

女川原子力発電所
原子炉施設保安規定変更認可申請書
補足説明資料

2023年7月6日

東北電力株式会社

枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

目 次

1. 本資料における説明事項
 2. 原子炉施設保安規定変更認可申請の内容
 3. 設置許可基準規則解釈等の改正内容及び保安規定の改正方針
 4. 保安規定変更認可申請の内容に対する確認事項
-
- 添付資料－1 保安規定審査基準等の要求事項に対する保安規定への記載方針について
 - 添付資料－2 原子炉施設保安規定変更に対する原子炉設置変更許可申請書との整合性確認資料
 - 添付資料－3 原子炉建屋水素濃度に基づく原子炉格納容器ベント基準の妥当性について
 - 添付資料－4 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備について
 - 添付資料－5 LCO等の設定について
 - 添付資料－6 局所エリアにおける水素濃度上昇時の自主的な対応について
 - 添付資料－7 原子炉施設保安規定における記載の適正化について

1. 本資料における説明事項

本資料では、原子炉施設保安規定（以下「保安規定」という）の変更認可申請の内容が、実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則（以下「実用炉規則」という。）第92条第1項各号及び「実用発電用原子炉及びその附属施設における発電用原子炉施設保安規定の審査基準」（以下「保安規定審査基準（運転）」という。）に定める基準に適合するものであることを説明する。

【実用炉規則 抜粋】

第九十二条（保安規定）

法第四十三条の三の二十四第一項の規定による保安規定の認可を受けようとする者は、認可を受けようとする工場又は事業所ごとに、次に掲げる事項について保安規定を定め、これを記載した申請書を原子力規制委員会に提出しなければならない。

（各号にて保安規定に定めるべき事項が掲げられている。）

【保安規定審査基準（運転）抜粋】

申請書を受理した原子力規制委員会は、発電用原子炉設置者から申請された保安規定について、原子炉等規制法第43条の3の24第2項に定める認可要件である

- ・原子炉等規制法第43条の3の5第1項若しくは第43条の3の8第1項の許可を受けたところ又は同条第3項若しくは第4項前段の規定により届け出たところによるものでないと認められないこと
- ・核燃料物質若しくは核燃料物質によって汚染された物又は発電用原子炉による災害の防止上十分でないものであると認められないこと

を確認するための審査を行うこととしている。

したがって、保安規定の審査における基準を明確にする観点から、保安規定の認可の審査に当たって確認すべき事項を次のとおり定める。

（以降に実用炉規則第92条第1項各号に対する審査基準が記載されている。）

2. 原子炉施設保安規定変更認可申請の内容

(1) 変更理由

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

令和5年2月22日に施行された「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」（以下「設置許可基準規則解釈」という）、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（以下「技術基準規則解釈」という）及び「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」（以下「SA技術的能力審査基準」という）により、原子炉格納容器ベントの原子炉建屋の水素防護対策としての位置付けが明確化されたため、以下の関連する保安規定条文の変更を行う。

- ・第66条（重大事故等対処設備）
- ・添付1-3（重大事故等および大規模損壊対応に係る実施基準）

- b. 記載の適正化

運転上の制限を満足していることを確認するために実施する事項の確認頻度の記載を適正化するため、以下の保安規定条文の変更を行う。

- ・第27条（計測および制御設備）

(2) 施行期日

- a. 本規定は、原子力規制委員会の認可を受けた日から10日以内に施行する。
b. 本規定施行の際、規定の適用については、附則（令和5年2月15日 原規規発第2302152号）で定めるところによる。

【参考： 附則（令和5年2月15日 原規規発第2302152号）】

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

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

（以下省略）

3. 設置許可基準規則解釈等の改正内容及び保安規定の改訂方針

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

(1) 設置許可基準規則解釈の改正 (改正箇所は赤下線)

第53条(水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備)

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

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

i) その排出経路での水素爆発を防止すること。

ii) 排気中の水素濃度を測定することができる設備を設けること。

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

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

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

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

【保安規定の改訂方針】

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

(2) 技術基準規則解釈の改正 (改正箇所は赤下線)

第68条 (水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備)

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

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

i) その排出経路での水素爆発を防止すること。

ii) 排気中の水素濃度を測定することができる設備を設けること。

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

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

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

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

【保安規定の改訂方針】

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

(3) SA技術的能力審査基準 (改正箇所は赤下線)

Ⅲ 要求事項の解釈

1. 重大事故等対策における要求事項の解釈

1.0 共通事項

(1) ～ (3) (略)

(4) 手順書の整備、訓練の実施及び体制の整備

【要求事項】

(略)

【解釈】

1 手順書の整備は、以下によること。

a) (略)

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

【保安規定の改訂方針】

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

今回のSA技術的能力審査基準の改正においてこの主旨がより明確化されるとともに、原子炉格納容器ベントの原子炉建屋の水素防護対策としての位置付けが明確化されたことを受けて、保安規定においても、「水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防ぐ」ことを含む方針であることを明確化する。

1. 10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等

【要求事項】

(略)

【解釈】

- 1 「水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。
 - a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器から原子炉建屋等への水素ガスの漏えいを抑制し、原子炉建屋等内の水素濃度の上昇を緩和するため、原子炉格納容器から水素ガスを排出することができる設備による原子炉格納容器から水素ガスを排出する手順等を整備すること。
 - b) 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止するため、水素濃度制御設備又は原子炉建屋等から水素ガスを排出することができる設備により、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順等を整備すること。
 - c) 水素爆発による損傷を防止するために必要な設備が、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とする手順等を整備すること。

【保安規定の改訂方針】

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

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

4. 保安規定変更認可申請の内容に対する確認事項

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

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

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

【保安規定審査基準（運転）抜粋】

- ・ 原子炉等規制法第43条の3の5第1項若しくは第43条の3の8第1項の許可を受けたところ又は同条第3項若しくは第4項前段の規定により届け出たところによるものでないと認められないこと
- ・ 核燃料物質若しくは核燃料物質によって汚染された物又は発電用原子炉による災害の防止上十分でないものであると認められないこと

以上

女川原子力発電所 2 号炉

保安規定審査基準等の要求事項に対する
保安規定への記載方針について

2023年7月
東北電力株式会社

目 次

1. 保安規定審査基準等の要求事項に対する保安規定への記載方針
2. 保安規定審査基準の要求事項に対する保安規定変更条項の整理
3. 保安規定審査基準等の要求事項に対する保安規定の記載内容

1. 保安規定審査基準等の要求事項に対する保安規定への記載方針

保安規定審査基準等の要求事項から保安規定に記載すべき内容を整理するにあたっては、保安規定変更に係る基本方針を受け、以下の方針により記載する。

(1) 保安規定変更に係る基本方針の内容（抜粋）

2.1 保安規定に規定すべき項目について

これら法令上及び保安規定審査基準等の要求事項の変更を踏まえ、原子炉設置者は論点ごとに保安規定へ反映すべき項目を整理し、必要な改正、制定を行ったうえで引き続きこれらを遵守する。（記載箇所：2-2 頁）

2.2.1 保安規定に記載すべき事項について

保安規定に法令等へ適合することを確認した内容の行為者及び行為内容を定める（記載箇所：2-3 頁）

(2) 保安規定の記載方針

(1) の「保安規定変更に係る基本方針」を受け、具体的には、以下の方針で記載する。

保安規定本文には保安規定審査基準にて要求されている内容に応じた記載（行為内容の骨子）とし、具体的な行為内容については保安規定添付 1-2 及び添付 1-3 に記載する。また、必要に応じて品質マネジメント文書に記載する。

2. 保安規定審査基準の要求事項に対する保安規定変更条項の整理

下表において、保安規定審査基準の要求事項に対する保安規定条文を示す。

保安規定審査基準（運転） (H25.6.19 制定, R1.12.25 最終改正)		保安規定条文		変更 有無
実用炉規則 第92条第1 項第8号イ からハまで 【発電用原 子炉施設の 運転に関す る体制、確 認すべき事 項、異状が あった場合 の措置等】	1. 発電用原子炉の運転に必要な運転員の確保について定められていること。	第12条	運転員等の確保	—
	2. 発電用原子炉施設の運転管理に係る組織内規程類を作成することが定められていること。	第14条	マニュアルの作成	—
	3. 運転員の引継時に実施すべき事項について定められていること。	第15条	引継および通知	—
	4. 発電用原子炉の起動その他の発電用原子炉の運転に当たって確認すべき事項について定められていること。	第12条の2	運転管理業務	—
		第16条	原子炉起動前の確認事項	—
	5. 地震、火災、有毒ガス（予期せず発生するものを含む。）等の発生時に講ずべき措置について定められていること。	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）	—
		6. 原子炉冷却材の水質の管理について定められていること。	第18条	水質管理
	7. 発電用原子炉施設の重要な機能に関して、安全機能を有する系統及び機器、重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成する設備を含む。）等について、運転状態に対応した運転上の制限（Limiting Conditions for Operation。以下「LCO」という。）、LCOを逸脱していないことの確認（以下「サーベイランス」という。）の実施方法及び頻度、LCOを逸脱した場合に要求される措置（以下単に「要求される措置」という。）並びに要求される措置の完了時間（Allowed Outage Time。以下「AOT」という。）が定められていること。 なお、LCO等は、許可を受けたところによる安全解析の前提条件又はその他の設計条件を満足するように定められていること。	第19条	停止余裕	—
		第20条	反応度監視	—
		第21条	制御棒の動作確認	—
		第22条	制御棒のスクラム機能	—
		第23条	制御棒の操作	—
		第24条	ほう酸水注入系	—
		第25条	原子炉熱的制限値	—
		第26条	原子炉熱出力および炉心流量	—
		第27条	計測および制御設備	—
		第28条	原子炉再循環ポンプ	—
		第29条	ジェットポンプ	—
		第30条	主蒸気逃がし安全弁	—
		第31条	格納容器内の原子炉冷却材漏えい率	—
		第32条	非常用炉心冷却系、原子炉隔離時冷却系および高圧代替注水系の系統圧力監視	—
	第33条	原子炉冷却材中のよう素131濃度	—	
第34条	原子炉停止時冷却系その1	—		
第35条	原子炉停止時冷却系その2	—		
第36条	原子炉停止時冷却系その3	—		
第37条	原子炉冷却材温度および原子炉冷却材温度変化率	—		
第38条	原子炉圧力	—		
第39条	非常用炉心冷却系その1	—		
第40条	非常用炉心冷却系その2	—		

保安規定審査基準（運転） （H25.6.19 制定，R1.12.25 最終改正）		保安規定条文	変更 有無
		第41条 原子炉隔離時冷却系	－
		第42条 主蒸気隔離弁	－
		第43条 格納容器および格納容器隔離弁	－
		第44条 サプレッション・チェンバからドライウエルへの真空破壊弁	－
		第45条 サプレッションプールの平均水温	－
		第46条 サプレッションプールの水位	－
		第47条 可燃性ガス濃度制御系	－
		第48条 格納容器内の酸素濃度	－
		第49条 原子炉建屋	－
		第50条 原子炉建屋給排気隔離弁	－
		第51条 非常用ガス処理系	－
		第52条 原子炉補機冷却水系および原子炉補機冷却海水系	－
		第53条 高圧炉心スプレイ補機冷却水系および高圧炉心スプレイ補機冷却海水系	－
		第54条 使用済燃料プールの水位・水温	－
		第55条 燃料または制御棒を移動する時の原子炉水位	－
		第56条 中央制御室非常用換気空調系	－
		第57条 地下水位低下設備（2号炉）	－
		第58条 外部電源その1（2号炉）	－
		第58条の2 外部電源その2（3号炉）	－
		第58条の3 外部電源その3（3号炉）	－
		第59条 非常用ディーゼル発電機その1	－
		第60条 非常用ディーゼル発電機その2	－
		第61条 非常用ディーゼル発電機燃料油等	－
		第62条 直流電源その1	－
		第63条 直流電源その2	－
		第64条 所内電源系統その1	－
		第65条 所内電源系統その2	－
		第66条 重大事故等対処設備	有
		第68条 原子炉停止中の制御棒1本の引き抜き	－
		第69条 単一制御棒駆動機構の取り外し	－
		第70条 複数の制御棒引き抜きを伴う検査	－
		第71条 原子炉の昇温を伴う検査	－

保安規定審査基準（運転） (H25.6.19 制定, R1.12.25 最終改正)		保安規定条文		変更 有無
			査	
		第72条	原子炉モードスイッチの切替を伴う検査	—
		—	特定重大事故等対処施設を構成する設備については別途申請予定	—
	8. サーベイランスの実施方法については、確認する機能が必要となる事故時等の条件で必要な性能が発揮できるかどうかを確認（以下「実条件性能確認」という。）するために十分な方法（事故時等の条件を模擬できない場合等においては、実条件性能確認に相当する方法であることを検証した代替の方法を含む。）が定められていること。また、サーベイランス及び要求される措置を実施する時期の延長に関する考え方、サーベイランスの際のLCOの取扱い等が定められていること。	第73条	運転上の制限の確認	—
	9. LCOを逸脱した場合について、事象発見からLCOに係る判断までの対応目安時間等を組織内規程類に定めること及び要求される措置等の取扱方法が定められていること。	第74条	運転上の制限を満足しない場合	—
	10. LCOに係る記録の作成について定められていること。	第76条	運転上の制限に関する記録	—
	11. LCOを逸脱した場合のほか、緊急遮断等の異常発生時や監視項目が警報設定値を超過するなどの異状があった場合の基本的対応事項及び講ずべき措置並びに異常収束後の措置について定められていること。	第77条	異常発生時の基本的な対応	—
		第78条	異常時の措置	—
		第79条	異常収束後の措置	—
		第17条の9 添付1-1	電源機能等喪失時の体制の整備（3号炉） 原子炉がスクラムした場合の運転操作手順	—
	12. LCOが設定されている設備等について、予防保全を目的とした保全作業をその機能が要求されている発電用原子炉の状態においてやむを得ず行う場合には、当該保全作業が限定され、原則としてAOT内に完了することとし、必要な安全措置を定め、確率論的リスク評価（PRA：Probabilistic Risk Assessment）等を用いて措置の有効性を検証することが定められていること。	第75条	予防保全を目的とした保全作業を実施する場合	—
		第11条	構成および定義	—
		第18条の2	原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離弁管理（2号炉）	—
実用炉規則 第92条第1 項第11号 【線量、線量 当量、汚染の 除去等】	1. 放射線業務従事者が受ける線量について、線量限度を超えないための措置（個人線量計の管理の方法を含む。）が定められていること。	第100条	放射線業務従事者の線量管理等	—
		第103条	放射線計測器類の管理	—
	2. 国際放射線防護委員会（ICRP）が1977年勧告で示した放射線防護の基本的考え方を示す概念（as low as reasonably achievable. 以下「ALARA」という。）の精神にのっとり、放射線業務従事者が受ける線量を管理することが定められていること。	第92条	放射線管理に係る基本方針	—
		第100条	放射線業務従事者の線量管理等	—
	3. 実用炉規則第78条に基づく床、壁等の除染を実施すべき表面汚染密度の明確な基準が定められていること。	第101条	床、壁等の除染	—
	4. 管理区域及び周辺監視区域境界付近における線量当量率等の測定に関する事項が定められていること。	第102条	外部放射線に係る線量当量率等の測定	—
	5. 管理区域内で汚染のおそれのない区域に物品又は核燃料物質等を移動する際に講ずべき事項が定められていること。	第104条	管理区域外等への搬出および運搬	—
	6. 核燃料物質等（新燃料、使用済燃料及び放射性固体廃棄物を除く。）の工場又は事業所の外への運搬に関する行為（工場又は事業所の外での運搬中に関するものを除く。）が定められていること。なお、この事項は、第13号又は第14号における運搬に関する事項と併せて定められていてもよい。	第104条	管理区域外等への搬出および運搬	—
第105条		発電所外への運搬	—	
7. 原子炉等規制法第61条の2第2項により認可を受けた場合においては、同項により認可を受けた放射能濃度の測定及び評価の方法に基づき、当該認可を受けた申請書等において記載された内容を満足するよう、同条第1項の確認を受けようとする物に含まれる放射性物質の放射能濃度の測定及び	—		〔クリアランス規定は、採用していないため、保安規定に記載なし〕	—

保安規定審査基準（運転） （H25.6.19 制定, R1.12.25 最終改正）		保安規定条文		変更 有無
	評価を行い、適切に取り扱うことが定められていること。なお、この事項は、放射性廃棄物との仕分け等を明確にするため、第14号における放射性廃棄物の管理に関する事項と併せて定められていてもよい。			
	8. 放射性廃棄物でない廃棄物の取扱いに関することについては、「原子力施設における「放射性廃棄物でない廃棄物」の取扱いについて（指示）」（平成20・04・21原院第1号（平成20年5月27日原子力安全・保安院制定（NISA-111a-08-1））を参考として定められていること。なお、この事項は、放射性廃棄物との仕分け等を明確にするため、第14号における放射性廃棄物の管理に関する事項と併せて定められていてもよい。	第88条の2	放射性廃棄物でない廃棄物の管理	—
		第88条の3	事故由来放射性物質の降下物の影響確認および所外搬出等の管理	—
	9. 汚染拡大防止のための放射線防護上、必要な措置が定められていること。	第93条	管理区域の設定および解除	—
		第94条	管理区域内における区域区分	—
		第97条	管理区域出入者の遵守事項	—
		第101条	床、壁等の除染	—
		第104条	管理区域外等への搬出および運搬	—
		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	有*
実用炉規則 第92条第1項第16号 【設計想定事象等に係る発電用原子炉施設の保全に関する措置】	1. 許可を受けたところによる基本設計ないし基本的設計方針に則した対策が機能するよう、想定する事象に応じて、次に掲げる措置を講ずることが定められていること。 （1）発電用原子炉施設の必要な機能を維持するための活動に関する計画を策定し、要員を配置するとともに、計画に従って必要な活動を行わせること。特に、当該計画には、次に掲げる事項を含めること。 イ 火災 可燃物の管理、消防吏員への通報、消火又は延焼の防止その他消防隊が火災の現場に到着するまでに行う活動に関すること。 ロ 火山現象による影響（影響が発生するおそれを含む。以下「火山影響等」という。） ① 火山影響等発生時における非常用交流動力電源設備の機能を維持するための対策に関すること。 ② ①に掲げるもののほか、火山影響等発生時における代替電源設備その他の炉心を冷却するために必要な設備の機能を維持するための対策に関すること。 ③ ②に掲げるもののほか、火山影響等発生時に交流動力電源が喪失した場合における炉心の著しい損傷を防止するための対策に関すること。 ハ 重大事故に至るおそれのある事故（運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を除く。）又は重大事故（以下「重大事故等」という。） ① 重大事故等発生時における炉心の著しい損傷を防止するための対策に関すること。 ② 重大事故等発生時における原子炉格納容器の破損を防止するための対策に関すること。 ③ 重大事故等発生時における使用済燃料貯蔵設備に貯蔵する燃料体の著しい損傷を防止するための対策に関すること。 ④ 重大事故等発生時における原子炉停止時の燃料体の著しい損傷を防止するための対策に関すること。 ⑤ 重大事故等（原子炉建屋への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ものを除く。）発生時における特定重大事故等対処施設を用いた対策（上記①から④までの対策に関することを含む。）に関すること。 ⑥ 発生する有毒ガスからの運転員等の防護に関すること。	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）	—
		第17条の8	大規模損壊発生時の体制の整備（2号炉）	—
		添付1-2	火災、内部溢水、火山影響、その他自然災害および有毒ガス対応に係る実施基準	—
		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	有

	保安規定審査基準（運転） (H25.6.19 制定, R1.12.25 最終改正)	保安規定条文	変更 有無
	<p>ニ 大規模な自然災害又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発電用原子炉施設の大規模な損壊（以下「大規模損壊」という。）</p> <p>① 大規模損壊発生時における大規模な火災が発生した場合における消火活動に関すること。</p> <p>② 大規模損壊発生時における炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関すること。</p> <p>③ 大規模損壊発生時における原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関すること。</p> <p>④ 大規模損壊発生時における使用済燃料貯蔵槽の水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関すること。</p> <p>⑤ 大規模損壊発生時における放射性物質の放出を低減するための対策に関すること。</p> <p>⑥ 重大事故等（原子炉建屋への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ものに限る。）発生時における特定重大事故等対処施設を用いた対策に関すること。</p> <p>(2) (1)に掲げる措置のうち重大事故等発生時又は大規模損壊発生時におけるそれぞれの措置に係る手順については、それぞれ次に掲げるとおりとすること。</p> <p>イ 重大事故等発生時</p> <p>① 許可を受けた対応手段、重要な配慮事項、有効性評価の前提条件となる操作の成立性に係る事項が定められ、定められた内容が重大事故等に対する確かつ柔軟に対処することを妨げるものでないこと。</p> <p>② 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の基本的な考え方が定められていること。原子炉格納容器の過圧破損の防止に係る手順については、格納容器圧力逃がし装置を設けている場合、格納容器代替循環冷却系又は格納容器再循環ユニットにより原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる手順を、格納容器圧力逃がし装置による手順に優先して実施することが定められているとともに、原子炉格納容器内の圧力が高い場合など、必要な状況においては確実に格納容器圧力逃がし装置を使用することが定められていること。</p> <p>③ 措置に係る手順の優先順位や手順着手の判断基準等(②に関するものを除く。)については記載を要しない。</p> <p>ロ 大規模損壊発生時</p> <p>定められた内容が大規模損壊に対する確かつ柔軟に対処することを妨げるものでないこと。</p> <p>(3) 必要な機能を維持するための活動を行う要員に対する教育及び訓練に関すること。特に重大事故等又は大規模損壊の発生時における発電用原子炉施設の必要な機能を維持するための活動を行う要員に対する教育及び訓練については、それぞれ毎年1回以上定期に実施すること及び重大事故等対処施設の使用を開始するに当たって必要な教育及び訓練をあらかじめ実施すること。</p> <p>(4) 必要な機能を維持するための活動を行うために必要な電源車、消防自動車、化学消防自動車、泡消火薬剤、消火ホース、照明器具、無線機器、フィルターその他の資機材を備え付けること。</p> <p>(5) その他必要な機能を維持するための活動を行うために必要な体制を整備すること。</p> <p>2. 重大事故等又は大規模損壊が発生した場合において、核燃料物質若しくは核燃料物質によって汚染された物又は発電用原子炉による災害を防止するために必要があると認めるときは、組織内規程類にあらかじめ定めた計画及び手順にとらわれず、発電用原子炉施設の保全のための所要の措置を講ずることが定められていること。</p>		

※ 本申請において、汚染拡大防止のための放射線防護上、必要な措置についての変更はない。

3. 保安規定審査基準等の要求事項に対する保安規定の記載内容

前項において、「変更有」として抽出された項目について、保安規定審査基準（運転）及びSA技術的能力審査基準の要求事項に対する保安規定の記載内容を説明する。

【フォーマットの説明】

項目	説明内容
関連する実用炉規則	○ 「黒字」により、保安規定審査基準に関連する実用炉規則の内容を記載する。
保安規定審査基準（運転）、SA技術的能力審査基準	○ 「黒字」により、保安規定審査基準の内容を記載する。また、必要な箇所にはSA技術的能力審査基準の内容を記載する。 ○ 「 <u>黒字（赤下線）</u> 」により、保安規定審査基準またはSA技術的能力審査基準の変更箇所を明確にする。
記載すべき内容	○ 「黒字」により、保安規定に記載すべき内容を記載する。また、記載にあたっては、文書の体系がわかる範囲で記載する。 ○ 「 <u>黒字（赤下線）</u> 」により、保安規定の変更内容を記載する。
記載の考え方	○ 保安規定に記載すべき内容の記載の考え方を記載する。 ○ 社内規定文書（品質マネジメント文書）に記載すべき内容の記載の考え方を記載する。 ○ 保安規定及び社内規定文書（品質マネジメント文書）他に記載しない場合の考え方を記載する。
該当規定文書	○ 該当する社内規定文書（品質マネジメント文書）を記載する。
記載内容の概要	○ 該当する社内規定文書（品質マネジメント文書）の具体的な記載内容を記載する。

保安規定審査基準等の要求事項に対する保安規定への記載内容

関連する実用炉規則	保安規定審査基準（運転）， SA技術的能力審査基準	原子炉施設保安規定		社内規定文書	
		記載すべき内容	記載の考え方	該当規定文書	記載内容の概要
<p>第92条（保安規定） 法第四十三条の三の二十四第一項の規定による保安規定の認可を受けようとする者は、認可を受けようとする工場又は事業所ごとに、次に掲げる事項について保安規定を定め、これを記載した申請書を原子力規制委員会に提出しなければならない。</p> <p>八 発電用原子炉施設の運転に関することであって、次に掲げるもの イ 発電用原子炉の運転を行う体制の整備に関すること。 ロ 発電用原子炉の運転に当たって確認すべき事項及び運転の操作に必要な事項 ハ 異状があった場合の措置に関すること（第十五号に掲げるものを除く。）。</p>	<p>実用炉規則第92条第1項第8号イからハまで。 発電用原子炉施設の運転に関する体制、確認すべき事項、異状があった場合の措置等</p> <p>7. 発電用原子炉施設の重要な機能に関して、安全機能を有する系統及び機器、重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成する設備を含む。）等について、運転状態に対応した運転上の制限（Limiting Conditions for Operation。以下「LCO」という。）、LCOを逸脱していないことの確認（以下「サーベイランス」という。）の実施方法及び頻度、LCOを逸脱した場合に要求される措置（以下単に「要求される措置」という。）並びに要求される措置の完了時間（Allowed Outage Time。以下「AOT」という。）が定められていること。</p> <p>なお、LCO等は、許可を受けたところによる安全解析の前提条件又はその他の設計条件を満足するように定められていること。</p>	<p>（重大事故等対処設備（2号炉）） 第66条 2号炉について、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66-1から表66-19で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>（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 <u>水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備</u> （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溶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屋等の損傷を防止するための設備 （9）使用済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</p>	<p>・原子炉格納容器フィルタベント系について、設置許可基準規則第53条（水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備）に適合するために必要な設備として位置付けを明確化するため、LCO等を設定する。 ・添付資料-5参照</p>	<p>・定期試験手順書（既存） ・保安規定に基づく定事検査停止時検査実施要領書（既存）</p>	<p>・重大事故等対処設備について記載する。</p>

保安規定審査基準等の要求事項に対する保安規定への記載内容

関連する実用炉規則	保安規定審査基準（運転）， S A技術的能力審査基準	原子炉施設保安規定		社内規定文書	
		記載すべき内容	記載の考え方	該当規定文書	記載内容の概要
		(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) 大容量送水ポンプ 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) 各課長は，原子炉の状態に応じて表6 6－1 から表6 6－1 9の確認事項を実施し，その結果を発電管理課長または防災課長に通知する。 3. 発電課長または防災課長は，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6 6－1 から表6 6－1 9の要求される措置を講じる。 ※1：可搬型設備の系統には，資機材等を含む。			

保安規定審査基準等の要求事項に対する保安規定への記載内容

関連する実用炉規則	保安規定審査基準（運転）， SA技術的能力審査基準	原子炉施設保安規定		社内規定文書	
		記載すべき内容	記載の考え方	該当規定文書	記載内容の概要
<p>第 92 条（保安規定） 法第四十三条の三の二十四第一項の規定による保安規定の認可を受けようとする者は、認可を受けようとする工場又は事業所ごとに、次に掲げる事項について保安規定を定め、これを記載した申請書を原子力規制委員会に提出しなければならない。</p> <p>十六 設計想定事象、重大事故等又は大規模損壊に係る発電用原子炉施設の保全に関する措置に関すること。</p> <p>第 83 条（設計想定事象、重大事故等又は大規模損壊に係る発電用原子炉施設の保全に関する措置） 法第四十三条の三の二十二第一項の規定により、発電用原子炉設置者は、設計想定事象、重大事故等又は大規模損壊に関して、法第四十三条の三の五第一項又は第四十三条の三の八第一項の許可を受けたところ（法第四十三条の三の三十四第二項の認可を受けたものにあつては、当該認可を受けたところ）により、次に掲げる発電用原子炉施設の保全に関する措置を講じなければならない。</p> <p>一 次に掲げる事象の区分に応じてそれぞれ次に定める事項を含む発電用原子炉施設の必</p>	<p>実用炉規則第 92 条第 1 項第 16 号 設計想定事象等に係る発電用原子炉施設の保全に関する措置</p> <p>1. 許可を受けたところによる基本設計ないし基本的設計方針に則した対策が機能するよう、想定する事象に応じて、次に掲げる措置を講ずることが定められていること。</p> <p>(1) 発電用原子炉施設の必要な機能を維持するための活動に関する計画を策定し、要員を配置するとともに、計画に従って必要な活動を行わせること。特に、当該計画には、次に掲げる事項を含めること。</p> <p>イ、ロ （省略）</p> <p>ハ重大事故に至るおそれのある事故（運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を除く。）又は重大事故（以下「重大事故等」という。）</p> <p>①重大事故等発生時における炉心の著しい損傷を防止するための対策に関すること。</p> <p>②重大事故等発生時における原子炉格納容器の破損を防止するための対策に関すること。</p> <p>③重大事故等発生時における使用済燃料貯蔵設備に貯蔵する燃料体の著しい損傷を防止するための対策に関すること。</p> <p>④重大事故等発生時における原</p>	<p>第 1 7 条の 7（重大事故等発生時の体制の整備（2 号炉））</p> <p>[変更なし]</p> <p>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（第 1 7 条の 7 および第 1 7 条の 8 関連）</p> <p>[変更あり]</p>	<p>・実用炉規則及び保安規定審査基準（運転）に変更はなく、SA 技術的能力審査基準の改正を踏まえても、保安規定に変更はない。</p> <p>・SA 技術的能力審査基準の改正を踏まえ、水素爆発に係る原子炉建屋等の損傷の防止に係る記載を追加するが、実用炉規則及び保安規定審査基準（運転）の要求事項に係る記載に変更はない。</p>		

保安規定審査基準等の要求事項に対する保安規定への記載内容

関連する実用炉規則	保安規定審査基準（運転）， SA技術的能力審査基準	原子炉施設保安規定		社内規定文書	
		記載すべき内容	記載の考え方	該当規定文書	記載内容の概要
<p>要な機能を維持するための活動に関する計画を定めるとともに、当該計画の実行に必要な要員を配置し、当該計画に従って必要な活動を行わせること。</p> <p>イ、ロ（省略）</p> <p>ハ 重大事故等</p> <p>（1）炉心の著しい損傷を防止するための対策に関すること。</p> <p>（2）原子炉格納容器の破損を防止するための対策に関すること。</p> <p>（3）使用済燃料貯蔵設備に貯蔵する燃料体の著しい損傷を防止するための対策に関すること。</p> <p>（4）原子炉停止時の燃料体の著しい損傷を防止するための対策に関すること。</p> <p>二（省略）</p> <p>二、三（省略）</p> <p>四 前三号に掲げるもののほか、設計想定事象、重大事故等又は大規模損壊の発生時における発電用原子炉施設の必要な機能を維持するための活動を行うために必要な体制を整備すること。</p>	<p>子炉停止時の燃料体の著しい損傷を防止するための対策に関すること。</p> <p>⑤重大事故等（原子炉建屋への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ものを除く。）発生時における特定重大事故等対処施設を用いた対策（上記①から④までの対策に関することを含む。）に関すること。</p> <p>⑥発生する有毒ガスからの運転員等の防護に関すること。</p>				

保安規定審査基準等の要求事項に対する保安規定への記載内容

関連する実用炉規則	保安規定審査基準（運転）， SA技術的能力審査基準	原子炉施設保安規定		社内規定文書	
		記載すべき内容	記載の考え方	該当規定文書	記載内容の概要
	<p>SA技術的能力審査基準</p> <p>III 要求事項の解釈</p> <p>1. 重大事故等対策における要求事項の解釈</p> <p>1.0 共通事項</p> <p>(1)～(3) (省略)</p> <p>(4) 手順書の整備、訓練の実施及び体制の整備</p> <p>【要求事項】</p> <p>(省略)</p> <p>【解釈】</p> <p>1 手順書の整備は、以下によること。</p> <p>a) (省略)</p> <p>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。) <u>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。</u></p> <p>(省略)</p>	<p>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(第17条の7および第17条の8 関連)</p> <p>重大事故等および大規模損壊対応に係る実施基準(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。</p> <p>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。</p> <p>a～b. (省略)</p> <p>c. 発電管理課長および防災課長は、炉心の著しい損傷、<u>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。</u></p> <p>(省略)</p>	<p>・SA 技術的能力審査基準の改正を踏まえ、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防ぐために、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であることを明確化。</p>	<p>・発電所対策本部運営要領書(既存)</p> <p>・重大事故等対応要領書(既存)</p> <p>・女川原子力発電所第2号機非常時操作手順書(徴候ベース、シビアアクセシブル、プラント停止中、設備別)(既存)</p>	<p>・各事象に応じた判断基準を「非常時操作手順書」および「重大事故等対応要領書」に明確にしている。(記載済)</p>

保安規定審査基準等の要求事項に対する保安規定への記載内容

関連する実用炉規則	保安規定審査基準（運転）， S A技術的能力審査基準	原子炉施設保安規定		社内規定文書	
		記載すべき内容	記載の考え方	該当規定文書	記載内容の概要
	<p>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</p> <p>【要求事項】 発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p> <p>【解釈】 1 「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させ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。 (1) 原子炉格納容器の過圧破損の防止 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の破損を防止するため、格納容器代替循環冷却系、格納容器圧力逃がし装置又は格納容器再循環ユニットにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等を整備すること。 b) (省略)</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 (省略)</p> <p>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 (省略)</p> <p>対応手順等 1. (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</p>	<p>・S A技術的能力審査基準に変更はなく、保安規定も変更はない。</p>	<p>・重大事故等対応要領書（既存） ・女川原子力発電所第2号機非常時操作手順書（シビアアクシデント、設備別）（既存）</p>	<p>・手順着手の判断基準及び操作手順について記載している。（記載済）</p>

保安規定審査基準等の要求事項に対する保安規定への記載内容

関連する実用炉規則	保安規定審査基準（運転）， SA技術的能力審査基準	原子炉施設保安規定		社内規定文書	
		記載すべき内容	記載の考え方	該当規定文書	記載内容の概要
	<p>(省略)</p> <p>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</p> <p>【要求事項】 発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p> <p>【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が</p>	<p>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、速やかに格納容器ベントの準備を開始する。 (省略)</p> <p>表10 操作手順 10. 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等 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、<u>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。</u></p> <p>対応手段等 1. 原子炉建屋内の水素濃度監視 (省略) 2. 静的触媒式水素再結合装置による水素濃度抑制 (省略) 3. <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> 発電課長および発電所対策本部は、<u>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</u></p>	<p>・SA 技術的能力審査基準の改正を踏まえ、原子炉格納容器フィルタベント系により、格納容器から原子炉建屋への水素の漏えいを抑制し、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度上昇を緩和する目的を明確化する。</p> <p>・原子炉格納容器フィルタベント系により、格納容器から原子炉建屋への水素の漏えいを抑制し、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度上昇を緩和する手順を追加する。な</p>	<p>・重大事故等対応要領書（既存） ・女川原子力発電所第2号機非常時操作手順書（シビアアクシデント、設備別）（既存）</p>	<p>・手順着手の判断基準及び操作手順について記載している。（記載済）</p>

保安規定審査基準等の要求事項に対する保安規定への記載内容

関連する実用炉規則	保安規定審査基準（運転）， SA技術的能力審査基準	原子炉施設保安規定		社内規定文書																																								
		記載すべき内容	記載の考え方	該当規定文書	記載内容の概要																																							
	<p>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。</p> <p>b) 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止するため、水素濃度制御設備又は原子炉建屋等から水素ガスを排出することができる設備により、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順等を整備すること。</p> <p>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。 (省略)</p>	<p>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。</p> <p>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。</p> <p>(配慮すべき事項)</p> <p>○非常用ガス処理系の停止 (省略)</p>	<p>お、具体的な手順は既認において表7に定めているため、表7と紐づけている。</p>																																									
		<p>表20 重大事故等対策における操作の成立性（4／10）</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>9</td> <td>可搬型酸素ガス供給装置による格納容器への酸素供給</td> <td>運転員 [中央制御室、現場]</td> <td>3</td> <td rowspan="2">315分以内</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>重大事故等対応要員</td> <td>5</td> </tr> <tr> <td>9</td> <td>フィルタ装置への水補給</td> <td></td> <td colspan="2">操作手順7と同様</td> </tr> <tr> <td>9</td> <td>原子炉格納容器フィルタベント系停止後の酸素バーン</td> <td></td> <td colspan="2">操作手順7と同様</td> </tr> <tr> <td>9</td> <td>代替電源による必要な設備への給電</td> <td></td> <td colspan="2">操作手順1.4と同様</td> </tr> <tr> <td>10</td> <td>代替電源による必要な設備への給電</td> <td></td> <td colspan="2">操作手順1.4と同様</td> </tr> <tr> <td>10</td> <td>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成程</td> <td></td> <td colspan="2">操作手順7と同様</td> </tr> </tbody> </table> <p>(省略)</p>	操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間	9	可搬型酸素ガス供給装置による格納容器への酸素供給	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酸素バーン		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		10	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		10	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成程		操作手順7と同様		<p>・操作手順10への「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」の追加を踏まえ、表20にも追加する。要員・要員数・想定時間は操作手順7と同様である。</p>		
操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間																																								
9	可搬型酸素ガス供給装置による格納容器への酸素供給	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酸素バーン		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																																									
10	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																																									
10	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成程		操作手順7と同様																																									

女川原子力発電所 2 号炉

原子炉施設保安規定変更に対する 原子炉設置変更許可申請書との 整合性確認資料

2023年7月

東北電力株式会社

目 次

1. 上流文書（設置変更許可申請書）から保安規定への記載方針
2. 「上流文書（設置変更許可申請書）から保安規定への記載内容」の記載要領について
3. 上流文書（設置変更許可申請書）から保安規定への記載内容

1. 上流文書（設置変更許可申請書）から保安規定への記載方針

設置変更許可申請書（DB，技術的能力）の記載内容から保安規定に記載すべき内容を整理するに当たっては，保安規定変更に係る基本方針を受け，以下の方針により記載する。

（1）保安規定変更に係る基本方針の内容（抜粋）

1. はじめに

原子炉設置（変更）許可申請書で確認された原子炉施設の安全性が、運転段階においても継続して確保されることを担保するために必要な事項（原子炉設置（変更）許可申請書の成立性の根拠となる事項）を保安規定に要求事項として規定

2.2.1 保安規定に記載すべき事項について

保安規定に法令等へ適合することを確認した内容の行為者及び行為内容を定める

（2）保安規定の記載方針

（1）項の「保安規定変更に係る基本方針」を受け，具体的には，以下の方針で記載する。

- ① 設置許可本文は，規制要求事項であるため，設置許可本文のうち運用に係る事項について実施手段も含めて網羅するように保安規定に記載する。
ただし，例示や自主対策設備等に相当する部分の記載は任意とする。
- ② 設置許可の添付書類は，直接の規制要求ではないが，（1）項の基本方針に沿って，要求事項に適合するための行為内容の部分は保安規定に記載し，実施手段に相当する部分は必要に応じて二次文書他に記載する。
また，二次文書他に記載するものについてはその理由を明確にする。
- ③ 保安規定の記載にあっては，保安規定本文には保安規定審査基準にて要求されている内容に応じた記載（行為内容の骨子）とし，具体的な行為内容は，保安規定添付1－2及び添付1－3に記載する。
- ④ 設置許可本文，添付書類の図，表は，法令等へ適合することを確認した内容の行為者及び行為内容に係る部分を保安規定に添付する。
ただし，同図，表の内容が保安規定に記載されている場合は任意とする。

2. 「上流文書（設置変更許可申請書）から保安規定への記載内容」の記載要領について

「上流文書（設置変更許可申請書）から保安規定への記載内容」は、以下の記載要領により示す。

項 目		説 明 内 容
設 置 変 更 許 可	設置変更 許可申請書 (本文)	○「黒字」により、設置変更許可申請書（本文）の内容を記載する。
	設置変更 許可申請書 (添付書類)	○「黒字」により、設置変更許可申請書（添付書類）の内容を記載する。
保 安 規 定	保安規定に 記載すべき 内容	○「黒字」により、保安規定に記載すべき内容を記載する。 また、記載に当たっては、文書の体系がわかる範囲で記載する。 ○「 <u>黒字（赤下線）</u> 」により、変更箇所を明確にする。 ○「 <u>黒字（青下線）</u> 」により、要求事項を実施する行為者を明確にする。
	記載の 考え方	○保安規定に記載すべき内容の記載の考え方を、類型化による分類を基本として記載する。 ○下部規定文書（二次文書）に記載すべき内容の記載の考え方を記載する。 ○保安規定及び下部規定文書（二次文書）他に記載しない場合の考え方を記載する。
下 部 規 定 文 書	関連する 下部規定 文書	○関連する下部規定文書（二次文書）を記載する。 ○「(新規)」により、新規に制定した下部規定文書を明確にする。 ○「(既存)」により、既存の下部規定文書を明確にする。
	記載内容に ついて	○関連する下部規定文書（二次文書）の具体的な記載内容を記載する。 ○「(新規記載)」により、下部規定文書に新規に記載したことを明確にする。

3. 上流文書（設置変更許可申請書）から保安規定への記載内容

設置変更許可申請書の記載内容のうち，設備設計，設備仕様等に係る事項であり運用段階への反映は必要ないと考えられる項目を除く，保安規定に記載すべき内容について，以下のとおり整理する。

上流文書（設置変更許可申請書）から保安規定への記載内容（本文五号+添付書類八）

【9.3 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備】

【9.6 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】

黒字(赤下線)：変更箇所
 黒字(青下線)：要求事項を実施する行為者

設置変更許可申請書【本文】 R4.6.1 許可時点	設置変更許可申請書【添付書類八】 R4.6.1 許可時点	原子炉施設保安規定		下部規定文書	
		記載すべき内容	記載の考え方	該当規定文書	記載内容の概要
<p>五 発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備 2号炉</p> <p>リ 原子炉格納施設の構造及び設備 (3) 非常用格納容器保護設備の構造 (ii) 重大事故等対処設備 b. 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。</p> <p>原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備のうち、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための設備として、代替循環冷却系を設ける。また、原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすための設備として、原子炉格納容器フィルタベント系を設ける。</p> <p>(4) その他の主要な事項 (iii) 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 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備のうち、原子炉建屋等の損傷を防止するための水素濃度制御設備として、静的触媒式水素再結合装置及び静的触媒式水素再結合装置動作監視装置を設ける。また、原子炉建屋内の水素濃度が変動する可能性のある範囲にわたり測定するための設備として、原子炉建屋水素濃度監視設備を設ける。</p>	<p>9.3 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備 9.3.1 概要 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備の系統概要図を第9.3-1図から第9.3-3図に示す。</p> <p>9.3.2 設計方針 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備のうち、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための設備として、代替循環冷却系を設ける。また、原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすための設備として、原子炉格納容器フィルタベント系を設ける。</p> <p>9.6 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 9.6.1 概要 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止するために必要な重大事故等対処設備を設置する。 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備の構造図及び系統概要図を第9.6-1図から第9.6-3図に示す。</p> <p>9.6.2 設計方針 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備のうち、原子炉建屋等の損傷を防止するための水素濃度制御設備として、静的触媒式水素再結合装置及び静的触媒式水素再結合装置動作監視装置を設ける。また、原子炉建屋内の水素濃度が変動する可能性のある範囲にわたり測定するための設備として、原子炉建屋水素濃度監視設備を設ける。</p>	<p>(重大事故等対処設備(2号炉)) 第66条 2号炉について、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66-1から表66-19で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>表66-5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備 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 66-5-1 原子炉格納容器フィルタベント系</p> <p>表66-8 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 66-8-1 静的触媒式水素再結合装置 66-8-2 原子炉建屋内の水素濃度監視</p>	<p>・設置許可基準規則解釈第53条の要求を踏まえ、同規則第50条等の規定により設置する原子炉格納容器フィルタベント系について、同規則第53条に適合するために必要な設備としての位置付けを明確化するため、LCO等を設定する。 ・添付資料-5参照</p>	<p>・定期試験手順書(既存) ・保安規定に基づく定時検査実施要領書(既存)</p>	<p>・重大事故等対処設備について記載する。</p>

上流文書（設置変更許可申請書）から保安規定への記載内容（本文十号+添付書類十）
【5.1 重大事故等対策】

黒字(赤下線)：変更箇所
黒字(青下線)：要求事項を実施する行為者

設置変更許可申請書【本文】 R4.6.1 許可時点	設置変更許可申請書【添付書類十】 R4.6.1 許可時点	原子炉施設保安規定		下部規定文書	
		記載すべき内容	記載の考え方	該当規定文書	記載内容の概要
<p>十 発電用原子炉の炉心の著しい損傷その他の事故が発生した場合における当該事故に対処するために必要な施設及び体制の整備に関する事項</p> <p>ハ 重大事故に至るおそれがある事故又は重大事故 事故に対処するために必要な施設及び体制並びに発生すると想定される事故の程度及び影響の評価を行うために設定した条件及びその評価の結果</p> <p>(1) 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</p> <p>d. 手順書の整備, 教育及び訓練の実施並びに体制の整備</p> <p>(a) 手順書の整備</p> <p>(a-2) 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を迷うことなく判断し実施できるように, あらかじめ判断基準を明確にした手順を以下のとおり運転操作手順書又は発電所対策本部用手順書に整備する。</p> <p>原子炉格納容器圧力が限界圧力に達する前又は原子炉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判断基準を明確にした手順を発電所対策本部用手順書に整備する。</p>	<p>5. 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</p> <p>5.1.4 手順書の整備, 教育及び訓練の実施並びに体制の整備</p> <p>(1) 手順書の整備</p> <p>b. 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を迷うことなく判断し実施できるように, 判断基準をあらかじめ明確にした手順を以下のとおり運転操作手順書又は発電所対策本部用手順書に整備する。</p> <p>原子炉格納容器圧力が限界圧力に達する前又は原子炉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判断基準を明確にした手順を発電所対策本部用手順書に整備し, この発電所対策本部用手順書に従い, 発電所対策本部長の権限と責任において, 発電課長が原子炉格納容器フィルタベント系等によるベントを実施する。</p>	<p>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</p> <p>1. 3 手順書の整備</p> <p>c. <u>発電管理課長および防災課長</u>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<u>原子炉建屋等の損傷を防ぐ</u>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。</p> <p>(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</p>	<p>・設置変更許可本文記載事項のため保安規定に記載している。</p> <p>・保安規定においては, 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明確化に伴う記載を追加する。</p>	<p>・発電所対策本部運営要領書(既存)</p> <p>・重大事故等対応要領書(既存)</p> <p>・女川原子力発電所第2号機非常時操作手順書(徴候ベース, シビアアクシデント, プラント停止中, 設備別)(既存)</p>	<p>・各事象に応じた以下の判断基準を「非常時操作手順書」および「重大事故等対応要領書」に明確にしている。(記載済)</p> <p>・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</p>

上流文書（設置変更許可申請書）から保安規定への記載内容（本文十号+添付書類十）

【追補 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】

【追補 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】

黒字(赤下線)：変更箇所
 黒字(青下線)：要求事項を実施する行為者

設置変更許可申請書【本文】 R4.6.1 許可時点	設置変更許可申請書【添付書類十 追補】 R4.6.1 許可時点	原子炉施設保安規定		下部規定文書	
		記載すべき内容	記載の考え方	該当規定文書	記載内容の概要
第10-1表 重大事故等対策における手順書の概要(7/19) 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 (対応手段等) ○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 残留熱除去系の復旧又は代替循環冷却系の運転による原子炉格納容器内の減圧及び除熱ができない場合、又は原子炉建屋地上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、原子炉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原子炉格納容器内の圧力及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原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる。	1.7.2 重大事故等時の手順 1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (2) 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。） 炉心の著しい損傷が発生した場合において、残留熱除去系の機能が喪失した場合、及び代替循環冷却系の運転が期待できない場合は、サブプレッションプール水以外の水源を用いた原子炉格納容器内へのスプレーを実施しているため、サブプレッションプール水位が上昇するが、サブプレッションプール水位が外部水源注水量限界（通常運転水位+約2m）に到達した場合は、このスプレーを停止するため、原子炉格納容器内の圧力を0.640MPa[gage]以下に抑制できる見込みがなくなることから、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を実施することで原子炉格納容器の過圧破損を防止する。 また、原子炉格納容器内でジルコニウム-水反応により発生した水素が原子炉建屋に漏えいする可能性があることから、原子炉建屋地上3階（原子炉建屋原子炉棟内）の水素濃度及び原子炉建屋地上3階（原子炉建屋原子炉棟内）以外のエリアの水素濃度並びに静的触媒式水素再結合装置動作監視装置にて静的触媒式水素再結合装置の出入口温度の監視を行い、原子炉建屋内において異常な水素の漏えいを検知した場合は原子炉格納容器内に滞留した水素を排出することで、原子炉建屋への水素の漏えいを防止する。	添付1-3 表7 7. 格納容器の過圧破損を防止するための手順等 対応手段等 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。	・設置変更許可本文記載事項のため保安規定に記載している。 ・行為内容を遂行する実施者及び実施内容に関する事項は、保安規定に記載せず下部規定に記載している。	・重大事故等対応要領書（既存） ・女川原子力発電所第2号機非常時操作手順書（シビアアクシデント、設備別）（既存）	・手順着手の判断基準及び操作手順について記載している。（記載済）

上流文書（設置変更許可申請書）から保安規定への記載内容（本文十号+添付書類十）

【追補 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】

【追補 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】

黒字(赤下線)：変更箇所
 黒字(青下線)：要求事項を実施する行為者

設置変更許可申請書【本文】 R4.6.1 許可時点	設置変更許可申請書【添付書類十 追補】 R4.6.1 許可時点	原子炉施設保安規定		下部規定文書	
		記載すべき内容	記載の考え方	該当規定文書	記載内容の概要
第 10-1 表 重大事故等対策における手順書の概要 (10/19) 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 (方針目的) 炉心の著しい損傷が発生した場合において、水素が原子炉格納容器内に放出され、原子炉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及び原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度監視を行う手順等を整備する。	1.10.2 重大事故等時の手順 1.10.2.1 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 1.10.2.3 重大事故等時の対応手段の選択 重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第 1.10-13 図に示す。 (2) 原子炉建屋内の水素濃度監視及び原子炉建屋ベント 原子炉建屋燃料取替床の水素濃度を原子炉建屋内水素濃度により監視し、静的触媒式水素再結合装置の動作状況を静的触媒式水素再結合装置動作監視装置により監視する。 静的触媒式水素再結合装置の動作により、原子炉建屋内の水素濃度の上昇は抑制されるが、仮に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しきれない場合は、原子炉建屋水素濃度指示値が 1.3vol%到達後非常用ガス処理系を停止するとともに、水素の発生源を断つため、原子炉建屋水素濃度指示値が 2.3vol%到達後原子炉格納容器ベント操作を実施する。 それでもなお原子炉建屋内の水素濃度が低下しない場合は、原子炉建屋原子炉棟の水素爆発を防止するため、原子炉建屋ベント設備により水素の排出を実施する。	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 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、 <u>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</u> を行うことを目的とする。 対応手段等 3. <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>発電課長および発電所対策本部は、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。</u> <u>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。</u>	・設置変更許可本文記載事項のため保安規定に記載している。 ・保安規定においては、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明確化に伴う記載を追加する。 ・保安規定においては、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明確化のため、設置変更許可の添付書類における記載を基に、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手順を追加する。 ・原子炉建屋ベントについては、自主対策設備を使用する手順に関する事項のため、保安規定に記載せず下部規定に記載している。	・重大事故等対応要領書（既存） ・女川原子力発電所第 2 号機非常時操作手順書（シビアアクシデント、設備別）（既存）	・手順着手の判断基準及び操作手順について記載している。（記載済）

女川原子力発電所 2 号炉

原子炉建屋水素濃度に基づく 原子炉格納容器ベント基準の妥当性について

2023年7月

東北電力株式会社

目 次

1. 適合性審査を踏まえた確認事項
 1. 1 はじめに
 1. 2 現状の原子炉格納容器ベント基準の妥当性について
 1. 2. 1 原子炉建屋燃料取替床での判断が妥当であること
 1. 2. 2 2.3vol%での判断が妥当であること
 2. 原子炉格納容器ベント基準の裕度評価のための追加確認事項
 2. 1 これまでの評価について
 2. 2 追加確認事項
 2. 3 水素発生量を増加させた場合の原子炉格納容器ベント基準との比較評価
(代替循環冷却系)
 2. 4 水素発生量を増加させた場合の原子炉格納容器ベント基準との比較評価
(格納容器ベント)
 2. 5 PAR が機能しないと想定した場合の原子炉格納容器ベント基準との比較評価
(代替循環冷却系)
 2. 6 PAR が機能しないと想定した場合の原子炉格納容器ベント基準との比較評価
(格納容器ベント)
 2. 7 原子炉格納容器漏えい率を変化させた場合の原子炉格納容器ベント基準との
比較評価 (代替循環冷却系)
 2. 8 原子炉格納容器漏えい率を変化させた場合の原子炉格納容器ベント基準との
比較評価 (格納容器ベント)
 2. 9 自主対策設備の使用を考慮した解析ケース (代替循環冷却系)
 2. 10 自主対策設備の使用を考慮した解析ケース (格納容器ベント)
 2. 11 まとめ

参考資料 局所エリアの状況

1. 適合性審査を踏まえた確認事項

1. 1 はじめに

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

Ⅲ 要求事項の解釈

1. 重大事故等対策における要求事項の解釈

1.0 共通事項

(1) ～ (3) (略)

(4) 手順書の整備、訓練の実施及び体制の整備

【要求事項】

(略)

【解釈】

1 手順書の整備は、以下によること。

a) (略)

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

1. 1～1. 9 (略)

1. 10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等

【要求事項】

(略)

【解釈】

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

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

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

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

(1) 適合性審査で説明した原子炉格納容器ベント基準

- 2020年2月26日付けで許可された女川原子力発電所2号炉の発電用原子炉設置変更許可申請（以下「既許可申請」という。）における「添付書類十 5.1 重大事故等対策」で示しているとおり、原子炉建屋原子炉棟内水素濃度（原子炉建屋燃料取替床）2.3vol%到達時に原子炉建屋水素爆発防止のための原子炉格納容器ベントを実施する手順となっている。

(2) 原子炉格納容器ベント基準の妥当性確認方針

- 現状の原子炉建屋燃料取替床水素濃度2.3vol%到達時の原子炉格納容器ベント基準が、「1.1 はじめに」に記載のSA技術的能力審査基準の改正内容に対して妥当であることを確認する。
- 水素挙動の評価については、一定の条件を仮定したものであり、その結果には大きな不確かさを含んでいることから、不確かさを考慮したうえで現状の原子炉格納容器ベント基準が妥当であることを評価する。

1. 2 現状の原子炉格納容器ベント基準の妥当性について

適合性審査を踏まえ、原子炉建屋における水素爆発防止のための原子炉格納容器ベント基準（原子炉建屋燃料取替床水素濃度 2.3vol%）が以下の観点で妥当であることを確認している。これらの観点に加え、水素の不確かさを踏まえた影響を評価する。

1. 原子炉建屋燃料取替床での判断が妥当であること

- 水素の滞留によって、下層階が可燃限界に到達しないことを確認する。

2. 2.3vol%での判断が妥当であること

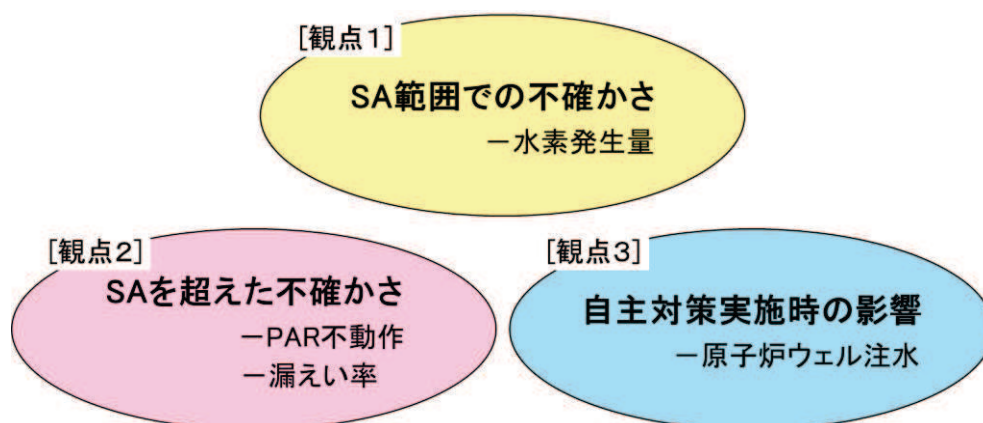
- 炉心損傷が生じた場合、改良 EPDM 製シール材の採用等により既許可申請における「添付資料十 追補 2. II 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価」で示しているとおりの原子炉格納容器耐性が向上していることを踏まえて、原子炉建屋水素爆発防止のための原子炉格納容器ベントにおいても放射性物質の放出を可能な限り遅延できることを確認する。
- 原子炉格納容器ベント基準は「水素濃度計計器誤差」及び「原子炉格納容器ベント基準到達後に遠隔操作で速やかに原子炉格納容器ベントできない不測事態発生に対する操作余裕時間」を考慮し、可燃限界（4vol%）に対して裕度がある基準であることを確認する。

(1) ベースケースの不確かさ影響を確認するための3つの観点

上記2つの観点に加えて、水素の不確かさを踏まえた影響を評価するための3つの観点について図1.2-1に示す。

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

なお、観点1については水素発生量に一定の保守性を設けた評価、観点3については代替循環冷却系ケース及び格納容器ベントケースにて原子炉ウェル注水時の影響評価をそれぞれ適合性審査において確認している。



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

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

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

図1.2-1 不確かさ評価を確認するための3つの観点

(2) 各階層において3つの観点から確認するとした考え方

原子炉格納容器から局所エリア又は下層階へ漏えいした水素は、ダクト等から通路部へ流れる。また、「1. 2. 1 (3) ベースケース解析 (代替循環冷却系)」以降の評価により、水素の滞留によって局所エリア及び下層階で可燃限界に到達しないことを確認している。通路部は大物搬入口ハッチや換気ダクト等で接続されており、漏えいした水素は原子炉建屋燃料取替床へと移行することを解析により確認している。図 1.2-2 に局所エリアから原子炉建屋燃料取替床までの水素流路のイメージ図を示している。このため、原子炉建屋燃料取替床の水素濃度を原子炉格納容器ベント判断基準としている。

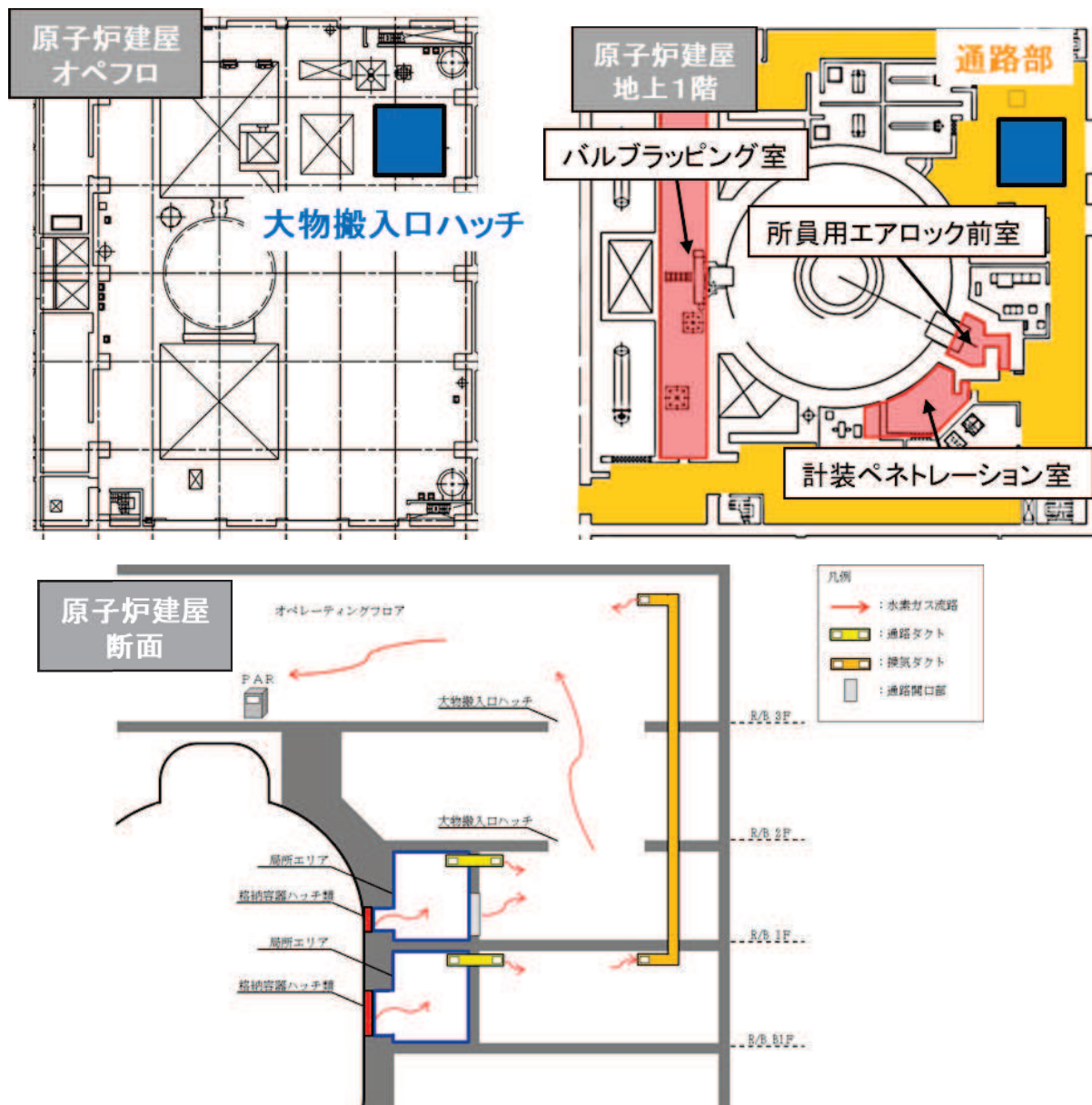


図 1.2-2 局所エリアから原子炉建屋燃料取替床までの水素流路イメージ

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

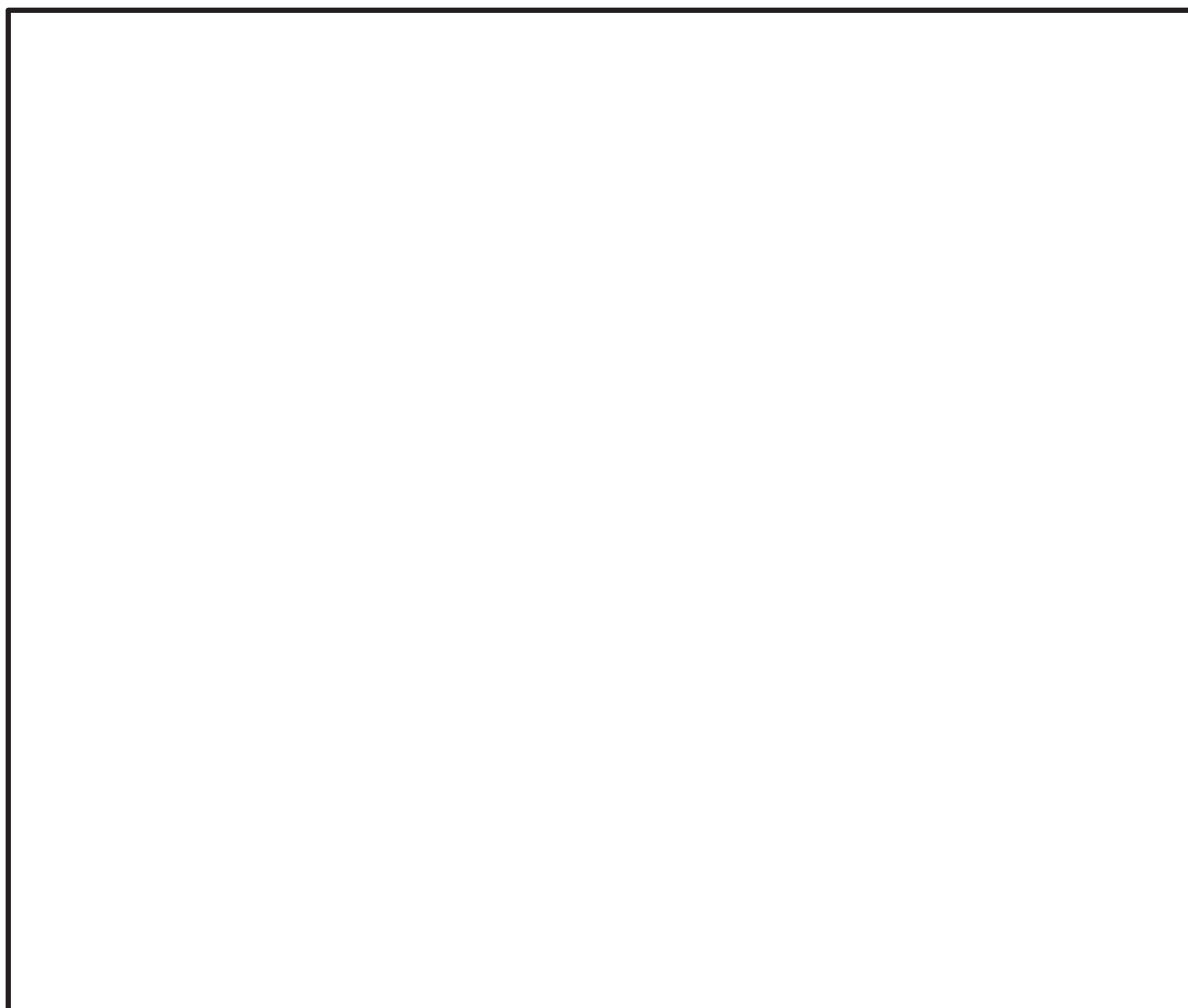
一方、観点2のうちPAR不動作については、PARの設置位置が原子炉建屋燃料取替床であることから、局所エリアへの直接的な影響はない。そのため、建屋全体の評価において不確かさを踏まえた妥当性を確認する。

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

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

1. 2. 1 原子炉建屋燃料取替床での判断が妥当であること

水素の滞留によって、下層階が可燃限界に到達しないことを以下図 1.2-3 に示す解析モデルで確認している。局所エリアについては、扉の開口部や排気ダクトを通じて、通路とつながっていることから、フローパスを設けて局所エリア外部との流出入をモデル化し、建屋全体の水素濃度の挙動とあわせて原子炉建屋原子炉棟解析モデルにより水素挙動を確認している。(局所エリアの構造やダクト位置等については参考資料参照)



●——● : フローパス, : ノード, : ノード (局所エリア)
----- : サブノード

図 1.2-3 原子炉建屋原子炉棟解析モデル簡易図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(1) 評価における原子炉格納容器漏えい率の設定の考え方

a. 原子炉格納容器シール材とその試験結果について

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

そこで、原子炉格納容器フランジシール部に使用されているシール材（シリコンゴム）について、重大事故等時の環境下の耐性が優れた改良 EPDM 製シール材に変更して原子炉格納容器閉じ込め機能の強化を図っている。

原子炉格納容器のフランジ部構造を図 1.2-4 に示す。

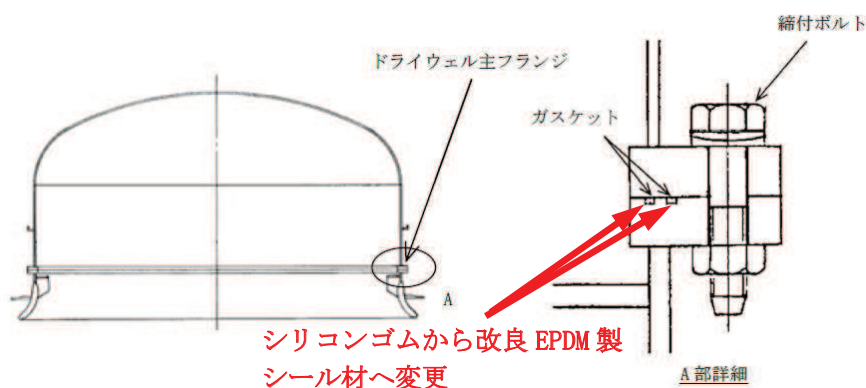
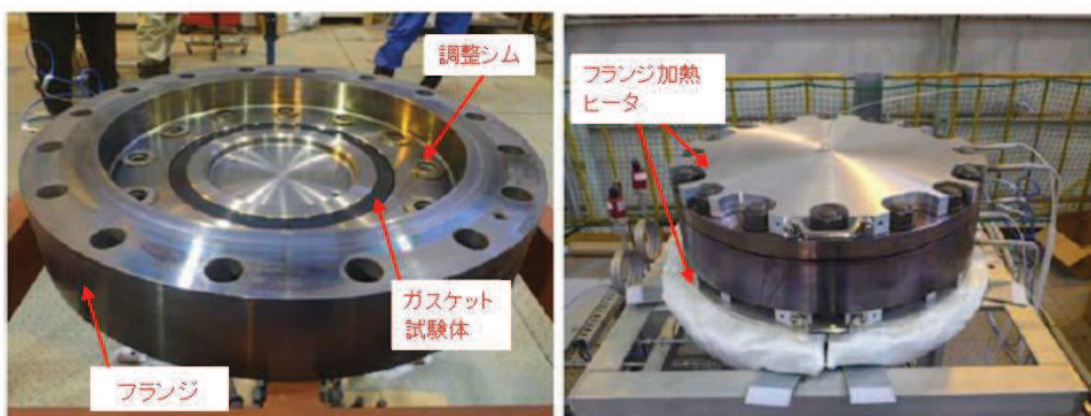


図 1.2-4 原子炉格納容器フランジ部構造（ドライウェル主フランジ）

改良 EPDM 製シール材については、重大事故等時の温度や放射線による劣化特性を試験により確認し、シール機能を評価している。試験装置を図 1.2-5 に示す。

試験の結果、フランジによるガスケット試験体の押し込み量が最小限（0mm）であっても、有意な漏えいは発生せず、200℃・168 時間、250℃・96 時間の耐性が確認されている。試験結果を表 1.2-1 に示す。



試験装置外観（フランジ開放時） 試験装置外観（フランジ密閉時）

図 1.2-5 試験装置の外観

表 1.2-1 試験結果*1

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

注記*1：下記条件は全ケース共通

試験圧力：2Pd 以上 (0.854MPa 以上)

放射線照射量：

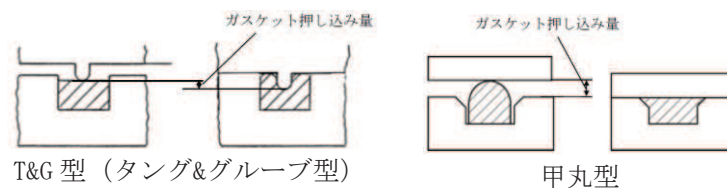
加圧媒体：乾熱 (空気)

漏えい判定基準:1cc/min 以上の漏えい量が 30 分以上継続した場合に漏えい有とする。

*2：継続時間 22 時間で漏えいが発生。

補足・フランジ型式は以下のとおり (T&G 型は所員用エアロック, 甲丸型はその他の機器ハッチ等で使用)

- ・通常時は, ボルト締結によりガスケットを押し込むが, 本試験においては保守的に押し込み量を 0mm として実施



原子炉格納容器の限界圧力 (2Pd : 0.854MPa), 限界温度 (200℃) における原子炉格納容器漏えい率は, AEC の評価式より約 1.24%/day であることを評価している。

上記を考慮し, 原子炉格納容器漏えい率を保守的に 1.3%/day と設定し, 試験により漏えいしないことを確認している原子炉格納容器フランジ部から保守的に漏えいしたとして, 原子炉建屋原子炉棟内の水素挙動評価を行い, 水素濃度が可燃限界に到達しないことを確認している。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

b. 漏えい想定箇所と周長

原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内への漏えい箇所は、表 1.2-2 に示しており、リークポテンシャルを有する各フロアフランジ部、エアロックを想定する。また、漏えい割合はシール部の開口部周長の割合とする。

表 1.2-2 漏えい想定箇所と漏えい割合

漏えいフロア	漏えい箇所	口径 [mm]	周長 [mm]*1	周長 割合*2	漏えい量 割合*3	漏えいの対象と する局所エリア
原子炉建屋 地上3階 (原子炉建屋燃料取 替床)	ドライウェル 主フランジ					—
地上1階	南側		逃がし安全弁 搬出入口			バルブラッピング 室
	北側		所員用エアロ ック			所員用エアロッ ク前室
	北東側		ISI用ハッチ			計装ペネトレー ション室
地下1階	南東側		機器搬出入用 ハッチ			—
	北西側		制御棒駆動機 構搬出入口			CRD 補修室
	北東側					
地下2階	南東側		サプレッショ ンチェンバ出 入口			—
	北西側					

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

*2：周長割合は、漏えい箇所の周長/全漏えい箇所の周長合計値にて算出する。

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

*4：漏えい箇所1個当たりの値を示す。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(2) 評価シナリオの選定の考え方

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

格納容器破損モードのうち、事象進展が早く原子炉格納容器圧力及び温度が高く推移するとして、大破断L O C Aを想定している「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」が選定されている。

原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内への水素漏えい事象として、炉心損傷による大量の水素が発生し、原子炉格納容器圧力及び温度が厳しくなる方が、より多くの水素が原子炉建屋原子炉棟内に漏えいする可能性があるため、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」を評価シナリオとして選定している。

また、評価シナリオは原子炉格納容器除熱手段の違いにより、代替循環冷却系を使用する場合と原子炉格納容器フィルタベント系を使用する場合の2ケースがあり、その双方について原子炉建屋原子炉棟内の水素挙動解析を実施して、その影響を確認している。

なお、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」では、原子炉格納容器内へ流出した高温の原子炉冷却材及び熔融炉心の崩壊熱によって発生した水蒸気並びにジルコニウム-水反応等によって発生した非凝縮性ガスが蓄積する。本事象は、非常用炉心冷却系の機能及び全交流電源が喪失するため、原子炉水位は急速に低下する。水位低下により炉心は露出し、事象発生から約4分後に炉心損傷に至り、早い段階から水素が発生する事象である。

(3) ベースケース解析 (代替循環冷却系)

既許可申請まとめ資料別添資料-3「水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備について」の別紙11「有効性評価における原子炉建屋原子炉棟内の水素挙動」で示している原子炉建屋内の水素挙動解析結果に基づいて確認した。

a. 評価条件

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

GOTHIC コードの解析条件 (原子炉格納容器からの漏えい条件) を表 1.2-3 に示す。原子炉格納容器圧力, 原子炉格納容器温度及び原子炉格納容器内ガス組成は, 図 1.2-6 から図 1.2-9 に示す「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」のシナリオにおける代替循環冷却系を使用する場合における各パラメータを, 原子炉建屋原子炉棟への水素漏えい量の観点でそれぞれ保守側に包絡するように設定している。

原子炉格納容器漏えい率については, 原子炉格納容器設計漏えい率を下限として, 原子炉格納容器圧力, 原子炉格納容器温度及び原子炉格納容器内ガス組成を用いて AEC の評価式により算出される値を包絡する値として設定している。

なお, 原子炉格納容器圧力が上昇していない事象開始直後より 36 時間まで, 原子炉格納容器圧力 2Pd 時の原子炉格納容器漏えい率 (AEC 式にて約 1.24%/day) に余裕を見た漏えい率として 1.3%/day を評価条件とし, 代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱後は, 原子炉格納容器圧力低下の遅れも考慮して原子炉格納容器圧力を包絡する条件とした。

また, 解析条件を表 1.2-4, 解析モデルを図 1.2-10 にそれぞれ示す。

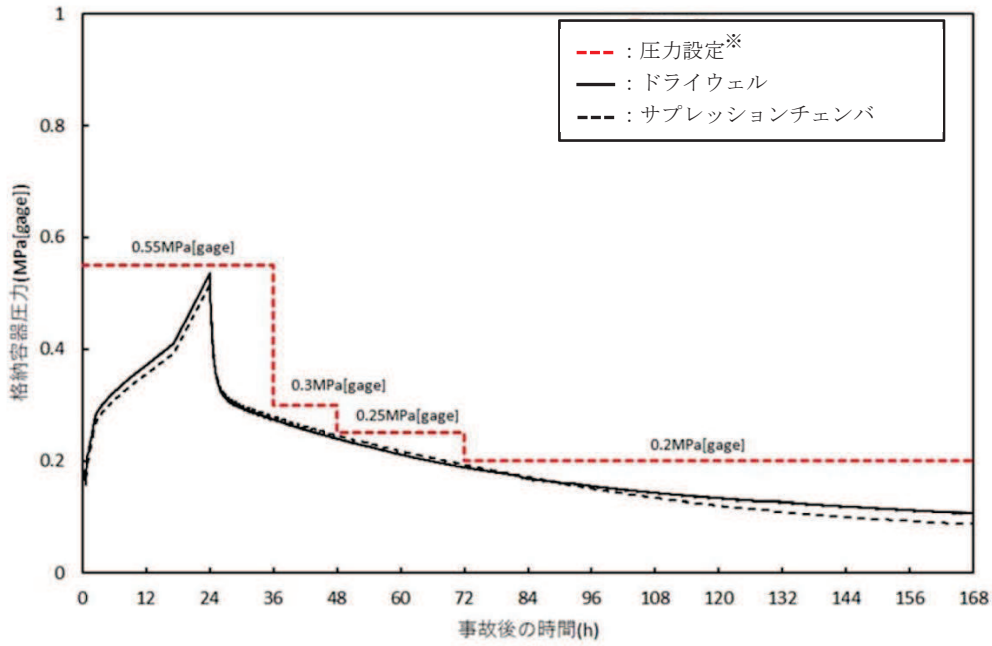
表 1.2-3 GOTHIC コードによる解析条件（代替循環冷却系ケース）

項目		条件					
		0～6h	6～24h	24～36h	36～48h	48～72h	72～168h
ドライウエル	原子炉格納容器 圧力 (kPa[gage])	550			300	250	200
	原子炉格納容器 温度 (°C)	200			171		
	水素分率 (vol%)	10		15	20		
	窒素分率 (vol%)	0	10		35		
	水蒸気分率 (vol%)	90	80	75	45		
	原子炉格納容器 漏えい率* (%/day)	1.3			0.7	0.65	0.6
サブプレッションチェンバ	原子炉格納容器 圧力 (kPa[gage])	550			300	250	200
	原子炉格納容器 温度 (°C)	200			171		
	水素分率 (vol%)	25		20	15		
	窒素分率 (vol%)	30			25		
	水蒸気分率 (vol%)	45		50	60		
	原子炉格納容器 漏えい率* (%/day)	1.3			0.7	0.65	0.6

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

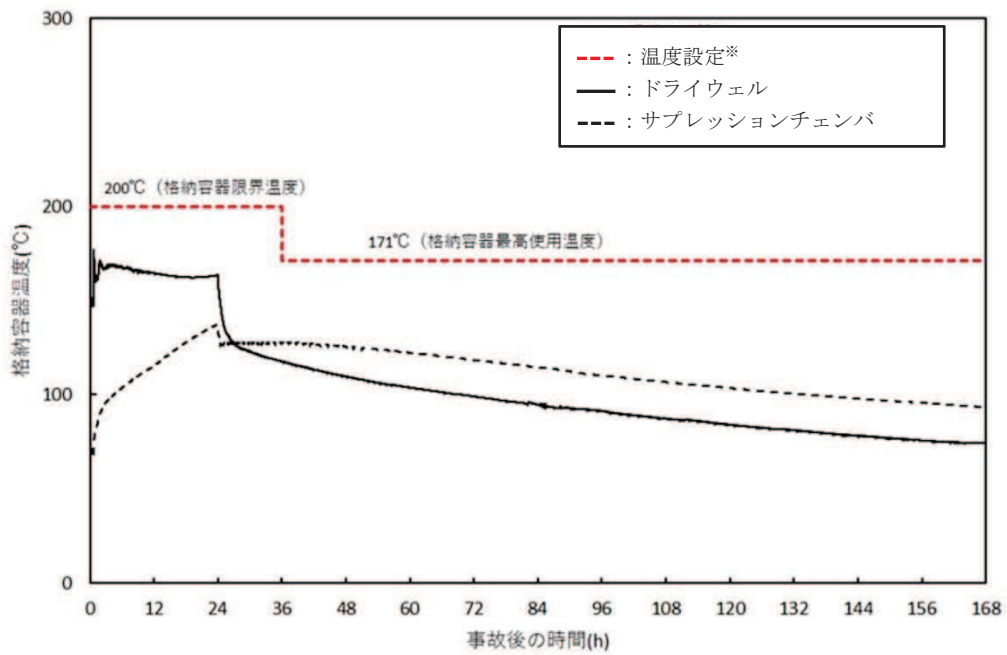
$$L = L_0 \sqrt{\frac{(P - P_a)RT}{(P_0 - P_a)R_0T_0}}$$

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



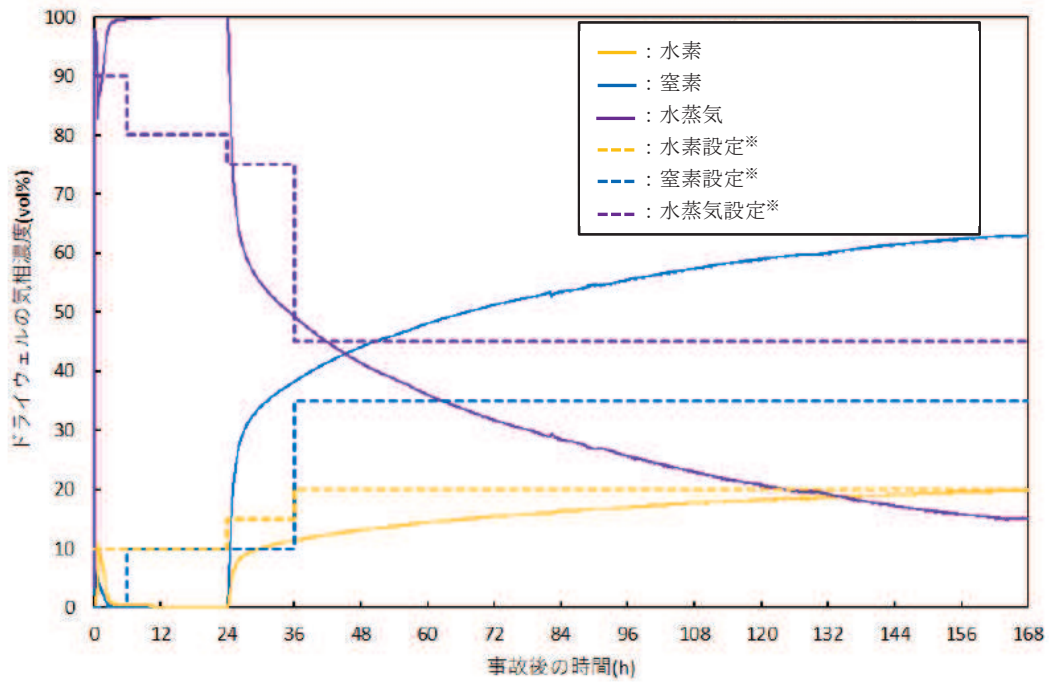
※：水素の漏えい量が多くなる条件として原子炉格納容器圧力は高い側に包絡する。

図 1.2-6 原子炉格納容器圧力の解析条件（代替循環冷却系ケース）



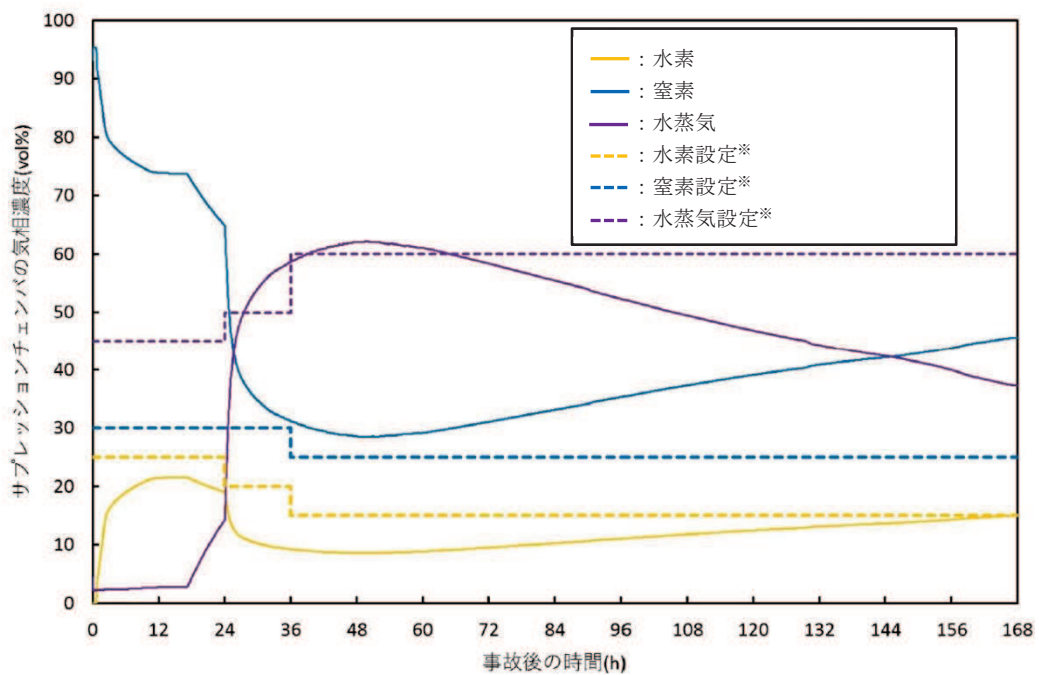
※：漏えいした水蒸気が凝縮し易く原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度が高くなる条件として原子炉格納容器温度は高い側に包絡する。

図 1.2-7 原子炉格納容器気相部温度の解析条件（代替循環冷却系ケース）



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

図 1.2-8 ドライウェルガス組成の解析条件（代替循環冷却系ケース）



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

図 1.2-9 サプレッションチェンバガス組成の解析条件（代替循環冷却系ケース）

表 1.2-4 GOTHIC コードによる解析条件（代替循環冷却系ケース）（1/2）

項目	解析条件	設定理由
原子炉格納容器条件		
原子炉格納容器圧力	表 1.2-3 のとおり	—
原子炉格納容器温度	表 1.2-3 のとおり	—
原子炉格納容器ガス組成	表 1.2-3 のとおり	—
原子炉格納容器漏えい率	表 1.2-3 のとおり	—
漏えい箇所	<ul style="list-style-type: none"> ・ドライウェル主フランジ ・逃がし安全弁搬出入口 ・所員用エアロック ・ISI 用ハッチ ・機器搬出入用ハッチ ・制御棒駆動機構搬出入口 ・サブプレッションチェンバ出入口 	表 1.2-2 による
原子炉建屋初期条件		
建屋圧力	101.325kPa [abs]	大気圧として設定
建屋温度	40℃	通常運転時の環境仕様温度の最大値として設定
建屋ガス組成	<ul style="list-style-type: none"> ・酸素 19.5vol% ・窒素 73.2vol% ・水蒸気 7.3vol% 	相対湿度 100%の空気として設定
建屋解析モデル		
空間容積	原子炉建屋原子炉棟内 原子炉建屋燃料取替床 30,000m ³ 2階 3,100m ³ 1階 3,100m ³ 地下1階 8,700m ³ トーラス室 7,300m ³ 大物搬入口ハッチ 1,900m ³ 階段室（西側） 280m ³ 階段室（南側） 120m ³	空間の構造物を除いた容積として設定
圧力境界条件（外部・外気への漏えい）		
圧力	101.325kPa [abs]	大気圧として設定
温度	40℃	通常運転時の環境仕様温度の最大値として設定
ガス組成	<ul style="list-style-type: none"> ・酸素 19.5vol% ・窒素 73.2vol% ・水蒸気 7.3vol% 	建屋初期条件同様 （相対湿度 100%の空気として設定）
流出条件		
位置	原子炉建屋燃料取替床	—

表 1.2-4 GOTHIC コードによる解析条件（代替循環冷却系ケース）（2/2）

放熱条件		
内壁熱伝達率（原子炉建屋燃料取替床－壁面）	凝縮熱伝達及び自然対流熱伝達を考慮	GOTHIC コード内のモデルを使用 ・凝縮熱伝達モデル DLM-FM ・自然対流熱伝達モデル 垂直平板（壁）、水平平板（天井）
壁厚さ	・下部壁 400mm ・上部壁 250mm ・天井 170mm	—
壁内熱伝導率	1.74 W/m/K	コンクリートの物性
壁の比熱	0.963 kJ/kg/K	同上
壁の密度	2,400 kg/m ³	同上
外壁熱伝達率（壁面－外気）	5 W/m ² /K	原子炉建屋の外壁面における自然対流熱伝達率を想定
外気温	40℃	建屋温度と同じとして設定
放熱面積	4000m ²	原子炉建屋燃料取替床の外壁が外気と接触している面積として設定
PAR の性能		
水素処理容量	$DR = A \left(\frac{C_{H_2}}{100} \right)^{1.307} \frac{P}{T} \cdot 3600 \cdot SF$ DR : 水素処理容量 [kg/h] A : 係数 <input type="text"/> C _{H₂} : PAR 入口水素濃度 [vol%] P : 雰囲気圧力 [bar] T : 雰囲気温度 [K] SF : スケールファクター	—
反応阻害物質ファクター	0.5	既許可申請まとめ資料別添資料－3 の 2.3.2 節参照
低酸素ファクター	$F_{lowO_2} = 0.7421 \left(\frac{C_{O_2}}{C_{H_2}} \right)^3 - 0.6090 \left(\frac{C_{O_2}}{C_{H_2}} \right)^2 + 0.7046 \left(\frac{C_{O_2}}{C_{H_2}} \right) - 0.026$ ただし、1 以上の場合は全て 1 とし、0 未満の場合は全て 0 とする。 C _{O₂} : 酸素濃度 [vol%]	—
動作開始水素濃度	1.5vol%	既許可申請まとめ資料別添資料－3 の別紙 9 参照
起動酸素濃度	2.5vol%	—
設置個数	19 個	—

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

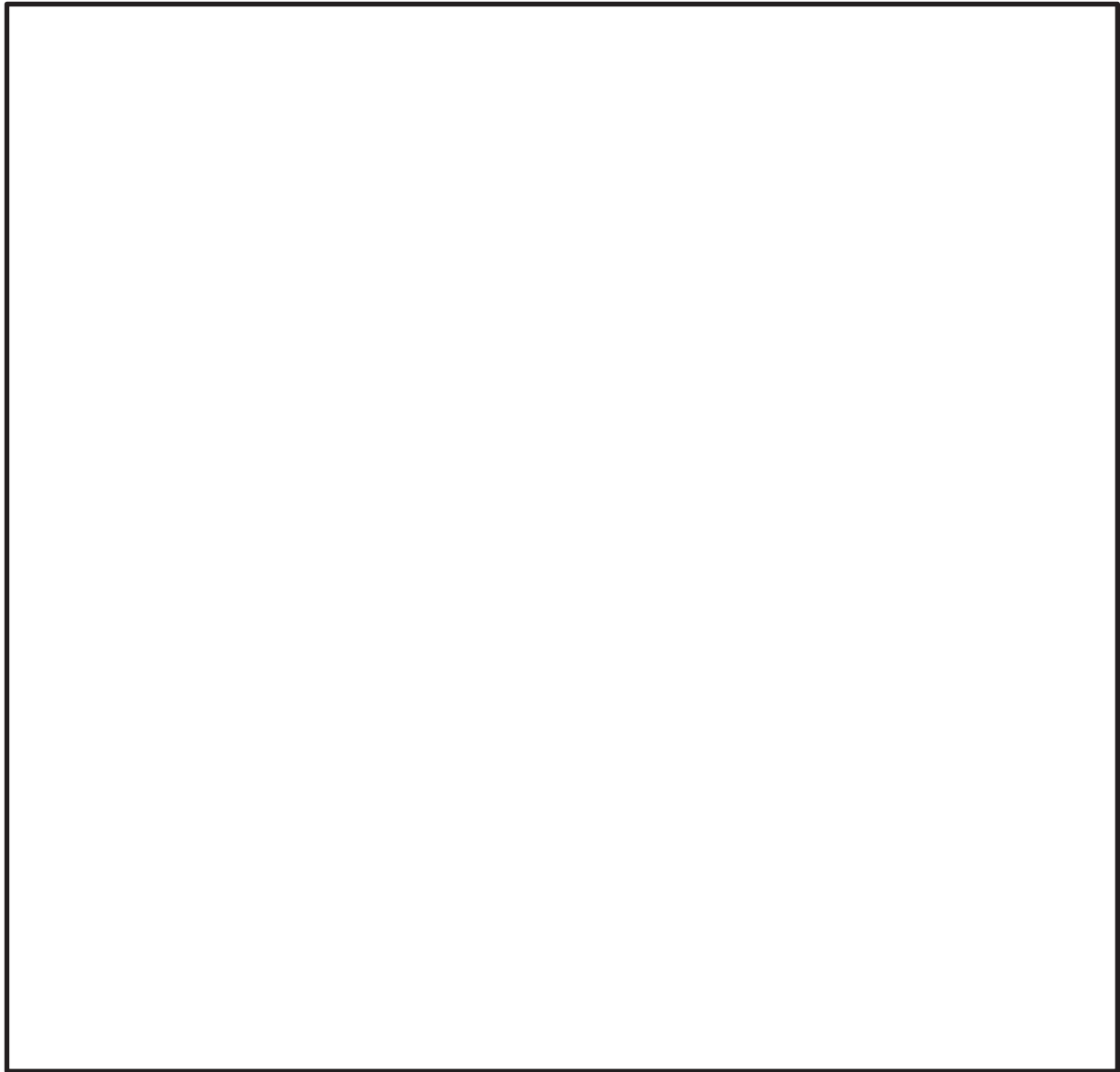


図 1.2-10 原子炉建屋原子炉棟解析モデル（代替循環冷却系ケース）

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

b. 評価結果

代替循環冷却系を使用する場合のドライウェル主フランジを含むシール部からの漏えいケースにおける原子炉建屋原子炉棟内の水素挙動を図 1.2-11 に示す。

代替循環冷却系ケースでは、事故後 36 時間以降においても、原子炉格納容器内に水素を保有しているため、漏えいが継続するが、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度は、下層階も含めて 1 vol% 以下であり、原子炉建屋は水素濃度ベント基準に至らないことを確認した。

なお、原子炉建屋燃料取替床の水素濃度は PAR の動作開始濃度である 1.5 vol% 以下であった。

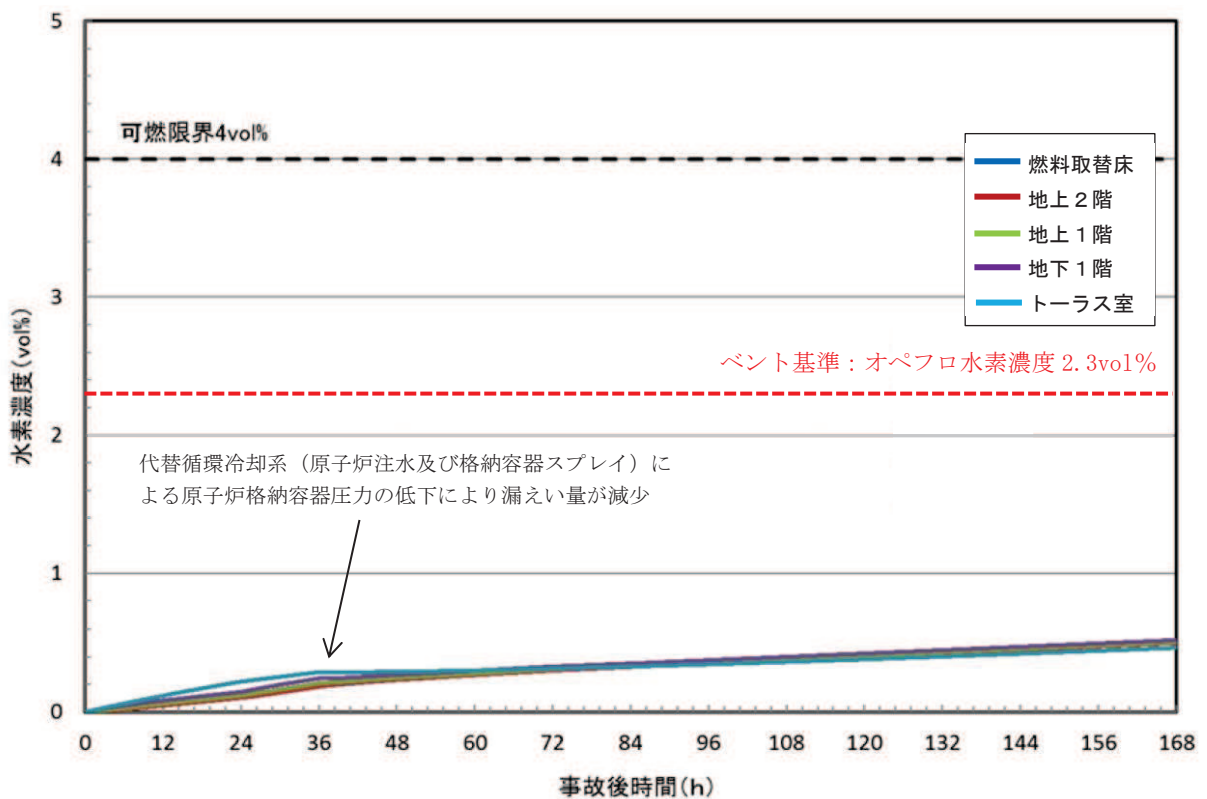


図 1.2-11 原子炉建屋原子炉棟内水素濃度（代替循環冷却系ケース）

(4) ベースケース解析（格納容器ベント）

既許可申請まとめ資料別添資料－3「水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備について」の別紙11「有効性評価における原子炉建屋原子炉棟内の水素挙動」で示している原子炉建屋内の水素挙動解析結果に基づいて確認した。

a. 評価条件

原子炉建屋原子炉棟内の水素挙動の解析ケースはドライウェル主フランジを含むシール部からの漏えいとし、評価シナリオは、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」における代替循環冷却系を使用できない場合（原子炉格納容器フィルタベント系を使用する場合）とする。

GOTHIC コードの解析条件（原子炉格納容器からの漏えい条件）を表 1.2-5 に示す。原子炉格納容器圧力，原子炉格納容器温度及び原子炉格納容器内ガス組成は，図 1.2-12 から図 1.2-15 に示す「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のシナリオにおける代替循環冷却系を使用できない場合（原子炉格納容器フィルタベント系を使用する場合）における各パラメータを，原子炉建屋原子炉棟への水素漏えい量の観点でそれぞれ保守側に包絡するように設定する。

原子炉格納容器漏えい率については，原子炉格納容器設計漏えい率を下限として，原子炉格納容器圧力，原子炉格納容器温度及び原子炉格納容器内ガス組成を用いて AEC の評価式により算出される値を包絡する値として設定する。

なお，原子炉格納容器圧力 2Pd 時の原子炉格納容器漏えい率（AEC 式にて約 1.24%/day）に余裕を見た漏えい率として 1.3%/day を評価条件とし，原子炉格納容器圧力が上昇していない事象開始直後より，原子炉格納容器ベント実施後の原子炉格納容器圧力低下遅れも考慮した 60 時間まで原子炉格納容器圧力 2Pd 時の原子炉格納容器漏えい率を採用した。事故後 60 時間以降は，原子炉格納容器フィルタベント系により水素が原子炉格納容器外に放出されるため，原子炉建屋原子炉棟内への水素漏えいはなく，水蒸気のみ漏えいが継続するものとする。

また，解析条件を表 1.2-6，解析モデルを図 1.2-16 にそれぞれ示す。

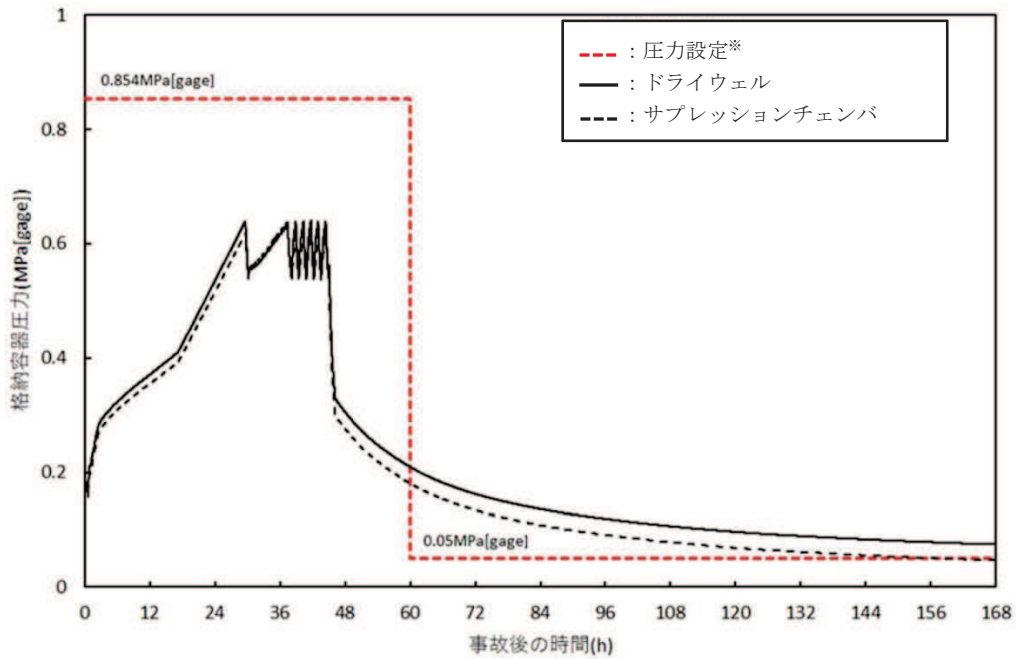
表 1.2-5 GOTHIC コードによる解析条件（格納容器ベントケース）

項目		条件		
		0~6h	6~60h	60~168h
ドライウエル	原子炉格納容器圧力 (kPa [gage])	854		50
	原子炉格納容器温度 (°C)	200		171
	水素分率 (vol%)	10		0
	窒素分率 (vol%)	0	10	0
	水蒸気分率 (vol%)	90	80	100
	原子炉格納容器 漏えい率* (%/day)	1.3		0.5 (設計漏えい率)
サブプレッション チェンバ	原子炉格納容器圧力 (kPa [gage])	854		50
	原子炉格納容器温度 (°C)	200		171
	水素分率 (vol%)	25		0
	窒素分率 (vol%)	30		0
	水蒸気分率 (vol%)	45		100
	原子炉格納容器 漏えい率* (%/day)	1.3		0.5 (設計漏えい率)

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

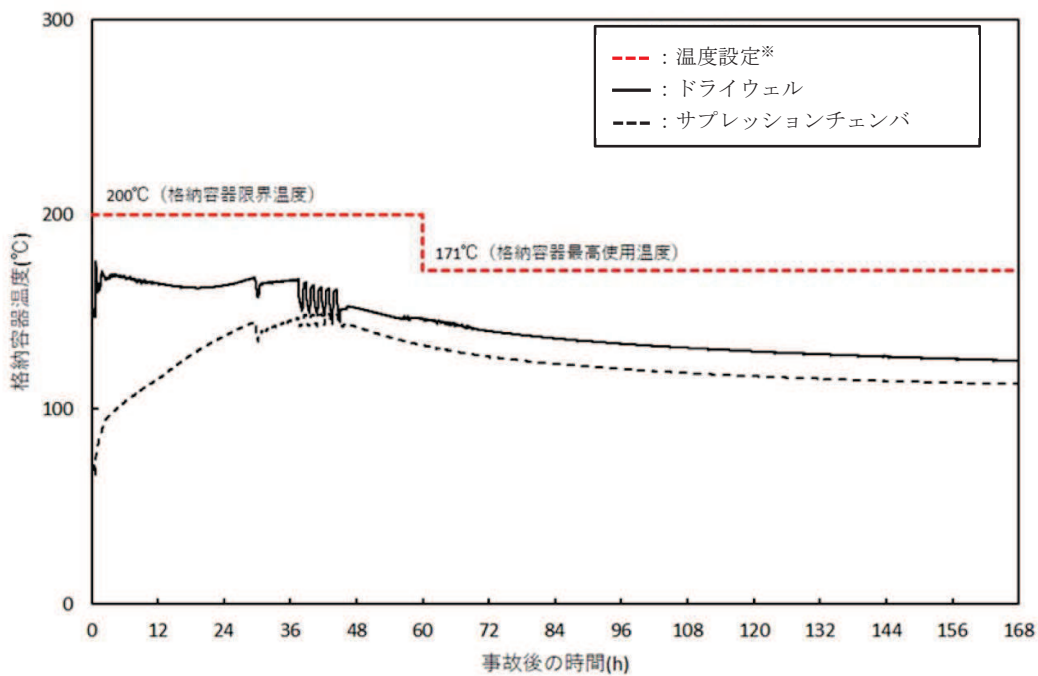
$$L = L_0 \sqrt{\frac{(P - P_a)RT}{(P_0 - P_a)R_0T_0}}$$

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



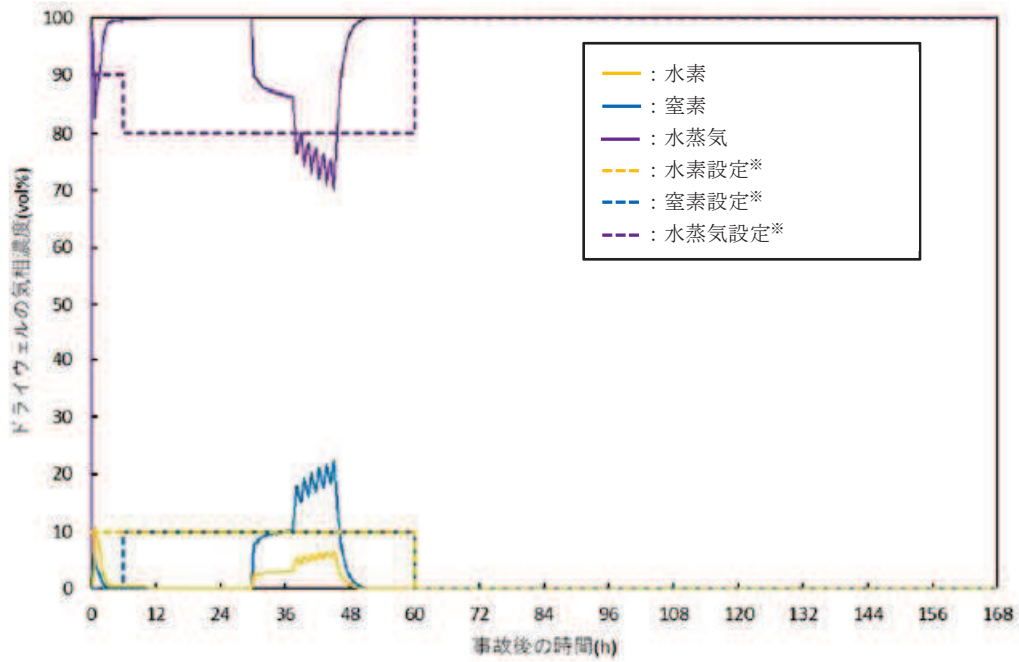
※：解析上の原子炉格納容器ベント時間（60 時間）まで水素の漏えい量が多くなる条件として原子炉格納容器圧力は高い側に包絡し，原子炉格納容器ベント後は原子炉格納容器内の水素がなくなるため原子炉建屋原子炉棟への漏えいガスが少なくなる条件として原子炉格納容器圧力は低い側に包絡する。

図 1.2-12 原子炉格納容器圧力の解析条件（格納容器ベントケース）



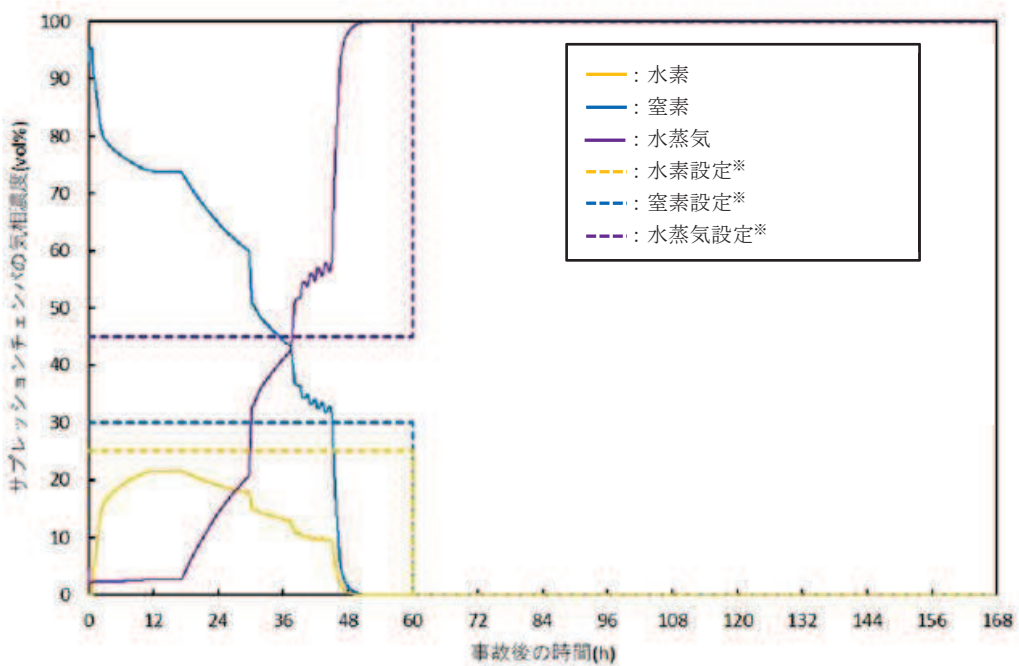
※：漏えいした水蒸気が凝縮し易く原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度が高くなる条件として原子炉格納容器温度は高い側に包絡する。

図 1.2-13 原子炉格納容器気相部温度の解析条件（格納容器ベントケース）



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

図 1.2-14 ドライウエルガス組成の解析条件（格納容器ベントケース）



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

図 1.2-15 サプレッションチェンバガス組成の解析条件（格納容器ベントケース）

表 1.2-6 GOTHIC コードによる解析条件（格納容器ベントケース）（1/2）

項目	解析条件	設定理由
原子炉格納容器条件		
原子炉格納容器圧力	表 1.2-5 のとおり	—
原子炉格納容器温度	表 1.2-5 のとおり	—
原子炉格納容器ガス組成	表 1.2-5 のとおり	—
原子炉格納容器漏えい率	表 1.2-5 のとおり	—
漏えい箇所	<ul style="list-style-type: none"> ・ドライウェル主フランジ ・逃がし安全弁搬出入口 ・所員用エアロック ・ISI 用ハッチ ・機器搬出入用ハッチ ・制御棒駆動機構搬出入口 ・サブプレッションチェンバ出入口 	表 1.2-2 による
原子炉建屋初期条件		
建屋圧力	101.325kPa [abs]	大気圧として設定
建屋温度	40℃	通常運転時の環境仕様温度の最大値として設定
建屋ガス組成	<ul style="list-style-type: none"> ・酸素 19.5vol% ・窒素 73.2vol% ・水蒸気 7.3vol% 	相対湿度 100%の空気として設定
建屋解析モデル		
空間容積	原子炉建屋原子炉棟内 原子炉建屋燃料取替床 30,000m ³ 2階 3,100m ³ 1階 3,100m ³ 地下1階 8,700m ³ トーラス室 7,300m ³ 大物搬入口ハッチ 1,900m ³ 階段室（西側） 280m ³ 階段室（南側） 120m ³	空間の構造物を除いた容積として設定
圧力境界条件（外部・外気への漏えい）		
圧力	101.325kPa [abs]	大気圧として設定
温度	40℃	通常運転時の環境仕様温度の最大値として設定
ガス組成	<ul style="list-style-type: none"> ・酸素 19.5vol% ・窒素 73.2vol% ・水蒸気 7.3vol% 	建屋初期条件同様 （相対湿度 100%の空気として設定）
流出条件		
位置	原子炉建屋燃料取替床	—

表 1.2-6 GOTHIC コードによる解析条件（格納容器ベントケース）（2/2）

放熱条件		
内壁熱伝達率（原子炉建屋燃料取替床－壁面）	凝縮熱伝達及び自然対流熱伝達を考慮	GOTHIC コード内のモデルを使用 ・凝縮熱伝達モデル DLM-FM ・自然対流熱伝達モデル 垂直平板（壁），水平平板（天井）
壁厚さ	・下部壁 400mm ・上部壁 250mm ・天井 170mm	—
壁内熱伝導率	1.74 W/m/K	コンクリートの物性
壁の比熱	0.963 kJ/kg/K	同上
壁の密度	2,400 kg/m ³	同上
外壁熱伝達率（壁面－外気）	5 W/m ² /K	原子炉建屋の外壁面における自然対流熱伝達率を想定
外気温	40℃	建屋温度と同じとして設定
放熱面積	4000m ²	原子炉建屋燃料取替床の外壁が外気と接触している面積として設定
PAR の性能		
水素処理容量	$DR = A \left(\frac{C_{H_2}}{100} \right)^{1.307} \frac{P}{T} \cdot 3600 \cdot SF$ DR : 水素処理容量 [kg/h] A : 係数 C _{H₂} : PAR 入口水素濃度 [vol%] P : 雰囲気圧力 [bar] T : 雰囲気温度 [K] SF : スケールファクター	—
反応阻害物質ファクター	0.5	既許可申請まとめ資料別添資料-3 の 2.3.2 節参照
低酸素ファクター	$F_{lowO_2} = 0.7421 \left(\frac{C_{O_2}}{C_{H_2}} \right)^3 - 0.6090 \left(\frac{C_{O_2}}{C_{H_2}} \right)^2 + 0.7046 \left(\frac{C_{O_2}}{C_{H_2}} \right) - 0.026$ ただし、1 以上の場合は全て 1 とし、0 未満の場合は全て 0 とする。 C _{O₂} : 酸素濃度 [vol%]	—
動作開始水素濃度	1.5vol%	既許可申請まとめ資料別添資料-3 の別紙 9 参照
起動酸素濃度	2.5vol%	—
設置個数	19 個	—

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

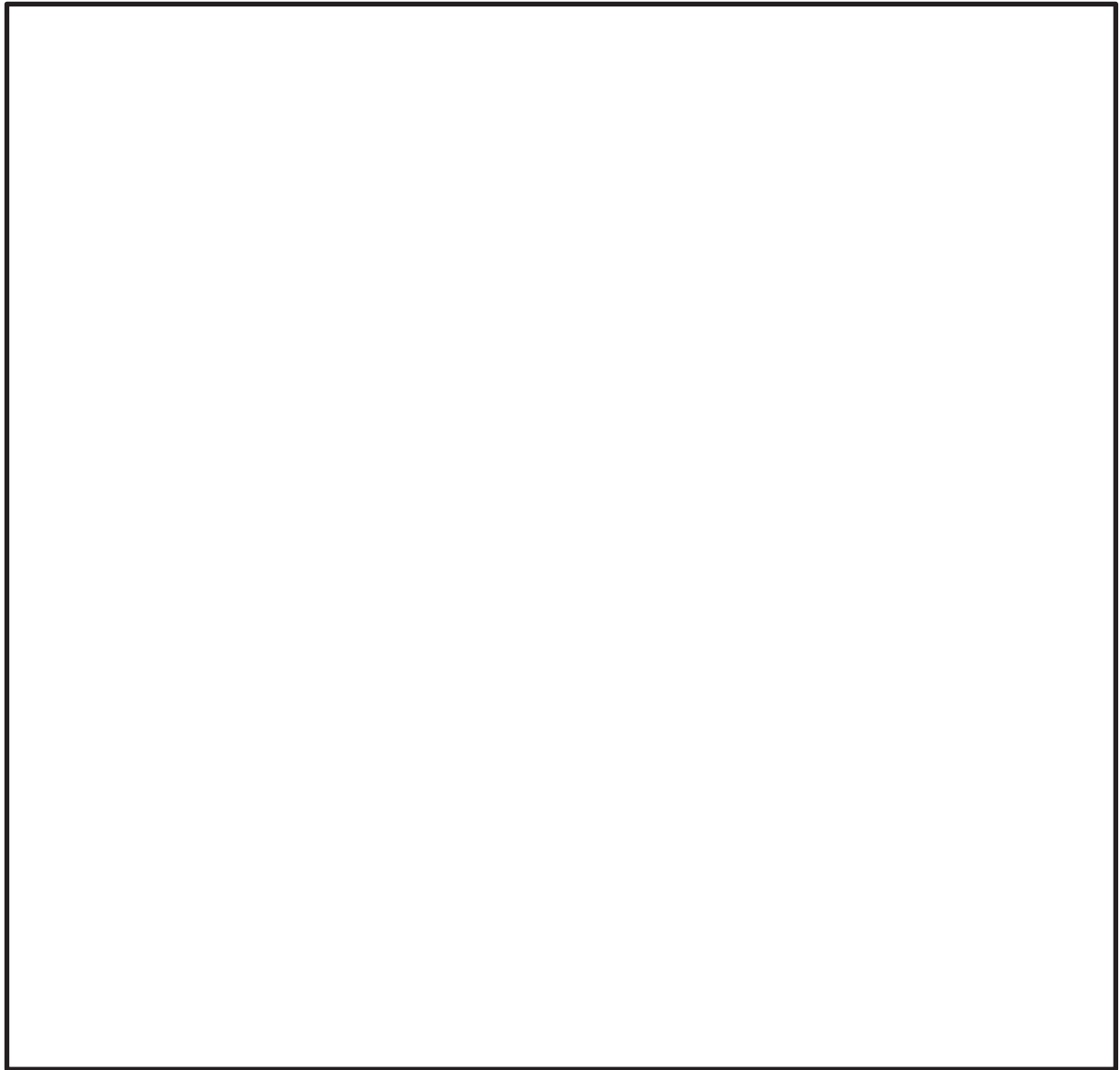


図 1.2-16 原子炉建屋原子炉棟解析モデル（格納容器ベントケース）

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

b. 評価結果

代替循環冷却系を使用できない場合（原子炉格納容器フィルタベント系を使用する場合）のドライウェル主フランジを含むシール部からの漏えいケースにおける原子炉建屋原子炉棟内の水素挙動を図 1.2-17 に示す。

格納容器ベントケースでは、水素濃度は事故後 60 時間まで上昇し、その後、ほぼ一定に推移する。これは、原子炉格納容器フィルタベント系により原子炉格納容器内水素が排出されたためである。原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度は、下層階も含めて 1 vol% 以下であり、原子炉建屋は水素濃度ベント基準に至らないことを確認した。

なお、原子炉建屋燃料取替床の水素濃度は PAR の動作開始濃度である 1.5 vol% 以下であった。

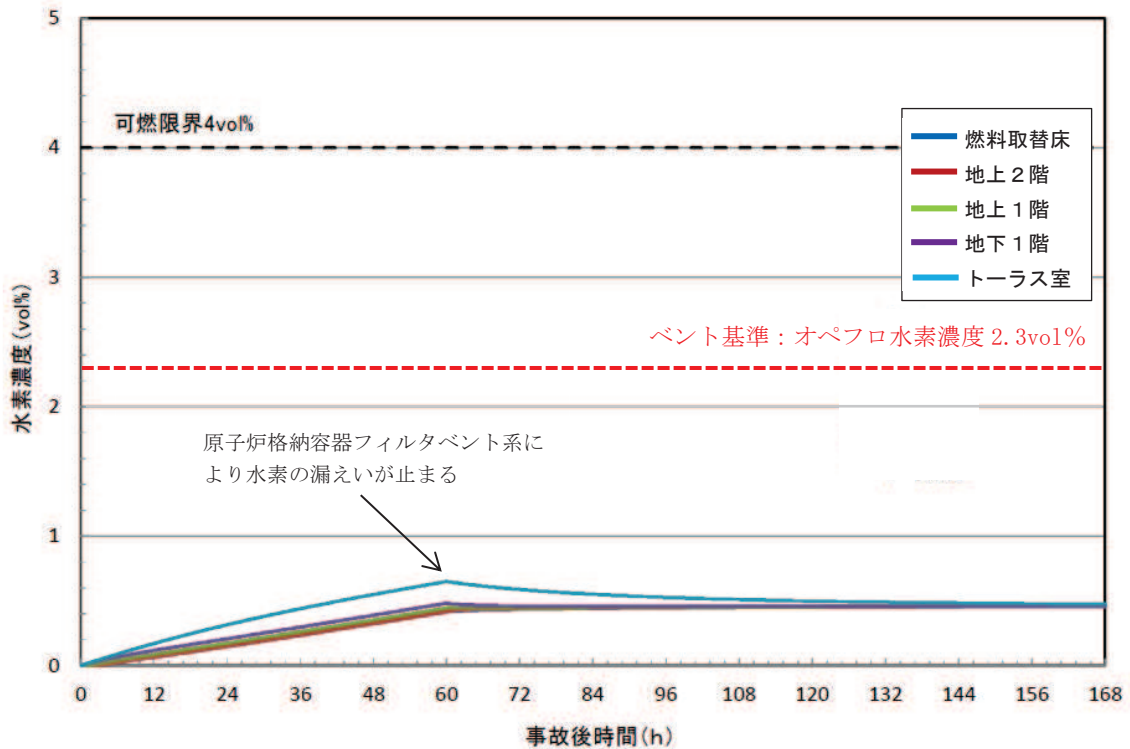


図 1.2-17 原子炉建屋原子炉棟内水素挙動（格納容器ベントケース）

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

原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内への水素漏えいが想定される箇所については、表 1.2-2 に示す漏えい箇所があり、同表に示す直接漏えいが発生する区画（以下「局所エリア」という。）については、小部屋形状となっている箇所がある。漏えい想定箇所の原子炉建屋断面イメージを図 1.2-18、局所エリアの配置図を図 1.2-19 にそれぞれ示す。

適合性審査においても局所エリアについては、空間容積、開口部周長の割合及びダクト等の配置を考慮して、評価を実施しており、全ての局所エリアのうち最も水素濃度が厳しくなる「CRD 補修室」*について評価結果を示す。

※：ドライウエルからの漏えいに対して、水素濃度が最も厳しくなる局所エリアを示す。サブレーションチェンバの開口部と直接繋がるのはトールラス室のみであり、直接繋がる局所エリアはない。

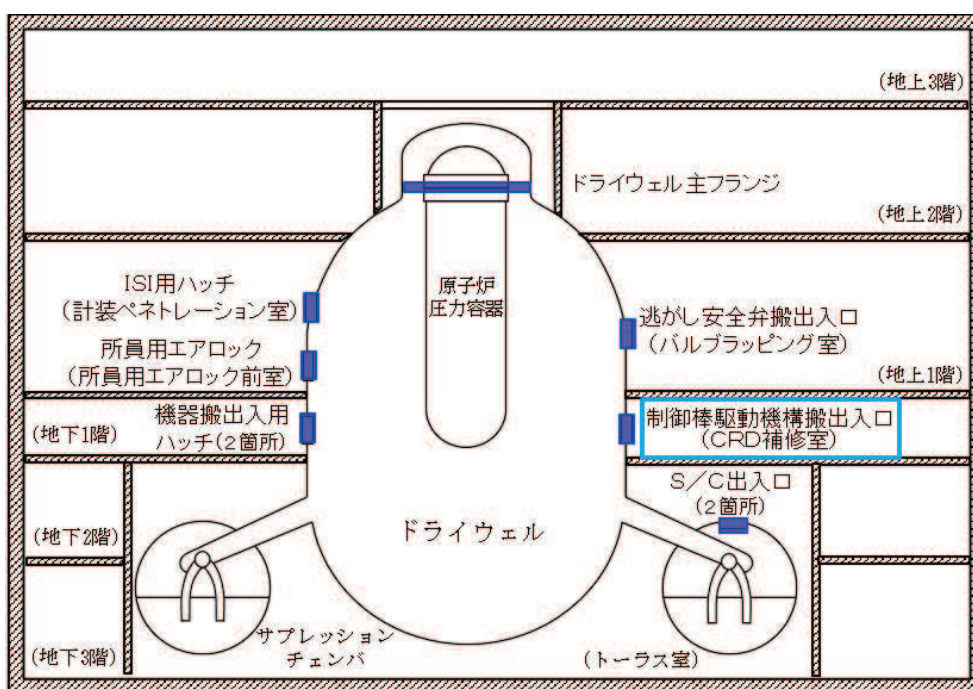


図 1.2-18 漏えい想定箇所原子炉建屋断面イメージ図

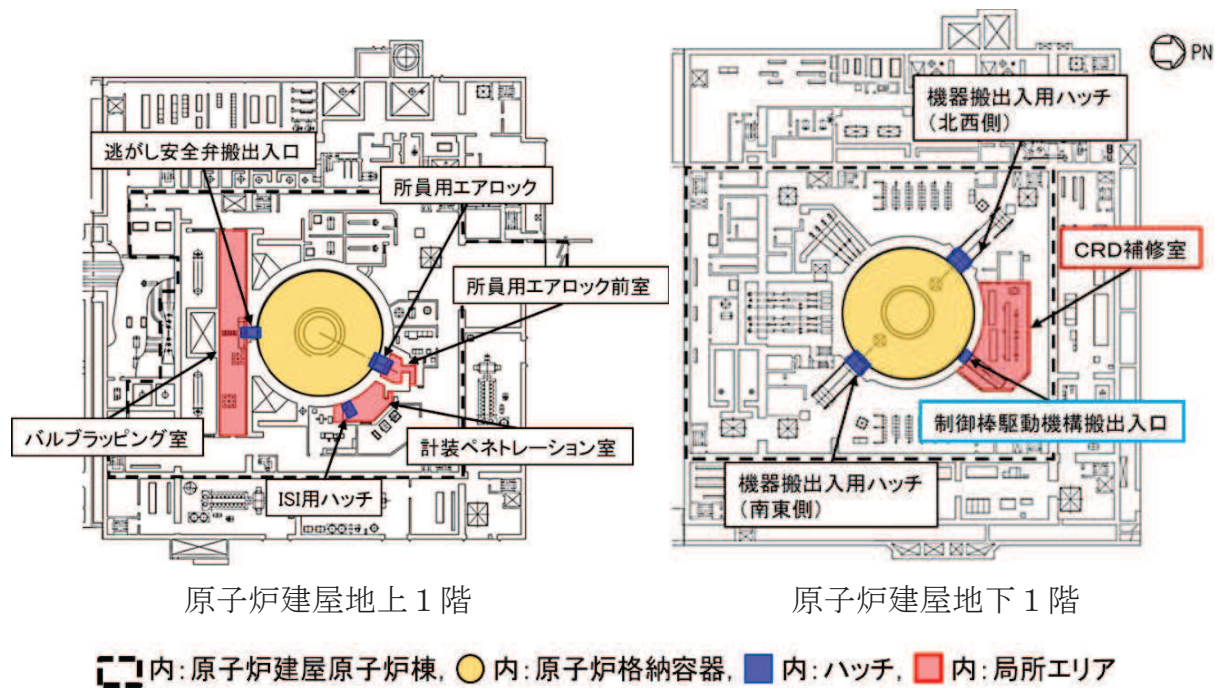


図 1.2-19 局所エリア配置図

a. 評価条件

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

GOTHIC コードの解析条件（原子炉格納容器からの漏えい条件）を表 1.2-7 に示す。原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器温度は、図 1.2-6 及び図 1.2-7 と同様に「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のシナリオにおける代替循環冷却系を使用する場合における各パラメータを、原子炉建屋原子炉棟への水素漏えい量の観点でそれぞれ保守側に包絡するように設定する。また、原子炉格納容器内ガス組成は、図 1.2-8 及び図 1.2-9 に実線で示している気相濃度を、原子炉建屋原子炉棟への水素漏えい量の観点でそれぞれ保守側に詳細に包絡するように設定する。

原子炉格納容器漏えい率については、図 1.2-20 に示すとおり有効性評価結果（MAAP 結果）から得られた原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器温度を用いて AEC 式に基づき算出した。

また、解析条件を表 1.2-8、解析モデルを図 1.2-21 にそれぞれ示す。

表 1.2-7 GOTHIC コードによる解析条件（局所エリア代替循環冷却系ケース）

項目		条件						
		0～4h	4～24h	24～36h	36～48h	48～72h	72～108h	108～168h
ドライウエル	原子炉格納 容器圧力 (kPa[gage])	550			300	250	200	
	原子炉格納 容器温度 (℃)	200			171			
	水素分率 (vol%)	10	1	12	14	16	18	20
	窒素分率 (vol%)	0	0	0	36	42	50	56
	水蒸気分率 (vol%)	90	99	88	50	42	32	24
項目		条件						
		0～26h	26～36h	36～48h	48～72h	72～96h	96～168h	
サブプレッション チェンバ	原子炉格納 容器圧力 (kPa[gage])	550		300	250	200		
	原子炉格納 容器温度 (℃)	200		171				
	水素分率 (vol%)	22	14	12			16	
	窒素分率 (vol%)	38	30	28			34	
	水蒸気分率 (vol%)	40	56	60			50	

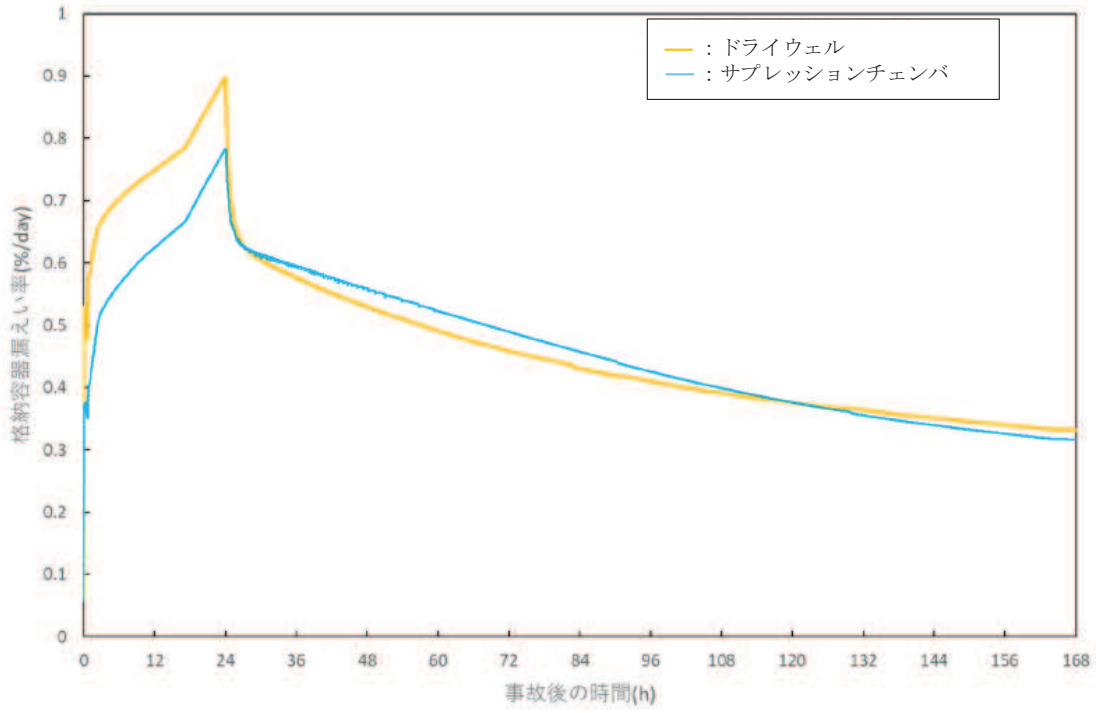


図 1.2-20 原子炉格納容器漏えい率の解析条件（有効性評価シナリオ条件（局所エリア代替循環冷却系ケース））

表 1.2-8 GOTHIC コードによる解析条件（局所エリア代替循環冷却系ケース）（1/2）

項目	解析条件	設定理由
原子炉格納容器条件		
原子炉格納容器圧力	表 1.2-7 のとおり	—
原子炉格納容器温度	表 1.2-7 のとおり	—
原子炉格納容器ガス組成	表 1.2-7 のとおり	—
原子炉格納容器漏えい率	図 1.2-20 のとおり	—
漏えい箇所	<ul style="list-style-type: none"> ・ドライウェル主フランジ ・逃がし安全弁搬出入口 ・所員用エアロック ・ISI 用ハッチ ・機器搬出入用ハッチ ・制御棒駆動機構搬出入口 ・サブプレッションチェンバ出入口 	表 1.2-2 による
原子炉建屋初期条件		
建屋圧力	101.325kPa [abs]	大気圧として設定
建屋温度	40℃	通常運転時の環境仕様温度の最大値として設定
建屋ガス組成	<ul style="list-style-type: none"> ・酸素 19.5vol% ・窒素 73.2vol% ・水蒸気 7.3vol% 	相対湿度 100%の空気として設定
建屋解析モデル		
空間容積	原子炉建屋原子炉棟内 原子炉建屋燃料取替床 30,000m ³ 2階 3,100m ³ 1階 3,100m ³ 地下1階 8,700m ³ トーラス室 7,300m ³ 大物搬入口ハッチ 1,900m ³ 階段室（西側） 280m ³ 階段室（南側） 120m ³	空間の構造物を除いた容積として設定
圧力境界条件（外部・外気への漏えい）		
圧力	101.325kPa [abs]	大気圧として設定
温度	40℃	通常運転時の環境仕様温度の最大値として設定
ガス組成	<ul style="list-style-type: none"> ・酸素 19.5vol% ・窒素 73.2vol% ・水蒸気 7.3vol% 	建屋初期条件同様 （相対湿度 100%の空気として設定）
流出条件		
位置	原子炉建屋燃料取替床	—

表 1.2-8 GOTHIC コードによる解析条件（局所エリア代替循環冷却系ケース）（2/2）

放熱条件		
内壁熱伝達率（原子炉建屋燃料取替床－壁面）	凝縮熱伝達及び自然対流熱伝達を考慮	GOTHIC コード内のモデルを使用 ・凝縮熱伝達モデル DLM-FM ・自然対流熱伝達モデル 垂直平板（壁）、水平平板（天井）
壁厚さ	・下部壁 400mm ・上部壁 250mm ・天井 170mm	—
壁内熱伝導率	1.74 W/m/K	コンクリートの物性
壁の比熱	0.963 kJ/kg/K	同上
壁の密度	2,400 kg/m ³	同上
外壁熱伝達率（壁面－外気）	5 W/m ² /K	原子炉建屋の外壁面における自然対流熱伝達率を想定
外気温	40℃	建屋温度と同じとして設定
放熱面積	4000m ²	原子炉建屋燃料取替床の外壁が外気と接触している面積として設定
PAR の性能		
水素処理容量	$DR = A \left(\frac{C_{H_2}}{100} \right)^{1.307} \frac{P}{T} \cdot 3600 \cdot SF$ DR : 水素処理容量 [kg/h] A : 係数 <input type="text"/> C _{H₂} : PAR 入口水素濃度 [vol%] P : 雰囲気圧力 [bar] T : 雰囲気温度 [K] SF : スケールファクター	—
反応阻害物質ファクター	0.5	既許可申請まとめ資料別添資料－3 の 2.3.2 節参照
低酸素ファクター	$F_{lowO_2} = 0.7421 \left(\frac{C_{O_2}}{C_{H_2}} \right)^3 - 0.6090 \left(\frac{C_{O_2}}{C_{H_2}} \right)^2 + 0.7046 \left(\frac{C_{O_2}}{C_{H_2}} \right) - 0.026$ ただし、1 以上の場合は全て 1 とし、0 未満の場合は全て 0 とする。 C _{O₂} : 酸素濃度 [vol%]	—
動作開始水素濃度	1.5vol%	既許可申請まとめ資料別添資料－3 の別紙 9 参照
起動酸素濃度	2.5vol%	—
設置個数	19 個	—

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

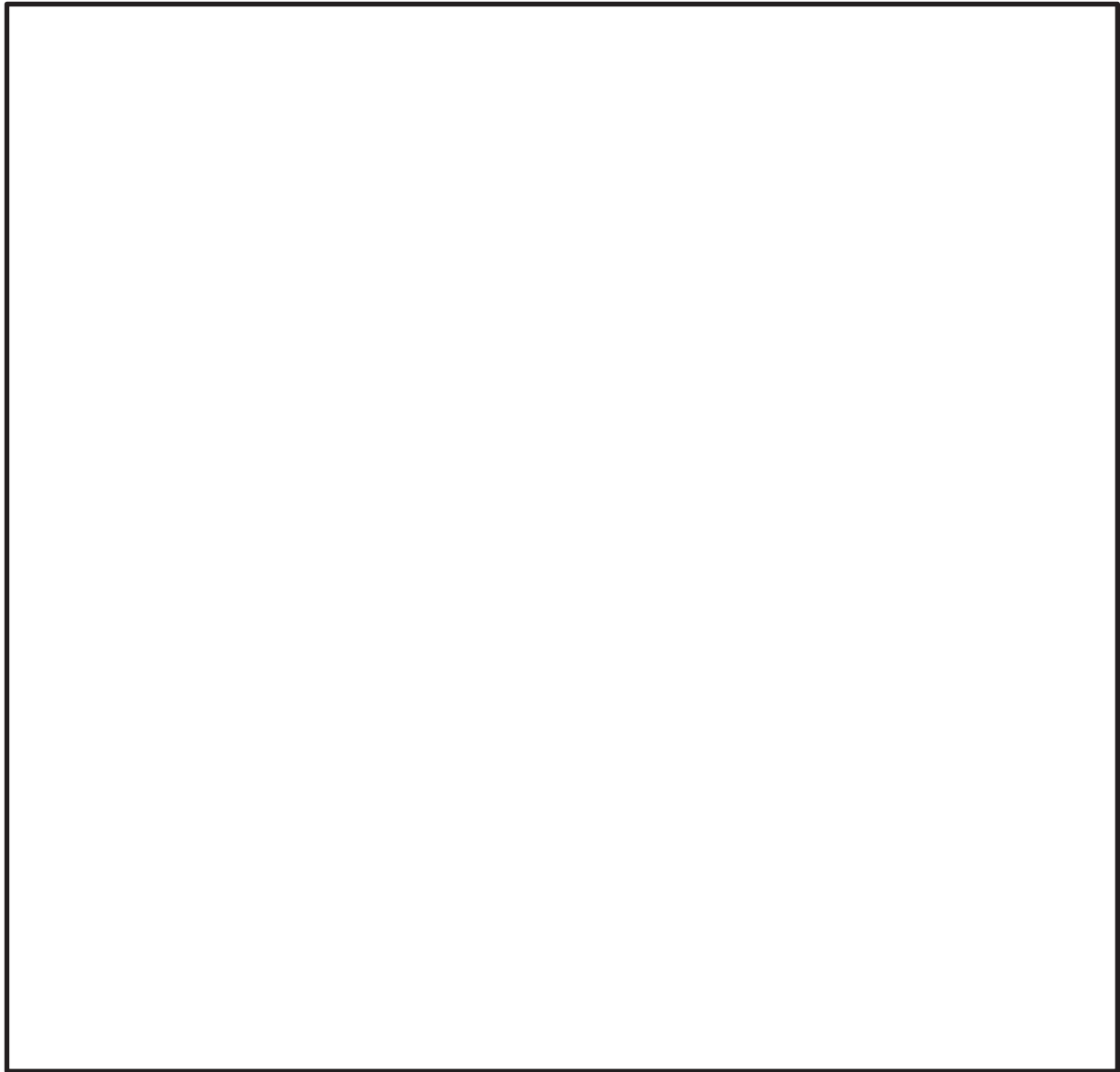


図 1.2-21 原子炉建屋原子炉棟解析モデル（局所エリア代替循環冷却系ケース）

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

b. 評価結果

代替循環冷却系を使用する場合のドライウェル主フランジを含むシール部からの漏えいケースにおける CRD 補修室の水素挙動を図 1.2-22 に示す。

水素濃度は事故後 24 時間後以降から継続的に上昇していくが、CRD 補修室は可燃限界 4 vol% に至らないことを確認し、想定する全ての局所エリアで、可燃限界 4 vol% に至らないことを確認した。

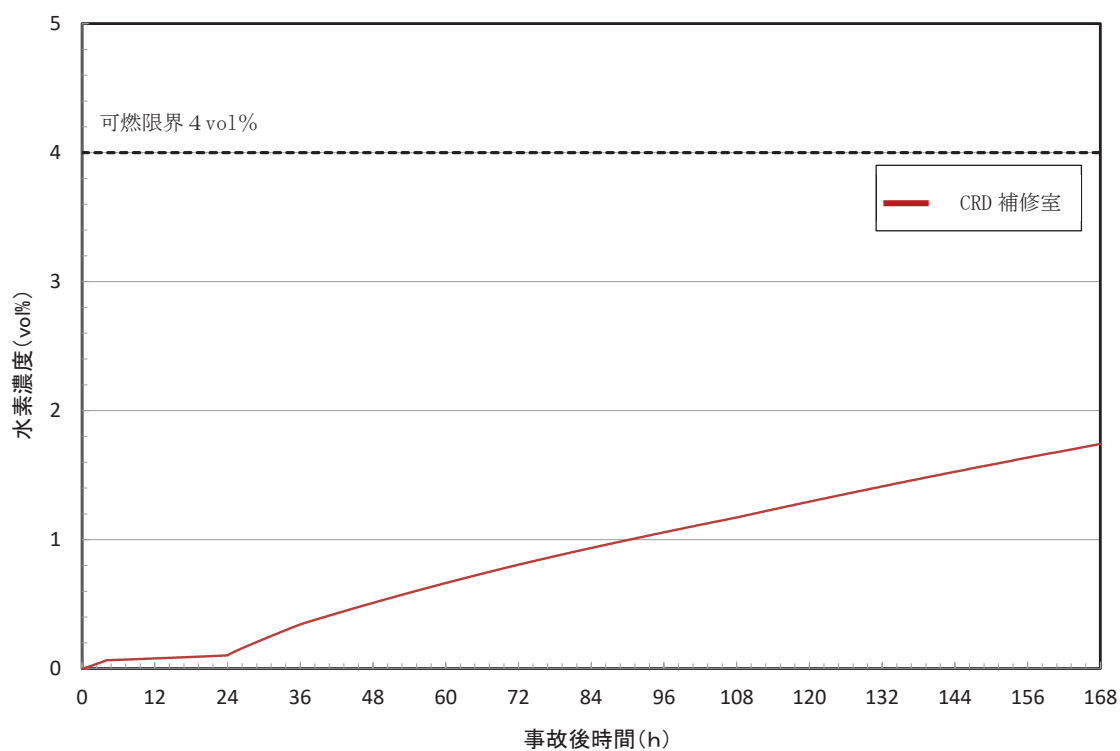


図 1.2-22 CRD 補修室水素挙動 (局所エリア代替循環冷却系ケース)

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

a. 評価条件

原子炉建屋原子炉棟内の局所エリアにおける水素挙動の解析ケースはドライウエル主フランジを含むシール部からの漏えいとし、評価シナリオは、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」における代替循環冷却系を使用できない場合（原子炉格納容器フィルタベント系を使用する場合）とする。

GOTHIC コードの解析条件（原子炉格納容器からの漏えい条件）を表 1.2-9 に示す。原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器温度は、図 1.2-12 及び図 1.2-13 と同様に「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のシナリオにおける代替循環冷却系を使用できない場合（原子炉格納容器フィルタベント系を使用する場合）における各パラメータを、原子炉建屋原子炉棟への水素漏えい量の観点でそれぞれ保守側に包絡するように設定する。また、原子炉格納容器内ガス組成は、図 1.2-14 及び図 1.2-15 に実線で示している気相濃度を、原子炉建屋原子炉棟への水素漏えい量の観点でそれぞれ保守側に詳細に包絡するように設定する。

原子炉格納容器漏えい率については、図 1.2-23 に示すとおり有効性評価結果（MAAP 結果）から得られた原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器温度を用いて AEC 式に基づき算出した。

また、解析条件を表 1.2-10、解析モデルを図 1.2-24 にそれぞれ示す。

表 1.2-9 GOTHIC コードによる解析条件（局所エリア格納容器ベントケース）

項目		条件						
		0～4h	4～29h	29～34h	34～37h	37～47h	47～51h	51～60h
ドライウエル	原子炉格納容器圧力 (kPa [gage])	854						50
	原子炉格納容器温度 (°C)	200						171
	水素分率 (vol%)	10	1	3	4	7	2	0
	窒素分率 (vol%)	0	0	0	9	4	0	0
	水蒸気分率 (vol%)	90	99	97	87	89	98	100
項目		条件						
		0～34h	34～50h	50～60h	60～168h			
サブプレッションチェンバ	原子炉格納容器圧力 (kPa [gage])	854			50			
	原子炉格納容器温度 (°C)	200			171			
	水素分率 (vol%)	22	14	0				
	窒素分率 (vol%)	44	0	0				
	水蒸気分率 (vol%)	34	86	100				

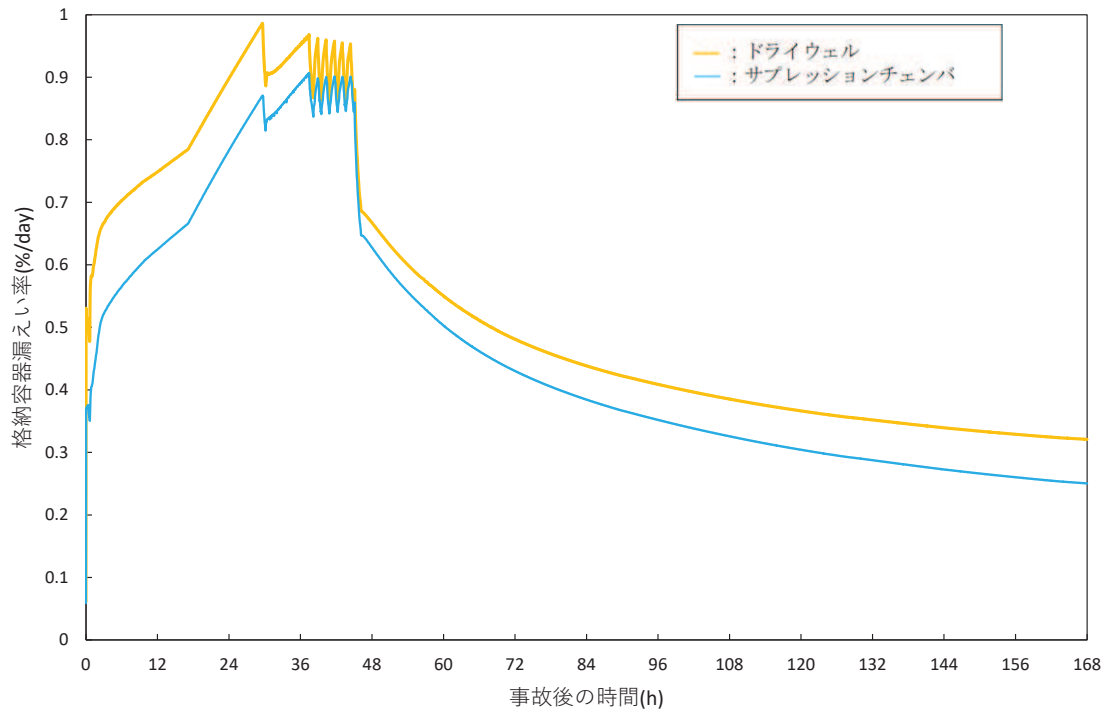


図 1. 2-23 原子炉格納容器漏えい率の解析条件 (有効性評価シナリオ条件 (局所エリア格納容器ベントケース))

表 1.2-10 GOTHIC コードによる解析条件 (局所エリア格納容器ベントケース) (1/2)

項目	解析条件	設定理由
原子炉格納容器条件		
原子炉格納容器圧力	表 1.2-9 のとおり	—
原子炉格納容器温度	表 1.2-9 のとおり	—
原子炉格納容器ガス組成	表 1.2-9 のとおり	—
原子炉格納容器漏えい率	図 1.2-23 のとおり	—
漏えい箇所	<ul style="list-style-type: none"> ・ドライウェル主フランジ ・逃がし安全弁搬出入口 ・所員用エアロック ・ISI 用ハッチ ・機器搬出入用ハッチ ・制御棒駆動機構搬出入口 ・サブプレッションチェンバ出入口 	表 1.2-2 による
原子炉建屋初期条件		
建屋圧力	101.325kPa [abs]	大気圧として設定
建屋温度	40℃	通常運転時の環境仕様温度の最大値として設定
建屋ガス組成	<ul style="list-style-type: none"> ・酸素 19.5vol% ・窒素 73.2vol% ・水蒸気 7.3vol% 	相対湿度 100%の空気として設定
建屋解析モデル		
空間容積	原子炉建屋原子炉棟内 原子炉建屋燃料取替床 30,000m ³ 2階 3,100m ³ 1階 3,100m ³ 地下1階 8,700m ³ トーラス室 7,300m ³ 大物搬入口ハッチ 1,900m ³ 階段室 (西側) 280m ³ 階段室 (南側) 120m ³	空間の構造物を除いた容積として設定
圧力境界条件 (外部・外気への漏えい)		
圧力	101.325kPa [abs]	大気圧として設定
温度	40℃	通常運転時の環境仕様温度の最大値として設定
ガス組成	<ul style="list-style-type: none"> ・酸素 19.5vol% ・窒素 73.2vol% ・水蒸気 7.3vol% 	建屋初期条件同様 (相対湿度 100%の空気として設定)
流出条件		
位置	原子炉建屋燃料取替床	—

表 1.2-10 GOTHIC コードによる解析条件 (局所エリア格納容器ベントケース) (2/2)

放熱条件		
内壁熱伝達率 (原子炉建屋燃料取替床 - 壁面)	凝縮熱伝達及び自然対流熱伝達を考慮	GOTHIC コード内のモデルを使用 ・凝縮熱伝達モデル DLM-FM ・自然対流熱伝達モデル 垂直平板 (壁), 水平平板 (天井)
壁厚さ	・下部壁 400mm ・上部壁 250mm ・天井 170mm	—
壁内熱伝導率	1.74 W/m/K	コンクリートの物性
壁の比熱	0.963 kJ/kg/K	同上
壁の密度	2,400 kg/m ³	同上
外壁熱伝達率 (壁面 - 外気)	5 W/m ² /K	原子炉建屋の外壁面における自然対流熱伝達率を想定
外気温	40°C	建屋温度と同じとして設定
放熱面積	4000m ²	原子炉建屋燃料取替床の外壁が外気と接触している面積として設定
PAR の性能		
水素処理容量	$DR = A \left(\frac{C_{H2}}{100} \right)^{1.307} \frac{P}{T} \cdot 3600 \cdot SF$ DR : 水素処理容量 [kg/h] A : 係数 C _{H2} : PAR 入口水素濃度 [vol%] P : 雰囲気圧力 [bar] T : 雰囲気温度 [K] SF : スケールファクター	—
反応阻害物質ファクター	0.5	既許可申請まとめ資料別添資料-3 の 2.3.2 節参照
低酸素ファクター	$F_{lowO2} = 0.7421 \left(\frac{C_{O2}}{C_{H2}} \right)^3 - 0.6090 \left(\frac{C_{O2}}{C_{H2}} \right)^2 + 0.7046 \left(\frac{C_{O2}}{C_{H2}} \right) - 0.026$ ただし、1 以上の場合は全て 1 とし、0 未満の場合は全て 0 とする。 C _{O2} : 酸素濃度 [vol%]	—
動作開始水素濃度	1.5vol%	既許可申請まとめ資料別添資料-3 の別紙 9 参照
起動酸素濃度	2.5vol%	—
設置個数	19 個	—

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

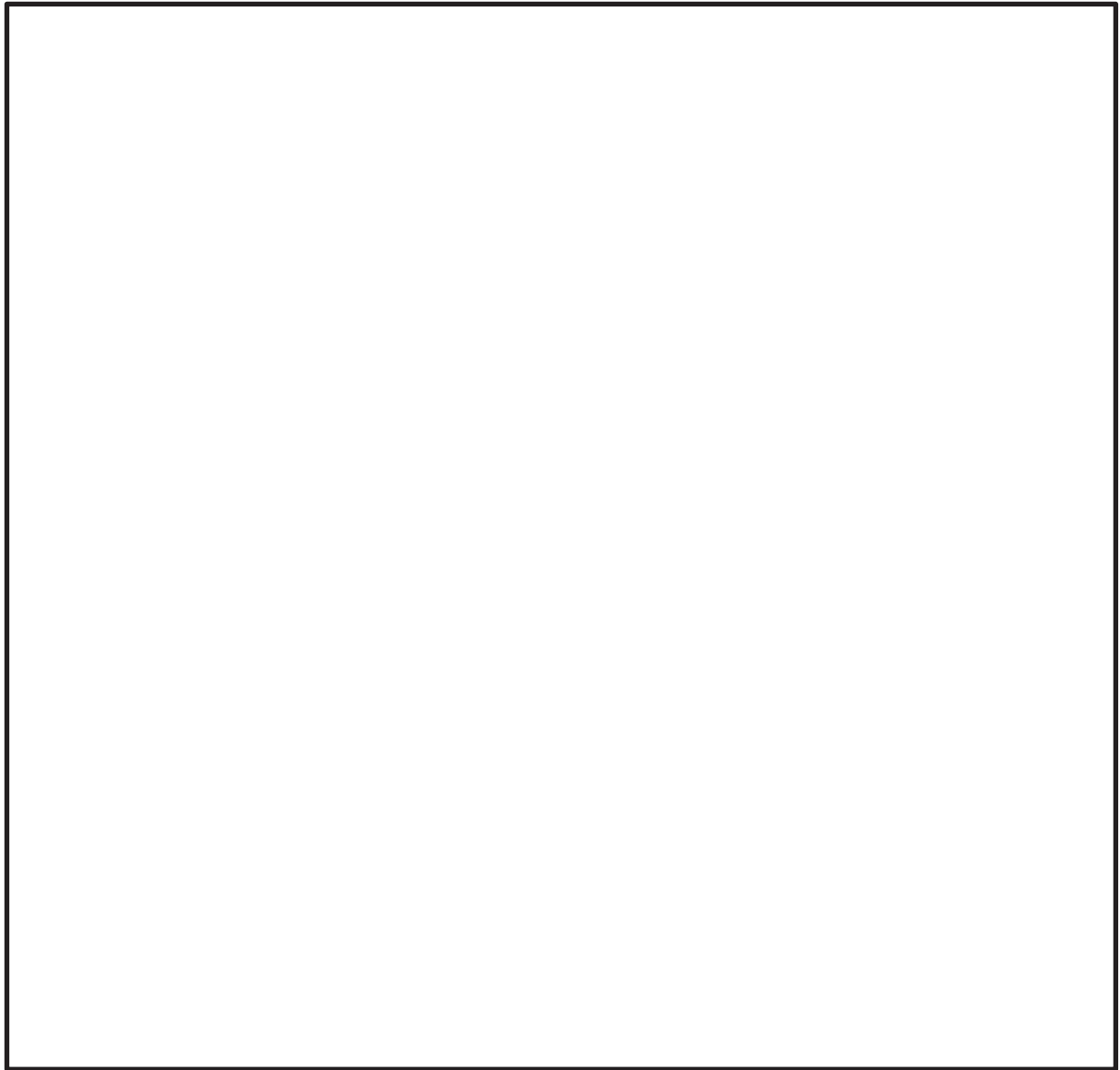


図 1.2-24 原子炉建屋原子炉棟解析モデル（局所エリア格納容器ベントケース）

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

b. 評価結果

代替循環冷却系を使用できない場合（原子炉格納容器フィルタベント系を使用する場合）のドライウェル主フランジを含むシール部からの漏えいケースにおける CRD 補修室の水素挙動を図 1.2-25 に示す。

水素濃度は事故後 51 時間まで上昇し、その後、ほぼ一定に推移する。これは、原子炉格納容器フィルタベント系により原子炉格納容器内水素が排出されたためである。CRD 補修室は可燃限界 4 vol% に至らないことを確認し、想定する全ての局所エリアで、可燃限界 4 vol% に至らないことを確認した。

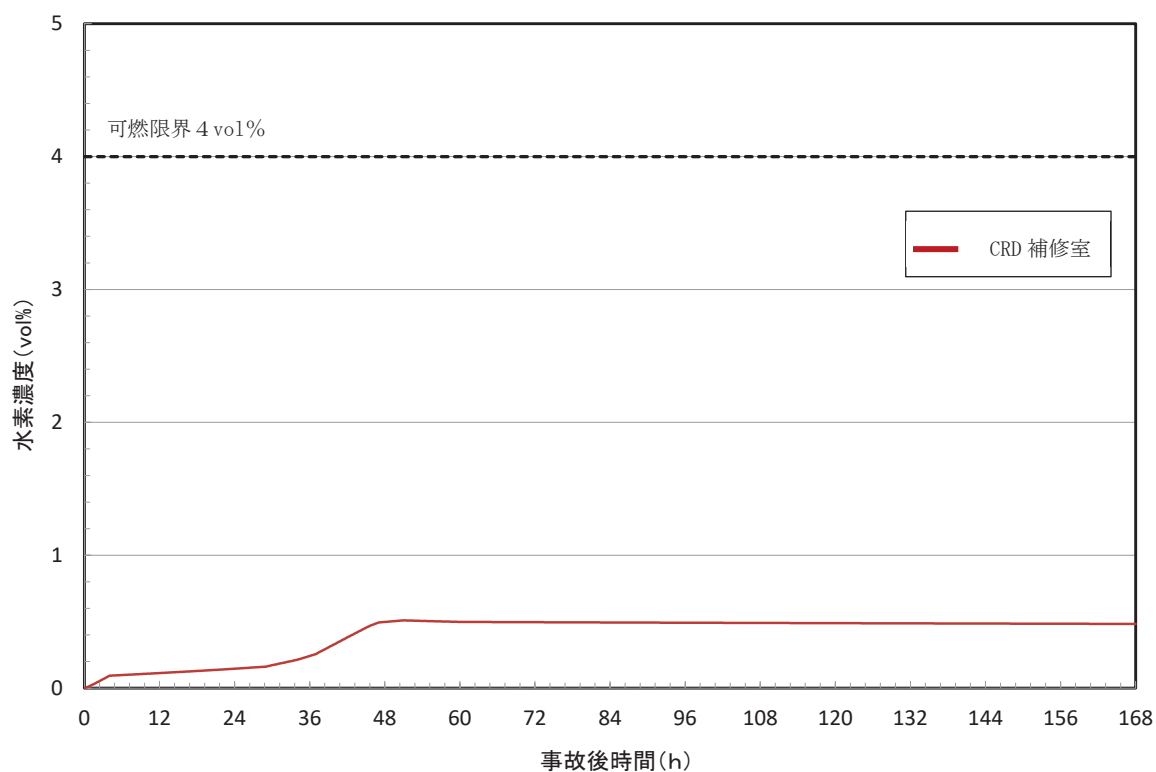


図 1.2-25 CRD 補修室水素挙動（局所エリア格納容器ベントケース）

(7) 局所エリアにおける可燃限界に対する裕度について

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

a. 評価条件（代替循環冷却系ケース）

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

GOTHIC コードの解析条件（原子炉格納容器からの漏えい条件）を表 1.2-11 に示す。原子炉格納容器内ガス組成は「1. 2. 1（5）局所エリアの水素濃度を確認するために実施した解析ケース（代替循環冷却系）」に対して、水素分率を2倍としており、増加分について窒素を優先として水蒸気と分配して設定している。

また、その他解析条件及び解析モデル等については「1. 2. 1（5）」と同様である。

表 1.2-11 GOTHIC コードによる解析条件（水素発生量を増加させた場合の局所エリア代替循環冷却系ケース）

項目		条件						
		0～4h	4～24h	24～36h	36～48h	48～72h	72～108h	108～168h
ドライウエル	原子炉格納容器圧力 (kPa[gage])	550			300	250	200	
	原子炉格納容器温度 (°C)	200			171			
	水素分率 (vol%)	20	2	24	28	32	36	40
	窒素分率 (vol%)	0	0	0	22	26	32	36
	水蒸気分率 (vol%)	80	98	76	50	42	32	24
項目		条件						
		0～26h	26～36h	36～48h	48～72h	72～96h	96～168h	
サプレッションチェンバ	原子炉格納容器圧力 (kPa[gage])	550		300	250	200		
	原子炉格納容器温度 (°C)	200		171				
	水素分率 (vol%)	44	28	24			32	
	窒素分率 (vol%)	16	16	16			18	
	水蒸気分率 (vol%)	40	56	60			50	

b. 評価結果（代替循環冷却系ケース）

代替循環冷却系を使用する場合のドライウェル主フランジを含むシール部からの漏えいケースにおける水素発生量を増加させた場合における CRD 補修室の水素挙動を図 1.2-26 に示す。

水素濃度は事故後 24 時間後以降から継続的に上昇していくが、CRD 補修室は可燃限界 4 vol% に至らないことを確認し、想定する全ての局所エリアで、水素発生量を 2 倍とした場合においても、可燃限界 4 vol% に至らないことを確認した。

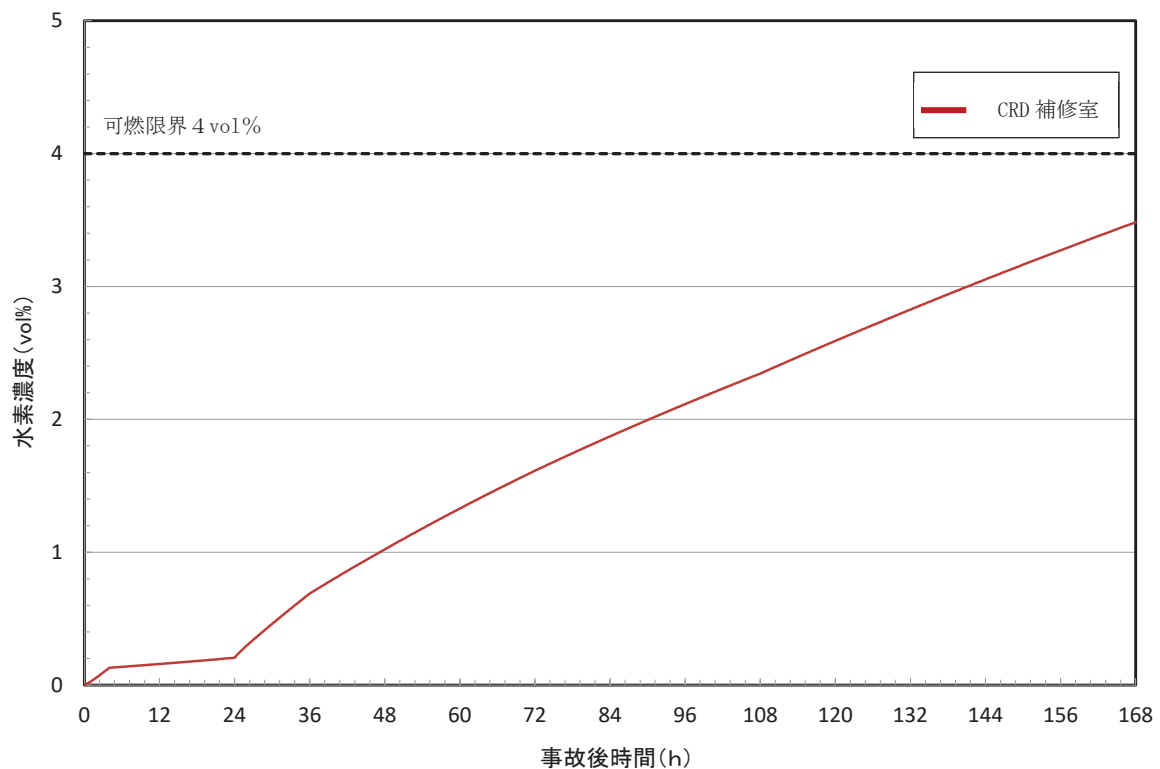


図 1.2-26 CRD 補修室水素挙動（水素発生量を増加させた場合の局所エリア代替循環冷却系ケース）

c. 評価条件（格納容器ベントケース）

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

GOTHIC コードの解析条件（原子炉格納容器からの漏えい条件）を表 1.2-12 に示す。原子炉格納容器内ガス組成は「1. 2. 1（6）局所エリアの水素濃度を確認するために実施した解析ケース（格納容器ベント）」に対して、水素分率を2倍としており、増加分について窒素を優先として水蒸気と分配して設定している。

また、その他解析条件及び解析モデル等については「1. 2. 1（6）」と同様である。

表 1.2-12 GOTHIC コードによる解析条件（水素発生量を増加させた場合の局所エリア格納容器ベントケース）

項目		条件							
		0～4h	4～29h	29～34h	34～37h	37～47h	47～51h	51～60h	60～168h
ドライウエル	原子炉格納容器圧力 (kPa[gage])	854							50
	原子炉格納容器温度 (°C)	200							171
	水素分率 (vol%)	20	2	6	8	14	4	0	
	窒素分率 (vol%)	0	0	0	5	0	0	0	
	水蒸気分率 (vol%)	80	98	94	87	86	96	100	
項目		条件							
		0～34h	34～50h	50～60h	60～168h				
サブプレッションチェンバ	原子炉格納容器圧力 (kPa[gage])	854						50	
	原子炉格納容器温度 (°C)	200						171	
	水素分率 (vol%)	44	28	0					
	窒素分率 (vol%)	22	0	0					
	水蒸気分率 (vol%)	34	72	100					

d. 評価結果（格納容器ベントケース）

代替循環冷却系を使用できない場合（原子炉格納容器フィルタベント系を使用する場合）のドライウェル主フランジを含むシール部からの漏えいケースにおける水素発生量を増加させた場合における CRD 補修室の水素挙動を図 1. 2-27 に示す。

水素濃度は事故後 51 時間まで上昇し、その後、ほぼ一定に推移する。これは、原子炉格納容器フィルタベント系により原子炉格納容器内水素が排出されたためである。CRD 補修室は可燃限界 4 vol% に至らないことを確認し、想定する全ての局所エリアで、水素発生量を 2 倍とした場合においても、可燃限界 4 vol% に至らないことを確認した。

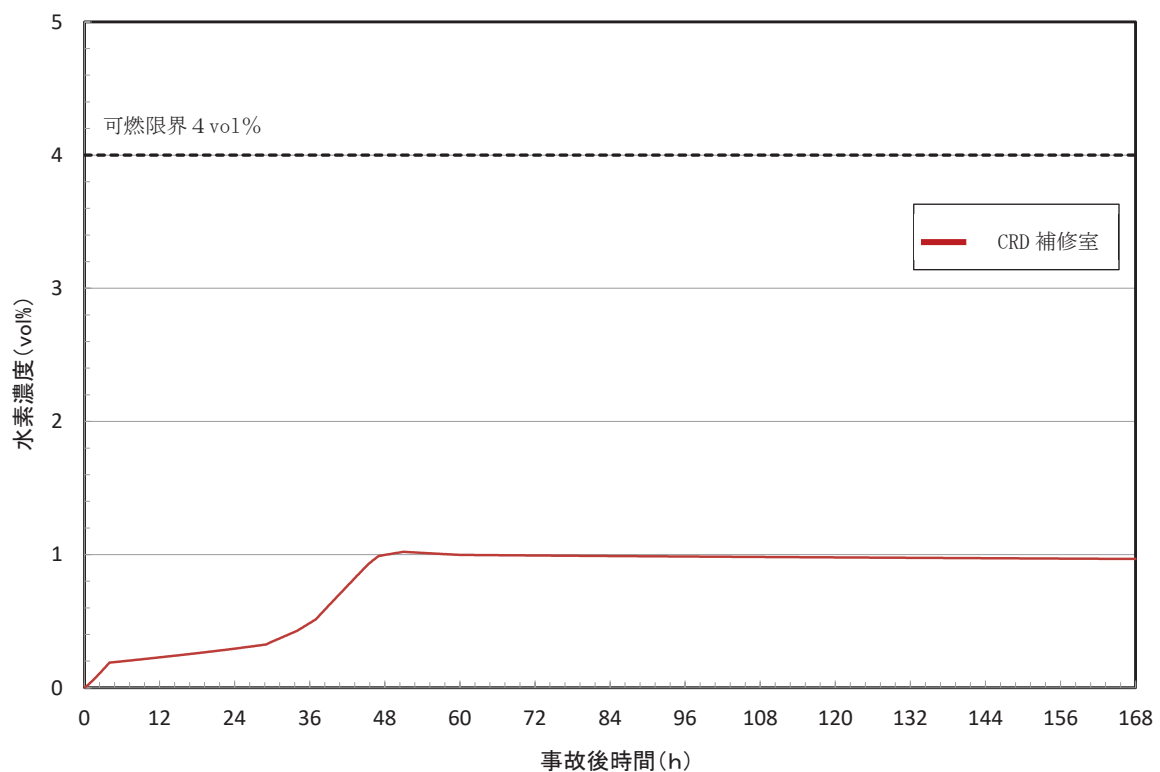


図 1. 2-27 CRD 補修室水素挙動（水素発生量を増加させた場合の局所エリア格納容器ベントケース）

e. 局所エリアにおける可燃限界に対する裕度について

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

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

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

(8) まとめ

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

これらのことから、原子炉建屋燃料取替床での判断は妥当であることを確認した。

1. 2. 2 2.3vol%での判断が妥当であること

原子炉格納容器ベント基準の判断においては、以下の事項を考慮する必要がある。

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

適合性審査において、原子炉格納容器ベント基準である 2.3vol%には至らないことを確認（ベースケース評価参照）している。また、可燃限界 4 vol%に対して、計器誤差 0.5vol%を考慮しても、不測事態発生時の操作時間が確保されている。

【原子炉建屋燃料取替床水素濃度 2.3vol%根拠】

原子炉格納容器ベント基準水素濃度（2.3vol%）＝可燃限界（4 vol%）
－（計器誤差 0.5vol%＋不測事態発生に対する操作余裕時間 1.2vol%）

【原子炉格納容器ベント手順の成立性について】

- ・原子炉建屋燃料取替床水素濃度上昇率を 0.27vol%/h 程度*と仮定している。
※：AFC100%相当の水素発生量で主フランジから漏えい率 10%/day で漏えいし、かつ PAR に期待しない場合
- ・上記のような、非常に保守的な条件を仮定する場合であっても、運転員は手順に従い速やかに原子炉格納容器ベント操作に移行でき、かつ要員の作業時間を確保可能なことから、現状の手順で原子炉格納容器ベント対応できる。

【不測事態発生に対する余裕時間について】

- ・原子炉格納容器ベント基準到達後に遠隔操作にて速やかに原子炉格納容器ベントできない場合、現場操作による原子炉格納容器ベントを実施する。図 1.2-28 に示すとおり、この操作時間は 115 分となっている。
- ・上記に対し、不測事態発生に対する操作余裕時間（1.2vol%）は、 $0.27\text{vol\%/h} \times 4.4\text{h} = 1.19\text{vol\%} < 1.2\text{vol\%}$ となり、非常に保守的な条件においても 4.4 時間程度の操作余裕がある。

手順の項目	要員 (数)	経過時間 (時間)						備考
		0	1	2	3	4	5	
		5分 減圧及び除熱開始 (中央制御室から操作の場合)						操作手順
		115分 減圧及び除熱開始 (現場から操作の場合)						
原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作含む。) (S/Cベントの場合)	運転員 (中央制御室) A	1	ベント開始 ^{※1※2}					⑫ ^a
	運転員 (現場) B, C	2	防護具装備 ^{※3}	移動・ベント開始 ^{※2※4}				⑫ ^a

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

図 1.2-28 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作含む。) タイムチャート (原子炉格納容器ベント操作)

「1.2.1」及び「1.2.2」から、原子炉建屋燃料取替床水素濃度 2.3vol% での判断は妥当であることを適合性審査の中で確認している。ただし、これらの判断においては、水素挙動の不確かさを考慮したうえで上記の結果が変わらないこと (裕度があること) を確認する必要があるため、次頁以降の追加的な評価を実施する。

2. 原子炉格納容器ベント基準の裕度評価のための追加確認事項

2. 1 これまでの評価について

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

2. 2 追加確認事項

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

2. 3 水素発生量を増加させた場合の原子炉格納容器ベント基準との比較評価 (代替循環冷却系)

(1) 評価条件

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

原子炉格納容器内水素発生量を増加させたケースとして、水素発生量を有効燃料長被覆管 100% (AFC100%) 相当の解析条件について表 2.3-1 に、GOTHIC コードの解析条件（原子炉格納容器からの漏えい条件）を表 2.3-2 に示す。なお、原子炉格納容器からの漏えい条件以外については、表 1.2-4 及び図 1.2-10 に示す解析条件及び解析モデルと同様である。

図 2.3-1 に有効性評価におけるドライウエル気相濃度と AFC100%条件での水素分率を示す。実線で示している有効性評価における水素発生量は約 282kg であるため、比較して 3.5 倍相当 (990kg) の水素が原子炉格納容器へ瞬時に放出されたと仮定し、その水素放出が継続するものとした。このときの原子炉格納容器内のガス組成は水素、窒素及び水蒸気のみとし、水素は AFC100%条件、窒素は事象発生前の全量、残りを水蒸気として設定している。

表 2.3-1 AFC100%相当における解析条件

項目	解析条件	設定理由
水素発生量	有効燃料長被覆管 100% (AFC100%) 990kg	有効性評価における水素発生量を包絡する値として設定 (有効燃料長被覆管 100%のジルコニウム全量の水-金属反応により発生する水素量)

(参考) 有効性評価 (格納容器過圧・過温破損) での水素発生量：約 282kg

表 2.3-2 GOTHIC コードによる解析条件

(水素発生量を増加させた場合の代替循環冷却系ケース)

項目		条件				
		0～6h	6～24h	24～36h	36～48h	48～72h
ドライウエル	原子炉格納容器圧力 (kPa [gage])	550		300	250	200
	原子炉格納容器温度 (°C)	200		171		
	水素分率 (vol%)	24		36	41	48
	窒素分率 (vol%)	23		35	40	47
	水蒸気分率 (vol%)	53		29	19	5
	原子炉格納容器漏えい率* (%/day)	1.3		0.7	0.65	0.6
サブプレッションチェンバ	原子炉格納容器圧力 (kPa [gage])	550		300	250	200
	原子炉格納容器温度 (°C)	200		171		
	水素分率 (vol%)	24		36	41	48
	窒素分率 (vol%)	23		35	40	47
	水蒸気分率 (vol%)	53		29	19	5
	原子炉格納容器漏えい率* (%/day)	1.3		0.7	0.65	0.6

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

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

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

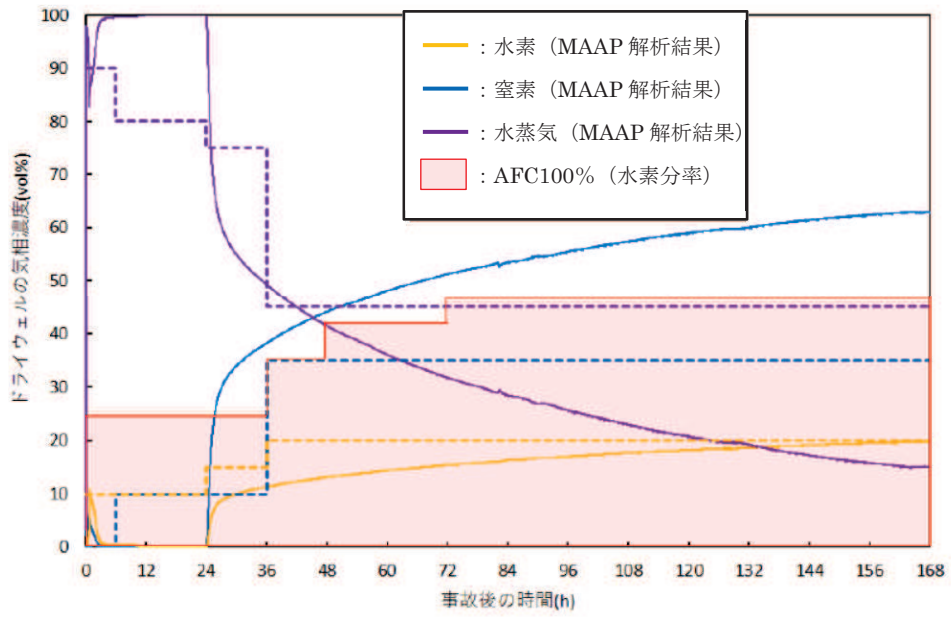


図 2.3-1 有効性評価（代替循環冷却系ケース）におけるドライウエルの気相濃度と AFC100%条件での水素分率

(2) 評価結果

代替循環冷却系を使用する場合のドライウェル主フランジを含むシール部からの漏えいケースの水素発生量を増加させた場合における原子炉建屋燃料取替床の水素挙動を図 2.3-2 に示す。

代替循環冷却系ケースでは、事故後 36 時間以降においても、原子炉格納容器内に水素を保有しているため、漏えいが継続するが、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度は 1.5vol% 以下であり、原子炉建屋は水素濃度ベント基準に至らないことを確認した。

なお、原子炉建屋燃料取替床の水素濃度は PAR の動作開始濃度である 1.5vol% 以下であった。

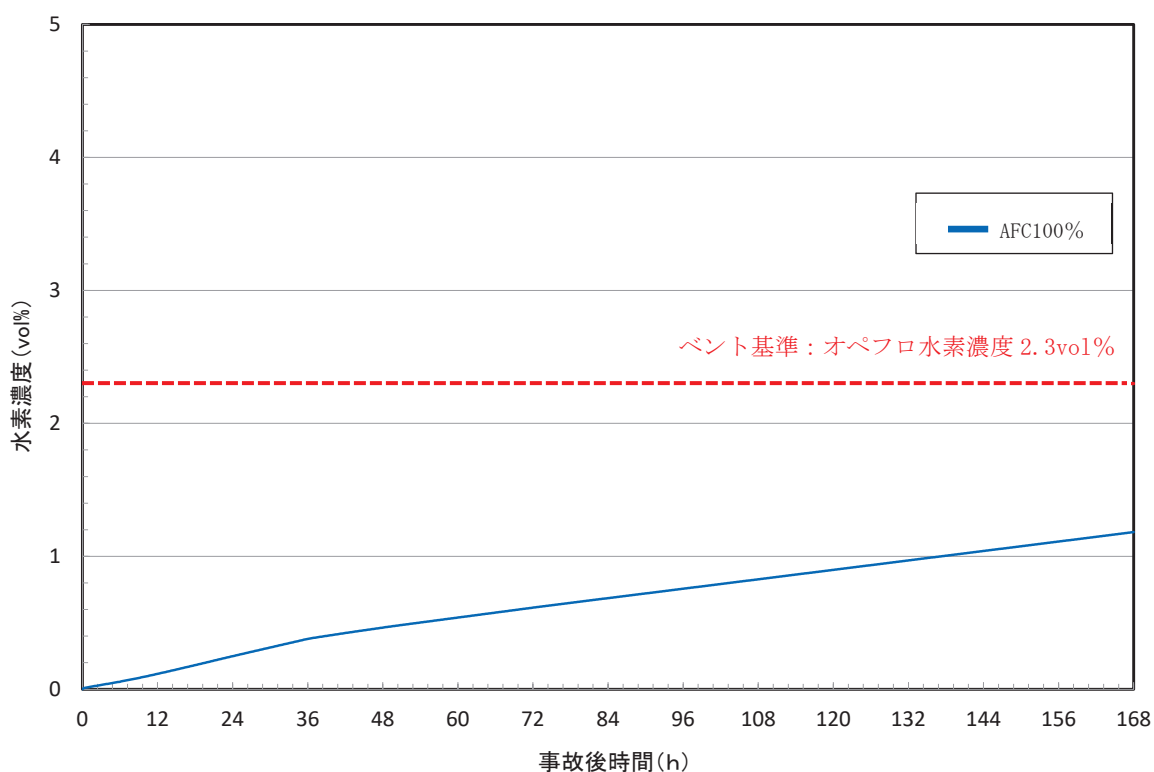


図 2.3-2 原子炉建屋燃料取替床水素濃度
(水素発生量を増加させた場合の代替循環冷却系ケース)

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

(1) 評価条件

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

原子炉格納容器内水素発生量を増加させたケースとして、水素発生量を有効燃料長被覆管 100%（AFC100%）相当の解析条件について表 2.4-1 に、GOTHIC コードの解析条件（原子炉格納容器からの漏えい条件）を表 2.4-2 に示す。なお、原子炉格納容器からの漏えい条件以外については、表 1.2-6 及び図 1.2-16 に示す解析条件及び解析モデルと同様である。

図 2.4-1 に有効性評価におけるドライウエル気相濃度と AFC100%条件での水素分率を示す。実線で示している有効性評価における水素発生量は約 282kg であるため、比較して 3.5 倍相当（990kg）の水素が原子炉格納容器へ瞬時に放出されたと仮定し、その水素放出が継続するものとした。このときの原子炉格納容器内のガス組成は水素、窒素及び水蒸気のみとし、水素は AFC100%条件、窒素は事象発生前の全量、残りを水蒸気として設定している。

表 2.4-1 AFC100%相当における解析条件

項目	解析条件	設定理由
水素発生量	有効燃料長被覆管 100%（AFC100%） 990kg	有効性評価における水素発生量を包絡する値として設定（有効燃料長被覆管 100%のジルコニウム全量の水-金属反応により発生する水素量）

（参考）有効性評価（格納容器過圧・過温破損）での水素発生量：約 282kg

表 2.4-2 GOTHIC コードによる解析条件

(水素発生量を増加させた場合の格納容器ベントケース)

項目		条件	
		0~60h	60~168h
ドライウエル	原子炉格納容器圧力 (kPa[gage])	854	50
	原子炉格納容器温度 (°C)	200	171
	水素分率 (vol%)	16	0
	窒素分率 (vol%)	16	0
	水蒸気分率 (vol%)	68	100
	原子炉格納容器 漏えい率* (%/day)	1.3	0.5 (設計漏えい率)
サブプレッションチェンバ	原子炉格納容器圧力 (kPa[gage])	854	50
	原子炉格納容器温度 (°C)	200	171
	水素分率 (vol%)	25	0
	窒素分率 (vol%)	30	0
	水蒸気分率 (vol%)	45	100
	原子炉格納容器 漏えい率* (%/day)	1.3	0.5 (設計漏えい率)

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

$$L = L_0 \sqrt{\frac{(P - P_a)RT}{(P_0 - P_a)R_0 T_0}}$$

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

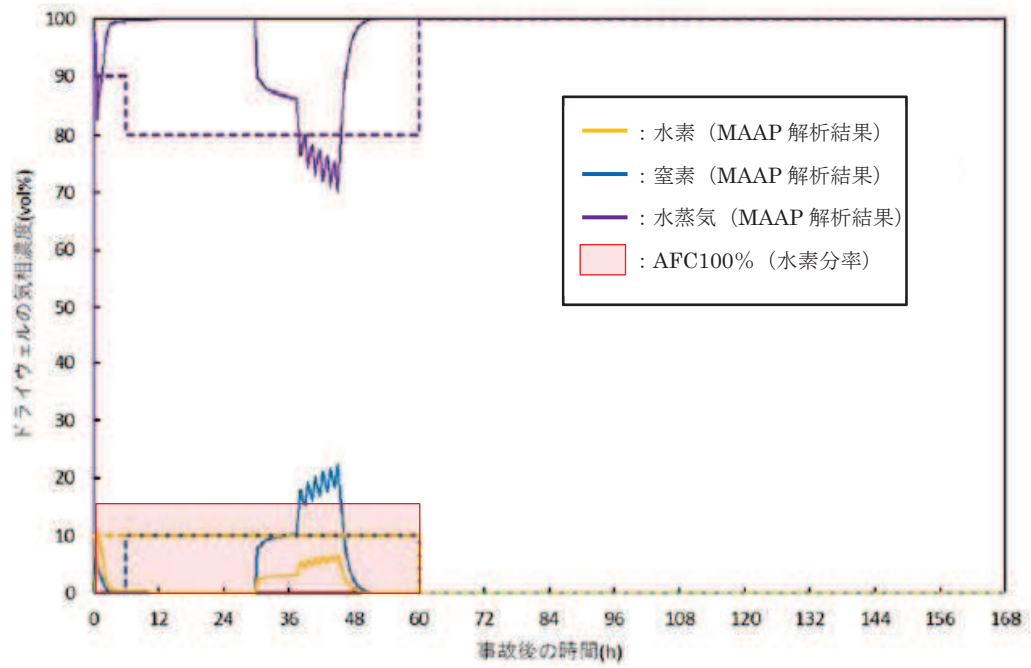


図 2. 4-1 有効性評価（格納容器ベントケース）におけるドライウエルの気相濃度と AFC100%条件での水素分率

(2) 評価結果

代替循環冷却系を使用できない場合（原子炉格納容器フィルタベント系を使用する場合）のドライウェル主フランジを含むシール部からの漏えいケースの水素発生量を変化させた場合における原子炉建屋燃料取替床の水素挙動を図 2. 4-2 に示す。

水素発生量を変化させた場合では、水素濃度は事故後 60 時間まで上昇し、その後、ほぼ一定に推移する。これは、原子炉格納容器フィルタベント系により原子炉格納容器内水素が排出されたためである。原子炉建屋燃料取替床の水素濃度は 1 vol% 以下であり、原子炉建屋は水素濃度ベント基準に至らないことを確認した。

なお、原子炉建屋燃料取替床の水素濃度は PAR の動作開始濃度である 1.5vol% 以下であった。

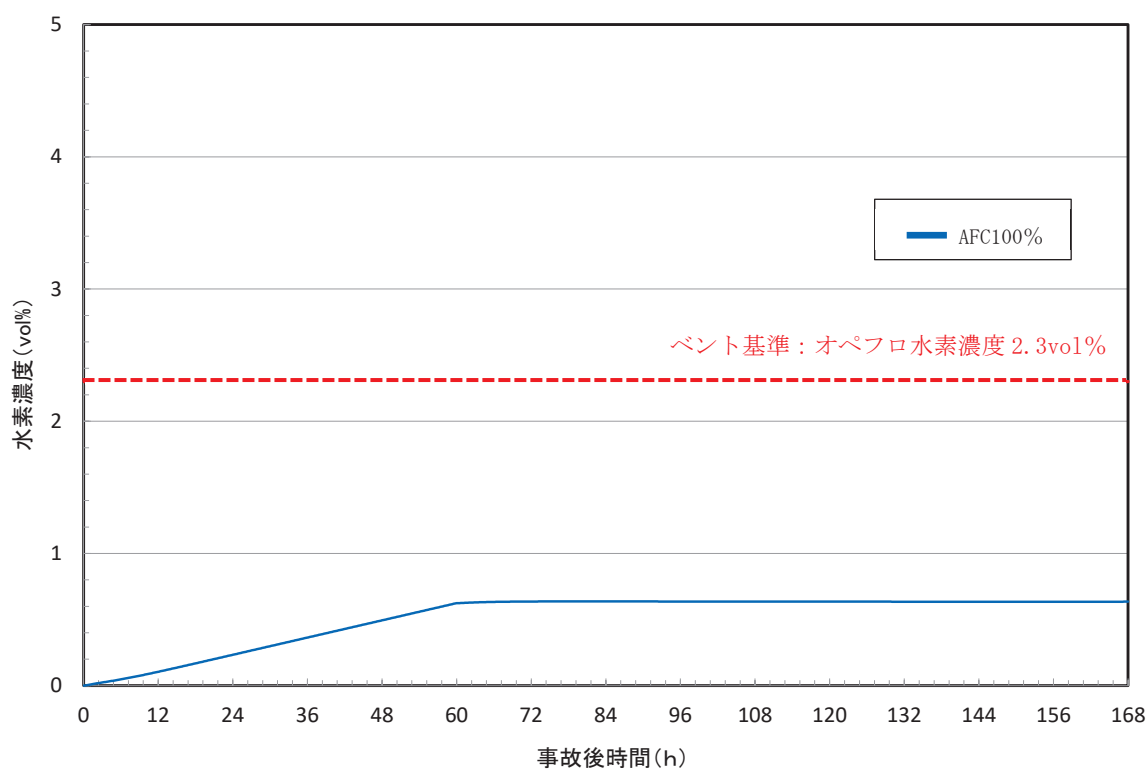


図 2. 4-2 原子炉建屋燃料取替床水素濃度
(水素発生量を増加させた場合の格納容器ベントケース)

2. 5 PAR が機能しないと想定した場合の原子炉格納容器ベント基準との比較評価 (代替循環冷却系)

(1) 評価条件

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

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

(2) 評価結果

代替循環冷却系を使用する場合のドライウェル主フランジを含むシール部からの漏えいケースの PAR が機能しないと想定した場合における原子炉建屋燃料取替床の水素挙動を図 2.5-1 に示す。

PAR が機能しないと想定した場合においても、ベースケース (代替循環冷却系) で原子炉建屋燃料取替床の水素濃度が 1.5vol% に到達しないため、原子炉建屋は水素濃度ベント基準に至らないことを確認した。

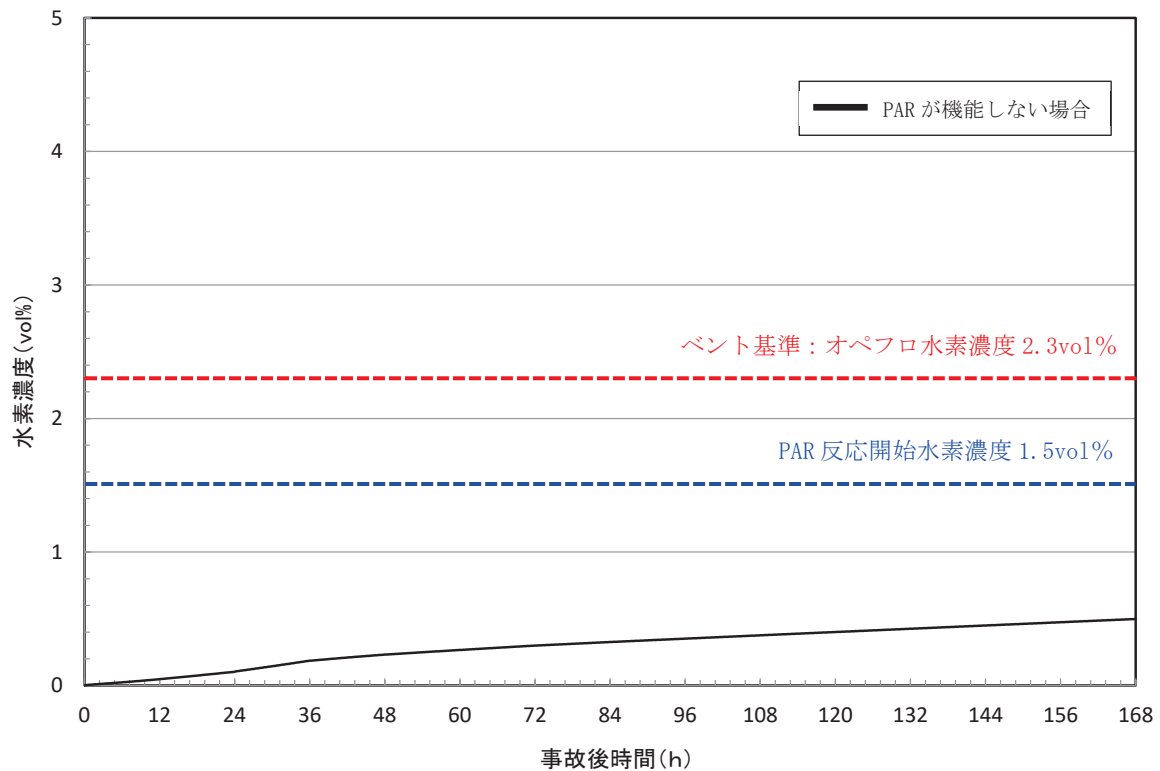


図 2.5-1 原子炉建屋燃料取替床水素濃度
(PAR が機能しない場合の代替循環冷却系ケース)

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

(1) 評価条件

原子炉建屋原子炉棟内の PAR が機能しないと想定した水素挙動の解析ケースはドライウェル主フランジを含むシール部からの漏えいとし、評価シナリオは、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」における代替循環冷却系を使用できない場合（原子炉格納容器フィルタベント系を使用する場合）とする。

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

(2) 評価結果

代替循環冷却系を使用できない場合（原子炉格納容器フィルタベント系を使用する場合）のドライウェル主フランジを含むシール部からの漏えいケースの PAR が機能しないと想定した場合における原子炉建屋燃料取替床の水素挙動を図 2.6-1 に示す。

PAR が機能しないと想定した場合においても、ベースケース（格納容器ベント）で原子炉建屋燃料取替床の水素濃度が 1.5vol% に到達しないため、原子炉建屋は水素濃度ベント基準に至らないことを確認した。

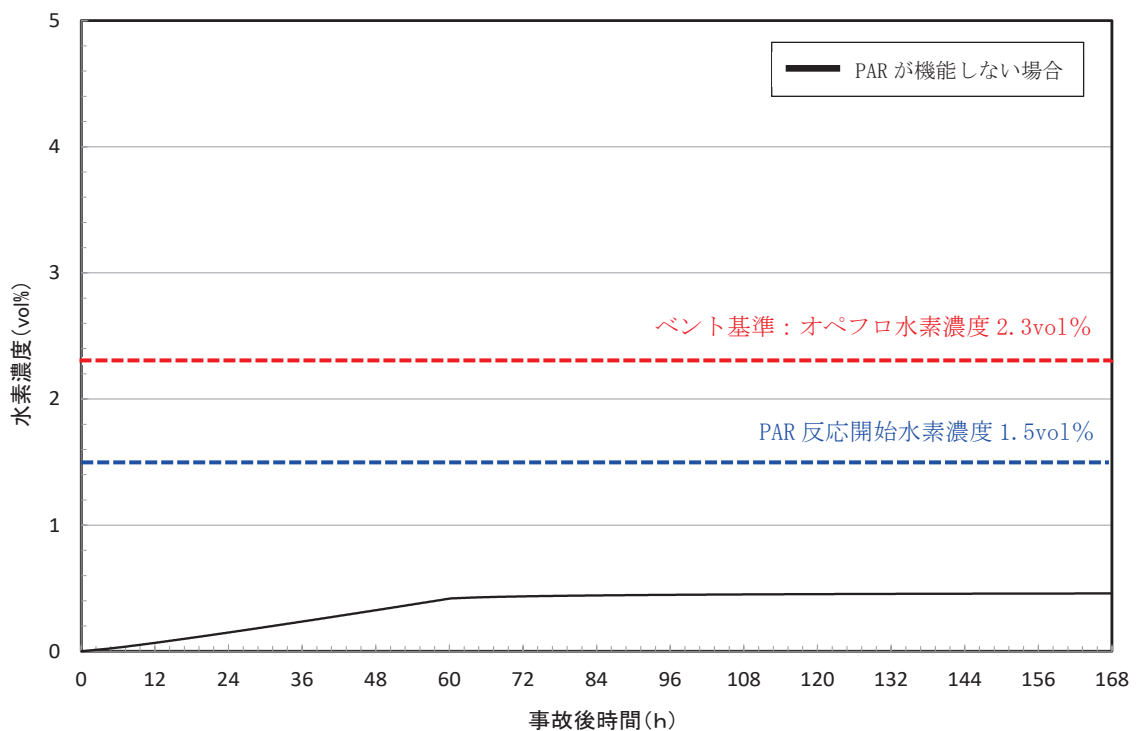


図 2.6-1 原子炉建屋燃料取替床水素濃度
(PAR が機能しない場合の格納容器ベントケース)

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

(1) 評価条件

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

原子炉格納容器漏えい率を増加させたケースとして、「1. 2. 1 (3) ベースケース解析（代替循環冷却系）」で示している有効性評価条件のベースケースの原子炉格納容器漏えい率を増加させた解析条件を表 2. 7-1 に示す。なお、原子炉格納容器漏えい率以外の条件は、表 1. 2-3, 1. 2-4 及び図 1. 2-10 に示す解析条件と同様である。

また、ベースケースについては原子炉格納容器圧力が上昇していない事象開始直後より 36 時間まで、原子炉格納容器圧力 2Pd 時の漏えい率(AEC 式にて約 1. 24% /day) に余裕を見た漏えい率 1. 3%/day を評価条件とし、代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱後は、原子炉格納容器圧力低下の遅れも考慮し、原子炉格納容器圧力を包絡する条件とした。さらに、保守的に設定したベースケースの漏えい率を 2 倍と設定した場合について評価条件とした。

表 2. 7-1 原子炉格納容器漏えい率を変化させた場合の漏えい率の設定

ケース	0～36h	36～48h	48～72h	72～168h
ベースケース (有効性評価)	1. 3%/day	0. 7%/day	0. 65%/day	0. 6%/day
漏えい率 2 倍	2. 6%/day	1. 4%/day	1. 3%/day	1. 2%/day

(2) 評価結果

代替循環冷却系を使用する場合のドライウェル主フランジを含むシール部からの漏えいケースの原子炉格納容器漏えい率を変化させた場合における原子炉建屋燃料取替床の水素挙動を図 2.7-1 に示す。

原子炉格納容器漏えい率を変化させた場合では、水素濃度は、事故後 36 時間以降においても、原子炉格納容器内に水素を保有しているため、漏えいが継続するが、原子炉建屋燃料取替床の水素濃度は 1.5vol% 以下であり、ベースケースの漏えい率を 2 倍としても原子炉建屋は水素濃度ベント基準に至らないことを確認した。

なお、原子炉建屋燃料取替床の水素濃度は PAR の動作開始濃度である 1.5vol% 以下であった。

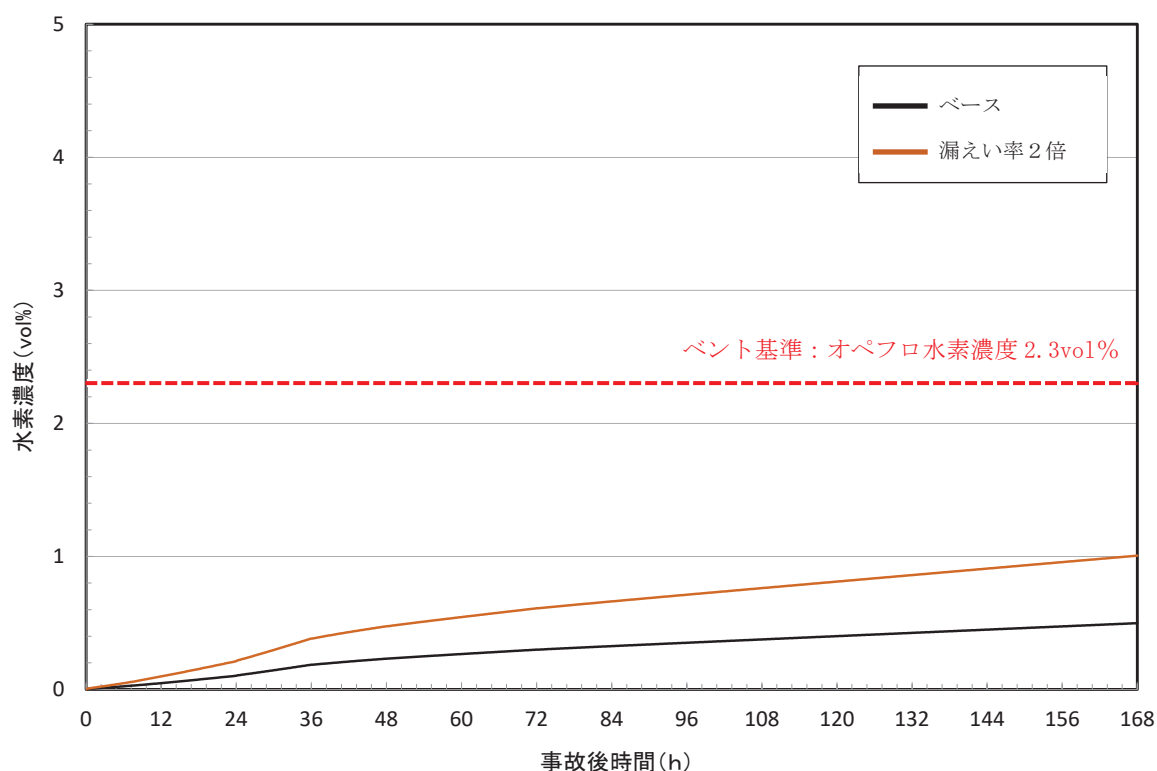


図 2.7-1 原子炉建屋燃料取替床水素濃度
(漏えい率を変化させた場合の代替循環冷却系ケース)

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

(1) 評価条件

原子炉建屋原子炉棟内の原子炉格納容器漏えい率を変化させた水素挙動の解析ケースはドライウェル主フランジを含むシール部からの漏えいとし、評価シナリオは、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」における代替循環冷却系を使用できない場合（原子炉格納容器フィルタベント系を使用する場合）とする。

原子炉格納容器漏えい率を増加させたケースとして「1. 2. 1 (4) ベースケース解析（格納容器ベント）」で示している有効性評価条件のベースケースの原子炉格納容器漏えい率を増加させた解析条件を表 2.8-1 に示す。なお、原子炉格納容器漏えい率以外の条件は、表 1.2-5, 1.2-6 及び図 1.2-16 に示す解析条件と同様である。

また、ベースケースについては原子炉格納容器圧力 2Pd 時の原子炉格納容器漏えい率（AEC 式にて約 1.24%/day）に余裕を見た漏えい率 1.3%/day を評価条件とし、原子炉格納容器圧力が上昇していない事象開始直後より、原子炉格納容器ベント実施後の原子炉格納容器圧力低下遅れも考慮した 60 時間まで原子炉格納容器圧力 2Pd 時の漏えい率を採用した。さらに、保守的に設定したベースケースの漏えい率を 2 倍と設定した場合について評価条件とした。

表 2.8-1 原子炉格納容器漏えい率を変化させた場合の漏えい率の設定

ケース	0～60h	60h～168h
ベースケース（有効性評価）	1.3%/day	0.5%/day
漏えい率 2 倍	2.6%/day	1.0%/day

(2) 評価結果

代替循環冷却系を使用できない場合（原子炉格納容器フィルタベント系を使用する場合）のドライウェル主フランジを含むシール部からの漏えいケースの原子炉格納容器漏えい率を変化させた場合における原子炉建屋燃料取替床の水素挙動を図 2.8-1 に示す。

原子炉格納容器漏えい率を変化させた場合では、水素濃度は事故後 60 時間まで上昇し、その後、ほぼ一定に推移する。これは、原子炉格納容器フィルタベント系により原子炉格納容器内水素が排出されたためである。原子炉建屋燃料取替床の水素濃度は 1 vol% 以下であり、ベースケースの漏えい率を 2 倍としても原子炉建屋は水素濃度ベント基準に至らないことを確認した。

なお、原子炉建屋燃料取替床の水素濃度は PAR の動作開始濃度である 1.5vol% 以下であった。

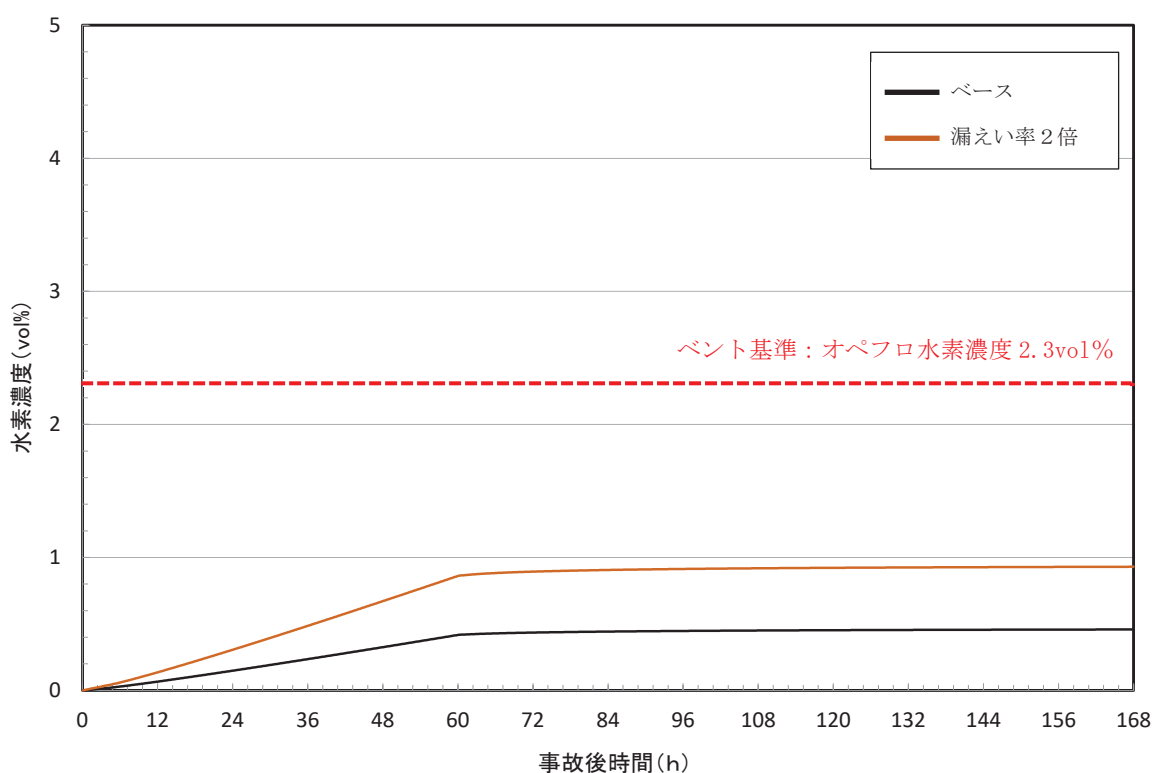


図 2.8-1 原子炉建屋燃料取替床水素濃度
(漏えい率を変化させた場合の格納容器ベントケース)

2. 9 自主対策設備の使用を考慮した解析ケース（代替循環冷却系）

原子炉格納容器頂部注水系は、自主対策設備として設置しており、原子炉格納容器内の温度が 171℃を超えるおそれのある場合に注水する手順としている。評価シナリオ（代替循環冷却系を使用する場合）において、原子炉格納容器温度が 171℃を超過するため、以下のとおり使用を考慮したケースについて、既許可申請まとめ資料別添資料-3「水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備について」の別紙 11「有効性評価における原子炉建屋原子炉棟内の水素挙動」で示している原子炉建屋内の水素挙動解析結果に基づいて確認した。

（1）評価条件

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

また、原子炉格納容器漏えい想定箇所以外の GOTHIC コードの解析条件（原子炉格納容器からの漏えい条件）、漏えい率及び解析条件については、「1. 2. 1（3）ベースケース解析（代替循環冷却系）」と同様である。解析モデルは図 2.9-1 に示す。

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

また、本ケースでは原子炉ウェルに注水された水が蒸発し、原子炉建屋燃料取替床に水蒸気が流入することを想定する。

原子炉ウェル沸騰による蒸気発生量を表 2.9-1 に示す。原子炉ウェル沸騰による蒸気発生量は、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」シナリオの代替循環冷却系を使用する場合における MAAP コードによる蒸気発生量評価を基に、GOTHIC コードの解析条件を設定している。

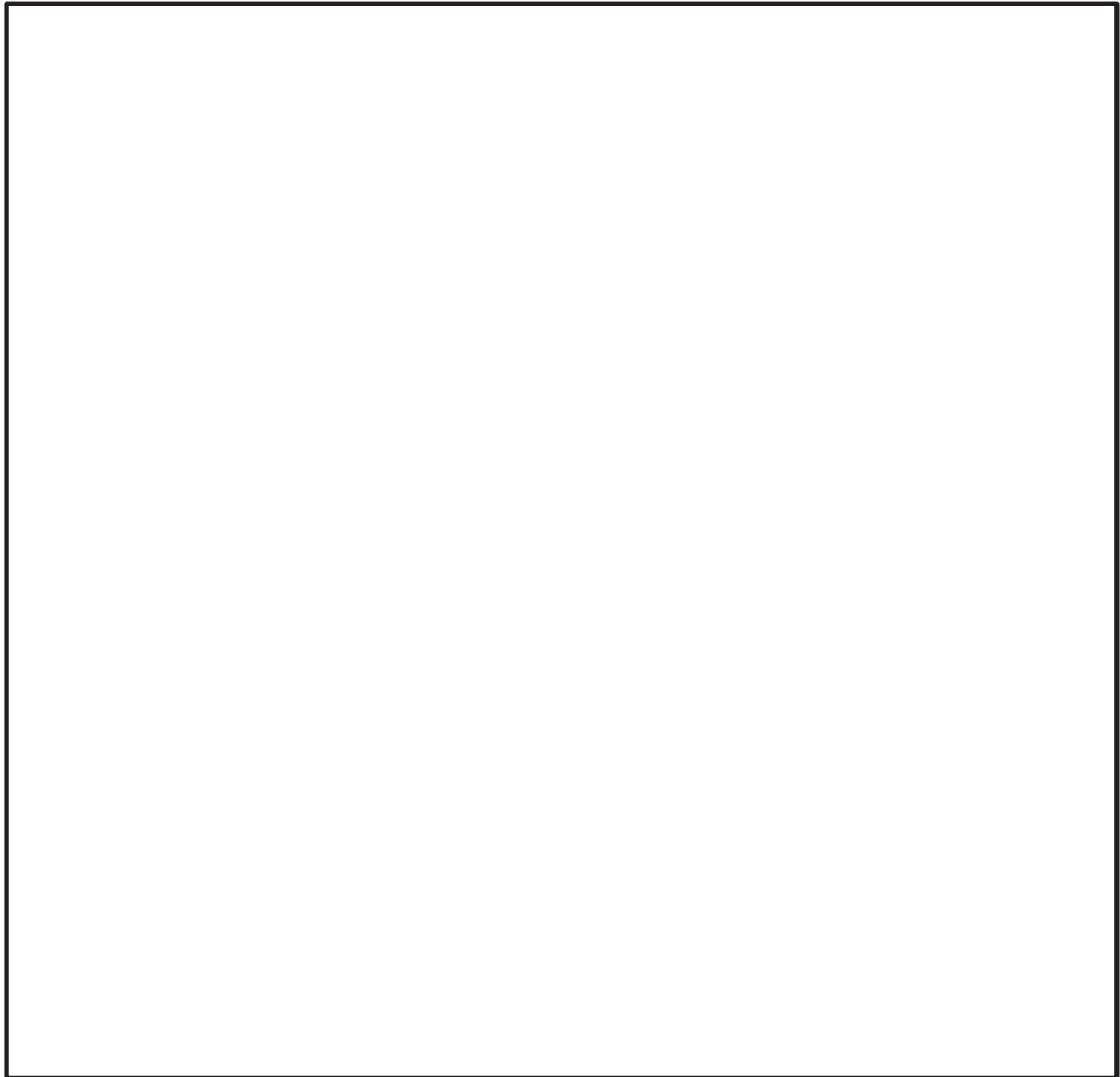
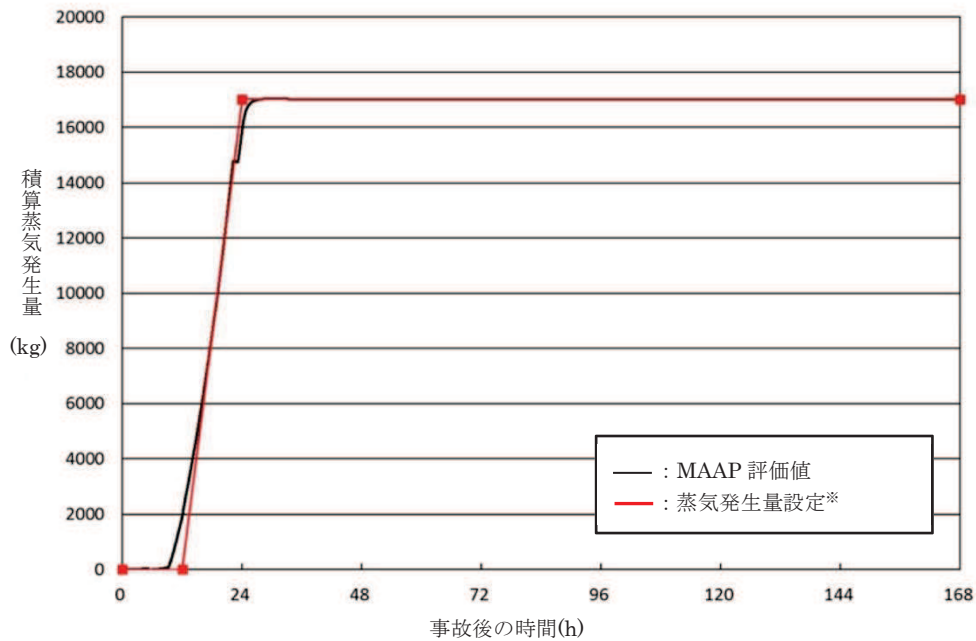


図 2.9-1 原子炉建屋原子炉棟解析モデル
(自主対策設備使用を考慮した場合の代替循環冷却系ケース)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表 2.9-1 原子炉ウェル沸騰による蒸気発生量（自主対策設備使用を考慮した場合の代替循環冷却系ケース）

事故発生からの時間(h)	平均蒸気発生量(kg/s)	設定理由
0～12	0	図 2.9-2 による
12～24	3.94×10^{-1}	
24～168	0	



※MAAP コード評価による積算蒸気発生量に対し同等の積算蒸気発生量となるように設定する。

図 2.9-2 原子炉ウェル沸騰による蒸気発生量（自主対策設備使用を考慮した場合の代替循環冷却系ケース）

(2) 評価結果

代替循環冷却系を使用する場合の原子炉格納容器頂部注水系（自主対策設備）使用を考慮したドライウェル主フランジを除くシール部からの漏えいケースにおける原子炉建屋原子炉棟内の水素挙動を図 2.9-3 に示す。

原子炉建屋燃料取替床へ直接流入する水素はなく，また原子炉ウェルに注水された水が蒸発することにより下層階から原子炉建屋燃料取替床へ流入する水素が緩やかになり，原子炉建屋燃料取替床以外の水素濃度が「1. 2. 1 (3) ベースケース (代替循環冷却系)」に比べ高く推移するが下層階の水素濃度は十分低いことを確認した。

よって，自主対策設備である原子炉格納容器頂部注水系の使用を考慮し，保守的に下層階のみへ漏えいする場合においても，原子炉建屋内の水素濃度は，下層階も含めて 1 vol% 以下であり，原子炉建屋は水素濃度ベント基準に至らないことを確認した。

なお，原子炉建屋燃料取替床の水素濃度は PAR の動作開始濃度である 1.5 vol% 以下であった。

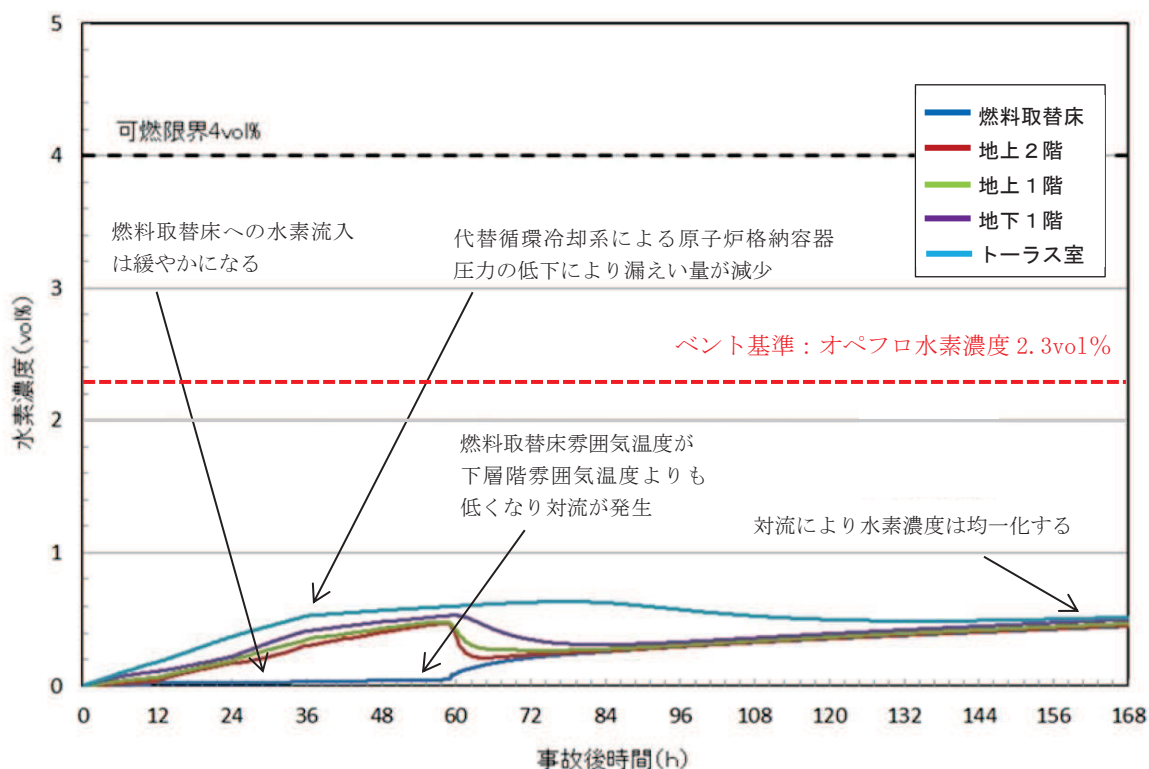


図 2.9-3 原子炉建屋燃料取替床水素濃度
(自主対策設備使用を考慮した場合の代替循環冷却系ケース)

2. 10 自主対策設備の使用を考慮した解析ケース（格納容器ベント）

原子炉格納容器頂部注水系は、自主対策設備として設置しており、原子炉格納容器内の温度が 171℃を超えるおそれのある場合に注水する手順としている。評価シナリオ（原子炉格納容器フィルタベント系を使用する場合）において、原子炉格納容器温度が 171℃を超過するため、以下のとおり使用を考慮したケースについて、既許可申請まとめ資料別添資料-3「水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備について」の別紙 11「有効性評価における原子炉建屋原子炉棟内の水素挙動」で示している原子炉建屋内の水素挙動解析結果に基づいて確認した。

（1）評価条件

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

また、原子炉格納容器漏えい想定箇所以外の GOTHIC コードの解析条件（原子炉格納容器からの漏えい条件）、漏えい率及び解析条件については、「1. 2. 1（4）ベースケース解析（格納容器ベント）」と同様である。解析モデルは図 2. 10-1 に示す。

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

また、本ケースでは原子炉ウェルに注水された水が蒸発し、原子炉建屋燃料取替床に水蒸気が流入することを想定する。

原子炉ウェル沸騰による蒸気発生量を表 2. 10-1 に示す。原子炉ウェル沸騰による蒸気発生量は、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」シナリオの代替循環冷却系を使用できない場合（原子炉格納容器フィルタベント系を使用する場合）における MAAP コードによる蒸気発生量評価を基に、GOTHIC コードの解析条件を設定している。

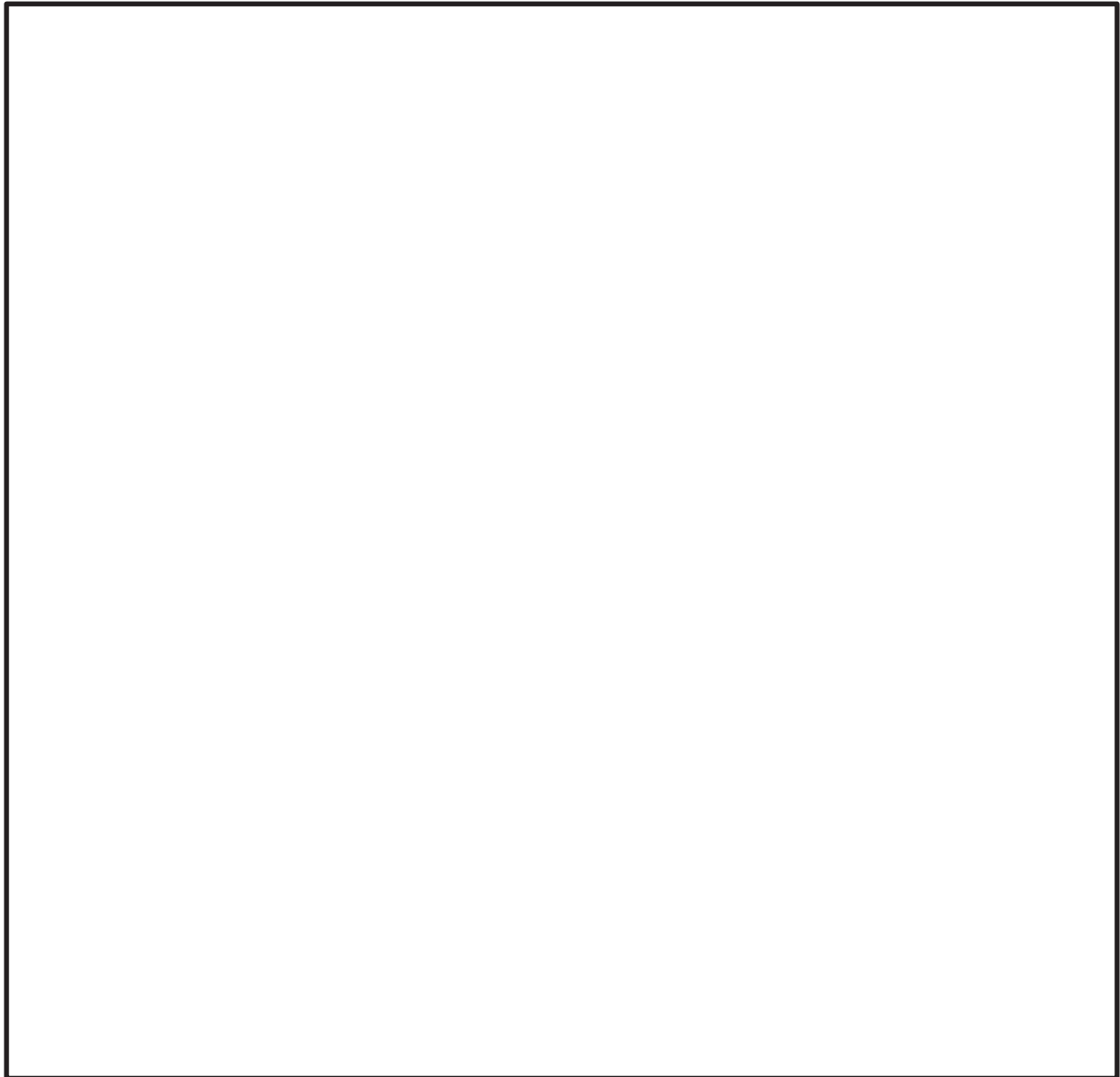
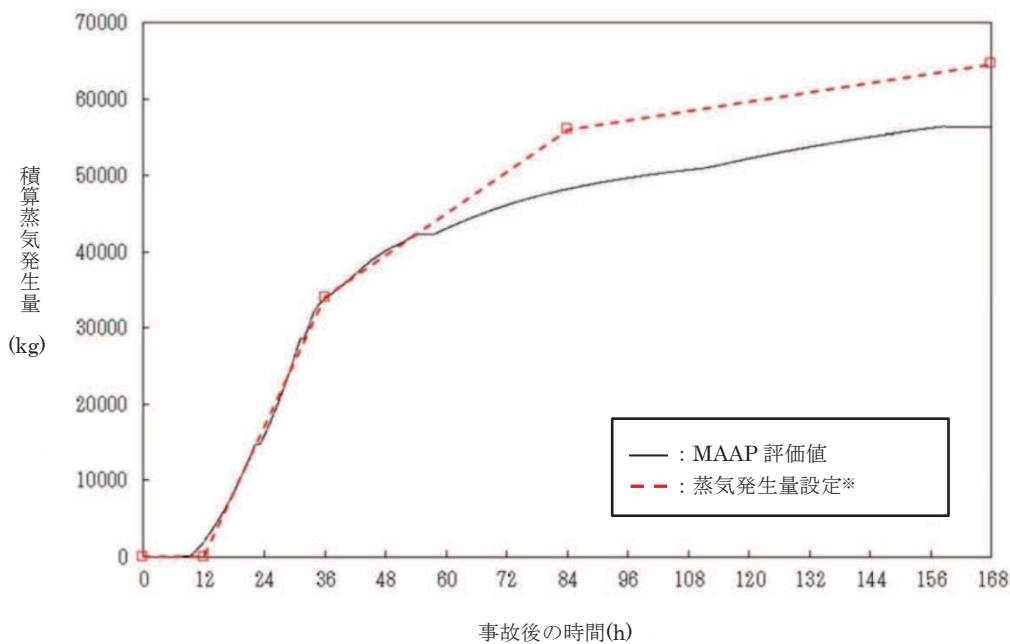


図 2.10-1 原子炉建屋原子炉棟解析モデル
(自主対策設備使用を考慮した場合の格納容器ベントケース)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表 2.10-1 原子炉ウェル沸騰による蒸気発生量（自主対策設備使用を考慮した場合の格納容器ベントケース）

事故発生からの時間(h)	平均蒸気発生量(kg/s)	設定理由
0～12	0	図 2.10-2 による
12～36	3.94×10^{-1}	
36～84	1.27×10^{-1}	
84～168	0.28×10^{-1}	



※MAAP コード評価による積算蒸気発生量に対し包絡した積算蒸気発生量となるように設定する。

図 2.10-2 原子炉ウェル沸騰による蒸気発生量（自主対策設備使用を考慮した場合の格納容器ベントケース）

(2) 評価結果

代替循環冷却系を使用できない場合（原子炉格納容器フィルタベント系を使用する場合）の原子炉格納容器頂部注水系（自主対策設備）使用を考慮したドライウエル主フランジを除くシール部からの漏えいケースにおける原子炉建屋原子炉棟内の水素挙動を図 2.10-3 に示す。

原子炉建屋燃料取替床へ直接流入する水素はなく、また原子炉ウエルに注水された水が蒸発することにより下層階から原子炉建屋燃料取替床へ流入する水素が緩やかになり、原子炉建屋燃料取替床以外の水素濃度が「1. 2. 1 (4) ベースケース (格納容器ベント)」に比べ高く推移するが下層階の水素濃度は十分低いことを確認した。

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

なお、原子炉建屋燃料取替床の水素濃度は PAR の動作開始濃度である 1.5vol%以下であった。

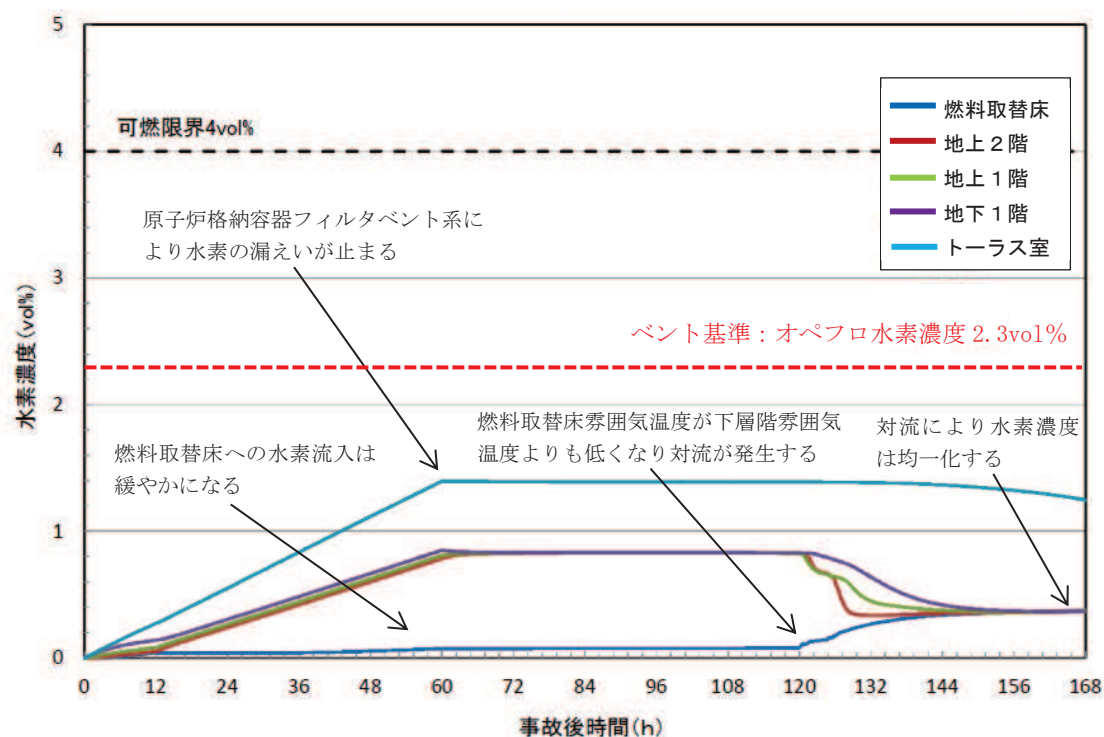


図 2.10-3 原子炉建屋燃料取替床水素濃度（自主対策設備使用を考慮した場合の格納容器ベントケース）

2. 1 1 まとめ

- 水素発生量が有効性評価の 3.5 倍相当（AFC100%相当[約 990kg]）の評価条件であっても，原子炉建屋燃料取替床水素濃度は原子炉格納容器ベント基準に到達しない
- PAR が機能しないと想定した場合，ベースケースの漏えい率 2 倍の漏えいが発生した場合においても，原子炉建屋燃料取替床水素濃度は原子炉格納容器ベント基準に到達しない
- 自主対策設備である原子炉格納容器頂部注水系の使用を考慮した場合においても，原子炉建屋燃料取替床水素濃度は原子炉格納容器ベント基準に到達しない

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

局所エリアの状況

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

表1 局所エリア

階数		漏えい箇所	周長	局所エリア	
					空間容積
地上 1階	南側	逃がし安全弁 搬出入口		バルブラッピング 室	1,230 m ³
	北側	所員用エアロッ ク		所員用エアロッ ク前室	110 m ³
	北東側	ISI用ハッチ		計装ペネトレーシ ョン室	330 m ³
地下 1階	北東側	制御棒駆動機構 搬出入口		CRD補修室	480 m ³

以降に、各局所エリアの状況を示す。

1. バルブラッピング室

バルブラッピング室は、定期検査時に主蒸気逃がし安全弁等を点検するためのエリアで、専用ハッチ（逃がし安全弁搬出入口）があり、原子炉格納容器に直接つながる構造である。通常時（運転中）においては、換気空調設備により換気される。また、入室扉は、火災防護上、安全系区分Ⅰ（通路室）と安全系区分Ⅲ（バルブラッピング室）の異区分の火災区画境界となるため、閉じた運用となる。

バルブラッピング室の配置を図 1-1 に示す。

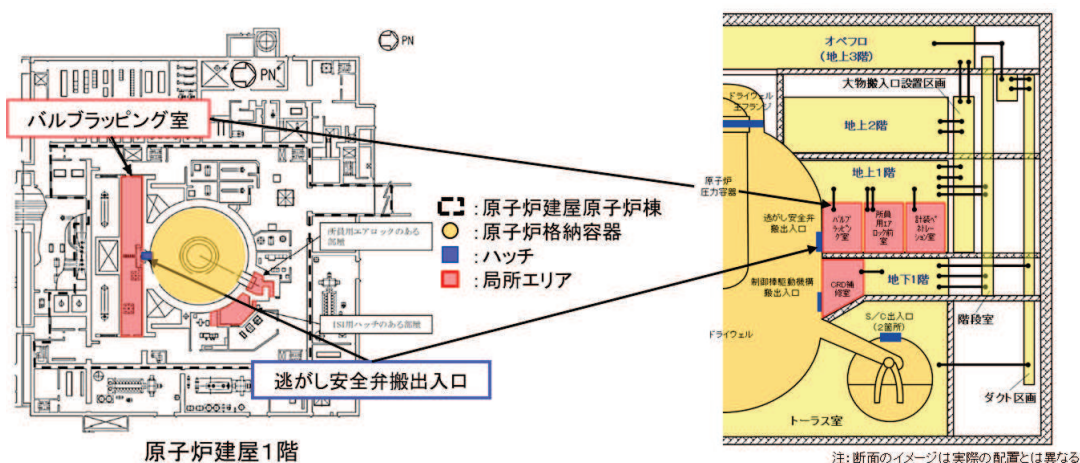


図 1-1 バルブラッピング室の配置 (イメージ)

バルブラッピング室は、開口部を通じて、原子炉建屋地上 1 階の通路室とつながっており、原子炉建屋地上 1 階の通路室は、大物搬入口ハッチ、階段室、空調ダクト等を通じて原子炉建屋オペフロとつながっている。

バルブラッピング室の開口部状況を図 1-2 に示す。また、原子炉建屋水素挙動解析における開口部の扱いを表 1-1 に示す。

表 1-1 原子炉建屋水素挙動解析における開口部の扱い

開口部 (丸数字は図 1-2 に対応)	大きさ	原子炉建屋水素挙動解析での扱い
①給気口 (隣室と接続)	0.3m×0.3m	重力ダンパ※を設置しているため、開口として扱わない
②給気口 (空調ダクトと接続)	0.3m×0.3m	水素を排出可能であるが、ダクト経路が長いため、開口として扱わない
③給気口 (空調ダクトと接続)	0.3m×0.3m	水素を排出可能であるが、ダクト経路が長いため、開口として扱わない
④通路室排気口	0.15m×0.15m	解析上の水素排出口（バルブラッピング室の⑤⑥排気口から通路室側の④排気口に排出される）
⑤排気口 (空調ダクトと接続)	0.45m×0.3m	バルブラッピング室の⑤⑥排気口は、通路室側の④排気口より大きいため、解析上は④排気口の面積を設定
⑥排気口 (空調ダクトと接続)	0.45m×0.3m	

※：逆流防止用で片方向からの風のみを通す目的で設置

バルブラッピング室は、②③給気口からの排出も期待できるが、原子炉建屋水素挙動解析では保守的に④通路室排気口のみからの排出としており、また、入室扉は一般建築用の扉で、気密性能が特に高い構造ではないことから、実際の水素濃度上昇は水素挙動解析結果に比較して緩やかになると考えられる。

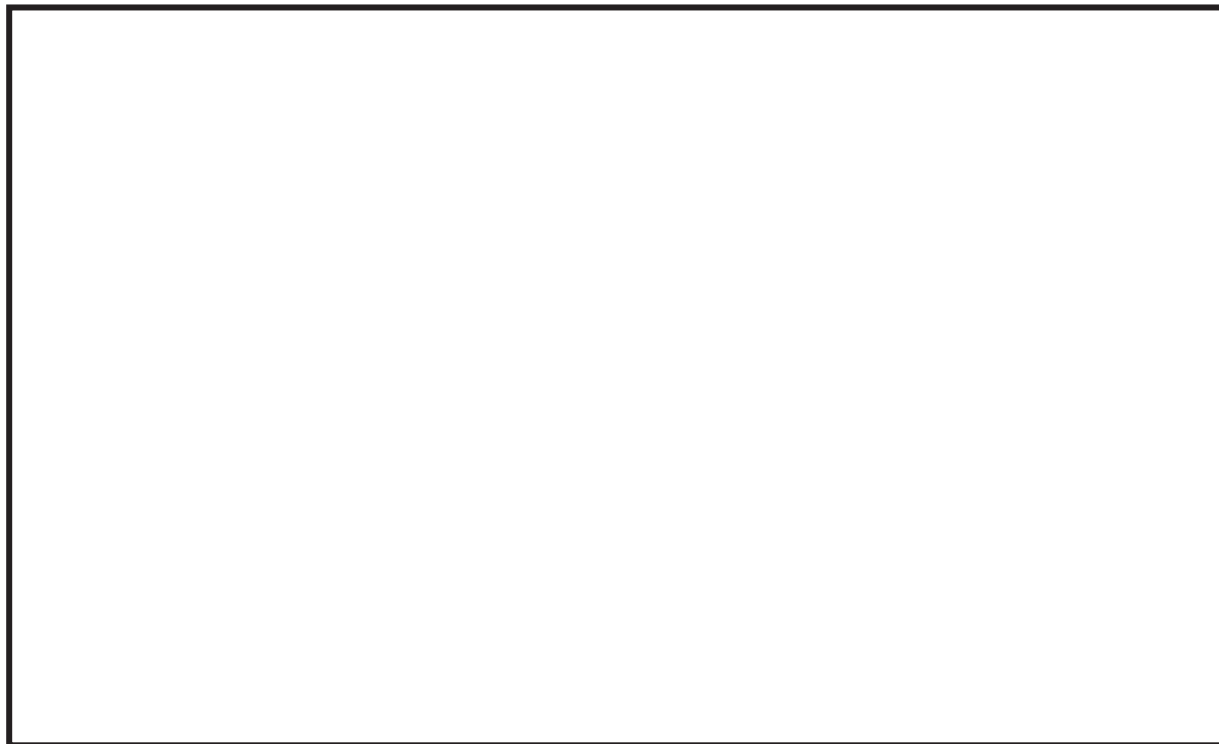


図 1-2 バルブラッピング室の開口部状況 (イメージ) (1 / 2)



図 1-2 バルブラッピング室の開口部状況 (イメージ) (2 / 2)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

2. 所員用エアロック前室

所員用エアロック前室は、定期検査時に原子炉格納容器内に入出するためのエリアで、当該エリアにハッチ（所員用エアロック）があり、原子炉格納容器に直接つながる構造である。通常時（運転中）においては、換気空調設備により換気される。また、入室扉は、放射線管理上の立入を制限する区画の境界となるため、閉じた（施錠管理）運用となる。

所員用エアロック前室の配置を図 2-1 に示す。

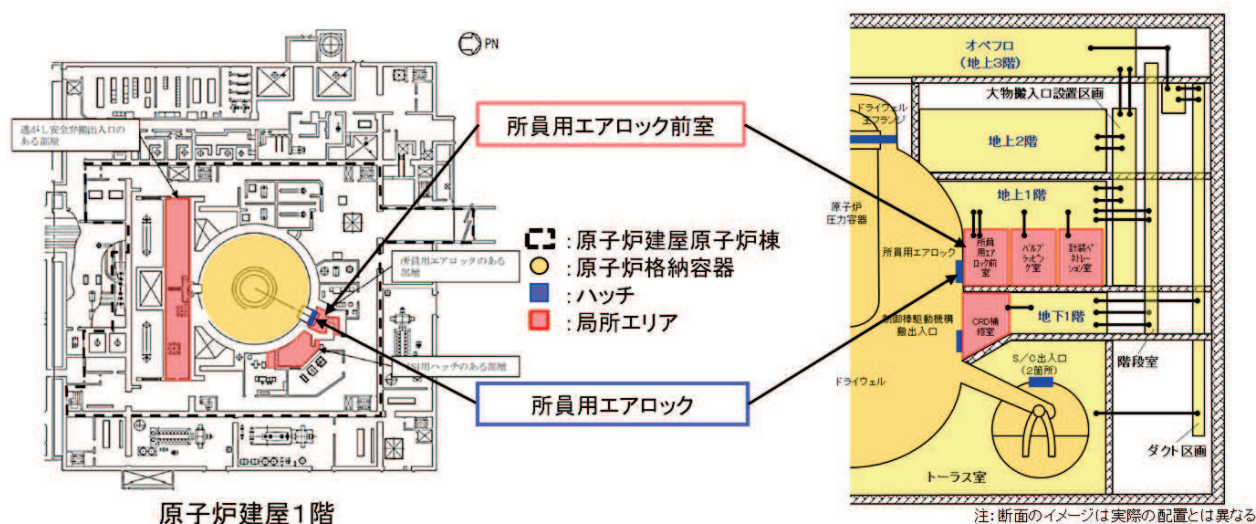


図 2-1 所員用エアロック前室の配置（イメージ）

所員用エアロック前室は、開口部を通じて、原子炉建屋地上 1 階の通路室とつながっており、原子炉建屋地上 1 階の通路室は、大物搬入口ハッチ、階段室、空調ダクト等を通じて原子炉建屋オペフロとつながっている。

所員用エアロック前室の開口部状況を図 2-2 に示す。また、原子炉建屋水素挙動解析における開口部の扱いを表 2-1 に示す。

表 2-1 原子炉建屋水素挙動解析における開口部の扱い

開口部 (丸数字は図 2-2 に対応)	大きさ	原子炉建屋水素挙動解析での扱い
①所員用エアロック前室扉 (通路室と接続)	0.2m×0.2m ×2 箇所	解析上の水素排出口
②給気口 (空調ダクトと接続)	0.15m×0.15m	重力ダンパ※を設置しているため、開口として扱わない
③給気口 (空調ダクトと接続)	0.15m×0.15m	重力ダンパ※を設置しているため、開口として扱わない
④排気口 (空調ダクトと接続)	0.2m×0.2m	水素を排出可能であるが、ダクト経路が長い ため、開口として扱わない

※：逆流防止用で片方向からの風のみを通す目的で設置

所員用エアロック前室は、④排気口からの排出も期待できるが、原子炉建屋水素挙動解析では保守的に①所員用エアロック前室扉のみからの排出としており、実際の水素濃度上昇は水素挙動解析結果に比較して緩やかになると考えられる。

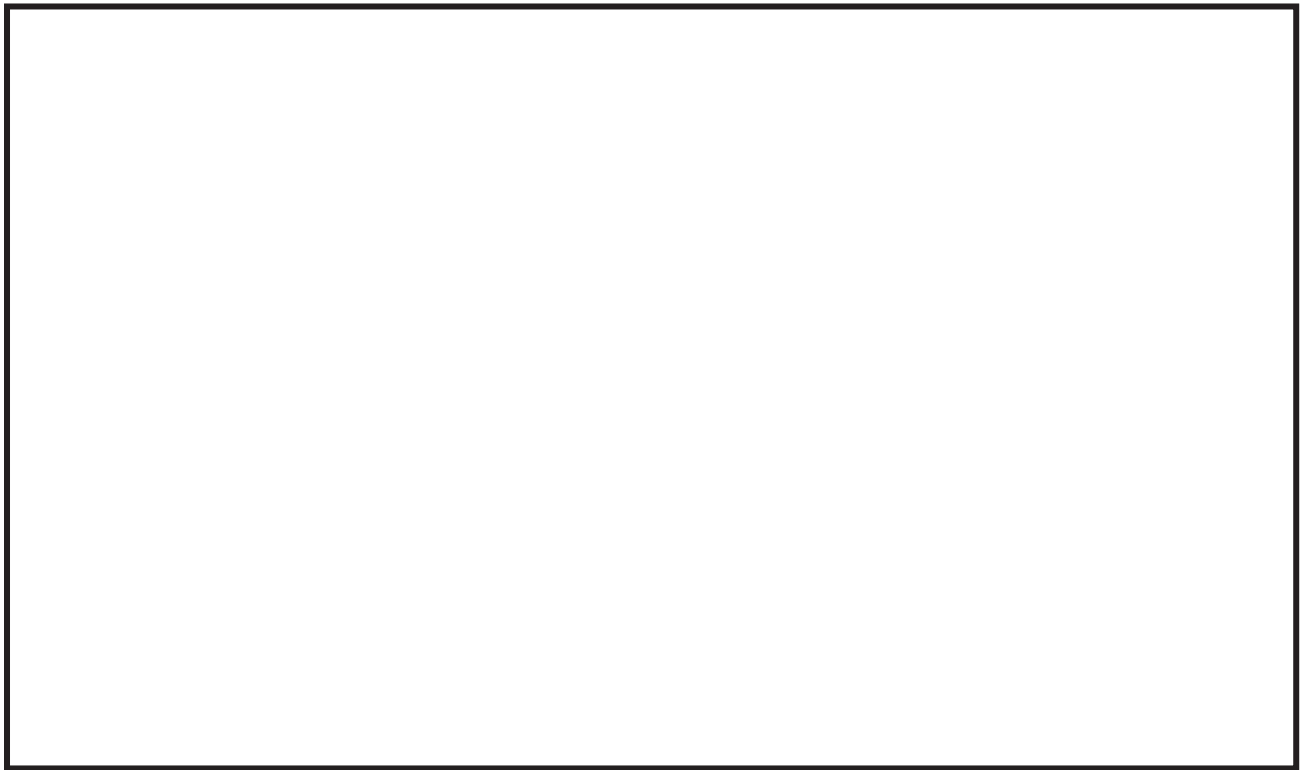


図 2-2 所員用エアロック前室の開口部状況 (イメージ)

3. 計装ペネトレーション室

計装ペネトレーション室は、原子炉格納容器内の計装配管を集中的に接続設置しているエリアで、当該エリアには供用期間中検査（ISI）用の検査装置を搬出入するためのハッチ（ISI用ハッチ）があり、原子炉格納容器に直接つながる構造である。通常時（運転中）においては、換気空調設備により換気される。また、入室扉は部屋の境界として閉じた運用となる。

計装ペネトレーション室の配置を図 3-1 に示す。

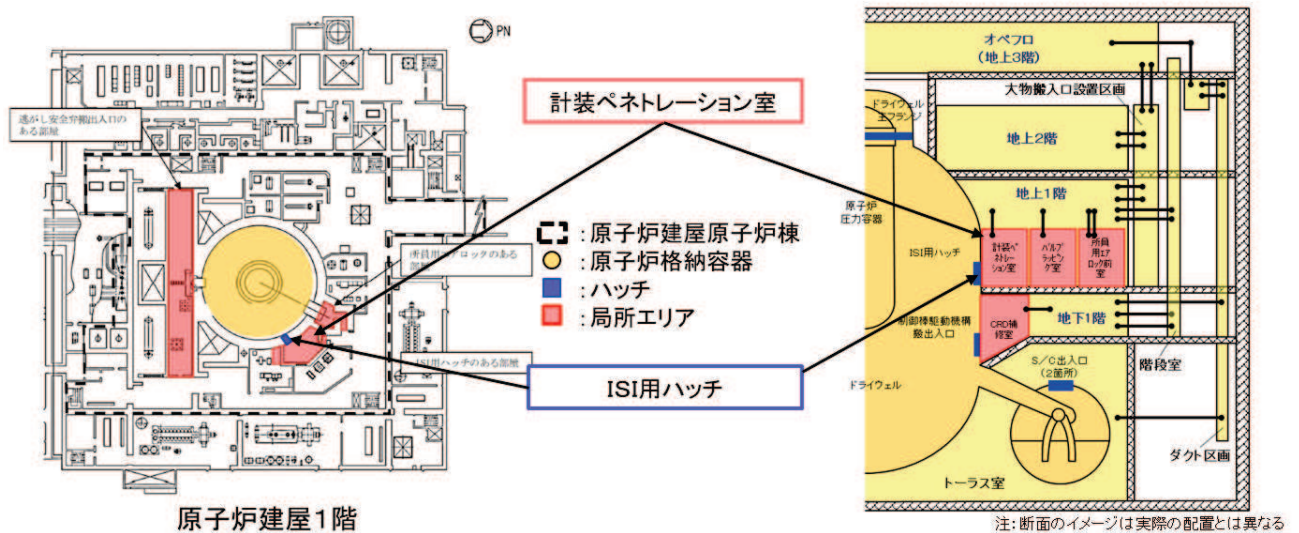


図 3-1 計装ペネトレーション室の配置（イメージ）

計装ペネトレーション室は、開口部を通じて、原子炉建屋地上 1 階の通路室とつながっており、原子炉建屋地上 1 階の通路室は、大物搬入口ハッチ、階段室、空調ダクト等を通じて原子炉建屋オペフロとつながっている。

計装ペネトレーション室の開口部状況を図 3-2 に示す。また、原子炉建屋水素挙動解析における開口部の扱いを表 3-1 に示す。

表 3-1 原子炉建屋水素挙動解析における開口部の扱い

開口部 (丸数字は図 3-2 に対応)	大きさ	原子炉建屋水素挙動解析での扱い
①給気口 (通路と接続)	0.3m×0.15m	重力ダンパ※を設置しているため、開口として扱わない
②給気口 (空調ダクトと接続)	0.15m×0.15m	重力ダンパ※を設置しているため、開口として扱わない
③通路室排気口	0.15m×0.15m	解析上の水素排出口（計装ペネトレーション室の④排気口から通路室側の③排気口に排出される）
④排気口 (空調ダクトと接続)	0.3m×0.3m	計装ペネトレーション室の④排気口は、通路室側の③排気口より大きいため、解析上は③排気口の面積を設定

※：逆流防止用で片方向からの風のみを通す目的で設置

計装ペネトレーション室は、④排気口が③通路室排気口以外ともつながっているが、原子炉建屋水素挙動解析では保守的に③通路室排気口のみからの排出としており、また、入室扉は一般建築用の扉で、気密性能が特に高い構造ではないことから、実際の水素濃度上昇は水素挙動解析結果に比較して緩やかになると考えられる。

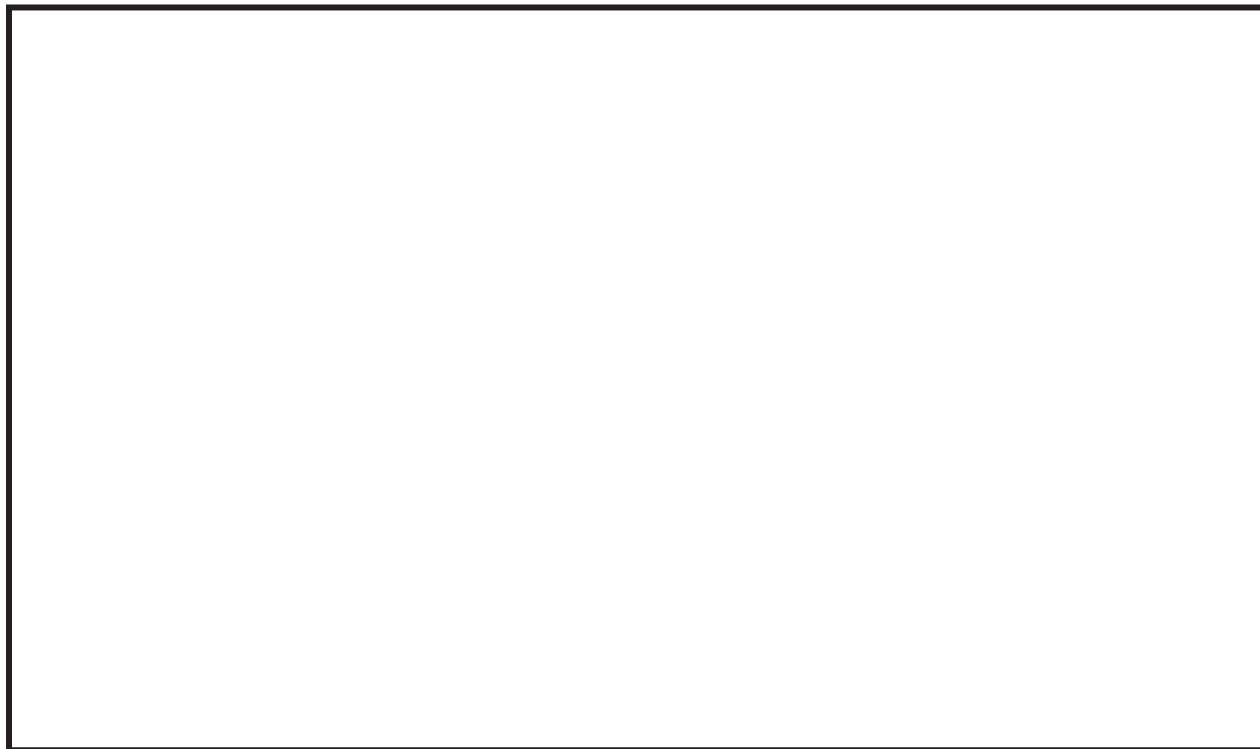


図 3-2 計装ペネトレーション室の開口部状況 (イメージ) (1 / 2)



図 3-2 計装ペネトレーション室の開口部状況 (イメージ) (2 / 2)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

4. CRD 補修室

(1) 局所エリアの状況

CRD 補修室は、定期検査時に制御棒駆動機構を点検するためのエリアで、制御棒駆動機構を出し入れする専用ハッチ（制御棒駆動機構搬出入口）があり、原子炉格納容器に直接つながる構造である。通常時（運転中）においては、換気空調設備により換気される。また、入室扉は、火災防護上、CRD 補修室と隣接する通路室の火災区画との境界となり、通路室の火災区画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、閉じた運用となる。CRD 補修室の配置を図 4-1 に、ハッチカバーの詳細な構造を図 4-2 に示す。

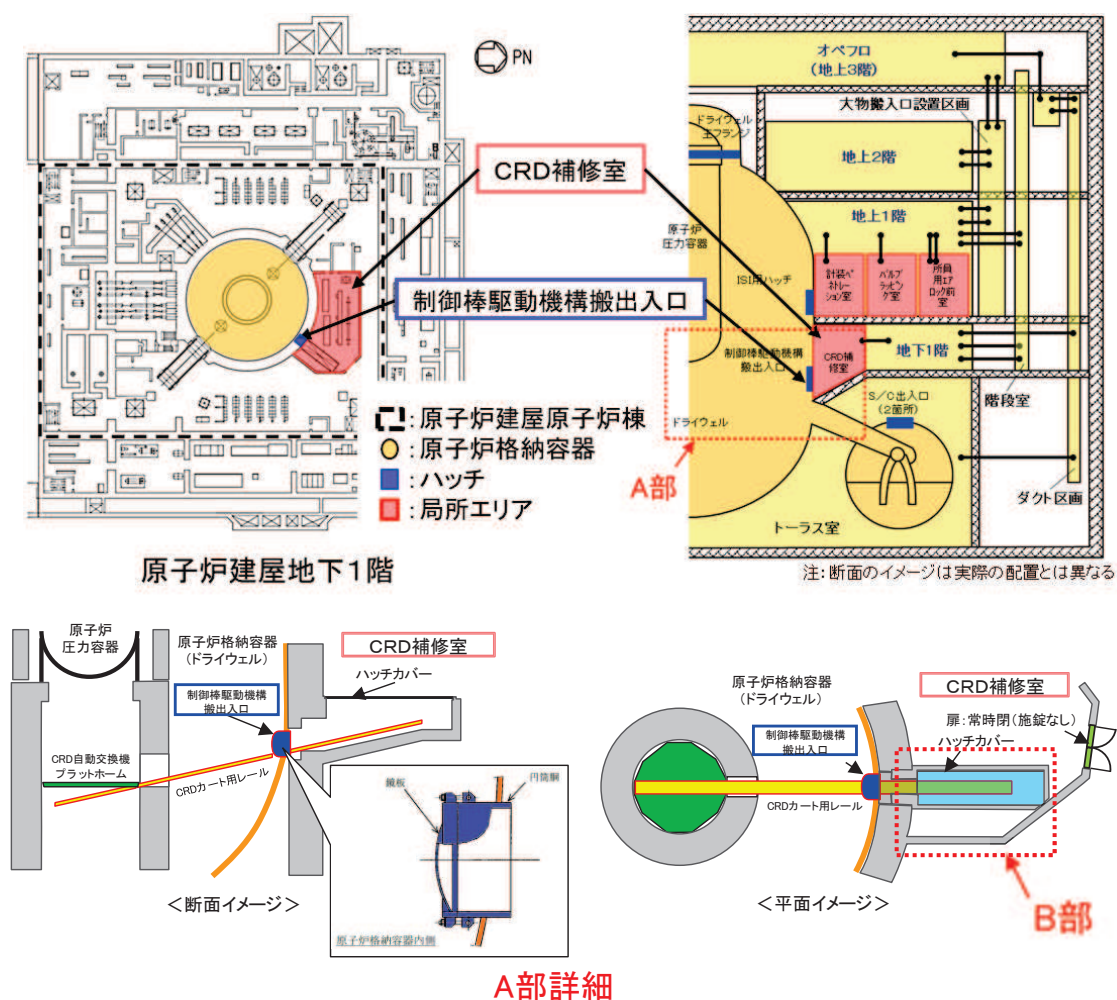


図 4-1 CRD 補修室の配置 (イメージ)

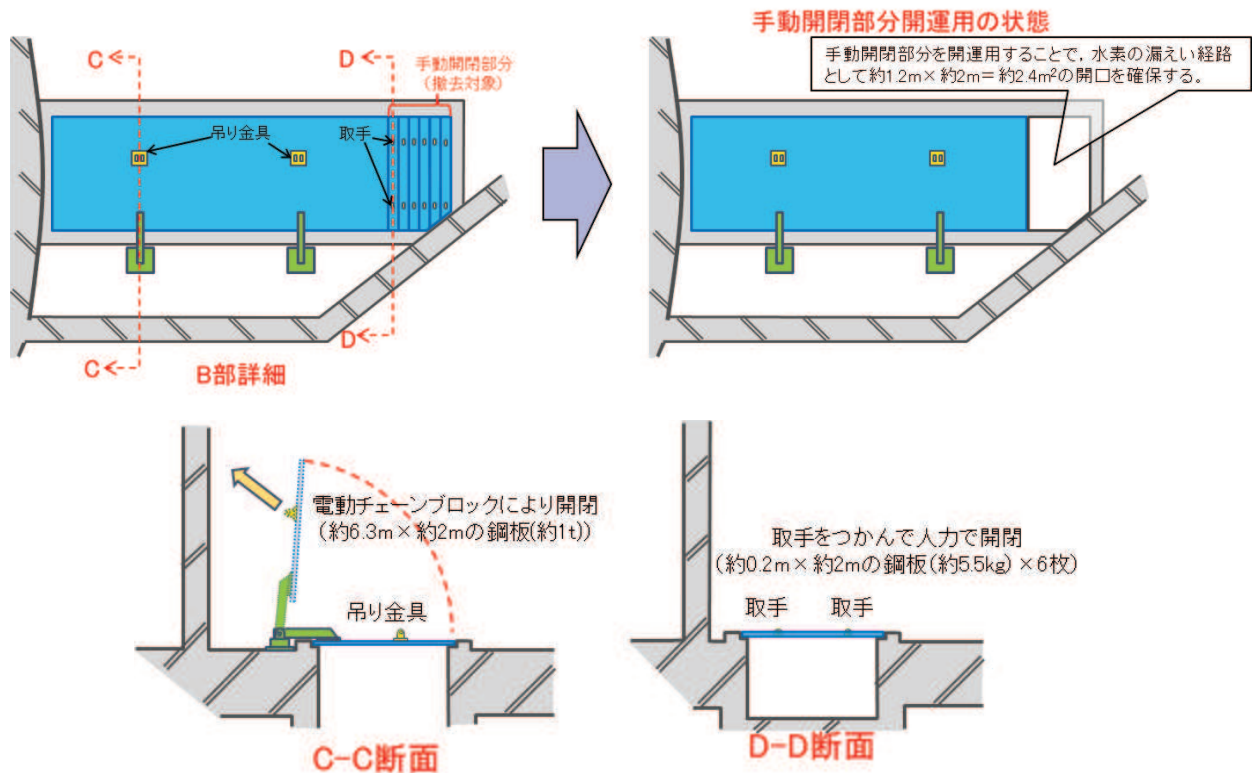


図 4-2 ハッチカバーの詳細な構造

制御棒駆動機構搬出入口と CRD 補修室の間にはハッチカバーがあり、電動又は手動で開閉できる構造となっている。ハッチカバーが閉じた状態の場合には、ハッチカバーの隙間から CRD 補修室に水素が漏えいするが、原子炉格納容器貫通部から原子炉建屋オペフロまでの水素漏えい経路を確実にするため、通常時（運転中）はハッチカバーの手動開閉部分を開いた運用とし、手動開閉部分は CRD 補修室から撤去する方針とする。

(2) ハッチカバーの開運用

a. 遮蔽設計区分

管理区域の遮蔽設計に当たっては、通常運転に際して、予想される立入り時間に応じて、遮蔽設計の基準とする外部線量当量率を表4-1のとおり区分している。

表 4-1 管理区域における遮蔽設計区分

遮蔽設計区分	立入り時間	基準外部線量当量率
B	週48時間以内	0.01mSv/h未満
C	週10時間以内	0.05mSv/h未満
D	週2時間以内	0.25mSv/h未満
E	(ごく短時間の立入り)	1 mSv/h未満
F	(通常は立入り不要)	1 mSv/h以上

CRD 補修室の遮蔽設計区分は「C-F」であり、ハッチカバー下部の空間の遮蔽設計区分は「F」である。ハッチカバーに遮蔽要求はないため、ハッチカバーを撤去することによる遮蔽設計区分への影響はない。

(参考)

遮蔽設計区分はプラント設計時の基準であり、運転開始後の運用では、管理区域のうち、通常人が立ち入る場所について、実際に測定した線量当量率及び汚染の程度に応じ、表 4-2 のとおり区分し、管理している。

表 4-2 管理区域における区域区分

線量当量率区分 汚染区分	1-区域 0.1mSv/h を超えるおそれのない区域	2-区域 1mSv/h を超えるおそれのない区域	3-区域 1mSv/h を超えるおそれのある区域
A-区域 汚染のおそれのない区域	1 A	2 A	3 A
B 1-区域 0.8Bq/cm ² を超えるおそれのない区域	1 B 1	2 B 1	3 B 1
B 2-区域 4Bq/cm ² を超えるおそれのない区域	1 B 2	2 B 2	3 B 2
C-区域 40Bq/cm ² を超えるおそれのない区域	1 C	2 C	3 C
D-区域 40Bq/cm ² を超えるおそれのある区域	1 D	2 D	3 D

- 原子炉運転中及び停止中の CRD 補修室の区域区分は「2 B 1」であり、ハッチカバーの下部の空間は通常人が立ち入ることがない状態である。
- 原子炉停止中に行う CRD 分解点検（汚染作業）時は、CRD 補修室及びハッチカバー下部の空間の区域区分を「3 D」とし、点検後は「2 B 1」としている。
- ハッチカバー撤去後の CRD 補修室及びハッチカバー下部の空間の線量当量率区分は、実際の線量当量率に応じて適切に設定する。なお、汚染区分はハッチカバー撤去による影響はない。

b. ハッチカバーの開運用による影響整理

ハッチカバーを開いた状態の場合の影響は表 4-3 のとおりであり、影響がないことを確認した。条文ごとの影響整理については表 4-4 に示す。

表 4-3 運用の変更に伴う基準適合性等への影響

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		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		影響等
8 条	火災による損傷の防止	11 条	火災による損傷の防止	<ul style="list-style-type: none"> CRD 補修室及びハッチカバー下部の空間には火災防護対象機器等はない。 CRD 補修室は、ハッチカバー下部の空間を含めて一つの区画として扱っており、CRD 補修室に感知器を設置している。 ハッチカバー開運用を行っても、火災の感知に影響はない。
9 条	溢水による損傷の防止等	12 条	発電用原子炉施設内における溢水等による損傷の防止	<ul style="list-style-type: none"> CRD 補修室及びハッチカバー下部の空間には、溢水防護対象設備はない。 ハッチカバー開運用を行っても、制御棒駆動機構搬出入口から原子炉格納容器へは溢水が流入しない構造であり、溢水伝播経路にならないため影響はない。なお、重大事故等対処設備への溢水影響については、重大事故等対処設備(43 条/54 条)に記載する。
30 条	放射線からの放射線業務従事者の防護	42 条	生体遮蔽等	<ul style="list-style-type: none"> ハッチカバーに遮蔽要求はなく、CRD 補修室及びハッチカバー下部の空間の遮蔽設計区分に対してハッチカバー開運用は影響を与えない。
		43 条	換気設備	<ul style="list-style-type: none"> 換気空調設備は、ハッチカバー下部の空間を含めた換気能力を有することから、ハッチカバー開運用を行っても影響はない。
41 条	火災による損傷の防止	52 条	火災による損傷の防止	<ul style="list-style-type: none"> CRD 補修室には、火災防護対象機器等として、重大事故等対処設備である原子炉建屋内水素濃度計及び当該設備の電線管があるが、ハッチカバー下部の空間には、火災防護対象機器等はない。 CRD 補修室は、ハッチカバー下部の空間を含めて一つの火災区画として設定し、感知器を設置し、消火困難とならないことから消火器で消火を行う設計としている。 ハッチカバー開運用を行っても、火災の発生防止、感知及び消火に影響はない。
43 条	重大事故等対処設備	54 条	重大事故等対処設備	<p>【重大事故等対処設備への溢水影響】</p> <ul style="list-style-type: none"> CRD 補修室には、溢水防護上防護すべき設備として、重大事故等対処設備である原子炉建屋内水素濃度計がある。ハッチカバー下部の空間には、溢水防護上防護すべき設備はない。 溢水影響評価上は、溢水防護区画（CRD 補修室や通路室）の水位が高くなるよう、ハッチカバーは溢水経路として設定せず、また、ハッチカバー下部の空間容積を期待せず、評価を実施し、溢水防護方針に適合していることを確認している。 ハッチカバー開運用を行っても、制御棒駆動機構搬出入口から原子炉格納容器へは溢水が流入しない構造であり、溢水伝播経路にならないため影響はない。
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	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	<ul style="list-style-type: none"> ハッチカバー開運用は、原子炉格納容器貫通部から原子炉建屋オベフロまでの水素の漏えい経路を確実にするための対応であり、影響はない。

表 4-4 CRD 補修室ハッチカバー開運用の影響確認

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		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		関係性 有：○ 無：×	影響等	影響がある関連資料
1条	適用範囲	1条	適用範囲	×	—	—
2条	定義	2条	定義	×	—	—
—	—	3条	特殊な設計による発電用原子炉施設	×	—	—
3条	設計基準対象施設の地盤	4条	設計基準対象施設の地盤	×	—	—
4条	地震による損傷の防止	5条	地震による損傷の防止	×	—	—
5条	津波による損傷の防止	6条	津波による損傷の防止	×	—	—
6条	外部からの衝撃による損傷の防止	7条	外部からの衝撃による損傷の防止	×	—	—
—	—	8条	立入りの防止	×	—	—
7条	発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止	9条	発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止	×	—	—
—	—	10条	急傾斜地の崩壊の防止	×	—	—
8条	火災による損傷の防止	11条	火災による損傷の防止	○	<ul style="list-style-type: none"> CRD 補修室及びハッチカバー下部の空間には火災防護対象機器等はない。 CRD 補修室は、ハッチカバー下部の空間を含めて一つの区画として扱っており、CRD 補修室に感知器を設置している。 ハッチカバー開運用を行っても、火災の感知に影響はない。 	なし
9条	溢水による損傷の防止等	12条	発電用原子炉施設内における溢水等による損傷の防止	○	<ul style="list-style-type: none"> CRD 補修室及びハッチカバー下部の空間には、溢水防護対象設備はない。 ハッチカバー開運用を行っても、制御棒駆動機構搬出入口から原子炉格納容器へは溢水が流入しない構造であり、溢水伝播経路にならないため影響はない。なお、重大事故等対処設備への溢水影響については、重大事故等対処設備(43条/54条)に記載する。 	<ul style="list-style-type: none"> 審査資料(02-NP-0272__9条) 原子炉建屋原子炉棟溢水伝播フロー図 工事計画審査資料(02-補-E-01-0220-1) 原子炉建屋原子炉棟溢水伝播経路概念図
10条	誤操作の防止	38条	原子炉制御室等	×	—	—
11条	安全避難通路等	13条	安全避難通路等	×	—	—
12条	安全施設	14条	安全設備	×	—	—
		15条	設計基準対象施設の機能	×	—	—

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		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		関係性 有：○ 無：×	影響等	影響がある関連資料
13条	運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止	15条	設計基準対象施設の機能	×	—	—
14条	全交流動力電源喪失対策設備	16条	全交流動力電源喪失対策設備	×	—	—
—	—	17条	材料及び構造	×	—	—
—	—	18条	使用中の亀裂等による破壊の防止	×	—	—
—	—	20条	安全弁等	×	—	—
—	—	21条	耐圧試験等	×	—	—
—	—	22条	監視試験片	×	—	—
15条	炉心等	15条	設計基準対象施設の機能	×	—	—
		19条	流体振動等による損傷防止	×	—	—
		23条	炉心等	×	—	—
		25条	一次冷却材	×	—	—
—	—	24条	熱遮蔽材	×	—	—
16条	燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設	26条	燃料取扱設備及び燃料貯蔵設備	×	—	—
		47条	警報装置等	×	—	—
		34条	計測装置	×	—	—
17条	原子炉冷却材圧力バウンダリ	27条	原子炉冷却材圧力バウンダリ	×	—	—
		28条	原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離装置等	×	—	—
—	—	30条	逆止め弁	×	—	—
18条	蒸気タービン	31条	蒸気タービン	×	—	—
19条	非常用炉心冷却設備	32条	非常用炉心冷却設備	×	—	—
20条	一次冷却材の減少分を補給する設備	33条	循環設備等	×	—	—
21条	残留熱を除去することができる設備			×	—	—
22条	最終ヒートシンクへ熱を輸送することができる設備			×	—	—
23条	計測制御系統施設	34条	計測装置	×	—	—
24条	安全保護回路	35条	安全保護装置	×	—	—

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		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		関係性 有：○ 無：×	影響等	影響がある関連資料
25 条	反応度制御系統及び原子炉制御系統	36 条	反応度制御系統及び原子炉停止系統	×	—	—
		37 条	制御材駆動装置	×	—	—
26 条	原子炉制御室等	38 条	原子炉制御室等	×	—	—
27 条	放射性廃棄物の処理施設	39 条	廃棄物処理設備等	×	—	—
		41 条	放射性物質による汚染の防止	×	—	—
		43 条	換気設備	×	—	—
		29 条	一次冷却材処理装置	×	—	—
		34 条	計測装置	×	—	—
		47 条	警報装置等	×	—	—
28 条	放射性廃棄物の貯蔵施設	40 条	廃棄物貯蔵設備等	×	—	—
		47 条	警報装置等	×	—	—
29 条	工場等周辺における直接線等からの防護	42 条	生体遮蔽等	×	—	—
30 条	放射線からの放射線業務従事者の防護	42 条	生体遮蔽等	○	・ハッチカバーに遮蔽要求はなく、CRD 補修室及びハッチカバー下部の空間の遮蔽設計区分に対してハッチカバー開運用は影響を与えない。	なし
		41 条	放射性物質による汚染の防止	×	— (汚染除去の容易性、汚染除去設備の要求)	—
		43 条	換気設備	○	・換気空調設備は、ハッチカバー下部の空間を含めた換気能力を有することから、ハッチカバー開運用を行っても影響はない。	なし
		47 条	警報装置等	×	—	—
		34 条	計測装置	×	—	—
31 条	監視設備	34 条	計測装置	×	—	—
		47 条	警報装置等	×	—	—
32 条	原子炉格納施設	44 条	原子炉格納施設	×	—	—
33 条	保安電源設備	45 条	保安電源設備	×	—	—
34 条	緊急時対策所	46 条	緊急時対策所	×	—	—
35 条	通信連絡設備	47 条	警報装置等	×	—	—
36 条	補助ボイラー	48 条	準用	×	—	—
37 条	重大事故等の拡大の防止等	—	—	×	—	—
38 条	重大事故等対処施設の地盤	49 条	重大事故等対処施設の地盤	×	—	—

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		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		関係性 有：○ 無：×	影響等	影響がある関連資料
39条	地震による損傷の防止	50条	地震による損傷の防止	×	—	—
40条	津波による損傷の防止	51条	津波による損傷の防止	×	—	—
41条	火災による損傷の防止	52条	火災による損傷の防止	○	<ul style="list-style-type: none"> CRD 補修室には、火災防護対象機器等として、重大事故等対処設備である原子炉建屋内水素濃度計及び当該設備の電線管があるが、ハッチカバー下部の空間には、火災防護対象機器等はない。 CRD 補修室は、ハッチカバー下部の空間を含めて一つの火災区画として設定し、感知器を設置し、消火困難とならないことから消火器で消火を行う設計としている。 ハッチカバー開運用を行っても、火災の発生防止、感知及び消火に影響はない。 	なし
42条	特定重大事故等対処施設	53条	特定重大事故等対処施設	×	—	—
43条	重大事故等対処設備	54条	重大事故等対処設備	○	<p>【重大事故等対処設備への溢水影響】</p> <ul style="list-style-type: none"> CRD 補修室には、溢水防護上防護すべき設備として、重大事故等対処設備である原子炉建屋内水素濃度計がある。ハッチカバー下部の空間には、溢水防護上防護すべき設備はない。 溢水影響評価上は、溢水防護区画（CRD 補修室や通路室）の水位が高くなるよう、ハッチカバーは溢水経路として設定せず、また、ハッチカバー下部の空間容積を期待せず、評価を実施し、溢水防護方針に適合していることを確認している。 ハッチカバー開運用を行っても、制御棒駆動機構搬出入口から原子炉格納容器へは溢水が流入しない構造であり、溢水伝播経路にならないため影響はない。 	<ul style="list-style-type: none"> 審査資料（02-NP-0272__9条） 原子炉建屋原子炉棟溢水伝播フロー図 工事計画審査資料（02-補-E-01-0220-1） 原子炉建屋原子炉棟溢水伝播経路概念図
—	—	55条	材料及び構造	×	—	—
—	—	56条	使用中の亀裂等による破壊の防止	×	—	—
—	—	57条	安全弁等	×	—	—
—	—	58条	耐圧試験等	×	—	—
44条	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	59条	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	×	—	—

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		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		関係性 有：○ 無：×	影響等	影響がある関連資料
45条	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	60条	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	×	—	—
46条	原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備	61条	原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備	×	—	—
47条	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	62条	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	×	—	—
48条	最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備	63条	最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備	×	—	—
49条	原子炉格納容器内の冷却等のための設備	64条	原子炉格納容器内の冷却等のための設備	×	—	—
50条	原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備	65条	原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備	×	—	—
51条	原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備	66条	原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備	×	—	—
52条	水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備	67条	水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備	×	—	—
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	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	○	・ハッチカバー開運用は、原子炉格納容器貫通部から原子炉建屋オペフロまでの水素の漏えい経路を確実にするための対応であり、影響はない。	なし
54条	使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備	69条	使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備	×	—	—
55条	工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備	70条	工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備	×	—	—
56条	重大事故等時に必要となる水源及び水の供給設備	71条	重大事故等時に必要となる水源及び水の供給設備	×	—	—
57条	電源設備	72条	電源設備	×	—	—
58条	計装設備	73条	計装設備	×	—	—
59条	運転員が原子炉制御室にとどまるための設備	74条	運転員が原子炉制御室にとどまるための設備	×	—	—

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		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		関係性 有：○ 無：×	影響等	影響がある関連資料
60条	監視測定設備	75条	監視測定設備	×	—	—
61条	緊急時対策所	76条	緊急時対策所	×	—	—
62条	通信連絡を行うために必要な設備	77条	通信連絡を行うために必要な設備	×	—	—
—	—	78条	準用	×	—	—

(3) 開口部の状況

CRD 補修室は、開口部を通じて、原子炉建屋地下1階の通路室とつながっており、原子炉建屋地下1階の通路室は、階段室、空調ダクト等を通じて原子炉建屋オペフロとつながっている。

CRD 補修室の開口部状況を図 4-3 に示す。また、原子炉建屋水素挙動解析における開口部の扱いを表 4-5 に示す。

表 4-5 原子炉建屋水素挙動解析における開口部の扱い

開口部 (丸数字は図 4-3 に対応)	大きさ	原子炉建屋水素挙動解析での扱い
①給気口 (隣室と接続)	0.45m×0.45m	重力ダンパ※を設置しているため、開口として扱わない
②給気口 (空調ダクトと接続)	0.3m×0.15m	重力ダンパ※を設置しているため、開口として扱わない
③給気口 (空調ダクトと接続)	0.3m×0.15m	重力ダンパ※を設置しているため、開口として扱わない
④通路室排気口	0.3m×0.3m	解析上の水素排出口 (CRD 補修室の⑤排気口から通路室側の④排気口に排出される)
⑤排気口 (空調ダクトと接続)	0.6m×0.45m	CRD 補修室の⑤排気口は、通路室側の④排気口より大きいいため、解析上は④排気口の面積を設定

※：逆流防止用で片方向からの風のみを通す目的で設置

CRD 補修室は、⑤排気口が④通路室排気口以外ともつながっているが、原子炉建屋水素挙動解析では保守的に④通路室排気口のみからの排出としており、また、入室扉は一般建築用の扉で、気密性能が特に高い構造ではないことから、実際の水素濃度上昇は水素挙動解析結果に比較して緩やかになると考えられる。

また、CRD 補修室は、局所エリアの中で水素濃度が最も厳しい結果になっている。他の局所エリア (原子炉建屋地上1階に配置) は、開口部を通じて通路室とつながり、通路室は大物搬入口ハッチ開口を通じて、直接、原子炉建屋オペフロにつながるが、CRD 補修室 (原子炉建屋地下1階に配置) は、開口部を通じて通路室とつながり、通路室は大物搬入口ハッチ開口がある地上1階を経由して原子炉建屋オペフロにつながる必要があり、原子炉建屋オペフロまでの流路が他の局所エリアと比較して長いことが、水素濃度の上昇要因のひとつと考えられる。

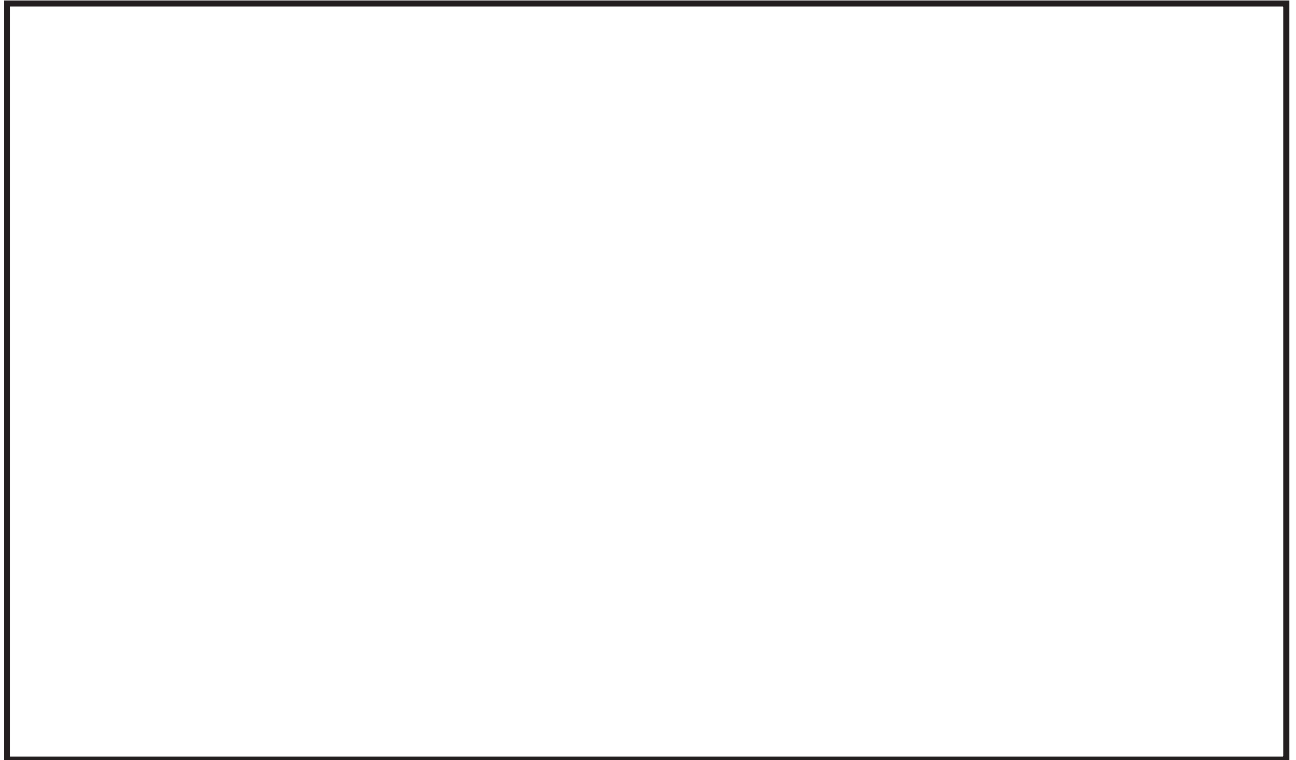


図 4-3 CRD 補修室の開口部状況 (イメージ) (1 / 2)

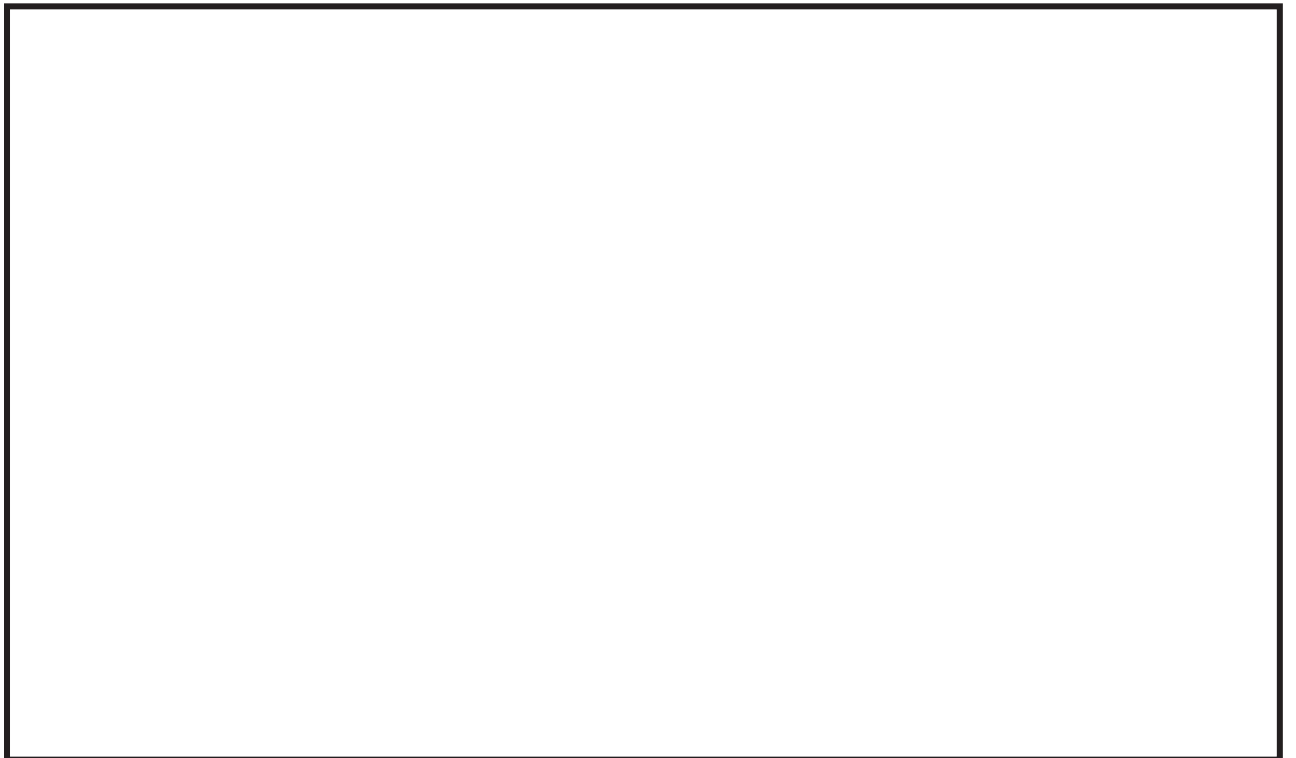


図 4-3 CRD 補修室の開口部状況 (イメージ) (2 / 2)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

女川原子力発電所２号炉

水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止
するための設備について

２０２３年７月
東北電力株式会社

目 次

1. 要求事項の整理
2. 要求事項に対する適合性
3. 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備の位置付け
4. 別添
 - I 設計及び工事計画認可申請書添付書類「VI-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」(抜粋)
 - II 設計及び工事計画認可申請書添付書類「IV-1-8-2 原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書」(抜粋)

1. 要求事項の整理

水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備について、設置許可基準規則第 53 条及び同解釈並びに技術基準規則第 68 条及び同解釈において、追加要求事項を明確化する（表 1-1）。

表 1-1 設置許可基準規則第 53 条及び技術基準規則第 68 条 要求事項

設置許可基準規則第 53 条 (水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備)	技術基準規則第 68 条 (水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備)	備考
<p>発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備を設けなければならない。</p>	<p>発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備を施設しなければならない。</p>	<p>変更なし</p>
<p>(解釈) 1 第 53 条に規定する「水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	<p>(解釈) 1 第 68 条に規定する「水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	<p>変更なし</p>
<p>a) <u>原子炉格納容器の構造上、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内の水素濃度が高くなり、高濃度の水素ガスが原子炉格納容器から漏えいするおそれのある発電用原子炉施設には、原子炉格納容器から原子炉建屋等への水素ガスの漏えいを抑制し、原子炉建屋等内の水素濃度の上昇を緩和するための設備として、次に掲げるところにより、原子炉格納容器から水素ガスを排出することができる設備を設置すること。この場合において、当該設備は、本規程第 50 条の規定により設置する格納容器圧力逃がし装置と同一設備であってもよい。</u></p>	<p>a) <u>原子炉格納容器の構造上、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内の水素濃度が高くなり、高濃度の水素ガスが原子炉格納容器から漏えいするおそれのある発電用原子炉施設には、原子炉格納容器から原子炉建屋等への水素ガスの漏えいを抑制し、原子炉建屋等内の水素濃度の上昇を緩和するための設備として、次に掲げるところにより、原子炉格納容器から水素ガスを排出することができる設備を設置すること。この場合において、当該設備は、本規程第 65 条の規定により設置する格納容器圧力逃がし装置と同一設備であってもよい。</u></p>	<p>追加要求事項</p>

設置許可基準規則第 53 条 (水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備)	技術基準規則第 68 条 (水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備)	備考
<u>i) その排出経路での水素爆発を防止すること。</u> <u>ii) 排気中の水素濃度を測定することができる設備を設けること。</u> <u>iii) i) 及び ii) に掲げるもののほか、本規程第 50 条 3 b) i) から xi) までの規定に準ずること。</u>	<u>i) その排出経路での水素爆発を防止すること。</u> <u>ii) 排気中の水素濃度を測定することができる設備を設けること。</u> <u>iii) i) 及び ii) に掲げるもののほか、本規程第 65 条 3 b) i) から xi) までの規定に準ずること。</u>	追加要求事項 (つづき)
<u>b) 水素濃度制御設備 (制御により原子炉建屋等で水素爆発のおそれがないことを示すこと。)</u> 又は <u>原子炉建屋等から水素ガスを排出することができる設備 (動的機器等に水素爆発を防止する機能を付けること。放射性物質低減機能を付けること。)</u> を設置すること。	<u>b) 水素濃度制御設備 (制御により原子炉建屋等で水素爆発のおそれがないことを示すこと。)</u> 又は <u>原子炉建屋等から水素ガスを排出することができる設備 (動的機器等に水素爆発を防止する機能を付けること。放射性物質低減機能を付けること。)</u> を設置すること。	変更なし
<u>c) 想定される事故時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で推定できる監視設備を設置すること。</u>	<u>c) 想定される事故時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で推定できる監視設備を設置すること。</u>	変更なし
<u>d) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。</u>	<u>d) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。</u>	変更なし

(下線部は改正部分を示す。)

2. 要求事項に対する適合性

水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備について、追加要求事項を含めた要求に対する女川原子力発電所2号炉における適合性を示す。

(下線部は追加要求事項とその設計方針を示す。)

【設置許可基準規則】

(水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備)

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

(解釈)

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

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

i) その排出経路での水素爆発を防止すること。

ii) 排気中の水素濃度を測定することができる設備を設けること。

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

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

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

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

適合のための設計方針

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止するために必要な重大事故等対処設備を設置する。

水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備のうち、原子炉格納容器から原子炉建屋等への水素の漏えいを抑制し、原子炉建屋等内の水素濃度の上昇を緩和するための設備として、原子炉格納容器フィルタベント系を設ける。

水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備のうち、原子炉建屋等の損傷を防止するための水素濃度制御設備として、静的触媒式水素再結合装置及び静的触媒式水素再結合装置動作監視装置を設ける。また、原子炉建屋内の水素濃度が変動する可能性のある範囲にわたり測定するための設備として、原子炉建屋水素濃度監視設備を設ける。

(1) 原子炉格納容器からの水素の排出による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備

a. 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素の排出

水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備のうち、炉心の著しい損傷により水素が原子炉格納容器から漏えいするおそれがある場合に、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内への水素の漏えいを抑制し、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度の上昇を緩和するための重大事故等対処設備として、原子炉格納容器フィルタベント系は、原子炉格納容器内雰囲気ガスを原子炉格納容器調気系等を経由して、フィルタ装置へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋屋上に設ける放出口から排出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を低減しつつ、原子炉格納容器内の水素を大気に排出できる設計とする。

原子炉格納容器フィルタベント系は、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、系統内を不活性ガス（窒素）で置換した状態で待機させ、原子炉格納容器ベント開始後においても不活性ガス（窒素）で置換できる設計とするとともに、系統内に可燃性ガスが蓄積する可能性のある箇所にはバイパスラインを設け、可燃性ガスを連続して排出できる設計とすることで、系統内で水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止できる設計とする。

排出経路における水素濃度を測定し、監視できるよう、フィルタ装置出口配管にフィルタ装置出口水素濃度を設ける。フィルタ装置出口水素濃度は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。

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

(2) 水素濃度制御による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備

a. 静的触媒式水素再結合装置による水素濃度の上昇抑制

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

静的触媒式水素再結合装置動作監視装置は、静的触媒式水素再結合装置の入口側及び出口側の温度により静的触媒式水素再結合装置の作動状態を中央制御室から監視できる設計とする。静的触媒式水素再結合装置動作監視装置は、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備から給電が可能な設計とする。

b. 水素濃度監視

(a) 原子炉建屋水素濃度監視設備による水素濃度測定

水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備のうち、炉心の著しい損傷により原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした水素の濃度を測定するため、炉心の著しい損傷が発生した場合に水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる重大事故等対処設備として、原子炉建屋内水素濃度は、中央制御室において連続監視できる設計とし、原子炉建屋内水素濃度のうち、原子炉建屋地上3階及び原子炉建屋地下2階に設置するものについては、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電及び所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備からの給電が可能な設計とする。また、原子炉建屋内水素濃度のうち、原子炉建屋地上1階及び原子炉建屋地下1階に設置するものについては、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備からの給電が可能な設計とする。

常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、代替所内電気設備、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備及び可搬型代替直流電源設備については、「第五十七条 電源設備」に記載する。

3. 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備の位置付け

水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備のうち、2項の追加要求事項に適合するための設計方針として整理した原子炉格納容器フィルタベント系については、2020年2月26日付けで許可された女川原子力発電所2号炉の発電用原子炉設置変更許可申請書（以下「既許可申請書」という。）において、設置許可基準規則第50条等に適合するために必要な設備として設置しており、追加要求事項により設置許可基準規則第53条に適合するために必要な設備に位置付けを明確化する。

2項の追加要求事項に適合するための設計方針は、既許可申請書の設置許可基準規則第50条等に適合するための設計方針と同じであり、追加の設備対策は不要である。

表3-1に、設置許可基準規則第53条に適合するために必要な重大事故等対処設備と既許可申請書の適合条文を示す。

表3-1 設置許可基準規則第53条に適合するために必要な重大事故等対処設備

第53条（水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備）の主要な重大事故等対処設備			既許可申請書の適合条文
系統機能	設備	追加要求	
原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素の排出	フィルタ装置	○	・第48条（最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備）
	フィルタ装置出口側圧力開放板	○	・第50条（原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備）
	可搬型窒素ガス供給装置	○	・第52条（水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備）
	遠隔手動弁操作設備	○	・第48条（最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備） ・第50条（原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備）
	フィルタ装置出口水素濃度	○	・第52条（水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備） ・第58条（計装設備）
静的触媒式水素再結合装置による水素濃度抑制	静的触媒式水素再結合装置	— (変更なし)	・第53条（水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備）
	静的触媒式水素再結合装置動作監視装置	— (変更なし)	・第53条（水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備） ・第58条（計装設備）
原子炉建屋内の水素濃度監視	原子炉建屋内水素濃度	— (変更なし)	・第53条（水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備） ・第58条（計装設備）

各設備の設計を以下に示す。

- (1) 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素の排出
別添Ⅰ『設計及び工事計画認可申請書添付書類「Ⅵ-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」(抜粋)』※による。
- (2) 静的触媒式水素再結合装置による水素濃度抑制
別添Ⅱ『設計及び工事計画認可申請書添付書類「Ⅳ-1-8-2 原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書」(抜粋)』※による。
- (3) 原子炉建屋内の水素濃度監視
別添Ⅱ『設計及び工事計画認可申請書添付書類「Ⅳ-1-8-2 原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書」(抜粋)』※による。

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

(参考) 原子炉格納容器フィルタベント系 既許可申請書における設計方針 と 追加要求事項 (53 条) に適合するための設計方針

既許可申請書における設計方針	53 条に適合するための設計方針
<p>第 48 条 (最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備) 抜粋</p> <p>残留熱除去系の故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合に、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための重大事故等対処設備として、<u>原子炉格納容器フィルタベント系は、原子炉格納容器内雰囲気ガスを原子炉格納容器調気系等を経由して、フィルタ装置へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋屋上に設ける放出口から排出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を低減しつつ、原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送できる設計とする。</u></p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系を使用した場合に放出される放射性物質の放出量に対して、あらかじめ敷地境界での線量評価を行うこととする。</p> <p>本系統の詳細については、「第五十条 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」に記載する。</p>	<p>第 53 条 (水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備) 抜粋</p> <p>水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備のうち、炉心の著しい損傷により水素が原子炉格納容器から漏えいするおそれがある場合に、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内への水素の漏えいを抑制し、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度の上昇を緩和するための重大事故等対処設備として、<u>原子炉格納容器フィルタベント系は、原子炉格納容器内雰囲気ガスを原子炉格納容器調気系等を経由して、フィルタ装置へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋屋上に設ける放出口から排出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を低減しつつ、原子炉格納容器内の水素を大気に排出できる設計とする。</u></p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系は、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、系統内を不活性ガス(窒素)で置換した状態で待機させ、原子炉格納容器ベント開始後においても不活性ガス(窒素)で置換できる設計とするとともに、<u>系統内に可燃性ガスが蓄積する可能性のある箇所にはバイパスラインを設け、可燃性ガスを連続して排出できる設計とする</u>ことで、<u>系統内で水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止できる設計とする。</u></p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系は、他の発電用原子炉施設とは共用しない設計とする。また、原子炉格納容器フィルタベント系と他の系統・機器を隔離する弁は直列で 2 個設置し、原子炉格納容器フィルタベント系と他の系統・機器を確実に隔離することで、悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系の使用に際しては、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系等による原子炉格納容器内へのスプレイは停止する運用としており、原子炉格納容器が負圧とならない。仮に、原子炉格納容器内にスプレイする場合においても、原子炉格納容器内圧力が規定の圧力まで減圧した場合には、原子炉格納容器内へのスプレイを停止する運用とする。また、原子炉格納容器フィルタベント系使用後において、可燃性ガスによる爆発及び原子炉格納容器の負圧破損を防止するために、可搬型窒素ガス供給装置を用いて原子炉格納容器内に不活性ガス(窒素)の供給が可能な設計とする。</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系使用時の排出経路に設置される隔離弁は、遠隔手動弁操作設備によって人力による操作が可能な設計とする。</p> <p>遠隔手動弁操作設備の操作場所は、原子炉建屋付属棟内とし、必要に応じて遮蔽材を設置することで、放射線防護を考慮した設計とする。また、排出経路に設置される隔離弁の電動弁については、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備からの給電により、中央制御室から操作が可能な設計とする。</p> <p>系統内に設けるフィルタ装置出口側圧力開放板は、原子炉格納容器フィルタベント系の使用の妨げにならないよう、原子炉格納容器からの排気圧力と比較して十分に低い圧力で破裂する設計とする。</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置等は、原子炉建屋原子炉棟内に設置することにより、フィルタ装置等の周囲には遮蔽壁が設置されることから原子炉格納容器フィルタベント系の使用時に本系統内に蓄積される放射性物質から放出される放射線から作業員を防護する設計とする。</p>
<p>第 50 条 (原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備) 抜粋</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の過圧破損を防止するための重大事故等対処設備として、<u>原子炉格納容器フィルタベント系は、原子炉格納容器内雰囲気ガスを原子炉格納容器調気系等を経由して、フィルタ装置へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋屋上に設ける放出口から排出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を低減しつつ、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。</u></p> <p>フィルタ装置は 3 台を並列に設置し、排気中に含まれる粒子状放射性物質、ガス状の無機よう素及び有機よう素を除去できる設計とする。</p> <p>本系統は、サブプレッションチェンバ及びドライウェルと接続し、いずれからも排気できる設計とする。サブプレッションチェンバ側からの排気ではサブプレッションチェンバの水面からの高さ確保し、ドライウェル側からの排気では、ドライウェル床面からの高さ確保するとともに有効燃料棒頂部よりも高い位置に接続箇所を設けることで長期的にも溶融炉心及び水没の悪影響を受けない設計とする。</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系は、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、系統内を不活性ガス(窒素)で置換した状態で待機させ、原子炉格納容器ベント開始後においても不活性ガス(窒素)で置換できる設計とするとともに、<u>系統内に可燃性ガスが蓄積する可能性のある箇所にはバイパスラインを設け、可燃性ガスを連続して排出できる設計とする</u>ことで、<u>系統内で水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止できる設計とする。</u></p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系は、他の発電用原子炉施設とは共用しない設計とする。また、原子炉格納容器フィルタベント系と他の系統・機器を隔離する弁は直列で 2 個設置し、原子炉格納容器フィルタベント系と他の系統・機器を確実に隔離することで、悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系の使用に際しては、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系等による原子炉格納容器内へのスプレイは停止する運用としており、原子炉格納容器が負圧とならない。仮に、原子炉格納容器内にスプレイする場合においても、原子炉格納容器内圧力が規定の圧力まで減圧した場合には、原子炉格納容器内へのスプレイを停止する運用とする。また、原子炉格納容器フィルタベント系使用後において、可燃性ガスによる爆発及び原子炉格納容器の負圧破損を防止するために、可搬型窒素ガス供給装置を用いて原子炉格納容器内に不活性ガス(窒素)の供給が可能な設計とする。</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系使用時の排出経路に設置される隔離弁は、遠隔手動弁操作設備によって人力による操作が可能な設計とする。</p> <p>遠隔手動弁操作設備の操作場所は、原子炉建屋付属棟内とし、必要に応じて遮蔽材を設置することで、放射線防護を考慮した設計とする。また、排出経路に設置される隔離弁の電動弁については、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備からの給電により、中央制御室から操作が可能な設計とする。</p> <p>系統内に設けるフィルタ装置出口側圧力開放板は、原子炉格納容器フィルタベント系の使用の妨げにならないよう、原子炉格納容器からの排気圧力と比較して十分に低い圧力で破裂する設計とする。</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置等は、原子炉建屋原子炉棟内に設置することにより、フィルタ装置等の周囲には遮蔽壁が設置されることから原子炉格納容器フィルタベント系の使用時に本系統内に蓄積される放射性物質から放出される放射線から作業員を防護する設計とする。</p>	<p>原子炉格納容器フィルタベント系は、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、系統内を不活性ガス(窒素)で置換した状態で待機させ、原子炉格納容器ベント開始後においても不活性ガス(窒素)で置換できる設計とするとともに、<u>系統内に可燃性ガスが蓄積する可能性のある箇所にはバイパスラインを設け、可燃性ガスを連続して排出できる設計とする</u>ことで、<u>系統内で水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止できる設計とする。</u></p> <p><u>排出経路における水素濃度を測定し、監視できるように、フィルタ装置出口配管にフィルタ装置出口水素濃度を設ける。フィルタ装置出口水素濃度は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。</u></p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系の詳細については、「第五十条 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」に記載し、フィルタ装置出口水素濃度の詳細については、「第五十八条 計装設備」に記載する。</p>
<p>第 52 条 (水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備) 抜粋</p> <p>原子炉格納容器内に滞留する水素及び酸素を大気へ排出するための重大事故等対処設備として、<u>原子炉格納容器フィルタベント系は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内雰囲気ガスを原子炉格納容器調気系等を経由して、フィルタ装置へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋屋上に設ける放出口から排出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を低減しつつ、ジルコニウム-水反応、水の放射線分解等により発生する原子炉格納容器内の水素及び酸素を大気に排出できる設計とする。</u></p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系は、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、系統内を不活性ガス(窒素)で置換した状態で待機させ、原子炉格納容器ベント開始後においても不活性ガス(窒素)で置換できる設計とするとともに、<u>系統内に可燃性ガスが蓄積する可能性のある箇所にはバイパスラインを設け、可燃性ガスを連続して排出できる設計とする</u>ことで、<u>系統内で水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止できる設計とする。</u></p> <p><u>排出経路における水素濃度を測定し、監視できるように、フィルタ装置出口配管にフィルタ装置出口水素濃度を設ける。また、放射線量率を測定し、放射性物質濃度を推定できるように、フィルタ装置出口配管にフィルタ装置出口放射線モニタを設ける。フィルタ装置出口水素濃度は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。</u>また、<u>フィルタ装置出口放射線モニタは、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備から給電が可能な設計とする。</u></p>	<div data-bbox="1704 1214 2063 1337" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>凡例</p> <p>..... : 既許可申請における設計方針からの抽出箇所</p> </div>

女川原子力発電所 2 号炉

LCO等の設定について

2023年7月

東北電力株式会社

目 次

1. LCO等の設定について
2. 女川原子力発電所保安規定へ規定するLCO等について
3. 設備の位置付けを踏まえたLCO等の設定方針について
4. 保安規定記載内容の説明

1. LCO等の設定について

保安規定審査基準（運転）では、原子炉施設の重要な機能に関して、安全機能を有する系統、機器及び重大事故等対処設備等について、運転状態に対応したLCO、サーベイランス、要求される措置及びAOT（以下、「LCO等」という。）を設定し保安規定へ規定することが求められている。

設置許可基準規則解釈等の改正を踏まえ、LCO等を設定する考え方について記載する。

2. 女川原子力発電所保安規定へ規定するLCO等について

設置許可基準規則解釈及び技術基準規則解釈の改正に伴い、「添付資料－4 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備について」に記載の通り、原子炉格納容器フィルタベント系について、設置許可基準規則第53条及び技術基準規則第68条（水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備）に適合するために必要な設備としての位置付けを明確化する。そのため、保安規定審査基準（運転）に従い、女川原子力発電所保安規定第66条（重大事故等対処設備）に水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備として、原子炉格納容器フィルタベント系のLCO等を規定する。（下線部は設置許可基準規則解釈における追加要求事項を示す。）

なお、設置許可基準規則第53条解釈及び技術基準規則第68条解釈の改正内容は同様であるため、以降、設置許可基準規則第53条を基に説明する。

【保安規定審査基準（運転）】

7. 発電用原子炉施設の重要な機能に関して、安全機能を有する系統及び機器、重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成する設備を含む。）等について、運転状態に対応した運転上の制限（Limiting Conditions for Operation。以下「LCO」という。）、LCOを逸脱していないことの確認（以下「サーベイランス」という。）の実施方法及び頻度、LCOを逸脱した場合に要求される措置（以下単に「要求される措置」という。）並びに要求される措置の完了時間（Allowed Outage Time。以下「AOT」という。）が定められていること。

なお、LCO等は、許可を受けたところによる安全解析の前提条件又はその他の設計条件を満足するように定められていること。

【設置許可基準規則】

(水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備)

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

(解釈)

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

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

i) その排出経路での水素爆発を防止すること。

ii) 排気中の水素濃度を測定することができる設備を設けること。

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

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

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

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

【技術基準規則】

(水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備)

第六十八条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備を施設しなければならない。

(解釈)

- 1 第68条に規定する「水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。
 - a) 原子炉格納容器の構造上、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内の水素濃度が高くなり、高濃度の水素ガスが原子炉格納容器から漏えいするおそれのある発電用原子炉施設には、原子炉格納容器から原子炉建屋等への水素ガスの漏えいを抑制し、原子炉建屋等内の水素濃度の上昇を緩和するための設備として、次に掲げるところにより、原子炉格納容器から水素ガスを排出することができる設備を設置すること。この場合において、当該設備は、本規程第65条の規定により設置する格納容器圧力逃がし装置と同一設備であってもよい。
 - i) その排出経路での水素爆発を防止すること。
 - ii) 排気中の水素濃度を測定することができる設備を設けること。
 - iii) i) 及び ii) に掲げるもののほか、本規程第65条3b) i) から xi) までの規定に準ずること。
 - b) 水素濃度制御設備（制御により原子炉建屋等で水素爆発のおそれがないことを示すこと。）又は原子炉建屋等から水素ガスを排出することができる設備（動的機器等に水素爆発を防止する機能を付けること。放射性物質低減機能を付けること。）を設置すること。
 - c) 想定される事故時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で推定できる監視設備を設置すること。
 - d) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。

3. 設備の位置付けを踏まえたLCO等の設定方針について

水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備として、原子炉格納容器フィルタベント系のLCO等を規定するうえで、以下の事項を考慮する。

- ・ 設置許可基準規則第53条の要求に対してLCO等の対象とする系統・機器は、同規則第50条の規定により設置する原子炉格納容器フィルタベント系について、第53条に適合するために必要な設備としての位置付けを明確化することから、既認可の保安規定と同一の系統・機器を対象とする。なお、これらの系統・機器については同規則第53条に適合するために必要な主要な設備である以下の設備が含まれている。

第53条（水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備）の主要な重大事故等対処設備	
系統機能	設備
原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素の排出	フィルタ装置
	フィルタ装置出口側圧力開放板
	遠隔手動弁操作設備
	可搬型窒素ガス供給装置
	フィルタ装置水素濃度

- ・ 既認可の保安規定第66条（重大事故等対処設備）表66-8において、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備として、静的触媒式水素再結合装置及び原子炉建屋内の水素濃度監視に関するLCO等が規定されている。一方、今回新たにLCO等を設定する原子炉格納容器フィルタベント系については、設置許可基準規則等で示される多様な目的に対して、同一の設備を使用して対処することから、それらの目的に対して一括りにして整理することにより、原子炉格納容器フィルタベント系が動作不能となった場合でも、速やかにLCO等の判断ができるよう、保安規定上で明確にしている。これを踏まえ、保安規定第66条（重大事故等対処設備）のうち、原子炉格納容器フィルタベント系について規定されている表66-5において、当該設備が水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備であることを明確化する。

対象設備	既許可申請の適合条文
原子炉格納容器フィルタベント系	<ul style="list-style-type: none"> ・ 第48条（最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備） ・ 第50条（原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備） ・ 第52条（水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備）

- ・ 既認可の保安規定第66条（重大事故等対処設備）において、水素爆発に

よる原子炉建屋等の損傷を防止するための設備である静的触媒式水素再結合装置及び原子炉建屋内の水素濃度監視については、適用される原子炉の状態を「運転，起動，高温停止，冷温停止，燃料交換^{※1}」としている。一方で，今回新たにLCO等を設定する原子炉格納容器フィルタベント系については，原子炉格納容器から原子炉建屋への水素ガスの漏えいを抑制し，原子炉建屋内の水素濃度の上昇を緩和するため，原子炉格納容器から水素ガスを排出する設備であることから，原子炉格納容器の破損が発生する可能性のある期間を機能維持期間として適用する必要がある。原子炉格納容器については，冷温停止および燃料交換の期間において，点検等を実施するためにハッチ等が開放された状態となる。そのため，原子炉格納容器フィルタベント系に運転上の制限が適用される原子炉の状態としては，既認可の保安規定と同一の範囲である「運転，起動，高温停止」とする。

※1：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。

- (1) 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で，かつプールゲートが開の場合
- (2) 原子炉内から全燃料が取出され，かつプールゲートが閉の場合

4. 保安規定記載内容の説明

保安規定の記載内容について説明する。「黒字 (赤下線)」により，既認可の保安規定からの変更内容を記載する。

保安規定 第66条 条文	記載の説明	備考																												
<p>表66-5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備 <u>水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備</u></p> <p>66-5-1 原子炉格納容器フィルタベント系^①</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="143 438 1032 534"> <thead> <tr> <th>項目^②</th> <th>運転上の制限^③</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉格納容器フィルタベント系</td> <td>原子炉格納容器フィルタベント系が動作可能であること※1※2</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="143 566 1032 949"> <thead> <tr> <th>適用される原子炉の状態^④</th> <th>設備^⑤</th> <th>所要数^⑥</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="9">運 転 起 動 高温停止</td> <td>フィルタ装置</td> <td>3 個</td> </tr> <tr> <td>フィルタ装置出口側圧力開放板</td> <td>1 個</td> </tr> <tr> <td>フィルタ装置出口放射線モニタ</td> <td>※3</td> </tr> <tr> <td>フィルタ装置出口水素濃度</td> <td>※3</td> </tr> <tr> <td>可搬型窒素ガス供給装置</td> <td>※4</td> </tr> <tr> <td>大容量送水ポンプ(タイプI)</td> <td>※5</td> </tr> <tr> <td>可搬型代替直流電源設備</td> <td>※6</td> </tr> <tr> <td>常設代替直流電源設備</td> <td>※7</td> </tr> <tr> <td>所内常設蓄電式直流電源設備</td> <td>※8</td> </tr> <tr> <td>燃料補給設備</td> <td>※9</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：必要な弁(遠隔手動弁操作設備含む)および配管を含む。 ※2：次の(1)または(2)の期間は運転上の制限を適用しない。 (1) 原子炉を起動する時ドライウェル点検を実施する場合であって、原子炉の状態が起動以降、運転になってから24時間後までの期間 (2) 原子炉を停止する時にドライウェル点検を実施する場合であって、制御棒全挿入後の原子炉の状態が高温停止の期間 ※3：「66-13-1 主要パラメータおよび代替パラメータ」において運転上の制限等を定める。 ※4：「66-5-3 可搬型窒素ガス供給装置」において運転上の制限等を定める。 ※5：「66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプI)」において運転上の制限等を定める。 ※6：「66-12-5 可搬型代替直流電源設備」において運転上の制限等を定める。 ※7：「66-12-4 常設代替直流電源設備」において運転上の制限等を定める。 ※8：「66-12-3 所内常設蓄電式直流電源設備」において運転上の制限等を定める。 ※9：「66-12-7 燃料補給設備」において運転上の制限等を定める。</p>	項目 ^②	運転上の制限 ^③	原子炉格納容器フィルタベント系	原子炉格納容器フィルタベント系が動作可能であること※1※2	適用される原子炉の状態 ^④	設備 ^⑤	所要数 ^⑥	運 転 起 動 高温停止	フィルタ装置	3 個	フィルタ装置出口側圧力開放板	1 個	フィルタ装置出口放射線モニタ	※3	フィルタ装置出口水素濃度	※3	可搬型窒素ガス供給装置	※4	大容量送水ポンプ(タイプI)	※5	可搬型代替直流電源設備	※6	常設代替直流電源設備	※7	所内常設蓄電式直流電源設備	※8	燃料補給設備	※9	<p>① 設置許可基準規則(技術的能力審査基準)第四十八条(1.5) 設置許可基準規則(技術的能力審査基準)第五十条(1.7) 設置許可基準規則(技術的能力審査基準)第五十二条(1.9) <u>設置許可基準規則(技術的能力審査基準)第五十三条(1.10)が該当する。</u> また、技術的能力審査基準1.13の手順で使用する。</p> <p>② 運転上の制限の対象となる系統・機器(添付-1) なお、<u>設置許可基準規則(技術的能力審査基準)第五十三条(1.10)の要求に</u> <u>対して運転上の制限の対象とする系統・機器は、設置許可基準規則第五十条等の規</u> <u>定により設置する原子炉格納容器フィルタベント系について、設置許可基準規則第</u> <u>五十三条に適合するために必要な設備としての位置付けを明確化することから、既</u> <u>認可の保安規定と同一の系統・機器を対象とする。</u></p> <p>③ 以下の条文要求が運転段階でも維持できるよう、常設重大事故等対処設備である原子炉格納容器フィルタベント系が動作可能であることを運転上の制限とする。(保安規定変更に係る基本方針4.3(1)等)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設置許可基準規則(技術的能力審査基準)第四十八条(1.5) 「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備(手順等)」として、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な設備を設ける(手順等を定める)こと。 ・設置許可基準規則(技術的能力審査基準)第五十条(1.7) 「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備(手順等)」として、原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすために必要な設備を設ける(手順等を定める)こと。 ・設置許可基準規則(技術的能力審査基準)第五十二条(1.9) 「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備(手順等)」として、炉心の著しい損傷が発生した場合に、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備を設ける(手順等を定める)こと。 ・<u>設置許可基準規則(技術的能力審査基準)第五十三条(1.10)</u> <u>「水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備(手順等)」として、</u> <u>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器から原子炉建屋への</u> <u>水素ガスの漏えいを抑制し、原子炉建屋内の水素濃度の上昇を緩和するため、原</u> <u>子炉格納容器から水素ガスを排出することができる設備を設ける(手順を定める)</u> <u>こと。</u> ・技術的能力審査基準1.13 「重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」として設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を確保することに加えて、設計基準事故及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために、必要な手順等を定めること。 <p>原子炉格納容器フィルタベント系は系統内での水素燃焼を防止するため、原子炉格納容器内に窒素封入し、酸素濃度を2.5%以下に管理することが要求されるが、ドライウェル点検を考慮し、次の(1)又は(2)の期間は運転上の制</p>	
項目 ^②	運転上の制限 ^③																													
原子炉格納容器フィルタベント系	原子炉格納容器フィルタベント系が動作可能であること※1※2																													
適用される原子炉の状態 ^④	設備 ^⑤	所要数 ^⑥																												
運 転 起 動 高温停止	フィルタ装置	3 個																												
	フィルタ装置出口側圧力開放板	1 個																												
	フィルタ装置出口放射線モニタ	※3																												
	フィルタ装置出口水素濃度	※3																												
	可搬型窒素ガス供給装置	※4																												
	大容量送水ポンプ(タイプI)	※5																												
	可搬型代替直流電源設備	※6																												
	常設代替直流電源設備	※7																												
	所内常設蓄電式直流電源設備	※8																												
燃料補給設備	※9																													

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

原子炉格納容器フィルタベント系と耐圧強化ベント系は共用する弁及び配管等が存在することから、LCO判断を速やかに実施することができるよう、以下の通り、主要な弁が動作不能となった場合について、LCO逸脱となる条文を整理する。

なお、記載している条文のみがLCO逸脱となることを示すものではないため、必要に応じて他条文も確認する。

弁名称	原子炉格納容器フィルタベント系 (66-5-1)	耐圧強化ベント系 (66-5-2)	備考 (動作不能判断)
	要求される状態		
D/Wベント用出口隔離弁	開	開	<ul style="list-style-type: none"> ▪開できない場合 FCVS 及び耐圧強化ベントが動作不能となり 66-5-1 及び 66-5-2 が LCO 逸脱
S/Cベント用出口隔離弁	開	開	<ul style="list-style-type: none"> ▪開できない場合 FCVS 及び耐圧強化ベントが動作不能となり 66-5-1 及び 66-5-2 が LCO 逸脱
FCVSベントライン隔離弁 (A)	開	閉	<ul style="list-style-type: none"> ▪開できない場合 FCVS が動作不能となり 66-5-1 が LCO 逸脱 ▪閉できない場合耐圧強化ベントが動作不能となるが、FCVS が動作可能であるため 66-5-2 は LCO 逸脱とはならない
FCVSベントライン隔離弁 (B)	開	閉	<ul style="list-style-type: none"> ▪開できない場合 FCVS が動作不能となり 66-5-1 が LCO 逸脱 ▪閉できない場合耐圧強化ベントが動作不能となるが、FCVS が動作可能であるため 66-5-2 は LCO 逸脱とはならない
PCV耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁	閉	開	<ul style="list-style-type: none"> ▪開できない場合 FCVS が動作不能となり 66-5-1 が LCO 逸脱 ▪閉できない場合耐圧強化ベントが動作不能となるが、FCVS が動作可能であるため 66-5-2 は LCO 逸脱とはならない
PCV耐圧強化ベント用連絡配管止め弁	閉	開	<ul style="list-style-type: none"> ▪開できない場合 FCVS が動作不能となり 66-5-1 が LCO 逸脱 ▪閉できない場合耐圧強化ベントが動作不能となるが、FCVS が動作可能であるため 66-5-2 は LCO 逸脱とはならない

④ 原子炉格納容器フィルタベント系は、原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させるため、原子炉格納容器内における水素爆発を防止するため、また原子炉格納容器から原子炉建屋への水素ガスの漏えいを抑制し、原子炉建屋内の水素濃度の上昇を緩和するために必要な設備であり、原子炉格納容器の破損が発生する可能性のある期

(2) 確認事項

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

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

- ⑤ ②に含まれる設備
- ⑥ フィルタ装置は3個、フィルタ装置出口側開放板は1個設置されており、これらの数を所要数とする。
- ⑦ 適用される原子炉の状態における確認事項を記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.2等)
 - a. 性能確認(機能・性能が満足していることを確認する。)
 - 項目1, 2が該当。
 - 項目2では、[]の濃度が[]wt%以上であること及びpHが13以上であることを確認する(添付-2)。なお、適用される原子炉の状態の期間中にスクラバ水の補給をした場合は、[]の濃度及びpHが規定値以上であることを確認する。
 - 定事検停止時の点検に合わせ、性能確認を実施する。なお、項目2については、定事検停止後の原子炉起動前に実施することとする。
 - b. 動作確認(運転上の制限を満足していることを定期的に確認する。)
 - 項目3, 4, 5が該当。
 - 項目3について、原子炉格納容器フィルタベント系の排出経路に設置された隔離弁は、原子炉運転中は格納容器バウンダリを維持することが要求されるため、定事検停止時に開閉試験を実施する。中央制御室からの遠隔操作で必要な弁を開弁できることを確認する。また、遠隔手動弁操作設備により開弁できることを確認する。
 - 項目4, 5については、設計基準事故対処設備のサーベイランス頻度と同等とし、1ヶ月に1回、使用可能であることを確認する。なお、項目5で確認するフィルタ装置スクラバ水位は、設計及び工事計画認可申請書に基づき、設定する。(添付-2)

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

大容量送水ポンプ(タイプI)を重大事故等時において、原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置水位調整(水張り)に使用する場合の容量及び揚程を以下に示す。

【必要容量】

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

(3) 要求される措置

条件⑧	要求される措置⑨	完了時間
A. 原子炉格納容器フィルタベント系が動作不能の場合	A1. 発電課長は、残留熱除去系3系列を起動し、動作可能であることを確認する ^{※10} とともに、その他の設備 ^{※11} が動作可能であることを確認する。 および	速やかに
	A2. 発電課長は、可燃性ガス濃度制御系1系列を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備 ^{※12} が動作可能であることを確認する。 および	速やかに
	A3. 発電課長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。	3日間
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 発電課長は、高温停止にする。 および	24時間
	B2. 発電課長は、低温停止にする。	36時間

※10：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。

※11：非常用ディーゼル発電機2台（A系およびB系）、原子炉補機冷却水系2系列および原子炉補機冷却海水系2系列をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。

※12：残りの可燃性ガス濃度制御系1系列をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。

【揚程】

淡水をフィルタ装置に補給する場合の水源と注入先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に21.6mとする。

⑧ 運転上の制限を満足していない場合の条件を記載する。
原子炉格納容器フィルタベント系は1N要求設備であるため、動作可能な系列数が1N未満となった場合を条件として設定する。

⑨ 要求される措置について記載する。(保安規定変更可係の基本方針4.3(2),(3)等)

A1. 重大事故等対処設備が動作不能となった場合は、対応する設計基準事故対処設備が動作可能であることを“速やかに”確認する。対象となる設備は「設置変更許可申請書(添付書類十)」技術的能力で整理した“機能喪失を想定する設計基準事故対処設備”であり、炉心損傷防止及び格納容器破損防止の観点から最も有効と思われる残留熱除去系(低圧注水モード、格納容器スプレイ冷却モード、サブプレッションプール水冷却モード)(非常用ディーゼル発電機、原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系含む。)が該当する。なお、原子炉水位の回復には残留熱除去系は3系列以上必要となることから、起動する残留熱除去系については3系列とする。

A2. 当該設備に期待する機能である「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する」の観点で最も実効的な設計基準事故対処設備を確認対象として選定することとし、具体的には可燃性ガス濃度制御系が動作可能であることを“速やかに”確認する。

A3. 当該系統を動作可能な状態に復旧する。完了時間は設計基準事故対処設備が動作可能である場合のAOT上限である「3日間」とする。

B1., B2. 既保安規定と同様の設定とする。

女川原子力発電所2号炉

局所エリアにおける水素濃度上昇時の 自主的な対応について

2023年7月

東北電力株式会社

目 次

1. 局所エリアにおける水素濃度上昇時の自主的な対応について
2. 局所エリアから水素を排出する方策
3. 自主的な手順の整備方針

1. 局所エリアにおける水素濃度上昇時の自主的な対応について

「添付資料－3 原子炉建屋水素濃度に基づく原子炉格納容器ベント基準の妥当性について」において、原子炉建屋原子炉棟内の水素挙動を評価し、原子炉建屋水素濃度上昇時の原子炉格納容器ベント実施の判断基準（原子炉建屋原子炉棟燃料取替床水素濃度 2.3vol%）の妥当性を確認している。この妥当性確認において、局所エリアの水素濃度についても、以下のとおり、可燃限界に対して裕度があることを確認している。（詳細は添付資料－3 参照）

全ての局所エリアのうち最も水素濃度が厳しくなる CRD 補修室について評価結果を示しており、局所エリアの水素濃度を確保するために実施した解析ケースを図 1-1 及び 1-2 に、局所エリアにおける可燃限界に対する裕度評価を図 1-3 及び 1-4 にそれぞれ示す。

代替循環冷却系ケースについては、原子炉格納容器からの漏えいが継続し、水素濃度が上昇していく傾向が確認できるが、可燃限界 4 vol% に至らないことを確認している。格納容器ベントケースについては、原子炉格納容器フィルタベント系により原子炉格納容器内水素が排出されるため、ベント実施後水素濃度は一定に推移する傾向が確認でき、可燃限界 4 vol% に至らないことを確認している。また、いずれのケースにおいても不確かさを考慮して原子炉格納容器内に 2 倍程度の水素が発生したと仮定しても、可燃限界 4 vol% に至らないことを確認している。

一方で、重大事故を超える領域においては、一つの前提条件に捉われることなく、水素の漏えいが著しく増加した場合への備えとして、局所エリアの水素濃度が原子炉建屋燃料取替床水素濃度 2.3vol% 到達よりも先に可燃限界に至るような場合においても何らかの対応が行えるよう、自主的に手順を整備しておくことは事業者として有効であると考えられる。

このため、事業者の自主的な取り組みとして、再稼働までに局所エリアから水素を排出するために必要な手順や資機材を整備していく。

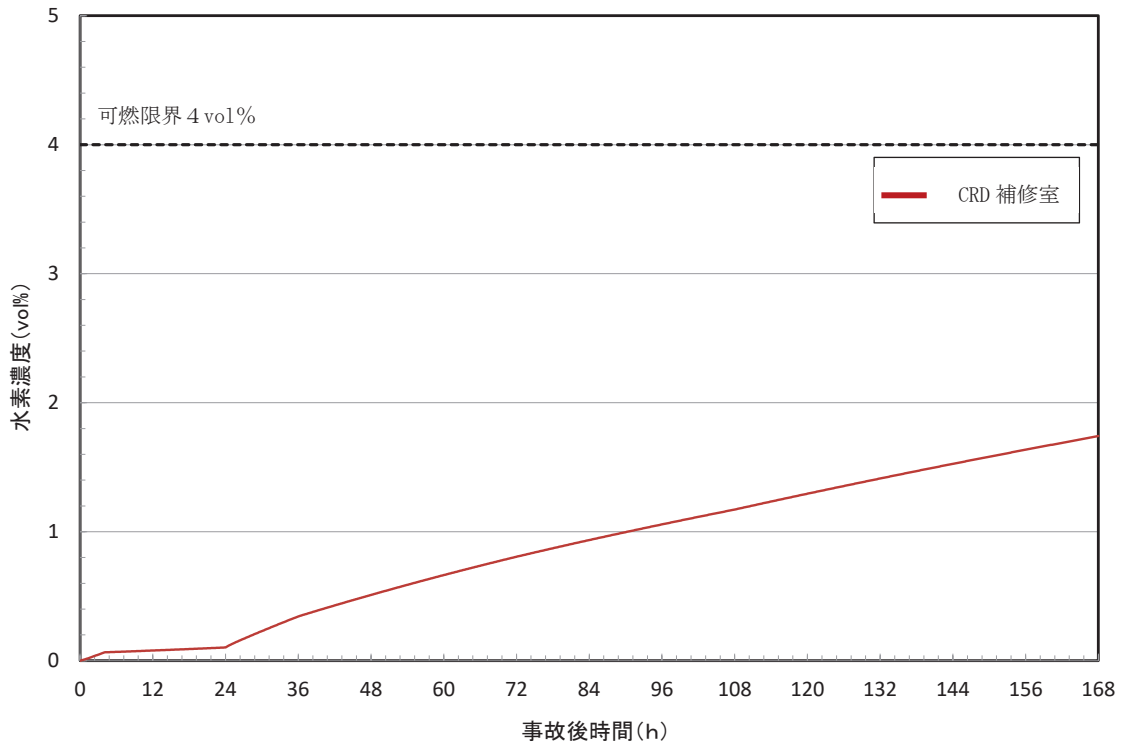


図 1-1 CRD 補修室水素挙動 (局所エリア代替循環冷却系ケース)

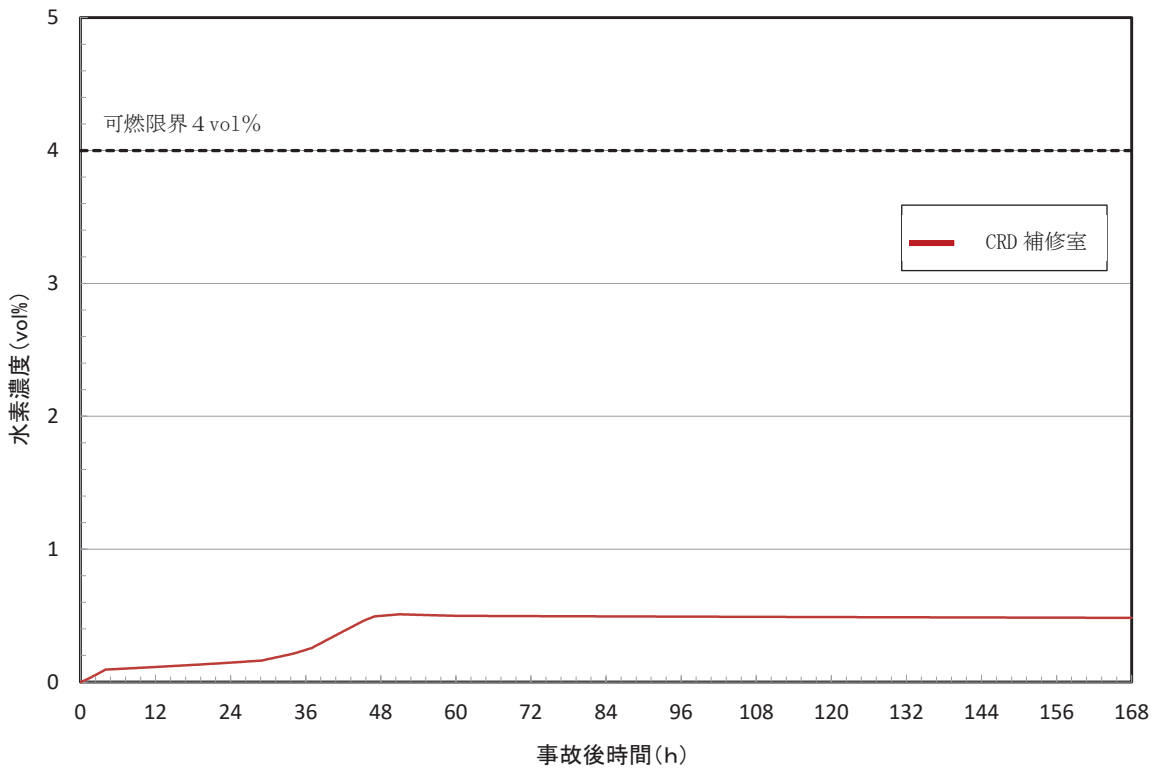


図 1-2 CRD 補修室水素挙動 (局所エリア格納容器ベントケース)

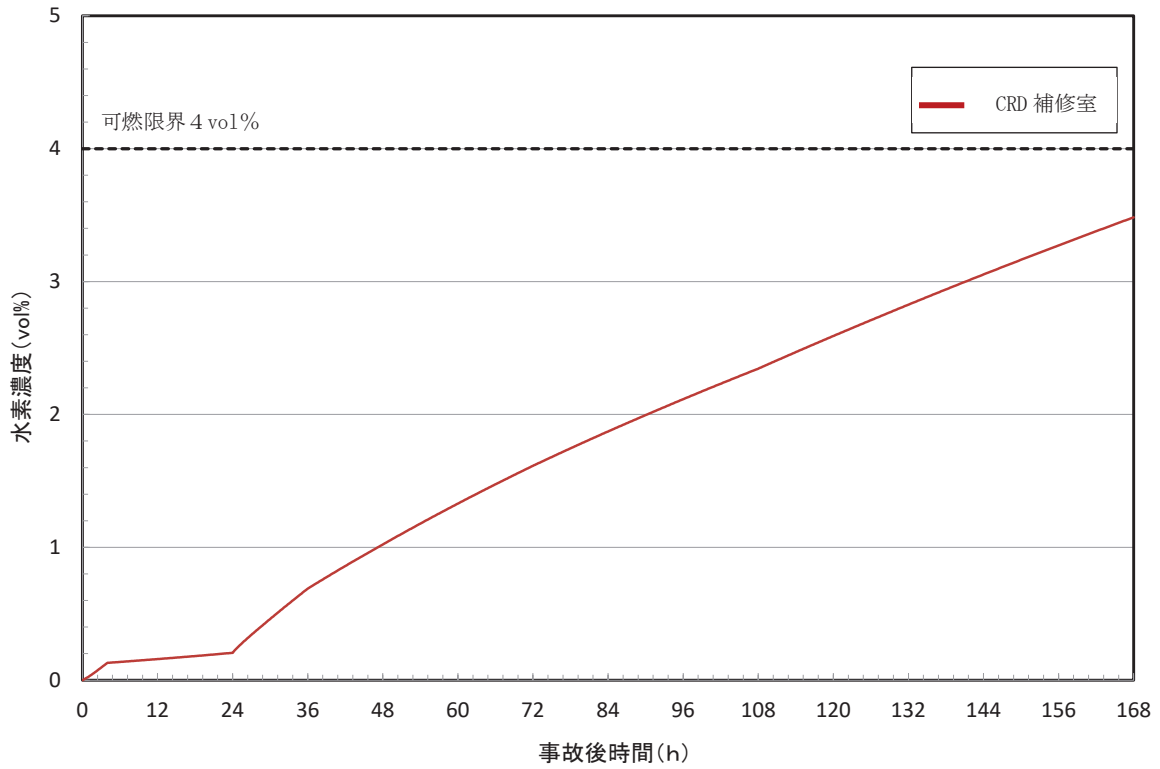


図 1-3 CRD 補修室水素挙動
(水素発生量を増加させた場合の局所エリア代替循環冷却系ケース)

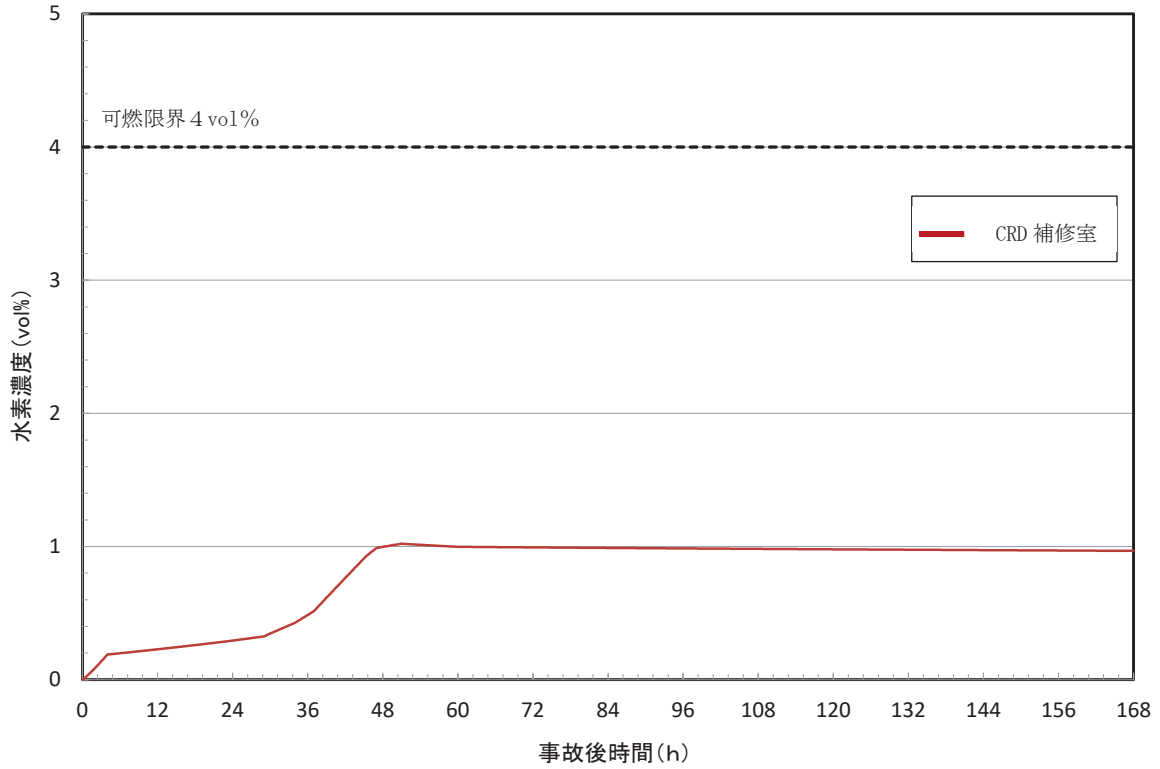


図 1-4 CRD 補修室水素挙動
(水素発生量を増加させた場合の局所エリア格納容器ベントケース)

2. 局所エリアから水素を排出する方策

局所エリアから水素を排出するための具体策を以下に示す。

(1) 扉の開放

原子力災害対策特別措置法第 10 条特定事象を判断した場合において、可燃限界に至る前に局所エリアの扉を開放することによって、局所エリアから水素を排出する。

局所エリアにおける扉の開放を行い局所エリア外からの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。

開放する局所エリアの扉の位置を図 2-1 に示す。全ての局所エリアの扉は手動で開放可能であり、原子炉建屋内の水素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。

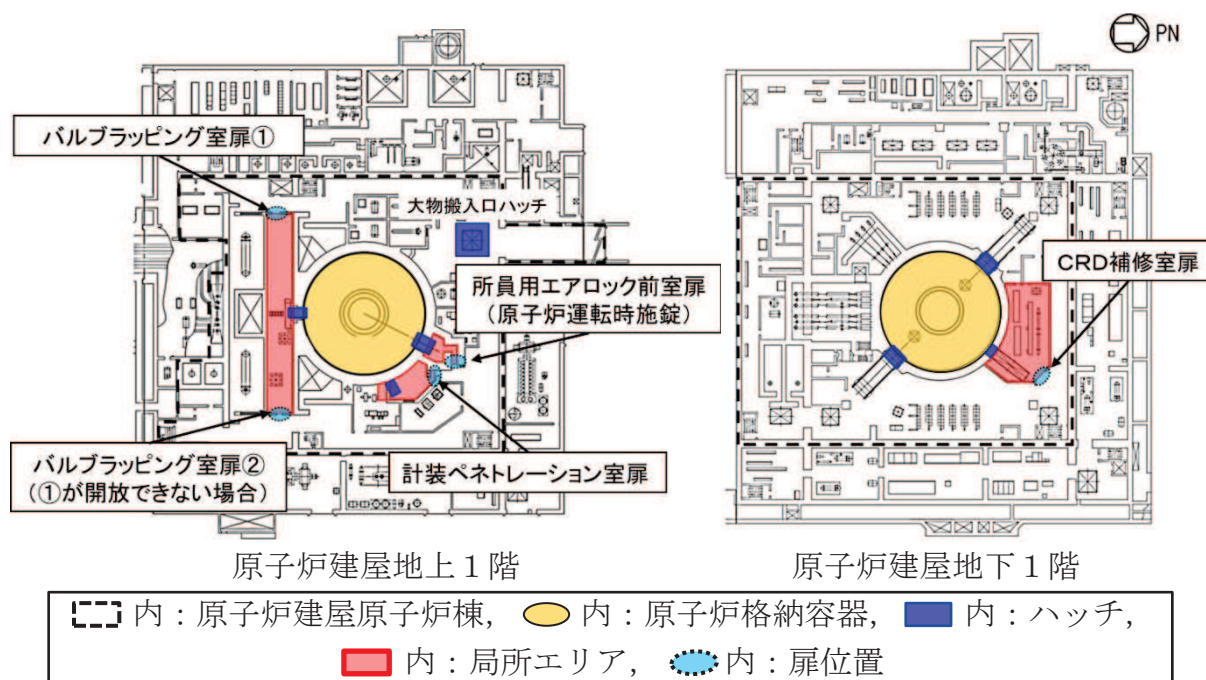


図 2-1 局所エリアと開放する扉の配置図

(2) 常用換気空調系（HVAC）起動

NRA-CNO意見交換会合やその後の東京電力福島第一原子力発電所事故に関する知見の記載への取り入れに関する作業チーム事業者意見聴取会合の場にて、原子炉建屋内の水素排出手段としてのHVAC活用について議論してきており、既存設備を原設計のまま活用することを前提とし、事業者の自主的な取り組みとして再稼働までに手順を整備することとしている。

そのため、水素濃度が着火リスクとならない領域で、HVACの系統健全性が確認でき、使用可能な場合に局所エリアから水素を排出するため、HVACを使用する。

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

原子炉建屋原子炉棟換気空調系の設置場所等を表 2-1 に示す。

表 2-1 原子炉建屋原子炉棟換気空調系の設置場所等

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）	原子炉建屋 地上2階 (非管理区域)	常用低圧母線の パワーセンタ P/C4-2A	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）	原子炉建屋 地上2階 (管理区域)	又は P/C4-2B	

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、女川原子力発電所原子炉施設保安規定に定める方針に従い、対応手段、判断基準、要員、資機材、配慮すべき事項及び操作手順等の必要な事項を定め、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及び常用換気空調系起動手順は、自主的な手順であることから、保安規定に定める方針に従い同様に品質マネジメント文書として整備し、管理していく。

【女川原子力発電所原子炉施設保安規定（抜粋）】

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（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、品質マネジメント文書に定める。

女川原子力発電所 2 号炉
原子炉施設保安規定における
記載の適正化について

2023年7月
東北電力株式会社

目 次

1. 適正化の内容
2. 原子炉施設保安規定変更比較表

1. 適正化の内容

保安規定第27条（計測および制御設備）における中央制御室外原子炉停止装置計装の運転上の制限を満足していることを確認するために実施する事項のうち、「原子炉隔離時冷却系流量の制御回路切替スイッチの機能確認」及び「原子炉隔離時冷却系ポンプ（原子炉隔離時冷却系制御）の中央制御室外原子炉停止装置からの原子炉隔離時冷却系ポンプ起動試験による動作確認」については、定期事業者検査期間のうち原子炉起動時に実施する試験である。実施時期のイメージを図1-1に示す。

このため、保安規定第11条（構成および定義）に従い、2号炉における当該項目の確認頻度の記載を「定事検停止時」から「定事検停止後の原子炉起動時」に適正化する。

【女川原子力発電所原子炉施設保安規定（抜粋）】

（構成および定義）

第11条

3. 用語の定義は、各条に特に定めがない場合は、次のとおりとする。

定事検停止後の原子炉起動	定期事業者検査のために原子炉を停止した後の原子炉起動をいう。
定事検停止時	定期事業者検査のために原子炉が停止している期間をいう。

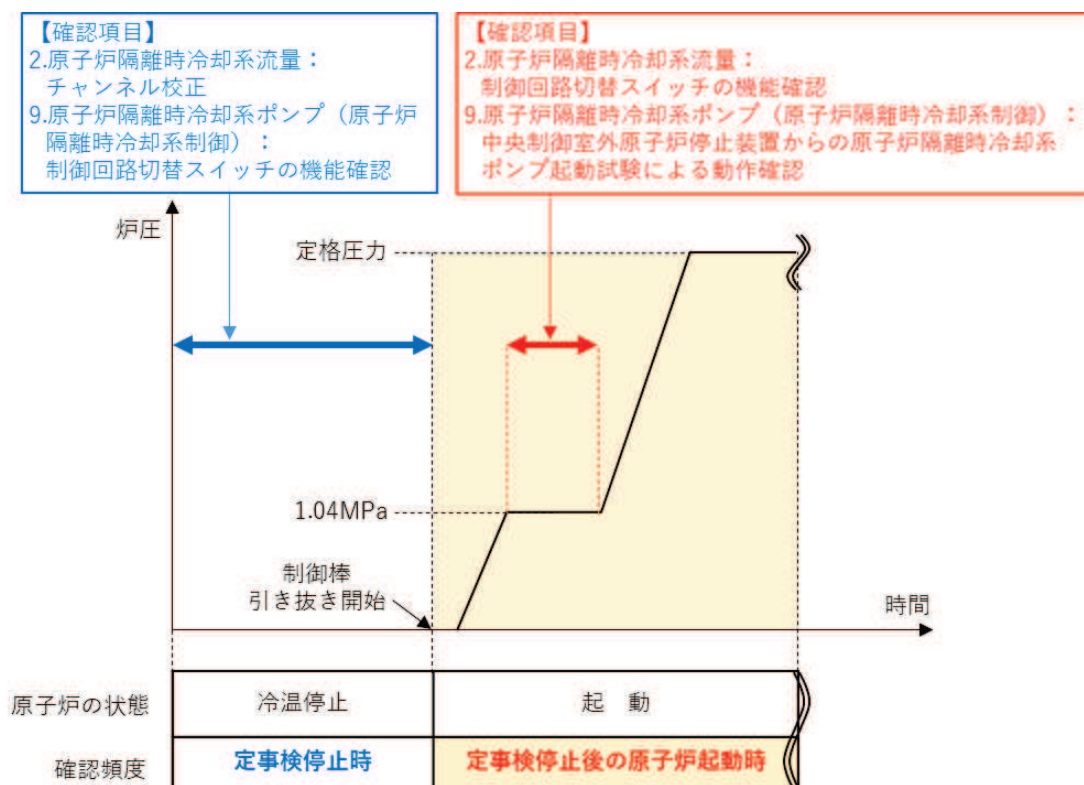


図1-1 保安規定第27条（計測および制御設備）確認事項の実施時期のイメージ

2. 原子炉施設保安規定変更比較表

変更前	変更後	理由
<p>(計測および制御設備)</p> <p>第27条 原子炉の状態に応じて、次の計測および制御設備※1は、表27-1で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>(1) 原子炉保護系計装</p> <p>(2) 起動領域モニタ（中性子源領域）計装</p> <p>(3) 非常用炉心冷却系計装 （低圧炉心スプレイ系計装，低圧注水系計装，高圧炉心スプレイ系計装，自動減圧系計装）</p> <p>(4) 格納容器隔離系計装 （主蒸気隔離弁計装，格納容器隔離系計装，原子炉建屋隔離系計装）</p> <p>(5) その他の計装 （非常用ディーゼル発電機計装，原子炉隔離時冷却系計装，原子炉再循環ポンプトリップ計装，制御棒引抜監視装置計装，タービン駆動給水ポンプ・主タービン高水位トリップ計装，中央制御室外原子炉停止装置計装，中央制御室非常用換気空調系計装，事故時計装）</p> <p>2. 計測および制御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。</p> <p>(1) 各課長は、原子炉の状態に応じて表27-2の各項目を実施し、その結果を発電管理課長に通知する。なお、各課長は前項で定める計測および制御設備に関する事象を発見した場合には、誤動作※2または誤不動作※3等の観点から、運転上の制限を満足するかどうかを判断する。 (省略)</p> <p>表27-2 計測および制御設備に係る確認 (省略)</p> <p>5. その他計装 (省略)</p>	<p>(計測および制御設備)</p> <p>第27条 原子炉の状態に応じて、次の計測および制御設備※1は、表27-1で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>(1) 原子炉保護系計装</p> <p>(2) 起動領域モニタ（中性子源領域）計装</p> <p>(3) 非常用炉心冷却系計装 （低圧炉心スプレイ系計装，低圧注水系計装，高圧炉心スプレイ系計装，自動減圧系計装）</p> <p>(4) 格納容器隔離系計装 （主蒸気隔離弁計装，格納容器隔離系計装，原子炉建屋隔離系計装）</p> <p>(5) その他の計装 （非常用ディーゼル発電機計装，原子炉隔離時冷却系計装，原子炉再循環ポンプトリップ計装，制御棒引抜監視装置計装，タービン駆動給水ポンプ・主タービン高水位トリップ計装，中央制御室外原子炉停止装置計装，中央制御室非常用換気空調系計装，事故時計装）</p> <p>2. 計測および制御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。</p> <p>(1) 各課長は、原子炉の状態に応じて表27-2の各項目を実施し、その結果を発電管理課長に通知する。なお、各課長は前項で定める計測および制御設備に関する事象を発見した場合には、誤動作※2または誤不動作※3等の観点から、運転上の制限を満足するかどうかを判断する。 (省略)</p> <p>表27-2 計測および制御設備に係る確認 (省略)</p> <p>5. その他計装 (省略)</p>	

変更前			変更後			理由
(6) 中央制御室外原子炉停止装置計装 表 27-2-5 (6a) 中央制御室外原子炉停止装置計装に係る確認 (2号炉)			(6) 中央制御室外原子炉停止装置計装 表 27-2-5 (6a) 中央制御室外原子炉停止装置計装に係る確認 (2号炉)			記載の適正化
要素	項目	頻度	要素	項目	頻度	
1. 原子炉圧力	計測制御課長は、チャンネル校正を実施する。	定事検停止時	1. 原子炉圧力	計測制御課長は、チャンネル校正を実施する。	定事検停止時	
	発電管理課長は、制御回路切替スイッチの機能を確認する。			発電管理課長は、制御回路切替スイッチの機能を確認する。		
2. 原子炉隔離時冷却系流量	計測制御課長は、チャンネル校正を実施する。	定事検停止時	2. 原子炉隔離時冷却系流量	計測制御課長は、チャンネル校正を実施する。	定事検停止時	
	発電管理課長は、制御回路切替スイッチの機能を確認する。			発電管理課長は、制御回路切替スイッチの機能を確認する。		
3. 残留熱除去系流量	計測制御課長は、チャンネル校正を実施する。	定事検停止時	3. 残留熱除去系流量	計測制御課長は、チャンネル校正を実施する。	定事検停止時	
	発電管理課長は、制御回路切替スイッチの機能を確認する。			発電管理課長は、制御回路切替スイッチの機能を確認する。		
4. 原子炉水位	計測制御課長は、チャンネル校正を実施する。	定事検停止時	4. 原子炉水位	計測制御課長は、チャンネル校正を実施する。	定事検停止時	
	発電管理課長は、制御回路切替スイッチの機能を確認する。			発電管理課長は、制御回路切替スイッチの機能を確認する。		
5. サプレッションプール水温度	計測制御課長は、チャンネル校正を実施する。	定事検停止時	5. サプレッションプール水温度	計測制御課長は、チャンネル校正を実施する。	定事検停止時	
	発電管理課長は、制御回路切替スイッチの機能を確認する。			発電管理課長は、制御回路切替スイッチの機能を確認する。		
6. 残留熱除去系熱交換器入口温度	計測制御課長は、チャンネル校正を実施する。	定事検停止時	6. 残留熱除去系熱交換器入口温度	計測制御課長は、チャンネル校正を実施する。	定事検停止時	
	発電管理課長は、制御回路切替スイッチの機能を確認する。			発電管理課長は、制御回路切替スイッチの機能を確認する。		
7. 圧力抑制室水位	計測制御課長は、チャンネル校正を実施する。	定事検停止時	7. 圧力抑制室水位	計測制御課長は、チャンネル校正を実施する。	定事検停止時	
	発電管理課長は、制御回路切替スイッチの機能を確認する。			発電管理課長は、制御回路切替スイッチの機能を確認する。		

変更前			変更後			理由
8. 復水貯蔵タンク水位	計測制御課長は、チャンネル校正を実施する。	定事検停止時	8. 復水貯蔵タンク水位	計測制御課長は、チャンネル校正を実施する。	定事検停止時	記載の適正化
	発電管理課長は、制御回路切替スイッチの機能を確認する。			発電管理課長は、制御回路切替スイッチの機能を確認する。		
9. 原子炉隔離時冷却系ポンプ（原子炉隔離時冷却系制御）	発電管理課長は、制御回路切替スイッチの機能を確認する。	定事検停止時	9. 原子炉隔離時冷却系ポンプ（原子炉隔離時冷却系制御）	発電管理課長は、制御回路切替スイッチの機能を確認する。	定事検停止時	
	発電管理課長は、中央制御室外原子炉停止装置からの原子炉隔離時冷却系ポンプ起動試験により動作可能であることを確認する。	定事検停止時		発電管理課長は、中央制御室外原子炉停止装置からの原子炉隔離時冷却系ポンプ起動試験により動作可能であることを確認する。	定事検停止後の原子炉起動時	
10. 残留熱除去系ポンプ（残留熱除去系制御）	発電管理課長は、制御回路切替スイッチの機能を確認する。	定事検停止時	10. 残留熱除去系ポンプ（残留熱除去系制御）	発電管理課長は、制御回路切替スイッチの機能を確認する。	定事検停止時	
	発電管理課長は、中央制御室外原子炉停止装置からの残留熱除去系ポンプ起動試験により動作可能であることを確認する。	定事検停止時		発電管理課長は、中央制御室外原子炉停止装置からの残留熱除去系ポンプ起動試験により動作可能であることを確認する。	定事検停止時	
11. 主蒸気逃がし安全弁（主蒸気逃がし安全弁制御）	発電管理課長は、制御回路切替スイッチの機能を確認する。	定事検停止時	11. 主蒸気逃がし安全弁（主蒸気逃がし安全弁制御）	発電管理課長は、制御回路切替スイッチの機能を確認する。	定事検停止時	
	発電管理課長は、中央制御室外原子炉停止装置からの主蒸気逃がし安全弁開閉試験により動作可能であることを確認する。	定事検停止時		発電管理課長は、中央制御室外原子炉停止装置からの主蒸気逃がし安全弁開閉試験により動作可能であることを確認する。	定事検停止時	
12. 原子炉補機冷却水ポンプ（原子炉補機冷却水系制御）	発電管理課長は、制御回路切替スイッチの機能を確認する。	定事検停止時	12. 原子炉補機冷却水ポンプ（原子炉補機冷却水系制御）	発電管理課長は、制御回路切替スイッチの機能を確認する。	定事検停止時	
	発電管理課長は、中央制御室外原子炉停止装置からの原子炉補機冷却水ポンプ起動試験により動作可能であることを確認する。	定事検停止時		発電管理課長は、中央制御室外原子炉停止装置からの原子炉補機冷却水ポンプ起動試験により動作可能であることを確認する。	定事検停止時	
13. 原子炉補機冷却海水ポンプ（原子炉補機冷却海水系制御）	発電管理課長は、制御回路切替スイッチの機能を確認する。	定事検停止時	13. 原子炉補機冷却海水ポンプ（原子炉補機冷却海水系制御）	発電管理課長は、制御回路切替スイッチの機能を確認する。	定事検停止時	
	発電管理課長は、中央制御室外原子炉停止装置からの原子炉補機冷却海水ポンプ起動試験により動作可能であることを確認する。	定事検停止時		発電管理課長は、中央制御室外原子炉停止装置からの原子炉補機冷却海水ポンプ起動試験により動作可能であることを確認する。	定事検停止時	

変更前			変更後			理由
表 27-2-5 (6b) 中央制御室外原子炉停止装置計装に係る確認 (3号炉)			表 27-2-5 (6b) 中央制御室外原子炉停止装置計装に係る確認 (3号炉)			
要素	項目	頻度	要素	項目	頻度	
1. 原子炉圧力 2. 原子炉隔離時冷却系 流量 3. 原子炉隔離時冷却系 制御 4. 残留熱除去系流量	計測制御課長は、チャンネル校正を実施する。 発電管理課長は、制御回路切替スイッチ毎の機能を確認する。	定事検停止時 または 定事検停止後の原子炉起動時	1. 原子炉圧力 2. 原子炉隔離時冷却系 流量 3. 原子炉隔離時冷却系 制御 4. 残留熱除去系流量	計測制御課長は、チャンネル校正を実施する。 発電管理課長は、制御回路切替スイッチ毎の機能を確認する。	定事検停止時 または 定事検停止後の原子炉起動時	
(省略)			(省略)			