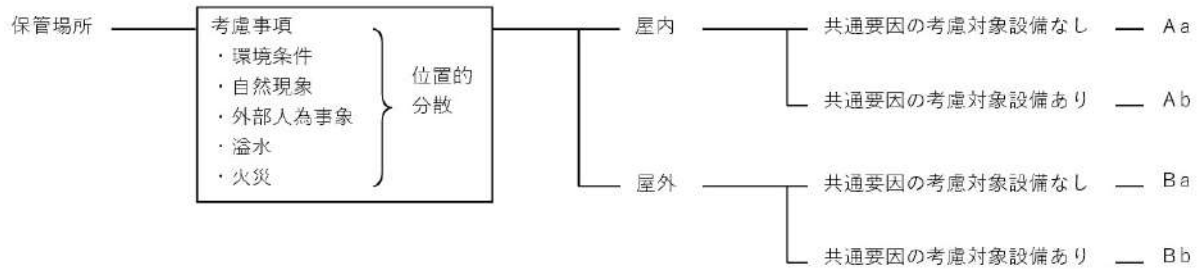


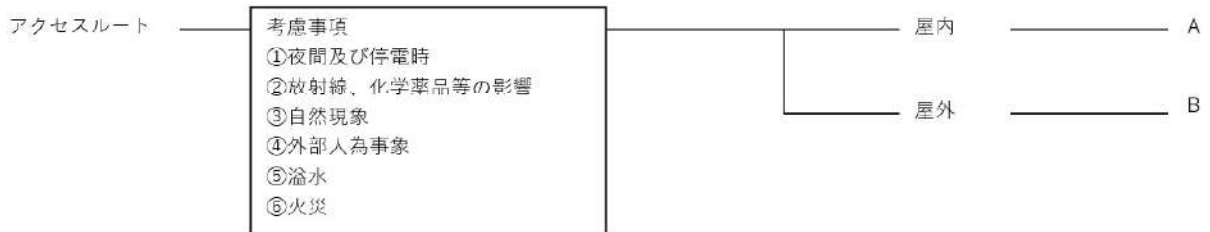
■ 設置許可基準規則 第43条 第3項 第4号
可搬型重大事故等対処設備の設置場所について



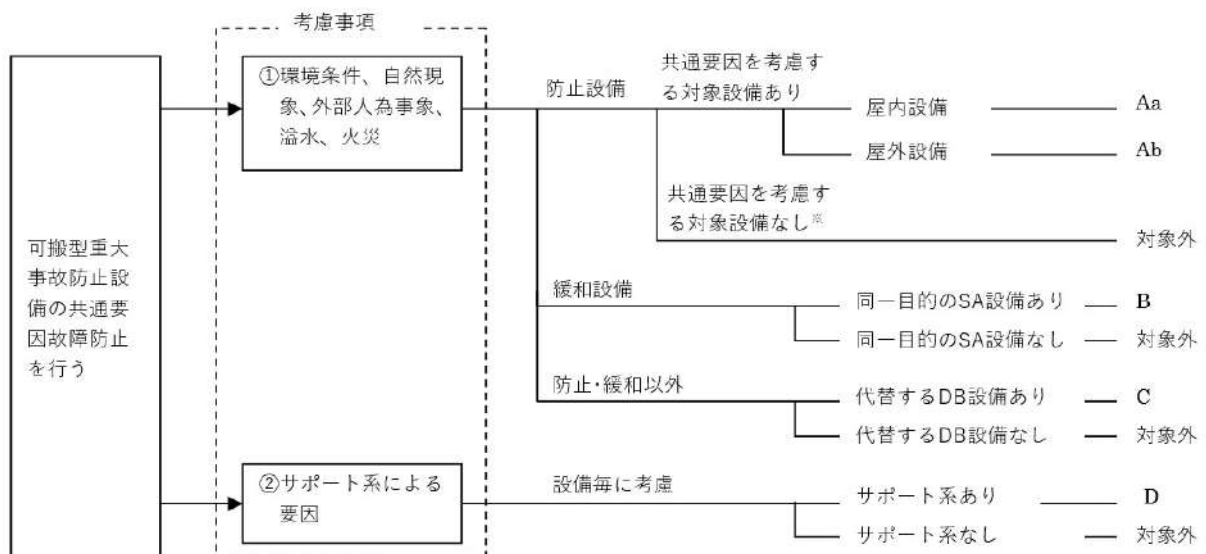
■ 設置許可基準規則 第43条 第3項 第5号
保管場所について



■ 設置許可基準規則 第43条 第3項 第6号
アクセスルートについて





■ 設置許可基準規則 第43条 第3項 第7号
重大事故防止設備のうちの可搬型のものの共通要因故障について



5 2 - 2 配置図

凡例

 : 設計基準対象施設

 : 重大事故等対処設備

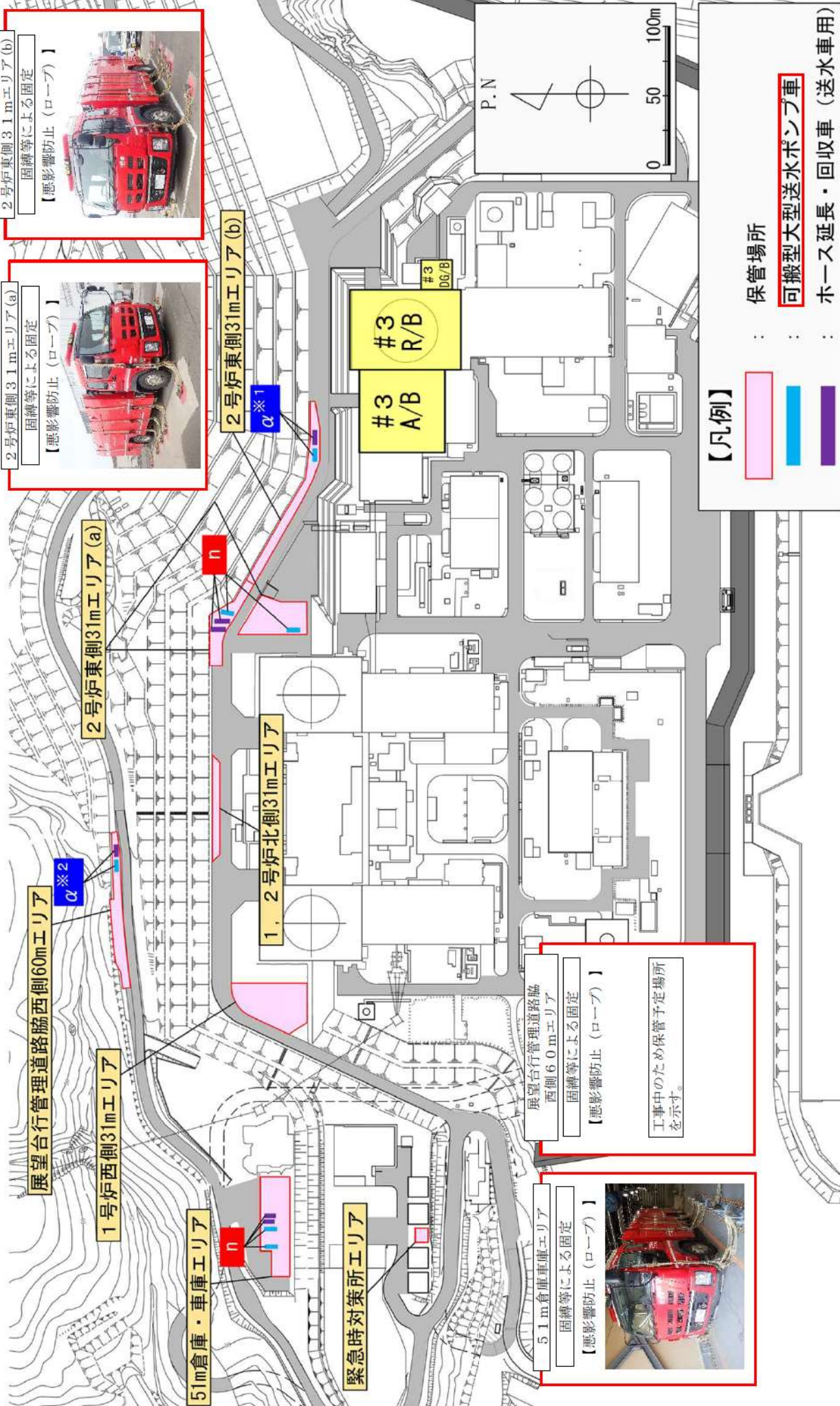
□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



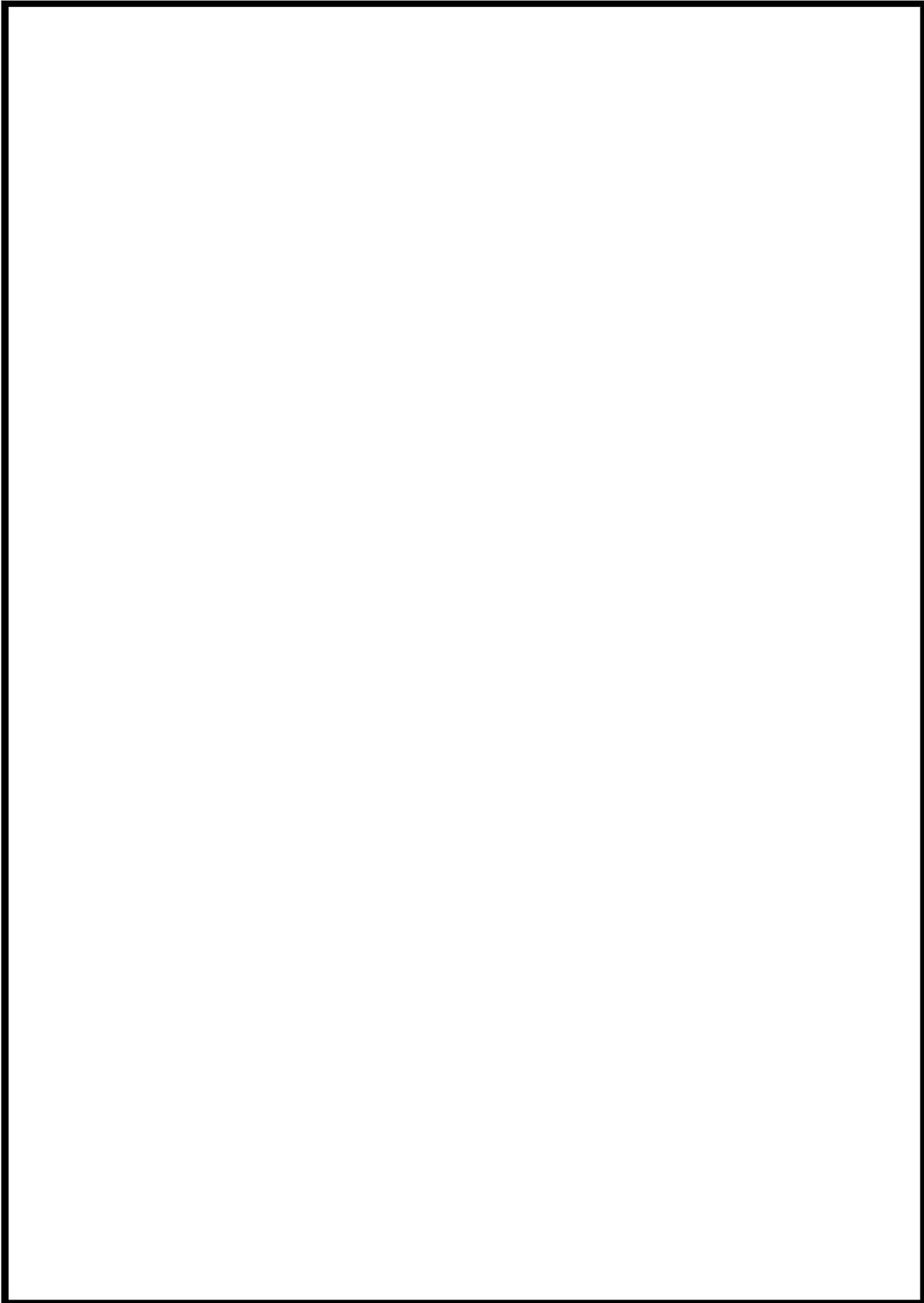
展望台行政管理道路脇
西側60mエリア
固縛等による固定
【悪影響防止(ロープ)】
工事のため保管予定場所
を示す。



※1: 故障時のバックアップ
※2: 保守点検による待機除外時のバックアップ

#3: 3号炉 R/B: 原子炉建屋(原子炉格納施設, 燃料取扱棟及び周辺補機棟)
A/B: 原子炉補助建屋 DG/B: デイゼル発電機建屋

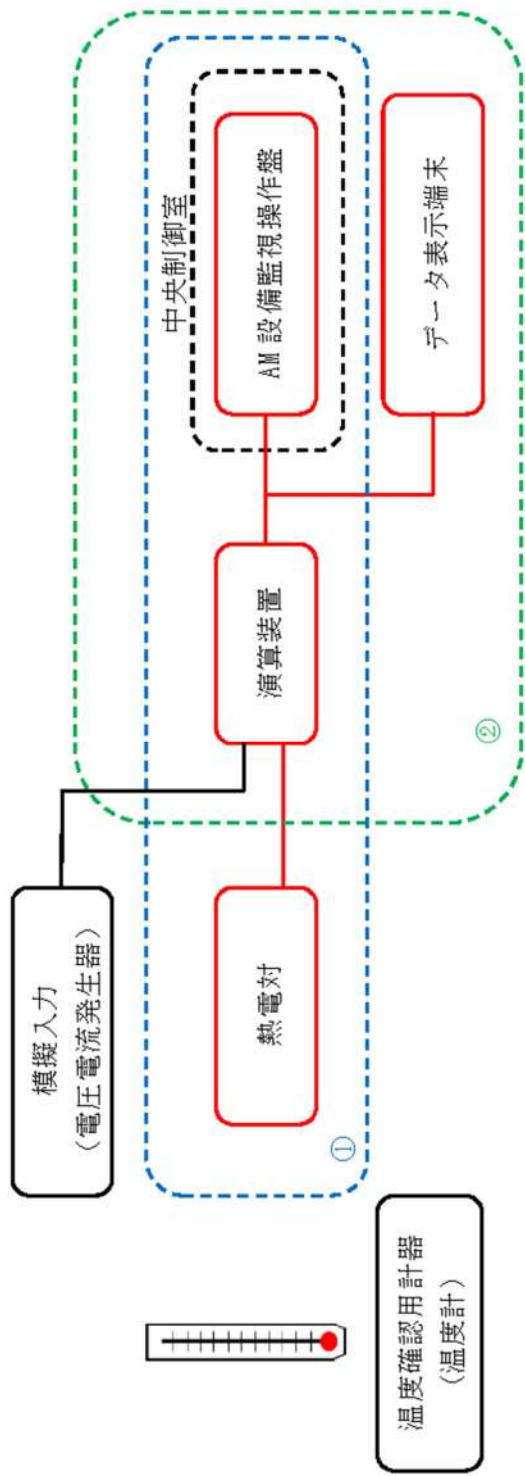
5 2 - 3 試験・検査説明資料



枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

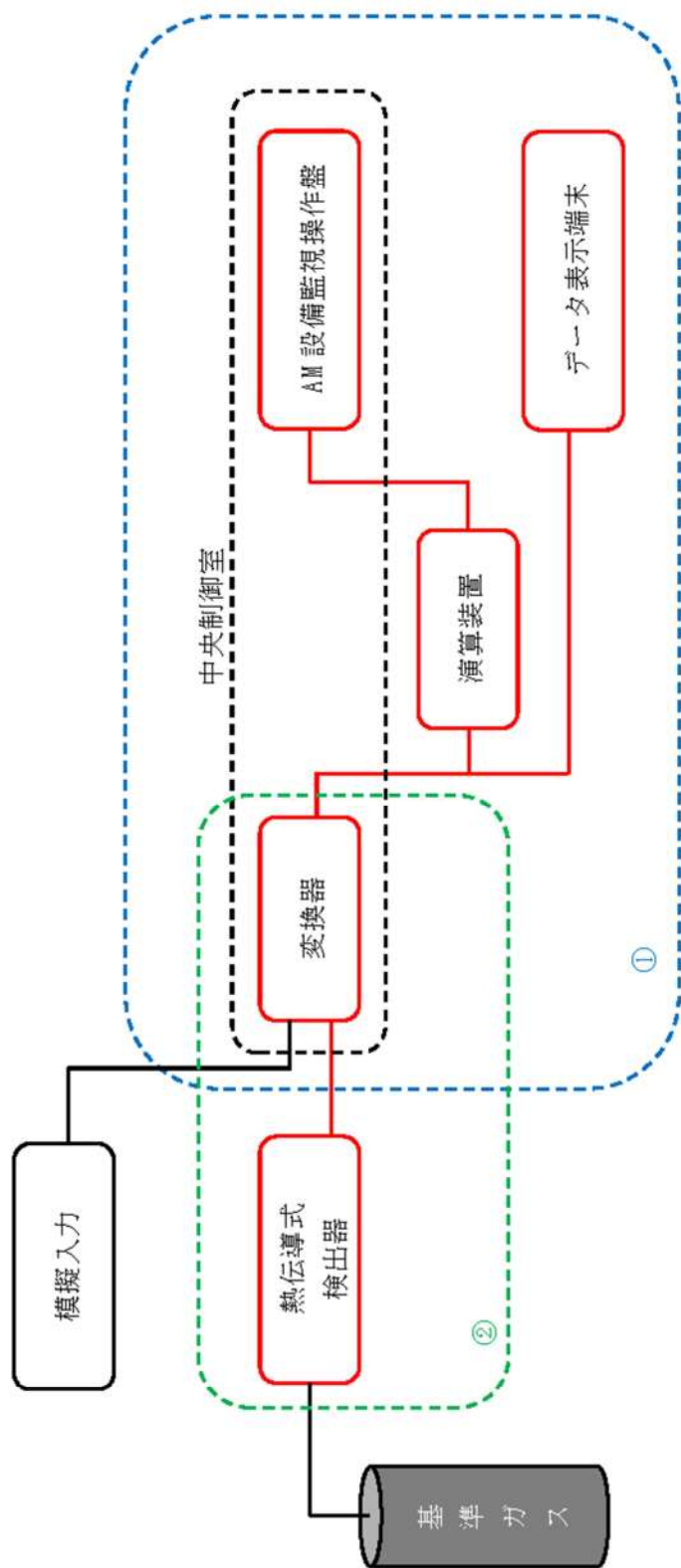


- ① 検出器の温度確認、絶縁抵抗測定を実施（特性試験）
- ② 演算装置に電圧電流発生器を接続し、演算装置から中央制御室（AM 設備監視操作盤）及びデータ表示端末までのループ試験を実施（特性試験）

第 14 図 温度計の試験及び検査
 (原子炉格納容器内水素処理装置温度監視装置, 格納容器水素イグナイタ温度監視装置)



枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

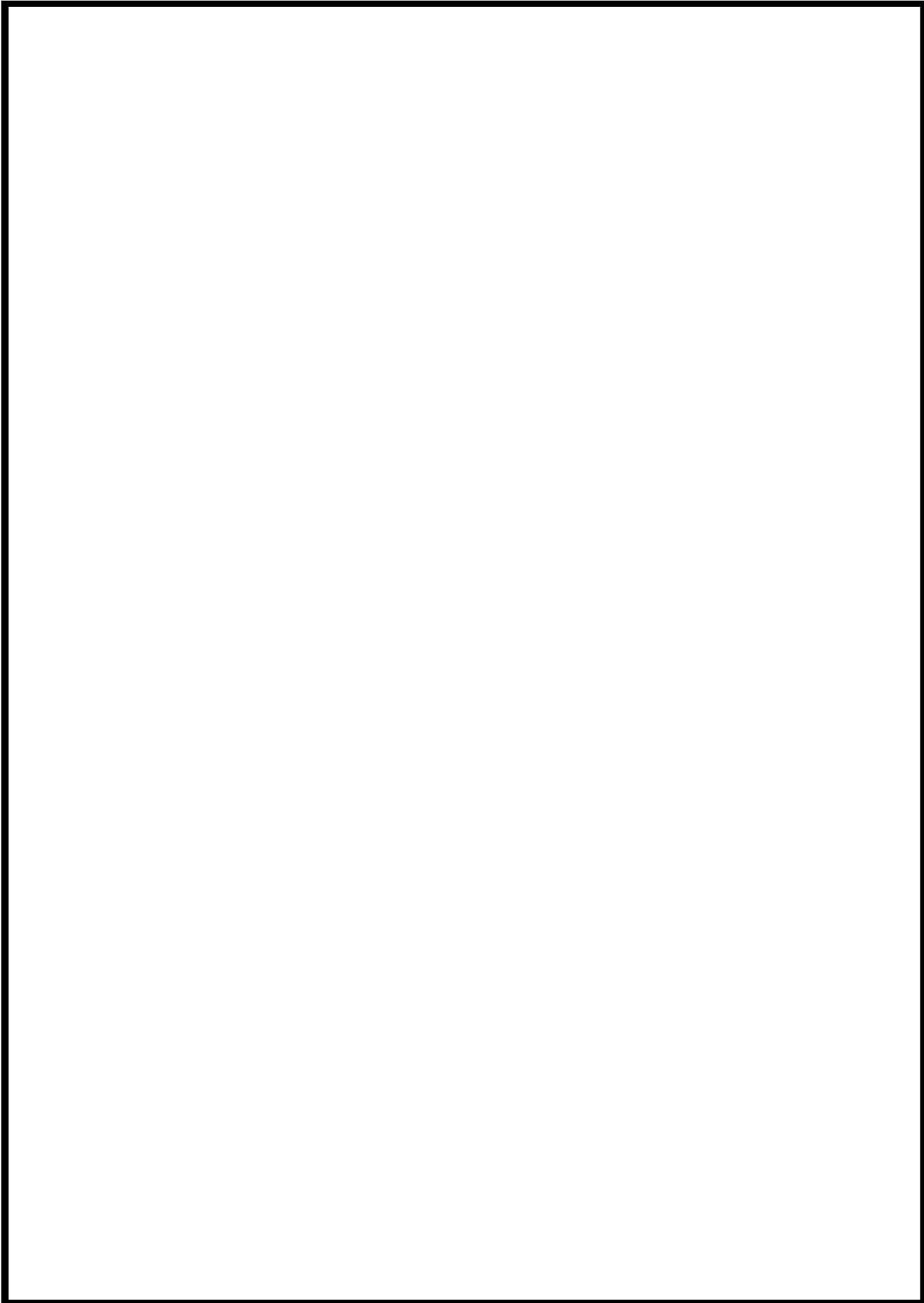


① 模擬入力による中央制御室（AM設備監視操作盤）及びデータ表示端末までのループ試験を実施（特性試験）
 ② 標準ガスによる検出器の校正

第 16 図 水素濃度計の試験及び検査
 （可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット，可搬型アニュラス水素濃度計測ユニット）



枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

圧縮機等の故障 点検計画

機器又は系統名	更新機 (機器名)	保全の 重要度	点検及び検査の項目	保全方式 又は 検査 頻度	検査名	備 考 (○は適用する設備時注特)
特別制御系統設備 【制御用空気設備】	3W-CO-000H 3 B-1制御用空気分配安全弁	高	分解点検 非定期点検	7.3M 7.3M	7.3M 86-1次系安全弁検査	
	原子炉隔離系ブロッキング回路 1式	高	分解点検 他 機能・性能点検	1.3M 1.56M 1C	33 安全保護系機能検査	
特別制御系統設備 【その他設備】	原子炉隔離系ブロッキング回路 2.8回路 2.7回路 2.6回路 2.5回路 2.4回路 2.3回路 2.2回路 2.1回路 2.0回路 1.9回路 1.8回路 1.7回路 1.6回路 1.5回路 1.4回路 1.3回路 1.2回路 1.1回路 1.0回路 0.9回路 0.8回路 0.7回路 0.6回路 0.5回路 0.4回路 0.3回路 0.2回路 0.1回路	高	機能・性能点検	1.3M	34 安全保護系設定値確認検査	一部定検起動後
	監視における異常な指示器 (1) 1次系制御系統計測装置 (2) 2次系制御系統計測装置	高	機能・性能点検	1.3M	35 フラント状態監視設備機能検査 36 フラント状態監視設備機能検査	一部定検起動後 一部先行定検 一部定検起動後
	事故発生監視装置 2.8回路	高	機能・性能点検	1.3M	71 制御用指示器機能検査	一部定検起動後
	事故発生監視装置 2.7回路	高	機能・性能点検	1.3M	72-1 制御用指示器機能検査 (その1)	一部定検起動後
	事故発生監視装置 2.6回路	高	機能・性能点検	1.3M	72-2 制御用指示器機能検査 (その2)	一部定検起動後
	事故発生監視装置 2.5回路	高	機能・性能点検	1.3M	72-3 制御用指示器機能検査 (その3)	一部先行定検 一部定検起動後
	事故発生監視装置 2.4回路	高	機能・性能点検	1.3M	105 燃料線設備検査	
	事故発生監視装置 2.3回路	高	機能・性能点検	1.3M	106 燃料線設備検査	
	事故発生監視装置 2.2回路	高	機能・性能点検	1.3M	108 制御用位置指示装置設定値検査	
	事故発生監視装置 2.1回路	高	機能・性能点検	1.3M	109 炉内計測用シンプルチューブ体積検査	
	事故発生監視装置 2.0回路	高	機能・性能点検	1.3M	110 安全保護系機能検査 (バーミッシングブロッキング検査)	
	事故発生監視装置 1.9回路	高	機能・性能点検	1.3M	112 総合インターロック検査	
	事故発生監視装置 1.8回路	高	機能・性能点検	1.3M	84-1 次系弁検査	先行定検
	事故発生監視装置 1.7回路	高	機能・性能点検	1.3M	84-1 次系弁検査	先行定検
	事故発生監視装置 1.6回路	高	機能・性能点検	1.3M	84-1 次系弁検査	先行定検
事故発生監視装置 1.5回路	高	機能・性能点検	1.3M	84-1 次系弁検査	先行定検	
事故発生監視装置 1.4回路	高	機能・性能点検	1.3M	84-1 次系弁検査	先行定検	
事故発生監視装置 1.3回路	高	機能・性能点検	1.3M	84-1 次系弁検査	先行定検	
事故発生監視装置 1.2回路	高	機能・性能点検	1.3M	84-1 次系弁検査	先行定検	
事故発生監視装置 1.1回路	高	機能・性能点検	1.3M	84-1 次系弁検査	先行定検	
事故発生監視装置 1.0回路	高	機能・性能点検	1.3M	84-1 次系弁検査	先行定検	
事故発生監視装置 0.9回路	高	機能・性能点検	1.3M	84-1 次系弁検査	先行定検	
事故発生監視装置 0.8回路	高	機能・性能点検	1.3M	84-1 次系弁検査	先行定検	
事故発生監視装置 0.7回路	高	機能・性能点検	1.3M	84-1 次系弁検査	先行定検	
事故発生監視装置 0.6回路	高	機能・性能点検	1.3M	84-1 次系弁検査	先行定検	
事故発生監視装置 0.5回路	高	機能・性能点検	1.3M	84-1 次系弁検査	先行定検	
事故発生監視装置 0.4回路	高	機能・性能点検	1.3M	84-1 次系弁検査	先行定検	
事故発生監視装置 0.3回路	高	機能・性能点検	1.3M	84-1 次系弁検査	先行定検	
事故発生監視装置 0.2回路	高	機能・性能点検	1.3M	84-1 次系弁検査	先行定検	
事故発生監視装置 0.1回路	高	機能・性能点検	1.3M	84-1 次系弁検査	先行定検	

対象設備：格納容器雰囲気ガス試料採取設備

北海道電力株式会社 泊発電所
3号機 第2保全サイクル
定期事業者検査要領書

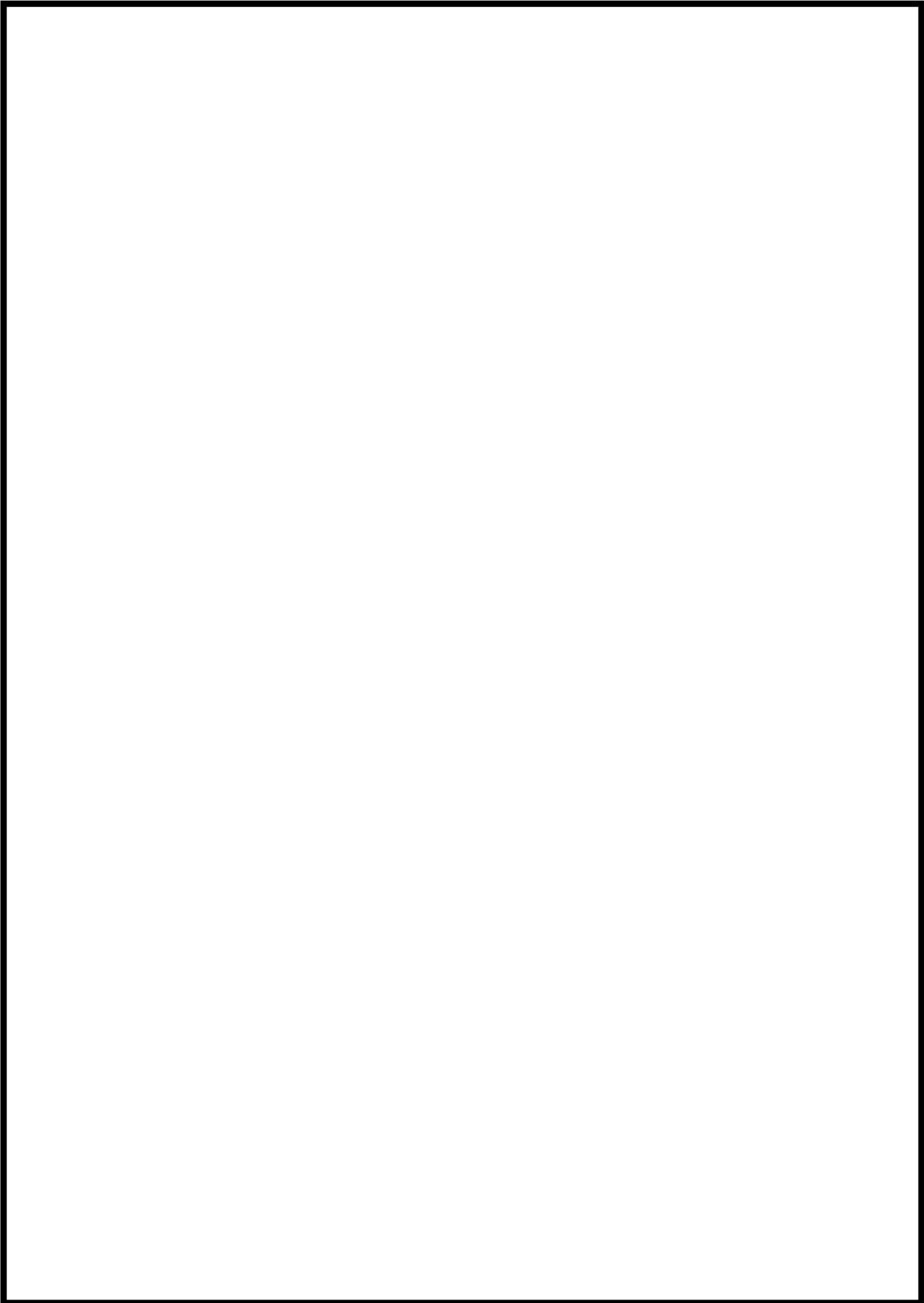
設 備 名: 計測制御系統設備
検 査 名: プラント状態監視設備機能検査
要領書番号: HT 3-35







枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

5 2 - 4 系統図

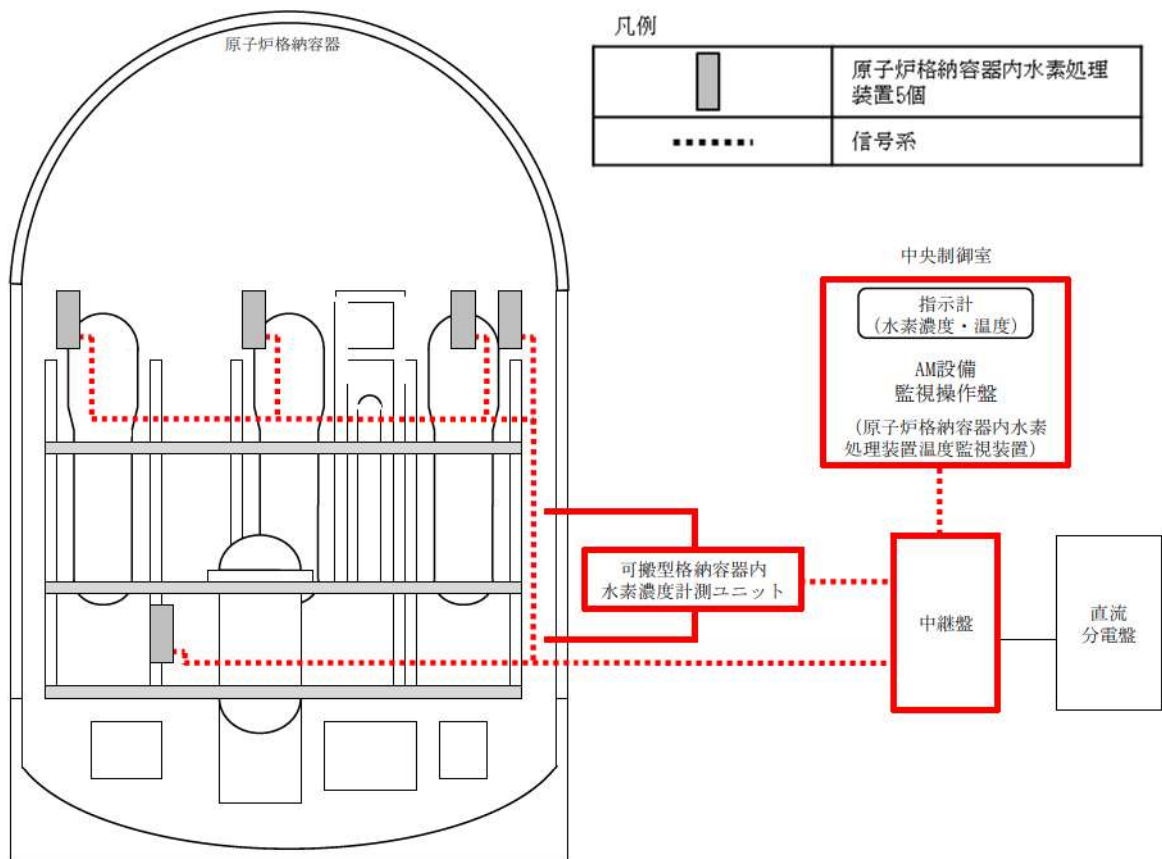


図 52-4-1 原子炉格納容器内水素処理装置

No	機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法	備考
①	格納容器水素イグナイタ	切→入	中央制御室	スイッチ操作	交流電源

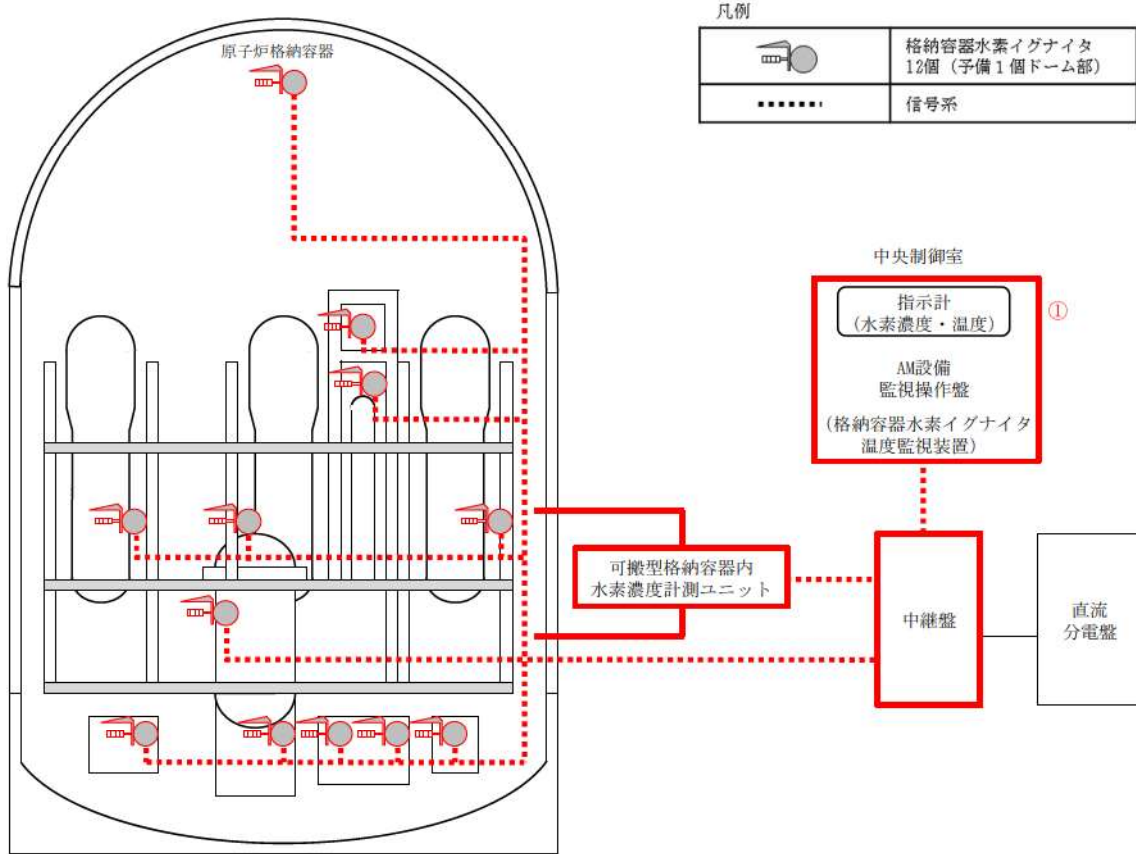


図 52-4-2 格納容器水素イグナイタ

No	機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法	備考
①	格納容器サンプル戻りライン止め弁	全開→全閉	周辺補機棟 T. P. 24. 8m	手動操作	—
②	格納容器空気サンプル取出しライン止め弁	全開→全閉	周辺補機棟 T. P. 28. 7m	手動操作	—
③	格納容器雰囲気ガスサンプル冷却器入口弁	全閉→全開	周辺補機棟 T. P. 28. 7m	手動操作	—
④	格納容器雰囲気ガス試料採取管バイパス弁	全閉→全開	周辺補機棟 T. P. 28. 7m	手動操作	—
⑤	格納容器雰囲気ガスサンプリング戻りライン止め弁	全閉→全開	周辺補機棟 T. P. 28. 7m	手動操作	—
⑥	可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット入口隔離弁（S A対策）	全閉→全開	周辺補機棟 T. P. 24. 8m	手動操作	—
⑦	可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット出口隔離弁（S A対策）	全閉→全開	周辺補機棟 T. P. 24. 8m	手動操作	—
⑧	格納容器雰囲気ガスサンプリング圧縮装置入口圧力制御弁	全閉→全開	周辺補機棟 T. P. 28. 7m	手動操作	交流電源
⑨	格納容器空気サンプル取出し格納容器外側隔離弁	全閉→全開	中央制御室	操作器操作	直流電源 制御用空気
⑩	格納容器空気サンプル戻り格納容器外側隔離弁	全閉→全開	中央制御室	操作器操作	直流電源 制御用空気
⑪	格納容器空気サンプル取出し格納容器内側隔離弁	全閉→全開	中央制御室	操作器操作	交流電源
⑫	ホース	ホース接続	周辺補機棟 T. P. 24. 8m	接続操作	—
⑬	後置冷却器	停止→起動	周辺補機棟 T. P. 24. 8m	スイッチ操作	交流電源
⑭	可搬型水素パーージ用ファン（2）	停止→起動	周辺補機棟 T. P. 24. 8m	スイッチ操作	交流電源
⑮	可搬型水素パーージ用ファン（1）	停止→起動	周辺補機棟 T. P. 24. 8m	スイッチ操作	交流電源
⑯	可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置	停止→起動	周辺補機棟 T. P. 24. 8m	スイッチ操作	交流電源

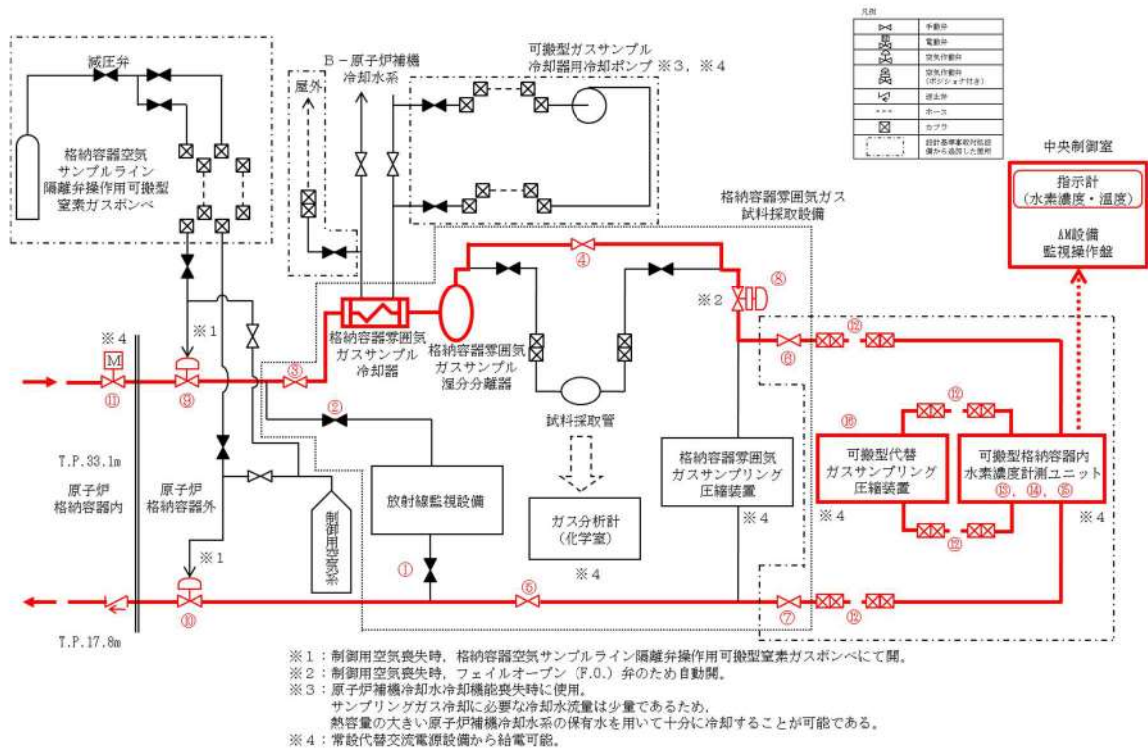


図 52-4-3 水素濃度監視 (交流動力電源及び直流電源が健全である場合)

No	機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法	備考
①	ホース	ホース接続	周辺補機棟 T. P. 24. 8m	接続操作	—
②	格納容器サンプル戻りライン止め弁	全開→全閉	周辺補機棟 T. P. 24. 8m	手動操作	—
③	格納容器空気サンプル取出しライン止め弁	全開→全閉	周辺補機棟 T. P. 28. 7m	手動操作	—
④	格納容器雰囲気ガスサンプル冷却器入口弁	全閉→全開	周辺補機棟 T. P. 28. 7m	手動操作	—
⑤	格納容器雰囲気ガス試料採取管バイパス弁	全閉→全開	周辺補機棟 T. P. 28. 7m	手動操作	—
⑥	格納容器雰囲気ガスサンプリング戻りライン止め弁	全閉→全開	周辺補機棟 T. P. 28. 7m	手動操作	—
⑦	可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット入口隔離弁（SA対策）	全閉→全開	周辺補機棟 T. P. 24. 8m	手動操作	—
⑧	可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット出口隔離弁（SA対策）	全閉→全開	周辺補機棟 T. P. 24. 8m	手動操作	—
⑨	3V-RM-002制御用空気供給弁	全開→全閉	周辺補機棟 T. P. 28. 7m	手動操作	—
⑩	3V-RM-015制御用空気供給弁	全開→全閉	周辺補機棟 T. P. 17. 8m 中間床	手動操作	—
⑪	格納容器空気サンプルライン隔離弁操作可搬型窒素ガスボンベ口金弁1	全閉→全開	周辺補機棟 T. P. 24. 8m	手動操作	1系使用時
⑫	格納容器空気サンプルライン隔離弁操作窒素供給パネル入口弁1	全閉→全開	周辺補機棟 T. P. 24. 8m	手動操作	1系使用時
⑬	格納容器空気サンプルライン隔離弁操作窒素供給パネル減圧弁	全閉→調整開	周辺補機棟 T. P. 24. 8m	手動操作	—
⑭	格納容器空気サンプルライン隔離弁操作窒素供給パネル出口弁1	全閉→全開	周辺補機棟 T. P. 24. 8m	手動操作	—
⑮	格納容器空気サンプルライン隔離弁操作窒素供給パネル出口弁2	全閉→全開	周辺補機棟 T. P. 24. 8m	手動操作	—
⑯	3V-RM-002窒素ガス供給弁（SA対策）	全開→全閉 →全開	周辺補機棟 T. P. 28. 7m	手動操作	—
⑰	3V-RM-015窒素ガス供給弁（SA対策）	全開→全閉 →全開	周辺補機棟 T. P. 17. 8m 中間床	手動操作	—
⑱	格納容器雰囲気ガスサンプル冷却器補機冷却水入口弁	全開→全閉	周辺補機棟 T. P. 24. 8m	手動操作	—
⑲	可搬型ガスサンプル冷却器用冷却ポンプ入口弁（SA対策）	全閉→全開	周辺補機棟 T. P. 24. 8m	手動操作	—
⑳	可搬型ガスサンプル冷却器用冷却ポンプ出口弁（SA対策）	全閉→全開	周辺補機棟 T. P. 24. 8m	手動操作	—
㉑	可搬型ガスサンプル冷却器用冷却ポンプ	停止→起動	周辺補機棟 T. P. 24. 8m	スイッチ操作	交流電源
㉒	後置冷却器	停止→起動	周辺補機棟 T. P. 24. 8m	スイッチ操作	交流電源
㉓	可搬型水素パージ用ファン（2）	停止→起動	周辺補機棟 T. P. 24. 8m	スイッチ操作	交流電源
㉔	可搬型水素パージ用ファン（1）	停止→起動	周辺補機棟 T. P. 24. 8m	スイッチ操作	交流電源

25	格納容器雰囲気ガスサンプリング圧縮装置入口圧力制御弁	全閉→全開	周辺補機棟 T. P. 28. 7m	手動操作	交流電源
26	格納容器空気サンプル取出し格納容器外側隔離弁	全閉→全開	中央制御室	操作器操作	直流電源 制御用空気
27	格納容器空気サンプル戻り格納容器外側隔離弁	全閉→全開	中央制御室	操作器操作	直流電源 制御用空気
28	格納容器空気サンプル取出し格納容器内側隔離弁	全閉→全開	中央制御室	操作器操作	交流電源
29	可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置	停止→起動	周辺補機棟 T. P. 24. 8m	スイッチ操作	交流電源
30	格納容器雰囲気ガスサンプル冷却器補機冷却水排水ライン止め弁（SA対策）	全閉→全開	周辺補機棟 T. P. 24. 8m	手動操作	—

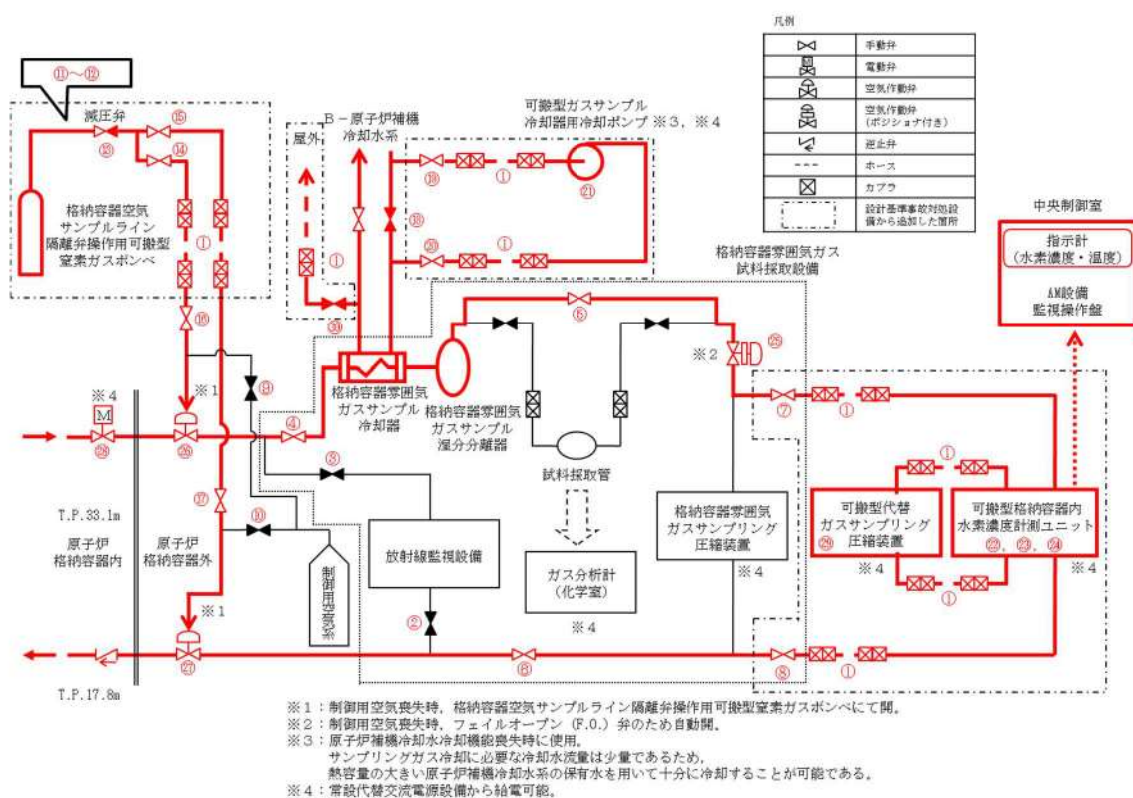


図 52-4-4 水素濃度監視（全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合）

No	機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法	備考
①	ホース	ホース接続	周辺補機棟 T. P. 24. 8m	接続操作	—
②	格納容器雰囲気ガスサンプル冷却器補機冷却水入口弁	全閉→全開	周辺補機棟 T. P. 24. 8m	手動操作	—
③	格納容器雰囲気ガスサンプル冷却器補機冷却水排水ライン止め弁 (SA 対策)	全閉→全開	周辺補機棟 T. P. 24. 8m	手動操作	—

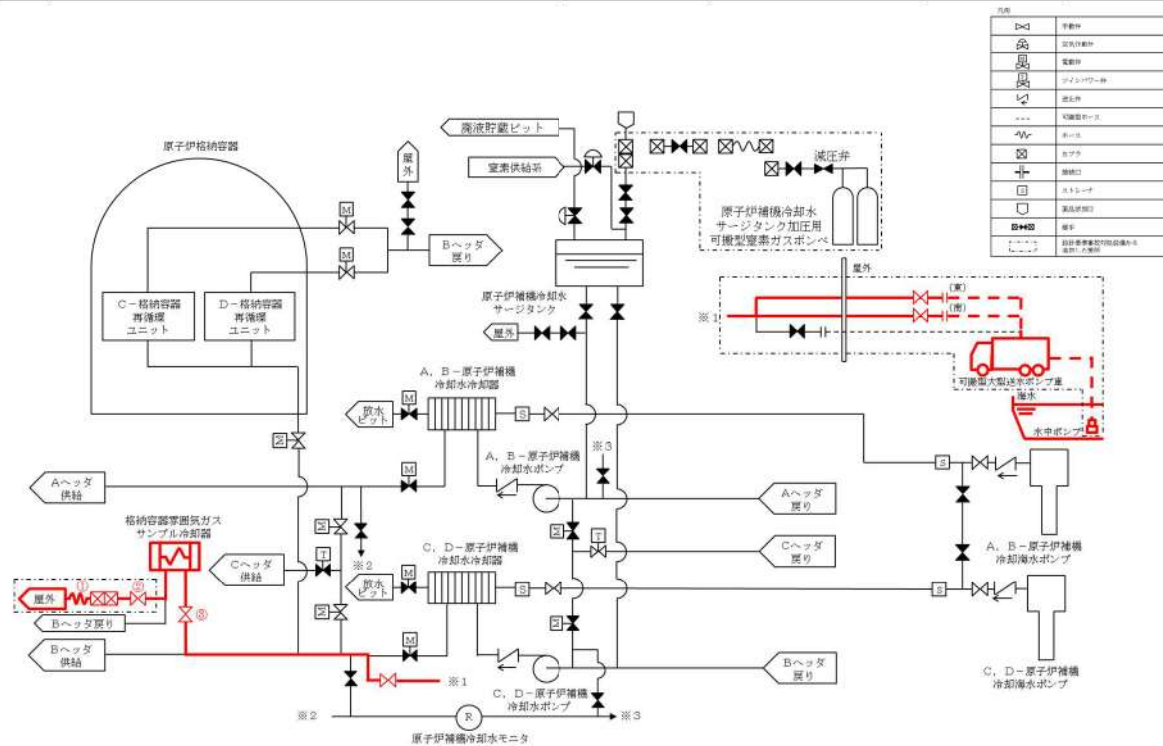


図 52-4-5 水素濃度監視（全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合）（建屋外接続口を使用する場合）

No	機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法	備考
①	ホース	ホース接続	周辺補機棟 T. P. 24. 8m	接続操作	—
②	格納容器雰囲気ガスサンプル冷却器補機冷却水入口弁	全閉→全開	周辺補機棟 T. P. 24. 8m	手動操作	—
③	格納容器雰囲気ガスサンプル冷却器補機冷却水排水ライン止め弁 (SA 対策)	全閉→全開	周辺補機棟 T. P. 24. 8m	手動操作	—

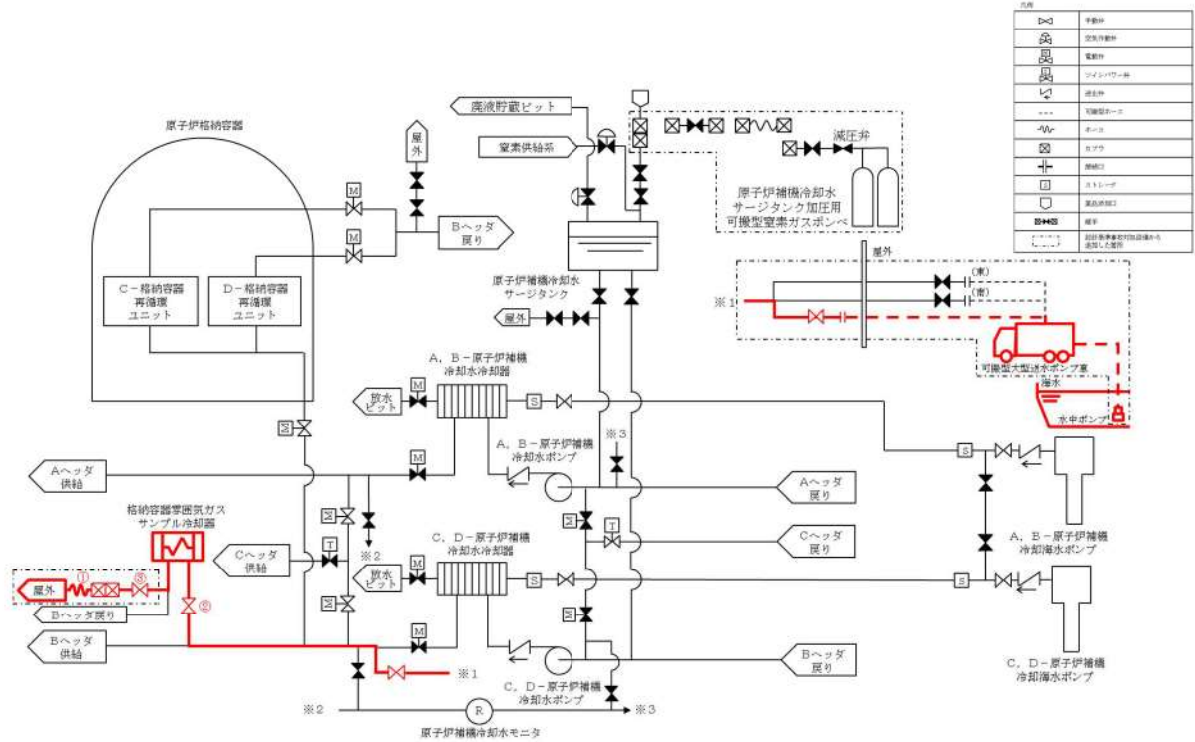


図 52-4-6 水素濃度監視（全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合）（建屋内接続口を使用する場合）

5 2 - 5 容量設定根拠

本資料は、一部、詳細設計中のものも含まれているため、設計の進捗により変更する場合があります。

名 称		可搬型大型送水ポンプ車
容 量	m ³ /h/個	□以上、□以上、□以上、□以上、 □以上、□以上、□
吐 出 圧 力	MPa	□以上、□以上、□以上、□以上、 □以上、□以上、□以上(□)
最高使用圧力	MPa	1.6
最高使用温度	℃	40
個 数	台	4 (6 (予備2))
原 動 機 出 力	kW/個	272

【設 定 根 拠】

(概 要)

重大事故等時に核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備として使用する可搬型大型送水ポンプ車は、以下の機能を有する。

可搬型注水設備（使用済燃料ピットへの注水）

系統構成は、可搬型注水設備としては海を水源とする可搬型大型送水ポンプ車に可搬型ホースを取り付けることにより使用済燃料ピットへ注水する設計とする。

可搬型大型送水ポンプ車は、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において使用済燃料貯蔵槽内の燃料体又は使用済燃料を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために設置する。

系統構成は、可搬型スプレイ設備としては、海を水源とする可搬型大型送水ポンプ車に可搬型ホースを取り付けることにより可搬型スプレイノズルへ送水し、使用済燃料ピットへスプレイを行う設計とする。

可搬型大型送水ポンプ車は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において発電所等外への放射性物質の拡散を抑制す

□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

るために設置する。

系統構成は、重大事故等対処設備（大気への拡散抑制）として、海を水源として可搬型大型送水ポンプ車にて送水し、可搬型スプレイノズルを介して燃料取扱建屋へ放水を行う設計とする。

可搬型大型送水ポンプ車は、設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を供給するために設置する。

系統構成は、海を水源とする可搬型大型送水ポンプ車に可搬型ホース等を取り付けることにより可搬型スプレイノズルへ送水し、使用済燃料ピットへスプレイを行う設計とする。

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備として炉心注水時に使用する可搬型大型送水ポンプ車は、以下の機能を有する。

可搬型大型送水ポンプ車は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、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及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するための代替格納容器スプレイポンプ等の水源となる燃料取替用水ピット若しくは原子炉へ直接海水等を注水するために設置する。

系統構成は、運転中の1次冷却材喪失事象時において余熱除去ポンプ及び高圧注入ポンプの故障等により炉心注入機能が喪失した場合に海を水源とする可搬型大型送水ポンプ車に可搬型ホース等を接続することで、代替格納容器スプレイポンプの水源である燃料取替用水ピットへ海水等を補給し、若しくは格納容器スプレイ系統と余熱除去系統間の連絡ラインを介して炉心へ直接注水できる設計とする。

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備として格納容器スプレイ時に使用する可搬型大型送水ポンプ車は、以下の機能を有する。

可搬型大型送水ポンプ車は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、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及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。

系統構成は、炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合において、原子炉に残存溶融デブリが存在する場合、格納容器水張り（格納容器スプレイ）により残存溶融デブリを冷却するため、海を水源とする可搬型大型送水ポンプ車に可搬型ホース等を取り付けることにより燃料取替用水ピットへ送水し、格納容器スプレイ系統を介して、原子炉格納容器内上部にあるスプレイリングのスプレイノズルからの通水により原子炉格納容器内に水を張ることで残存溶融デブリの冷却を行い、原子炉格納容器の破損を防止する設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備として使用する可搬型大型送水ポンプ車は、以下の機能を有する。

可搬型大型送水ポンプ車は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるため燃料取替用水ピットに海水等を補給するために設置する。

可搬型大型送水ポンプ車は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるため代替格納容器スプレイポンプの水源である燃料取替用水ピットに海水等を補給するために設置する。

これらの系統構成は、1次冷却材喪失事象において格納容器スプレイポンプの故障等により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失し、炉心の著しい損傷が発生した場合に海を水源とする可搬型大型送水ポンプ車に可搬型ホース等を取り付けることにより燃料取替用水ピットへ送水し、格納容器スプレイ系統を介して原子炉格納容器内上部にあるスプレイリングのスプレイノズルより原子炉格納容器内にスプレイすることにより圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させる設計とする。

可搬型大型送水ポンプ車は、使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において使用済燃料貯蔵槽内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために設置する。

系統構成は、使用済燃料ピットから大量の水の漏えいが発生し、使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端未満かつ水位低下が継続する場合に海を水源とする可搬型大型送水ポンプ車に可搬型ホース等を取り付けることにより可搬型スプレイノズルへ送水し、使用済燃料ピット全面へスプレイすることにより使用済燃料ピット内の燃料体等の著しい損傷の進行緩和、臨界防止及び放射性物質の放出低減を行う設計とする。

可搬型大型送水ポンプ車は原子炉補機冷却水設備への送水とそれ以外の設備への送水のために2台必要であることから、保有数は4台、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として2台の合計6台を分散して保管する。

1. 容量

1.1 使用済燃料ピットへ注水する場合の容量 $\square \text{ m}^3/\text{h}/\text{個}$ 以上

核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備として使用済燃料ピットへ注水する可搬型大型送水ポンプ車の容量は、使用済燃料ピット水の小規模の漏えいによる水位低下について、使用済燃料ピット入口配管からの漏えいの場合には、サイフォンブレイカの効果によりサイフォンブレイカ開口部の高さで水位低下は止まり、最も水位が低下する使用済燃料ピット出口配管からの漏えいの場合には、出口配管の高さまで水位が低下することで漏えいは止まるため、出口配管の水位から遮蔽基準値に相当する水位に到達するまでは余裕があることから、使用済燃料ピットの蒸発量 $\square \text{ m}^3/\text{h}$ を上回る容量として、 $\square \text{ m}^3/\text{h}/\text{個}$ 以上とする。

1.2 使用済燃料ピットへスプレイする場合の容量 $\square \text{ m}^3/\text{h}/\text{個}$ 以上

核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備として使用済燃料ピットへスプレイする可搬型大型送水ポンプ車の容量は、使用済燃料ピットから大量の水の漏えいが発生し、可搬型代替注水設備による注水を行っても使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端未満かつ水位低下が継続する場合において、使用済燃料ピット全面にスプレイ又は大量の水を放水することにより、できる限り環境への放射性物質の放出を低減できることを添付資料21「使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書」にて確認しており、そのときの容量が $\square \text{ m}^3/\text{h}$ であることから $\square \text{ m}^3/\text{h}/\text{個}$ 以上とする。

1.3 代替炉心注水を行う場合の容量 $\square \text{ m}^3/\text{h}/\text{個}$ 以上

原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備として炉心注水

\square 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

時に海水等を原子炉へ注水する可搬型大型送水ポンプ車の容量は、可搬型大型送水ポンプ車は設計基準対象施設の機能喪失時に使用する代替格納容器スプレイポンプの代替設備であることから、燃料取替用水ピットを水源とする代替格納容器スプレイポンプの有効性評価解析において、有効性が確認されている原子炉への注入流量を確保できる流量である□ m^3/h /個以上とする。

1.4 燃料取替用水ピットへ補給を行う場合の容量 □ m^3/h /個以上

原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備として炉心注水時に代替格納容器スプレイポンプの水源となる燃料取替用水ピットへ海水等を供給する可搬型大型送水ポンプ車の容量は、燃料取替用水ピットを水源とする代替格納容器スプレイポンプの有効性評価解析において、有効性が確認されている原子炉への注入流量を確保できる流量である□ m^3/h /個以上とする。

1.5 代替補機冷却及び格納容器内自然対流冷却を行う場合の容量 □ m^3/h /個以上

原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備として代替補機冷却及び格納容器内自然対流冷却を行う可搬型大型送水ポンプ車の容量は、原子炉補機冷却系統を介して高压注入ポンプ、PASS及び格納容器再循環ユニットへ海水等を送水し、各補機類の冷却及び格納容器内を自然対流冷却する設備であることから、高压注入ポンプ、PASSの冷却及び格納容器再循環ユニットを用いた格納容器自然対流冷却を行うために必要な容量である□ m^3/h /個以上とする。

1.6 補助給水ピットへ補給する場合の容量 □ m^3/h /個以上

原子炉冷却系統施設のうち蒸気タービンの附属設備として補助給水ピットへの補給を行う可搬型大型送水ポンプ車の容量は、蒸気発生器2次側へ給水する補助給水ポンプの水源である補助給水ピットへ補給する設備であることから、補助給水ポンプの給水流量を確保できる容量である□ m^3/h /個以上とする。

1.7 燃料取替用水ピットへ補給する場合の容量 □ m^3/h /個以上

原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備として格納容器スプレイ時に燃料取替用水ピットへ海水等を補給する可搬型大型送水ポンプ車の容量は、可搬型大型送水ポンプ車が設計基準対象施設の機能喪失時に使用する代替格納容器スプレイポンプの水源である燃料取替用水ピットへ補給する設備であることから、代替格納容器スプレイポンプの有効性評価解析において有効性が確認されている格納容器への注水流量を確保できる容量である□ m^3/h /個以上とする。

□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

公称値については、本設備は使用済燃料ピットへの注水と燃料取替用水ピットへの補給、使用済燃料ピットへの注水と補助給水ピットへの補給、若しくは代替補機冷却及び格納容器内自然対流冷却をそれぞれ1台の可搬型大型送水ポンプ車で同時に供給することがあるため、同時に供給する最大容量である代替補機冷却と格納容器自然対流冷却を行う場合の m³/hを上回る m³/hとする。

2. 吐出圧力

2.1 使用済燃料ピットへ注水する場合の吐出圧力 MPa以上

核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備として使用済燃料ピットへ注水する場合の可搬型大型送水ポンプ車の吐出圧力は、海水を使用済燃料ピットへ注水する場合の水源と移送先の圧力差、静水頭、機器圧損、配管・ホース及び弁類圧損を基に、同時送水を考慮して設定する。

水源と移送先の圧力差	約	0MPa
静水頭	約	0.227MPa
機器圧損	約	<input type="text"/> MPa
配管・ホース及び弁類圧損	約	<input type="text"/> MPa
合 計	約	<input type="text"/> MPa

以上より、核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備として使用済燃料ピットへ注水する場合の可搬型大型送水ポンプ車の吐出圧力は、 MPa以上とする。

2.2 使用済燃料ピットへスプレイする場合の吐出圧力 MPa以上

核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備として使用済燃料ピットへスプレイする場合の可搬型大型送水ポンプ車の吐出圧力は、海水を使用済燃料ピットへスプレイする場合の水源と移送先の圧力差、静水頭、機器圧損、配管・ホース及び弁類圧損を基に設定する。

水源と移送先の圧力差	約	0MPa
静水頭	約	0.227MPa
機器圧損 (スプレイノズル)	約	<input type="text"/> MPa

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

配管・ホース及び弁類圧損	約	□ MPa
合計	約	□ MPa

以上より、核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備として使用済燃料ピットへスプレイする場合の可搬型大型送水ポンプ車の吐出圧力は、□ MPa以上とする。

2.3 代替炉心注水を行う場合の吐出圧力 □ MPa以上

原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備として代替炉心注水を行う可搬型大型送水ポンプ車の吐出圧力は、海水を原子炉に注水する場合の水源と移送先の圧力差、静水頭、機器圧損、配管・ホース及び弁類圧損を基に設定する。

水源と移送先の圧力差	約	0.700MPa
静水頭	約	0.124MPa
機器圧損	約	□ MPa
配管・ホース及び弁類圧損	約	□ MPa
合計	約	□ MPa

以上より、原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備として代替炉心注水を行う可搬型大型送水ポンプ車の吐出圧力は、□ MPa以上とする。

2.4 燃料取替用水ピットへ補給する場合の吐出圧力 □ MPa以上

原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備として燃料取替用水ピットへ補給する可搬型大型送水ポンプ車の吐出圧力は、海水を燃料取替用水ピットへ補給する場合の水源と移送先の圧力差、静水頭、機器圧損、配管・ホース及び弁類圧損を基に設定する。

水源と移送先の圧力差	約	0MPa
静水頭	約	0.295MPa
機器圧損	約	□ MPa
配管・ホース及び弁類圧損	約	□ MPa
合計	約	□ MPa

以上より、原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備とし

□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

て燃料取替用水ピットへ補給する可搬型大型送水ポンプ車の吐出圧力は、MPa以上とする。

2.5 代替補機冷却及び格納容器内自然対流冷却を行う場合の吐出圧力 MPa以上

原子炉冷却系統施設のうち補機冷却水設備として代替補機冷却及び格納容器内自然対流冷却を行う場合の可搬型大型送水ポンプ車の吐出圧力は、海水を原子炉補機冷却水系統に送水する場合の水源と移送先の圧力差、静水頭、機器圧損、配管・ホース及び弁類圧損を基に設定する。

水源と移送先の圧力差	約	0.275MPa
静水頭	約	0.323MPa
機器圧損	約	<input type="text"/> MPa
配管・ホース及び弁類圧損	約	<input type="text"/> MPa
合 計	約	<input type="text"/> MPa

以上より、原子炉冷却系統施設のうち補機冷却水設備として代替補機冷却及び格納容器内自然対流冷却を行う場合の可搬型大型送水ポンプ車の吐出圧力は、MPa以上とする。

2.6 補助給水ピットへ補給する場合の吐出圧力 MPa以上

原子炉冷却系統施設のうち、蒸気タービン附属設備として補助給水ピットへ補給する可搬型大型送水ポンプ車の吐出圧力は、海水を補助給水ピットへ補給する場合の水源と移送先の圧力差、静水頭、機器圧損、配管・ホース及び弁類圧損を基に同時送水を考慮して設定する。

水源と移送先の圧力差	約	0MPa
静水頭	約	0.190MPa
機器圧損	約	<input type="text"/> MPa
配管・ホース及び弁類圧損	約	<input type="text"/> MPa
合 計	約	<input type="text"/> MPa

以上より、原子炉冷却系統施設のうち、蒸気タービン附属設備として補助給水ピットへ補給する可搬型大型送水ポンプ車の吐出圧力は、MPa以上とする。

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

2.7 燃料取替用水ピットへ補給する場合の吐出圧力 MPa以上

原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備として燃料取替用水ピットへ補給する可搬型大型送水ポンプ車の吐出圧力は、海水を燃料取替用水ピットへ補給する場合の水源と移送先の圧力差、静水頭、機器圧損、配管・ホース及び弁類圧損を基に同時送水を考慮し設定する。

水源と移送先の圧力差	約	0MPa
静水頭	約	0.295MPa
機器圧損	約	<input type="text"/> MPa
配管・ホース及び弁類圧損	約	<input type="text"/> MPa
合 計	約	<input type="text"/> MPa

以上より、原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備として燃料取替用水ピットへ補給する可搬型大型送水ポンプ車の吐出圧力は、 MPa以上とする。

公称値については、要求される最大吐出圧力 MPaを上回る MPaのポンプとする。

3. 最高使用圧力 ^(注1)

可搬型大型送水ポンプ車を重大事故等時において使用する場合の圧力は、ポンプ吐出圧力を電氣的に1.6MPaに制限していることから、その制限値である1.6MPaとする。

4. 最高使用温度 ^(注1)

可搬型大型送水ポンプ車を重大事故等時において使用する場合の温度は、水源である海水の温度 ^(注2)が40℃を下回るため40℃とする。

5. 原動機出力

可搬型大型送水ポンプ車の原動機出力は、流量 m³/h時の軸動力を基に設定する。

可搬型大型送水ポンプ車の流量が m³/h、吐出圧力が MPa、そのときの同ポンプの必要軸動力は、メーカー設定値より kW/個とする。

(注1) 重大事故等対処設備については、重大事故等時において使用する場合の圧力及び温度を記載する。

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

以降の重大事故等時の最高使用圧力及び最高使用温度についても同様の記載とする。

(注2) 海水の温度は、外気の温度である原子炉設置変更許可申請書添付書類六に示す泊発電所における最高の月平均気温である8月の約25.6℃（寿都特別地域気象観測所24.5℃、小樽特別地域気象観測所25.6℃）を下回る。

参考 可搬型大型送水ポンプ車付属水中ポンプの揚程について

可搬型大型送水ポンプ車は、付属の水中ポンプにて取水し、車載の送水ポンプにて送水する構造である。

容量設定根拠で示している吐出圧力は、送水ポンプ（送水側）によるものであることから、ここでは、可搬型大型送水ポンプ車付属の水中ポンプによって各取水場所から取水し、送水ポンプに送水できることを示す。

可搬型大型送水ポンプ車は、動力消防ポンプ車の技術上の規格を定める省令（自治省令 24 号）に準拠して製造されており、水中ポンプを用いず吸水（大気圧のみで水を吸い上げる）することが可能である。可搬型大型送水ポンプ車は、同省令第 21 条（ポンプの放水性能試験）で定める放水性能試験にて、吸水高さ 3m の状態において定格容量を満足することを確認している。

注水設備及び除熱設備として使用する可搬型大型送水ポンプ車は、取水水面と送水ポンプ吸込み口の高低差が最大となる 3 号炉取水ピットスクリーン室から送水ポンプへ取水する時でも、付属の水中ポンプを用いることにより最大取水量を満足する設計としている。

放水性能試験時及び水中ポンプを用いた 3 号炉取水ピットスクリーン室からの最大取水時の有効吸込み水頭を第 1 表に示す。

第 1 表に示すとおり、放水性能試験における送水ポンプの有効吸込み水頭 に対し、水中ポンプの定格揚程、最大取水時における取水ラインホースの圧力損失、取水水面と送水ポンプ吸込み口の高低差等を考慮した場合の有効吸込み水頭は であり、放水性能試験における送水ポンプの有効吸込み水頭を上回っていることから、水中ポンプから送水ポンプへの送水が可能である。

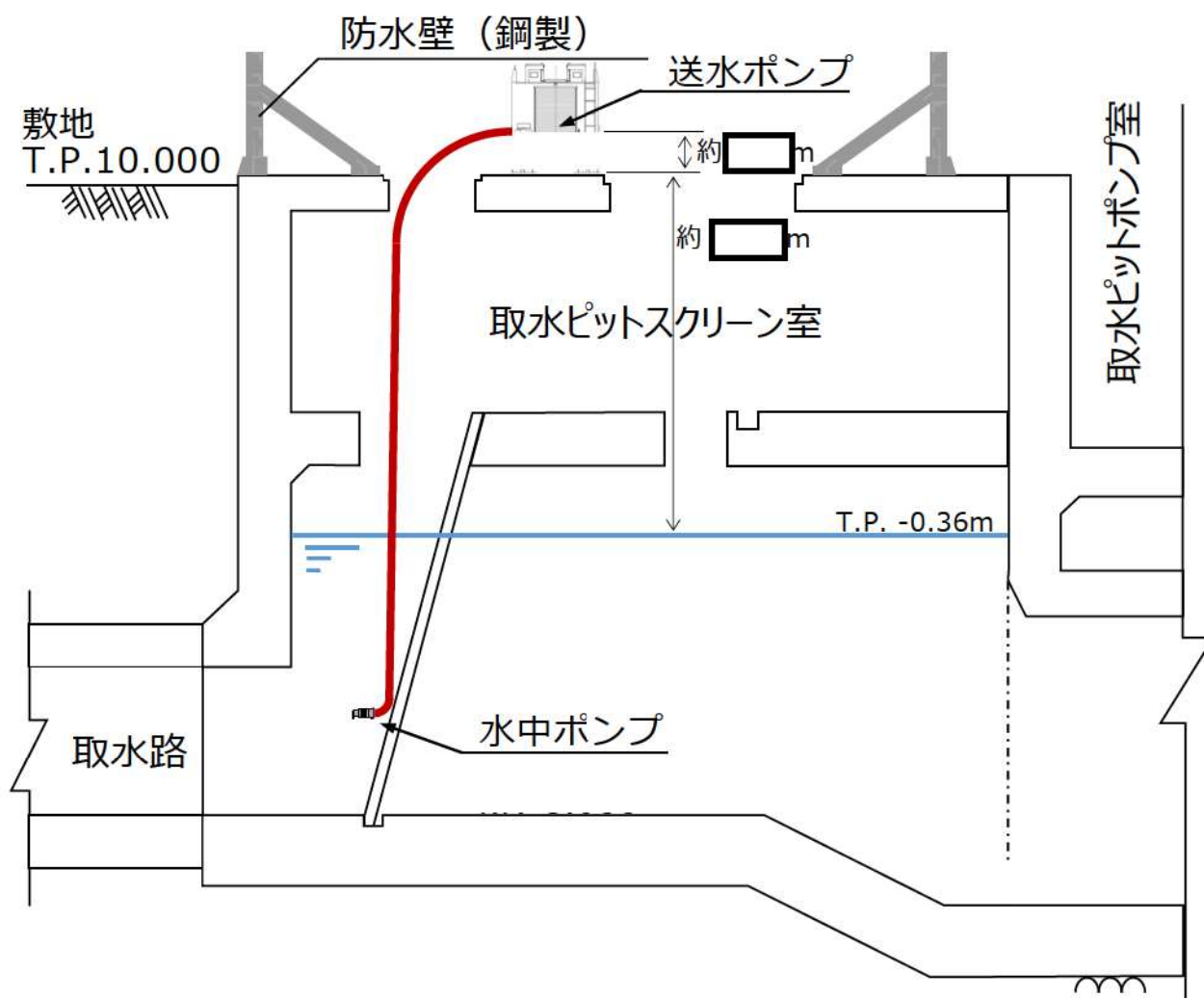
なお、水中ポンプは、水面下約 5m に吊り下げられることから引き津波を考慮しても運転必要最低水位が常に確保されるため、水中ポンプにキャビテーションを発生させることなく、送水ポンプへ送水可能である。

第1表 取水場所で供給可能な吸込み水頭

取水方法	取水場所	取水量 [m ³ /h]	取水水面と送水 ポンプ吸込み 口の高低差 [m]	ホースの 圧力損失 [m]	水中ポンプの 定格揚程 [m]	大気圧 [m]	飽和蒸気圧力* [m]	有効吸込み水頭 [m]
吸水	-	300	3	<input type="text"/>	-	10.3	0.08 (水温5℃の値)	<input type="text"/>
付属水中 ポンプ	3号炉取水ピット スクリーン室	187.5	<input type="text"/>	<input type="text"/>	10	10.3	0.76 (水温40℃の値)	<input type="text"/>

*放水性能試験における水温の規定はないため、安全側に飽和蒸気圧力を設定している。

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



第1図 可搬型大型送水ポンプ車の3号炉取水ピットスクリーン室上部配置図

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

名 称		原子炉格納容器内水素処理装置
容 量	—	—
最高使用圧力	—	—
最高使用温度	℃	500
再結合効率	kg/h/個	1.2 (水素濃度4vol%、0.15MPa[abs])
個 数	—	5
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>・重大事故等対処設備</p> <p>重大事故等時に使用する原子炉格納容器内水素処理装置（以下、「PAR」という。）は、以下の機能を有する。</p> <p>原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備として使用するPARは、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による原子炉格納容器の破損を防止するために設置する。</p> <p>系統構成は、水素濃度制御設備（水素濃度低減）として、PARはジルコニウム-水反応等で短期的に発生する水素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を除去することにより、原子炉格納容器内の水素濃度を継続的に低減できる設計とする。</p> <p>PARは、設置（変更）許可を受けた評価に用いた再結合効率1.2kg/h/個（水素濃度4vol%、0.15MPa [abs] 時）を満足する以下の性能評価式を持つ型式品を設置する設計とする。</p> $\gamma = \eta \cdot \min(X_{H_2}, 2 \cdot X_{O_2}, 8.0) \cdot (A \cdot P + B) \cdot \tanh(X_{H_2} - 0.5)$ <p> γ : 再結合効率(g/s = (3600/1000)kg/h) η : 1.0 ($X_{O_2} > X_{H_2}$), X_{H_2} : 水素体積比(vol%) X_{O_2} : 酸素体積比(vol%) P : 圧力(bar = 0.1MPa) A, B : 係数 </p>		

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

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、OECD/NEA（経済協力開発機構／原子力機関）のTHAIプロジェクトでは、メーカ評価式の関連の確認を含め、試験を行い、性能を確認している。

性能確認の詳細については、添付資料37「原子炉格納施設の水素濃度低減に関する説明書」に示す。

PARの設置個数は、原子炉格納容器内に合計5個とする。

1. 容量

反応熱による自然対流であるため、容量は設定しない。

2. 最高使用圧力

耐圧部材はないため、最高使用圧力は設定しない。

3. 最高使用温度

OECD/NEAのTHAIプロジェクトでの水素を燃焼させた試験（水素濃度最大 \square vol%）時に計測した結果を第1図、第2図に示す。PARの重大事故等時における使用温度については、PAR管体の温度として設定する。第2図に示すように、PAR管体の温度は内部の出口ガス温度と同等であることから、PAR管体の温度を内部の出口ガス温度相当とする。

第1表に水素の自己着火による水素燃焼発生条件を示す。PAR管体の温度については、水素の自己着火による水素燃焼が発生した条件下では、直接的な温度計測が行われていないが、前述の試験結果よりPAR管体内部の出口ガス温度相当から設定する。

水素の自己着火時の出口ガス温度は、第1表に示すとおり、触媒プレートと管体の間にある仕切板等により約 \square ℃となる。これは、自己着火時の出口ガス温度であるため、自己着火による温度上昇も考慮された温度と判断できる。


したがって、PARの最高使用温度は、自己着火時のPAR内部の出口ガス温度（最高約 \square ℃）を上回る500℃とする。

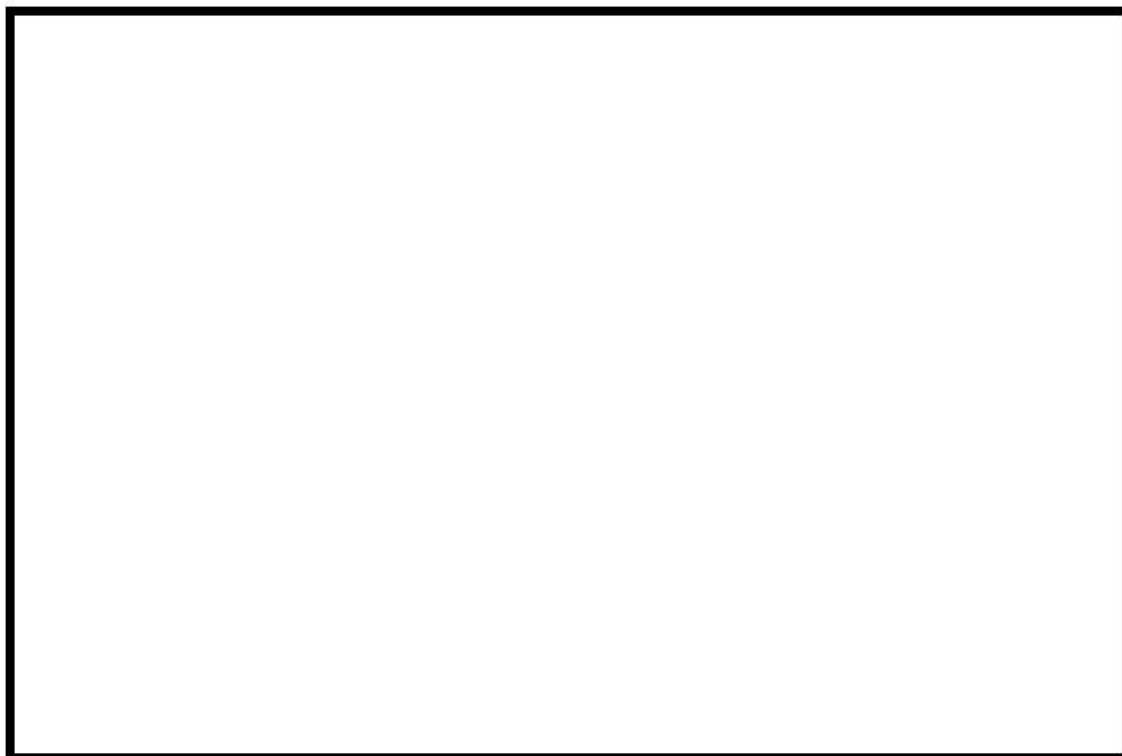
\square 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

第1表 THAI 試験における水素の自己着火による水素燃焼発生条件

A large rectangular box with a thick black border, representing redacted content for Table 1. The interior is completely blank.

第1図 THAI プロジェクト試験用 PAR 概要 (計装)

 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



第2図 試験結果 (PAR 温度の時間変化 : PAR 筐体温度あり)

4. 再結合効率

PARは、ジルコニウム-水反応等で短期間に発生する水素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濃度を低減することにより、原子炉格納容器内の水素濃度を継続的に低減できる設計とする。

メーカーの性能評価式に基づく再結合率を有するPARの効果により炉心損傷後の原子炉格納容器内の水素濃度低減を進めていけることについては、有効性評価の評価結果^(注1)において確認している。

以上より、PARの1個の再結合率としては、上述の評価に使用したメーカー性能評価式に基づく再結合効率とし、代表点として水素濃度4vol%，圧力0.15MPaのときの1.2kg/h/個とする。

PARの設置場所及び再結合効率については、添付資料37「原子炉格納施設の水素濃度低減に関する説明書」に示す。

(注1) 泊発電所3号機発電用原子炉設置変更許可申請書 本文十号 ハの(2)有効性評価 (iii)評価結果b. (f)における評価結果

■ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

名 称		格納容器水素イグナイタ
容 量	W/個	<input type="text"/> 以上 (556)
<p>() 内は公称値を示す。</p> <p>【設 定 根 拠】</p> <p>・ 重大事故等対処設備</p> <p>重大事故等時に使用する格納容器水素イグナイタは、以下の機能を有する。</p> <p>格納容器水素イグナイタは、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために設置する。</p> <p>系統構成は、水素濃度制御設備として、格納容器水素イグナイタは、炉心の著しい損傷に伴い事故初期に原子炉格納容器内に大量に放出される水素を計画的に燃焼させ、原子炉格納容器内の水素濃度ピークを制御できる設計とする。</p> <p>格納容器水素イグナイタの設置個数は、原子炉格納容器内に合計12（予備1（ドーム部頂部付近用））個とする。</p> <p>1. 容量</p> <p>格納容器水素イグナイタは、設置（変更）許可において評価した解析^(注1)において、周囲の水素濃度が8vol%以上（水蒸気濃度55vol%以下）となった時点の着火条件としていることから、格納容器水素イグナイタの着火条件は水素濃度が8vol%以下（水蒸気濃度55vol%以下）とし、供給電圧の変動を想定しても水素の自己着火温度まで格納容器水素イグナイタの周囲空気温度を上昇できるよう、着火性能試験により着火下限値を確認したヒータ電気容量を上回る、定格電圧AC120Vで<input type="text"/>W/個以上とする。</p> <p>公称値については、<input type="text"/>556W/個とする。</p> <p>(注1) 設置（変更）許可における静的触媒式水素再結合装置による水素濃度低減性能の評価における評価条件の不確かさの影響確認での解析</p> <p>格納容器水素イグナイタの設置箇所及びヒータ電気容量を確認した着火性能試験については、添付資料37「原子炉格納施設の水素濃度低減に関する説明書」に示す。</p>		

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

名 称		格納容器空気サンプルライン隔離弁操作用 可搬型窒素ガスポンペ
容 量	L/個	46.7 以上 (46.7)
最高使用圧力	MPa	14.7
最高使用温度	℃	40
個 数	—	1以上 (2 (予備1))

【設 定 根 拠】

・ 重大事故等対処設備

重大事故等時に使用する格納容器空気サンプルライン隔離弁操作用可搬型窒素ガスポンペは、以下の機能を有する。

計測制御系統施設のうち制御用空気設備として使用する格納容器空気サンプルライン隔離弁操作用可搬型窒素ガスポンペは、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内の水素濃度を変動する可能性のある範囲で測定するために設置する。

系統構成は、水素濃度監視として格納容器空気サンプルライン隔離弁操作用可搬型窒素ガスポンペは空気作動弁である格納容器空気サンプルライン隔離弁に窒素を供給し、作動させることで格納容器内水素濃度計測ユニット等により原子炉格納容器内の水素濃度を測定できる設計とする。これらの系統構成については、設備別記載事項の設定根拠に関する説明書別添3「技術基準規則 第67条系統図」による。

格納容器空気サンプルライン隔離弁操作用可搬型窒素ガスポンペの保有数は、1セット1個（取出し、戻りライン用合わせて1個）、保守点検中にも使用可能であるため、保守点検による待機除外時のバックアップ用は考慮せずに故障時のバックアップ用として1個の合計2個を保管する。

1. 容量

重大事故等時に使用する格納容器空気サンプルライン隔離弁操作用可搬型窒素ガスポンペは、高圧ガス保安法の適合品である一般汎用型の窒素ガスポンペを使用する。このため、当該ポンペの容量は一般汎用型の窒素ガスポンペの標準容量46.7L/個以上とする。

代替制御用空気供給設備の格納容器空気サンプルライン隔離弁操作用可搬型窒素ガスポン

べは、格納容器空気サンプルライン隔離弁の開放及び開維持ができる容量を有する設計とする。

なお、格納容器空気サンプルライン隔離弁への空気供給ラインには、窒素がリークする箇所がないため連続加圧の必要はなく、1回の加圧作業で格納容器空気サンプルライン隔離弁は、「開」状態を維持する。

想定操作	開保持1回
消費量	<ul style="list-style-type: none"> ・連続消費量：□ Nm³/h 供給先にある機器の消費量を含む継続的に消費される量 ・バッチ消費量(格納容器空気サンプルライン隔離弁2台分)：約 □ Nm³/回 格納容器空気サンプルライン隔離弁を全開にするための消費量 ・配管加圧消費量：約 □ Nm³/回 窒素供給ラインを重大事故等時の供給圧力まで加圧するための消費量 窒素ガス消費総量： <div style="border: 1px solid black; width: 150px; height: 15px; margin-left: 20px;"></div>
ポンベ必要個数	<ul style="list-style-type: none"> ・ポンベ充てん圧力：14.801MPa[abs] ・ポンベ容量：6.84Nm³/個^(注1) ・制御弁動作圧力：□ MPa[abs] 窒素供給時は、制御弁動作圧力以上を維持する必要があることから、ポンベ1個当たりの供給可能量は、 <div style="border: 1px solid black; width: 250px; height: 15px; margin-left: 20px;"></div> 必要個数： <div style="border: 1px solid black; width: 150px; height: 15px; margin-left: 20px;"></div>

以上より、格納容器空気サンプルライン隔離弁操作用可搬型窒素ガスポンベの必要個数は約 □ 個となるため、設置個数は約 □ 個を上回る1個とする。

公称値については、要求される容量と同じ46.7L/個とする。

2. 最高使用圧力

格納容器空気サンプルライン隔離弁操作用可搬型窒素ガスポンベを重大事故等時において

□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

使用する場合の圧力は、高圧ガス保安法の適合品であるポンベにて実績を有する充てん圧力である14.7MPaとする。

3. 最高使用温度

格納容器空気サンプルライン隔離弁操作可搬型窒素ガスポンベを重大事故等時において使用する場合の温度は、高圧ガス保安法に基づき40℃とする。

(注1) 格納容器空気サンプルライン隔離弁操作可搬型窒素ガスポンベ内の窒素量

$$Q = P \times V_1 / 0.101 = 14.801 \times 46.7 \times 10^{-3} / 0.101 = 6.84 \text{Nm}^3$$

Q : 窒素ポンベ内の窒素量 (Nm³)

V₁ : ポンベの容量 (m³) = 46.7 × 10⁻³

P : ポンベの充てん圧力 (MPa[abs]) = 14.7 + 0.101 = 14.801

名 称		可搬型ガスサンプル冷却器用冷却ポンプ
容 量	m ³ /h/個	□ 以上 (1.0)
揚 程	m	□ 以上 (10)
最高使用圧力	MPa	0.33
最高使用温度	℃	40
原 動 機 出 力	kW/個	0.4 以上
個 数	—	1 以上 2(予備1)

()内は公称値を示す。

【設 定 根 拠】

・ 重大事故等対処設備

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備として使用する可搬型ガスサンプル冷却器用冷却ポンプは、以下の機能を有する。

可搬型ガスサンプル冷却器用冷却ポンプは、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による破損を防止するための設備のうち、原子炉格納容器内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設置する。

系統構成は、全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合においては、可搬型ガスサンプル冷却器用冷却ポンプを原子炉補機冷却水系統に接続することで、サンプリングガスを冷却するための格納容器雰囲気ガスサンプル冷却器へ原子炉補機冷却水を供給できる設計とする。これらの系統構成については、設備別記載事項の設定根拠に関する説明書別添3「技術基準規則 第67条系統図」による。

1. 容量

可搬型ガスサンプル冷却器用冷却ポンプを重大事故等時において使用する場合の容量は、重大事故発生時に原子炉格納容器内の雰囲気ガスを一部サンプルガスとして格納容器雰囲気ガスサンプル冷却器にて冷却するために必要な原子炉補機冷却水流量が□ m³/hであるため、ポンプの容量は□ m³/h/個とする。

公称値については、□ 1.0m³/h/個とする。

□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

2. 揚程

可搬型ガスサンプル冷却器用冷却ポンプを重大事故等時において使用する場合の揚程は、運転状態のときの取水源と移送先の圧力差、静水頭、機器圧損、配管及び弁類圧損等が以下のとおり約 m であることから、 m とする。

取水源と移送先の圧力差	約 0m
静水頭	約 0m
機器圧損	約 <input type="text"/> m
配管及び弁類圧損等	約 <input type="text"/> m
合計	約 <input type="text"/> m

公称値については、 10m とする。

3. 最高使用圧力

可搬型ガスサンプル冷却器用冷却ポンプを重大事故等時において使用する場合の圧力は、原子炉補機冷却水サージタンクから可搬型ガスサンプル冷却器用冷却ポンプまでの静水圧 m (= MPa) とポンプ定格運転時の揚程 m (= MPa) の合計した圧力 0.3MPa を上回る 0.33MPa とする。

4. 最高使用温度

可搬型ガスサンプル冷却器用冷却ポンプを重大事故等時において使用する場合の温度は、水源である原子炉補機冷却水の通常運転時の最高温度 32℃ を上回る 40℃ とする。

5. 原動機出力

可搬型ガスサンプル冷却器用冷却ポンプを重大事故等時において使用する場合の原動機出力は、容量 m³/h 以上、揚程 m 以上を満足する市販製品より選定する。

容量、揚程を満足するポンプを選定した結果より、可搬型ガスサンプル冷却器用冷却ポンプの原動機出力は、0.4kW/個とする。

6. 個数

可搬型ガスサンプル冷却器用冷却ポンプの保有数は、重大事故等対処設備として1個並びに故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として予備1個とし、分散して保管する。

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

名 称		可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置	
圧縮機	容 量	Nm ³ /h	□以上
	吐出圧力	MPa	□以上
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置は、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内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監視設備（水素濃度監視）として、原子炉格納容器内の雰囲気ガスを可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットへ供給するために設置する。</p> <p>可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置の保有数は、重大事故等対処設備として1個、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1個の合計2個を保管する。</p> <p>1. 容量</p> <p>可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置を重大事故等対処設備として使用する場合は、格納容器雰囲気ガスサンプリング圧縮装置の重大事故等時における容量と同じ□Nm³/h以上とする。</p> <p>2. 吐出圧力</p> <p>可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置を重大事故等対処設備として使用する場合は吐出圧力は、原子炉格納容器の重大事故等時における使用圧力□MPaを押し込める圧力として□MPa以上とする。</p>			

□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

名 称		格納容器雰囲気ガスサンプル冷却器
伝 熱 面 積	m ² /個	□以上

【設 定 根 拠】

格納容器雰囲気ガスサンプル冷却器は、設計基準対象施設として原子炉格納容器内からのサンプリングガスを冷却するために設置する。

重大事故等対処設備としては、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内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監視設備（水素濃度監視）として、原子炉格納容器内からサンプルされたサンプリングガスを冷却するために設置する。

格納容器雰囲気ガスサンプル冷却器は、設計基準対象施設として1個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

1. 伝熱面積

設計基準対象施設として使用する格納容器雰囲気ガスサンプル冷却器の伝熱面積は事故発生3時間後に測定する原子炉格納容器内からのサンプリングガスを□℃以下とするために必要な容量□kWを満足するために必要な最少伝熱面積を基に設定する。

必要最小伝熱面積は、設計熱交換量、伝熱管熱通過率及び高温側と低温側の温度差の平均値である対数平均温度差を用いて以下のように求められる。

$$\begin{aligned} \text{必要最小伝熱面積} &= \frac{Q}{K_0 \cdot \Delta T} \\ &= \frac{\square}{\square} \div \square \text{ m}^2 \end{aligned}$$

- Q : 設計熱交換量 (W) = □
- K₀ : 伝熱管熱通過率 (W/m²・K) = □
- ΔT : 対数平均温度差 (K) = □

(参考文献: 「伝熱工学資料 改訂第5版」 (平成21年 日本機械学会))

以上より、格納容器雰囲気ガスサンプル冷却器の伝熱面積は、必要な最小伝熱面積が格納容器雰囲気ガスサンプリング冷却器への原子炉補機冷却水的设计流量である□m³/hにおいて□m²であることから、これを上回る伝熱面積として、□m²/個以上とする。

□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

格納容器雰囲気ガスサンプル冷却器を重大事故等時において使用する場合の伝熱面積は、重大事故等発生後の原子炉格納容器内からのサンプリングガスを \square °Cまで下げるために必要な容量 \square kWを満足するために必要な最小伝熱面積を基に設定する。

必要最小伝熱面積は、設計熱交換量、伝熱管熱通過率及び高温側と低温側の温度差の平均値である対数平均温度差を用いて以下のように求められる。

$$\begin{aligned} \text{必要最小伝熱面積} &= \frac{Q}{K_0 \cdot \Delta T} \\ &= \frac{\square}{\square} \div \square \text{ m}^2 \end{aligned}$$

- Q : 設計熱交換量 (W) = \square
- K_0 : 伝熱管熱通過率 (W/m²・K) = \square
- ΔT : 対数平均温度差 (K) = \square

(参考文献: 「伝熱工学資料 改訂第5版」 (平成21年 日本機械学会))

以上より、全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能喪失時に冷却水を供給する可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却水ポンプによる原子炉補機冷却水設計流量又は可搬型大型送水ポンプ車による海水設計流量である \square m³/hにおいて \square m²であることから、これを上回る伝熱面積として \square m²/個以上とする。

\square 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

1. 原子炉格納容器内水素処理装置温度監視装置

(1) 設置目的

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止できるよう、原子炉格納容器内の水素濃度を低減するための水素濃度制御設備として、原子炉格納容器内水素処理装置温度監視装置を設ける。

(2) 設備概要

原子炉格納容器内水素処理装置温度監視装置は、重大事故等対処設備の機能を有しており、熱電対にて温度を起電力として検出する。検出した起電力は、シビアアクシデント監視盤内の演算装置にて温度に変換する処理を行った後、原子炉格納容器内水素処理装置温度として中央制御室に表示し、記録する。

(図 5 2 - 5 - 1 「原子炉格納容器内水素処理装置温度監視装置の概略構成図」参照。)

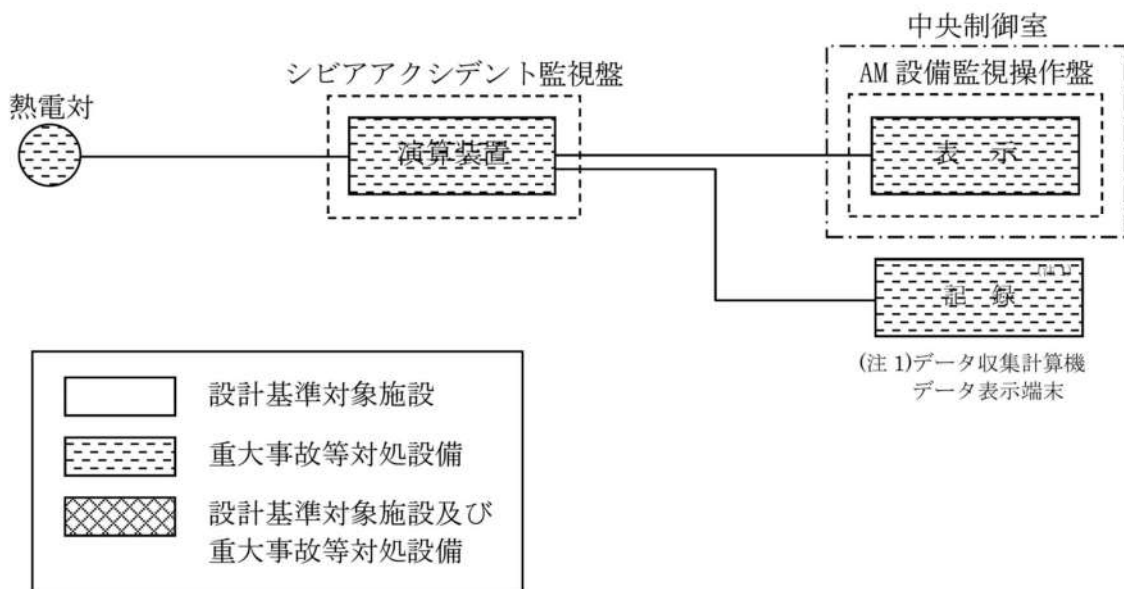


図 5 2 - 5 - 1 原子炉格納容器内水素処理装置温度監視装置の概略構成図

(3) 計測範囲

原子炉格納容器内水素処理装置温度監視装置の仕様を表 5 2 - 5 - 1 に示す。

表 5 2 - 5 - 1 原子炉格納容器内水素処理装置温度監視装置の仕様

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
原子炉格納容器内水素処理装置温度監視装置	熱電対	0～800℃	5	原子炉格納容器内

2. 格納容器水素イグナイタ温度監視装置

(1) 設置目的

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止できるよう、原子炉格納容器内の水素濃度を低減するための水素濃度制御設備として、格納容器水素イグナイタ温度監視装置を設ける。

(2) 設備概要

格納容器水素イグナイタ温度監視装置は、重大事故等対処設備の機能を有しており、熱電対にて温度を起電力として検出する。検出した起電力は、シビアアクシデント監視盤内の演算装置にて温度に変換する処理を行った後、格納容器水素イグナイタ温度として中央制御室に表示し、記録する。

(図5 2 - 5 - 2 「格納容器水素イグナイタ温度監視装置の概略構成図」参照。)

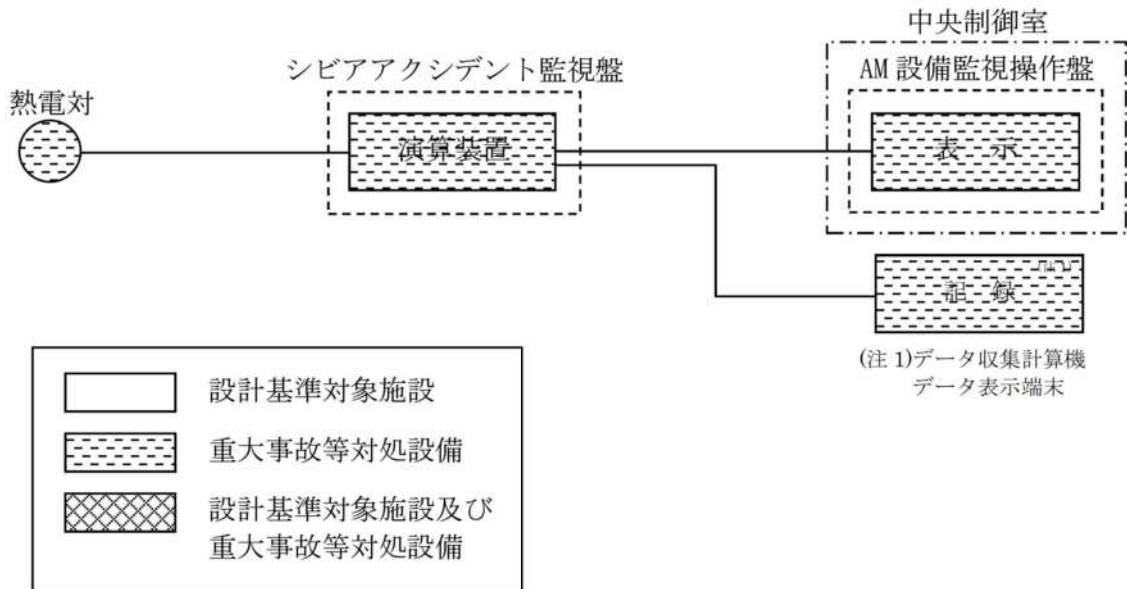


図5 2 - 5 - 2 格納容器水素イグナイタ温度監視装置の概略構成図

(3) 計測範囲

格納容器水素イグナイタ温度監視装置の仕様を表5 2 - 5 - 2に示す。

表5 2 - 5 - 2 格納容器水素イグナイタ温度監視装置の仕様

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
格納容器水素イグナイタ温度監視装置	熱電対	0～800℃	13	原子炉格納容器内

3. 可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット

(1) 設置目的

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止できるよう、原子炉格納容器内の水素濃度を低減するための水素濃度制御設備として、可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットを設ける。

(2) 設備概要

可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットは、重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器内水素濃度の検出信号は、熱伝導式検出器にて水素濃度を電圧信号として検出する。検出した電圧信号は、変換器にて電流信号に変換し、シビアアクシデント監視盤内の演算装置にて水素濃度信号へ変換する処理を行った後、格納容器内水素濃度として中央制御室に表示し、記録する。

(図5 2-5-3「可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットの概略構成図」参照。)

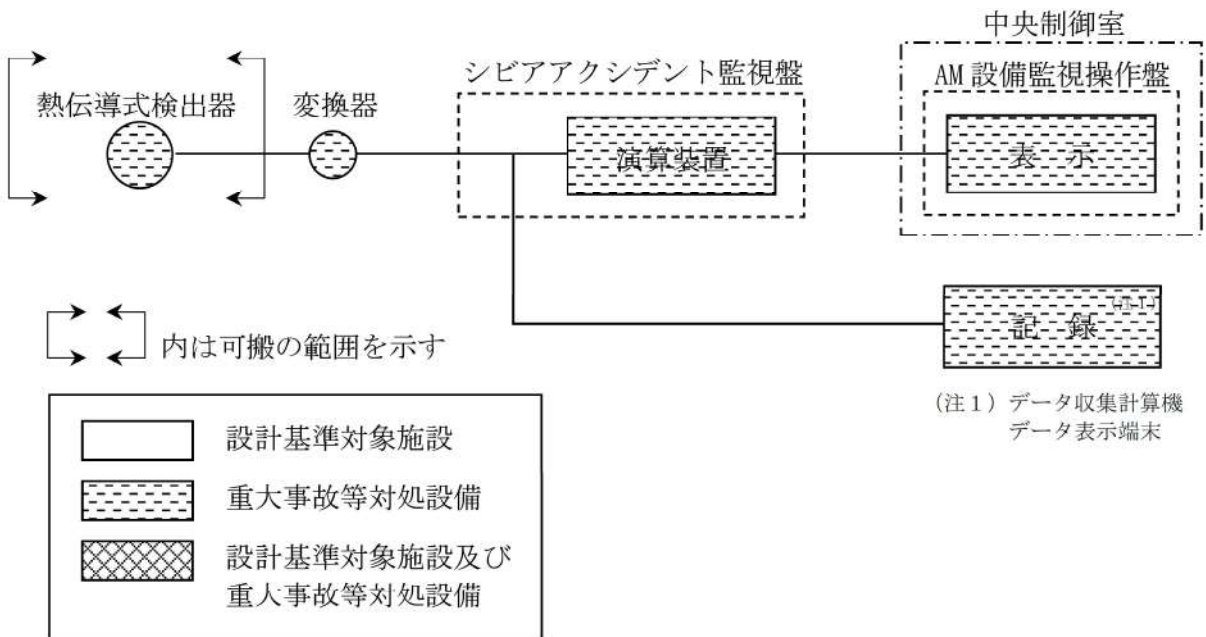


図5 2-5-3 可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットの概略構成図

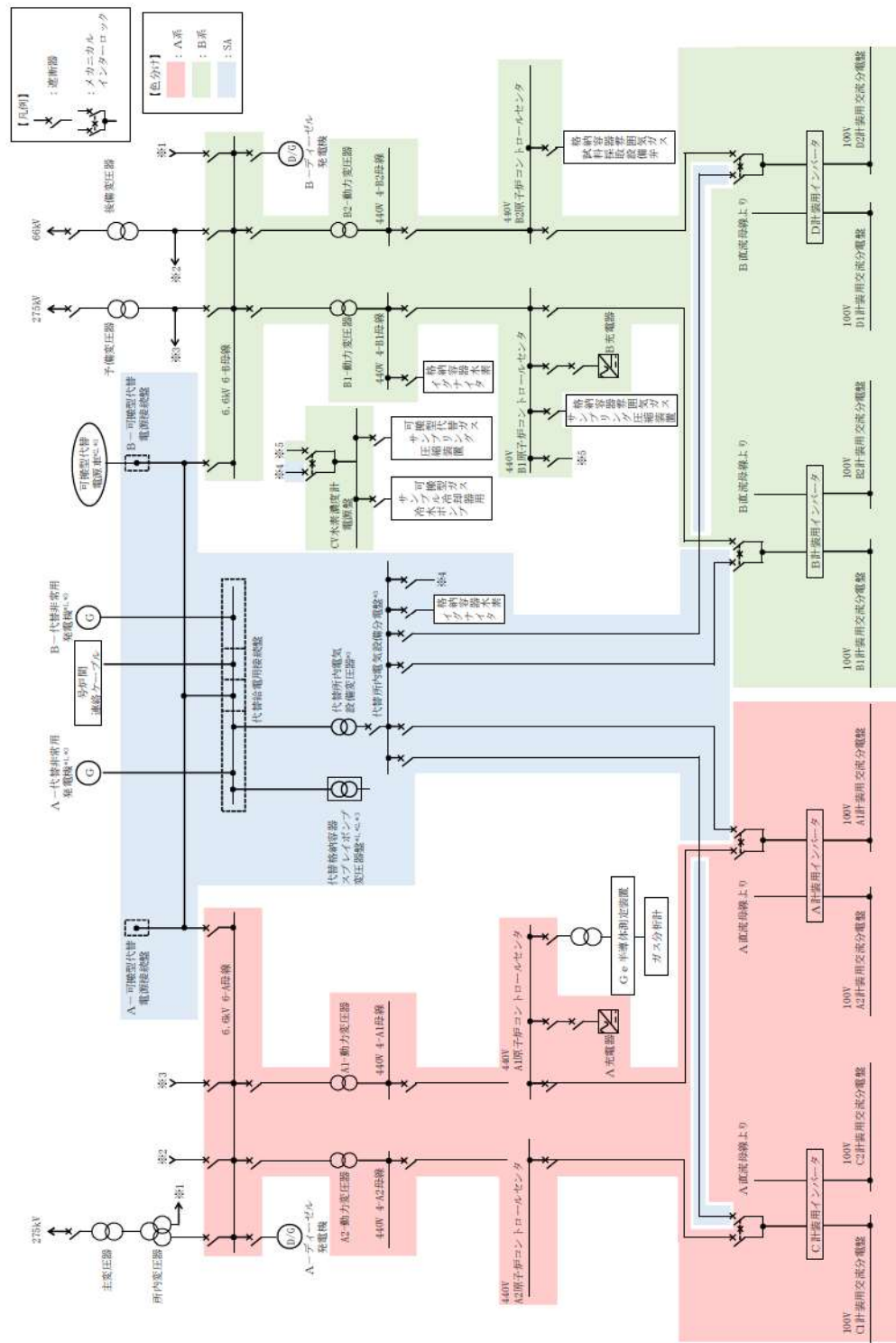
(3) 計測範囲

可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットの仕様を表5 2-5-3に示す。

表5 2-5-3 可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットの仕様

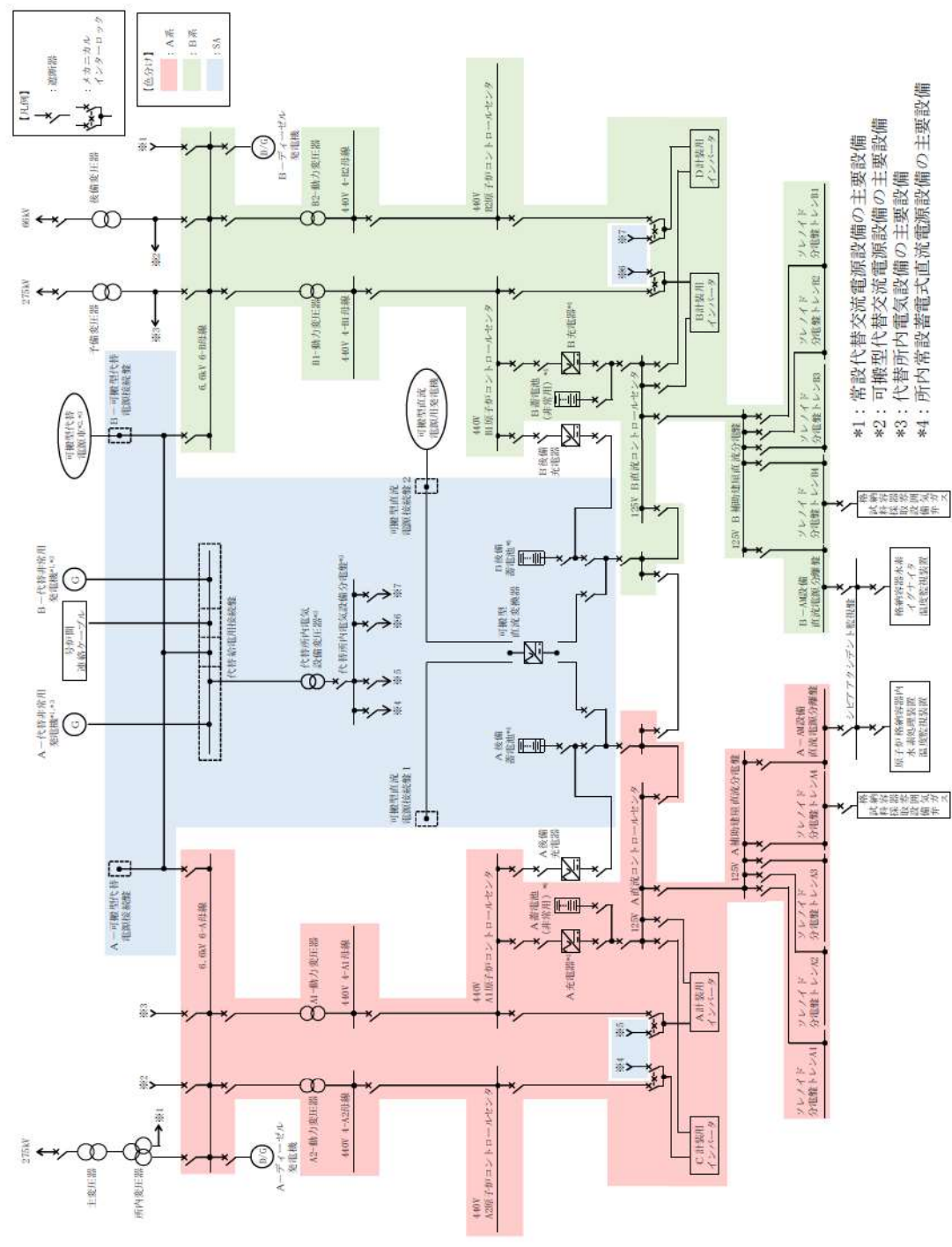
名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット	熱伝導式検出器	0～20vol%	1	原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋地上3階に保管)

5 2 - 6 単線結線図



- *1：常設代替交流電源設備の主要設備
- *2：可搬型代替交流電源設備の主要設備
- *3：代替所内電気設備の主要設備

図 5-2-6-1 交流電源単線結線図



- *1: 常設代替交流電源設備の主要設備
- *2: 可搬型代替交流電源設備の主要設備
- *3: 代替所内電気設備の主要設備
- *4: 所内常設蓄電池式直流電源設備の主要設備

図 5 2 - 6 - 2 直流電源単線結線図

5 2 - 7 接続図

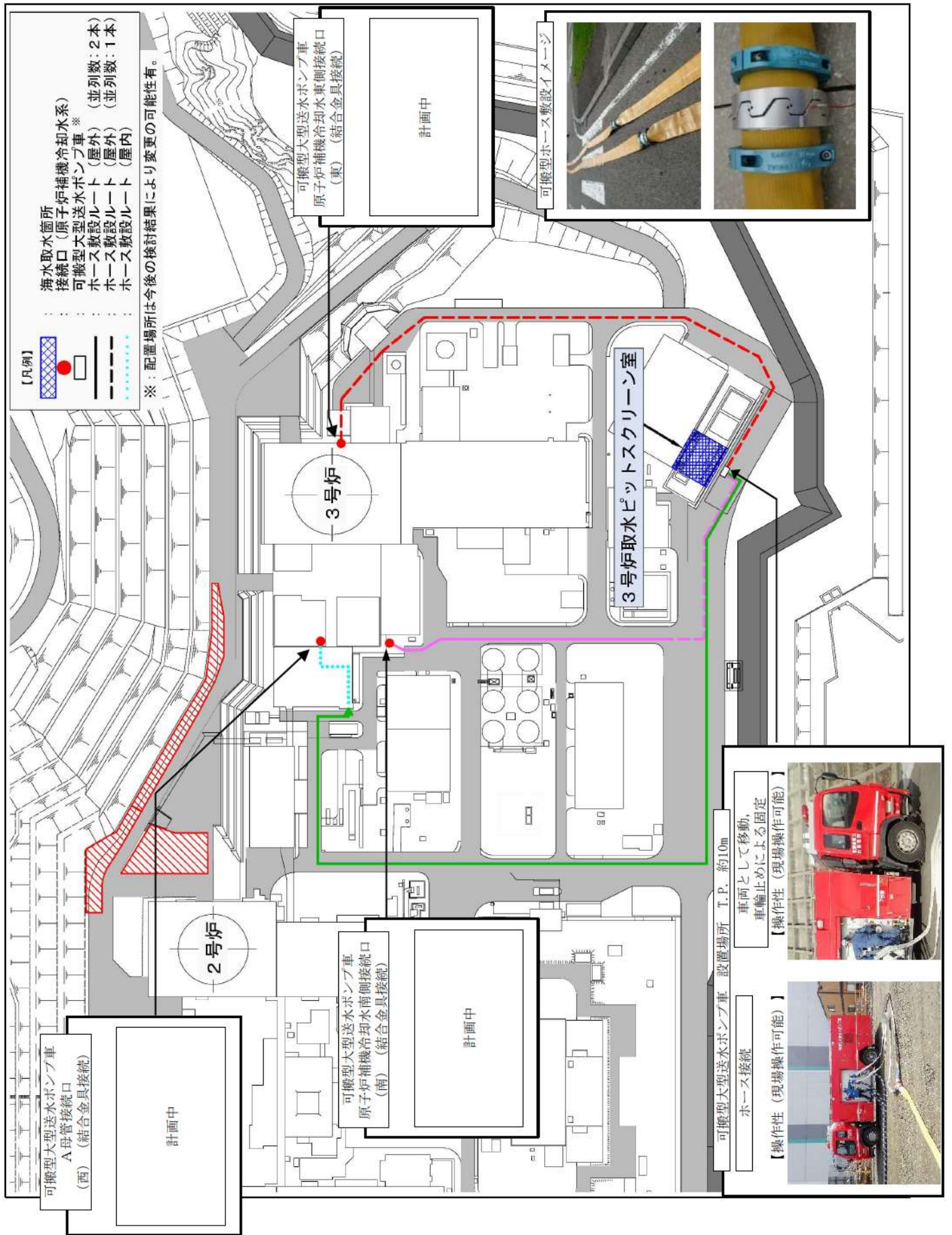
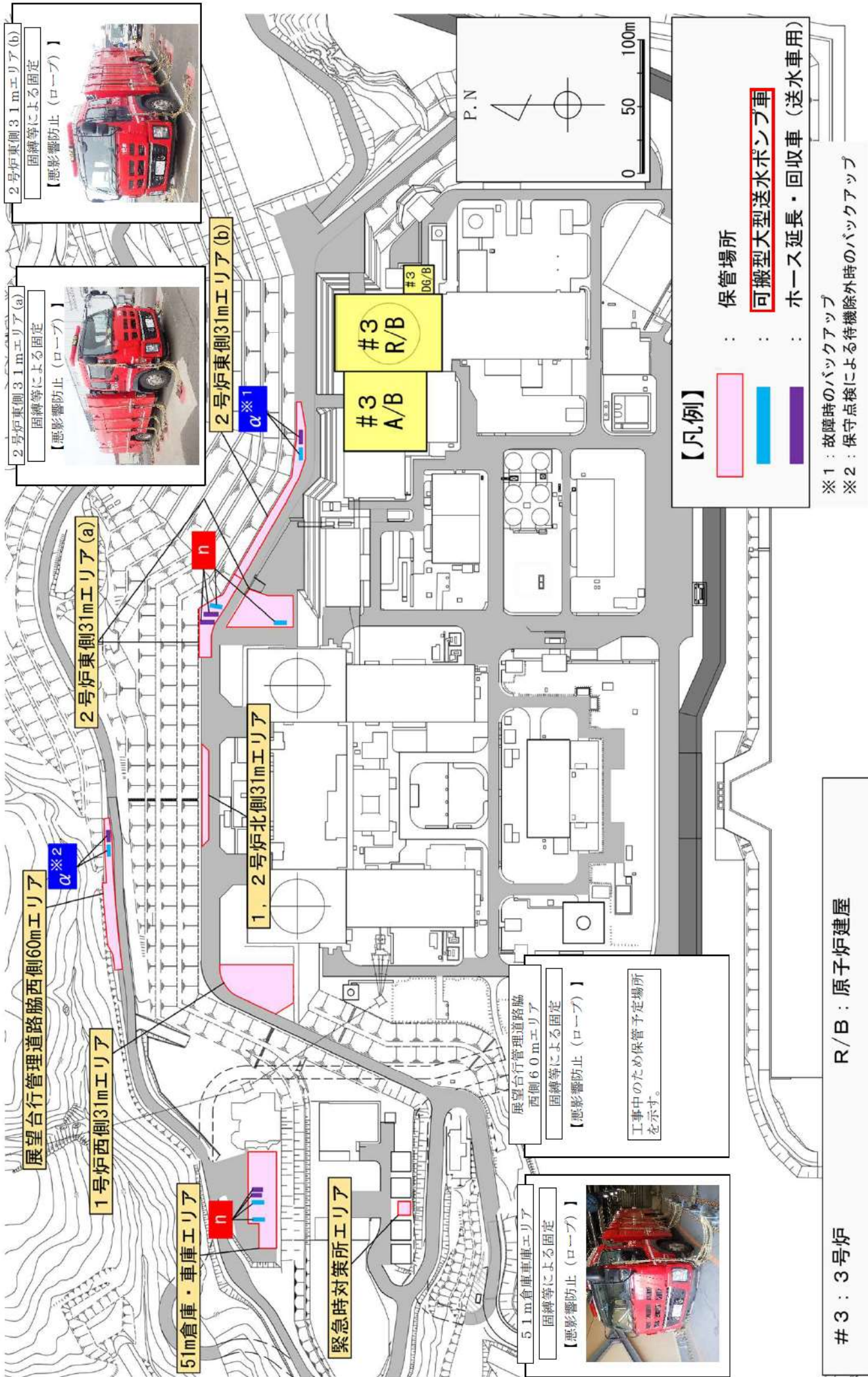


図52-7-1 接続図 (水素濃度監視)

5 2 - 8 保管場所図

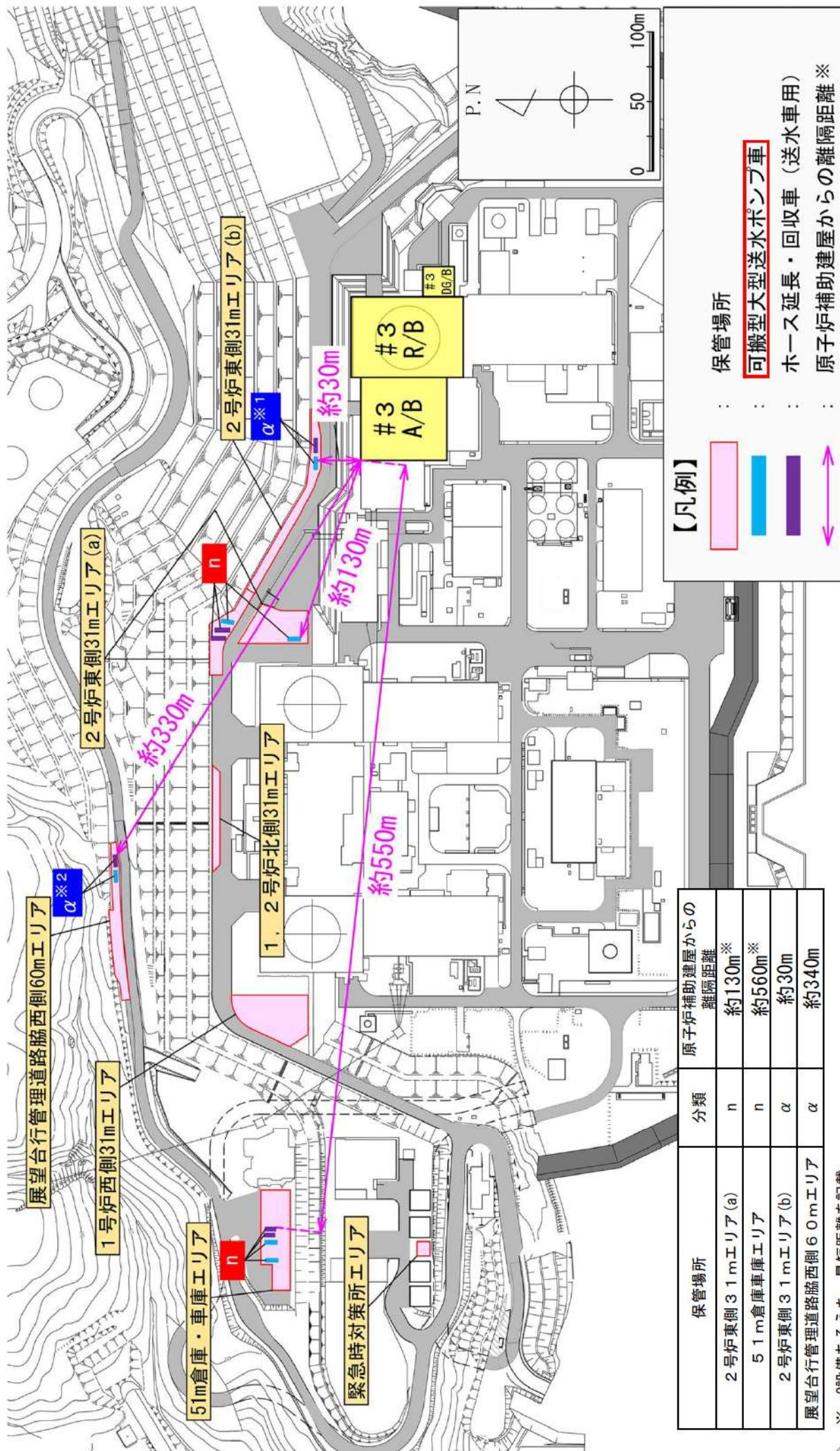


【凡例】

- 保管場所
- 可搬型大型送水ポンプ車
- ホース延長・回収車 (送水車用)

※1：故障時のバックアップ
 ※2：保守点検による待機除外時のバックアップ

3：3号炉 R/B：原子炉建屋
 A/B：原子炉補助建屋 DG/B：ディーゼル発電機建屋



保管場所	分類	原子炉補助建屋からの 距離距離
2号炉東側31mエリア(a)	n	約130m※
51m倉庫車庫エリア	n	約560m※
2号炉東側31mエリア(b)	α	約30m
展望台行政管理道路脇西側60mエリア	α	約340m

※ 2設備あるうち、最短距離を記載

3 : 3号炉
R/B : 原子炉建屋
A/B : 原子炉補助建屋
DG/B : デイゼル発電機建屋

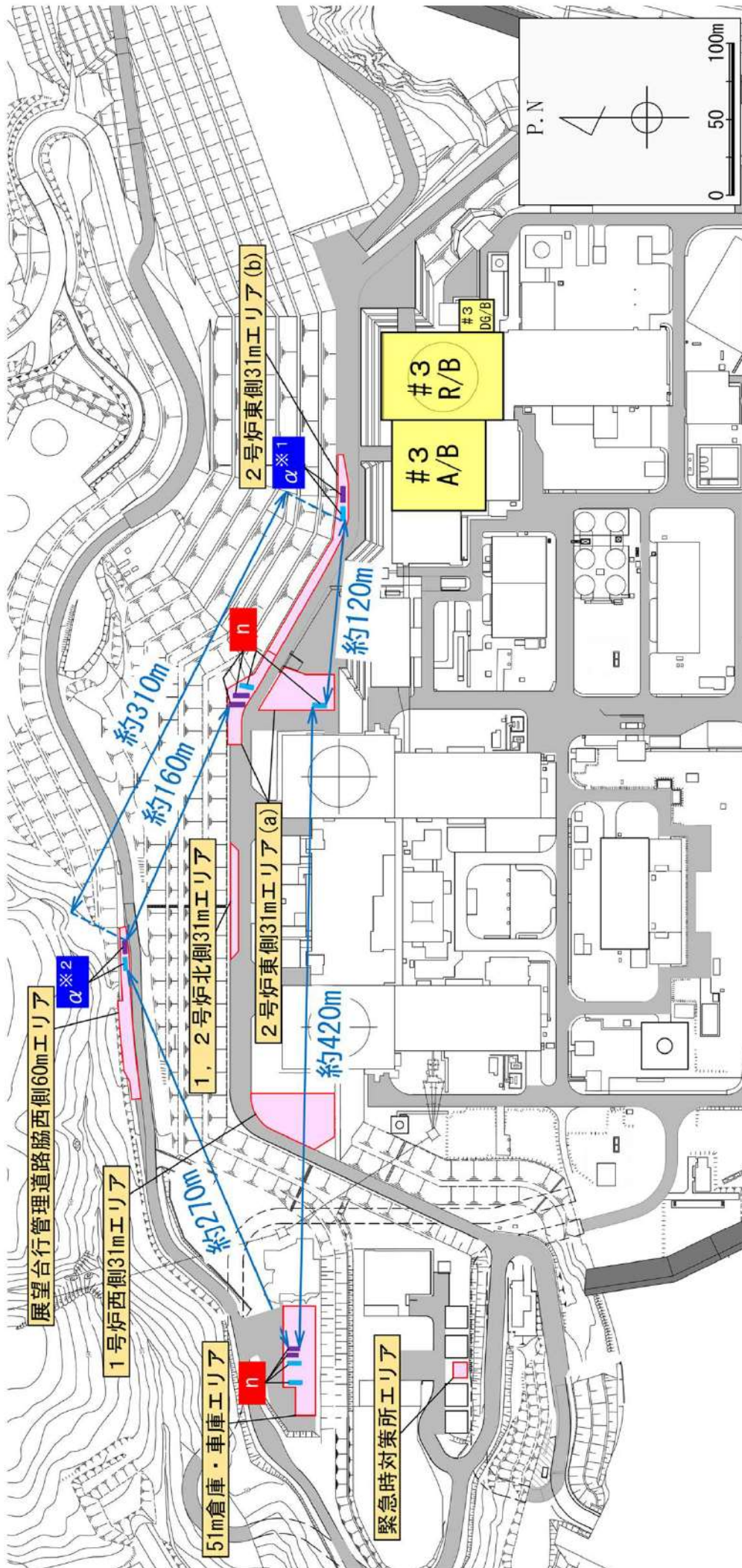
【凡例】

- : 保管場所
- : **可搬型大型送水ポンプ車**
- : ホース延長・回収車（送水車用）
- : 原子炉補助建屋からの離隔距離※

※ : 原子炉補助建屋、原子炉建屋又はディーゼ発電機建屋のうち、可搬型
重大事故等対処設備に最も近接している原子炉補助建屋を代表して
記載している。

※ 1 : 故障時のバックアップ

※ 2 : 保守点検による待機除外時のバックアップ



【凡例】

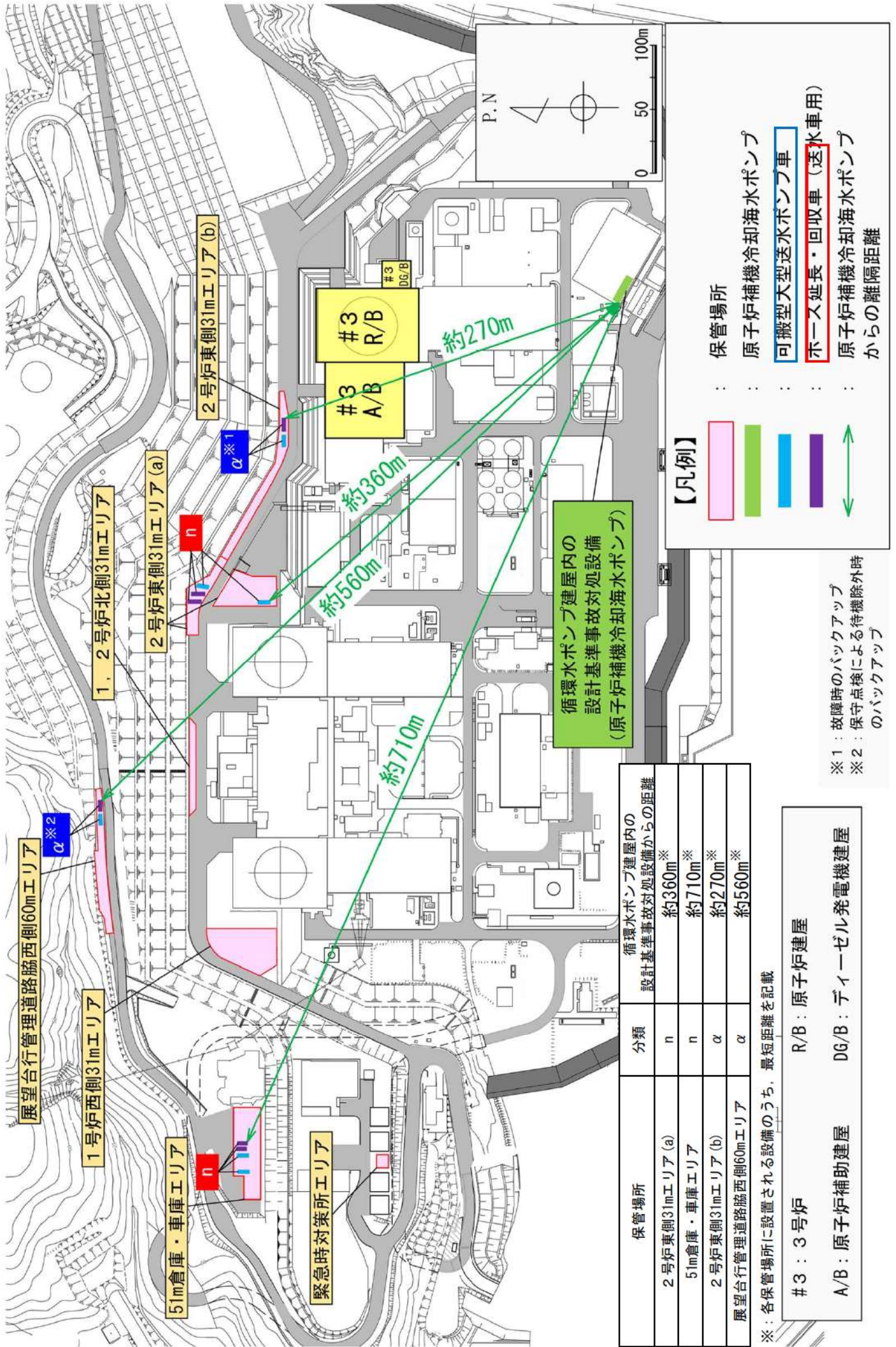
- 保管場所
- 可搬型大型送水ポンプ車
- ホース延長・回収車（送水車用）
- 設備同士の離隔距離

※1：故障時のバックアップ
 ※2：保守点検による待機除外時のバックアップ

保管場所	2号炉東側31mエリア(a)	51m倉庫・車庫エリア	2号炉東側31mエリア(b)	2号炉東側31mエリア(b)
分類	n	n	α	α
2号炉東側31mエリア(a)	n	-	-	-
51m倉庫・車庫エリア	約420m※	-	-	-
2号炉東側31mエリア(b)	約120m※	-	-	-
2号炉東側31mエリア(b)	約160m※	約270m※	約310m※	-

※：各保管場所に設置される設備のうち、最短距離を記載

#3：3号炉
 R/B：原子炉建屋
 A/B：原子炉補助建屋
 DG/B：ディーゼル発電機建屋



- 【凡例】
- 保管場所
 - 原子炉補機冷却海水ポンプ
 - 可搬型大型送水ポンプ車
 - ホース延長・回収車(送水車用)
 - 原子炉補機冷却海水ポンプからの離隔距離

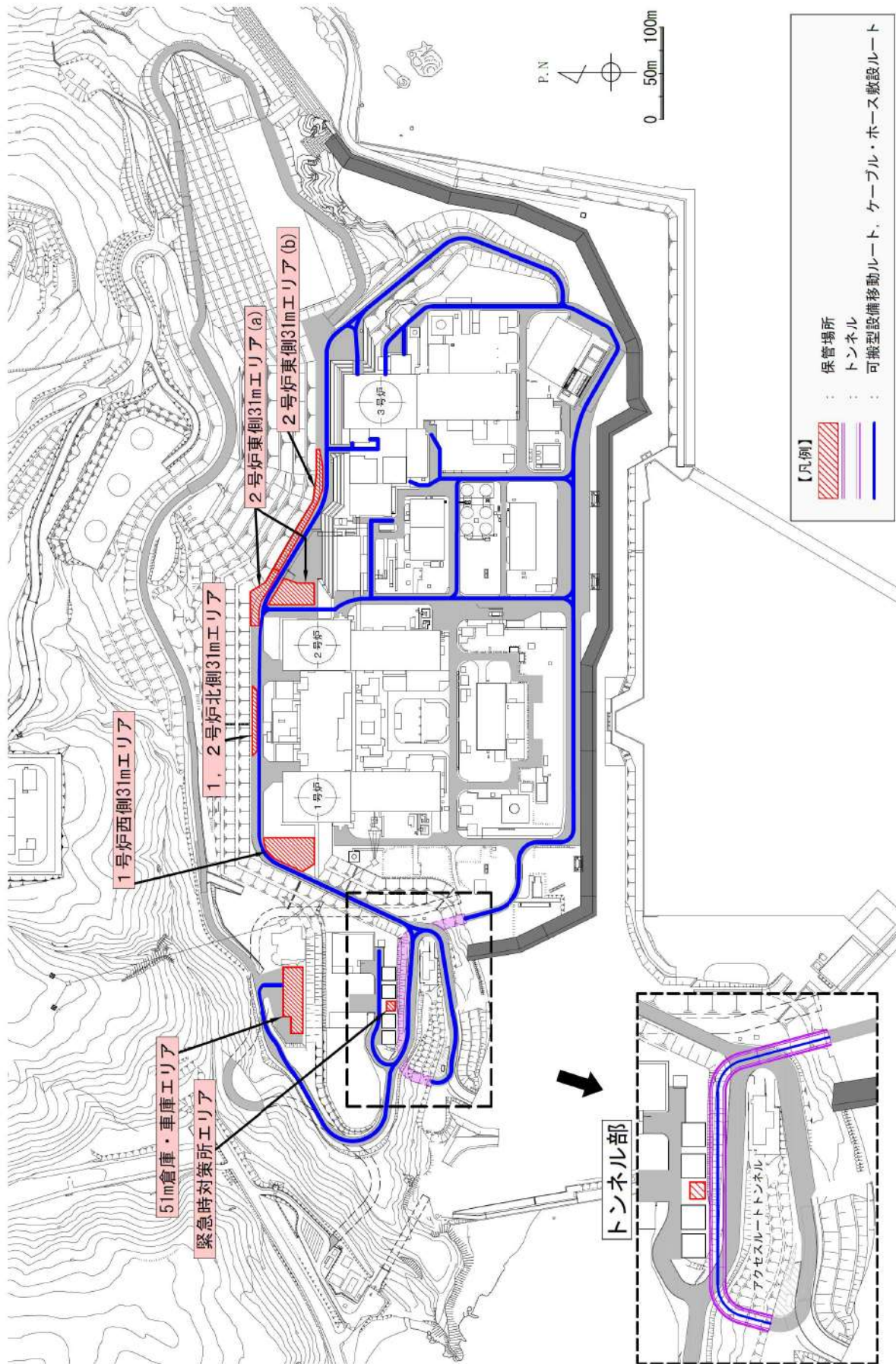
※1：故障時のバックアップ
 ※2：保守点検による待機除外時のバックアップ

保管場所	分類	循環水ポンプ建屋内の設計基準事故対処設備からの距離
2号炉東側31mエリア(a)	n	約360m※
51m倉庫・車庫エリア	n	約710m※
2号炉東側31mエリア(b)	α	約270m※
展望台行政管理道路脇西側60mエリア	α	約560m※

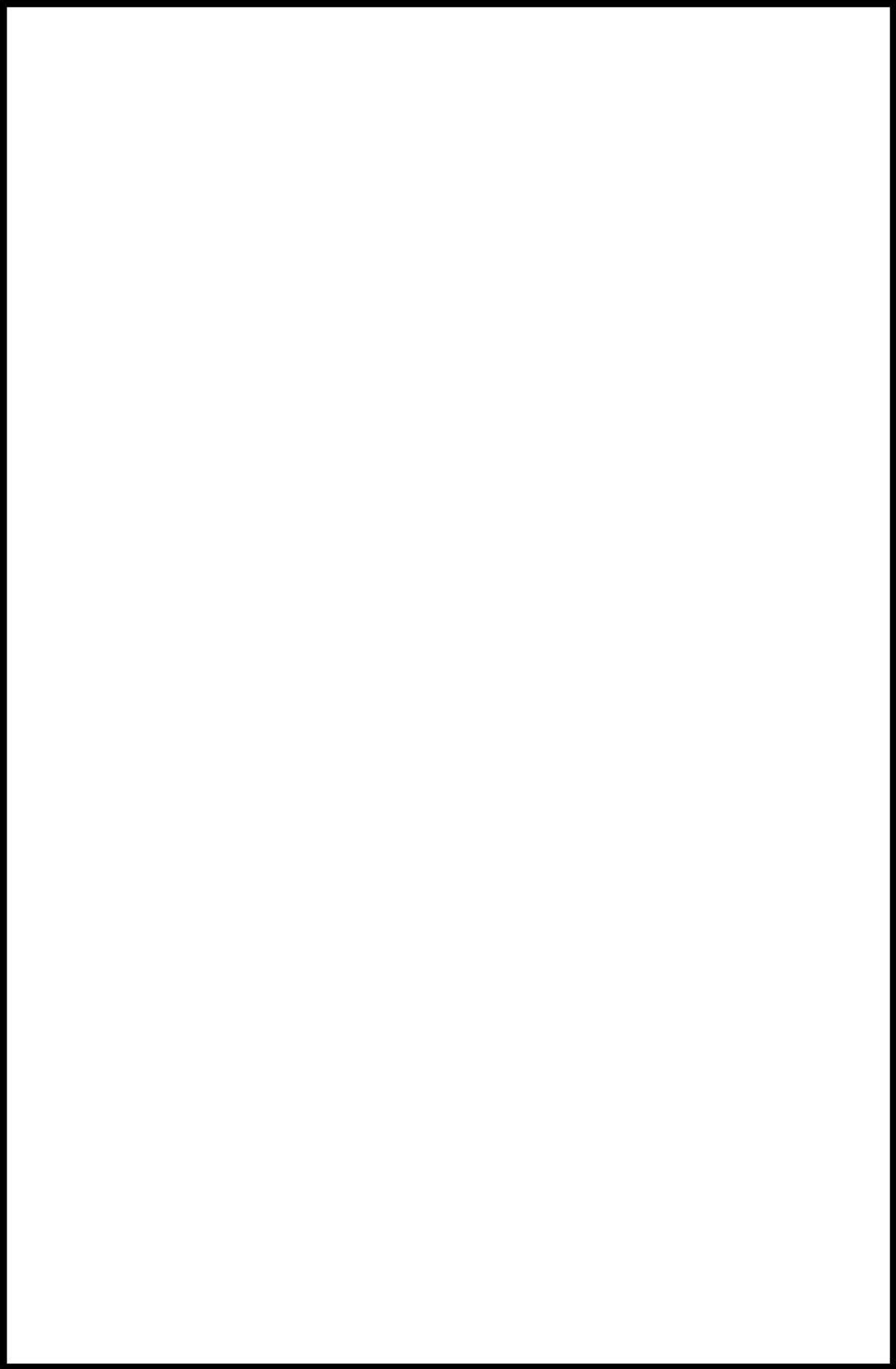
※：各保管場所に設置される設備のうち、最短距離を記載

#3：3号炉 R/B：原子炉建屋
 A/B：原子炉補助建屋 DG/B：ディーゼル発電機建屋

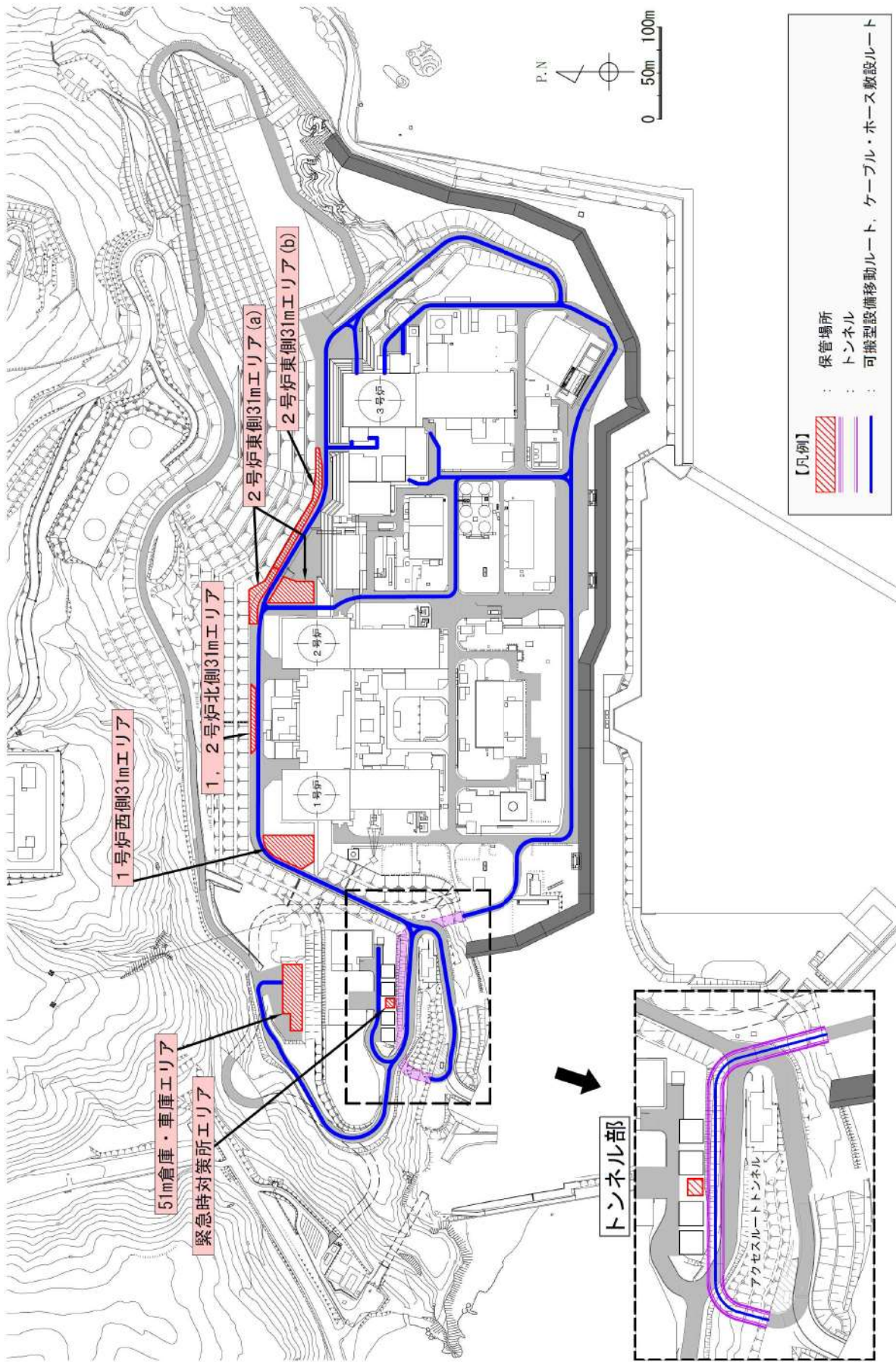
5 2 - 9 アクセスルート図



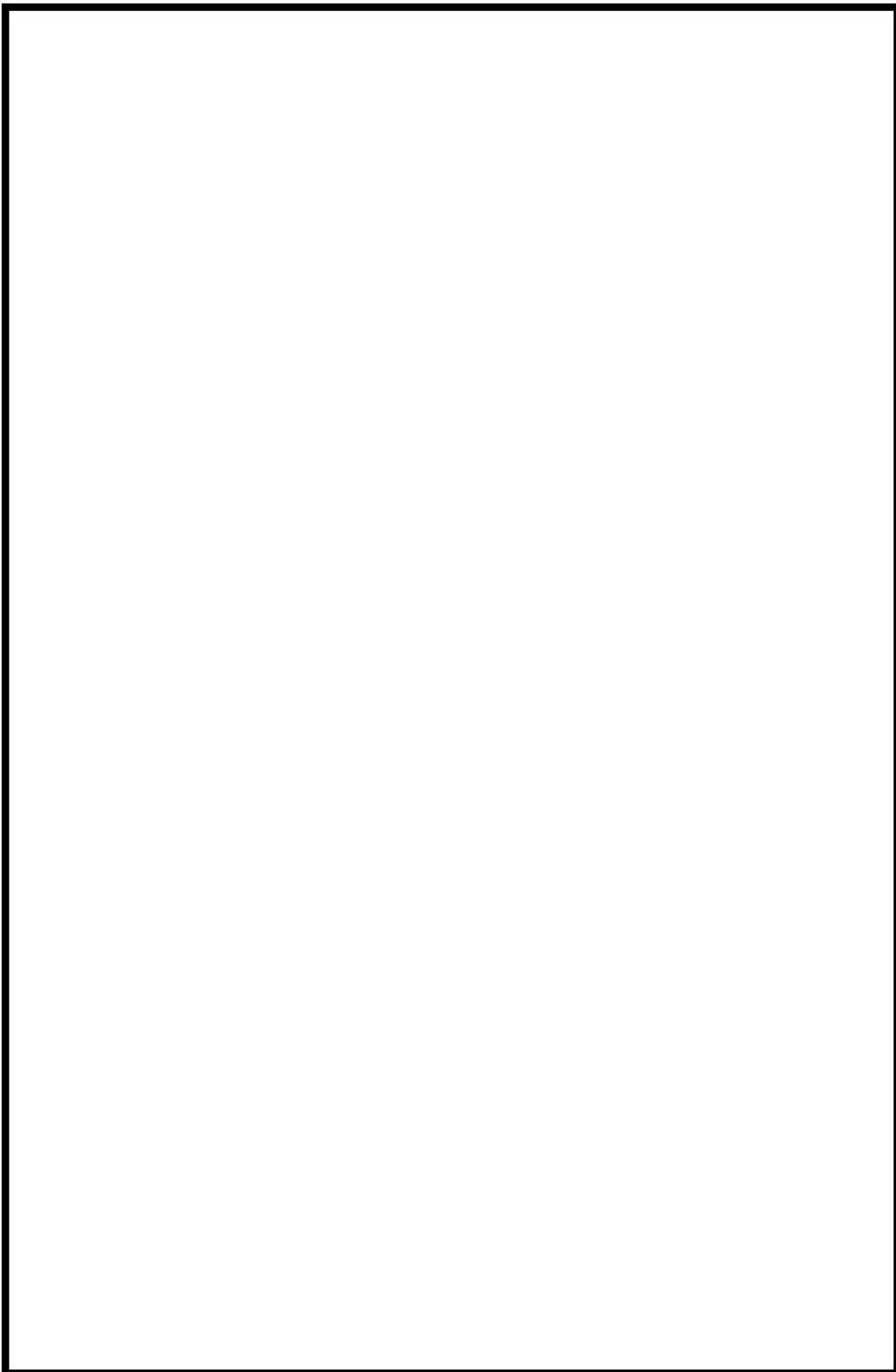
保管場所及びびアクセスルート図




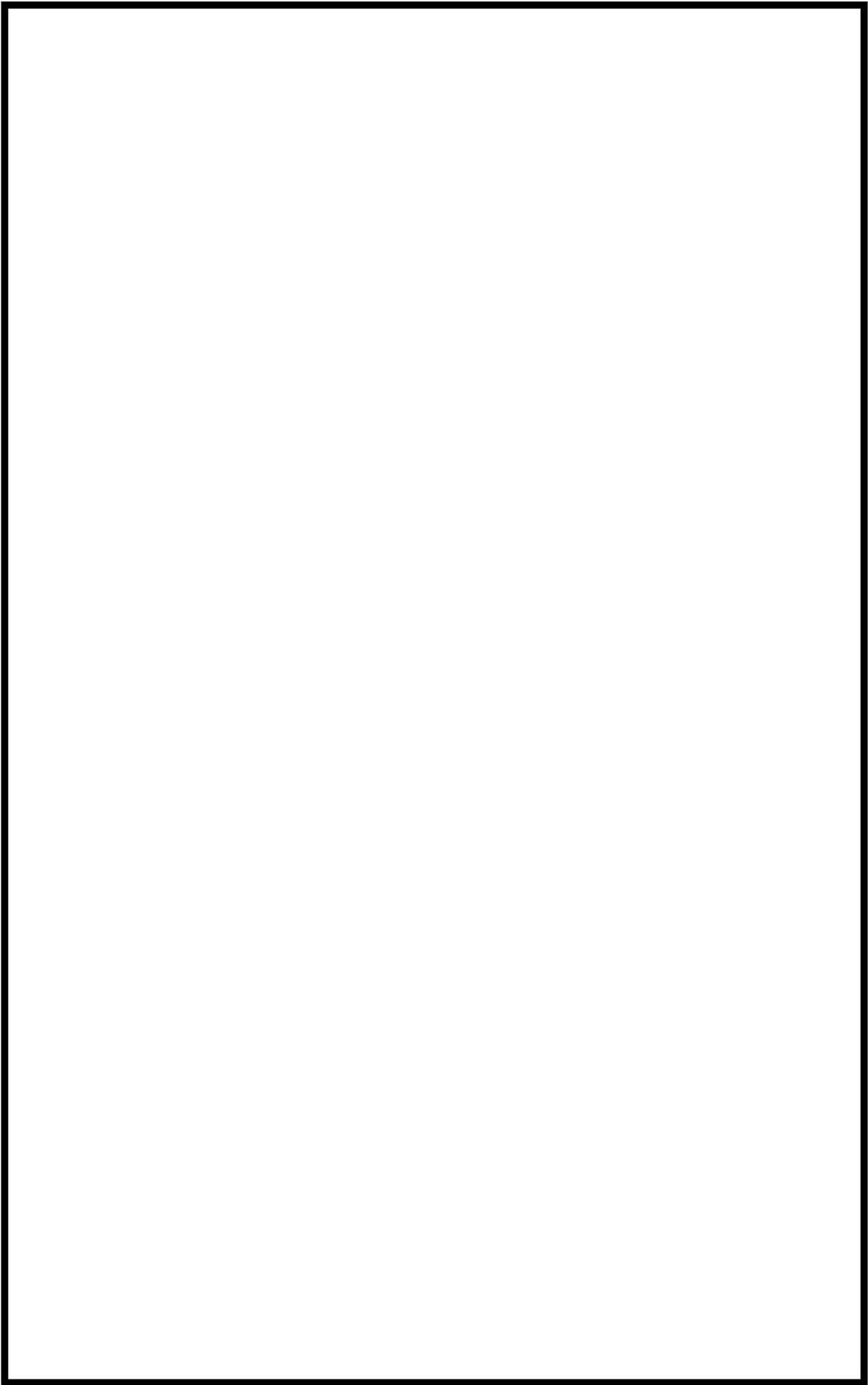
 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



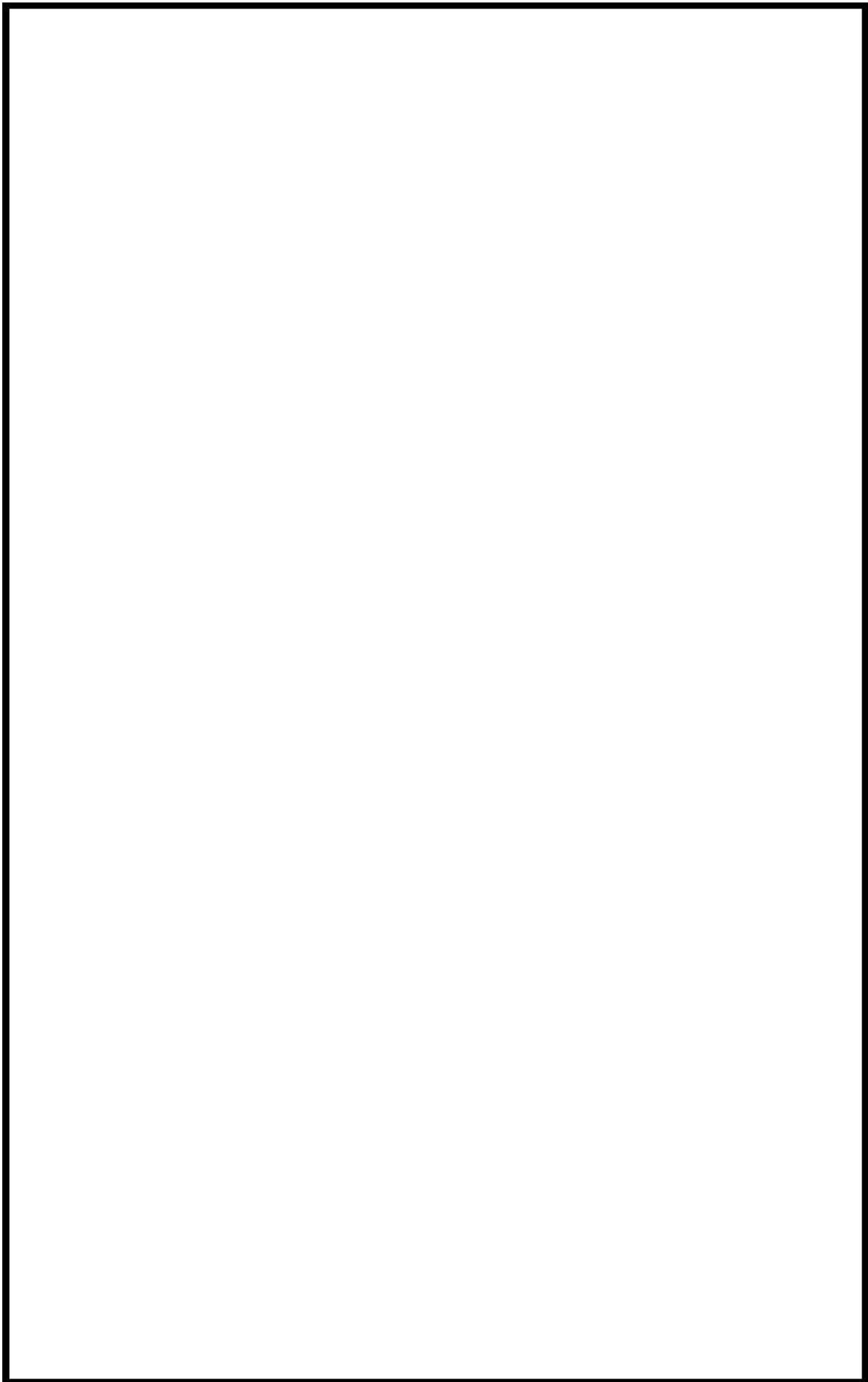
津波時のアクセスルート図



 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

52-10

その他設備

水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための自主対策設備として、以下を整備する。

1. ガス分析計による原子炉格納容器内の水素濃度監視

事故初期の放射線量が高い環境下での測定が困難であり、中央制御室での連続監視はできないが、可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットの代替手段として有効であるため、ガス分析計による原子炉格納容器内の水素濃度監視手段を自主対策設備として整備している。

ガス分析計による原子炉格納容器内の水素濃度監視手段は、原子炉格納容器内の雰囲気ガスを可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置により試料採取管に採取し、ガス分析計を用いた手分析により間欠的に水素濃度を監視する。原子炉格納容器圧力が通常運転圧力まで低下した後、可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置から格納容器雰囲気ガスサンプリング圧縮装置へ切替え、原子炉格納容器内の雰囲気ガス採取を継続する。

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所	備考
①	格納容器空気サンプル取出し 格納容器外側隔離弁	全閉→全開	操作器操作	中央制御室	
②	格納容器空気サンプル戻り格 納容器外側隔離弁	全閉→全開	操作器操作	中央制御室	
③	格納容器空気サンプル取出し 格納容器内側隔離弁	全閉→全開	操作器操作	中央制御室	
④	格納容器サンプル戻りライン 止め弁	全開→全閉	手動操作	現場	
⑤	格納容器空気サンプル取出し ライン止め弁	全開→全閉	手動操作	現場	
⑥	格納容器雰囲気ガスサンプル 冷却器入口弁	全閉→全開	手動操作	現場	
⑦	格納容器雰囲気ガス試料採取 管バイパス弁	全閉→全開	手動操作	現場	
⑧	格納容器雰囲気ガスサンプリ ング戻りライン止め弁	全閉→全開	手動操作	現場	
⑨	可搬型格納容器内水素濃度計 測ユニット入口隔離弁 (SA 対 策)	全閉→全開	手動操作	現場	
⑩	可搬型格納容器内水素濃度計 測ユニット出口隔離弁 (SA 対 策)	全閉→全開	手動操作	現場	

⑪	格納容器雰囲気ガスサンプリ ング圧縮装置入口圧力制御弁	全閉→全開	スイッチ操作	現場	
⑫	格納容器雰囲気ガス試料採取 管入口弁	全閉→全開	手動操作	現場	
⑬	格納容器雰囲気ガス試料採取 管出口弁	全閉→全開	手動操作	現場	
⑭	可搬型ホース	ホース接続	手動操作	現場	
⑮	後置冷却器	停止→起動	スイッチ操作	現場	
⑯	可搬型水素パージ用ファン (1)	停止→起動	スイッチ操作	現場	
⑰	可搬型水素パージ用ファン (2)	停止→起動	スイッチ操作	現場	
⑱	可搬型代替ガスサンプリン グ圧縮装置	停止→起動	スイッチ操作	現場	

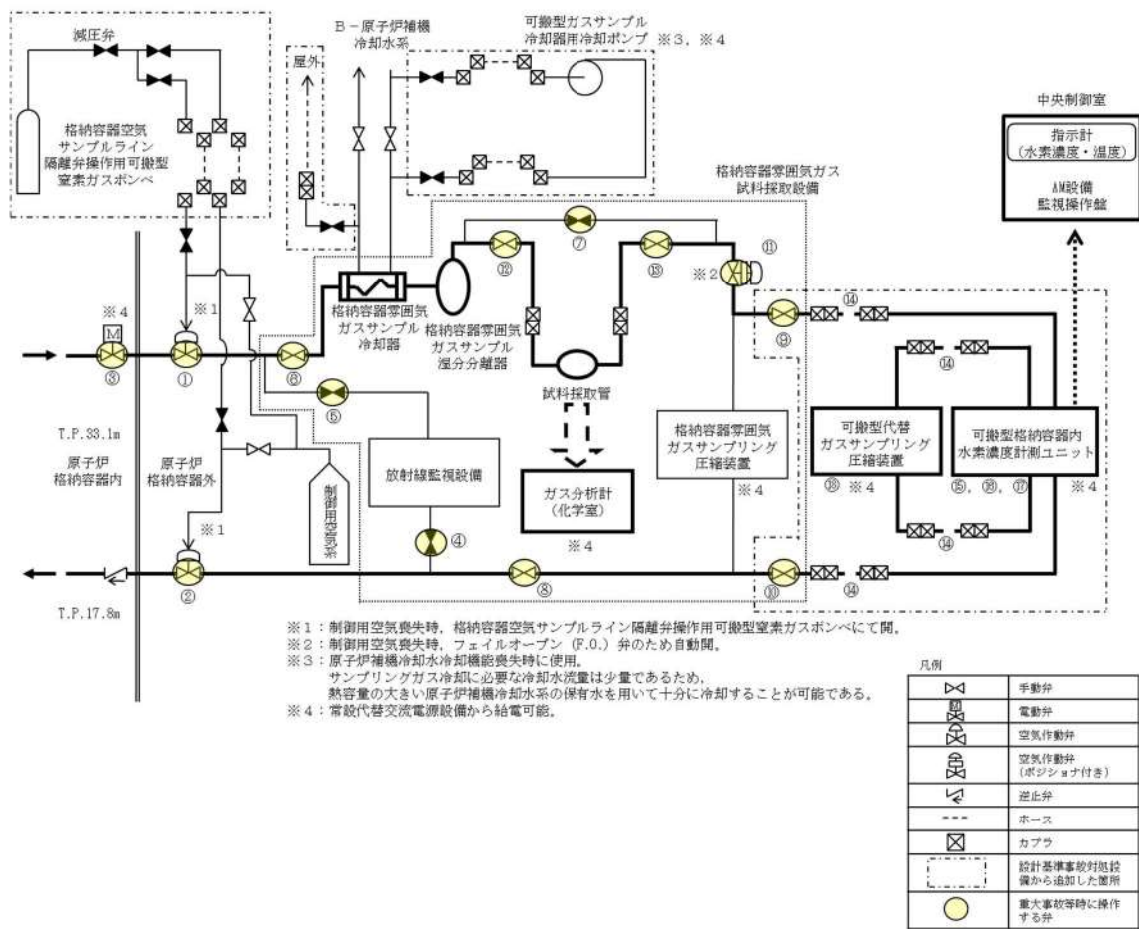


図 52-10-1 可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置を用いたガス分析計による原子炉格納容器内の水素濃度監視の概要図

2. ガス分析計による原子炉格納容器内の水素濃度監視（全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合）

事故初期の放射線量が高い環境下での測定が困難であり、中央制御室での連続監視はできないが、可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットの代替手段として有効であるため、ガス分析計による原子炉格納容器内の水素濃度監視手段を自主対策設備として整備している。

ガス分析計による原子炉格納容器内の水素濃度監視手段は、原子炉格納容器内の雰囲気ガスを可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置により試料採取管に採取し、ガス分析計を用いた手分析により間欠的に水素濃度を監視する。全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合においては、格納容器空気サンプルライン隔離弁操作用可搬型窒素ガスボンベによる代替駆動源の供給及び可搬型ガスサンプル冷却器用冷却ポンプにより原子炉格納容器内の雰囲気ガスの冷却および採取を行う。また、原子炉格納容器圧力が通常運転圧力まで低下した後、可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置から格納容器雰囲気ガスサンプリング圧縮装置へ切替え、原子炉格納容器内の雰囲気ガス採取を継続する。

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所	備考
①	格納容器サンプル戻りライン止め弁	全開→全閉	手動操作	現場	
②	格納容器空気サンプル取出しライン止め弁	全開→全閉	手動操作	現場	
③	格納容器雰囲気ガスサンプル冷却器入口弁	全閉→全開	手動操作	現場	
④	格納容器雰囲気ガス試料採取管バイパス弁	全閉→全開	手動操作	現場	
⑤	格納容器雰囲気ガスサンプリング戻りライン止め弁	全閉→全開	手動操作	現場	
⑥	可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット入口隔離弁（SA 対策）	全閉→全開	手動操作	現場	
⑦	可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット出口隔離弁（SA 対策）	全閉→全開	手動操作	現場	
⑧	3V-RM-002 制御用空気供給弁	全開→全閉	手動操作	現場	
⑨	3V-RM-015 制御用空気供給弁	全開→全閉	手動操作	現場	

⑩	格納容器空気サンプルライン 隔離弁操作用可搬型窒素ガス ボンベ口金弁 1	全閉→全開	手動操作	現場	
⑪	格納容器空気サンプルライン 隔離弁操作用窒素供給パネル 入口弁 1	全閉→全開	手動操作	現場	
⑫	格納容器空気サンプルライン 隔離弁操作用窒素供給パネル 減圧弁	全閉→調整 開	手動操作	現場	
⑬	格納容器空気サンプルライン 隔離弁操作用窒素供給パネル 出口弁 1	全閉→全開	手動操作	現場	
⑭	格納容器空気サンプルライン 隔離弁操作用窒素供給パネル 出口弁 2	全閉→全開	手動操作	現場	
⑮	3V-RM-002 窒素ガス供給弁 (SA 対策)	全閉→全開	手動操作	現場	
⑯	3V-RM-015 窒素ガス供給弁 (SA 対策)	全閉→全開	手動操作	現場	
⑰	格納容器雰囲気ガスサンプル 冷却器補機冷却水入口弁	全開→全閉	手動操作	現場	
⑱	可搬型ガスサンプル冷却器用 冷却ポンプ入口弁 (SA 対策)	全閉→全開	手動操作	現場	
⑲	可搬型ガスサンプル冷却器用 冷却ポンプ出口弁 (SA 対策)	全閉→全開	手動操作	現場	
⑳	格納容器雰囲気ガスサンプルリ ング圧縮装置入口圧力制御弁	全閉→全開	スイッチ操作	現場	
㉑	格納容器空気サンプル取出し 格納容器外側隔離弁	全閉→全開	操作器操作	中央制御室	
㉒	格納容器空気サンプル戻り格 納容器外側隔離弁	全閉→全開	操作器操作	中央制御室	
㉓	格納容器空気サンプル取出し 格納容器内側隔離弁	全閉→全開	操作器操作	中央制御室	
㉔	格納容器雰囲気ガス試料採取 管入口弁	全閉→全開	手動操作	現場	

②⑤	格納容器雰囲気ガス試料採取管出口弁	全閉→全開	手動操作	現場	
②⑥	格納容器雰囲気ガスサンプル冷却器補機冷却水排水ライン止め弁 (SA 対策)	全閉→全開	手動操作	現場	
②⑦	可搬型ホース	ホース接続	手動操作	現場	
②⑧	可搬型ガスサンプル冷却器用冷却ポンプ	停止→起動 →停止	スイッチ操作	現場	
②⑨	後置冷却器	停止→起動	スイッチ操作	現場	
③⑩	可搬型水素パージ用ファン(1)	停止→起動	スイッチ操作	現場	
③⑪	可搬型水素パージ用ファン(2)	停止→起動	スイッチ操作	現場	
③⑫	可搬型代替ガスサンプルリング圧縮装置	停止→起動	スイッチ操作	現場	

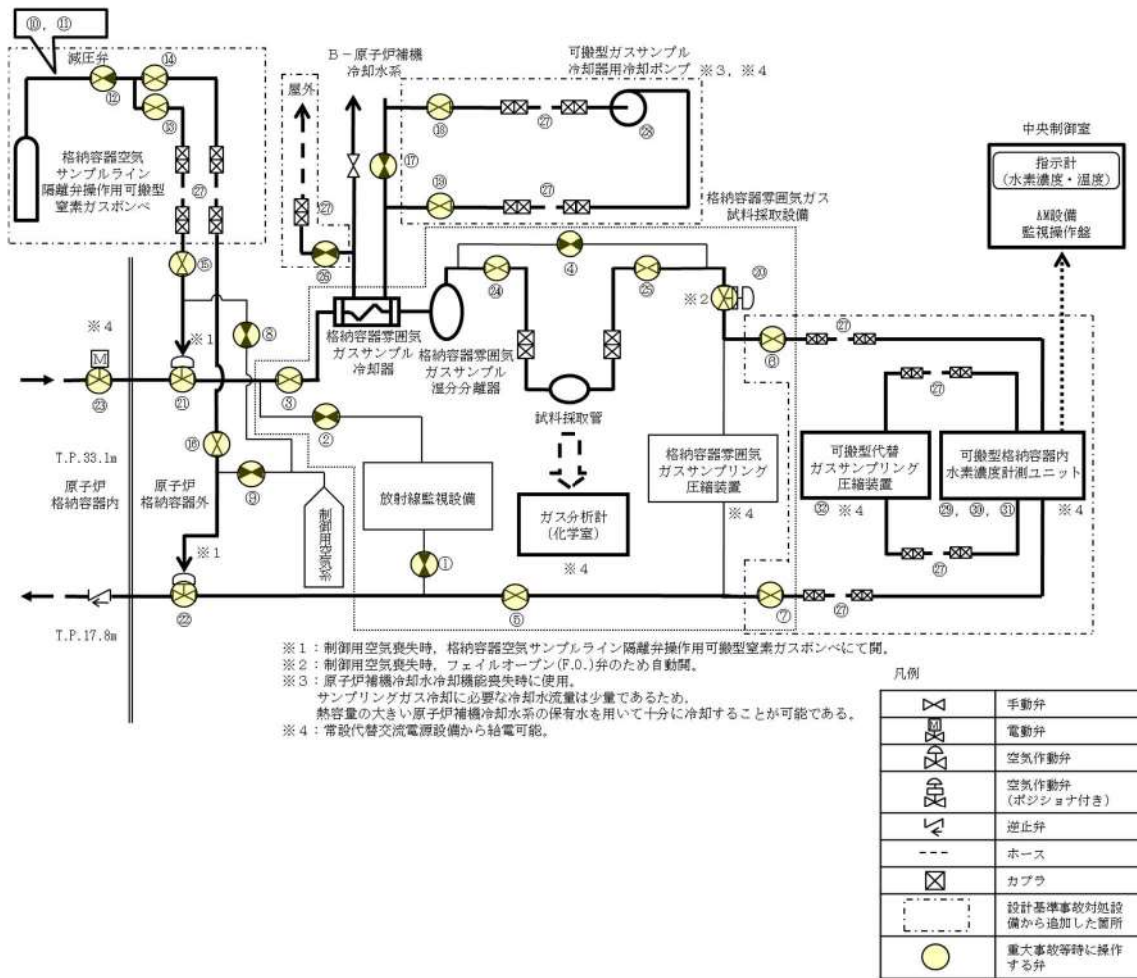


図 52-10-2 可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置を用いたガス分析計による原子炉格納容器内の水素濃度監視（全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合）の概要

図

52-11 原子炉格納容器内水素処理装置(PAR)について

原子炉格納容器内水素処理装置(PAR)について

1. PARの性能試験について
 - 1-1. PARの水素低減性能試験について
 - 1-2. PARの実証試験による性能確認について
 - (1) 格納容器スプレイの影響の確認
 - (2) 毒物による影響確認試験
 - (3) 高水素濃度条件下での性能確認
 - (4) 水蒸気濃度のPAR性能への影響
 - (5) 水素再結合反応開始に対する温度依存性について
 - (6) 最高使用温度について
 - (7) 水素再結合反応開始の遅れに対する影響について
 - (8) PARの実証試験の泊3号炉への適用について
 - 1-3. 水素燃焼条件
2. PARの水素除去性能について
 - 2-1. 性能評価式の補足説明について
 - (1) PARの水素除去性能
 - (2) 性能評価式の構成について
 - 2-2. 性能評価式を検証する実証試験におけるパラメータの妥当性について
3. PARの検査について
 - 3-1. PARの性能について
 - 3-2. PARの毒物による影響について
 - 3-3. PARの性能管理について
4. PARの設置位置および構造について
 - 4-1. PARの設置位置
 - 4-2. PARの構造

1. PAR の性能試験について

1-1. PAR の水素低減性能試験について

原子炉格納容器内水素処理装置（以下、「PAR」という。）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、OECD/NEA（経済協力開発機構/原子力機関）の THAI PROJECT では、泊 3 号炉に適用する PAR と同一メーカーの PAR について試験を行い、メーカー評価式の相関確認を含めて性能の確認を行っている。

泊 3 号炉に適用している PAR と実証試験で使用された PAR の型式は以下のとおり。

	型式
泊 3 号炉	FR1-380T
実証試験	FR90-150 など

「F」：ドイツ語のFlächen（フラッシュェン）の頭文字で、表面という意味。

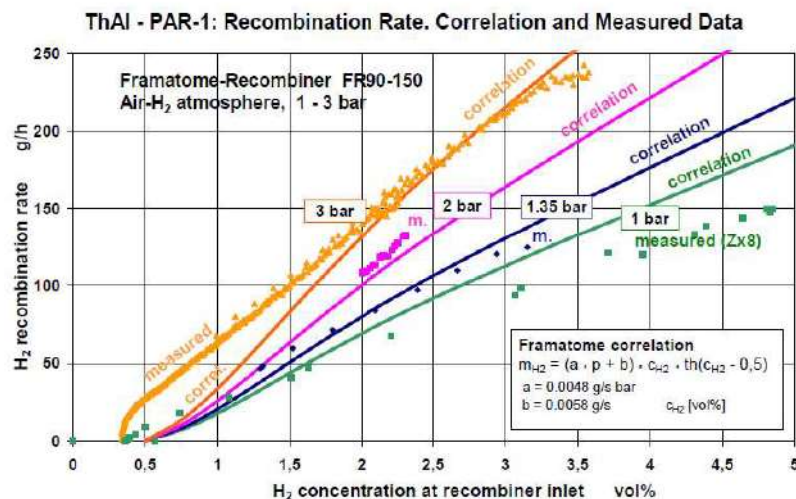
「R」：ドイツ語のRekombinator（リコンビナ）の頭文字で、再結合という意味。

「1」、「90」：メーカーが識別番号として付けたもの。

「380」、「150」：触媒枚数×10という意味。

「T」：ドイツ語のTief（ティーフ）の頭文字で、深いという意味。Tが付いている機器は奥行が 326mm、付いていない機器は奥行が 166mm であり、奥行きが深い装置として付したのもの。

T が付く型式は奥行 326 mm、付かない型式は奥行 166mm。



Example: Test data from a PAR pre-test in the THAI vessel

[Ref.] THE OECD-NEA THAI PROJECT

TO INVESTIGATE HYDROGEN AND FISSION PRODUCT ISSUES RELEVANT FOR CONTAINMENT SAFETY
ASSESSMENT UNDER SEVERE ACCIDENT CONDITIONS より抜粋

図 1 THAI 試験における水素低減性能確認

また、THAI PROJECT で確認された試験体の試験結果を図 3～5 に示す。本 PROJECT では試験結果と性能評価式による計算結果は、設定された 3 つの圧力条件において概ね一致していることが確認されている。

これにより、メーカーより提供される性能評価式が妥当であることを確認した。

なお、試験体の触媒プレート枚数 19 枚に対し、泊 3 号炉の PAR の同枚数は 38 枚であり、触媒反応は、触媒の表面積に比例するが、本試験の水素濃度 4vol%(wet)、圧力 0.15MPa[abs] のときの再結合効率は、泊 3 号炉の PAR の再結合効率 1.2kg/h の 1/2 の 0.6 kg/h よりやや低い値となっている。

これは、PAR 入口に試験用の風洞及び風速計が取り付けられ、気体が流れにくくなっており、さらに計測機器の取付けにより実質的な触媒プレートの表面積が狭くなった影響等を考慮しているためと考えられる。これを踏まえると、泊3号炉のPARの再結合効率1.2kg/h（水素濃度4vol%（wet）、圧力0.15MPa[abs]のとき）は妥当であると考ええる。



図2 THAI 試験の試験容器と試験体

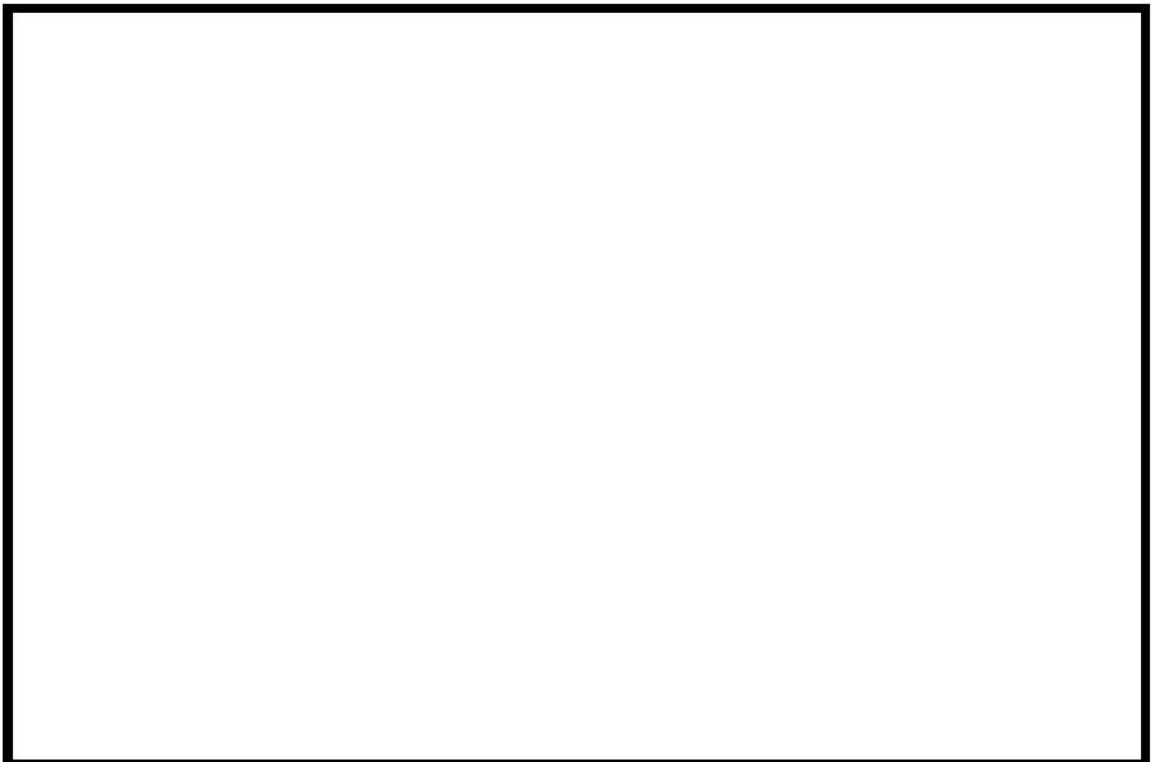


図3 圧力1.5～1.65barの試験結果


 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

図4の試験結果では、水素供給時の再結合効率はや性能評価式より若干低くなっているように見える。これについては、PAR 入口水素濃度の上昇に合わせた触媒プレートの温度上昇が十分ではないことに起因している可能性があり、試験装置内の水素濃度の混合に時間遅れが生じた結果と考えられる。一方、図中のB点からC点が触媒プレートの温度が本来の温度に近づく遷移状態である。C点になると性能評価式と同等の性能となっている。

図4の青線を見ると、水素再結合反応は水素濃度が約3vol%になって開始しており、水素濃度が5vol%に達した時点（図中のA点）においても再結合効率は性能評価式の値に達しておらず、水素濃度がピークに達した（図中のB点）後に、水素濃度4.7vol%程度まで低下した時点（図中のC点）で性能評価式と同等値に達しており、このA→B→Cまでの遅れ時間は図6に示すように約7.5分である。



図4 圧力1.0~1.1barの試験結果



図5 圧力3~3.3barの試験結果



図6 時間遅れ

また、図7より水素濃度 5vol%到達から 7.5 分後の水素濃度は約 6vol%となる。

従って、水素再結合効率は図4の水素濃度 6vol%で、約 0.2g/s となる。仮に、この 0.2g/s で 7.5 min の間に処理されると期待された水素が反応しなかったとすると、その量は、5台×0.2g/s×7.5 min×60s/min=450g となる。一方、水素濃度 5vol%到達時点での未反応量は「1-2(7)a. 水素再結合反応開始の遅れに対する解析への影響について」に示すように約 1kg であり、更に 7.5 min の時間遅れを考慮した未反応分 (450g) を合わせると約 1.5kg となる。従って、これらの遅れによる性能評価式の不確かさは事故初期の水素発生量 (約 659kg) で 0.2%程度、水素濃度 (ドライ約 11.7vol%) では 0.03vol%程度と推定され、影響は微小である。

また、本試験では、PAR による水素燃焼の影響も見ており、水素燃焼の発生後でも PAR 性能が維持されることを確認した。

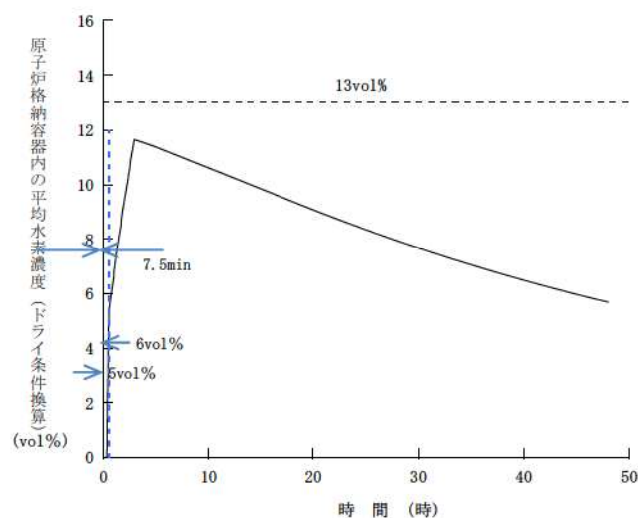


図7 水素濃度

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

1-2. PARの実証試験による性能確認について

PAR に対しては、多くの国際的な実証試験が行われてきており、PWR プラントのシビアアクシデント時の原子炉格納容器（以下「格納容器」という）内環境を模擬した条件下で、スプレイ水、よう素をはじめエアロゾル等の毒物、高水蒸気濃度による影響が小さいことなどを含めて、水素低減の性能が確認されている。

なお、PAR の性能を長期間にわたり評価する実証試験は行われていないが、触媒自体は水素再結合反応（触媒反応）により変化するものでないことから水素再結合反応の継続時間に関わらず、確認された様々な影響による周囲環境条件に応じた水素低減性能が維持されると考えられる

(1) 格納容器スプレイの影響の確認

a. KALI-H2 Test

E EDF の KALI-H2 Test においては、格納容器スプレイ動作時の PAR の性能影響を確認し、水素低減効果への影響が小さいことを確認している。

試験名（実施時期）	KALI-H2 Test（1993～1995, 1998）
実施主体（施設）	EDF（Cadarache）
試験条件	<ul style="list-style-type: none"> ・ 試験温度：約 100～140℃ ・ 水素濃度：約 10vol%（トライ） ・ スプレイ水：NaOH/ほう酸水 ・ 試験圧力：約 2.3～5.2bar ・ スプレイ流量：0.0736kg/s
PAR 試験体	AREVA 社小型 PAR (FR90/1-150)

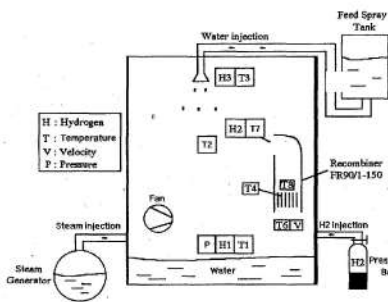


fig. 1. Experimental apparatus

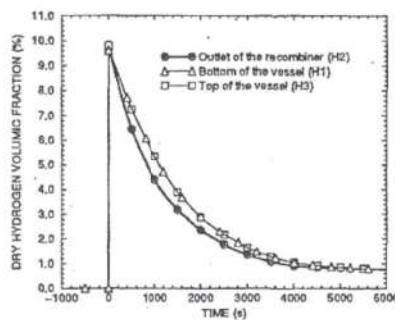


fig. 8. Hydrogen concentrations with spray (test 2)

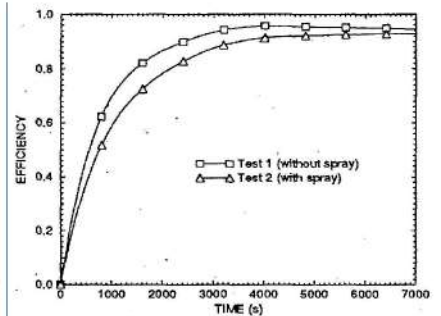


Fig. 12. Efficiencies with/without spray

[Ref.] Hydrogen Mitigation by a SIEMENS Recombiner in KALI Facilities,
G. Avakian, L. Averlant, ENS Class 1 Topical Meeting on “Research Facilities of Nuclear Energy”, Brussels, Belgium, 1996

図 8 格納容器スプレイによる性能影響

b. メーカー社内試験

[redacted]
[redacted] スプレイした試験としていない試験を
実施し、 [redacted] スプレイ水が水素再結合効率
にほとんど影響を与えないことを確認している。



図9 メーカー社内試験装置

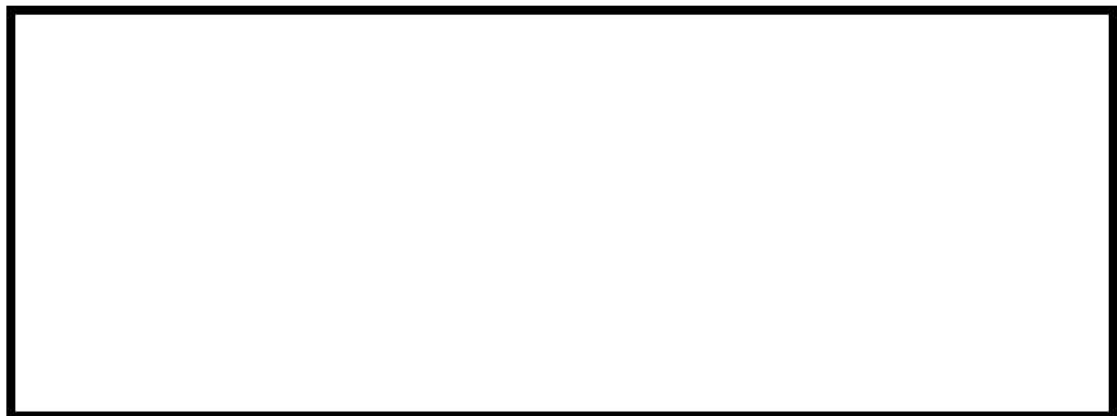


図10 水素濃度等の時間変化（スプレイなし）

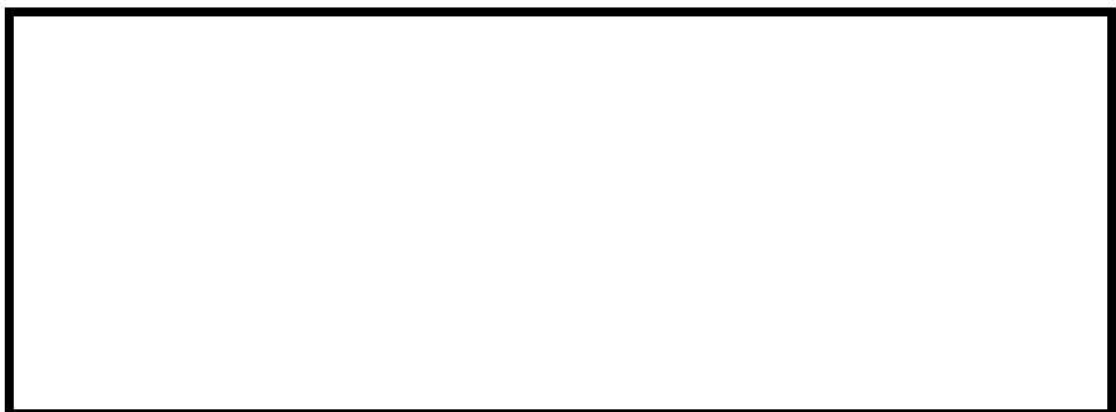


図11 水素濃度等の時間変化（スプレイあり）

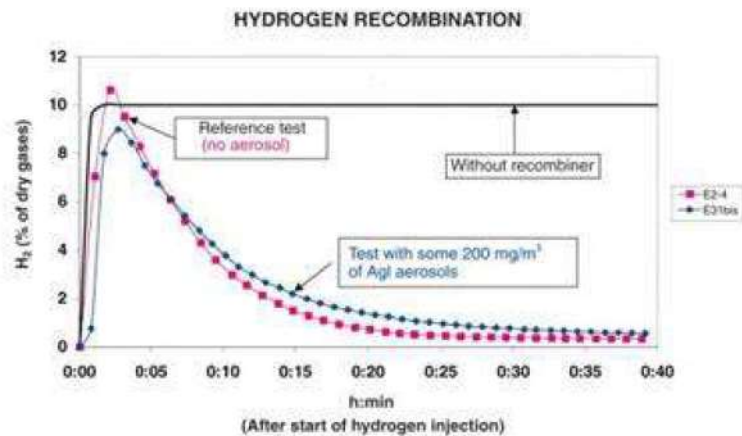
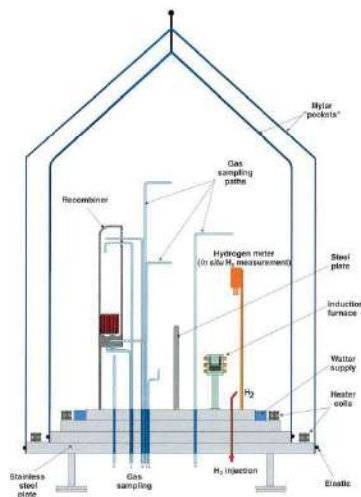
[redacted] 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

(2) 毒物による影響確認試験

a. EDF, CEA/IPSN H2PAR Program

炉心損傷時のPWRプラントの格納容器内模擬条件下で、炉心溶融に伴い発生するエアロゾルの影響を確認する試験を実施し、PARの水素低減性能への影響が小さいことを確認している。

試験名 (実施時期)	H2PAR Program (1996～2000)
実施主体 (施設)	EDF, CEA/IPSN (Cadarache)
試験条件	<ul style="list-style-type: none"> 試験温度：約 <input type="text"/> °C 水素濃度：約 6～10 vol% (ドライ) エアロゾル：よう素他 200 mg/m³
PAR 試験体	AREVA 社小型 PAR <input type="text"/>



[Ref.] IRSN SCIENTIFIC AND TECHNICAL REPORT 2002, 4. IRSN research and development on hydrogen risk during severe pressurized water reactor accidents

図 1 2 毒物による影響

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

b. OECD/NEA THAI Project

OECD/NEA THAI Project において、高エアロゾル濃度下での影響試験を実施、よう素影響も含めて炉心損傷時のエアロゾルの水素低減性能への影響が小さいことを確認している。

試験名 (実施時期)	OECD/NEA THAI Project (2007~2010)
実施主体 (施設)	フランス, ドイツ, カタ, フィンランド, チェコ, オランダ, ハンガリー, 韓国, スイス (Becker Tech., Eschborn)
試験条件	<ul style="list-style-type: none"> ・試験温度: 約 95°C ・試験圧力: 約 bar ・蒸気濃度: 約 40vol% ・水素濃度: 約 4vol% (ウェット) ・エアロゾル等: I₂ に加え, 約 1.5~2.5g/m³ の SnO₂/LiNO₃ エアロゾルを注入
PAR 試験体	適用 PAR と同型式の PAR の触媒プレート数を 1/2 にした試験体を使用

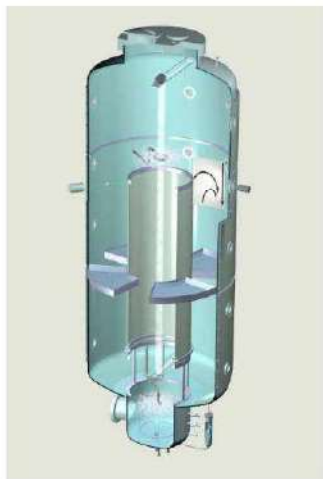


Fig. 3-1: THAI test vessel

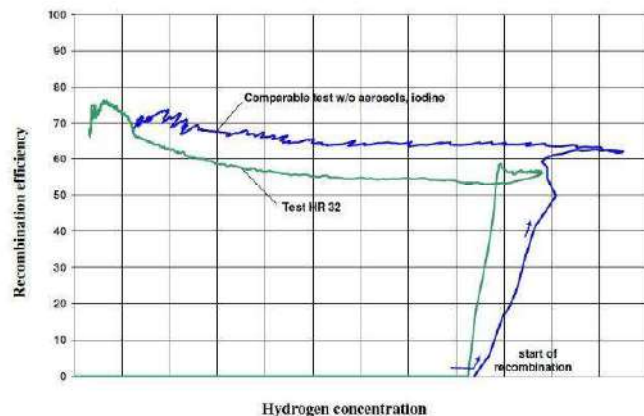


Fig. 5-6: Test HR-32: Recombination efficiency and onset of recombination for test HR 32 and for a comparable HR test without aerosols and iodine

上図の横軸は PAR 入口水素濃度 (フルスケール 6.0vol%, 1目盛 0.5vol% (wet))、縦軸は PAR 出入口間の水素除去効率を示している。

[Ref.] OECD/NEA THAI Project, Hydrogen and Fission Product Issues Relevant for Containment Safety Assessment under Sever Accident Conditions, Final Report, 10 June 2010

図 1 3 エアロゾルの影響

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

c. エアロゾルの影響について

上述の OECD/NEA THAI Project のエアロゾルの試験では、エアロゾルの有無で性能に約 15vol%差が出ており、ここでは、仮に格納容器気相部からエアロゾルが消失する事故後 2 時間の範囲で PAR の水素低減性能が 15vol%低下した場合の影響を評価した。

図 14 のとおり、事故後 2 時間で PAR5 台が処理する水素量は、14.09kg である。したがって、エアロゾルの影響を仮定して処理できなかったとする水素量は約 2.11kg ($=14.09 \times 0.15$) となる。これより、エアロゾルの影響による性能評価式の不確かさは事故初期の水素発生量 (約 659kg) で 0.3%程度、水素濃度 (ドライ約 11.7vol%) では 0.04vol%程度と推定され、影響は軽微である。

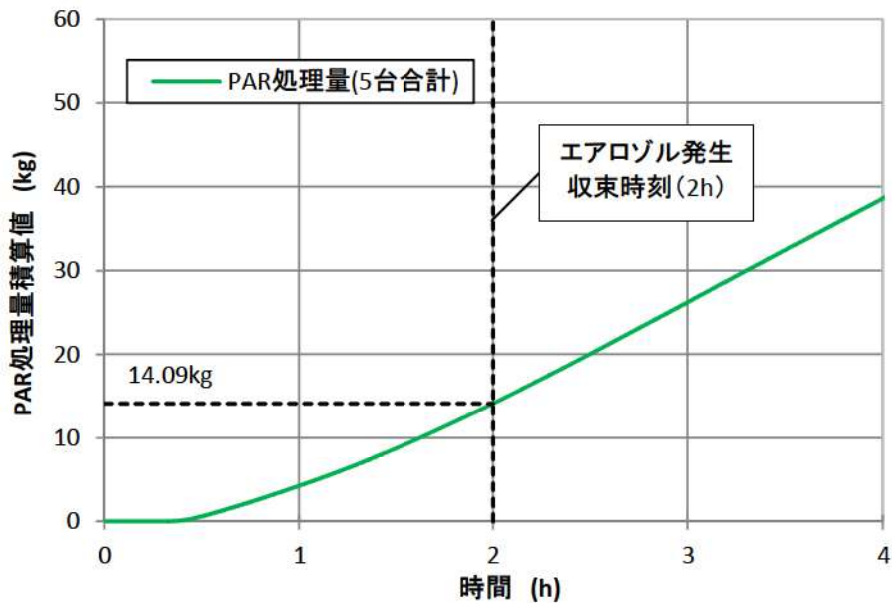


図14 PAR処理量積算値

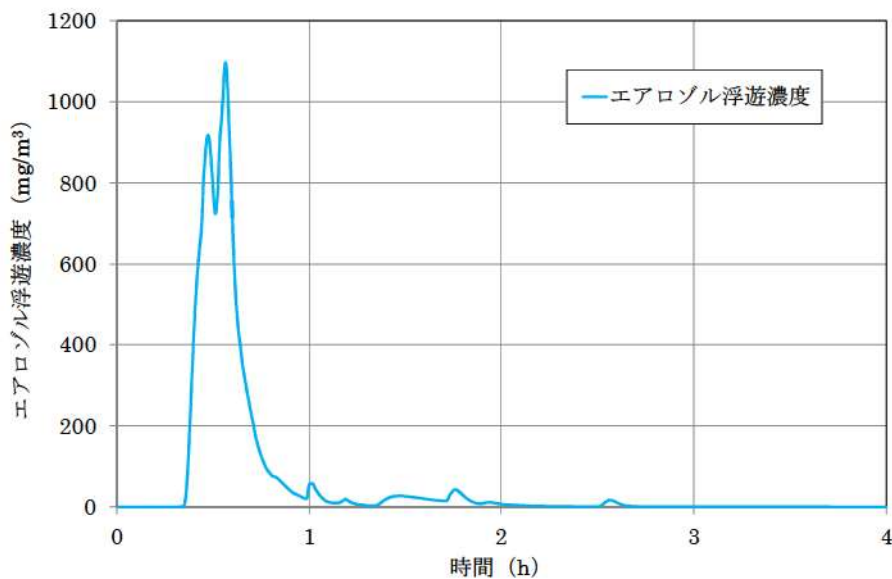


図15 エアロゾルの浮遊濃度と時間の関係

(3) 高水素濃度条件下での性能確認

高水素濃度条件下での性能試験としては、AREVA 社の試験プログラムの中でTÜVにおいて以下の条件下で実施されており、燃焼後の損傷等の機能的な影響は見られなかったことが報告されている。

高水素濃度条件下での性能試験としては、AREVA 社の試験プログラムの中でTÜVにおいて以下の条件下で実施されており、燃焼後の損傷等の機能的な影響は見られなかったことが報告されている。

実施主体（施設）	TÜV (Karlstein (AREVA NP))
試験条件	・ 試験温度：約 25～144℃ ・ 水素濃度：約 4～15vol%（ドライ） ・ 蒸気濃度：約 0～60vol%
PAR 試験体	AREVA 社小型 PAR

[Ref.] Response to Request for Additional Information No. 323,
Supplement 1 U. S. EPR Design Certification Application

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

(4) 水蒸気濃度の PAR 性能への影響

OECD/NEA の THAI Project では水蒸気濃度の再結合効率への影響について試験をしており、水蒸気濃度が高い場合は若干性能の低下が見られるが、水蒸気濃度 25vol%以下であれば性能に影響はない。

泊 3 号炉の水素燃焼（大破断 LOCA+ECCS 注入失敗）シナリオにおける格納容器内水蒸気濃度は初期を除き 25vol%以下で推移することから、PAR 性能に対し影響はないと考える。

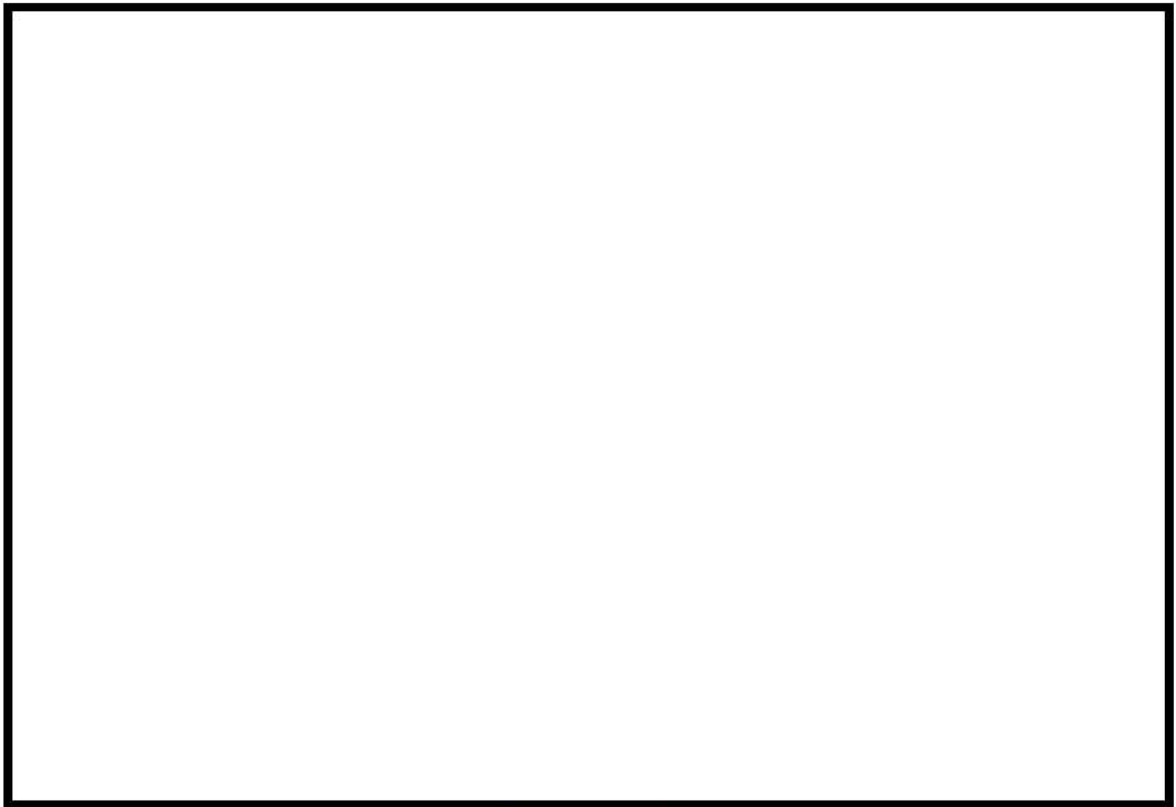


図 16 試験結果

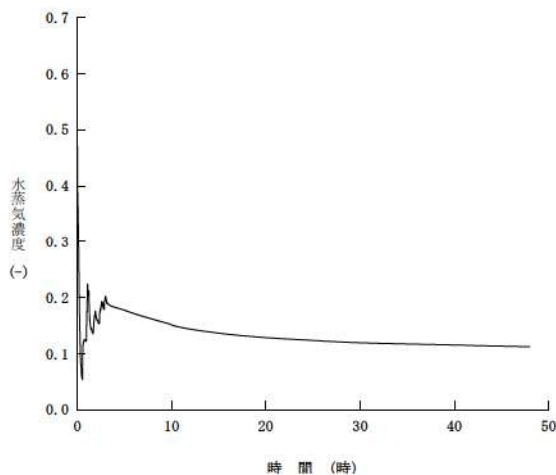


図17 格納容器内（ドーム部）
水蒸気濃度の時間変化

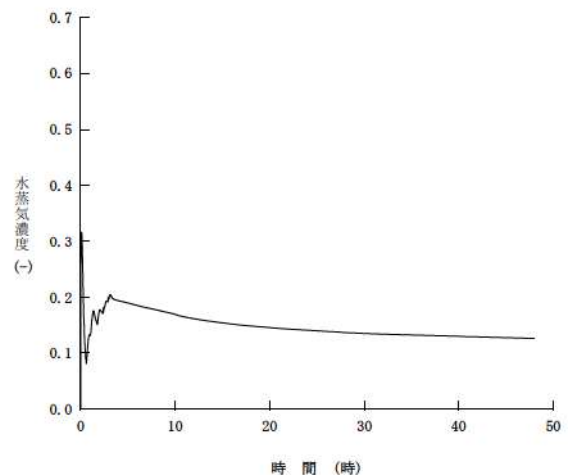


図 18 格納容器内（下部）
水蒸気濃度の時間変化

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

水蒸気濃度の影響に関しては、水蒸気濃度 25vol%以下であれば性能に影響しないが、事故初期、水蒸気濃度は一時 25vol%以上となる。事故後 0.25 時間で全区画の水蒸気濃度は 25vol%を下回るが、この 0.25 時間までの間の P A R の水素処理量は 0.0kg となり、水蒸気の影響を受けたと仮定しても、処理できなかったとする水素量はない。

なお、本試験の約 4.5vol%以上の水素濃度が高い領域で、性能が低下しているように見えるが、本試験は、水素供給を停止した（test phase 1 から 2 への移行期）水素濃度が高い状態からの水素濃度の推移を示したものであり、試験装置内の水素濃度の混合に時間遅れが生じた結果と考えられる。その影響については「1-1 P A R の水素低減性能試験について」で示したとおり、微小なものである。

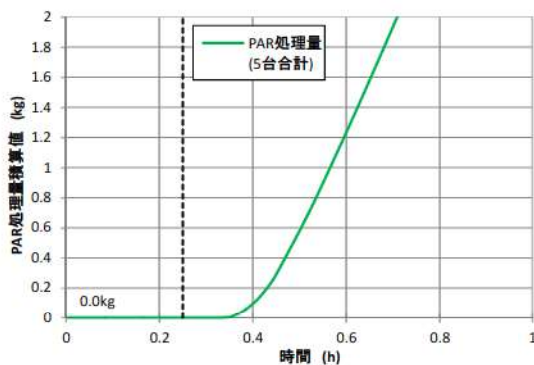


図19 P A R 水素処理の積算値

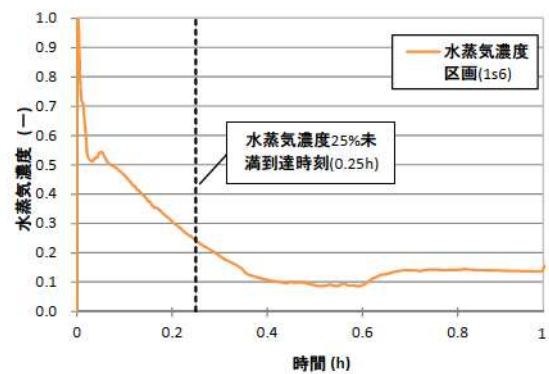


図20 水蒸気濃度と時間の関係

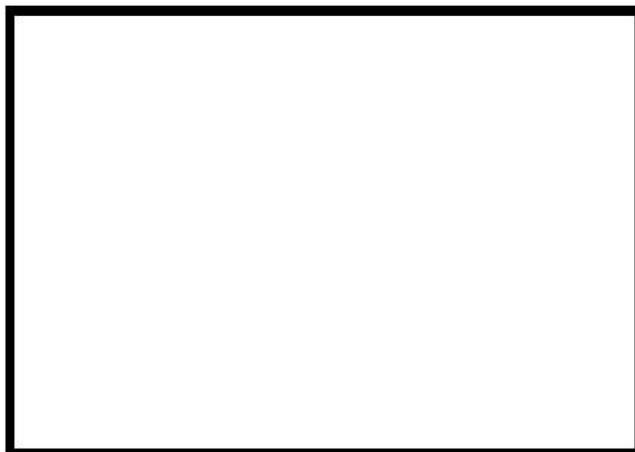


図21 試験結果

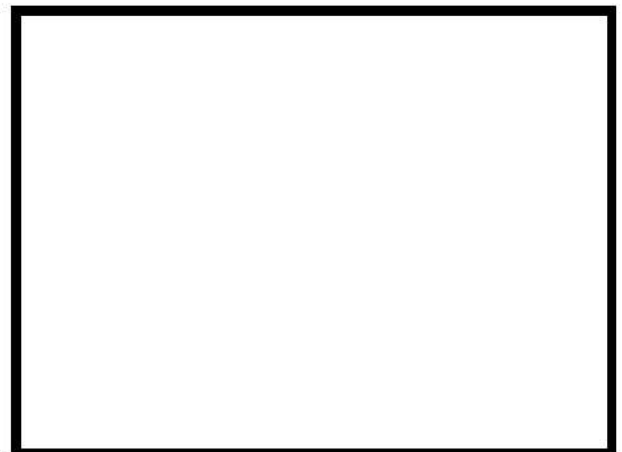


図22 圧力1.5~1.65barの試験結果

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

(5) 水素再結合反応開始に対する温度依存性について

OECD/NEA の THAI Project で水蒸気濃度をパラメータ（飽和蒸気圧で試験しているため同じ圧力であれば水蒸気濃度が高いほど温度も高い）として再結合反応の立ち上がりに対する影響が下図の通り確認されている。

本結果からは，再結合反応を開始する水素濃度は，温度（水蒸気濃度，圧力）に対し明確な相関はない。

なお，概ね数 vol% の水素濃度で起動していることがわかる。

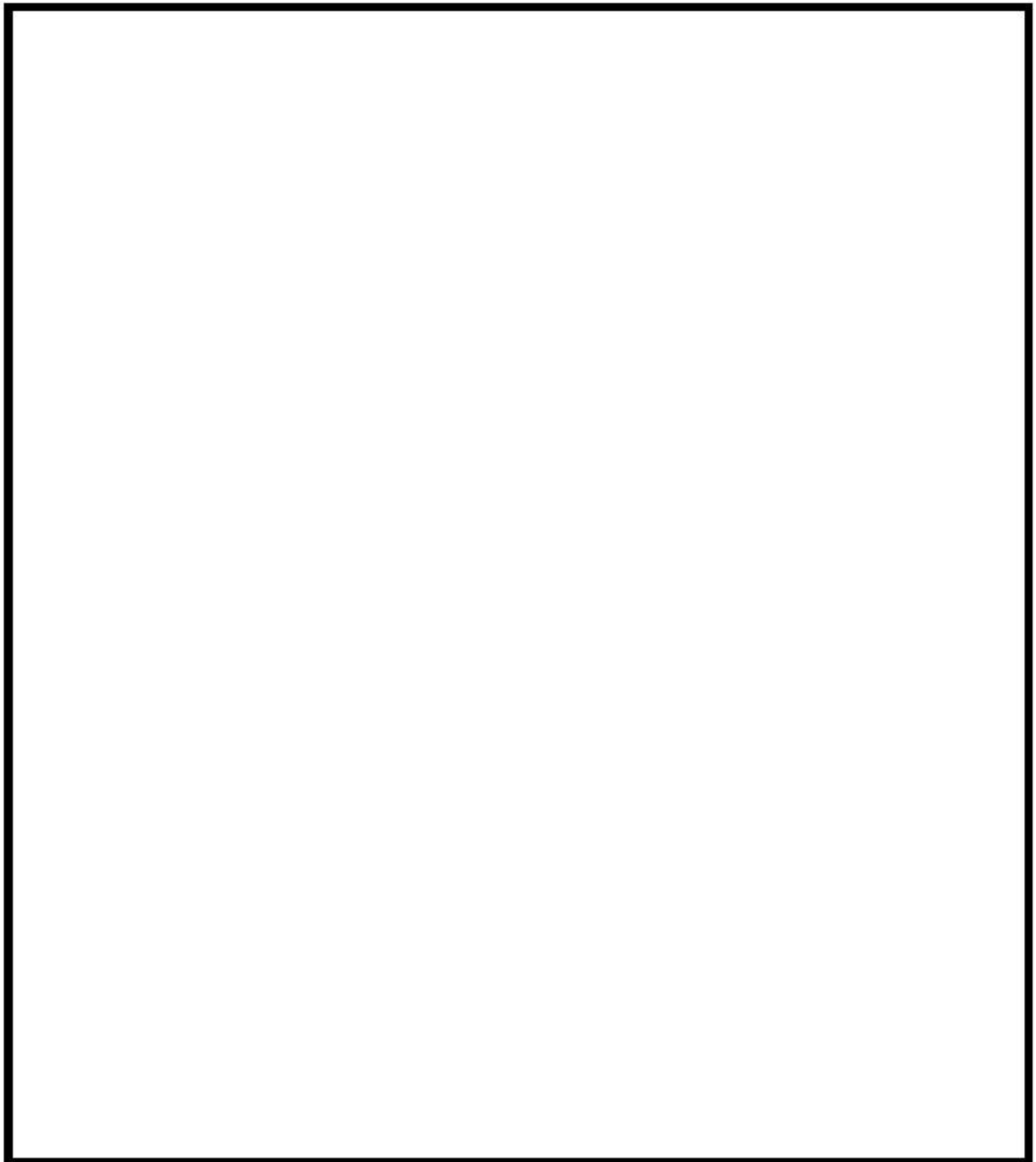


図 23 水素再結合反応開始

 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

(6) 最高使用温度について

a. 試験時の PAR 管体の最高温度

OECD/NEA の THAI Project の試験で得られた PAR 中のガスの温度などの計測結果の一例を 図 24 に示す。横軸が水素濃度で縦軸が各部の温度であるが、水素濃度が高いほど触媒反応が活発になり発熱が大きくなる、触媒プレート温度は表 1 に示すとおり、複数の試験で、最大約 900～1,000℃（絶対温度 1,173～1,273K）で自発的な水素燃焼が発生している。

一方、図 25 に示す位置の PAR 管体の温度について、自発的な水素燃焼が生じていない条件（水素濃度最大 4.5vol%）で、計測した試験時の結果を図 26 に示す。この試験では触媒プレートの温度は最大で 700℃（絶対温度 973K）となり、管体温度は約 250℃（絶対温度 523K）である。

b. PAR 管体の最高使用温度

PAR 管体の温度については、自発的な水素燃焼が発生した条件下で、温度計測が行われていないため、試験結果より、前述の自発的な水素燃焼が発生した条件での最高温度約 1,000℃（絶対温度 1,273K）のときの管体温度を推定する。

触媒プレート温度は、前述の自発的な水素燃焼が生じていない試験での 700℃（絶対温度 973K）に対し、自発的な水素燃焼が発生した条件での最高温度は約 1,000℃（絶対温度 1,273K）である。管体温度も自発的な水素燃焼が生じていない試験から触媒プレートと同じ温度上昇比率で上昇したと仮定すると、以下のようになる。

$$1,273\text{K} \times (523\text{K}/973\text{K}) = 684\text{K} = \text{約 } 411^\circ\text{C}$$

また、実際の格納容器雰囲気では、上記試験装置での温度上昇に加え、格納容器内雰囲気の水素燃焼による温度上昇が想定されるが、8vol%水素濃度均一区画内での燃焼を解析した結果、ダクトのような薄板の機器であっても燃焼時の表面温度上昇は 40℃程度※である。

従って、PAR の最高使用温度としては、試験時の管体の推定最高温度約 411℃に格納容器内雰囲気の水素燃焼による温度上昇（40℃程度）を考慮し、余裕をみた 500℃を代表して最高使用温度とした。


なお、PAR 管体に使われている材料は、最高使用温度 500℃においても Ss 地震動にて発生する応力を下回っており、地震発生時においても材料の健全性に問題はない。

※ 補足説明資料「52-13 イグナイトについて」の別添 52-13-1「格納容器内水素燃焼による重大事故等対処設備への悪影響」における参考資料 2「イグナイト着火時の熱影響について」の（3）薄板構造機器に対する温度影響評価に示す解析による値

表 1 THAI 試験における自発的水素燃焼条件

A large rectangular area that has been completely redacted, leaving a blank white space within a black border.

図 24 試験結果 (PAR 温度と水素濃度の関係)

 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

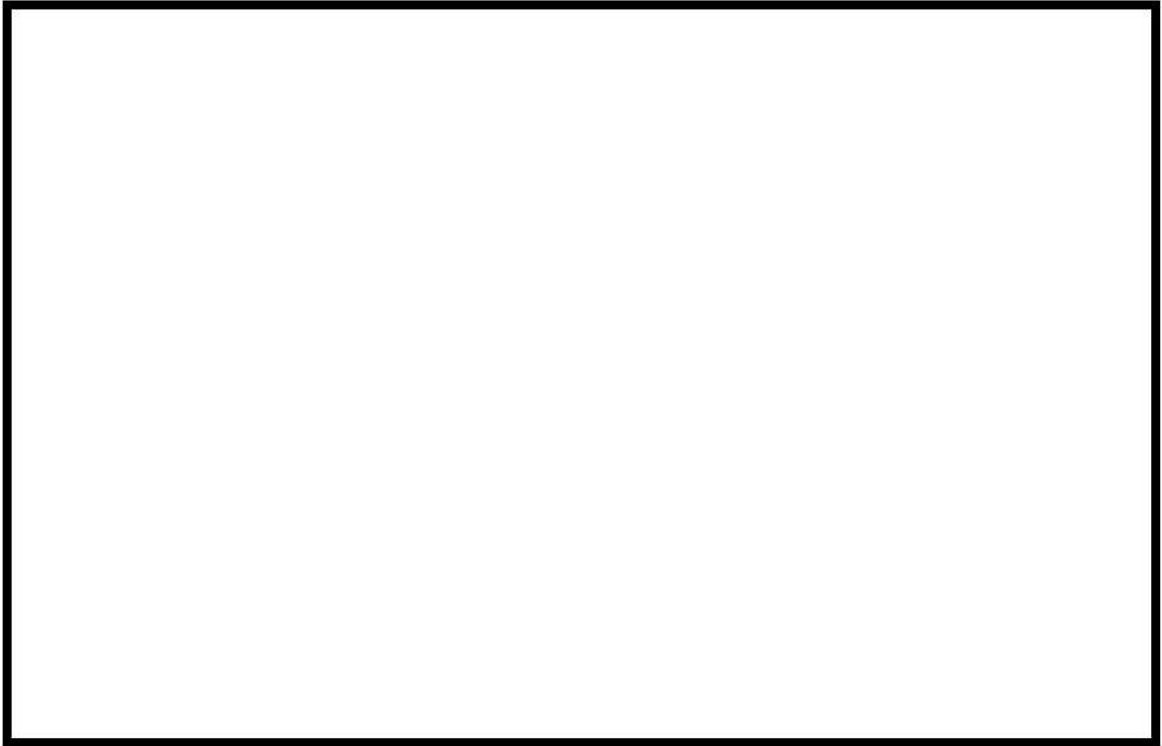


図 25 THAI プロジェクト試験用 PAR 計測位置

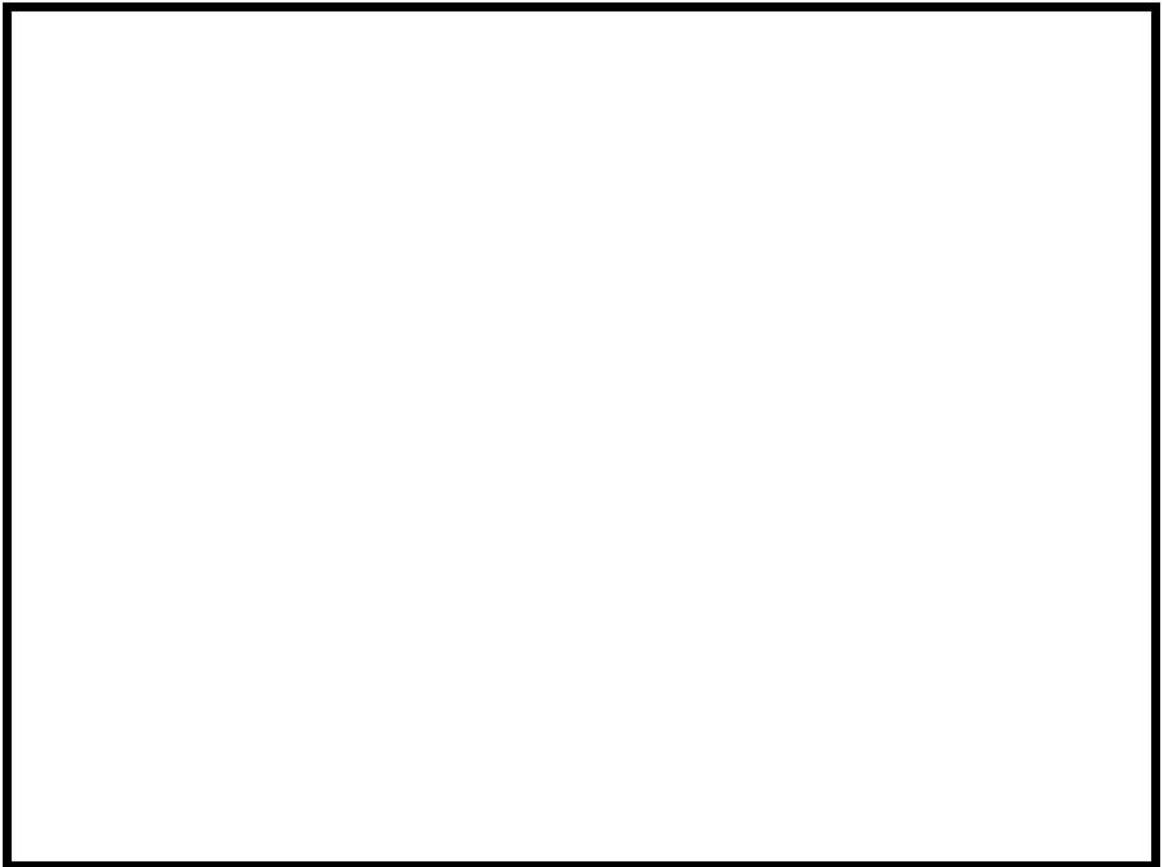



図 26 試験結果 (PAR 温度の時間変化 ; PAR 筐体温度あり)

 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

(7) 水素再結合反応開始の遅れに対する解析の影響について

a. 水素再結合反応開始の水素濃度

(5)での試験結果は再結合反応開始の水素濃度に違いがあることを示しており、再結合反応の開始が遅れることが懸念されるため、再結合反応開始遅れが格納容器水素濃度に与える影響について検討した。

(5)での試験結果（水素濃度 vol%以内に起動）に余裕をみた水素濃度 5vol%で仮に再結合反応が開始された場合の影響について以下に示す。

図 27 に泊 3 号炉に設置している各 PAR 設置位置での水素濃度の変化を示す。図 28 に各 PAR の水素濃度 5vol%に到達するまでの水素処理量を示す。

水素濃度 5vol%まで PAR が起動しない場合、約 1kg の未反応分が生じる。これより、水素再結合反応開始の水素濃度が遅れることによる性能評価式の不確かさは事故初期の水素発生量（約 659kg，図 29）に対し 0.2vol%程度，水素濃度（ドライ約 11.7vol%，図 30）としては 0.02vol%程度とされ、影響は微小である。

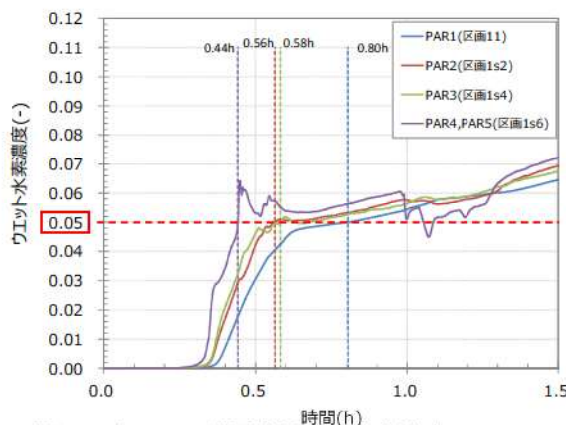


図 27 各 PAR 設置位置での水素濃度

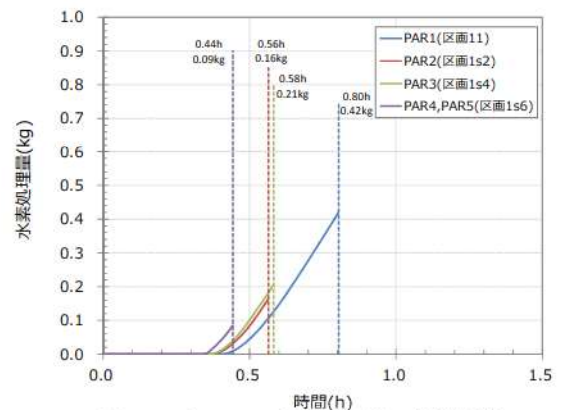


図 28 各 PAR 水素処理量（積算値）

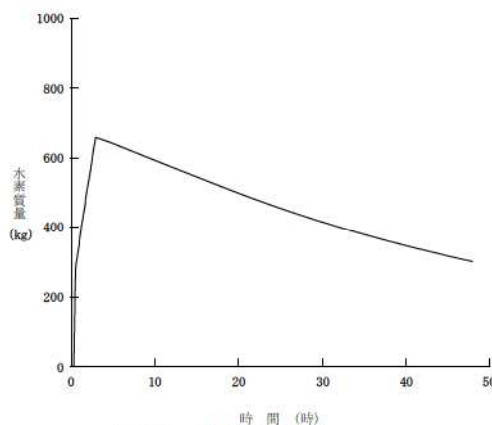


図 29 発生水素量

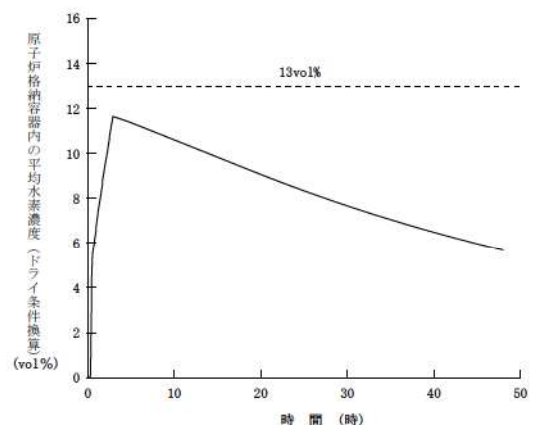


図 30 水素濃度（ドライ）

 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

b. 水素再結合反応開始の時間

KALI-H2 Test ではスプレー水有無による再結合反応開始の時間遅れについても確認しており、以下に示すとおりスプレー水有無に関係なく最大で9分遅れの結果となっている。

試験で確認された結果に余裕をみた反応開始時間遅れ 10 分による影響を検討する。

PAR5 台の水素処理速度は図 32 のように事故初期において最大約 13kg/h である。仮に 10 分間の起動遅れがあった場合、保守的に評価すると約 2.2kg (=13kg/h×1/6h) の未反応分が生じる。これより、スプレー水による水素再結合反応開始の時間遅れによる性能評価式の不確かさは、事故初期の水素発生量(約 659kg)に対し 0.3vol%程度、水素濃度(ドライ約 11.7vol%)としては 0.04vol%程度と推定され、影響は微小である。

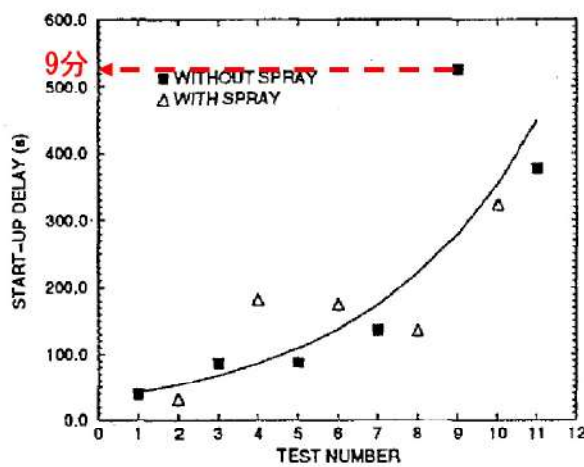


Fig. 2. Start-up delay

Table 1. Initial conditions without spray

Serial nb	Test	Pressure (bar)	Temperature (°C)	Y (%)
1	Ka-2	2.45	103.5	9.8
3	Ka-4	2.85	113.5	9.7
5	Ka-6	3.45	124	10.
7	Ka-9	4.20	133	9.5
9	Ka-11	5.20	142.1	8.6

Table 2. Initial conditions with spray

Serial nb	Test	Pressure (bar)	Temperature (°C)	Y (%)
2	Ka-3	2.32	104	9.7
4	Ka-5	2.78	113.7	9.6
6	Ka-7	3.40	123.5	9.8
8	Ka-10	4.20	133	9.5
10	Ka-12	5.20	141.5	8.3

[Ref.] Hydrogen Mitigation by a SIEMENS Recombiner in KALI Facilities, G. Avakian, L. Averlant, ENS Class 1 Topical Meeting on "Research Facilities of Nuclear Energy", Brussels, Belgium, 1996

図 31 各 PAR 水素処理量 (積算値)

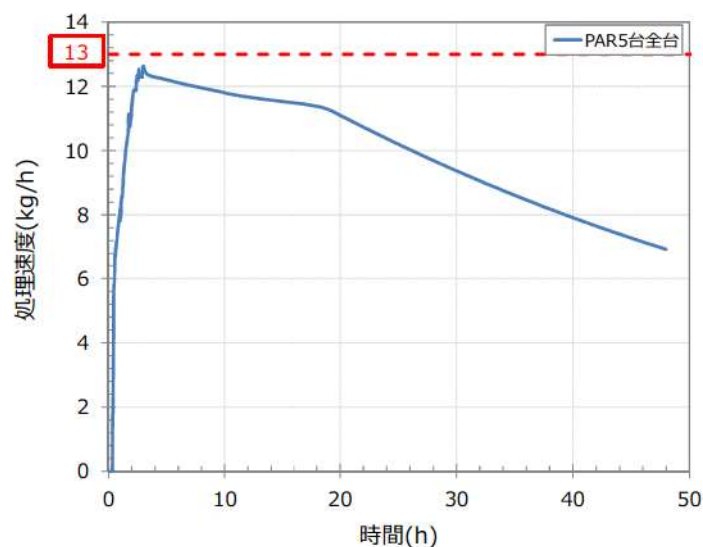


図 32 水素処理速度

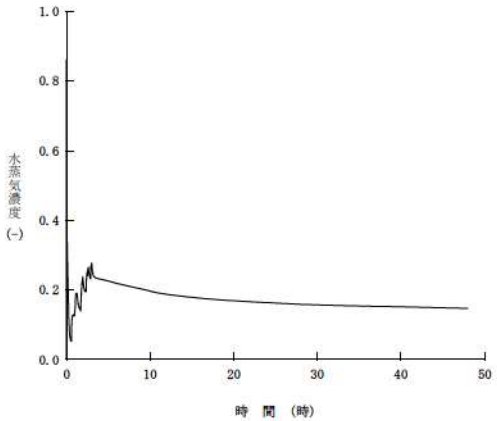
(8) PAR の実証試験の泊3号炉への適用について

実証試験で確認されたスプレイ水、エアロゾル等の毒物、高水蒸気濃度、温度などの影響に対する泊3号炉への適用性について一覧表に整理した。

パラメータ	実証機関	パラメータの試験条件	泊3号炉の運転条件 (参考)	泊3号炉への適用性
スプレイ水	EDF KALI-H2 Test	<ul style="list-style-type: none"> スプレイ水 NaOH/ほう酸水 スプレイ流量 0.0736kg/s (試験容積とCV自由体積の比で換算した場合 309.6kg/s) 	<ul style="list-style-type: none"> スプレイ水 ヒドラジン スプレイ流量 約 714 kg/s (MAAP解析) 	<ul style="list-style-type: none"> EDF KALI-H2 Testはスプレイ流量が泊3号炉の条件を下回っており、参考扱いとしている。 メーカー社内試験では泊3号炉に対して保守的なスプレイ流量で影響がないことを確認している。 KALI試験結果として、再結合反応開始時間に遅れが見られている。試験結果に余裕を見て10分遅れとした場合の影響評価を行い、性能評価式の不確かさは泊3号炉において水素濃度で0.04vol%程度で、微小であることを確認。
	メーカー社内試験	<ul style="list-style-type: none"> スプレイ水 スプレイ流量 		
				(MAAP解析結果)スプレイ流量

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

パラメータ	実証機関	パラメータの試験条件	泊3号炉の運転条件 (参考)	泊3号炉への適用性
エアロゾル	EDF, CEA/IPSN H2PAR Program	<ul style="list-style-type: none"> エアロゾル ヨウ素他200mg/m³ 	エアロゾル発生量 最大約1100mg/m ³ (MAAP解析)	<ul style="list-style-type: none"> EDF, CEA/IPSN H2PAR Programでエアロゾルの影響確認試験を実施し、エアロゾルの水素低減性能への影響が小さいとの結論であるが、泊3号炉の条件を下回っており、参考扱いとしている。 OECD/NEA THAI Projectでは、泊3号炉に対し保守的な条件で実施されていて、エアロゾルの影響はないとの結果を得ている。 なお、MAAP解析の結果、エアロゾルはスプレイ水により2h程度で格納容器気相部から除去されている。 さらに、試験結果から仮にエアロゾルの影響で、約15%水素低減性能が低下したとみなした場合の影響評価を行い、性能評価式の不確かさは泊3号炉において水素濃度で0.04vol%程度で、微小であることを確認。
	OECD/NEA THAI Project	<ul style="list-style-type: none"> エアロゾル等 ヨウ素他 1500~2500mg/m³ 		
水素濃度	TÜV (メカ試験)	<ul style="list-style-type: none"> 水素濃度 4~15vol%(ドライ) 	<ul style="list-style-type: none"> 水素濃度 13vol%未満(ドライ) (最大約11.7vol%) (GOTHIC解析) 	<ul style="list-style-type: none"> TÜV試験は、泊3号炉に対し保守的な条件で実施されていて、高水素濃度の影響はないとの結果を得ている。

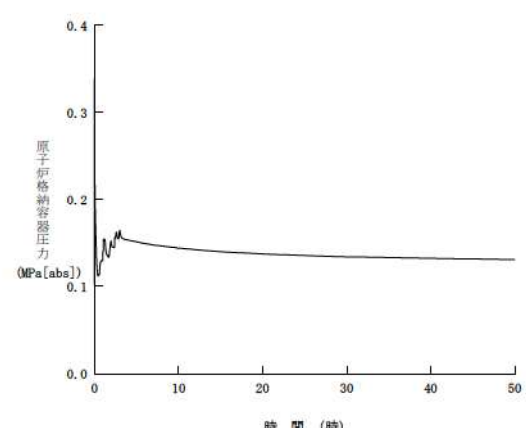
パラメータ	実証機関	パラメータの試験条件	泊3号炉の運転条件 (参考)	泊3号炉への適用性
水蒸気濃度	OECD/NEA THAI Project	<ul style="list-style-type: none"> 水蒸気濃度 vol% 	<ul style="list-style-type: none"> 水蒸気濃度 0-86.1vol% (GOTHIC解析結果) 	<ul style="list-style-type: none"> 水蒸気濃度が高い場合は若干性能の低下が見られるが、水蒸気濃度25vol%以下であれば性能に影響はない。 泊3号炉の条件は初期を除き25vol%以下で推移することから、PAR性能に対し影響はないと考える。
/			 <p>(GOTHIC解析)CV水蒸気濃度</p>	

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

パラメータ	実証機関	パラメータの試験条件	泊3号炉の運転条件 (参考)	泊3号炉への適用性
温度	OECD/NEA THAI Project	<ul style="list-style-type: none"> 温度 <input type="text"/> °C 	<ul style="list-style-type: none"> 温度 約36~171*°C (MAAP解析結果) 	<ul style="list-style-type: none"> SA初期を除き、試験は泊3号炉の温度条件と同レベルで実施されている。 試験結果として、再結合反応開始濃度に明確な温度依存性は見られないが、再結合開始濃度は余裕を見て5vol%とした場合の影響評価を行い、性能評価式の不確かさは泊3号炉において水素濃度0.02vol%程度で、微小であることを確認。
	TÜV (メカ試験)	<ul style="list-style-type: none"> 温度 <input type="text"/> °C 		
			<p>(MAAP解析*) 格納容器ドーム部の温度</p>	

* MAAPコードは、大破断LOCA時の事象初期の流動変化が激しい状況での適用性が低いため、設計基準事故時の結果を参照(設計基準事故時の結果：最高温度約124°C)

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

パラメータ	実証機関	パラメータの試験条件	泊3号炉の運転条件 (参考)	泊3号炉への適用性
圧力	OECD/NEA THAI Project	<ul style="list-style-type: none"> 圧力 [] bar (約 [] MPa) 	<ul style="list-style-type: none"> 圧力 約 0.10 ~ 0.34 * MPa (MAAP解析) 	<ul style="list-style-type: none"> 泊3号炉の圧力条件と同レベルの圧力の試験を実施している。
	EDF/KALI-H2 Test	<ul style="list-style-type: none"> 圧力 [] bar (約 [] MPa) 		
	/		 <p>(MAAP解析*) 格納容器ドーム部の圧力</p>	

*MAAPコードは、大破断LOCA時の事象初期の流動変化が激しい状況での適用性が低いため、設計基準事故時の結果を参照 (設計基準事故時の結果：最高圧力約0.34MPa)

[] 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

1-3 水素燃焼条件

THAI Project では、水素濃度などの実験条件を変えて PAR の水素燃焼の可能性のある条件を求めている。

泊3号炉の PAR 設置エリアの解析結果と比較すると、水素燃焼の可能性のある条件に一部含まれる結果となったが、水素燃焼による圧力上昇に対して格納容器健全性が維持されることを、AICC 評価※により確認しており、PAR による水素燃焼が生じたとしても格納容器健全性に問題はない。

※2 Adiabatic Isochoric Complete Combustion の略で、燃焼熱が全て圧力上昇に使われると仮定して格納容器内圧力を保守的に求め、格納容器圧力バウンダリにかかる圧力を評価する。

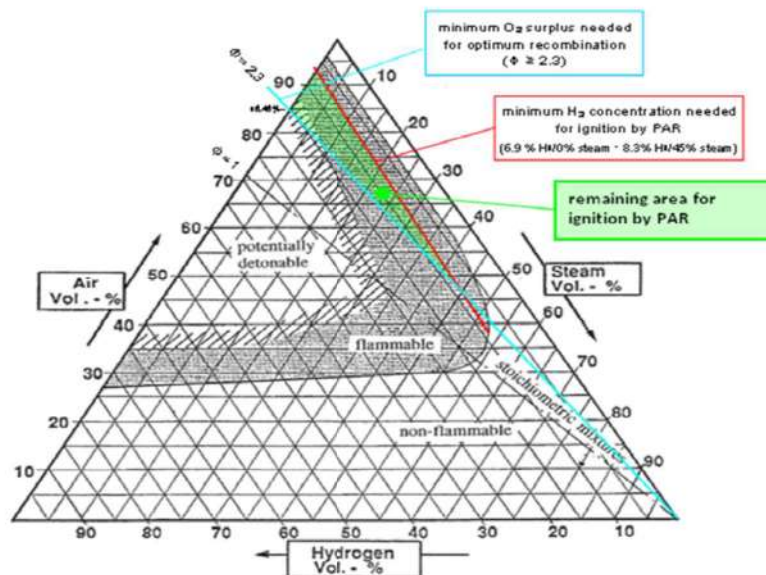


Fig. 5-5: Ternary diagram (example):
Area of possible ignition by PAR (green shaded), resulting from HR test findings

図33 PARの水素燃焼の可能性のある条件

[Ref.] OECD/NEA THAI Project, Hydrogen and Fission Product Issues Relevant for Containment Safety Assessment under Sever Accident Conditions, Final Report, 10 June 2010

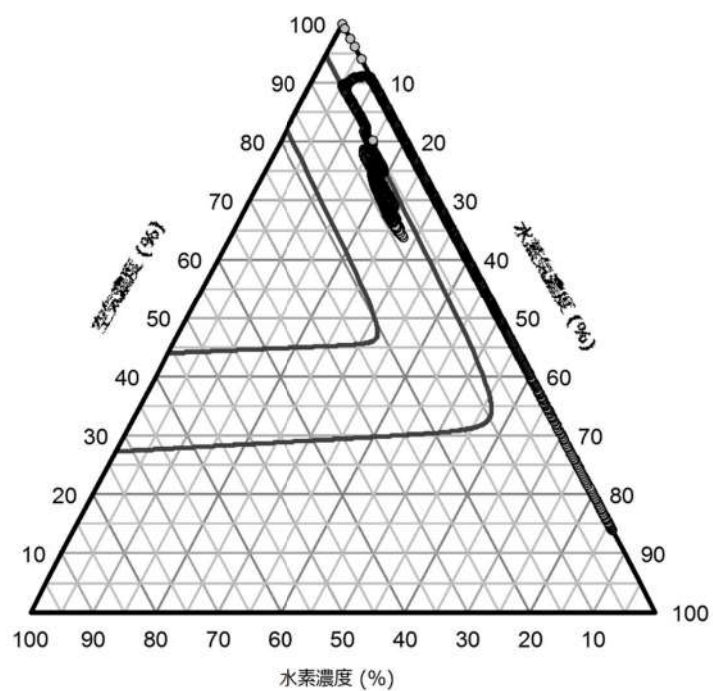


図 34 泊 3 号炉の代表的なドーム部の区画 (1s4) における GOTHIC 解析結果

2. PAR の水素除去性能について

2-1. 性能評価式の補足説明について

(1) PAR の水素除去性能

PAR の性能評価式は、メーカーより以下の性能評価式が提供されており、国際的な実証試験においても試験結果との相関関係の確認を行っている。GOTHIC コードを用いた格納容器内の水素濃度の解析には、この性能評価式を用いている。

$$\gamma = \eta \cdot \min(X_{H_2}, 2 \cdot X_{O_2}, 8.0) \cdot (A \cdot P + B) \cdot \tanh(X_{H_2} - 0.5) \quad (1) \text{式}$$

γ : 再結合効率 (g/s)

η : 1.0 ($X_{O_2} > X_{H_2}$) ※

X_{H_2} : 水素体積比 (%)

X_{O_2} : 酸素体積比 (%)

P : 圧力 (MPa)

A, B : 係数

※ 水素挙動解析の結果より、事故初期以降のいずれの時間帯でも酸素濃度は水素濃度を上回っている。

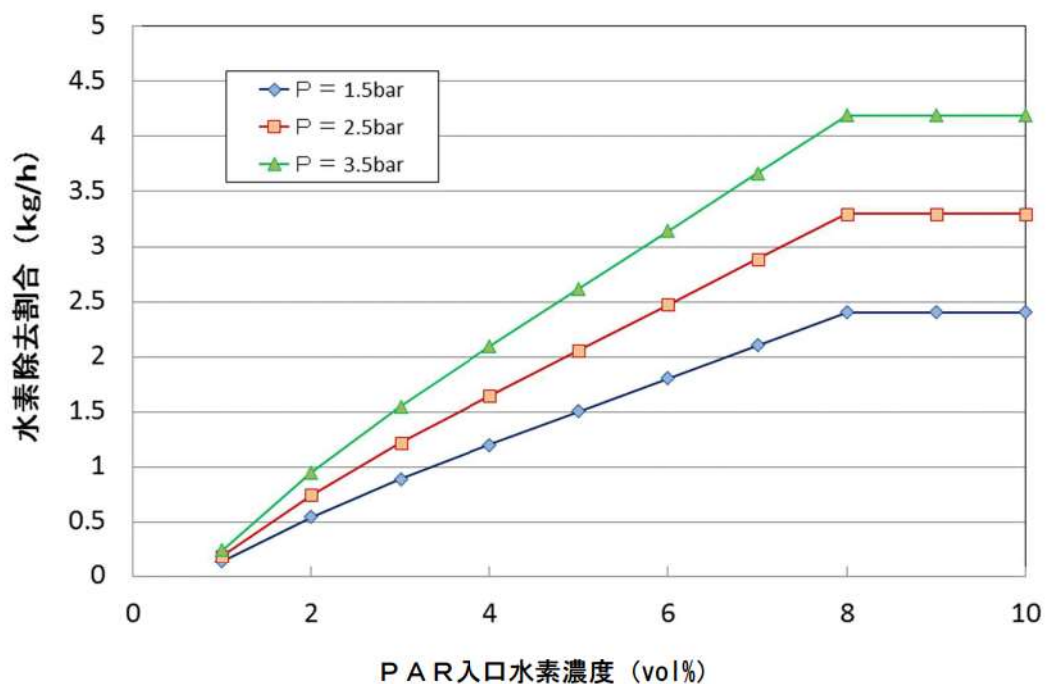


図 35 PAR 1 個の再結合効率

(2) 性能評価式の構成について

PAR の性能特性評価式は、PAR のメーカーが試験等を行って設定している経験式（実験式）となるものである。(1)式は泊 3 号炉に適用する PAR の性能評価式であり、基本的には PAR 周辺の水素体積比 (wet_vol%) と周辺圧力が与えられれば、再結合効率 (g/s) を得ることができるものである。

(1)式は、2つの特性と2つの補正項で構成されている。

a. 2つの特性は以下のとおり。これらは、OECD/NEA（経済協力開発機構／原子力機関）の THAI プロジェクトの試験においても確認されている。

- ① 再結合効率が水素体積比（式中では酸素体積比と比較して小さい方としているが、基本的には酸素リッチとなる。）に比例する。図 36 参照。

$$\gamma \propto \min (X_{H_2}, 2 \cdot X_{O_2}, 8.0)$$

- ② 水素処理速度が圧力に対し単調増加である。図 37 参照。

$$\gamma = C \cdot (A \cdot P + B)$$

b. 2つの補正項とは以下のように考えられる。

- ① η の項は、再結合反応をするための酸素の過不足による処理速度の補正をするもので、酸素体積比が、水素体積比以下の場合には、再結合反応が十分なされないと考え、を入力する。

一方、実機の PWR プラントは格納容器体積が大きく、事象発生前の酸素量（格納容器内の約 20%は酸素）が事象発生後に発生する水素量を上回ることから、1.0 を入力している。

- ② $\tanh (X_{H_2} - 0.5)$ の項は、水素体積比 0.5 wet%以下では処理をせず、0.5wet%から徐々に処理を始め、試験に基づく約 2.0wet%の水素処理速度までを滑らかに表すための補正項である。

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

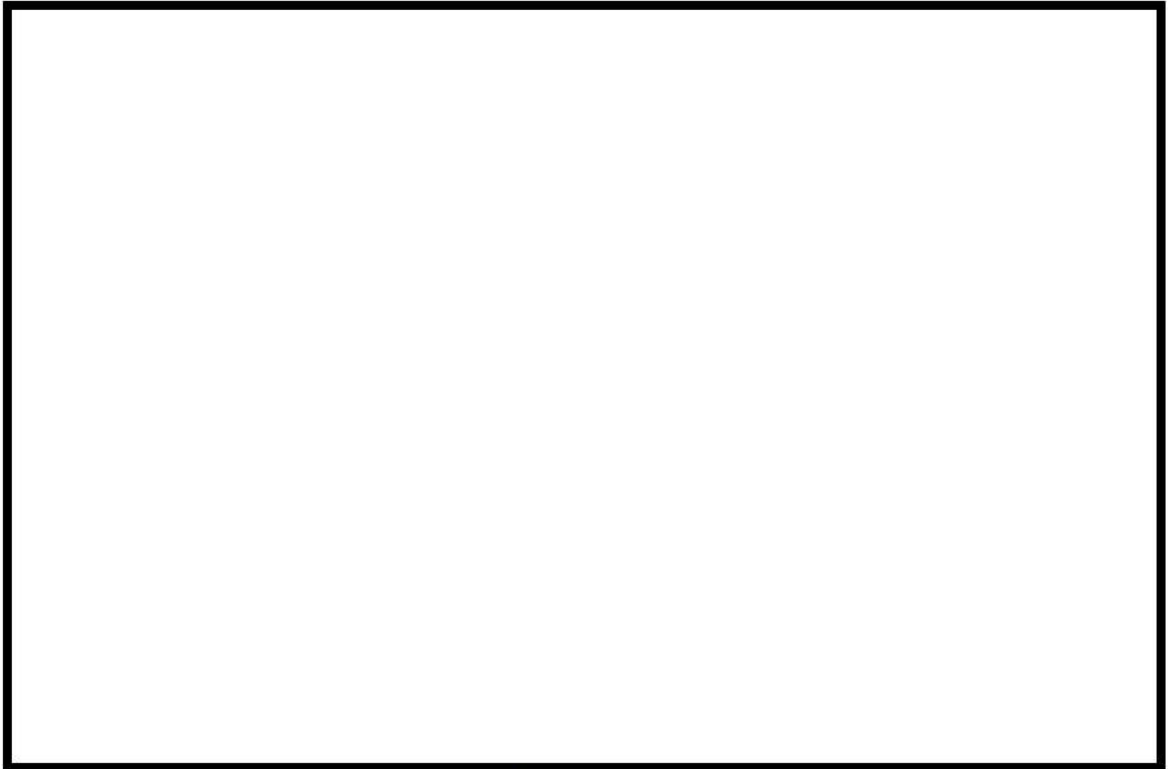



図 36 水素体積比と水素処理速度の関係



図 37 水素処理速度と圧力の関係

 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

2-2. 性能評価式を検証する実証試験におけるパラメータの妥当性について

PAR 性能評価式を検証する実証試験においては、基本的には PAR が使用される温度などの環境条件を考慮して試験条件を設定し、水素濃度及び圧力をパラメータとして検証している。

PAR の温度や入口流量については、直接のパラメータとして検証していないが、その理由について以下に考察する。

○ PAR 温度条件について

触媒の表面温度が高くなるほど触媒の反応度は高くなり、その触媒の表面温度は水素濃度と相関関係にある。また、反応量に關与するガス密度はガス温度の関数であり、理想気体において容積（この場合、格納容器容積に相当）一定であれば、ガス温度は圧力と比例関係にある。

性能評価式には温度（触媒の表面温度、ガス温度）がパラメータとして表れていないが、触媒の表面温度については水素濃度で、ガス温度については圧力で関連付けられており、間接的に温度条件もパラメータとして考慮されていることになる。したがって、実証試験においても PAR の触媒の表面温度及びガス温度は間接的にパラメータとして考慮されていると考えられる。

○ PAR 入口流量条件について

PAR は触媒反応による温度上昇で上昇気流を発生させ、反応媒体を循環させる装置であり、強制的な循環機構を持っていない。したがって、入口流量は触媒の表面温度（温度が高いほど流量は増える）と圧力（圧力が高いほど密度が高くなるため流量が増える）を条件として成り行きで決まるパラメータである。ここで、触媒の表面温度は水素濃度に依存して変化するもので、水素濃度が高いほど触媒反応が進み触媒の表面温度は高くなる。

このため、入口流量は、水素濃度（触媒の表面温度）と圧力で決まることとなり、間接的に入口流量もパラメータとして考慮されていることになる。したがって、実証試験においても入口流量は間接的にパラメータとして考慮されていると考えられる。

なお、PAR 設置場所や設置方向の選定にあたっては、格納容器内の自然対流冷却が発生していることを考慮し、再循環ユニットの吸い込み口や吹き出し口の位置を避けて決定しており、PAR 入口流量が外乱の影響を受けにくい。

3. PAR の検査について

3-1. PAR の性能について

製品の検査については、検査計画（検査要領書）に沿って、PAR の品質確保の観点から、材料（重量）検査、寸法検査、外観検査を実施している。触媒プレートにつ

付けが施され、製造されている。材料（重量）検査では触媒プレート重量を触媒を付着させる前後で測定し、所定の触媒が付着していることを確認し、寸法検査では触媒プレートの縦、横寸法を測定し設計図面通りの許容値範囲であることを確認している。外観検査では触媒プレートの表面に対し性能に影響を及ぼす有害な欠陥（触媒の欠落等）がないことや白金系金属がムラなく付着していることを目視で確認している。これらの検査に関し、工場での当社の立会検査やメーカーが実施した検査記録の確認をすることで、製品の健全性を確認している。

OECD/NEA の THAI Project では泊 3 号炉の PAR の約 1/2 サイズの試験装置で、水素濃度、圧力をパラメータとした試験を実施し、性能評価式の確認が行われている。

触媒反応は、一般に、触媒の量や表面状態が一定ならば触媒の表面積に比例することが知られている。

泊 3 号炉の PAR の触媒プレートは実証試験の触媒プレート 19 枚に対し、38 枚であり、触媒の材料（重量）検査及び外観検査で触媒の量及び表面状態が確認できていることから、OECD/NEA の THAI Project の実証試験で使用された触媒プレートと同等であり、泊 3 号炉の PAR の性能評価式は妥当である。

3-2. PAR の毒物による影響について

PAR の毒物による影響については、多くの国際的な実証試験が行われてきており、PWR プラントのシビアアクシデント時の格納容器内環境を模擬した条件下で、スプレイ水、よう素をはじめエアロゾル等の毒物、高水蒸気濃度による影響が小さいことが確認されている。

泊 3 号炉の PAR についても、外観検査で表面状態の確認ができていることから、国際的な実証試験の触媒プレートと同様の性質を持ち、毒物の影響はほとんどないと判断している。

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

3-3. PAR の性能管理について

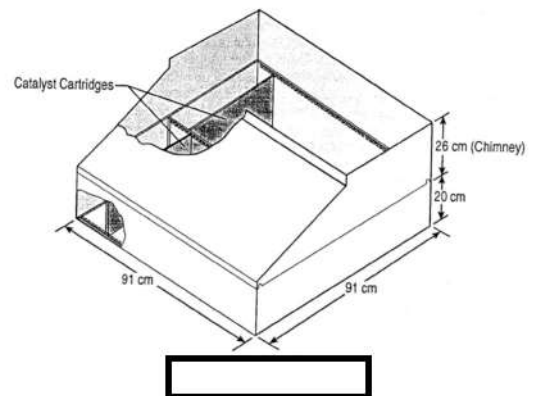
PAR の性能劣化モードは、①触媒プレートからの触媒の欠落、②触媒プレート表面の汚れの2つが考えられるが、以下の管理により、性能を維持することは可能である。

劣化モード	品質管理	保守管理
① 触媒の欠落 動的機器でないため、触媒の欠落は生じがたい	<ul style="list-style-type: none"> ・製造時の検査の実施 ・定期点検の実施 	<ul style="list-style-type: none"> ○保全プログラムに基づく定期事業者検査 ・装置外観点検（毎回） ・触媒プレート点検，清掃（1回/3回）
② 表面の汚れ 定検作業中に発生する飛散物を想定	<ul style="list-style-type: none"> ・異物管理の徹底 ・定期点検の実施 	<ul style="list-style-type: none"> ○装置の養生（毎回）

なお、触媒の担体としてアルミナを使用した場合には、アルミナが熱水環境で水酸基をもつアルミナに変化（ペーマイト化）し、シリコン系シール材に含まれる揮発性物質（シロキサン）とアルミナの水酸基が化学結合することで、触媒プレート表面にシロキサン重合物の膜を形成する劣化モードが考えられる。

しかしながら、社製の触媒プレートはステンレス及び白金系金属 からなる。ステンレスは熱水環境でも揮発性物質と化学結合する酸化物には変化しないため、同様の劣化モードによる性能低下の懸念はない。なお、触媒として使用している白金系金属 は化学的に安定な金属であるため、大気中で供用期間中に酸化しにくいいため、再結合効率への影響はない。

部位	メーカー	材料
触媒	 社	パラジウム
	 社	白金系金属
触媒の担体	 社	ペレット状のアルミナ
	 社	ステンレス板



[REF.] J. Hosler, G. Sliter, PARs for Combustible Gas Control in Advanced Light Water Reactors, AECL-11762, NEA/CSNI/R(96)8


図 38 PAR の構造（メーカー毎）

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

4. PAR の配置及び構造について

4-1. PAR の配置



 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

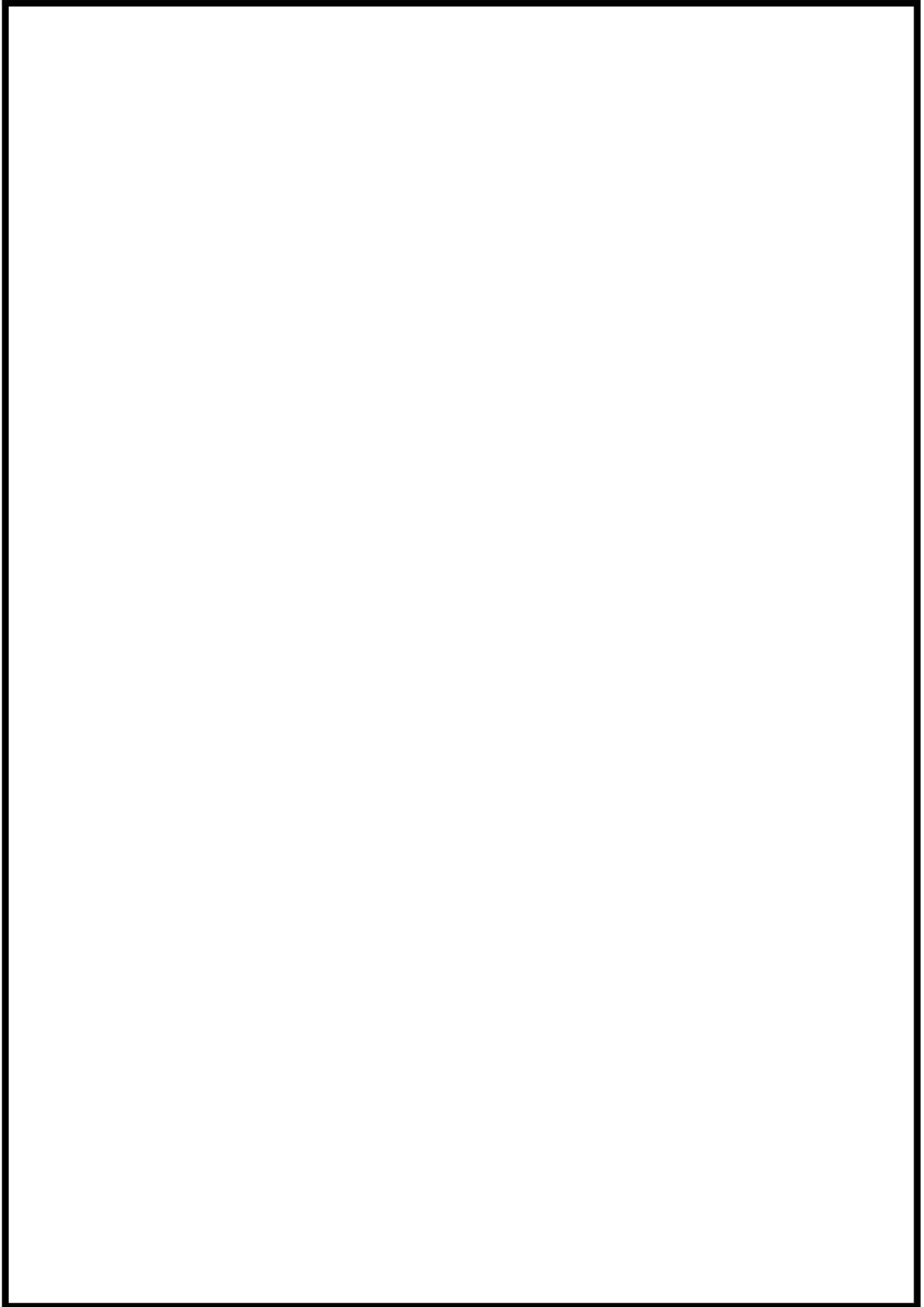



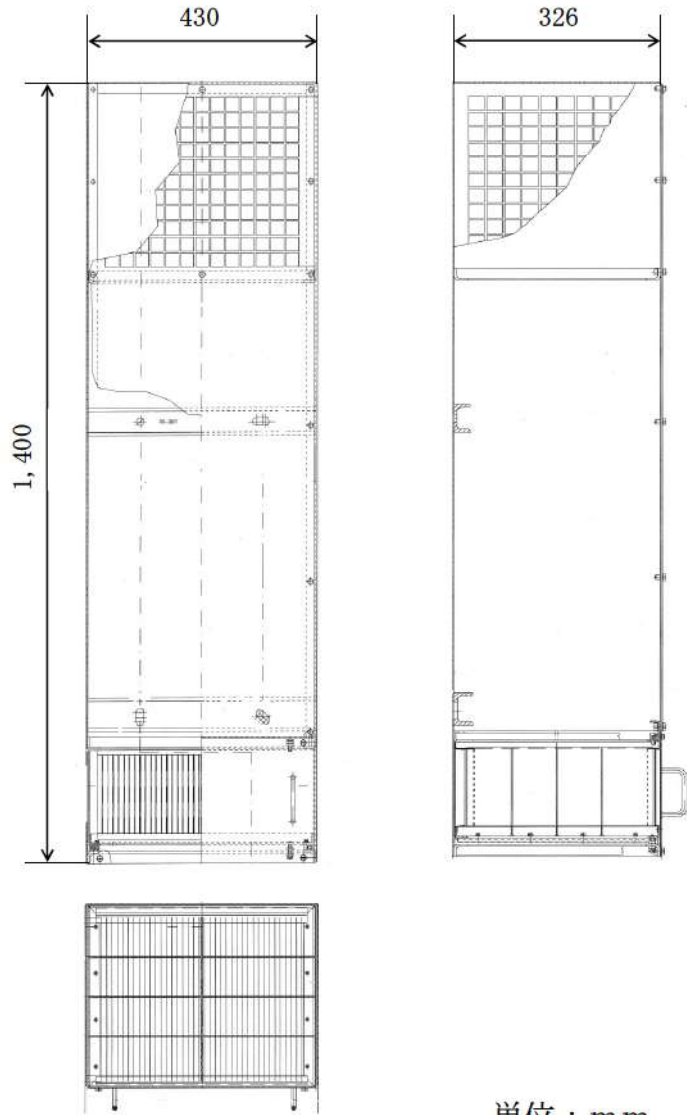
図 39 泊 3 号炉 P A R 配置概念図

 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

(2) PAR の構造



外 観



単位：mm

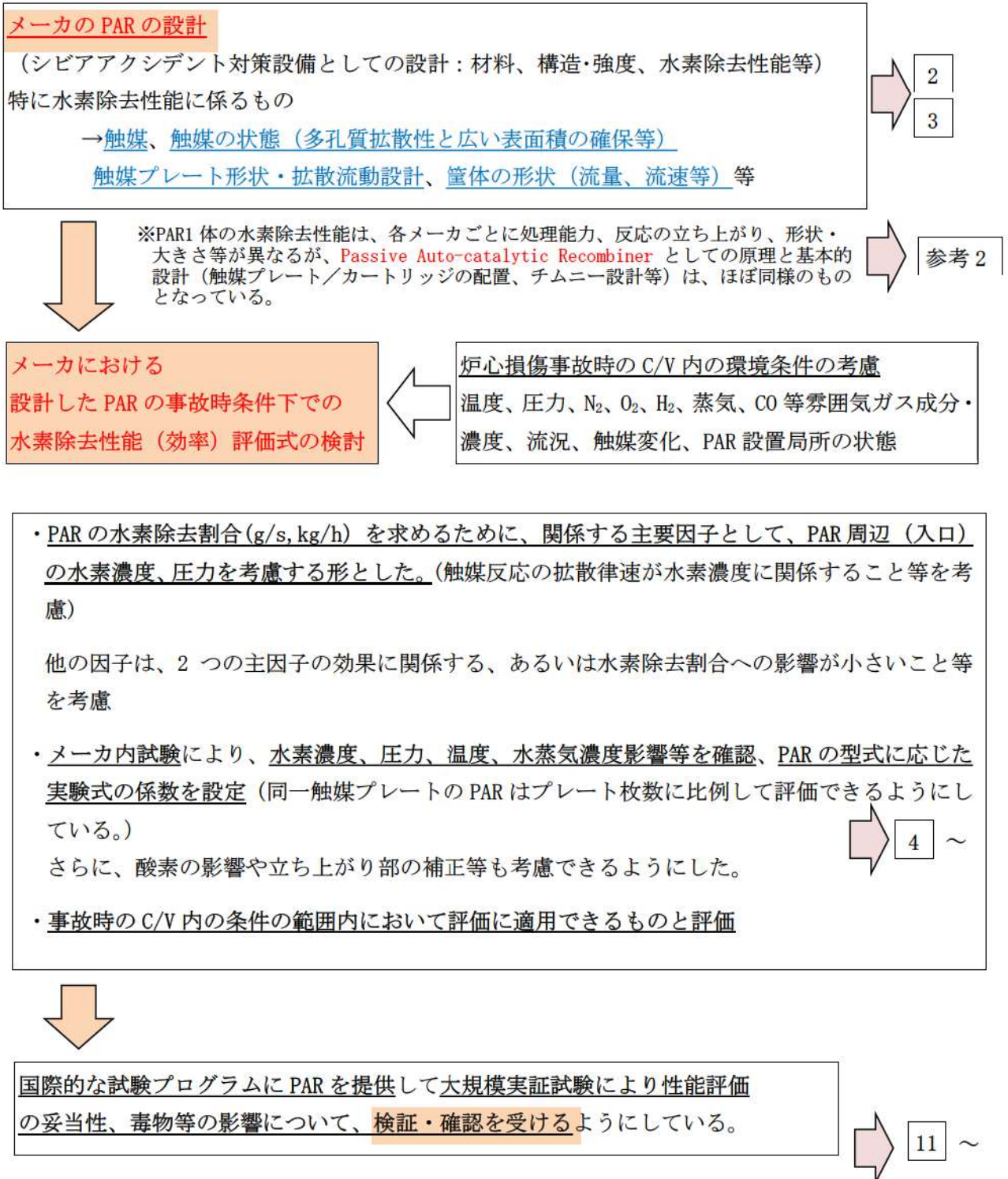
図 40 PARの構造

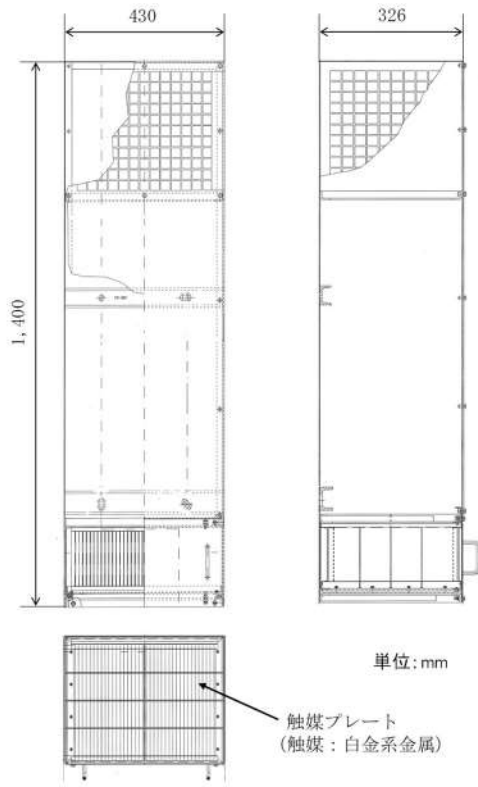
原子炉格納容器内水素処理装置 (PAR) の水素除去性能評価式について

著しい炉心損傷が発生した場合に、原子炉格納容器内に発生する水素を除去するための水素濃度制御設備として設置する原子炉格納容器内水素処理装置 (PAR) については、PAR 製造メーカーより水素除去性能 (効率) を評価する式が提供されており、試験による検証確認が行われている。

以下では、PAR の水素除去性能 (効率) を評価する式について、評価式の構成の考え方、試験による評価式係数の設定と大型 PAR への展開、検証試験により確認された評価式への各種環境条件の影響について整理し、実機 PWR プラントにおける炉心損傷時の原子炉格納容器内環境条件の範囲において適用できるものであることを整理する。

メーカーにおける PAR の設計と水素除去（効率）評価式の作成から検証への主な流れは以下のとおり。





適用するPARの基本仕様

幅	430mm
奥行き	326mm
高さ	1400mm
重量	約 50kg
触媒プレート数	38 枚
入口流量 (1bar, 60°Cのとき)	330m ³ /h 以上
再結合効率 (1.5bar, 4vol% _{H₂} のとき)	1.20kg/h



触媒プレート収納部

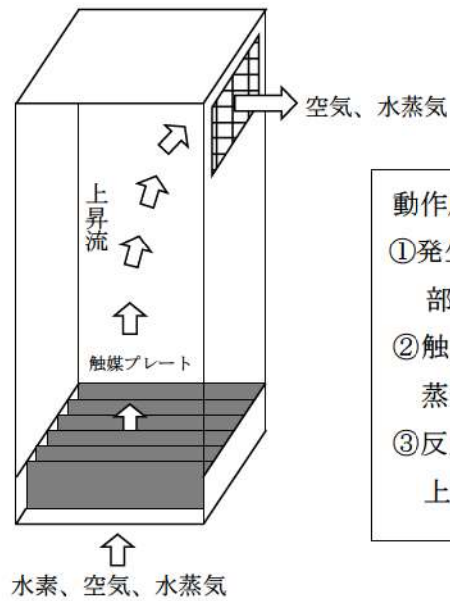


触媒プレート



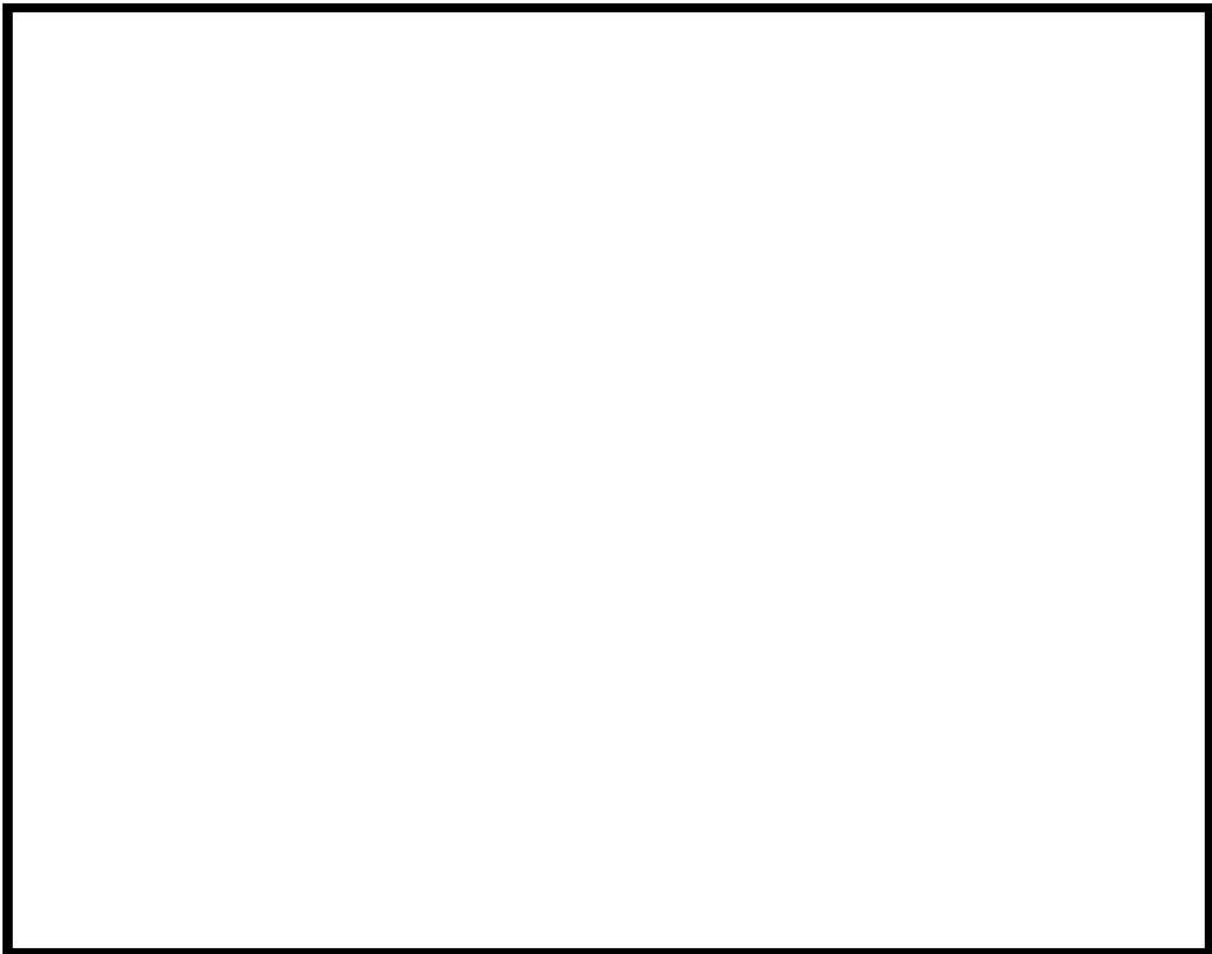
装置底部 (PAR 入口給気口)

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



動作原理

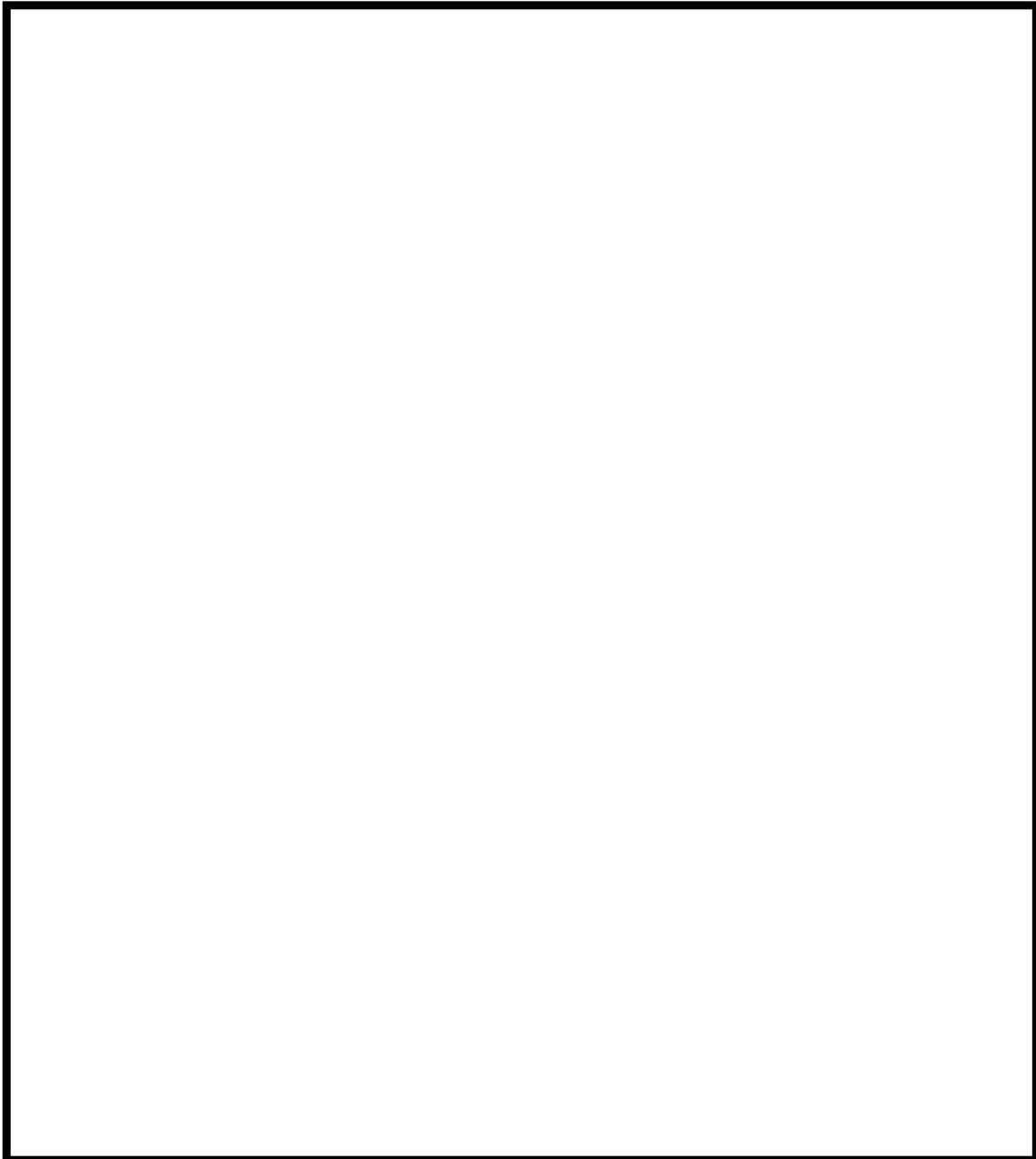
- ①発生した水素が、空気、水蒸気とともに PAR 底部から流入
- ②触媒プレート部で水素と酸素が反応して水蒸気を生成
- ③反応熱により装置内部に上昇流が発生、PAR 上部から水蒸気を排気



枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

メーカーでの水素除去性能評価式の検討（1）

- ① 評価式は、水素除去割合（g/s）が定性的に水素濃度と圧力に比例する形を設定
- ② メーカーでの試験を実施
各種条件で水素濃度変化に対する PAR の水素除去割合等のデータを取得，実験式の比例係数を設定
試験体は小型 PAR により実施（型式 FR1-100）



同型式の小型 PAR（FR1-150）についての試験も実施，触媒プレート数（面積）に比例し水素除去割合（g/s）が増加することを確認

■ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

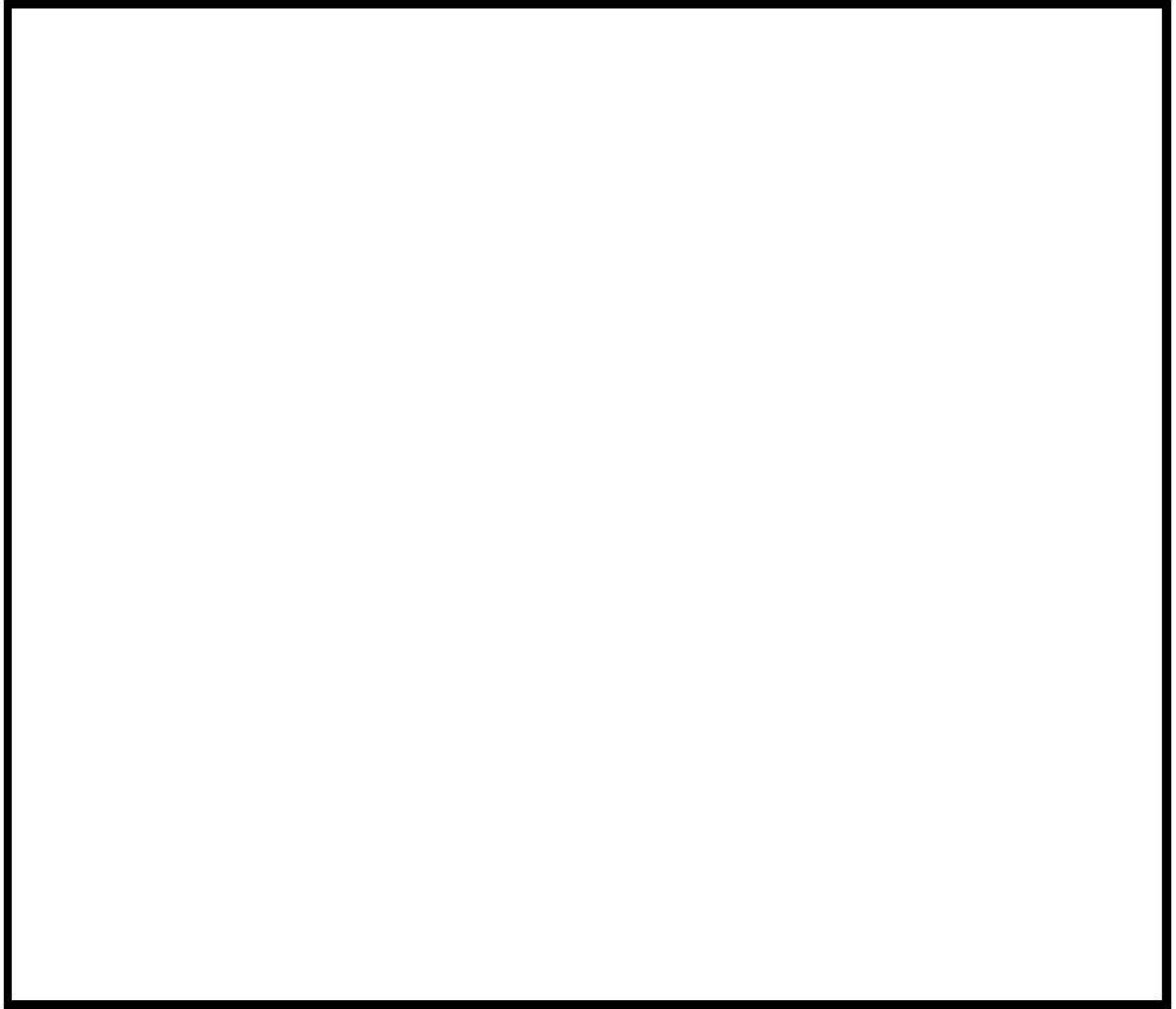
メーカーでの水素除去性能評価式の検討（2）


- ③小型 PAR（型式 FR1-150）に対し、EDF/EPRI で KALI の試験施設（Cadarache）で試験を行って、メーカー試験の妥当性を検証
- ④メーカーでは、大型 PAR の評価のため、小型 PAR の筐体を高く修正したモデル で社内試験を実施し、評価式の係数を設定
これを基に大型 PAR（FR1-380T 他）の触媒面積の増加に応じた評価式係数を設定
- ⑤国際的な試験プロジェクトへ PAR を提供し、様々な格納容器内環境下での試験を行って、実機の事故時環境の範囲内において、性能評価式が適用できるものであることを確認
※THAI 試験では、FR1-380T の触媒プレート数を 1/2 とした PAR で検証を実施

試験体 PAR メーカーの型式		FR1-150 (小型)	⇒		⇒	FR1-380T	0.5×FR-380
寸法	高さ	1000	大型 PAR への展開		触媒面積 比により 評価式係 数を設定	1400	1400
	幅	200				430	
	奥行き	166				326	
触媒枚数		15	小型 PAR 高 さを大きく して試験を 実施			38	19
試験等		<ul style="list-style-type: none"> ・メーカー試験 ・KAU H2 Test ・H2PAR-Test 				— 泊 3 号炉に 適用	・THAI 試験
		↓					↓
		12					14

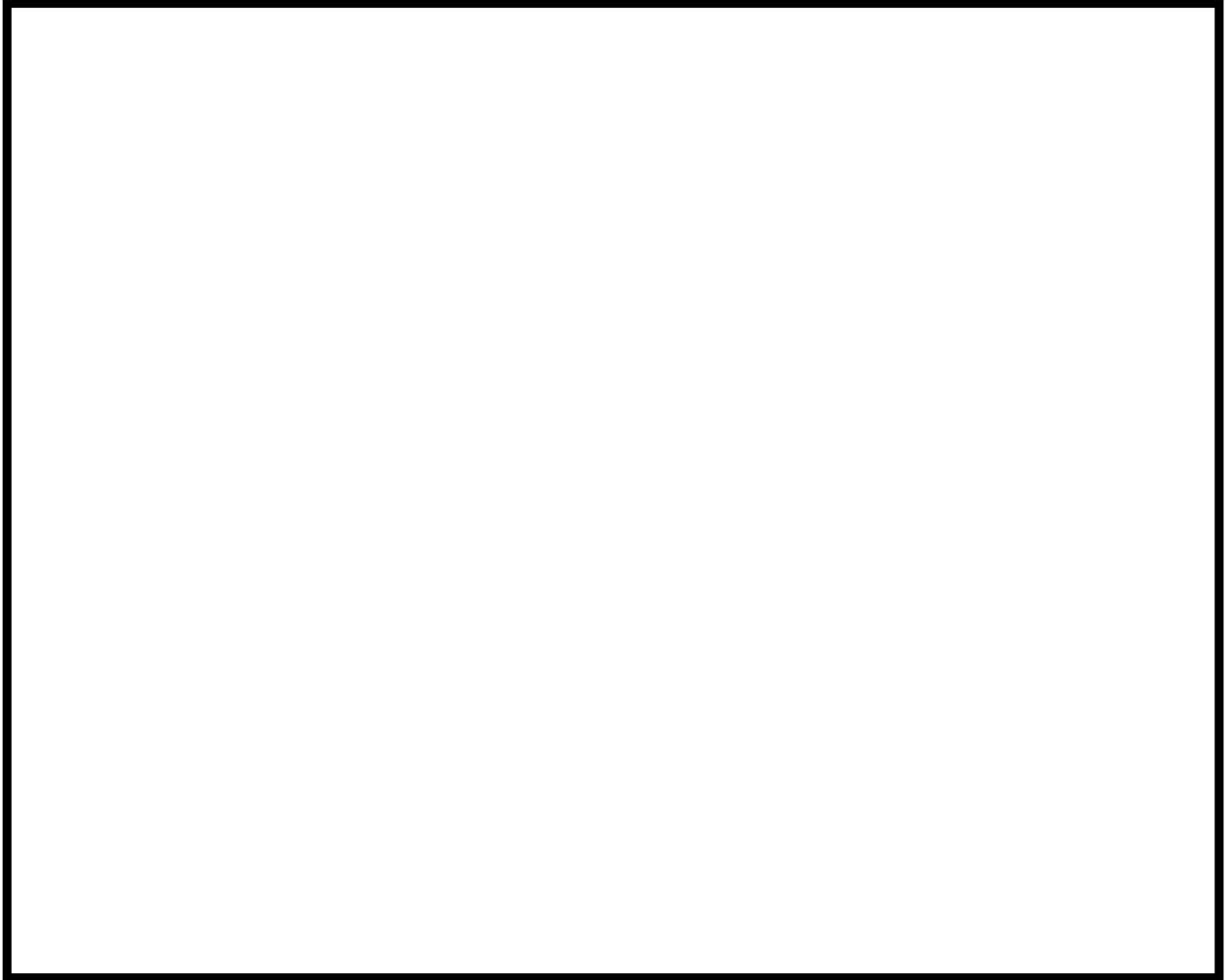
枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。


メーカーの評価式の作成の考え方（1）



 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

メーカーの評価式の作成の考え方（2）



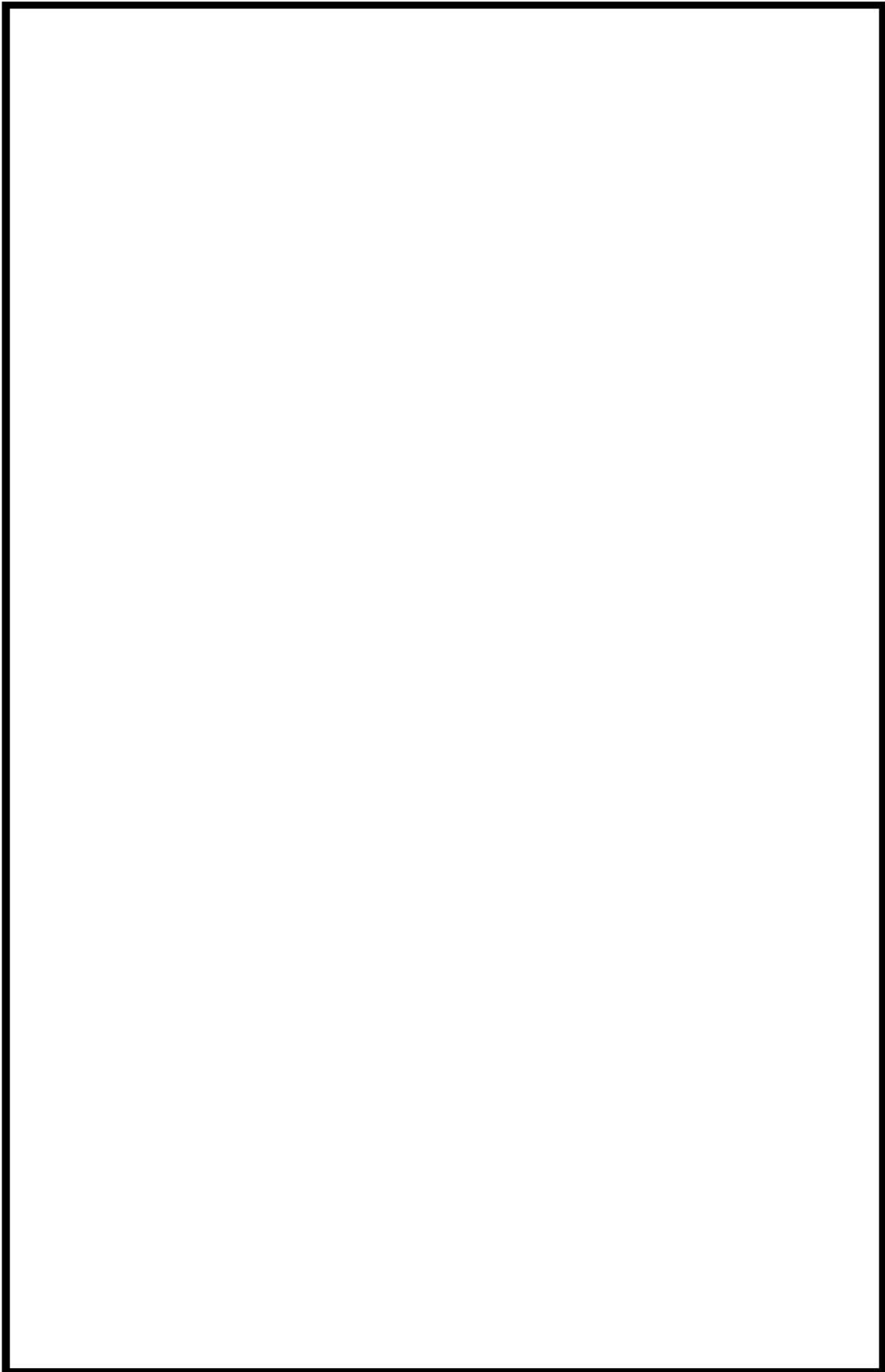
 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

炉心損傷事故時に変化する環境条件と PAR の性能評価への影響

事故時 格納容器内 環境条件等	事故時変化範囲 (泊 3 号炉)	試験範囲	評価式への影響考慮と評価
水素濃度 (PAR 入口水 素濃度)	13vol%未満(ドライ) (最大約 11.7vol%)	TUV [] vol%(ドライ)	触媒部での反応が始まり PAR が起動しだすと拡散律速となり、水素濃度の上昇、水素供給量の増加に応じて水素除去割合(g/s)が増加することから、PAR 周囲(入口)の水素濃度を評価式に考慮する。
圧力	約 0.10~0.34MPa (MAAP 解析)	OECD/NEA THAI [] bar (約 [] [] MPa)	設計した PAR は、同じ水素濃度のとき、圧力の上昇に応じて、水素除去割合(g/s)が増加することで確認されており、評価式に圧力を主変数として考慮する。水素分子供給量が増えるためと考えられる。
温度	約 36~171℃ (MAAP 解析)	OECD/NEA THAI 約 []℃	周囲温度が上がるとガス密度が変化し、PAR 内上昇流(水素流量)へ影響するが、大規模炉心損傷後の C/V 温度が高温状態でほぼ推移すること、PAR 起動以降は PAR 内温度が格納容器温度に比べ大きく高温(200~300℃以上)になることから格納容器内の温度範囲においては性能へ大きな影響を及ぼさないと評価(試験により確認)
水蒸気濃度	0~86.1vol% (GOTHIC 解析)	OECD/NEA THAI []%	開発時から高い水蒸気濃度での試験を実施、実機事故条件化では評価式に大きな影響を及ぼさないと評価 (THAI 試験等で水蒸気濃度 47%以上の場合、評価式の少し下回る水素除去割合となったが、実機ではほとんどの期間 25%以下で推移することから影響はないものと評価)
酸素濃度	約 0~20%	KALI : O ₂ =約 [] vol% で試験	酸素濃度が欠乏するような場合には、水素除去割合(g/s)が低下するため、試験に基づき酸素量が低いケースにも対応できるよう評価式を検討
毒物 (エアロゾル)	最大 約 1100mg/m ³	OECD/NEA THAI [] g/m ³ 程度	実機で想定されるエアロゾル濃度を踏まえ、評価式の基本特性には大きな影響のないことを試験により確認
スプレイ水	約 10.9 g/s/m ³	約 [] g/s/m ³	スプレイ水がかからない管体設計としており、試験により評価式の水素除去割合に大きな影響を及ぼさないと確認

[] 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

PARの基本特性

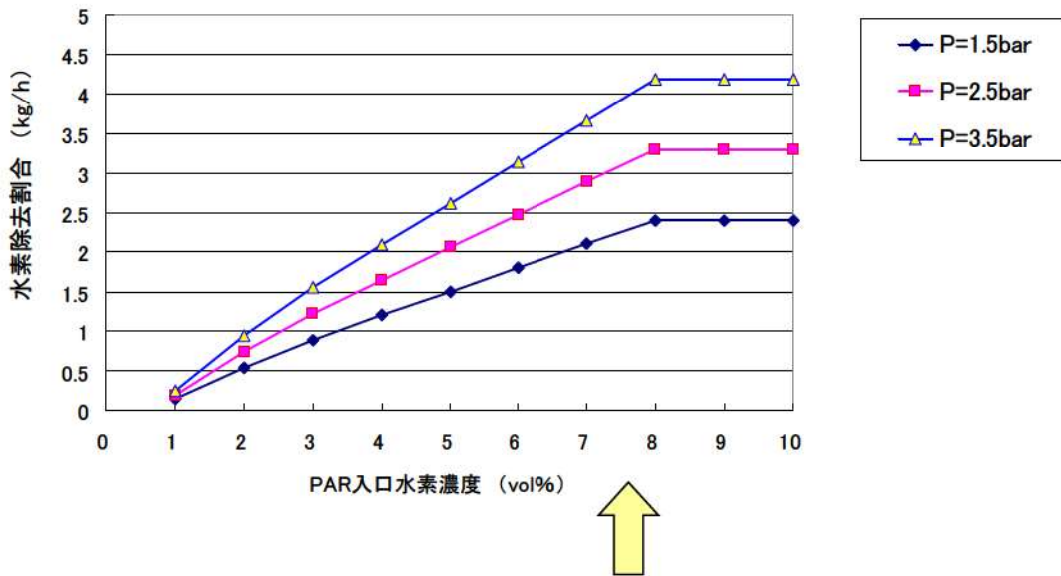


適用する PAR1 個の水素除去性能評価式

$$\gamma = \eta \cdot \min(X_{H_2}, 2 \cdot X_{O_2}, 8.0) \cdot (A \cdot P + B) \cdot \tanh(X_{H_2} - 0.5)$$

γ : 水素処理割合(g/s)
 η : $1.0(X_{O_2} > X_{H_2})$ $X_{O_2} < X_{H_2}$
 X_{H_2} : 水素体積比(%)
 X_{O_2} : 酸素体積比(%)
 P : 圧力(bar)
 A, B : 係数

γ は圧力に比例して増加する形としている。
 水素濃度 0.5vol%以降の立ち上がり部を滑らかにする補正
 ・ γ は水素濃度に比例して増加する形としている。
 ・水素濃度 8vol%以上は、保守的に水素除去割合を 8vol%とした。
 (試験実施が難しいこと、水素燃焼発生等も考慮し保守的に設定)
 η : 酸素濃度が低い場合に、水素除去性能の低下分を補正
 (事故時環境下では、1.0 が適用可能)
 PAR 型式ごとにメーカーが設定している実験式の係数



水素濃度 1vol%以上における、圧力(1.5bar、2.5bar、3.5bar)のときの水素除去割合の

参考 (他メーカーのPAR評価式の例)

B社: $\gamma(\text{kg/h}) = (A \cdot C_{H_2} + B \cdot C_{H_2}^2) \cdot (298/T)^C \cdot P^D$

C社: $\gamma(\text{g/s}) = A \cdot C_{H_2}^B \cdot (P/RT)$

C_{H_2} : PAR 入口の水素体積濃度、 P : 絶対圧(bar)

R : 8.31J/kg·K、 T : 絶対温度、 A, B, C, D : 各社ごとの係数

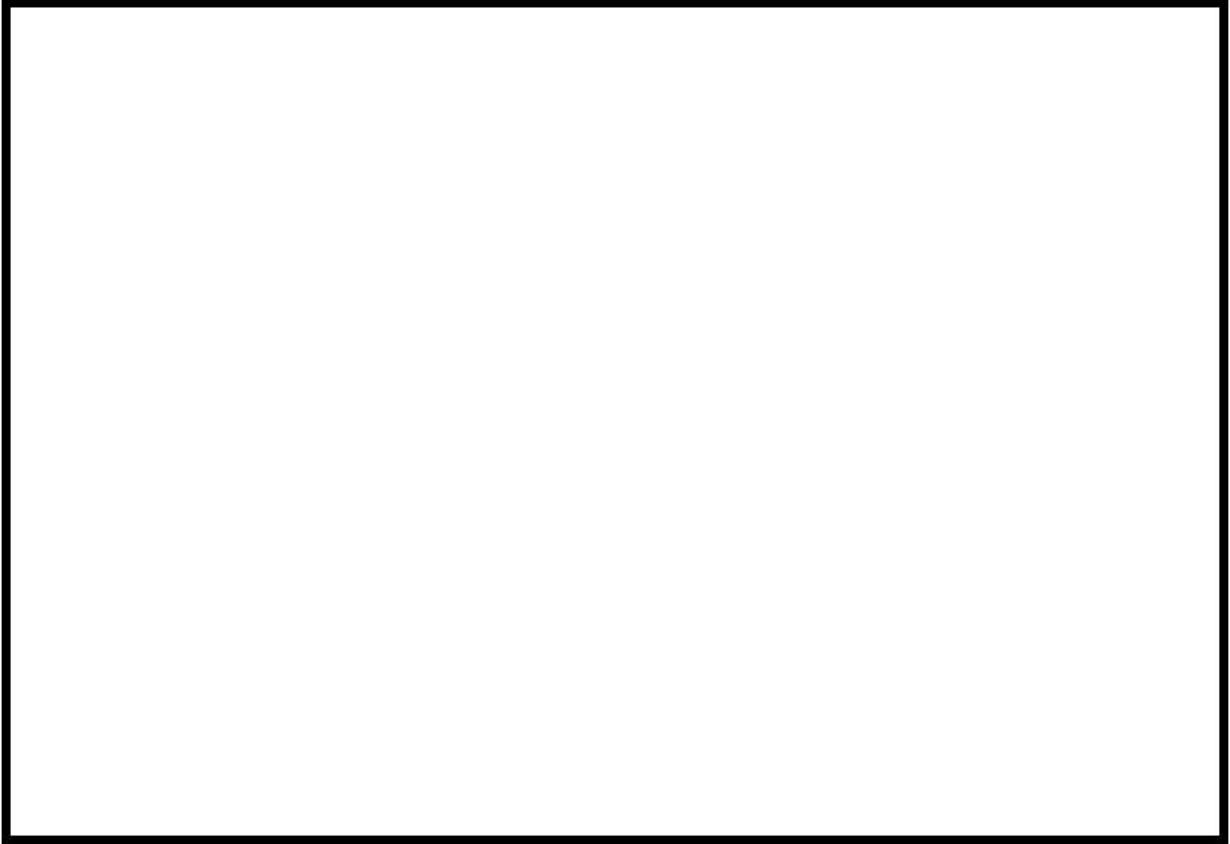
枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。


体系	メーカー試験	国際的な検証試験		実機 (泊3号炉)
	Karlstein Test Facility	KALI H2 Test	THAI	
適用 PAR				FR1-380T
容器 (体積等)				約 65500m ³
圧力				約 0.10~0.34MPa
温度				約 36~171℃
水素濃度				C/V 平均 13vol%未満
蒸気濃度				0~86.1vol%
毒物影響				エアゾール濃度 = 最大約 1100mg/m ³
スプレイ 水影響				10.9 g/s/m ³ (ヒドラジン含む)

THAI 試験等で実機の炉心損傷事故時に想定される C/V 内環境条件を包含する範囲の試験が行われており、試験体系の容器内水素の混合状態からも、確認された性能評価式を適用できるものと考えられる。

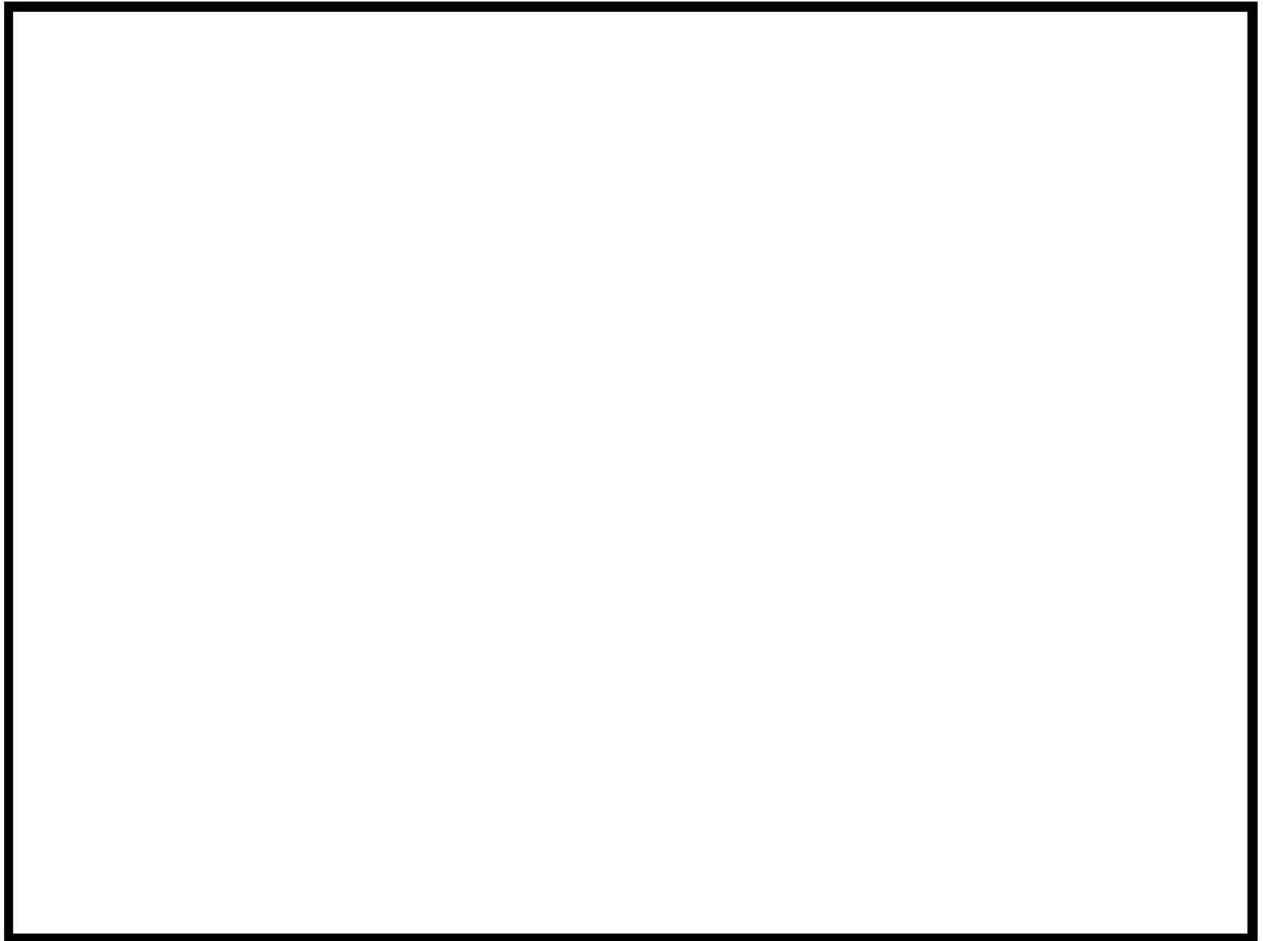
枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。


検証例：KALI 試験施設 (Cadarache)



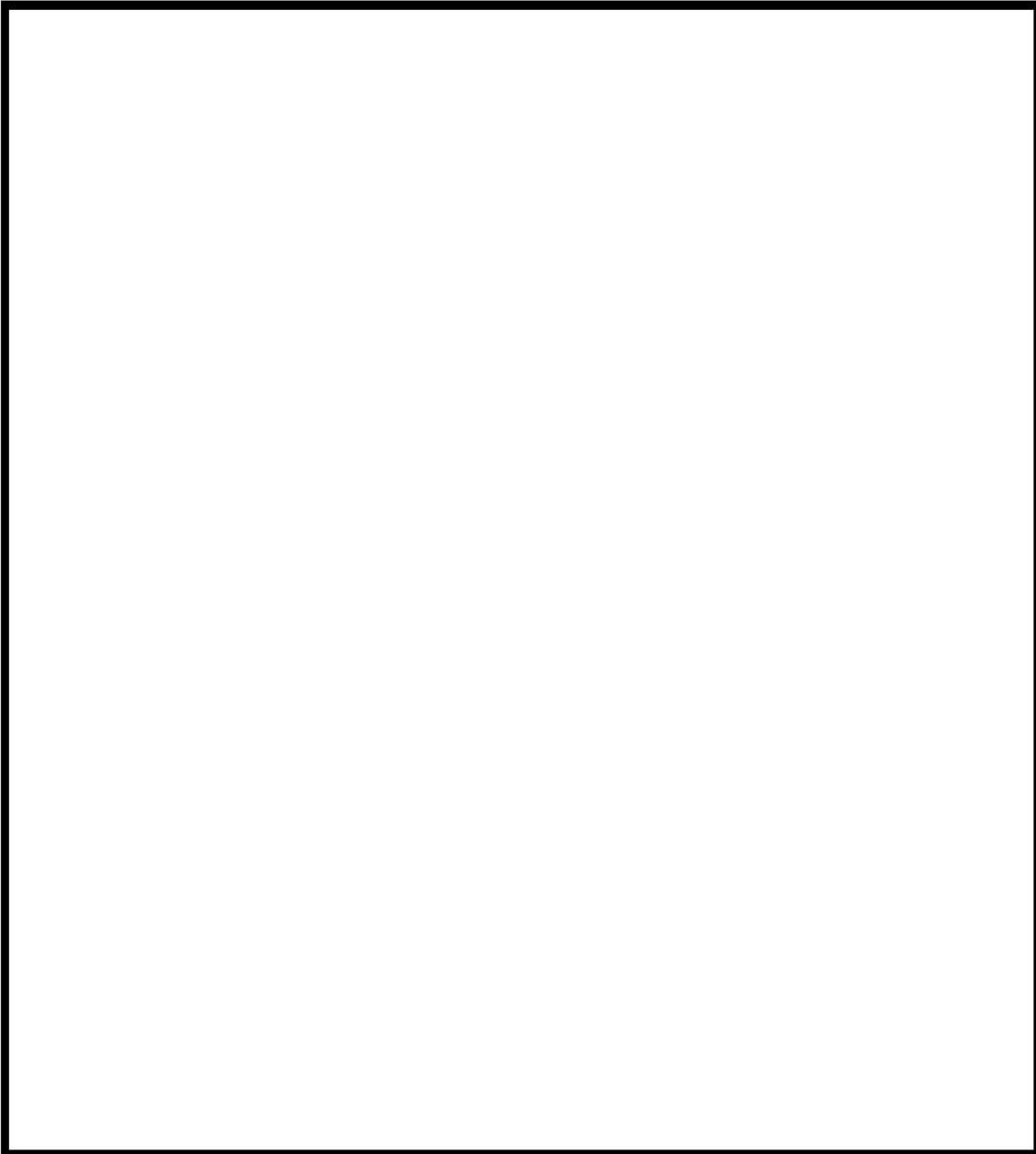
 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

検証例：メーカー試験結果について，KALI 試験施設で EPRI が検証を実施



 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

THAI 試験による試験値と性能評価式との比較 (1)



PAR 入口及び出口に設置した水素濃度計，及び PAR 入口部流速計等の測定パラメータから，次式により試験時の PAR 単体の水素除去割合 (g/s) を求め，試験時の試験容器内圧力を考慮した PAR 性能評価式による水素除去割合 (g/s, kg/h) との比較評価を行っている。

$$\gamma = (C_{H2in} - C_{H2out}) \cdot P \cdot V_{in} \cdot A_{in} / (R_{H2} \cdot T_{in})$$

γ : 水素処理速度 (g/s)

V_{in} : PAR 入口流速 (m/s)

C_{H2in} : PAR 入口水素濃度 (vol%)

A_{in} : PAR 入口流路断面積 (m²)

C_{H2out} : PAR 出口水素濃度 (vol%)

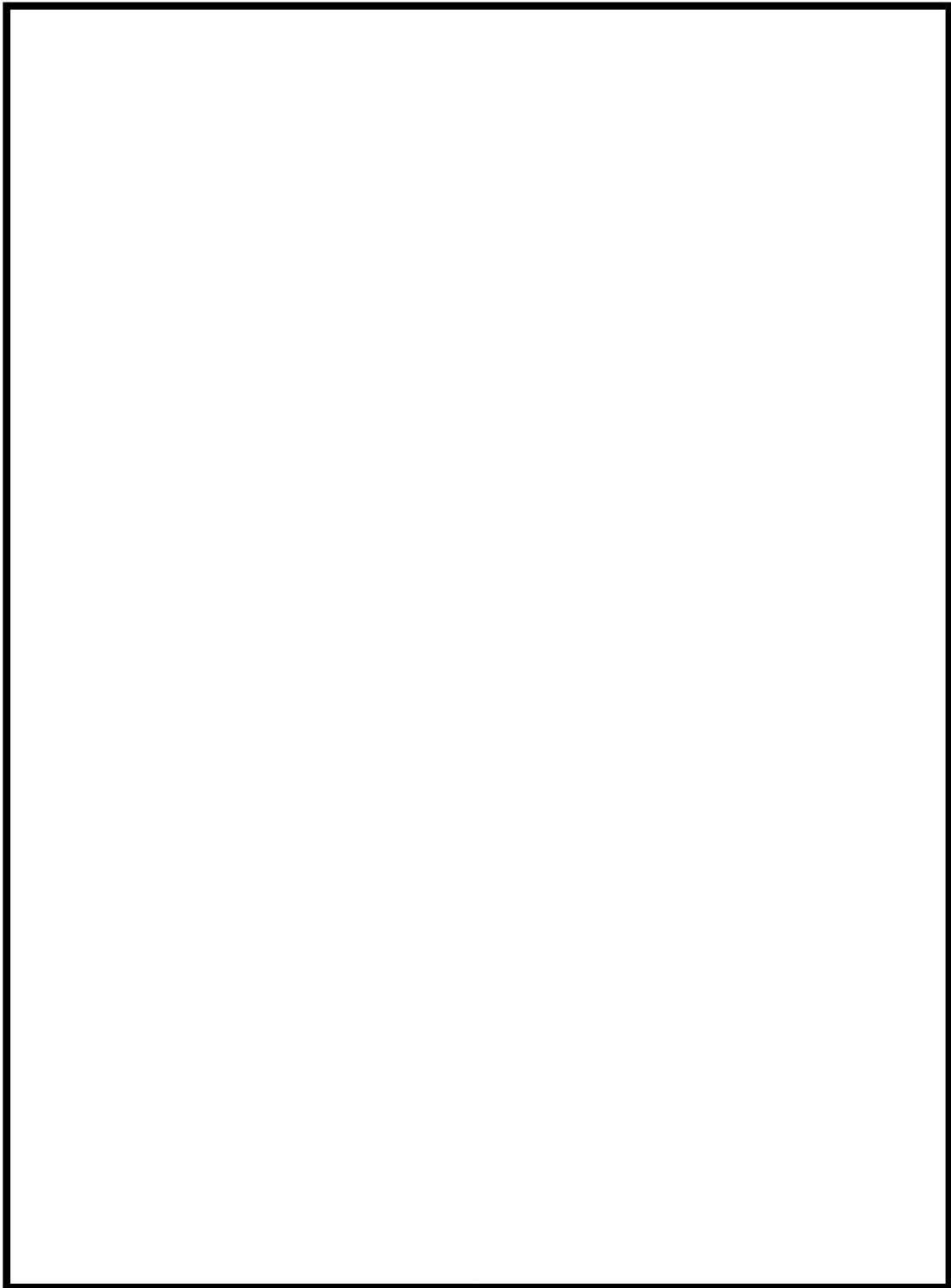
R_{H2} : 水素ガス定数 (J/kgK)

P : 圧力 (bar)

T_{in} : PAR 入口温度 (K)

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

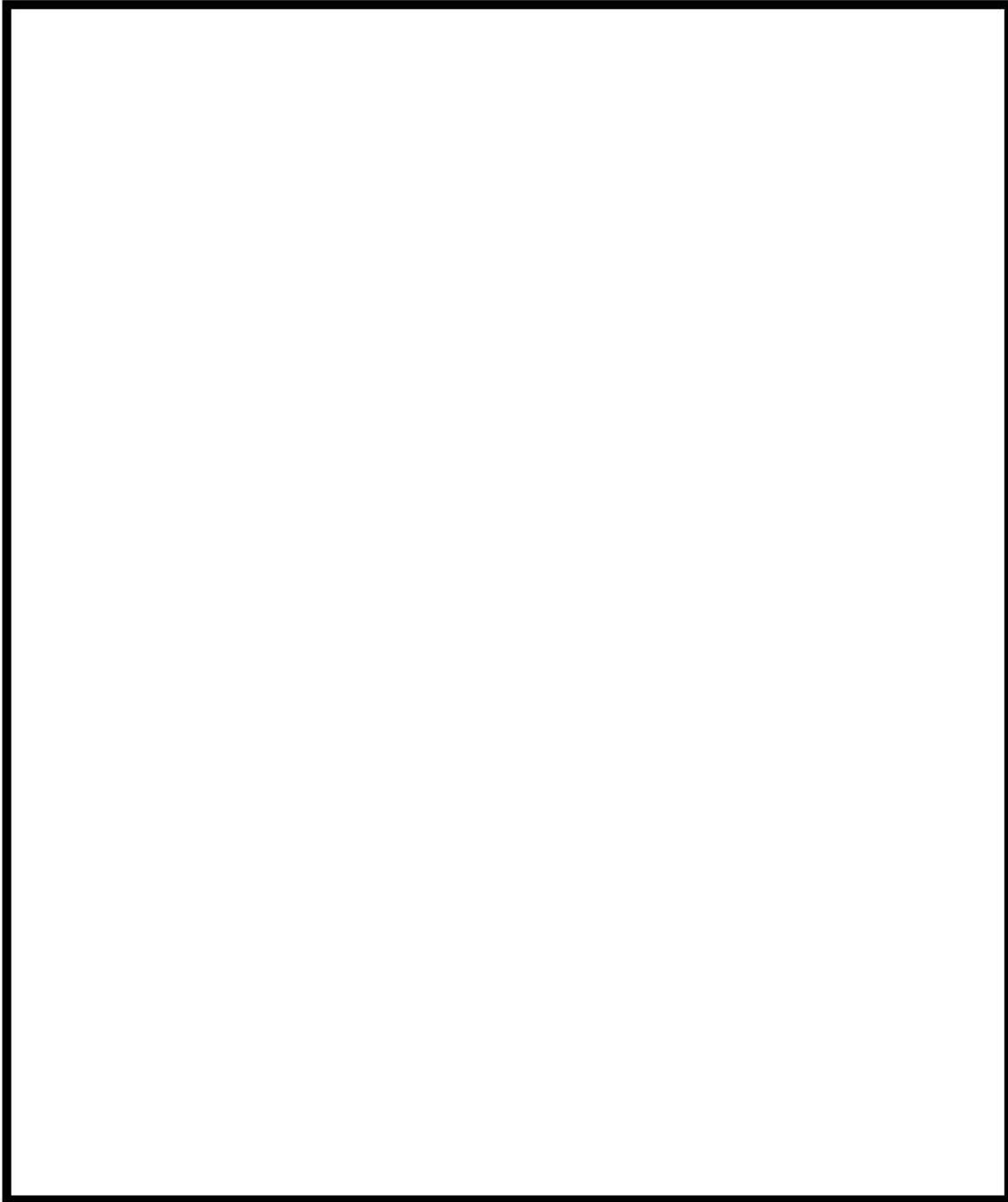
THAI 試験による試験値と性能評価式との比較 (2)



PAR 入口水素濃度に対する水素除去割合(g/s)は、試験と評価式でほぼ一致していることを確認
→水蒸気濃度等各種の条件を変えた試験，毒物注入条件等で，試験による水素除去割合と性能評価式との比較を行い，影響の程度を確認。

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

THAI 試験による試験値と性能評価式との比較 (3)

水蒸気濃度の水素除去割合 (g/s) への影響を確認

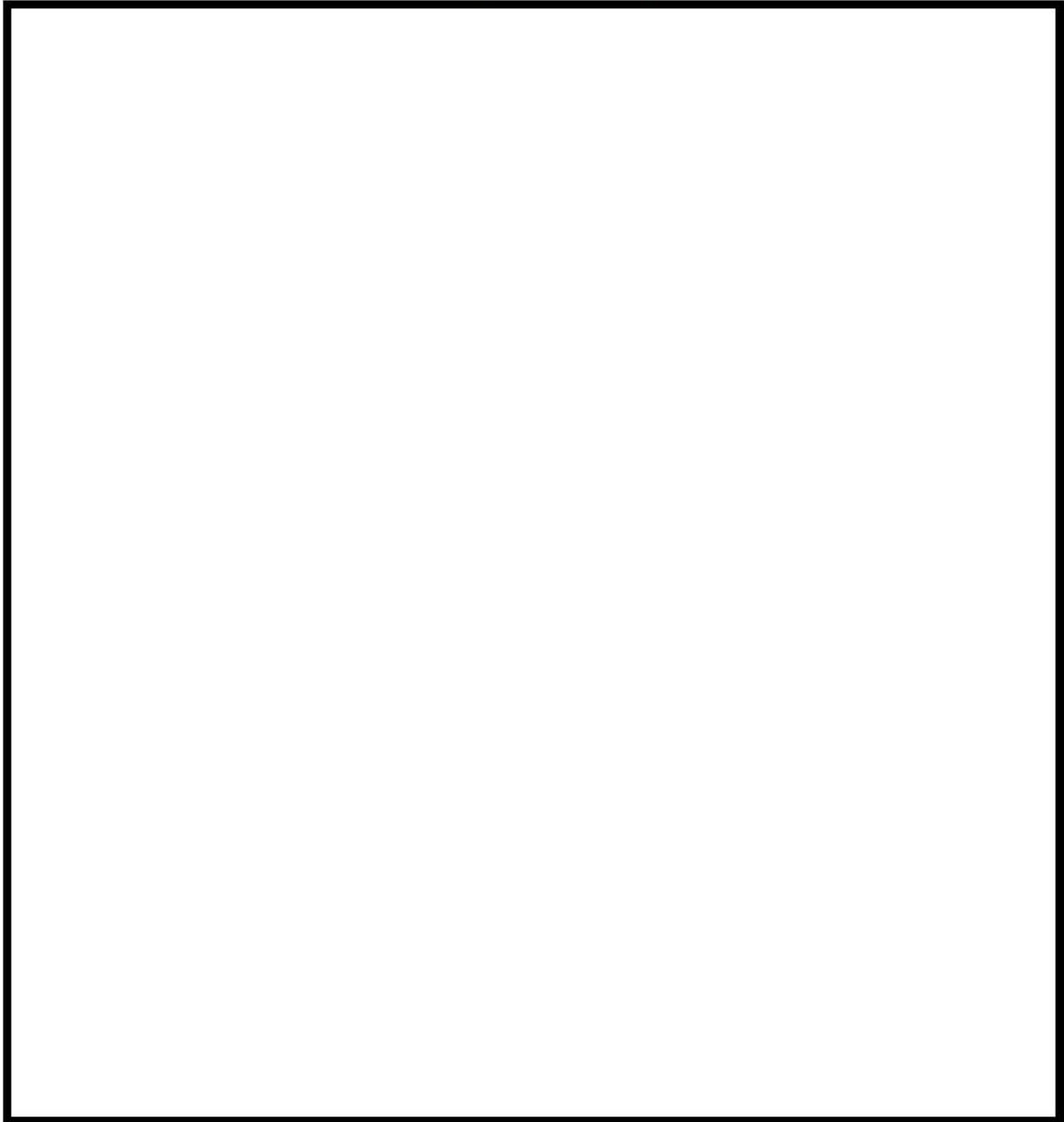
水蒸気濃度 25%以下の試験ではメーカー評価式とよい一致を示す。一方、それより高い水蒸気濃度の試験では、メーカー評価式よりも水素除去割合は低くなった。

これは、メーカー評価式は 1bar, 25°C飽和蒸気の試験条件をベースとしたものであるため、高水蒸気濃度下では、PAR の効果がやや低下することに対応していないと考えられる。

しかしながら、実機の著しい炉心損傷時の水蒸気濃度はごく初期の放出時を除き 25%以下となることから、十分適用できるものと評価する。

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

THAI 試験による試験値と性能評価式との比較（４）
[エアロゾルによる影響確認試験]

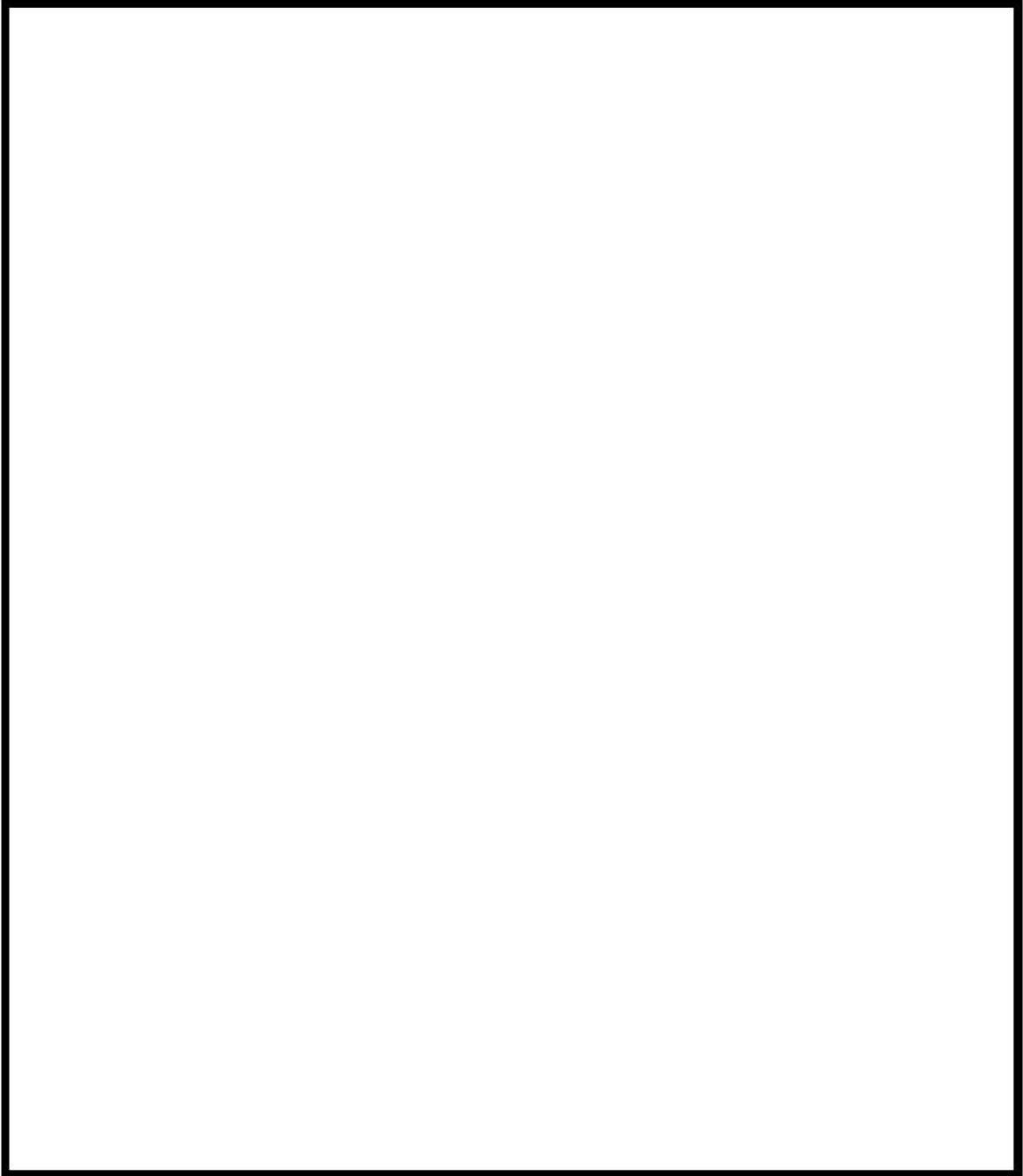


高濃度のエアロゾルが注入されている条件下においても、PAR の水素除去効果のあることが確認され、メーカー評価式とほぼ一致していることを確認している。

（試験条件のエアロゾル濃度 g/m³ 程度（最大約 g/m³）は実機で想定される範囲（泊 3 号炉の場合、最大約 1100mg/m³）を十分超えるものとなっている。）

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

THAI 試験容器内の水素濃度の混合状況等



試験容器内の濃度，水素濃度の分布

- PAR による発熱の影響を受けても，PAR 出口から上方の各測定点において，温度は概ね均一な分布になっており，試験容器内の混合により，時間の経過とともに概ね均一な温度分布となっていることが確認される。
- 水素体積比については，PAR 出口から上方の各測定点において，概ね均一な分布となっていることが確認される。

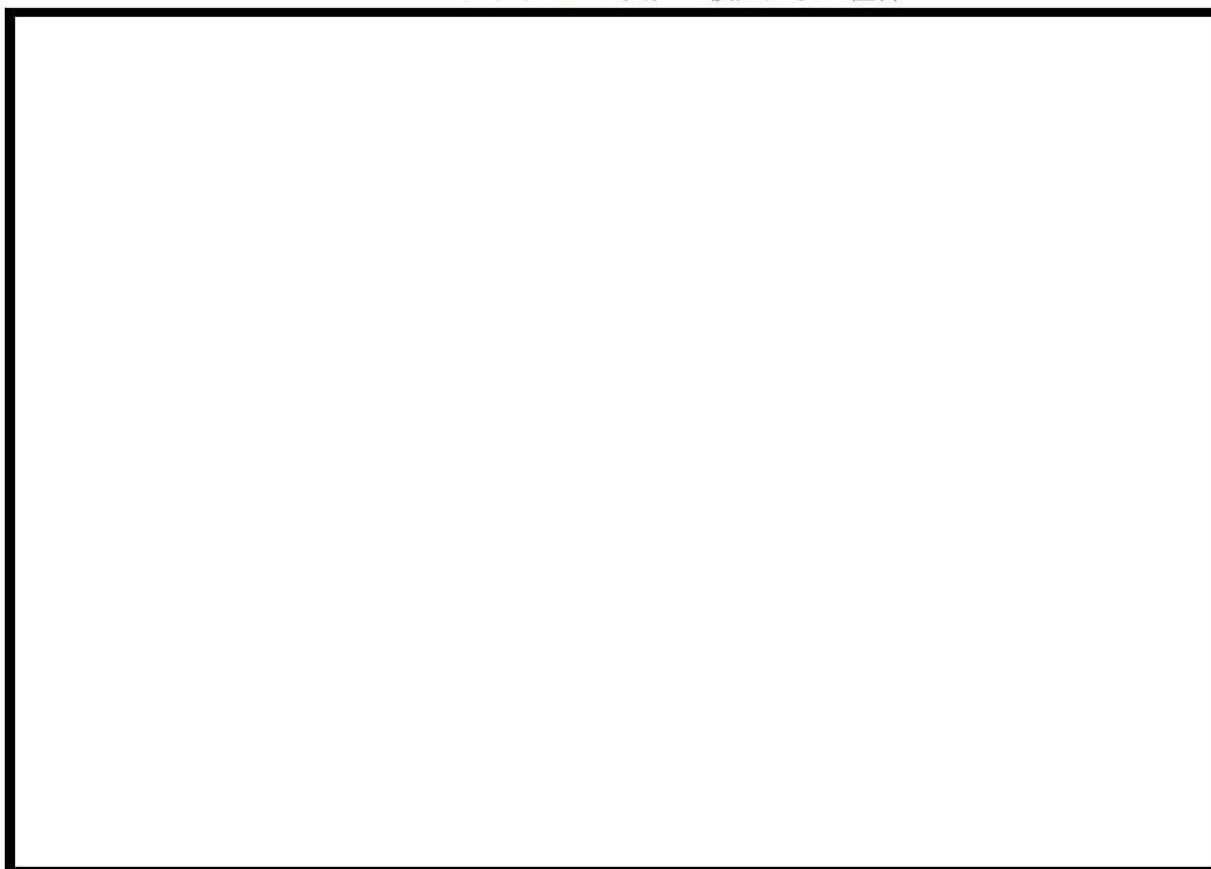
枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

まとめ

- PARの水素除去割合 (g/s) を評価する式は、PARとその触媒の設計の効果を踏まえ、PAR周囲(入口)の水素濃度と周囲圧力を主要パラメータとし、メーカー社内試験結果より係数を設定した実験式作成している。
- メーカーは社内試験による検証と、温度や水蒸気濃度等の影響、スプレー等の性能影響を確認するとともに、PAR開発以降、EDF, EDF/CEA, EDF/EPRI, PHEBUS (FPT3), THAI等の国際的なプロジェクト試験にPARを提供し、各種シビアアクシデント環境状況下での適用性について実証試験による確認を受けている。
- PAR性能評価式は、これらの確認を経て、実機PWRのシビアアクシデント条件の範囲において、適用が可能なものと評価される。

※泊発電所3号炉の事故時のC/V内条件から、これらの確認された範囲にあることを確認しているので、PARの性能評価式を適用できると評価する。

メーカーにおける PAR の開発・検証試験の経緯




 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

各社 PAR の構造概要

* THAI の部分試験体



 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

PAR の長時間運転時の性能について

PAR の性能実証試験においても、長期間に渡っての実証試験結果はないが、重大事故時における PAR の高温時の長期間運転時の性能への影響について以下のように考察した。

シビアアクシデント時の PAR 設置環境では、触媒プレートの発熱の影響及びその他影響因子については、PAR に以下のような設計上の考慮がなされている。

- (1) シビアアクシデント時の PAR 設置環境では、PAR の発熱の影響を考慮しても、筐体の温度は最高でも 500℃程度であり、PAR 筐体に使われている材料は、最高使用温度 500℃においても Ss 地震動にて発生する応力を下回っており、地震発生時においても、PAR の構造健全性を損なうことはない。
- (2) 触媒を耐熱性のある容器 [] を選定しており、触媒反応で高温となるようにして触媒阻害因子が剥離しやすい状態としている。
- (3) PAR の触媒は、水素ガスと酸素ガスを反応させて水を生成する速度を高めているが、ここで起こる触媒反応は、触媒表面に吸着された水素分子及び酸素分子を解離させ、その後化学反応により水分子として結合させる反応のことで、この一連の反応で触媒そのものは反応前後で状態が変わらない（劣化しない）ものであり、再結合反応を起こしている間、触媒が劣化することはなく、水素処理性能は低下しない。

また、シビアアクシデント時の PAR 設置環境を模擬した多くの実証試験が行われており、THAI 試験などでのエアロゾルの付着影響試験、水蒸気環境での影響確認試験で、触媒反応が開始すること、及び再結合効率に大きな影響は無いことが確認されている。

以上より、PAR 運転状態における最高使用温度において、PAR の構造健全性は維持され、PAR 性能を阻害する因子についてもその影響が確認されているため、エアロゾル等発生する重大事故時における高温時の長期間運転に対しても、性能に有意な影響はないと考えられる。

以上

[] 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

PARの使用前事業者検査における性能確認方法

1. 検査内容

(1) 機能検査

検査装置にて、白金系触媒の活性が劣化していないことを確認する。

(2) 外観検査

PAR 管体及び触媒プレートに異常がないこと及び PAR 本体のガス流路に異物、閉塞がないことを確認する。

(3) 重量検査

PAR の触媒プレートについて初期の触媒付着量を確認する。

2. 検査による PAR 性能確認

PAR の再結合効率（性能）は、メーカ性能評価式で表される。この性能評価式は、パラメータである水素濃度及び圧力に加え、PAR の幾何学的な構造・配列等を考慮して試験等により係数（A 及び B）が設定されている。これらを含めた PAR の性能を決定する因子（流量、触媒反応速度）を整理すると、別表 1 のような影響因子があると整理できる。

流量については、PAR の構造に依存した熱バランスにより決まる触媒温度で決定される。

PAR は、雰囲気中の水素（水素濃度及び圧力に依存）によって触媒反応が起こり、発熱する。

PAR の構造は、触媒プレート（本体下端部）の発熱によって高温になることにより、管体に沿って上昇流が発生し、PAR 本体上部より排気される構造となっている。ゆえに、触媒プレートからの輻射・伝熱は、PAR 本体の幾何学的な構造に関わり、発熱と輻射・伝熱の熱バランスで触媒温度が決まる。

したがって、プレート収納引き出しが PAR 本体下端にあること、及び管体が図面通り（直方体かつ板貼り構造）の外観であることを外観検査により確認し、メーカ設計通りの構造であることを確認することで、メーカ性能評価式に考慮される係数がそのまま適用できることを確認する。なお、PAR の発熱反応については、性能評価式の係数ではなく、パラメータとして水素濃度及び圧力に考慮されていることから別途検査不要と判断した。

触媒反応速度については、PAR の触媒プレートの触媒反応とその近傍の水素の拡散挙動により決定される。触媒プレート付近の拡散挙動は、触媒温度に依存する流れ（流量）と触媒プレート付近の幾何学的構造に依存するため、プレートが垂直配列であること及びガス流路に異物、閉塞がないことを外観により確認する。

触媒反応は、白金系触媒の活性が劣化していない（触媒が活性する）ことを機能検査にて確認し、触媒プレートの触媒の付着状況を外観にて確認することにより、PAR の性能が発揮される状態であることを確認する。

$$\gamma = \eta \cdot \min (X_{H_2}, 2 \cdot X_{O_2}, 8.0) \cdot (A \cdot P + B) \cdot \tanh (X_{H_2} - 0.5)$$

γ : 再結合効率 (g/s)

η : 1.0 ($X_{O_2} > X_{H_2}$)

X_{H_2} : 水素濃度 (%)

X_{O_2} : 酸素濃度 (%)

P : 圧力 (bar)

A, B : 係数

別表 1 流量及び触媒反応速度の影響因子

決定因子	項目		影響因子	検査での確認方法
流量	触媒温度 (熱バランス)	発熱*2	水素濃度	検査対象外*1 (性能評価式パラメータ)
			圧力	検査対象外*1 (性能評価式パラメータ)
		輻射・伝熱	PAR 本体の幾何学的な構造*3 ・プレート位置が PAR 本体下端 ・筐体構造	プレート収納引出しが PAR 本体下端にあること確認することを目的として外観検査を行う。
触媒反応速度	拡散挙動		触媒近傍の幾何学的な配置 ・プレートが垂直配列*4 ・異物確認	プレートが垂直配列されていることを確認することを目的に外観検査を行う。
	触媒反応		触媒の反応性	検査装置で確認
			触媒の付着状況	触媒の外観検査により、触媒の表面に触媒の有意な欠落がないことを確認する。

*1 : 影響因子のうち、水素濃度及び圧力は性能評価式のパラメータであり、検査対象外とする。

*2 : 発熱は再結合する水素の量で決まる。再結合する水素量は、PAR に流入する水素分子量と「触媒反応速度」で決まる。「触媒反応速度」は別途確認するので、ここでは、PAR に流入する水素分子量を決める水素濃度と圧力が影響因子となる。

*3 : 輻射・伝熱は高温部と低温部の幾何学的な位置関係（輻射においては形態係数として扱われる）で決まる。高温部は触媒であり、低温部は筐体である。触媒が収納されている引出し部が筐体全体でどこに位置するかを確認すれば空間的な位置関係が確認できることになる。また、PAR 筐体の形も当該位置関係に関与するので確認対象である。なお、水素再結合反応は PAR の代表的な寸法（例えば、高さ 1400 mm とか）に対し mm オーダで変わるものではなく、寸法検査までの必要性はないと評価した。

*4：拡散挙動は、環境水素濃度と触媒表面の流動境界層厚さで求まる濃度勾配で決まる。流動境界層厚さは、全体流れとの相対位置関係で決まり、性能実証した装置と同じ配列（垂直に差し込んである）であることを確認すればよい。

3. 検査装置

検査装置内に触媒プレートをセットし、水素を含む試験ガスを送り込み、検査装置出口部濃度が低下することで、触媒プレートの水素再結合反応の開始を確認し、白金系触媒の活性が劣化していない（触媒が活性する）ことを確認する。検査装置条件を別表2に示す。

別表2 検査装置条件

項目	検査装置条件	備考
水素濃度 (vol%)	3	水素濃度が高いほど水素再結合反応が生じやすいので、検査での水素濃度は運転条件水素濃度より低く設定している。
触媒プレート枚数 (枚)	3	触媒プレートは、どれか1枚の触媒プレートが反応すると連動して隣接した触媒プレートが反応を開始する「ドミノ効果」と呼ばれる現象が見られることから、検査で用いる触媒プレートの枚数が多いほど、どれか1枚の反応が発動しやすいため、検査枚数は、運転条件枚数より少なく設定している。
温度 (℃)	50	温度が高いほど水素再結合反応が生じやすいので、検査での温度は運転条件より低く設定している。
流量 (L/h)	500	ガス中の水素は順次触媒反応で失われていくので、流れの後方ほど薄い水素濃度での触媒反応となる。流量が速いほど流れの後方でも高い水素濃度での触媒反応が期待できるため、検査での流量は運転条件流量より低く設定している。

4. 判定基準

(1) 機能検査

- ・水素濃度約 3vol%の試験ガスで、検査装置入口濃度部を 100%として出口部濃度が 15 分以内に 75%以下になること。

【理由】

触媒が活性することを確認するには、実際に水素を含むガスを流し、触媒反応が表れることを確認すればよい。

よって、濃度の低下に関する基準としては、出口の水素濃度がわずかでも低下すれば水素再結合反応が生じていると判断できる。

しかしながら、計測誤差（検査装置の水素濃度計の精度±5%）に十分余裕を見た上で、反応していると判断できる、初期値の 25%変化（低下）を判断基準としている。

また、この水素再結合反応が生じるまでの判定基準は、15 分以内としている。この時間については、触媒プレートを再生運転（加熱処理による反応させる）させるかどうかについての目安時間として設けているものであり、事故初期において、PAR 反応が遅れることによる C/V 内の水素濃度への影響は微小であることを PAR 性能に関する説明にて示していることから、問題ない。

なお、その影響評価については、KILI-H2 TEST において水素再結合反応開始が遅れた時間が最大約 10 分であった結果から性能評価式への影響が微小であることを別途確認しているが、KILI-H2 TEST は温度が約 100℃で試験されており、本検査の場合の試験条件（別表 2 に整理）が、触媒反応が生じにくい条件であること、及び初期値の水素濃度 25%変化を別途判定基準として定めていることから妥当と考えられる。

参考に本機能検査の判定基準に基づく触媒反応（水素濃度の低減割合）が、THAI プロジェクト等により性能実証した PAR と同等か検証する。

THAI 試験の再結合効率及び触媒プレート温度は別図 1 及び別図 2 に示すとおり触媒プレート温度が約 50°C の場合、再結合効 g/h である。

検査装置で初期水素濃度の 75% 低下を想定すると初期水素濃度 3%、流量 5000l/h の場合、得られる再結合率は THAI 試験と同 /h* となる。

従って、本機能検査の判断基準を満たせば、THAI プロジェクトの装置で実証した PAR の触媒反応と概ね同等と考えられる。



参考図 1 触媒プレート温度



参考図 2 再結合効率

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

(2) 外観検査

a. PAR 本体 (全数)

- ・プレート収納引き出しが PAR 本体下端にあること、及び筐体が図面通り (直方体かつ板張り構造) の外観であること。
- ・PAR 本体のガス流路に異物、閉塞がないこと。
- ・プレートが概ね垂直に差し込まれていること。

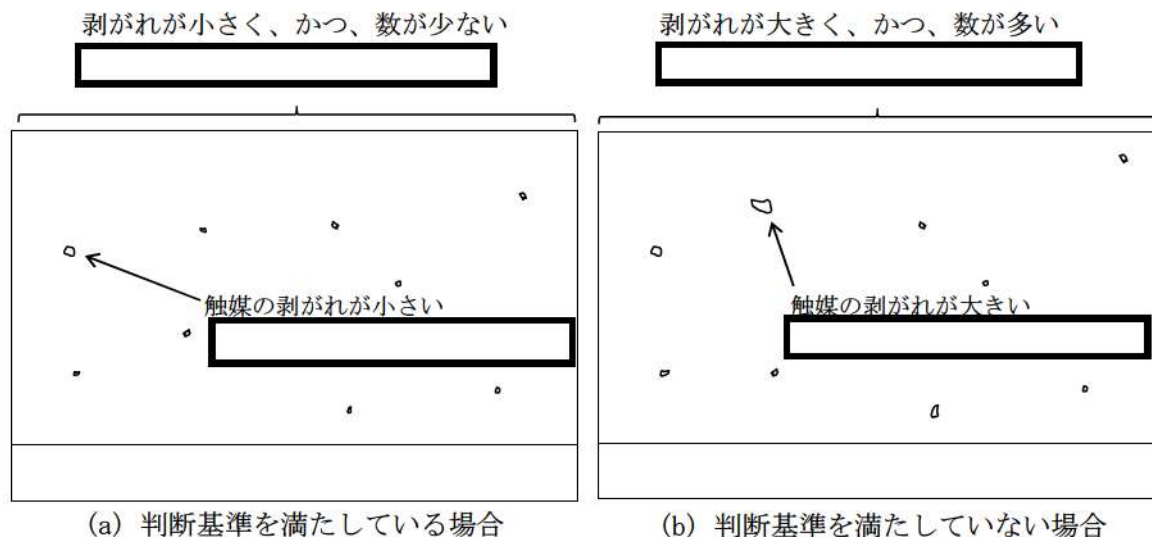
b. 触媒プレート (機能検査を行う 3 枚のみ)

- ・触媒の表面に触媒の有意な欠落*がないこと。

※ メーカー基準による。

メーカーは、メーカー性能評価式で求まる性能が得られる触媒面積以上の面積を持つ触媒プレートを装備させており、たとえ一部欠落していたとしてもメーカー基準 (全体の約 %欠落までを許容) を満たせば、メーカー性能評価式で求まる性能が確保されている。

その根拠として、メーカーは、触媒面積に応じた性能を検証した試験を実施しており、導入する PAR の場合は、その性能を検証した必要触媒面積に対し、余裕を持った触媒面積を持つ触媒プレートを採用しているため、当該欠落が生じても性能が確保できるとしている。



参考図 3 判断基準のイメージ

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

(3) 重量検査

a. 触媒プレート

- ・触媒プレートに付着している触媒重量が基準値※以上であること。

※メーカー基準による。

触媒プレート製造時に母材重量を差し引いた触媒重量が，別表3に示す仕様を満たすこと。

別表3 触媒プレートの性能に係る仕様

触媒材質	触媒重量（基準値）
[Redacted]	

[Redacted] 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

原子炉格納容器内水素処理装置温度監視装置について

1. 目的

原子炉格納容器内水素処理装置（PAR）は、原子炉格納容器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装置である。

PAR は、触媒における再結合反応により水素を除去する装置であるので、水素濃度の上昇、水素処理割合の増加に従って装置内の温度が上昇する（別図 4）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、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、原子炉格納容器内に設置されている PAR（全 5 個）に、熱電対を取り付け、中央制御室にて PAR の温度を確認できるようし、重大事故対処時の監視情報の充実を図ることとする。



別図 4 PAR の温度上昇

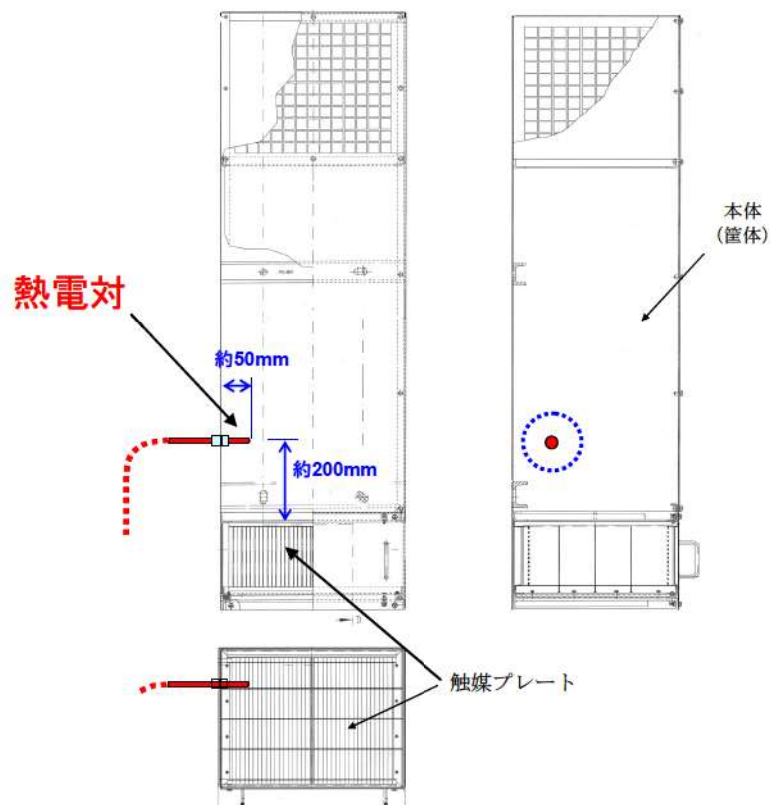
枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

2. 設備概要

PAR 全 5 個に対し、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表示し監視できるようにする。

熱電対の設置位置は、PAR 筐体側面に熱電対シースを取り付け、触媒プレート上部のガス温度を測定できるようにする。泊 3 号炉の原子炉格納容器雰囲気温度の最高値は、格納容器過温破損シナリオ時において約 141°C であるので、4vol% 程度以上の水素濃度で PAR による水素除去（触媒部での水素再結合反応）が起きていることを確認することができる（別図 4 より、水素濃度 4vol% のとき PAR 内部のガス温度は 200°C ~ 300°C 程度となる）。

仕様：シース付き熱電対（シース外径 3.2mm）1 個/PAR1 個
熱電対は約 800°C の計測を可能とする。

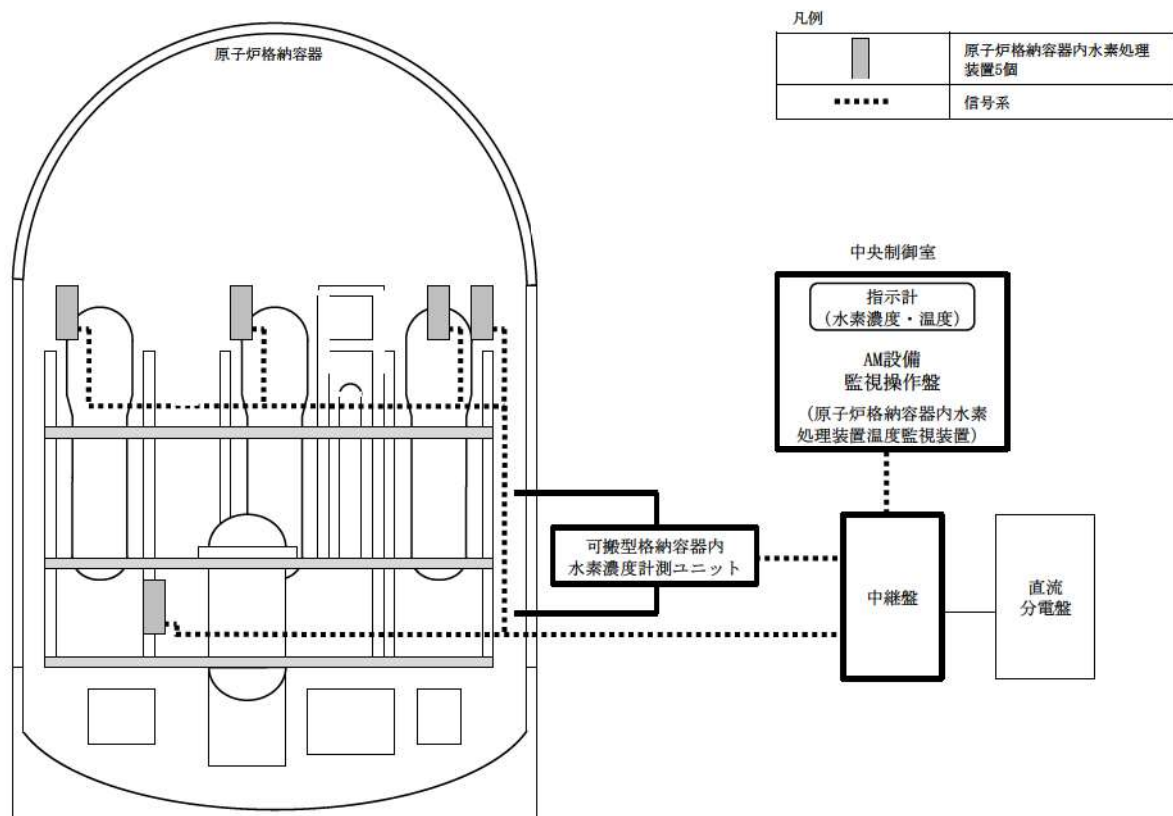


別図 5 PAR への熱電対取り付け位置

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 筐体への取り付け性・固定性、触媒プレートの保守性等を考慮して PAR 下部側面から挿入し、触媒プレート上部のガス温度が測れる位置としている。(別図 5)

熱電対シースは外径 3.2mm であり、筐体内への挿入長さも 50mm 程度とわずかなことから、PAR の筐体内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、シビアアクシデント監視盤を経由して中央制御室に設置している AM 設備監視操作盤に入力し、測定データの表示と記録・保存ができるようにする。(別図 6)。



別図 6 PAR 温度監視装置の概要

PAR による水素処理の反応律速について

PAR による水素再結合の反応は、不均一系触媒反応であり、PAR の触媒プレートは多孔質金属触媒をプレート材にコーティングしているものであるため、流通相のプレート間流路から触媒外表面への外部拡散、触媒内粒子内表面への細孔内拡散がかかわっていることから、触媒反応による水素処理反応は拡散過程が総括反応速度を律していると考えられる。

試験結果（参考 1）において、水素濃度の上昇とともに再結合効率が上昇するが、反応率（PAR 入口－出口の水素濃度差）/PAR 入口水素濃度（%）は、水素濃度の上昇に対して大きく変わっていないことが確認されている。温度上昇に対する再結合（kg/h）は、PAR の入口水素濃度の増加分に対応して増加する形となっていることから、PAR による水素再結合反応が進んでいる段階では拡散律速になっていると考えられる。

一方、反応開始時の状況では、触媒の温度が低く、アレニウスの式で示されるとおり、触媒反応が起こりにくい状態と考えられ、化学反応律速状態であると考えられる。

なお、THAI 等の試験で確認された PAR の起動遅れについては、反応開始時では試験前の水蒸気雰囲気下（触媒表面への水分吸着）の影響、直前の試験による触媒表面状態の影響等が PAR の起動（反応開始遅れ）に影響した可能性が考えられる。

参考 1 PAR の水素再結合反応の律速因子について

参考 2 触媒の反応速度について

参考 3 化学辞典第 2 版（森北出版）

PAR の水素再結合反応の律速因子について

PAR において、再結合反応が開始した後は、水素濃度の上昇に比例して、再結合性能(kg/h)が高くなり、これにより触媒プレートの温度も高くなる。(図 1)

THAI プロジェクトの試験結果では、反応率((PAR 入口ー出口の水素濃度差)/PAR の水素濃度:%)は、水素濃度に対してあまり変わっていない。(図 2)

温度上昇に対する再結合性能(kg/h)は、PAR の入口水素濃度の増加分に対応して増加する形となっていることから、この段階では拡散律速になっていると考えられる。

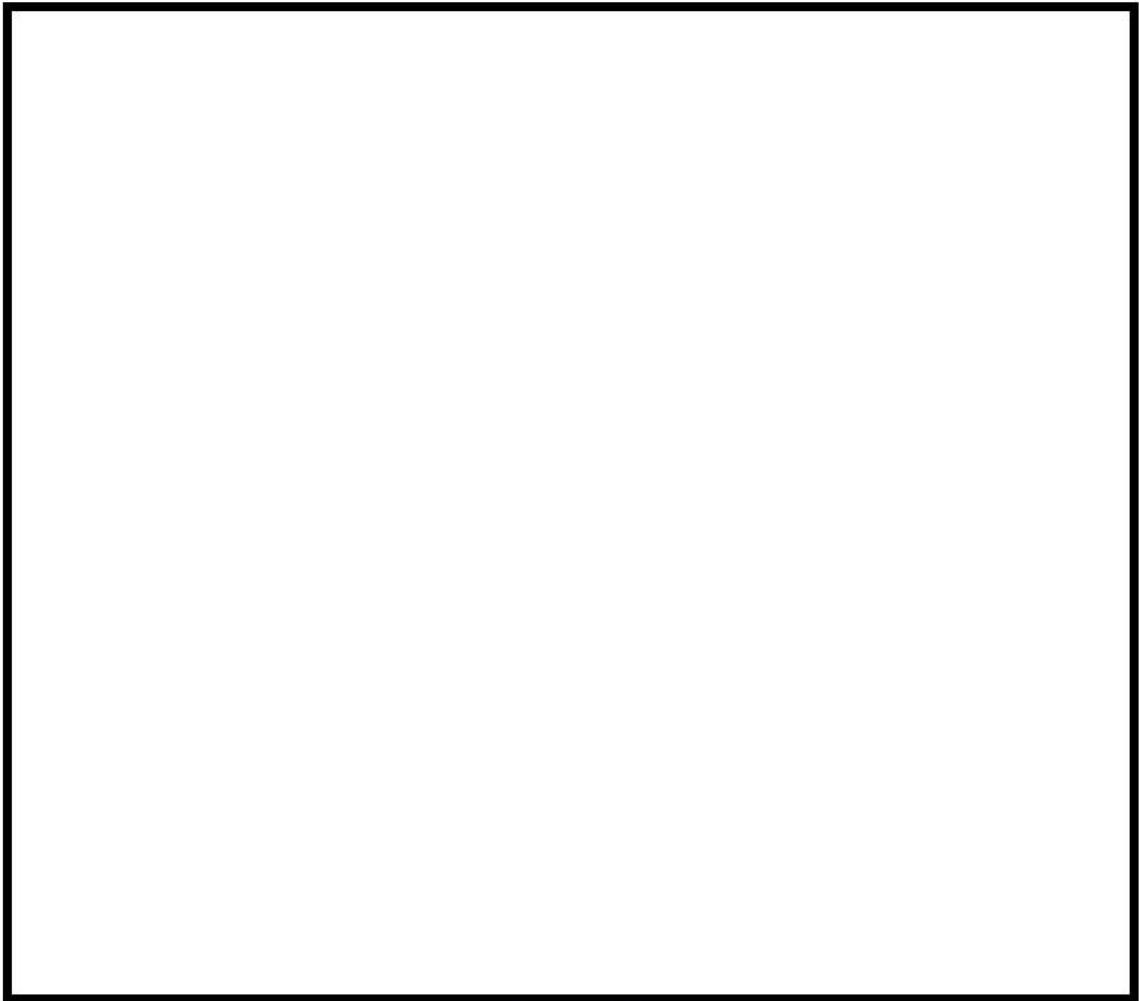


図 1 PAR の温度上昇



図 2 PAR の水素除去反応率


枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



触媒表面の触媒反応状況



触媒表面状態

 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

触媒の反応速度について

化学反応による濃度変化は、一般的に次の式で表される。濃度変化は、総括反応速度定数が大きいほど早いことが分かる。

$$C_{H_2}(t) = C_{H_2}^0 \times \exp(-k t)$$

ここで、
 $C_{H_2}(t)$: 時刻 t の濃度
 $C_{H_2}^0$: 時刻 0 の濃度
 k : 総括反応速度定数
 t : 時刻

総括反応速度定数とは、複数の化学反応プロセスを含む場合に、個々の速度定数を考慮した全体としての速度定数のことである。触媒反応の場合、触媒化学反応を示す反応速度定数 k_1 と拡散現象を示す拡散定数 k_2 で決まるとされている。

式で表すと、以下のとおり。

$$1/k = 1/k_1 + 1/k_2$$

したがって、総括反応速度定数は、触媒化学反応速度定数と拡散定数の小さい方に依存する。このことから、この小さい方の定数を決める反応（現象）が律速条件となる。一般的に、温度が低いほど化学反応速度定数 k_1 が小さくなるので、化学反応が律速条件となり、温度が高いと拡散律速となる傾向にある。温度が低いほど化学反応速度定数 k_1 が小さくなることは、アレニウスの式で表されているとおり。

アレニウスの式 $k = A \times \exp(-E/RT)$

ここで、
 k : 反応速度定数
 A : 頻度因子（温度に関係しない係数）
 E : 活性化エネルギー（ほとんど温度に依存しない）
 R : 気体定数
 T : 温度

きる。選択性は、触媒物質の化学的性質にもとづく反応物の吸着の選択性や立体障害^{*}、表面の多孔性からくる拡散過程の影響や反応条件などの要因によって変化する。

触媒の表面積 [surface area of catalyst] 固体触媒による反応の速度は、表面状態が一定であれば表面積に比例する。このことは活性点の分布状態は別として、単位表面積当たりの活性点密度が一定であることを意味する。固体触媒の表面積は、通常、物理吸着^{*}を利用してBET吸着等温式^{*}から表面単分子層に相当する吸着分子数を求め、これに吸着分子の断面積を乗じて算出される。1 m² g⁻¹以上の表面積をもつ触媒については-196℃における窒素の吸着がもっともよく利用される。特別な場合には二酸化炭素や種々の炭化水素も用いられる。これ以下の小表面積については、気相に残る気体量を減じて測定精度を上げるため、飽和蒸気圧^{*}の低いクリプトン、キセノンなどの希ガス^{*}が使われる。担体上に分散させた金属触媒などの表面積を測定する場合には、担体にも吸着する物理吸着は利用できないので、触媒物質の露出面にのみ吸着する化学吸着種を選んで、その飽和吸着量を測定する。この目的には水素および一酸化炭素がしばしば利用され、とくに水素は、金属触媒の表面をいったん酸化したのち、これを還元するのに必要な量から表面積を求める。酸素水素滴定法に用いられる。また、トリチウム^{*} ³Hによる吸着水素のオートラジオグラフィ^{*}は、吸着点の表面分布を見いだすのに用いられる。

触媒反応 [catalytic reaction] 触媒^{*}の作用によって進行する反応。反応系と触媒の状態の違いから、気相、溶液相についての均一系^{*}触媒反応と、固体触媒表面での気体分子や溶質分子の反応が行われる不均一系^{*}触媒反応とに分類される。コロイド状触媒や酵素のあずかる反応は、これらの中間領域に属する。不均一系触媒反応の過程は、一般に、(1)触媒作用が行われる部分(活性点)への反応分子の拡散などによる接近、(2)活性点への吸着あるいは配位、(3)活性点上の反応、(4)生成物分子の触媒からの脱離、から成り立っている。高圧気体、高濃度溶液や多孔質触媒の場合、反応速度はしばしば拡散過程に支配されるが、通常、反応過程の活性化エネルギー^{*}がほかの過程に比べていちじるしく大きいので、これが律速段階^{*}となる。このとき、反応速度は活性点の数に比例するから、反応が均一系であれば速度は均一触媒の濃度に、あるいは不均一系であれば固体触媒の表面積に比例することになる。しかし、固体触媒では反応速度が反応分子の吸着量に関係するため、速度式は必ずしも単純ではない。触媒により反応が促進されるのは、主として吸着、配位など反応物と活性点との反応により、無触媒の場合より活性化エネルギーが低く、より起こりやすい反応経路^{*}ができるためと考えられる。

触媒部位 [catalytic site] 一 活性中心(酵素の)

触媒有効係数 [effectiveness factor] 触媒反応の速度に及ぼす拡散過程の影響を表す一つの尺度である。固体触媒は、普通、粒子外部の表面積より細孔内部の表面積のほうがはるかに大きい。このような多孔質触媒においては、反応にあずかる気体成分は拡散によって触媒内部に移動して反応が起こる。いま、拡散速度が化学反応速度に比べて十分速ければ(化学反応律速)、触媒粒子内部にまで反応気体がいきわたり、粒子内で均一に反応が起こる。ところが、化学反応速度が拡散速度に比べて速くなると(拡散律速)、反応原料ガスが触媒内部へと拡散していくうちに反応してしまい、粒子の中心部では反応原料の濃度ははばりとなって、中心部分の表面にある活性点は反応に関与しなくなる。そこで、実際の反応速度と、全表面積が有効にはたらいっているときに得られる反応速度との比を触媒有効係数という。拡散過程の影響がないときの触媒有効係数は1で、拡散過程の影響が増すにつれて触媒有効係数は1より小さくなる。

52-12 原子炉格納容器の水素濃度測定について

原子炉格納容器の水素濃度測定について

重大事故時の原子炉格納容器内の水素濃度の状況を監視するために、以下により水素濃度の測定を実施する。

1. 水素濃度監視設備

(1) 設備概要

炉心損傷事故時に、事故の初期段階から、水素濃度が変動する可能性のある範囲で原子炉格納容器内の水素濃度を連続測定ができるよう、可搬型の格納容器内水素濃度計を、格納容器雰囲気ガス試料採取設備に接続し、事故時の原子炉格納容器内の水素濃度を中央制御室において連続監視できるようにする。

設備の系統概要を図1に示す。

可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット

方式 : 熱伝導度測定方式

測定範囲 : 水素濃度 0~20vol%

泊3号炉においては、上記以外にサンプリングガスから原子炉格納容器内の水素濃度を測定するための後備設備として、試料採取管に採取した格納容器ガスから水素濃度を測定できるガス分析計（ガスクロマトグラフ）も有している。被ばく線量、水素濃度が低下し事象が長期的に安定した以降等には、これらによる測定も考慮する。

ガス分析計（ガスクロマトグラフ）

方式 : 熱伝導式

測定範囲 : 水素濃度 0~100vol%

なお、格納容器雰囲気ガス試料採取設備については、S s地震動に対し耐震性を有していることを確認している。また、有効性評価において確認している格納容器最高圧力(約0.360 MPa)・温度(約141℃)での当該設備の健全性を確認している。

(2) 代替電源の確保

原子炉格納容器内の水素濃度を測定するために必要な格納容器取出し部の電動弁、

可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット，可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置などの電源は，非常用電源から給電可能となっており，全交流動力電源喪失の場合にも，代替非常用発電機から給電可能としている。

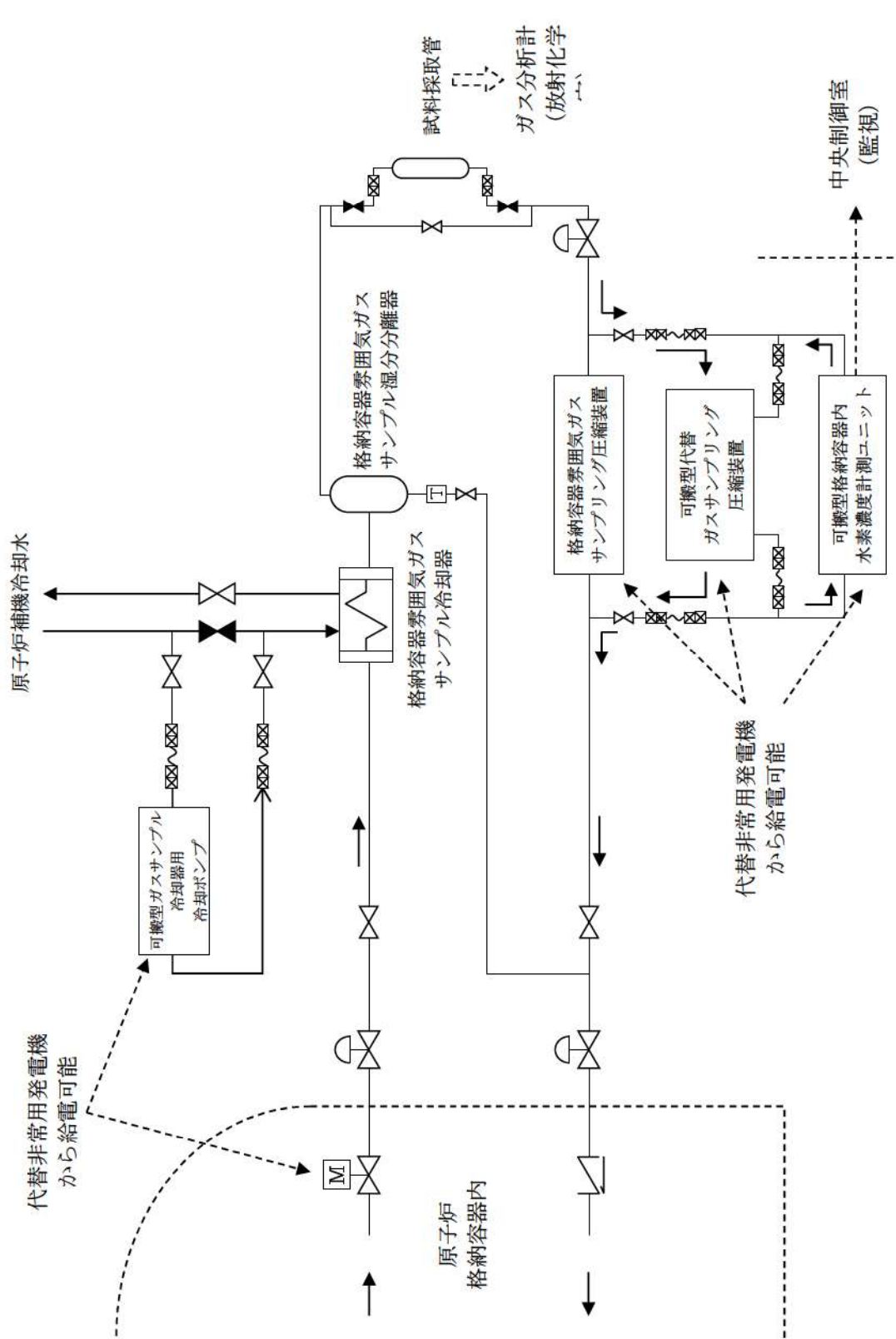


図1 可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットを使用した格納容器水素濃度測定

可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットの測定原理と適用性について

1. 可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットの役割と求められる仕様の考え方

可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットは、著しい炉心の損傷が発生した場合に、原子炉格納容器内に発生する水素を監視する目的で、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。

PWRプラントでは、炉心損傷時に原子炉格納容器内に発生する水素濃度を制御する目的で原子炉格納容器外へ排出する等の操作はないことから、可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットは、事故時に想定する水素濃度範囲内（13vol%未満）であることやPARや格納容器水素イグナイタ（以下、「イグナイタ」という。）による水素濃度低減等を原子炉格納容器内水素濃度の推移（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。

このために、可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットは、事故初期に容易に準備対応ができ、炉心損傷時の環境条件に対応できるものであることが求められ、プロセス計器として、中央制御室にて原子炉格納容器内水素濃度の推移（トレンド）を連続的に監視できることが必要であり重要となる。水素濃度レベルの程度や推移の監視ができる計測精度としては、概ね1vol%以下の測定精度を有する必要がある。

一方、ガス分析器（ガスクロマトグラフ）は、詳細なガス成分割合の分析を高精度で測定することができるが、分析員の手分析測定による間欠的な試料採取のため、被ばく等の観点から炉心損傷事故初期の対応が困難であり、中央制御室でのリアルタイムでの連続的な水素濃度監視については可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットでの監視測定が適している。

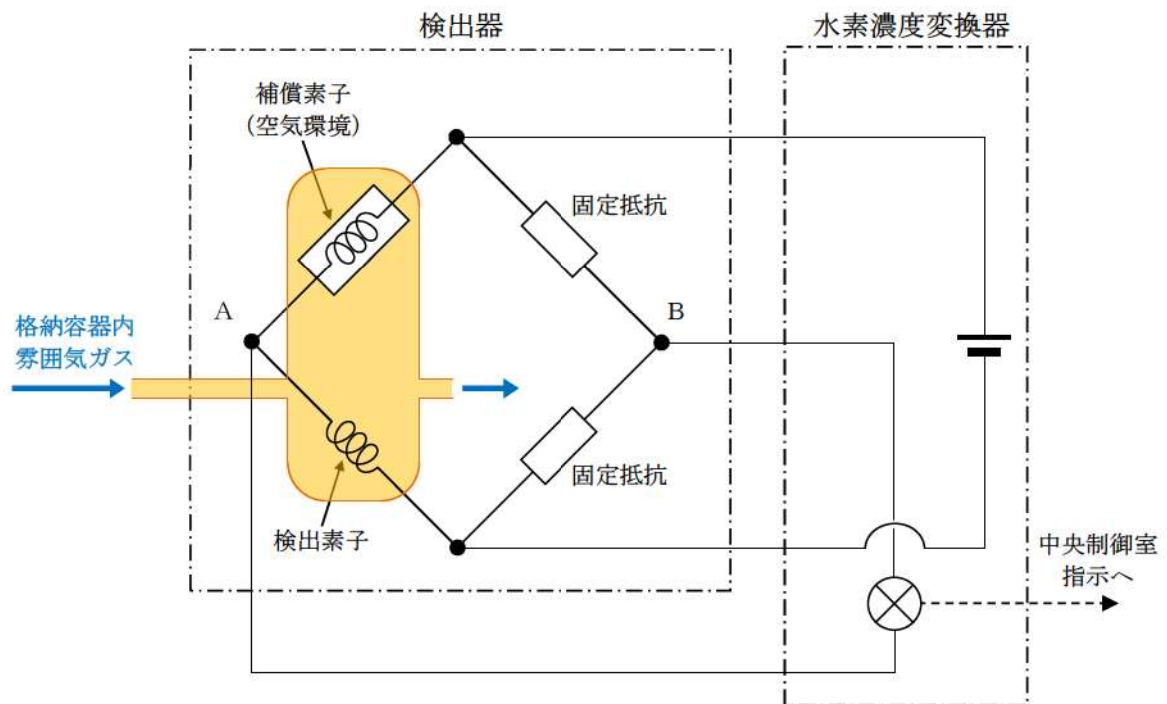
可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットは、水素の熱伝導率が空気、窒素、酸素等と大きく異なることを利用した、水素に着目した熱伝導式の濃度計であり、事故時に酸素濃度等のガス成分に変動があっても熱伝導率に大きな変化がなく、また、キセノン等の不活性ガスはバックグラウンドとなる空気と比較してモル分率が十分小さいためサンプルガスの熱伝導率への影響は十分小さいことから、水素濃度測定に対する大きな誤差にはならない利点がある。したがって、後述するシステムとしての測定精度を認識した上で、重大事故対処時の原子炉格納容器内の水素濃度の推移、傾向（トレンド）の監視のために対応できるものとしている。

2. 可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットの測定原理

(1) 測定原理

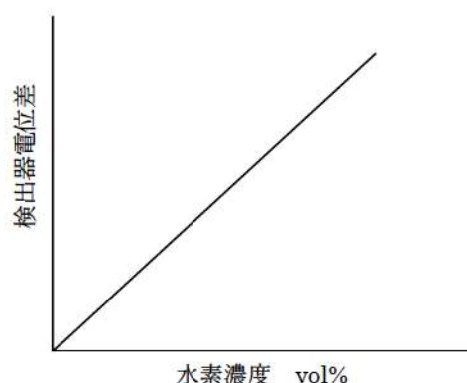
熱伝導式の水素検出器は、別図-1 に示すとおり、白金線のフィラメントで構成する検出素子と補償素子、及び2つの固定抵抗でブリッジ回路を構成している。検出素子の部分に、サンプリングされた格納容器内雰囲気ガスが流れるようになっており、補償素子側は基準となる標準空気が密閉されており、格納容器内雰囲気ガスは直接接触しない構造になっている。

(補償素子の標準空気容器の外側には格納容器内雰囲気ガスが同様に流れ、温度補償が考慮された構造である。)



別図-1 水素検出回路概要図

水素濃度変換器により電圧を印加して検出素子と補償素子の両方の白金線を約 200°Cに加熱した状態で、水素を含む測定ガスを流すと、検出素子側は測定ガスが熱を奪い、検出素子の温度が低下することにより抵抗が低下する。この検出素子の抵抗が低下するとブリッジ回路の平衡が失われ、別図-1のAB間に電位差(電流)が生じる。この電位差が水素濃度に比例する(別図-2)原理を用いて、水素濃度を測定する。



別図－2 水素濃度と検出器電位差の関係

水濃度計は、酸素、窒素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、標準空気に対する格納容器内雰囲気ガスの熱伝導率の差を検出する方式のものである。

水素の熱伝導率は、約 $0.18\text{W}/(\text{m}\cdot\text{K})$ at 25°C , 1atm である一方、酸素、窒素は、約 $0.026\sim 0.027\text{W}/(\text{m}\cdot\text{K})$ at 25°C , 1atm で基準となる空気（約 $0.026\text{W}/(\text{m}\cdot\text{K})$ at 25°C , 1atm ）と熱伝導率がほぼ同じであり、空気内主要成分は窒素が $78\text{vol}\%$ 程度、酸素が $20\text{vol}\%$ 程度であることから、PARやイグナイタによる水素除去が進み、酸素濃度等のサンプルガス成分に変動があっても熱伝導率に大きな変化がなく、水素濃度測定に対する大きな誤差にはならない利点があり、原子炉格納容器内雰囲気ガスにおける水素濃度に着目したプロセス計器として適用できるものである。

また、燃料損傷時に発生するキセノン等の不活性ガスはバックグラウンドとなる空気に対して熱伝導率は低いですが、水素や空気と比較してモル分率が十分小さい（約 1000 分の 1 以下）ため、サンプルガスの熱伝導率への影響は十分小さく、水素濃度測定に対する大きな誤差にはならない。

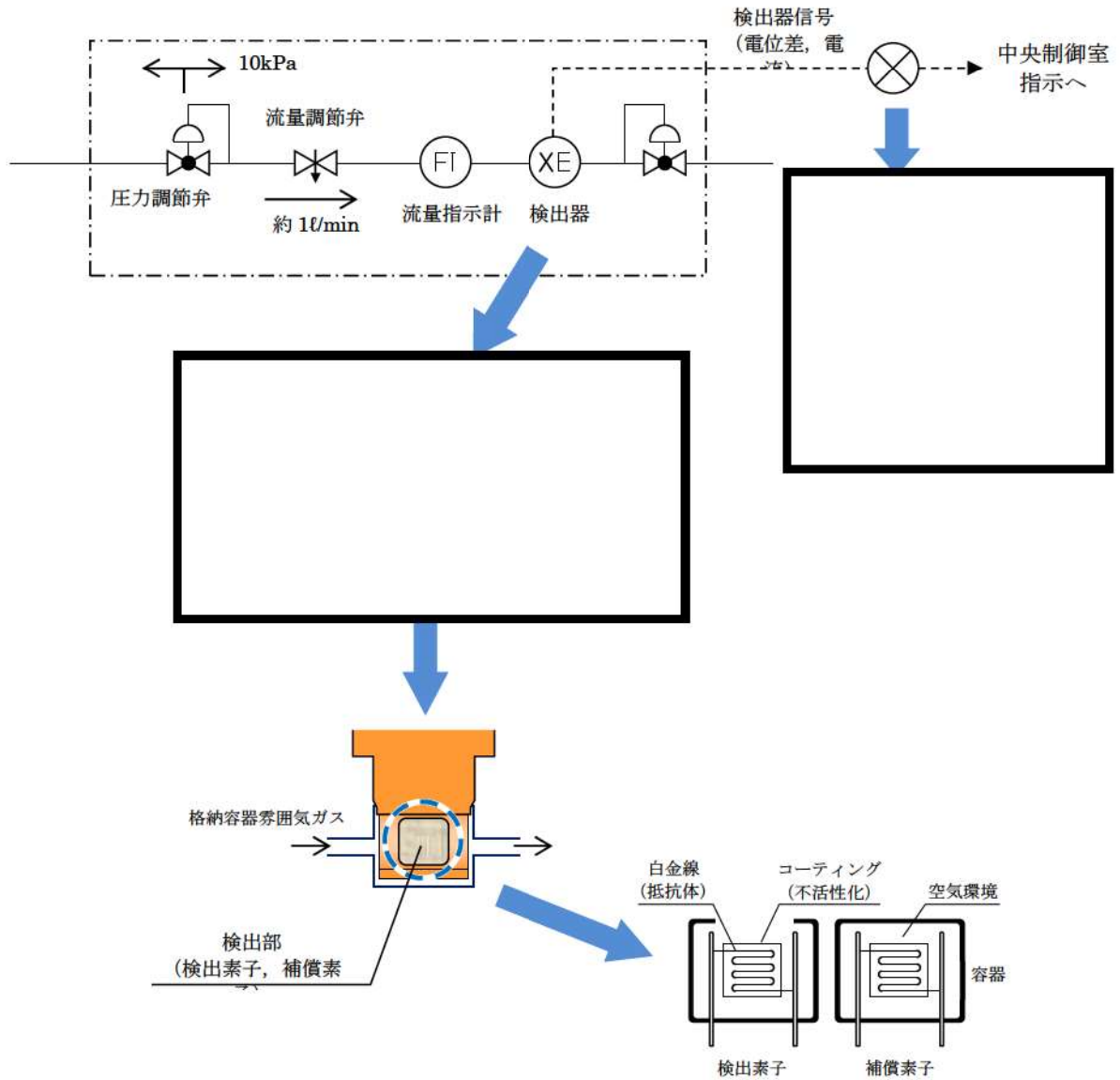
なお、事故時仮に一酸化炭素が発生した場合においても、一酸化炭素の熱伝導率は、 $25.0\text{mW}/(\text{m}\cdot\text{K})$ at 25°C , 1atm であり、空気（ $25.9\text{mW}/(\text{m}\cdot\text{K})$ at 25°C , 1atm ）に近い値であるため、水素濃度測定に対する大きな誤差にはならない。

以上より、原子炉格納容器内雰囲気ガスを測定する場合でも、水濃度計が持つ計測誤差（ $\pm 5\%$ span, $0\sim 20\text{vol}\%$ レンジで $\pm 1\text{vol}\%$ ）を大きく逸脱しない範囲で水素濃度の測定が可能と考えられる。

ガスの種類	熱伝導率 (mW/(m・K)) at25°C, 1atm
水素	180.6 (約 0.18W/(m・K))
窒素	25.84
酸素	26.59
空気	25.9 (約 0.026W/(m・K))
キセノン	5.59
一酸化炭素	25.0

(2) 可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットの構造

可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットの構造概要は別図-3 のとおりである。



別図-3 可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット 基本構造図

□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

3. 可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットの仕様と水素濃度測定システムの構成

(1) 可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットの基本仕様

測定レンジ：水素濃度 0～20vol%に設定

測定精度：±5%span

上記測定レンジの空气中水素濃度に対して±1vol%

使用温度範囲：-10～70℃

使用圧力範囲：大気圧（±10kPa）

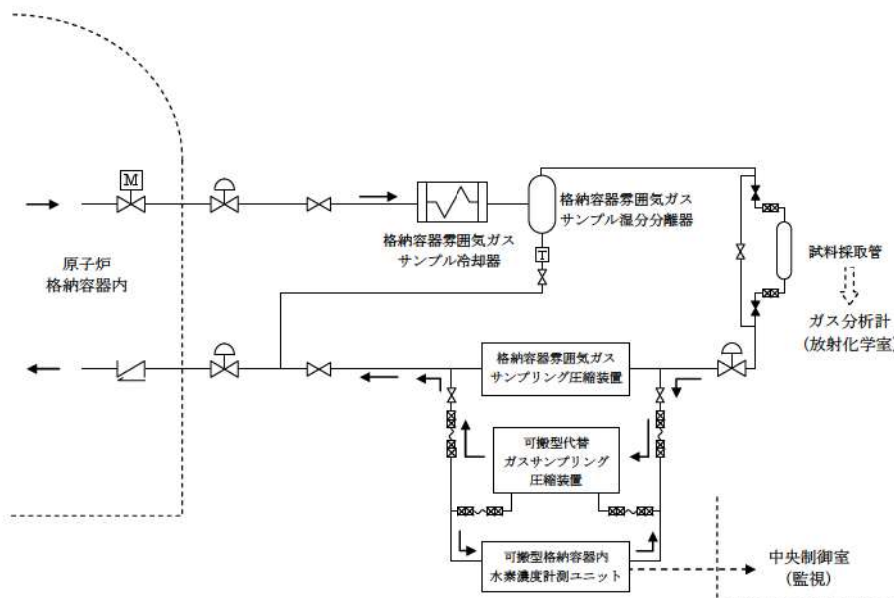
測定ガス流量：約 1ℓ/min

水素濃度の計測範囲 0～20vol%において、計器仕様上は最大±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、十分に事故対処時の水素濃度の推移、傾向（トレンド）を監視していくことができる。

(2) 水素濃度測定システムの構成

可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットによる格納容器雰囲気ガス試料採取設備の構成を、別図-4に示す。

原子炉格納容器からのサンプリングガスは、格納容器雰囲気ガスサンプル冷却器で冷却凝縮され、湿分分離器で水分を除去する。そして、ほぼドライ状態となった格納容器内雰囲気ガスを可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットで測定する。可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットの検出器からの信号は、水素濃度変換器を経て中央制御室のAM設備監視操作盤に表示されるため、中央制御室での水素濃度監視が可能である。



別図-4 格納容器雰囲気ガス試料採取設備

(3) 測定ガス条件の水素濃度測定精度への影響評価

a. 温度

サンプリングされた格納容器内雰囲気ガスは、十分な除熱性能を有している格納容器雰囲気ガスサンプル冷却器により、原子炉補機冷却水と熱交換することで約 45℃以下まで冷却することができ*、その後の検出器までの配管での放熱もあることから十分に検出器の適用温度範囲内まで冷却され、ほぼ一定温度で検出器に格納容器雰囲気ガスを供給することが可能である。また、標準空気が密封された補償素子の周囲にも格納容器雰囲気ガスが流れることで、標準空気の温度が格納容器雰囲気ガスに追従するように温度補償される検出器構造となっている。したがって、格納容器雰囲気ガスの温度は一定温度で検出器に供給され、検出器内で温度補償されることから、使用する条件下において水素濃度測定への影響は十分小さい設計としている。なお、水素濃度 4vol%の試料ガスについて、温度を 20℃～60℃の範囲で変化させて試験を行い、有意な水素濃度の変化が認められないことを確認している。(別図-5)

※：重大事故時の原子炉格納容器内温度を 141℃とし、原子炉補機冷却水の温度を夏場の 35℃とした場合でも、冷却器により約 45℃以下に冷却できる。



別図-5 各温度条件での水素濃度出力値

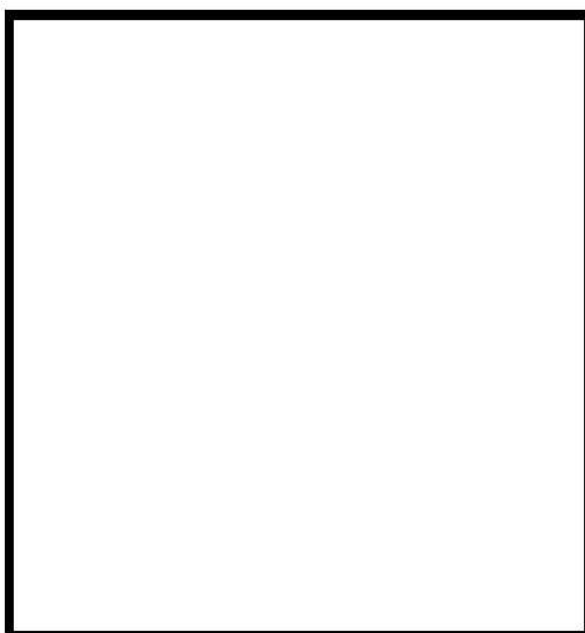
枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

b. 流量

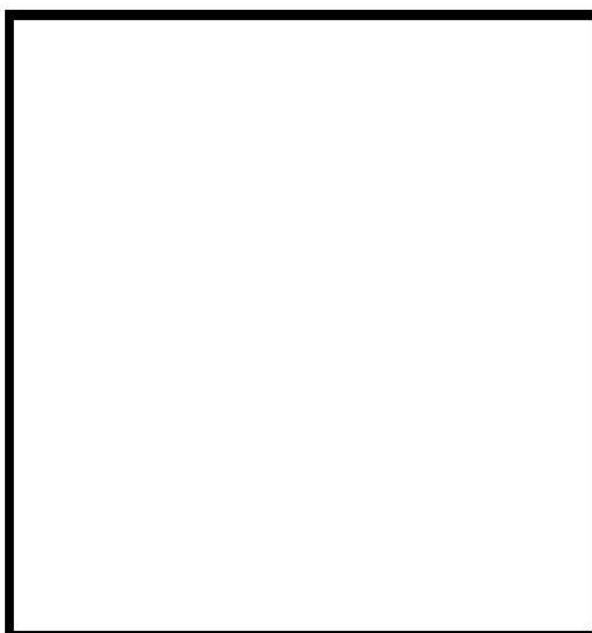
検出器へ流れる格納容器雰囲気ガスの流量は、 $10/\text{min}$ 程度の小流量としており、流量の変動がないよう流量制御することとしている。なお、検出器へ流れるサンプリングガス流量を約 $0.6\sim 1.20/\text{min}$ の範囲で変化させた試験を行い、水素濃度計の指示に有意な変化は認められないことを確認している。

c. 湿分

検出器へ流れる格納容器雰囲気ガスの水蒸気が除去されていない場合は、水素濃度測定値へ影響することが考えられるが、サンプリングする格納容器内雰囲気ガスは格納容器雰囲気ガスサンプル冷却器により原子炉補機冷却水と熱交換することで約 45°C 以下まで冷却され、下流の湿分分離器により格納容器雰囲気ガス中の湿分を除去するよう設計しており、水素濃度計測装置の検出器に水分が付着するような状態となることはない。また、湿度が変動する要因としては、原子炉補機冷却水温度（冷却性能）、雰囲気温度が考えられるが、いずれも急激な変動は考えられないため、検出器での湿度はほぼ一定であり、水素濃度測定へ影響を及ぼすことはない。なお、水素濃度 $0\sim 20\text{vol}\%$ 、温度 20°C の試料ガスについて、相対湿度を $30\sim 90\%RH$ の範囲で変化させた試験を行った。その結果、水素濃度 $20\text{vol}\%$ において $0.5\text{vol}\%$ 程度の変化は見られるものの、相対湿度の変化に対して、水素濃度計指示に有意な変化はないことを確認している。(別図-6, -7)



別図-6 20°Cにおける湿度依存性



別図-7 20°Cにおける各湿度条件での感度特性

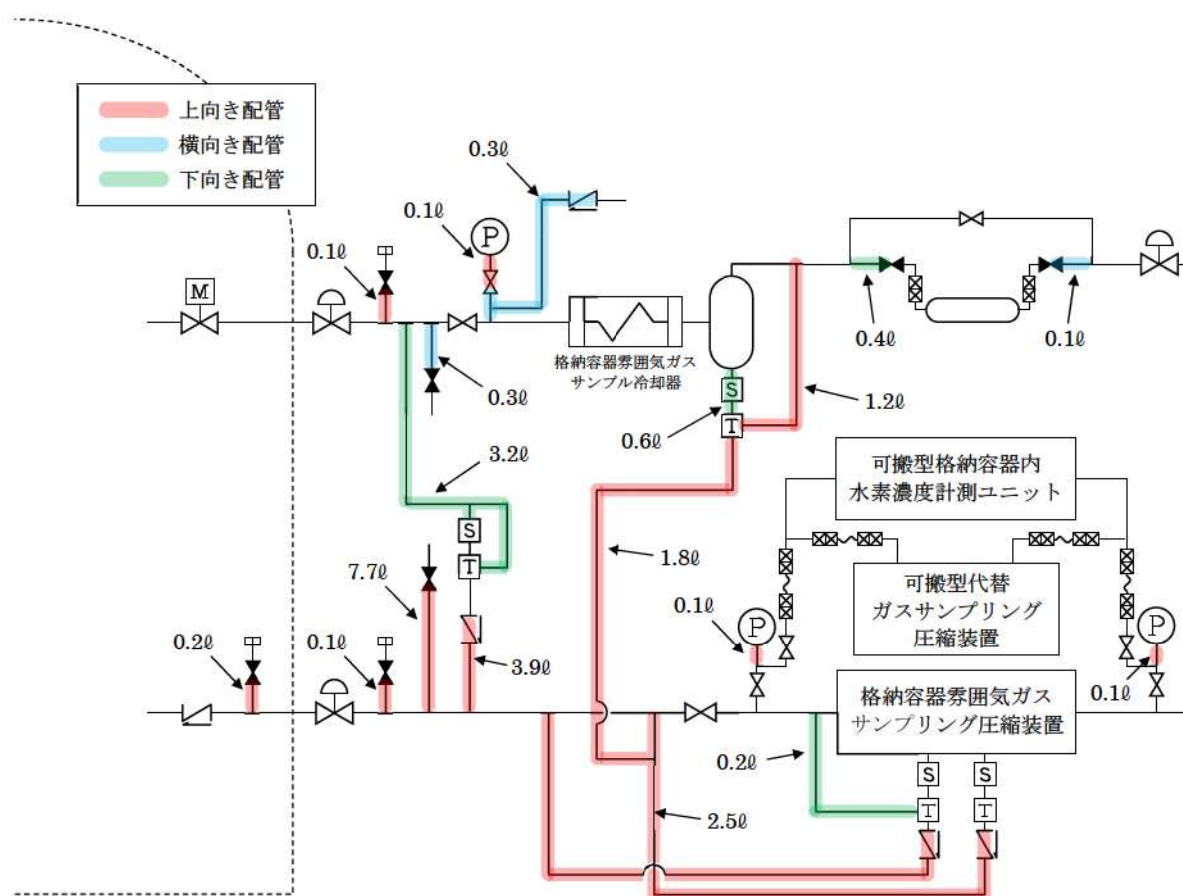
格納容器雰囲気ガス試料採取設備内での水素の滞留について

1. 格納容器雰囲気ガス試料採取設備の分岐管

泊発電所3号炉 格納容器雰囲気ガス試料採取設備の系統は、別図-9 に示すとおり分岐管が存在し、それぞれ別図-9 に示す配管容量を有している。

別図-9 中、緑で着色しているラインは下向き分岐管であり、分岐管内に水素が流入したとしても比重差により系統に戻ることを期待できることから滞留の可能性はないと考えられる。

一方、別図-9 中、赤及び青で着色している分岐管については、上向き分岐管及び横向き分岐管であり、一部分岐管長が長く、系統の流れによる換気作用が期待できないことが考えられるため、格納容器雰囲気ガス試料採取設備の系統内で水素燃焼が発生した場合においても重大事故等に対処するために必要な機能を損なうことがないことを強度評価により検証した。



別図-9 格納容器雰囲気ガス試料採取設備の分岐管概略図

2. 爆轟が生じる可能性について

格納容器雰囲気ガス試料採取設備の系統内の水素は、ジルコニウム-水反応等によって発生した濃度 13vol%未満（ドライ換算）の原子炉格納容器内の水素であり、凝縮により濃度 13vol%以上の爆轟が生じる可能性がある領域に達することはない。

爆轟に至る条件は、空間形状や長さにも依存するため、水素濃度が 13vol%未満であっても燃焼から爆轟へ転ずる可能性があるが、格納容器雰囲気ガス試料採取設備の系統は以下の理由から爆轟は生じない。

- ・主配管は、配管長と配管口径の比は大きいものの、両端が解放されており、かつオリフィスのような障害物による火炎が加速する可能性がある構造ではない。また、水素濃度が 13vol%未満であることから、爆轟は生じないと考えられる。
- ・分岐管については、配管長と配管口径の比は大きいですが、水素濃度は 13vol%未満であり、また、片側は閉塞されているが、障害物は存在しない*ため爆轟は生じないと考えられる。
- ・過去、BWR プラントで配管破断事故が起こった事例があるが、原子炉水の放射線水分解により発生した水素：酸素＝2：1、つまりドライ換算で水素 66vol%と非常に高濃度の水素濃度であったと報告されている。一方、泊発電所 3 号炉の格納容器雰囲気ガス試料採取設備の系統内の水素は、有効性評価で示しているとおおり、ドライ換算で 13vol%未満の原子炉格納容器内の水素であるため、水蒸気凝縮を考慮しても爆轟は生じないと考えられる。

※：過去の細長い体系（管路、ダクト）での水素燃焼試験を調査した結果では、水素濃度 13vol%未満の場合は、片側閉塞構造の流路であっても、障害物がない場合は爆轟が発生している事例はない。

3. 水素燃焼が発生した場合の強度評価

「2. 爆轟が生じる可能性について」で記載のとおり、格納容器雰囲気ガス試料採取設備の系統内で爆轟が生じる恐れはないことから、水素の燃焼が起きた場合を想定し、配管強度が十分であることを評価した。評価の結果を以下に示す。

(1) 評価条件

水素燃焼時の初期条件を、事故時の原子炉格納容器内の条件を考慮し、以下の通り設定した。

- ・水素濃度：13vol%（ドライ換算）

（根拠）有効性評価において原子炉格納容器内水素濃度の最高値は13vol%未満（ドライ換算）であることが示されていることから、これを上回る13vol%（ドライ換算）で評価を行う。

- ・最高圧力：0.36MPa

（根拠）有効性評価においての原子炉格納容器内最高圧力で設定している。

申請書添付書類十（原子炉格納容器の除熱機能喪失シナリオ及び格納容器過圧破損シナリオ）記載値。

- ・最高温度：141℃

（根拠）有効性評価においての原子炉格納容器内最高温度で設定している。

申請書添付書類十（格納容器過温破損シナリオ）記載値。

（※配管の許容応力の計算に使用）

- ・最低温度：40℃

（根拠）代替格納容器雰囲気ガスサンプリング圧縮装置の吸込み温度条件（50℃以下）に余裕を見て、設定している。

（※燃焼圧力の計算に使用：温度が低い方が燃焼圧力が高くなる。）

(2) 燃焼圧力と配管強度の評価

上記の条件にて評価した結果、燃焼圧力は保守的に見ても約2.2MPaとなった。なお、これは完全閉空間での計算結果であるため、開口がある場合には、これより小さな圧力上昇になると考えられる。

これに対して配管許容圧力は最も許容応力が低い1B管で約17.4MPaであることから十分余裕を有している。

4. まとめ

- ・格納容器雰囲気ガス試料採取設備の系統の分岐管で一部系統の流れによる換気効果が期待できない箇所があるものの、格納容器雰囲気ガス試料採取設備の系統内の水素濃度はジルコニウム-水反応等によって発生した濃度 13vol%未満（ドライ換算）の原子炉格納容器内の水素であり、水蒸気がすべて凝縮した場合でも水素濃度は 13vol%未満である。
- ・格納容器雰囲気ガス試料採取設備の系統の構造を考慮しても爆轟は生じない。
- ・水素の燃焼が起きた場合においても配管強度は十分な余裕を有している。

格納容器内水素濃度計測に伴うサンプリングガスの冷却について

泊発電所3号炉の重大事故等対策の有効性評価における原子炉格納容器雰囲気温度は、最大で約141℃まで上昇する。一方、重大事故時の格納容器水素濃度計測では、可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置を使用するが、その吸込み温度条件は、50℃以下の制限を受ける。したがって、格納容器水素濃度計測のためには、サンプリングガスを冷却する必要がある、その冷却は基本的に原子炉補機冷却水ポンプにて行われる。

ただし、全交流電源喪失時においては、原子炉補機冷却水ポンプを復旧する手順を見込んでいないため、サンプリングガスの冷却は、可搬型大型送水ポンプ車に頼る必要がある、さらに、可搬型大型送水ポンプ車が到着するまでの約24時間以前は可搬型ガスサンプル冷却器用冷却ポンプによる冷却で対処を行うこととしている。

ここでは、以上の冷却水供給ポンプのうち、冷却性能評価が最も厳しい、最も流量が低い可搬型ガスサンプル冷却器用冷却ポンプの冷却性能の評価について以下にまとめる。

1. 評価条件

- ・ サンプル側入口温度：141℃
- ・ サンプル側出口温度：45℃
- ・ サンプル側流量：6.8kg/h
- ・ 冷却水入口温度：40℃
- ・ 冷却水出口温度：制約なし
- ・ 冷却水流量：1000kg/h(可搬型ガスサンプル冷却器用冷却ポンプの容量約1m³/hより)
- ・ 可搬型ガスサンプル冷却器用冷却ポンプ自体の入熱：入熱なし

2. 評価条件の根拠

- ・ サンプル側入口温度：141℃
(根拠) 重大事故発生時の原子炉格納容器内最高温度で設定している。
申請書添付書類十(格納容器過温破損シナリオ)記載値。
- ・ サンプル側出口温度：45℃
(根拠) 可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置の吸込み温度条件(50℃以下)に余裕を見込んだ値を設定している。
- ・ サンプル側流量：6.8kg/h

(根拠) 事故前の原子炉格納容器内条件として、0.1MPa(a)、49℃とすると、事故時の原子炉格納容器内の空気および蒸気の場合は、

$$\text{空気分圧 } 0.1 \times (273+141) / (273+49) \approx 0.13\text{MPa(a)}$$

$$\text{蒸気分圧 } 0.46 - 0.13 = 0.33\text{MPa(a)}$$

から、空気 28%、蒸気 72%となる。

ガスサンプル流量を定格の 2Nm³/h(2000Nℓ/h)とした場合、蒸気(72%)が全て凝縮すれば、その時の凝縮液量 W_{st} は次の通りとなる。

$$\begin{aligned} W_{st} &= (2000[\text{Nℓ/h}] / 22.4[\text{Nℓ}]) \times (0.72 \times 18[\text{g/mol}] / 0.28) \\ &= 4132.7[\text{g/h}] \rightarrow \text{蒸気分としての凝縮液量 } W_{st} = 4.2[\text{kg/h}] \end{aligned}$$

また、この時の空気量 W_{ai} は次の通りとなる。

$$\begin{aligned} W_{ai} &= (2000[\text{Nℓ/h}] / 22.4[\text{Nℓ}]) \times 29[\text{g/mol}] \\ &= 2589.3[\text{g/h}] \rightarrow \text{空気量 } W_{ai} = 2.6[\text{kg/h}] \end{aligned}$$

従って、サンプル側流量は 4.2+2.6=6.8kg/h としている。

- ・冷却水入口温度：40℃

(根拠) SA 時直後の原子炉補機冷却水温度として、通常時の原子炉補機冷却水温度 32℃に余裕を見込み 40℃に設定している。

- ・冷却水出口温度：制約なし

(根拠) 原子炉補機冷却水通水量は 1m³/h×24Hr=24m³のみのため、原子炉補機冷却水系統側のヒートシンクは期待しておらず、原子炉補機冷却水系統の循環による温度上昇は考慮する必要がないため。

- ・冷却水流量：1000kg/h

(根拠) 可搬型ガスサンプル冷却器用冷却ポンプの定格流量(1m³/h)(1ℓ≒1kgで換算)

- ・可搬型ガスサンプル冷却器用冷却ポンプ入熱：入熱なし

(根拠) ポンプメーカー見解。(メーカー試験結果による。)

3. 冷却性能の評価

以上の条件においてサンプルガス出口温度を 45℃へ冷却するために必要な伝熱面積を評価した結果、必要伝熱面積 0.21m²を上回る冷却器伝熱面積 0.53m²を有することを確認した。

以上

格納容器水素濃度の計測に係る設備からの水素漏えい防止対策

格納容器雰囲気ガス試料採取設備を用いた格納容器水素濃度の計測は、計測後のガスを格納容器内へ戻す構成となっており、外部に対して閉じた系となっている。

格納容器雰囲気ガス試料採取設備の系統内の設備は、系外への漏えいが発生しないよう別表 1 に示すと通りの漏えい防止対策が取られている。

よって、格納容器水素濃度の計測に係る設備からの水素漏えいの可能性は低い。

別表 1 格納容器水素濃度の計測に係る設備の漏えい防止対策について

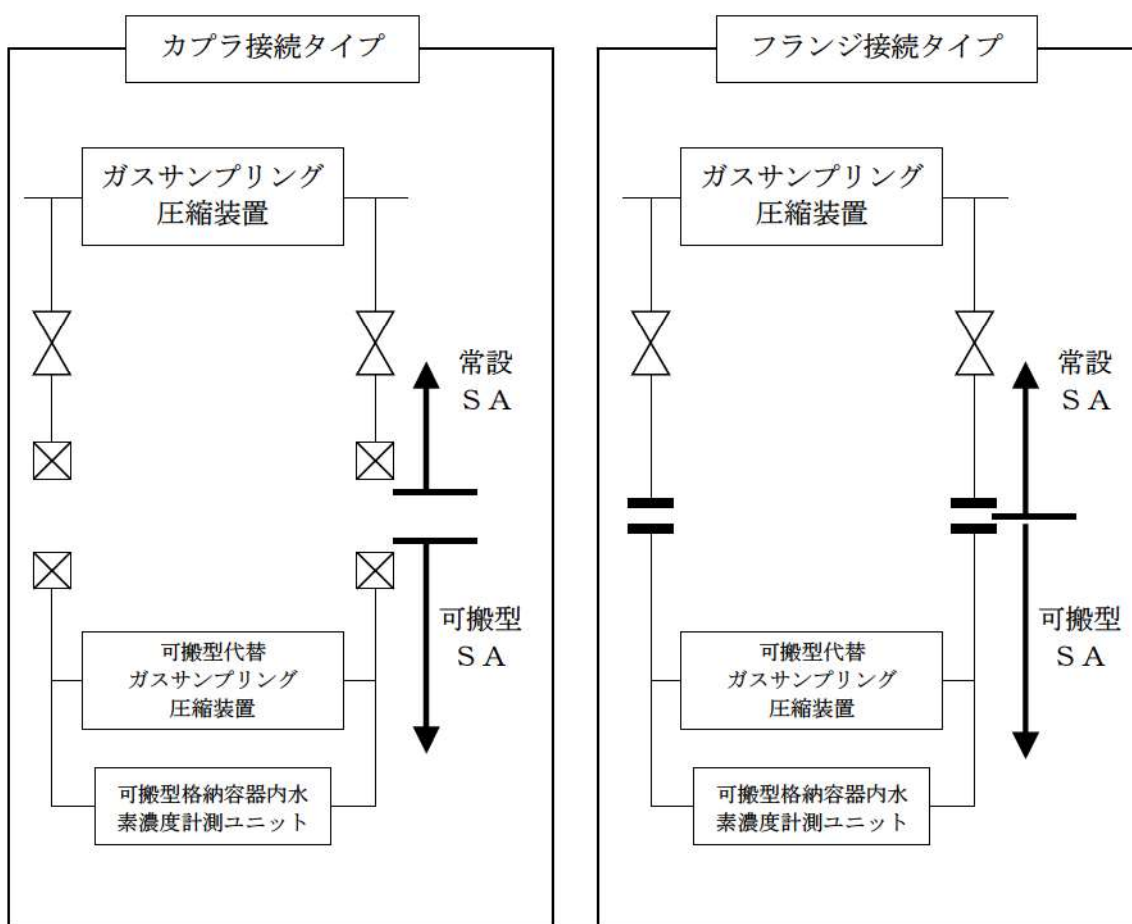
No.	機器	漏えい防止対策
1	配管、弁（既設）	格納容器雰囲気ガス試料採取設備の既設の配管、弁は、CV内の放射線濃度を測定するため設計された系統であり、被ばく低減の観点からも系外へガスが漏えいするような設計ではない。配管および弁は基本的に溶接構造であり、さらに、弁は、ベローズ構造等によりシールすることで、漏えい防止対策がとられている。
2	試料採取管	試料採取管の接続部は手分析時に取り外すクイックカプラを採用している。クイックカプラはシール構造とすることで、漏えい防止対策がとられている。クイックカプラは、事故時に想定される温度、圧力を包絡した仕様である。
3	格納容器雰囲気ガスサンプリング圧縮装置（既設）	上述の通り、漏えいし難い構造を採用している。圧縮装置内部の取り合い部などはフランジ接続であるが、パッキンでシールされているため、漏えいが発生する可能性は十分に低い。また、ピストンロッドとピストンロッド穴にもパッキンが取り付けられており、圧縮空気の漏えいを防いでいる。接続部を含む当該圧縮装置は、事故時に想定される温度、圧力を包絡した仕様である。
4	可搬型設備との接続部	接続部は上述の試料採取管と同様のクイックカプラを採用している。クイックカプラは、事故時に想定される温度、圧力を包絡した仕様である。
5	可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置	ピストンにはピストンリングが取り付けられ、内部ガスの気密が保持されている。配管接続部はいずれもシール構造となっているため、内部ガスの気密は保持されている。ピストンリングおよびシール構造部を含む当該圧縮装置は、事故時に想定される温度、圧力を包絡した仕様である。

No.	機器	漏えい防止対策
6	後置冷却器配管	接続部はいずれもシール構造となっているため、内部ガスの気密は保持されている。ドレントラップはバルブ部でシールされており、ドレン排水の際にも内部ガスが排出されずドレン水のみ排出することで漏えい防止対策が取られている。シール構造部を含む当該冷却器は、事故時に想定される温度、圧力を包絡した仕様である。
7	自力式減圧弁	配管接続部はシール構造となっており、漏えい防止対策がとられている。シール構造を含む当該減圧弁は、事故時に想定される温度、圧力を包絡した仕様である。
8	背圧弁	配管接続部はシール構造となっており、漏えい防止対策がとられている。シール構造を含む当該弁は、事故時に想定される温度、圧力を包絡した仕様である。
9	フレキシブルホース	ホースは密閉構造のため系外への水素の漏えいは発生しない。
10	可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット	可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットのラック内の配管と機器の接続部などは基本的にシール構造となっており、漏えい防止対策がとられている。また、ラック内は、自力式減圧弁によりほぼ大気圧(10kPa程度)に減圧しており、系内外の圧力差で系外へ大きな漏えいが発生する可能性は十分に低い。減圧弁の上流側については、その条件を包絡した仕様である。

水素濃度監視に係る系統切替えに伴う接続方法

可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット等を使用した原子炉格納容器内の水素濃度の監視を行う系統への切り替えに伴う接続方法については、フランジ接続タイプとカプラ接続タイプ（フランジよりも簡便な接続方法）がある。

泊発電所3号炉においては、よりメリットの大きいカプラ接続タイプを採用することとする。



(検討内容)

取り合い部については、別表2のメリット・デメリットを踏まえ、カプラ型のメリットが大きいと判断する。

別表2 カプラ接続タイプとフランジ接続タイプのメリット・デメリット

	カプラ接続タイプ	フランジ接続タイプ
メリット	<ul style="list-style-type: none"> ・限られた時間の中での接続が必要となる中、より簡便な接続方法であり、より短時間での接続が可能 ・接続部の信頼性が高い（作業員の技量によらない） ・現場作業員の作業性・環境性（作業時被ばく等）を考慮した設備設計 	<ul style="list-style-type: none"> ・常設重大事故等対処設備側は全て J S M E クラス 2 に適合させることができる。
デメリット	<ul style="list-style-type: none"> ・常設重大事故等対処設備側の接合部（カプラ部）が機械接合となり、また配管とカプラ部の接続がねじ込みとなり、いずれも JSME クラス 2 に規定がない。 	<ul style="list-style-type: none"> ・限られた時間の中での接続が必要となる中、カプラ接続タイプより接続に時間がかかる。その分貴重な対応要員が本作業にとられることになる。 ・接続部の信頼性が作業員の技量によることとなり、不適切な接続を行った場合、水素が漏えいすることとなる。

52-13 格納容器水素イグナイタについて

格納容器水素イグナイタについて

1. 設置目的
2. イグナイタの仕様
 - (1)イグナイタの仕様
 - (2)イグナイタの電源容量算出
3. イグナイタの電源構成
4. 全交流動力電源喪失時のイグナイタ起動条件について
 - (1) 全交流動力電源喪失時のイグナイタ起動条件について
 - (2) 全交流動力電源喪失時のイグナイタ起動条件の検討内容について
 - (3) 全交流電源喪失時のイグナイタ起動イメージ
 - (4) 泊3号炉 水素燃焼シーケンス（大LOCA+ECCS注入失敗+CVスプレイ注入）解析結果
5. イグナイタの設置個数及び設置場所について
 - (1) 設置場所及び個数の基本的考え方
 - (2) イグナイタの原子炉格納容器上部への追加設置
 - (3) 計器・機器への影響を考慮した配置
6. イグナイタ温度監視装置の概要
 - (1) 設置目的
 - (2) 設備概要
 - (3) イグナイタ温度監視装置用温度計（熱電対）の性能試験について
7. イグナイタの解析結果について
 - (1) 解析条件
 - (2) 解析内容
 - (3) 解析結果

参考資料

- 別紙1 イグナイタ着火による再循環ダクト等周辺機器への影響評価について
- 別紙2 イグナイタ着火の熱影響について
- 別紙3 原子炉格納容器ドーム部頂部付近への施工方法について
- 別紙4 イグナイタによる水素燃焼の影響を考慮する評価対象機器について

格納容器水素イグナイタについて

1. 設置目的

格納容器水素イグナイタ（以下、「イグナイタ」という。）は、原子炉格納容器（以下、「格納容器」という。）内に適切に配置することで、炉心損傷時のジルコニウム (Zr) -水反応により短期間に格納容器内に発生する水素を計画的に燃焼させることにより初期の水素生成量のピークを抑える目的で設置するものであり、原子炉格納容器内水素処理装置(以下、「PAR」という。)による水素除去とあいまって、より一層の格納容器内の水素低減に有効なため、さらなる対策設備として設置するものである。

2. イグナイタの仕様

(1) イグナイタの仕様

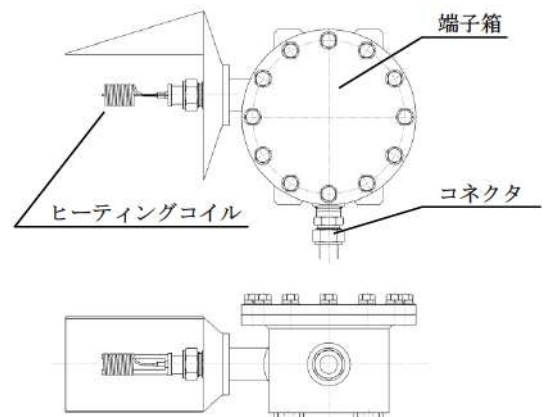
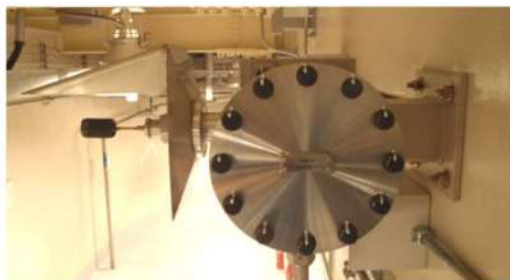
イグナイタは、通電することによりヒータ部を加熱（約 900℃）させ、発生した水素を強制的に燃焼させることで格納容器内の水素低減を図る装置であり、既設プラントで実績のあるヒーティングコイル式を採用する。

【動作原理】

- ①イグナイタに通電し、ヒータ部を加熱する。
- ②水素濃度が上昇し、可燃範囲に入ると水素が燃焼し、水蒸気となることで水素濃度を低減する。

方式	ヒーティングコイル方式
容量	約 550W (1 個当たり)
主要寸法	幅 約 200mm 奥行 約 500mm 高さ 約 300mm
燃焼開始水素濃度	8vol%以下 (ウェット濃度)
個数	12 個 (予備 1 個 (ドーム部))

※イグナイタの構成材料は、ヒータシースにインコネル、専用ケーブルに無機絶縁物と金属シース、端子台に磁器、端子箱にステンレス等、耐熱性に優れた材料を使用しており、水素燃焼によるイグナイタ本体への熱的影響や蒸気環境による気密性を考慮した設計としている。



(2)イグナイタの電源容量算出

a. 概要

イグナイタの電気容量については、供給電圧の変動を想定しても水素の自己着火温度まで電気式で水素燃焼装置の周囲空気温度を上昇できるように、着火性能試験により着火下限値を確認したヒータ電気容量を上回る、定格電圧 120V で [] W 以上 (556W (公称値)) を有する設計としている。イグナイタの電気容量の算出過程について説明する。

b. 着火性能試験における着火要求条件

着火要求条件については、設置(変更)許可における解析^注の評価条件を用い、着火下限水素濃度を 8vol%以下とし、水蒸気濃度は水素の燃焼限界の上限付近である 55vol%として、水素の流速については、原子炉格納容器内での蒸気の流速が早い傾向となる 4 ループプラントの重要シーケンスの解析において確認しているイグナイタ設置区画内の平均ガス流速(時間平均)の最大値 2.3m/sec を上回る 3.7m/sec を条件として着火性能試験を実施した。

(注) 設置(変更)許可における静的触媒式水素再結合装置による水素濃度低減性能の評価における評価条件の不確かさ影響確認での評価

[] 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

c. 着火性能試験結果及び電気容量算出過程

ステップ	電圧	導体抵抗	電気容量	ヒーティングコイル表面温度	算出過程	
着火性能試験結果	1	108V	—	—	着火性能試験において、印加電圧を徐々に低下させ、水素着火できる下限電圧 (108V) を確認	
	2	108V	□ Ω	—	ステップ1の着火性能試験に使用したヒーティングコイルの導体抵抗 (□ Ω) を確認	
計算	3	108V	□ Ω	□ W	—	ステップ2にて確認した導体抵抗から着火性能試験に使用したヒーティングコイルの電気容量を算出 $W = V^2 / R$ $= 108V^2 / \square \Omega$ $= \square W \text{ (安全側として } \square W \text{)}$
計算	4	114V	□ Ω	□ W	—	ヒーティングコイルの電圧変動 (定格電圧 120V の -5%) を想定し下限値を 114V としても、455W の容量を有していれば着火性能試験結果を満足できる性能を有する。 ステップ3によって得られた電気容量を満足する導体抵抗値を換算 $R = V^2 / W$ $= 114V^2 / \square W$ $= \square \Omega \text{ ※}$
	5	120V	□ Ω	□ W	—	ステップ4にて換算した導体抵抗値のヒーティングコイルに定格電圧 120V を加えた場合の定格電気容量を算出 $W = V^2 / R$ $= 120V^2 / \square \Omega$ $= \square W \text{ ※}$
試験	6	—	—	□ W	約 915°C	電気容量 □ W 時のヒーティングコイル表面温度を常温・無風状態で計測した結果約 915°C を確認

d. 定格電気容量

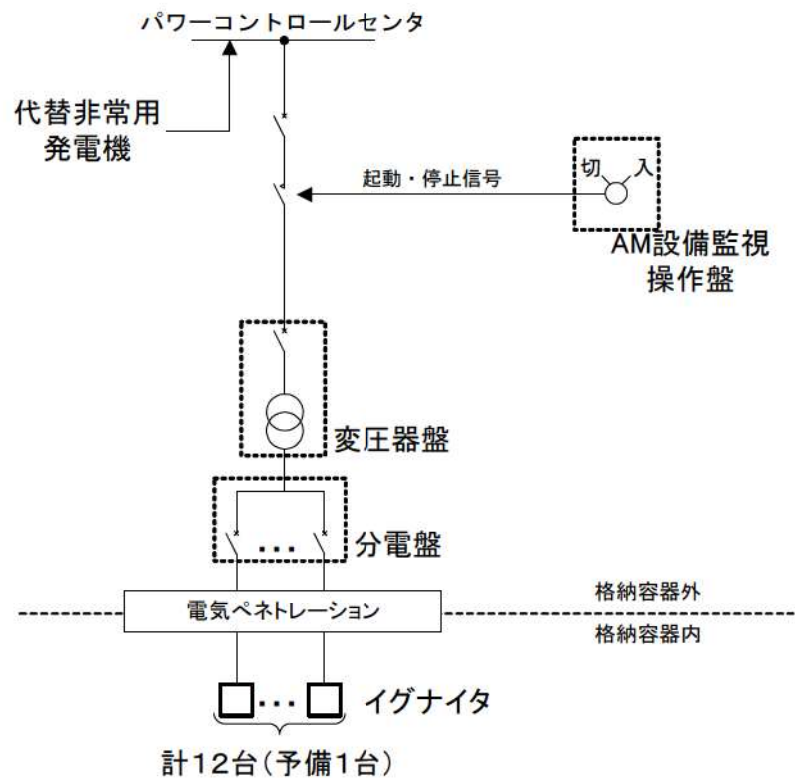
定格電気容量 (公称値) については, □ W に十分な余裕を考慮し, 556W としている。

□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

3. イグナイタの電源構成

イグナイタは全交流動力電源喪失時においても、代替電源設備（代替非常用発電機）からの給電を可能としている。

代替非常用発電機は、イグナイタの接続される所内低圧母線に接続でき、中央制御室より遠隔起動を可能としており、全交流動力電源喪失後、約 25 分で給電可能である。



4. 全交流動力電源喪失時のイグナイタ起動条件について

全交流動力電源喪失時においては、電源回復までの遅れ時間があることを考慮した上で、イグナイタによる水素濃度制御機能を最大限活用し、格納容器内水素濃度を低下させるために、確実にイグナイタを起動できるよう全交流動力電源喪失時のイグナイタ起動条件は以下のとおりとする。

(1) 全交流動力電源喪失時のイグナイタ起動条件について

- 電源回復が炉心出口温度 350℃到達後 60 分以内であれば速やかに起動する。

なお、炉心出口温度が 350℃到達後 60 分以内に起動できなかった場合は、イグナイタ起動に伴う実効性と悪影響を考慮し、発電所対策本部と協議の上、イグナイタを起動する。

目安：炉心出口温度 350℃到達から原子炉容器破損まで最短シーケンス（大 LOCA+ECCS 注入失敗+C/Vスプレイ失敗）で約 80 分である。

(2) 全交流動力電源喪失時のイグナイタ起動条件の検討内容について

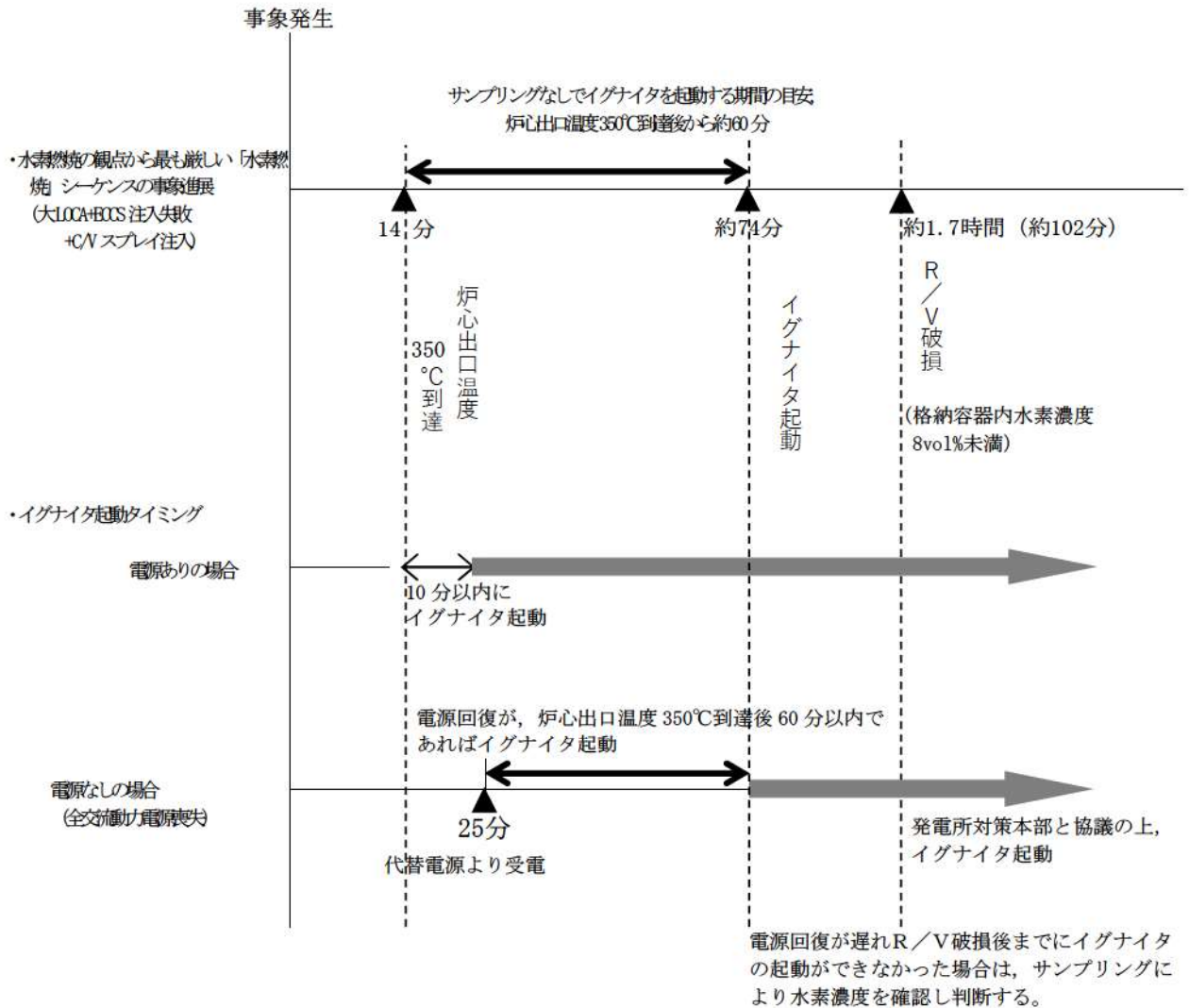
全交流動力電源喪失時において、原子炉容器破損をイグナイタの起動条件の目安とし、原子炉容器破損により放出される水素及び万一ではあるが、MCCIにより発生する水素に対応する。

水素濃度制御を確実に実施するため、水素燃焼の観点から厳しいシーケンスとして、「水素燃焼」シーケンス（大破断LOCA+ECCS注入失敗+C/Vスプレイ注入）の解析結果（図2）を元に、全交流動力電源喪失時のイグナイタ起動条件について検討した。

- ・解析結果から、事象発生から原子炉容器破損までは約1.7時間（約102分）であり、原子炉容器破損時の原子炉格納容器水素濃度（ウェット）は8vol%未満である。
- ・炉心出口温度350℃到達から原子炉容器破損までの時間は約90分である。また、原子炉容器破損に至る時間が最も早い「格納容器過圧破損」シーケンス（大破断LOCA+ECCS注入失敗+C/Vスプレイ失敗）においては、事象発生後約1.6時間（約95分）で原子炉容器破損に至ることから、炉心出口温度350℃到達から原子炉容器破損までの時間は約80分となる。
- ・事象発生から原子炉容器破損までは約1.7時間（約102分）であり、全交流動力電源喪失発生時においても、事象発生後約25分で代替電源設備から受電し、速やかにイグナイタが起動可能となることから、炉心出口温度350℃到達後60分以内にイグナイタを起動することで、原子炉容器破損までに十分な余裕を持って起動が可能である。
なお、原子炉容器破損に至る時間が最も早い「格納容器過圧破損」シーケンスだったと仮定しても、炉心出口温度350℃到達後60分以内にイグナイタが起動でき、原子炉格納容器内水素濃度が8vol%に到達する前に十分起動可能である。
- ・ジルコニウム-水反応等によって発生するドライ条件に換算した原子炉格納容器内ドライ換算水素濃度は、事象発生約2.9時間後に11.7vol%まで上昇するが、水素爆轟の目安となる原子炉格納容器内ドライ換算水素濃度が13vol%に到達することはない。また、水の放射線分解等によって長期的に発生する水素については、原子炉格納容器内水素処理装置の効果により減少する。

以上の解析結果から、全交流動力電源喪失時においては、電源復旧後、炉心出口温度350℃到達から60分以内であれば、原子炉格納容器内水素濃度を確認することなく、速やかにイグナイタを起動することで、原子炉格納容器内水素濃度の低減を図る。

(3) 全交流電源喪失時のイグナイタ起動イメージ



(4) 泊3号炉 水素燃焼シーケンス (大破断LOCA+ECCS注入失敗+C/Vスプレイ注入) 解析結果

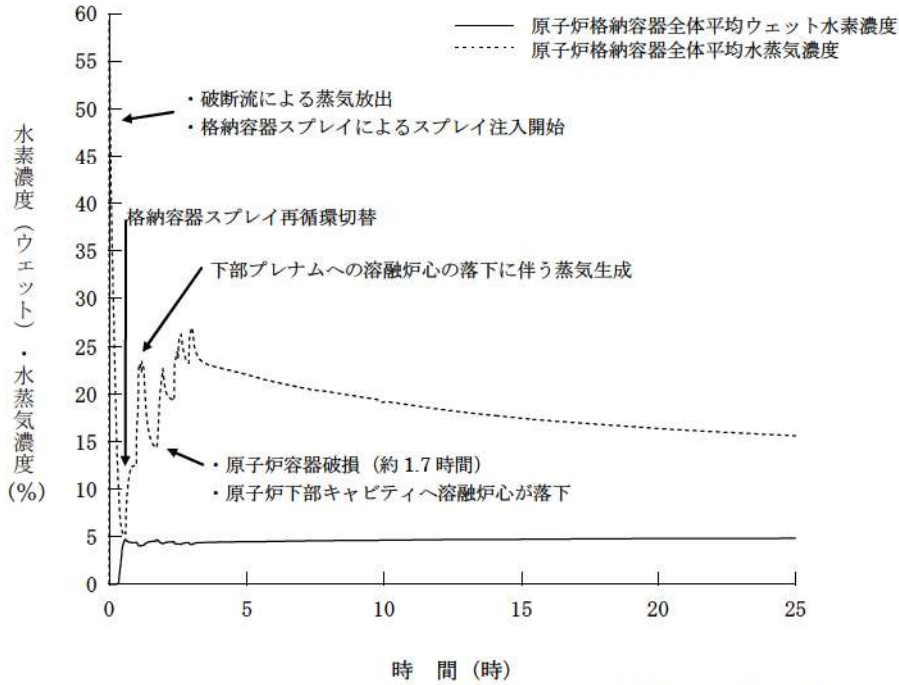
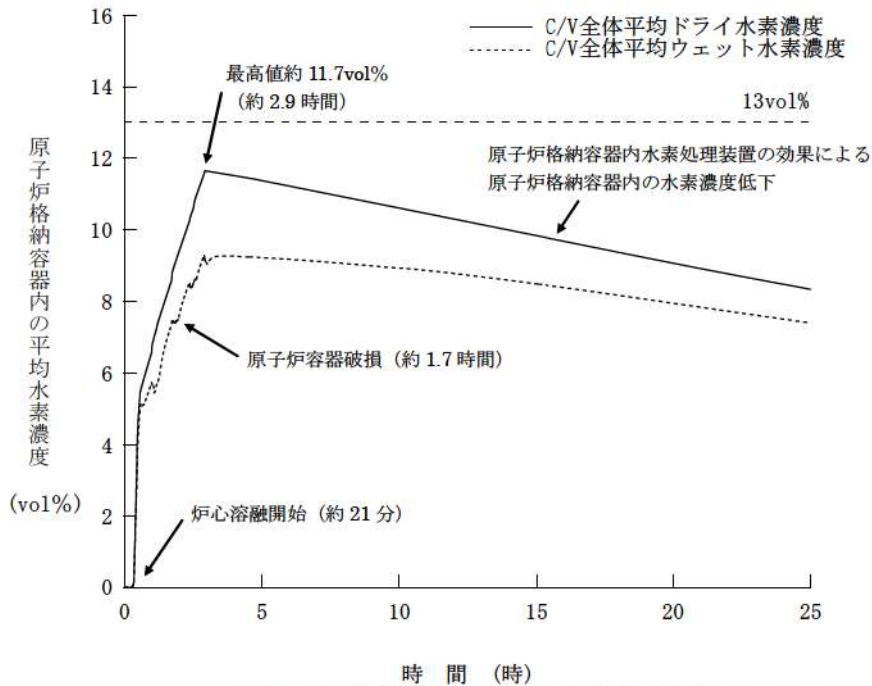


図1 格納容器内の水素・水蒸気濃度の推移 (MAAP)



評価の結果、格納容器自由体積が大きいため、Zr-水反応によって発生する水素の濃度は限定され、水素爆轟の目安となる格納容器内ドライ換算水素濃度が 13vol% に到達することはない。また、水の放射線分解等によって長期的に発生する水素を含め、原子炉格納容器内水素処理装置の効果により減少している。

図2 格納容器内の平均水素濃度の推移 (GOTHIC)

5. イグナイタの設置個数及び設置場所について

(1) 設置場所及び個数の基本的考え方

イグナイタは、生成した水素が原子炉格納容器内に拡散して蓄積する前に、水素を強制的に燃焼することができるよう、水素放出が想定される箇所に加え、その隣接区画あるいは水素の主要な通過経路及び上部ドーム部に設置する。具体的な設置位置は以下のとおり。

(2) イグナイタの原子炉格納容器上部への追加設置

a. 原子炉格納容器の水素混合について

重大事故時に発生する水素の混合挙動については、格納容器スプレイ等により原子炉格納容器全体で大きな循環流が形成され、濃度は均一化すると考えられている。

また、格納容器スプレイが機能喪失した場合でも、原子炉格納容器内での水素の混合促進に寄与する対策として①代替格納容器スプレイポンプによる代替スプレイや②自然対流冷却を整備（NUPEC 報告書※1でも提言）しており、原子炉格納容器内の上下区画に水素の濃度差が生じるという水素濃度の成層化が起こる可能性は十分低い。さらに、③PAR 発熱による流体の上昇流、④熔融炉心の下部キャビティ落下後の発生蒸気による上昇流、⑤蒸気発生器からの放熱等による上昇流により原子炉格納容器内全体での大きな循環流が形成されることにより、水素濃度成層化が起こることはないと考え（表1）。

表1 成層化に対する混合の効果

混合の要素	効果	備考
①スプレイ	スプレイ又は自然対流冷却の単独で原子炉格納容器全体が混合	NUPEC 報告 (H15) ※1, 有効性評価
②自然対流冷却		JNES 解析 (H18) ※2
③PAR	混合に寄与	
④蒸気流	加圧器気相部破断以外のケースでは、蒸気流によって原子炉格納容器全体が混合	NUPEC 報告 (H15) ※1
⑤蒸気発生器からの放熱等	混合に寄与	

※1 重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）に関する総括報告書（平成15年3月）

※2 アクシデントマネジメント知識ベース整備に関する報告書（平成18年8月）

b. 炉心損傷時に発生する水素への対応

泊3号炉は、水素濃度制御設備としてPAR及びイグナイタの両者を原子炉格納容器内に設置し、著しい炉心損傷時の原子炉格納容器内水素濃度の効果的な低減を図ることとしている。

イグナイタについては、炉心損傷時に発生する水素は原子炉格納容器内で均一に混合するというこれまでの実証試験や解析の結果等も踏まえて、水素が放出される位置とその後の

通過経路を推定して設置し、発生した水素を確実に処理することとしている（表2）。

しかしながら、仮にこれらイグナイタによっても処理できず、原子炉格納容器ドーム部に流入し頂部付近に滞留もしくは成層化した水素に対しても早期段階から確実に処理できるよう、今回、さらなる安全性の向上を目的にイグナイタを原子炉格納容器ドーム部頂部付近に2個（うち1個予備）追加設置する。追加設置に伴う施工方法及びイグナイタ着火の熱影響については別紙2, 3を参照。

c. イグナイタの追加設置による効果について

原子炉格納容器内の水素成層化の可能性に対応するため、原子炉格納容器ドーム部頂部付近に2個（うち1個予備）のイグナイタを追加設置する。

具体的な設置位置は、格納容器スプレイングの配管サポートを利用することとしており、原子炉格納容器ドーム部の最も高い位置から少し低い位置に設置する。（図3）

イグナイタはウェット水素濃度 8vol%以下で水素を着火させる性能を有しており^{※3}、一般的に水素の火炎伝播は、水素濃度が約 4vol%から可燃領域に入り、約 4vol%から 6vol%では火炎は上方伝播のみ、約 6vol%から 8vol%では上方と水平方向に伝播、約 8vol%以上で下方伝播が起きる。

水素の成層化が生じる状況において水素成層の位置及び厚さには不確かさがあると考えられるが、原子炉格納容器上部ドーム部頂部に水素成層化が生じたとしても、イグナイタを原子炉格納容器ドーム部の最頂部から少し低い位置に設置することで、ウェット水素濃度 8vol%以下の低い水素濃度での着火による火炎の上方伝播により成層化した水素を処理できるものと考えられる。

※3 イグナイタの着火性能について

イグナイタについては、着火要求条件を満足していることの確認のため、試験を行い着火要求条件を満足していることを確認している（表2）。

表2 イグナイタの着火性能

着火要求条件	試験結果
水蒸気濃度：0～55vol% 流速：0.3～5 m/s 電圧：AC120V（ヒータ容量 556W） 水素濃度：8vol%（ウェット）以下	イグナイタの着火において過酷な下記の条件において、水素濃度 6.6vol%（ウェット）以上で着火を確認 <試験条件> 水蒸気濃度：55vol% 流速：5 m/s 電圧：AC120V

（注）着火性能試験におけるガス流速について

原子炉格納容器内の蒸気等の主たる駆動源は、原子炉からの蒸気流出となる。これが最も厳しくなる事故シーケンスは、原子炉冷却材バウンダリを構成する配管の破断が発生する「大破断LOCA+ECCS注入失敗」事象であり、主配管破断口からの蒸気流出が厳しい速度条件となる。

4ループプラントの平均ガス流速（時間平均）の最大値は、2.3m/secである。流速が早いほうが着火しにくいいため、本試験では、より保守的にガス流速を5m/secとしている。

表3 イグナイタの設置場所と水素放出の想定

イグナイタ設置場所	水素放出等の想定			設置 個数 放出 ※4
	放出※4	隣接部 又は 通過経路※ 4	想定事項	
加圧器逃がしタンク近傍	○		加圧器逃がしタンク近傍	○
ループ基礎室及びループ基礎室外周部		○	ループ基礎室及びループ基礎室外周部	
加圧器室	○		加圧器室	○
加圧器室外上部		○	加圧器室外上部	
各ループ室	○		各ループ室	○
炉内核計装シンプル配管室入口扉近傍	○	○	炉内核計装シンプル配管室入口扉近傍	○
炉内核計装シンプル配管の原子炉格納容器一般部から炉内核計装シンプル配管室への床貫通近傍	○		炉内核計装シンプル配管の原子炉格納容器一般部から炉内核計装シンプル配管室への床貫通近傍	○
原子炉格納容器ドーム部の頂部付近		仮に格納容器ドーム部頂部に水素が滞留もしくは成層化することを想定		2※5

※4：「放出」については重大事故等の事象発生直後に水素が発生すると想定される箇所を示し、「隣接部又は通過経路」については水素発生以降時間が経過した後に水素が拡散すると想定される箇所を示す。

※5 2個のうち1個予備

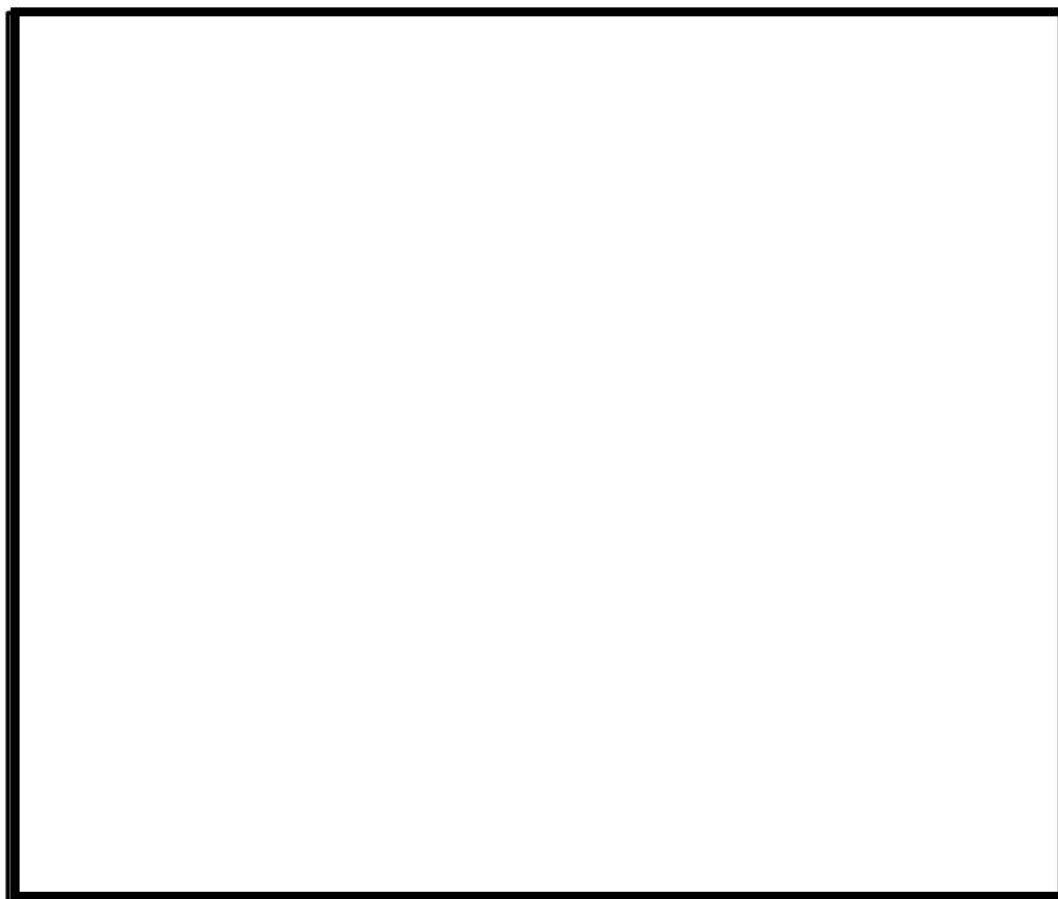

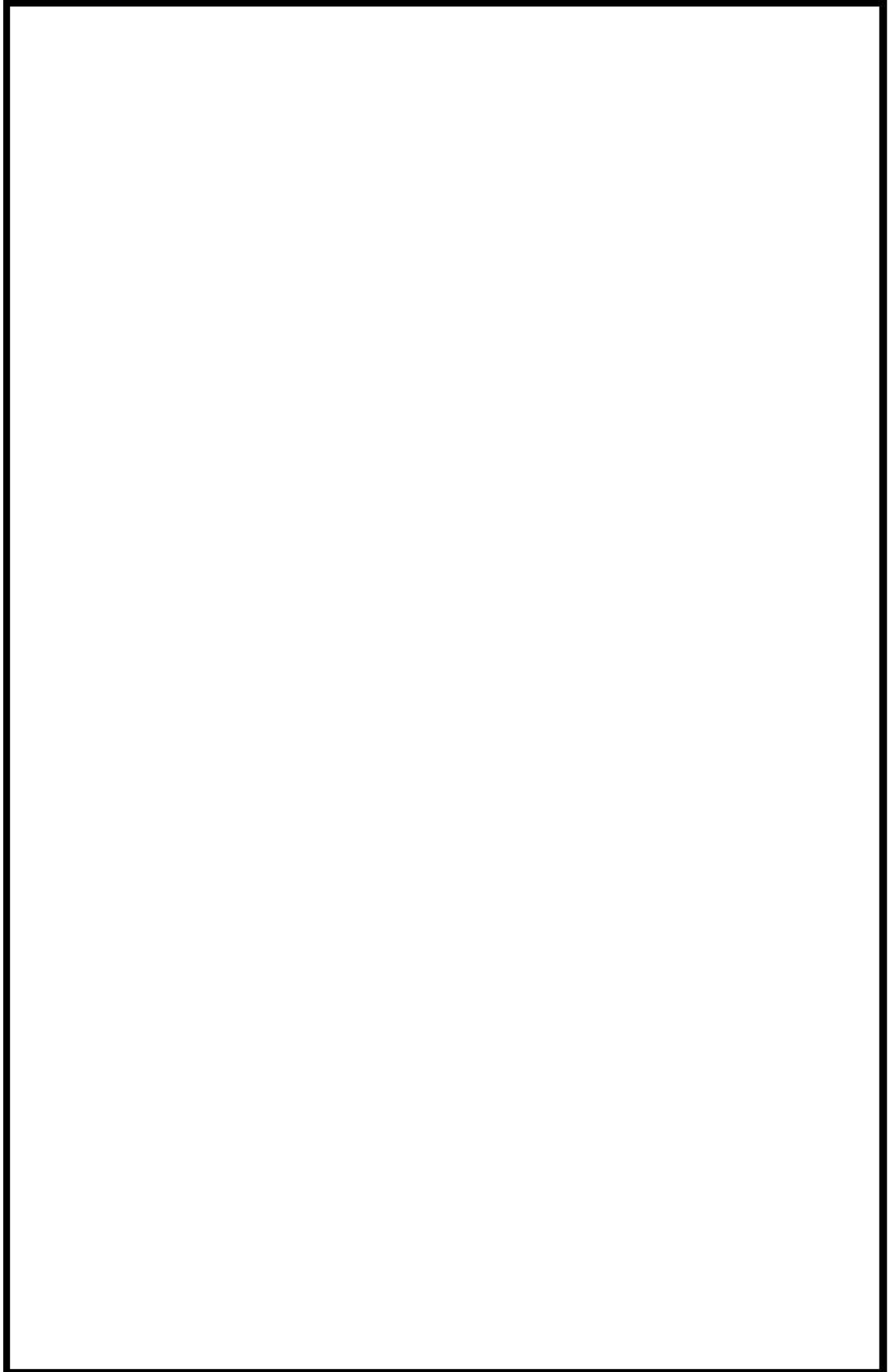



図3 イグナイタ配置図

 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

泊発電所3号炉



 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

(4) 計器・機器への影響を考慮した配置

イグナイタによる水素燃焼による悪影響がないよう、重大事故等の対処に重要な計器や再循環ユニット(ダクト)等から離隔距離をとった位置に設置するようにしている。念のため、これら以外の重大事故等の対処に必要な計器についても、イグナイタから離隔距離を確保するよう配慮している。

具体的には、NUPECでのイグナイタによる水素燃焼試験^{※6}での燃焼影響範囲に余裕を考慮しイグナイタの上方には重要な計器等がないようにし、イグナイタ側方に3m以上、下方には1m以上の離隔距離をとるよう配慮している。(図6)

※6 NUPECの小規模燃焼試験において、水素濃度7vol%でのイグナイタによる火炎面伝播影響範囲として、上方と側方0.3m(下方には火炎伝播なし)が確認されている。(図4、図5)

適用するイグナイタについては、メーカーにおける着火性能試験により水蒸気濃度55vol%等の着火しにくい条件においても水素濃度7vol%以下で燃焼させることが可能なことを確認しているため、上記の影響範囲に余裕を考慮した範囲設計としている。

(参考文献)

財団法人 原子力発電技術機構 平成4年度 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

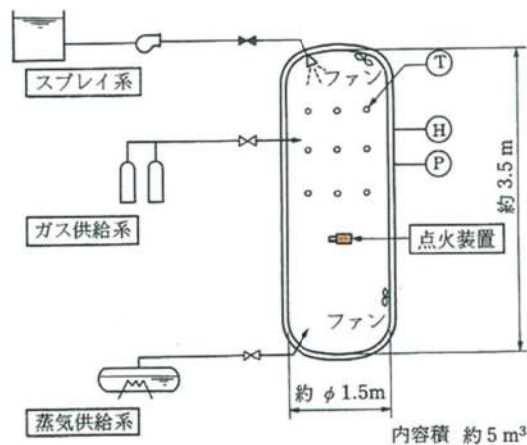


図4 試験装置

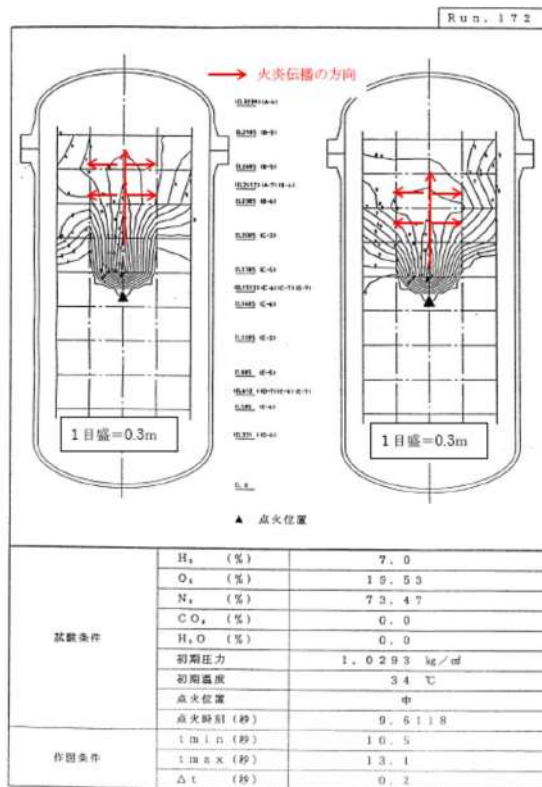


図4.2.1.2-17 火炎面分布図 (水素濃度7vol%)

図5 NUPEC 小規模燃焼試験結果
水素濃度7vol%での火炎伝播挙動

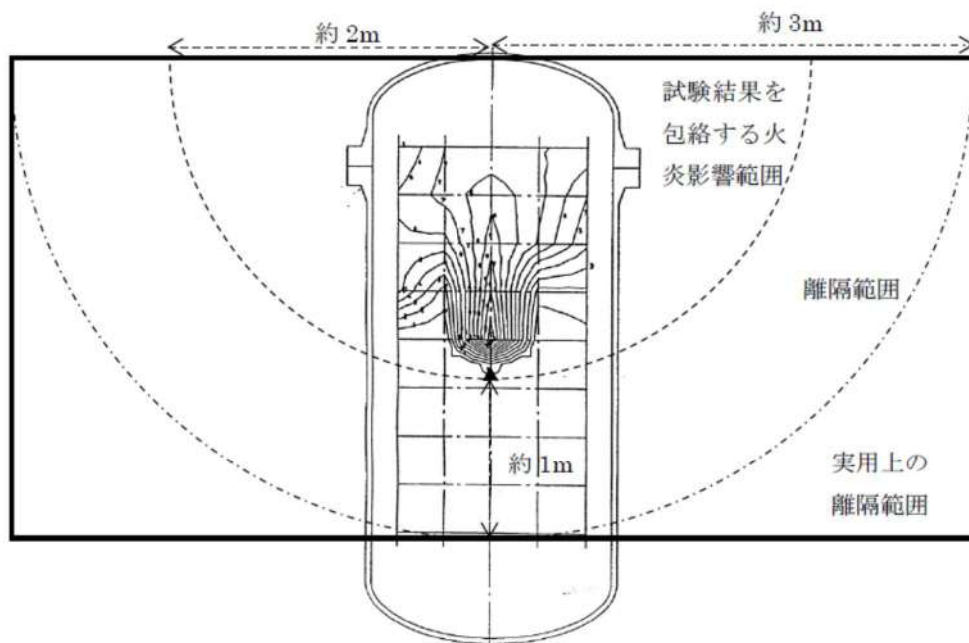


図6 イグナイタによる火炎影響範囲と離隔範囲の設定
(イグナイタ設置工事において設定)

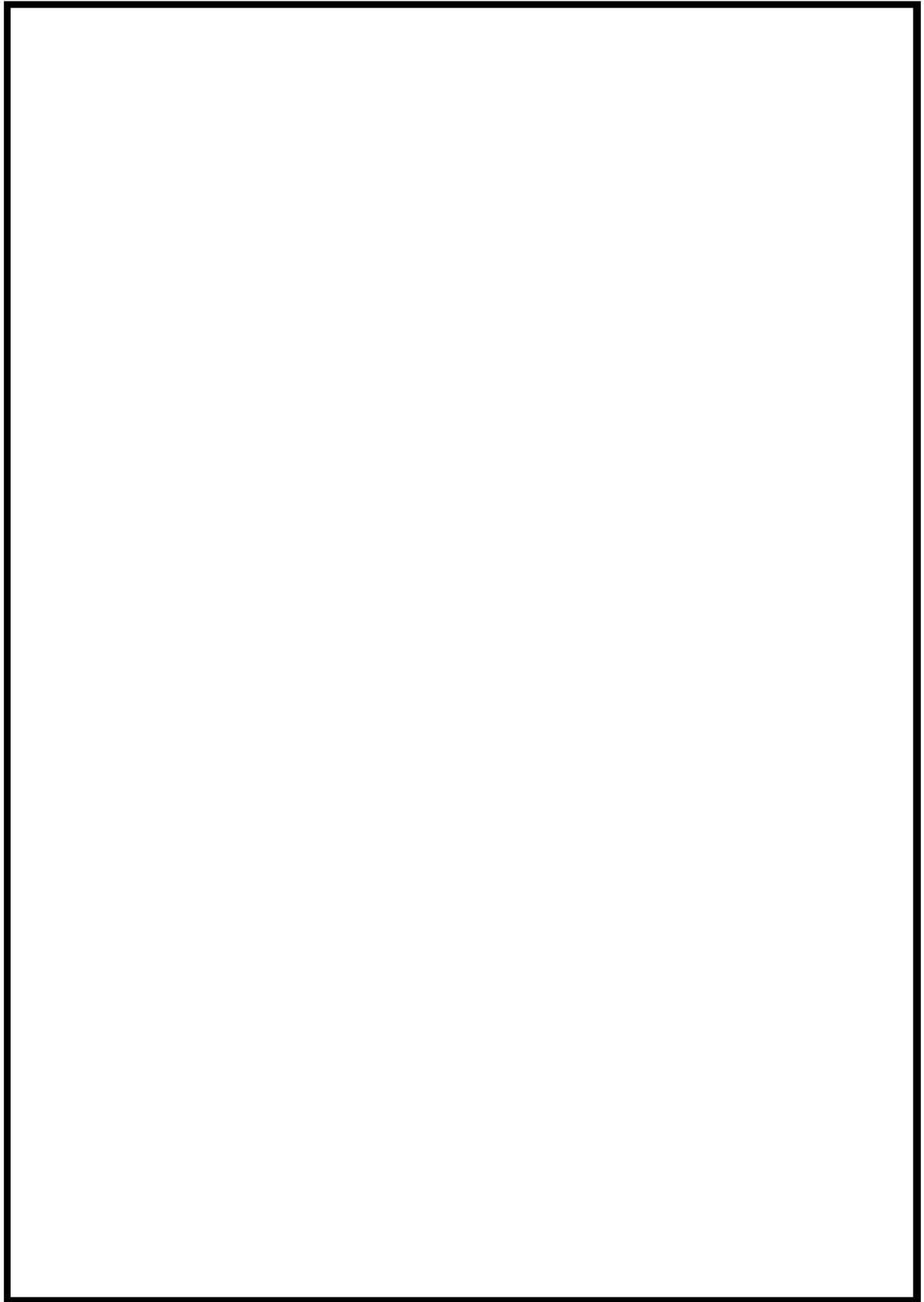



図 7 (1/3) 泊 3 号炉の離隔範囲と重要機器の配置図

 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

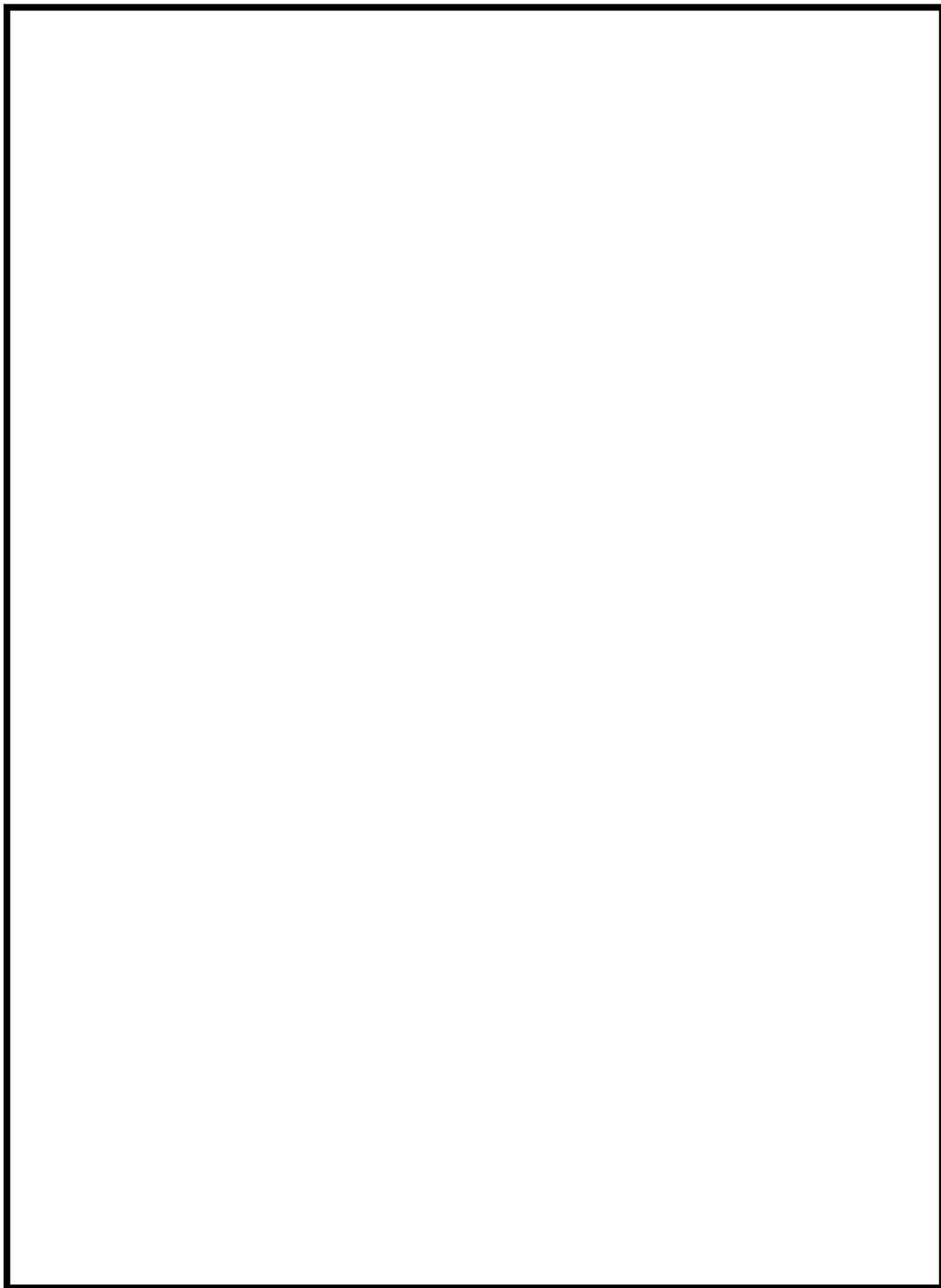



図 7 (2/3) 泊 3 号炉の離隔範囲と重要機器の配置図

 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

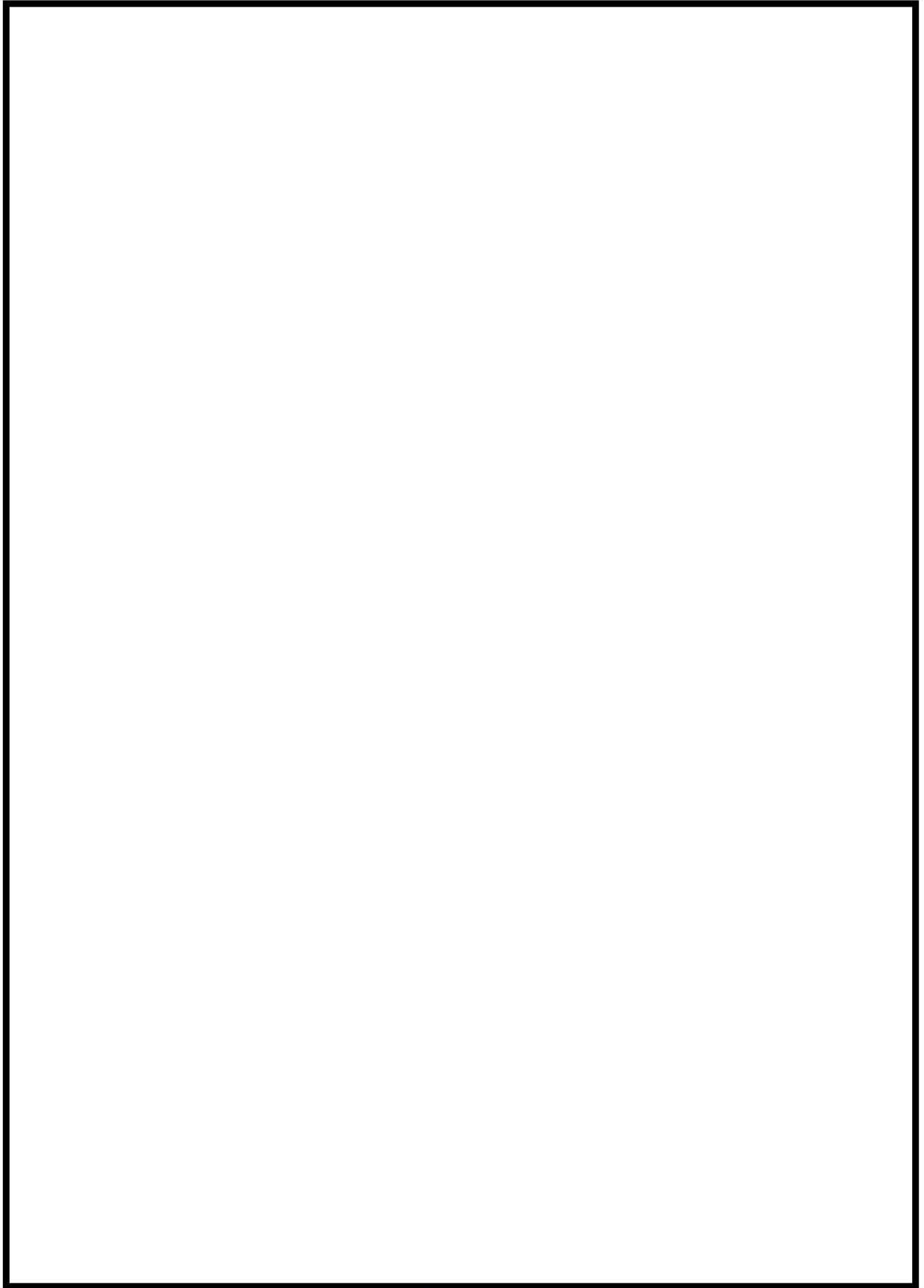



図 7 (3/3) 泊 3 号炉の離隔範囲と重要機器の配置図

 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

6. イグナイタ温度監視装置の概要

(1) 設置目的

イグナイタによる水素燃焼時には周囲温度が上昇（NUPEC の小規模燃焼試験^{*}の結果では、水素濃度 8vol%時、イグナイタ周囲で燃焼が起こった場合の周囲温度は 300℃～500℃程度であることが確認されている）する。

一方、格納容器破損モードでの有効性評価において、事象進展に伴う温度変化（破断口からの水蒸気放出等）は常温から約 140℃までであり、鋭いピークを持つ水素燃焼と比べて変動が緩やかであることを考慮すると、水素燃焼による温度上昇との識別は可能である。

このため、イグナイタの近傍（火炎伝播方向である上方）に温度計（熱電対）を設置して中央制御室にて温度を監視することで、イグナイタの動作により水素燃焼していることが確認可能であることから、事故対処時の状態監視機能の向上を目的に温度監視装置を設置する。

※：財団法人 原子力発電技術機構 平成 4 年度 原子力発電施設 信頼性実証試験の現状に関する報告書

(2) 設備概要

イグナイタが起動したことについては、重大事故等対処用制御盤の表示ランプにて確認を行う。なお、ヒーティングコイル通電に伴う加熱状況並びに水素燃焼の状況を動作監視装置の温度計（熱電対）のデジタル表示並びにトレンド表示にて確認が可能である。（図 8）

熱電対は、イグナイタヒーティングコイルの上部（被水防止用の傘の下）に熱電対シース先端が位置するよう固定して取り付ける。（図 9）

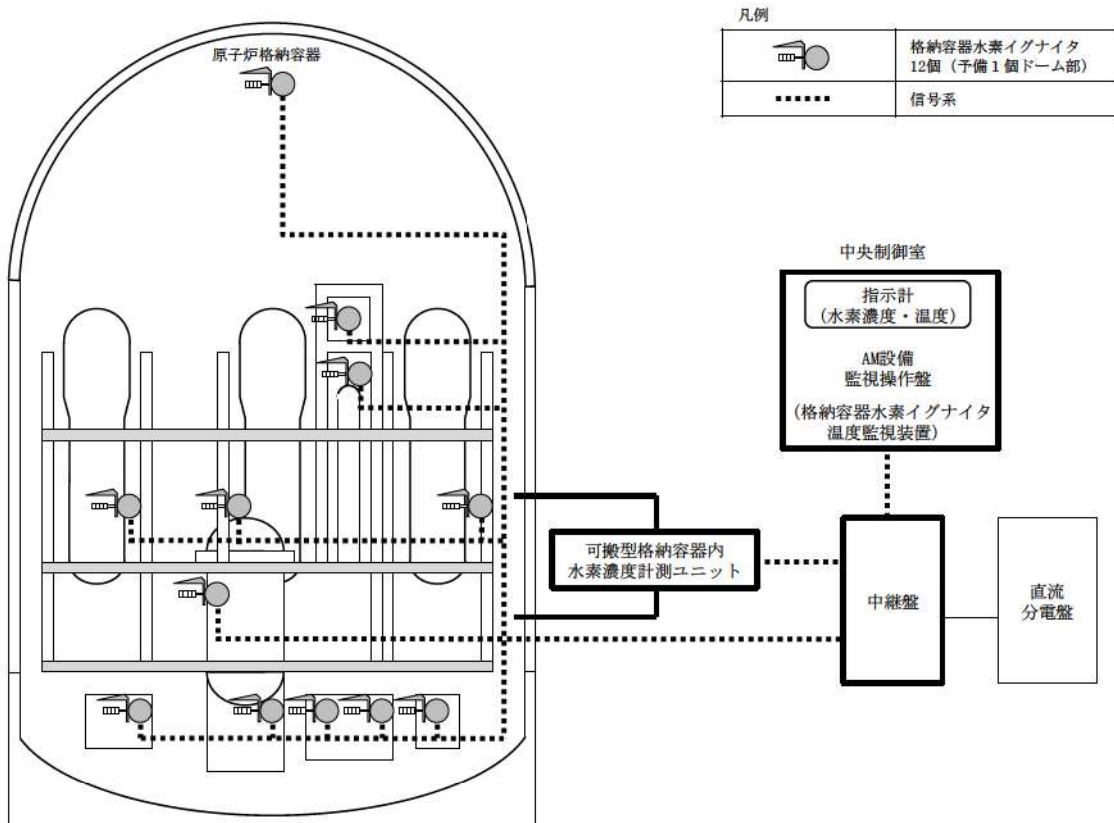


図8 イグナイタ温度監視装置の概要

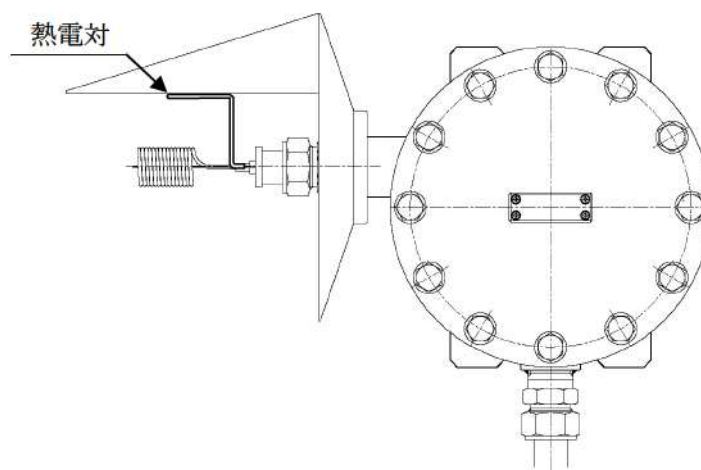


図9 イグナイタへの熱電対取り付け位置

- (3) イグナイタ動作状況監視用温度計（熱電対）の性能試験について
イグナイタによる水素燃焼時の温度変化を監視できることの確認のために、試験設備を用い、コイル近傍に複数の熱電対を設置し、性能試験を行っている。

試験例1（水素濃度 7vol%（ウェット）、水蒸気濃度 55vol%）



試験例2（水素なし、水蒸気なし）



図 10 イグナイタの燃焼時温度検知に関する確認結果概要

 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

7. イグナイタの解析結果について

水素燃焼の観点から厳しいシーケンスとして「大破断 LOCA+ECCS 注入失敗」を想定し、全炉心内の Zr 量 81%が水と反応する等の条件を仮定した、長期的な水素生成も考慮して解析を実施した。主な結果は以下の通り、イグナイタによって、水素のより一層の低減が可能である。

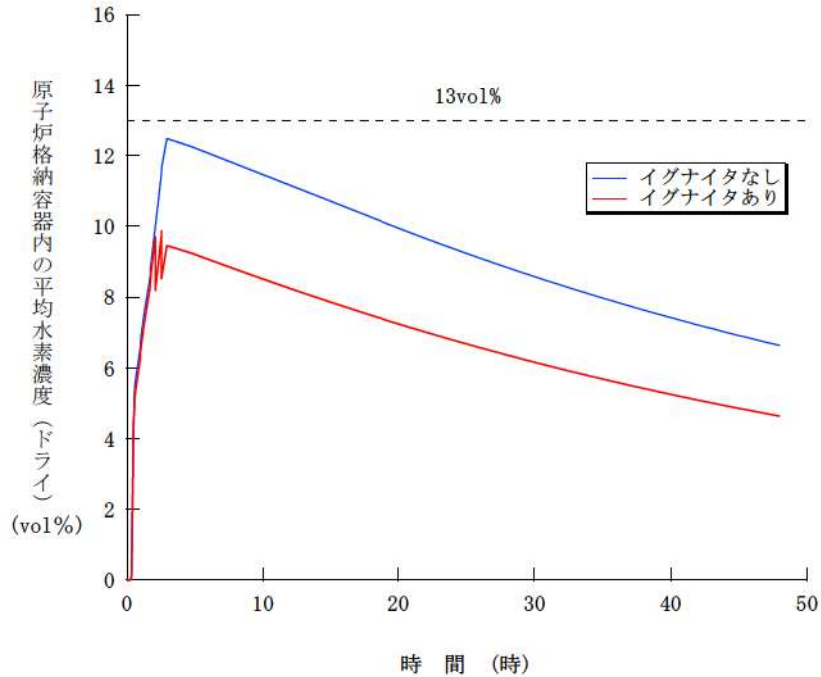


図 11 C/V 内の全体平均水素濃度（ドライ条件換算）の推移（GOTHIC）

【主要条件】

- PAR あり
- 全炉心内の Zr 量の 81%が水と反応
- 放射線水分解, 金属腐食, ヒドラジンによる放射線分解による水素生成を考慮
- イグナイタ着火下限水素濃度：ウェット 8vol%
水蒸気濃度：～55 vol%

(1) 解析条件

「大破断 LOCA+ECCS 注入失敗」の事故シーケンスでは、「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」において要求される通り、全炉心内の Zr 量の 81%が水と反応するものとした場合の有効性評価を行っている。この場合には、水素爆轟の防止の目安となる原子炉格納容器内ドライ換算水素濃度が 13vol% 以下であることを確認している。

イグナイタは、重大事故時に急激に発生する水素を迅速に処理するため、念のために設置するものであるが、急激な水素濃度の上昇に対する効果を見るため、Zr-水反応割合を 81%と仮定した。

【解析条件】

- ・ PAR5 基に加えイグナイタ 12 個設置
- ・ 全炉心内の Zr 量の 81%が水と反応
- ・ 放射線水分解, 金属腐食, ヒドラジンの放射線分解による水素生成を考慮

(2) 解析内容

a. 解析コード

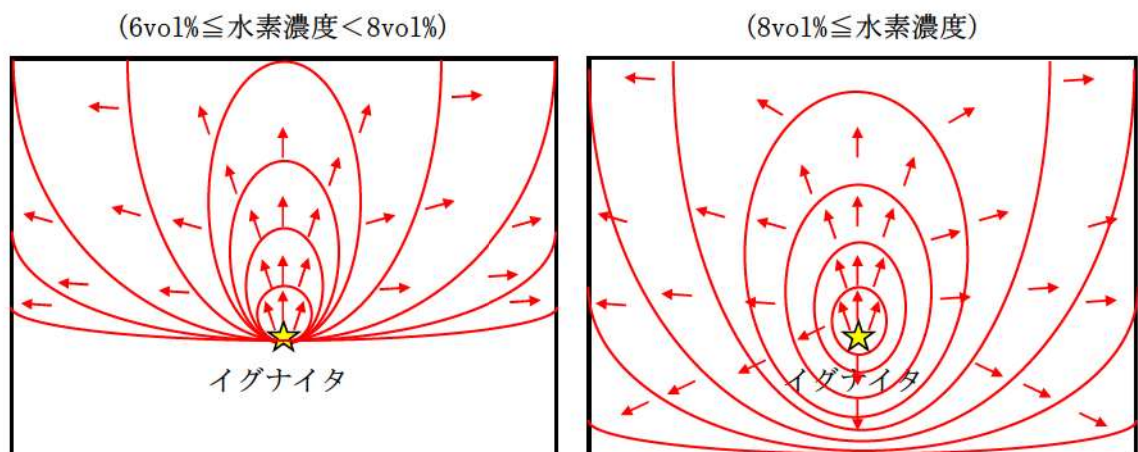
解析コードは GOTHIC を用い, イグナイタを考慮しない場合の解析と同じ条件でノード分割を行っている (図 13)。

b. イグナイタによる燃焼状況と解析における扱い

イグナイタへ通電されると, ヒータ表面部が 900℃まで加熱する。表面温度を 900℃まで上げることで, イグナイタの周囲空気温度を水素の自己発火温度である約 560℃まで上昇させ, イグナイタ周囲の水素が自己燃焼する。

イグナイタ周囲の水素が燃焼する際に, 周辺の水素も火炎伝播によって燃焼し, 瞬時に原子炉格納容器内の水素濃度を低下させる効果が期待できる。

一般的に水素の火炎伝播は, 水素濃度が約 4vol%から可燃領域に入り, 約 4vol%から 6 vol%では火炎は上方伝播のみ, 約 6vol%から 8vol%では上方と水平方向に伝播, 約 8vol%以上で下方伝播が起きる (図 12)。



[補足] 火炎伝播の方向

- ・ 4vol% ≤ 水素濃度 < 6vol% : 上方のみ
- ・ 6vol% ≤ 水素濃度 < 8vol% : 上方・水平
- ・ 8vol% ≤ 水素濃度 : 上方・水平・下方

図 12 イグナイタによる火炎伝播挙動

GOTHIC では、イグナイタが設置されている区画において各気体濃度が表 4 に示す条件を満たした場合に燃焼が生じる。さらに、燃焼している区画の隣接区画が、表 5 に示す条件を満たした場合に水素の通過経路を通して燃焼が伝播するものとする。また、米国 NRC 及び国立研究所で実施された水素燃焼実験や理論式から求められた燃焼モデルが GOTHIC に組み込まれており、イグナイタ設置区画等の燃焼開始時の水素濃度が 8vol% 以上の場合には、その区画での燃え残りはゼロとし、燃焼の伝播先（隣接区画）等、水素濃度が 8vol% より低い場合は、実験相関式を使って区画内での燃え残り量を計算している。（定性的には水素濃度が高い方が燃え残りは少なくなる。）

表 4 イグナイタ着火条件

A large rectangular area is completely redacted with a thick black border, obscuring the content of Table 4.

表 4 に示す GOTHIC での着火条件の設定の考え方は以下のとおりである。

- ・水素濃度 8vol%
イグナイタの着火試験結果で得られている水素濃度（約 7vol%）に余裕を見て、解析における水素燃焼時の温度・圧力が高くなるように高めの値として設定した。
- ・酸素濃度 5vol%
可燃限界に係る試験結果や格納容器民間ガイドライン^{※7}の記載を踏まえて設定した。NUPEC の可燃限界に係る試験^{※9}では可燃限界は酸素濃度 > 5vol% とされている。また、格納容器民間ガイドラインでは可燃限界の酸素濃度 5vol% とされており、NUPEC の試験の報告書^{※8}において格納容器民間ガイドラインの記載は妥当とされている。これらを総合的に考慮して着火可能な酸素濃度として 5vol% を設定した。
- ・水蒸気濃度 55vol%
可燃限界に係る試験結果や格納容器民間ガイドライン^{※8}の記載を踏まえて設定した。NUPEC の可燃限界に係る試験^{※9}では可燃限界は水蒸気濃度 < 60vol% とされている。一方、格納容器民間ガイドライン^{※7}では可燃限界の水蒸気濃度 55vol% とされており、NUPEC の試験の報告書^{※8}において格納容器民間ガイドラインの記載は妥当とされている。これらを総合的に考慮して着火可能な水蒸気濃度として 55vol% を設定した。

※ 7 次世代型軽水炉の原子炉格納容器設計におけるシビアアクシデントの考慮に関するガイドライン，財団法人 原子力安全研究協会 1999 年 4 月

※ 8 重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）に関する総括報告書，（財）原子力発電技術機構，平成 15 年 3 月

 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

表5 燃焼伝播の条件

--

また、表5に示すGOTHICでの燃焼伝播条件は、コード内の水素燃焼モデルにおけるデフォルト設定値である。

学会等^{※9}では、NUPECの小規模燃焼試験結果や海外研究から、火炎を伝播させるのに必要な水素の最小の濃度として以下が示されている。

上方伝播 約4vol%
水平伝播 約6vol%
下方伝播 約8vol%

これらと比較してGOTHICでの燃焼伝播条件は妥当な設定であると判断した。

なお、ドーム部はサブボリュームとしてモデル化されており、この部分は水素濃度が可燃限界以上に達し、かつ乱流条件がある一定の状態になった際に伝播が生じるよう設定されている。

※9 シビアアクシデント熱流動現象評価 平成13年3月 原子力学会

以上より、GOTHICでは、イグナイタによる燃焼後、当該区画内の水素濃度は大きく低下する。燃焼終了条件を満たす、あるいは酸素が枯渇するなど区画内での燃焼終了後は、隣接区画より水素が区画内に再流入し区画内の水素濃度が上昇する。また、着火後に水素の燃焼による反応熱で区画内の圧力・温度の上昇が生じることも模擬している。

実際の水素燃焼は水素濃度4vol%から可燃範囲となり、イグナイタを投入することにより水素は燃焼すると考えられるが、解析では、イグナイタ設置区画(図13参照)の水素濃度が8vol%以上となった時点をイグナイタによる着火開始条件としている。水素濃度が8vol%に到達した後、水素が一気に燃焼すると想定することで、原子炉格納容器内の圧力・温度を高め評価していることから、原子炉格納容器内圧力・温度の上昇の観点からは保守的な結果となる。

□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

(3) 解析結果

解析結果を図 14, 図 15 に示す。図 14, 図 15 に示す通り, 全炉心内の Zr 量の 81%が反応すると仮定した場合, イグナイタを設置することにより, 原子炉格納容器内平均ウェット水素濃度の最大値は約 8vol%, 原子炉格納容器内平均ドライ水素濃度の最大値は約 10vol%に抑制できることを確認した。

なお, GOthic では, 原子炉格納容器内部を図 13 に示す内部構造に合わせて数 10 の区画に分割し, 質量・運動量・エネルギーの 3 保存則及び各種構成式等により, 各区画内で発生した水素の原子炉格納容器内における分布の推移を計算している。

以下にドライ条件に換算した原子炉格納容器内平均水素濃度の算出方法を示す。

ドライ条件に換算した原子炉格納容器内平均水素濃度とは, 原子炉格納容器内の空気量と, 解析結果から得られた時々刻々の水素量から求めた, 水蒸気を考慮しない水素濃度である。具体的には以下のとおり算出する。

$$n_{H_2} = \frac{M_{H_2} \times 1000}{M_{WH_2}}$$

$$C_{H_2,dry} = \frac{n_{H_2}}{n_{air} + n_{H_2}}$$

n_{air} : 原子炉格納容器内空気モル数 (mol)

M_{H_2} : 解析から得られる時々刻々の C/V 内水素質量 (kg)

M_{WH_2} : 水素 (H_2) の分子量 (g/mol)

n_{H_2} : 水素モル数 (mol)

$C_{H_2,dry}$: ドライ条件に換算した原子炉格納容器内平均水素濃度

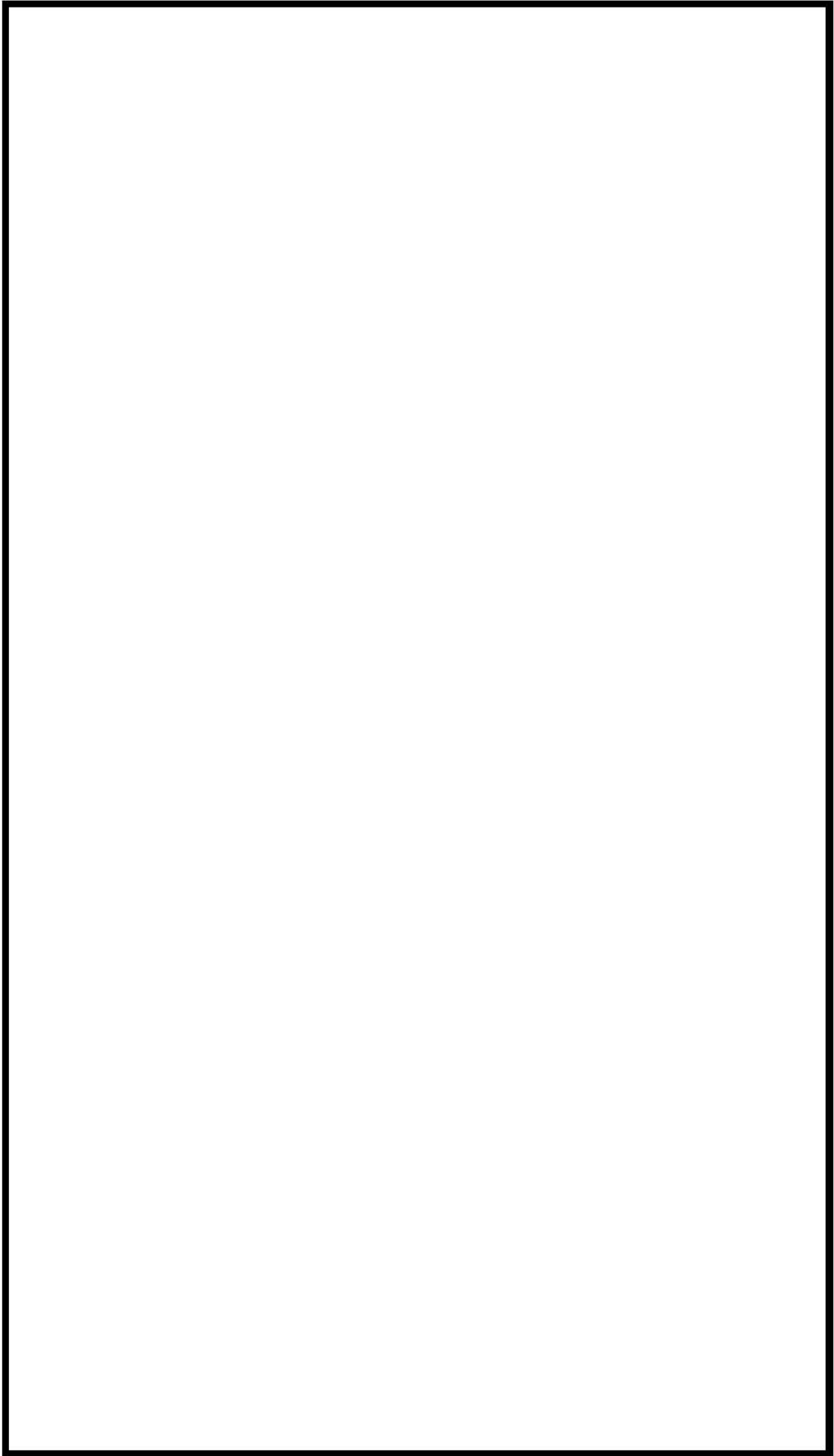


図13 GOTHICコードによる格納容器のノード分割

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

水素濃度が8vol%に到達した区画から順次燃焼することで水素濃度のピークは抑えられている。

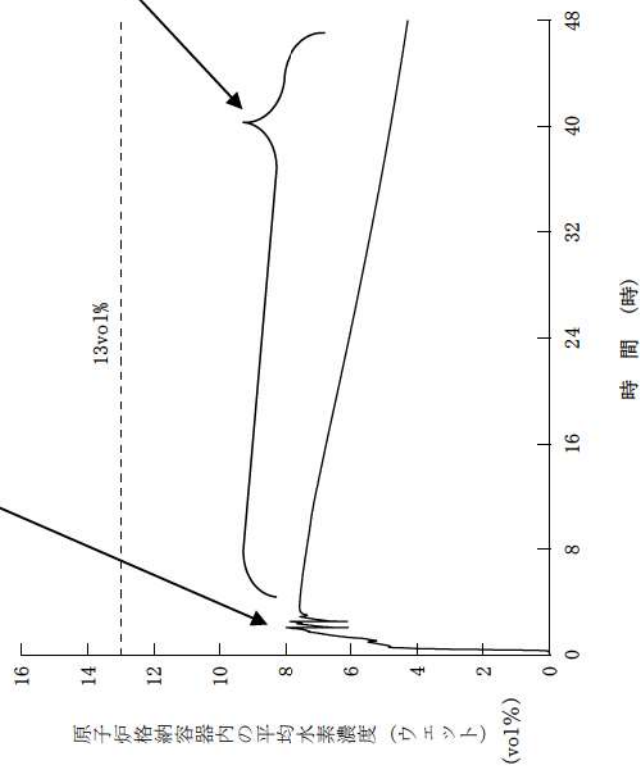


図14 C/V内平均ウェット水素濃度

長期的にはPARでの再結合により水素濃度が低下している。

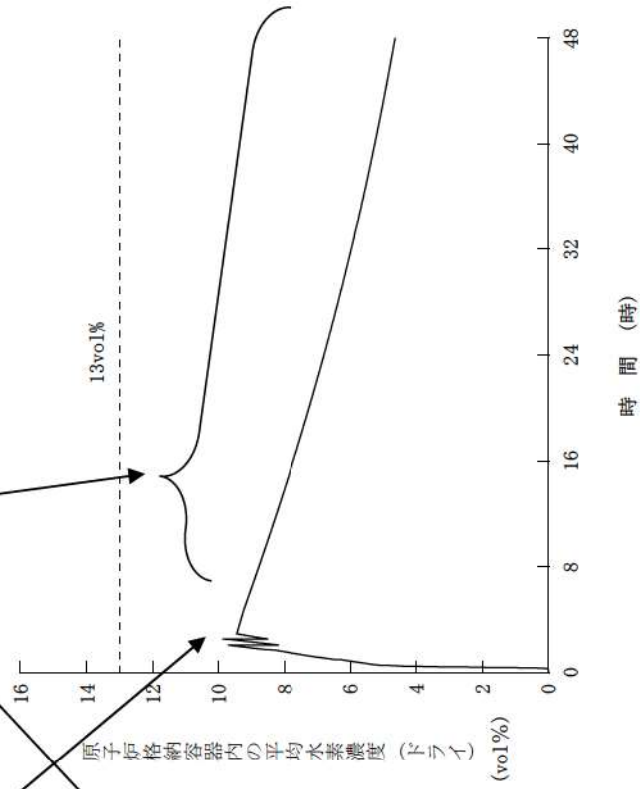


図15 C/V内平均ドライ水素濃度

イグナイタ着火による再循環ダクト等周辺機器への影響評価について

1. はじめに

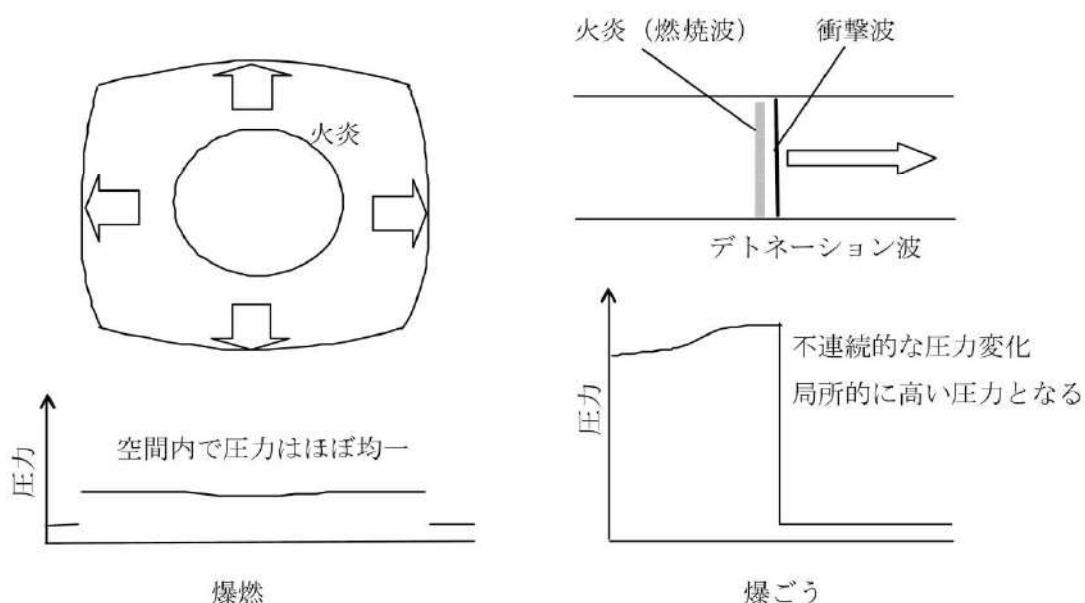
本資料は、イグナイタ着火による周辺機器への影響についてまとめたものである。なお、イグナイタの設置にあたっては、水素燃焼時あるいは水素燃焼後に原子炉格納容器健全性維持及び緩和操作に係る機器に対して適切な離隔距離を考慮しており、イグナイタ着火に伴う火炎伝播の影響はなく、イグナイタが着火する水素濃度範囲では、圧力上昇は緩慢であるが、念のために周辺機器への影響を確認する。

2. 爆轟と爆燃における圧力伝播と圧力分布の違い

爆轟では、火炎は音速を超えた速度で伝播するため、火炎の直前に衝撃波が形成され、火炎からのエネルギー放出により衝撃波が減衰することなく伝播し続けるものとなる。

別図1に示すとおり、空間内の圧力分布を考えると、爆轟では火炎伝播は圧力の伝わる速度より速く局所的に圧力が大きく上昇するため、非常に大きな被害が出やすいが、爆燃では圧力変化は火炎伝播より十分速く空間内に音速で伝わる。このため、燃焼による圧力上昇は閉空間全体で平均化される。

イグナイタが着火する 8vol%程度の水素濃度では、火炎伝播速度は小さく爆轟には至らないため、区画内で着火・伝播しても、周辺機器に有意な圧力差は生じない。



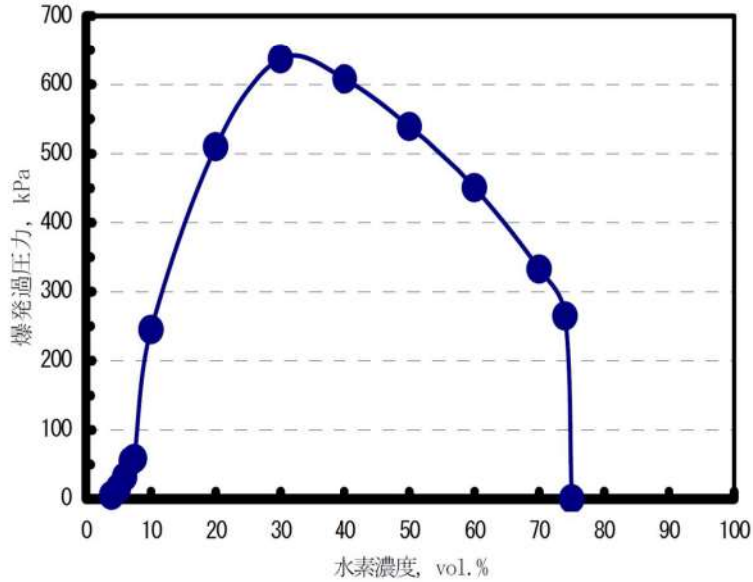
別図1 爆燃と爆轟での圧力分布(参考文献[1]より引用)

3. 単純な体系での評価

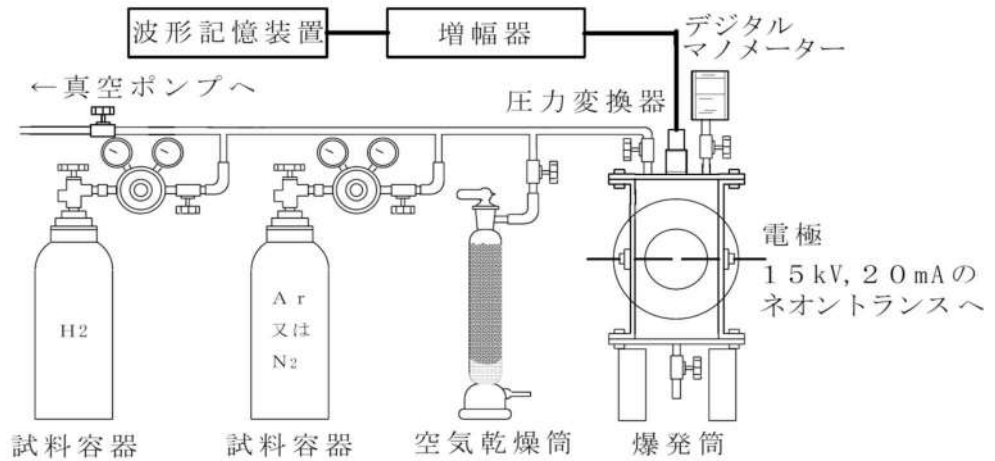
(1) 一般的な知見

内容積 2L のステンレス製円筒容器 (φ102mm×210H 観測窓付) を用い、着火は容器中心部において、電気スパーク (15kV のネオントランス) を用いて室温、大気圧下で行った水素/空気混合ガスの爆発圧力特性の測定結果を別図 2 に、測定装置の概略を別図 3 に示す。

8vol%程度では、爆発過圧力は、100kPa~200kPa の間にある。



別図 2 水素/空気混合ガスの爆発圧力(参考文献[1]より引用)



別図 3 水素の爆発特性測定装置(参考文献[1]より引用)

(2) 火炎伝播解析による評価

1m³、8m³及び64m³の立方体（閉空間）に一様濃度の水素と空気との予混合気形成されている場合の最大過圧（燃焼終了時）を水素の燃焼解析で求め、その計算結果を別表1に示す。理論的には以下の式が成り立ち、別途実施した水素濃度20vol%の計算結果は文献値より少し低めではあるが、8vol%及び30vol%を含めて、凡そ文献値とほぼ同じ値を示している。水素濃度8vol%程度の場合、計算では最大過圧は160kPaであった。

$$\frac{P_2}{P_1} = \frac{n_2 T_2}{n_1 T_1} \quad \left[\begin{array}{l} 1 : \text{燃焼前} \\ 2 : \text{燃焼後} \end{array} \right]$$

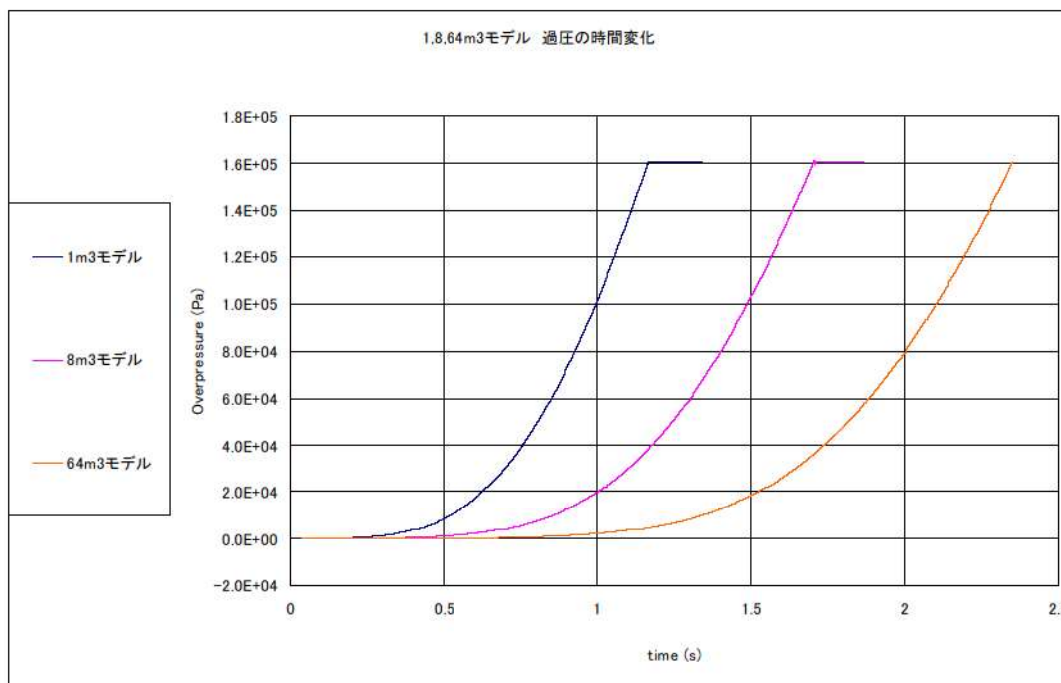
8vol%の水素が全て燃焼した時の到達圧力は、別図4に示すとおり、容積(1m³、8m³及び64m³)が異なっても最大で160kPaであり、到達圧力が同じであることを確認した。なお、圧力の時間に伴う上昇は、体系内のどの地点でもほぼ同じ圧力のまま上昇していく結果となっている。このことは、別図1に示した爆燃までの燃焼では、燃焼に伴う局所的な圧力の増加は体系内に速やかに均一化されることを裏付けている。

以上より、8vol%の水素濃度で水素がすべて燃焼しても、区画内の設置されている機器の表面で圧力差は小さく、健全性が脅かされることはない。

別表1 最大過圧

H ₂ 濃度	文献値(*)	計算結果
8vol%	100~200kPa	160kPa
20vol%	500kPa	400kPa
30vol%	640kPa	600kPa

(*)：参考文献1より引用



別図4 1m³、8m³及び64m³での圧力変化（H₂濃度8vol%）

4. ダクト体系での確認

これまでの知見では、配管類で爆轟が生じたのは、片端又は両端が閉ざされた閉空間で水素濃度が高濃度に蓄積したもので起こっているため、PWRのユニット・ダクトのような両端が開放された構造、水素濃度が高くない（ドライ水素濃度 13vol%未満）条件では爆轟は発生しないと考えられる。

しかしながら、ダクト内では、火炎の伝播方向が限定され、火炎加速が比較的起こりやすいと考えられること及びダクト内で水蒸気が凝縮して水素濃度が高濃度になる可能性を想定し、

- ダクト外 8vol%均一
- ダクト内 13vol%濃度均一（保守的に水蒸気凝縮による水素濃度増加を考慮し、GOTHIC解析の原子炉格納容器内ドライ平均水素濃度の最大値を包絡する値を設定）
- イグナイタによる着火

の条件で火炎伝播及び圧力伝播解析により、爆燃の範囲でもダクトの健全性に影響するような内外圧力差が生じないことを評価した。

(1) 解析体系

解析体系を別図5に示す。なお、着火点は実機の離隔距離を踏まえ、ダクトから3mとした。

(2) 解析結果

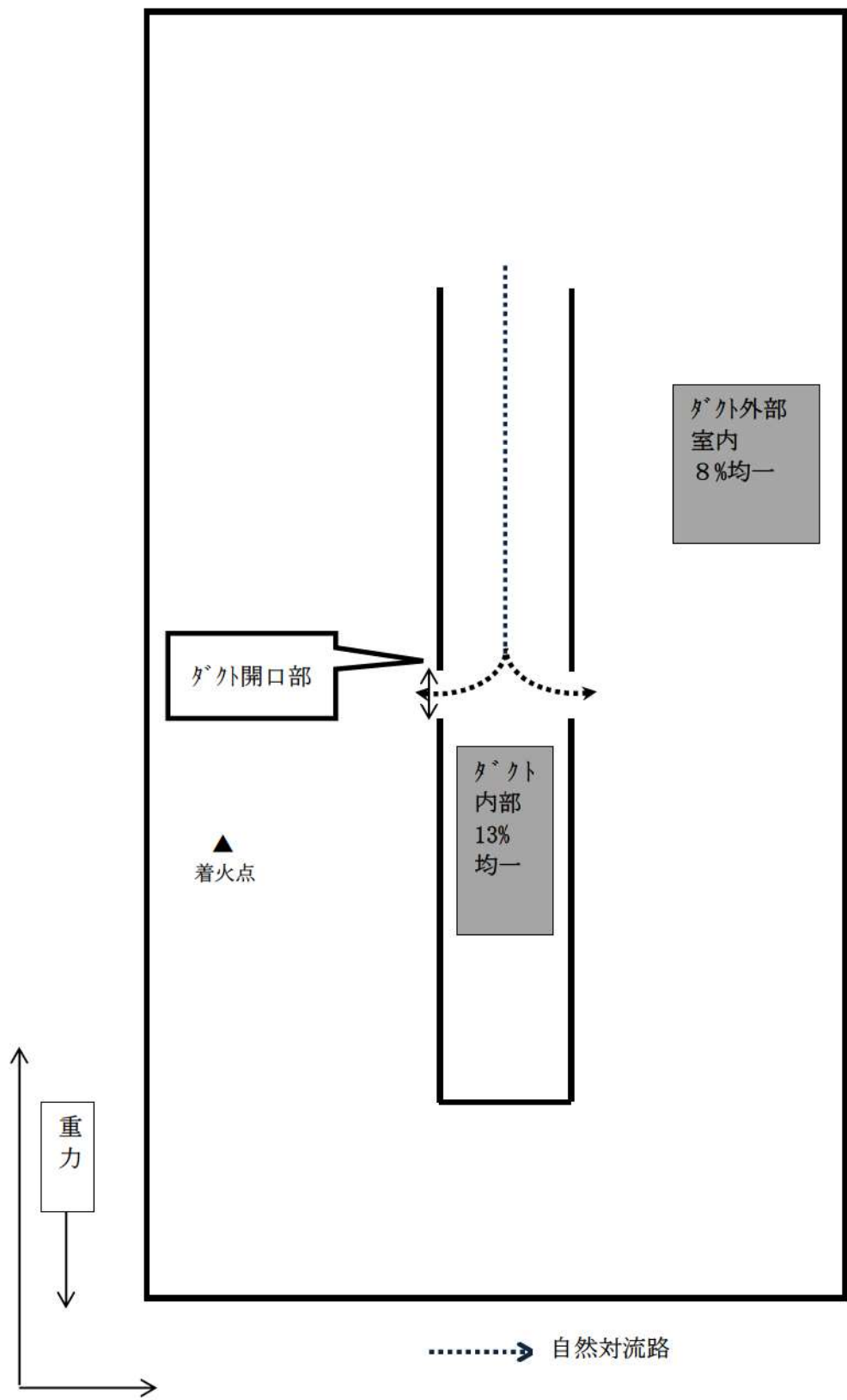
別図6の燃焼率コンター図に示すとおり、1秒程度で系内すべての水素が燃焼する結果となった。

ダクト下端部が閉口であるため、火炎はダクトの外側を取り囲むように進む。火炎がダクト中央部に到達すると、ダクト中央部からダクト内部にも広がり、ダクト内においても上下方向に進むが、ダクト内の下方への火炎伝播は、上方と比べ、下端が閉構造のため、閉端部での圧力が次第に高くなることからダクト内下端方向への燃焼ガス膨張が妨げられ、火炎はダクト外側よりも緩やかに伝播している。その後、火炎はダクト上部を抜け、火炎は消失している。火炎伝播の時間差によりダクト内外の圧力差が生じるが、自然対流路（ダクト開口部より上側）の内外差圧は最大でも別表2及び別図7に示すとおりであり、過渡的にも再循環ダクトの許容圧力内に収まる結果となった。

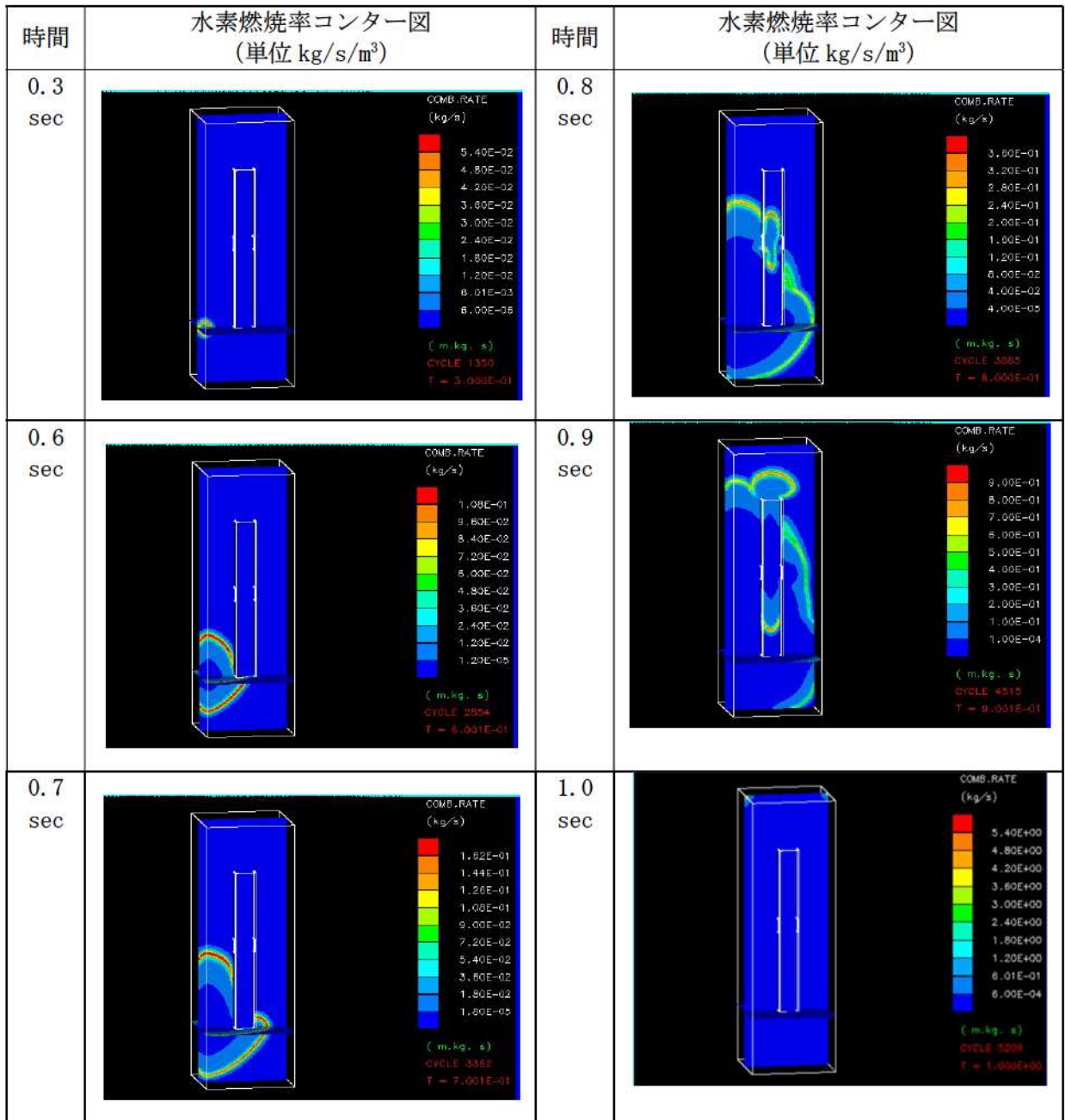
別表2 自然対流路の内外圧力差評価結果

自然対流路の内外圧力差最大値	再循環ダクトの許容圧力
約 4.4kPa	約 19.6kPa ^{※10}

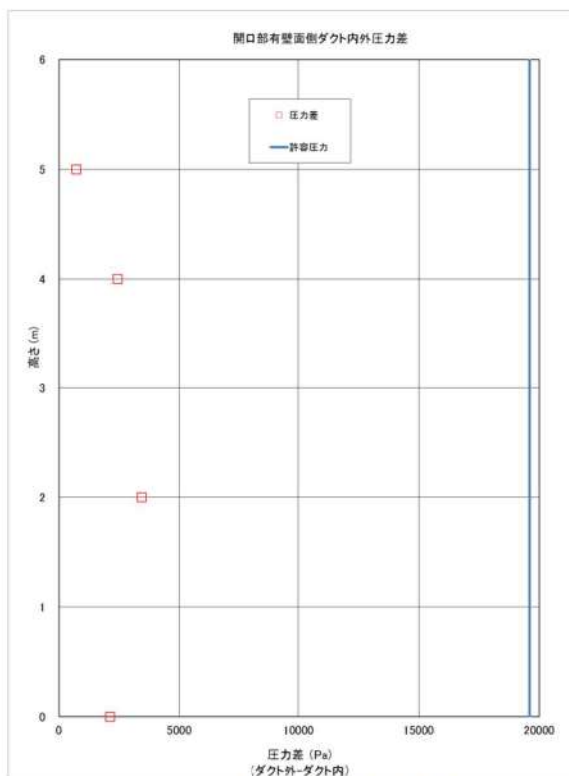
※10 カタログ記載値



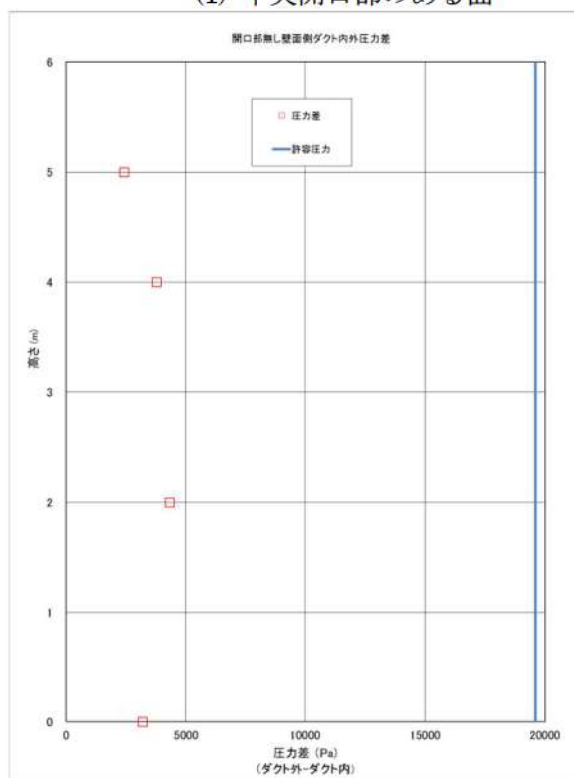
別図5 ダクト内外火炎伝播解析体系図 X-Y断面 (Y-Z断面も同様)



別図6 水素燃焼率コンター図



(1) 中央開口部のある面



(2) 中央開口部のない面

別図7 軸方向位置におけるダクト内外圧力差(1.006s)

5. まとめ

解析によるダクト体系等での確認により、最も厳しいと考えられる水素濃度が高い条件で燃焼したとしても、ダクトに損傷を与える程度の圧力差は生じないことを確認した。

また、温度の面については、燃焼時に雰囲気温度は上昇するが、周囲への放熱（主に輻射熱伝達）により低下する。この雰囲気温度変化に対して、機器は雰囲気より大きな熱容量を持つため、温度の上昇は緩やかとなる。例として、8vol%水素濃度均一区画内での燃焼を解析した結果、ダクトのような薄板の機器であっても燃焼時の表面温度の上昇は約 40℃程度となり、ダクト構造に影響を及ぼすことは考えられない。

以上より、イグナイタの着火に伴う水素燃焼は、周辺機器の機能に影響を及ぼすことはないと考ええる。

なお、PAR もイグナイタと同様にいずれの重要機器からも一定の離隔距離を置いて設置されており（別紙）、仮に 8vol%程度で発火し、PAR 周辺の水素が燃焼したとしても、圧力及び温度上昇による影響はイグナイタの燃焼による影響に包絡される。

参考文献 水素の有効利用ガイドブック 平成 20 年 3 月
（独）新エネルギー・産業技術総合開発機構

過去の燃焼試験の整理からの考察

過去の水素燃焼に関する試験等の知見を別表3に整理した。上表に開放空間又は x, y, z の寸法が同等の閉囲空間での水素燃焼試験の条件を、下表に細長い閉囲空間（管路、ダクト系）での水素燃焼試験の条件を示している。爆轟が発生するのは、過去の試験等では、下表のような細長い配管類に水素と支燃性ガスがドライに近い条件で閉じ込められた場合であり、ダクト・配管以外の広い空間での火炎伝播試験の体系では、水素濃度が 13~15vol%（ドライ水素濃度）でも、爆轟は発生していない。ウェット条件になるとさらに高濃度の水素でも発生していない。

また、過去の細長い体系（管路、ダクト）での水素燃焼試験結果と再循環ダクトの体系の比較を別表4に示す。

RUT 試験から、約 11vol%未満の水素濃度では、障害物の有無に係らず、爆燃止まりであるのに対して、12.5vol%以上の水素濃度では障害物がある場合にのみ爆轟が発生している。

労働省 産業安全研究所の試験では、両端又は片端が閉の場合には、障害物の有無に係らず爆轟が発生している。この結果から、両端又は片端が閉の場合では、障害物がなくても配管の長さ と径の比 (L/D) が大きく、30vol%程度の高水素濃度の場合は爆轟に転移する可能性が高いことが分かる。

SRI の試験結果においては、両端が開放の場合でも水素濃度 30vol%の水素濃度で障害物がある場合に爆轟が発生している。この結果から、配管の両端が開口の場合でも、L/D が大きく、30vol%程度の高水素濃度で障害物がある場合には、爆轟が発生する可能性があることが分かる。

NUPEC の大規模試験は、内径 8m の球体系 (270m³) で多区画 (11 区画) である特徴があり、この球体系の中に円周約 16m、口径 1m のドーナツ状 8 角形空間があるが、15vol%（ドライ）大気圧の条件でも爆轟は発生していない。この結果から、複数の開口部があり、L/D が 20 未満と比較的小さい体系では、15vol%程度の水素濃度でも爆轟は発生しない傾向にあることが分かる。

以上を整理すると、爆轟発生条件として、以下の条件が挙げられる。

- 水素濃度が 12.5vol%未満では障害物の存在に依存しないが、12.5vol%以上では水素濃度とともに障害物が存在したほうが爆轟の可能性が高まる。
- 配管の両端が開口の場合でも、L/D が大きく、30vol%程度の高水素濃度で障害物がある場合には、爆轟が発生する可能性がある。
- 両端又は片端が閉の場合では、障害物がなくても L/D が大きく、30vol%程度の高水素濃度の場合は爆轟に転移する可能性が高い。
- L/D が 20 未満と比較的小さい体系では、15vol%程度の水素濃度でも爆轟は発生していない。

実機での細長い体系である再循環ダクトでは、保守的に水蒸気凝縮による水素濃度増加を考慮し、GOTHIC 解析の原子炉格納容器内ドライ平均水素濃度の最大値を包絡する値として、ダクト内の水素濃度を保守的に 13vol%とした場合においても、開放された系であり、ダクト内には障害物がない。また、L/D も 10 未満であり、過去の爆轟事例のいずれの条件にも当てはまらない。

別表3 過去の水素燃焼に関する試験等の知見
 ■ 開放空間またはX, Y, Zの寸法が同等の閉鎖空間での水素燃焼試験の条件の整理 (爆轟が生じなかった試験結果のみ) :

試験	試験体系	障害物の有無	水素濃度等	配管の長さ(L)と径(D)の比(L/D)	爆轟の発生の有無	備考
NTS試験 (米) EPRI	半径16mの球体系(2100m ³), 特徴:広い自由空間	なし	5~13vol% (水蒸気濃度 4~40vol%)	該当なし	なし	
BMC (独)	640m ³ 特徴:多区画	なし	5.5~14vol% (水蒸気濃度 0~60vol%)	該当なし	なし	
NUPEC 小規模試験	閉鎖空間 (5m ³ の小体系)	なし	6, 8, 10 vol% (ﾄﾞﾗｲ) 5, 50vol% (ﾌﾞﾚｯﾄ 20%) 30vol% (ﾌﾞﾚｯﾄ 40%)	約2.3	なし	
NUPEC 大規模試験	内径8mの球体系(270m ³) 特徴:多区画 (11区画)	手すり状の細長いものがある	5~15vol% (ﾄﾞﾗｲ) 5.6~12.7vol% (ﾌﾞﾚｯﾄ)	該当なし	なし	
NEDO 試験	円周約16m, 口径1mのドーナツ状8角形空間 100%水素高圧(40MPa~)貯蔵タンクに漏えい孔を設置し, 大気への放出後に着火	オリフイス4箇所	8~15 vol% (ﾄﾞﾗｲ)	約16	なし	2箇所の上区画への開口部あり 100%水素高圧(40MPa~)貯蔵タンクに漏えい孔を設置し, 大気への放出後に着火。

・爆轟が発生するのは, 過去の試験等では, 下表のような長い配管類に水素と可燃性ガスがドライに近い条件で閉じ込められた場合であり, 上表のようなそれ以外の体系では, ドライ濃度13, 14, 15%でもそれぞれ爆轟の発生は認められない。ウェット条件になるとさらに高濃度の水素でも生じていない。

■ 細長い閉鎖空間 (管路, ダクト系) での水素燃焼試験の条件の整理 (爆轟が発生した (生じさせた) 結果を含む) :

試験, 他	試験体系	障害物の有無	水素濃度等	配管の長さ(L)と径(D)の比(L/D)	爆轟の発生時の条件等	爆轟が発生しなかった条件等
RUT試験 (露) OECD/EU	70mの閉鎖空間 (480m ³) (2.3mW × 2.5mH × 70m)	12ヶ設置	~60vol% (ﾄﾞﾗｲ) (ﾌﾞﾚｯﾄ条件でも実施)	約28	あり。 12.5vol% (ﾄﾞﾗｲ) で爆轟発生。	爆轟が発生しなかった条件等は 水蒸気 15vol% のウェット条件では, 同一体系でも爆轟は発生せず。
NUPEC (&米 NRC) 高温燃焼試験	爆轟管: 2体系。両端部とも閉端構造。 ・10cm 内径 × 6.1m (SSDA 試験) ・27cm 内径 × 21.3m (HTCF 試験)	障害物(リフイス)を多数設置。	約5~約50vol% (水素-空気系, 水蒸気-水素-空気系)	SSDA 試験: 約60 HTCF 試験: 約78	あり 300K 条件では15% (ﾄﾞﾗｲ) から, 650K 条件では11% (ﾄﾞﾗｲ) から, それぞれ爆轟発生。	同一体系に, ベントによる開放のパスを追加した試験では爆轟は発生せず。
SRI (NEDO We-Net)	約10mの爆轟管。一端は開構造。	障害物有 (7, 13, 25個)・無の両ケース	20~67vol%	約26	あり 障害物設置時に爆轟発生。	障害物無しでは爆轟発生せず。
労働省 産業安全研究所 試験	爆轟管: ・28mm 内径 × 管全長 2.1m~9.1m 特徴: 端部の開/閉組み合わせ	障害物(パイプ継)の有無	30vol% (ﾄﾞﾗｲ)	約75~325	あり	管の両端部とも開の場合は爆轟は発生せず。(障害物設置の場合も)

別表4 細長い体系（管路，ダクト）での水素燃焼試験結果の分析

主な試験条件，体系	水素濃度（％）	障害物，閉塞率	端部構造	L/D(長さ/径)	爆轟発生の有無	
RUT 試験	水素濃度：9.8～14%（ノライ） 長さ：65m 断面：2.5m×2.2m 【実機スケルトン寸法】 障害物：12ヶ固定	●13%以上 ○11%以下	●あり（ワイス，スパイラ） ○なし	●両端又は片端が閉 ○両端とも開放	●20以上 ○20未満	●発生 ○未発生
		○：9.8	○	● 両端閉	●：28	○
		○：11	●：30%（閉塞率）	● ↑	●：↑	○
		○：11.2	●：60%	● ↑	●：↑	○
		○：12.5	○	● ↑	●：↑	○
		○：12.5	●：30%	● ↑	●：↑	●
		○：12.5	●：60%	● ↑	●：↑	○
		●：14	○	● ↑	●：↑	○
		●：14	●：60%	● ↑	●：↑	●
		●：30	○	○	●：75～325	○
劣働省 産業安全研究所 試験	水素濃度：30%（ノライ） L：2.1～9.1m D：0.028m 【爆轟試験管サイズ】 障害物：多数	●：30	○	○	●：↑	●
		●：30	○	● 片端閉（反点火側）	●：↑	●
		●：30	●：30%	● ↑	●：↑	●
		●：30	●：30%	● ↑	●：↑	●
		●：30	○	● 片端閉（点火側）	●：↑	●
		●：30	●：30%	● ↑	●：↑	●
		●：30	○	● 両端閉	●：↑	●
		●：30	●：30%	● ↑	●：↑	●
		●：17	●：57%	●：両端閉	●：78	●
		●：20	●：↑	●：↑	●：↑	●
NUPEC & USNRC	水素濃度：17～約60% L：21.3m，D：0.27m 【爆轟試験管サイズ】	●：30	●：↑	●：↑	●：↑	●
		●：30	●：↑	●：↑	●：↑	●
		●：20	○	●：片端閉（反点火側）	●：↑	○
		●：20	●：65%	●：↑	●：↑	●
		●：30	○	●：↑	●：↑	○
		●：57	○	●：↑	●：↑	○
		●：30	●：65%	●：↑	●：↑	●
		●：57	●：↑	●：↑	●：↑	●
		●：57	●：32%	●：↑	●：↑	●
		●：30	●：↑	●：↑	●：↑	●
SRI プロジェクト試験	水素濃度：20～57% 長さ：9.9m 断面：0.381m×0.381m 【爆轟試験管サイズ】 （全13ケース） 障害物：最大25個	●：20	○	○	●：↑	○
		●：20	●：65%	●：↑	●：↑	●
		●：30	○	●：↑	●：↑	○
		●：57	○	●：↑	●：↑	○
		●：30	●：65%	●：↑	●：↑	●
		●：57	●：↑	●：↑	●：↑	●
		●：57	●：32%	●：↑	●：↑	●
		●：30	●：↑	●：↑	●：↑	●
		●：30	●：47%	●：↑	●：↑	●
		●：30	○	○	○	○
NUPEC 大規模試験	一般部 ドーナツ八角形状 D：1m，全周：16m 【実機スケルトン寸法】 水素濃度：5～15%	○：8	○	○：複数個所に開口部	○：16	○
		○：12	○	○：↑	○：↑	○
		●：15	○	○：↑	○：↑	○
CV 再循環ダクトの条件		●：13*	○	○：開放箇所複数	○：7～8	

* 水蒸気の凝縮効果を保守的に考慮。
水素濃度13%より上の試験で爆轟が発生しなかった試験 ---- 障害物なしの条件がすべてに共通。水素濃度は14～57%。
上記以外の障害物なしの試験 ----- 他の条件がすべて厳しい場合（30%，端部閉，L/D大）にのみ爆轟

イグナイタ着火の熱影響について

原子炉格納容器頂部のスプレイリング付近にイグナイタを追設するにあたり、イグナイタ着火による格納容器スプレイシステム及び格納容器本体（鋼板）への熱影響についてまとめる。

「大 LOCA+ECCS 注入失敗（Zr-水反応割合 100%）」を対象とし、実機プラントにおける GOTHIC 解析モデルのイグナイタ設置区画に中実構造機器及び薄板構造機器を模擬したヒートシンクを追加し、ヒートシンクの温度変化の解析を実施した。

(1) 評価条件等

評価については後述のとおり代表4ループプラントにおける評価結果が泊3号炉の評価においても適用可能であることから代表4ループプラントの評価結果を用いて泊3号炉の評価を実施する。

代表4ループプラントの評価条件は以下のとおり。

- a. 大 LOCA+ECCS 注入失敗のケース
- b. 全炉心 100%Zr-水反応を仮定、放射線水分解、金属腐食を考慮
- c. PAR、イグナイタを考慮
- d. イグナイタ設置区画において、水素濃度 8vol% (wet) になれば着火
- e. イグナイタ設置区画に中実構造機器及び薄板構造機器を模擬
- f. 着火による区画内気相部温度上昇及び気相部から区画内外の金属及びコンクリート等のヒートシンクへの熱放射と対流熱伝達を模擬

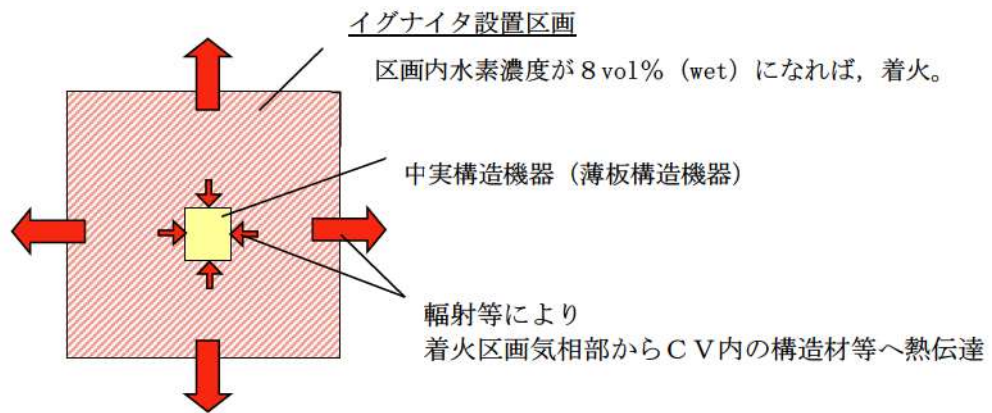
以下の理由から代表4ループプラントの評価結果を泊3号炉の評価として使用できる。

- ・代表4ループプラントでの評価結果では、泊3号炉の水素燃焼のシーケンスと同じ水素燃焼のシーケンスを用いて温度影響を確認している。
- ・泊3号炉では炉心溶融・コンクリート相互反応の不確かさを考慮した場合において、最大で全炉心 81%ジルコニウム-水反応分の水素が発生するとして評価しているのに対し、代表4ループプラントでは全炉心 100%ジルコニウム-水反応分の水素が発生すると評価しているため、原子炉格納容器内の水素濃度の全体挙動及び上昇速度は異なる。
- ・泊3号炉と代表4ループプラントで原子炉格納容器内の水素濃度の全体挙動及び上昇速度は異なるものの、いずれもイグナイタ着火条件を水素濃度 8vol%の時点としているため、ループ数の違いや考慮するジルコニウム-水反応による単水素発生量の違いにかかわらず、機器の温度上昇に寄与するイグナイタ着火時の1回当たりの燃焼規模は同じである。
- ・別表5からジルコニウム量と原子炉格納容器自由体積の比率について代表4ループの方が高く、水素濃度上昇速度は大きいですが、イグナイタ設置区画において水素濃度が 8vol% に到達すると、原子炉格納容器内で水素燃焼が生じて水素濃度は低下する。その後、水素濃度が再び 8vol%まで上昇すると、イグナイタによる水素燃焼が生じ、水素濃度は低

下する。このような、断続的な水素燃焼による反応熱で、一時的な区画内の温度上昇が生じるが、区画内外の金属及びコンクリート等のヒートシンクへの熱放射及び対流熱伝熱により速やかに低下する。この点において泊3号炉と代表4ループプラントについて違いはない。(別図8参照)

別表5 代表4ループプラントと泊3号炉の比較

	代表4ループプラント	泊3号炉
評価対象シナリオ	大破断 LOCA +ECCS 注入失敗	同左
ジルコニウム-水反応割合	100%	81%
イグナイタ着火条件	水素濃度 8vol% (wet)	同左
イグナイタ設置区画容積	□ m ³	□ m ³
反応ジルコニウム量 (①)	24800kg	16362kg
C V自由体積 (②)	72900m ³	65500m ³
反応ジルコニウム量と C V自由体積の比率 (①/②)	0.34kg/m ³	0.25kg/m ³



別図8 区画内の着火等模擬イメージ

□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

2. 中実構造機器に対する温度影響評価

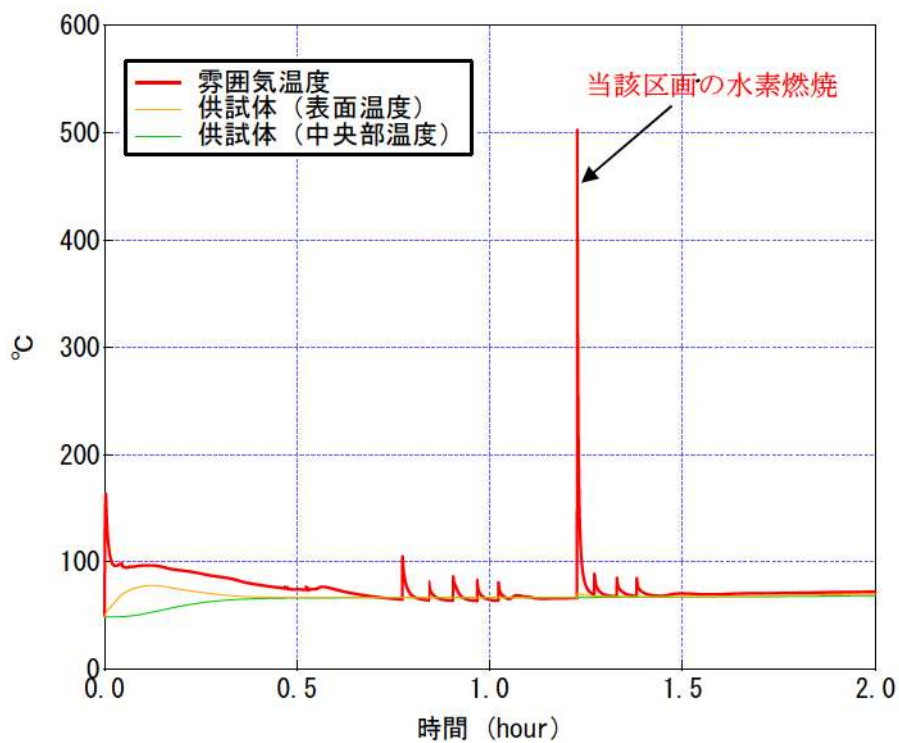
区画の中に中実構造の機器を模擬し、区画内の雰囲気温度変化とそれに伴う機器の温度変化を評価した。仮定した機器の寸法等を別表6に示す。

解析の結果として、別図9及び別図10に水素燃焼に伴う区画内雰囲気及び機器の温度の時間/変化を示す。

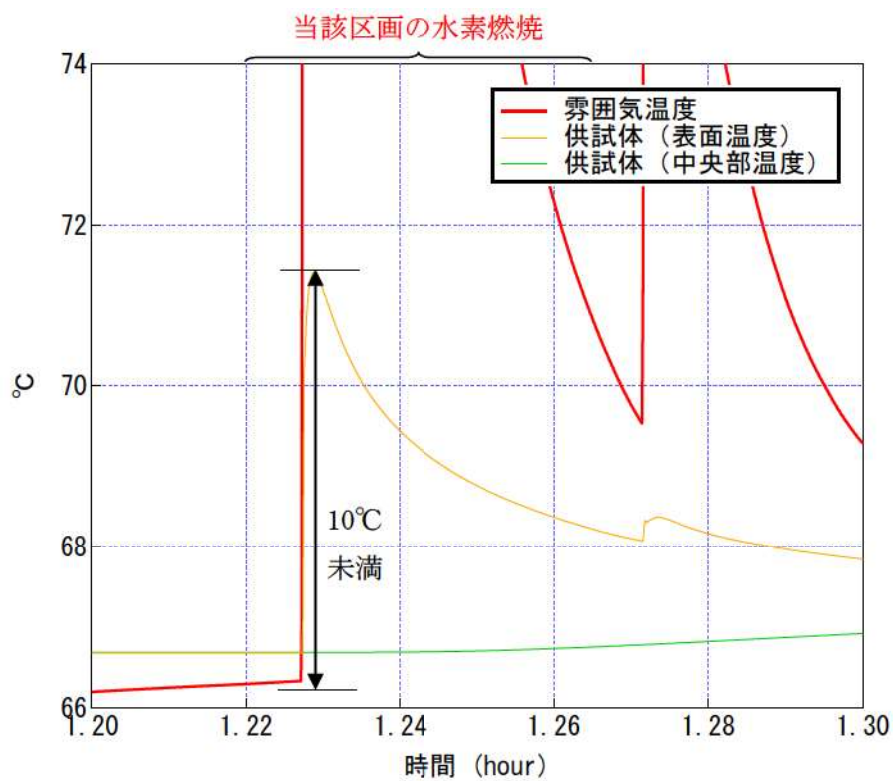
雰囲気温度は、水素の燃焼に相当する反応熱の生成で上昇するが、周囲の金属及びコンクリート等のヒートシンクへの熱放射及び対流熱伝達により、速やかに低下する。この雰囲気温度の過渡応答の中に置かれた機器の表面温度は、熱放射及び対流熱伝達により上昇するが、温度上昇は10℃未満であり、内部の温度はほとんど上がらないことを確認した。

別表6 中実機器を模擬した供試体の寸法等

形状	中実機器
材質	ステンレス
寸法	200mm×200mm×400mm



別図 9 雰囲気温度及び供試体（中実構造機器）の温度の時間変化



別図 10 雰囲気温度及び供試体（中実構造機器）の温度の時間変化
(1.2h~1.3h 拡大)

3. 薄板構造機器に対する温度影響評価

区画の中に薄板構造の機器（再循環ユニットのダクト等）を模擬し、区画内の雰囲気温度変化とそれに伴う機器の温度変化を評価した。仮定した機器の寸法等を別表7に示す。

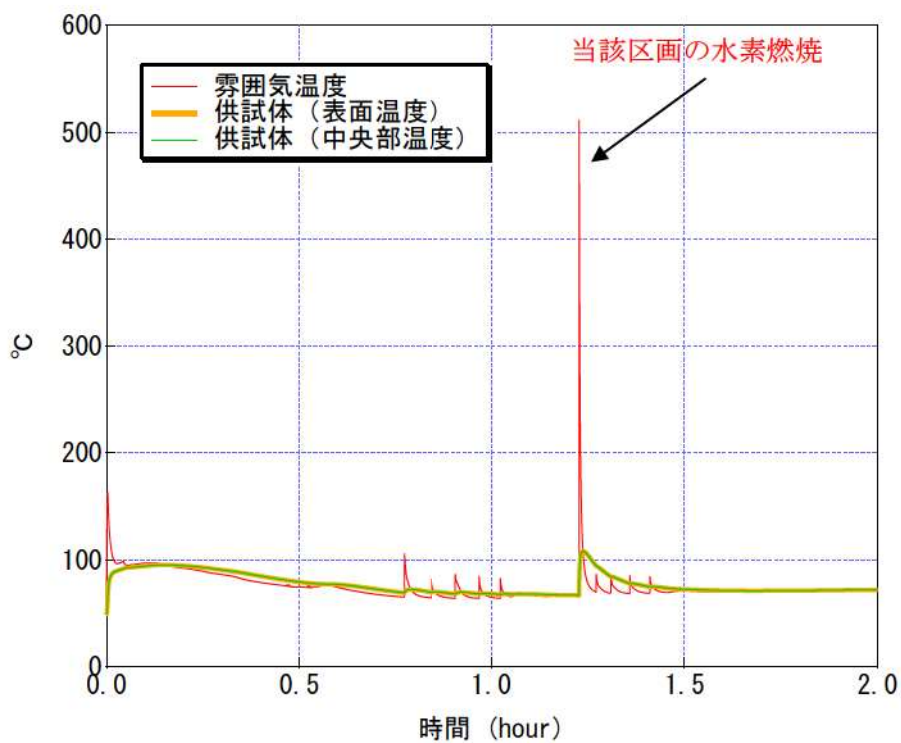
薄板構造の機器としては、その他に原子炉格納容器水素処理装置のケーシング、各種の計装器類のケーブルを保護する金属製カバーが該当する。

解析の結果として、別図1 1及び別図1 2に水素燃焼に伴う区画内雰囲気及び機器の温度の時間変化を示す。

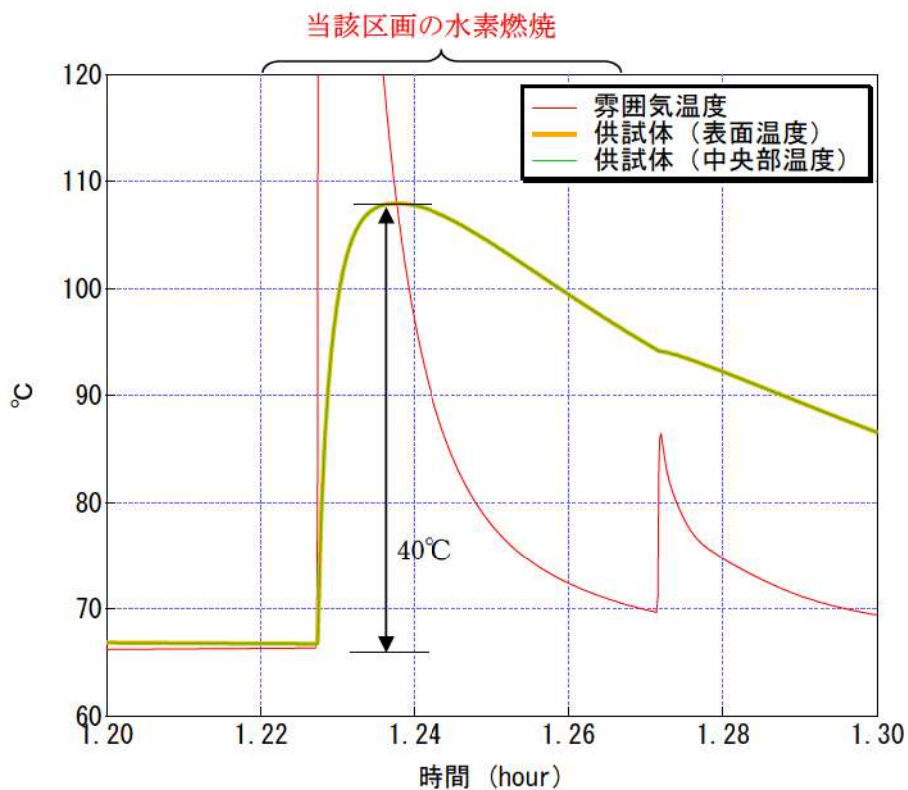
再循環ユニットのダクトのような薄板構造の機器については、板材が薄いためその熱容量に応じて板材一様に温度上昇するため、温度は上昇しやすくなるが、温度増加は40℃程度に収まる。

別表7 薄板構造機器（再循環ユニットのダクト）を模擬した供試体の寸法等

形状	パイプ
材質	炭素鋼
口径	1,700mm
長さ	2.2m
板厚	1.6mm



別図 1 1 雰囲気温度及び供試体の温度



別図 1 2 雰囲気温度及び供試体の温度 (1.2h~1.3h 拡大)

4. イグナイタ着火後の熱影響の考察

泊3号炉のドーム部頂部の「大LOCA+ECCS注入失敗(Zr-水反応割合81%)」のGOTHICのイグナイタ着火時の雰囲気温度と原子炉格納容器本体壁面温度を別図1-3及び別図1-4に示す。

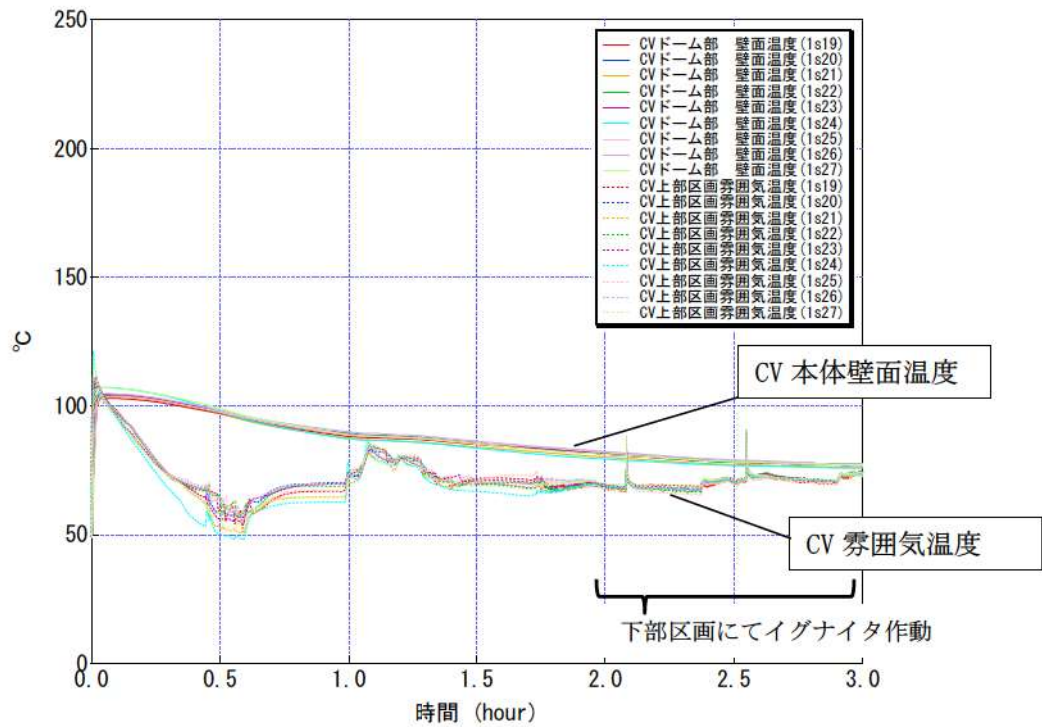
別図1-3に示すとおり、約2時間から約3時間にかけてイグナイタ着火による水素処理が行われている。イグナイタ作動時のドーム部頂部の雰囲気温度は、およそ70℃から90℃まで変化している。これは、原子炉格納容器下部区画のイグナイタによる燃焼が影響しているものであり、ドーム部の原子炉格納容器本体壁面温度にほとんど変化はなく80℃程度である。

別図9～別図1-2と同様に、仮にドーム部に設置したイグナイタが作動し、その周囲の雰囲気温度が500℃以上に上昇したとしても、周囲への熱放射及び対流熱伝達により、数分程度で着火前の温度に低下すると考えられ、さらに、この雰囲気温度変化に対して、原子炉格納容器本体及び原子炉格納容器スプレイ配管は雰囲気より大きな熱容量を持つため、温度の上昇は緩やかとなると考えられるため、その温度上昇度合いは、先に述べた影響評価結果と同程度(10～40℃程度)と考えられる。

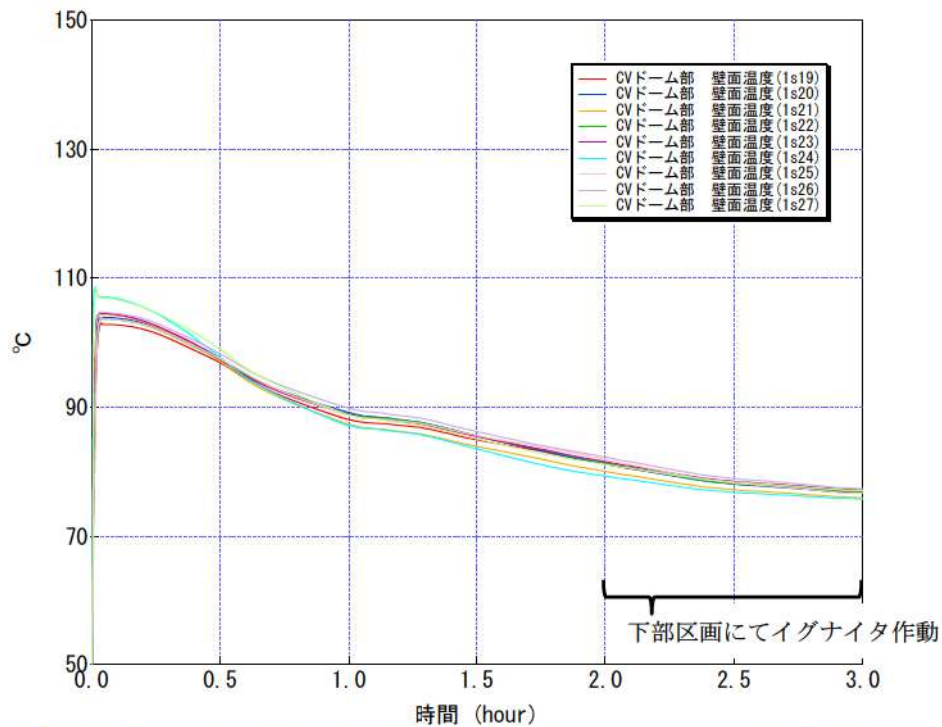
別表8に原子炉格納容器本体及び原子炉格納容器スプレイ配管の許容温度を示す。

原子炉格納容器本体及び原子炉格納容器スプレイ配管の板厚は、それぞれ約22.5mm、4.0mmであり、共に中実機器と薄板構造機器の中間的な温度上昇になると考えられる。そこで、保守的に薄板構造機器の温度上昇度合いで推測すると、120℃程度(80℃+40℃)まで上昇すると考えられるが、許容値である200℃^{*11, 12}に対して十分な余裕がある。また、スプレイ配管の材質は、ステンレス(融点は約1,400℃程度)であり、十分な熱容量を有する。原子炉格納容器本体についても鋼製であり同様である。なお、有効性評価における過温破損シーケンス「全交流動力電源喪失+補助給水失敗」の最高値約141℃から40℃上昇するとしても、許容値である200℃^{*11, 12}を下回る。

以上より、追設するイグナイタの着火に伴う水素燃焼の温度影響は、原子炉格納容器本体及び原子炉格納容器スプレイ配管に対しても問題とならないと考えられる。



別図 1 3 イグナイタ着火時のドーム部頂部の温度変化
 泊 3 号炉 GOTHIC 解析「大破断 LOCA+ECCS 注入失敗 (Zr-水反応割合 81%)」



別図 1 4 イグナイタ着火時のドーム部頂部の壁面温度変化 (拡大)
 泊 3 号炉 GOTHIC 解析「大破断 LOCA+ECCS 注入失敗 (Zr-水反応割合 81%)」

別表8 原子炉格納容器本体及び原子炉格納容器スプレイ配管の許容温度

機 器	許容温度
原子炉格納容器本体	200℃※1 1
原子炉格納容器スプレイ配管	200℃※1 2

※1 1 イグナイタを設置する原子炉格納容器頂部には、貫通部等の温度影響部の厳しい箇所はないが、原子炉格納容器健全性評価を行い問題ないことを確認している限界温度 200℃を許容温度としている。

※1 2 原子炉格納容器スプレイ配管の材質は、ステンレスであり、実力的にはステンレスの融点は約 1,400℃程度まではもつと考えられる。

5. まとめ

代表プラントのイグナイタ着火による過渡応答結果から、追設するイグナイタ着火による原子炉格納容器スプレイシステム及び原子炉格納容器本体（鋼板）への熱影響について考察した。

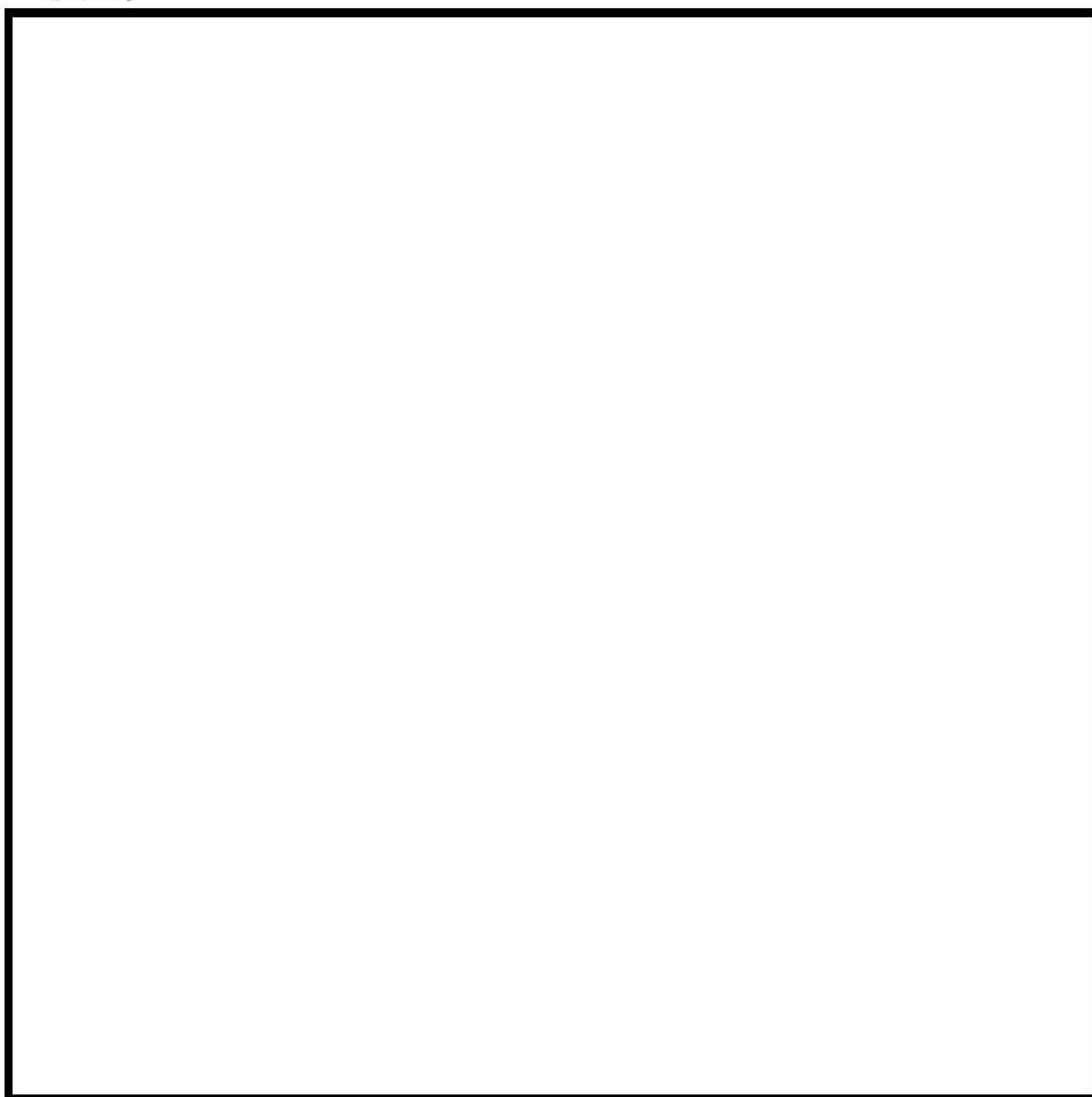
その結果、ダクトのような薄板の機器であっても燃焼時の表面温度の上昇は 40℃程度であることから、いずれの機器の温度上昇も同程度以下であると推測され、これらの機器に影響を及ぼすことはないと考えられる。

格納容器ドーム部頂部付近への施工方法について


イグナイタ本体は、格納容器ドーム部スプレイ配管付近に耐震性を確保した新設パッドを設け、剛構造の取付用架台を溶接して設置する。

イグナイタ専用ケーブル及び温度計測用の熱電対は、スプレイ配管に抱き合わせて敷設し、固定は SUS バンドと固定金具を用いて地震動の反力に対する耐震性を確保する。ここで、イグナイタ専用ケーブル及び熱電対は配管質量と比較して軽量であるため、敷設に伴うスプレイ配管への影響はない。

なお、格納容器内から格納容器外へは、電気ペネトレーションの予備を利用してケーブル敷設する。



格納容器ドーム部頂部付近への据付状態概略図

 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

イグナイタによる水素燃焼の影響を考慮する評価対象機器について

(1) 評価対象機器の選定について

イグナイタによる水素燃焼に伴う周辺機器・計器への影響評価を行うにあたり、評価対象機器を選定した。対象とする機器・計器は、イグナイタ着火時に、C/V 損傷を防止するための安全機能を有する機器・計器とし、機能と作動時期の観点から、以下の考え方に従って選定した。下表に選定した機器の一覧を示す。

○C/V 損傷の防止のための以下の機能を有する機器

- ・ 隔離機能
- ・ 除熱機能
- ・ 緩和機能
- ・ 状態監視・計測

○原子炉出口温度が 350℃を超過した以降に機能が要求される機器

(イグナイタは 350℃超過を検知後 1 時間以内であれば速やかに起動し、1 時間経過した場合は発電所対策本部にて起動可否を判断することに基づく)

別表 9 水素燃焼時あるいは燃焼後に機能維持が必要な機器・計器

機能分類	機器
隔離機能関連機器	C/V 本体* ¹
	C/V 大開口部 (機器搬入口, エアロック) * ¹
	C/V 隔離弁* ¹
	C/V ペネ* ¹
除熱機能関連機器	再循環ユニット* ¹
	再循環ダクト* ¹
	C/V スプレー (含, 代替スプレー) * ¹
緩和操作関連機器	イグナイタ* ²
	PAR* ²
監視機能関連機器	1 次冷却材圧力 (広域) * ³
	1 次冷却材温度 (広域-高温側) * ³
	格納容器内温度* ³
	原子炉格納容器圧力* ³
	格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ) * ³
	蒸気発生器水位 (狭域) * ³
	格納容器再循環サンプル水位 (狭域) * ³
	原子炉下部キャビティ水位* ³
	炉心出口温度* ³
	格納容器水位* ³

* 1 十分な熱容量を有しており、イグナイタ着火時の温度上問題とならない機器・計器

* 2 高温に耐えるよう設計しており、イグナイタ着火時の温度上問題とならない機器・計器

* 3 水素燃焼による悪影響がないようイグナイタと離隔距離を設けている機器・計器

泊発電所3号炉審査資料	
資料番号	SA53H r. 11. 0
提出年月日	令和5年12月22日

泊発電所3号炉

設置許可基準規則等への適合状況について
(重大事故等対処設備)
補足説明資料

53条

令和5年12月
北海道電力株式会社

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

目次

- 53 条
- 53-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 53-2 配置図
- 53-3 試験・検査説明資料
- 53-4 系統図
- 53-5 容量設定根拠
- 53-6 単線結線図
- 53-7 その他設備
- 53-8 水素排出設備に対する要求（動的機器等に水素爆発を防止する機能）に係る適合性について
- 53-9 アニュラス水素濃度測定について
- 53-10 泊発電所 3 号炉における原子炉格納容器からアニュラス内への大規模な漏えいについて
- 53-11 アクセスルート図

5 3 - 1 S A設備 基準適合性一覽表

泊発電所3号炉 SA設備基準適合性 一覧表(常設)

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		アニュラス空気浄化ファン (SBO時はB側のみ使用)	類型化区分	関連資料		
第1項	第1号	環境温度・湿度・圧力/屋外の天候/放射線	C/V以外の屋内-その他(原子炉建屋)	B d	[補足説明資料]53-2 配置図	
		荷重	(有効に機能を発揮する)	-		
		海水	対象外(海水を通水しない)	/		
		電磁波	(機能が損なわれない)	-		
		他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-		
	第2号	操作性	【水素排出】 中央制御室操作 (中央制御室の制御盤での操作が可能)	B	-	
	第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	ファン (機能・性能及び漏えいの確認が可能) (分解が可能)	A	[補足説明資料]53-3 試験・検査説明資料	
	第4号	切り替え性	【水素排出】 DB施設と同じ用途で使用又は切替せず使用 (電源健全時: DB施設と同じ系統構成で使用) (電源喪失時: 切替せず使用)	B b	[補足説明資料]53-4 系統図	
	第5号	悪影響防止	系統設計	【水素排出 (+/-)健全時】 DBと同系統構成 (設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成) 【水素排出 (SBO又はDC喪失時)】 弁等で系統構成 (弁操作等によって、設計基準対象施設として使用する系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成)	A a A d	[補足説明資料]53-4 系統図
			配置設計	地震、溢水、火災、外部からの衝撃の影響を及ぼさない	-	
その他(飛散物)			対象外	/		
第6号	設置場所	中央制御室操作 (操作は中央制御室から可能)	B	-		
第2項	第1号	常設SAの容量	【水素排出】 DB設備の容量等が十分 (DB設備と同仕様で設計) (CV内冷却、減圧、水素濃度低減とあいまって、R/B等の損傷を防止する容量)	A	-	
	第2号	共用の禁止	(共用しない)	-	-	
	第3号	共通要因故障防止	【水素排出】 緩和設備/同一目的のSA設備なし	/	-	
サポート系要因		対象(サポート系あり) 異なる駆動源 (「イ-ゼ」発電機に対して多様性を持った代替非常用発電機から給電)	C	[補足説明資料]53-6 単線結線図		

・記号は「共-2 類型化区分及び適合内容」における類型化区分を示す。
 ・「-」は全ての設備に適用する共通の設計方針であることを示し、個別条文の適合方針としては記載せず、43条適合方針としてのみ記載する。
 ・「/」は当該設備が対象外であることを示し、記載すべき設計方針がないことを表す。

泊発電所3号炉 SA設備基準適合性 一覧表(常設)

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		アニュラス空気浄化フィルタユニット (SBO時はB側のみ使用)	類型化区分	関連資料		
第43条	第1項	第1号	環境温度・湿度・圧力/屋外の天候/放射線	C/V以外の屋内-その他(原子炉建屋)	B d	[補足説明資料]53-2 配置図
			荷重	(有効に機能を発揮する)	-	
			海水	対象外(海水を通水しない)	/	
			電磁波	(機能が損なわれない)	-	
			他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-	
	第2号	操作性	対象外(操作不要)	/	-	
	第3号	試験・検査(検査性、系統構成・外部入力)	空調ユニット (機能・性能及び漏えいの確認が可能) (内部の確認が可能-点検口設置) (差圧確認が可能)	E	[補足説明資料]53-3 試験・検査説明資料	
	第4号	切り替え性	【水素排出】 DB施設と同じ用途で使用又は切替せず使用 (電源健全時: DB施設と同じ系統構成で使用) (電源喪失時: 切替せず使用)	B b	[補足説明資料]53-4 系統図	
	第5号	悪影響防止	系統設計	【水素排出 (+/-健全時)】 DBと同系統構成 (設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成) 【水素排出 (SBO又はDC喪失時)】 弁等で系統構成 (弁操作等によって、設計基準対象施設として使用する系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成)	A a A d	[補足説明資料]53-4 系統図
			配置設計	地震、溢水、火災、外部からの衝撃の影響を及ぼさない	-	
その他(飛散物)			対象外	/		
第6号	設置場所	対象外(操作不要)	/	-		
第2項	第1号	常設SAの容量	【水素排出】 DB設備の容量等が十分 (DB設備と同仕様で設計) (CV内冷却、減圧、水素濃度低減とあいまって、R/B等の損傷を防止する容量)	A	-	
		第2号	共用の禁止	(共用しない)	-	-
	第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	【水素排出】 緩和設備/同一目的のSA設備なし	/	-
		サポート系要因	対象外(サポート系なし)	/		

・記号は「共-2 類型化区分及び適合内容」における類型化区分を示す。
 ・「-」は全ての設備に適用する共通の設計方針であることを示し、個別条文の適合方針としては記載せず、43条適合方針としてのみ記載する。
 ・「/」は当該設備が対象外であることを示し、記載すべき設計方針がないことを表す。

泊発電所3号炉 SA設備基準適合性 一覧表(常設)

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		排気筒	類型化区分	関連資料	
第1項	第1号	環境条件・湿度・圧力/屋外の天候/放射線	屋外	C	[補足説明資料]53-2 配置図
		荷重	(有効に機能を発揮する)	-	
		海水	対象外(海水を通水しない)	/	
		電磁波	(機能が損なわれない)	-	
		他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-	
	第2号	操作性	対象外 (操作不要)	/	-
	第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	その他 (外観の確認が可能)	N	[補足説明資料]53-3 試験・検査説明資料
	第4号	切り替え性	【水素排出】 DB施設と同じ用途で使用又は代替せず使用 (DB施設と同じ系統構成で使用)	B b	[補足説明資料]53-4 系統図
	第5号	系統設計	【水素排出】 DBと同系統構成 (設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成)	A d	[補足説明資料]53-4 系統図
		配置設計	地震、溢水、火災、外部からの衝撃の影響を及ぼさない	-	[補足説明資料]53-2 配置図
その他(飛散物)		対象外	/		
第6号	設置場所	対象外 (操作不要)	/	-	
第2項	第1号	常設SAの容量	対象外(流路)	/	-
		共用の禁止	(共用しない)	-	-
	第3号	共通要因故障防止	【水素排出】 緩和設備/同一目的のSA設備なし	/	-
	サポート系要因	対象外(サポート系なし)	/		

・記号は「共-2 類型化区分及び適合内容」における類型化区分を示す。
 ・「-」は全ての設備に適用する共通の設計方針であることを示し、個別条文の適合方針としては記載せず、43条適合方針としてのみ記載する。
 ・「/」は当該設備が対象外であることを示し、記載すべき設計方針がないことを表す。

泊発電所3号炉 SA設備基準適合性 一覧表(可搬)

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		アニュラス全量排気弁等操作用可搬型窒素ガスボンベ	類型化区分	関連資料	
第1項	第1号	環境条件・湿度・圧力/屋外の天候/放射線	C/V以外の屋内-その他(原子炉建屋)	B d	[補足説明資料]53-2 配置図
		荷重	(有効に機能を発揮する)	-	
		海水	対象外(海水を通水しない)	/	
		電磁波	(機能が損なわれない)	-	
		他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-	
	第2号	操作性	【水素排出】 現場操作 (工具確保:一般的な工具) (弁操作:弁操作等にて速やかに切替えられる) (接続作業:簡便な接続規格による接続)	A⑤ A⑥ A⑩	[補足説明資料]53-2 配置図 [補足説明資料]53-4 系統図
	第3号	試験・検査(検査性、系統構成・外部入力)	容器 (機能・性能及び漏えいの確認が可能) (規定圧力及び外観の確認が可能)	C	[補足説明資料]53-3 試験・検査説明資料
	第4号	切り替え性	【水素排出】 DB施設としての機能を有さない (弁を設置)	B a 1	[補足説明資料]53-4 系統図
	第5号	系統設計	【水素排出】 通常時は分離 (通常時に接続先の系統と分離された状態)	A b	[補足説明資料]53-3 試験・検査説明資料 [補足説明資料]53-4 系統図
		配置設計	地震、溢水、火災、外部からの衝撃の影響を及ぼさない(固縛により固定)	-	[補足説明資料]53-2 配置図
その他(飛散物)		対象外	/		
第6号	設置場所	現場操作 (操作は設置場所でも可能)	A a	[補足説明資料]53-2 配置図	
第3項	第1号	可搬SAの容量	【水素排出】 負荷に直接接続 (弁全開に必要な容量に対して十分な容量) (保有数は1個、故障時及び保守点検時のバックアップとして1個の合計2個)	B	[補足説明資料]53-5 容量設定根拠
	第2号	可搬SAの接続性	簡便な接続規格	C	[補足説明資料]53-2 配置図
	第3号	異なる複数の接続箇所の確保	対象外	/	-
	第4号	設置場所	SFP事故時以外に使用する設備 (放射線の高くなるおそれの少ない場所を選定)	B	[補足説明資料]53-2 配置図
	第5号	保管場所	【水素排出】 緩和設備/同一目的のSA設備なし/屋内	A a	[補足説明資料]53-2 配置図
	第6号	アクセスルート	屋内アクセスルート	A	[補足説明資料]53-11 アクセスルート図
	第7号	共通要因故障防止	【水素排出】 緩和設備/同一目的のSA設備なし	/	-
サポート系要因		対象外(サポート系なし)	/		

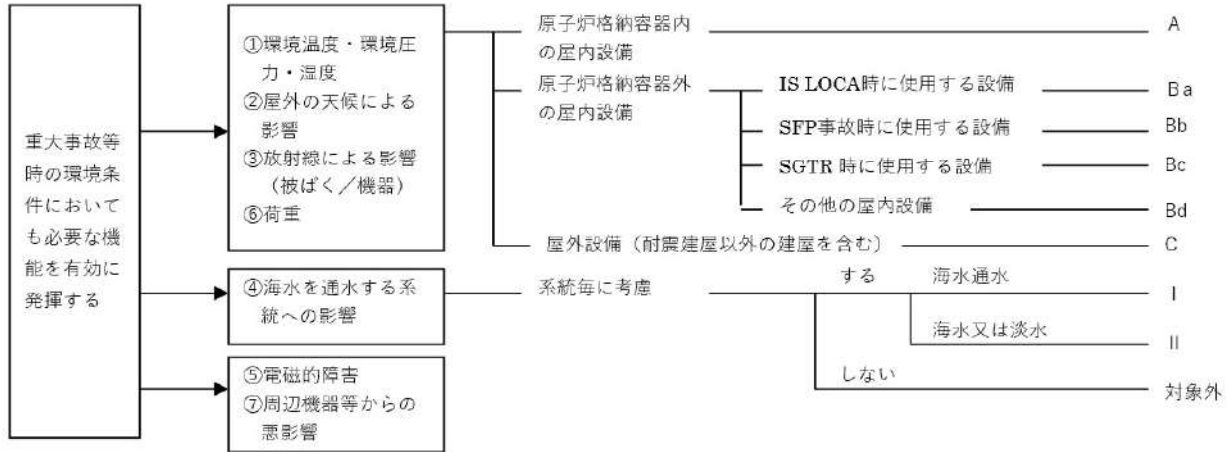
・記号は「共-2 類型化区分及び適合内容」における類型化区分を示す。
 ・「-」は全ての設備に適用する共通の設計方針であることを示し、個別条文の適合方針としては記載せず、43条適合方針としてのみ記載する。
 ・「/」は当該設備が対象外であることを示し、記載すべき設計方針がないことを表す。

泊発電所3号炉 SA設備基準適合性 一覧表(可搬)

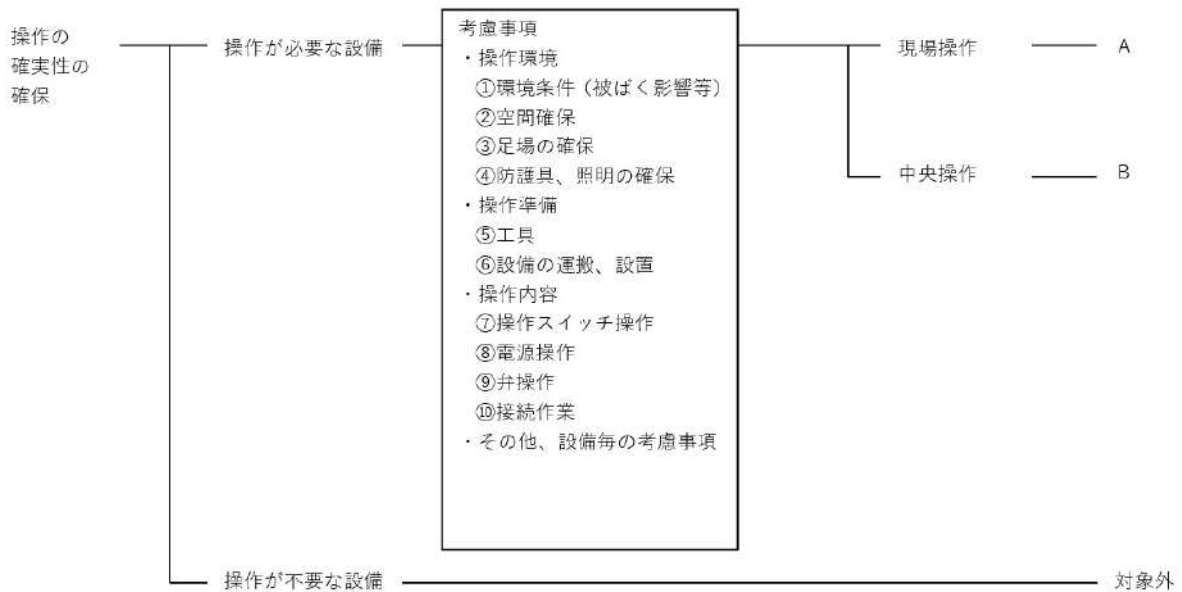
第53条 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備		可搬型アニユラス水素濃度計測ユニット	類型化区分	関連資料	
第1項	第1号	環境条件・湿度・圧力/屋外の天候/放射線	C/V以外の屋内-その他(原子炉建屋)	B d	[補足説明資料]53-2 配置図
		荷重	(有効に機能を発揮する)	-	
		海水	対象外(海水を通水しない)	/	
		電磁波	(機能が損なわれない)	-	
		他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-	
	第2号	操作性	【水素濃度監視】 現場操作 (運搬設置：台車により運搬、移動ができる設計、設置場所にて固定できる) (弁操作：弁操作等にて速やかに切替えられる) (接続作業：簡便な接続規格による接続、及び計装ケーブルの接続はコネクタ接続とし接続規格を統一し、確実に接続できる)	A⑥ A⑦ A⑧	[補足説明資料]53-2 配置図 [補足説明資料]53-4 系統図
	第3号	試験・検査(検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備 (模擬入力による機能・性能の確認(特性確認)が可能) (校正が可能)	J	[補足説明資料]53-3 試験・検査説明資料
	第4号	切り替え性	【水素濃度監視】 DB施設としての機能を有さない (弁を設置)	B a 1	[補足説明資料]53-4 系統図
	第5号	系統設計	【水素濃度監視】 通常時は分離 (通常時に接続先の系統と分離された状態)	A b	[補足説明資料]53-3 試験・検査説明資料 [補足説明資料]53-4 系統図
		配置設計	地震、溢水、火災、外部からの衝撃の影響を及ぼさない(固縛により固定)	-	[補足説明資料]53-2 配置図
その他(飛散物)		対象外	/		
第6号	設置場所	現場操作 (操作は設置場所でも可)	A a	[補足説明資料]53-2 配置図	
第3項	第1号	可搬SAの容量	【水素濃度監視】 その他 (アニユラス内の水素濃度を測定できる計測範囲を有する設計) (保有数は1個、故障時及び保守点検時のバックアップとして1個の合計2個)	C	[補足説明資料]53-5 容量設定根拠
	第2号	可搬SAの接続性	簡便な接続規格 専用の接続	C D	[補足説明資料]53-2 配置図
	第3号	異なる複数の接続箇所の確保	対象外	/	-
	第4号	設置場所	SFP事故時以外に使用する設備 (放射線の高くなるおそれの少ない場所を選定)	B	[補足説明資料]53-2 配置図
	第5号	保管場所	【水素監視】 緩和設備/同一目的のSA設備なし/屋内	A a	[補足説明資料]53-2 配置図
	第6号	アクセスルート	屋内アクセスルート	A	[補足説明資料]53-11 アクセスルート図
	第7号	共通要因故障防止	【水素監視】 緩和設備/同一目的のSA設備なし	/	-
サポート系要因		対象(サポート系あり) 異なる駆動源 (7"イゼ"発電機に対して多様性を持った代替非常用発電機から給電)	D	[補足説明資料]53-6 単線結線図	

・記号は「共-2 類型化区分及び適合内容」における類型化区分を示す。
 ・「-」は全ての設備に適用する共通の設計方針であることを示し、個別条文の適合方針としては記載せず、43条適合方針としてのみ記載する。
 ・「/」は当該設備が対象外であることを示し、記載すべき設計方針がないことを表す。

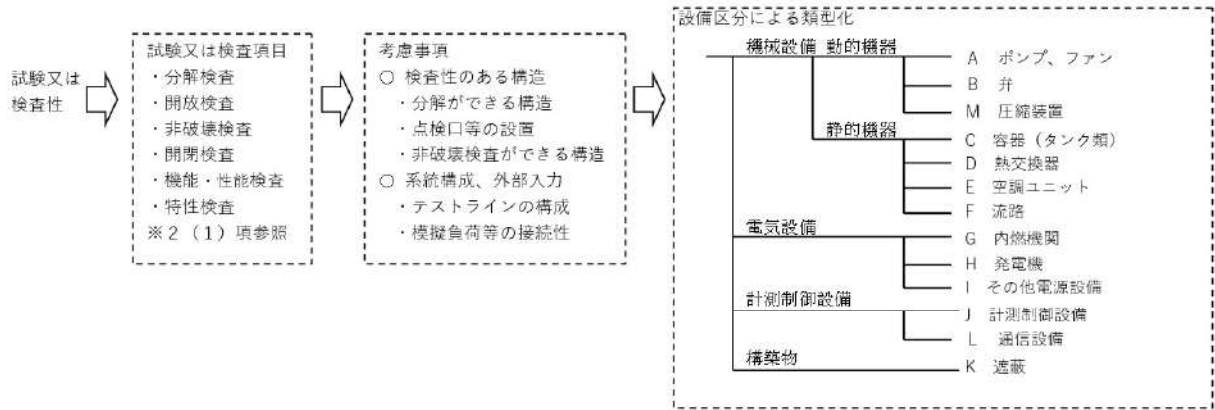
■ 設置許可基準規則 第43条 第1項 第1号
重大事故等時の環境条件における健全性について



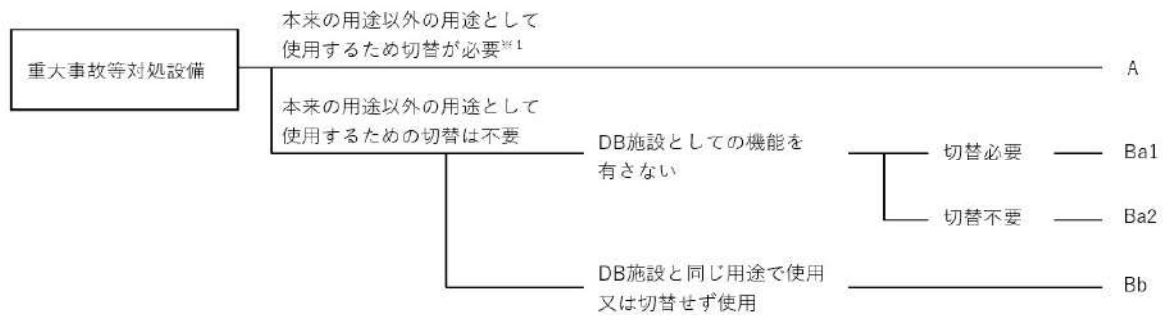
■ 設置許可基準規則 第43条 第1項 第2号
操作の確実性について



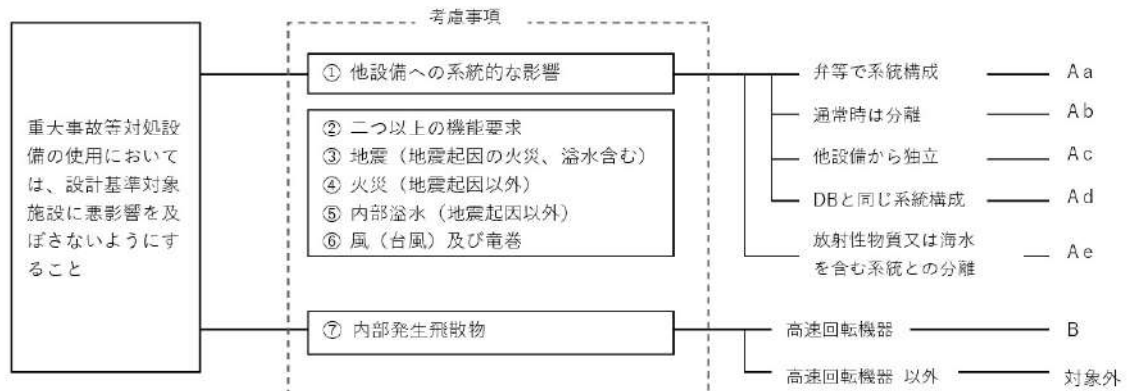
■ 設置許可基準規則 第43条 第1項 第3号
試験又は検査性について



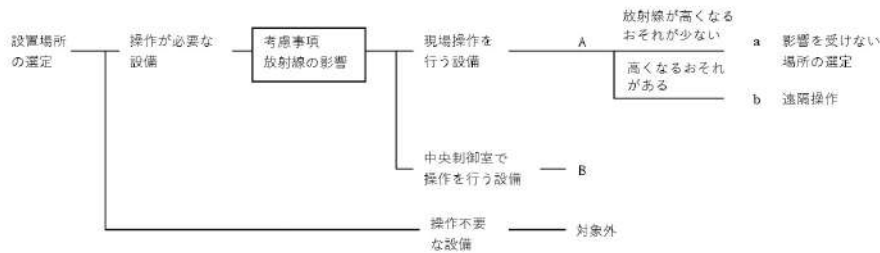
■ 設置許可基準規則 第43条 第1項 第4号
切り替え性について



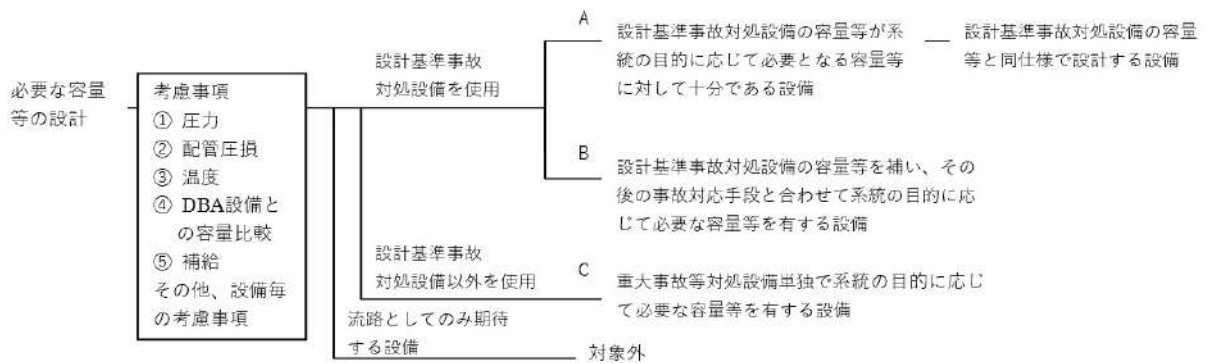
■ 設置許可基準規則 第43条 第1項 第5号
重大事故等対処設備の悪影響防止について



■ 設置許可基準規則 第43条 第1項 第6号
設置場所について



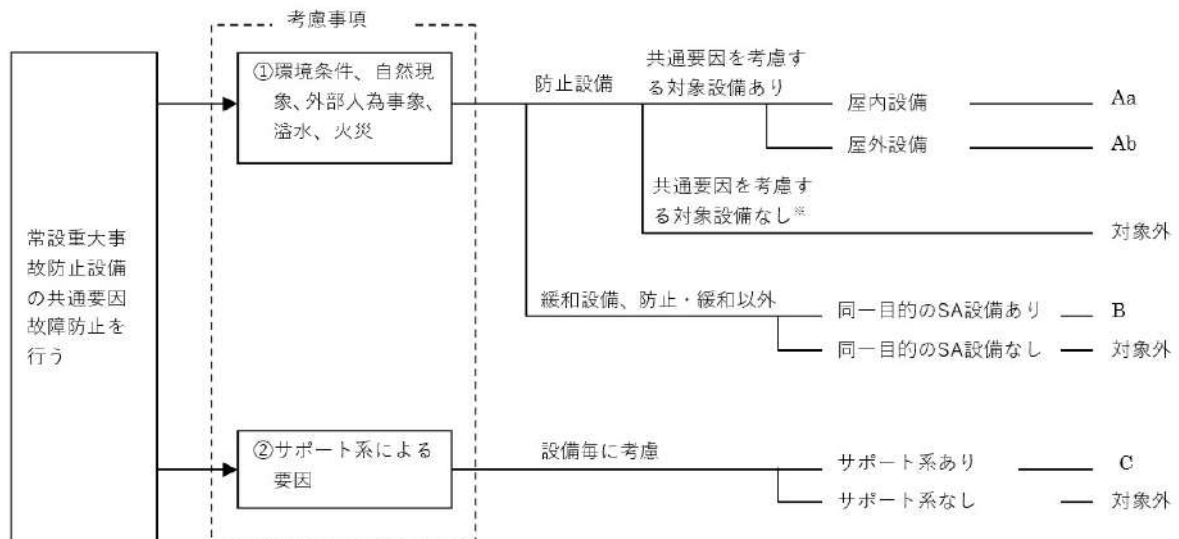
■ 設置許可基準規則 第43条 第2項 第1号
常設重大事故等対処設備の容量等について



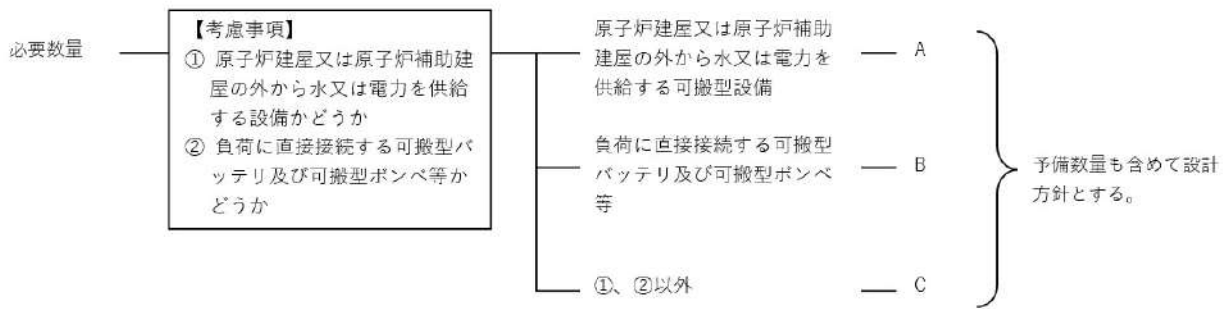
■ 設置許可基準規則 第43条 第2項 第2号
発電用原子炉施設での共用の禁止について

区分	設計方針	関連資料	備考
-	2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。	-	

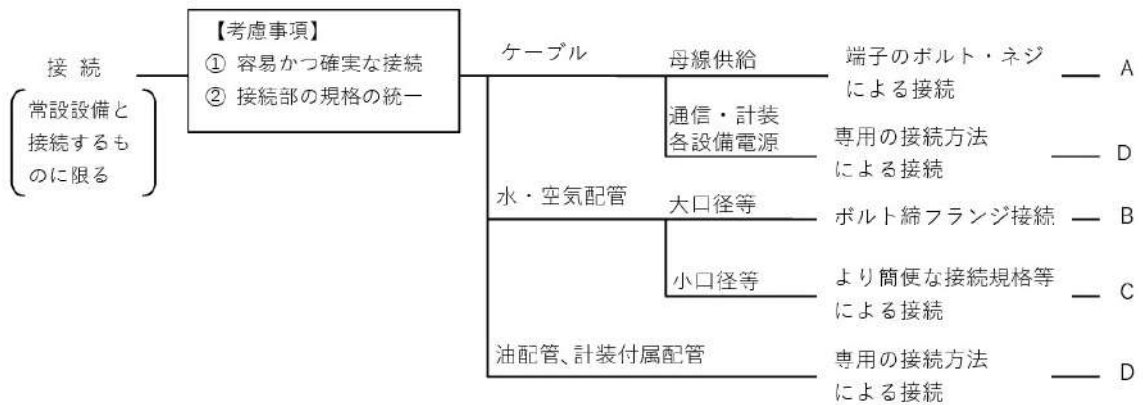
■ 設置許可基準規則 第43条 第2項 第3号
常設重大事故防止設備の共通要因故障について



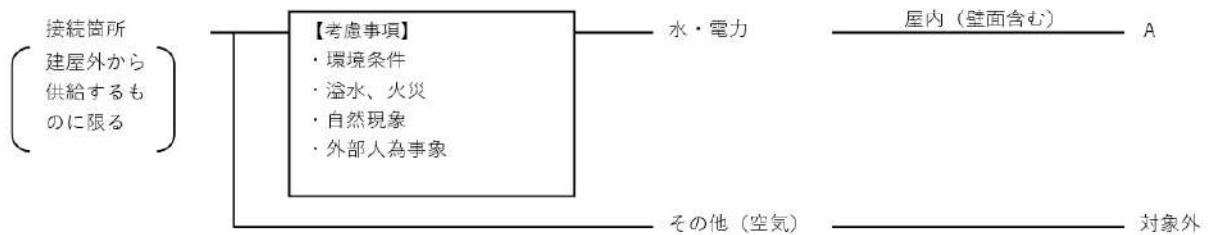
■ 設置許可基準規則 第43条 第3項 第1号
可搬型重大事故等対処設備の容量等について



■ 設置許可基準規則 第43条 第3項 第2号
可搬型重大事故等対処設備の常設設備との接続性について



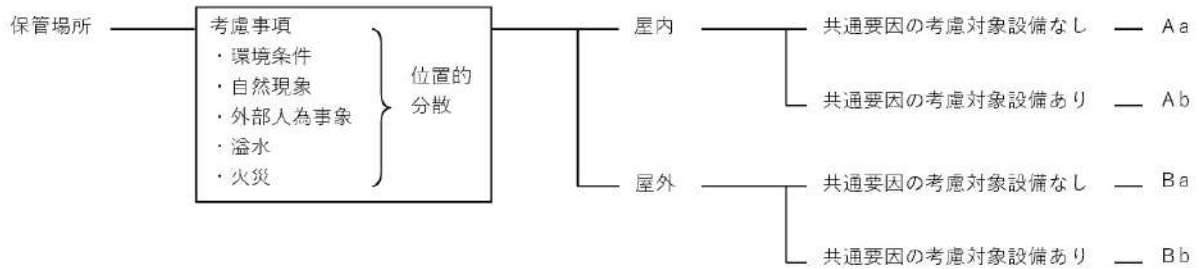
■ 設置許可基準規則 第43条 第3項 第3号
異なる複数の接続箇所の確保について



■ 設置許可基準規則 第43条 第3項 第4号
可搬型重大事故等対処設備の設置場所について



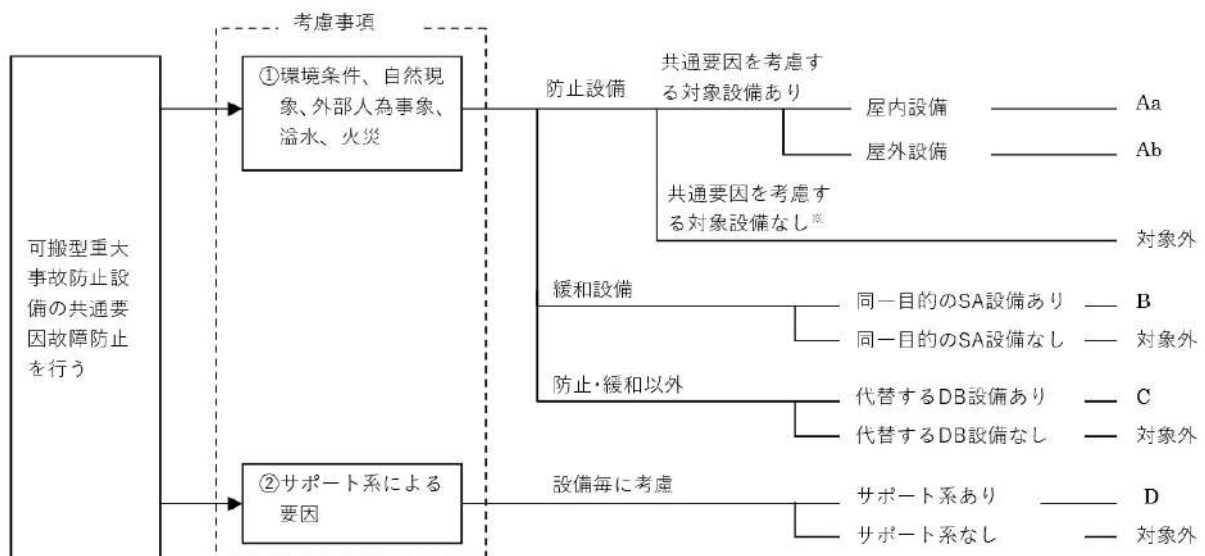
■ 設置許可基準規則 第43条 第3項 第5号
保管場所について



■ 設置許可基準規則 第43条 第3項 第6号
アクセスルートについて





■ 設置許可基準規則 第43条 第3項 第7号
重大事故防止設備のうちの可搬型のものの共通要因故障について



5 3 - 2 配置図

凡例

 : 設計基準対象施設

 : 重大事故等対処設備

可搬型アニュラス水素濃度計測ユニット
(保管場所・設置場所)

カプラ接続

【接続性 (簡便な接続規格)】



コネクタ接続

【接続性 (専用の接続)】



車輪による運搬

【操作性 (現場操作可能)】



固縛等による固定

【悪影響防止 (ボルト・ネジ)】



可搬型アニュラス水素濃度計測ユニット
(保管場所)

車輪による運搬

【操作性 (現場操作可能)】

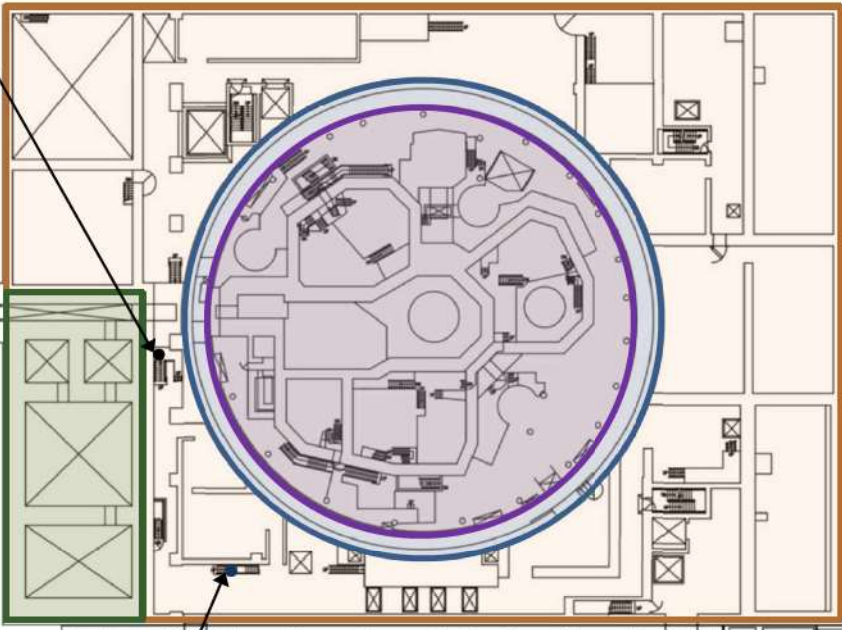


固縛等による固定

【悪影響防止 (ボルト・ネジ)】



原子炉建屋



燃料取扱棟

周辺補機棟

原子炉格納施設

原子炉格納容器

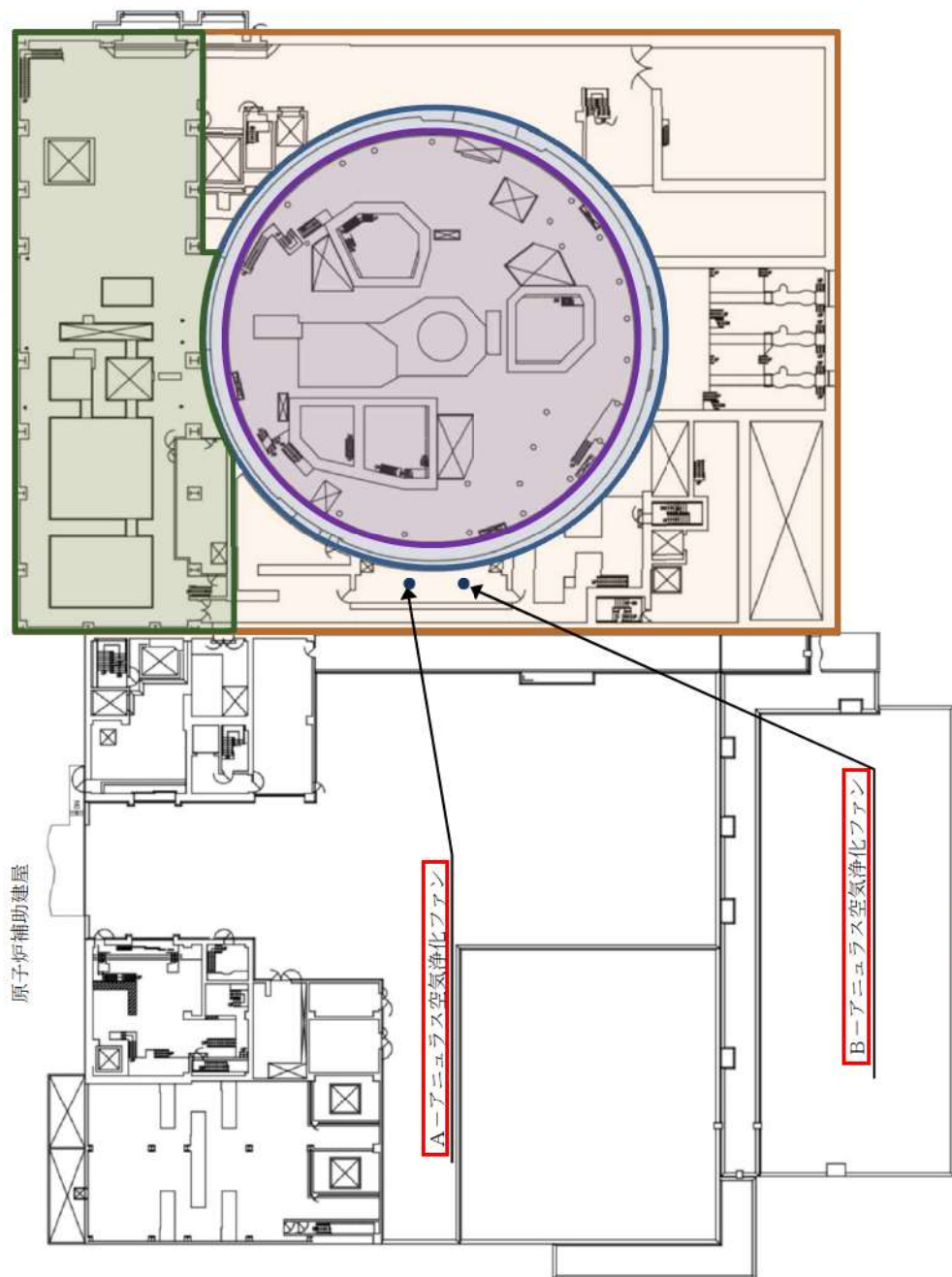
原子炉補助建屋

電気建屋

T.P. 24.8m

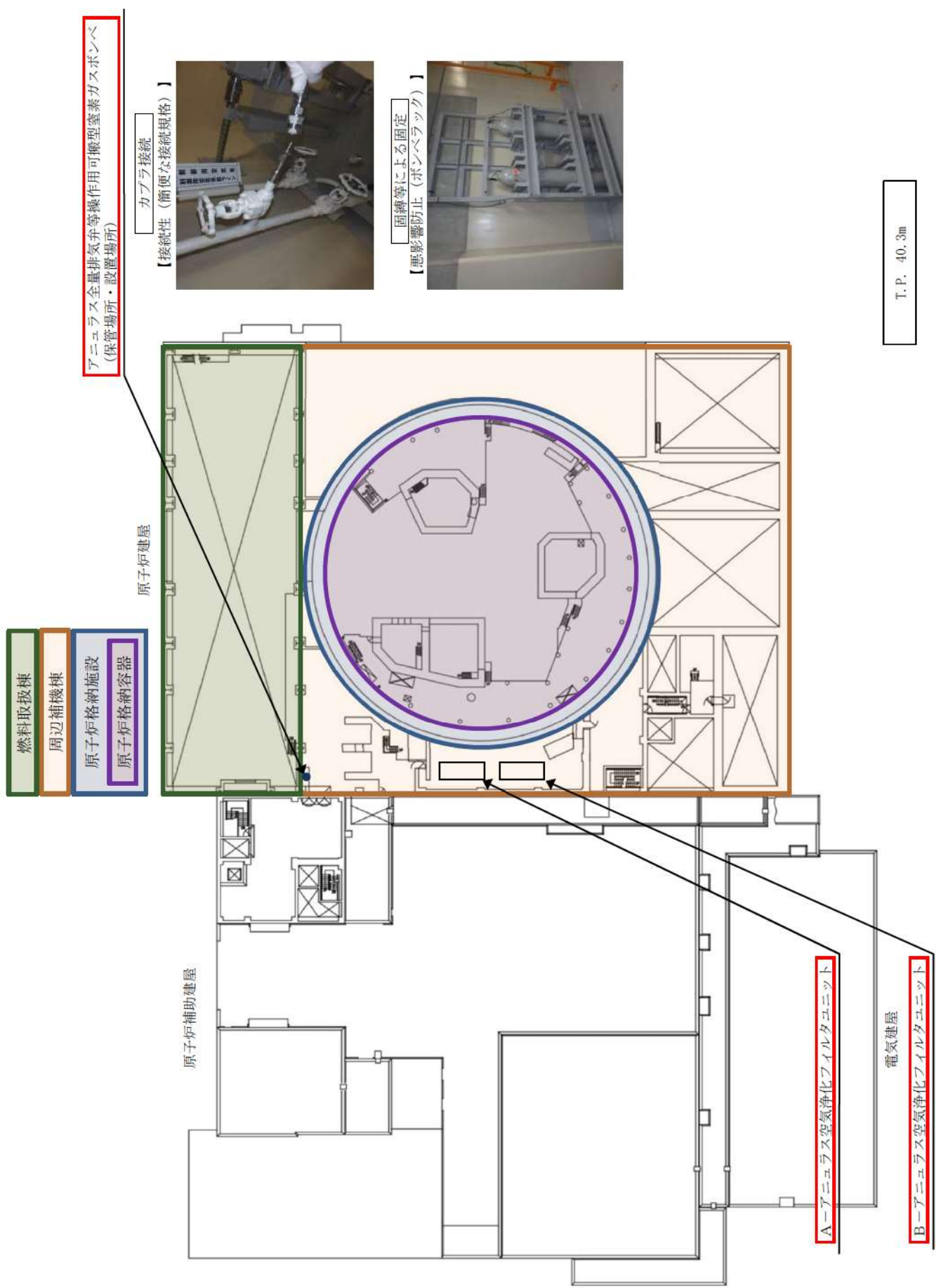
- 燃料取扱棟
- 周辺補機棟
- 原子炉格納施設
- 原子炉格納容器

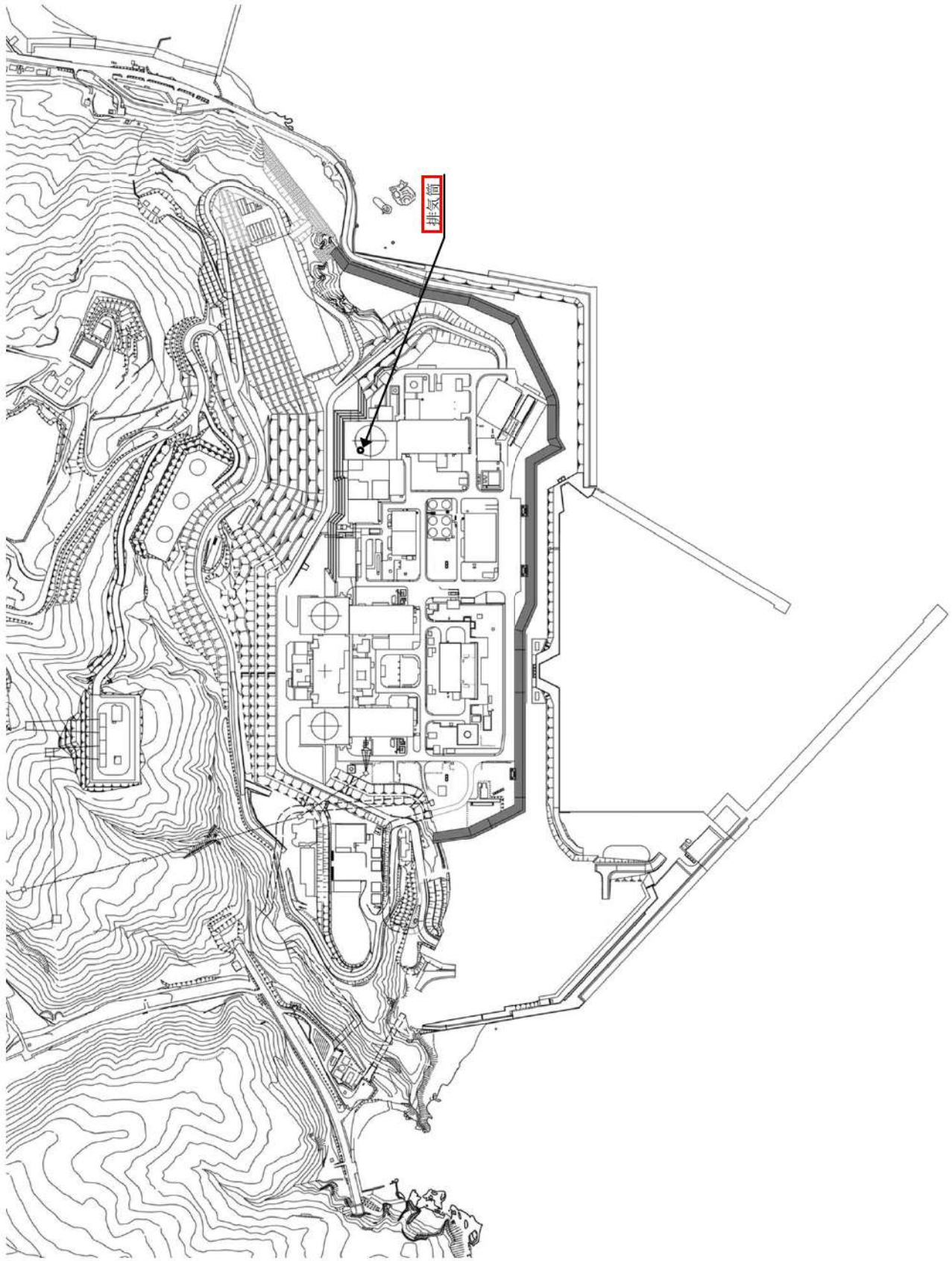
原子炉建屋



電気建屋

T.P. 33.1m





5 3 - 3 試験・検査説明資料



枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

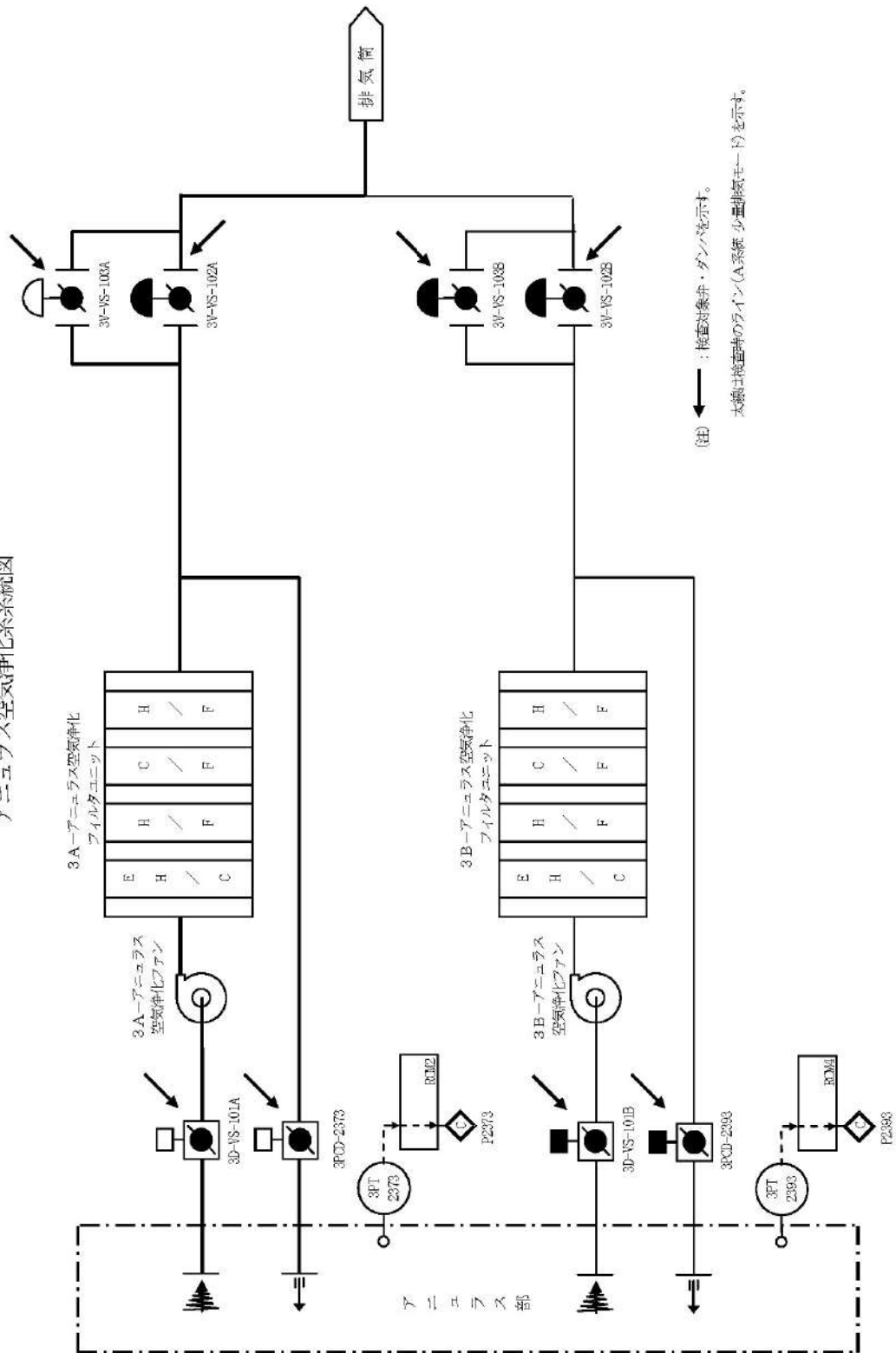
出発場所3号機 点検計画

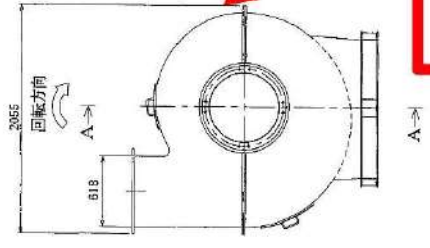
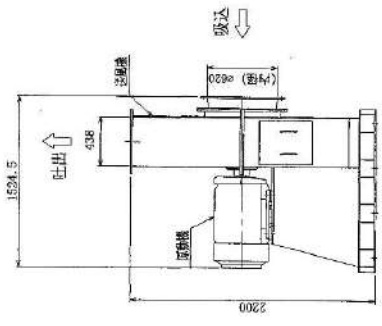
機器又は部品の名称	家族名(機器名)	保全の重要度	点検及び試験の項目	保全方式又は程度	検査名	備考 (0円は運用中と見做す時)
機務又は部品の名称 能力管理施設 【機務設備】	3RSP30M 3 B-格納容器再循環ファン用電動機	高	稼働・性能試験 潤滑油交換 分解点検	3.9M 1.3M 3.9M	77.1次系熱気空器取替検査	
	3RSP30C 3 C-格納容器再循環ファン	高	稼働・性能試験 分解点検	3.9M 3.9M	77.1次系熱気空器取替検査	
	3RSP30M 3 C-格納容器再循環ファン用電動機	高	稼働・性能試験 潤滑油交換 分解点検	3.9M 1.3M 3.9M	77.1次系熱気空器取替検査	
	3RSP30D 3 D-格納容器再循環ファン	高	稼働・性能試験 分解点検	3.9M 3.9M	77.1次系熱気空器取替検査	
	3RSP30M 3 D-格納容器再循環ファン用電動機	高	稼働・性能試験 潤滑油交換 分解点検	3.9M 1.3M 3.9M	77.1次系熱気空器取替検査	
	3RSP30A 3 A-格納容器空冷化ファン	低	稼働・性能試験 分解点検	5.2M 5.2M	77.1次系熱気空器取替検査	
	3RSP30AM 3 A-格納容器空冷化ファン用電動機	低	稼働・性能試験 分解点検	5.2M 5.2M	77.1次系熱気空器取替検査	
	3RSP30B 3 B-格納容器空冷化ファン	低	稼働・性能試験 分解点検	5.2M 5.2M	77.1次系熱気空器取替検査	
	3RSP30M 3 B-格納容器空冷化ファン用電動機	低	稼働・性能試験 潤滑油交換 分解点検	5.2M 5.2M 5.2M	77.1次系熱気空器取替検査	
	3RSP30A 3 A-エアニオラス空冷化ファン	高	稼働・性能試験 分解点検	1 C 5.2M	39.アニオラス循環排気系機能検査	(稼働試験: 3 M (定常稼働時))
	3RSP30AM 3 A-エアニオラス空冷化ファン用電動機	高	稼働・性能試験 分解点検	1 C 5.2M	39.アニオラス循環排気系機能検査	(稼働試験: 3 M (定常稼働時))
	3RSP30B 3 B-エアニオラス空冷化ファン	高	稼働・性能試験 分解点検	1 C 5.2M	38.アニオラス循環排気系機能検査	(稼働試験: 3 M (定常稼働時))
	3RSP30M 3 B-エアニオラス空冷化ファン用電動機	高	稼働・性能試験 潤滑油交換 分解点検	1 C 5.2M 5.2M	39.アニオラス循環排気系機能検査	(稼働試験: 3 M (定常稼働時))
	3RST10A 3 A-燃料循環機後フィルタユニット	高	潤滑点検	1.0.4M		先行点検または点検中止
	3RST10B 3 B-燃料循環機後フィルタユニット	高	稼働・性能試験 潤滑点検	1.0.4M 1.0.4M	77.1次系熱気空器取替検査	先行点検または点検中止
						先行点検または点検中止
						先行点検または点検中止

北海道電力株式会社 泊発電所
3号機 第2保全サイクル
定期事業者検査要領書

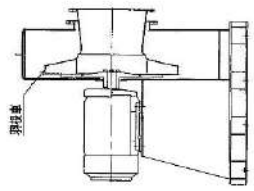
設 備 名：放射線管理設備
検 査 名：アニュラス循環排気系機能検査
要領書番号：HT3-38

アニュラス空気浄化系統図





ケーシングをを外すことで、
分解点検が可能である。



主要目録	
送風機	1
風量	300以上
風速	1
風圧	三相誘導電動機
出力	37以上
機種	1

図面は3A-アニュラス空気浄化ファンであるが、
3B-アニュラス空気浄化ファンも同様の構造である。

第7回工事計画部申請 第 9-25-1 図
 泊 桑 倉 庫 3 号 機
 放射線管理設備の増設図
 (A-アニュラス空気浄化ファン)
 北海道電力株式会社

追海電研3号機 点検計画

機番又は機名	実機名 (機番名)	保全の要程度	点検及び試験の項目	保全方式又は頻度	検査名	備考 (○内は適用する設備の名称)
機番又は機名	3NS10A 3 A-格納箱排気フィルタユニット	低	運転点検 検閲・性能試験	10.4M	77.1次系換気空調設備検査	実行定検または定検停止中
	3NS10B 3 B-格納箱排気フィルタユニット	低	運転点検 検閲・性能試験	10.4M	77.1次系換気空調設備検査	実行定検または定検停止中
	3NS10Z 3-格納箱超絶汚化フィルタユニット	低	運転点検 (チャコーン/フィルタ交換) 検閲・性能試験	1.3M	77.1次系換気空調設備検査	実行定検または定検停止中
	3NS17A 3 A-アニュラス空気浄化フィルタユニット	高	運転点検 (チャコーン/フィルタ交換) 検閲・性能試験	1.3M	59.アニュラス排気排気フィルタ性能検査 77.1次系換気空調設備検査	
	3NS17B 3 B-アニュラス空気浄化フィルタユニット	高	運転点検 (チャコーン/フィルタ交換) 検閲・性能試験	1.3M	39.アニュラス排気排気フィルタ性能検査 77.1次系換気空調設備検査	
	3NS18 3-中央制御室非常用排気フィルタユニット	高	運転点検 (チャコーン/フィルタ交換) 検閲・性能試験	1.3M	41.中央制御室非常用排気フィルタ性能検査 77.1次系換気空調設備検査	
	3D-YS-101A 3 A-アニュラス排気ダクト	高	検閲・性能試験 分解点検	1.0 1.17M	38.アニュラス排気排気系漏れ検査	
	3D-YS-101B 3 B-アニュラス排気ダクト	高	検閲・性能試験 分解点検	1.0 1.17M	38.アニュラス排気排気系漏れ検査	
	3D-YS-102A 3 A-アニュラス全量排気弁	高	検閲・性能試験 分解点検	1.0 1.17M	38.アニュラス排気排気系漏れ検査	
	3D-YS-102B 3 B-アニュラス全量排気弁	高	検閲・性能試験 分解点検	1.0 1.17M	38.アニュラス排気排気系漏れ検査	
	3D-YS-103A 3 A-アニュラス少量排気弁	高	検閲・性能試験 分解点検	1.0 1.17M	38.アニュラス排気排気系漏れ検査	
	3D-YS-103B 3 B-アニュラス少量排気弁	高	検閲・性能試験 分解点検	1.0 1.17M	38.アニュラス排気排気系漏れ検査	
	3D-YS-651 3-幹線排気換気ユニット入口ダクト	高	検閲・性能試験 分解点検	1.17M	77.1次系換気空調設備検査	
	3D-YS-652A 3 A-幹線排気換気ファン出口ダクト	高	検閲・性能試験 分解点検	1.17M	77.1次系換気空調設備検査	
	3D-YS-652B 3 B-幹線排気換気ファン出口ダクト	高	検閲・性能試験 分解点検	1.17M	77.1次系換気空調設備検査	
	3D-YS-653 3-幹線排気換気機蔵ダクト	高	検閲・性能試験 分解点検	1.17M	77.1次系換気空調設備検査	
	3D-YS-6505 3-幹線排気換気機蔵非常用ダクト	高	検閲・性能試験 分解点検	7.8M 7.9M	77.1次系換気空調設備検査	実行定検 実行定検

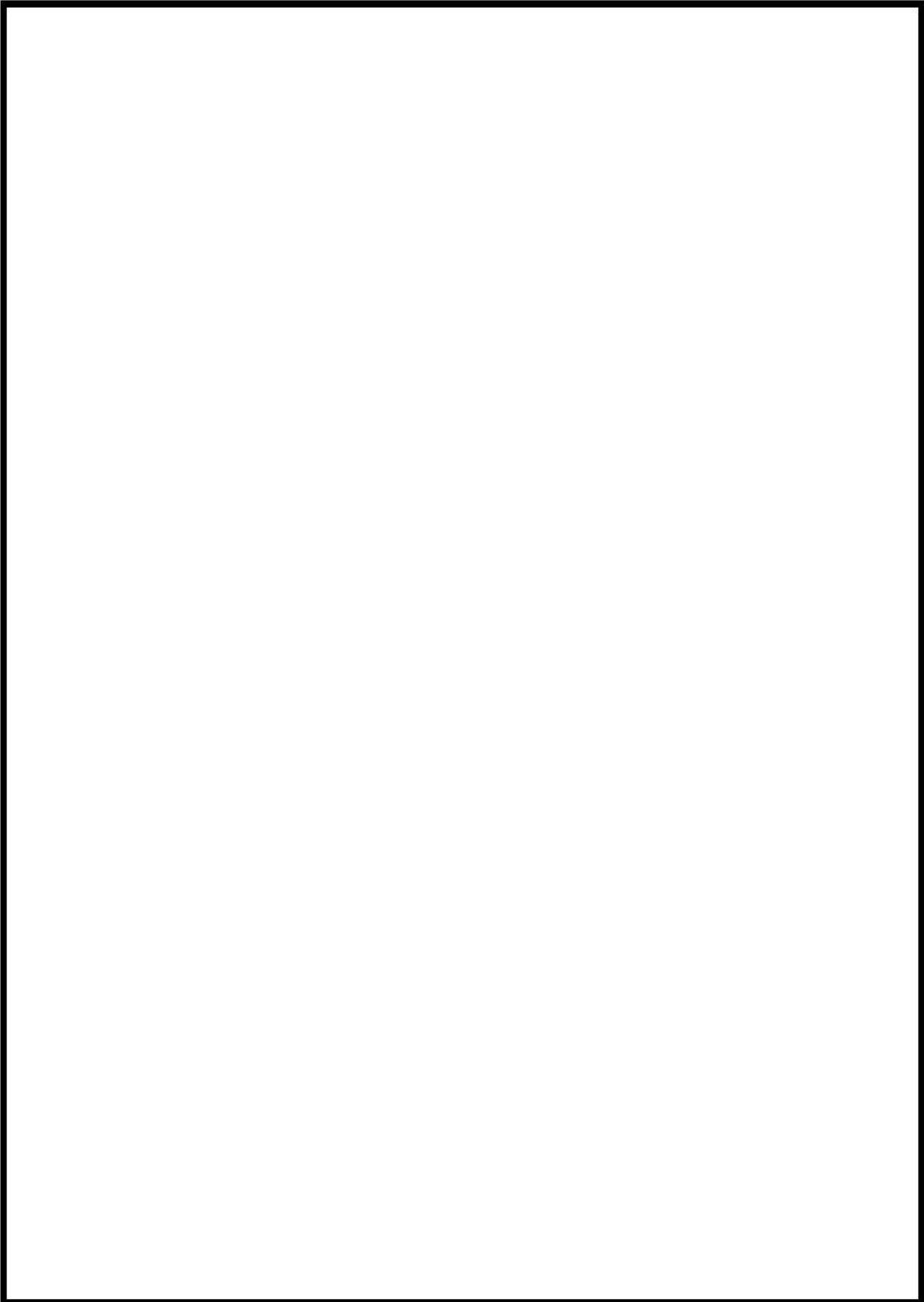
放射線管理記録
[換気設備]


北海道電力株式会社 泊発電所
3号機 第2保全サイクル
定期事業者検査要領書

設 備 名 : 放射線管理設備

検 査 名 : アニユラス循環排気系フィルタ性能検査

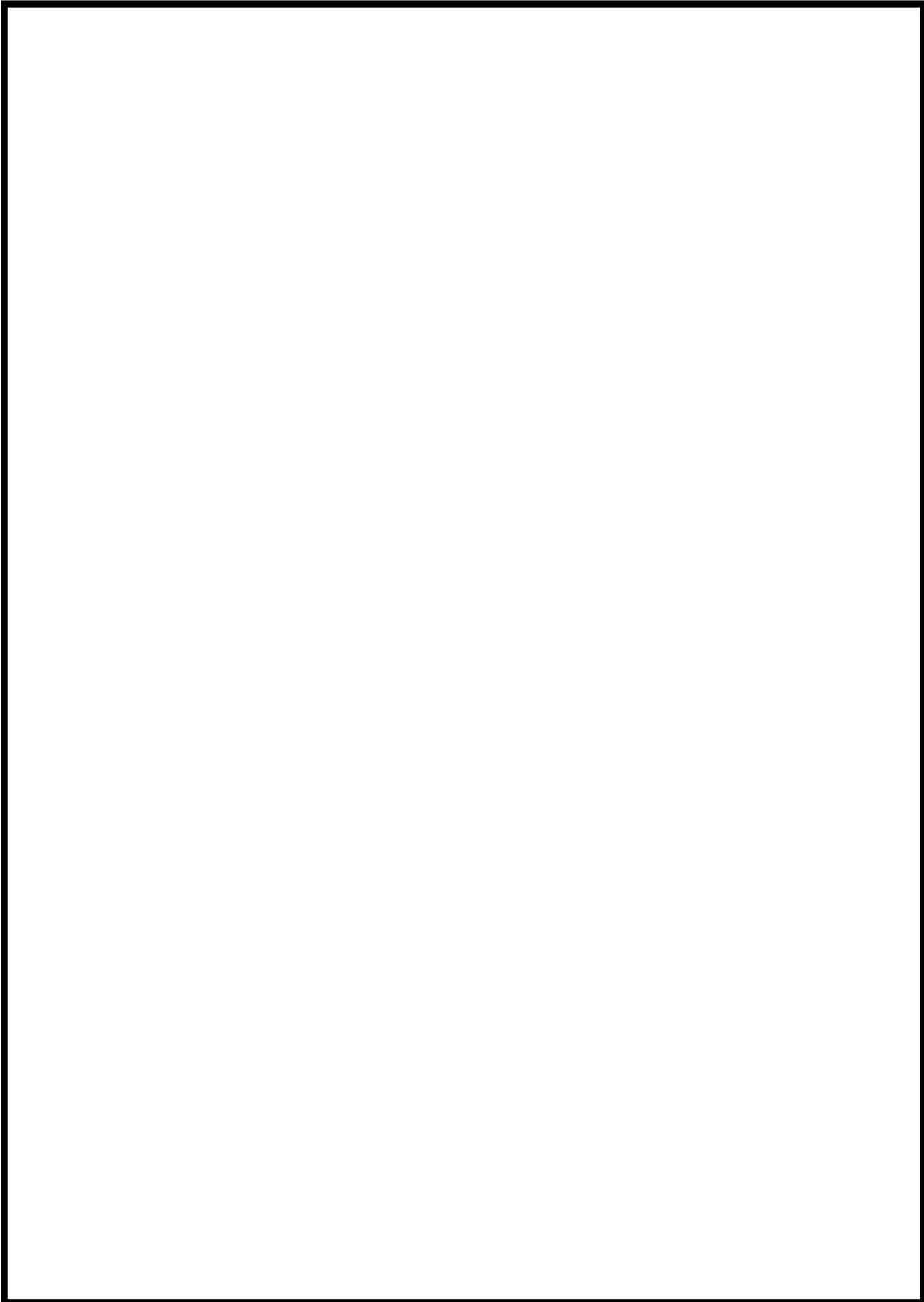
要領書番号 : HT3-39



 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。
53-3-8



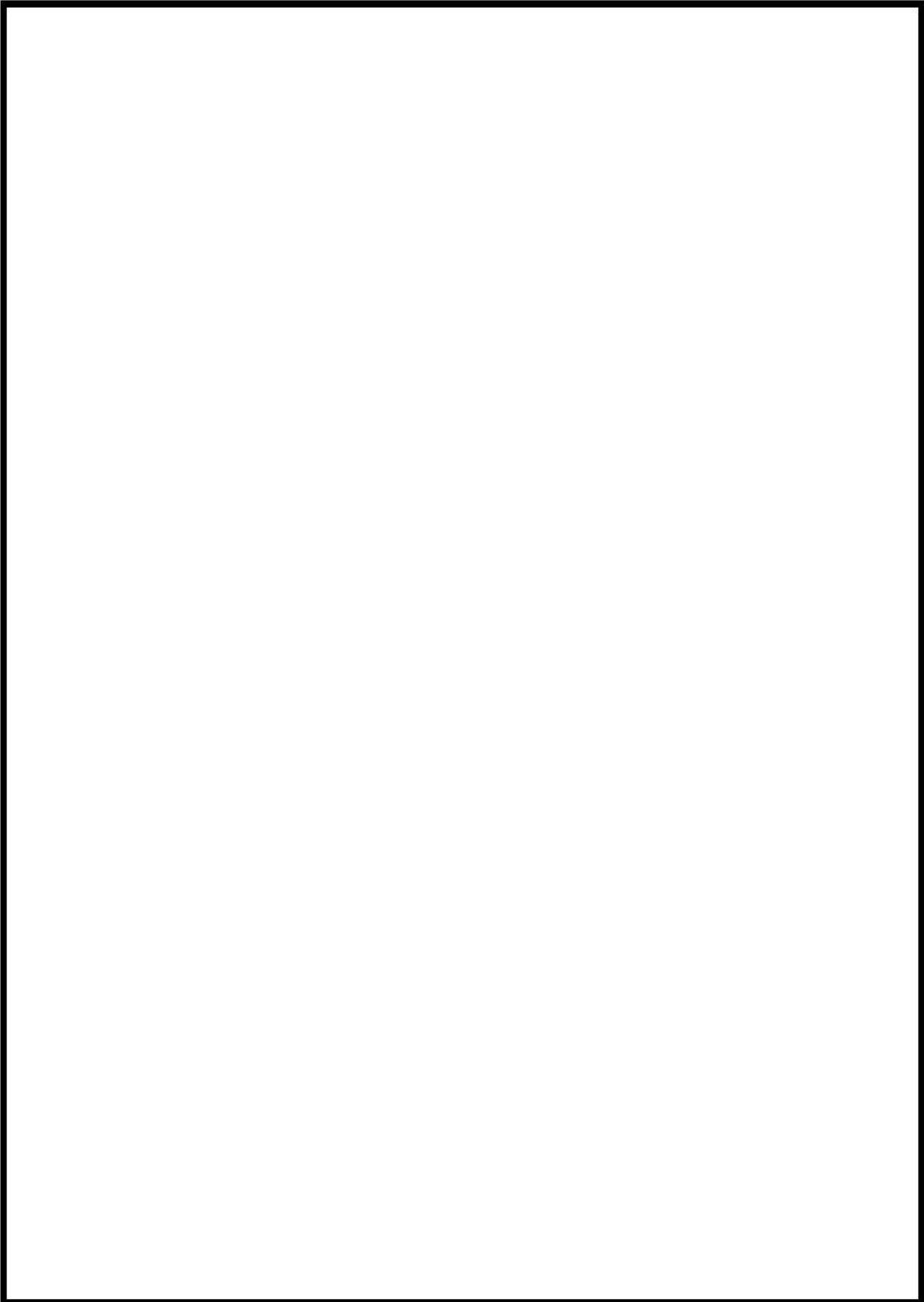
枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

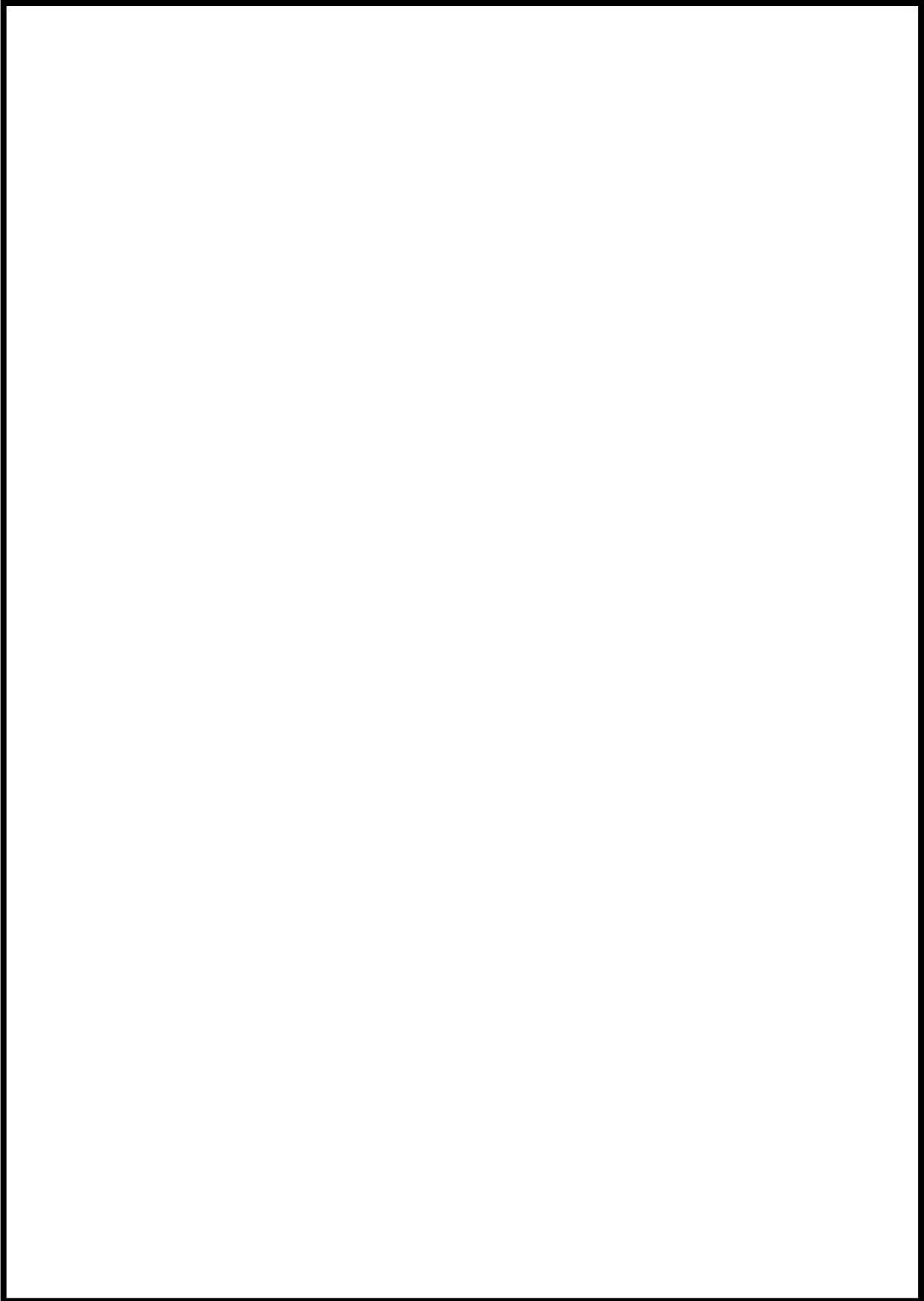


枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

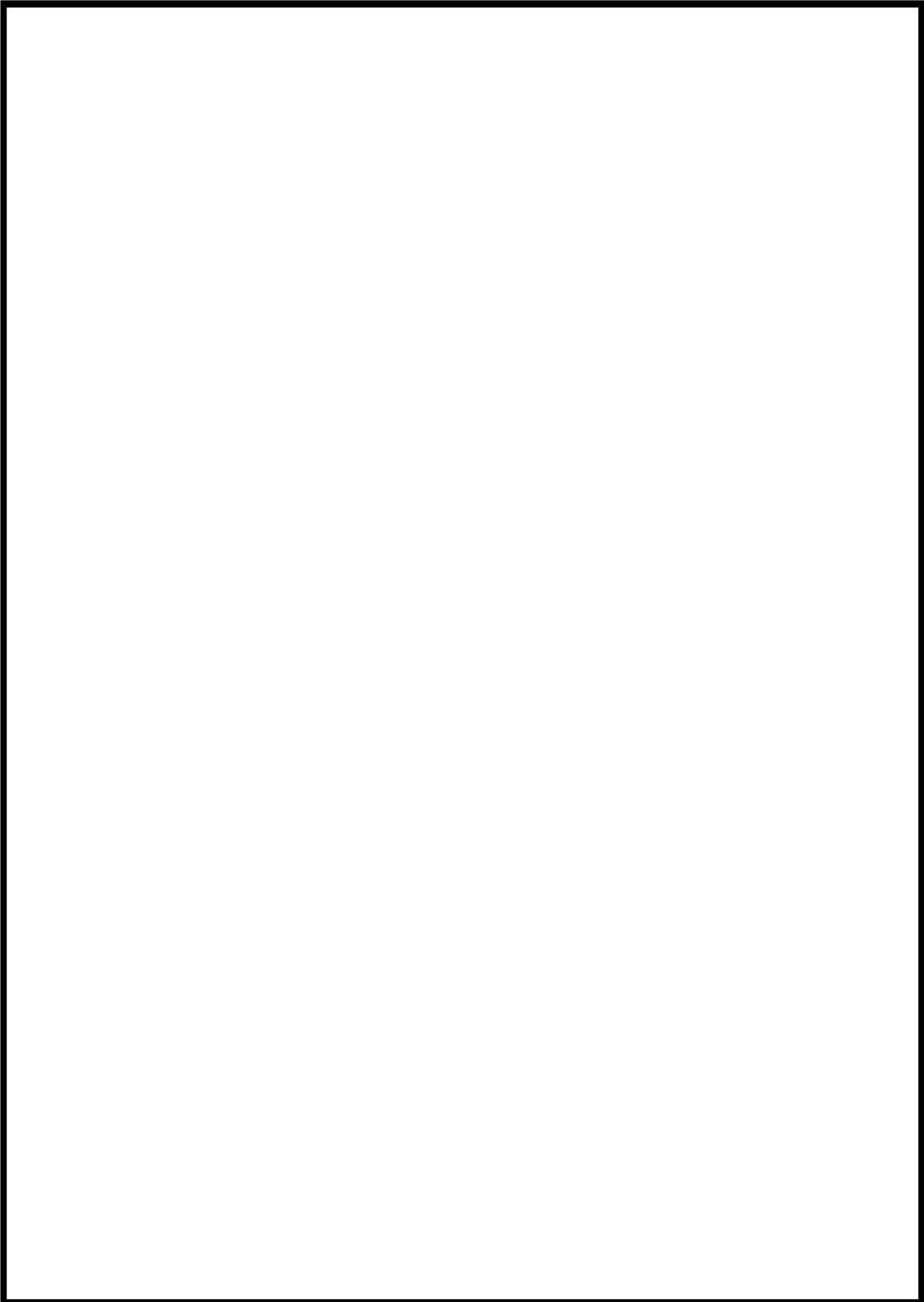
北海道電力株式会社 泊発電所
3号機 第2保全サイクル
定期事業者検査要領書

設備名：放射線管理設備
検査名：1次系換気空調設備検査
要領書番号：HT3-77

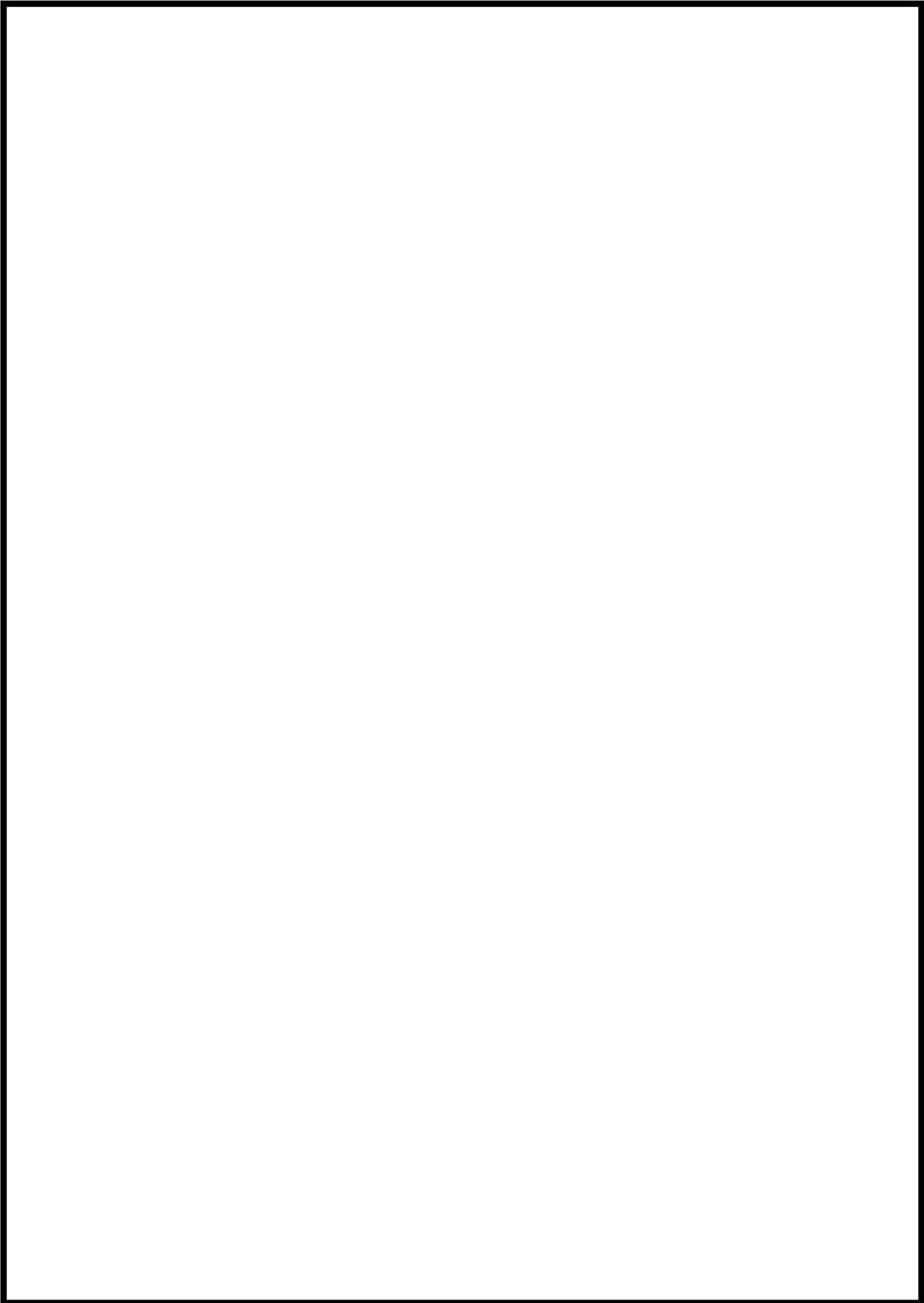




枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

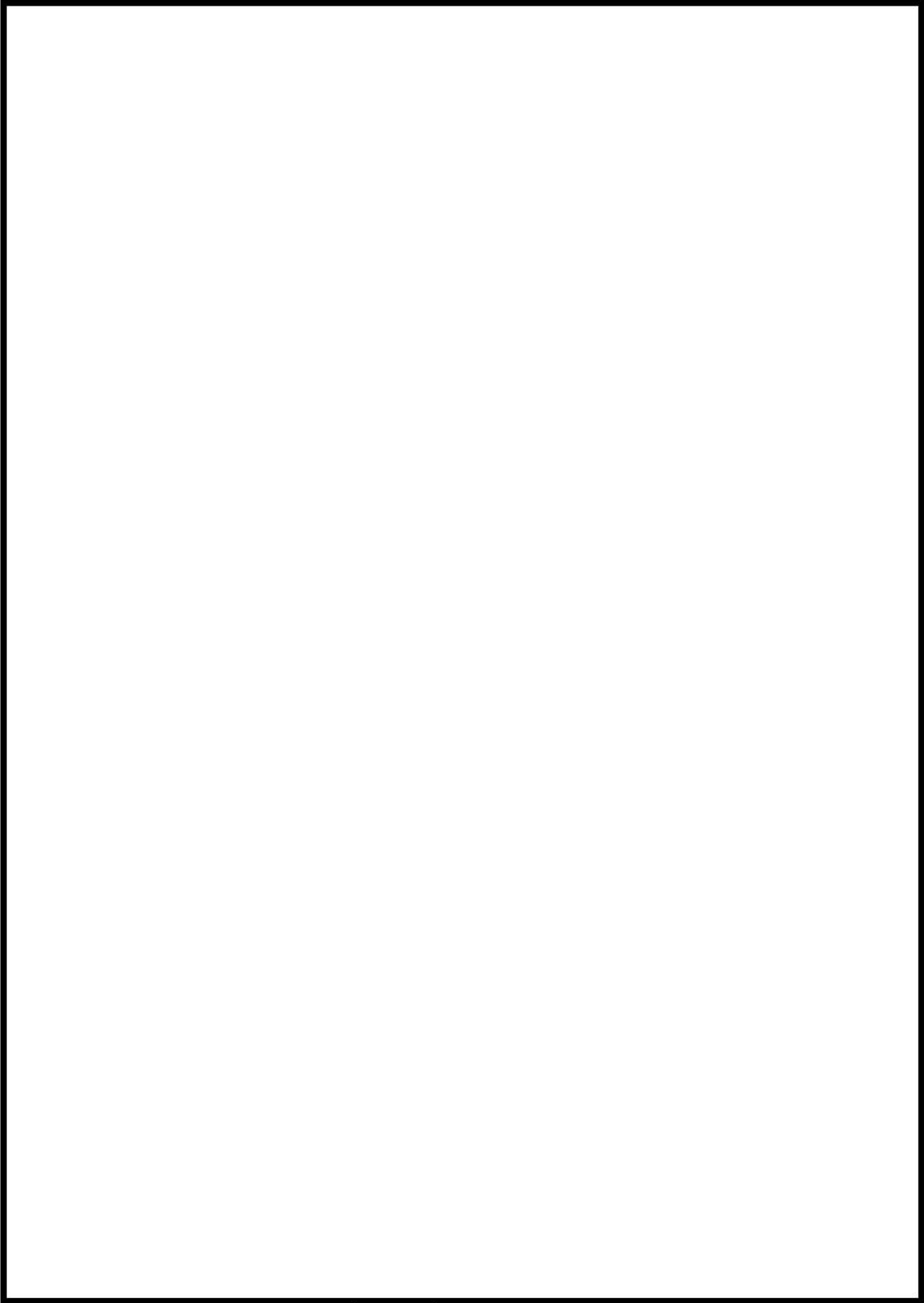


枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

油気機器3号機 点検計画

機器又は装置名	集塵袋 (機器名)	保全の 重要度	点検及び点検の項目	検査方式 又は 装置	検査名	備考 (〇印は測定する設備の診断時期)
操縦又は装置名 [集塵袋類]	3WS15 3-A 燃料系取塵装置ユニット	高	開点検	1.0.4 M	93-1 次汚染空気調製設備検査 (換気空調設備の分解等)	
	3WS24A 3-A-1 燃料系取塵装置ファン	高	燃焼・性能試験 分解点検	7.8 M 7.8 M	77-1 次汚染空気調製設備検査	
	3WS24A/M 3-A-1 燃料系取塵装置ファン用電動機	高	燃焼・性能試験 分解点検	7.8 M 7.8 M	77-1 次汚染空気調製設備検査	(燃焼診断: 2 M (運転運転時))
	3WS24B 3-B-1 燃料系取塵装置ファン	高	燃焼・性能試験 分解点検	7.8 M 7.8 M	77-1 次汚染空気調製設備検査	(燃焼診断: 2 M (運転運転時))
	3WS24B/M 3-B-1 燃料系取塵装置ファン用電動機	高	燃焼・性能試験 分解点検	7.8 M 7.8 M	77-1 次汚染空気調製設備検査	(燃焼診断: 2 M (運転運転時))
	3WS25A 3-A-1 燃料系取塵装置ファン	高	燃焼・性能試験 分解点検	5.2 M 5.2 M	77-1 次汚染空気調製設備検査	
	3WS25A/M 3-A-1 燃料系取塵装置ファン用電動機	高	燃焼・性能試験 分解点検	5.2 M 5.2 M	77-1 次汚染空気調製設備検査	
	3WS25B 3-B-1 燃料系取塵装置ファン	高	燃焼・性能試験 分解点検	5.2 M 5.2 M	77-1 次汚染空気調製設備検査	
	3WS25B/M 3-B-1 燃料系取塵装置ファン用電動機	高	燃焼・性能試験 分解点検	5.2 M 5.2 M	77-1 次汚染空気調製設備検査	
	3WS19 3-A 燃料系取塵装置ユニット	高	開点検 (ファンコントロール交換)	1.3 M	77-1 次汚染空気調製設備検査	
	3WS22 3-C 中央制御室排気ファン	低	燃焼・性能試験 分解点検	1.3 M 5.2 M	40 中央制御室新着用換気系燃焼検査	対応設備: 排気筒
	3D7-1 A 履: 原工型燃焼器	高	燃焼・性能試験	1.3 M 1.5.6 M	43 原子炉格納容器安全弁漏えい率検査	(燃焼診断: 2 M (運転運転時))
	B 履: エアロック、機器出入口、配管貫通部	高	漏えい試験	1.3 M	44 原子炉格納容器漏えい率検査	3 Cで2回実施
	C 履: 原子炉格納容器留置部	高	漏えい試験	1.3 M	44 原子炉格納容器留置部漏えい率検査	3 Cで2回実施
	3D7-3 3-E エアロック (通常用)	高	開点検	5.2 M		5.2 Mで3回実施
	3D7-4 3-E エアロック (非常用)	高	開点検 外観点検 (情報品交換他)	1.3 M 5.2 M		5.2 Mで3回実施
	3D7-2 3-E 燃料系取塵装置ファン用電動機	高	開点検 外観点検 (情報品交換他)	1.3 M 1.3 M		5.2 Mで3回実施
	3D7-20 3-E 燃料系取塵装置	高	開点検 燃焼・性能試験 (情報品交換他)	1.3 M 1.3 M		
	3D7-21 3-E CT 燃料系取塵装置	高	開点検 燃焼・性能試験 (情報品交換他)	1.3 M 3.9 M		
	3D7-41E 3-U Uマシンの燃焼器・CV-LRT用用圧調整	高	開点検	1.0 Y		
3D7-41F 3-U Uマシンの燃焼器・CV-LRT用用圧調整	高	開点検	3.9 M			
3D7-41G 燃料系取塵装置漏えい率試験圧力計測装置	高	開点検 (情報品交換他)	1.3 M			

原子炉格納器
[原子炉格納器]



枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

5 3 - 4 系統図

No	機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法	備考
①	A-アニュラス空気浄化ファン	停止→起動	中央制御室	操作器操作	うち1台使用 交流電源
②	B-アニュラス空気浄化ファン	停止→起動	中央制御室	操作器操作	
③	A-アニュラス排気ダンパ	全閉→全開	中央制御室	連動	A系使用時 直流電源 制御用空気
④	B-アニュラス排気ダンパ	全閉→全開	中央制御室	連動	B系使用時 直流電源 制御用空気
⑤	A-アニュラス全量排気弁	全閉→全開	中央制御室	連動	A系使用時 直流電源 制御用空気
⑥	B-アニュラス全量排気弁	全閉→全開	中央制御室	連動	B系使用時 直流電源 制御用空気
⑦	A-アニュラス戻りダンパ	全閉→調整開	中央制御室	連動	A系使用時 直流電源 制御用空気
⑧	B-アニュラス戻りダンパ	全閉→調整開	中央制御室	連動	B系使用時 直流電源 制御用空気

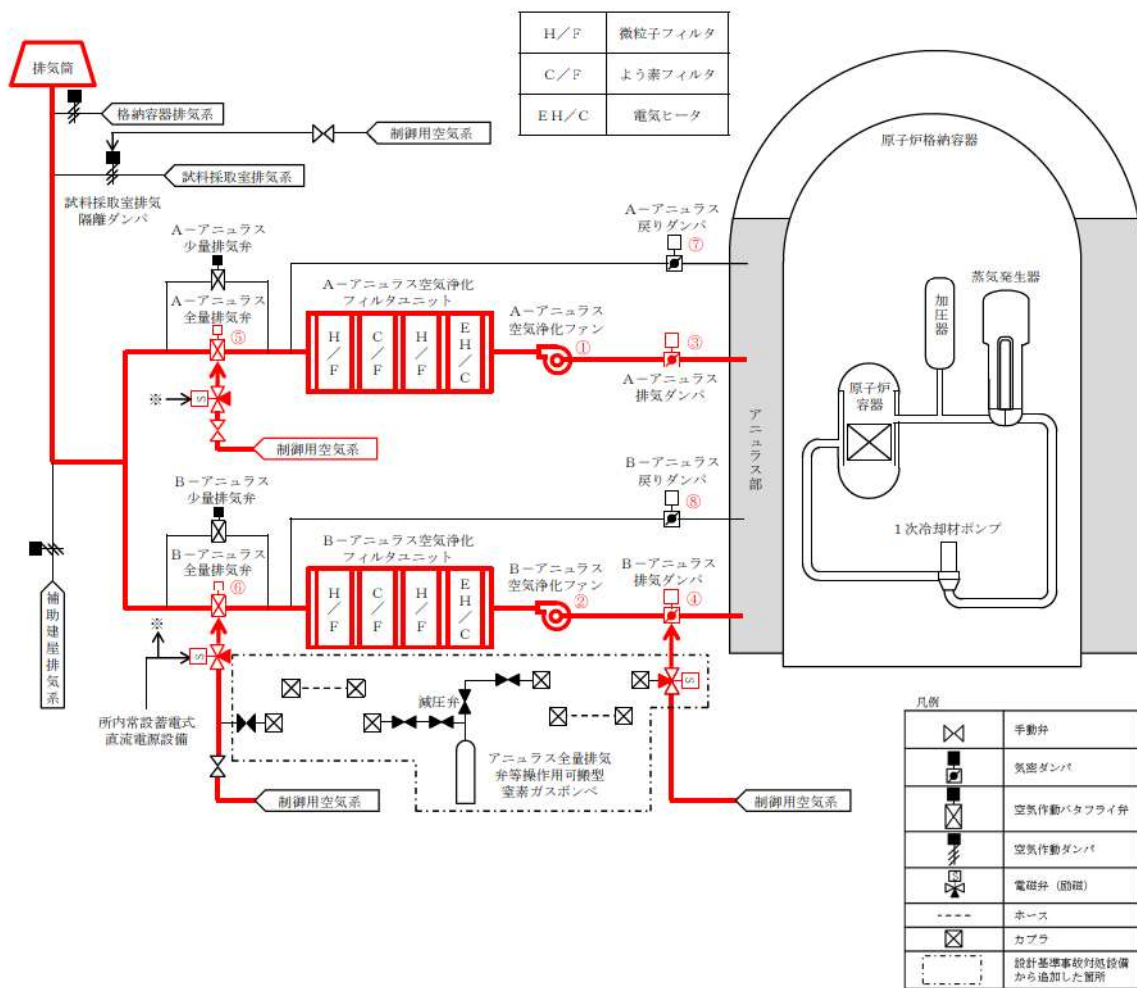


図 53-4-1 アニユラス空気浄化設備による水素排出
 (交流動力電源及び直流電源が健全である場合)

No	機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法	備考
①	3D-VS-653 制御用空気供給弁	全開→全閉	原子炉補助建屋 T.P. 40.3m	手動操作	—
②	試料採取室排気隔離ダンパ	全開→全閉	原子炉補助建屋 T.P. 40.3m	手動操作	—
③	3V-VS-102B 制御用空気供給弁	全開→全閉	周辺補機棟 T.P. 40.3m	手動操作	—
④	ホース	ホース接続	周辺補機棟 T.P. 40.3m	接続操作	—
⑤	アニュラス全量排気弁等操作用可搬型窒素ガスボンベ口金弁 1	全閉→全開	周辺補機棟 T.P. 40.3m	手動操作	1系使用時
⑥	アニュラス全量排気弁等操作用窒素供給パネル入口弁 1	全閉→全開	周辺補機棟 T.P. 40.3m	手動操作	
⑦	アニュラス全量排気弁等操作用窒素供給パネル減圧弁 1	全閉→調整開	周辺補機棟 T.P. 40.3m	手動操作	—
⑧	アニュラス全量排気弁等操作用窒素供給パネル減圧弁 2	全閉→調整開	周辺補機棟 T.P. 40.3m	手動操作	—
⑨	アニュラス全量排気弁等操作用窒素供給パネル出口弁 2	全閉→全開	周辺補機棟 T.P. 40.3m	手動操作	—
⑩	アニュラス全量排気弁等操作用窒素供給パネル出口弁 1	全閉→全開	周辺補機棟 T.P. 40.3m	手動操作	—
⑪	3V-VS-102B 窒素ガス供給弁 (SA対策)	全閉→全開	周辺補機棟 T.P. 40.3m	手動操作	—
⑫	B-アニュラス空気浄化ファン	停止→起動	中央制御室	操作器操作	交流電源
⑬	B-アニュラス排気ダンパ	全閉→全開	操作 No. ⑨	手動操作	—
⑭	B-アニュラス全量排気弁	全閉→全開	中央制御室	連動	直流電源

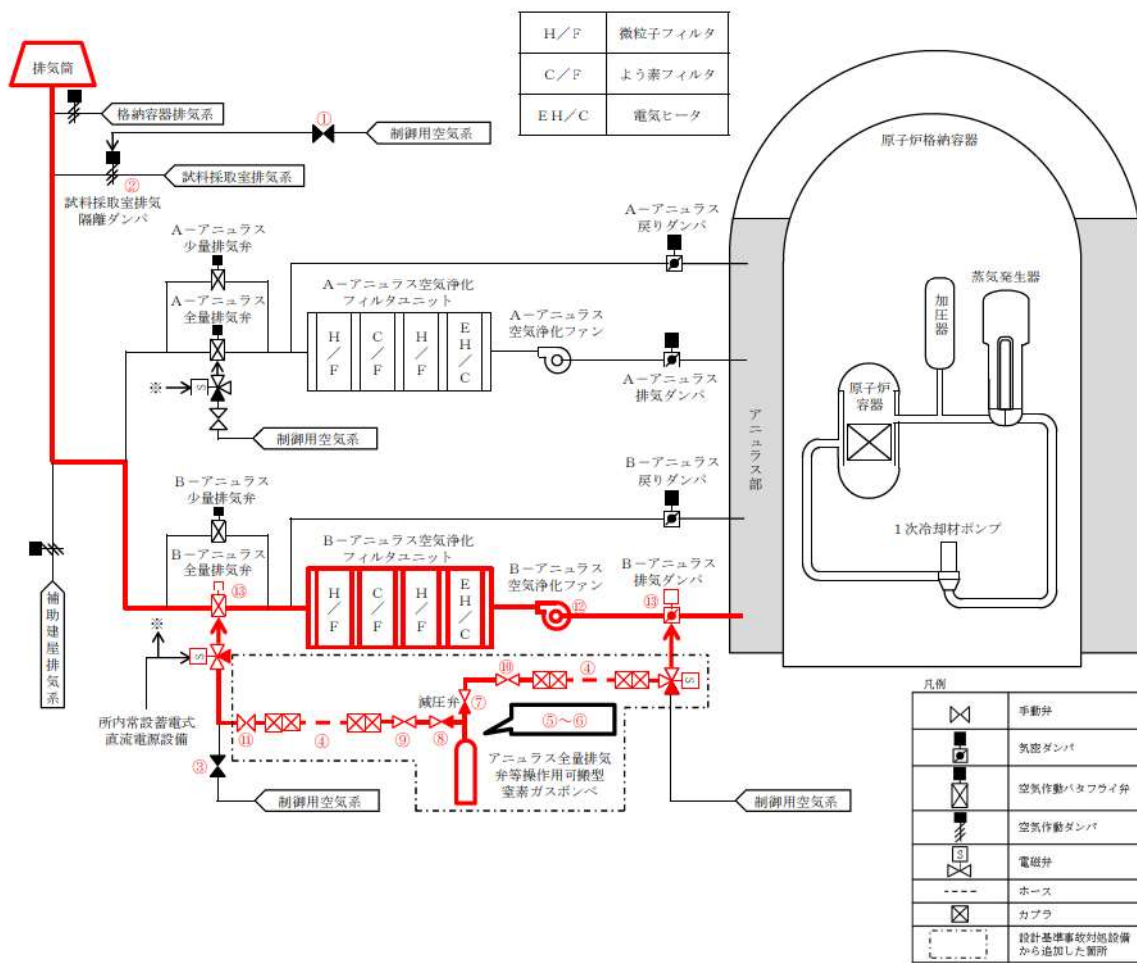


図 53-4-2 アニュラス空気浄化設備による水素排出
(全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合)

No	機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法	備考
①	ホース	ホース接続	周辺補機棟 T. P. 24. 8m	接続操作	—
②	可搬型アニュラス水素濃度計測ユニット入口 隔離弁 (SA対策)	全閉→全開	周辺補機棟 T. P. 24. 8m	手動操作	—
③	可搬型アニュラス水素濃度計測ユニット出口 隔離弁 (SA対策)	全閉→全開	周辺補機棟 T. P. 24. 8m	手動操作	—
④	可搬型アニュラス水素濃度計測ユニット	切→入	周辺補機棟 T. P. 24. 8m	スイッチ操作	交流電源

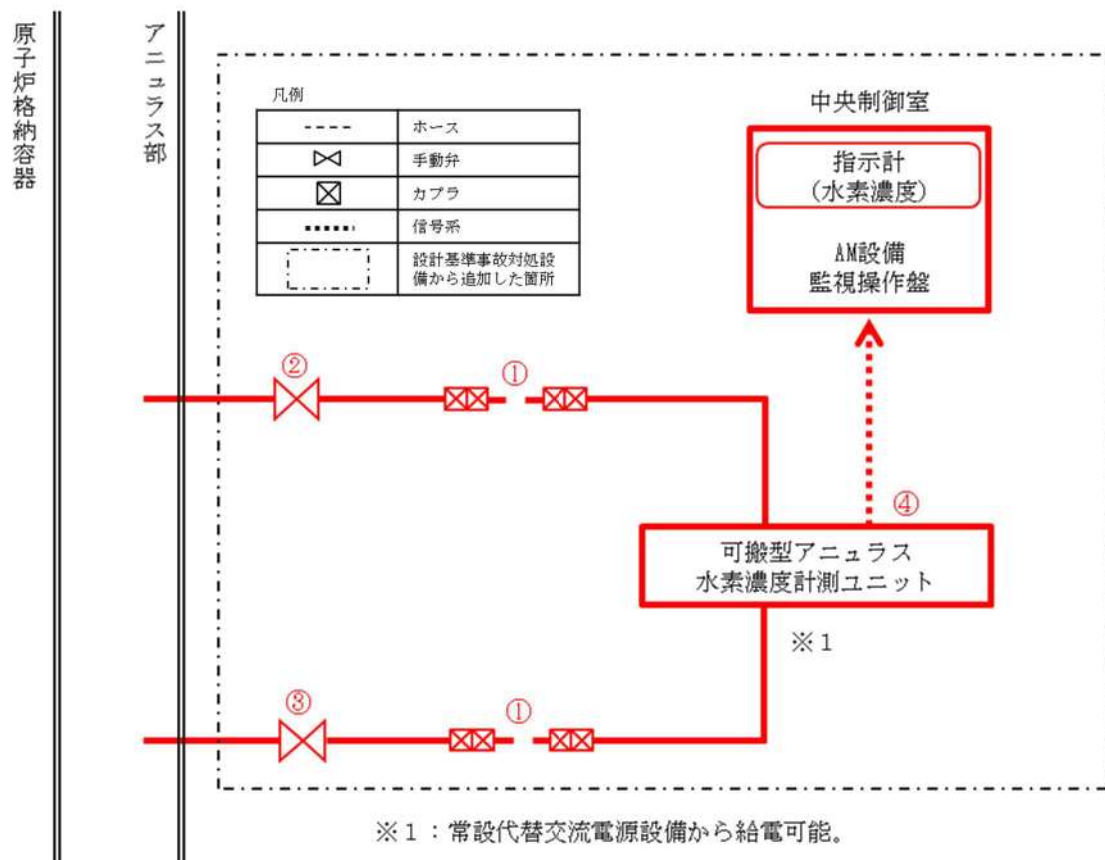


図 53-4-3 アニュラス部の水素濃度監視

5 3 - 5 容量設定根拠

本資料は、一部、詳細設計中のものも含まれているため、設計の進捗により変更する場合があります。

名 称		アニュラス全量排気弁等操作用 可搬型窒素ガスポンペ
容 量	L/個	46.7 以上 (46.7)
最高使用圧力	MPa	14.7
最高使用温度	℃	40
個 数	—	1以上 (2 (予備1))
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>・重大事故等対処設備</p> <p>重大事故等時に使用するアニュラス全量排気弁等操作用可搬型窒素ガスポンペは、以下の機能を有する。</p> <p>アニュラス全量排気弁等操作用可搬型窒素ガスポンペは、炉心の著しい損傷により原子炉格納容器内に水素が発生した場合にアニュラスの水素濃度を低減することで水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するために設置する。</p> <p>系統構成は、アニュラスからの水素排出として、B系アニュラス空気浄化設備の弁及びダンパは、アニュラス全量排気弁等操作用可搬型窒素ガスポンペにより代替空気を供給すること又は、アニュラス全量排気弁等操作用可搬型窒素ガスポンペにより代替空気を供給し、代替電源設備である常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電可能な所内常設蓄電式直流電源設備により電磁弁を開放することで開操作できる設計とする。これらの系統構成については、設備別記載事項の設定根拠に関する説明書別添3「技術基準規則 第68条系統図」による。</p> <p>アニュラス全量排気弁等操作用可搬型窒素ガスポンペは、炉心の著しい損傷が発生した場合において、運転員が中央制御室にとどまるために、原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減するために設置する。</p> <p>系統構成は、放射性物質の濃度低減として、B系アニュラス空気浄化設備の弁及びダンパは、アニュラス全量排気弁等操作用可搬型窒素ガスポンペにより代替空気を供給すること又は、アニュラス全量排気弁等操作用可搬型窒素ガスポンペにより代替空気を供給し、代替電源設備である常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電可能な所内常設蓄電式直流電源設備により電磁弁を開放することで開操作できる設計とする。これらの系統構成については、設備別記載事項の設定根拠に関する説明書別添3「技術基準規則 第74条系統図」による。</p>		

1. 容量

重大事故等時に使用するアニュラス全量排気弁等操作用可搬型窒素ガスポンベは、高圧ガス保安法の適合品である一般汎用型の窒素ガスポンベを使用する。このため、当該ポンベの容量は一般汎用型の窒素ガスポンベの標準容量46.7L/個以上とする。

アニュラス全量排気弁等操作用可搬型窒素ガスポンベは、アニュラス全量排気弁及びアニュラス排気ダンパの操作に必要な容量を満足する設計とする。

なお、アニュラス全量排気弁及びアニュラス排気ダンパへの空気供給ラインには、窒素がリークする箇所がないため連続加圧の必要はなく、1回の加圧作業でアニュラス全量排気弁及びアニュラス排気ダンパは、「開」状態を維持する。

想定操作	開保持1回
消費量	<ul style="list-style-type: none"> ・連続消費量： <input type="text"/> Nm³/h 供給先にある機器の消費量を含む継続的に消費される量 ・バッチ消費量(アニュラス全量排気弁1台分)：約 <input type="text"/> Nm³/回 アニュラス全量排気弁を全開にするための消費量 ・バッチ消費量(アニュラス排気ダンパ1台分)：約 <input type="text"/> Nm³/回 アニュラス排気ダンパを開放するための消費量 ・配管加圧消費量：約 <input type="text"/> Nm³/回 窒素供給ラインを重大事故等時の供給圧力まで加圧するための消費量 <p>窒素ガス消費総量： <input style="width: 100%;" type="text"/></p>
ポンベ必要個数	<ul style="list-style-type: none"> ・ポンベ充てん圧力：14.801MPa[abs] ・ポンベ容量：6.84Nm³/個^(注1) ・制御弁動作圧力：<input type="text"/> MPa[abs] <p>窒素供給時は、制御弁動作圧力範囲内を維持する必要があることから、ポンベ1個当たりの供給可能量は、 <input style="width: 100%;" type="text"/></p> <p>必要個数：<input style="width: 100%;" type="text"/></p>

以上より、アニュラス全量排気弁等操作用可搬型窒素ガスポンベの必要個数は約 個となるため、設置個数は約 個を上回る1個とする。

公称値については、要求される容量と同じ46.7L/個とする。

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

2. 最高使用圧力

アニュラス全量排気弁等操作用可搬型窒素ガスポンペを重大事故等時において使用する
場合の圧力は、高圧ガス保安法の適合品であるポンペにて実績を有する充てん圧力である
14.7MPaとする。

3. 最高使用温度

アニュラス全量排気弁等操作用可搬型窒素ガスポンペを重大事故等時において使用する
場合の温度は、高圧ガス保安法に基づき40℃とする。

4. 個数

可搬型設備であるアニュラス全量排気弁等操作用可搬型窒素ガスポンペは、重大事故等
対処設備としてB-アニュラス全量排気弁及びB-アニュラス排気ダンパに窒素を供給し、B-
アニュラス全量排気弁及びB-アニュラス排気ダンパを開操作するために必要な個数であ
る、1セット1個及び本設備は保守点検中にも使用可能であるため、保守点検による待機除
外時のバックアップ用は考慮せずに、故障時のバックアップ用として予備1個を保管する。

(注1) アニュラス全量排気弁等操作用可搬型窒素ガスポンペ内の窒素量

$$Q = P \times V_1 / 0.101 = 14.801 \times 46.7 \times 10^{-3} / 0.101 = 6.84 \text{Nm}^3$$

Q : 窒素ポンペ内の窒素量 (Nm³)

V₁ : ポンペの容量 (m³) = 46.7 × 10⁻³

P : ポンペの充てん圧力 (MPa[abs]) = 14.7 + 0.101 = 14.801

1. 可搬型アニュラス水素濃度計測ユニット

(1) 設置目的

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が変動する可能性のある範囲にわたり測定するための設備として、可搬型アニュラス水素濃度計測ユニットを設ける。

(2) 設備概要

可搬型アニュラス水素濃度計測ユニットは、重大事故等対処設備の機能を有しており、熱伝導式検出器にて水素濃度を電圧信号として検出する。検出した電圧信号は、変換器にて電流信号に変換し、シビアアクシデント監視盤内の演算装置にて水素濃度信号に変換した後、アニュラス水素濃度として中央制御室に表示し、記録する。

(図5 3-5-1「可搬型アニュラス水素濃度計測ユニットの概略構成図」参照。)

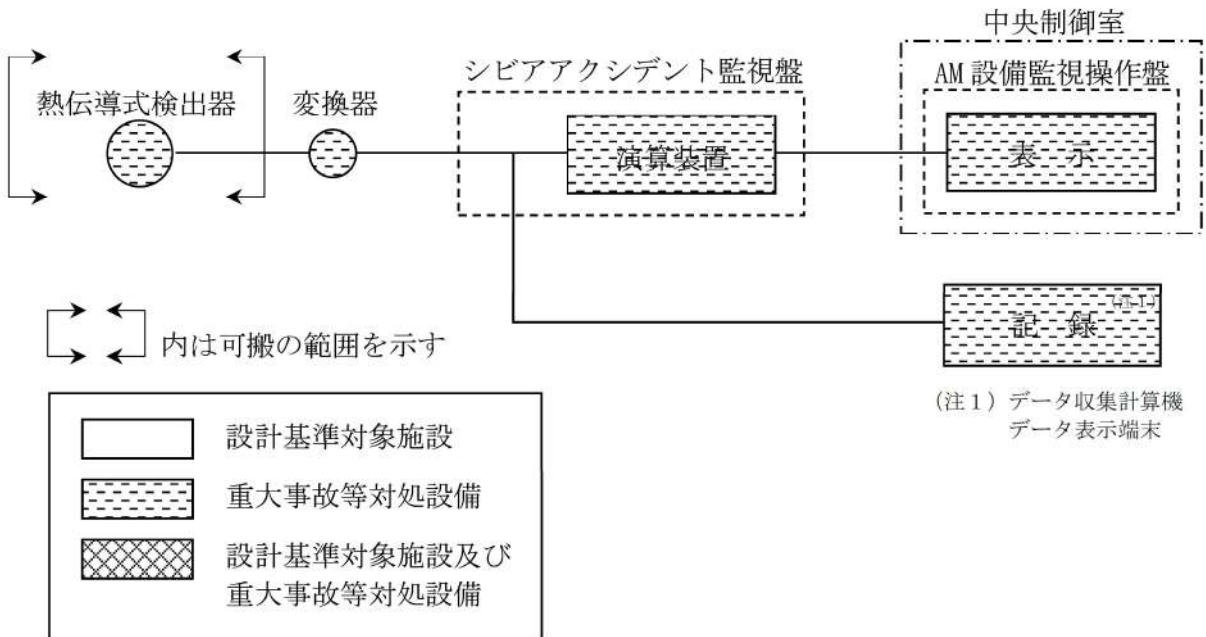


図5 3-5-1 可搬型アニュラス水素濃度計測ユニットの概略構成図

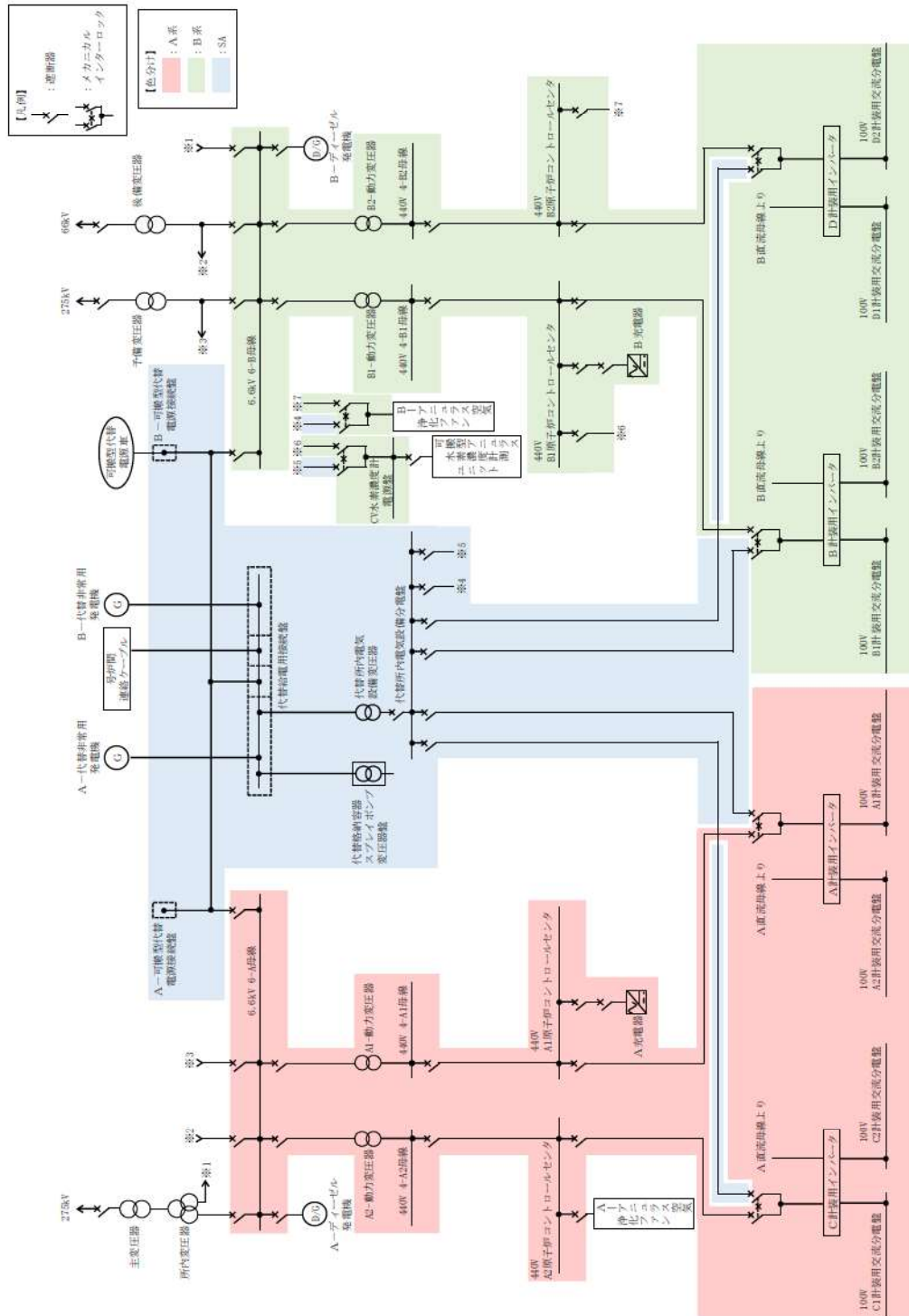
(3) 計測範囲

可搬型アニュラス水素濃度計測ユニットの仕様を表5 3-5-1に示す。

表5 3-5-1 可搬型アニュラス水素濃度計測ユニットの仕様

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
可搬型アニュラス水素濃度計測ユニット	熱伝導式検出器	0~20vol%	1	原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋地上3階に保管)

5 3 - 6 単線結線図



*1: 常設代替交流電源設備の主要設備
 *2: 可搬型代替交流電源設備の主要設備
 *3: 代替所内電気設備の主要設備

図 5-3-6-1 交流電源単線結線図

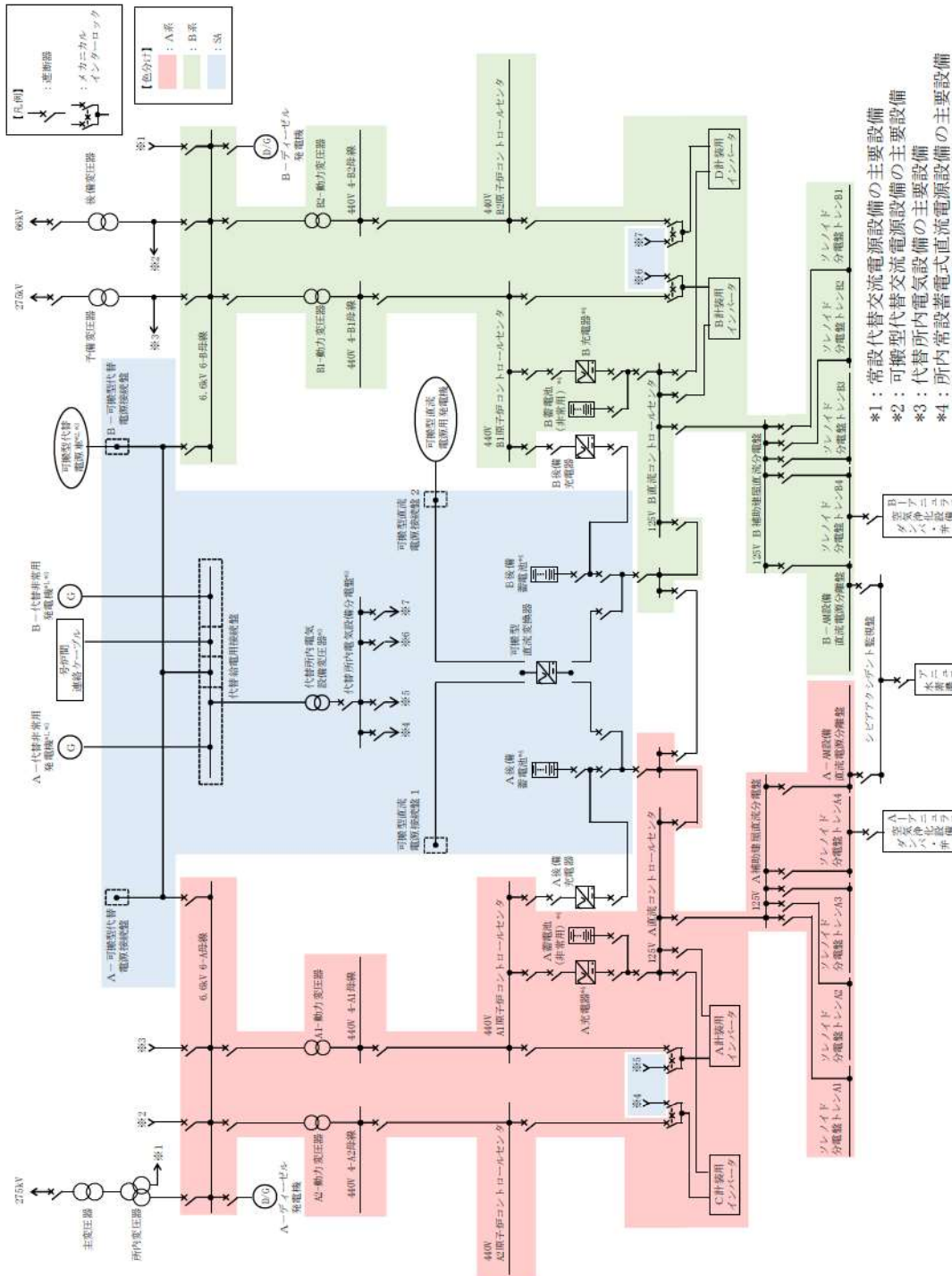


図 5 3 - 6 - 2 直流電源単線結線図

53-7

その他設備

水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための自主対策設備として、以下を整備する。

1. アニュラス水素濃度による水素濃度測定

アニュラス水素濃度計はアニュラス内に設置するため、アニュラス部の環境悪化の影響により、耐環境性に制限があるものの、使用できなくなるまでは水素濃度測定が可能であり有効であるため、アニュラス水素濃度による水素濃度測定を自主対策設備として整備している。

アニュラス水素濃度による水素濃度測定は、常設のアニュラス水素濃度計によりアニュラス部の水素濃度を測定し、中央制御室に指示することで、アニュラス部の水素濃度を監視する。

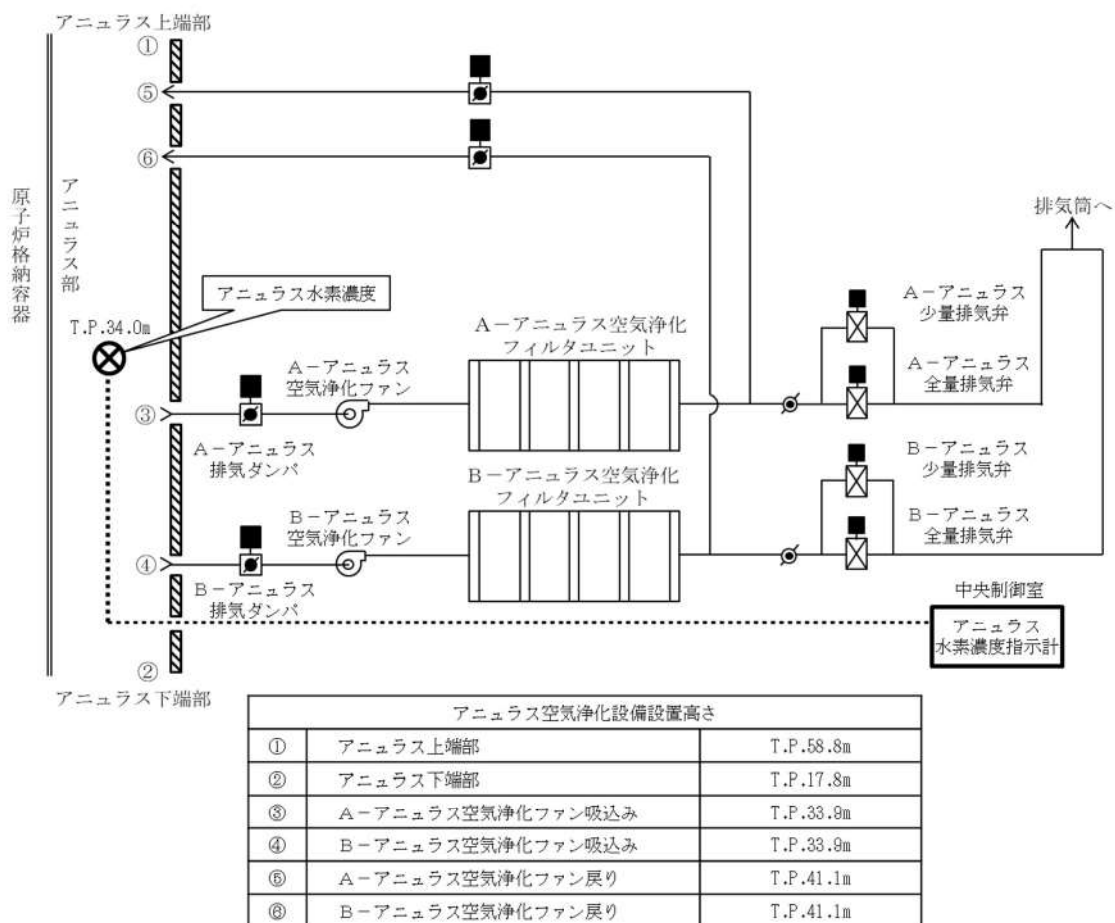


図 53-7-1 アニュラス水素濃度による水素濃度測定の概要図

53-8 水素排出設備に対する要求（動的機器等に水素爆発を防止する機能）に係る適合性について

水素排出設備に対する要求（動的機器等に水素爆発を防止する機能）に係る適合性について

1. 基準要求事項の整理

設置許可基準規則第53条及びその解釈において、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」として、水素濃度制御設備又は水素排出設備を設置することが要求されており、水素排出設備を設置する場合にあたっては、「動的機器等に水素爆発を防止する機能を付けること」が要求されている。

2. 基準に対する対応及び解釈

(1) 基準対応

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アニュラス部の水素爆発によるアニュラスの損傷を防止するために、水素排出設備としてアニュラス空気浄化設備を設置し、アニュラスへ漏えいする水素を含むガスを排気筒より排出する設計としている。

(2) 解釈

アニュラス空気浄化設備は以下の機能を有しており、水素排出設備を設置する場合の要求である「動的機器等に水素爆発を防止する機能」を有していると考えられる。

- 原子炉格納容器からアニュラス部への漏えい率を0.16%/dayとし、原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイタでの水素処理及びアニュラス空気浄化ファンの排気機能に期待せずにアニュラスの水素濃度を評価した結果、7日後においてアニュラス部の水素濃度は1.9%程度であり、可燃限界未満である。
- アニュラス空気浄化ファンは、少なくとも7日以内であれば可燃限界未満であることから水素爆発をすることなく健全に起動可能である。
- 全交流電源喪失時にも、電源復旧後、早期に代替空気（窒素）を用いた系統構成を行い、約35分でアニュラス空気浄化ファンを起動する手順を整備している。
- アニュラス空気浄化ファンは、アニュラス部の水素を含むガスを排出し、アニュラス部の水素濃度を可燃限界未満とすることで、アニュラス部及びアニュラス排気ラインの水素爆発を防止する機能を有している。
- 原子炉格納容器からアニュラス部への漏えい率を0.16%/dayとし、原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイタでの水素処理に期待せず、アニュラス空気浄化ファンの排気流量を10m³/minとして、アニュラス部の水素濃度を評価した結果、アニュラス部の水素濃度は0.2%程度であり、可燃限界未満である。
- アニュラス空気浄化システムは、フィルタユニット、ファン、ダクトから構成され、アニュラス空気浄化フィルタユニットを通すことで、放射性物質を低減し、水素が滞留しないようアニュラス空気浄化ファンにより水素を含むガスを屋外へ排出する設計としている。

3. 結論

水素排出設備を設置する場合の要求である「動的機器等に水素爆発を防止する機能」については、アニュラス空気浄化設備によりアニュラス部の水素を含むガスを排出し、アニュラス部の水素濃度を可燃限界未満とすることから、アニュラス部及びアニュラス排気ラインの水素爆発を防止する機能を有している。

4. 添付資料

- (1) アンユラス水素濃度（アンユラス排気に期待しない場合）
- (2) アンユラス水素濃度（アンユラス排気に期待する場合）
- (3) アンユラス部の自然対流について
- (4) アンユラス空気浄化系統及びアンユラス空気浄化ファンについて
- (5) よう素フィルタ除去効率の設定について

以 上

アニュラス水素濃度（アニュラス排気に期待しない場合）

1. アニュラス水素濃度

(1) 検討条件

項目		備考
格納容器漏えい率		有効性評価（被ばく評価）に用いた漏えい率 0.16%/day
原子炉格納容器内の原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイタでの水素処理		期待しない
アニュラス排気		期待しない
長期的水素生成	放射線水分解	有効性評価解析（水素燃焼）適用値
	アルミ金属腐食による水素生成量	事象発生直後に全量腐食を仮定
	亜鉛金属腐食	亜鉛は温度により腐食速度が変化しないため、一定割合を想定

(2) 評価

アニュラス部では格納容器壁温度と外部遮へい側壁温度では差があり、対流が生じることにより混合され均一になると考えられることから、水素のみ上部に成層化することは考えにくく、水素濃度は事故後7日間の蓄積を考慮しても可燃限界未満の1.9%となる。

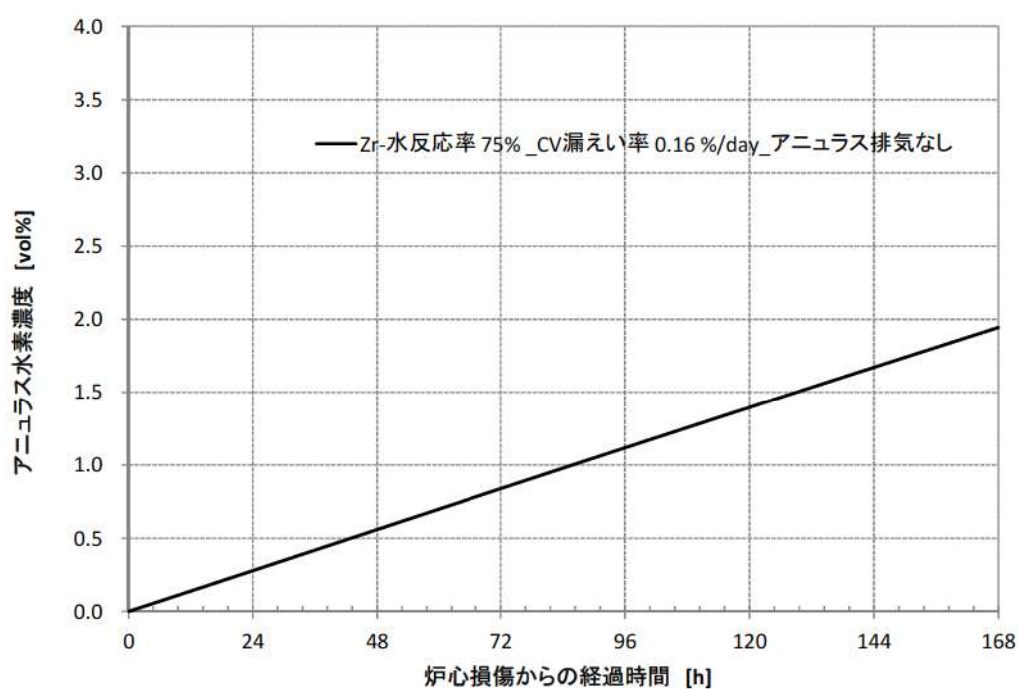


図1 アニュラス水素濃度（7日間）

アニュラス水素濃度（アニュラス排気に期待する場合）

1. 有効性評価の重大事故時におけるアニュラス水素濃度評価について

重大事故等対策の有効性評価における原子炉格納容器雰囲気温度の最高値約 141℃，原子炉格納容器圧力の最高値約 0.360MPa[gage]では，原子炉格納容器の構造健全性及びシール機能は十分に保たれ，放射性物質の閉じ込め機能を維持することができる。

これらの前提のもと，有効性評価における被ばく評価においては，原子炉格納容器圧力（MAAP 解析結果）に応じた漏えい率に余裕を見込んだ，0.16%/day を用いて評価し問題ないことを確認している*。

※：泊 3 号炉設置許可基準規則等への適合性について（重大事故等防止技術的能力）1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等 別紙 7 原子炉格納容器の漏えい率の設定について

ここでは，原子炉格納容器からアニュラス部への CV 漏えい率について，「重大事故等対策の有効性評価から想定した場合の漏えい」として，この被ばく評価での漏えい率を用いたアニュラス水素濃度評価を行った。

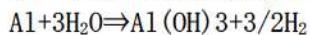
評価に使用した値としては，主に①CV 漏えい率②水素混合気の状態③アニュラス排気流量があり，その他使用値を含めてそれぞれの設定根拠を表 1 に示す。

表 1 評価に使用した値の設定根拠

	値	備考	
①CV 漏えい率	0.16%/day	原子炉格納容器圧力 (MAAP 解析結果) に応じた漏えい率に余裕を見込んだ値。被ばく評価に適用した値。	
②水素混合気の状態	ドライ水素濃度 (11.8 vol%)	原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイタの水素処理に期待しない場合の、ジルコニウム 75 vol%反応時の CV 内ドライ水素濃度ピーク値を使用。	
③アニュラス排気流量	10m ³ /min	アニュラス部の気密性が高い建設時の試運転結果を基にした、アニュラス排気流量 (約 30m ³ /min) から、さらに保守的な流量として、10m ³ /min を使用。 (別紙参照)	
CV 自由体積	65,500m ³	重大事故等対策の有効性評価 1. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方記載値	
アニュラス体積	7,860m ³	アニュラス負圧達成評価使用値	
長期的水素生成	放射線水分解	あり	有効性評価解析 (水素燃焼) 適用値
	アルミ金属腐食による水素生成量	144.4kg ^{*1}	事象発生直後に全量腐食を仮定
	亜鉛金属腐食	約 0.7kg/h ^{*2}	亜鉛は温度により腐食速度が変化しないため、一定割合を想定。

※ 1

アルミと水の反応式は以下のとおりである。

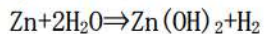


したがって CV 内のアルミ使用量全量を 1300kg (保守的に大きい値) とすると、アルミの原子量は 27 であることから、アルミ全量腐食時の水素発生量は以下の式で求まる。

$$1300 / 27 \times 2 \times 3/2 \approx 144.4 \text{ kg}$$

※ 2

亜鉛と水の反応式は以下のとおりである。



また亜鉛の原子量は 65.4 であることから、亜鉛の腐食による水素の発生率は次式で求まる。

$$H_{Zn}(t) = S_{Zn} \times R_{Zn}(t) \times 2 / (65.4 \times 1000)$$

- ・ $H_{Zn}(t)$: 亜鉛の腐食による水素発生率 (kg/h)
- ・ S_{Zn} : 亜鉛の表面積 (m²)
- ・ $R_{Zn}(t)$: 亜鉛の腐食率 (g/m²/h)

亜鉛の表面積及び腐食率をそれぞれ 32000m² 及び 0.715g/m²/hr (保守的に大きい値) とすると、水素の発生率は以下のとおりとなる。

$$H_{Zn}(t) = 32000 \times 0.715 \times 2 / (65.4 \times 1000) \approx 0.7 \text{ kg/h}$$

1. 1 評価に使用している計算式

評価に使用している計算式を以下に示す。

$$\text{CV内空気モル数} = \frac{PV}{RT} = \frac{101325[\text{Pa}] \times 65500[\text{m}^3]}{8.314 [\text{J/K} \cdot \text{mol}] \times (49[\text{C}] + 27.15)} = 2.48\text{E}+6 \dots \dots \dots \text{①}$$

$$\text{CV内水素モル数} = \frac{\text{Zr質量}[\text{kg}] \times \text{Zr反応率} \times 1000 \times 2}{\text{Zr分子量}[\text{g/mol}]} = \frac{20200 \times 1000 \times 2}{91.224} \times \text{Zr 反応率} \dots \dots \dots \text{②}$$

$$\text{ドライ換算水素濃度} = \frac{\text{水素モル数}}{\text{水素モル数} + \text{空気モル数}} \dots \dots \dots \text{③}$$

$$\text{アニュラスへの漏えいモル流量} [\text{mol/hr}] = \frac{\text{CV内水素混合気モル数} \times \text{CV漏えい率}[\%/\text{day}]}{100 \times 24[\text{hr}]} \dots \dots \dots \text{④}$$

1. 2 評価結果

上記より算出した評価結果を図1及び表2に示す。

重大事故等対策の有効性評価から想定した場合の漏えい率にて評価した結果、アニュラス水素濃度は可燃領域に至らず、十分に低濃度になると評価された。

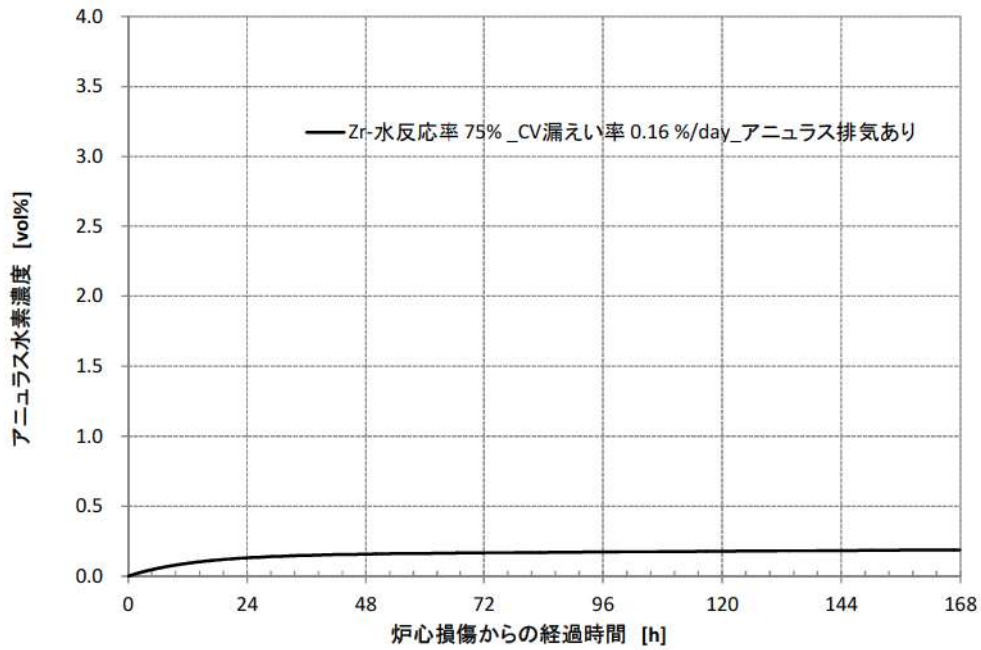


図1 アニュラス水素濃度

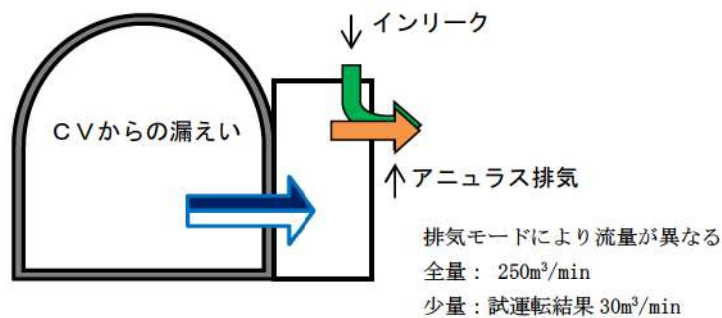
表2 評価結果

	①CV 漏えい率	②水素混合気の条件	③アニュラス排気流量	評価結果
重大事故等対策の有効性評価から想定した場合の漏えい	0.16%/day	ドライ換算水素濃度 (11.8 vol%)	10m ³ /min	ドライ水素濃度 0.2 vol %

アニュラス水素濃度評価に用いたアニュラス排気流量の設定について

アニュラス空気浄化ファンについては、全量排気モードと少量排気モードがある。これらのうち、アニュラス水素濃度の評価に用いたアニュラス排気流量については、少量排気モードの流量を設定している。これは、アニュラス水素濃度評価においては、アニュラス排気流量が少ないほうが、アニュラス部へのインリーク量（外気からの空気取り入れ量）が少なく、厳しい評価となるためである。

したがって、アニュラス部水素濃度評価に用いた少量排気モードの流量については、以下に示すアニュラス内の気密性が高い建設時の試運転結果を基にした、アニュラス排気流量（約 $30\text{m}^3/\text{min}$ ）から、さらに保守的な流量として、 $10\text{m}^3/\text{min}$ を使用している。



	3A-アニュラス少量排気流量 F2375	3B-アニュラス少量排気流量 F2395
少量排気モード	87.5	85.5

単位: m^3/min

上記の建設時の試運転結果は、排気筒への排気流量である。
本排気流量は、アニュラス及び安全補機室からの排気総量であり、両箇所からの設計想定漏えい量 $75\text{m}^3/\text{min}$ （アニュラスから $35\text{m}^3/\text{min}$ 、安全補機室から $40\text{m}^3/\text{h}$ ）を上回っていることから、アニュラスから約 $30\text{m}^3/\text{min}$ の排気量と評価している。

アニュラス内の自然対流について

1. 概要

事故時の泊3号炉において、アニュラス内の自然対流が起こることを2次元CFD解析により評価を行う。

鋼製原子炉格納容器を有する3ループPWRのアニュラスは、原子炉格納容器と外部遮へいに挟まれた狭隘な区画であり、径方向1～2m程度の幅に対して高さ方向に約40～50mを有する形状的な特徴がある。このため、シビアアクシデント時のアニュラスは、鉛直方向に片側の壁となる原子炉格納容器鋼板から熱を受けるとともに、反対側の壁となる鉄筋コンクリート製の外部遮へいを介して大気側に放熱される伝熱体系となる。

このとき、アニュラス部の原子炉格納容器鋼板近傍では加熱に伴う上昇流が発生し、外部遮へい側では冷却に伴う下降流が発生することにより、自然対流が発生し、アニュラス部の気相は混合されると考えられる。

2. 評価体系

FLUENTコードを用いてアニュラスを模擬した形状をモデル化し（図1）、評価した。

原子炉格納容器（炭素鋼）および外部遮へい（鉄筋コンクリート）の表面温度およびアニュラスの温度は、有効性評価における格納容器過温破損シナリオにおける7日後の温度に相当する温度に設定した。シビアアクシデント事故発生時の原子炉格納容器内雰囲気は、高温蒸気が原子炉格納容器内に噴出（生成）した後はアニュラス雰囲気との温度差がつくが、次第に原子炉格納容器鋼板を介した伝熱によりアニュラス温度が追従していく。鋼板と鉄筋コンクリートの温度差が小さい状態のほうが、アニュラス部で自然対流が生じにくい条件となるため、炉心損傷後、原子炉格納容器が格納容器再循環ユニットを用いた冷却に移行した後の準安定的な状態における温度を想定した。

また、原子炉格納容器からアニュラスへのガスの流入およびアニュラス空気浄化設備による排出は混合を促進することから、ここでは保守的に考慮せず、閉空間における対流を評価した。

3. 評価結果

アニュラス全体の流速ベクトルおよび温度分布を図2に、また、アニュラス上端部の拡大流速分布を図3に示す。原子炉格納容器側壁にて生じる上昇流がアニュラス頂部にて水平方向の流れとなり、外部遮へい壁側にて下降流となっていることが確認でき水素は対流に従って混合されると考えられることから、成層化する可能性は小さいと考えられる。

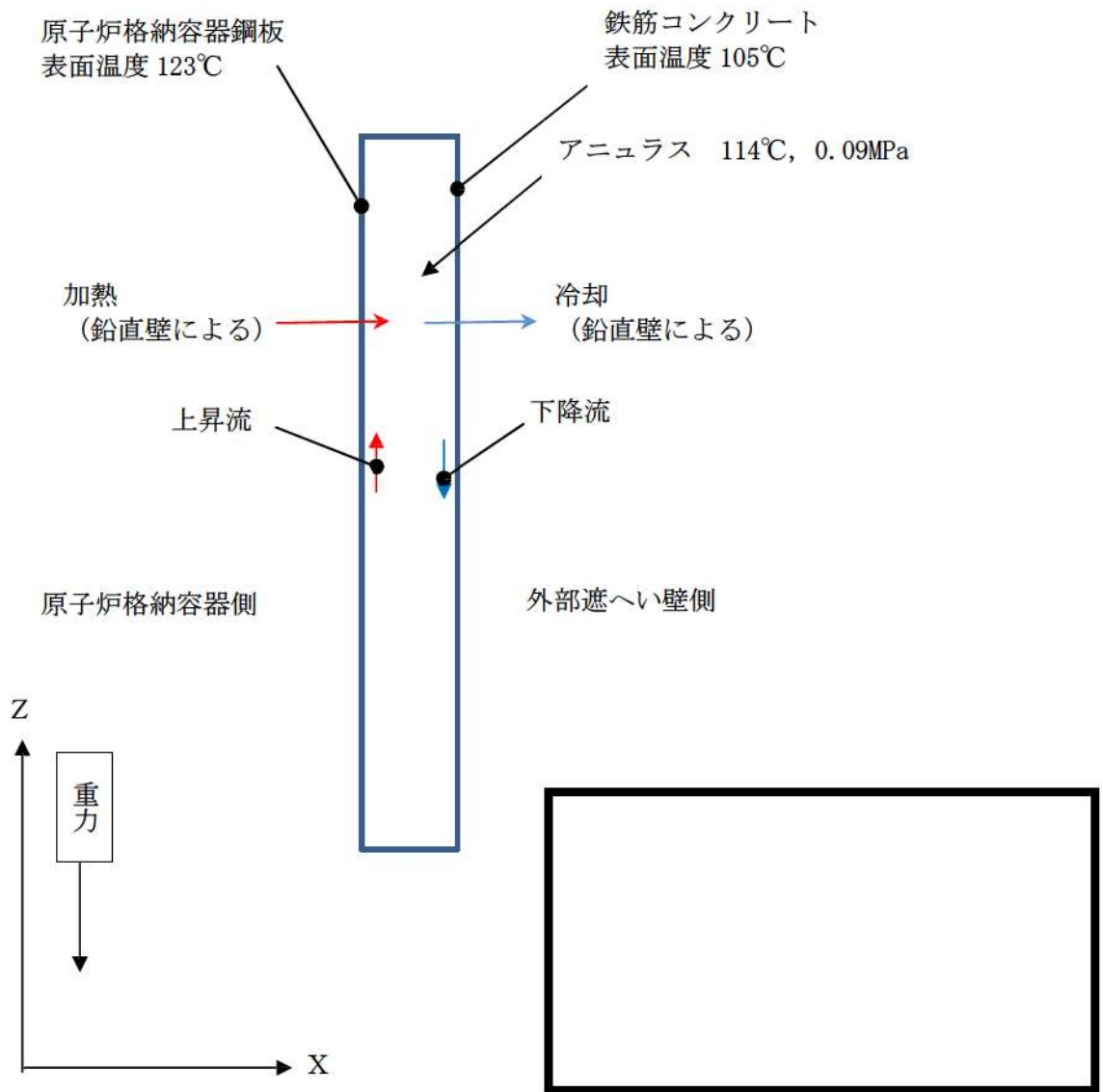


図1 アニュラス模擬モデル及び境界温度

表1 アニュラス部ガスの組成

非凝縮性ガス			凝縮性ガス
N ₂	O ₂	H ₂	H ₂ O
23%	6%	4%	67%

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

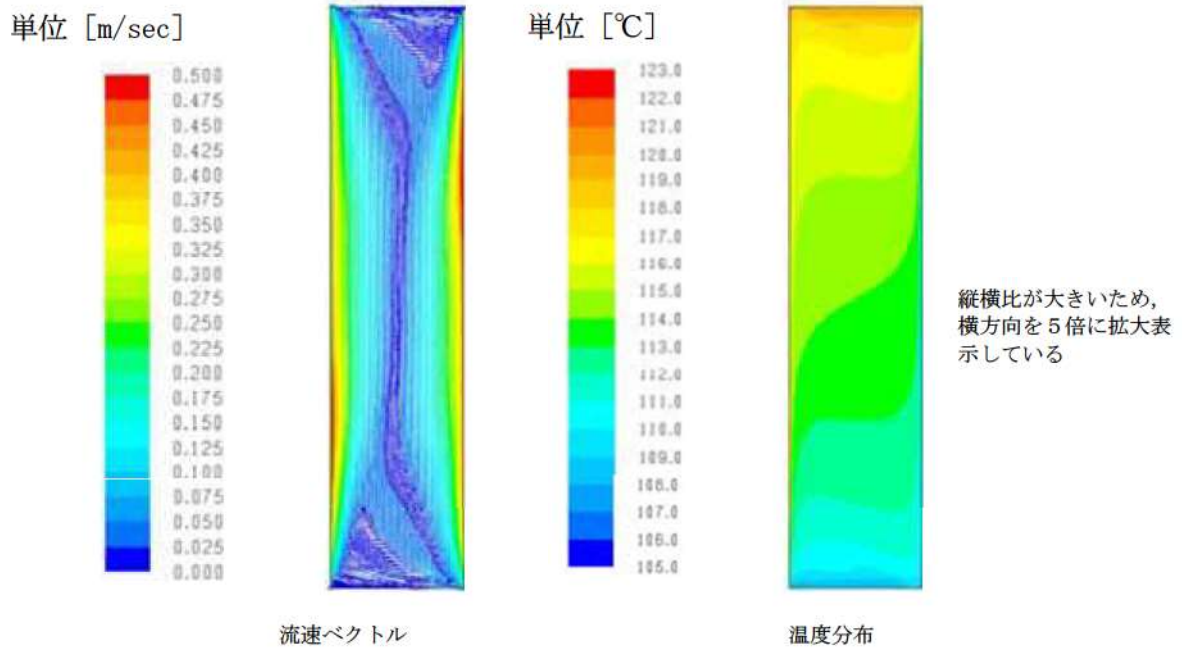


図2 アニュラス部流動解析結果(全体図)

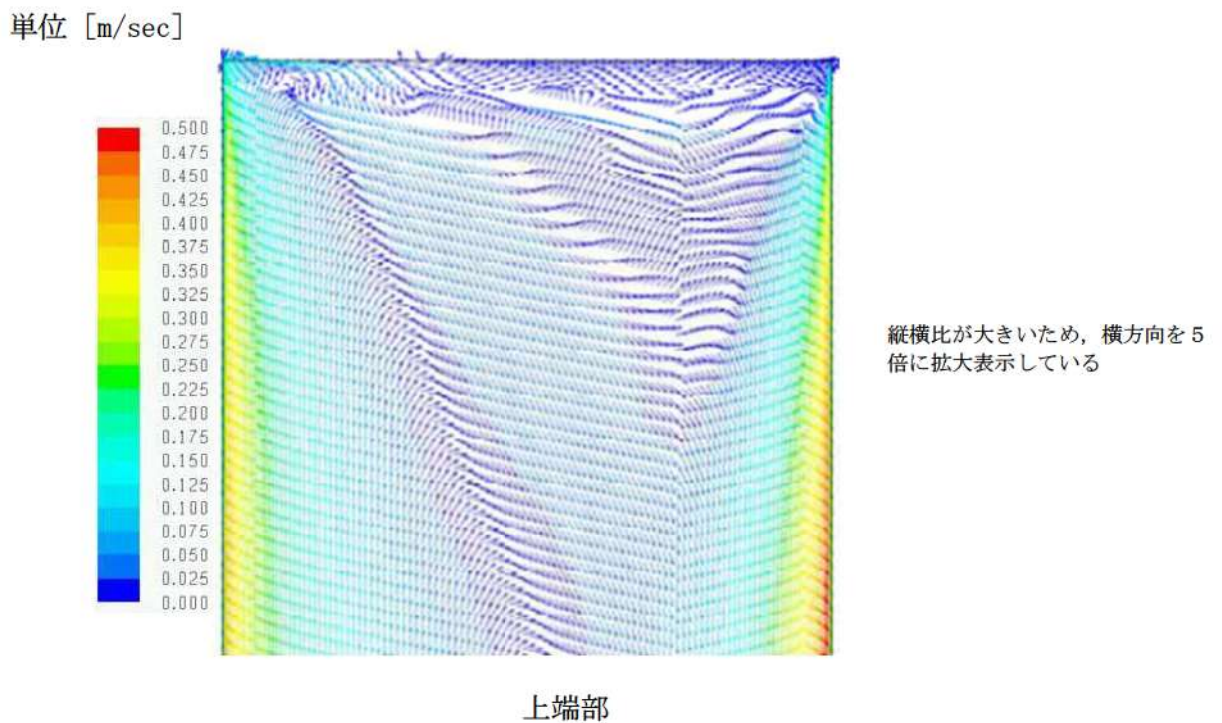


図3 アニュラス部流動解析結果(上部拡大図)

4. 実機との違いの考察

本評価では、原子炉格納容器側と外部遮へい側の壁の温度差が小さくなる条件を想定し、かつ閉空間における一様な気相の混合状態における流動を評価したが、実機では、原子炉格納容器側と外部遮へいの壁の温度差には過渡的な変化があり、また、格納容器からアニュラスへガスが流出することが想定される。

原子炉格納容器側と外部遮へい側の壁の温度差は、LOCA 事象等においては事故発生直後が大きく事象進展に伴ってアニュラス側に熱が伝わることにより差が縮まっていき、事故発生後7日後を想定した本評価条件に次第に近づくと想定される。壁の温度差が小さい保守的な条件にて対流が生じている評価結果を踏まえると、現実的にはより大きな対流が継続的に生じていると考えられる。

また、原子炉格納容器からのアニュラス部へのガスの流出は、圧力差に基づいてある程度の流速を伴うものであり、さらに SBO 時であっても事故発生後、代替電源復旧に伴って速やかにアニュラス空気浄化系が運転され排気ダクトを介して外部に排出される流れが形成されることを考慮すると、アニュラス内の雰囲気は本評価結果よりも混合されると考えられる。

以上

アニュラス空気浄化設備及びアニュラス空気浄化ファンについて

1. アニュラス空気浄化設備

アニュラス空気浄化設備はアニュラス空気浄化フィルタユニットを通すことで、放射性物質を低減し、水素が滞留しないようアニュラス空気浄化ファンにより水素を含むガスを屋外へ排出する設計としている。なお、当該システム内のガスはアニュラス部（排気を期待しない場合で7日後に1.9%（ドライ換算）の水素濃度）のガスであり、凝縮によっても水素燃焼が生じる可能性はない。

また、アニュラス空気浄化設備はファン、フィルタユニット、ダンパ、弁及びダクトにより構成され、アニュラス空気浄化フィルタユニット及びアニュラス空気浄化ファンのようにケーシング内に格納した設備や、枝別れしたダクト部があるが、アニュラス空気浄化ファンの全量排気モードでの風量は250m³/minと十分大きく、水素を含む空気が偏って留まることはない。また、少量排気モードでは、全量排気よりも風量は少なくなるものの、少量排気モードに使用するアニュラスへの戻りラインはダクト及び弁で構成し、枝別れしたダクト部はないため、同様に水素を含む空気が偏って留まることはない。

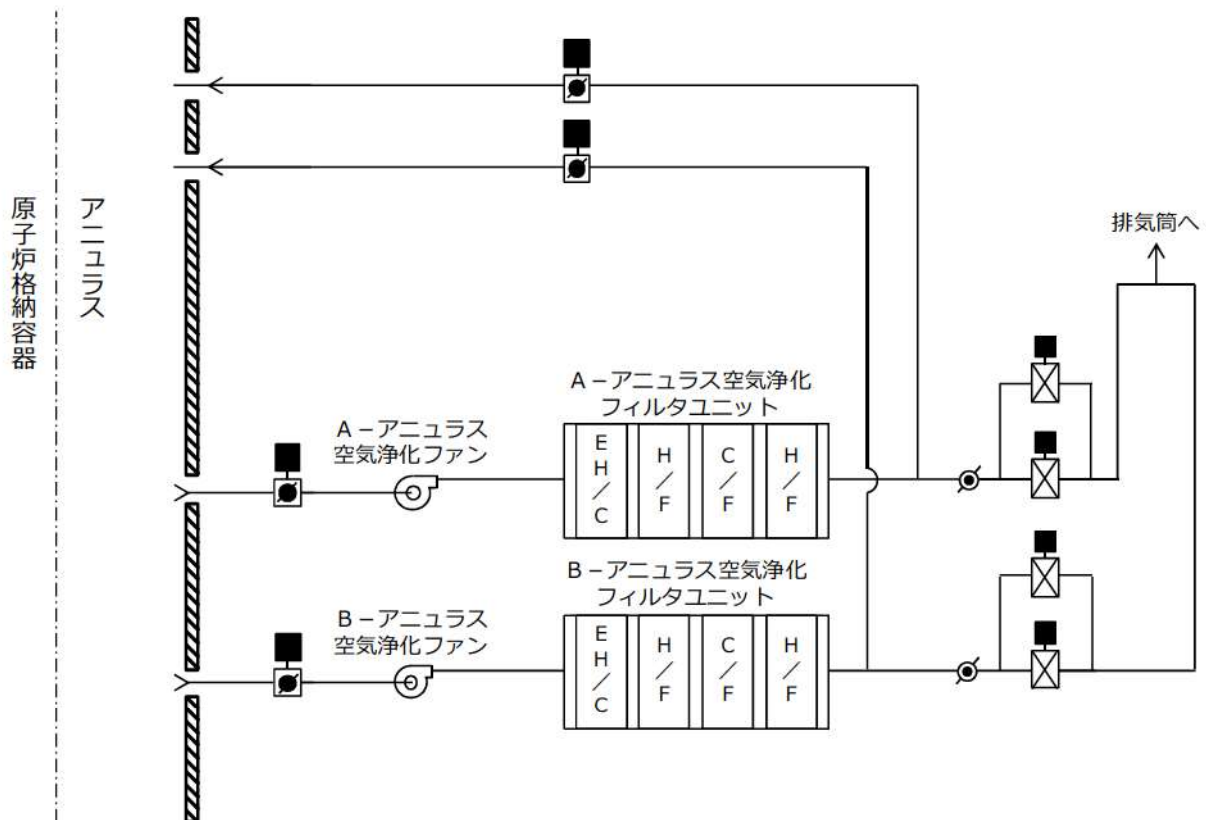


図1 アニュラス空気浄化設備

2. アニュラス空気浄化ファン

アニュラス空気浄化ファンは、アニュラス外の原子炉建屋に設置されており、アニュラス内に水素が偏って溜まった場合、水素爆発の原因になると予想されるアニュラス空気浄化ファンの電気設備（モータ等）については、ファンケーシング外にあり、アニュラス雰囲気と触れない構成となっている。

したがって、アニュラス雰囲気を排気するアニュラス空気浄化ファンを防爆仕様とする必要はない。

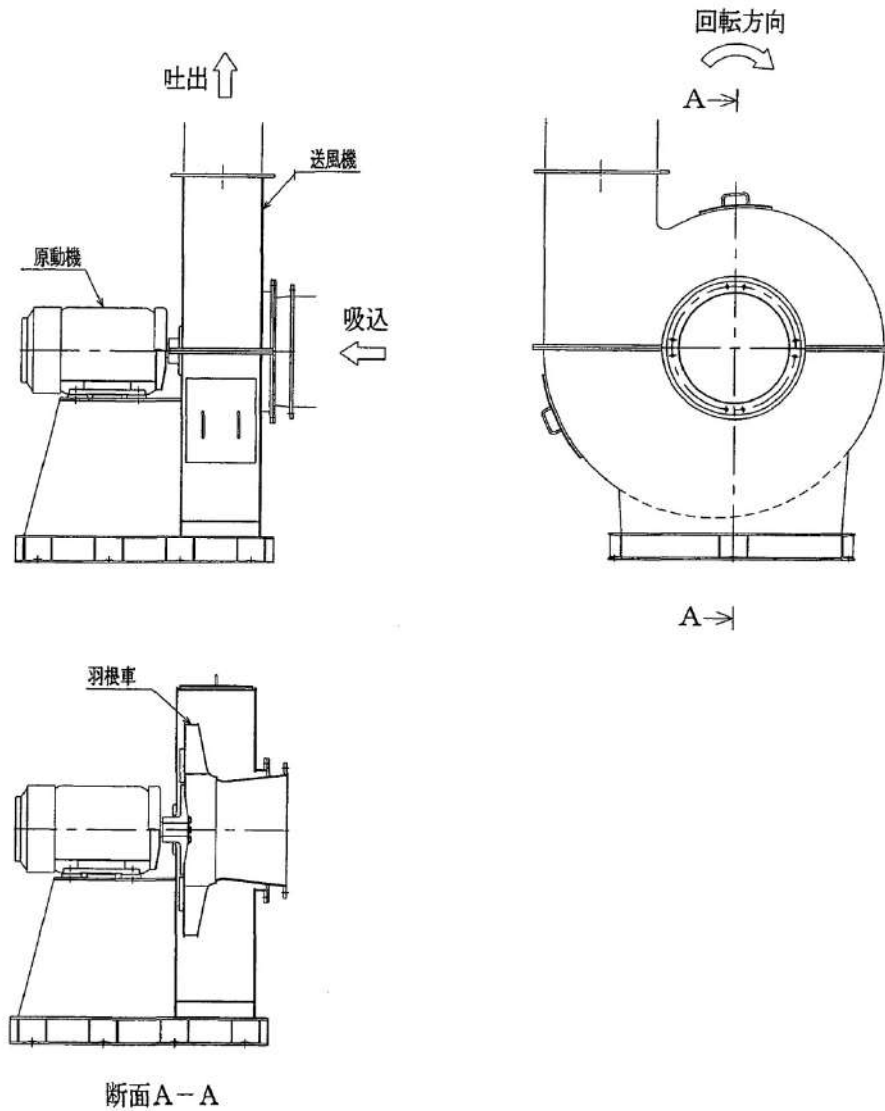


図2 泊3号炉 アニュラス空気浄化ファン

3. アニュラス空気浄化設備を構成する設備の機能維持

炉心の著しい損傷が発生した場合、原子炉格納容器からアニュラス部に放射性物質を含んだ高温、高湿度のガスが漏えいし、アニュラス部とアニュラス空気浄化設備の環境が悪化することが考えられる。

この場合においても、アニュラス空気浄化設備が水素排出性能と、大気中への放射性物質放出低減性能を維持することを以下の通り確認した。(別紙1, 参照) また、高温雰囲気の影響が大きいと考えられる、ゴム製のアニュラスシールの健全性について確認を行った。(別紙2, 3参照)

(1) 温度の影響

設計基準事故時の温度 (105°C) に比較して、重大事故時の温度 (120°C) の差は軽微であり、アニュラス排気ファン、ダクト、アニュラスシール等に影響はない。

(2) 圧力の影響

設計基準事故時の圧力 (0.01MPa) に比較して、重大事故時の圧力 (0.02MPa) の差は軽微であり、圧力の影響を受けるダクト及びアニュラス排気弁の強度上影響はない。

(3) 湿度の影響

重大事故時の湿度 (80%以下、アニュラス内温度 40°C時) であり、湿度の影響を受けるアニュラス排気フィルタユニット内のよう素フィルタの性能試験の条件 (30°C, 95%) と比較して低いため、機能に影響はない。

(4) 放射線の影響

放射線の影響を受ける設備はない。

アニュラス空気浄化設備の重大事故等対処時における性能について

炉心の著しい損傷が発生した場合（重大事故時）においては、設計基準事故時と比較してアニュラス部の温度、圧力、湿度、及び放射線等条件が変化する。この場合においてもアニュラス空気浄化設備が期待する水素排出性能を発揮し、また、設計基準事故対処設備として期待する大気中への放射性物質放出低減性能を発揮できることを以下の通り確認している。

1. アニュラス部環境条件について

設計基準事故時と重大事故時のアニュラス部環境条件は以下の通り。

	設計基準事故時	重大事故時※
温 度	105℃	120℃程度
圧 力	0.01MPa	0.02MPa
湿 度 (外気条件：30℃・湿度 95%)	—	<60% (アニュラス部温度 40℃時)

※有効性評価で想定する事故収束に成功した事故シーケンスのうち、原子炉格納容器内温度・圧力が高くなる「大 LOCA 時に ECCS 注入機能及び格納容器スプレイ機能が喪失する事象」及び「全交流電源喪失時に補助給水機能が喪失する事象」を想定

2. アニュラス空気浄化設備への影響について

アニュラス空気浄化設備のうち、アニュラス空気浄化ファン、ダクト、弁及びアニュラス空気浄化フィルタユニットケーシングについては、想定される重大事故等発生時のアニュラス内の温度、圧力、放射線、湿度を考慮しても、設計基準事故時の条件から大きく異なっておらず、その材質や構造から強度等への機能影響はなく、重大事故時の条件下において、その健全性を確保できる。

アニュラス空気浄化フィルタユニットの微粒子フィルタ、よう素フィルタについては、想定される重大事故等時のアニュラス部の温度、圧力、放射線、湿度を考慮しても、その機能（フィルタによる放射性物質の除去効果）を有効に発揮できる。炉心の著しい損傷を伴う重大事故時に原子炉格納容器からアニュラス部へ漏えいする水素を含むガスの排出がされた場合においても、微粒子フィルタ、よう素フィルタの設計仕様としての除去効率（下表）が確保できることを確認している。

	アニュラス空気浄化フィルタユニット	
フィルタの種類	微粒子フィルタ	よう素フィルタ
総合除去効率	99%以上 (0.15 μm 粒子)	95%以上

(1) 温度の影響

温度上昇は軽微であり、重大事故時の温度であってもアニュラス空気浄化ファン、ダクト、弁及びアニュラス空気浄化フィルタユニットケーシングの機能に影響はない。

(2) 圧力の影響

圧力上昇の影響を受けるのはダクト（アニュラス出口～アニュラス全量排気弁・少量排気弁）及びアニュラス全量排気弁・少量排気弁であるが、設計基準事故時と重大事故時との圧力差は軽微であり、強度上影響はない。

(3) 湿度の影響

湿度の影響を受けるのはアニュラス空気浄化フィルタユニット内のよう素フィルタであるが、後述の通り重大事故時の湿度はよう素フィルタ性能試験に適用する条件（30℃，95%RH）と比較して低いため、機能に影響はない。

(4) 放射線の影響

放射線の影響を受ける機器はない。

3. アニュラス空気浄化設備の放射性物質低減機能について

アニュラス空気浄化設備には微粒子フィルタとよう素フィルタを備えたアニュラス空気浄化フィルタユニットを設置しており、アニュラスから水素を屋外へ排出する際には当該フィルタユニットにより放射性物質を低減した上で排出を行う。

重大事故時のアニュラス内環境を考慮した上でも、微粒子フィルタ、よう素フィルタの性能が確保されていることを以下の通り評価している。

(1) 微粒子フィルタ

a. 温度及び湿度条件について

重大事故時のアニュラス部は原子炉格納容器からの温度伝播等により最高で120℃程度まで上昇するが、アニュラス空気浄化フィルタユニットに設置している微粒子フィルタは□℃での性能確認を実施しており、フィルタ性能が低下することはない。また、湿度については、結露による水封（目詰まり）が生じた場合には効率への影響があるが、原子炉格納容器漏えい率に応じたわずかな湿度上昇はあるものの、重大事故時のアニュラス部環境条件では結露には至らず、フィルタの性能が低下することはない。したがって、重大事故時においても微粒子フィルタ除去効率99%は確保できる。

b. 保持容量について

アニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタの保持容量は約8.9kgである。

重大事故発生後7日間で原子炉格納容器からアニュラス部へ漏えいしたエアロゾルすべてが捕集されるという保守的な仮定で評価した結果が約0.9kgである。

これは、安定核種も踏まえて、原子炉格納容器から漏えいしてきた微粒子が全量フィルタに捕集されるものとして評価したものである。なお、よう素は全て粒子状よう素として評価した。

したがって、アニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタには、エアロゾルを十分に捕集できる容量があるので、重大事故時においても微粒子フィルタ除去効率99%は確保できる。

表1 アニュラス空気浄化フィルタユニットの微粒子フィルタ保持容量

フィルタに捕集されるエアロゾル量	約0.9kg
保持容量	約8.9kg

□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

(2) よう素フィルタ

a. 温度及び湿度条件について

よう素フィルタは、低温条件下での除去性能が低いことが分かっており、重大事故時のような温度が高い状態であれば、化学反応が進行しやすく除去効率が高くなる傾向がある。また、アニュラス部温度は発火温度約 330℃を十分下回る温度であるため、通気によるよう素フィルタへの影響はない。

湿度に対しては低湿度の方が高い除去効率を発揮できるが、前述のとおり原子炉格納容器漏えい率に応じたわずかな湿度上昇はあるものの、アニュラス空気浄化設備起動後はアニュラス外からの空気混入もあることから、よう素除去効率の評価条件として用いている湿度 95%には至らない。したがって、温度及び湿度の影響によりフィルタの性能が低下することはなく、重大事故時においてもよう素フィルタ除去効率として 95%は確保できる。

b. 吸着容量について

アニュラス空気浄化フィルタユニットのよう素フィルタの吸着容量は、約 1.4kg（充てん量約 587kg（34 枚）、よう素吸着能力 2.5mg（活性炭 1g あたり）米国 R. G. 1. 52 より）である。重大事故発生後 7 日間に原子炉格納容器からアニュラス部へ漏えいしたよう素すべてが吸着されるという保守的な仮定で評価した結果が約 20g である。これは、(1) 微粒子フィルタと同様の手法で評価したものである（安定核種も考慮）。

ただし、よう素の化学形態は全て元素状よう素または有機よう素とした。したがって、アニュラス空気浄化設備のよう素フィルタには、よう素を十分に吸着できる容量があり、重大事故時においてもよう素フィルタ除去効率 95%は確保できる。

表2 アニュラス空気浄化フィルタユニットのよう素フィルタ吸着容量

フィルタに捕集されるよう素量	約 20g
保持容量	約 1.4kg

アニュラスシールの健全性について

1. はじめに

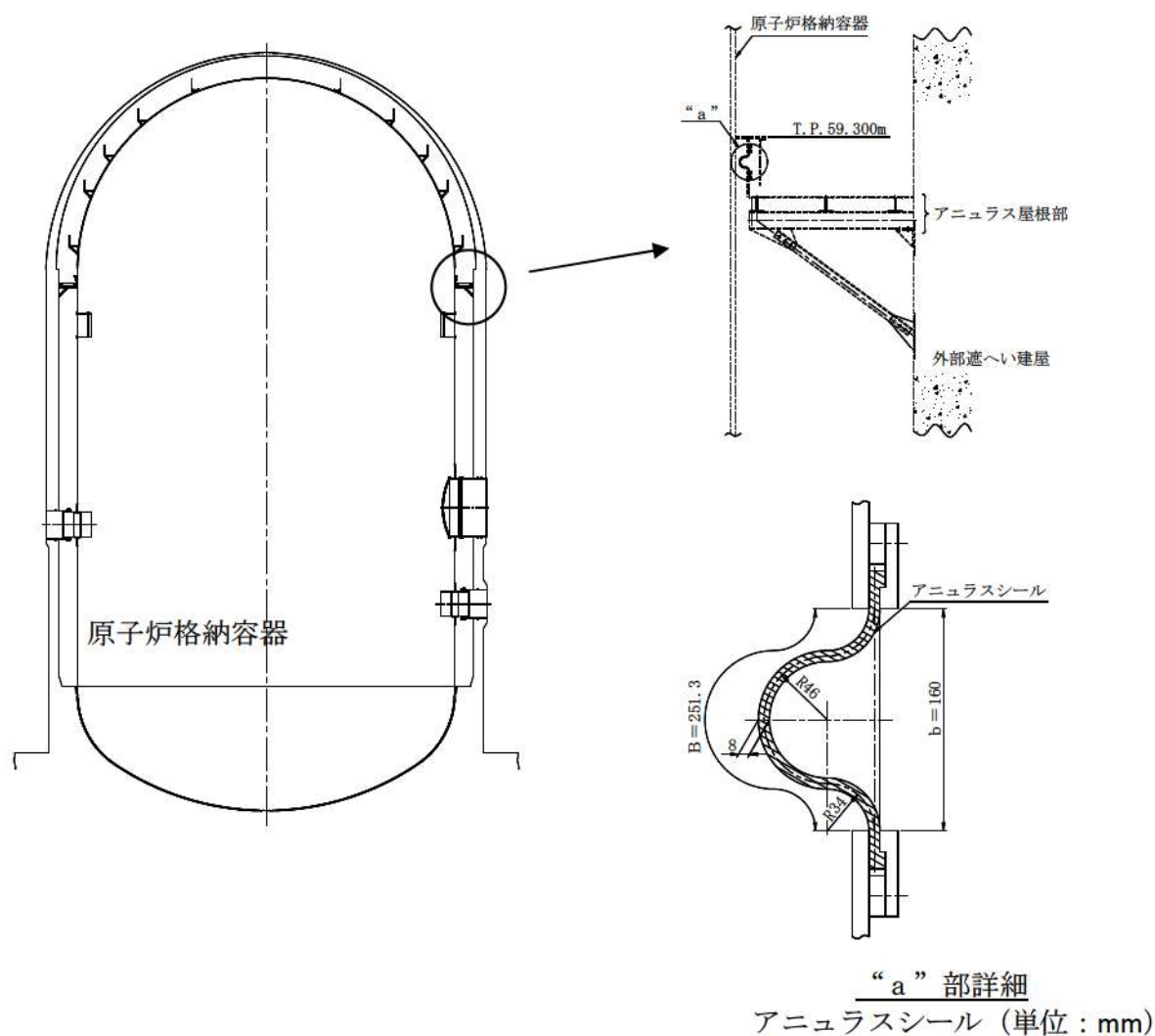
アニュラスシールは、アニュラス区画を構成するものであり、事故時にアニュラス区画の負圧を維持させるために、その破損を防止する必要がある。

そのため、アニュラスシールゴムは通常運転時や事故時において、アニュラス部環境条件に対して健全性及び原子炉格納容器と外部遮へい間の相対変位を吸収できる伸縮性能を確認することが必要であり、重大事等対策の有効性評価における CV 内雰囲気温度・圧力時に当該部に生じる変位に対し、健全性を有することを確認する。

2. 計算条件

2.1 基本形状

アニュラスシールの基本形状及び各部寸法は別図 1 のとおりである。



別図 1 アニュラスシール基本形状図

2.2 評価方針

- (1) 重大事故時におけるアニュラスシールの健全性評価は、アニュラスシールの許容伸び量が、原子炉格納容器とアニュラス屋根部との間に生じる相対変位を吸収しうることを確認する。
- (2) アニュラスシールの許容伸び量は、曲線形状から直線形状への形状変化による伸び量から求める。

2.3 評価条件

原子炉格納容器内圧力 0.360 MPa^(注) (格納容器過圧破損, 原子炉格納容器の除熱機能喪失シナリオ)

原子炉格納容器内温度 141 °C^(注) (格納容器過温破損シナリオ)

(注) 有効性評価における値を示す。

なお、原子炉格納容器バウンダリの限界温度・圧力評価の条件である 200°C・2Pd は、原子炉格納容器バウンダリ構成材の耐力を確認するための条件として設定しているものであり、有効性評価における原子炉格納容器内雰囲気温度・圧力が原子炉格納容器バウンダリ構成材の耐力である 200°C・2Pd よりも小さいことを確認している。アニュラスシールは、一次格納施設である原子炉格納容器バウンダリではなく、二次格納施設であることから、原子炉格納容器バウンダリの限界温度・圧力評価の対象とはしていない。

2.4 準拠する規格・規準

- 1) 日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」(JSME S NC1-2005/2007)

3. 計算

3.1 相対変位

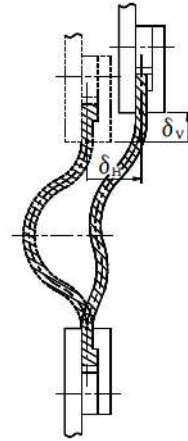
原子炉格納容器とアニュラス屋根部との間に生じる相対変位は以下のとおりである。相対変位は右図に示す方向を正とする。

水平方向変位

$$\delta_H = 41 \text{ mm}$$

鉛直方向変位

$$\delta_V = 64 \text{ mm}$$



3.2 許容伸び量

アニュラスシールの許容伸び量は、曲線形状から直線形状への形状変化による伸び量から求める。

許容伸び量

$$\begin{aligned} S_a &= B - b = 251.3 - 160 \\ &= 91.3 \text{ mm} \end{aligned}$$

ここに

B : アニュラスシールの曲線寸法

b : アニュラスシールの幅

3.3 伸び量の計算

相対変位によって生じるアニュラスシールの伸び量を、下図に示す形状変化から幾何学的に次式により求める。

伸び量

$$S = S' - b = 67.73 \text{ mm}$$

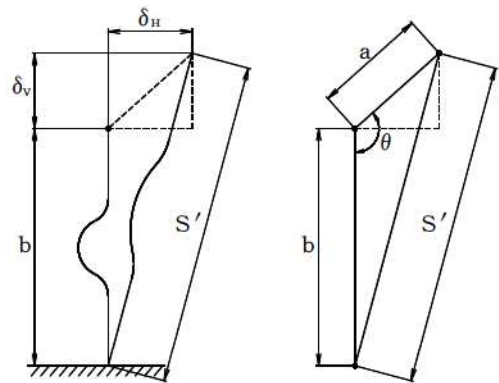
ここに

$$\begin{aligned} S' &= \sqrt{a^2 + b^2 - 2a \cdot b \cdot \cos \theta} \\ &= 227.726 \text{ mm} \end{aligned}$$

$$a = \sqrt{\delta_H^2 + \delta_V^2} = 76.007 \text{ mm}$$

$$\theta = \tan^{-1} \frac{\delta_V}{\delta_H} + \frac{\pi}{2}$$

$$= \tan^{-1} \frac{64}{41} + \frac{\pi}{2} = 2.572 \text{ rad}$$



4. 評価

計算により求めたアニュラスシールの伸び量及び許容伸び量を別表1に示す。

アニュラスシールに生じる伸び量は、別表1に示すように許容伸び量を下回っており、相対変位を吸収できる。

別表1 アニュラスシールの伸び量の評価

(単位：mm)

荷重の組合せ	伸び量 (S)	許容伸び量 (S _a)	裕度
重大事故時	67.8	91.3	1.34

アニュラスシールの耐熱性について

1. はじめに

泊3号炉の重大事故時におけるアニュラス部雰囲気温度約120℃に対してのアニュラスシールの健全性を、以下のとおり確認する。

2. アニュラスシール耐熱性について

2.1 概要

アニュラスシールは、原子炉格納容器とアニュラス屋根部の間に設置される為、事故時等に原子炉格納容器と外部遮へいの間に生じる相対変位に追従できることが必要となる。

アニュラスシールのゴム材質はクロロプレンゴムで、別図1に示す通り、2層のナイロン補強布がゴムで被覆されている。



別図1 アニュラスシールのシールゴム部詳細

2.2 重大事故時におけるアニュラスシールの物性変化

1) 建屋間相対変位によるシール伸び

重大事故時における原子炉格納容器内の温度及び圧力の上昇により、原子炉格納容器とアニュラス屋根部の間に水平 41mm、鉛直 64mm の相対変位が生じ、これに対してシールゴムは、ゴムの伸びに期待せずに、曲線形状から直線形状への形状変化による伸び量により追従可能である。

2) 熱によるシール物性の変化

重大事故時のアニュラス部雰囲気温度は、設計基準事故時の設計温度 115℃を若干上回るが、前述の通り、アニュラスシールは形状変化により建屋間相対変位に対して追従できることから、熱による物性の変化が生じた場合でも追従性への影響は無い。なお、同仕様材による耐熱性試験では、113℃が 26.8 時間継続した場合、破断伸びが-17~-19%低下している（試験材の初期破断伸びは 590%）。（添付）一方、引張り強さはほとんど変化しない。

□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。


高温下におけるアニュラスシールの物性変化について

1. クロロプレングムに対する温度時間の影響

泊3号炉のアニュラスシールと同仕様のクロロプレングム材の初期物性と耐熱物性を付表1に示す。本シールゴムは113℃に26.8時間曝露された時（2.8時間は115℃で加熱）、破断伸び変化率は約-17~-19%である。また同じ条件において、引張強さはほとんど低下していない。

付表1 アニュラスシールゴムの初期物性及び耐熱物性（メーカー資料）



 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。