



島根原子力発電所保安規定審査資料	
資料番号	保-11
提出年月日	2024年1月18日

格納容器フィルタベント系の 原子炉建物等水素爆発防止対策としての 位置付け明確化に伴う保安規定の変更について

2024年1月
中国電力株式会社

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.原子炉建物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.47
7.保安規定の変更内容について	-----	P.48
8.原子炉建物水素爆発防止のための操作手順	-----	P.54

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物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**。
- 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、格納容器フィルタベント系を原子炉建物水素爆発防止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第65条および添付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（1/2）

【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（2/2）

【S A 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)

- 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。
 - ~~a~~ 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（2022.12.7）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. 格納容器フィルタベント系に係る設備の位置付け

【格納容器フィルタベント系の設備状況】

現状、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条および技術基準規則第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条および技術基準規則第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。

⇒格納容器フィルタベント系は、排出経路での水素爆発の防止対策として、当該系統内を可搬式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式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中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。

⇒格納容器フィルタベント系において、水素ガスが蓄積する可能性のある排出経路の出口側に第1ベントフィルタ出口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。

⇒格納容器フィルタベント系は、設置許可基準規則第50条の設備として申請しているものであるため、第50条3b) i) からxi) までの規定に準じた設計としている。

5. 原子炉建物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、新たな目的に照らして適合性審査で説明した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】

- 原子炉棟内の水素濃度監視設備にて水素濃度2.5vol%到達時に、原子炉建物水素爆発防止のための格納容器ベントを実施する手順となっている。

- 原子炉建物水素濃度2.5vol%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ベント基準が妥当であることを評価

5. 原子炉建物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) ベント基準の妥当性について

適合性審査を踏まえ、原子炉建物における水素爆発防止のためのベント基準（原子炉建物水素濃度 2.5vol%）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. 原子炉棟 4 階の判断が妥当であること

- ・水素の滞留によって、下層階が可燃限界に到達しないことを確認する。

2. 2.5vol%での判断が妥当であること

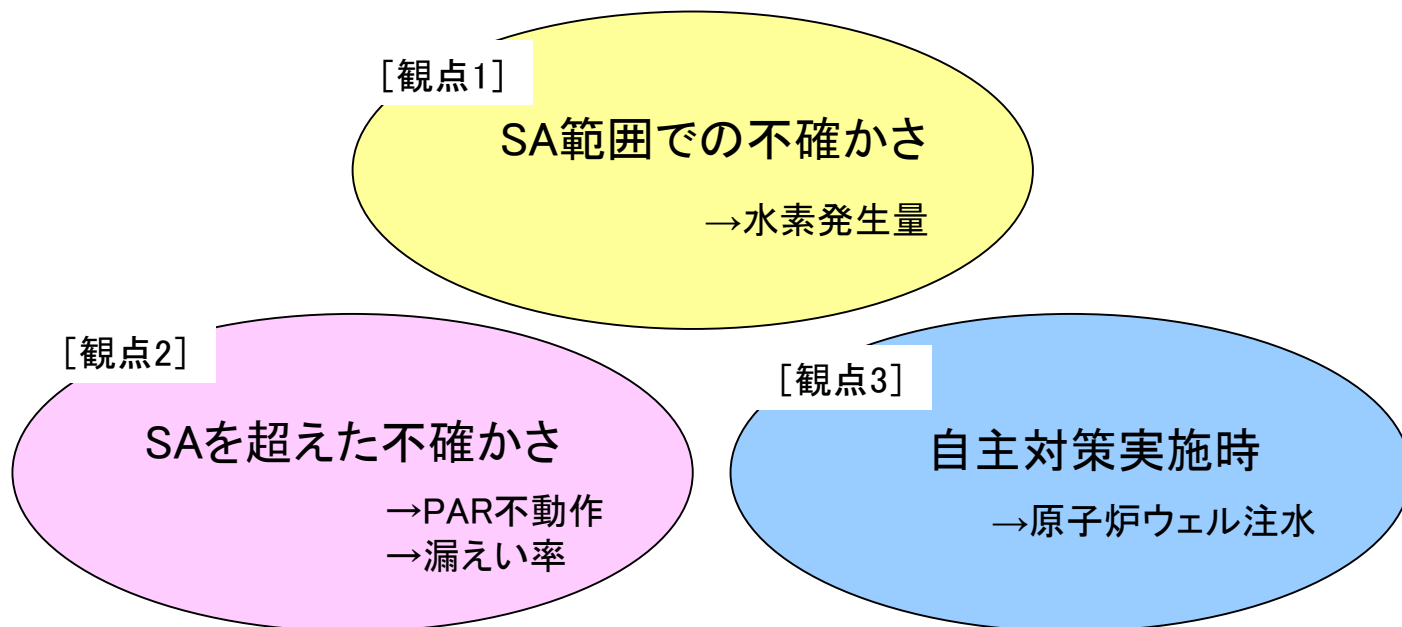
- ・炉心損傷が生じた場合、改良 E P D M 製シール材の採用等により原子炉格納容器耐性が向上していることを踏まえて、原子炉建物水素爆発防止のための格納容器ベントにおいても放射性物質の放出を可能な限り遅延できること
- ・原子炉格納容器ベント基準は「水素濃度計計器誤差」および「格納容器ベント基準到達後に遠隔操作で速やかに格納容器ベントできない不測事態発生に対する操作余裕時間」を考慮し、可燃限界（4 vol%）に対して裕度がある基準であること

5. 原子炉建物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

【ベースケースの不確かさ評価を確認するための3つの観点】

原子炉建物全体およ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。原子炉建物全体およ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、原子炉建物全体は、建物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物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に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

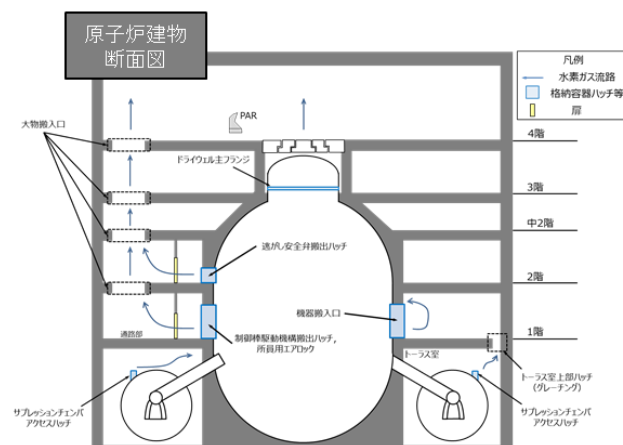
※：観点1については、水素発生量に一定の保守性を設けた評価、観点3については、残留熱代替除去系ケースおよび格納容器フィルタベント系ケースにて原子炉ウェル注水時の影響を適合性審査において確認している。

5. 原子炉建物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

【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。なお、下層階のうちサプレッションチェンバアクセスハッチから漏えいした水素はトラス室上部に設置しているトラス室上部ハッチ（グレーチング）を經由し、原子炉棟1階周回通路へ流れる。また、12ページ以降の評価により、水素の滞留によって局所エリアおよび下層階で可燃限界に到達しないことを確認している。周回通路は大物搬入口を通じてフロア間で接続されており、周回通路上に流路を阻害する構造物はなく、下層階へ漏えいした水素は原子炉棟4階へと移行することを解析により確認している。このため、原子炉棟4階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。なお、原子炉棟4階以外に設置した水素濃度計指示値が2.5vol%に到達した場合においても格納容器ベントを実施する運用としている。
- 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、原子炉建物全体およ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「（2-1-2）評価シナリオの選定の考え方」で説明する。



局所エリアから原子炉棟4階までの水素流路イメージ

5. 原子炉建物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

【各階層において3つの観点から確認するとした考え方】

- 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棟4階であることから、局所エリアへの直接的な影響はない。そのため、建物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個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、特定個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、建物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、建物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（原子炉ウェル代替注水系）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、建物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。

5. 原子炉建物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) 原子炉棟4階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

建物全体の水素濃度挙動

原子炉建物全体解析モデルにより評価

局所エリアにおける水素濃度挙動

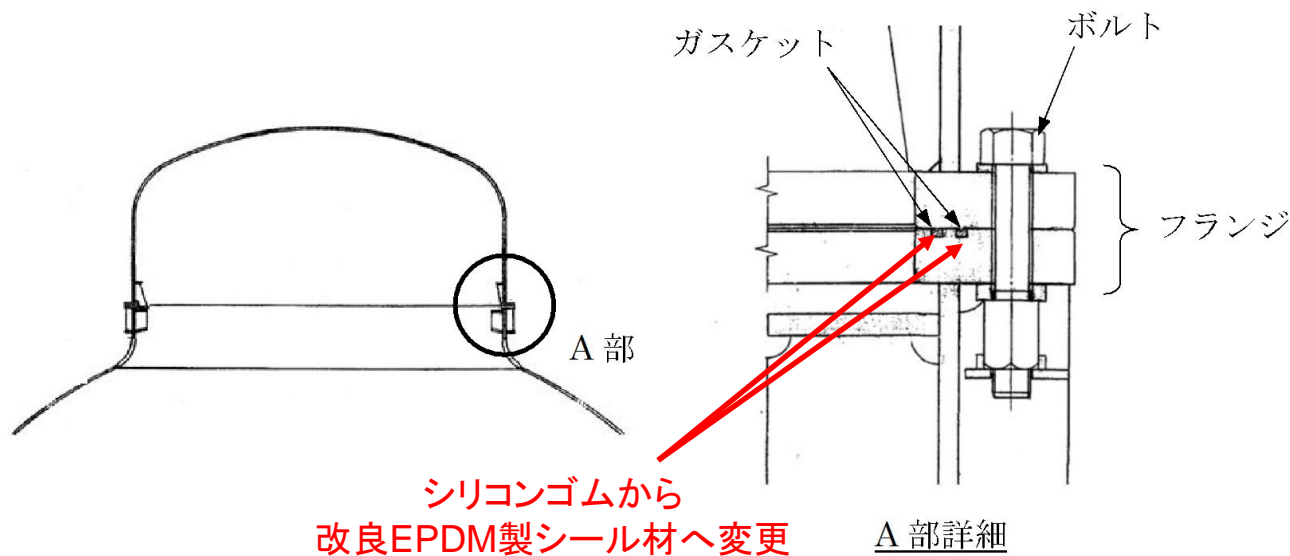
局所エリア解析モデルにより評価

5. 原子炉建物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

(2-1-1) 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1.28%/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. 原子炉建物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を有する各フロアフランジ部、エアロックを想定する。また、漏えい割合は、シール部の開口部周長の割合とする。

フロア	想定漏えい箇所	口径 [mm]	個数	周長 [mm]*1	漏えい量割合*2	漏えいの対象とする局所エリア
原子炉棟4階	ドライウエル 主フランジ		1			—
原子炉棟2階	逃がし安全弁 搬出ハッチ		1			SRV補修室
原子炉棟1階	機器搬入口		2			—
	所員用エアロック		1			所員用エアロック 室
	制御棒駆動機構 搬出ハッチ		1			CRD補修室
原子炉棟 地下階	サプレッション チェンバ アクセスハッチ		2			—

注記*1: 漏えい個所の口径(mm)から周長(mm) (口径(mm) × 円周率)を算出する。

*2: 各フロアの周長割合合計値を各フロアの漏えい量割合とする。全漏えい量に漏えい量割合の数値を乗じた値を各フロアの漏えい量とする。

5. 原子炉建物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

(2-1-2) 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」については、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およ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。

原子炉建物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、格納容器圧力および温度が厳しくなるほうが、より多くの水素が原子炉建物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、残留熱代替除去系を使用する場合と格納容器フィルタベント系を使用する場合の2ケースがあり、その双方について原子炉建物水素挙動解析を実施して、その影響を確認している。

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 (残留熱代替除去系)

<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) (残留熱代替除去系を使用する場合)

<格納容器漏えい箇所>

リークポテンシャルであるドライウェル主フランジ部、各フロアのハッチおよび搬入口から開口部周長の割合に応じて漏えい

<格納容器内水素発生量>

有効性評価 (MAAP評価) により得られた水素発生量を考慮し、有効性評価 (水素燃焼評価) により得られた水素ガス組成を包絡するモル分率を下表のとおり設定

経過時間 (h)	D/W		S/C	
	0~1	1~168	0~24	24~168
水素濃度 (vol%)	15	7	20	15
窒素濃度 (vol%)	0	0	0	0
水蒸気濃度 (vol%)	85	93	80	85

<格納容器漏えい率の設定>

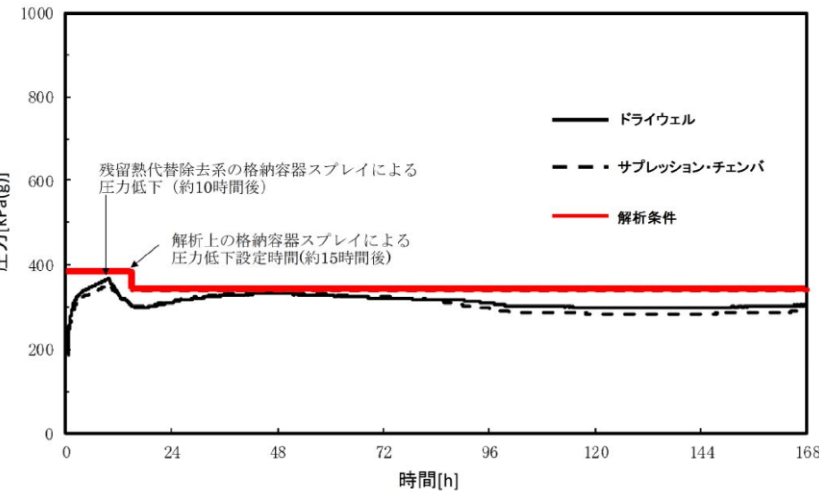
有効性評価により得られた格納容器圧力、温度およびガス組成を包絡する値をAECの式に入力し、算出した値に対して保守的に切り上げた値を設定

経過時間 (h)	0~1	1~15	15~24	24~168
D/W (%/日)	0.85	0.82	0.73	
S/C (%/日)	0.87		0.78	0.76

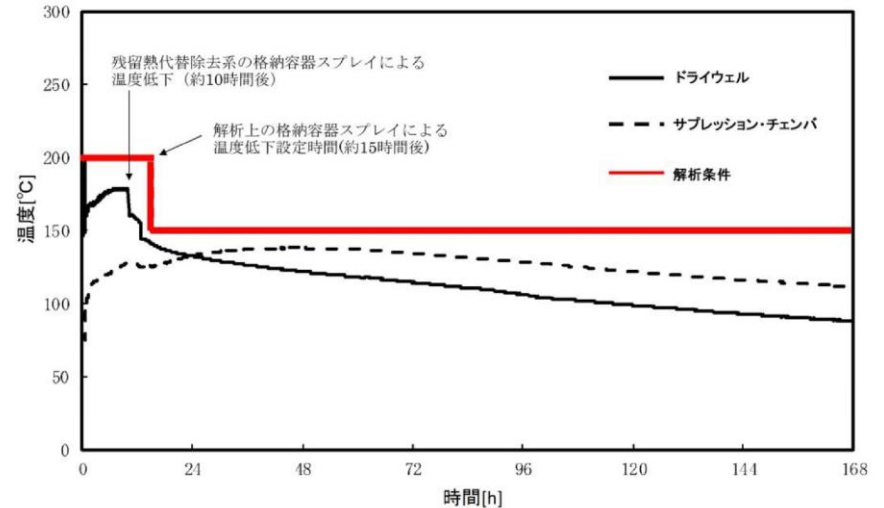
5. 原子炉建物水素濃度に基づくベント基準の妥当性確認

残留熱代替除去系ケース

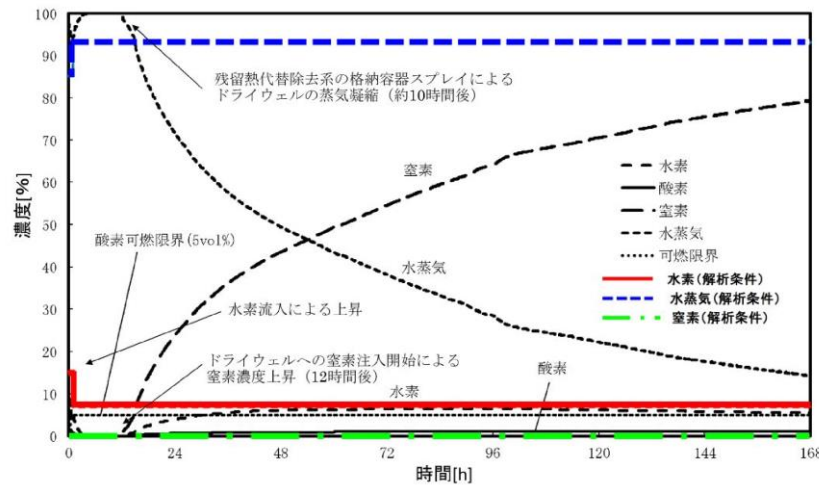
5.1 適合性審査を踏まえた確認事項



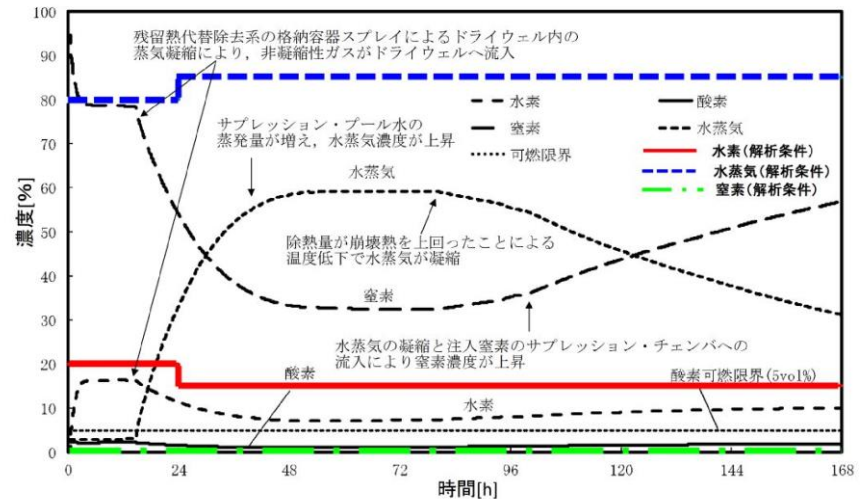
格納容器圧力



格納容器温度



D/Wガス組成



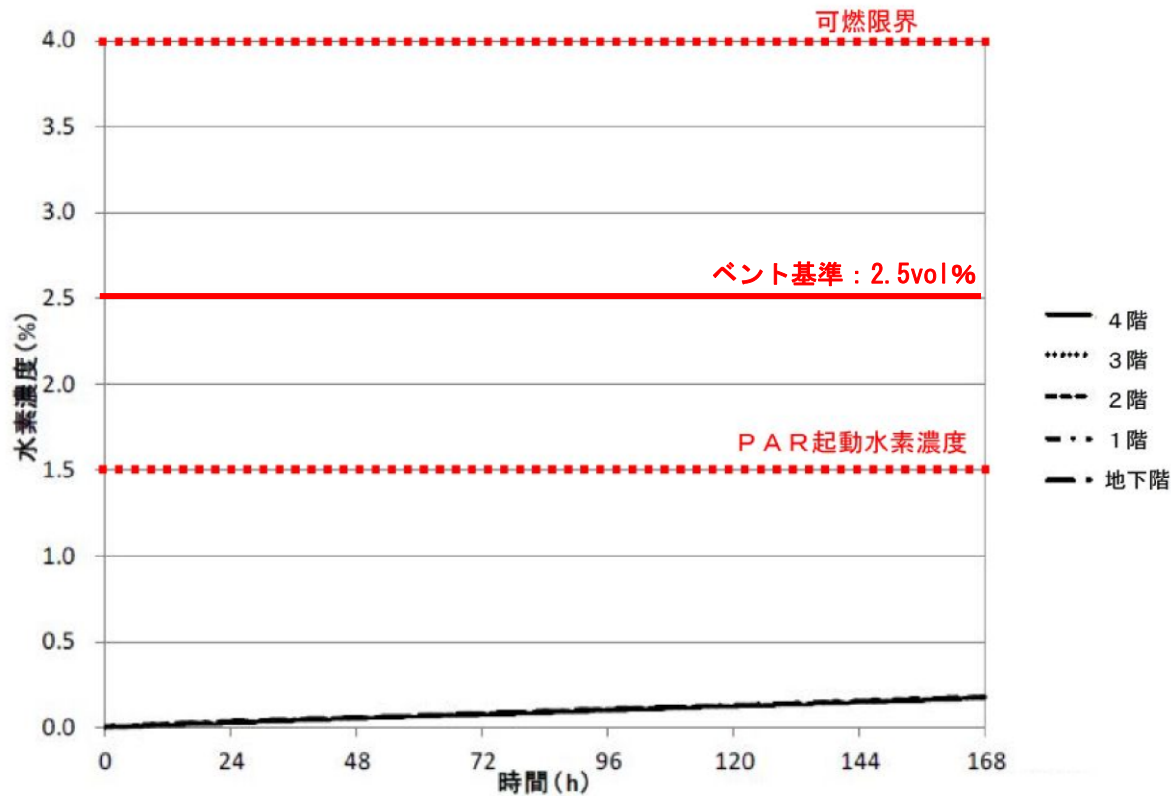
S/Cガス組成

5.1 適合性審査を踏まえた確認事項

ベースケース解析（残留熱代替除去系）

<評価結果>

- 原子炉建物内の水素濃度は、下層階も含めて0.5vol%以下であり、**原子炉建物水素濃度はベント基準（2.5vol%）に至らないことを確認**



原子炉建物全域水素濃度

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 (格納容器フィルタベント系)

<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) (残留熱代替除去系を使用しない場合)

<格納容器漏えい箇所>

リークポテンシャルであるドライウェル主フランジ部、各フロアのハッチおよび搬入口から開口部周長の割合に応じて漏えい

<格納容器内水素発生量>

有効性評価 (MAAP評価) により得られた水素発生量を考慮し、有効性評価 (水素燃焼評価) により得られた水素ガス組成を包絡するモル分率を下表のとおり設定

経過時間 (h)	D/W				S/C		
	0~2	2~40	40~96	96~168	0~48	48~96	96~168
水素濃度 (vol%)	10	4	8	0	17	8	0
窒素濃度 (vol%)	0	0	0	0	0	0	0
水蒸気濃度 (vol%)	90	96	92	100	83	92	100

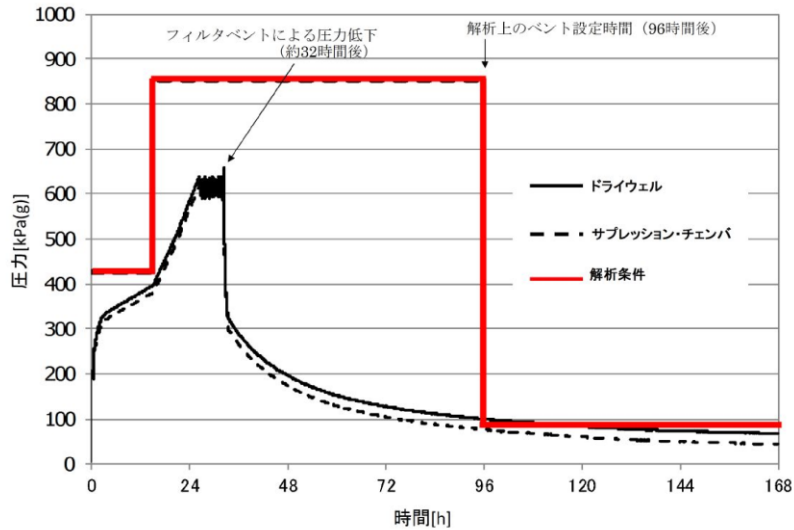
<格納容器漏えい率の設定>

- ・96時間までは、有効性評価により得られた格納容器圧力、温度およびガス組成を包絡する値をAECの式に入力し、算出した値に対して保守的に切り上げた値を設定
- ・96時間以降は、水蒸気のみ漏えいとなるため、AECの式より算出した値を設定

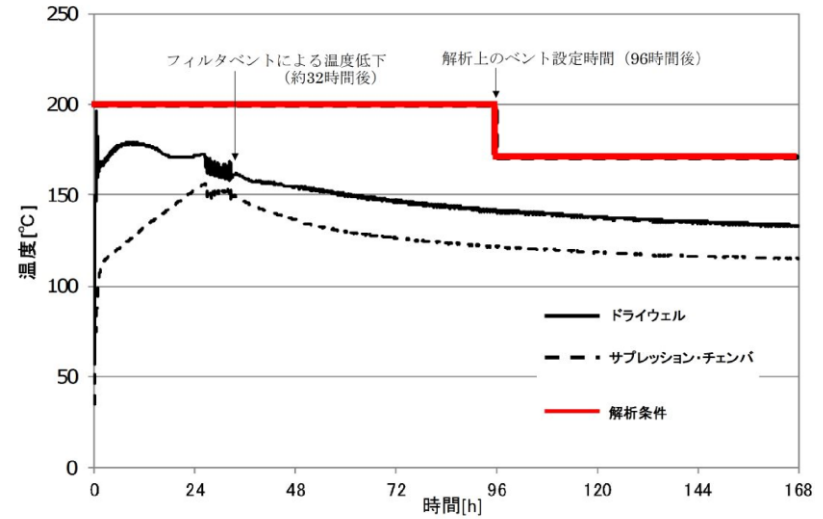
経過時間 (h)	0~15	15~96	96~168
漏えい率 (%/日)	0.5	1.3	0.5

5. 原子炉建物水素濃度に基づくベント基準の妥当性確認

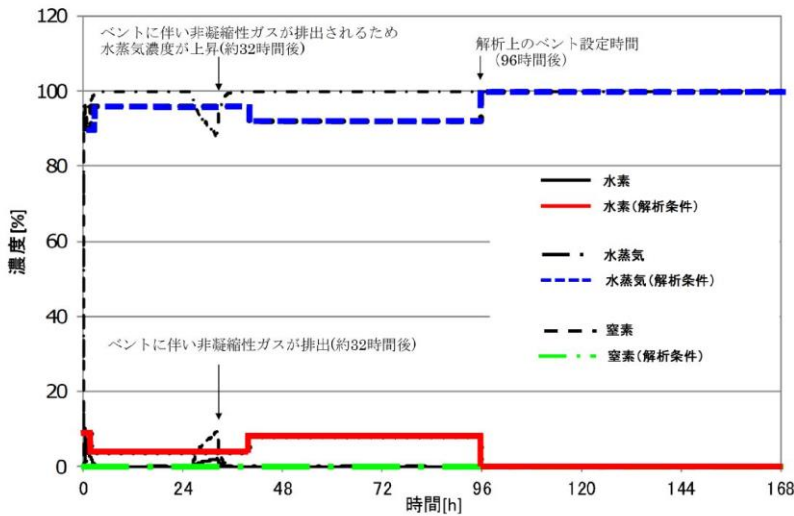
5.1 適合性審査を踏まえた確認事項



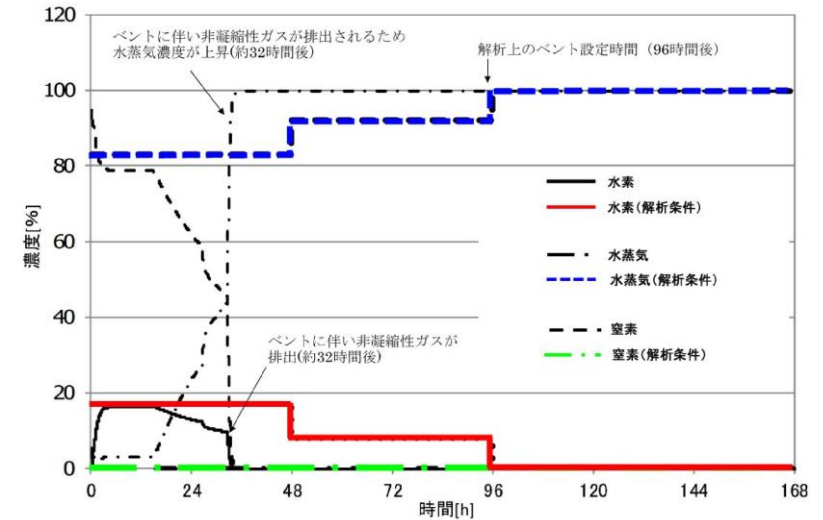
格納容器圧力



格納容器温度



D/Wガス組成



S/Cガス組成

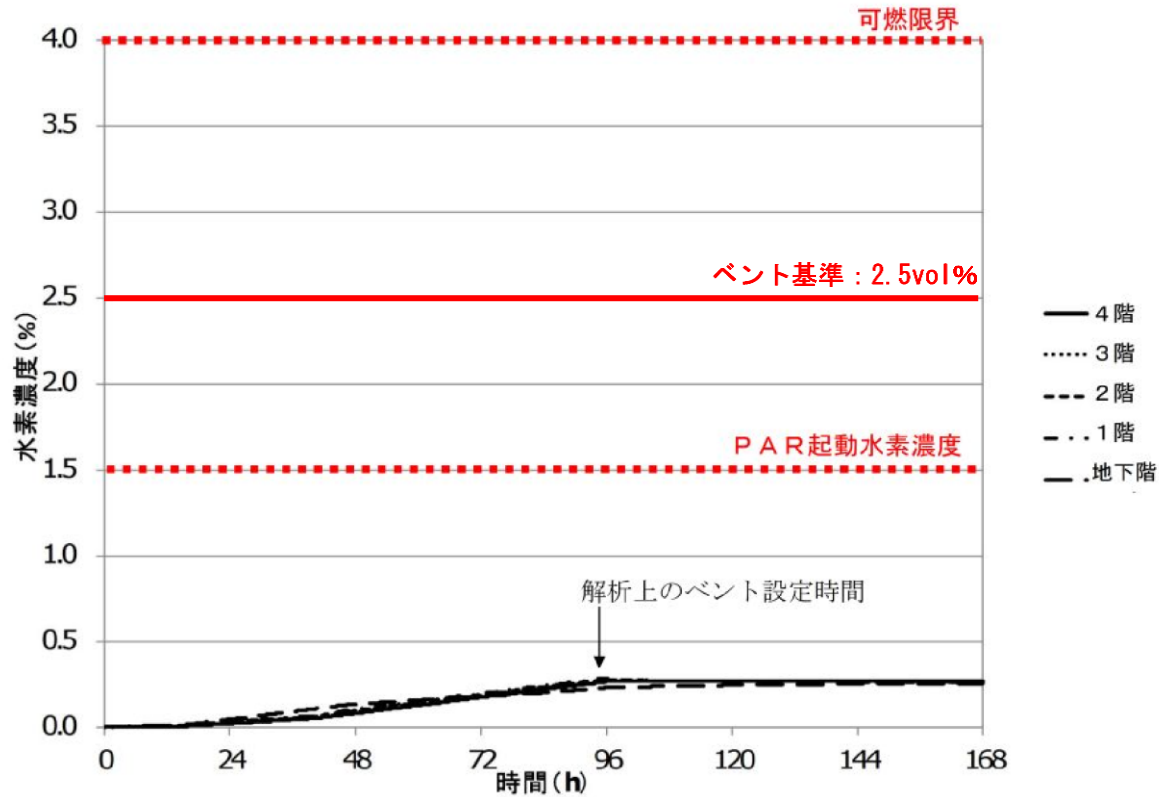
5. 原子炉建物水素濃度に基づくベント基準の妥当性確認

5.1 適合性審査を踏まえた確認事項

ベースケース解析（格納容器フィルタベント系）

＜評価結果＞

- 原子炉建物内の水素濃度は、下層階も含めて0.5vol%以下であり、**原子炉建物水素濃度はベント基準（2.5vol%）に至らないことを確認**



原子炉建物全域水素濃度

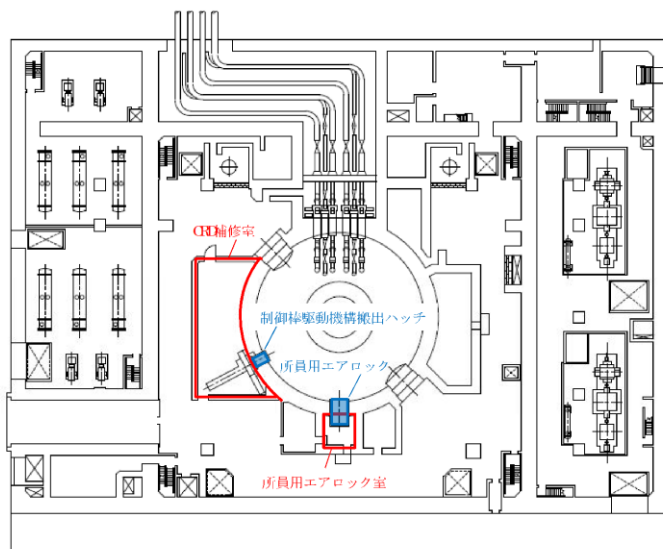
5. 原子炉建物水素濃度に基づくベント基準の妥当性確認

5.1 適合性審査を踏まえた確認事項

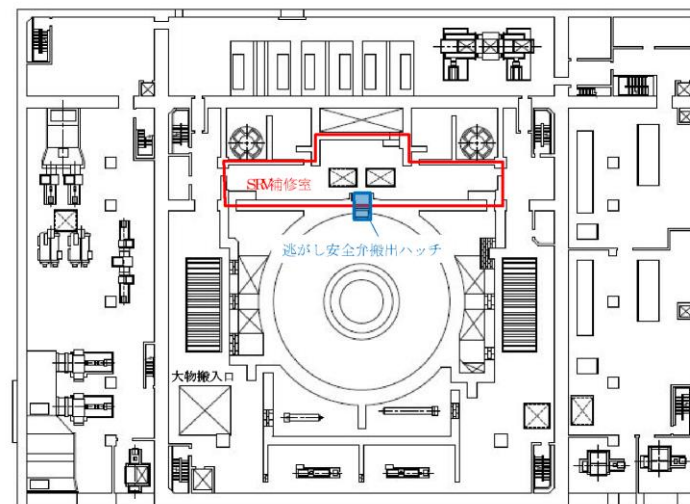
(2-1-5) 局所エリアの水素濃度を確認するために実施した解析ケース
 <局所エリアの選定>

リークポテンシャルがあり、水素影響を考慮すべき局所エリアとして以下を選定

漏えいフロア	想定漏えい箇所	評価対象区画
原子炉棟 2 階	逃がし安全弁搬出ハッチ	SRV補修室
原子炉棟 1 階	制御棒駆動機構搬出ハッチ	CRD補修室
	所員用エアロック	所員用エアロック室



評価対象区画 (原子炉棟 1 階)



評価対象区画 (原子炉棟 2 階)

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（残留熱代替除去系）

【評価条件】

＜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）（残留熱代替除去系を使用する場合）

＜格納容器漏えい個所＞

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

＜格納容器内水素発生量＞

有効性評価（MAAP評価）により得られた水素発生量を考慮し、有効性評価（水素燃焼評価）により得られた水素ガス組成を包絡するモル分率を下表のとおり設定

経過時間 (h)	D/W		S/C	
	0～1	1～168	0～24	24～168
水素濃度 (vol%)	15	7	20	15
窒素濃度 (vol%)	0	0	0	0
水蒸気濃度 (vol%)	85	93	80	85

＜格納容器漏えい率の設定＞

有効性評価により得られた格納容器圧力、温度およびガス組成を包絡する値をAECの式に入力し、算出した値に対して保守的に切り上げた値を設定

経過時間 (h)	0～1	1～15	15～24	24～168
D/W (%/日)	0.85	0.82	0.73	
S/C (%/日)	0.87		0.78	0.76

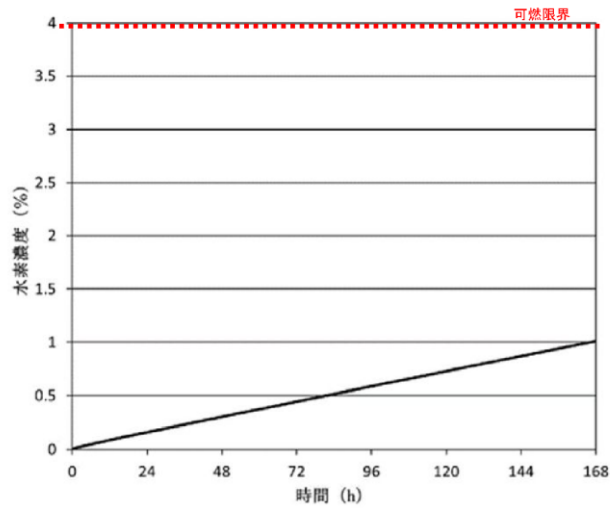
5. 原子炉建物水素濃度に基づくベント基準の妥当性確認

5.1 適合性審査を踏まえた確認事項

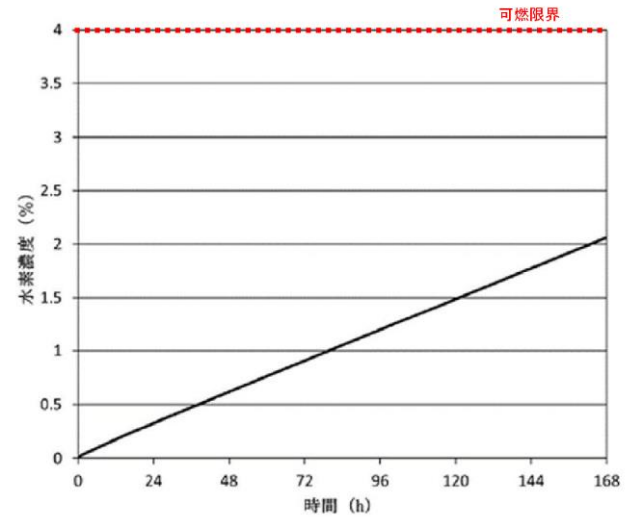
局所エリアの水素濃度を確認するために実施した解析ケース（残留熱代替除去系）

<評価結果>

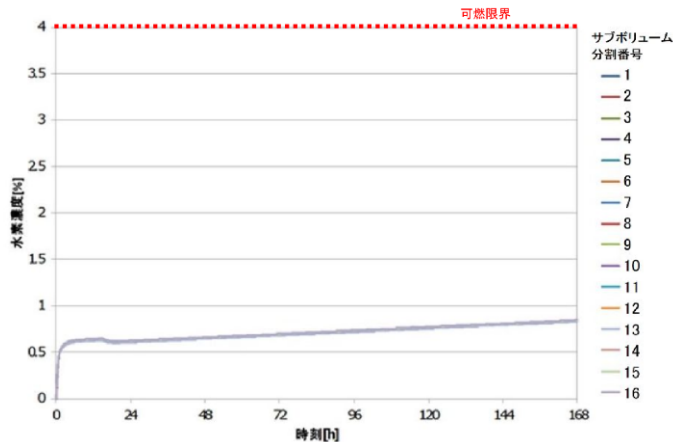
- 想定する全ての局所エリアで、水素濃度が可燃限界（4 vol%）未満であることを確認。



SRV補修室



CRD補修室



所員用エアロック室

5. 原子炉建物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（格納容器フィルタベント系）

【評価条件】

＜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）（残留熱代替除去系を使用しない場合）

＜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

＜格納容器内水素発生量＞

有効性評価（MAAP評価）により得られた水素発生量を考慮し、有効性評価（水素燃焼評価）により得られた水素ガス組成を包絡するモル分率を下表のとおり設定

経過時間 (h)	D/W				S/C		
	0~2	2~40	40~96	96~168	0~48	48~96	96~168
水素濃度 (vol%)	10	4	8	0	17	8	0
窒素濃度 (vol%)	0	0	0	0	0	0	0
水蒸気濃度 (vol%)	90	96	92	100	83	92	100

＜格納容器漏えい率の設定＞

- ・96時間までは、有効性評価により得られた格納容器圧力、温度およびガス組成を包絡する値をAECの式に入力し、算出した値に対して保守的に切り上げた値を設定
- ・96時間以降は、水蒸気のための漏えいとなるため、AECの式より算出した値を設定

経過時間 (h)	0~15	15~96	96~168
漏えい率 (%/日)	0.5	1.3	0.5

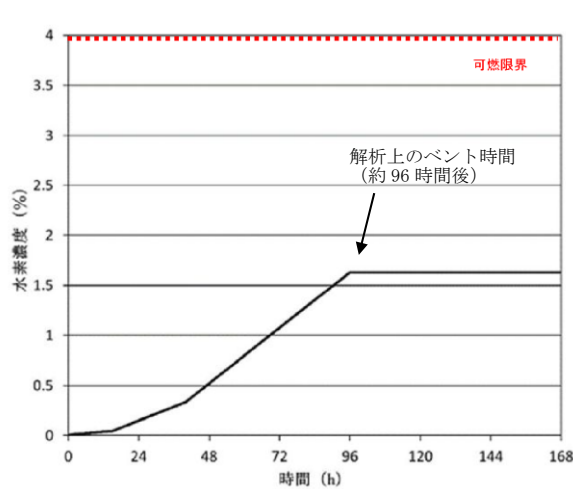
5. 原子炉建物水素濃度に基づくベント基準の妥当性確認

5.1 適合性審査を踏まえた確認事項

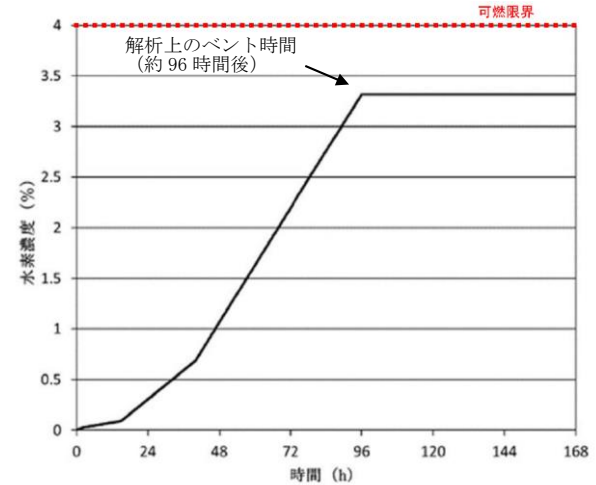
局所エリアの水素濃度を確認するために実施した解析ケース（格納容器フィルタベント系）

<評価結果>

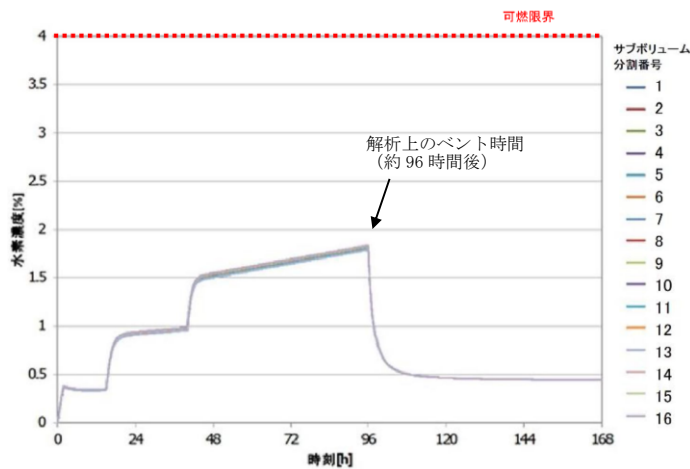
- 想定する全ての局所エリアで、水素濃度が可燃限界（4 vol%）未満であることを確認



SRV補修室



CRD補修室



所員用エアロック室

5. 原子炉建物水素濃度に基づくベント基準の妥当性確認

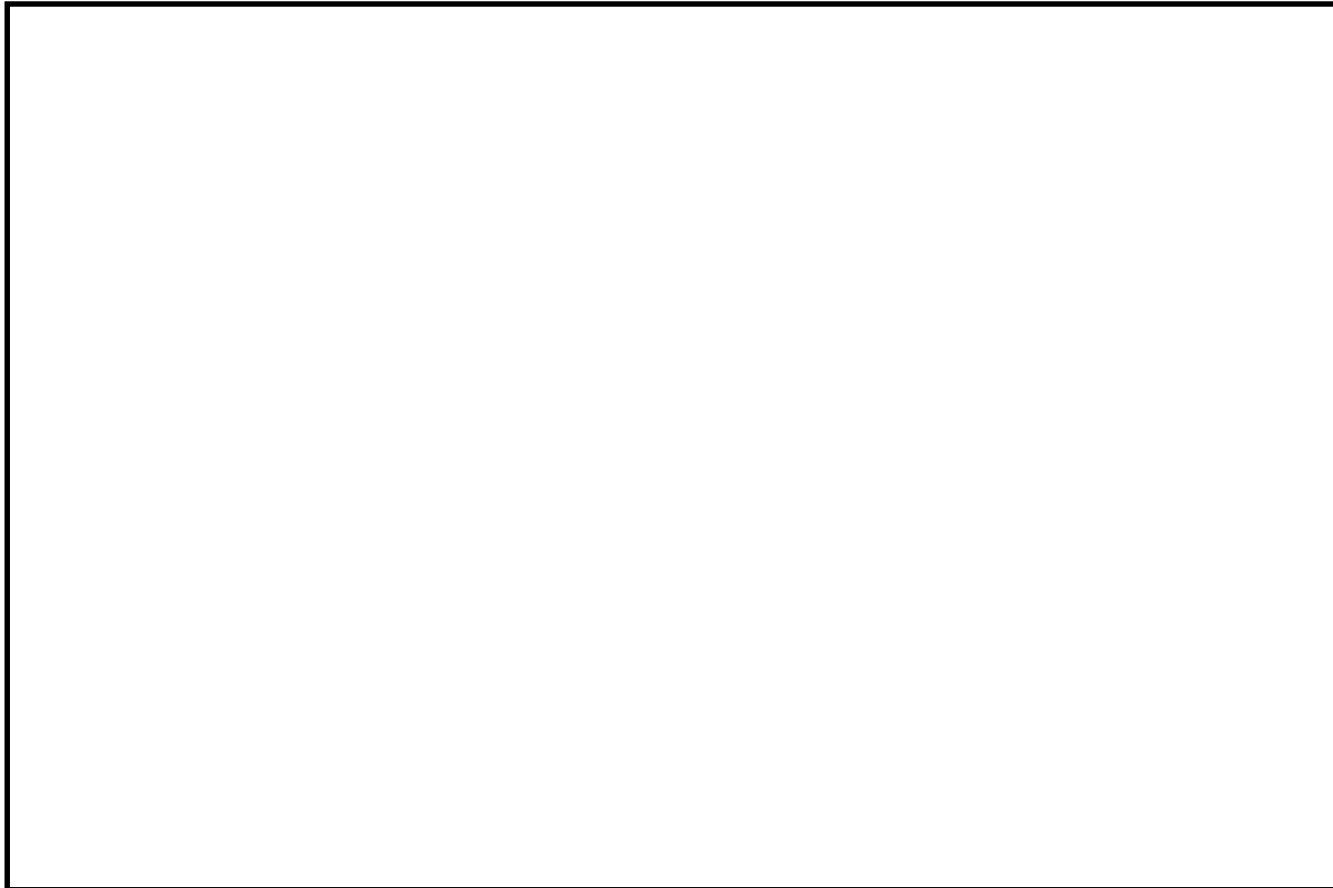
5.1 適合性審査を踏まえた確認事項

(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

【評価条件】

＜評価モデル＞

水素発生量を増加させた水素挙動の解析ケースに用いるGOTHICモデルは以下のとおり

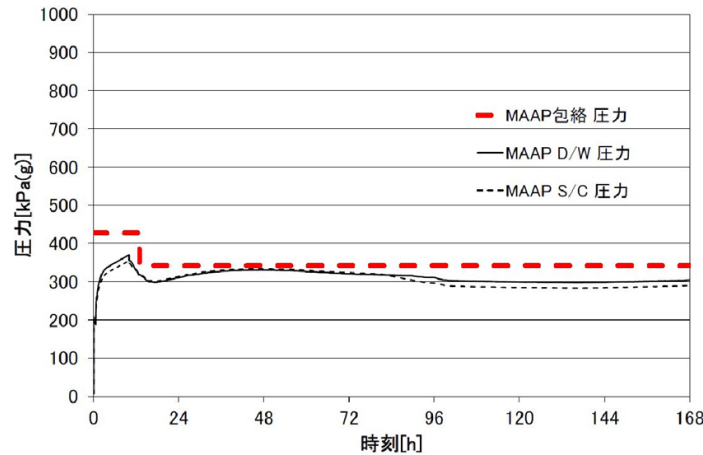


5. 原子炉建物水素濃度に基づくベント基準の妥当性確認

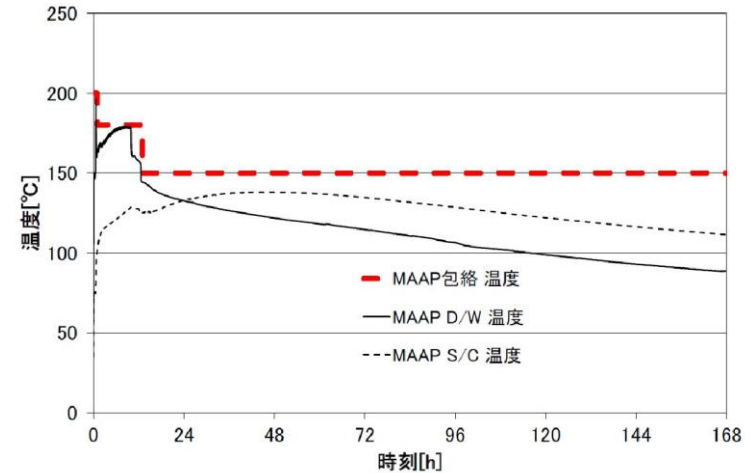
5.1 適合性審査を踏まえた確認事項

<評価シナリオ>

雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（残留熱代替除去系を使用する場合）
なお、（2-1-5）で示した原子炉格納容器内の圧力・温度の矩形の包絡線は保守的な条件設定となっていることから、現実的な評価条件に基づき感度解析を実施するため、以下のとおり、包絡線を設定した。その他の条件は（2-1-5）と同様。



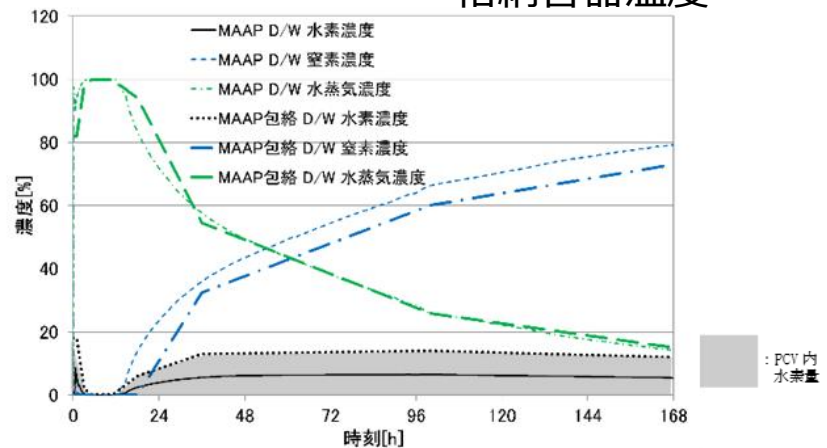
格納容器圧力



格納容器温度

<評価シナリオ>

有効性評価（MAAP評価）の2倍相当



D/Wガス組成（水素発生量2倍）

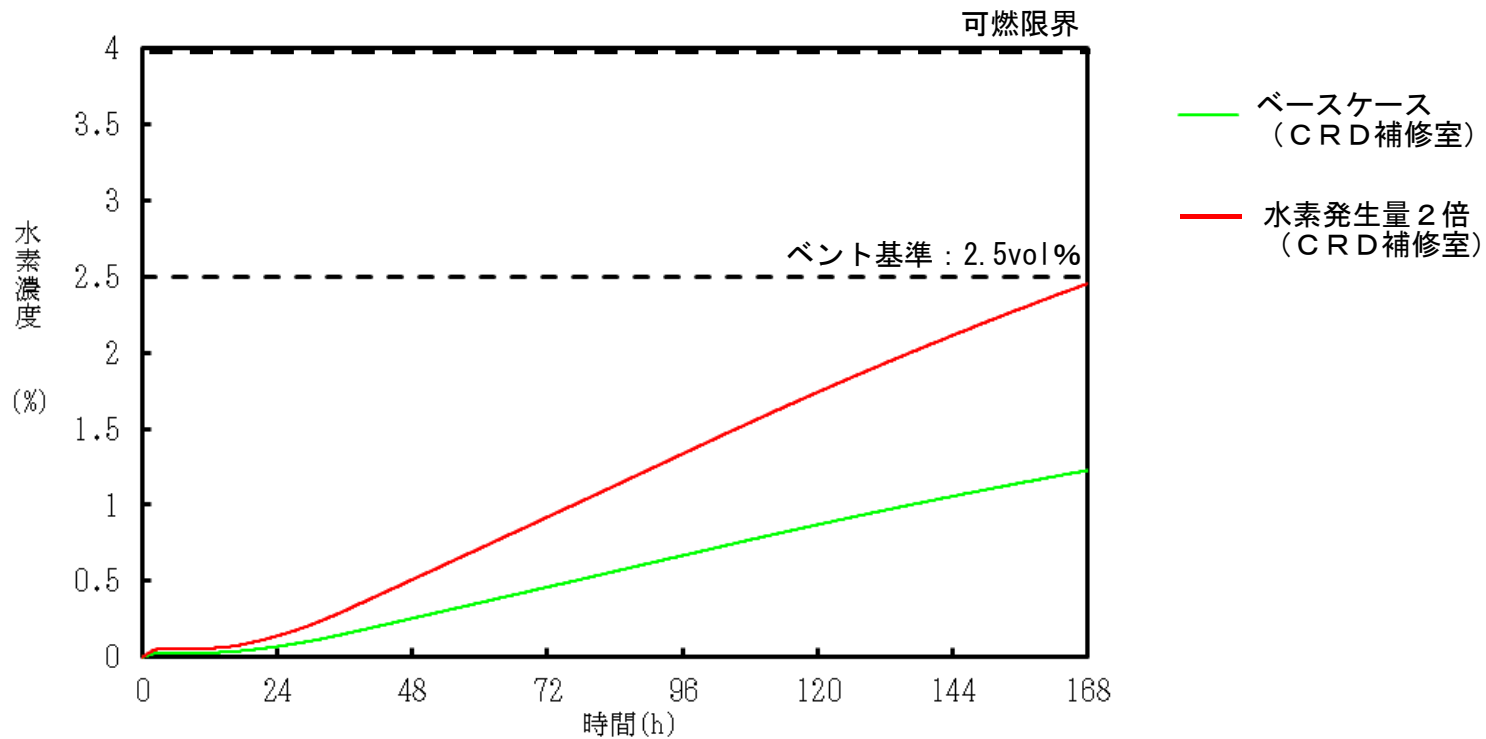
5. 原子炉建物水素濃度に基づくベント基準の妥当性確認

5.1 適合性審査を踏まえた確認事項

局所エリアにおける可燃限界に対する裕度について（残留熱代替除去系）

<評価結果>

- ・水素発生量を2倍としても、原子炉建物（局所エリア）のうち、最も水素濃度が高くなるCRD補修室の水素濃度は、**可燃限界（4 vol%）未満**であることを確認

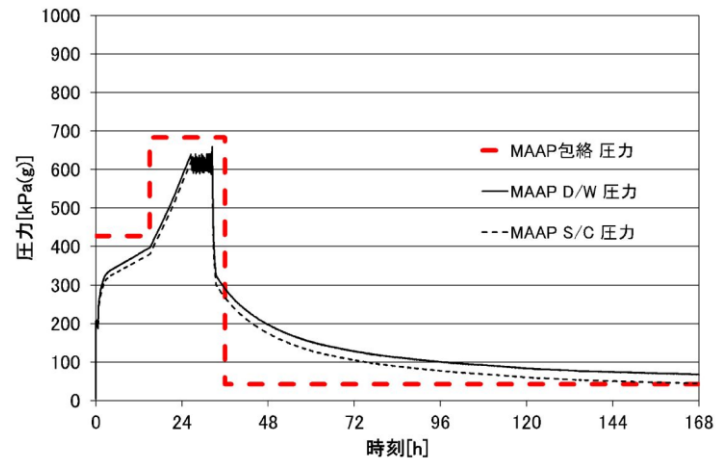


5. 原子炉建物水素濃度に基づくベント基準の妥当性確認

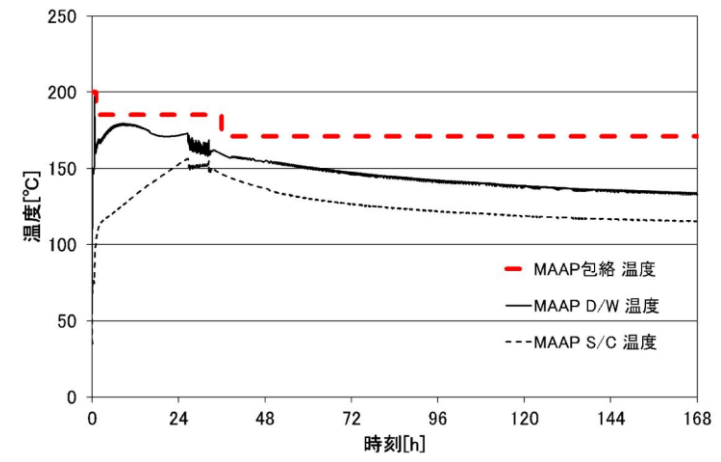
5.1 適合性審査を踏まえた確認事項

<評価シナリオ>

雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（残留熱代替除去系を使用しない場合）
なお、（2-1-6）で示した原子炉格納容器内の圧力・温度の矩形の包絡線は保守的な条件設定となっていることから、現実的な評価条件に基づき感度解析を実施するため、以下のとおり、包絡線を設定した。その他の条件は（2-1-6）と同様。



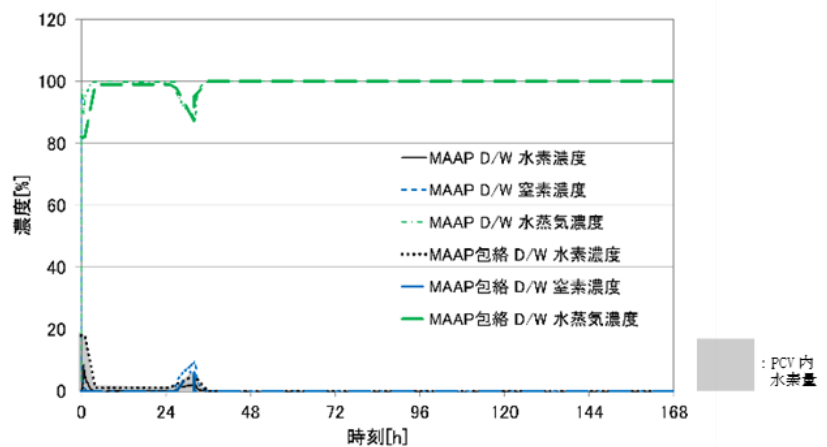
格納容器圧力



格納容器温度

<評価シナリオ>

有効性評価（MAAP評価）の2倍相当



D/Wガス組成（水素発生量2倍）

：PCV内水素量

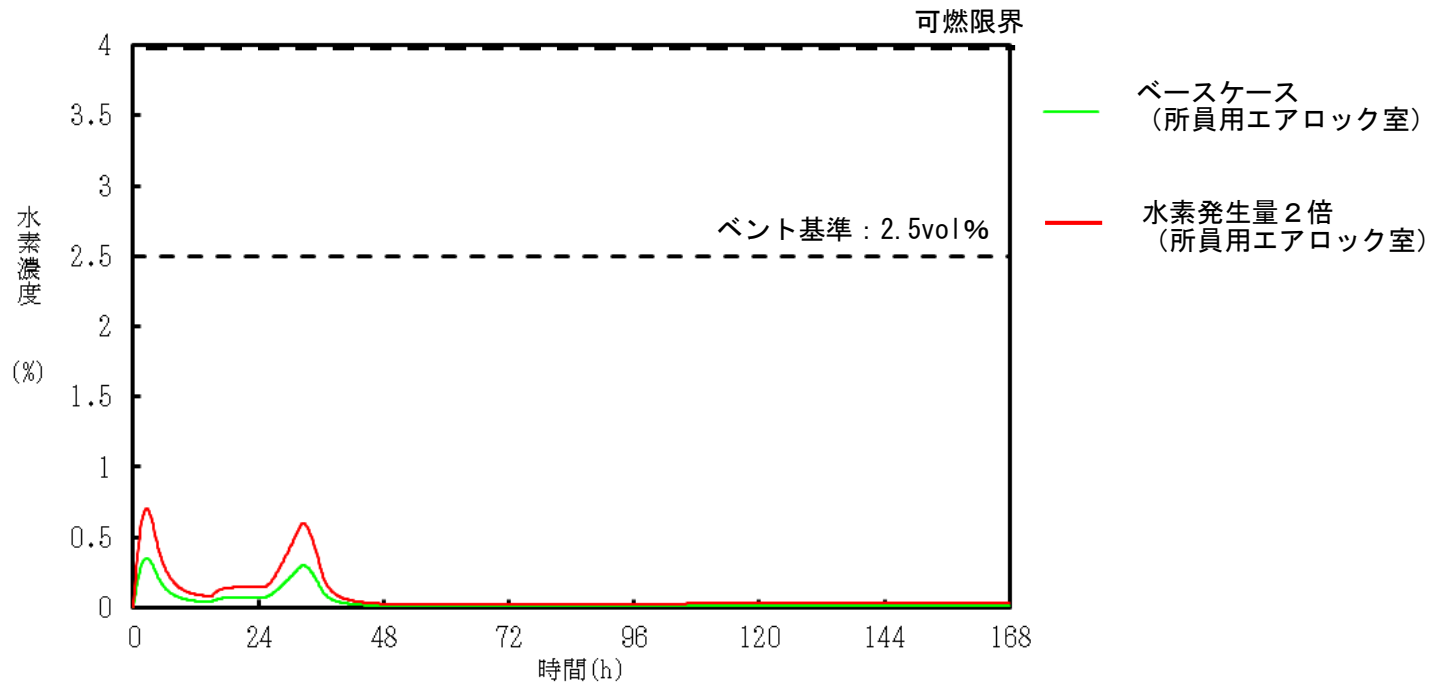
5. 原子炉建物水素濃度に基づくベント基準の妥当性確認

5.1 適合性審査を踏まえた確認事項

局所エリアにおける可燃限界に対する裕度について（格納容器フィルタベント系）

<評価結果>

- ・水素発生量を2倍としても、原子炉建物（局所エリア）のうち、最も水素濃度が高くなる所員用エアロック室の水素濃度は、**可燃限界（4 vol%）未満**であることを確認



5. 原子炉建物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、原子炉建物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は、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物全域で水素濃度が均一化することを確認
- ・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

⇒これらのことから、**原子炉棟4階での判断は妥当**であることを確認

5. 原子炉建物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

(2-2) 2.5vol%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、原子炉建物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」および「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、ベント基準である2.5vol%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1.1vol%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。

【水素濃度2.5vol%設定根拠】

ベント基準水素濃度（2.5vol%）

= 可燃限界（4 vol%） - （計器誤差1.1vol% + 不測事態発生に対する操作余裕時間0.4vol%）

⇒（2-1）および（2-2）から、原子炉建物水素濃度2.5vol%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。

5. 原子炉建物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 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（残留熱代替除去系を使用する場合および残留熱代替除去系を使用しない場合）の結果を踏まえた保守的な格納容器漏えい率を設定し、原子炉建物の水素濃度評価を実施した。その結果、ベント基準およ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

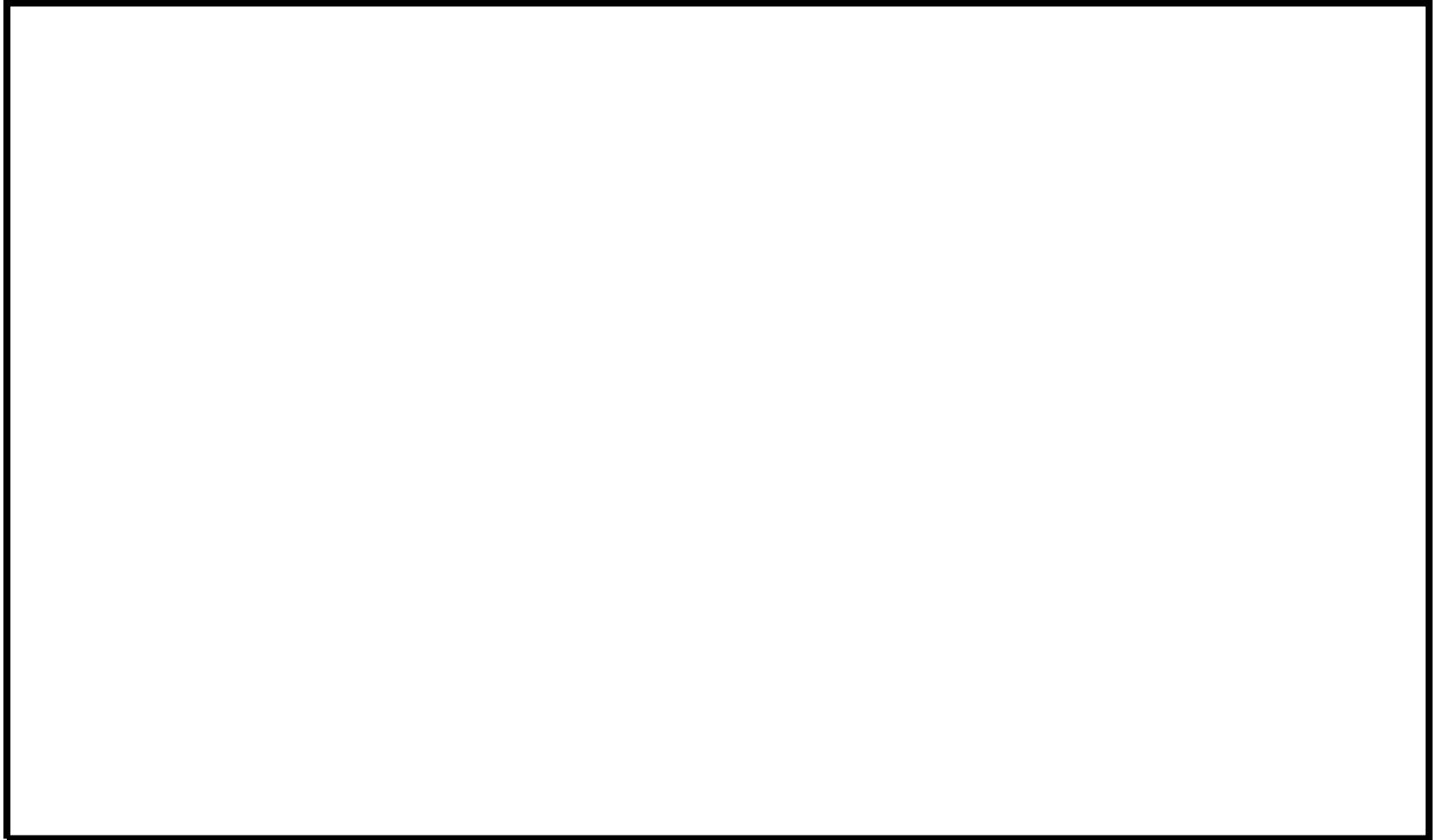
原子炉建物における水素爆発防止のベント基準の裕度を確認する観点から、「5.1適合性審査を踏まえた確認事項 (2) ベント基準の妥当性について」における3つの観点をもとに、水素発生量を変化させた評価、PARが機能しないと想定した場合および格納容器漏えい率を変化させた場合の評価、自主対策設備である原子炉ウェル代替注水系の使用を考慮した場合の評価を実施する。

5. 原子炉建物水素濃度に基づくベント基準の妥当性確認

5.2 ベントタイミングへの影響評価のための追加確認事項

(3) 追加確認のための評価モデル

確認のための水素挙動の解析ケースに用いるGOTHICモデルは以下のとおり



原子炉建物解析モデル

5. 原子炉建物水素濃度に基づくベント基準の妥当性確認

水素発生量増加
残留熱代替除去系ケース

5.2 ベント基準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 (残留熱代替除去系)

<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) (残留熱代替除去系を使用する場合)

<格納容器漏えい箇所>

リークポテンシャルであるドライウェル主フランジ部、各フロアのハッチおよび搬入口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>

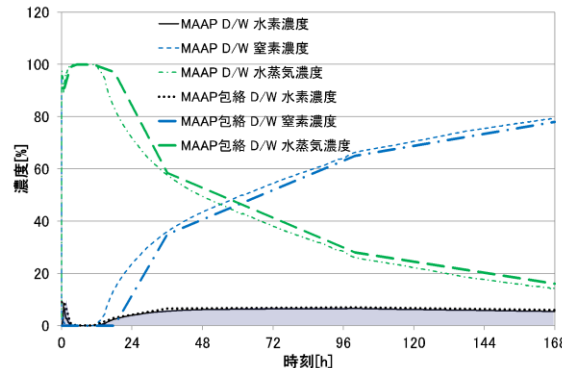
0 ~ 168h 0.556%/日

PCV内
水素量

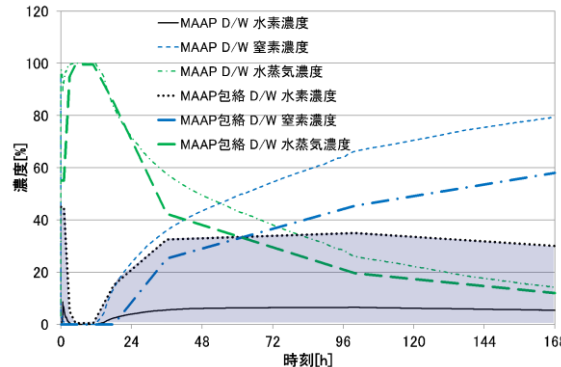
<水素発生量>

ケース	水素発生量
ベースケース (有効性評価)	約200kg相当
水素発生量 2 倍相当	約400kg相当
水素発生量 5 倍相当	約1,000kg相当

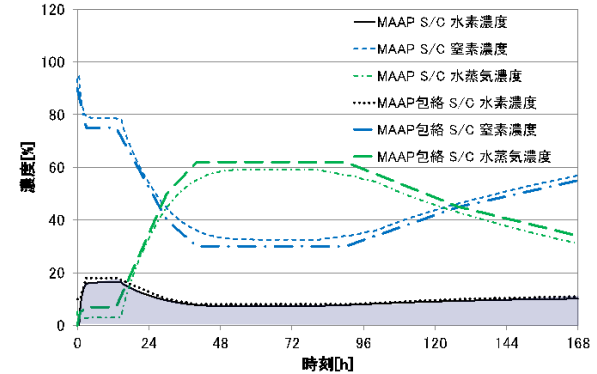
(参考) AFC100%相当 : 約1,000kg



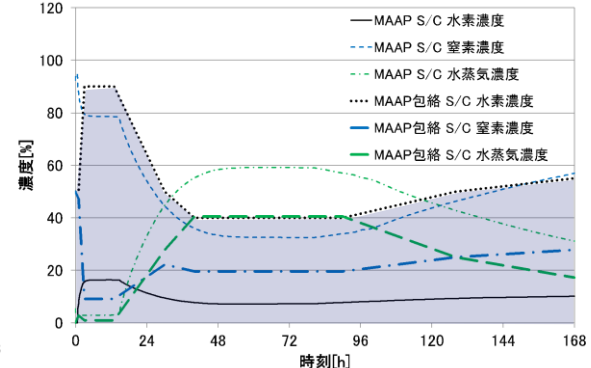
ベースケース (有効性評価) (D/W)



水素発生量5倍 (D/W)



ベースケース (有効性評価) (S/C)



水素発生量5倍 (S/C)

※ これまでの評価では、有効性評価の水素のモル分率に対して保守的な包絡条件を設定し、水素発生量を想定していたが、本評価では有効性評価の水素モル分率に準じた水素発生量をベースケースとし、追加確認として水素発生量を増加させた。

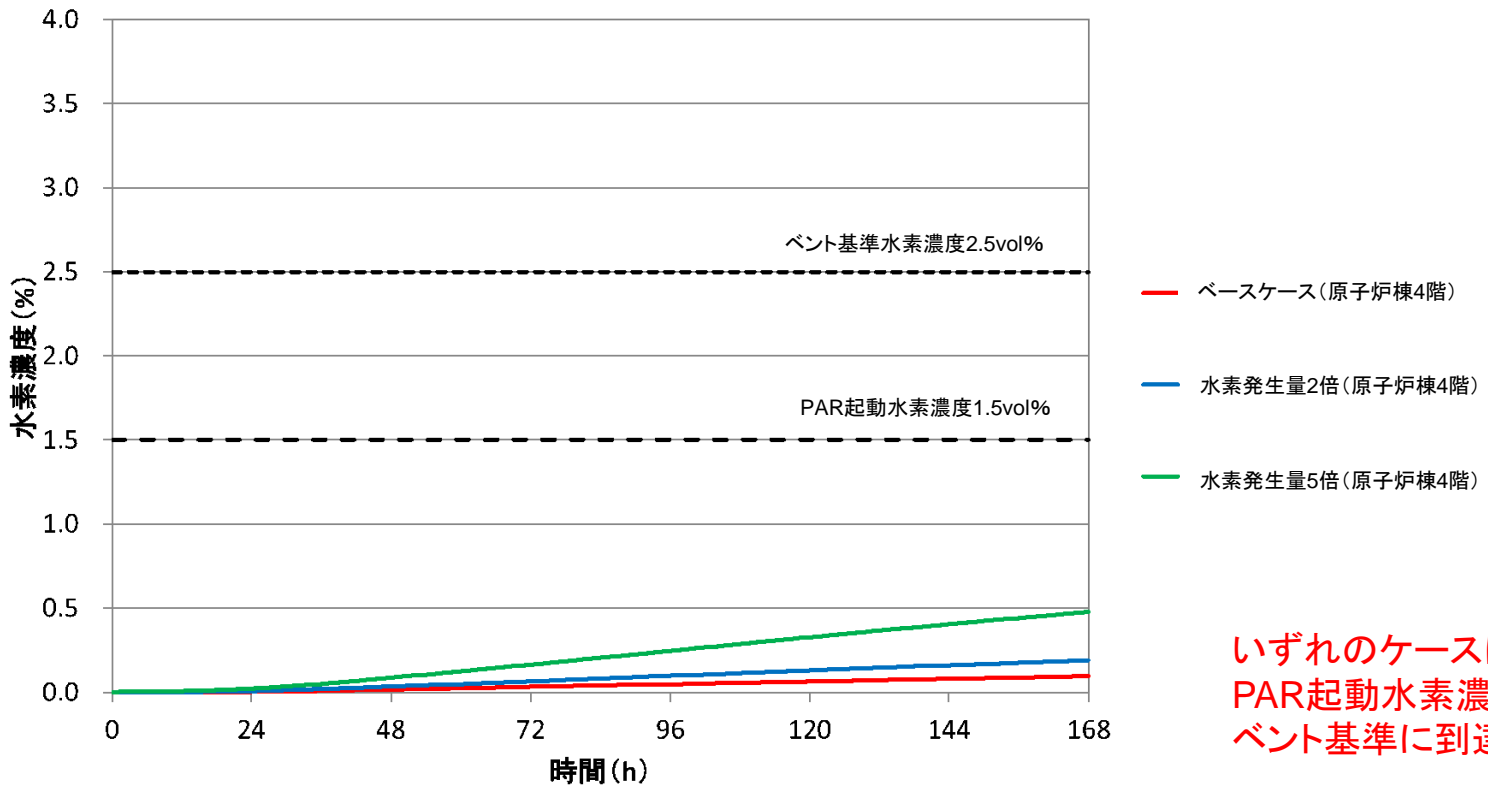
5. 原子炉建物水素濃度に基づくベント基準の妥当性確認

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（残留熱代替除去系）（原子炉棟4階）

【評価結果】

- AFC100%相当（有効性評価における水素発生量の5倍相当）においても、原子炉建物（原子炉棟4階）水素濃度は、**PAR起動水素濃度およびベント基準に至らない**ことを確認



いずれのケースにおいても
PAR起動水素濃度および
ベント基準に到達しない

原子炉棟4階 水素濃度

5. 原子炉建物水素濃度に基づくベント基準の妥当性確認

5.2 ベント基準の裕度評価のための追加確認事項

(5) 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 (格納容器フィルタベント系)

<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) (残留熱代替除去系を使用しない場合)

<格納容器漏えい箇所>

リークポテンシャルであるドライウェル主フランジ部、各フロアのハッチおよび搬入口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>

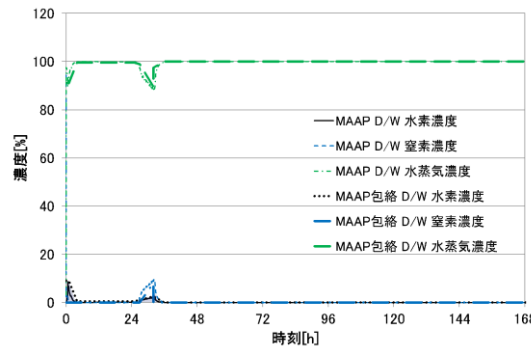
0~15h : 0.556%/日
15h~36h : 1.1%/日
36h以降 : 0.26%/日

<水素発生量>

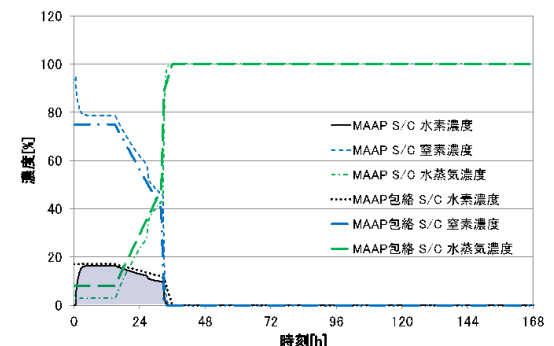
ケース	水素発生量
ベースケース (有効性評価)	約200kg相当
水素発生量2倍相当	約400kg相当
水素発生量5倍相当	約1,000kg相当

(参考) AFC100%相当 : 約1,000kg

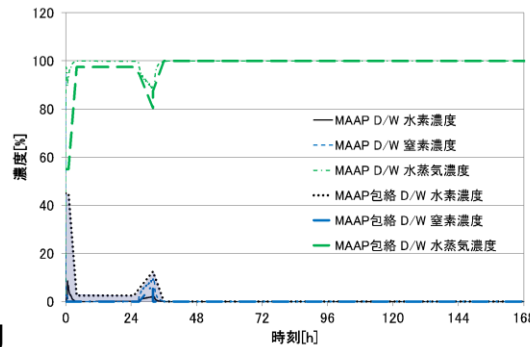
■ : PCV内
水素量



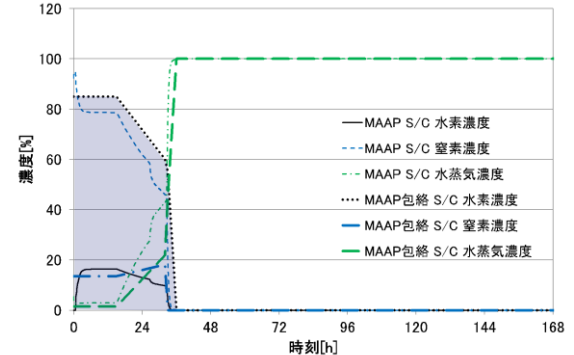
ベースケース (有効性評価) (D/W)



ベースケース (有効性評価) (S/C)



水素発生量5倍 (D/W)



水素発生量5倍 (S/C)

※ これまでの評価では、有効性評価の水素のモル分率に対して保守的な包絡条件を設定し、水素発生量を想定していたが、本評価では有効性評価の水素モル分率に準じた水素発生量をベースケースとし、追加確認として水素発生量を増加させた。

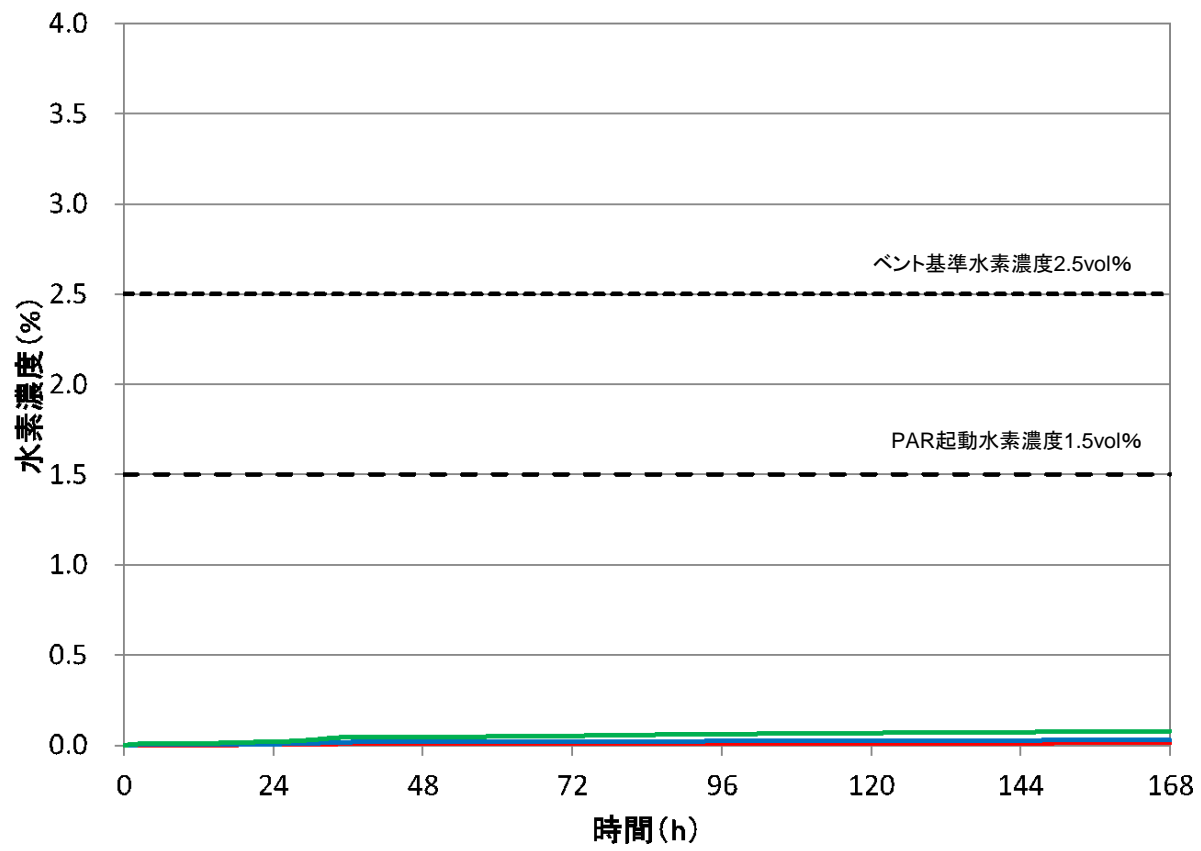
5. 原子炉建物水素濃度に基づくベント基準の妥当性確認

水素発生量増加
格納容器フィルタベント系ケース

5.2 ベント基準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（格納容器フィルタベント系）（原子炉棟4階）
【評価結果】

- AFC100%相当（有効性評価における水素発生量の5倍相当）においても、原子炉建物（原子炉棟4階）水素濃度は、**PAR起動水素濃度およびベント基準に至らないことを確認**



いずれのケースにおいても
PAR起動水素濃度および
ベント基準に到達しない

原子炉棟4階 水素濃度

5.2 ベント基準の裕度評価のための追加確認事項

(6) 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 (残留熱代替除去系)

<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) (残留熱代替除去系を使用する場合)

<格納容器漏えい箇所>

リークポテンシャルであるドライウェル主フランジ部、各フロアのハッチおよび搬入口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>

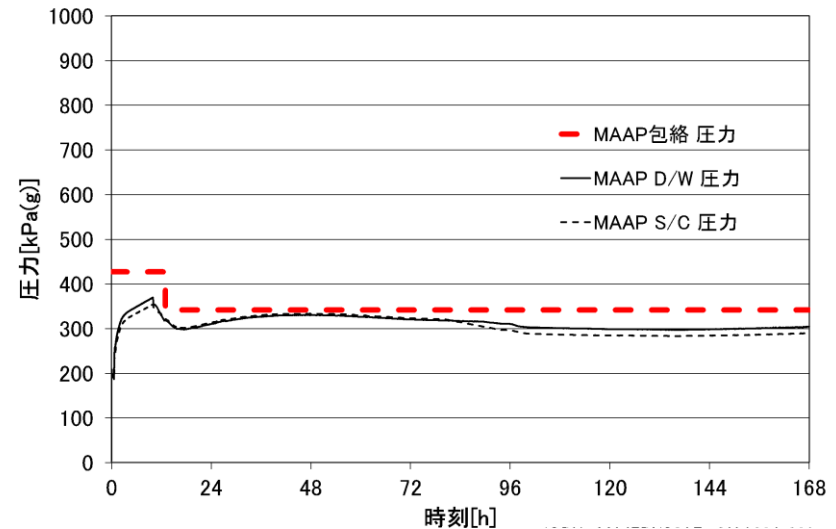
ベースケース : 0.556%/day
設計漏えい率2倍 : 1.112%/day

<PAR反応開始水素濃度>

1.5vol%
(PARは原子炉棟4階に18台設置)

<格納容器漏えい率の保守性>

- ・格納容器圧力が1Pdを超えることがないものの、ベースケースについては、事象を通じて格納容器圧力 1Pd の設計漏えい率として、0.556%/dayを評価条件とした
- ・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



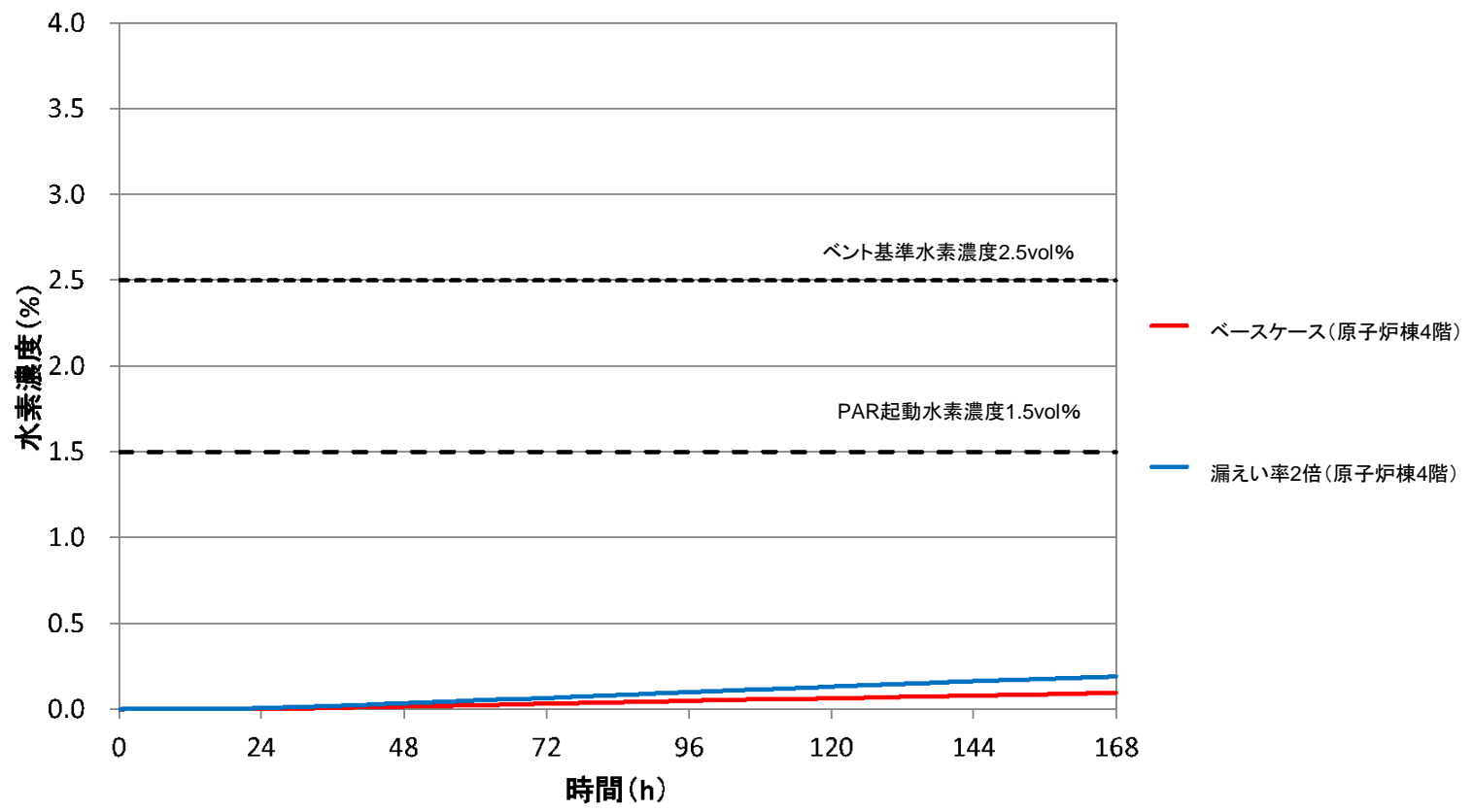
5. 原子炉建物水素濃度に基づくベント基準の妥当性確認

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（残留熱代替除去系）（原子炉棟4階）

<評価結果>

- ・ベースケースの漏えい率を2倍としても、原子炉建物（原子炉棟4階）水素濃度は、**PAR起動水素濃度**および**ベント基準に至らないことを確認**



原子炉棟4階 水素濃度

5. 原子炉建物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 (格納容器フィルタベント系)

<評価シナリオ①>

雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (残留熱代替除去系を使用しない場合)

<格納容器漏えい箇所>

リークポテンシャルであるドライウェル主フランジ部、各フロアのハッチおよび搬入口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	0~15h	15~36h	36h以降
ベースケース	0.556%/day	1.1%/day	0.26%/day
漏えい率2倍	1.112%/day	2.2%/day	0.52%/day

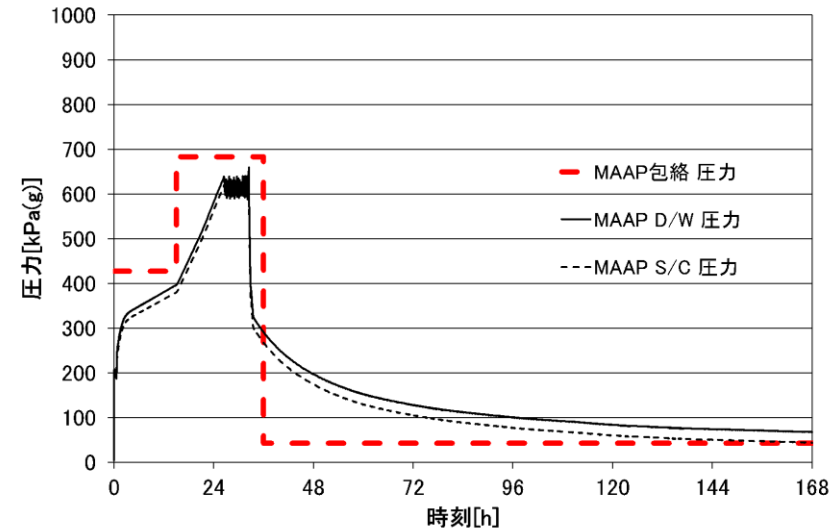
<PAR反応開始水素濃度>

1.5vol%

(PARは原子炉棟4階に18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1Pd付近に到達するまでの間、1Pd時の漏えい率0.556%/dayを評価条件とした
- ・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



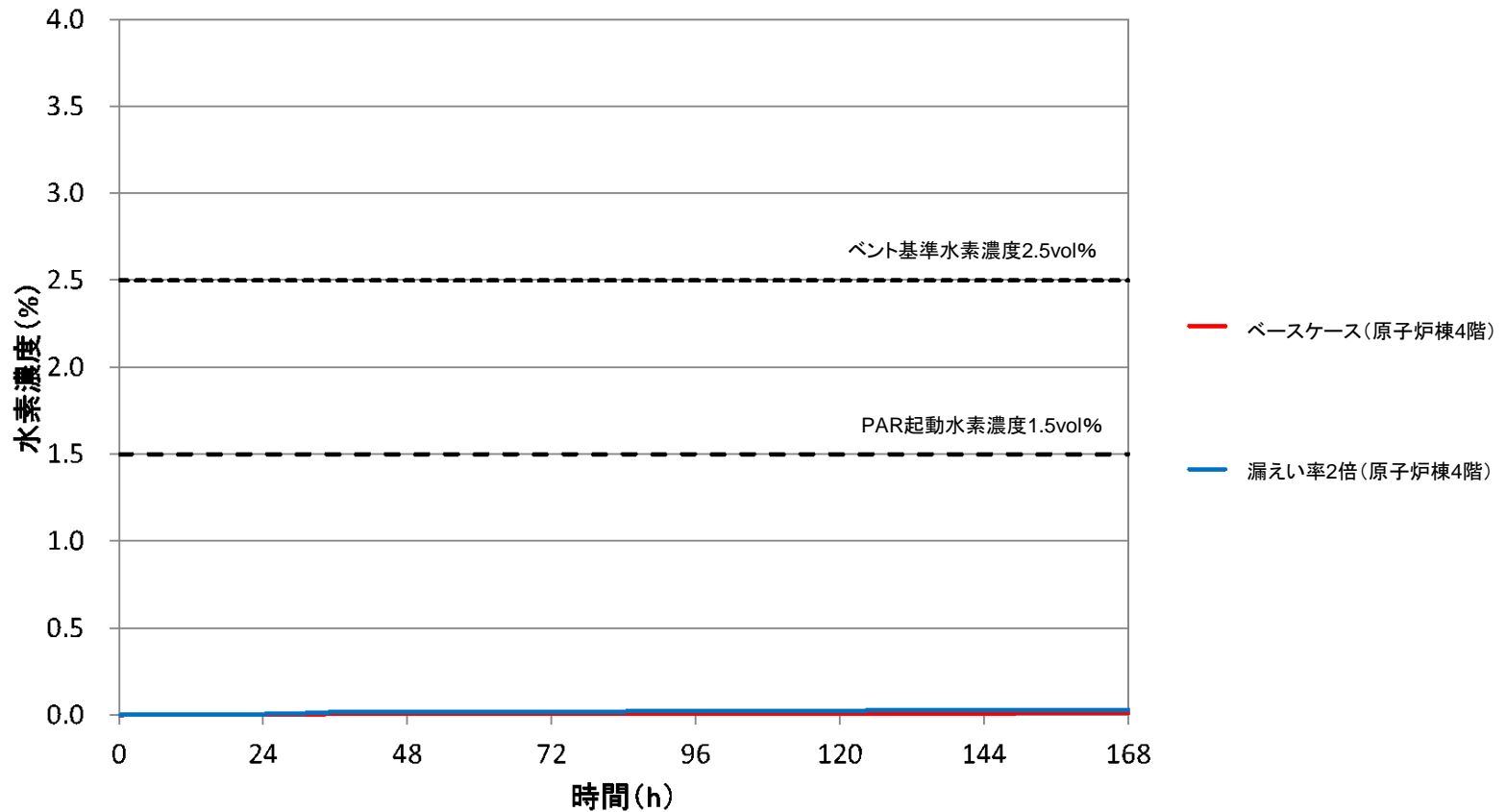
5. 原子炉建物水素濃度に基づくベント基準の妥当性確認

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（格納容器フィルタベント系）（原子炉棟4階）

＜評価結果＞

- ・ベースケースの漏えい率を2倍としても、原子炉建物（原子炉棟4階）水素濃度は、**PAR起動水素濃度およびベント基準に至らないことを確認**



原子炉棟4階 水素濃度

5.2 ベント基準の裕度評価のための追加確認事項

(8) ベースケース解析（残留熱代替除去系）＋原子炉ウエル代替注水系考慮

有効性評価において、原子炉ウエル代替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、原子炉ウエル代替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内水素発生量は「5. 1 (2 - 1 - 3) ベースケース解析（残留熱代替除去系）」と同等の条件

<格納容器漏えい箇所>

ドライウエル主フランジ部を除く、リークポテンシャルを有する各フロアのハッチおよび搬入口から開口部周長の割合応じて漏えい※

※ドライウエル主フランジ部から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、保守的に漏えい量を分配している

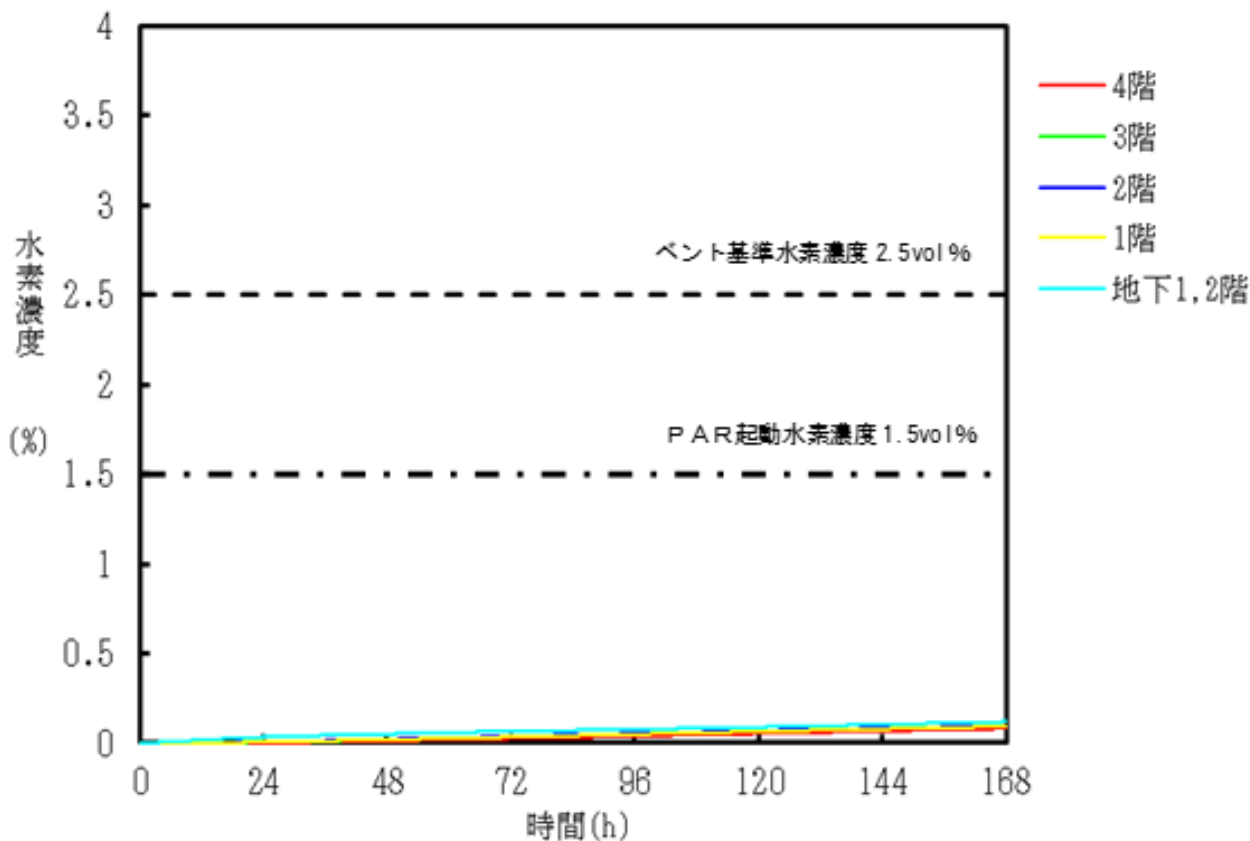
5. 原子炉建物水素濃度に基づくベント基準の妥当性確認

5.2 ベント基準の裕度評価のための追加確認事項

自主対策設備の使用を考慮した解析ケース（残留熱代替除去系）

<評価結果>

- 自主対策設備である原子炉ウェル代替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、原子炉建物内の水素濃度は、下層階を含めて**ベント基準に至らない**ことを確認



原子炉建物全体 水素濃度

5.2 ベント基準の裕度評価のための追加確認事項

(9) ベースケース解析（格納容器フィルタベント系）＋原子炉ウェル代替注水系考慮

有効性評価において、原子炉ウェル代替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、原子炉ウェル代替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内水素発生量は「5. 1 (2 - 1 - 4) ベースケース解析（格納容器フィルタベント系）」と同等の条件

<格納容器漏えい箇所>

ドライウェル主フランジ部を除く、リークポテンシャルを有する各フロアのハッチおよび搬入口から開口部周長の割合応じて漏えい※

※ドライウェル主フランジ部から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、保守的に漏えい量を分配している

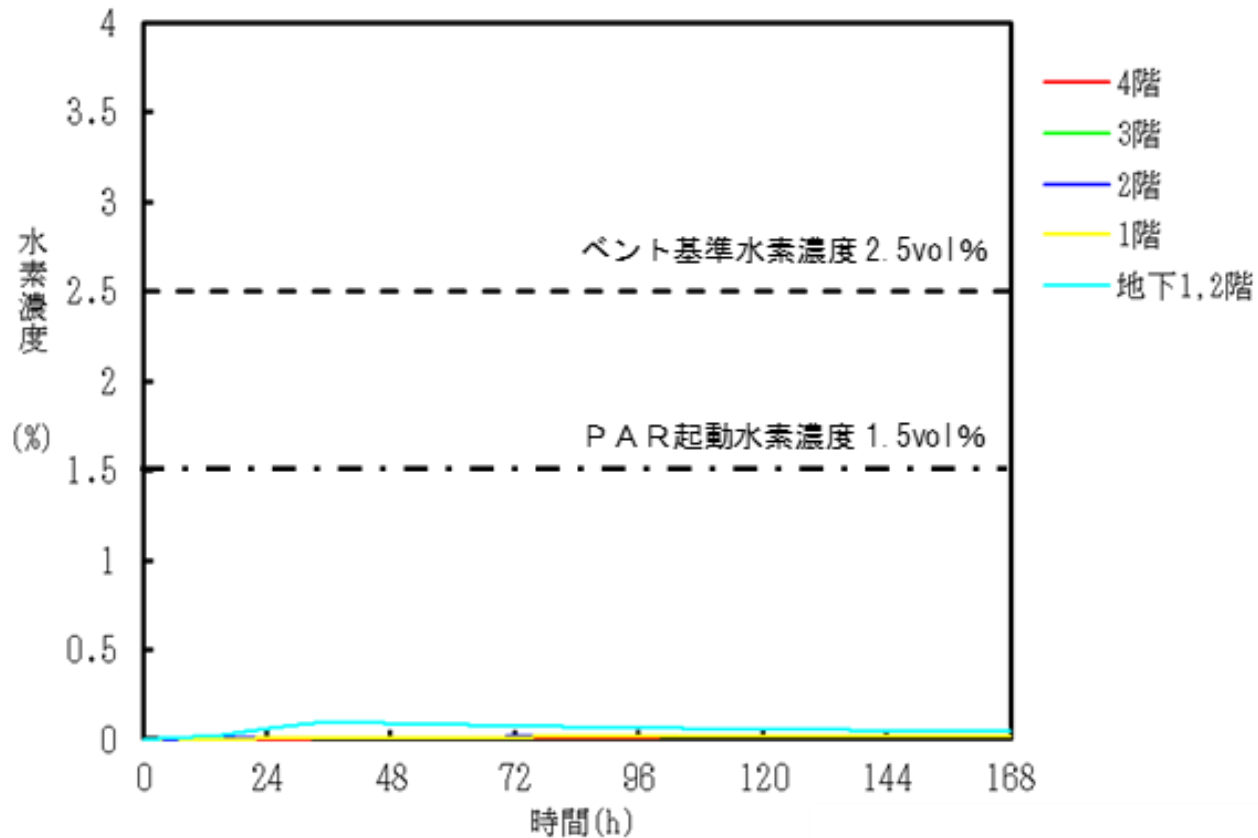
5. 原子炉建物水素濃度に基づくベント基準の妥当性確認

5.2 ベント基準の裕度評価のための追加確認事項

自主対策設備の使用を考慮した解析ケース（格納容器フィルタベント系）

＜評価結果＞

- 自主対策設備である原子炉ウェル代替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、原子炉建物内の水素濃度は、下層階を含めて**ベント基準に至らない**ことを確認



原子炉建物全体 水素濃度

5. 原子炉建物水素濃度に基づくベント基準の妥当性確認

5.2 ベント基準の裕度評価のための追加確認事項

(10) まとめ

- ・水素発生量が有効性評価の5倍（約1,000kg、AFC100%と同等）の評価条件であっても、原子炉棟4階はベント基準に到達しない
- ・設計漏えい率の2倍の漏えいが発生した場合においても、原子炉棟4階はベント基準に到達しない
- ・自主対策設備である原子炉ウェル代替注水系の使用を考慮した場合においても原子炉棟4階はベント基準に到達しない
- ・いずれのケースにおいても原子炉棟4階の水素濃度はPAR起動水素濃度に到達しない

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」に原子炉建物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. 原子炉建物水素濃度に基づくベント基準の妥当性確認」にて、ベント基準が妥当であり、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を確認
- そのため、審査基準の改訂内容を踏まえて、添付3表10「10. 水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための手順等」に格納容器フィルタベント系による原子炉建物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」についても添付3に定める

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、格納容器フィルタベント系および残留熱代替除去系により、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。</p>
<p>対応手段等 1. 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 当直副長は、残留熱除去系および残留熱代替除去系の運転によって格納容器内の圧力を853kPa[gage]以下に抑制する見込みがない場合、または原子炉建物水素濃度が2.5vol%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。 格納容器フィルタベント系の隔離弁（電動弁）の駆動源や制御電源が喪失した場合、隔離弁を遠隔で手動操作することで格納容器内の圧力および温度を低下させる。 (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、残留熱除去系および残留熱代替除去系による格納容器内の減圧および除熱ができず、格納容器圧力が640kPa[gage]に到達した場合※2、もしくは、原子炉棟内のいずれかの原子炉建物水素濃度指示値が2.1vol%に到達した場合。 ※1：格納容器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温度および圧力の制御ができない場合は、速やかに格納容器ベントの準備を開始する。 (省略)</p>
<p>・ 原子炉建物水素濃度上昇時の格納容器ベント基準を記載済みであり、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「原子炉建物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)</p>

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

該当なし

変更後

表 1 0

操作手順

1 0. 水素爆発による原子炉建物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物等の損傷を防止するため、静的触媒式水素処理装置による水素濃度抑制、原子炉棟内の水素濃度監視および格納容器フィルタベント系による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. 原子炉建物内の水素濃度監視

当直副長は、格納容器内で発生し格納容器から原子炉棟に漏えいした水素濃度を監視するため、原子炉建物水素濃度を用いて原子炉棟内の水素濃度を監視する。

全交流動力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、原子炉建物水素濃度を用いて監視する。

(省略)

2. 静的触媒式水素処理装置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棟に漏えいした場合は、静的触媒式水素処理装置入口温度および静的触媒式水素処理装置出口温度を用いて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処理装置の作動状態を監視する。

全交流動力電源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、静的触媒式水素処理装置入口温度および静的触媒式水素処理装置出口温度を用いて監視する。

(省略)

3. 格納容器フィルタベント系による原子炉棟内の水素濃度上昇の緩和

当直副長は、原子炉建物水素濃度が2.5 vol%に到達した場合は、格納容器から原子炉棟への水素の漏えいを抑制し、原子炉棟内の水素濃度の上昇を緩和するため、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。

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	変更後																																																	
<p>該当なし</p>	<p>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20 重大事故等対策における操作の成立性</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>操作手順</th> <th>対応手段</th> <th>要員</th> <th>要員数</th> <th>想定時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">9</td> <td rowspan="2">格納容器フィルタベント系による格納容器内の水素ガスおよび酸素ガスの排出</td> <td>運転員 (中央制御室、現場)</td> <td>3</td> <td rowspan="2">55分以内</td> </tr> <tr> <td>緊急時対策要員</td> <td>2</td> </tr> <tr> <td>9</td> <td>可搬式窒素供給装置による格納容器への窒素ガス供給※</td> <td>緊急時対策要員</td> <td>2</td> <td>2時間以内</td> </tr> <tr> <td>9</td> <td>可搬式窒素供給装置による格納容器への窒素ガス供給（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影響がある場合）</td> <td>緊急時対策要員</td> <td>2</td> <td>6時間40分以内</td> </tr> <tr> <td>9</td> <td>代替電源設備による必要な設備への給電</td> <td colspan="3">操作手順14と同様</td> </tr> <tr> <td>10</td> <td>代替電源設備による必要な設備への給電</td> <td colspan="3">操作手順14と同様</td> </tr> <tr> <td>10</td> <td>格納容器フィルタベント系による原子炉棟内の水素濃度上昇の緩和</td> <td colspan="3">操作手順7と同様</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">11</td> <td rowspan="2">燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへの注水</td> <td>運転員（中央制御室）</td> <td>1</td> <td rowspan="2">2時間10分以内</td> </tr> <tr> <td>緊急時対策要員</td> <td>12</td> </tr> <tr> <td>11</td> <td>燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水※</td> <td>運転員（中央制御室）</td> <td>1</td> <td>2時間50分以内</td> </tr> </tbody> </table>	操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間	9	格納容器フィルタベント系による格納容器内の水素ガスおよび酸素ガスの排出	運転員 (中央制御室、現場)	3	55分以内	緊急時対策要員	2	9	可搬式窒素供給装置による格納容器への窒素ガス供給※	緊急時対策要員	2	2時間以内	9	可搬式窒素供給装置による格納容器への窒素ガス供給（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影響がある場合）	緊急時対策要員	2	6時間40分以内	9	代替電源設備による必要な設備への給電	操作手順14と同様			10	代替電源設備による必要な設備への給電	操作手順14と同様			10	格納容器フィルタベント系による原子炉棟内の水素濃度上昇の緩和	操作手順7と同様			11	燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへの注水	運転員（中央制御室）	1	2時間10分以内	緊急時対策要員	12	11	燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水※	運転員（中央制御室）	1	2時間50分以内
操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間																																														
9	格納容器フィルタベント系による格納容器内の水素ガスおよび酸素ガスの排出	運転員 (中央制御室、現場)	3	55分以内																																														
		緊急時対策要員	2																																															
9	可搬式窒素供給装置による格納容器への窒素ガス供給※	緊急時対策要員	2	2時間以内																																														
9	可搬式窒素供給装置による格納容器への窒素ガス供給（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影響がある場合）	緊急時対策要員	2	6時間40分以内																																														
9	代替電源設備による必要な設備への給電	操作手順14と同様																																																
10	代替電源設備による必要な設備への給電	操作手順14と同様																																																
10	格納容器フィルタベント系による原子炉棟内の水素濃度上昇の緩和	操作手順7と同様																																																
11	燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへの注水	運転員（中央制御室）	1	2時間10分以内																																														
		緊急時対策要員	12																																															
11	燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水※	運転員（中央制御室）	1	2時間50分以内																																														

変更前	変更後
<p>該当なし</p>	<p style="text-align: center;">重大事故等および大規模損壊対応に係る実施基準</p> <p style="text-align: center;">(省略)</p> <p>1. 重大事故等対策</p> <p style="text-align: center;">(省略)</p> <p>1. 3 手順書の整備</p> <p>(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。）および緊急時対策要員が使用する手順書（以下「緊急時対策本部用手順書」という。）を整備する。</p> <p>(省略)</p> <p>ウ. 課長（第一発電）および課長（燃料技術）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物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およ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</p> <p>(ウ) 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、確実に格納容器フィルタベント系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</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</p> <p style="text-align: center;">(省略)</p>

7. 保安規定の変更内容について

➤ LCO設定の考え方について

- 格納容器フィルタベント系が設置許可基準規則第53条に位置付けられたことに伴い、保安規定第65条（重大事故等対処設備）の表65-5において、「水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備」としてLCOを設定する。
- なお、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）の規定により設置する格納容器フィルタベント系を用いて、原子炉格納容器から原子炉棟への水素ガスの漏えいを抑制し、原子炉棟内の水素濃度の上昇を緩和することが可能であるため、同規則第53条の改正に伴う追加の設備対策を要さないことから、LCOについては同規則第50条の系統、機器を対象に設定する。
- また、格納容器フィルタベント系については、原子炉格納容器から原子炉棟への水素ガスの漏えいを抑制し、原子炉棟内の水素濃度の上昇を緩和するため、原子炉格納容器から水素ガスを排出する設備であることから、原子炉格納容器の破損が発生する可能性のある期間を機能維持期間として適用する必要がある。原子炉格納容器については、冷温停止および燃料交換の期間において、点検等を実施するためにハッチ等が開放された状態となる。そのため、格納容器フィルタベント系に運転上の制限が適用される原子炉の状態としては、「運転、起動および高温停止」とする。

7. 保安規定の変更内容について

・以下のとおりLCOを設定する。

(重大事故等対処設備)

[2号炉]

第65条

原子炉の状態に応じて、次の各号の重大事故等対処設備※1は、表65-1から表65-19で定める事項を運転上の制限とする。

- (1) 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備
- (2) 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- (3) 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- (4) 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- (5) 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備
水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備
- (6) 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- (7) 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備
- (8) 水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備
- (9) 燃料プールの冷却等のための設備
- (10) 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備
- (11) 重大事故等の収束に必要な水の供給設備
- (12) 電源設備
- (13) 計装設備
- (14) 運転員が中央制御室にとどまるための設備
- (15) 監視測定設備
- (16) 緊急時対策所
- (17) 通信連絡を行うために必要な設備
- (18) アクセスルートの確保
- (19) 大量送水車

2. 重大事故等対処設備が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。

- (1) 各課長または当直長は、原子炉の状態に応じて表65-1から表65-19の確認事項を実施する。各課長は、その結果を課長(発電)に通知する。

3. 各課長または当直長は、重大事故等対処設備が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表65-1から表65-19の措置を講じる。

※1: 可搬型設備の系統には、資機材等を含む。

凡例
青字: 対象箇所

表65-5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備
水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備

65-5-1 格納容器フィルタベント系

(1) 運転上の制限

項目	運転上の制限
格納容器フィルタベント系	格納容器フィルタベント系が動作可能であること※1※2

適用される原子炉の状態	設備	所要数
運 転 起 動 高 温 停 止	第1ベントフィルタスクラバ容器	4 個
	第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器	1 個
	圧力開放板	1 個
	第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	※3
	第1ベントフィルタ出口水素濃度	※3
	可搬式窒素供給装置	※4
	可搬型代替交流電源設備	※5
	常設代替交流電源設備	※6
	代替所内電気設備	※7

※1: 必要な弁 (遠隔手動弁操作機構含む) および配管を含む。

※2: 原子炉の起動時に格納容器内点検を実施する場合は、格納容器内点検後の原子炉の状態が起動になるまでの期間は運転上の制限を適用しない。

※3: 第65条 (65-13-1 主要パラメータおよび代替パラメータ) において運転上の制限等を定める。

※4: 第65条 (65-5-2 可搬式窒素供給装置) において運転上の制限等を定める。

※5: 第65条 (65-12-2 可搬型代替交流電源設備) において運転上の制限等を定める。

※6: 第65条 (65-12-1 常設代替交流電源設備) において運転上の制限等を定める。

※7: 第65条 (65-12-5 代替所内電気設備) において運転上の制限等を定める。

8. 原子炉建物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「事故時操作要領書 シビアアクシデント」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、機械的に判断し格納容器ベント可能な手順としている。
- ・当直副長の指示の下、SA設備を用いて中央制御室運転員／現場運転員が実施する詳細な手順は、「AM設備別操作要領書」にて定められており、これに基づき運転員が操作する。

【事故時操作要領書 シビアアクシデント】

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、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、重大事故等対処設備の状況等の情報共有を行う。

事故時操作要領書 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】（事故時操作要領書 シビアアクシデント）

下記の条件が成立した場合。

- ・原子炉建物内のいずれかの水素濃度が2.5vol%に到達した場合。

RHRの復旧の見通しがなく、RHARの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を開始する。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、速やかに格納容器ベントの準備を開始する。

運転員（中央／現場）

AM設備別操作要領書

- ・中央～現場間通信手段確保
- ・電源構成（電源有の場合）
- ・系統構成（ベントライン）
- ・格納容器ベント開始

復旧班

操作

原子力災害対策手順書

- ・系統構成（排気ラインドレン弁）
- ・第1ベントフィルタ出口水素濃度（可搬型）の準備

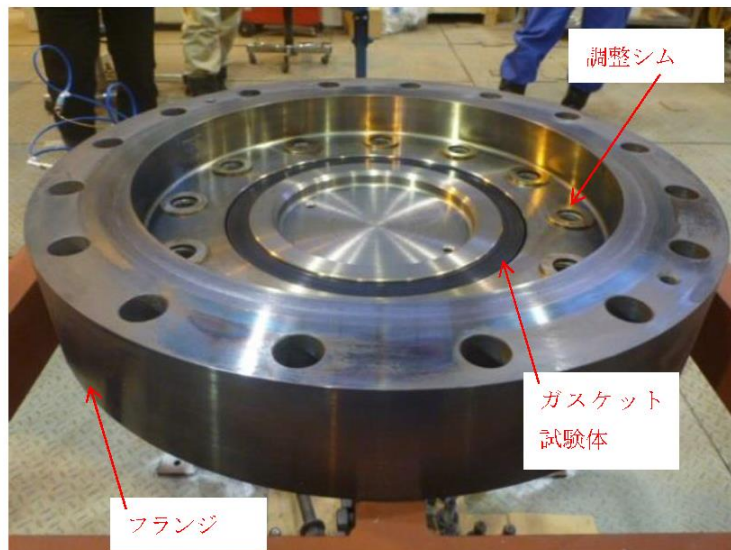
【参考】改良EPDMシール材試験結果

改良EPDM製シール材 漏えい試験結果

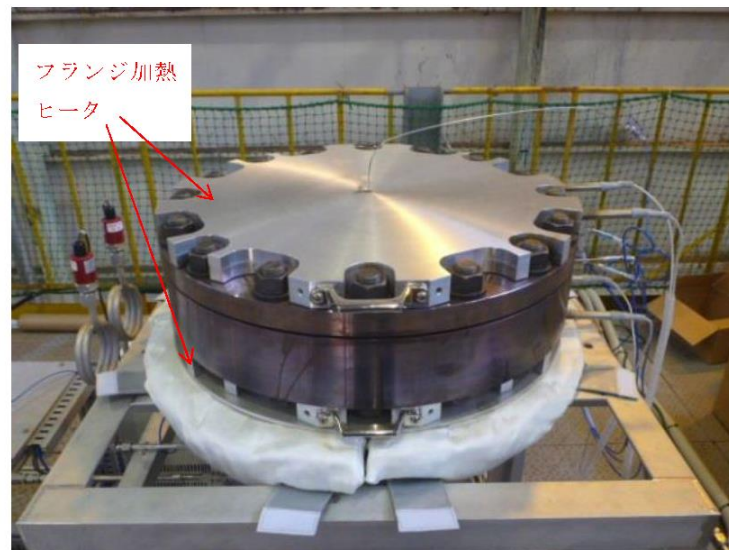
No.	温度	継続時間	押込量	漏えい
1	200℃	168h	0mm	無
2	250℃	96h	0mm	無
3	300℃	24h	0mm	無

※下記条件は全ケース共通である。

試験圧力：2Pd以上、照射量：800kGy、過圧媒体：乾燥（空気）

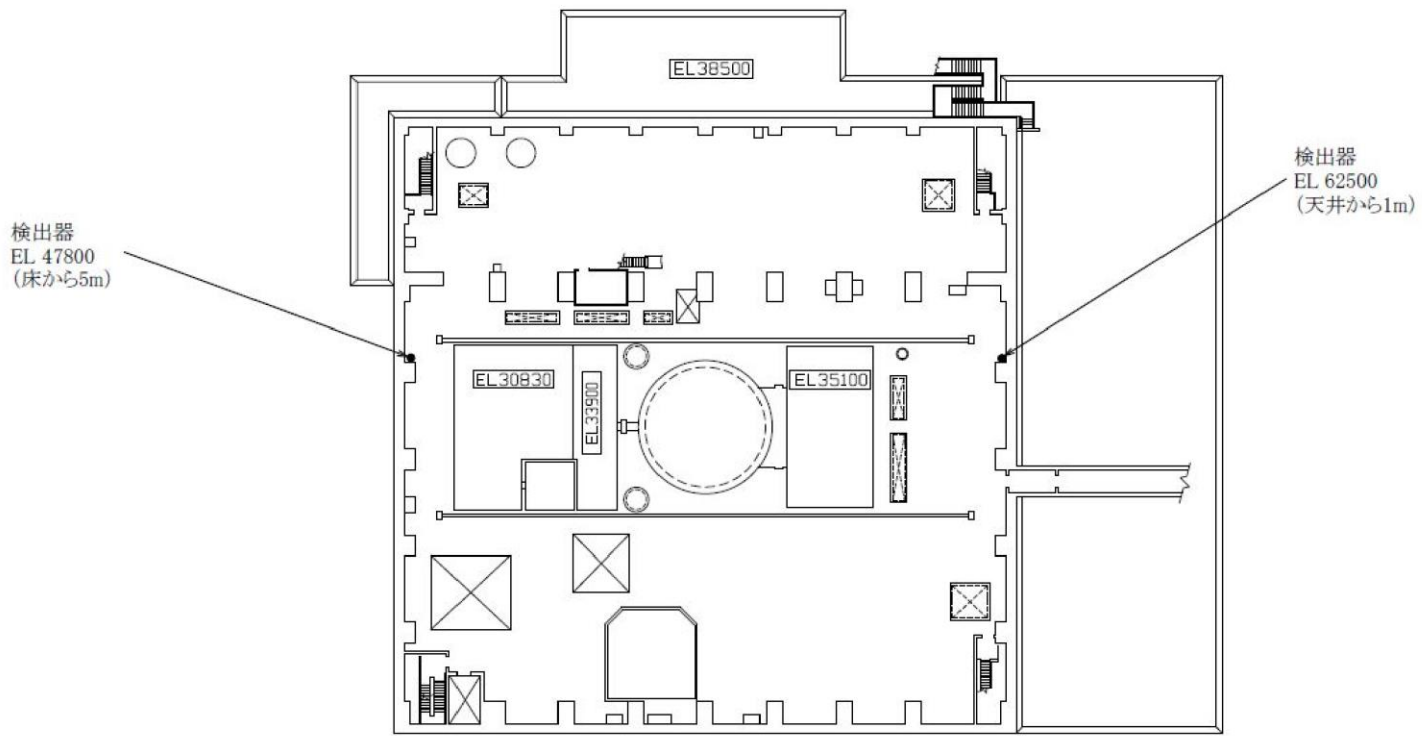


試験装置外観（フランジ開放時）



試験装置外観（フランジ密閉時）

漏えい試験装置の外観



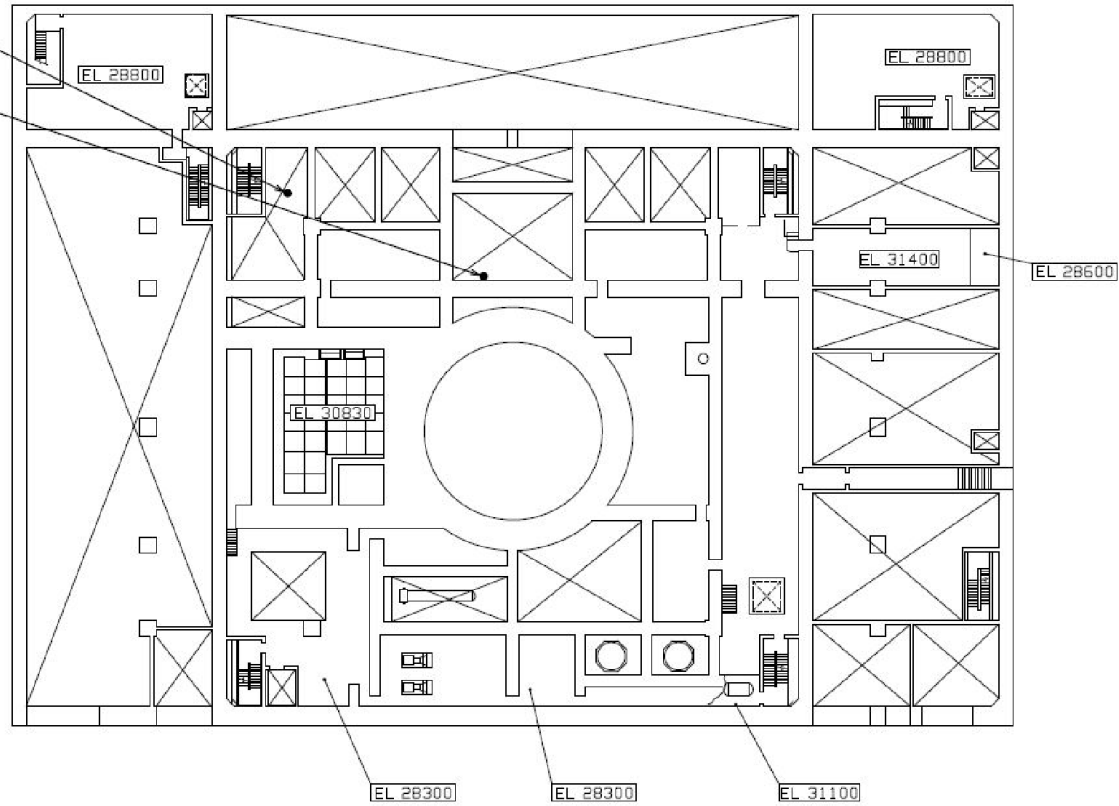
原子炉建物 EL 42800

原子炉棟4階



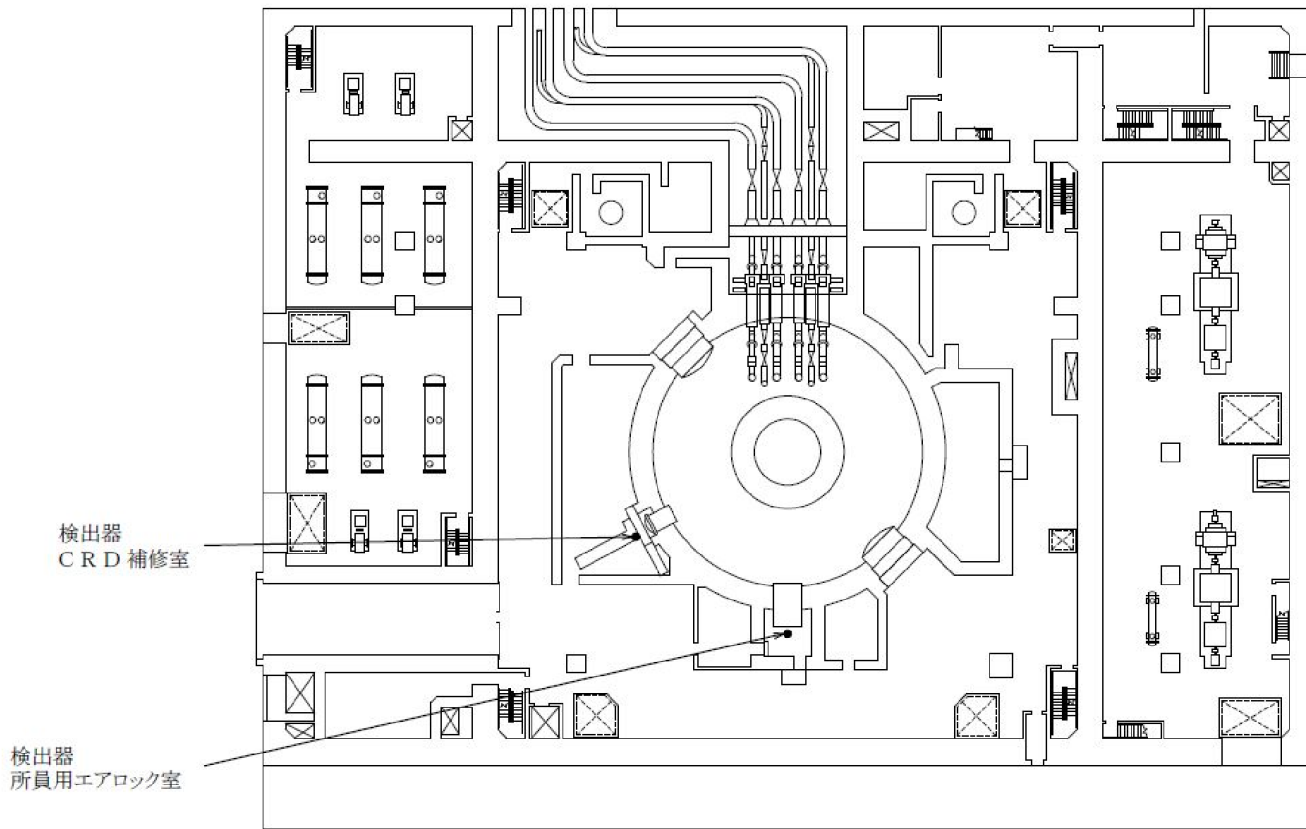
検出器
非常用ガス処理系吸込配管近傍

検出器
S R V 補修室



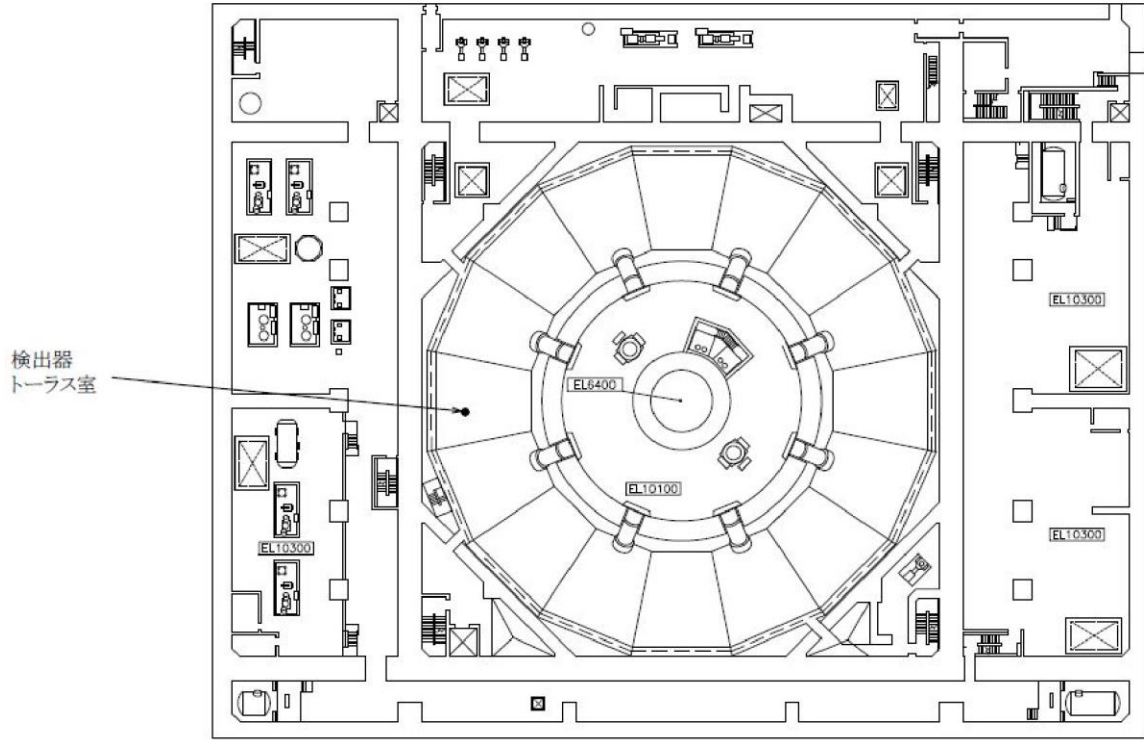
原子炉建物 EL 30500

原子炉棟中2階



原子炉建物 EL 15300

原子炉棟1階

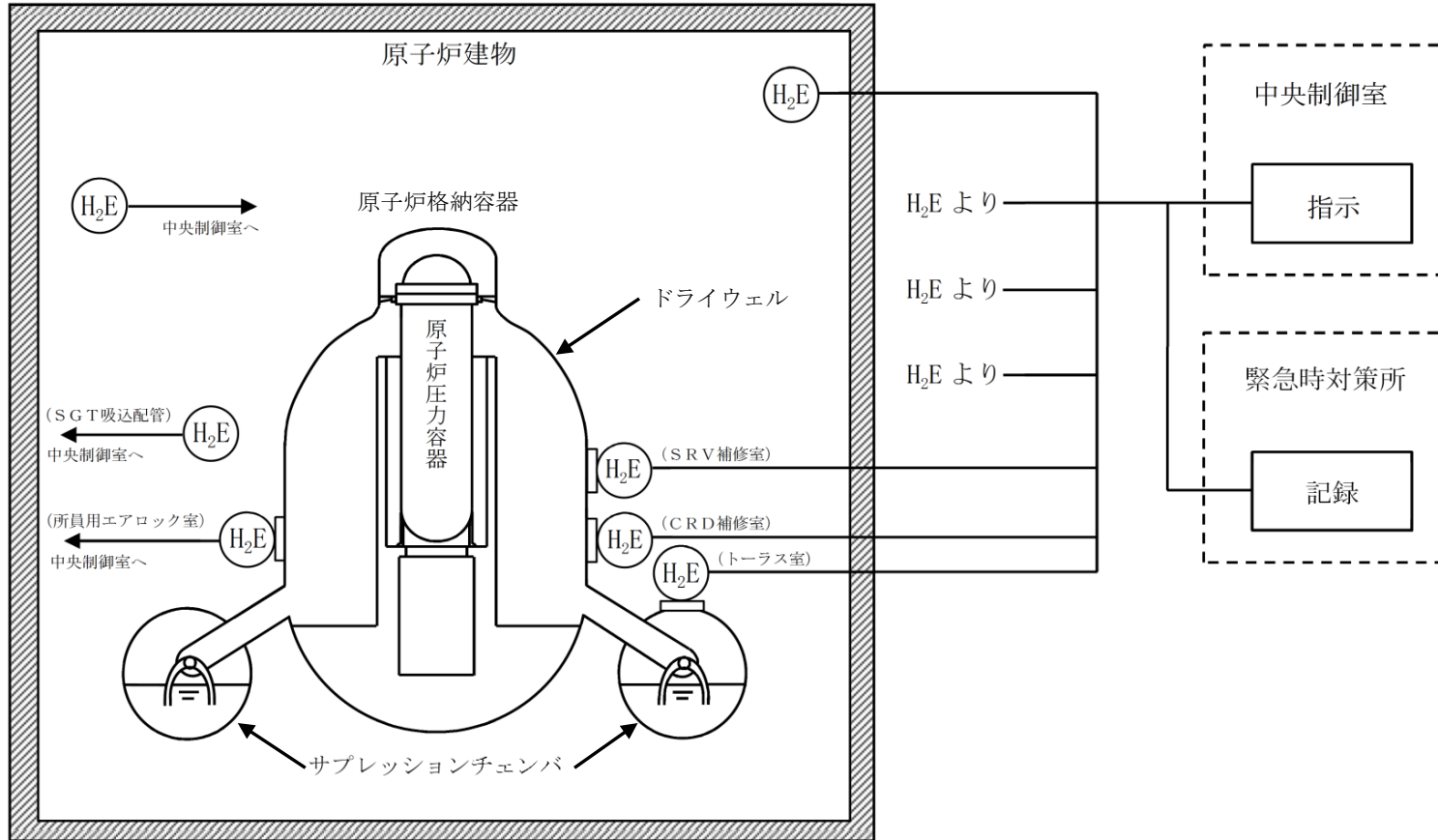


原子炉建物 EL 8800

原子炉棟地下1階

凡例

—	信号系
H ₂ E	水素検出器(原子炉建物水素濃度)



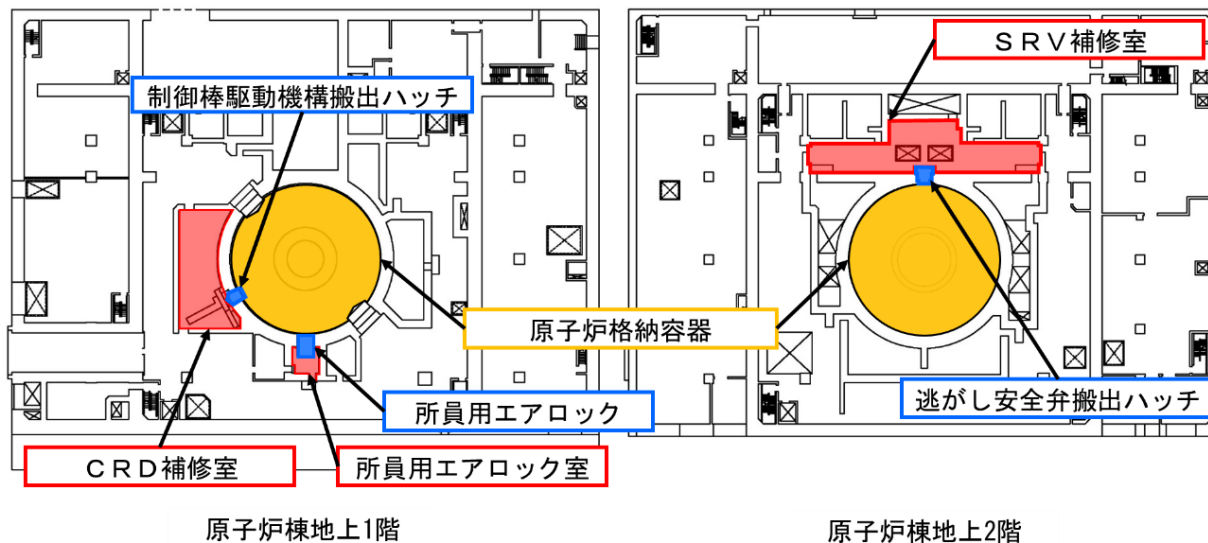
原子炉建物断面イメージ図

【参考】局所エリアの構造・運用について

【局所エリア】

- ・原子炉格納容器から原子炉棟へ直接水素の漏えいが想定される箇所には、以下のとおり、小部屋形状となっている箇所（局所エリア）がある。
- ・いずれの局所エリアも通常時（運転中）においては、空調換気設備により換気される。
- ・扉・遮蔽扉は閉じた運用となる。
- ・水素濃度が厳しくなる所員用エアロック室・CRD補修室について、詳細な構造を示す。

階数	漏えい箇所	局所エリア	空間容積
地上 2階	北側 逃がし安全弁 搬出ハッチ	S R V補修室	1,076 m ³
地上 1階	南側 所員用エアロック	所員用エアロック室	37 m ³
	西側 制御棒駆動機構 搬出ハッチ	C R D補修室	379 m ³

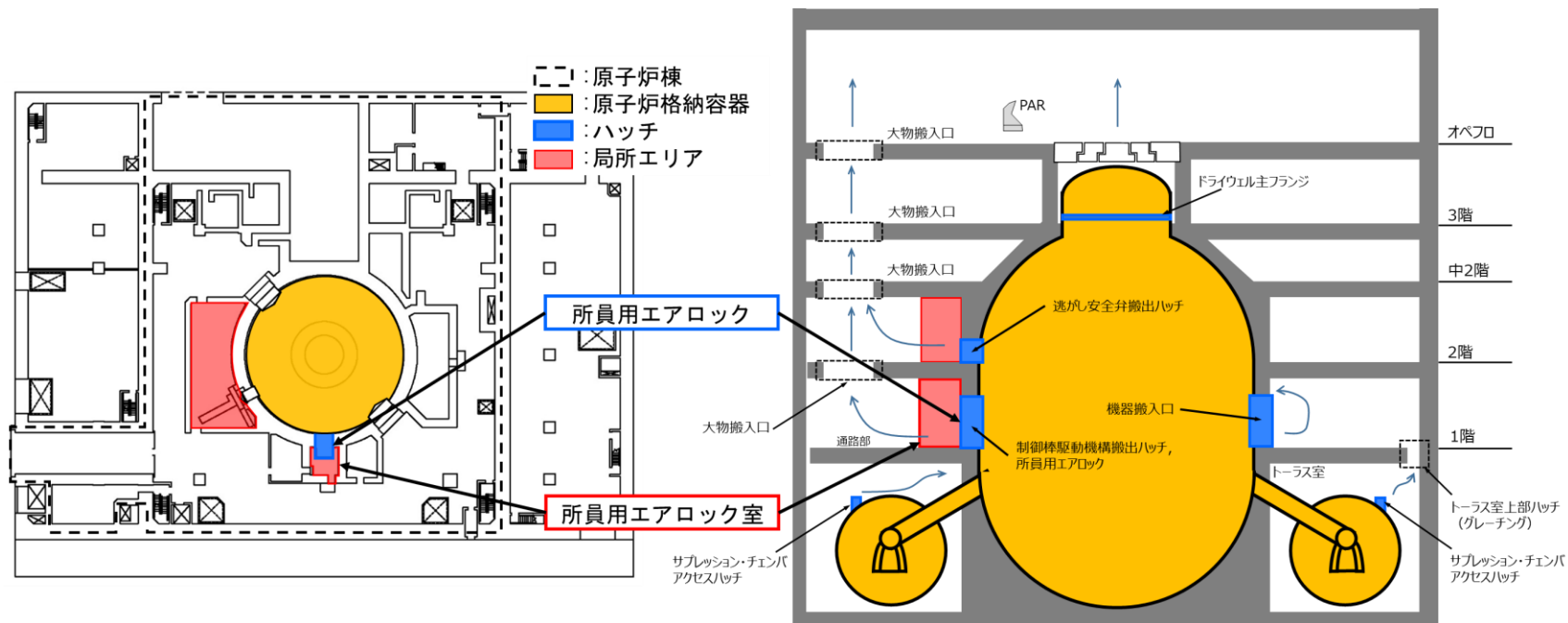


漏えい箇所と局所エリアの配置

【参考】局所エリアの構造・運用について

【所員用エアロック室】

所員用エアロック室は、定事検停止時に原子炉格納容器内に入出するためのエリアで、当該エリアに専用ハッチ（所員用エアロック）があり、原子炉格納容器に直接つながる構造である。通常時（運転中）においては、空調換気設備により換気される。なお、入室扉は、遮蔽扉であり、火災防護上、周回通路には全域ガス消火設備をその区画体積で算定した消火剤量で設置していることから、全域ガス消火設備の性能に影響を及ぼさないよう、また、放射線防護上（遮蔽設計区分）の境界となるため、閉じた（施錠管理）運用となる。所員用エアロック室は、開口部を通じて、原子炉棟 1 階の周回通路とつながっており、原子炉棟 1 階の周回通路は、大物搬入口を通じて原子炉棟 4 階とつながっている。

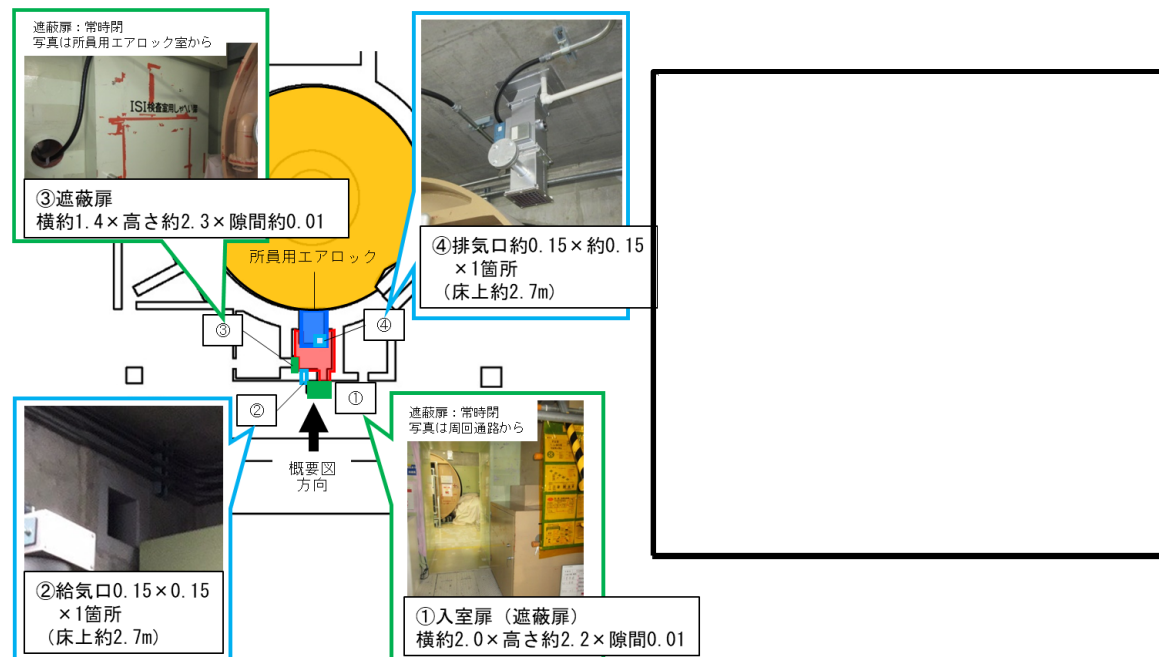


所員用エアロック室の配置

【参考】局所エリアの構造・運用について

【所員用エアロック室の開口部】

開口部	大きさ	原子炉棟水素挙動解析での扱い
①入室扉（遮蔽扉） （周回通路と接続）	横約2.0m ×高さ約2.2m ×隙間約0.01m	開口として扱わない
②給気口（周回通路と接続）	0.15m×0.15m ×1箇所	解析上の水素排出口
③遮蔽扉（隣室と接続）	横約1.4m ×高さ約2.3m ×隙間0.01m	開口として扱わない
④排気口（空調ダクトと接続）	0.15m×0.15m ×1箇所	解析上の水素排出口



所員用エアロック室の開口部状況（イメージ）

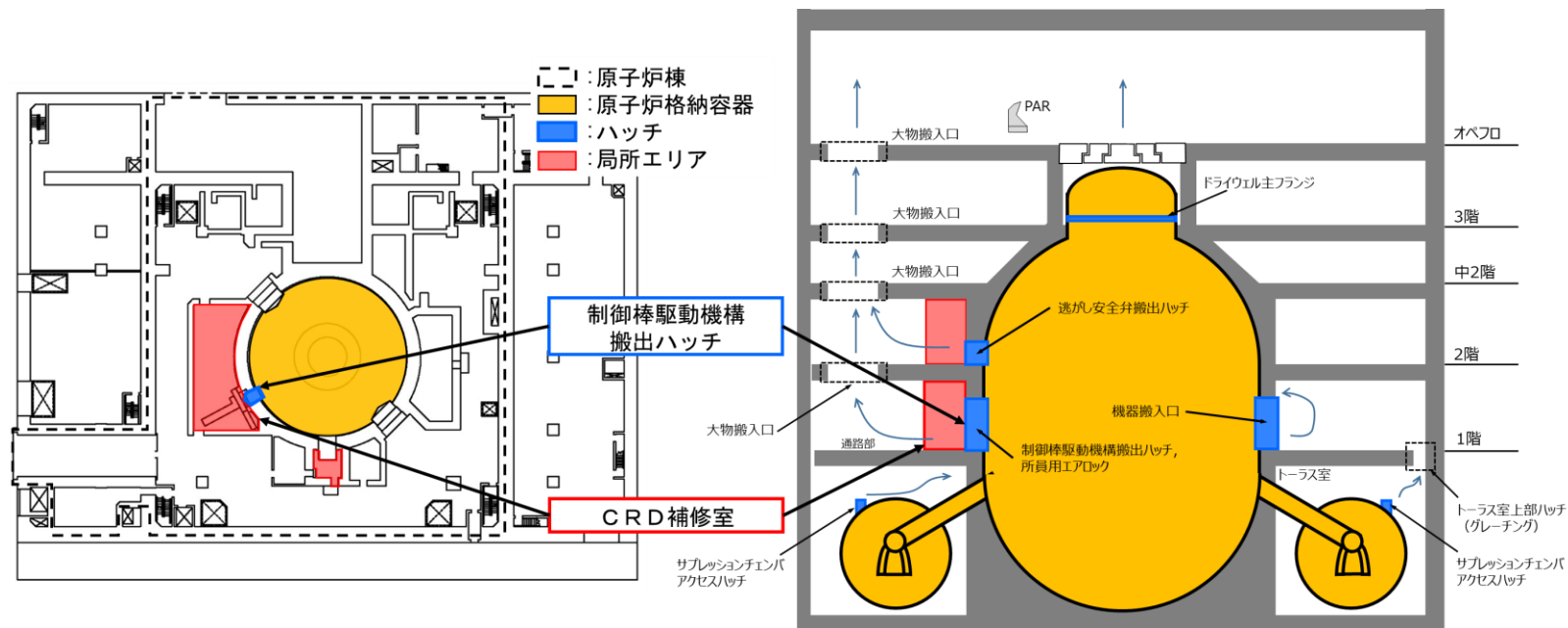
【参考】局所エリアの構造・運用について

【CRD補修室】

CRD補修室は、定事検停止時に制御棒駆動機構を点検するためのエリアで、制御棒駆動機構を出し入れする専用ハッチ（制御棒駆動機構搬出ハッチ）があり、原子炉格納容器に直接つながる構造である。通常時（運転中）においては、空調換気設備により換気される。

なお、入室扉は、防火扉と遮蔽扉の二重扉であり、防火扉については、火災防護上、安全系区分Ⅰ・Ⅲ（周回通路）と安全系区分Ⅱ（CRD補修室）の異区分の火災区域境界となるため、遮蔽扉については、放射線防護上（遮蔽設計区分）の境界となるため、それぞれ閉じた運用となる。

CRD補修室は、開口部を通じて、原子炉棟1階の周回通路とつながっており、原子炉棟1階の周回通路は、大物搬入口を通じて原子炉棟4階とつながっている。

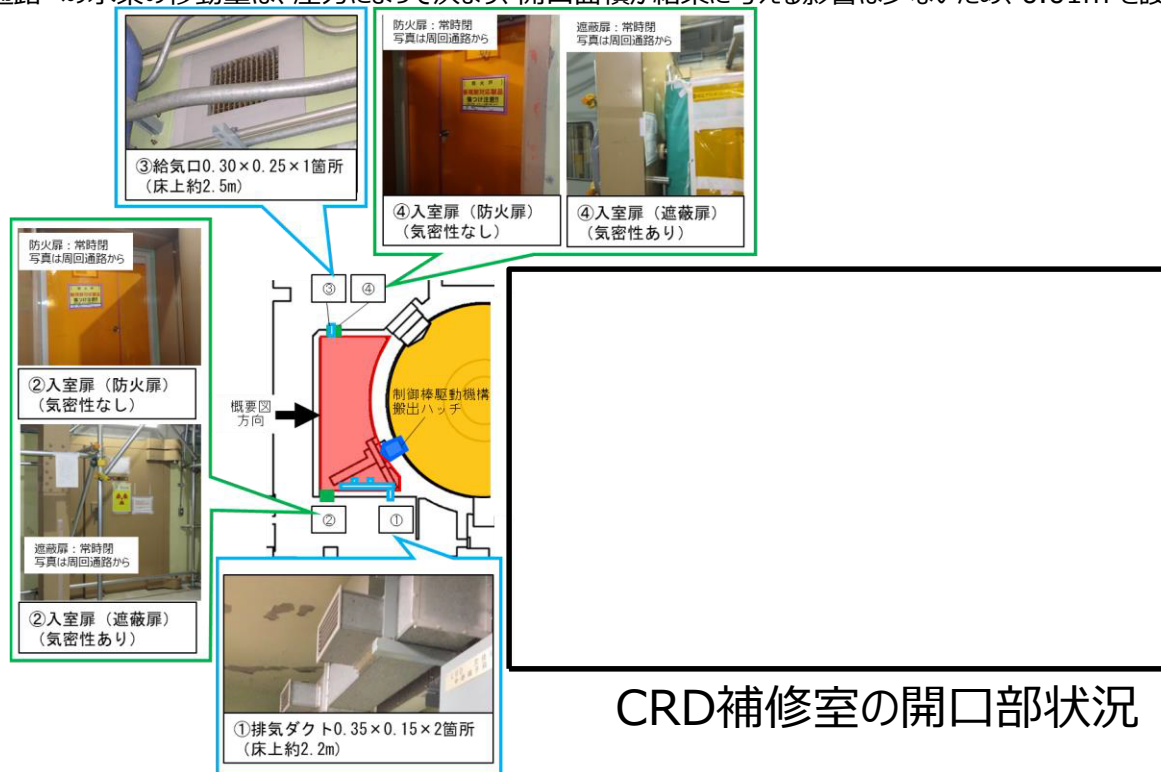


CRD補修室の配置

【CRD補修室の開口部】

開口部		大きさ	原子炉棟水素挙動解析での扱い
①排気ダクト (空調ダクトと接続)		0.35m×0.15m ×2箇所	解析上の水素排出口※
②入室扉 (周回通路と接続)	防火扉	一般建築用扉相当のため気密性なし	当該遮蔽扉は気密性（気密パッキン）を有しており、開口として扱わない
	遮蔽扉	気密性あり	
③給気口（空調ダクトと接続）		0.30m×0.25m ×1箇所	解析上の水素排出口※
④入室扉 (周回通路と接続)	防火扉	一般建築用扉相当のため気密性なし	当該遮蔽扉は気密性（気密パッキン）を有しており、開口として扱わない

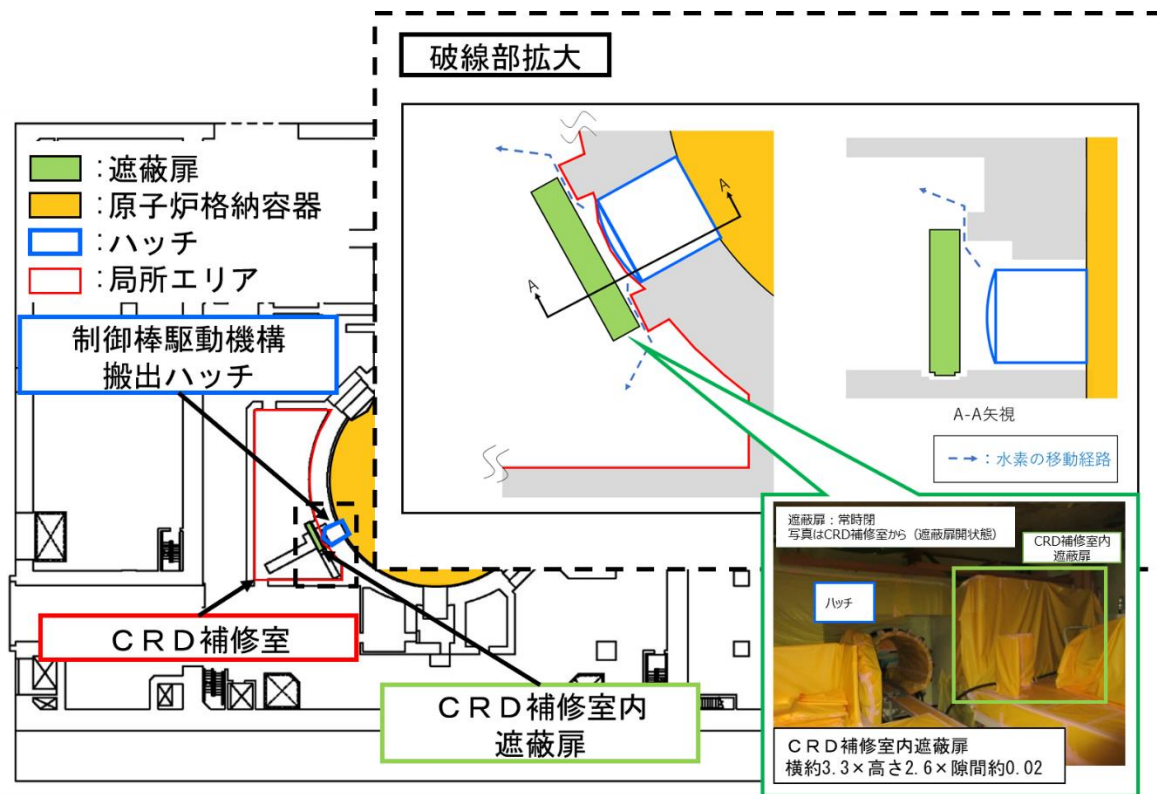
※保守的に、周回通路からの空気流入による水素濃度低減（希釈）効果を期待しないよう一本のフローパスで周回通路と接続している。また、この場合の周回通路への水素の移動量は、圧力によって決まり、開口面積が結果に与える影響は少ないため、0.01m²と設定している。



【CRD補修室の遮蔽扉】

制御棒駆動機構搬出ハッチとCRD補修室入室扉の間には手動で開閉できる構造の遮蔽扉がある。

CRD補修室内遮蔽扉は、通常時（運転中）においては放射線防護上（遮蔽設計区分）の境界となるため、閉じた運用としているが、当該遮蔽扉と躯体の間には隙間があることから、制御棒駆動機構搬出ハッチから漏えいした水素は隙間を通じてCRD補修室に移動する。



CRD補修室内遮蔽扉の配置（イメージ）

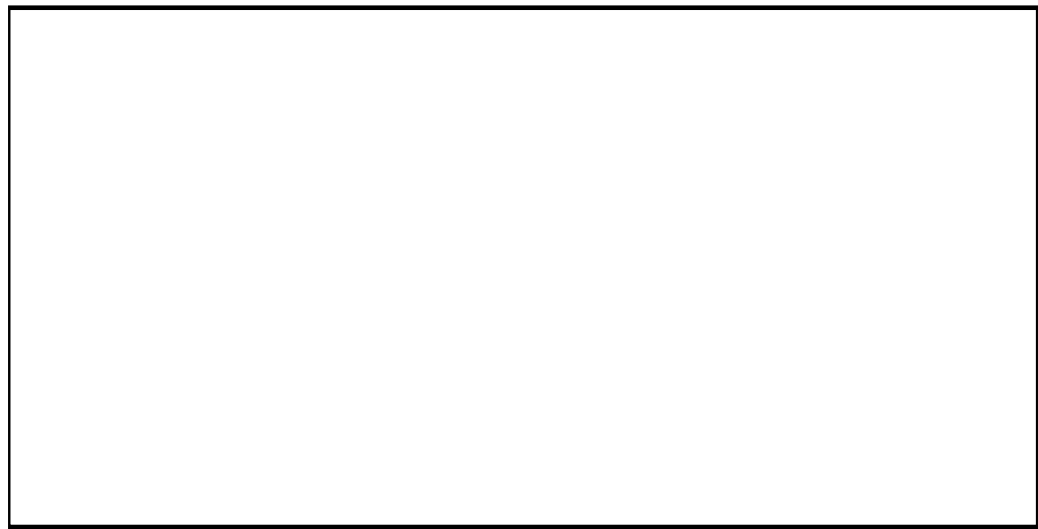
局所エリアの水素濃度計が上昇した場合に、何らかの対応が行えるよう、自主的な対応として手順等を整備する

(1) 扉の開放

○対応方針

局所エリアにおける扉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。




すべての局所エリアの扉は手動で容易に開放可能であり、原子炉建物内の水素濃度や放射線量が著しく上昇する前に、現場にて開放する。



○扉開放の判断基準

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要領書（徴候ベース）※に判断基準を整備することを検討する。

※：「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」

開放する扉	扉の種類	開放方式	開放時間※ ¹
CRD補修室扉 (2枚)		片開き (レバーハンドル (外扉)、 円筒状ハンドル (内扉))	約1分 (各30秒)
所員用 エアロック室扉		スライド (回転ハンドル)	約20分
SRV補修室扉		片開き (円筒状ハンドル)	約30秒

※¹：全開にするための時間

※²：電源不要

(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、原子炉建物内の水素の攪拌を図る。

具体的には、HVACは事故時に隔離され原子炉建物内の換気系がSGTに切り替わるインターロックを有していることおよび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および非常用電源を常用母線に給電するための手順を再稼働までに整備していく。

機器名	台数	設置場所	電源	耐震性
原子炉棟送風機	2 (予備1)	原子炉建物2階 (非管理区域)	常用電源 (A、B-M/C、L/C)	常用設備であることから、系統として耐震性を有していない
原子炉棟排風機	2 (予備1)	原子炉建物2階 (管理区域)		

(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、島根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、配慮すべき事項および操作手順等の必要な事項を定め、品質マネジメント文書として整備している。

今回、新たに整備する方針としている扉の開放および常用換気空調系起動手順は、自主的な手順であることから、保安規定に定める方針に従い同様に品質マネジメント文書として整備し、管理していく。

【島根原子力発電所原子炉施設保安規定（抜粋）】

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

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

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