

柏崎刈羽原子力発電所保安規定審査資料	
資料番号	資料 2 (改訂 6)
提出年月日	2023 年 7 月 27 日

柏崎刈羽原子力発電所
原子炉施設保安規定変更認可申請書
補足説明資料

2023年7月

東京電力ホールディングス株式会社

枠囲みの内容は、機密事項に属しますので公開できません。

目 次

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) 変更の理由

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

令和5年2月22日に施行された「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」（以下、「設置許可基準規則解釈」という。）、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（以下、「技術基準規則解釈」という。）及び「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」（以下、「SA技術的能力審査基準」という。）により、原子炉格納容器ベントを原子炉建屋の水素防護対策として位置付けることが明確化されたことから、関連箇所である「第66条 重大事故等対処設備」及び「添付3 重大事故等及び大規模損壊対応に係る実施基準」について変更する。

(2) 施行期日

- a. この規定は、原子力規制委員会の認可を受けた日から10日以内に施行する。
b. 本規定施行の際、規定の適用については、附則（令和2年10月30日 原規規発第2010305号）で定めるところによる。

【参考： 附則（令和2年10月30日 原規規発第2010305号）】

（施行期日）

第1条

この規定は、原子力規制委員会の認可を受けた日から10日以内に施行する。

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

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

（以下省略）

3. 設置許可基準規則解釈等の改正内容及び保安規定の改訂方針

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

(1) 設置許可基準規則解釈の改正 (改正箇所は赤下線)

第53条(水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備)

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

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

i) その排出経路での水素爆発を防止すること。

ii) 排気中の水素濃度を測定することができる設備を設けること。

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

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

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

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

【保安規定の改訂方針】

設置許可基準規則第50条(原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備)等の規定により設置する格納容器圧力逃がし装置について、同規則第53条(水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備)の規定に適合するために必要な設備としての位置付けを明確化する。そのため、保安規定審査基準(運転)に従い、保安規定第66条(重大事故等対処設備)に水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備として、格納容器圧力逃がし装置のLCO等を規定する。

(2) 技術基準規則解釈の改正 (改正箇所は赤下線)

第68条 (水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備)

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

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

i) その排出経路での水素爆発を防止すること。

ii) 排気中の水素濃度を測定することができる設備を設けること。

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

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

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

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

【保安規定の改正方針】

技術基準規則第65条 (原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備) 等の規定により設置する格納容器圧力逃がし装置について、同規則第68条 (水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備) の規定に適合するために必要な設備としての位置付けを明確化する。そのため、保安規定審査基準 (運転) に従い、保安規定第66条 (重大事故等対処設備) に水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備として、格納容器圧力逃がし装置のLCO等を規定する。

(3) 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。

【保安規定の改正方針】

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

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

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

4. 保安規定変更認可申請の内容に対する確認事項

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

- ・ 実用炉規則第 92 条および保安規定審査基準（運転）の要求事項に適合するものであること（添付資料－1）
- ・ 2022 年 10 月 5 日付で許可された柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉の発電用原子炉設置変更許可申請書と齟齬のないものであること（添付資料－2）
- ・ 原子炉建屋水素濃度に基づく原子炉格納容器ベント実施基準の妥当性（添付資料－3）
- ・ 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備の適合性と位置付け（添付資料－4）
- ・ LCO 等の設定（添付資料－5）
- ・ 局所エリアにおける水素濃度上昇時の自主的な対応について（添付資料－6）

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

【保安規定審査基準（運転）抜粋】

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

以上

柏崎刈羽原子力発電所7号炉

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

東京電力ホールディングス株式会社

目 次

1. 適合性審査を踏まえた確認事項
 1. 1 はじめに
 1. 2 現状のベント基準の妥当性について
 1. 2. 1 原子炉建屋オペレーティングフロアでの判断が妥当であること
 1. 2. 2 2.2vol%での判断が妥当であること
 2. ベント基準の裕度評価のための追加確認事項
 2. 1 これまでの評価について
 2. 2 追加確認事項
 2. 3 水素発生量を増加させた場合のベント基準との比較評価（代替循環冷却系）
 2. 4 水素発生量を増加させた場合のベント基準との比較評価（格納容器ベント）
 2. 5 PARが機能しないと想定した場合のベント基準との比較評価（代替循環冷却系）
 2. 6 PARが機能しないと想定した場合のベント基準との比較評価（格納容器ベント）
 2. 7 格納容器漏えい率を変化させた場合のベント基準との比較評価（代替循環冷却系）
 2. 8 格納容器漏えい率を変化させた場合のベント基準との比較評価（格納容器ベント）
 2. 9 自主対策設備の使用を考慮した解析ケース（代替循環冷却系）
 2. 10 自主対策設備の使用を考慮した解析ケース（格納容器ベント）
 2. 11 まとめ

参考資料 局所エリアの状況

1. 適合性審査を踏まえた確認事項

1. 1 はじめに

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

Ⅲ 要求事項の解釈

1. 重大事故等対策における要求事項の解釈

1.0 共通事項

(1) ～ (3) (略)

(4) 手順書の整備、訓練の実施及び体制の整備

【要求事項】

(略)

【解釈】

1 手順書の整備は、以下によること。

a) (略)

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

1.1～1.9 (略)

1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等

【要求事項】

(略)

【解釈】

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

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

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

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

S A技術的能力審査基準改正内容 (改正箇所は赤下線)

(1) 適合性審査で説明したベント基準

- 柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉の発電用原子炉設置変更許可申請（以下「既許可申請」という。）における「添付書類十 5.1 重大事故等対策」で示しているとおおり、原子炉建屋オペレーティングフロアの天井付近の水素濃度 2.2vol%到達時に原子炉建屋水素爆発防止のための原子炉格納容器ベントを実施する手順となっている

(2) ベント基準の妥当性確認方針

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

1. 2 現状のベント基準の妥当性について

適合性審査を踏まえ、原子炉建屋における水素爆発防止のための原子炉格納容器ベント基準（原子炉建屋オペレーティングフロア水素濃度 2.2vol%）が以下の観点で妥当であることを確認している。これらの観点に加え、水素の不確かさを踏まえた影響を評価する。

1. 原子炉建屋オペレーティングフロアでの判断が妥当であること

- 水素の滞留によって、下層階が可燃限界に到達しないこと

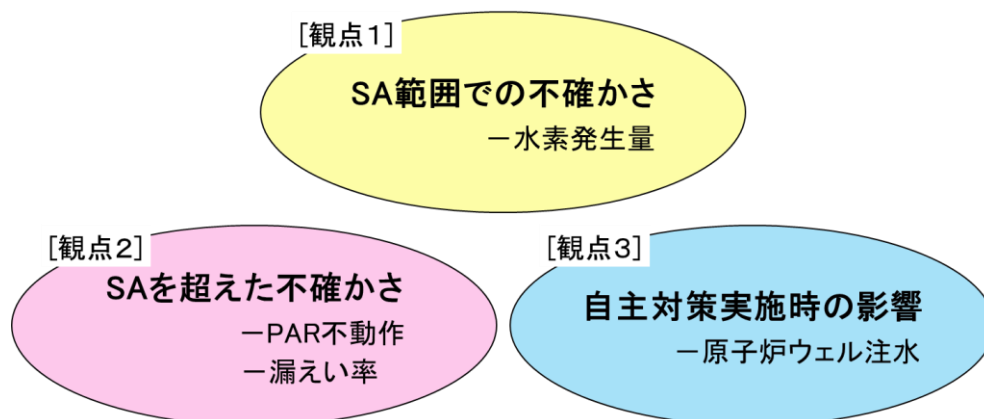
2. 2.2vol%での判断が妥当であること

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

(1) ベースケースの不確かさ評価を確認するための3つの観点

上記2点の観点に加えて、水素の不確かさを踏まえた影響を評価するための3つの観点について図1.2.1に示す。

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



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

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

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

※：観点1については水素発生量に一定の保守性を設けた評価、観点3については格納容器ベントケースにて原子炉ウェル注水時の影響を適合性審査において確認している。

図1.2.1 不確かさ評価を確認するための3つの観点

(2) 各階層において3つの観点から確認するとした考え方

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

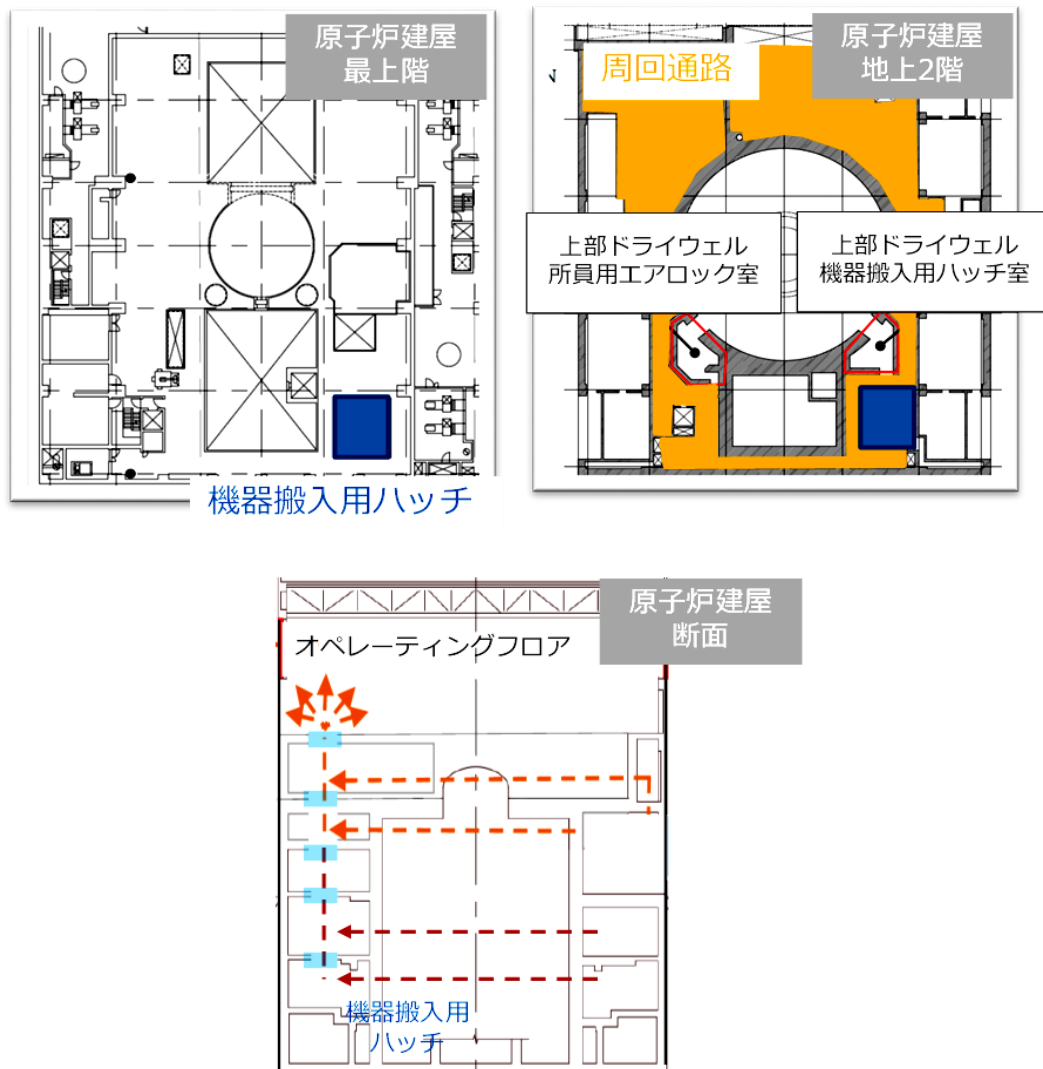


図 1.2.2 局所エリアから原子炉建屋オペレーティングフロアまでの水素流路イメージ

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

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

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

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

1. 2. 1 原子炉建屋オペレーティングフロアでの判断が妥当であること

水素の滞留によって、下層階が可燃限界に到達しないことを以下図 1.2.3 に示すとおり、原子炉建屋全体の挙動を確認する原子炉建屋解析モデル及び局所エリアを精緻に確認する局所エリア解析モデルで確認している。局所エリアについては、空間形状、空間容積、開口部（扉の隙間や給排気）などを精緻に模擬して、評価を実施している。（局所エリアの構造やダクト位置等については参考資料参照）

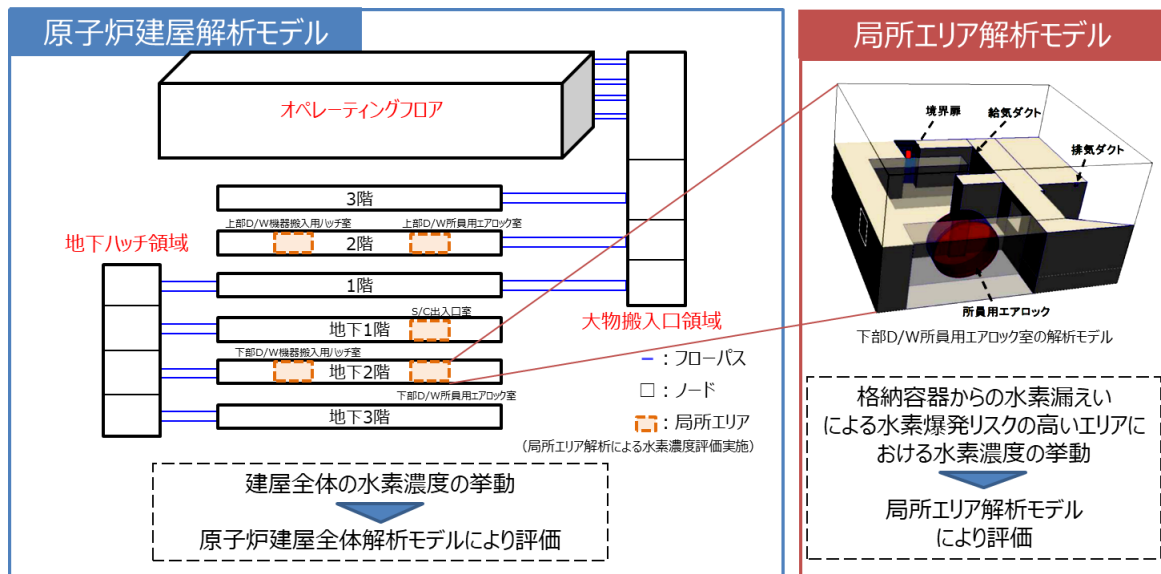


図 1.2.3 原子炉建屋解析モデル簡易図

(1) 評価における原子炉格納容器漏えい率の設定の考え方

a. 原子炉格納容器フランジシール部の健全性

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

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

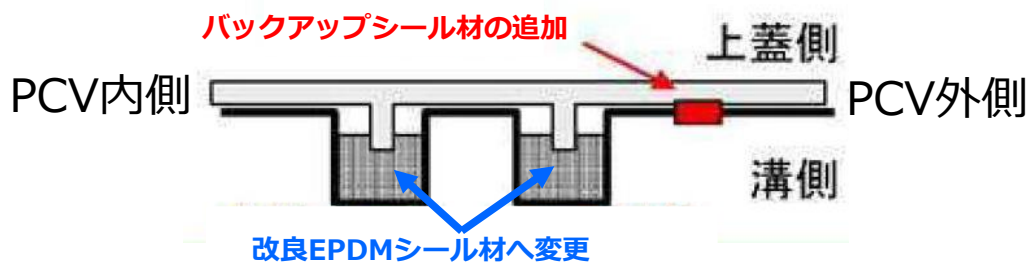
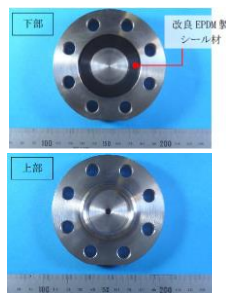


図 1.2.4 格納容器フランジ部構造



He漏えい試験の様子



試験体

改良EPDMシール材 He漏えい試験結果

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

○：漏えい及び圧力降下なし

バックアップシール材 He漏えい試験結果(乾熱曝露)

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

○：漏えい及び圧力降下なし

バックアップシール材 He漏えい試験結果(蒸気曝露)

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

○：漏えい及び圧力降下なし



He漏えい試験の様子



試験体

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

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

上記を考慮し、原子炉格納容器漏えい率を保守的に1.5%/dayと設定し、試験により漏えいしないことを確認しているフランジから保守的に漏えいしたとして、原子炉建屋内の水素拡散挙動評価を行い、水素濃度が可燃限界に到達しないことを確認している。

b. 漏えい想定箇所と周長

原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい箇所は、表 1.2.1 に示しており、リークポテンシャルである各フロアのフランジ部、エアロックを想定する。また、漏えい割合はシール部の開口部周長の割合とする。

表 1.2.1 漏えい想定箇所と漏えい割合

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

枠囲みの内容は、機密事項に属しますので公開できません。

(2) 評価シナリオの選定の考え方

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

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

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

また、評価シナリオは格納容器除熱手段の違いにより、代替循環冷却系を使用する場合と格納容器圧力逃がし装置を使用する場合の2ケースがあり、その双方について原子炉建屋水素挙動解析を実施して、その影響を確認している。

(3) ベースケース解析 (代替循環冷却系)

既許可申請まとめ資料別添資料-3の「2.2.2 静的触媒式水素再結合器の効果について」で示している原子炉建屋内のGOTHICコードによる水素挙動解析結果について確認した。

a. 評価条件

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

GOTHICコードの原子炉格納容器からの漏えい条件を表1.2.3に示す。原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器温度及び原子炉格納容器内ガス組成は、図1.2.6から図1.2.9に示す「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」のシナリオにおける代替循環冷却系を使用する場合における各パラメータを、原子炉建屋への水素漏えい量の観点でそれぞれ保守側に包絡するように設定する。

漏えい率については、AECの評価式により算出される値を包絡する値として、原子炉格納容器圧力2Pd時の漏えい率(AEC式にて約1%/day)に余裕を見た漏えい率として1.5%/dayとし、代替循環冷却系による格納容器除熱後は、格納容器圧力を包絡する条件とした。また、その他の解析条件を表1.2.4、解析モデルを図1.2.10にそれぞれ示す。

表 1.2.2 水素漏えい量の分配条件

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

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

※2 周長割合=漏えい箇所の周長/各漏えい箇所の周長合計値。

※3 各フロアの周長割合合計値を各フロアの漏えい量割合とする。「MAAP包絡」の漏えい量に漏えい量割合の数値を乗じた値を各フロアの漏えい量とする。

枠囲みの内容は、機密事項に属しますので公開できません。

表 1.2.3 原子炉格納容器からの漏えい条件

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

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

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

L0 : 設計漏えい率

Pt : 事故時の格納容器圧力

Pb : 設計圧力

Pa : 格納容器外の圧力

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

Rb : 空気の気体定数

Tt : 事故時の格納容器内温度

Tb : 設計格納容器内温度

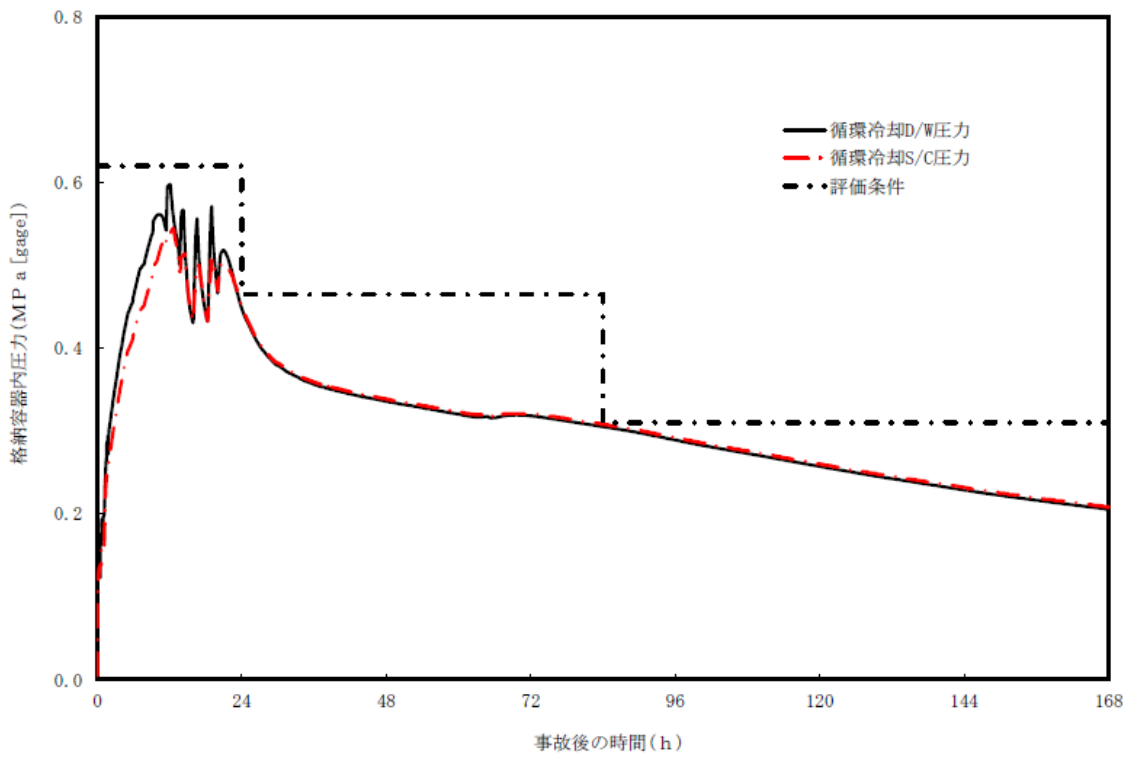


図 1.2.6 格納容器圧力の評価条件（代替循環冷却系）

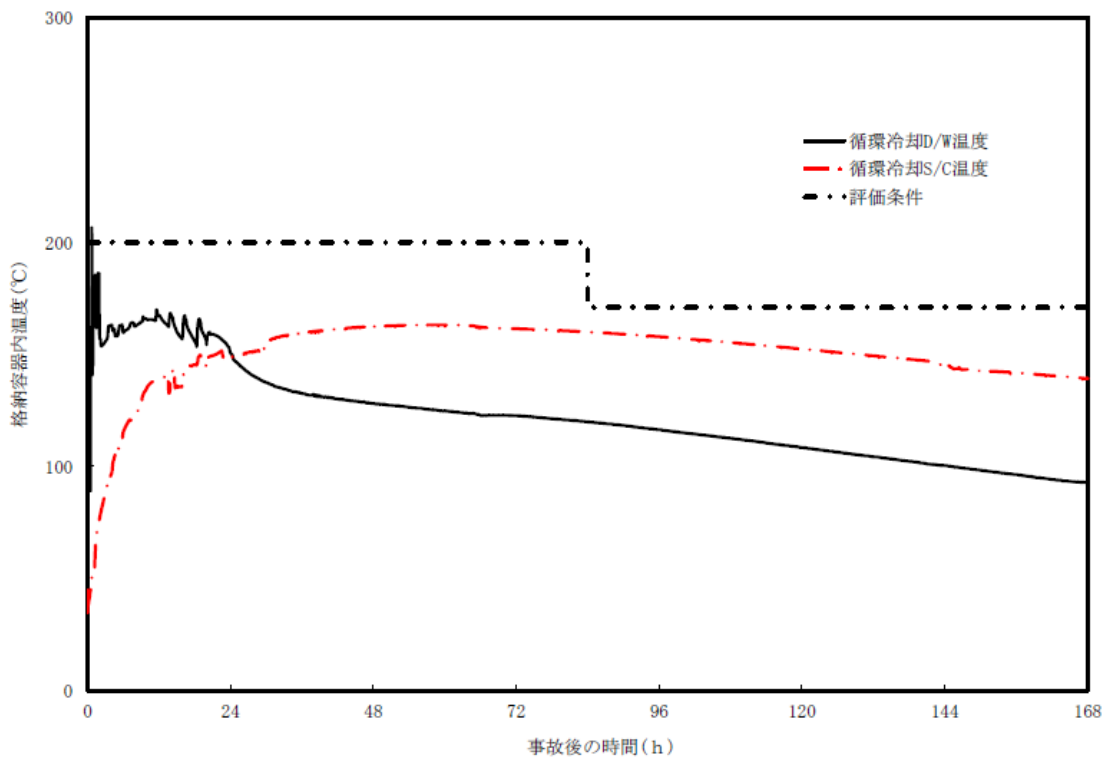


図 1.2.7 格納容器温度の評価条件（代替循環冷却系）

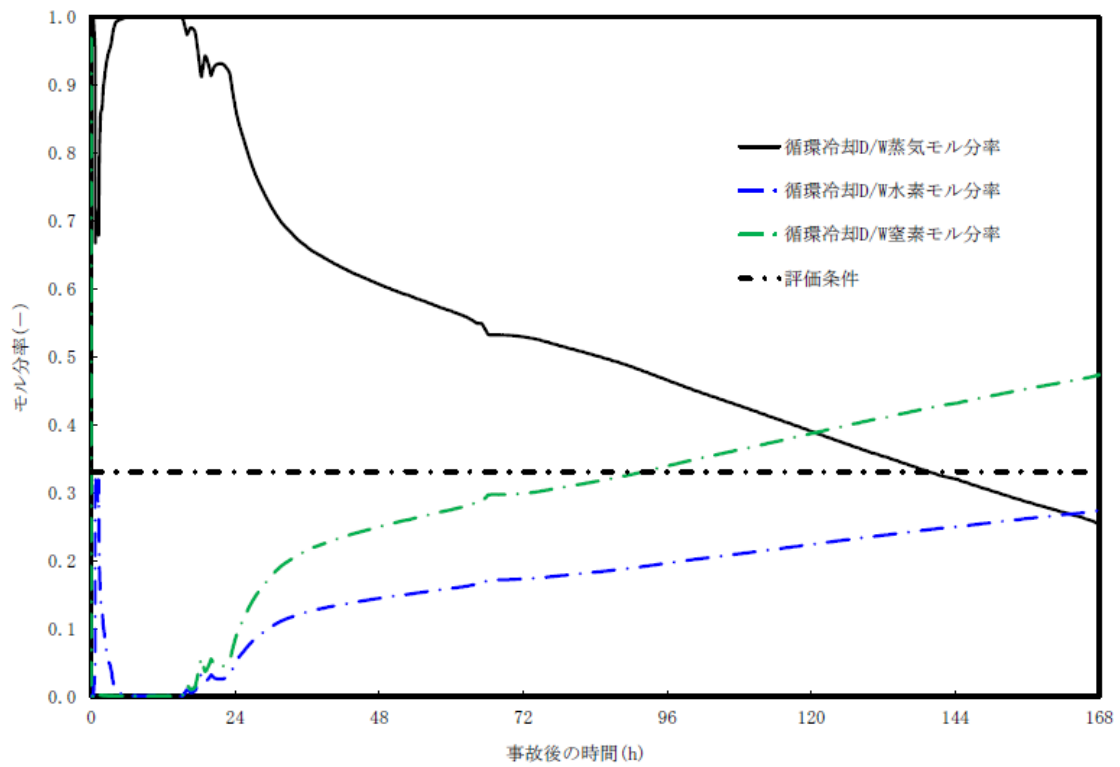


図 1.2.8 ドライウェルガス組成の解析条件（代替循環冷却系）

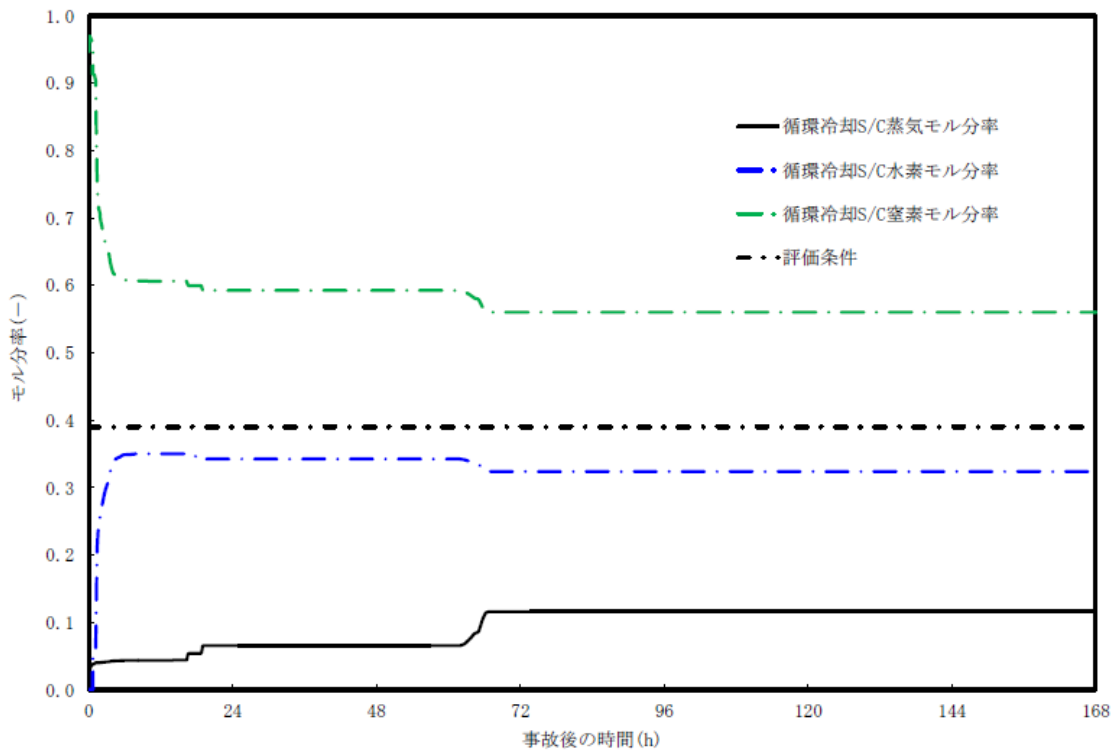


図 1.2.9 サプレッションチェンバガス組成の解析条件（代替循環冷却系）

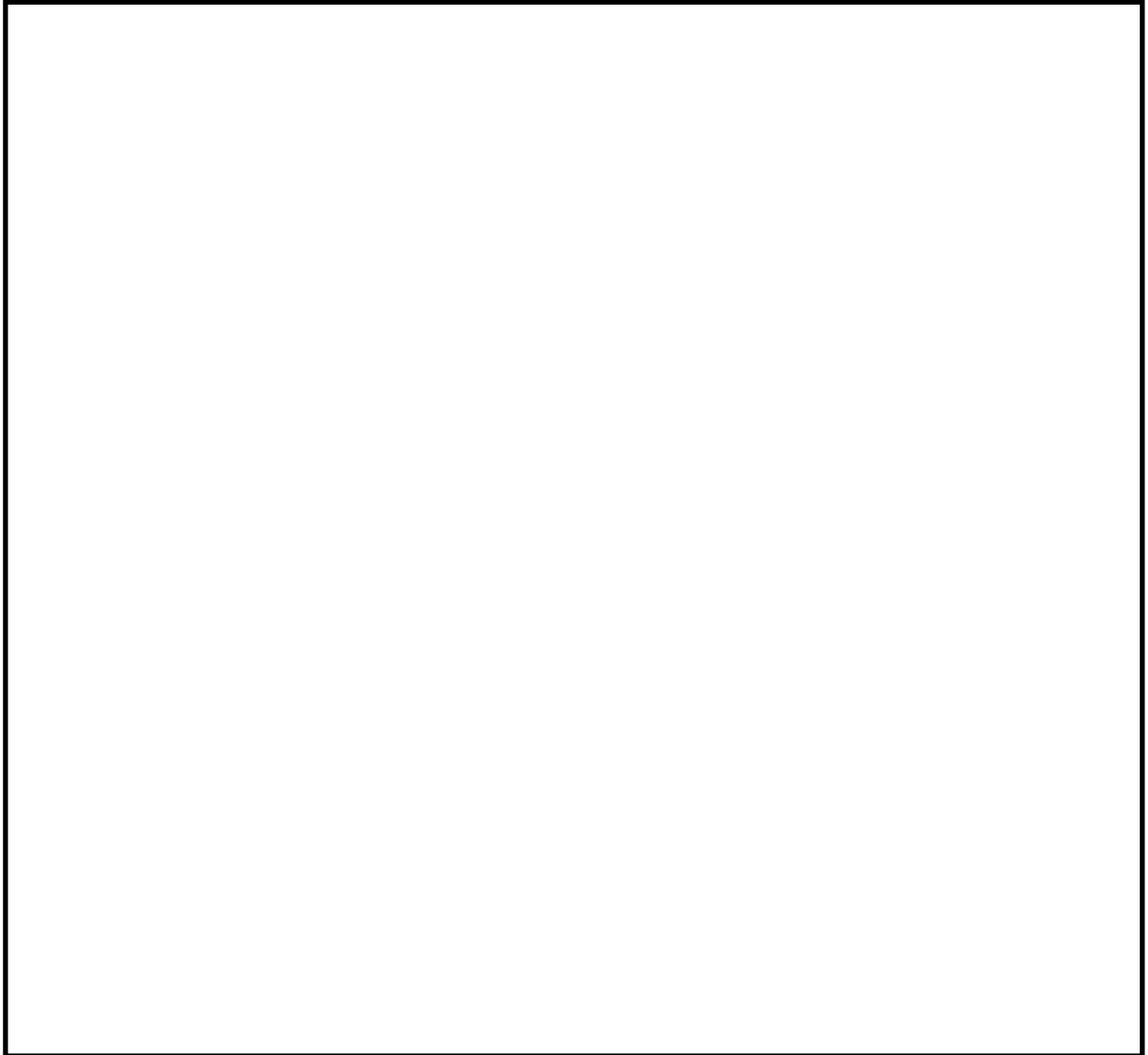


図 1.2.10 原子炉建屋の GOTHIC 解析モデル

枠囲みの内容は、機密事項に属しますので公開できません。

表 1.2.4 その他解析条件

No	項目	解析条件	備考
1	原子炉建屋原子炉区域の条件 (1) 圧力 (初期条件) (2) 温度 (初期条件) (3) 組成 (初期条件) (4) 空間容積 (固定) (5) ハッチ開口面積 (固定)	大気圧 40℃ 相対湿度 70%の空気 4 階: 36100m ³ 3 階: 3400m ³ 2 階: 2200m ³ 1 階: 3900m ³ 地下 1 階: 1200m ³ 地下 2 階: 7100m ³ 地下 3 階: 6100m ³ 4 階-3 階: 44.5m ² 3 階-2 階: 60.6m ² 2 階-1 階: 57.5m ² 1 階-地下 1 階: 11.02m ² 地下 1 階-地下 2 階: 7.25m ² 地下 2 階-地下 3 階: 4.05m ²	4 階中心高さにおける圧力を 101.325kPa とし, 他階は 4 階中心高さより空気の水頭差を考慮した値とする。 想定される高めの温度として設定 想定される高めの湿度として設定 原子炉建屋地上 4 階の容積は, 低減率 0.85 とする。(躯体分, 機器配管分を差し引いた値) 原子炉建屋地上 4 階以外の容積は, 原子炉建屋原子炉区域内の区画の床面積×高さにより算出 原子炉建屋原子炉区域のハッチ寸法より算出
2	圧力境界条件 (1) 圧力 (固定) (2) 温度 (固定) (3) 酸素濃度 (固定) (4) 窒素濃度 (固定)	101.325kPa 40℃ 21vol% 79vol%	大気圧 想定される高めの温度として設定 乾燥空気の組成 同上
3	流出条件 (1) 位置	原子炉建屋地上 4 階	原子炉建屋原子炉区域の気密性を考慮し設定
4	放熱条件 (1) 内壁熱伝達率 (原子炉建屋地上 4 階壁面) (2) 壁厚さ (固定) (3) 壁内熱伝導率 (固定) (4) 壁の比熱 (固定) (5) 壁の密度 (固定) (6) 外壁熱伝達率 (壁面-外気) (7) 外気温 (固定) (8) 放熱面積 (固定)	凝縮熱伝達及び自然対流熱伝達を考慮 下部壁: <input type="text"/> 上部壁: <input type="text"/> 天井: <input type="text"/> 1.5W/m/K 1kJ/kg/K 2400kg/m ³ 5W/m ² /K 40℃ 下部壁: 514.8m ² 上部壁: 2281.6m ² 天井: 2360.16m ²	GOTHIC コード内のモデルを使用 ・凝縮熱伝達モデル: DLM-FM ・自然対流熱伝達モデル: 垂直平板 (壁面) 水平平板 (天井) 躯体図より算出 コンクリートの物性 同上 同上 原子炉建屋原子炉区域の外壁面における自然対流熱伝達率を想定 想定される高めの温度として設定 躯体図より算出

枠囲みの内容は、機密事項に属しますので公開できません。

b. 評価結果

代替循環冷却系を使用する場合の原子炉格納容器ドライウェル主フランジ (PCV 主フランジ) を含むシール部からの漏えいケースにおける原子炉建屋内の水素挙動を図 1.2.11 に示す。

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

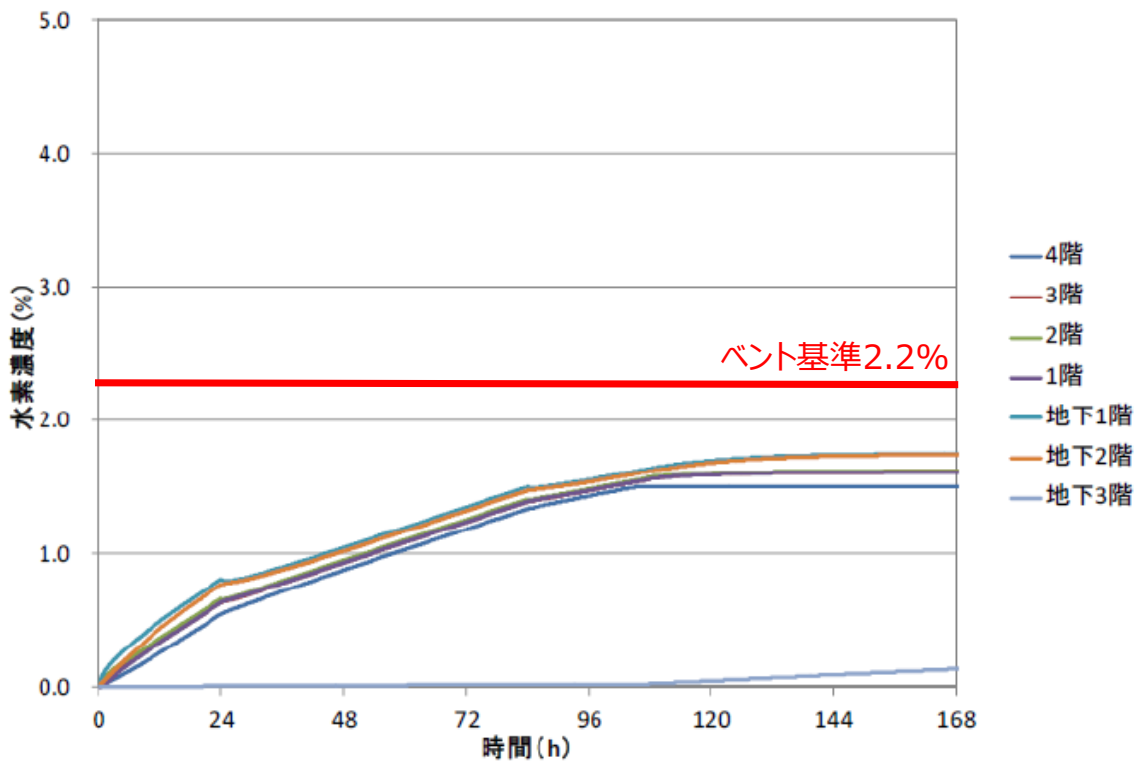


図 1.2.11 原子炉建屋全域水素濃度 (ベースケース解析 (代替循環冷却系))

(4) ベースケース解析 (格納容器ベント)

既許可申請まとめ資料別添資料-3の「2.2.2 静的触媒式水素再結合器の効果について」で示している原子炉建屋内のGOTHICコードによる水素挙動解析結果について確認した。

a. 評価条件

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

GOTHIC コードの原子炉格納容器からの漏えい条件を表 1.2.5 に示す。原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器温度及び原子炉格納容器内ガス組成は、図 1.2.12 から 図 1.2.14 に示す「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」のシナリオにおける格納容器ベントを使用する場合における各パラメータを、原子炉建屋への水素漏えい量の観点でそれぞれ保守側に包絡するように設定する。

漏えい率については、AEC の評価式により算出される値を包絡する値として、原子炉格納容器圧力 2Pd 時の漏えい率 (AEC 式にて約 1%/day) に余裕を見た漏えい率として 1.5%/day とし、格納容器圧力が上昇していない事象開始直後よりベント時間 (38 時間) まで当該漏えい率を採用した。また、その他の解析条件を表 1.2.4、解析モデルを図 1.2.10 にそれぞれ示す。

表 1.2.5 原子炉格納容器からの漏えい条件

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

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

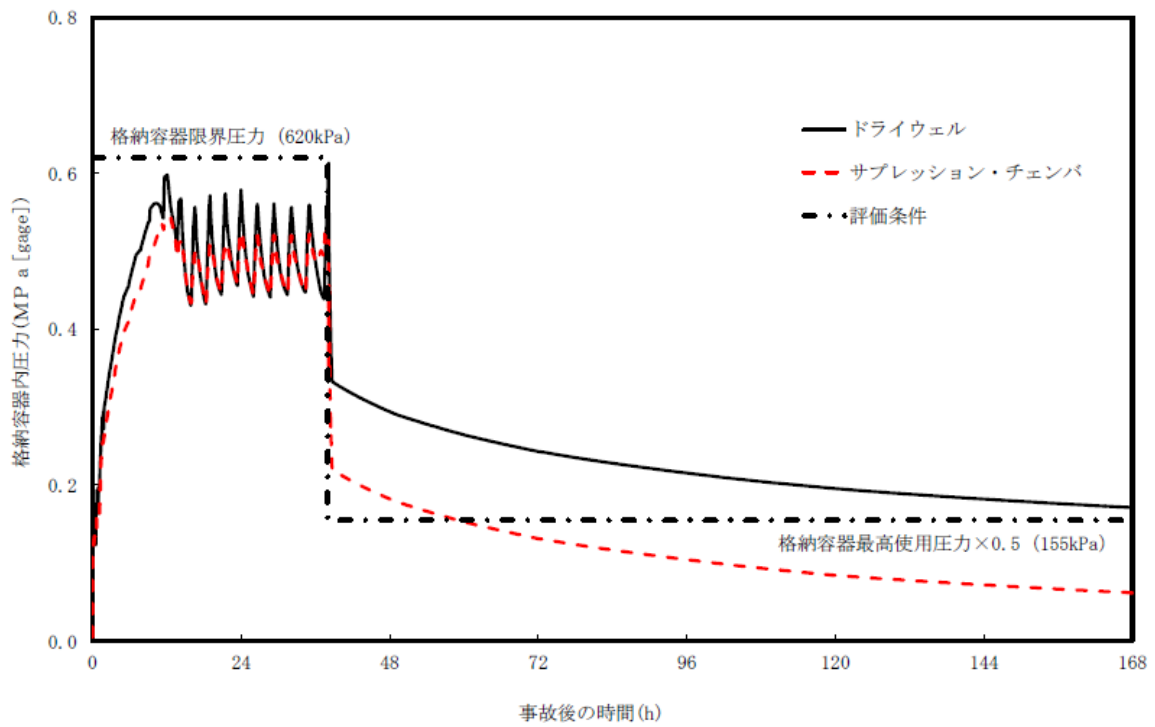


図 1. 2. 12 格納容器圧力の評価条件（格納容器ベント）

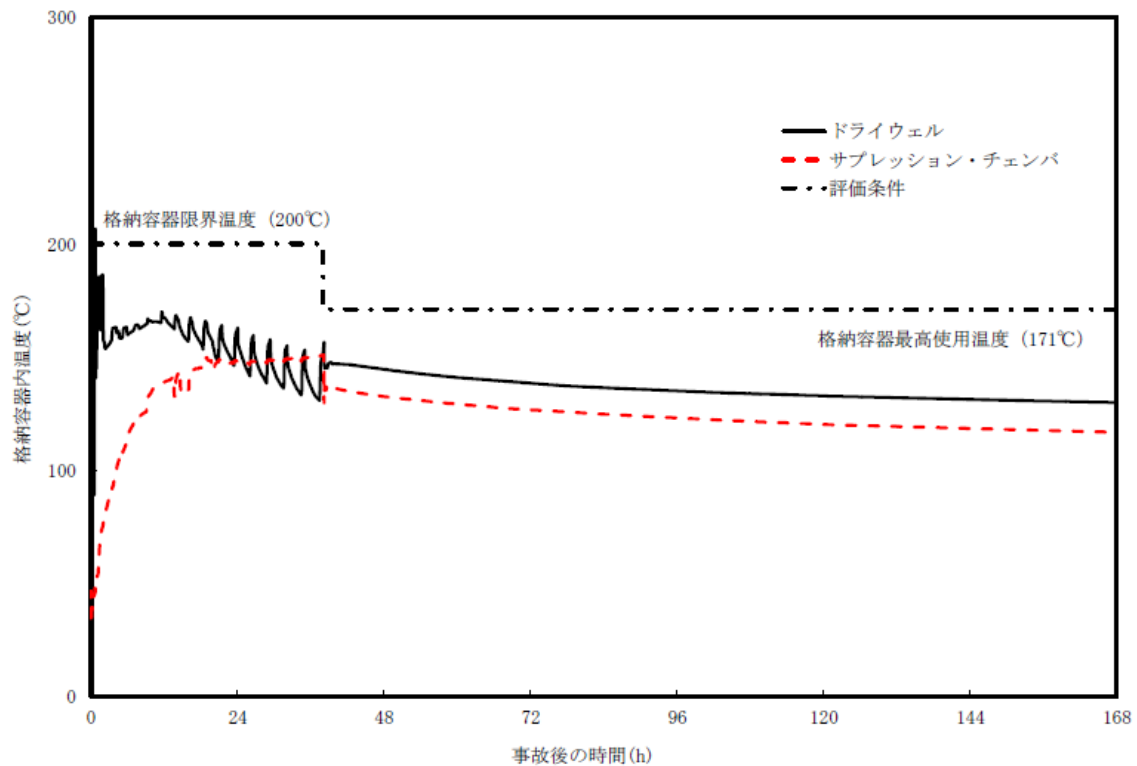


図 1. 2. 13 格納容器温度の評価条件（格納容器ベント）

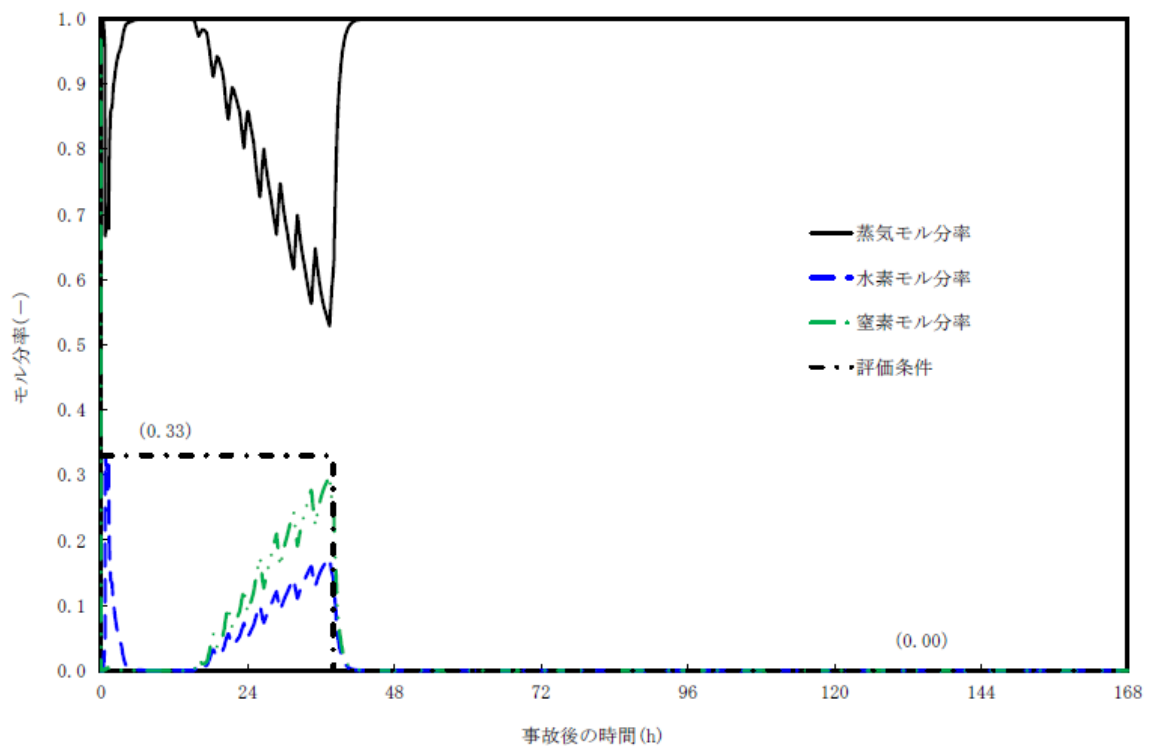


図 1.2.14 格納容器ガス組成の解析条件(ドライウエル)

b. 評価結果

格納容器ベントを使用する場合のドライウェル主フランジ (PCV 主フランジ) を含むシール部からの漏えいケースにおける原子炉建屋内の水素挙動を図 1.2.15 に示す。

図 1.2.15 に示すとおり、格納容器圧力による破損防止のためのベントを約 38 時間後にて実施するため、原子炉建屋内の水素濃度上昇が抑制され、原子炉建屋の水素濃度ベント基準に至らないことを確認した。

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

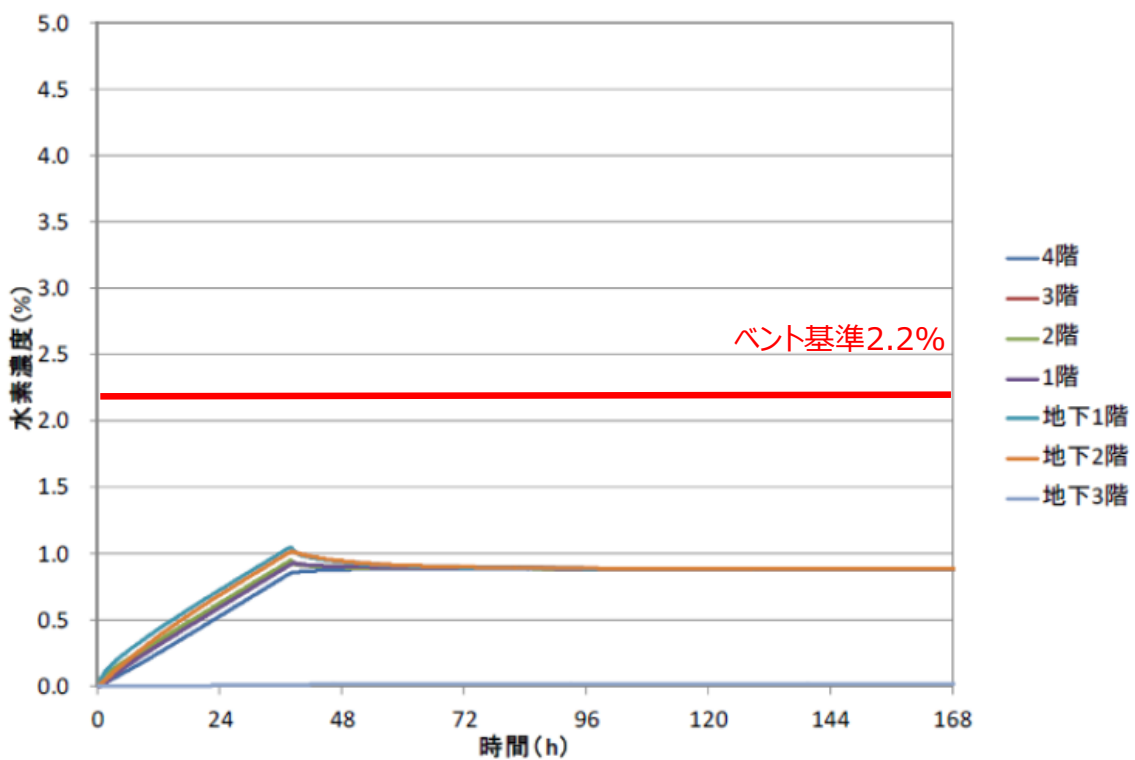


図 1.2.15 原子炉建屋全域水素濃度 (格納容器ベント)

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

局所エリアの水素挙動及び格納容器ベント基準の妥当性について確認するため、設計及び工事計画認可申請書 補足説明資料「工事計画に係る説明資料（原子炉格納施設） 資料 6 原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書に係る補足説明資料」にて示している局所エリアの GOTHIC コードによる水素挙動解析結果について確認した。

局所エリアについても、原子炉格納容器から原子炉建屋への水素漏えい事象として、事象進展が早く原子炉格納容器圧力及び温度が高く推移する「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」を選定し、代替循環冷却系を使用する場合及び格納容器ベントを使用する場合の両ケースについて確認している。

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

a. 評価条件

局所エリアの水素挙動の解析ケースは、表 1.2.2 に示すとおりドライウエル主フランジ（PCV 主フランジ）を含むシール部からの漏えいとし、評価シナリオは、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」における代替循環冷却系を使用する場合とする。GOTHIC コードの原子炉格納容器からの漏えい条件を表 1.2.6 に示す。

原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器温度及び原子炉格納容器内ガス組成は、表 1.2.6 に示すとおり、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のシナリオにおける代替循環冷却系を使用する場合における各パラメータを、原子炉建屋への水素漏えい量の観点でそれぞれ保守側に包絡するように設定する。

漏えい率については、AEC の評価式により算出される値を包絡する値として、原子炉格納容器圧力 2Pd 時の漏えい率（AEC 式にて約 1%/day）に余裕を見た漏えい率として 1.5%/day とし、格納容器圧力が上昇していない事象開始直後より 24 時間まで当該漏えい率を採用した。代替循環冷却系による格納容器除熱後は、格納容器圧力を包絡する条件とした。

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

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

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

表 1.2.6 原子炉格納容器からの漏えい条件（サブプレッションチェンバ）（局所エリア代替循環冷却系ケース）

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

表 1.2.7 評価対象の局所エリア

階数		漏えい箇所	局所エリア名称	空間容積(m ³)
地上2階	東側	上部ドライウエル 機器搬入用ハッチ	上部ドライウエル 機器搬入用ハッチ室	
		ISI用ハッチ		
	東側	上部ドライウエル 所員用エアロック	上部ドライウエル 所員用エアロック室	
地下1階	西側	サプレッション チェンバ出入口	サプレッション チェンバ出入口室	
地下2階	東側	下部ドライウエル 機器搬入用ハッチ	下部ドライウエル 機器搬入用ハッチ室	
	西側	下部ドライウエル 所員用エアロック	下部ドライウエル 所員用エアロック室	

枠囲みの内容は、機密事項に属しますので公開できません。

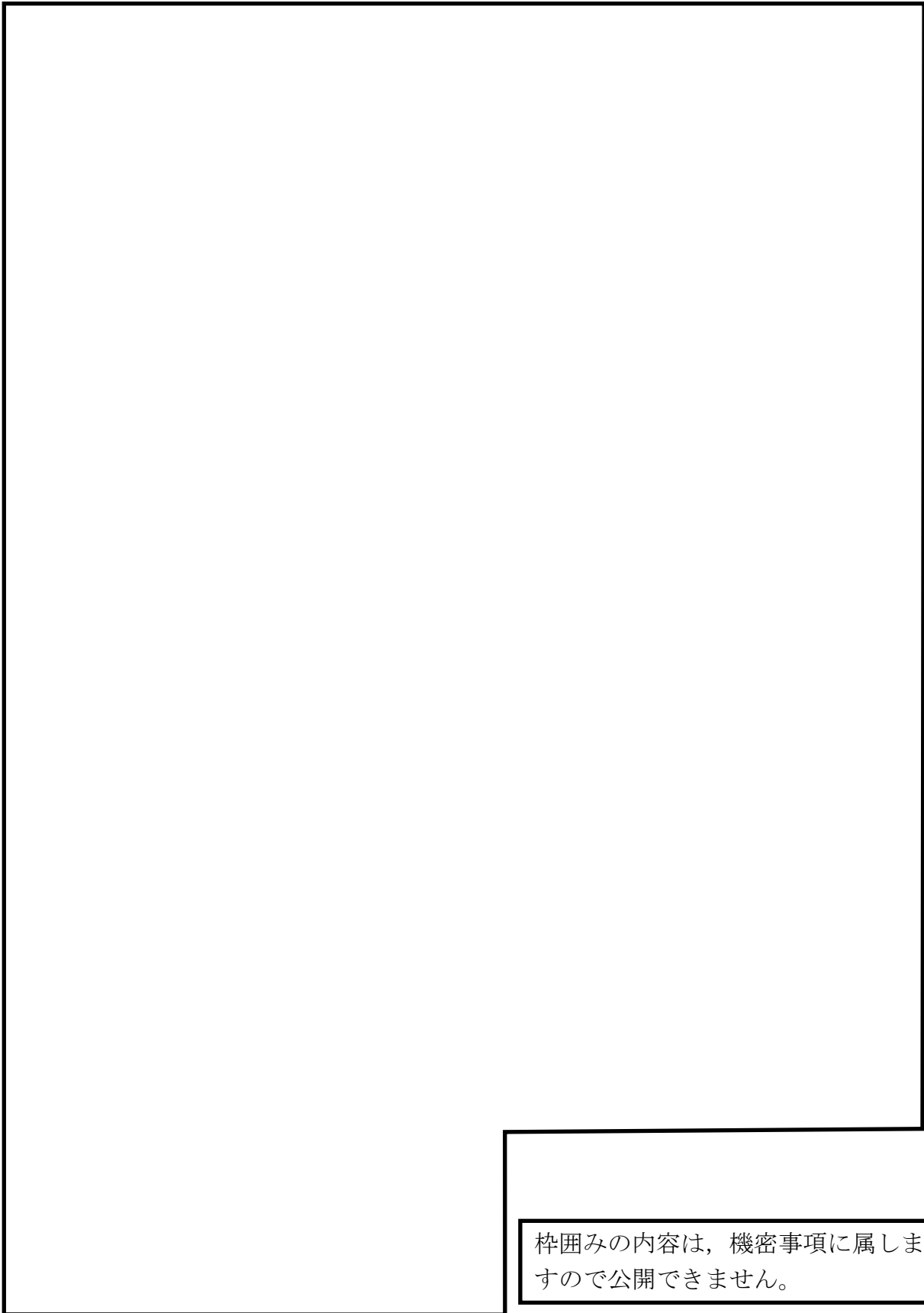


図 1. 2. 16 上部ドライウェル機器搬入用ハッチ室の解析モデル概略図及びメッシュ図

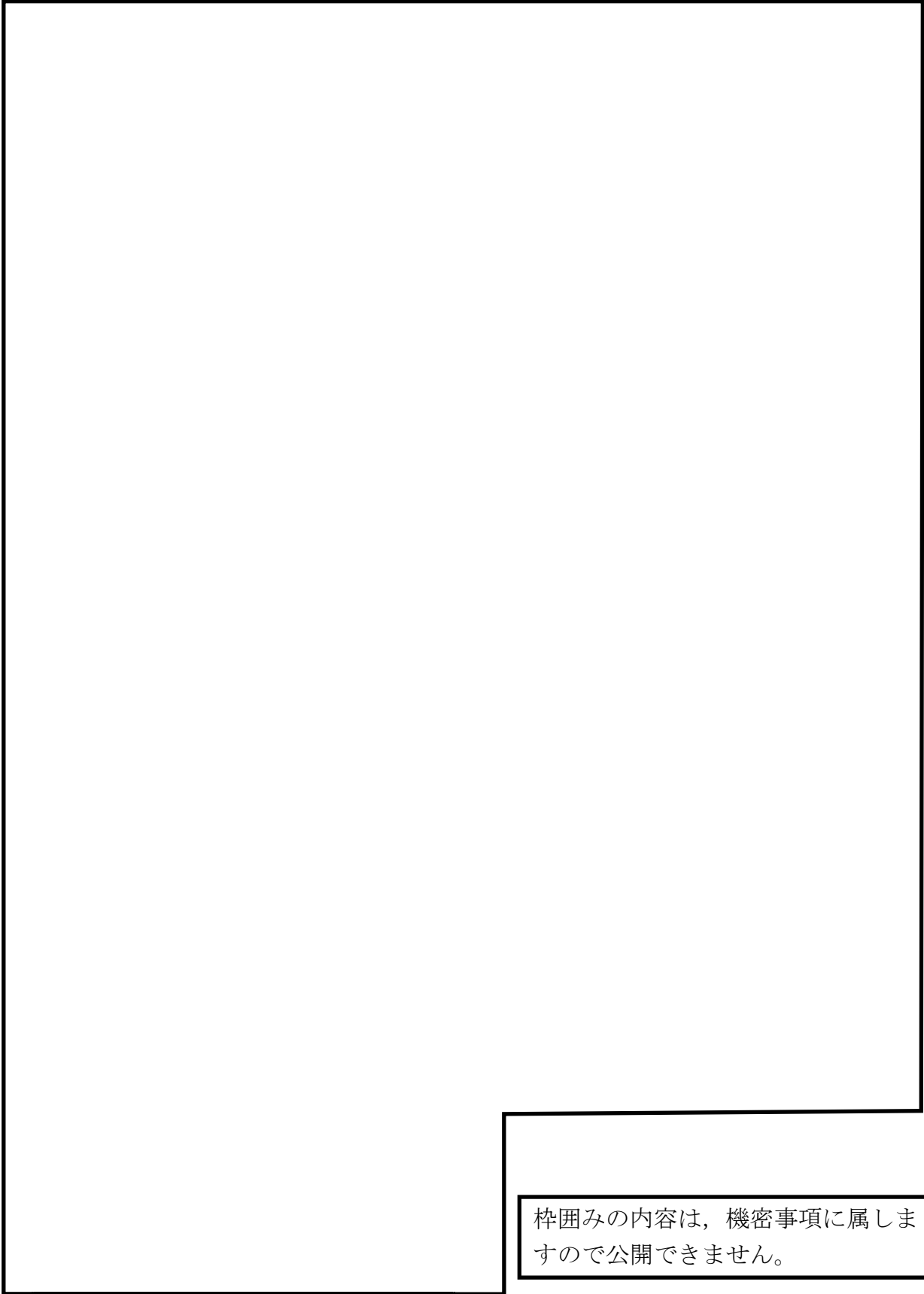
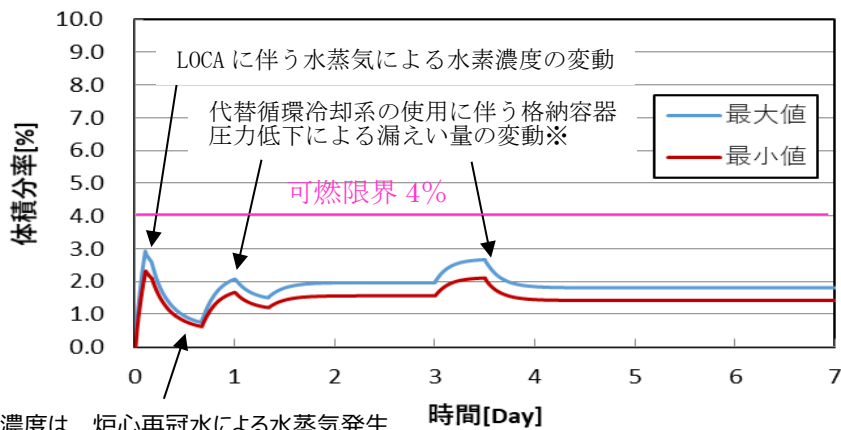


図 1.2.17 サプレッションチェンバ出入口室の解析モデル概略図及びメッシュ図

b. 評価結果

「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」における代替循環冷却系を使用する場合の評価結果を図 1.2.18 及び図 1.2.19 に示す。

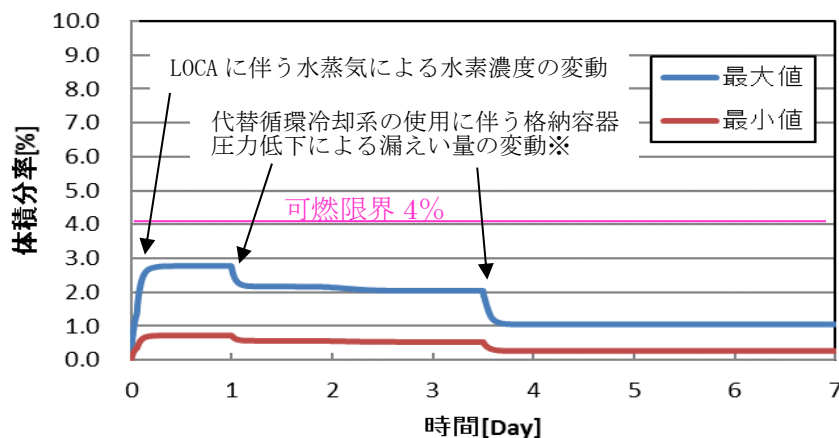
図 1.2.18 及び図 1.2.19 に示すとおり、局所エリアの水素濃度は上昇するものの、想定する全ての局所エリアの水素濃度が可燃限度（4.0vol%）未満であることを確認した。



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

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

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



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

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

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

a. 評価条件

原子炉建屋内の水素挙動の解析ケースは、表 1.2.2 に示すとおりドライウエル主フランジ（PCV 主フランジ）を含むシール部からの漏えいとし、評価シナリオは、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」における格納容器ベントを使用する場合とする。GOTHIC コードの原子炉格納容器からの漏えい条件を表 1.2.8 に示す。

原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器温度及び原子炉格納容器内ガス組成は、表 1.2.8 に示すとおり、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のシナリオにおける格納容器ベントを使用する場合における各パラメータを、原子炉建屋への水素漏えい量の観点でそれぞれ保守側に包絡するように設定する。

漏えい率については、AEC の評価式により算出される値を包絡する値として、原子炉格納容器圧力 2Pd 時の漏えい率（AEC 式にて約 1%/day）に余裕を見た漏えい率として 1.5%/day とし、格納容器圧力が上昇していない事象開始直後よりベント時間（38 時間）まで当該漏えい率を採用した。

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

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

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

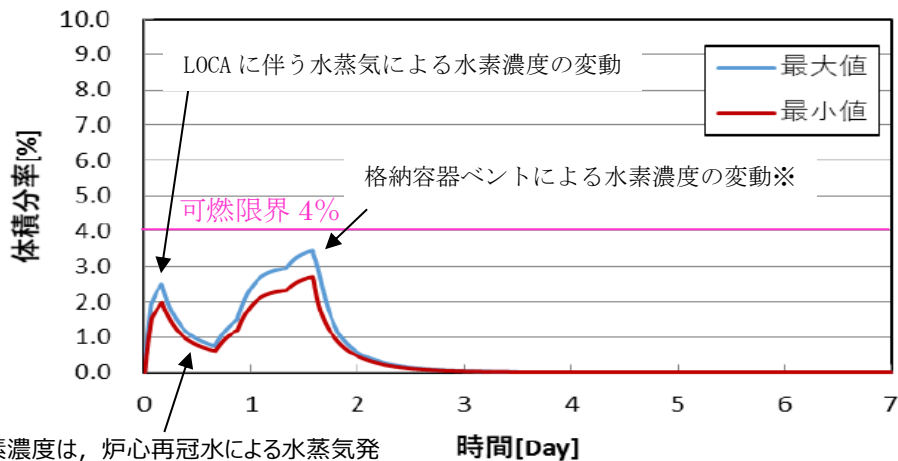
表 1.2.8 原子炉格納容器からの漏えい条件（サブプレッションチェンバ）（局所エリア格納容器ベントケース）

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

b. 評価結果

「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」における格納容器ベントを使用する場合の評価結果を図 1. 2. 20 及び図 1. 2. 21 に示す。

図 1. 2. 20 及び図 1. 2. 21 に示すとおり、局所エリアの水素濃度は上昇するものの、想定する全ての局所エリアの水素濃度が可燃限度（4. 0vol%）未満であることを確認した。

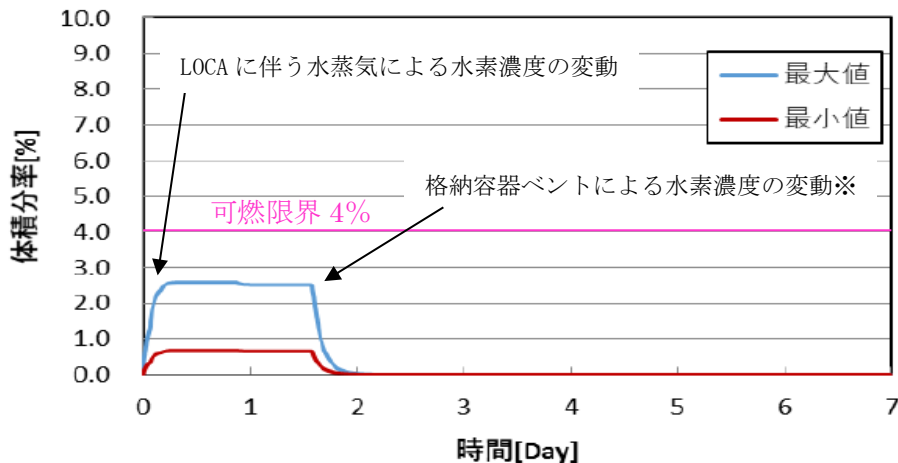


ドライウエルの水素濃度は、炉心再冠水による水蒸気発生により低下する。その後、格納容器スプレイによってドライウエル圧力が低下し、サブプレッション・チェンバの気体がドライウエルに流入するため、ドライウエルの水素濃度は上昇する。

上記のドライウエル水素濃度変化による変動。

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

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



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

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

(7) 局所エリアにおける可燃限界に対する裕度について

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

a. 評価条件 (代替循環冷却系)

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

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

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

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

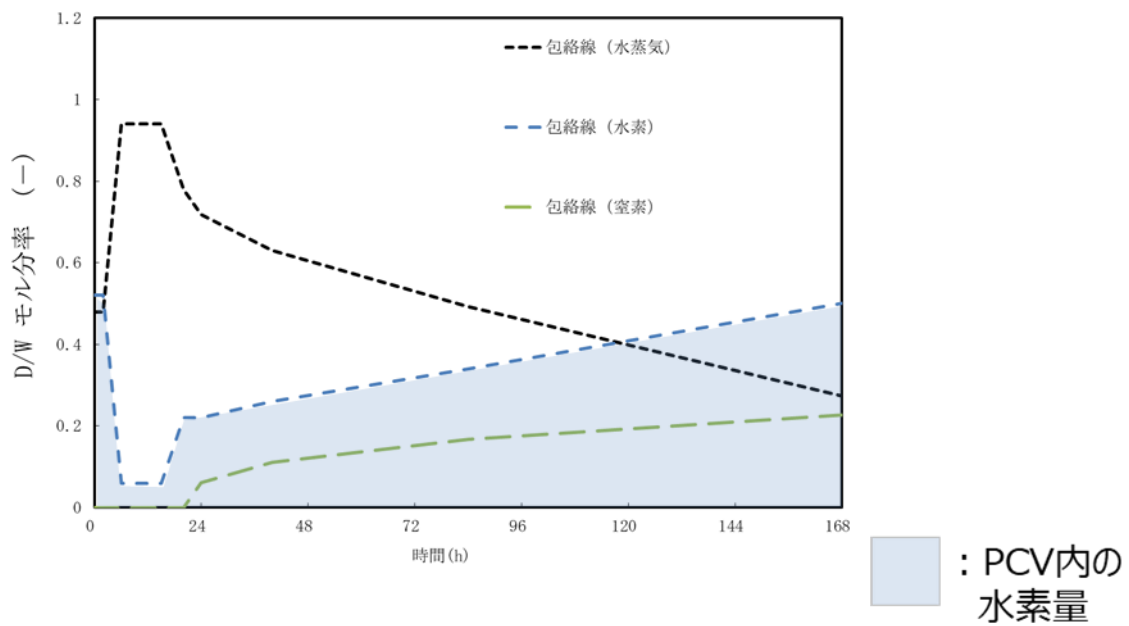


図 1. 2. 22 有効性評価の 2 倍相当の条件におけるドライウエルの気相濃度 (局所エリア水素発生量増加代替循環冷却系ケース)

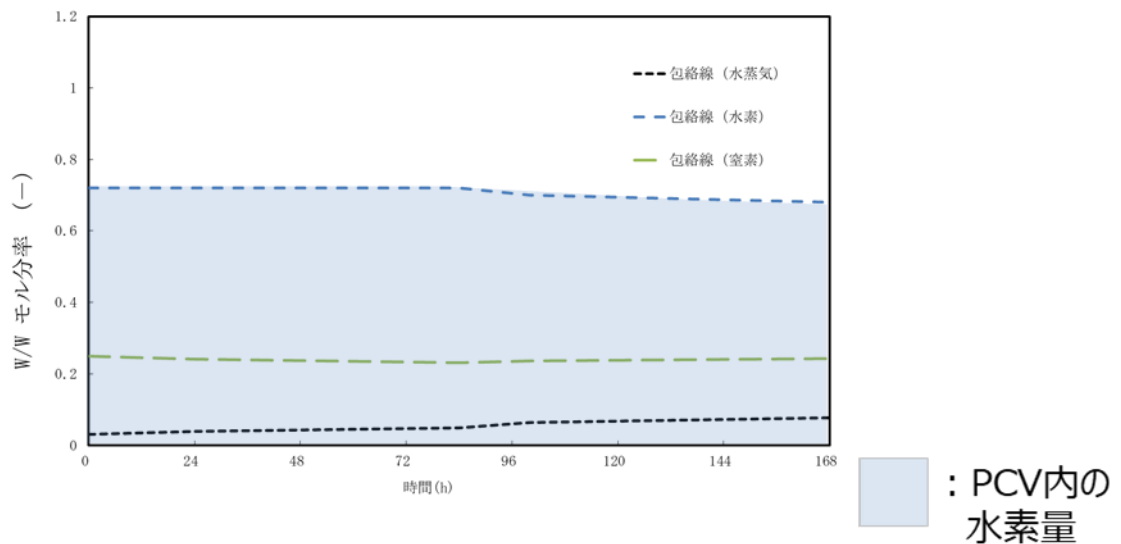


図 1. 2. 23 有効性評価の 2 倍相当の条件におけるサブプレッションチェンバの気相濃度 (局所エリア水素発生量増加代替循環冷却系ケース)

b. 評価結果（代替循環冷却系）

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

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

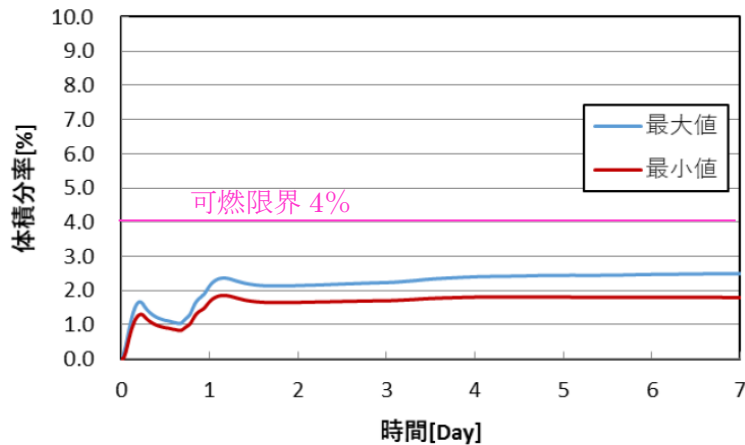


図 1. 2. 24 上部ドライウェル機器搬入用ハッチ室の水素濃度推移（局所エリア水素発生量増加代替循環冷却系ケース）

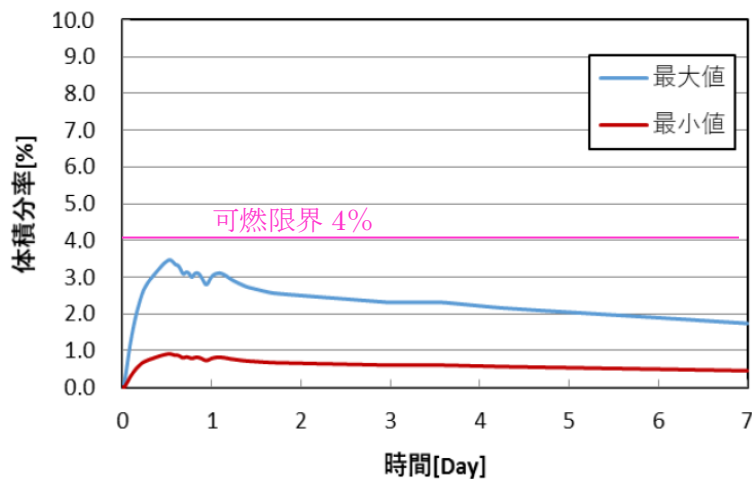


図 1. 2. 25 サプレッションチェンバ出入口室の水素濃度推移（局所エリア水素発生量増加代替循環冷却系ケース）

c. 評価条件（格納容器ベント）

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

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

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

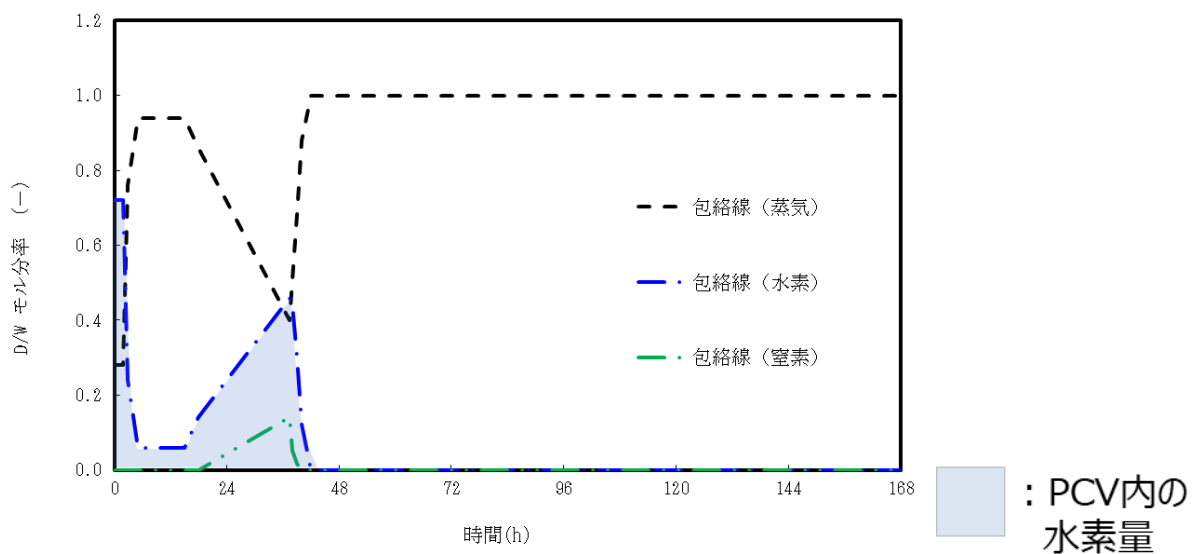


図 1. 2. 26 有効性評価の 2 倍相当の条件におけるドライウェルの気相濃度 (局所エリア水素発生量増加格納容器ベントケース)

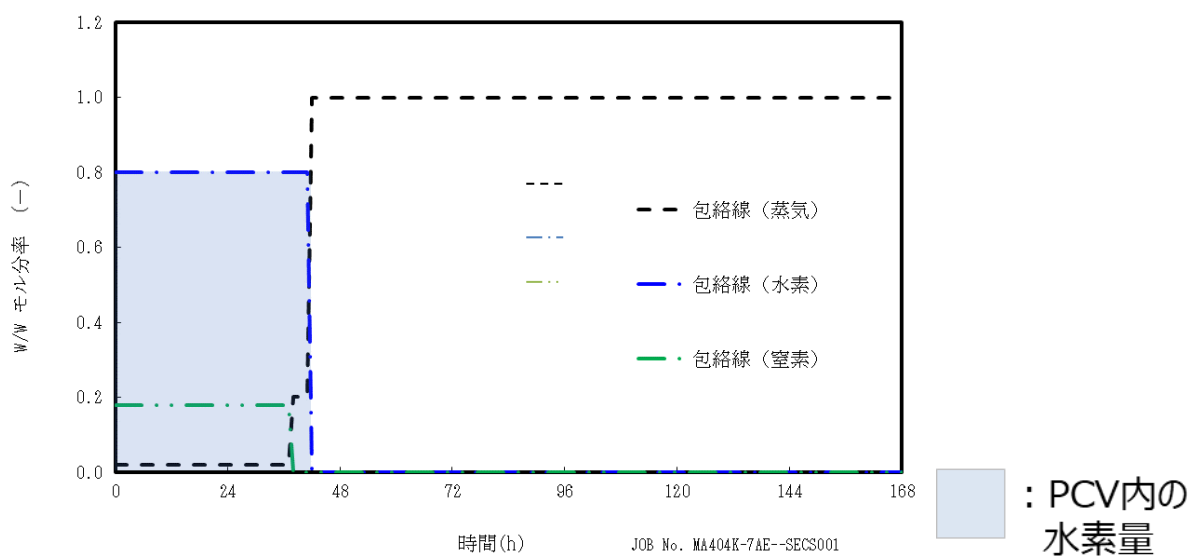


図 1. 2. 27 有効性評価の 2 倍相当の条件におけるサプレッションチェンバの気相濃度 (局所エリア水素発生量増加格納容器ベントケース)

d. 評価結果（格納容器ベント）

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

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

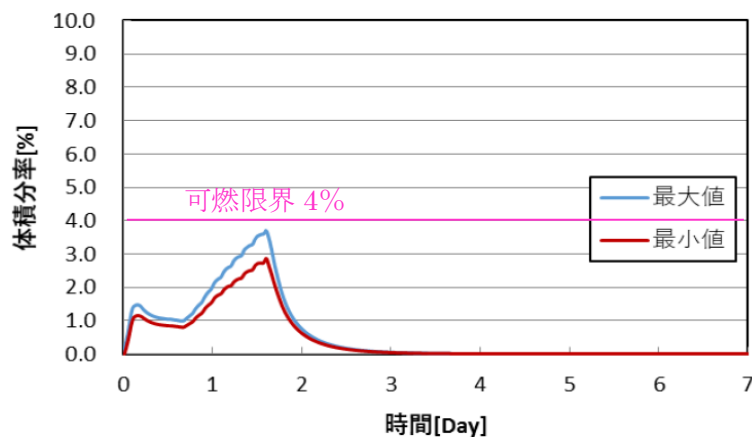


図 1.2.28 上部ドライウエル機器搬入用ハッチ室の水素濃度推移（局所エリア水素発生量増加格納容器ベントケース）

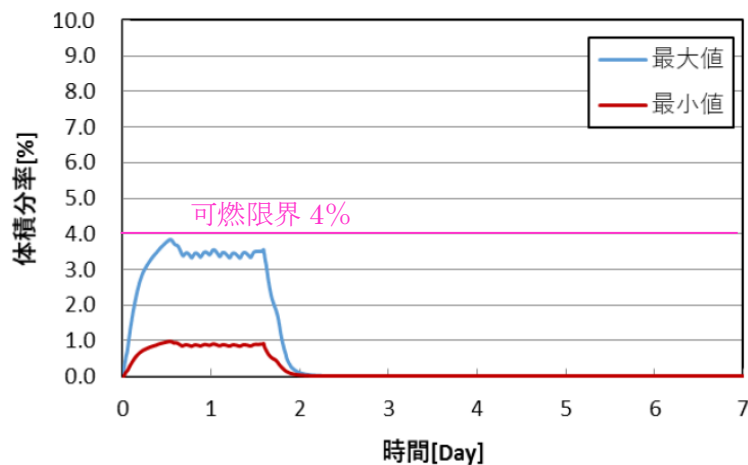


図 1.2.29 サプレッションチェンバ出入口室の水素濃度推移（局所エリア水素発生量増加格納容器ベントケース）

e. 局所エリアにおける可燃限界に対する裕度について

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

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

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

(8) まとめ

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

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

1. 2. 2 2.2vol%での判断が妥当であること

ベント基準の判断においては、以下の事項を考慮する必要がある。

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

適合性審査において、原子炉格納容器ベント基準である 2.2vol%には至らないことを確認（ベースケース参照）している。また、可燃限界 4 vol%に対して、計器誤差 1vol%を考慮しても、不測事態発生時の操作時間が確保されている。

【原子炉建屋水素濃度 2.2vol%根拠】

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

【ベント手順の成立性について】

- ・原子炉建屋オペレーティングフロア水素濃度上昇率を 0.13vol%/h 程度*と仮定している。
※：設計漏えい率の 6 倍 (9.0%/day) かつ PAR に期待しない場合の保守的な状態を想定し、GOTHIC 解析で算出
- ・上記のような、非常に保守的な条件を仮定する場合であっても、運転員は手順に従い速やかに原子炉格納容器ベント操作に移行でき、かつ、要員の作業時間を確保可能なことから、現状の手順で原子炉格納容器ベント対応できる。

【不測事態発生に対する余裕時間について】

- ・ベント基準到達後に遠隔操作にて速やかにベントできない場合、現場にて手動ベントを実施するが、図 1.2.30 に示すとおり、その操作時間は約 75 分である
- ・上記に対し、不測事態発生に対する操作余裕時間(0.8vol%)は、 $0.13\%/h \times 6h = 0.78\% < 0.8\%$ となり、非常に保守的な条件においても 6 時間程度の操作余裕時間がある

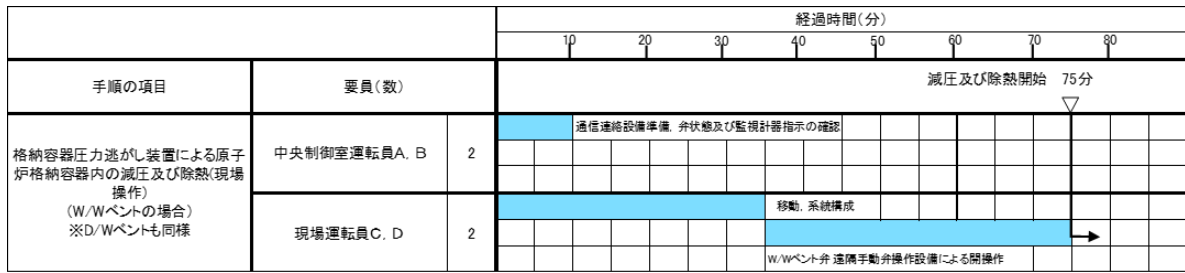


図 1. 2. 30 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）タイムチャート（W/W ベントの場合）

なお、これらのベント手順については、判断基準、役割等を明確にし、ためらわずベントできるように、図 1. 2. 31 に示すとおり手順書を整備している。

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

【7号機 事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）記載】

1. 運用について
 (2) 指示命令について
 本書を使用して操作を行う際に必要な判断は、基本的に当直副長が行うものとする。また、原子炉格納容器内のガンマ線線量率等により炉心損傷が予想される事態になった場合又は炉心損傷の徴候が見られた場合は、運転員の被ばく低減のため、当直副長の指示により全面マスク等を着用する。
 支援組織が発足された場合には、当直長は支援組織と緊密な連絡をとり、プラント状況、重大事故対処設備の状況、EALに係わる状況等の情報共有を行う。

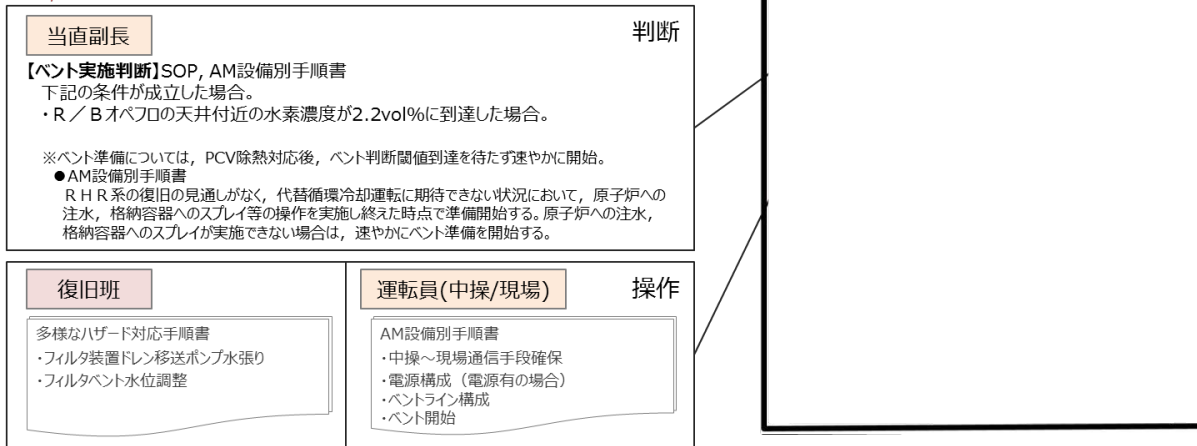


図 1. 2. 31 事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）等記載

「1. 2. 1」及び「1. 2. 2」から、原子炉建屋オペレーティングフロア水素濃度 2.2vol%での判断は妥当であることを適合性審査の中で確認している。ただし、これらの判断においては、水素挙動の不確かさを考慮したうえで上記の結果が変わらないこと（裕度があること）を確認する必要があるため、次頁以降の追加的な評価を実施する。

枠囲みの内容は、機密事項に属しますので公開できません。

2. ベント基準の裕度評価のための追加確認事項

2. 1 これまでの評価について

「1. 適合性審査を踏まえた確認事項」では、有効性評価（代替循環冷却系及び原子炉格納容器ベントを使用する場合）条件において保守的な原子炉格納容器水素発生量及び漏えい率を設定し、水素濃度評価を実施した。その結果、原子炉格納容器ベント基準及び可燃限界に到達しないことを確認している。また、局所エリアについては可燃限界に対する裕度があることを確認している。

2. 2 追加確認事項

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

2. 3 水素発生量を増加させた場合のベント基準との比較評価（代替循環冷却系）

(1) 評価条件

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

原子炉格納容器内水素発生量を増加させたケースとして、水素発生量を有効燃料長被覆管 100%（AFC100%）相当を包絡する 1.5 倍及び 3.0 倍相当とした場合の解析条件について表 2.3.1 に示す。なお、原子炉格納容器からの水素発生量条件以外については、「1. 2. 1（3）ベースケース解析（代替循環冷却）」の解析条件及び解析モデルと同様である。

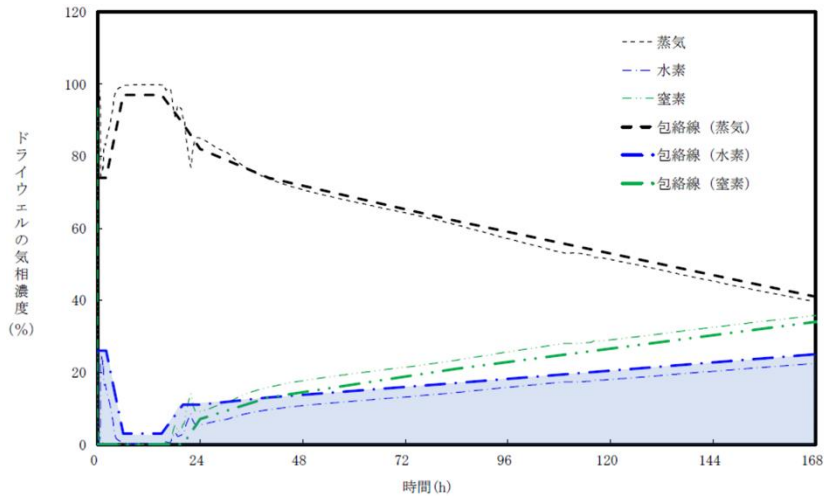
図 2.3.1 及び 2.3.2 に有効性評価における水素発生量を 1.5 倍および 3.0 倍相当とした場合の水素分率を示す。「1. 2. 1（3）」で示した循環冷却の原子炉格納容器内のガス組成の矩形の包絡線は大きな保守性を持つことから、現実的な評価条件に基づき感度解析を実施するため、図 2.3.1 及び図 2.3.2 に示すとおり、原子炉格納容器内の気相濃度について包絡線を設定した。

表 2.3.1 AFC100%相当を包絡する水素発生量における解析条件

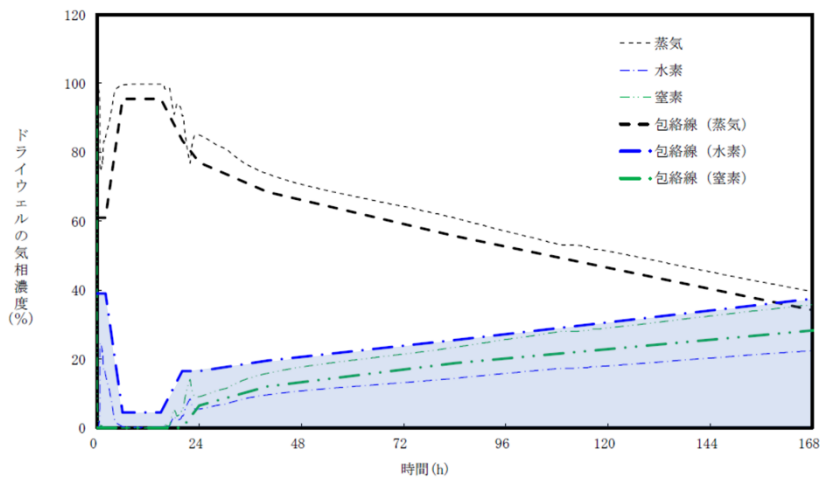
解析ケース	水素発生量
ベースケース（有効性評価）※	約 600kg 相当
水素発生量 1.5 倍相当	約 900kg 相当
水素発生量 3.0 倍相当	約 1800kg 相当

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

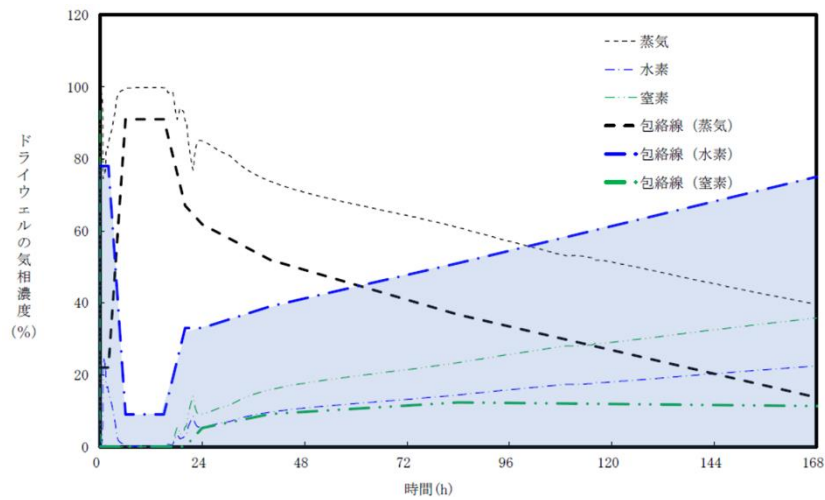
※：1. 2. 1（3）の評価では保守性を考慮した水素発生量を想定したが、本評価では有効性評価の水素発生量をベースケースとし、水素発生量を増加させた



ベースケース（有効性評価）



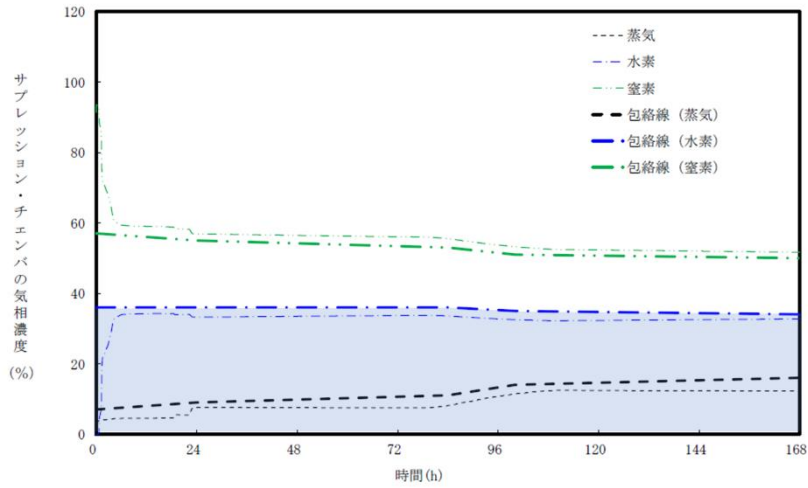
水素発生量 1.5 倍相当



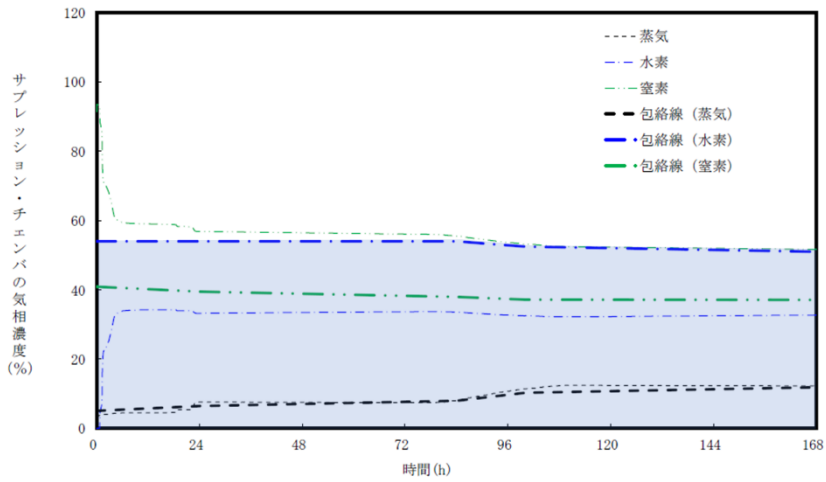
□ : PCV内の水素量

水素発生量 3.0 倍相当

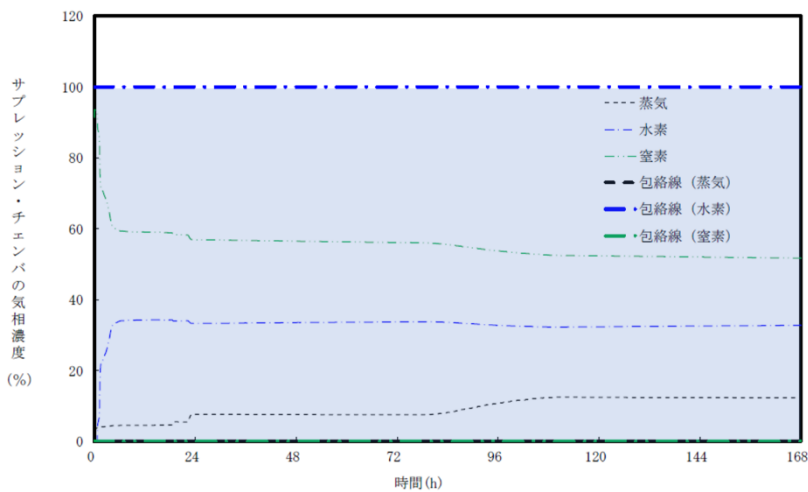
図 2.3.1 有効性評価（代替循環冷却系ケース）におけるドライウエルの気相濃度



ベースケース (有効性評価)



水素発生量 1.5 倍相当



□ : PCV内の水素量

水素発生量 3.0 倍相当

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

(2) 評価結果

代替循環冷却系を使用する場合のドライウェル主フランジ (PCV 主フランジ) を含むシール部からの漏えいケースの水素発生量を増加させた場合における原子炉建屋オペレーティングフロアの水素挙動を図 2.3.3 に示す。

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

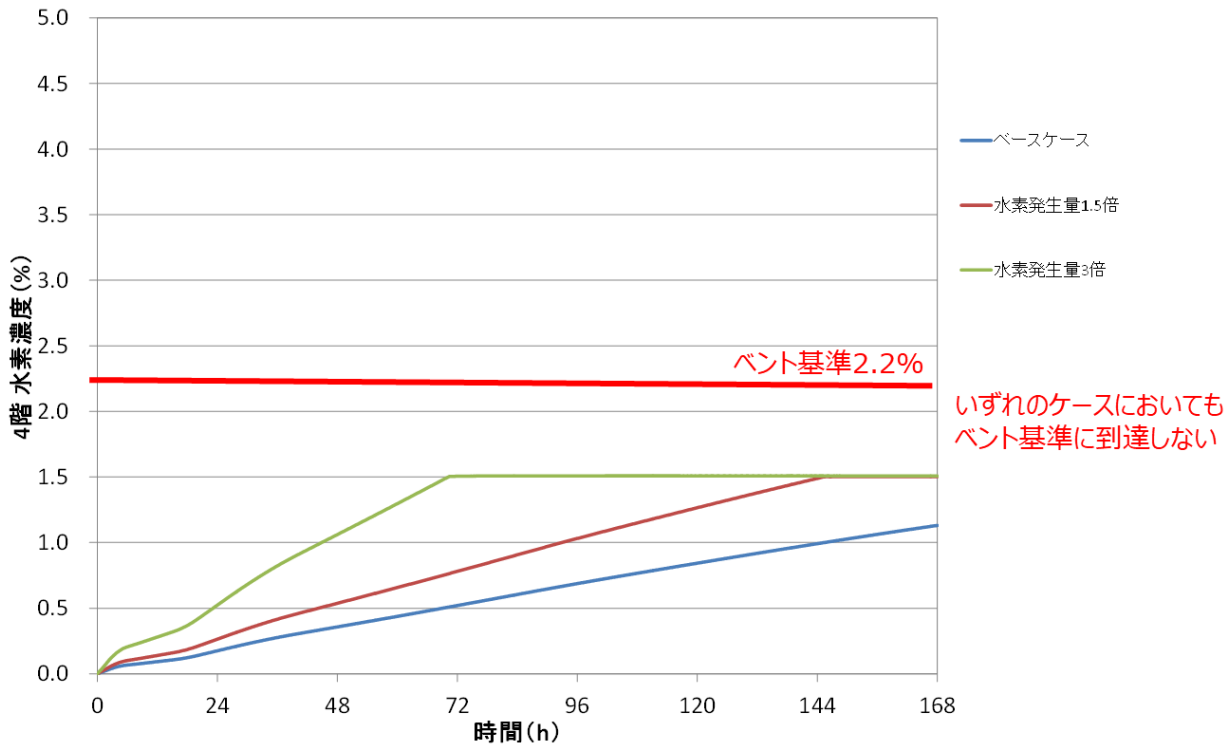


図 2.3.3 原子炉建屋オペレーティングフロア水素濃度 (水素発生量増加代替循環冷却ケース)

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

(1) 評価条件

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

原子炉格納容器内水素発生量を増加させたケースとして、水素発生量を有効燃料長被覆管 100%（AFC100%）相当を包絡する 1.5 倍及び 3.0 倍相当とした場合の解析条件について表 2.4.1 に示す。なお、原子炉格納容器からの水素発生量条件以外については、「1. 2. 1（4）ベースケース解析（格納容器ベント）」の解析条件及び解析モデルと同様である。

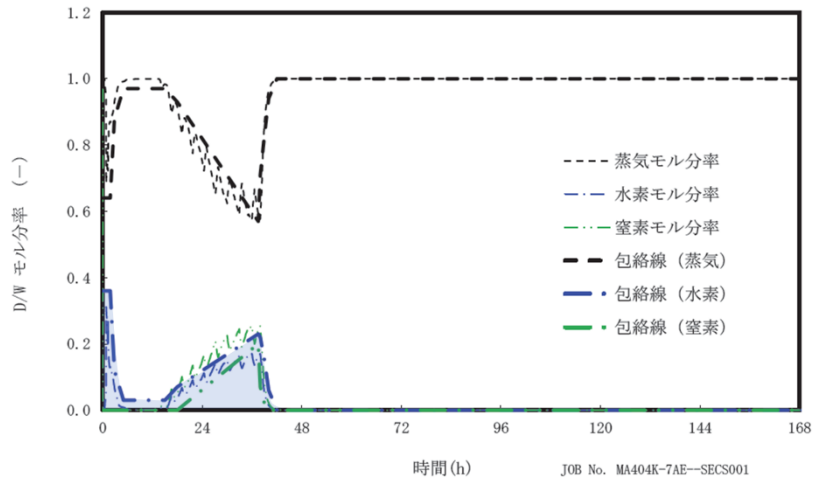
図 2.4.1 及び 2.4.2 に有効性評価における水素発生量を 1.5 倍および 3.0 倍相当とした場合の水素分率を示す。「1. 2. 1（4）」で示した格納容器ベントの原子炉格納容器内の気相濃度の矩形の包絡線は大きな保守性を持つことから、現実的な評価条件に基づき感度解析を実施するため、図 2.4.1 及び 2.4.2 に示すとおり、原子炉格納容器内の気相濃度について包絡線を設定した。

表 2.4.1 AFC100%相当を包絡する水素発生量における解析条件

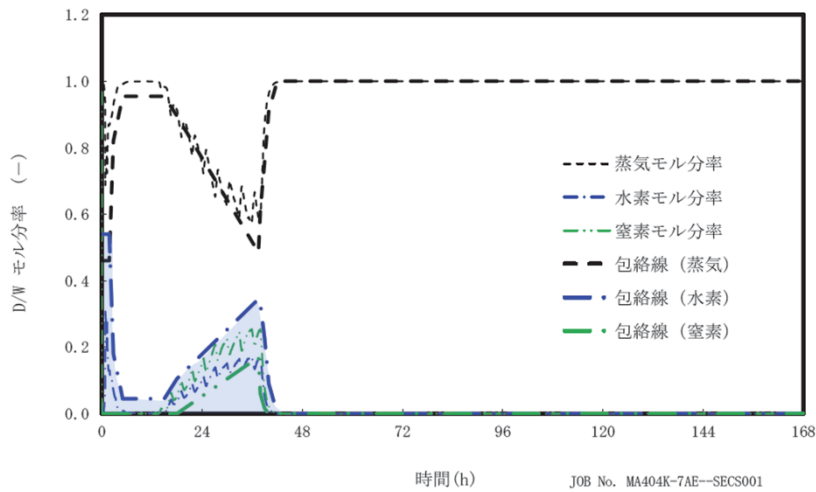
解析ケース	水素発生量
ベースケース（有効性評価）※	約 600kg 相当
水素発生量 1.5 倍相当	約 900kg 相当
水素発生量 3.0 倍相当	約 1800kg 相当

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

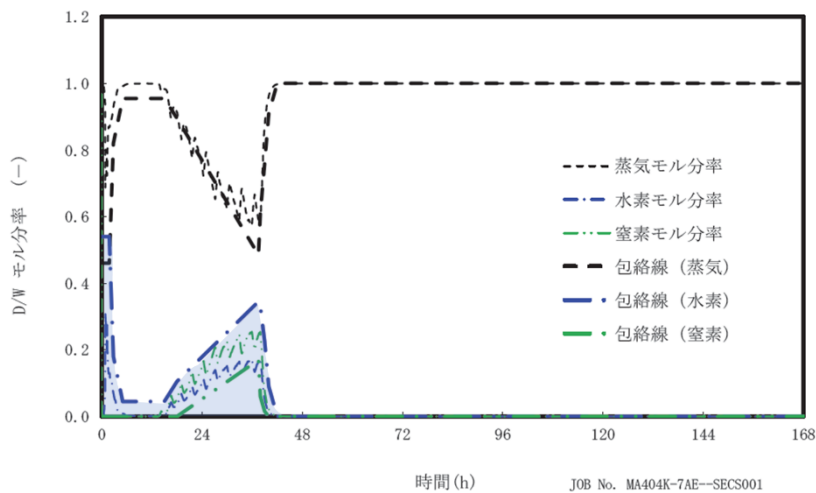
※：1. 2. 1（4）の評価では保守性を考慮した水素発生量を想定したが、本評価では有効性評価の水素発生量をベースケースとし、水素発生量を増加させた



ベースケース (有効性評価)



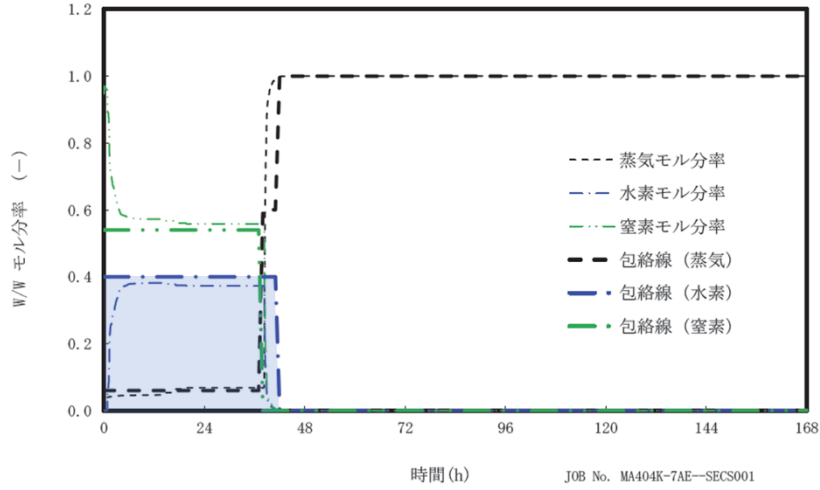
水素発生量 1.5 倍相当



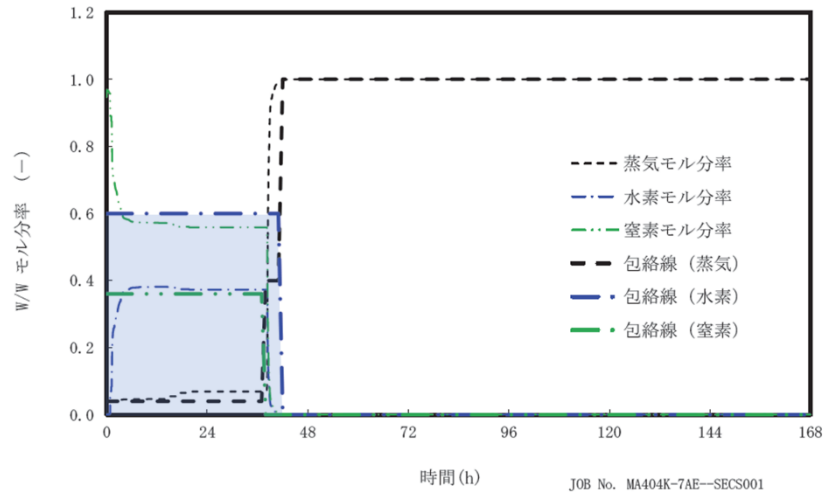
□ : PCV内の
水素量

水素発生量 3.0 倍相当

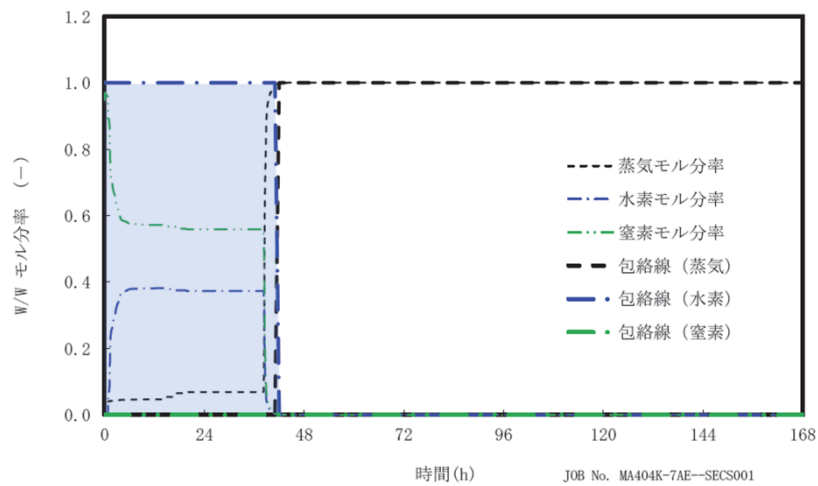
図 2. 4. 1 有効性評価 (格納容器ベントケース) におけるドライウエルの気相濃度



ベースケース (有効性評価)



水素発生量 1.5 倍相当



■ : PCV内の水素量

水素発生量 3.0 倍相当

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

(2) 評価結果

格納容器ベントを使用する場合のドライウェル主フランジ (PCV 主フランジ) を含むシール部からの漏えいケースの水素発生量を変化させた場合における原子炉建屋オペレーティングフロアの水素挙動を図 2.4.3 に示す。

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

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

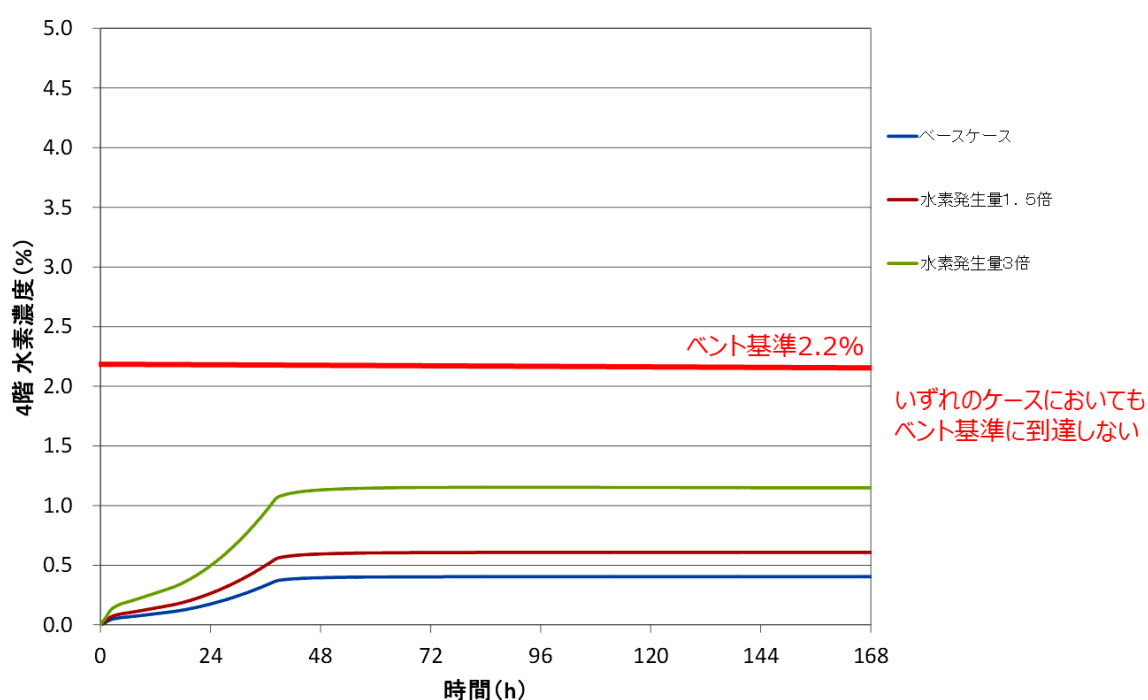


図 2.4.3 原子炉建屋オペレーティングフロア水素濃度 (水素発生量増加格納容器ベントケース)

2. 5 PAR が機能しないと想定した場合のベント基準との比較評価（代替循環冷却系）

（1）評価条件

原子炉建屋オペレーティングフロアの PAR が機能しないと想定した水素挙動の解析ケースはドライウェル主フランジ（PCV 主フランジ）を含むシール部からの漏えいとし、評価シナリオは、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」における代替循環冷却系を使用する場合とする。

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

(2) 評価結果

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

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

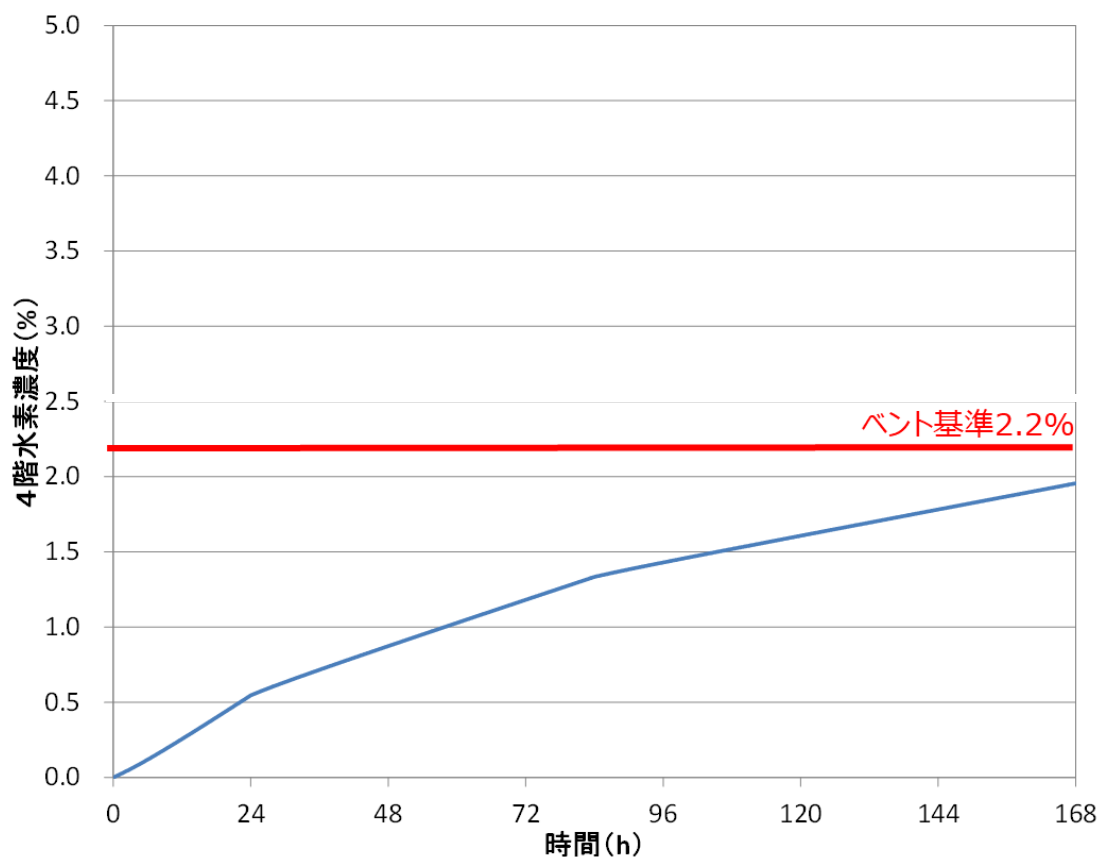


図 2.5.1 原子炉建屋オペレーティングフロア水素濃度 (PAR 機能しない代替循環冷却ケース)

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

(1) 評価条件

原子炉建屋オペレーティングフロアの PAR が機能しないと想定した水素挙動の解析ケースはドライウェル主フランジ（PCV 主フランジ）を含むシール部からの漏えいとし、評価シナリオは、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」における格納容器ベントを使用する場合とする。

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

(2) 評価結果

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

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

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

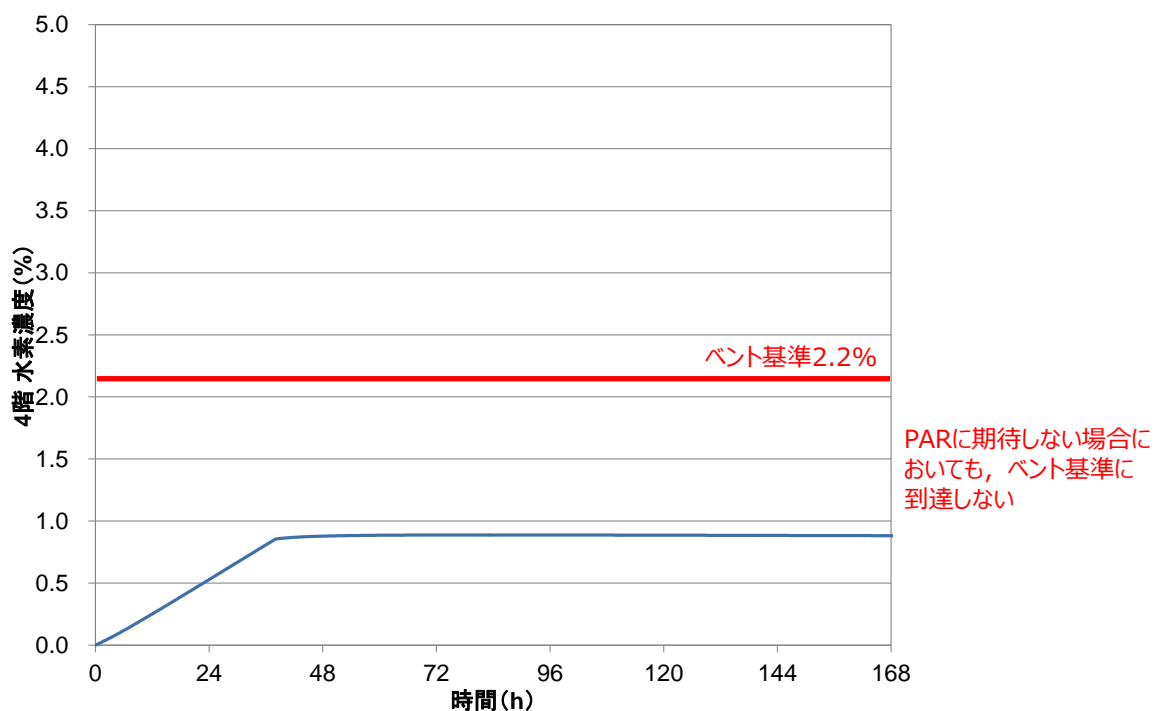


図 2.6.1 原子炉建屋オペレーティングフロア水素濃度 (PAR 機能しない格納容器ベントケース)

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

(1) 評価条件

原子炉建屋内の格納容器漏えい率を変化させた水素挙動の解析ケースはドライウェル主フランジ（PCV 主フランジ）を含むシール部からの漏えいとし、評価シナリオは、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」における代替循環冷却を使用する場合とする。

原子炉格納容器漏えい率を増加させたケースとして、「1. 2. 1 (3) ベースケース解析（代替循環冷却系）」で示している有効性評価条件のベースケースの原子炉格納容器漏えい率を増加させた解析条件を表 2.7.1 に示す。

原子炉格納容器漏えい率以外の条件は、「1. 2. 1 (3) ベースケース解析（代替循環冷却）」の解析条件と同等であり、原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器温度及び原子炉格納容器内ガス組成は、各パラメータを、原子炉建屋への水素漏えい量の観点でそれぞれ保守側に包絡するように設定する。

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

表 2.7.1 各ケースの水素漏えい率

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

(2) 評価結果

代替循環冷却系を使用する場合のドライウェル主フランジ (PCV 主フランジ) を含むシール部からの漏えいケースの格納容器漏えい率を変化させた場合における原子炉建屋オペレーティングフロアの水素挙動を図 2.7.1 に示す。

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

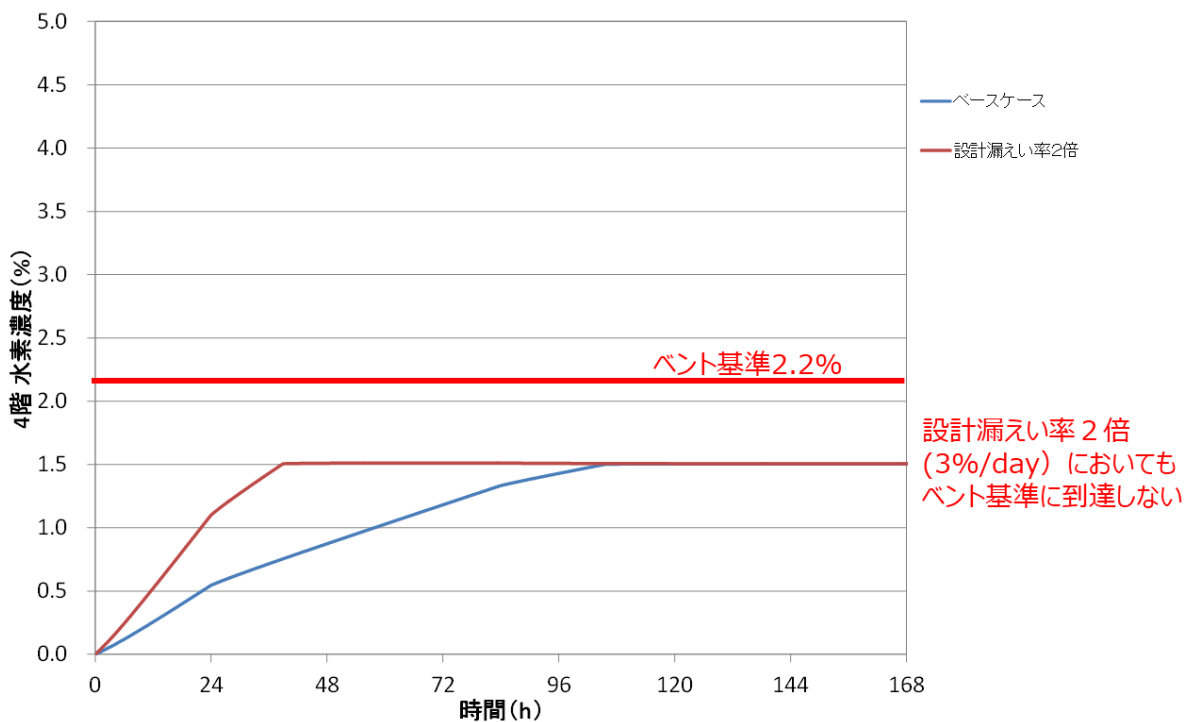


図 2.7.1 原子炉建屋オペレーティングフロア水素濃度 (漏えい率変化代替循環冷却ケース)

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

(1) 評価条件

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

原子炉格納容器漏えい率を増加させたケースとして、「1. 2. 1（4）ベースケース解析（格納容器ベント）」で示している有効性評価条件のベースケースの原子炉格納容器漏えい率を増加させた解析条件を表 2. 8. 1 に示す。

原子炉格納容器漏えい率以外の条件は、「1. 2. 1（4）ベースケース解析（格納容器ベント）」の解析条件と同等であり、原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器温度及び原子炉格納容器内ガス組成は、各パラメータを、原子炉建屋への水素漏えい量の観点でそれぞれ保守側に包絡するように設定する。

また、漏えい率については、AEC の評価式により算出される値を包絡する値として、原子炉格納容器圧力 2Pd 時の漏えい率（AEC 式にて約 1%/day）に余裕を見た漏えい率として 1. 5%/day をベースケースとし、格納容器圧力が上昇していない事象開始直後よりベント時間（38 時間）まで当該漏えい率を採用した。

表 2. 8. 1 各ケースの水素漏えい率

ケース	0～38時間	38時間以降
ベースケース	1. 5%/day	0. 5%/day
設計漏えい率2倍	3. 0%/day	1. 0%/day

(2) 評価結果

格納容器ベントを使用する場合のドライウェル主フランジ (PCV 主フランジ) を含むシール部からの漏えいケースの格納容器漏えい率を変化させた場合における原子炉建屋オペレーティングフロアの水素挙動を図 2.8.1 に示す。

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

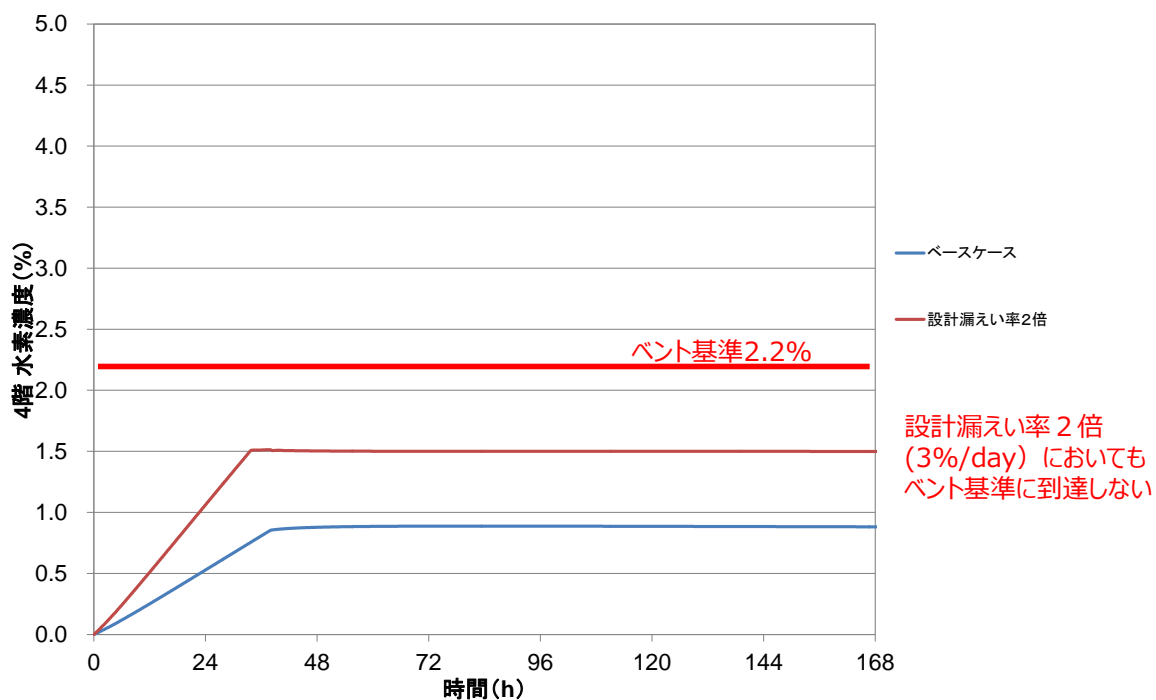


図 2.8.1 原子炉建屋オペレーティングフロア水素濃度 (漏えい率変化格納容器ベントケース)

2. 9 自主対策設備の使用を考慮した解析ケース（代替循環冷却系）

格納容器頂部注水系は、自主対策設備として設置しており、格納容器温度 171℃ 到達で注水する手順としている。評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」における代替循環冷却系を使用する場合において、格納容器温度が 171℃を超過するため、以下のとおり格納容器頂部注水系の使用を考慮したケースについて、原子炉建屋内の水素挙動解析結果に基づいて確認した。

（1）評価条件

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

また、原子炉格納容器漏えい想定箇所以外の格納容器漏えい率、原子炉格納容器内水素発生量及び PAR 反応開始水素濃度等については、「1. 2. 1（3）ベースケース解析（代替循環冷却系）」と同様である。

なお、漏えい想定箇所については、格納容器頂部注水系による原子炉ウエル注水手段を考慮したものであり、ドライウエル主フランジ（PCV 主フランジ）からの漏えい量がそれ以外の各フロアのフランジ部、エアロックに等価に分配されるとは考えにくいと保守的に漏えい量を分配している。水素漏えい量の分配条件について、表 2.9.1 に示す。

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

表 2.9.1 自主対策設備の使用を考慮した解析ケースにおける漏えい箇所と漏えい割合

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

枠囲みの内容は、機密事項に属しますので公開できません。

(2) 評価結果

代替循環冷却系を使用する場合の格納容器頂部注水系（自主対策設備）使用を考慮したドライウェル主フランジ（PCV 主フランジ）を除くシール部からの漏えいケースにおける原子炉建屋内の水素挙動を図 2.9.1 に示す。

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

よって、自主対策設備である格納容器頂部注水系の使用を考慮し、保守的に下層階のみへ漏えいする場合においても、原子炉建屋内の水素濃度は、水素濃度ベント基準に至らないことを確認した。

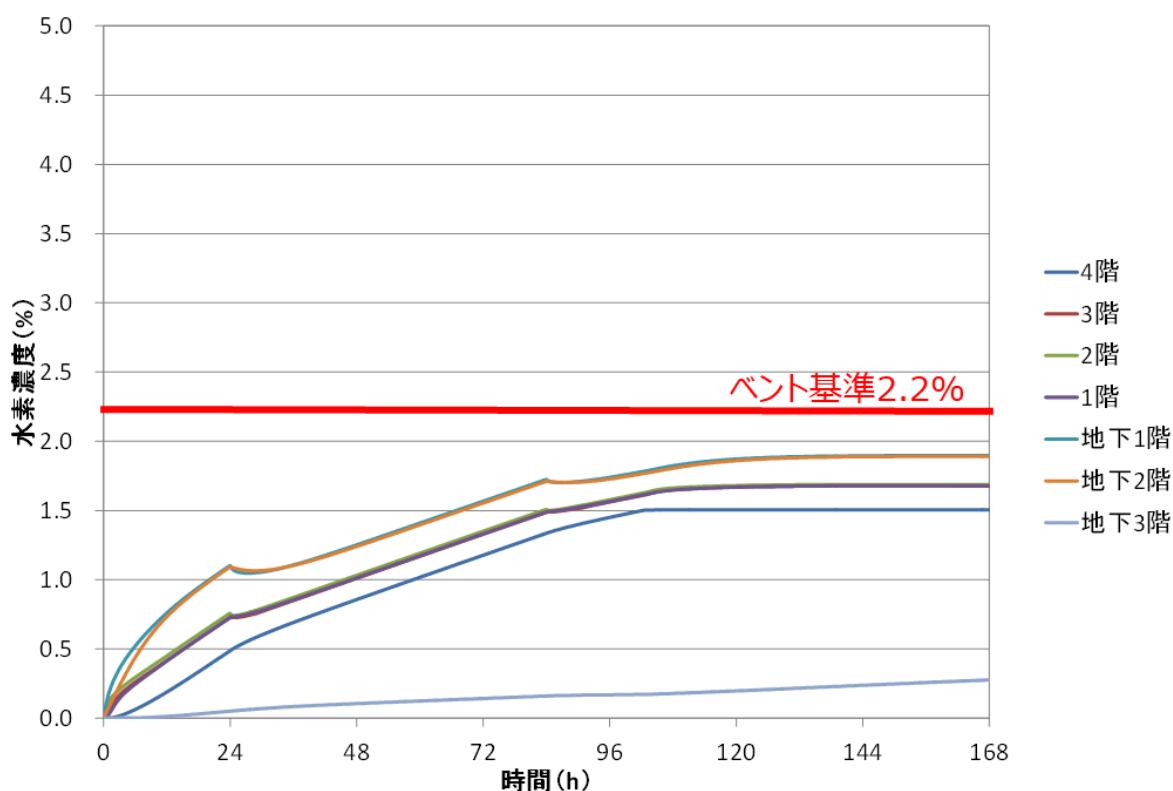


図 2.9.1 原子炉建屋内水素濃度（自主対策設備考慮代替循環冷却ケース）

2. 10 自主対策設備の使用を考慮した解析ケース（格納容器ベント）

格納容器頂部注水系は、自主対策設備として設置しており、格納容器温度 171°C 到達で注水する手順としている。評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」における格納容器ベントを使用する場合において、格納容器温度が 171°C を超過するため、以下のとおり使用を考慮したケースについて、原子炉建屋内の水素挙動解析結果に基づいて確認した。

（1）評価条件

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

また、原子炉格納容器漏えい想定箇所以外の格納容器漏えい率、原子炉格納容器内水素発生量及び PAR 反応開始水素濃度等については、「1. 2. 1（4）ベースケース解析（格納容器ベント）」と同様である。なお、漏えい想定箇所については、格納容器頂部注水系による原子炉ウェル注水手段を考慮したものであり、ドライウェル主フランジ（PCV 主フランジ）からの漏えい量がそれ以外の各フロアのフランジ部、エアロックに等価に分配されるとは考えにくいが保守的に漏えい量を分配している。水素漏えい量の分配条件については「2. 9（1）自主対策設備の使用を考慮した解析ケース（代替循環冷却系）」と同様である。

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

(2) 評価結果

格納容器ベント系を使用する場合の格納容器頂部注水系（自主対策設備）使用を考慮したドライウェル主フランジ（PCV 主フランジ）を除くシール部からの漏えいケースにおける原子炉建屋内の水素挙動を図 2.10.1 に示す。

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

よって、自主対策設備である格納容器頂部注水系の使用を考慮し、保守的に下層階のみへ漏えいする場合においても、原子炉建屋内の水素濃度は、下層階も含めて 1.5vol%以下であり、原子炉建屋は水素濃度ベント基準に至らないことを確認した。

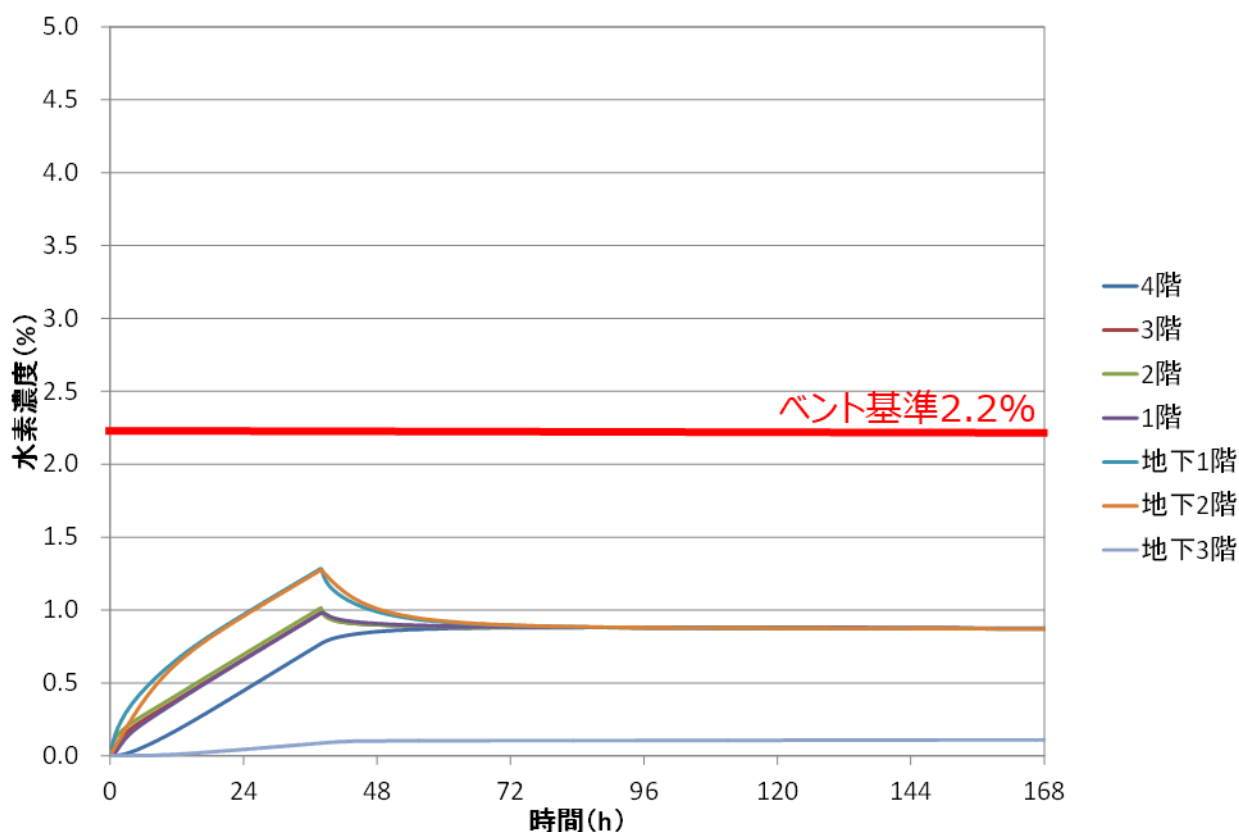


図 2.10.1 原子炉建屋内水素濃度（自主対策設備考慮格納容器ベントケース）

2. 1 1 まとめ

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

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

局所エリアの状況

原子炉格納容器から原子炉建屋へ水素漏えいが想定される箇所には、直接漏えいが発生する小部屋形状となっている箇所（以下、「局所エリア」という。）がある（第1表）。

第1表 局所エリア

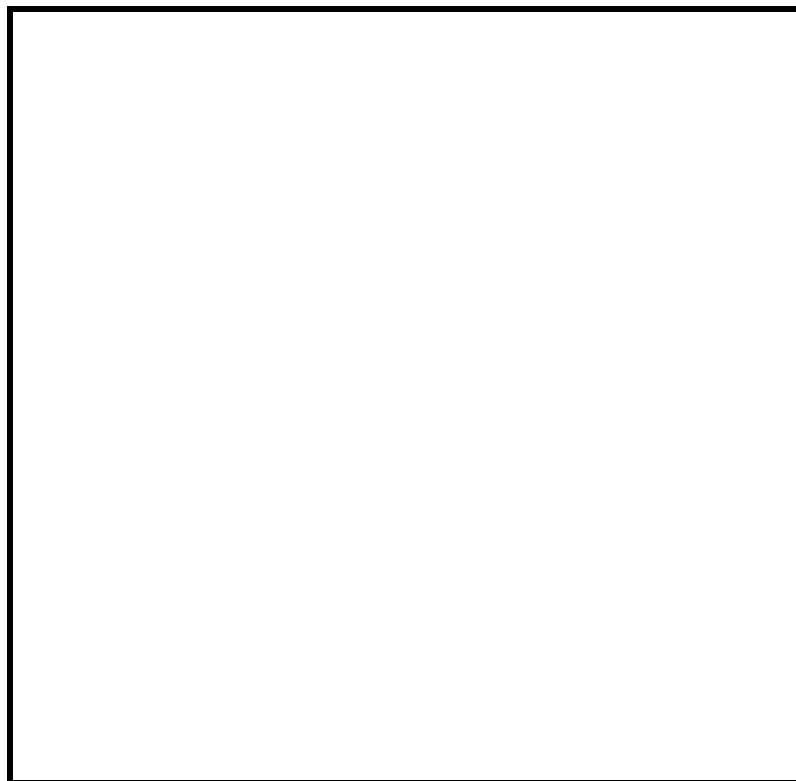
階数		漏えい箇所	周長	局所エリア	空間容積
地上 2階	東側	上部ドライウエル 機器搬入用ハッチ		上部ドライウエル機器 搬入用ハッチ室	
		ISI用ハッチ			
	東側	上部ドライウエル 所員用エアロック		上部ドライウエル所員 用エアロック室	
地下 1階	西側	サプレッションチェ ンバ出入口		サプレッションチェン バ出入口室	
地下 2階	東側	下部ドライウエル 機器搬入用ハッチ		下部ドライウエル機器 搬入用ハッチ室	
	西側	下部ドライウエル 所員用エアロック		下部ドライウエル所員 用エアロック室	

以降に、各局所エリアの状況を示す。

1. 上部ドライウエル機器搬入用ハッチ室

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

上部ドライウエル機器搬入用ハッチ室の配置を第1図に示す。



第1図 上部ドライウエル機器搬入用ハッチ室

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

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

原子炉建屋水素挙動解析における開口部の扱いを第2表に示す。

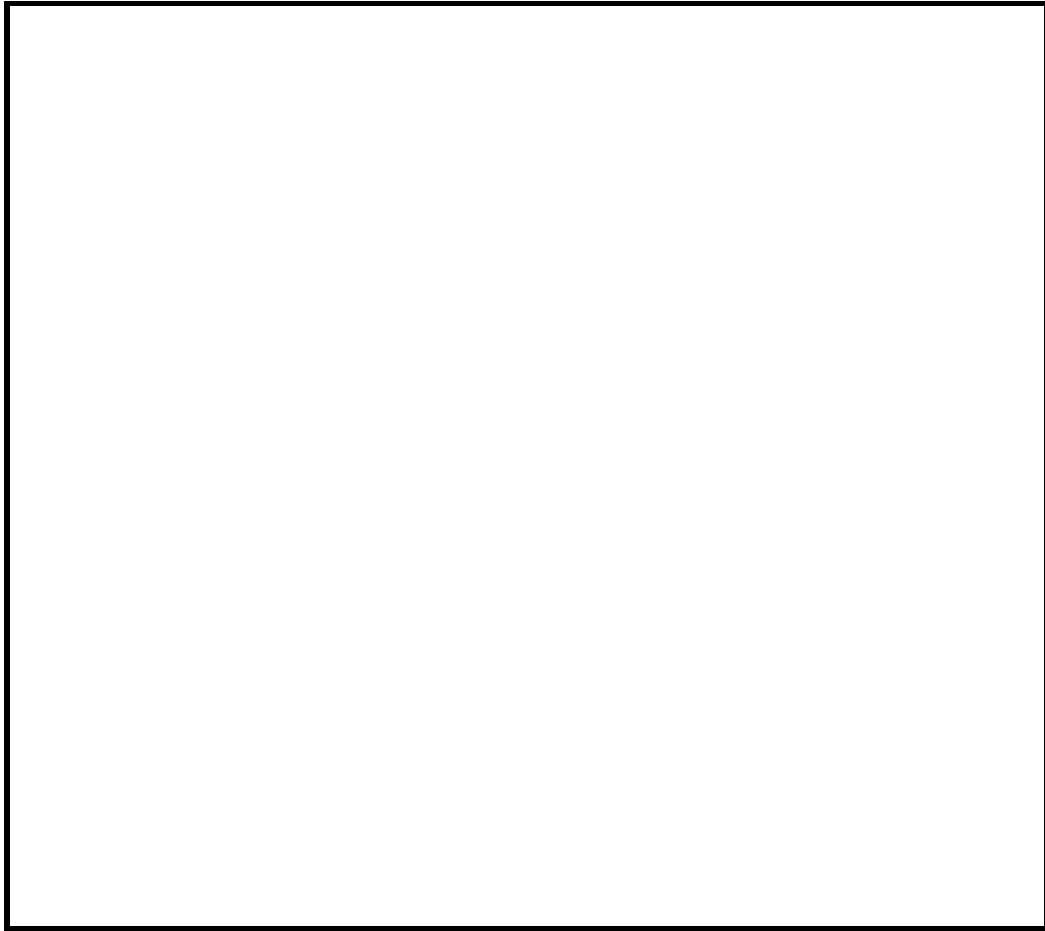
第2表 原子炉建屋水素挙動解析における開口部の扱い

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

※：逆流防止用で片方向からの風のみを通す目的で設置



第2図 上部ドライウェル機器搬入用ハッチ室の開口部状況（イメージ）



第3図 上部ドライウェル機器搬入用ハッチ室から排出された水素の移行経路



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

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

2. 上部ドライウエル所員用エアロック室

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

上部ドライウエル所員用エアロック室の配置を第5図に示す。



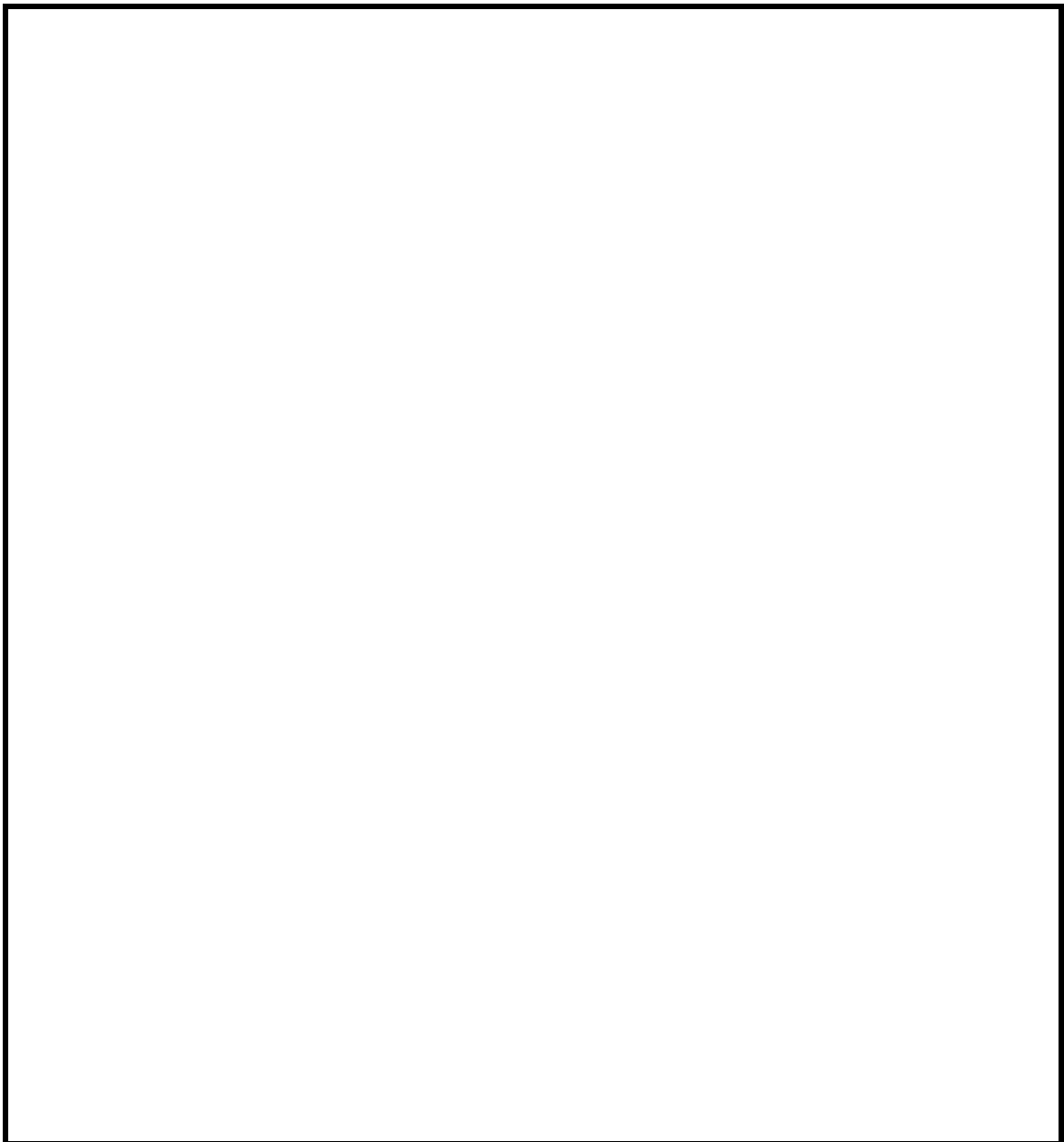
第5図 上部ドライウエル所員用エアロック室

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

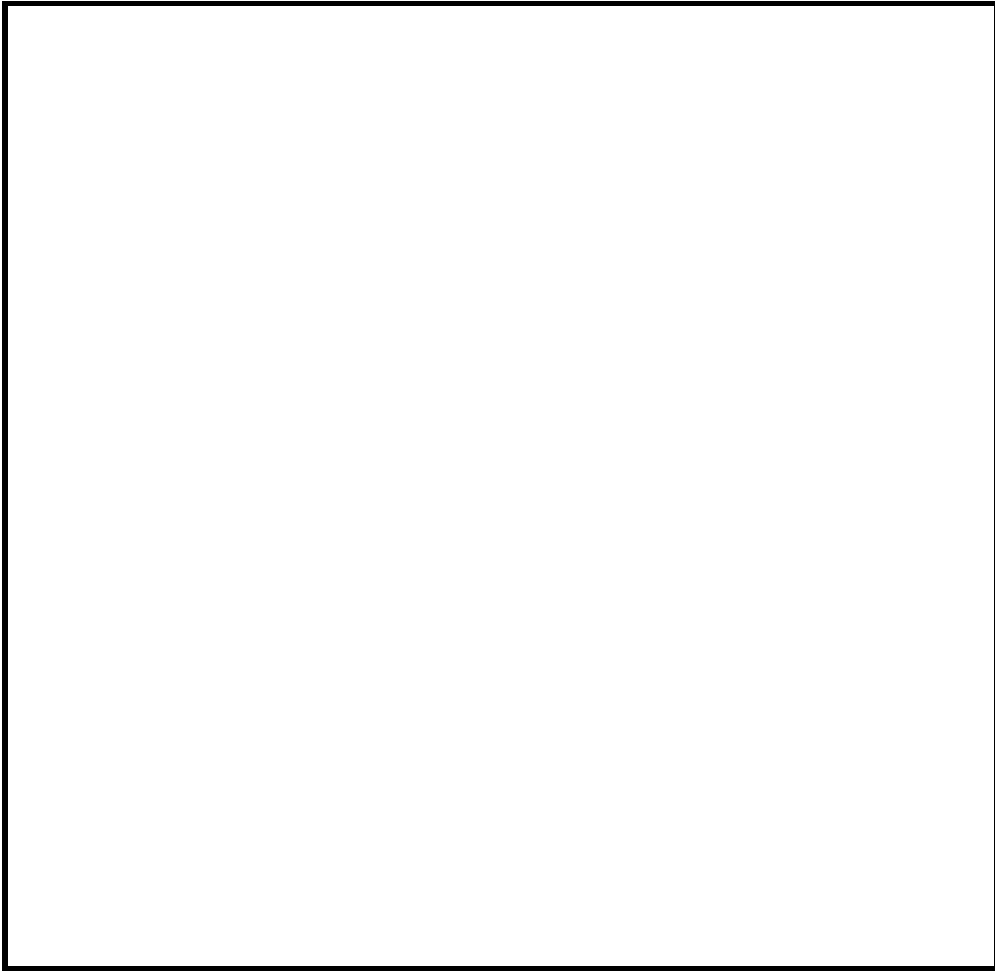
上部ドライウエル所員用エアロック室の開口部状況を第6図に、上部ドライウ
エル所員用エアロック室より排出された水素の移行経路を第7図に、上部ドライ
ウエル所員用エアロック室より排出された水素の排出経路を第8図に示す。また、
原子炉建屋水素挙動解析における開口部の扱いを第3表に示す。

第3表 原子炉建屋水素挙動解析における開口部の扱い

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



第6図 上部ドライウェル所員用エアロック室の開口部状況 (イメージ)



第7図 上部ドライウェル所員用エアロック室から排出された水素の移行経路

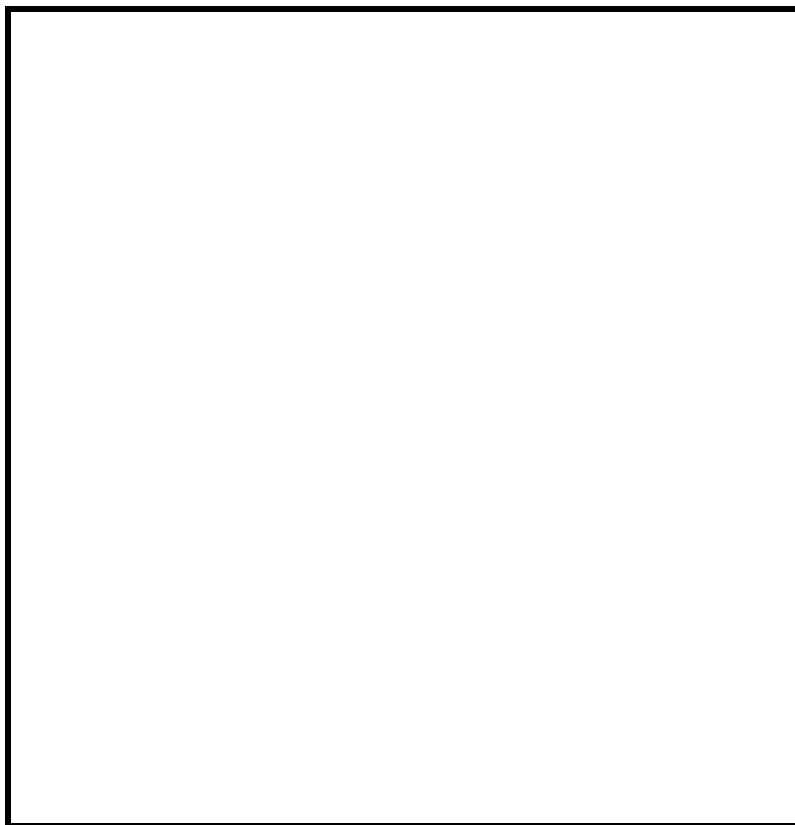


第8図 上部ドライウェル所員用エアロック室から排出された水素の排出経路（イメージ）

3. サプレッションチェンバ出入口室

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

サプレッションチェンバ出入口室の配置を第9図に示す。



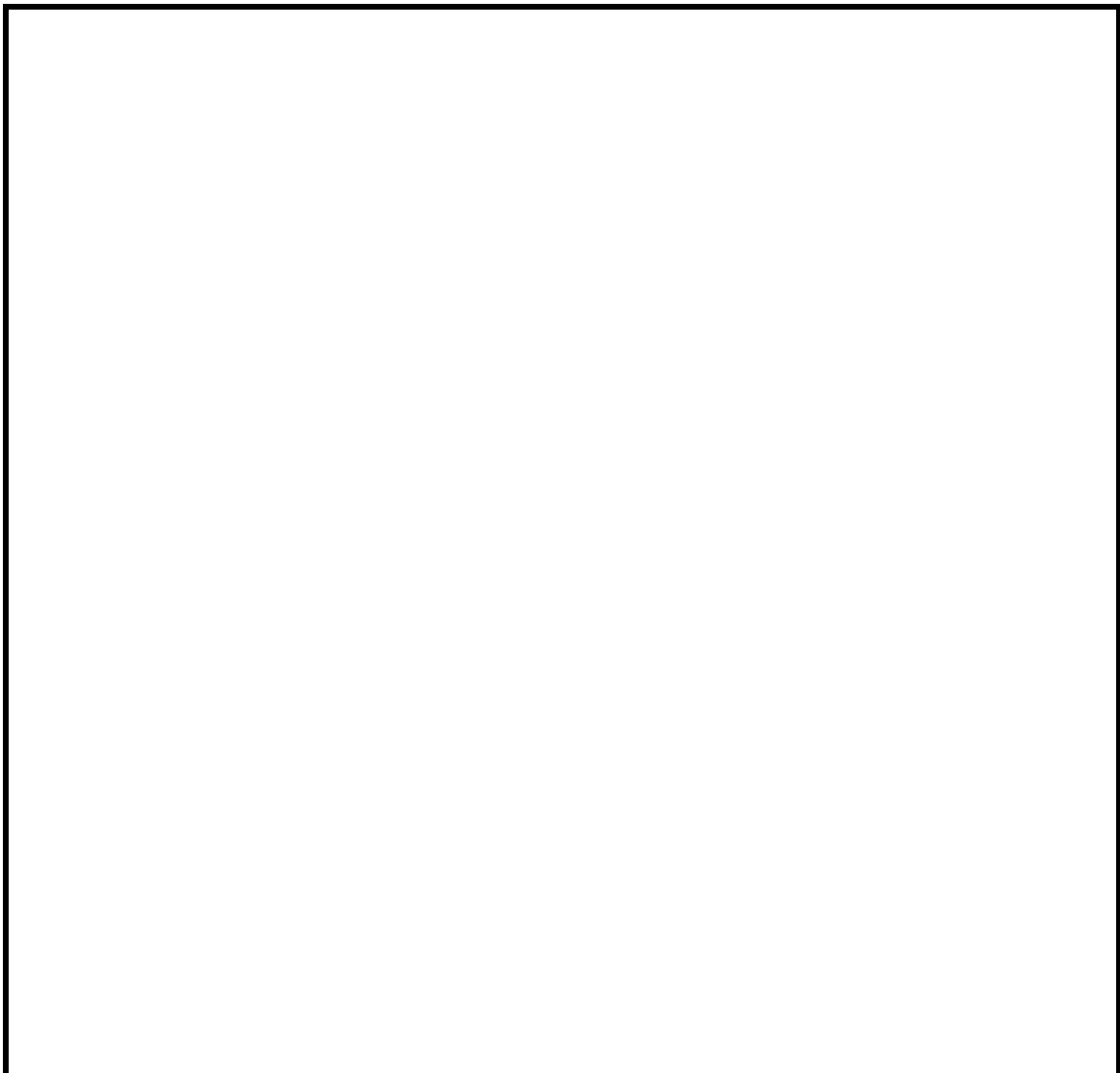
第9図 サプレッションチェンバ出入口室

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

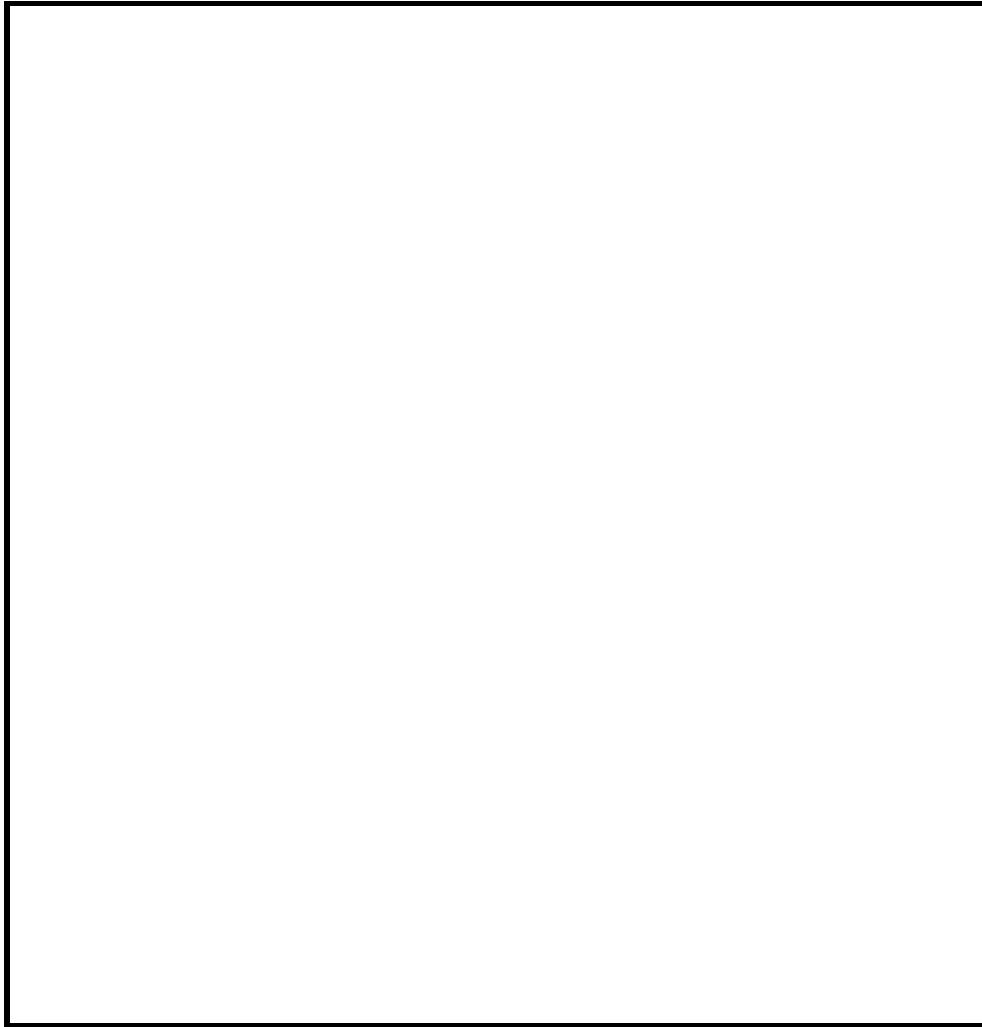
サプレッションチェンバ出入口室の開口部状況を第10図に、サプレッションチェンバ出入口室より排出された水素の移行経路を第11図に、サプレッションチェンバ出入口室より排出された水素の排出経路を第12図に示す。また、原子炉建屋水素挙動解析における開口部の扱いを第4表に示す。

第4表 原子炉建屋水素挙動解析における開口部の扱い

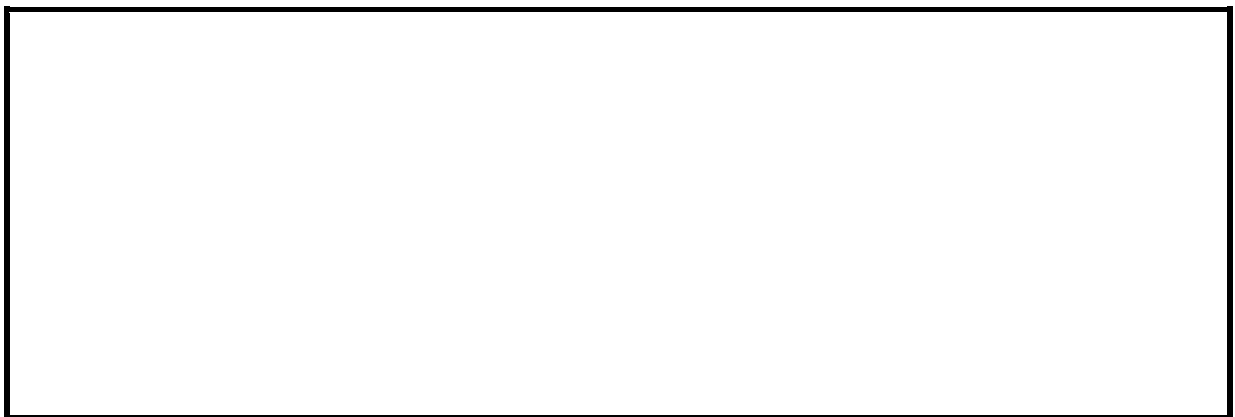
開口部 (丸数字は第10図及び 第11図に対応)	大きさ	原子炉建屋水素挙動解析での 扱い
①給気口 (周回通路と接続)		解析上の水素排出口
②扉 (周回通路と接続)		解析上の水素排出口 (扉に設置され た開口部の開口面積を考慮)
③排気口 (排気ダクトと接続)		解析上の水素排出口



第10図 サプレッションチェンバ出入口室の開口部状況 (イメージ)



第11図 サプレッションチェンバ出入口室から排出された水素の移行経路



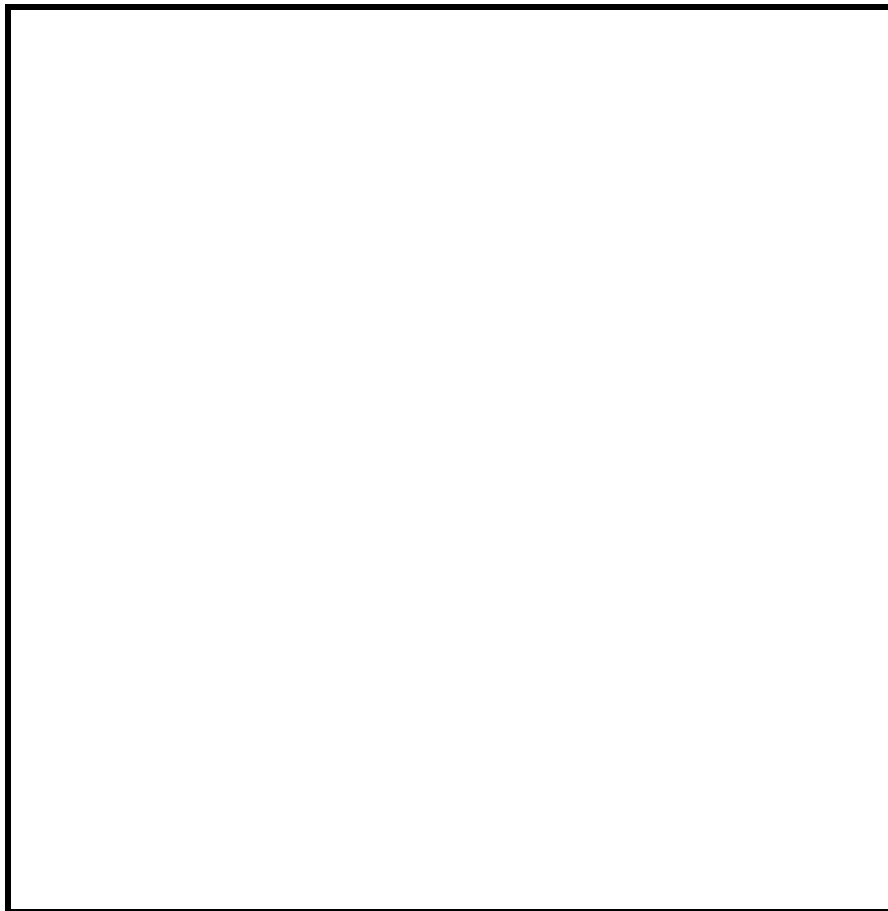
第12図 サプレッションチェンバ出入口室から排出された水素の排出経路（イメージ）

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

4. 下部ドライウエル機器搬入用ハッチ室

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

下部ドライウエル機器搬入用ハッチ室の配置を第13図に示す。



第13図 下部ドライウエル機器搬入用ハッチ室

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

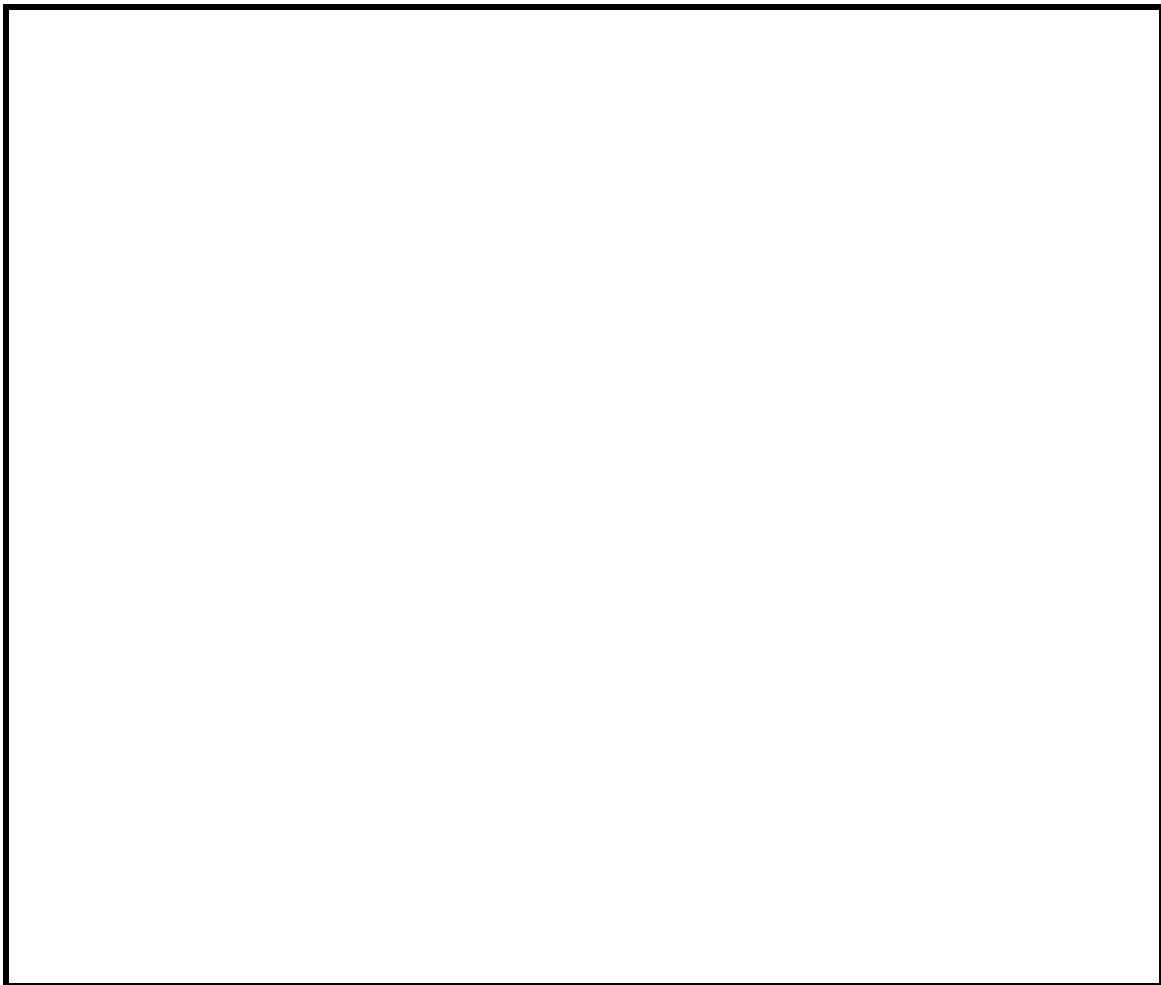
下部ドライウエル機器搬入用ハッチ室の開口部状況を第14図に、下部ドライウエル機器搬入用ハッチ室より排出された水素の移行経路を第15図に、下部ド

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

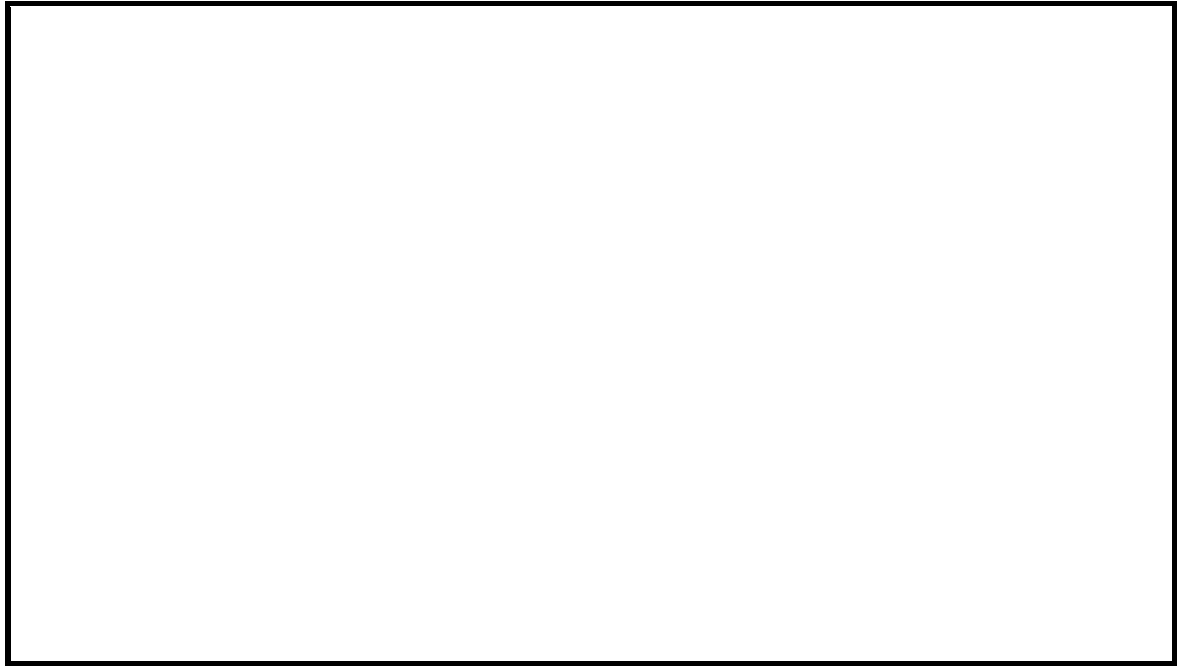
第5表 原子炉建屋水素挙動解析における開口部の扱い

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

※：逆流防止用で片方向からの風のみを通す目的で設置



第14図 下部ドライウエル機器搬入用ハッチ室の開口部状況(イメージ)



第15図 下部ドライウェル機器搬入用ハッチ室から排出された水素の移行経路



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

5. 下部ドライウエル所員用エアロック室

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

下部ドライウエル所員用エアロック室の配置を第17図に示す。



第17図 下部ドライウエル所員用エアロック室

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

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

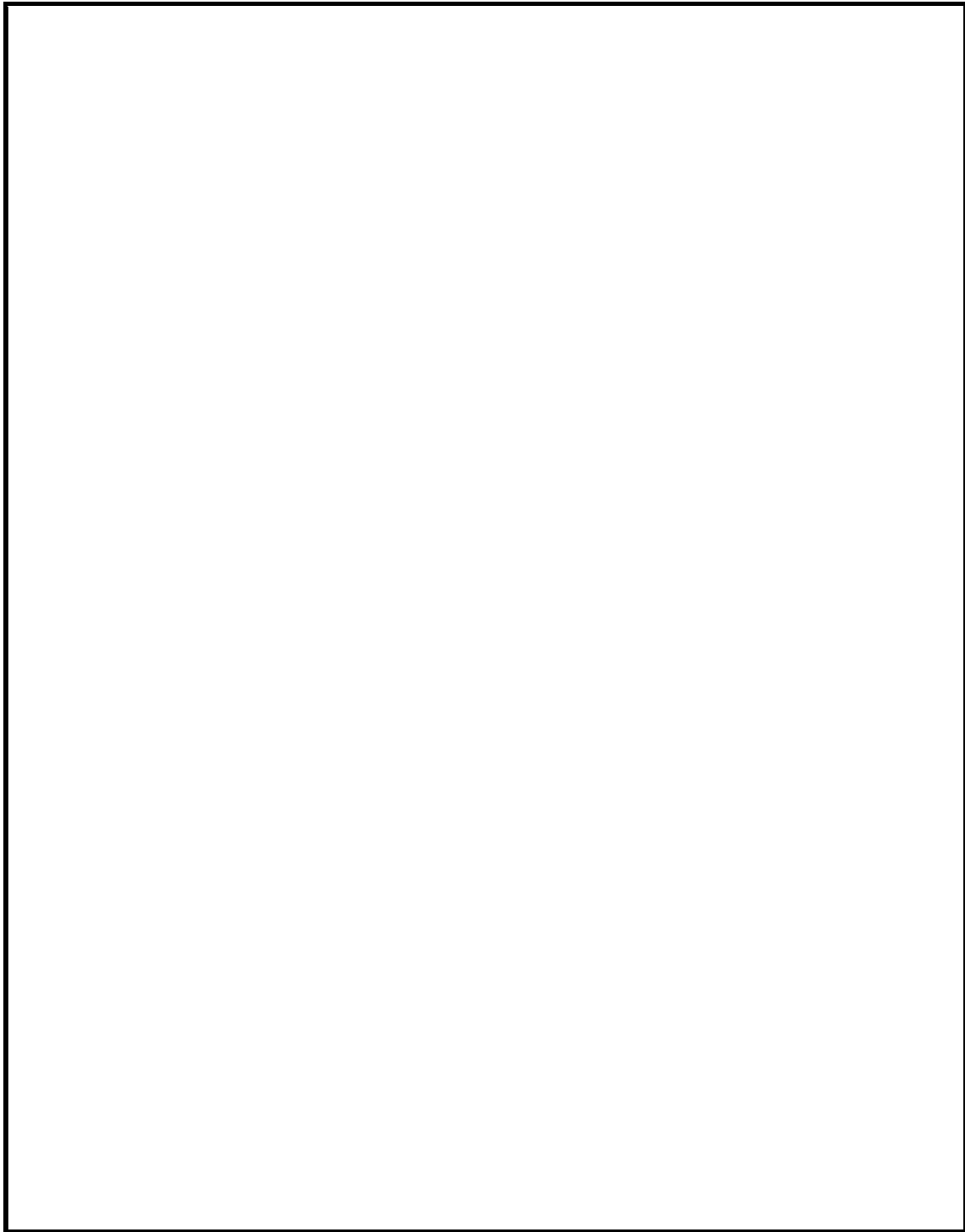
す。また、原子炉建屋水素挙動解析における開口部の扱いを第6表に示す。

第6表 原子炉建屋水素挙動解析における開口部の扱い

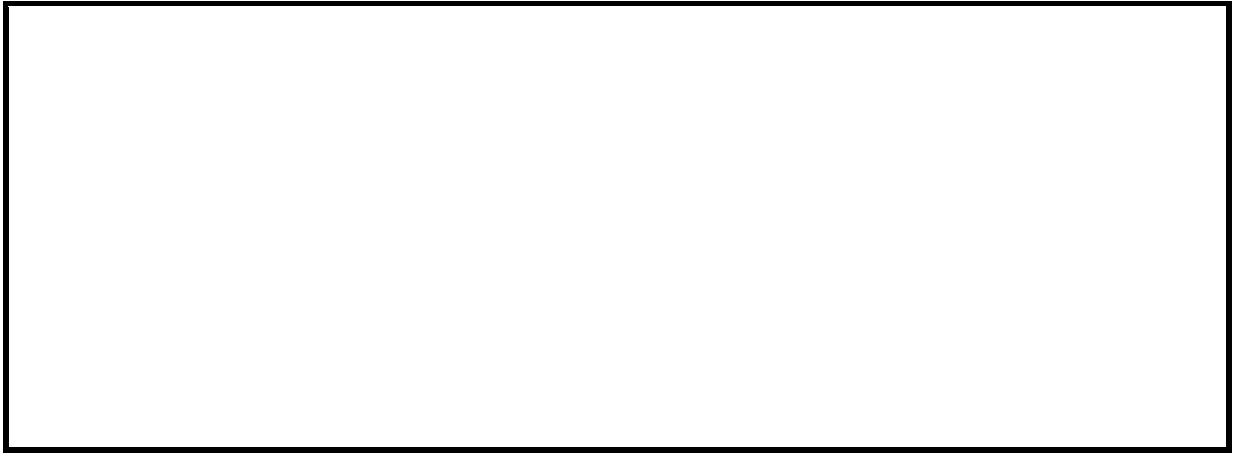
開口部 (丸数字は第18図及び 第19図に対応)	大きさ	原子炉建屋水素挙動解析での扱い
①給気口 (給気ダクトと接続)		解析上の水素排出口
②給気口 (給気ダクトと接続)		解析上の水素排出口
③扉 (周回通路と接続)		解析上の水素排出口 (扉に設置された 開口部の開口面積を考慮)
④給気口 (給気ダクトと接続)		解析上の水素排出口
⑤排気口 (排気ダクトと接続)		解析上の水素排出口



第18図 下部ドライウエル所員用エアロック室の開口部状況（イメージ）



第19図 下部ドライウェル所員用エアロック室から排出された水素の移行経路



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

柏崎刈羽原子力発電所7号炉

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

東京電力ホールディングス株式会社

目 次

1. 局所エリアにおける水素濃度上昇時の自主的な対応について
2. 具体的な対応案について
3. 自主的な手順の整備方針

1. 局所エリアにおける水素濃度上昇時の自主的な対応について

「添付資料－3 原子炉建屋水素濃度に基づく原子炉格納容器ベント基準の妥当性について」において、水素挙動を評価し、原子炉建屋水素濃度上昇時の原子炉格納容器ベント実施の判断基準（原子炉建屋オペレーティングフロアの天井付近の水素濃度が2.2vol%に到達）の妥当性を確認している。この妥当性確認において、局所エリアについては不確かさの影響を考慮し、原子炉格納容器内に2倍程度の水素が発生した場合においても可燃限界までの裕度があることを確認している。（詳細は添付資料－3 1.2.2「2.2vol%での判断が妥当であること」参照）

一方で、重大事故を超える領域においては、一つの前提条件に捉われることなく、水素の漏えいが著しく増加した場合への備えとして、局所エリアの水素濃度が原子炉建屋オペレーティングフロアの天井付近の水素濃度が2.2vol%到達よりも先に可燃限界に至るような場合においても何かしらの対応が行えるよう、自主的に手順等を整備しておくことは事業者として有効であると考ええる。

このため、事業者の自主的な取り組みとして、再稼働までに局所エリアの水素濃度計が上昇した場合の手順等を整備していく。

2. 具体的な対応案について

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

（1）扉の開放

○対応方針

局所エリアにおける扉の開放を行い局所エリア外から空気を取り込むことで、局所エリア内に空気の流れを生成し、ダクト開口部や開放した扉の開口部より、局所エリアからの水素の排出が促進されるものと考えられる。そのため、局所エリアの水素濃度が上昇する前において、局所エリアの扉を現場にて開放することによって、局所エリアから水素を排出することを検討する。

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

○開放する対象扉

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

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

○扉開放の判断基準

炉心損傷後においては、線量の影響により局所エリアへのアクセスが困難になることが想定される。そのため、現場へのアクセス性の影響を考慮し、運転員による扉開放の操作が炉心損傷前に余裕をもって行えるよう、原子炉スクラム後、運転員が使用する炉心損傷前の対応手順である事故時操作手順書（徴候ベース）に判断基準を整備する。

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

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

(2) 常用換気空調系（HVAC）起動

○対応方針

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

具体的には、HVACは事故時に隔離され原子炉建屋内の換気系がSGTSに切り替わるインターロックを有していること及びHVACの電源は常用母線に接続されていることから、今後事業者の自主的な取り組みとして隔離インターロック解除の手順及び非常用電源を常用母線へ給電するための手順を再稼働までに整備していく。

HVACの設置場所等を第1表に示す。

第1表 HVACの設置場所等

機器名	設置場所	電源	耐震性
常用換気空調系 (HVAC)	送風機： タービン建屋地上3階 排風機： タービン建屋地上3階	常用電源	常用設備であることから、系統として耐震性を有していない
	ダクト： 原子炉建屋・タービン 建屋全域	—	

HVAC起動については「東京電力福島第一原子力発電所事故に関する知見の規制への取り入れに関する作業チーム事業者意見聴取会合」において、ATENAアクションプランに基づき、短期的な対応として、HVACの導入条件などを盛り込んだAMG改定ガイドの策定、それを踏まえた各事業者のAMGの改定、原設計にてHVACを活用するための手順の整備などについて、再稼働までに実施していくことを説明している。

3. 自主的な手順の整備方針

自主的に整備する手順については、柏崎刈羽原子力発電所原子炉施設保安規定に定める方針に従い、対応手段、判断基準、要員、資機材、配慮すべき事項及び操作手順等の必要な事項を定め、社内マニュアルとして整備している。

今回、新たに整備する方針としている扉の開放及び常用換気空調系起動手順は、自主的な手順であることから、保安規定に定める方針に従い同様に社内マニュアルとして整備し、管理していく。

【柏崎刈羽原子力発電所原子炉施設保安規定（抜粋）】

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

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

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