

本資料のうち、枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉審査資料	
資料番号	KK67-0072 改38
提出年月日	平成28年12月28日

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉

重大事故等対処設備について

平成28年12月

東京電力ホールディングス株式会社

目次

1. 重大事故等対処設備
 - 1.1 重大事故等対処設備の設備分類
2. 基本設計の方針
 - 2.1 耐震性・耐津波性
 - 2.1.1 発電用原子炉施設の位置
 - 2.1.2 耐震設計の基本方針
 - 2.1.3 耐津波設計の基本方針
 - 2.2 火災による損傷の防止
 - 2.3 重大事故等対処設備の基本設計方針
 - 2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等
 - 2.3.2 容量等
 - 2.3.3 環境条件等
 - 2.3.4 操作性及び試験・検査性
3. 個別設備の設計方針
 - 3.1 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
 - 3.2 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
 - 3.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
 - 3.4 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
 - 3.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
 - 3.6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
 - 3.7 原子炉格納容器内の過圧破損を防止するための設備
 - 3.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備
 - 3.9 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
 - 3.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備
 - 3.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備
 - 3.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備
 - 3.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備
 - 3.14 電源設備
 - 3.15 計装設備
 - 3.16 原子炉制御室
 - 3.17 監視測定設備
 - 3.18 緊急時対策所
 - 3.19 通信連絡を行うために必要な設備
 - 3.20 原子炉本体
 - 3.21 原子炉格納施設
 - 3.22 燃料貯蔵施設
 - 3.23 非常用取水設備

- 別添資料-1 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（格納容器圧力逃がし装置について）
- 別添資料-2 復水補給水系を用いた代替循環冷却の成立性について
- 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

3.1 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【44条】

【設置許可基準規則】

(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)

第四十四条 発電用原子炉施設には、運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行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44条に規定する「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合」とは、発電用原子炉が緊急停止していなければならない状況にもかかわらず、原子炉出力又は原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合のことをいう。

2 第44条に規定する「発電用原子炉を未臨界に移行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。

(1) BWR

- a) センサー出力から最終的な作動装置の入力までの原子炉スクラム系統から独立した代替反応度制御棒挿入回路 (ARI) を整備すること。
- b) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合」に、原子炉出力を制御するため、原子炉冷却材再循環ポンプを自動で停止させる装置を整備すること。
- c) 十分な反応度制御能力を有するほう酸水注入設備 (SLCS) を整備すること。

(2) PWR

- a) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合」に、原子炉出力を抑制するため、補助給水系ポンプを自動的に起動させる設備及び蒸気タービンを自動で停止させる設備を整備すること。
- b) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合」には、化学体積制御設備又は非常用炉心冷却設備による十分な量のほう酸水注入を実施する設備を整備すること。

3.1 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

3.1.1 設置許可基準規則第 44 条への適合方針

運転時の異常な過渡変化時において原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合、又は、当該事象が発生した場合においても、原子炉を未臨界にするための設備として、ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）（ARI）、ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）、及び、ほう酸水注入系（SLC）を設ける。

- (1) ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）（設置許可基準規則解釈の第 2 項(1)a)

原子炉緊急停止系から独立した ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）を設け、原子炉圧力高又は原子炉水位低（レベル 2）の信号により全制御棒を挿入させることができる設計とする。なお、スクラム失敗時は手動により ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）を動作させることができる設計とする。

また、ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）により作動する制御棒、制御棒駆動機構（水圧駆動）及び制御棒駆動系水圧制御ユニットについて、原子炉を未臨界にする設計とする。

- (2) ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）（設置許可基準規則解釈の第 2 項(1)b)

原子炉緊急停止系から独立した ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）を設けることにより、原子炉圧力高又は原子炉水位低（レベル 3）の信号により、原子炉冷却材再循環ポンプ 4 台を自動トリップできる設計とし、原子炉水位低（レベル 2）の信号により、原子炉冷却材再循環ポンプ 6 台を自動トリップできる設計とする。なお、スクラム失敗時は手動により原子炉冷却材再循環ポンプをトリップさせることができる設計とする。

- (3) ほう酸水注入系（設置許可基準規則解釈の第 2 項(1)c)

ほう酸水注入系は、原子炉を十分未臨界にするための反応度制御能力を有する設計とする。

また、**重大事故等時において**原子炉スクラム失敗時に自動減圧系が自動起動すると、高圧炉心注水系及び低圧注水系から大量の冷水が注水され、出力の急激な上昇に繋がるため、自動減圧系及び代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）の自動起動阻止回路を用いて、自動起動を阻止する設計とする。

（これについては「3.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備（設置許可基準規則第 46 条に対する設計方針を示す章）」で示す。）

なお、緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための自主対策設備として、以下を整備する。

- (4) 手動スクラムボタン
手動スクラムボタンを操作することで、制御棒のスクラム動作が可能であることから、手動スクラムボタンを整備している。
- (5) 原子炉モードスイッチ「停止」
原子炉モードスイッチを「停止」位置に切り替えることで、制御棒のスクラム動作が可能であることから、原子炉モードスイッチを整備している。
- (6) スクラムテストスイッチ
スクラムテストスイッチを操作することで、制御棒のスクラム動作が可能であることから、スクラムテストスイッチを整備している。
- (7) スクラムソレノイドヒューズ
現場に設置してあるスクラムソレノイドヒューズを引き抜くことでスクラムパイロット弁電磁コイルの電源を遮断し、制御棒のスクラム動作が可能であることから、スクラムソレノイドヒューズを整備している。
- (8) 制御棒操作監視系，制御棒駆動機構（電動駆動）
スクラムテストスイッチ又はスクラムソレノイドヒューズの操作完了までの間，もしくはこれらの操作が実施できない場合に，制御棒を自動若しくは手動にて電動駆動で挿入する手段として有効であることから，制御棒操作監視系，制御棒駆動機構（電動駆動）を整備している。
- (9) 給水制御系，給水系（電動駆動原子炉給水ポンプ），原子炉隔離時冷却系，高圧炉心注水系
給水系（電動駆動原子炉給水ポンプ），原子炉隔離時冷却系，高圧炉心注水系による原子炉への給水量の調整により，原子炉水位を低下でき，原子炉の出力抑制を行えることから，給水制御系，給水系（電動駆動原子炉給水ポンプ），原子炉隔離時冷却系，高圧炉心注水系を整備している。

3.1.2 重大事故等対処設備

3.1.2.1 ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）

3.1.2.1.1 設備概要

ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、原子炉が運転を緊急に停止していなければならない状況にもかかわらず、原子炉出力、原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合に、原子炉を未臨界にするため代替制御棒挿入を行うための回路である。

本システムは、検出器（原子炉圧力及び原子炉水位）、論理回路、代替制御棒挿入機能用電磁弁で構成し、原子炉圧力高又は原子炉水位低（レベル 2）の場合に、代替制御棒挿入信号を発信する回路で構成する。原子炉圧力高及び原子炉水位低（レベル 2）の検出器を多重化し、原子炉圧力高は 2 out of 3 論理にて、原子炉水位低（レベル 2）は 2 out of 4 論理にて、作動回路が自動的に信号を発信するよう、信頼性向上を図る設計とする。

また、中央制御室の手動スイッチにより、代替制御棒挿入信号を発信する回路を作動することが可能な設計とする。

なお、ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）により作動する制御棒、制御棒駆動機構（水圧駆動）及び制御棒駆動系水圧制御ユニットについても、重大事故等対処設備として整備する。重大事故等対処設備一覧を表3.1-1に示す。

表 3.1-1 ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）【常設】 上記 ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）にて作動する設備として、以下の設備を整備する。 制御棒【常設】 制御棒駆動機構（水圧駆動）【常設】 制御棒駆動系水圧制御ユニット【常設】
附属設備	—
水源（水源に関する流路，電源設備を含む）	—
流路	制御棒駆動系配管【常設】
注水先	—
電源設備 ^{※1}	非常用ディーゼル発電機（設計基準拡張）【常設】
計装設備 ^{※2}	平均出力領域モニタ【常設】 起動領域モニタ【常設】

※1：単線結線図を補足説明資料 44-2 に示す。

電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

※2：主要設備を用いた炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態

計装設備については「3.15 計測設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

なお、ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、以降、代替制御棒挿入機能という。

3.1.2.1.2 主要設備の仕様

図 3.1-1 に代替制御棒挿入機能の作動回路の説明図を示す。

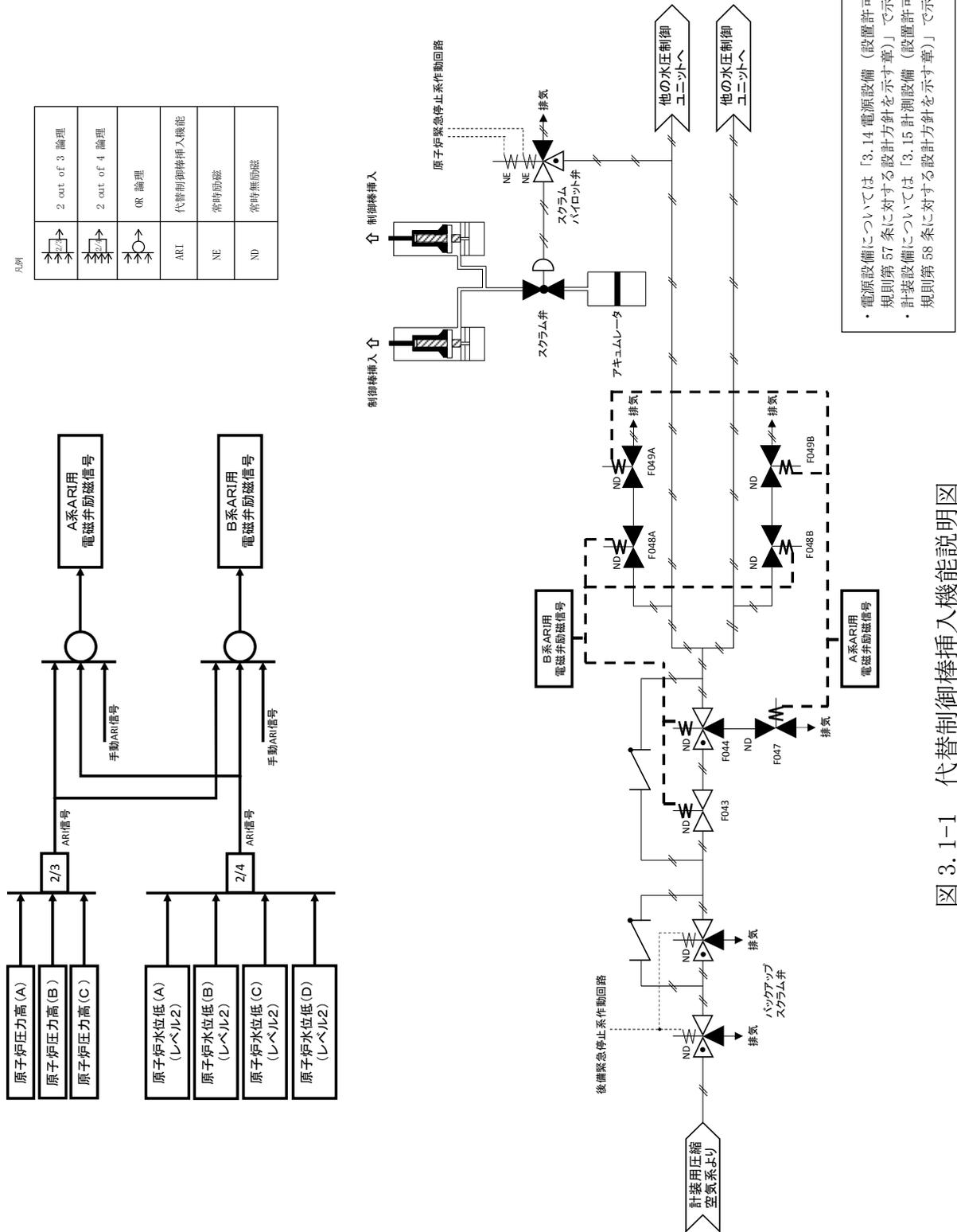


図 3.1-1 代替制御棒挿入機能説明図

・電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。
 ・計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

主要機器の仕様を以下に示す。

(1) 制御棒

種類 : 十字形
中性子吸収材 : ボロンカーバイド粉末
有効長さ : 約 3.6m
個数 : 205
取付箇所 : 原子炉圧力容器内

(2) 制御棒駆動機構 (水圧駆動)

最高使用圧力 : 8.62MPa
最高使用温度 : 302°C
個数 : 205
取付箇所 : 原子炉格納容器内

(3) 制御棒駆動系水圧制御ユニット (アキュムレータ)

種類 : たて置円筒形
容量 : 66L/個
最高使用圧力 : 18.6MPa
最高使用温度 : 66°C
個数 : 103
取付箇所 : 原子炉建屋地下 3 階

3.1.2.1.3 設置許可基準規制第43条への適合方針

3.1.2.1.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

(1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第43条第1項一）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合における温度，放射線，荷重その他の使用条件において，重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。

(ii) 適合性

基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

代替制御棒挿入機能は，中央制御室及び二次格納施設内に設置する設備であることから，その機能を期待される重大事故等が発生した場合における，中央制御室及び二次格納施設内の環境条件を考慮し，以下の表3.1-2に示すような設計とする。

また，制御棒，制御棒駆動機構（水圧駆動）及び制御棒駆動系水圧制御ユニットは，原子炉格納容器内及び二次格納施設内に設置される設備であることから，その機能を期待される重大事故等時の原子炉格納容器内及び二次格納施設内の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，表3.1-2に示す設計とする。

(44-3-2, 3, 8～10, 15, 16)

表3.1-2 想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	設置場所である原子炉格納容器内，中央制御室及び二次格納施設内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）
風（台風）・積雪	原子炉格納容器内，中央制御室及び二次格納施設内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

代替制御棒挿入機能は、検出器を多重化し作動回路が 2 out of 4 論理もしくは 2 out of 3 論理にて自動的に信号を発信するよう、信頼性向上を図る設計とする。

なお、中央制御室にて、制御棒挿入状態の確認によりスクラムが失敗していることが確認された場合は、中央制御室の制御盤にて手動による代替制御棒挿入機能の操作が可能な設計とする。

中央制御室の操作スイッチを操作するにあたり、運転員の操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、操作対象については銘板をつけることで識別可能とし、運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。以下の表 3.1-3 に操作対象機器を示す。

また、想定される重大事故等が発生した場合において、制御棒、制御棒駆動機構（水圧駆動）及び制御棒駆動系水圧制御ユニットは、操作不要な設計とする。

(44-3-16)

表 3.1-3 操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
代替制御棒挿入機能用電磁弁	無励磁⇒励磁	中央制御室	スイッチ操作

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項三）

(i) 要求事項

健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

代替制御棒挿入機能は、制御棒挿入機能の作動信号を発信する設備であり、運転中に試験又は検査を実施する場合には、過大な出力変動等によりプラントに外乱を与える可能性があり、かつ、試験中又は検査中は代替制御棒挿入機能自体が維持できない状態となる為、プラント停止中に機能・性能の確認が可能な設計とする。

機能試験では、模擬入力による論理回路の動作確認が可能な設計とする。また、性能試験では、模擬入力による校正及び設定値確認が可能な設計とする。

(44-5-2, 4, 5)

表 3.1-4 代替制御棒挿入機能の試験及び検査

プラント状態	項目	内容
停止中	機能・性能試験	設定値確認 論理回路確認 弁動作確認

制御棒, 制御棒駆動機構 (水圧駆動) 及び制御棒駆動系水圧制御ユニットは, 表 3.1-5 に示すようにプラント停止中に機能・性能試験, 分解検査及び外観検査を実施することで, 機能・性能の確認が可能な設計とする。

制御棒駆動機構 (水圧駆動) 及び制御棒駆動系水圧制御ユニットは, 機能・性能試験として, 制御棒を全引抜き位置からスクラムスイッチによりスクラムさせ, スクラム時間について性能の確認を行うことが可能な設計とする。

また, 分解検査として, 浸透探傷試験により性能に影響を及ぼす指示模様がないこと, 目視により性能に影響を及ぼす恐れのある傷, 割れ等がないことについて, 制御棒駆動機構 (水圧駆動), 制御棒駆動系水圧制御ユニット部品の表面状態の確認を行うことが可能な設計とする。

制御棒は, 外観検査として, 目視により性能に影響を及ぼす恐れのある傷, 割れ等がないことについて, 表面状態の確認を行うことが可能な設計とする。

(44-5-6, 8~10, 13, 15~18, 20, 22, 24~26, 29, 31~33, 35)

表 3.1-5 制御棒, 制御棒駆動機構 (水圧駆動) 及び
制御棒駆動系水圧制御ユニットの試験及び検査

プラント状態	項目	内容
停止中	機能・性能試験	スクラム機能の確認
	分解検査	制御棒駆動機構 (水圧駆動), 制御棒駆動系水圧制御ユニット部品の表面状態を, 試験及び目視により確認
	外観検査	制御棒外観の確認

(4) 切り替えの容易性 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項四)

(i) 要求事項

本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては, 通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については, 「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

代替制御棒挿入機能は、本来の用途以外の用途には使用しない設計とする。
また、制御棒、制御棒駆動機構（水圧駆動）及び制御棒駆動系水圧制御ユニットは、本来の用途以外の用途として使用するための切り替えが不要であり、制御棒、制御棒駆動機構（水圧駆動）及び制御棒駆動系水圧制御ユニットの使用にあたり切り替えせずに使用できる設計とする。

(44-4-2)

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第 43 条第 1 項五）

(i) 要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

代替制御棒挿入機能は、他の設備に悪影響を及ぼさないよう以下の措置を講じる設計とする。

代替制御棒挿入機能は、検出器から代替制御棒挿入機能用電磁弁まで設計基準事故対処設備である多重化された原子炉緊急停止系とは独立した構成となっており、原子炉緊急停止系に悪影響を与えない設計とする。

原子炉緊急停止系と代替制御棒挿入機能の電源は、遮断器又はヒューズによる電気的な分離をすることで原子炉緊急停止系に悪影響を与えない設計とする。

また、制御棒、制御棒駆動機構（水圧駆動）及び制御棒駆動系水圧制御ユニットは、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で使用可能とする。

(44-4-2, 44-8-2～9)

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項六）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

代替制御棒挿入機能の手動回路について、操作が必要な機器の設置場所、操作場所を表 3.1-6 に示す。代替制御棒挿入機能用電磁弁は、中央制御室で操作を行う設計としており、操作場所の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。

なお、制御棒、制御棒駆動機構（水圧駆動）及び制御棒駆動系水圧制御ユニ

ットは、原子炉格納容器内及び二次格納施設内に設置されている設備であるが、代替制御棒挿入機能による信号にて動作可能であり、制御棒、制御棒駆動機構（水圧駆動）及び制御棒駆動系水圧制御ユニットについては操作不要な設計とする。

(44-3-8, 15, 16)

表 3.1-6 操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
代替制御棒挿入機能用電磁弁	原子炉建屋地下3階	中央制御室

3.1.2.1.3.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第43条第2項一）

(i) 要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

代替制御棒挿入機能は、原子炉圧力上昇及び原子炉水位低下に至る ATWS 事象の発生時に、炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界にするためのシステムである。このため、スクラム不作動時に作動するシステムであることを考慮し、「原子炉圧力高」信号の計器誤差を考慮して確実に作動する設計とする。また、原子炉水位低（レベル3）スクラム発生時の制御棒挿入失敗時に作動するシステムであることを考慮し、「原子炉水位低（レベル2）」信号の計器誤差を考慮して確実に作動する設計とする。

制御棒、制御棒駆動機構（水圧駆動）及び制御棒駆動系水圧制御ユニットは、原子炉を未臨界にすることが可能な能力を有する設計とする。また、アキュムレータの容量にて全ての制御棒を全挿入することが可能な駆動水を有する容量とし、設計基準対象施設の容量等の仕様が、系統の目的に応じて必要となる容量等の仕様に対して十分であることを確認した上で、設計基準対象施設の容量等と同仕様の設計とする。

(44-6-2, 3, 7, 8)

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第43条第2項二）

(i) 要求事項

二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって、同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、この限りでない。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。

代替制御棒挿入機能は, 二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

また, 制御棒, 制御棒駆動機構 (水圧駆動) 及び制御棒駆動系水圧制御ユニットは, 二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

(3) 設計基準事故対処設備との多様性 (設置許可基準規則第 43 条第 2 項三)

(i) 要求事項

常設重大事故防止設備は, 共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう, 適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。

代替制御棒挿入機能は, 検出器から代替制御棒挿入機能用電磁弁まで原子炉緊急停止系とは独立した構成となっており, 地震, 火災, 溢水等の主要な共通要因故障によって同時に機能を損なわれない設計とする。

代替制御棒挿入機能の論理回路はアナログ回路であるが, 原子炉緊急停止系の論理回路はデジタル回路で構築されており, 多様性を有する設計とする。

原子炉緊急停止系と代替制御棒挿入機能の電源は, 遮断器又はヒューズによる電氣的な分離をすることで原子炉緊急停止系と同時に機能が損なわれない設計とする。

(44-8-2~9)

3.1.2.2 ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）

3.1.2.2.1 設備概要

ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）は、原子炉が運転を緊急に停止していなければならない状況にもかかわらず、原子炉出力、原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合に、原子炉出力を制御するため、原子炉冷却材再循環ポンプを停止させることを目的とした回路である。

本システムは、検出器（原子炉圧力及び原子炉水位）、論理回路、原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置（停止に必要な部位）で構成する。本システムの目的は、原子炉冷却材再循環ポンプを停止させることであるが、ABWR の原子炉冷却材再循環ポンプは慣性が小さく、10 台全台を停止させると冷却能力の低下を招くことから、原子炉圧力高又は原子炉水位低（レベル 3）の信号により、原子炉冷却材再循環ポンプ 4 台を自動停止し、原子炉水位低（レベル 2）の信号により、原子炉冷却材再循環ポンプ 6 台を自動停止する設計とする。原子炉圧力高及び原子炉水位低（レベル 2）の検出器を多重化し、原子炉圧力高及び原子炉水位低（レベル 3）は 2 out of 3 論理にて、原子炉水位低（レベル 2）は 2 out of 4 論理にて、作動回路が自動的に信号を発信するように、信頼性向上を図る設計とする。

また、中央制御室の手動スイッチにより、原子炉冷却材再循環ポンプをトリップすることが可能な設計とする。

表 3.1-7 ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）【常設】
附属設備	—
水源（水源に関する流路，電源を含む）	—
流路	—
注水先	—
電源設備 ^{※1}	非常用ディーゼル発電機（設計基準拡張）【常設】
計装設備 ^{※2}	平均出力領域モニタ【常設】 起動領域モニタ【常設】

※1：単線結線図を補足説明資料 44-2 に示す。

電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

※2：主要設備を用いた炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態

計装設備については「3.15 計測設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

なお、ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）は、以降、代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能という。

3.1.2.2.2 主要設備の仕様

図 3.1-2 に代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能の作動回路の説明図を示す。

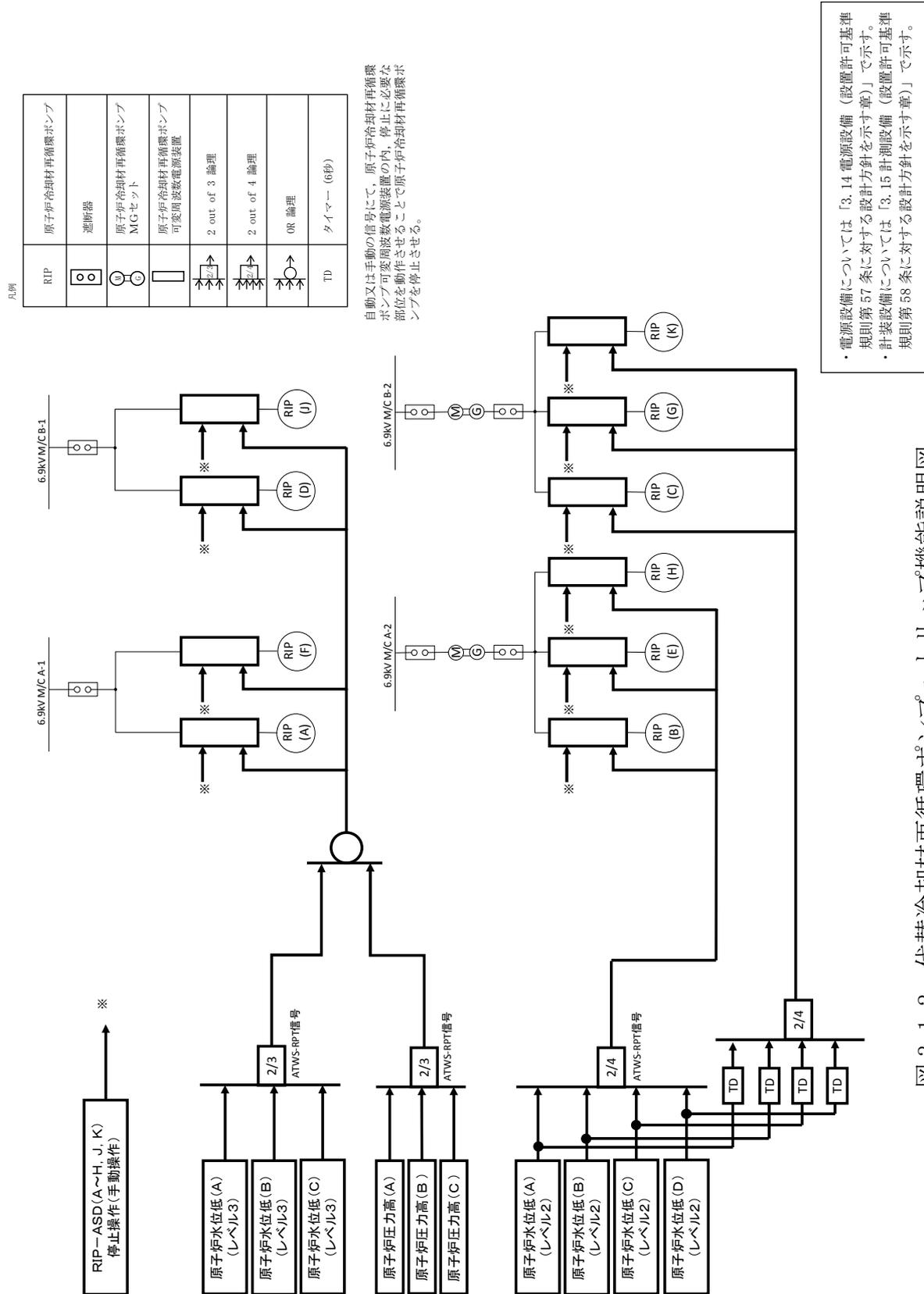


図 3.1-2 代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能説明図

3.1.2.2.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.1.2.2.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

(1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第43条第1項一）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能は、中央制御室及び二次格納施設内に設置する設備であることから、その機能を期待される重大事故等が発生した場合における、中央制御室及び二次格納施設内の環境条件を考慮し、以下の表3.1-8に示すような設計とする。

(44-3-2, 4, 9, 11, 16)

表 3.1-8 想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	設置場所である中央制御室及び二次格納施設内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため、天候による影響は受けない
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）
風（台風）・積雪	中央制御室及び二次格納施設内に設置するため、風（台風）及び積雪の影響は受けない
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする

(2) 操作性（設置許可基準規則第43条第1項二）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能は、検出器を多重化し、作動回路が 2 out of 4 論理もしくは 2 out of 3 論理にて自動的に信号を発信するよう、信頼性向上を図る設計とする。

なお、中央制御室の制御盤にて手動による原子炉冷却材再循環ポンプを手動停止させることが可能な設計とする。

中央制御室の操作スイッチを操作するにあたり、運転員の操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、操作対象については銘板をつけることで識別可能とし、運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。以下の表3.1-9に操作対象機器を示す。

(44-3-16)

表 3.1-9 操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置	起動⇒停止	中央制御室	スイッチ操作

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項三）

(i) 要求事項

健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能は、原子炉冷却材再循環ポンプ・トリップ機能の作動信号を発信する設備であり、運転中に試験又は検査を実施する場合には、過大な出力変動等によりプラントに外乱を与える可能性があり、かつ、試験中又は検査中は機能自体が維持できない状態となる為、プラント停止中に機能・性能の確認が可能な設計とする。

機能試験では、模擬入力による論理回路の動作確認が可能な設計とする。また、性能試験では、模擬入力による校正及び設定値確認が可能な設計とする。

(44-5-3, 4, 5)

表 3.1-10 代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能の試験及び検査

プラント状態	項目	内容
停止中	機能・性能試験	設定値確認 論理回路確認

(4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項四）

(i) 要求事項

本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能は、本来の用途以外の用途には使用しない設計とする。

(44-4-3)

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第 43 条第 1 項五）

(i) 要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能は、他の設備に悪影響を及ぼさないよう以下の措置を講じる設計とする。

代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能は、検出器から原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置（停止に必要な部位）まで設計基準事故対処設備である多重化された原子炉緊急停止系とは独立した構成となっており、原子炉緊急停止系に悪影響を与えない設計とする。

原子炉緊急停止系と代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能の電源は、遮断器又はヒューズによる電氣的な分離をすることで原子炉緊急停止系に悪影響を与えない設計とする。

(44-8-2～9)

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項六）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能は、現場における操作が不要な設計とする。

なお、中央制御室の制御盤にて手動による原子炉冷却材再循環ポンプを手動停止させる場合について、操作が必要な機器の設置場所、操作場所を表 3.1-11 に示す。操作スイッチは、中央制御室で操作を行う設計としており、操作場所の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。

(44-3-16)

表 3.1-11 操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置	原子炉建屋地下 1 階	中央制御室

3.1.2.3.2.2 設置許可基準規則第 43 条第 2 項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第 43 条第 2 項一）

(i) 要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能は、原子炉圧力上昇及び原子炉水位低下に至る ATWS 事象の発生時に、炉心の著しい損傷を防止し、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するため、「原子炉水位低（レベル 2，レベル 3）」及び「原子炉圧力高」信号の計器誤差を考慮して確実に作動する設計とする。

なお、ABWR の原子炉冷却材再循環ポンプは慣性が小さく、10 台全台停止させると冷却能力の低下を招くことから、原子炉圧力高又は原子炉水位低（レベル 3）の信号により、原子炉冷却材再循環ポンプ 4 台を自動停止し、原子炉水位低（レベル 2）の信号により、原子炉冷却材再循環ポンプ 6 台を自動停止する設計とする。

(44-6-4～6)

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第 43 条第 2 項二）

(i) 要求事項

二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって、同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、この限りでない。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能は、二以上の発電用原子炉施設にお

いて共用しない設計とする。

(3) 設計基準事故対処設備との多様性（設置許可基準規則第 43 条第 2 項三）

(i) 要求事項

常設重大事故防止設備は、共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。

代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能は、検出器から原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置（停止に必要な部位）まで原子炉緊急停止系とは独立した構成となっており、地震、火災、溢水等の主要な共通要因故障によって同時に機能を損なわれない設計とする。

代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能の論理回路はアナログ回路であるが、原子炉緊急停止系の論理回路はデジタル回路で構築されており、多様性を有する設計とする。

原子炉緊急停止系と代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能の電源は、遮断器又はヒューズによる電氣的な分離をすることで原子炉緊急停止系と同時に機能を損なわれない設計とする。

(44-8-2～9)

3.1.2.3 ほう酸水注入系

3.1.2.3.1 設備概要

原子炉保護系，制御棒及び制御棒駆動系水圧制御ユニットの機能が喪失した場合においても，原子炉を未臨界にすることを目的として，十分な反応度制御能力を有するほう酸水注入系を設置しているものである。

本システムは，ほう酸水である五ほう酸ナトリウム溶液を貯蔵するためのほう酸水注入系貯蔵タンク，ほう酸水注入系貯蔵タンクから原子炉にほう酸水を注入するためのほう酸水注入系ポンプ等で構成され，高圧炉心注水スパーチャから原子炉へほう酸水を注入することで，原子炉を未臨界にするものである。

本システムは，中央制御室からの手動操作により，ほう酸水注入系起動用キー・スイッチを「ポンプ A（又は B）」位置にすることで，ほう酸水注入系ポンプ吸込弁及びほう酸水注入系注入弁が「全閉」から「全開」となり，ほう酸水注入系ポンプが起動し，原子炉へほう酸水を注入する。

本システム全体の系統概要図を図 3.1-3 に，本システムに関する重大事故等対処設備一覧を表 3.1-12 に示す。

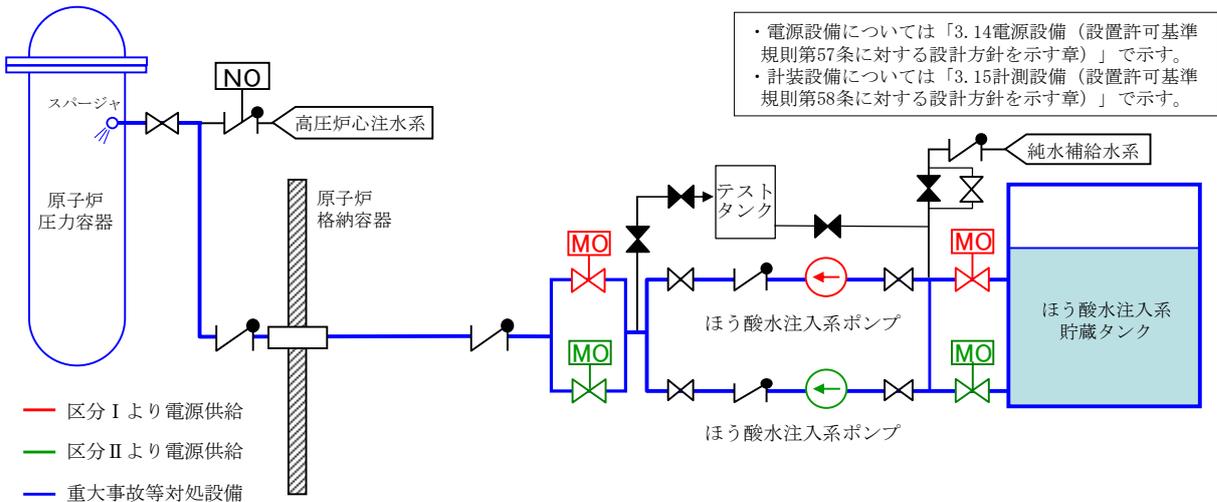


図 3.1-3 ほう酸水注入系 系統概要図

表 3.1-12 ほう酸水注入系に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	ほう酸水注入系ポンプ【常設】 ほう酸水注入系貯蔵タンク【常設】
附属設備	—
水源（水源に関する流路，電源を含む）	—
流路	ほう酸水注入系 配管・弁【常設】 高压炉心注水系 配管・弁・スパージャ【常設】
注入先	原子炉压力容器【常設】
電源設備 ^{※1}	非常用ディーゼル発電機（設計基準拡張）【常設】
計装設備 ^{※2}	平均出力領域モニタ【常設】 起動領域モニタ【常設】

※1：単線結線図を補足説明資料 44-2 に示す。

電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

※2：主要設備を用いた炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態
計装設備については「3.15 計測設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

3.1.2.3.2 主要設備の仕様

(1) ほう酸水注入系ポンプ

種類 : 往復形
 容量 : 約 11m³/h
 全揚程 : 約 860m
 最高使用圧力 : 吸込側 1.37MPa / 吐出側 10.8MPa
 最高使用温度 : 66℃
 個数 : 1（予備 1）
 取付箇所 : 原子炉建屋地上 3 階
 原動機の出力 : 45kW

(2) ほう酸水注入系貯蔵タンク

種類 : たて置円筒形
 容量 : 約 30m³
 最高使用圧力 : 静水頭
 最高使用温度 : 66℃
 個数 : 1
 取付箇所 : 原子炉建屋地上 3 階

3.1.2.3.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.1.2.3.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

(1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第43条第1項一）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

ほう酸水注入系のほう酸水注入系ポンプ及びほう酸水注入系貯蔵タンクは、二次格納施設内に設置される設備であることから、その機能を期待される重大事故等時における二次格納施設内の環境条件及び荷重条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができるよう、表 3.1-13 に示す設計とする。

また、ほう酸水注入系ポンプの操作は、中央制御室における操作盤上での起動用キー・スイッチから遠隔操作可能な設計とする。

(44-3-5, 6, 12, 13)

表 3.1-13 想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	設置場所である二次格納施設内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため、天候による影響は受けない
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）
風（台風）・積雪	二次格納施設内に設置するため、風（台風）及び積雪の影響は受けない
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

ほう酸水注入系ポンプの操作は、ATWS 事象発生時において、中央制御室内の環境条件（被ばく影響等）を考慮の上、中央制御室における操作盤上での起動用キー・スイッチにより操作可能な設計とする。

ほう酸水注入系ポンプの起動操作は、原子炉出力抑制により原子炉出力を抑制した後、中央制御室からの手動操作により、ほう酸水注入系起動用キー・スイッチを「ポンプ A（又は B）」位置にすることで、ほう酸水注入系ポンプ吸込弁及びほう酸水注入系注入弁が「全閉」から「全開」となり、ほう酸水注入系ポンプが起動し、原子炉へほう酸水を注入する。

表 3.1-14 に操作対象機器を示す。

表 3.1-14 操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
ほう酸水注入系ポンプ (A 又は B)	停止⇒起動	中央制御室	キー・スイッチ操作
ほう酸水注入系ポンプ吸込弁 (A 又は B)	弁閉⇒弁開	中央制御室	キー・スイッチ操作
ほう酸水注入系注入弁 (A 又は B)	弁閉⇒弁開	中央制御室	キー・スイッチ操作

操作場所である中央制御室内は、運転員の操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、操作対象であるほう酸水注入系の起動用キー・スイッチについては中央制御室操作盤上に設置され、銘板をつけることで識別可能とし、運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。

(44-3-6, 13)

また、6 号及び 7 号炉において、ほう酸水注入系ポンプは並列に 2 台設置され、1 台を予備とすることで多重性を備えた設計とし、必要なときに確実にほう酸水を注入できるよう、ポンプの吐出側に並列に 2 個のほう酸水注入弁を設けることで、確実に原子炉へほう酸水を注入することが可能な設計とする。

なお、ほう酸水注入系貯蔵タンクについては、操作不要な設計とする。

(44-4-4, 5)

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項三）

(i) 要求事項

健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

ほう酸水注入系のほう酸水注入系ポンプ及びほう酸水注入系貯蔵タンクは、表 3.1-15 に示すようにプラント停止中に機能・性能試験、分解検査及び外観検査、プラント運転中に機能・性能試験を実施することで、機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

なお、操作対象弁であるほう酸水注入系ポンプ吸込弁及びほう酸水注入系注入弁についても、プラント運転中及び停止中に弁の機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

表 3.1-15 ほう酸水注入系の試験及び検査

プラント状態	項目	内容
停止中	機能・性能試験	運転性能の確認 漏えいの確認 弁動作の確認 ほう酸質量の確認
	分解検査	ポンプ部品の表面状態を、試験及び目視により確認
	外観検査	タンク外観の確認
運転中	機能・性能試験	運転性能の確認 弁動作の確認 ほう酸質量の確認

ほう酸水注入系ポンプは、機能・性能試験として、脱塩水（純水）をテストタンクから循環させ、吐出圧力、系統（ポンプ廻り）の振動、異音、異臭及び漏えいについて運転性能の確認を行うことが可能な設計とする。

また、分解検査として、浸透探傷検査により性能に影響を及ぼす指示模様がないこと、目視により性能に影響を及ぼす恐れのある傷、割れ等がないことについて、ポンプ部品表面状態の確認を行うことが可能な設計とする。

操作対象弁であるほう酸水注入系ポンプ吸込弁及びほう酸水注入系注入弁は、機能・性能試験として、これら操作対象弁が全開することについて弁動作の確認を行うことが可能な設計とする。

ほう酸水注入系貯蔵タンクは、機能・性能試験として、中性子吸収材である五ほう酸ナトリウムの質量が原子炉を十分未臨界にするための反応度制御能

力を有する量を満足することとし、ほう酸水注入系貯蔵タンクのほう酸濃度及びタンク水位の確認を行うことにより、ほう酸質量の確認が可能な設計とする。
また、外観検査として、タンク本体外観に傷や漏えい痕がないことについてほう酸水注入系貯蔵タンク外表面状態の確認を行うことが可能な設計とする。

なお、ほう酸水注入系は、多重性を備えた系統及び機器であるが、各々が独立して他の系統へ悪影響を及ぼさず検査が可能な設計とし、ほう酸水注入系ポンプ、ほう酸水注入系貯蔵タンク及び操作対象弁であるほう酸水注入系ポンプ吸込弁及びほう酸水注入系注入弁は、プラント運転中又は停止中における検査を行う際の接近性を考慮した必要な作業空間を備え、構造上接近又は検査が困難とならない設計とする。

(44-5-7, 11, 12, 14, 16, 19, 21, 23, 27, 28, 30, 31, 34, 36)

(4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項四）

(i) 要求事項

本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

ほう酸水注入系は、本来の用途である原子炉へのほう酸水注入以外の用途として使用することはない。なお、当該系統の使用にあたり切り替え操作が必要となることから、速やかに切り替え操作が可能なように、系統に必要な弁等を設ける。

原子炉へのほう酸水注入の際に操作が必要となるほう酸水注入系ポンプ、ほう酸水注入系ポンプ吸込弁及びほう酸水注入系注入弁は、中央制御室内における操作盤上の起動用キー・スイッチにより、速やかに操作が可能な設計とし、操作の成立性として、中央制御室でのほう酸水注入開始操作における所要時間は想定として1分以内となる。

(44-4-4, 5)

また、ほう酸水注入系によるほう酸水の注入は、原子炉自動スクラム又は手動スクラムを実施しても、原子炉スクラムが成功しない場合に実施される操作であり、図 3.1-4 で示すタイムチャートの通り切り替え操作を実施することが可能な設計とする。

切り替え操作対象機器については、表 3.1-14 に示した通りとなる。

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)												備考		
		1	2	5	10	15	20	25								
EOP 原子炉制御 「反応度制御」	中央制御室運転員A	1	原子炉制御「スクラム」より導入													
			RPTLや断													
			自動減圧系、代替自動減圧系起動阻止													
			SLC起動(全制御棒全挿入もしくは16ステップ以下又はほう酸水全量注水完了まで運転継続)													
			手動スクラム													
	中央制御室運転員B	1	手動ARI													
			制御棒電動挿入(全制御棒全挿入もしくは16ステップ以下まで継続)													
			原子炉水位調整(出力3%以下を維持する。維持できない場合は、原子炉水位L-1.5以上に維持)													
	現場運転員	2	RHR系サブプレッションプール冷却モード投入													
			移動													
		スクラムテストスイッチによるベアロッドスクラム														
		スクラムソレノイドヒューズ引抜き														

図 3.1-4 原子炉の緊急停止対応タイムチャート※

※：「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」への適合状況についての 1. 1 で示すタイムチャート

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第 43 条第 1 項五）

(i) 要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

ほう酸水注入系のほう酸水注入系ポンプ，ほう酸水注入系貯蔵タンクは，設計基準対象施設として原子炉へのほう酸水注入時に使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することにより，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

なお，本系統は使用時以外，中央制御室内における操作盤上の起動用キー・スイッチを「切」位置にし，ほう酸水注入系注入弁を「全閉」とした系統隔離構成としており，取合系統である高圧炉心注水系に対して悪影響を及ぼさない設計とする。

(44-3-6, 13, 44-4-4, 5)

高圧炉心注水系との隔離弁については，表 3.1-16 に示す通りである。

表 3.1-16 他系統との隔離弁

取合系統	系統隔離弁	駆動方式	動作
高圧炉心注水系	ほう酸水注入系注入弁(A)	電動駆動	通常時閉 電源喪失時※閉
	ほう酸水注入系注入弁(B)	電動駆動	通常時閉 電源喪失時※閉

※ 電源喪失時は，原子炉保護系安全保護回路の電源が喪失することにより制御棒が挿入されることから，ATWS 事象発生時において，電源喪失は想定しない。

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項六）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

ほう酸水注入系の系統構成に操作が必要な機器の設置場所、操作場所を表 3.1-17 に示す。

ほう酸水注入系ポンプ、ほう酸水注入系ポンプ吸込弁及びほう酸水注入系注入弁は、二次格納施設内に設置されている設備であるが、中央制御室から操作可能な設計とする。

なお、ほう酸水注入系貯蔵タンクについては、操作不要な設計とする。

(44-3-5～7, 12～14)

表 3.1-17 操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
ほう酸水注入系ポンプ (A)	原子炉建屋地上 3 階	中央制御室
ほう酸水注入系ポンプ (B)	原子炉建屋地上 3 階	中央制御室
ほう酸水注入系ポンプ吸込弁 (A)	原子炉建屋地上 3 階	中央制御室
ほう酸水注入系ポンプ吸込弁 (B)	原子炉建屋地上 3 階	中央制御室
ほう酸水注入系注入弁 (A)	原子炉建屋地上 3 階	中央制御室
ほう酸水注入系注入弁 (B)	原子炉建屋地上 3 階	中央制御室

3.1.2.3.3.2 設置許可基準規則第 43 条第 2 項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第 43 条第 2 項一）

(i) 要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

ほう酸水注入系のほう酸水注入系ポンプ及びほう酸水注入系貯蔵タンクは、十分な反応度制御能力を有する容量とした設計とし、設計基準対象施設の容量等の仕様が、原子炉を未臨界にするために必要となる容量等の仕様に対して十分であることを確認した上で、設計基準対象施設の容量と同仕様の設計とする。

ポンプ1台あたりの容量は、十分な反応度制御能力を満足するための設計上の許容注入時間（設計ほう酸水濃度を設計ほう酸水注入速度で注入する時間）で注入可能な流量を確保する設計とする。

タンク容量は、原子炉を未臨界にするために必要なほう酸水濃度の設計値を確保するために必要なほう酸水溶液の有効容量にタンク無効容量を考慮した容量を確保できる設計とする。

(44-6-9～13)

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第43条第2項二）

(i) 要求事項

二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって、同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、この限りでない。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

ほう酸水注入系のほう酸水注入系ポンプ及びほう酸水注入系貯蔵タンクは、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

(3) 設計基準事故対処設備との多様性（設置許可基準規則第43条第2項三）

(i) 要求事項

常設重大事故防止設備は、共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

ほう酸水注入系のほう酸水注入系ポンプ及びほう酸水注入系貯蔵タンクは、設計基準事故対処設備である制御棒、制御棒駆動系水圧制御ユニットと同時にその機能が損なわれることはない。

ほう酸水注入系ポンプ及びほう酸水注入系貯蔵タンクは、制御棒、制御棒駆動系水圧制御ユニットと異なる駆動源を用い、二次格納施設内で位置的分散が図られた設計とする。

ほう酸水注入系の設計基準事故対処設備との多様性及び位置的分散について、表 3.1-18 に示す。

(44-3-5, 8, 12, 15)

表 3.1-18 多様性又は多重性, 位置的分散

項目	設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備
		制御棒 制御棒駆動系水圧制御ユニット
駆動源	アキュムレータ	ほう酸水注入系ポンプ
	原子炉建屋地下 3 階	原子炉建屋地上 3 階
水源	不要	ほう酸水注入系貯蔵タンク
	—	原子炉建屋地上 3 階
駆動電源	不要	非常用ディーゼル発電機
	—	原子炉建屋地上 1 階

3.2 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 【45条】

【設置許可基準規則】

(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)

第四十五条 発電用原子炉施設には、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却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45条に規定する「発電用原子炉を冷却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。

(1) 全交流動力電源喪失・常設直流電源系統喪失を想定し、原子炉隔離時冷却系(RCIC)若しくは非常用復水器(BWRの場合)又はタービン動補助給水ポンプ(PWRの場合)(以下「RCIC等」という。)により発電用原子炉を冷却するため、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整備すること。

a) 可搬型重大事故防止設備

i) 現場での可搬型重大事故防止設備(可搬型バッテリー又は窒素ポンプ等)を用いた弁の操作により、RCIC等の起動及び十分な期間※の運転継続を行う可搬型重大事故防止設備等を整備すること。ただし、下記(1)b)i)の人力による措置が容易に行える場合を除く。

b) 現場操作

i) 現場での人力による弁の操作により、RCIC等の起動及び十分な期間※の運転継続を行うために必要な設備を整備すること。

※：原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間のこと。

3.2 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

3.2.1 設置許可基準規則第45条への適合方針

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷を防止するため、以下の対策及び設備を設ける。

(1) 高圧代替注水系の設置（設置許可基準規則解釈の第1項（1））

設計基準事故対処設備である高圧炉心注水系及び原子炉隔離時冷却系が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷を防止するために、重大事故防止設備として高圧代替注水系を設置する。

高圧代替注水系は、原子炉隔離時冷却系が機能喪失した場合でも、原子炉隔離時冷却系ポンプよりも高所に配置された高圧代替注水系ポンプを用い、復水貯蔵槽を水源として高圧状態の原子炉圧力容器に注水し原子炉水位が維持できる設計とする。また、高圧代替注水系ポンプは、原子炉蒸気で駆動可能なタービン駆動ポンプとし、原子炉蒸気を弁操作で高圧代替注水系ポンプ駆動用タービンに供給することで起動可能な設計とする。

また、高圧代替注水系は、全交流動力電源喪失及び設計基準事故対処設備である常設直流電源が喪失した場合でも、常設代替直流電源設備からの給電により、起動及び高圧注水が必要な期間にわたって運転継続ができる設計とする。

これにより、高圧代替注水系は、原子炉隔離時冷却系の現場での可搬型重大事故防止設備（可搬型バッテリー又は窒素ポンベ等）を用いた弁の操作による起動及び十分な期間の運転継続を行うための措置や、原子炉隔離時冷却系の現場での人力による弁の操作による起動及び十分な期間の運転継続を行うための措置に対し、同等以上の効果を有する設計とする。

(2) 高圧代替注水系の現場操作による運転（設置許可基準規則解釈の第1項（1）b））

高圧代替注水系は、全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失した場合でも、現場で系統構成に必要な弁を人力で操作することにより、起動及び高圧注水が必要な期間にわたって運転継続ができる設計とする。なお、人力による措置が容易に行えるよう、高圧代替注水系は機械式ガバナでタービン給気蒸気量を制御する方式とし、弁操作のみで起動停止運転継続が可能な設計とする。本操作弁については専用の工具を用いて手動で操作できる設計とし、共通要因によって常設直流電源を用いた弁と同時に機能を損なわないよう、ハンドルを設け、手動操作可能とすることで多様性を持

つ設計とする。

なお、人力による措置が容易に行えるため、「現場での可搬型重大事故防止設備（可搬型バッテリー又は窒素ポンベ等）を用いた弁の操作により、高圧代替注水系の起動及び十分な期間の運転継続を行う可搬型重大事故防止設備等の整備」（設置許可基準規則解釈の第1項（1）a））は不要とするが、設置許可基準規則第57条への適合方針として、可搬型直流電源設備による給電も可能な設計とする。

(3) 原子炉隔離時冷却系の現場操作による運転（設置許可基準規則解釈の第1項（1）b））

設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系は、全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失した場合でも、現場で系統構成に必要な弁を人力で操作することにより、起動及び運転継続ができる設計とする。なお、人力による措置が容易に行えるよう、本操作弁については専用の工具を用いて手動で操作できる設計とし、共通要因によって常設直流電源を用いた弁と同時に機能を損なわないよう、ハンドルを設け、手動操作可能とすることで多様性を持つ設計とする。また、原子炉隔離時冷却系は直流電源喪失時にタービングランド部より蒸気が漏えいするが、蒸気漏えいによる劣悪な作業環境状態を回避するために、原子炉隔離時冷却系ポンプ室に現場運転員が入室するのはポンプ起動時のみとし、ポンプ起動後については原子炉隔離時冷却系ポンプ室から退室し、原子炉建屋地下1階に設置した原子炉隔離時冷却系過酷事故蒸気止め弁の開度調整により制御可能な運用とする。なお、ポンプ起動時は原子炉隔離時冷却系ポンプ室内に入室するが、その後速やかに退室するため蒸気漏えいによる環境温度の急激な上昇はないものと考えており、保護具（酸素呼吸器及び耐熱服）を確実に装着することにより本操作が可能な運用とする。

高圧代替注水系の人力による現場操作に加え、高圧代替注水系とは別系統の原子炉隔離時冷却系についても人力による現場操作をできるように整備しておくことで、人力による措置の容易性が拡充されるため、「現場での可搬型重大事故防止設備（可搬型バッテリー又は窒素ポンベ等）を用いた弁の操作により、原子炉隔離時冷却系の起動及び十分な期間の運転継続を行う可搬型重大事故防止設備等の整備」（設置許可基準規則解釈の第1項（1）a））は不要とする。

その他、設計基準対象施設であるが、想定される重大事故時等においてその機能を期待するため、以下の設備を重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付ける。

(4) 原子炉隔離時冷却系

原子炉隔離時冷却系は、冷却材喪失事故時において、低圧注水系、高圧炉心注水系及び自動減圧系と連携して、炉心を冷却する機能を有する。

本系統は、原子炉水位低又はドライウエル圧力高の信号で作動を開始し、復水貯蔵槽の水又はサプレッション・チェンバのプール水を給水系等を経由して原子炉圧力容器へ注水する。

(5) 高圧炉心注水系

高圧炉心注水系は、冷却材喪失事故時において、低圧注水系、原子炉隔離時冷却系及び自動減圧系と連携して、炉心を冷却する機能を有する。

本系統は、原子炉水位低又はドライウエル圧力高の信号で作動を開始し、復水貯蔵槽の水又はサプレッション・チェンバのプール水を炉心上部に取り付けられたスパージャから燃料集合体上に注水することによって炉心を冷却する。また、原子炉水位高信号で注水を自動的に停止する。

また、技術的能力審査基準への適合のため、原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に原子炉を冷却するために必要な監視及び制御の手順等として、以下を整備する。

(6) 監視及び制御に用いる設備

「高圧代替注水系による原子炉の冷却」及び「全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の原子炉の冷却」により原子炉を冷却する場合に監視及び制御に使用する重大事故等対処設備（監視及び制御）として、原子炉水位、原子炉圧力、高圧代替注水系系統流量、復水貯蔵槽水位を使用する。

原子炉水位は原子炉を冷却するための原子炉水位を監視又は推定でき、原子炉圧力、高圧代替注水系系統流量、復水貯蔵槽水位は原子炉へ注水するための高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系の作動状況を確認できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・原子炉水位（広帯域，燃料域，SA） (3.15 計装設備【58条】)
- ・原子炉圧力 (3.15 計装設備【58条】)
- ・原子炉圧力（SA） (3.15 計装設備【58条】)
- ・高圧代替注水系系統流量 (3.15 計装設備【58条】)
- ・復水貯蔵槽水位（SA） (3.15 計装設備【58条】)

また、技術的能力審査基準への適合のため、復旧手段として、以下を整備する。

(7) 復旧手段の整備

全交流動力電源が喪失し、原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な直流電源を所内蓄電式直流電源設備により給電している場合は、所内蓄電式直流電源設備の蓄電池が枯渇する前に代替交流電源設備(常設又は可搬型)及び可搬型直流電源設備、また、自主対策設備として直流給電車により原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保する手段を整備する。なお、電源設備については「3.14 電源設備(設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章)」で示す。

また、技術的能力審査基準への適合のため、原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に重大事故等の進展抑制をするための手段として、以下を整備する。

(8) ほう酸水注入系による進展抑制

高圧炉心注水系、原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系による原子炉圧力容器への高圧注水により原子炉水位が維持できない場合に、ほう酸水注入系を**重大事故等の進展抑制のために使用し**、ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源としてほう酸水注入系ポンプを用いて原子炉圧力容器への注水を実施する。なお、ほう酸水注入系については「3.1 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(設置許可基準規則第44条に対する設計方針を示す章)」で示す。

なお、原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に重大事故等の進展抑制をするための自主対策設備として、以下を整備する。

(9) ほう酸水注入系による進展抑制(原子炉へ注水を継続させる場合)

高圧炉心注水系、原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水機能が喪失した場合、「(8)ほう酸水注入系による進展抑制」に加えて、原子炉圧力容器への注水を継続するために、**復水補給水系等**を水源としてほう酸水注入系貯蔵タンク**又はほう酸水注入系テストタンク**に補給する手順を整備する。これらの整備により、重大事故等の進展抑制のために、「(8)ほう酸水注入系による進展抑制」に加えて、原子炉圧力容器への注水を継続する。

(10) 制御棒駆動系による進展抑制

高圧炉心注水系、原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水機能が喪失した場合、重大事故等の進展抑制のために、原子炉補機冷却系により冷却水を確保し、復水貯蔵槽を水源として制御棒駆動水ポンプを用いて原子炉圧力容器への注水を実施する。

(11) 高圧炉心注水系緊急注水の整備

全交流動力電源喪失時、原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系が機能喪失した場合、重大事故等の進展抑制のために、常設代替交流電源設備により高圧炉心注水系の電源を復旧し、高圧炉心注水系ポンプを無冷却水の状態で短時間起動し、原子炉圧力容器へ注水を実施する。

3.2.2 重大事故等対処設備

3.2.2.1 高圧代替注水系の設置

3.2.2.1.1 設備概要

高圧代替注水系は、設計基準事故対処設備である高圧炉心注水系及び原子炉隔離時冷却系の有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合に、この機能を代替し、炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉圧力容器を冷却すること及び、原子炉水位を維持することを目的として設置するものである。

本系統は、蒸気タービン駆動ポンプである高圧代替注水系ポンプ1台、電源設備（常設代替直流電源設備）、計測制御装置及び、水源である復水貯蔵槽、注水流路である高圧代替注水系（注水系）、復水補給水系、高圧炉心注水系（7号炉は残留熱除去系を含む）、給水系配管、弁及びスパージャ、蒸气流路である高圧代替注水系（蒸気系）、主蒸気系、原子炉隔離時冷却系配管及び弁、注水先である原子炉圧力容器から構成される。

高圧代替注水系の系統概要図を図 3.2-1 に、重大事故等対処設備一覧を表 3.2-1 に示す。

本系統は、全交流動力電源喪失、設計基準事故対処設備である常設直流電源喪失した場合でも、常設代替直流電源設備からの給電により中央制御室から遠隔手動操作によって、復水貯蔵槽を水源に、給水系等を経由して原子炉圧力容器へ注水する。仮に、常設代替直流電源設備が機能しない場合でも、現場での手動操作により、高圧注水が必要な期間にわたって、運転を継続する機能を有する。

高圧代替注水系蒸気供給ラインは、原子炉隔離時冷却系蒸気供給ラインから分岐し、高圧代替注水系タービン止め弁の開閉操作により高圧代替注水系ポンプ駆動用タービンに蒸気を導く。高圧代替注水系排気ラインは、原子炉隔離時冷却系排気ラインに合流し、サブレーション・チェンバへ放出する。高圧代替注水系ポンプ吸込ラインは、高圧炉心注水系ポンプ吸込ラインから分岐し、復水貯蔵槽の水が供給される。高圧代替注水系ポンプ吐出ラインは、給水系等を経由して原子炉へつながる。なお、高圧代替注水系ポンプ吐出ラインにはサブレーション・チェンバにつながるテストラインも設ける。

水源である復水貯蔵槽は、枯渇しそうな場合においても、複数の代替淡水源（防火水槽、淡水貯水池）の淡水を、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を用いて、廃棄物処理建屋外壁に設置した外部接続口から復水貯蔵槽へ補給できる設計とする。

本系統の操作にあたっては、中央制御室又は現場で高圧代替注水系タービン止め弁及び高圧代替注水系注入弁の開操作をすることで本系統を起動させ、運転を行う。

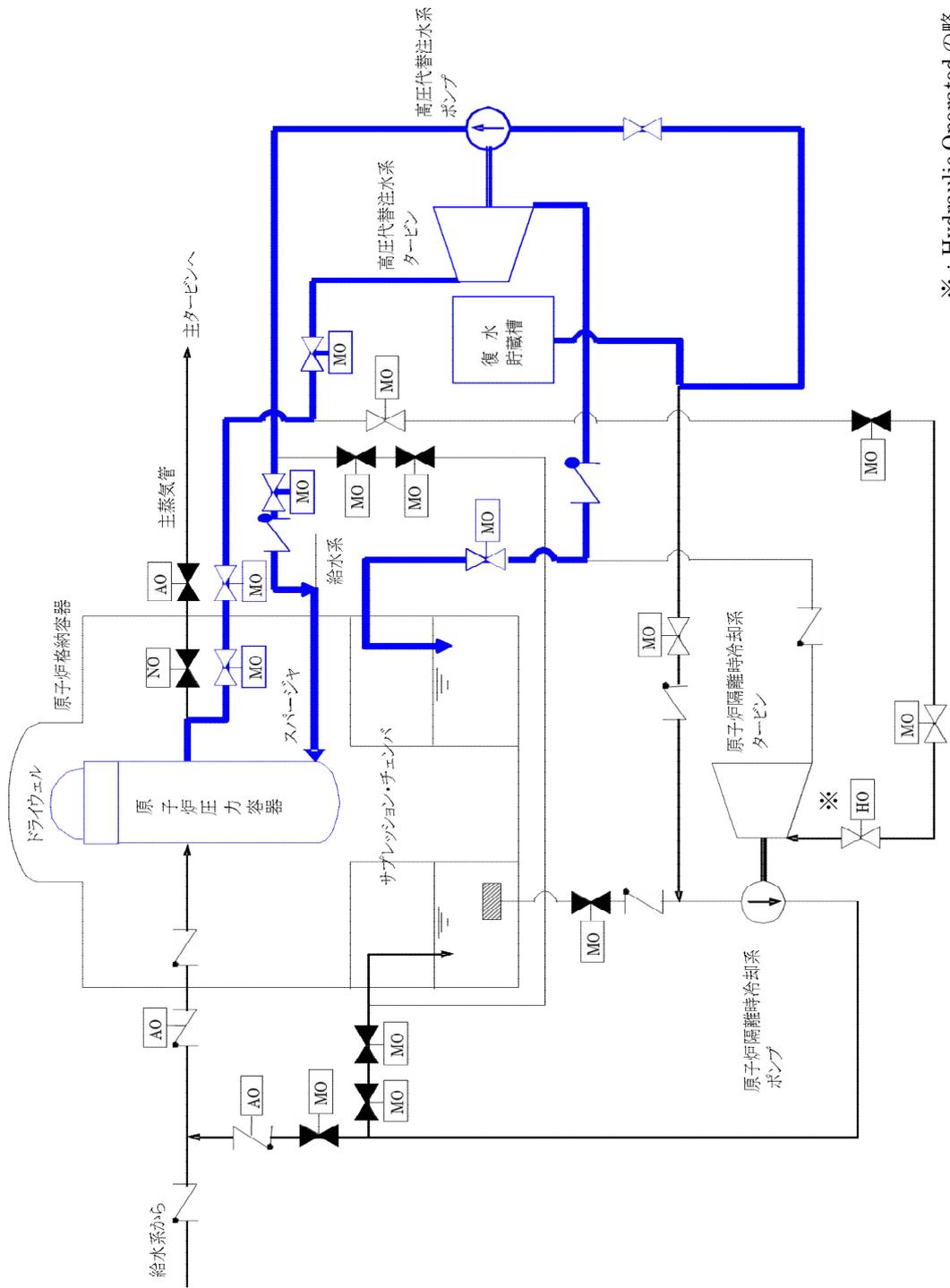


図 3.2-1 高压代替注水系 系統概要図

※：Hydraulic Operated の略。

油圧作動弁をさす。

当該弁の詳細は補足説明資料 45-8 に示す。

- ・電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。
- ・計装設備については「3.15 計測設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

表 3.2-1 高圧代替注水系に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	高圧代替注水系ポンプ【常設】
附属設備	—
水源 ^{※1} (水源に関する流路, 電源設備を含む)	復水貯蔵槽【常設】
流路	蒸気系 高圧代替注水系(蒸気系)・主蒸気系・原子炉隔離時冷却系 配管・弁【常設】 注水系 高圧代替注水系(注水系)・復水補給水系・高圧炉心注水系(7号炉は残留熱除去系を含む)・給水系 配管・弁・スパージャ【常設】
注水先	原子炉圧力容器【常設】
電源設備 ^{※2}	常設代替直流電源設備 AM用直流125V蓄電池【常設】 AM用直流125V充電器【常設】 上記常設代替直流電源設備への給電のための設備として以下の設備を使用する。 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 可搬型直流電源設備 電源車【可搬】 AM用直流125V充電器【常設】
計装設備 ^{※3}	高圧代替注水系系統流量【常設】 原子炉水位【常設】 原子炉水位(SA)【常設】 原子炉圧力【常設】 原子炉圧力(SA)【常設】 復水貯蔵槽水位(SA)【常設】

※1：水源については「3.13 重大事故等の収束に必要な水の供給設備（設置許可基準規則第56条に対する設計方針を示す章）」で示す。

※2：単線結線図を補足説明資料45-2に示す。

電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章）」で示す。

※3：主要設備を用いた炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態

計装設備については「3.15 計測設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

3.2.2.1.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

(1) 高圧代替注水系ポンプ

種類	: ターボ形
容量	: 182m ³ /h
全揚程	: 958m
最高使用圧力	: 吸込側 1.37MPa／吐出側 11.8MPa
最高使用温度	: 77℃
個数	: 1
取付箇所	: 原子炉建屋地下 2 階

なお、水源については「3.13 重大事故等の収束に必要な水の供給設備（設置許可基準規則第 56 条に対する設計方針を示す章）」、電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」、計測制御設備については「3.15 計測設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

3.2.2.1.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.2.2.1.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

(1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第43条第1項一）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

高圧代替注水系ポンプは、二次格納施設内に設置される設備であることから、想定される重大事故等が発生した場合における二次格納施設内の環境条件及び荷重条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができるよう、表3.2-2に示す設計とする。

(45-3-2, 4, 7)

表3.2-2 想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	設置場所である二次格納施設内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため、天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	淡水だけでなく海水も使用する（常時海水を通水しない）。原子炉圧力容器への注水は、可能な限り淡水源を優先し、海水通水は短期間とすることで、設備への影響を考慮する。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）。
風（台風）・積雪	二次格納施設内に設置するため、風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

また、高圧代替注水系ポンプは、表 3.2-3 に示す操作対象弁を操作することで起動・停止し、中央制御室の操作スイッチから遠隔操作可能な設計とする。

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

高圧代替注水系を運転する場合は、原子炉隔離時冷却系側に蒸気が流入していないことを確認した後、高圧代替注水系注入弁及び高圧代替注水系タービン止め弁を開操作することで原子炉圧力容器へ注水を行う。なお、原子炉隔離時冷却系タービン止め弁が開状態から動作不能になった場合や、配管機能が喪失した場合で高圧代替注水系側へ蒸気供給ができない状況においては、原子炉隔離時冷却系過酷事故時蒸気止め弁を閉操作することで、高圧代替注水系側へ蒸気供給を行うことができる。

高圧代替注水系ポンプは、高圧代替注水系注入弁を開操作することで起動することから、ポンプ自体の起動操作は不要である。以上のことから、高圧代替注水系の操作に必要な機器を表 3.2-3 に示す。

表に示す通り、高圧代替注水系注入弁及び高圧代替注水系タービン止め弁の操作は、いずれも中央制御室における操作盤上での操作スイッチにより操作可能な設計とする。

中央制御室の操作スイッチを操作するにあたり、運転員の操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、操作対象については銘板をつけることで識別可能とし、運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。

ただし、仮に、電源設備が全て喪失し、中央制御室からの遠隔操作ができない場合であっても、高圧代替注水系注入弁と高圧代替注水系タービン止め弁を現場で人力により手動操作することで、操作可能な設計とする。

いずれの操作弁も手動ハンドルが設置されており、現場での手動操作は、想定される重大事故等が発生した場合において、設置場所である二次格納施設内の環境条件（被ばく影響等）を考慮の上、十分な操作空間を確保し、確実に手動操作可能な設計とする。

(45-3-2～9, 45-4-2)

表 3.2-3 操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
高圧代替注水系 注入弁	弁閉⇒弁開	中央制御室	スイッチ操作
		原子炉建屋地下1階	手動操作
高圧代替注水系 タービン止め弁	弁閉⇒弁開	中央制御室	スイッチ操作
		原子炉建屋地下1階（6号炉）	手動操作
	弁開⇒弁閉	原子炉建屋地上1階（7号炉）	
原子炉隔離時冷却系過酷事故時蒸気止め弁 [※]	弁開⇒弁閉	原子炉建屋地下1階	手動操作

※ 原子炉隔離時冷却系を運転中に原子炉隔離時冷却系タービン止め弁が開状態から動作不能となった場合や原子炉隔離時冷却系配管が機能喪失した場合に操作を行う。

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第43条第1項三）

(i) 要求事項

健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

高圧代替注水系は表 3.2-4 に示すように、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能試験が可能な設計とする。また、停止中にポンプ分解検査及び外観検査が可能な設計とする。

高圧代替注水系には、高圧代替注水系ポンプ吐出ラインからサプレッション・チェンバにつながるテストラインを設置し、発電用原子炉の運転中に原子炉蒸気を用いて高圧代替注水系ポンプ駆動用タービンを駆動させ、復水貯蔵槽の水をサプレッション・チェンバへ送水する機能・性能試験が可能な設計とする。また、発電用原子炉の停止中においても所内蒸気による機能・性能試験も可能となるよう、高圧代替注水系蒸気供給ラインに所内蒸気供給ラインを設け、高圧代替注水系ポンプ駆動用タービンに所内蒸気を供給可能な設計とする。

高圧代替注水系を運転するために必要な操作対象弁（高圧代替注水系注入弁、高圧代替注水系タービン止め弁）は、運転中又は停止中に開閉動作確認可能な構成とすることで、弁動作試験が可能な設計とする。

一方で、原子炉隔離時冷却系過酷事故時蒸気止め弁については、運転中に開閉試験を行った場合に、閉状態で動作不能になるリスクを踏まえて、停止中のみ弁動作試験を実施する。

また、高圧代替注水系ポンプは、ケーシングカバー及びタービンカバーの取り外しが可能な構造とし、停止中にポンプ及びタービンの部品（主軸、軸受、羽根車及びタービン等）の分解検査による内部確認が可能な設計とする。

(45-5-2～5)

表 3.2-4 高圧代替注水系の試験及び検査

プラント状態	項目	内容
運転中	機能・性能試験	運転性能の確認、漏えいの確認
	弁動作試験	弁動作の確認
停止中	機能・性能試験	運転性能の確認、漏えいの確認
	弁動作試験	弁動作の確認
	分解検査	ポンプ及びタービン部品の表面状態を、試験及び目視により確認
	外観検査	ポンプ及びタービンの外観確認

(4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項四）

(i) 要求事項

本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあつては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

高圧代替注水系は、原子炉隔離時冷却系と共用する高圧代替注水系蒸気供給ライン、高圧炉心注水系と共用する高圧代替注水系ポンプ吸込ライン、給水系（7 号炉は残留熱除去系を含む）と共用する高圧代替注水系ポンプ吐出ライン以外については、重大事故防止設備の目的のみに使用されるため、本来の用途以外の用途には使用しない。

本来の用途以外の用途として高圧代替注水系に使用する原子炉隔離時冷却系、高圧炉心注水系及び給水系（7 号炉は残留熱除去系を含む）の配管

ラインについては、通常時から高压代替注水系に切り替えるために表 3.2-3 で示す弁操作を行う。原子炉隔離時冷却系と共用する**高压代替注水系蒸気供給ライン**については、高压代替注水系タービン止め弁を開操作することで、原子炉隔離時冷却系から高压代替注水系側への蒸気供給に切り替えることができる。また、給水系（7号炉は**残留熱除去系を含む**）と共用する**高压代替注水系ポンプ吐出ライン**については、高压代替注水系注入弁を開操作することで、高压代替注水系の流路に切り替えることができる。これらの切り替え操作については、中央制御室から遠隔操作可能な設計とし、操作弁も2弁と最小限の弁操作とする系統構成とすることで、図 3.2-2 で示すタイムチャートの通り速やかに切り替え可能な設計とする。

なお、高压炉心注水系のポンプ吸込ラインについては、弁操作で切り替えなくとも復水貯蔵槽の水を吸込可能な系統設計とする。原子炉隔離時冷却系タービン止め弁が開状態から動作不能になった場合や、配管機能が喪失した場合で高压代替注水系側へ蒸気供給ができない状況においては、原子炉隔離時冷却系過酷事故時蒸気止め弁を閉操作することで、高压代替注水系側へ蒸気供給を行うことが可能な設計とする。

また、仮に、電源設備が全て喪失し、中央制御室からの遠隔操作ができない場合であっても、高压代替注水系注入弁及び高压代替注水系タービン止め弁を現場で手動弁操作することにより、図 3.2-3 で示すタイムチャートの通り速やかに切り替え可能とする。

(45-3-2～9, 45-4-2)

		経過時間(分)										備考	
		10	20	30	40	50	60	70					
手順の項目	要員(数)	15分 高压代替注水系による原子炉注水開始											
中央制御室からの 高压代替注水系起動	中央制御室運転員 A, B 2	電源確保											
		系統構成、起動、注水開始											

図 3.2-2 高压代替注水系遠隔起動のタイムチャート*

* : 「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」への適合状況についての 1.2 で示すタイムチャート

		経過時間(分)												備考		
		20	40	60	80	100	120	140								
手順の項目	要員(数)	40分 高压代替注水系現場起動による原子炉注水開始														
現場操作による 高压代替注水系起動	中央制御室運転員 A	1	通信手段確保												原子炉水位監視	
			移動、系統構成													
	現場運転員 C、D	2	起動、注水開始												原子炉水位監視(可搬式水位計)及び原子炉水位制御	
			移動、原子炉水位計接続													
	現場運転員 E、F	2														

図 3.2-3 高压代替注水系現場起動のタイムチャート*

* : 「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」への適合状況についての 1.2 で示すタイムチャート

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第 43 条第 1 項五）

(i) 要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

高压代替注水系は，通常時は高压代替注水系タービン止め弁を閉運用とすることで原子炉隔離時冷却系の蒸気供給ラインから隔離し，高压代替注水系注入弁を閉運用することで 6 号炉においては給水系の注水ライン，7 号炉においては残留熱除去系の注水ラインから隔離する構成としており，原子炉隔離時冷却系に対して悪影響を及ぼさない設計とする。また，高压代替注水系は，高压炉心注水系(B)及び(C)に対して独立した注水ラインを有する設計とすることで，相互に悪影響を及ぼさない設計とする。

また，高压代替注水系は，原子炉隔離時冷却系運転時に系統隔離弁が自動開することによる原子炉隔離時冷却系機能への悪影響を防止するために，高压代替注水系タービン止め弁及び高压代替注水系注入弁に自動開閉インターロックを設けない設計とする。

他系統との隔離弁を表 3.2-5 に示す。

なお，高压代替注水系と原子炉隔離時冷却系，高压炉心注水系は，相互に悪影響を及ぼすことのないように，同時に使用しない運用とする。

また，高压代替注水系の蒸気系配管及び弁は，高压の原子炉蒸気が供給されるラインであることから十分な強度をもたせた設計とする。

また、高圧代替注水系ポンプ駆動用タービンは、単段式のタービンであり、タービン翼は一体鍛造品の円板から放電加工により翼型を削り出す方法で製造されているものを適用することで、タービンが破損により飛散することがない設計とする。

(45-4-2, 45-7-4)

表 3.2-5 他系統との隔離弁

取合系統	系統隔離弁	駆動方式	動作
給水系 (6号炉) 残留熱除去系 (7号炉)	高圧代替注水系注入弁	電動駆動	通常時閉 電源喪失時閉
原子炉隔離時冷却系	高圧代替注水系タービン 止め弁	電動駆動	通常時閉 電源喪失時閉

(6) 設置場所 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項六)

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

高圧代替注水系の系統構成に操作が必要な弁の設置場所、操作場所を表 3.2-6 に示す。これらの高圧代替注水系注入弁、高圧代替注水系タービン止め弁は、中央制御室で操作するため、操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。

また、仮に、電源設備が全て喪失し、中央制御室からの遠隔操作ができない場合については、高圧代替注水系注入弁及び高圧代替注水系タービン止め弁を原子炉建屋内の現場で人力により手動操作を行うが、高圧代替注水系は事象初期に操作するものであり、操作位置の放射線量が高くなる前に操作する運用とする。

(45-3-2~9, 45-4-2)

表 3.2-6 操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
高压代替注水系 注入弁	原子炉建屋地下1階	中央制御室
		原子炉建屋地下1階
高压代替注水系 タービン止め弁	原子炉建屋地下1階(6号炉)	中央制御室
	原子炉建屋地上1階(7号炉)	原子炉建屋地下1階(6号炉) 原子炉建屋地上1階(7号炉)
原子炉隔離時冷 却系過酷事故時 蒸気止め弁*	原子炉建屋地下1階	原子炉建屋地下1階

※ 原子炉隔離時冷却系を運転中に原子炉隔離時冷却系タービン止め弁が開状態から動作不能となった場合や原子炉隔離時冷却系配管が機能喪失した場合に操作を行う。

3.2.2.1.3.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第43条第2項一）

(i) 要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

高压代替注水系は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高压の状態であって、設計基準事故対処設備が有する機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷を防止するため、十分な期間、原子炉水位を維持できる容量を有する設計とする。高压代替注水系ポンプの容量は、原子炉停止30分後に注水を確立した場合に炉心損傷を防止するために必要な流量114m³/h以上とし、設計基準事故対処設備の原子炉隔離時冷却系注水流量182m³/hに合わせて182m³/hを公称値とする。なお、安全解析において、高压代替注水系注水流量が182m³/hの20%減である約146m³/hとした場合でも炉心損傷を防止することを確認しているため、注水流量の最小値は約146m³/hとする。

また、原子炉圧力容器に注水する場合の高压代替注水系ポンプの全揚程は、原子炉圧力容器に注水する場合の水源（復水貯蔵槽）と注水先（原子炉圧力容器）の圧力差、静水頭、機器圧損、配管及び弁類圧損を考慮し、高压代替注水系ポンプ1台運転で注水流量182m³/h達成可能な全揚程を確保可能な設計とする。

(45-6-2, 3)

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第 43 条第 2 項二）

(i) 要求事項

二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって、同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、この限りでない。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

高压代替注水系は、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

(3) 設計基準事故対処設備との多様性（設置許可基準規則第 43 条第 2 項三）

(i) 要求事項

常設重大事故防止設備は、共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

高压代替注水系は高压注水機能を持つ設計基準事故対処設備である **高压炉心注水系**、**原子炉隔離時冷却系** に対し、表 3.2-7 に示す通り多様性，位置的分散を図った設計とする。ポンプについては、地震，津波，溢水及び火災に対して、**高压炉心注水系ポンプ(B)及び(C)**、**原子炉隔離時冷却系ポンプ** と同時に機能を損なうおそれがないように、異なる階に位置的分散された原子炉建屋地下 2 階に配置する設計とする。

高压代替注水系のサポート系として、冷却水は **自己冷却** とすることで **高压炉心注水系ポンプ(B)及び(C)**、**原子炉隔離時冷却系ポンプ** の冷却水と同時に機能喪失しない設計とする。ポンプ **駆動源** についてはタービン駆動とすることで **電動ポンプ** を使用する **高压炉心注水系** に対して多様性を確保する設計とする。なお、タービンを駆動させるための蒸気を供給する電動弁については、設計基準事故対処設備である **高压炉心注水系ポンプ(B)及び(C)**、**原子炉隔離時冷却系ポンプ** と異なる常設代替直流電源設備により電源

供給する設計とし、同時に機能喪失しない設計とする。また、仮に、電源設備が全て喪失し、中央制御室からの遠隔操作ができない場合であっても、高圧代替注水系注入弁と高圧代替注水系タービン止め弁はハンドルを設けており手動操作可能であるため、現場で人力により手動操作することで、ポンプ起動可能であり、**高圧炉心注水系**と原子炉隔離時冷却系の電源と同時に機能喪失しない設計とする。

上記の通り、高圧代替注水系は高圧注水機能を持つ設計基準事故対処設備である**高圧炉心注水系**、**原子炉隔離時冷却系**と位置的分散され、可能な限り多様性を図った設計とする。

表 3.2-7 多様性又は多重性、位置的分散

項目	設計基準事故対処設備		重大事故等 対処設備
	高圧炉心注水系	原子炉隔離時冷却系	高圧代替注水系
ポンプ	高圧炉心注水系ポンプ(B)(C)	原子炉隔離時冷却系ポンプ	高圧代替注水系ポンプ
	原子炉建屋地下3階	原子炉建屋地下3階	原子炉建屋地下2階
水源	復水貯蔵槽 サプレッション・チェンバ	復水貯蔵槽 サプレッション・チェンバ	復水貯蔵槽
駆動用 空気	不要	不要	不要
潤滑油	不要（内包油）	自己潤滑	不要（水潤滑）
冷却水	RCW 及び RSW	自己冷却	自己冷却
電源	非常用ディーゼル発電機	常設直流電源	常設代替直流電源設備 又は手動操作

3.2.3 高圧代替注水系の現場操作の整備

全交流動力電源喪失，直流電源喪失を想定し，高圧代替注水系について，現場での人力による弁の操作で系統の起動及び十分な期間の運転継続を行うために必要な設備を整備する。

なお，操作手順等の詳細については，「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」への適合状況について（個別手順）の1.2に示す。

(1) 操作概要

全交流動力電源喪失，常設直流電源系統喪失により中央制御室からの遠隔操作が出来ない場合に，現場での手動操作により高圧代替注水系を起動し，原子炉圧力容器への注水を実施する。

また，高圧代替注水系の現場起動操作において現場での原子炉水位監視のため可搬式原子炉水位計の接続を行う。

(2) 操作場所（7号炉の例）

- ・原子炉建屋 地上1階，地下1階，地下2階（管理区域）

(3) 必要要員数及び操作時間

高圧代替注水系現場起動に必要な要員数（5名），所要時間（40分）のうち，高圧代替注水系系統構成及びタービン起動操作に必要な要員数，所要時間は以下の通り。

- ・必要要員数：2名（現場運転員2名）
- ・所要時間目安：40分（実績時間：35分）

（実績時間は，原子炉建屋地下3階の可搬式原子炉水位計使用時の実績時間である。原子炉建屋地上1階の可搬式原子炉水位計は設置工事のため実績時間なし。）

また，高圧代替注水系現場起動に必要な要員数（5名），所要時間（40分）のうち，可搬式原子炉水位計の接続に必要な要員数，所要時間は以下の通り。

- ・必要要員数：2名（現場運転員2名）
- ・所要時間目安：40分（実績時間：37分）

（実績時間は，原子炉建屋地下3階の可搬式原子炉水位計使用時の実績時間である。原子炉建屋地上1階及び地下1階の可搬式原子炉水位計は設置工事のため実績時間なし。）

高圧代替注水系現場起動のタイムチャートを図 3.2-4 に示す。本操作は、放射線量が上昇する前に実施する。

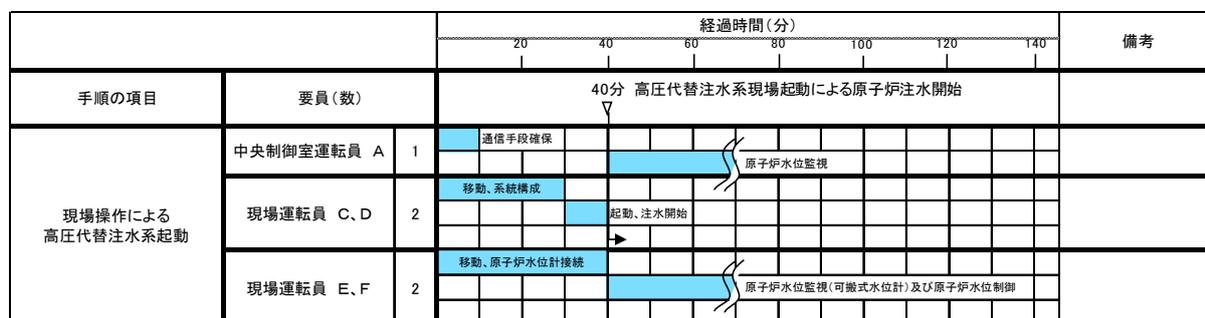


図 3.2-4 高圧代替注水系現場起動のタイムチャート*

* : 「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」への適合状況についての 1.2 で示すタイムチャート

(4) 操作の成立性について

- ・ **作業環境** : バッテリー内蔵型 LED 照明を操作エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における**作業性**を確保している。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携行している。**操作は汚染の可能性を考慮し放射線防護具(全面マスク、個人線量計、ゴム手袋)を装備して作業を行う。**
- ・ **移動経路** : バッテリー内蔵型 LED 照明をアクセスルート上に配備しており近接可能である。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携行している。
アクセスルート上に支障となる設備はない。
- ・ **操作性** : 通常の弁操作であり、操作性に支障はない。
- ・ **連絡手段** : 通信連絡設備（送受話器，電力保安通信用電話設備，携帯型音声呼出電話設備）のうち，使用可能な設備により，中央制御室に連絡する。

(5) 人力操作対象弁について（7号炉の例）

高圧代替注水系の人力による現場起動にあたっては、プラント通常運転状態から、図 3.2-5 で示す高圧代替注水系注入弁を開操作した後に、高圧代替注水系タービン止め弁の開閉操作で起動停止可能な設計であり、これら 2 弁は手動ハンドルが設置されている。

(6) 運転継続について

高圧代替注水系ポンプを人力操作で起動した後は、可搬式原子炉水位計を監視し、原子炉水位を所定の水位（L-3～L-8）に維持するように、L-8に到達した場合は高圧代替注水系を停止し、L-3に到達した場合は高圧代替注水系を起動する操作を行う。また、復水貯蔵槽の補給が必要となった場合は、複数の代替淡水源から外部接続口を通じて補給可能な設計となっている。以上の運転操作で、原子炉圧力容器が低圧になるまでの間、高圧代替注水系を運転することが可能であり、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの十分な期間の運転継続が可能であると考えている。

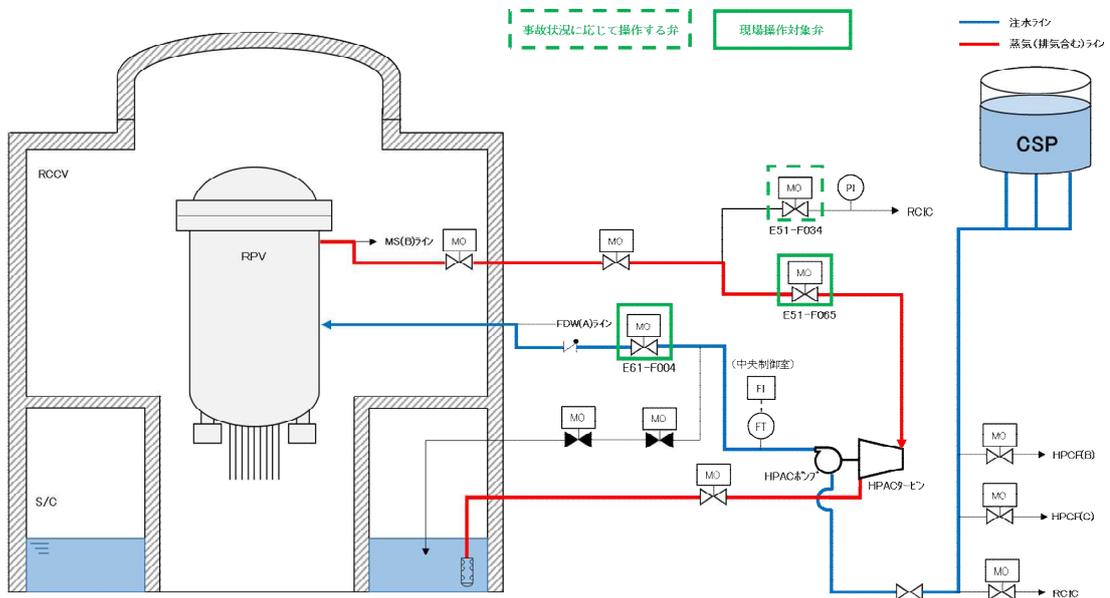


図 3.2-5 高圧代替注水系（HPAC）の現場操作（7号炉の例）について

3.2.4 原子炉隔離時冷却系の現場操作の整備

全交流動力電源喪失，直流電源喪失を想定し，原子炉隔離時冷却系について，現場での人力による弁の操作で系統の起動及び十分な期間の運転継続を行うために必要な設備を整備する。

なお，操作手順等の詳細については，「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」への適合状況について（個別手順）の1.2に示す。

(1) 操作概要

全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失により，中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合，かつ現場での弁の手動操作により高圧代替注水系を起動できない場合は，現場での弁の手動操作により原子炉隔離時冷却系を起動し原子炉注水を実施する。

また，原子炉隔離時冷却系の現場起動操作において現場での原子炉水位監視のため可搬式原子炉水位計の接続を行う。

(2) 操作場所（7号炉の例）

- ・原子炉建屋 地上1階，地下1階，地下3階（管理区域）

(3) 必要要員数及び操作時間

原子炉隔離時冷却系現場起動に必要な要員数（5名），所要時間（90分）のうち，原子炉隔離時冷却系系統構成及びタービン起動操作に必要な要員数，所要時間は以下の通り。

- ・必要要員数 : 2名（現場運転員2名）
- ・所要時間目安 : 90分（実績時間 : 80分）

（実績時間は，原子炉建屋地下3階の可搬式原子炉水位計使用時の実績時間である。原子炉建屋地上1階の可搬式原子炉水位計は設置工事のため実績時間なし。）

また，原子炉隔離時冷却系現場起動に必要な要員数（5名），所要時間（90分）のうち，可搬式原子炉水位計の接続に必要な要員数，所要時間は以下の通り。

- ・必要要員数 : 2名（現場運転員2名）
- ・所要時間目安 : 40分（実績時間 : 37分）

（実績時間は，原子炉建屋地下3階の可搬式原子炉水位計使用時の実績時間である。原子炉建屋地上1階及び地下1階の可搬式原子炉水位計は設置工事のため実績時間なし。）

原子炉隔離時冷却系現場起動のタイムチャートを図 3.2-6 に示す。本操作は、放射線量が上昇する前に操作を行う。

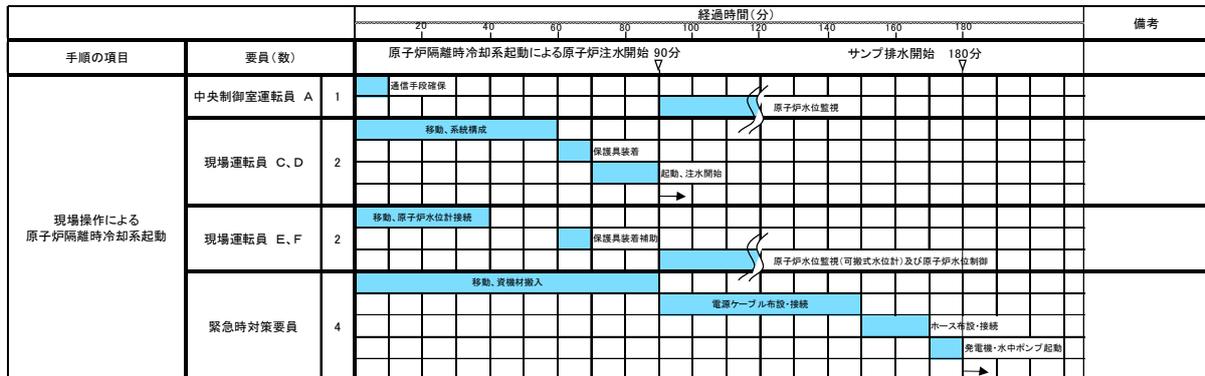


図 3.2-6 原子炉隔離時冷却系現場起動のタイムチャート*

* : 「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」への適合状況についての 1.2 で示すタイムチャート

(4) 操作の成立性について

- ・ **作業環境** : バッテリー内蔵型 LED 照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、懐中電灯をバックアップとして携行している。
直流電源喪失時に原子炉隔離時冷却系を運転するとタービングラウンド部より蒸気が漏えいすることから、原子炉隔離時冷却系ポンプ室に現場運転員が入室するのは原子炉隔離時冷却系起動時のみとし、その後すみやかに退室する手順とする。したがって、原子炉隔離時冷却系ポンプ室入室時の蒸気漏えいに伴う環境温度の上昇による運転員への影響はないものと考えており、保護具(酸素呼吸器及び耐熱服)を確実に装着することにより本操作が可能である。
- ・ **移動経路** : バッテリー内蔵型 LED 照明をアクセスルート上に配備しており近接可能である。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携行している。
アクセスルート上に支障となる設備はない。
- ・ **操作性** : 通常の弁操作であり、操作性に支障はない。
- ・ **連絡手段** : 通信連絡設備(送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備)のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する。

(5) 人力操作対象弁について（7号炉の例）

原子炉隔離時冷却系の人力による現場起動にあたっては、プラント通常運転状態から、図 3.2-7 で示す原子炉隔離時冷却系注入弁の開操作、及びポンプ冷却水の流路確保のため、**原子炉隔離時冷却系冷却水ライン止め弁**、**原子炉隔離時冷却系その他ドレン弁**を開操作した後に、原子炉隔離時冷却系タービン止め弁の開閉操作で起動停止可能な設計であり、これら6弁は手動ハンドルが設置されている。

(6) 運転継続について

原子炉隔離時冷却系ポンプを人力操作で起動した後は、可搬式原子炉水位計を監視し、原子炉水位を所定の水位（L-3～L-8）に維持するように、原子炉隔離時冷却系過酷事故時蒸気止め弁の開度調整を行う。原子炉隔離時冷却系ポンプ起動後、排水がポンプ室床面に溢水することが想定されるが、ポンプ本体が水没する前に、排水を移送することで運転継続可能とする。なお、運転継続に必要な原子炉隔離時冷却系過酷事故時蒸気止め弁の開度調整及び排水処理についてはポンプ室外での運転操作であり、操作時に原子炉隔離時冷却系タービンからの蒸気漏えいの影響がない場所での操作運用とする。また、復水貯蔵槽の補給が必要となった場合は、代替淡水源から外部接続口を通じて補給可能な設計となっている。以上の運転操作で、原子炉圧力容器が低圧になるまでの間、原子炉隔離時冷却系を運転することが可能であり、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの十分な期間の運転継続が可能であると考えている。

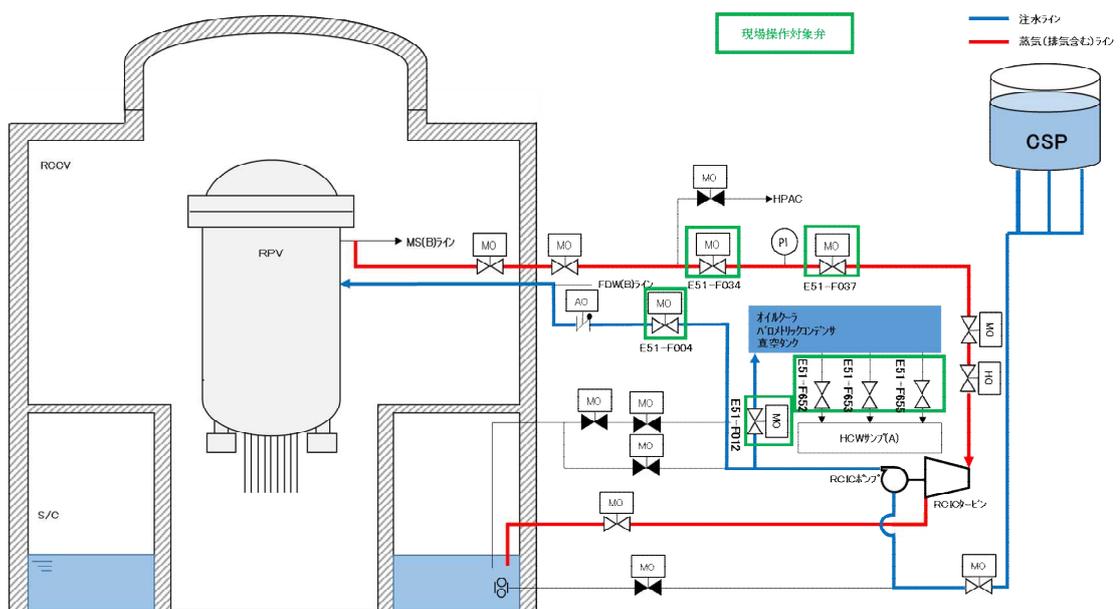


図 3.2-7 原子炉隔離時冷却系（RCIC）の現場操作（7号炉の例）について

3.2.5 重大事故等対処設備（設計基準拡張）

3.2.5.1 原子炉隔離時冷却系

3.2.5.1.1 設備概要

原子炉隔離時冷却系は、非常用炉心冷却系の1つである。非常用炉心冷却系は、冷却材喪失事故時に燃料被覆管の重大な損傷を防止し、ジルコニウム-水反応を極力抑え、崩壊熱を長期にわたって除去する機能を持ち、低圧注水系、高圧炉心注水系、原子炉隔離時冷却系及び自動減圧系で構成する。

原子炉隔離時冷却系は、蒸気駆動タービン1台、タービン駆動ポンプ1台、配管、弁類、[ストレーナ](#)及び計測制御装置からなり、冷却材喪失事故時には、低圧注水系、高圧炉心注水系及び自動減圧系と連携して、炉心を冷却する機能を有する。

本システムは、原子炉水位低又はドライウェル圧力高の信号で作動を開始し、復水貯蔵槽の水又はサプレッション・チェンバのプール水を給水系等を経由して原子炉圧力容器へ注水する。水源は、第一次水源として復水貯蔵槽の水を使用するが、復水貯蔵槽の水位が設定値より下がるか、サプレッション・チェンバのプール水位が設定値より上がると第二次水源のサプレッション・チェンバのプール水に自動的に切り替わる。

なお、本システムは、復水・給水系からの給水喪失時に原子炉水位の異常低下を防止し水位を維持する機能も併せ持っている。

本システムの系統概要図を図 [3.2-8](#) に、重大事故等対処設備（設計基準拡張）一覧を表 [3.2-8](#) に示す。

本システムは設計基準対象施設であるが、想定される重大事故時等においてその機能を期待するため、重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付ける。

- ・電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。
- ・計装設備については「3.15 計測設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

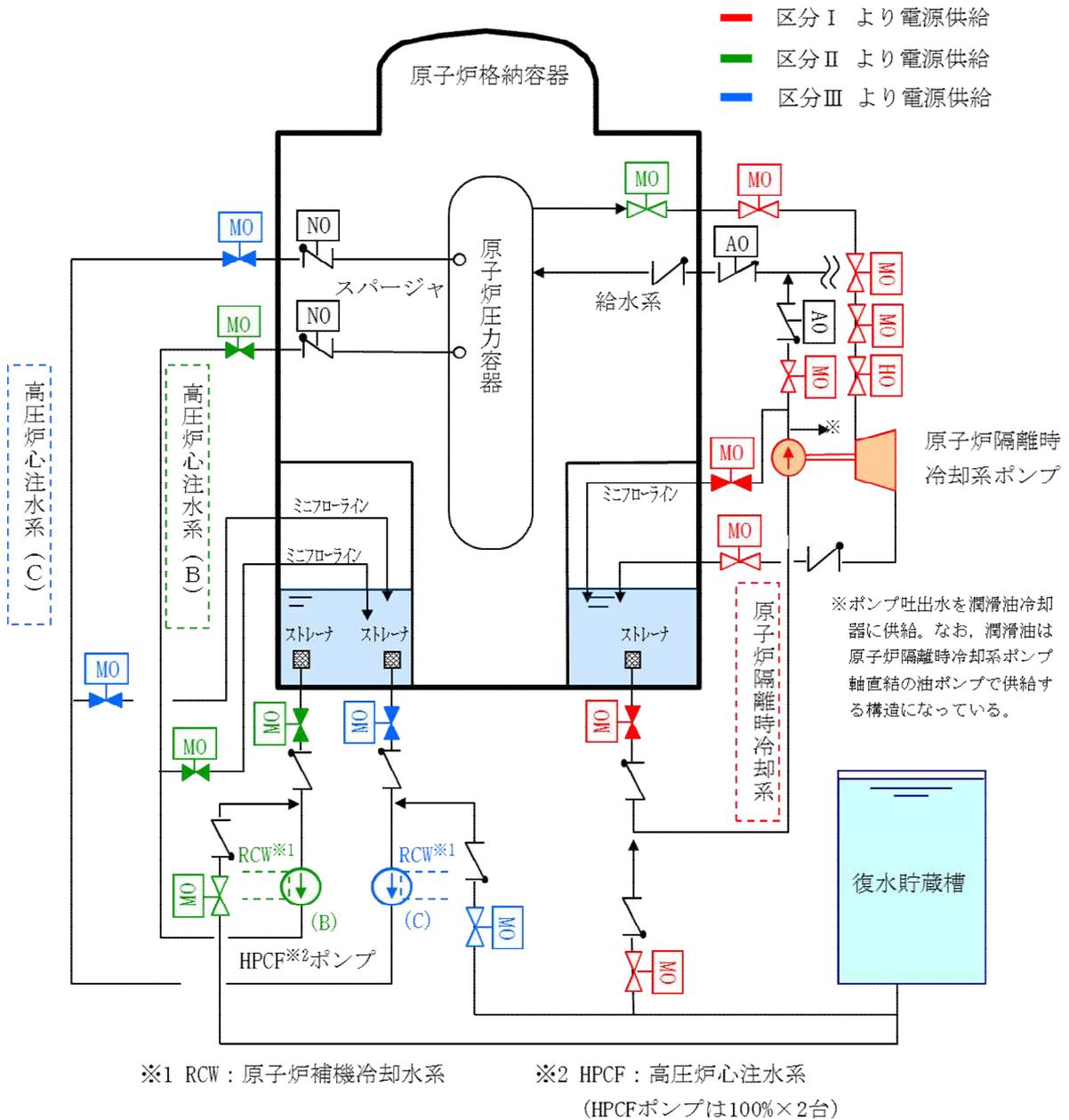


図 3.2-8 原子炉隔離時冷却系 系統概要図

表 3.2-8 原子炉隔離時冷却系に関する重大事故等対処設備（設計基準拡張）一覧

設備区分	設備名
主要設備	原子炉隔離時冷却系ポンプ【常設】
附属設備	—
電源設備 ^{※1}	<p>所内蓄電式直流電源設備</p> <p>直流 125V 蓄電池 A【常設】</p> <p>直流 125V 蓄電池 A-2【常設】</p> <p>AM 用直流 125V 蓄電池【常設】</p> <p>直流 125V 充電器 A【常設】</p> <p>直流 125V 充電器 A-2【常設】</p> <p>AM 用直流 125V 充電器【常設】</p> <p>上記所内蓄電式直流電源設備への給電のための設備として以下の設備を使用する。</p> <p>常設代替交流電源設備</p> <p>可搬型代替交流電源設備</p>
計装設備 ^{※2}	<p>原子炉隔離時冷却系系統流量【常設】</p> <p>原子炉水位【常設】</p> <p>原子炉水位 (SA)【常設】</p> <p>原子炉圧力【常設】</p> <p>原子炉圧力 (SA)【常設】</p> <p>復水貯蔵槽水位 (SA)【常設】</p>

※1：電源設備については「3.14 電源設備」で示す。

※2：主要設備を用いた炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態計装設備については「3.15 計測設備」で示す。

3.2.5.1.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

(1) 原子炉隔離時冷却系ポンプ

容量	: 約 190m ³ /h
全揚程	: 約 190m～約 900m
個数	: 1
取付箇所	: 原子炉建屋地下 3 階

なお、水源については「3.13 重大事故等の収束に必要な水の供給設備（設置許可基準規則第 56 条に対する設計方針を示す章）」、電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」、計測制御設備については「3.15 計測設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

3.2.5.1.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

原子炉隔離時冷却系ポンプについては、設計基準対象施設として使用する場合と同様の系統構成で重大事故等においても使用するため、他の施設に悪影響を及ぼさない設計である。

重大事故等対処設備（設計基準拡張）としての原子炉隔離時冷却系ポンプの多様性又は多重性、位置的分散については、非常用ディーゼル発電機及び常設直流電源が使用可能な場合において、設計基準対象施設として使用する場合と同様に表 3.2-9 に示す設計である。

原子炉隔離時冷却系は、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

表 3.2-9 重大事故等対処設備（設計基準拡張）の多様性又は多重性、位置的分散

項目	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	
	高圧炉心注水系	原子炉隔離時冷却系
ポンプ	高圧炉心注水系ポンプ(B)(C)	原子炉隔離時冷却系ポンプ
	原子炉建屋地下3階	原子炉建屋地下3階
水源	復水貯蔵槽	復水貯蔵槽
	サブプレッション・チェンバ	サブプレッション・チェンバ
駆動用空気	不要	不要
潤滑油	不要（内包油）	自己潤滑
冷却水	RCW 及び RSW	自己冷却
電源	非常用ディーゼル発電機	常設直流電源

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

原子炉隔離時冷却系ポンプについては、設計基準事故時の非常用炉心冷却機能を兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の容量が、重大事故等の収束に必要な容量に対して十分である。

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

原子炉隔離時冷却系ポンプについては、二次格納施設内に設置される設備であることから、想定される重大事故等が発生した場合における二次格納施設内の環境条件及び荷重条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができるよう、表 3.2-10 に示す設計である。

表 3.2-10 想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	設置場所である二次格納施設内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	淡水だけでなく海水も使用する（常時海水を通水しない）。原子炉圧力容器への注水は，可能な限り淡水源を優先し，海水通水は短期間とすることで，設備への影響を考慮する。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）。
風（台風）・積雪	二次格納施設内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

また，原子炉隔離時冷却系は中央制御室にて操作可能な設計である。原子炉隔離時冷却系の系統構成及び運転に必要な操作機器は，中央制御室で操作することから，操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。

基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

原子炉隔離時冷却系については，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等においても使用する設計とする。また，原子炉隔離時冷却系については，試験系統により系統の機能・性能確認が可能な設計とする。また，原子炉隔離時冷却系ポンプについては，発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能検査が可能な設計とする。また，停止中に分解検査及び外観検査が可能な設計である。

基本方針については，「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

3.2.5.2 高圧炉心注水系

3.2.5.2.1 設備概要

高圧炉心注水系は、非常用炉心冷却系の1つである。非常用炉心冷却系は、冷却材喪失事故時に燃料被覆管の重大な損傷を防止し、ジルコニウム-水反応を極力抑え、崩壊熱を長期にわたって除去する機能を持ち、低圧注水系、高圧炉心注水系、原子炉隔離時冷却系及び自動減圧系で構成する。

高圧炉心注水系は、電動機駆動ポンプ2台、スパージャ、配管、弁類、ストレーナ及び計測制御装置からなり、冷却材喪失事故時には、低圧注水系、原子炉隔離時冷却系及び自動減圧系と連携して炉心を冷却する機能を有する。

本システムは、原子炉水位低又はドライウエル圧力高の信号で作動を開始し、復水貯蔵槽の水又はサブプレッション・チェンバのプール水を炉心上部に取付けられたスパージャから燃料集合体上に注水することによって炉心を冷却する。また、原子炉水位高信号で注水を自動的に停止する。この系は、中央制御室外原子炉停止装置からの手動操作によっても運転が可能である。水源は、第一次水源として復水貯蔵槽の水を使用するが、復水貯蔵槽の水位が設定値より下がるか、サブプレッション・チェンバのプール水位が設定値より上がると第二次水源のサブプレッション・チェンバのプール水に自動的に切り替わるようになっている。

本システムの系統概要図を図 3.2-9 に、重大事故等対処設備（設計基準拡張）一覧を表 3.2-11 に示す。

本システムは設計基準対象施設であるが、想定される重大事故時等においてその機能を期待するため、重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付ける。

- ・電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章）」で示す。
- ・計装設備については「3.15 計測設備（設置許可基準規則第58条に対する設計方針を示す章）」で示す。

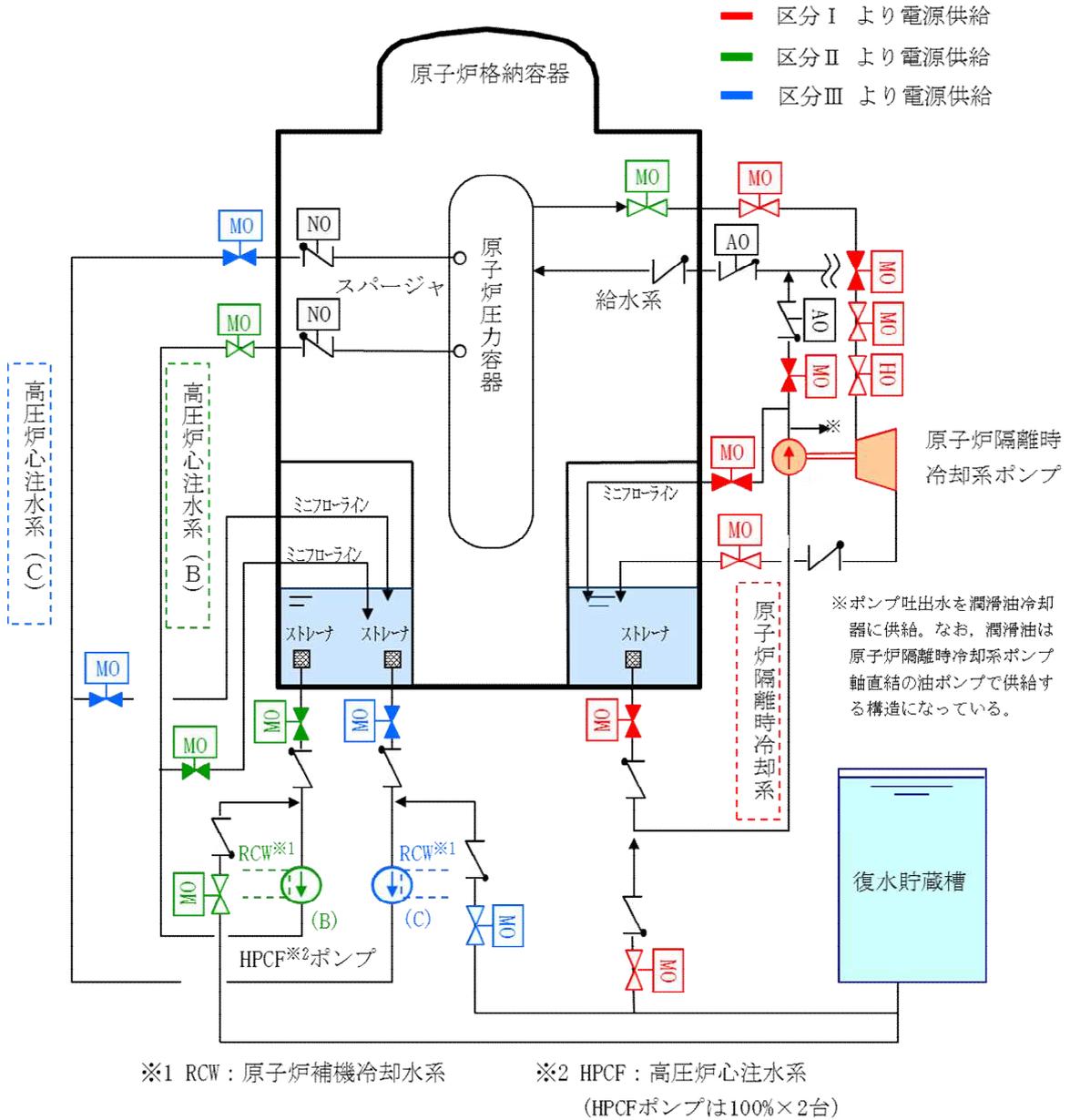


図 3.2-9 高圧炉心注水系 系統概要図

表 3.2-11 高圧炉心注水系に関する重大事故等対処設備（設計基準拡張）一覧

設備区分	設備名
主要設備	高圧炉心注水系ポンプ【常設】
附属設備	—
電源設備 ^{※1}	非常用交流電源設備 非常用ディーゼル発電機（設計基準拡張）【常設】
計装設備 ^{※2}	高圧炉心注入系系統流量【常設】 原子炉水位【常設】 原子炉水位（SA）【常設】 復水貯蔵槽水位（SA）【常設】

※1：電源設備については「3.14 電源設備」で示す。

※2：主要設備を用いた炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態
計装設備については「3.15 計測設備」で示す。

3.2.5.2.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

(1) 高圧炉心注水系ポンプ

容量 : 約 180m³/h～約 730m³/h

全揚程 : 約 890m～約 190m

個数 : 2

取付箇所 : 原子炉建屋地下 3 階

なお、水源については「3.13 重大事故等の収束に必要な水の供給設備（設置許可基準規則第 56 条に対する設計方針を示す章）」、電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」、計測制御設備については「3.15 計測設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

3.2.5.2.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

高圧炉心注水系ポンプについては、設計基準対象施設として使用する場合と同様の系統構成で重大事故等においても使用するため、他の施設に悪影響を及ぼさない設計である。

重大事故等対処設備（設計基準拡張）としての高圧炉心注水系ポンプの多様性又は多重性、位置的分散については、非常用ディーゼル発電機及び常設直流電源が使用可能な場合において、設計基準対象施設として使用する場合と同様に表3.2-9に示す設計である。

高圧炉心注水系は、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

高圧炉心注水系ポンプについては、設計基準事故時の非常用炉心冷却機能を兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の容量が、重大事故等の収束に必要な容量に対して十分である。

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

高圧炉心注水系ポンプについては、二次格納施設内に設置される設備であることから、想定される重大事故等が発生した場合における二次格納施設内の環境条件及び荷重条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができるよう、表3.2-12に示す設計である。

表 3.2-12 想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	設置場所である二次格納施設内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	淡水だけでなく海水も使用する（常時海水を通水しない）。原子炉圧力容器への注水は，可能な限り淡水源を優先し，海水通水は短期間とすることで，設備への影響を考慮する。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）。
風（台風）・積雪	二次格納施設内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

また，高圧炉心注水系は中央制御室にて操作可能な設計である。高圧炉心注水系の系統構成及び運転に必要な操作機器は，中央制御室で操作することから，操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

高圧炉心注水系については，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等においても使用する設計である。また，高圧炉心注水系については，試験系統により系統の機能・性能確認が可能な設計とする。また，高圧炉心注水系ポンプについては，発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能検査が可能な設計とする。また，停止中に分解検査及び外観検査が可能な設計である。

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

3.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備【46条】

【設置許可基準規則】

(原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備)

第四十六条 発電用原子炉施設には、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であつて、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても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、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧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46条に規定する「炉心の著しい損傷」を「防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧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。

(1) ロジックの追加

a) 原子炉水位低かつ低圧注水系が利用可能な状態で、逃がし安全弁を作動させる減圧自動化ロジックを設けること（BWRの場合）。

(2) 可搬型重大事故防止設備

a) 常設直流電源系統喪失時においても、減圧用の弁（逃がし安全弁（BWRの場合）又は主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁（PWRの場合））を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手動設備又は可搬型代替直流電源設備を配備すること。

b) 減圧用の弁が空気作動弁である場合、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、可搬型コンプレッサー又は窒素ポンペを配備すること。

c) 減圧用の弁は、想定される重大事故等が発生した場合の環境条件において確実に作動すること。

3.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

3.3.1 設置許可基準規則第46条への適合方針

重大事故等が発生し原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態である場合、原子炉の減圧及び低圧状態（動作可能な低圧注水ポンプにて炉心への注水維持可能な状態）を維持するために必要な数量^{*}の逃がし安全弁を駆動させ原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧することで、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に以下の設備を設ける。

※逃がし安全弁は、炉心の崩壊熱量が大きな重大事故等発生直後の事象初期においても、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態から復水移送ポンプ注水維持可能な低圧状態まで減圧させる場合は8個（比較的揚程の高い残留熱除去系ポンプを動作させる場合は4個）、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧状態移行後においては2個を駆動させることで必要な減圧容量を確保可能な設計とする。

また、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって設計基準事故対処設備が有する原子炉の減圧機能が喪失した場合においても、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、以下の逃がし安全弁の駆動に必要な措置を講じた設計とする。

(1) 代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）（設置許可基準規則解釈の第1項(1) a)

設計基準事故対処設備が有する原子炉の自動減圧機能が喪失した場合において、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するため、原子炉水位低（レベル1）及び残留熱除去系ポンプ運転（低圧注水モード）の場合に、逃がし安全弁（4個）を駆動させる減圧自動化ロジックを設ける。

(2) 逃がし安全弁機能回復（可搬型代替直流電源供給）（設置許可基準規則解釈の第1項(2) a)

逃がし安全弁の駆動に必要な常設直流電源系統が喪失した場合でも、AM用切替装置（SRV）を切り替えることで、可搬型直流電源設備からの供給により逃がし安全弁（8個）の駆動が可能な設計とする。

また、駆動回路に逃がし安全弁用可搬型蓄電池を接続することで、逃がし安全弁（2個）の駆動が可能な設計とする。

(3) 逃がし安全弁機能回復（代替窒素供給）（設置許可基準規則解釈の第1項(2) b)

逃がし安全弁の駆動に必要な逃がし弁機能用アキュムレータ及び自動減圧機能用アキュムレータの供給圧力が喪失した場合でも、高圧窒素ガス供給系（非常用）の窒素ガスボンベにより全ての逃がし安全弁（18個）への窒素ガス供給が可能な設計とする。

(4) 逃がし安全弁の背圧対策（設置許可基準規則解釈の第1項(2)c))

想定される重大事故等の環境条件を考慮して、原子炉格納容器圧力が仮に設計圧力の2倍の状態(2Pd)となった場合においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるように、供給圧力を設定する。

その他、設計基準対象施設であるが、想定される重大事故等時においてその機能を期待するため、以下の設備を重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付ける。

(5) インターフェイスシステム LOCA 隔離弁

インターフェイスシステム LOCA 隔離弁である高圧炉心注水系注入隔離弁は、インターフェイスシステム LOCA 時において、弁の手動操作により原子炉冷却材の漏えい箇所を隔離する機能を有する。

また、技術的能力審査基準への適合のため、復旧手段として、以下を整備する。

(6) 復旧手段の整備

設計基準事故対処設備である逃がし安全弁（自動減圧機能付き）が全交流動力電源喪失又は常設直流電源喪失により原子炉の減圧ができない場合に、代替電源により逃がし安全弁の駆動に必要な直流電源を確保し、逃がし安全弁を復旧することで原子炉を減圧する。なお、電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章）」で示す。

なお、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための自主対策設備として、以下を整備する。

(7) 手動（タービンバイパス弁、タービン制御系）による減圧

主蒸気隔離弁が全開状態であり、かつ常用所内電源が健全で、復水器真空が維持できている場合に、タービンバイパス弁を開操作することで原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する。

(8) 直流給電車接続による減圧

直流給電車は、可搬型代替交流電源設備（電源車）の交流電源を整流することにより、直流電源を供給することができ、直流125V主母線盤に接続することで、逃がし安全弁の機能を回復させて原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する。

(9) 代替逃がし安全弁駆動装置による減圧

代替逃がし安全弁駆動装置は、高圧窒素ガス供給系（非常用）との独立性、位置的分散を考慮した系統構成で、高圧窒素ガス供給系（代替逃がし安全弁駆動装置）からの窒素ガスを、手動操作により逃がし安全弁（自動減圧機能なし10個の内4個）に供給する。

代替逃がし安全弁駆動装置による逃がし安全弁の駆動は、電磁弁操作を必要とせず、排気ポートから直接逃がし安全弁駆動用アクチュエータに高圧窒素ガスを供給することで、逃がし安全弁を開操作することができる。

3.3.2 重大事故等対処設備

3.3.2.1 逃がし安全弁

3.3.2.1.1 設備概要

逃がし安全弁は原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を防止するため原子炉格納容器内の主蒸気系配管に設置された重大事故等対処設備であり、排気は、排気管によりサプレッション・チェンバのプール水面下に導き凝縮するようにする。逃がし安全弁は、バネ式(アクチュエータ付)で、アクチュエータにより逃がし弁として作動させることもできるバネ式安全弁である。

すなわち、逃がし安全弁は、バネ式の安全弁に、外部から強制的に開閉を行うアクチュエータを取付けたもので、蒸気圧力がスプリングの設定圧力に達すると自動開放するほか、外部信号によってアクチュエータのピストンに、アキュムレータに蓄圧された窒素を供給してアクチュエータを作動させ弁を強制的に開放することができる。アキュムレータは通常運転時に不活性ガス系及び高圧窒素ガス供給系(非常用)より窒素供給されており、アクチュエータ作動に必要な圧力を上回る窒素圧力を蓄えることで、確実に逃がし安全弁が作動できる設計とする。なお、不活性ガス系は設計基準対象施設であり、重大事故等が発生した際に使用するものではないため、重大事故等対処設備とは位置付けない。

なお、炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合において、高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器破損を防止するため、逃がし安全弁を手動開操作して原子炉を減圧することが可能な設計とする。

逃がし安全弁及びアキュムレータ(逃がし弁機能用、自動減圧機能用)に関する系統概要図を図3.3-1に、逃がし安全弁の設備概要図を図3.3-2に、重大事故等対処設備一覧を表3.3-1に示す。

(1) 逃がし弁機能

本機能における逃がし安全弁は、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるため、原子炉圧力高の信号により、逃がし弁機能用アキュムレータの蓄圧された窒素をアクチュエータのピストンに供給して強制的に開放する。なお、18個の逃がし安全弁は、すべてこの機能を有しており、中央制御室からの遠隔手動操作による逃がし弁機能用アキュムレータを用い逃がし安全弁(18個)の強制開操作が可能な設計とする。

なお、インターフェイスシステムLOCA発生時において、原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷箇所の発見又は隔離ができない場合の重大事故等対処設備として、逃がし安全弁は、逃がし弁機能により、中央制御室からの手動操作によって弁を駆動し、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧させることで原子炉冷却材の漏えいを抑制できる設計とする。

(2) 安全弁機能

本機能における逃がし安全弁は、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるため、逃がし弁機能のバックアップとして、圧力の上昇に伴いスプリングに打ち勝って自動開放されることにより、原子炉冷却材圧力バウンダ

りの最も過酷な圧力変化の場合にも原子炉圧力が最高使用圧力の 1.1 倍を超えないように設計されている。なお、18 個の逃がし安全弁は、すべてこの機能を有している。

(3) 自動減圧機能

自動減圧機能は、非常用炉心冷却系の一部であり、原子炉水位低とドライウエル圧力高の両方の信号により、自動減圧機能用アキュムレータの蓄圧された窒素をアクチュエータのピストンに供給して逃がし安全弁（自動減圧機能付き）を強制的に開放し、LOCA 時等に原子炉圧力を速やかに低下させて、低圧注水系の早期の注水を促す。なお、18 個の逃がし安全弁のうち、8 個がこの機能を有しており、インターフェイスシステム LOCA 時等において中央制御室からの遠隔手動操作による自動減圧機能用アキュムレータを用いて逃がし安全弁（8 個）の強制開操作が可能な設計とする。

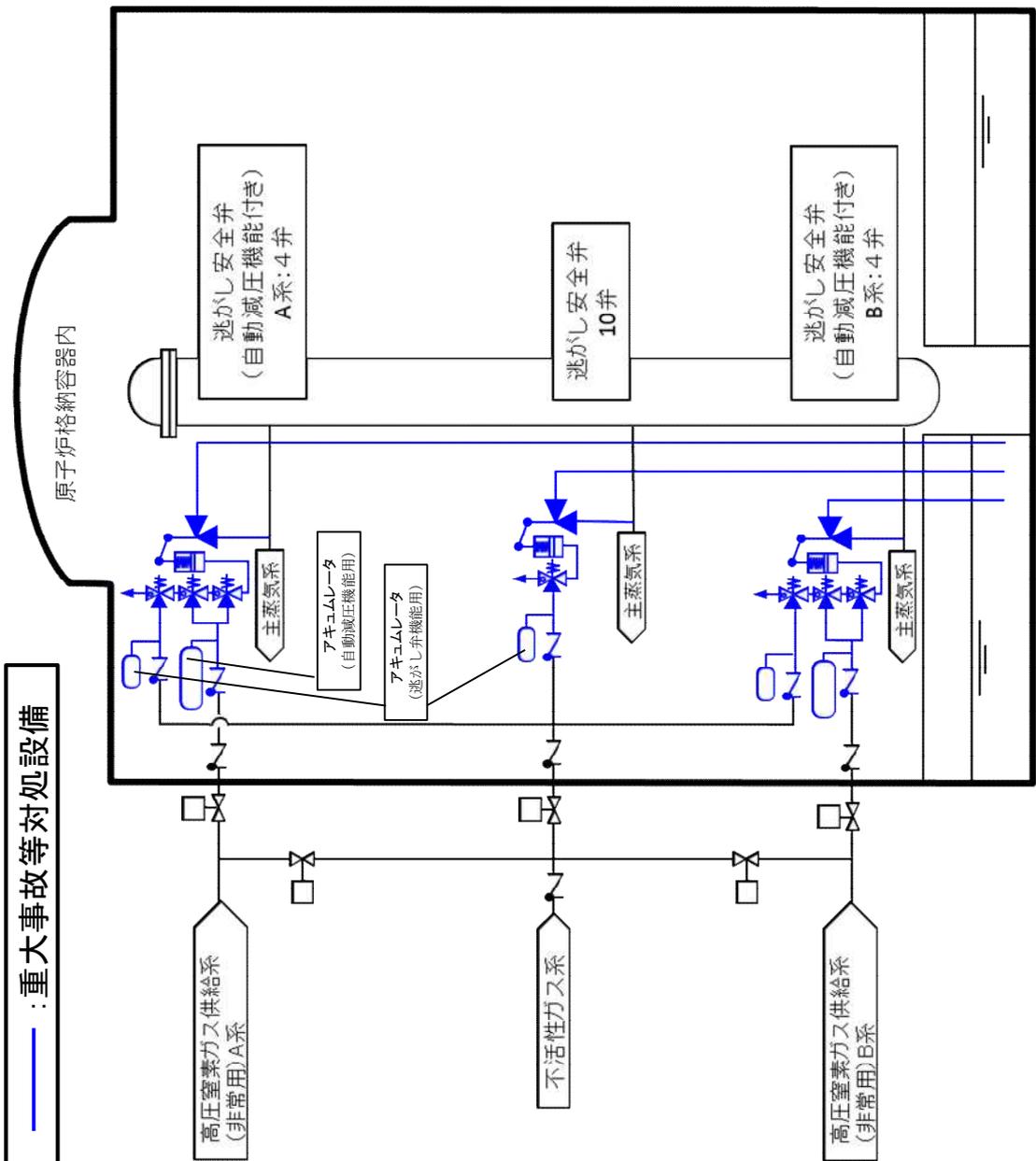
(4) 逃がし弁機能用アキュムレータ

アキュムレータのうち、逃がし弁機能用アキュムレータは、逃がし安全弁が逃がし弁機能により原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるために必要な、駆動用窒素を供給する。逃がし弁機能用アキュムレータは通常運転時に不活性ガス系及び高圧窒素ガス供給系（非常用）より窒素供給されており、アクチュエータ作動に必要な圧力を上回る窒素圧力を予め保有することが可能な設計とする。なお、18 個の逃がし弁機能用アキュムレータは、全てこの機能を有しており、各々のアキュムレータが各逃がし安全弁に窒素供給可能な設計とする。

(5) 自動減圧機能用アキュムレータ

アキュムレータのうち、自動減圧機能用アキュムレータは、原子炉水位低とドライウエル圧力高の両方の信号により、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）を強制的に開放するために必要な、駆動用窒素を供給する。自動減圧機能用アキュムレータは通常運転時に不活性ガス系及び高圧窒素ガス供給系（非常用）より窒素供給されており、アクチュエータ作動に必要な圧力を上回る窒素圧力を予め保有することが可能な設計とする。なお、8 個の自動減圧機能用アキュムレータは、全てこの機能を有しており、各々のアキュムレータが各逃がし安全弁（自動減圧機能付き）に窒素供給可能な設計とする。

・電源設備については「3.14電源設備（設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章）」で示す。
 ・計装設備については「3.15計測設備（設置許可基準規則第58条に対する設計方針を示す章）」で示す。



-  : 逃がし安全弁
-  : 電磁弁
-  : アキュムレータ (逃がし弁機能用) (自動減圧機能用)
-  : 電動弁
-  : 逆止弁
-  : 手動弁

図 3.3-1 逃がし安全弁及びアキュムレータ（逃がし弁機能用，自動減圧機能用）に関する系統概要図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません

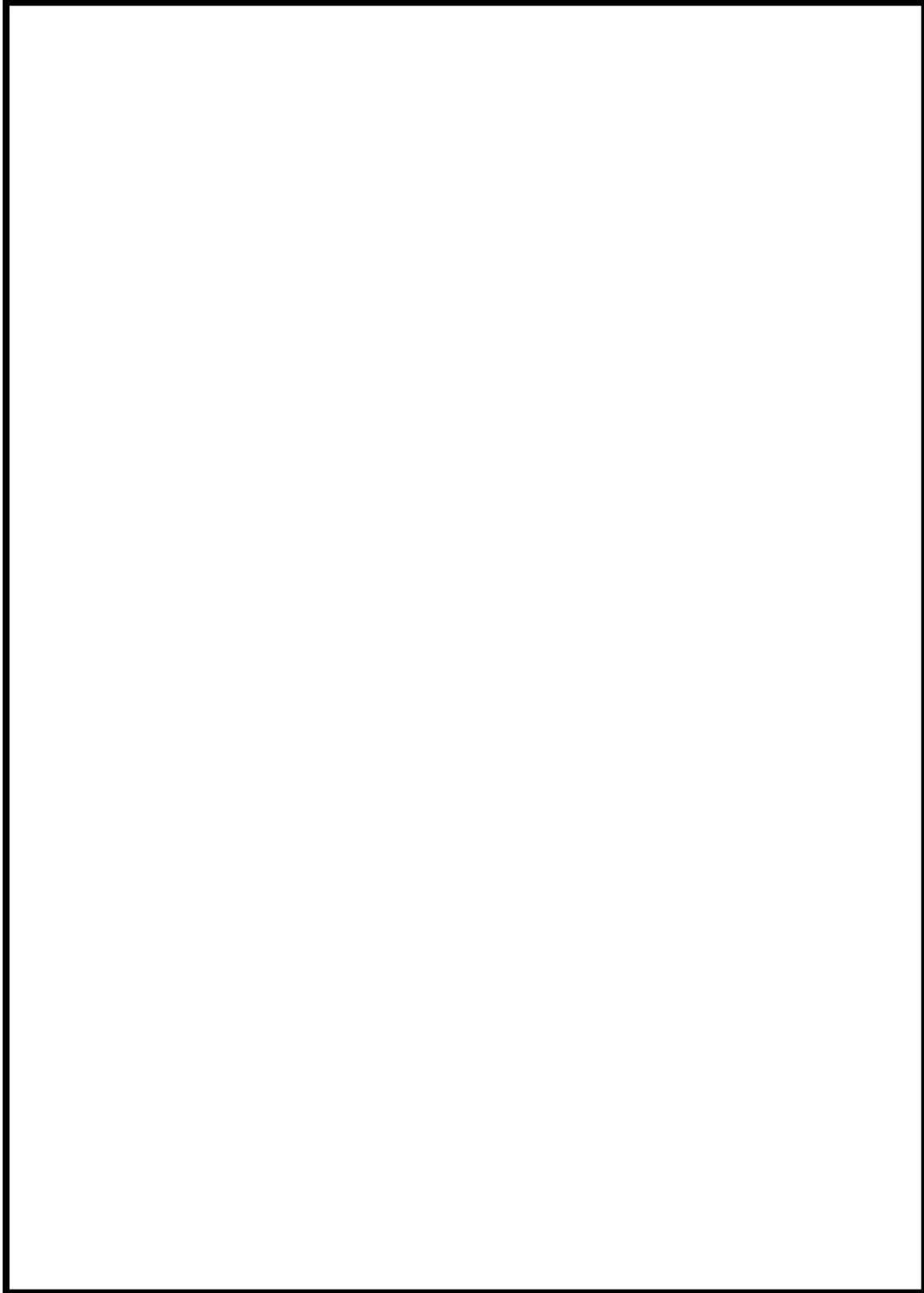


図 3.3-2 逃がし安全弁 設備概要図

表 3.3-1 逃がし安全弁に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	逃がし安全弁【常設】 ^{※1} 逃がし弁機能用アキュムレータ【常設】 自動減圧機能用アキュムレータ【常設】
附属設備	—
水源（水源に関する流路，電源設備を含む）	—
流路	主蒸気系配管・クエンチャ【常設】
注水先	—
電源設備 ^{※2}	所内蓄電式直流電源設備 直流 125V 蓄電池 A【常設】 直流 125V 蓄電池 A-2【常設】 AM 用直流 125V 蓄電池【常設】 直流 125V 充電器 A【常設】 直流 125V 充電器 A-2【常設】 AM 用直流 125V 充電器【常設】 上記所内蓄電式直流電源設備への給電のための設備として以下の設備を使用する。 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 可搬型直流電源設備 電源車【可搬】 AM 用直流 125V 充電器【常設】
計装設備 ^{※3}	原子炉圧力【常設】 原子炉圧力 (SA)【常設】

※1:6号及び7号炉における逃がし安全弁各18個の内，自動減圧機能を有する弁は，以下の通り

(6号炉) B21-N0-F001A, C, F, H, L, N, R, T 計8個

(7号炉) B21-N0-F001A, C, F, H, L, N, R, T 計8個

※2: 単線結線図を補足説明資料 46-2 に示す。

電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

※3: 主要設備を用いた炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態

計装設備については「3.15 計測設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

3.3.2.1.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

(1) 逃がし安全弁

型式 : バネ式 (アクチュエータ付)
 個数 : 18
 取付箇所 : 原子炉格納容器内

(安全弁機能)

吹出圧力 (MPa)	弁個数	容量／個 (吹出圧力×1.03 において) (t/h)
7.92	2	395
7.99	4	399
8.06	4	402
8.13	4	406
8.19	4	409

(逃がし弁機能)

吹出圧力 (MPa)	弁個数	容量／個 (吹出圧力において) (t/h)
7.51	1	363
7.58	1	367
7.64	4	370
7.71	4	373
7.78	4	377
7.85	4	380

(2) 逃がし弁機能用アキュムレータ

種類 : 横置円筒形
 個数 : 18
 容量 : 約 15L/個
 最高使用圧力 : 1.77MPa
 最高使用温度 : 171℃
 取付箇所 : 原子炉格納容器内

(3) 自動減圧機能用アキュムレータ

種類 : 横置円筒形
 個数 : 8
 容量 : 約 200L/個
 最高使用圧力 : 1.77MPa
 最高使用温度 : 171℃
 取付箇所 : 原子炉格納容器内

3.3.2.1.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.3.2.1.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

(1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第43条第1項一）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

逃がし安全弁及びアキュムレータ（逃がし弁機能用、自動減圧機能用）は、原子炉格納容器内に設置される設備であることから、その機能を期待される重大事故等時の原子炉格納容器内の環境条件及び荷重条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができるよう、表3.3-2に示す設計とする。

想定される重大事故等の環境下のうち、原子炉格納容器圧力が仮に設計圧力の2倍の状態（2Pd）となった場合においても、確実に逃がし安全弁を作動させることができるように、高圧窒素ガス供給系（非常用）の供給圧力を設定する。また、原子炉格納容器スプレイを併用することにより、原子炉格納容器内の雰囲気温度が逃がし安全弁の最高使用温度を超えないようにする。

(46-3-8, 9, 20, 21)

表3.3-2 想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	設置場所である原子炉格納容器内で想定される温度 [*] 、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため、天候による影響は受けない
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）
風（台風）・積雪	原子炉格納容器内に設置するため、風（台風）及び積雪の影響は受けない
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする

^{*}原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達した場合には、逃がし安全弁の環境条件のうち、温度の条件を緩和するため、代替格納容器スプレイを実施する。ただし、仮に代替格納容器スプレイを実施しない場合であっても、評価上、原子炉圧力容器底部が破損に至るまでの間、逃がし安全弁は原子炉の減圧機能を維持可能な設計とする。逃がし安全弁の操作は、中央制御室から操作可能な設計とする。

(46-3-4, 16)

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

逃がし安全弁の操作は、想定される重大事故等が発生した場合において、中央制御室における操作盤上での操作スイッチにより操作可能な設計とする。

中央制御室の操作スイッチを操作するにあたり、運転員の操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、操作対象については銘板をつけることで識別可能とし、運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。

また、アキュムレータ（逃がし弁機能用、自動減圧機能用）については、操作不要な設計とする。以下の表 3.3-3 に操作対象機器を示す。

(46-3-4, 16)

表 3.3-3 操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
逃がし安全弁	弁閉⇒弁開	中央制御室	スイッチ操作

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項三）

(i) 要求事項

健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

逃がし安全弁は、表 3.3-4 に示すようにプラント停止中に機能・性能試験、漏えい検査及び分解検査が可能とし、機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

機能・性能試験として、安全弁機能検査、安全弁検査、逃がし弁機能検査、自動減圧機能検査を行うことが可能な設計とする。

安全弁機能検査として、窒素ガスにより検査対象弁の入口側を加圧し、その吹出し圧力を測定し、その吹出し圧力が許容範囲内にあることを確認し、また、窒素ガスにより、弁の入口側を加圧し、規定圧力で保持後、弁座からの漏えい

量を確認することが可能な設計とする。

安全弁検査として、吹下りに影響する調整装置の設定値が規定の位置に設定されていることを確認し、また、吹出し圧力が許容値内であることを確認することが可能な設計とする。

なお、弁座漏えい量が規定値内であることが確認できるとともに、中央制御室からの遠隔操作により弁の開閉を行い、「全開」から「全閉」、並びに「全閉」から「全開」へ動作することが確認可能な設計とする。

逃がし弁機能検査として、圧力スイッチの動作に必要な圧力を加え、圧力スイッチが動作したときの動作値が許容範囲内であることを確認し、逃がし弁動作信号を模擬的に発信、復旧させることにより、逃がし安全弁が「全開」及び「全閉」することが確認可能な設計とする。

自動減圧機能検査として、自動減圧系を作動させ、逃がし安全弁が全開するまでの時間を測定し、自動減圧機能を有する逃がし安全弁の全数が、許容動作範囲内で「全開」動作することが確認可能な設計とする。

分解検査として、浸透探傷検査により性能に影響を及ぼす指示模様がないこと、目視により性能に影響を及ぼす恐れのある傷、割れ等がないことについて逃がし安全弁部品表面状態の確認を行うことが可能な設計とする。

なお、逃がし安全弁は、多重性を備えた機器であるが、各々が独立して他の系統へ悪影響を及ぼさず検査が可能な設計とし、プラント停止中における検査を行う際、接近性を考慮した必要な空間を備え、構造上接近又は検査が困難とならないこととする。

(46-5-2~17)

表 3.3-4 逃がし安全弁の試験及び検査

プラント状態	項目	内容
停止中	機能・性能試験	安全弁機能による作動確認 逃がし弁機能による作動確認 自動減圧機能による作動確認 弁本体、弁座からの漏えいの確認
	分解検査	逃がし安全弁の部品の表面状態を、検査及び目視により確認
	外観検査	逃がし安全弁外観の確認

アキュムレータ（逃がし弁機能用、自動減圧機能用）は、表 3.3-5 に示すようにプラント停止中に機能・性能試験、外観検査が可能とし、機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

アキュムレータ（逃がし弁機能用，自動減圧機能用）は，機能・性能試験として，高圧窒素ガスボンベから高圧窒素ガスを供給することで，アキュムレータ（逃がし弁機能用，自動減圧機能用）の漏えいの有無の確認を行うことが可能な設計とする。

アキュムレータ（逃がし弁機能用，自動減圧機能用）は，外観検査として，目視により性能に影響を及ぼす恐れのある傷，割れ等がないことについて確認を行うことが可能な設計とする。

表 3.3-5 アキュムレータ（逃がし弁機能用，自動減圧機能用）の試験及び検査

プラント状態	項目	内容
停止中	機能・性能試験	アキュムレータ（逃がし弁機能用，自動減圧機能用）からの漏えいの確認
	外観検査	アキュムレータ（逃がし弁機能用，自動減圧機能用）外観の確認

なお，アキュムレータ（逃がし弁機能用，自動減圧機能用）は，多重性を備えた機器であるが，各々が独立して他の系統へ悪影響を及ぼさず検査が可能な設計とし，プラント停止中における検査を行う際，接近性を考慮した必要な空間を備え，構造上接近又は検査が困難とならない設計とする。

(4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項四）

(i) 要求事項

本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては，通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については，「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

逃がし安全弁及びアキュムレータ（逃がし弁機能用，自動減圧機能用）は，本来の用途以外の用途として使用するための切り替えが不要であり，使用にあたり切り替えせずに使用できる設計とする。

(46-4-4～6)

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第 43 条第 1 項五）

(i) 要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。

逃がし安全弁及びアキュムレータ（逃がし弁機能用, 自動減圧機能用）は, 設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で使用可能とする。

(46-3-8, 9, 20, 21, 46-4-4~6)

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項六）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう, 放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定, 設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

逃がし安全弁は, 表 3.3-6 に示すように原子炉格納容器内に設置されている設備であるが, 中央制御室から操作可能な設計とする。

アキュムレータ（逃がし弁機能用, 自動減圧機能用）については, 操作不要な設計とする。また, アキュムレータ（逃がし弁機能用, 自動減圧機能用）の供給圧力が喪失した場合でも, 高压窒素ガス供給系（非常用）の窒素ガスポンプにより全ての逃がし安全弁（18 個）への窒素ガス供給が可能であり, アキュムレータ（逃がし弁機能用, 自動減圧機能用）の復旧作業が不要な設計とする。

(46-3-4, 16, 46-4-4)

表 3.3-6 操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
逃がし安全弁	原子炉格納容器内	中央制御室

3.3.2.1.3.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第43条第2項一）

(i) 要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

逃がし安全弁は、十分な吹出能力を有する容量とし、設計基準対象施設の容量等の仕様が、系統の目的に応じて必要となる容量等の仕様に対して十分であることを確認した上で、設計基準対象施設の容量等と同仕様の設計とする。

また、**アキュムレータ（逃がし弁機能用、自動減圧機能用）**は、逃がし安全弁の開動作に十分な供給窒素を有する容量とし、設計基準対象施設の容量等の仕様が、系統の目的に応じて必要となる容量等の仕様に対して十分であることを確認した上で、設計基準対象施設の容量等と同仕様の設計とする。

(46-6-2～6)

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第43条第2項二）

(i) 要求事項

二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって、同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、この限りでない。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

逃がし安全弁**及びアキュムレータ（逃がし弁機能用、自動減圧機能用）**は、二以上の発電用原子炉施設において共用しない。

(3) 設計基準事故対処設備との多様性（設置許可基準規則第43条第2項三）

(i) 要求事項

常設重大事故防止設備は、共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

逃がし安全弁**及びアキュムレータ（逃がし弁機能用、自動減圧機能用）**は、

設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備としての安全機能を兼ねる設備であるが、重大事故等により動作が必要な個数に対して十分に余裕を持った個数を設置することにより、多重性を持った設計とする。また、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた原子炉格納容器内に設置することにより、外部からの共通要因により同時に安全機能が損なわれる恐れがない設計とする。

また、逃がし安全弁は逃がし弁機能と自動減圧機能の異なる2種類の開操作機能があり、逃がし弁機能と自動減圧機能には独立した複数の駆動用窒素供給源、駆動電源及び操作系を確保することで、可能な限り多様性を持った設計とする。

逃がし安全弁の多様性又は多重性、位置的分散について、表 3.3-7 に示す。
(46-3-8, 9, 20, 21, 46-4-4~6)

表 3.3-7 多様性又は多重性、位置的分散

項目	重大事故等対処設備 (設計基準事故対処設備としての安全機能を兼ねる)							
	逃がし安全弁							
	逃がし弁機能 (18 個) ※1				自動減圧機能 (8 個) ※1			
駆動用窒素供給源	逃がし弁機能用アキュムレータ (18 個)				自動減圧機能用アキュムレータ (8 個)			
	原子炉格納容器内				原子炉格納容器内			
駆動電源	常設直流電源設備 (蓄電池)	常設代替直流電源設備 (AM 用蓄電池)	常設代替交流電源設備 (ガスタービン発電機)	可搬型代替交流電源設備 (電源車)	常設直流電源設備 (蓄電池)	常設代替交流電源設備 (ガスタービン発電機)	可搬型代替交流電源設備 (電源車)	逃がし安全弁用可搬型直流蓄電池
	コントロール建屋	原子炉建屋	屋外	屋外	コントロール建屋	屋外	屋外	原子炉建屋
操作系	インターロック又は手動操作	手動操作	手動操作	手動操作	インターロック又は手動操作	手動操作	手動操作	手動操作
	中央制御室	中央制御室	中央制御室	中央制御室	中央制御室	中央制御室	中央制御室	原子炉建屋

※1 : 6 号及び 7 号炉における逃がし安全弁各 18 個の内、自動減圧機能を有する弁は、以下の通り

(6 号炉) B21-N0-F001A, C, F, H, L, N, R, T 計 8 個

(7 号炉) B21-N0-F001A, C, F, H, L, N, R, T 計 8 個

3.3.2.2 代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）

3.3.2.2.1 設備概要

代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって設計基準事故対処設備が有する原子炉の自動減圧機能が喪失した場合においても、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、原子炉水位低（レベル1）及び残留熱除去系ポンプ運転（低圧注水モード）の場合に、逃がし安全弁を作動させることを目的として回路を設けるものである。

本システムは、原子炉水位低（レベル1）及び残留熱除去系ポンプ運転（低圧注水モード）の場合に、逃がし安全弁（4個）を作動させる減圧自動化ロジックを設ける構成とする。原子炉水位低（レベル1）の検出器を多重化し作動回路を2 out of 3論理にて自動的に信号を発信し、信頼性向上を図る設計とする。なお、**重大事故等時において**原子炉スクラム失敗時に自動減圧系が自動起動すると、高圧炉心注水系及び低圧注水系から大量の冷水が注水され、出力の急激な上昇に繋がるため、自動減圧系及び代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）の自動起動阻止回路を用いて、自動起動を阻止する設計とする。

表 3.3-8 代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）【常設】 自動減圧系の起動阻止スイッチ【常設】
附属設備	—
水源（水源に関する流路，電源設備を含む）	—
流路	—
注水先	—
電源設備 ^{※1}	非常用ディーゼル発電機（設計基準拡張）【常設】
計装設備 ^{※2}	原子炉圧力【常設】，原子炉圧力（SA）【常設】 原子炉水位【常設】，原子炉水位（SA）【常設】

※1：単線結線図を補足説明資料 46-2 に示す。

電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

※2：主要設備を用いた炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態

計装設備については「3.15 計測設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

3.3.2.2.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を図 3.3-3 に以下に示す。

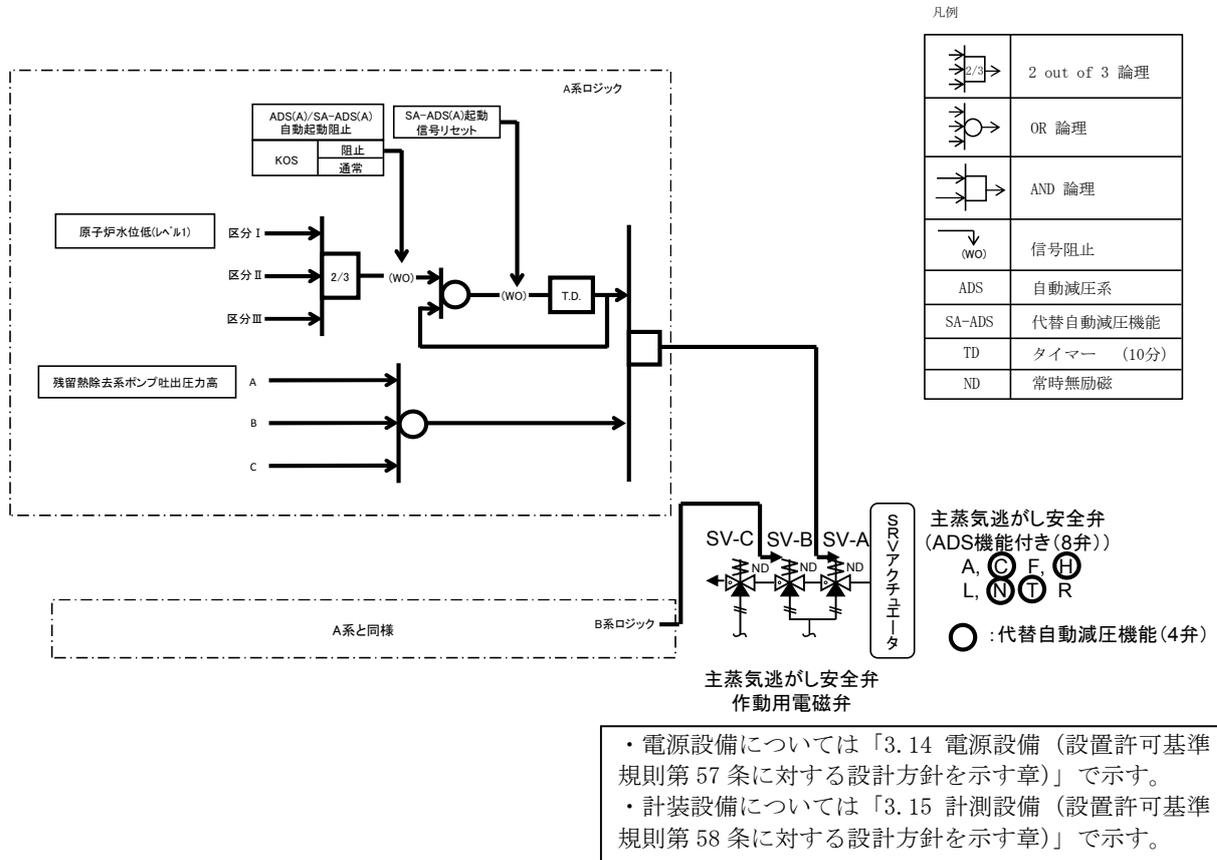


図 3.3-3 代替自動減圧機能説明図

なお、電源設備については「3.14 電源設備 (設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章)」, 計装設備については「3.15 計測設備 (設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章)」で示す。

また、代替自動減圧ロジック (代替自動減圧機能) は、以降、代替自動減圧機能という。

3.3.2.2.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.3.2.2.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

(1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第43条第1項一）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

代替自動減圧機能は、中央制御室及び二次格納施設内に設置される設備であることから、その機能を期待される重大事故等時の中央制御室及び二次格納施設内の環境条件及び荷重条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができるよう、表3.3-9に示す設計とする。

(46-3-2, 3, 14, 15, 26)

表 3.3-9 想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	設置場所である中央制御室及び二次格納施設内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため、天候による影響は受けない
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）
風（台風）・積雪	中央制御室及び二次格納施設内に設置するため、風（台風）及び積雪の影響は受けない
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする

(2) 操作性（設置許可基準規則第43条第1項二）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

代替自動減圧機能は、原子炉水位低（レベル 1）及び残留熱除去系ポンプ運転（低圧注水モード）の場合に、逃がし安全弁（4 個）を作動させる減圧自動化ロジックを設ける設計とする。原子炉水位低（レベル 1）の検出器を多重化し作動回路を 2 out of 3 論理にて自動的に信号を発信し、信頼性向上を図る設計とする。

自動減圧系回路と代替自動減圧機能回路の自動起動阻止回路は、中央制御室の制御盤の阻止スイッチ（ハードスイッチ）にて手動による操作が可能な設計とする。阻止スイッチは誤操作防止のために名称が明記され、操作者の操作及び監視性を考慮しており、確実に操作できる設計とする。

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項三）

(i) 要求事項

健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

代替自動減圧機能は、逃がし安全弁の作動信号を発信する設備であり、運転中に試験又は検査を実施する場合には、**過大な出力変動等**によりプラントに外乱を与える可能性があり、かつ、試験中又は検査中は機能自体が維持できない状態となる為、プラント停止中に機能・性能の確認が可能な設計とする。模擬入力による機能確認としてロジック回路動作確認（阻止スイッチの機能確認を含む）が可能な設計とする。また、性能の確認が可能なように、模擬入力による校正及び設定値確認ができる設計とする。

(46-5-18～20)

表 3.3-10 代替自動減圧機能の試験及び検査

プラント状態	項目	内容
停止中	機能・性能試験	設定値確認 タイマーの確認 ロジック確認（阻止スイッチの機能確認を含む）

(4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項四）

(i) 要求事項

本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

代替自動減圧機能は、本来の用途以外の用途には使用しない設計とする。

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第 43 条第 1 項五）

(i) 要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。

代替自動減圧機能は、他の設備に悪影響を及ぼさないよう以下の措置を講じる設計とする。

代替自動減圧機能の論理回路は、多重化された自動減圧系とは別の制御盤に収納することで悪影響を与えない設計とする。

検出器（原子炉水位低（レベル 1）、残留熱除去系ポンプ吐出圧力高）からの入力信号については共有しているが、自動減圧系と電氣的な隔離装置（リレー）を用いて信号を分離し、自動減圧系への悪影響を与えない設計とする。また、ロジック回路からの作動用電磁弁制御信号についても共用しているが、自動減圧系と電氣的な隔離装置（リレー）を用いて信号を分離しており、自動減圧系への悪影響を与えない設計とする。

自動減圧系と代替自動減圧機能のロジック回路の電源は、遮断器又はヒューズによる電氣的な分離をすることで自動減圧系に悪影響を与えない設計とする。

(46-11-2~6)

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項六）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

代替自動減圧機能は、現場における操作が不要な設計とする。

また、自動減圧系の起動阻止スイッチは、中央制御室から操作可能な設計とする。

3.3.2.2.3.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第43条第2項一）

(i) 要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

代替自動減圧機能は、炉心の著しい損傷を防止するためのシステムであることを考慮し、炉心が露出しないように有効燃料棒上端より高い設定として、「原子炉水位低（レベル1）」信号の計器誤差を考慮して確実に作動する設計とする。なお、逃がし安全弁の作動は冷却材の放出となり、その補給に残留熱除去系による注水が必要であることから、原子炉水位低（レベル1）及び残留熱除去系ポンプ運転（低圧注水モード）の場合に、逃がし安全弁（4個）を作動させる減圧自動化ロジックを設ける設計とする。

(46-6-7)

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第43条第2項二）

(i) 要求事項

二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって、同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、この限りでない。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

代替自動減圧機能は、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

(3) 設計基準事故対処設備との多様性（設置許可基準規則第43条第2項三）

(i) 要求事項

常設重大事故防止設備は、共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

代替自動減圧機能のロジック回路は、多重化された自動減圧系の制御盤と位置的分散を図ることで、地震、火災、溢水等の主要な共通要因故障によって同時に機能を損なわれない設計とする。

また、代替自動減圧機能のロジック回路は、アナログ回路であるが、自動減圧系機能のロジック回路はデジタル回路で構築されており、多様性を有する設計とする。

自動減圧系と代替自動減圧機能のロジック回路の電源は、遮断器又はヒューズによる電氣的な分離をすることで自動減圧系と同時に機能が損なわれない設計とする。

(46-11-2～6)

3.3.2.3 逃がし安全弁機能回復（可搬型代替直流電源供給）

3.3.2.3.1 設備概要

逃がし安全弁の駆動に必要な常設直流電源系統が喪失した場合でも、AM用切替装置(SRV)を切り替えることで、可搬型直流電源設備からの供給により逃がし安全弁（8個）の駆動が可能な設計とする。可搬型直流電源設備として、電源車を配備する。

電源車は、代替所内電気設備へ接続することにより、AM用MCCを經由し復水移送ポンプ等に電源供給しつつ、AM用直流125V充電器を經由し、24時間にわたり逃がし安全弁等、重大事故等の対応に必要な直流設備へ電源供給できる設計とする。また、軽油タンクより、タンクローリ（4kL）を用いて燃料を補給できる設計とする。

また、駆動回路に逃がし安全弁用可搬型蓄電池を接続することで、逃がし安全弁（2個）の駆動が可能な設計とする。逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、24時間にわたり逃がし安全弁（2個）を連続開可能な容量を有する設計とする。

重大事故等対処設備一覧を表 3.3-11 に示す。

表 3.3-11 逃がし安全弁機能回復（可搬型代替直流電源供給）に関する
重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備 ^{※1}	電源車【可搬】 AM用直流125V充電器【常設】 AM用切替装置（SRV）【常設】 逃がし安全弁用可搬型蓄電池【可搬】
附属設備	軽油タンク【常設】 タンクローリ（4kL）【可搬】 緊急用電源切替箱断路器【常設】 緊急用電源切替箱接続装置【常設】 AM用動力変圧器【常設】 AM用MCC【常設】 AM用切替盤【常設】 AM用直流125V蓄電池【常設】
燃料源	軽油タンク【常設】
燃料流路	タンクローリ（4kL）【可搬】 軽油タンク予備ノズル・弁【常設】
燃料補給先	電源車【可搬】
交流電路	電源車～緊急用電源切替箱接続装置電路【可搬】 緊急用電源切替箱接続装置～AM用直流125V充電器電路【常設】 電源車～AM用動力変圧器電路【可搬】 AM用動力変圧器～AM用直流125V充電器電路【常設】
直流電路	AM用直流125V充電器～AM用切替装置（SRV）電路【常設】 逃がし安全弁用可搬型蓄電池～駆動回路電路【可搬】

※1：単線結線図を補足説明資料46-2に示す。

主要設備のうち、電源車及びAM用直流125V充電器については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章）」で示す。

3.3.2.3.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

(1) 逃がし安全弁用可搬型蓄電池

型式	: リチウムイオン電池
個数	: 2 (1/プラント) (予備 1 (6号及び7号炉で共用))
容量	: 2072Wh
電圧	: 135V
使用箇所	: 原子炉建屋地下1階
保管場所	: 原子炉建屋地下1階

(2) 可搬型代替交流電源設備 (電源車) (6号及び7号炉で共用)

エンジン	
個数	: 4 (2/プラント) (予備 5)
使用燃料	: 軽油
発電機	
個数	: 4 (2/プラント) (予備 5)
種類	: 横軸回転界磁 3 相同期発電機
容量	: 約 500kVA/台
力率	: 0.8
電圧	: 6.9kV
周波数	: 50Hz
取付箇所	: 荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所

(3) AM用直流 125V 充電器

個数	: 1
電圧	: 125V
容量	: 約 300A
取付箇所	: 原子炉建屋地上 4 階

(4) AM用切替装置 (SRV)

個数	: 一式
取付箇所	: コントロール建屋地上 2 階

なお、上記 (2)、(3) の電源設備の詳細については「3.14 電源設備 (設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章)」にて示す。

3.3.2.3.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.3.2.3.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

(1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第43条第1項一）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合における温度，放射線，荷重その他の使用条件において，重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。

(ii) 適合性

基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池は，原子炉建屋の二次格納施設外に設置される設備であることから，その機能を期待される重大事故等時の原子炉建屋の二次格納施設外の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，表 3.3-12 に示す設計とする。

AM用切替装置（SRV）は，中央制御室に設置される設備であることから，その機能を期待される重大事故等時の中央制御室の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，表 3.3-11 に示す設計とする。

また，逃がし安全弁用可搬型蓄電池の接続作業は，逃がし安全弁用可搬型蓄電池の接続場所である原子炉建屋の二次格納施設外にて作業可能な設計とする。

(46-3-10, 22, 27)

表 3.3-12 想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	設置場所である原子炉建屋の二次格納施設外及び中央制御室で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）
風（台風）・積雪	原子炉建屋の二次格納施設外及び中央制御室に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池の接続作業は、想定される重大事故等が発生した場合において、原子炉建屋の二次格納施設外の環境条件（被ばく影響等）を考慮の上、原子炉建屋の二次格納施設外にて作業可能な設計とする。

作業場所である原子炉建屋の二次格納施設外は、十分な作業空間を確保する。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池の接続作業は、一般的に用いられる工具（ドライバー等）を用いて、確実に作業ができる設計とし、作業用工具は、作業場所である原子炉建屋の二次格納施設外近傍、アクセスルートの近傍又は中央制御室内に保管することとする。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、車輪の設置により運搬、移動ができるとともに、設置場所である原子炉建屋の二次格納施設外にてボルト固定により転倒対策が可能な設計とする。

AM 用切替装置（SRV）は、中央制御室の制御盤内の切替装置にて手動による操作が可能な設計とする。切替装置は誤操作防止のために名称が明記され、操作者の操作及び監視性を考慮しており、確実に操作できる設計とする。

(46-3-10, 22, 27, 46-4-3)

表 3.3-13 操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
逃がし安全弁用可搬型蓄電池	接続箇所端子リフト 逃がし安全弁用可搬型蓄電池接続	原子炉建屋の二次格納施設外	接続操作
	スイッチ操作 OFF⇒ON (逃がし安全弁閉⇒開)		スイッチ操作
AM 用切替装置 (SRV)	切⇒入 (AM 用直流 125V 充電器側)	中央制御室	切替装置操作

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項三）

(i) 要求事項

健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、表 3.3-14 に示すようにプラント運転中又は停止中に外観検査及び電圧測定が可能な設計とする。

(46-5-23)

表 3.3-14 逃がし安全弁用可搬型蓄電池の試験及び検査

プラント状態	項目	内容
運転中又は停止中	外観検査	外観の確認
	機能・性能試験	電圧の確認

AM 用切替装置 (SRV) は、表 3.3-15 に示すようにプラント停止中に外観検査、機能・性能検査が可能な設計とする。

性能の確認として、電気回路の絶縁抵抗に異常がないことを確認する。

(46-5-21, 22)

表 3.3-15 AM 用切替装置 (SRV) の試験及び検査

プラント状態	項目	内容
停止中	外観検査	外観の確認
	機能・性能試験	AM 用切替装置 (SRV) の性能 (絶縁抵抗) 確認

(4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項四）

(i) 要求事項

本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池及び AM 用切替装置 (SRV) は、本来の用途以外の用途には使用しない設計とする。逃がし安全弁用可搬型蓄電池の接続は、接

続規格を統一することにより、速やかに接続操作可能な設計とする。

図 3.3-4 に原子炉建屋の二次格納施設外での逃がし安全弁用可搬型蓄電池の接続による逃がし安全弁(自動減圧機能付き)開放のタイムチャートを示す。

図 3.3-5 に可搬型直流電源設備からの供給による逃がし安全弁解放のタイムチャートを示す。

(46-4-3, 46-7-2, 3)

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)												備考	
		10	20	30	40	50	60	70							
		逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁開放 55分													
逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁開放	中央制御室運転員 A, B	2			電源確認、通信手段確保										原子炉の減圧確認については、中央制御室又は原子炉建屋地下1階計装ラック室(管理区域)にて確認が可能であるため、いずれかの計器で原子炉減圧を確認する。
					可搬計測器接続										
	現場運転員 C, D	2			移動、系統構成										
	現場運転員 E, F	2													

図 3.3-4 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁(自動減圧機能付き)開放のタイムチャート

手順の項目	要員(数)	経過時間(時間)												備考					
		10分	20分	30分	40分	50分	1	2	3	4	5	6	7		8	9	10	11	12
		常設代替直流電源設備による逃がし安全弁開放 35分																	
		可搬型直流電源設備による逃がし安全弁開放 ※8時間35分																	
可搬型直流電源設備による逃がし安全弁開放	中央制御室運転員 A, B	2			通信手段確保														原子炉の減圧確認については、中央制御室又は原子炉建屋地下1階計装ラック室(管理区域)にて確認が可能であるため、いずれかの計器で原子炉減圧を確認する。
					可搬計測器接続														
	現場運転員 C, D	2			電源切替														
					減圧確認														
	現場運転員 E, F	2			移動、系統構成														
	緊急時対策要員	6																	

※ガスタービン発電機及び電源車によるAM用MCC 7B受電の内、最長時間である6時間15分及びAM用充電器受電時間を2時間20分とし、8時間35分で継続供給可能である。

図 3.3-5 可搬型直流電源設備による逃がし安全弁解放のタイムチャート

* : 「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」への適合状況についての 1.3 で示すタイムチャート

(5) 悪影響の防止 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項五)

(i) 要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池及び AM 用切替装置 (SRV) は、通常時に接続先

の系統と分離すること及び重大事故等時は重大事故等対処設備として系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、設置場所である原子炉建屋の二次格納施設外にてボルト固定により転倒対策を実施することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

(46-4-3)

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項六）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池及び AM 用切替装置（SRV）は、線源からの離隔距離により放射線量が高くなるおそれの少ない設置場所である、原子炉建屋の二次格納施設外及び中央制御室に設置し、設置場所で操作可能な設計とする。

(46-3-10, 22, 27)

表 3.3-16 操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
逃がし安全弁用可搬型蓄電池	原子炉建屋地下 1 階 (原子炉建屋の二次格納施設外)	原子炉建屋地下 1 階 (原子炉建屋の二次格納施設外)
AM 用切替装置 (SRV)	中央制御室	中央制御室

3.3.2.3.3.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第43条第2項一）

(i) 要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

AM用切替装置(SRV)を切り替えることで、可搬型直流電源設備からの供給により、24時間にわたり逃がし安全弁(8個)の駆動が可能な設計とする。

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第43条第2項二）

(i) 要求事項

二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって、同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、この限りでない。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。

AM用切替装置(SRV)は、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

(3) 設計基準事故対処設備との多様性（設置許可基準規則第43条第2項三）

(i) 要求事項

常設重大事故防止設備は、共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。

AM用切替装置(SRV)を切り替えることで、可搬型直流電源設備からの電源供給による逃がし安全弁の駆動は、直流125V蓄電池A、直流125V蓄電池A-2及び直流125V蓄電池Bからの電源供給による逃がし安全弁の駆動と異なる電源及び電路で構成されており、多様性を有する設計とする。

(46-4-3)

3.3.2.3.3.3 設置許可基準規則第43条第3項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第43条第3項一）

(i) 要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量に加え、十分に余裕のある容量を有するものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、24時間にわたり逃がし安全弁（2個）を連続開可能な容量を有するものを、6号炉、7号炉それぞれ1セット1個使用する。保有数は1セット1個に、故障時及び保守点検による待機徐外時のバックアップ用として1個（6号及び7号炉共用）を分散して保管する設計とする。

(46-6-8)

(2) 確実な接続（設置許可基準規則第43条第3項二）

(i) 要求事項

常設設備（発電用原子炉施設と接続されている設備又は短時間に発電用原子炉施設と接続することができる常設の設備をいう。以下同じ。）と接続するものにあつては、当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ、かつ、二以上の系統又は発電用原子炉施設が相互に使用することができるよう、接続部の規格の統一その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池の接続は、接続規格を統一することにより、一般的に使用される工具（ドライバー等）を用いて容易かつ確実に接続操作可能な設計とする。

(46-4-3, 46-7-2, 3)

(3) 複数の接続口（設置許可基準規則第43条第3項三）

(i) 要求事項

常設設備と接続するものにあつては、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、可搬型重大事故等対処設備（原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものに限る。）の接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設けるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池は, 原子炉建屋の外から水又は電力を供給する設備ではなく, 原子炉建屋の二次格納施設外から接続可能な設計とする。

(4) 設置場所 (設置許可基準規則第 43 条第 3 項四)

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において可搬型重大事故等対処設備を設置場所に据え付け, 及び常設設備と接続することができるよう, 放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定, 設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池の接続は, 線源からの離隔距離により放射線量が高くなる恐れが少ない設置場所である, 原子炉建屋の二次格納施設外で操作可能な設計とする。

(46-3-10, 22)

(5) 保管場所 (設置許可基準規則第 43 条第 3 項五)

(i) 要求事項

地震, 津波その他の自然現象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影響, 設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管すること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池は, 津波, その他自然現象による影響 (風 (台風), 竜巻, 積雪, 低温, 落雷, 火山の影響, 森林火災, 降水, 生物学的事象) 及び外部人為事象 (近隣工場等の火災又は爆発, 有毒ガス) に対して, 外部からの衝撃による損傷の防止が図られた原子炉建屋の二次格納施設外に保管する。

また, 直流125V蓄電池A, 直流125V蓄電池A-2, 直流125V蓄電池B及びAM用直流125V蓄電池と位置的分散を図り保管及び設置する設計とする。

(46-3-10~13, 22~25, 46-8-3, 5)

(6) アクセスルートの確保（設置許可基準規則第 43 条第 3 項六）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、工場等内の道路及び通路が確保できるよう、適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池の運搬経路は、津波、その他自然現象による影響（風（台風）、竜巻、積雪、低温、落雷、火山の影響、森林火災、降水、生物学的事象）及び外部人為事象（近隣工場等の火災又は爆発、有毒ガス）に対して、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた原子炉建屋の二次格納施設外に確保し、地震時の迂回路も考慮して複数の屋内アクセスルートを確認する設計とする。

なお、溢水等に対しては、アクセスルートでの被ばくを考慮した放射線防護具を着用することとし、運用については、「技術的能力説明資料 1.0 重大事故等対策における共通事項」に、火災防護については、「2.2 火災による損傷の防止（設置許可基準規則第 41 条に対する設計方針を示す章）」に示す。

(46-9-6, 7)

(7) 設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備との多様性（設置許可基準規則第 43 条第 3 項七）

(i) 要求事項

重大事故防止設備のうち可搬型のものは、共通要因によって、設計基準事故対処設備の安全機能、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた原子炉建屋の二次格納施設外に設置し、直流 125V 蓄電池 A、直流 125V 蓄電池 A-2、直流 125V 蓄電池 B 及び AM 用直流 125V 蓄電池と位置的分散を図る設計とする。

また、逃がし安全弁用可搬型蓄電池はリチウムイオン蓄電池であるが、直流 125V 蓄電池 A、直流 125V 蓄電池 A-2、直流 125V 蓄電池 B 及び AM 用直流 125V 蓄電池は鉛蓄電池であり、多様性を有する設計とする。

(46-3-10～13, 22～25, 46-4-3, 46-8-4, 7)

3.3.2.4 逃がし安全弁機能回復（代替窒素供給）

3.3.2.4.1 設備概要

逃がし安全弁の駆動に必要な逃がし弁機能用アキュムレータ及び自動減圧機能用アキュムレータの供給圧力が喪失した場合に備え、高圧窒素ガス供給系（非常用）を設ける。

本システムは、逃がし安全弁に対して窒素ガスを供給するものであり、高圧窒素ガスポンプ及び高圧窒素ガス供給系（非常用）配管・弁等で構成する。

高圧窒素ガス供給系（非常用）は、独立した2系列で位置的分散を図る系統構成であり、中央制御室又は現場での弁操作により高圧窒素ガスポンプの高圧窒素ガスを、逃がし安全弁及び逃がし安全弁（自動減圧機能付き）のアクチュエータのピストンへ供給する。なお、高圧窒素ガス供給系（非常用）の各系列には使用側及び待機側の2系列の高圧窒素ガスポンプが設置されており、ポンプ圧力が低下した場合においても、現場操作により高圧窒素ガスポンプの切り替え又は交換が可能な設計とする。

高圧窒素ガス供給系（非常用）の系統圧力は、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の作動環境条件を考慮して格納容器圧力が設計圧力の2倍の状態（2Pd）においても全開可能な圧力に設定する。

高圧窒素ガス供給系（非常用）の系統概要図を図3.3-6に、重大事故等対処設備一覧を表3.3-17に示す。

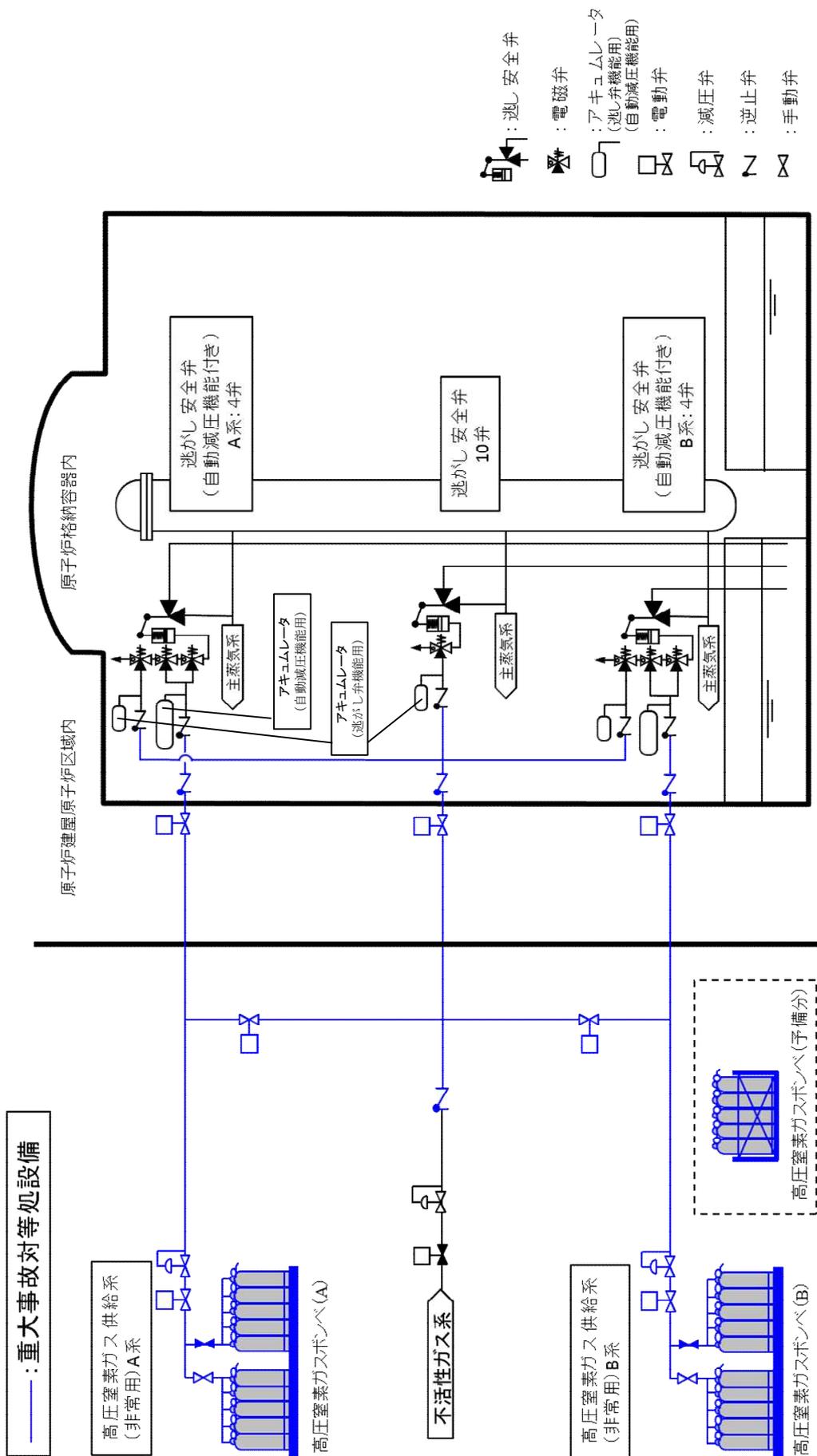


図 3.3-6 高圧窒素ガス供給系 (非常用) 系統概略図

表3.3-17 逃がし安全弁機能回復（代替窒素供給）に関する
重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	高圧窒素ガスポンベ【可搬】
付属設備	—
水源（水源に関する流路， 電源設備を含む）	—
流路	高圧窒素ガス供給系 配管・弁【常設】 自動減圧機能用アキュムレータ【常設】 逃がし弁機能用アキュムレータ【常設】
注水先	—
電源設備	—
計装設備	—

3.3.2.4.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

(1) 高圧窒素ガスポンベ

- 個数 : 5（予備 20）
- 容量 : 約 47L/本
- 充填圧力 : 約 15MPa
- 使用箇所 : 原子炉建屋地上 4 階
- 保管場所 : 原子炉建屋地上 4 階

3.3.2.4.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.3.2.4.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

(1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第43条第1項一）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

高圧窒素ガスポンベは、原子炉建屋の二次格納施設外に設置される設備であることから、その機能を期待される重大事故等時の原子炉建屋の二次格納施設外の環境条件及び荷重条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができるよう、表 3.3-18 に示す設計とする。

また、高圧窒素ガスポンベの切り替え及び交換作業は、高圧窒素ガスポンベ設置場所である原子炉建屋の二次格納施設外にて作業可能な設計とする。

(46-3-5, 6, 17, 18)

表 3.3-18 想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	設置場所である原子炉建屋の二次格納施設外で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため、天候による影響は受けない
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）
風（台風）・積雪	原子炉建屋の二次格納施設外に設置するため、風（台風）及び積雪の影響は受けない
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする

(2) 操作性（設置許可基準規則第43条第1項二）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

高圧窒素ガスポンベの切り替え及び交換作業は、想定される重大事故等が発生した場合において、原子炉建屋の二次格納施設外の環境条件(被ばく影響等)を考慮の上、原子炉建屋の二次格納施設外にて作業可能な設計とする。

作業場所である原子炉建屋の二次格納施設外は、十分な作業空間を確保する。

高圧窒素ガスポンベの切り替え及び交換作業は、一般的に用いられる工具(スパナ等)及び専用工具(ポンベ開閉ハンドル(ポンベコック操作))を用いて、確実に作業ができる設計とし、作業用工具は、作業場所である原子炉建屋の二次格納施設外近傍、アクセスルートの近傍又は中央制御室内に保管することとする。

また、高圧窒素ガスポンベの接続は、袋ナットによる専用の接続方式により、確実に接続が可能な設計とする。

なお、高圧窒素ガスポンベの切り替え及び交換を行うために必要な操作対象弁(6号炉においてHPIN窒素ガスポンベラック元弁 P54-F017A~D, HPIN窒素ガスポンベ付属止め弁 P54-F016A~V (I, 0 除く) 及びHPIN窒素ガスポンベ元弁, 7号炉においてHPIN窒素ガスポンベ出口元弁 P54-F002A~D, HPIN窒素ガスポンベ出口弁 P54-F001A~V (I, 0 除く) 及びHPIN窒素ガスポンベ元弁)は、一般的に用いられる工具(スパナ等)及び専用工具(ポンベ開閉ハンドル(ポンベコック操作))を用いて操作が可能な設計とする。

高圧窒素ガスポンベは、人力又はポンベ運搬台車による運搬、移動ができるとともに、必要により設置場所である原子炉建屋の二次格納施設外にてポンベラックによる固縛等により転倒対策が可能な設計とする。

高圧窒素ガス供給を行うために必要な操作対象弁(6号炉においてHPIN非常用窒素ガス供給元弁 P54-M0-F018A, B 及びHPIN常用非常用窒素ガス連絡弁 P54-M0-F027A, B, 7号炉においてHPIN非常用窒素ガス供給弁 P54-M0-F003A, B 及びHPIN常用・非常用窒素ガス連絡弁 P54-M0-F012A, B)は、原子炉建屋の二次格納施設外に設置し、ハンドルによる手動操作が可能な設計とする。

(46-3-5, 7, 17, 19, 46-4-4~6)

表 3.3-19 操作対象機器

機器名称 ^{※1}	状態の変化	操作場所	操作方法
HPIN 非常用窒素ガス供給弁	全閉⇒全開	原子炉建屋の二次格納施設外	手動操作
HPIN 常用・非常用窒素ガス連絡弁	全開⇒全閉	原子炉建屋の二次格納施設外	手動操作
高圧窒素ガスボンベ	予備品と交換	原子炉建屋の二次格納施設外	切替作業 交換作業

※1：機器名称は7号炉を代表として記載

※2：高圧窒素ガスボンベの切り替え及び交換を行う際に操作する弁について、補足説明資料 46-4-5, 6 に示す

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第43条第1項三）

(i) 要求事項

健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

高圧窒素ガス供給系（非常用）は、表 3.3-20 に示すようにプラント停止中に機能・性能試験，プラント運転中に高圧窒素ガスボンベの外観検査が可能とし，機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

また，高圧窒素ガスボンベは，規定圧力の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

表 3.3-20 高圧窒素ガス供給系（非常用）の試験及び検査

プラント状態	項目	内容
停止中	機能・性能試験	供給圧力の確認
運転中	外観検査	ボンベ外観の確認 規定圧力の確認

高圧窒素ガス供給系（非常用）は，機能・性能試験として，高圧窒素ガスボンベから高圧窒素ガスを供給することで，高圧窒素ガス供給系（非常用）の系統圧力の確認を行うことが可能な設計とする。

高圧窒素ガスボンベは，外観検査として，目視により性能に影響を及ぼす恐れのある傷，割れ等がないことについて確認を行えるとともに，規定圧力の確認を行うことが可能な設計とする。

(46-5-24, 25)

(4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項四）

(i) 要求事項

本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

高圧窒素ガス供給系（非常用）は、本来の用途以外の用途には使用しない設計とする。

なお、切り替えを行うため、系統に必要な弁等を設ける設計としており、高圧窒素ガス供給を行うために必要な操作対象弁（6 号炉は HPIN 非常用窒素ガス供給元弁 P54-M0-F018A, B 及び HPIN 常用非常用窒素ガス連絡弁 P54-M0-F027A, B, 7 号炉は HPIN 非常用窒素ガス供給弁 P54-M0-F003A, B 及び HPIN 常用・非常用窒素ガス連絡弁 P54-M0-F012A, B）は、原子炉建屋の二次格納施設外に設置し、ハンドル操作にて速やかに切り替えが可能な設計とする。

系統構成を行うための弁操作に要する時間は 15 分程度を想定する。

逃がし安全弁への窒素供給に伴う作業について、「1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等（技術的能力審査基準 1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等に対する技術的能力を示す章）」に示す。

高圧窒素ガスポンベの切り替え及び交換を行うために必要な操作対象弁（6 号炉において HPIN 窒素ガスポンベラック元弁 P54-F017A～D, HPIN 窒素ガスポンベ付属止め弁 P54-F016A～V（I, 0 除く）及び HPIN 窒素ガスポンベ元弁, 7 号炉において HPIN 窒素ガスポンベ出口元弁 P54-F002A～D, HPIN 窒素ガスポンベ出口弁 P54-F001A～V（I, 0 除く）及び HPIN 窒素ガスポンベ元弁）は、原子炉建屋の二次格納施設外に設置し、一般的に用いられる工具（スパナ等）及び専用工具（ポンベ開閉ハンドル（ポンベコック操作用））を用いて速やかに切り替えが可能な設計とする。

高圧窒素ガスポンベの切り替え及び交換を行うために要する作業時間は、1 時間程度を想定する。

高圧窒素ガスポンベによる駆動源確保について、「1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等（技術的能力審査基準 1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等に対する技術的能力を示す章）」に示す。

(46-3-6, 7, 18, 19, 46-7-4, 5)

手順の項目		要員(数)		経過時間(分)												備考		
				10	20	30	40	50	60	70								
				ドライウエル入口圧力低警報発生 20分 高圧窒素ガスポンベによる逃がし安全弁駆動源確保														
高圧窒素ガスポンベによる逃がし安全弁駆動源確保	中央制御室運転員 A, B	2	通信手段確保															
	現場運転員 C, D	2	窒素ガス供給確認															
				移動、ライン切替														

手順の項目		要員(数)		経過時間(分)												備考		
				10	20	30	40	50	60	70								
				窒素ガスポンベ出口圧力低警報発生 60分 高圧窒素ガスポンベによる逃がし安全弁駆動源確保														
高圧窒素ガスポンベによる逃がし安全弁駆動源確保	現場運転員 C, D	2	移動、ポンベ切替															
	現場運転員 E, F	2	ポンベ交換															
				リークチェック														

図 3.3-7 高圧窒素ガスポンベによる逃がし安全弁駆動源確保のタイムチャート

* : 「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」への適合状況についての 1. 3 で示すタイムチャート

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第 43 条第 1 項五）

(i) 要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。

高圧窒素ガス供給系（非常用）は、弁（6号炉はHPIN 常用非常用窒素ガス連絡弁 P54-M0-F027A, B, 7号炉はHPIN 常用・非常用窒素ガス連絡弁 P54-M0-F012A, B）の閉操作及び弁（6号炉はHPIN 非常用窒素ガス供給元弁 P54-M0-F018A, B, 7号炉はHPIN 非常用窒素ガス供給弁 P54-M0-F003A, B）の開操作によって、通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成及び系統隔離が可能な設計とする。

(46-4-4~6)

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項六）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定, 設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

高圧窒素ガスポンベ及び操作対象弁(6号炉はHPIN非常用窒素ガス供給元弁 P54-M0-F018A, B 及びHPIN常用非常用窒素ガス連絡弁 P54-M0-F027A, B, 7号炉はHPIN非常用窒素ガス供給弁 P54-M0-F003A, B 及びHPIN常用・非常用窒素ガス連絡弁 P54-M0-F012A, B) は、線源からの離隔距離により放射線量が高くなるおそれの少ない設置場所である、原子炉建屋の二次格納施設外に設置し、設置場所で操作可能な設計とする。

また、高圧窒素ガスポンベの切り替え及び交換を行うために必要な操作対象弁(6号炉においてHPIN窒素ガスポンベラック元弁 P54-F017A~D, HPIN窒素ガスポンベ付属止め弁 P54-F016A~V (I, O 除く) 及びHPIN窒素ガスポンベ元弁, 7号炉においてHPIN窒素ガスポンベ出口元弁 P54-F002A~D, HPIN窒素ガスポンベ出口弁 P54-F001A~V (I, O 除く) 及びHPIN窒素ガスポンベ元弁) は、線源からの離隔距離により放射線量が高くなるおそれの少ない設置場所である、原子炉建屋の二次格納施設外に設置し、設置場所で操作可能な設計とする。

(46-3-6, 7, 18, 19)

表 3.3-21 操作対象機器設置場所

機器名称 ^{※1}	設置場所	操作場所
HPIN 非常用窒素ガス供給弁	原子炉建屋の二次格納施設外	原子炉建屋の二次格納施設外
HPIN 常用・非常用窒素ガス連絡弁	原子炉建屋の二次格納施設外	原子炉建屋の二次格納施設外
高圧窒素ガスポンベ	原子炉建屋の二次格納施設外	原子炉建屋の二次格納施設外

※1：機器名称は7号炉を代表として記載

※2：高圧窒素ガスポンベの切り替え及び交換を行う際に操作する弁について、補足説明資料 46-4-5, 6 に示す

3.3.2.4.3.2 設置許可基準規則第43条第3項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第43条第3項一）

(i) 要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量に加え、十分に余裕のある容量を有するものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

高圧窒素ガスポンベは、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備であるアキュムレータが有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても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、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）を作動させ、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧することができる窒素ガス供給量を有する設計とする。

負荷に直接接続する可搬型設備である高圧窒素ガスポンベの本数は、必要となる容量等を有する本数を6号及び7号炉それぞれ1セットに加え、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップを1セット以上確保することで基準に適合させる。

(46-6-9～13)

(2) 確実な接続（設置許可基準規則第43条第3項二）

(i) 要求事項

常設設備（発電用原子炉施設と接続されている設備又は短時間に発電用原子炉施設と接続することができる常設の設備をいう。以下同じ。）と接続するものにあっては、当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ、かつ、二以上の系統又は発電用原子炉施設が相互に使用することができるよう、接続部の規格の統一その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

高圧窒素ガスポンベは、専用の接続方式として袋ナットを用い、容易かつ確実に接続できる設計とする。

高圧窒素ガスポンベの接続にあたっては、一般的に用いられる工具（スパナ等）及び専用工具（ポンベ開閉ハンドル（ポンベコック操作用））を用いて、確実に作業ができる設計とし、作業用工具は、作業場所である原子炉建屋の二次格納施設外近傍、アクセスルートの近傍又は中央制御室内に保管することとする。

また、接続口について、6号及び7号炉とも同一形状、同口径とし、複数の系統での接続方式の統一を図った設計とする。

(46-4-4～6, 46-7-4, 5)

(3) 複数の接続口（設置許可基準規則第 43 条第 3 項三）

(i) 要求事項

常設設備と接続するものにあつては、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、可搬型重大事故等対処設備（原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものに限る。）の接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設けるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等に」に示す。

高圧窒素ガスポンベは、原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものではないことから本条文の直接的な要求は受けないが、高圧窒素ガス供給系（非常用）が A 系、B 系独立した 2 系を有する系統であることから、それぞれの接続口を、原子炉建屋の二次格納施設外の異なる複数の場所に設け、信頼性向上を図る設計とする。

(46-3-5, 17)

(4) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項四）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において可搬型重大事故等対処設備を設置場所に据え付け、及び常設設備と接続することができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

高圧窒素ガスポンベは、線源からの離隔距離により放射線量が高くなるおそれの少ない設置場所である、原子炉建屋の二次格納施設外に設置し、想定される重大事故等が発生した場合においても、高圧窒素ガスポンベの予備品との交換、及び常設接続口との接続が可能な設計とする。

(46-3-5, 17)

(5) 保管場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項五）

(i) 要求事項

地震、津波その他の自然現象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影響、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管すること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。

高圧窒素ガスボンベは, 津波, その他自然現象による影響(風(台風), 竜巻, 積雪, 低温, 落雷, 火山の影響, 森林火災, 降水, 生物学的事象)及び外部人為事象(近隣工場等の火災又は爆発, 有毒ガス)に対して, 外部からの衝撃による損傷の防止が図られた原子炉建屋の二次格納施設外に保管する。

また, 設計基準事故対処設備である多重化されたアキュムレータ(逃がし弁機能用, 自動減圧機能用)と原子炉格納容器内外で位置的分散を図るとともに, 複数箇所に保管及び設置する設計とする。

(46-3-5, 17, 46-8-2, 5)

(6) アクセスルートの確保(設置許可基準規則第43条第3項六)

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において, 可搬型重大事故等対処設備を運搬し, 又は他の設備の被害状況を把握するため, 工場等内の道路及び通路が確保できるよう, 適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

高圧窒素ガスボンベの運搬経路は, 津波, その他自然現象による影響(風(台風), 竜巻, 積雪, 低温, 落雷, 火山の影響, 森林火災, 降水, 生物学的事象)及び外部人為事象(近隣工場等の火災又は爆発, 有毒ガス)に対して, 外部からの衝撃による損傷の防止が図られた原子炉建屋の二次格納施設外に確保し, 地震時の迂回路も考慮して複数の屋内アクセスルートを確保する設計とする。

なお, 溢水等に対しては, アクセスルートでの被ばくを考慮した放射線防護具を着用することとし, 運用については, 「技術的能力説明資料 1.0 重大事故等対策における共通事項」に, 火災防護については, 「2.2 火災による損傷の防止(設置許可基準規則第41条に対する設計方針を示す章)」に示す。

(46-9-2~6)

(7) 設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備との多様性(設置許可基準規則第43条第3項七)

(i) 要求事項

重大事故防止設備のうち可搬型のもは, 共通要因によって, 設計基準事故対処設備の安全機能, 使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう, 適切な措置を講じた

ものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。

高圧窒素ガスポンベは, 外部からの衝撃による損傷の防止が図られた原子炉建屋の二次格納施設外に設置し, 設計基準事故対処設備である多重化されたアキュムレータ (逃がし弁機能用, 自動減圧機能用) と同時に機能を損なうおそれがないように, 可能な限り設計基準事故対処設備であるアキュムレータ (逃がし弁機能用, 自動減圧機能用) と多様性又は多重性, 位置的分散を図る設計とする。

高圧窒素ガスポンベの多様性又は多重性, 位置的分散について, 表 3.3-22 に示す。

(46-3-5, 9, 17, 21, 46-4-4~6, 46-8-2, 4)

表 3.3-22 多様性又は多重性, 位置的分散

項目	設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備
	アキュムレータ	高圧窒素ガスポンベ
減圧用の弁	逃がし安全弁	逃がし安全弁
	18 個	18 個
	原子炉格納容器内	
駆動用窒素	自動減圧機能用 アキュムレータ	高圧窒素ガスポンベ
	8 個	5 本 (予備 20 本)
	逃がし弁機能用 アキュムレータ	—
	18 個	—
	原子炉格納容器内	原子炉建屋の二次格納施設外

3.3.3 重大事故等対処設備（設計基準拡張）

3.3.3.1 インターフェイスシステム LOCA 隔離弁

3.3.3.1.1 設備概要

インターフェイスシステム LOCA 隔離弁である高圧炉心注水系注入隔離弁は、インターフェイス LOCA 発生個所の隔離によって、原子炉格納容器外への原子炉冷却材流出を防止する目的として設置するものである。

本設備は、原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された系統であり、プラント運転中に接続箇所の電動弁の開閉試験を実施する高圧炉心注水系 B 及び C の 2 つの独立した注水ラインに、それぞれ 1 台の構成とする。

インターフェイス LOCA は、隔離弁の隔離失敗により低圧設計部分が異常に過圧されることで発生するが、逃がし安全弁による原子炉減圧により原子炉冷却材漏えいの抑制を継続し、現場操作による隔離弁の全閉操作を実施することで、破断が発生した系統を隔離する設計とする。

なお、逃がし安全弁による原子炉の減圧は隔離弁の隔離操作が完了するまで継続する。

本設備の系統概要図を図 3.3-8 に、重大事故等対処設備（設計基準拡張）一覧を表 3.3-23 に示す。

本系統は設計基準対象施設であるが、想定される重大事故等時においてその機能を期待するため、重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付ける。

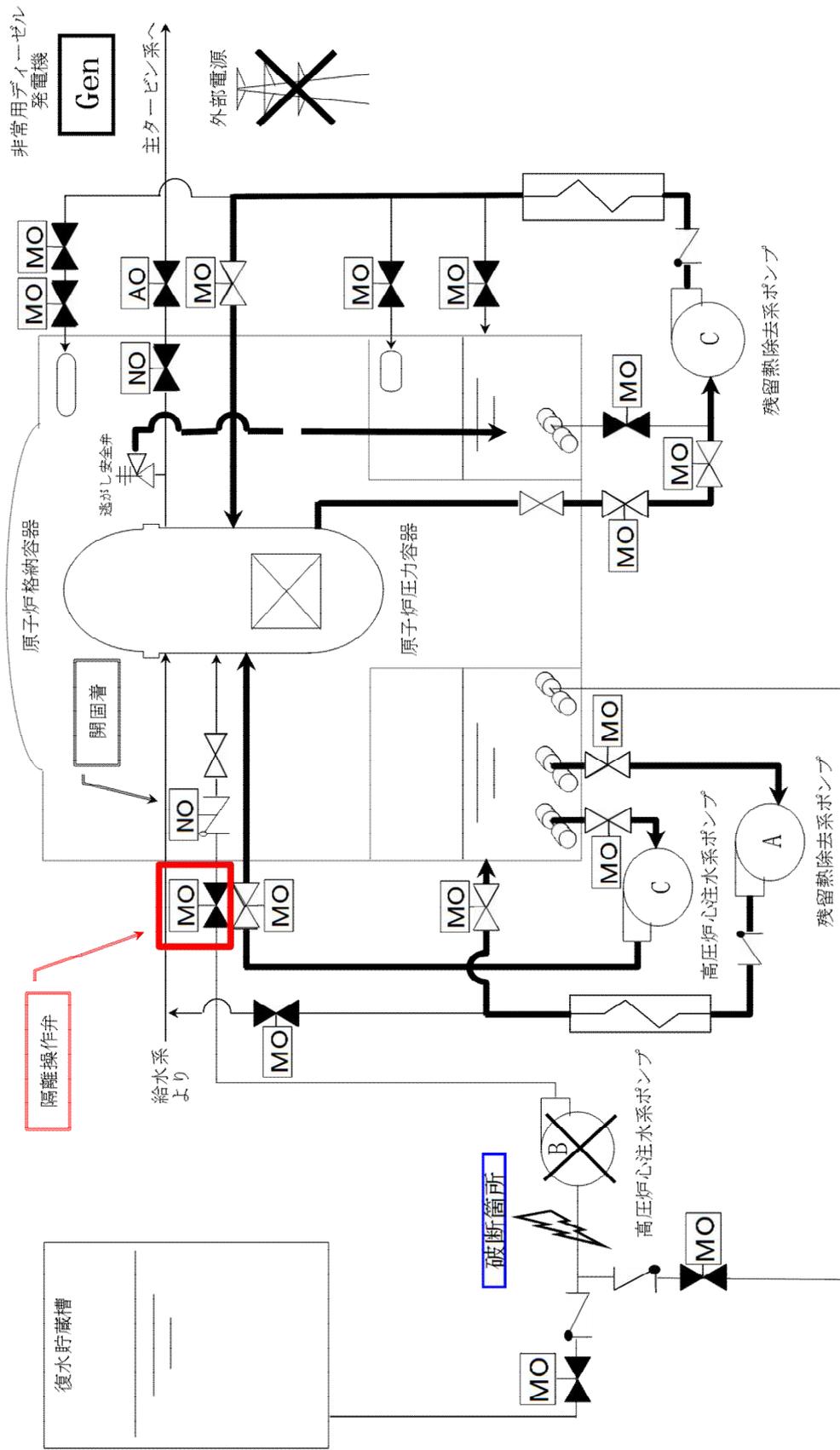


図 3.3-8 インターフェイスシステム LOCA 隔離弁系統概要図

表 3.3-23 インターフェイスシステム LOCA 隔離弁に関する重大事故等対処設備
(設計基準拡張) 一覧

設備区分	設備名
主要設備	高圧炉心注水系注入隔離弁【常設】
附属設備	—
電源設備	—
計装設備	—

3.3.3.1.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

(1) 高圧炉心注水系注入隔離弁

最高使用圧力：11.77MPa

最高使用温度：302℃

個数：2

取付箇所：原子炉建屋 1 階

3.3.3.1.3 設置許可基準規則第 43 条への適合方針

インターフェイスシステム LOCA 隔離弁については、設計基準対象施設として使用する場合と同様の系統構成で重大事故等においても使用するため、他の施設に悪影響を及ぼさない設計とする。

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

インターフェイスシステム LOCA 隔離弁については、二次格納施設内に設置される設備であることから、想定される重大事故等が発生した場合における二次格納施設内の環境条件及び荷重条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができるよう、表 3.3-24 に示す設計とする。

表 3.3-24 想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	設置場所である二次格納施設内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない
海水を通水する系統への影響	海水を通水しない
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）
風（台風）・積雪	二次格納施設内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする

また，インターフェイスシステム LOCA 隔離弁は中央制御室にて操作可能な設計とする。

基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

インターフェイスシステム LOCA 隔離弁は，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等においても使用する設計である。また，インターフェイスシステム LOCA 隔離弁は，発電用原子炉の運転中に機能・性能試験を，また停止中に分解検査を実施可能な設計とする。

基本方針については，「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

3.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備【53条】

【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) 水素濃度制御設備（制御により原子炉建屋等で水素爆発のおそれがないことを示すこと。）又は水素排出設備（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。
 - b) 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。
 - c) 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。

3.10 水素爆発による原子炉建屋の損傷を防止するための設備

3.10.1 設置許可基準規則第53条への適合方針

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、水素濃度制御設備及び水素濃度の監視設備として以下の設備を設ける。

(1) 静的触媒式水素再結合器(設置許可基準規則解釈の第1項(1) a), c))

水素濃度制御設備として、原子炉建屋オペレーティングフロアに静的触媒式水素再結合器を設置し、炉心の著しい損傷が発生して原子炉格納容器から原子炉建屋内に水素ガスが漏えいした場合において、原子炉建屋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ことで、原子炉建屋の水素爆発を防止する設計とする。また、静的触媒式水素再結合器は運転員による起動操作を行うことなく、水素ガスと酸素ガスを触媒反応によって再結合できる装置を適用し、起動操作に電源が不要な設計とする。

また、静的触媒式水素再結合器の動作確認を行うために静的触媒式水素再結合器の動作監視装置として、静的触媒式水素再結合器の入口側及び出口側に温度計を設置し、中央制御室で監視可能な設計とする。静的触媒式水素再結合器動作監視装置は代替電源設備からの給電により中央制御室において静的触媒式水素再結合器の動作確認が可能な設計とする。

(2) 水素濃度の監視設備(設置許可基準規則解釈の第1項(1) b), c))

原子炉建屋水素濃度は、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水素濃度を監視することを目的として原子炉建屋内に検出器を設置し、水素濃度を測定する。また、原子炉建屋水素濃度は代替電源設備からの給電により中央制御室において原子炉建屋内水素濃度の監視が可能な設計とする。

また、重大事故等時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の自主対策設備として、以下を整備する。

(3) 格納容器頂部注水系の設置

原子炉格納容器トップヘッドフランジのシール材の熱劣化を緩和し、原子炉格納容器から原子炉建屋への水素漏えいを抑制するために、原子炉ウェルに注水することで原子炉格納容器トップヘッドフランジを冷却する格納容器頂部注水系を設置する。

格納容器頂部注水系は、重大事故等時に原子炉建屋外から代替淡水源（防火水槽又は淡水貯水池）の水，若しくは海水を，可搬型代替注水ポンプ（A-2級）により原子炉ウェルに注水することで原子炉格納容器頂部を冷却できる設計とする。

(4) サプレッションプール浄化系による原子炉ウェル注水手段の整備

サプレッションプール浄化系により復水貯蔵槽の水を原子炉ウェルに注水することで原子炉格納容器トップヘッドフランジを冷却し，原子炉格納容器から原子炉建屋への水素漏えいを抑制する。

(5) 原子炉建屋トップベント設備の設置

原子炉建屋トップベント設備を設置し，仮に原子炉建屋内の水素濃度が上昇した場合においても，原子炉建屋オペレーティングフロア天井部の水素ガスを外部へ排出することで，水素ガスの建屋内滞留を防止する設計とする。

3.10.2 重大事故等対処設備

3.10.2.1 静的触媒式水素再結合器

3.10.2.1.1 設備概要

静的触媒式水素再結合器は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉建屋内の水素濃度上昇を抑制し、水素爆発を防止する機能を有する。この設備は、触媒カートリッジ、ハウジング等の静的機器で構成し、運転員による起動操作を行うことなく、原子炉格納容器から原子炉建屋に漏えいした水素ガスと酸素ガスを触媒反応によって再結合させることができる。

静的触媒式水素再結合器の動作監視装置として、静的触媒式水素再結合器の入口側及び出口側に温度計を設置し、中央制御室から監視可能な設計とする。また、静的触媒式水素再結合器動作監視装置は代替電源設備から給電が可能な設計とする。

静的触媒式水素再結合器及び静的触媒式水素再結合器動作監視装置に関する重大事故等対処設備一覧を表 3.10-1 に、概要図を図 3.10-1～2 に示す。

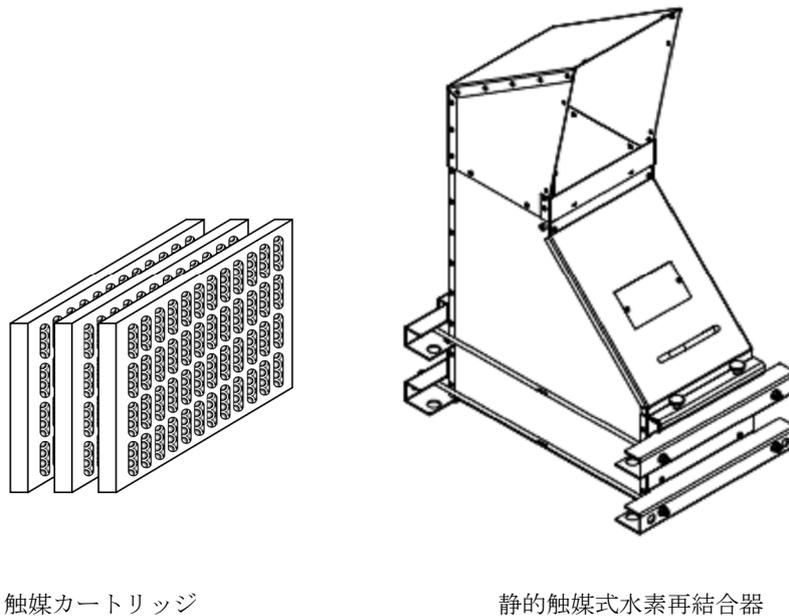


図 3.10-1 静的触媒式水素再結合器概要

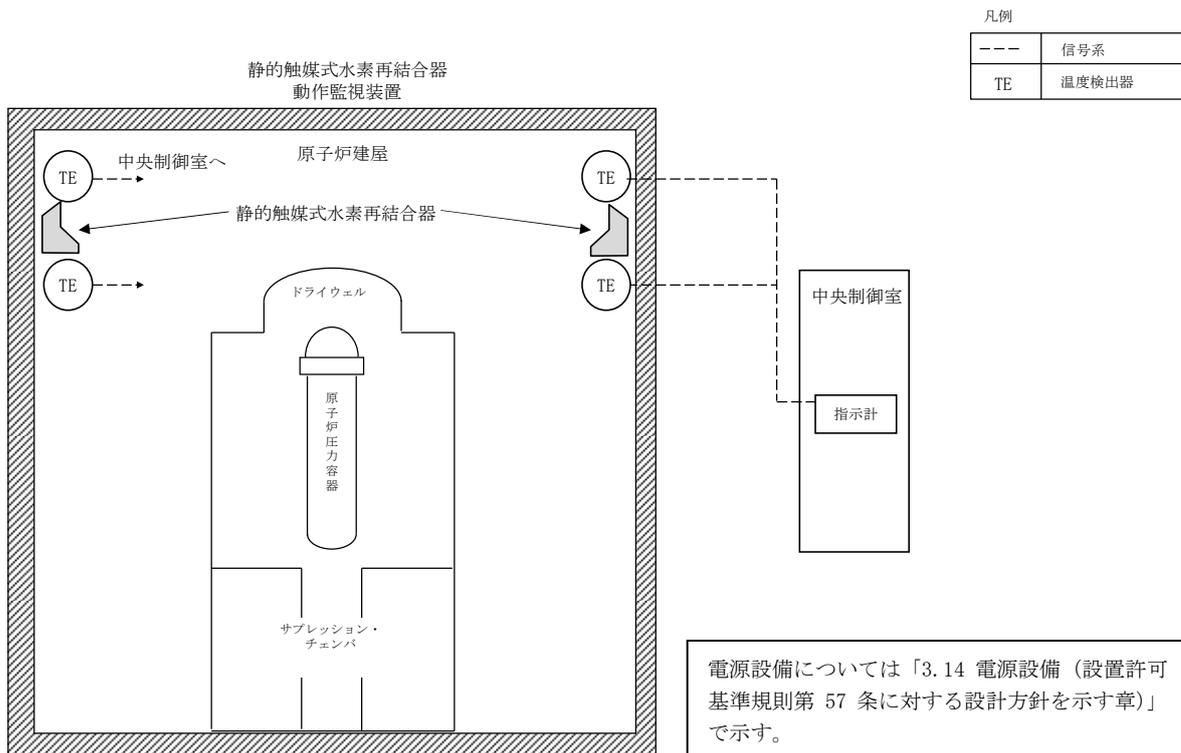


図3.10-2 静的触媒式水素再結合器動作監視装置の概要

表 3.10-1 静的触媒式水素再結合器及び静的触媒式水素再結合器動作監視装置
に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	静的触媒式水素再結合器【常設】 静的触媒式水素再結合器動作監視装置【常設】
附属設備	—
水源（水源に関する流路，電源設備を含む）	—
流路	—
注水先	—
電源設備※1	常設代替直流電源設備 AM 用直流 125V 蓄電池【常設】 AM 用直流 125V 充電器【常設】 上記常設代替直流電源設備への給電のための設備として以下の設備を使用する。 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 可搬型直流電源設備 電源車【可搬】 AM 用直流 125V 充電器【常設】
計装設備	—

※1：単線結線図を補足説明資料 53-2 に示す。

電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

3.10.2.1.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

(1) 静的触媒式水素再結合器

- 種類 : 触媒反応式
水素処理容量 : 約0.25kg/h/個
(水素濃度4.0vol%, 100℃, 大気圧において)
最高使用温度 : 300℃
個数 : 56
本体材料 : ステンレス鋼
取付箇所 : 原子炉建屋地上4階

(2) 静的触媒式水素再結合器動作監視装置

主要機器の仕様を表 3.10-2 に示す。

表3.10-2 静的触媒式水素再結合器動作監視装置の主要仕様

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
静的触媒式水素再結合器 動作監視装置	熱電対	0~300℃	4※	原子炉建屋地上4階

※ 2個の静的触媒式水素再結合器に対して、出入口に1個設置

なお、電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

3.10.2.1.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.10.2.1.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

(1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第43条第1項一）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合における温度，放射線，荷重その他の使用条件において，重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。

(ii) 適合性

基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

静的触媒式水素再結合器及び動作監視装置は，二次格納施設内に設置する設備であることから，その機能を期待される重大事故等が発生した場合における，二次格納施設内の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能を有効に発揮できるように，以下の表 3.10-3 に示す設計とする。なお，静的触媒式水素再結合器は，触媒が湿度及び蒸気による性能低下を防止するために，触媒粒に疎水コーティングを施す設計とする。

(53-3-2, 6)

表 3.10-3 想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	設置場所である二次格納施設内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）。
風（台風）・積雪	二次格納施設内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

静的触媒式水素再結合器は、水素ガスと酸素ガスが流入すると触媒反応によって受動的に起動する設備とし、操作不要な設計とする。

静的触媒式水素再結合器動作監視装置は、重大事故等時において中央制御室にて監視できる設計であり現場又は中央制御室による操作は発生しない。

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項三）

(i) 要求事項

健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

静的触媒式水素再結合器は、表3.10-4に示すように、発電用原子炉の停止中に機能・性能試験及び外観検査が可能とするため、触媒カートリッジが取り出しできる設計とする。

静的触媒式水素再結合器には、専用の検査装置を用意し、静的触媒式水素再結合器内の触媒カートリッジを抜き取り、検査装置にセット後、水素ガスを含む試験ガスを通気することで水素処理性能の確認が可能な設計とする。

また、発電用原子炉の停止中に、触媒カートリッジに異物の付着がないこと、ハウジングが設計通りの形状を保持していることを外観検査にて確認可能な設計とする。

(53-5-2, 別添資料-3 45～46)

表 3.10-4 静的触媒式水素再結合器の試験及び検査

プラント状態	項目	内容
停止中	外観検査	触媒カートリッジの外観確認 ハウジングの外観確認
	機能・性能試験	触媒カートリッジの水素処理性能確認

静的触媒式水素再結合器動作監視装置は、模擬入力による機能・性能の確認（特性の確認）及び校正が可能な設計とする。

表 3.10-5 静的触媒式水素再結合器動作監視装置の試験及び検査

プラント状態	項目	内容
停止中	機能・性能試験	絶縁抵抗測定 温度確認

(53-5-3)

(4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項四）

(i) 要求事項

本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

静的触媒式水素再結合器は重大事故時における原子炉建屋の水素濃度上昇抑制機能としてのみ使用することとし、本来の用途以外の用途に使用しない設計とする。また、静的触媒式水素再結合器動作監視装置は、重大事故時における静的触媒式水素再結合器の動作確認に使用するものであり、本来の用途以外の用途には使用しない設計とする。そのため、静的触媒式水素再結合器、静的触媒式水素再結合器動作監視装置について、切り替え操作は発生しない。

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第 43 条第 1 項五）

(i) 要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。

静的触媒式水素再結合器は, 他の設備と独立して原子炉建屋オペレーティングフロア壁面近傍に機器単独で設置することで, 他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また, 静的触媒式水素再結合器は, 水素ガスが存在しないと再結合反応を起こすことはなく, プラント運転中に他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。**炉心の著しい損傷が発生し**, 原子炉建屋オペレーティングフロアに水素ガスが漏えいした場合は, 静的触媒式水素再結合器が再結合反応により温度上昇するが, 重大事故時に使用する設備の機能に影響を与えるような温度範囲の位置に配置しないことで, 他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。
(53-3-2, 6)

静的触媒式水素再結合器動作監視装置は, 他の設備と遮断器又はヒューズによる電氣的な分離を行うことで, 他の設備に電氣的な悪影響を及ぼさない設計とする。また, 静的触媒式水素再結合器動作監視装置は, 静的触媒式水素再結合器内への水素ガス流入流路を妨げない配置及び寸法とすることで, 静的触媒式水素再結合器の水素処理性能に影響を及ぼさない設計とする。

(別添資料-3 114)

(6) 設置場所 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項六)

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう, 放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定, 設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

静的触媒式水素再結合器は, 触媒反応によって受動的に運転される設備とし, 現場における作業は発生しない。

静的触媒式水素再結合器動作監視装置は, 重大事故等時において中央制御室にて監視できる設計であり現場における作業は発生しない。

3.10.2.1.3.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第43条第2項一）

(i) 要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

静的触媒式水素再結合器は、炉心の著しい損傷が発生し、原子炉格納容器から原子炉建屋内に水素ガスが漏えいした場合において、原子炉建屋の水素爆発を防止するために、原子炉建屋オペレーティングフロアの水素、酸素濃度を可燃限界未満に制御するために必要な水素処理容量を有する設計とする。また、静的触媒式水素再結合器は、原子炉建屋オペレーティングフロア内の水素ガスの効率的な除去を考慮して、原子炉建屋オペレーティングフロア内に分散させた配置とする。

静的触媒式水素再結合器は、炉心の著しい損傷が発生した場合に原子炉格納容器内に存在するガス状水素による性能低下を考慮し、必要な水素処理容量に裕度をもたせた容量を有する個数を配備する。個数の設定にあたっては、燃料有効部の被覆管全て（AFC100%）に相当する水素発生量とし、1600kgとする。これらの水素ガスが原子炉格納容器から原子炉建屋に漏えいする格納容器漏えい率は、原子炉格納容器圧力2Pd（設計圧力の2倍）における格納容器漏えい率である約1.0%/日に余裕を考慮し10%/日とする。これらを踏まえて、静的触媒式水素再結合器の個数は、反応阻害物質ファクター0.5を考慮し、上記で示す水素漏えい量において原子炉建屋オペレーティングフロアを可燃限界未満に処理することができる個数「54個以上」とし、6号及び7号炉は、この個数に余裕を見込み56個/プラントとする。

静的触媒式水素再結合器動作監視装置は、静的触媒式水素再結合器作動時に想定される温度範囲を監視可能とし、位置的分散を考慮して、原子炉建屋オペレーティングフロアの両壁面に分散配置したそれぞれ1個の静的触媒式水素再結合器に設置する設計とする。

(53-3-2, 6) (53-6-5, 6)

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第43条第2項二）

(i) 要求事項

二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって、同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、この限りでない。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。

静的触媒式水素再結合器及び動作監視装置は, 二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

(3) 設計基準事故対処設備との多様性 (設置許可基準規則第 43 条第 2 項三)

(i) 要求事項

常設重大事故防止設備は, 共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう, 適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。

静的触媒式水素再結合器は重大事故緩和設備であり, 同一目的の重大事故等対処設備はない。

静的触媒式水素再結合器動作監視装置は, 同一目的の水素爆発による原子炉建屋の損傷を防止するための監視設備である原子炉建屋水素濃度とは多様性を有した計測方式とし, 検出器も位置的分散を図る設計とすることで, 地震, 火災, 溢水等の主要な共通要因故障によって同時に機能を損なわれない設計とする。また, 静的触媒式水素再結合器動作監視装置の電源については, **非常用ディーゼル発電機に対して多様性を有する**代替電源設備からの給電が可能であり, 多様性を考慮した設計とする。

(53-2-2, 3) (53-3-2, 6)

3.10.2.2 原子炉建屋水素濃度

3.10.2.2.1 主要設備

原子炉建屋水素濃度は重大事故等が発生し、ジルコニウム-水反応等で短期的に発生する水素ガス及び水の放射線分解等で長期的に緩やかに発生し続ける水素ガスが原子炉格納容器から原子炉建屋へ漏えいした場合に、原子炉建屋において、水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定を行い、中央制御室において連続監視できる設計とする。また、原子炉建屋水素濃度は代替電源設備から給電が可能な設計とする。

原子炉建屋水素濃度に関する重大事故等対処設備一覧を表 3.10-6 に、系統概要図を図 3.10-3 に示す。

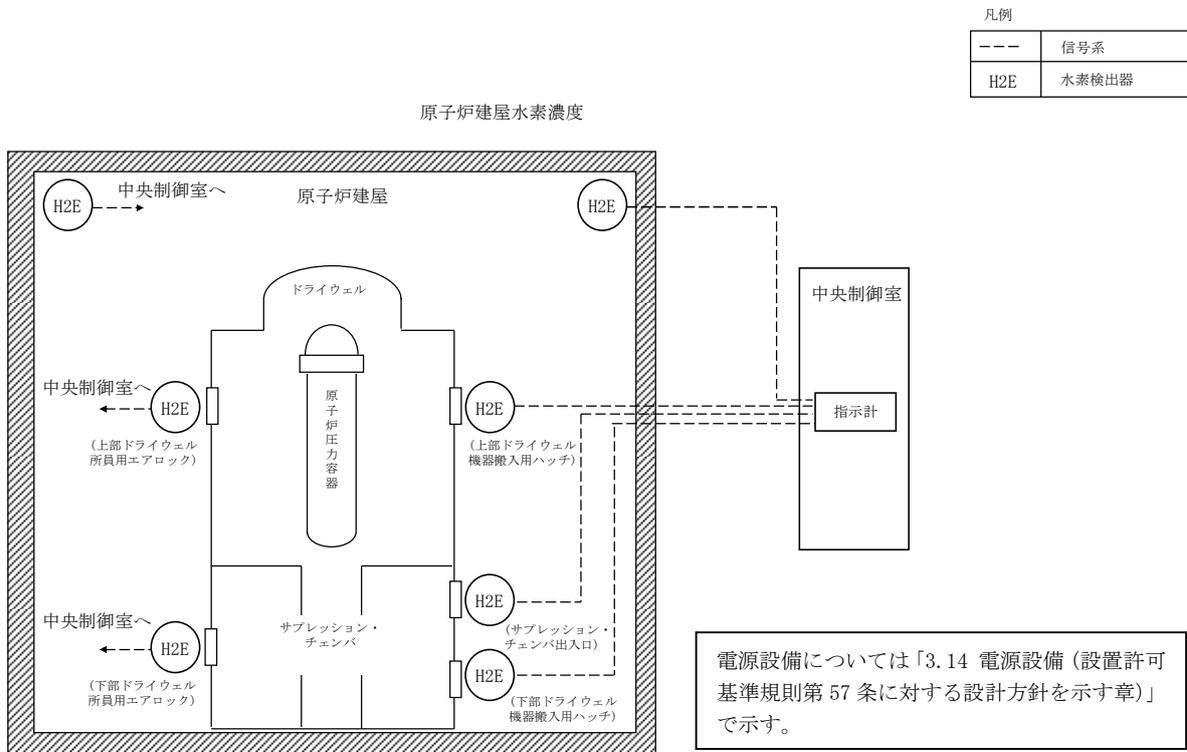


図 3.10-3 原子炉建屋水素濃度の概略構成図

表 3.10-6 原子炉建屋水素濃度に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	原子炉建屋水素濃度【常設】
附属設備	—
水源（水源に関する流路，電源設備を含む）	—
流路	—
注水先	—
電源設備※1	<p>常設代替直流電源設備</p> <p>AM用直流125V蓄電池【常設】</p> <p>AM用直流125V充電器【常設】</p> <p>上記常設代替直流電源設備への給電のための設備として以下の設備を使用する。</p> <p>常設代替交流電源設備</p> <p>可搬型代替交流電源設備</p> <p>可搬型直流電源設備</p> <p>電源車【可搬】</p> <p>AM用直流125V充電器【常設】</p>
計装設備	—

※1：単線結線図を補足説明資料 53-2 に示す。

電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

3.10.2.2.2 主要設備の仕様

主要設備の仕様を表 3.10-7 に示す。

表 3.10-7 主要設備の仕様

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
原子炉建屋水素濃度	熱伝導度方式	0～20vol%	7	原子炉建屋地上4階:2個 原子炉建屋地上2階:2個 原子炉建屋地下1階:1個 原子炉建屋地下中2階:1個 原子炉建屋地下2階:1個

なお、電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

3.10.2.2.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.10.2.2.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

(1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第43条第1項一）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合における温度，放射線，荷重その他の使用条件において，重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。

(ii) 適合性

基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

原子炉建屋水素濃度は，二次格納施設内に設置する設備であることから，その機能を期待される重大事故等が発生した場合における，原子炉格納容器内の環境条件及び荷重条件を，その機能を有効に発揮することができるよう，以下の表3.10-8に示す設計とする。

(53-3-2～9)

表 3.10-8 想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	設置場所である二次格納施設内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）。
風（台風）・積雪	二次格納施設内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

原子炉建屋水素濃度は、重大事故等時において中央制御室にて監視できる設計であり現場又は中央制御室による操作は発生しない。

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項三）

(i) 要求事項

健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

原子炉建屋水素濃度は、プラント停止中に機能・性能の確認が可能な設計とする。検出器の機能・性能確認として、模擬入力（基準ガス）により検出器の校正及び中央制御室までのループ試験を行う。

表 3.10-9 原子炉建屋水素濃度の試験及び検査性

プラント状態	項目	内容
停止中	機能・性能試験	サンプルガス校正

(53-5-4)

(4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項四）

(i) 要求事項

本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

原子炉建屋水素濃度は、本来の用途以外の用途には使用しない設計とする。

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第 43 条第 1 項五）

(i) 要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。

原子炉建屋水素濃度は、他の設備と遮断器又はヒューズによる電氣的な分離を行うことで、他の設備に電氣的な悪影響を及ぼさない設計とする。

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項六）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

原子炉建屋水素濃度は、重大事故等時において中央制御室にて監視できる設計であり現場における作業は発生しない。

3.10.2.2.3.2 設置許可基準規則第 43 条第 2 項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第 43 条第 2 項一）

(i) 要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

原子炉建屋水素濃度は、炉心損傷時に原子炉格納容器内に発生する水素ガスが原子炉建屋に漏えいした場合に、静的触媒式水素再結合器による水素濃度低減（可燃限界である4vol%未満）をトレンドとして連続的に監視できることが主な役割であることから、0～20vol%を計測可能な設計とする。なお、原子炉建屋水素濃度は、水素ガスが最終的に滞留する原子炉建屋オペレーティングフロアの天井付近に位置的分散して配置するとともに、格納容器内で発

生じた水素ガスが漏えいするポテンシャルのある原子炉建屋オペレーティングフロア以外のエリアにも設置し、水素ガスの早期検知及び滞留状況を把握する事が可能な設計とする。

(53-3-2～9) (53-6-7, 8)

(2) 共用の禁止 (設置許可基準規則第 43 条第 2 項二)

(i) 要求事項

二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって、同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、この限りでない。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。

原子炉建屋水素濃度は、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

(3) 設計基準事故対処設備との多様性 (設置許可基準規則第 43 条第 2 項三)

(i) 要求事項

常設重大事故防止設備は、共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。

原子炉建屋水素濃度は、原子炉建屋内に設置されており、環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災に対して、可能な限り頑健性をもたせた設計とする。

原子炉建屋水素濃度は、同一目的の水素爆発による原子炉建屋の損傷を防止するための監視設備である静的触媒式水素再結合器動作監視装置とは多様性を有した計測方式とし、検出器も位置的分散を図る設計とすることで、地震、火災、溢水等の主要な共通要因故障によって同時に機能を損なわれない設計とする。また、原子炉建屋水素濃度の電源については、**非常用ディーゼル発電機に対して多様性を有する**代替電源設備からの給電を可能としており、多様性を考慮した設計とする。

(53-2-2, 3) (53-3-2～9)

3.10.3 その他設備

3.10.3.1 格納容器頂部注水系

3.10.3.1.1 設備概要

重大事故等時において、原子炉格納容器頂部を冷却することで原子炉格納容器外への水素漏えいを抑制し、原子炉建屋の水素爆発を防止するため、格納容器頂部注水系を設ける。なお、本設備は事業者の自主的な取り組みで設置するものである。

格納容器頂部注水系は、原子炉ウェルに水を注水し、原子炉格納容器トップヘッドフランジシール材を原子炉格納容器外部から冷却することを目的とした系統である。格納容器頂部注水系は、可搬型代替注水ポンプ、接続口等で構成しており、重大事故等時において、代替淡水源の水又は海水を原子炉ウェルに注水し原子炉格納容器頂部を冷却することで、原子炉格納容器頂部からの水素漏えいを抑制する設計とする。

したがって、事故時に速やかに原子炉格納容器トップヘッドフランジシール材を冠水させるように原子炉ウェルに水を張ることが必要であり、その際の必要注水量は冠水分と余裕分も見込み約70m³以上とする。これを注水開始から約1時間30分で達成できることを設計方針としており、格納容器頂部注水系の系統流量は50m³/h以上とする。これを達成するために、格納容器頂部注水系のポンプは可搬型代替注水ポンプ(A-2級)を採用する。また、可搬型代替注水ポンプを接続する接続口は、位置的に分散して複数箇所に設置する。

3.10.3.1.2 他設備への悪影響について

格納容器頂部注水系を使用することで、原子炉ウェルに水が注水される。この際、悪影響として懸念されるのは、以下の通りである。

- ・原子炉格納容器温度が200℃のような過温状態で常温の水を原子炉ウェルに注水することから、原子炉格納容器トップヘッドフランジを急冷することによる鋼材部の熱収縮による応力発生に伴う原子炉格納容器閉じ込め機能への影響
- ・原子炉格納容器トップヘッドフランジ部を冷却することにより、原子炉格納容器トップヘッドフランジからの水素漏えいを防ぐことから、静的触媒式水素再結合器が設置されている原子炉建屋オペレーティングフロアに、原子炉格納容器内の水素ガスが直接漏えいしない傾向になることによる、原子炉建屋水素爆発防止機能への影響
- ・原子炉格納容器トップヘッドフランジ部を冷却することにより、原子炉ウェルに溜まった水が蒸発することから、原子炉建屋に水蒸気が発生することによる、原子炉建屋水素爆発防止機能への影響

- ・原子炉ウェルに注水し原子炉格納容器トップヘッドフランジ部を冷却するため、原子炉格納容器を除熱することによる原子炉格納容器負圧破損への影響

このうち、原子炉格納容器トップヘッドフランジ部急冷による原子炉格納容器閉じ込め機能への影響については、原子炉格納容器トップヘッドフランジ締付ボルト冷却時の発生応力を評価した結果、ボルトが急冷された場合でも応力値は降伏応力を下回っていることからボルトが破損することはない。

また、原子炉格納容器トップヘッドフランジからの水素漏えいを防ぐことによる、原子炉建屋水素爆発防止機能への影響については、水素ガスの漏えい箇所を原子炉建屋下層階（地上 2 階，地下 1 階，地下 2 階）のみとして原子炉建屋内の水素挙動を評価し、可燃限界に至ることはないことが確認できているため、原子炉建屋水素爆発防止機能に悪影響を与えない。

原子炉ウェルに溜まった水が蒸発することによる原子炉建屋水素爆発防止機能への影響については、原子炉建屋オペレーティングフロアに水蒸気が追加で流入した場合の原子炉建屋内の水素挙動を評価し、可燃限界に至ることはないことが確認できているため、原子炉建屋水素爆発防止機能に悪影響を与えない。

原子炉格納容器の負圧破損に対する影響については、原子炉ウェルに注水し原子炉格納容器トップヘッドフランジを冷却することによる原子炉格納容器除熱効果は小さく、崩壊熱に対して十分低いため、原子炉格納容器を負圧にするような悪影響はない。

(別添資料 3 81～82, 138～141)

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

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

<目 次>

1. 基本方針
 - 1.1 要求事項の整理
 - 1.2 適合のための設計方針

2. 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
 - 2.1 概要
 - 2.2 水素濃度制御設備（静的触媒式水素再結合器）について
 - 2.2.1 静的触媒式水素再結合器の設計方針について
 - 添付 1 浜岡原子力発電所 4/5 号機で発生した OG 系トラブルについて
 - 添付 2 静的触媒式水素再結合器の最高使用温度について
 - 添付 3 PAR 製作誤差による処理能力への影響
 - 添付 4 PAR の検査・点検について
 - 添付 5 水素処理容量に関する説明について
 - 添付 6 PAR 周辺機器に対する悪影響防止について

 - 2.2.2 静的触媒式水素再結合器の効果について
 - 添付 7 オペレーティングフロア大物搬入口ハッチの構造について
 - 添付 8 原子炉建屋内における成層化について
 - 添付 9 格納容器頂部注水系の効果を考慮した水素挙動について
 - 添付 10 6 号炉の GOTHIC 解析による水素濃度評価

 - 2.2.3 静的触媒式水素再結合器の性能試験について
 - 添付 11 国内容器試験について
 - 添付 12 静的触媒式水素再結合器 動作監視装置について
 - 添付 13 原子炉建屋小部屋における水素爆発防止対策について
 - 添付 14 SNL 試験, THAI 試験の試験データ適用性について

 - 2.3 水素濃度監視設備について
 - 2.3.1 水素濃度監視設備の設計方針について
 - 添付 15 原子炉建屋水素濃度の適用性について

2.4 格納容器頂部注水系（自主対策設備）について

2.4.1 格納容器頂部注水系の設計方針について

2.4.2 格納容器頂部注水系の効果について

2.5 参照文献

参考資料 1 福島第一原子力発電所 1 号機現地調査状況

参考資料 2 PAR による再結合反応の律速段階について

参考資料 3 GOTHIC コードについて

< 概 要 >

1. において、設置許可基準規則、技術基準規則の要求事項を明確化するとともに、それら要求に対する柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉における適合性を示す。
2. 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に関する基準適合性について説明する。

1. 基本方針

1.1 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関する設置許可基準規則第 53 条の要求事項並びに当該要求事項に該当する技術基準規則第 68 条の要求事項を表 1-1 に示す。

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

設置許可基準規則 第 53 条	技術基準規則 第 68 条	備考
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。	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。	—

設置許可基準規則：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
技術基準規則：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

1.2 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、水素濃度制御設備及び水素濃度監視設備を設置する設計とする。

水素濃度制御設備としては、原子炉建屋運転床（以下、原子炉建屋オペレーティングフロアという。）に静的触媒式水素再結合器（以下、PAR という。）を設置し、重大事故等時に原子炉格納容器（以下、格納容器という。）から原子炉建屋内に水素ガスが漏えいした場合において、原子炉建屋内の水素濃度上昇を抑制し、水素爆発を防止する設計とする。また、PAR は運転員による起動操作を行うことなく、水素ガスと酸素ガスを触媒反応によって再結合できる装置を適用し、起動操作に電源が不要な設計とする。なお、PAR の動作確認を行うために PAR の入口側及び出口側に温度計を設置する設計とする。

水素濃度監視設備としては、原子炉建屋内に水素濃度計を設置し、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監視できる設計とする。なお、当該水素濃度計については、代替電源設備から給電可能な設計とする。

これらの設備に加え、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の自主対策設備として、原子炉格納容器トップヘッドフランジの過温破損を防止し、原子炉建屋への水素漏えいを抑制するために格納容器頂部注水系を設置する。格納容器頂部注水系は、重大事故等時に原子炉建屋外から代替淡水源（防火水槽又は淡水貯水池）の水、若しくは海水を可搬型代替注水ポンプにより原子炉ウェルに注水することで原子炉格納容器トップヘッドフランジを冷却できる設計とする。

2. 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

2.1 概要

福島第一原子力発電所事故において発生した水素爆発は、第一に電源喪失に伴う注水・除熱機能の喪失によって炉心損傷が起こりジルコニウム－水反応による大量の水素発生に至ってしまったこと、第二に除熱機能の喪失によって格納容器破損が起こり大量の水素ガスが原子炉建屋に漏えいしてしまったこと、第三に原子炉建屋に漏えいした水素ガスに対する対応手段がなかったことによって起こったものである。そのため、水素爆発防止のためには、これら3つの課題に対してそれぞれ対策を施す必要がある。

第一の課題である大量の水素発生の防止については、炉心損傷を防止することが対策となる。柏崎刈羽原子力発電所6号炉及び7号炉は、設計基準事故対処設備に加えて、重大事故等が発生した状況において炉心の著しい損傷を防止するために、高圧注水機能の強化、原子炉減圧機能の強化、低圧注水機能の強化、格納容器冷却機能の強化等を行い、炉心損傷による大量の水素発生を防止する設計とする。

第二の課題である大量の水素ガスの原子炉建屋への漏えいの防止については、上述の炉心損傷防止対策を踏まえてもなお、重大事故等時に備え、格納容器の破損を防止することが対策となる。柏崎刈羽原子力発電所6号炉及び7号炉は、格納容器過温破損防止設備として代替格納容器スプレイ冷却系、改良EPDM製シール材、格納容器頂部注水系、格納容器過圧破損防止設備として格納容器圧力逃がし装置並びに代替循環冷却系を設置する設計とする。これらの対策により、原子炉建屋への水素漏えいを抑制し、あるいは原子炉建屋を経由せず大気に水素ガスを排出する。

第三の課題である原子炉建屋に漏えいした水素ガスに対する対応手段の確保については、格納容器過温・過圧破損防止対策を踏まえてもなお、格納容器には設計上漏えい率を考慮していることから、**重大事故時**に格納容器内で発生した水素ガスが原子炉建屋内に漏えいした場合に備え、原子炉建屋内において水素ガスを処理することが対策となる。柏崎刈羽原子力発電所6号炉及び7号炉は、水素濃度制御設備としてPARを原子炉建屋オペレーティングフロアに設置する。この対策により、漏えいした水素ガスと空気中の酸素を再結合させ、水素爆発リスクを低減する。

なお、格納容器からの異常な漏えいが発生し、大量の水素ガスが原子炉建屋に漏えいしてしまった場合にも、PARは効力を発揮し、水素濃度が可燃限界に至るまでの時間を延長し、設備の復旧や対応手段の検討を実施する時間を確保できることから、更なる水素爆発リスクの低減を図ることが出来る。このようにして確保した時間の中で、例えば、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントを

行うことで、原子炉建屋の水素濃度も低減させることが可能である。

以上、第一から第三の課題それぞれに対する対策を施すことにより、福島第一原子力発電所事故において発生した原子炉建屋の水素爆発を防止する。これらの対策の関係を図 2-1 に整理する。

本章では、柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉の原子炉建屋水素爆発防止対策のうち、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）に該当する設備の基準適合性を説明する。

最初に第三の課題に対する対策である PAR に関する説明を「2.2 水素濃度制御設備（静的触媒式水素再結合器）について」で示す。

また、原子炉建屋の水素濃度を監視するために、原子炉建屋に設置する水素濃度監視設備に関する説明を「2.3 水素濃度監視設備について」で示す。

さらに、第二の課題に対する自主対策設備である格納容器頂部注水系に関する説明を「2.4 格納容器頂部注水系について」で示す。格納容器頂部注水系は、**重大事故等時に原子炉格納容器トップヘッドフランジの過温破損を防止し、原子炉建屋への水素漏えいを抑制するために設置するものである。これは原子炉格納容器トップヘッドフランジのシール材の高温劣化を防ぐ目的であるが、一方で原子炉格納容器トップヘッドフランジシール材を耐環境性に優れた改良 EPDM 製シール材に変更する対策も施しており、閉じ込め機能を強化している。したがって、格納容器頂部注水系は更なる水素漏えい抑制対策という位置づけであるが、シール材の熱劣化要因を低減することが可能であり、水素漏えい抑制対策として効果的である。**

【第一の課題に対する対策】

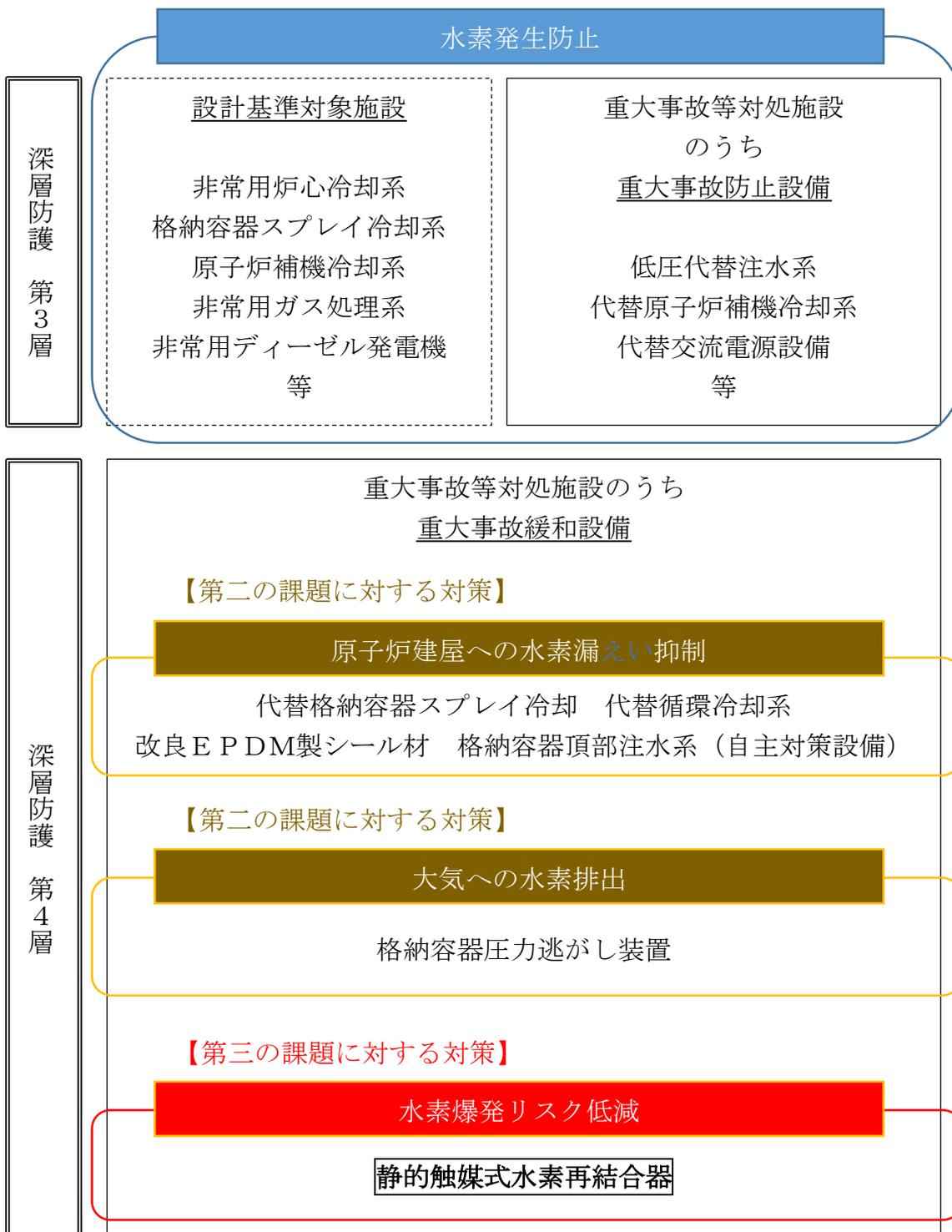


図 2-1 水素対策の観点で整理した深層防護第3層・第4層設備

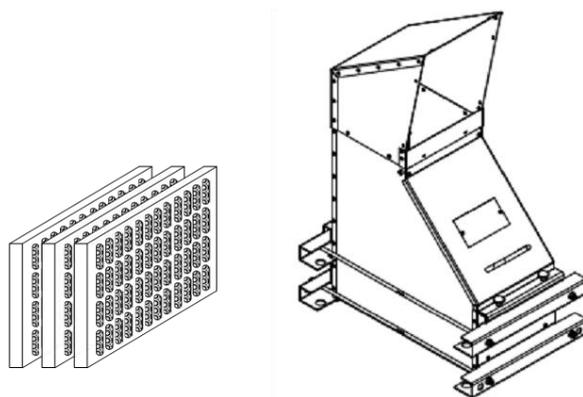
2.2 水素濃度制御設備（静的触媒式水素再結合器）について

炉心の著しい損傷が発生した場合、格納容器内に水素ガスが蓄積した状況では、格納容器のフランジ部等を通じて水素ガスが原子炉建屋内に漏えいする可能性がある。原子炉建屋内に漏えいした水素ガスは、比重の関係で原子炉建屋オペレーティングフロアまで上昇し、原子炉建屋オペレーティングフロアに滞留することが予想される。福島第一原子力発電所事故においても、格納容器から漏えいした水素ガスが原子炉建屋内に蓄積し、原子炉建屋オペレーティングフロアを中心として大規模な水素爆発を起こしている。この事故知見を踏まえて、柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉の原子炉建屋水素爆発防止対策として、原子炉建屋オペレーティングフロアに、水素濃度上昇を抑制することができる PAR を水素濃度制御設備として設置する。

(1) PAR について

静的触媒式水素再結合器 PAR は Passive Autocatalytic Recombiner の略であり、触媒反応を用いて可燃性ガス（水素ガス、酸素ガス）を再結合させて、雰囲気可燃限界以下に維持する設備である。PAR は触媒反応により受動的に運転される設備であり、電源及び起動操作は必要とせず、水素ガス、酸素ガスがあれば自動的に反応を開始する設備である。

PAR は、概要図を図 2-2 で示している通りハウジングと触媒カートリッジで構成されており、PWR や BWR のシビアアクシデント時に発生する水素対策として世界的に広く採用されている設備である。NIS PAR の納入実績は表 2-1 の通り。柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉については、国内 BWR プラント適用に向けた被毒物質影響の知見が得られている独国の NIS 社製 PAR を採用している。なお、NIS 社が製造する PAR は、国際的な性能試験、さまざまな国の性能試験をパスしており、欧米をはじめ世界的に性能が確認されている。



触媒カートリッジ

静的触媒式水素再結合器

図 2-2 静的触媒式水素再結合器 (PAR) の概要図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



図 2-3 PAR-11 写真

表 2-1 NIS PAR の納入実績

No.	国名	発電所名	炉型	備考
1				
2				
3				
4				
5				
6				
7				
8				

(2) PAR ハウジング

PAR のハウジングは図 2-4 に構造を示しているが、箱型のステンレス鋼板によるフレーム構造を採用しており、以下の機能を持っている。

- 触媒カートリッジを内部に設置すること。
- ガスを誘導すること。

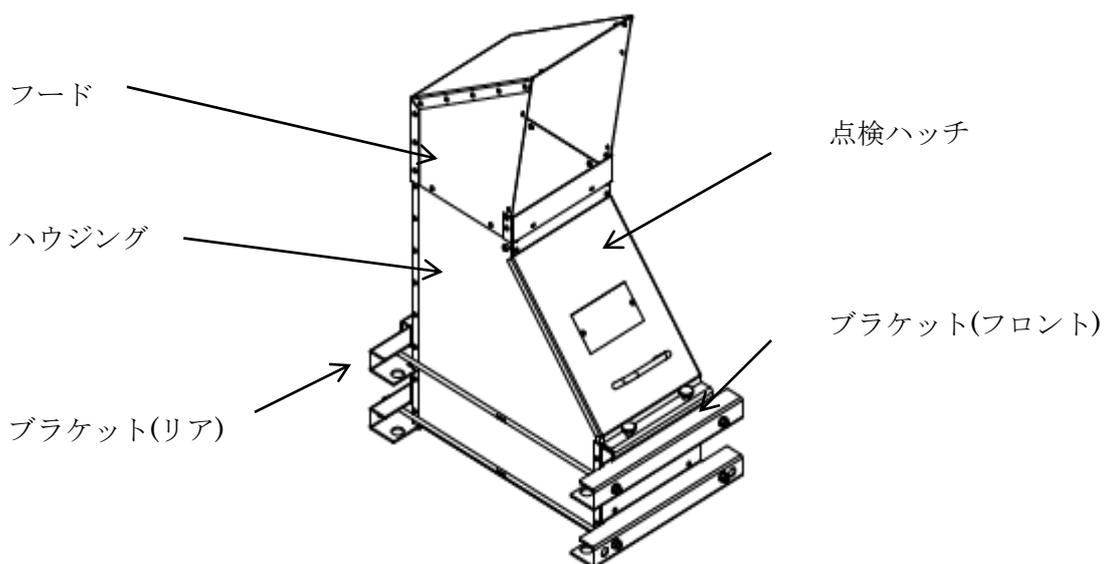


図 2-4 PAR ハウジングの構造

PAR ハウジングは、触媒カートリッジを水素処理に適切な間隔に保持し、水素処理に適切なガス流れとなるよう設計されている。

ハウジング前面の点検ハッチは、触媒カートリッジの点検及び性能試験時に取外、取付を容易にするものであり、通常運転時は、点検ハッチをハウジング本体に固定して使用する。

ハウジングに固定されているブラケットは、PAR 本体を設置する構造物、又は支持架台に固定するために用いられる。

ハウジング上部に設置されるフードは、PAR の上部に位置する構築物に、水素処理を行った PAR 出口ガスの排熱が直接当たらないようにするために、ガス流れ方向を変える役割をもつ。

(2) 触媒

NIS 社製 PAR の触媒はパラジウムであり、基盤となる材料が酸化アルミニウム（アルミナ）である。概要図を図 2-5 に示しているが、基盤となる材料をパラジウムの溶液に浸透させてシェル状の触媒を形作っており、直径約□mm の球状の形をしている。また、疎水コートにより高湿度な雰囲気から触媒を保護し、水素ガス、酸素ガスが触媒に接触し易くする構造になっている。

また、球状に触媒が存在するため、水素ガスと酸素ガスが触れる表面積が大きいことが特徴であり、よう素等の被毒物質が流入した際に、球状であることから全表面が被毒物質で覆われ難い構造になっている。これら触媒粒の量は、PAR の水素処理容量に合わせて調整され、触媒カートリッジに充填される。

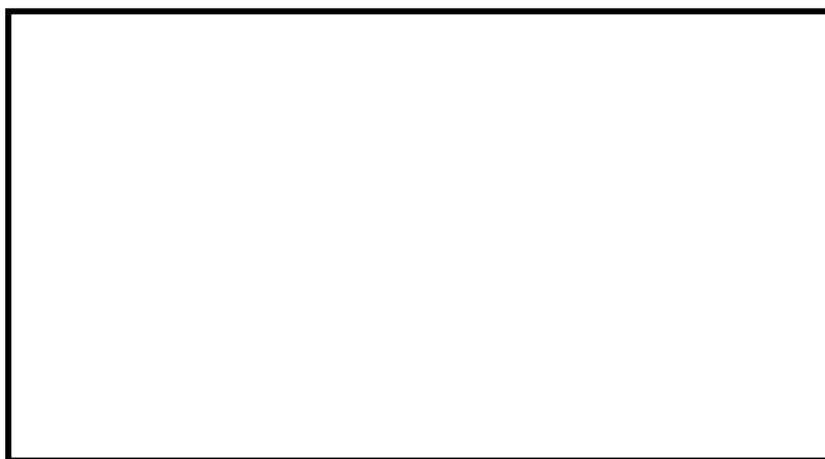


図 2-5 触媒の概要図

(3) 触媒カートリッジ

触媒カートリッジは、図 2-2 で示す形状をしており、カートリッジ内部に触媒を充填しており、原子炉建屋オペレーティングフロアの空気を触媒と接触させるために多数の長穴が開けられている。この触媒カートリッジには、PAR の水素処理容量に合わせた触媒量が充填される。完成した触媒カートリッジを必要数、適切な間隔で PARハウジング内に取り付けることで PAR は完成品となる。触媒カートリッジが多いタイプの PAR が、1 台あたりの水素処理容量が多いが、その分サイズも大きくなる。柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉においては、設置場所に配慮して、触媒カートリッジが PAR 1 台につき 11 枚設置される PAR-11 タイプ（図 2-3 参照）を採用している。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

(4) PAR の主要仕様

柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉では NIS 社製 PAR (PAR-11 タイプ) を採用しており、表 2-2 で主要仕様を示す。

表 2-2 主要仕様 (PAR-11 タイプ 1 台)

静的触媒式水素再結合器	
種 類	触媒反応式
水素処理容量 (添付 5 に詳細記載)	0.25kg/h/個以上 (水素濃度 4vol%, 大気圧, 温度 100°C)
最高使用温度	300°C
ハウジング	
材 料	ハウジング
	ブラケット
寸 法	高 さ
	幅
	奥 行
質 量	
触媒カートリッジ	
材 料	外装パーツ
	リベット等小物部 品
寸 法	幅
	高 さ
	厚 さ
質 量	触媒カートリッジ全質量
	触媒材質の充填質量
カートリッジ枚数	11 枚
触媒の材料	
基盤材	酸化アルミニウム
触媒材質	パラジウム
表面積	
形 状	球状
直 径	
充填密度	

2.2.1 静的触媒式水素再結合器の設計方針について

2.2.1.1 基本設計方針

PAR は、炉心の著しい損傷が発生した場合において格納容器から原子炉建屋に水素ガスが漏えいした際に、原子炉建屋の水素濃度の上昇を抑制し、水素爆発を防止するための設備である。水素ガスの量は事故シナリオに依存するが、重大事故等対策の有効性評価のシナリオのうち、格納容器過圧・過温破損シナリオにおいて原子炉建屋へ漏えいする水素ガスの量を考慮した場合においても、原子炉建屋オペレーティングフロアの水素濃度を可燃限界未満に抑制できることを PAR の設計における必要条件としている。これは、炉心損傷に伴う水素発生が想定される事故シナリオの中で、格納容器圧力・温度が高い値で推移し、かつその状態が格納容器ベントを実施する約 38 時間後まで継続することから、格納容器から原子炉建屋への水素ガスの漏えい量が多くなるためである。

この必要条件を満たした上で、当社は、さらに厳しい条件下での水素漏えいを想定して、PAR の基本設計方針を以下の通り定める。

(1) PAR による水素処理容量について (PAR の必要台数について)

下表に示す条件で格納容器から原子炉建屋内に水素ガスが漏えいする事象で、原子炉建屋オペレーティングフロアの水素、酸素濃度が可燃限界未満となる水素処理機能を有すること。すなわち、この水素処理機能が確保できる PAR 台数を定め、事故環境下における触媒被毒による性能低下を考慮し、必要台数に余裕を持たせた台数とする。表 2-3 で示す通り、PAR 設計条件は有効性評価シナリオ (格納容器過圧・過温破損シナリオ) で想定する格納容器漏えい率、水素発生量、水素漏えい終了時間より十分保守的に設定しており、原子炉建屋水素爆発防止対策を強化している。

表 2-3 PAR 設計条件 (水素漏えい)

No	項目	設計条件	(参考) 格納容器過圧・過温破損シナリオ
1	格納容器漏えい率	10%/日	約 1.0%/日 : AEC 式 (2Pd 時)
2	水素発生量	AFC (燃料有効部被覆管) 100%相当の水素発生量 : 約 1600kg	約 600kg (AFC 約 39%相当の水素発生量)
3	水素漏えい終了時間 (格納容器ベント)	— (格納容器ベントなし)	約 38 時間後

① 格納容器漏えい率（10%/日）について

重大事故等時で格納容器圧力が設計圧力を超える場合の格納容器漏えい率を AEC (Atomic Energy Commission) の式を用いて求める。格納容器漏えい率は格納容器圧力に応じて変化するが、重大事故等時には、格納容器圧力が設計圧力の 2 倍（以下、2Pd）を超えないよう運用するため、2Pd における格納容器漏えい率が最大漏えい率となり、事故時におけるガス組成（水素濃度包絡条件、水素ガス 33vol%:窒素ガス 21vol%:水蒸気 46vol%）を踏まえると AEC の式から約 1.0%/日となる。この値は重大事故等対策の有効性評価のシナリオにおける最大値であることから、これに余裕を見て、10%/日と設定する。

$$L = L_0 \cdot \sqrt{\frac{(P_t - P_a) \cdot R_t \cdot T_t}{(P_b - P_a) \cdot R_b \cdot T_b}}$$

L0 : 設計漏えい率

Pt : 事故時の格納容器圧力

Pb : 設計圧力

Pa : 格納容器外の圧力

Rt : 事故時の気体定数*（*事故時の気体の平均分子量が小さい程 Rt は大きくなる）

Rb : 空気の気体定数

Tt : 事故時の格納容器内温度

Tb : 設計格納容器内温度

② 水素発生量(AFC 100%)について

重大事故等対策の有効性評価のシナリオのうち、格納容器過圧・過温破損シナリオにおいて発生する水素ガスの量は、表 2-3 の通り約 600kg (AFC 約 39%相当の水素発生量) であるが、水素発生の主要因であるジルコニウム-水反応に着目し、余裕を見た水素発生量を設定する。ジルコニウム-水反応は 900℃以上で活発になることから、加熱源である燃料有効部の被覆管全て (AFC 100%) が反応すると仮定することで、保守的な水素発生量を評価することが可能である。

この場合の水素発生量は、表 2-3 の通り約 1600kg であり、格納容器過圧・過温破損シナリオにおいて発生する水素ガスの量と比較して保守的な設定となっていることが確認できる。

なお、これらの条件を用いて設定した PAR 設計条件は、重大事故等対策の有効性評価シナリオのうち、格納容器内での水素燃焼による影響に着目した水素燃焼シナリオと比較しても保守的な設定であることを確認している。

水素燃焼シナリオの評価においては、「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」に記載されている「全炉心内のジルコニウム量の 75%が水と反応」した場合（水素発生量約 2700kg）と MAAP コードによる評価結果（水素発生量約 600kg）を比較し、格納容器内の酸素濃度や圧力挙動を踏まえ、水素燃焼の観点から厳しい評価結果となる MAAP コードによる評価結果を用いている。

いずれのケースも格納容器は健全であることから、格納容器漏えい率は、格納容器過圧・過温破損シナリオ同様に格納容器圧力が 2Pd に到達したと仮定し、かつ①で示したガス組成のうち水蒸気分が全て水素ガスに置き換わったと仮定した場合の約 1.5%/日を下回る。

以上から、水素燃焼シナリオにおける格納容器内水素発生量は PAR 設計条件である約 1600kg（AFC100%相当の水素発生量であり、全炉心内のジルコニウム量の約 45%が水と反応した場合の発生量に相当）を上回る約 2700kg となる場合もあるが、格納容器漏えい率は PAR 設計条件の方が 6 倍以上（約 1.5%/日に対して 10%/日）大きくなる。このため、最終的に原子炉建屋内に漏えいする単位時間あたりの水素量は、PAR 設計条件の方が多くなる。したがって、PAR 設計条件は水素燃焼シナリオと比較しても十分保守的であると判断できる。

(2) PAR の設置場所について

炉心の著しい損傷が発生した場合が発生し、格納容器内に水素ガスが蓄積した状況では、格納容器のフランジ部等を通じて水素ガスが原子炉建屋内に漏えいする可能性がある。原子炉建屋内に漏えいした水素ガスは、比重の関係で原子炉建屋オペレーティングフロアまで上昇し、原子炉建屋オペレーティングフロアに滞留することが予想される。福島第一原子力発電所事故においても、格納容器から漏えいした水素ガスが原子炉建屋内に蓄積し、原子炉建屋オペレーティングフロアを中心として大規模な水素爆発を起こしている（参考資料 1 参照）。この事故知見を踏まえて、PAR は水素ガスが最も蓄積されると想定される原子炉建屋オペレーティングフロアに設置する。

2.2.1.2 設計仕様

PAR の基本設計方針に基づき、設計仕様は表 2-4 の通りとする。設計仕様の根拠を次に述べる。

表 2-4 PAR 設計仕様

項目	6 号炉	7 号炉
水素処理容量 (PAR 1 個あたり)	0.250 kg/h/個	0.250 kg/h/個
PAR 必要台数 (設置台数)	54 台以上 (56 台)	54 台以上 (56 台)

(1) 水素処理容量 (PAR 1 個あたり) の設定根拠

① PAR の基本性能評価式

柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉においては、設置場所に配慮して、触媒カートリッジが PAR 1 台につき 11 枚設置される PAR-11 タイプを採用する。メーカーによる開発試験を通じて、NIS 社製 PAR の 1 個あたりの水素処理容量は、水素濃度、雰囲気圧力、雰囲気温度に対して、以下の式で表される関係にあることを示している。

$$DR = A \times \left(\frac{C_{H_2}}{100} \right)^{1.307} \times \frac{P}{T} \times 3600 \times SF \quad \dots\dots\dots (式 1)$$

- DR : 水素処理容量 (kg/h/個)
- A : 定数
- C_{H_2} : PAR 入口水素濃度 (vol%)
- P : 圧力 (10^{-5} Pa)
- T : 温度 (K)
- SF : スケールファクター

スケールファクターSF について、当社は PAR-11 タイプを採用するため、PAR には各々11 枚の触媒カートリッジが装荷されるため「11/88」となる。スケールファクターの妥当性については「2.2.3 静的触媒式水素再結合器の性能試験について」で示す。

これらに以下の条件を想定し、PAR の水素処理容量を算出する。

- 水素濃度 C_{H_2}
水素ガスの可燃限界濃度 4vol%未満に低減するため、4vol%とする。
- 圧力 P
重大事故時の原子炉建屋の圧力は原子炉格納容器からのガスの漏えいにより大気圧より僅かに高くなると考えられるが、保守的に大気圧 (1.01325 bar) とする。
- 温度 T
保守的に 100°C (373.15 K) とする。

以上により、PAR 1 個あたりの水素処理容量は、0.250 kg/h/個 (水素濃度 4vol%, 大気圧=1.01325 bar, 温度 100°C=373.15K) となる。

(2) 個数の設定根拠

①実機設計における性能評価式

実機設計 (PAR の個数を踏まえた設計) においては、反応阻害物質ファクターを乗じた式(2)を用いる。反応阻害物質ファクターとは、重大事故時に格納容器内に存在するガス状よう素による PAR の性能低下を考慮したものであり、当社の設計条件においては、保守的に格納容器内設置例での知見に基づいて「0.5」とする。

$$DR = A \times \left(\frac{C_{H_2}}{100} \right)^{1.307} \times \frac{P}{T} \times 3600 \times SF \times F_{inhibit} \times F_{lowO_2} \dots\dots\dots (式 2)$$

- DR : 水素処理容量 (kg/h/個)
- A : 定数
- C_{H_2} : PAR 入口水素濃度 (vol%)
- P : 圧力 (10⁻⁵Pa)
- T : 温度 (K)
- SF : スケールファクター
- $F_{inhibit}$: 反応阻害物質ファクター (-)
- F_{lowO_2} : 低酸素ファクター (-)

1) 必要個数の計算

格納容器からの水素漏えい量を以下のように想定し、これと水素処理量が釣り合うように個数を設定する。なお必要個数の評価に当たっては、静的触媒式水素再結合器の水素処理容量に重大事故時の反応阻害物質ファクターとして0.5を乗じた水素処理量を用いる。

- ・ 水素の発生量：約 1600 kg
- ・ 原子炉格納容器の漏えい率：10%/日
- ・ 反応阻害物質ファクター $F_{inhibit}=0.5$ （保守的にPCV内設置例での知見に基づき設定した値）
- ・ 水素処理量 = 0.250 kg/h/個 × 0.5
= 0.125 kg/h/個
- ・ 必要個数 = (約 1600 kg × 10 %/日) / (24 h/日) / 0.125 kg/h/個
= 53.3 個

これより、PARの必要台数は54台以上を設置台数とする。なお、実際のPAR設置台数は、余裕を見込み6号炉に56台、7号炉に56台設置する。

2) 原子炉建屋が可燃限界以下になることの確認

基本設計方針が、「格納容器から原子炉建屋内に水素ガスが漏えいする事象で、原子炉建屋オペレーティングフロアの水素ガス、酸素濃度が可燃性限界以下となる水素処理機能を有すること」であるため、PARの個数が上記算定結果の54個において、原子炉建屋オペレーティングフロアが可燃限界以下であることの確認を次の通り実施する。

① 評価方法

原子炉建屋（原子炉建屋オペレーティングフロア）雰囲気の水素濃度等は図2-6に示すモデルにより評価する。モデルでは評価対象の空間内は均一に混合するものとして、質量、エネルギーバランスにより、水素濃度、温度の時間変化を評価する。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

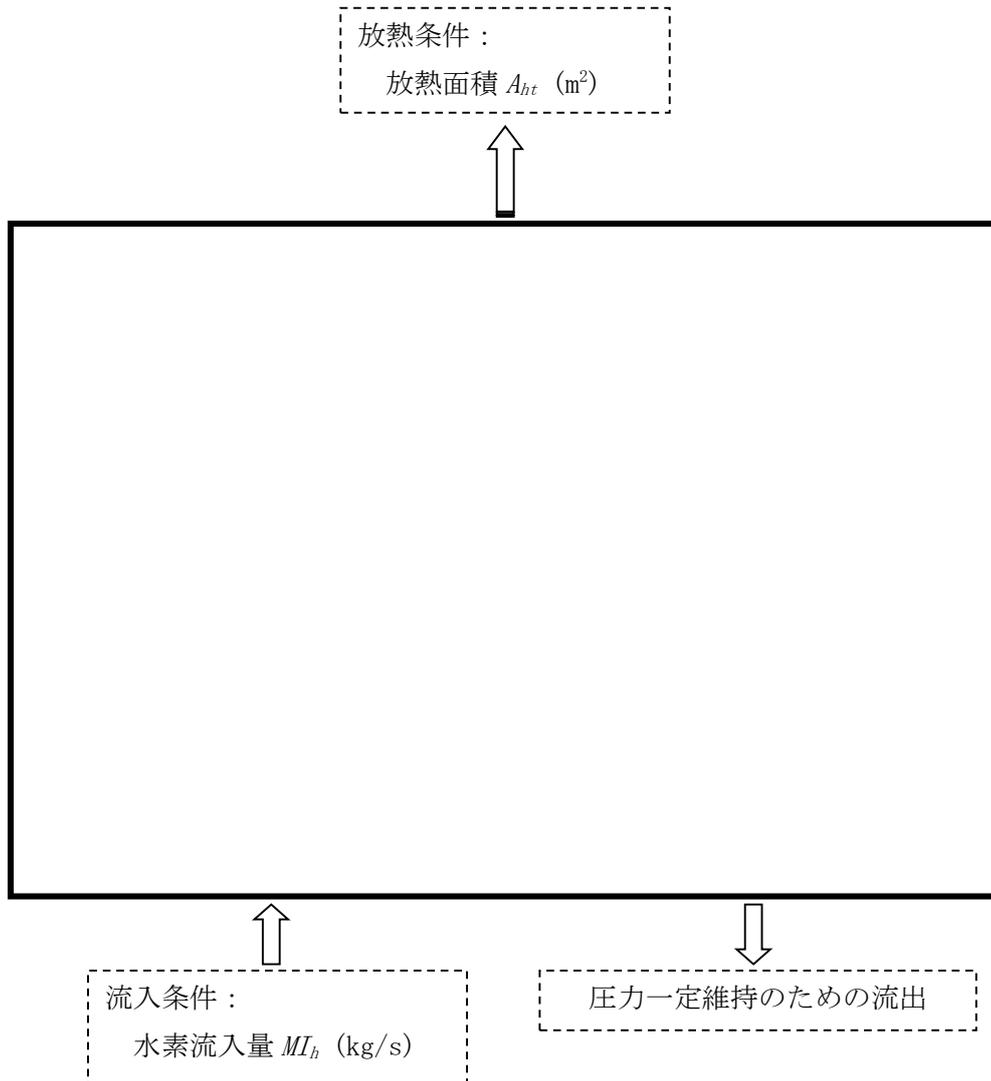


図 2-6 原子炉建屋（原子炉建屋オペレーティングフロア）雰囲気の評価モデル

②評価条件

- ・機能が要求される状態

炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器破損を防止するための重大事故等対処設備により、炉心損傷後であっても格納容器の健全性を維持するための措置を講じている。したがって、格納容器の健全性が維持されることにより、原子炉建屋への気体の漏えい率は格納容器設計漏えい率（0.4%/day）に維持されることになる。しかしながら、本設備の機能が要求される状態としては、炉心の著しい損傷が発生した場合で不測の事態を考慮し、格納容器設計漏えい率を大きく上回る格納容器漏えい率（10%/day）の状態の水素ガスが原子炉建屋へ漏えいする事象を想定する。

・水素低減性能に関する評価条件

PAR については以下の条件で評価する。

・水素処理容量： 0.250 kg/h/個

・個 数： 54

本評価に使用するその他の条件を表 2-5 に示す。

表 2-5 評価条件

分類	項目	単位	条件
PCV 条件	PCV 容積	m ³	13310
	想定 PCV 漏えい率	%/day	10
PCV 内雰囲気条件 (固定)	圧力	kPa	721
	温度	°C	200
	水素濃度	vol%	33
	酸素濃度	vol%	0
	窒素濃度	vol%	21
	水蒸気濃度	vol%	46
建屋条件 (初期条件)	空間容積 (評価範囲)	m ³	42500
	初期温度	°C	40
	初期圧力	Pa	101325
	初期酸素濃度	vol%	19.47
	初期窒素濃度	vol%	73.24
	初期水蒸気濃度	vol%	7.29
放熱条件	外気温	°C	40
	放熱面積	m ²	5200
	熱通過率	W/m ² /K	1.36
PAR 条件	起動水素濃度	vol%	1.5
	起動酸素濃度	vol%	2.5
	反応阻害物質ファクター	-	0.5

② 評価結果

図 2-7 に原子炉建屋 (原子炉建屋オペレーティングフロア) 雰囲気の水素濃度の時間変化, 図 2-8 に雰囲気温度の時間変化, 及び図 2-9 に原子炉建屋 (原子炉建屋オペレーティングフロア) からのガスの流出量の時間変化を示す。

PCV からのガスの漏えいにより雰囲気温度が上昇するが, 外気への放熱とのバランスにより, 雰囲気温度は一時的に約 42°C の一定値に近づく。PCV か

ら漏えいする水素ガスにより，原子炉建屋（原子炉建屋オペレーティングフロア）雰囲気の水素濃度は上昇するが，約8時間後に1.5vol%に到達すると，静的触媒式水素再結合器による水素ガスの再結合処理が開始し，水素ガスの再結合による発熱で雰囲気温度がさらに上昇する。原子炉建屋（原子炉建屋オペレーティングフロア）からのガスの流出量は，雰囲気温度の上昇率に応じて膨張した気体分だけ増加するが，雰囲気温度が一定値に近づくとともに，PCVからのガスの漏えい量の約0.04kg/sに近づく結果となっている。

PCVからの漏えいエネルギー，水素ガスの再結合による発熱及び外気への放熱量のバランスにより，雰囲気温度は最終的に約71℃の一定値に近づく。一方，PCVからの水素の漏えい量，水素ガスの再結合処理量，及び原子炉建屋（原子炉建屋オペレーティングフロア）からの水素ガスの流出量のバランスにより，雰囲気の水素濃度は最終的に約3.5vol%の一定値に近づく結果となっている。

以上より，静的触媒式水素再結合器54台の設置により，本評価条件において原子炉建屋（原子炉建屋オペレーティングフロア）雰囲気の水素濃度を可燃限界である4vol%未満に低減でき，原子炉建屋の水素爆発を防止することが出来る。

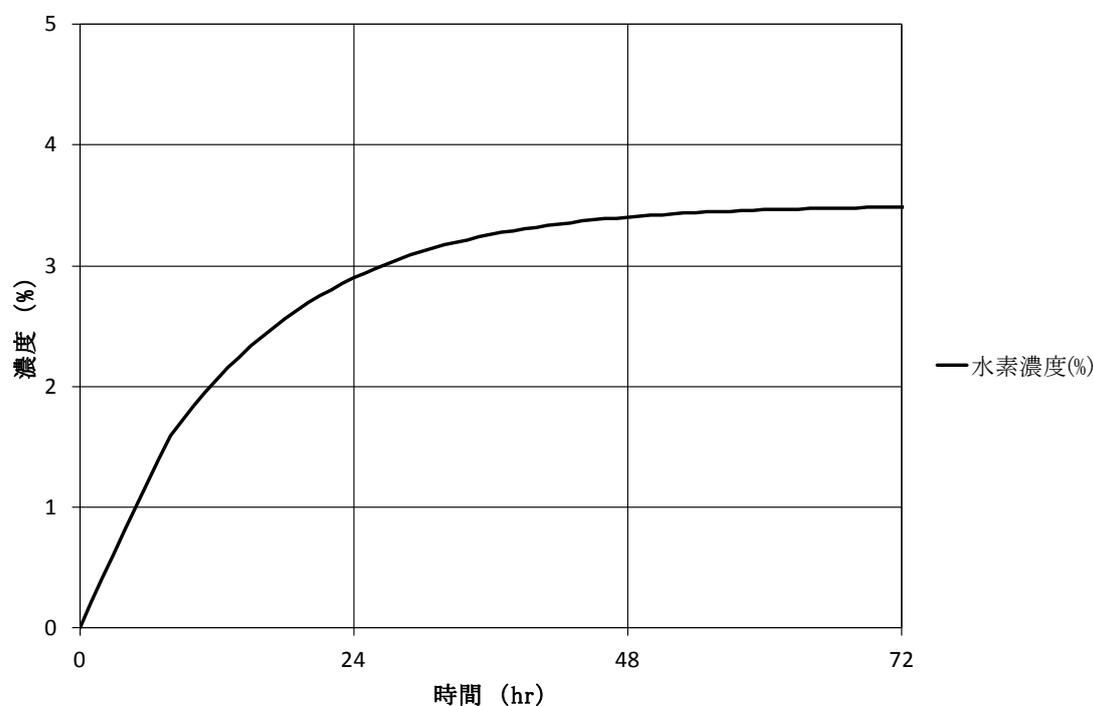


図 2-7 原子炉建屋（原子炉建屋オペレーティングフロア）水素濃度の時間変化

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



図 2-8 原子炉建屋（原子炉建屋オペレーティングフロア）温度の時間変化

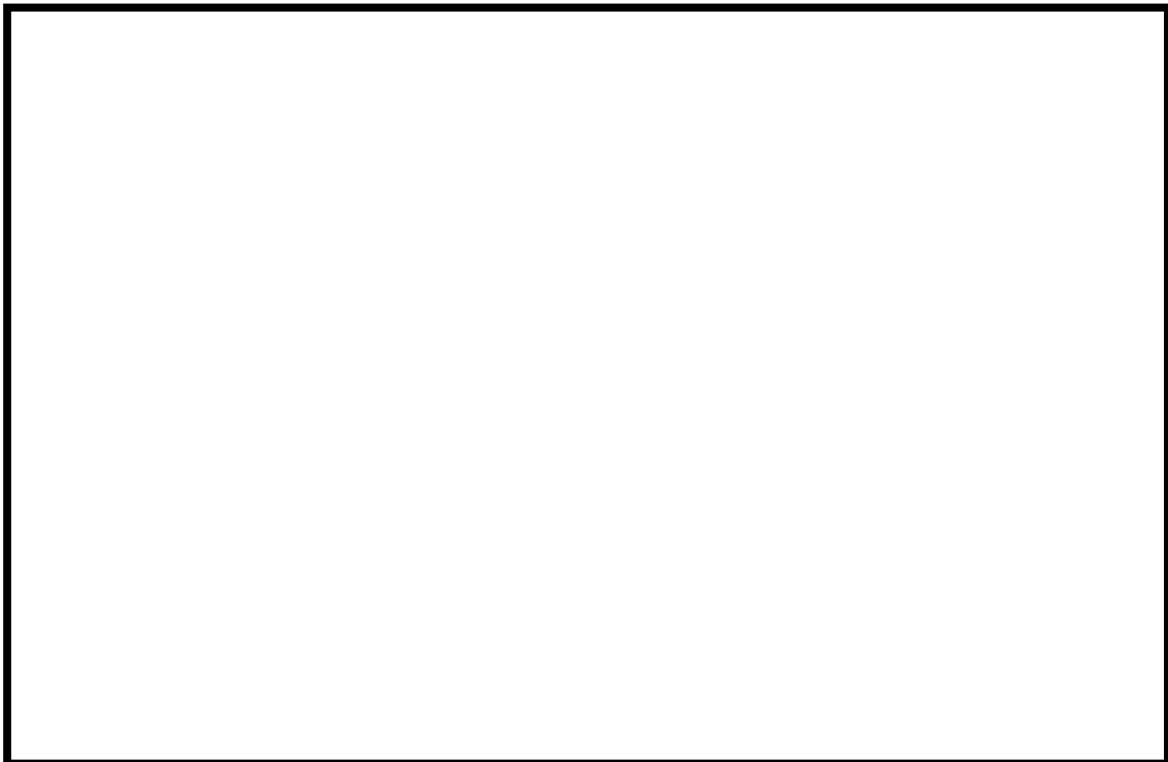


図 2-9 原子炉建屋（原子炉建屋オペレーティングフロア）からの
ガスの流出量の時間変化

(3) PAR の設置位置について

PAR は水素ガスを処理する際の熱でガス温度が上昇するため、PAR 装置で上昇気流が発生する。したがって、原子炉建屋オペレーティングフロアにある程度散らばりをもたせて PAR を配置することで、原子炉建屋オペレーティングフロアの水素ガスが自然対流を起こし攪拌され、水素ガスが PAR 全体に行き渡る流れとなる。PAR 配置の散らばりについては、原子炉建屋オペレーティングフロアの壁面に配置しても、中央に配置しても自然対流による攪拌効果により水素ガス濃度に大きな違いは無いことが判っている。また、この攪拌効果を高めるために、PAR の設置高さを全て同じレベルにするのではなく、なるべく上下方向 2 段に分けることが事前評価で確認できている。よって、PAR の設置位置は、PAR 取付作業性も考慮し、原子炉建屋オペレーティングフロア壁面に全数設置することとし、設置スペースを考慮して極力上下方向 2 段に分けて配置する。

(4) PAR 設置の設計フロー

以上のことから、PAR の個数を設定し、現場取付作業性を考慮して設置位置を設定するが、最終的にはこの配置で水素処理効果を評価して、「空間水素濃度に偏りが無いこと」、「可燃限界以下となること」を確認する。確認の結果、性能要求が満足できない場合は、PAR の配置変更、台数の再検討を行い、再度水素処理効果を評価して設計の妥当性を確認する。これら PAR 設置の設計フローを図 2-10 に示す。

図 2-10 で示す「4. 台数・配置決定」は、「2.2.1.2 (2) 個数の設定根拠」で示す通り原子炉建屋オペレーティングフロアが可燃限界以下になる PAR 必要台数を決定し、「2.2.1.2 (3) PAR の設置位置について」で示す通り、PAR による気流の攪拌効果及び施工性を踏まえて配置を決定する。しかしながら、この時点では原子炉建屋オペレーティングフロアを 1 点のモデルとした簡易評価結果による台数、配置決定であるため「仮決定」という位置づけとなる。これら仮決定結果をインプット条件とし、流動解析により空間「空間水素濃度に偏りは無いか」、「空間水素／酸素濃度は可燃限界未満を維持できるか」を確認し、「4. 台数・配置決定」の仮決定結果が妥当であることを示し、最終決定する設計フローとしている。これら設置位置の妥当性については、「2.2.2 静的触媒式水素再結合器の効果について」で PAR の設置位置をモデル化した解析で示す。

これらの検討の結果、最終決定した 6 号炉の PAR 配置を図 2-11、7 号炉の PAR 配置を図 2-12 に示す。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

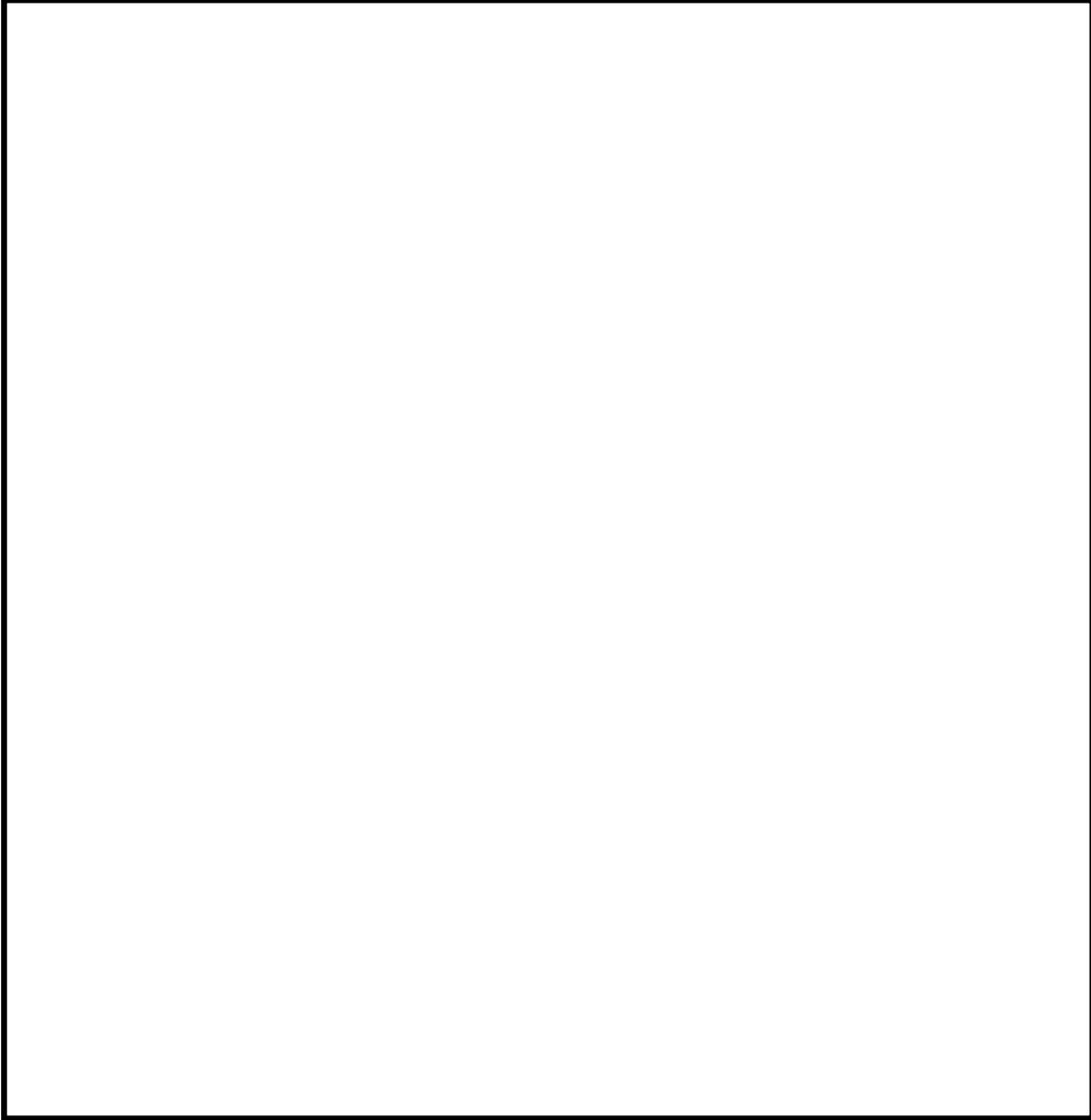


図 2-10 PAR 設置の設計フロー

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

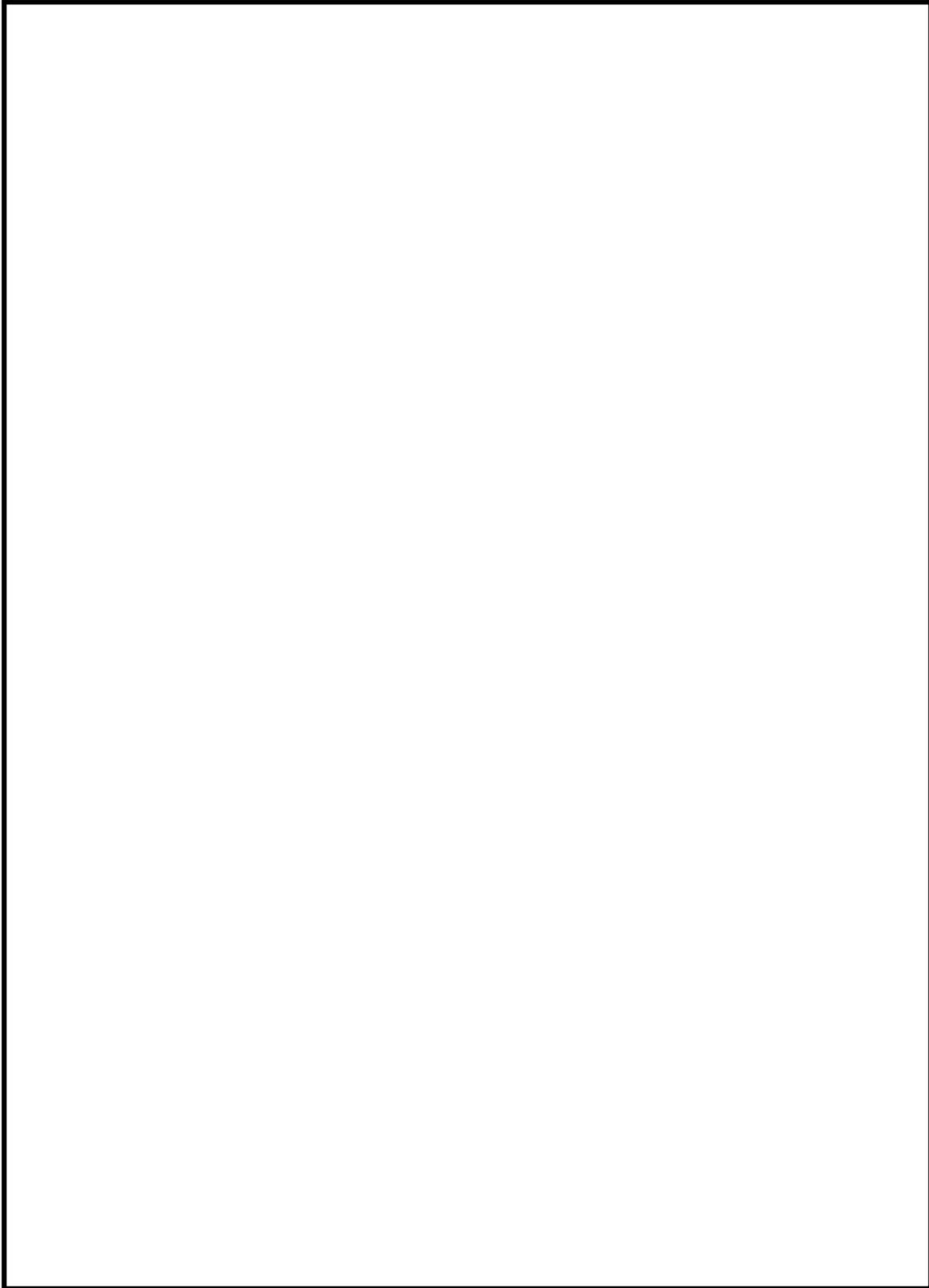


図 2-11 6号炉 PAR 配置 (①設置高さ, ②台数)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

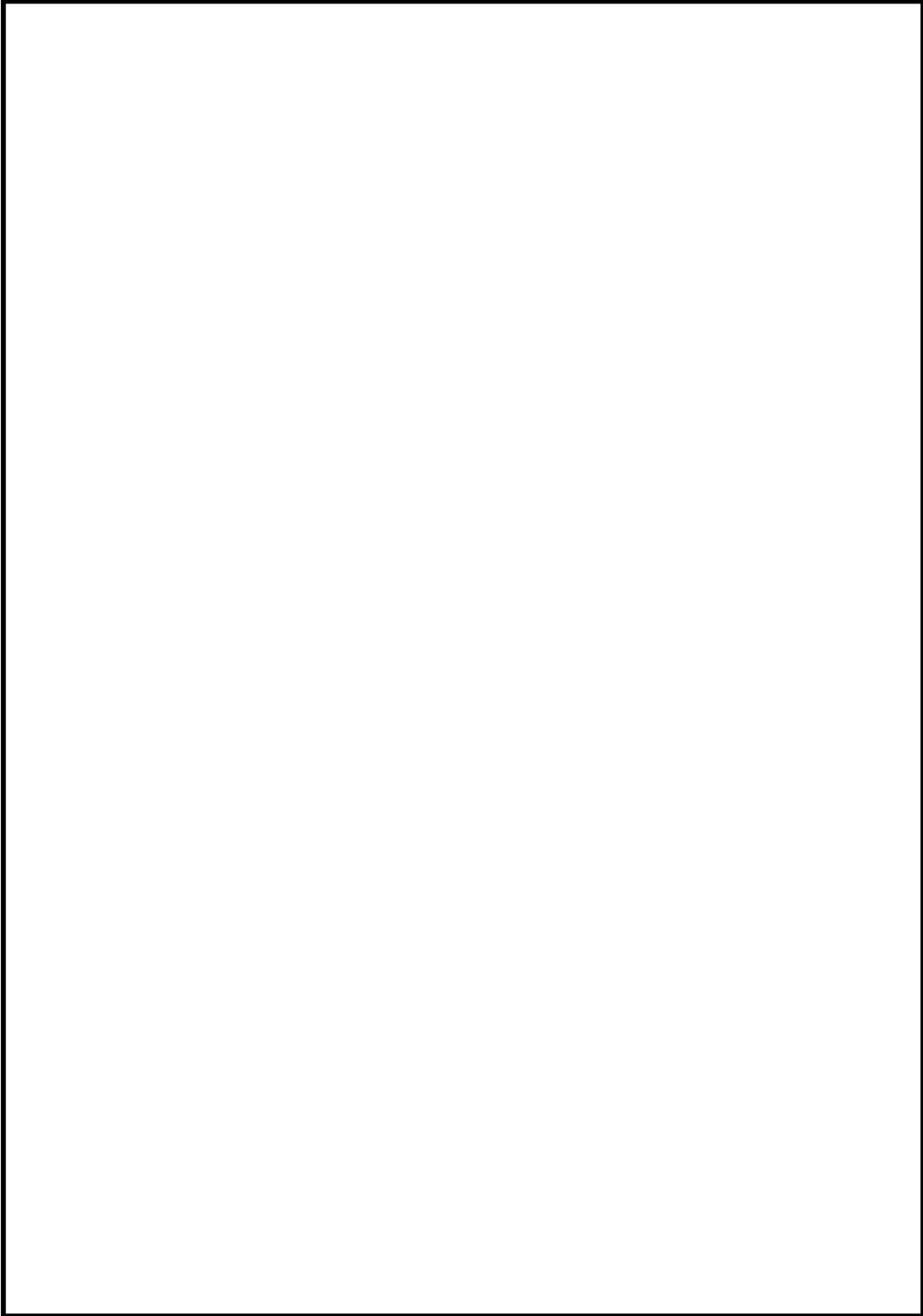


図 2-12 7号炉 PAR 配置 (①設置高さ, ②台数)

浜岡原子力発電所 4/5 号機で発生した OG 系トラブルについて

浜岡原子力発電所4号機及び5号機で気体廃棄物処理系（以下、OG系という）の水素濃度が上昇する事象が発生したが、推定原因として、製造段階での触媒担体（アルミナ）のベーマイト化及びシロキサンが存在が挙げられており、2つの要因が重畳した結果、OG系の排ガス再結合器触媒の性能低下に至ったものと報告されている。これに対し、PARの触媒は、製造段階でアルミナのベーマイト化が大きく進行する可能性が無いことを確認した。このことから、浜岡原子力発電所4号機、5号機OG系排ガス再結合器で発生したような、触媒の水素処理性能が大きく低下するような事象が発生することは無いと考える。

以下に、浜岡原子力発電所で起きた事象概要、推定原因、PAR触媒への対応の必要性について示す。

1. 浜岡原子力発電所OG系水素濃度上昇事象の概要

(1) 浜岡原子力発電所5号機の事象（平成20年11月5日発生）

調整運転開始後にOG系で系統内の水素濃度が上昇する事象が確認され、同系統内の希ガスホールドアップ塔A塔にて温度上昇が確認されたため、原子炉を手動停止した。本事象の原因調査と対策検討を実施し、調整運転を再開し、出力一定保持していたところ、OG系で水素濃度の上昇を示す警報（設定値2vol%）が点灯し、その後も水素濃度が上昇傾向を示したことから、原子炉を手動停止した。

(2) 浜岡原子力発電所4号機の事象（平成21年5月5日発生）

調整運転開始後、出力一定保持していたところ、OG系で系統内の水素濃度の上昇を示す警報（設定値2vol%）が点灯し、水素濃度が可燃限界（4vol%）を超えたため、原子炉を手動停止した。

2. 浜岡原子力発電所OG系水素濃度上昇事象の推定原因

水素濃度上昇の原因となる排ガス再結合器触媒の性能低下に関して、以下の二つの要因が確認された。

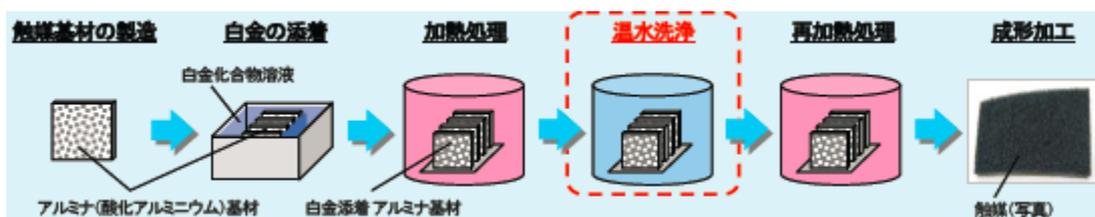
(1) 触媒の特性に起因する性能低下

排ガス再結合器触媒の概略製造工程を図(添付1-1)※に示す。平成8年以降、触媒の製造工程の一部を変更しており（原子力発電所向けのみに、触媒中の塩素に起因する系統機器・配管の応力腐食割れ対策として施される触媒の脱塩処理工程について、温水洗浄の時間を長くした）、それにより触媒のアルミナ（酸化アルミニウム； Al_2O_3 ）基材の結晶形態に変化が生じ、ベーマイト（水和アルミニウム酸化物； $AlO(OH)$ 又は $Al_2O_3 \cdot H_2O$ ）となる割合が多くなっていることが認められた。また、ベーマイトが多い触媒は、プラントの運転に伴い、アルミナ表面に添着された白金の活性表面積が減少することを確認した（図(添付1-2)※）。

(2) 触媒性能阻害物質による性能低下

実機から取り出した触媒の成分を分析した結果、触媒の性能を低下させるシロキサン（有機ケイ素化合物の一つ）が存在していることが認められた。シロキサンの発生源を調査した結果、4号機においては平成18年の低圧タービン点検で、5号機においては平成19年以降に低圧タービン等で使用を始めた液状パッキンに含まれるシロキサンが揮発することで排ガス再結合器に流入する可能性があることが確認された。

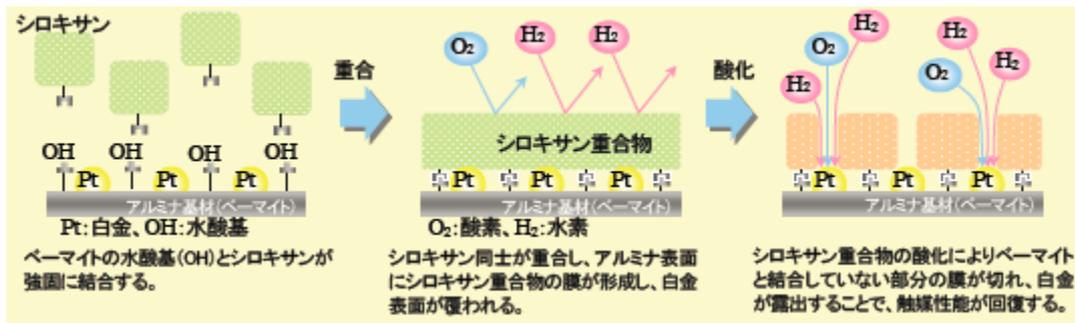
また、ベーマイトが多い触媒ほどシロキサンの影響が大きいことや、触媒の温度が上昇するとシロキサン重合物が酸化し、膜が切れ、白金の活性表面積が増加するため、触媒の性能が回復することも確認された（図(添付1-3)※）。



図(添付1-1) 排ガス再結合器触媒の概略製造工程



図(添付1-2) ベーマイトが多い触媒における白金の活性表面積の減少イメージ



図(添付1-3) シロキサンによる触媒表面の変化状況 (イメージ)

※ 図(添付1-1～3)は参照文献(a)より引用。

3. PAR触媒への対応の必要性について

浜岡原子力発電所4号機, 5号機OG系排ガス再結合器の触媒の水素処理性能が大きく低下した事象は, アルミナのベーマイト化及びシロキサンの存在という2つの原因が重畳した結果発生した。このことから, 2つの原因のうちどちらか1つの原因が該当しなければ, 同様の事象は起きないと考えられ, 以下の確認結果から, 浜岡原子力発電所4号機, 5号機OG系排ガス再結合器で発生したような, 触媒の水素処理性能が大きく低下するような事象が発生することは無いと考える。

(1) 触媒の比較

浜岡原子力発電所4号機, 5号機で使用されているOG系排ガス再結合器の触媒とPARの触媒の比較を表(添付1-1)に示す。触媒の種類は, セラミック触媒と金属触媒で異なっており, 触媒貴金属も異なる。OG系排ガス再結合器で使用されている触媒は, ニッケルクロム合金を基材としてその上にアルミナを添着させた板状の担体を用いているのに対し, PARの触媒は, 球状アルミナを担体として使用しており, 形状も異なる。ただし, 触媒の担体であるアルミナについては, 両者ともに γ アルミナを使用している。

表(添付1-1) PARとOG系排ガス再結合器触媒の比較

項目	PAR	OG系排ガス再結合器
種類	セラミック触媒	金属触媒
触媒貴金属	パラジウム	白金
担体	γ アルミナ	γ アルミナ (ベーマイト含む)
製造時の温水洗浄の有無	無し	有り

(2) 触媒の製造プロセスの比較

浜岡原子力発電所0G系の水素濃度上昇事象に対する原因調査において、触媒の特性に起因する性能低下として、以下の知見（アルミナのベーマイト化）が得られている。

- ・ベーマイトを多く含む触媒については、使用履歴や触媒毒であるシロキサンの影響により、触媒性能が低下しやすい
- ・ベーマイトが多く含まれた要因は、触媒の製造プロセスにおいて、温水洗浄の時間を長くしていた

浜岡原子力発電所0G系排ガス再結合器の触媒とPARの触媒の製造プロセスの比較を表(添付1-2)に示す。0G系排ガス再結合器の触媒は、製造プロセスにおいて、応力腐食割れ対策として脱塩素処理のため温水洗浄を施しており、この温水洗浄の時間を長くしたために、ベーマイトに変化する量が増えたと推定されている。通常の触媒では、応力腐食割れ対策を考慮する必要がないことから温水洗浄の工程は必要なく、PARの触媒に関しても、温水洗浄の工程は無い。

このため、製造段階において、PARの触媒担体（アルミナ）のベーマイト化が大きく進行する可能性は無い。

表(添付1-2) 触媒の製造プロセスの比較

触媒	製造プロセス
0G系排ガス再結合器	
PAR	

(3) 触媒の成分分析

上記(2)に記載した理由から、PARの触媒について、アルミナのベーマイト化が大きく進行する可能性は無いが、過去に、NIS社製PARの触媒に対して①X線回折(XRD)分析、②熱重量分析を実施し、成分分析により触媒中のベーマイトの有無について確認を行っている。成分分析の結果、PARの触媒に有意なベーマイト成分は含まれておらず、アルミナのベーマイト化は進行していなかった。

(4) シロキサンの影響について

浜岡原子力発電所4号機、5号機OG系排ガス再結合器の触媒の水素処理性能が大きく低下した事象の原因の一つとして、有機シリコン系シール材に含まれるシロキサン(有機ケイ素化合物の一つ)の存在が報告されている。現在、シロキサンの使用は原則禁止しているものの、過去に弁や機器等の点検で使用されていることがわかっている。成分分析の結果より、PARの触媒については、ベーマイトが検出されなかったため、アルミナのベーマイト化及びシロキサンの存在という2つの原因が重畳せず、同様の事象が発生することは無いと考えるが、過去に、シロキサンの触媒性能への影響についても試験を行っている。

試験は、密閉空間内でPAR触媒をシロキサン試薬に曝露し、曝露後の再結合反応による温度上昇時間を確認することにより、水素処理性能への影響を確認しており、シロキサン曝露有無により水素処理性能に有意な差はなかった。このことからPAR触媒はシロキサンによる被毒の影響を受けないことが確認される。

静的触媒式水素再結合器の最高使用温度について

1. はじめに

PAR の最高使用温度は 300℃に設定している。以下に、その考え方について示す。

2. 最高使用温度の考え方

最高使用温度は、「実用発電用原子炉及びその付属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」（以下、設置許可基準規則）において次のように定義されている。

第二条 2 項 三十九

「最高使用温度」とは、対象とする機器、支持構造物又は炉心支持構造物
がその主たる機能を果たすべき運転状態において生ずる最高の温度以上の温
度であって、設計上定めるものをいう。

設置許可基準規則第 53 条（原子炉建屋等の水素爆発防止対策）の基準適合のための設計方針として、原子炉建屋オペレーティングフロアに静的触媒式水素再結合器を設置する。当社としては、原子炉建屋の水素爆発を防止するために、[原子炉建屋](#)オペレーティングフロアを可燃限界以下に抑えることを設計方針としており、水素濃度を 4vol%以下に抑制することが、静的触媒式水素再結合器の主たる機能である。

よって、静的触媒式水素再結合器は、水素濃度によって温度が異なることが判っているため、主たる機能を果たすべき運転状態の最大水素濃度 4vol%における温度を最高使用温度と定義する。

3. 最高使用温度 300℃の設定理由

静的触媒式水素再結合器の設置位置は[原子炉建屋](#)オペレーティングフロアであるため、雰囲気温度よりも再結合反応時の静的触媒式水素再結合器自体の温度が高くなる。静的触媒式水素再結合器の強度計算として、ハウジング、取付ボルトの強度を評価するために、最高使用温度として 300℃を設定している。

最高使用温度 300℃の設定については、Sandia National Laboratory (SNL) における試験（参照文献(b)）及び OECD/NEA の THAI Project で行われた試験（参照文献(e), (f), (g)）を参照している。

3.1 SNL 試験

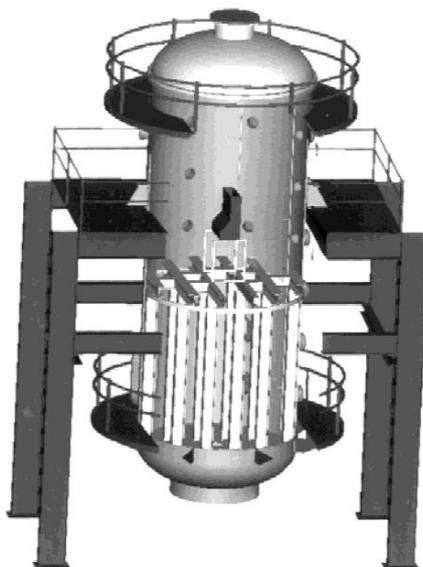
(1) 試験概要

NIS 社製 PAR (PAR-11) を用いた SNL 試験の試験装置概要は図(添付 2-1~2), 試験に用いた PAR を図(添付 2-3) に示す。



図(添付 2-1) The Surtsey vessel

※参照文献(b)より抜粋



図(添付 2-2) PAR location in the Surtsey vessel

※参照文献(b)より抜粋

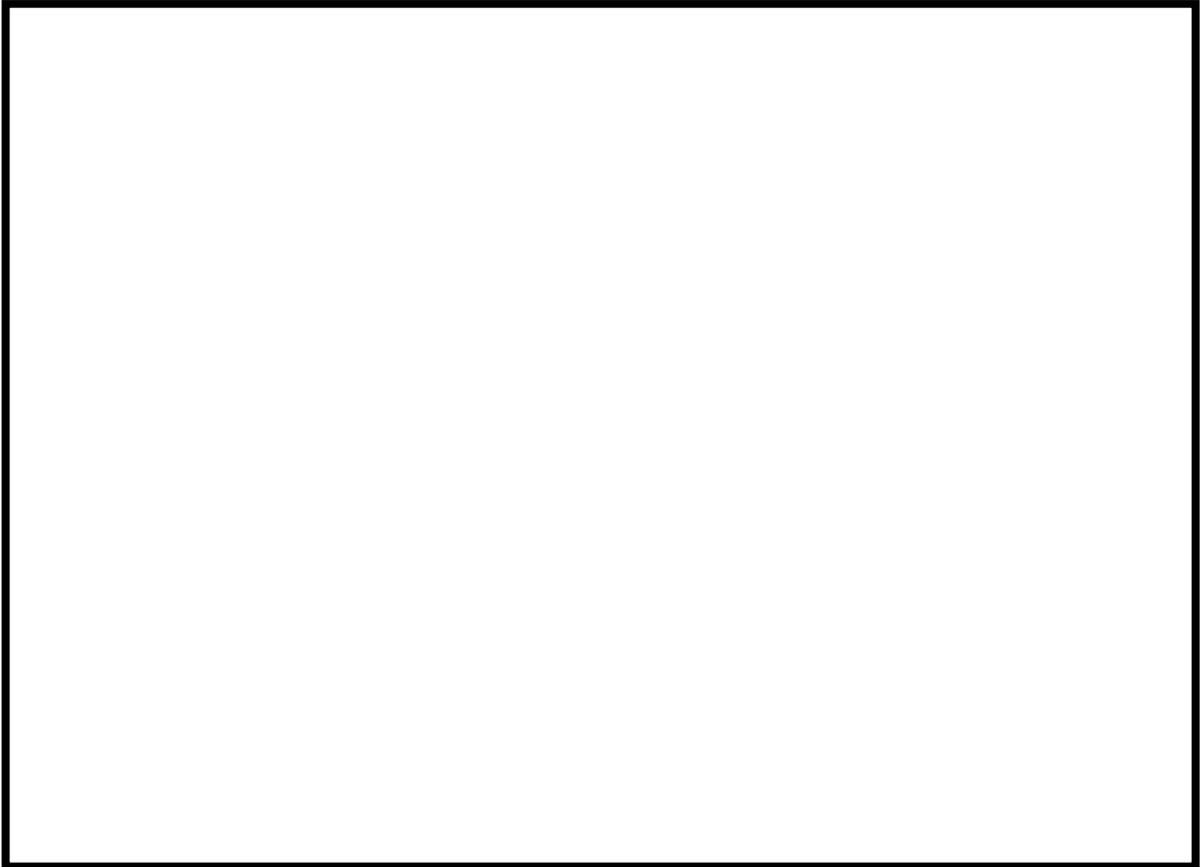


図(添付 2-3) SNL で行われた試験用 PAR 概要

(2) 試験結果と最高使用温度 300℃の妥当性

本試験の試験結果を図(添付 2-4)に示す。図(添付 2-4)は、試験装置の水素濃度と PAR 出入口の温度差 ΔT の関係を示している。この結果を参照すると、水素濃度 4vol%のときの PAR 出入口の温度差は約 160℃であることが確認できる。これを目安として、当社の原子炉建屋オペレーティングフロアの雰囲気を最大で 100℃と想定したとしても、水素濃度 4vol%時の PAR 出口温度は 260℃である。これらの結果と、ハウジング及び取付ボルトの位置を踏まえ、最高使用温度として 300℃と設定することは妥当と考えている。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



図(添付 2-4) SNL で行われた試験結果 (PAR 温度と水素濃度の関係)

3.2 THAI 試験

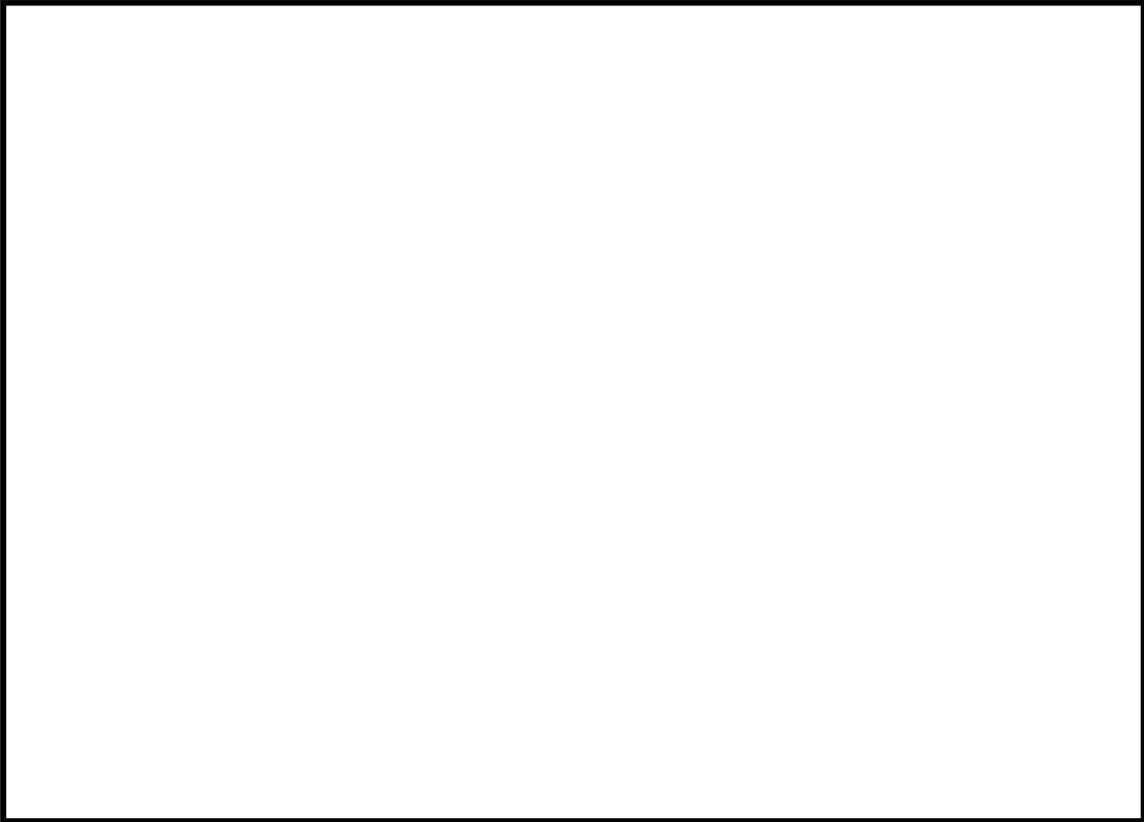
(1) 試験概要

THAI 試験装置を図(添付 2-5), 試験に使用された PAR を図(添付 2-6), 試験条件を表(添付 2-1)に示す。

表(添付 2-1) : THAI Project での試験条件

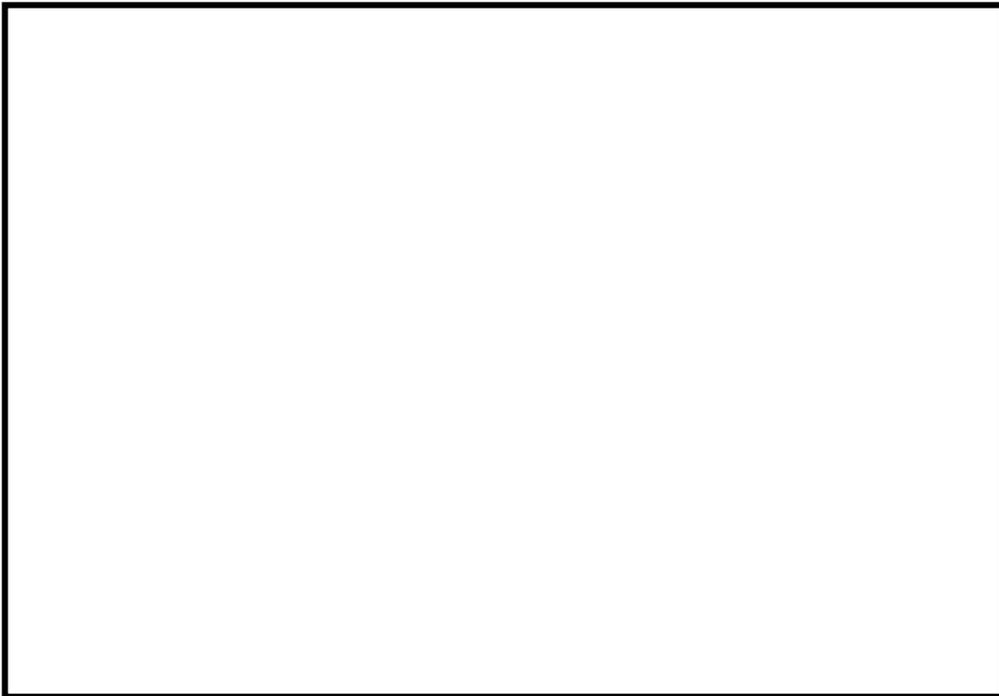
試験番号	圧力	温度	水蒸気濃度	酸素濃度	水素注入速度

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



図(添付 2-5) THAI 試験装置

※参照文献(e)より抜粋

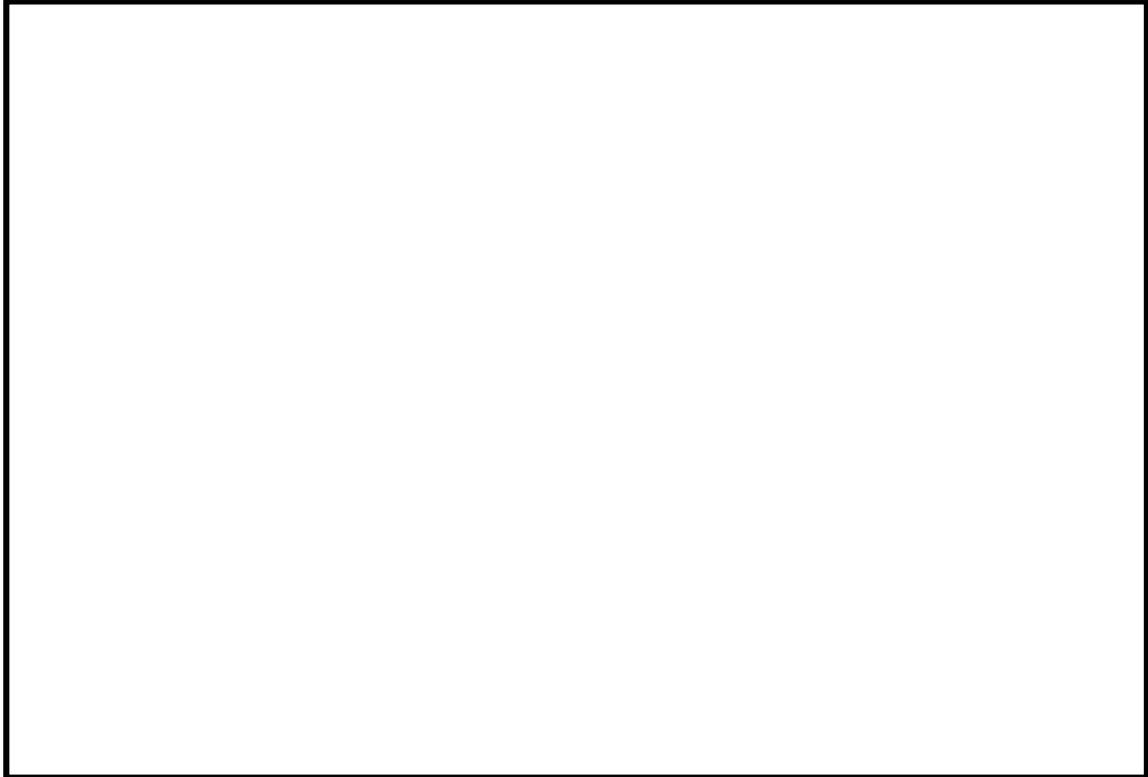


図(添付 2-6) 試験に使用した NIS PAR

※参照文献(e)より抜粋

(2) 試験結果と最高使用温度 300℃の妥当性

水素濃度一定状態での PAR 内部温度，ガス温度の時系列変化が THAI 試験 (HR-15) にて得られている。試験結果を図(添付 2-7)に示す。



図(添付 2-7) HR-15 PAR 内部温度，ガス温度の時系列変化

※参考文献(e)より抜粋

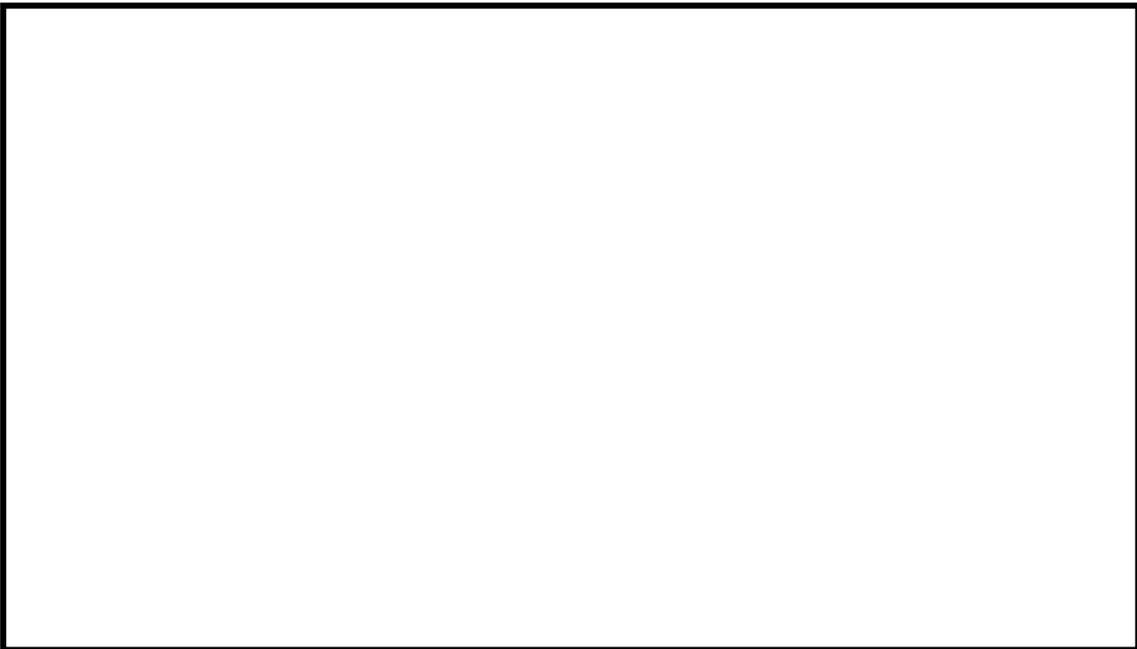
図(添付 2-7)において 115～130 分頃の時間帯で水素濃度を一定に保っているが，このとき PAR 内部温度，ガス温度は数分程度の時間遅れはあるものの，ほぼ一定値に保たれていることがわかる。また，水素濃度上昇時には反応熱が増加するが，各部の熱容量等の影響により温度上昇は遅れ，水素濃度低下時には反応熱は低下するが，各部の放熱速度などの影響により温度低下は遅れる傾向にあることが確認できる。

次に，直接，筐体の温度を計測している THAI 試験結果 (HR-40) を図(添付 2-8)，図(添付 2-9)に示す。図(添付 2-8)が水素注入量と水素濃度の時系列，図(添付 2-9)が筐体温度の時系列をあらわしている。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



図(添付 2-8) HR-40 水素注入量と水素濃度の時系列
※参照文献(g)より抜粋



図(添付 2-9) HR-40 筐体温度の時系列
※参照文献(g)より抜粋

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

図(添付 2-8)及び図(添付 2-9)より、106分から126分までの約20分間は、水素濃度は常時4vol%を超えているが、126分時点での水素濃度低下時の水素濃度4vol%における筐体温度は約295℃であり、最高使用温度300℃に対して低い値である。よって、HR-15及びHR-40の試験結果を踏まえると、水素濃度4vol%一定状態での筐体温度は295℃よりも低いと考えられる。また、本試験においてはPAR入口温度が柏崎刈羽原子力発電所の原子炉建屋オペレーティングフロア環境条件である100℃よりも高い(*1)ことも考慮すると、最高使用温度が保守的であることが確認できる。

*1：126分時のPAR入口温度

PAR 製作誤差による処理能力への影響

PAR は水素ガスと酸素ガスが触媒効果により再結合して水素処理する構造であるため、水素処理性能は、内部を通過する水素量（流量）と触媒自体の性能、及びガス流れと触媒の接触面積によって決まってくる。PAR の水素処理能力は、開発段階から様々な試験によって確認されているが、現在の PAR の製造メーカーでは開発時から以下に示す製造上の確認項目を原則として変更していない。したがって、表(添付 3-1)に示す仕様や製造方法が共通である開発段階からの様々な試験結果が利用可能であり、様々な試験結果を踏まえて決定された性能評価式に基づく水素処理能力は確保できると考える。

表(添付 3-1) PAR 製造上の確認項目

性能因子	確認項目	確認方法
接触面積	触媒カートリッジの寸法, 配置	・カートリッジ寸法, 配置が設計通りであることを確認 (*)
	触媒に接触する実効的な流路長さ	・封入される触媒重量の確認 ・外観上, 触媒粒がカートリッジ満杯であることを確認
触媒性能	触媒の品質管理	・封入される触媒の粒径, 触媒表面積, 材料成分の確認
流量	ハウジング形状	・ハウジング形状が設計通りであることを確認

* : PAR の開発時から、触媒カートリッジの高さ及び、触媒カートリッジの間隔は変更していない。

表(添付 3-1)で示すカートリッジ寸法, 配置及びハウジング形状については、設計図で指定された製作誤差範囲であることを確認することにより担保する。触媒単体及び触媒に接触する実効的な流路長さについては以下の品質管理を行うことで性能を担保する。

表(添付 3-2) PAR 製造上の管理値

	対象	項目	管理値
1	触媒単体	触媒直径	
		触媒表面積	
		材料確認	
2	触媒カートリッ ジ	外観	
		総触媒重量 (1 枚)	
		触媒の反応性	

よって、上記に示す品質管理を行うことで、製造誤差を考慮しても、PAR 設計仕様の性能に影響を与えないことを確認している。

触媒については、製造メーカーが表(添付 3-2)で示す品質管理を行い、これを事業者が記録確認することにより性能を担保している。品質管理については、設計上必要な触媒量が適切に充填されていることを触媒単体の直径、表面積、材料成分で確認するとともに、触媒カートリッジ 1 枚の総触媒重量を確認することで管理を行っている。

また、触媒量が適切に充填されていることが確認できても、その触媒の製作環境、保管環境により、触媒の酸化(パラジウムの酸化)による機能低下、触媒被毒による機能低下等で触媒の活性が損なわれる可能性があるため、触媒活性を確認するために触媒カートリッジを抜き取りで、触媒製造 1 ロット分につき 1 枚以上*を、専用試験装置にかけて水素ガスと酸素ガスの再結合反応をさせたときの温度上昇を確認し、触媒活性を確認する品質管理を行っている。専用試験装置は添付 4 の図(添付 4-1)、図(添付 4-2)で示す通りであり、触媒カートリッジに水素ガス(3.0vol%)を流し、実際に再結合反応をさせたときの温度が「20 分で 10℃上昇すること」又は「30 分で 20℃上昇すること」を判定基準として触媒活性の有無を確認できる試験であり、仮に触媒活性が著しく低下している場合は $2\text{H}_2 + \text{O}_2 \rightarrow 2\text{H}_2\text{O}$ の発熱反応が生じない、あるいは発熱反応が低下するため判定基準を満足できない結果となる。よって、本試験を工場製作の最終段階で実施することにより、触媒活性の健全性を確認することができる。

そして、工場出荷後に事業者として触媒活性の健全性を確認するために、PAR 使用開始前に触媒活性の確認を、添付 4 の図(添付 4-1)、図(添付 4-2)に示す専用試験装置で抜き取りで実施する。触媒カートリッジを検査装置内にセット後、水素ガス(1.3vol%)を含む試験ガスを供給し、再結合反応による温度上昇

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

率（NIS社による推奨判定値：10℃/20分もしくは20℃/30分）を計測することで、性能低下の有無を確認する。なお、工場における性能試験については国外で実施されるため水素濃度3.0vol%にて試験を行うが、PAR使用開始前の触媒活性確認は国内で行うため、国内の一般的な水素ポンペ（水素濃度1.3vol%）を用いて試験を行う。国外の工場試験よりも水素濃度が低い条件であり、水素処理能力が低い（触媒温度上昇が低い）状態で試験を行うことになるが、判定基準は保守的に水素濃度3.0vol%時と同じ判定値を用い性能管理を行う。

また、使用開始後について、PARを設置する原子建屋内の雰囲気は空気であり、触媒を化学変化させるような強い酸化剤や酸や塩のようなその他の化学的薬剤もなく、温度は室温であり、PARに機械的荷重をかけることもないので、雰囲気環境は触媒にとって良好であり、雰囲気環境による触媒活性の低下は無いものと考えている。しかしながら、事業者として触媒活性の低下がないことを確認するために、定期的に添付4の図（添付4-1）、図（添付4-2）に示す専用試験装置により抜き取りで触媒活性の健全性を確認する運用とする。測定方法はPAR使用開始前の試験と同様に、触媒カートリッジを検査装置内にセット後、水素ガス（1.3vol%）を含む試験ガスを供給し、再結合反応による温度上昇率（NIS社による推奨判定値：10℃/20分もしくは20℃/30分）を計測することで、性能低下の有無を確認する。

※抜き取り率に対する考え方について

工場における触媒性能試験は、触媒製造1ロット分につき1枚のカートリッジを抜き取りで性能確認することで品質確認可能である。触媒粒の製造方法は、

プロセスである。これらのプロセスは触媒粒1バッチにつき1プロセスで製造される。この製造方法は、触媒粒が均一的に製造されることが確認された方法であり、触媒製造メーカーによる検査、証明書で品質確認された触媒粒は、同じロットで製造されたものについて大きな性能のバラつきはないと考えている。

また、触媒カートリッジを製造する際は、同じロットで製造された触媒粒をランダムに採取し、触媒カートリッジ1枚ずつに充填していくことから、同じロットで製造された触媒カートリッジの性能は同様であると考えられるため、触媒性能試験は触媒製造1ロット分につき1枚の触媒カートリッジを抜き取り確認することで十分である。

なお、PAR使用開始前の試験及び使用開始後の試験の抜き取り数については、検査要領を定める際に適切に設定する。

PAR の検査・点検について

設置段階及び供用開始以降，以下に示す項目を確認することによりPAR性能の維持管理を行うことが可能である。

(1) PARの性能確保に必要な確認項目

PARの水素処理性能は，内部を通過する水素量（流量）と触媒自体の性能，及びガス流れと触媒の接触面積によって決まってくるため，これらに影響を与える各パラメータについて，検査・点検時に確認することでPAR性能を維持管理できると考える。表(添付4-1)にPARの性能確保に必要な確認項目と確認方法を示す。

表(添付4-1) PARの性能確保に必要な確認項目

性能因子	確認項目	確認方法
接触面積	触媒カートリッジの寸法，配置	・カートリッジ寸法，配置が設計通りであることを確認
	触媒に接触する実効的な流路長さ	・封入される触媒重量の確認 ・外観上，触媒粒がカートリッジ満杯であることを確認
触媒性能	・触媒製造時の品質管理 ・触媒の劣化	・封入される触媒の粒径，触媒表面積の確認 ・検査装置による水素処理機能検査
流量	ハウジング形状	・ハウジング形状が設計通りであることを確認

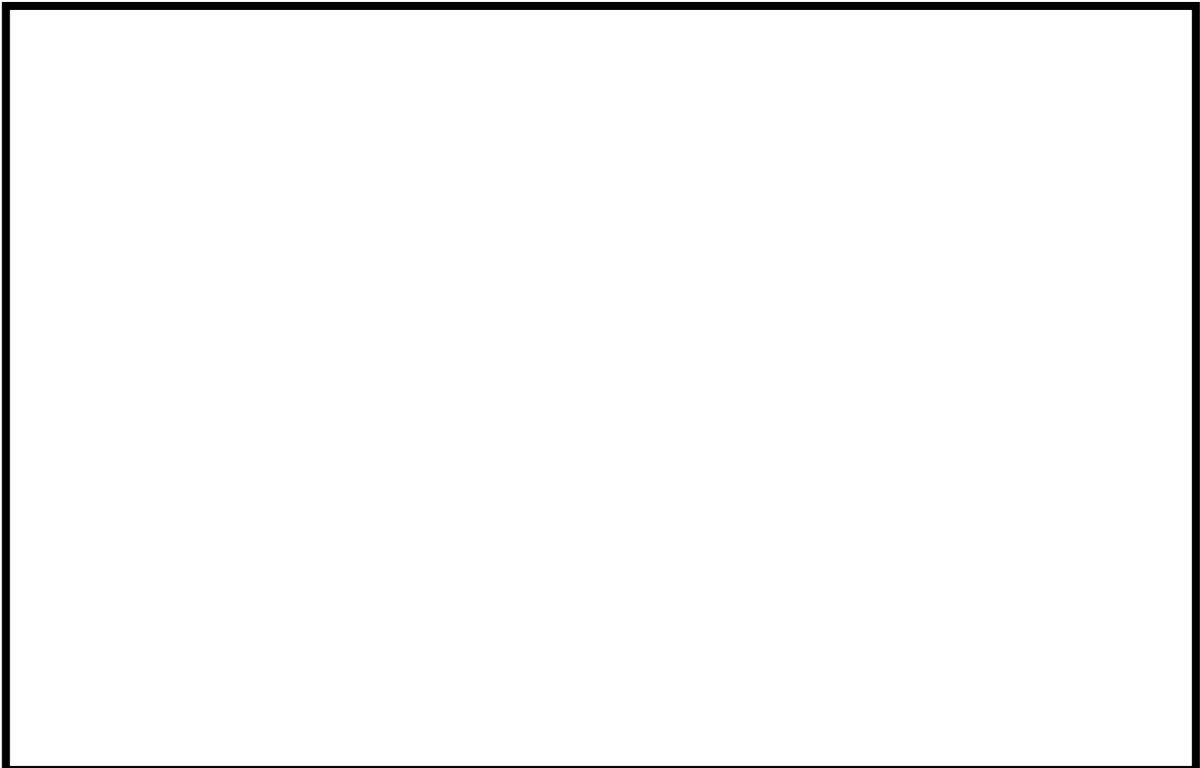
(2) 水素処理機能検査

水素処理機能検査用の検査装置の外観を図(添付 4-1)，系統概略図を図(添付 4-2)に示す。触媒カートリッジを検査装置内にセット後，水素ガスを含む試験ガスを流量 1500l/h 供給し，再結合反応による温度上昇率（NIS 社による推奨判定値：10℃/20 分もしくは 20℃/30 分）を計測することで，性能低下の有無を確認する。この判定値は，PAR 製造メーカーの既往の試験，経験を踏まえて，触媒に要求される活性を有すると判断できる基準として設定したものである。このように触媒活性を有することを確認し，併せてハウジング形状が設計通りであることを確認することで，設計で定める水素処理容量が確保できることが確認可能である。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



図(添付 4-1) 検査装置外観



図(添付 4-2) 検査装置系統概略図

水素処理容量に関する説明について

主要仕様である水素処理容量 0.250kg/h/個（水素濃度 4vol%, 大気圧, 温度 100℃）は, PAR 設置環境が大気圧で温度 100℃の条件において, PAR 入口水素濃度が 4vol%の際に, PAR により水素処理できる能力を示している。よって, その条件における PAR 入口水素濃度と出口水素濃度の差から, PAR 1 個あたり 0.250kg/h で水素処理できる能力があることを示している。

この値は, NIS 社製 PAR の性能評価式 (式 1) に水素濃度 4vol%, 大気圧, 温度 100℃及びスケールファクター11/88 を入力した際に得られる水素処理容量である。PAR の性能評価式で示す通り, 水素処理容量は水素濃度, 圧力, 温度により変動するため, 主要仕様として記載する容量は, 表 (添付 5-1) に示す理由で設定した環境条件における水素処理容量を定格値として定めている。

$$DR = A \times \left(\frac{C_{H_2}}{100} \right)^{1.307} \times \frac{P}{T} \times 3600 \times SF \quad \dots\dots\dots (式 1)$$

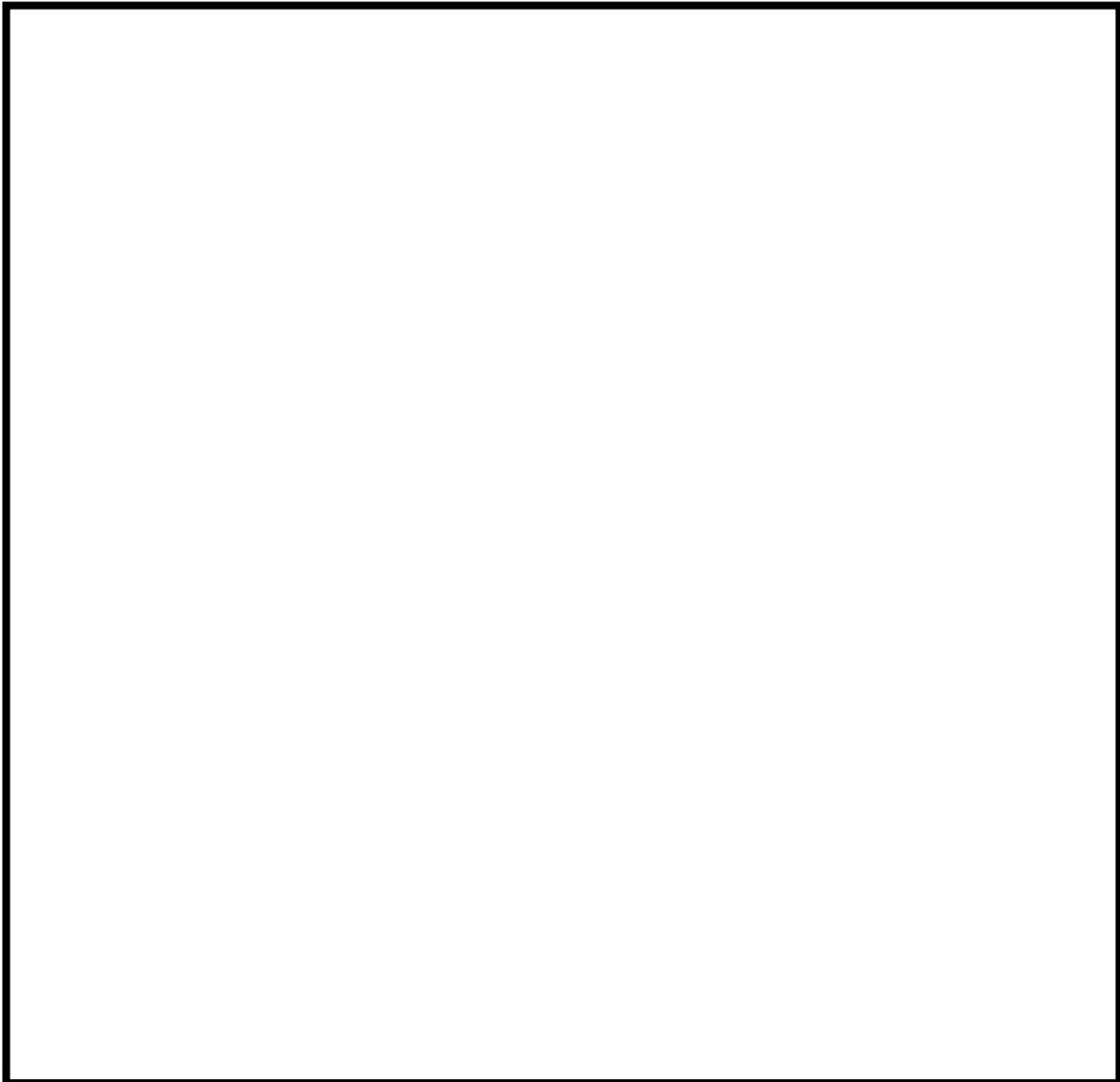
- DR* : 水素処理容量 (kg/h/個)
- A* : 定数
- C_{H2}* : PAR 入口水素濃度 (vol%)
- P* : 圧力 (10⁻⁵Pa)
- T* : 温度 (K)
- SF* : スケールファクター

表 (添付 5-1) 容量算出の条件設定理由

項目	設定値	設定理由
水素濃度 (CH ₂)	4vol%	水素ガスの可燃限界濃度 4vol%未満に抑制することを目的とした設備であるため, 水素濃度抑制上限値である 4vol%を設定
圧力 (P)	大気圧 (1.01325 bar)	重大事故時の原子炉建屋の圧力は原子炉格納容器からのガスの漏えいにより大気圧より僅かに高くなると考えられるが, 保守的に大気圧 (1.01325 bar) とする。
温度 (T)	100℃ (373.15 K)	重大事故時の原子炉建屋環境を踏まえ, 保守的に 100℃ (373.15K) とする。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

なお、式1で示す性能評価式は、NRCによるSNL試験で妥当性が確認されているものである。SNL試験の試験装置概要を図(添付5-1)に示しているが、PAR入口水素濃度とPAR出口水素濃度を測定しており、その水素濃度差から水素処理容量(kg/h/個)を試験データとして得ている。これら試験データをもとに、式1で示す性能評価式の妥当性が確認されている。



図(添付5-1) SNLで行われた試験の計測位置<基本式入力値>

PAR 周辺機器に対する悪影響防止について

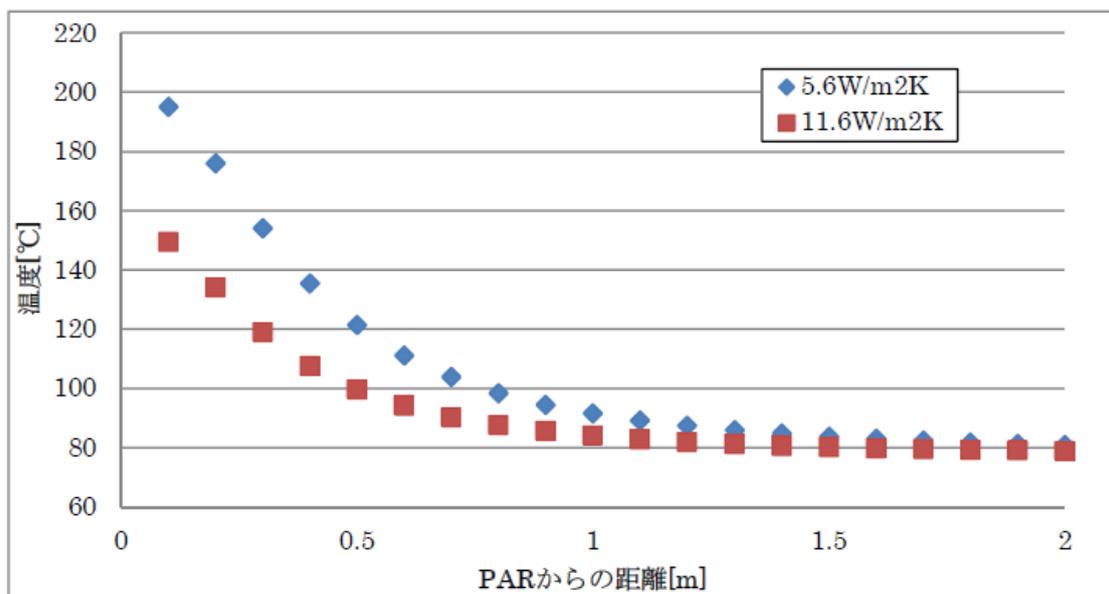
PAR は水素処理が始まると触媒温度が上昇するため、PAR の温度上昇が周辺機器に影響を与えないための PAR 設置方針を検討した。PAR の温度上昇が周辺機器に影響を与える評価項目としては「①PAR ハウジングからの熱輻射による熱影響評価」と「②PAR 排気ガスによる熱影響評価」があり、それらの検討結果を以下に示す。

① PAR ハウジングからの熱輻射による熱影響評価

PAR ハウジングが最高使用温度である 300℃の状況で、ハウジングからの熱輻射による温度と距離の関係を評価した結果を図（添付 6-1）に示す。

温度は、原子炉建屋オペレーティングフロアの対流熱伝達率により結果が異なる。対流熱伝達率 h は、ユルゲスの式より気流速度 $v \leq 5\text{m/s}$ の場合には $h=5.6+4.0v$ で示される。原子炉建屋オペレーティングフロアの気流速度は、図 2-32 で示す流速ベクトル（最大値 0.58m/s）を踏まえて、 $v=0 \sim 1.5\text{m/s}$ と仮定しユルゲスの式に代入すると、 $h=5.6 \sim 11.6 \text{ W/m}^2\text{K}$ となる。したがって対流熱伝達率は $5.6\text{W/m}^2\text{K}$ 及び $11.6\text{W/m}^2\text{K}$ の 2 ケースで評価を行った。

評価の結果から、周辺機器の温度が 100℃となるのは、対流熱伝達率が $5.6\text{W/m}^2\text{K}$ の場合は 0.77m、対流熱伝達率が $11.6\text{W/m}^2\text{K}$ の場合は 0.50m であり、PAR より 1m 離すことで熱影響は 100℃以下となる。



図（添付 6-1） PAR 熱輻射による温度影響と距離の関係について

② PAR 排気ガスによる熱影響評価

PAR の排気口については、再結合による熱量によって暖められた空気の放出による熱影響を考える必要がある。排気口からの距離に対する排気温度変化として、THAI 試験の HR-40 テスト時のデータを参考とする。図（添付 6-2）に HR-40 テスト時の水素濃度を示したグラフを示す。今回、温度データを参考とする条件として、図（添付 6-3～5）の青枠で示す測定点を選択する。

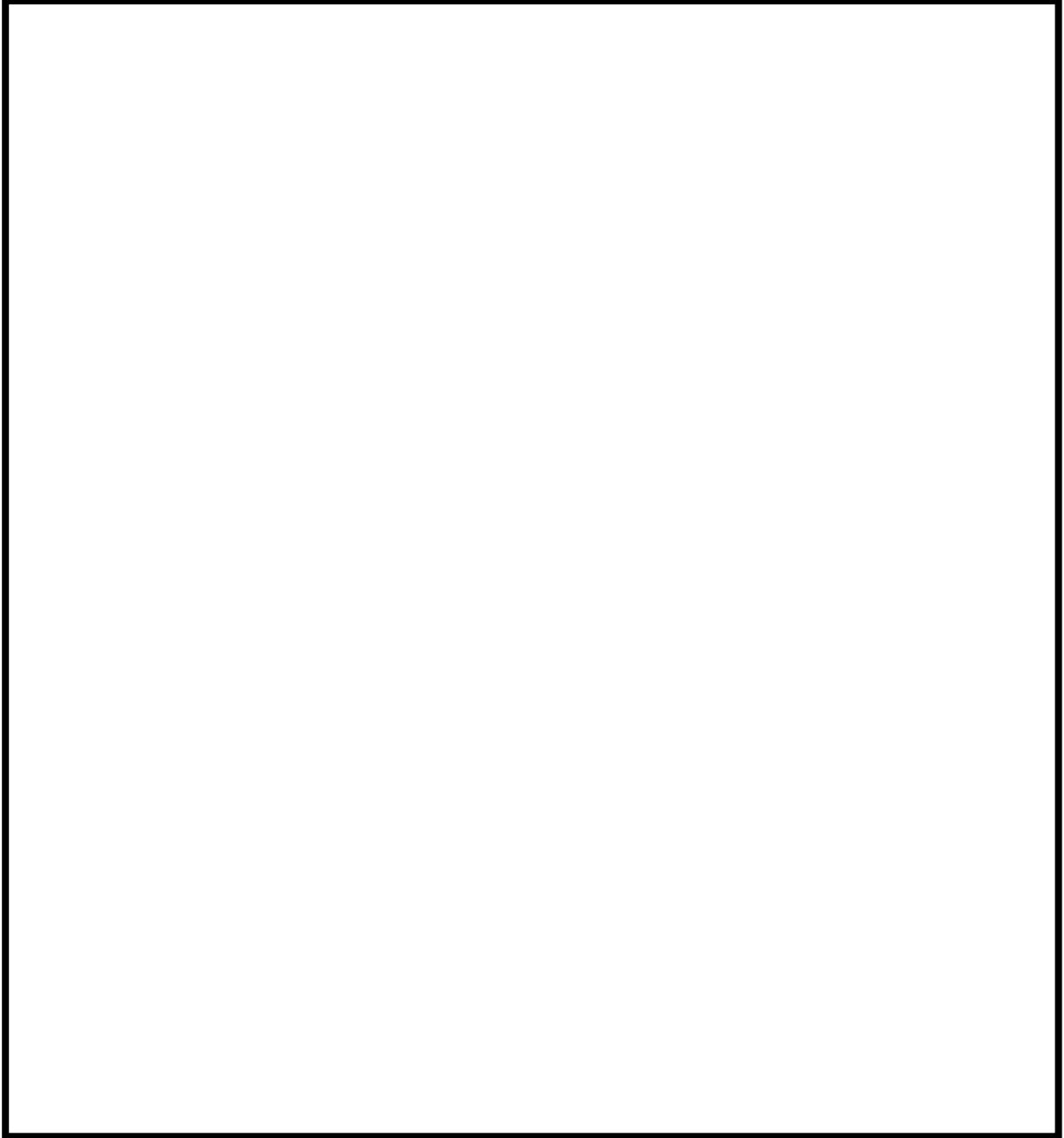


図（添付 6-2） HR-40 テスト時の水素濃度



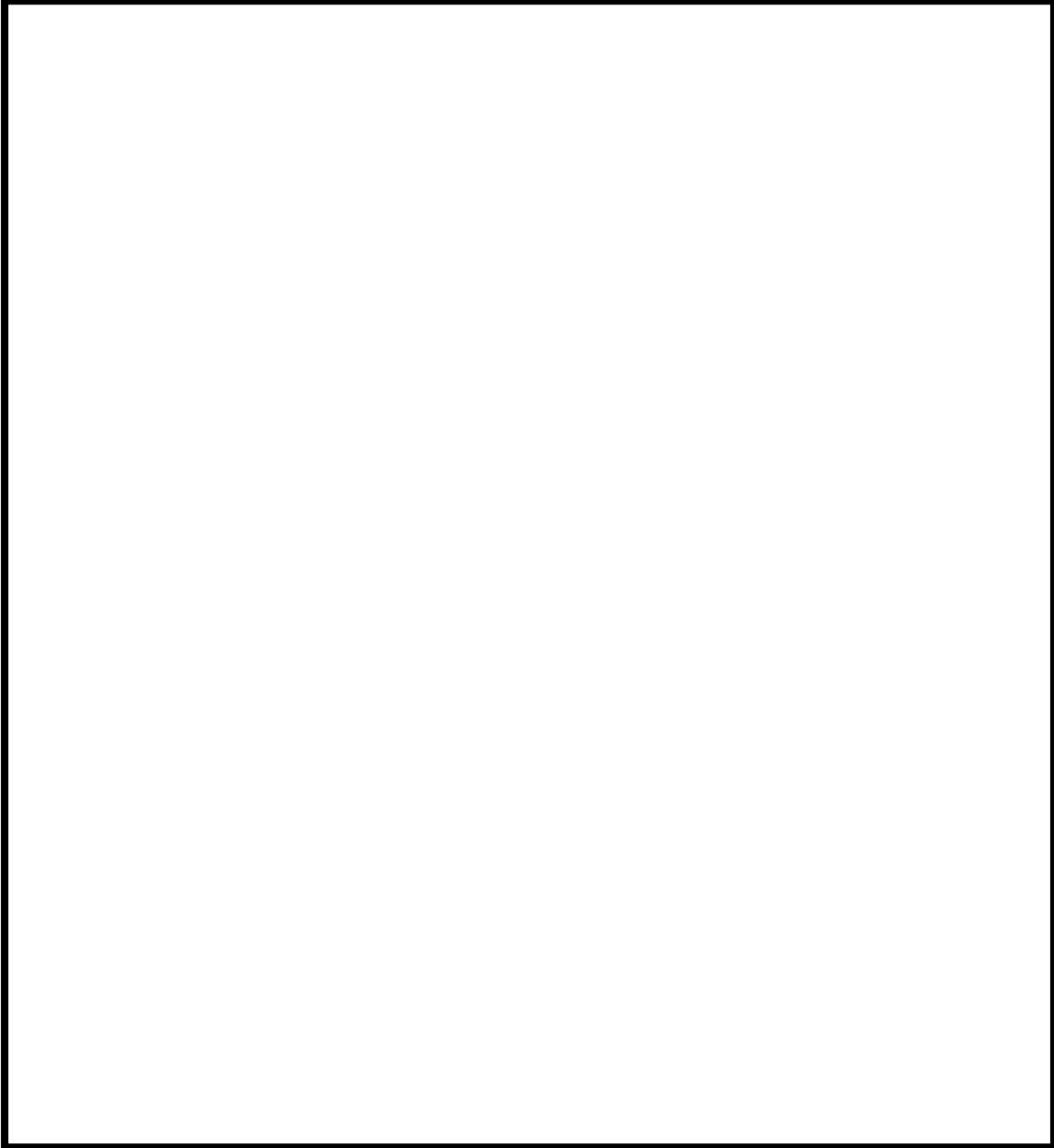
図（添付 6-3） THAI 試験温度測定点（その 1）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



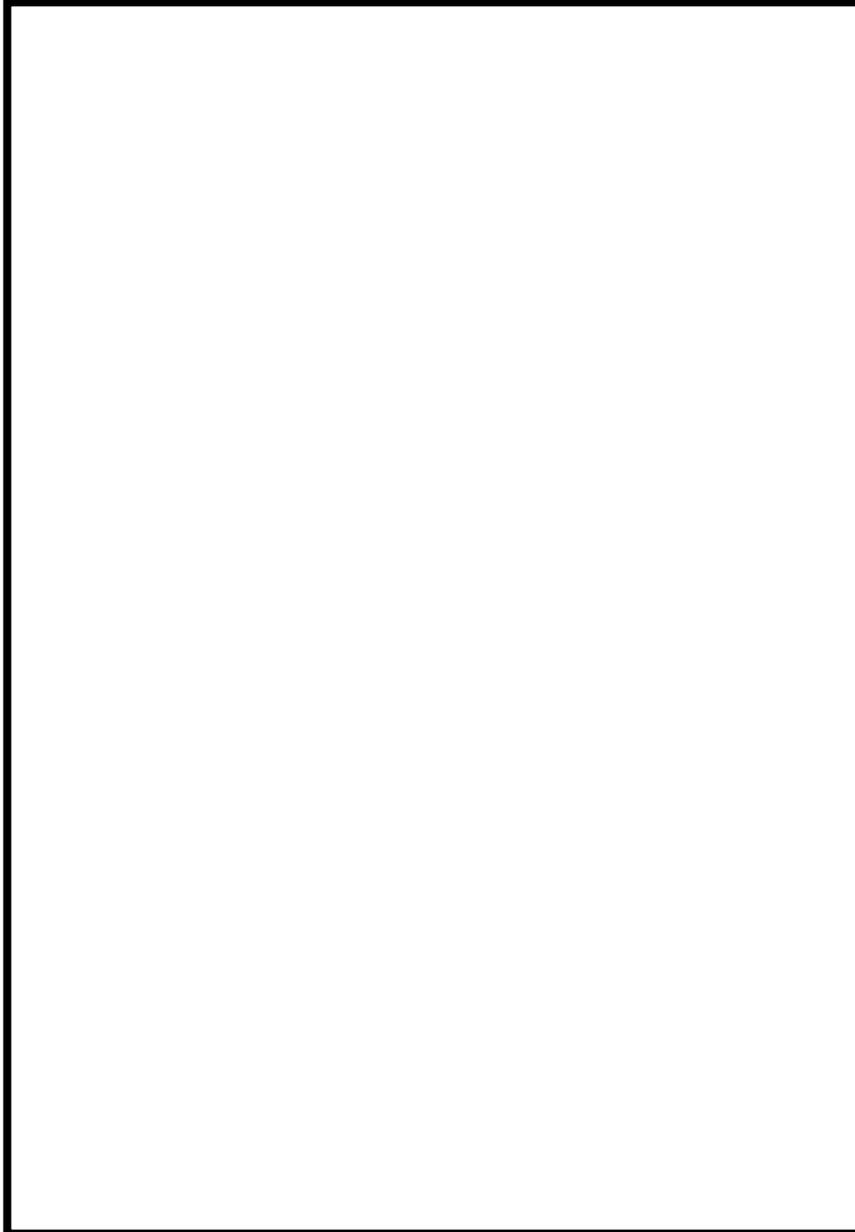
図（添付 6-4） THAI 試験温度測定点（その 2）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



図（添付 6-5） THAI 試験温度測定点（その 3）

表（添付 6-1） HR-40 テストにおける水素濃度 4vol% の場合の各点の測定温度



表（添付 6-1）より、126.4 分の場合についてみると、ハウジング上部の測定点 364（チムニー出口からの距離約 985mm）において温度が 145℃程度となっている。その周囲の測定点（360, 831, 833）の温度もほぼ同様の温度になっており、チムニー出口温度（811, 812）が 290℃程度であることを考慮すると、排気口から 1m 程度離れれば温度が 150℃程度低下していることがわかる。THAI 試験条件と柏崎刈羽原子力発電所原子炉建屋オペレーティングフロアにおける条件は異なるため、一概に同様の温度低下となるとは言えないが、原子炉建屋オペレーティングフロア条件の方が雰囲気温度が低いことを考慮すると、PAR

排気口から数メートル離れば排気による熱影響は十分に小さくなると考えられる。

上記①，②の結果から，PAR 配置検討にあたっては以下を考慮することとしている。

<PAR 周辺機器への熱影響防止の方針>

- PAR 周囲（排気口方面を除く）に，熱影響により安全機能を損なう設備がないことを，熱影響評価結果を踏まえて確認する。
- PAR 排気口方面には，高温ガスが流れることから，付近に安全機能を損なう設備がないことを確認する。

以上の方針から，原子炉建屋オペレーティングフロアに設置する重大事故等対処設備については PAR による熱的な悪影響がないことを確認する方針としている。水素濃度監視設備については，原子炉建屋オペレーティングフロア天井付近に設置しており，PAR 設置位置から 10m 以上離れているため，PAR の温度上昇による水素濃度監視機能への悪影響はない。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

2.2.2 静的触媒式水素再結合器の効果について

2.2.1 に基づき設置した PAR の効果について、7 号炉を代表に解析コードを用いて確認した結果を示す。

2.2.2.1 解析コード，解析モデル

解析コードは，汎用熱流動解析コード GOTHIC (Ver. 7. 2a) を使用する。

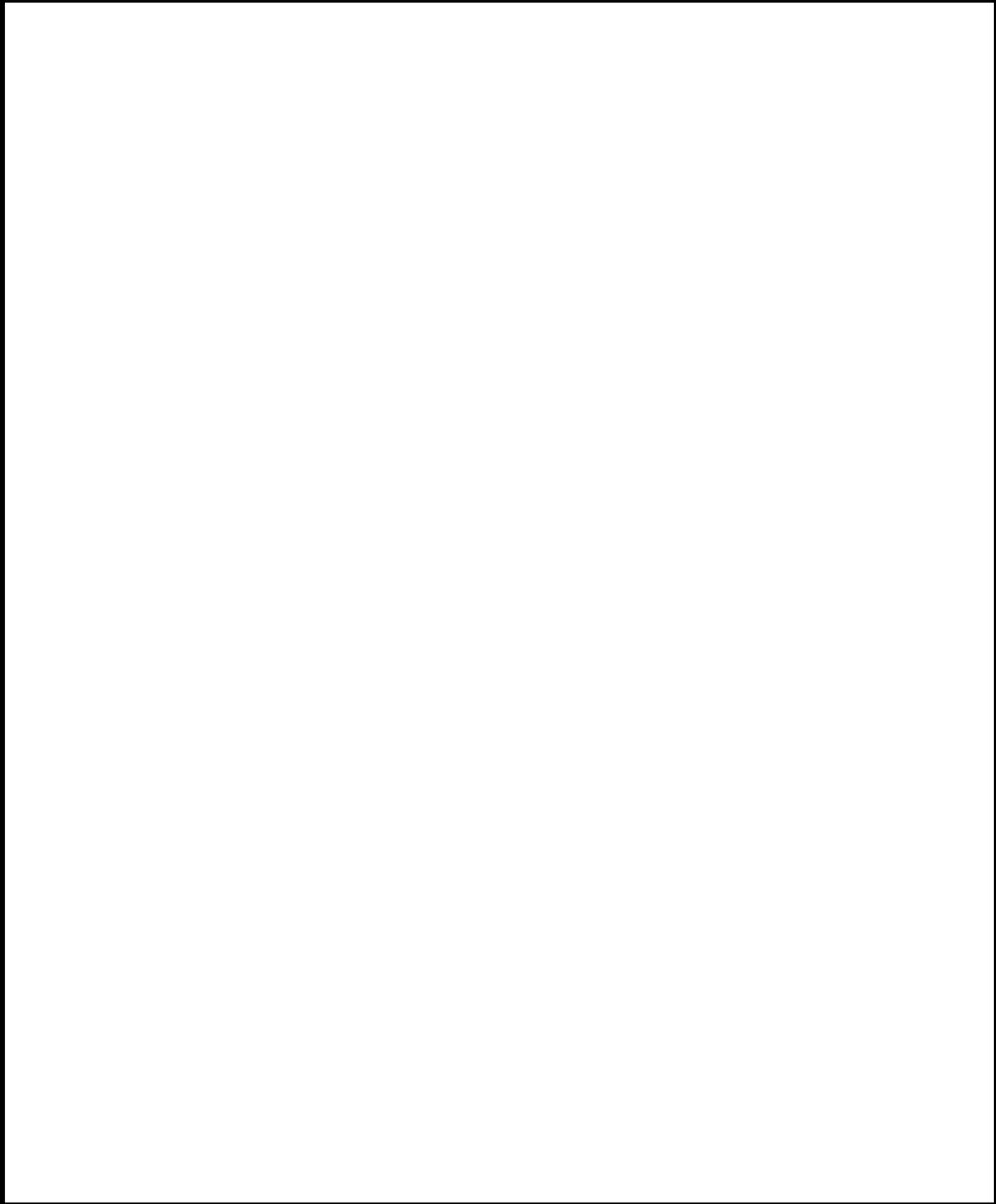




図 2-13 7号炉原子炉建屋の GOTHIC 解析モデル

表 2-6 格納容器内ガス漏えい想定箇所

漏えいフロア	漏えい箇所
4階	原子炉格納容器トップヘッドフランジ
2階	上部ドライウェル機器搬入用ハッチ
	上部ドライウェル所員用エアロック
	ISI用ハッチ
地下1階	S/C出入口
地下2階	下部ドライウェル機器搬入用ハッチ
	下部ドライウェル所員用エアロック

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

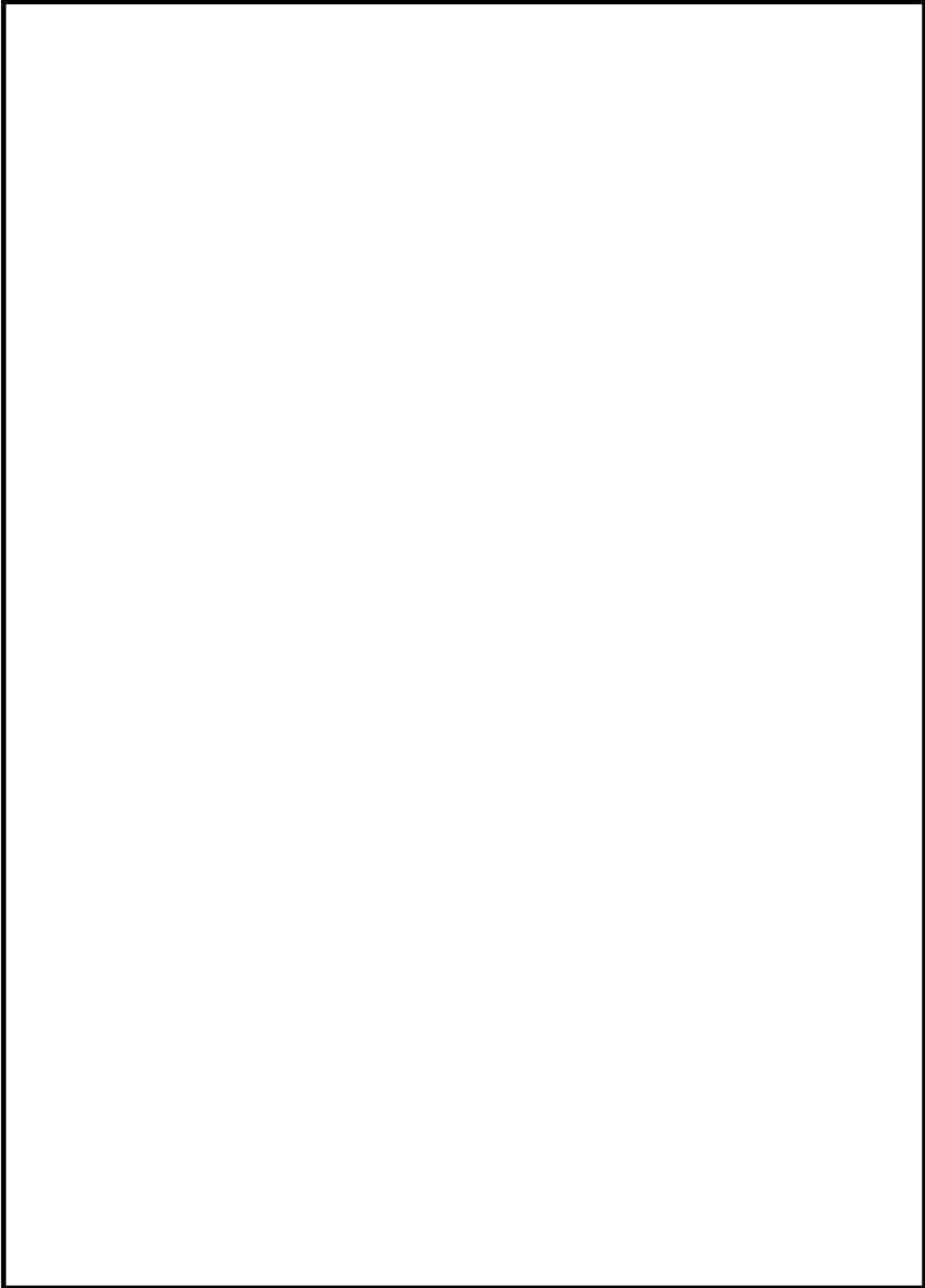


図 2-14 7号炉原子炉建屋オペレーティングフロアの
サブボリューム分割イメージ

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

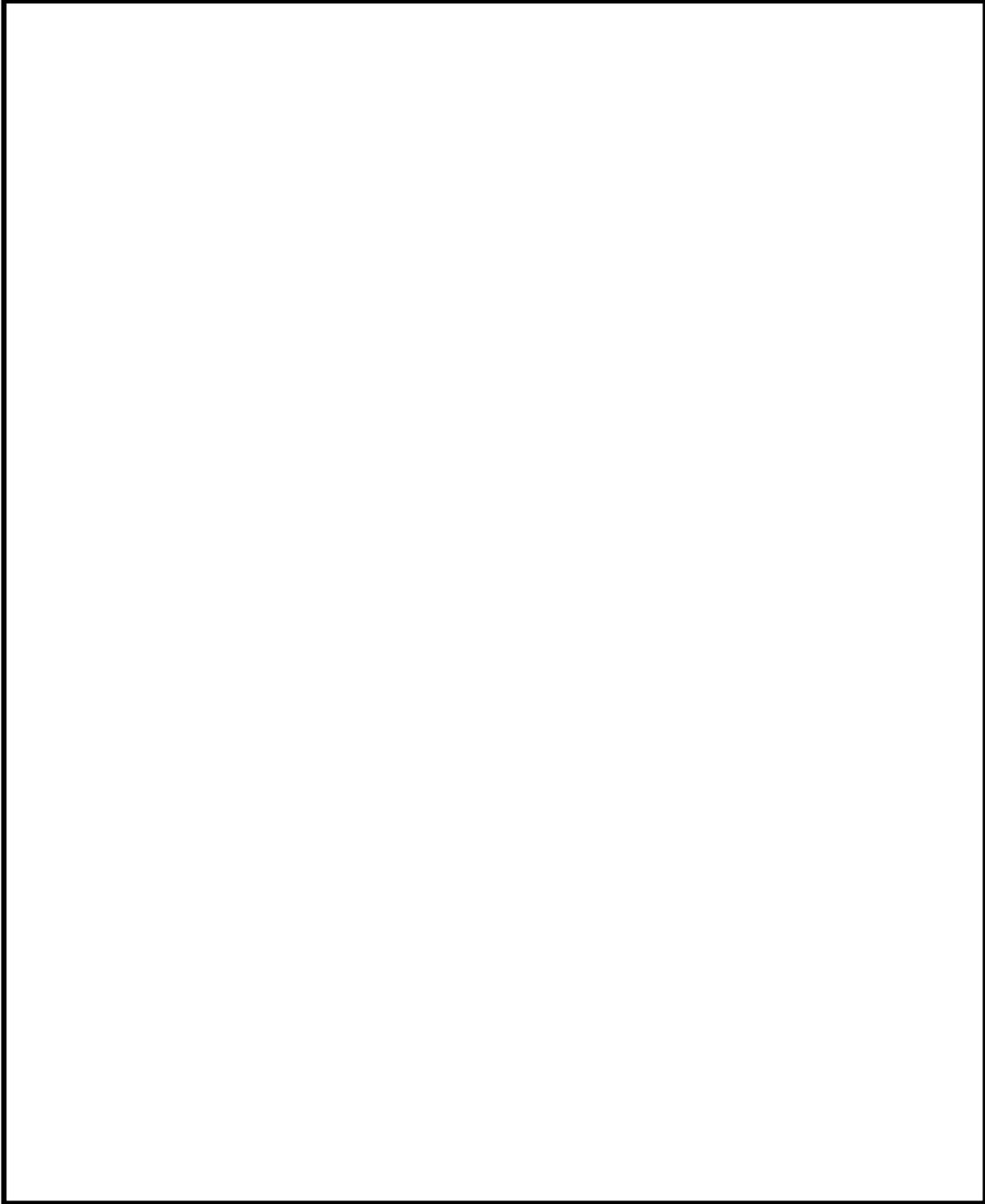


図 2-15 7号炉 PAR 設置サブボリューム番号と PAR 入口・出口の関係

2.2.2.2 解析条件

(1) PCV 漏えい条件

PCV から原子炉建屋への漏えい条件として、「①有効性評価代表シナリオ包絡条件」、「②設計条件」、「③循環冷却シナリオ包絡条件」のいずれかを用いる。

① 有効性評価代表シナリオ包絡条件

PCV からの漏えい条件を表 2-7 に示す。漏えいするガスの圧力、温度、ガス組成（水蒸気分率、水素分率、窒素分率）は、格納容器破損防止対策の有効性評価（ベント時刻変更後）の MAAP 解析結果である図 2-16、図 2-17、図 2-18（図中でのベント時刻の包絡条件は 48 時間）から決定した。

圧力は、PCV ベント想定時刻（38 時間）までは格納容器限界圧力（620kPa[g]）、PCV ベント想定時刻以降は、格納容器最高使用圧力×0.5（155kPa[g]）を想定する。

温度は、PCV ベント想定時刻までは、格納容器限界温度（200℃）、PCV ベント想定時刻以降は、格納容器最高使用温度（171℃）を想定する。

ガス組成について、PCV ベント想定時刻までは、保守的に②設計条件と同じとし、PCV ベント想定時刻以降は、PCV 内は全て蒸気と仮定し、蒸気のみ漏えいが継続するものとする。

PCV ベント想定時刻までの格納容器漏えい率は、上記の圧力、温度、ガス組成を用いて AEC の式より算出した値に対し、マージンを加えて 1.5%/day とする。PCV ベント想定時刻以降は、AEC の式より算出した 0.5%/day とする。

② 設計条件

PCV からの漏えい条件を表 2-8 に示す。PCV ベントは想定せず、また、PCV 漏えい率 10%/day が一定で漏えいする保守的な条件を設定する。

③ 循環冷却シナリオ包絡条件

PCV からの漏えい条件を表 2-9 に示す。漏えいするガスの圧力、温度、ガス組成（水蒸気分率、水素分率、窒素分率）は、格納容器破損防止対策の有効性評価シナリオに対して代替循環冷却ラインを用いた

除熱を考慮した場合の MAAP 解析結果である図 2-19, 図 2-20, 図 2-21, 図 2-22 から決定した。

圧力は, 24 時間までは格納容器限界圧力 (620kPa[g]) とし, その後は段階的に 465kPa[g], 格納容器最高使用圧力 310kPa[g] と低下することを想定する。

温度は, 84 時間までは格納容器限界温度 (200℃) とし, その後は格納容器最高使用温度 (171℃) に低下することを想定する。

ガス組成については, 水素濃度を MAAP 結果包絡値で一定とし, 窒素濃度を事象発生前の全量が PCV 内に残っていると仮定して算出し, 残りを全て水蒸気とする。

格納容器漏えい率は, 上記の圧力, 温度, ガス組成を用いて AEC の式より算出した値を包絡する値である 1.5%/day (0~24 時間), 1.0%/day (24~84 時間), 0.75%/day (84 時間以降) とする。

(2) 漏えい箇所

漏えい箇所として, 4 階 (原子炉建屋オペレーティングフロア) のみから漏えいする条件と, 4 階, 2 階, 地下 1 階, 地下 2 階の各フロアから表 2-10 に示す割合で漏えいする条件の 2 条件とする。表 2-10 で示す割合とは, リークポテンシャルであるフランジ部, エアロックの開口部周長の割合を示している。これら 2 条件の全漏えい量は同じとする。

表 2-7 PCV からの漏えい条件 (有効性評価代表シナリオ包絡条件)

項目	解析条件	
	ベント想定時刻(38h)まで	ベント想定時刻以降
圧力	620 kPa[g] (2 Pd)	155 kPa[g] (0.5 Pd)
温度	200 °C	171 °C
水蒸気分率	46 %	100 %
水素分率	33 %	0 %
窒素分率	21 %	0 %
格納容器漏えい率	1.5 %/day (1.0 %/day)	0.5 %/day (0.5 %/day)

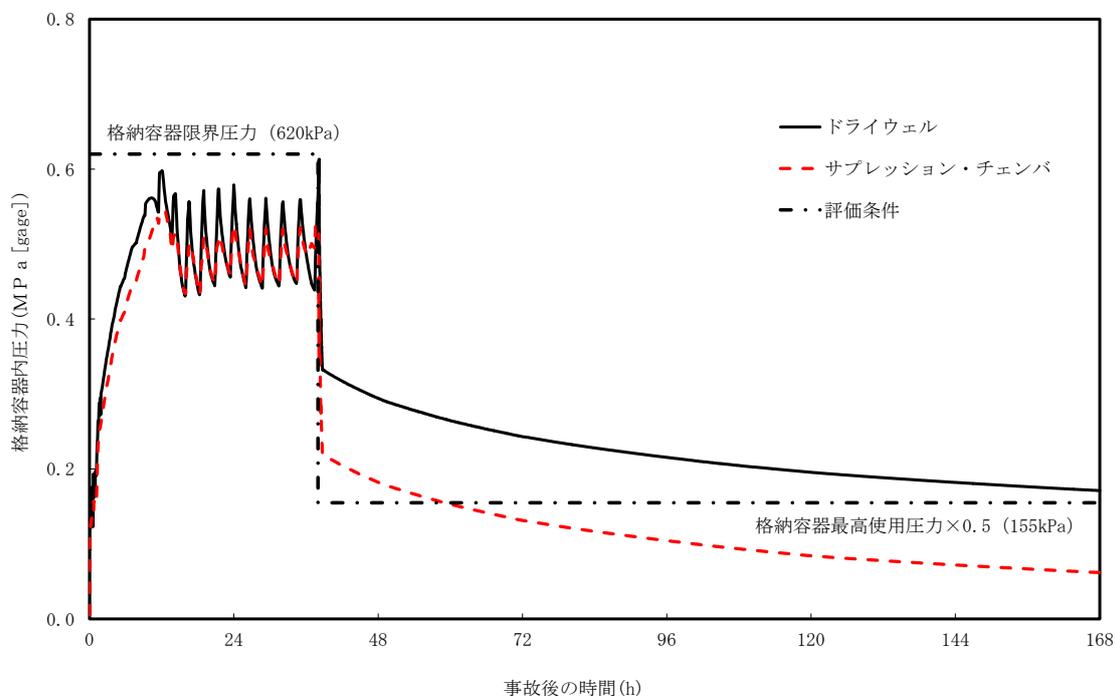


図 2-16 PCV 圧力 (格納容器過圧・過温シナリオ)

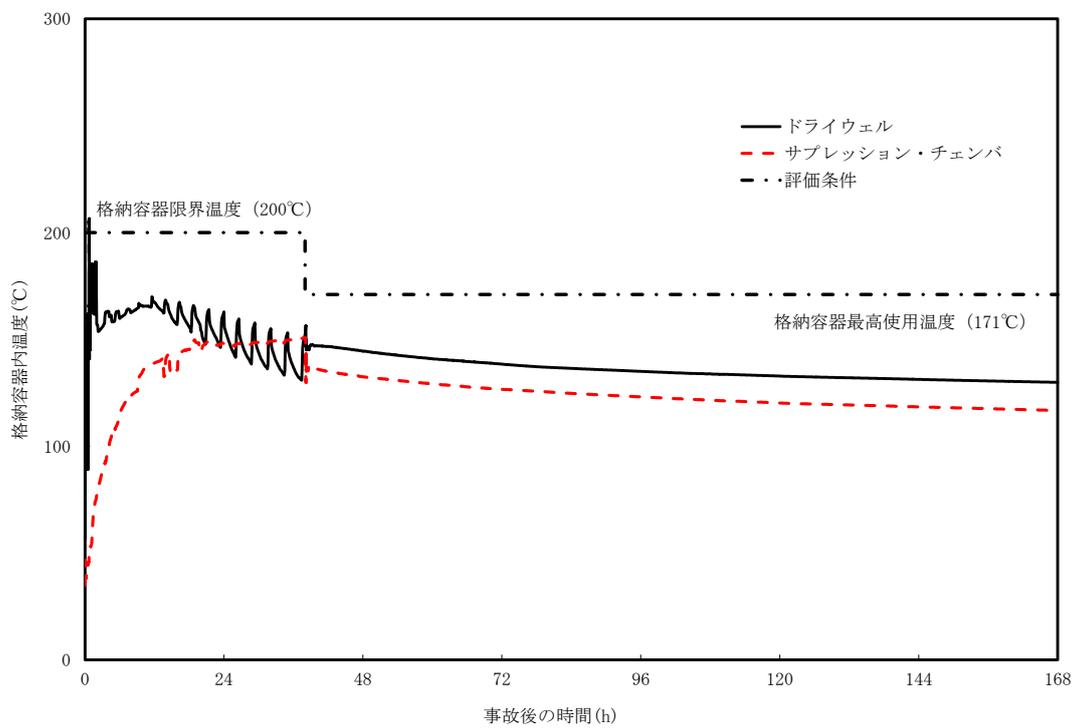


図 2-17 PCV 温度 (格納容器過圧・過温シナリオ)

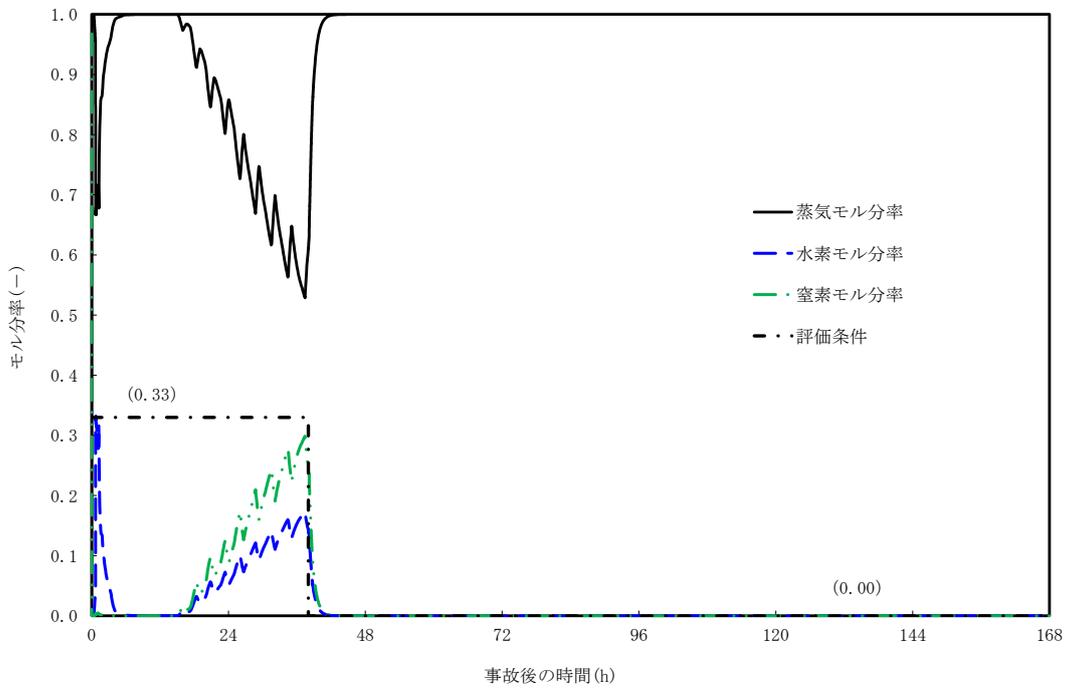


図 2-18 PCV ガス組成 (格納容器過圧・過温シナリオ)

表 2-8 PCV からの漏えい条件（設計条件）

項目	解析条件
圧力	620 kPa[g] (2 Pd)
温度	200 °C
水蒸気分率	46 %
水素分率	33 %
窒素分率	21 %
格納容器漏えい率	10 %/day

表 2-9 PCV からの漏えい条件（循環冷却シナリオ包絡条件）

項目	D/W			S/C		
	0~24h	24~84h	84~168h	0~24h	24~84h	84~168h
圧力	620 kPa[g] (2 Pd)	465 kPa[g] (1.5 Pd)	310 kPa[g] (1 Pd)	620 kPa[g] (2 Pd)	465 kPa[g] (1.5 Pd)	310 kPa[g] (1 Pd)
温度	200 °C		171 °C	200 °C		171 °C
水蒸気分率	46 %	41 %	33 %	40 %	35 %	27 %
水素分率	33 %			39 %		
窒素分率	21 %	26 %	34 %	21 %	26 %	34 %
格納容器漏えい率	1.5%/day	1.0%/day	0.75%/day	1.5%/day	1.0%/day	0.75%/day
備考	4 階、2 階の漏えい条件			地下 1 階、地下 2 階の漏えい条件		

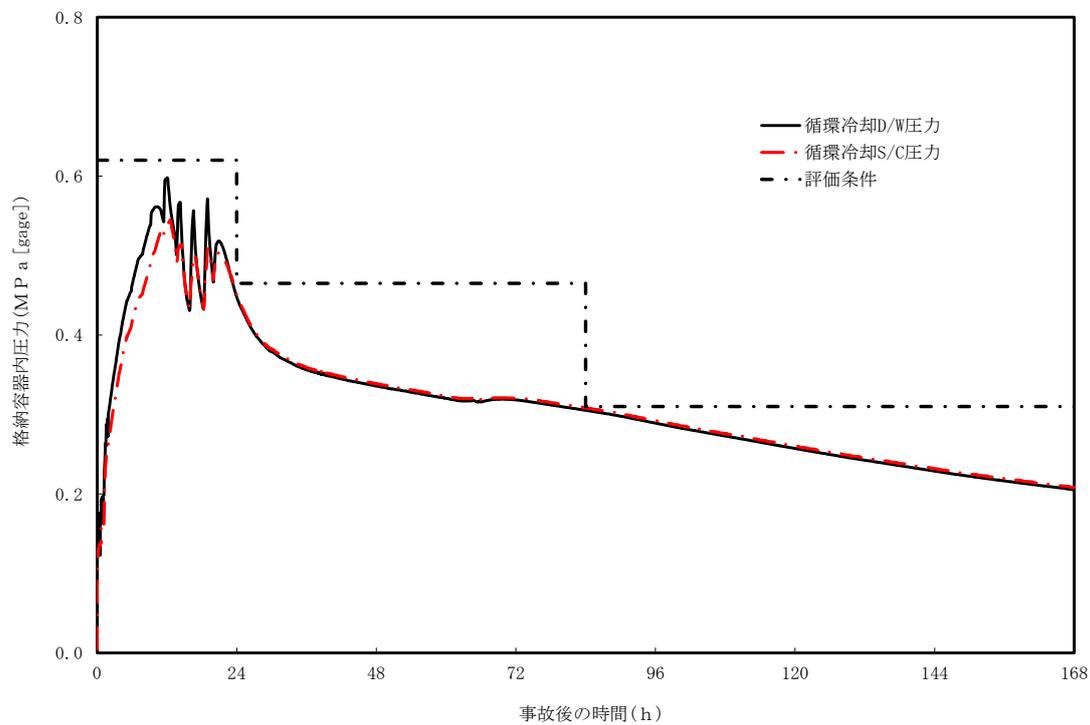


図 2-19 PCV 圧力 (循環冷却シナリオ)

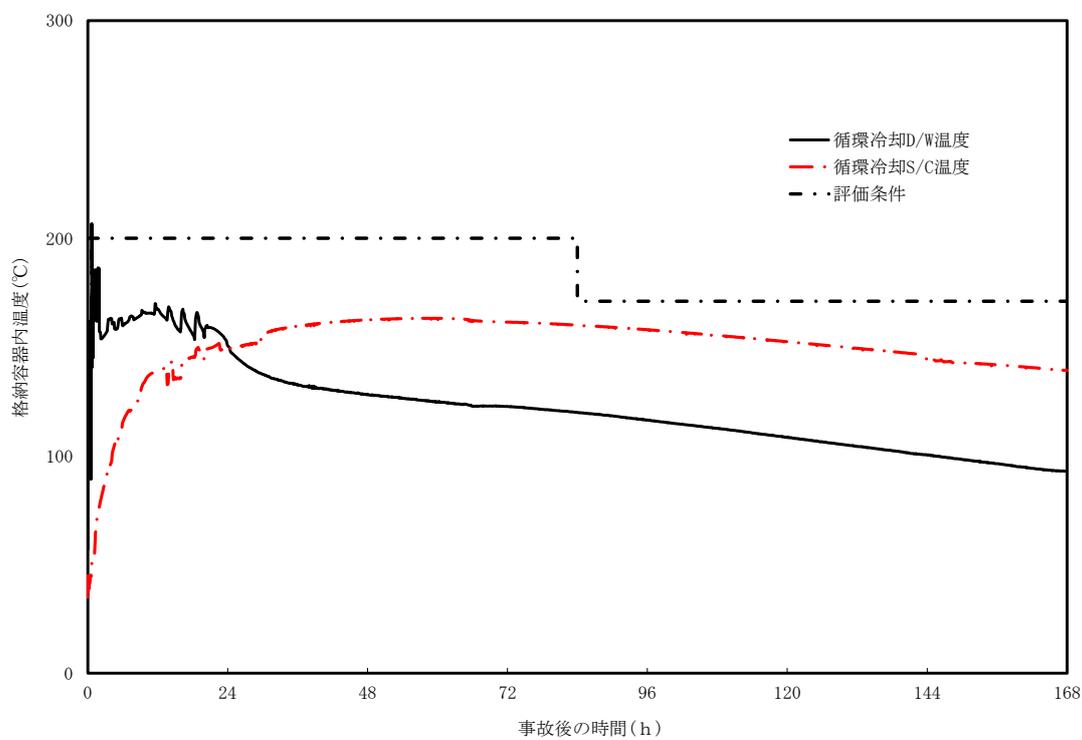


図 2-20 PCV 温度 (循環冷却シナリオ)

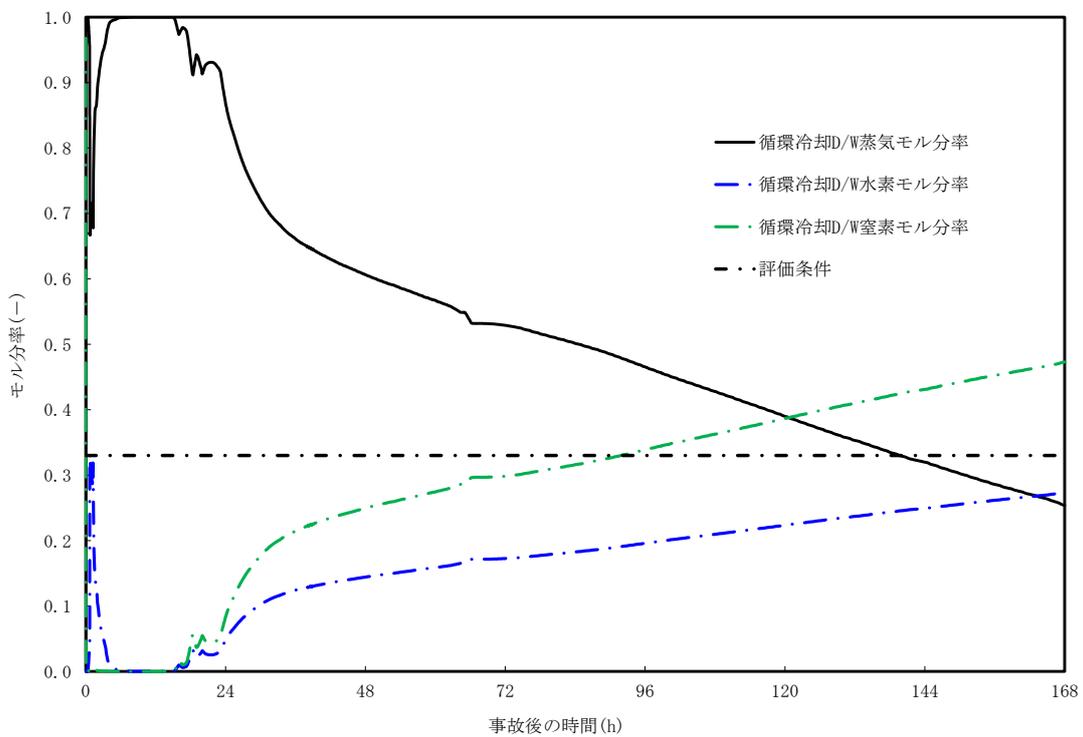


図 2-21 PCV (D/W) ガス組成 (循環冷却シナリオ)

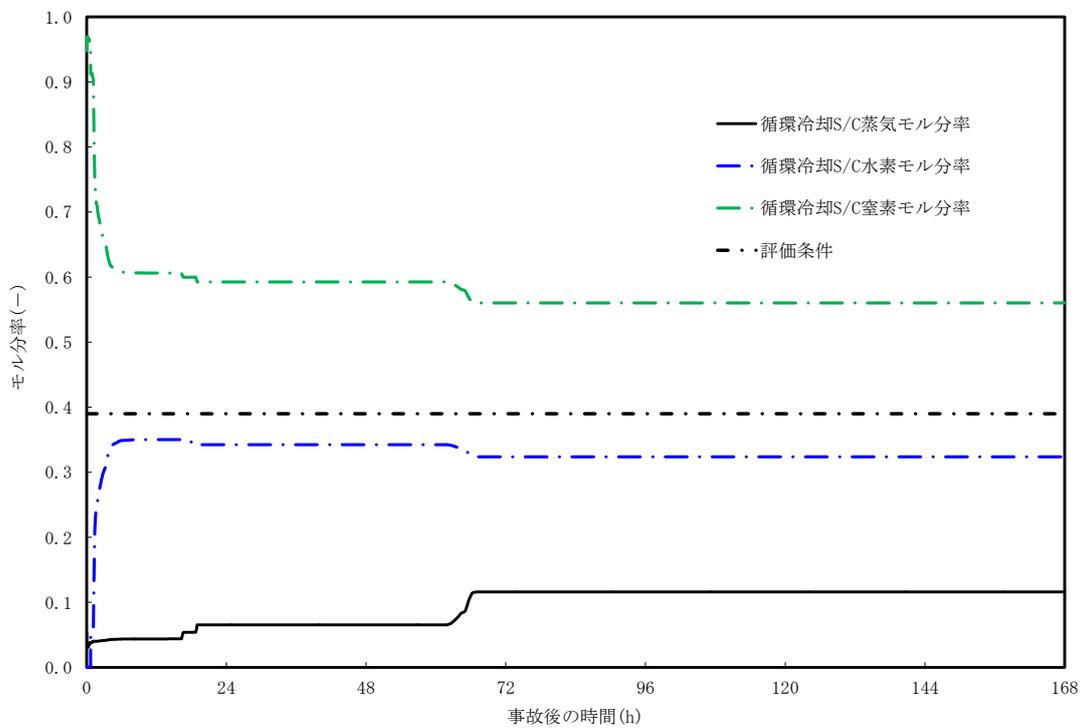


図 2-22 PCV (S/C) ガス組成 (循環冷却シナリオ)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

表 2-10 水素漏えい量の分配条件

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
4F	PCV 主フランジ				
2F	所員用エアロック				
	ISI 用ハッチ				
	機器搬入用ハッチ				
B1F	S/C 出入口				
B2F	機器搬入用ハッチ				
	所員用エアロック				

※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=漏えい箇所の周長/各漏えい箇所の周長合計値。

※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。「MAAP 包絡」の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。

(3) PAR 解析条件

PAR の解析条件を表 2-11 に纏める。

表 2-11 PAR の解析条件

No	項目	説明	入力値
1	PAR の性能 (NIS 製 PAR-11) (1) 水素処理容量 DR	$DR = A \times \left(\frac{C_{H_2}}{100} \right)^{1.307} \times \frac{P}{T} \times 3600 \times SF$ DR : 水素処理容量 (kg/h/個) A : 定数 CH ₂ : PAR 入口水素濃度 (vol%) P : 圧力 (10 ⁻⁵ Pa) T : 温度 (K) SF : スケールファクター	—
	(2) 反応阻害 ファクター F _{inhibit}	プラント通常運転中及び事故時の劣化余裕を考慮する。	0.5 (事故初期より一定)
	(3) 低酸素 ファクター F _{lowO2}	低酸素ファクターは以下の通りとする。ただし 1 以上の場合は全て 1, 0 未満の場合は全て 0 とする。 $F_{lowO_2} = 0.742 \left(\frac{C_{O_2}}{C_{H_2}} \right)^3 - 0.609 \left(\frac{C_{O_2}}{C_{H_2}} \right)^2 + 0.704 \left(\frac{C_{O_2}}{C_{H_2}} \right) - 0.026$ CO ₂ : 酸素濃度 (vol%)	—
	(4) 起動水素濃度 CH _{2on}	国内試験で起動が確認されている範囲に余裕を見た値として 1.5vol%※とする。感度解析のため 1.0vol%の条件でも実施する。	1.5vol% 又は 1.0vol%
	(5) 起動酸素濃度 CO _{2on}	同上	2.5vol%
	(6) 起動遅れ	考慮しない	—
2	PAR 個数 (1 ノード)	56 個 : 実際の設置個数	56 個
3	PAR 設置位置	サブボリューム分割モデルに使用。 PAR 取付位置図より該当するノード内に設置する。	—

※時間遅れ (保守的な条件) を考慮した場合の反応熱による温度影響

反応開始を想定している水素濃度 1.5vol%到達以前の発熱量がある場合、この発熱量は水素の再結合が生じた結果であり、起動の時間遅れを無視して水素濃度上昇開始時に水素ガスの処理が開始するものと考えれば、水素濃度は低めに推移するものと考えられる。ただし、水素濃度変化は水素ガスの漏えい量と PAR の処理量がバランスする濃度に向かって漸近してゆくため、反応開始後の水素濃度のトレンドや最大濃度には反応開始のタイミングの影響は小さいと考えられる。PAR 自体の処理量の観点からは、反応開始時の PAR 内部の温度上昇は内部のガスの浮力を増加させて吸入ガス量を増加させるので、当初は処理量が増加する側に働くが、吸入ガス量の増加に伴って PAR 内部も冷却されるため、時間遅れを伴って定常状態の処理量に漸近するので、反応開始時の反応熱の水素処理量への影響は小さい。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

(4) その他解析条件

表 2-12 に原子炉建屋の条件、圧力境界条件、流出条件、及び放熱条件を示す。

表 2-12 解析条件

No	項目	解析条件	備考
1	原子炉建屋の条件 (1) 圧力 (初期条件) (2) 温度 (初期条件) (3) 組成 (初期条件) (4) 空間容積 (固定) (5) ハッチ開口面積 (固定)	大気圧条件 40℃ 相対湿度 70%の空気 4 階 : 36100m ³ 3 階 : 3400m ³ 2 階 : 2200m ³ 1 階 : 3900m ³ 地下 1 階 : 1200m ³ 地下 2 階 : 7100m ³ 地下 3 階 : 6100m ³ 4 階-3 階 : 44.5m ² 3 階-2 階 : 60.6m ² 2 階-1 階 : 57.5m ² 1 階-地下 1 階 : 11.02m ² 地下 1 階-地下 2 階 : 7.25m ² 地下 2 階-地下 3 階 : 4.05m ²	原子炉建屋オペレーティングフロア(4階)の容積は、低減率 0.85 とする。(躯体分、機器配管分を差し引いた値) 原子炉建屋オペレーティングフロア以外の容積は、二次格納施設内の区画の床面積×高さにより算出 原子炉建屋のハッチ寸法より算出
2	圧力境界条件 (1) 圧力 (固定) (2) 温度 (固定) (3) 酸素濃度 (固定) (4) 窒素濃度 (固定)	101.325kPa 40℃ 21vol% 79vol%	大気圧 乾燥空気の組成 同上
3	流出条件 (1) 位置	4 階	原子炉建屋の気密性を考慮し設定
4	放熱条件 (1) 内壁熱伝達率 (原子炉建屋燃料取替床-壁面) (2) 壁厚さ (固定) (3) 壁内熱伝導率 (固定) (4) 壁の比熱 (固定) (5) 壁の密度 (固定) (6) 外壁熱伝達率 (壁面-外気) (7) 外気温 (固定) (8) 放熱面積 (固定)	凝縮熱伝達及び自然対流熱伝達を考慮 下部壁 :  mm 上部壁 :  mm 天井 :  mm 1.5W/m/K 1kJ/kg/K 2400kg/m ³ 5W/m ² /K 40℃ 下部壁 : 514.8m ² 上部壁 : 2281.6m ² 天井 : 2360.16m ²	コンクリートの物性 同上 同上 原子炉建屋の外壁面における自然対流熱伝達率を想定

2.2.2.3 解析結果

2.2.2.2 で示した解析条件の組み合わせから、表 2-13 に示す 4 ケースを選定し、解析を行った。なお、ケース 1 については、感度解析として PAR 反応開始水素濃度を 1.0vol%とした場合の解析も実施した。

表 2-13 解析ケース

	ケース 1 (漏えい箇所として オペフロのみを想 定)	ケース 2 (漏えい箇所として オペフロと下層階を 想定)	ケース 3 設計裕度の確認	ケース 4 代替循環冷却ライ ン使用時の影響確 認
モデル	原子炉建屋 全階を模擬したモデル			
シナリオ	有効性評価シナリオ (PCV 過圧・過温)		シナリオレス (保守的評価)	循環冷却シナリオ (PCV 過圧・過温)
漏えい箇所	オペフロのみ	オペフロ+下層階	オペフロのみ	オペフロ+下層階
格納容器漏えい率	1.5%/day (AEC 式:約 1.0%)	1.5%/day (AEC 式:約 1.0%)	10%/day	1.5%/day
PAR 反応開始濃度	1.0vol% & 1.5vol%	1.5vol%	1.5vol%	1.5vol%

※表中のオペフロは原子炉建屋オペレーティングフロアを示す。

これらの解析ケースは以下の観点で選定を行った。

- ケース 1 : 2.2.1.1 において PAR の設計における必要条件とした格納容器過圧・過温破損シナリオにおいて、原子炉建屋オペレーティングフロアの水素濃度を可燃限界未満に抑制できることを確認する。
- ケース 2 : ケース 1 と同様のシナリオにおいて、原子炉建屋オペレーティングフロアのみ PAR を設置することが妥当であることを確認する。
- ケース 3 : ケース 1・2 のシナリオを超え、PAR の設計条件に相当する水素発生量・格納容器漏えい率となった場合には、格納容器からの異常な漏えいが発生している状態であることから、格納容器ベントを実施することが基本的な戦略となる。このような対応を行うための十分な時間を確保できることを確認する。
- ケース 4 : 新たに導入を決定した代替循環冷却ライン使用時の原子炉建屋水素濃度に対する影響を確認する。

(1) ケース 1-1

有効性評価代表シナリオ（格納容器過圧・過温シナリオ）における PAR の効果を確認するため、漏えい箇所を原子炉建屋オペレーティングフロア（4階）のみとして、より多くの水素ガスが PAR 設置エリアに直接到達する条件とした場合の水素濃度の時間変化を評価した。解析結果を図 2-23、図 2-24 に示す。

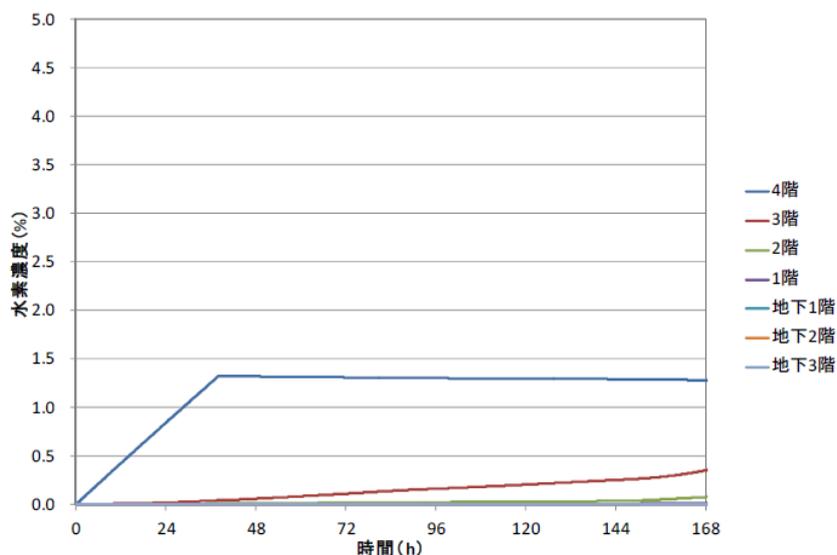


図 2-23 ケース 1-1 水素濃度の時間変化（原子炉建屋全域）

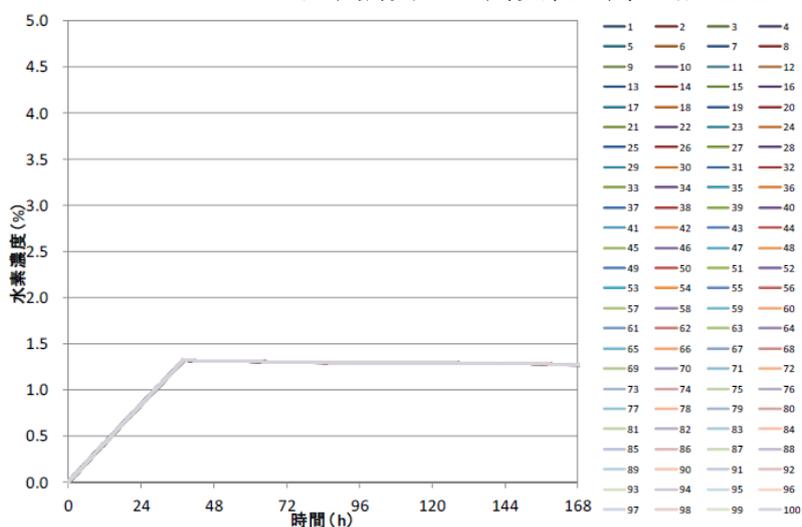


図 2-24 ケース 1-1 水素濃度の時間変化
（原子炉建屋オペレーティングフロア）
（サブボリューム別）

本ケースにおいては、水素濃度が PAR 反応開始濃度に到達する前に PCV ベント時刻となったため、PAR が起動しないまま事象収束となった。

(2) ケース 1-2

ケース 1-1 において PAR が起動しなかったことから，感度解析として PAR 反応開始水素濃度を 1.0vol%に変更して，水素濃度の時間変化を評価した。解析結果を図 2-25，図 2-26 に示す。

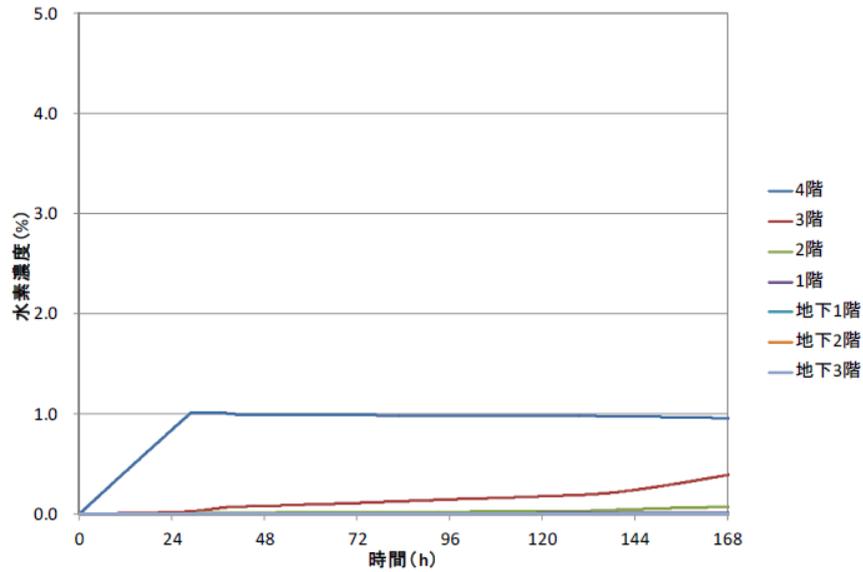


図 2-25 ケース 1-2 水素濃度の時間変化 (原子炉建屋全域)

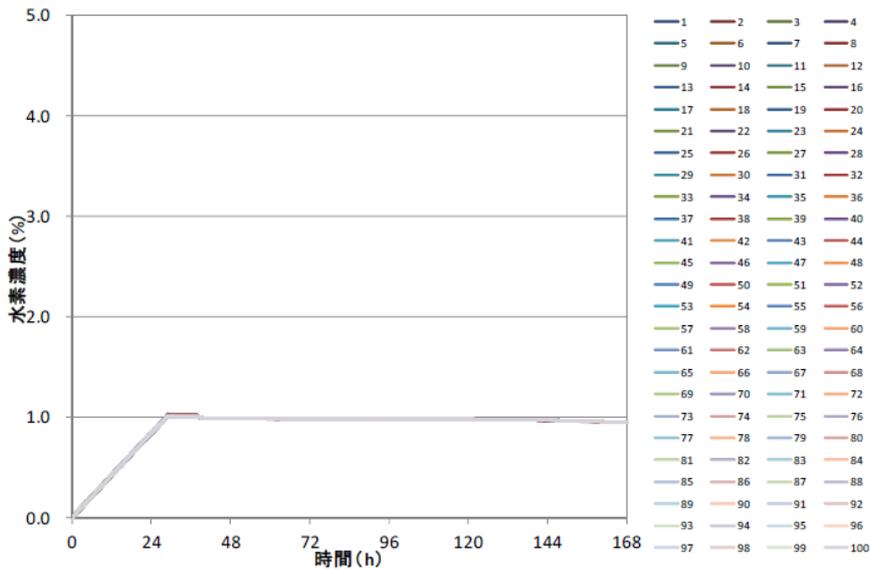


図 2-26 ケース 1-2 水素濃度の時間変化
(原子炉建屋オペレーティングフロア)
(サブボリューム別)

本ケースにおいては，水素濃度が 1.0vol%に到達した時点で PAR による水素処理が開始されることにより，原子炉建屋内の水素濃度上昇が抑制され，可燃限界に至ることなく事象収束することを確認できた。

図 2-28 から、下層階にて水素ガスが漏えいした場合においても、大物搬入口領域及び地下ハッチ領域を通じて原子炉建屋全域で水素濃度が均一化されることを確認できた。

なお、本解析においては原子炉建屋オペレーティングフロア以外の階を 1 ノードとして設定しているが、下層階の小部屋にて水素漏えいが発生した場合においても、当該区画は通路部又は原子炉建屋オペレーティングフロアとダクト等にて繋がっていることを確認しており、時間遅れは発生しうるものの、本解析と同様の挙動を示すものとする。

(4) ケース 3

設計裕度の確認を行うため、有効性評価シナリオに対して十分保守的に設定した仮想的な条件である PAR 設計値（水素発生量 AFC100%相当及び格納容器漏えい率 10%/day）を用いて評価した水素ガスが全量 PAR 設置エリアである原子炉建屋オペレーティングフロア（4階）のみから漏えいするとして、水素濃度の時間変化を評価した。解析結果を図 2-29, 図 2-30 に示す。

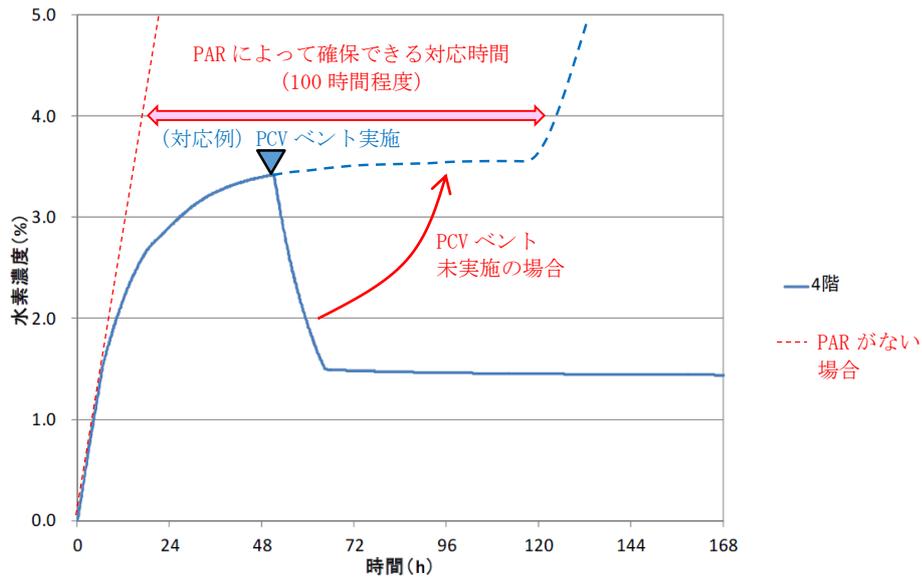


図 2-29 ケース 3 水素濃度の時間変化
(原子炉建屋オペレーティングフロア)

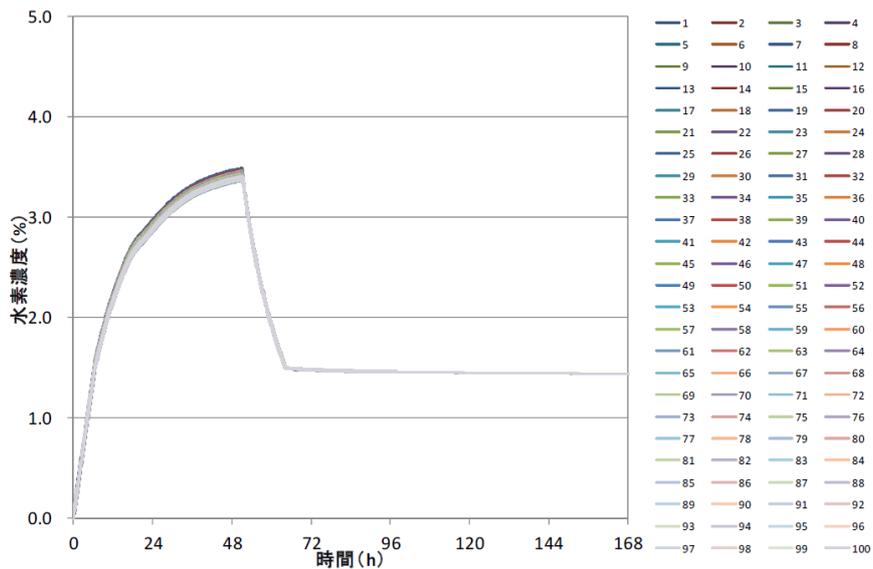


図 2-30 ケース 3 水素濃度の時間変化
(原子炉建屋オペレーティングフロア)
(格納容器ベント実施ケース, サブボリューム別)

図 2-29, 図 2-30 から, 設計条件の水素発生量に対して PAR による水素処理が効果を発揮し, 原子炉建屋内の水素濃度上昇が抑制され, 可燃限界に至ることなく事象収束することを確認できた。また, 図 2-29 に示したとおり, PAR の設置によって水素濃度が 4vol% に到達するまでの時間は 100 時間程度延びていることから, 設備の復旧や対応手段の検討を実施する時間を確保することも確認できた。10%/day という格納容器漏えい率は格納容器からの異常な漏えいが発生している状態を意味しているため, 例えば, この時間の中で格納容器からの異常な漏えいによる格納容器ベントを行うことで, 水素濃度を低減させることが可能である。格納容器からの異常な漏えいによる格納容器ベント操作の概要を図 2-31 に示す。

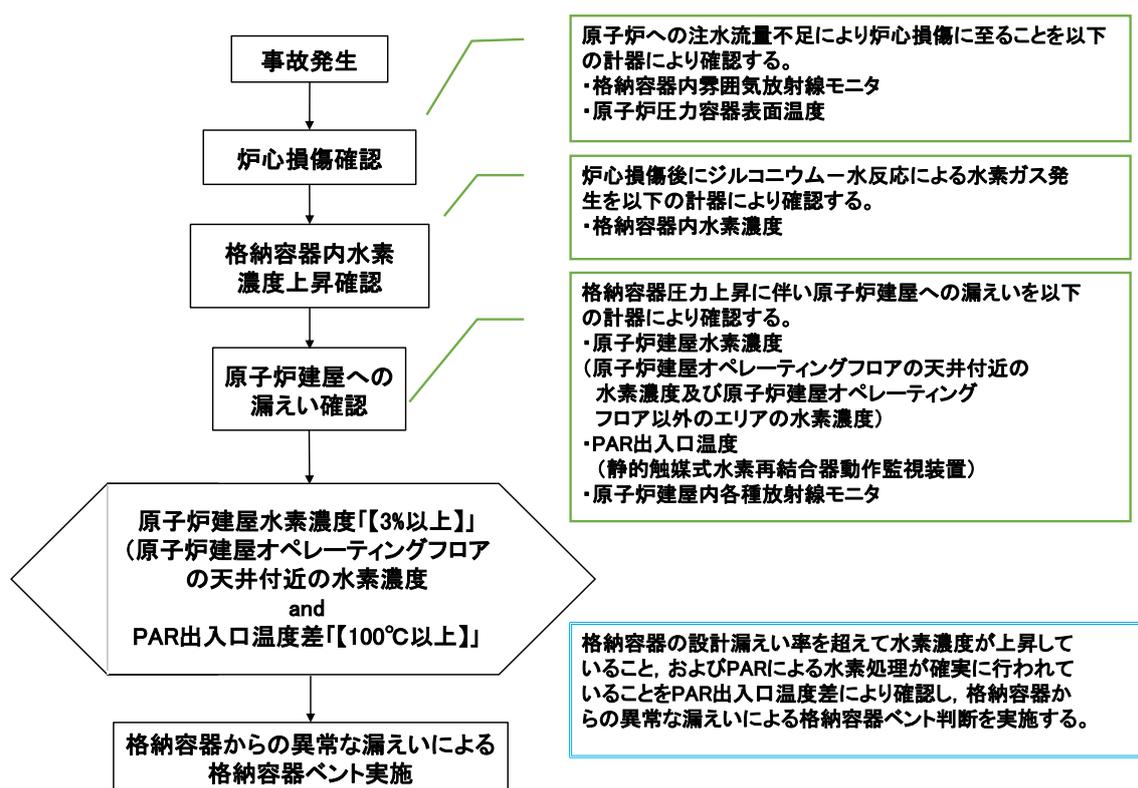


図 2-31 格納容器からの異常な漏えいによる格納容器ベント操作概要

なお, 図 2-29 の格納容器ベント未実施ケースにおいて, 事象発生後 120 時間程度から原子炉建屋オペレーティングフロアで水素濃度の上昇が発生しているが, これは大量に発生した水素ガスを処理し続けた結果, 酸素が欠乏し

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

たことにより、PAR の反応開始酸素濃度を下回ってしまい、PAR による水素処理が停止したことで起こっているものである。この状態においても酸素濃度が可燃限界未満であることから、水素燃焼が発生することはない。

また、本ケースにおいては、原子炉建屋オペレーティングフロア内全域で水素ガスが攪拌され、フロア全域で水素処理が行われていることを確認するため、流速ベクトルを評価した。解析結果を図 2-32 に示す。

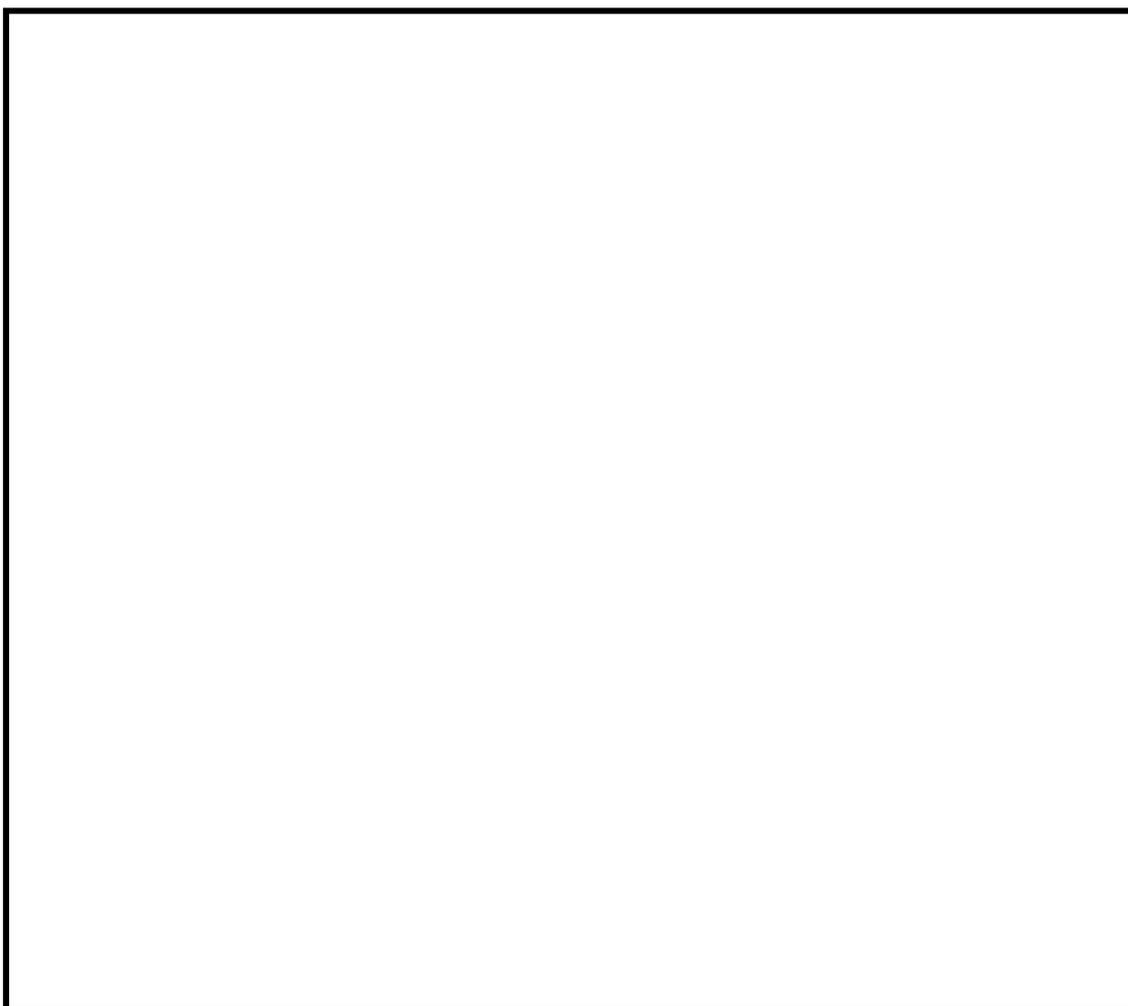


図 2-32 ケース 3 原子炉建屋オペレーティングフロア流速ベクトル

図 2-32 から、PAR による水素処理によって上昇流が発生し、原子炉建屋オペレーティングフロア内全域が攪拌されることを確認できた。

(5) ケース 4

代替循環冷却ライン使用時の影響確認を行うため、ケース 2 の評価シナリオを循環冷却シナリオに変更して、水素濃度の時間変化を評価した。解析結果を図 2-33, 図 2-34 に示す。

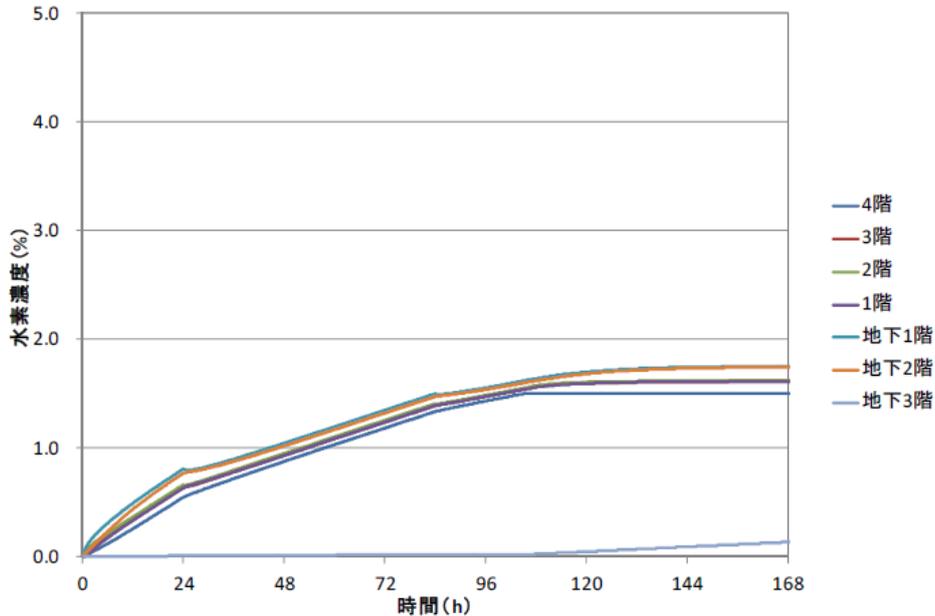


図 2-33 ケース 4 水素濃度の時間変化 (原子炉建屋全域)

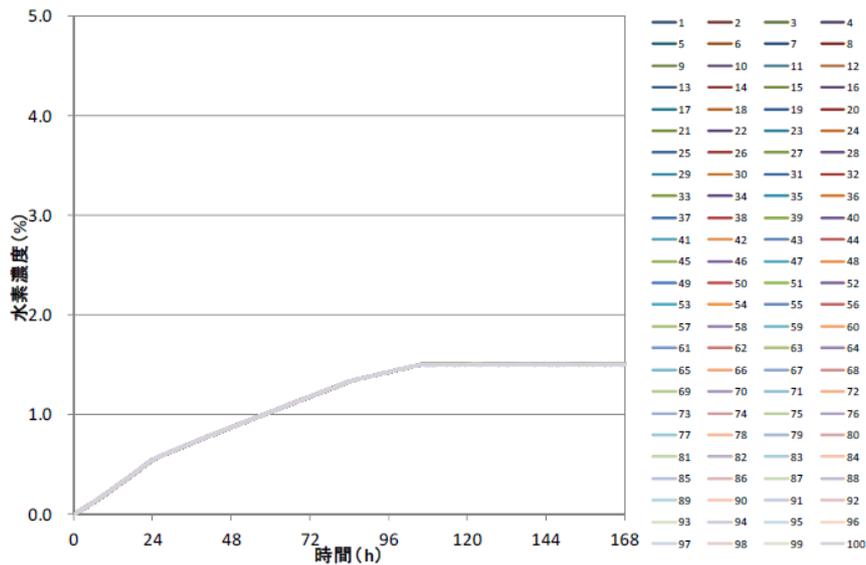


図 2-34 ケース 4 水素濃度の時間変化 (原子炉建屋オペレーティングフロア) (サブボリューム別)

本ケースにおいても、水素濃度が 1.5vol%に到達した時点で PAR による水素処理が開始されることにより、原子炉建屋内の水素濃度上昇が抑制され、可燃限界に至ることなく事象収束することを確認できた。

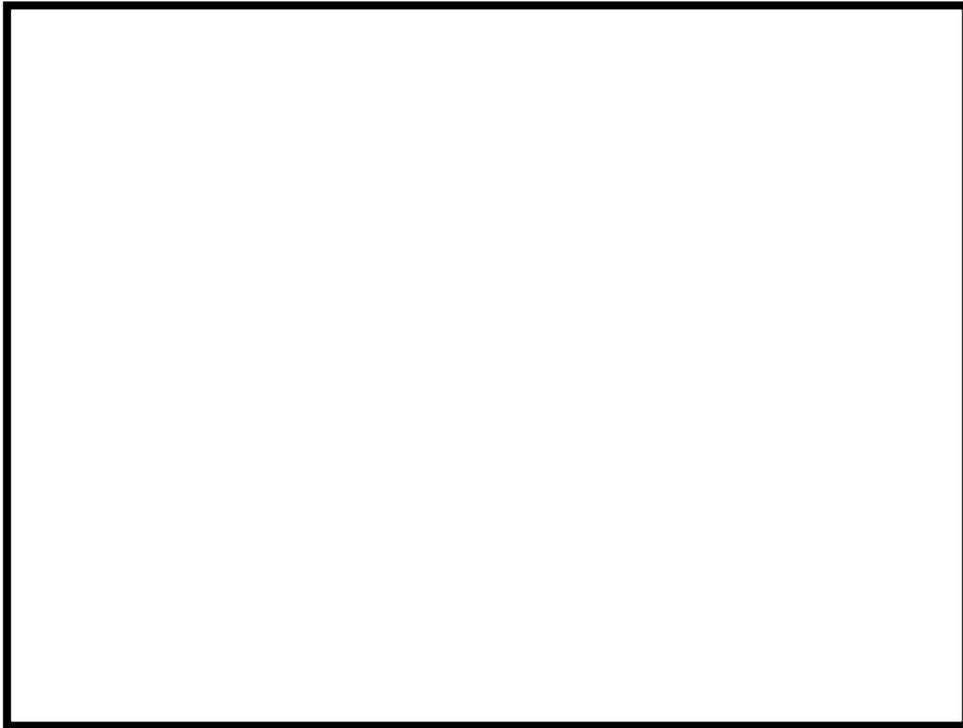
原子炉建屋オペレーティングフロア大物搬入口ハッチの構造について

柏崎刈羽原子力発電所6号炉及び7号炉の原子炉建屋オペレーティングフロア大物搬入口用ハッチカバーは、4分割伸縮折畳式ハッチカバーである。代表で6号炉のハッチカバーの外観を図(添付7-1)、構造を図(添付7-3)に示す。ハッチカバーは片側からワイヤーで引っ張ることで開動作、緩めることで閉動作する構造であり、開状態においてはストッパーピンを入れておくことで意図しない閉動作を防止する構造になっている。なお、今後は地震動によるワイヤーの切断、ストッパーピンの破断がおきた場合においても、原子炉建屋オペレーティングフロア大物搬入口ハッチの開状態を維持できるように、ハッチカバーの固縛、あるいはその他開状態維持可能な措置を講じることとする。固縛の例を図(添付7-2)に示しているが、詳細評価を行った上で最終的な耐震性確保のための措置を決定する。

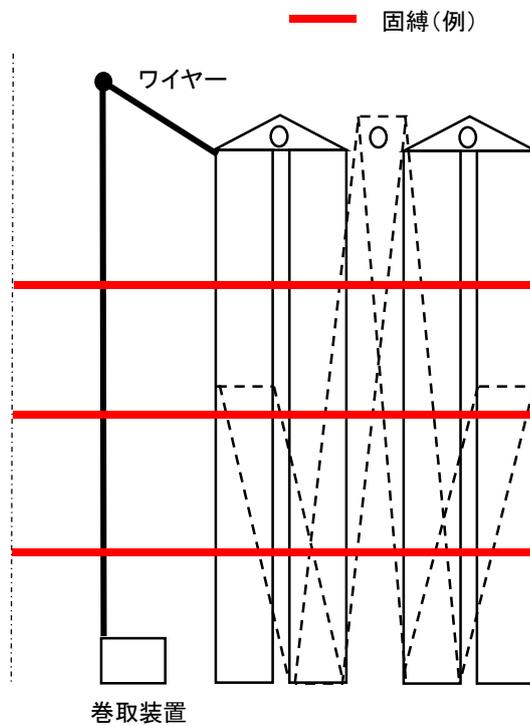
なお、原子炉建屋オペレーティングフロア大物搬入口ハッチは「実用発電用原子炉の設置、運転に関する規則」別表第一で示す「7 原子炉格納施設」の「工事計画の認可を要するもの」及び「工事計画の事前届出を要するもの」に該当する設備ではないことから、工事計画手続きの対象設備には該当しない。ただし、原子炉建屋オペレーティングフロア大物搬入口ハッチが地震により閉動作しないことの評価結果の説明については、工事計画書添付資料の「原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書」にて記載する。

＜原子炉建屋オペレーティングフロア大物搬入口ハッチの設計方針＞
炉心の著しい損傷が発生した場合に原子炉格納容器から漏えいした水素ガスを原子炉建屋オペレーティングフロアに導くために、通常運転時は原子炉建屋オペレーティングフロア大物搬入口ハッチを開状態に維持することとする。なお、地震によりハッチが閉動作することを防止するため、地震力を受けても開状態を維持できるものとし、必要に応じてハッチカバーの固縛、あるいはその他開状態維持可能な措置を講じることとする。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

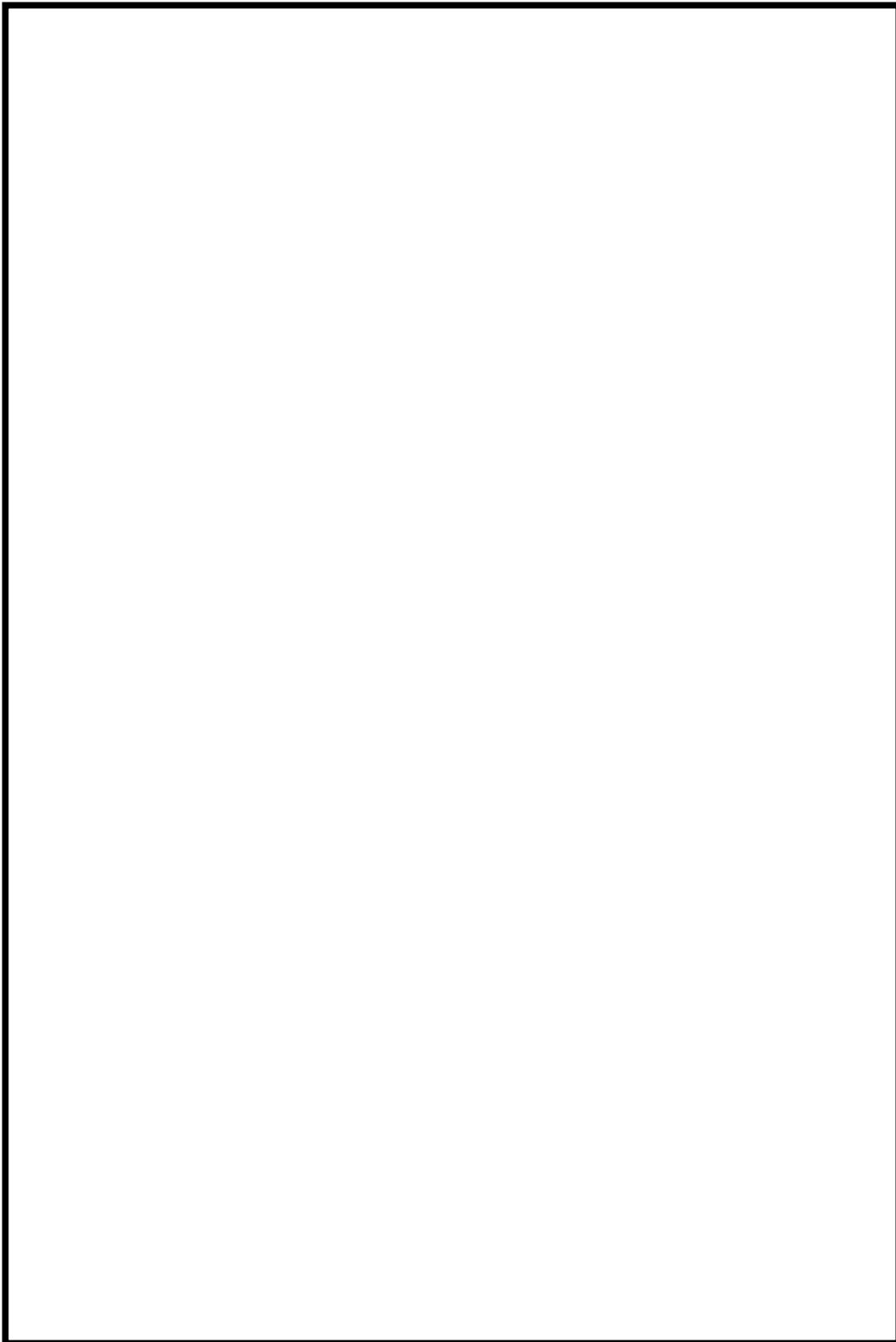


図(添付7-1) ハッチカバー外観



図(添付7-2) ハッチカバー固縛例水素処理容量に関する説明について

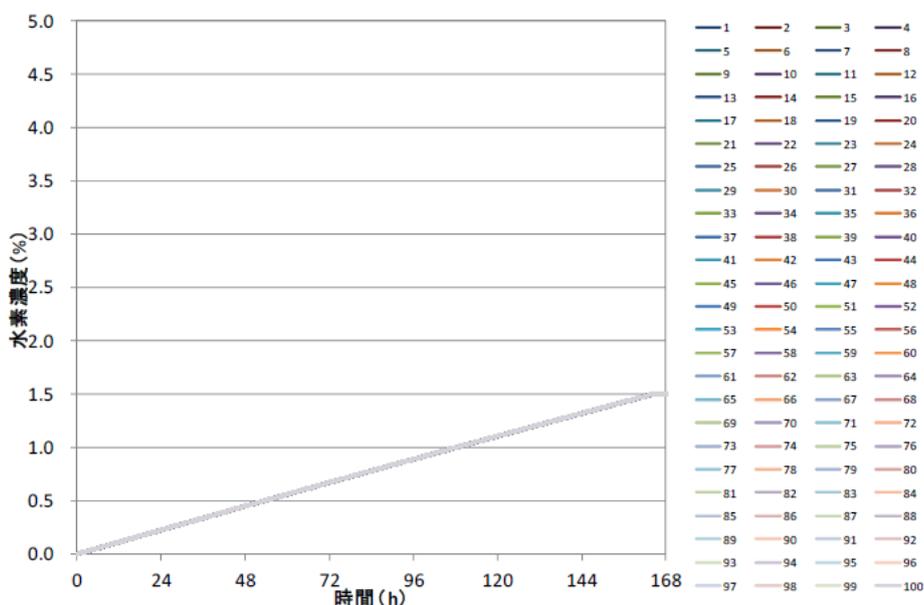
枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



図(添付7-3) ハッチチカババー構造図

原子炉建屋内における成層化について

2.2.2.3 (4) において、PAR による水素処理によって上昇流が発生し、原子炉建屋オペレーティングフロア内全域が攪拌されることを確認しているが、格納容器からの漏えい量が小さい場合に PAR 起動前の対流が発生せず、原子炉建屋オペレーティングフロア内で成層化することがないか確認を行うため、格納容器漏えい率を設計漏えい率である 0.4%/day (一定) とした場合の評価を GOTHIC にて実施した。格納容器漏えい率以外の条件は 2.2.2.3 (4) と同様である。水素濃度の解析結果を図(添付 8-1)に示す。



図(添付 8-1) 水素濃度の時間変化 (原子炉建屋オペレーティングフロア)
(サブボリューム別)

図(添付 8-1)から、PAR 起動前においてもサブボリューム毎の水素濃度の差はほとんどなく、漏えい量を設計漏えい率相当まで小さくした場合でも成層化は起こらないことを確認できた。このことから、原子炉建屋オペレーティングフロア内での対流は、漏えいガスの運動に起因した流動ではなく、高温ガスが流入することで発生する温度差による対流が支配的であると推定できる。

したがって、格納容器から漏えいするガスが高温である限り対流は発生し、成層化は起こらないと考える。

それでもなお、仮に成層化が発生してしまった場合には、PARを設置していない原子炉建屋オペレーティングフロア天井部にて水素濃度が上昇するものと考えられることから、水素濃度監視設備及びPAR動作監視装置にて発生の可能性を判断する。天井部に設置した水素濃度監視設備における水素濃度がPAR起動確認濃度1.5vol%を上回っているにも関わらず、PAR動作監視装置にてPARの動作を確認できない場合には、天井部付近の水素ガスがPAR設置位置まで到達していないこととなるため、成層化が発生している可能性がある判断できる。

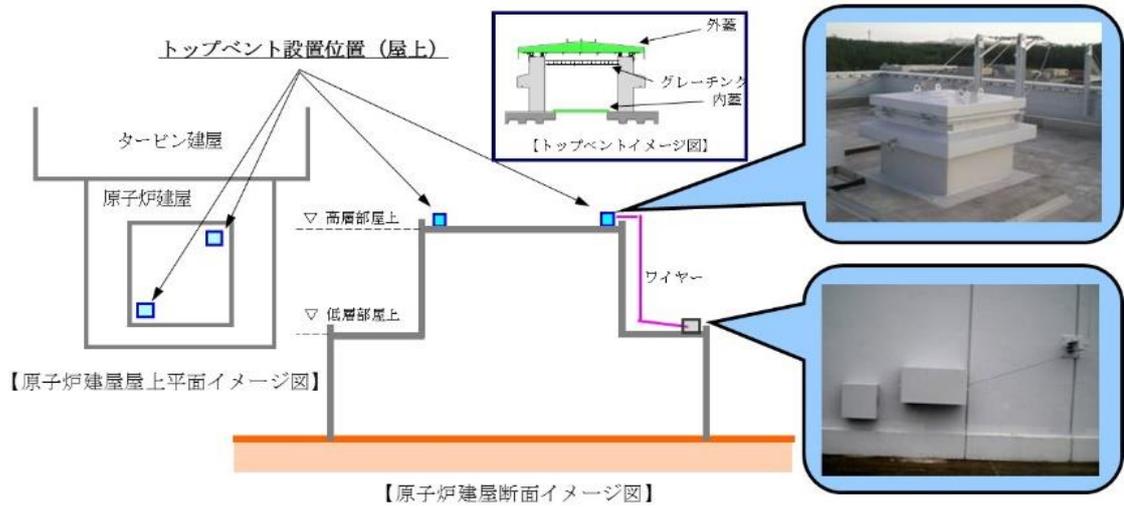
成層化が発生している可能性がある判断した場合の対応としては、水素発生源を断つための格納容器ベント操作、外気を取り込み対流の発生を促すための大物搬入口等の原子炉建屋1階外扉の開放操作、水素ガスを排出するための自主設備である原子炉建屋トップベント（図(添付8-2)参照）の開放操作が挙げられる。

格納容器ベント操作については、格納容器の圧力・温度が最高使用圧力(310kPa[g])・最高使用温度(171℃)を上回っており、かつ水素濃度監視設備において水素濃度の上昇傾向を捉えた段階で、格納容器の閉じ込め機能の劣化兆候を示していると考えられることから、遅滞なく準備を実施し、成層化が発生している可能性がある判断した段階においては速やかに行うこととなる。

一方、外扉開放操作及び原子炉建屋トップベント開放操作については、原子炉建屋の閉じ込め機能を損なう対応でもあることから、水素濃度の時間変化や炉心・格納容器の冷却状況を各種パラメータによって確認しつつ、各対策の準備状況や津波襲来の可能性等の外部条件を踏まえて行うこととなる。

なお、非常用ガス処理系による換気は、水素ガスを排出できるという点では有用であるが、系統内での水素爆発の可能性を否定できないことから、可能な限り使用しない。系統内の気体温度が水素着火温度である約500℃になることは考えられないが、福島第一原子力発電所事故における水素爆発も雰囲気温度が約500℃になって起こったとは考えられない。福島第一原子力発電所事故では、不燃限界濃度を超える水素ガスが存在する環境であったと想定され、機器の動作時などの金属摩擦や貴金属の触媒作用、静電気の放電、電気設備・機器からの漏電等の要因で着火した可能性が高いと考えられる。柏崎刈羽原子力発電所6号炉及び7号炉の非常用ガス処理系は、原子炉建屋オペレーティングフロア吸込口付近の水素濃度監視及び当該水素濃度による起動/停止判断手順といった水素爆発防止措置をとっておらず、電動の動的機器であるファンを用い

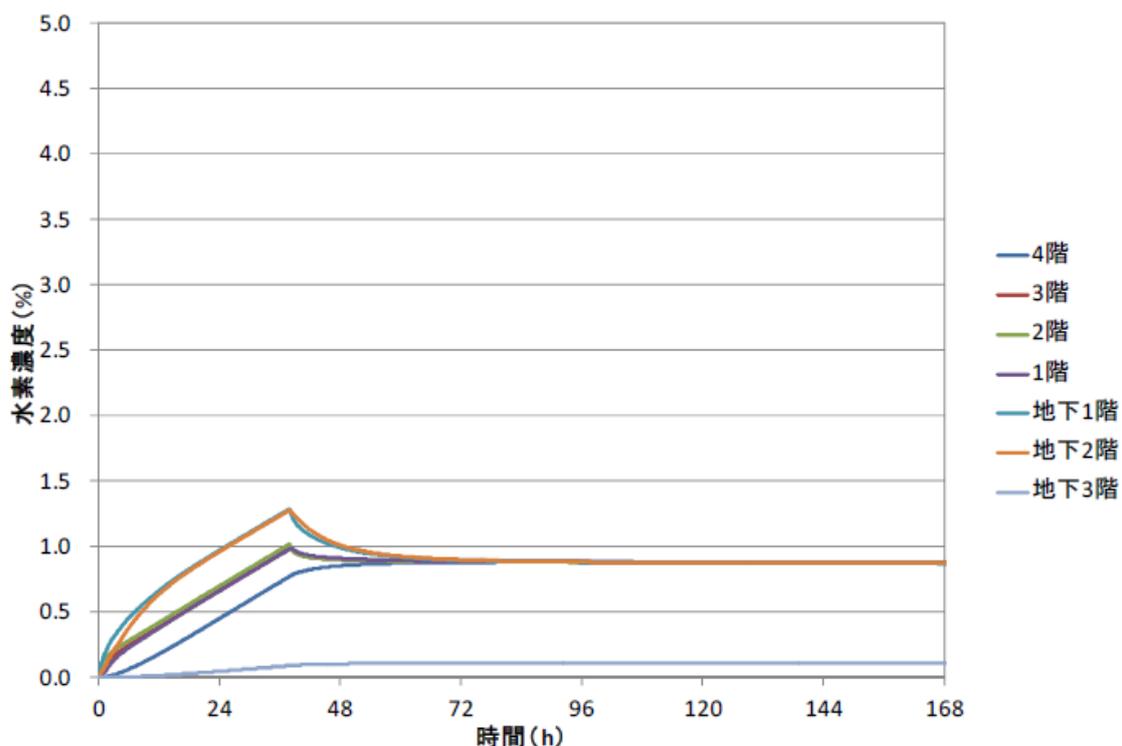
ることから、上述の通り、成層化対応中の水素爆発のリスクがあると判断している。



図(添付 8-2) 原子炉建屋トップベント

格納容器頂部注水系の効果を考慮した水素挙動について

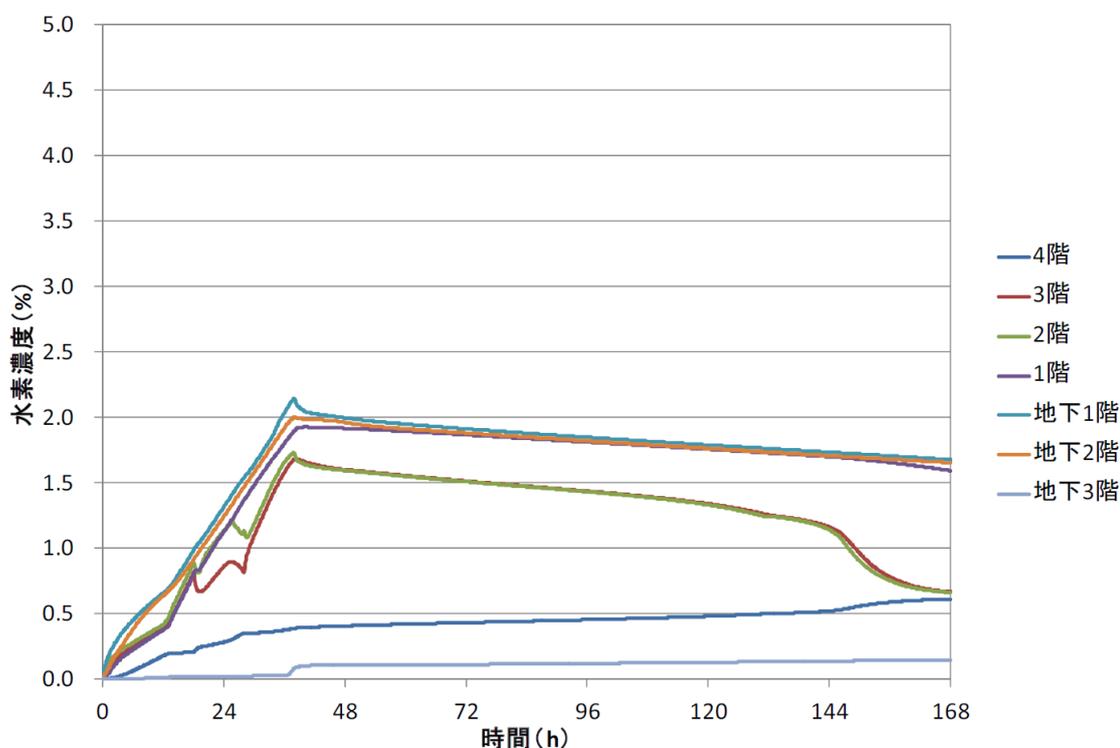
2.2.2.3 (3) において、下層階にて水素ガスが漏えいした場合の建屋内挙動を確認したが、2.4 に示す自主対策設備である格納容器頂部注水系の効果等により原子炉建屋オペレーティングフロアに直接水素ガスが漏えいしなくなった場合の建屋内挙動を確認するため、漏えい箇所を下層階（2階，地下1階，地下2階）のみとし、PCV 主フランジを除く周長割合で全漏えい量を分配した場合の評価を GOTHIC にて実施した。漏えい箇所以外の条件は 2.2.2.3 (3) と同様である。水素濃度の解析結果を図(添付 9-1)に示す。



図(添付 9-1) 水素濃度の時間変化 (原子炉建屋全域)

図(添付 9-1)から、下層階のみから水素ガスが漏えいした場合においても、大物搬入口領域及び地下ハッチ領域を通じて原子炉建屋全域で水素濃度が均一化され、原子炉建屋オペレーティングフロア（4階）まで水素ガスが到達することを確認できた。

さらに、格納容器頂部注水系の効果により、ウェルに溜まった水が蒸発し、原子炉建屋オペレーティングフロア（4階）に水蒸気が追加で流入した場合の水素挙動の影響を確認するため、格納容器頂部注水系の機能を期待できる12時間後から原子炉ウェルの水が蒸発し、原子炉建屋オペレーティングフロア（4階）に水蒸気が流入するとした場合の評価をGOTHICにて実施した。水蒸気追加流入以外の条件は図(添付9-1)に示した解析と同様である。水素濃度の解析結果を図(添付9-2)に示す。



図(添付9-2) 水素濃度の時間変化（原子炉建屋全域，原子炉ウェル蒸発）

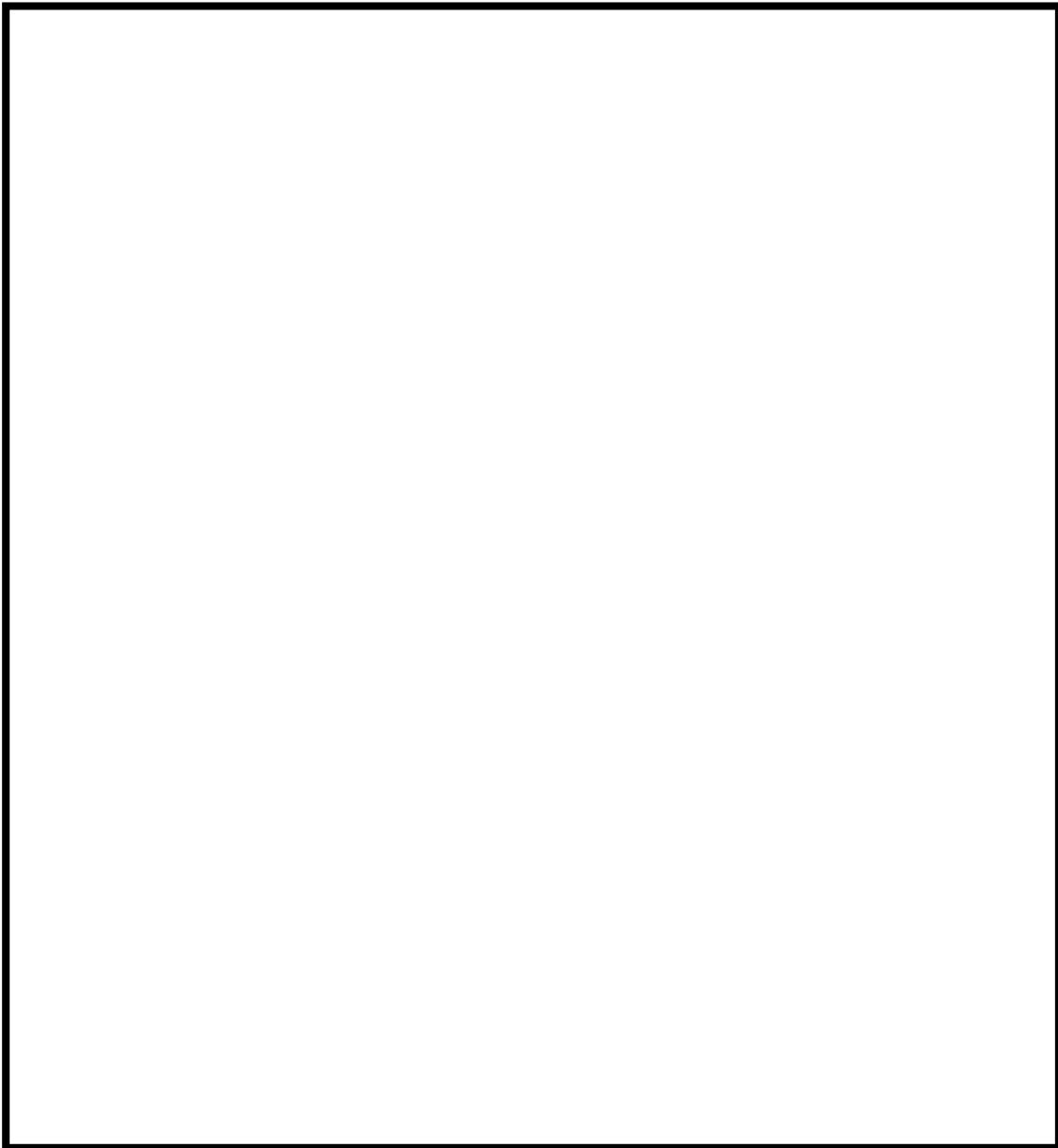
図(添付9-2)から、原子炉ウェルの水が蒸発して水蒸気追加流入が発生した場合においては、原子炉建屋オペレーティングフロア（4階）への水素流入は緩やかになるものの、大物搬入口領域及び地下ハッチ領域を通じて原子炉建屋3階以下で水素濃度が均一化される効果と相まって、可燃限界に至ることはないことを確認できた。

ただし、上述の通り原子炉建屋オペレーティングフロア（4階）への水素流入を緩やかにする効果があることを確認できたため、自主対策設備である格納容器頂部注水系の運用については、この効果を加味して改善していく予定である。

6号炉のGOTHIC解析による水素濃度評価

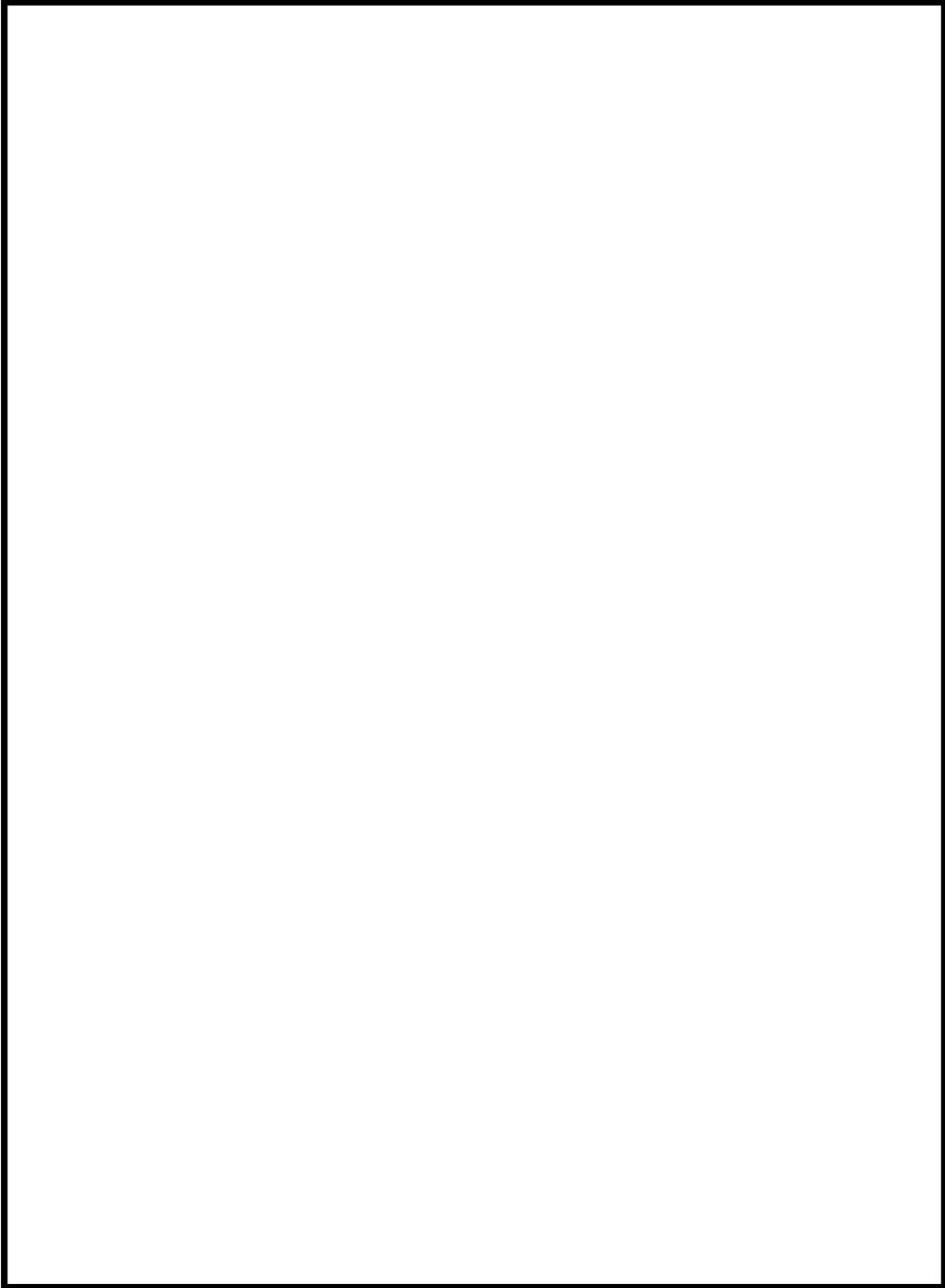
1. 解析コード，解析モデル

解析コードは，汎用熱流動解析コードGOTHIC（Ver. 7. 2a）を使用する。解析モデルの基本的な考えは7号炉と同じであり，6号炉の建屋寸法，PAR配置を考慮して図（添付 10-1），図（添付 10-2）及び図（添付 10-3）で示すモデルで解析を実施した。



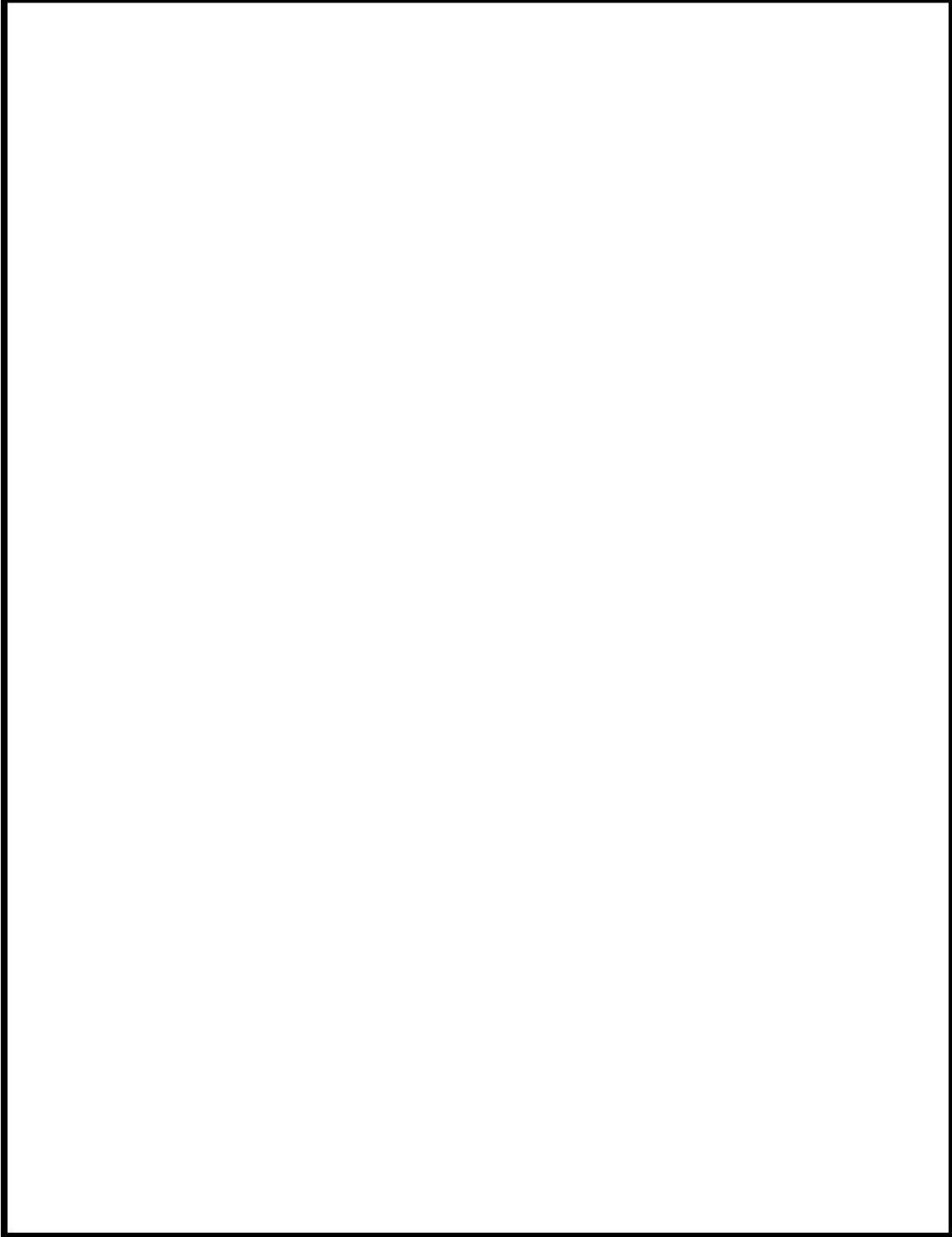
図（添付 10-1） 6号炉原子炉建屋のGOTHIC解析モデル

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



図（添付 10-2） 6号炉原子炉建屋オペレーティングフロアの
サブボリューム分割

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



図（添付 10-3） 6号炉 PAR 設置サブボリューム番号と PAR 入口・出口の関係

2. 解析条件，解析ケース

解析条件については，6号炉固有の建屋寸法等により決定するものを除き，「2.2.2.2 解析条件」で示す7号炉の解析条件と基本的に同じ条件で実施する。

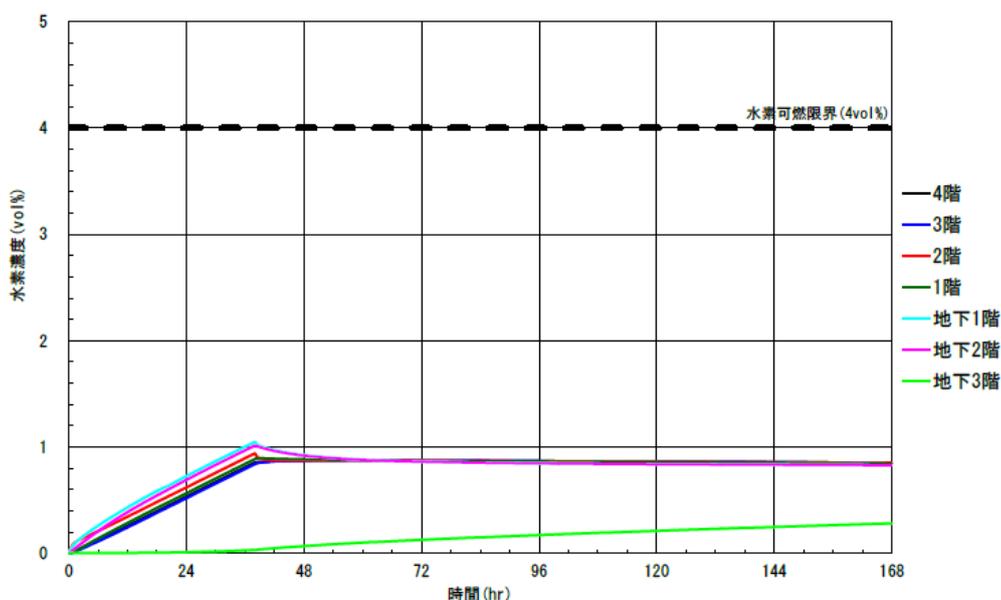
解析ケースについては，「2.2.2.3 解析結果」の表 2-13 で示す7号炉のケースのうち，「ケース2（漏えい箇所として原子炉建屋オペレーティングフロアと下層階を想定）」と同じケースについて解析を実施する。表（添付 10-1）に6号炉の解析ケースを示す。

表（添付 10-1） 解析ケース

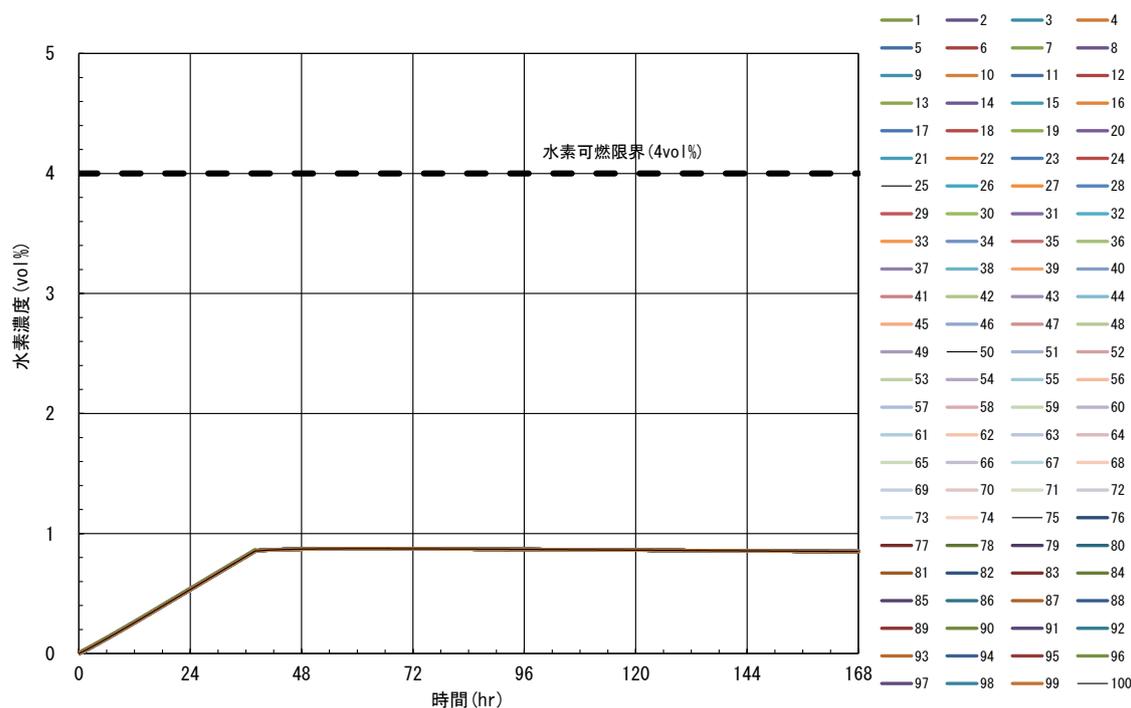
解析ケース	漏えい箇所として原子炉建屋オペレーティングフロアと下層階を想定
モデル	原子炉建屋 全階を模擬したモデル
シナリオ	有効性評価シナリオ (PCV 過圧・過温)
漏えい箇所	原子炉建屋オペレーティングフロア+下層階
格納容器漏えい率	1.5%/day (AEC 式：約 1.0%)
PAR 反応開始濃度	1.5vol%

3. 解析結果

6号炉の原子炉建屋全域の水素濃度評価結果を図（添付 10-4），原子炉建屋オペレーティングフロアの水素濃度評価結果を図（添付 10-5）に示す。



図（添付 10-4） 6号炉の水素濃度の時間変化（原子炉建屋全域）



図（添付 10-5） 6号炉の水素濃度の時間変化
 (原子炉建屋オペレーティングフロア)
 (サブボリューム別)

図（添付 10-4）及び図（添付 10-5）から、7号炉と同様に、下層階にて水素ガスが漏えいした場合においても大物搬入口領域及び地下ハッチ領域を通じて原子炉建屋全域で水素濃度が均一化されることを確認できた。

2.2.3 静的触媒式水素再結合器の性能試験について

本章では、PAR の既往研究で示された性能試験について説明する。前章で示した解析における PAR 性能評価式の妥当性を示す「(1) PAR の水素低減性能試験について」と、PAR の性能阻害ファクターによる性能影響を示す「(2) PAR の触媒性能低下要因の影響について」に分類し、既往の試験結果をもとに PAR 性能について示す。

(1) PAR の水素低減性能試験について

PAR の性能確認は、国際的な実証試験においても行われており、NRC による Sandia National Laboratory (SNL) における試験ではメーカーの小型 PAR について試験を行い、性能確認が行われている (参照文献(b))。この試験結果で示す PAR の水素処理特性と、NIS 社製 PAR の下記に示す性能評価式を比較することで、性能評価式の妥当性を示す。

$$DR = A \times \left(\frac{C_{H_2}}{100} \right)^{1.307} \times \frac{P}{T} \times 3600 \times SF$$

<i>DR</i>	:	水素処理容量 (kg/h/個)
<i>A</i>	:	定数
<i>C_{H2}</i>	:	PAR 入口水素濃度 (vol%)
<i>P</i>	:	圧力 (10 ⁻⁵ Pa)
<i>T</i>	:	温度 (K)
<i>SF</i>	:	スケールファクター

① 試験装置概要

SNL で行われた PAR の水素低減性能試験に使用した試験装置の全体写真を図 2-35、試験装置内の PAR 配置を図 2-36 に示す。本試験では PAR-88 (PAR 1 基に付き 88 枚の触媒カートリッジ) の 1/2 スケール (PAR-44)、1/4 スケール (PAR-22)、1/8 スケール (PAR-11) の PAR を使用して試験している。当社が設置する PAR は PAR-11 であることから、1/8 スケールの試験装置を参照する。

なお、本試験では高さ 500mm の煙突 (チムニー) が取り付けられた PAR を用いて試験を実施している。



図 2-35 The Surtsey vessel

※参照文献(b)より抜粋

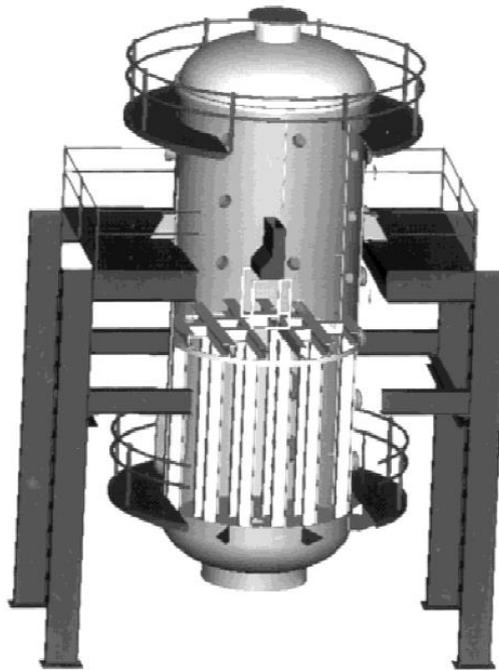


図 2-36 PAR location in the Surtsey vessel

※参照文献(b)より抜粋

② 試験条件及び結果

PAR の水素低減性能試験における試験結果を図 2-37, 38 に示す。図 2-37 は低水素濃度時の水素濃度と水素処理速度の関係を示したものである。水素濃度試験雰囲気は表 2-14 の通りであり、当社は PAR-11 を使用していることから試験条件「PAR-6 (1/8 scale)」を参照する。試験結果は、スケール毎に正規化した水素処理速度データを示している (1/8 スケールの PAR は 8 倍)。また、性能評価式により得られた結果が図中にあるが、試験条件は「1bar 空気, 1bar 蒸気」であることから、「1 bar air/1 bar steam」を参照する。これら試験結果と性能評価式による計算結果を比較すると、試験結果の値の方が大きくなっていることが確認されている。

したがって、性能評価式は保守的であることが確認できる。

表 2-14 試験雰囲気

試験	スケール	雰囲気
PAR-4	1/2	1 bar 空気, 1 bar 蒸気
PAR-5	1/4	1 bar 空気, 1 bar 蒸気
PAR-6	1/8	1 bar 空気, 1 bar 蒸気

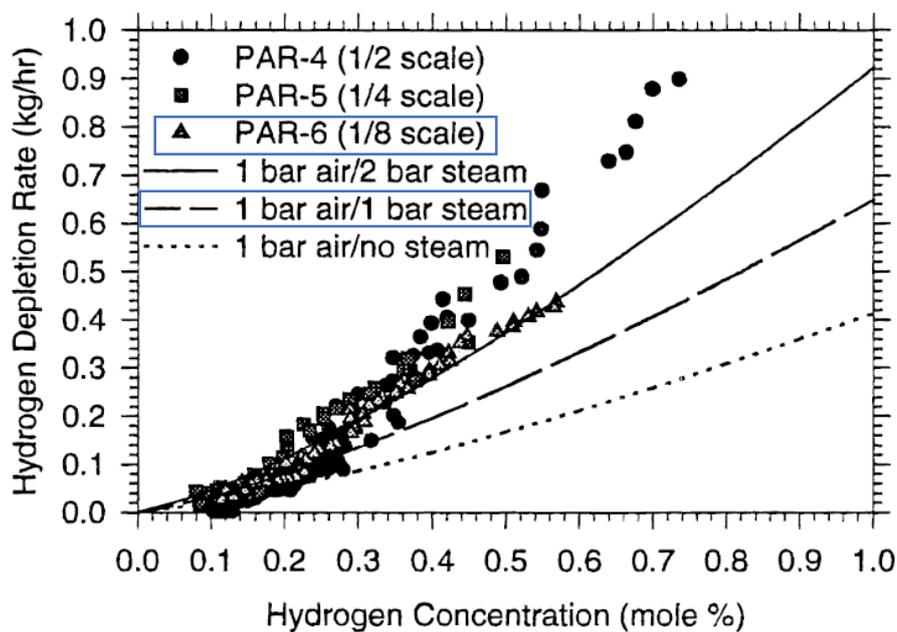


図 2-37 SNL で行われた試験結果 (低水素濃度)

※参照文献(b)より抜粋

図 2-38 は高水素濃度時の水素濃度と水素処理速度の関係を示したものである。水素濃度試験雰囲気は表 2-15 の通りであり、当社は PAR-11 を使用していることから試験条件「PAR-8R (1/8 scale)」を参照する。試験結果は、スケール毎に正規化した水素処理速度データを示している (1/8 スケールの PAR は 8 倍)。また、性能評価式により得られた結果が図中にあるが、試験条件は「1bar 空気, 1bar 蒸気」であることから、「1 bar air/1 bar steam」を参照する。これら試験結果と性能評価式による計算結果を比較すると、試験結果の値の方が大きくなっていることが確認されている。

したがって、性能評価式は保守的であることが確認できる。

表 2-15 試験雰囲気

試験	スケール	雰囲気
PAR-8R	1/8	1 bar 空気, 1 bar 蒸気
PAR-12	1/4	1 bar 空気, 1 bar 蒸気
PAR-13	1/2	1 bar 空気, 1 bar 蒸気

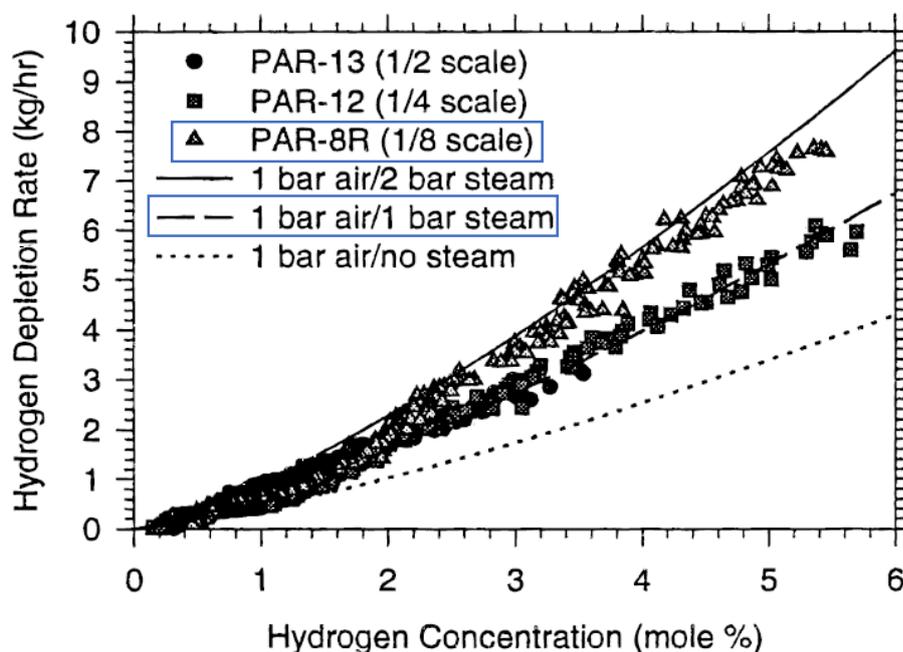


図 2-38 SNL で行われた試験結果 (高水素濃度)

※参照文献(b)より抜粋

③ チムニーの影響について

水素低減性能試験において、PARにチムニー(煙突)を取り付けることにより、水素低減性能が大きくなることが確認されている。煙突が取り付けられていない場合、高さ500mmの煙突が取り付けられた場合、高さ1000mmの煙突が取り付けられた場合の水素低減性能の係数について、製造メーカー社内の試験プログラムの中で確認されており、煙突が取り付けられていない場合と比較して高さ500mmの煙突が取り付けられた場合は1.15程度、高さ1000mmの煙突が取り付けられた場合は1.25程度という数字が報告されている。

SNLで行われた試験では、高さ500mmの煙突が取り付けられたPARで水素低減性能試験を実施している。当社のPARは煙突が取り付けられていないため、図2-37、図2-38で示す水素処理容量(kg/h)を $1/1.15$ することで当社PARの構造を考慮した場合の水素処理容量と比較できる。

水素濃度4vol%時に着目すると、チムニーの影響を考慮しても、当社の水素処理容量である0.25kg/hよりも十分大きな値であることから、当社の水素処理容量は妥当であると考えられる。

(2) PARの触媒性能低下要因の影響について

PARで用いるPd-Al₃O₃(パラジウム-アルミナ担持)触媒の触媒性能が低下する要因として、触媒の反応阻害物質の被毒が考えられる。この触媒における反応阻害物質としては核分裂生成物に含まれるハロゲンや、水が考えられる。ハロゲンについては、炉心損傷時の核分裂生成物のハロゲンの大部分を占めるよう素に着目し、被毒による影響をBattelle Model Containmentの試験(参照文献(c))により確認する。

また、水については、事故時に原子炉建屋に格納容器ガスが漏えいしたときに、水蒸気環境となるため、水蒸気による性能影響をSNLの試験(参照文献(b))及びTHAI試験(参照文献(e),(f))により確認する。

① よう素による性能影響確認

NIS 社製 PAR のよう素による影響は, Battelle Model Containment の試験 (参照文献(c)) で過去に示されている。試験装置概要を図 2-39 に示しているが, 容器内 (10m³) に設置した PAR の下から, 3g のよう素をすべて気化させ, よう素の影響を確認する試験を実施している。

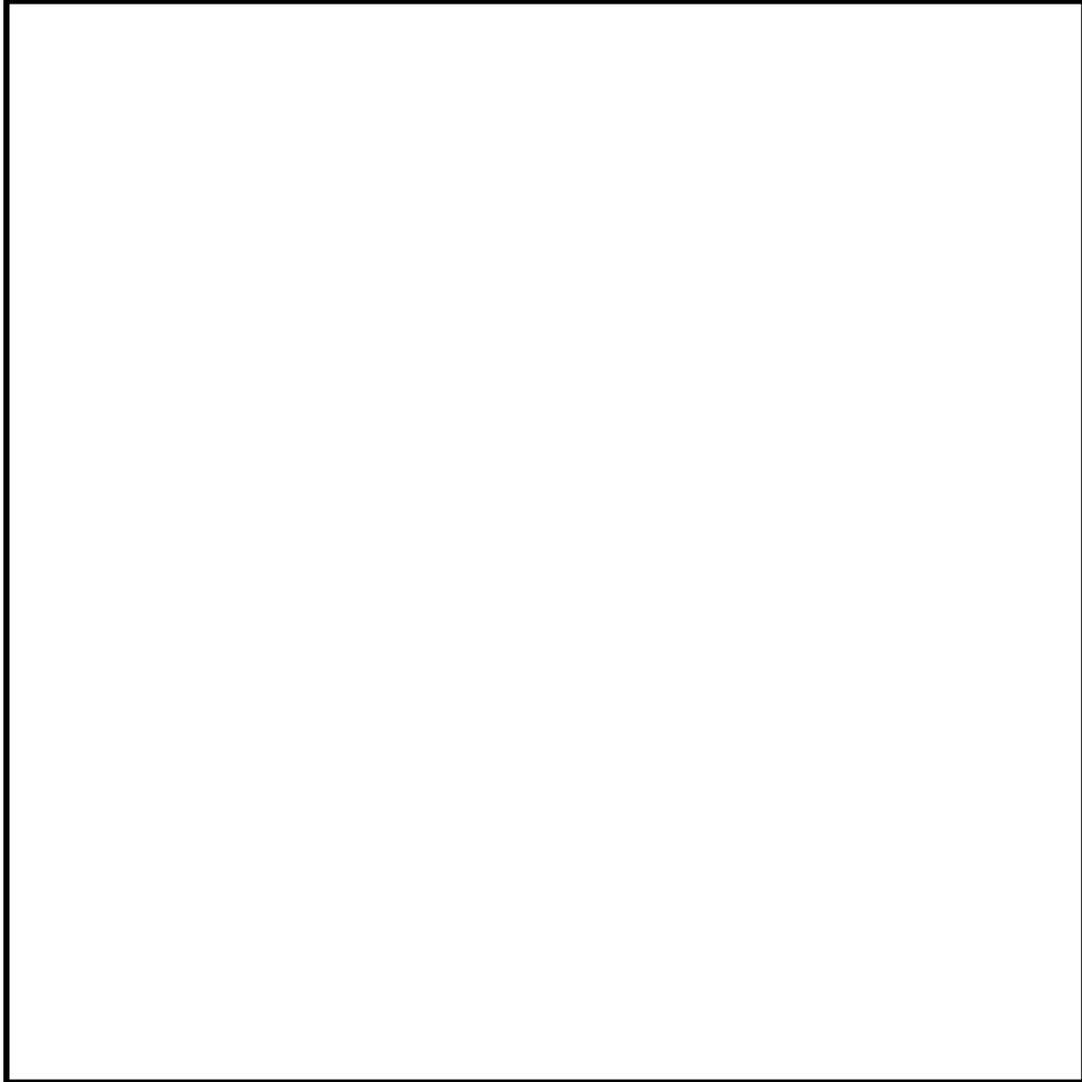


図 2-39 Battelle Model Containment 試験装置概要

※参照文献(c)より抜粋

試験条件は表 2-16, 試験結果は図 2-40 に示しており, よう素環境下における PAR 動作時の水素濃度の低下傾向をプロットしている。なお, 図中には比較対象として, よう素がない場合の試験データに基づくフィットカーブも示してある。この結果を踏まえると, 平均よう素濃度 0.3g/m³ の環境においても, NIS 社製 PAR の水素処理性能は 25%以上低下しないことが言える。なお, 本試験装置は NIS 社

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

製 PAR による試験結果であり、本試験装置と PAR-11 (柏崎刈羽 6/7 号機納入品) ではスケーリングファクターは異なるが、スケーリングファクターがいくつであっても、PAR 内の流速は一律であり、触媒カートリッジ一枚あたりのおよそ素に晒される量は同じであることから、スケーリングファクターと素による被毒量に関係はなく、本試験結果は PAR-11 に対しても適用可能である。

表 2-16 Battelle Model Containment 試験条件



図 2-40 Battelle Model Containment 試験結果

※参考文献(c)より抜粋

次に、6 号炉及び 7 号炉において、炉心の著しい損傷が発生した場合に格納容器内ガスが原子炉建屋に漏えいした際の原子炉建屋オペレーティングフロアに存在するよう素濃度を算定する。表 2-17 に示す保守的な条件で建物内全よう素濃度を算定したところ、 68.92mg/m^3 となり、Battelle Model Containment 試験

条件である 300mg/m³ 以下のような素濃度であることから、性能低下は 25%以上低下しないものと考えられる。6 号炉及び 7 号炉の PAR 設置台数は、性能阻害ファクターにより性能低下が 50%あるものと想定し、台数が決められている。よって、これらの結果から、よう素による性能低下は想定されるものの、PAR 台数に余裕を見込んでいることから、原子炉建屋の水素爆発防止対策としての機能への影響はないと考えられる。

表 2-17 原子炉建屋オペレーティングフロアよう素濃度の算定条件

No	項目	単位	無機よう素	有機よう素	備考
①	初期インベントリー	kg	29.1		
②	PCV 放出率	-	100%		
③	無機よう素割合	-	91%	4%	
④	D F	-	20	1	
⑤	建物放出量	kg	1.3241	1.1640	PCV 内よう素が全量建物放出される保守的想定
⑥	建物容積	m ³	36100		原子炉建屋オペレーティングフロア容積
⑦	建物内各よう素濃度	mg/m ³	36.677	32.244	
⑧	建物内全よう素濃度	mg/m ³	68.92		

本試験は、表 2-16 に示す条件でよう素による触媒性能低下の影響を確認しているが、本試験結果が実機条件に適用できるかを確認するために、本試験結果における水蒸気濃度、温度、圧力の影響について示す。

触媒の被毒は、強力な化学吸着による触媒反応の阻害によって発生する。したがって、よう素による被毒は、よう素によるパラジウム原子の物理的な閉塞により発生する（図 2-41 参照）。圧力と水蒸気濃度はパラジウム表面に結合しているよう素の状態を変えることができないため、基本的には水蒸気濃度と圧力は、よう素による被毒効果に与える影響は無いと考えられる。なお、水蒸気については、触媒に被膜ができること等による物理的な触媒性能低下の影響が考えられるが、それについては「②水蒸気濃度の PAR 性能への影響」で後述する通り有意な影響はないことを確認している。さらに、触媒粒には疎水コーティングが施されていることから、水蒸気による性能低下を防ぐ設計考慮がなされている。

また、本試験条件は、柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉の事故時に想定される環境と比較し、よう素濃度、蒸気濃度は保守的な条件となっている。こ

れらを踏まえ、本試験結果における水蒸気濃度、圧力が与える大きな影響はないと考えられる。

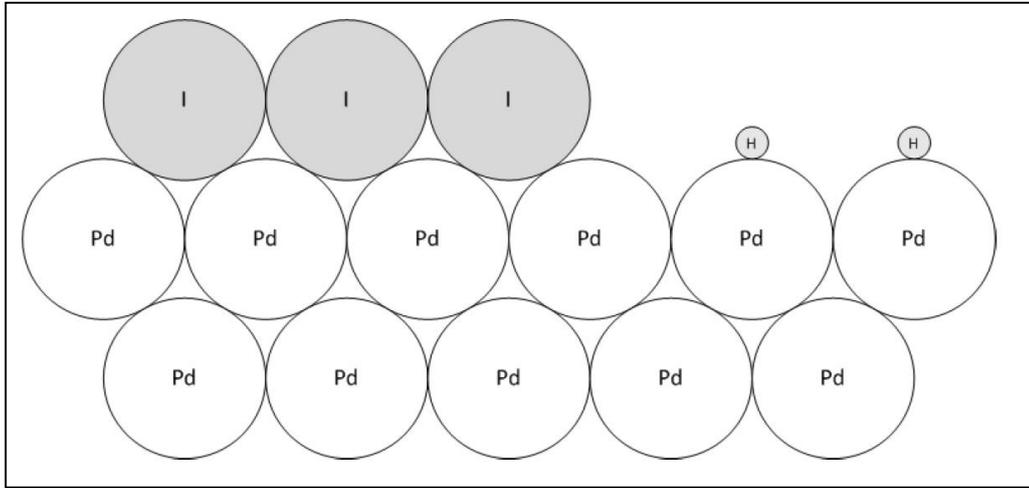


図 2-41 パラジウムへのよう素の結合の概略図

一方、温度については、触媒周りの温度が 200°C 付近の高温になると、吸着されたパラジウムとよう素が分離し、パラジウムは触媒機能を回復する知見が既往研究（参照文献(d)）より確認されている（図 2-42 参照）。これは温度が上がったことにより化学結合状態が壊れてパラジウムとよう素が分離する状況になったことによるものと考えられる。



図 2-42 再結合効率と温度の関係

※参照文献(d)より抜粋

PAR は再結合反応を始めると、触媒温度が上昇し触媒自体は 200°C を超える高

温状態になる。NIS 社製 PAR 触媒は、粒型の触媒粒をカートリッジに敷き詰めた構造になっており、被毒物質に全ての触媒が覆われることを防ぐことが設計上配慮されている。よって、被毒されていない部分は再結合反応が始まり、それに伴い触媒粒の温度が上昇することで、被毒された部分の吸着されたパラジウムとよう素が分離することで触媒機能が回復する傾向になると考えられる。すなわち、よう素による被毒は再結合反応開始時に影響するものであるが、反応が開始すると、触媒温度上昇が支配的となり、試験条件としての温度は、影響を無視できるものと考えられる。よって、本試験結果で示す触媒性能低下評価において、温度条件は大きな影響を与えるものではない。

② 水蒸気濃度の PAR 性能への影響

NRC による SNL における試験では、PAR の起動における水蒸気の影響を確認している。試験結果を図 2-43 に示す。空気と水蒸気が約 50%ずつの環境下にて 0~6vol%水素濃度の水素ガスを注入した場合において、PAR は性能を発揮することが確認されており、水蒸気濃度 50%以下であれば性能に影響は見られない。



Fig. 5. The Surtsey vessel.

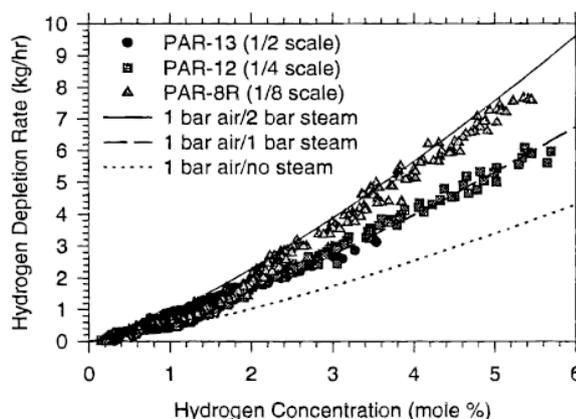


Fig. 10. Normalized depletion rate at high hydrogen concentrations.

図 2-43 : SNL で行われた試験結果

※参照文献(b)より抜粋

なお、炉心の著しい損傷が発生した場合に原子炉格納容器から 10%/day でガスが原子炉建屋に漏えいした場合の原子炉建屋オペレーティングフロアの水蒸気濃度の評価結果を図 2-44 に示す。評価結果から PAR 設置位置における水蒸気

濃度は 20%以下であり，PAR 性能は水蒸気濃度 50%以下では影響が見られない試験結果からも，水蒸気による影響は問題ないと考えられる。

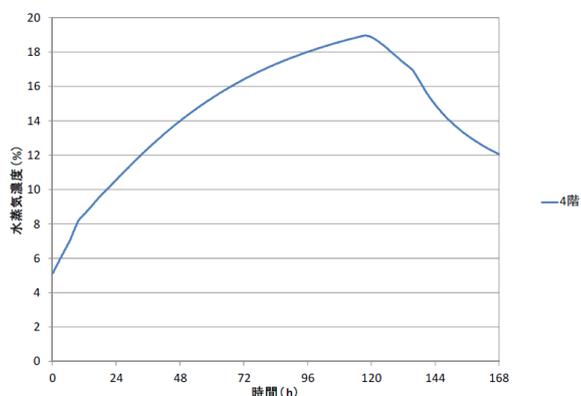


図 2-44 原子炉建屋オペレーティングフロア水蒸気濃度
(10%/day 漏えい条件)

また，重大事故等時に使用済み燃料プールの冷却機能が喪失し，使用済み燃料プール温度が上昇し，大量の水蒸気が発生した場合についても，触媒粒に疎水コーティングが施されていることから有意な性能劣化は起こらないと考えている。また，水蒸気濃度が大幅に高まると，原子炉建屋オペレーティングフロアは水蒸気に満たされ PAR が作動しない環境になるとともに，可燃限界未満となる。

なお，水蒸気濃度が高まる前に PAR の作動が始まっている場合は，触媒温度が高温になるため，水蒸気の付着を防ぐことができるため，PAR 性能への影響はないと考えている。

③水素再結合反応開始の遅れの影響について

水素再結合反応の開始については OECD/NEA の THAI Project で行われた試験（参照文献 (e), (f), (g)）を用いて影響を確認する。THAI 試験装置を図 2-45～47 に示す。

THAI Project で行われた試験においては、次の 6 つのケースにおいて水素再結合反応を開始する水素濃度の確認を行っている。試験条件を表 2-18 に示す。

表 2-18 : THAI Project での試験条件

試験番号	圧力	温度	水蒸気濃度	酸素濃度	水素注入速度

これらの結果から、概ね 1vol%以下の水素濃度で PAR が起動していることが確認できる。

一方で、PAR の効果を示すための GOTHIC による解析条件として、水素再結合反応は水素濃度 1.5vol%にて開始することとしている。したがって、解析評価上 PAR の起動に対して余裕を持たせているが、その評価結果においても原子炉建屋を可燃限界以下に抑えることができている。よって、水素再結合反応開始の遅れの影響について、問題ないと考えている。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



図 2-45 THAI test vessel

※参考文献(e)より抜粋

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

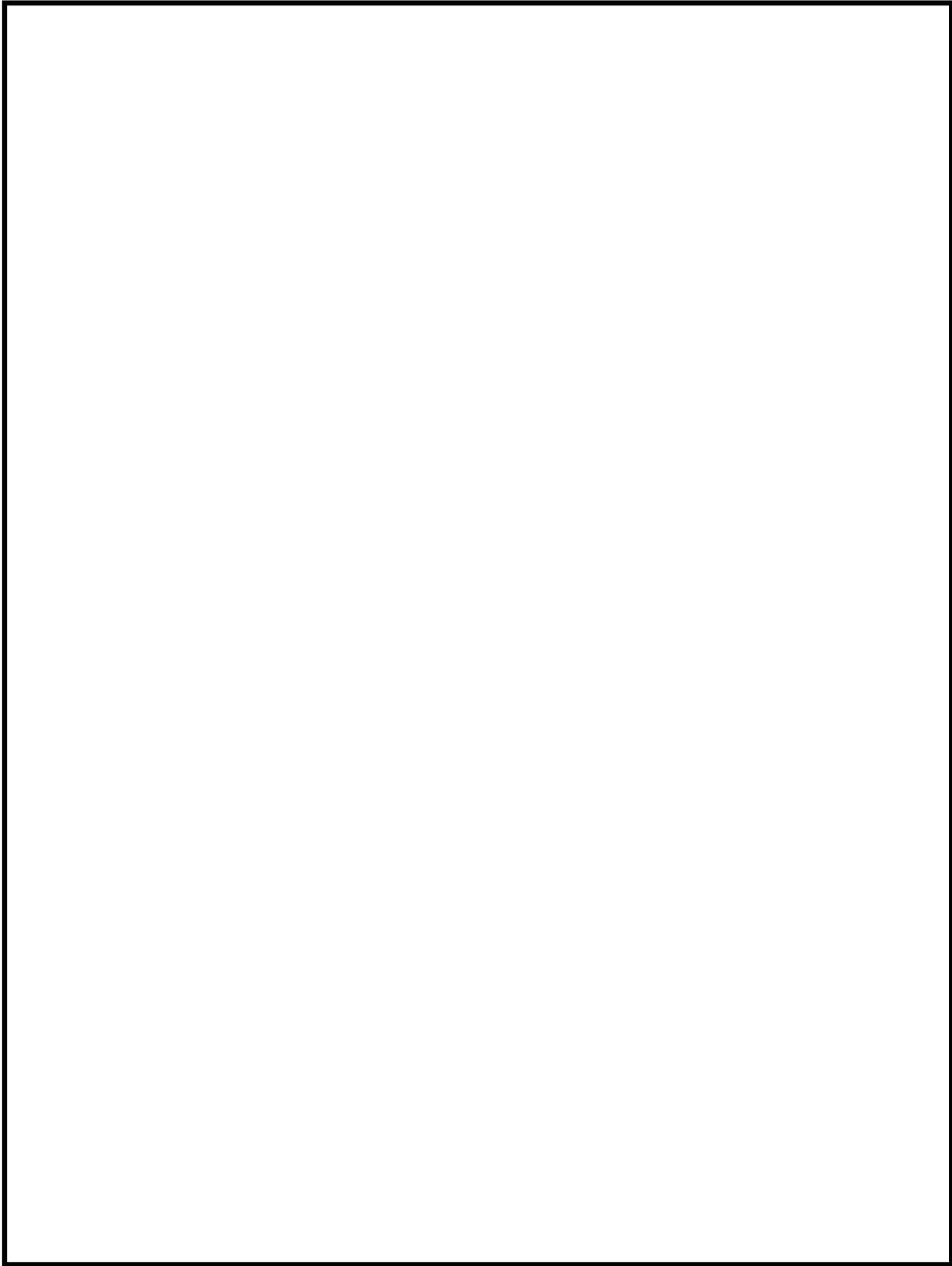


図 2-46 HR test vessel configuration with NIS PAR

※参照文献(e)より抜粋

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

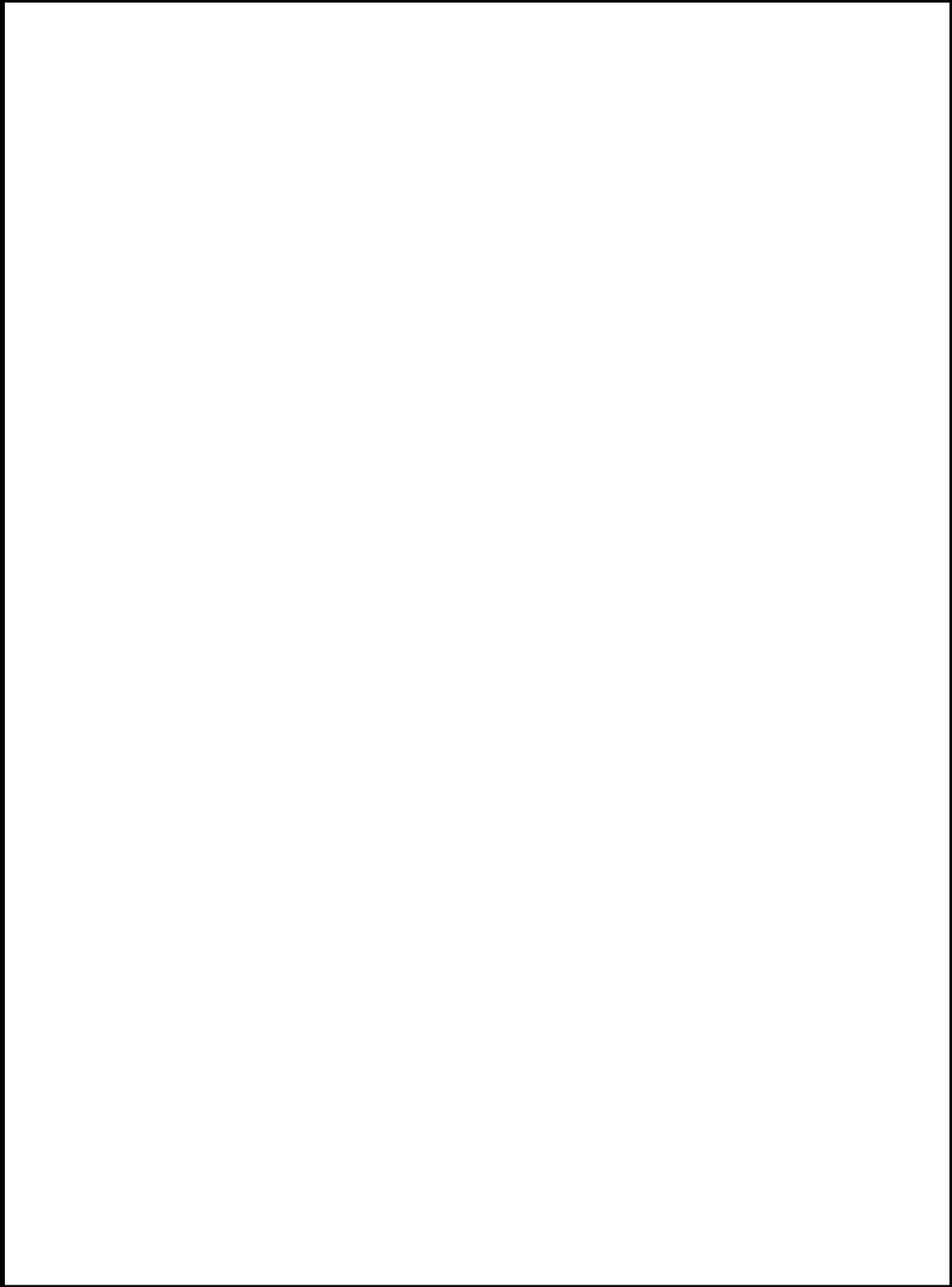


図 2-47 : NIS PAR instrumentation
※参照文献(e)より抜粋

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

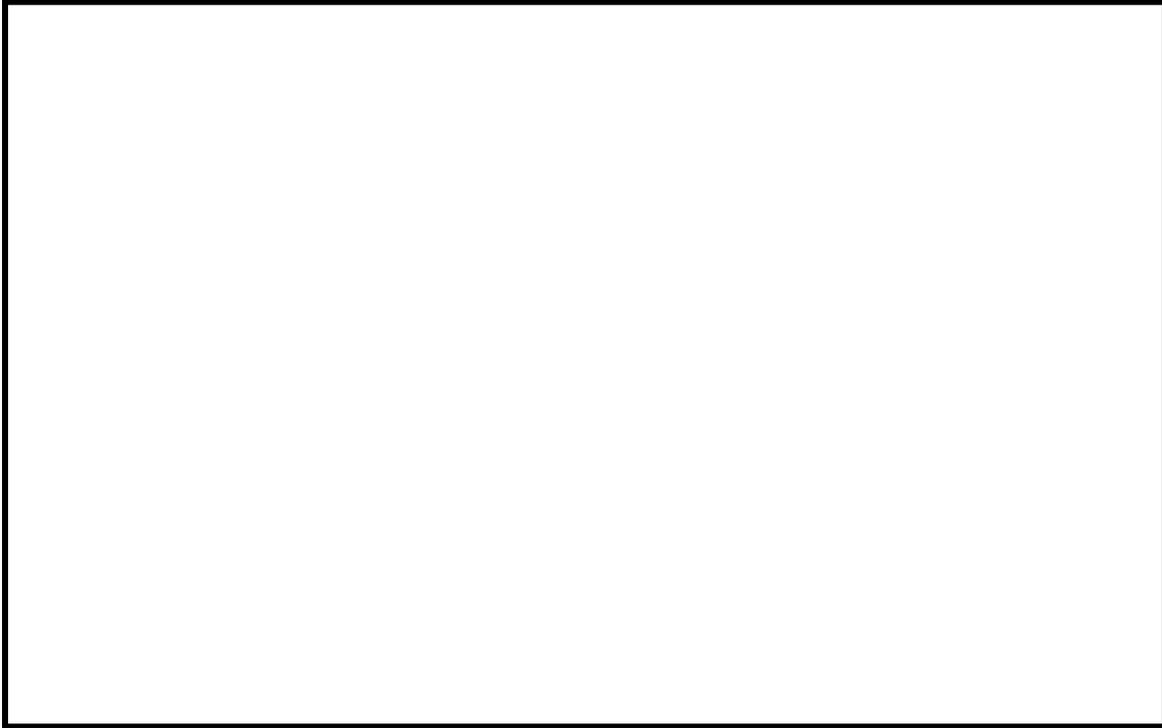


図 2-48 THAI HR-14: Recombiner temperatures
※参照文献(e)より抜粋

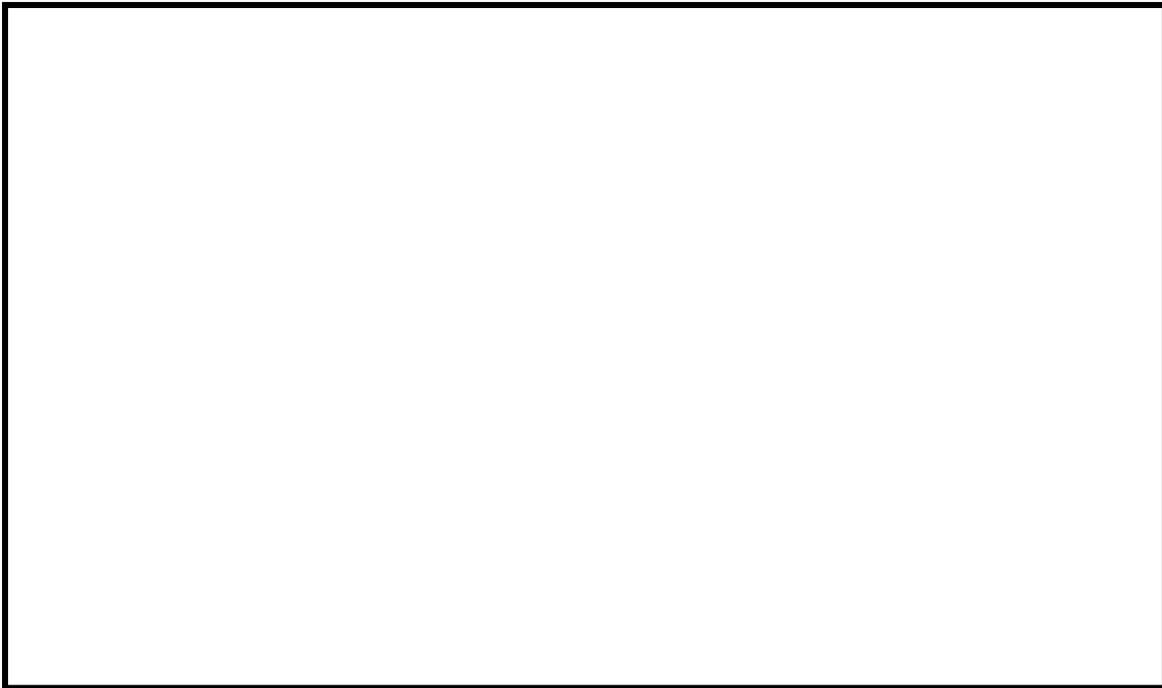


図 2-49 THAI HR-14: Recombiner temperatures
※参照文献(e)より抜粋

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

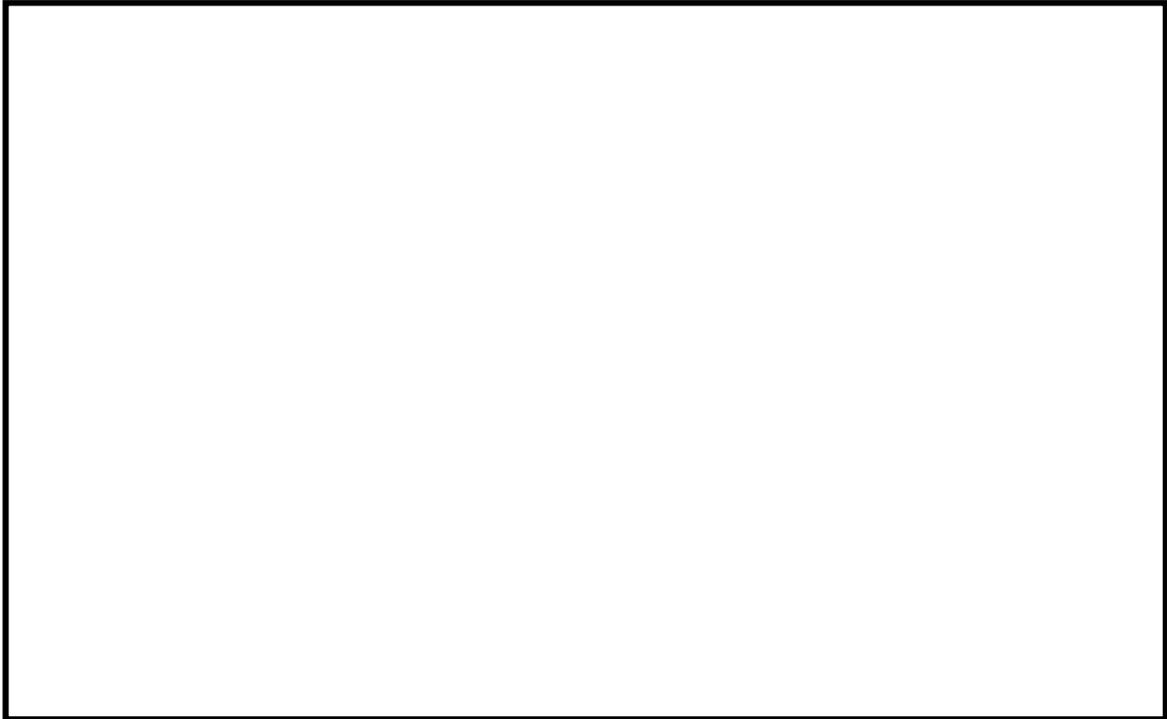


図 2-50 THAI HR-14: Hydrogen concentrations(“wet”) in PAR inlet and outlet
※参考文献(e)より抜粋

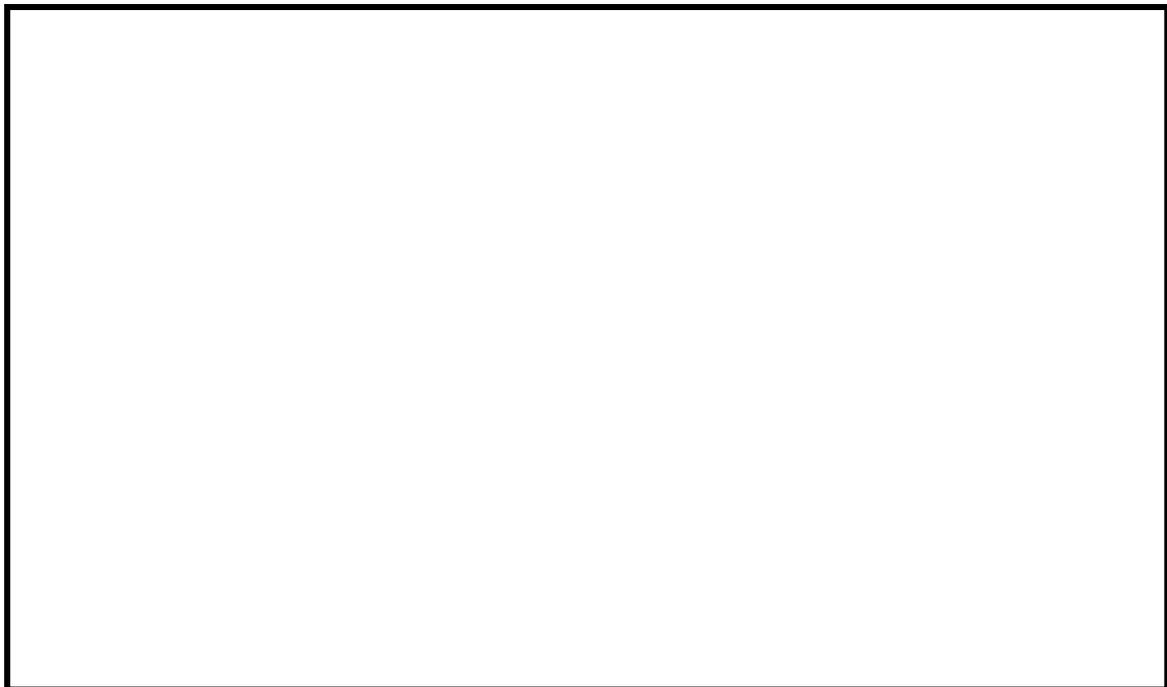


図 2-51 THAI HR-14: Flow velocity and oxygen surplus ratio at PAR inlet channel
※参考文献(e)より抜粋

国内容器試験について

平成 11 年 1 月から平成 13 年 5 月までの期間で電力共通研究「触媒式 FCS 再結合装置適用性研究 (PHASE2)」が実施された。この研究において、水素処理速度式の妥当性確認を目的の一つとして、縮小モデルを用いた国内容器試験が実施されており (参照文献 (h))、その試験装置、試験条件等を以下にまとめた。

1. 試験装置

図 (添付 11-1) に容器試験装置の外観を、図 (添付 11-2) に系統図を示す。試験装置は、試験容器、ガス注入系、ガス供給設備、ガス分析系、真空排気装置等から構成されている。図 (添付 11-3) に試験容器を示す。試験容器は、内径 1.5[m]、内高 3.5[m]、容積 5.76[m³]であり、内部に図 (添付 11-4) に示す PAR を設置している。PAR 内部には、高さ 20[cm] × 幅 20[cm] × 厚さ 1[cm] の触媒カートリッジ 5 枚が格納されている。

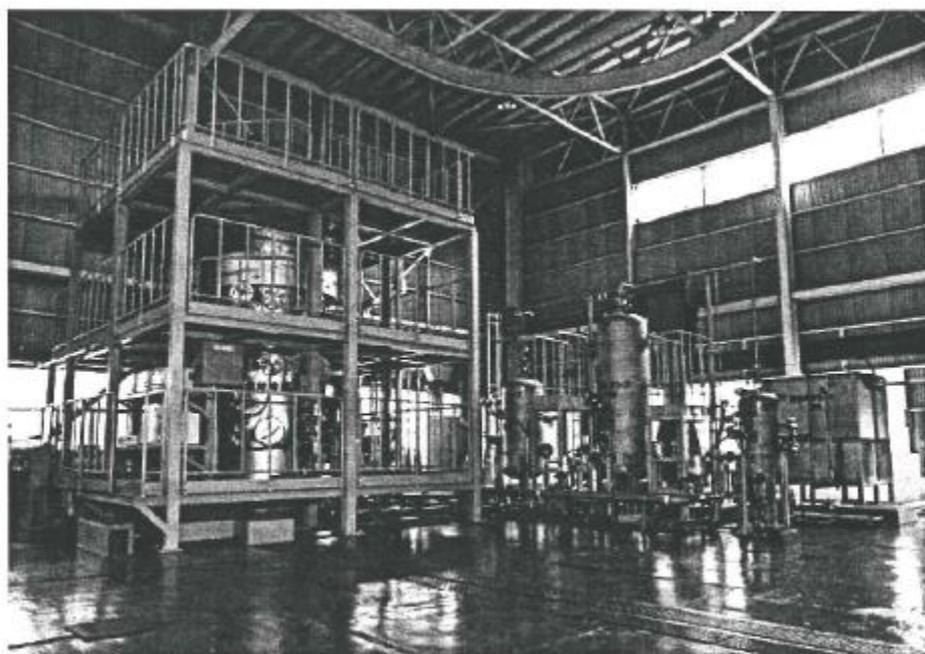
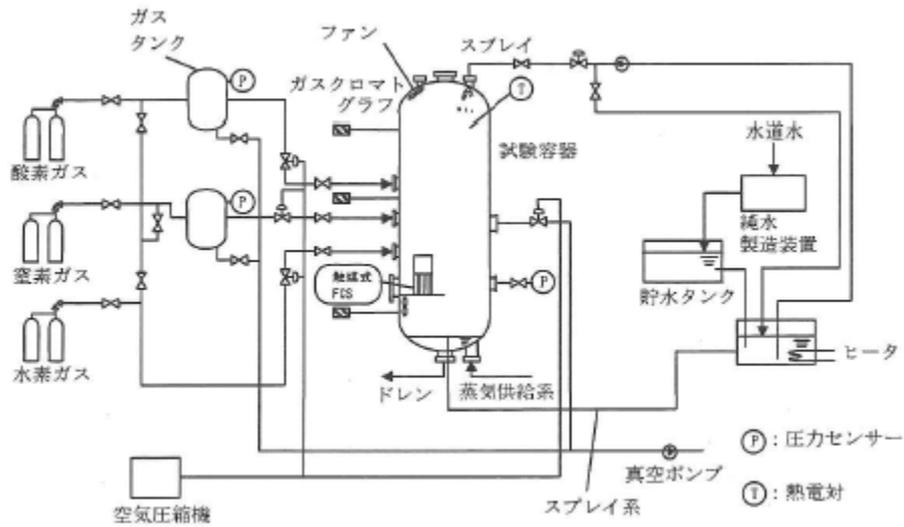


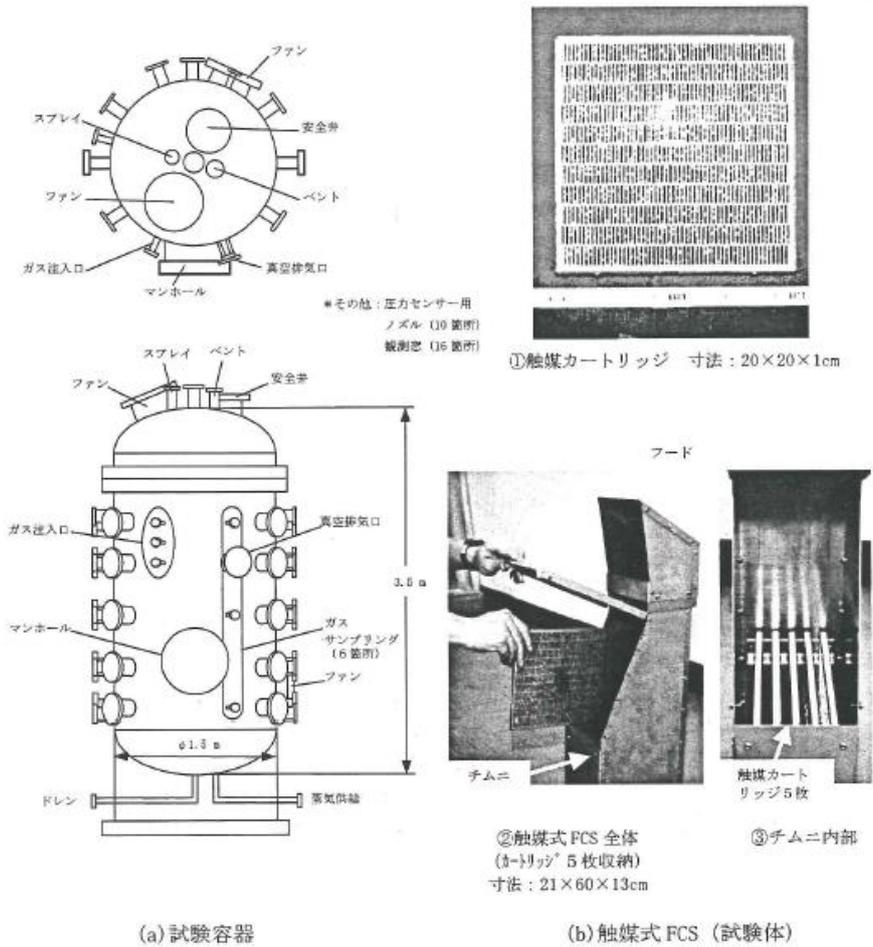
図 (添付 11-1) 試験装置外観

※参照文献 (h) より抜粋



図(添付11-2) 試験装置系統図

※参照文献(h)より抜粋



図(添付11-3) 試験容器

※参照文献(h)より抜粋

図(添付11-4) PAR (試験体)

ここで、本試験にて用いている試験PARとPAR-11（柏崎刈羽原子力発電所6/7号炉で採用），PAR-22，PAR-44，PAR-88の触媒カートリッジの比較を表(添付11-1)に示す。PARのスケールファクターは、触媒カートリッジの寸法及び配置間隔を開発時から変えないことを条件として、NIS開発試験時に使用されたプロトタイプPARのカートリッジ枚数（88枚）に対する、使用するPARのカートリッジ枚数の比として、水素処理性能が規定できるとするものである。また、本試験にて用いている試験PARとPAR-11では、カートリッジの幅寸法が異なるが、幅寸法を変更している場合には、入口部開口面積の比で整理し、スケールファクターを算出できる。

本試験においてはこのスケールファクターを使用することで、実機の縮小モデルにより、水素処理性能評価式の妥当性等を検証している。

表(添付11-1) 触媒カートリッジの比較

PARタイプ	触媒カートリッジ			PAR-88に対するカートリッジ枚数の比	入口開口面積	PAR-88に対する入口部開口面積の比	スケールファクター
	枚数	間隔	幅×高さ×厚さ				
PAR-88	88	1cm	45×20×1cm	1	7568cm ²	1	1
PAR-44	44	1cm	45×20×1cm	0.5	3784cm ²	0.5	0.5
PAR-22	22	1cm	45×20×1cm	0.25	1892cm ²	0.25	0.25
PAR-11	11	1cm	45×20×1cm	0.125	946cm ²	0.125	0.125
国内試験用PAR	5	1cm	20×20×1cm	0.0568	190cm ²	0.0251	0.0251

2. 試験条件

本試験においては、原子炉格納容器内の条件を模擬し、スプレー流量等の試験パラメータを変化させて試験を実施しているが、表(添付11-2)にスプレー無しで実施された試験条件を示す。

表(添付11-2) 試験条件

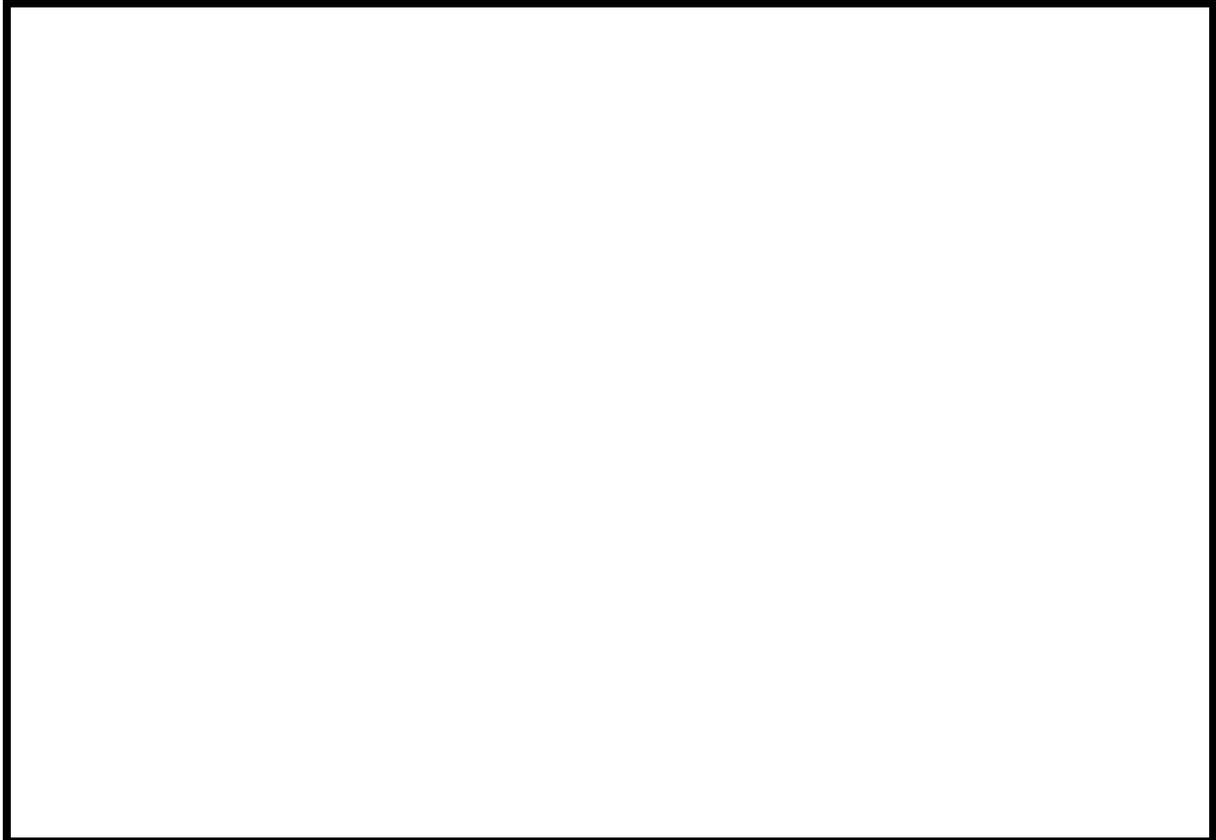
RUN No.	スプレー流量 (L/min)	水素濃度 (vol%)	酸素濃度 (vol%)	圧力 (MPa)	温度 (K)
RUN-2	—	0.5~3	3.5	0.13	333

3. 試験方法と試験手順

試験容器内を約0.13[kPa]（約1[torr]）まで減圧した後、所定の分圧になるように窒素ガス及び酸素ガスを注入し、その後、試験容器周りの加熱ヒータにより試験温度条件に設定する。最後に、水素ガスを容器に注入してPARによる水素ガス、酸素ガスの再結合反応状態について確認する。

4. 試験結果

図(添付11-5)に試験結果と水素処理性能評価式を用いた算出値の比較を示す。図より、試験結果に対して水素処理性能評価式から求めた値は、保守側となっていることが確認できる。



図(添付11-5) 試験結果と水素処理性能評価式を用いた算出値の比較

※参照文献(h)より抜粋

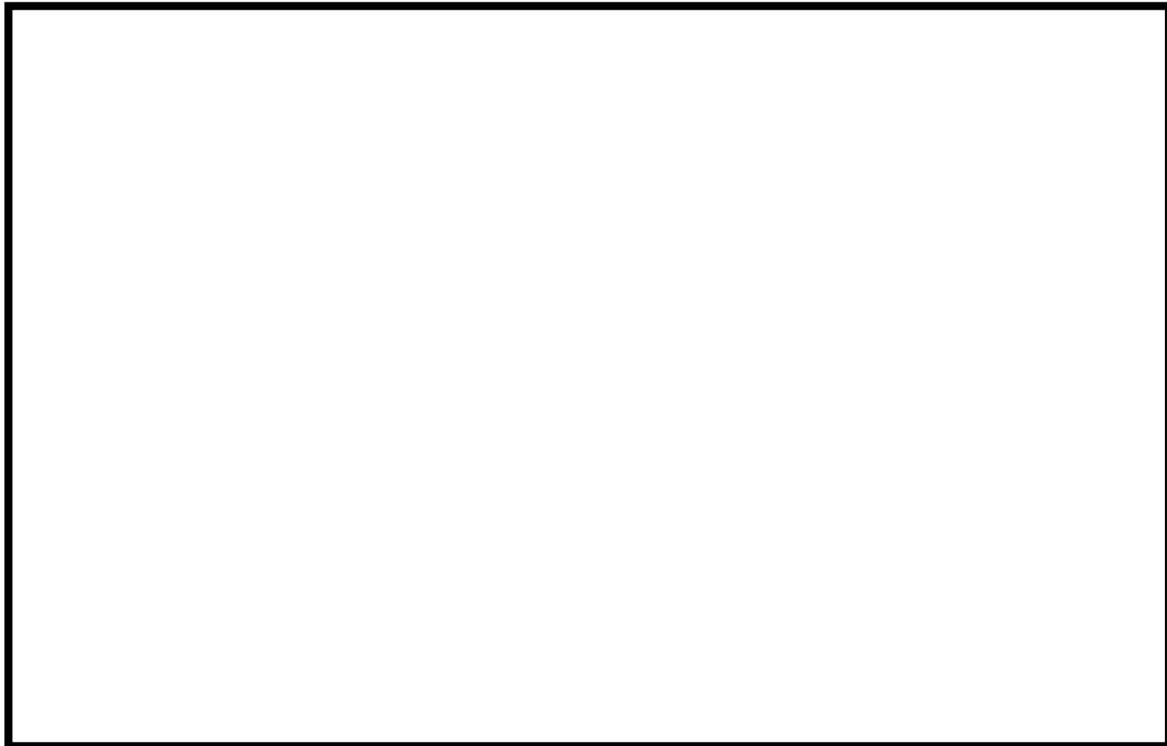
静的触媒式水素再結合器 動作監視装置について

(1) 目的

静的触媒式水素再結合器（以下、PARという。）は、原子炉建屋内の水素濃度上昇に従い自動的に作動する装置であり、電源や運転員による操作の不要な設備である。

PARは、触媒における再結合反応により水素ガスを除去する設備であるので、水素濃度の上昇に**したがって**装置の入口側と出口側の差温度が上昇する（図(添付12-1)、図(添付12-2)）ことから、PARに温度計を設置することにより、水素処理の状況を把握することができ、PARによる水素処理が行われていることを確認することができれば、**重大事故対処時の有効な情報**となると考えられる。

このことから、原子炉建屋内に設置されているPAR（2個）に、熱電対を入口側と出口側に取り付け、中央制御室にてPARの温度を確認できるようにし、重大事故対処時の監視情報の充実を図る。



図(添付12-1) SNLで行われた試験用PAR 概要

※参照文献(b)より抜粋



図(添付 12-2) SNL で行われた試験結果 (PAR 温度と水素濃度の関係)

※参照文献(b)より抜粋

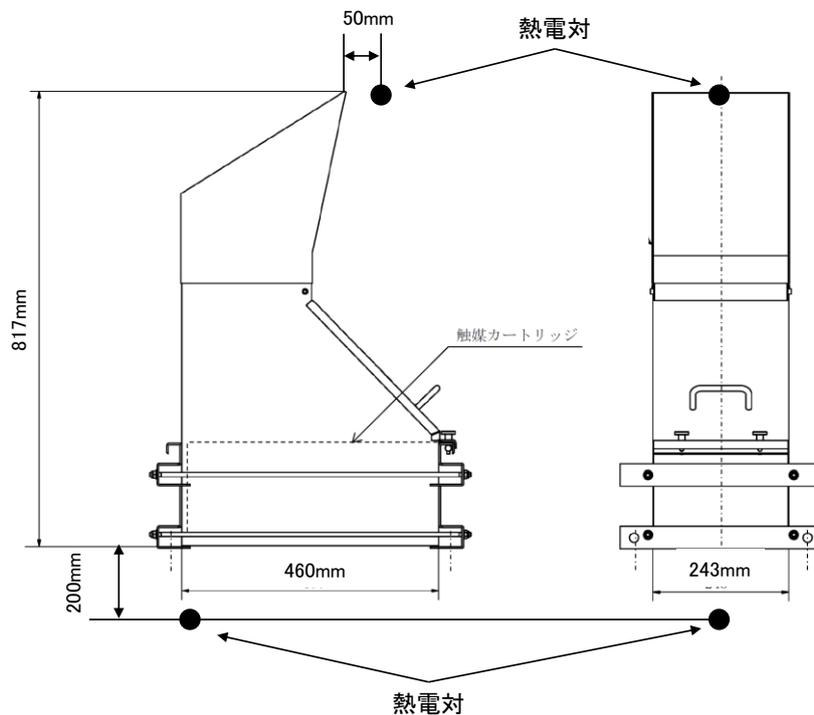
(2) 設備概要

PAR2個に対し、入口側及び出口側に熱電対を取り付け、事故時のPARの測定温度を中央制御室にて監視できるようにする。

熱電対の設置位置は、PAR入口及び出口近傍に熱電対シースを取り付け、ガス温度を測定できるようにしている。

実験結果(図(添付12-2))において、触媒部での水素再結合反応に伴い、水素濃度1.0vol%程度でPAR入口と出口のガス差温度は約40K、水素濃度4.0vol%程度でPAR入口と出口のガス差温度は約170Kになっており、PARの入口側と出口側の差温度が明確であることから、PAR動作を把握することができる。

なお、PARの入口側及び出口側温度計と原子炉建屋水素濃度の関係を考慮したPAR動作監視方法について、PAR実機モデルでの評価等も踏まえて改善検討を行っていく。



図(添付12-3) PARへの熱電対取り付け位置

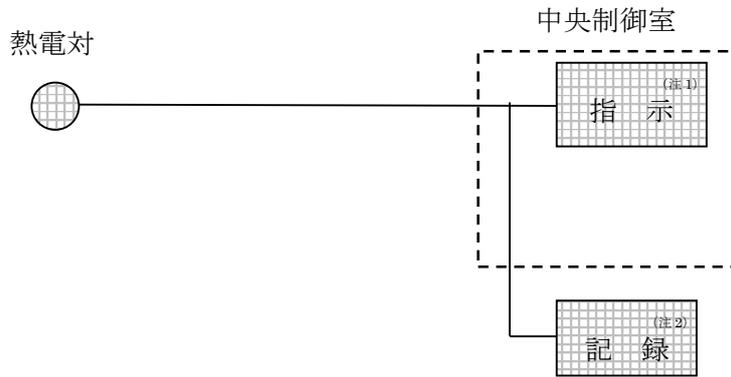
PARへの熱電対取り付け位置は、サポートとの干渉を考慮したPAR筐体付近への取り付け性、固定性、保守性等を考慮してPAR入口側及び出口側のガス温度が測れる位置としている（図(添付12-3)）。

熱電対シースは外径4.8mmであり、PARへの流路影響の観点から水素除去性能へ影響を及ぼすものではない。

測定温度は、中央制御室及び緊急時対策所に指示及び記録される（図(添付12-4)）。

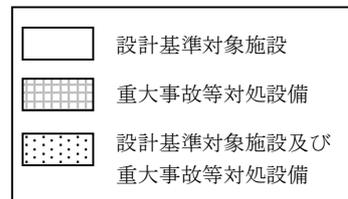
表(添付12-1) PAR入口・出口温度計の主要仕様

名称	種類	計測範囲	取付箇所	個数
PAR入口温度計	熱電対	0～300℃	原子炉建屋4階	2
PAR出口温度計	熱電対	0～300℃	原子炉建屋4階	2



(注 1) 記録計

(注 2) SPDS 表示装置



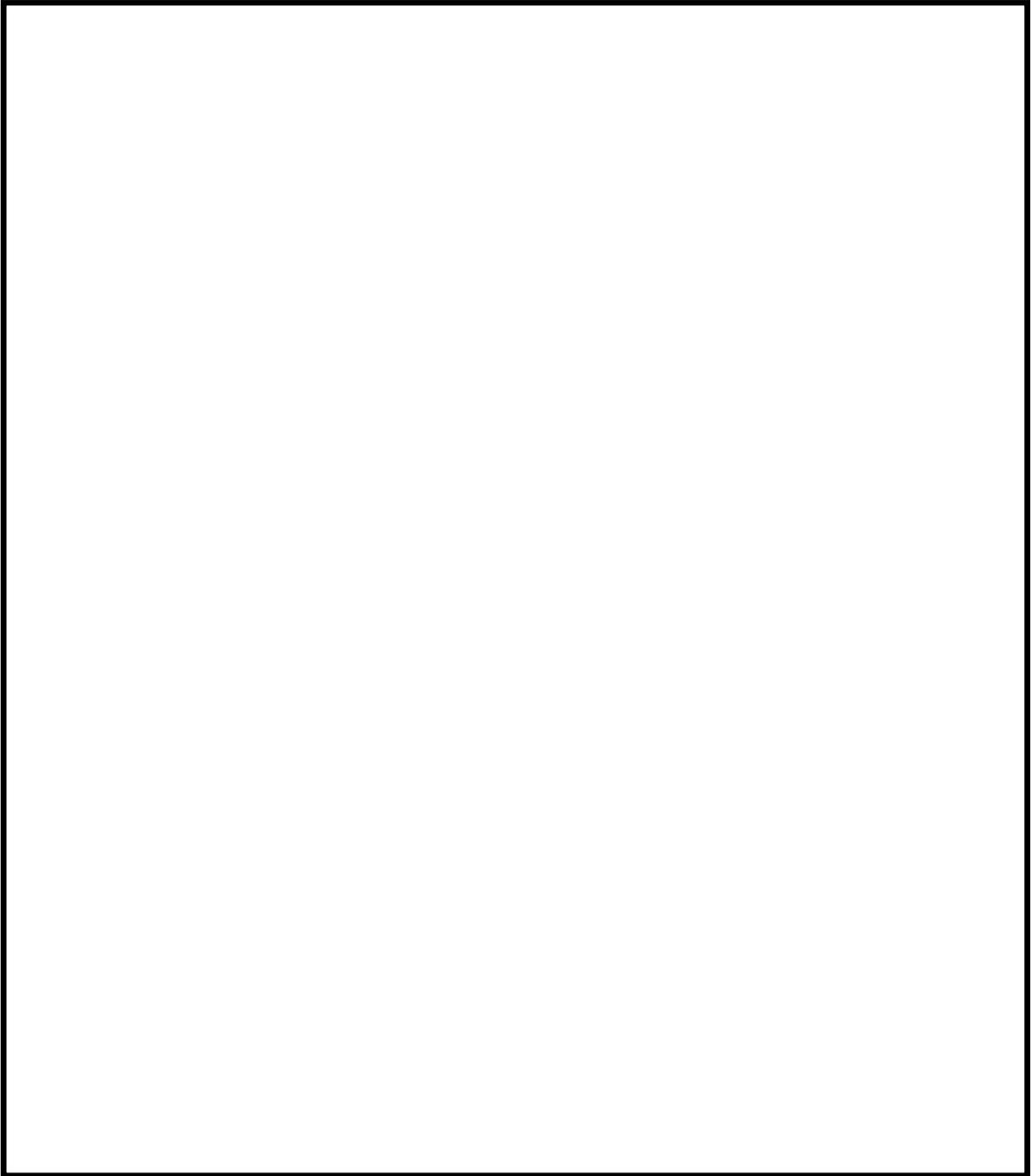
図(添付 12-4) PAR 動作監視装置の概略構成図

(3) PAR 動作監視装置の設置場所

PAR は水素ガスを処理する際の熱でガス温度が上昇するため、PAR 装置で上昇気流が発生する。したがって、原子炉建屋オペレーティングフロアの水素ガスが自然対流を起こし拡散されることから、原子炉建屋オペレーティングフロアの両壁面に配置した PAR 全体に水素ガスが行き渡り、一様に触媒反応を起こして温度が上昇すると想定している(「2.2.1.2 (3)PAR の設置位置について」及び「2.2.2.3 解析結果」参照)。

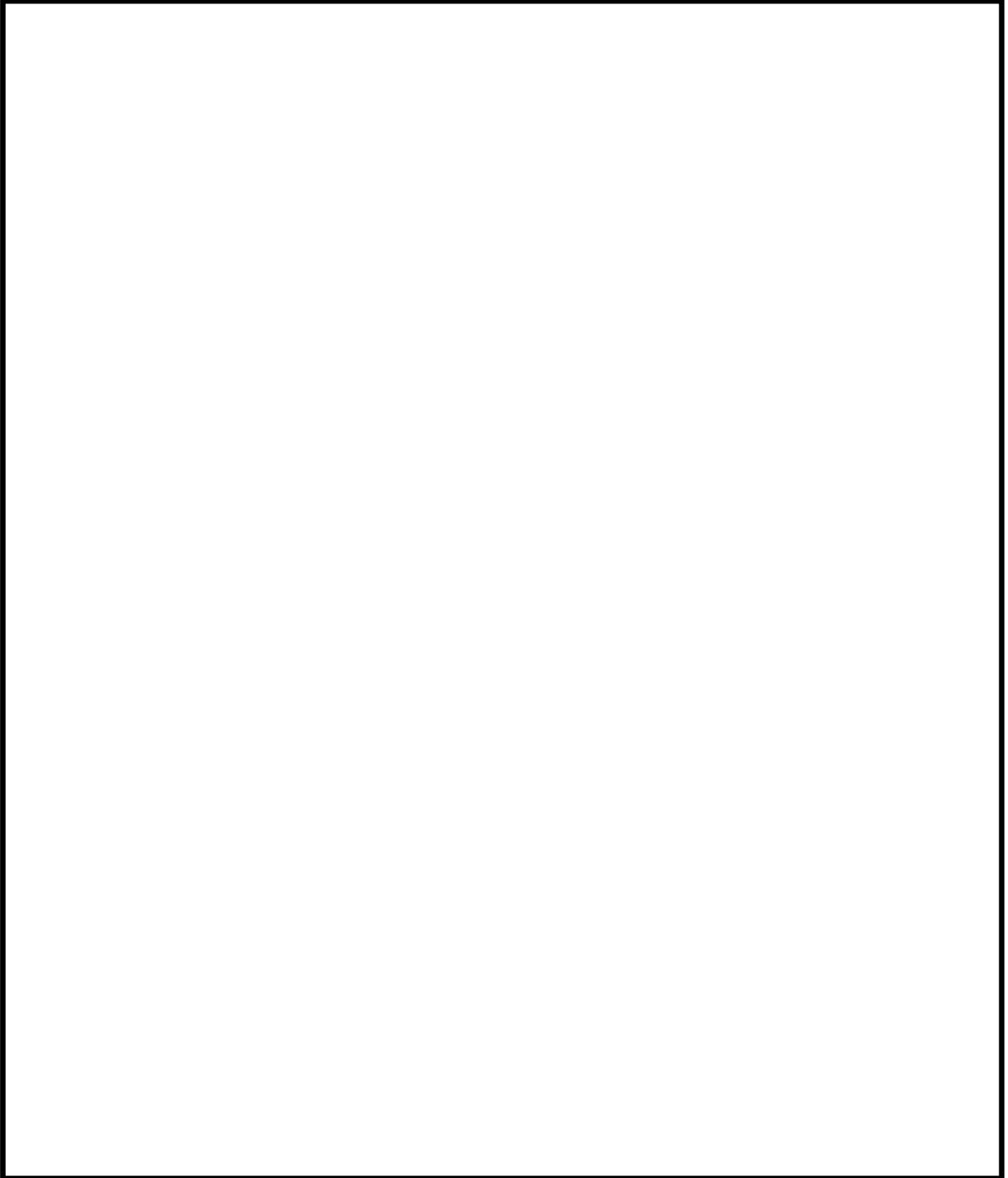
以上を考慮して、PAR動作監視装置の設置場所は、位置的分散を考慮して、原子炉建屋オペレーティングフロアの両壁面に配置したそれぞれ1台のPARに設置している。(図(添付12-5)、図(添付12-6))

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



図(添付 12-5) 機器配置図 (6号炉)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



図(添付 12-6) 機器配置図 (7 号炉)

原子炉建屋小部屋における水素爆発防止対策について

1. はじめに

当社は、格納容器から漏えいした水素ガスを処理するために原子炉建屋オペレーティングフロアに PAR を設置し、原子炉格納容器トップヘッドフランジ並びにそれ以外の格納容器漏えいポテンシャルから漏えいする水素ガスを原子炉建屋オペレーティングフロアで再結合処理することで、原子炉建屋の水素濃度上昇を抑制する。格納容器漏えいポテンシャルがある箇所には、小部屋になっている箇所もあるため、そこでの水素ガス濃度の影響について説明する。

2. 水素影響を考慮すべき小部屋について

炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器から水素ガスが漏えいする可能性がある箇所は格納容器ペネトレーションと考えられる。格納容器ペネトレーションのうち、炉心の著しい損傷が発生した場合において格納容器過温・過圧によるシール機能への影響が考慮されるものとして、格納容器変形に伴い開口が比較的生じる原子炉格納容器トップヘッドフランジ、機器搬入用ハッチ、エアロックがあり、水素漏えいは主にここから発生するものと考えられる。よって、水素影響を考慮すべき原子炉格納容器トップヘッドフランジ以外の漏えいポテンシャルと考えるペネトレーションで、小部屋にあるものを抽出した結果、表（添付 13-1）が水素影響を考慮すべき小部屋と考える。

表(添付 13-1) 水素影響を考慮すべき小部屋 (6号炉及び7号炉)

漏えいフロア	漏えい箇所
2 階	上部ドライウエル機器搬入用ハッチ
	上部ドライウエル所員用エアロック
	ISI ハッチ
地下 1 階	S/C 出入口
地下 2 階	下部ドライウエル機器搬入用ハッチ
	下部ドライウエル所員用エアロック

3. 小部屋のダクトについて

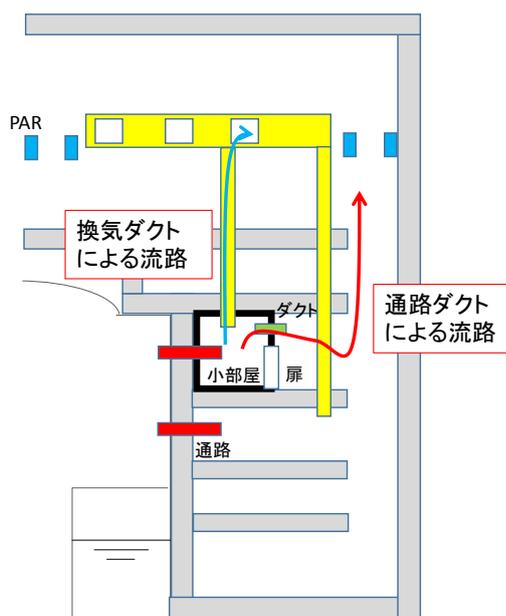
水素影響を考慮すべき小部屋について、水素ガスが原子炉建屋オペレーティングフロアに流れる流路の有無を調査した。各小部屋には、各階の通路に繋がるダクト（以下、通路ダクトという）と、原子炉建屋オペレーティングフロアに繋がるダクト（以下、換気ダクトという）がある。図（添付 13-1）に通路ダクト、換気ダクトによる流路のイメージを示す。

1) 通路ダクトについて

各階の通路は、各フロアに設置されたハッチにより、最地下階から原子炉建屋オペレーティングフロアまで各階に開口部がある。そのため、通路ダクトにより通路部に抜けた水素ガスは、原子炉建屋オペレーティングフロアに流れる流路があるため、原子炉建屋オペレーティングフロアに設置された PAR により水素処理されることが期待できる。

2) 換気ダクトについて

換気ダクトは原子炉建屋オペレーティングフロアに繋がるダクトであるため、小部屋の水素ガスは原子炉建屋オペレーティングフロアに流れる流路がある。よって、この流路を通して原子炉建屋オペレーティングフロアに設置された PAR により水素処理されることが期待できる。



図(添付 13-1) 通路ダクト、換気ダクトによる流路のイメージ

水素影響を考慮すべき小部屋について、通路ダクト、換気ダクトの有無を整理した結果を6号炉については表(添付13-2)、7号炉については表(添付13-3)に示す。

表(添付13-2) 小部屋の通路ダクト・換気ダクト有無 (6号炉)

貫通部	通路ダクトの有無	換気ダクトの有無	備考
上部ドライウエル機器搬入用ハッチ	有	有	
上部ドライウエル所員用エアロック	有	有	
ISI ハッチ	有	有	
S/C 出入口	有	有	
下部ドライウエル機器搬入用ハッチ	無※	有	※隣部屋との境界は、気密性のない遮蔽体 隣部屋に通路ダクトあり
下部ドライウエル所員用エアロック	有	有	

表(添付13-3) 小部屋の通路ダクト・換気ダクト有無 (7号炉)

貫通部	通路ダクトの有無	換気ダクトの有無	備考
上部ドライウエル機器搬入用ハッチ	有	有	
上部ドライウエル所員用エアロック	有	有	
ISI ハッチ	有	有	
S/C 出入口	有	有	
下部ドライウエル機器搬入用ハッチ	有	有	
下部ドライウエル所員用エアロック	無※	有	※隣部屋に繋がるダクトあり。 隣部屋に通路ダクトあり

これらのダクトは耐震性を考慮して設計したものではないが、水素ガスの流れを遮断するような完全閉塞を起こすことは工学的に考えられないことから、水素ガスの流路として考慮する。

4. 小部屋の水素対策について

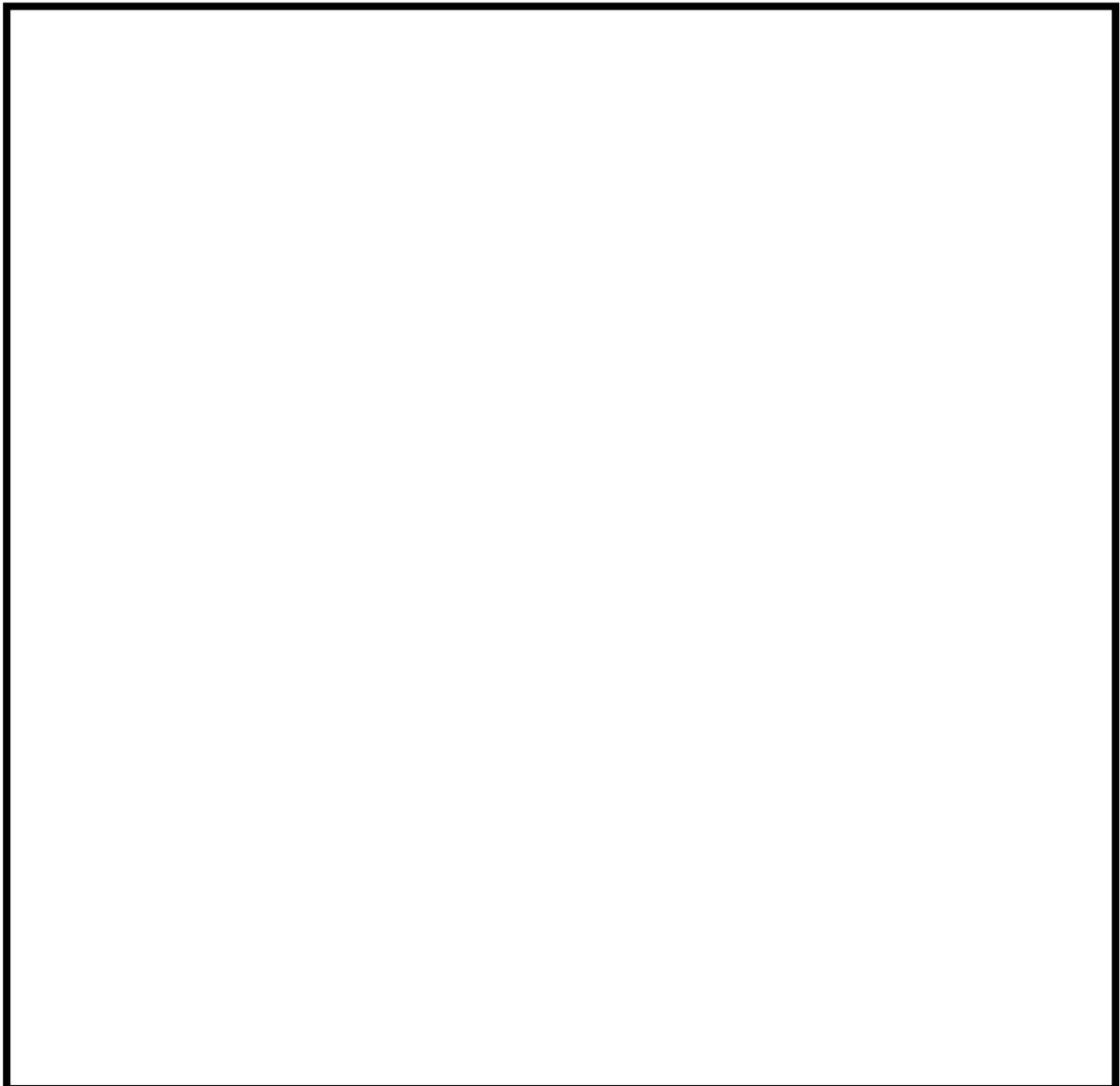
小部屋に漏えいした水素ガスは、表(添付13-2)及び表(添付13-3)で示すように原子炉建屋オペレーティングフロアに水素ガスが流れる流路の有無を確認し、水素影響の考慮が必要になると判断した場合は、原子炉建屋オペレーティングフロアに繋がる流路等を検討し、水素濃度の上昇を抑制する。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

5. 小部屋の水素濃度の評価例について

小部屋における水素影響について、換気ダクトの効果を確認するため、下部ドライウェル機器搬入用ハッチを設置している部屋を例として、2.2.2同様、汎用熱流動解析コードGOTHICを用いて評価した結果を以下に示す。

解析モデルのイメージ図を図(添付13-2)に示す。



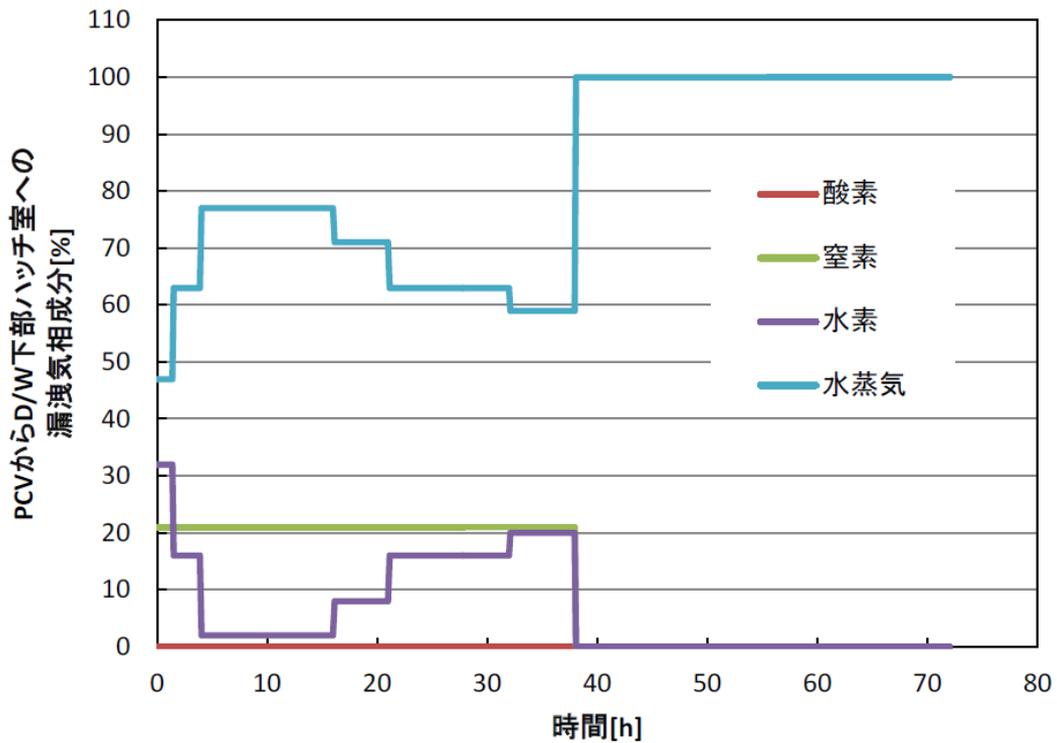
図(添付13-2) 下部ドライウェル機器搬入用ハッチ室 解析モデルイメージ

格納容器から室内へのガス漏えい条件は、2.2.2.3のケース2に示す「①有効性評価代表シナリオ包絡条件」かつ「原子炉建屋オペレーティングフロア+下層階」漏えい条件から水素濃度の時間変化をより細かく設定した表(添付13-4)、図(添付13-3)を用い、事故後72時間までの評価を行う。なお、保守的に格納容器ベント実施(38時間)までは2.2.2.2の「①有効性評価代表シナリオ包絡条件」同様、格納容器限界圧力(620kPa[g])、格納容器限界温度(200℃)、格納容器漏えい率1.5%/day一定とし、格納容器ベント実施後は2.2.2.2の「①有効性評価代表シナリオ包絡条件」と同じ条件とする。

表(添付13-4) 格納容器からハッチ室へのガス漏えい条件

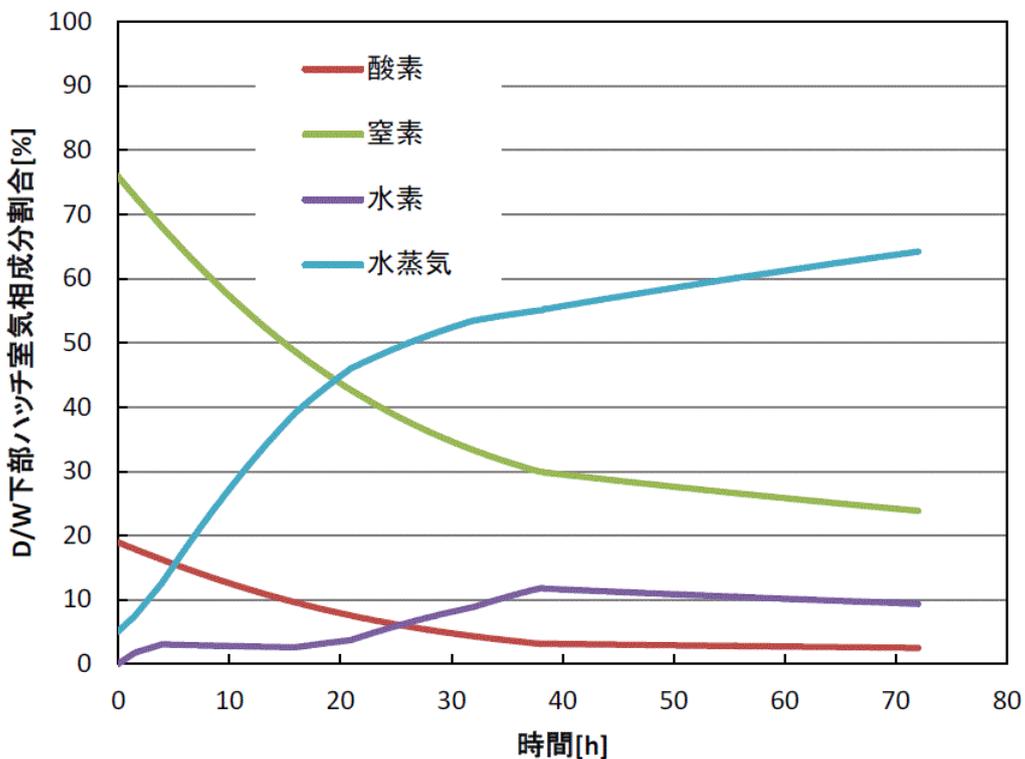
項目	解析条件			
	0～1.5時間	1.5～4時間	4～16時間	16～21時間
圧力	620kPa[g] (2Pd)	620kPa[g] (2Pd)	620kPa[g] (2Pd)	620kPa[g] (2Pd)
温度	200℃	200℃	200℃	200℃
水蒸気分率	47vol%	63vol%	77vol%	71vol%
水素分率	32vol%	16vol%	2vol%	8vol%
窒素分率	21vol%	21vol%	21vol%	21vol%
格納容器漏えい率	1.5%/day	1.5%/day	1.5%/day	1.5%/day

項目	解析条件		
	21～32時間	32～38時間	38～72時間
圧力	620kPa[g] (2Pd)	620kPa[g] (2Pd)	155kPa[g] (0.5Pd)
温度	200℃	200℃	171℃
水蒸気分率	63vol%	59vol%	100vol%
水素分率	16vol%	20vol%	0vol%
窒素分率	21vol%	21vol%	0vol%
格納容器漏えい率	1.5%/day	1.5%/day	0.5%/day



図(添付 13-3) 格納容器からハッチ室への漏えいガス成分割合 (vol%)

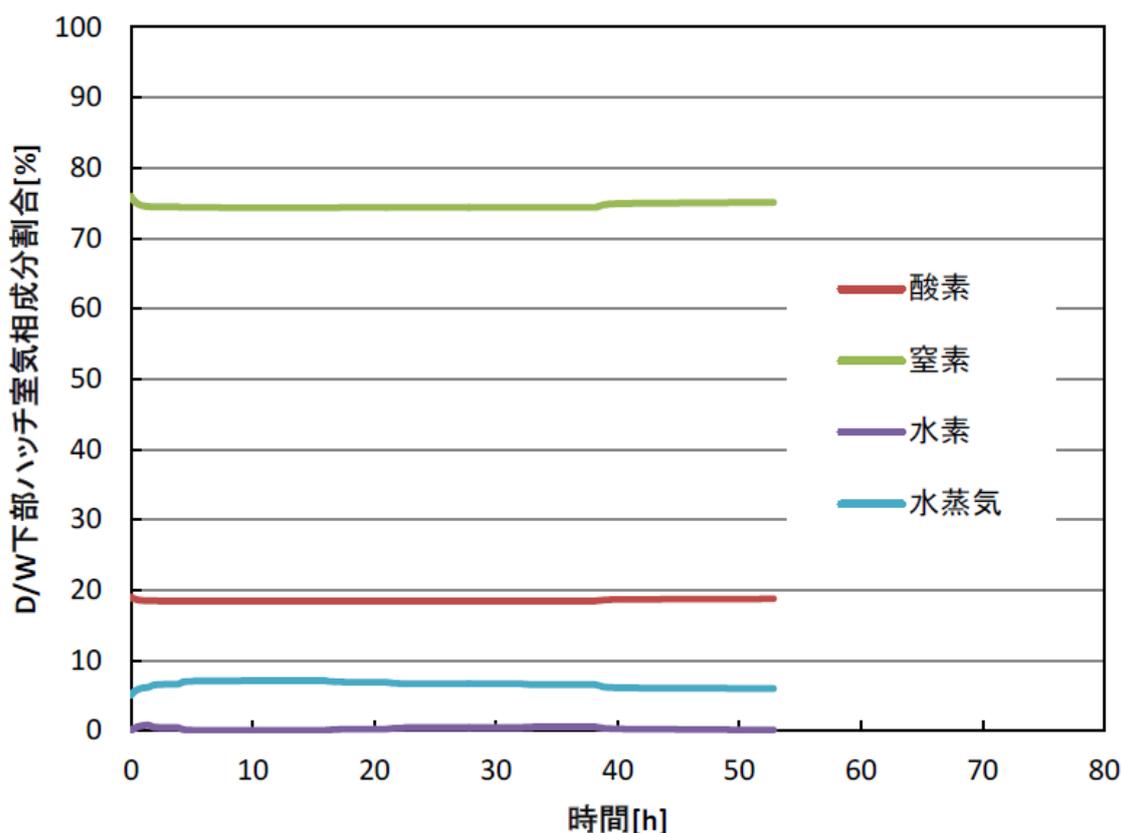
解析結果を図(添付 13-4)に示す。



図(添付 13-4) ハッチ室気相成分割合 (水素濃度最大箇所)

格納容器ベント実施前（38 時間）までは格納容器から漏えいする水蒸気・窒素ガス・水素ガスの混合気体によってハッチ室内の空気（窒素ガス・酸素ガス）が押し出され、格納容器ベント実施後は同様に格納容器から漏えいする水蒸気によってハッチ室内の空気（水蒸気・窒素ガス・酸素ガス・水素ガス）が押し出されていることから、ハッチ室内に漏えいした水素ガスは換気ダクトを通じて PAR を設置している原子炉建屋オペレーティングフロアに導かれることを確認できた。

なお、下部ドライウェル機器搬入用ハッチを設置している部屋の入口は気密性のない遮蔽体であることから、この遮蔽体の隙間を通じたガスの流出入を考慮し、その他の条件は表(添付 13-4)、図(添付 13-3)と同様とした場合の解析結果を図(添付 13-5)に示す。なお、解析時間は格納容器ベント実施（38 時間）後に静定するまでとした。

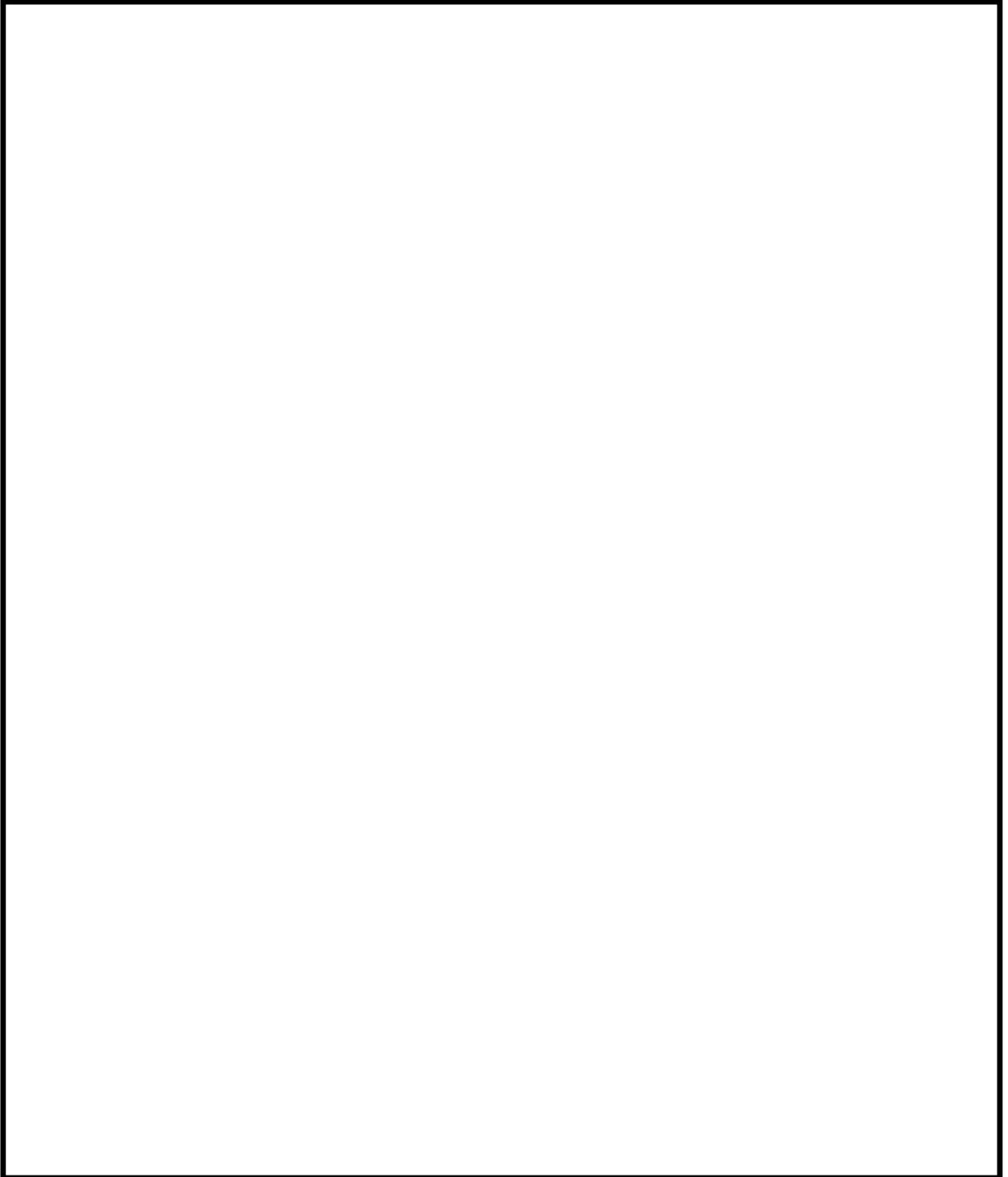


図(添付 13-5) ハッチ室気相成分割合（水素濃度最大箇所、ガス流出入条件見直し後）

換気ダクトの効果を確認することはできないが、ハッチ室内の水素濃度はほぼ上昇しないことを確認できた。

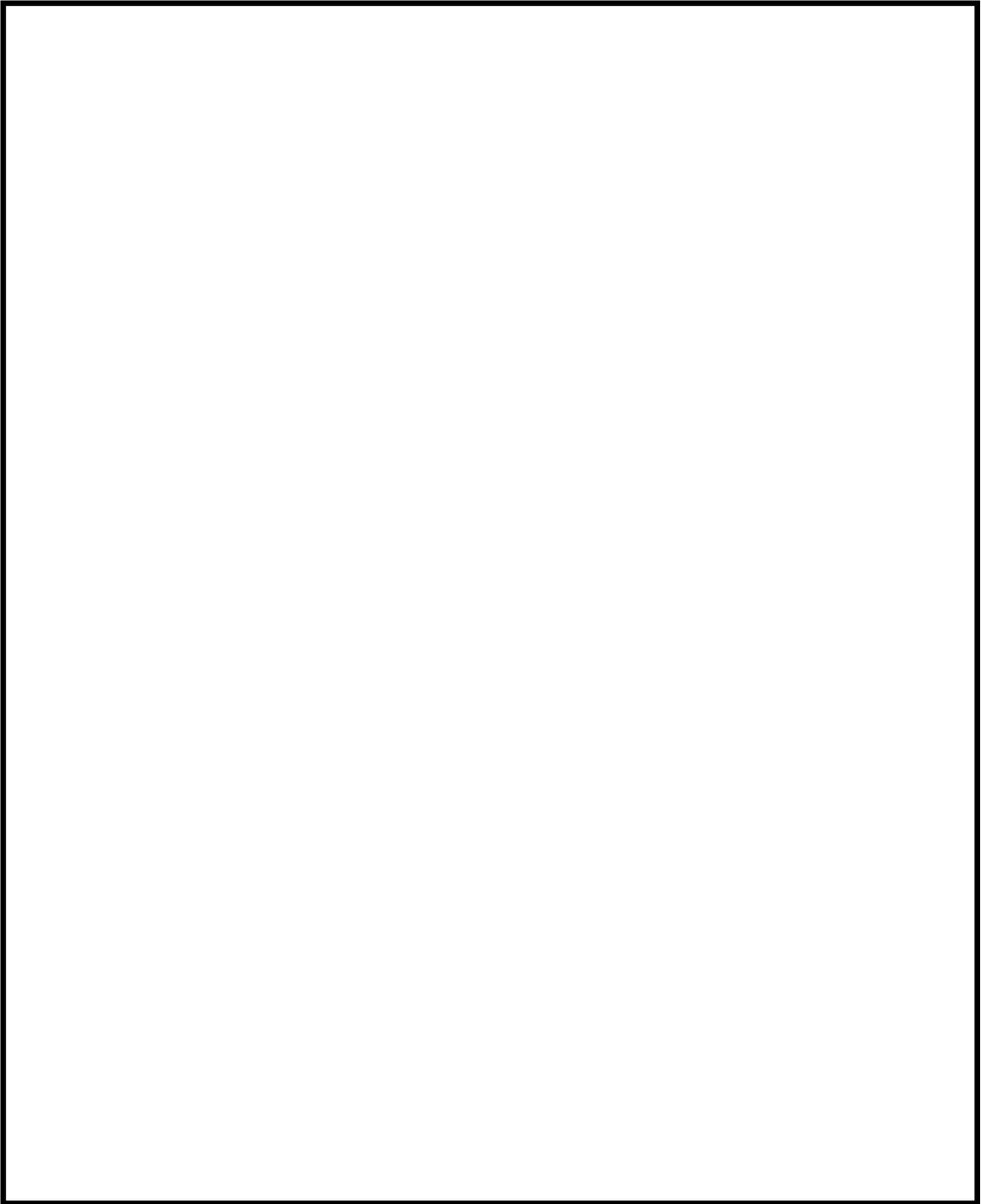
ただし、小部屋に漏えいした水素ガスを早期検知及び滞留状況を把握することは、水素爆発による原子炉建屋の損傷を防止するために有益な情報になることから、表(添付 13-2)及び表(添付 13-3)に示す小部屋に漏えいした水素ガスを計測するため水素濃度計を設置し、事故時の監視性能を向上させる。設置箇所を図(添付 13-6～11)に示す。これにより、格納容器内にて発生した水素ガスが漏えいするポテンシャルのある箇所での水素濃度と、水素ガスが最終的に滞留する原子炉建屋オペレーティングフロアでの水素濃度の両方を監視できることとなり、原子炉建屋全体での水素影響を把握することが可能となる。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



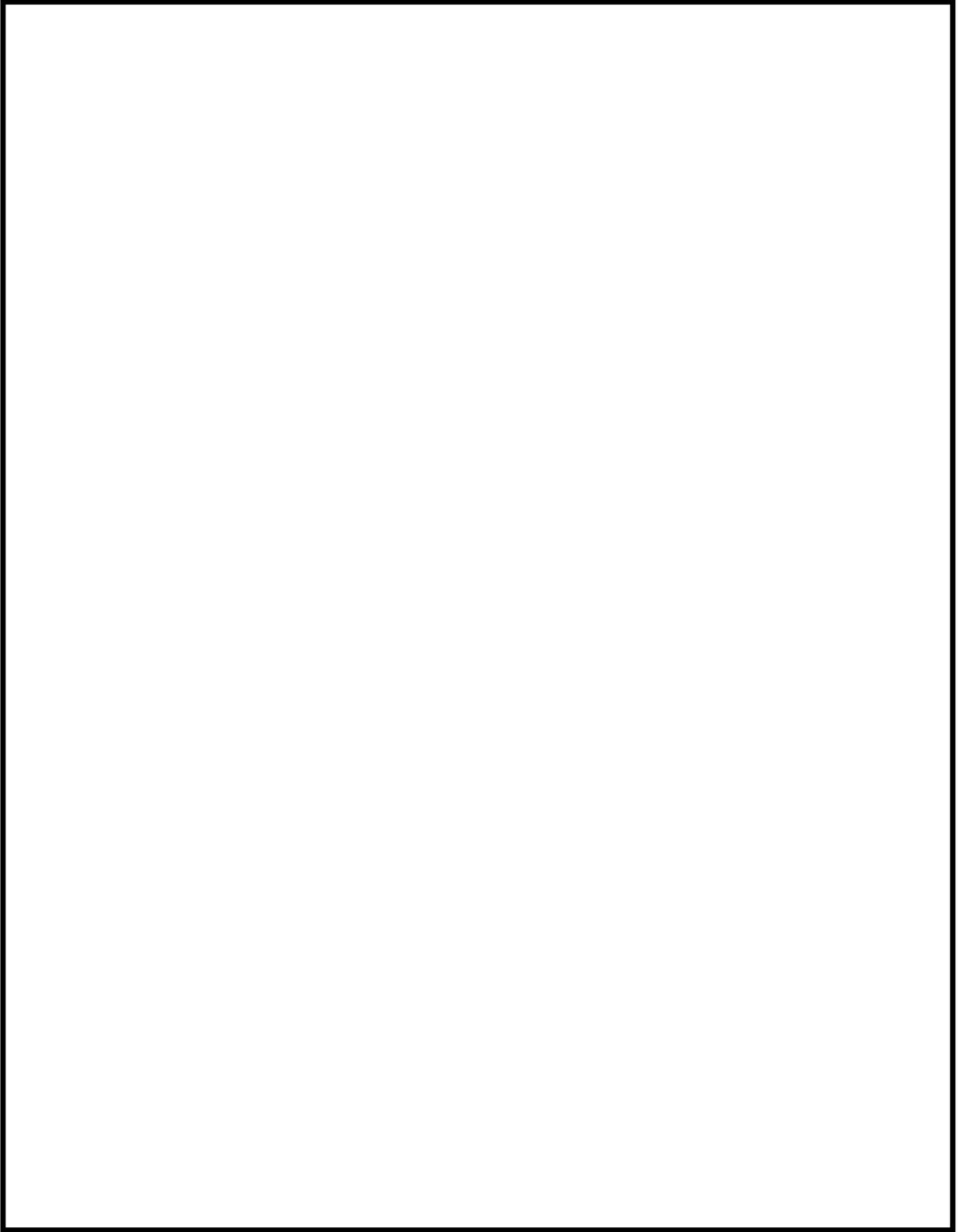
図(添付 13-6) 機器配置図 (6号炉)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



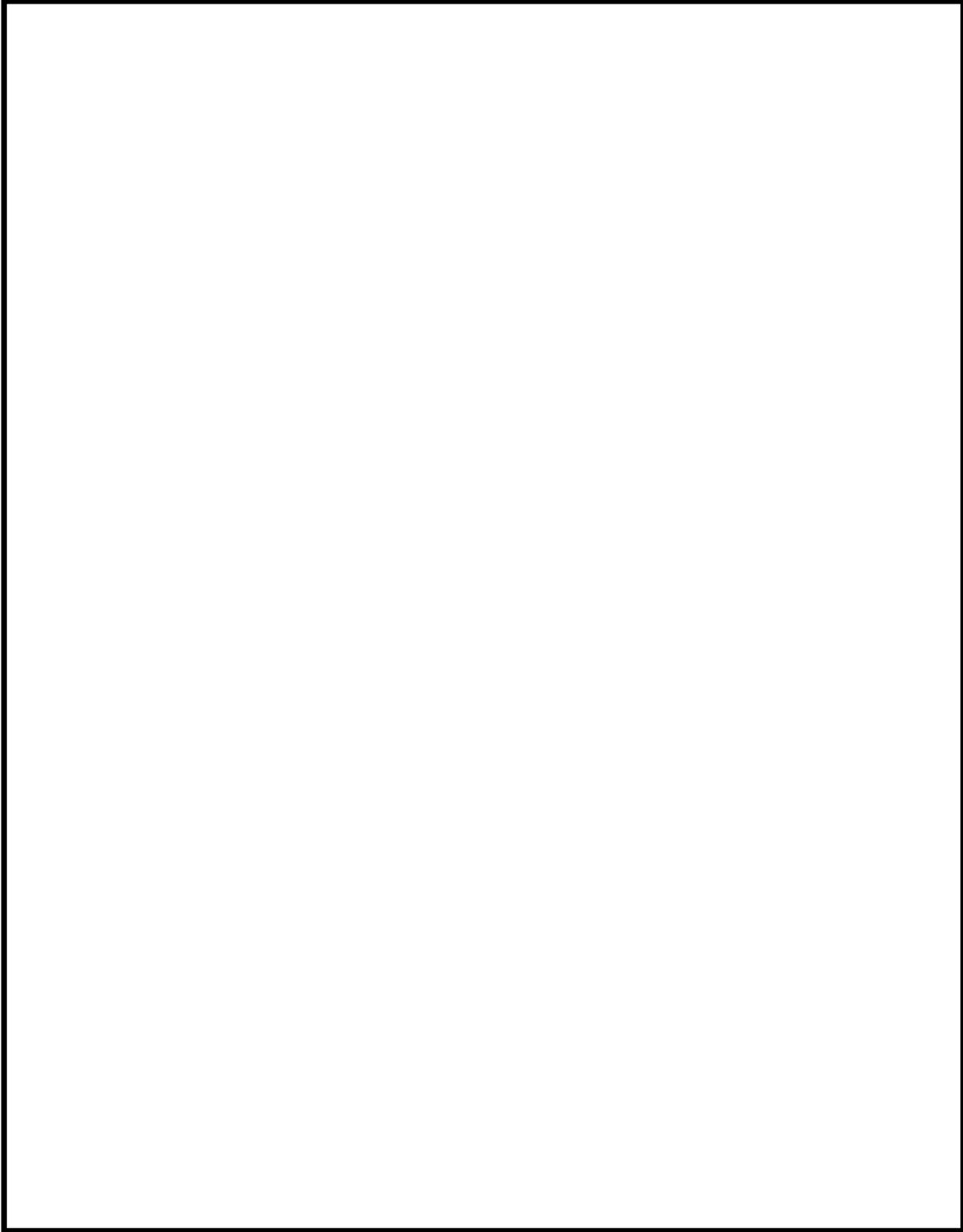
図(添付 13-7) 機器配置図 (6号炉)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



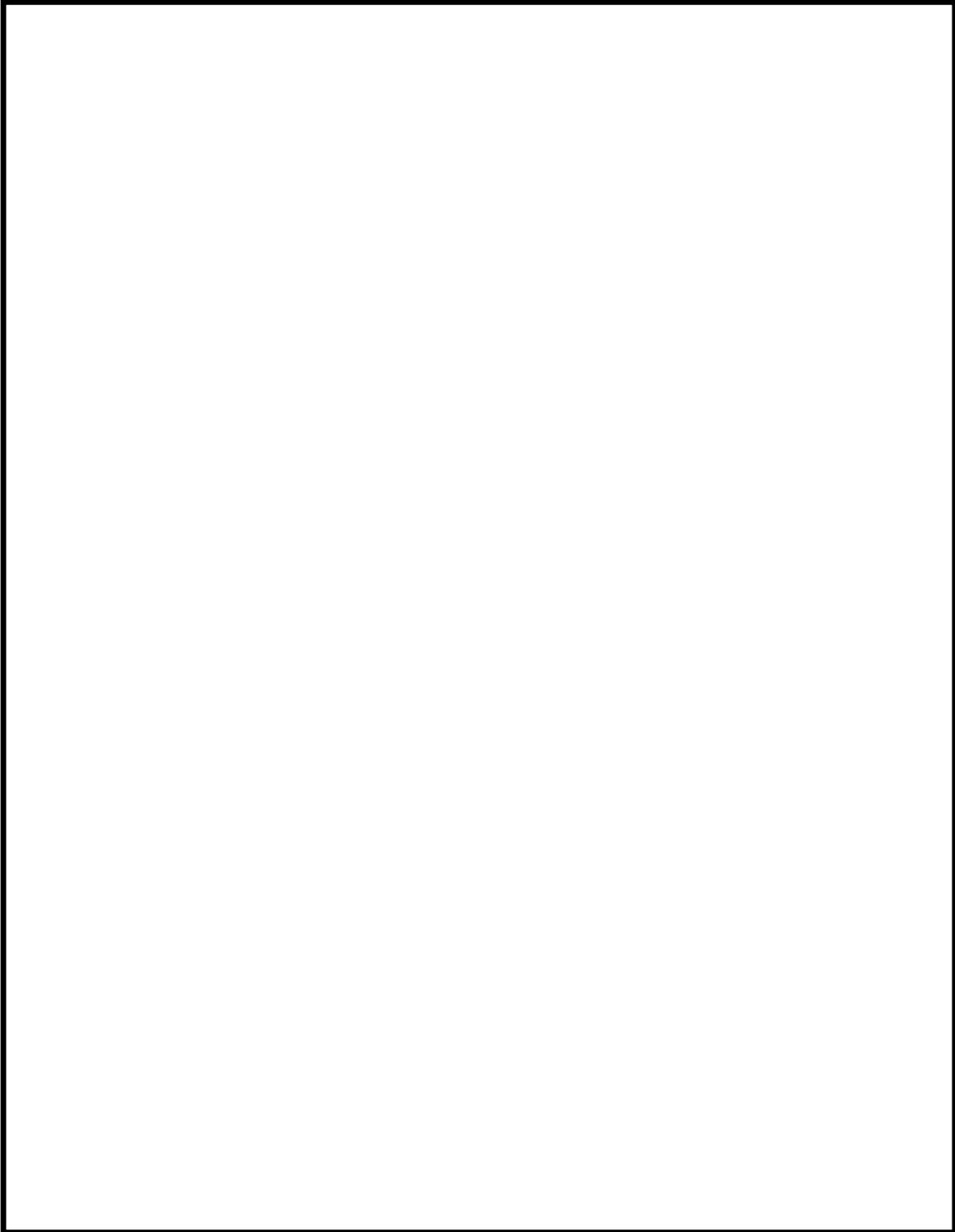
図(添付 13-8) 機器配置図 (6号炉)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



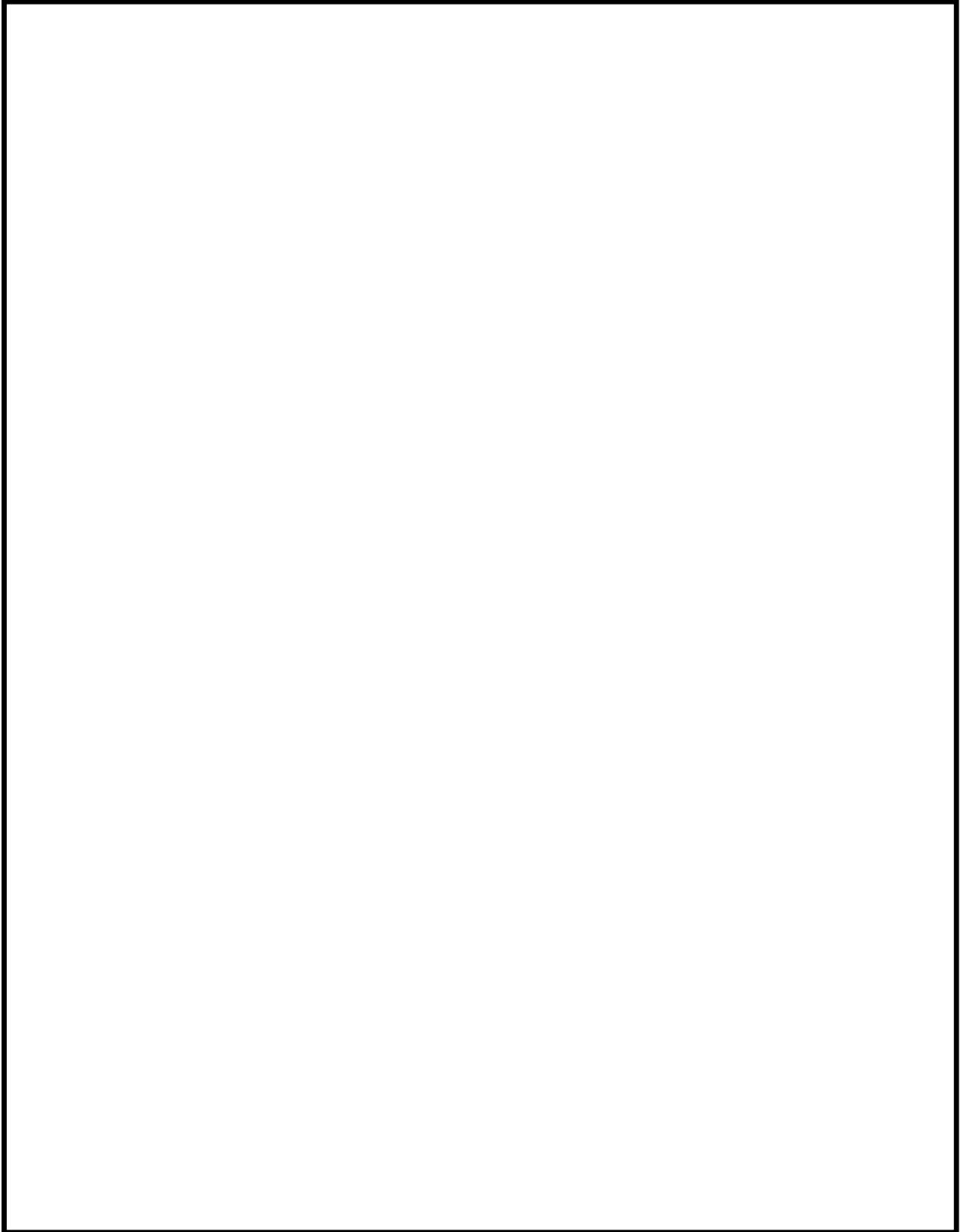
図(添付 13-9) 機器配置図 (7 号炉)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



図(添付 13-10) 機器配置図 (7号炉)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



図(添付 13-11) 機器配置図 (7 号炉)

SNL 試験, THAI 試験の試験データ適用性について

本章では, SNL 試験及び THAI 試験を用いて示した項目について, 試験データの適用性を示す。SNL 試験及び THAI 試験は表 (添付 14-1) に示す項目に対して試験データを用いている。以下に, それぞれの項目についての試験適用性を示す。

表 (添付 14-1) SNL 試験及び THAI 試験を説明に使用した項目について

No	説明項目	使用した試験データ	
		SNL 試験	THAI 試験
(1)	性能評価式の妥当性	○	—
(2)	水蒸気濃度の PAR 性能への影響	○	—
(3)	水素再結合反応開始の遅れの影響	—	○

(1) 性能評価式の妥当性

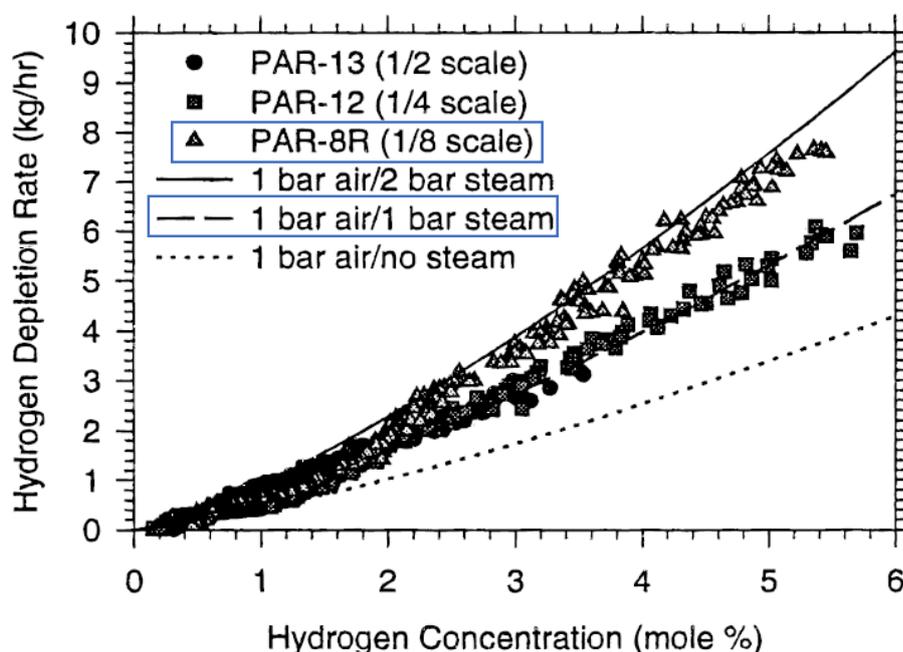
PAR 性能評価式の妥当性を示すために, SNL 試験で報告された試験データ, 性能評価式の比較を参照して, 性能評価式よりも試験データが上回ることから, 性能評価式が妥当であることを示している。SNL 試験で用いた PAR と柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉に設置する PAR の代表的なスペックの比較を表 (添付 14-2) に示す。

表 (添付 14-2) 実機と SNL 試験の PAR 比較について

項目	柏崎刈羽 6 号炉及び 7 号炉	SNL 試験
PAR 外形		
PAR 製造社	NIS 社	NIS 社
カートリッジ枚数	11 枚	11 枚 (88 枚タイプの 1/8 スケール)
入口サイズ		
チムニー高さ	チムニーなし	500mm 型チムニーあり

表（添付 14-2）に示す通り、柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉に設置する PAR と SNL 試験に用いた PAR のスペックとしては、いずれも NIS 社製で PAR 枚数も 11 枚タイプで同じであり、入口サイズも多少異なるものの同程度のサイズである。大きく異なる箇所としてはチムニー有無であり、柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉に設置する PAR はチムニー無しのタイプであるのに対し、SNL 試験で用いた PAR は 500mm 型のチムニーがあるタイプである。チムニーは、煙突効果で PAR 内の上昇気流を高め、水素処理能力を向上させることができ、製造メーカーの試験プログラムの中で 500mm 型のチムニーを取り付けた場合は、チムニー無しの場合と比較して 1.15 倍程度の水素処理能力になることが示されている。よって、SNL 試験の試験結果は 500mm 型チムニーの影響を踏まえたものとなるが、チムニーによる性能向上を見込まない場合は本試験結果を 1/1.15 倍することでチムニー無しの柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉に設置する PAR に適用可能な試験データになる。

なお、SNL 試験結果を図（添付 14-1）に示す。当社は PAR-11 を使用していることから試験条件「PAR-8R(1/8 scale)」を参照する。試験結果はスケール毎に正規化した水素処理速度データを示している（1/8 スケールの PAR は 8 倍）。また、性能評価式により得られた結果が図中にあるが、試験条件は「1bar 空気、1bar 蒸気」であることから、「1bar air/1bar steam」を参照する。この試験結果についてチムニー影響を踏まえて 1/1.15 倍したとしても、性能評価式は妥当であると判断できる。よって SNL 試験で示す性能評価式の妥当性については、当社が設置する PAR に対しても適用可能である。



図（添付 14-1） SNL で行われた試験結果（高水素濃度）

(2) 水蒸気濃度の PAR 性能への影響

PAR の起動における水蒸気の影響を確認するために SNL 試験データを用いている。PAR は水蒸気により触媒機能が低下することを防止するために、触媒粒に疎水コーティングを施しており、水蒸気の影響を基本的に受けない。仮に触媒粒が水蒸気により触媒機能に影響を与えたとしても、PAR は一度反応を開始すると発熱により触媒粒を覆った水膜を蒸発させ、触媒機能は回復することが判っている。このように、水蒸気濃度による PAR 性能影響は、触媒反応が開始するか否かが重要であり、反応が開始してしまえば各々の PAR 型式の性能を発揮する傾向になる。つまり、水蒸気濃度の影響を確認する試験では PAR 型式は重要にならない。よって、上述の通り SNL 試験は当社 PAR と異なり 500mm 型チムニーを有した構造であるが、チムニー有無で水蒸気濃度による PAR 性能影響は大きく関係しないことから、SNL 試験結果を適用しても問題ない。

(3) 水素再結合反応開始の遅れの影響

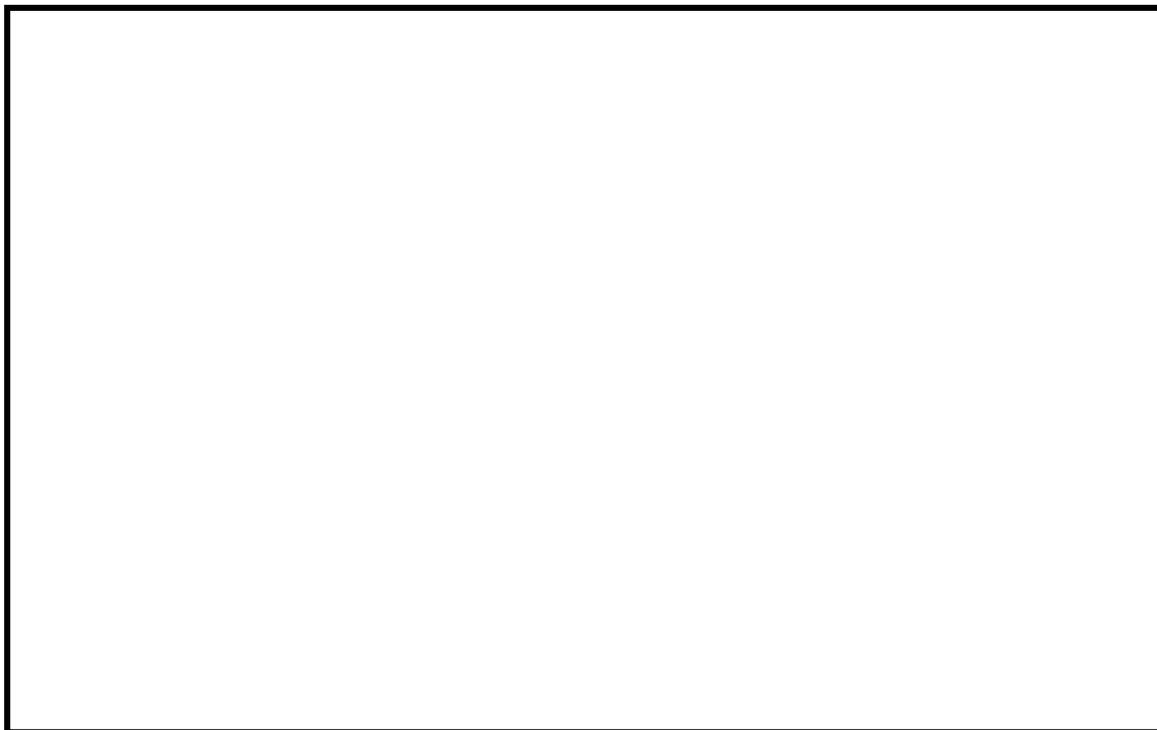
PAR 反応開始の遅れの影響を確認するために、PAR の水素処理量・温度等を時刻歴で取得している THAI 試験のデータを用いている(図(添付 14-2) 参照)。THAI 試験に用いた PAR と当社に設置する PAR の比較を表(添付 14-2) に示しているが、いずれも NIS 社製で PAR 枚数も 11 枚タイプで同じであり、入口サイズも多少異なるものの同程度のサイズである。大きく異なる箇所としてはチムニー有無であり、当社設置の PAR はチムニーが無いタイプであるのに対し、THAI 試験に用いた PAR は 1000mm 型チムニーを有するタイプを用いている。

ただし、ここで確認したい事項は、水素ガス流入に対して PAR の反応開始時間・定格容量に到達するまでの時間にどれだけ遅れがあるかを確認することが目的である。チムニーは、触媒反応開始による発熱で PAR 内の上昇気流を増強させて水素処理能力を向上させるものであり、触媒反応が開始される初期についてはチムニーの効果はない。つまり、PAR の反応開始初期の発熱による温度変化、定格の水素処理能力を発揮するまでの時間を確認する際は、水素処理容量を向上させるために取付けているチムニーの有無は大きく関係しない。よって、水素再結合反応開始の遅れの影響を確認するために THAI 試験を適用することに問題はない。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

表（添付 14-2） 実機と THAI 試験の PAR 比較について

項目	柏崎刈羽 6 号炉及び 7 号炉	THAI 試験
PAR 外形		
PAR 製造社	NIS 社	NIS 社
カートリッジ枚数	11 枚	11 枚
入口サイズ		
チムニー高さ	チムニーなし	1000mm 型チムニーあり



図（添付 14-2） THAI HR-14: Recombiner temperatures

2.3 水素濃度監視設備について

2.3.1 水素濃度監視設備の設計方針について

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋の水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定するための設備として原子炉建屋水素濃度を設置する。

(1) 設計方針

原子炉建屋水素濃度は炉心の著しい損傷が発生した場合が発生し、ジルコニウム-水反応等で短期的に発生する水素ガス及び水の放射線分解等で長期的に緩やかに発生し続ける水素ガスが格納容器から原子炉建屋へ漏えいした場合に、原子炉建屋において、水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定を行い、中央制御室において連続監視できる設計とする。また、原子炉建屋水素濃度は電源が喪失した場合においても代替電源設備からの給電が可能な設計とする。

(2) 設備概要

a. 機器仕様

検出器：熱伝導度方式

計測範囲：水素濃度0～20vol%

個数：7

b. 配置場所

図(添付 13-6)～図(添付 13-11)，図 2-52，図 2-53 の通り

なお、添付 13 にて記載した小部屋（図(添付 13-6)～図(添付 13-11)）に漏えいした水素ガスを早期検知及び滞留状況を把握することは、水素爆発による原子炉建屋の損傷を防止するために有益な情報になることから、小部屋に漏えいした水素ガスを計測するため水素濃度計を設置し、事故時の監視性能を向上させる。これにより、格納容器内にて発生した水素ガスが漏えいするポテンシャルのある箇所での水素濃度と、水素ガスが最終的に滞留する原子炉建屋オペレーティングフロアでの水素濃度の両方を監視できることとなり、原子炉建屋全体での水素影響を把握することが可能となる。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

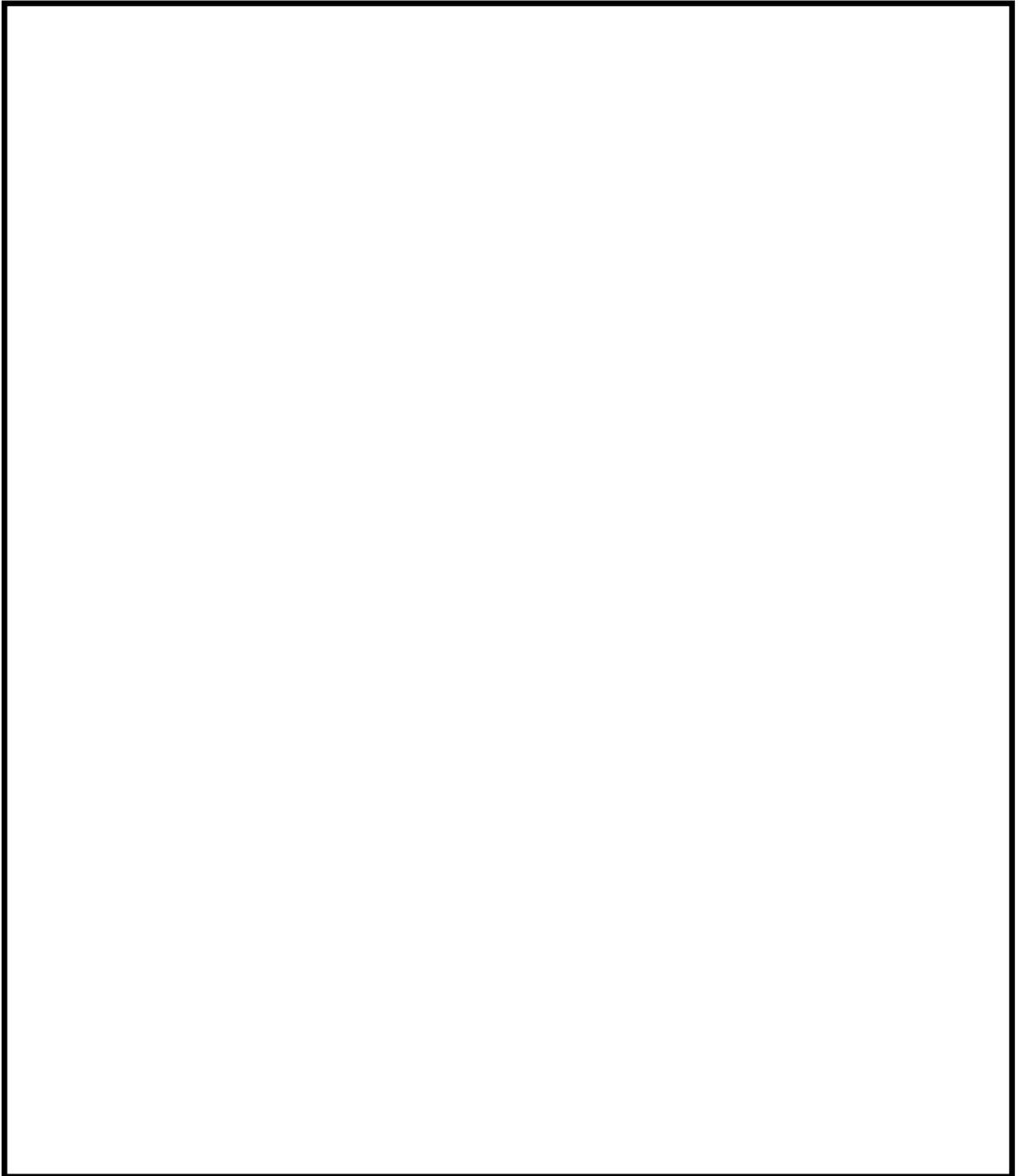


図 2-52 機器配置図 (6号炉)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

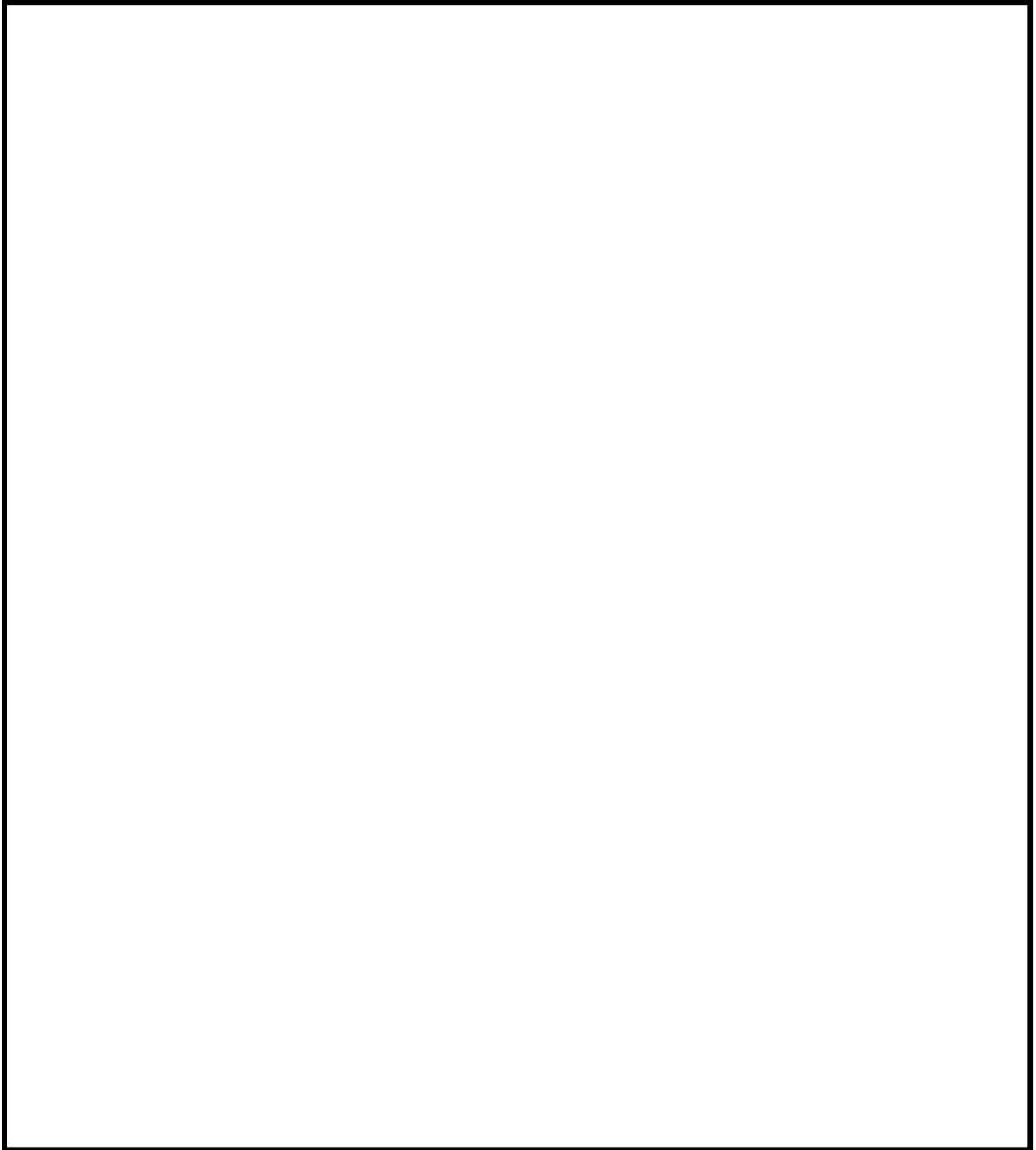


図 2-53 機器配置図 (7 号炉)

c. システム構成

原子炉建屋水素濃度は、熱伝導度方式水素濃度検出器を用いて電気信号として検出する。検出された電気信号は、演算器にて水素濃度信号に変換することで、中央制御室及び緊急時対策所に指示及び記録される。原子炉建屋水素濃度のシステム構成を図2-54, 55に示す。

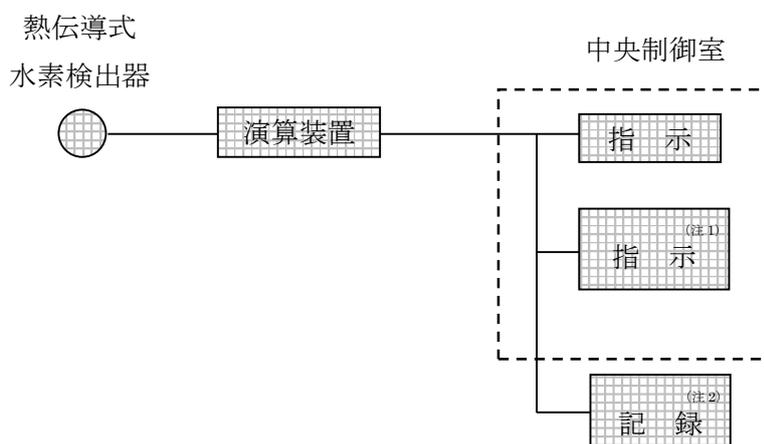
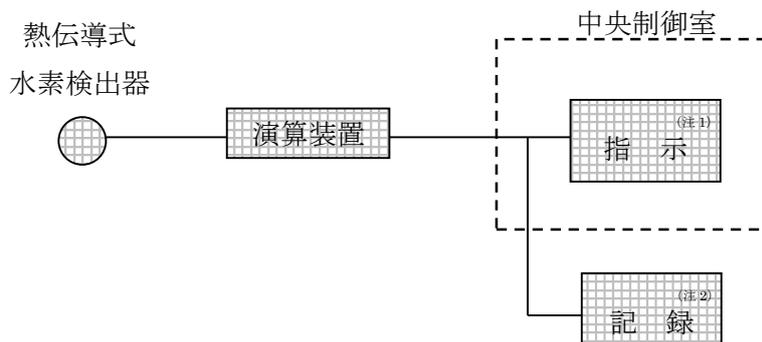


図 2-54 原子炉建屋水素濃度の概略構成図



(注 1) 記録計

(注 2) SPDS 表示装置

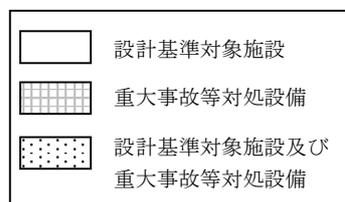


図 2-55 原子炉建屋水素濃度の概略構成図

(3) 代替電源の確保

原子炉建屋内の水素濃度を測定するために必要な計器の電源は、代替電源設備から供給可能な設計としている（図2-56, 57参照）。

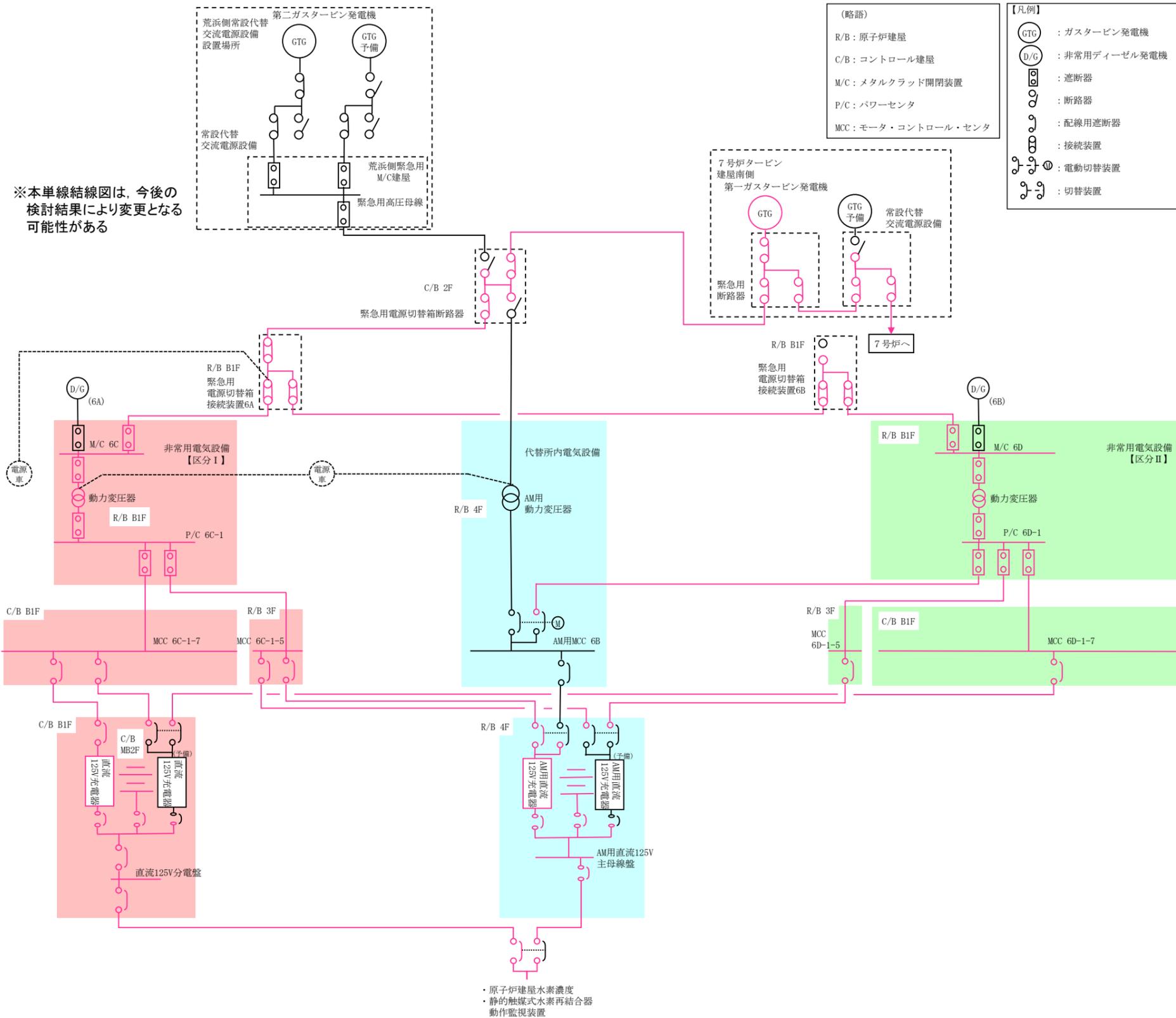


図 2-56 単線結線図 (6号炉)

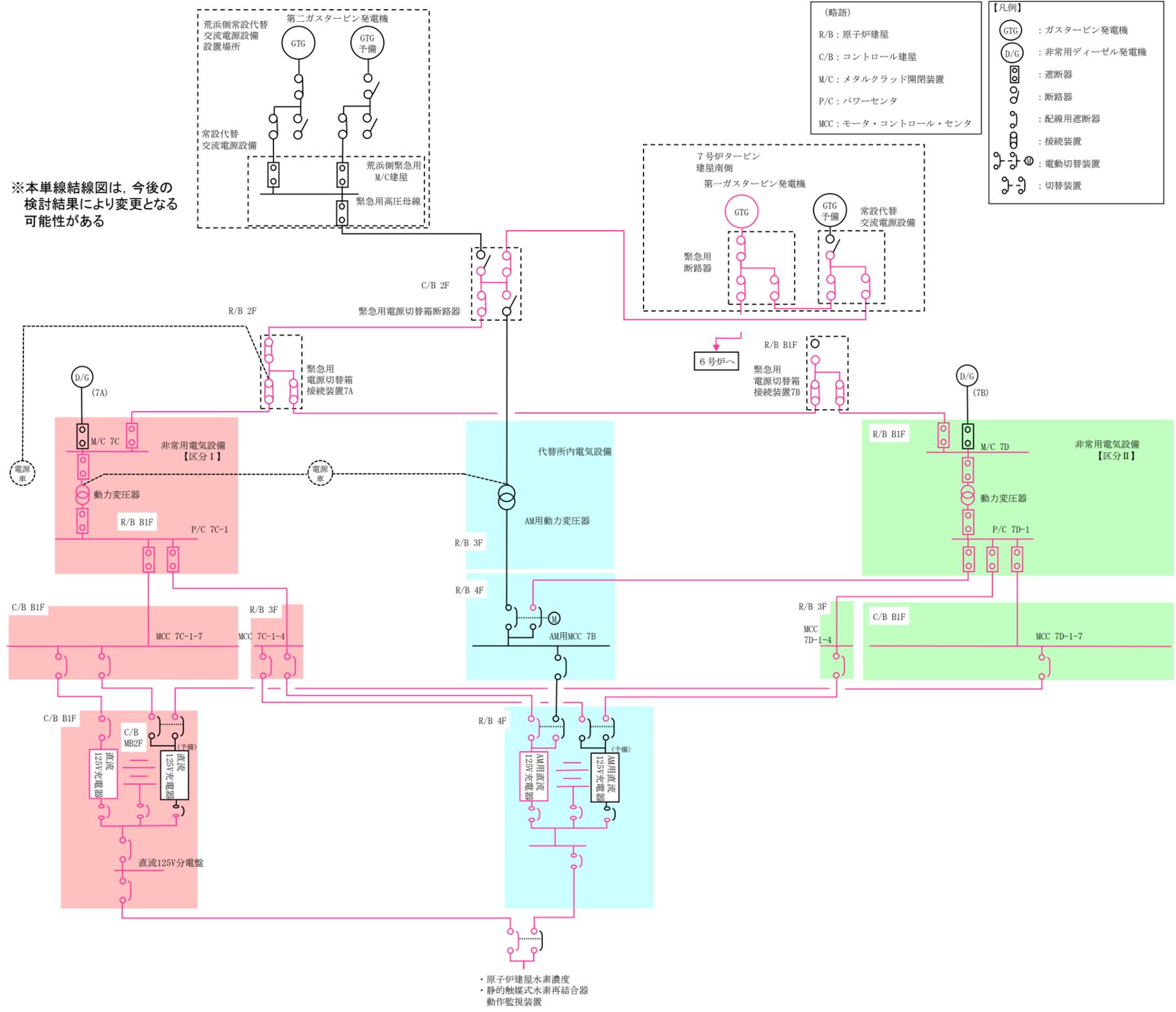


図 2-57 単線結線図 (7号炉)

原子炉建屋水素濃度の適用性について

原子炉建屋水素濃度は、炉心の著しい損傷が発生した場合に、原子炉建屋内に発生する水素ガスを監視する目的で、水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる設計としている。

(1) 計測範囲の考え方

炉心損傷時に原子炉格納容器内に発生する水素ガスが原子炉建屋に漏えいした場合に、PARによる水素濃度低減（可燃限界である4vol%未満）をトレンドとして連続的に監視できることが主な役割であることから、0～20vol%を計測可能な範囲とする。

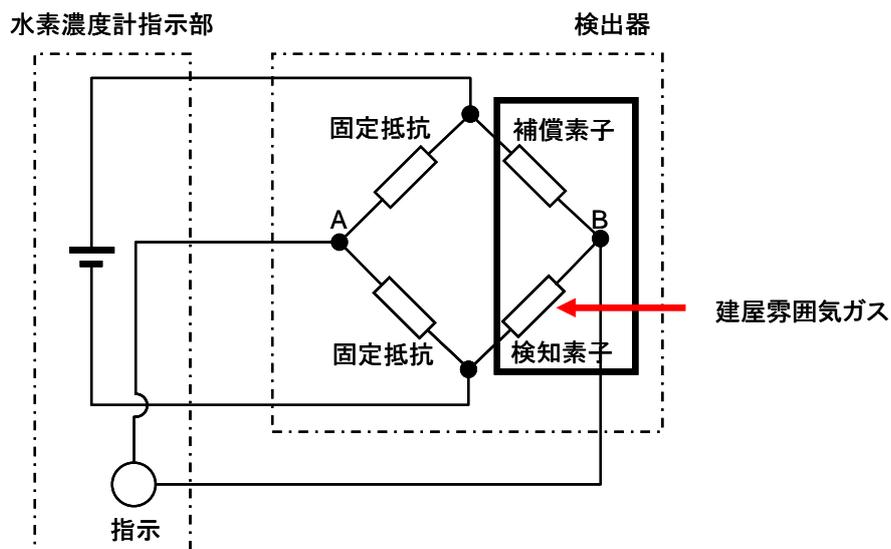
(2) 水素濃度計の測定原理

原子炉建屋内の水素濃度を測定するために用いる水素濃度計は、熱伝導式のものを用いる。

熱伝導式の水素検出器は、図(添付 15-1)に示すとおり、白金線のフィラメントで構成された検知素子と補償素子、及び2つの固定抵抗でブリッジ回路が構成されている。検知素子の部分に、原子炉建屋内雰囲気ガスが触れるようになっており、補償素子側は基準となる標準空気が密閉されており測定対象ガスは直接接触しない構造になっている。（補償素子の標準空気容器の外側には測定ガスが同様に流れ、温度補償は考慮された構造となっている。）

熱伝導式水素検出器は、標準空気に対する測定ガスの熱伝導率の差を検出する方式のものであり、酸素ガス、窒素ガスなどの空気中のガスに対し、水素ガスの熱伝導率の差が大きいことを利用しているものである。水素ガスの熱伝導率は、約0.18 W/(m・K) at 27°Cである一方、酸素ガス、窒素ガスは、約0.02W/(m・K) at 27°Cと水素ガスより1桁小さく、これらのガス成分の変動があっても水素濃度計測に対する大きな誤差にはならない。

なお、原子炉建屋水素濃度の計測範囲 0～20vol%において、計器仕様は最大±1vol%の誤差を生じる可能性があるが、この誤差があることを理解した上で、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を監視していくことができる。



図(添付 15-1) 水素濃度計検出回路の概要図

(3) 水素濃度計の設置場所

炉心の著しい損傷が発生した場合が発生し、格納容器内に水素ガスが蓄積した状況では、格納容器のフランジ部等を通じて水素ガスが原子炉建屋内に漏えいする可能性がある。原子炉建屋内に漏えいした水素ガスは、比重の関係で原子炉建屋オペレーティングフロアまで上昇し、原子炉建屋オペレーティングフロアに滞留することが予想される（「2.2.1.1 (2) PAR の設置場所について」参照）。また、PAR は水素ガス进行处理の際の熱でガス温度が上昇するため、PAR 装置で上昇気流が発生する。したがって、原子炉建屋オペレーティングフロアの水素ガスが自然対流を起こし拡散される（「2.2.1.2 (3) PAR の設置位置について」参照）。

以上を考慮して、水素濃度計の設置場所は、水素ガスが最も蓄積されると想定される原子炉建屋オペレーティングフロアの天井付近に位置的分散して配置している。

なお、添付13にて記載した小部屋に漏えいした水素ガスを早期検知及び滞留状況を把握することは、水素爆発による原子炉建屋の損傷を防止するために有益な情報になることから、小部屋に漏えいした水素ガスを計測するため水素濃度計を設置し、事故時の監視性能を向上させる。これにより、格納容器内にて発生した水素ガスが漏えいするポテンシャルのある箇所での水素濃度と、水素ガスが最終的に滞留する原子炉建屋オペレーティングフロアでの水素濃度の両方を監視できることとなり、原子炉建屋全体での水素影響を把握することが可能となる。

(4) 水素濃度計の耐環境性について

水素濃度計の設置場所（原子炉建屋4階）について、重大事故等時の環境下で最も設置雰囲気環境が厳しいと想定される有効性評価の「格納容器過圧・過温シナリオ」で評価した事故時想定環境（想定環境は、2.2.2.3 解析結果 ケース1, 2, 4を包絡する条件で設定）は表(添付15-1)の通りであり、上記の環境条件においても健全性が確保できていることを確認している。

表(添付15-1) 事故時想定環境条件と試験条件

事故時想定環境		試験条件
温度	77℃*	<input type="text"/> ℃
相対湿度	100%RH*	<input type="text"/> %RH
積算放射線量	480Gy*	<input type="text"/> Gy

*評価値はドラフトであり、詳細評価により今後見直す可能性あり

2.4 格納容器頂部注水系（自主対策設備）について

格納容器頂部注水系は、重大事故等時において、格納容器頂部を冷却することで格納容器外への水素漏えいを抑制し、原子炉建屋の水素爆発を防止する機能を有するものであり、自主対策設備として設置する。格納容器頂部は図 2-58 に示すように、原子炉ウェルに水を注水することで、原子炉格納容器トップヘッドフランジを外側から冷却することができる。原子炉格納容器トップヘッドフランジは事故時の過温・過圧状態に伴うフランジ開口で、シール材が追従できない程の劣化があると、閉じ込め機能を喪失する。このシール材は、以前はシリコンゴムを採用していたが、格納容器閉じ込め機能の強化のために耐熱性、耐蒸気性、耐放射線性に優れた改良 EPDM 製シール材に変更し閉じ込め機能強化を図っている。改良 EPDM 製シール材は 200℃蒸気が 7 日間継続しても閉じ込め機能が確保できることを確認しているが、シール材の温度が低くなると、熱劣化要因が低下し、閉じ込め機能もより健全となり、原子炉建屋への水素漏えいを抑制できる。

このことから、設置許可基準規則第 53 条（原子炉建屋水素爆発防止）に対する自主対策設備として、重大事故等時に原子炉ウェルに注水し、格納容器外側から格納容器頂部を冷却し水素漏えいを抑制することを目的として、原子炉格納容器頂部注水系を設置する。

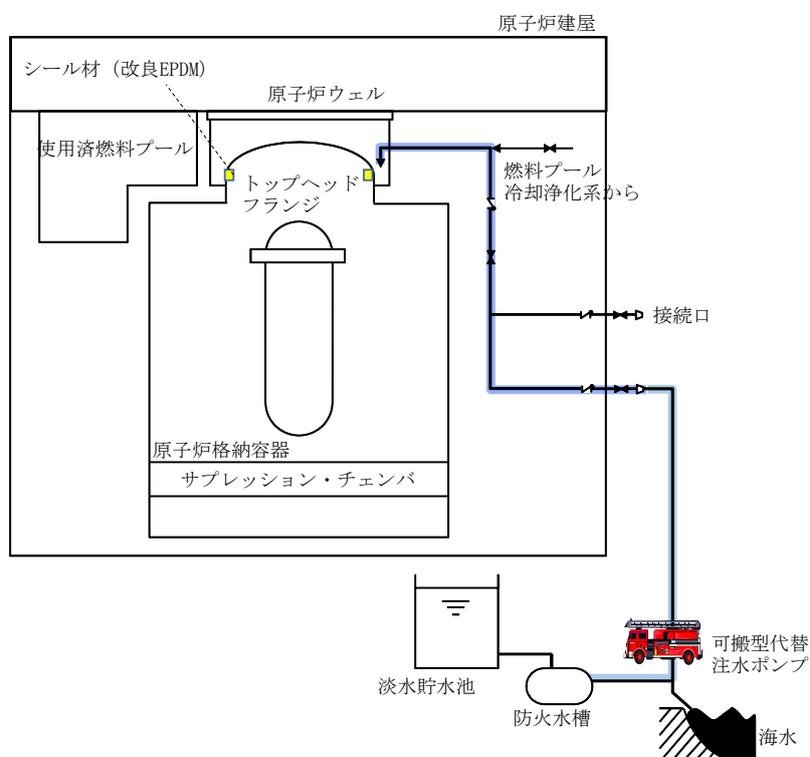


図 2-58 格納容器頂部注水系の概要図

2.4.1 格納容器頂部注水系の設計方針について

格納容器頂部注水系は、原子炉ウェルに水を注水し、原子炉格納容器トップヘッドフランジシール材を格納容器外部から冷却することを目的とした系統である。格納容器頂部注水系は、可搬型代替注水ポンプ、接続口等で構成しており、重大事故等時において、代替淡水源の水又は海水を原子炉ウェルに注水し格納容器頂部を冷却することで、格納容器頂部からの水素漏えいを抑制する設計とする。したがって、事故時に速やかに原子炉格納容器トップヘッドフランジシール材を冠水させるように原子炉ウェルに水を張ることが必要であり、その際の必要注水量は冠水分と余裕分も見込み約70m³以上とする。これを注水開始から約1時間30分で達成できることを設計方針としており、格納容器頂部注水の系統流量は50m³/h以上とする。これを達成するために、格納容器頂部注水系のポンプは可搬型代替注水ポンプ(A-2級)を採用する。また、可搬型代替注水ポンプを接続する接続口は、位置的分散して複数設置する。格納容器頂部注水系の主要仕様を表2-19に示す。

表2-19 格納容器頂部注水系主要仕様

可搬型代替注水ポンプ	
台数	1
容量	120m ³ /h/台以上 (吐出圧力0.85MPaにおいて)
	84m ³ /h/台以上 (吐出圧力1.4MPaにおいて)

2.4.2 格納容器頂部注水系の効果について

重大事故等時における格納容器過温・過圧事象において、原子炉格納容器トップヘッドフランジの閉じ込め機能を強化するために格納容器限界温度(200℃)が7日間継続したとしても健全性が確認できる改良EPDM製シール材を取り付ける。よって、原子炉格納容器トップヘッドフランジからの水素ガス漏えいポテンシャルは低減しているが、格納容器頂部注水により原子炉ウェルに常温の水を注水することで冷却効果が得られるため、水素ガスの漏えいをさらに抑制することが可能である。よって、格納容器頂部注水系は、原子炉建屋の水素爆発防止対策の1つとして効果的である。

2.4.3 格納容器頂部注水による格納容器への影響について

格納容器頂部注水系は、原子炉格納容器温度が 200℃のような過温状態で常温の水を原子炉ウェルに注水することから、原子炉格納容器トップヘッドフランジ部を急冷することにより格納容器閉じ込め機能に影響が無いかについて評価を行った。

(評価方法)

格納容器過温時に原子炉ウェルに注水することで、低温の水が原子炉格納容器トップヘッドフランジに与える熱的影響を評価する。格納容器への影響としては鋼材部の熱影響が考えられるため、影響する可能性がある部位としては原子炉格納容器トップヘッドフランジ及び原子炉格納容器トップヘッドフランジ締付ボルトが挙げられる。このうち、体積が小さい方が水により温度影響を受けるため、評価対象として原子炉格納容器トップヘッドフランジボルトを選定し、原子炉格納容器トップヘッドフランジ締付ボルトの急冷による熱的影響を評価する。

(評価結果)

格納容器頂部注水による原子炉格納容器トップヘッドフランジ締付ボルト冷却時の発生応力について表 2-20 に示す。評価結果から、ボルトが 200℃から 20℃まで急冷された場合でも、応力値は降伏応力を下回っておりボルトが破損することはない。

表 2-20 原子炉格納容器トップヘッドフランジ締付ボルトの熱収縮による応力評価結果

項目	記号	単位	値	備考
材料	-	-	SNM439	原子炉格納容器トップヘッドフランジ締付ボルトの材料
ヤング率	E	MPa	204000	
熱膨張率	α	1/K	1.27E-05	
温度差	ΔT	K	180	水温 20℃とし、格納容器温度 200℃時の温度差
ひずみ	ϵ	-	2.29E-03	$\epsilon = \alpha \cdot \Delta T$
応力	σ	MPa	466	$\sigma = E \cdot \alpha \cdot \Delta T$
設計降伏点	Sy	MPa	754	SNM439 (200℃)
設計引張応力	Su	MPa	865	SNM439 (200℃)

また、格納容器頂部注水は原子炉ウェルに注水し原子炉格納容器トップヘッドフランジ部を冷却するため、原子炉格納容器を除熱することによる原子炉格納容器負圧破損への影響が懸念される。この原子炉格納容器の負圧破損に対する影響について検討した結果、原子炉ウェルに注水し格納容器頂部を冷却することによる原子炉格納容器除熱効果は小さく、崩壊熱に対して十分低いことが確認できており、原子炉格納容器を負圧にするような悪影響はない。

(まとめ)

上記の結果から、格納容器頂部注水による急冷により格納容器閉じ込め機能に悪影響を与えることはない。また、低炭素鋼の延性—脆性遷移温度は一般的に約-10℃以下であり、水温はこの温度領域以上であるので脆性の影響もないと考えられる。

2.4.4 格納容器頂部注水系の監視方法について

格納容器頂部注水系の使用時における監視は、可搬型代替注水ポンプ付属の流量計と、ドライウェル雰囲気温度（上部ドライウェル内雰囲気温度）により行う。可搬型代替注水ポンプで注水する際に流量計で累積注水流量を確認することで、原子炉ウェル内に注水した水量から原子炉ウェル水位を想定すると同時に、ドライウェル雰囲気温度（上部ドライウェル内雰囲気温度）の指示により原子炉格納容器トップヘッドフランジが冷却されていることを確認し、格納容器頂部注水系の効果を監視する。

2.5 参考文献

- (a) 中部電力株式会社 2009年6月23日プレスリリース参考資料「浜岡原子力発電所 4, 5号機 気体廃棄物処理系における水素濃度の上昇に対する原因と対策について」
- (b) Thomas K. Blanchat, Asimios C. Malliakos, “TESTING A PASSIVE AUTOCATALYTIC RECOMBINER IN SURTESY TEST”, Nuclear Technology Vol.129 March 2000
- (c) Behrens U. et al., “EXPERIMENTAL INVESTIGATIONS OF THE BEHAVIOR OF THE NIS-DEVELOPED CATALYST MODEL MODULE UNDER VARIOUS SYSTEM CONDITIONS AND ARRANGEMENTS”, Battelle Institute, Volume I and II, March 1991
- (d) “EFFECTS OF INHIBITORS AND POISONS ON THE PERFORMANCE OF PASSIVE AUTOCATALYTIC RECOMBINERS (PARs) FOR COMBUSTIBLE GAS CONTROL IN ALWRs”, the EPRI ALWR Program, May 1997
- (e) T. Kanzleiter, “QUICK LOOK REPORT HYDROGEN RECOMBINER TESTS HR-14 TO HR-16 (TESTS USING A NIS PAR), AREVA, AECL AND NIS PAR COMPARISON”, OECD-NEA THAI Project, 150 1326-HR-QLR-4, Becker Technologies GmbH, Eschborn, Germany, October 2009
- (f) S. Gupta, E. W. Schmidt-Naujok, “QUICK LOOK REPORT HYDROGEN RECOMBINER TESTS WITH NIS PAR (HR-40, HR-41, and HR-42)”, 70211-HR40-42-QLR, Becker Technologies GmbH, Eschborn, Germany, November 2013
- (g) S. Gupta, E. Schmidt, G. Langer, “TECHNICAL REPORT PAR PERFORMANCE TESTS, TESTS WITH NIS PAR HR-40, HR-41, HR-42”, 1501420-TR-HR-40-42, Becker Technologies GmbH, Eschborn, Germany, July 2014
- (h) 「沸騰水型原子力発電所 触媒式可燃性ガス濃度制御系について」株式会社 日立製作所 HLR-109 平成 18年 12月

福島第一原子力発電所1号機現地調査状況

参考資料1

➡ 原子炉建屋入域ルート

【日時】 2015年2月21日（土）
13時00分頃～14時00分頃
（4階：約30分）
【場所】 1F1号機R/B

原子炉建屋1階

原子炉建屋2階

原子炉建屋3階

原子炉圧力計
IC戻り配管及び隔離弁

吹き抜け部

IC凝縮水配管

(5) 北側ガレキ及び天井状況

(4) IC本体周辺

(1) ほう酸水注入（SLC）系状況

(2) 非常用復水器（IC）蒸気隔離弁

(2) IC蒸気管ベントライン

(3) 機器ハッチ周辺

IC(A)水位計 IC(B)水位計

IC本体北側

IC本体中央部

IC本体南側

IC入口隔離弁(A)

IC蒸気管ベントライン

原子炉建屋4階

原子炉建屋1階

原子炉建屋2階

原子炉建屋3階

IC戻り配管及び隔離弁

吹き抜け部

IC凝縮水配管

原子炉圧力計

IC(A)水位計 IC(B)水位計

IC本体北側

IC本体中央部

IC本体南側

IC入口隔離弁(A)

IC蒸気管ベントライン

機器ハッチ周辺

ほう酸水注入（SLC）系状況

SLC周辺では一部空調ダクトに変形、脱落があったものの、主要機器に損傷は見受けられなかった

4階は南側の損傷が激しく北側は軽微であった

保温材などは損傷しているものの、機器自体に損傷は見受けられなかった

非常用復水器（IC）蒸気隔離弁

IC入口隔離弁(A)

IC蒸気管ベントライン

機器ハッチ周辺

PAR による再結合反応の律速段階について

NIS製PARの水素処理は、設計上想定している入口水素濃度0～4vol%の範囲において、拡散律速となっており、その処理速度は水素及び酸素粒子の拡散速度がボトルネックとなり決まってくる。このことは図1に示すTHAI試験(HR-15, HR-40, HR-41, HR-42)の結果から確認できる。図1は入口水素濃度と水素処理速度の関係をあらわしているが、いずれの試験においても入口水素濃度0～4%の範囲で、入口水素濃度の上昇に伴い水素処理速度も上昇していることがわかる。これは水素濃度の上昇による水素粒子数の増加が直接的に水素処理速度の上昇につながっている結果であると考えられる。更に水素濃度を上昇させた場合、一般的には、ある一定のレベルで拡散律速から反応速度律速に遷移し、水素濃度を上昇させても処理速度は上昇しなくなるものと予想される。なお、HR-42の入口水素濃度6～9vol%付近において傾きが緩やかになっていることが確認されるが、これは反応速度律速遷移によるものではなく、酸素欠乏（酸素粒子数の減少）による影響であると考えられる。これを裏付けるものとして、その後、赤矢印で示す時点から酸素供給を開始しているが、それ以後、処理速度が再上昇していることが確認できる。

また、他の試験結果と比較し、HR-42のみ傾きが大きく異なっているが、これはHR-42のみカートリッジ11枚中の6枚を抜いた状態で試験が実施されていることによる。

表1 THAI試験の試験条件

試験番号	圧力	温度	水蒸気濃度	酸素濃度	水素注入速度

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



図1 Recombination rate for tests with NIS-PAR

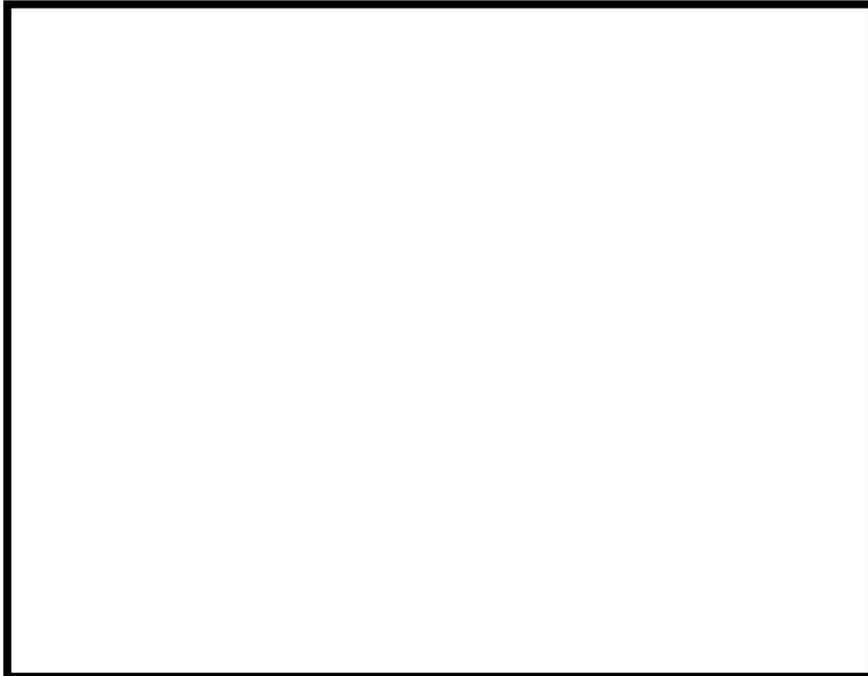


図2 触媒温度と再結合効率の関係 (参考)

次に、HR-40の実験データから触媒温度と再結合効率（[入口水素濃度-出口水素濃度]／入口水素濃度）の関係を参考としてプロットしたものを図2に示す。触媒温度の上昇に対し、再結合効率に特に上昇傾向は見られず、全範囲において反応速度律速段階ではないことが確認できる。

[参照文献]

- S. Gupta, E. Schmidt, G. Langer, “TECHNICAL REPORT PAR PERFORMANCE TESTS, TESTS WITH NIS PAR HR-40, HR-41, HR-42” , 1501420-TR-HR-40-42, Becker Technologies GmbH, Eschborn, Germany, July 2014

GOTHICコードについて

1. はじめに

建屋水素対策の有効性を評価するための原子炉建屋内水素流動解析に「GOTHIC」コードを用いている。「GOTHIC」コードは、米国EPR I (Electric Power Research Institute) 開発の汎用熱流動解析コードである。以下に「GOTHIC」コードを本評価に用いることの妥当性を示す。

2. 本計算機コードの特徴

(1) 概要

本解析コードは、気相、液体連続相、及び液体分散相（液滴）の三相について、各々、質量、運動量、エネルギーの3保存式を解く、完全三流体（9保存式）解析コードである。

各相間の質量、運動量、エネルギーの移動は構成式モデルにより取り扱われ、これにより、凝縮・沸騰現象や、液滴による気体の引き込み等、複雑な混相流現象を模擬することができる。また、特殊モデルとして、ファンや水素結合器等の機器のモデルが組み込まれており、これらの機器固有の物理現象を模擬できる。

本解析コードは、このような基本構成により、原子炉建屋内の気液混相の熱流動を取り扱うことができる。

(2) 流体

前記のように、本解析コードは各種液体の流動、気体の流動及び相変化を取り扱うことができる。このうち気体については、蒸気を含む様々なガスが混合した多成分ガスの取り扱いが可能であり、水素ガス、窒素ガス、酸素ガス等ガスを考慮可能である。

(3) 伝熱

各流体相間の伝熱（エネルギー移動）は、(1)で記述したように構成式モデルで考慮される。それ以外の壁面等の構造体への伝熱は、構造体をヒートシンクとしてモデル化し、これらと流体間の伝熱及び構造体内部の熱伝導を考慮できる。

流体と熱構造体間の伝熱は、熱伝達モデルにより評価する。熱伝達モデルには、自然対流、強制対流熱伝達、凝縮熱伝達モデル等が組み込まれており、壁面等での蒸気の凝縮、水の沸騰や流体・構造物間の熱伝達を考慮可能である。

(4) 形状モデリング

各区画を1ノードとして扱う集中定数系モデル、複数ノード（サブノード分割）として扱う分布定数系モデルがあり、解析内容に応じて適切にモデル化することが可能である。

このうち、分布定数系モデル（サブノードモデル）は、いわゆる直交系の構造格子モデルであり、3次元の流体挙動が計算される。分布定数系モデルにおいては、各サブノード

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

の体積や高さ等、また、サブノード間の流路面積や水力等価直径等の形状パラメータを設定することにより、当該部の3次元形状をモデル化することが可能である。更に、乱流モデル及び分子拡散モデルが組み込まれており、乱流拡散及び分子拡散による質量・運動量・エネルギーの移動を考慮可能である。また、壁面摩擦モデルや局所圧力損失モデルにより、壁面と流体との相互作用や、流路内の構造物を通過することによる運動量・エネルギーの損失を考慮可能である。更に、各相間の界面を通じた質量、運動量、エネルギーの移動が考慮されている。これらにより、各サブノードの質量・運動量・エネルギーの保存式を計算することにより、三次元熱流動を評価する。

集中定数系においては、各区画・各相について質量とエネルギーの保存式が計算される。一方、集中定数系の区画間の流れはフローパスモデルで模擬する。フローパスは、各相について1次元の運動量の保存式が計算され、壁面摩擦モデル、局所圧力損失モデル、各相間の界面を通じた運動量の移動等が考慮されている。また、区画と境界条件とを接続することにより、境界との流体の流入・流出が計算される。フローパスは1次元の流れであるが、場合によって、これらを複数設置することにより、区画間の循環流れ等も模擬することができる。

形状モデルの例を図 2-1 に示す。

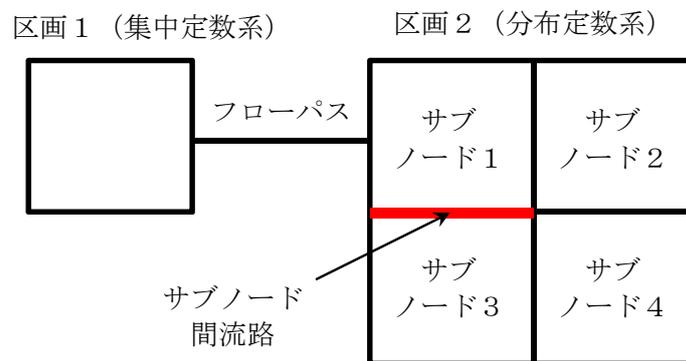


図 2-1 形状モデル例

(5) 境界条件

流量を指定する流出入口境界や、圧力を指定する圧力境界、熱流束や温度境界条件等が設定可能である。

(6) 機器モデル

ファンや水素結合器等の機器を模擬可能である。ファンモデルは、フローパスに流入・流出する流量を制御できる。水素再結合器モデルは、当該モデルに流入する水素ガスと酸素ガスの結合反応及び上記結合反応によって生じる反応発熱を制御できる。

3. 本計算機コードの妥当性確認

原子炉建屋内水素流動解析に本計算機コードを用いることの妥当性を確認するため、基本的な物理現象である三次元的な流動によるガスの流動・拡散現象、ガスの熱流動と水素ガス濃度変化への影響が大きい水蒸気の壁面熱伝達による凝縮及び構造体内部熱伝導、PAR モデルに着目する。

(1) 三次元流動・濃度解析

原子炉建屋内では、格納容器等から漏えいしたガスが拡散し、また、雰囲気ガスと混合する。

建屋水素対策の有効性評価では、オペレーティングフロアに対して、多ノード分割できる分布定数系モデルを適用することで、水素ガスや水蒸気等ガスのノード間への拡散・混合を解析可能である。

ガス拡散・混合に関する代表的な総合効果試験として NUPEC 試験があり(図 3.1-1 参照)、表 3.1-1、図 3.1-2～4 に示す試験体系において、ガス放出の有無、放出ガス種類(水蒸気又は水素ガスの代替としてのヘリウム)やスプレイの有無等を考慮した 35 ケースの試験が行われており、雰囲気温度やガス濃度分布が測定されている。ここでは、水蒸気と水素ガスの両方が放出され、かつスプレイを想定しない点で建屋水素対策の条件に近い Test M-4-3 を対象に、解析の試験データとの比較を行った。

Test M-4-3 試験条件は以下の通りである。

- | | | |
|----------------|------------------------|---|
| 1. 初期圧力 | : 101 [kPa(abs)] | ・ |
| 2. 初期温度 | : 28 [°C] | |
| 3. 破断流量の蒸気成分 | : 0.33 [kg/s] (30分で停止) | |
| 4. 破断流量のヘリウム成分 | : 0.03 [kg/s] (30分で停止) | |
| 5. 破断位置 | : 図 3.1-3 参照 | |
| 6. スプレイ | : なし | |

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



以上より、PCV リークによる水素ガスや水蒸気の放出を想定して、ガス拡散・混合を評価する原子炉建屋内水素流動解析に本コードを適用するのは妥当である。

表 3.1-1 NUPEC 試験体系の内部区画(出典：[1] Table3-2)

ノード番号	区画
1	炉内計装チェイス
2	CV サンプ ポンプ室
3	一般部(下部) C
4	一般部(下部) D
5	一般部(下部) A
6	一般部(下部) B
7	SG 基礎部 C
8	SG 基礎部 D (Test M-4-3 ヘリウム, 蒸気放出位置)
9	CV 冷却材 ドレンタンク
10	SG 基礎部 A
11	SG 基礎部 B
12	一般部(上部) C, D
13	一般部(上部) A, B
14	SG ループ室 C
15	SG ループ室 D
16	加圧器室(下部)
17	SG ループ室 A
18	SG ループ室 B
19	キャビティ
20	SG 煙突部 C
21	SG 煙突部 D
22	加圧器室(上部)
23	SG 煙突部 A
24	SG 煙突部 B
25	ドーム部

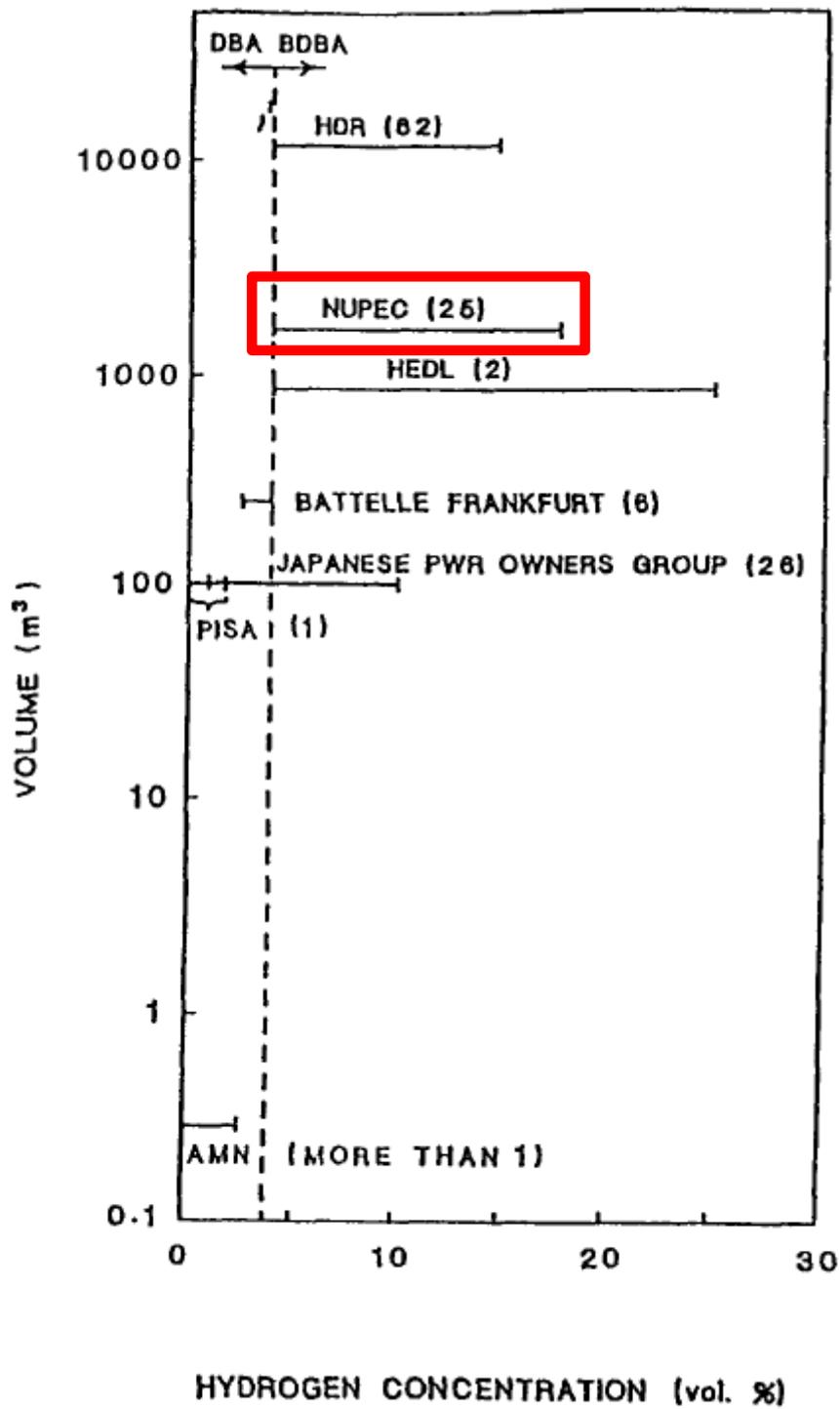


図 3.1-1 水素濃度の範囲と試験スケール(出典：[1] Fig. 3-1)

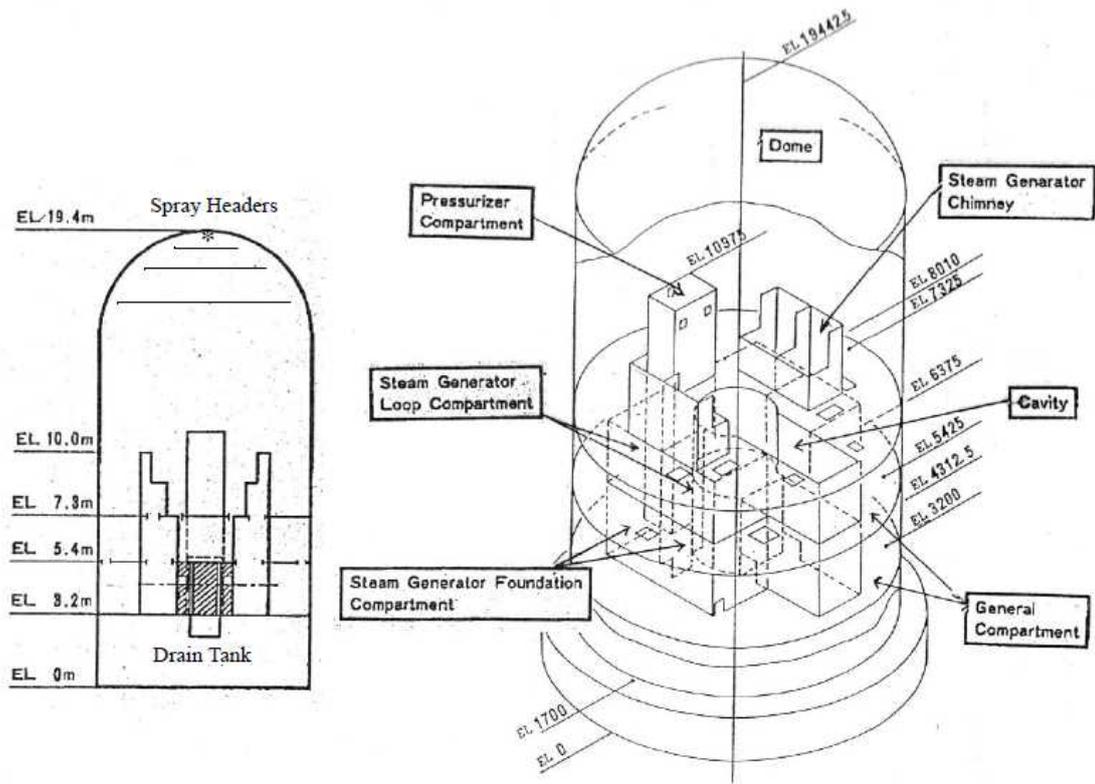


図 3.1-2 NUPEC 試験体系の概要(出典：[2] Fig.16-1)

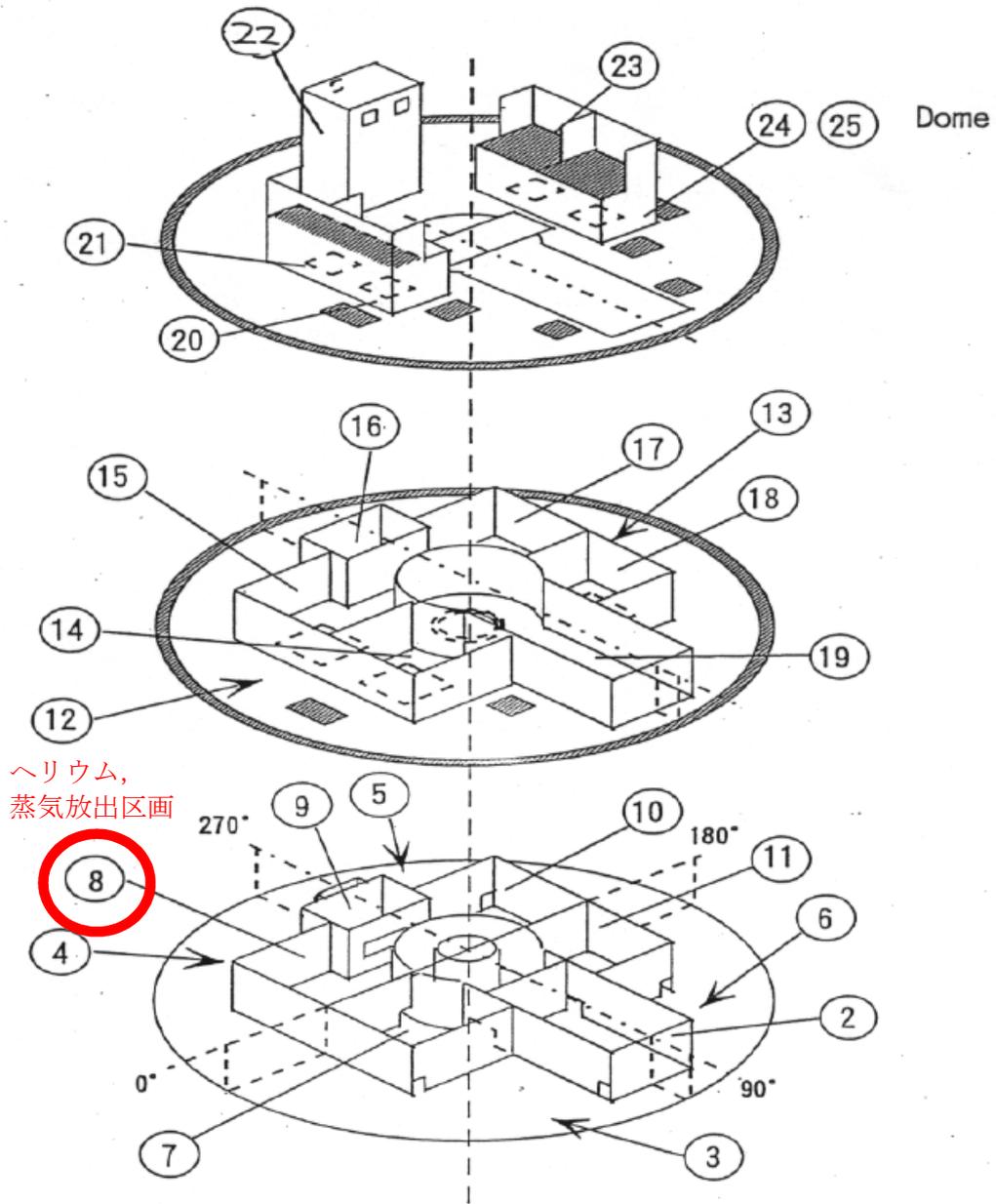


図 3.1-3 NUPEC 試験体系における区画と開口部(出典：[2] Fig.16-2)

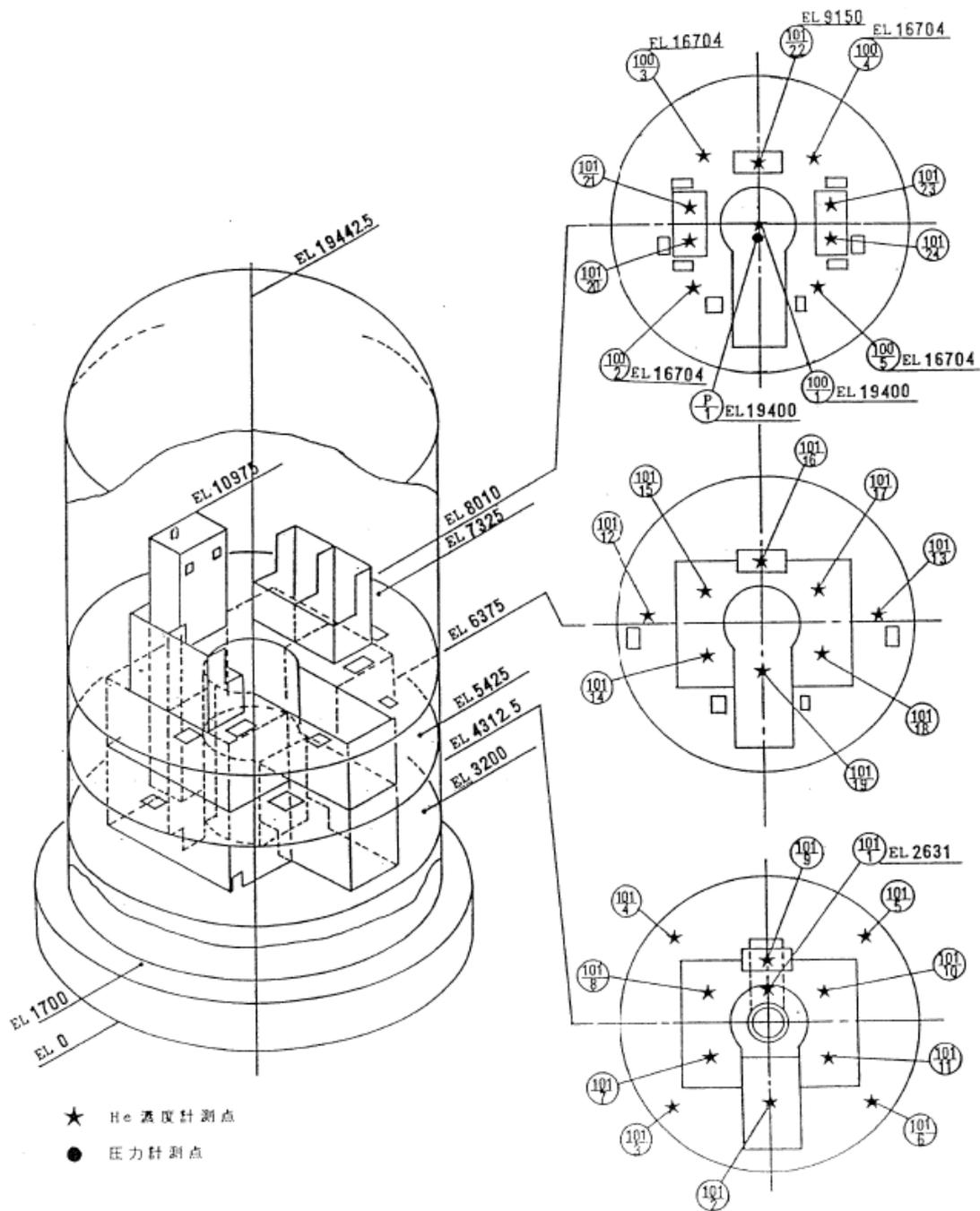
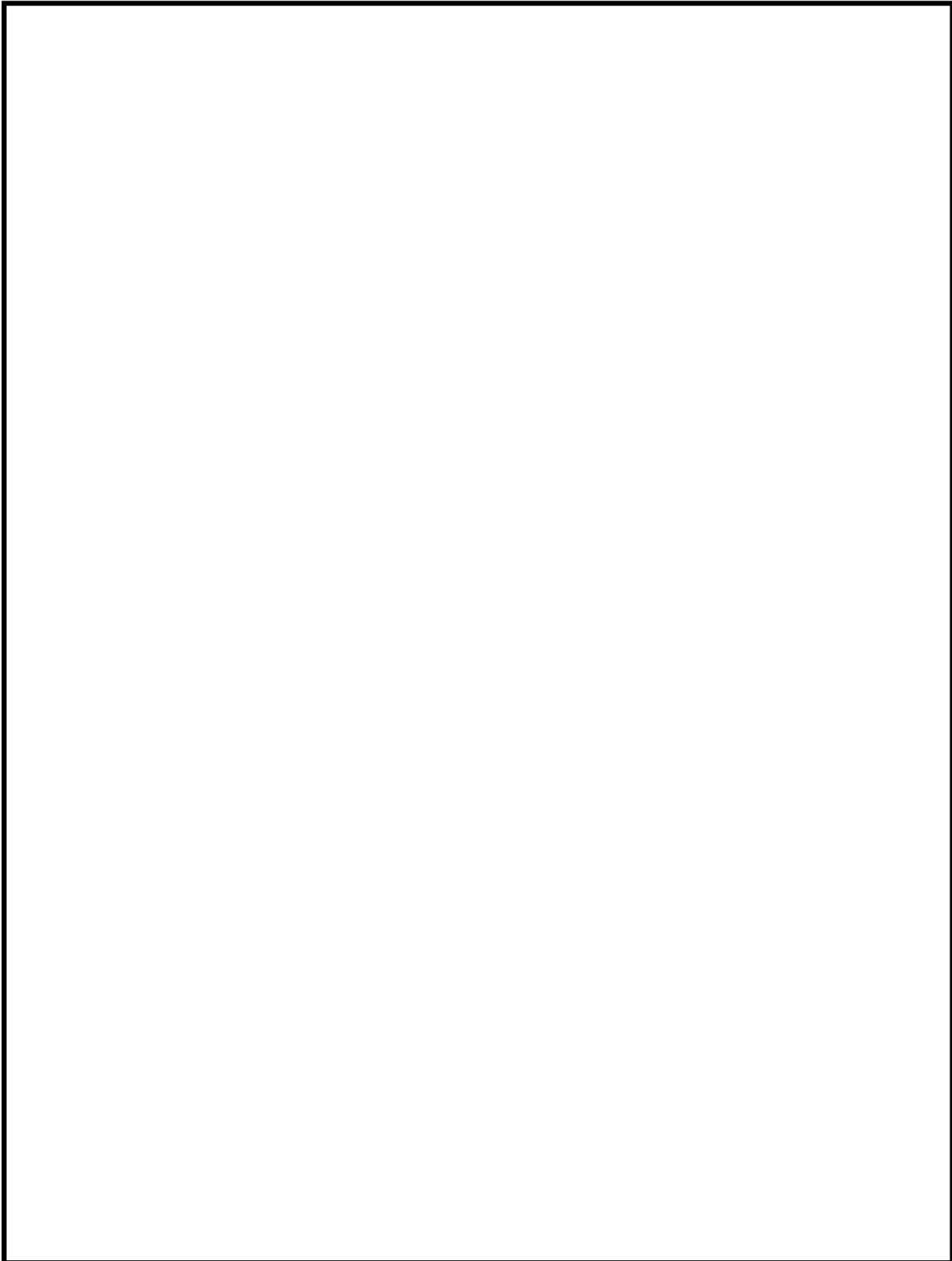


図 3.1-4 NUPEC 試験体系におけるヘリウム濃度及び圧力の計測点
 (出典：[3] 図 3.1.4)

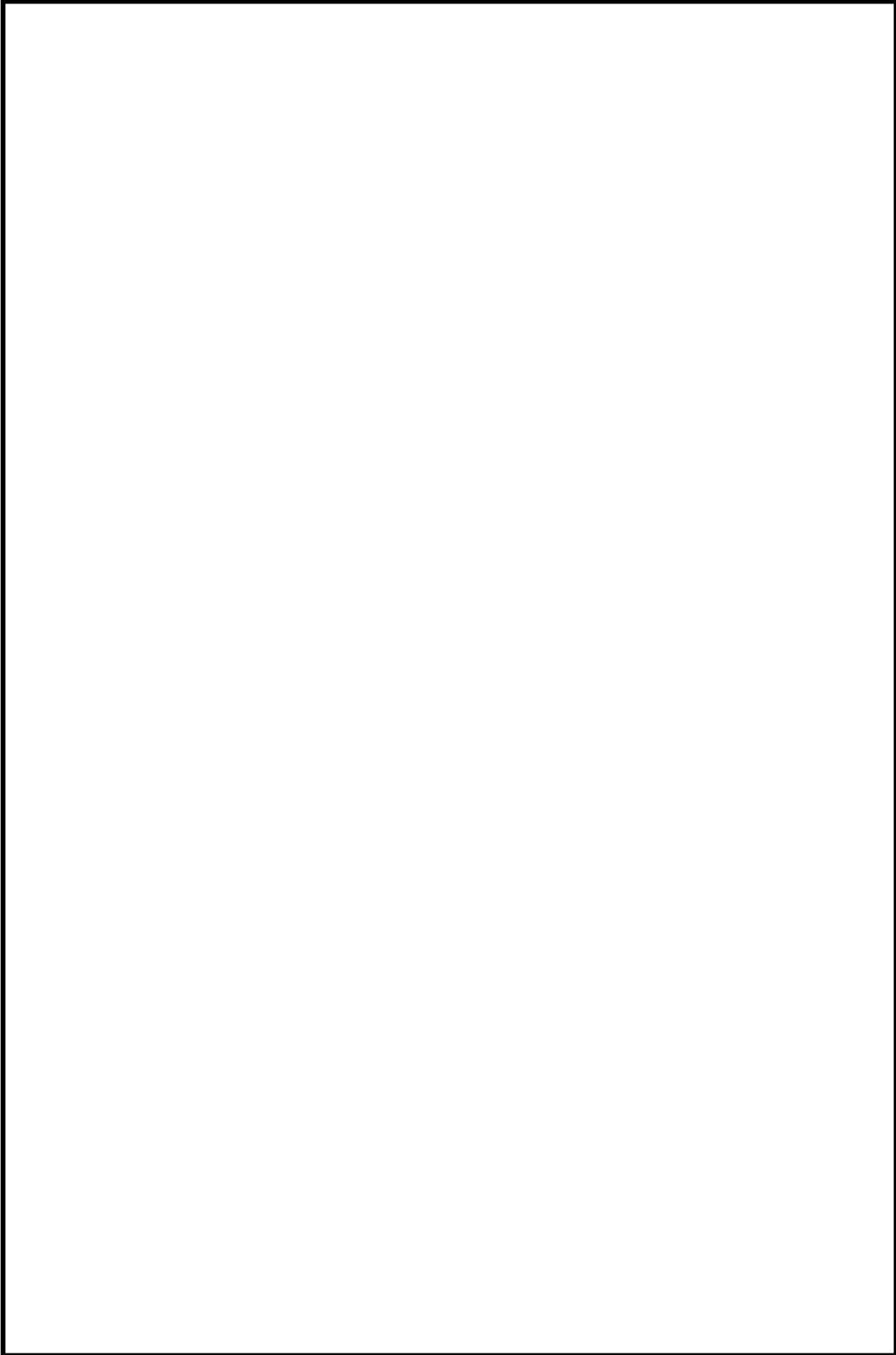
枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



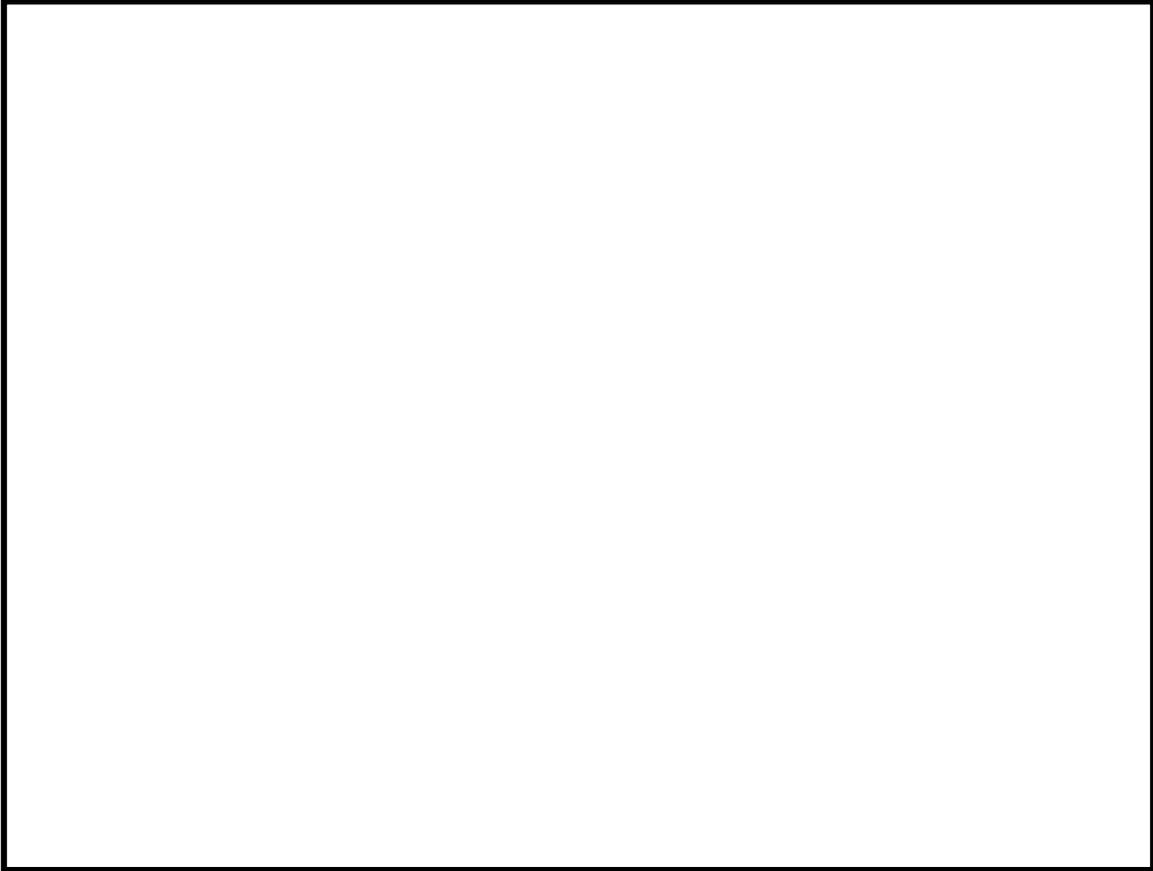
枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



(2) 水蒸気の壁面熱伝達による凝縮

格納容器等からの漏えいに含まれる高温の水蒸気は、壁面との熱伝達により凝縮される。

建屋水素対策の有効性評価に用いた凝縮熱伝達モデルとして、GOTHIC コードに内蔵されている DLM-FM モデル(Diffusion Layer Model with enhancement due to Film roughening and Mist generation in the boundary layer)を使用した。本モデルは、液膜の擾乱や壁面付近での液滴発生を考慮した最適評価モデルである(図 3.2-1)。

本モデルで評価された凝縮熱伝達率の試験データとの比較を図 3.2-2 に示す。ここで試験は、内田、ウィスコンシン大学や Debhi MIT 等で実施されたものであり、試験パラメータは以下の通り広範囲である。



図より、ほとんどの試験データを約 20%以内で再現しており、原子炉建屋内水素流動解析において想定されるパラメータ範囲が以下のように試験範囲に収まっていることから、本モデルを適用するのは妥当である。



枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

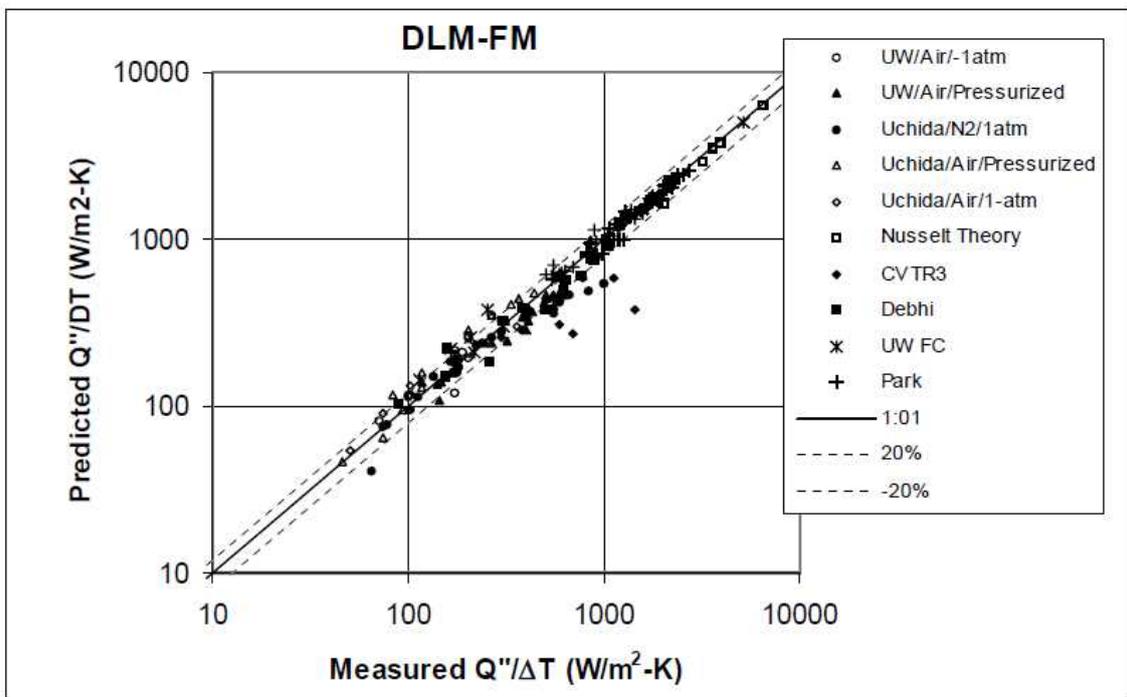
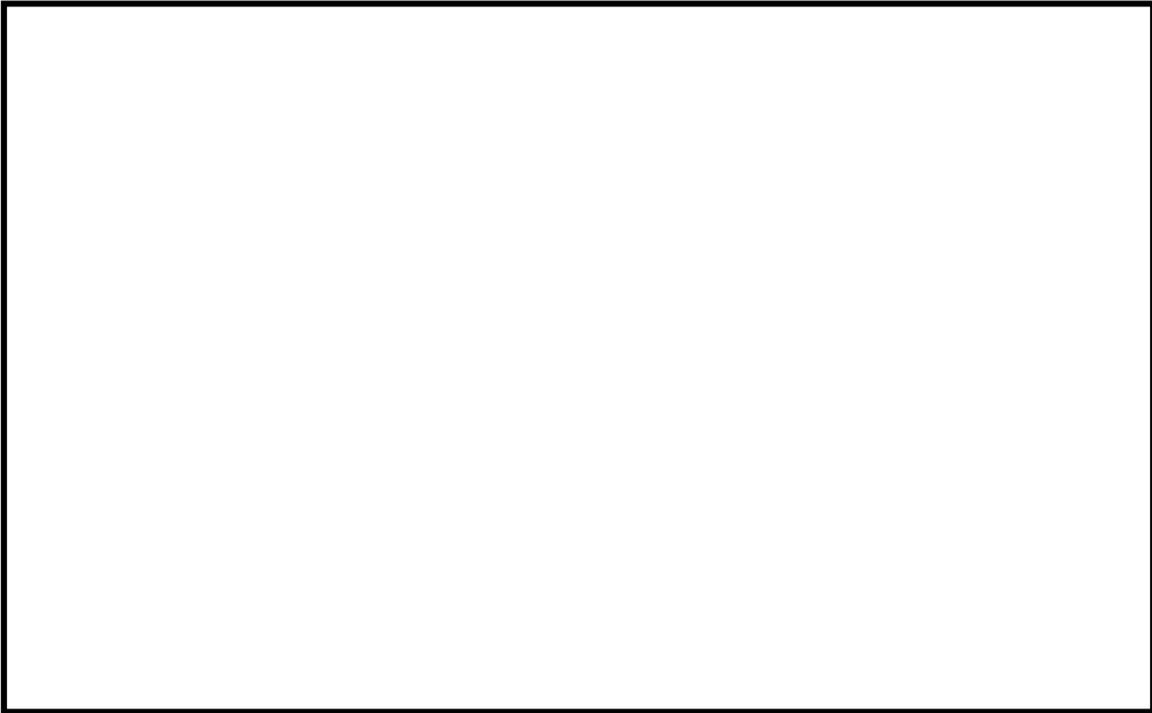


図 3.2-2 DLM-FM モデルの試験データとの比較(出典 : [2] Fig. 5-40)

(3) 構造体内部熱伝導

オペレーティングフロアにおける壁や天井において、建屋内側からの放熱で熱伝導が生じる。

GOTHIC コードに内蔵されている構造体熱伝導モデルは、一次元的に熱伝導方程式にしたがって計算される。

円筒の体系において、本モデルで評価した温度の時間変化の解析解との比較を図 3.3-1 に示す。円筒内の初期温度を 500[F]、円筒周りの流体温度を 200[F]とする条件で、円筒中心の時間変化を評価したものであり、解析解とよく一致している。

これより、本モデルを高温の PCV リークを想定する原子炉建屋内水素流動解析に適用するのは妥当である。

1. 熱伝導率 : 12 [Btu/hr-ft-R]
2. 定圧比熱 : 0.1 [Btu/lbm-R]
3. 密度 : 400 [lbm/ft³]
4. 円筒径 : 2 [in]
5. 円筒内の初期温度 : 500 [F]
6. 円筒周りの流体温度 : 200 [F]

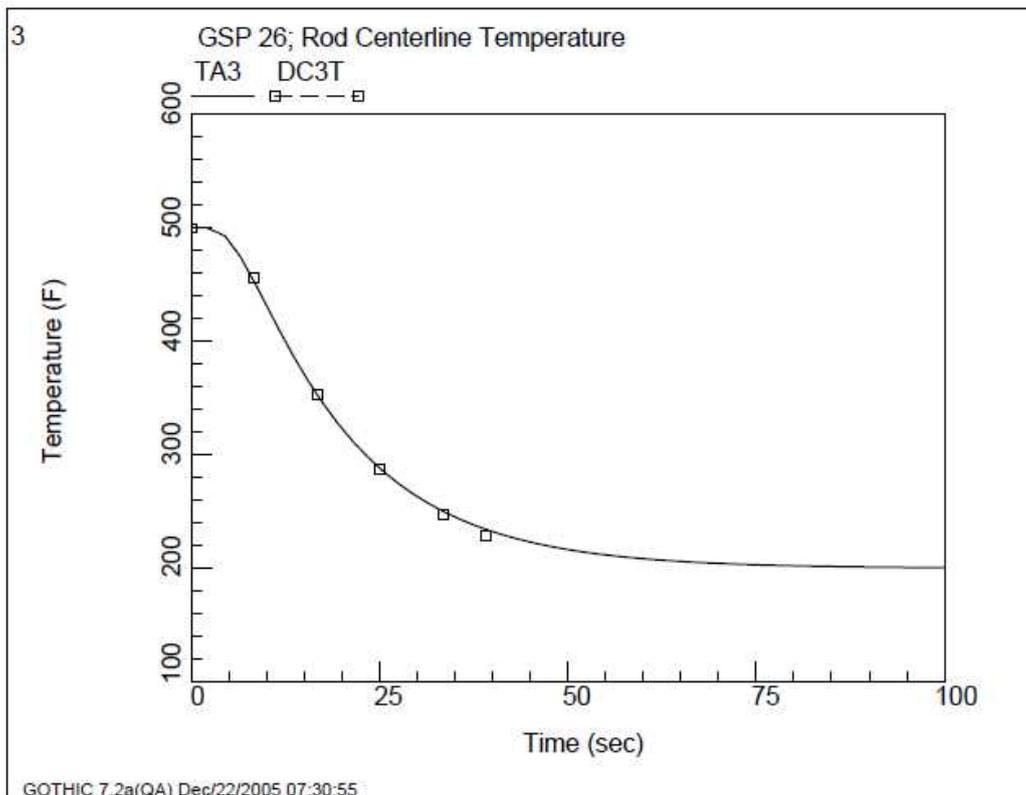


図 3.3-1 円筒中心温度の 1 次元熱伝導モデルによる計算結果(変数名 : TA3)と解析解(変数名 : DC3T)との比較 (出典 : [2] Fig. 4-8)

(4) PAR モデル

オペレーティングフロアのような相対的に広大な空間に設置された PAR による水素再結合挙動を、GOTHIC コードによって適切に行えるかどうかについては、以下の2つの点に着目して検討する必要がある。

- ・GOTHIC でモデル化する PAR において、本来、PAR 内部で生じているような局所的な熱流動影響を伴う、PAR の水素・酸素再結合を取り扱えるか否か。
- ・PAR の大きさに対して、相対的に空間スケールの大きい「粗メッシュ」モデルによっても、適正な PAR 流入気体条件（水素、酸素濃度、気体温度、圧力）を与えることができるか否か。

以下では、これらの観点に対しての考察・検討を示す。

① PAR の自然循環流量の扱い

PAR の内部においては、カートリッジにおける水素・酸素の再結合開始に伴い、カートリッジでの再結合熱の流入気体への伝熱、伝熱に伴う気体の浮力による上昇流の発生、及び上昇流に対する流動抵抗の発生等、複雑な熱流動現象が発生していると考えられる。

SNL で行われた試験⁽⁴⁾で PAR の水素処理量の基本式についての妥当性検証においては、PAR の入口において計測された水素濃度、気体圧力、気体温度（図 3.4-1）を相関式への入力値として与えており、これによって相関式の妥当性が確認された。すなわち、PAR 内部の複雑な熱流動現象の結果としての水素処理速度を、PAR の入口において計測された水素濃度、気体圧力、気体温度（図 3.4-1）の関数として整理して与えたものが、2.2.1.2 の（式1）水素処理速度相関式である。すなわち、（式1）は PAR 内の浮力や流動抵抗等の PAR の自然循環流動及び水素処理特性を内包しており、PAR 入口条件として水素濃度、気体圧力、気体温度を与えれば、これらの PAR の自然循環流量を陰に含んだ形で、当該 PAR 水素処理速度を得ることができるように配慮されている。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



図 3.4-1 SNL で行われた試験の計測位置<基本式入力値>

②GOTHIC における PAR のモデル化

2.2.1.2 の (式 1) の NIS 社製の PAR による水素処理相関式は、以下の 2 項に分けて記述された Fisher の相関式⁽⁵⁾による。

まず、再結合熱による PAR 内の温度上昇により、PAR 内外に温度差が発生する。温度差によって発生する浮力の効果により、PAR 入口から PAR 内にガスが自然に引き込まれる。その体積流量は浮力と流動抵抗のバランスで決まり、NIS 社製 PAR について PAR 入口の水素濃度の関数として以下の相関式により記述される。

$$Q = 0.67C_H^{0.307}$$

Q : PAR 入口体積流量 (定常状態) (m^3/s)

C_H : PAR 入口水素体積濃度 (-)

次に、PAR 入口から引き込まれたガスは、PAR 内に設置されたカートリッジにより水素・酸素の再結合反応を生じる。NIS 社製 PAR について水素処理速度は、PAR 内に引き込まれるガスの体積流量、PAR 入口の水素濃度等の関数として以下の相関式により記述される。

$$R = \varepsilon \cdot Q \cdot \rho_H$$

ε : 水素処理効率係数 (-)

R : 水素処理質量速度 (kg/s)

ρ_H : PAR 入口水素質量密度 (kg/m^3)

更に、 ρ_H については、

$$\rho_H = C_H \cdot P / R_H T$$

P : PAR 入口圧力 (Pa)

R_H : 水素気体定数 (質量表示) ($J/kg \cdot K$)

T : PAR 入口気体温度 (K)。

③GOTHIC のオペフロ解析モデルと PAR モデルの関係

上記②により、GOTHIC コードにおいて、PAR の水素処理速度相関式を忠実にモデル化していることを示した。また、①により、PAR 入口の水素濃度、気体圧力、気体温度を与えれば、適正な水素処理速度を計算できることを示した。

2.2.2 で示した、GOTHIC による PAR の解析においては、オペフロ内のサブボリュームの大きさは、PAR の大きさに比して大きく、PAR 入口部を局所的にモデル化はしていない。よて、PAR の水素処理量を適正に評価するためには、PAR の入口条件を適切に評価する必要がある。これについて考察を行った。

2.2.2 で示した、GOTHIC の解析モデルにおいては、PAR はフローパスの入口と出口を同じサブノードに接続している。すなわち、PAR の設置部周辺について、局所的な、気体温度、水素ガス、酸素ガス等ガス濃度、及び気体圧力の分布は一様であり、PAR 入口について局所性は考慮していない。これによる PAR の入口条件への影響を考察する。

・水素濃度

PAR で処理され水素濃度が低くなったガスが、フローパスの出口より同サブノードに排出され混合する。そのため、同サブノードの水素濃度は、実際の PAR 入口の水素濃度よりも低くなり、水素処理速度が実際よりも小さくなると考えられる。

・酸素濃度

PAR で処理され酸素濃度が低くなったガスが、フローパスの出口より同サブノードに排出され混合する。そのため、同サブノードの酸素濃度は、実際の PAR 入口の酸素濃度よりも低くなり、低酸素ファクターの影響を受けやすくなる。

・温度

GOTHIC モデルにおいては、PAR の水素・酸素再結合による発生熱量が、サブノード内の気体全体を加熱するため、PAR 出口温度については、実際よりも低く評価され、浮力による上昇速度が実際よりも小さくなる。これは、オペフロ内の気体の混合性を小さくする。水素濃度分布の局所化や成層化の観点からは、オペフロ内の気体の混合性が促進されないほうが一般に厳しい評価となると考えられる。

また、PAR に流入する気体温度の観点からは、実際よりも高温な気体が PAR に流入することになり、これは PAR の水素処理速度を実際よりも低下させる方向に作用する。

- ・ 気体圧力

解析においては、サブノード内の気体圧力は一定である。一方、実際の流動においては、圧力に分布がある。しかしながら、解析対象としているような、解放空間にける空間内の圧力差は小さく、圧力分布を均一に扱っている影響は僅少と考えられる。

④ PAR 設置状態における総合的な解析能力

3(1)に示した NUPEC 試験についての解析は、上記の①～③が適合する状況で行われたものであり、この結果は、3(1)で先述のように、GOTHIC で適切な PAR 解析を行い得ることを示している。

以上から、GOTHIC コードによる PAR 解析については、

- ・ PAR の自然循環流量については、PAR 入口条件に縮約された水素処理速度相関式により、
- ・ PAR 周囲を比較的粗メッシュであることについては、その設定が PAR の水素処理量を低く見積もる定性的傾向があることにより、

評価モデルとしては適正であることを示した。また、総合的な評価能力については、3(1)の実験解析により、適切な解析能力があることを示した。

以上の検討から、GOTHIC における PAR のモデル化、及び同モデルを用いての水素・酸素再結合解析は適正に実施できる。

参考文献

- [1] NUPEC, “Final Comparison Report on ISP-35 : NUPEC Hydrogen Mixing and Distribution Test (Test M-7-1)”, CSNI Report NEA/CSNI/R(94)29, December, 1994.
<https://www.oecd-nea.org/nsd/docs/1994/csni-r1994-29.pdf>
- [2] Electric Power Research Institute, Inc., “GOTHIC CONTAINMENT ANALYSIS PACKAGE QUALIFICATION REPORT Version 7.2a(QA)”, NAI 8907-09 Rev 9, January 2006
- [3] 独立行政法人原子力安全基盤機構, 溶接部等熱影響部信頼性実証試験(原子炉格納容器)に関する報告書(平成4年度), 平成5年3月
- [4] Thomas K. Blanchat, Asimios C. Malliakos, “TESTING A PASSIVE AUTOCATALYTIC RECOMBINER IN SURTESY TEST”, Nuclear Technology Vol.129 March 2000
- [5] Karsten Fischer, Qualification of a passive catalytic module for hydrogen mitigation, Nuclear Technology, Vol.112, p.58-62, 1995