

女川原子力発電所保安規定審査資料	
資料番号	保-02(改4)
提出年月日	2023年6月27日

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6月

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

今回提示する範囲（添付資料－３においては参考資料のみ）

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) S A技術的能力審査基準 (改正箇所は赤下線)

Ⅲ 要求事項の解釈

1. 重大事故等対策における要求事項の解釈

1.0 共通事項

(1) ～ (3) (略)

(4) 手順書の整備、訓練の実施及び体制の整備

【要求事項】

(略)

【解釈】

1 手順書の整備は、以下によること。

a) (略)

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

【保安規定の改訂方針】

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

1. 10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等

【要求事項】

(略)

【解釈】

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

【保安規定の改訂方針】

既認可の保安規定では、SA技術的能力審査基準「1. 7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」の対応として、「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SA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ものであること（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 4 3 条の 3 の 5 第 1 項若しくは第 4 3 条の 3 の 8 第 1 項の許可を受けたところ又は同条第 3 項若しくは第 4 項前段の規定により届け出たところによるものでないと認められないこと
- ・ 核燃料物質若しくは核燃料物質によって汚染された物又は発電用原子炉による災害の防止上十分でないものであると認められないこと

以上

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。

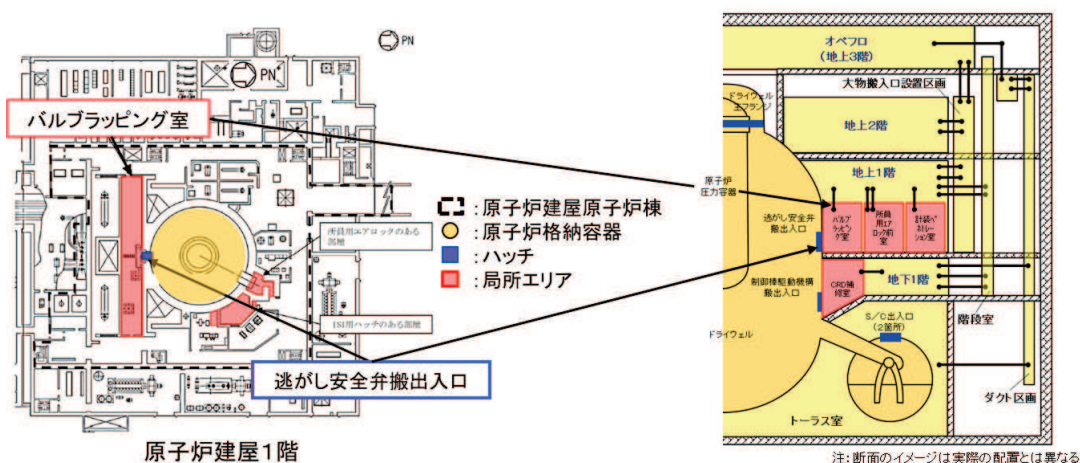


図 1-1 バルブラッピング室の配置（イメージ）

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。

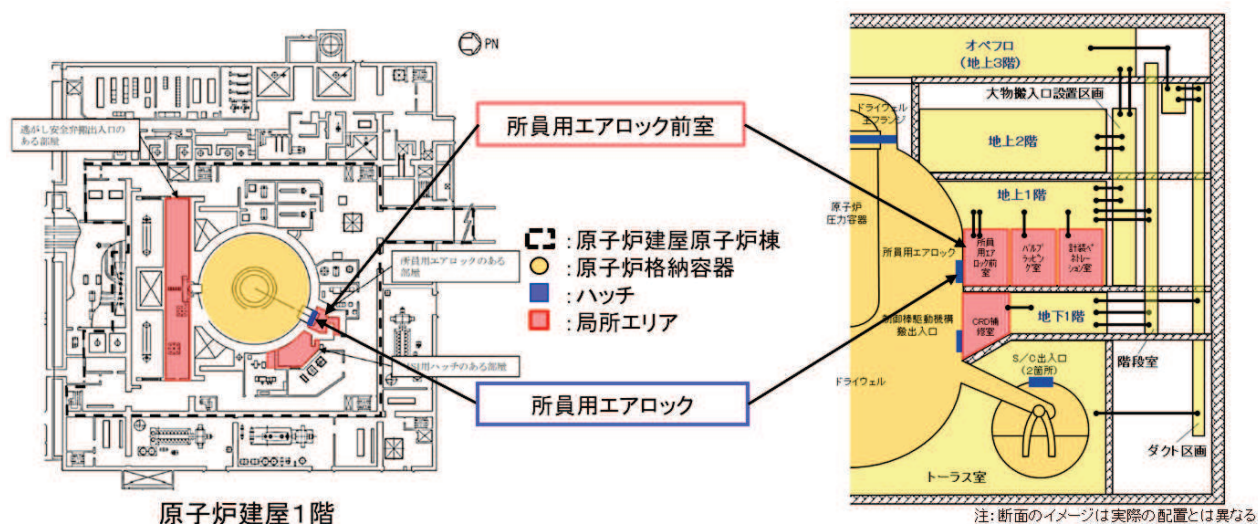


図 2-1 所員用エアロック前室の配置（イメージ）

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。

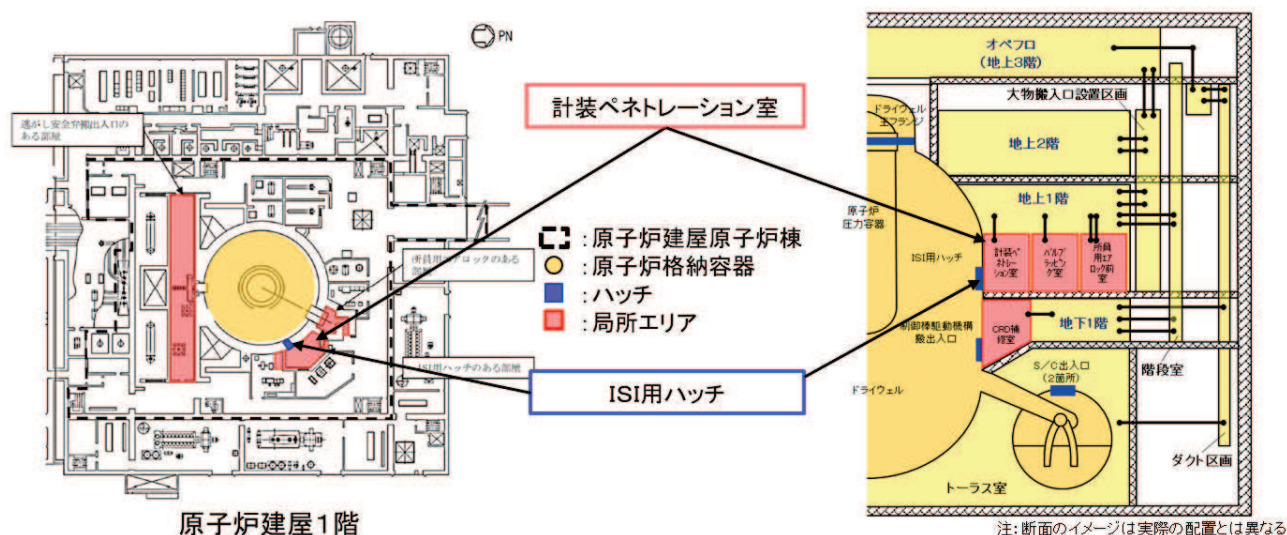


図 3-1 計装ペネトレーション室の配置（イメージ）

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

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 補修室の配置及び詳細な構造を図 4-1 に示す。

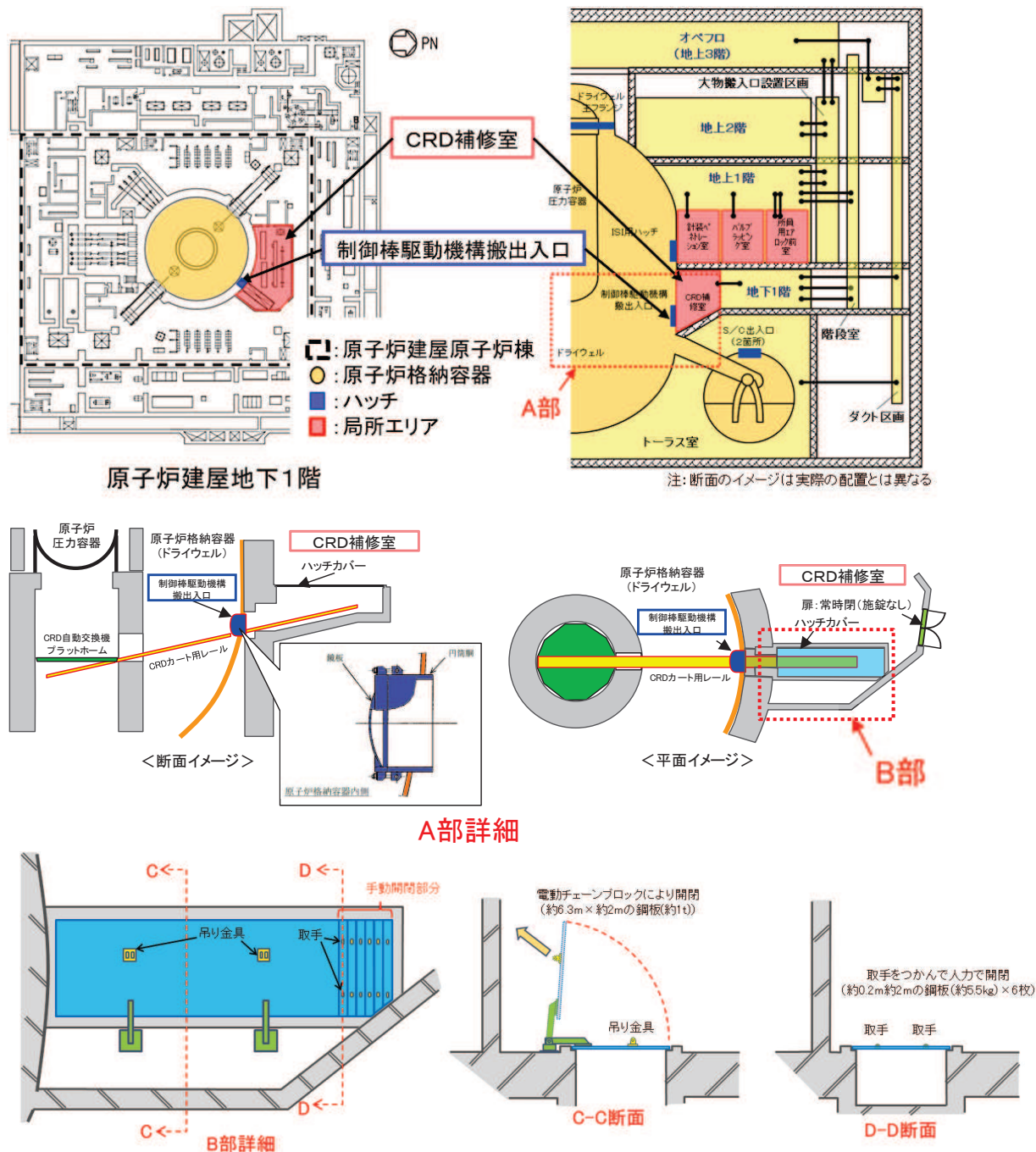


図 4-1 CRD 補修室の配置及び詳細な構造 (イメージ)

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，通常時（運転中）は閉じた運用としている。また，ハッチカバーは電動又は手動で開閉できる構造となっている。ハッチカバーについて，遮蔽設計区分の観点での整理を以下に示す。

【遮蔽設計区分】

- 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（C 区分：0.05mSv/h 未満 / F 区分：1mSv/h 以上）。
- ハッチカバーに遮蔽要求はない。

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する。ハッチカバーを開いた状態の場合の影響は表 4-1 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 4-3 に示す。

なお，通常時（運転中），CRD 補修室及びハッチカバー下部の空間は B1 区域である（B1 区域：0.8Bq/cm² を超えるおそれのない区域）。定期検査時は，CRD の分解点検を実施するため全域が D 区域となる（D 区域：40Bq/cm² を超えるおそれのある区域）。CRD 分解点検後，CRD 補修室およびハッチカバー下部の除染を行い，CRD 補修室及びハッチカバー下部の空間を B1 区域とする。

表 4-1 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
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，ハッチカバーの開運用を行っても，遮蔽設計区分の変更はないことから影響はない。
	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。
41 条 火災による損傷の防止	52 条 火災による損傷の防止	・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及び当該設備に接続する電線管がある。 ・CRD 補修室の火災区画は，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ており，ハッチカバー開運用を行っても，火災の発生防止並びに火災の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	【溢水による波及的影響】 ・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がないことから，ハッチカバー開運用による影響はない。 ・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がある。 ・溢水影響評価は，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，評価を実施している。
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。

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 4-2 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 4-2 に示す。

表 4-2 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 4-2 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)	0.45m×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。

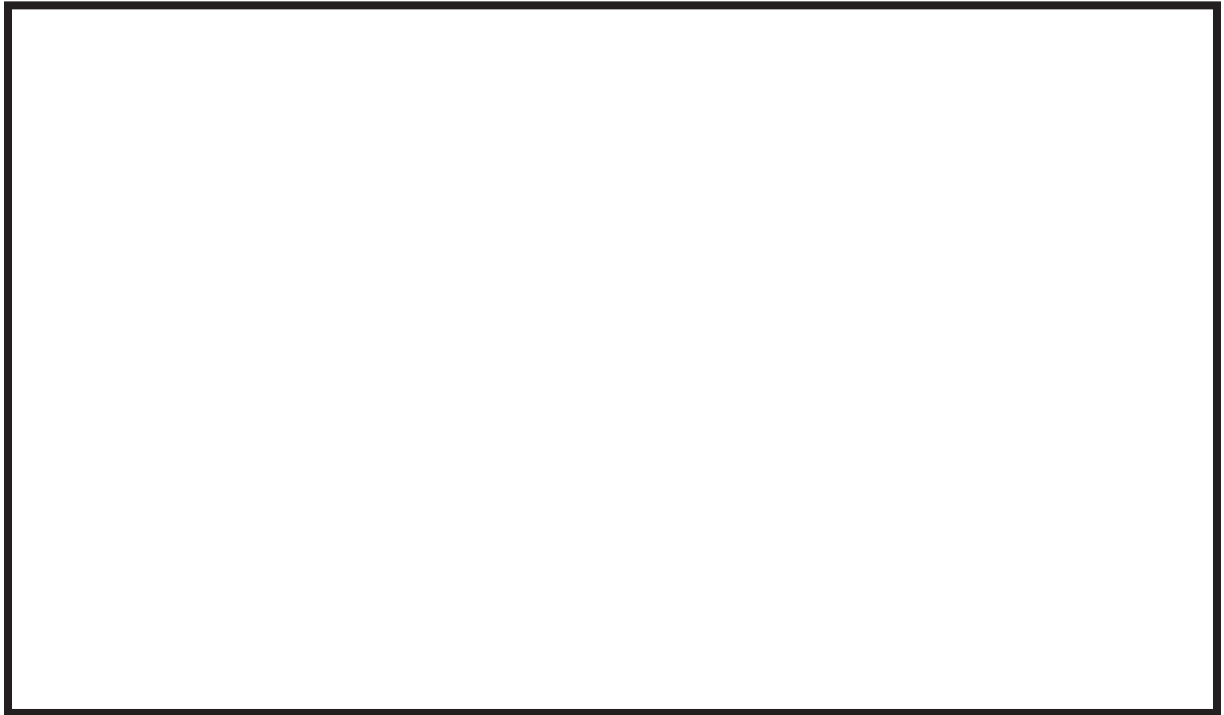


図 4-2 CRD 補修室の開口部状況 (イメージ) (1 / 2)



図 4-2 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。

表 4-3 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	×	(設計基準対象施設の火災防護対象機器等はなし)	—
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	×	(設計基準対象施設の溢水防護上防護すべき設備はなし)	—
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	×	—	—
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	×	—	—

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
		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	×	—	—
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	×	—	—
		39条	廃棄物処理設備等	×	—	—
27条	放射性廃棄物の処理施設	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	×	—	—

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
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、ハッチカバーの開運用を行っても、遮蔽設計区分の変更はないことから影響はない。	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	×	—	—
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	○	・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及び当該設備に接続する電線管がある。 ・CRD補修室の火災区画は、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ており、ハッチカバー開運用を行っても、火災の発生防止並びに火災の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	×	—	—

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
43条	重大事故等対処設備	54条	重大事故等対処設備	○	<p>【溢水による波及的影響】</p> <ul style="list-style-type: none"> 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がないことから、ハッチカバー開運用による影響はない。 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がある。 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、評価を実施している。 	<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
—	—	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	×	—	—
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溶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溶融炉心を冷却するための設備	×	—	—

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
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	×	—	—
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	×	—	—

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6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。

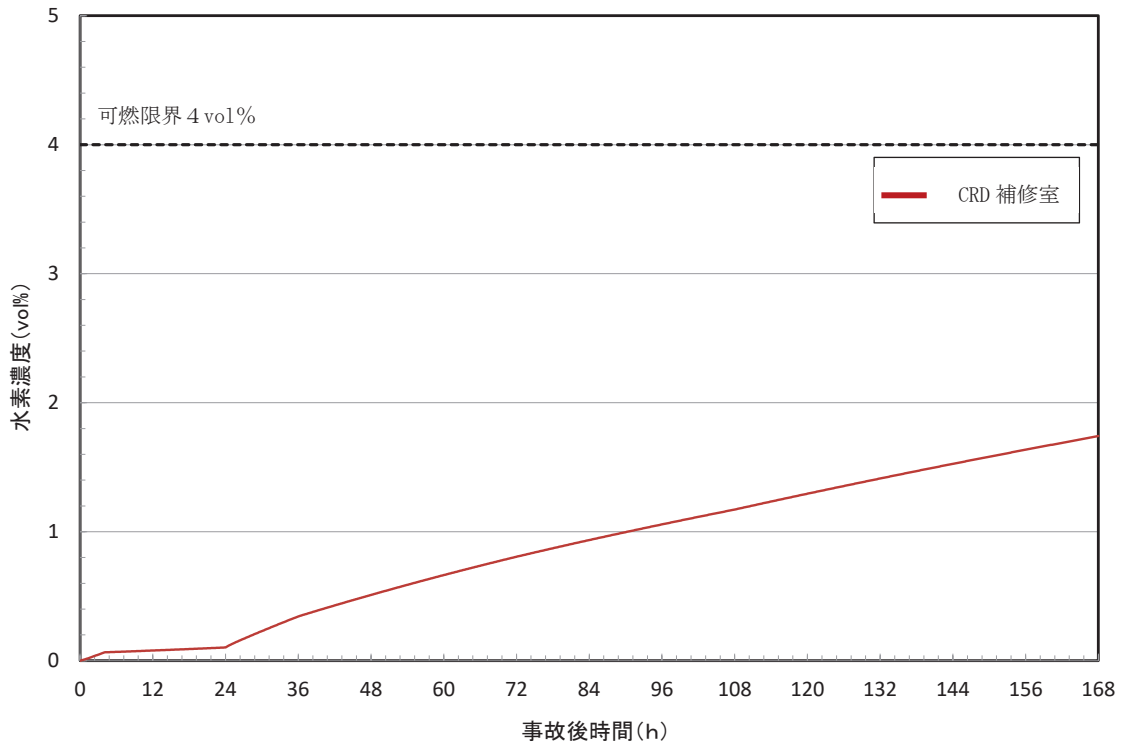


図 1-1 CRD 補修室水素挙動 (局所エリア代替循環冷却系ケース)

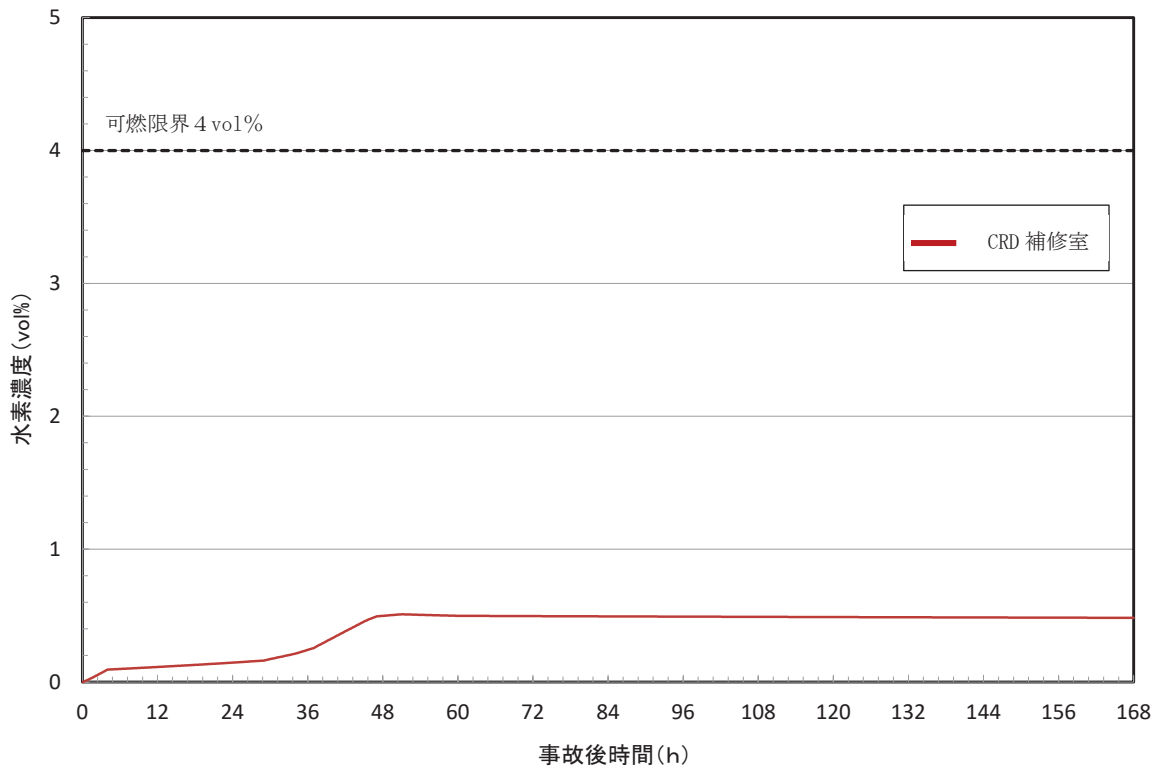


図 1-2 CRD 補修室水素挙動 (局所エリア格納容器ベントケース)

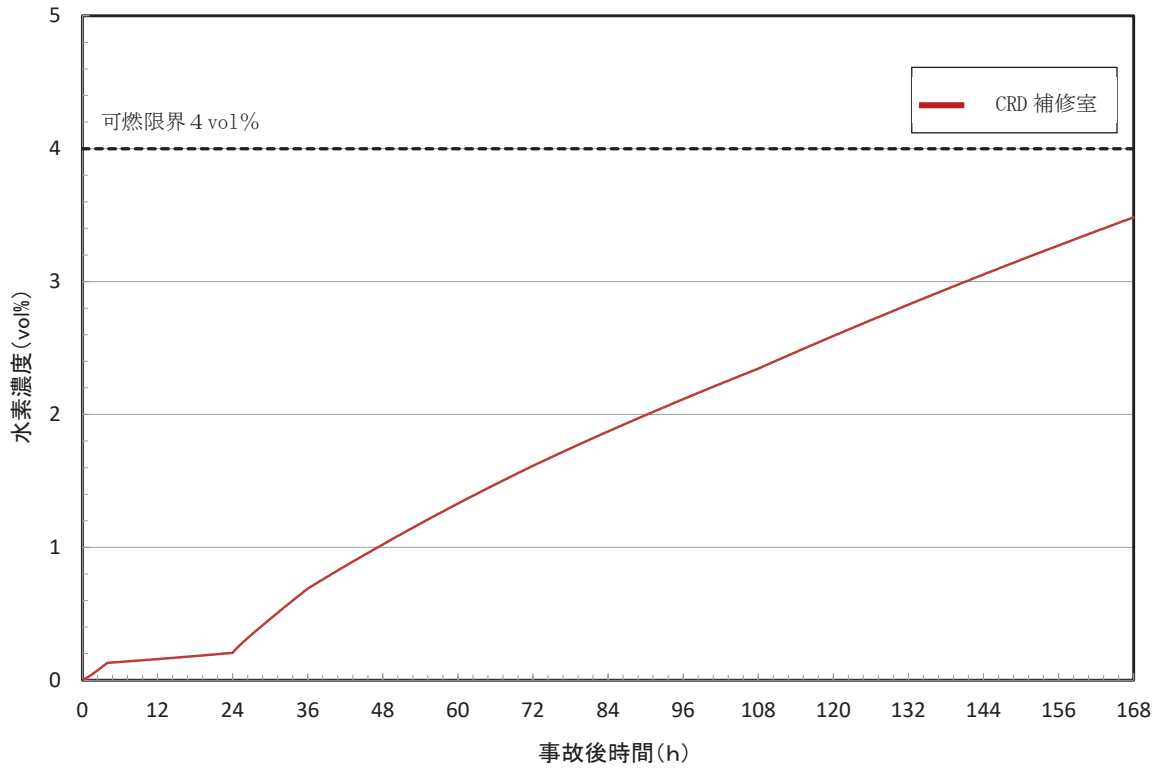


図 1-3 CRD 補修室水素挙動
(水素発生量を増加させた場合の局所エリア代替循環冷却系ケース)

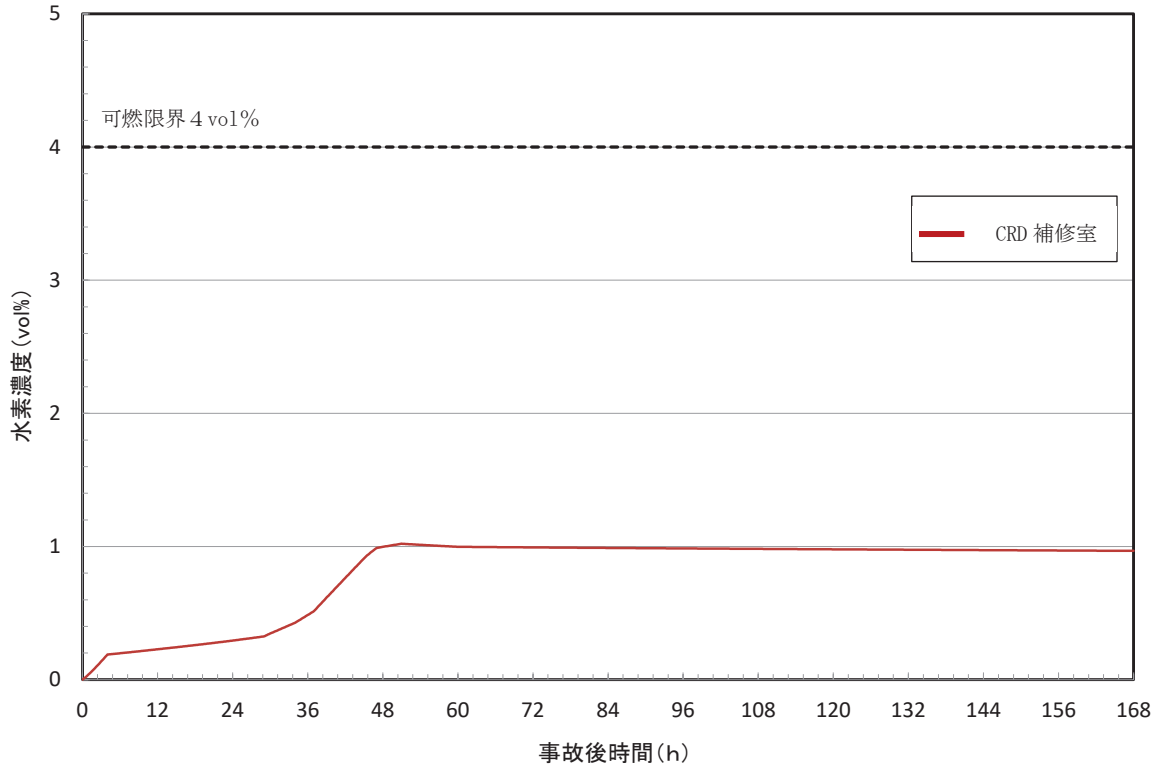


図 1-4 CRD 補修室水素挙動
(水素発生量を増加させた場合の局所エリア格納容器ベントケース)

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。

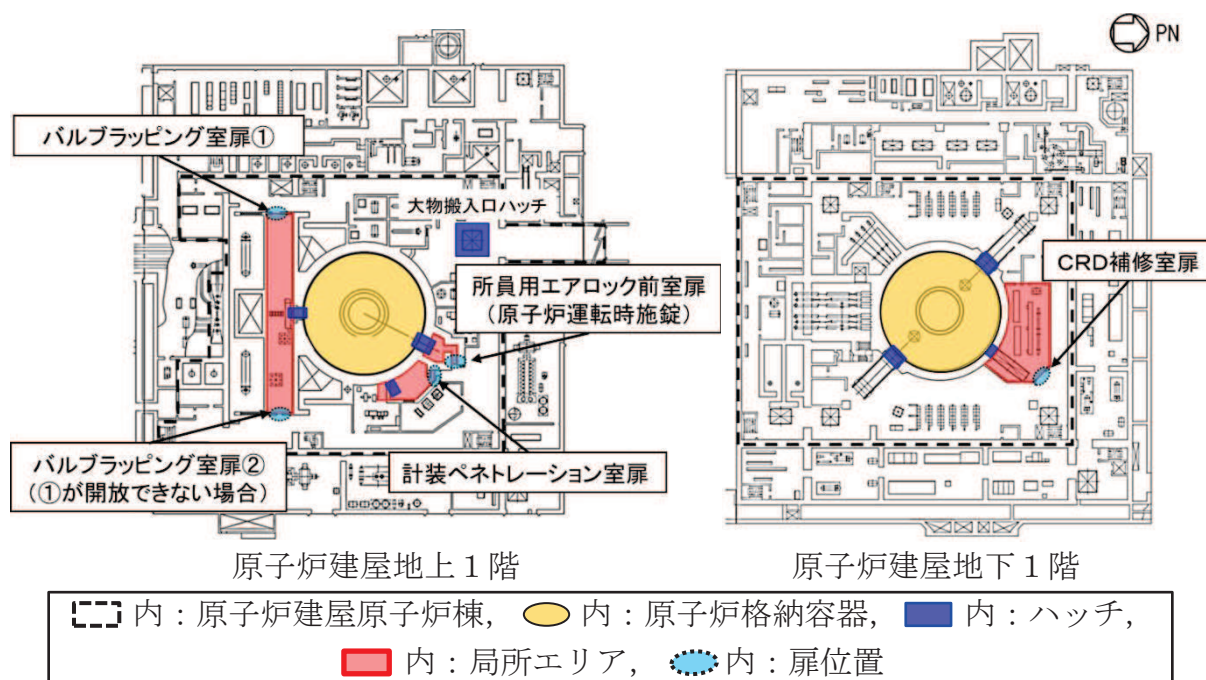


図 2-1 局所エリアと開放する扉の配置図

(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るため、インターロックを除外した上で起動する手順を整備していく。

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6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。

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。

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係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係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	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	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	
2. 原子炉隔離時冷却系流量			2. 原子炉隔離時冷却系流量			
3. 原子炉隔離時冷却系制御			3. 原子炉隔離時冷却系制御			
4. 残留熱除去系流量			4. 残留熱除去系流量			
(省略)			(省略)			