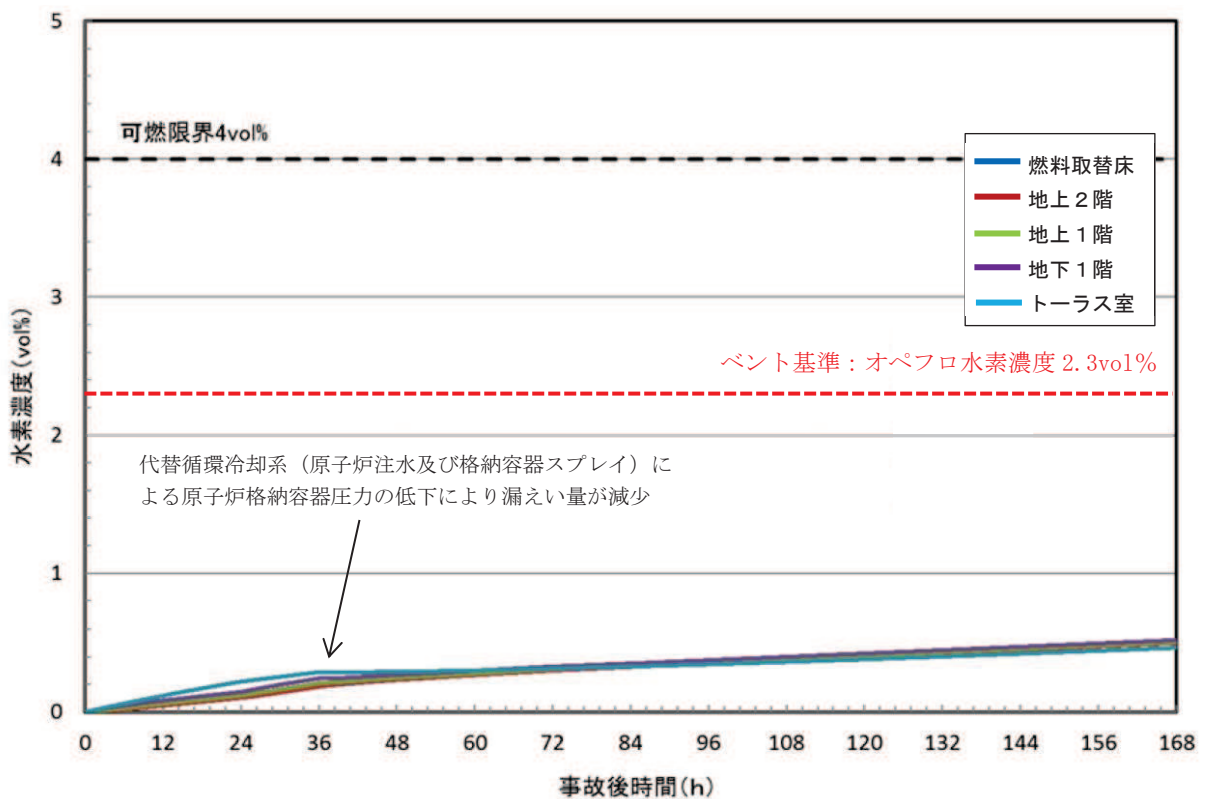


図 1.2-11 原子炉建屋原子炉棟内水素濃度（代替循環冷却系ケース）

(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。

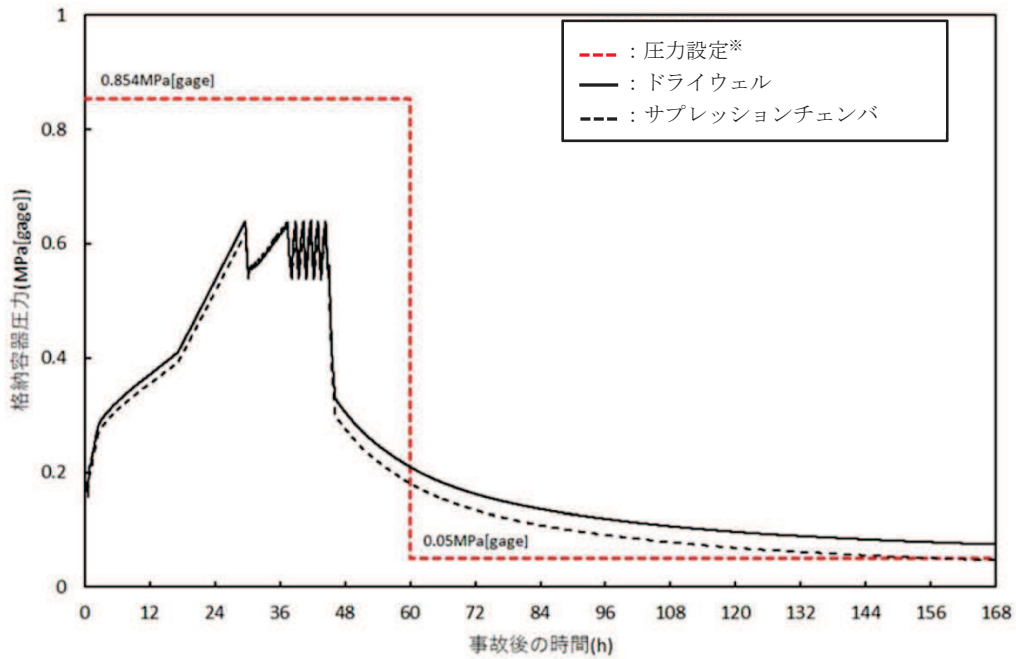
表 1.2-5 GOTHIC コードによる解析条件（格納容器ベントケース）

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
	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* (%/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。

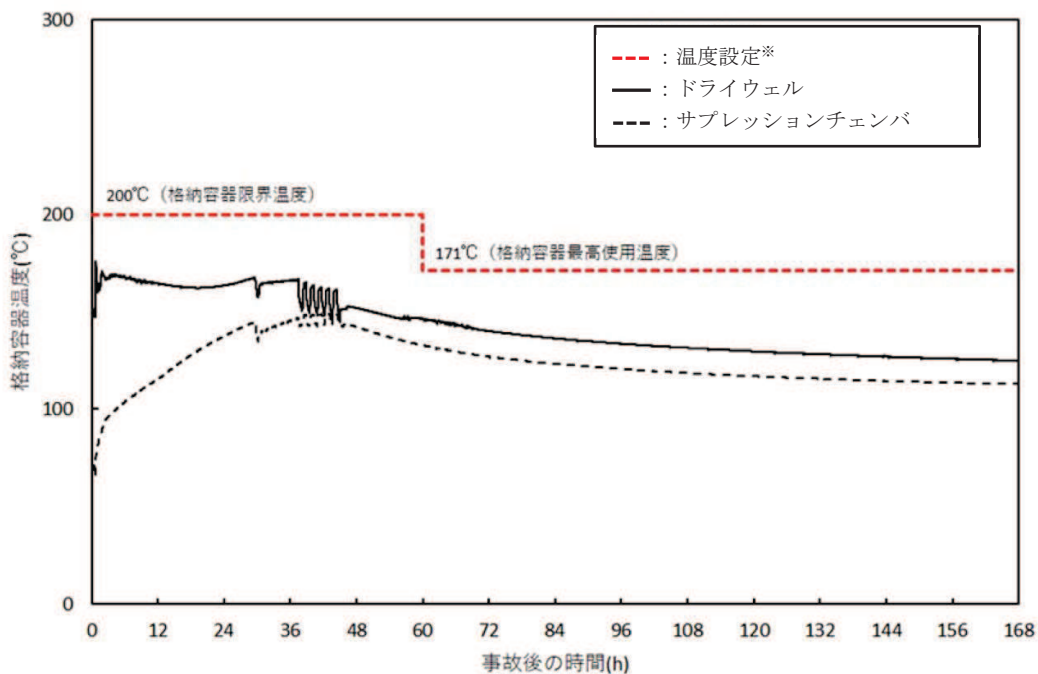
$$L = L_0 \sqrt{\frac{(P - P_a)RT}{(P_0 - P_a)R_0T_0}}$$

- L : 事故時の原子炉格納容器漏えい率 [%/day]
- L₀ : 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_a : 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]
- P₀ : 漏えい試験時の原子炉格納容器圧力 [Pa]
- R₀ : 漏えい試験時の気体定数 [kJ/kg・K]
- T₀ : 漏えい試験時の原子炉格納容器温度 [K]



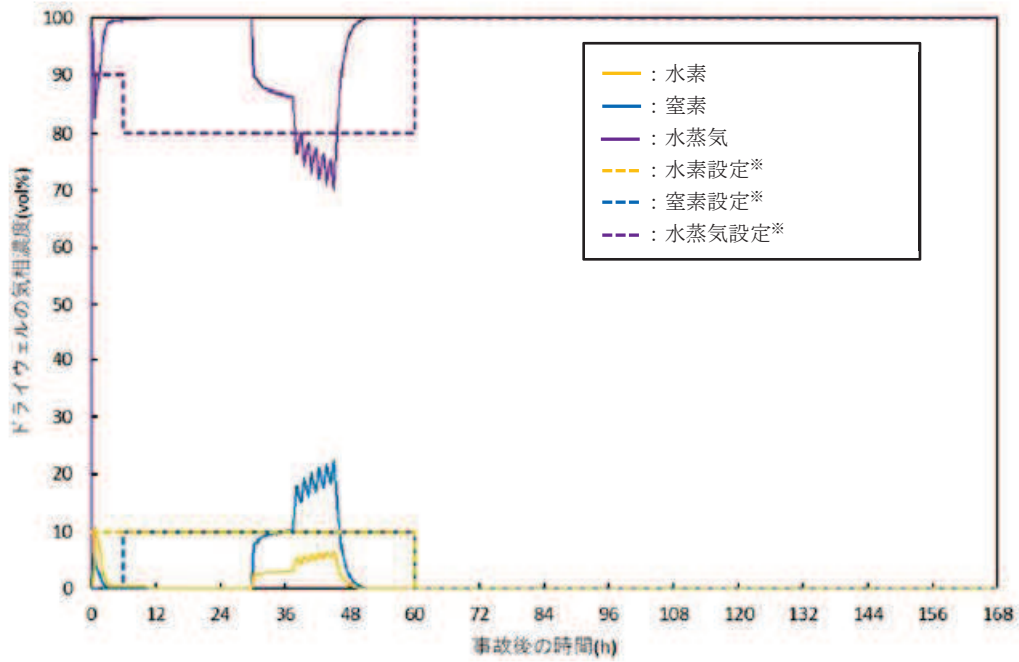
※：解析上の原子炉格納容器ベント時間（60 時間）まで水素の漏えい量が多くなる条件として原子炉格納容器圧力は高い側に包絡し，原子炉格納容器ベント後は原子炉格納容器内の水素がなくなるため原子炉建屋原子炉棟への漏えいガスが少なくなる条件として原子炉格納容器圧力は低い側に包絡する。

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）



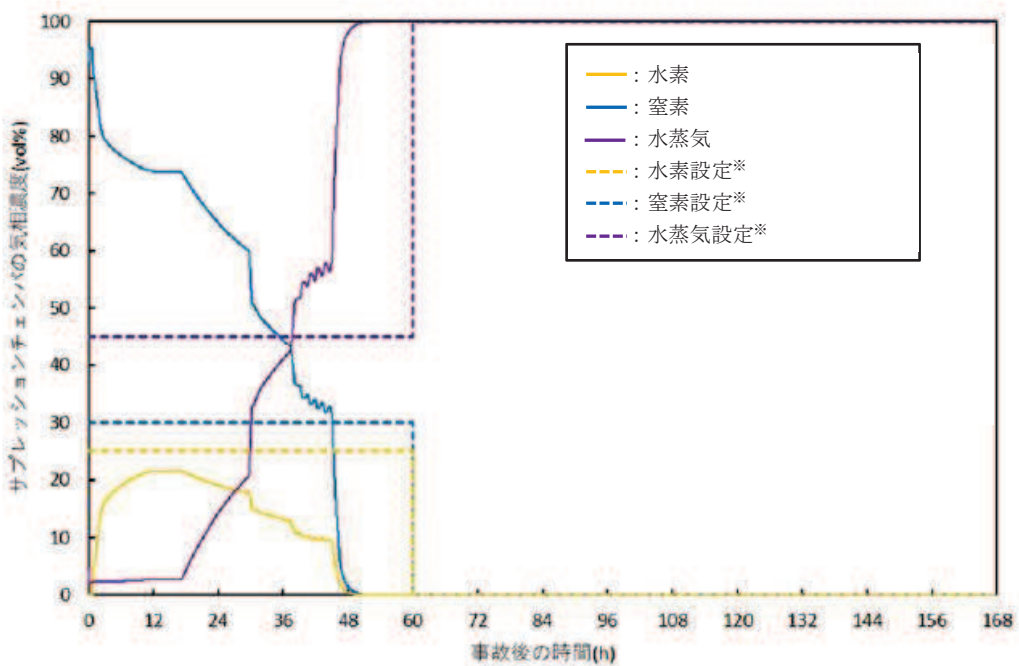
※：漏えいした水蒸気が凝縮し易く原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度が高くなる条件として原子炉格納容器温度は高い側に包絡する。

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"> ・ドライウェル主フランジ ・逃がし安全弁搬出入口 ・所員用エアロック ・ISI 用ハッチ ・機器搬出入用ハッチ ・制御棒駆動機構搬出入口 ・サブプレッションチェンバ出入口 	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"> ・酸素 19.5vol% ・窒素 73.2vol% ・水蒸気 7.3vol% 	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 ³ 2階 3,100m ³ 1階 3,100m ³ 地下1階 8,700m ³ トーラス室 7,300m ³ 大物搬入口ハッチ 1,900m ³ 階段室（西側） 280m ³ 階段室（南側） 120m ³	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"> ・酸素 19.5vol% ・窒素 73.2vol% ・水蒸気 7.3vol% 	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 ³	同上
外壁熱伝達率（壁面－外気）	5 W/m ² /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 ²	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 C _{H2} : 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 _{O2} : 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。

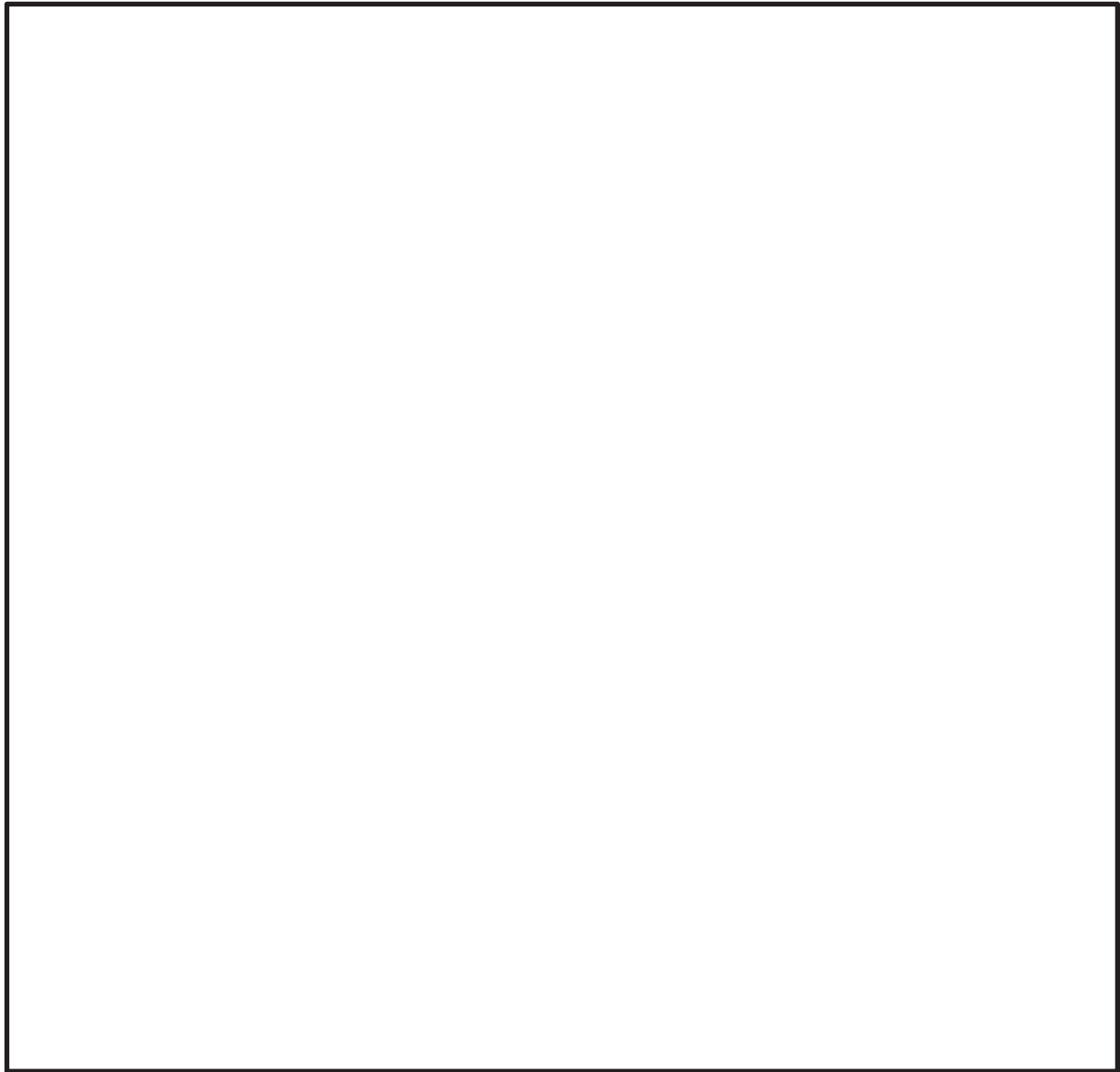


図 1.2-16 原子炉建屋原子炉棟解析モデル（格納容器ベントケース）

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。

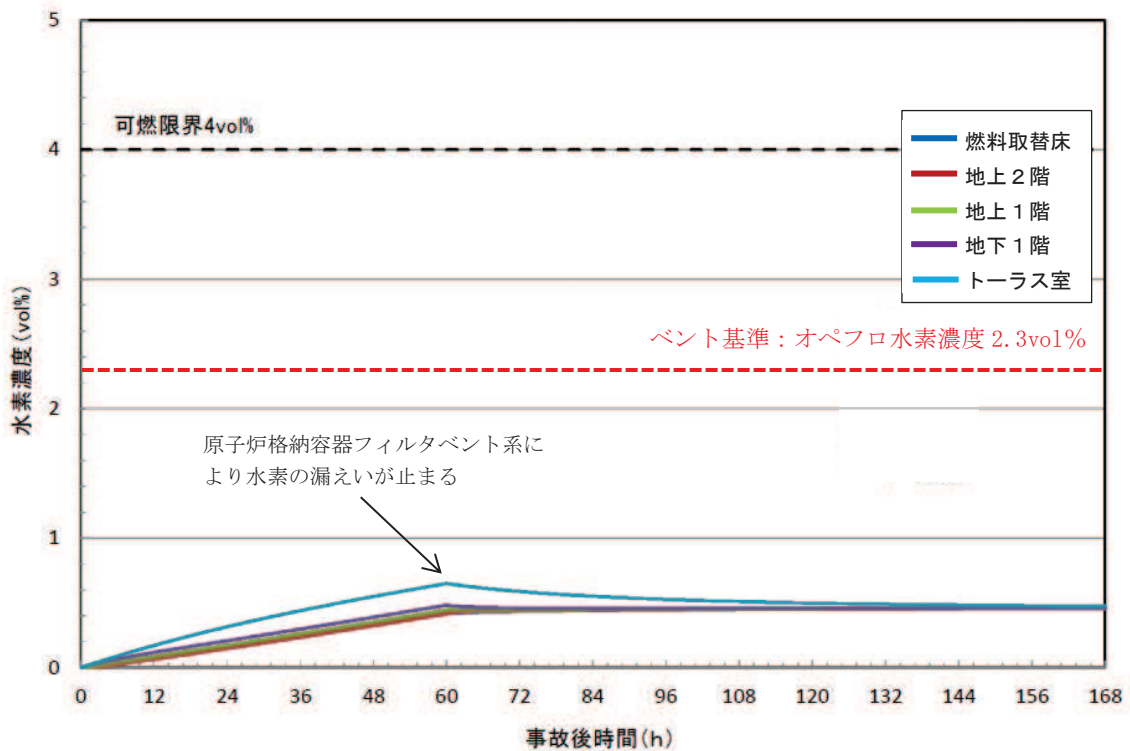


図 1.2-17 原子炉建屋原子炉棟内水素挙動（格納容器ベントケース）

(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。サブプレッションチェンバの開口部と直接繋がるのはトーラス室のみであり、直接繋がる局所エリアはない。

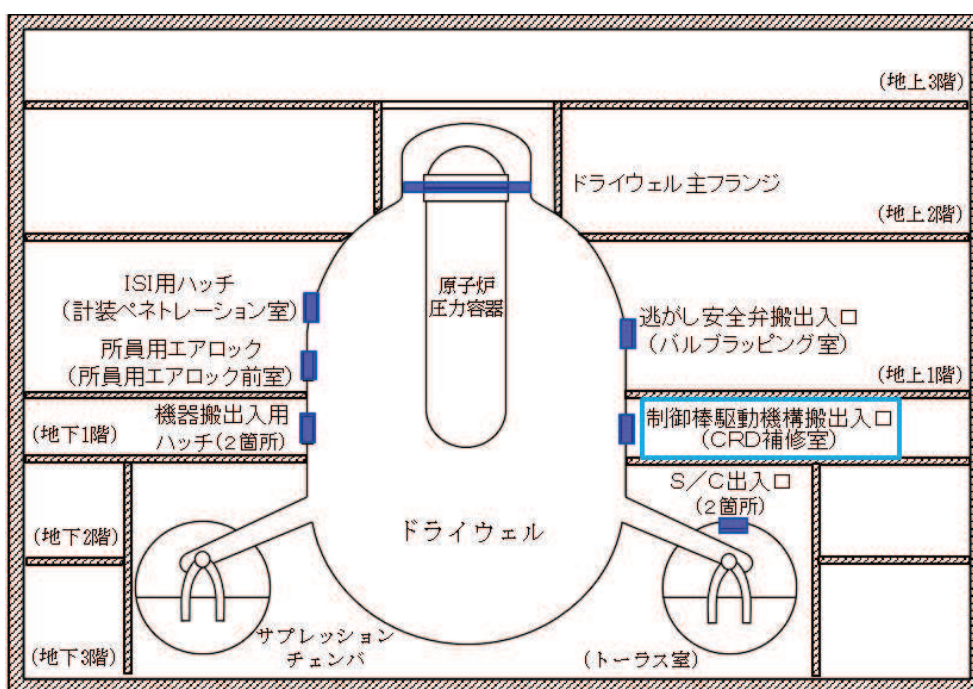
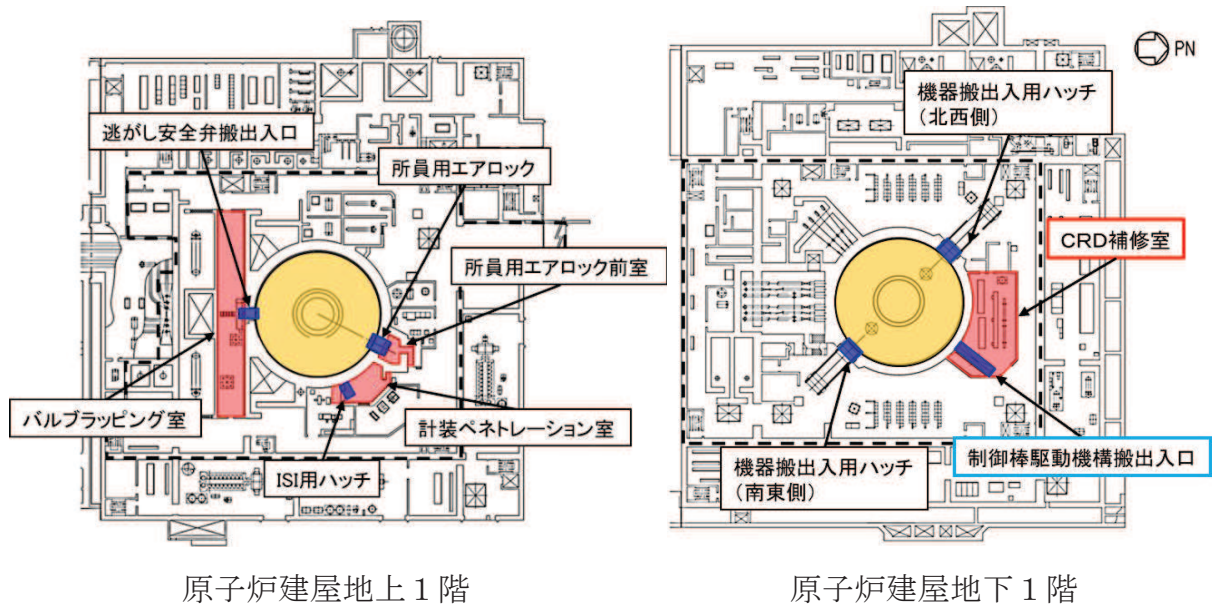


図 1.2-18 漏えい想定箇所原子炉建屋断面イメージ図



 内: 原子炉建屋原子炉棟,
 内: 原子炉格納容器,
 内: ハッチ,
 内: 局所エリア

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	

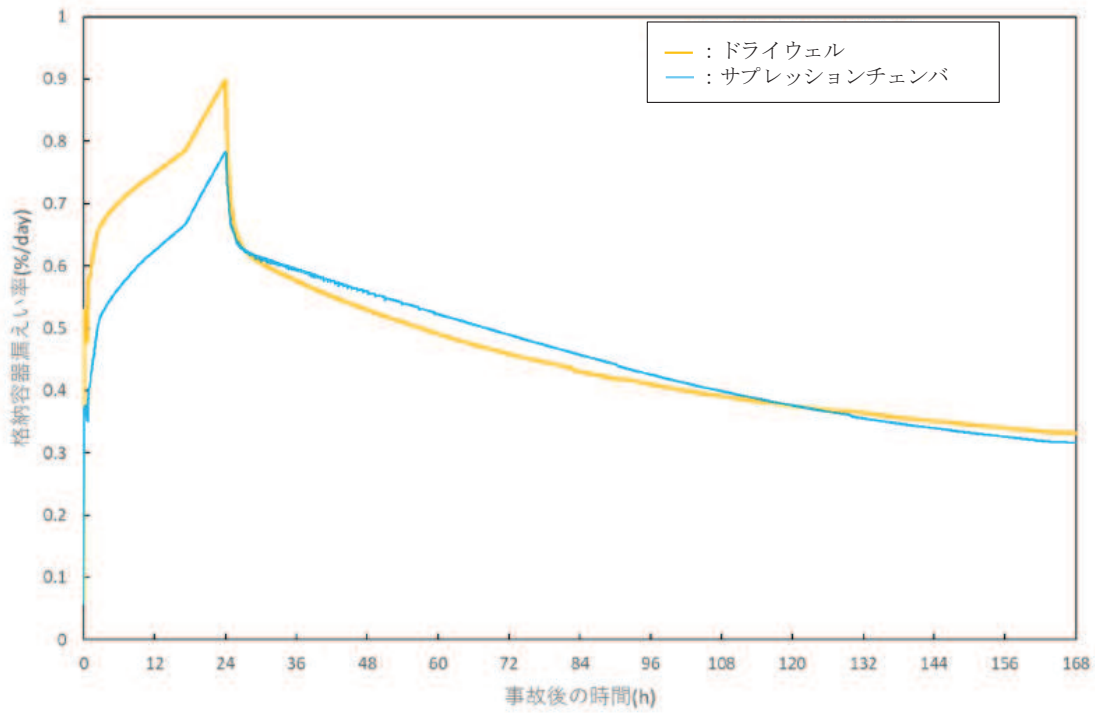


図 1.2-20 原子炉格納容器漏えい率の解析条件（有効性評価シナリオ条件（局所エリア代替循環冷却系ケース））

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"> ・ドライウェル主フランジ ・逃がし安全弁搬出入口 ・所員用エアロック ・ISI 用ハッチ ・機器搬出入用ハッチ ・制御棒駆動機構搬出入口 ・サブプレッションチェンバ出入口 	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"> ・酸素 19.5vol% ・窒素 73.2vol% ・水蒸気 7.3vol% 	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 ³ 2階 3,100m ³ 1階 3,100m ³ 地下1階 8,700m ³ トーラス室 7,300m ³ 大物搬入口ハッチ 1,900m ³ 階段室（西側） 280m ³ 階段室（南側） 120m ³	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"> ・酸素 19.5vol% ・窒素 73.2vol% ・水蒸気 7.3vol% 	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 ³	同上
外壁熱伝達率（壁面－外気）	5 W/m ² /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 ²	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 <input type="text"/> C _{H₂} : 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 _{O₂} : 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。

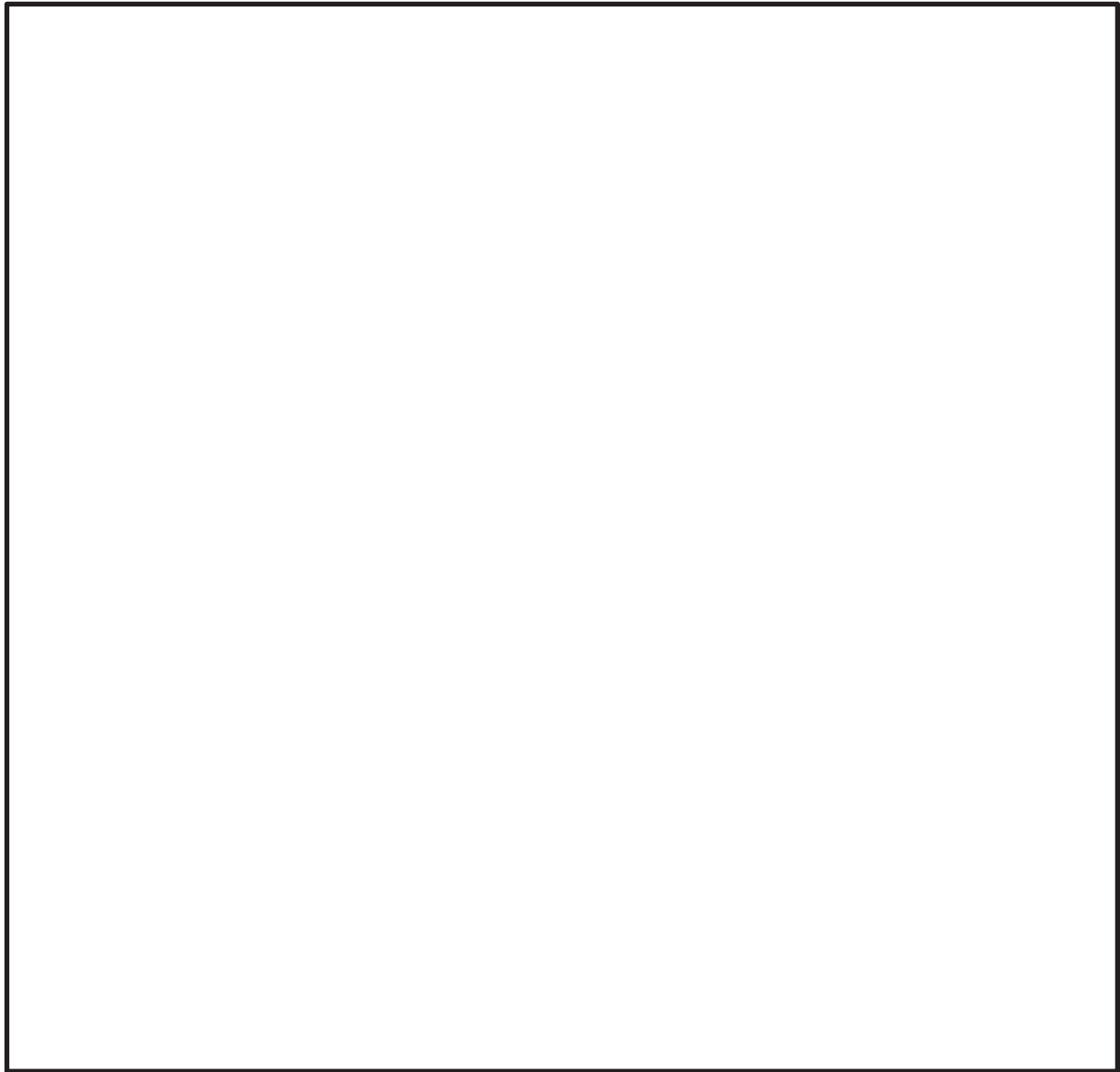


図 1.2-21 原子炉建屋原子炉棟解析モデル（局所エリア代替循環冷却系ケース）

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。

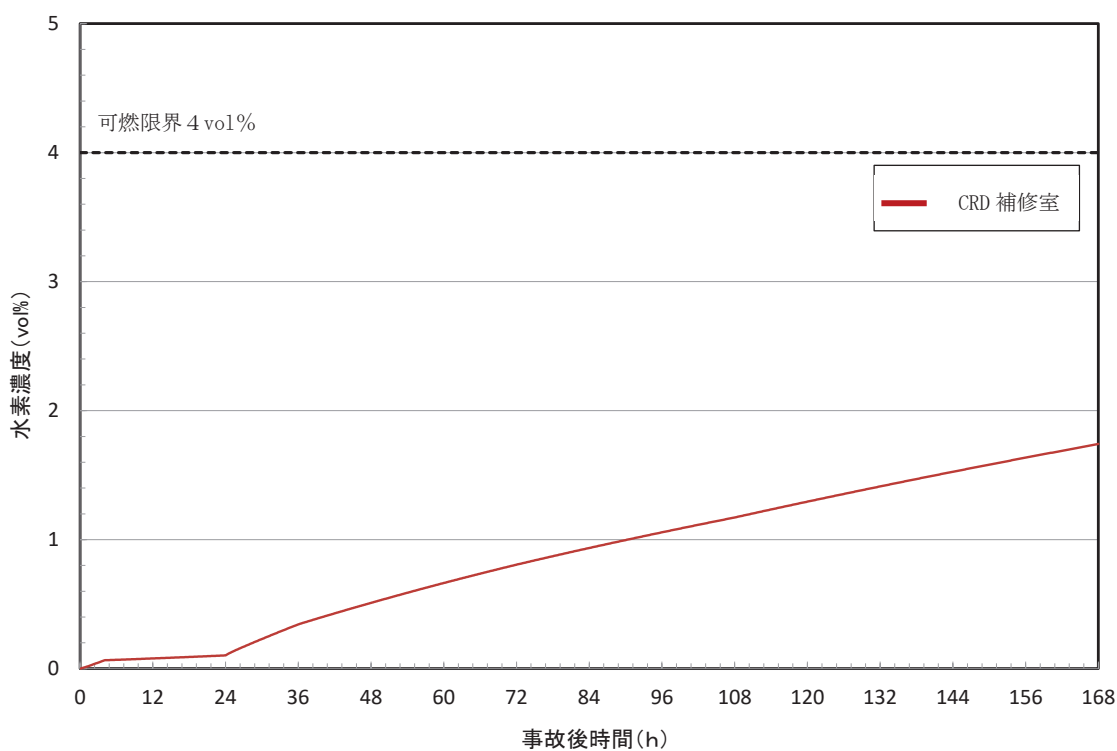


図 1.2-22 CRD 補修室水素挙動 (局所エリア代替循環冷却系ケース)

(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%)	22	14	0				
	窒素分率 (vol%)	44	0	0				
	水蒸気分率 (vol%)	34	86	100				

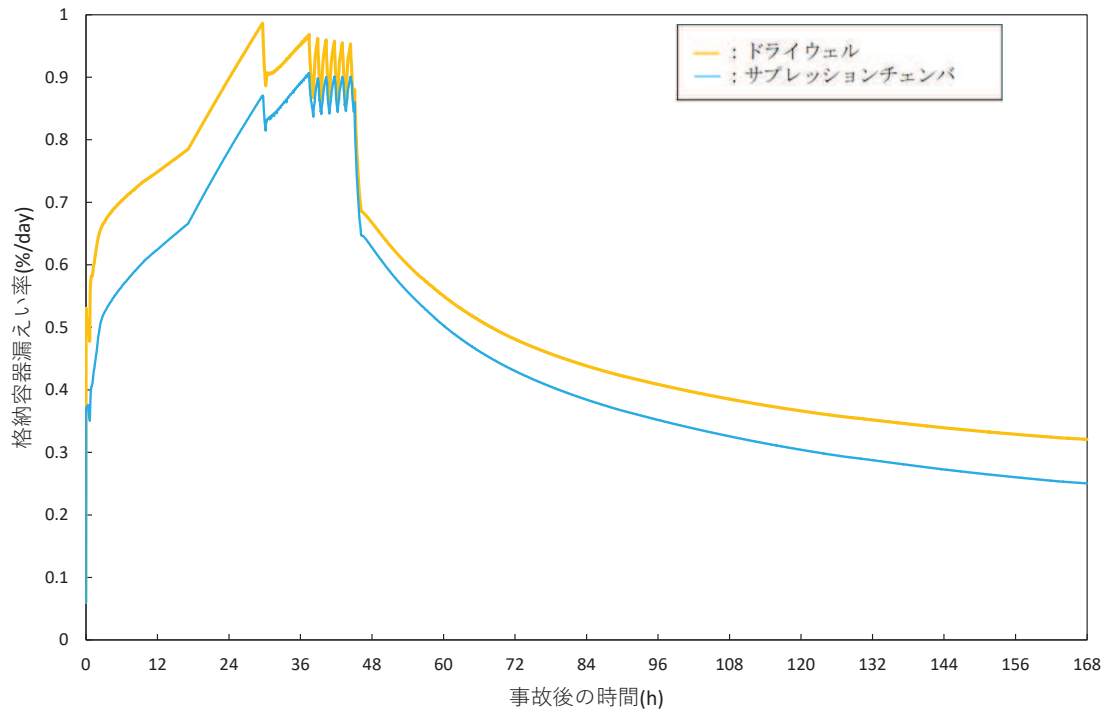


図 1. 2-23 原子炉格納容器漏えい率の解析条件 (有効性評価シナリオ条件 (局所エリア格納容器ベントケース))

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"> ・ドライウェル主フランジ ・逃がし安全弁搬出入口 ・所員用エアロック ・ISI 用ハッチ ・機器搬出入用ハッチ ・制御棒駆動機構搬出入口 ・サブプレッションチェンバ出入口 	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"> ・酸素 19.5vol% ・窒素 73.2vol% ・水蒸気 7.3vol% 	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 ³ 2階 3,100m ³ 1階 3,100m ³ 地下1階 8,700m ³ トーラス室 7,300m ³ 大物搬入口ハッチ 1,900m ³ 階段室 (西側) 280m ³ 階段室 (南側) 120m ³	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"> ・酸素 19.5vol% ・窒素 73.2vol% ・水蒸気 7.3vol% 	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 ³	同上
外壁熱伝達率 (壁面 - 外気)	5 W/m ² /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 ²	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 C _{H2} : 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 _{O2} : 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。

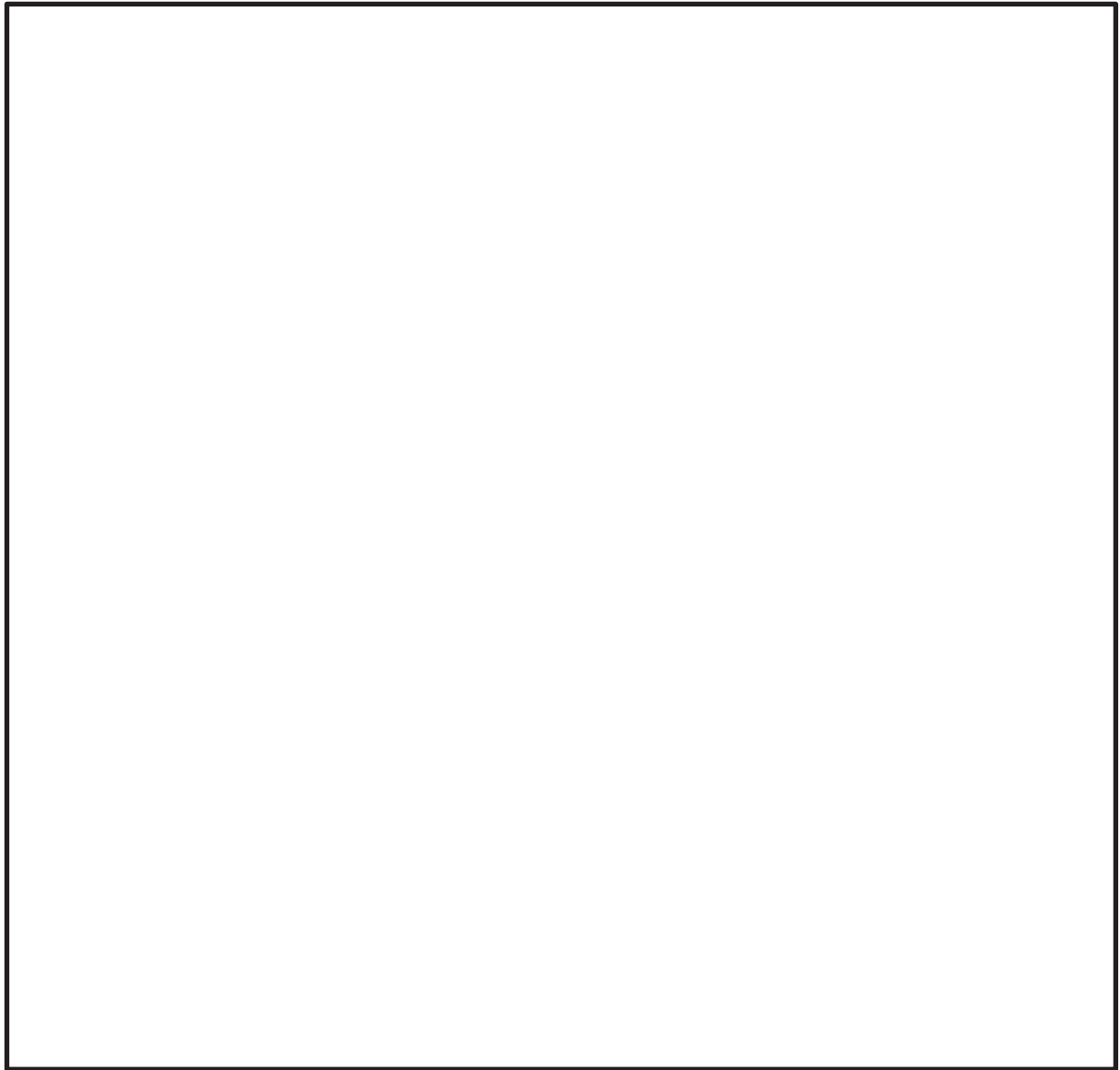


図 1.2-24 原子炉建屋原子炉棟解析モデル（局所エリア格納容器ベントケース）

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。

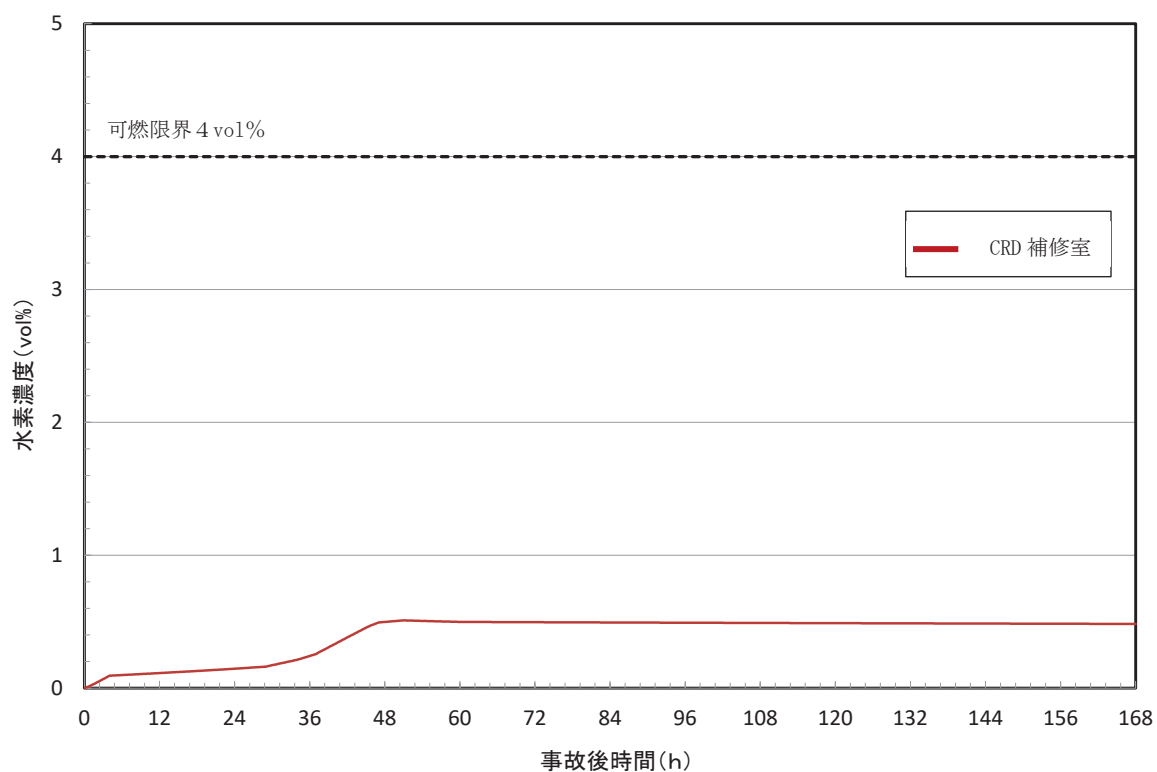


図 1.2-25 CRD 補修室水素挙動（局所エリア格納容器ベントケース）

(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%)	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。

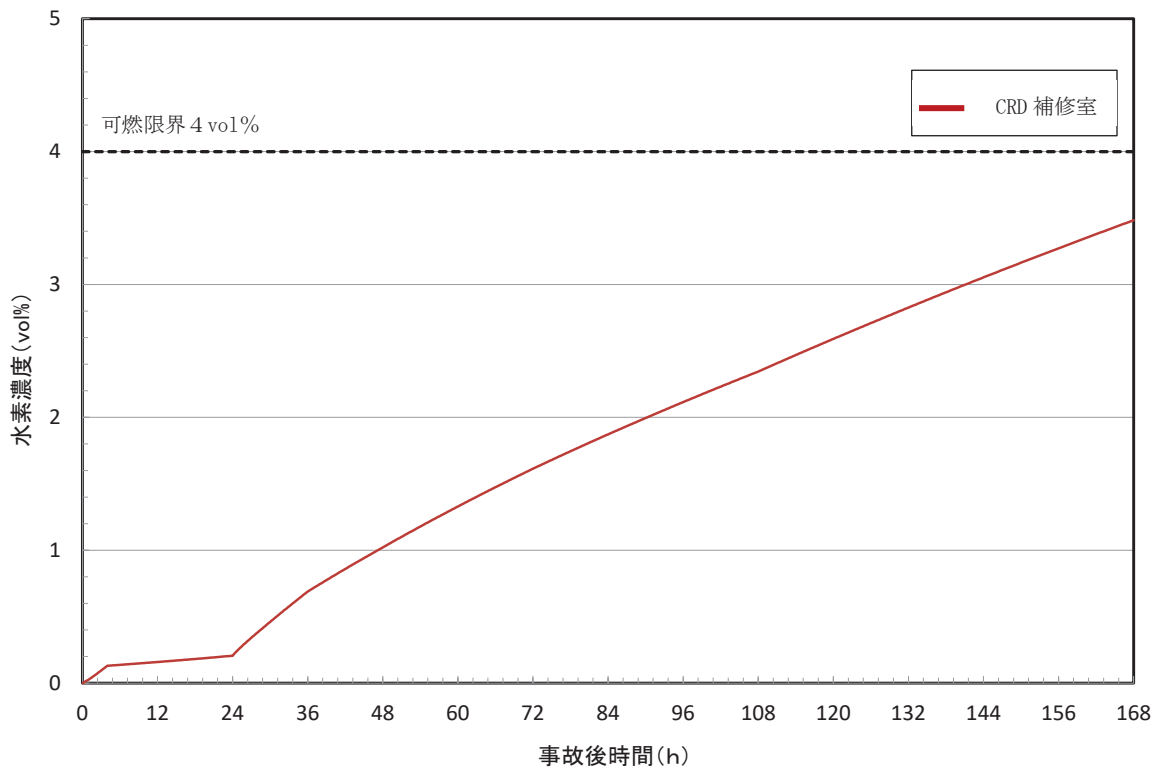


図 1.2-26 CRD 補修室水素挙動（水素発生量を増加させた場合の局所エリア代替循環冷却系ケース）

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
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。

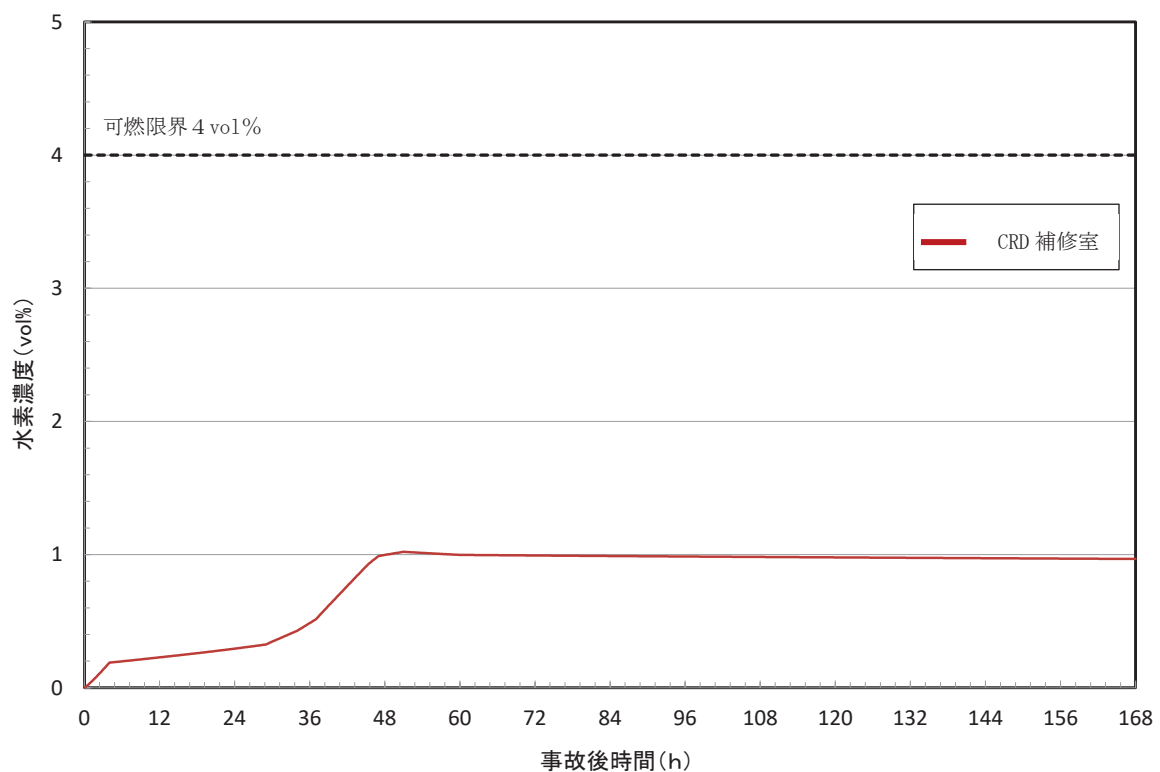


図 1. 2-27 CRD 補修室水素挙動（水素発生量を増加させた場合の局所エリア格納容器ベントケース）

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
		0	1	2	3	4	5	
		5分 減圧及び除熱開始 (中央制御室から操作の場合)						操作手順
		115分 減圧及び除熱開始 (現場から操作の場合)						
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 ^{※1※2}					⑫ ^a
	運転員 (現場) B, C	2		防護具装備 ^{※3}		移動・ベント開始 ^{※2※4}		⑫ ^a

- ※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)

「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
サブレーションチェンバ	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]
- L₀ : 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_a : 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]
- P₀ : 漏えい試験時の原子炉格納容器圧力 [Pa]
- R₀ : 漏えい試験時の気体定数 [kJ/kg・K]
- T₀ : 漏えい試験時の原子炉格納容器温度 [K]

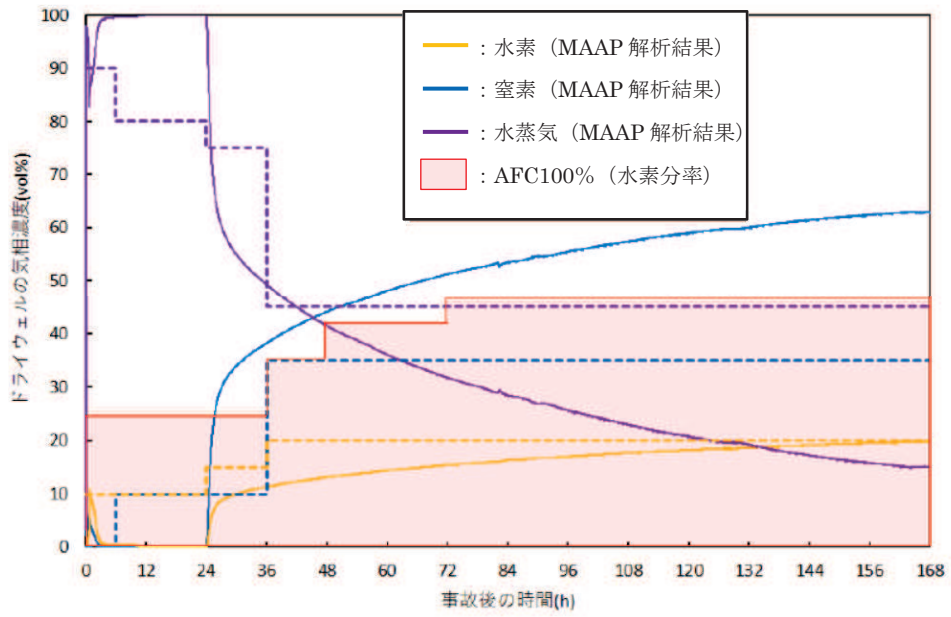


図 2.3-1 有効性評価（代替循環冷却系ケース）におけるドライウエルの気相濃度と AFC100%条件での水素分率

(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。

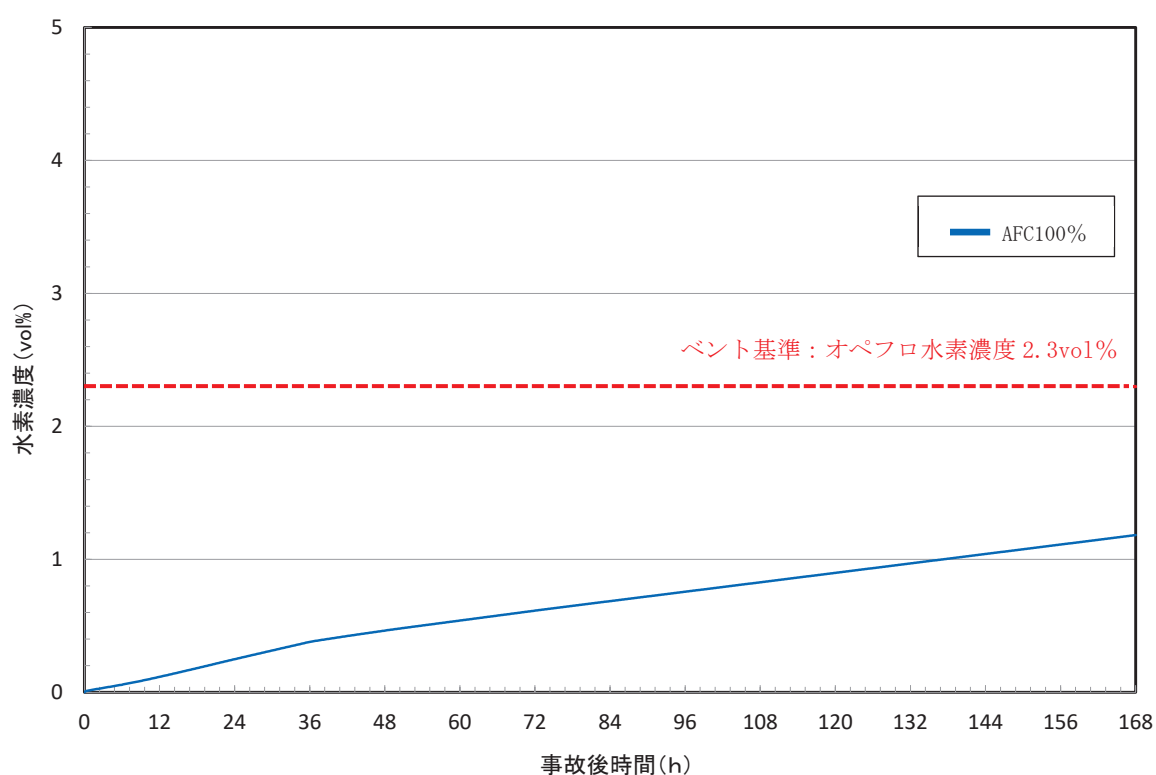


図 2.3-2 原子炉建屋燃料取替床水素濃度
(水素発生量を増加させた場合の代替循環冷却系ケース)

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。

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

- L : 事故時の原子炉格納容器漏えい率 [%/day]
- L₀ : 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_a : 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]
- P₀ : 漏えい試験時の原子炉格納容器圧力 [Pa]
- R₀ : 漏えい試験時の気体定数 [kJ/kg・K]
- T₀ : 漏えい試験時の原子炉格納容器温度 [K]

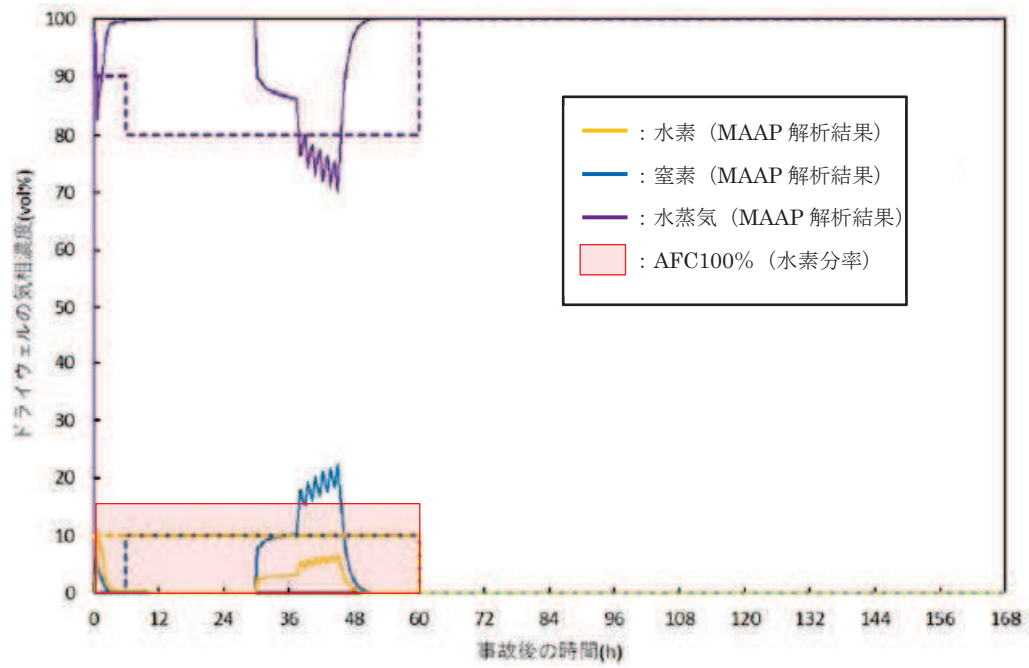


図 2. 4-1 有効性評価（格納容器ベントケース）におけるドライウエルの気相濃度と AFC100%条件での水素分率

(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。

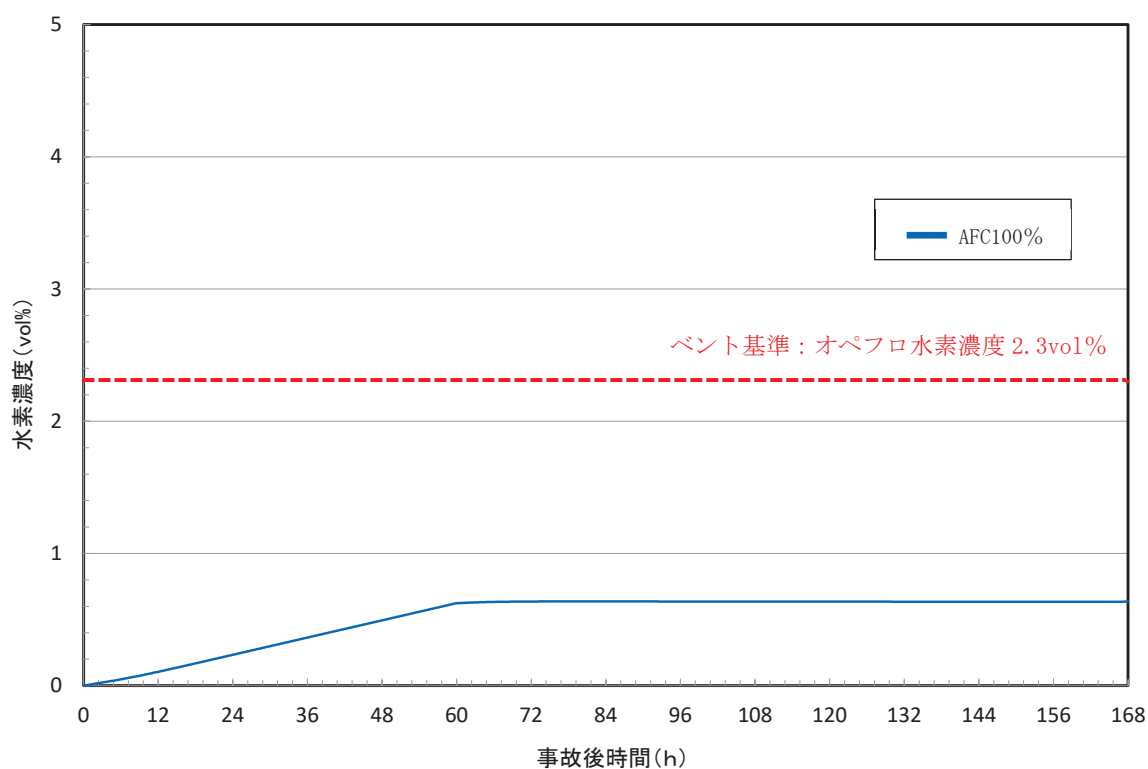


図 2.4-2 原子炉建屋燃料取替床水素濃度
(水素発生量を増加させた場合の格納容器ベントケース)

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。

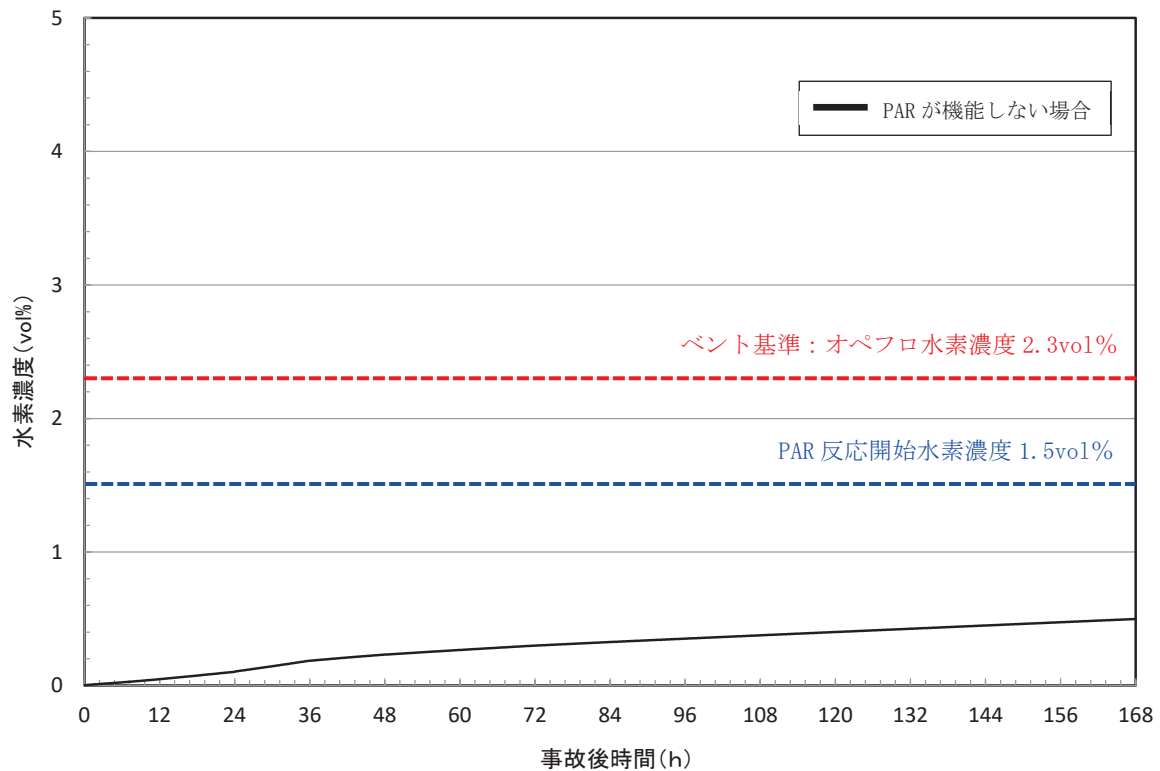


図 2.5-1 原子炉建屋燃料取替床水素濃度
(PAR が機能しない場合の代替循環冷却系ケース)

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。

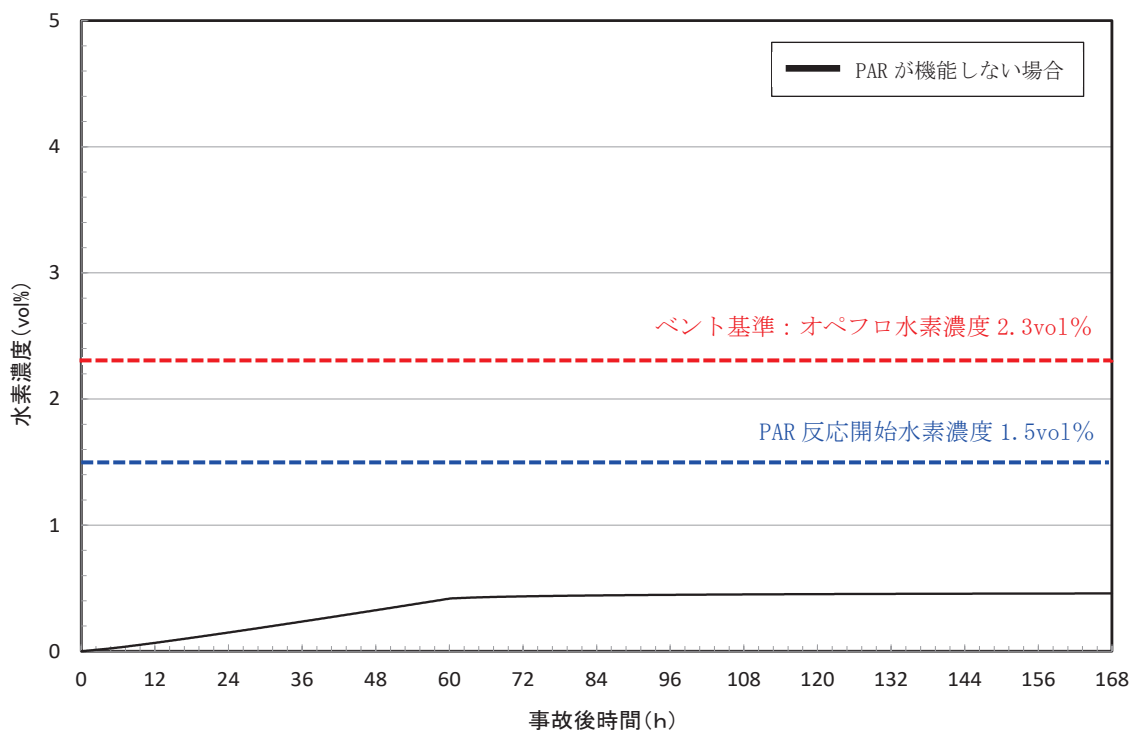


図 2.6-1 原子炉建屋燃料取替床水素濃度
(PAR が機能しない場合の格納容器ベントケース)

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。

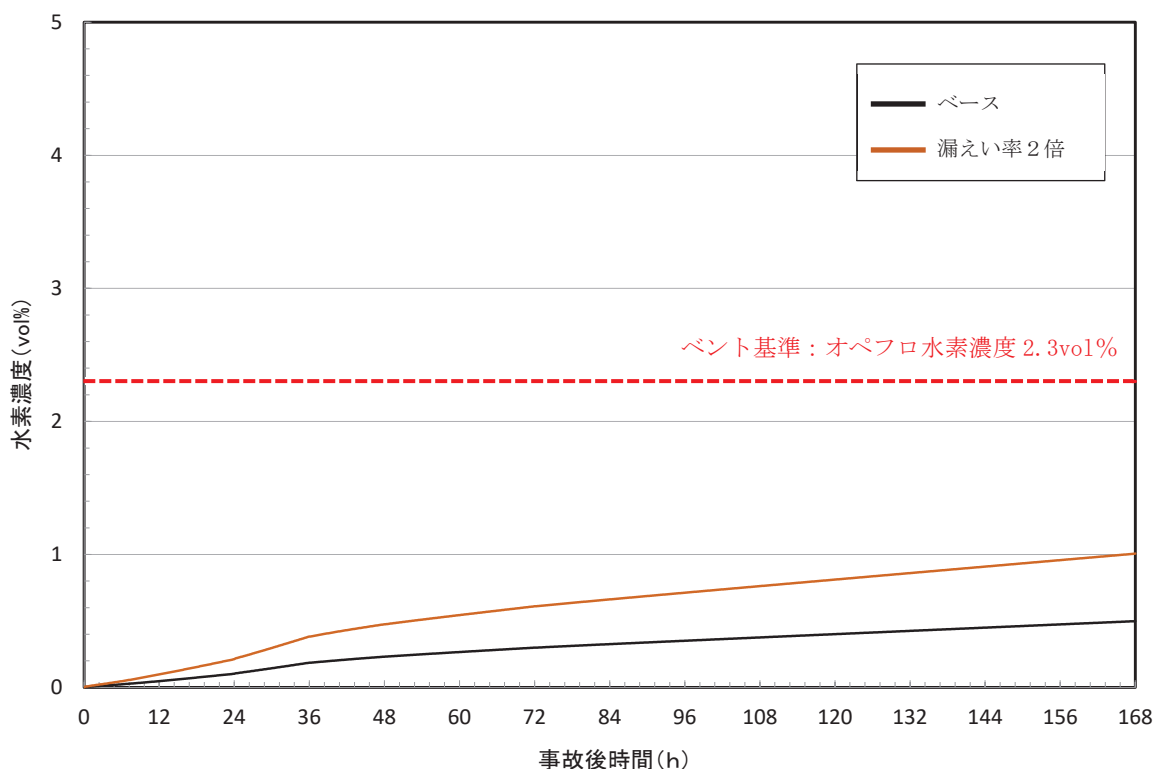


図 2.7-1 原子炉建屋燃料取替床水素濃度
(漏えい率を変化させた場合の代替循環冷却系ケース)

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 1.5 vol% 以下であった。

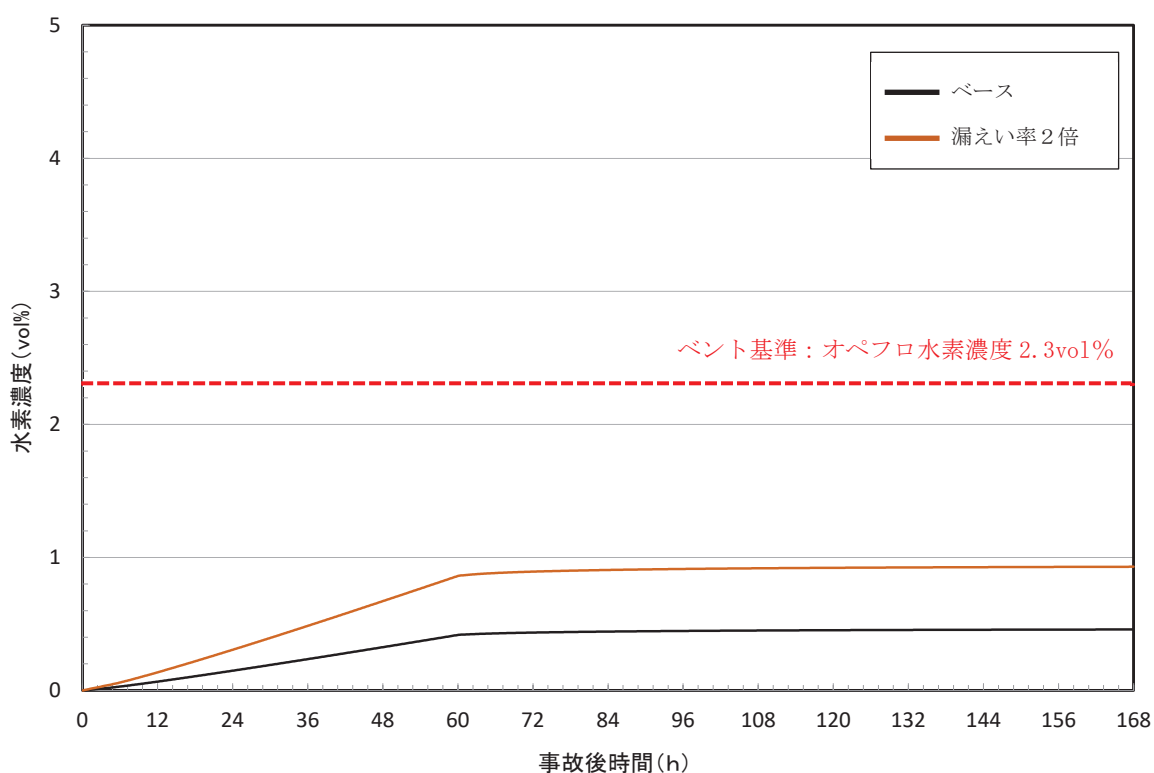


図 2.8-1 原子炉建屋燃料取替床水素濃度
(漏えい率を変化させた場合の格納容器ベントケース)

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。

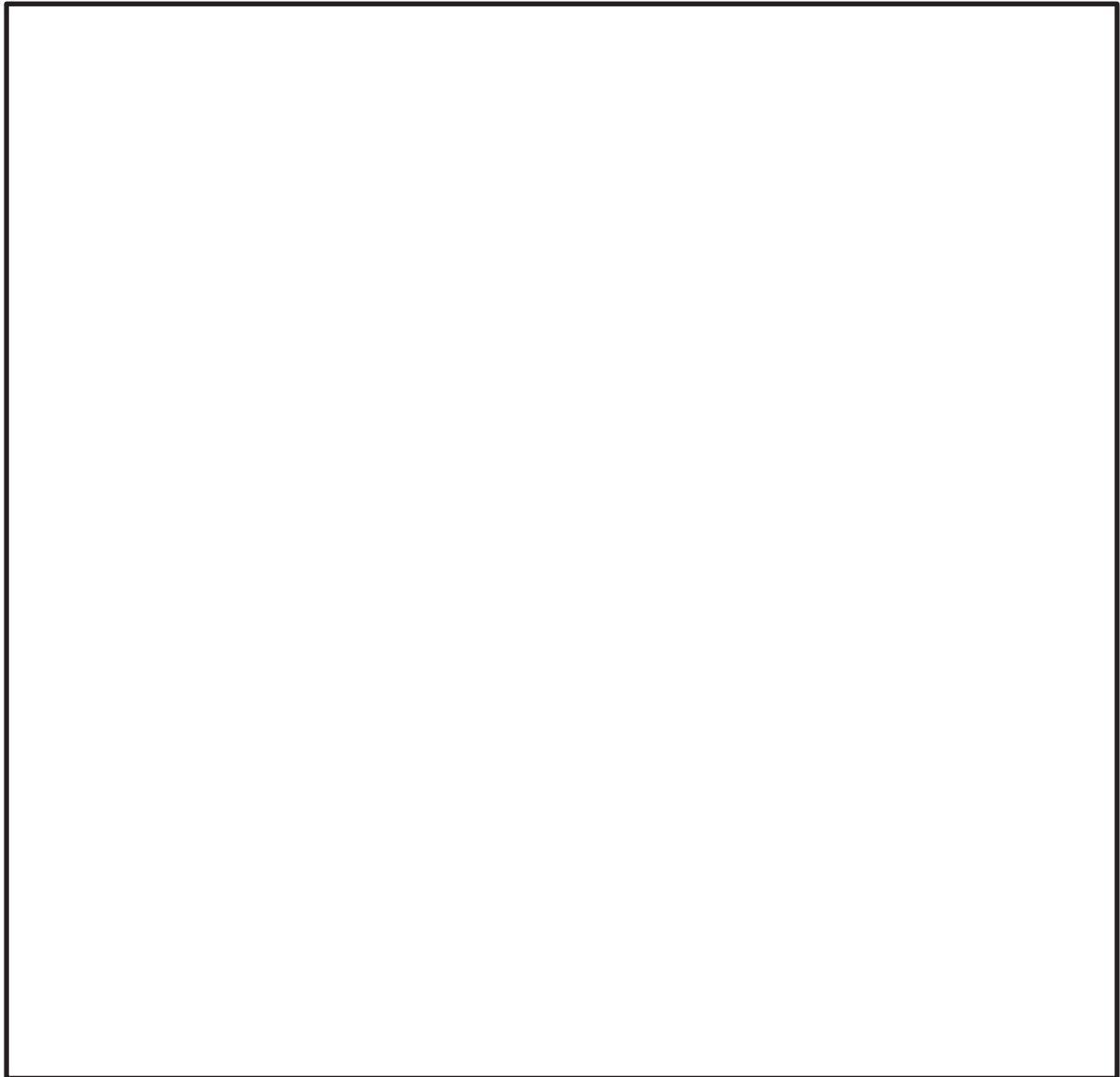
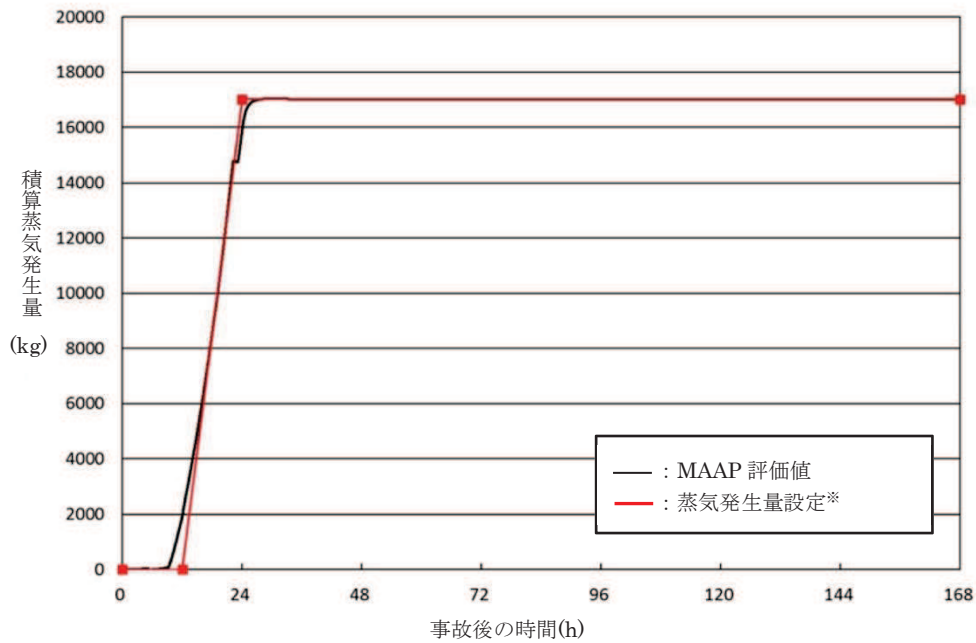


図 2.9-1 原子炉建屋原子炉棟解析モデル
(自主対策設備使用を考慮した場合の代替循環冷却系ケース)

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	3.94×10^{-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。

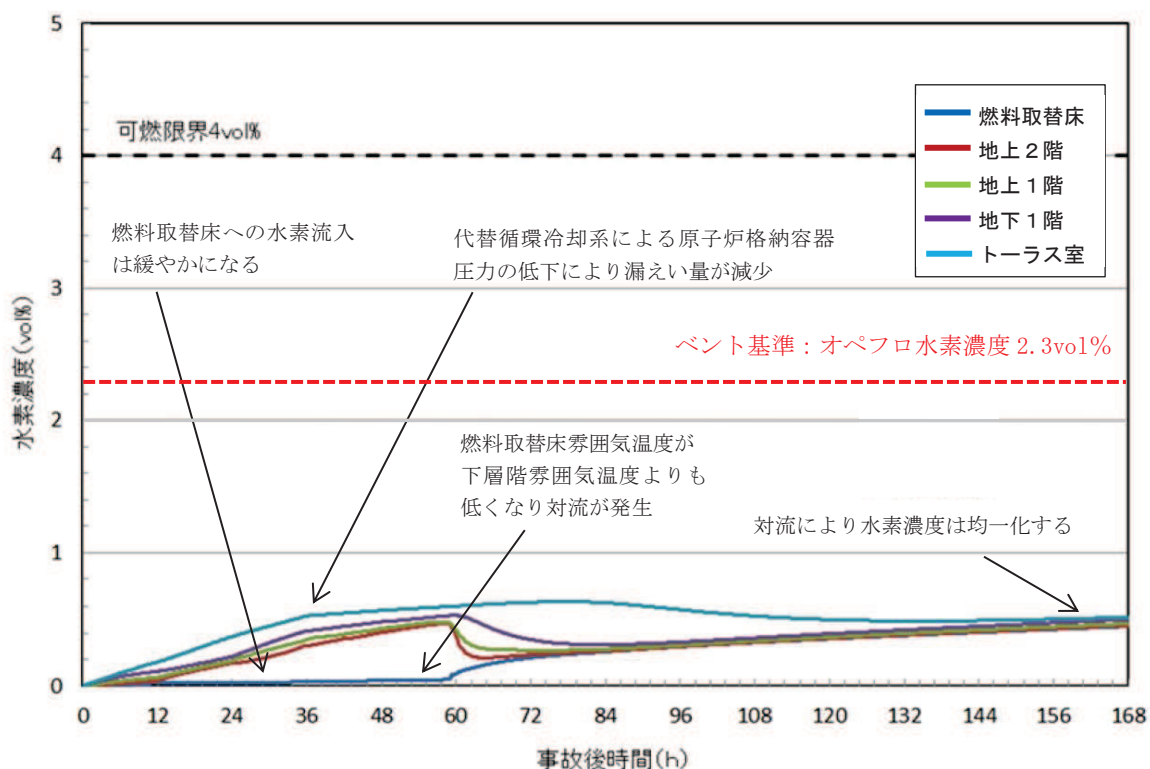


図 2.9-3 原子炉建屋燃料取替床水素濃度
(自主対策設備使用を考慮した場合の代替循環冷却系ケース)

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。

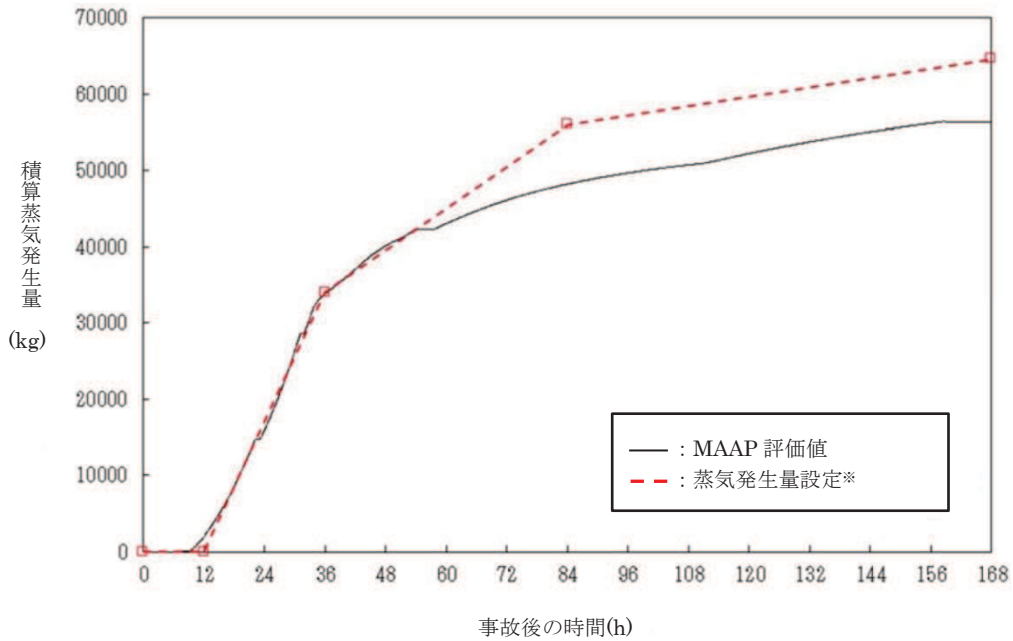


図 2.10-1 原子炉建屋原子炉棟解析モデル
(自主対策設備使用を考慮した場合の格納容器ベントケース)

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	3.94×10^{-1}	
36～84	1.27×10^{-1}	
84～168	0.28×10^{-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。

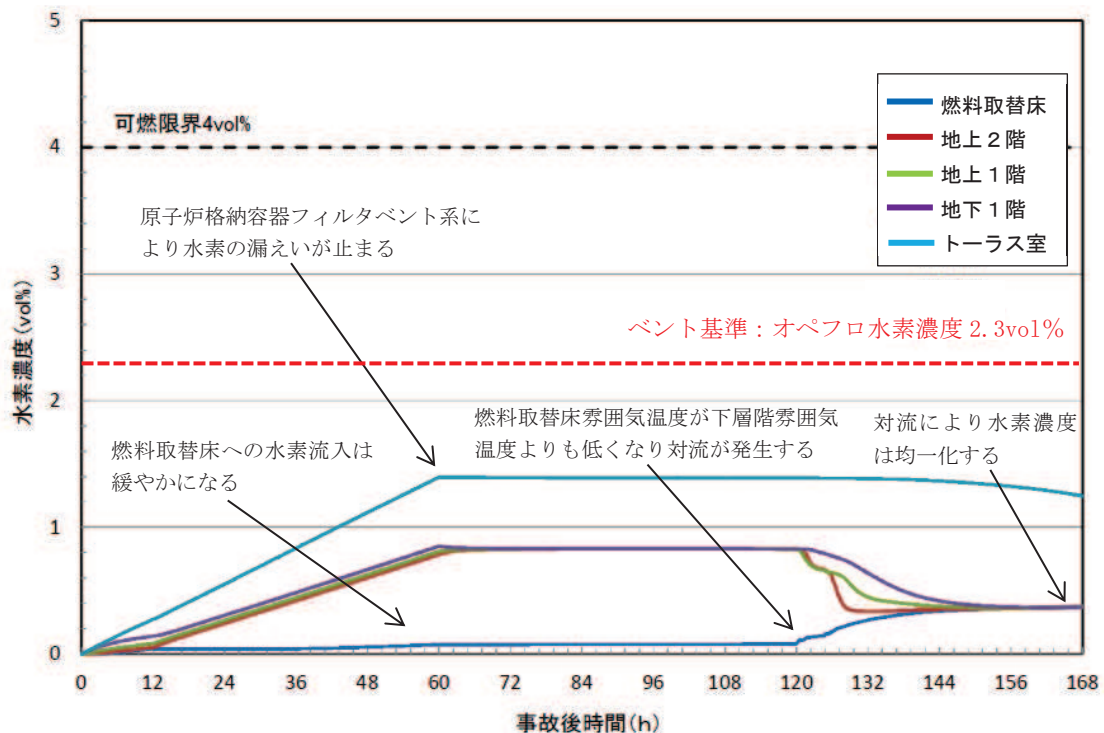


図 2.10-3 原子炉建屋燃料取替床水素濃度（自主対策設備使用を考慮した場合の格納容器ベントケース）

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 ³
	北側	所員用エアロッ ク		所員用エアロッ ク前室	110 m ³
	北東側	ISI用ハッチ		計装ペネトレーシ ョン室	330 m ³
地下 1階	北東側	制御棒駆動機構 搬出入口		CRD補修室	480 m ³

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、また、扉は閉じた状態となる。

バルブラッピング室の配置を図 1-1 に示す。

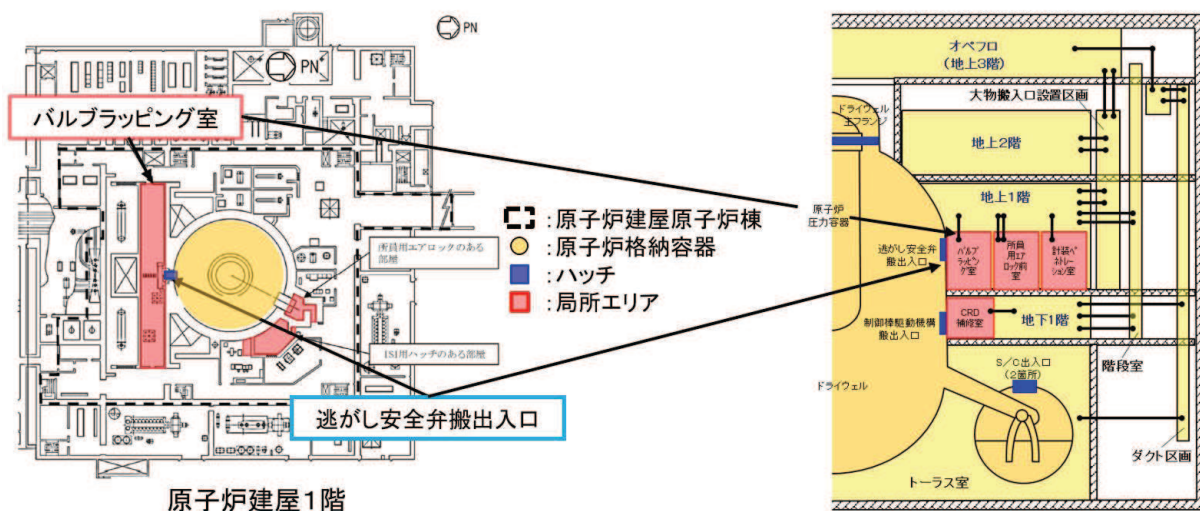


図 1-1 バルブラッピング室の配置（イメージ）

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。

バルブラッピング室の開口部状況を図 1-2 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)

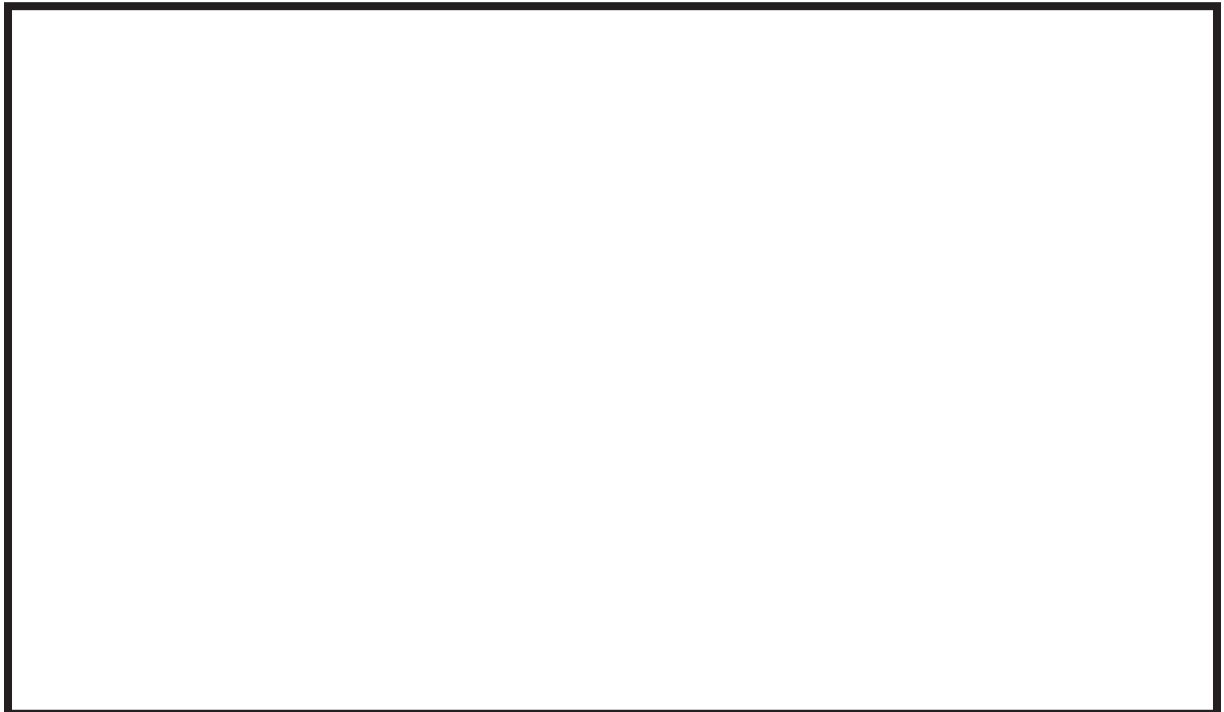


図 1-2 バルブラッピング室の開口部状況 (イメージ) (2 / 2)

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、また、扉は閉じた状態となる。

所員用エアロック前室の配置を図 2-1 に示す。

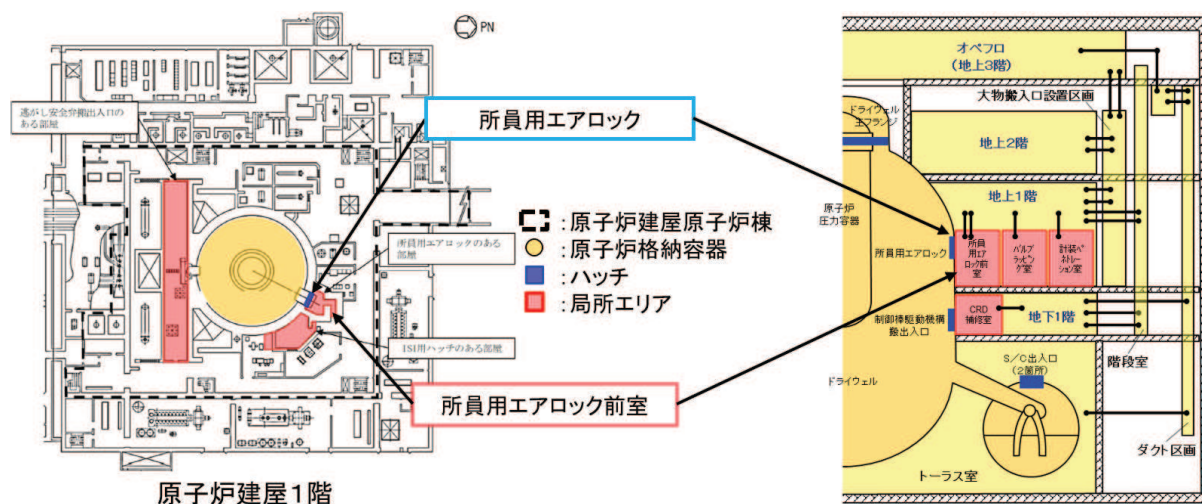


図 2-1 所員用エアロック前室の配置（イメージ）

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。

所員用エアロック前室の開口部状況を図 2-2 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、また、扉は閉じた状態となる。

計装ペネトレーション室の配置を図 3-1 に示す。

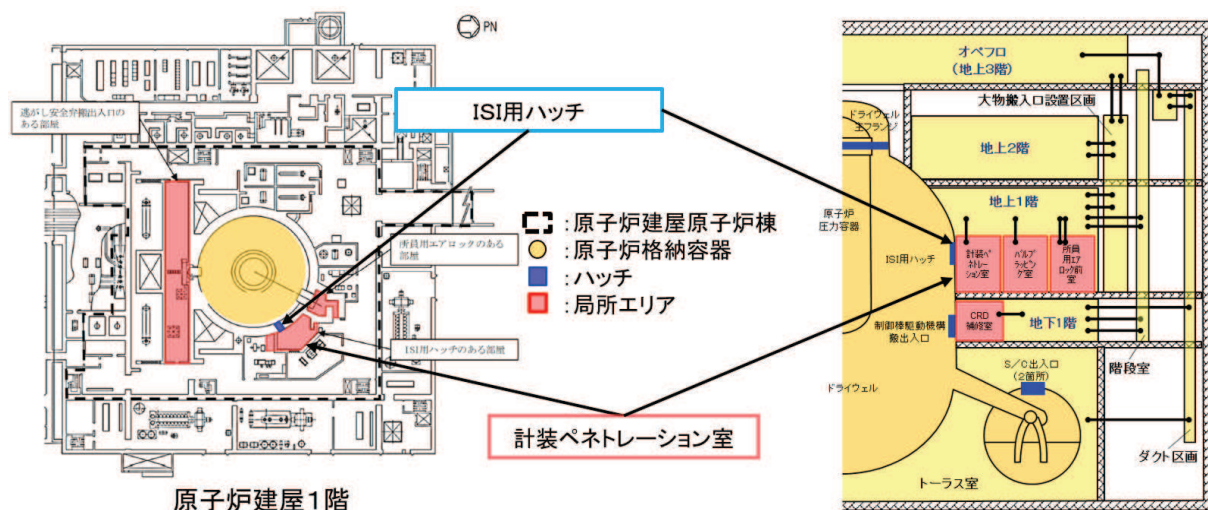


図 3-1 計装ペネトレーション室の配置（イメージ）

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。

計装ペネトレーション室の開口部状況を図 3-2 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※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※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)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

4. CRD 補修室

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、また、扉は閉じた状態となる。

CRD 補修室の配置を図 4-1 に示す。

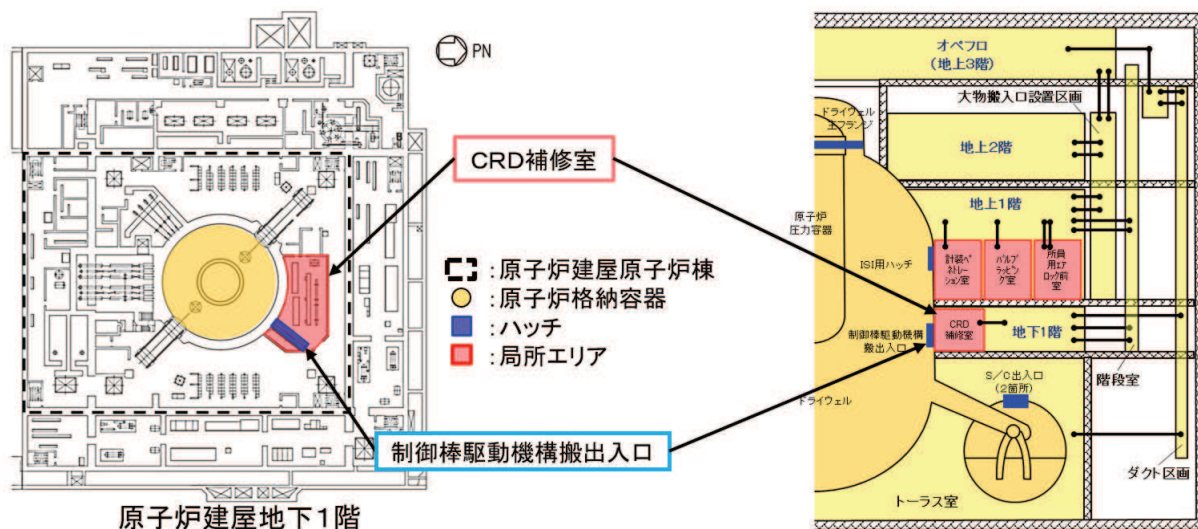


図 4-1 CRD 補修室の配置（イメージ）

CRD 補修室は、開口部を通じて、原子炉建屋地下 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とつながっている。

CRD 補修室の開口部状況を図 4-2 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表 4-1 に示す。

表 4-1 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 4-2 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)	0.45m×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。



図 4-2 CRD 補修室の開口部状況 (イメージ) (1 / 2)

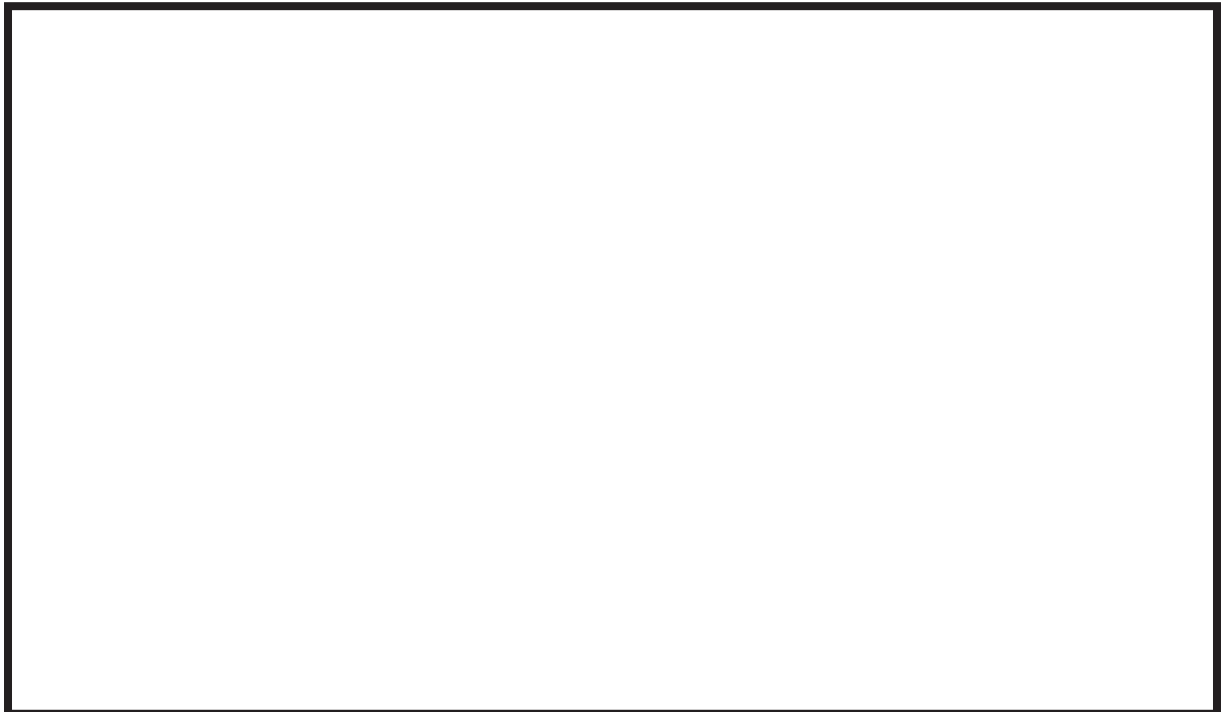


図 4-2 CRD 補修室の開口部状況 (イメージ) (2 / 2)

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

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６月
東北電力株式会社

目 次

1. 要求事項の整理
2. 要求事項に対する適合性
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「VI-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」(抜粋)
 - II 設計及び工事計画認可申請書添付書類「IV-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（表 1-1）。

表 1-1 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 3 b) 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 3 b) 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女川原子力発電所2号炉における適合性を示す。

(下線部は追加要求事項とその設計方針を示す。)

【設置許可基準規則】

(水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備)

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

(解釈)

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

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

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。

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、原子炉格納容器フィルタベント系を設ける。

水素爆発による原子炉建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装置及び静的触媒式水素再結合装置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。

(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. 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原子炉棟内への水素の漏えいを抑制し、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度の上昇を緩和するための重大事故等対処設備として、原子炉格納容器フィルタベント系は、原子炉格納容器内雰囲気ガスを原子炉格納容器調気系等を経由して、フィルタ装置へ導き、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を大気に排出できる設計とする。

原子炉格納容器フィルタベント系は、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、系統内を不活性ガス（窒素）で置換した状態で待機させ、原子炉格納容器ベント開始後においても不活性ガス（窒素）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、フィルタ装置出口配管にフィルタ装置出口水素濃度を設ける。フィルタ装置出口水素濃度は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。

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

(2) 水素濃度制御による原子炉建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装置による水素濃度の上昇抑制

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

静的触媒式水素再結合装置動作監視装置は、静的触媒式水素再結合装置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装置の作動状態を中央制御室から監視できる設計とする。静的触媒式水素再結合装置動作監視装置は、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替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原子炉棟内に漏えいした水素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、原子炉建屋内水素濃度は、中央制御室において連続監視できる設計とし、原子炉建屋内水素濃度のうち、原子炉建屋地上3階及び原子炉建屋地下2階に設置するものについては、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及び所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備からの給電が可能な設計とする。また、原子炉建屋内水素濃度のうち、原子炉建屋地上1階及び原子炉建屋地下1階に設置するものについては、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備からの給電が可能な設計とする。

常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、代替所内電気設備、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備及び可搬型代替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原子炉格納容器フィルタベント系については、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。

表3-1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。

表3-1 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	
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）
	フィルタ装置出口側圧力開放板	○	・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）
	可搬型窒素ガス供給装置	●	・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）
	遠隔手動弁操作設備	○	・第48条（最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備） ・第50条（原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備）
	フィルタ装置出口水素濃度	○	・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装置による水素濃度抑制	静的触媒式水素再結合装置	— (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）
	静的触媒式水素再結合装置動作監視装置	— (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	原子炉建屋内水素濃度	— (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) 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「Ⅵ-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」(抜粋)』※による。
- (2) 静的触媒式水素再結合装置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「Ⅳ-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「Ⅳ-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。

※2021年12月23日付けで認可された女川原子力発電所2号炉の設計及び工事計画認可申請書

(参考) 原子炉格納容器フィルタベント系 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>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</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、<u>原子炉格納容器フィルタベント系は、原子炉格納容器内雰囲気ガスを原子炉格納容器調気系等を経由して、フィルタ装置へ導き、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。</u></p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系を使用した場合に放出される放射性物質の放出量に対して、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>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</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原子炉棟内への水素の漏えいを抑制し、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度の上昇を緩和するための重大事故等対処設備として、<u>原子炉格納容器フィルタベント系は、原子炉格納容器内雰囲気ガスを原子炉格納容器調気系等を経由して、フィルタ装置へ導き、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を大気へ排出できる設計とする。</u></p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系は、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、系統内を不活性ガス(窒素)で置換した状態で待機させ、原子炉格納容器ベント開始後においても不活性ガス(窒素)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。</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系は、他の発電用原子炉施設とは共用しない設計とする。また、原子炉格納容器フィルタベント系と他の系統・機器を隔離する弁は直列で 2 個設置し、原子炉格納容器フィルタベント系と他の系統・機器を確実に隔離することで、悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系の使用に際しては、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系等による原子炉格納容器内へのスプレイは停止する運用としており、原子炉格納容器が負圧とならない。仮に、原子炉格納容器内にスプレイする場合においても、原子炉格納容器内圧力が規定の圧力まで減圧した場合には、原子炉格納容器内へのスプレイを停止する運用とする。また、原子炉格納容器フィルタベント系使用後において、可燃性ガスによる爆発及び原子炉格納容器の負圧破損を防止するために、可搬型窒素ガス供給装置を用いて原子炉格納容器内に不活性ガス(窒素)の供給が可能な設計とする。</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系使用時の排出経路に設置される隔離弁は、遠隔手動弁操作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、原子炉建屋付属棟内とし、必要に応じて遮蔽材を設置することで、放射線防護を考慮した設計とする。また、排出経路に設置される隔離弁の電動弁については、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直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>系統内に設けるフィルタ装置出口側圧力開放板は、原子炉格納容器フィルタベント系の使用の妨げにならないよう、原子炉格納容器からの排気圧力と比較して十分に低い圧力で破裂する設計とする。</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置等は、原子炉建屋原子炉棟内に設置することにより、フィルタ装置等の周囲には遮蔽壁が設置されることから原子炉格納容器フィルタベント系の使用時に本系統内に蓄積される放射性物質から放出される放射線から作業員を防護する設計とする。</p>
<p>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</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、<u>原子炉格納容器フィルタベント系は、原子炉格納容器内雰囲気ガスを原子炉格納容器調気系等を経由して、フィルタ装置へ導き、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。</u></p> <p>フィルタ装置は 3 台を並列に設置し、排気中に含まれる粒子状放射性物質、ガス状の無機よう素及び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確保し、ドライウェル側からの排気では、ドライウェル床面からの高さ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溶融炉心及び水没の悪影響を受けない設計とする。</p> <p><u>原子炉格納容器フィルタベント系は、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、系統内を不活性ガス(窒素)で置換した状態で待機させ、原子炉格納容器ベント開始後においても不活性ガス(窒素)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。</u></p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系は、他の発電用原子炉施設とは共用しない設計とする。また、原子炉格納容器フィルタベント系と他の系統・機器を隔離する弁は直列で 2 個設置し、原子炉格納容器フィルタベント系と他の系統・機器を確実に隔離することで、悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系の使用に際しては、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系等による原子炉格納容器内へのスプレイは停止する運用としており、原子炉格納容器が負圧とならない。仮に、原子炉格納容器内にスプレイする場合においても、原子炉格納容器内圧力が規定の圧力まで減圧した場合には、原子炉格納容器内へのスプレイを停止する運用とする。また、原子炉格納容器フィルタベント系使用後において、可燃性ガスによる爆発及び原子炉格納容器の負圧破損を防止するために、可搬型窒素ガス供給装置を用いて原子炉格納容器内に不活性ガス(窒素)の供給が可能な設計とする。</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系使用時の排出経路に設置される隔離弁は、遠隔手動弁操作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、原子炉建屋付属棟内とし、必要に応じて遮蔽材を設置することで、放射線防護を考慮した設計とする。また、排出経路に設置される隔離弁の電動弁については、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直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>系統内に設けるフィルタ装置出口側圧力開放板は、原子炉格納容器フィルタベント系の使用の妨げにならないよう、原子炉格納容器からの排気圧力と比較して十分に低い圧力で破裂する設計とする。</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置等は、原子炉建屋原子炉棟内に設置することにより、フィルタ装置等の周囲には遮蔽壁が設置されることから原子炉格納容器フィルタベント系の使用時に本系統内に蓄積される放射性物質から放出される放射線から作業員を防護する設計とする。</p>	<p><u>原子炉格納容器フィルタベント系は、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、系統内を不活性ガス(窒素)で置換した状態で待機させ、原子炉格納容器ベント開始後においても不活性ガス(窒素)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。</u></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、フィルタ装置出口配管にフィルタ装置出口水素濃度を設ける。フィルタ装置出口水素濃度は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系の詳細については、「第五十条 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」に記載し、フィルタ装置出口水素濃度の詳細については、「第五十八条 計装設備」に記載する。</p>
<p>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</p> <p>原子炉格納容器内に滞留する水素及び酸素を大気へ排出するための重大事故等対処設備として、<u>原子炉格納容器フィルタベント系は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内雰囲気ガスを原子炉格納容器調気系等を経由して、フィルタ装置へ導き、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、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及び酸素を大気へ排出できる設計とする。</u></p> <p><u>原子炉格納容器フィルタベント系は、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、系統内を不活性ガス(窒素)で置換した状態で待機させ、原子炉格納容器ベント開始後においても不活性ガス(窒素)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。</u></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、フィルタ装置出口配管にフィルタ装置出口水素濃度を設ける。また、放射線量を測定し、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。フィルタ装置出口水素濃度は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。また、フィルタ装置出口放射線モニタは、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備から給電が可能な設計とする。</p>	<div data-bbox="1700 1211 2065 1337" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>凡例</p> <p>..... : 既許可申請における設計方針からの抽出箇所</p> </div>

女川原子力発電所2号炉

LCO等の設定について

2023年6月

東北電力株式会社

目 次

1. LCO等の設定について
2. 女川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. 女川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、原子炉格納容器フィルタベント系について、設置許可基準規則第53条及び技術基準規則第68条（水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備）に適合するために必要な設備としての位置付けを明確化する。そのため、保安規定審査基準（運転）に従い、女川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、原子炉格納容器フィルタベント系の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、原子炉格納容器フィルタベント系のLCO等を規定するうえで、以下の事項を考慮する。

- ・ 設置許可基準規則第53条の要求に対してLCO等の対象とする系統・機器は、同規則第50条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、第53条に適合するために必要な設備としての位置付けを明確化することから、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53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53条（水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備）の主要な重大事故等対処設備	
系統機能	設備
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水素の排出	フィルタ装置
	フィルタ装置出口側圧力開放板
	遠隔手動弁操作設備
	可搬型窒素ガス供給装置
	フィルタ装置水素濃度

- ・ 既認可の保安規定第66条（重大事故等対処設備）表66-8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装置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等を設定する原子炉格納容器フィルタベント系については、設置許可基準規則等で示される多様な目的に対して、同一の設備を使用して対処することから、それらの目的に対して一括りにして整理することにより、原子炉格納容器フィルタベント系が動作不能となった場合でも、速やかにLCO等の判断ができるよう、保安規定上で明確にしている。これを踏まえ、保安規定第66条（重大事故等対処設備）のうち、原子炉格納容器フィルタベント系について規定されている表66-5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	既許可申請の適合条文
原子炉格納容器フィルタベント系	<ul style="list-style-type: none"> ・ 第48条（最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備） ・ 第50条（原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備） ・ 第52条（水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備）

- ・ 既認可の保安規定第66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装置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，冷温停止，燃料交換^{※1}」としている。一方で，今回新たにLCO等を設定する原子炉格納容器フィルタベント系については，原子炉格納容器から原子炉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，冷温停止および燃料交換の期間において，点検等を実施するためにハッチ等が開放された状態となる。そのため，原子炉格納容器フィルタベント系に運転上の制限が適用される原子炉の状態としては，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 原子炉格納容器フィルタベント系^①</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="147 440 1032 533"> <thead> <tr> <th data-bbox="147 440 539 472">項目^②</th> <th data-bbox="539 440 1032 472">運転上の制限^③</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="147 472 539 533">原子炉格納容器フィルタベント系</td> <td data-bbox="539 472 1032 533">原子炉格納容器フィルタベント系が動作可能であること※1※2</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="147 568 1032 951"> <thead> <tr> <th data-bbox="147 568 371 632">適用される原子炉の状態^④</th> <th data-bbox="371 568 808 632">設備^⑤</th> <th data-bbox="808 568 1032 632">所要数^⑥</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="147 632 371 951" rowspan="9">運 転 起 動 高温停止</td> <td data-bbox="371 632 808 663">フィルタ装置</td> <td data-bbox="808 632 1032 663">3 個</td> </tr> <tr> <td data-bbox="371 663 808 695">フィルタ装置出口側圧力開放板</td> <td data-bbox="808 663 1032 695">1 個</td> </tr> <tr> <td data-bbox="371 695 808 727">フィルタ装置出口放射線モニタ</td> <td data-bbox="808 695 1032 727">※3</td> </tr> <tr> <td data-bbox="371 727 808 759">フィルタ装置出口水素濃度</td> <td data-bbox="808 727 1032 759">※3</td> </tr> <tr> <td data-bbox="371 759 808 791">可搬型窒素ガス供給装置</td> <td data-bbox="808 759 1032 791">※4</td> </tr> <tr> <td data-bbox="371 791 808 823">大容量送水ポンプ(タイプI)</td> <td data-bbox="808 791 1032 823">※5</td> </tr> <tr> <td data-bbox="371 823 808 855">可搬型代替直流電源設備</td> <td data-bbox="808 823 1032 855">※6</td> </tr> <tr> <td data-bbox="371 855 808 887">常設代替直流電源設備</td> <td data-bbox="808 855 1032 887">※7</td> </tr> <tr> <td data-bbox="371 887 808 951">所内常設蓄電式直流電源設備</td> <td data-bbox="808 887 1032 951">※8</td> </tr> <tr> <td data-bbox="371 951 808 983">燃料補給設備</td> <td data-bbox="808 951 1032 983">※9</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：必要な弁(遠隔手動弁操作設備含む)および配管を含む。 ※2：次の(1)または(2)の期間は運転上の制限を適用しない。 (1) 原子炉を起動する時ドライウェル点検を実施する場合であって、原子炉の状態が起動以降、運転になってから24時間後までの期間 (2) 原子炉を停止する時にドライウェル点検を実施する場合であって、制御棒全挿入後の原子炉の状態が高温停止の期間 ※3：「66-13-1 主要パラメータおよび代替パラメータ」において運転上の制限等を定める。 ※4：「66-5-3 可搬型窒素ガス供給装置」において運転上の制限等を定める。 ※5：「66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプI)」において運転上の制限等を定める。 ※6：「66-12-5 可搬型代替直流電源設備」において運転上の制限等を定める。 ※7：「66-12-4 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。 ※8：「66-12-3 所内常設蓄電式直流電源設備」において運転上の制限等を定める。 ※9：「66-12-7 燃料補給設備」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	原子炉格納容器フィルタベント系	原子炉格納容器フィルタベント系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	3 個	フィルタ装置出口側圧力開放板	1 個	フィルタ装置出口放射線モニタ	※3	フィルタ装置出口水素濃度	※3	可搬型窒素ガス供給装置	※4	大容量送水ポンプ(タイプI)	※5	可搬型代替直流電源設備	※6	常設代替直流電源設備	※7	所内常設蓄電式直流電源設備	※8	燃料補給設備	※9	<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、<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)の要求に対して運転上の制限の対象とする系統・機器は、設置許可基準規則第五十条等の規定により設置する原子炉格納容器フィルタベント系について、設置許可基準規則第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原子炉格納容器フィルタベント系が動作可能であることを運転上の制限とする。(保安規定変更に係る基本方針4.3(1)等)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設置許可基準規則(技術的能力審査基準)第四十八条(1.5) 「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備(手順等)」として、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な設備を設ける(手順等を定める)こと。 ・設置許可基準規則(技術的能力審査基準)第五十条(1.7) 「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備(手順等)」として、原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすために必要な設備を設ける(手順等を定める)こと。 ・設置許可基準規則(技術的能力審査基準)第五十二条(1.9) 「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備(手順等)」として、炉心の著しい損傷が発生した場合に、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備を設ける(手順等を定める)こと。 ・<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)」として、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器から原子炉建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> ・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。 <p>原子炉格納容器フィルタベント系は系統内での水素燃焼を防止するため、原子炉格納容器内に窒素封入し、酸素濃度を2.5%以下に管理することが要求されるが、ドライウェル点検を考慮し、次の(1)又は(2)の期間は運転上の制</p>	
項目 ^②	運転上の制限 ^③																													
原子炉格納容器フィルタベント系	原子炉格納容器フィルタベント系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	3 個																												
	フィルタ装置出口側圧力開放板	1 個																												
	フィルタ装置出口放射線モニタ	※3																												
	フィルタ装置出口水素濃度	※3																												
	可搬型窒素ガス供給装置	※4																												
	大容量送水ポンプ(タイプI)	※5																												
	可搬型代替直流電源設備	※6																												
	常設代替直流電源設備	※7																												
	所内常設蓄電式直流電源設備	※8																												
燃料補給設備	※9																													

- 限を適用しない。
- (1) 原子炉を起動する時ドライウエル点検を実施する場合であって、原子炉の状態が起動以降、運転になってから24時間後までの期間
 - (2) 原子炉を停止する時にドライウエル点検を実施する場合であって、制御棒全挿入後の原子炉の状態が高温停止の期間

原子炉格納容器フィルタベント系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。

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。

弁名称	原子炉格納容器フィルタベント系 (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		
D/Wベント用出口隔離弁	開	開	<ul style="list-style-type: none"> ▪ 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
S/Cベント用出口隔離弁	開	開	<ul style="list-style-type: none"> ▪ 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
FCVSベントライン隔離弁 (A)	開	閉	<ul style="list-style-type: none"> ▪ 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
FCVSベントライン隔離弁 (B)	開	閉	<ul style="list-style-type: none"> ▪ 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
PCV耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁	閉	開	<ul style="list-style-type: none"> ▪ 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
PCV耐圧強化ベント用連絡配管止め弁	閉	開	<ul style="list-style-type: none"> ▪ 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

④ 原子炉格納容器フィルタベント系は、原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させるため、原子炉格納容器内における水素爆発を防止するため、また原子炉格納容器から原子炉建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

(2) 確認事項

項目⑦	頻度	担当
1. フィルタ装置の性能を確認する。	定事検停止時	原子炉課長
2. フィルタ装置のスクラバ溶液の[]の濃度が[]wt%以上であることおよびpHが13以上であることを確認する。	定事検停止時の原子炉起動前に1回	原子炉課長
3. ベント用SGTS側隔離弁、格納容器排気SGTS側止め弁、ベント用HVAC側隔離弁、格納容器排気HVAC側止め弁、PCV耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁、PCV耐圧強化ベント用連絡配管止め弁、FCVSベントライン隔離弁(A)、FCVSベントライン隔離弁(B)、S/Cベント用出口隔離弁、D/Wベント用出口隔離弁およ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	発電課長
4. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、原子炉格納容器フィルタベント系が使用可能であることを確認する。また、系統が窒素置換されていることを系統圧力が保持されていることにより確認する。	1ヶ月に1回	発電課長
5. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止においてフィルタ装置のスクラバ水位が[]mm以上および[]mm以下であることを確認する。	1ヶ月に1回	発電課長

間を機能維持期間として適用する必要がある。原子炉格納容器については、冷温停止および燃料交換の期間において、点検等を実施するためにハッチ等が開放された状態となる。そのため、原子炉格納容器フィルタベント系に運転上の制限が適用される原子炉の状態は「運転、起動及び高温停止」とする。(保安規定変更に係る基本方針4.3(1)等)

- ⑤ ②に含まれる設備
- ⑥ フィルタ装置は3個、フィルタ装置出口側開放板は1個設置されており、これらの数を所要数とする。
- ⑦ 適用される原子炉の状態における確認事項を記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.2等)

a. 性能確認(機能・性能が満足していることを確認する。)
 項目1, 2が該当。
 項目2では、[]の濃度が[]wt%以上であること及びpHが13以上であることを確認する(添付-2)。なお、適用される原子炉の状態の期間中にスクラバ水の補給をした場合は、[]の濃度及びpHが規定値以上であることを確認する。

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2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。

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3, 4, 5が該当。
 項目3について、原子炉格納容器フィルタベント系の排出経路に設置された隔離弁は、原子炉運転中は格納容器バウンダリを維持することが要求されるため、定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、遠隔手動弁操作設備により開弁できることを確認する。

項目4, 5については、設計基準事故対処設備のサーベイランス頻度と同等とし、1ヶ月に1回、使用可能であることを確認する。なお、項目5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)

<参考>大容量送水ポンプ(タイプI)
 大容量送水ポンプ(タイプI)が下記の性能を満足していることの確認行為は、「66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプI)」に記載する。

大容量送水ポンプ(タイプI)を重大事故等時において、原子炉格納容器フィルタベント系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揚程を以下に示す。

【必要容量】
 設計において考慮した原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の水の蒸発量を考慮し10m³/h以上を注水可能な設計とする。(添付-2)

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"> <thead> <tr> <th>条件⑧</th> <th>要求される措置⑨</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 原子炉格納容器フィルタベント系が動作不能の場合</td> <td> A1. 発電課長は、残留熱除去系3系列を起動し、動作可能であることを確認する^{※10}とともに、その他の設備^{※11}が動作可能であることを確認する。 および A2. 発電課長は、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^{※12}が動作可能であることを確認する。 および A3. 発電課長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。 </td> <td> 速やかに 3日間 </td> </tr> <tr> <td>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> B1. 発電課長は、高温停止にする。 および B2. 発電課長は、低温停止にする。 </td> <td> 24時間 36時間 </td> </tr> </tbody> </table> <p>※10：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。 ※11：非常用ディーゼル発電機2台（A系およびB系）、原子炉補機冷却水系2系列および原子炉補機冷却海水系2系列をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。 ※12：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。</p>		条件⑧	要求される措置⑨	完了時間	A. 原子炉格納容器フィルタベント系が動作不能の場合	A1. 発電課長は、残留熱除去系3系列を起動し、動作可能であることを確認する ^{※10} とともに、その他の設備 ^{※11} が動作可能であることを確認する。 および A2. 発電課長は、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 ^{※12} が動作可能であることを確認する。 および A3. 発電課長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。	速やかに 3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. 発電課長は、高温停止にする。 および B2. 発電課長は、低温停止にする。	24時間 36時間	<p>【揚程】 淡水をフィルタ装置に補給する場合の水源と注入先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に21.6m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。 原子炉格納容器フィルタベント系は1N要求設備であるため、動作可能な系列数が1N未満となった場合を条件として設定する。</p> <p>⑨ 要求される措置について記載する。(保安規定変更可係の基本方針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、格納容器スプレー冷却モード、サブプレッションプール水冷却モード)(非常用ディーゼル発電機、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は3系列以上必要となることから、起動する残留熱除去系については3系列とする。</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. 当該系統を動作可能な状態に復旧する。完了時間は設計基準事故対処設備が動作可能である場合のAOT上限である「3日間」とする。</p> <p>B1., B2. 既保安規定と同様の設定とする。</p>	
条件⑧	要求される措置⑨	完了時間										
A. 原子炉格納容器フィルタベント系が動作不能の場合	A1. 発電課長は、残留熱除去系3系列を起動し、動作可能であることを確認する ^{※10} とともに、その他の設備 ^{※11} が動作可能であることを確認する。 および A2. 発電課長は、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 ^{※12} が動作可能であることを確認する。 および A3. 発電課長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。	速やかに 3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. 発電課長は、高温停止にする。 および B2. 発電課長は、低温停止にする。	24時間 36時間										

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6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

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かしら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。

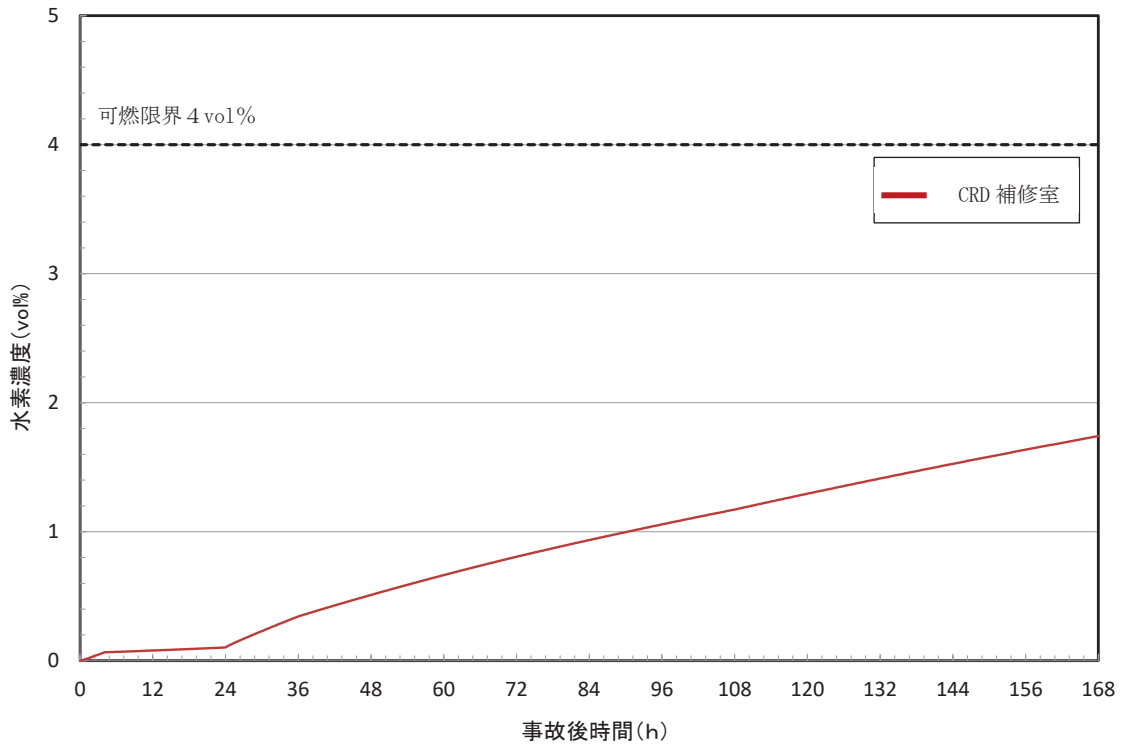


図 1-1 CRD 補修室水素挙動 (局所エリア代替循環冷却系ケース)

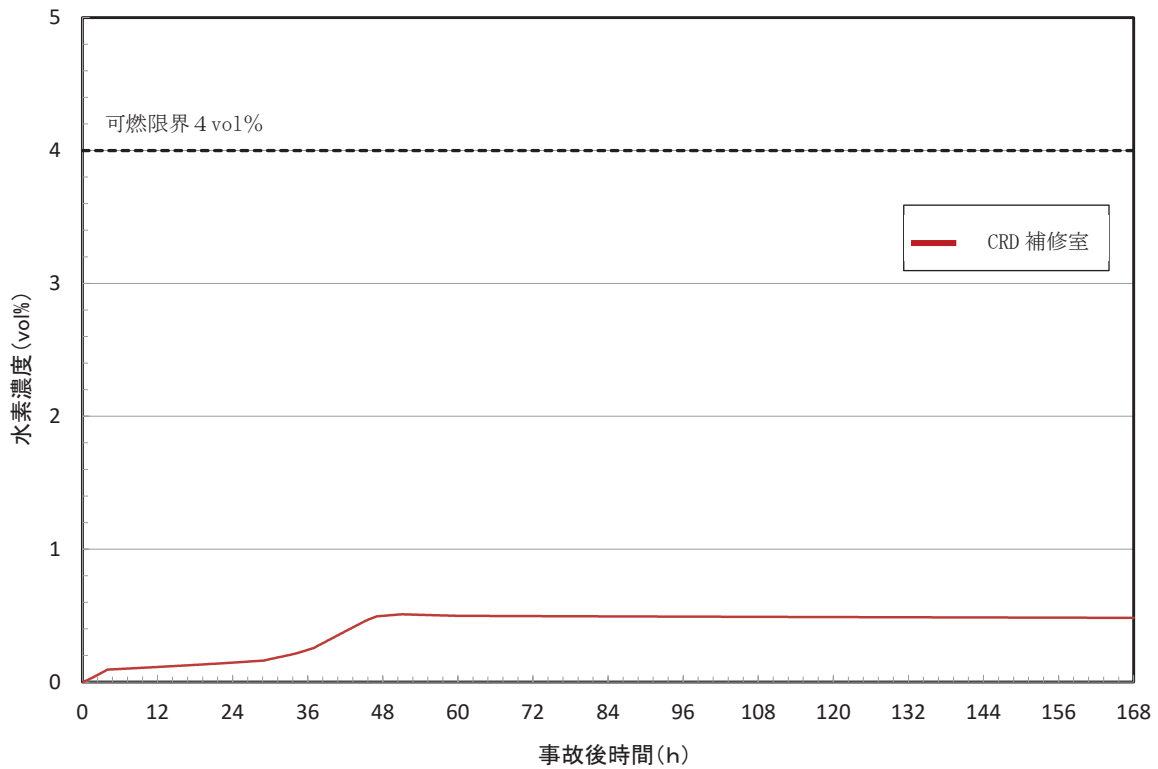


図 1-2 CRD 補修室水素挙動 (局所エリア格納容器ベントケース)

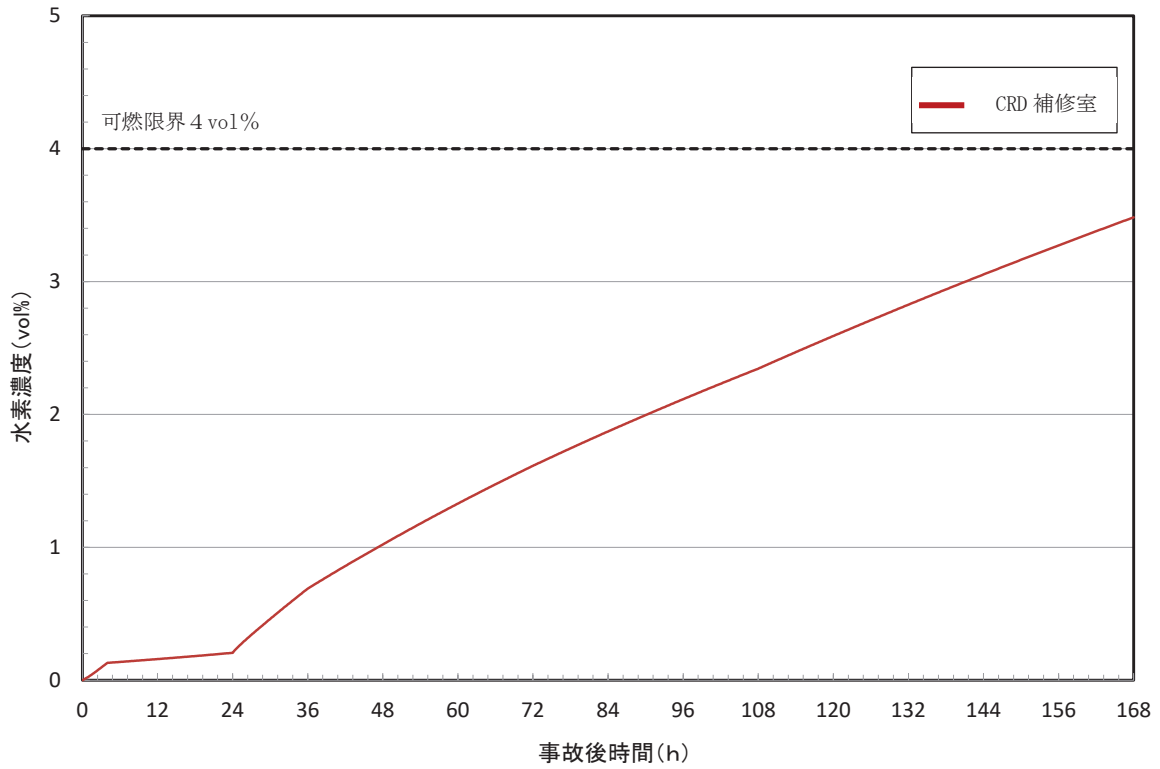


図 1-3 CRD 補修室水素挙動
(水素発生量を増加させた場合の局所エリア代替循環冷却系ケース)

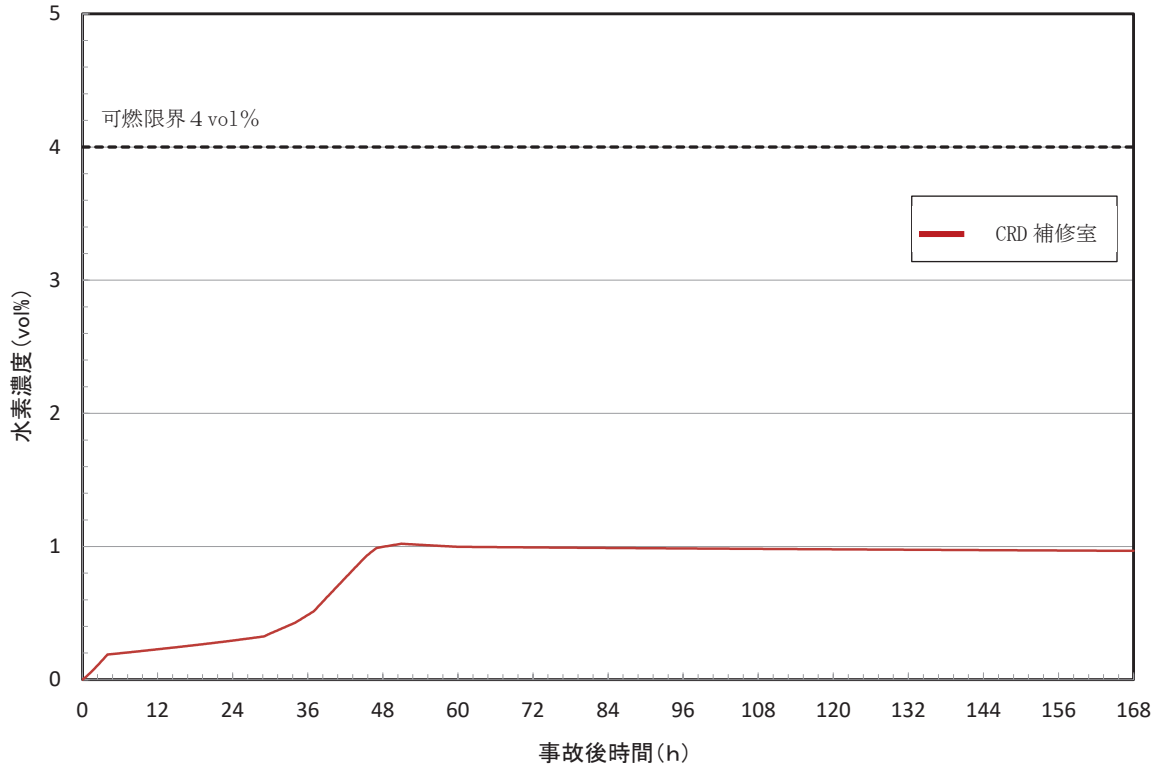


図 1-4 CRD 補修室水素挙動
(水素発生量を増加させた場合の局所エリア格納容器ベントケース)

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

炉心損傷を判断[※]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。

また、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や放射線量が著しく上昇する前に、現場にて開放する。

※：格納容器内雰囲気放射線モニタで原子炉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モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で 300℃以上を確認した場合

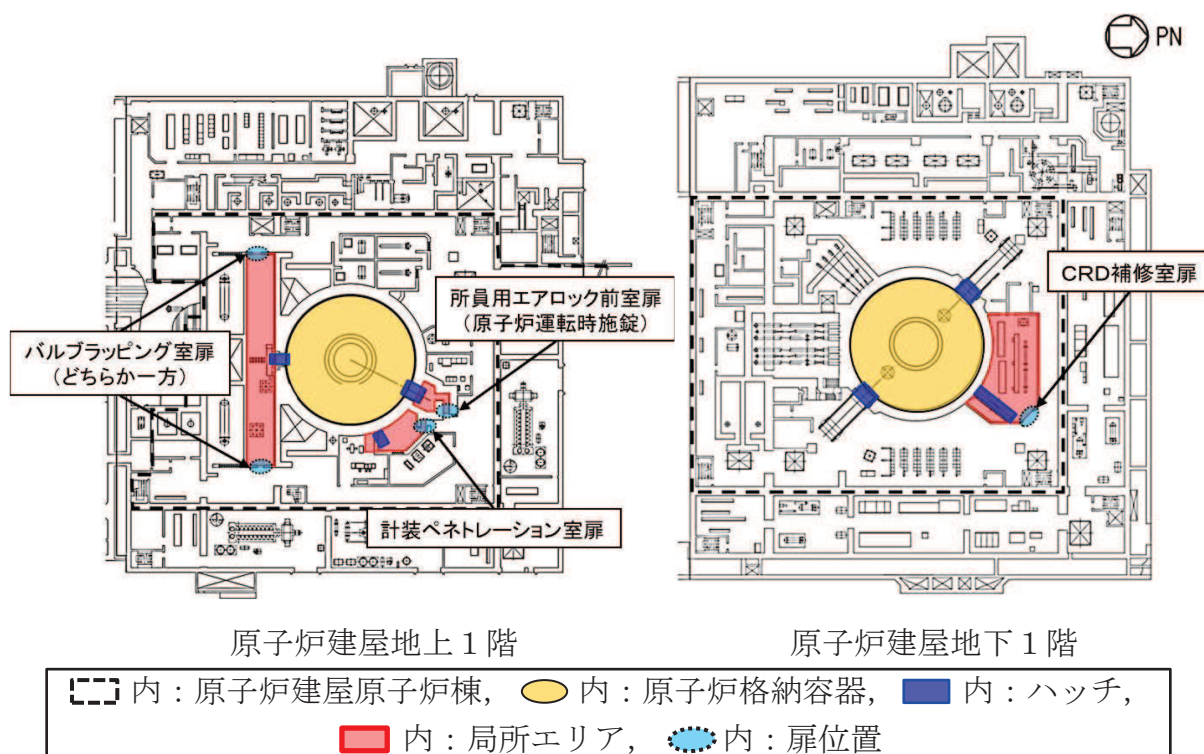


図 2-1 局所エリアと開放する扉の配置図

(2) 常用換気空調系（HVAC）起動

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、使用可能な場合において、HVACを用いて局所エリアから水素を排出する。

HVACは事故時に隔離されるため、インターロックを除外した上で起動する手順を整備していく。