

格納容器圧力逃がし装置の 原子炉建屋水素防護対策としての位置付け明確化 に伴う保安規定の変更について

2023年4月17日

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。

1. 背景 P.2
2. 審査基準等の改正内容について P.3
3. 審査の方針について P.5
4. 格納容器圧力逃がし装置に係る設備の位置付け P.6
5. 原子炉建屋水素濃度に基づくベント基準の妥当性確認 P.7
6. 保安規定の改正方針について P.49
7. 保安規定の変更内容について P.50
8. 原子炉建屋水素爆発防止のための操作手順 P.54

1. 背景

(1) 背景

- 第75回原子力規制委員会（2023.2.22）において、**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「**实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。）、「**实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「**实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。）が**改正された**。
- 当社の設置許可及び保安規定には、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、**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既に定めているが、これらは同審査基準における「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」に紐づいてはいない**。
- 同委員会資料の参考「**原子炉格納容器ベントの沸騰水型原子炉における原子炉建屋の水素防護対策としての位置付けの明確化に係る審査の方針**」（以下、「**審査方針**」という。）では「**1.位置付けの明確化であることから追加での設備対策は要求しない**」、「**2.現状の水素に対するベント基準や手順が現時点の知見に照らして妥当なものであるか**」、また、原子炉建屋の水素防護対策の観点から、**判断基準に達した場合には原子炉格納容器ベントをためらわず実施することが出来るか**、「**3.今回の改正はSA時における手順に係るものであることから保安規定の審査で確認する**」ことが示されている。
- これらの状況を踏まえ、格納容器圧力逃がし装置を原子炉建屋水素防護対策として位置付けることを明確化するため、妥当性を確認したうえ、ベント基準等が記載された保安規定 添付3 (重大事故等及び大規模損壊対応に係る実施基準)の変更を行う。

2. 審査基準等の改正内容について

【設置許可基準規則解釈（追記箇所は赤字，削除箇所は青字）】

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**水素排出設備**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。

【技術基準規則解釈（追記箇所は赤字，削除箇所は青字）】

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**水素排出設備**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。

2. 審査基準等の改正内容について

【SA技術的能力審査基準（追記箇所は赤字，削除箇所は青字）】

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のため
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水素排出設備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。

3. 審査の方針について

【第56回原子力規制委員会 資料2 別紙2】

別紙2

原子炉格納容器ベントの沸騰水型原子炉における原子炉建屋の水素防護対策としての位置付けの明確化に係る審査の方針

沸騰水型原子炉における原子炉建屋の水素防護対策に関する知見の規制上の取扱いの考え方（令和4年度第38回原子力規制委員会了承）を踏まえ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等¹（以下「解釈等」という。）の改正による原子炉格納容器ベントの沸騰水型原子炉における原子炉建屋の水素防護対策としての位置付けの明確化に係る審査の方針は以下のとおり。

1. 本改正は、改正前の解釈等において原子炉格納容器の過圧破損防止対策等として位置付けられている原子炉格納容器ベントについて、沸騰水型原子炉における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ものであり、追加の設備対策を要求するものではないことから、設備に関する確認を行う必要はない。
2. 一方で、事業者は、改正前の解釈等に基づき、現行の原子炉格納容器ベントの手順等を原子炉格納容器の過圧破損防止対策等として整備していることから、当該手順等が原子炉建屋の水素防護対策として、現時点の知見に照らして妥当なものであるか、また、原子炉建屋の水素防護対策の観点から、判断基準に達した場合には原子炉格納容器ベントをためらわず実施することが出来るか等を確認する。
3. これらは重大事故等対策の手順等に係るものであることから、保安規定の審査において確認することとする。なお、確認の結果、許可の基本方針まで変更する必要が生じた場合には、当該事業者に対して設置変更許可申請を求め、許可の審査において確認することとする。

4. 格納容器圧力逃がし装置に係る設備の位置付け

(1) 設備状況の整理

現状、格納容器圧力逃がし装置については設置許可基準規則第50条及び技術基準規則第65条等の要求に基づき設置している。今回の解釈の改正により、本設備は設置許可基準規則第53条及び技術基準規則第68条の対象設備に位置付けることになるが、既に以下の設計となっていることから、新たな設備対策については不要である。

i) その排出経路での水素爆発を防止すること。

⇒ 格納容器圧力逃がし装置は、排気経路での水素爆発の防止対策として、当該系統内を可搬型窒素供給装置にて不活性ガス（窒素ガス）にて置換した状態で待機し、使用後には同様に可搬型窒素供給装置を用いて、系統内を不活性ガスにて置換できる設計としている。これにより、格納容器ベント初期に排気中に含まれる水素及び使用後にスクラバ水の放射線分解により発生する水素による爆発を防ぐことが可能である。

なお、格納容器ベント実施後に原子炉格納容器及びスクラバ水内に貯留された核分裂生成物による水の放射線分解によって発生する可燃性ガスの量は微量であり、また、連続して系外に排出されていることから、系統内で可燃領域に達することはない。系統内で水素が蓄積する可能性のある箇所については、水素を連続して排出するバイパスラインを設置することで、局所的に滞留し、系統内で水素の濃度が可燃領域に達することを防止できる設計としている。

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。

⇒ 格納容器圧力逃がし装置において、水素ガスが蓄積する可能性のある排出経路の配管頂部にフィルタ装置水素濃度を設置することにより、排出経路における水素濃度を測定し、監視することが可能な設計としている。

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。

⇒ 格納容器圧力逃がし装置は、設置許可基準規則50条の設備として申請しているものであるため、50条3項b) i) からix) の規定に準じた設計としている。

5. 原子炉建屋水素濃度に基づくベント基準の妥当性確認

(1) はじめに

SA技術的能力審査基準をもとに、新たな目的に対して現在のベント基準が妥当であることを確認する。

【適合性審査で説明したベント基準】

- **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。）**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ベントを実施する手順となっている

- 現状の原子炉建屋オペフロ水素濃度2.2vol%到達時のベント基準が、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
- 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

5. 1 適合性審査を踏まえた確認事項

(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ベント基準（原子炉建屋オペフロ水素濃度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. 原子炉建屋オペフロ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原子炉格納容器（以下、「格納容器」という。）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
- ベント基準は「水素濃度計計器誤差」及び「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はPARの設置により、**ベント基準である2.2vol%には至らないことを確認している。**また、**可燃限界4vol%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】

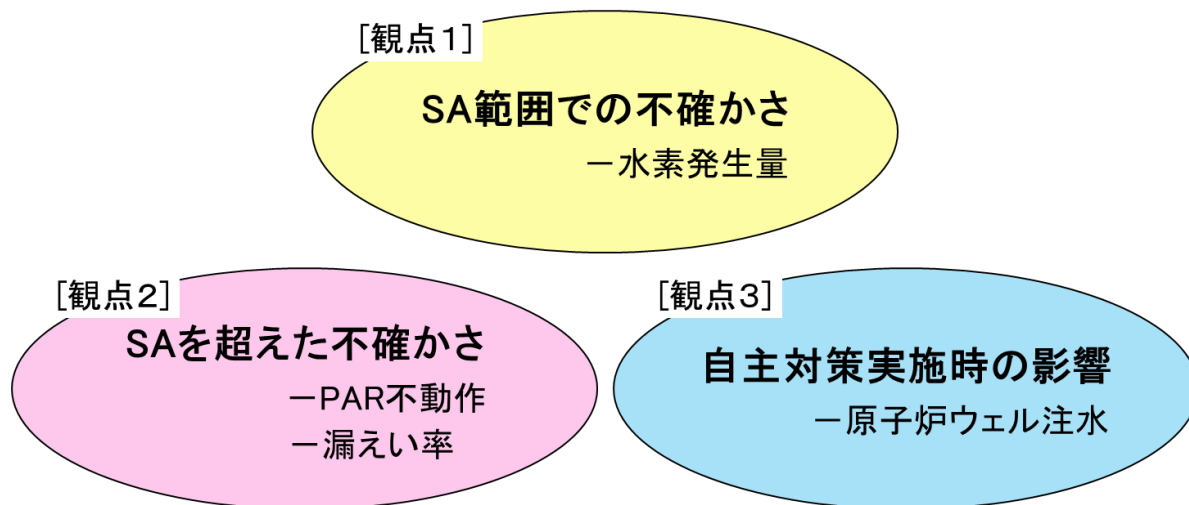
ベント基準水素濃度(2.2vol%) =

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%)

5. 1 適合性審査を踏まえた確認事項

【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】

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、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

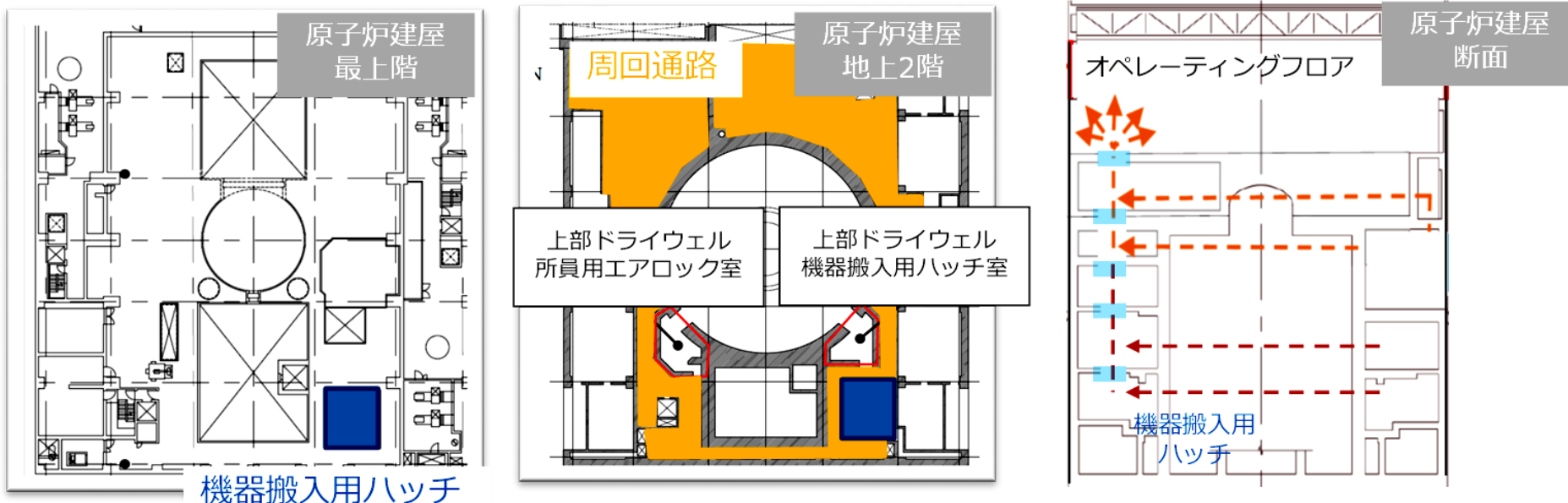
観点3：自主対策実施時の影響の観点から、ドライウエル主フランジからの漏えい抑制を目的とした原子炉ウエル注水による影響を想定

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

5. 1 適合性審査を踏まえた確認事項

【各階層において3つの観点から確認するとした考え方】

- 格納容器から局所エリアまた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、次頁以降の評価により、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フロへと移行することを解析により確認している。このため、原子炉建屋オペフロの水素濃度を格納容器ベント判断基準としている。
- したがって、現状の格納容器ベント基準の妥当性を確認する観点から各階層にて3つの観点から不確かさについて評価を実施している。各階層における不確かさを踏まえた評価については、「ベントタイミングの裕度評価のための追加確認事項」で説明する。



局所エリアから原子炉建屋オペフロまでの水素流路イメージ

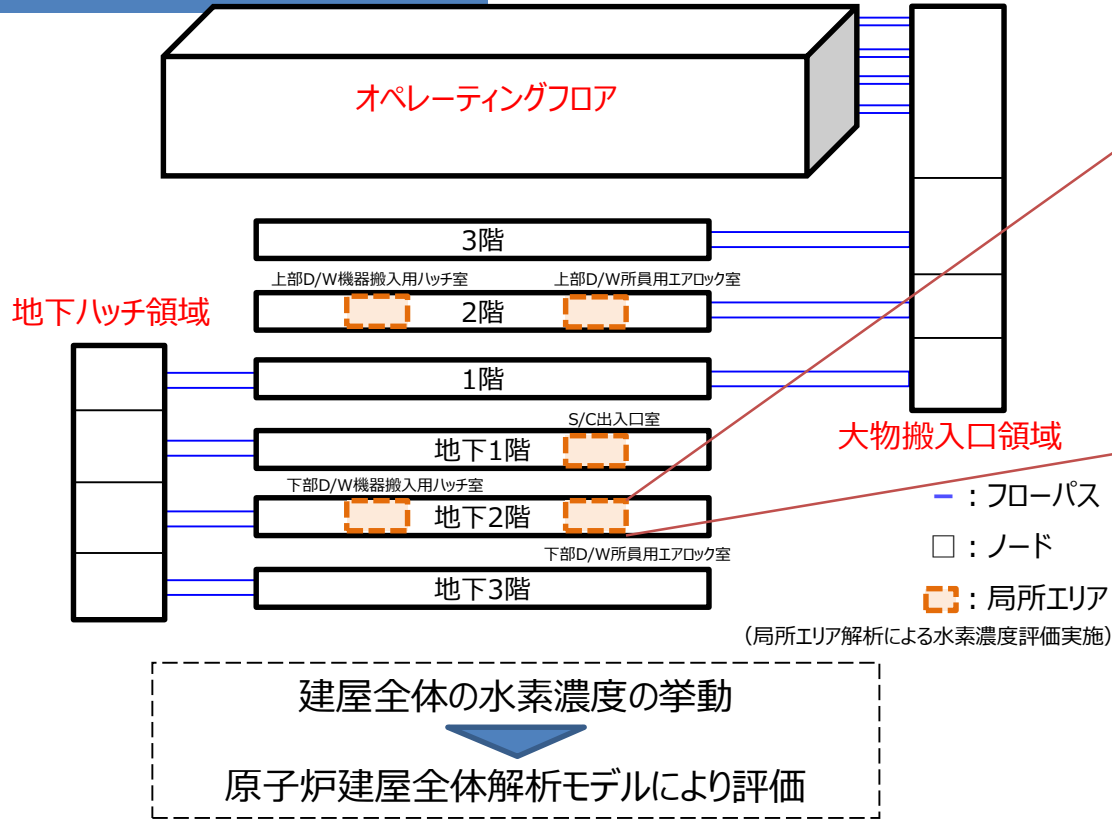
5. 原子炉建屋水素濃度に基づくベント基準の妥当性確認

5. 1 適合性審査を踏まえた確認事項

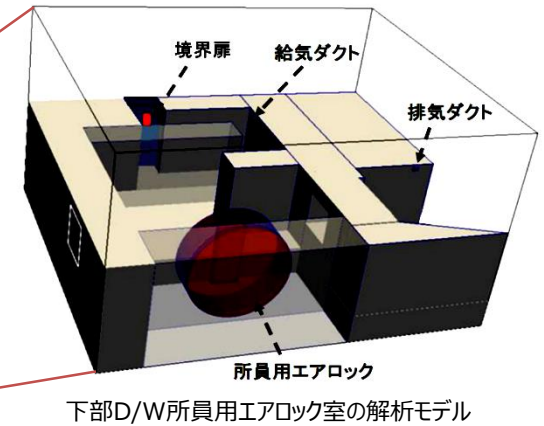
(2-1) 原子炉建屋オペフロでの判断が妥当であること

⇒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の解析モデルで確認

原子炉建屋解析モデル



局所エリア解析モデル



格納容器からの水素漏えいによる水素爆発リスクの高いエリアにおける水素濃度の挙動

局所エリア解析モデルにより評価

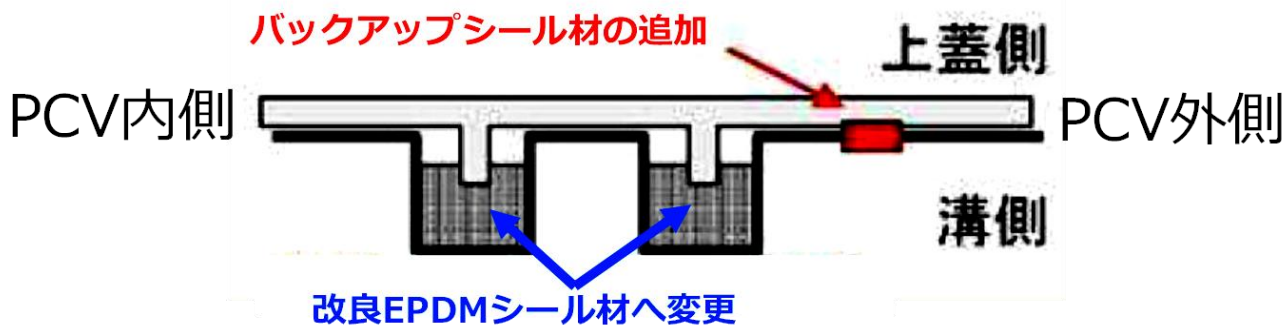
5. 1 適合性審査を踏まえた確認事項

(2-1-1) 評価における格納容器漏えい率の設定の考え方

- 当社では、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※1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※2を行い、漏えいがないことを確認している
- 格納容器の限界圧力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、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

※1：所員用エアロックは除く

※2：参考に記載



PCVフランジ部構造

5. 原子炉建屋水素濃度に基づくベント基準の妥当性確認

5. 1 適合性審査を踏まえた確認事項

【漏えい想定箇所と周長】

漏えい箇所は、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。

漏えい フロア	漏えい個所	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

5. 1 適合性審査を踏まえた確認事項

(2-1-2) 評価シナリオの選定の考え方

【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、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。

5. 原子炉建屋水素濃度に基づくベント基準の妥当性確認

5. 1 適合性審査を踏まえた確認事項

(2-1-3) ベースケース解析 (代替循環冷却系)

<評価シナリオ>

有効性評価 格納容器過圧・過温破損 (代替循環冷却系) シナリオ

<格納容器漏えい箇所>

リークポテンシャルである各フロアのフランジ部, エアロックから開口部周長の割合に応じて漏えい

<格納容器漏えい率>

0~24h : 1.5%/day

24~84h : 1.0%/day

84h以降 : 0.75%/day

<PCV内水素発生量について>

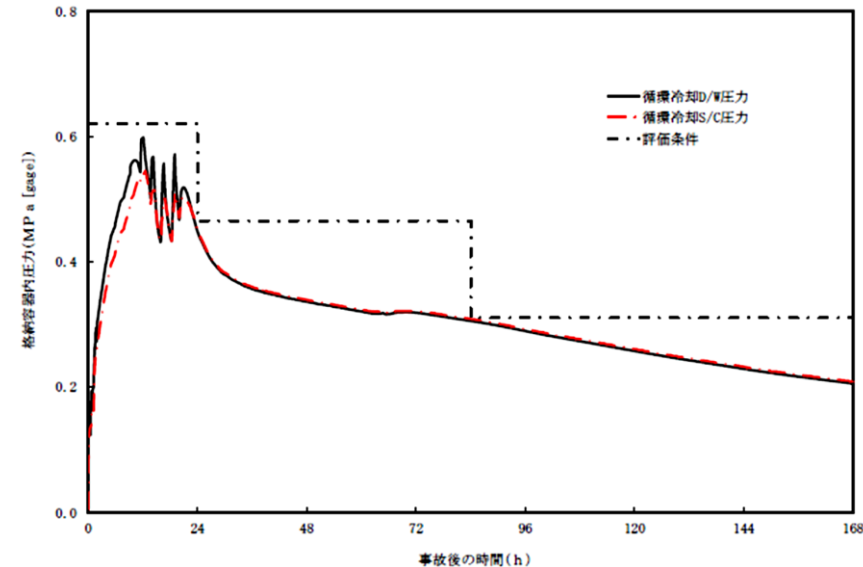
有効性評価 (MAAP評価) により得られた水素発生量に保守性を考慮し, 水素のモル分率を一律(D/W:0.33,S/C:0.39)と想定

<PAR 反応開始濃度>

原子炉建屋オペフロ水素濃度1.5vol%到達時

<格納容器漏えい率の保守性>

- 格納容器圧力が上昇していない事象開始直後より24 h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

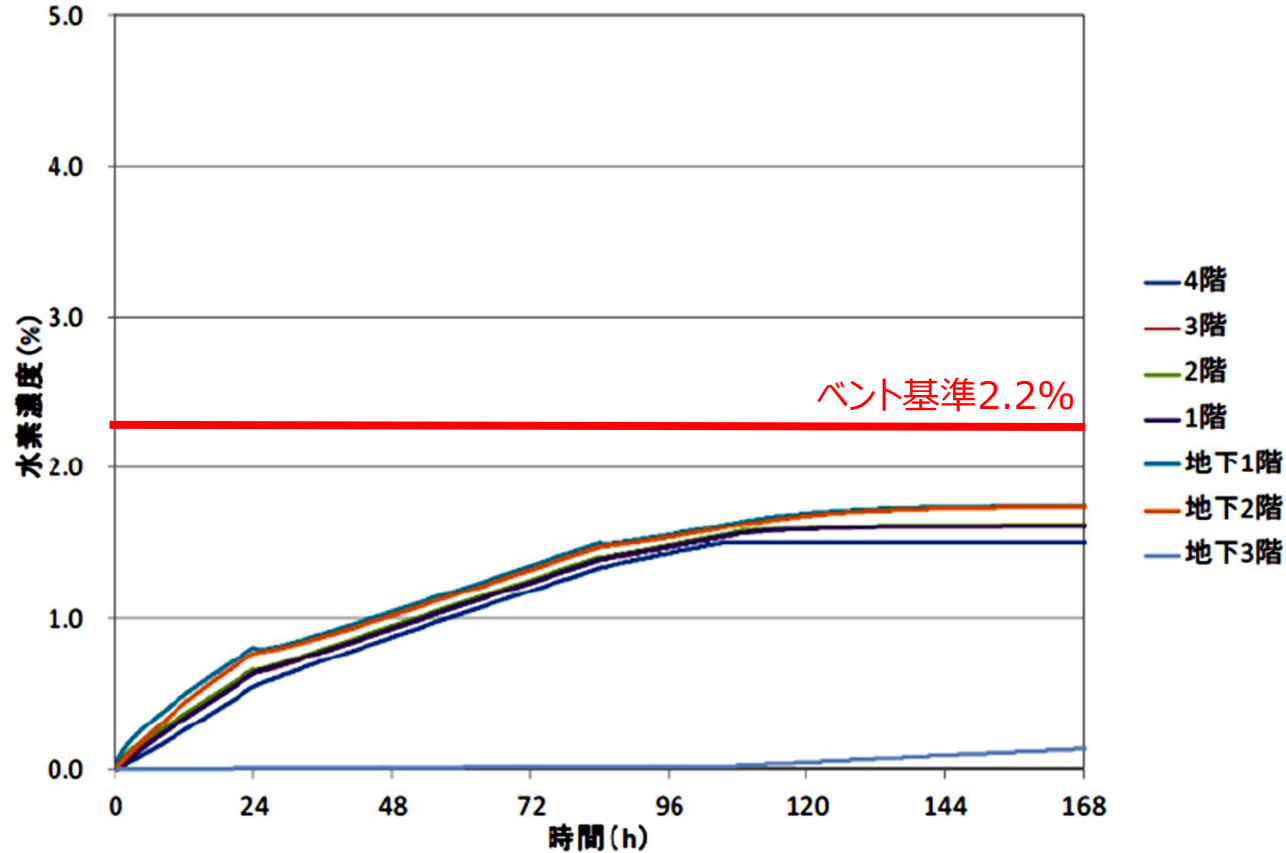


5. 原子炉建屋水素濃度に基づくベント基準の妥当性確認

5. 1 適合性審査を踏まえた確認事項

ベースケース解析（代替循環冷却系）

＜評価結果＞



原子炉建屋全域水素濃度

- 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。
- 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。

5. 1 適合性審査を踏まえた確認事項

(2-1-4) ベースケース解析 (格納容器ベント)

<評価シナリオ>

有効性評価 格納容器過圧・過温破損 (格納容器ベント) シナリオ

<格納容器漏えい箇所>

リークポテンシャルである各フロアのフランジ部, エアロックから開口部周長の割合に応じて漏えい

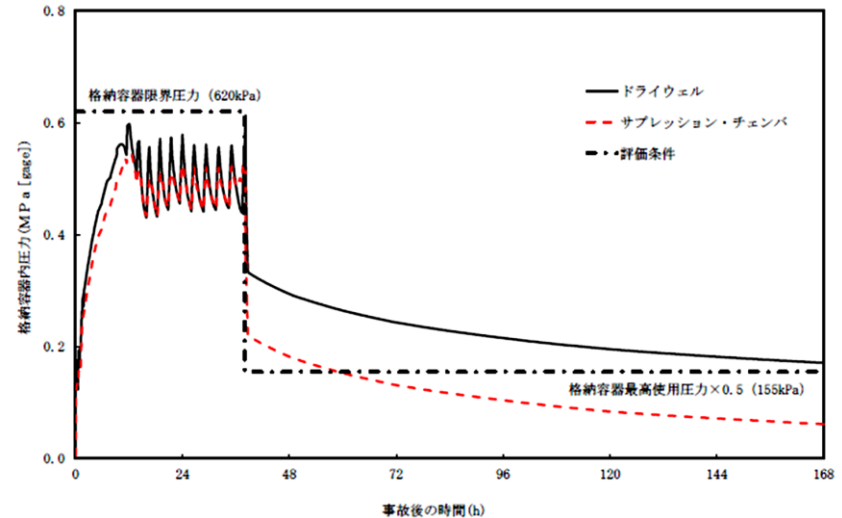
<格納容器漏えい率>

0~38h : 1.5%/day

38h以降 : 0.5%/day

<PAR 反応開始濃度>

原子炉建屋オペフロ水素濃度1.5vol%到達時



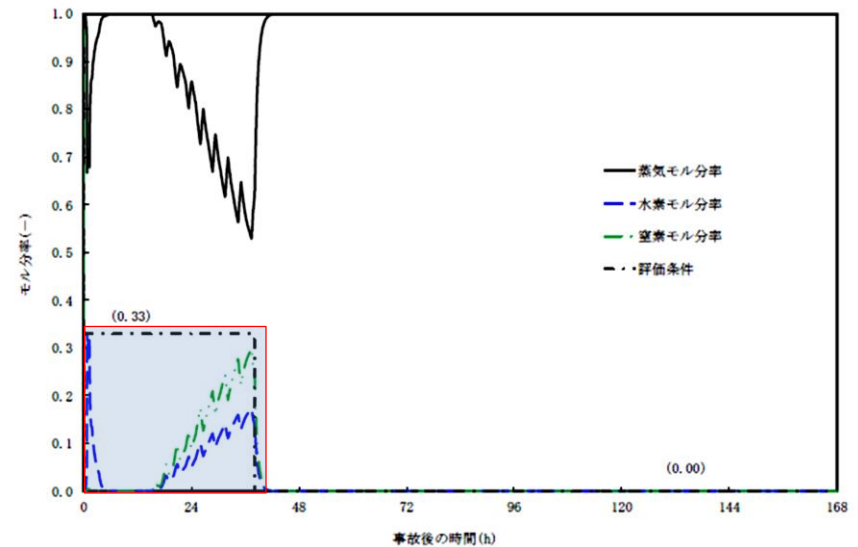
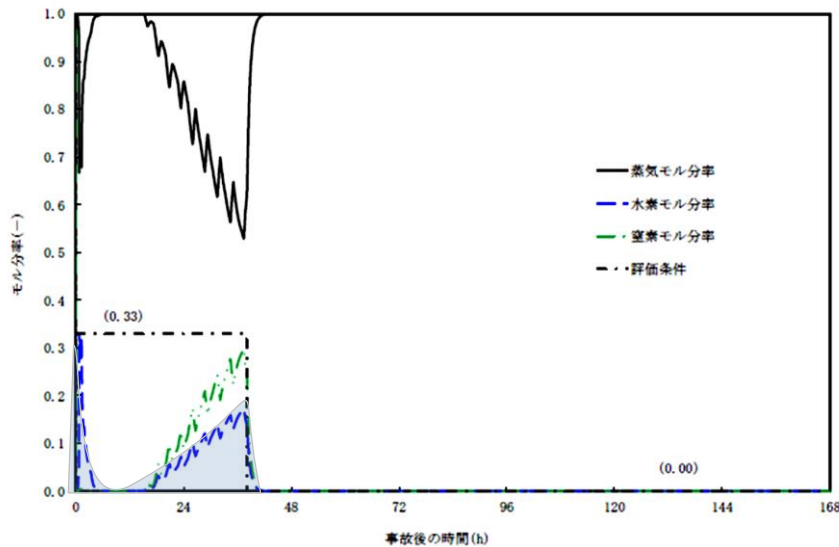
<格納容器漏えい率の保守性>

- 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 h) 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

5. 1 適合性審査を踏まえた確認事項

<PCV内水素発生量について>

有効性評価（MAAP評価）により得られた水素発生量に保守性を考慮し、水素のモル分率を一律0.33と想定



保守性を考慮した水素発生量（D/W）

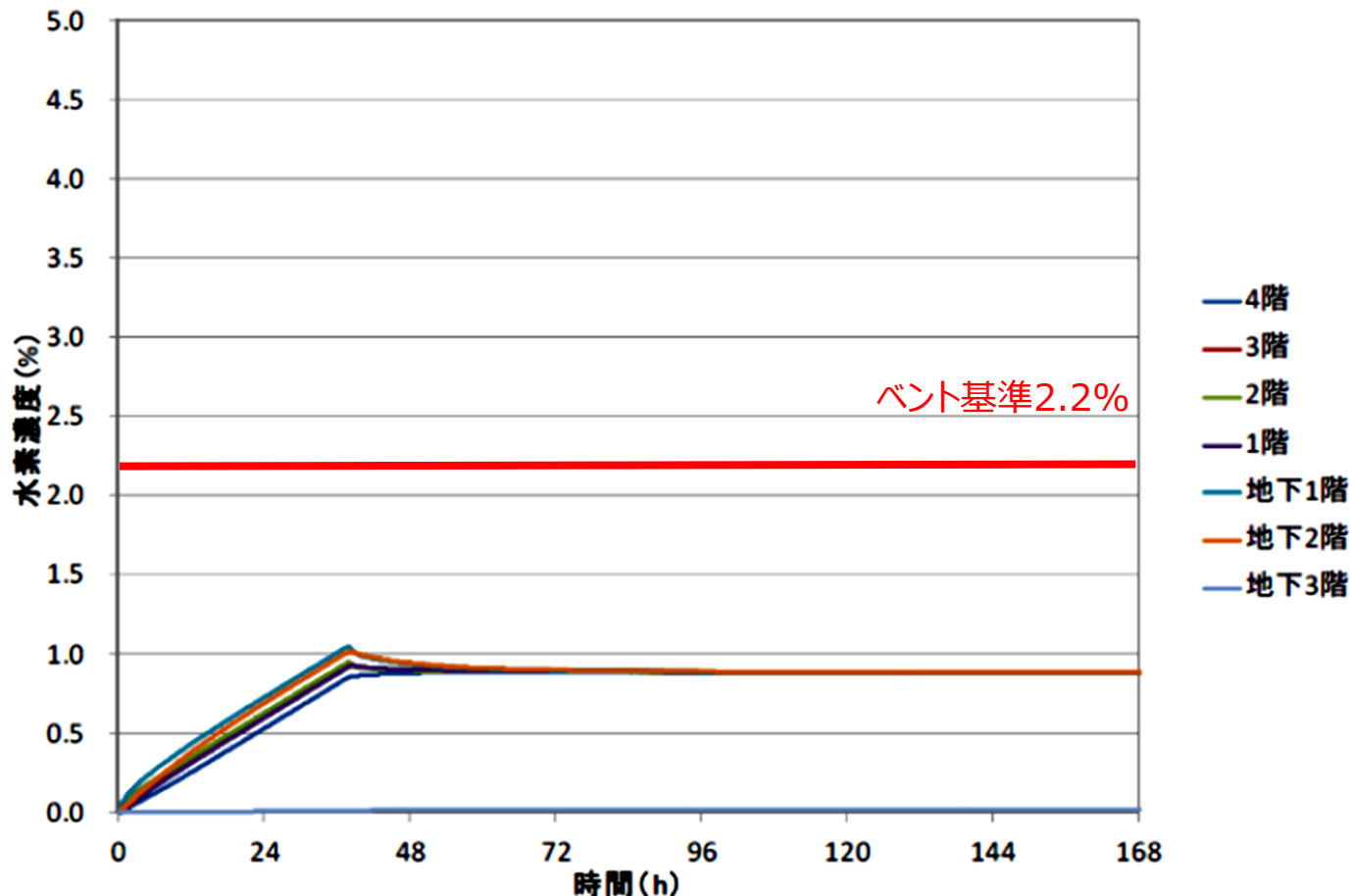
: PCV内の水素発生量

5. 原子炉建屋水素濃度に基づくベント基準の妥当性確認

5. 1 適合性審査を踏まえた確認事項

ベースケース解析（格納容器ベント）

＜評価結果＞



原子炉建屋全域水素濃度

- 格納容器圧力による破損防止のためのベントを約38hにて実施。
- 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。

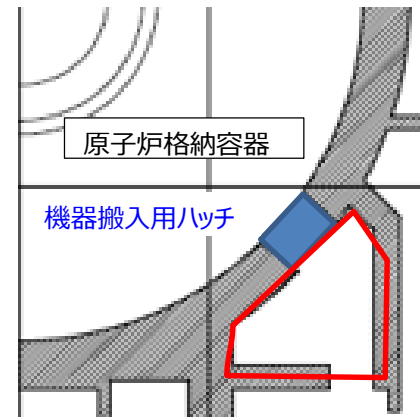
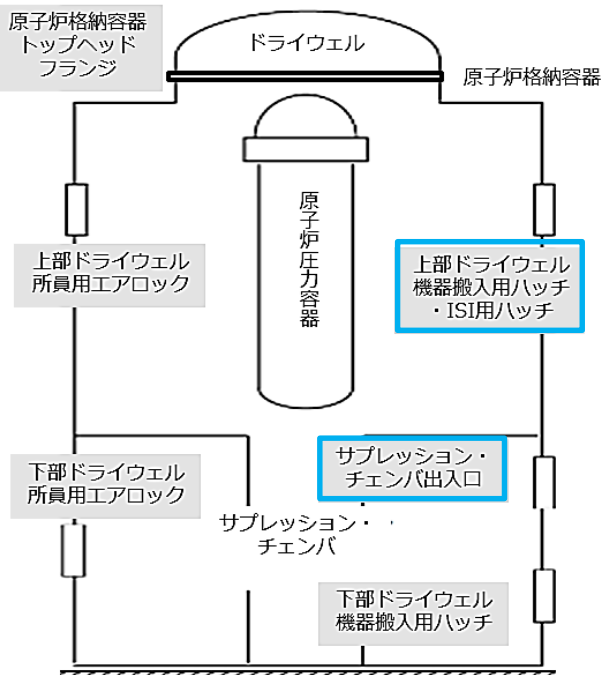
5. 原子炉建屋水素濃度に基づくベント基準の妥当性確認

5. 1 適合性審査を踏まえた確認事項

(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

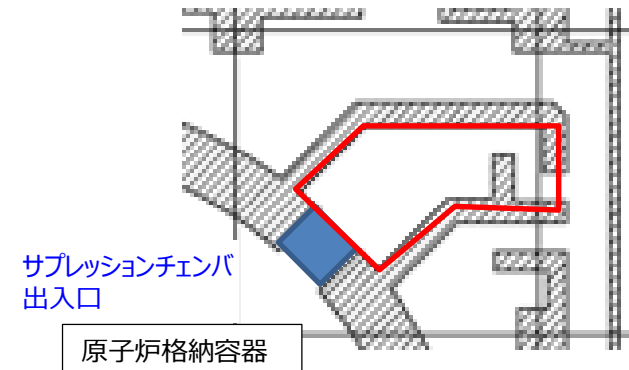
局所エリアについては、空間形状、空間容積、開口部周長の割合、開口部（扉の隙間や給排気）を精緻に模擬して、評価を実施している。

全ての局所エリアのうち、水素濃度が厳しくなる「上部ドライウェル機器搬入用ハッチ室」及び「サブプレッションチェンバ出入口室」について評価結果を示す



上部ドライウェル機器搬入用ハッチ室

原子炉建屋地上2階



サブプレッションチェンバ出入口室

原子炉建屋地下1階

5. 原子炉建屋水素濃度に基づくベント基準の妥当性確認

5. 1 適合性審査を踏まえた確認事項

<評価シナリオ>

有効性評価 格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系）シナリオ

<格納容器漏えい箇所>

リークポテンシャルである各フロアのフランジ部、エアロックから開口部周長の割合に応じて漏えい

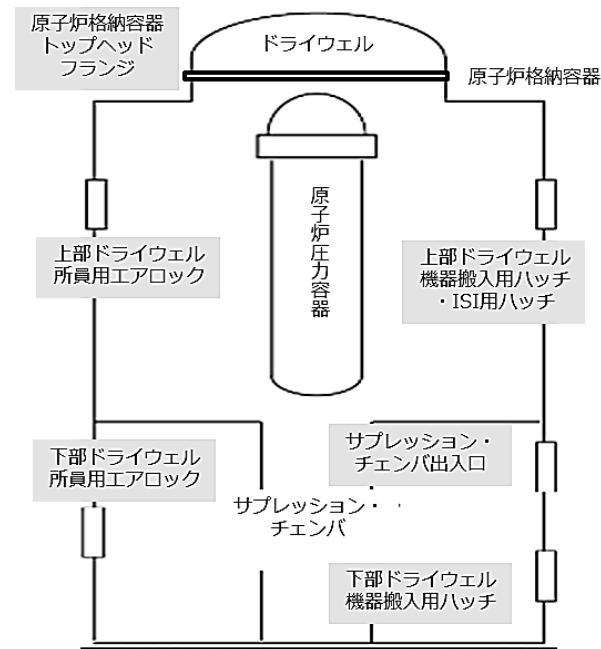
<格納容器漏えい率及び水素分率>

有効性評価シナリオ（代替循環冷却系を使用する場合）包括条件（ドライウェル）における漏えい条件

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

有効性評価シナリオ（代替循環冷却系を使用する場合）包括条件（サブプレッションチェンバ）における漏えい条件

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



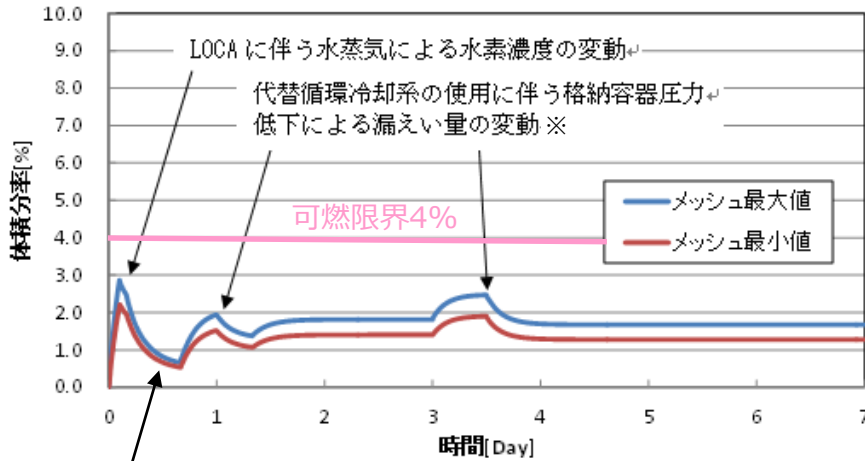
- 格納容器圧力が上昇していない事象開始直後より24hまで、格納容器圧力2Pd時の漏えい率（AEC式にて約1.0%/day）に余裕を見た漏えい率1.5%/dayを評価条件とした
- 代替循環冷却系による格納容器除熱後は、格納容器圧力を包絡する条件とした
- 有効性評価（MAAP評価）により得られた水素発生量を包絡するよう水素分率を設定

5. 1 適合性審査を踏まえた確認事項

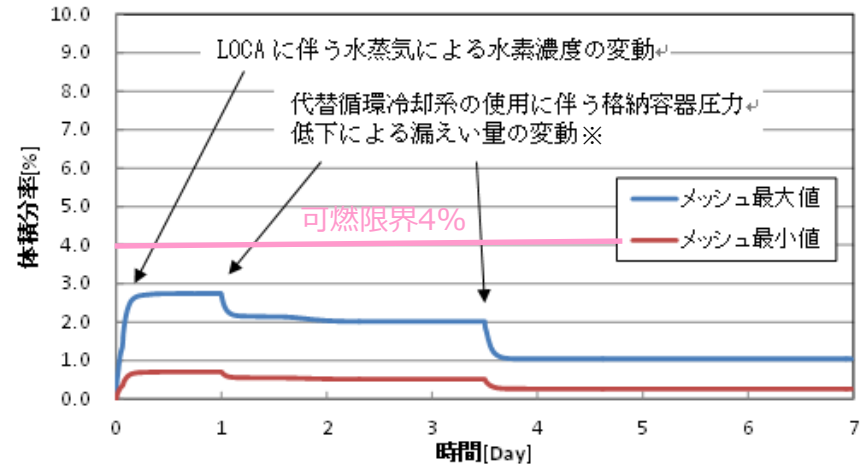
局所エリアの水素濃度を確認するために実施した解析ケース（代替循環冷却系）

<評価結果>

※ 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



上部ドライウェル機器搬入用ハッチ室



サブプレッションチェンバ出入口室

ドライウェルの水素濃度は、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ェル圧力が低下し、サブプレッション・チェンバの気体がドライウェルに流入するため、ドライウェルの水素濃度は上昇する。

上記のドライウェル水素濃度変化による変動。

■ 想定する全ての局所エリアで、水素濃度が可燃限界（4.0vol%）未満であることを確認。

5. 原子炉建屋水素濃度に基づくベント基準の妥当性確認

5. 1 適合性審査を踏まえた確認事項

(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)

<評価シナリオ>

有効性評価 格納容器過圧・過温破損 (格納容器ベント) シナリオ

<格納容器漏えい箇所>

リークポテンシャルである各フロアのフランジ部,
エアロックから開口部周長の割合に応じて漏えい

<格納容器漏えい率及び水素分率>

有効性評価シナリオ (代替循環冷却系を使用しない場合) 包括条件 (ドライウエル) における漏えい条件

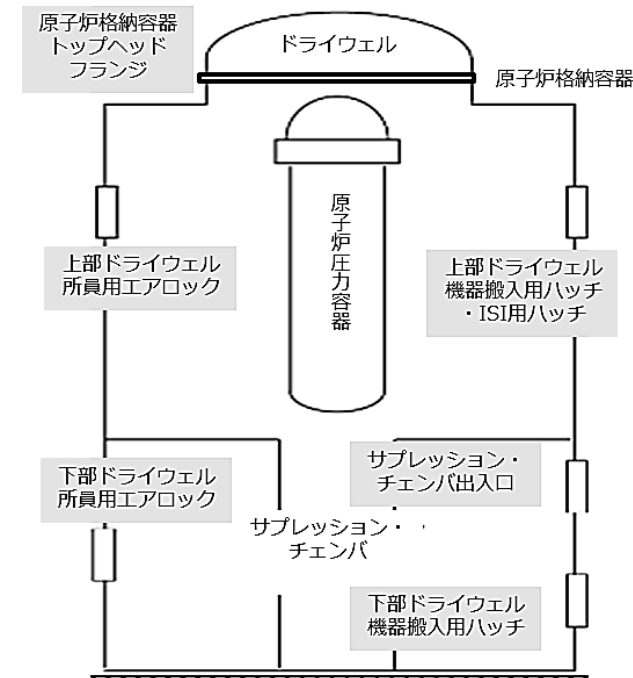
項目	解析条件							
	0~1.5時間	1.5~4時間	4~16時間	16~21時間	21~32時間	32~38時間	38~168時間	
圧力	620kPa (2Pd)	620kPa (2Pd)	620kPa (2Pd)	620kPa (2Pd)	620kPa (2Pd)	620kPa (2Pd)	155kPa (0.5Pd)	
温度	200℃	200℃	200℃	200℃	200℃	200℃	171℃	
水蒸気分率	47vol%	63vol%	77vol%	71vol%	63vol%	59vol%	100vol%	
水素分率	32vol%	18vol%	2vol%	3vol%	16vol%	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	

有効性評価シナリオ (代替循環冷却系を使用しない場合) 包括条件 (サブプレッションチェンバ) における漏えい条件

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	

<格納容器漏えい率及び水素発生量の保守性>

- ・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 h) 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
- ・有効性評価 (MAAP評価) により得られた水素発生量を包絡するよう水素分率を設定

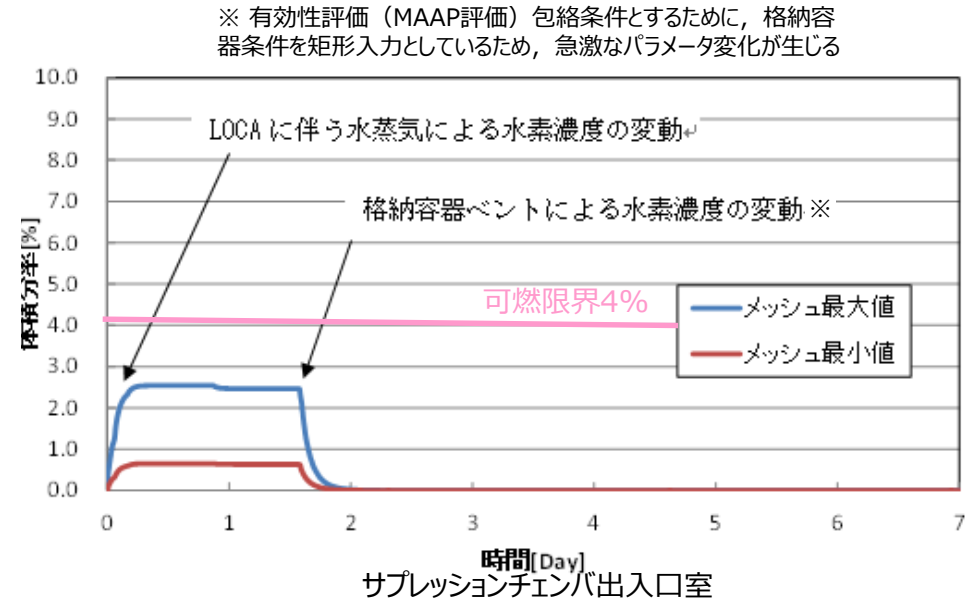
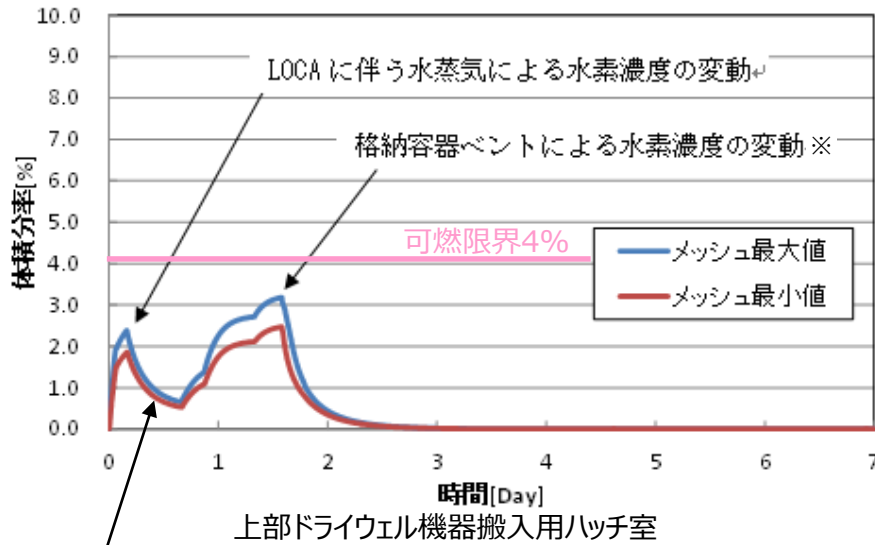


5. 原子炉建屋水素濃度に基づくベント基準の妥当性確認

5. 1 適合性審査を踏まえた確認事項

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）

<評価結果>



※ 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

ドライウェルの水素濃度は、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ェル圧力が低下し、サブプレッション・チェンバの気体がドライウェルに流入するため、ドライウェルの水素濃度は上昇する。

上記のドライウェル水素濃度変化による変動。

■ 想定する全ての局所エリアで、水素濃度が可燃限界（4.0vol%）未満であることを確認。

5. 原子炉建屋水素濃度に基づくベント基準の妥当性確認

5. 1 適合性審査を踏まえた確認事項

(2-1-7) 局所エリアにおける可燃限界に対する裕度について

<評価シナリオ>

有効性評価 格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系）シナリオ

<格納容器漏えい箇所>

リークポテンシャルである各フロアのフランジ部,
エアロックから開口部周長の割合に応じて漏えい

<格納容器漏えい率>

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 A E C 式に基づき算出

<水素分率>

追而（M A A P 値の 2 倍のグラフを提示予定）

5. 1 適合性審査を踏まえた確認事項

局所エリアにおける可燃限界に対する裕度について（代替循環冷却系）
＜評価結果＞

追而

上部ドライウェル機器搬入用ハッチ室

サブプレッションチェンバ出入口室

■ 想定する全ての局所エリアで、水素濃度が可燃限界（4.0vol%）未満であることを確認。

5. 1 適合性審査を踏まえた確認事項

<評価シナリオ>

有効性評価 格納容器過圧・過温破損（格納容器ベント）シナリオ

<格納容器漏えい箇所>

リークポテンシャルである各フロアのフランジ部,
エアロックから開口部周長の割合に応じて漏えい

<格納容器漏えい率>

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 A E C 式に基づき算出

<水素分率>

追而（M A A P 値の 2 倍のグラフを提示予定）

5. 1 適合性審査を踏まえた確認事項

局所エリアにおける可燃限界に対する裕度について（格納容器ベント）
＜評価結果＞

追而

上部ドライウェル機器搬入用ハッチ室

サブプレッションチェンバ出入口室

■ 想定する全ての局所エリアで、水素濃度が可燃限界（4.0vol%）未満であることを確認。

5. 1 適合性審査を踏まえた確認事項

【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、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。

(2-1-8) 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
 - ✓ 想定する全ての局所エリアで水素濃度が可燃限界に至らないことを確認
- ⇒これらのことから、**原子炉建屋オペフロでの判断は妥当**

5. 1 適合性審査を踏まえた確認事項

(2) 現状のベント基準の妥当性について

(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
- ベント基準は「水素濃度計計器誤差」及び「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はPARの設置により、ベント基準である2.2vol%には至らないことを確認（ベースケース評価参照）している。また、可燃限界4vol%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%)

⇒これらのことから、2.2vol%での判断は妥当。ただし、2.2vol%での判断においては、水素挙動の不確かさを考慮したうえ、上記の結果が変わらないこと（裕度があること）を確認するため、次頁以降の追加的な評価を実施する。

5. 原子炉建屋水素濃度に基づくベント基準の妥当性確認

5. 2 ベントタイミングの裕度評価のための追加確認事項

(1) これまでの評価について

5. 1では、有効性評価(代替循環冷却系及び格納容器ベントを使用する場合)において保守的な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、PARの動作等も踏まえると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) 追加確認事項

原子炉建屋における水素爆発防止のベント基準の裕度を確認する観点から「5. 1 適合性審査を踏まえた確認事項 (2) 現状のベント基準の妥当性について」における3つの観点をもとに、水素発生量を変化させた評価、PARが機能しないと想定した場合及び格納容器漏えい率を変化させた場合の評価、自主対策設備である原子炉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。

5. 原子炉建屋水素濃度に基づくベント基準の妥当性確認

5. 2 ベントタイミングの裕度評価のための追加確認事項

(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)

<評価シナリオ>

有効性評価 格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系）シナリオ

<格納容器漏えい箇所>

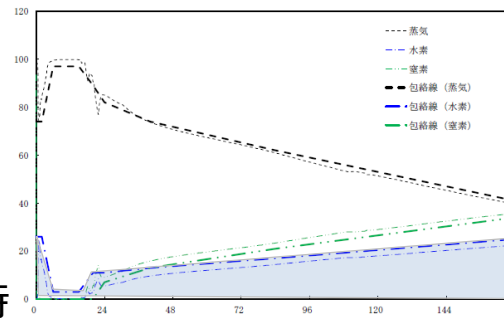
リークポテンシャルである各フロアのフランジ部，エアロックから開口部周長の割合に応じて漏えい

<格納容器漏えい率>

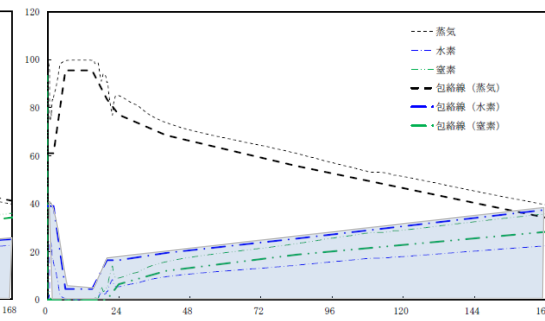
- 0～24h : 1.5%/day
- 24～84h : 1.0%/day
- 84h以降 : 0.75%/day

<PAR 反応開始濃度>

原子炉建屋オペフロ水素濃度1.5vol%到達時



ベースケース（有効性評価）

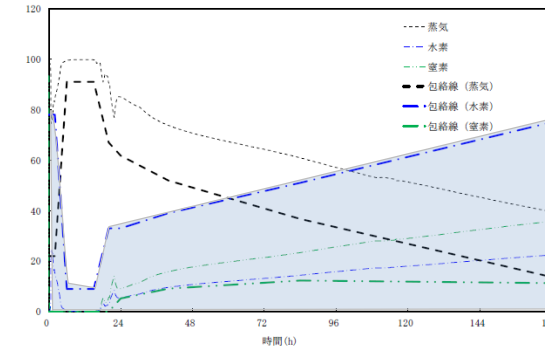


水素発生量1.5倍相当

<水素発生量>

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

■ : PCV内の水素量



水素発生量3.0倍相当

(参考) AFC100%相当 約1600kg

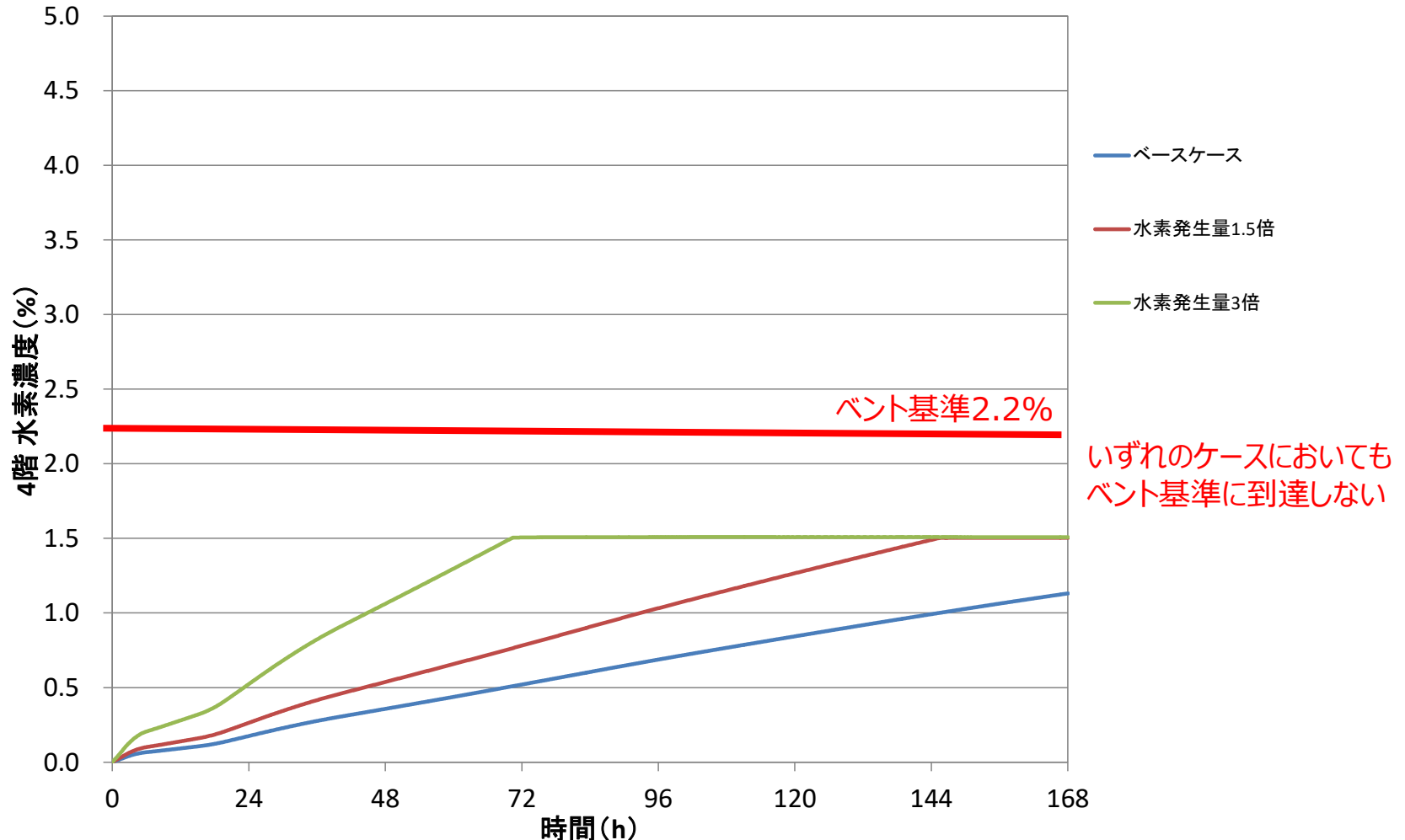
※5.1(2-1-3)の評価等では保守性を考慮した水素発生量を想定したが，本評価では有効性評価の水素発生量をベースケースとし，水素発生量を増加させた

5. 原子炉建屋水素濃度に基づくベント基準の妥当性確認

5. 2 ベントタイミングの裕度評価のための追加確認事項

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)

<評価結果>



原子炉建屋 4 階 (オペフロ) 水素濃度

5. 原子炉建屋水素濃度に基づくベント基準の妥当性確認

5. 2 ベントタイミングの裕度評価のための追加確認事項

(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)

＜評価シナリオ＞

有効性評価 格納容器過圧・過温破損 (格納容器ベント) シナリオ

＜格納容器漏えい箇所＞

リークポテンシャルである各フロアのフランジ部, エアロックから開口部周長の割合に応じて漏えい

＜格納容器漏えい率＞

0~38h : 1.5%/day
38h以降 : 0.5%/day

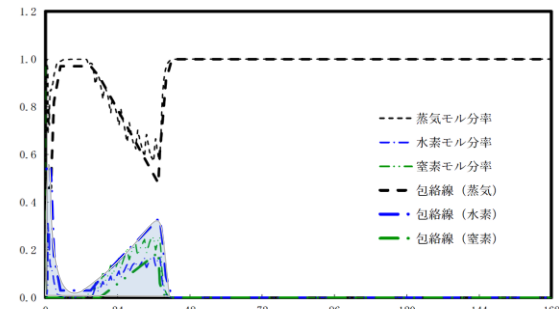
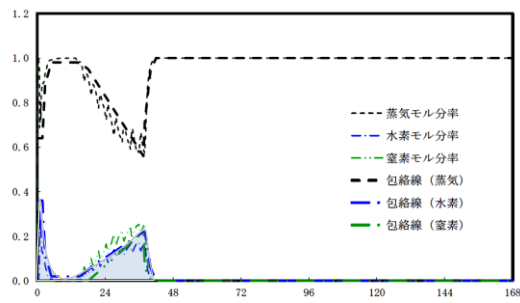
＜PAR 反応開始濃度＞

原子炉建屋オペフロ水素濃度1.5vol%到達時 ベースケース (有効性評価)

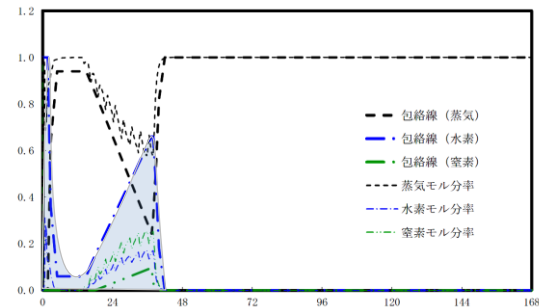
＜水素発生量＞

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

 : PCV内の水素量



水素発生量1.5倍相当



水素発生量3.0倍相当

(参考) AFC100%相当 約1600kg

※5.1(2-1-4)の評価等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

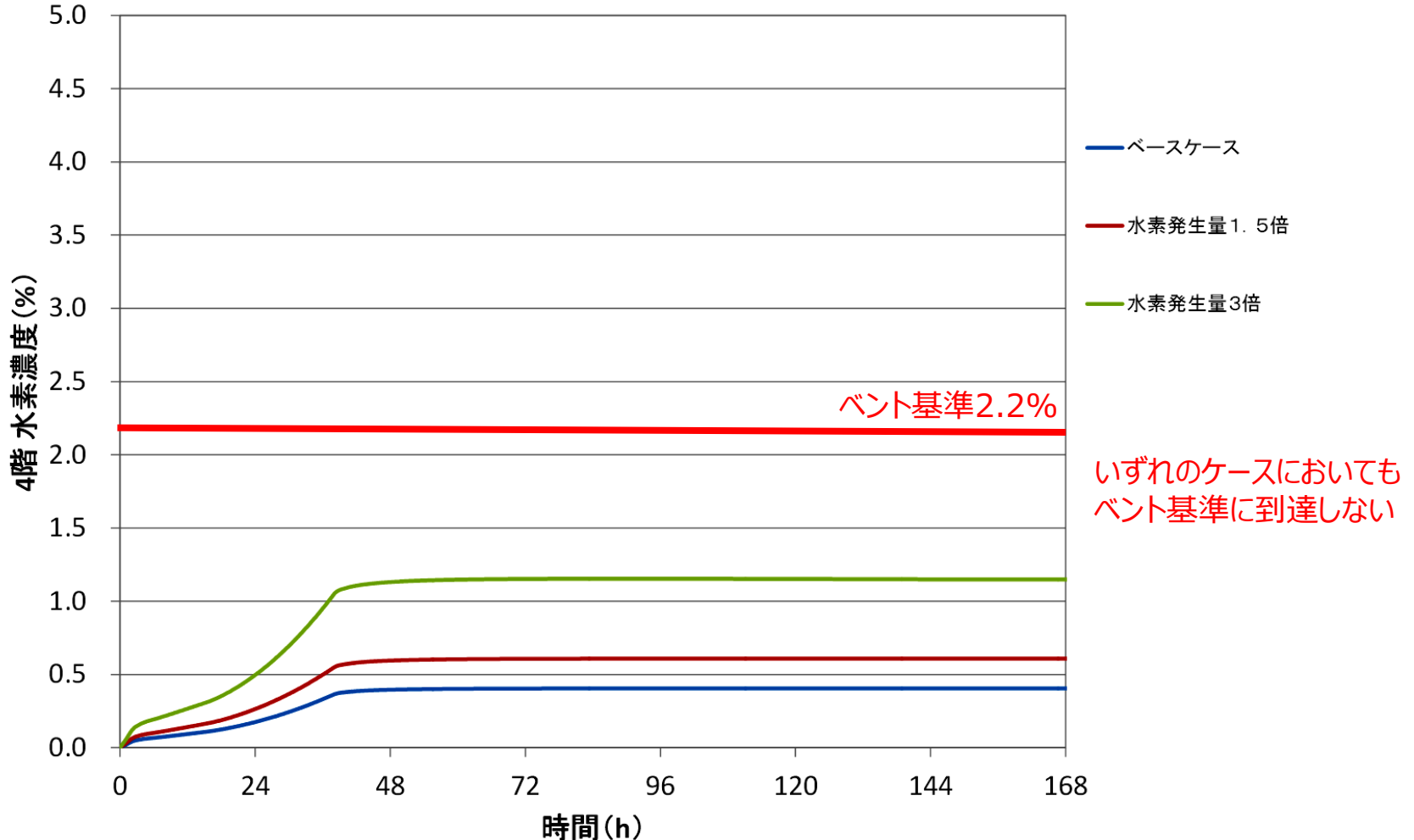


5. 原子炉建屋水素濃度に基づくベント基準の妥当性確認

5. 2 ベントタイミングの裕度評価のための追加確認事項

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）

<評価結果>



原子炉建屋4階（オペフロ）水素濃度

(5) PARが機能しない場合のベント基準との比較評価（代替循環冷却系）

<評価シナリオ>

有効性評価 格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系）シナリオ

<格納容器漏えい箇所>

リークポテンシャルである各フロアのフランジ部，エアロックから開口部周長の割合に応じて漏えい

<格納容器漏えい率>

0～24h : 1.5%/day

24～84h : 1.0%/day

84h以降 : 0.75%/day

<水素発生量について>

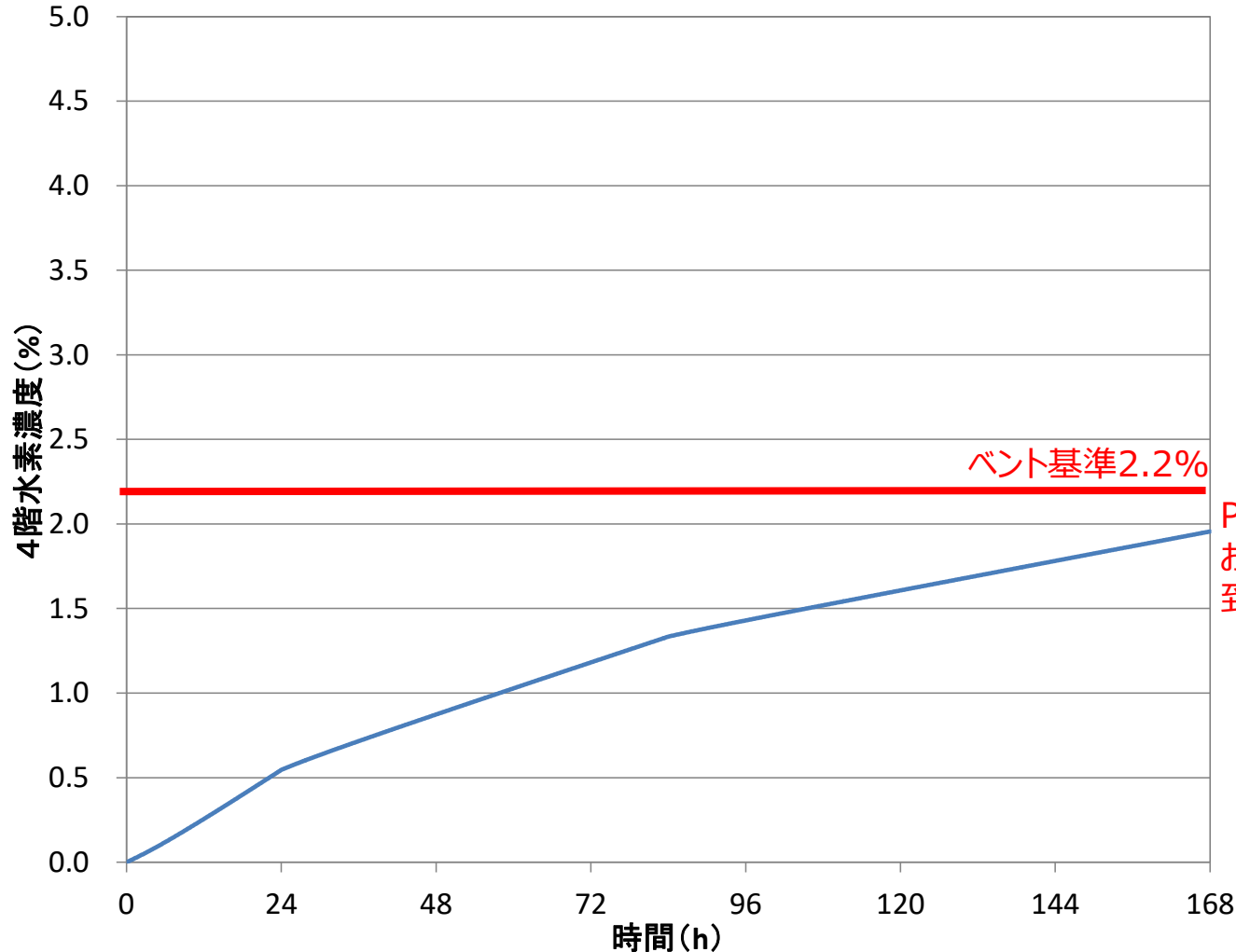
有効性評価（MAAP評価）により得られた水素発生量に保守性を考慮し，水素のモル分率を一律(D/W:0.33,S/C:0.39)と想定

5. 原子炉建屋水素濃度に基づくベント基準の妥当性確認

5. 2 ベントタイミングの裕度評価のための追加確認事項

PARが機能しない場合のベント基準との比較評価（代替循環冷却系）

<評価結果>



ベント基準2.2%
PARに期待しない場合においても、ベント基準に到達しない

原子炉建屋4階（オペフロ）水素濃度

(6) PARが機能しない場合のベント基準との比較評価（格納容器ベント）

<評価シナリオ>

有効性評価 格納容器過圧・過温破損（格納容器ベント）シナリオ

<格納容器漏えい箇所>

リークポテンシャルである各フロアのフランジ部，エアロックから開口部周長の割合に応じて漏えい

<格納容器漏えい率>

0～38h :1.5%/day

38h以降：0.5%/day

<水素発生量について>

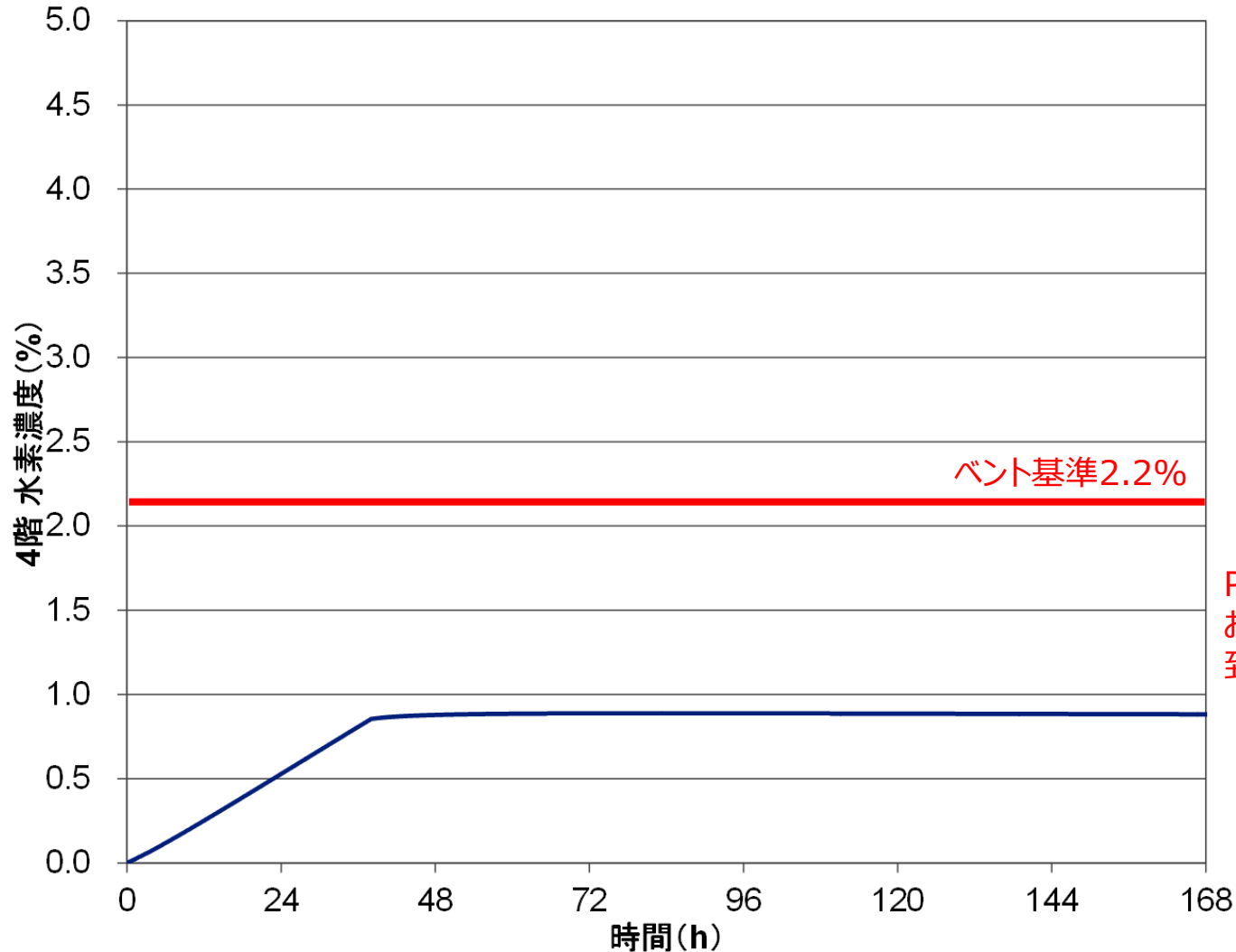
有効性評価（MAAP評価）により得られた水素発生量に保守性を考慮し，水素のモル分率を一律0.33と想定

5. 原子炉建屋水素濃度に基づくベント基準の妥当性確認

5. 2 ベントタイミングの裕度評価のための追加確認事項

PARが機能しない場合のベント基準との比較評価（格納容器ベント）

<評価結果>



原子炉建屋4階（オペフロ）水素濃度

ベント基準2.2%

PARに期待しない場合においても、ベント基準に到達しない

5. 原子炉建屋水素濃度に基づくベント基準の妥当性確認

5. 2 ベントタイミングの裕度評価のための追加確認事項

(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）

<評価シナリオ>

有効性評価 格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系）シナリオ

<格納容器漏えい箇所>

リークポテンシャルである各フロアのフランジ部,
エアロックから開口部周長の割合に応じて漏えい

<格納容器漏えい率>

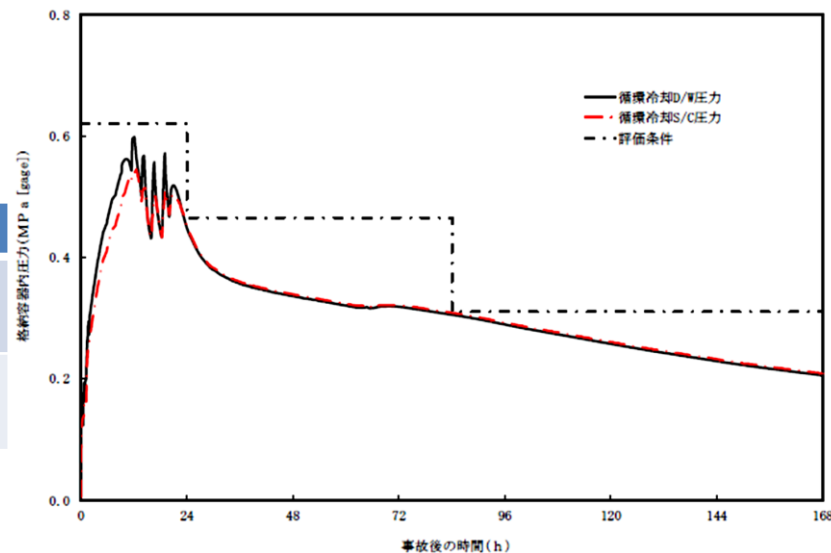
ケース	0 h～24 h	24 h～84 h	84 h以降
ベースケース	1.5%/day	1.0%/day	0.75%/day
設計漏えい率2倍	3.0%/day	2.0%/day	1.5%/day

<PAR 反応開始濃度>

原子炉建屋オペフロ水素濃度1.5vol%到達時

<格納容器漏えい率及び水素発生量の保守性>

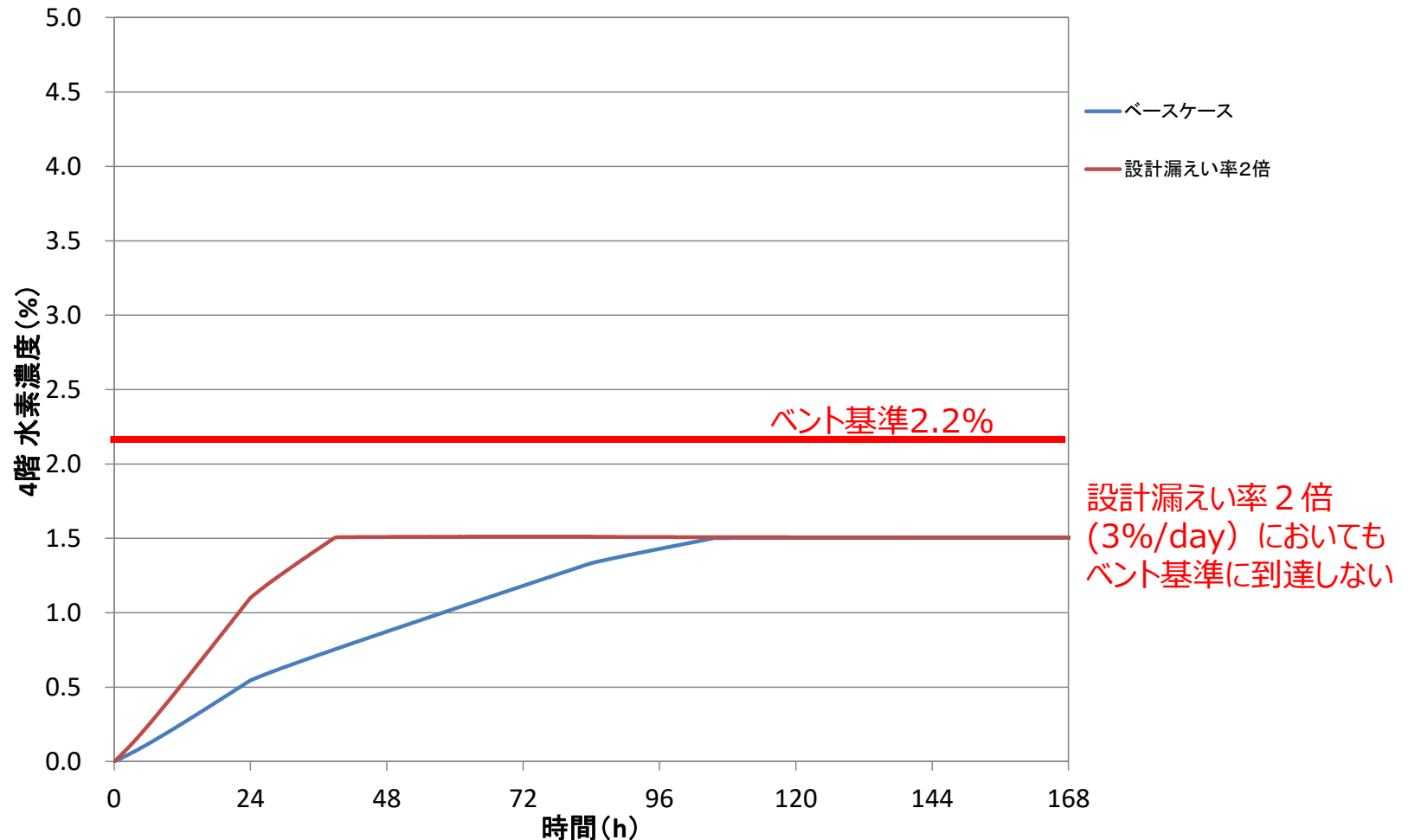
- ・格納容器圧力が上昇していない事象開始直後より24 hまで、格納容器圧力2Pd時の漏えい率（AEC式にて約1.0%/day）に余裕を見た漏えい率1.5%/dayを評価条件とした
- ・代替循環冷却系による格納容器除熱後は、格納容器圧力を包絡する条件とした
- ・有効性評価（MAAP評価）により得られた水素発生量を包絡するよう水素分率を設定



5. 原子炉建屋水素濃度に基づくベント基準の妥当性確認

5. 2 ベントタイミングの裕度評価のための追加確認事項

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）
 <評価結果>



原子炉建屋 4 階（オペフロ）水素濃度

5. 2 ベントタイミングの裕度評価のための追加確認事項

(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)

<評価シナリオ>

有効性評価 格納容器過圧・過温破損 (格納容器ベント) シナリオ

<格納容器漏えい箇所>

リークポテンシャルである各フロアのフランジ部, エアロックから開口部周長の割合に応じて漏えい

<格納容器漏えい率>

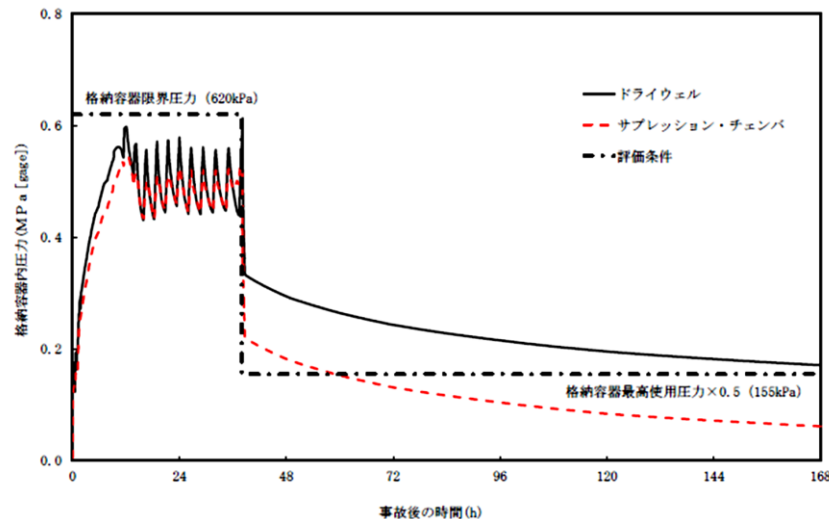
ケース	0 h ~ 38 h	38 h 以降
ベースケース	1.5%/day	0.5%/day
設計漏えい率 2 倍	3.0%/day	1.0%/day

<PAR 反応開始濃度>

原子炉建屋オペフロ水素濃度1.5vol%到達時

<格納容器漏えい率の保守性>

- 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 h) 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%を評価条件とした
- 有効性評価 (MAAP評価) により得られた水素発生量を包絡するよう水素分率を設定

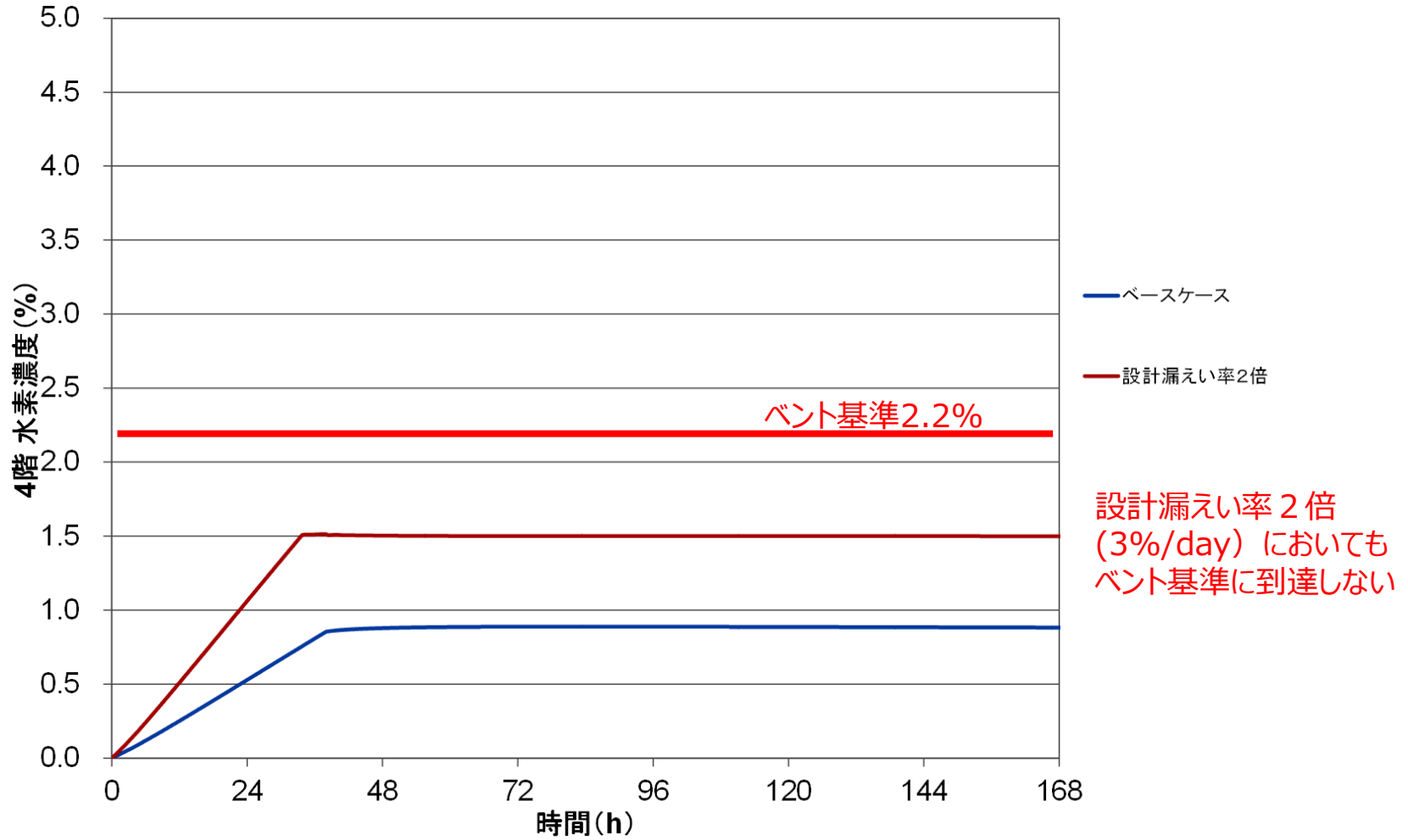


5. 原子炉建屋水素濃度に基づくベント基準の妥当性確認

5. 2 ベントタイミングの裕度評価のための追加確認事項

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）

<評価結果>



原子炉建屋 4 階（オペフロ）水素濃度

5. 2 ベントタイミングの裕度評価のための追加確認事項

(9) ベースケース解析（代替循環冷却系） + 格納容器頂部注水系考慮

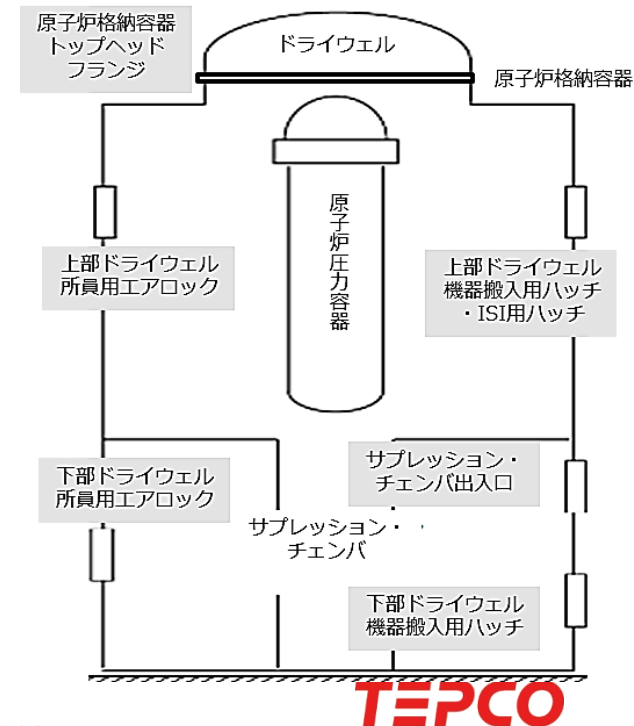
有効性評価において、格納容器頂部注水系の注水条件である格納容器温度171℃を超過することから、格納容器頂部注水系による影響を評価する

<格納容器漏えい箇所以外の解析条件>

格納容器漏えい率，P C V内水素発生量，P A R反応開始濃度は「5. 1（2 - 1 - 3）ベースケース解析（代替循環冷却系）」と同等の条件

<格納容器漏えい箇所>

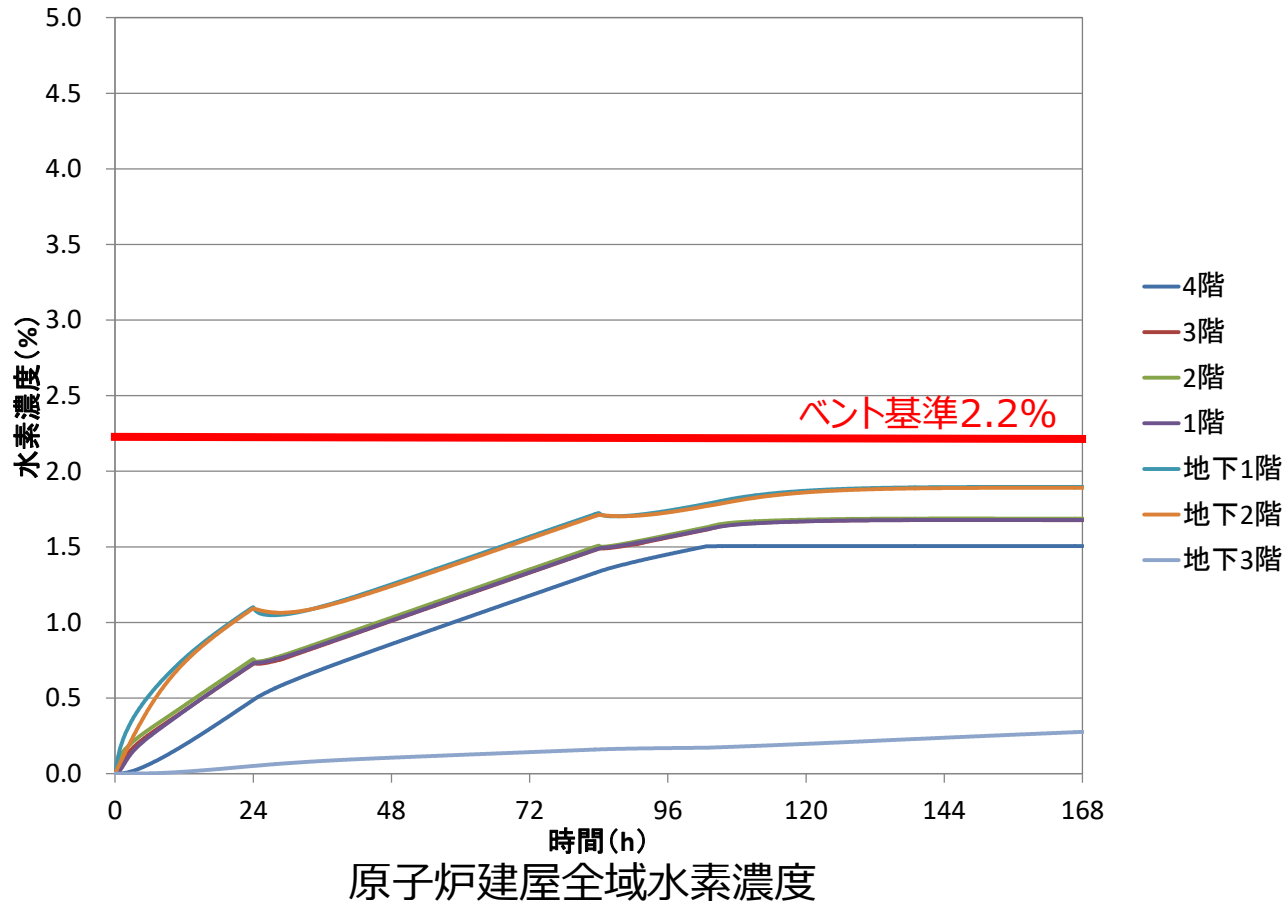
原子炉格納容器トップヘッドフランジからリークは想定せず、それ以外の各フロアのフランジ部，エアロックから開口部周長の割合に応じて漏えい



5. 原子炉建屋水素濃度に基づくベント基準の妥当性確認

5. 2 ベントタイミングの裕度評価のための追加確認事項

ベースケース解析（代替循環冷却系）＋格納容器頂部注水系考慮
 <評価結果>



- 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。
- 下層階においても可燃限界に到達せず、**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。**

5. 2 ベントタイミングの裕度評価のための追加確認事項

(10) ベースケース解析（格納容器ベント） + 格納容器頂部注水系考慮

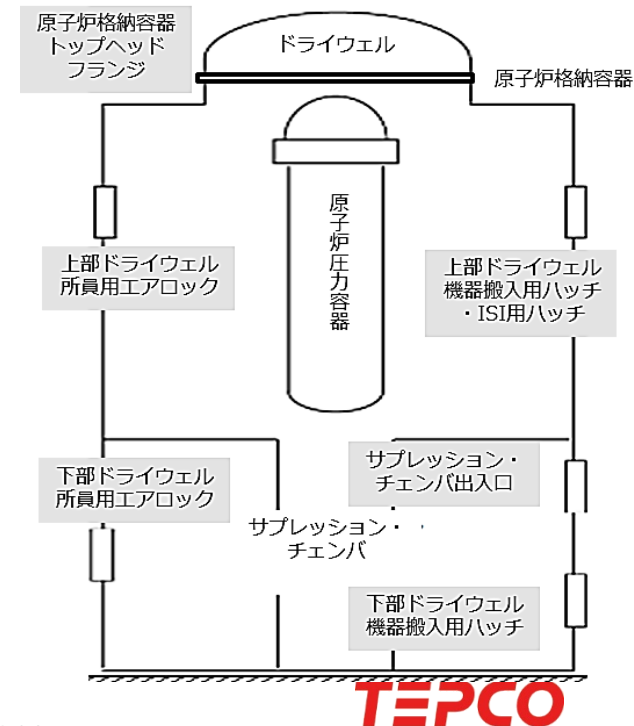
有効性評価において、格納容器頂部注水系の注水条件である格納容器温度171℃を超過することから、格納容器頂部注水系による影響を評価する

<格納容器漏えい箇所以外の解析条件>

格納容器漏えい率，PCV内水素発生量，PAR反応開始濃度は「5. 1 (2-1-4) ベースケース解析（格納容器ベント）」と同等の条件

<格納容器漏えい箇所>

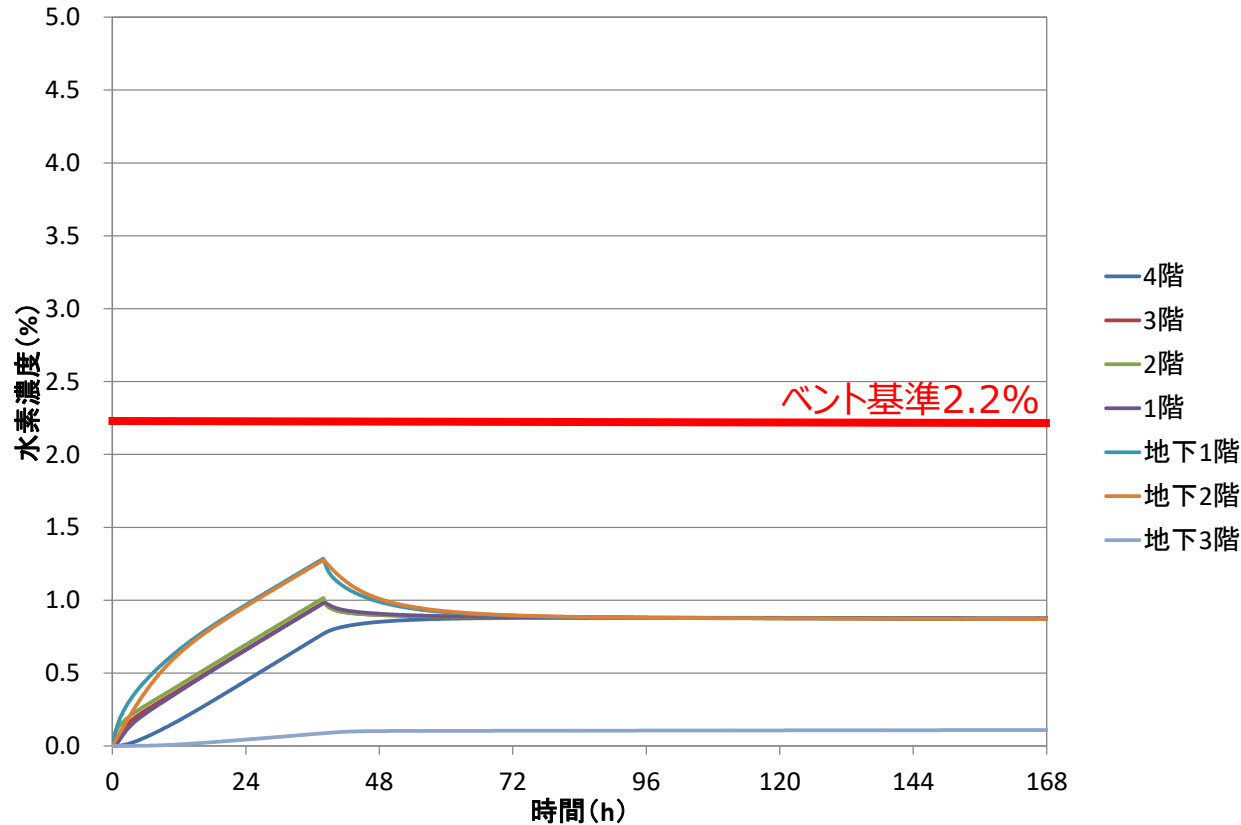
原子炉格納容器トップヘッドフランジからリークは想定せず、それ以外の各フロアのフランジ部，エアロックから開口部周長の割合に応じて漏えい



5. 原子炉建屋水素濃度に基づくベント基準の妥当性確認

5. 2 ベントタイミングの裕度評価のための追加確認事項

ベースケース解析（格納容器ベント）＋格納容器頂部注水系考慮
 <評価結果>



原子炉建屋全域水素濃度

- 格納容器圧力による破損防止のためのベントを約38hにて実施。
- 下層階においても可燃限界に到達せず、**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。**

5. 2 ベントタイミングの裕度評価のための追加確認事項

(1 1) まとめ

- 水素発生量が有効性評価の3倍（約1800kg相当，AFC100%[約1600kg]）の評価条件であっても，原子炉建屋オペフロ水素濃度はベント基準に到達しない。
- PARが機能しない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，原子炉建屋オペフロ水素濃度はベント基準に到達しない。
- 自主対策設備である原子炉格納容器頂部注水系の使用を考慮した場合の評価を確認したが，原子炉建屋オペフロ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。

6. 保安規定の改訂方針について

(1) 妥当性確認結果を踏まえた保安規定の改訂方針

- 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「7. 格納容器の過圧破損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格納容器ベント基準が記載されている
- 「5. 原子炉建屋水素濃度に基づくベント基準の妥当性確認」にて、水素の不確かさを踏まえても現状のベント基準が妥当であることを確認
- そのため、審査基準の改正内容を踏まえて、添付3表10「10. 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」に格納容器圧力逃がし装置による原子炉建屋内の水素濃度上昇の緩和に係る対応手順等を追記し、表7の格納容器ベント基準を紐づけることにより、位置付けを明確化
- また、審査基準の改正内容における「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」も踏まえ、添付3における関連箇所についても変更を行う

表7

<p>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</p>
<p>方針目的 炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器の破損を防止するため、格納容器圧力逃がし装置及び代替循環冷却系により、格納容器内の圧力及び温度を低下させることを目的とする。</p>
<p>対応手段等</p> <p>1. 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱 当直副長は、残留熱除去系及び代替循環冷却系の運転ができず格納容器内の圧力を620kPa[gage]以下に抑制する見込みがない場合、又は原子炉建屋オペレーティングフロアの天井付近の水素濃度が2.2vol%に到達した場合は、格納容器の破損を防止するため、格納容器圧力逃がし装置により格納容器内の圧力及び温度を低下させる。 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁（空気作動弁、電動弁）の駆動源や制御電源が喪失した場合は、隔離弁を遠隔で手動操作することにより格納容器内の圧力及び温度を低下させる。</p> <p>(1) 手順着手の判断基準 炉心損傷を判断した場合^{※1}において、炉心の著しい損傷の緩和及び格納容器の破損防止のために必要な操作が完了した場合^{※2}。</p> <p>※1. 格納容器内雰囲気放射線レベル（CAMS）で格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線レベル（CAMS）が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。</p> <p>※2. 炉心の著しい損傷を防止するために原子炉圧力容器への注水を実施する必要がある場合、又は格納容器の破損を防止するために格納容器内ヘスプレーを実施する必要がある場合は、これらの操作を完了した後に格納容器ベントの準備を開始する。ただし、原子炉の冷却ができない場合、又は格納容器内の冷却ができない場合は、速やかに格納容器ベントの準備を開始する。</p> <p style="text-align: right;">（省略）</p>

- 原子炉建屋水素濃度上昇時の格納容器ベント基準を記載済であり、表7については変更なし
- 表10に追記し、表7と紐づけることにより、格納容器圧力逃がし装置の「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（⇒次頁で示す）

7. 保安規定の変更内容について

(1) 保安規定の変更内容

変更前

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

方針目的

炉心の著しい損傷が発生した場合において、水素ガスが格納容器内に放出され、格納容器から原子炉建屋に漏えいした場合においても水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するため、静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制 及び 原子炉建屋内の水素濃度監視を行うことを目的とする。

対応手段等

1. 原子炉建屋内の水素濃度監視

当直副長は、格納容器内で発生し格納容器から原子炉建屋に漏えいした水素濃度を監視するため、原子炉建屋水素濃度計を用いて原子炉建屋内の水素濃度を監視する。

全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、原子炉建屋水素濃度計を用いて監視する。

(中略)

2. 静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制

当直副長は、格納容器内で発生した水素ガスが格納容器から原子炉建屋に漏えいした場合は、静的触媒式水素再結合器動作監視装置を用いて原子炉建屋内の水素濃度上昇を抑制するために設置している静的触媒式水素再結合器の作動状態を監視する。

全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、静的触媒式水素再結合器動作監視装置を用いて監視する。

(中略)

変更後

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

方針目的

炉心の著しい損傷が発生した場合において、水素ガスが格納容器内に放出され、格納容器から原子炉建屋に漏えいした場合においても水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するため、静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制、原子炉建屋内の水素濃度監視及び格納容器圧力逃がし装置による原子炉建屋内の水素濃度上昇の緩和を行うことを目的とする。

対応手段等

1. 原子炉建屋内の水素濃度監視

当直副長は、格納容器内で発生し格納容器から原子炉建屋に漏えいした水素濃度を監視するため、原子炉建屋水素濃度計を用いて原子炉建屋内の水素濃度を監視する。

全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、原子炉建屋水素濃度計を用いて監視する。

(中略)

2. 静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制

当直副長は、格納容器内で発生した水素ガスが格納容器から原子炉建屋に漏えいした場合は、静的触媒式水素再結合器動作監視装置を用いて原子炉建屋内の水素濃度上昇を抑制するために設置している静的触媒式水素再結合器の作動状態を監視する。

全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、静的触媒式水素再結合器動作監視装置を用いて監視する。

(中略)

3. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉建屋内の水素濃度上昇の緩和

当直副長は、原子炉建屋内に漏えいした水素が静的触媒式水素再結合器で処理されず、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2.2 v.o.l%に到達した場合は、格納容器から原子炉建屋への水素の漏えいを抑制し、原子炉建屋内の水素濃度の上昇を緩和するため、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントを実施する。

格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント操作の対応手順等は表7に基づき実施する。

(中略)

7. 保安規定の変更内容について

変更前					変更後				
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 (中略) 表20 重大事故等対策における操作の成立性(7/22)					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 (中略) 表20 重大事故等対策における操作の成立性(7/22)				
操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間	操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間
9	フィルタ装置水位調整(水張り)	操作手順7と同様			9	フィルタ装置水位調整(水張り)	操作手順7と同様		
9	フィルタ装置水位調整(水抜き)	操作手順7と同様			9	フィルタ装置水位調整(水抜き)	操作手順7と同様		
9	格納容器圧力逃がし装置停止後の窒素ガスパージ	操作手順7と同様			9	格納容器圧力逃がし装置停止後の窒素ガスパージ	操作手順7と同様		
9	フィルタ装置スクラバ水pH調整	操作手順7と同様			9	フィルタ装置スクラバ水pH調整	操作手順7と同様		
9	ドレン移送ライン窒素ガスパージ	操作手順7と同様			9	ドレン移送ライン窒素ガスパージ	操作手順7と同様		
9	ドレンタンク水抜き	操作手順7と同様			9	ドレンタンク水抜き	操作手順7と同様		
9	耐圧強化ベント系(W/W)による格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約60分	9	耐圧強化ベント系(W/W)による格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約60分
9	耐圧強化ラインの窒素ガスパージ	緊急時対策要員	4	約360分	9	耐圧強化ラインの窒素ガスパージ	緊急時対策要員	4	約360分
9	水素濃度及び酸素濃度の監視(格納容器内雰囲気計装による格納容器内の監視)	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約25分	9	水素濃度及び酸素濃度の監視(格納容器内雰囲気計装による格納容器内の監視)	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約25分
9	代替電源による必要な設備への給電	操作手順14と同様			9	代替電源による必要な設備への給電	操作手順14と同様		
9	代替原子炉補機冷却系による冷却水確保※1	操作手順5と同様			9	代替原子炉補機冷却系による冷却水確保※1	操作手順5と同様		
10	代替電源による必要な設備への給電	操作手順14と同様			10	代替電源による必要な設備への給電	操作手順14と同様		
11	燃料プール代替注水系による常設スプレッドヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水(防火水槽を水源とした送水)	運転員(中央制御室)	1	110分以内	10	格納容器圧力逃がし装置による原子炉建屋内の水素濃度上昇の緩和	操作手順7と同様		
11		緊急時対策要員	2		11	燃料プール代替注水系による常設スプレッドヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水(防火水槽を水源とした送水)	運転員(中央制御室)	1	110分以内
(省略)					(省略)				

7. 保安規定の変更内容について

変更前	変更後
<p>重大事故等及び大規模損壊対応に係る実施基準 (中略)</p> <p>1. 重大事故等対策 (中略)</p> <p>1. 3 手順書の整備</p> <p>(1) 各GMは、重大事故等発生時において、事象の種類及び事象の進展に応じて、重大事故等に的確かつ柔軟に対処できるようマニュアルを整備する。 (中略)</p> <p>ウ. 発電GM及び直営作業GMは、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防ぐために、最優先すべき操作等を迷うことなく判断し実施するため、以下の判断基準を運転操作手順書及び緊急時対策本部用手順書に定める。</p> <p>(ア) 原子炉停止機能喪失時においては、迷わずほう酸水注入を行えるようにする判断基準</p> <p>(イ) 炉心の著しい損傷又は格納容器の破損を防ぐために注水する淡水源が枯渇又は使用できない状況においては、設備への悪影響を懸念することなく、迷わず海水注水を行えるようにする判断基準</p> <p>(ウ) 格納容器圧力が限界圧力に達する前、又は、格納容器からの異常漏えいが発生した場合に、確実に格納容器圧力逃がし装置等の使用が行えるようにする判断基準</p> <p>(エ) 全交流動力電源喪失時等において、準備に長時間を要する可搬型設備を必要な時期に使用可能とするため、準備に掛かる時間を考慮した手順着手の判断基準</p> <p>(オ) 炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防ぐために必要な各操作については、重大事故等対処設備を必要な時期に使用可能とするための手順着手の判断基準</p> <p>(カ) 重大事故等対策時においては、設計基準事故時に用いる操作の制限事項は適用しないようにする判断基準 (中略)</p>	<p>重大事故等及び大規模損壊対応に係る実施基準 (中略)</p> <p>1. 重大事故等対策 (中略)</p> <p>1. 3 手順書の整備</p> <p>(1) 各GMは、重大事故等発生時において、事象の種類及び事象の進展に応じて、重大事故等に的確かつ柔軟に対処できるようマニュアルを整備する。 (中略)</p> <p>ウ. 発電GM及び直営作業GMは、炉心の著しい損傷、格納容器の破損及び水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防ぐために、最優先すべき操作等を迷うことなく判断し実施するため、以下の判断基準を運転操作手順書及び緊急時対策本部用手順書に定める。</p> <p>(ア) 原子炉停止機能喪失時においては、迷わずほう酸水注入を行えるようにする判断基準</p> <p>(イ) 炉心の著しい損傷又は格納容器の破損を防ぐために注水する淡水源が枯渇又は使用できない状況においては、設備への悪影響を懸念することなく、迷わず海水注水を行えるようにする判断基準</p> <p>(ウ) 格納容器圧力が限界圧力に達する前、又は、格納容器からの異常漏えいが発生した場合に、確実に格納容器圧力逃がし装置等の使用が行えるようにする判断基準</p> <p>(エ) 全交流動力電源喪失時等において、準備に長時間を要する可搬型設備を必要な時期に使用可能とするため、準備に掛かる時間を考慮した手順着手の判断基準</p> <p>(オ) 炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防ぐために必要な各操作については、重大事故等対処設備を必要な時期に使用可能とするための手順着手の判断基準</p> <p>(カ) 重大事故等対策時においては、設計基準事故時に用いる操作の制限事項は適用しないようにする判断基準 (中略)</p>

7. 保安規定の変更内容について

変更前	変更後
<p>附 則</p> <p>附則（令和4年8月22日 原規規発第2208226号） （施行期日） 第1条 <u>この規定は、令和4年9月1日から施行する。</u></p> <p>2. 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。</p> <p>附則（令和2年10月30日 原規規発第2010305号） （施行期日） 第1条 <u>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。</u></p> <p>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。</p> <p>（省略）</p>	<p>附 則</p> <p><u>附則（令和 年 月 日 原規規発第 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。</u></p> <p><u>2. 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。</u></p> <p>附則（令和4年8月22日 原規規発第2208226号） （施行期日） 第1条</p> <p>2. 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。</p> <p>附則（令和2年10月30日 原規規発第2010305号） （施行期日） 第1条</p> <p>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。</p> <p>（省略）</p>

8. 原子炉建屋水素爆発防止のための操作手順

➤ 判断基準、役割等を明確にし、ためらわずベントできる手順を整備している。

- ・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微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。

7号機 事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） フロー図抜粋

当直副長

判断

【ベント実施判断】SOP, AM設備別手順書

下記の条件が成立した場合。

- ・ R / B オペフロの天井付近の水素濃度が2.2vol%に到達した場合。

※ベント準備については、PCV除熱対応後、ベント判断閾値到達を待たず速やかに開始。

●AM設備別手順書

R H R 系の復旧の見通しがなく、代替循環冷却運転に期待できない状況において、原子炉への注水、格納容器へのスプレイ等の操作を実施し終えた時点で準備開始する。原子炉への注水、格納容器へのスプレイが実施できない場合は、速やかにベント準備を開始する。

復旧班

多様なハザード対応手順書

- ・フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り
- ・フィルタベント水位調整

運転員(中操/現場)

操作

AM設備別手順書

- ・中操～現場通信手段確保
- ・電源構成（電源有の場合）
- ・ベントライン構成
- ・ベント開始

8. 原子炉建屋水素爆発防止のための操作手順

➤ オペフロ水素濃度上昇が大きい場合においても、現在の手順にてベント可能なことを確認している

【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】

・オペフロ水素濃度上昇が0.13%/h程度と仮定した場合

(設計漏えい率の6倍(9.0%/day)かつPARに期待しない場合の非常に保守的な状態に相当)

・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、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

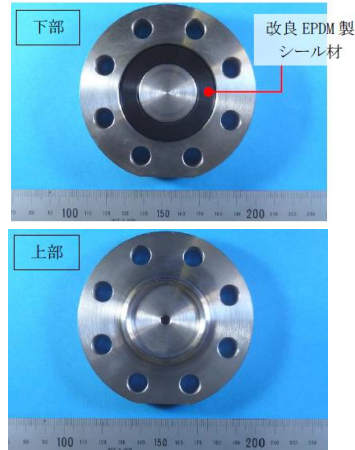
		経過時間(分)													
		10	20	30	40	50	60	70	80						
手順の項目	要員(数)	減圧及び除熱開始 75分													
格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作) (W/Wベントの場合) ※D/Wベントも同様	中央制御室運転員A, B	2	通信連絡設備準備、弁状態及び監視計器指示の確認												
	現場運転員C, D	2	移動、系統構成												
			W/Wベント弁 遠隔手動弁操作設備による開操作												

【参考】改良EPDMシール材及びバックアップシール材試験結果

【改良EPDMシール材試験】



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試験】



He漏えい試験の様子



試験体

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

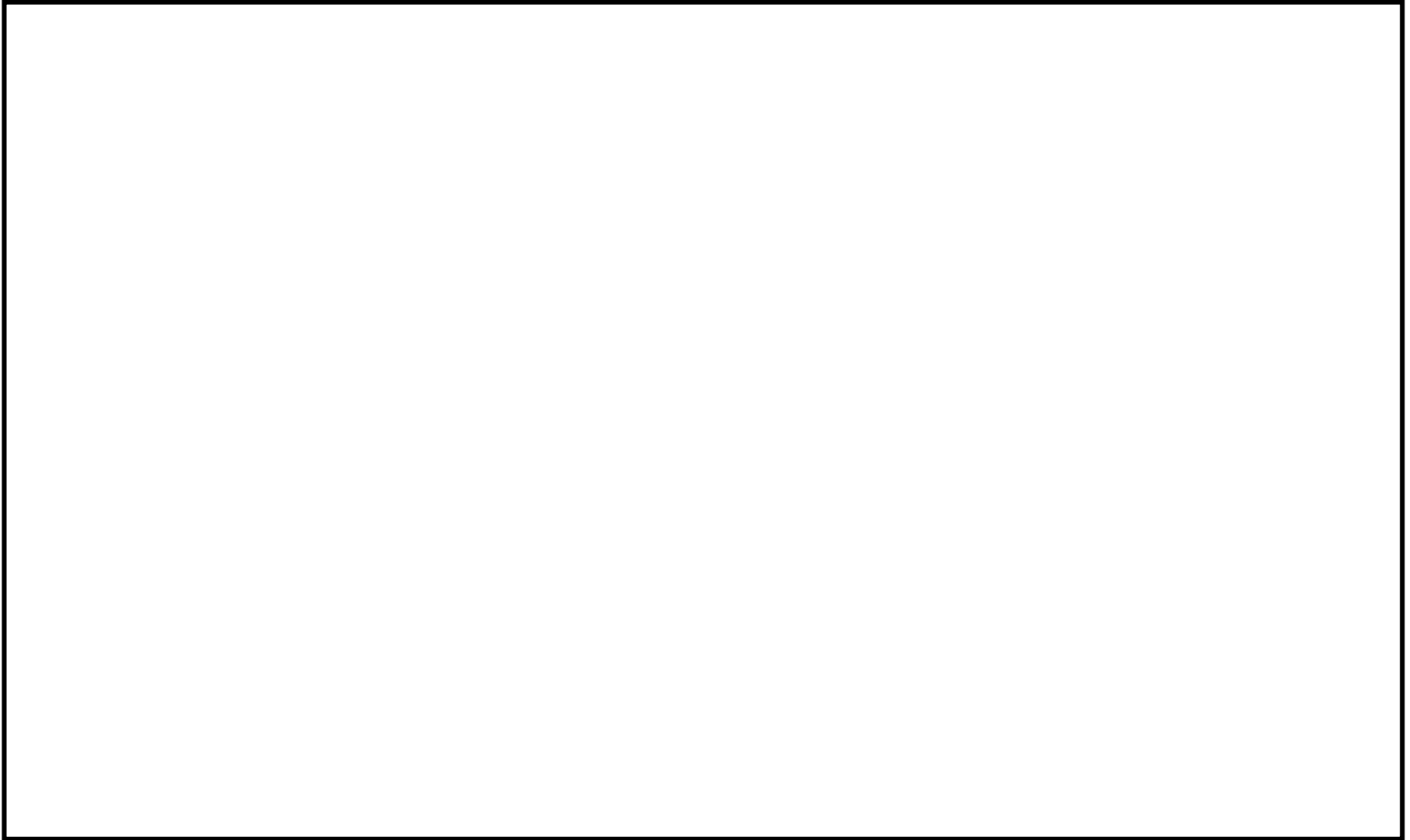
バックアップシール材 He漏えい試験結果(蒸気曝露)

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

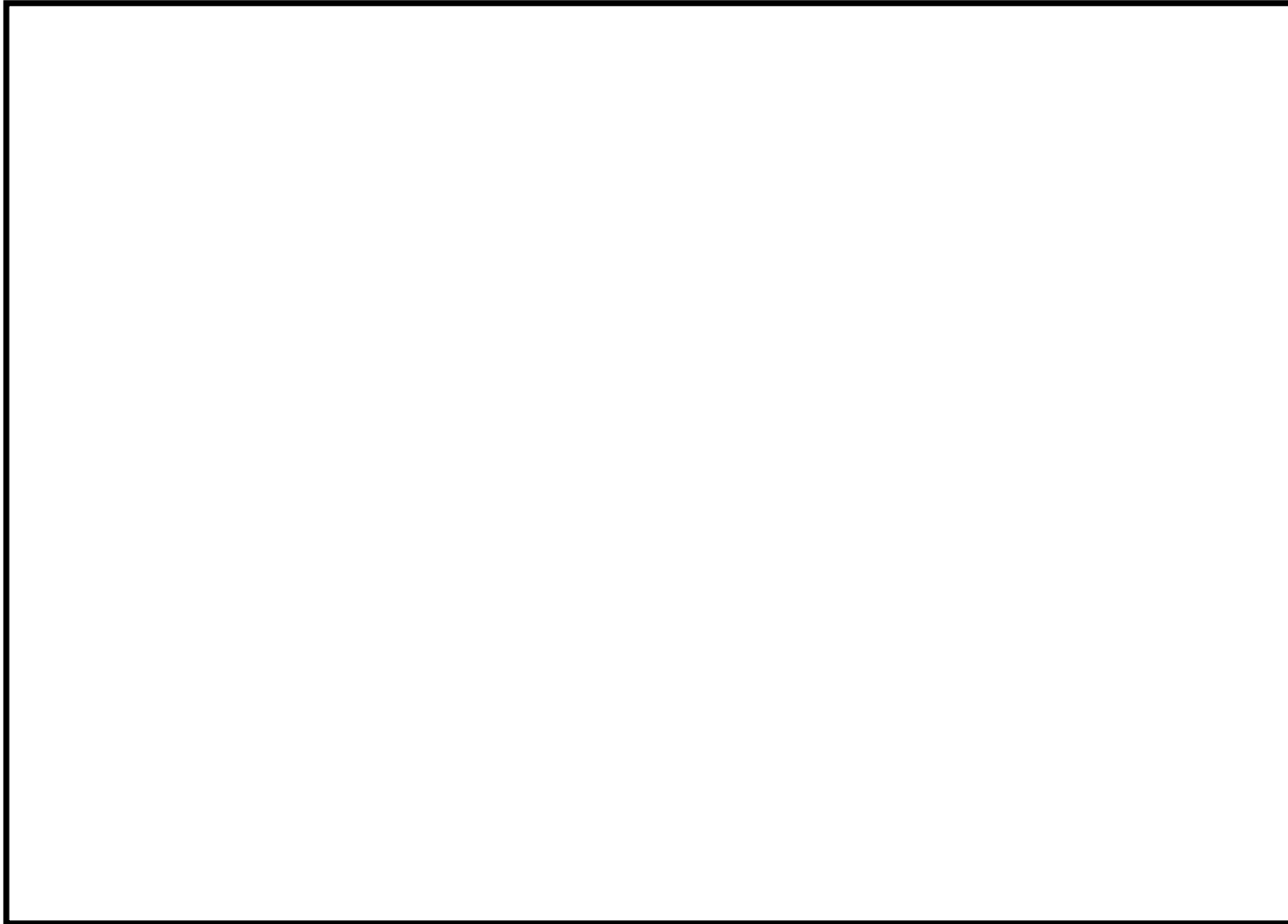
○：漏えい及び圧力降下なし



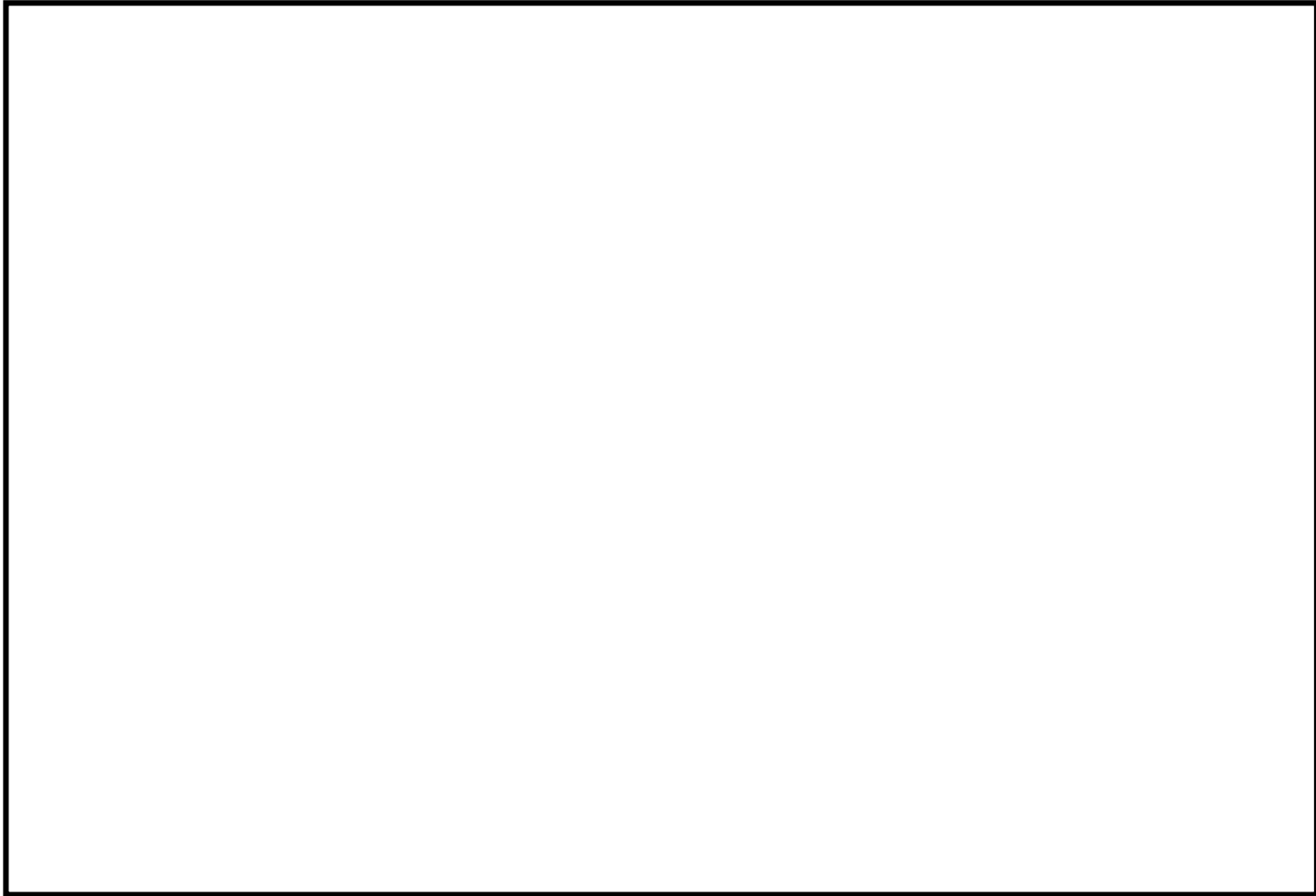
原子炉建屋地上4階(オペフロ)



原子炉建屋地上2階



原子炉建屋地下1階



原子炉建屋地下2階