

東海第二発電所 新規制基準への適合性に係る 主な変更点について

平成30年5月11日
日本原子力発電株式会社

本資料のうち、 は営業秘密又は防護上の観点から公開できません。

説明項目

今回ご説明範囲

これまでの審査会合での説明内容から基本方針を変更，追加又は明確化する事項について，報告する。また，隣接事業所敷地関連の合意文書に係る隣接事業所との協議の状況を報告する。

分類	No.	説明項目	関連条文	頁
有効性 評価	1	LOCA時注水機能喪失における事故条件(破断面積)設定の明確化	37条	P1
	2	原子炉冷却材の流出における評価条件の変更	37条	P2
	3	コリウムシールド高さの妥当性について	37条	—
設備・ 手順	4	原子炉スクラム時にATWSが発生した場合における手順の変更	44条、技術的能力1.1	P3
	5	現場手動操作による原子炉隔離時冷却系(RCIC)起動操作の追加	45条、技術的能力1.2	P4
	6	SRVの耐環境性向上のための取組みについて	46条、技術的能力1.3	P6
	7	格納容器圧力逃がし装置のスクラビング水の水质管理について	50条、技術的能力1.7	P8
	8	原子炉格納容器内の原子炉冷却材の漏えい率の管理の明確化について	51条、技術的能力1.8	P9
	9	電源供給手段(自主対策設備活用)の追加整備について	57条、技術的能力1.14	P10
	10	代替交流電源設備用ケーブルの布設ルートの考え方について	57条、技術的能力1.14	P12
DB	11	東海発電所との共用設備について	12条	P15
その他	12	隣接事業所敷地の管理等の対応状況について	—	P22

1. LOCA時注水機能喪失における事故条件(破断面積)設定の明確化

(1) 内容

事故シーケンスグループ「LOCA時注水機能喪失」において、高压代替注水系に期待せずに対策の有効性を確認していることを明確にするため、事故条件(破断面積)設定の考え方を以下のとおり再整理した。

- ベースケースとして想定する破断面積; 約 3.7cm^2
 - ✓ 高压代替注水系に期待しない場合でも、原子炉減圧操作(低压代替注水系(常設)による原子炉注水)に一定の操作時間余裕が確保されていることを確認
- 感度解析として想定する破断面積; 約 9.5cm^2 (※)
 - ✓ 燃料被覆管の破裂発生防止が可能な破断面積の範囲を確認

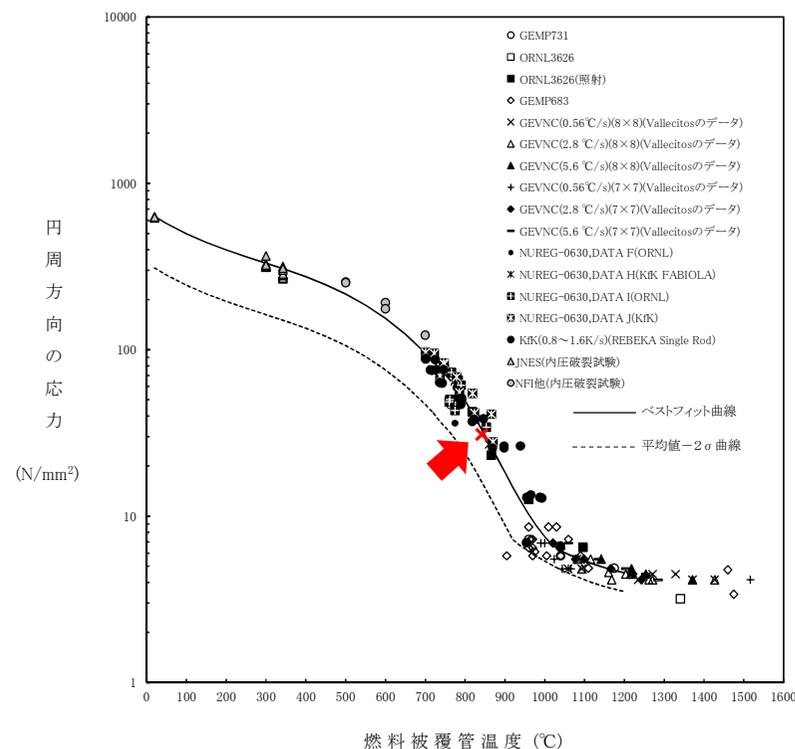
(※) 一定の操作時間余裕を確保するためには高压代替注水系に期待することが必要

(2) 記載箇所

有効性評価 2.6 LOCA時注水機能喪失

2.6.2 (2)有効性評価の条件

2.6.3 (2)解析条件の不確かさの影響評価



約 9.5cm^2 の場合の解析結果

2. 原子炉冷却材の流出における評価条件の変更

(1) 概要

運転停止中の有効性評価における「原子炉冷却材の流出」について、評価対象とするプラント状態（以下「POS」という）を、以下のように変更した。

変更前: POS-A (RPV開放工程開始～原子炉ウェル水張り完了)

変更後: POS-B (原子炉ウェル水張り完了～原子炉ウェル水抜き開始)

(2) 変更理由

- ・変更前に評価対象としていたPOS-Aは、通常運転水位の期間においては警報や緩和設備の自動起動に期待できることや、原子炉ウェル水張り実施中においては既に原子炉注水を開始していることより、事象発生後、速やかな原子炉水位の回復が可能である。
- ・このため、警報や緩和設備の自動起動に期待できず、原子炉ウェルの水張りが完了しているPOS-Bを評価対象とすることとした。

(3) 評価結果

- ・原子炉冷却材流出の発生後、中央制御室の巡視により事象を認知し、事象発生2時間後に残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水を開始する。その結果、右図のとおり燃料有効長頂部の冠水、必要な放射線の遮蔽は維持されており、評価条件の変更による評価項目への影響がないことを確認した。
- ・なお、POS-Aについては「5.3.3 評価条件の不確かさの影響評価」における不確かさの影響項目として評価結果を記載。

(4) 記載箇所

有効性評価 5.3 原子炉冷却材の流出

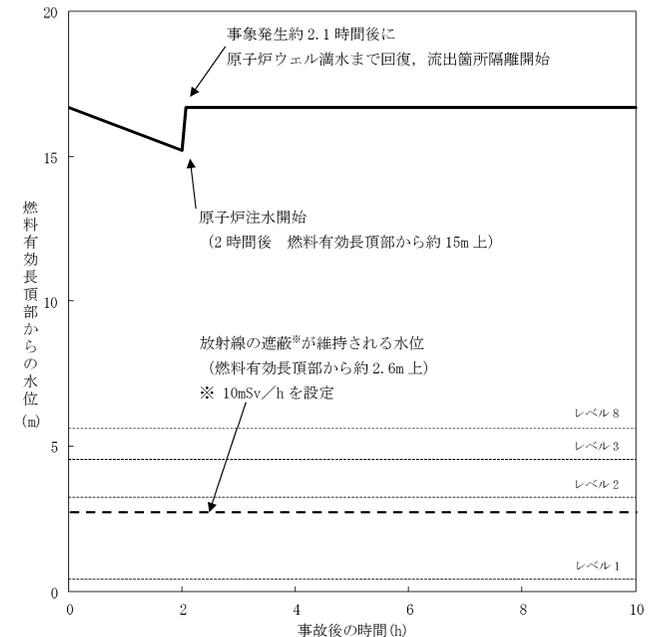


図 原子炉水位の推移

4. 原子炉スクラム時にATWSが発生した場合における手順の変更

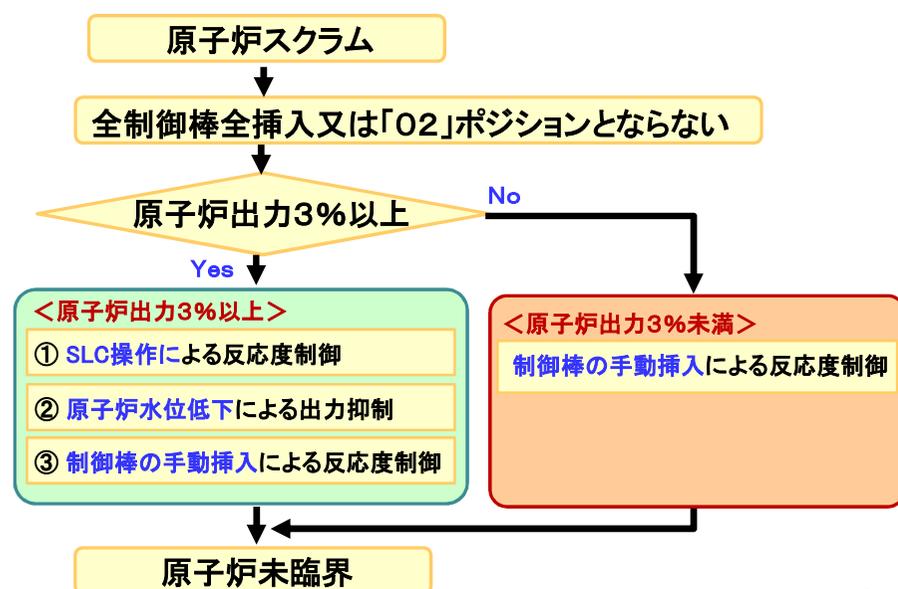
1. 変更の内容

- 原子炉スクラム時にATWS※1が発生した場合、原子炉出力が3%※2の確認をもって、反応度抑制対応の操作を判断する手順としていたが、当判断は行わず、スクラムの成否の確認をもって判断する手順に変更する。

※1 運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象。

※2 平均出力領域計装において3%をもって判断する。

変更前の手順



変更後の手順

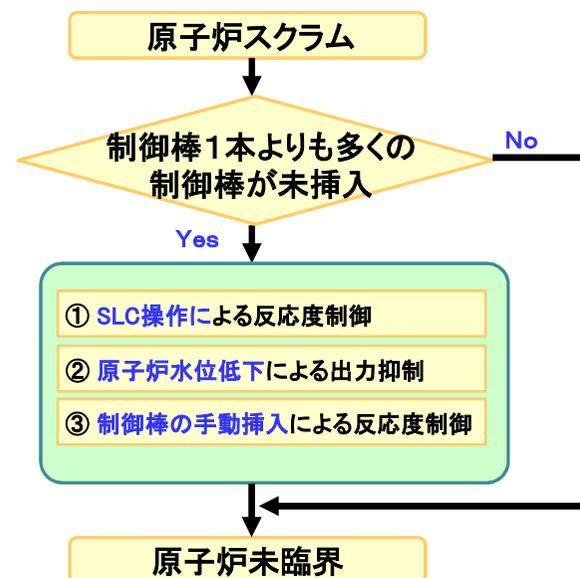


図1 手順のフロー図

2. 変更の理由

- 原子炉出力3%未満では原子炉の出力が低いため、制御棒の手動挿入で反応度抑制の対応を行う手順としていたが、原子炉出力が3%未満でも制御棒が手動挿入できない場合や不安定な出力振動の検知を判断した場合には、SLCを即時に注入する必要があるため、サプレッション・プール水温度や原子炉出力に依存しない手順に変更した。
- 全制御棒全挿入又は「02」ポジションとならない場合としていた判断基準を、停止余裕検査で認められた本数を超える制御棒が挿入されていない場合とし、判断基準をより明確化した。

5. 現場手動操作による原子炉隔離時冷却系(RCIC)起動操作の追加

1. 概要

- 原子力圧力バウンダリ高圧時の注水手段の多様性を考慮して、原子炉隔離時冷却系(以下「RCIC」という。)の現場手動起動の手順を追加する。

2. 変更の内容

- 従来は、RCICの運転により発生する蒸気の凝縮水の排水をしなければ、RCICの長期の運転は望めなかったことから、高圧代替注入系(常設高圧代替注水系ポンプ、以下「TWL」という。)による注水としてきたが、今回、排水手段を整備することで多様性を向上させるため手順を追加する。

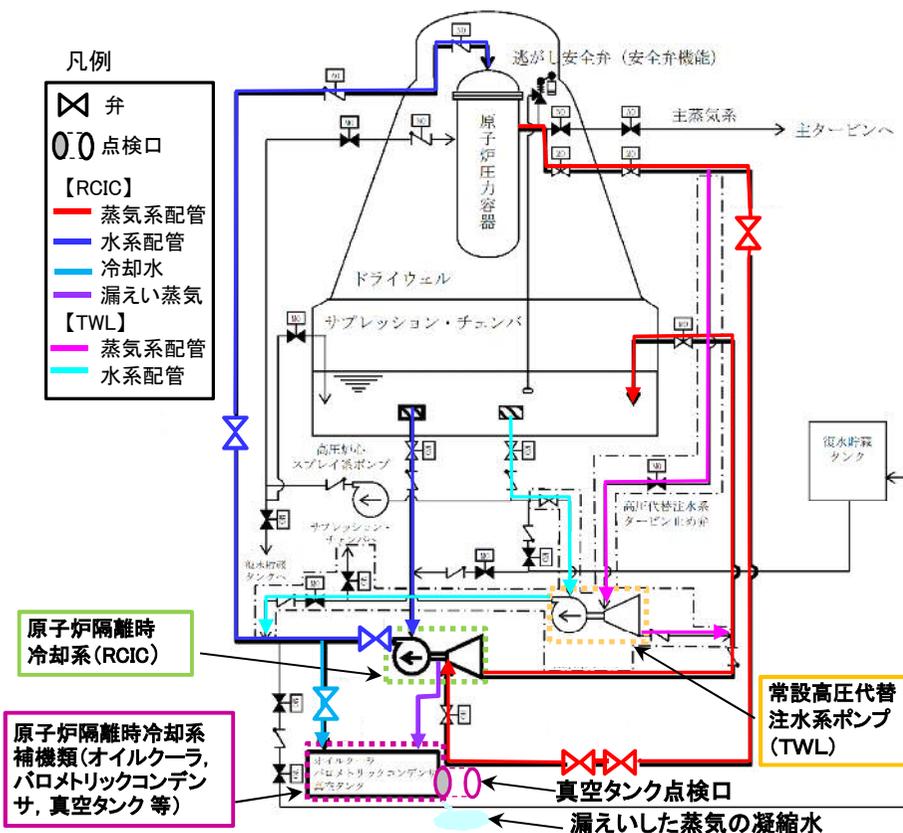


図1 現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動 概要図

表1 TWLで手順を整備することとした考え方

	RCICの現場手動起動	TWLの現場手動起動
必要な補機類	RCICは、運転に際して必要となる補機類が使用できない	TWLは、運転に際して必要となる補機類を要しない。
作業環境	RCICは、発生する蒸気の凝縮水の漏えいにより現場環境が悪化する。	TWLは、凝縮水が発生しないため、現場環境は維持
運転の継続性	RCICは、排水設備を考慮しないと4～5時間しか運転ができないため、長期の運転を継続には影響があり	TWLは、排水の問題がないため、長期の運転が可能
注水量	—	RCICと同等の流量をTWLでも確保できる

従って、現場操作の容易性及び確実性を考慮し、TWLの現場手動を優先する。

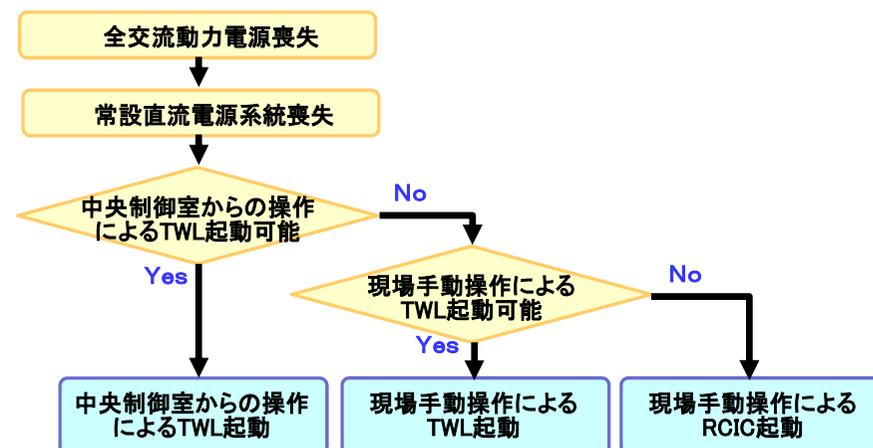


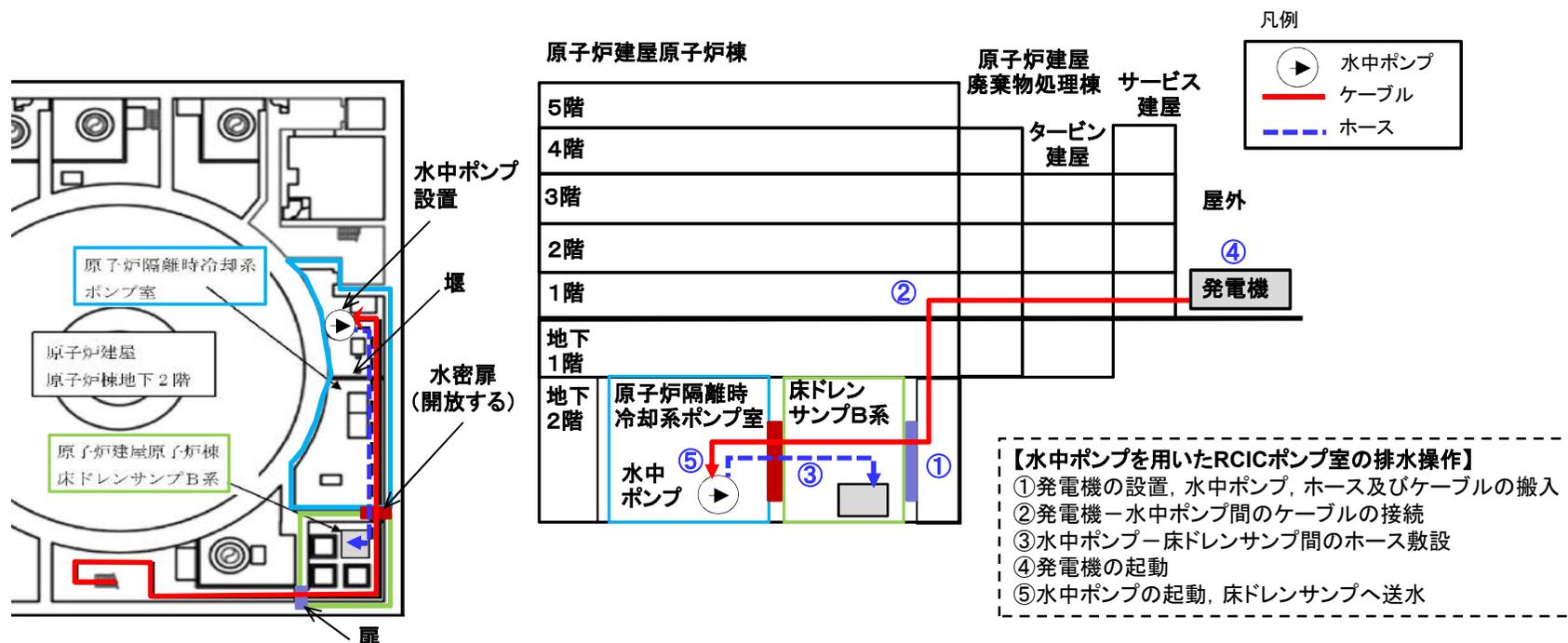
図2 対応手段選択フローチャート

5. 現場手動操作による原子炉隔離時冷却系(RCIC)起動操作の追加

3. RCICの現場手動操作時の長期運転のための排水手段について

- 今回の検討において、RCICの長期運転継続のために、RCICポンプ室に水中ポンプ※1の設置及びケーブル※1の敷設をすることにより、発生する蒸気の凝縮水や冷却水を床ドレンサンプに排水することができることを確認した。

※1 有効性評価の全交流動力電源喪失(TBP)において要求される可搬型設備を用いた注水の開始時間は約3時間であり、RCICは排水設備を考慮しない場合でも4～5時間の運転は可能であるから、水中ポンプ及びケーブルは自主設備とする。



(開放する) 図2 現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動(排水処理) 概要図

6. SRVの耐環境性向上のための取組みについて(1/2)

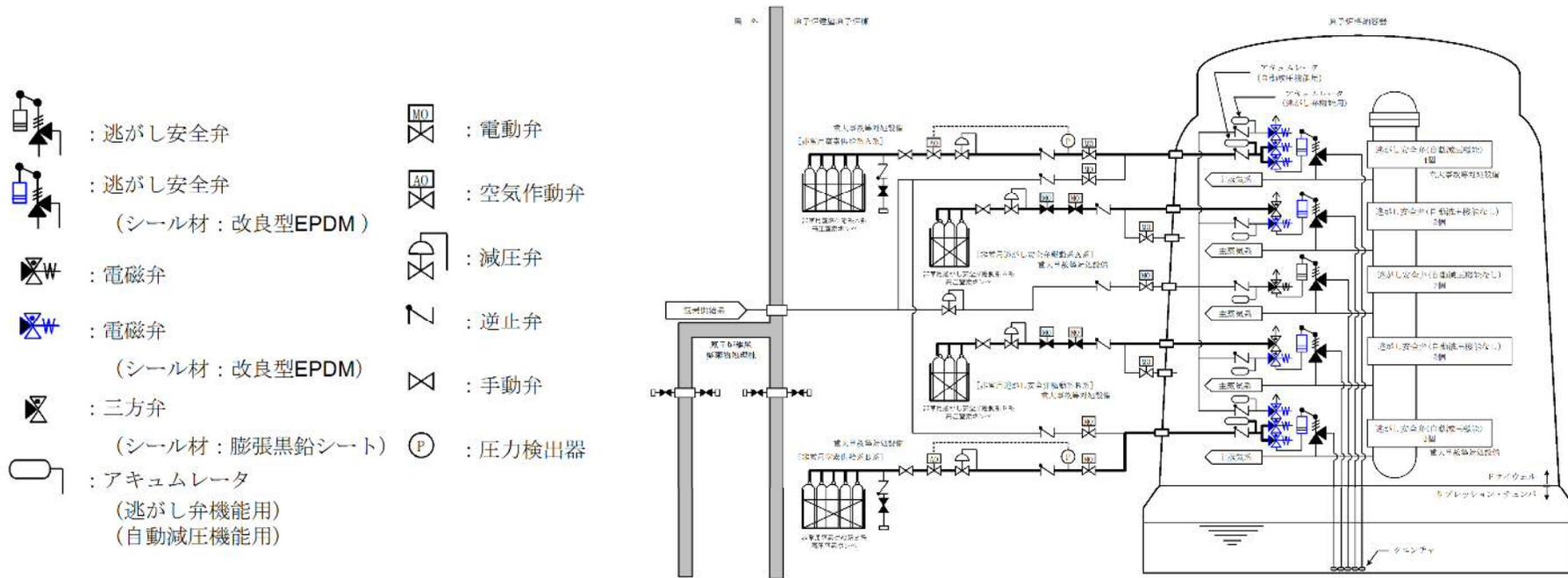
(1) 概要

非常用窒素供給系及び非常用逃がし安全弁駆動系の窒素を供給する際の流路となる箇所を改良型EPDM材※1に変更する。

※1：200℃、2Pdの環境下でもシール性能を維持できることを圧縮永久ひずみ試験等により確認したもの

(2) 変更内容

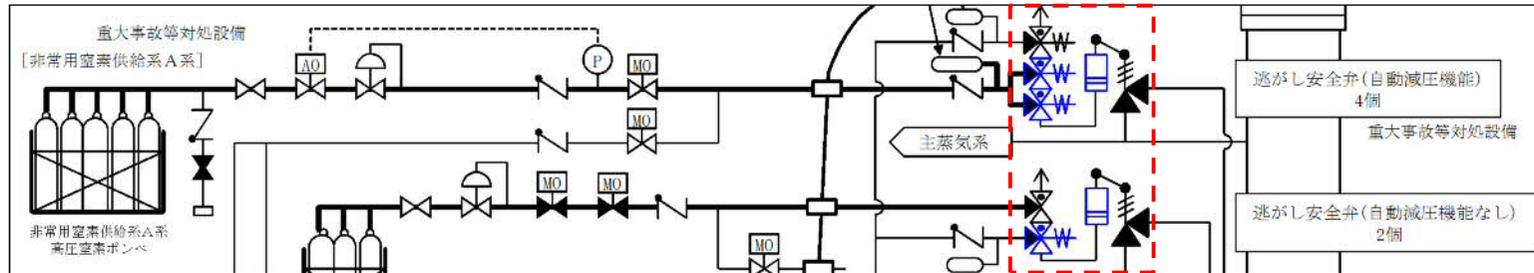
- ① SRV(自動減圧機能)7個のシリンダーピストン及び電磁弁のシール材を改良型EPDM材に変更
- ② 非常用逃がし安全弁駆動系に接続するSRV(逃がし弁機能)4個のシリンダーピストン及び電磁弁のシール材を改良型EPDM材に変更



非常用窒素供給系及び非常用逃がし安全弁駆動系概要図

6. SRVの耐環境性向上のための取組みについて(2/2)

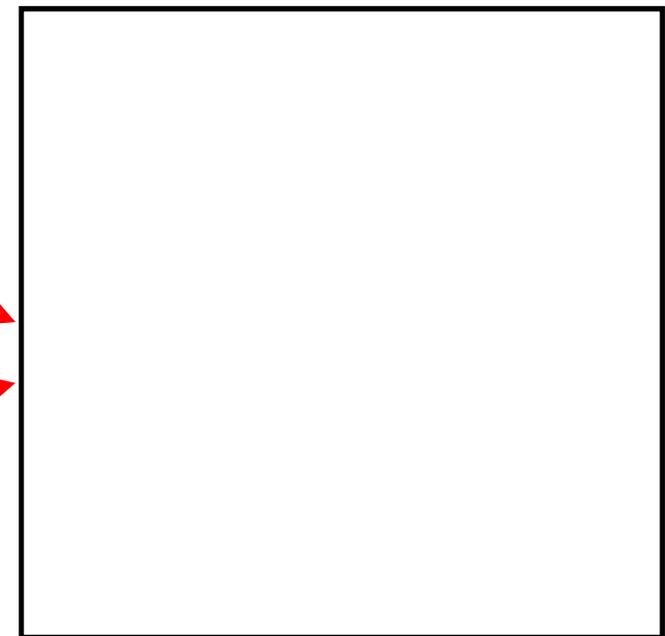
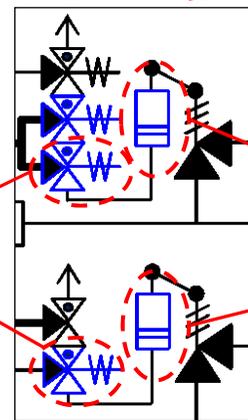
非常用窒素供給系及び非常用逃がし安全弁駆動系の概要(A系の例)



【SRV用電磁弁概要図】

- ・摺動部以外を改良型EPDM材でシール

部分拡大図



【シリンダーピストン概要図】

- ・シリンダーピストン開状態時にバウンダリとなる箇所を改良型EPDM材でシール
- ・ピストンリングが破損した場合においてもシール性能が維持することが可能な設計

7. 格納容器圧力逃がし装置のスクラビング水の水質管理について

(1) 概要

格納容器圧力逃がし装置の無機よう素に対するDFについては、スクラビング水の水質によって担保するものであるため、以下のとおりスクラビング水の水質管理を明確化する。

- 無機よう素を捕集する観点から、を、捕集した無機よう素を保持する観点から、をスクラビング水に添加し、pHを13以上の状態に維持する。

(2) 設計の考え方

- 通常待機時にpH13以上とすることで、重大事故等時に、原子炉格納容器内で発生する酸が全量スクラビング水に移行することを仮定しても、スクラビング水のpHを7以上に維持可能とする。

(3) スクラビング水の水質管理について

以下のとおり通常待機時においてスクラビング水の水質は維持される。

- 添加する薬液は、化学的に安定であり、待機状態において薬液の性能が低下することはない。
- 第1表に示すとおり、薬液の添加濃度は溶解度の1/10程度であることから、析出することはない。
- 通常待機時において、フィルタ装置は、外部から水が流入しない設計としている。
- 通常待機時から格納容器ベント停止後までの期間中、薬液を含むスクラビング水を排水する必要がない設計としている。

表1 水に対する添加剤の溶解度

水温	0℃	20℃	40℃

溶解度：100gの飽和水溶液に対する溶質の量(g)

出典：理科年表(2002)，国立天文台

格納容器圧力逃がし装置の性能を担保するため、以下の水質管理の措置を執る。

- 通常待機時については、水質の管理は不要であるが、点検時に開放を伴うこともあるため、定期的な確認を実施する。
- 確認頻度については、PWRにおいて、同様の目的のために設置する薬品タンクに準じ、施設定期検査時に確認する。
- 上記運用を原子炉施設保安規定に規定する。
- 事故時については、スクラビング水を排水する必要がない設計としていることから、確認する必要がない。

8. 原子炉格納容器内の原子炉冷却材の漏えい率の管理の明確化について

1. 概要

- ペDESTAL部床ドレン系を、溶融炉心・コンクリート相互作用及び水蒸気爆発によるペDESTAL構造への影響緩和のため改造するため、原子炉施設保安規定で定める原子炉冷却材の漏えい率の管理を明確化する。

2. 原子炉格納容器内の原子炉冷却材の漏えい率の管理について

- ペDESTAL部床ドレン系の設計は以下の通りとする。
 - 溶融炉心・コンクリート相互作用及び水蒸気爆発によるペDESTAL構造への影響緩和のため、ペDESTALの水位を1mとする。
 - ペDESTAL内床ドレンサンプはドライウェル内ガス冷却装置から発生し連続して流入する凝縮水※1及び漏えい位置を特定できない格納容器内の漏えい水が発生した場合に、同サンプへ流入する設計とする。
 - ペDESTAL内床ドレンサンプの水位は、同サンプから排水される排水管※2の入口(スワンネック)高さが床面から1mに設定されており、常時1mの水位が保てる設計とする。また、同サンプの水位が1mを保っていることを水位表示で確認することができる設計とする。
- ペDESTAL部床ドレンサンプの流入水は、スワンネックから格納容器床ドレン流量計を介して全量排水されることから、原子炉建屋原子炉棟床ドレンサンプ設備への排水を流量計で確認することができるため、原子炉施設保安規定に規定する原子炉冷却材の漏えい率の管理は現状と変わらない。

※1 通常運転時におけるペDESTAL内への流入水は、原子炉格納容器内のドライウェル内ガス冷却装置から発生する凝縮水と原子炉格納容器内で発生する結露水が、床ドレン水として原子炉格納容器内の床ドレン配管から原子炉建屋原子炉棟床ドレンサンプへ排出(2004年4月30日～2011年3月11日の通常運転時におけるドライウェルエアークーラードレンを含む床ドレンの実測値 約0.2m³/h～6.8m³/h)する。

※2 サンプから排水されるスワンネックを含めた排水配管は、耐震性及び強度を考慮し、SA設備として設計する。

改造前

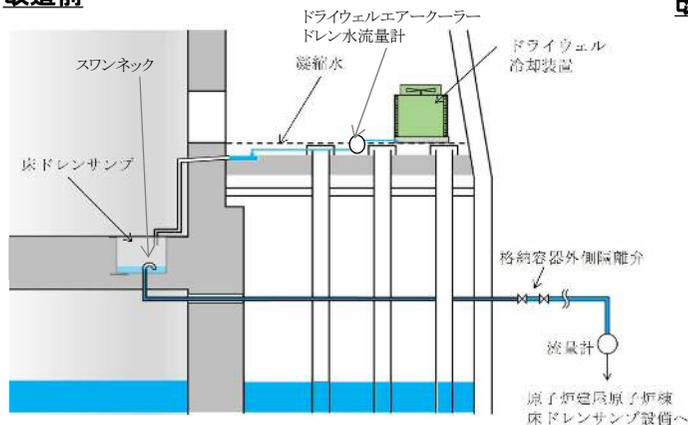


図1 床ドレンサンプ概要図

改造後

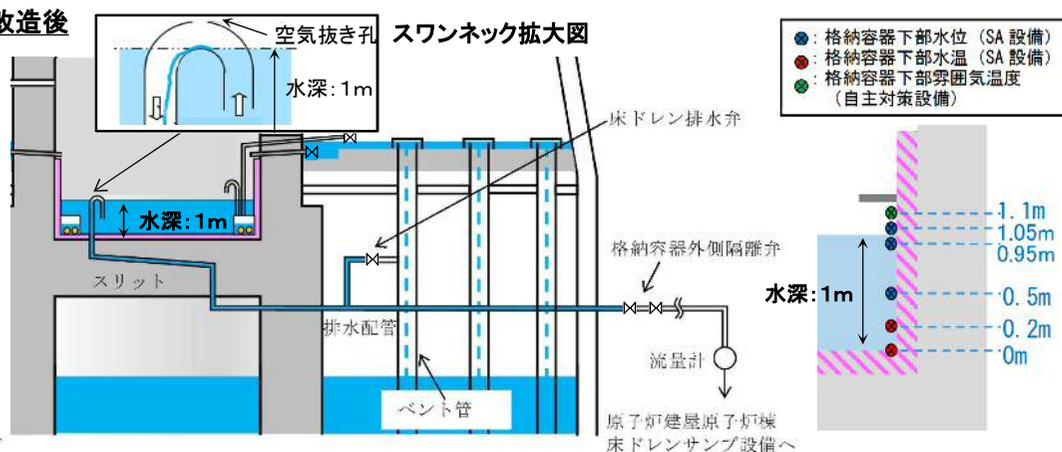


図2 ペDESTAL水位管理の概念図

9. 電源供給手段(自主対策設備活用)の追加整備について(1/2)

1. 概要

東海第二発電所が単独号機であることを考慮し、常設代替高圧電源装置の予備発電機確保、単独で重大事故等への対応が可能な代替所内電気設備の構成及び専用の緊急用125V系蓄電池の設置など、電源供給の信頼性に配慮した設計としているが、更なる電源供給の信頼性向上の観点から、新たに電源供給手段を追加することとした。

2. 今回追加した自主対策設備を活用した電源供給手段

- ① 緊急時対策室建屋ガスタービン発電機を用いた非常用所内電気設備への給電
- ② 可搬型代替低圧電源車を用いた常用MCC(水処理建屋)を介した非常用所内電気設備への給電
- ③ 可搬型代替低圧電源車を用いた常用MCC(屋内開閉所)を介した非常用所内電気設備への給電

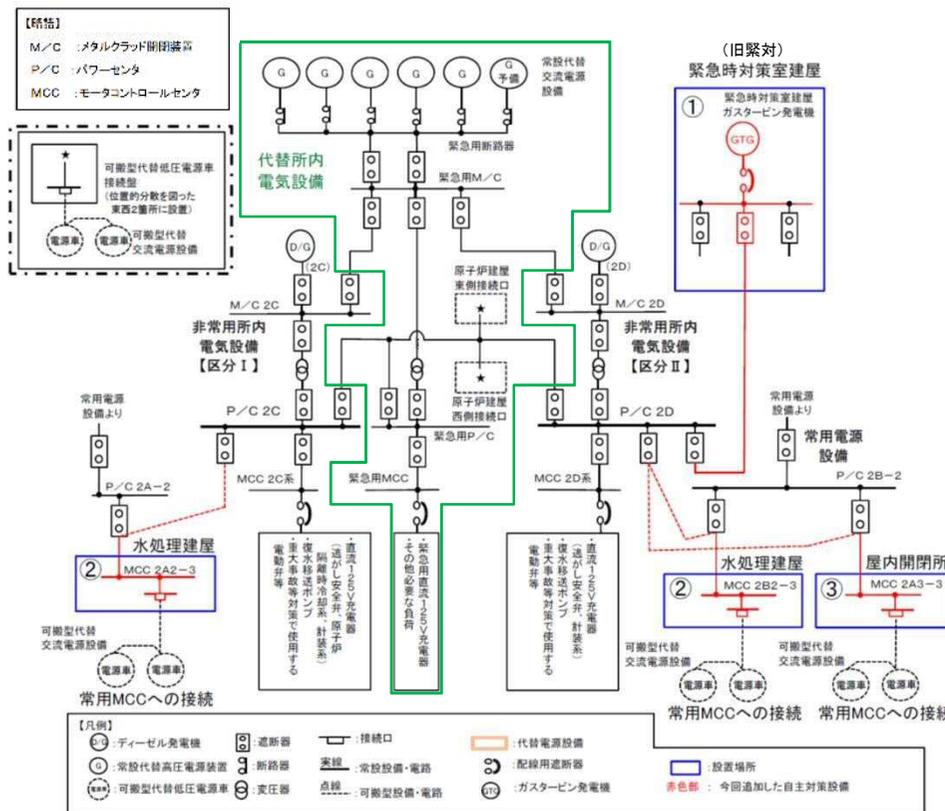


図1 単線結線図

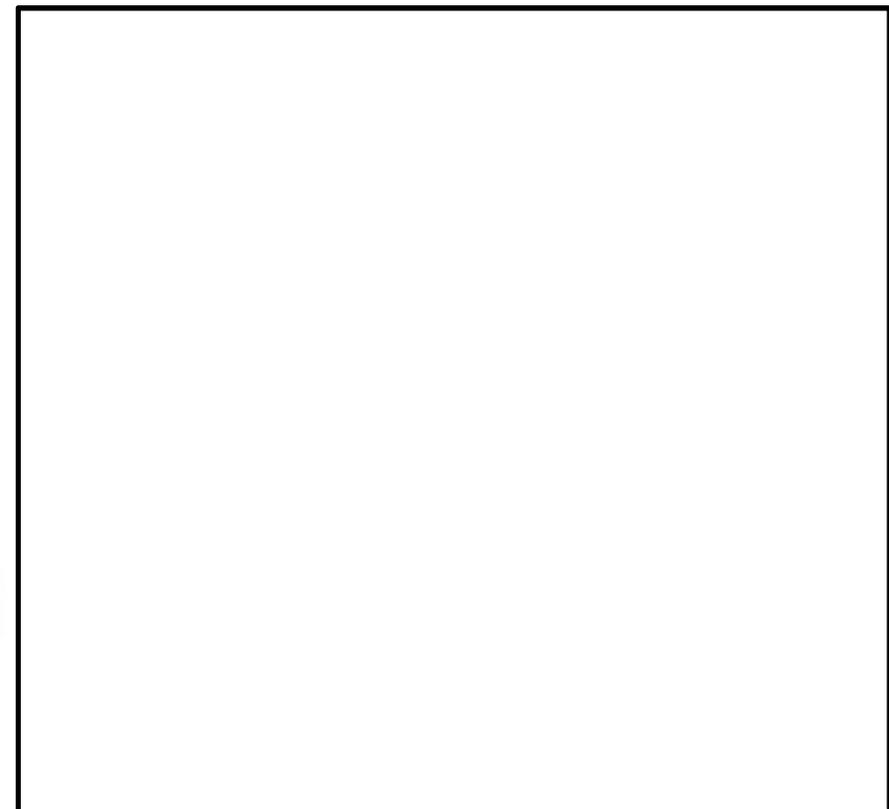
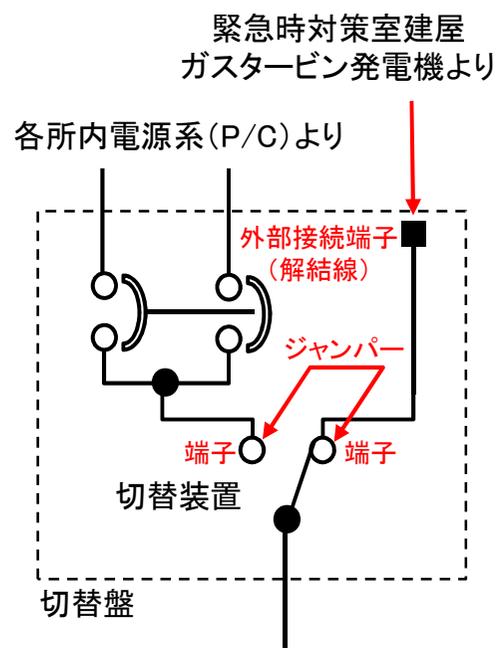


図2 建屋配置図

9. 電源供給手段(自主対策設備活用)の追加整備について(2/2)

表1 設備概要

	追加した電源供給手段	
	緊急時対策室建屋 ガスタービン発電機	可搬型 代替低圧電源車
仕様	<ul style="list-style-type: none"> 容量: 500kVA 電圧: 480V 台数: 1台 	<ul style="list-style-type: none"> 容量: 500kVA 電圧: 480V 台数: 2台
給電先	<ul style="list-style-type: none"> P/C 2D 	<ul style="list-style-type: none"> 水処理建屋 MCC 2A→P/C 2C MCC 2B→P/C 2D 屋内開閉所 MCC 2A→P/C 2D
給電可能な負荷	<ul style="list-style-type: none"> 直流125V充電器 (逃がし安全弁, 原子炉 隔離時冷却系, 計装系) 重大事故等対策で使用 する電動弁等 復水移送ポンプ 	<ul style="list-style-type: none"> 直流125V充電器 (逃がし安全弁, 原子炉 隔離時冷却系, 計装系) 重大事故等対策で使用する 電動弁等 復水移送ポンプ
接続方法	<ul style="list-style-type: none"> 切替盤内での接続 (外部接続端子での解結線、 端子間ジャンパー) 	<ul style="list-style-type: none"> 可搬型代替低圧電源車の 接続コネクタを用いた ケーブル接続 P/C間の端子を用いた ケーブル接続



緊急時対策室建屋ガスタービン
発電機の接続方法



常用MCCの接続コネクタ(外観)



常用MCCの接続コネクタ(拡大)

可搬型代替低圧電源車
の接続方法

図3 接続部のイメージ

10. 代替交流電源設備用ケーブルの布設ルートについて(1/3)

1. 概要

共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、既設の配置やエリアの環境等の特性を踏まえ、新設する代替交流電源設備用ケーブルは異なる安全区分間をまたぐことのない布設ルートとする。

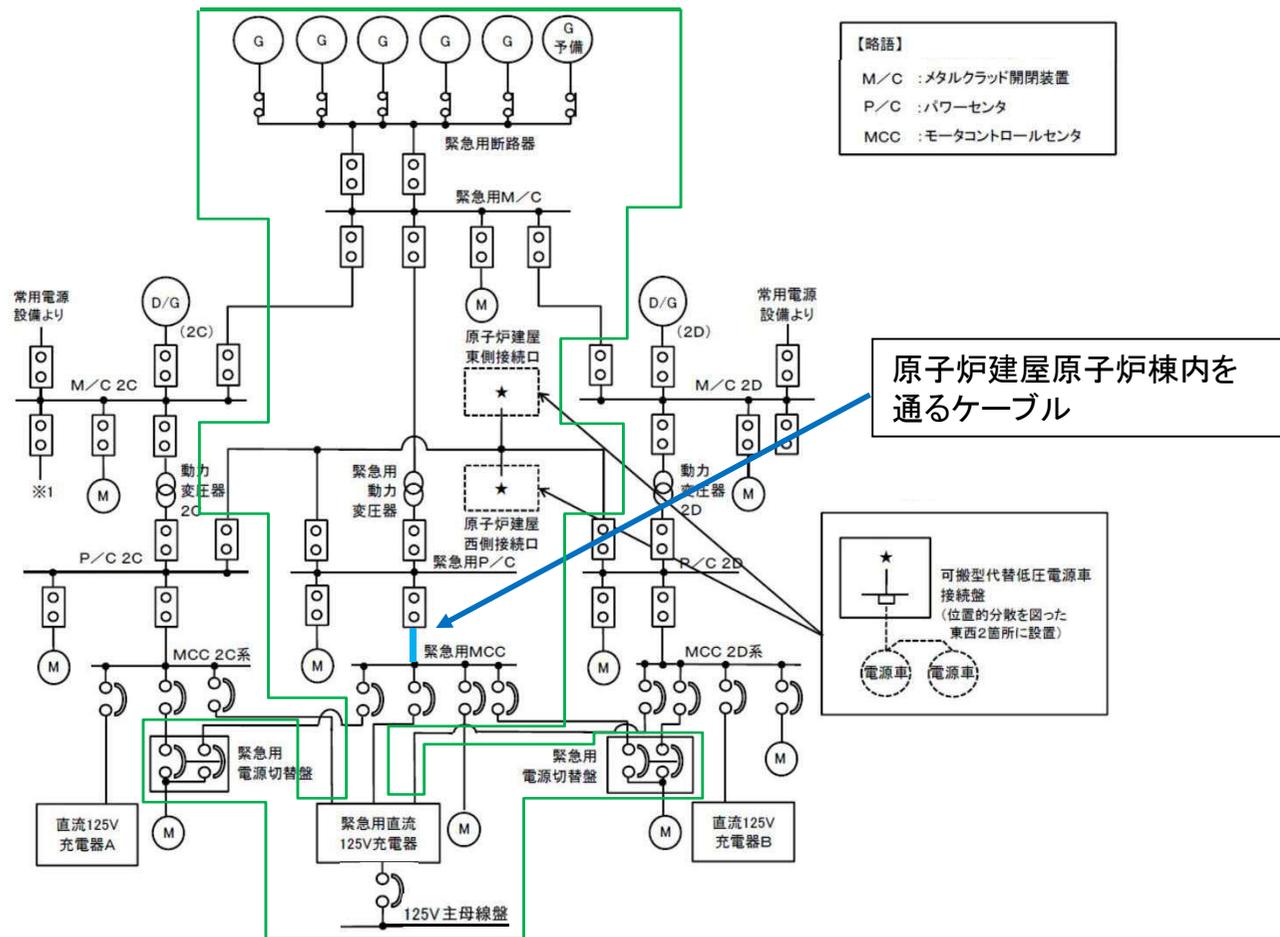


図1 東海第二発電所 単線結線図

10. 代替交流電源設備用ケーブルの布設ルートについて(2/3)

2. 回路の設計方針

代替交流電源設備からの電力を緊急用MCCまで給電する回路については、原子炉建屋原子炉棟内の区分Ⅱエリア及び原子炉建屋付属棟を経由し緊急用MCCに接続させることとし、原子炉建屋原子炉棟内の異区分を経由せずにMCCまで電力を給電できるルートとする。

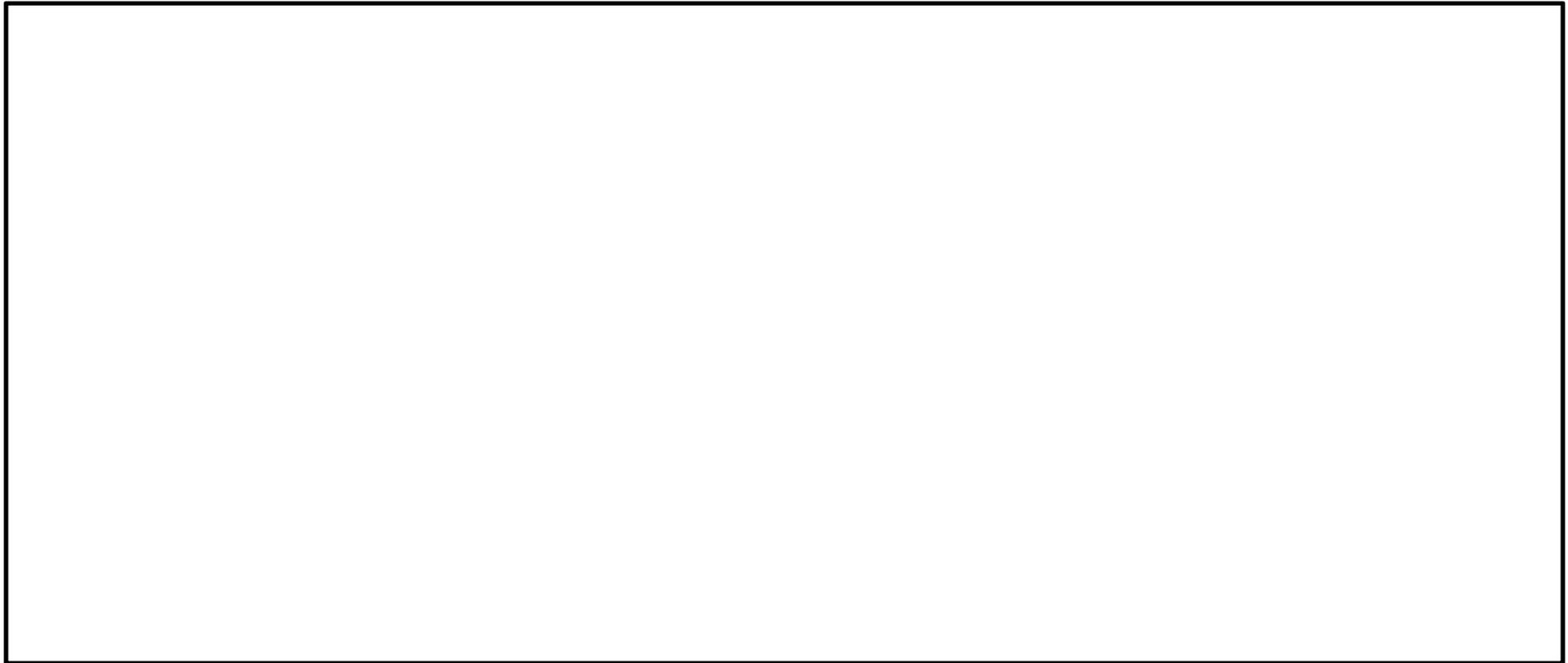


図2 ケーブルルート図
(原子炉建屋 地下2階)

図3 ケーブルルート図
(原子炉建屋 地下1階)

10. 代替交流電源設備用ケーブルの布設ルートについて(3/3)

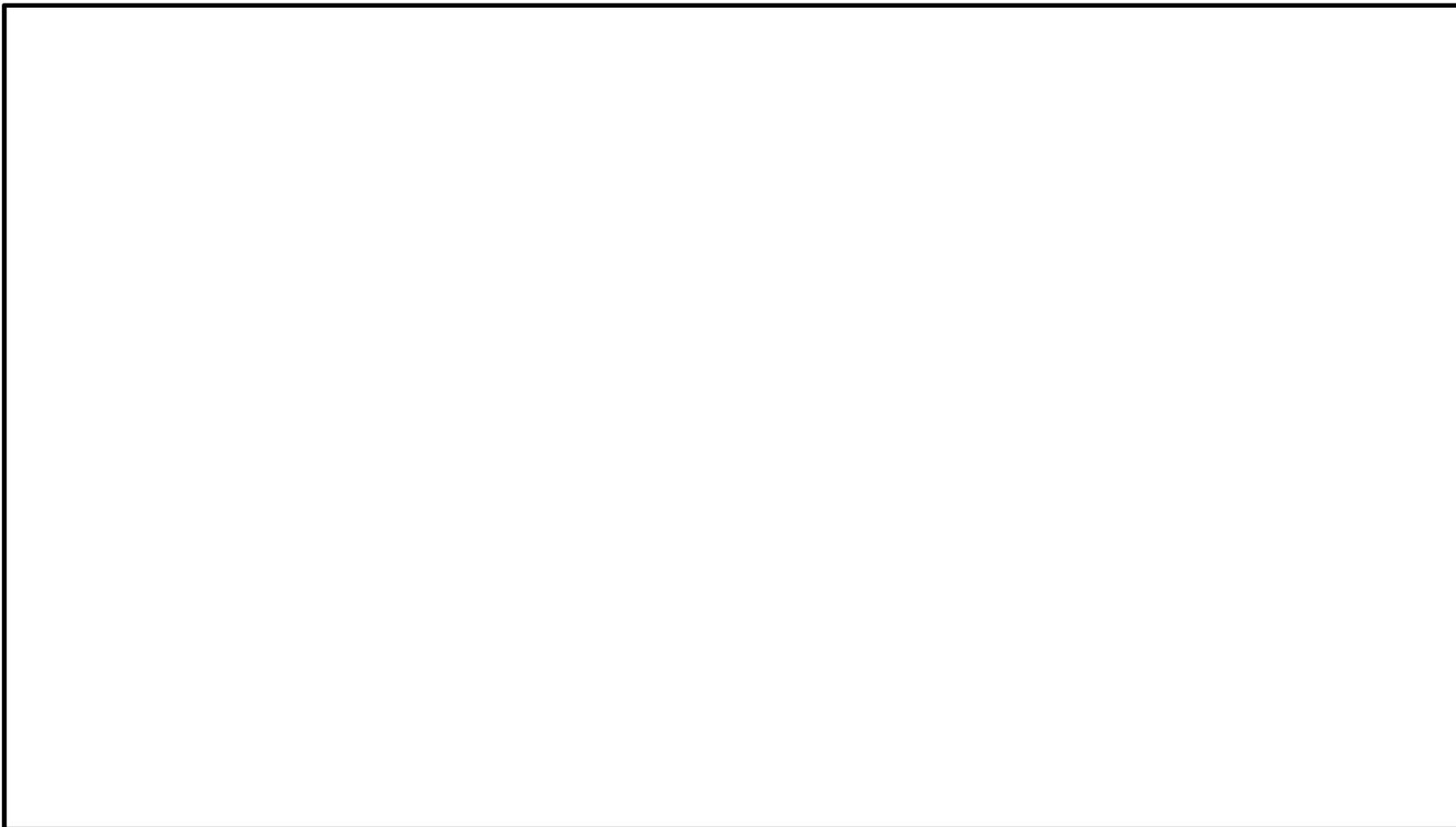


図4 東海第二発電所 ケーブルルート図
(原子炉建屋 1階)

11. 東海発電所との共用設備について(1/7)

1. 概要

東海発電所との共用設備については、第540回審査会合において基準適合性を説明しているところであるが、既設の雑固体減容処理設備及び雑固体廃棄物焼却設備の流路に係る以下の設備についても共用していることを明確化する。これらの設備については、既存の設置許可申請書において東海発電所と共用することが許可されていたものであるが、共用設備としての識別が不十分であったものである。

- ・液体廃棄物処理系設備のうち、排ガス洗浄廃液処理系及び復水器冷却水放水路
- ・気体廃棄物処理系設備のうち、排気筒及び廃棄物処理建屋排気筒
- ・放射線管理施設のうち排気筒モニタ、廃棄物処理建屋排気モニタ及び雑固体減容処理設備排水モニタ

2. 基準適合性

(1) 東海発電所と共用又は相互接続している重要安全施設はない。

(2) 東海発電所と共用している安全施設は以下のとおり。

いずれも東海第二発電所の設備であり、相互接続している安全施設はない。

<共用している安全施設>

- ① 固体廃棄物処理系設備の一部
 - ② 液体廃棄物処理系設備の一部
 - ③ 気体廃棄物処理系設備の一部
 - ④ 所内ボイラ設備, 所内蒸気系の設備
 - ⑤ 給水処理系設備の一部
 - ⑥ 緊急時対策所
 - ⑦ 通信連絡設備の一部
 - ⑧ 放射線管理施設の一部
 - ⑨ 消火設備の一部
- 本日、ご説明
- 本日、ご説明

これらの安全施設については、いずれも必要な容量を有した設計とするなど、共用により原子炉施設の安全性に影響を与えることがない設計としている。

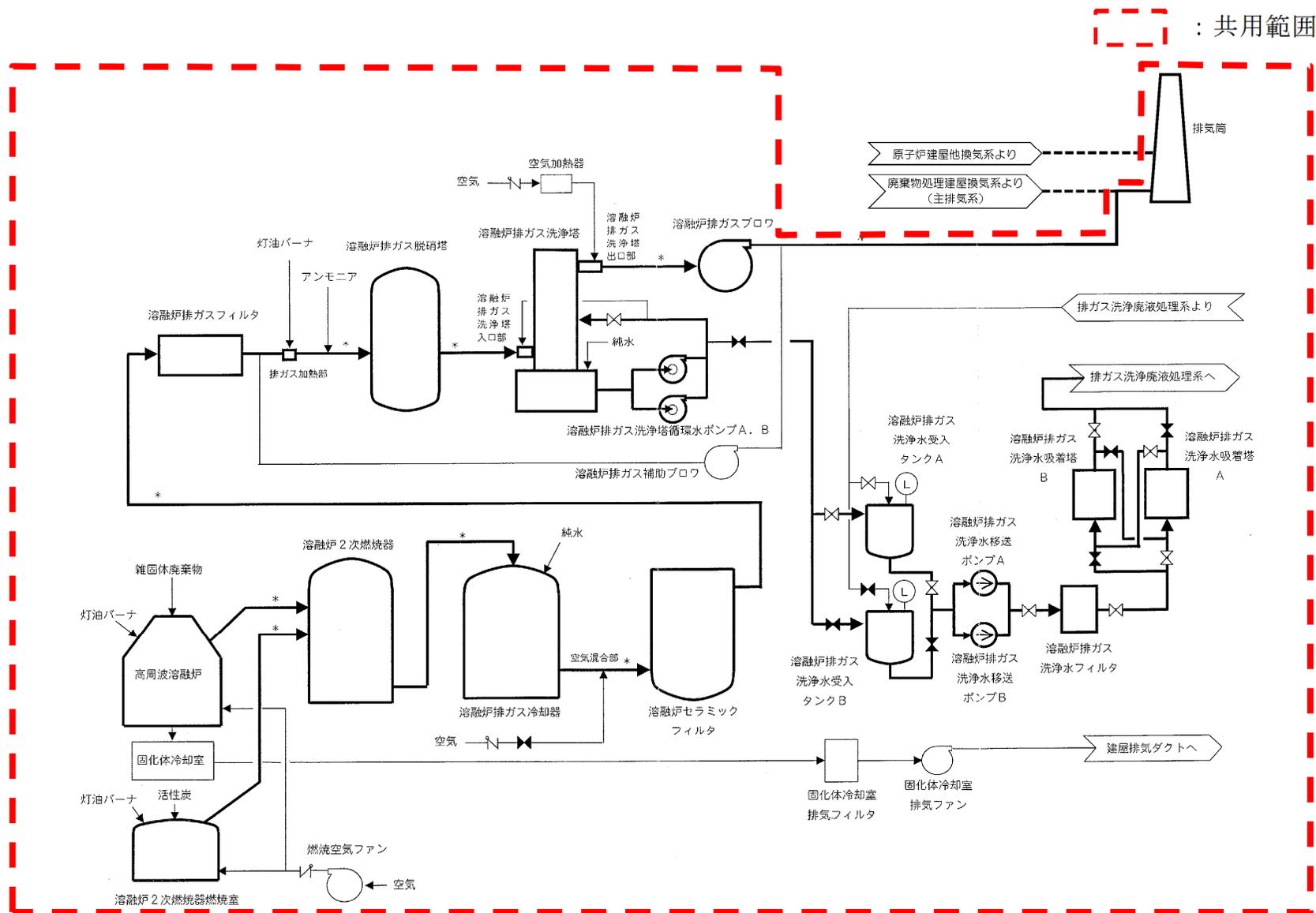
11. 東海発電所との共用設備について(2/7)

	共用している安全施設	安全機能の重要度	共用により安全性を損なわないことの説明
①	固体廃棄物処理系設備のうち、セメント混練固化装置、雑固体廃棄物焼却設備、雑固体減容処理設備、固体廃棄物貯蔵庫及び固体廃棄物作業建屋	PS-3	東海発電所と共用とするが、その処理量は東海第二発電所及び東海発電所における合計の予想発生量を考慮することで安全性を損なわない設計とする。
②	液体廃棄物処理系設備のうち、排ガス洗浄廃液処理系及び復水器冷却水放水路	PS-3	東海発電所と共用とするが、共用設備である雑固体減容処理設備からの予想発生量を考慮して設計することで安全性を損なわない設計とする。
③	気体廃棄物処理系設備のうち、排気筒及び廃棄物処理建屋排気口	PS-3	東海発電所と共用とするが、排ガスを放出するために必要な仕様を満足する設計とすることで、安全性を損なわない設計とする。
④	所内ボイラ設備及び所内蒸気系	PS-3	東海発電所と共用とするが、必要な容量を確保するとともに、接続部の弁を閉操作することにより隔離できる設計とすることで、安全性を損なわない設計とする。
⑤	給水処理系のうち、原水タンク、ろ過水貯蔵タンク、多目的タンク及び純水貯蔵タンク	PS-3	東海発電所と共用とするが、必要な容量を確保するとともに、接続部の弁を閉操作することにより隔離できる設計とすることで、安全性を損なわない設計とする。
⑥	緊急時対策所	MS-3	東海発電所と共用とするが、東海発電所と同時発災時に対応するために必要な居住性を確保する設計とすることで、安全性を損なわない設計とする。
⑦	通信連絡設備のうち無線連絡設備(固定型)、無線連絡設備(携帯型)、衛星電話設備(固定型)、衛星電話設備(携帯型)、電力保安通信用電話設備(固定電話機、PHS端末及びFAX)、テレビ会議システム(社内)、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備(テレビ会議システム、IP電話及びIP-FAX)、加入電話設備(加入電話及び加入FAX)及び専用電話設備(ホットライン)(地方公共団体向)	MS-3	東海発電所と共用とするが、東海発電所で同時に通信・通話するために必要な仕様を満足する設計とすることで、安全性を損なわない設計とする。

11. 東海発電所との共用設備について(3/7)

	共用している安全施設	安全機能の重要度	共用により安全性を損なわないことの説明
⑧	放射線管理施設のうち固定モニタリング設備, 気象観測設備, 放射能観測車及び環境試料測定設備	MS-3	東海第二発電所及び東海発電所の共通の対象である発電所周辺の放射線等を監視, 測定するために必要な仕様を満足する設計とすることで, 安全性を損なわない設計とする。
	放射線管理施設のうち出入管理室	MS-3	東海第二発電所及び東海発電所の共通の対象である管理区域の出入管理及び被ばく線量の監視をするために必要な仕様を満足する設計とすることで, 安全性を損なわない設計とする。
	放射線管理施設のうち排気筒モニタ, 廃棄物処理建屋排気モニタ及び雑固体減容処理設備排水モニタ	MS-3	東海第二発電所及び東海発電所の共用設備から放出される排ガス又は廃液の放射線等を監視, 測定するために必要な仕様を満足する設計とすることで, 安全性を損なわない設計とする。
⑨	消火系のうち構内消火用ポンプ, ディーゼル駆動構内消火ポンプ, 原水タンク及び多目的タンク	MS-3	東海発電所と共用とするが, 必要な容量を確保するとともに, 発電用原子炉施設間又は共用設備との接続部の弁を閉操作することにより隔離できる設計とすることで, 安全性を損なわない設計とする。

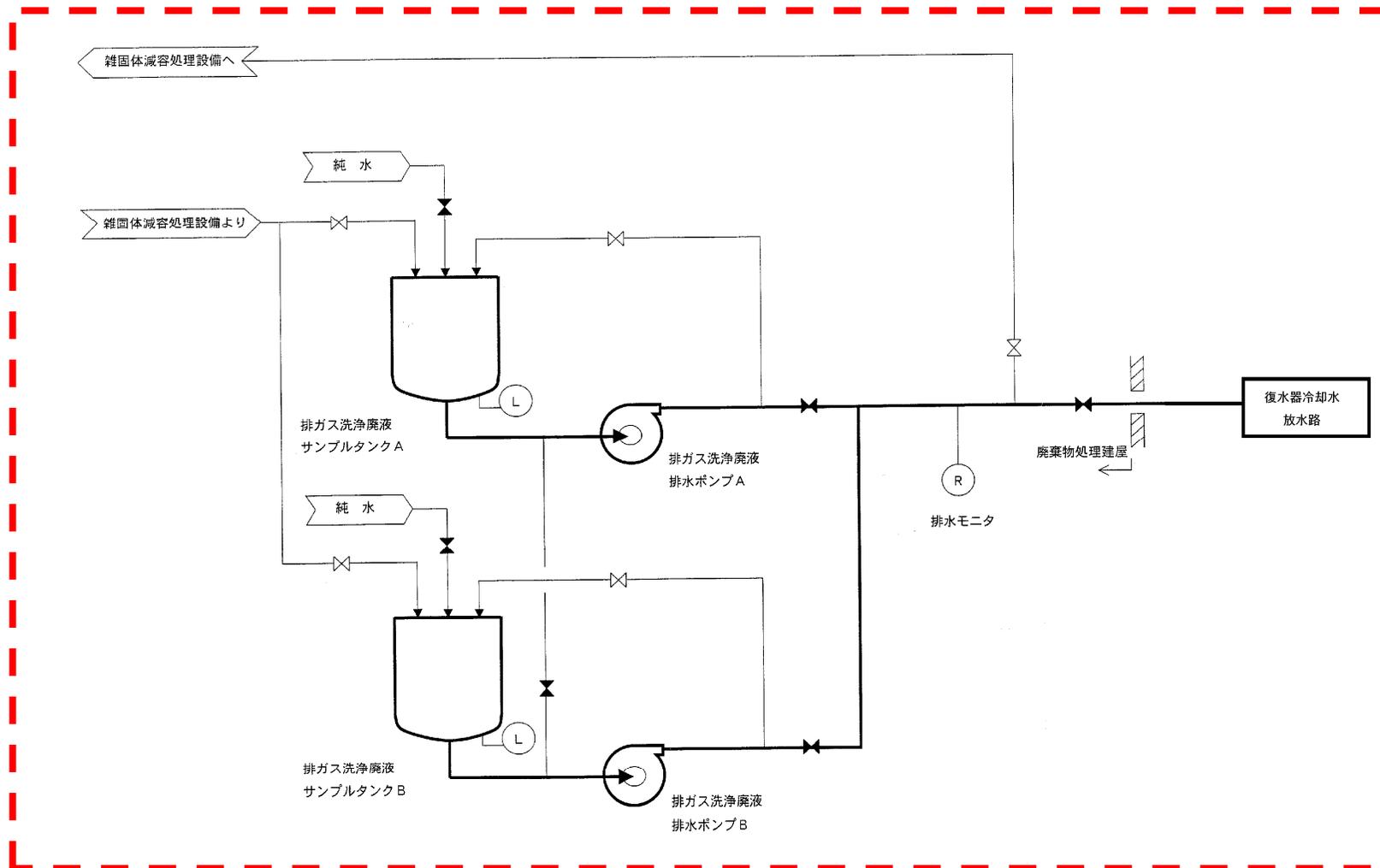
11. 東海発電所との共用設備について(5/7)



雑固体減容処理設備 共用範囲図

11. 東海発電所との共用設備について(6/7)

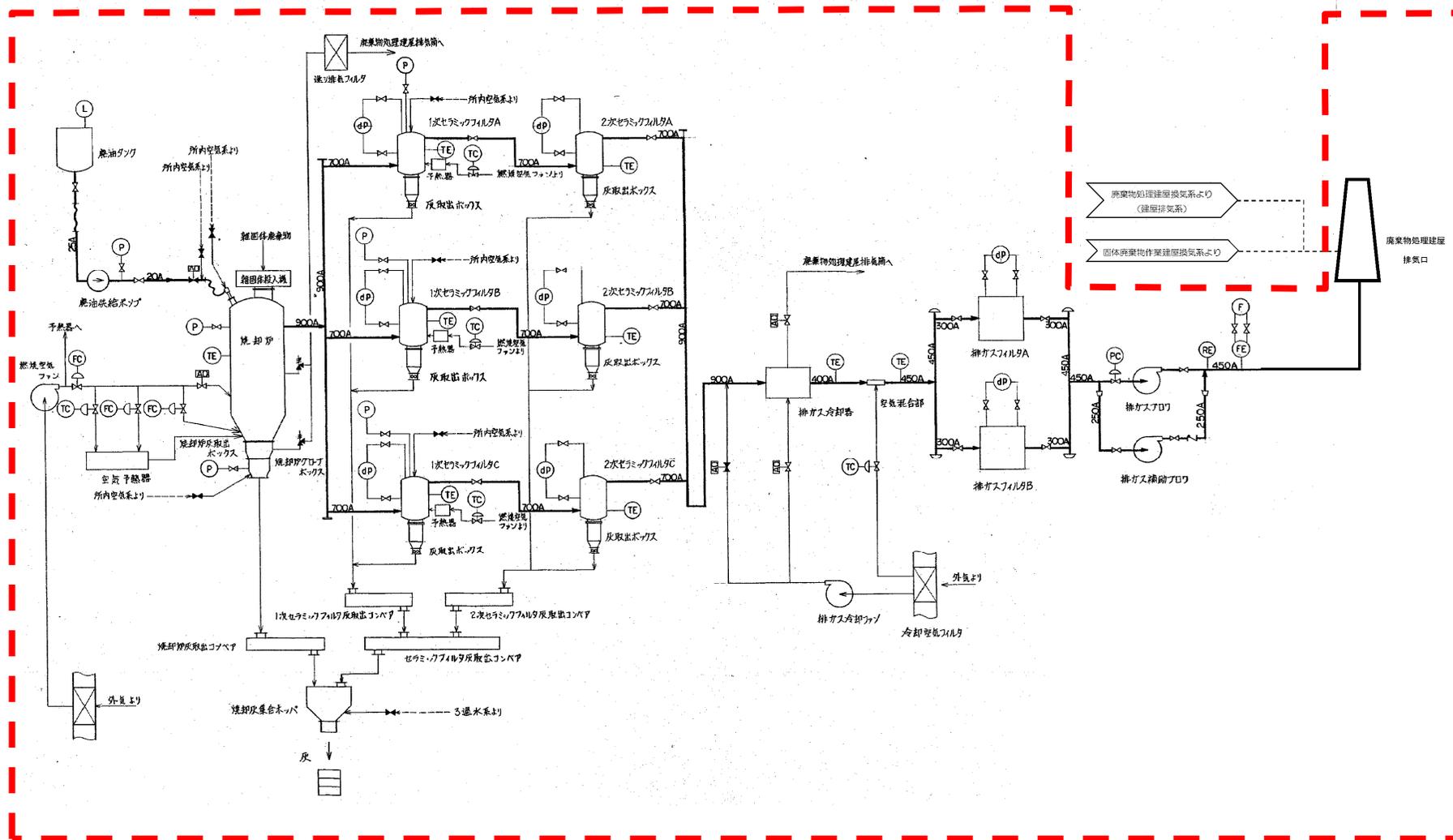
 : 共用範囲



排ガス洗浄廃液処理系 共用範囲図

11. 東海発電所との共用設備について(7/7)

 : 共用範囲



雑固体廃棄物焼却設備 共用範囲図

12. 隣接事業所敷地の管理等の対応状況について

- ・ 新規制基準適合性に係る隣接事業所の敷地に関する当社の対応については、相手先と敷地管理や土地利用等の合意内容に係る文書の取り交わしを行うことで進めてきた。
- ・ 以下の①～④については、**当社より敷地管理等の合意内容に係る依頼文書を発信し、隣接事業所から協力する方針である旨の回答文書(本年3月29日付及び4月6日付)を受領した。今後、設置変更許可取得後に、これらの内容を保安規定等に反映し実施する。**

番号	種別	内容	対応状況
①	隣接事業所敷地の管理	森林火災による防潮堤の熱影響防護のための植生の管理	敷地管理等に関する依頼文書と回答文書の取り交わし完了
②	隣接事業所敷地の管理	竜巻による飛来物発生防止のための車両等の配置規制の措置	
③	隣接事業所敷地の情報入手	津波による漂流物評価のための工事・作業に伴う仮設物等の情報入手	
④	隣接事業所敷地内の運用	重大事故等発生時の災害対策要員の参集ルートの確保(通行・障害物除去)	

- ・ ⑤については、両者間で土地利用に関する覚書*を本年1月12日付で締結済みである。今後、設置変更許可取得後に、土地の権利を得るための契約を交わす予定。

* 施設等の設置のために隣接事業所敷地を利用すること及び設置変更許可申請書に東海第二発電所の敷地として記載すること。

番号	種別	内容	対応状況
⑤	隣接事業所の敷地の利用	可搬型重大事故等対処設備の保管場所、緊急時対策所建屋等の各施設等の設置・利用	土地利用に関する覚書を締結済

第548回審査会合
において説明済み