

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9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

本日ご説明

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	区分	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	(報告)	37条	P1
	2	原子炉冷却材の流出における評価条件の変更	(報告)	37条	P2
設備・ 手順	3	原子炉スクラム時にATWSが発生した場合におけるSLC注入手順の追加	(報告)	44条、技術的能力1.1	P3
	4	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	(報告)	45条、技術的能力1.2	P5
	5	SRVの耐環境性向上のための取組みについて	(報告)	46条、技術的能力1.3	P7
	6	格納容器圧力逃がし装置のスクラビング水のpH管理について	(報告)	50条、技術的能力1.7	P10
	7	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	(報告)	51条、技術的能力1.8	P11
	8	電源供給手段(自主対策設備活用)の追加整備について	追加	57条、技術的能力1.14	P12
DB	9	東海発電所との共用設備について	(報告)	12条	
その他	10	隣接事業所敷地の管理等の対応状況について	(報告)	—	P13

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」においては、高圧代替注水系に期待せず、原子炉減圧後に低圧代替注水系(常設)により炉心損傷を防止する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
 - ✓ 炉心損傷防止対策の有効性を確認する上で、事故シーケンスグループ「LOCA時注水機能喪失」の事象進展の特徴を代表できる破断面積として設定
 - 破断面積約 3.7cm^2 と約 9.5cm^2 との場合の事象進展を比較し、有意な差がないことを確認
 - ✓ 高圧代替注水系に期待しない場合でも、一定の操作時間余裕が確保されていることを確認
 - 原子炉減圧操作(低圧代替注水系(常設)による原子炉注水)の開始時間は、10分程度の遅れを考慮した場合でも、燃料被覆管の破裂発生防止が可能(燃料被覆管最高温度 約 $706\text{ }^\circ\text{C}$)であり、かつ評価項目を満足することを確認

- 感度解析として想定する破断面積; 約 9.5cm^2 ;
 - ✓ 事故条件(破断面積)の不確かさの影響評価における感度解析の破断面積として設定
 - 高圧代替注水系に期待せず、かつ原子炉減圧操作の遅れ時間を考慮しない場合に、燃料被覆管の破裂発生防止が可能(燃料被覆管最高温度 約 $842\text{ }^\circ\text{C}$)であり、かつ評価項目を満足することを確認

(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

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確保が可能である。
- ・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

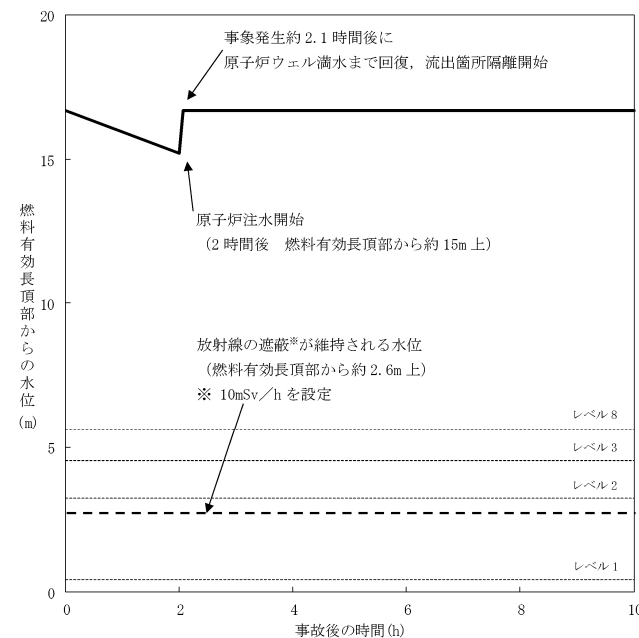


図 原子炉水位の推移

3. 原子炉スクラム時にATWSが発生した場合におけるSLC注入手順の追加

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%未満においては制御棒操作※2で原子炉の反応度抑制を図る手順としているが、原子力出力3%未満においてサブレーション・プール水温度が49℃以上となる場合には、ほう酸注入系(以下「SLC」という。)を操作し原子炉の反応度抑制を図る手順を追加する。

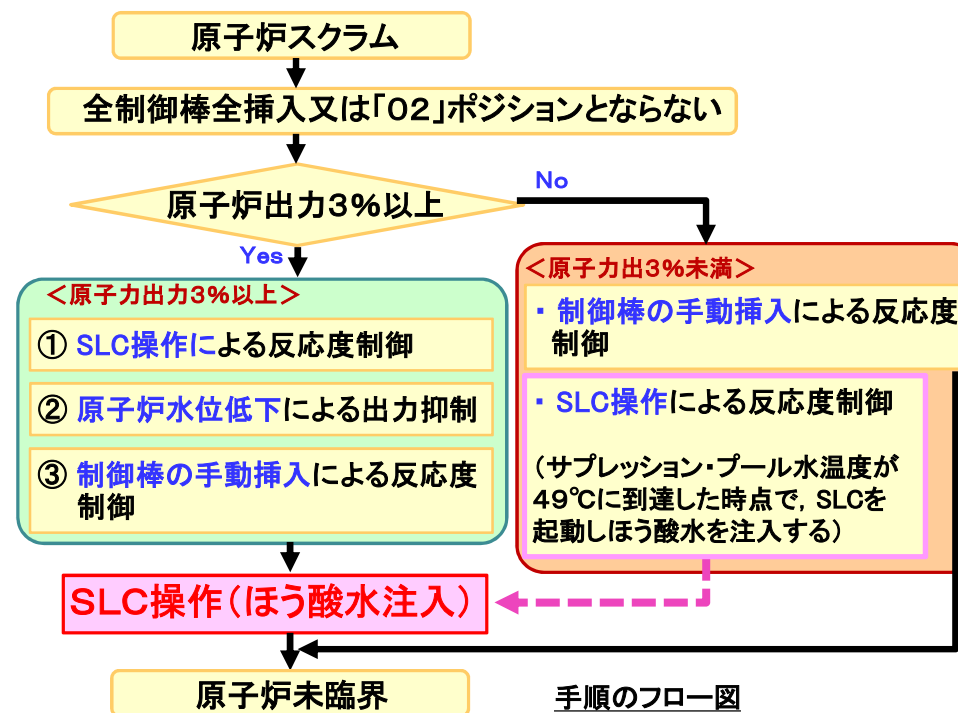
※1 全制御棒が全挿入とならない、または、制御棒が「02」ポジションにならない。 ※2 反応度制御に即効性のある制御棒操作を優先して実施する。

ATWS発生時における原子炉を未臨界にするための操作

原子炉の状態	原子炉を未臨界にする手順	
原子炉出力3%以上	①SLCを操作 ②原子炉水位を低下 ③制御棒を手動挿入	
原子炉出力3%未満	(サブレーション・プール水温度49℃未満)	制御棒を手動挿入
	(サブレーション・プール水温度49℃以上)	SLCを操作(追加) [SLC起動以降も制御棒の手動挿入操作は継続して行う]

2. 変更の理由

- 原子炉出力3%未満では、原子炉の出力が小さく緊急性を有していないため、制御棒を挿入する手順としていたが、制御棒が挿入できない場合を考慮してほう酸水を注入する手段を追加する。



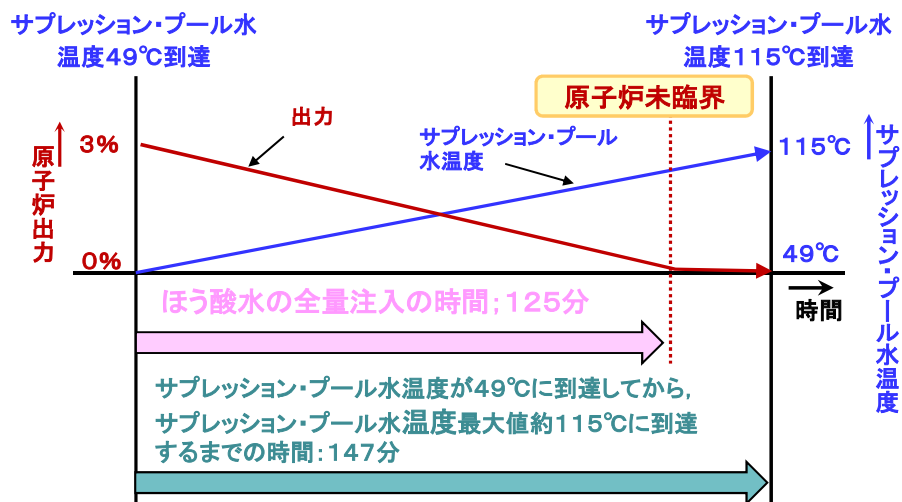
3. 原子炉スクラム時にATWSが発生した場合におけるSLC注入手順の追加

3. 変更の妥当性

- 主蒸気隔離弁の閉止を伴うATWSが発生した場合において、原子炉出力を3%と仮定すると、最大でも約99MWの熱が原子炉格納容器へ蓄積される熱量となるが、残留熱除去系2系統で原子炉格納容器を除熱する場合には、除熱能力は約106MWであるため、蓄積される熱量を上回る除熱量を確保できる。
- 仮に残留熱除去系2系統が喪失した場合において、サブレーション・プール水温度が49℃※3に到達してから、サブレーション・プール水温度最大値である約115℃※4に到達するまでの時間は147分と評価される。一方、ほう酸水の全量注入は125分以内で完了することから、サブレーション・プール水温度が49℃に到達した時点でSLC操作による反応度抑制を行ったとしても、原子炉を未臨界とし、原子炉格納容器の健全性を維持できると評価できる。
- 原子炉出力を3%と仮定すると、逃がし安全弁を介してサブレーション・チェンバに放出される蒸気量は約193t/hとなるが、原子炉圧力容器内の水位制御は、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系により行うことで、原子炉水位低(レベル3)から原子炉水位高(レベル8)で維持することは可能である。このことから、自動減圧系及び過渡時自動減圧機能が作動する要素である、原子炉水位異常低下(レベル1)に到達することはない。

※3 サブレーション・プール水温度が高温待機運転時の制限値49℃を超える場合には原子炉手動スクラムを実施することから、SLCは原子炉スクラムのバックアップ機能であることを踏まえ、SLC操作の判断基準をサブレーション・プール水温度49℃に設定。

※4 有効性評価「原子炉停止機能喪失」におけるサブレーション・プール水最大温度であり、原子炉格納容器の健全性が確認されている温度。



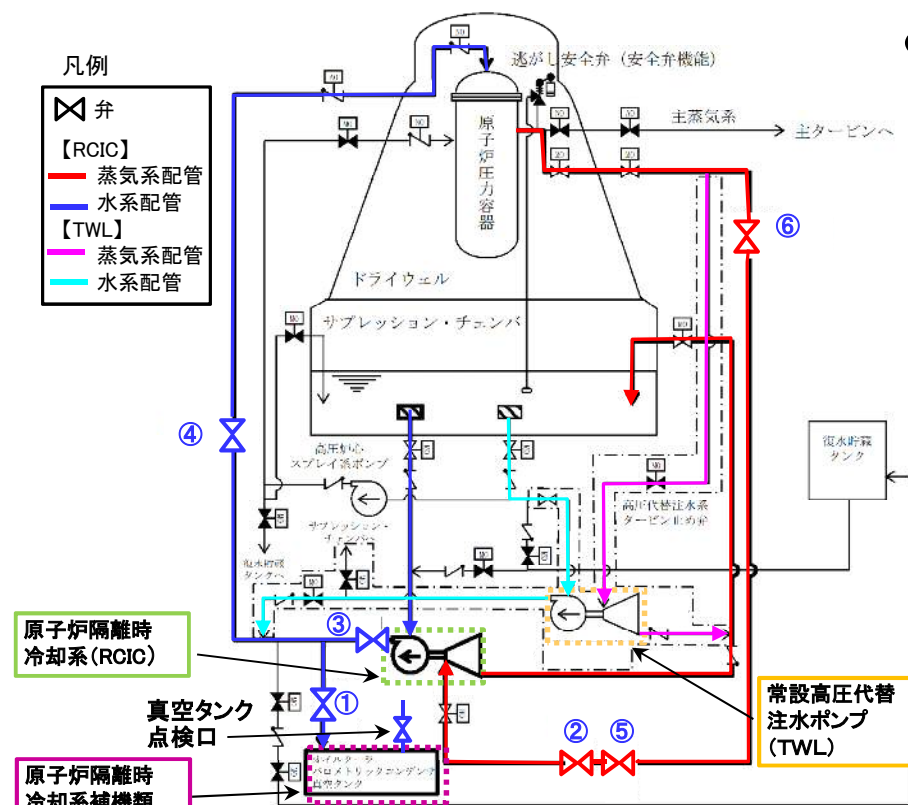
4. 現場手動操作による原子炉隔離時冷却系(RCIC)起動操作の追加

1. 概要

- 全交流動力電源喪失及び直流電源系喪失時の現場において人力による高圧での注水機能の起動操作手順の整備として、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。

従来は、RCICと同等の効果を有する高圧代替注水系(常設高圧代替注入系ポンプ、以下「TWL」という。)の現場手動起動を発電用原子炉の冷却手段としていたが、RCICの運転により発生する蒸気(凝縮水)の排水に係る運用の見込みが得られたことから、TWLに加えてRCICの現場手動起動の手順を追加する。

2. 変更の内容



現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動 概要図

- TWLで整備することとした考え方

以下の理由から同等以上の措置としてTWLでの手順を整備

- ・ RCICは運転に際して必要となる補機類が使用できず、発生する蒸気の凝縮水の漏えいのため現場環境が悪化する。
- ・ RCIC室に滞留した凝縮水により長期運転※1に影響がある。

※1 排水設備を考慮しない場合でも4～5時間の運転は可能

一方で、

- ・ TWLは、運転に際して必要となる補機類を要しない。
- ・ TWLは、RCICのような凝縮水の漏えいがない。
- ・ RCICと同等の流量をTWLでも確保できる。

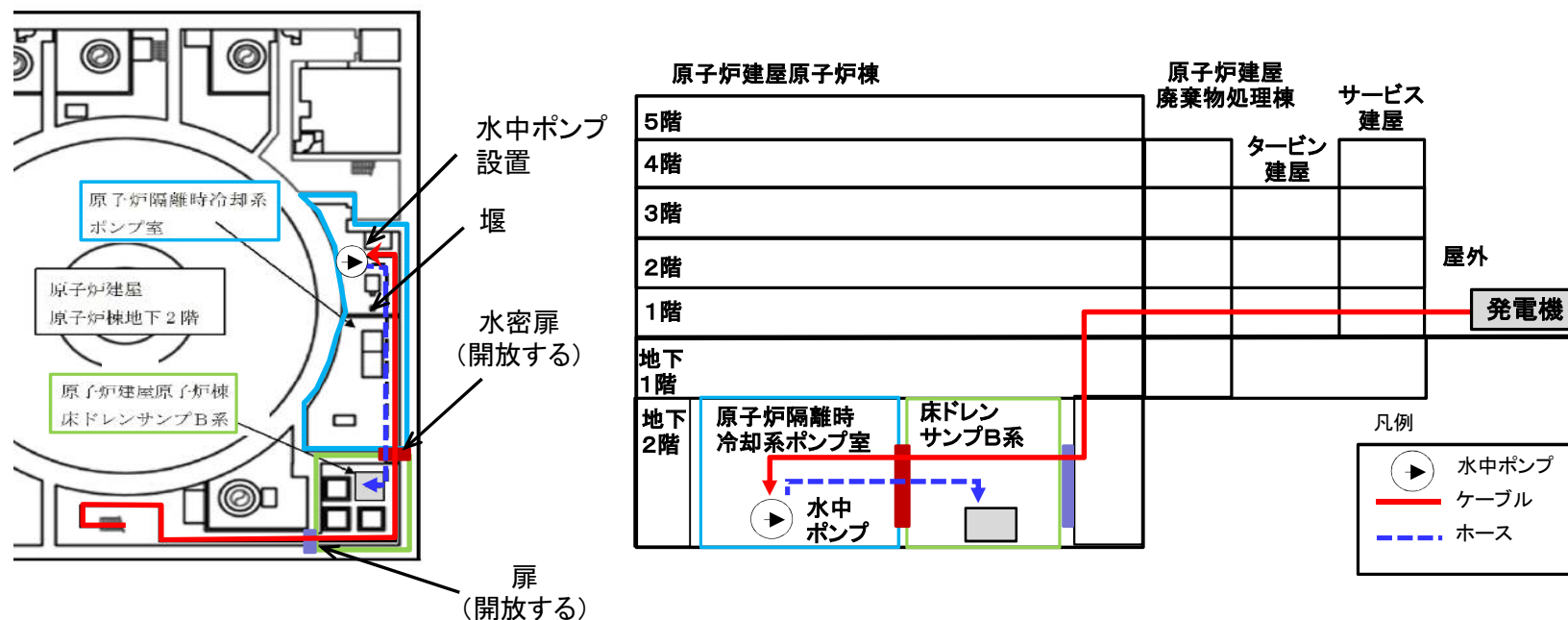
【現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動操作】

- ① 原子炉隔離時冷却系潤滑油クーラ冷却水供給弁「開」
 - ② 原子炉隔離時冷却系トリップ・スロットル弁「開」
 - ③ 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口弁「開」
 - ④ 原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁「開」
 - ⑤ 原子炉隔離時冷却系供給弁「開」
 - ⑥ 原子炉隔離時冷却系SA蒸気止め弁「開」
- (また、潤滑油冷却器の冷却水を確保するため、真空タンク点検口を開放。)

4. 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

2. 変更の内容(続き)

- 今回の検討において、RCIC運転に先立って原子炉隔離時冷却系ポンプ室等に水中ポンプ※2の設置及びケーブル※2の敷設をすることにより、発生する蒸気(凝縮水)を床ドレンサンプに排水することが、技術的及び時間的に妥当であることを確認したことから、RCICを「現場での人力による高圧注水」の手段として追加する。
 - 但し、現場操作の容易性及び確実性を考慮し、本手段としてはTWLの現場手動起動を優先する。
- ※2 水中ポンプ及びケーブルは自主設備の扱い



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

5. SRVの耐環境性向上のための取組みについて(1/3)

1. 概要

SRV耐環境性向上のための取組みとして、200°C、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改良型EPDM材に変更する。

2. SA時のSRV(自動減圧機能)設計

- SRVの機能に期待するシーケンスで想定される厳しい環境条件を想定しても、SRV(自動減圧機能)の機能が維持される設計
- DCHシーケンスに加えDCHシーケンス以外のSRVに期待するシーケンスで厳しい環境を設定

No.	SRV(自動減圧機能)の環境が厳しくなるシーケンス
1	破断面積の小さいLOCA+炉心損傷+SRV(自動減圧機能)開, 低圧注水復旧+RPV破損防止(SRV(自動減圧機能)開維持, 低圧注水維持)
2	過渡事象+炉心損傷+SRV(自動減圧機能)開, 低圧注水復旧+RPV破損防止(SRV(自動減圧機能)開維持, 低圧注水維持)

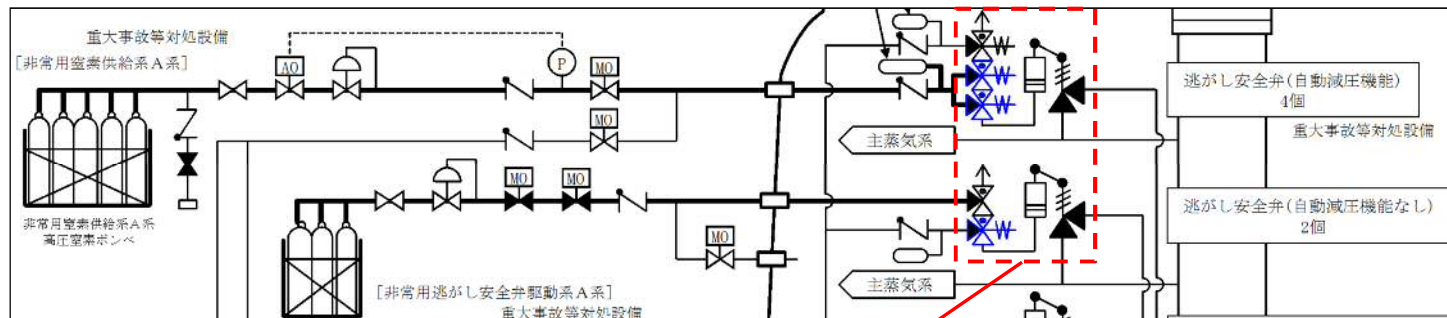
- ・起因事象はRPV減圧が必要となる過渡事象又は小破断LOCAを想定
- ・SRV環境を厳しくする「炉心損傷有り」を想定
- ・SRVに期待する時間が長くなる「RPV破損無し」を想定
- ・上記を踏まえ、様々なシーケンスを想定した場合、SRV(自動減圧機能)の環境が厳しくなるシーケンスは表-1のとおりとなり、D/W雰囲気温度の最高値は130°C程度

3. 耐環境性向上のための取組内容

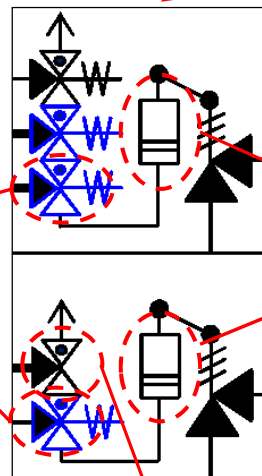
- ① SRV(自動減圧機能)7個のシリンダーピストン及び電磁弁の摺動部以外のシール材を改良型EPDM材を用いた改良品に変更
- ② 非常用逃がし安全弁駆動系に接続するSRV(逃がし弁機能)4個のシリンダーピストン及び電磁弁の摺動部以外のシール材を改良型EPDM材に変更
(電磁弁を動作させることなくSRV(逃がし弁機能)を開保持可能)

5. SRVの耐環境性向上のための取組みについて(2/3)

非常用窒素供給系及び逃がし安全弁駆動系の概要(A系の例)



部分拡大図



【SRV用電磁弁概要図】

・摺動部以外を改良型EPDM材でシール(非常用窒素供給系及び非常用逃がし安全弁駆動系使用時に、電磁弁内で窒素流路となるバウンダリを改良型EPDM材にてシール)

【非常用逃がし安全弁駆動系三方弁】

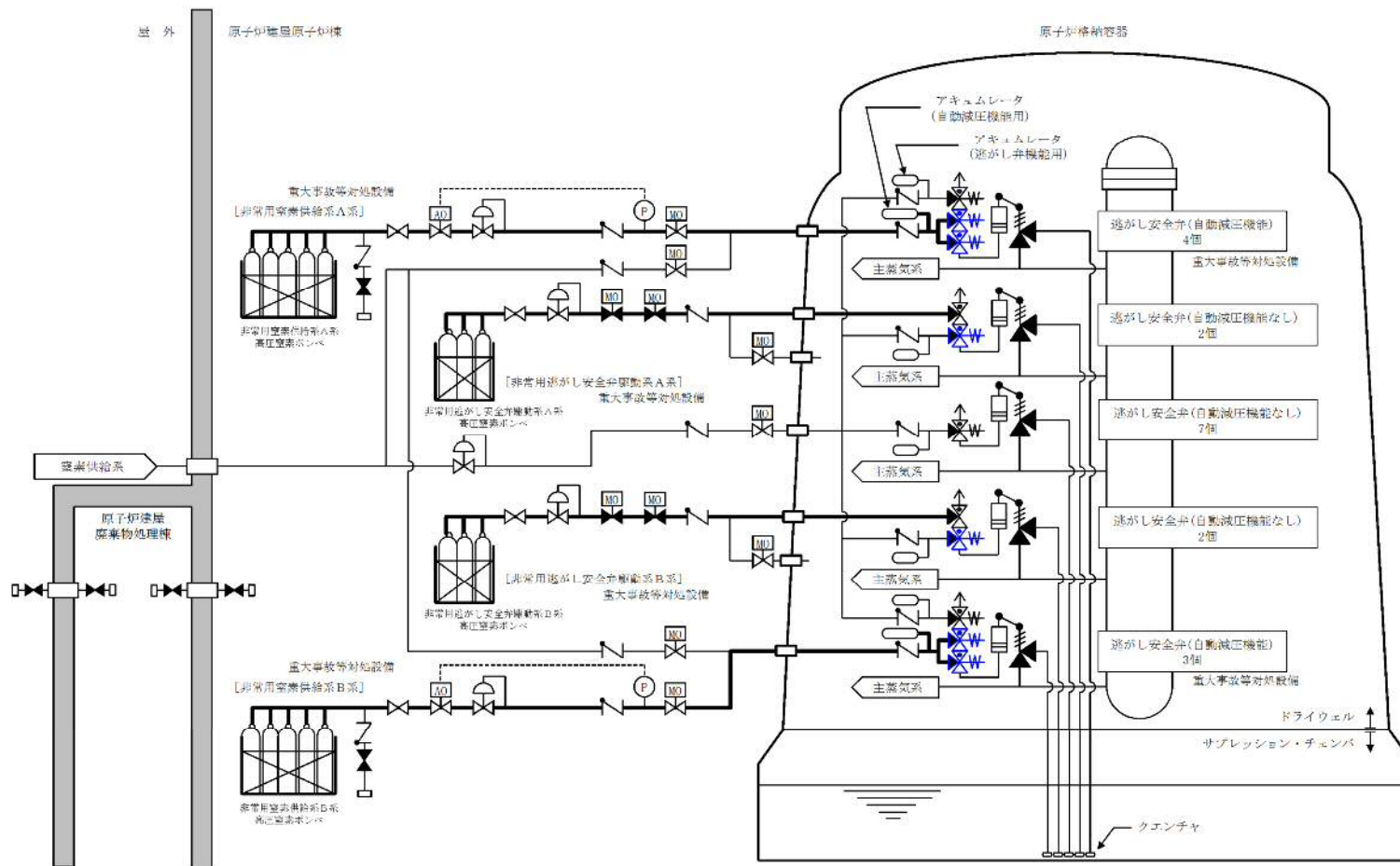
・シール部は、全て無機物(膨張黒鉛シート)であり、SA時の環境影響を受けることなくシール性能を維持することが可能。

【アクチュエータ概要図】

・摺動部以外を改良型EPDM材でシール(非常用窒素供給系及び非常用逃がし安全弁駆動系使用時に、電磁弁内で窒素流路となるバウンダリを改良型EPDM材にてシール)

5. SRVの耐環境性向上のための取組みについて(3/3)

- : 逃がし安全弁
- : 電磁弁
- : 電磁弁
(シール材: 改良EPDM)
- : 三方弁
- : アキュムレータ
(逃がし弁機能用)
(自動減圧機能用)
- : 電動弁
- : 空気作動弁
- : 減圧弁
- : 逆止弁
- : 手動弁
- : 圧力検出器



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. 格納容器圧力逃がし装置のスクラビング水のpH管理について

1. 概要

- 格納容器圧力逃がし装置のスクラビング水については、重大事故等時に、無機よう素を捕集・保持する観点から、pHを7以上(アルカリ性)の状態に維持する。
- 保守的に、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した場合を仮定しても、スクラビング水のpHが7以上となるよう、通常待機時からスクラビング水のpHを13以上にて管理する。

2. 通常待機時におけるスクラビング水のpH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pHは維持される。

- フィルタ装置は窒素置換されており、薬液が変質することはない。
- 添加材は析出することはない。
 - ✓ フィルタ装置は地下埋設型であり、スクラビング水が0°C以下になることはない。
 - ✓ 添加剤である□(添加濃度□)は、第1図に示すとおり、0°C以上であれば析出することはない。
- 万一、フィルタ装置に水が流入しても、通常待機時は水位を監視するため、pHを維持する措置を講じることが可能。

- 格納容器圧力逃がし装置の性能を担保するため、以下の措置を執る。

- pHが維持されていることを定期的に確認する観点から、フィルタ装置スクラビング水のpHを、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。



第1図 □の水系相平衡図

7. 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

1. 概要

- 東海第二発電所では、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する凝縮水、漏えい位置を特定できない格納容器内の漏えい水が流入する設計となっており、サンプの水位は、サンプから排水される排水管の入口(スワンネック)高さを床面から1mに設定することで、常時1mの水位を保つことが可能な設計としている。
- 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状況を確認することで、ペDESTAL内の水位が1mを維持していることを確認できる。
- また、格納容器下部水位の水位表示を確認することで、ペDESTAL内の水位が1mを維持していることを確認できる。

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

- 原子炉格納容器内の原子炉冷却材漏えい率については、格納容器床ドレン流量及び格納容器下部水位にて確認する運用とする。
- 上記運用を原子炉施設保安規定に規定する。

8. 電源供給手段(自主対策設備活用)の追加整備について

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、代替所内電気設備の設置及び専用の緊急用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

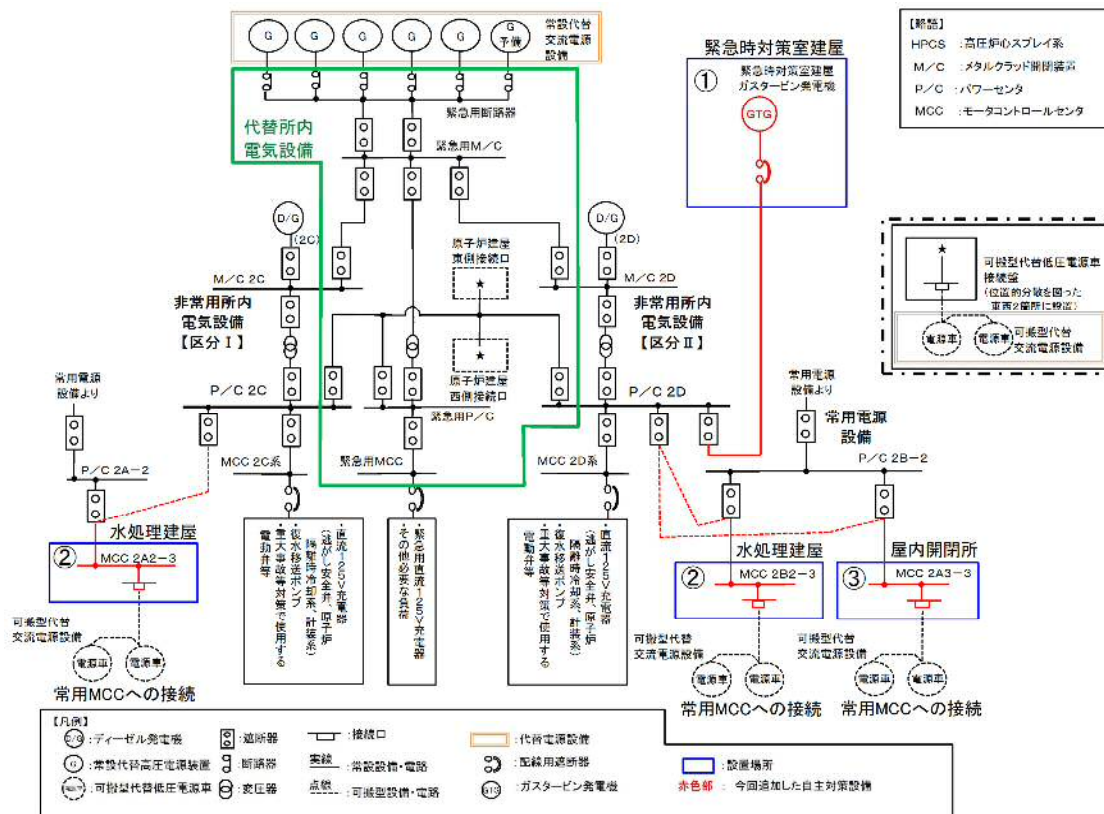


図 単線結線図

表 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
給電先	<ul style="list-style-type: none"> ・P/C 2D ・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) ・復水移送ポンプ ・重大事故等対策で使用 する電動弁等

10. 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