

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15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

- ・ 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。
- ・ 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説明する。

分類	No.	説明項目	関連条文	頁
隣接事業所	1	隣接事業所敷地の管理等の対応状況について	—	P1
設備・手順	2	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	P2
	3	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	P3
	4	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	P5
	5	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	50条、技術的能力1.7	P7
	6	原子炉格納容器内の原子炉冷却材の漏えいの検出方法の明確化について	51条、技術的能力1.8	P8
	7	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	P9
	8	代替所内電気設備のケーブル敷設ルート的设计方針について	57条、技術的能力1.14	P11
有効性評価	9	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	P14
	10	原子炉冷却材の流出における評価条件の変更	37条	P15
	11	コリウムシールド高さの妥当性について	37条	P16

1. 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、これらの内容を保安規定等に反映する。**

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

2. 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) 概要

- 原子炉スクラム時にATWS※1が発生した場合の対応手順を、判断の迅速性及び未臨界達成の確実性を考慮した手順に変更する。

※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。

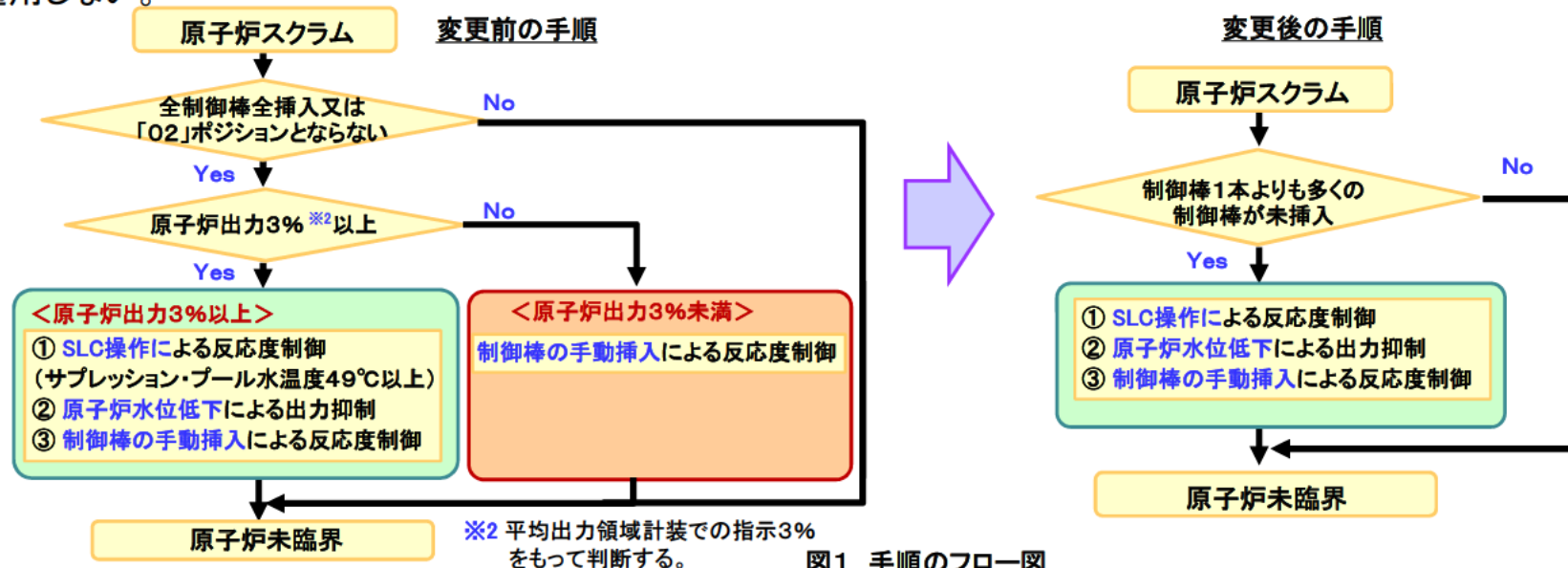
(2) 変更の内容・理由

① ATWSの判断の変更

- 事象発生時の迅速な判断が可能な「制御棒未挿入本数」による判断に変更（未挿入本数は停止余裕を考慮し1本超）

② 原子炉出力に依存しない手順の採用

- 変更前は原子炉出力による事象進展の差異を考慮した手順としていたが、「制御棒の手動挿入による反応度制御」の不確かさを考慮し、ATWSを判断した場合は、原子炉出力に依存せず「SLC操作による反応度制御」を優先して実施する手順に変更。
- この変更に伴い、「SLC操作による反応度制御」の判断基準としていたサプレッション・プール水温に係る判断基準は適用しない。



(3) 記載箇所

- 技術的能力 1. 1「緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」
- 有効性評価 2. 5「原子炉停止機能喪失」

3. 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

- 原子炉圧力バウンダリ高圧時の注水手段について、原子炉隔離時冷却系(以下「RCIC」という。)の現場手動起動(以下「現場起動」という。)を追加整備し、全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の注水手段を多様化する。

(2)変更の理由

- RCICの現場起動による注水手段は、長期的にRCICの運転に際して発生する蒸気(凝縮水)の排水処理が必要となるが、低圧代替注水系(可搬型)の準備時間の短縮※1により、排水処理が必要となる前にRCICから低圧代替注水系(可搬型)へ注水を引き継ぐことが可能となったため。
- なお、RCICの現場起動による注水手段においては、長期的な注水継続を可能とするよう自主対策設備として水中ポンプ、発電機及びケーブルを設置・配備する。

※1 全交流電源喪失の事故シーケンス(TBP)に対しても代替交流電源を24時間期待せずに対応できるよう、低圧代替注水系(可搬型)の水源として保管場所に近接した西側淡水貯水設備を設置したため準備時間が短縮された。

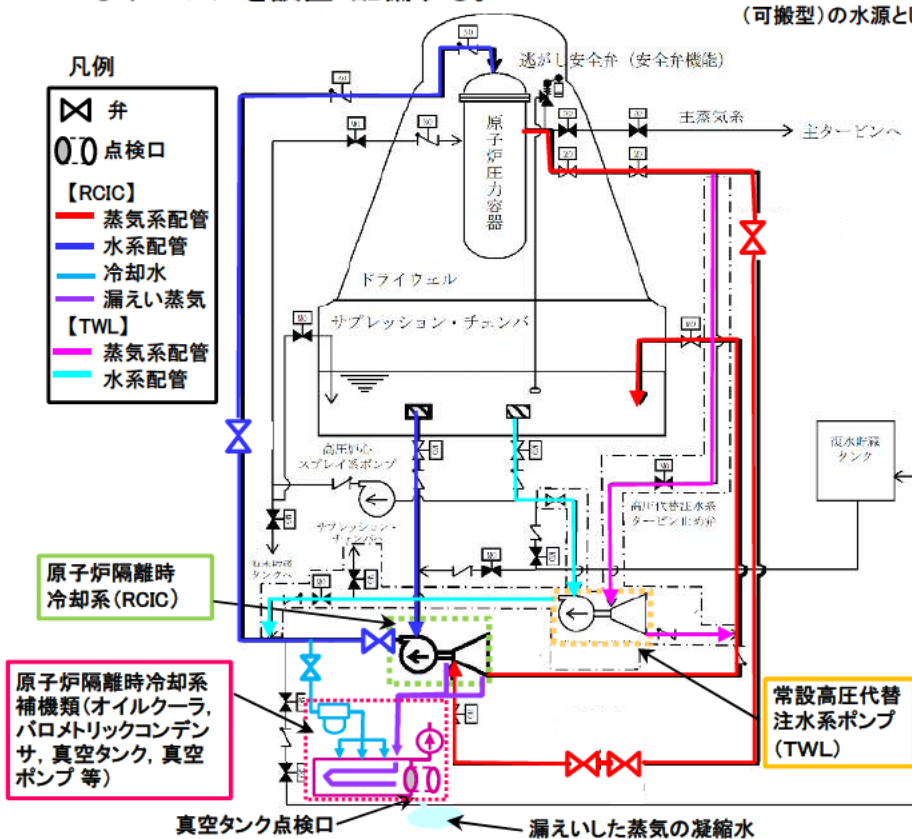


図1 現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動 概要図

表1 現場手動起動におけるRCICとTWLの比較

	RCICの現場手動起動	TWL※2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、長期の運転の継続には影響がある。	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。

※2 TWL：常設高圧代替注水系ポンプ

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。

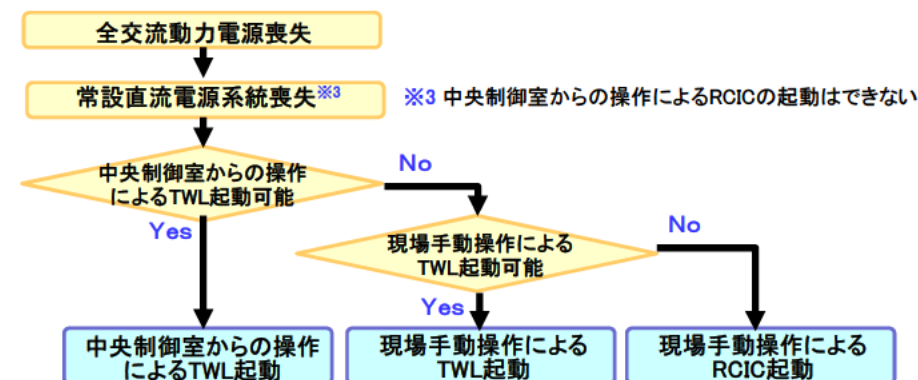


図2 対応手段選択フローチャート

3. 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) 変更の理由(続き)

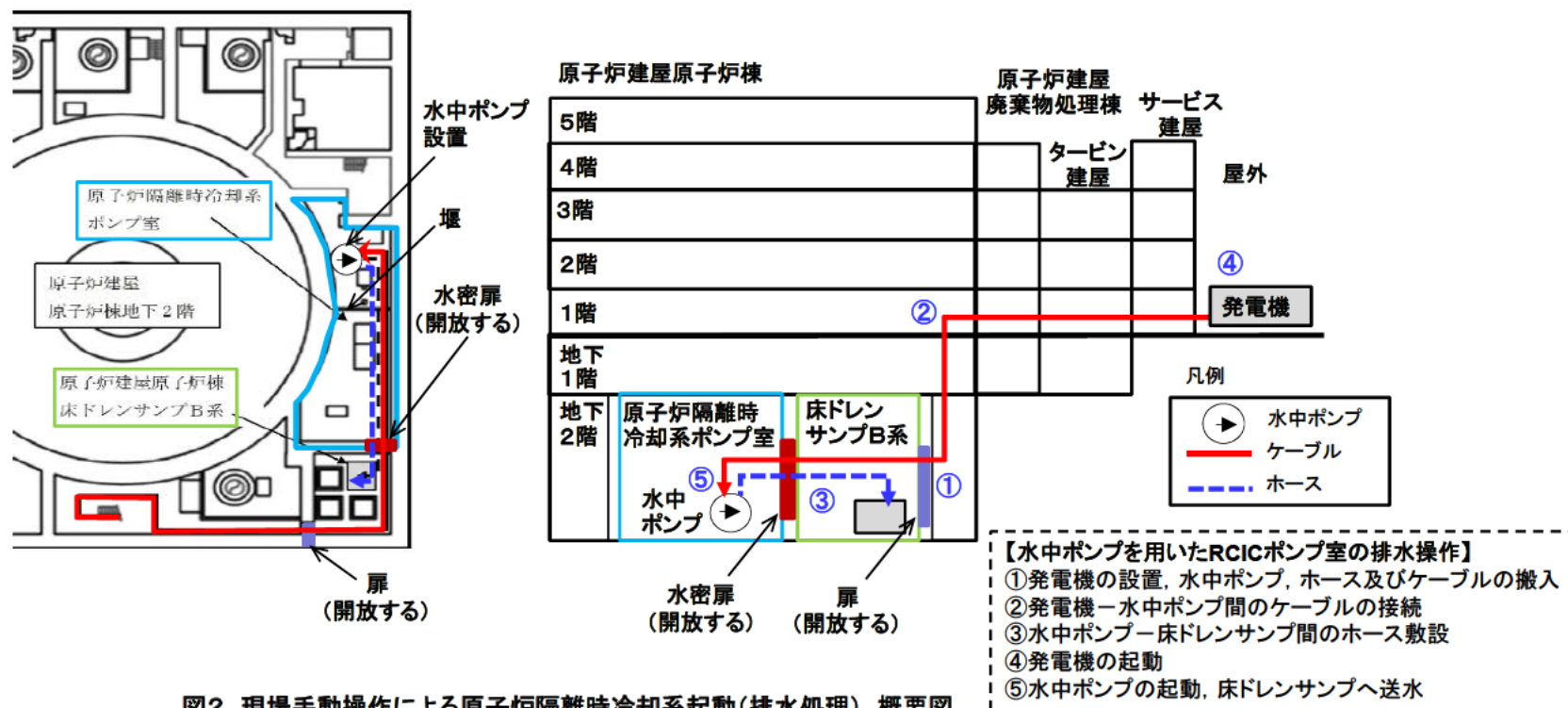


図2 現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動(排水処理) 概要図

(3) 記載箇所

- 技術的能力 1. 2「原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」

4. SRVの耐環境性向上のための取組みについて(1/2)

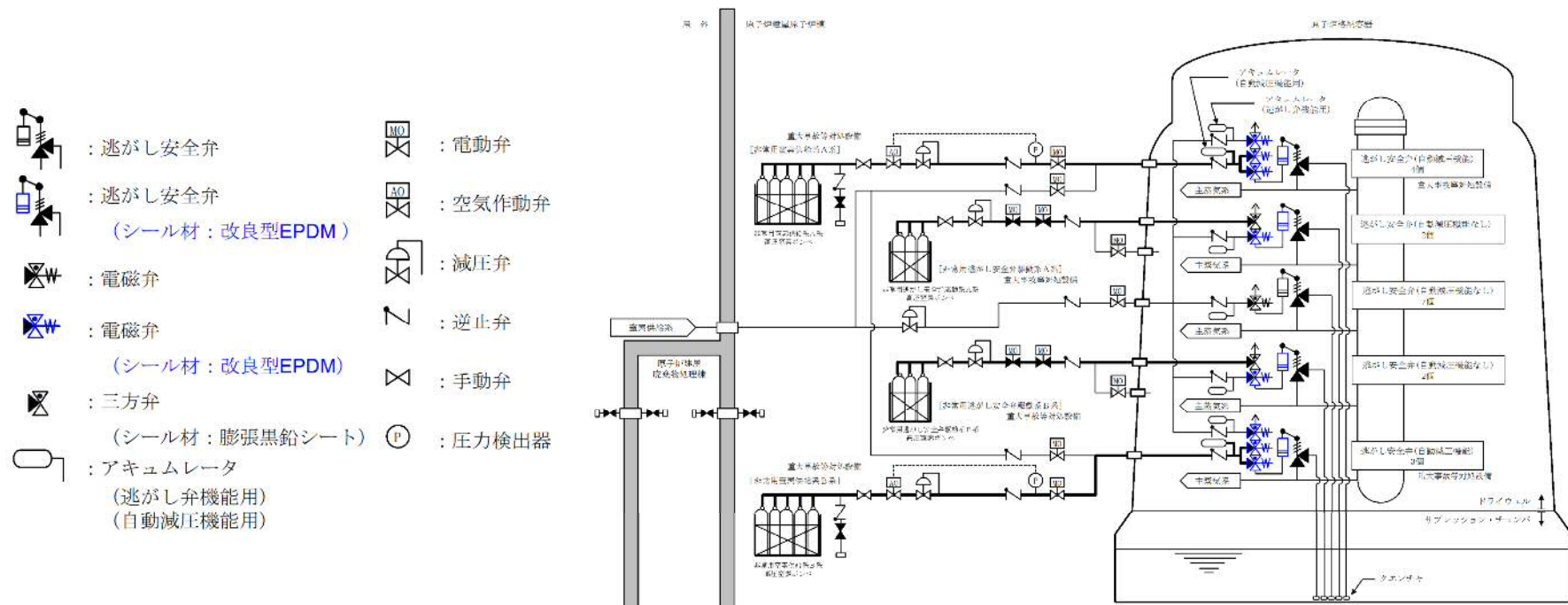
(1) 概 要

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供給流路のバウンダリシール材料を改良型EPDM材※に変更し、重大事故等時の耐環境性を向上する。

※：改良型EPDM材は 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

(2) 変更内容

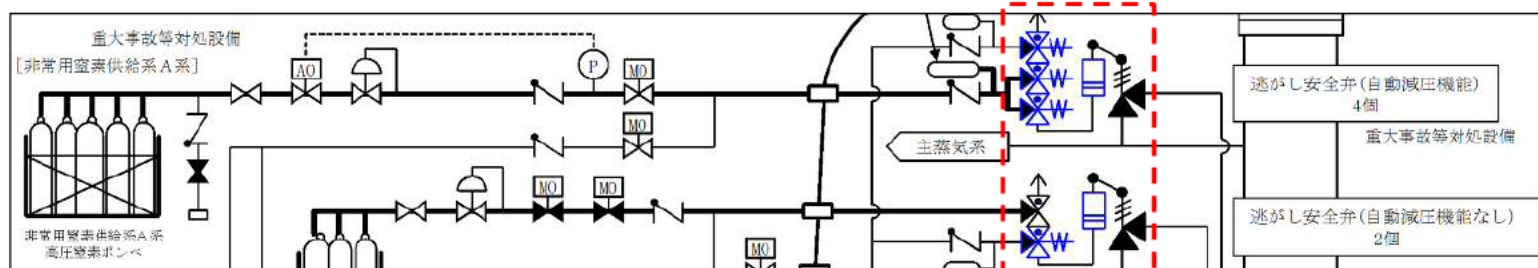
- ・SRV(自動減圧機能)7個のシリンダーピストン及び電磁弁のシール材を改良型EPDM材に変更
- ・非常用逃がし安全弁駆動系に接続するSRV(逃がし弁機能)4個のシリンダーピストン及び電磁弁のシール材を改良型EPDM材に変更



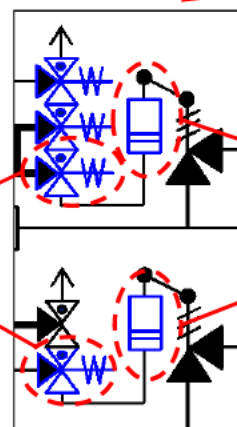
非常用窒素供給系及び非常用逃がし安全弁駆動系概要図

4. 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)



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

【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を維持することが可能な設計

(3) 記載箇所

46条補足説明資料 46-14 SRVの耐環境性向上のための取組みについて

5. 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は、スクラビング水の水位の他に、スクラビング水の水質で担保する。このため、通常待機時のスクラビング水の水質管理を明確化する。

(2)設計の考え方

- 無機よう素をよう素イオンに変化させることでスクラビング水中に捕集する観点から、を、スクラビング水に添加する。
- 捕集した無機よう素をスクラビング水中に保持する観点から、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以上に維持するため、を添加し、通常待機時においてpHを13以上に維持する。

(3)スクラビング水の水質管理

通常待機時及び重大事故等時における薬品の特性変化と、薬品の特性に係る設備設計上の特徴は以下のとおり。

- 添加する薬品は化学的に安定しており、また装置気相部は窒素置換されており、炭酸ガスの溶け込みによるpHの低下はない。
- 第1表に示すとおり、添加する薬品の溶解度は温度とともに低下するが、薬品の添加濃度は0℃においても溶解度の1/10程度と低いことから薬品が析出することはない。
- フィルタ装置への給水は接続口からのみであり、通常待機時に外部からの水の流入はない。
- 通常待機時から重大事故等時の格納容器ベント停止までの期間中、スクラビング水を排水する必要はない。

第1表 水に対する添加薬品の溶解度

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

上記の薬品の特性及び設備設計を考慮し、格納容器圧力逃がし装置の無機よう素に対するDFを担保するために、以下に示す水質の管理を原子炉施設保安規定に規定する。

- スクラビング水の薬品の濃度及びpHを定期的に確認する。
- 確認頻度については、フィルタ装置の開放点検の実施及びPWRIにおける同目的の薬品タンクの水質確認頻度を考慮し、施設定期検査ごととする。

また、重大事故等時には、DFが確保されていることを、スクラビング水位が設計で想定する範囲にあることによって確認できる。

(4)記載箇所

50条補足説明資料 50-12「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備(格納容器圧力逃がし装置)について」

6. 原子炉格納容器内の原子炉冷却材の漏えいの検出方法の明確化について

(1) 概要

- ・ 溶融炉心・コンクリート相互作用(以下「MCCI」という。)によるペDESTAL構造への影響を考慮し格納容器床ドレン系を改造するため、原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えいを検出※1する方法を明確化する。

※1 実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則 第17条 4項「原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えいを検出する装置を有するものとする。」に係る、原子炉施設保安規定で規定する原子炉格納容器内の原子炉冷却材の漏えい率の検出。

(2) 原子炉格納容器内の原子炉冷却材の漏えいの検出について

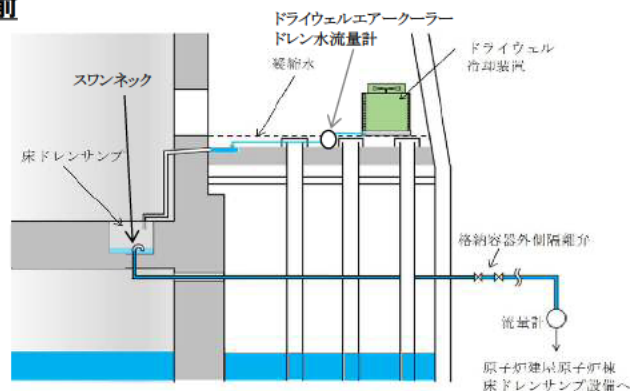
- ・ 格納容器床ドレン系の設計は以下のとおりであり、通常運転時の床ドレンサンプ水位は改造前と異なるが原子炉冷却材の漏えいの検出方法は改造前から変更はない。
 - 床ドレンサンプはドライウェル床面に設置する。
 - 通常運転時に発生するドライウェル内ガス冷却装置からの凝縮水※2及び漏えい位置を特定できない格納容器内の漏えい水は同サンプへ流入する設計とする。
 - 床ドレンサンプの排水管※3の入口(スワンネック)高さを同サンプ床面から約1mに設定※4し、サンプへの流入水はスワンネックから原子炉建屋原子炉棟床ドレンサンプ設備へ常時全量が排水される設計とする。
 - 床ドレンサンプからの排水量は床ドレンサンプ流量計により確認できる設計とする(漏えい位置を特定できない漏えい水量は、全排水量からドライウェル内ガス冷却装置からの凝縮水量を考慮して計測)。

※2 通常運転時に発生するドライウェル内ガス冷却装置からの凝縮水量は約0.2～6.8m³/h(2004年4月30日～2011年3月11日実測値)

※3 サンプからの排水配管(スワンネックを含む)は、重大事故等対処設備として耐震性及び強度を確保する設計とする。

※4 サンプ水位は、格納容器下部水位計により約1m(0.95m～1.05m)であることを確認。

改造前



改造後

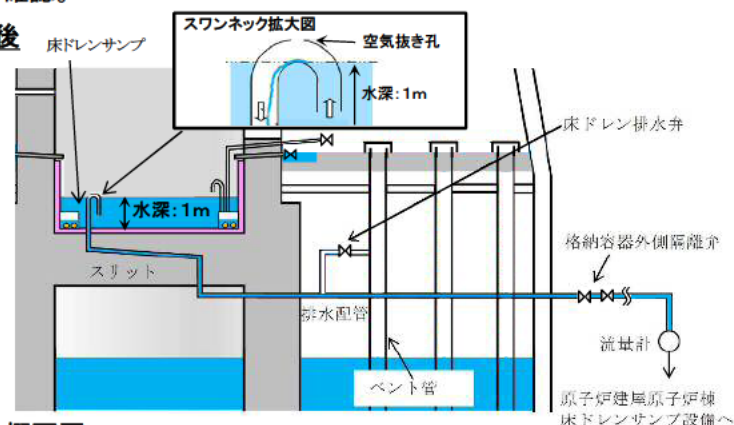


図1 ペDESTAL概要図

(3) 記載箇所

- ・ 技術的能力 1. 8「原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」

7. 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

東海第二発電所は、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、単基立地であることを考慮し電源供給の信頼性に配慮した設計を採用しているが、更なる電源供給の信頼性向上の観点から、電源供給手段を追加する。

(2) 変更内容

自主対策設備を活用した以下の電源供給手段を追加し、電源供給手段を多様化する。

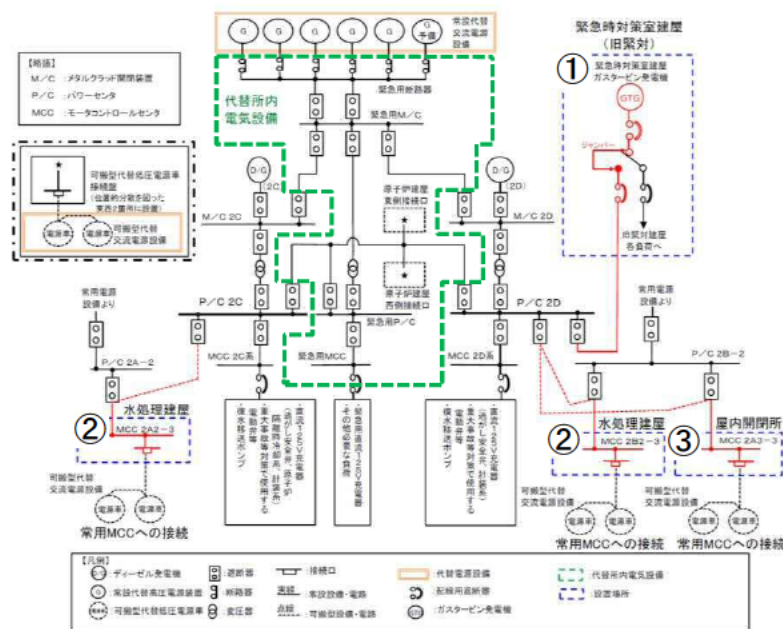
- ① 緊急時対策室建屋(旧緊対)ガスタービン発電機を用いた非常用所内電気設備への給電
- ② 可搬型代替低圧電源車を用いた常用MCC(水処理建屋)を介した非常用所内電気設備への給電
- ③ 可搬型代替低圧電源車を用いた常用MCC(屋内開閉所)を介した非常用所内電気設備への給電

(3) 記載箇所

設備資料 3.14 電源設備

補足説明資料 57-11 その他資料

技術的能力 1.14 電源の確保に関する手順等



赤色部: 自主対策設備を活用した電源供給手段

図1 自主対策設備を活用した電源供給手段の追加

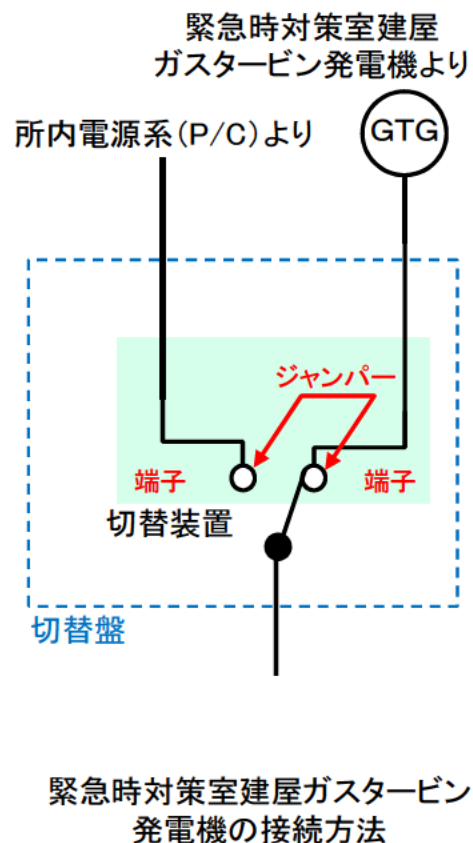


図2 建屋配置図

7. 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	・容量: 500kVA ・電圧: 480V ・台数: 1台	・容量: 500kVA ・電圧: 480V ・台数: 2台
給電先	・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	・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	・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	・切替盤内での接続 切替盤内でのジャンパ作業 により容易に回路を構成。	・各電源装置でのコネクタ接続 ① 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 ② P/C間の端子を用いた ケーブル接続 により容易に回路を構成。



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

8. 代替所内電気設備のケーブル敷設ルート設計方針について(1/3)

(1)概要

代替所内電気設備のケーブルは、共通要因による設計基準事故対処設備との同時機能喪失のおそれがないよう敷設ルートの設計方針を明確化する。

(2)設計方針

代替所内電気設備のケーブルについては、共通要因による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、異なる安全区分のエリアをまたがないよう敷設する。

この設計方針に基づき、図3-1, 2のとおり原子炉建屋内の代替所内電気設備のケーブル敷設ルートを変更する。

(3)記載箇所

設備資料

3.14 電源設備

補足説明資料 57-9 代替電源設備について

補足説明資料 57-11 その他資料

緑範囲:代替所内電気設備の範囲
(補機等の負荷ケーブルを除く。)

【略語】	
M/C	:メタルクラッド開閉装置
P/C	:パワーセンタ
MCC	:モータコントロールセンタ

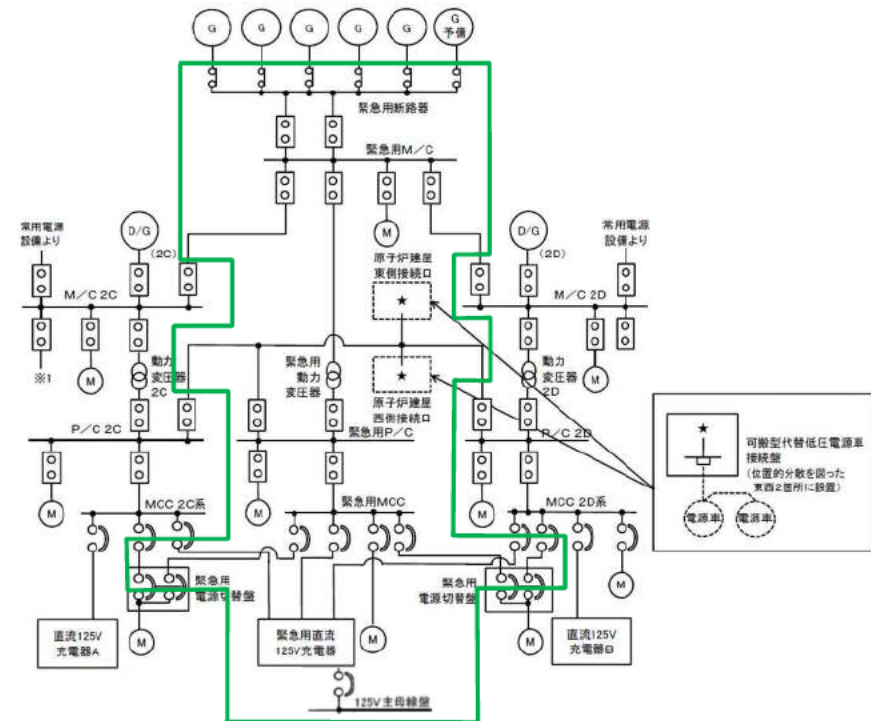


図1 東海第二発電所 単線結線図

8. 代替所内電気設備用ケーブルの敷く設ルートの考え方について(2／3)

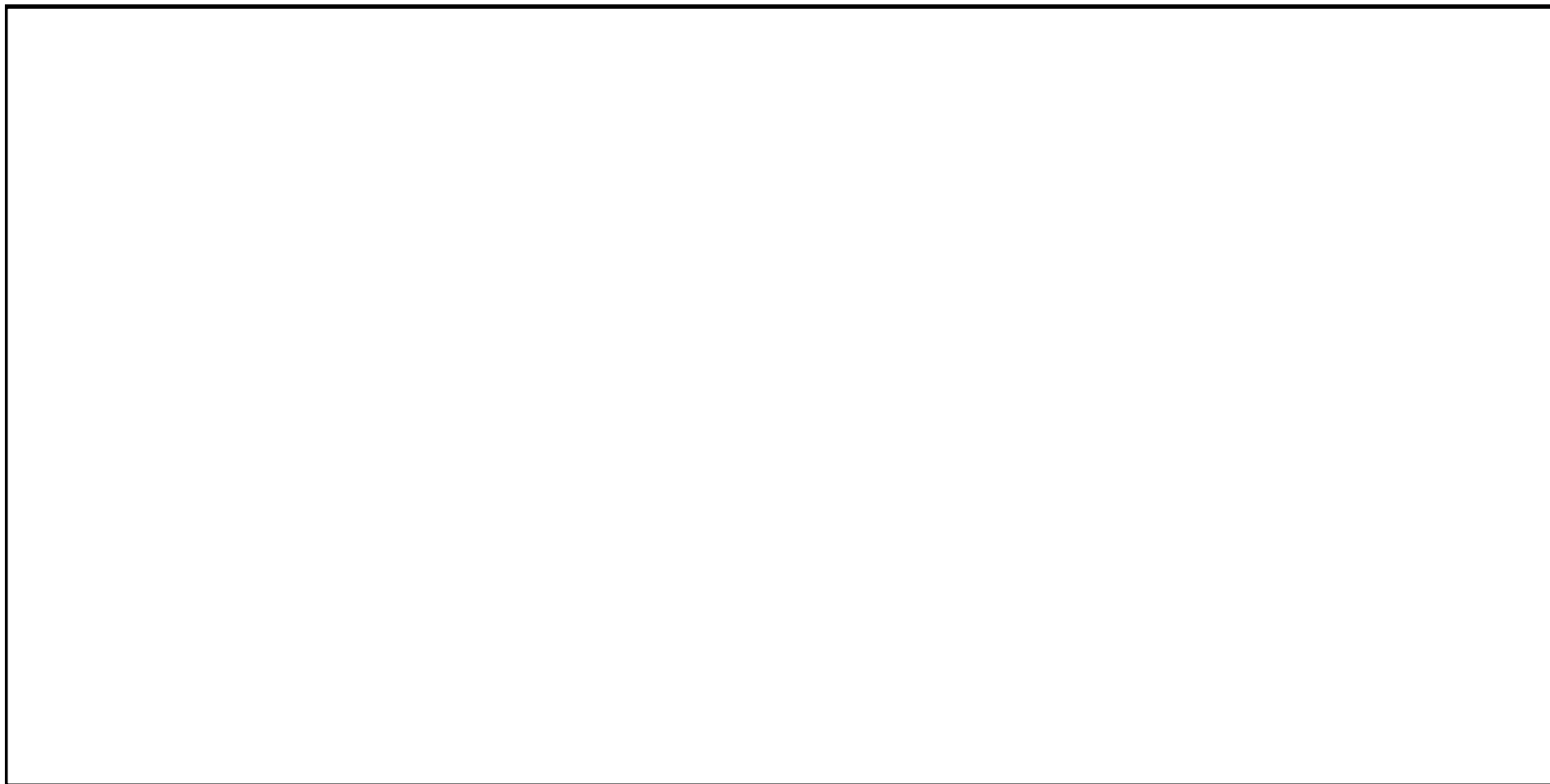


図2 常設代替高圧電源装置置場から
原子炉建屋までのケーブルルート図

図3-1 原子炉建屋内ケーブルルート図
(地下2階)

8. 代替所内電気設備用ケーブルの布設ルートについて(3／3)

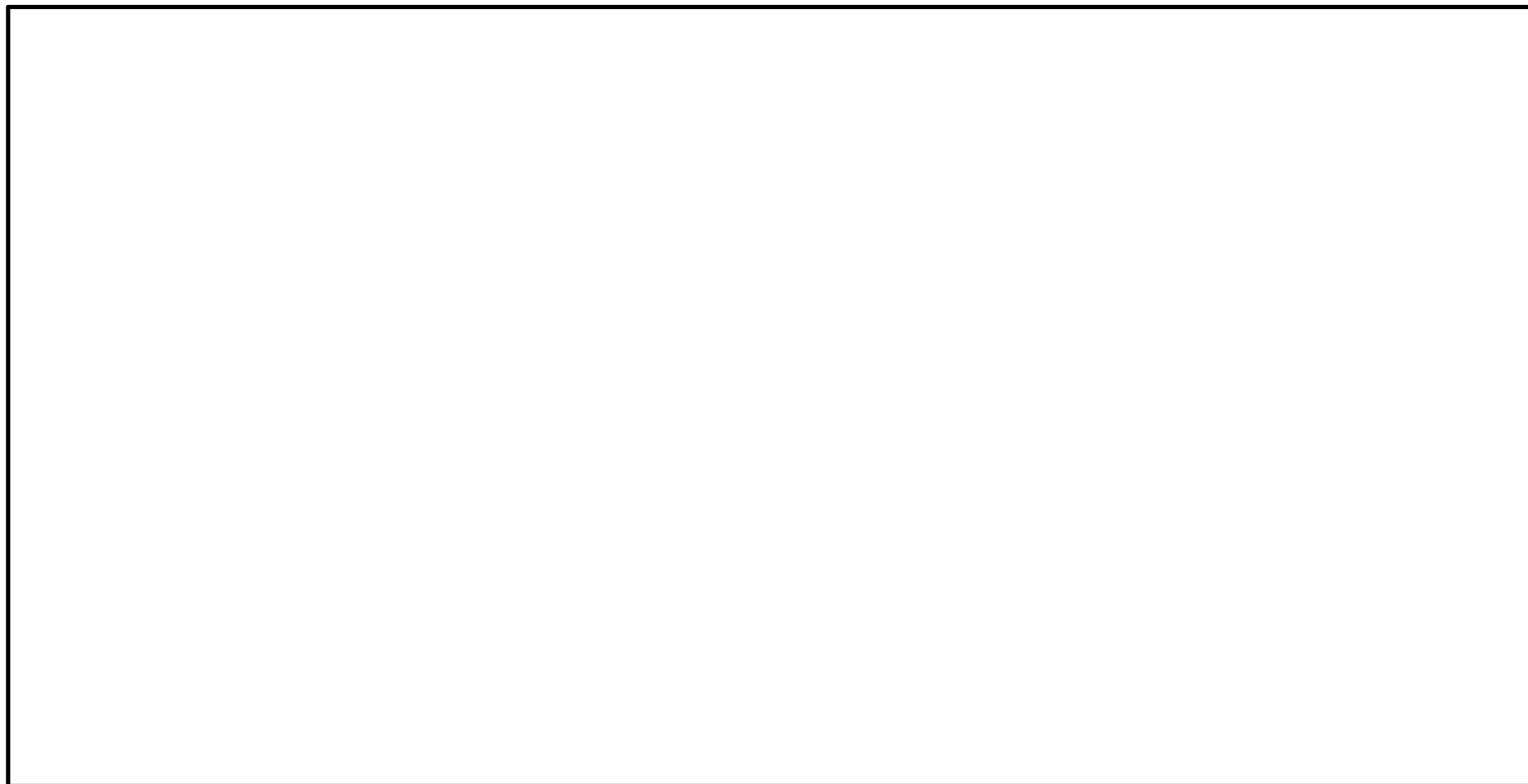


図3－2 原子炉建屋内ケーブルルート図
(地上1階)

9. 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) 概 要

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

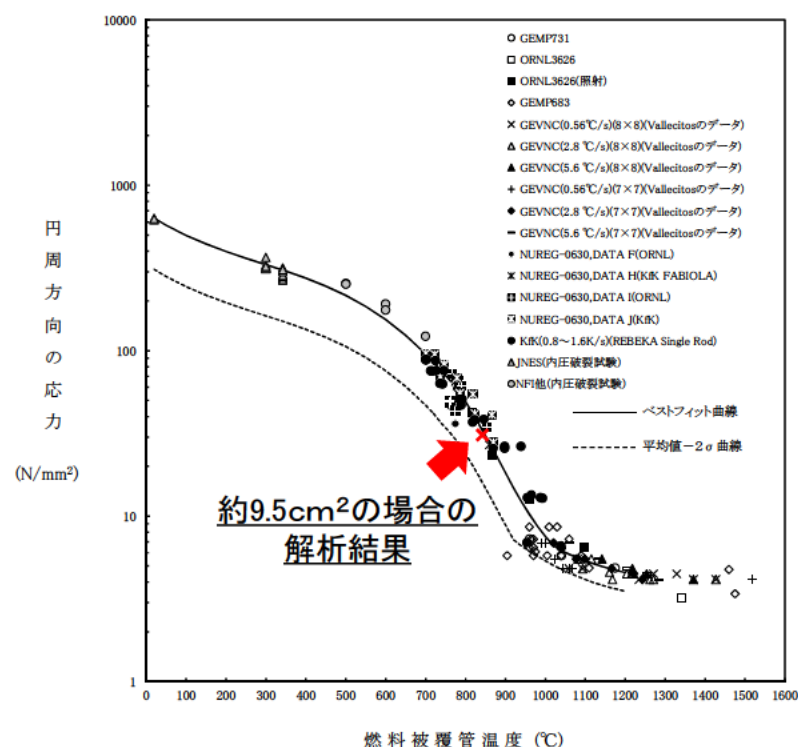
(※) 一定の操作時間余裕を確保するためには高压代替注水系に期待することが必要

(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



燃料被覆管に破裂が発生する時点の燃料被覆管温度と燃料被覆管の円周方向の応力の関係

10. 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

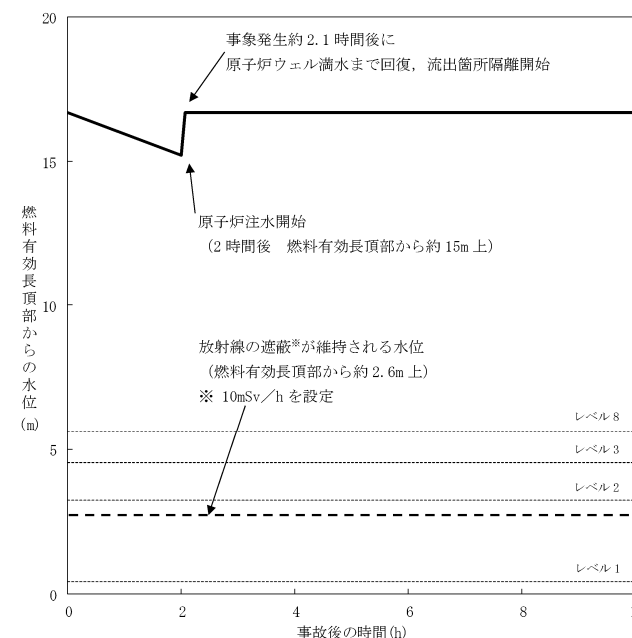
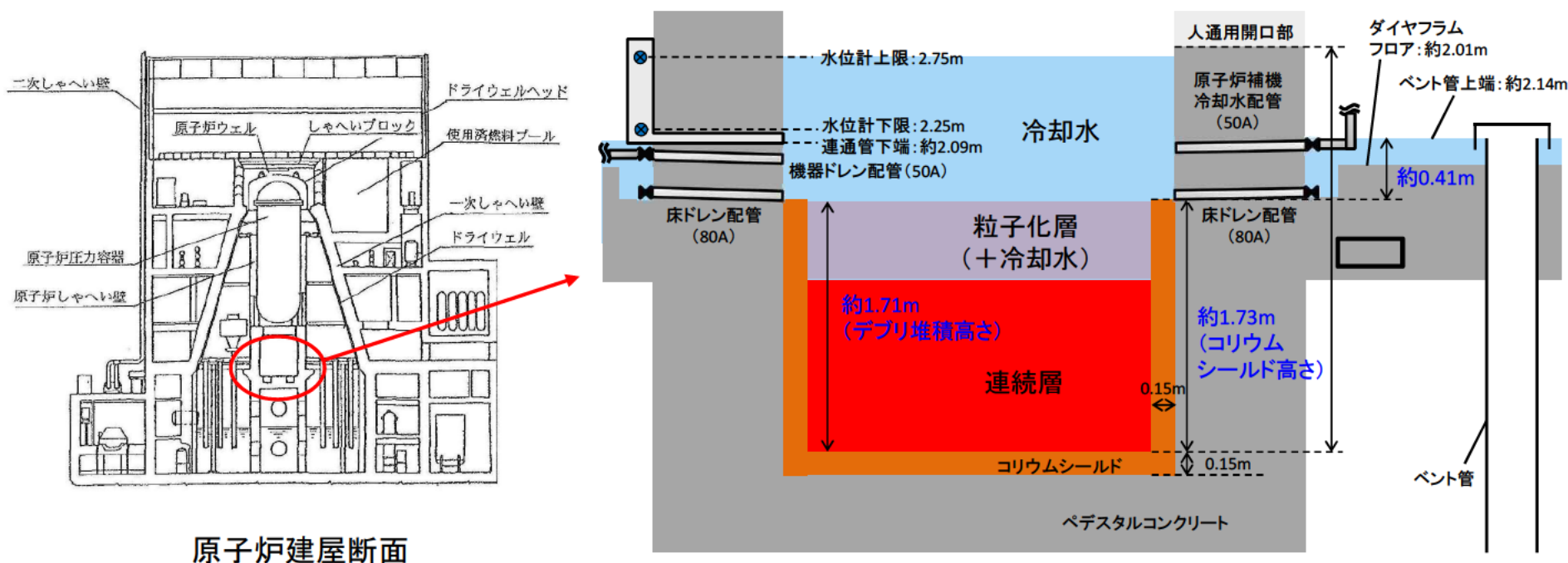


図 原子炉水位の推移

11. コリウムシールド高さの妥当性について(1/5)

(1) 概 要

東海第二発電所においては、保守的条件でのデブリ量による堆積高さを上回るよう、床面コリウムシールド上からコリウムシールド頂部までの高さ(以下「コリウムシールド高さ」という。)を設定している。ここでは、ペDESTAL内のデブリ堆積高さに対して更なる不確かさを考慮した場合の影響について確認した。



ペDESTAL構造概要図

11. コリウムシールド高さの妥当性について(2/5)

(2)コリウムシールド高さ・厚さの設定(添付1)

青: 保守的な条件

- ・高さ…なるべく高くするよう、ペDESTAL壁の開口部下端(床ドレン配管下端)まで設置(1.73m)
- ・厚さ…デブリ保持が可能な体積とし、コンクリートへの熱負荷を考慮した厚さとする(15cm)。コンクリートの熱負荷の観点で、連続層を保持可能な体積が必要と考えるが、以下の保守的条件でのデブリ堆積高さを保持可能な体積を確保

条件① デブリ体積:40m³

- ・原子炉圧力容器から落下する溶融炉心36m³(MAAP解析結果) + 保守的に考慮した下表のペDESTAL内構造物4m³

条件② デブリの粒子化割合:17.3%(添付3)…MAAP推奨範囲の最確値のエントレインメント係数 に基づく

条件③ ポロシティ:0.50(添付4)…単純立方格子の0.48等を包絡する0.50を保守的に採用

構造物	考え方
制御棒駆動機構ハウジング(9本)	MAAP解析においてRPV破損後にアブレーションにより広がる最大口径:約0.76mの範囲に含まれる本数 (添付2)
制御棒駆動機構(9本)	
制御棒駆動機構ハウジングサポート	溶融炉心の落下部及びその周囲のみが溶融しデブリに加わると考えられるため、評価においては一辺1mの正方形の範囲が溶融すると想定
ターンテーブル	
その他 (ケーブル, サポート, 配管等の構造物)	位置的にはRPVからの溶融炉心に巻き込まれにくい構造物を保守的に考慮(今後撤去予定のペDESTAL内構造物を除く)
格納容器下部水位等の新設設備	保守性の確保及び設計進捗による物量増加の観点から、合計: m ³ に対し、評価上は4m ³ と設定
合計	

11. コリウムシールド高さの妥当性について(3/5)

(3) デブリ堆積高さ評価の更なる保守性の考慮について

- ・前述の評価(ベースケース)条件に基づく、コリウムシールドは連続層を十分な余裕を持って保持可能
- ・ここでは、粒子化層を含めたデブリ堆積高さの感度評価において更なる保守性を考慮し、コリウムシールド高さの妥当性を確認する

(4) 感度評価

- ・前述(2)のデブリ堆積高さ評価では、エントレインメント係数についてMAAP推奨範囲の最確値を使用し、その他条件は保守性有
- ・エントレインメント係数をMAAP推奨範囲の最大値□とし、粒子化割合22.7%の条件でデブリ堆積高さを設定

ケース	デブリ体積	デブリ堆積高さ		備考
		全て連続層相当	連続層＋粒子化層	
ベース	溶融物: 36m ³ (MAAP) ペDESTAL内構造物: 4m ³	約1.48m	約1.71m ・連続層: 約1.25m ・粒子化層: 約0.46m	・十分な余裕を持って連続層を保持 ・粒子化層を含め、コリウムシールド高さ(約1.73m)に保持
感度	同上	同上	約1.78m ・連続層: 約1.18m ・粒子化層: 約0.60m	・十分な余裕を持って連続層を保持 ・コリウムシールド高さ(約1.73m)を約5cm超える

11. コリウムシールド高さの妥当性について(4/5)

(5)コリウムシールドを超えた粒子化層による影響評価

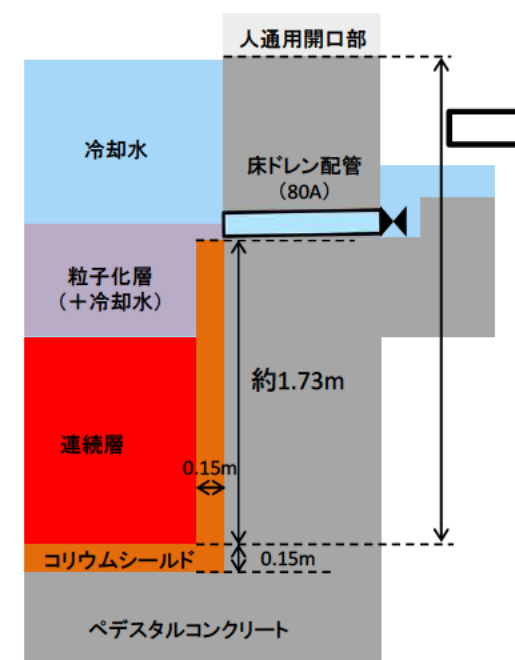
- ・感度評価では、コリウムシールド高さ(約1.73m)を粒子化層が5cm超える結果
- ・このため、コリウムシールドを超えた粒子化層によるペDESTAL側壁等への影響を評価

(a)側壁コンクリートへの影響(添付5)

- ・粒子化するデブリは、間隙の冷却水による除熱により、速やかに温度が低下
- ・ペDESTALへの注水により、粒子化層の冠水も維持するため、粒子化層の冷却は維持
- ・このため、コリウムシールド高さを超える粒子化層が、側壁コンクリートの構造健全性に影響を与えることはない

(b)床ドレン配管等への影響

- ・床ドレン配管は、ほぼ水平(約1度の傾斜)であり、配管内は、ペDESTAL内の冷却水によりほぼ満たされた状態となる
- ・粒子化層はペDESTAL側壁を通る床ドレン配管の下端高さを超過(上端には至らず。その他、床ドレン配管より上部にある機器ドレン配管等までは到達しない)しかしながら、粒子化デブリの駆動源はないため、水で満たされた配管内への粒子化デブリの流入はほとんどないとする
- ・粒子化デブリの一部が配管内に流入した場合にも、配管等が一部侵食する可能性はあるが、弁が貫通しデブリがドライウェルに流出することはない(添付6)



(6)まとめ

- ・コリウムシールドは、仮に全量が連続層であった場合でも、十分な余裕を持って保持可能
- ・デブリ堆積高さ評価に更なる保守性を考慮した感度評価では、粒子化層の高さは、コリウムシールド高さ(床ドレン配管下端)を超えるが、ペDESTALの構造健全性等に悪影響を与えることはない

11. コリウムシールド高さの妥当性について(5/5)

【参考】更なる考察

- ・流入した粒子化デブリが床ドレン配管の奥まで流入し、制限弁を損傷させることを仮想した場合にも、粒子化層の堆積高さはダイヤフラムフロアの床ドレンが集積する溝の高さの範囲内にとどまる
- ・ダイヤフラムフロア上には、ベント管上端高さまでスプレイ水等が存在し(コリウムシールド上端から約0.41m)、流出した粒子化デブリの冷却は維持される
- ・ペDESTAL内の粒子化層が不均一に堆積している場合にも、冷却水により冠水維持され则认为(添付7)
- ・床ドレン制限弁は180° 方向に2弁設置されるが、制限弁の損傷が1弁の場合、代替循環冷却系によりペDESTAL内に供給される流量の方が、損傷した制限弁から流出する冷却水流量より多く、ペDESTAL内の水位は維持される
また、床ドレン制限弁が2弁がともに損傷した場合でも、代替循環冷却系によりベント管上端高さより高い状態でペDESTAL内の水位は確保される
- ・以上より、粒子化デブリの床ドレン配管への流入及び床ドレン制限弁の破損を仮想しても、デブリの冷却及び冠水は維持され则认为られる

