

東海第二発電所	R1
資料番号	保-0001
提出年月日	2023年8月23日

東海第二発電所 新規制基準に係る保安規定変更認可申請の補正について

2023年8月
日本原子力発電株式会社

1. 新規制基準保安規定 変更認可申請の補正について



- 東海第二発電所は、新規制基準施行後、「設置変更許可」、「工事計画認可」及び「保安規定変更認可」の変更を行い、「設置変更許可」及び「設計及び工事計画認可」について、下記のとおりに許可及び認可を受けている。

(保安規定は2014年5月20日に認可申請済。)

- 東海第二発電所 原子炉施設保安規定に係る今回の補正は、「保安規定変更に係る基本方針(BWR版)」(以下、「基本方針」という。)に基づき、新規制基準対応(重大事故等対処設備及び特定重大事故等対処施設に関する事項等)に係る内容を反映したものである。

なお、設工認審査において新たに保安規定へ反映すべき事項が確認された場合には、適切に対応する。

○新規制基準適合性に係る許認可申請状況

【設置変更許可申請】

2014年 5月20日	設置変更許可申請
2018年 9月26日	設置変更許可
2019年 9月24日	設置変更許可申請(特定重大事故等対処施設、所内常設直流電源設備(3系統目))
2021年12月22日	設置変更許可(特定重大事故等対処施設、所内常設直流電源設備(3系統目))
2022年 4月27日	設置変更許可申請(有毒ガス防護)
2023年 1月25日	設置変更許可(有毒ガス防護)

【設計及び工事計画認可申請】

2014年 5月20日	工事計画認可申請
2018年10月18日	設計及び工事計画認可※1
2022年 2月28日	設計及び工事計画認可申請 (特定重大事故等対処施設※2)

今後申請する案件※3

- ・緊急用125V系蓄電池の設置場所変更 他
- ・所内常設直流電源設備(3系統目)
- ・有毒ガス防護対策(BF)

※1: 本体施設の認可取得以降、複数回の変認を実施しているが、これまでに申請した案件については反映すべき事項はないと整理。

- ・(2021.3.4申請) 残留熱除去系主配管の構造変更等
- ・(2022.3.1申請) 原子炉建屋換気系放射線モニタの設置場所の変更
- ・(2022.10.14申請) 緊急時対策所の非常用送風機及び非常用フィルタ装置の構造変更等
- ・(2023.4.7申請) 火災防護設備用ハロンボンベ等の設置場所変更等

※2: SA本体施設の変更を含む。分割申請しており、全て認可後に適切に対応する。

※3: 適切に対応する。

2. 保安規定の主な変更点

○重大事故等対処設備の設置等に関するもの

本資料の記載事項

項目		主な変更	
		条文	変更概要
①	【新規制基準施行に伴う変更】 原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う関係規則の整備等に伴う変更	第17条※ 第17条の2※ 第17条の4※ 第17条の7※ 第17条の8※ 第66条 第31条 第52条の2	(1)火災、内部溢水、自然災害、重大事故等及び大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備に関する事項を規定 (2)重大事故等対処設備の運転上の制限を規定 (3)格納容器床ドレンサンプの水位低下時の措置を規定 (4)放水路ゲートの運転上の制限を規定
②	【火山影響等発生時の体制の整備】 実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の改正(平成29年12月14日)に伴う変更	第17条の3※	(1)火山影響等発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備に関する事項を規定
③	【有毒ガス発生時の体制の整備】 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等の改正(平成29年5月1日)に伴う変更	第17条の5※	(1)有毒ガス発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備に関する事項を規定

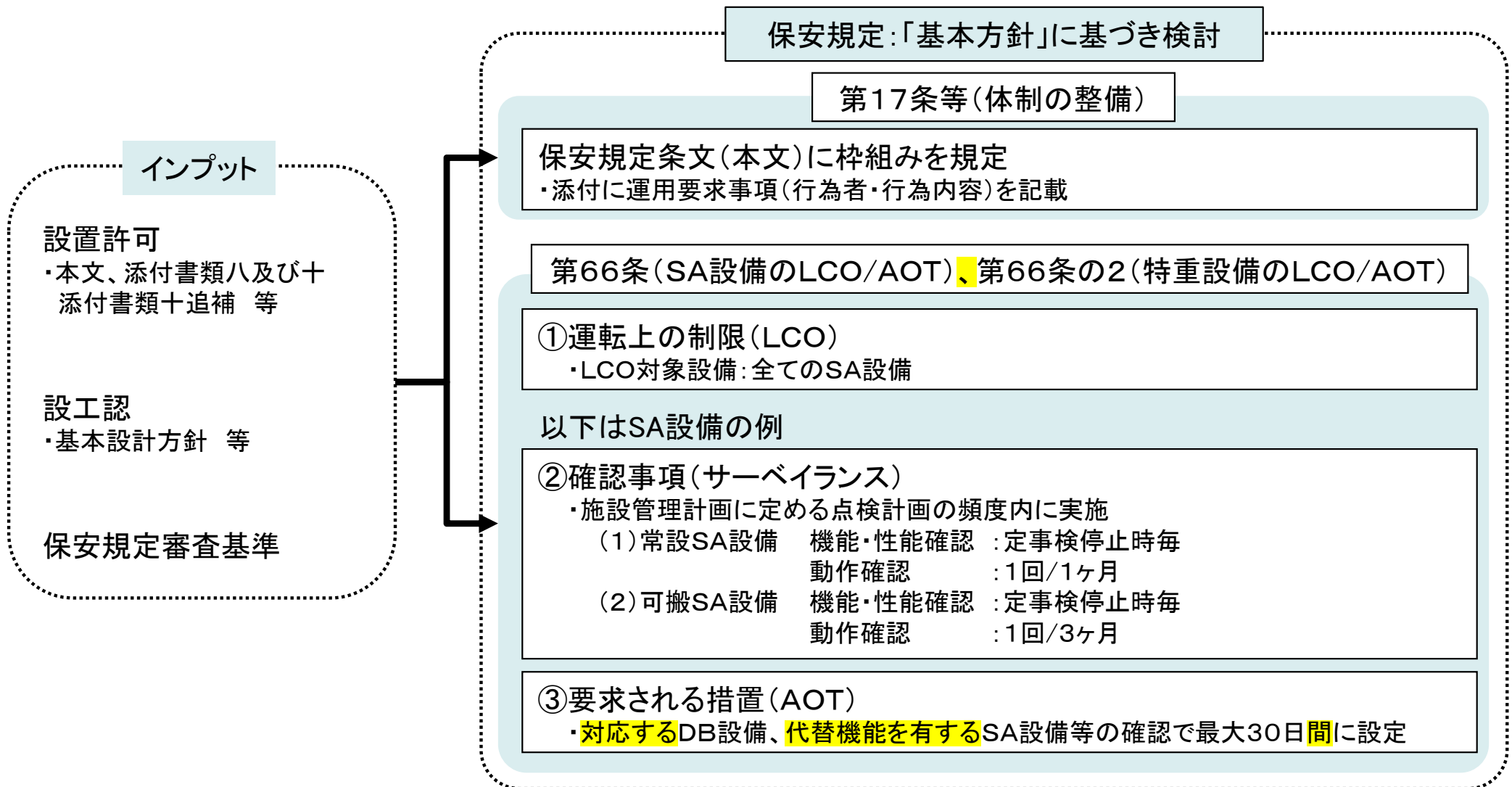
○特定重大事故等対処施設の設置に関するもの

項目		主な変更	
		条文	変更概要
①	【新規制基準施行に伴う変更】 原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う関係規則の整備等に伴う変更	第17条の7※ 第17条の8※ 第66条の2	(1)特重施設を用いた重大事故等対応を規定 (2)特重施設を用いた大規模損壊対応を規定 (3)特重施設を構成する設備の運転上の制限を規定
②	【有毒ガス発生時の体制の整備】 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等の改正(平成29年5月1日)に伴う変更	第17条の5※	(1)有毒ガス発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備に関する事項を規定(特重施設に関するもの)

※以下、第17条、第17条の2～5及び第17条の7～8を「第17条等」という。

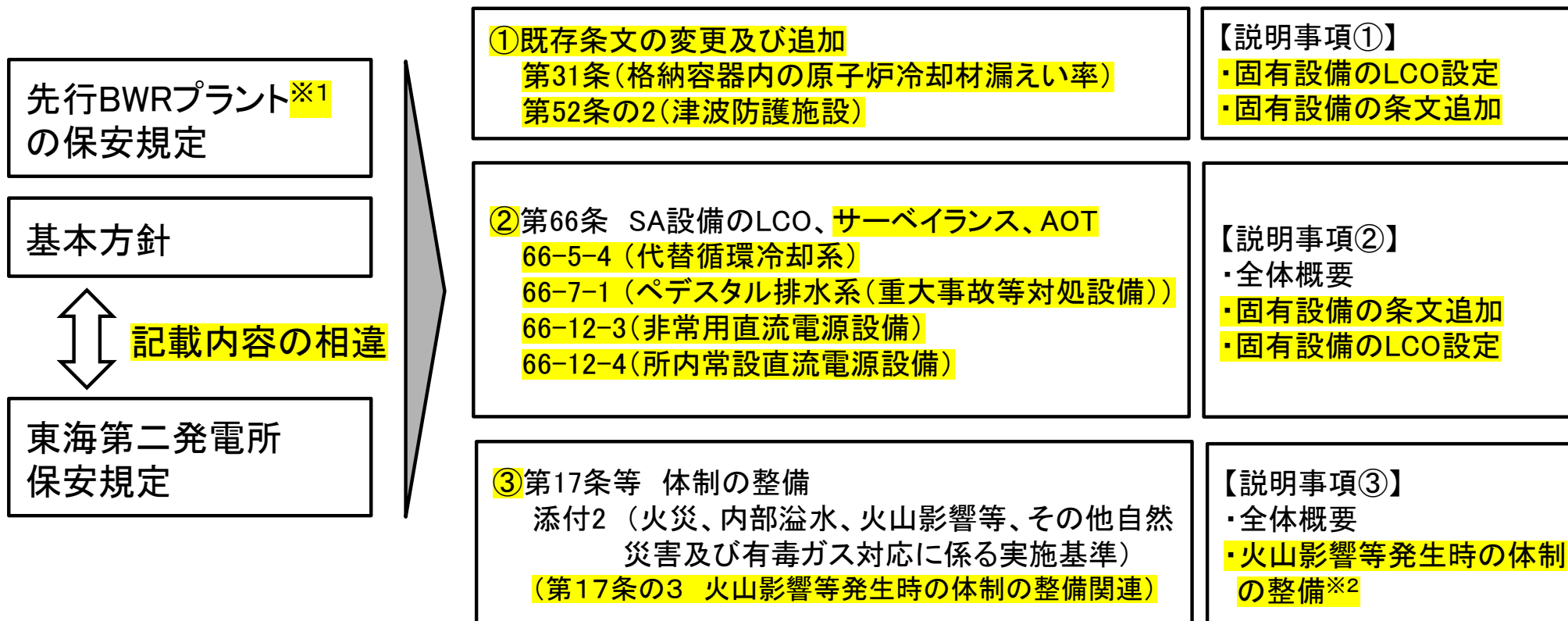
3. 主な変更条文の記載方針について

- (1) 設置許可及び設工認で記載した運用要求について、実施する行為者と、その行為内容を保安規定に定める(第17条等 体制の整備他)。
- (2) SA設備及び特重設備について、運転上の制限(LCO)、LCOを満足していることの確認事項(サーベイランス)及びLCOを満足しない場合の要求される措置(AOT)を保安規定に定める(第66条 SA設備のLCO/AOT、第66条の2 特重施設を構成する設備のLCO/AOT)。



4. 変更に係る説明事項の整理

- 保安規定変更認可申請の補正に当たっては、「基本方針」及び先行BWRプラント※1の新規制基準適合性に係る保安規定変更内容を踏まえ保安規定条文を作成しているが、一部相違点及び東海第二固有の運用要求事項があることから、これらを中心に説明する。(下記図)
ただし、既存条文との考え方に相違がない事項及び設置許可・設工認において説明している事項については除く。
- 上記考え方をもとに、説明が必要な事項として抽出したのは、以下のとおり。



※1: 東京電力HD柏崎刈羽原子力発電所7号炉、東北電力女川原子力発電所2号炉
※2: 2017年12月14日に施行された実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の一部改正に基づき保安規定審査基準で確認することとなったもの

第31条(格納容器内の原子炉冷却材漏えい率)

- 格納容器床ドレンサンプの改造後は、開口面積の増加した格納容器床ドレンサンプからの蒸発量が増加するが、蒸発量が増加しても通常運転中は蒸発量と凝縮水の量がバランスし、床ドレンサンプの水位は満水の1 mに常時維持される。このため、ペDESTALへの流入水は常時全量が原子炉建屋原子炉棟床ドレンサンプ設備へ排水され、その流量は改造前と同様に格納容器床ドレンサンプ流量計により確認できる。これにより、位置を特定できない漏えい水は検知することが可能である。
- 一方、原子炉起動時のように原子炉格納容器内の温度が上昇し湿度が低下する場合、格納容器床ドレンサンプからの蒸発量を凝縮水量が上回るまでの時間は蒸発量と凝縮水の量がバランスしないため、床ドレンサンプ水位が満水の1 mを下回り、位置を特定できない漏えい水の検知ができなくなる可能性がある。このため、原子炉起動時には格納容器床ドレン流量計の監視強化を行うとともに、流量計の指示が確認できない場合は、格納容器床ドレンサンプの水位維持確認のための措置を実施する。
- 格納容器床ドレンサンプ水位維持確認については、保安規定に規定する。なお、監視強化を含めた実施手順については、下部規程に規定する。

保安規定変更内容

(格納容器内の原子炉冷却材漏えい率)

第31条 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、格納容器内の原子炉冷却材漏えい率は、表31-1で定める事項を運転上の制限とする。

2. 格納容器内の原子炉冷却材漏えい率が第1項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。

<変更前>

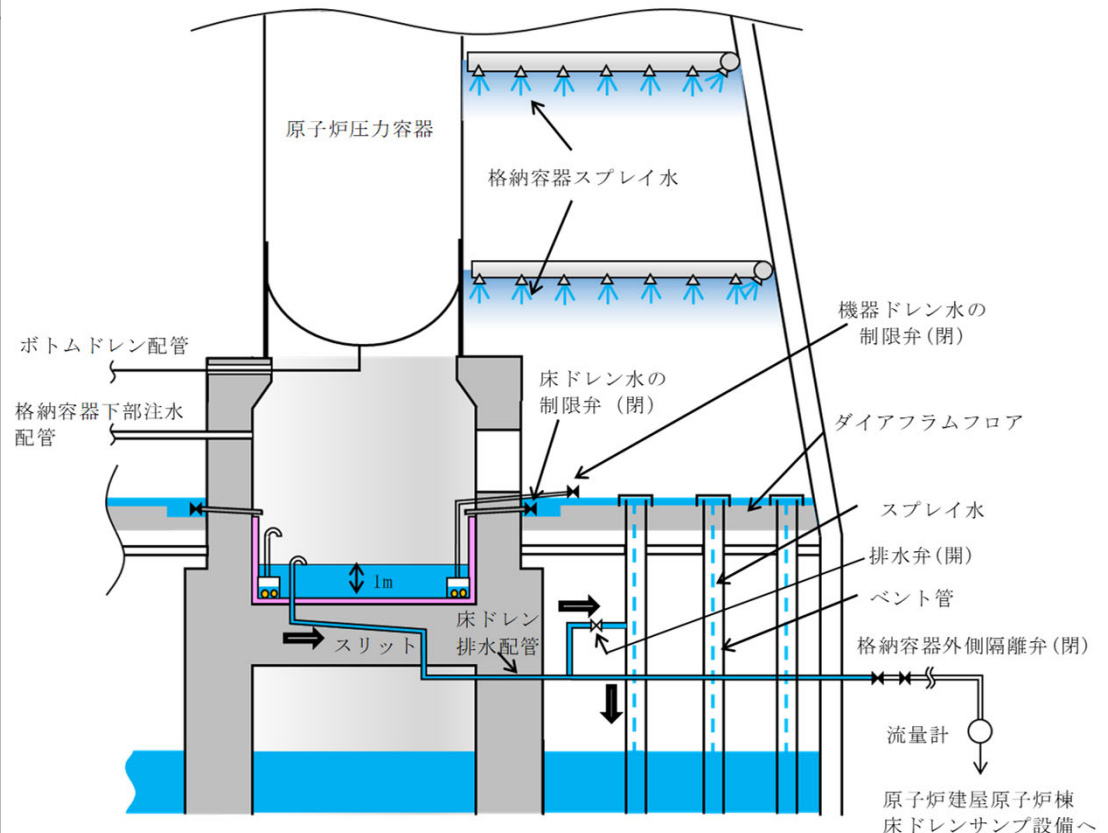
(1) 発電長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、格納容器内の原子炉冷却材漏えい率を24時間に1回確認する。(以下、略)



<変更後>

(1) 発電長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、格納容器内の原子炉冷却材漏えい率を24時間に1回確認する。
 なお、格納容器床ドレン流量計の指示が確認できない場合、格納容器床ドレンサンプ※1※2の水位が維持されていることを確認するための措置を行う。

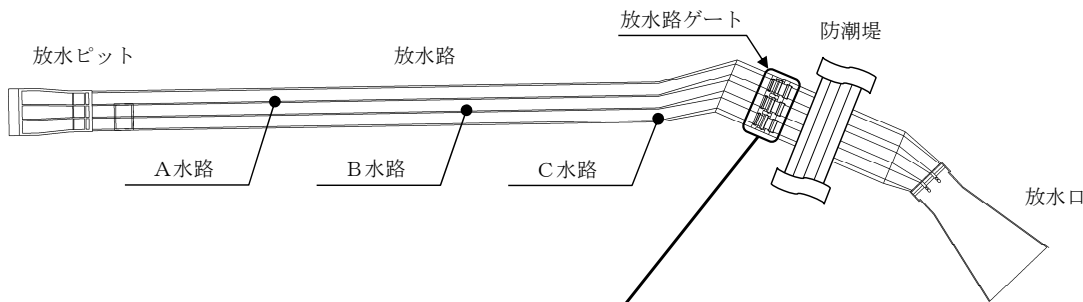
(以下、略)



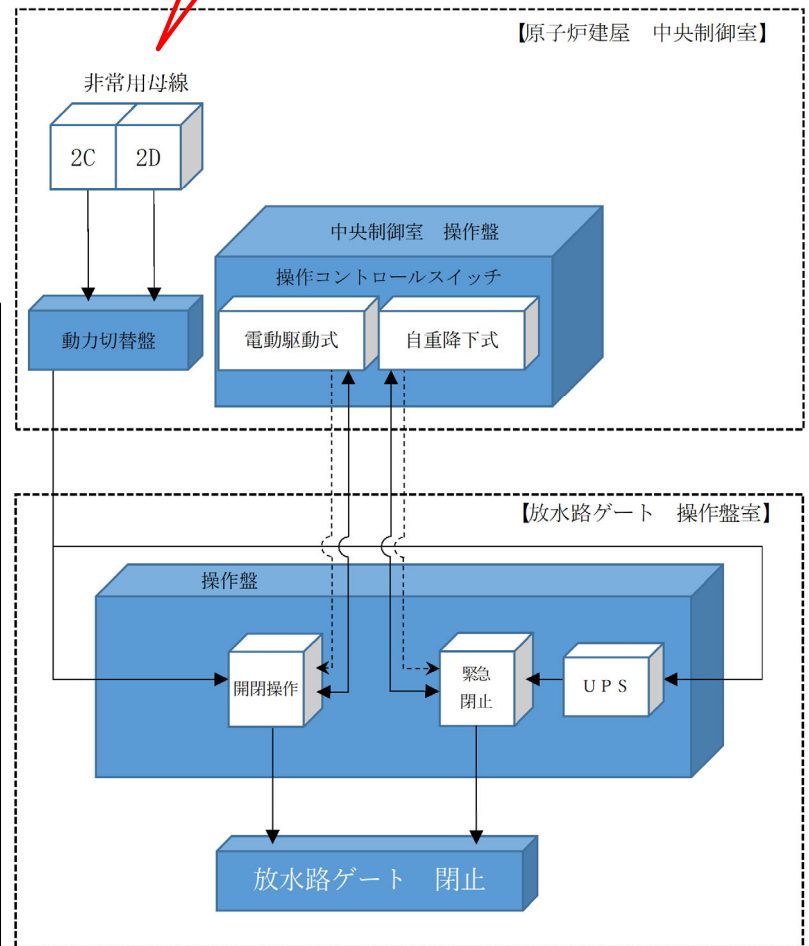
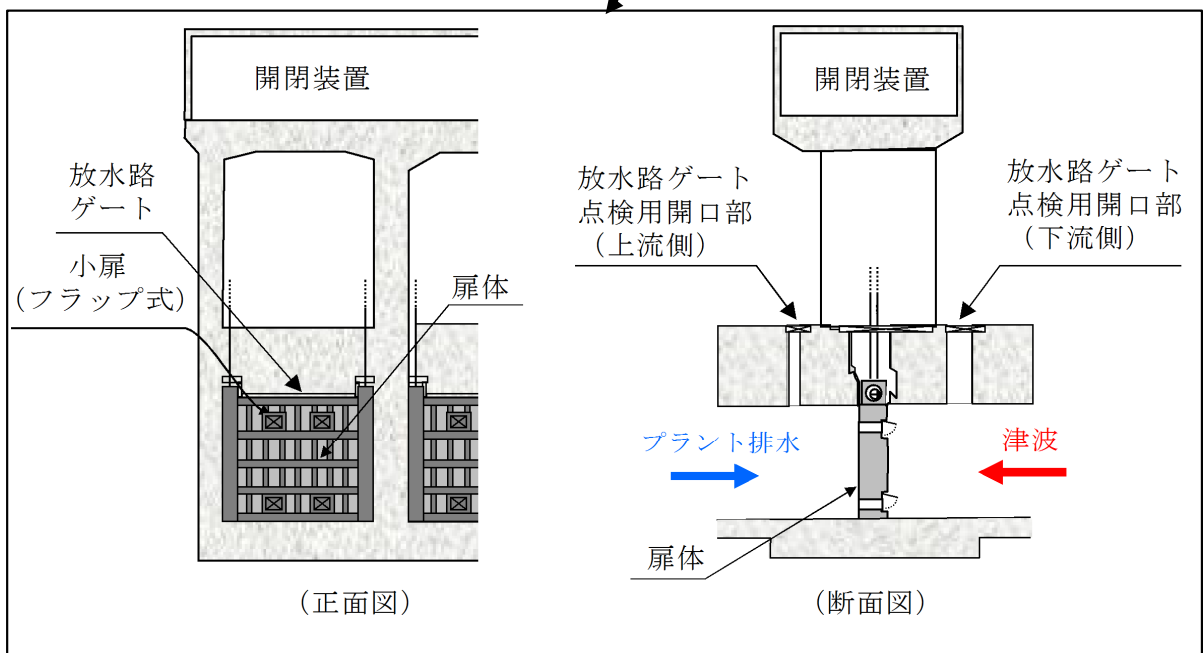
5. 説明事項① 既存条文の変更 ー固有設備の条文追加ー

第52条の2(津波防護施設)

- 放水路から流入する津波が放水ピットの開口部から設計基準対象施設及び重大事故等対処施設の設置された敷地に流入することを防止するため、放水路に放水路ゲートを設置する。
- 放水路ゲートについては、その重要性を鑑み、設置許可本文に「敷地への遡上のおそれのある津波来襲前に遠隔閉止を確実に実施するため、重要安全施設(MS-1)として設計する」と記載していることを踏まえ、保安規定にて運転上の制限(LCO)を設定する。



非常用母線2C系又は2D系の一方より放水路ゲートに給電する電源構成。



— : 電源系
- - - : 制御系

5. 説明事項① 既存条文の変更 — 固有設備の条文追加 —

保安規定変更(新規追加)内容

(津波防護施設)

第52条の2 津波防護施設は、表52の2-1で定める事項を運転上の制限とする。ただし、閉止している放水路ゲートについては、動作不能とはみなさない。

2. 津波防護施設が第1項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。

(1) 土木グループマネージャーは、定事検停止時に、各放水路ゲート※1が閉止することを確認し、その結果を発電長に通知する。

(2) 発電長は、各放水路ゲート開閉装置の動力電源及び制御電源に異常がないことを、毎日1回確認する。

(3) 土木グループマネージャーは、各放水路ゲートの外観点検により動作可能であることを1ヶ月に1回確認し、その結果を発電長に通知する。

3. 発電長は、津波防護施設が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表52の2-2の措置を講じる。

※1:各放水路ゲートとは、放水路A、放水路B及び放水路Cのゲートをいう。

表52の2-1

項目	運転上の制限
津波防護施設	各放水路ゲートが2系統※2の開閉装置により動作可能※3であること

※2:2系統とは電動駆動式と自重降下式をいう。

※3:動作可能とは、遠隔閉止信号により、放水路ゲートが閉止できることをいう。

表52の2-2

条件	要求される措置	完了時間
A.各放水路ゲートの開閉装置1系統が動作不能の場合	A1.当該系統を動作可能な状態に復旧する。 及び A2.他の1系統が動作可能であることを管理的手段により確認する。	10日間 速やかに
B.原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、条件A.で要求される措置を完了時間内に達成できない場合 又は 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、放水路ゲートの開閉装置2系統が動作不能の場合	B1.高温停止にする。 及び B2.冷温停止にする。 及び B3.当該放水路ゲートを閉止する。	24時間 36時間 冷温停止後速やかに
C.原子炉の状態が冷温停止及び燃料交換において、条件A.で要求される措置を完了時間内に達成できない場合 又は 原子炉の状態が冷温停止、燃料交換において、放水路ゲートの開閉装置2系統が動作不能の場合	C2.当該放水路ゲートを閉止する。	速やかに

＜基本的考え方＞

(1) 運転上の制限: 全てのSA設備に設定

- ・1N要求設備: 1Nが動作可能であること
- ・2N要求設備: 2Nが動作可能であること

※当該SA設備(A設備)に対して、基準要求を満足し、かつ同等な機能を有するSA設備(B設備)がある場合は、LCO逸脱とはみなさない。

(2) 確認事項

- ・サーベイランス頻度については保全計画に定める頻度以内とする(具体的には下表の様に設定。)

	性能確認	動作確認
常設SA設備	定事検停止時	1ヶ月に1回
可搬型SA設備	定事検停止時 又は1年に1回	3ヶ月に1回

(3) 要求される措置・完了時間(AOT)

パターン1: ECCSのAOTを参考とする場合(表66-1(ATWS緩和設備)~14(MCR設備)、19(可搬型代替注水ポンプ))

- ・速やかに対応するDBA設備(γ設備)を確認(→当該設備を復旧するまでのAOTを3日間延長)

→3日間以内に同等な機能を持つSA設備(C設備)を確認(→当該設備を復旧するまでのAOTを30日間延長)

※自主対策設備、代替措置(D設備)を確認する場合は10日間

パターン2: 事故時計装のAOTを参考とする場合(表66-16(緊急時対策所)、17(通信連絡設備)、18(ホイールローダ))

- ・10日間以内に当該設備を「復旧する」又は「代替品を補充する」※

※代替品の補充が完了した場合、LCO逸脱は継続だがプラント停止措置には至らない。

パターン3: プラント停止を要求しないAOTの場合(表66-9(SFP設備)、15(監視測定設備))

- ・γ設備、C設備又はD設備を「速やかに」確認する措置を開始する(プラント停止措置なし)。

A設備: 当該LCO対象SA設備

D設備: 自主対策設備又は代替措置

B設備: 基準要求を満足し、かつ同等な機能を有するSA設備

γ設備: 対応するDBA設備

C設備: 同等な機能を持つSA設備

66-7-1 (ペDESTAL排水系(重大事故等対処設備))

- 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、溶融し、ペDESTAL(ドライウェル部)に落下した炉心を冷却するために重大事故等対処設備としてペDESTAL排水系を設置する。
- 基本方針に基づき、66-7-1(ペDESTAL排水系(重大事故等対処設備))では、格納容器床ドレンサンプについてLCO/AOTの設定。

保安規定変更(新規追加)内容

66-7-1 ペDESTAL排水系(重大事故等対処設備)

(1) 運転上の制限

項目	運転上の制限	
ペDESTAL排水系 (重大事故等対処設備)	ペDESTAL排水系が動作可能であること※1※2※3	
適用される 原子炉の状態	設備	所要数
運転 起動 高温停止	格納容器床ドレンサンプ※4	1個

※1: 必要な弁及び配管を含む。

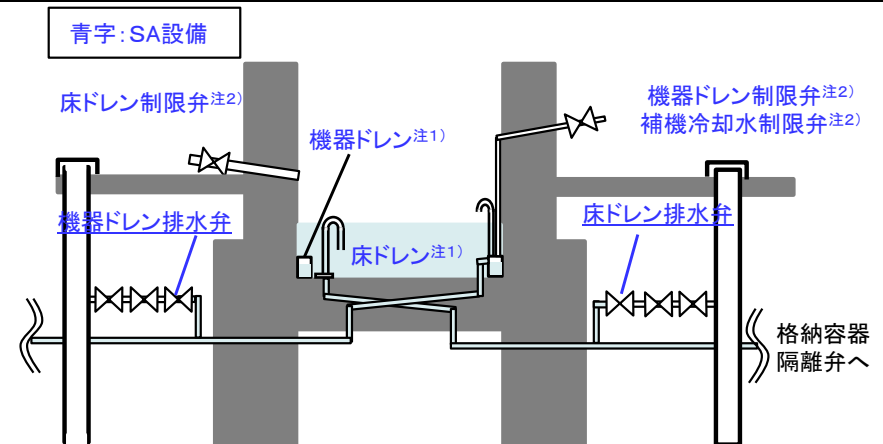
(中略)

※3: 動作可能とは、当該系統に期待されている機能を達成するための格納容器床ドレンサンプ水位並びに制限弁及び排水弁を含む。

※4: 格納容器床ドレンサンプは、「第31条 格納容器内の原子炉冷却材漏えい率」の設備を兼ねる。動作不能時は、各条文の運転上の制限も確認する。

(2) 確認事項

項目	頻度	担当
1.ペDESTAL排水系における格納容器床ドレン制限弁、格納容器機器ドレン制限弁及び原子炉補機冷却水制限弁並びにペDESTAL床ドレン系排水弁及びペDESTAL機器ドレン系排水弁が模擬信号で作動することを確認する。	定事検停止時	電気・制御 グループ マネージャー
2.原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、格納容器床ドレンサンプの水位が0.95m以上1.05m以下であることを確認する。ただし、地震時を除く。	24時間に1回	発電長



- 注1): ペDESTALからの排水に用いる機器ドレン、床ドレン及びその接続配管等はSA設備として使用する。
- 注2): ドライウェル圧力高信号及び原子炉水位異常低下信号(レベル1)により、ペDESTAL(ドライウェル部)内へ流入する配管に対してペDESTAL(ドライウェル部)外側に設置した制限弁を自動閉止し、ペDESTAL(ドライウェル部)への流入水を制限する。

保安規定変更(新規追加)内容

(3) 要求される措置

条 件	要求される措置	完了時間
A.ペDESTAL排水系が動作不能の場合	A1.発電長は、低圧注水系3系列を起動し、動作可能であることを確認する※ ⁵ とともに、その他の設備※ ⁶ が動作可能であることを確認する。 及び A2.発電長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。	速やかに 3日間
B.格納容器床ドレンサンプが所要値を満足しない場合	B1.発電長は、格納容器床ドレンサンプの水位を規定値以内に復旧する。	24時間
C.条件A.又はB.で要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1.発電長は、高温停止にする。 及び C2.発電長は、冷温停止にする。	24時間 36時間

※5: 運転中のポンプについては、運転状態により確認する。

※6: 非常用ディーゼル発電機2台(2C系及び2D系)をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。

66-5-4(代替循環冷却系)

- 東海第二は、代替循環冷却系を使用しない場合の格納容器ベント時間が他の格納容器型式の国内BWRプラントよりも短いことを踏まえ、設置許可基準規則の要求以上の対応として、さらなる信頼性向上のため、代替循環冷却系を多重化したことから、2系列を所要数とし残りの1系列を同等な機能を持つSA設備として設定。
- 基本方針に基づき、66-5-4(代替循環冷却系)では、代替循環冷却系2系列についてLCO/AOTの設定をしている。
- 上記設備に関わるLCO/AOTについては、当該重大事故等対処設備の多重化した理由を考慮し、所要数を「2系列」とする。また、AOTについては、第39条(非常用炉心冷却系その1)の1系列機能喪失時のAOT「10日間」を参考に設定。

	基本方針	東海第二発電所保安規定
所要数 設定の 考え方	<p>LCO設定の考え方</p> <p>e. 有効性評価、感度解析とLCO所要数の考え方</p> <p>LCO所要数については、上述a. からc. に基づくとともに、この所要数は、保安規定審査基準に基づき「安全解析の前提条件又はその他の設計条件を満足すること」として、有効性評価の前提を満足するように設定する。</p> <p>また、有効性評価において、ベースケースに加えて、評価条件を変更した感度解析を実施している場合、いずれも重大事故等への対応の有効性を確認したものであるため、解析上保守的な値をLCOの所要数とする。</p> <p>ただし、設置許可本文(本文十号 有効性評価)に記載された評価条件については、この記載により設置が許可されるものであることから、設置許可本文記載の条件をLCOの所要数とする。</p>	<p>代替循環冷却系は、さらなる信頼性向上のため、多重化したことを勘案し、所要数を2系列に設定する。</p>
AOT 設定の 考え方	<p>AOT設定の考え方</p> <p>a. 参考とする設計基準事故対処設備のAOT</p> <p>重大事故防止設備が参考とする設計基準事故対処設備のAOTは、平成12年に米国STSを参考に、日本の運転経験に基づき合理的と判断された値として設定したものであり、その後13年間に亘る運転経験においてLCO逸脱時におけるAOTの長さに係る不具合等は発生していない実績のある値である。</p> <p>重大事故防止設備が参考とする設計基準事故対処設備として、ECCS機器のAOTを確認すると「10日間」が多く設定され、一部(事故時計装等)について「30日間」があり、この「30日間」が最長のAOTとして設定されていることから、重大事故等対処設備のAOTの上限は「30日間」とする。</p>	<p>設計基準事故対処設備の1/2故障に対するAOTが「安全機能が低下した状態」に対して設定されていることから、代替循環冷却系の1系列が動作不能となった場合も同様に「安全機能が低下した状態」と考えられることから、第39条(非常用炉心冷却系その1)の1系列動作不能時における完了時間と同様な設定とする。</p>

保安規定変更(新規追加)内容

66-5-4 代替循環冷却系

(1) 運転上の制限

項目	運転上の制限
代替循環冷却系	代替循環冷却系が動作可能であること※1※2※3

適用される原子炉の状態	設備	所要数
運転 起動 高温停止	代替循環冷却系ポンプ	2台
	緊急用海水ポンプ	※4
	サプレッション・チェンバ	※5
	常設代替交流電源設備	※6
	燃料給油設備	※7

- ※1: 必要な弁及び配管を含む。
- ※2: 原子炉停止時冷却系の起動準備中及び原子炉停止時冷却系の運転中は、当該代替循環冷却系を動作不能とはみなさない。
- ※3: 代替循環冷却系の注水ラインは、「66-5-4 代替循環冷却系」、「66-6-1 代替格納容器スプレイ冷却系(常設)」、「66-6-2 代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)」、「第39条 非常用炉心冷却系その1」の設備を兼ねる。動作不能時は、各条文の運転上の制限も確認する。
- ※4: 「66-5-3 緊急用海水系」において運転上の制限等を定める。
- ※5: 「第46条 サプレッションプールの水位」において運転上の制限等を定める。
- ※6: 「66-12-1 常設代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。
- ※7: 「66-12-8 燃料給油設備」において運転上の制限等を定める。

(3) 要求される措置

条件	要求される措置	完了時間
A. 代替循環冷却系が動作不能の場合	A1. 発電長は、残留熱除去系3系列を起動し、動作可能であることを確認する※8とともに、その他の設備※9が動作可能であることを確認する。	速やかに
	及び A2. 発電長は、低圧炉心スプレイ系を起動し、動作可能であることを確認する。	速やかに
	及び A3. 発電長は、残りの代替循環冷却系を起動し、動作可能であることを確認する。	速やかに
	及び A4. 発電長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。	10日間
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 発電長は、高温停止にする。	24時間
	及び B2. 発電長は、冷温停止にする。	36時間

- ※8: 運転中のポンプについては、運転状態により確認する。
- ※9: 非常用ディーゼル発電機2台(2C系及び2D系)及び残留熱除去系海水系2系列をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。

同等な機能を持つ他の重大事故等対処設備として、残りの代替循環冷却系を設定。なお、設定については、参考とする設計基準事故対処設備のAOTを参考として設定

66-12-3(非常用直流電源設備)

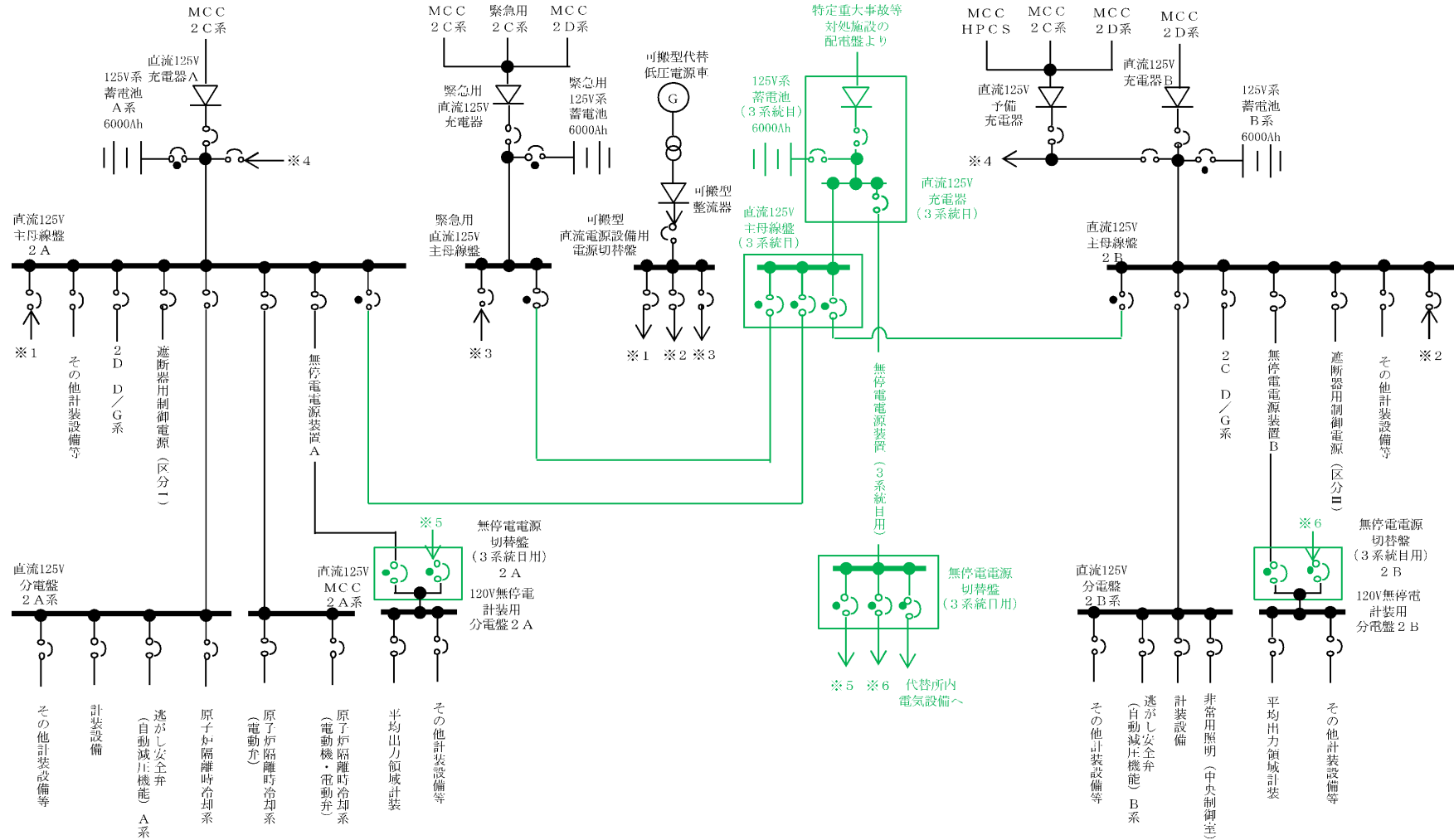
- 重大事故等対応時には、起動領域モニタへ給電するための直流電源設備として、中性子モニタ用蓄電池を使用する。
- 基本方針に基づき、66-12-3(非常用直流電源設備)では、中性子モニタ用蓄電池についてLCO/AOTを設定している。
- 上記設備のLCOが適用される原子炉の状態については、基本方針における「適用する原子炉の状態の基本的な考え方」に基づいて、当該の重大事故等対処設備の機能を勘案し、第27条(計測及び制御)と同様に「起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換」とした。なお、基本方針の例示とは相違がある。

基本方針		東海第二発電所保安規定
設定の考え方	重大事故等対処設備のLCOを適用する原子炉の状態について 【適用する原子炉の状態の基本的な考え方】 a. 重大事故等対処設備に対するLCOを適用する原子炉の状態については、その機能を代替する設計基準事故対処設備(例:格納容器スプレイ冷却系)が適用される原子炉の状態を基本として設定する。 ただし、重大事故等対処設備の機能として、上記における設計基準事故対処設備の原子炉の状態の適用範囲外においても要求される場合があることから、当該の重大事故等対処設備の機能を勘案した原子炉の状態の設定が必要となる。	中性子モニタ用蓄電池は、起動領域モニタへ給電するための設備であることから、起動領域モニタとしての機能を勘案し、LCOが適用される原子炉の状態について、第27条(計測及び制御)と同様な設定とする。
該当設備	1. 14(第57条) 電源設備 ・常設代替直流電源設備	66-12-3 非常用直流電源設備
原子炉の状態	【適用される原子炉の状態(例)】 運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換	【適用される原子炉の状態】 起動、高温停止、冷温停止、燃料交換 第27条(計測及び制御)

66-12-4 (所内常設直流電源設備)

➤ 所内常設直流電源設備 (3系統目) の概要

- ・設計基準事故対処設備の交流電源が喪失 (全交流動力電源喪失) した場合に、重大事故等の対応に必要な設備に電力を供給するため、特に高い信頼性を有する所内常設直流電源設備 (3系統目) として、蓄電池を設置。



緑色は新設

保安規定変更(新規追加)内容

66-12-4 所内常設直流電源設備

(1) 運転上の制限

項目	運転上の制限
所内常設直流電源設備※1	所内常設直流電源設備が動作可能であること※2

適用される原子炉の状態	設備	所要数
運転 起動 高温停止	125V系蓄電池A系※3	1組
	125V系蓄電池B系※3	1組
	125V系蓄電池(3系統目)	1組
冷温停止 燃料交換	125V系蓄電池A系	1組
	125V系蓄電池B系	1組
	125V系蓄電池(3系統目)	1組

※1: 所内常設直流電源設備とは、125V系蓄電池A系、125V系蓄電池B系及び125V系蓄電池(3系統目)をいう。

※2: 必要な電路(充電器含む。)を含む。

※3: 当該系統が動作不能時は、「第62条 直流電源その1」及び「第63条 直流電源その2」の運転上の制限も確認する。

(2) 確認事項

項目	頻度	担当
1. 所内常設直流電源設備の機能を確認する。	定事検停止時	電気・制御グループ マネージャー
2. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換において、125V系蓄電池A系及び125V系蓄電池B系の浮動充電時の蓄電池電圧が126.0V以上であることを確認する。	1週間に1回	発電長
3. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換において、125V系蓄電池(3系統目)の浮動充電時の蓄電池電圧が136.5V以上であることを確認する。	1週間に1回	発電長

所内常設直流電源設備(3系統目)は、所内常設直流電源設備が機能喪失した場合のバックアップとして使用することから、LCO及び確認事項については、所内常設直流電源設備を参考に設定

火災、内部溢水、火山影響等、その他自然災害、有毒ガス、重大事故等、大規模損壊発生時の体制の整備

○実用炉規則、保安規定審査基準、技術的能力審査基準における規制要求事項を踏まえ、体制の整備に必要な基本的な事項は以下のとおり。

体制の整備に必要な基本的な事項

- (1) 活動に関する計画を策定すること
- (2) 活動を行うために必要な要員を配置すること
- (3) 要員に対し、教育及び訓練を定期的実施すること
- (4) 必要な資機材を配備すること
- (5) 活動を行うために必要な手順を整備すること
- (6) 手順に基づき必要な活動を実施すること
- (7) 上記事項について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じること

上記に加え、各事象の個別の規制要求事項を踏まえ、

- ・保安規定第17条(火災発生時の体制の整備)、第17条の2(内部溢水発生時の体制の整備)、第17条の3(火山影響等発生時の体制の整備)、第17条の4(その他自然災害発生時等の体制の整備)、第17条の5(有毒ガス発生時の体制の整備)、第17条の7(重大事故等発生時の体制の整備)及び第17条の8(大規模損壊発生時の体制の整備)に体制の整備に係る枠組みを規定。
- ・保安規定の添付2及び3に原子炉設置変更許可申請書に記載された運用要求事項を規定するとともに、その活動に必要な資機材を管理することを規定。

保安管理体制

保安規定第4条に定める体制の下、火災・内部溢水・火山影響等・その他自然災害、有毒ガス発生時における体制(要員の配置、教育及び訓練等)を整備

第17条、第17条の3

火災・火山影響等発生時の体制の整備
 (実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則
 要求を踏まえて記載)

要員の配置

資機材の配備

教育及び訓練

活動(手順書)

第17条の2、4、5

内部溢水、その他自然災害、有毒ガス発生時の体制の整備
 (火災・火山影響等発生時の記載内容に準じて記載)

要員の配置

資機材の配備

教育及び訓練

活動(手順書)

添付2 火災、内部溢水、火山影響等、その他自然災害
 及び有毒ガス対応に係る実施基準

火災・内部溢水・火山影響等・その他自然災害及び有毒ガス発生時については、各災害発生時において、安全施設が安全機能を損なわないために必要となる運用として、原子炉設置変更許可申請書に規定された運用すべき活動計画を記載するとともに、その活動に必要な資機材を管理することを規定する。
 なお、その他自然災害発生時については、設置変更許可申請書において運用すべき事項を規定する地震、津波及び竜巻等を添付書類に整備する。

保安管理体制

保安規定第4条に保安に関する組織の体制を定めており、その体制の下、重大事故等発生時及び大規模損壊発生時における体制(要員の配置、教育及び訓練等)を整備

第17条の7

重大事故等発生時の体制の整備

要員の配置

- ・実施組織及びその支援組織の役割分担及び責任者
- ・要員召集のための連絡体制
- ・発電所内外への情報提供
- ・発電所外部からの支援 等

資機材の配備

- ・必要な資機材名称
- ・必要な数量
- ・配備場所
- ・点検頻度
- ・点検実施箇所 等

教育及び訓練

- ・教育実施者、教育対象者
- ・要員の役割に応じた教育項目とその内容
- ・実施頻度
- ・実施後の評価 等

手順書

- ・炉心損傷防止対策
- ・原子炉格納容器破損防止対策
- ・使用済燃料貯蔵設備に貯蔵する燃料体の損傷防止対策
- ・原子炉停止時の燃料体破損防止対策

第17条の8

大規模損壊発生時の体制の整備

要員の配置

資機材の配備

教育及び訓練

活動(手順書)

添付3 重大事故等及び大規模損壊対応に係る実施基準

- ・重大事故等対処設備に係る事項
- ・重大事故等対策における復旧作業に係る事項
- ・発電所外部からの支援に関する事項
- ・手順書の整備、教育及び訓練、実施体制の整備に関する事項

[手順]

- ・緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にするための手順
- ・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

保安規定第10章に、保安教育として教育の内容、対象者等を整理。

体制の整備(要員の配置、教育及び訓練等)に係る計画を定め、計画に基づき実施し、定期的に評価を行い、継続的に改善を行う管理の枠組みを規定する。具体的な実施内容は添付3の実施基準を満足するよう、2次文書他へ定める。

東海第二発電所の実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則(以下「実用炉則」という。)第八十三条に係る対応の概要を表1に示す。

表1 実用炉則第八十三条第一号ロ(1)、ロ(2)、ロ(3)及び第四号に係る対応の概要について

	要求事項	対応方針
一号ロ(1)	火山現象による影響が発生し、又は発生するおそれがある場合(以下この号において「火山影響等発生時」という。)における非常用交流動力電源設備の機能を維持するための対策に関すること。	非常用ディーゼル発電機2C系及び2D系の給気及び換気流路に高濃度火山灰フィルタを取り付け、2台運転を行う。
一号ロ(2)	ロ(1)に掲げるもののほか、火山影響等発生時における代替電源設備その他の炉心を冷却するために必要な設備の機能を維持するための対策に関すること。	常設高圧代替注水系ポンプ及び常設低圧代替注水系ポンプ等を使用し、原子炉圧力容器内へ注水することにより炉心の冷却を行う。
一号ロ(3)	ロ(2)に掲げるもののほか、火山影響等発生時に交流動力電源が喪失した場合における炉心の著しい損傷を防止するための対策に関すること。	原子炉隔離時冷却系ポンプ及び常設低圧代替注水系ポンプ等を使用し、原子炉圧力容器内へ注水することにより炉心の冷却を行う。
四号	前三号に掲げるもののほか、設計想定事象、重大事故等又は大規模損壊の発生時における発電用原子炉施設の必要な機能を維持するための活動を行うために必要な体制を整備すること。	緊急時対策所の居住性確保、通信連絡設備の機能確保のための手順を整備する。

<補足>

東海第二発電所の原子炉設置変更許可申請書(添付書類十)の「全交流動力電源喪失」事象での対応との比較(一号ロ(2)、(3)対応)

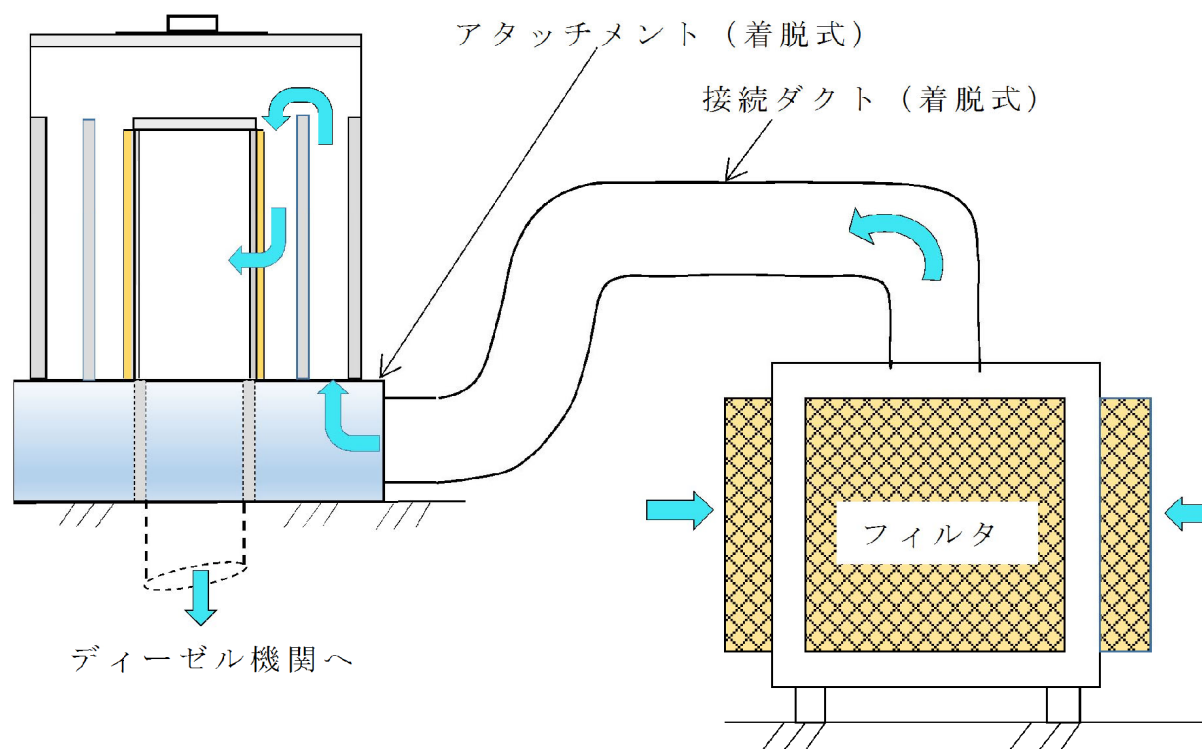
➤原子炉設置変更許可申請書(添付書類十)の全交流動力電源喪失においては、サプレッション・チェンバを水源として、原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系(以下「高圧注水系」という。)による原子炉注水を実施する。

高圧注水系による原子炉注水を長時間継続した場合、サプレッション・プール水温度の上昇等により高圧注水系の機能維持が困難となるおそれがあることから、事象発生約8時間後に原子炉の急速減圧を行い、屋外の低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水を開始する。

➤火山影響等発生時には、降灰により屋外の低圧代替注水系(可搬型)に期待できないことから、低圧代替注水系(可搬型)に代わって、建物等内に設置され、降灰の影響を受けない低圧代替注水系(常設)による原子炉注水を24時間後まで継続する。なお、水源は外部水源である代替淡水貯槽を用い、給電には四号の対応として通信連絡設備への給電にも用いる可搬型代替低圧電源車を用いる。

一 号口(1)の対応方針について

- 非常用ディーゼル発電機2C系及び2D系については、給気フィルタが降下火砕物によって閉塞することが想定されるため、火山影響等発生時には、屋外に設置された給気口に高濃度火山灰フィルタを取り付けることによって機能を維持する。
- 高濃度火山灰フィルタは性能確認試験により、降灰が24時間継続した場合においても閉塞しないことを説明する。



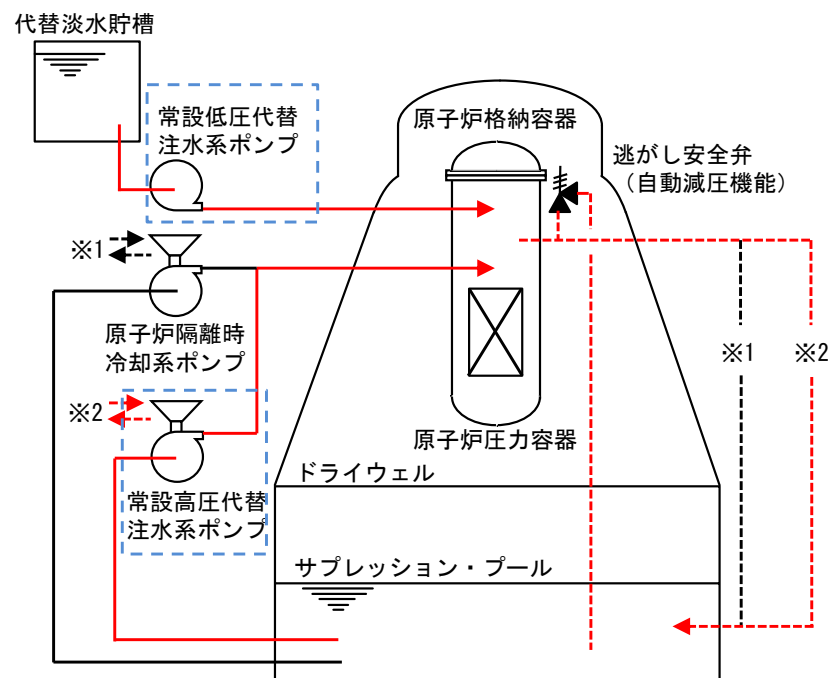
非常用ディーゼル発電機2C系及び2D系への高濃度火山灰フィルタ(D/G用)取付け 概要図

一号口(2)の対応方針について

- 火山影響等発生時に全交流動力電源が喪失し、かつ原子炉隔離時冷却系が喪失した場合は、サブプレッション・チェンバを水源として、高圧代替注水系により炉心冷却を実施するが、水源であるサブプレッション・チェンバの水温上昇等により高圧代替注水系の機能維持が困難となるおそれがあるため、事象発生8時間後までに原子炉の急速減圧を行い、(低圧代替注水系(可搬型)を用いる全交流動力電源喪失(TBD、TBU)の有効性評価と異なり、)代替淡水貯槽を水源とした低圧代替注水系(常設)による原子炉注水を開始する。
- 上記注水設備は、降灰に対して強度を有する建屋内に設置されており、炉心冷却を24時間継続することが可能である。
- 低圧代替注水系(常設)への給電は、四号の対応として通信連絡設備への給電にも用いる可搬型代替低圧電源車を使用する。
- 可搬型代替低圧電源車は、降灰の影響を避けるため、タービン建屋内に移動して使用する。

なお、参考に全交流動力電源喪失(TBD、TBU)の有効性評価での対応を次頁に示す。

下線: 先行BWRプラントとの相違



— 使用流路(液体)
 - - - 使用流路(蒸気)
 [] 使用設備

- ※1 原子炉隔離時冷却系ポンプ 駆動用のタービンへ
- ※2 常設高圧代替注水系ポンプ 駆動用のタービンへ

高圧代替注水系使用時の系統図

一号口(2)の対応方針について【有効性評価(TBD、TBU)での対応】

○全交流動力電源喪失後、原子炉水位異常低下(レベル2)で原子炉隔離時冷却系の自動起動に失敗した後、サブレーション・チェンバを水源とした高圧代替注水系を手動起動することにより原子炉水位は維持される(図1)。

○事象発生から8時間経過した時点で、原子炉の急速減圧を実施し、原子炉減圧後に低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水を開始する(図2)。

下線: 火山影響等発生時と異なる対応

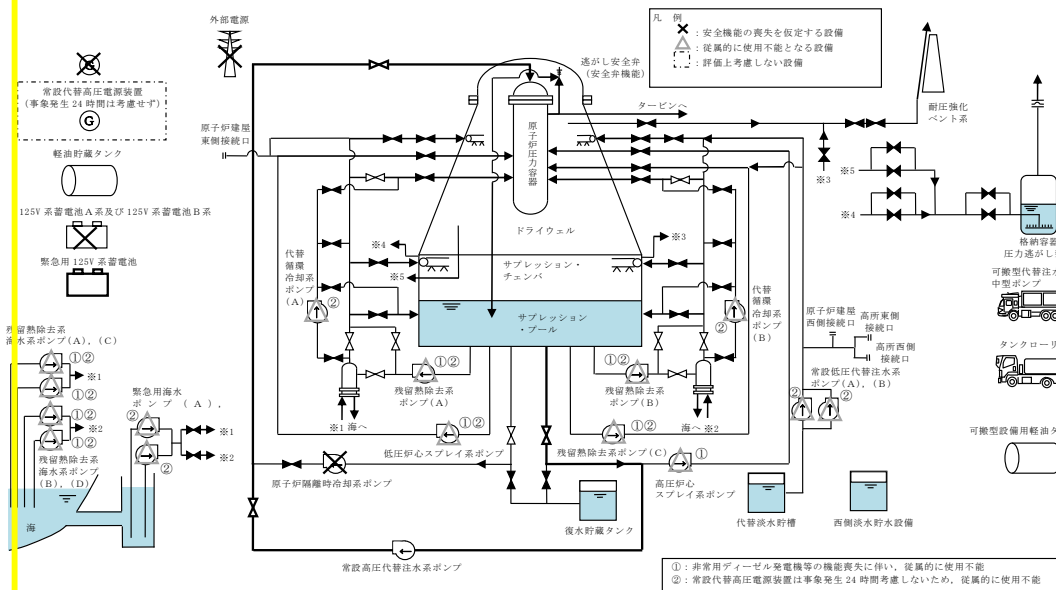


図1 高圧代替注水系による原子炉注水系統概略図

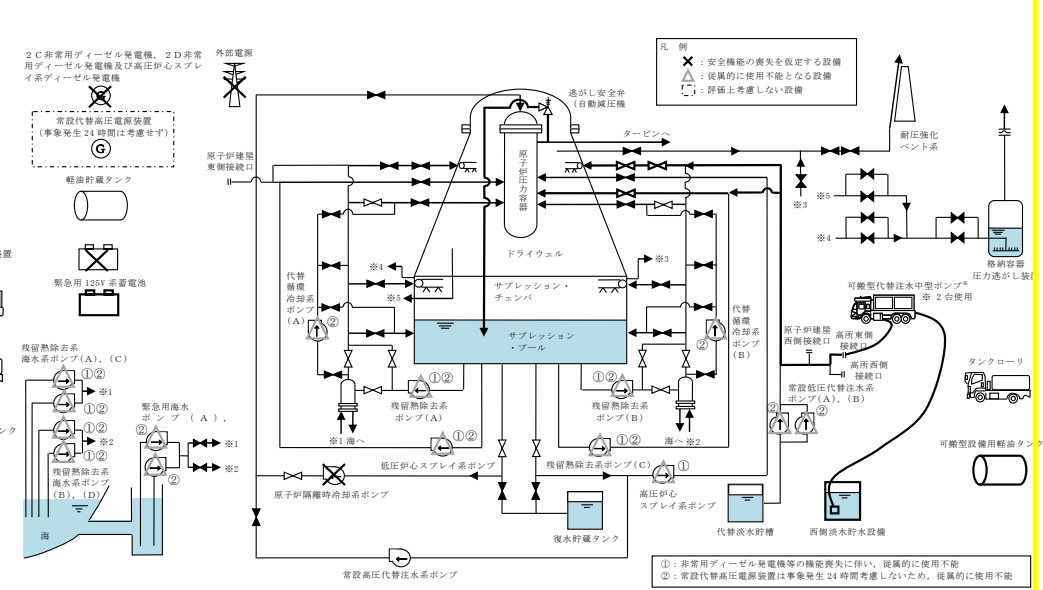


図2 低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水系統概略図

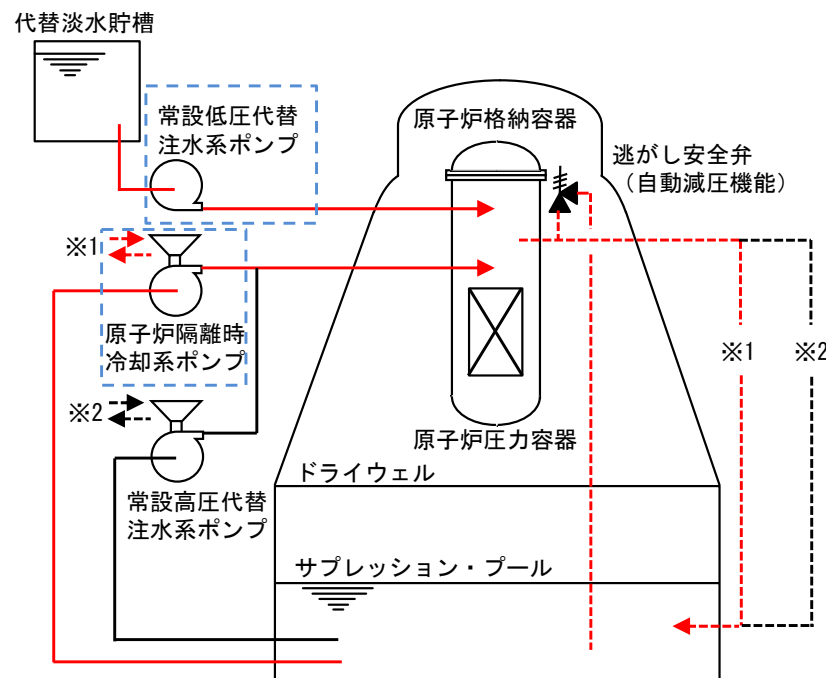
・東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 第7.1.3.2-1図 全交流動力電源喪失(TBD, TBU)時の重大事故等対策の概略系統図(1/3) (高圧代替注水系による原子炉注水段階)より

・東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 第7.1.3.2-1図 全交流動力電源喪失(TBD, TBU)時の重大事故等対策の概略系統図(2/3) (低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水及代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による格納容器冷却段階)より

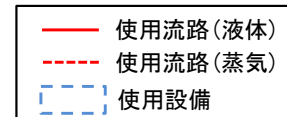
一 号口(3)の対応方針について

- 火山影響等発生時に全交流動力電源が喪失した場合は、サブプレッション・チェンバを水源として、原子炉隔離時冷却系により炉心冷却を実施するが、水源であるサブプレッション・チェンバの水温上昇等により原子炉隔離時冷却系の機能維持が困難となるおそれがあるため、事象発生8時間後までに原子炉の急速減圧を行い、(低圧代替注水系(可搬型)を用いる全交流動力電源喪失(長期TB)の有効性評価と異なり、)代替淡水貯槽を水源とした低圧代替注水系(常設)による原子炉注水を開始する。
- 上記注水設備は、降灰に対して強度を有する建屋内に設置されており、炉心冷却を24時間継続することが可能である。
- 低圧代替注水系(常設)への給電は、四号の対応として通信連絡設備への給電にも用いる可搬型代替低圧電源車を使用する。
- 可搬型代替低圧電源車は、降灰の影響を避けるため、タービン建屋内に移動して使用する。

なお、参考に全交流動力電源喪失(長期TB)の有効性評価での対応を次頁に示す。



下線: 先行BWRプラントとの相違



- ※1 原子炉隔離時冷却系ポンプ 駆動用のタービンへ
- ※2 常設高圧代替注水系ポンプ 駆動用のタービンへ

原子炉隔離時冷却系使用時の系統図

一 号口(3)の対応方針について【有効性評価(長期TB)での対応】

- 全交流動力電源喪失後、原子炉水位異常低下(レベル2)で原子炉隔離時冷却系が自動起動し、サブプレッション・チェンバを水源とした原子炉隔離時冷却系によって原子炉水位は維持される(図1)。
- 事象発生から8時間経過した時点で、原子炉の急速減圧を実施し、原子炉減圧後に**低下代替注水系(可搬型)**による原子炉注水を開始する(図2)。

下線: 火山影響等発生時と異なる対応

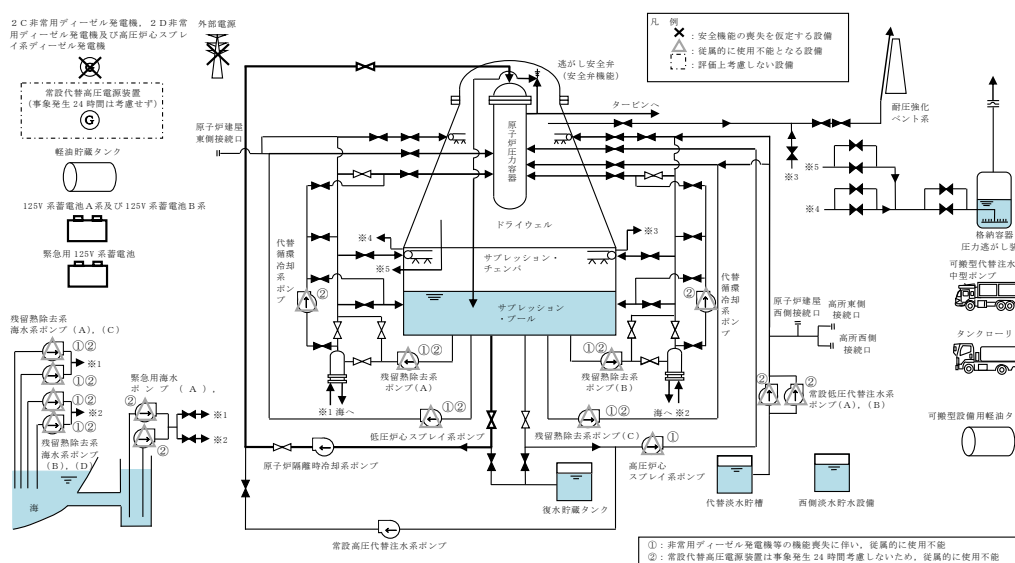


図1 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水系統概略図

・東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 第7.1.3.1-1図 全交流動力電源喪失(長期TB)時の重大事故等対策の概略系統図(1/3) (原子炉隔離時冷却系による原子炉注水段階)より

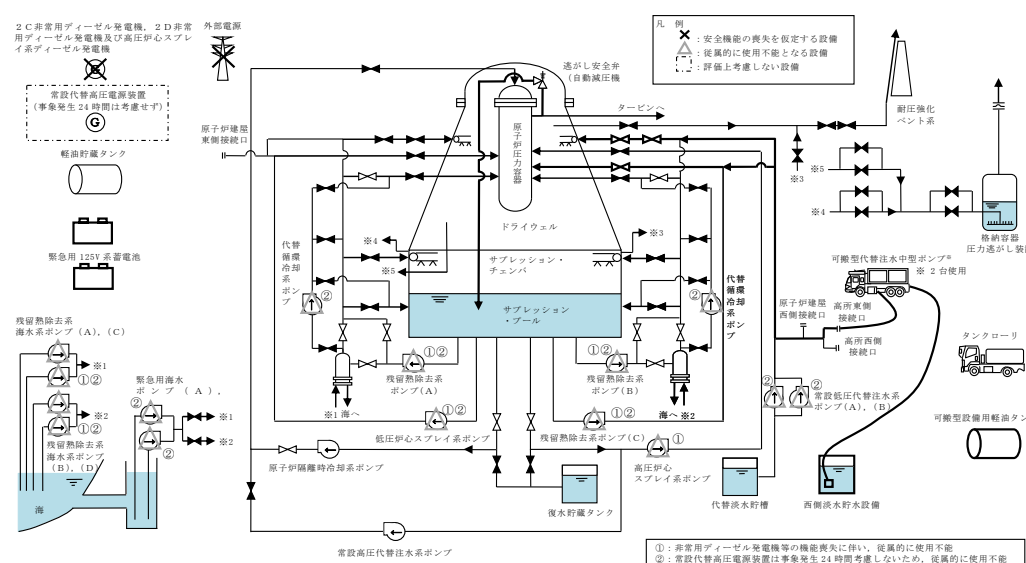


図2 低下代替注水系(可搬型)による原子炉注水系統概略図

・東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 第7.1.3.1-1図 全交流動力電源喪失(長期TB)時の重大事故等対策の概略系統図(2/3) (低下代替注水系(可搬型)による原子炉注水及び代替格納容器スプレィ冷却系(可搬型)による格納容器冷却段階)より

- ①実施項目の追加、変更、判断基準の変更等、主旨に変更のある条文について「変更概要」及び「関連する法令／上流文書」を下表のとおり整理した。
- ②なお、説明事項として抽出した条文(既出)については、緑ハッチングにて表示している。
- ③下表における「先行BWRプラントと相違なし」とは、柏崎刈羽、女川又は島根の運用に係る記載と相違がないことを示している。

変更条文	変更概要	関連する法令/上流文書等	説明事項抽出結果
第5条 保安に関する職務	保安に関する職務に、新規追加された第17条等の体制の整備に関する業務を追加	第17条等に関連した変更	— (基本方針及び先行BWRプラントとの相違なし)
第7条 原子炉施設保安運営委員会	保安運営委員会の審議事項に、新規追加された手順を追加	第17条等に関連した変更	— (基本方針及び先行BWRプラントとの相違なし)
第8条 原子炉主任技術者の選任	原子炉主任技術者について、職務を遂行できない場合として、非常召集可能外に離れる場合を含むことを明確化	第17条等に関連した変更	— (基本方針及び先行BWRプラントとの相違なし)
第9条 原子炉主任技術者の職務等	原子炉主任技術者の確認事項として下記項目を追加 ・第17条等の確認事項(成立性確認訓練及び大規模損壊訓練の実施計画、訓練結果等) ・第66条 SA設備LCO逸脱時の代替措置	第17条等に関連した変更 第66条に関連した変更	— (基本方針及び先行BWRプラントとの相違なし)
第12条 運転員等の確保	・設置変更許可で前提とした重大事故の対応に必要な力量を有する者を確保することを規定 ・訓練において力量がないと判断した場合には体制から除外するとともに、代替の要員を確保することを規定 ・要員確保の見込みがない場合は原子炉停止措置を実施することを規定	【設置許可申請書添付十 必要人数】 ・災害対策要員 39名 (運転員7名、自衛消防隊11名を含む)	— (基本方針及び先行BWRプラントとの相違なし)

8. その他 保安規定変更箇所(2/9)

変更条文	変更概要	関連する法令/上流文書等	説明事項抽出結果
第12条の2 運転管理業務	系統より切り離されている施設(可搬設備及び緊急時対策所設備等)の運転管理業務について規定	【保安規定変更に係る基本方針4.6】 可搬設備及び緊急時対策所設備等については、1週間に1回～1ヶ月に1回程度の頻度で巡視点検を行う。	— (基本方針及び先行BWRプラントとの相違なし)
第13条 巡視点検	<ul style="list-style-type: none"> 新たに追加した原子炉施設(SA設備や防護設備等)についての巡視点検を規定 系統より切り離されている施設(可搬設備及び緊急時対策所設備等)について、各マネージャーが1ヶ月を超えない期間で巡視点検を実施することを規定 	【保安規定変更に係る基本方針4.6】 可搬設備及び緊急時対策所設備等については、1週間に1回～1ヶ月に1回程度の頻度で巡視点検を行う。	— (基本方針及び先行BWRプラントとの相違なし)
第14条 手順の作成	作成する規程類として、第17条等の体制の整備に関する事項を規定	第17条等に関連した変更	— (基本方針及び先行BWRプラントとの相違なし)
第16条 原子炉起動前の確認事項	<ul style="list-style-type: none"> SA設備についても起動前確認事項として規定 定事検停止時における確認項目は、最終確認結果(動作確認を伴う確認項目等については、制御棒引抜前の1年以内の確認結果)として規定 	第66条に関連した変更	— (先行BWRプラントとの相違なし)
(新規条文) 第17条 ～17条の5、7、8 火災、内部溢水、火山影響等、その他自然災害、有毒ガス、重大事故等発生時、大規模損壊発生時の体制の整備	<ul style="list-style-type: none"> 火災、内部溢水、火山影響等、その他自然災害、有毒ガス、重大事故等及び大規模損壊発生時における体制の整備について規定 条文に体制の整備に係る枠組みを規定し、添付2、3(実施基準)に設置変更許可申請書で記載した運用要求事項を規定 	【保安規定審査基準】 想定する事象に応じて、次に掲げる措置を講ずることが定められていること。 <ul style="list-style-type: none"> 原子炉施設の必要な機能を維持するための活動に関する計画を策定すること 要員を配置すること 計画に従って必要な活動を行わせること 要員に対する教育及び訓練に関すること 必要な資機材を備え付けること その他必要な機能を維持するための活動を行うために必要な体制を整備すること 	【説明事項③】 ・全体概要

8. その他 保安規定変更箇所(3/9)

変更条文	変更概要	関連する法令/上流文書等	説明事項抽出結果
(新規条文) 第17条の6 資機材等の整備	資機材等に関する運用事項(安全避難通路並びに避難用及び事故対策照明の整備、可搬型照明の配備、警報装置及び通信連絡装置の整備並びにそれらの手順の整備等)を規定	【設置変更許可申請書添付八】 10.11.4 手順等 安全避難通路等は、以下の内容を含む手順を定め、適切な管理を行う。 (2) 可搬型照明は、万一、作業用照明設置箇所以外での対応が必要になった時に迅速に使用できるよう、必要数及び保管場所を定める。	— 【基本方針及び先行BWRプラントとの相違なし】
(新規条文) 第18条の2 原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離弁管理	定事検停止後の原子炉起動前にRPVバウンダリ隔離弁の閉止施錠状態の確認を規定	【設置変更許可申請書添付八】 5.1.1.5 手順等 原子炉冷却材圧力バウンダリについては、以下の内容を含む手順を定め、適切な管理を行う。 (1) 原子炉再循環系CUW入口ドレンラインの弁については、通常時又は事故時開となるおそれがないように施錠管理によるハンドルロックを実施する。	— 【基本方針及び先行BWRプラントとの相違なし】
第27条 計測及び制御設備	技術基準規則(解釈)の一部変更により、中央制御室外原子炉停止装置(RSS)計装について、高温停止に加え「引き続き低温停止できる機能を有した装置であること」との要求が明確化されたことから、LCOが適用される原子炉の状態を拡大(「運転、起動、高温停止」とともに、LCO対象の要素を拡大(残留熱除去系制御等)等の追加)	【保安規定変更に係る基本方針5.3.3】 ・適用される原子炉の状態は、低温停止に移行し維持することが必要となる状態として、【運転、起動及び高温停止】とする。 ・必要な操作器及び監視計器については、低温停止への移行操作時に必要な主要機器の操作器及び必要最低限のパラメータの監視計器を選定する。	— 【基本方針及び先行BWRプラントとの相違なし】
第31条 格納容器内の原子炉冷却材漏えい率	格納容器内の漏えい率監視として、格納容器床ドレンサンプ水位維持の確認について規定	【設工認】 ・格納容器床ドレンサンプに水張りを行い、格納容器床ドレン流量計の指示が増加することにより、オーバーフロー水位に維持されていることを確認する。	【説明事項①】 ・固有設備のLCO設定
第39条 非常用炉心冷却系その1	・SRV背圧対策を踏まえた窒素供給系(AC系を使用した常用系)の供給圧力を変更 ・高圧炉心スプレイ系の第一水源を復水貯蔵タンクからサプレッション・チェンバへ変更	【設置許可まとめ資料】 非常用窒素供給系は、原子炉格納容器圧力が設計圧力の2倍となった場合においても逃がし安全弁(自動減圧機能)を問題なく作動させることを考慮し、供給圧力を1.06MPa[gage]以上とする。	— 【先行BWRプラントとの相違なし】

8. その他 保安規定変更箇所(4/9)

変更条文	変更概要	関連する法令/上流文書等	説明事項抽出結果
第41条 原子炉隔離時冷却系	<ul style="list-style-type: none"> 第66条(重大事故等対処設備)の新規追加に伴う変更として、高圧代替注水系起動準備及び運転中は、原子炉隔離時冷却系を動作不能とは見なさないことを規定 原子炉隔離時冷却系の第一水源を復水貯蔵タンクからサブプレッション・チェンバへ変更 	第66条に関連した変更 【設計及び工事計画認可申請書】 5.2 原子炉隔離時冷却系 (1) 系統構成	— 【(先行BWRプラントとの相違なし)】
第45条 サプレッションプールの平均水温	第66条(重大事故等対処設備)の新規追加に伴う変更として、高圧代替注水系確認運転中のS/Pへのタービン駆動蒸気排出によるS/P水温上昇時の措置を規定	第66条に関連した変更	— 【(先行BWRプラントとの相違なし)】
第48条 格納容器内の酸素濃度	<ul style="list-style-type: none"> PCV内の火災防護の観点から、LCO適用期間を変更 設置変更許可申請書の重大事故等における有効性評価の前提条件として、酸素濃度の制限値を変更 	【設置変更許可申請書添付十】 6.5.2.2 運転中の原子炉における重大事故 (1) 初期条件 d. 格納容器 (e) 初期酸素濃度 格納容器内の初期酸素濃度は、2.5vol%(ドライ条件)を用いるものとする	— 【(先行BWRプラントとの相違なし)】
第49条 原子炉建屋	設置変更許可申請書添付八で、原子炉建屋ブローアウトパネルの開閉機能が明確化されたことに伴い、本条文に原子炉建屋ブローアウトパネルを含むことを規定	【設置変更許可申請書添付八】 9.1.1.4.2.1 原子炉建屋 気密バウンダリの一部として原子炉建屋に設置するブローアウトパネルは、閉状態の維持又は開放時に再閉止が可能な設計とする。	— 【(基本方針及び先行BWRプラントとの相違なし)】

8. その他 保安規定変更箇所(5/9)

変更条文	変更概要	関連する法令/上流文書等	説明事項抽出結果
第52条 残留熱除去系海水系	第66条(重大事故等対処設備)の新規追加に伴う変更として、緊急用海水系の動作確認時は、残留熱除去系海水系を動作不能とはみなさないことを規定	第66条に関連した変更	— (既存条文との考え方に相違なし)
(新規条文) 第52条の2 津波防護施設	新規に放水路に設置する放水路ゲートについてLCO等を規定	【設置変更許可申請書本文5号又】 (3)その他の主要な事項 放水路ゲートは、扉体、戸当り、駆動装置等で構成され、敷地への遡上のおそれのある津波来襲前に遠隔閉止を確実に実施するため、重要安全施設(MS-1)として設計する。	【説明事項①】 ・固有設備の条文追加
第58条 外部電源	・設置許可基準規則第33条(保安電源設備)の要求を踏まえ、外部電源についてLCOを変更 ・「2回線以上」及び「独立性」を要求	【設置許可基準規則第33条】 ・少なくとも二回線は、それぞれ互いに独立したもの(1つの変電所又は開閉所のみに関連しないもの)であること ・うち少なくとも一回線は、設計基準対象施設において他の回線と物理的に分離して受電できるものでなければならない。	— (先行BWRプラントとの相違なし)
第61条 非常用ディーゼル発電機燃料油等	・設置許可基準規則第57条(電源設備)において、燃料移送系をSA設備と位置付けたことからLCO等を設定 ・軽油タンク地下化に伴い軽油タンクレベルを変更	【設置変更許可申請書添付十】 1.14.1 対応手段と設備の選定 (2) 対応手段と設備の選定の結果 設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備又は非常用直流電源設が健全であれば重大事故等対処設備として重大事故等の対処に用いる。	— (先行BWRプラントとの相違なし)
第62条 直流電源その1 第63条 直流電源その2	第66条(重大事故等対処設備)の新規追加に伴う変更として、直流電源2A系、2B系の浮動充電時の蓄電池電圧を変更	第66条に関連した変更	— (既存条文との考え方に相違なし)

8. その他 保安規定変更箇所(6/9)

変更条文/	変更概要	関連する法令/上流文書等	説明事項抽出結果
(新規条文) 第66条 重大事故等対処設備	SA設備について、「基本方針」に基づき、LCO等を規定	【保安規定審査基準】 SA設備について、運転状態に対応したLCO、サーベイランスの実施方法及び頻度、要求される措置並びにAOTが定められていること。	【説明事項②】 ・全体概要 ・固有設備の条文追加 >66-7-1 ペDESTAL排水系 ・固有設備のLCO設定 >66-5-4 代替循環冷却系 >66-12-3 非常用直流電源設備 >66-12-4 所内常設直流電源設備
第72条 運転上の制限の確認	・確認事項が複数の条文で同一である場合は1回の確認により複数の条文を実施したとみなすことができる旨を追加 ・頻度の定義を明確化	第66条に関連した変更	— (基本方針及び先行BWRプラントとの相違なし)
第74条 予防保全を目的とした点検・保守を実施する場合	常時LCOが適用されるSA設備について、保全計画に基づき計画的に運転上の制限外に移行する場合、保全作業時の措置について規定	第66条に関連した変更	— (基本方針及び先行BWRプラントとの相違なし)
第80条 新燃料の貯蔵	設置許可基準規則第16条(燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設)の要求を踏まえ、新燃料を使用済燃料プールに貯蔵する場合は、原子炉に全ての燃料が装荷されている状態で、使用済燃料プールに1炉心以上の使用済燃料貯蔵ラックの空き容量を確保することを規定	【設置許可基準規則第16条】 「燃料体等を必要に応じて貯蔵することができる容量を有する」とは、発電用原子炉に全て燃料が装荷されている状態で、使用済燃料及び貯蔵されている代替燃料に加えて、1炉心分以上貯蔵することができる容量を確保すること	— (先行BWRプラントとの相違なし)

8. その他 保安規定変更箇所(7/9)

変更条文	変更概要	関連する法令/上流文書等	説明事項抽出結果
第85条 使用済燃料の貯蔵	設置変更許可申請書添付八に記載した内容を踏まえ、使用済燃料プール周辺に設置する設備について、使用済燃料プールに影響を及ぼす落下物となる可能性が考えられる場合は、落下を防止する措置を講じることを規定	【設置変更許可申請書添付八】 4.1.1.6 手順等 (1) 使用済燃料プールへの重量物落下防止対策 a. 使用済燃料プール周辺に設置する設備や取り扱う吊荷については、あらかじめ定めた評価フローに基づき評価を行い、使用済燃料プールに影響を及ぼす落下物となる可能性が考えられる場合は落下防止措置を実施する。	— (先行BWRプラントとの相違なし)
第86条 使用済燃料の運搬	設置変更許可申請書添付八に記載した内容を踏まえ、原子炉建屋クレーンにより使用済燃料輸送容器を使用済燃料プール上で取り扱う場合は、キャスクピットゲートを閉止すること及び使用済燃料輸送容器の移動範囲や移動速度を制限することを規定	【設置変更許可申請書添付八】 4.1.1.6 手順等 (1) 使用済燃料プールへの重量物落下防止対策 c. 原子炉建屋クレーンにより、使用済燃料輸送容器を使用済燃料プール上で取り扱う場合は、使用済燃料輸送容器の移動範囲の制限に関する運用上の措置を講ずることとし、それらを手順等に整備し、的確に実施する。	— (先行BWRプラントとの相違なし)
第88条 放射性固体廃棄物の管理	固体廃棄物処理系の「固化装置」撤去を反映	【設置変更許可申請書添付八】 「7.3 固体廃棄物処理系」から固化装置を削除	— (既存条文との考え方に相違なし)

8. その他 保安規定変更箇所(8/9)

変更条文	変更概要	関連する法令/上流文書等	説明事項抽出結果
第107条 施設管理計画	「基本方針」に基づき、新規制基準で新たに追加となるSA設備等を保全対象範囲として規定	<p>【基本方針】 4.5.2 施設管理計画における新規制基準の取扱いについて 新規制基準で新たに追加となる施設を原子炉施設とし保全対象範囲に加えるため、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・重大事故等対処設備 ・大規模損壊時の対応に使用する設備 ・新たに追加された防護対象設備 ・防護対象設備を保護するための設備（竜巻用防護ネット等） <p>を「原子炉設置(変更)許可申請書」の仕様表及び設計方針並びに「設計及び工事計画(変更)認可申請書」の要目表及び基本設計方針に保管又は設置要求があり許可又は認可を受けた設備に整理し、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・自主対策設備 <p>を保安規定の保全対象範囲の項目に加える、又は「その他自ら定める設備」に整理する。</p>	<p style="text-align: center;">—</p> <p>【基本方針及び先行BWRプラントとの相違なし】</p>
第118条 所員への保安教育	第17条等に係る保安教育項目を追加	17条等に関連した変更 教育対象として、特重施設要員の追加	<p style="text-align: center;">—</p> <p>【基本方針及び先行BWRプラントとの相違なし】</p>
第119条 協力企業社員への 保安教育	第17条等に係る保安教育項目を追加	17条等に関連した変更	<p style="text-align: center;">—</p> <p>【基本方針及び先行BWRプラントとの相違なし】</p>
添付1 原子炉がスクラムした場合 の運転操作基準 (第77条関連)	<p>重大事故等時の運転操作手順として、以下を追加するとともに、添付3との紐づけを実施</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉建屋制御、使用済燃料プール制御 ・電源供給回復 	<p>【設置変更許可申請書 添付十】 有効性評価重要シーケンス等における対応手順</p>	<p style="text-align: center;">—</p> <p>【先行BWRプラントとの相違なし】</p>

8. その他 保安規定変更箇所(9/9)

変更条文	変更概要	関連する法令/上流文書等	説明事項抽出結果
<p>(新規作成) 添付2 火災、内部溢水、火山影響等、その他自然災害及び有毒ガス対応に係る実施基準</p> <p>(第17条、第17条の2～5 関連)</p>	<p>火災、内部溢水、火山影響等、その他自然災害及び有毒ガス対応に係る体制の整備として、設置変更許可申請書に記載した運用要求事項を規定</p>	<p>【設置変更許可申請書添付八】 (例) 10.6.1.1.6 手順等 (2) 放水路ゲートについては、発電所を含む地域に大津波警報が発表された場合、循環水ポンプ及び補機冷却系海水系ポンプの停止(プラント停止)並びに放水路ゲート閉止の操作手順を定める。</p> <p>1.7.9.3 手順 (1) 津波防護施設と植生との離隔距離を確保するために管理が必要となる隣接事業所敷地については、当社による当該敷地の植生管理を可能とするための隣接事業所との合意文書に基づき、必要とする植生管理を当社が実施する。</p>	<p>【説明事項③】 ・全体概要 ・火山影響等発生時の体制の整備</p>
<p>(新規作成) 添付3 重大事故等及び大規模損壊対応に係る実施基準</p> <p>(第17条の7及び8関連)</p>	<p>・重大事故等及び大規模損壊に係る体制の整備として、設置変更許可申請書に記載した運用要求事項を規定</p>	<p>【設置変更許可申請書添付十追補】 (例) 5.1 重大事故等対策 重大事故等が発生した場合、災害対策要員は、非常招集から2時間後には、重大事故等対応に必要な要員111名以上が参集し、要員の任務に応じた対応を行う。</p>	<p>【説明事項③】 ・全体概要</p>
<p>添付5 保全区域図</p>	<p>保全区域を新たに設定</p>	<p>—</p>	<p>— (既存条文との考え方に相違なし)</p>

【参考資料】

【目次】

- 【参考1】 変更に関わる説明事項の抽出について
- 【参考2】 東海第二発電所の新規制準対応設計の特徴
- 【参考3】 外部事象(地震及び津波を除く)に対する放水路ゲートの設計方針
- 【参考4】 既存条文の変更
 - ・第41条(原子炉隔離時冷却系)
- 【参考5】 第66条 LCO設定
 - ・66-5-3(緊急用海水系)
 - ・66-8-1(水素濃度制御及び水素排出)
 - ・66-9-1(代替燃料プール注水系(注水ライン))
 - ・66-9-3(使用済燃料プールの除熱)
 - ・66-11-1(重大事故等収束に必要なとなる水源)
- 【参考6】 第17条等に係る実施基準の概要
- 【参考7】 第66条関係(SA設備のLCO/AOT)
- 【参考8】 添付1 (原子炉がスクラムした場合の運転操作基準)の変更

1. 説明事項の抽出について

東海第二発電所 新規制基準 保安規定変更に関する説明事項の抽出について、以下の項目考慮した。

- 新規作成及び変更する条文について、基本方針又は先行BWRプラント(柏崎刈羽、女川、島根)と相違

2. 説明事項の抽出結果

抽出結果は以下のとおり。

- ・第31条 格納容器内の原子炉冷却材漏えい率
- ・第52条の2 津波防護施設
- ・第66条
 - 66-5-4 代替循環冷却系
 - 66-7-1 ペDESTAL排水系
 - 66-12-3 非常用直流電源設備
 - 66-12-4 所内常設直流電源設備
- ・第17条等 体制の整備
 - 添付2 (火災、内部溢水、火山影響等、その他自然災害及び有毒ガス対応に係る実施基準)
 - (第17条の3 火山影響等発生時の体制の整備関連)

また、参考として、変更する条文(軽微な変更を含む)の一覧を表1に示す。

表1. 変更条文一覧(1/3)

条文番号等※	条文名称	条文番号等※	条文名称
第3条	品質マネジメントシステム計画	第27条	計測及び制御設備
第5条	保安に関する職務	第30条	主蒸気逃がし安全弁
第7条	原子炉施設保安運営委員会	第31条	格納容器内の原子炉冷却材漏えい率
第8条	原子炉主任技術者の選任	第34条	原子炉停止時冷却系その1
第9条	原子炉主任技術者の職務等	第35条	原子炉停止時冷却系その2
第9条の2	電気主任技術者及びボイラー・タービン主任技術者の職務等	第36条	原子炉停止時冷却系その3
第11条	構成及び定義	第39条	非常用炉心冷却系その1
第12条	運転員等の確保	第40条	非常用炉心冷却系その2
第12条の2	運転管理業務	第41条	原子炉隔離時冷却系
第13条	巡視点検	第43条	格納容器及び格納容器隔離弁
第14条	手順の作成	第44条	サプレッション・チェンバからドライウェルへの真空破壊弁
第16条	原子炉起動前の確認事項	第45条	サプレッションプールの平均水温
第17条	火災発生時の体制の整備	第46条	サプレッションプールの水位
第17条の2	内部溢水発生時の体制の整備	第48条	格納容器内の酸素濃度
第17条の3	火山影響等発生時の体制の整備	第49条	原子炉建屋
第17条の4	その他自然災害発生時の体制の整備	第51条	原子炉建屋ガス処理系
第17条の5	有毒ガス発生時の体制の整備	第52条	残留熱除去系海水系
第17条の6	資機材等の整備	第52条の2	津波防護施設
第17条の7	重大事故等発生時の体制の整備	第53条	非常用ディーゼル発電機海水系
第17条の8	大規模損壊発生時の体制の整備	第54条	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系
第18条の2	原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離弁管理	第57条	中央制御室非常用換気空調系
第22条	制御棒のスクラム機能	第58条	外部電源
第24条	ほう酸水注入系		

■ は特重施設設置に関わる条文 **赤字** は説明事項

※変更のない条文は、記載していない。

表1. 変更条文一覧(2/3)

条文番号等※	条文名称		条文番号等※	条文名称
第59条	非常用ディーゼル発電機その1		66-7-2	格納容器下部注水系（常設）
第60条	非常用ディーゼル発電機その2		66-7-3	格納容器下部注水系（可搬型）
第61条	非常用ディーゼル発電機燃料油等		66-8-1	水素濃度制御及び水素排出
第62条	直流電源その1		66-8-2	原子炉建屋内の水素濃度監視
第63条	直流電源その2		66-9-1	代替燃料プール注水系（注水ライン）
第64条	所内電源系統その1		66-9-2	代替燃料プール注水系（燃料プールのスプレイ）
第65条	所内電源系統その2		66-9-3	使用済燃料プールの除熱
第66条	重大事故等対処設備		66-9-4	使用済燃料プール監視設備
66-1-1	A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）		66-10-1	大気への放射性物質の拡散抑制，航空機燃料火災への泡消火
66-1-2	A T W S 緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）			
66-2-1	高圧代替注水系（中央制御室からの遠隔起動）		66-10-2	海洋への放射性物質の拡散抑制
66-2-2	高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系（現場起動）		66-11-1	重大事故等収束に必要な水源
66-2-3	ほう酸水注入系（重大事故等対処設備）		66-11-2	水源への移送設備
66-3-1	代替自動減圧機能		66-11-3	海水供給設備
66-3-2	主蒸気逃がし安全弁（手動減圧）		66-12-1	常設代替交流電源設備
66-3-3	主蒸気逃がし安全弁の機能回復		66-12-2	可搬型代替交流電源設備
66-4-1	低圧代替注水系（常設）		66-12-3	非常用直流電源設備
66-4-2	低圧代替注水系（可搬型）		66-12-4	所内常設直流電源設備
66-5-1	格納容器圧力逃がし装置（重大事故等対処設備）		66-12-5	常設代替直流電源設備
66-5-2	可搬型窒素供給装置		66-12-6	可搬型代替直流電源設備
66-5-3	緊急用海水系		66-12-7	代替所内電気設備
66-5-4	代替循環冷却系		66-12-8	燃料給油設備
66-5-5	原子炉格納容器内の水素濃度監視及び酸素濃度監視		66-13-1	主要パラメータ及び代替パラメータ
66-6-1	代替格納容器スプレイ冷却系（常設）		66-13-2	補助パラメータ
66-6-2	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）		66-13-3	可搬型計測器
66-7-1	ペDESTAL排水系（重大事故等対処設備）		66-13-4	パラメータ記録

表1. 変更条文一覧(3/3)

条文番号等※	条文名称	条文番号等※	条文名称
66-14-1	中央制御室の居住性確保	第107条の3	作業管理
66-14-2	原子炉建屋外側ブローアウトパネル	第107条の6	原子炉施設の経年劣化に関する技術的な評価及び長期施設管理方針
66-15-1	監視測定設備	第109条の2	緊急作業従事者の選定
66-16-1	緊急時対策所の居住性確保	第111条	通報経路
66-16-2	緊急時対策所の代替電源設備	第113条	通報
66-17-1	通信連絡設備	第114条	非常事態等の宣言
66-18-1	ホイールローダ	第115条	応急措置
66-19-1	可搬型代替注水ポンプ	第117条	非常事態等の解除
第66条の2	特重施設を構成する設備	第118条	所員への保安教育
第70条	原子炉の昇温を伴う検査	第119条	協力企業従業員への保安教育
第72条	運転上の制限の確認	第120条	記録
第73条	運転上の制限を満足しない場合	添付1	原子炉がスクラムした場合の運転操作基準
第74条	予防保全を目的とした点検・保守を実施する場合	添付2	火災、内部溢水、火山影響等、その他自然災害及び有毒ガス対応に係る実施基準
第78条	異常収束後の措置	添付3	重大事故等及び大規模損壊対応に係る実施基準
第80条	新燃料の貯蔵	添付4	管理区域図
第85条	使用済燃料の貯蔵	添付5	保全区域図
第86条	使用済燃料の運搬	添付6	長期施設管理方針
第88条	放射性固体廃棄物の管理		
第88条の3	事故由来放射性物質の降下物の影響確認及び所外搬出等の管理		
第93条	管理区域の設定及び解除		
第94条	管理区域における区域区分		
第98条	保全区域		
第99条	周辺監視区域		
第103条	放射線計測器類の管理		
第107条	施設管理計画		

- ◆ 以下の東海第二発電所固有の新規制基準対応のうち、保安規定に記載すべき事項等については保安規定に反映
- ◆ なお、これらの事項のうち、設置許可・設工認において既に内容を説明しているもの等については、説明事項として抽出していない

可動源に係る有毒ガス防護
【添付2 有毒ガス】
(参考6(p63)参照)



赤字: 説明事項として抽出したもの
緑字: 設置許可・設工認において説明している事項等の理由から、説明事項とは抽出していないもの

- ①津波防護施設(放水路ゲート)【第52条の2】
- ②火山影響等／竜巻による影響発生時における対応
(参考3(p43)、参考6(p59)参照)

防液堤の運用及び施設管理
【添付2 有毒ガス】
(参考6(p63)参照)

【東海発電所原子炉施設保安規定変更】
飛来物管理及びアクセスルートへの影響防止について規定

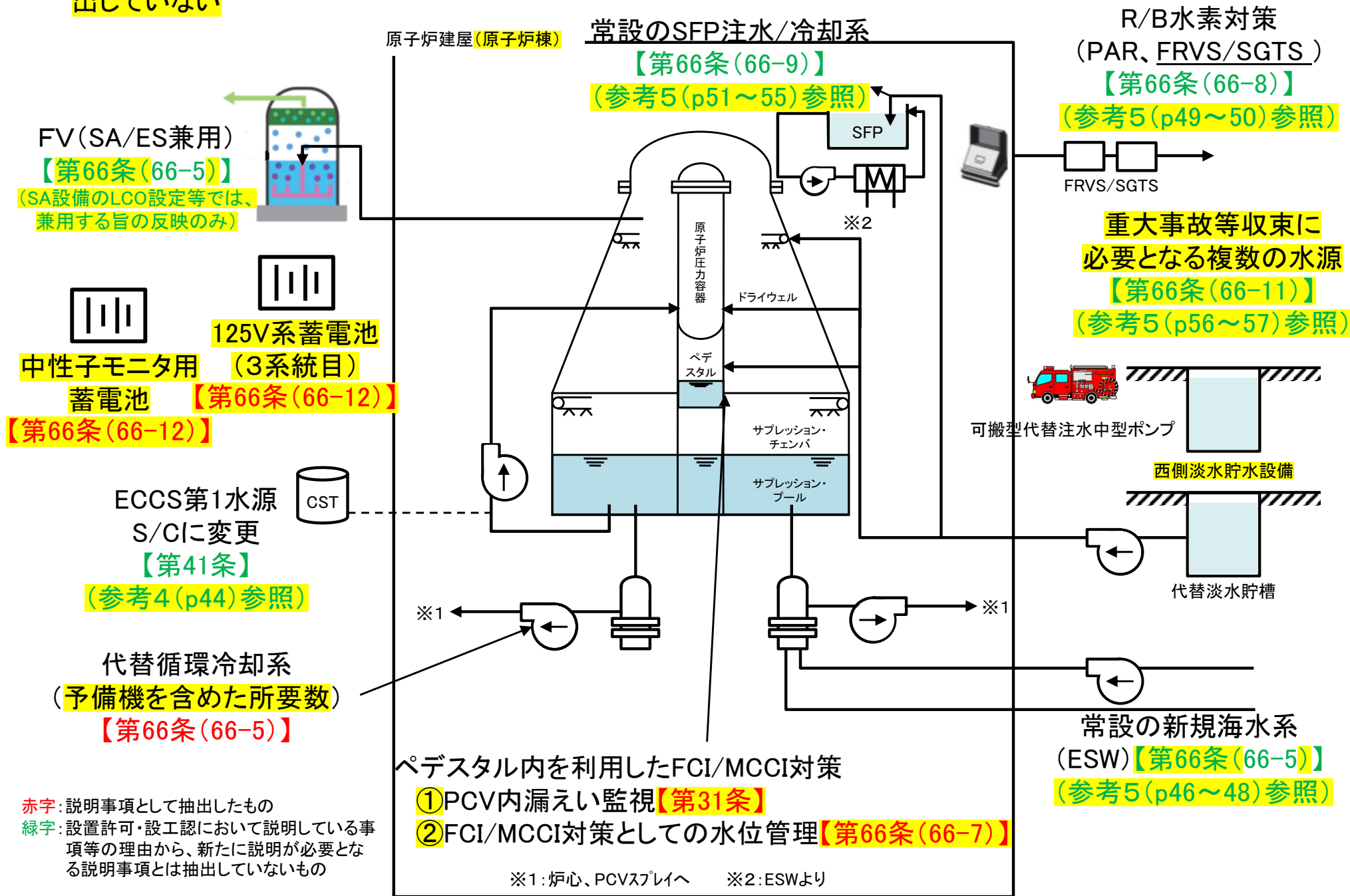
可搬の竜巻対応
予備機を含めた位置的分散
【66-5、10、12、15、18】
(基本方針にて運用を記載)

構内排水路逆流防止装置の機能維持【添付2 津波】
(参考6(p61)参照)

隣接事業所

- ①防潮堤の熱影響防護のための隣接事業所の植生の維持・管理 【添付2 火災】(参考6(p57)参照)
- ②隣接事業所における人工構造物の設置状況の変化の把握 【添付2 津波】(参考6(p61)参照)
- ③竜巻による飛来物発生防止のための車両等の配置規制措置 【添付2 竜巻】(参考6(p62)参照)

- ◆ 以下の先行プラントと相違のある設備のLCO等の設定について、保安規定に反映
- ◆ なお、これら設備のうち、設置許可・設工認において既に内容を説明しているもの等については、説明事項として抽出していない



赤字:説明事項として抽出したもの
緑字:設置許可・設工認において説明している事項等の理由から、新たに説明が必要となる説明事項とは抽出していないもの

- ◆設置許可・設工認の審査において、外部事象(地震及び津波を除く)に対する放水路ゲートの設計方針について、竜巻、火山に対しては、安全上支障のない期間に補修等の対応を行うことで、安全機能を損なわない設計とし、速やかな補修等が困難と判断された場合にはプラントを停止する手順等を整備することを説明。(下表を参照。)
- ◆保安規定添付2では、火山／竜巻により、放水路ゲートを含む安全施設の構造健全性が維持できない場合は安全上支障のない期間における補修の実施等を行う旨、及び火山／竜巻による施設の損傷等により原子炉施設の保安に重大な影響を及ぼす可能性があるかと判断した場合は、必要に応じて原子炉停止等の措置について協議する旨を規定。
- ◆また、火山については、放水路ゲート駆動装置については降灰により損傷するおそれがあることを考慮し、放水路ゲート駆動装置が損傷し、速やかな安全機能回復が困難と判断された場合は、原子炉停止の判断をする旨を明記した。

第589回審査会合資料(H30年6月19日)より抜粋

項目	設計方針
竜巻及び火山	津波の発生原因と竜巻、火山影響の発生原因は異なり、竜巻及び火山影響を起因として、津波が発生することはないが、 独立事象としての重畳の可能性を考慮し、安全上支障のない期間に補修等の対応を行う ことで、安全機能を損なわない設計とする。 速やかな補修等が困難と判断された場合にはプラントを停止 する手順等を整備し、的確に実施する。
航空機落下	津波の発生原因と航空機落下は発生原因は異なり、航空機落下を起因として津波が発生することはないこと及び放水路ゲートは、大量の放射性物質を蓄えておらず、原子炉の安全停止(炉心冷却を含む。)機能を有していないため、航空機落下確率を算出する標的面積として抽出しない。
風(台風)、凍結、降水、積雪、落雷、生物学的事象、森林火災、高潮	各事象に対して安全機能を損なわない設計とする。
洪水、ダムの崩壊	立地的要因から考慮不要。
爆発・近隣工場の火災、電磁的障害	各事象に対して安全機能を損なわない設計とする。
有毒ガス	機械構造物のため、有毒ガスの影響は受けない。
船舶の衝突	設置高さから影響を受けない。

- ◆ 原子炉隔離時冷却系は、復水貯蔵タンクを第一水源として運用していたが、重大事故時において、復水貯蔵タンクからサプレッションチェンバへの確実な水源切替手段の構築が困難であったため、重大事故等への対応の成立性を確保する観点より、サプレッション・チェンバを第一水源とすることとした。
- ◆ 本件は、柏崎刈羽・女川との相違点ではあるものの、島根原子力発電所2号炉の新規制基準保安規定変更認可申請における変更内容と同様の内容であることから、東海第二発電所における固有の説明事項としては抽出していない。

第41条(原子炉隔離時冷却系)

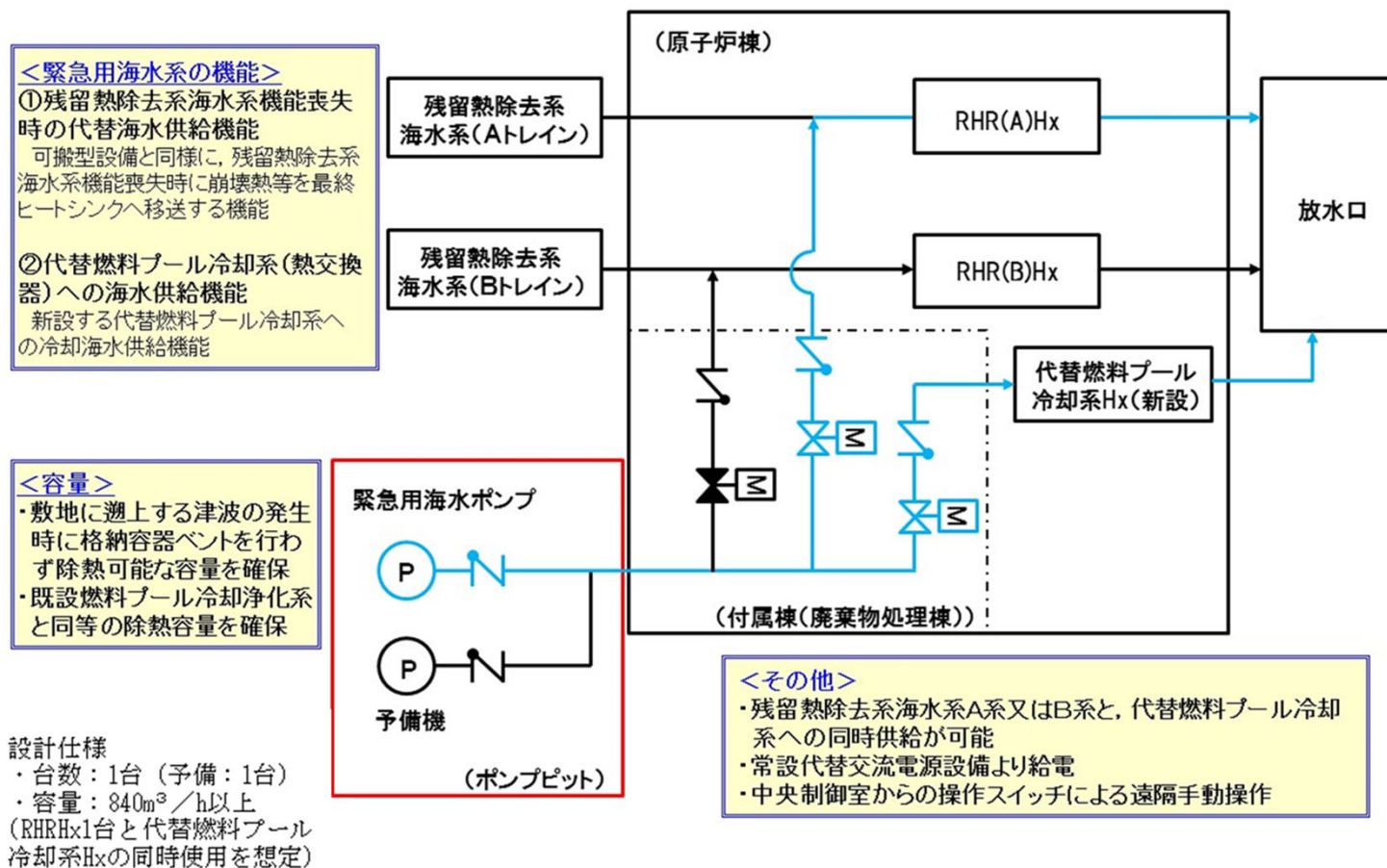
- 原子炉隔離時冷却系の第一水源を復水貯蔵タンクからサプレッション・チェンバに変更するが、サーベイランス時には復水貯蔵タンクを使用する。
- 復水貯蔵タンクを水源とした運転確認、原子炉隔離時冷却系のテストラインを用いた確認運転及び原子炉隔離時冷却系の弁作動確認の組合せにより性能を確認する(現状より変更なし)。

保安規定変更(新規追加)内容

変更前	変更後
<p>(原子炉隔離時冷却系) 第41条 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止(起動及び高温停止では、原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上かつ原子炉起動時に実施する運転確認終了後)において、原子炉隔離時冷却系は、表41-1で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. 原子炉隔離時冷却系が第1項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。 (1) 運転管理グループマネージャーは、定事検停止後の原子炉起動から定期事業者検査終了までの期間において、原子炉隔離時冷却系が模擬信号で作動することを確認し、その結果を発電長に通知する。 (2) 発電長は、定事検停止後の原子炉起動前に原子炉隔離時冷却系の主要な手動弁と電動弁が原子炉の状態に応じた開閉状態及び主要配管が満水であることを確認する。※1 (3) 発電長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止(起動及び高温停止では、原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上)において、表41-2に定める事項を確認する。</p> <p>3. 発電長は、原子炉隔離時冷却系が第1項に定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表41-3の措置を講じる。</p> <p>※1: 主要配管とは、原子炉隔離時冷却系に期待されている機能を達成するための水源(サプレッションプール又は復水貯蔵タンク)からポンプまでの吸込配管とポンプから原子炉圧力容器までの注入配管、並びにタービン駆動用蒸気配管及び排気配管を指し、小口径配管を含まない。また、主要な手動弁と電動弁とは、主要配管上の手動弁と電動弁及び主要配管の満水を維持するために必要な一次弁をいう。なお、主要配管であるポンプの吸込配管及び注入配管の満水は、当該主要配管の圧力低の警報が継続的に発生していないことで確認する。</p>	<p>(原子炉隔離時冷却系) 第41条 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止(原子炉圧力が1.04MPa[gage]以上かつ原子炉起動時に実施する運転確認終了後)において、原子炉隔離時冷却系は、表41-1で定める事項を運転上の制限とする。ただし、<u>高圧代替注水系起動準備及び高圧代替注水系の運転中(運転上の制限を確認するための事項を実施している場合を含む。)</u>は、<u>原子炉隔離時冷却系を動作不能とはみなさない。</u></p> <p>2. 原子炉隔離時冷却系が第1項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。 (1) 運転管理グループマネージャーは、定事検停止後の原子炉起動から定期事業者検査終了までの期間において、原子炉隔離時冷却系が模擬信号で作動することを確認し、その結果を発電長に通知する。 (2) 発電長は、定事検停止後の原子炉起動前に原子炉隔離時冷却系の主要な手動弁と電動弁が原子炉の状態に応じた開閉状態及び主要配管が満水であることを確認する。※1 (3) 発電長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止(起動及び高温停止では、原子炉圧力が1.04MPa[gage]以上)において、表41-2に定める事項を確認する。</p> <p>3. 発電長は、原子炉隔離時冷却系が第1項に定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表41-3の措置を講じる。</p> <p>※1: 主要配管とは、原子炉隔離時冷却系に期待されている機能を達成するための水源(サプレッションプール)からポンプまでの吸込配管とポンプから原子炉圧力容器までの注入配管、並びにタービン駆動用蒸気配管及び排気配管を指し、小口径配管を含まない。また、主要な手動弁と電動弁とは、主要配管上の手動弁と電動弁及び主要配管の満水を維持するために必要な一次弁をいう。なお、主要配管であるポンプの吸込配管及び注入配管の満水は、当該主要配管の圧力低の警報が継続的に発生していないことで確認する。</p>

- ◆有効性評価において津波特有の事象である「津波浸水による最終ヒートシンク喪失」を新たな事故シーケンスグループとして抽出しており、その対策のために敷地に遡上する津波の影響を受けない「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」として、常設重大事故等対処設備である緊急用海水系等を設置することとしている。
- ◆敷地に遡上する津波の影響を考慮して、常設設備として「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」を設けることは、先行BWRプラント(柏崎刈羽・女川)とは異なるが、先行BWRプラントにおいても同様の機能を有する可搬型設備を対象としたLCO等は設定しており、常設設備又は可搬型設備という設備構成上の差異はあるものの、設置許可・設工認にて整理したSA設備を対象として基本方針に基づいて設定するLCO/AOTの設定内容に説明が必要となる相違事項はないと考えており、本件は東海第二発電所における固有の説明事項としては抽出していない。
- ◆なお、緊急用海水系のAOT設定ではAOT30日間延長のため確認する同等の機能を有するSA設備(C設備)を設定していないが、有効性評価「津波浸水による最終ヒートシンク喪失」の対応に必要なその他の設備のAOT設定において、同等の機能を有するSA設備(C設備)を設定する場合は、敷地に遡上する津波により機能喪失しない設備であることを考慮している。

緊急用海水系の系統概略について



保安規定変更(新規追加)内容

66-5-3 緊急用海水系

(1) 運転上の制限

項目	運転上の制限	
緊急用海水系	緊急用海水系が動作可能であること※1※2	
適用される原子炉の状態	設備	所要数
運転 起動 高温停止 低温停止 燃料交換※3 使用済燃料プールに 照射された燃料を 貯蔵している期間	緊急用海水ポンプ※4	1台
	常設代替交流電源設備	※5
	燃料給油設備	※6

- ※1: 熱交換器及び必要な弁並びに主要な配管を含む。
- ※2: 緊急用海水系の冷却ラインは、「66-5-4 代替循環冷却系」、「66-9-3 使用済燃料プールの除熱」、「第52条 残留熱除去系海水系」の設備を兼ねる。動作不能時は、各条文の運転上の制限も確認する。
- ※3: 原子炉内から全燃料が取出された場合を除く。
- ※4: 緊急用海水ポンプは、「66-5-4 代替循環冷却系」及び「66-9-3 使用済燃料プールの除熱」の設備を兼ねる。動作不能時は、各条文の運転上の制限も確認する。
- ※5: 「66-12-1 常設代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。
- ※6: 「66-12-8 燃料給油設備」において運転上の制限等を定める。

(2) 確認事項

項目	頻度	担当
1. 緊急用海水ポンプの吐出圧力が1.28MPa[gage]以上、流量が844m ³ /h以上であることを確認する。	定事検停止時	運転管理グループ マネージャー
2. 残留熱除去系海水系における隔離弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	定事検停止時	運転管理グループ マネージャー
3. 緊急用海水ポンプを起動し、動作可能であることを確認する。また、ポンプ運転確認後、ポンプの運転に際して使用した弁が待機状態にあることを確認する。	1ヶ月に1回	発電長
4. 緊急用海水系におけるRHR熱交換器冷却水供給調節弁、RHRポンプ室HVH他冷却水供給流量調節弁、AFPC熱交換器冷却水供給流量調節弁及びAFPC熱交換器冷却水出口ライン切替え弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	1ヶ月に1回	発電長
5. 残留熱除去系海水系における熱交換器海水出口弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	1ヶ月に1回	発電長

保安規定変更(新規追加)内容

(3) 要求される措置

適用される原子炉の状態	条件	要求される措置	完了時間
運転 起動 高温停止	A.緊急用海水系が動作不能の場合	A1.発電長は、「66-5-4 代替循環冷却系」を動作不能とみなす。ただし、残留熱除去系海水系2系列が動作可能の場合を除く。 及び A2.発電長は、残留熱除去系海水系1系列を起動し、動作可能であることを確認する※7とともに、その他の設備※8が動作可能であることを確認する。 及び A3.安全・防災グループマネージャーは、当該機能を補完する自主対策設備※9が動作可能であることを確認する。 及び A4.発電長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。	速やかに 速やかに 3日間 10日間
	B.条件A.で要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1.発電長は、高温停止にする。 及び B2.発電長は、冷温停止にする。	24時間 36時間
冷温停止 燃料交換※10	A.緊急用海水系が動作不能の場合	A1.発電長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 及び A2.安全・防災グループマネージャーは、当該機能を補完する自主対策設備※9が動作可能であることを確認する。	速やかに 速やかに
使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間	A.緊急用海水系が動作不能の場合	A1.発電長は、「66-9-3 使用済燃料プールの除熱」を動作不能とみなす。 及び A2.発電長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 及び A3.安全・防災グループマネージャーは、当該機能を補完する自主対策設備※11が動作可能であることを確認する。	速やかに 速やかに 速やかに

※7: 運転中のポンプについては、運転状態により確認する。

※8: 残りの残留熱除去系海水系1系列及び非常用ディーゼル発電機2台(2C系及び2D系)をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。

※9: 代替残留熱除去系海水系をいい、当該システムに要求される準備時間を満足させるために可搬型代替注水大型ポンプを設置する等の補完措置が完了していることを含む。

※10: 原子炉内から全燃料が取出された場合を除く。

※11: 代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水の確保をいい、使用済燃料プールの温度上昇評価時間内に実施可能であることを確認する。なお、当該システムの準備時間が使用済燃料プールの温度上昇評価時間を満足しない場合、可搬型代替注水大型ポンプを設置する等の補完措置が完了していることを含む。

- ◆「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」のための重大事故等対処設備として、「静的触媒式水素再結合器」に加えて「原子炉建屋ガス処理系」を考慮しており、それぞれの設備が単独で基準要求(下記参照)及び性能(次頁参照)を満足することから、基本方針に従って、いずれかの設備が健全であればLCO逸脱とはみなさないこととした。
- ◆上記は、基本方針に基づいた考え方であり、それぞれの設備が「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」として要求される性能を満たすことは、設置許可・設工認において説明している事項であることから、LCO/AOTの設定内容に新たに説明が必要となる相違事項はないと考えており、本件は東海第二発電所における固有の説明事項としては抽出していない。

【66-8-1(水素濃度制御及び水素排出)のLCO、AOT】

条文 (A設備)	LCO (1N/2 N)	LCOが 適用される 原子炉の状態	AOT			
			B設備 (LCO逸脱なし)	⌘設備 (AOT3日)	C設備 (AOT30日)	D設備 (AOT10日)
66-8-1 水素濃度制御及び水素排出	1N	運転、起動 高温停止 冷温停止 燃料交換	静的触媒式水素再結合器 / 原子炉建屋ガス処理系	低圧注水系 非常用ディーゼル発電機	-	原子炉建屋外側ブローア ウトパネル及び ブローアウトパネル強制開 放装置

【基準要求について】

(設置許可基準規則解釈)

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)

1 第53条に規定する「水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。

- a) (略)
- b) 水素濃度制御設備(制御により原子炉建屋等で水素爆発のおそれがないことを示すこと。)又は原子炉建屋等から水素ガスを排出することができる設備(動的機器等に水素爆発を防止する機能を付けること。放射性物質低減機能を付けること。)を設置すること。
- c)~d) (略)

(技術基準規則解釈)

第68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)

1 第68条に規定する「水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。

- a) (略)
- b) 水素濃度制御設備(制御により原子炉建屋等で水素爆発のおそれがないことを示すこと。)又は原子炉建屋等から水素ガスを排出することができる設備(動的機器等に水素爆発を防止する機能を付けること。放射性物質低減機能を付けること。)を設置すること。
- c)~d) (略)

(SA技術的能力審査基準)

Ⅲ 要求事項の解釈

1. 10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等

【要求事項】

(略)

【解釈】

1 「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手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。

- a) (略)
- b) 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止するため、水素濃度制御設備又は原子炉建屋等から水素ガスを排出することができる設備により、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手順等を整備すること。
- c) (略)

【静的触媒式水素再結合器及び原子炉建屋ガス処理系の効果に係る解析評価について (設工認における評価より抜粋)】

静的触媒式水素再結合器及び原子炉建屋ガス処理系の効果について、GOTHICコードによる解析により、いずれの設備に期待した場合においても原子炉建屋原子炉棟において水素燃焼が発生することはないことを確認している。

●解析条件

ケース1: 原子炉建屋ガス処理系に期待するケース

有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」において、各フロアに水素が漏えいした場合の建屋内挙動を確認するため、全漏えい量を原子炉建屋原子炉棟6階及び下層階(2階, 地下1階)に分配した条件での水素濃度の時間変化を評価する。漏えい条件は、表2.3.1-2に示す有効性評価包絡条件とし、**原子炉建屋ガス処理系が事象発生2時間後から起動することを想定する。**

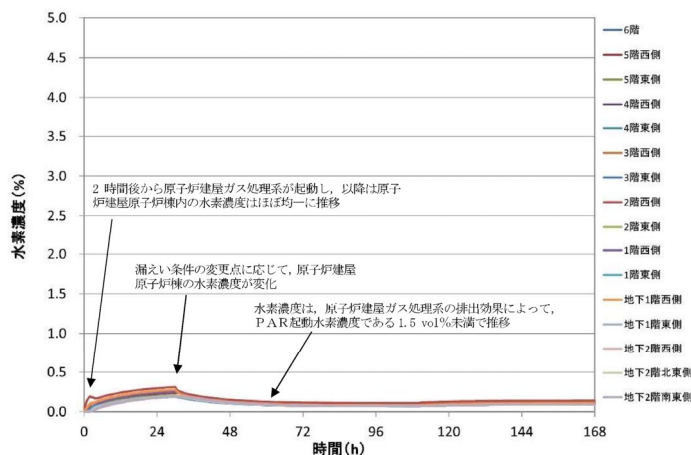
ケース2: 静的触媒式水素再結合器に期待するケース

PARの設計裕度の確認を行うため、ケース1のシナリオに対して十分保守的に設定した**PAR設計条件(10%/day)**を用いて、全漏えい量が原子炉建屋原子炉棟6階から漏えいする場合の水素濃度の時間変化を評価する。また、**原子炉建屋ガス処理系の効果も期待しない。**

	ケース1 (原子炉建屋ガス処理系に期待するケース)	ケース2 (静的触媒式水素再結合器に期待するケース)
原子炉建屋ガス処理系	2時間後から起動	期待しない
静的触媒式水素再結合器	期待しない (起動水素濃度1.5vol%に到達しない)	期待する
モデル	原子炉建屋原子炉棟 全階を模擬したモデル	
シナリオ	有効性評価シナリオ	設計条件
漏えい箇所	6階, 2階, 地下1階	6階
格納容器漏えい率	AECの式から設定	10%/day

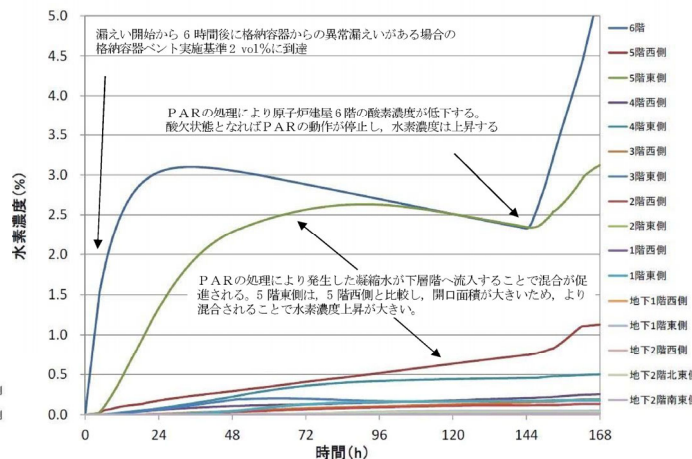
●解析結果

ケース1(原子炉建屋ガス処理系に期待するケース)

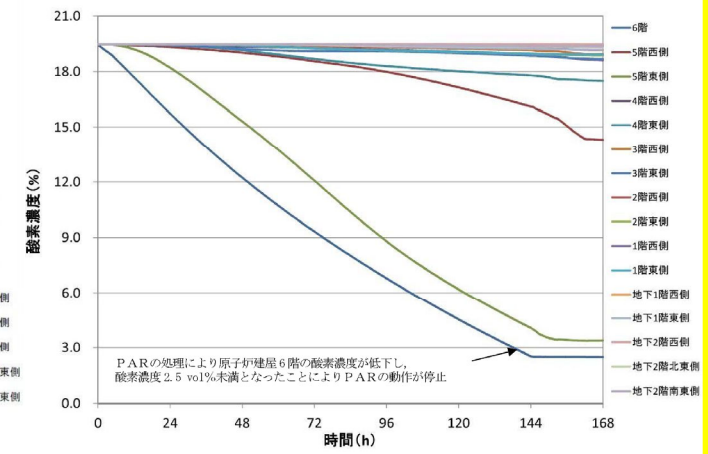


下層階から漏えいした水素は、大物搬入口及び各階段を通じて原子炉建屋原子炉棟全域で水素濃度が均一化することを確認した。また、**原子炉建屋ガス処理系の排出効果によって、原子炉建屋原子炉棟の水素濃度は、PAR起動水素濃度である1.5 vol%未満となる結果となった。**

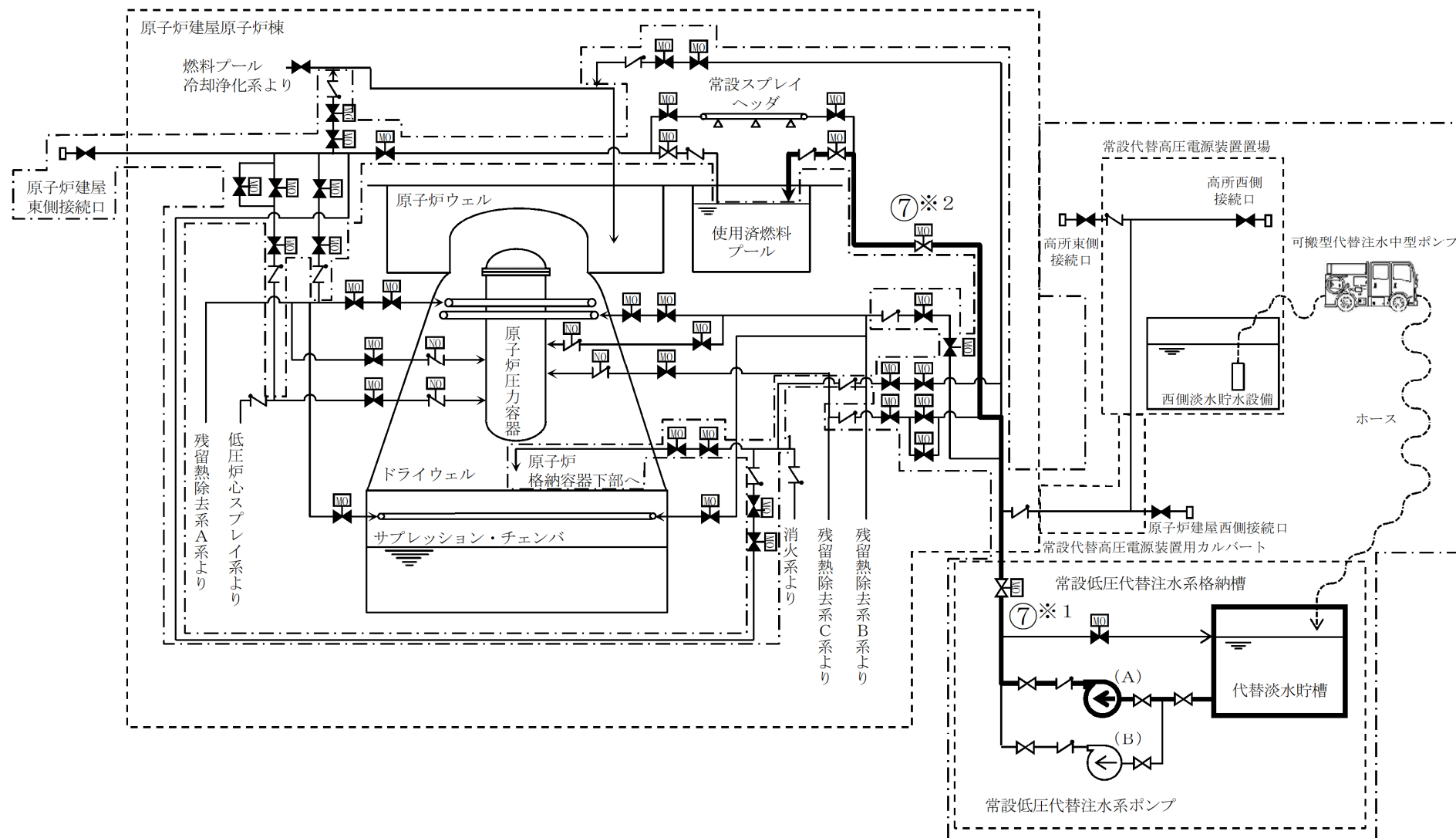
ケース2(静的触媒式水素再結合器に期待するケース)



設計条件の水素発生量に対してPARによる水素処理が効果を発揮し、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度上昇が抑制されるものの、事象発生後約150時間で原子炉建屋原子炉棟6階の酸素濃度が2.5 vol%未満となり、PARの起動酸素濃度を下回ることによって処理が停止した以降は、水素濃度が上昇する結果となった。この状態においても、**酸素濃度が可燃限界未満であることから、水素燃焼が発生することはない。**



- ◆ 使用済燃料プールの冷却等のための設備として、設置許可基準規則等の設備要求となる可搬型代替注水設備に加えて、常設代替注水設備による使用済燃料プールの冷却等も可能となる設備を設けている。
- ◆ 先行BWRプラント(柏崎刈羽・女川)と異なり可搬型代替注水設備及び常設代替注水設備を対象としてLCO/AOTを設定しているが、設置許可・設工認にて整理したSA設備を対象として基本方針に基づいて設定するLCO/AOTの設定内容に新たに説明が必要となる相違事項はないと考えており、本件は東海第二発電所における固有の説明事項としては抽出していない。



保安規定変更(新規追加)内容

66-9-1 代替燃料プール注水系(注水ライン)

(1)運転上の制限

項 目	運転上の制限
代替燃料プール注水系 (注水ライン)	注水ラインを使用した代替燃料プール注水系が動作可能であること※ ¹

適用される 原子炉の状態	設 備	所要数
使用済燃料プールに 照射された燃料を 貯蔵している期間	常設低圧代替注水系ポンプ※ ²	1台
	可搬型代替注水中型ポンプ	※ ³
	可搬型代替注水大型ポンプ	※ ³
	西側淡水貯水設備	※ ⁴
	代替淡水貯槽	※ ⁴
	常設代替交流電源設備	※ ⁵
	可搬型代替交流電源設備	※ ⁶
	燃料給油設備	※ ⁷

※1:動作可能とは、当該系統に期待されている機能を達成するための使用済燃料プールまでの配管、静的サイフォンブレーカ、系統構成に必要な手動弁及び接続口を含む。

※2:常設低圧代替注水系ポンプは、「66-4-1 低圧代替注水系(常設)」、「66-6-1 代替格納容器スプレイ冷却系(常設)」、「66-7-2 格納容器下部注水系(常設)」、「66-9-1 代替燃料プール注水系(注水ライン)」及び「66-9-2 代替燃料プール注水系(燃料プールスプレイ)」の設備を兼ねる。動作不能時は、各条文の運転上の制限も確認する。

※3:「66-19-1 可搬型代替注水ポンプ」において運転上の制限等を定める。

※4:「66-11-1 重大事故等収束に必要となる水源」において運転上の制限等を定める。

※5:「66-12-1 常設代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。

※6:「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。

※7:「66-12-8 燃料給油設備」において運転上の制限等を定める。

保安規定変更(新規追加)内容

(3) 要求される措置

条 件	要求される措置	完了時間
A.常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系(注水ライン)が動作不能の場合	A1.発電長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 及び A2.発電長は、使用済燃料プールの水位がオーバーフロー水位付近にあること及び水温が65℃以下であることを確認する。 及び A3.発電長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備 ^{※8} が動作可能であることを管理的手段により確認する。	速やかに 速やかに 速やかに
B.可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(注水ライン)が動作不能の場合	B1.発電長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 及び B2.発電長は、使用済燃料プールの水位がオーバーフロー水位付近にあること及び水温が65℃以下であることを確認する。 及び B3.1.発電長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備 ^{※9} が動作可能であることを管理的手段により確認する。 又は B3.2.安全・防災グループマネージャーは、代替措置 ^{※10} を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。	速やかに 速やかに 速やかに 速やかに
C.常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系(注水ライン)が動作不能の場合 及び 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(注水ライン)が動作不能の場合	C1.1.発電長は、常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系(注水ライン)を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 又は C1.2.発電長又は安全・防災グループマネージャーは、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(注水ライン)を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 及び C2.発電長は、使用済燃料プールの水位がオーバーフロー水位付近にあること及び水温が65℃以下であることを確認する。 及び C3.1.発電長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備 ^{※11} が動作可能であることを管理的手段により確認する。 又は C3.2.発電長は、使用済燃料プールの水位を維持するための注水手段 ^{※12} が確保されていることを確認する。	速やかに 速やかに 速やかに 速やかに

※8: 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(注水ライン)をいう。

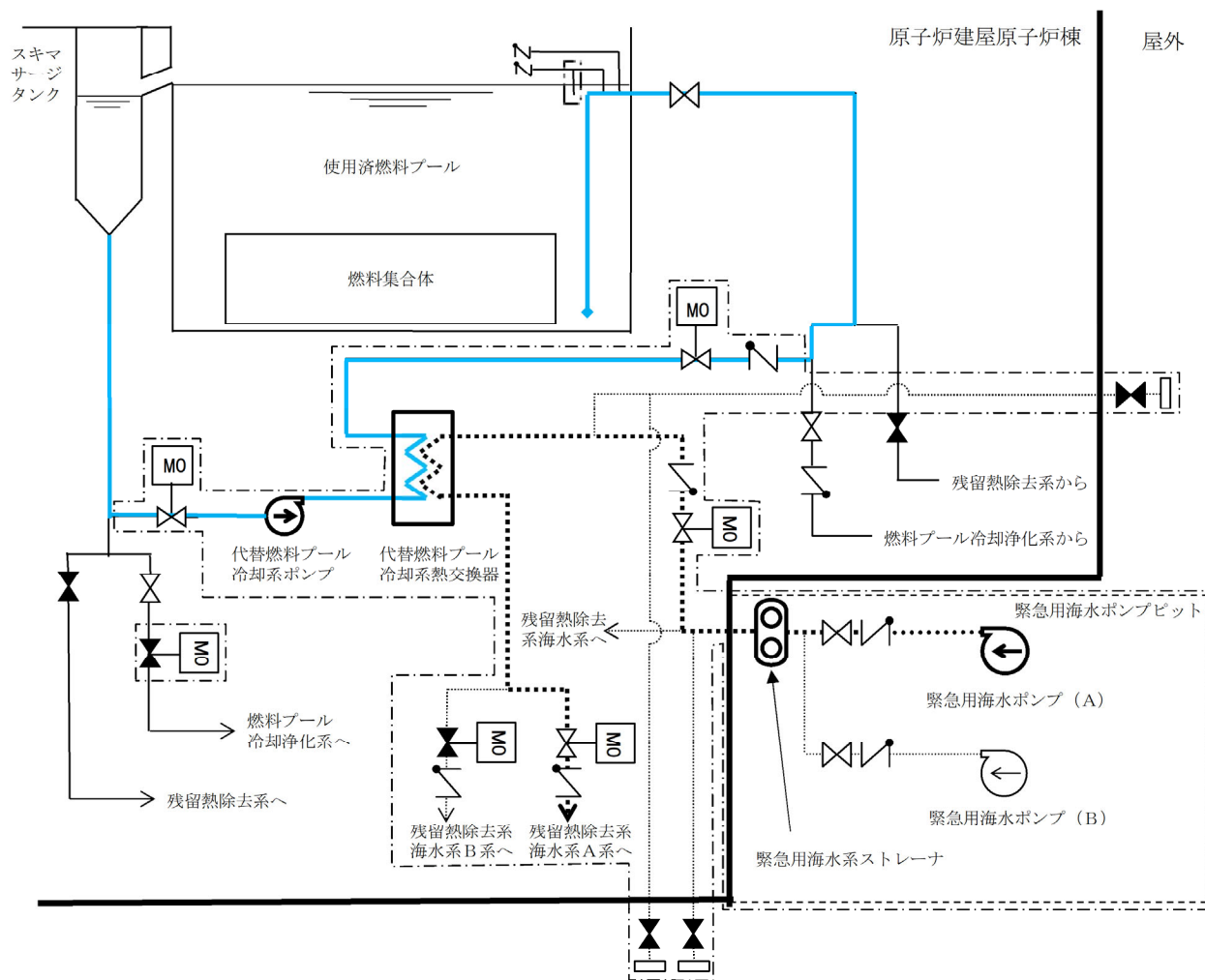
※9: 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系(注水ライン)をいう。

※10: 代替品の補充等をいう。

※11: 可搬型スプレインズルを使用した可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系をいう。

※12: 消火系による使用済燃料プールへの注水をいう。

- ◆ 使用済燃料貯蔵プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するための重大事故等対処設備として、設計基準対象施設と兼用する燃料プール冷却浄化系ポンプ等を用いる先行BWRプラント(柏崎刈羽・女川)とは異なり、新設設備である代替燃料プール冷却系を設置することとしている。
- ◆ LCO等の設定対象設備が設計基準対象施設と兼用する既設設備であるか新設設備であるかという先行BWRプラント(柏崎刈羽・女川)と設備構成上の差異はあるものの、設置許可・設工認にて整理したSA設備を対象として基本方針に基づいて設定するLCO/AOTの設定内容に新たに説明が必要となる相違事項はないと考えており、本件は東海第二発電所における固有の説明事項としては抽出していない。



保安規定変更(新規追加)内容

66-9-3 使用済燃料プールの除熱

(1) 運転上の制限

項 目	運 転 上 の 制 限	
使用済燃料プールの除熱	代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱が動作可能であること※ ¹	
適用される 原子炉の状態	設 備	所 要 数
使用済燃料プールに 照射された燃料を 貯蔵している期間	代替燃料プール冷却系ポンプ	1台
	代替燃料プール冷却系熱交換器	1基
	緊急用海水ポンプ	※2
	常設代替交流電源設備	※3
	可搬型代替交流電源設備	※4
	燃料給油設備	※5

※1: 必要な弁, 配管及びスキマサージタンクを含む。

※2: 「66-5-3 緊急用海水系」において運転上の制限等を定める。

※3: 「66-12-1 常設代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。

※4: 「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。

※5: 「66-12-8 燃料給油設備」において運転上の制限等を定める。

(3) 要求される措置

条 件	要 求 さ れ る 措 置	完 了 時 間
A. 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱が動作不能の場合	A1. 発電長は, 当該系統を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 及び A2. 発電長は, 使用済燃料プールの温度上昇評価を実施する。 及び A3. 発電長は, 代替措置※ ⁶ を検討し, 原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。	速やかに 速やかに 速やかに

※6: 代替燃料プール注水系による使用済燃料プールの注水及び燃料プール冷却浄化系又は残留熱除去系による使用済燃料プールの除熱が要求される措置 A2. の評価時間内に実施可能であることを確認する。可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(注水ライン)については, ホースの事前接続等の補完措置を含む。燃料プール冷却浄化系又は残留熱除去系については管理的手段により確認する。

- ◆有効性評価において、津波特有の事象である「津波浸水による最終ヒートシンク喪失」を新たな事故シーケンスグループとして抽出しており、その対策のために敷地に遡上する津波の影響を受けない可搬型代替注水設備による対応に用いる「重大事故等収束に必要となる水源」として、津波の影響を受けない高所に西側淡水貯水設備を設置することとしている。
- ◆そのため、66-11-1(重大事故等収束に必要となる水源)においては、常設低圧代替注水系ポンプ等の水源となる代替淡水貯槽に加えて、基準要求を維持するためには西側淡水貯水設備も必要となるよう、基本方針に基づいてLCO/AOTを設定している。
- ◆複数の水源が必要となることは、設置許可・設工認において説明している事項であるため、LCO/AOTの設定内容に新たに説明が必要となる相違事項はないと考えており、本件は東海第二発電所における固有の説明事項としては抽出していない。

保安規定変更(新規追加)内容

66-11-1 重大事故等収束に必要となる水源

(1) 運転上の制限

項目	運転上の制限
重大事故等収束に必要となる水源	代替淡水貯槽及び西側淡水貯水設備の水量が所要値以上であること

適用される原子炉の状態	設備	所要数
運 転 起 動 高温停止 冷温停止 燃料交換※ ¹ 使用済燃料プールに 照射された燃料を 貯蔵している期間	代替淡水貯槽	16.2m
	西側淡水貯水設備	2.1m

※1:原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。

- (1) 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合
- (2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合

有効性評価において、代替淡水貯槽又は西側淡水貯水設備の使用量が最大となる事故シーケンスの使用量より算定

保安規定変更(新規追加)内容

(3) 要求される措置

適用される原子炉の状態	条件	要求される措置	完了時間
冷温停止燃料交換 ^{※5}	A.代替淡水貯槽の水量が所要値を満足していない場合 又は 西側淡水貯水設備の水量が所要値を満足していない場合	A1.発電長は、当該設備の水量を復旧する措置を開始する。 及び A2.発電長は、第40条(非常用炉心冷却系その2)で要求されるサブプレッション・チェンバを水源とした非常用炉心冷却系1系列を起動し、動作可能であることを確認する ^{※3} とともに、残りの非常用炉心冷却系が動作可能であることを確認する ^{※6} 。 及び A3.安全・防災グループマネージャーは、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備 ^{※4} が動作可能であることを確認する。	速やかに 速やかに 速やかに
使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間	A.代替淡水貯槽の水量が所要値を満足していない場合 又は 西側淡水貯水設備の水量が所要値を満足していない場合	A1.発電長は、当該設備の水量を復旧する措置を開始する。 及び A2.発電長は、使用済燃料プールの水位がオーバーフロー水位付近にあること及び水温が65℃以下であることを確認する。 及び A3.安全・防災グループマネージャーは、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備 ^{※4} が動作可能であることを確認する。	速やかに 速やかに 速やかに

※3: 運転中のポンプについては、運転状態により確認する。

※4: 「西側淡水貯水設備又は海を水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への供給手段」又は「代替淡水貯槽又は海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への供給手段」をいい、速やかに代替淡水貯槽又は西側淡水貯水設備へ補給できる体制を整えるため、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを設置する等の補完措置が完了していることを含む。

※5: 原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。

- (1) 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合
- (2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合

※6: 「動作可能であること」の確認は、至近の記録等により動作可能であることを確認する。

変更条文	概要
添付2 実施基準 1. 1 専用回線を使用した通報設備の設置	中央制御室から消防機関へ通報するための専用回線を使用した通報設備を設置
1. 2 要員の配置	火災発生時に対応するための要員を確保 (自衛消防隊)
1. 3 教育訓練の実施	火災発生時に対応するための教育訓練を実施
1. 4 資機材の配備	化学消防自動車等の火災発生時に対応するための資機材を配備
1. 5 手順書の整備	火災発生時に対応するための手順を整備 火災の発生防止、感知及び消火、外部火災、火災防護設備の施設管理、火災影響評価を含む <先行BWRプラントと相違する事項例> 津波防護施設(防潮堤)付近の隣接事業所の植生管理
1. 6 定期的な評価	火災防護に係る活動について定期的な評価を実施
1. 7 原子炉施設の災害を未然に防止するための措置	火災の影響により原子炉施設に重大な影響を及ぼす可能性がある場合の措置

変更条文	概要
添付2 実施基準 2.1 要員の配置	溢水発生時に対応するための要員を確保
2.2 教育訓練の実施	溢水発生時に対応するための教育訓練を実施
2.3 資機材の配備	溢水発生時に対応するための資機材を配備
2.4 手順書の整備	溢水発生時に対応するための手順を整備 溢水発生時の措置、運転時間実績管理、水密扉の閉止状態の管理、浸水防護設備の施設管理、溢水評価への影響評価を含む。 <先行BWRプラントと相違する事項例> 蒸気環境に曝された設備の保守点検
2.5 定期的な評価	溢水発生時に係る活動について定期的な評価を実施
2.6 原子炉施設の災害を未然に防止するための措置	溢水の影響により原子炉施設に重大な影響を及ぼす可能性がある場合の措置

変更条文	概要
添付2 実施基準 3. 1 要員の配置	火山影響等、積雪発生時に対応するための要員を確保
3. 2 教育訓練の実施	火山影響等、積雪発生時に対応するための教育訓練を実施
3. 3 資機材の配備	火山影響発生時及び降下火砕物の除去に対応するための資機材を配備 <先行BWRプラントと相違する事項例> 非常用ディーゼル発電機(2C系及び2D系)の給気流路及び換気流路にフィルタの配備
3. 4 手順書の整備	火山影響等、積雪発生時に対応するための手順を整備 運用管理(侵入防止、除灰)、運転操作(炉心冷却)、非常用ディーゼル発電機の機能維持対策等を含む。 <先行BWRプラントと相違する事項例> 常設低圧代替注水系ポンプを使用(屋内に移動した可搬型代替低圧電源車により給電) 非常用ディーゼル発電機(2C系及び2D系)の給気流路及び換気流路にフィルタの配備
3. 5 定期的な評価	溢水発生時に係る活動について定期的な評価を実施
3. 6 原子炉施設の災害を未然に防止するための措置	火山影響等、積雪の影響により原子炉施設に重大な影響を及ぼす可能性がある場合の措置 <先行BWRプラントと相違する事項例> 炉停止の判断基準に放水路ゲートの機能損傷を設定
3. 7 その他関連する活動	新たな知見の収集、反映

変更条文	概要
添付2 実施基準 4. 1 要員の配置	地震発生時に対応するための要員を確保
4. 2 教育訓練の実施	地震発生時に対応するための教育訓練を実施
4. 3 資機材の配備	地震発生時に対応するための資機材を配備
4. 4 手順書の整備	地震発生時に対応するための手順を整備 波及的影響の防止、設備保管、影響評価を含む。
4. 5 定期的な評価	地震発生時に係る活動について定期的な評価を実施
4. 6 原子炉施設の災害を未然に防止するための措置	地震の影響により原子炉施設に重大な影響を及ぼす可能性がある場合の措置
4. 7 その他関連する活動	新たな知見の収集、反映 地震観測、影響確認

変更条文	概要
添付2 実施基準 5. 1 要員の配置	津波発生時に対応するための要員を確保
5. 2 教育訓練の実施	津波発生時に対応するための教育訓練を実施
5. 3 資機材の配備	津波発生時に対応するための資機材を配備
5. 4 手順書の整備	津波発生時に対応するための手順を整備 津波来襲時の対応、水密扉等の管理、影響確認、施設管理を含む。 <先行BWRプラントと相違する事項例> 大津波警報が発表された場合の放水路ゲートの閉止敷地に遡上する津波後の構内排水路逆流防止設備の機能維持 隣接事業所の津波評価に係る情報の定期的確認
5. 5 定期的な評価	津波発生時に係る活動について定期的な評価を実施
5. 6 原子炉施設の災害を未然に防止するための措置	津波の影響により原子炉施設に重大な影響を及ぼす可能性がある場合の措置
5. 7 その他関連する活動	新たな知見の収集、反映

変更条文	概要
添付2 実施基準 6. 1 要員の配置	竜巻発生時に対応するための要員を確保
6. 2 教育訓練の実施	竜巻発生時に対応するための教育訓練を実施
6. 3 資機材の配備	竜巻発生時に対応するための資機材を配備
6. 4 手順書の整備	竜巻発生時に対応するための手順を整備 飛来物の管理、影響確認、施設管理 <先行BWRプラントと相違する事項例> 隣接事業所の資機材、車両等の配置を阻止する措置の 効果の維持確認
6. 5 定期的な評価	竜巻発生時に係る活動について定期的な評価を実施
6. 6 原子炉施設の災害を未然に防止するための措置	竜巻の影響により原子炉施設に重大な影響を及ぼす可能性 がある場合の措置 <先行BWRプラントと相違する事項例> 放水路ゲートの機能損傷時の補修等を規定
6. 7 その他関連する活動	新たな知見の収集、反映

変更条文	概要
添付2 実施基準 7.1 要員の配置	有毒ガス発生時に対応するための要員を確保
7.2 教育訓練の実施	有毒ガス発生時に対応するための教育訓練を実施
7.3 資機材の配備	有毒ガス発生時に対応するための資機材を配備
7.4 手順書の整備	有毒ガス発生時に対応するための手順を整備 影響確認、施設管理 ＜先行BWRプラントと相違する事項例＞ 防液堤の運用管理 可動源への具体的対応
7.5 定期的な評価	有毒ガス発生時に係る活動について定期的な評価を実施
7.6 原子炉施設の災害を未然に防止するための措置	有毒ガスの影響により原子炉施設に重大な影響を及ぼす可能性がある場合の措置

変更条文	概要
添付3 実施基準 1. 1(1) 体制の整備	重大事故等発生時に対応するための要員を確保
1. 1(2) 教育訓練の実施	重大事故等発生時に対応するための教育訓練を実施 (力量付与、維持向上、成立性確認)
1. 1(3) 資機材の配備	重大事故等に対応するための資機材を配備
1. 2 アクセスルートの確保、復旧作業及び支援に係る事項	<ul style="list-style-type: none"> ・アクセスルートを確保するための運用管理を定める ・復旧作業に係る事項を定める(予備品等の確保、保管場所) ・支援事項に係る事項を定める(7日間の継続的対応、協力関係の構築、支援策の計画及び体制の確立) <p style="color: green;"><先行BWRプラントと相違する事項例> 敷地に遡上する津波の影響を受けず、基準地震動の影響を受けないアクセスルートを確保</p>
1. 3 手順書の整備	重大事故等発生時に対応するための手順を整備 運用手順等を表1～20に記載 <ul style="list-style-type: none"> ・運転手順書 ・災害対策本部手順書 <p style="color: green;"><先行BWRプラントと相違する事項例> 可動源に対する手順を社内規程に定める。</p>
1. 4 定期的な評価	重大事故等発生時に係る活動について定期的な評価を実施

変更条文	概要
添付3 実施基準 2. 1(1) 体制の整備	大規模損壊発生時に対応するための要員を確保 (中央制御室の機能喪失等に対応できる体制)
2. 1(2) 対応要員への教育訓練の実施	大規模損壊発生時に対応するための教育訓練を実施 (力量付与、維持向上、技術的能力の確認)
2. 1(3) 設備及び資機材の配備	<ul style="list-style-type: none"> ・大規模損壊発生時に対応するための設備を配備するとともに、当該設備を防護 ・大規模損壊発生時に対応するための資機材を配備
2. 2 手順書の整備	大規模損壊発生時に対応するための手順を整備 事前に予測可能な施設災害、施設の広範囲にわたる損壊等の影響を想定した上で、多様性及び柔軟性を有する手段の構築(対応手順書適用条件及び判断フロー等)
2. 3 秘密情報の管理	特重施設に関する情報の管理
2. 4 定期的な評価	大規模損壊発生時に係る活動について定期的な評価を実施

条文 (A設備)	LCO (1N/2N)	LCOが 適用される 原子炉の状態	AOT			
			B設備 (LCO逸脱なし)	ろ設備 (AOT3日)	C設備 (AOT30日)	D設備 (AOT10日)
66-1-1 ATWS緩和設備 (代替制御棒挿入機能)	1N	運転、起動	—	—	ATWS緩和設備(代替再循環系ポンプトリップ機能) 自動減圧系の起動阻止スイッチ ほう酸水注入系	—
66-1-2 ATWS緩和設備 (代替再循環系ポンプトリップ機能)	1N	運転、起動	—	—	ATWS緩和設備 (代替制御棒挿入機能)	—
66-2-1 高圧代替注水系 (中央制御室からの遠隔起動)	1N	運転、起動 高温停止※1	—	高圧炉心スプレイ系	原子炉隔離時冷却系	—
66-2-2 高圧代替注水系及び 原子炉隔離時冷却系 (現場起動)	1N	運転、起動 高温停止※1	高圧代替注水系又は原子炉隔離時冷却(現場起動)	高圧炉心スプレイ系	高圧代替注水系又は原子炉隔離時冷却系の中央制御室からの起動	—
66-2-3 ほう酸水注入系 (重大事故等対処設備)	1N	運転、起動 高温停止	—	高圧炉心スプレイ系又は 原子炉隔離時冷却系※2	—	—
66-3-1 代替自動減圧機能	1N	運転、起動 高温停止※3	—	—	主蒸気逃がし安全弁による手動減圧	—
66-3-2 主蒸気逃がし安全弁 (手動減圧)	1N	運転、起動 高温停止	—	高圧炉心スプレイ系 原子炉隔離時冷却系※4	—	—

※1: 原子炉圧力が1.04MPa[gage]以上かつ原子炉起動時に実施する運転確認終了後。

※2: 保安規定24条(ほう酸水注入系)に合わせてAOTは8時間とする。

※3: 原子炉圧力が0.84MPa[gage]以上の場合

※4: 保安規定第39条(非常用炉心冷却系その1)に合わせてAOTは10日とする。

条文 (A設備)	LCO (1N/2N)	LCOが 適用される 原子炉の状態	AOT			
			B設備 (LCO逸脱なし)	ろ設備 (AOT3日)	C設備 (AOT30日)	D設備 (AOT10日)
66-3-3 主蒸気逃がし安全弁の 機能回復 (電源回復)	1N	運転、起動 高温停止	可搬型代替直流電源設備又は 逃がし安全弁用可搬型蓄電池	直流電源2A系及び2B系	—	代替品の補充
66-3-3 主蒸気逃がし安全弁の 機能回復 (窒素回復)	1N	運転、起動 高温停止	—	アキュムレータ	—	代替品の補充 可搬型窒素供給装置(小型)
66-4-1 低圧代替注水系 (常設)	1N	運転、起動 高温停止 冷温停止 燃料交換※5	—	低圧注水系 低圧炉心スプレイ系 非常用ディーゼル発電機	—	—
66-4-2 低圧代替注水系 (可搬型)	1N	運転、起動 高温停止 冷温停止 燃料交換※5	—	低圧注水系 低圧炉心スプレイ系 非常用ディーゼル発電機	低圧代替注水系(常設)	—
66-5-1 格納容器圧力逃がし装置	1N	運転、起動 高温停止	—	残留熱除去系 非常用ディーゼル発電機 残留熱除去系海水系 可燃性ガス濃度制御系	—	—
66-5-2 可搬型窒素供給装置	1N※6	運転、起動 高温停止	—	残留熱除去系 非常用ディーゼル発電機 残留熱除去系海水系 可燃性ガス濃度制御系	—	代替品の補充

※5: 原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。

- (1) 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合
- (2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合

※6: 予備機を含めて必要数として管理。

条文 (A設備)	LCO (1N/2N)	LCOが 適用される 原子炉の状態	AOT			
			B設備 (LCO逸脱なし)	⌘設備 (AOT3日)	C設備 (AOT30日)	D設備 (AOT10日)
66-5-3 緊急用海水系	1N	運転、起動 高温停止 冷温停止 燃料交換※7 使用済燃プールに 照射された燃料を 貯蔵している期間	-	残留熱除去系海水系 非常用ディーゼル発電機	-	代替残留熱除去系海水系 (補完措置含む)
66-5-4 代替循環冷却系	1N	運転、起動 高温停止	-	残留熱除去系 非常用ディーゼル発電機 残留熱除去系海水系 低圧炉心スプレイ系	代替循環冷却系※4	-
66-5-5 原子炉格納容器内の水素濃 度監視及び酸素濃度監視	1N	運転、起動 高温停止	他表でAOTを整理			
66-6-1 代替格納容器スプレイ冷却系 (常設)	1N	運転、起動 高温停止	-	格納容器スプレイ冷却系 非常用ディーゼル発電機	-	-
66-6-2 代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型)	1N	運転、起動 高温停止	-	格納容器スプレイ冷却系 非常用ディーゼル発電機	代替格納容器スプレイ冷却 系(常設)	-
66-7-1 ペDESTAL排水系 (重大事故等対処設備)	1N	運転、起動 高温停止	-	低圧注水系 非常用ディーゼル発電機	-	-
66-7-2 格納容器下部注水系 (常設)	1N	運転、起動 高温停止	-	低圧注水系 非常用ディーゼル発電機	-	-
66-7-3 格納容器下部注水系 (可搬型)	1N	運転、起動 高温停止	-	低圧注水系 非常用ディーゼル発電機	格納容器下部注水系(常設)	-

※7: 原子炉内から全燃料が取出された場合を除く。

条文 (A設備)	LCO (1N/2N)	LCOが 適用される 原子炉の状態	AOT			
			B設備 (LCO逸脱なし)	ろ設備 (AOT3日)	C設備 (AOT30日)	D設備 (AOT10日)
66-8-1 水素濃度制御及び水素排出	1N	運転、起動 高温停止 冷温停止 燃料交換 ^{※5}	静的触媒式水素再結合器 原子炉建屋ガス処理系	低圧注水系 非常用ディーゼル発電機	—	原子炉建屋外側ブローアウト パネル及び ブローアウトパネル強制開放 装置
66-8-2 原子炉建屋内の 水素濃度監視	1N		—	他チャンネル又は 静的触媒式水素再結合器 動作監視装置 ^{※8}	—	—
66-9-1 代替燃料プール注水系 (注水ライン)	1N	使用済燃料プール に照射された燃料 を貯蔵している 期間	プラント停止要求しないAOT			
66-9-2 代替燃料プール注水系 (燃料プールのスプレイ)	1N					
66-9-3 使用済燃料プールの除熱	1N					
66-9-4 使用済燃料プール監視設備	1N					
66-10-1 大気への放射性物質の拡 散抑制、航空機燃料火災 への泡消火	1N ^{※9}	運転、起動 高温停止 冷温停止 燃料交換	—	残留熱除去系 水位、水温確認	—	代替品の補充
66-10-2 海洋への放射性物質の 拡散抑制	1N ^{※6}	運転、起動 高温停止 冷温停止 燃料交換	—	残留熱除去系 水位、水温確認	—	代替品の補充

※8: 66-13-1を準用してAOT30日とする。

※9: 可搬型代替注水大型ポンプ(放水用)、放水砲は予備機を含めて必要数として管理。

条文 (A設備)	LCO (1N/2N)	LCOが 適用される 原子炉の状態	AOT			
			B設備 (LCO逸脱なし)	ろ設備 (AOT3日)	C設備 (AOT30日)	D設備 (AOT10日)
66-11-1 重大事故等収束に必要となる水源	1N	運転、起動 高温停止 冷温停止 燃料交換※5 使用済燃プールに照射された燃料を貯蔵している期間	-	サブレーションプール水位 低圧注水系	西側淡水貯水設備又は海を水源とした可搬型代替注水 中型ポンプ 可搬型代替注水大型ポンプ による代替淡水貯槽への供給手段 代替淡水貯槽又は海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への供給手段 (補完措置含む)	-
66-11-2 水源への移送設備	1N※10	運転、起動 高温停止 冷温停止 燃料交換※5 使用済燃プールに照射された燃料を貯蔵している期間	-	西側淡水貯水設備 代替淡水貯槽	-	代替品の補充
66-11-3 海水供給設備	1N※10	運転、起動 高温停止 冷温停止 燃料交換	-	サブレーションプール水位	-	-
66-12-1 常設代替交流電源設備	1N	運転、起動 高温停止 冷温停止 燃料交換	-	非常用ディーゼル発電機	-	-

※10: 2N要求される可搬型代替注水ポンプについては、66-19-1でLCOを設定する。

条文 (A設備)	LCO (1N/2N)	LCOが 適用される 原子炉の状態	AOT			
			B設備 (LCO逸脱なし)	⌘設備 (AOT3日)	C設備 (AOT30日)	D設備 (AOT10日)
66-12-2 可搬型代替交流電源設備	2N	運転、起動 高温停止 冷温停止 燃料交換	-	非常用ディーゼル発電機	常設代替交流電源設備	-
66-12-3 非常用直流電源設備	1N	起動 高温停止 冷温停止 燃料交換※11	-	非常用ディーゼル発電機	常設代替交流電源設備	-
66-12-4 所内常設直流電源設備	1N	運転、起動 高温停止 冷温停止 燃料交換	-	非常用ディーゼル発電機	常設代替交流電源設備	-
66-12-5 常設代替直流電源設備	1N	運転、起動 高温停止 冷温停止 燃料交換	-	非常用ディーゼル発電機	常設代替交流電源設備	-
66-12-6 可搬型代替直流電源設備	2N	運転、起動 高温停止 冷温停止 燃料交換	-	非常用ディーゼル発電機※12	常設代替交流電源設備	代替品の補充※12

※11: 起動領域モニタ周りの燃料が4体未満の場合は除く。

※12: 基本方針「2N要求の可搬設備(4.3-添付-51)」に従い、それぞれAOT10日、30日としている。

条文 (A設備)	LCO (1N/2N)	LCOが 適用される 原子炉の状態	AOT			
			B設備 (LCO逸脱なし)	⌘設備 (AOT3日)	C設備 (AOT30日)	D設備 (AOT10日)
66-12-7 代替所内電気設備	1N	運転、起動 高温停止 冷温停止 燃料交換	-	非常用所内電気設備	-	-
66-12-8 燃料給油設備	1N	運転、起動 高温停止 冷温停止 燃料交換	-	-	-	代替品の補充※13
66-13-1 主要パラメータ及び 代替パラメータ	1N	各パラメータ毎 に設定	-	-	代替パラメータ	-
66-13-2 補助パラメータ	1N	各パラメータ毎 に設定	-	-	代替計器	-
66-13-3 可搬型計測器	1N	運転、起動 高温停止 冷温停止 燃料交換	-	-	代替品の補充	-
66-13-4 パラメータ記録	1N	運転、起動 高温停止 冷温停止 燃料交換	他表でAOTを整理			

※13: 保安規定第61条(非常用ディーゼル発電機その2)に合わせてAOTを2日としている。

条文 (A設備)	LCO (1N/2N)	LCOが 適用される 原子炉の状態	AOT			
			B設備 (LCO逸脱なし)	ろ設備 (AOT3日)	C設備 (AOT30日)	D設備 (AOT10日)
66-14-1 中央制御室の居住性確保 (被ばく低減設備)	1N	運転、起動 高温停止 炉心変更時 ^{※14} 又は 原子炉建屋 原子炉棟内で 照射された燃料に 係る作業時	-	残留熱除去系 非常用ディーゼル発電機 残留熱除去系海水系	-	代替品の補充
66-14-1 中央制御室の居住性確保 (その他設備)	1N	運転、起動 高温停止 冷温停止 燃料交換	-	-	-	代替品の補充
66-14-2 原子炉建屋外側 ブローアウトパネル	1N	運転、起動 高温停止	-	原子炉建屋外側 ブローアウトパネルの確認	-	手動操作等による 閉止手段の確認
66-15-1 監視測定設備	1N ^{※15}	運転、起動 高温停止 冷温停止 燃料交換	プラント停止要求しないAOT			
66-16-1 緊急時対策所の居住性確保 (被ばく低減設備)	1N	運転、起動 高温停止 炉心変更時 ^{※14} 又は 原子炉建屋 原子炉棟内で 照射された燃料に 係る作業時	-	-	-	代替品の補充

※14: 停止余裕確認後の制御棒1本の挿入・引抜を除く。

※15: 小型船舶は予備機を含めて必要数として管理。

条文 (A設備)	LCO (1N/2N)	LCOが 適用される 原子炉の状態	AOT			
			B設備 (LCO逸脱なし)	γ設備 (AOT3日)	C設備 (AOT30日)	D設備 (AOT10日)
66-16-1 緊急時対策所の居住性確保 (その他設備)	1N	運転、起動 高温停止 冷温停止 燃料交換	-	-	-	代替品の補充
66-16-2 緊急時対策所の 代替電源設備	1N	運転、起動 高温停止 冷温停止 燃料交換	-	-	-	緊急時対策所用 可搬型代替低圧電源車 (補充措置含む) 又は 代替品の補充
66-17-1 通信連絡設備	1N	運転、起動 高温停止 冷温停止 燃料交換	-	-	-	代替品の補充 要員の追加等
66-18-1 ホイールローダ	1N※6	運転、起動 高温停止 冷温停止 燃料交換	-	-	-	代替品の補充
66-19-1 可搬型代替注水ポンプ	2N※16	運転、起動 高温停止 冷温停止 燃料交換 使用済燃プールに 照射された燃料を 貯蔵している期間	-	残留熱除去系 非常用ディーゼル発電機※12		代替品の補充※12

※16:機能により異なる。

保安規定第77条(異常時の措置)に関連する「原子炉がスクラムした場合の運転手順」について、**重大事故**等時の運転操作手順を反映するとともに、添付3(重大事故等及び大規模損壊対応に係る実施基準)との紐づけを実施

原子炉がスクラムした場合の操作手順		実施内容
1. 原子炉制御	(1)スクラム	変更なし
	(2)反応度制御	中性子束振動発生を防止するためサプレッションプール水温度によりほう酸水注入系を起動する手順から、反応度制御導入でほう酸水注入系を起動する手順とした
		下記の保安規定添付3と紐づけを実施 表1 緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にするための手順等 表2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための手順等 表3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等 表4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための手順等
	(3)水位確保	有効性評価「高圧・低圧注水機能喪失」による評価結果を基に、非常用炉心冷却系及び給復水系が起動せず原子炉水位が低下する場合、 低圧代替注水系(常設) の起動準備を行い、不測事態「水位回復」に移行する手順とした
		下記の保安規定添付3と紐づけを実施 表2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための手順等 表4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための手順等
	(4)減圧冷却	変更なし
		下記の保安規定添付3と紐づけを実施 表2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための手順等 表3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等 表4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための手順等

原子炉がスクラムした場合の操作手順		実施内容
2. 格納容器 制御	(1) 格納容器圧力制御	サプレッションチェンバ圧力が格納容器設計圧力未満に維持できない場合に行う原子炉満水操作の手段の一つとして、 低圧代替注水系(常設) を加えた手順とした
		下記の保安規定添付3と紐づけを実施 表2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための手順等 表3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等 表4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための手順等 表5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等 表6 格納容器内の冷却等のための手順等
	(2) ドライウエル 温度制御	変更なし
		下記の保安規定添付3と紐づけを実施 表6 格納容器内の冷却等のための手順等
	(3) サプレッションプール 温度制御	変更なし
		下記の保安規定添付3と紐づけを実施 表6 格納容器内の冷却等のための手順等
	(4) サプレッションプール 水位制御	変更なし
		下記の保安規定添付3と紐づけを実施 表6 格納容器内の冷却等のための手順等
	(5) 格納容器水素濃度 制御	変更なし
		下記の保安規定添付3と紐づけを実施 表6 格納容器内の冷却等のための手順等

原子炉がスクラムした場合の操作手順		実施内容
3. 原子炉建屋制御 (新規作成)	(1)原子炉建屋制御	有効性評価「格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)」による評価結果を基に、以下の考え方を基準に手順を定めた ①格納容器外で原子炉冷却材バウンダリの破断が発生した場合、中央制御室から速やかに隔離を実施 ②隔離されたことが確認できない場合、原子炉を手動スクラムした後に、原子炉を急速減圧し、原子炉冷却材の漏えいを抑制 ③原子炉水位は、非常用炉心冷却系作動水位から原子炉水位低スクラム設定値間に維持 ④原子炉建屋原子炉棟内の環境悪化防止のため、原子炉建屋ガス処理系を停止
		下記の保安規定添付3と紐づけを実施 表2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための手順等 表3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等 表4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための手順等
4. 使用済燃料プール制御 (新規作成)	(1)使用済燃料プール制御	有効性評価「想定事故1」/「想定事故2」による評価結果を基に、以下の考え方を基準に手順を定めた ・使用済燃料プール水位と使用済燃料プールに注水可能な系統を随時把握 ・使用済燃料プール温度を通常運転時制限温度以下に維持可能な系統を随時把握 ・燃料プール冷却浄化系、残留熱除去系が起動できない場合は、代替燃料プール冷却系を起動
		下記の保安規定添付3と紐づけを実施 表11 使用済燃料プールの冷却等のための手順等

原子炉がスクラムした場合の操作手順		実施内容
5. 不測事態	(1) 水位回復	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系を起動する手順とした ・低圧で原子炉へ注水可能な系統、低圧代替注水系(常設)のうち、2系統以上の起動を試みる手順とした ・上記が達成できない場合、補給水系、消火系、代替循環冷却系、低圧代替注水系(可搬型)を準備する手順とした。
		下記の保安規定添付3と紐づけを実施 表2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための手順等 表4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための手順等
	(2) 急速減圧	<ul style="list-style-type: none"> ・低圧で原子炉へ注水可能な系統、低圧代替注水系(常設)、代替循環冷却系、低圧代替注水系(可搬型)、消火系、補給水系のうち1系統以上が起動していることを確認する手順とした
		下記の保安規定添付3と紐づけを実施 表2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための手順等 表3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等 表4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための手順等
	(3) 水位不明	<ul style="list-style-type: none"> ・給復水系、非常用炉心冷却系、又は低圧代替注水系、代替循環冷却系、低圧代替注水系(可搬型)、消火系、補給水系を使用した原子炉注水を行う手順とした
		下記の保安規定添付3と紐づけを実施 表2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための手順等 表3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等 表4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための手順等

原子炉がスクラムした場合の操作手順		実施内容
6. 電源供給回復 (新規作成)	(1) 電源供給回復	有効性評価「全交流動力電源喪失」による評価結果を基に、以下の考え方を基準に手順を定めた ・非常用ディーゼル発電機の起動状況を確認し、状況に応じて代替電源設備による給電を実施 ・所内常設直流電源設備、常設代替直流電源設備及び可搬型代替直流電源設備の状況を随時把握
		下記の保安規定添付3と紐づけを実施 表14 電源の確保に関する手順等