

女川原子力発電所保安規定審査資料	
資料番号	保-01(改1)
提出年月日	2023年4月7日

原子炉格納容器フィルタベント系の 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

東北電力株式会社

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

目次

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. 原子炉格納容器フィルタベント系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. 保安規定の改訂方針についてP.46
7. 保安規定の変更内容についてP.47
8. 原子炉建屋水素爆発防止のための操作手順P.51

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「**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。)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、原子炉格納容器フィルタベント系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1-3(重大事故等およ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。

eb) 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。

bc) 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。

ed) 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。

eb) 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。

bc) 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。

ed) 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。
- ~~b)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. 原子炉格納容器フィルタベント系に係る設備の位置付け

(1) 設備状況の整理

現状、原子炉格納容器フィルタベント系については設置許可基準規則第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

⇒ 原子炉格納容器フィルタベント系は、排気中に含まれる水素による爆発を防ぐため、系統内を不活性ガス(窒素)で置換した状態で待機させ、原子炉格納容器ベント開始後においても不活性ガス(窒素)で置換できる設計としている。これにより、ジルコニウム-水反応、水の放射線分解等により原子炉格納容器内に発生する水素及びスクラバ溶液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、原子炉格納容器ベント開始後の原子炉格納容器は、ほぼ水蒸気で満たされた状態となり、系統へ流入するベントガスもほぼ水蒸気となることから、水素爆発は発生しない。

また、系統内に水素が蓄積する可能性のある箇所にはバイパスラインを設け、水素を連続して排出できる設計とすることで、系統内で水素濃度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。

⇒ 排出経路における水素濃度を測定し、監視できるよう、系統内の流れを考慮しフィルタ装置出口配管にフィルタ装置出口水素濃度を設ける設計としている。

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。

⇒ 原子炉格納容器フィルタベント系は、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3b) i)からxi)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、原子炉格納容器(以下「格納容器」という。)の過圧破損防止を目的としたベント基準に対する関係から確認する。

【適合性審査で説明したベント基準】

- 原子炉建屋燃料取替床(以下「オペフロ」という。)水素濃度2.3vol%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
- 一方, SA有効性評価においては, 事象発生後約45時間で格納容器圧力による破損を防止するため, ベントを実施している

- 現状の原子炉建屋オペフロ水素濃度2.3vol%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
- 上記の原子炉建屋水素爆発防止のためのベント基準の裕度を確認する観点から, 格納容器内水素発生量を変化させ, GOTHIC解析にてベントタイミングへの影響を評価

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) 現状のベント基準の妥当性について

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2.3vol%）が以下の観点で妥当であることを確認した。

- 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、ベント基準である2.3vol%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0.5vol%を考慮しても、不測事態発生時の操作時間が確保されている。

【原子炉建屋オペフロ水素濃度2.3vol%根拠】

ベント基準水素濃度(2.3vol%)

= 可燃限界(4vol%) - (計器誤差0.5vol% + 不測事態発生に対する操作余裕時間1.2vol%)

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

- 下層階において水素の局所的な滞留により可燃限界に到達することがないこと
⇒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、及び想定する全ての局所エリアで水素濃度が可燃限界に到達しないことを確認している。

【原子炉建屋原子炉棟解析モデル】

●——● : フローパス

□ : ノード

□ (点線) : ノード(局所エリア)

----- : サブノード

<局所エリア>

扉の開口部や排気ダクトを通じて、通路とつながっていることから、フローパスを設けて局所エリア外部との流出入をモデル化し、水素挙動を確認している。

建屋全体の水素濃度の挙動とあわせて
原子炉建屋原子炉棟解析モデルにより評価

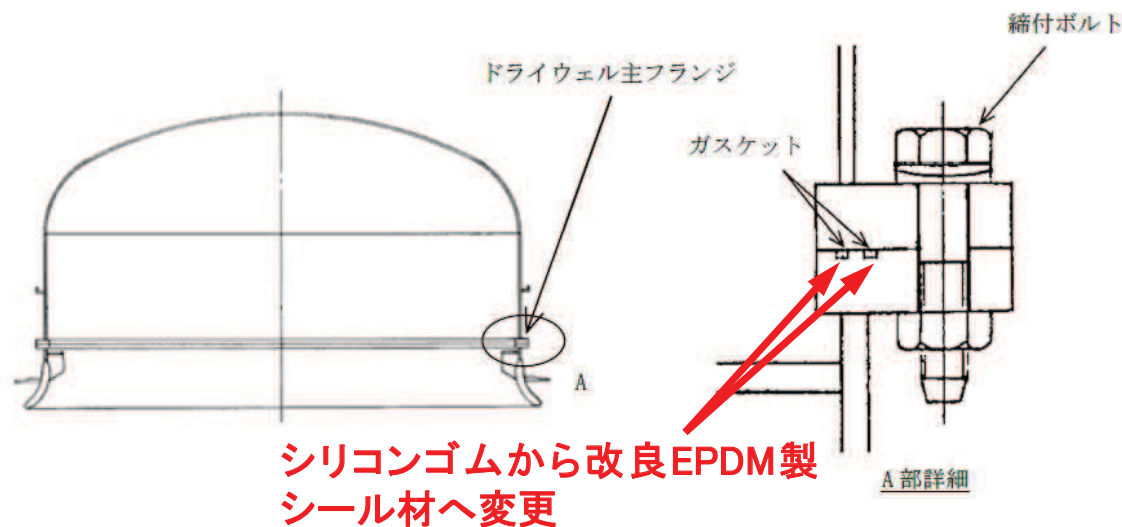
(結論) 以上より、**原子炉建屋オペフロ水素濃度2.3vol%での判断基準は妥当**である

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

(3) 評価における格納容器漏えい率の設定の考え方

- 格納容器フランジ部に使用されているシール材については、重大事故等時の環境下の耐性に優れた改良EPDM製シール材に変更し、格納容器閉じ込め機能の強化を図っている。変更後のシール材に対しては、限界圧力、限界温度下での漏えい試験を行い、シール機能が維持されていることを確認している
- 格納容器の限界圧力、限界温度における漏えい率は、約1.24%/day (AECの評価式より)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1.3%/dayと設定し、試験により漏えいしないことを確認している格納容器フランジ部から保守的に漏えいしたとして、原子炉建屋原子炉棟内の水素挙動評価を行い、水素濃度が可燃限界に到達しないことを確認している



格納容器フランジ部構造(ドライウェル主フランジ)

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

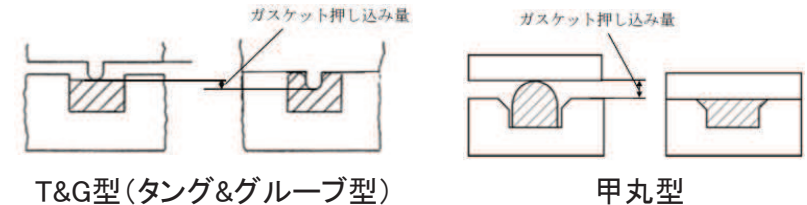
5.1 適合性審査を踏まえた確認事項

【改良EPDM製シール材試験】

改良EPDM製シール材 漏えい試験結果

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

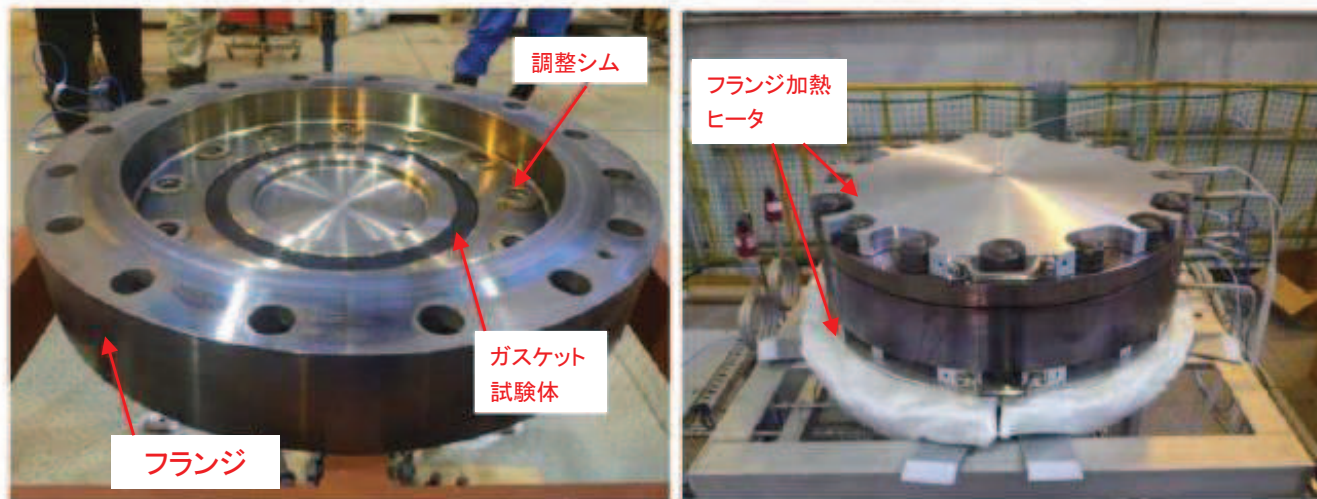
注)・全ケースとも限界圧力(2Pd:0.854MPa)以上にて実施
 ・加圧媒体:乾熱(空気)
 ・フランジ型式は以下のとおり(T&G型は所員用エアロック, 甲丸型はその他の機器ハッチ等で使用)
 ・通常時は, ボルト締結によりガスケットを押し込むが, 本試験においては保守的に押し込み量を0mmとして実施



T&G型(タング&グルーブ型)

甲丸型

* :300℃での試験状態で漏えいが確認されたが, 限界圧力(2Pd), 限界温度(200℃)下では漏えいはない



試験装置外観 (フランジ開放時) 試験装置外観 (フランジ密閉時)

漏えい試験装置の外観

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、ドライウェル主フランジ及び格納容器貫通部のうちシール部を有するハッチ類を選定する。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	漏えい箇所	周長 (mm)	周長割合	漏えい割合	漏えいの対象とする局所エリア
地上3階	ドライウェル主フランジ				—
地上1階	逃がし安全弁搬出入口				バルブラッピング室
	所員用エアロック				所員用エアロック前室
	ISI用ハッチ				計装ペネトレーション室
地下1階	機器搬出入用ハッチ(2箇所)				—
	制御棒駆動機構搬出入口				CRD補修室
地下2階	サプレッションチェンバ出入口(2箇所)				トーラス室

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

(4) ベースケース解析(代替循環冷却系)

【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

(4) ベースケース解析(代替循環冷却系)

【評価条件】

<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)シナリオ

<格納容器漏えい箇所>

リークポテンシャルを有す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>

0~36h : 1.3 %/day

36~48h : 0.7 %/day

48~72h : 0.65%/day

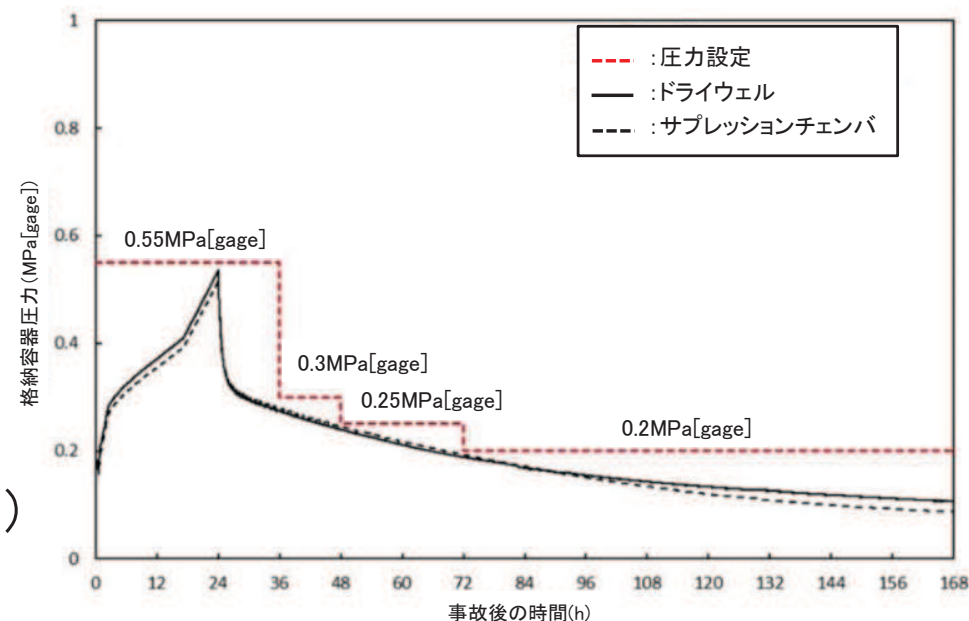
72h以降 : 0.6 %/day

<PAR反応開始水素濃度>

1.5vol% (PARは原子炉建屋オペフロに19台設置)

<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36hまで, 格納容器圧力2Pd時の漏えい率(AEC式にて約1.24%/day)に余裕を見た漏えい率1.3%/dayを評価条件とした
- ・ 代替循環冷却系による格納容器除熱後は, 格納容器圧力低下の遅れも考慮し, 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

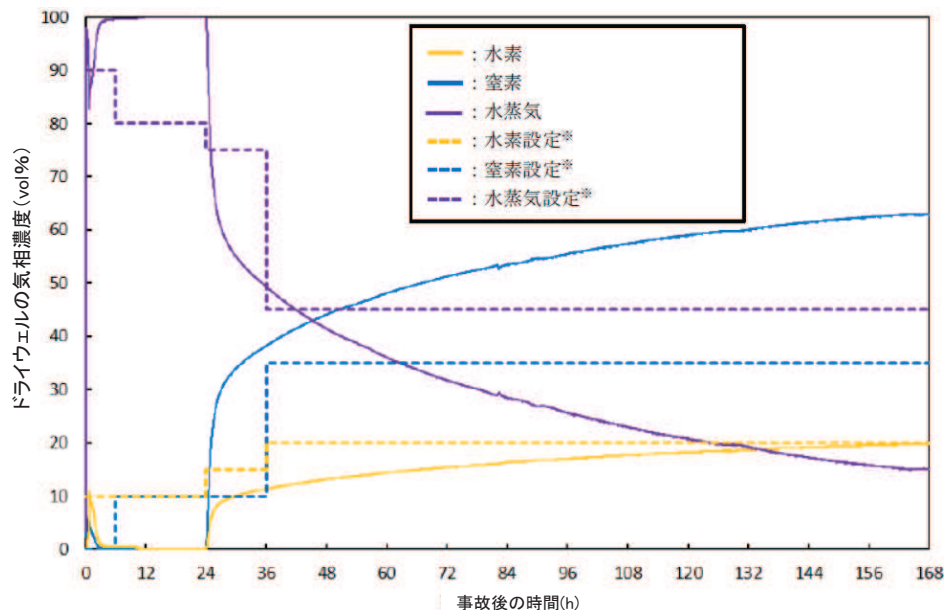
代替循環冷却ケース

(4) ベースケース解析(代替循環冷却系)

【評価条件】

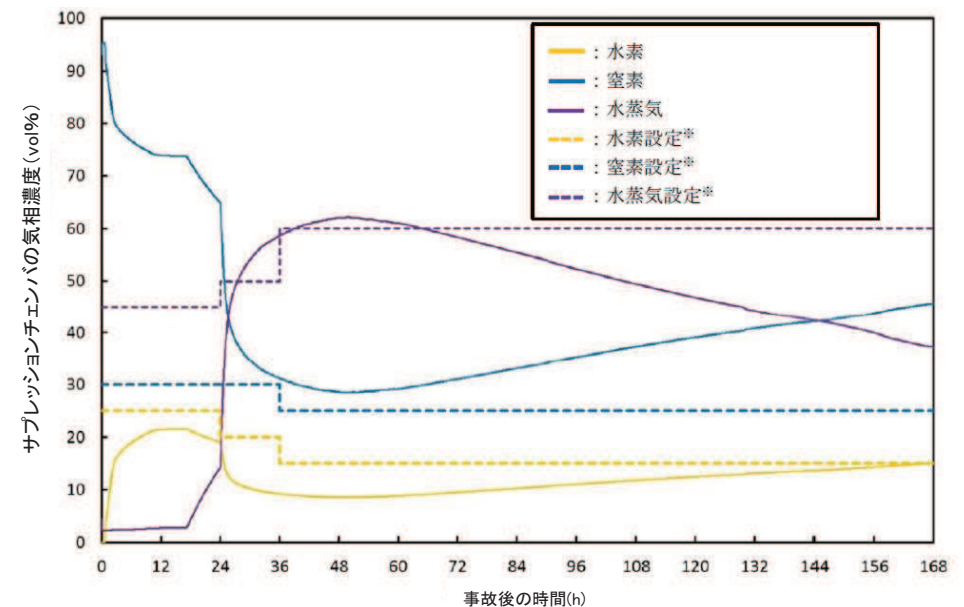
<PCV内水素発生量について>

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て, 下図に示す包絡線の通り設定。(水素濃度 | ドライウエル: 最大20vol%, サプレッションチェンバ: 最大25vol%)



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

ドライウエル水素濃度(MAAP評価)と
評価における水素濃度設定



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

サプレッションチェンバ水素濃度(MAAP評価)と
評価における水素濃度設定

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

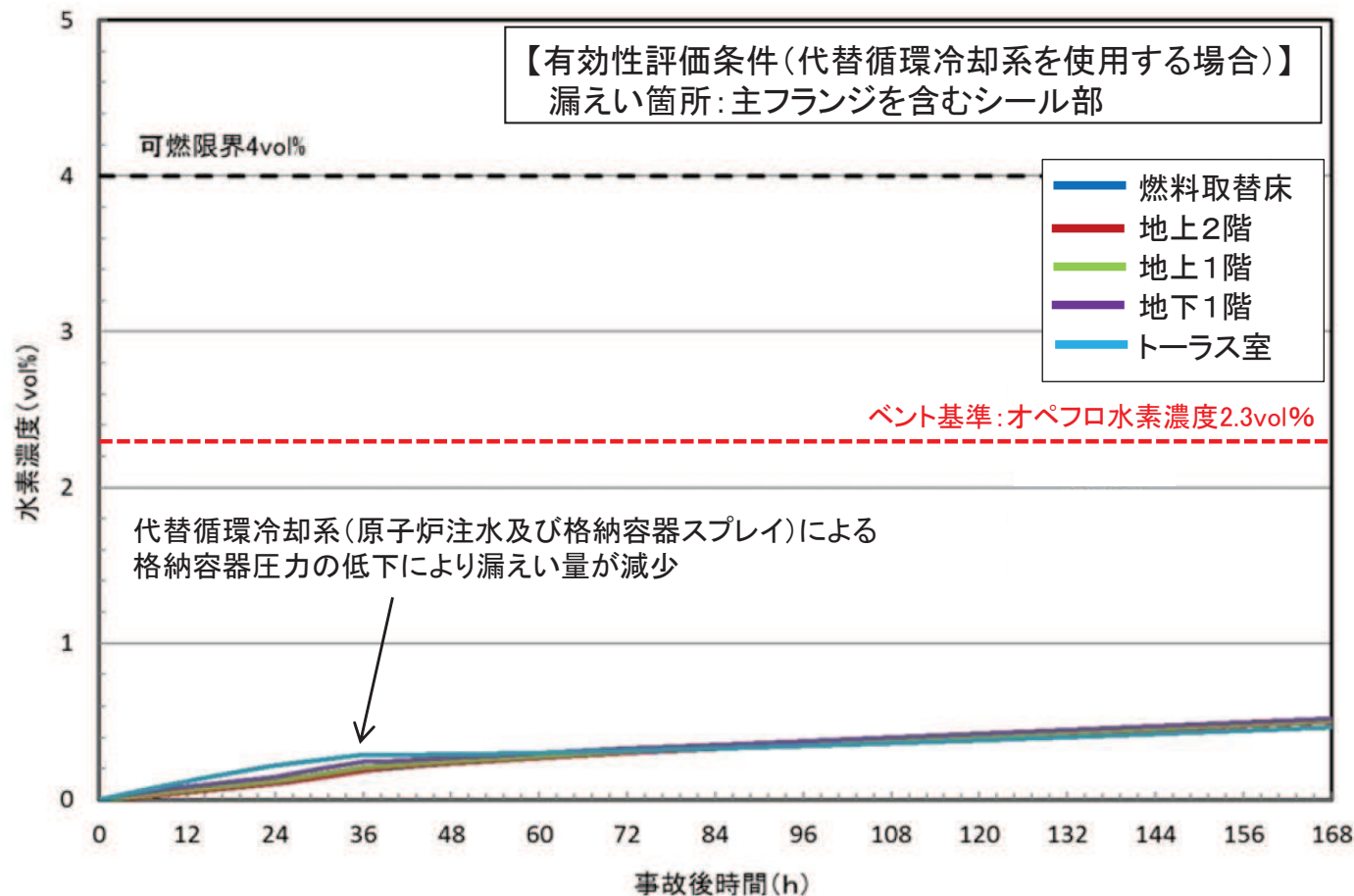
5.1 適合性審査を踏まえた確認事項

代替循環冷却ケース

(4) ベースケース解析(代替循環冷却系)

【評価結果】

- 原子炉建屋内の水素濃度は、下層階も含めて1vol%以下であり、**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



原子炉建屋全域水素濃度

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

5.1 適合性審査を踏まえた確認事項

格納容器ベントケース

(5) ベースケース解析(格納容器ベント)

【評価条件】

＜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を有す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＞

0～60h : 1.3 %/day

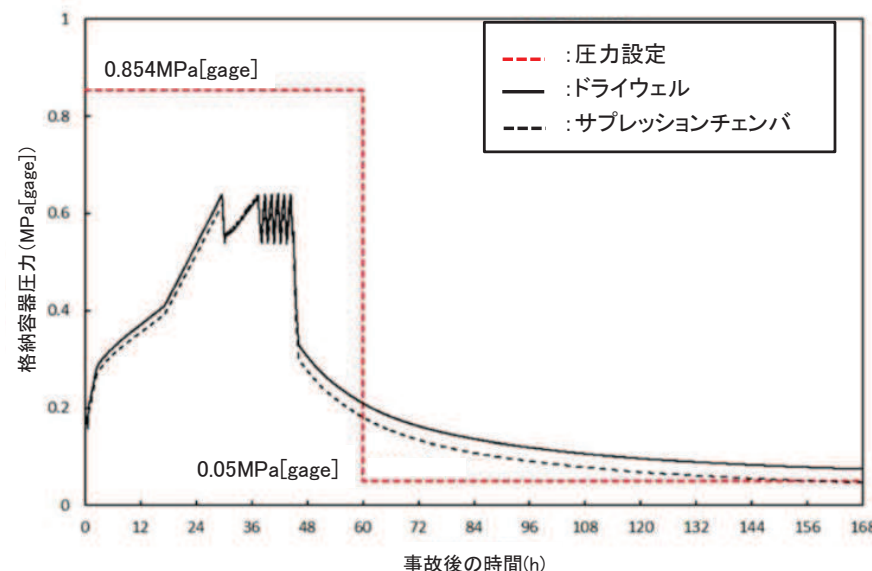
60h以降 : 0.5 %/day

＜PAR反応開始水素濃度＞

1.5vol% (PARは原子炉建屋オペフロに19台設置)

＜格納容器漏えい率の保守性＞

- ・ 格納容器圧力 $2P_d$ 時の漏えい率(AEC式にて約1.24%/day)に余裕を見た漏えい率1.3%/dayを評価条件とした
- ・ 格納容器圧力が上昇していない事象開始直後より, ベント実施後の格納容器圧力低下遅れも考慮した60hまで格納容器圧力 $2P_d$ 時の漏えい率を採用



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

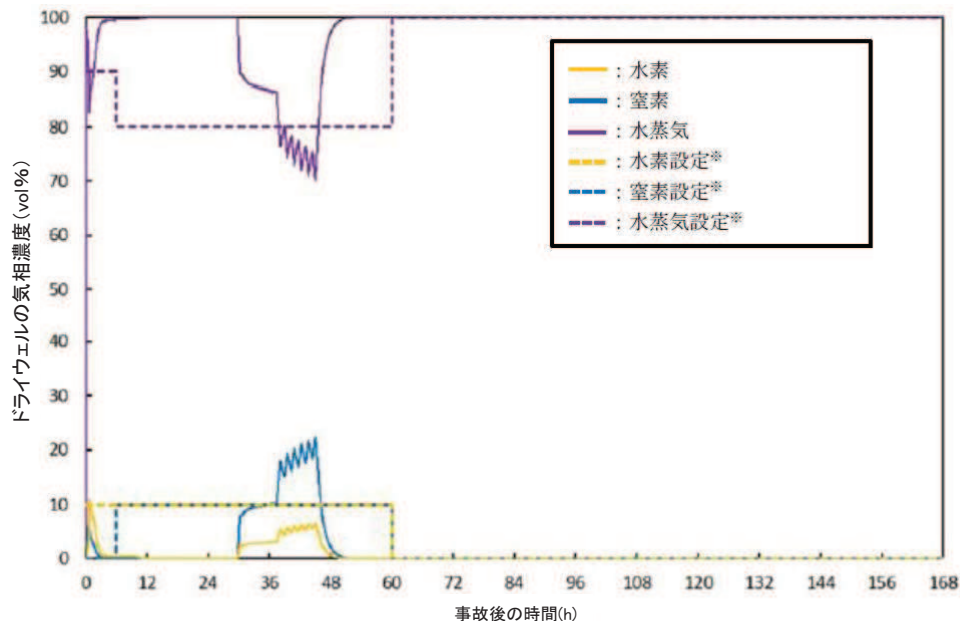
格納容器ベントケース

(5) ベースケース解析(格納容器ベント)

【評価条件】

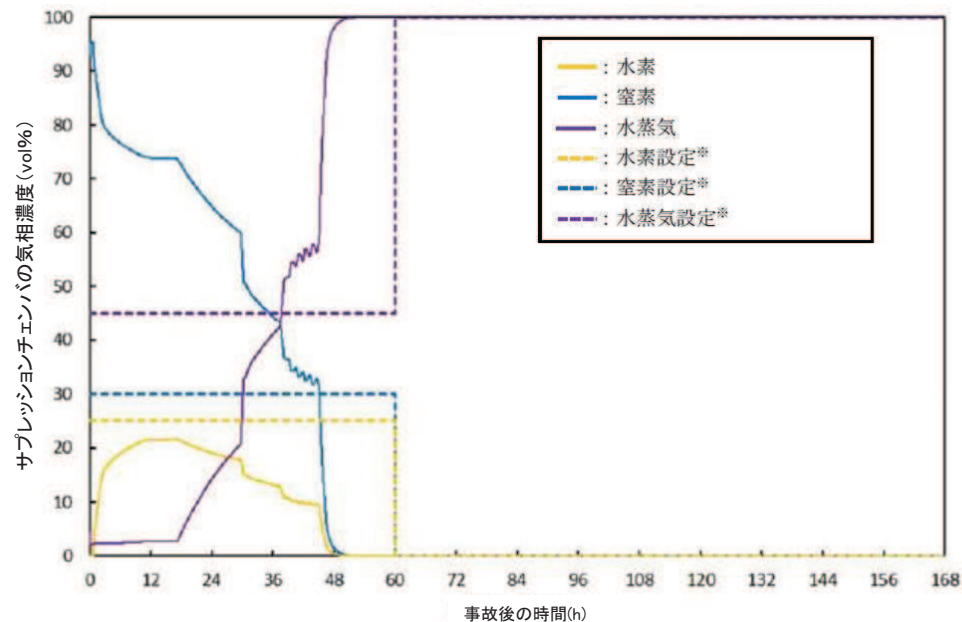
＜PCV内水素発生量について＞

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、水素濃度をドライウエル:10vol%, サプレッションチェンバ:25vol%と設定



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

ドライウエル水素濃度(MAAP評価)と評価における水素濃度設定



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

サプレッションチェンバ水素濃度(MAAP評価)と評価における水素濃度設定

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

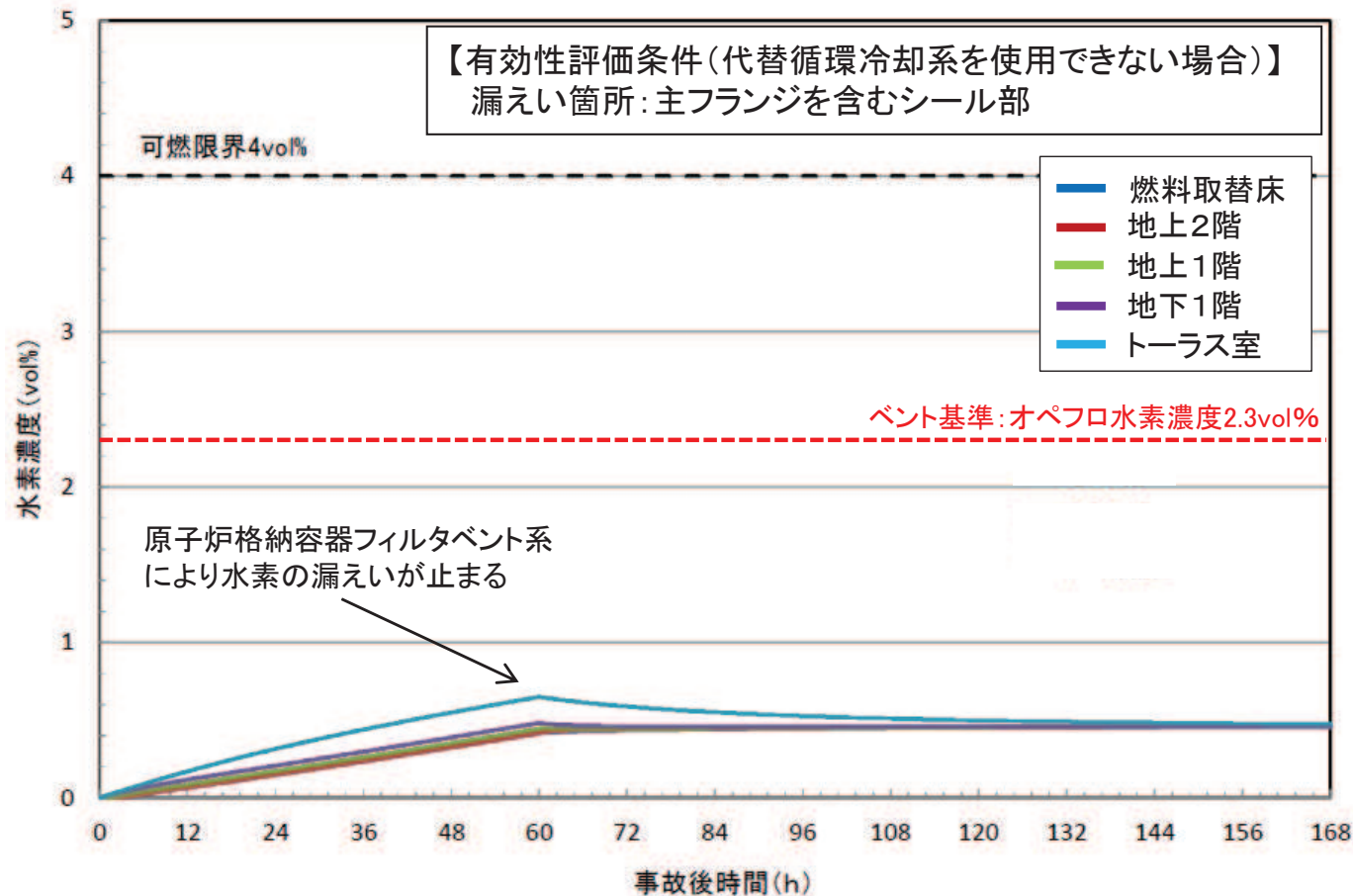
5.1 適合性審査を踏まえた確認事項

格納容器ベントケース

(5) ベースケース解析(格納容器ベント)

【評価結果】

- 原子炉建屋内の水素濃度は、下層階も含めて1vol%以下であり、**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**



原子炉建屋全域水素濃度

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

5.1 適合性審査を踏まえた確認事項

局所エリア
代替循環冷却ケース

20

(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(代替循環冷却系)

【評価条件】

＜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)シナリオ

＜格納容器漏えい箇所＞

リークポテンシャルを有す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

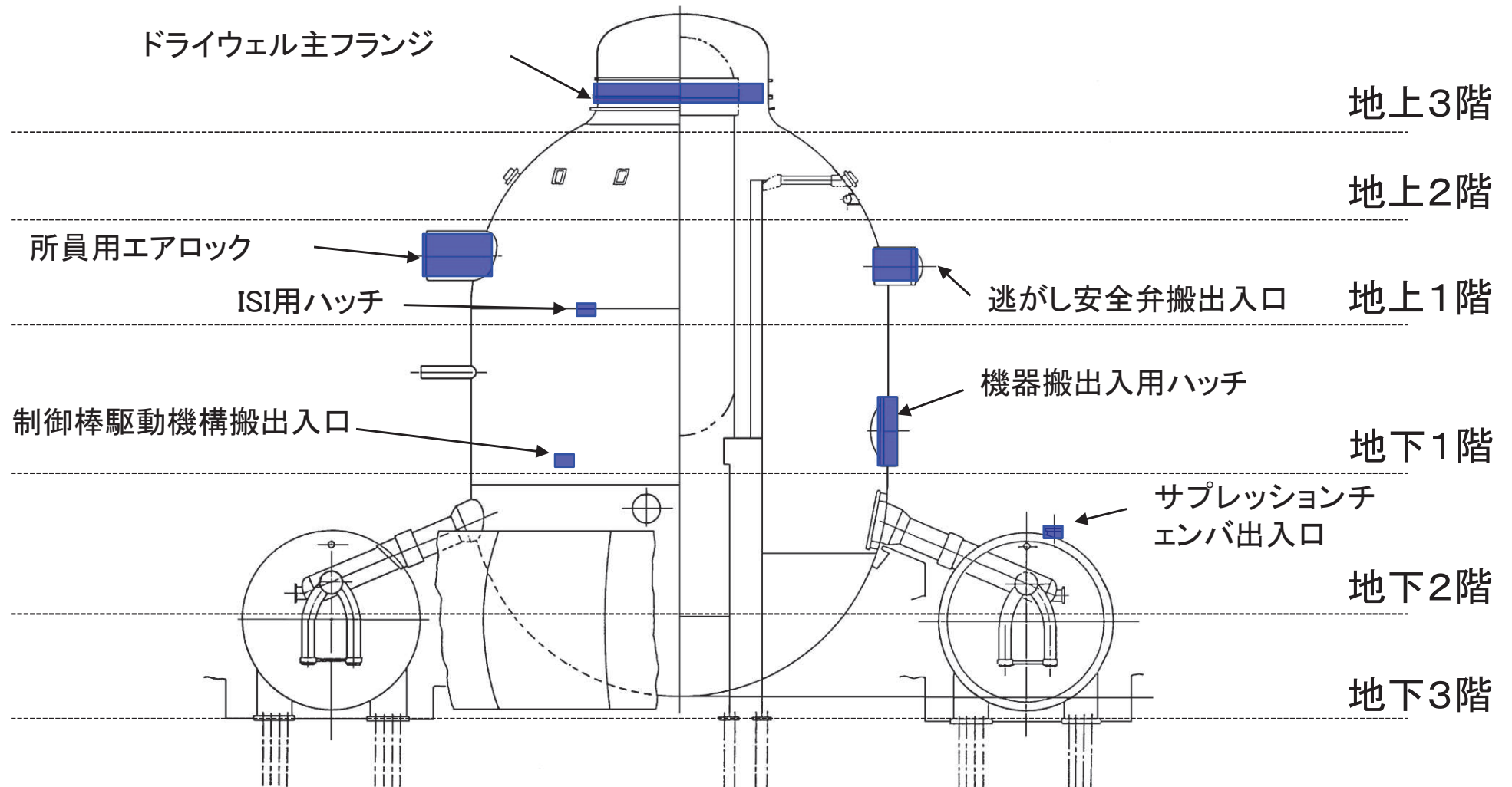
＜格納容器漏えい率及び水素発生量＞

代替循環冷却系を使用する場合, 格納容器内の水素が排出されないことから, 原子炉建屋内への水素の漏えいが継続することとなるが, 現実的な評価として有効性評価MAAP解析結果に沿った解析条件とした

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

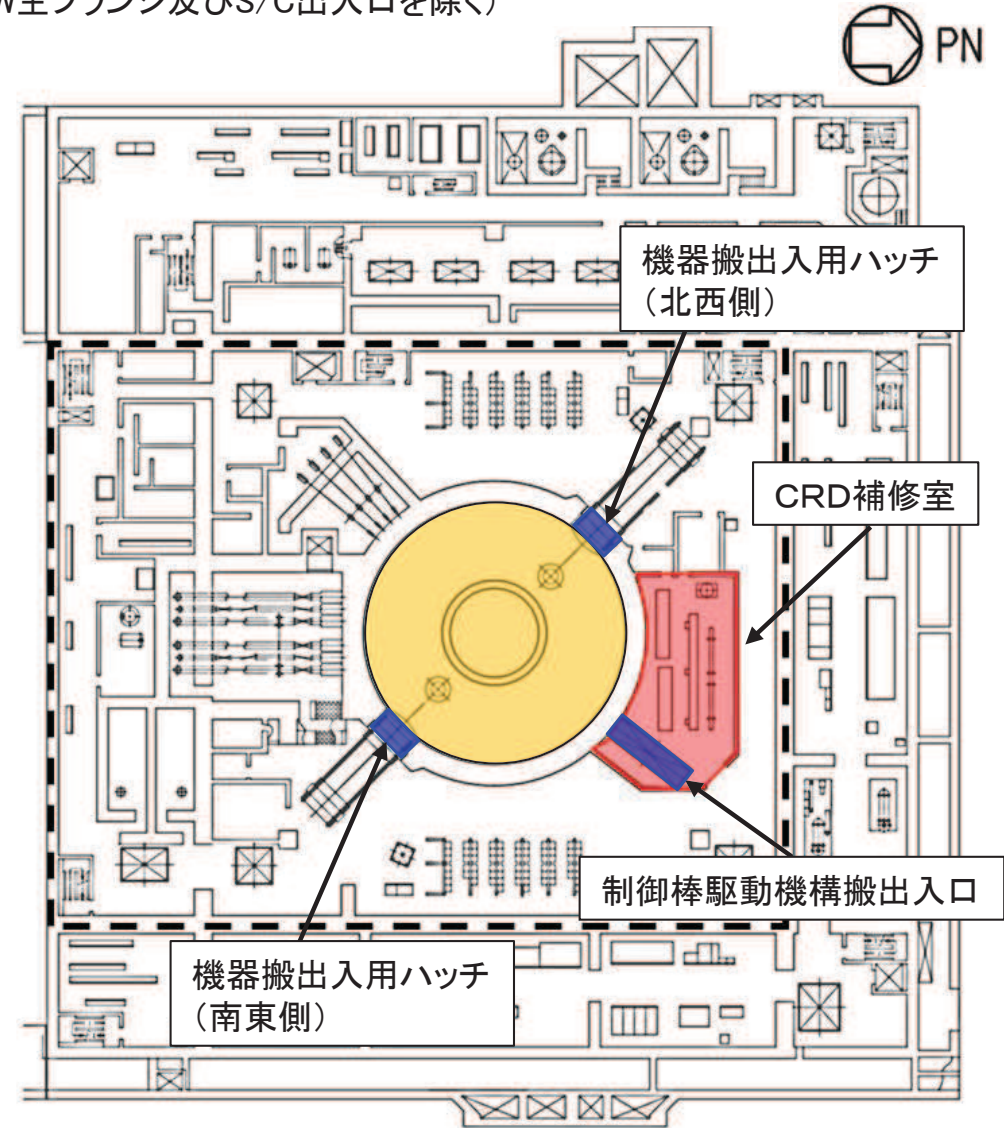
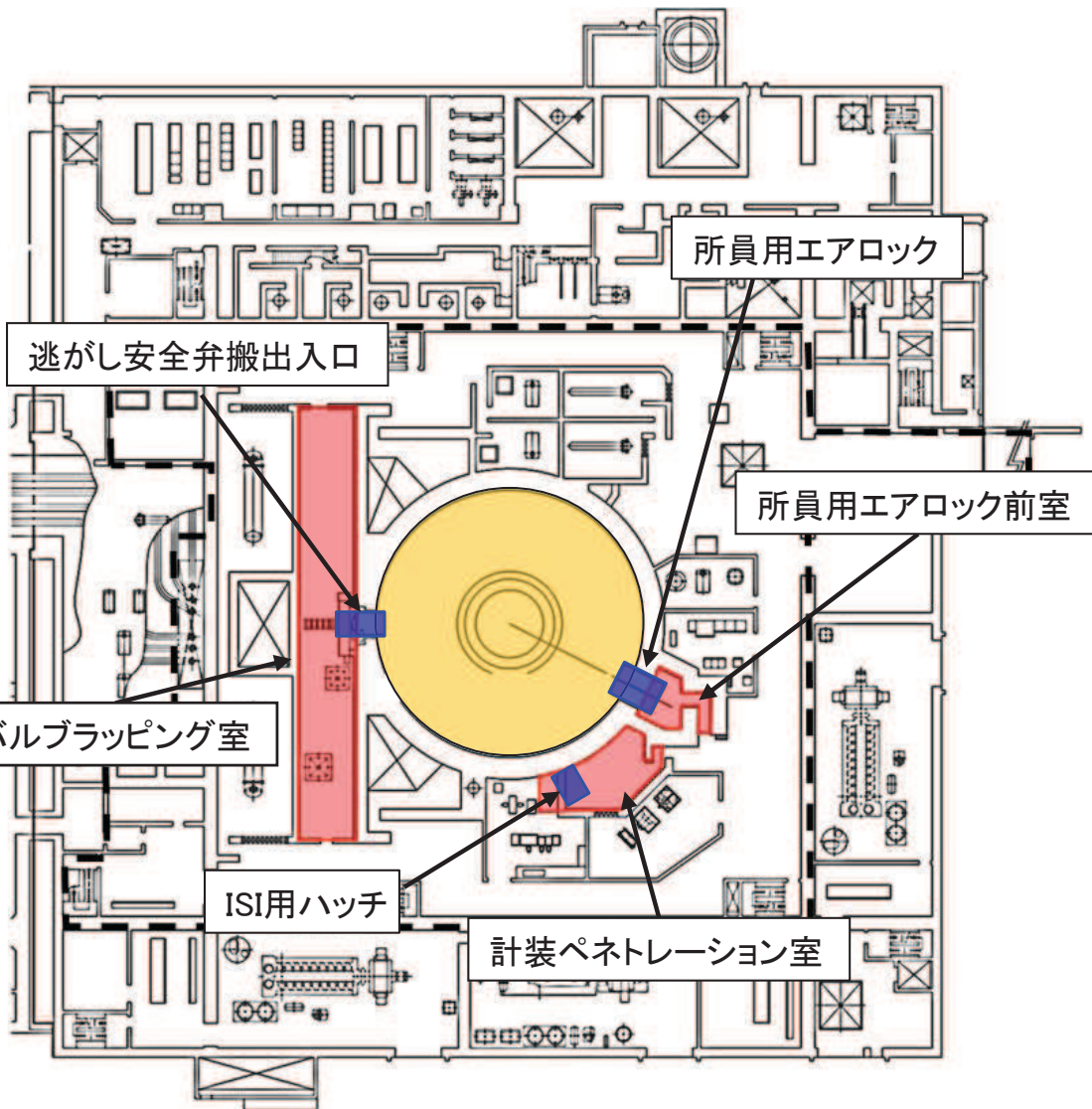
【漏えい箇所と格納容器概要図】



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

【漏えい箇所※ハッチと局所エリアの位置】（※:D/W主フランジ及びS/C出入口を除く）



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

原子炉建屋地上1階

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

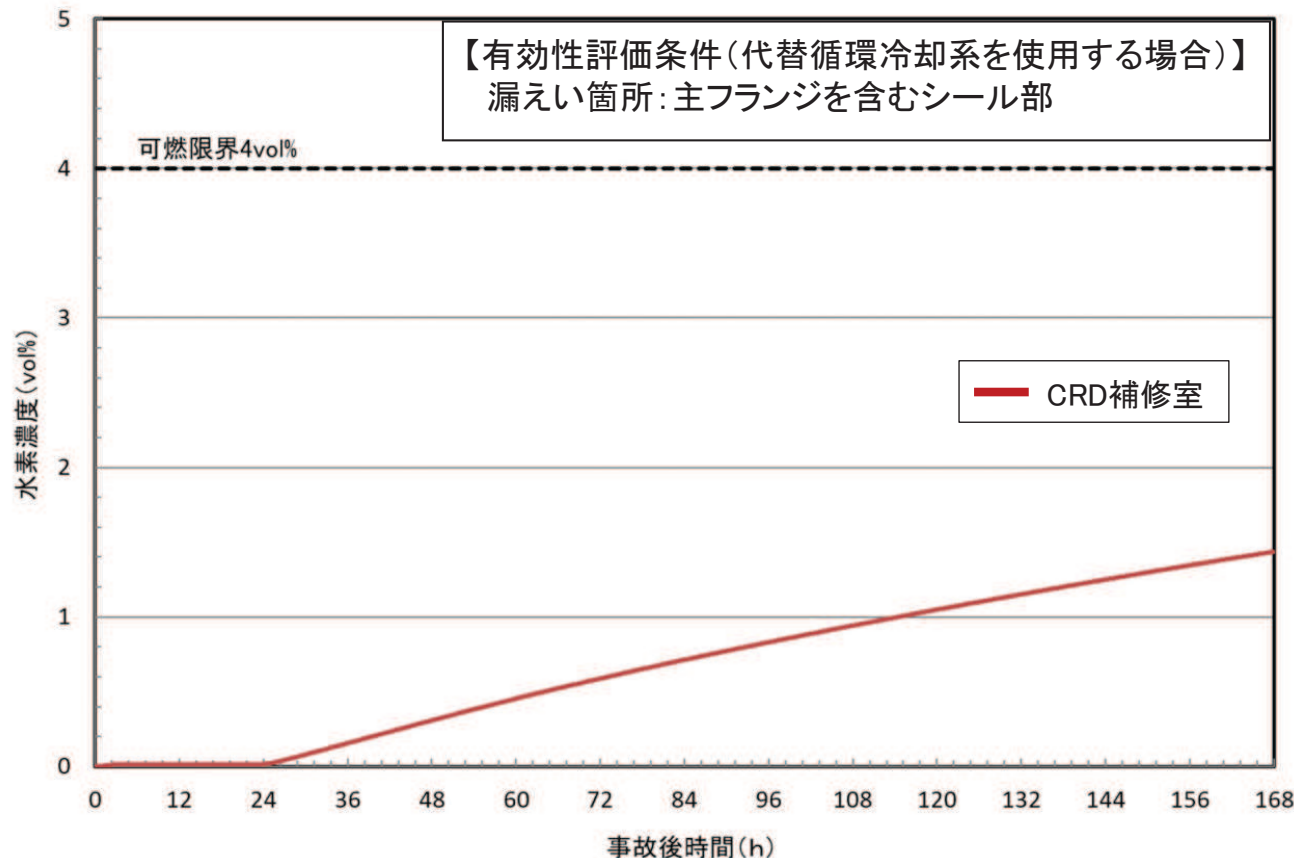
局所エリア
代替循環冷却ケース

23

(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(代替循環冷却系)
局所エリアについては、空間容積、シール部の開口部周長の割合、及び局所エリアにおける連通口の配置を考慮して解析しており、最も水素濃度上昇が厳しくなるCRD補修室を対象に、評価を実施した。

【評価結果】

- 水素濃度上昇が最も厳しいCRD補修室において、**可燃限界4vol%に至らないこと**を確認



CRD補修室水素濃度

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

5.1 適合性審査を踏まえた確認事項

局所エリア(長期)
代替循環冷却ケース

24

(7) 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(長期評価ケース)

代替循環冷却系を使用する場合、格納容器内の水素が排出されないことから、原子炉建屋内への水素の漏えいが継続することとなるため、5.1(6)代替循環冷却ケースの7日以降における水素挙動を確認した。

【評価条件】

＜評価シナリオ＞

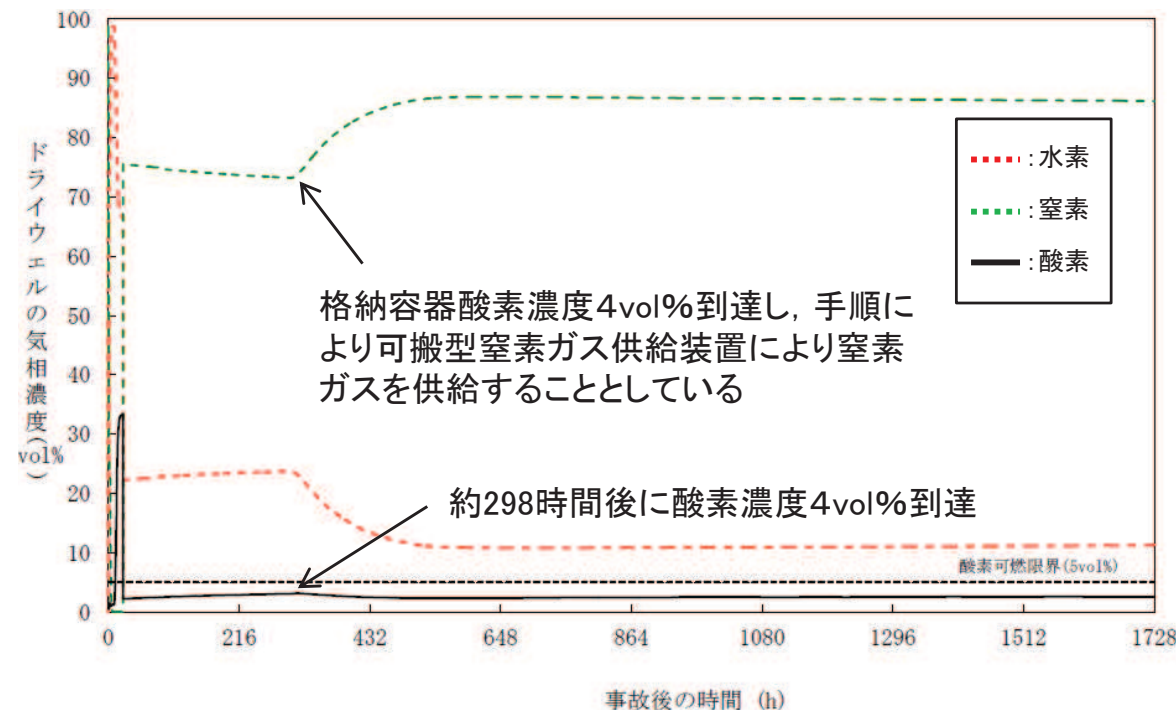
有効性評価 格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却)シナリオ

＜格納容器漏えい箇所＞

リークポテンシャルを有す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発生量＞

有効性評価MAAP解析結果に沿って、格納容器漏えい率、及び水素発生量(右図)を設定



ドライウエル気相濃度(ドライ条件)

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(長期)
代替循環冷却ケース

25

(7)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(長期評価ケース)

【評価結果】

・

追而

CRD補修室水素濃度

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

5.1 適合性審査を踏まえた確認事項

局所エリア
格納容器ベントケース

26

(8) 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)

【評価条件】

<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を有す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発生量>

5.1(6)代替循環冷却ケースと同様に, 現実的な評価として有効性評価MAAP解析結果に沿った解析条件とした

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

局所エリア
格納容器ベントケース

27

(8) 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)
局所エリアについては、空間容積、シール部の開口部周長の割合、及び局所エリアにおける連通口の配置を考慮して解析しており、最も水素濃度上昇が厳しくなるCRD補修室を対象に、評価を実施した。

【評価結果】

・

追而

CRD補修室水素濃度

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 ベント基準の裕度を評価する上での確認事項

(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)条件において、保守的な格納容器漏えい率及び水素発生量を設定し、水素濃度評価を実施した。その結果、7日間以内に可燃限界及びベント基準に到達しないことを確認している。

(2) 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、水素発生量を変化させた評価を実施。

加えて、PARが機能しないと想定した場合、格納容器漏えい率を変化させた場合、及び自主対策設備である原子炉格納容器頂部注水系の使用を考慮した場合についても評価を実施。

現状のベント基準がどの程度裕度をもって設定されているかの確認を行う。

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 ベント基準の裕度を評価する上での確認事項

水素発生量増加
代替循環冷却ケース

29

(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)

【評価条件】

<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を有す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>

0~36h : 1.3 %/day, 36~48h : 0.7 %/day

48~72h : 0.65%/day, 72h以降 : 0.6 %/day

<PAR反応開始水素濃度>

1.5vol% (PARは原子炉建屋オペフロに19台設置)

<水素発生量>

ケース	水素発生量
AFC100%相当※	990kg

(参考) 有効性評価 約282kg

追而

有効性評価における
ドライウエル水素濃度(MAAP評価)

※ 本評価では、有効燃料長被覆管100%(AFC100%)相当(約990kg(= 有効性評価における水素発生量の3.5倍相当))の水素が格納容器内へ瞬時に放出されたと仮定し、その水素濃度が継続するものとした

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
5.2 ベント基準の裕度を評価する上での確認事項

水素発生量増加
代替循環冷却ケース

30

(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)

【評価結果】

・

追而

原子炉建屋3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 ベント基準の裕度を評価する上での確認事項

水素発生量増加
格納容器ベントケース

(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)

【評価条件】

＜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を有す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＞

0～60h : 1.3 %/day
60h以降 : 0.5 %/day

＜PAR反応開始水素濃度＞

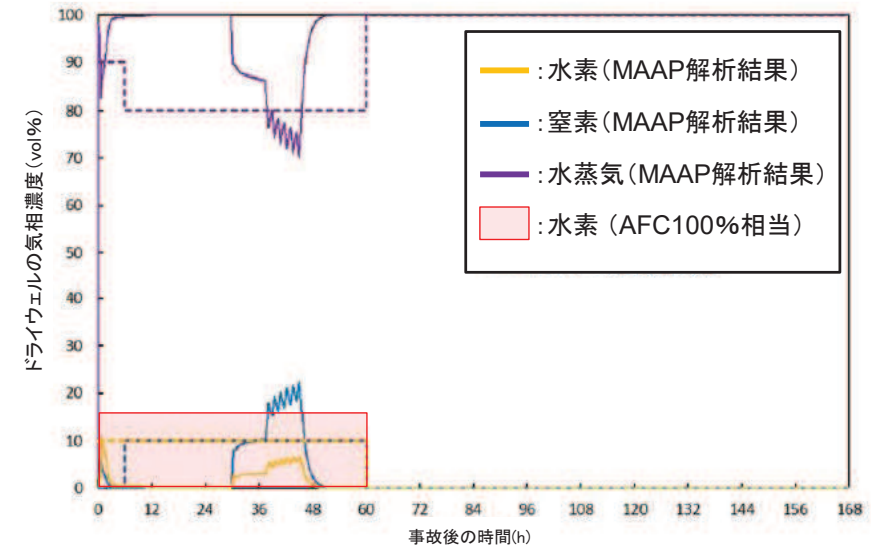
1.5vol% (PARは原子炉建屋オペフロに19台設置)

＜水素発生量＞

ケース	水素発生量
AFC100%相当※	990kg

(参考)有効性評価 約282kg

※ 本評価では、有効燃料長被覆管100%(AFC100%)相当(約990kg(= 有効性評価における水素発生量の3.5倍相当))の水素が格納容器内へ瞬時に放出されたと仮定し、その水素濃度が継続するものとした



有効性評価における
ドライウェル水素濃度(MAAP評価)

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 ベント基準の裕度を評価する上での確認事項

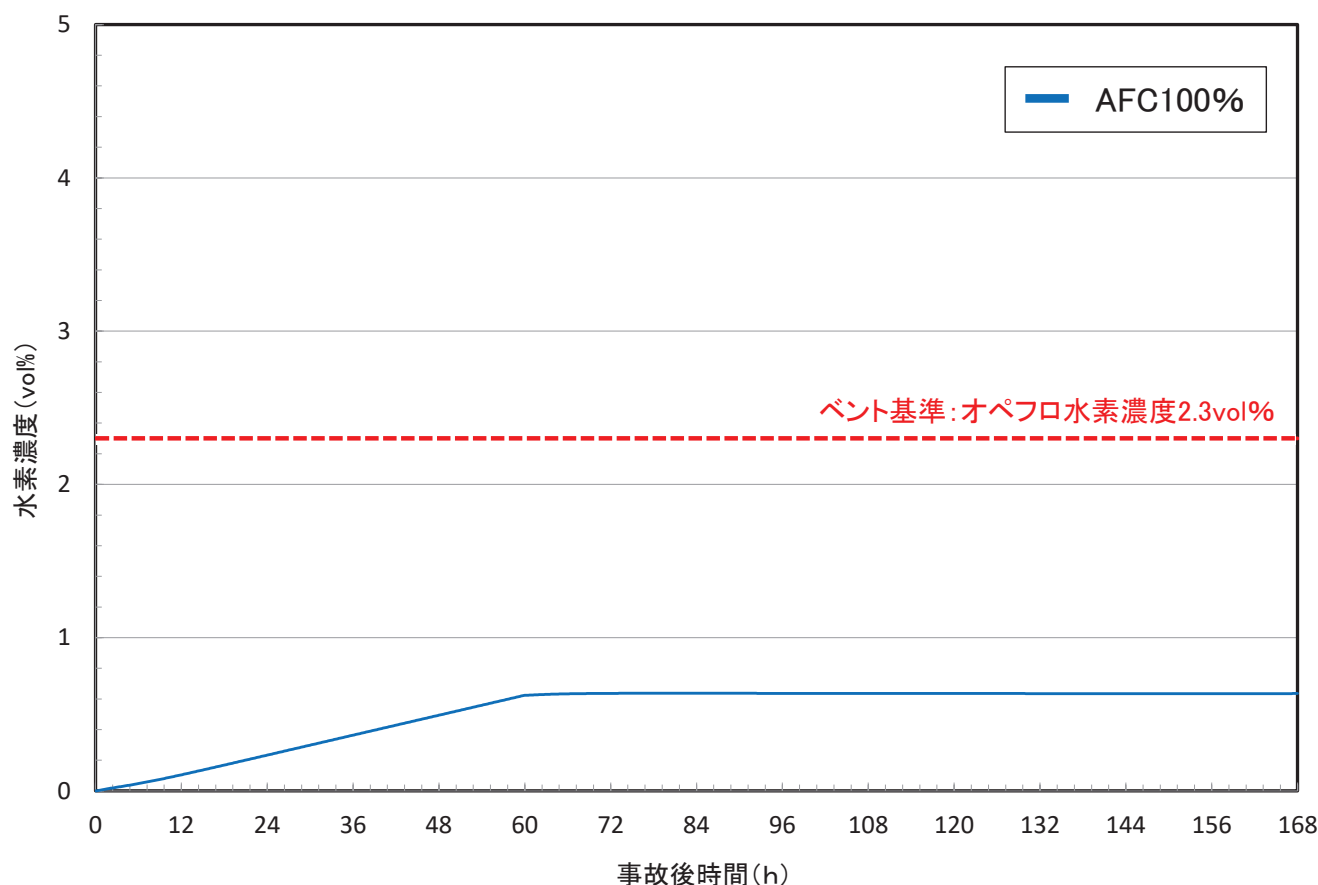
水素発生量増加
格納容器ベントケース

32

(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)

【評価結果】

- ・ AFC100%相当(有効性評価における水素発生量の3.5倍相当)においても**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**



原子炉建屋3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 ベント基準の裕度を評価する上での確認事項

PAR機能しない
代替循環冷却ケース

33

(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)

【評価条件】

＜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を有す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＞

0～36h : 1.3 %/day
36～48h : 0.7 %/day
48～72h : 0.65%/day
72h以降 : 0.6 %/day

＜水素発生量＞

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, 水素濃度をドライウェル: 最大20vol%, サプレッションチェンバ: 最大25vol%と設定

(5.1(4)と同様)

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 ベント基準の裕度を評価する上での確認事項

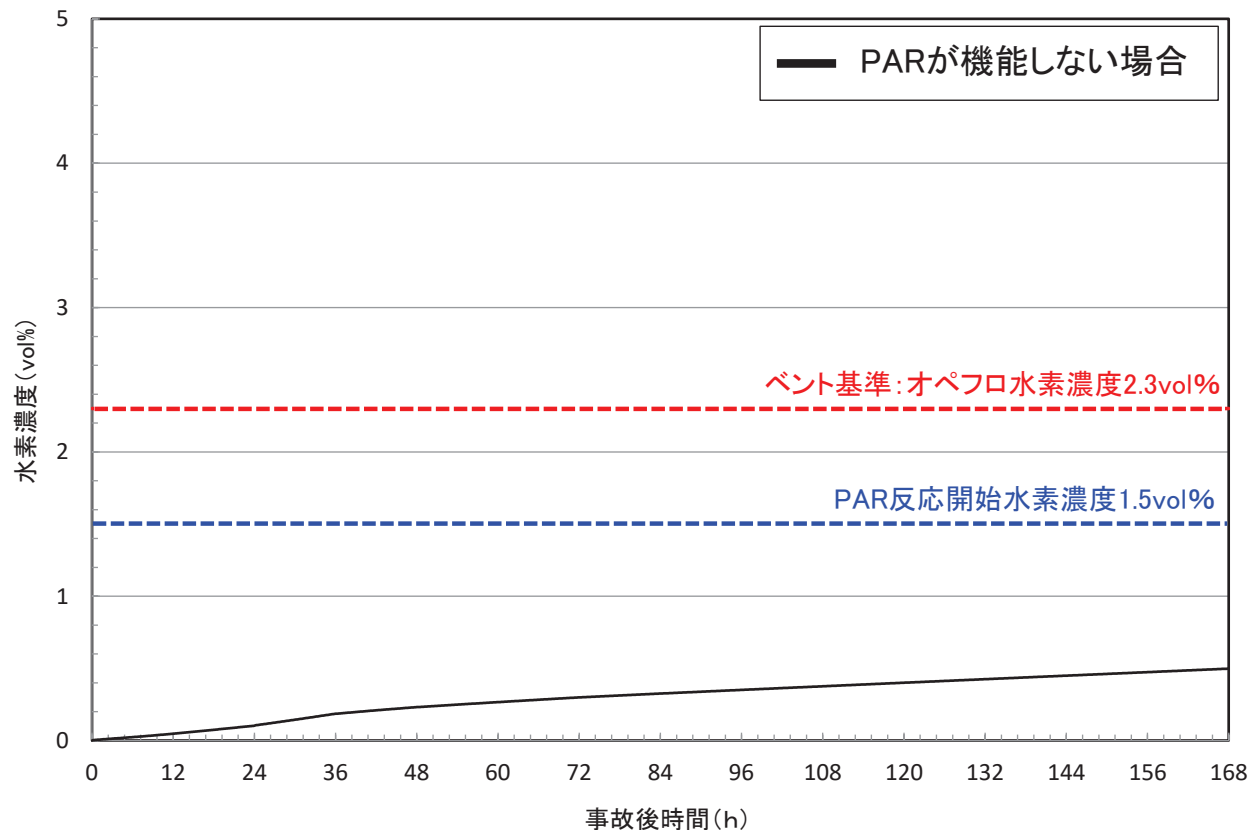
PAR機能しない
代替循環冷却ケース

34

(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)

【評価結果】

- 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)で水素濃度が1.5vol%に到達しないため、**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**



原子炉建屋3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 ベント基準の裕度を評価する上での確認事項

PAR機能しない
格納容器ベントケース

35

(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)

【評価条件】

＜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を有す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＞

0～60h : 1.3 %/day
60h以降 : 0.5 %/day

＜水素発生量＞

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, 水素濃度を
ドライウェル: 10vol%, サプレッションチェンバ: 25vol%と設定
(5.1(5)と同様)

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 ベント基準の裕度を評価する上での確認事項

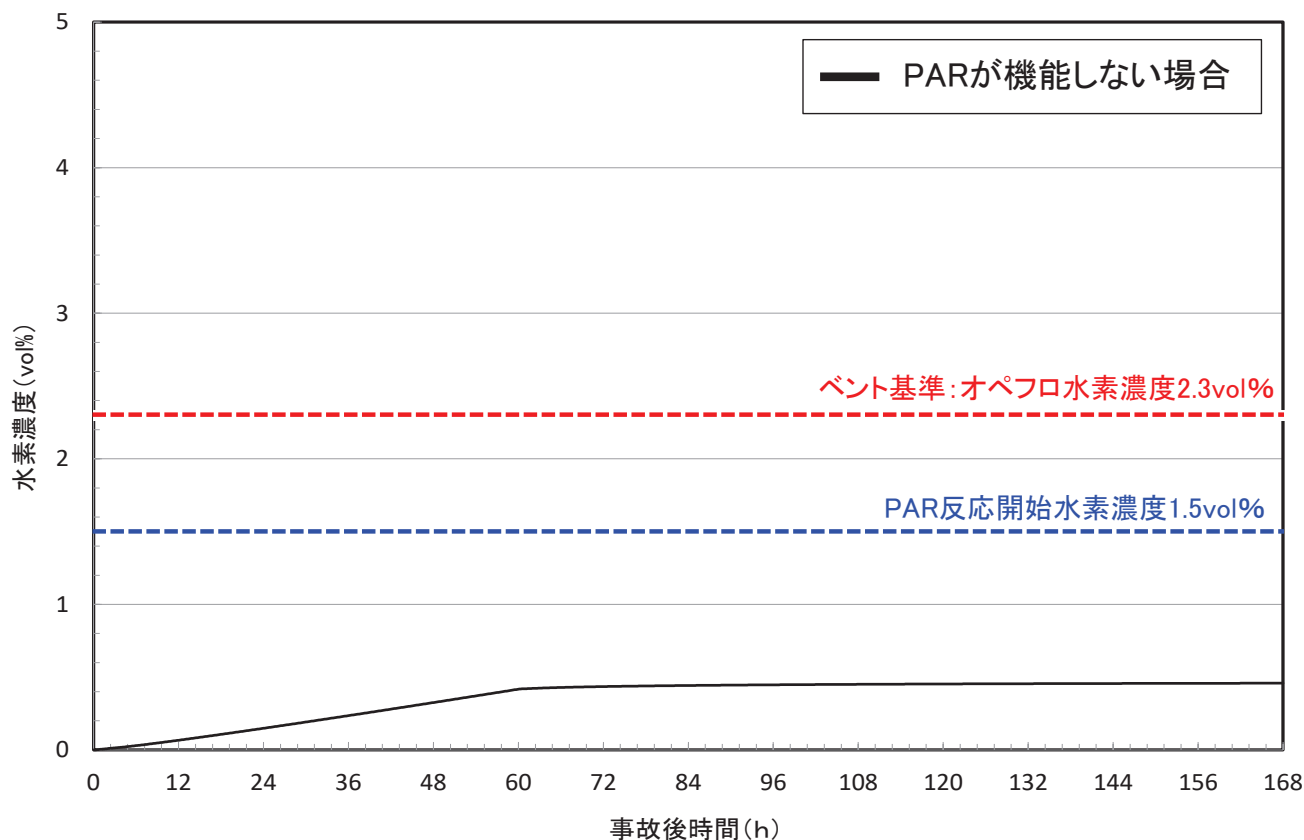
PAR機能しない
格納容器ベントケース

36

(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)

【評価結果】

- 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)で水素濃度が1.5vol%に到達しないため、**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**



原子炉建屋3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 ベント基準の裕度を評価する上での確認事項

漏えい率変化 代替循環冷却ケース

(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)

【評価条件】

<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を有す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>

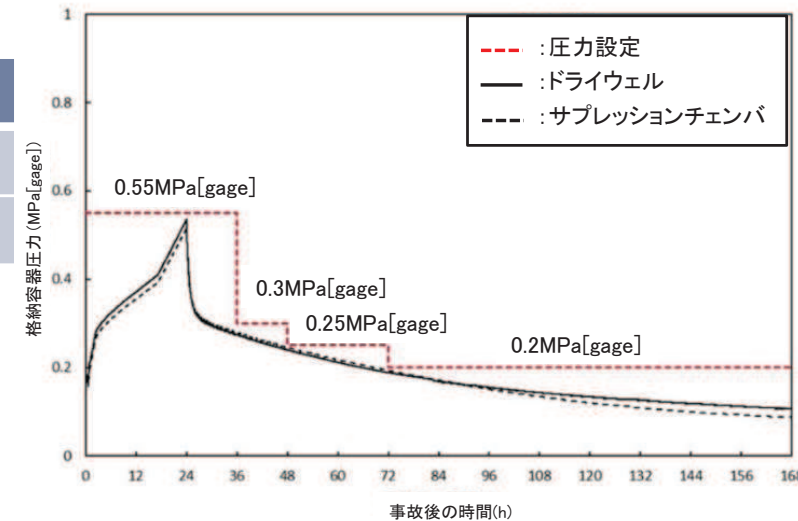
ケース	0~36h	36~48h	48~72h	72h以降
ベースケース(有効性評価)	1.3%/day	0.7%/day	0.65%/day	0.6%/day
ベースケース漏えい率2倍	2.6%/day	1.4%/day	1.3%/day	1.2%/day

<PAR反応開始水素濃度>

1.5vol% (PARは原子炉建屋オペフロに19台設置)

<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36hまで, ベースケースについては, 格納容器圧力2Pd時の漏えい率(AEC式にて約1.24%/day)に余裕を見た漏えい率1.3%/dayを評価条件とした
- 代替循環冷却系による格納容器除熱後は, 格納容器圧力低下の遅れも考慮し, 格納容器圧力を包絡する条件とした
- 保守的に設定したベースケースの漏えい率をさらに2倍と設定した



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
5.2 ベント基準の裕度を評価する上での確認事項

漏えい率変化
代替循環冷却ケース

38

(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)

【評価結果】

・

追而

原子炉建屋3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 ベント基準の裕度を評価する上での確認事項

(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)

【評価条件】

<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を有す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>

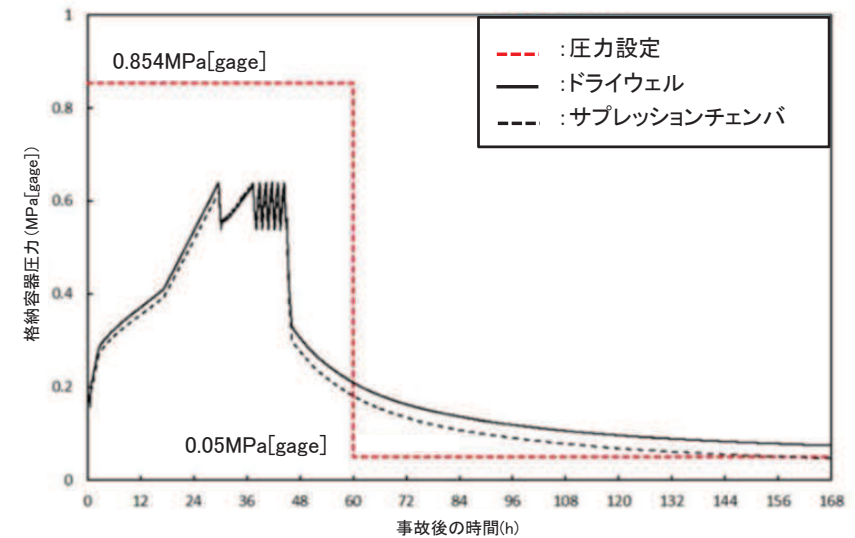
ケース	0~60h	60h以降
ベースケース(有効性評価)	1.3%/day	0.5%/day
ベースケース漏えい率2倍	2.6%/day	1.0%/day

<PAR反応開始水素濃度>

1.5vol% (PARは原子炉建屋オペフロに19台設置)

<格納容器漏えい率の保守性>

- ・ ベースケースについては, 格納容器圧力2Pd時の漏えい率(AEC式にて約1.24%/day)に余裕を見た漏えい率1.3%/dayを評価条件とした
- ・ 格納容器圧力が上昇していない事象開始直後より, ベント実施後の格納容器圧力低下遅れも考慮した60hまで格納容器圧力2Pd時の漏えい率を採用
- ・ 保守的に設定したベースケースの漏えい率をさらに2倍と設定した



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 5.2 ベント基準の裕度を評価する上での確認事項

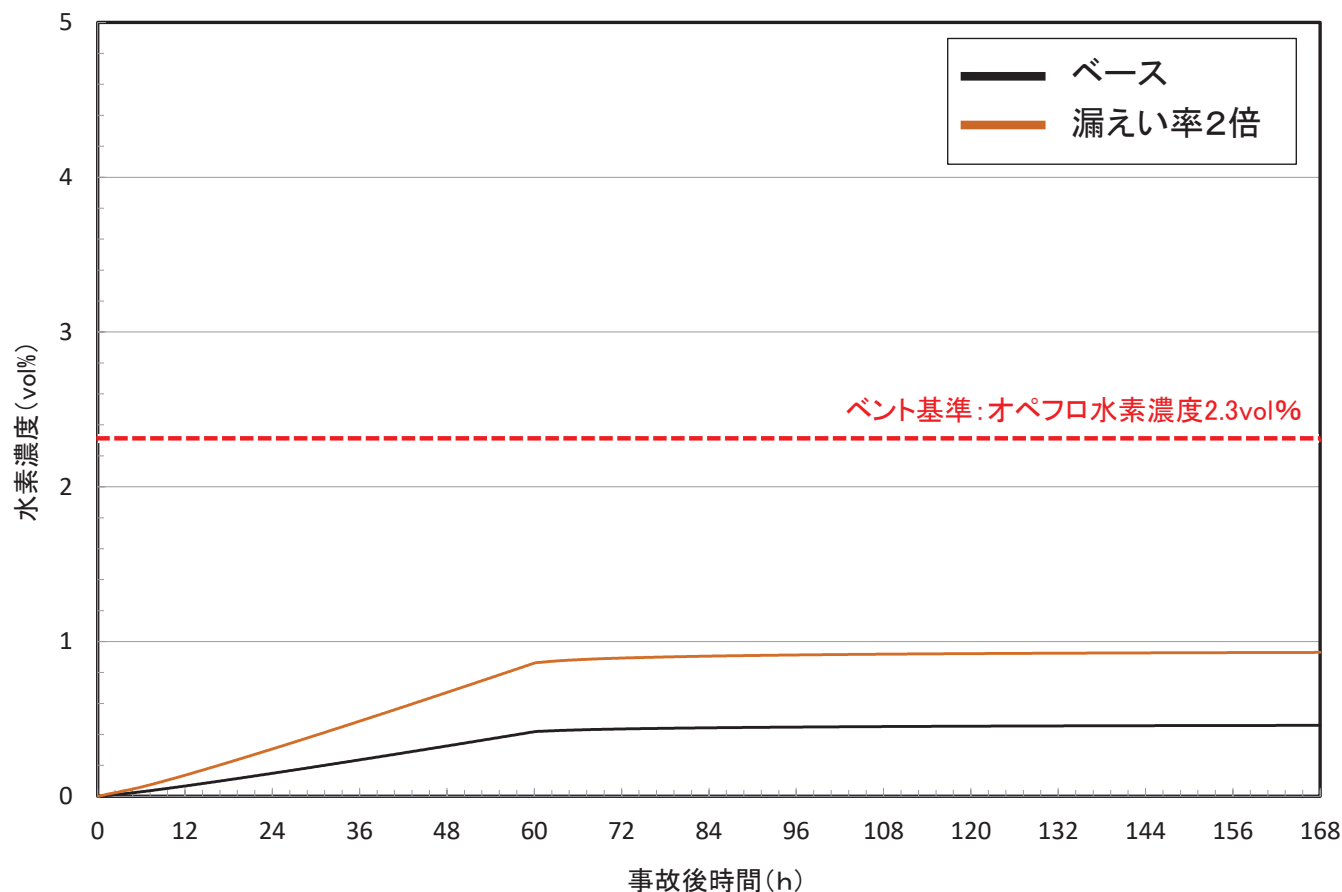
漏えい率変化
格納容器ベントケース

40

(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)

【評価結果】

- ・ ベースケース漏えい率を2倍(2.6%/day)としても**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**



原子炉建屋3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 ベント基準の裕度を評価する上での確認事項

自主対策設備考慮
代替循環冷却ケース

41

(9) 自主対策設備の使用を考慮した解析ケース(代替循環冷却系)

原子炉格納容器頂部注水系は、自主対策設備として設置しており、格納容器温度171℃到達で注水する手順としている。評価シナリオにおいて、格納容器温度が171℃を超過するため、以下の通り使用を考慮した水素濃度評価を実施した。

【評価条件】

<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)シナリオ

<格納容器漏えい箇所>

ドライウェル主フランジを除く、リークポテンシャルを有す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>

0～36h :1.3 %/day, 36～48h :0.7 %/day

48～72h :0.65%/day, 72h以降 :0.6 %/day

<PAR反応開始水素濃度>

1.5vol%(PARは原子炉建屋オペフロに19台設置)

<水素発生量>

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、水素濃度をドライウェル:最大20vol%, サプレッションチェンバ:最大25vol%と設定(5.1(4)と同様)

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

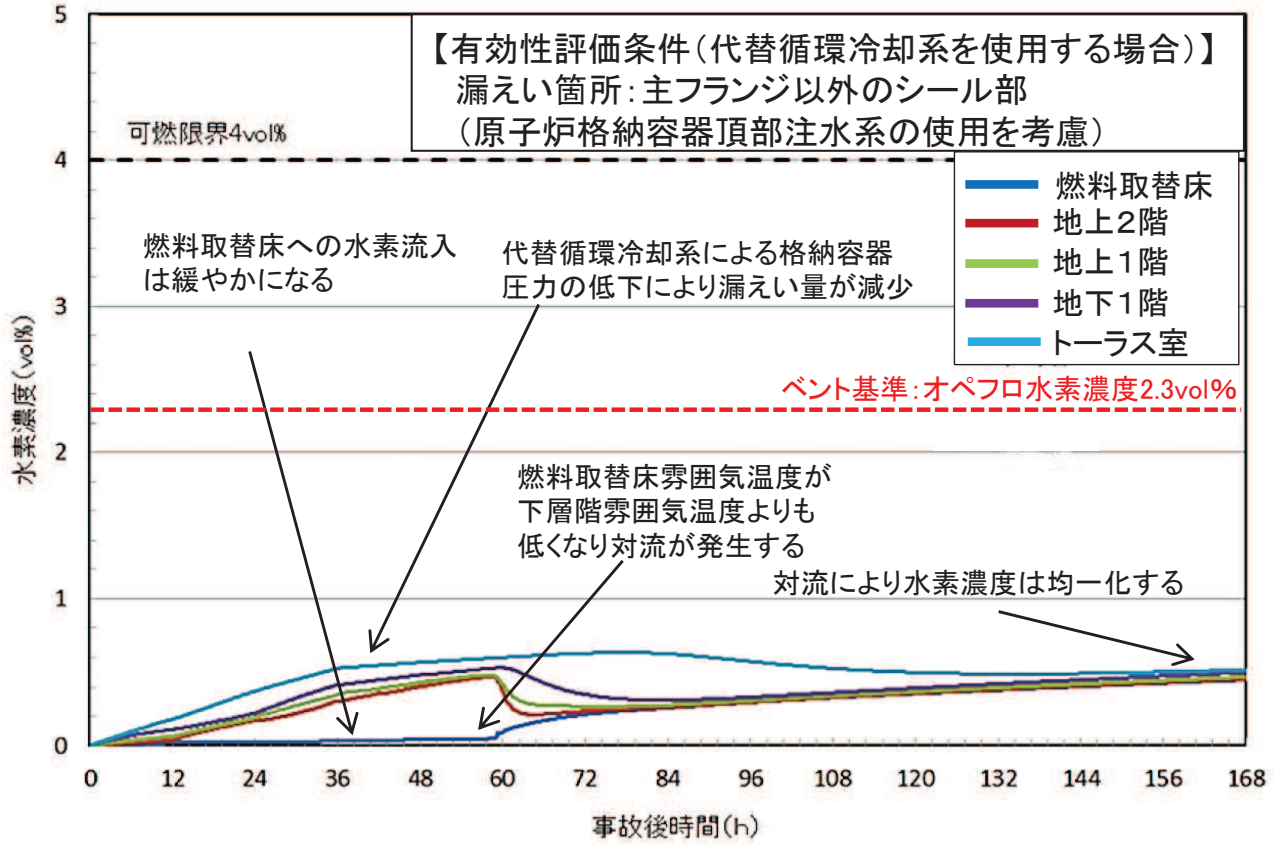
5.2 ベント基準の裕度を評価する上での確認事項

自主対策設備考慮
代替循環冷却ケース

(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)

【評価結果】

- 自主対策設備である原子炉格納容器頂部注水系の使用を考慮し、保守的に下層階のみへ漏えいする場合においても、原子炉建屋内の水素濃度は、下層階も含めて1vol%以下であり、**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**



原子炉建屋全域水素濃度

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 ベント基準の裕度を評価する上での確認事項

自主対策設備考慮
格納容器ベントケース

43

(10) 自主対策設備の使用を考慮した解析ケース(格納容器ベント)

原子炉格納容器頂部注水系は、自主対策設備として設置しており、格納容器温度171℃到達で注水する手順としている。評価シナリオにおいて、格納容器温度が171℃を超過するため、以下の通り使用を考慮した水素濃度評価を実施した。

【評価条件】

<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>

ドライウエル主フランジを除く、リークポテンシャルを有す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>

0～60h : 1.3 %/day

60h以降 : 0.5 %/day

<PAR反応開始水素濃度>

1.5vol% (PARは原子炉建屋オペフロに19台設置)

<水素発生量>

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、水素濃度をドライウエル:10vol%、サブプレッションチェンバ:25vol%と設定(5.1(5)と同様)

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

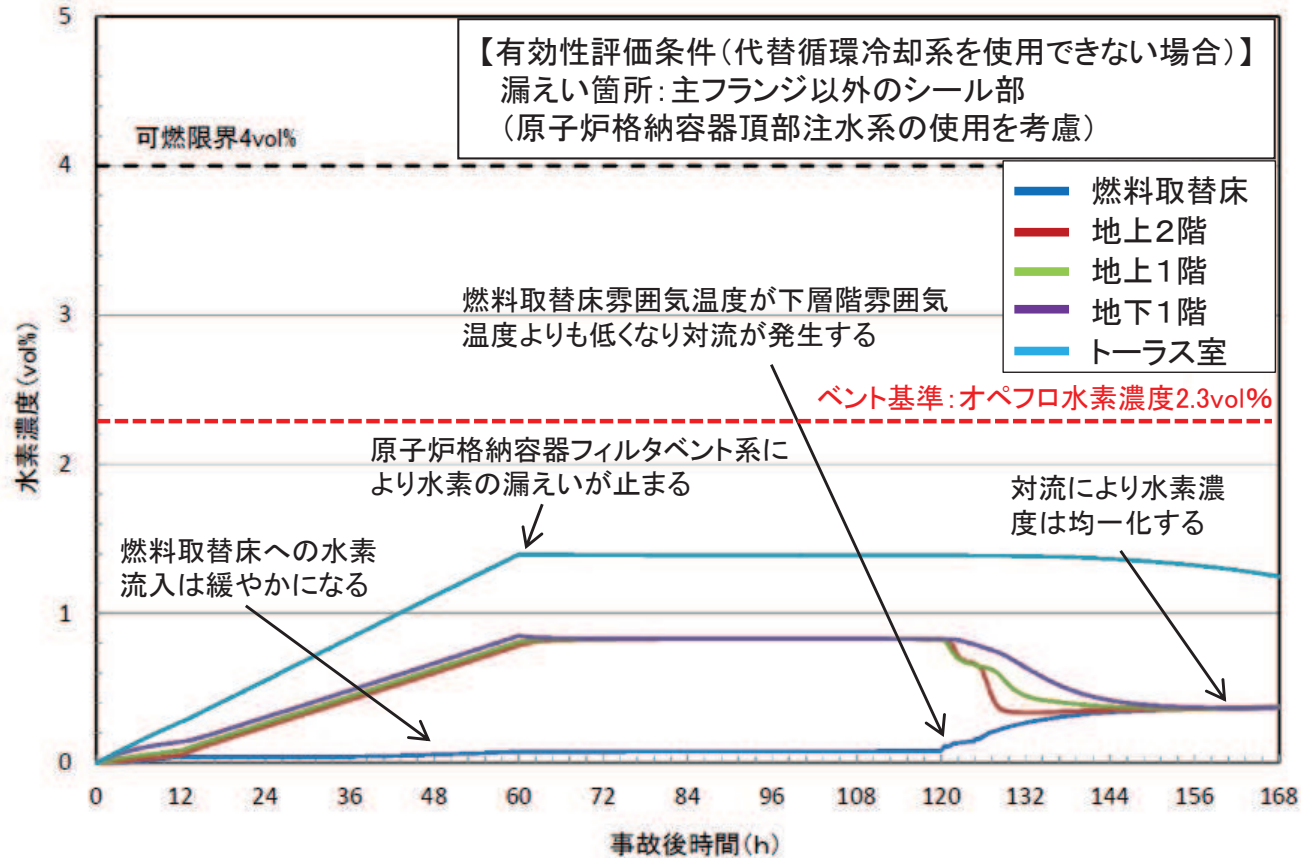
5.2 ベント基準の裕度を評価する上での確認事項

自主対策設備考慮
格納容器ベントケース

(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)

【評価結果】

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



原子炉建屋全域水素濃度

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 ベント基準の裕度を評価する上での確認事項

(11)まとめ

- 水素発生量が有効性評価の3.5倍相当(AFC100%相当[約990kg])の評価条件であっても、原子炉建屋オペフロ水素濃度はベント基準に到達しない
- 加えて、PARが機能しないと想定した場合、ベースケースの漏えい率2倍(2.6%/day)の漏えいが発生した場合、及び自主対策設備である原子炉格納容器頂部注水系の使用を考慮した場合においても確認したが、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、現状の原子炉建屋水素爆発防止のためのベント基準は妥当であり、既許可における過圧破損防止を目的とした格納容器ベントに対して、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1-3「重大事故等およ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、現状のベント基準が妥当であり、かつ既許可における格納容器過圧破損防止を目的とした格納容器ベントに対して、十分に余裕がある判断基準となっていることを確認
- そのため、審査基準の改訂を踏まえて、添付1-3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」に原子炉格納容器フィルタベント系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、審査基準の改訂内容における「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1-3における関連箇所についても変更を行う

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

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、原子炉格納容器フィルタベント系および代替循環冷却系により、格納容器内の圧力および温度を低下させることを目的とする。

対応手段等

1. 代替循環冷却系による格納容器内の減圧および除熱

(省略)

2. 原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器内の減圧および除熱

発電課長および発電所対策本部は、残留熱除去系の復旧または代替循環冷却系の運転による格納容器内の減圧および除熱ができない場合または原子炉建屋地上3階（原子炉建屋原子炉棟内）の水素濃度が2.3vol%に到達した場合は、格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器フィルタベント系により格納容器内の圧力および温度を低下させる。原子炉格納容器フィルタベント系の隔離弁（電動弁）を中央制御室から操作できない場合は、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および温度を低下させる。

[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、残留熱除去系および代替循環冷却系による格納容器内の減圧および除熱ができず、格納容器内の圧力が0.640MPa[gage]に到達した場合※2または原子炉建屋地上3階（原子炉建屋原子炉棟内）の水素濃度が2.0vol%に到達した場合。

※1：格納容器内雰囲気放射線モニタ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倍を超えた場合または格納容器内雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。

※2：原子炉の冷却ができない場合または格納容器内の冷却ができない場合は、速やかに原子炉格納容器ベントの準備を開始する。

(省略)

- ・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、原子炉格納容器フィルタベント系の「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

変更前

重大事故等の発生および拡大の防止に必要な措置の運用手順等
表 1 0

操作手順

1 0. 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、水素が格納容器内に放出され、格納容器から原子炉建屋原子炉棟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装置による水素濃度抑制および原子炉建屋原子炉棟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

発電課長は、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、原子炉建屋内水素濃度を用いて原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度を監視する。

全交流動力電源喪失また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、原子炉建屋内水素濃度を用いて監視する。

(省略)

2. 静的触媒式水素再結合装置による水素濃度抑制

発電課長は、格納容器内で発生した水素が格納容器から原子炉建屋原子炉棟に漏えいした場合は、静的触媒式水素再結合装置動作監視装置を用いて原子炉建屋原子炉棟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装置の作動状態を監視する。

全交流動力電源喪失また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装置動作監視装置を用いて監視する。

(省略)

(省略)

変更後

重大事故等の発生および拡大の防止に必要な措置の運用手順等
表 1 0

操作手順

1 0. 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、水素が格納容器内に放出され、格納容器から原子炉建屋原子炉棟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装置による水素濃度抑制、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度監視および原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉建屋原子炉棟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

発電課長は、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、原子炉建屋内水素濃度を用いて原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度を監視する。

全交流動力電源喪失また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、原子炉建屋内水素濃度を用いて監視する。

(省略)

2. 静的触媒式水素再結合装置による水素濃度抑制

発電課長は、格納容器内で発生した水素が格納容器から原子炉建屋原子炉棟に漏えいした場合は、静的触媒式水素再結合装置動作監視装置を用いて原子炉建屋原子炉棟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装置の作動状態を監視する。

全交流動力電源喪失また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装置動作監視装置を用いて監視する。

(省略)

3. 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度上昇の緩和

発電課長および発電所対策本部は、原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした水素が静的触媒式水素再結合装置で処理できず、原子炉建屋地上3階（原子炉建屋原子炉棟内）の水素濃度が2.3vol%に到達した場合は、格納容器から原子炉建屋原子炉棟への水素の漏えいを抑制し、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度の上昇を緩和するため、原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器ベントを実施する。

原子炉格納容器フィルタベント系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。

(省略)

7. 保安規定の変更内容について

変更前

重大事故等の発生および拡大の防止に必要な措置の運用手順等
表 2 0 重大事故等対策における操作の成立性 (4 / 1 0)

操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間
9	可搬型窒素ガス供給装置による格納容器への窒素供給	運転員 (中央制御室, 現場)	3	315分以内
		重大事故等対応要員	5	
9	フィルタ装置への水補給	操作手順 7 と同様		
9	原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素パージ	操作手順 7 と同様		
9	代替電源による必要な設備への給電	操作手順 1 4 と同様		
1 0	代替電源による必要な設備への給電	操作手順 1 4 と同様		

1 1	燃料プール代替注水系 (常設配管) による使用済燃料プールへの注水	運転員 (中央制御室, 現場)	3	380分以内
		重大事故等対応要員	10	

(省略)

変更後

重大事故等の発生および拡大の防止に必要な措置の運用手順等
表 2 0 重大事故等対策における操作の成立性 (4 / 1 0)

操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間
9	可搬型窒素ガス供給装置による格納容器への窒素供給	運転員 (中央制御室, 現場)	3	315分以内
		重大事故等対応要員	5	
9	フィルタ装置への水補給	操作手順 7 と同様		
9	原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素パージ	操作手順 7 と同様		
9	代替電源による必要な設備への給電	操作手順 1 4 と同様		
1 0	代替電源による必要な設備への給電	操作手順 1 4 と同様		
1 0	<u>原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度上昇の緩和</u>	<u>操作手順 7 と同様</u>		
1 1	燃料プール代替注水系 (常設配管) による使用済燃料プールへの注水	運転員 (中央制御室, 現場)	3	380分以内
		重大事故等対応要員	10	

(省略)

7. 保安規定の変更内容について

変更前

重大事故等および大規模損壊対応に係る実施基準 (省略)

1. 重大事故等対策

(省略)

1. 3 手順書の整備

(1) 各課長は、重大事故等発生時において、事象の種類およ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手順書を整備する。

また、使用主体に応じて、運転員が使用する手順書（以下「運転操作手順書」という。）ならびに重大事故等対策要員および初期消火要員（消防車隊）が使用する手順書（以下「発電所対策本部用手順書」という。）を整備する。

c. 発電管理課長および防災課長は、炉心の著しい損傷およ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または発電所対策本部用手順書に定める。
(省略)

(a) 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

(b) 炉心の著しい損傷または格納容器の破損を防ぐために注水する淡水源が枯渇また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

(c) 格納容器圧力が限界圧力に達する前または格納容器からの異常漏えいが発生した場合に、確実に原子炉格納容器フィルタベント系等の使用が行えるようにする判断基準

(d) 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、準備に要する時間を考慮した手順着手の判断基準

(e) 炉心の著しい損傷およ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

(f) 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

(省略)

変更後

重大事故等および大規模損壊対応に係る実施基準 (省略)

1. 重大事故等対策

(省略)

1. 3 手順書の整備

(1) 各課長は、重大事故等発生時において、事象の種類およ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手順書を整備する。

また、使用主体に応じて、運転員が使用する手順書（以下「運転操作手順書」という。）ならびに重大事故等対策要員および初期消火要員（消防車隊）が使用する手順書（以下「発電所対策本部用手順書」という。）を整備する。

(省略)

c. 発電管理課長および防災課長は、炉心の著しい損傷、格納容器の破損およ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または発電所対策本部用手順書に定める。

(a) 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

(b) 炉心の著しい損傷または格納容器の破損を防ぐために注水する淡水源が枯渇また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

(c) 格納容器圧力が限界圧力に達する前または格納容器からの異常漏えいが発生した場合に、確実に原子炉格納容器フィルタベント系等の使用が行えるようにする判断基準

(d) 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、準備に要する時間を考慮した手順着手の判断基準

(e) 炉心の著しい損傷およ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

(f) 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

(省略)

7. 保安規定の変更内容について

変更前

附 則（令和5年2月15日 原規規発第2302152号）

（施行期日）

第1条 本規定は、原子力規制委員会の認可を受けた日から10日以内に施行する。

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

（省略）

変更後

附 則（令和5年2月15日 原規規発第2302152号）

（施行期日）

第1条 本規定は、原子力規制委員会の認可を受けた日から10日以内に施行する。

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

（省略）

附 則（ 年 月 日 原規規発第 号）

（施行期日）

第1条 本規定は、原子力規制委員会の認可を受けた日から10日以内に施行する。

2. 本規定施行の際、規定の適用については、附則（令和5年2月15日 原規規発第2302152号）で定めるところによる。

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。

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

ベント実施判断: 発電所対策本部長

【発電所対策本部運営要領書 概要】

- ・事故時のプラント対応のうち, 格納容器ベント等, 発電所内外の広範囲のエリアに影響を及ぼし得る操作は, 発電所対策本部長が判断する。

【重大事故等対応要領書 概要】

ベント操作: 発電課長

【発電所対策本部運営要領書 概要】

- ・運転操作手順書に従い実施する事故時の事故対応の判断は発電課長が行う。

【非常時運転操作手順書(シビアアクシデント) 概要】

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

【原子炉建屋オペフロ水素濃度2.3vol%根拠】

$$\text{ベント基準水素濃度(2.3vol\%)} = \text{可燃限界(4vol\%)} - (\text{計器誤差0.5vol\%} + \text{不測事態発生に対する操作余裕時間1.2vol\%})$$

【ベント手順の成立性について】

・オペフロ水素濃度上昇を0.27vol%/h程度※と仮定

※AFC100%相当の水素発生量で主フランジから漏えい率10%/dayで漏えいし、かつPARに期待しない場合

・上記のような、非常に保守的な条件を仮定する場合であっても、**運転員は手順に従い速やかに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、現場操作によるベントを実施する。この操作時間は115分

・上記に対し、不測事態発生に対する操作余裕時間(1.2vol%)は、 $0.27\text{vol\%/h} \times 4.4\text{h} = 1.19\text{vol\%} < 1.2\text{vol\%}$ となり、非常に保守的な条件においても4.4時間程度の操作余裕時間がある

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

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