

柏崎刈羽原子力発電所
保安規定審査資料
(補足説明資料②)

令和 2 年 7 月 9 日

東京電力ホールディングス株式会社

目 次

T S - 2 6	重大事故等対処設備に関わるサーベイランスの実施方法及び確認について	1
T S - 2 7	可搬型代替注水ポンプ（A - 2 級）に関する L C O 等について	3 0
T S - 3 0	保安規定における代替措置の考え方について	4 8
T S - 5 2	可搬型代替注水ポンプ（A - 2 級）の保安規定に関わる定期事業者検査及び定例試験の確認方法について	5 6
T S - 5 4	運転上の制限を満足していることを確認するための事項について	6 2
T S - 7 4	原子炉建屋ブローアウトパネルの運用について	6 4
T S - 7 5	格納容器圧力逃がし装置及び代替循環冷却系の運用について	6 9
T S - 7 6	高圧代替注水系の運用について	7 2
T S - 7 7	復水貯蔵槽水位の維持管理について	8 4
T S - 7 9	補助パラメータの運用について	9 1
T S - 8 0	適用される原子炉の状態の考え方について	9 5

柏崎刈羽原子力発電所保安規定審査資料	
資料番号	TS-26（改訂1）
提出年月日	令和2年7月9日

本資料のうち、枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

柏崎刈羽原子力発電所7号炉

重大事故等対処設備に関わるサーベイランスの 実施方法及び確認について

令和2年7月

東京電力ホールディングス株式会社

重大事故等対処設備に関わるサーベイランスの実施方法及び整理について

1. 重大事故等対処設備のサーベイランス実施方法について

「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」及び「実用発電用原子炉及びその他の附属施設における発電用原子炉施設保安規定の審査基準」の改正等での要求事項に基づき、重大事故等対処設備（以下「SA設備」という。）のサーベイランス（定事検、月例等）についても、設計基準事故対処設備（以下「DB設備」という。）同様、事故時等の条件で必要な性能が発揮できるかどうかを確認（以下「実条件性能確認」という。）するための十分な方法（実条件性能確認に相当する方法であることを検証した代替の方法を含む）で実施する。

2. 実条件性能確認に関する考え方

種類	確認項目
運転停止時 (定期事業者 検査等)	<ul style="list-style-type: none">◆定期事業者検査及びそれ以外の社内的な確認の範囲内で、確認している項目。◆設置許可や技術基準にて要求される設備の性能（実条件性能）を担保するための確認行為として、停止時に実施する設備の保全及び試験（通常運転時には確認が困難な事故時条件(模擬含む)等）により確認を実施している。
通常運転時 (月例試験 等)	<ul style="list-style-type: none">◆社内的な確認の範囲内で、月、日、時間単位で確認している項目。◆設置許可や技術基準にて要求される設備の性能（実条件性能）を担保するための確認行為として、通常運転時に合理的に実施可能な範囲内において日常管理としての盤面監視、巡視点検、保全及び機器類の動作試験により確認を実施している。

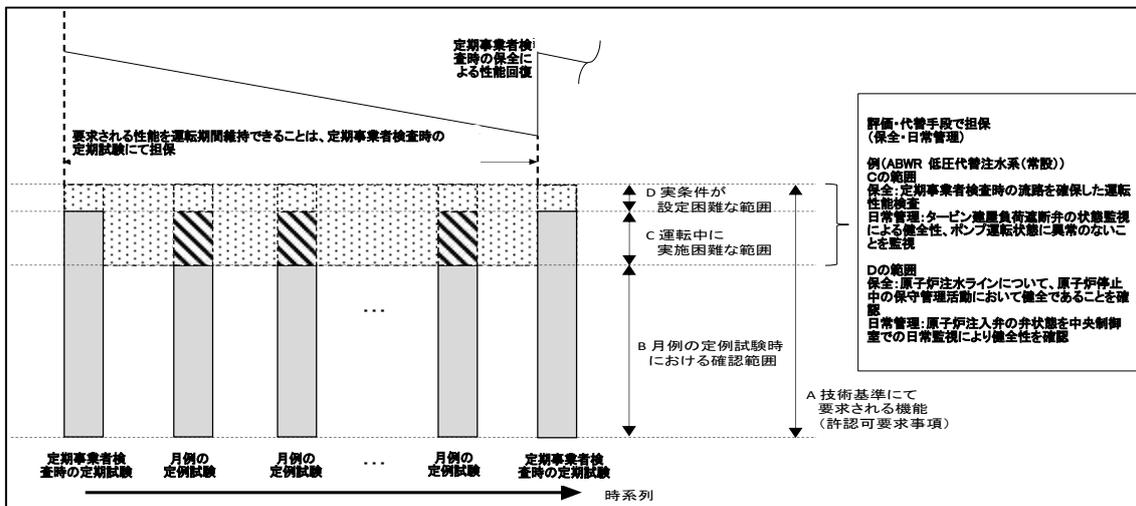
3. SA実条件性能確認一覧表の整理について

SA設備の実条件性能確認比較表についてもDB設備と同様に、許認可に基づく要求事項（実条件性能）と、定期事業者検査時に実施する定期試験及び月例にて実施する定例試験を比較し、その差分を実条件性能確認との差異として整理する。

系統名	実条件性能 (許認可要求事項)	定期事業者検査等	月例等試験	「実条件性能確認」適合の考え方	
				実条件性能確認との差異	実条件性能確認評価
低圧代替注水系(常設)	(低圧代替注水系(常設)残留熱除去系(低圧注水モード)の機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として、低圧代替注水系(常設)は、復水移送ポンプにより、復水貯蔵槽の水を残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする。	-	-	<p>○原子炉への実注入試験【定事検/月例等】</p> <p>下記の通り、原子炉運転中・停止中ともに実施することは原子力安全上困難と考える。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・注水可能圧力まで原子炉圧力を減圧すると原子炉運転継続不可 ・原子炉出力及び原子炉水位の変動。 ・注水に伴う原子炉水質の悪化。 <p style="text-align: center;">Dの範囲</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・定期事業者検査等にて必要な流量・揚程を確認し、月例等試験時はポンプ手動起動試験にて動作可能であることを確認している。 また電動弁についても、定期事業者検査等及び月例等試験時にそれぞれ実施可能な開閉試験を実施し、系統構成が適切になされることを確認している。
		<p>運転性能検査</p> <p>復水移送ポンプ3台の内1台運転にて揚程が \square m 以上、流量が \square m³/h 以上であることを確認することで、復水移送ポンプ2台で流量が \square m³/h 以上、復水移送ポンプ1台で流量が \square m³/h 以上確保可能であることを確認する。(以下、省略)</p>	<p>【定例試験】</p> <p>復水移送ポンプ手動起動試験(1ヶ月/回)</p> <p><判定基準></p> <p>(原子炉の状態:運転, 起動, 高温停止)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・復水移送ポンプ3台の内2台が動作可能であることを確認する。(動作確認) <p>(原子炉の状態:冷温停止, 燃料交換)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・復水移送ポンプ3台の内1台が動作可能であることを確認する。(動作確認) <ul style="list-style-type: none"> ・運転中のポンプについては、運転状態により確認する。 <p>【日常点検】</p> <p>タービン建屋負荷遮断弁の表示状態確認</p>	<p>○復水移送ポンプ運転時の揚程・流量確認不可【月例等】</p> <p>下記の通り、原子炉運転中に実施することは原子力安全上困難と考える。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・系統構成による復水器真空度悪化 <p style="text-align: center;">Cの範囲</p>	<p>【定事検】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・低圧代替注水系(常設)機能検査にて、残留熱除去系 S/C 冷却ラインを用いた系統機能検査により、復水移送ポンプ3台の内1台運転にて揚程が \square m 以上、流量が \square m³/h 以上であることを確認することで、復水移送ポンプ2台で流量が \square m³/h 以上、復水移送ポンプ1台で流量が \square m³/h 以上確保可能であることを確認している。なお、復水移送ポンプ3台に対して系統機能検査を実施する。(判定基準を満足させるための弁の開閉を含む) <p>(以下、省略)</p>

許認可に基づく要求事項と定期試験、定例試験における確認項目の比較(抜粋)

(例 66-4-1 低圧代替注水系(常設))



上記イメージのとおり，設置許可や技術基準にて要求される設備の性能を担保するための行為として，定期事業者検査時に実施する設備の保全及び定期試験にて確認を実施している。また，運転期間における設備の動作可能性の確認行為として，確認が可能な範囲において日常管理としての盤面監視及び巡視点検，月例で実施する定例試験にて確認しており，設備の信頼性を担保している。

4. 添付資料

添付資料1：S A実条件性能（許認可要求事項）の整理について（東京電力：柏崎刈羽7号炉の例）

添付資料2：S A実条件比較表（参考資料）

SA実条件性能（許認可要求事項）の整理について（東京電力：柏崎刈羽7号炉の例）【添付資料1】

系統名	実条件性能 (許認可要求事項)	定期事業者検査等 (判定基準)	月例等試験 (判定基準)	「実条件性能確認」適合の考え方			
				実条件性能確認との差異	実条件性能確認評価		
高圧代替注水系(中央制御室からの遠隔起動) (66-2-1)	高圧炉心注水系及び原子炉隔離時冷却系が機能喪失した場合の重大事故等対処設備として、高圧代替注水系は、蒸気タービン駆動ポンプにより復水貯蔵槽の水を高圧炉心注水系等を経由して、原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする。 高圧代替注水系は、常設代替直流電源設備からの給電が可能な設計とし、中央制御室からの操作が可能な設計とする。	-	-	○原子炉への実注入試験【定事検/月例等】 下記の通り、原子炉運転中・停止中ともに実施することは原子力安全上困難と考える。 ・原子炉出力及び原子炉水位の変動。 ・注水に伴う原子炉水質の悪化。	・定期事業者検査等及び月例等試験時に必要な流量を確認している。 また電動弁についても、定期事業者検査等及び月例等試験時にそれぞれ実施可能な開閉試験を実施し、系統構成が適切になされることを確認している。		
					【定例試験】 ・高圧代替注水ポンプ起動試験 (定事検停止後の原子炉起動中に1回) (1ヶ月/回)	<差異無し>	【プレコン疑義】 ・定例試験後の系統ベント(保安規定上要求される満水確認の位置付) ⇒試験後のベントであり、試験の合否判定へ影響を与えないことからプレコンに該当しない。
					【定例試験】 ・高圧代替注水系電動弁手動全開全閉試験 (待機状態となる前に1回) (定事検停止後の原子炉起動中に1回) (1ヶ月/回)	○原子炉隔離時冷却系過酷事故時蒸気止め弁開閉試験【月例】 下記の通り、原子炉運転中に実施することは原子力安全上困難と考える。 ・原子炉隔離時冷却系の駆動蒸気しゃ断による機能喪失。	左記確認を原子炉運転中に実施することは困難であることから実条件性能確認に対しては下記の通り。 【定事検】 ・判定基準を満足させるための弁の開閉確認をしている。 【日常管理】 ・原子炉隔離時冷却系過酷事故時蒸気止め弁開閉試験は、プラント運転中に実施すると原子炉隔離時冷却系の駆動蒸気が喪失するため実動作試験は実施せずに状態監視(外観点検、ランプ表示、警報発生の有無)により健全性を確認している。 なお、開閉試験(定例試験)は待機状態となる前に実施する。 ・高圧代替注水系における注入弁が動作可能であることを定例試験により1ヶ月/回確認している。
					【判定基準】 ・原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上において、高圧代替注水系ポンプの流量が規定された領域内にあることを確認する。 ・ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあることを確認する。	○原子炉隔離時冷却系過酷事故時蒸気止め弁開閉試験【月例】 下記の通り、原子炉運転中に実施することは原子力安全上困難と考える。 ・原子炉隔離時冷却系の駆動蒸気しゃ断による機能喪失。	以上の組み合わせにより実条件性能を確認していると整理する。
	運転性能検査 ・原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上において、高圧代替注水系ポンプの流量が規定された領域内であることを確認することで高圧代替注水ポンプに必要な流量、揚程が確保可能であることを確認する。(判定基準を満足させるための弁の開閉を含む)	【定例試験】 ・高圧代替注水系電動弁手動全開全閉試験 (待機状態となる前に1回) (定事検停止後の原子炉起動中に1回) (1ヶ月/回)	【判定基準】 ・原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上において、高圧代替注水系における注入弁が開することを確認する。 ・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。	【日常点検】 ・原子炉隔離時冷却系過酷事故時蒸気止め弁の表示状態確認			

系統名	実条件性能 (許認可要求事項)	定期事業者検査等 (判定基準)	月例等試験 (判定基準)	「実条件性能確認」適合の考え方	
				実条件性能確認との差異	実条件性能確認評価
低圧代替注水系(常設) (66-4-1)	残留熱除去系(低圧注水モード)の機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として、低圧代替注水系(常設)は、復水移送ポンプにより、復水貯蔵槽の水を残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする。	-	-	<p>○原子炉への実注入試験【定事検/月例等】</p> <p>下記の通り、原子炉運転中・停止中ともに実施することは原子力安全上困難と考える。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・注水可能圧力まで原子炉圧力を減圧すると原子炉運転継続不可 ・原子炉出力及び原子炉水位の変動。 ・注水に伴う原子炉水質の悪化。 	<ul style="list-style-type: none"> ・定期事業者検査等にて必要な流量・揚程を確認し、月例等試験時はポンプ手動起動試験にて動作可能であることを確認している。 また電動弁についても、定期事業者検査等及び月例等試験時にそれぞれ実施可能な開閉試験を実施し、系統構成が適切になされることを確認している。
		<p>【定例試験】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・復水移送ポンプ手動起動試験(1ヶ月/回) <p>【判定基準】</p> <p>(原子炉の状態:運転, 起動, 高温停止)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・復水移送ポンプ3台の内2台が動作可能であることを確認する。(動作確認) <p>(原子炉の状態:冷温停止, 燃料交換)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・復水移送ポンプ3台の内1台が動作可能であることを確認する。(動作確認) <ul style="list-style-type: none"> ・運転中のポンプについては、運転状態により確認する。 	<p>○復水移送ポンプ運転時の揚程・流量確認不可【月例等】</p> <p>下記の通り、原子炉運転中に実施することは原子力安全上困難と考える。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・系統構成による復水器真空度悪化。 	<p>左記確認を原子炉運転中に実施することは困難であることから実条件性能確認に対しては下記の通り。</p> <p>【定事検】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・低圧代替注水系(常設)機能検査にて、残留熱除去系 S/C 冷却ラインを用いた系統機能検査により、復水移送ポンプ3台の内1台運転にて揚程が [] m 以上、流量が [] m³/h 以上であることを確認することで、復水移送ポンプ2台で流量が [] m³/h 以上、復水移送ポンプ1台で流量が [] m³/h 以上確保可能であることを確認している。なお、復水移送ポンプ3台に対して系統機能検査を実施する。(判定基準を満足させるための弁の開閉を含む) <p>【日常管理】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・系統構成に必要なタービン建屋負荷遮断弁全開操作は、プラント運転中に実施すると、プラントに外乱(タービングランドシール蒸気喪失による復水器真空度悪化)を与えるため、系統構成が実施できないことから、揚程、流量の確認は、定事検で担保し、定例試験ではポンプの起動、起動状態により動作可能であることを確認している。 ・タービン建屋負荷遮断弁については、状態監視(外観点検、ランプ表示、警報発生の有無)により健全性を確認している。 <p>なお、開閉試験(定例試験)は定事検停止時に実施する。</p> <p>以上の組み合わせにより実条件性能を確認していると整理する。</p>	
		<p>運転性能検査</p> <ul style="list-style-type: none"> ・復水移送ポンプ3台の内1台運転にて揚程が [] m 以上、流量が [] m³/h 以上であることを確認することで、復水移送ポンプ2台で流量が [] m³/h 以上、復水移送ポンプ1台で流量が [] m³/h 以上確保可能であることを確認する。(判定基準を満足させるための弁の開閉を含む) ・ポンプに異音、異臭、異常振動のないこと。 ・系統漏えいのないこと。 	<p>【日常点検】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・タービン建屋負荷遮断弁の表示状態確認 	<p>【定例試験】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系電動弁手動全開全閉試験(1ヶ月/回) <p>【判定基準】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・低圧注水系 A 系及び B 系における注入隔離弁及び洗浄水弁が動作可能であることを確認する。(動作確認) ・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。 	<差異無し>

系統名	実条件性能 (許認可要求事項)	定期事業者検査等 (判定基準)	月例等試験 (判定基準)	「実条件性能確認」適合の考え方			
				実条件性能確認との差異	実条件性能確認評価		
格納容器 圧力逃がし 装置 (66-5-1)	<p>残留熱除去系の故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合に、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための重大事故等対処設備として、格納容器圧力逃がし装置は、原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系等を経由して、フィルタ装置及びよう素フィルタへ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋屋上に設ける放出口から放出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を抑制しつつ、原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送できる設計とする。</p>	-	-	<p>○格納容器圧力逃がし装置を使用した格納容器ベント試験【定事検/月例等】 下記の通り、原子炉運転中・停止中ともに実施することは原子力安全上困難と考える。 ・格納容器から系外への各種気体放出による漏えい。</p> <p>○フィルタ装置、よう素フィルタの放射性物質除去試験【定事検/月例等】 下記の通り、原子炉運転中・停止中ともに実施することは原子力安全上困難と考える。 ・放射性物質の系外への漏えい。</p> <p>○ドレン移送ポンプ実性能検査【定事検/月例等】 下記の通り、原子炉運転中・停止中ともに実施することは原子力安全上困難と考える。 ・フィルタベント容器(フィルタ装置)内の水酸化ナトリウム溶液移送によりS/C水質が変化すること。</p> <p>○実遠隔空気駆動操作ポンプ使用による弁動作試験【定事検/月例等】 下記の通り、原子炉運転中・停止中ともに実施することは原子力安全上困難と考える。 ・本設ポンプを定期事業者検査等にて繰り返し使用すると本設ポンプ内に蓄圧された窒素を消費することから事故時に使用可能な窒素量が減少してしまうこと。</p> <p>○スクラバ pH 制御設備によるフィルタ装置への水酸化ナトリウム溶液補給【定事検/月例等】 下記の通り、原子炉運転中・停止中ともに実施することは原子力安全上困難と考える。 ・フィルタ装置の水酸化ナトリウム濃度変化※ ※フィルタ装置は常時適性な水酸化ナトリウム濃度(<input type="text"/> wt%)にて管理された状態である一方で、補給する薬液の水酸化ナトリウム濃度は <input type="text"/> wt% であることから、水酸化ナトリウム補給を実施することにより、適正に管理された水酸化ナトリウム濃度が変化してしまう。 なお、補給用水酸化ナトリウム濃度を高濃度としているのは、薬液補給量を小さくすることで薬液補給の操作に要する時間を少なくし、操作時の被ばく線量を低減させるためである。</p>	<p>・定期事業者検査等の各性能試験(テストライン使用)により所定の性能を発揮することを確認している。また、格納容器圧力逃がし装置の排出経路に設置された隔離弁の開閉試験(電気駆動操作、遠隔空気駆動操作並びに遠隔手動操作設備を用いた遠隔手動にて)を実施し、系統構成が適切になされることを確認している。 なお、遠隔空気駆動による空気駆動弁の開閉試験において、駆動源については、計装用空気圧縮系を使用する。計装用空気圧縮系(空気)と遠隔空気駆動操作ポンプ(窒素)とで使用流体に差異はあるが、使用流体の密度差は微小かつ乾燥状態であり、空気駆動弁への供給圧力(駆動圧力)も同等である。以上のことから、実条件相当の条件で実施した開閉試験を実施することで系統構成が適切になされることを確認している。</p> <p>・月例等試験において、それぞれの機能が維持されていることを定例試験及び日常管理により確認している。</p>		
				<p>フィルタ装置性能検査 ・フィルタ装置容器の機能性能に影響を及ぼす有意な損傷のないこと。 ・フィルタ装置のスクラバ水位が 500mm 以上及び 2200mm 以下であることを確認する。</p>	<p>【日常点検】(1ヶ月/回) 【判定基準】 ・フィルタ装置のスクラバ水位が 500mm 以上及び 2200mm 以下であることを確認する。</p>	<p>○フィルタ装置容器の性能検査【月例等】 下記の通り、原子炉運転中に実施することは原子力安全上困難と考える。 ・性能確認のためには設備分解(保温等)必要があるが、プラント運転中は待機要求があるため実施困難。</p>	<p>左記確認を原子炉運転中に実施することは困難であることから実条件性能確認に対しては下記の通り。</p> <p>【定事検】 ・フィルタ装置容器の機能性能に影響を及ぼす有意な損傷のないことを確認している。また、スクラバ水位が放射性物質除去性能が担保されている 500mm 以上 2200mm 以下に維持されていることを確認している。</p> <p>【日常管理】 ・日常監視によりスクラバ水位が放射性物質除去性能が担保されている 500mm 以上 2200mm 以下に維持されていることを確認している。</p> <p>以上の組み合わせにより実条件性能を確認していると整理する。</p>
				<p>よう素フィルタ性能検査 ・よう素フィルタ容器の機能性能に影響を及ぼす有意な損傷のないこと。</p>	<p>【日常点検】</p>	<p>○よう素フィルタ性能確認試験【月例等】 下記の通り、原子炉運転中に実施することは原子力安全上困難と考える。 ・性能確認のためには設備分解(保温等)必要があるが、プラント運転中は待機要求があるため実施困難。</p>	<p>左記確認を原子炉運転中に実施することは困難であることから実条件性能確認に対しては下記の通り。</p> <p>【定事検】 ・よう素フィルタ容器の機能性能に影響を及ぼす有意な損傷のないことを確認している。</p> <p>【日常管理】 ・日常監視による外観点検を行うことで機能が維持されていることを確認している。</p> <p>以上の組み合わせにより実条件性能を確認していると整理する。</p>

系統名	実条件性能 (許認可要求事項)	定期事業者検査等 (判定基準)	月例等試験 (判定基準)	「実条件性能確認」適合の考え方	
				実条件性能確認との差異	実条件性能確認評価
格納容器 圧力逃がし 装置 (66-5-1)	残留熱除去系の故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合に、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための重大事故等対処設備として、格納容器圧力逃がし装置は、原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系等を経由して、フィルタ装置及びよう素フィルタへ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋屋上に設ける放出口から放出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を抑制しつつ、原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送できる設計とする。	フィルタ装置スクラバ水性能検査 ・フィルタ装置のスクラバ水の水酸化ナトリウムの濃度が[]wt%以上であること pH が [] 以上であること。	【日常点検】	○フィルタ装置スクラバ水性能検査【月例等】 下記の通り、原子炉運転中に実施することは原子力安全上困難と考える。 ・運用と性能を考慮した最適点として管理された通常水位(約 1000mm)から低下してしまうため、フィルタ装置の性能に影響を及ぼす恐れがある。	左記確認を原子炉運転中に実施することは困難であることから実条件性能確認に対しては下記の通り。 【定事検】 ・フィルタ装置スクラバ水性能検査にてフィルタ装置のスクラバ水の水酸化ナトリウムの濃度が[]wt%以上であること及び pH が [] 以上であることを確認している。 【日常管理】 ・定事検において評価した結果を担保し、スクラバ水位監視(有意な変動、漏洩の有無)を行うことで機能が維持されていることを確認している。 以上の組み合わせにより実条件性能を確認していると整理する。
		ドレン移送ポンプ性能検査 ・テストループを用いた運転確認にてドレン移送ポンプの流量が 9.1m ³ /h、揚程が 14.3m 以上であること。 ・ポンプに異音、異臭、異常振動のないこと。 ・系統漏えいのないこと。	【日常点検】	○ドレン移送ポンプ性能検査【月例等】 下記の通り、原子炉運転中に実施することは原子力安全上困難と考える。 ・運用と性能を考慮した最適点として管理された通常水位(約 1000mm)から低下してしまうため、フィルタ装置の性能に影響を及ぼす恐れがある。	左記確認を原子炉運転中に実施することは困難であることから実条件性能確認に対しては下記の通り。 【定事検】 ・ドレン移送ポンプ性能検査にてテストループを用いた運転確認にてドレン移送ポンプの流量が 9.1m ³ /h、揚程が 14.3m 以上であることを確認している。 【日常管理】 ・ドレン移送ポンプ状態確認試験にて、必要な電源供給が可能でありポンプ起動可能であることを確認している。 また、ポンプ外観点検を行うことで機能が維持されていることを確認している。 以上の組み合わせにより実条件性能を確認していると整理する。
		圧力低減設備その他の安全設備の作動検査 ・格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は人力により容易かつ確実に開閉操作ができること。	【日常点検】 ・主要弁の表示状態確認	○圧力低減設備その他の安全設備の作動検査【月例等】 下記の通り、原子炉運転中に実施することは原子力安全上困難と考える。 ・格納容器バウンダリの解除。	左記確認を原子炉運転中に実施することは困難であることから実条件性能確認に対しては下記の通り。 【定事検】 ・格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は人力により容易かつ確実に開閉操作ができることを確認している。 【日常管理】 ・格納容器圧力逃がし装置の排出経路に設置された隔離弁は、運転中は格納容器バウンダリを維持することが要求されるため実施できないことから、状態監視(外観点検、ランプ表示、警報発生の有無)により健全性を確認している。 なお、開閉試験(定例試験)は定事検停止時に実施する。 ・遠隔空気駆動弁操作ポンペが使用可能であることを巡視点検で確認している。 以上の組み合わせにより実条件性能を確認していると整理する。
		スクラバ pH 制御装置性能検査 ・テストループを用いた運転確認にてスクラバ pH 制御ポンプの容量が [] L/min/個、吐出圧力が [] MPa 以上(試験流体の密度補正を考慮)であること。 ・ポンプに異音、異臭、異常振動のないこと。 ・系統漏えいのないこと。	【SA定例試験】 ・スクラバ pH 制御設備状態確認試験(3 か月/回)		
		—	【巡視点検】又は【日常点検】(1 ヶ月/回)	【判定基準】 ・格納容器圧力逃がし装置が使用可能であることを確認する。(外観点検) また、系統が窒素置換されていることを系統圧力が保持されていることにより確認する。	—

系統名	実条件性能 (許認可要求事項)	定期事業者検査等 (判定基準)	月例等試験 (判定基準)	「実条件性能確認」適合の考え方			
				実条件性能確認との差異	実条件性能確認評価		
常設代替 交流電源 設備 (66-12-1)	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)した場合の重大事故等対処設備として、常設代替交流電源設備を使用する。常設代替交流電源設備は、第一ガスタービン発電機、第一ガスタービン発電機用燃料タンク、第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ、軽油タンク、タンクローリ(16kL)、電路、計測制御装置等で構成し、第一ガスタービン発電機を中央制御室での操作にて速やかに起動し、非常用高圧母線 C 系及び非常用高圧母線 D 系、又は AM 用 MCC へ接続することで電力を供給できる設計とする。第一ガスタービン発電機の燃料は、第一ガスタービン発電機用燃料タンクより第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプを用いて補給できる設計とする。また、第一ガスタービン発電機用燃料タンクの燃料は、軽油タンクよりタンクローリ(16kL)を用いて補給できる設計とする。	-	-	<p>○常設代替交流電源設備からの実受電試験【定事検/月例等】 下記の通り、原子炉運転中・停止中ともに実施することは原子力安全上困難と考える。 ・常設代替交流電源設備からの実受電は非常用高圧母線 2 系統と AM 用 MCC へ受電することであるが、常設代替交流電源設備は全交流電源喪失後に非常用母線に接続する設計であり、受電状態の非常用母線に接続するための発電機の同期機能を有していない。受電するためには非常用高圧母線の 2 母線と AM 用 MCC の停電操作が必要となり、安全系 2 系統及び重大事故等対処設備の機能喪失となる。</p>	<p>・定期事業者検査等及び月例等試験にて第一ガスタービン発電機単体試験により運転状態に異常がなく動作可能であることを確認している。また機能・性能に影響を及ぼす恐れがないことを確認している。 ・第一ガスタービン発電機の負荷試験(模擬負荷)は、定期事業者検査等にて保全計画に基づく本格点検時に実施し、当該周期にて負荷試験を実施することで第一ガスタービン発電機の発電機能が維持されていることを確認する。 ・非常用高圧母線 C 系及び非常用高圧母線 D 系、又は AM 用 MCC へ接続することで電力を供給できることの確認については、当該系統を構成する第一ガスタービン発電機、非常用 M/C、AM 用 MCC、及び各機器に接続する高圧ケーブルの健全性を定期事業者検査等にて保全計画に基づく点検時に確認する。</p>		
				<p>常設代替交流電源設備検査(単体試験) ・第一ガスタービン発電機を起動し、運転状態(電圧等)に異常のないこと。</p>	<p>【定例試験】 ・第一ガスタービン発電機手動起動試験(1ヶ月/回)</p> <p>【判定基準】 ・第一ガスタービン発電機を起動し、運転状態(電圧等)に異常のないことを確認する。</p>	<差異無し>	-
				<p>【定例試験】 ・第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ手動起動試験(1ヶ月/回)</p> <p>【判定基準】 ・第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプを起動し、動作可能であることを確認する。(動作確認)</p>	<p>【定例試験】 ・第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ手動起動試験(1ヶ月/回)</p> <p>【判定基準】 ・第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプを起動し、動作可能であることを確認する。(動作確認)</p>	<差異無し>	-
				<p>【巡視点検】(1ヶ月/回)</p> <p>【判定基準】巡視点検 ・第一ガスタービン発電機用燃料タンクの油量が 20kL 以上であることを確認する。ただし、第一ガスタービン発電機の運転中及び運転終了後 12 時間を除く。</p>	<p>【判定基準】巡視点検 ・第一ガスタービン発電機用燃料タンクの油量が 20kL 以上であることを確認する。ただし、第一ガスタービン発電機の運転中及び運転終了後 12 時間を除く。</p>	<差異無し>	-
原子炉建 屋ブローア ウトパネル (66-14-2)	原子炉建屋原子炉区域の気密パウンダリの一部として原子炉建屋に設置する原子炉建屋ブローアウトパネルは、閉状態を維持できる、又は開放時に容易かつ確実に再閉止できる設計とする。また、現場において、人力により操作できる設計とする。	原子炉建屋ブローアウトパネル機能検査 ・燃料取替床ブローアウトパネル閉止装置の性能検査を実施する。 ・燃料取替床ブローアウトパネル閉止装置が人力により閉止できること。	【定例試験】 ・ブローアウトパネル閉止装置動作試験(1ヶ月/回) <p>【判定基準】 ・ブローアウトパネル閉止装置が使用可能であること。(動作確認)</p>	<p>○燃料取替床ブローアウトパネル閉止装置全閉操作【月例等】 下記の通り、原子炉運転中に実施することは原子力安全上困難と考える。 ・ブローアウトパネル閉止装置の閉鎖は、飛散防止チェーンが干渉することから困難である。また、既存ブローアウトパネルと重なるところまで閉鎖すると、既存ブローアウトパネルの開放を阻害することから運転中に閉鎖することは安全上困難と考える。</p> <p>○燃料取替床ブローアウトパネル閉止装置の現場閉止操作【月例等】 下記の通り、原子炉運転中に実施することは原子力安全上困難と考える。 ・ブローアウトパネル閉止装置の現場手動閉止は、駆動モータの軸に手動操作ハンドルを取り付けて駆動させることから、遠隔操作機能喪失となる。(人身安全を考慮し手動操作ハンドル取り付け時は、駆動モータの電源を開放しなければならない)</p>	<p>左記確認を原子炉運転中に実施することは困難であることから実条件性能確認に対しては下記の通り。</p> <p>【定事検】 ・燃料取替床ブローアウトパネル閉止装置を全閉操作し、要求性能確認を確認している。 ・燃料取替床ブローアウトパネル閉止装置が人力により閉止できることを確認している。</p> <p>【月例等】 ・月例等試験時に燃料取替床ブローアウトパネル閉止装置を試験モード(電動にて寸動させるモード)にて動作可能であることを確認している。また、巡視点検による外観点検を行うことで現場閉止操作機能の健全性を確認している。</p> <p>以上の組み合わせにより実条件性能を確認していると整理する。</p>		

系統名	実条件性能 (許認可要求事項)	定期事業者検査等 (判定基準)	月例等試験 (判定基準)	「実条件性能確認」適合の考え方	
				実条件性能確認との差異	実条件性能確認評価
可搬型代替注水ポンプ(A-2級) (66-19-1)	<p>低圧代替注水系(可搬型)(66-4-2) 代替淡水源の水を残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器に注水することで炉心を冷却できる設計とする。</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)(66-6-2) 代替淡水源の水を残留熱除去系等を経由して格納容器スプレイ・ヘッドからドライウエル内及びサブプレッション・チェンバ内にスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることができる設計とする。</p> <p>格納容器下部注水系(可搬型)(66-7-2) 代替淡水源の水を復水補給水系を経由して原子炉格納容器下部へ注水し、溶融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した溶融炉心を冷却できる設計とする。</p> <p>燃料プール代替注水系(66-9-1) 代替淡水源の水を燃料プール代替注水系配管等を経由して常設スプレイヘッドから使用済燃料プールへ注水することで、使用済燃料プールの水位を維持できる設計とする。</p>	—	—	<p>○66-4-2 残留熱除去系等を経由した原子炉圧力容器への注水【定事検/月例等】 下記の通り、原子炉運転中・停止中ともに実施することは原子力安全上困難と考える。 ・注水可能圧力まで原子炉圧力を減圧すると原子炉運転継続不可。 ・注水に伴う原子炉水質の悪化、異物混入。</p> <p>○66-6-2 残留熱除去系等を経由した原子炉格納容器への注水【定事検/月例等】 下記の通り、原子炉運転中・停止中ともに実施することは原子力安全上困難と考える。 ・原子炉格納容器内機器の被水による劣化、破損。</p> <p>○66-7-2 復水補給水系を経由した原子炉格納容器下部への注水【定事検/月例等】 下記の通り、原子炉運転中・停止中ともに実施することは原子力安全上困難と考える。 ・原子炉格納容器下部ドライウエル機器の被水による劣化、破損。</p> <p>○66-9-1 燃料プール代替注水系実動作試験【定事検/月例等】 下記の通り、原子炉運転中・停止中ともに実施することは原子力安全上困難と考える。 ・使用済燃料プールへの異物混入による燃料損傷。 ・使用済燃料プールの水質悪化。</p> <p>○66-11-2 復水補給水系等を経由した復水貯蔵槽への淡水または海水注水【定事検/月例等】 下記の通り、原子炉運転中・停止中ともに実施することは原子力安全上困難と考える。 ・CSP への海水注入による水質劣化、機器腐食、異物混入。</p>	<p>・定期事業者検査等にて可搬型代替注水ポンプ(A-2級)単体試験により必要な流量及び吐出圧力を個別に確認している。また月例等試験にて動作可能であることを確認している。</p>
	<p>復水貯蔵槽への移送設備(66-11-2) 代替淡水源である防火水槽及び淡水貯水池の淡水を復水補給水系等を経由して復水貯蔵槽へ供給できる設計とする。また、海水を復水補給水系等を経由して復水貯蔵槽へ供給できる設計とする。</p>	<p>可搬型代替注水ポンプ(A-2級)機能検査 ・吐出圧力が 1.29MPa[gage]以上、流量が⁵147m³/h/台以上であること。 ・吐出圧力が 1.63MPa[gage]以上、流量が⁵120m³/h/台以上であること。 ・吐出圧力が 1.67MPa[gage]以上、流量が⁵90m³/h/台以上であること。</p>	<p>【定例試験】 ・動作・状態確認(3ヶ月/回)</p> <p>【判定基準】 ・可搬型代替注水ポンプ(A-2級)を起動し、動作可能であること。(動作確認)</p>	<差異無し>	<p>【定事検】 ・可搬型代替注水ポンプ(A-2級)単体試験により必要な流量及び吐出圧力を確認している。</p> <p>【月例等】 ・可搬型代替注水ポンプ(A-2級)については、仮設計器を用いた流量、吐出圧力の確認は定事検で担保し、定例試験では動作可能(車載付計器確認含む)であることを確認する。</p> <p>以上の組み合わせにより実条件性能を確認していると整理する。</p>

他条文により確認		【月例等】との差異		【定事検/月例等】との差異		東京電力			
柏崎刈羽7号炉									
保安規定 条文	保安規定 条文名称	保安規定（サーベイランス、運転上の制限）	実条件性能 （許認可要求事項）	定期事業者検査等名称（仮称）	定期事業者検査等での判定基準（案）	月例等定期試験名称（仮称）	月例等試験の判定基準（チェックシート等での記載内容）		
「実条件性能確認」適合の考え方									
実条件性能確認との差異【定事検/月例等】				実条件性能確認評価/ブロン					
66-1-1	ATWS緩和設備 (代替制御挿入機能)	(1)運転上の制限 ATWS緩和設備(代替制御挿入機能)が動作可能であること 動作可能であるべきチャンネル数(論理毎) 原子炉圧力高:2チャンネル 原子炉水位異常低(レベル2):2チャンネル 所要数 手動ARI:2個 (2)確認事項 1.代替制御挿入機能 機能検査を実施する。定事検停止時 運転評価GM 2.原子炉圧力高 7.48MPa[gage]以下 原子炉の状態が運転及び起動において、動作不能でないことを指示により確認する。1ヶ月に1回 当直長 チャンネル校正を実施する。定事検停止時 計測制御GM 論理回路機能検査を実施する。定事検停止時 運転評価GM 3.原子炉水位異常低(レベル2) 1.165cm以上(圧力容器等レベルより) 原子炉の状態が運転及び起動において、動作不能でないことを指示により確認する。1ヶ月に1回 当直長 チャンネル校正を実施する。定事検停止時 計測制御GM 論理回路機能検査を実施する。定事検停止時 運転評価GM 4.手動ARI 論理回路機能検査を実施する。定事検停止時 運転評価GM	【設置許可本文】 発電用原子炉が運転を緊急に停止してはいけない状況にもかかわらず、原子炉出力、原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止してはいけないことが推定される場合の重大事故等対応設備として、ATWS 緩和設備(代替制御挿入機能)は、原子炉圧力高又は原子炉水位低(レベル2)の信号により、全制御挿入を挿入させて発電用原子炉を未編入にできる設計とする。また、ATWS 緩和設備(代替制御挿入機能)は、中央制御室の操作スイッチを手動で操作することで作動させることができる設計とする。	監視機能健全性確認検査 監視機能健全性確認検査 ・試験装置を用いて各検出要素の動作に必要な模擬入力を与え、その時の動作値を確認する。また必要に応じ警報、表示灯の確認を行う。 ・定期事業者検査成績書の添付「特性検査記録」の判定基準を満足すること。	原子炉保護系インターロック機能検査 原子炉保護系インターロック機能検査 ・代替制御挿入機能が正常に動作すること。 ・各要素の検出器(センサー)の動作を電気回路で模擬し、論理回路全てが働くことを警報及び表示灯等により確認する。 ・手動ARIを動作させ警報及び表示灯等により確認する。	【日常点検】 ・日常点検表による指示値の確認(1ヶ月/回)	【判定基準】 動作不能でないことを指示により確認する。	左記確認を原子炉運転中に実施することは困難であることから実条件性能確認に対しては下記の通り。 【定事検】 ・原子炉停止時に実施する定事検において模擬信号を投入した実条件試験を実施している。 ・代替制御挿入機能に必要な模擬入力を与えることにより、その時の動作値の確認、論理回路の動作確認を行うことにより判定基準を満足することを確認している。 ・手動ARIを動作させ警報、表示灯等の確認を行うことにより判定基準を満足することを確認している。 【日常点検】 ・代替制御挿入機能作動信号であり、論理回路を動作させる事は、制御挿入による原子炉停止を引き起こすリスクが増加することから通常運転中の「実条件性能確認」は監視により担保している。 ・日常点検表により、動作不能でないことを原子炉圧力計及び原子炉水位計の指示値を確認している。 以上の組み合わせにより実条件性能を確認していると整理する。	
66-1-2	ATWS緩和設備 (代替制御挿入機能)	(1)運転上の制限 ATWS緩和設備(代替制御挿入機能)が動作可能であること 動作可能であるべきチャンネル数(論理毎) 原子炉圧力高:2チャンネル 原子炉水位異常低(レベル2):2チャンネル 所要数 RFP-ASD手動停止:10台 (2)確認事項 1.代替制御挿入機能 機能検査を実施する。定事検停止時 運転評価GM 2.原子炉圧力高 7.48MPa[gage]以下 原子炉の状態が運転及び起動において、動作不能でないことを指示により確認する。1ヶ月に1回 当直長 チャンネル校正を実施する。定事検停止時 計測制御GM 論理回路機能検査を実施する。定事検停止時 運転評価GM 3.原子炉水位異常低(レベル3) 1.285cm以上(圧力容器等レベルより) 原子炉の状態が運転及び起動において、動作不能でないことを指示により確認する。1ヶ月に1回 当直長 チャンネル校正を実施する。定事検停止時 計測制御GM 論理回路機能検査を実施する。定事検停止時 運転評価GM 4.原子炉水位異常低(レベル2) 1.165cm以上(圧力容器等レベルより) 原子炉の状態が運転及び起動において、動作不能でないことを指示により確認する。1ヶ月に1回 当直長 チャンネル校正を実施する。定事検停止時 計測制御GM 論理回路機能検査を実施する。定事検停止時 運転評価GM 5. RFP-ASD手動スイッチ 論理回路機能検査を実施する。定事検停止時 運転評価GM	【設置許可本文】 発電用原子炉が運転を緊急に停止してはいけない状況にもかかわらず、原子炉出力、原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止してはいけないことが推定される場合の重大事故等対応設備として、ATWS 緩和設備(代替制御挿入機能)は、原子炉圧力高又は原子炉水位低(レベル3)の信号により、冷却材再循環ポンプ4台を自動停止し、原子炉水位低(レベル2)の信号により冷却材再循環ポンプ6台を自動停止させて、発電用原子炉の出力を制御できる設計とする。また、ATWS 緩和設備(代替制御挿入機能)は、自動で停止しない場合に、中央制御室の操作スイッチを手動で操作することで、冷却材再循環ポンプを停止させることができる設計とする。	監視機能健全性確認検査 監視機能健全性確認検査 ・試験装置を用いて各検出要素の動作に必要な模擬入力を与え、その時の動作値を確認する。また、必要に応じ警報、表示灯の確認を行う。 ・定期事業者検査成績書の添付「特性検査記録」の判定基準を満足すること。	原子炉保護系インターロック機能検査 原子炉保護系インターロック機能検査 ・代替制御挿入機能が正常に動作すること。 ・各要素の検出器(センサー)の動作を電気回路で模擬し、論理回路全てが働くことを警報及び表示灯等により確認する。 ・RFP-ASD手動スイッチを動作させ警報及び表示灯等により確認する。	【日常点検】 ・日常点検表による指示値の確認(1ヶ月/回)	【判定基準】 動作不能でないことを指示により確認する。	左記確認を原子炉運転中に実施することは困難であることから実条件性能確認に対しては下記の通り。 【定事検】 ・原子炉停止時に実施する定事検において模擬信号を投入した実条件試験を実施している。 ・代替制御挿入機能に必要な模擬入力を与えることにより、その時の動作値の確認、論理回路の動作確認を行うことにより判定基準を満足することを確認している。 ・手動ARIを動作させ警報、表示灯等の確認を行うことにより判定基準を満足することを確認している。 【日常点検】 ・代替制御挿入機能作動信号であり、論理回路を動作させる事は、再循環ポンプ/トリップによる原子炉停止を引き起こすリスクが増加することから通常運転中の「実条件性能確認」は監視により担保している。 ・日常点検表により、動作不能でないことを原子炉圧力計及び原子炉水位計の指示値を確認している。 以上の組み合わせにより実条件性能を確認していると整理する。	
66-2-1	高圧代替注水系 (中央制御室からの遠隔起動)	(1)運転上の制限 高圧代替注水系が動作可能であること 所要数 高圧代替注水系ポンプ:1台 復水貯蔵槽:66-11-1において定める。 可搬型代替交流電源設備:66-12-2において定める。 可搬型直流電源設備:66-12-5において定める。 常設代替交流電源設備:66-12-1において定める。 常設代替直流電源設備:66-12-4において定める。 (2)確認事項 1.高圧代替注水系ポンプが動作可能であることを確認する。また、ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあることを確認する。待機状態となる前に1回 当直長 2.高圧代替注水系における注入弁が閉すること及び原子炉隔離時冷却系過熱事故時蒸気止め弁が動作可能(中接全閉)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閉閉状態を確認する。待機状態となる前に1回 当直長 3.高圧代替注水系における注入弁が閉することを確認する。また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあることを確認する。定事検停止後の原子炉起動中に1回 当直長 4.高圧代替注水系における注入弁が閉することを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の閉閉状態を確認する。定事検停止後の原子炉起動中に1回 当直長 5.原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上において、高圧代替注水系における注入弁が閉することを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の閉閉状態を確認する。1ヶ月に1回 当直長 6.原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上において、高圧代替注水系における注入弁が閉することを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の閉閉状態を確認する。1ヶ月に1回 当直長	【設置許可本文】 高圧炉心注水系及び原子炉隔離時冷却系が機能喪失した場合の重大事故等対応設備として、高圧代替注水系は、蒸気タービン駆動ポンプにより復水貯蔵槽の水を高圧炉心注水系を経由して、原子炉圧力容器へ注入することで炉心を冷却できる設計とする。 高圧代替注水系は、常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とし、中央制御室からの操作が可能な設計とする。	高圧代替注水系機能検査 高圧代替注水系機能検査 ・原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上において、高圧代替注水系ポンプの流量が規定された領域内であることを確認することで高圧代替注水ポンプに必要な流量、備極が確保可能であることを確認する。(判定基準を満足させるための弁の開閉を含む)	【定例試験】 ・高圧代替注水ポンプ起動試験(定事検停止後の原子炉起動中に1回) (1ヶ月/回) 【日常点検】 ・原子炉隔離時冷却系過熱事故時蒸気止め弁の表示状態確認	【判定基準】 ・高圧代替注水系ポンプの流量が規定された領域内において、高圧代替注水系ポンプの流量が規定された領域内であることを確認する。 ・高圧代替注水系ポンプの流量が規定された領域内において、高圧代替注水系ポンプの流量が規定された領域内であることを確認する。 ・高圧代替注水系ポンプの流量が規定された領域内において、高圧代替注水系ポンプの流量が規定された領域内であることを確認する。 ・高圧代替注水系ポンプの流量が規定された領域内において、高圧代替注水系ポンプの流量が規定された領域内であることを確認する。	【定例試験】 ・高圧代替注水系電動弁手動全開全閉試験(待機状態となる前に1回) (定事検停止後の原子炉起動中に1回) (1ヶ月/回)	【判定基準】 ・高圧代替注水系における注入弁が閉することを確認する。 ・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。	○原子炉への実注入試験【定事検/月例等】 下記の通り、原子炉運転中・停止中ともに実施することは原子炉安全上困難と考える。 ・原子炉出力及び原子炉水位の実動。系統構成が適切になされることを確認している。 ・注水に伴う原子炉水質の悪化。 【ブロン疑義】 ・定期試験後の系統ベント(保安規定上要求される満水確認の位置付) ⇒試験後のベントであり、試験の合否判定に影響を与えないことからブロンに該当しない。 【差異無し】
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)	(1)運転上の制限 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止(原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上)において、高圧代替注水系又は原子炉隔離時冷却系を現場操作により起動できること。 (2)確認事項 1.原子炉の状態が運転、起動及び高温停止(原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上)において、高圧代替注水系を現場操作により起動するために必要な電動弁の手動操作レバー及びハンドルが取り付けられていることを確認する。1ヶ月に1回 当直長 2.原子炉の状態が運転、起動及び高温停止(原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上)において、原子炉隔離時冷却系を現場操作により起動するために必要な電動弁の手動操作レバー及びハンドルが取り付けられていることを確認する。1ヶ月に1回 当直長	【設置許可本文】 常設代替交流電源設備の機能喪失により中央制御室からの操作ができない場合においても、現場での人による弁の操作により、原子炉冷却圧力パワダリ/減圧対策及び原子炉冷却材圧力パワダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間にわたり、発電用原子炉の冷却を継続できる設計とする。	高圧代替注水系電動弁手動全開全閉試験 高圧代替注水系電動弁手動全開全閉試験 (1ヶ月/回)	【定例試験】 ・高圧代替注水系電動弁手動全開全閉試験(1ヶ月/回) ・高圧代替注水系電動弁手動全開全閉試験(1ヶ月/回)	【判定基準】 ・高圧代替注水系電動弁手動全開全閉試験(1ヶ月/回) ・高圧代替注水系電動弁手動全開全閉試験(1ヶ月/回)	【判定基準】 ・高圧代替注水系電動弁手動全開全閉試験(1ヶ月/回) ・高圧代替注水系電動弁手動全開全閉試験(1ヶ月/回)	○高圧代替注水系、原子炉隔離時冷却系現場実動試験【定事検/月例等】 下記の通り、原子炉運転中・停止中ともに実施することは原子炉安全上困難と考える。 ・現場系統構成による遠隔操作機能喪失。(人身安全を考慮し現場系統構成時は、電動弁の電源を開放しなければならぬ) ・現場起動に必要な電動弁には現場手動操作作用のレバー/ハンドルが取り付けられていることを月例等試験時に1ヶ月に1回確認している。 【差異無し】	
66-2-3	ほう酸水注入系 (重大事故等対応設備)	(1)運転上の制限 ほう酸水注入系が動作可能であること 所要数 ほう酸水注入系ポンプ:1台 ほう酸水注入系貯蔵タンク:1台 可搬型代替交流電源設備:66-12-2において定める。 常設代替交流電源設備:66-12-1において定める。 (2)確認事項 1.定事検停止時に、ほう酸水注入ポンプの吐出圧力が8.43MPa[gage]以上であることを確認する。定事検停止時 運転評価GM 2.原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、ほう酸水貯蔵タンクの液位及び温度が図24-1、2の範囲内にあることを確認する。毎日1回 当直長 3.原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、ほう酸水注入ポンプの吐出圧力が8.43MPa[gage]以上であることを確認する。また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態であることを確認する。1ヶ月に1回 当直長	(24条により確認)	(24条により確認)	(24条により確認)	(24条により確認)	(24条により確認)	(24条により確認)	(24条により確認)

東京電力

柏崎刈羽7号炉

保安規定		保安規定 (サーベイランス、運転上の制限)		実条件性能 (許認可要求事項)		定期事業者検査等名称 (仮称)		定期事業者検査等での判定基準 (案)		月例等定期試験名称 (仮称)		月例等試験の判定基準 (チェックシート等での記載内容)		「実条件性能確認」適合の考え方			
保安規定 条文	保安規定 条文名称													実条件性能確認との差異【定事検】【月例等】	実条件性能確認評価/ブロン		
66-3-1	代替自動減圧機能	<p>(1) 運転上の制限</p> <p>(1) 代替自動減圧ロジック(代替自動減圧機能)が動作可能であること</p> <p>(2) 自動減圧系の起動阻止スイッチが動作可能であること</p> <p>動作可能であるべき所要数・チャンネル数(論理毎)</p> <p>代替自動減圧機能論理回路:1系</p> <p>原子炉水位異常低(レベル1):2チャンネル</p> <p>残留熱除去系ポンプ吐出圧力高:1チャンネル</p> <p>自動減圧系の起動阻止スイッチ:1系</p> <p>(2) 確認事項</p> <p>1. 代替自動減圧機能機能検査を実施する。定事検停止時 運転評価GM</p> <p>2. 原子炉水位異常低(レベル1) 936cm 以上(圧力容器等レベルより)</p> <p>原子炉水位異常低(レベル1) 936cm 以上(圧力容器等レベルより)</p> <p>原子炉の状態が運転、起動及び高温停止(原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上の場合)において、動作不能でないことを指示により確認する。1ヶ月に1回 当直長</p> <p>チャンネル校正を実施する。定事検停止時 計測制御GM</p> <p>論理回路機能検査を実施する。定事検停止時 運転評価GM</p> <p>3. 残留熱除去系ポンプ吐出圧力高 0.94MPa[gage]</p> <p>原子炉の状態が運転、起動及び高温停止(原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上の場合)において、動作不能でないことを指示により確認する。1ヶ月に1回 当直長</p> <p>チャンネル校正を実施する。定事検停止時 計測制御GM</p> <p>論理回路機能検査を実施する。定事検停止時 運転評価GM</p> <p>4. 始動タイマ:10分以下</p> <p>チャンネル校正を実施する。定事検停止時 電気機器GM</p> <p>5. 自動減圧系の起動阻止スイッチ</p> <p>論理回路機能検査を実施する。定事検停止時 運転評価GM</p>		<p>【設置許可 本文】</p> <p>代替自動減圧ロジック(代替自動減圧機能)は、原子炉水位低(レベル1)及び残留熱除去系ポンプ運転(低圧注水モード)の場合に、逃がし安全弁用電磁弁を動作させることにより、逃がし安全弁を強制的に開放し、原子炉冷却材圧力(ワンダ)を減圧させることができる設計とする。18個の逃がし安全弁のうち、4個がこの機能を有している。なお、原子炉緊急停止失敗時に自動減圧系が動作すると、高圧炉心注水系及び低圧注水系から大量の冷水が注され出力の急激な上昇につながるため、自動減圧系の起動阻止スイッチにより自動減圧系及び代替自動減圧ロジック(代替自動減圧機能)による自動減圧を阻止する。</p>		<p>監視機能健全性確認検査</p>		<p>自動減圧系機能検査</p> <p>・代替自動減圧機能有する主蒸気逃がし安全弁の全数が、信号の発信から10分(設定時間)の範囲において全開すること。</p> <p>原子炉保護系インターロック機能検査</p> <p>・各要素の検出器(センサー)の作動を電気回路で模擬し、論理回路全てが働くことを警報及び表示灯等により確認する。</p> <p>・自動減圧系の起動阻止スイッチを動作させ警報及び表示灯等により確認する。</p>		<p>【監視点検】</p> <p>(1ヶ月/回)</p>		<p>【判定基準】</p> <p>・動作不能でないことを指示により確認する。</p>		<p>左記確認を原子炉運転中に実施することは困難であることから実条件性能確認に対しては下記の通り。</p> <p>【定事検】</p> <p>・原子炉停止時に実施する定事検において模擬信号を投入した実動作試験を実施している。</p> <p>・代替自動減圧機能に必要な模擬入力を与えることにより、その時の動作確認、論理回路の動作を確認する。また必要に応じ警報、表示灯等の確認を行うことにより判定基準を満足することを確認している。</p> <p>・自動減圧系の起動阻止スイッチを動作させ警報、表示灯等の確認を行うことにより判定基準を満足することを確認している。</p> <p>【日常管理】</p> <p>・代替自動減圧機能動作信号であり、論理回路を動作させる事は、原子炉急減圧によるLOCA状態の発生を引き起こすリスクが増加することから通常運転中の「実条件性能確認」は監視により担保している。</p> <p>・監視点検により、動作不能でないことを原子炉水位計及び残留熱除去系ポンプ吐出圧力計の指示値で確認している。</p> <p>以上の組み合わせにより実条件性能を確認していると整理する。</p>		<p>左記確認を原子炉運転中に実施することは困難であることから実条件性能確認に対しては下記の通り。</p> <p>【定事検】</p> <p>・原子炉停止時に実施する定事検において模擬信号を投入した実動作試験を実施している。</p> <p>・代替自動減圧機能に必要な模擬入力を与えることにより、その時の動作確認、論理回路の動作を確認する。また必要に応じ警報、表示灯等の確認を行うことにより判定基準を満足することを確認している。</p> <p>・自動減圧系の起動阻止スイッチを動作させ警報、表示灯等の確認を行うことにより判定基準を満足することを確認している。</p> <p>【日常管理】</p> <p>・代替自動減圧機能動作信号であり、論理回路を動作させる事は、原子炉急減圧によるLOCA状態の発生を引き起こすリスクが増加することから通常運転中の「実条件性能確認」は監視により担保している。</p> <p>・監視点検により、動作不能でないことを原子炉水位計及び残留熱除去系ポンプ吐出圧力計の指示値で確認している。</p> <p>以上の組み合わせにより実条件性能を確認していると整理する。</p>	
66-3-2	主蒸気逃がし安全弁(手動減圧)	<p>(1) 運転上の制限</p> <p>主蒸気逃がし安全弁による手動減圧系が動作可能であること</p> <p>所要数</p> <p>主蒸気逃がし安全弁:8個</p> <p>可搬型代替直流電源設備:66-12-2において定める。</p> <p>可搬型直流電源設備:66-12-5において定める。</p> <p>所内蓄電式直流電源設備:66-12-4において定める。</p> <p>常設代替直流電源設備:66-12-11において定める。</p> <p>(2) 確認事項</p> <p>1. 主蒸気逃がし安全弁の性能検査を実施する。定事検停止時 原子炉GM</p>		<p>【設置許可 添十追加】</p> <p>発電用原子炉の低温停止への移行又は低圧注水系を使用した注水への移行を目的として、逃がし安全弁又はタービンバイパスを使用した中央制御室からの手動操作による発電用原子炉の減圧を行う。</p>		<p>安全弁機能</p> <p>・吐出圧力が初回の使用前検査における室蒸気による吐出し圧力(平均値)の <input type="text"/> 以内にあること。(JIS B 8210:2009)に準拠) 吐出し圧力許容範囲(「吐出し圧力許容範囲表」とおり。</p> <p>検査対象設備 主蒸気逃がし安全弁 18台</p> <p>弁動作検査</p> <p>・逃がし弁動作信号を模擬的に発生、復旧させることにより、主蒸気逃がし安全弁が全開及び全閉することを確認する。</p> <p>検査対象設備 圧力スイッチ18台、主蒸気逃がし安全弁18台</p>		<p>・主蒸気逃がし安全弁・安全弁機能検査</p> <p>・主蒸気逃がし安全弁・安全弁機能検査連し弁機能検査</p>		<p>【日常点検】</p>		<p>左記確認を原子炉運転中に実施することは困難であることから実条件性能確認に対しては下記の通り。</p> <p>【定事検】</p> <p>・原子炉停止時に実施する定事検において中央制御室の操作スイッチを使用し手動で主蒸気逃がし安全弁が動作可能であることを確認する。</p> <p>【日常管理】</p> <p>・主蒸気逃がし安全弁排気室温度の監視(温度上昇が無い事)。</p> <p>・主蒸気逃がし安全弁開度表示(LOD)の確認及び手動動作に必要な操作スイッチ、電圧に係る警報が発生していないことを確認することにより異常の無い事を日常監視として実施している。</p> <p>以上の組み合わせにより実条件性能を確認していると整理する。</p>		<p>左記確認を原子炉運転中に実施することは困難であることから実条件性能確認に対しては下記の通り。</p> <p>【定事検】</p> <p>・原子炉停止時に実施する定事検において中央制御室の操作スイッチを使用し手動で主蒸気逃がし安全弁が動作可能であることを確認する。</p> <p>【日常管理】</p> <p>・主蒸気逃がし安全弁排気室温度の監視(温度上昇が無い事)。</p> <p>・主蒸気逃がし安全弁開度表示(LOD)の確認及び手動動作に必要な操作スイッチ、電圧に係る警報が発生していないことを確認することにより異常の無い事を日常監視として実施している。</p> <p>以上の組み合わせにより実条件性能を確認していると整理する。</p>			
66-3-3	主蒸気逃がし安全弁の機能回復	<p>(1) 運転上の制限</p> <p>(1) 可搬型直流電源設備又は逃がし安全弁用可搬型蓄電池による減圧系が動作可能であること</p> <p>(2) 高圧室蒸気ガス供給系による可搬型蓄電池が動作可能であること</p> <p>所要数</p> <p>1. 可搬型直流電源設備による減圧系</p> <p>AM用切替装置(SRV):1個</p> <p>可搬型直流電源設備:66-12-5において定める。</p> <p>常設代替直流電源設備:66-12-4において定める。</p> <p>2. 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による減圧系</p> <p>逃がし安全弁用可搬型蓄電池:1個</p> <p>3. 高圧室蒸気ガスポンプ供給系による可搬型蓄電池が動作可能であること</p> <p>高圧室蒸気ガスポンプ:5本</p> <p>(2) 確認事項</p> <p>1. 可搬型直流電源設備による減圧系</p> <p>1. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、AM用切替装置(SRV)が使用可能であることを外観点検により確認する。1ヶ月に1回 当直長</p> <p>2. 逃がし安全弁用可搬型蓄電池の蓄電池電圧が131V以上であることを確認する。定事検停止時 計測制御GM</p> <p>3. 高圧室蒸気ガス供給系による可搬型蓄電池による減圧系</p> <p>1. 逃がし安全弁用可搬型蓄電池の蓄電池電圧が131V以上であることを確認する。定事検停止時 計測制御GM</p> <p>2. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、逃がし安全弁用可搬型蓄電池が使用可能であることを確認する。3ヶ月に1回 当直長</p> <p>3. 高圧室蒸気ガス供給系による可搬型蓄電池による減圧系</p> <p>1. 高圧室蒸気ガス供給系A系及びB系の供給圧力の設定値が <input type="text"/> MPa[gage] 以上に設定できることを確認するとともに、非常用室蒸気ガス供給弁、常用・非常用室蒸気ガス連絡弁及び非常用室蒸気ガス供給止め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 原子炉GM</p> <p>2. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、高圧室蒸気ガスポンプの外観点検及び規定圧力の確認により、使用可能であることを確認する。1ヶ月に1回 当直長</p>		<p>【設置許可 添十追加】</p> <p>常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁が作動しない場合、可搬型直流電源設備(給電準備が完了するまでの間は常設代替直流電源設備を使用)若しくは逃がし安全弁用可搬型蓄電池により直流電源を確保して逃がし安全弁を動作させるか、又は代替逃がし安全弁駆動装置により逃がし安全弁を動作させて発電用原子炉を減圧する。</p>		<p>直流電源系機能検査</p>		<p>直流電源系機能検査</p> <p>・逃がし安全弁用可搬型蓄電池の蓄電池電圧が131V以上であることを確認する。</p>		<p>【日常点検】</p> <p>(1ヶ月/回)</p>		<p>【判定基準】</p> <p>・AM用切替装置(SRV)が使用可能であることを外観点検により確認する。</p>		<p><差異無し></p>		<p>左記確認を原子炉運転中に実施することは困難であることから実条件性能確認に対しては下記の通り。</p> <p>【定事検】</p> <p>・各弁が動作可能であることを実動作させて確認する。</p> <p>【日常管理】</p> <p>・監視点検時の外観点検により、各弁に異常がないこと及び高圧室蒸気ガス供給系ポンプの外観点検及び規定圧力を確認する。</p> <p>以上の組み合わせにより実条件性能を確認していると整理する。</p>	
66-3-3	高圧室蒸気ガス供給系	<p>不活性ガス系からの室蒸気からの供給が喪失し、逃がし安全弁の作動に必要な室蒸気ガスの供給圧力が低下した場合、供給源を高圧室蒸気ガスポンプに切り替えて逃がし安全弁の駆動源を確保する。</p> <p>また、高圧室蒸気ガスポンプから供給している期間において、高圧室蒸気ガス供給系出口のポンプ圧力が低下した場合、高圧室蒸気ガスポンプ(特機側)へ切り替え、使用済みの高圧室蒸気ガスポンプを予備の高圧室蒸気ガスポンプと取り替える。</p>		<p>高圧室蒸気ガス供給系機能検査</p>		<p>高圧室蒸気ガス供給系機能検査</p> <p>・高圧室蒸気ガス供給系A系及びB系の供給圧力の設定値が <input type="text"/> MPa[gage] 以上に設定できること。</p> <p>・高圧室蒸気ガス供給系A系及びB系のポンプ出口圧力が <input type="text"/> MPa [gage] 以上であることを確認すること。</p> <p>・高圧室蒸気ガス供給系ポンプが5本以上確保されていること。</p>		<p>・高圧室蒸気ガス供給系A系及びB系の供給圧力の設定値が <input type="text"/> MPa[gage] 以上に設定できること。</p> <p>・高圧室蒸気ガス供給系A系及びB系のポンプ出口圧力が <input type="text"/> MPa [gage] 以上であることを確認すること。</p> <p>・高圧室蒸気ガス供給系ポンプが5本以上確保されていること。</p>		<p>【監視点検】</p> <p>(1ヶ月/回)</p>		<p>【判定基準】</p> <p>・高圧室蒸気ガスポンプの外観点検及び規定圧力の確認により、使用可能であることを確認する。</p>		<p><差異無し></p>		<p>左記確認を原子炉運転中に実施することは困難であることから実条件性能確認に対しては下記の通り。</p> <p>【定事検】</p> <p>・各弁が動作可能であることを実動作させて確認する。</p> <p>【日常管理】</p> <p>・監視点検時の外観点検により、各弁に異常がないこと及び高圧室蒸気ガス供給系ポンプの外観点検及び規定圧力を確認する。</p> <p>以上の組み合わせにより実条件性能を確認していると整理する。</p>	

東京電力

柏崎刈羽7号炉

保安規定 条文	保安規定 条文名称	保安規定(サーベイランス、運転上の制限)	実条件性能 (許認可要求事項)	定期事業者検査等名称(仮称)	定期事業者検査等での判定基準(案)	月例等定期試験名称(仮称)	月例等試験の判定基準(チェックシート等での記載内容)	「実条件性能確認」適合の考え方		
								実条件性能確認との差異【定事検】【月例等】	実条件性能確認評価/ブロン	
66-4-1	低圧代替注水系 (常設)	(1)運転上の制限 低圧代替注水系(常設)が動作可能であること 所乗数 復水移送ポンプ:2台 復水貯蔵槽:66-11-1に定める 可搬型代替交流電源設備:66-12-2に定める。 常設代替交流電源設備:66-12-1に定める。 代替所内電気設備:66-12-6に定める。 (2)確認事項 1.復水移送ポンプ1台運転にて操程が \square m以上、流量が \square m ³ /h以上であることを確認することで、復水移送ポンプ2台で流量が \square m ³ /h以上、復水移送ポンプ1台で流量が \square m ³ /h以上確保可能であることを確認する。定事検停止時 原子炉GM 2.復水補助水系におけるタービン建屋負荷遮断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 当直長 3.原子炉の状態が運転、起動、高温停止において、復水移送ポンプ2台が動作可能であることを確認し、低温停止及び燃料交換において、復水移送ポンプ1台が動作可能であることを確認する。1ヶ月に1回 当直長 4.原子炉の状態が運転、起動、高温停止、低温停止及び燃料交換において、低圧注水系A系及びB系における注入隔離弁及び洗浄水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 当直長	【設置許可本文】 残留熱除去系(低圧注水モード)の機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として、低圧代替注水系(常設)は、復水移送ポンプにより、復水貯蔵槽の水を残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする。	低圧代替注水系(常設)機能検査	運転性能検査 ・復水移送ポンプ3台の内1台運転にて操程が \square m以上、流量が \square m ³ /h以上であることを確認することで、復水移送ポンプ2台で流量が \square m ³ /h以上、復水移送ポンプ1台で流量が \square m ³ /h以上確保可能であることを確認する。(判定基準を満足させるための弁の開閉を含む) ・ポンプに異音、異臭、異常振動のないこと。 ・系統漏えいのないこと。	【定期試験】 ・復水移送ポンプ手動起動試験(1ヶ月/回) 【日常点検】 タービン建屋負荷遮断弁の表示状態確認	【判定基準】 (原子炉の状態、運転、起動、高温停止) ・復水移送ポンプ3台の内2台が動作可能であることを確認する。(動作確認) (原子炉の状態、低温停止、燃料交換) ・復水移送ポンプ3台の内1台が動作可能であることを確認する。(動作確認) ・運転中のポンプについては、運転状態により確認する。	○原子炉への実注入試験【定事検/月例等】 下記の通り、原子炉運転中・停止中ともに実施することは原子炉安全上困難と考える。 ・注水可能圧力まで原子炉圧力を減圧すると原子炉運転継続不可。 ・原子炉出力及び原子炉水位の変動。 ・注水に伴う原子炉水質の悪化。 ○復水移送ポンプ運転時の操程・流量確認不可【月例等】 下記の通り、原子炉運転中に実施することは原子炉安全上困難と考える。 ・系統構成による復水器真空度悪化。	・定期事業者検査等にて必要な流量、操程を確認し、月例等試験時はポンプ手動起動試験にて動作可能であることを確認している。 ・また電動弁についても、定期事業者検査等及び月例等試験時にそれぞれ実施可能な開閉試験を実施し、系統構成が適切になされることを確認している。 左記確認を原子炉運転中に実施することは困難であることから実条件性能確認に対しては下記の通り。 【定事検】 ・低圧代替注水系(常設)機能検査にて、残留熱除去系S/C冷卻ラインを用いた系統機能検査により、復水移送ポンプ3台の内1台運転にて操程が \square m以上、流量が \square m ³ /h以上であることを確認することで、復水移送ポンプ2台で流量が \square m ³ /h以上、復水移送ポンプ1台で流量が \square m ³ /h以上確保可能であることを確認している。なお、復水移送ポンプ3台に対して系統機能検査を実施する。(判定基準を満足させるための弁の開閉を含む) 【日常管理】 ・系統構成に必要なタービン建屋負荷遮断弁全閉操作は、プラント運転中に実施すると、プラントに外漏(タービンランドシール蒸気喪失による復水器真空度悪化)を与えるため、系統構成が実施できないことから、操程、流量の確認は、定事検で担保し、定期試験ではポンプの起動、起動状態により動作可能であることを確認している。 ・タービン建屋負荷遮断弁については、状態監視(外観点検、ランプ表示、警報発生の有無)により健全性を確認している。 なお、開閉試験(定期試験)は定事検停止時に実施する。 以上の組み合わせにより実条件性能を確認していると整理する。 【ブロン疑義】 特になし	
66-4-2	低圧代替注水系 (可搬型)	(1)運転上の制限 低圧代替注水系(可搬型)が動作可能であること 所乗数 可搬型代替注水ポンプ(A-2級):66-19-11に定める。 燃料補給設備:66-12-7に定める。 可搬型代替交流電源設備:66-12-2に定める。 常設代替交流電源設備:66-12-1に定める。 代替所内電気設備:66-12-6に定める。 (2)確認事項 なし	【設置許可本文】 残留熱除去系(低圧注水モード)の機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として、低圧代替注水系(可搬型)は、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)により、代替淡水源の水を残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器に注水することで炉心を冷却できる設計とする。	(他条文により確認)	(他条文により確認)	(他条文により確認)	(他条文により確認)	(他条文により確認)	(他条文により確認)	
							【定期試験】 ・残留熱除去系電動弁手動全開全閉試験(1ヶ月/回)	【判定基準】 ・低圧注水系A系及びB系における注入隔離弁及び洗浄水弁が動作可能であることを確認する。(動作確認) ・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。	<差異無し>	-

東京電力

柏崎刈羽7号炉

保安規定		保安規定		保安規定(サーベイランス、運転上の制限)		実条件性能(許認可要求事項)		定期事業者検査等名称(仮称)		定期事業者検査等での判定基準(案)		月例等定期試験名称(仮称)		月例等試験の判定基準(チェックシート等での記載内容)		「実条件性能確認」適合の考え方			
保安規定 条文	保安規定 条文名称															実条件性能確認評価/ブレコン			
66-5-1	格納容器圧力逃がし装置	<p>(1)運転上の制限 格納容器圧力逃がし装置が動作可能であること 所要数 フィルタ装置:1個 よう素フィルタ:2個 ラブチャーディスク:2個 遠隔空気駆動弁操作ポンプ:2本 スクラバ水pH制御設備:1式 ドレン移送ポンプ:1台 ドレンタンク:1基 フィルタ装置出口放射線モニタ:66-13-1に定める。フィルタ装置水温:66-13-1に定める。 可搬型電源供給設備:66-5-3に定める。可搬型代替水ポンプ(A-2級):66-19-1に定める。 可搬型代替交流電源設備:66-12-2に定める。可搬型直流電源設備:66-12-5に定める。 常設代替交流電源設備:66-12-1に定める。常設代替直流電源設備:66-12-4に定める。 代替所内電気設備:66-12-6に定める。</p> <p>(2)確認事項 1. よう素フィルタの性能検査を実施する。定事検停止時 原子炉GM 2. フィルタ装置の性能検査を実施する。定事検停止時 原子炉GM 3. フィルタ装置のスクラバ水の水酸化ナトリウムの濃度が \square wt%以上であること及びpHが \square 以上であることを確認する。定事検停止後の原子炉起動前に1回 原子炉GM 4. ドレン移送ポンプの流量が9.1m³/h、揚程が14.3m以上であることを確認する。定事検停止時 原子炉GM 5. 必要な電動駆動弁、空気駆動弁及び遠隔手動操作設備を用いた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 当直長 6. スクラバ水pH制御装置の性能検査を実施する。定事検停止時 原子炉GM 7. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、格納容器圧力逃がし装置が使用可能であることを確認する。また、系統が異常置換されていることを系統圧力が保持されていることにより確認する。1ヶ月に1回 当直長 8. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、フィルタ装置のスクラバ水水位が500mm以上及び2200mm以下であることを確認する。1ヶ月に1回 当直長 9. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、遠隔空気駆動弁操作ポンプが使用可能であることを確認する。3ヶ月に1回 当直長 10. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、スクラバ水pH制御装置が動作可能であることを確認する。また、水酸化ナトリウムの保有量が \square L以上であることを確認する。3ヶ月に1回 マイイル設備管理GM</p>				<p>【設置許可本文】 残留熱除去系の故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合に、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための重大事故等対応設備として、格納容器圧力逃がし装置は、原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系等を経由して、フィルタ装置及びよう素フィルタへ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋屋上に設ける放出口から放出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を抑制しつつ、原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送できる設計とする。</p>		<p>格納容器圧力逃がし装置性能検査</p>		<p>フィルタ装置性能検査 ・フィルタ装置容器の機能性能に影響を及ぼす有意な損傷のないこと。 ・フィルタ装置のスクラバ水水位が500mm以上及び2200mm以下であることを確認する。</p>		<p>【日常点検】 (1ヶ月/回)</p>		<p>【判定基準】 フィルタ装置のスクラバ水水位が500mm以上及び2200mm以下であることを確認する。</p>		<p>○格納容器圧力逃がし装置を使用した格納容器ベント試験【定事検/月例等】 下記の通り、原子炉運転中・停止中ともに実施することは原子炉安全上困難と考える。 ・格納容器から系外への各種気体放出による漏えい。</p> <p>○フィルタ装置、よう素フィルタの放射性物質除去試験【定事検/月例等】 下記の通り、原子炉運転中・停止中ともに実施することは原子炉安全上困難と考える。 ・放射性物質の系外への漏えい。</p> <p>○ドレン移送ポンプ実性能試験【定事検/月例等】 下記の通り、原子炉運転中・停止中ともに実施することは原子炉安全上困難と考える。 ・フィルタベント容器(フィルタ装置)内の水酸化ナトリウム溶液移送によりS/Oの水質が変化すること。</p> <p>○実遠隔空気駆動弁操作ポンプ使用による弁動作試験【定事検/月例等】 下記の通り、原子炉運転中・停止中ともに実施することは原子炉安全上困難と考える。 ・本設備を定期事業者検査等にて繰り返し使用すると本設備内に蓄積された窒素を消費することから事故時に使用可能な窒素量が減少してしまうこと。</p> <p>○スクラバ水pH制御設備によるフィルタ装置への水酸化ナトリウム溶液供給【定事検/月例等】 下記の通り、原子炉運転中・停止中ともに実施することは原子炉安全上困難と考える。 ・フィルタ装置の水酸化ナトリウム濃度変化[※] ※フィルタ装置は常時適性な水酸化ナトリウム濃度(\square wt%)にて管理された状態である一方で、補給する濃度の水酸化ナトリウム濃度は \square wt%であることから、水酸化ナトリウム補給を実施することにより、適正に管理された水酸化ナトリウム濃度が変化してしまう。 なお、補給水酸化ナトリウム濃度を高濃度としているのは、濃液補給量を小さくすることで濃液補給の操作に要する時間を少なくし、操作時の吸ばく量を低減させるためである。</p>		<p>○実条件性能確認との差異【定事検】【月例等】 ・定期事業者検査等の各性能試験(テストライン使用)により所定の性能を発揮することを確認している。また、格納容器圧力逃がし装置の排出経路に設置された隔離弁の開閉試験(電気駆動操作、遠隔空気駆動操作並びに遠隔手動操作設備を用いた遠隔手動にて)を実施し、系統構成が適切に保たれていることを確認している。 なお、遠隔空気駆動弁による空気駆動弁の開閉試験において、駆動源(空気)と遠隔空気駆動弁操作ポンプ(窒素)とで使用流体に差異はあるが、使用流体の密度差は微小かつ乾燥状態であり、空気駆動弁への供給圧力(駆動圧力)も同等である。以上のことから、実条件相当の条件下で実施した開閉試験を実施することで系統構成が適切に保たれていることを確認している。 ・月例等試験において、それぞれの機能が維持されていることを定期試験及び日常管理により確認している。</p>	
								<p>よう素フィルタ性能検査 ・よう素フィルタ容器の機能性能に影響を及ぼす有意な損傷のないこと。</p>		<p>【日常点検】</p>		<p>○よう素フィルタ性能確認試験【月例等】 下記の通り、原子炉運転中に実施することは原子炉安全上困難と考える。 ・性能確認のためには設備分解(保温等)が必要があるが、プラント運転中は待機要求があるため実施困難。</p>		<p>左記確認を原子炉運転中に実施することは困難であることから実条件性能確認に対しては下記の通り。</p> <p>【定事検】 ・フィルタ装置容器の機能性能に影響を及ぼす有意な損傷のないことを確認している。また、スクラバ水水位が放射性物質除去性能が担保されている500mm以上2200mm以下に維持されていることを確認している。 【日常管理】 ・日常監視によりスクラバ水水位が放射性物質除去性能が担保されている500mm以上2200mm以下に維持されていることを確認している。 以上の組み合わせにより実条件性能を確認していると整理する。</p>					
								<p>フィルタ装置スクラバ水性能検査 ・フィルタ装置のスクラバ水の水酸化ナトリウムの濃度が \square wt%以上であることを確認する。</p>		<p>【日常点検】</p>		<p>○フィルタ装置スクラバ水性能検査【月例等】 下記の通り、原子炉運転中に実施することは原子炉安全上困難と考える。 ・運用と性能を考慮した最適点として管理された通常水位(約1000mm)から低下してしまつたため、フィルタ装置の性能に影響を及ぼす恐れがある。</p>		<p>左記確認を原子炉運転中に実施することは困難であることから実条件性能確認に対しては下記の通り。</p> <p>【定事検】 ・フィルタ装置スクラバ水性能検査にてフィルタ装置のスクラバ水水位が \square wt%以上であることを確認している。 【日常管理】 ・定事検において評価した結果を担保し、スクラバ水水位監視(有意な変動、潮流の有無)を行うことで機能が維持されていることを確認している。 以上の組み合わせにより実条件性能を確認していると整理する。</p>					
								<p>ドレン移送ポンプ性能検査 ・テストループを用いた運転確認にてドレン移送ポンプの流量が9.1m³/h、揚程が14.3m以上であることを確認する。 ・ポンプノイズ、異音、異臭、異常振動のないこと。 ・系)漏えいのないこと。</p>		<p>【日常点検】</p>		<p>○ドレン移送ポンプ性能検査【月例等】 下記の通り、原子炉運転中に実施することは原子炉安全上困難と考える。 ・運用と性能を考慮した最適点として管理された通常水位(約1000mm)から低下してしまつたため、フィルタ装置の性能に影響を及ぼす恐れがある。</p>		<p>左記確認を原子炉運転中に実施することは困難であることから実条件性能確認に対しては下記の通り。</p> <p>【定事検】 ・ドレン移送ポンプ性能検査にてテストループを用いた運転確認にてドレン移送ポンプの流量が9.1m³/h、揚程が14.3m以上であることを確認している。 ・運用と性能を考慮した最適点として管理された通常水位(約1000mm)から低下してしまつたため、フィルタ装置の性能に影響を及ぼす恐れがある。 【日常管理】 ・ドレン移送ポンプ状態確認試験にて、必要な電源供給が可能でありポンプ起動可能であることを確認している。 また、ポンプ外観点検を行うことで機能が維持されていることを確認している。 以上の組み合わせにより実条件性能を確認していると整理する。</p>					
								<p>圧力低減設備その他の安全設備の作動検査 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は人力により容易かつ確実に開閉操作ができること。</p>		<p>【日常点検】 ・主要弁の表示状態確認</p>		<p>○圧力低減設備その他の安全設備の作動検査【月例等】 下記の通り、原子炉運転中に実施することは原子炉安全上困難と考える。 ・格納容器バウンダリの解除。</p>		<p>左記確認を原子炉運転中に実施することは困難であることから実条件性能確認に対しては下記の通り。</p> <p>【定事検】 ・格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は人力により容易かつ確実に開閉操作ができることを確認している。 【日常管理】 ・格納容器圧力逃がし装置の排出経路に設置された隔離弁は、運転中は格納容器バウンダリを維持することが要求されるため実施できないことから、状態監視(外観点検、ランプ表示、警報発生の有無)により健全性を確認している。 なお、開閉試験(定期試験)は定事検停止時に実施する。 ・遠隔空気駆動弁操作ポンプが使用可能であることを監視点検で確認している。 以上の組み合わせにより実条件性能を確認していると整理する。</p>					
								<p>スクラバ水pH制御装置性能検査 ・テストループを用いた運転確認にてスクラバ水pH制御ポンプの容量が \square L/min/個、吐出圧力が \square MPa以上(試験流体の密度補正を考慮)であること。 ・ポンプノイズ、異音、異臭、異常振動のないこと。 ・系統漏えいのないこと。</p>		<p>【SA定期試験】 (3か月/回)</p>		<p>【SA定期試験】 ・テストループを用いた運転確認にてスクラバ水pH制御ポンプの容量が \square L/min/個、吐出圧力が \square MPa以上(試験流体の密度補正を考慮)であること。 ・ポンプノイズ、異音、異臭、異常振動のないこと。 ・系統漏えいのないこと。 ・水酸化ナトリウム水溶液の保有量が \square L以上であることを確認する。</p>		<p><差異無し></p>					
								<p>—</p>		<p>【日常点検】 (1ヶ月/回)</p>		<p>○格納容器圧力逃がし装置が使用可能であることを確認する。(外観点検) また、系統が異常置換されていることを系統圧力が保持されていることにより確認する。</p>		<p>—</p>					

東京電力

柏崎刈羽7号炉

保安規定 条文	保安規定 条文名称	保安規定(サーベイランス、運転上の制限)	実条件性能 (許認可要求事項)	定期事業者検査名称(仮称)	定期事業者検査等での判定基準(案)	月例等定期試験名称(仮称)	月例等試験の判定基準(チェックシート等での記載内容)	「実条件性能確認」適合の考え方	
								実条件性能確認との差異【定事検】【月例等】	実条件性能確認評価/ブロン
66-5-2	耐圧強化ベント系	(1)運転上の制限 耐圧強化ベント系が動作可能であること 所要数 遠隔空気駆動弁操作ポンベ:4本 可搬型窒素供給装置:66-5-3に定める。 フィルタ装置水素濃度:66-13-1に定める。 耐圧強化ベント系放射線モニター:66-13-1に定める。 可搬型代替交流電源設備:66-12-2に定める。 可搬型直流電源設備:66-12-5に定める。 常設代替交流電源設備:66-12-1に定める。 常設代替交流電源設備:66-12-4に定める。 代前所内電気設備:66-12-6に定める。 (2)確認事項 1. 必要な電動駆動弁、空気駆動弁及び遠隔弁操作設備を用いた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 当直長 2. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、耐圧強化ベント系が使用可能であることを確認する。1ヶ月に1回 当直長 3. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、遠隔空気駆動弁操作ポンベが使用可能であることを確認する。3ヶ月に1回 当直長	【設置許可本文】 残留熱除去系の故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための重大事故等対処設備として、耐圧強化ベント系は、格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系等を経由して、主排気筒(内筒)を通して原子炉建屋外に放出することで、原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃げ場である大気へ輸送できる設計とする。	-	-	-	-	○耐圧強化ベント系を使用した格納容器ベント試験【定事検/月例等】 下記の通り、原子炉運転中・停止中ともに実施することは原子炉安全上困難と考える。 ・格納容器から系外への各種気体放出による漏えい。 ○遠隔空気駆動弁操作ポンベ使用による弁動作試験【定事検/月例等】 下記の通り、原子炉運転中・停止中ともに実施することは原子炉安全上困難と考える。 ・本設ポンベを定期事業者検査等にて繰り返し使用すると本設ポンベ内に蓄積された窒素を消費することから事故時に使用可能な窒素量が減少してしまふこと。	・定期事業者検査等にて耐圧強化ベント系の排出経路に設置された隔離弁の開閉試験(電気駆動操作、遠隔空気駆動操作並びに遠隔弁操作設備を用いた遠隔弁操作)を実施し、系統構成が適切になれることを確認している。 ・格納容器から系外への各種気体放出による漏えい。 ・遠隔空気駆動による遠隔空気駆動弁の開閉試験において、系統構成が適切になれることを確認している。 ・計装用空気圧縮系(空気)と遠隔空気駆動弁操作ポンベ(窒素)とで使用流体に差異はあるが、使用流体の密度差は微小かつ乾燥状態であり、空気駆動弁への供給圧力(駆動圧力)も同等である。以上のことから、実条件相当の条件で実施した開閉試験を実施することで、系統構成が適切になれることを確認している。 ・月例等試験において、それぞれの機能が維持されていることを日常管理により確認している。
66-5-3	可搬型窒素供給装置	(1)運転上の制限 可搬型窒素供給装置が動作可能であること 所要数 可搬型窒素供給装置:1台 (2)確認事項 1. 可搬型窒素供給装置の吐出圧力が0.5MPa、流量が70Nm ³ /h(窒素純度99%以上)であることを確認する。定事検停止時 原子炉GM 2. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、可搬型窒素供給装置が動作可能であることを確認する。3ヶ月に1回 モバイル設備管理GM	【設置許可本文】 炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内雰囲気ガスを排出するために使用する際には、排気中に含まれる水素ガス及び酸素ガスによる水素爆発を防止するため、系統内中に原子炉格納容器から耐圧強化ベント系までの配管については、系統内を不活性ガス(窒素ガス)で置換しておく運用とする。また、排出経路に水素ガス及び酸素ガスが蓄積する可能性のある箇所については、バイパスラインを設け、水素ガス及び酸素ガスを連続して排出できる設計とする。 可搬型窒素供給装置は、外部より排出経路の配管へ不活性ガス(窒素ガス)を供給できる設計とする。	可搬型窒素供給装置機能検査	可搬型窒素供給装置機能検査 ・可搬型窒素供給装置の吐出圧力が0.5MPa、流量が70Nm ³ /h(窒素純度99%以上)であることを確認する。 ※窒素濃度については、系内窒素濃度から算出する。	【SA定例試験】 可搬型窒素供給装置手動起動試験 (3ヶ月/回)	【判定基準】 ・可搬型窒素供給装置の運転状態が正常であることを確認する。 ※異常、異臭、異常振動のないこと。	<差異無し>	【定事検】 ・可搬型窒素供給装置の起動・運転状態確認により必要な機能が維持されていることを担保している。 ・可搬型窒素供給装置については、仮設計画を用いた吐出圧力・流量・窒素濃度の確認は定事検で担保し、定例試験では動作可能(車載計器確認含む)であることを、単体の運転確認により実施する。 以上の組み合わせにより実条件性能を確認していると整理する。
66-5-4	代替原子炉補機冷却系	(1)運転上の制限 代替原子炉補機冷却系2系列が動作可能であること 所要数 大容量送水車(熱交換器ユニット):1台*2 熱交換器ユニット:1式*2 可搬型代替交流電源設備:66-12-2に定める。 常設代替交流電源設備:66-12-1に定める。 燃料供給設備:66-12-7に定める。 (2)確認事項 1. 熱交換器ユニット(P27-D2000.D3000.D4000)の代替原子炉補機冷却水の流量及び揚程が以下を満足していることを確認する。 ・流量が650 m ³ /h以上で揚程が65 m以上。 ・流量が680 m ³ /h以上で揚程が56 m以上。 ・流量が700 m ³ /h以上で揚程が53 m以上。 2年1回 原子炉GM 2. 熱交換器ユニット(P27-D1000.D5000)の代替原子炉補機冷却水の流量及び揚程が以下を満足していることを確認する。 ・流量が <input type="text"/> m ³ /h以上で揚程が <input type="text"/> m以上。 ・流量が <input type="text"/> m ³ /h以上で揚程が <input type="text"/> m以上。 ・流量が <input type="text"/> m ³ /h以上で揚程が <input type="text"/> m以上。 2年1回 原子炉GM 3. 大容量送水車(熱交換器ユニット用)の流量が1100 m ³ /h以上で吐出圧力が0.61MPa 以上であることを確認する。1年1回 原子炉GM 4. 原子炉補機冷却水系における常用冷却水供給側分弁及び常用冷却水戻り側分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 当直長 5. 大容量送水車(熱交換器ユニット用)が動作可能であることを確認する。3ヶ月に1回 モバイル設備管理GM 6. 熱交換器ユニットが動作可能であることを確認する。3ヶ月に1回 モバイル設備管理GM 7. 原子炉補機冷却水系における残留熱除去系熱交換器冷却水止めの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 当直長	【設置許可本文】 原子炉補機冷却系の故障又は全交流動力電源の喪失により、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として、代替原子炉補機冷却系は、サブプレッション・チャンバへの熱の蓄積により原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、熱交換器ユニットを原子炉補機冷却系に接続し、大容量送水車(熱交換器ユニット用)により熱交換器ユニットに海水を送水することで、残留熱除去系等の機器で発生した熱を最終的な熱の逃げ場である大気へ輸送できる設計とする。	代替原子炉補機冷却系機能検査	運転性能検査 1. 熱交換器ユニット(P27-D2000.D3000.D4000)の代替原子炉補機冷却水の流量及び揚程が以下を満足していることを確認する。 ・流量が650m ³ /h以上で揚程が65m以上。 ・流量が680m ³ /h以上で揚程が56m以上。 ・流量が700m ³ /h以上で揚程が53m以上。 2. 熱交換器ユニット(P27-D1000.D5000)の代替原子炉補機冷却水の流量及び揚程が以下を満足していることを確認する。 ・流量が <input type="text"/> m ³ /h以上で揚程が <input type="text"/> m以上。 ・流量が <input type="text"/> m ³ /h以上で揚程が <input type="text"/> m以上。 ・流量が <input type="text"/> m ³ /h以上で揚程が <input type="text"/> m以上。 3. 大容量送水車(熱交換器ユニット用)の流量が1100m ³ /h以上で吐出圧力が0.61MPa 以上であることを確認する。	【SA巡視点検】 大容量送水車(熱交換器ユニット)点検 (3ヶ月/回)	【判定基準】 ・熱交換器ユニットが動作可能であることを確認する。 (導通確認、ハンドターニング及び外観確認)	○代替原子炉補機冷却系による実演試験【定事検/月例等】 下記の通り、原子炉運転中・停止中ともに実施することは原子炉安全上困難と考える。 ・RCW系統への異物混入。 ・原子炉運転中に実施する場合は、RCW系統不待機が必要。 ・熱交換器ユニット海水側については、腐食による劣化。 ○大容量送水車(熱交換器ユニット用)の海水の使用【定事検/月例等】 下記の通り、原子炉運転中・停止中ともに実施することは原子炉安全上困難と考える。 ・補機水路の停止が必要となりRCW/RSWが不待機となる。	・定期事業者検査等にて熱交換器ユニットは、工場試験装置を用いたポンプ機能性能試験により必要な流量・揚程(圧力損失等を考慮)を確認し、月例等試験時は熱交換器ユニットの外観点検等にて動作可能であることを確認している。また、月例等試験についても、月例等試験時にそれぞれ実施可能な開閉試験を実施し、系統構成が適切になれることを確認している。 ・定期事業者検査等にて大容量送水車(熱交換器ユニット用)の単体試験(貯水池水源)により必要な流量・吐出圧力を確認している。また月例等試験にて動作可能であることを確認している。
								左記確認を原子炉運転中に実施することは困難であることから実条件性能確認に対しては下記の通り。 【定事検】 ・工場試験装置を用いたポンプ機能性能試験により、必要な流量・揚程(圧力損失等を考慮)を確認している。 【月例等】 ・試験においては工場試験装置が必要であり、発電所構外への持ち出しが必要となることから、その間不待機状態となる。 以上の組み合わせにより実条件性能を確認していると整理する。 【ブロン確認】 特に無し	左記確認を原子炉運転中に実施することは困難であることから実条件性能確認に対しては下記の通り。 【定事検】 ・大容量送水車(熱交換器ユニット用)の単体試験により必要な流量・吐出圧力を確認している。 【月例等】 ・大容量送水車(熱交換器ユニット用)については、仮設計画を用いた流量・吐出圧力の確認は定事検で担保し、定例試験では動作可能(車載計器確認含む)であることを、貯水池を用いた単体の運転確認により実施する。 以上の組み合わせにより実条件性能を確認していると整理する。 【ブロン確認】 特に無し
								左記確認を原子炉運転中に実施することは困難であることから実条件性能確認に対しては下記の通り。 【日常点検】 ・RCW常用冷却水分離弁の表示状態確認 ○RCW常用冷却水分離弁開閉試験【月例等】 下記の通り、原子炉運転中に実施することは原子炉安全上困難と考える。 ・RCW常用冷却水断による負荷系統の温度上昇、冷却能力喪失。	左記確認を原子炉運転中に実施することは困難であることから実条件性能確認に対しては下記の通り。 【日常点検】 ・RCW常用冷却水分離弁開閉試験は、プラント運転中に実施すると、RCW常用冷却水が喪失するため実動作試験は実施せずに状態監視(外観点検、ランプ表示、警報発生の有無)により健全性を確認している。 ・残留熱除去系熱交換器冷却水止めの弁が動作可能であることを定例試験により1ヶ月/回確認している。 以上の組み合わせにより実条件性能を確認していると整理する。

東京電力									
柏崎刈羽7号炉									
保安規定 条文	保安規定 条文名称	保安規定(サーベイランス、運転上の制限)	実条件性能 (許認可要求事項)	定期事業者検査等名称(仮称)	定期事業者検査等での判定基準(案)	月例等定期試験名称(仮称)	月例等試験の判定基準(チェックシート等での記載内容)	「実条件性能確認」適合の考え方	
								実条件性能確認との差異【定事検】【月例等】	実条件性能確認評価/プレコン
66-5-5	代替循環冷却系	<p>(1) 運転上の制限 代替循環冷却系が動作可能であること 所要数 復水移送ポンプ: 2台 サブプレッション・チェンバ: 第46条に定める。 可搬型代替交流電源設備: 66-12-2に定める。 常設代替交流電源設備: 66-12-1に定める。 代替原子炉補給冷却系: 66-5-4に定める。 代替所内電気設備: 66-12-4に定める。 燃料補給設備: 66-12-7に定める。</p> <p>(2) 確認事項 1. 復水移送ポンプ1台運転にて揚程が \square m以上、流量が \square m³/h以上であることを確認することで、復水移送ポンプ2台で流量が \square m³/h以上確保可能であることを確認する。定事検停止時 原子炉GM 2. 残留熱除去系高圧炉心注水系第一止め弁及び残留熱除去系高圧炉心注水系第二止め弁、下部ドライウェル注水ライン隔離弁及び下部ドライウェル注水流量調節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閉鎖状態を確認する。定事検停止時 当直長 3. 復水補給水系におけるタービン建屋負荷遮断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閉鎖状態を確認する。定事検停止時 当直長 4. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、復水移送ポンプ2台が動作可能であることを確認する。1ヶ月に1回 当直長 5. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、低圧注水系A系及びB系における注入隔離弁及び洗浄水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閉鎖状態を確認する。1ヶ月に1回 当直長 6. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、格納容器スプレイ冷却系B系における洗浄水弁、格納容器冷却ライン隔離弁、格納容器冷却流量調節弁及び圧力抑制室スプレイ注入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閉鎖状態を確認する。1ヶ月に1回 当直長</p>	<p>【設置許可本文】 炉心の著しい損傷が発生した場合に原子炉格納容器の過圧破壊を防止するための重大事故等対応設備として、代替循環冷却系は、復水移送ポンプによりサブプレッション・チェンバのプール水を残留熱除去系熱交換器にて冷却し、残留熱除去系を経て原子炉圧力容器又は原子炉格納容器下部へ注水するとともに、原子炉格納容器内へスプレイすることで、原子炉格納容器ハウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。</p>	代替循環冷却系機能検査	<p>運転性能検査 ・復水移送ポンプ3台の内1台運転にて揚程が \square m以上、流量が \square m³/h以上であることを確認することで、復水移送ポンプ2台で流量が \square m³/h以上確保可能であることを確認する。(判定基準を満足させるための弁の閉鎖を含む) ・ポンプに異音、異臭、異常振動のないこと。 ・系統漏れのないこと。 ・S/Cにスプレイが可能であること。</p>	<p>【定期試験】 ・復水移送ポンプ手動起動試験 (1ヶ月/回)</p>	<p>【判定基準】 ・復水移送ポンプ3台の内2台が動作可能であることを確認する。(動作確認) ・運転中のポンプについては、運転状態により確認する。</p>	<p>○代替循環冷却系実動作試験【定事検/月例等】 下記の通り、原子炉運転中・停止中ともに実施することは原子炉安全上困難と考える。 ・ドライウェル機器の破損による破損。 ・復水移送系の水質悪化。 ・原子炉圧力容器の異物混入防止。 ・原子炉圧力容器の水質悪化。</p>	<p>・定期事業者検査等にて必要な流量・揚程を確認し、月例等試験時はポンプ手動起動試験にて動作可能であることを確認している。 また電動弁についても、定期事業者検査等及び月例等試験時にそれぞれ実施可能な閉鎖試験を実施し、系統構成が適切になされることを確認している。</p>
66-5-6	格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視	<p>(1) 運転上の制限 格納容器内水素濃度及び酸素濃度監視設備が動作可能であること 所要数 格納容器内水素濃度: 66-13-11に定める。 格納容器内水素濃度(SA): 66-13-11に定める。 格納容器内酸素濃度: 66-13-11に定める。</p> <p>(2) 確認事項 なし</p>	<p>【設置許可本文】 原子炉格納容器内の水素濃度監視及び酸素濃度監視を行うための重大事故等対応設備として、格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度は、炉心の著しい損傷が発生した場合に、サンプリング装置により原子炉格納容器内の気密性力を原子炉区域内へ導き、検出器で測定することで、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を中央制御室より監視できる設計とする。</p>	(他条文により確認)	(他条文により確認)	(他条文により確認)	(他条文により確認)	(他条文により確認)	(他条文により確認)
66-6-1	代替格納容器スプレイ冷却系(常設)	<p>(1) 運転上の制限 代替格納容器スプレイ冷却系(常設)が動作可能であること 所要数 復水移送ポンプ: 2台 復水貯蔵槽: 66-11-1に定める。 常設代替交流電源設備: 66-12-1に定める。 可搬型代替交流電源設備: 66-12-2に定める。 代替所内電気設備: 66-12-4に定める。</p> <p>(2) 確認事項 1. 復水移送ポンプ1台運転にて揚程が \square m以上、流量が \square m³/h以上であることを確認することで、復水移送ポンプ2台で流量が \square m³/h以上確保可能であることを確認する。定事検停止時 原子炉GM 2. 復水補給水系におけるタービン建屋負荷遮断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閉鎖状態を確認する。定事検停止時 当直長 3. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止において、復水移送ポンプ2台が動作可能であることを確認する。1ヶ月に1回 当直長 4. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止において、格納容器スプレイ冷却系B系における洗浄水弁、格納容器冷却ライン隔離弁、格納容器冷却流量調節弁及び圧力抑制室スプレイ注入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閉鎖状態を確認する。1ヶ月に1回 当直長</p>	<p>【設置許可本文】 残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)が機能喪失した場合の重大事故等対応設備として、代替格納容器スプレイ冷却系(常設)は、復水移送ポンプにより、復水貯蔵槽の水を残留熱除去系を経て格納容器スプレイ・ヘッダからドライウェル内及びサブプレッション・チェンバ内にスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることができる設計とする。</p>	代替格納容器スプレイ冷却系(常設)機能検査	<p>運転性能検査 ・復水移送ポンプ3台の内1台運転にて揚程が \square m以上、流量が \square m³/h以上であることを確認することで、復水移送ポンプ2台で流量が \square m³/h以上確保可能であることを確認する。(判定基準を満足させるための弁の閉鎖を含む) ・ポンプに異音、異臭、異常振動のないこと。 ・系統漏れのないこと。 ・S/Cにスプレイが可能であること。</p>	<p>【定期試験】 ・復水移送ポンプ手動起動試験 (1ヶ月/回)</p>	<p>【判定基準】 ・復水移送ポンプ3台の内2台が動作可能であることを確認する。(動作確認) ・運転中のポンプについては、運転状態により確認する。</p>	<p>○代替格納容器スプレイ冷却系実動作試験【定事検/月例等】 下記の通り、原子炉運転中・停止中ともに実施することは原子炉安全上困難と考える。 ・格納容器上部ドライウェル機器の破損による破損。</p>	<p>・定期事業者検査等にて必要な流量・揚程を確認し、月例等試験時はポンプ手動起動試験にて動作可能であることを確認している。 また電動弁についても、定期事業者検査等及び月例等試験時にそれぞれ実施可能な閉鎖試験を実施し、系統構成が適切になされることを確認している。</p>
						<p>【定期試験】 ・格納容器スプレイ冷却系B系における洗浄水弁、格納容器冷却ライン隔離弁、格納容器冷却流量調節弁及び圧力抑制室スプレイ注入隔離弁が動作可能であることを確認する。(動作確認) ・動作確認後、動作確認に際して作動した弁の閉鎖状態を確認する。</p>	<p>【判定基準】 ・格納容器スプレイ冷却系B系において、残留熱除去系S/C冷却ラインを用いた系統機能検査により、復水移送ポンプ3台の内1台運転にて揚程が \square m以上、流量が \square m³/h以上であることを確認することで、復水移送ポンプ2台で流量が \square m³/h以上確保可能であることを確認している。なお、復水移送ポンプ3台に対して系統機能検査を実施する。(判定基準を満足させるための弁の閉鎖を含む)</p>	<p>○復水移送ポンプ運転時の揚程・流量確認不可【月例等】 下記の通り、原子炉運転中に実施することは原子炉安全上困難と考える。 ・系統構成による復水器真空度悪化。</p>	<p>【日常管理】 ・系統構成に必要なタービン建屋負荷遮断弁全閉操作は、プラント運転中に実施すると、プラントに外乱(タービンランドシールド蒸気喪失による復水器真空度悪化)を与えるため、系統構成が実施できないことから、揚程・流量の確認は、定事検で担保し、定期試験ではポンプの起動、起動状態により動作可能であることを確認している。 また、RHポンプサーベイランスにてS/Cスプレイラインの健全性を確認している。 ・タービン建屋負荷遮断弁については、状態監視(外観点検、ランプ表示、警報発生の有無)により健全性を確認している。 なお、閉鎖試験(定期試験)は定事検停止時に実施する。</p>
						<p>【定期試験】 ・タービン建屋負荷遮断弁の表示状態確認</p>	-	<p>○復水移送ポンプ運転時の揚程・流量確認不可【月例等】 下記の通り、原子炉運転中に実施することは原子炉安全上困難と考える。</p>	<p>【プレコン疑義】 特に無し</p>
						<p>【定期試験】 ・格納容器スプレイ冷却系B系における洗浄水弁、格納容器冷却ライン隔離弁、格納容器冷却流量調節弁及び圧力抑制室スプレイ注入隔離弁が動作可能であることを確認する。(動作確認) ・動作確認後、動作確認に際して作動した弁の閉鎖状態を確認する。</p>	<p>【判定基準】 ・残留熱除去系電動弁手動全閉試験 (1ヶ月/回)</p>	<p><差異無し></p>	-

他条文により確認

【月例等】との差異

【定事検/月例等】との差異

東京電力

柏崎刈羽7号炉

保安規定 条文	保安規定 条文名称	保安規定(サーベイランス、運転上の制限)	実条件性能 (許認可要求事項)	定期事業者検査等名称(仮称)	定期事業者検査等での判定基準(案)	月例等定期試験名称(仮称)	月例等試験の判定基準(チェックシート等での記載内容)	「実条件性能確認」適合の考え方			
								実条件性能確認との差異【定事検】【月例等】	実条件性能確認評価/ブロン		
66-6-2	代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)	(1)運転上の制限 代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)が動作可能であること 所要数 可搬型代替注水ポンプ(A-2級):66-19-11に定める。 燃料補給設備:66-12-7に定める。 常設代替交流電源設備:66-12-2に定める。 可搬型代替交流電源設備:66-12-2に定める。 代替所内電気設備:66-12-6に定める。 (2)確認事項 なし	【設置許可本文】 残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)の機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として、代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)は、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)により、代替淡水の水を残留熱除去系等を経由して格納容器スプレイヘッダからドライウェル内及びサブプレッション/チェンバ内へスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることができる設計とする。	(他条文により確認)	(他条文により確認)	(他条文により確認)	(他条文により確認)	(他条文により確認)	(他条文により確認)		
66-7-1	格納容器下部注水系(常設)	(1)運転上の制限 格納容器下部注水系(常設)が動作可能であること 所要数 復水移送ポンプ:1台 復水貯蔵槽:66-11-1に定める。 常設代替交流電源設備:66-12-2に定める。 可搬型代替交流電源設備:66-12-2に定める。 代替所内電気設備:66-12-6に定める。 (2)確認事項 1. 復水移送ポンプ1台運転にて操程が□m以上、流量が□m ³ /h以上であることを確認する。定事検停止時 原子炉GM 2. 復水補給系における下部ドライウェル注水量調節弁及び下部ドライウェル注水ライン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 当直長 3. 復水補給系におけるタービン建屋負荷遮断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 当直長 4. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、復水移送ポンプ1台が動作可能であることを確認する。1ヶ月1回 当直長	【設置許可本文】 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却を行うための重大事故等対処設備として、格納容器下部注水系(常設)は、復水移送ポンプにより、復水貯蔵槽の水を復水補給系等を経由して原子炉格納容器下部へ注水し、溶融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した溶融炉心を冷却できる設計とする。	格納容器下部注水系(常設)機能検査	-	-	-	【定期試験】 ・MUWCポンプ手動起動試験(1ヶ月/回)	【判定基準】 ・復水移送ポンプ3台の内1台が動作可能であることを確認する。(動作確認) ・運転中のポンプについては、運転状態により確認する。	○格納容器下部注水系実動作試験【定事検/月例等】 下記の通り、原子炉運転中・停止中ともに実施することは原子力安全上困難と考える。 ・格納容器下部ドライウェル機器の被水による破壊。 -定期事業者検査等にて必要な流量、操程を確認し、月例等試験時はポンプ手動起動試験にて動作可能であることを確認している。 また電動弁についても、定期事業者検査等にて実施可能な開閉試験を実施し、月例等試験において、それぞれの機能が維持されていることを確認することで系統構成が適切になれることを確認している。	
								【日常点検】 下部ドライウェル注水弁の表示状態確認	-		○復水移送ポンプ運転時の操程・流量確認不可【月例等】 下記の通り、原子炉運転中に実施することは原子力安全上困難と考える。 ・系統構成による復水器具真空度悪化。
								【日常点検】 タービン建屋負荷遮断弁の表示状態確認	-		
66-7-2	格納容器下部注水系(可搬型)	(1)運転上の制限 格納容器下部注水系(可搬型)が動作可能であること 所要数 可搬型代替注水ポンプ(A-2級):66-19-11に定める。 燃料補給設備:66-12-7に定める。 常設代替交流電源設備:66-12-2に定める。 可搬型代替交流電源設備:66-12-2に定める。 代替所内電気設備:66-12-6に定める。 (2)確認事項 なし	【設置許可本文】 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却を行うための重大事故等対処設備として、格納容器下部注水系(可搬型)は、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)により、代替淡水の水を復水補給系等を経由して原子炉格納容器下部へ注水し、溶融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した溶融炉心を冷却できる設計とする。	(他条文により確認)	(他条文により確認)	(他条文により確認)	(他条文により確認)	(他条文により確認)	(他条文により確認)		
66-8-1	静的触媒式水素再結合器	(1)運転上の制限 静的触媒式水素再結合器の所要数が動作可能であること 所要数 静的触媒式水素再結合器:54個 静的触媒式水素再結合器動作監視装置:66-13-11に定める。 (2)確認事項 1. 静的触媒式水素再結合器が動作可能であることを確認する。定事検停止時 原子炉GM 2. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止、低温停止及び燃料交換において、所要数の静的触媒式水素再結合器が動作可能であることを外観点検により確認する。1ヶ月1回 当直長	【設置許可本文】 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うち、炉心の著しい損傷により原子炉格納容器から原子炉建屋内に水素ガスが漏れ出した場合において、原子炉建屋内の水素濃度上昇を抑制し、水素濃度を可能限り未満に制御する重大事故等対処設備として、静的触媒式水素再結合器は、運転員の起動操作を必要とせずに、原子炉格納容器から原子炉建屋に漏れ出した水素ガスと酸素ガスを触媒反応によって再結合させることで、原子炉建屋内の水素濃度の上昇を抑制し、原子炉建屋の水素爆発を防止できる設計とする。	静的触媒式水素再結合器機能検査	-	-	-	○水素再結合反応の実動作【定事検/月例等】 下記の通り、原子炉運転中・停止中ともに実施することは原子力安全上困難と考える。 ・原子炉建屋オペレーティングフロアでの水素ガス使用による火災、爆発リスク。 -定期事業者検査等にて水素処理機能検査用の検査装置を用いて機能を確認し、月例等試験にて動作可能であることを外観点検により確認している。			
									【監視点検】 1ヶ月/回	【判定基準】 ・原子炉の状態が運転、起動、高温停止、低温停止及び燃料交換において、所要数の静的触媒式水素再結合器が動作可能であることを外観点検により確認する。	左記確認を原子炉運転中に実施することは困難であることから実条件性能確認に対しては下記の通り。 【定事検】 ・水素処理機能検査用の検査装置を用いた触媒式水素再結合器の触媒カートリッジ単体の試験により、触媒機能の健全性を確認している。 【日常管理】 ・外観点検により、水素再結合装置が性能劣化に必要な健全性が損なわれていないことを確認している。 以上の組み合わせにより実条件性能を確認していると整理する。
66-8-2	原子炉建屋内の水素濃度監視	(1)運転上の制限 原子炉建屋内水素濃度監視設備が動作可能であること 所要数 原子炉建屋水素濃度:8個 (2)確認事項 1. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止、低温停止及び燃料交換において、動作不能でないことを指示により確認する。1ヶ月1回 当直長 2. チャンネル校正を実施する。定事検停止時 計測制御GM	【設置許可本文】 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うち、炉心の著しい損傷により原子炉格納容器から原子炉建屋内に漏れ出した水素ガスの濃度を測定するため、炉心の著しい損傷が発生した場合に水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる重大事故等対処設備として、原子炉建屋水素濃度は、中央制御室において連続監視できる設計とし、常設代替交流電源設備又は可搬型交流電源設備からの給電が可能な設計とする。	監視機能健全性確認検査	監視機能健全性確認検査 ・試験装置を用いて各種要素の動作に必要な模擬入力を与え、その時の値を確認する。また、必要に応じ警報、表示灯の確認を行う。定期事業者検査成績書の添付(特種検査記録)の判定基準を満足すること。	【日常点検】 1ヶ月/回	【判定基準】 動作不能でないことを指示により確認する。	<差異無し>	-		

他条文により確認

【月例等】との差異

【定事検/月例等】との差異

東京電力

柏崎刈羽7号炉

保安規定 条文	保安規定 条文名称	保安規定(サーベランス、運転上の制限)	実条件性能 (許認可要求事項)	定期事業者検査等名称(仮称)	定期事業者検査等での判定基準(案)	月例等定期試験名称(仮称)	月例等試験の判定基準(チェックシート等での記載内容)	「実条件性能確認」適合の考え方	
								実条件性能確認との差異【定事検】【月例等】	実条件性能確認評価/ブロン
66-9-1	燃料プール代替注水系	(1)運転上の制限 可搬型スプレイヘッダ及び常設スプレイヘッダを使用した燃料プール代替注水系が動作可能であること ただし、常設スプレイヘッダが所定数を満足していない場合でも、可搬型スプレイヘッダが所定数を満足していれば燃料プール代替注水系は動作可能とみなす。 所定数 可搬型スプレイヘッダ:1個 常設スプレイヘッダ:1個 可搬型代替注水ポンプ(A-1級):1台 可搬型代替注水ポンプ(A-2級):66-19-1に定める。 燃料補給設備:66-12-7に定める。 (2)確認事項 1. 可搬型代替注水ポンプ(A-1級)及び可搬型代替注水ポンプ(A-2級)を起動し、可搬型代替注水ポンプ(A-1級)の流量が \square m^3/h 以上で、吐出圧力が \square MPa[gage]以上であることを確認する。1年に1回 タービンGM 2. 可搬型代替注水ポンプ(A-1級)及び可搬型代替注水ポンプ(A-2級)を起動し、可搬型代替注水ポンプ(A-1級)が動作可能であることを確認する。3ヶ月に1回 モバイル設備管理GM 3. 可搬型スプレイヘッダが使用可能であることを外観点検により確認する。3ヶ月に1回 発電GM 4. 常設スプレイヘッダが使用可能であることを外観点検により確認する。1ヶ月に1回 当直長	【設置許可本文】 残留熱除去系(燃料プール冷却モード)及び燃料プール冷却浄化系の有する使用済燃料プールの冷却機能喪失又は残留熱除去系ポンプによる使用済燃料プールへの補給機能が喪失し、又は使用済燃料プールに接続する配管の破損等により使用済燃料プール水の循環が滞り、又は使用済燃料プールの水位が低下した場合に、使用済燃料プール内燃料棒等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するための重大事故等対処設備として、燃料プール代替注水系は、可搬型代替注水ポンプ(A-1級)及び可搬型代替注水ポンプ(A-2級)又は可搬型代替注水ポンプ(A-2級)により、代替淡水源の水を燃料プール代替注水系配管等を経由して常設スプレイヘッダから使用済燃料プールへ注水することで、使用済燃料プールの水位を維持できる設計とする。or 代替淡水源の水をホースを経由して可搬型スプレイヘッダから使用済燃料プールへ注水することで、使用済燃料プールの水位を維持できる設計とする。	燃料プール代替注水系機能検査	燃料プール代替注水系機能検査 ・流量: \square m^3/h 以上、吐出圧力: \square MPa[gage]以上であること。	【SA定期試験】 (3ヶ月/回)	【判定基準】 ・可搬型代替注水ポンプ(A-1級)を起動し、動作可能であること。(動作確認)	○燃料プール代替注水系実動作試験【定事検/月例等】 下記の通り、原子炉運転中・停止中ともに実施することは原子力安全上困難と考える。 ・使用済燃料プールへの異物混入による燃料損傷。 ・使用済燃料プールの水質悪化。	・定期事業者検査等及び月例等試験にて可搬型代替注水ポンプ(A-1級)及び可搬型代替注水ポンプ(A-2級)の組み合わせ試験を実施する。定期事業者検査等では、必要な流量及び吐出圧力を確認し、月例等試験において、それぞれの機能が維持されていることを確認している。
				-	-	【巡視点検】 (3ヶ月/回)	【判定基準】 燃料プール代替注水ポンプ(A-1級)が使用可能であることを外観点検により確認する。	<差異無し>	【定事検】 ・可搬型代替注水ポンプ(A-1級)及び可搬型代替注水ポンプ(A-2級)の組み合わせ試験により必要な流量及び吐出圧力を確認している。 【月例等】 ・可搬型代替注水ポンプ(A-1級)については、仮設流量計を用いた流量、吐出圧力の確認は定事検で担保し、定期試験では動作可能(車載付計器確認含む)であることを確認する。 以上の組み合わせにより実条件性能を確認していると整理する。 【ブロン疑義】 特に無し
				-	-	【巡視点検】 (1ヶ月/回)	【判定基準】 常設スプレイヘッダが使用可能であることを外観点検により確認する。	<差異無し>	
66-9-2	使用済燃料プールの除熱	(1)運転上の制限 燃料プール冷却浄化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 所定数 燃料プール冷却浄化系ポンプ:1台 燃料プール冷却浄化系熱交換器:1基 代替原子炉補機冷却系:66-9-4に定める。 常設代替交流電源設備:66-12-4に定める。 可搬型代替交流電源設備:66-12-4に定める。 (2)確認事項 1. 燃料プール冷却浄化系ポンプの流量が \square m^3/h 以上で、全揚程が \square m以上であることを確認する。1年に1回 原子炉GM 2. FPCろ過脱塩器第一入口弁、FPCろ過脱塩器第二入口弁、FPCろ過脱塩器出口弁及びFPCろ過脱塩器バイパス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年に1回 当直長 3. 燃料プール冷却浄化系ポンプが起動することを確認する。1ヶ月に1回 当直長	【設置許可本文】 使用済燃料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、燃料プール冷却浄化系は、使用済燃料プールの水をポンプにより熱交換器等を経由して循環させることで、使用済燃料プールを冷却できる設計とする。	燃料プール冷却浄化系機能検査	燃料プール冷却浄化系機能検査 ・燃料プール冷却浄化系ポンプ2台の内1台運転時、流量が \square m^3/h 以上で、全揚程が \square m以上であることを。(判定基準を満足させるための弁の開閉を含む) ・ポンプに異常、異音、異常振動のないこと。 ・系統漏れのないこと。	【定期試験】 燃料プール冷却浄化系ポンプ 起動試験 (1ヶ月/回)	【判定基準】 燃料プール冷却浄化系ポンプが2台の内1台が起動することを確認する。 ・運転中のポンプについては、運転状態により確認する。	○運転性能検査【月例等】 下記の通り、原子炉運転中・停止中ともに実施することは原子力安全上困難と考える。 ・FPCろ過脱塩器による使用済み燃料プールの水質悪化。	左記確認を原子炉運転中・停止中に実施することは困難であることから実条件性能確認に対しては下記の通り。 【定事検】 ・燃料プール冷却浄化系機能検査にて、FPCろ過脱塩器を用いた系統機能検査により、燃料プール冷却浄化系ポンプ2台の内1台運転にて、流量が \square m^3/h 以上で、全揚程が \square m以上であることを確認している。(判定基準を満足させるための弁の開閉を含む) 【月例等】 ・系統機能に必要なFPCろ過脱塩器は、使用済み燃料プールの水質悪化の原因になるため、系統構成が実施できないことから、揚程、流量の確認は、定事検で担保し、定期試験ではポンプの起動、起動状態により動作可能であることを確認している。 以上より実条件性能を確認していると整理する。 【ブロン疑義】 特に無し
						【定期試験】 燃料プール冷却浄化系電動弁手動全閉試験 (1年/回)	【判定基準】 FPCろ過脱塩器第一入口弁、FPCろ過脱塩器第二入口弁、FPCろ過脱塩器出口弁及びFPCろ過脱塩器バイパス弁が動作可能であることを確認する。(動作確認) 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。	<差異無し>	
66-9-3	使用済燃料プール監視設備	(1)運転上の制限 使用済燃料プール監視設備が動作可能であること 動作可能であるべきチャンネル数 使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域):1 使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA):1 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ):1 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ:1 常設代替交流電源設備:66-12-1に定める。 可搬型代替交流電源設備:66-12-2に定める。 所内蓄電式直交流電源設備:66-12-4に定める。 可搬型直交流電源設備:66-12-5に定める。 (2)確認事項 1. 使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域)チャンネル校正を実施する。定事検停止時 計測制御GM 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において、動作不能でないことを指示により確認する。1ヶ月に1回 当直長 2. 使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)チャンネル校正を実施する。定事検停止時 計測制御GM 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において、動作不能でないことを指示により確認する。1ヶ月に1回 当直長 3. 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)チャンネル校正を実施する。定事検停止時 計測制御GM 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において、動作不能でないことを指示により確認する。1ヶ月に1回 当直長 4. 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ機能検査を実施する。定事検停止時 計測制御GM 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において、動作可能であることを確認する。1ヶ月に1回 計測制御GM	【設置許可本文】 使用済燃料プールの監視設備として、使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)、使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域)及び使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)は、想定される重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定可能な設計とする。また、使用済燃料貯蔵プール監視カメラは、想定される重大事故等時の使用済燃料プールの状態を監視できる設計とする。使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)、使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域)及び使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)は、所内蓄電式直交流電源設備及び可搬型直交流電源設備から給電が可能であり、使用済燃料貯蔵プール監視カメラは、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。	監視機能健全性確認検査	監視機能健全性確認検査(確認項目1~3) ・試験装置を用いて各検出要素の動作に必要な模擬入力を与え、その値を確認する。また、必要に応じ警報、表示灯の確認を行う。 定期事業者検査成績書の添付「特性検査記録」の判定基準を満足すること。	【日常点検】 ・日常点検表による指示値の確認 (1ヶ月/回)	【判定基準】 使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域) ・動作不能でないことを指示により確認する。 使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA) ・動作不能でないことを指示により確認する。 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ) ・動作不能でないことを指示により確認する。	<差異無し>	
						【SA巡視点検】 (1ヶ月/回)	【判定基準】 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ ・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において、動作不能でないことを確認する。 (カメラの映像確認、カメラ用空冷装置(コンプレッサー、冷却器)の動作確認)	<差異無し>	左記確認を原子炉運転中に実施することは困難であることから実条件性能確認に対しては下記の通り。 【定事検】 ・使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を起動し、監視カメラを冷却できること及びカメラの映像を確認している。 【月例等】 ・使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置の動作確認をテストモードにて行うことで原子炉建屋バンダリを閉すことなく動作確認を行っている。また、カメラの映像を確認している。 以上より実条件性能を確認していると整理する。
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	(1)運転上の制限 原子炉建屋放水設備が動作可能であること 所定数 大容量送水車(原子炉建屋放水設備用):1台 放水砲:1台 泡原液混合装置:1台 泡原液搬送車:1台 燃料補給設備:66-12-7に定める。 (2)確認事項 1. 大容量送水車(原子炉建屋放水設備用)を起動し、吐出圧力 \square MPa[gage]以上、流量が \square m^3/h 以上であることを確認する。1年に1回 タービンGM 2. 大容量送水車(原子炉建屋放水設備用)を起動し、動作可能であることを確認する。3ヶ月に1回 モバイル設備管理GM 3. 放水砲が使用可能であることを確認する。3ヶ月に1回 モバイル設備管理GM 4. 泡原液混合装置が使用可能であることを確認する。3ヶ月に1回 モバイル設備管理GM 5. 泡原液搬送車が使用可能であることを及び泡消火薬剤の備蓄量が646L以上あることを確認する。3ヶ月に1回 モバイル設備管理GM	【設置許可本文】 大気への放射性物質の拡散を抑制するための重大事故等対処設備として、原子炉建屋放水設備は、大容量送水車(原子炉建屋放水設備用)により海水をホースを経由して放水砲から原子炉建屋へ放水できる設計とする。大容量送水車(原子炉建屋放水設備用)及び放水砲は、設置場所を任意に設定し、複数の方向から原子炉建屋に向けて放水できる設計とする。 原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応するための重大事故等対処設備として、原子炉建屋放水設備は、大容量送水車(原子炉建屋放水設備用)により海水を泡消火薬剤と混合しながらホースを経由して放水砲から原子炉建屋周辺へ放水できる設計とする。	大気への放射性物質拡散抑制、航空機燃料火災泡消火機能検査	大気への放射性物質拡散抑制、航空機燃料火災泡消火機能検査 ・吐出圧力: \square MPa[gage]以上、流量: \square m^3/h 以上であること。	【SA定期試験】 (3ヶ月/回)	【判定基準】 ・大容量送水車(原子炉建屋放水設備用)を起動し、動作可能であることを確認する。(動作確認)	○大容量送水車による原子炉建屋への放水【定事検/月例等】 下記の通り、原子炉運転中・停止中ともに実施することは原子力安全上困難と考える。 ・原子炉建屋への海水及び泡消火薬剤の放水による機器の破水、劣化及び環境への影響。	・定期事業者検査等にて大容量送水車(原子炉建屋放水設備用)の単体試験(貯水池水源)により必要な流量・吐出圧力を確認している。また月例等試験にて動作可能であることを確認している。
						【SA巡視点検】 (3ヶ月/回)	【判定基準】 ・放水砲が使用可能であること。(外観点検)	<差異無し>	【定事検】 ・大容量送水車(原子炉建屋放水設備用)の単体試験により必要な流量・吐出圧力を確認している。 【月例等】 ・大容量送水車(原子炉建屋放水設備用)については、仮設流量計を用いた流量、吐出圧力の確認は定事検で担保し、定期試験では動作可能(車載付計器確認含む)であることを確認する。 以上の組み合わせにより実条件性能を確認していると整理する。 【ブロン疑義】 特に無し
						【SA巡視点検】 (3ヶ月/回)	【判定基準】 ・泡原液混合装置が使用可能であること。(外観点検)	<差異無し>	
						【SA巡視点検】 (3ヶ月/回)	【判定基準】 ・泡原液搬送車が使用可能であること。(外観点検、エンジン始動確認) ・泡消火薬剤の備蓄量が646L以上あること。	<差異無し>	

他条文により確認

【月例等】との差異

【定事検/月例等】との差異

東京電力

柏崎刈羽7号炉

保安規定 条文	保安規定 条文名称	保安規定(サーベイランス、運転上の制限)	実条件性能 (許認可要求事項)	定期事業者検査等名称(仮称)	定期事業者検査等での判定基準(案)	月例等定期試験名称(仮称)	月例等試験の判定基準(チェックシート等での記載内容)	「実条件性能確認」適合の考え方	
								実条件性能確認との差異【定事検】【月例等】	実条件性能確認評価/ブロン
66-10-2	海洋への放射性物質の拡散抑制	(1)運転上の制限 所要数が使用可能であること 所要数 小型船舶(汚濁防止設備設置用):1台 取水口側汚濁防止膜:14本 取水口側汚濁防止膜:24本 放射性物質吸着材:4080kg (2)確認事項 1.汚濁防止膜について、所要数が使用可能であることを確認する。3ヶ月に1回 モバイル設備管理GM 2.小型船舶(汚濁防止膜設置用)について、所要数が使用可能であることを確認する。3ヶ月に1回 モバイル設備管理GM 3.放射性物質吸着材について、所要数が使用可能であることを確認する。3ヶ月に1回 モバイル設備管理GM	【設置許可本文】 海洋への放射性物質の拡散を抑制するための重大事故等対処設備として、海洋拡散抑制設備は、放射性物質吸着材、汚濁防止膜等で構成する。放射性物質吸着材は、雨水排水路等に流入した汚染水が通過する際に放射性物質を吸着できるよう、5号、6号及び7号炉の雨水排水路水樹並びにフラップゲート入口3箇所計6箇所を設置できる設計とする。汚濁防止膜は、汚染水が発電所から海洋に流出する4箇所(北取水口、南東及び取水口、南西)に設置することとし、小型船舶(汚濁防止膜設置用)により設置できる設計とする。	-	-	【SA巡視点検】 (3ヶ月/回)	【判定基準】 -汚濁防止膜について、使用可能であること。(外観点検)	<差異無し>	-
66-11-1	重大事故等収束のための水源	(1)運転上の制限 復水貯蔵槽の水量が所要値以上であること 所要値 復水貯蔵槽:12.7m (2)確認事項 1.原子炉の状況が運転、起動、高温停止、低温停止及び燃料交換において、復水貯蔵槽の水位を確認する。24時間に1回 当直長	【設置許可本文】 想定される重大事故等時において、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である高圧代替注水系、低圧代替注水系(常設)、代替格納容器スプレイ冷却系(常設)及び格納容器下部注水系(常設)並びに重大事故等対処設備(設計基準拡張)である原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の水源として、復水貯蔵槽を使用する。	-	-	【日常点検】 -日常点検表による指示値の確認(24時間/回)	【判定基準】 -原子炉の状況が運転、起動、高温停止、低温停止及び燃料交換において、復水貯蔵槽の水位を確認する。	<差異無し>	-
66-11-2	復水貯蔵槽への移送設備	(1)運転上の制限 淡水貯水池、防火水槽及び海から復水貯蔵槽へ水を移送するための設備が動作可能であること 所要数 可搬型代替注水ポンプ(A-2級):66-19-1に定める。 大容量送水車(海水取水用):66-11-3に定める。 復水貯蔵槽:66-11-1に定める。 燃料補給設備:66-12-7に定める。 (2)確認事項 なし	【設置許可本文】 重大事故等の収束に必要な水源である復水貯蔵槽へ淡水を供給するための重大事故等対処設備として、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)は、代替水源である防火水槽及び淡水貯水池の淡水を復水補給水系等を経由して復水貯蔵槽へ供給できる設計とする。また、淡水が枯渇した場合に、重大事故等の収束に必要な水源である復水貯蔵槽へ海水を供給するための重大事故等対処設備として、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)及び大容量送水車(海水取水用)は、海水を復水補給水系等を経由して復水貯蔵槽へ供給できる設計とする。	(他条文により確認)	(他条文により確認)	(他条文により確認)	(他条文により確認)	(他条文により確認)	(他条文により確認)
66-11-3	海水移送設備	(1)運転上の制限 海水移送設備2系列が動作可能であること 所要数 大容量送水車(海水取水用):1台×2 燃料補給設備:66-12-7に定める。 (2)確認事項 1.大容量送水車(海水取水用)を起動し、流量が□□m ³ /h以上で、吐出圧力が□□MPa[gage]以上であることを確認する。1年に1回 原子炉GM 2.大容量送水車(海水取水用)を起動し、動作可能であることを確認する。3ヶ月に1回 モバイル設備管理GM	【設置許可本文】 想定される重大事故等時において、淡水が枯渇した場合に、復水貯蔵槽へ水を供給するための水源であるとともに、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である低圧代替注水系(可搬型)、代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)及び格納容器下部注水系(可搬型)の水源として、また、使用済燃料プールの冷却又は注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である燃料プール代替注水系の水源として海を利用するための重大事故等対処設備として、大容量送水車(海水取水用)を使用する。大容量送水車(海水取水用)は、海水を各系統へ供給できる設計とする。	海水移送設備機能検査	海水移送設備機能検査 ・大容量送水車(海水取水用)を起動し、流量が□□m ³ /h以上で、吐出圧力が□□MPa[gage]以上であることを確認する。	【SA定期試験】 (3ヶ月/回)	【判定基準】 ・大容量送水車(海水取水用)を起動し、動作可能であることを確認する。(動作確認)	<差異無し>	○GSPへの注水確認【定事検/月例等】 下記の通り、原子炉運転中・停止中ともに実施することは原子炉力安全上困難と考える。 ・GSPへの海水注入による水質劣化、機器腐食、異物混入。 ・定期事業者検査等にて大容量送水車(海水取水用)の単体試験(貯水池水源)により必要な流量・吐出圧力を確認している。また月例等試験にて動作可能であることを確認している。
66-12-1	常設代替交流電源設備	(1)運転上の制限 常設代替交流電源設備による電源系2系列が動作可能であること 所要数 第一ガスタービン発電機:1台 第一ガスタービン発電機用燃料タンク:1基 第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ:1台 タンクローリ(16kL):66-12-7に定める。 軽油タンク:66-12-7に定める。 (2)確認事項 1.第一ガスタービン発電機を起動し、運転状態(電圧等)に異常のないことを確認する。定事検停止時 電気機器GM 2.第一ガスタービン発電機を起動し、動作可能であることを確認する。1ヶ月に1回 当直長 3.第一ガスタービン発電機用燃料タンクの油量が20kL以上であることを確認する。ただし、第一ガスタービン発電機の運転中及び運転終了後12時間を除く。1ヶ月に1回 当直長 4.第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプを起動し、動作可能であることを確認する。1ヶ月に1回 当直長	【設置許可本文】 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)した場合の重大事故等対処設備として、常設代替交流電源設備を使用する。常設代替交流電源設備は、第一ガスタービン発電機、第一ガスタービン発電機用燃料タンク、第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ、軽油タンク、タンクローリ(16kL)、電路、計測制御装置等で構成し、第一ガスタービン発電機を中央制御室での操作にて連動やかに起動し、非常用高圧母線C系及び非常用高圧母線D系、又はAM用MCCへ接続することで電力を供給できる設計とする。第一ガスタービン発電機の燃料は、第一ガスタービン発電機用燃料タンクより第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプを用いて補給できる設計とする。また、第一ガスタービン発電機用燃料タンクの燃料は、軽油タンクよりタンクローリ(16kL)を用いて補給できる設計とする。	常設代替交流電源設備検査(単体試験)	常設代替交流電源設備検査(単体試験) ・第一ガスタービン発電機を起動し、運転状態(電圧等)に異常のないこと。	【定期試験】 第一ガスタービン発電機手動起動試験 (1ヶ月/回)	【判定基準】 ・第一ガスタービン発電機を起動し、運転状態(電圧等)に異常のないことを確認する。	<差異無し>	-
66-12-2	可搬型代替交流電源設備	(1)運転上の制限 可搬型代替交流電源設備による電源系2系列が動作可能であること 所要数 電源車:2台×2 タンクローリ(4kL):66-12-7に定める。 軽油タンク:66-12-7に定める。 (2)確認事項 1.電源車を起動し、運転状態(電圧等)に異常のないことを確認する。2年に1回 電気機器GM 2.電源車を起動し、動作可能であることを確認する。3ヶ月に1回 モバイル設備管理GM	【設置許可本文】 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)した場合の重大事故等対処設備として、可搬型代替交流電源設備を使用する。可搬型代替交流電源設備は、電源車、軽油タンク、タンクローリ(4kL)、電路、計測制御装置等で構成し、電源車を非常用高圧母線C系及び非常用高圧母線D系、又はAM用MCCへ接続することで電力を供給できる設計とする。電源車の燃料は、軽油タンクよりタンクローリ(4kL)を用いて補給できる設計とする。	可搬型代替交流電源設備検査	可搬型代替交流電源設備検査(単体試験) ・電源車を起動し、運転状態(電圧等)に異常のないこと。	【SA定期試験】 (3ヶ月/回)	【判定基準】 ・電源車を起動し、運転状態(電圧等)に異常のないことを確認する。	<差異無し>	○可搬型代替交流電源設備からの実受電試験【定事検/月例等】 下記の通り、原子炉運転中・停止中ともに実施することは原子炉力安全上困難と考える。 ・可搬型代替交流電源設備からの実受電は非常用高圧母線2系統とAM用MCCへ受電することであるが、可搬型代替交流電源設備はディーゼル発電機と異なり、受電するためのケーブルを接続する必要があり、ケーブルを接続するためには、非常用高圧母線Cの2母線とAM用MCCの停電操作が必要となり、安全系2系統及び重大事故等対処設備の機能喪失となる。

他条文により確認

【月例等】との差異

【定事検/月例等】との差異

東京電力

柏崎刈羽7号炉

保安規定 条文	保安規定 条文名称	保安規定(サーベイランス、運転上の制限)	実条件性能 (許認可要求事項)	定期事業者検査等名称(仮称)	定期事業者検査等での判定基準(案)	月例等定期試験名称(仮称)	月例等試験の判定基準(チェックシート等での記載内容)	「実条件性能確認」適合の考え方	
								実条件性能確認との差異【定事検】【月例等】	実条件性能確認評価/ブロン
66-12-3	号炉間電力融通 電気設備	(1)運転上の制限 所要数が使用可能であること 号炉間電力融通ケーブル(常設):1組 号炉間電力融通ケーブル(可搬型):1組 (2)確認事項 1.号炉間電力融通ケーブル(常設)が使用可能であることを確認する。1ヶ月に1回 当直長 2.号炉間電力融通ケーブル(可搬型)が使用可能であることを確認する。3ヶ月に1回 モバイル設備管理GM	【設置許可本文】 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)した場合の重大事故等対処設備として、号炉間電力融通電気設備を使用する。号炉間電力融通電気設備は、号炉間電力融通ケーブル(常設)、号炉間電力融通ケーブル(可搬型)、計測制御装置等で構成し、号炉間電力融通ケーブル(常設)をあらかじめ敷設し、6号及び7号炉の緊急用電源切替箱断路器に手動で接続することで、他号炉の電源設備から非常用高圧母線C系及び非常用高圧母線D系に電力を供給できる設計とする。また、号炉間電力融通ケーブル(常設)が使用できない場合に、予備ケーブルとして号炉間電力融通ケーブル(可搬型)を6号及び7号炉の緊急用電源切替箱断路器に手動で接続することで、他号炉の電源設備から非常用高圧母線C系及び非常用高圧母線D系に電力を供給できる設計とする。	-	-	-	【巡視点検】 (1ヶ月/回) 【SA巡視点検】 (3ヶ月/回)	【判定基準】 ・号炉間電力融通ケーブル(常設)が使用可能であることを確認する。 (外観点検) 【判定基準】 ・号炉間電力融通ケーブル(可搬型)が使用可能であることを確認する。 (外観点検)	・非常用高圧母線C系及び非常用高圧母線D系へ電力を供給できることの確認については、号炉間電力融通ケーブルに対して、健全性を定期事業者検査等にて保安計画に基づく点検時に確認し、月例等試験による外観点検にて機器が正常であることを確認している。
66-12-4	所内蓄電式直 流電源設備及び 常設代替直 流電源設備	(1)運転上の制限 運転、起動、高温停止、低温停止及び燃料交換において、所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による電源系が動作可能であること 所要数 直流125V充電器A:1個 直流125V蓄電池A:1組 直流125V充電器A-2:1個 直流125V蓄電池A-2:1組 AM用直流125V充電器:1個 AM用直流125V蓄電池1組 (2)確認事項 1.所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備(蓄電池及び充電器)の機能を確認する。定事検停止時 運転評価GM 2.原子炉の状態が運転、起動、高温停止、低温停止及び燃料交換において、直流125V蓄電池Aの浮動充電時の蓄電池電圧が128V以上であることを確認する。1週間に1回 当直長 3.原子炉の状態が運転、起動、高温停止、低温停止及び燃料交換において、直流125V蓄電池A-2の浮動充電時の蓄電池電圧が126V以上であることを確認する。1週間に1回 当直長 4.AM用直流125V蓄電池について、浮動充電時の蓄電池電圧が128V以上であることを確認する。1週間に1回 当直長 5.原子炉の状態が運転、起動、高温停止、低温停止及び燃料交換において、直流125V充電器A及び直流125V充電器A-2の出力電圧を確認する。1週間に1回 当直長 6.AM用直流125V充電器の出力電圧を確認する。1週間に1回 当直長	【設置許可本文】 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)した場合の重大事故等対処設備として、所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備を使用する。 所内蓄電式直流電源設備は、直流125V蓄電池A、直流125V蓄電池A-2、AM用直流125V充電器、直流125V充電器A、直流125V充電器A-2、AM用直流125V充電器、電路、計測制御装置等で構成し、全交流動力電源喪失から8時間後に、不要な負荷の切り離しを行い、全交流動力電源喪失から24時間以内に、直流125V蓄電池A、直流125V蓄電池A-2及びAM用直流125V蓄電池から電力を供給できる設計とする。また、交流電源復旧後、交流電源をAM用直流125V充電器を経由し直流母線へ接続することで電力を供給できる設計とする。 常設代替直流電源設備は、AM用直流125V蓄電池、AM用直流125V充電器、電路、計測制御装置等で構成し、全交流動力電源喪失から24時間以内に、AM用直流125V蓄電池から電力を供給できる設計とする。また、交流電源復旧後、交流電源をAM用直流125V充電器を経由し直流母線へ接続することで電力を供給できる設計とする。	-	-	-	【巡視点検】 (1週間/回) 【巡視点検】 (1週間/回) 【巡視点検】 (1週間/回) 【巡視点検】 (1週間/回) 【巡視点検】 (1週間/回)	【判定基準】 ・直流125V蓄電池Aの浮動充電時の蓄電池電圧が128V以上であることを確認する。 【判定基準】 ・直流125V蓄電池A-2の浮動充電時の蓄電池電圧が126V以上であることを確認する。 【判定基準】 ・AM用直流125V蓄電池について、浮動充電時の蓄電池電圧が128V以上であることを確認する。 【判定基準】 ・直流125V充電器A及び直流125V充電器A-2の出力電圧を確認する。	・蓄電池からの電力供給【定事検/月例等】 下記の通り、原子炉運転中・停止中ともに実施することは原子炉安全上困難と考える。 ・蓄電池A-2、AMからの供給は直流母線の切替操作、負荷カットが必要となる。
66-12-5	可搬型直 流電源設備	(1)運転上の制限 可搬型直流電源設備による電源系が動作可能であること 所要数 AM用直流125V充電器:66-12-4に定める。 電源車:66-12-2に定める。 タンクローリ(4kL):66-12-7に定める。 軽油タンク:66-12-7に定める。 (2)確認事項 なし	【設置許可本文】 設計基準事故対処設備の交流電源及び直流電源が喪失した場合の重大事故等対処設備として、可搬型直流電源設備を使用する。可搬型直流電源設備は、電源車、AM用直流125V充電器、軽油タンク、タンクローリ(4kL)、電路、計測制御装置等で構成し、電源車を代替所内電気設備及びAM用直流125V充電器を経由し直流母線へ接続することで電力を供給できる設計とする。電源車の燃料は、軽油タンクよりタンクローリ(4kL)を用いて補給できる設計とする。可搬型直流電源設備は、電源車の運転を継続することで、設計基準事故対処設備の交流電源及び直流電源の喪失から24時間以内に必要な負荷に電力の供給を行うことができる設計とする。	(他条文により確認)	(他条文により確認)	(他条文により確認)	(他条文により確認)	(他条文により確認)	(他条文により確認)
66-12-6	代替所内電 気設備	(1)運転上の制限 代替所内電気設備からの給電が使用可能であること 所要数 AM用MCC:4個 AM用切替盤:2個 AM用動力変圧器:1個 AM用断路器:2個 緊急用電源切替箱接続装置:2個 緊急用電源切替箱断路器:1個 (2)確認事項 1.代替所内電気設備からの給電が使用可能であることを外観点検により確認する。1ヶ月に1回 当直長	【設置許可本文】 設計基準事故対処設備の非常用所内電気設備が機能喪失した場合の重大事故等対処設備として、代替所内電気設備を使用する。代替所内電気設備は、緊急用断路器、緊急用電源切替箱断路器、緊急用電源切替箱接続装置、AM用動力変圧器、AM用MCC、AM用切替盤、AM用操作盤、非常用高圧母線C系及び非常用高圧母線D系、計測制御装置等で構成し、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備の電路として使用し電力を供給できる設計とする。代替所内電気設備は、非常用設計基準事故対処設備である非常用所内電気設備と同時に機能喪失しない設計とする。また、代替所内電気設備及び非常用所内電気設備は、少なくとも1系統は機能の維持及び人の接近性を図る設計とする。	-	-	-	【巡視点検】 (1ヶ月/回)	【判定基準】 ・代替所内電気設備からの給電が使用可能であることを外観点検により確認する。	・代替所内電気設備からの給電が可能であることの確認については、AM用MCC、AM用切替盤、AM用操作盤、AM用動力変圧器、緊急用断路器、緊急用電源切替箱接続装置及び緊急用電源切替箱断路器に対して、健全性を定期事業者検査等にて保安計画に基づく点検時に確認し、月例等試験による外観点検にて機器が正常であることを確認している。
66-12-7	燃料補給設 備	(1)運転上の制限 重大事故等時に補給駆動用の軽油を補給する設備として、軽油タンク、タンクローリ(4kL)及びホースを使用する。可搬型代替注水ポンプ(A-1級)、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)、大容量送水車(熱交換器ユニット用)、大容量送水車(原子炉種別放水設備用)、大容量送水車(海水取水用)、モータリングホスト用発電機及び6号炉原子炉建屋内緊急事故対処所用可搬型電源設備は、軽油タンクからタンクローリ(4kL)を用いて燃料を補給できる設計とする。軽油タンクからタンクローリ(4kL)への軽油の補給は、ホースを用いる設計とする。電源車の燃料は、軽油タンクよりタンクローリ(4kL)を用いて補給できる設計とする。 (2)確認事項 1.6号炉及び7号炉の軽油タンク4基のうち1基以上が第61条で定める軽油タンクレベルを満足していることを確認する。1ヶ月に1回 当直長 2.タンクローリ(4kL)が動作可能であることを確認する。3ヶ月に1回 モバイル設備管理GM 3.タンクローリ(16kL)が動作可能であることを確認する。3ヶ月に1回 モバイル設備管理GM	【設置許可本文】 重大事故等時に補給駆動用の軽油を補給する設備として、軽油タンク、タンクローリ(4kL)及びホースを使用する。可搬型代替注水ポンプ(A-1級)、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)、大容量送水車(熱交換器ユニット用)、大容量送水車(原子炉種別放水設備用)、大容量送水車(海水取水用)、モータリングホスト用発電機及び6号炉原子炉建屋内緊急事故対処所用可搬型電源設備は、軽油タンクからタンクローリ(4kL)を用いて燃料を補給できる設計とする。軽油タンクからタンクローリ(4kL)への軽油の補給は、ホースを用いる設計とする。電源車の燃料は、軽油タンクよりタンクローリ(4kL)を用いて補給できる設計とする。 第一ガスタービン発電機の燃料は、第一ガスタービン発電機用燃料タンクより第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプを用いて補給できる設計とする。また、第一ガスタービン発電機用燃料タンクの燃料は、軽油タンクよりタンクローリ(16kL)を用いて補給できる設計とする。第一ガスタービン発電機用燃料タンクの燃料は、軽油タンクよりタンクローリ(16kL)を用いて補給できる設計とする。	-	-	-	【巡視点検】 (1ヶ月/回) 【SA定期試験】 (3ヶ月/回)	【判定基準】 ・6号炉及び7号炉の軽油タンク4基のうち1基以上が第61条で定める軽油タンクレベルを満足していること。 【判定基準】 ・タンクローリ(4kL)が動作可能であること。(動作確認) ・タンクローリ(16kL)が動作可能であること。(動作確認)	・軽油タンクからタンクローリ(4kL、16kL)を用いた燃料補給【定事検/月例等】 下記の通り、原子炉運転中・停止中ともに実施することは困難と考える。 ・現在の発電所設備で軽油タンクから軽油をタンクローリに補給する行為は、危険物を取り扱うことになり消防法上認められていない。

東京電力

柏崎刈羽7号炉

保安規定 条文	保安規定 条文名称	保安規定(サーベイランス、運転上の制限)	実条件性能 (許認可要求事項)	定期事業者検査等名称(仮称)	定期事業者検査等での判定基準(案)	月例等定期試験名称(仮称)	月例等試験の判定基準(チェックシート等での記載内容)	「実条件性能確認」適合の考え方	
								実条件性能確認との差異【定事検】【月例等】	実条件性能確認評価/ブロン
66-13-1	主要パラメータ及び代替パラメータ1. 原子炉圧力容器内の温度	(1)運転上の制限 主要パラメータ:1チャンネル以上が監視可能であること 代替パラメータ:主要パラメータの推定が可能であること 主要パラメータ要素 原子炉圧力容器温度 代替パラメータ要素 主要パラメータの他チャンネル 原子炉圧力(SA) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA) 残留熱除去系熱交換器入口温度 (2)確認事項 1. 動作不能でないことを指示により確認する。1ヶ月に1回 当直長 2. チャンネル校正を実施する。定事検停止時 計測制御GM	【設置許可本文】 初動対応での目標設定や個別戦略における判断要素として必要になる主要パラメータが採取できない場合は、判断要素として代替できる他のパラメータを採取する。	監視機能健全性確認検査	監視機能健全性確認検査 ・試験装置を用いて各検出要素の動作に必要な模擬入力を与え、その時の値を確認する。また、必要に応じ警報、表示灯の確認を行う。 ・定期事業者検査成績書の添付「特性検査記録」の判定基準を満足すること。	【日常点検】 ・日常点検表による指示値の確認 (1ヶ月/回)	【判定基準】 ・動作不能でないことを指示により確認する。	<差異無し>	-
66-13-1	主要パラメータ及び代替パラメータ2. 原子炉圧力容器内の圧力	(1)運転上の制限 主要パラメータ:1チャンネル以上が監視可能であること 代替パラメータ:主要パラメータの推定が可能であること 主要パラメータ要素 原子炉圧力 原子炉圧力(SA) 代替パラメータ要素 主要パラメータの他チャンネル 原子炉圧力(SA) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA) 原子炉圧力容器温度 原子炉圧力 (2)確認事項 1. 動作不能でないことを指示により確認する。1ヶ月に1回 当直長 2. チャンネル校正を実施する。定事検停止時 計測制御GM	同上	監視機能健全性確認検査	監視機能健全性確認検査 ・試験装置を用いて各検出要素の動作に必要な模擬入力を与え、その時の値を確認する。また、必要に応じ警報、表示灯の確認を行う。 ・定期事業者検査成績書の添付「特性検査記録」の判定基準を満足すること。	【日常点検】 ・日常点検表による指示値の確認 (1ヶ月/回)	【判定基準】 ・動作不能でないことを指示により確認する。	<差異無し>	-
66-13-1	主要パラメータ及び代替パラメータ3. 原子炉圧力容器内の水位	(1)運転上の制限 主要パラメータ:1チャンネル以上が監視可能であること 代替パラメータ:主要パラメータの推定が可能であること 主要パラメータ要素 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA) 代替パラメータ要素 主要パラメータの他チャンネル 原子炉水位(SA) 高圧代替注水系系統流量 復水補給水系流量(RHR A 系代替注水流速) 復水補給水系流量(RHR B 系代替注水流速) 原子炉隔離時冷却系系統流量 高圧炉心注水系系統流量 残留熱除去系系統流量 原子炉圧力 原子炉圧力(SA) 格納容器内圧力(S/C) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) (2)確認事項 1. 動作不能でないことを指示により確認する。1ヶ月に1回 当直長 2. チャンネル校正を実施する。定事検停止時 計測制御GM	同上	監視機能健全性確認検査	監視機能健全性確認検査 ・試験装置を用いて各検出要素の動作に必要な模擬入力を与え、その時の値を確認する。また、必要に応じ警報、表示灯の確認を行う。 ・定期事業者検査成績書の添付「特性検査記録」の判定基準を満足すること。	【日常点検】 ・日常点検表による指示値の確認 (1ヶ月/回)	【判定基準】 ・動作不能でないことを指示により確認する。	<差異無し>	-
66-13-1	主要パラメータ及び代替パラメータ4. 原子炉圧力容器への注水量	(1)運転上の制限 主要パラメータ:1チャンネル以上が監視可能であること 代替パラメータ:主要パラメータの推定が可能であること 主要パラメータ要素 高圧代替注水系系統流量 原子炉隔離時冷却系系統流量 高圧炉心注水系系統流量 復水補給水系流量(RHR A 系代替注水流速) 復水補給水系流量(RHR B 系代替注水流速) 残留熱除去系系統流量 代替パラメータ要素 復水貯蔵槽水位(SA) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA) サブプレッション・チェンバプール水位 (2)確認事項 1. 動作不能でないことを指示により確認する。1ヶ月に1回 当直長 2. チャンネル校正を実施する。定事検停止時 計測制御GM	同上	監視機能健全性確認検査	監視機能健全性確認検査 ・試験装置を用いて各検出要素の動作に必要な模擬入力を与え、その時の値を確認する。また、必要に応じ警報、表示灯の確認を行う。 ・定期事業者検査成績書の添付「特性検査記録」の判定基準を満足すること。	【日常点検】 ・日常点検表による指示値の確認 (1ヶ月/回)	【判定基準】 ・動作不能でないことを指示により確認する。	<差異無し>	-
66-13-1	主要パラメータ及び代替パラメータ5. 原子炉格納容器への注水量	(1)運転上の制限 主要パラメータ:1チャンネル以上が監視可能であること 代替パラメータ:主要パラメータの推定が可能であること 主要パラメータ要素 復水補給水系流量(RHR B 系代替注水流速) 復水補給水系流量(格納容器下部注水流速) 代替パラメータ要素 復水貯蔵槽水位(SA) 格納容器内圧力(D/W) 格納容器内圧力(S/C) 格納容器下部水位 (2)確認事項 1. 動作不能でないことを指示により確認する。1ヶ月に1回 当直長 2. チャンネル校正を実施する。定事検停止時 計測制御GM	同上	監視機能健全性確認検査	監視機能健全性確認検査 ・試験装置を用いて各検出要素の動作に必要な模擬入力を与え、その時の値を確認する。また、必要に応じ警報、表示灯の確認を行う。 ・定期事業者検査成績書の添付「特性検査記録」の判定基準を満足すること。	【日常点検】 ・日常点検表による指示値の確認 (1ヶ月/回)	【判定基準】 ・動作不能でないことを指示により確認する。	<差異無し>	-
66-13-1	主要パラメータ及び代替パラメータ6. 原子炉格納容器内の温度	(1)運転上の制限 主要パラメータ:1チャンネル以上が監視可能であること 代替パラメータ:主要パラメータの推定が可能であること 主要パラメータ要素 ドライウェル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバプール気体温度 サブプレッション・チェンバプール水温度 代替パラメータ要素 主要パラメータの他チャンネル 格納容器内圧力(D/W) 格納容器内圧力(S/C) サブプレッション・チェンバプール水温度 サブプレッション・チェンバプール気体温度 [サブプレッション・チェンバプール気体温度](常用計器) (2)確認事項 1. 動作不能でないことを指示により確認する。1ヶ月に1回 当直長 2. チャンネル校正を実施する。定事検停止時 計測制御GM	同上	監視機能健全性確認検査	監視機能健全性確認検査 ・試験装置を用いて各検出要素の動作に必要な模擬入力を与え、その時の値を確認する。また、必要に応じ警報、表示灯の確認を行う。 ・定期事業者検査成績書の添付「特性検査記録」の判定基準を満足すること。	【日常点検】 ・日常点検表による指示値の確認 (1ヶ月/回)	【判定基準】 ・動作不能でないことを指示により確認する。	<差異無し>	-

東京電力

柏崎刈羽7号炉

保安規定 条文	保安規定 条文名称	保安規定(サーベイランス、運転上の制限)	実条件性能 (許認可要求事項)	定期事業者検査等名称(仮称)	定期事業者検査等での判定基準(案)	月例等定期試験名称(仮称)	月例等試験の判定基準(チェックシート等での記載内容)	「実条件性能確認」適合の考え方	
								実条件性能確認との差異【定事検】【月例等】	実条件性能確認評価/ブロン
66-13-1	主要パラメータ及び代替パラメータ7. 原子炉格納容器内の圧力	(1)運転上の制限 主要パラメータ:1チャンネル以上が監視可能であること 代替パラメータ:主要パラメータの推定が可能であること 主要パラメータ要素 格納容器内圧力(D/W) 格納容器内圧力(S/C) 代替パラメータ要素 格納容器内圧力(S/C) ドライウェル雰囲気温度 【格納容器内圧力(D/W)】(常用計器) 格納容器内圧力(D/W) サブレーション・チェンパール気体温度 【格納容器内圧力(S/C)】(常用計器) (2)確認事項 1. 動作不能でないことを指示により確認する。1ヶ月に1回 当直長 2. チャンネル校正を実施する。定事検停止時 計測制御GM	【設置許可本文】 初動対応での目標設定や個別戦略における判断要素として必要になる主要パラメータが採取できない場合は、判断要素として代替できる他のパラメータを採取する。	監視機能健全性確認検査	監視機能健全性確認検査 ・試験装置を用いて各検出要素の動作に必要な模擬入力を与え、その時の値を確認する。また、必要に応じ警報、表示灯の確認を行う。 ・定期事業者検査成績書の添付「特性検査記録」の判定基準を満足すること。	【日常点検】 ・日常点検表による指示値の確認 (1ヶ月/回)	【判定基準】 ・動作不能でないことを指示により確認する。	<差異無し>	-
66-13-1	主要パラメータ及び代替パラメータ8. 原子炉格納容器内の水位	(1)運転上の制限 主要パラメータ:1チャンネル以上が監視可能であること 代替パラメータ:主要パラメータの推定が可能であること 主要パラメータ要素 サブレーション・チェンパール水位 格納容器下部水位 代替パラメータ要素 復水補給水流量(RHR B 系代替注水流量) 復水貯蔵槽水位(SA) 格納容器内圧力(D/W) 格納容器内圧力(S/C) 【サブレーション・チェンパール水位】(常用計器) 主要パラメータの他チャンネル 復水補給水流量(格納容器下部注水流量) (2)確認事項 1. 動作不能でないことを指示により確認する。1ヶ月に1回 当直長 2. チャンネル校正を実施する。定事検停止時 計測制御GM	同上	監視機能健全性確認検査	監視機能健全性確認検査 ・試験装置を用いて各検出要素の動作に必要な模擬入力を与え、その時の値を確認する。また、必要に応じ警報、表示灯の確認を行う。 ・定期事業者検査成績書の添付「特性検査記録」の判定基準を満足すること。	【日常点検】 ・日常点検表による指示値の確認 (1ヶ月/回)	【判定基準】 ・動作不能でないことを指示により確認する。	<差異無し>	-
66-13-1	主要パラメータ及び代替パラメータ9. 原子炉格納容器内の水素濃度	(1)運転上の制限 主要パラメータ:1チャンネル以上が監視可能であること 代替パラメータ:主要パラメータの推定が可能であること 主要パラメータ要素 格納容器内水素濃度 格納容器内水素濃度(SA) 代替パラメータ要素 主要パラメータの他チャンネル 格納容器内水素濃度(SA) 格納容器内水素濃度 (2)確認事項 1. 動作不能でないことを指示により確認する。1ヶ月に1回 当直長 2. チャンネル校正を実施する。定事検停止時 計測制御GM	同上	監視機能健全性確認検査	監視機能健全性確認検査 ・試験装置を用いて各検出要素の動作に必要な模擬入力を与え、その時の値を確認する。また、必要に応じ警報、表示灯の確認を行う。 ・定期事業者検査成績書の添付「特性検査記録」の判定基準を満足すること。	【日常点検】 ・日常点検表による指示値の確認 (1ヶ月/回)	【判定基準】 ・動作不能でないことを指示により確認する。	<差異無し>	-
66-13-1	主要パラメータ及び代替パラメータ10. 原子炉格納容器内の放射線量率	(1)運転上の制限 主要パラメータ:1チャンネル以上が監視可能であること 代替パラメータ:主要パラメータの推定が可能であること 主要パラメータ要素 格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C) 代替パラメータ要素 主要パラメータの他チャンネル 【エリア放射線モニタ】(有効監視パラメータ) (2)確認事項 1. 動作不能でないことを指示により確認する。1ヶ月に1回 当直長 2. チャンネル校正を実施する。定事検停止時 計測制御GM	同上	監視機能健全性確認検査	監視機能健全性確認検査 ・試験装置を用いて各検出要素の動作に必要な模擬入力を与え、その時の値を確認する。また、必要に応じ警報、表示灯の確認を行う。 ・定期事業者検査成績書の添付「特性検査記録」の判定基準を満足すること。	【日常点検】 ・日常点検表による指示値の確認 (1ヶ月/回)	【判定基準】 ・動作不能でないことを指示により確認する。	<差異無し>	-
66-13-1	主要パラメータ及び代替パラメータ11. 制御棒の維持又は監視率	(1)運転上の制限 主要パラメータ:1チャンネル以上が監視可能であること 代替パラメータ:主要パラメータの推定が可能であること 主要パラメータ要素 起動領域モニタ 平均出力領域モニタ 【制御棒操作監視系】 代替パラメータ要素 主要パラメータの他チャンネル 平均出力領域モニタ 【制御棒操作監視系】(有効監視パラメータ) 起動領域モニタ (2)確認事項 1. 動作不能でないことを指示により確認する。1ヶ月に1回 当直長 2. チャンネル校正を実施する。定事検停止時 計測制御GM	同上	監視機能健全性確認検査	監視機能健全性確認検査 ・試験装置を用いて各検出要素の動作に必要な模擬入力を与え、その時の値を確認する。また、必要に応じ警報、表示灯の確認を行う。 ・定期事業者検査成績書の添付「特性検査記録」の判定基準を満足すること。	【日常点検】 ・日常点検表による指示値の確認 (1ヶ月/回)	【判定基準】 ・動作不能でないことを指示により確認する。	<差異無し>	-
66-13-1	主要パラメータ及び代替パラメータ12. 最終ヒートシンクの確保 (1)代替循環冷却系	(1)運転上の制限 主要パラメータ:1チャンネル以上が監視可能であること 代替パラメータ:主要パラメータの推定が可能であること 主要パラメータ要素 サブレーション・チェンパール水温度 復水補給水流量(代替循環冷却) 復水補給水流量(RHR A 系代替注水流量) 復水補給水流量(RHR B 系代替注水流量) 復水補給水流量(格納容器下部注水流量) 代替パラメータ要素 主要パラメータの他チャンネル サブレーション・チェンパール水温度 サブレーション・チェンパール気体温度 原子炉炉水位(燃料域) 原子炉炉水位(SA) 原子炉炉力管温度 復水補給水流量(RHR A 系代替注水流量) 復水補給水流量(格納容器下部注水流量) 復水移送ポンプ吐圧力 格納容器内圧力(S/C) サブレーション・チェンパール水位 ドライウェル雰囲気温度 復水補給水流量(RHR B 系代替注水流量) 格納容器下部水位 (2)確認事項 1. 動作不能でないことを指示により確認する。1ヶ月に1回 当直長 2. チャンネル校正を実施する。定事検停止時 計測制御GM	同上	監視機能健全性確認検査	監視機能健全性確認検査 ・試験装置を用いて各検出要素の動作に必要な模擬入力を与え、その時の値を確認する。また、必要に応じ警報、表示灯の確認を行う。 ・定期事業者検査成績書の添付「特性検査記録」の判定基準を満足すること。	【日常点検】 ・日常点検表による指示値の確認 (1ヶ月/回)	【判定基準】 ・動作不能でないことを指示により確認する。	<差異無し>	-

東京電力

柏崎刈羽7号炉

保安規定 条文	保安規定 条文名称	保安規定(サーベイランス、運転上の制限)	実条件性能 (許認可要求事項)	定期事業者検査等名称(仮称)	定期事業者検査等での判定基準(案)	月例等定期試験名称(仮称)	月例等試験の判定基準(チェックシート等での記載内容)	「実条件性能確認」適合の考え方	
								実条件性能確認との差異【定事検】【月例等】	実条件性能確認評価/ブロン
66-13-1	主要パラメータ及び代替パラメータ12. 最終ヒートシンクの確保	(1)運転上の制限 主要パラメータ:1チャンネル以上が監視可能であること 代替パラメータ:主要パラメータの推定が可能であること 主要パラメータ要素 フィルタ装置水位 フィルタ装置入口圧力 フィルタ装置出口放射線モニタ フィルタ装置水温 フィルタ装置金属フィルタ差圧 フィルタ装置スクラバpH 代替パラメータ要素 主要パラメータの他チャンネル 格納容器内圧力(D/W) 格納容器内圧力(S/C) 格納容器内水温(SA) フィルタ装置水位 (2)確認事項 1. 動作不能でないことを指示により確認する。1ヶ月に1回 当直長 2. チャンネル校正を実施する。定事検停止時 計測制御GM	【設置許可本文】 初動対応での目標設定や個別戦略における判断要素として必要になる主要パラメータが採取できない場合は、判断要素として代替できる他のパラメータを採取する。	監視機能健全性確認検査	監視機能健全性確認検査 ・試験装置を用いて各検出要素の動作に必要な模擬入力を与え、その時の値を確認する。また、必要に応じ警報、表示灯の確認を行う。 ・定期事業者検査成績書の添付「特性検査記録」の判定基準を満足すること。	【日常点検】 ・日常点検表による指示値の確認(1ヶ月/回)	【判定基準】 ・動作不能でないことを指示により確認する。	<差異無し>	-
66-13-1	主要パラメータ及び代替パラメータ12. 最終ヒートシンクの確保	(1)運転上の制限 主要パラメータ:1チャンネル以上が監視可能であること 代替パラメータ:主要パラメータの推定が可能であること 主要パラメータ要素 耐圧強化ベント系放射線モニタ フィルタ装置水温 代替パラメータ要素 主要パラメータの他チャンネル 格納容器内水温(SA) (2)確認事項 1. 動作不能でないことを指示により確認する。1ヶ月に1回 当直長 2. チャンネル校正を実施する。定事検停止時 計測制御GM	同上	監視機能健全性確認検査	監視機能健全性確認検査 ・試験装置を用いて各検出要素の動作に必要な模擬入力を与え、その時の値を確認する。また、必要に応じ警報、表示灯の確認を行う。 ・定期事業者検査成績書の添付「特性検査記録」の判定基準を満足すること。	【日常点検】 ・日常点検表による指示値の確認(1ヶ月/回)	【判定基準】 ・動作不能でないことを指示により確認する。	<差異無し>	-
66-13-1	主要パラメータ及び代替パラメータ12. 最終ヒートシンクの確保	(1)運転上の制限 主要パラメータ:1チャンネル以上が監視可能であること 代替パラメータ:主要パラメータの推定が可能であること 主要パラメータ要素 残留熱除去系熱交換器入口温度 残留熱除去系熱交換器出口温度 残留熱除去系系統流量 代替パラメータ要素 原子炉圧力容器温度 ウレシジョン・チエンパ・プール水温 残留熱除去系熱交換器入口温度 原子炉補機冷却水系統流量 残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 (2)確認事項 1. 動作不能でないことを指示により確認する。1ヶ月に1回 当直長 2. チャンネル校正を実施する。定事検停止時 計測制御GM	同上	監視機能健全性確認検査	監視機能健全性確認検査 ・試験装置を用いて各検出要素の動作に必要な模擬入力を与え、その時の値を確認する。また、必要に応じ警報、表示灯の確認を行う。 ・定期事業者検査成績書の添付「特性検査記録」の判定基準を満足すること。	【日常点検】 ・日常点検表による指示値の確認(1ヶ月/回)	【判定基準】 ・動作不能でないことを指示により確認する。	<差異無し>	-
66-13-1	主要パラメータ及び代替パラメータ13. 格納容器バイパスの監視	(1)運転上の制限 主要パラメータ:1チャンネル以上が監視可能であること 代替パラメータ:主要パラメータの推定が可能であること 主要パラメータ要素 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA) 原子炉圧力 原子炉圧力(SA) 代替パラメータ要素 主要パラメータの他チャンネル 原子炉圧力容器温度 原子炉水位(SA) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉圧力 (2)確認事項 1. 動作不能でないことを指示により確認する。1ヶ月に1回 当直長 2. チャンネル校正を実施する。定事検停止時 計測制御GM	同上	監視機能健全性確認検査	監視機能健全性確認検査 ・試験装置を用いて各検出要素の動作に必要な模擬入力を与え、その時の値を確認する。また、必要に応じ警報、表示灯の確認を行う。 ・定期事業者検査成績書の添付「特性検査記録」の判定基準を満足すること。	【日常点検】 ・日常点検表による指示値の確認(1ヶ月/回)	【判定基準】 ・動作不能でないことを指示により確認する。	<差異無し>	-
66-13-1	主要パラメータ及び代替パラメータ13. 格納容器バイパスの監視	(1)運転上の制限 主要パラメータ:1チャンネル以上が監視可能であること 代替パラメータ:主要パラメータの推定が可能であること 主要パラメータ要素 ドライウェル雰囲気温度 格納容器内圧力(D/W) 代替パラメータ要素 主要パラメータの他チャンネル 格納容器内圧力(D/W) 格納容器内圧力(S/C) ドライウェル雰囲気温度 【格納容器圧力(D/W)】(常用計器) (2)確認事項 1. 動作不能でないことを指示により確認する。1ヶ月に1回 当直長 2. チャンネル校正を実施する。定事検停止時 計測制御GM	同上	監視機能健全性確認検査	監視機能健全性確認検査 ・試験装置を用いて各検出要素の動作に必要な模擬入力を与え、その時の値を確認する。また、必要に応じ警報、表示灯の確認を行う。 ・定期事業者検査成績書の添付「特性検査記録」の判定基準を満足すること。	【日常点検】 ・日常点検表による指示値の確認(1ヶ月/回)	【判定基準】 ・動作不能でないことを指示により確認する。	<差異無し>	-
66-13-1	主要パラメータ及び代替パラメータ13. 格納容器バイパスの監視	(1)運転上の制限 主要パラメータ:1チャンネル以上が監視可能であること 代替パラメータ:主要パラメータの推定が可能であること 主要パラメータ要素 高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 代替パラメータ要素 原子炉圧力 原子炉圧力(SA) 【エリア放射線モニタ】(有効監視パラメータ) (2)確認事項 1. 動作不能でないことを指示により確認する。1ヶ月に1回 当直長 2. チャンネル校正を実施する。定事検停止時 計測制御GM	同上	監視機能健全性確認検査	監視機能健全性確認検査 ・試験装置を用いて各検出要素の動作に必要な模擬入力を与え、その時の値を確認する。また、必要に応じ警報、表示灯の確認を行う。 ・定期事業者検査成績書の添付「特性検査記録」の判定基準を満足すること。	【日常点検】 ・日常点検表による指示値の確認(1ヶ月/回)	【判定基準】 ・動作不能でないことを指示により確認する。	<差異無し>	-

他条文により確認

【月例等】との差異

【定事検/月例等】との差異

東京電力

柏崎刈羽7号炉

保安規定 条文	保安規定 条文名称	保安規定(サーベイランス、運転上の制限)	実条件性能 (許認可要求事項)	定期事業者検査等名称(仮称)	定期事業者検査等での判定基準(案)	月例等定期試験名称(仮称)	月例等試験の判定基準(チェックシート等での記載内容)	「実条件性能確認」適合の考え方	
								実条件性能確認との差異【定事検】【月例等】	実条件性能確認評価/ブロン
66-13-1	主要パラメータ及び代替パラメータ14. 水源の確保	(1)運転上の制限 主要パラメータ:1チャンネル以上が監視可能であること 代替パラメータ:主要パラメータの推定が可能であること 主要パラメータ要素 復水貯蔵槽水位(SA) サブプレッション・チェンバプール水位 代替パラメータ要素 高圧代替注水系系統流量 復水補給水系流量(RHR A系代替注水流速) 復水補給水系流量(RHR B系代替注水流速) 原子炉隔離時冷却系系統流量 高圧炉心注水系系統流量 復水補給水系流量(格納容器下部注水流速) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA) 復水移送ポンプ吐出圧力 【復水貯蔵槽水位】(常用計器) 残留熱除去系統流量 復水移送ポンプ吐出圧力 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 【サブプレッション・チェンバプール水位】(常用計器) (2)確認事項 1. 動作不能でないことを指示により確認する。1ヶ月に1回 当直長 2. チャンネル校正を実施する。定事検停止時 計測制御GM	【設置許可本文】 初動対応での目標設定や個別戦略における判断要素として必要になる主要パラメータが採取できない場合は、判断要素として代替できる他のパラメータを採取する。	監視機能健全性確認検査	監視機能健全性確認検査 ・試験装置を用いて各検出要素の動作に必要な模擬入力を与え、その時の値を確認する。また、必要に応じ警報、表示灯の確認を行う。 ・定期事業者検査成績書の添付「特性検査記録」の判定基準を満足すること。	【日常点検】 ・日常点検表による指示値の確認 (1ヶ月/回)	【判定基準】 ・動作不能でないことを指示により確認する。	<差異無し>	-
66-13-1	主要パラメータ及び代替パラメータ15. 原子炉建屋内の水温測定	(1)運転上の制限 主要パラメータ:1チャンネル以上が監視可能であること 代替パラメータ:主要パラメータの推定が可能であること 66-8-2に運転上の制限を定める 主要パラメータ要素 原子炉建屋水温測定 代替パラメータ要素 主要パラメータの他チャンネル 静的熱媒式水温再結合器動作監視装置 (2)確認事項 1. 動作不能でないことを指示により確認する。1ヶ月に1回 当直長 2. チャンネル校正を実施する。定事検停止時 計測制御GM	同上	監視機能健全性確認検査	監視機能健全性確認検査 ・試験装置を用いて各検出要素の動作に必要な模擬入力を与え、その時の値を確認する。また、必要に応じ警報、表示灯の確認を行う。 ・定期事業者検査成績書の添付「特性検査記録」の判定基準を満足すること。	【日常点検】 ・日常点検表による指示値の確認 (1ヶ月/回)	【判定基準】 ・動作不能でないことを指示により確認する。	<差異無し>	-
66-13-1	主要パラメータ及び代替パラメータ16. 原子炉格納容器内の酸素濃度	(1)運転上の制限 主要パラメータ:1チャンネル以上が監視可能であること 代替パラメータ:主要パラメータの推定が可能であること 主要パラメータ要素 格納容器内酸素濃度 代替パラメータ要素 主要パラメータの他チャンネル 格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C) 格納容器内圧力(D/W) 格納容器内圧力(S/C) (2)確認事項 1. 動作不能でないことを指示により確認する。1ヶ月に1回 当直長 2. チャンネル校正を実施する。定事検停止時 計測制御GM	同上	監視機能健全性確認検査	監視機能健全性確認検査 ・試験装置を用いて各検出要素の動作に必要な模擬入力を与え、その時の値を確認する。また、必要に応じ警報、表示灯の確認を行う。 ・定期事業者検査成績書の添付「特性検査記録」の判定基準を満足すること。	【日常点検】 ・日常点検表による指示値の確認 (1ヶ月/回)	【判定基準】 ・動作不能でないことを指示により確認する。	<差異無し>	-
66-13-1	主要パラメータ及び代替パラメータ17. 使用済燃料プールの監視	(1)運転上の制限 主要パラメータ:1チャンネル以上が監視可能であること 代替パラメータ:主要パラメータの推定が可能であること 66-9-3に運転上の制限を定める 主要パラメータ要素 使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA 広域) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA) 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ(使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む) 代替パラメータ要素 使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA) 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ 使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA 広域) (2)確認事項 1. 動作不能でないことを指示により確認する。1ヶ月に1回 当直長 2. チャンネル校正を実施する。定事検停止時 計測制御GM	同上	監視機能健全性確認検査	監視機能健全性確認検査 ・試験装置を用いて各検出要素の動作に必要な模擬入力を与え、その時の値を確認する。また、必要に応じ警報、表示灯の確認を行う。 ・定期事業者検査成績書の添付「特性検査記録」の判定基準を満足すること。	【日常点検】 ・日常点検表による指示値の確認 (1ヶ月/回)	【判定基準】 ・動作不能でないことを指示により確認する。	<差異無し>	-

他条文により確認

【月例等】との差異

【定事検/月例等】との差異

東京電力

柏崎刈羽7号炉

保安規定 条文	保安規定 条文名称	保安規定(サーベイランス、運転上の制限)	実条件性能 (許認可要求事項)	定期事業者検査等名称(仮称)	定期事業者検査等での判定基準(案)	月例等定期試験名称(仮称)	月例等試験の判定基準(チェックシート等での記載内容)	「実条件性能確認」適合の考え方						
								実条件性能確認との差異【定事検】【月例等】	実条件性能確認評価/ブロン					
66-13-2	補助パラメータ 1. 電源関係	(1)運転上の制限 補助パラメータが監視可能であること 動作可能であるべきチャンネル数 M/C電圧:1 M/C D電圧:1 M/C E電圧:1 P/C C-1電圧:1 P/C D-1電圧:1 P/C E-1電圧:1 直流125V主母線線A電圧:1 直流125V主母線線B電圧:1 直流125V主母線線C電圧:1 直流125V充電器線A-2蓄電池電圧:1 AM用直流125V充電器蓄電池電圧:1 非常用D/G発電機電圧:1(1系列あたり) 非常用D/G発電機周波数:1(1系列あたり) 非常用D/G発電機電力:1(1系列あたり) 第一GTG発電機電圧:1 第一GTG発電機周波数:1 電源車電圧:1(1台あたり) 電源車周波数:1(1台あたり)	【設置許可本文】 抽出パラメータのうち、発電用原子炉施設の状態を直接監視することはできないが、電源設備の受電状態、重大事故等対応設備の運転状態及びその他の設備の運転状態により発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータを補助パラメータとする。	運転性能検査 ・第一GTG計器:66-12-1にて確認 ・電源車計器:66-12-2にて確認 ・蓄電池計器:66-12-4にて確認	第一GTG計器 (66-12-1にて確認)	第一GTG計器 (66-12-1にて確認)	(他条文により確認)	(他条文により確認)	(他条文により確認)					
										電源車計器 (66-12-2にて確認)	電源車計器 (66-12-2にて確認)	(他条文により確認)	(他条文により確認)	
										蓄電池計器 (66-12-4にて確認)	【巡視点検】 (1ヶ月/回)	【判定基準】 ・動作不能でないことを指示により確認する。	<差異無し>	-
66-13-2	補助パラメータ 2. その他	(1)運転上の制限 補助パラメータが監視可能であること 動作可能であるべきチャンネル数 (その他) 高圧蒸気ガス供給系ADS入口圧力:1(1系列あたり) 高圧蒸気ガス供給系窓表ガスポンベ出口圧力:1(1系列あたり) 格納容器圧力過剰装置・耐圧強化ベント系遠隔空気駆動弁操作ポンベ出口圧力:1(1本あたり) RCWサージタンク水位:1(1系列あたり) 原子炉補機冷却水系熱交換器出口冷却水温度:1(1系列あたり)	同上	監視機能健全性確認検査	監視機能健全性確認検査 ・試験装置を用いて各検出要素の動作に必要な模擬入力を与え、その時の値を確認する。また、必要に応じ警報・表示灯の確認を行う。 ・定期事業者検査成績書の添付「特性検査記録」の判定基準を満足すること。	【日常点検】 ・日常点検表による指示値の確認 (1ヶ月/回)	【判定基準】 ・動作不能でないことを指示により確認する。	<差異無し>	-					
										電源計器	【日常点検】 ・日常点検表による指示値の確認 (1ヶ月/回)	【判定基準】 ・動作不能でないことを指示により確認する。	<差異無し>	-
										性能検査 ・電源計器	【定期試験】 ・定期試験による指示値の確認 (1ヶ月/回)	【判定基準】 ・動作不能でないことを指示により確認する。	<差異無し>	-
66-13-3	可搬型計測器	(1)運転上の制限 所要数が動作可能であること 所要数 可搬型計測器:23個 (2)確認事項 1. 所要数の可搬型計測器の機能検査を実施する。1年に1回 計測制御GM 2. 所要数の可搬型計測器が動作可能であることを確認する。3ヶ月に1回 当直長	【設置許可本文】 代替電源(交流、直流)からの給電が困難となり、中央制御室でのパラメータ監視が不能となった場合は、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち手続着手の判断基準及び操作に必要なパラメータを可搬型計測器により計測又は監視する。	監視機能健全性確認検査	監視機能健全性確認検査 ・試験装置を用いて各検出要素の動作に必要な模擬入力を与え、その時の値を確認する。また、必要に応じ警報・表示灯の確認を行う。 ・定期事業者検査成績書の添付「特性検査記録」の判定基準を満足すること。	【SA巡視点検】 (3ヶ月/回)	【判定基準】 ・可搬型計測器が動作可能であること。(動作確認)	<差異無し>	-					
66-13-4	パラメータ記録	(1)運転上の制限 安全パラメータ表示システム(SPDS)が動作可能であること 所要数 データ伝送装置:66-17-1に定める。 緊急時対策支援システム伝送装置:66-17-1に定める。 SPDS表示装置:66-17-1に定める。 (2)確認事項 なし	【設置許可本文】 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータは、安全パラメータ表示システム(SPDS)により計測結果を記録する。	(他条文により確認)	(他条文により確認)	(他条文により確認)	(他条文により確認)	(他条文により確認)	(他条文により確認)					

東京電力								
柏崎刈羽7号炉								
保安規定 条文	保安規定 条文明称	保安規定(サーベイランス、運転上の制限)	実条件性能 (許認可要求事項)	定期事業者検査等名称(仮称)	定期事業者検査等での判定基準(案)	月例等定期試験名称(仮称)	月例等試験の判定基準(チェックシート等での記載内容)	「実条件性能確認」適合の考え方 実条件性能確認との差異【定事検】【月例等】 実条件性能確認評価/ブロン
66-14-1	中央制御室の居住性確保	(1)運転上の制限 中央制御室可搬型隣任化空調機による加圧系が動作可能であること 中央制御室待避室隣任化装置(空気ポンベ)による加圧系が動作可能であること データ表示装置(待避室)、中央制御室待避室遮蔽(可搬型)、差圧計及び酸素濃度・二酸化炭素濃度計の所要数が動作可能であること 可搬型蓄電池内蔵型照明の所要数が動作可能であること 所要数 中央制御室可搬型隣任化空調機(フィルタユニット):2台 中央制御室可搬型隣任化空調機(プロフユニット):4台 中央制御室待避室隣任化装置(空気ポンベ):174本 データ表示装置(待避室):1台 中央制御室待避室遮蔽(可搬型):1式 酸素濃度・二酸化炭素濃度計:2個 差圧計:2個 可搬型蓄電池内蔵型照明:2個 衛星電話設備(常設):66-17-11に定める。 無線連絡設備(常設):66-17-11に定める。 常設代替交流電源設備:66-12-11に定める。 (2)確認事項 1. 中央制御室可搬型隣任化空調機(プロフユニット)の性能確認を実施する。定事検停止時 原子炉GM 2. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、中央制御室可搬型隣任化空調機(フィルタユニット)が使用可能であることを確認する。3ヶ月に1回 化学管理GM 3. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、中央制御室可搬型隣任化空調機(プロフユニット)を起動し、動作可能であることを確認する。3ヶ月に1回 当直長 4. MCR排気隔離ダンパ、MCR通常時外気取入隔離ダンパ及びMCR非常時外気取入隔離ダンパが閉することを確認する。1ヶ月に1回 当直長 5. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、所要数の中央制御室待避室隣任化装置(空気ポンベ)が規定圧力であることを確認する。3ヶ月に1回 当直長 6. 可搬型蓄電池内蔵型照明の点灯確認を行い、使用可能であることを確認する。3ヶ月に1回 当直長 7. 差圧計が健全であることを確認する。定事検停止時 計測制御GM 8. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、差圧計が使用可能であることを外観点検により確認する。3ヶ月に1回 当直長 9. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、酸素濃度・二酸化炭素濃度計が使用可能であることを確認する。3ヶ月に1回、発電GM 10. 酸素濃度・二酸化炭素濃度計の計器校正を実施する。定事検停止時、発電GM 11. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、データ表示装置(待避室)の伝送確認を実施する。3ヶ月に1回、計測制御GM 12. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、中央制御室待避室遮蔽(可搬型)が使用可能であることを確認する。3ヶ月に1回 放射線管理GM	【設置許可本文】 中央制御室にとどまる運転員の被ばく量を7日間で100mSvを超えないようにするため、中央制御室遮蔽、中央制御室待避室遮蔽、中央制御室換気空調系給排気隔離弁、中央制御室可搬型隣任化空調機及び中央制御室待避室隣任化装置等により中央制御室隣接区域からのインリークを防止し、環境に放出された放射性物質等による被ばくから運転員を防護するため中央制御室の居住性を確保する。	中央制御室居住性確認検査	-	【SA巡視点検】 (3ヶ月/回)	【判定基準】 ・中央制御室可搬型隣任化空調機(プロフユニット)を起動し、動作可能であることを、(動作確認)	○隣任化装置(空気ポンベ)による隣任化【定事検】【月例等】 下記の通り、原子炉運転中・停止中ともに実施することは原子炉安全上困難と考える。 ・本設ポンベを定期事業者検査等にて繰り返し使用すると本設ポンベ内に蓄積された空気を消費することから事故時に使用可能な空気量が減少してしまうこと。 ○フィルタ透過による性能検査【定事検/月例等】 下記の通り、原子炉運転中・停止中ともに実施することは原子炉安全上困難と考える。 ・通気することにより性能が多変するため、フィルタの除去効率を検査できない。
				中央制御室居住性確認検査	中央制御室居住性確認検査 ・可搬型隣任化空調機(フィルタユニット2台の内2台、プロフユニット4台の内4台)を起動し、中央制御室を隣接区域に対して差圧 \square Pa以上隣任化可能なこと。 ・隣任化装置(空気ポンベ)からの空気供給量を \square m ³ /h以下に制御した状態で、中央制御室待避室を隣接区域に対して差圧 \square Pa以上隣任化可能なこと。 ・隣任化装置(空気ポンベ)の空気ポンベが174本以上確保されていること。	【定例試験】 ・中央制御室非常用換気空調系ダンパ手動全開全閉試験(1ヶ月/回)	【判定基準】 ・MCR排気隔離ダンパ、MCR通常時外気取入隔離ダンパ及びMCR非常時外気取入隔離ダンパが閉すること。	○可搬型隣任化空調機による中央制御室の実隣任化【月例等】 下記の通り、原子炉運転中に実施することは原子炉安全上困難と考える。 ・17号PMR再循環送風機の不待機を伴うことから原子炉安全上困難と考える。
						【巡視点検】 (3ヶ月/回)	【判定基準】 ・中央制御室待避室隣任化装置(空気ポンベ)が規定圧力であることを。	○仮設空気ポンベによる隣任化【月例等】 下記の通り、原子炉運転中に実施することは原子炉安全上困難と考える。 ・仮設ポンベを接続する場合に接続しは容易に接続しやすくなる必要があるが、設置エリアがないこと、高圧リークのリスタクが高くなることから、対応すべきでないと考えられる。
						【SA巡視点検】 (3ヶ月/回)	【判定基準】 ・中央制御室可搬型隣任化空調機(フィルタ)の保管状態に異常がないこと、フィルタの品質保証期限以内であることを。	<差異無し>
						【SA巡視点検】 (3ヶ月/回)	【判定基準】 ・可搬型蓄電池内蔵型照明の蓄電池電圧確認及び点灯確認を行い、使用可能であることを。	<差異無し>
				監視機能健全性確認検査	監視機能健全性確認検査 ・試験装置を用いて各検出要素の動作に必要な模擬入力を与え、その時の値を確認する。 ・定期事業者検査成績書の添付「特性検査記録」の判定基準を満足すること。	【巡視点検】 (3ヶ月/回)	【判定基準】 ・差圧計が外観点検により使用可能であることを。	<差異無し>
				酸素濃度・二酸化炭素濃度計機能検査	酸素濃度・二酸化炭素濃度計機能検査 ・濃度計の機能が満足していることを確認する。 ・校正記録にて測定精度内にあること。 ・外観点検。	【SA巡視点検】 (3ヶ月/回)	【判定基準】 ・酸素濃度・二酸化炭素濃度計が使用可能であることを、(動作確認)	<差異無し>
						【SA巡視点検】 (3ヶ月/回)	【判定基準】 ・データ表示装置(待避室)外観点検を行う。(表示装置、制御盤、機能に係るエラー表示のないこと) ・表示装置の表示機能を確認する。	<差異無し>
						【SA巡視点検】 (3ヶ月/回)	【判定基準】 ・中央制御室待避室遮蔽(可搬型)の外観に異常がないこと、必要な員数があること。	<差異無し>
66-14-2	原子炉建屋ブローアウトパネル	(1)運転上の制限 燃料取扱床ブローアウトパネル閉止装置の機能が健全であること 所要数 燃料取扱床ブローアウトパネル閉止装置:4台 (2)確認事項 1. 燃料取扱床ブローアウトパネル閉止装置の性能検査を実施する。定事検停止時 原子炉GM 2. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、燃料取扱床ブローアウトパネル閉止装置の機能が健全であることを確認する。1ヶ月に1回 当直長	【設置許可本文】 原子炉建屋ブローアウトパネルの気密バウンダリの一部として原子炉建屋に設置する原子炉建屋ブローアウトパネルは、閉状態を維持できる。又は開放時に容易かつ確実に再閉止できる設計とする。また、現場において、人力により操作できる設計とする。	原子炉建屋ブローアウトパネル機能検査	原子炉建屋ブローアウトパネル機能検査 ・燃料取扱床ブローアウトパネル閉止装置の性能検査を実施する。 ・燃料取扱床ブローアウトパネル閉止装置が人力により閉止できること。	【定例試験】 ・ブローアウトパネル閉止装置動作試験(1ヶ月/回)	【判定基準】 ・ブローアウトパネル閉止装置が使用可能であることを、(動作確認)	○燃料取扱床ブローアウトパネル閉止装置全閉操作【月例等】 下記の通り、原子炉運転中に実施することは原子炉安全上困難と考える。 ・ブローアウトパネル閉止装置の閉鎖は、飛散防止チェーンが干渉することから困難である。また、既存ブローアウトパネルと重なることから閉鎖すると、既存ブローアウトパネルの開放を阻害することから運転中に閉鎖することは安全上困難と考える。 ○燃料取扱床ブローアウトパネル閉止装置の現場閉止操作【月例等】 下記の通り、原子炉運転中に実施することは原子炉安全上困難と考える。 ・ブローアウトパネル閉止装置の現場手動閉止は、駆動モータの軸に手動操作ハンドルを取り付けて駆動させることから、遠隔操作機能喪失となる。(人身安全を考慮し手動操作ハンドル取り付け時は、駆動モータの電源を開放しなければならない)
								左記確認を原子炉運転中に実施することは困難であることから実条件性能確認に対しては下記の通り。 【定事検】 ・燃料取扱床ブローアウトパネル閉止装置を全閉操作し、要求性能確認を確認している。 ・燃料取扱床ブローアウトパネル閉止装置が人力により閉止できることを確認している。 【月例等】 ・月例等試験時に燃料取扱床ブローアウトパネル閉止装置を試験モード(電動にて寸動させるモード)にて動作可能であることを確認している。また、巡視点検による外観点検を行うことで現場閉止操作機能の健全性を確認している。 以上の組み合わせにより実条件性能を確認していると整理する。

他条文により確認

【月例等】との差異

【定事検/月例等】との差異

東京電力

柏崎刈羽7号炉

保安規定 条文	保安規定 条文名称	保安規定(サーベイランス、運転上の制限)	実条件性能 (許認可要求事項)	定期事業者検査等名称(仮称)	定期事業者検査等での判定基準(案)	月例等定期試験名称(仮称)	月例等試験の判定基準(チェックシート等での記載内容)	「実条件性能確認」適合の考え方	
								実条件性能確認との差異【定事検】【月例等】	実条件性能確認評価/ブロン
66-15-1	監視測定設備	(1)運転上の制限 所要数が動作可能であること 所要数 GM汚染サーベイメータ:2台 NaIシンチレーションサーベイメータ:2台 ZnSシンチレーションサーベイメータ:1台 電離箱サーベイメータ:2台 可搬型ダスト・よう素サンプリング:2台 可搬型モニタリングポスト:15台 モニタリングポスト用発電機:3台 可搬型気象観測装置:1台 小型船舶(海上モニタリング用):1台 (2)確認事項 1. 所要数の可搬型ダスト・よう素サンプリングの機能確認を実施する。1年に1回 放射線安全GM 2. 所要数の可搬型ダスト・よう素サンプリングが動作可能であることを確認する。3ヶ月に1回 放射線安全GM 3. 所要数のNaIシンチレーションサーベイメータの機能確認を実施する。1年に1回 放射線安全GM 4. 所要数のZnSシンチレーションサーベイメータが動作可能であることを確認する。3ヶ月に1回 放射線安全GM 5. 所要数のGM汚染サーベイメータの機能確認を実施する。1年に1回 放射線安全GM 6. 所要数のZnSシンチレーションサーベイメータの機能確認を実施する。3ヶ月に1回 放射線安全GM 7. 所要数の電離箱サーベイメータの機能確認を実施する。1年に1回 放射線安全GM 8. 所要数の電離箱サーベイメータが動作可能であることを確認する。3ヶ月に1回 放射線安全GM 9. 所要数のZnSシンチレーションサーベイメータの機能確認を実施する。1年に1回 放射線安全GM 10. 所要数のZnSシンチレーションサーベイメータが動作可能であることを確認する。3ヶ月に1回 放射線安全GM 11. 所要数の可搬型モニタリングポストの機能確認を実施する。1年に1回 放射線安全GM 12. 所要数の可搬型モニタリングポストが動作可能であることを確認する。3ヶ月に1回 放射線安全GM 13. 所要数の小型船舶(海上モニタリング用)が使用可能であることを確認する。3ヶ月に1回 放射線安全GM 14. 所要数の可搬型気象観測装置が動作可能であることを確認する。3ヶ月に1回 放射線安全GM 15. 所要数のモニタリングポスト用発電機の機能確認を実施する。1年に1回 放射線安全GM 16. 所要数のモニタリングポスト用発電機の機能確認を実施する。1年に1回 放射線安全GM 17. 所要数のモニタリングポスト用発電機が動作可能であることを確認する。1ヶ月に1回 放射線安全GM	【設置許可本文】 発電所及びその周辺における放射線量は、通常時からモニタリング・ポストを用いて連続測定しているが、放射線量の測定機能が喪失した場合は、可搬型モニタリングポストを用いて監視し、並びにその結果を記録する。また、原子力災害対策特別措置法第10条特定事象が発生した場合は、モニタリング・ポストが設置されていない箇所等に可搬型モニタリングポストを配置し、放射線量を測定する。さらに、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の隣接化の判断のため、5号炉原子炉建屋付近に可搬型モニタリングポストを配置し、放射線量を測定する。 発電所及びその周辺における空気中の放射性物質の濃度は、放射線観測車を用いて測定するが、空気中の放射性物質の濃度の測定機能が喪失した場合は、可搬型放射線計測器(可搬型ダスト・よう素サンプリング、NaIシンチレーションサーベイメータ、GM汚染サーベイメータ)等を用いて監視し、並びにその結果を記録する。	可搬型放射線計測器外観検査 可搬型屋外放射線監視設備機能検査 モニタリングポスト用発電機機能検査	可搬型放射線計測器外観検査 ・外観点検及び線源校正し、可搬型放射線計測器(可搬型ダスト・よう素サンプリング、NaIシンチレーションサーベイメータ、GM汚染サーベイメータ、ZnSシンチレーションサーベイメータ、電離箱サーベイメータ)が使用可能であることを確認する。 可搬型屋外放射線監視設備機能検査 ・機能・性能を満足していることを確認する。(可搬型モニタリングポスト、可搬型気象観測装置) モニタリングポスト用発電機機能検査 ・機能・性能を満足していることを確認する。	【SA監視点検】 (3ヶ月/回) 【SA定期試験】 ・屋外放射線監視設備定期試験 (3ヶ月/回) 【SA監視点検】 (3ヶ月/回) 【SA定期試験】 ・屋外放射線監視設備定期試験 (1ヶ月/回)	【判定基準】 ・外観点検及び、起動後設定値・バッテリー残量を確認し正常に動作すること。 【判定基準】 ・装置を稼働させ、緊急時対策室にて指示値を確認し使用可能であること。 【判定基準】 ・小型船舶(海上モニタリング用)について、使用可能であること。(外観点検) 【判定基準】 ・エンジン始動後負荷試験により、使用可能であること。	<差異無し> <差異無し> <差異無し> <差異無し>	- - -
		(1)運転上の制限 (1)5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)隣接化装置(空気ポンプ)による加圧系が動作可能であること (2)5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)二酸化炭素吸収装置の所要数が動作可能であること (3)5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)可搬型外気取入送風機及び可搬型隣接化空調機による加圧系が動作可能であること (4)差圧計(対策本部)、酸素濃度計(対策本部)及び二酸化炭素濃度計(対策本部)の所要数が動作可能であること 可搬型エリアモニタ(対策本部)の所要数が動作可能であること 所要数 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)隣接化装置(空気ポンプ):123本 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)二酸化炭素吸収装置:1台 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)可搬型外気取入送風機:2台 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)可搬型隣接化空調機:1台 差圧計(対策本部):1個 酸素濃度計(対策本部):1個 二酸化炭素濃度計(対策本部):1個 可搬型エリアモニタ(対策本部):1台 可搬型モニタリングポスト:66-15-1に定める。 (2)確認事項 1. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)可搬型隣接化空調機の活性炭フィルタが使用可能であることを確認する。3ヶ月に1回 化学管理GM 2. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)可搬型隣接化空調機の性能確認を実施する。定事検停止時 原子炉GM 3. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)可搬型隣接化空調機を起動し、動作可能であることを確認する。3ヶ月に1回 モバイル設備管理GM 4. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)可搬型外気取入送風機の性能確認を実施する。定事検停止時 原子炉GM 5. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)可搬型外気取入送風機を起動し、動作可能であることを確認する。3ヶ月に1回 モバイル設備管理GM 6. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)隣接化装置(空気ポンプ)が規定圧力であることを確認する。3ヶ月に1回 5号炉当直長 7. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)二酸化炭素吸収装置の性能が維持されていることを確認する。定事検停止時 原子炉GM 8. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)二酸化炭素吸収装置が動作可能であることを確認する。1ヶ月に1回 原子炉GM 9. 可搬型エリアモニタ(対策本部)の機能確認を実施する。1年に1回 放射線安全GM 10. 可搬型エリアモニタ(対策本部)が動作可能であることを確認する。3ヶ月に1回 放射線安全GM 11. 酸素濃度計(対策本部)の計器校正を実施する。1年に1回 発電GM 12. 酸素濃度計(対策本部)が使用可能であることを確認する。3ヶ月に1回 発電GM 13. 二酸化炭素濃度計(対策本部)の計器校正を実施する。1年に1回 発電GM 14. 二酸化炭素濃度計(対策本部)が使用可能であることを確認する。3ヶ月に1回 発電GM 15. 差圧計(対策本部)が健全であることを確認する。1年に1回 計測制御GM 16. 差圧計(対策本部)が使用可能であることを外観点検により確認する。3ヶ月に1回 計測制御GM	【設置許可本文】 緊急時対策所遮音及び緊急時対策所隣接化装置(空気ポンプ)を用いた希ガス等の放射性物質の侵入防止等により、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等の被ばく線量を7日間で100mSvを超えないようにするため、以下の手順等により緊急時対策所の居住性を確保する。 ・緊急時対策所を立上げる場合は、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所対策本部及び待機場所の可搬型隣接化空調機を起動するとともに、酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を開始する。全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備である5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備を用いて給電し、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所対策本部及び待機場所において、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所対策本部及び待機場所の可搬型隣接化空調機を起動する。原子力災害特別措置法第10条事象が発生した場合、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所対策本部及び待機場所の可搬型エリアモニタを設置し、放射線量の測定を実施する。格納容器ベント等により放射性物質の放出のおそれがある場合は、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所対策本部及び待機場所において、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所隣接化装置(空気ポンプ)を用いて加圧を行うとともに、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を用いて緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度を測定する。その後、発電所敷地内に設置する可搬型モニタリングポスト等の指示値により風向き等の放射性物質が十分減少したと判断した場合、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所隣接化装置(空気ポンプ)から5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型隣接化空調機へ切り替える。	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)居住性確認検査 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)可搬型隣接化空調機1台の1台を起動し給気風量 ≥ 1 Pa以下に制御した状態で、対策本部を隣接区画に対して差圧 ≥ 1 Pa以上に隣接化可能なこと。 ・隣接化装置(空気ポンプ)からの空気供給量を ≥ 1 m ³ /h以下に制御した状態で、対策本部を隣接区画に対して差圧 ≥ 1 Pa以上に隣接化可能なこと。 ・隣接化装置(空気ポンプ)の空気ポンプが123本以上確保されていること。	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)居住性確認検査 可搬型隣接化空調機1台の1台を起動し給気風量 ≥ 1 Pa以下に制御した状態で、対策本部を隣接区画に対して差圧 ≥ 1 Pa以上に隣接化可能なこと。 ・隣接化装置(空気ポンプ)からの空気供給量を ≥ 1 m ³ /h以下に制御した状態で、対策本部を隣接区画に対して差圧 ≥ 1 Pa以上に隣接化可能なこと。 ・隣接化装置(空気ポンプ)の空気ポンプが123本以上確保されていること。	【SA監視点検】 (3ヶ月/回) 【監視点検】 (1ヶ月/回) 【SA監視点検】 (3ヶ月/回) 【SA監視点検】 (1ヶ月/回) 【SA監視点検】 (3ヶ月/回) 【SA監視点検】 (3ヶ月/回) 【SA監視点検】 (3ヶ月/回)	【判定基準】 ・5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)可搬型隣接化空調機(フィルタ)の保管状態に異常がないこと、フィルタの品質保証期限以内であること。 【判定基準】 ・5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)可搬型隣接化空調機(フィルタ)の保管状態に異常がないこと、フィルタの品質保証期限以内であること。 【判定基準】 ・5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)可搬型隣接化空調機(フィルタ)の保管状態に異常がないこと、フィルタの品質保証期限以内であること。 【判定基準】 ・5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)可搬型隣接化空調機(フィルタ)の保管状態に異常がないこと、フィルタの品質保証期限以内であること。	<差異無し> <差異無し> <差異無し> <差異無し> <差異無し>	- - -
		(1)運転上の制限 (1)5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)隣接化装置(空気ポンプ)による加圧系が動作可能であること (2)5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)二酸化炭素吸収装置の所要数が動作可能であること (3)5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)可搬型外気取入送風機及び可搬型隣接化空調機による加圧系が動作可能であること (4)差圧計(対策本部)、酸素濃度計(対策本部)及び二酸化炭素濃度計(対策本部)の所要数が動作可能であること 可搬型エリアモニタ(対策本部)の所要数が動作可能であること 所要数 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)隣接化装置(空気ポンプ):123本 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)二酸化炭素吸収装置:1台 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)可搬型外気取入送風機:2台 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)可搬型隣接化空調機:1台 差圧計(対策本部):1個 酸素濃度計(対策本部):1個 二酸化炭素濃度計(対策本部):1個 可搬型エリアモニタ(対策本部):1台 可搬型モニタリングポスト:66-15-1に定める。 (2)確認事項 1. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)可搬型隣接化空調機の活性炭フィルタが使用可能であることを確認する。3ヶ月に1回 化学管理GM 2. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)可搬型隣接化空調機の性能確認を実施する。定事検停止時 原子炉GM 3. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)可搬型隣接化空調機を起動し、動作可能であることを確認する。3ヶ月に1回 モバイル設備管理GM 4. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)可搬型外気取入送風機の性能確認を実施する。定事検停止時 原子炉GM 5. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)可搬型外気取入送風機を起動し、動作可能であることを確認する。3ヶ月に1回 モバイル設備管理GM 6. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)隣接化装置(空気ポンプ)が規定圧力であることを確認する。3ヶ月に1回 5号炉当直長 7. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)二酸化炭素吸収装置の性能が維持されていることを確認する。定事検停止時 原子炉GM 8. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)二酸化炭素吸収装置が動作可能であることを確認する。1ヶ月に1回 原子炉GM 9. 可搬型エリアモニタ(対策本部)の機能確認を実施する。1年に1回 放射線安全GM 10. 可搬型エリアモニタ(対策本部)が動作可能であることを確認する。3ヶ月に1回 放射線安全GM 11. 酸素濃度計(対策本部)の計器校正を実施する。1年に1回 発電GM 12. 酸素濃度計(対策本部)が使用可能であることを確認する。3ヶ月に1回 発電GM 13. 二酸化炭素濃度計(対策本部)の計器校正を実施する。1年に1回 発電GM 14. 二酸化炭素濃度計(対策本部)が使用可能であることを確認する。3ヶ月に1回 発電GM 15. 差圧計(対策本部)が健全であることを確認する。1年に1回 計測制御GM 16. 差圧計(対策本部)が使用可能であることを外観点検により確認する。3ヶ月に1回 計測制御GM	【設置許可本文】 緊急時対策所遮音及び緊急時対策所隣接化装置(空気ポンプ)を用いた希ガス等の放射性物質の侵入防止等により、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等の被ばく線量を7日間で100mSvを超えないようにするため、以下の手順等により緊急時対策所の居住性を確保する。 ・緊急時対策所を立上げる場合は、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所対策本部及び待機場所の可搬型隣接化空調機を起動するとともに、酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を開始する。全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備である5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備を用いて給電し、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所対策本部及び待機場所において、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所対策本部及び待機場所の可搬型隣接化空調機を起動する。原子力災害特別措置法第10条事象が発生した場合、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所対策本部及び待機場所の可搬型エリアモニタを設置し、放射線量の測定を実施する。格納容器ベント等により放射性物質の放出のおそれがある場合は、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所対策本部及び待機場所において、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所隣接化装置(空気ポンプ)を用いて加圧を行うとともに、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を用いて緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度を測定する。その後、発電所敷地内に設置する可搬型モニタリングポスト等の指示値により風向き等の放射性物質が十分減少したと判断した場合、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所隣接化装置(空気ポンプ)から5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型隣接化空調機へ切り替える。	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)可搬型外気取入送風機性能検査 ・5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)可搬型外気取入送風機の性能確認。 二酸化炭素吸収装置性能確認検査 ・5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)二酸化炭素吸収装置の性能が維持されていることを確認する。(二酸化炭素吸収剤購入時にメーカー実施の性能検査成績書記載値による) 可搬型エリアモニタ(対策本部)外観検査 ・外観点検及び線源校正し、可搬型エリアモニタ(対策本部)が使用可能であることを確認する。 酸素濃度計(対策本部)機能検査 ・酸素濃度計(対策本部)の機能が満足していることを確認する。(校正記録にて測定精度内にあること) ・外観点検。 二酸化炭素濃度計(対策本部)機能検査 ・二酸化炭素濃度計(対策本部)の機能が満足していることを確認する。(校正記録にて測定精度内にあること) ・外観点検。 監視機能健全性確認検査 ・試験装置を用いて各検出要素の動作に必要な機入力を与え、その値を確認する。 ・定期事業者検査成績書の添付「特性検査記録」の判定基準を満足すること。	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)可搬型外気取入送風機を起動し、動作可能であることを確認する。 二酸化炭素濃度計(対策本部)が使用可能であること、(動作確認) 可搬型エリアモニタ(対策本部)外観検査 ・外観点検及び線源校正し、可搬型エリアモニタ(対策本部)が使用可能であることを確認する。 酸素濃度計(対策本部)機能検査 ・酸素濃度計(対策本部)の機能が満足していることを確認する。(校正記録にて測定精度内にあること) ・外観点検。 二酸化炭素濃度計(対策本部)機能検査 ・二酸化炭素濃度計(対策本部)の機能が満足していることを確認する。(校正記録にて測定精度内にあること) ・外観点検。 監視機能健全性確認検査 ・試験装置を用いて各検出要素の動作に必要な機入力を与え、その値を確認する。 ・定期事業者検査成績書の添付「特性検査記録」の判定基準を満足すること。	【SA監視点検】 (3ヶ月/回) 【SA監視点検】 (1ヶ月/回) 【SA監視点検】 (3ヶ月/回) 【SA監視点検】 (3ヶ月/回) 【SA監視点検】 (3ヶ月/回)	【判定基準】 ・5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)可搬型外気取入送風機を起動し、動作可能であること、(動作確認) 【判定基準】 ・5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)二酸化炭素吸収装置が動作可能であること、(動作確認) 【判定基準】 ・外観点検及び動作確認し使用可能であること。 【判定基準】 ・酸素濃度計(対策本部)が使用可能であること、(動作確認) 【判定基準】 ・二酸化炭素濃度計(対策本部)が使用可能であること、(動作確認) 【判定基準】 ・差圧計の外観に異常がないこと、必要な員数があること。	<差異無し> <差異無し> <差異無し> <差異無し> <差異無し>	- - -

他条文により確認

【月例等】との差異

【定事検/月例等】との差異

東京電力

柏崎刈羽7号炉

保安規定 条文	保安規定 条文名称	保安規定(サーベイランス、運転上の制限)	実条件性能 (許認可要求事項)	定期事業者検査等名称(仮称)	定期事業者検査等での判定基準(案)	月例等定期試験名称(仮称)	月例等試験の判定基準(チェックシート等での記載内容)	「実条件性能確認」適合の考え方		
								実条件性能確認との差異【定事検】【月例等】	実条件性能確認評価/ブロン	
66-16-2	緊急時対策所の 居住性確保 (待機場所)	(1)運転上の制限 (1)5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)隣圧化装置(空気ポンプ)による加圧系が動作可能であること (2)5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)可搬型隣圧化空調機による加圧系が動作可能であること (3)差圧計(待機場所)、酸素濃度計(待機場所)及び二酸化炭素濃度計(待機場所)の所要数が動作可能であること 可搬型エアモニタ(待機場所)の所要数が動作可能であること 所要数 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)隣圧化装置(空気ポンプ):1421本 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)可搬型隣圧化空調機:2台 差圧計(待機場所):1個 酸素濃度計(待機場所):1個 二酸化炭素濃度計(待機場所):1個 可搬型エアモニタ(待機場所):1台 (2)確認事項 1. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)可搬型隣圧化空調機の活性炭フィルタが使用可能であることを確認する。3ヶ月に1回 化学管理GM 2. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)可搬型隣圧化空調機の性能確認を実施する。1年に1回 原子炉GM 3. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)可搬型隣圧化空調機を起動し、動作可能であることを確認する。3ヶ月に1回 モバイル設備管理GM 4. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)隣圧化装置(空気ポンプ)が規定圧力であることを確認する。3ヶ月に1回 5号炉当直長 5. 可搬型エアモニタ(待機場所)の機能確認を実施する。1年に1回 放射線安全GM 6. 可搬型エアモニタ(待機場所)が動作可能であることを確認する。3ヶ月に1回 放射線安全GM 7. 酸素濃度計(待機場所)の計器校正を実施する。1年に1回 発電GM 8. 酸素濃度計(待機場所)が使用可能であることを確認する。3ヶ月に1回 発電GM 9. 二酸化炭素濃度計(待機場所)の計器校正を実施する。1年に1回 発電GM 10. 二酸化炭素濃度計(待機場所)が使用可能であることを確認する。3ヶ月に1回 発電GM 11. 差圧計(待機場所)が健全であることを確認する。1年に1回 計測制御GM 12. 差圧計(待機場所)が使用可能であることを外観点検により確認する。3ヶ月に1回 計測制御GM	【設置許可本文】 緊急時対策所通巻及び緊急時対策所隣圧化装置(空気ポンプ)を用いた希ガス等の放射性物質の侵入防止等により、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等の被ばく量を7日間で100mSvを超えないようにするため、以下の手順等により緊急時対策所の居住性を確保する。 *緊急時対策所を立ち上げる場合は、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所対策本部及び待機場所の可搬型隣圧化空調機を起動するとともに、酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を開始する。全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備である5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備を用いて給電し、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型隣圧化空調機を起動する。原子力災害特別措置法第10条第2項が適用された場合、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所対策本部及び待機場所に可搬型エアモニタを設置し、放射線量の測定を実施する。 *格納容器ベント等により放射性物質の放出のおそれがある場合は、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所対策本部及び待機場所において、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所隣圧化装置(空気ポンプ)を用いて加圧を行うとともに、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を用いて緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度を測定する。その後、発電所敷地内に設置する可搬型モニタリングポスト等の指示値により周辺環境中の放射性物質が十分減少したと判断した場合は、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所隣圧化装置(空気ポンプ)から5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型隣圧化空調機へ切り替える。	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)居住性確認検査 1.可搬型隣圧化空調機2台の内2台を起動し給気流量 \square m ³ /h以下に制御した状態で、待機場所を隣機区画に対して差圧 \square Pa以上に隣圧化可能なこと。 *隣圧化装置(空気ポンプ)から待機場所へ \square m ³ /h以上通気可能なこと。 *隣圧化装置(空気ポンプ)の空気ポンプが1421本以上確保されていること。	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)可搬型隣圧化空調機(フィルタ)の保管状態に異常がないこと、フィルタの品質保証期間以内であることを確認する。	【判定基準】 *5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)可搬型隣圧化空調機(フィルタ)の保管状態に異常がないこと、フィルタの品質保証期間以内であることを確認する。	【判定基準】 *5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)可搬型隣圧化空調機を起動し、動作可能であること。(動作確認)	○隣圧化装置(空気ポンプ)による隣圧化【定事検/月例等】 下記の通り、原子炉運転中・停止中ともに実施することは原子力安全上困難と考える。 *本設ポンプを定期事業者検査等にて繰り返し使用すると本設ポンプ内に蓄圧された空気を消費することから事故時に使用可能な空気量が減少してしまふこと。 ○隣圧化装置(空気ポンプ)の流量確認【定事検/月例等】 下記の通り、原子炉運転中・停止中ともに実施することは原子力安全上困難と考える。 *ファンとポンプの設計給気流量が同一の為、ファン側を確認を行えばよい。 ○フィルタ通気による性能検査【定事検/月例等】 下記の通り、原子炉運転中・停止中ともに実施することは原子力安全上困難と考える。 *通気することにより性能が劣化するため、フィルタの除去効率を検査できない。	-	左記確認を原子炉運転中に実施することは困難であることから実条件性能確認に対しては下記の通り。 【定事検】 *可搬型隣圧化空調機2台の内2台を起動し給気流量 \square m ³ /h以下に制御した状態で、待機場所を隣機区画に対して差圧 \square Pa以上に隣圧化可能なことを確認している。 *なお、室内の気密性は耐震5クラスの躯体で担保していることから、動的機器と異なり、急速な性能悪化が起これないため、定期事業者検査等の気密性確認で担保と考えられる。 【月例等】 *5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)可搬型隣圧化空調機を起動し、動作可能であることを確認している。 以上の組み合わせにより実条件性能を確認していると整理する。 【ブロン疑義】 特に無し
				可搬型エアモニタ(待機場所)外観検査 *外観点検及び補正実施し、可搬型エアモニタ(待機場所)が使用可能であることを確認する。	【SA巡視点検】 (3ヶ月/回)	【判定基準】 *外観点検及び動作確認し使用可能であること。	<差異無し>	-		
				酸素濃度計(待機場所)機能検査 *酸素濃度計(待機場所)の機能が満足していることを確認する。 (校正記録にて測定精度内にあること) *外観点検。	【SA巡視点検】 (3ヶ月/回)	【判定基準】 *酸素濃度計(待機場所)が使用可能であること。(動作確認)	<差異無し>	-		
				二酸化炭素濃度計(待機場所)機能検査 *二酸化炭素濃度計(待機場所)の機能が満足していることを確認する。 (校正記録にて測定精度内にあること) *外観点検。	【SA巡視点検】 (3ヶ月/回)	【判定基準】 *二酸化炭素濃度計(待機場所)が使用可能であること。(動作確認)	<差異無し>	-		
				監視機能健全性確認検査 *試験装置を用いて各検出要素の動作に必要な模擬入力を与え、その時の値を確認する。 *定期事業者検査成績書の添付「特性検査記録」の判定基準を満足すること。	【SA巡視点検】 (3ヶ月/回)	【判定基準】 *差圧計の外観に異常がないこと、必要な員数があること。	<差異無し>	-		
66-16-3	緊急時対策所の 代替電源設備	(1)運転上の制限 代替電源設備による電源系が動作可能であること 所要数 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備:2台 可搬ケーブル:2組 交流分電盤:3台 負荷変圧器:1台 燃料補給設備:66-12-7に定める。 (2)確認事項 1. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の充電機を起動し、運転状態(電圧等)に異常のないことを確認する。2年に1回 電気機器GM 2. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の充電機を起動し、動作可能であることを確認する。3ヶ月に1回 モバイル設備管理GM 3. 負荷変圧器が使用可能であることを外観点検にて確認する。1ヶ月に1回 電気機器GM 4. 交流分電盤が使用可能であることを外観点検にて確認する。1ヶ月に1回 電気機器GM 5. 可搬ケーブルが使用可能であることを外観点検にて確認する。3ヶ月に1回 モバイル設備管理GM	【設置許可本文】 全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備である5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備を用いて給電し、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型隣圧化空調機を起動する。	緊急時対策所の代替電源設備検査	可搬型代替交流電源設備検査 *5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備を起動し、電圧等の値が許容範囲内であることを確認する。	【SA定期試験】 *5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の充電機を起動し、動作可能であることを確認する。 (3ヶ月/回)	【判定基準】 *運転状態(電圧等)に異常のないこと。	<差異無し>	-	
					【SA巡視点検】 (1ヶ月/回)	【判定基準】 *負荷変圧器が使用可能であることを外観点検にて確認する。	<差異無し>	-		
					【SA巡視点検】 (1ヶ月/回)	【判定基準】 *交流分電盤が使用可能であることを外観点検にて確認する。	<差異無し>	-		
					【SA巡視点検】 (3ヶ月/回)	【判定基準】 *可搬ケーブルが使用可能であることを外観点検にて確認する。	<差異無し>	-		

東京電力

柏崎刈羽7号炉

保安規定 条文	保安規定 条文明称	保安規定(サーベイランス、運転上の制限)	実条件性能 (許認可要求事項)	定期事業者検査等名称(仮称)	定期事業者検査等での判定基準(案)	月例等定期試験名称(仮称)	月例等試験の判定基準(チェックシート等での記載内容)	「実条件性能確認」適合の考え方	
								実条件性能確認との差異【定事検】【月例等】	実条件性能確認評価/ブロン
66-17-1	通信連絡設備	<p>(1)運転上の制限</p> <p>(1)緊急時対策支援システム伝送装置及びデータ伝送装置が動作可能であること</p> <p>(2)統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備(テレビ会議システム、IP-電話機及びIP-FAX)が動作可能であること</p> <p>(3)SPDS表示装置、衛星電話設備(常設)、衛星電話設備(可搬型)、無線連絡設備(常設)、無線連絡設備(可搬型)、携帯型音声呼出電話機及び5号炉屋外緊急連絡用インターフォンの所要数が動作可能であること</p> <p>所要数</p> <p>[5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)]</p> <p>緊急時対策支援システム伝送装置:1式 SPDS表示装置:1台 テレビ会議システム:1台 IP-電話機:6台</p> <p>IP-FAX:2台 衛星電話設備(常設):5台 衛星電話設備(可搬型):4台 無線連絡設備(常設):4台</p> <p>無線連絡設備(可搬型):2台 携帯型音声呼出電話機:2台 5号炉屋外緊急連絡用インターフォン:2台</p> <p>[7号炉プロセス計算機室] データ伝送装置:1式</p> <p>[7号炉中央制御室] 衛星電話設備(常設):1台 無線連絡設備(常設):1台 携帯型音声呼出電話機:3台</p> <p>[5号炉中央制御室] 5号炉屋外緊急連絡用インターフォン:2台</p> <p>[5号炉原子炉建屋屋外] 5号炉屋外緊急連絡用インターフォン:6台</p> <p>(2)確認事項</p> <p>1. 緊急時対策支援システム伝送装置、データ伝送装置及びSPDS表示装置の伝送機能を確認する。また、データの記録機能を確認する。1ヶ月に1回 計測制御GM</p> <p>2. 統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備(テレビ会議システム、IP-電話機及びIP-FAX)の通話及び通信機能を確認する。1ヶ月に1回 電子通信GM</p> <p>3. 衛星電話設備(常設)の通話機能を確認する。1ヶ月に1回 電子通信GM</p> <p>4. 衛星電話設備(可搬型)の通話機能を確認する。3ヶ月に1回 電子通信GM</p> <p>5. 無線連絡設備(常設)の通話機能を確認する。1ヶ月に1回 電子通信GM</p> <p>6. 無線連絡設備(可搬型)の通話機能を確認する。3ヶ月に1回 電子通信GM</p> <p>7. 携帯型音声呼出電話機の通話確認を実施する。3ヶ月に1回 (7号炉中央制御室)発電GM(緊急時対策所)電子通信GM</p> <p>8. 5号炉屋外緊急連絡用インターフォンの通話機能を確認する。1ヶ月に1回 電気機器GM</p>	<p>【設置許可本文】</p> <p>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所には、重大事故等が発生した場合においても当該事故等に対処するために必要な指示ができるよう、重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備として、データ伝送装置、緊急時対策支援システム伝送装置及びSPDS表示装置で構成する安全パラメータ表示システム(SPDS)を設置する。</p> <p>発電用原子炉施設には、設計基準事故が発生した場合において、発電所外の本社、国、自治体、その他関係機関等の必要箇所へ事故の発生等に係る連絡を音声等により行うことができる通信連絡設備(発電所外)として、テレビ会議システム、専用電話設備、衛星電話設備(社内向)、衛星電話設備及び統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備を配置又は保管する設計とする。</p>	-	-	【SA巡視点検】 (1ヶ月/回)	【判定基準】 緊急時対策支援システム伝送装置、データ伝送装置及びSPDS表示装置 ・外観点検を行う。(表示装置、制御盤、機能に係るエラー表示のないこと) ・表示装置の表示機能を確認する。 ・パラメータ記録機能を確認する。	<差異無し>	-
				-	-	【SA巡視点検】 (1ヶ月/回)	【判定基準】 統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備 テレビ会議システムの動作試験にて異常がないこと。 ・IP-電話機の通話試験にて通話ができること。 ・IP-FAXの送受信試験にて異常がないこと。	<差異無し>	-
				-	-	【SA巡視点検】 (1ヶ月/回)	【判定基準】 衛星電話設備(常設)の通話試験にて通話ができること。	<差異無し>	-
				-	-	【SA巡視点検】 (3ヶ月/回)	【判定基準】 衛星電話設備(可搬型)の通話試験にて通話ができること。	<差異無し>	-
				-	-	【SA巡視点検】 (1ヶ月/回)	【判定基準】 無線連絡設備(常設)の通話試験にて通話ができること。	<差異無し>	-
				-	-	【SA巡視点検】 (3ヶ月/回)	【判定基準】 無線連絡設備(可搬型)の通話試験にて通話ができること。	<差異無し>	-
				-	-	【SA巡視点検】 (3ヶ月/回)	【判定基準】 携帯型音声呼出電話機の通話試験にて通話ができること。	<差異無し>	-
				-	-	【SA巡視点検】 (1ヶ月/回)	【判定基準】 5号炉屋外緊急連絡用インターフォンの通話試験にて通話ができること。	<差異無し>	-
66-18-1	ホイールローダ	<p>(1)運転上の制限</p> <p>所要数が動作可能であること</p> <p>所要数</p> <p>ホイールローダ:4台</p> <p>(2)確認事項</p> <p>1. ホイールローダについて、所要数が動作可能であることを確認する。3ヶ月に1回 モバイル設備管理GM</p>	<p>【設置許可本文】</p> <p>屋外アクセラレーターに対する地震による影響(周辺構造物等の損傷、周辺斜面の崩壊及び道路面のすべり)、その他自然現象による影響(風(台風)及び竜巻による飛来物、積雪並びに火山の影響)を想定し、複数のアクセラレーターの中から状況を確認し、早期に復旧可能なアクセラレーターを確保するため、障害物を除去可能なホイールローダを4台(予備1台)保管、使用する。</p>	-	-	【SA巡視点検】 (3ヶ月/回)	【判定基準】 ・実機を稼働させて異常が無い事を確認する。	<差異無し>	-
66-19-1	可搬型代替注水ポンプ(A-2級)	<p>(1)運転上の制限</p> <p>可搬型代替注水ポンプ(A-2級)の所要数が動作可能であること</p> <p>所要数</p> <p>可搬型代替注水ポンプ(A-2級):8台</p> <p>(2)確認事項</p> <p>1. 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)の以下の性能確認を実施し、以下の3項目を全て満足することを確認する。</p> <p>(1)吐出圧力が1.29MPa[gage]以上、流量が147m³/h/台以上。</p> <p>(2)吐出圧力が1.63MPa[gage]以上、流量が120m³/h/台以上。</p> <p>(3)吐出圧力が1.67MPa[gage]以上、流量が90m³/h/台以上。</p> <p>1年に1回 タービンGM</p> <p>2. 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)が動作可能であることを確認する。3ヶ月に1回 モバイル設備管理GM</p>	各条にて要求	-	-	-	<p>○66-4-2 残留熱除去系等を経由した原子炉圧力容器への注水【定事検/月例等】</p> <p>下記の通り、原子炉運転中・停止中ともに実施することは原子炉安全上困難と考える。</p> <p>・注水可能圧力まで原子炉圧力を減圧すると原子炉運転継続不可。</p> <p>・注水に伴う原子炉水質の悪化、異物混入。</p> <p>○66-6-2 残留熱除去系等を経由した原子炉格納容器への注水【定事検/月例等】</p> <p>下記の通り、原子炉運転中・停止中ともに実施することは原子炉安全上困難と考える。</p> <p>・原子炉格納容器内機器の被水による劣化、破損。</p> <p>○66-7-2 復水補給水系を経由した原子炉格納容器下部への注水【定事検/月例等】</p> <p>下記の通り、原子炉運転中・停止中ともに実施することは原子炉安全上困難と考える。</p> <p>・使用済燃料プールへの異物混入による燃料損傷。</p> <p>・使用済燃料プールの水質悪化。</p> <p>○66-9-1 燃料プール代替注水系実動作試験【定事検/月例等】</p> <p>下記の通り、原子炉運転中・停止中ともに実施することは原子炉安全上困難と考える。</p> <p>・使用済燃料プールへの異物混入による燃料損傷。</p> <p>・使用済燃料プールの水質悪化。</p> <p>○66-11-2 復水補給水系等を経由した復水貯蔵槽への注水【定事検/月例等】</p> <p>下記の通り、原子炉運転中・停止中ともに実施することは原子炉安全上困難と考える。</p> <p>・GSPへの高水注入による水質劣化、機器腐食、異物混入。</p>	<差異無し>	<p>・定期事業者検査等にて可搬型代替注水ポンプ(A-2級)単体試験により必要な流量及び吐出圧力を個別に確認している。また月例等試験にて動作可能であることを確認している。</p>
				可搬型代替注水ポンプ(A-2級)機能検査	<p>可搬型代替注水ポンプ(A-2級)機能検査</p> <p>・吐出圧力が1.29MPa[gage]以上、流量が147m³/h/台以上であること。</p> <p>・吐出圧力が1.63MPa[gage]以上、流量が120m³/h/台以上であること。</p> <p>・吐出圧力が1.67MPa[gage]以上、流量が90m³/h/台以上であること。</p>	【SA定期試験】 ・動作・状態確認。(3ヶ月/回)	【判定基準】 ・可搬型代替注水ポンプ(A-2級)を起動し、動作可能であること。(動作確認)	<差異無し>	<p>【定事検】</p> <p>・可搬型代替注水ポンプ(A-2級)単体試験により必要な流量及び吐出圧力を確認している。</p> <p>【月例等】</p> <p>・可搬型代替注水ポンプ(A-2級)については、仮設計を用いた流量、吐出圧力の確認は定事検で担保し、定期試験では動作可能(車載付計器確認含む)であることを確認する。</p> <p>以上の組み合わせにより実条件性能を確認していると整理する。</p> <p>【ブロン長義】 特になし</p>

柏崎刈羽原子力発電所保安規定審査資料	
資料番号	TS-27 (改訂1)
提出年月日	令和2年7月9日

柏崎刈羽原子力発電所7号炉

可搬型代替注水ポンプ (A-2級) に関する LCO 等について

令和2年7月

東京電力ホールディングス株式会社

目 次

1. 保安規定への可搬型代替注水ポンプ（A－2級）の規定について
 2. 可搬型代替注水ポンプ（A－2級）の所要数について
 3. LCO等の設定について
 3. 1 原子炉の状態が運転，起動，高温停止の場合
 3. 2 原子炉の状態が冷温停止及び燃料交換の場合
 3. 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の場合
- (添付) 可搬型代替注水ポンプ（A－2級）配備台数の考え方

1. 保安規定への可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の規定について

重大事故等対処設備に関するLCO等を、柏崎刈羽原子力発電所原子炉施設保安規定（以下、「保安規定」という。）に定めるにあたっては、技術的能力審査基準で示される対応手順毎に整理しLCO等を設定する。

燃料プール代替注水系、低圧代替注水系（可搬型）、格納容器圧力逃がし装置、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）、格納容器下部注水系（可搬型）及び復水貯蔵槽への移送設備に使用する可搬型重大事故等対処設備である可搬型代替注水ポンプ（A-2級）についても同様に運転上の制限、適用される原子炉の状態を対応手順毎に整理し、保安規定に規定する。

可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の所要数、確認事項及び要求される措置については、柏崎刈羽原子力発電所7号炉に配備している全ての可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は同型式であるため可搬型代替注水ポンプ（A-2級）を柏崎刈羽原子力発電所7号炉全体で管理することとし、保安規定上、別表（表66-19-1）により規定する。このため対応手順毎に整理したLCO等の表には可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の所要数等の具体的記載は行わず、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）について整理した表66-19-1を参照することとする。

2. 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の所要数について

可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は、重大事故等発生時又は大規模損壊発生時において、用途別に複数使用することを想定するケースを考慮したうえで、必要となる容量を満足する台数、並びに故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップとして必要な台数をもとに、柏崎刈羽原子力発電所7号炉全体として所要数を設定する。

具体的には、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止においては、低圧代替注水系（可搬型）（4台×2）、格納容器圧力逃がし装置（4台）、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）（4台×2）、格納容器下部注水系（可搬型）（4台×2）、燃料プール代替注水系（4台×2）、復水貯蔵槽への移送設備（4台×2）が必要となるが、これらは同時に使用することを想定していないため、所要数は8台とする。

このため、7号炉全体として、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の所要数は8台とし、これに加え予備1台を配備する。なお、予備の1台は、LCO等を設定する対象外の設備である。

原子炉の状態が冷温停止及び燃料交換においては、燃料プール代替注水系（注水）（4台×2）、燃料プール代替注水系（スプレイ）（4台×2）が必要となるが、注水とスプレイを同時に使用することを想定していないことから、

可搬型代替注水ポンプ（A－2級）の所要数は8台とし，これに加え予備1台を配備する。なお，予備の1台は，LCO等を設定する対象外の設備である。

3. LCO等の設定について

LCO等の設定にあたっては、動作不能と判断した可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の台数に応じた要求される措置を規定する。要求される措置は、「保安規定変更に係る基本方針」（BWR6社 令和元年8月1日最終改訂）に記載している下記方針に従う。

4.3 LCO・要求される措置・AOTの設定方針

(3) 要求される措置の考え方

c. 重大事故等対処設備に対する具体的な要求される措置

(a) プラント停止を要求するもの

- ① LCOが適用される原子炉の状態が運転、起動、高温停止となる設備

（添付-9「LCO/要求される措置/AOT 保安規定記載例」）

これらの設備は、運転中の炉心に対する直接的な安全機能を有する設備である。

要求される措置としては以下を基本とする。

【AOT内の措置】

- ・対応する設計基準事故対処設備が動作可能であることを確認
- ・当該設備の復旧
- ・同等な重大事故等対処設備が動作可能であることを確認
- ・自主対策設備が動作可能であることを確認
- ・当該機能を補完する代替措置（「外部からの代替品の配備」，「LCO逸脱期間中における災害対策要員の増員」等）をあらかじめ定めて原子炉主任技術者確認の上実施

【AOT超過後】

- ・プラント停止（冷温停止まで）を行い、当該設備を必要としない、原子炉の状態に移行することでLCO逸脱から復帰する。

～中略～

(b) プラント停止を要求しないもの

- ① SFP冷却等のための設備

SFP冷却等のための設備は、SFPの燃料に対する直接的な安全機能を有する設備であることから、その必要性はプラント停止しても変わるものではない。

原子炉運転中や原子炉停止中（原子炉容器内に燃料を装荷した状態）における重大事故等発生時において、すべての照射済燃料をSFPに

貯蔵することで、SFPにおける重大事故等発生時の対応のみに限定されることから、災害対策要員や資機材に余裕が確保されることとなるが、炉心の燃料取出しについてはSFP内の崩壊熱を増加させるため、SFP冷却等の機能が喪失している状態での実施は安全側の措置とはいえ避けべきである。

また、プラント停止のみを行った場合においても炉心とSFPで同時に重大事故等が発生する可能性は避けられない。

しかしながら、炉心側での事故対応体制は維持しつつSFP側への措置に対してSFP冷却等のための設備の機能に対する自主対策設備（補完措置を含む。）の活用や代替措置の実施、及び重大事故等発生時の時間的余裕を確認するためのSFP温度上昇評価などを行うことにより、SFPと炉心側で同時に重大事故等が発生した場合においても炉心側での措置に影響を与えないように実施することができる。

要求される措置としては以下を基本とする。

- ・ 対応する設計基準事故対処設備が動作可能であることを確認
- ・ 当該重大事故等対処設備を復旧する措置を開始する
- ・ 同等な重大事故等対処設備が動作可能であることを確認
- ・ 自主対策設備が動作可能であることを確認する
- ・ 当該SFPに貯蔵されている照射済燃料の崩壊熱を基にSFP冷却機能喪失時におけるSFP温度上昇評価を行う
- ・ 代替措置（「外部からの代替品の配備」、「LCO逸脱期間中における災害対策要員の増員」等）をあらかじめ定めて原子炉主任技術者の確認の上実施する

（記載箇所：4.3-26, 27 頁）

要求される措置は、原子炉の状態が運転、起動、高温停止と、冷温停止、燃料交換で内容が異なる。運転、起動、高温停止では、機能要求に応じた対応措置を規定するとともに、AOT内に措置が達成できない場合はプラント停止（冷温停止まで）に移行する措置を実施する。冷温停止、燃料交換では、原子炉の状態の移行ではなく、機能要求にかかわらず同様な対応措置を規定する。このことから、保安規定に規定する際も運転、起動、高温停止と冷温停止、燃料交換に区分する。

また、燃料プール代替注水系については、原子炉の状態が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とし、原子炉の状態の移行ではな

く、機能要求にかかわらず同様な対応措置を規定する。

3. 1 原子炉の状態が運転、起動、高温停止の場合

可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は2N要求の可搬型重大事故等対処設備であることから、「保安規定変更に係る基本方針4.3（2）」に基づき、「2N未満（1N以上）」の場合（1/2故障）と「1N未満」（全て故障）の場合の2段階に分けてAOTを設定する。

これは、現行の保安規定における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ものであるため、2N要求の可搬型代替注水車（A-2級）が2N未満（1N以上）場合も同様に「安全機能が低下した状態」（機能喪失はしていない）と考えられることから、設計基準事故対処設備の1/2故障に対するAOTを参考にするものである。

なお、2N未満（1N以上）となった場合（1/2故障）の、「プラント1基あたり2セット」及び「離隔・分散配置」に対する考え方については、対応する設計基準事故対処設備（残留熱除去系及び非常用ディーゼル発電機）が動作可能であることを確認することで、残った1Nの自然災害などによる機能喪失に対するリスクを低減（「プラント1基あたり2セット」及び「離隔・分散配置」を補完）することができる。

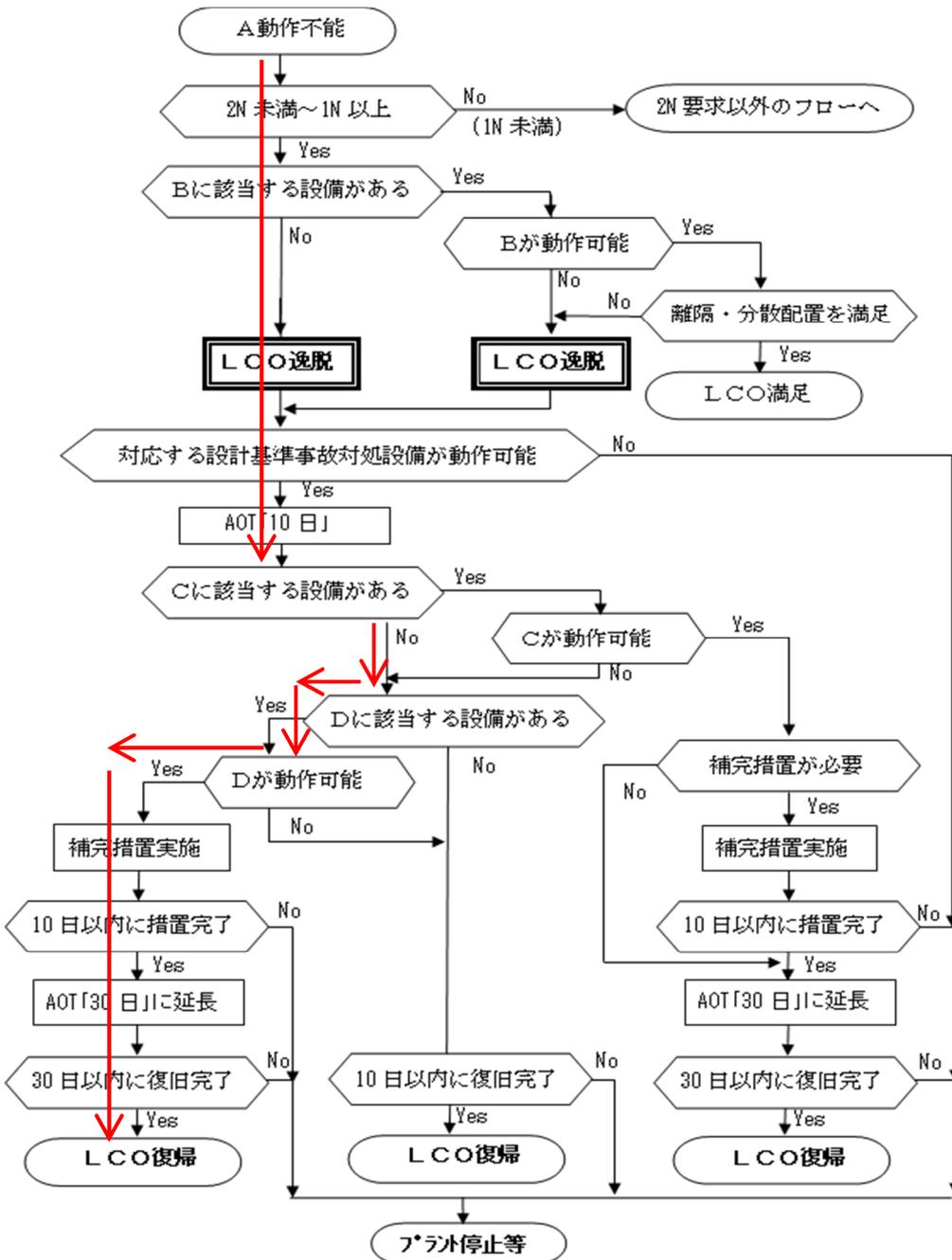
3. 1. 1 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の所要数が8台未満の場合（4台以上が動作可能）（2N未満（1N以上））

原子炉の状態が運転、起動、高温停止において、動作可能な可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の所要数が、8台未満4台以上である場合とは、2N（=8台）のうち1N（=4台）以上は動作可能である状態（2N未満（1N以上））であるため、「保安規定変更に係る基本方針」のうち「2N要求の可搬型重大事故等対処設備」に関するAOT及び要求される措置の考え方に従い規定する。

要求される措置の内容は、「保安規定変更に係る基本方針」に記載している事項に基づき、「対応する設計基準事故対処設備」として、残留熱除去系及び非常用ディーゼル発電機が動作可能であることを速やかに確認し、「当該機能を補完する代替措置」として、代替品の補充等を10日間以内に実施することでAOTを30日間まで延長できることとし、要求される措置が完了時間内に達成できない場合には原子炉停止する。

2N 要求の可搬型重大事故等対処設備

- A : LCO対象SA設備(2N 要求の可搬型重大事故等対処設備)
- B : Aの機能全てを満足するSA設備 (基準要求を維持できる場合に限る)
- C : Aの機能全てを満足※1するSA設備 (基準要求を維持できない場合)
- ※1 : 準備時間短縮等の補完措置の実施により満足する場合も含む
- D : Aの機能に対する自主対策設備又は代替措置



3. 1. 2 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の所要数が4台未満の場合
（1N未満）

原子炉の状態が運転，起動，高温停止において，動作可能な可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の所要数が4台未満の場合とは，1N（=4台）を下回っている状態であることから，低圧代替注水系（可搬型）（N=4），格納容器圧力逃がし装置（N=4），代替格納容器スプレー冷却系（可搬型）（N=4），格納容器下部注水系（可搬型）（N=4）及び復水貯蔵槽への移送設備（N=4）に使用する可搬型代替注水ポンプ（A-2級）が全て動作不能となった状態と考える。したがって，この場合，速やかに可搬型代替注水ポンプ（A-2級）を使用する低圧代替注水系（可搬型），格納容器圧力逃がし装置，代替格納容器スプレー冷却系（可搬型），格納容器下部注水系（可搬型）及び復水貯蔵槽への移送設備の各システムを動作不能とみなし，各条文のAOTを開始する。

また，動作可能な可搬型代替注水ポンプ（A-2級）が1N未満となったことから，「保安規定変更に係る基本方針」のうち「2N要求以外の可搬型重大事故等対処設備」に関するAOT及び要求される措置の考え方に従い，可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の要求される措置を規定する。

要求される措置の内容は，「保安規定変更に係る基本方針」に記載している事項に基づき，「対応する設計基準事故対処設備」として，非常用ディーゼル発電機が動作可能であることを速やかに確認し，「当該機能を補完する代替措置」として，代替品の補充等を3日間以内に原子炉主任技術者の確認を得て実施することでAOTを10日間まで延長できるとし，要求される措置が完了時間内に達成できない場合には原子炉停止する。

〔保安規定変更に係る基本方針〕4.3 LCO・要求される措置・AOTの設定方針 添付8 [記載箇所：4.3-添付-47 頁]

2N 要求以外の重大事故等対処設備

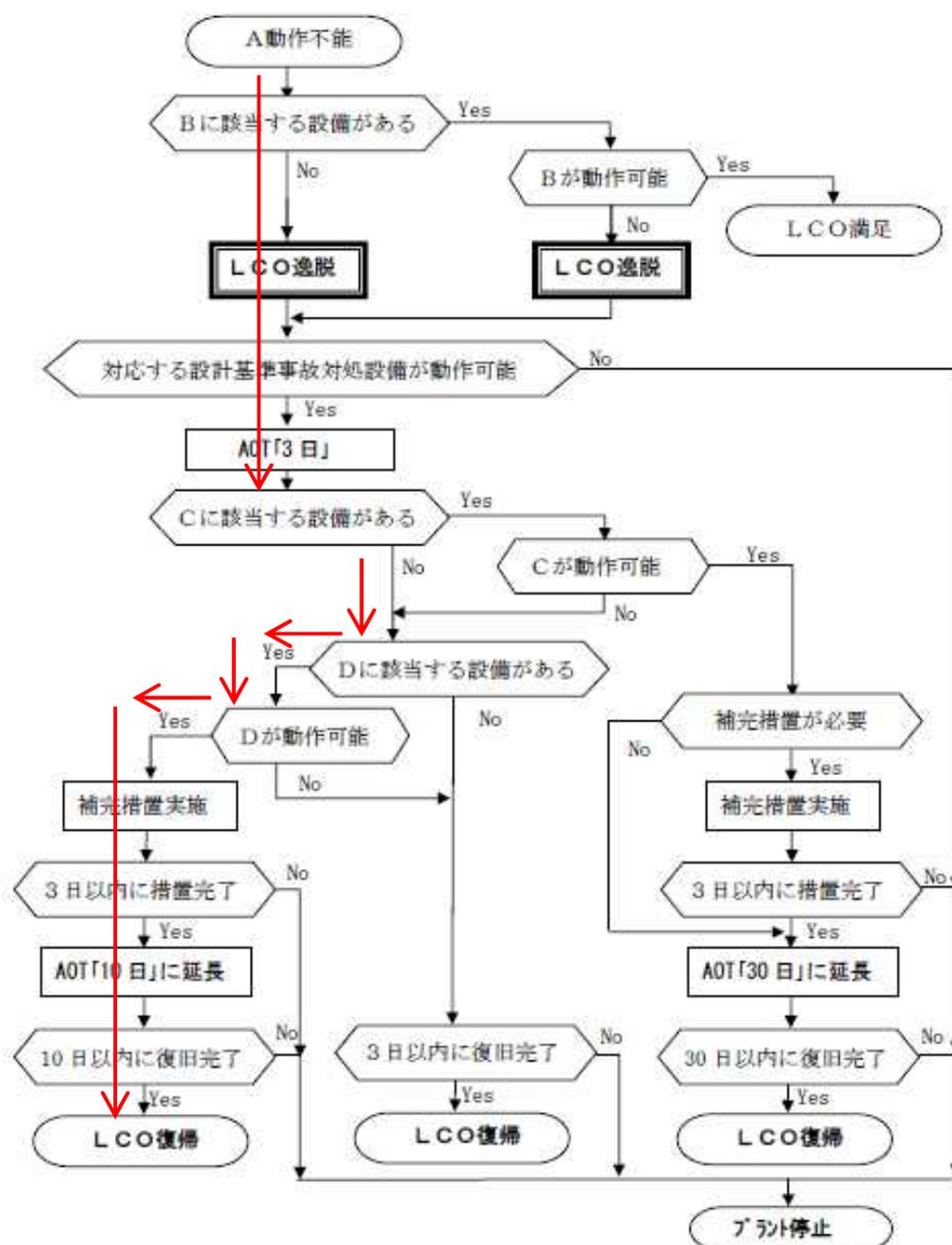
A：LCO対象SA設備

B：Aの機能全てを満足するSA設備（基準要求を維持できる場合に限る）

C：Aの機能全てを満足^{※1}するSA設備（基準要求を維持できない場合）

※1：準備時間短縮等の補完措置の実施により満足する場合も含む

D：Aの機能に対する自主対策設備または代替措置



3. 2 原子炉の状態が冷温停止，燃料交換の場合

3. 1 原子炉の状態が運転，起動，高温停止の場合同様，「保安規定変更に係る基本方針4. 3 (2)」に基づき，「2 N未満 (1 N以上)」の場合 (1 / 2 故障) と「1 N未満」 (全て故障) の場合の2段階に分けてAOTを設定する。

3. 2. 1 可搬型代替注水ポンプ (A - 2 級) の所要数が8台未満の場合 (4台以上が動作可能) (2 N未満 (1 N以上))

原子炉の状態が冷温停止，燃料交換 (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又は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を除く。) において，動作可能な可搬型代替注水ポンプ (A - 2 級) の所要数が，8台未満4台以上である場合とは，2 N (= 8台) のうち1 N (= 4台) 以上は動作可能である状態であるため，要求される措置については，「保安規定変更に係る基本方針」に記載している事項に基づき，速やかに復旧する措置を開始し，「対応する設計基準事故対処設備」として，非常用ディーゼル発電機が動作可能であることを速やかに確認し，「当該機能を補完する代替措置」として，代替品の補充等を原子炉主任技術者の確認を得て速やかに実施する。

3. 2. 2 可搬型代替注水ポンプ (A - 2 級) の所要数が4台未満の場合 (1 N未満)

原子炉の状態が冷温停止，燃料交換 (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又は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を除く。) において，動作可能な可搬型代替注水ポンプ (A - 2 級) の所要数が4台未満の場合とは，1 N (= 4台) を下回っている状態であることから，低压代替注水系 (可搬型) (N = 4) 及び復水貯蔵槽への移送設備 (N = 4) に使用する可搬型代替注水ポンプ (A - 2 級) が全て動作不能となった状態と考える。したがって，この場合，速やかに可搬型代替注水ポンプ (A - 2 級) を使用する低压代替注水系 (可搬型) 及び復水貯蔵槽への移送設備を動作不能とみなし，各条文のAOTを開始する。

また，「保安規定変更に係る基本方針」に記載している事項に基づき，速やかに復旧する措置を開始し，「対応する設計基準事故対処設備」として，非常用ディーゼル発電機が動作可能であることを速やかに確認し，「当該機能を補完する代替措置」として，代替品の補充等を原子炉主任技術者の確認を得て速やかに実施する。

3. 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の場合

可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は、燃料プール代替注水系に使用し、必要数は2N設備であるが、措置の内容は2N未満と1N未満で同じであることから、措置の条件を8台未満（2N未満）の場合に集約した。

このため、動作可能な可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の所要数が2N（=8台）未満である場合、保安規定第66条 表66-9-1に規定する「燃料プール代替注水系」が動作不能と考え措置を実施する。

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は、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のいずれかのモードに含まれるため、原子炉の状態が運転、起動、高温停止における条件A., B., C., 冷温停止及び燃料交換における条件A., B. に定める要求される措置と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の条件A. に定める要求される措置は並行して実施する。

「保安規定変更に係る基本方針」に記載している事項に基づき、速やかに以下を実施する。

要求される措置		実施条文
—	燃料プール代替注水系が動作不能とみなす	表66-9-1「燃料プール代替注水系」(燃料プール代替注水系のAOTを実施)
—	当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始	表66-19-1「可搬型代替注水ポンプ（A-2級）」
対応する設計基準 事故対処設備	<p>【運転、起動、高温停止】 残留熱除去系及び非常用ディーゼル発電機が動作可能であることを確認する。</p> <p>【冷温停止、燃料交換】 非常用ディーゼル発電機が動作可能であることを確認する。</p>	表66-19-1「可搬型代替注水ポンプ（A-2級）」 運転、起動及び高温停止における条件A., B., C. 又は冷温停止及び燃料交換における条件A., B. に定める要求される措置を並行して実施
代替措置	「代替品の補充等」を原子炉主任技術者の確認を得て実施する。	表66-19-1「可搬型代替注水ポンプ（A-2級）」
自主対策設備	使用済燃料プールの水位を維持するための注水手段として消火系が確保されている確認を確認する。	表66-9-1「燃料プール代替注水系」

可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の所要数が2N（8台）未満1N（4台）以上となった場合の措置

適用される原子炉の状態	要求される措置			要求される措置を完了時間内に達成できない場合
運転 起動 高温停止	【速やかに】 ・残留熱除去系1系列及び非常用ディーゼル発電機1台を起動 ・残りの非常用ディーゼル発電機2台、原子炉補機冷却水系3系列及び原子炉補機冷却海水系3系列が至近の記録等により動作可能であることを確認	【10日間】 ・代替品の補充等	【30日間】 ・動作可能な状態に復旧	【プラント停止】 ・24時間高温停止 ・36時間低温停止
低温停止 燃料交換 ^{※1}	【速やかに】 ・第60条で要求される非常用ディーゼル発電機1台を起動 ・原子炉補機冷却水系1系列及び原子炉補機冷却海水系1系列が至近の記録等により動作可能であることを確認	【速やかに】 ・代替品の補充等	【速やかに】 ・動作可能な状態に復旧する措置を開始	—
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	【速やかに】^{※2} ・表-1 ⑥を動作不能とみなす	【速やかに】 ・代替品の補充等	【速やかに】 ・動作可能な状態に復旧する措置を開始	—

※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又は(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。

※2 動作可能な可搬型代替注水ポンプ（A-2級）が2N未満の場合及び1N未満の場合ともに、燃料プール代替注水系の動作不能時の要求される措置及び完了時間が同等なことから“速やかに”燃料プール代替注水系を動作不能とみなす。

可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の所要数が1N（4台）未満となった場合の動作不能とみなす他条文における要求される措置

適用される原子炉の状態	要求される措置			要求される措置を完了時間内に達成できない場合
運転 起動 高温停止	【速やかに】 ・表-1 ①②③④⑤を動作不能とみなす ・非常用ディーゼル発電機1台を起動 ・残りの非常用ディーゼル発電機2台, 原子炉補機冷却水系3系列及び原子炉補機冷却海水系3系列が至近の記録等により動作可能であることを確認	【3日間】 ・代替品の補充等	【10日間】 ・動作可能な状態に復旧	【プラント停止】 ・24時間高温停止 ・36時間低温停止
低温停止 燃料交換※	【速やかに】 ・表-1 ①⑤を動作不能とみなす ・第60条で要求される非常用ディーゼル発電機1台を起動。 ・原子炉補機冷却水系1系列及び原子炉補機冷却海水系1系列が至近の記録等により動作可能であることを確認	【速やかに】 ・代替品の補充等	【速やかに】 ・動作可能な状態に復旧する措置を開始	—
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	【速やかに】 ・表-1 ⑥を動作不能とみなす	【速やかに】 ・代替品の補充等	【速やかに】 ・動作可能な状態に復旧する措置を開始	—

表-1

	関連するSA条文	所要数	適用される原子炉の状態	要求される措置			要求される措置を完了時間内に達成できない場合
①	66-4-2 低圧代替注水系（可搬型）	4台×2	運転 起動 高温停止	【速やかに】 ・低圧注水系1系列を起動 ・残りの低圧注水系2系列及び非常用ディーゼル発電機3台が至近の記録等により動作可能であることを確認	【3日間】 ・高圧炉心注水系が動作可能であることを確認 【3日間】 ・消火系による低圧注水ができることを確認	【30日間】 ・動作可能な状態に復旧 【10日間】 ・動作可能な状態に復旧	【プラント停止】 ・24時間高温停止 ・36時間低温停止
			低温停止 燃料交換※	【速やかに】 ・第40条で要求される非常用炉心冷却系（自動減圧系を除く）1系列を起動 ・動作可能であることを確認する機器に接続する非常用ディーゼル発電機及び低圧代替注水系（常設）が至近の記録等により動作可能であることを確認	—	【速やかに】 ・動作可能な状態に復旧する措置を開始	
②	66-5-1 格納容器圧力逃がし装置	4台	運転 起動 高温停止	【速やかに】 ・残留熱除去系2系列を起動 ・残りの残留熱除去系1系列, 非常用ディーゼル発電機3台, 原子炉補機冷却水系3系列及び原子炉補機冷却海水系3系列が至近の記録等により動作可能であることを確認 【速やかに】 ・可燃性ガス濃度制御系1系列を起動 ・残りの可燃性ガス濃度制御系1系列が至近の記録等により動作可能であることを確認	【3日間】 ・代替循環冷却系及び耐圧強化ベント系（W/W）が動作可能であることを至近の記録等により確認	【30日間】 ・動作可能な状態に復旧	【プラント停止】 ・24時間高温停止 ・36時間低温停止
			運転 起動 高温停止	【速やかに】 ・格納容器スプレイ冷却系1系列を起動 ・起動した格納容器スプレイ冷却系に接続する非常用ディーゼル発電機が至近の記録等により動作可能であることを確認	【3日間】 ・代替格納容器スプレイ冷却系（常設）が動作可能であることを確認 【3日間】 ・消火系による格納容器スプレイができることを確認	【30日間】 ・動作可能な状態に復旧 【10日間】 ・動作可能な状態に復旧	
④	66-7-2 格納容器下部注水系（可搬型）	4台×2	運転 起動 高温停止	【速やかに】 ・低圧注水系1系列を起動 ・残りの低圧注水系2系列及び非常用ディーゼル発電機3台が至近の記録等により動作可能であることを確認	【3日間】 ・格納容器下部注水系（常設）が動作可能であることを管理的手段により確認する措置を開始 【3日間】 ・消火系による格納容器下部注水ができることを確認	【30日間】 ・動作可能な状態に復旧 【10日間】 ・動作可能な状態に復旧	【プラント停止】 ・24時間高温停止 ・36時間低温停止
			運転 起動 高温停止	【速やかに】 ・復水貯蔵槽水位が表66-11-1の所要水量以上であることを確認	【3日間】 ・代替品の補充等	【10日間】 ・動作可能な状態に復旧	
⑤	66-11-2 復水貯蔵槽への移送設備	4台×2	低温停止 燃料交換※	【速やかに】 ・復水貯蔵槽水位が表66-11-1の所要水量以上であることを確認	【速やかに】 ・代替品の補充等	【速やかに】 ・動作可能な状態に復旧する措置を開始	—
			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	【速やかに】 ・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	【速やかに】 ・消火系による注水ができることを確認	【速やかに】 ・動作可能な状態に復旧する措置を開始	—

※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又は(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。

(添付)

可搬型代替注水ポンプ（A－2級）

配備台数の考え方

可搬型代替注水ポンプ（A－2級）の配備台数は、重大事故等時又は大規模損壊発生時に、同時に実施することを想定するケースを考慮したうえで、必要な容量を満足する台数、並びに故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として必要な台数をもとに、可搬型代替注水ポンプ（A－2級）を合計9台配備している。

設置許可基準規則第37条で想定する重大事故等時における、可搬型代替注水ポンプ（A－2級）の配備台数の考え方を表1に示す。

有効性評価（1. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方）にて整理している、重要事故シーケンス等と「設置許可基準規則」、「技術基準規則」及び「技術的能力審査基準」との関連を表2に示す。表中に「設置許可基準規則」、「技術基準規則」の各条文で使用する可搬型代替注水ポンプ（A－2級）を加筆及び着色して示す。

大規模損壊発生時における可搬型代替注水ポンプ（A－2級）の配備台数の考え方は、「柏崎刈羽原子力発電所発電所7号炉 大規模損壊発生時の体制の整備について（大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応）」に示す。

表1 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の配備台数の考え方

設備名	必要量の考え方	容量 (m³/h)	吐出圧力 (MPa)	要求個数	淡水貯水池を水源とする場合	防火水槽又は海を水源とする場合	必要容量 N1	必要容量 N2	予備 +α	備考
可搬型スプレイヘッドを使用した注水	使用済燃料貯蔵プールへの注水に使用する場合の容量は、使用済燃料貯蔵プールにおける燃料損傷防止対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）の想定事故1及び想定事故2において有効性が確認されている使用済燃料貯蔵プールへの注水量が約45m³/hであることから、45m³/h/台以上とする。	45 以上	0.74 以上	2N+α (N=4)			4 台	4 台	1 台	淡水貯水池⇒元車(2 台)⇒中継車(1 台)⇒先車(1 台) 計4台使用 ※先車はA-2で成立するため、A-1を使用した場合でも数値はA-2と同様。
常設スプレイヘッドを使用した注水		45 以上	0.38 以上	2N+α (N=4)			4 台	4 台	1 台	淡水貯水池⇒元車(2 台)⇒中継車(1 台)⇒先車(1 台) 計4台使用(45m³/h, 0.46MPa) ※先車はA-2で成立するため、A-1を使用した場合でも数値はA-2と同様。
可搬型スプレイヘッドを使用したスプレイ	可搬型スプレイヘッドを用いた使用済燃料貯蔵プールへのスプレイに使用する場合の容量は、添付書類V-1-3-4「使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書」において蒸散量を上回ることが確認されているスプレイ量を満足する値として、48m³/h/台以上とする。	48 以上	1.31 以上	2N+α (N=4)			4 台	4 台	1 台	淡水貯水池⇒元車(2 台)⇒中継車(1 台)⇒先車(1 台) 計4台使用(46m³/h, 1.26MPa) ※先車はA-2で成立するため、A-1を使用した場合でも数値はA-2と同様。
常設スプレイヘッドを使用したスプレイ	常設スプレイヘッドを用いた使用済燃料貯蔵プールへのスプレイに使用する場合の容量は、添付書類V-1-3-4「使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書」において蒸散量を上回ることが確認されているスプレイ量を満足する値として、147m³/h/台以上とする。	147 以上	1.29 以上	2N+α (N=3)			3 台	3 台	1 台	淡水貯水池⇒元車(2 台)⇒中継車(1 台)⇒先車(A-1級1台) 計4台使用 常設スプレイヘッドを使用したスプレイの容量、圧力は先車にA-1級を使用しないと成立しない。ここに記載される数値は、淡水貯水池を水源とした送水の“元車”の圧力を記載している。1.29MPaでの容量は73.5m³/hになる。
格納容器圧力逃がし装置	「5. 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」の追補（原子炉設置変更許可申請書添付書類十追補1）に示される水張りの所要時間が50分であることから、保守的に下限水位から通常水位復帰に必要な水量に対して30分以内に水張りできる容量として、20m³/h/台以上とする。	20 以上	1.28 以上	N (N=4)			4 台	-	-	淡水貯水池⇒元車(2 台)⇒中継車(1 台)⇒先車(1 台) 計4台使用
低下代替注水系	炉心損傷防止対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）のうち、「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）+SRV再開失敗」において有効性が確認されている原子炉格納容器への注水流量が84m³/hであることから、84m³/h/台以上とする。	84 以上	1.26 以上	2N+α (N=4)			4 台	4 台	1 台	淡水貯水池⇒元車(2 台)⇒中継車(1 台)⇒先車(1 台) 計4台使用
水の供給設備	格納容器破損防止対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）のうち、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」（代替循環冷却系を使用しない場合）において有効性が確認されている復水貯蔵槽への供給流量が130m³/hであることから、130m³/h/台以上とする。	130 以上	1.04 以上	2N+α (N=4)			4 台	4 台	1 台	淡水貯水池⇒元車(2 台)⇒中継車(1 台)⇒先車(1 台) 計4台使用
格納容器下部注水系	格納容器破損防止対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）のうち、「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」において有効性が確認されている格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水流量が90m³/hであることから、90m³/h/台以上とする。	90 以上	1.67 以上	2N+α (N=4)			4 台	4 台	1 台	淡水貯水池⇒元車(2 台)⇒中継車(1 台)⇒先車(1 台) 計4台使用
代替格納容器スプレイ冷却系	炉心損傷防止対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）のうち、「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）+SRV再開失敗」において有効性が確認されている原子炉格納容器へのスプレイ流量が80m³/hであることから、80m³/h/台以上とする。	80 以上	0.71 以上	2N+α (N=4)			4 台	4 台	1 台	淡水貯水池⇒元車(2 台)⇒中継車(1 台)⇒先車(1 台) 計4台使用
原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器へのスプレイを同時に実施する場合	炉心損傷防止対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）のうち、「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）+SRV再開失敗」において原子炉格納容器への注水及び原子炉格納容器へのスプレイを同時に実施する場合、有効性が確認されている原子炉格納容器への注水流量が40m³/h、原子炉格納容器へのスプレイ流量が80m³/hであることから、120m³/h/台以上とする。	120 以上	1.63 以上	2N+α (N=4)			4 台	4 台	1 台	淡水貯水池⇒元車(2 台)⇒中継車(1 台)⇒先車(1 台) 計4台使用

・黄色塗りつぶしの3つの運転点について、1年に1回の性能確認及び3ヶ月に1回の動作確認により確認する。

表2 重要事故シーケンス等と「設置許可基準規則」、「技術基準規則」及び「技術的能力審査基準」との関連表

事故シーケンスグループ等			技術的能力審査基準																	
			設置許可基準規則／技術基準規則																	
			1. 1	1. 2	1. 3	1. 4	1. 5	1. 6	1. 7	1. 8	1. 9	1. 10	1. 11	1. 12	1. 13	1. 14	1. 15	1. 16		
			44条／ 59条	45条／ 60条	46条／ 61条	47条／ 62条	48条／ 63条	49条／ 64条	50条／ 65条	51条／ 66条	52条／ 67条	53条／ 68条	54条／ 69条	55条／ 70条	56条／ 71条	57条／ 72条	58条／ 73条	59条／ 74条		
重要事故シーケンス等			緊急停止失敗時に発生する手続等																	
炉心損傷防止	2. 1	高圧・低圧注水機能喪失	運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故(LOCAを除く)の発生後、高圧注水機能が喪失し、原子炉減圧には成功するが、低圧注水機能が喪失する事故				注水	フィルタ装置水張(16h後60min)	スプレイ										補給(12h後適宜)	
	2. 2	高圧注水・減圧機能喪失	運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故(LOCAを除く)の発生後、高圧注水機能が喪失し、かつ、原子炉減圧機能(自動減圧機能)が喪失する事故																	
	2. 3	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)	外部電源喪失発生後、非常用ディーゼル発電機の起動に失敗する事故				注水	フィルタ装置水張(15h後60min)	スプレイ											補給(12h後適宜)
		全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)+RCIC失敗	全交流動力電源喪失と同時に原子炉隔離時冷却系が機能喪失する事故				注水	フィルタ装置水張(15h後60min)	スプレイ											補給(12h後適宜)
		全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)+直流電源喪失	全交流動力電源喪失と同時に直流電源が喪失する事故				注水	フィルタ装置水張(15h後)	スプレイ											補給(12h後適宜)
	2. 4	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)+SRV再閉失敗	全交流動力電源喪失後と同時に逃がし安全弁1個が開状態のまま固着し、蒸気駆動の注水系が動作できない範囲に原子炉圧力が低下することで、原子炉注水機能を喪失する事故				注水(4.1h後適宜)	フィルタ装置水張(17h後60min)	スプレイ(9h後30min)											注水&スプレイ
		崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)	運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故(LOCAを除く)の発生後、炉心冷却には成功するが、取水機能の喪失により崩壊熱除去機能が喪失する事故				注水		スプレイ											補給(12h後適宜)
2. 5	崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合)	運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故(LOCAを除く)の発生後、炉心冷却には成功するが、残留熱除去系の故障により崩壊熱除去機能が喪失する事故					フィルタ装置水張(21h後60min)	スプレイ											補給(12h後適宜)	
2. 6	原子炉停止機能喪失	運転時の異常な過渡変化の発生後、原子炉停止機能が喪失する事故																		
2. 7	LOCA時注水機能喪失	原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の中小破断の発生後、高圧注水機能及び低圧注水機能が喪失する事故				注水	フィルタ装置水張(16h後60min)	スプレイ											補給(12h後適宜)	
2. 7	格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)	原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された系統で、高圧設計部分と低圧設計部分のインターフェイスとなる配管のうち、隔離弁の隔離失敗等により低圧設計部分が過圧され破断する事故																		
格納容器破損防止	3. 1	霧困気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)代替循環冷却系を使用する場合	運転中に運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失事故(LOCA)又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失する事故であり、代替循環冷却系を使用する場合				注水(22h10min後20min)			注水(22h10min後20min)	注水(22h10min後20min)		注水						補給(12h後適宜)	
		霧困気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損)代替循環冷却系を使用しない場合	運転中に運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失事故(LOCA)又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失する事故であり、代替循環冷却系を使用しない場合				注水			フィルタ装置水張(31h後60min)	注水		注水						補給(12h後適宜)	
	3. 2	高圧溶融物放出／格納容器霧困気直接加熱	運転中に運転時の異常な過渡変化又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、非常用炉心冷却系等の安全機能が喪失する事故							補給(12h後適宜)	注水								補給(12h後適宜)	
	3. 3	原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用	運転中に運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失事故(LOCA)又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、非常用炉心冷却系等の安全機能が喪失する事故	3. 2 高圧溶融物放出／格納容器霧困気直接加熱 同様																
	3. 4	水素燃焼	運転中に運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失事故(LOCA)又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失する事故であり、代替循環冷却系を使用する場合	3. 1 霧困気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)代替循環冷却系を使用する場合 同様																
3. 5	溶融炉心・コンクリート相互作用	運転中に運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失事故(LOCA)又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、非常用炉心冷却系等の安全機能が喪失する事故	3. 2 高圧溶融物放出／格納容器霧困気直接加熱 同様																	
使用済燃料	4. 1	想定事故1	使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失する事故																注水(12h後適宜)	
	4. 2	想定事故2	使用済燃料プールの冷却系の配管損傷によるサイフォン現象等により使用済燃料プール内の水の小規模な漏えいが発生するとともに、使用済燃料プール注水機能が喪失する事故																注水(12h後適宜)	
運転停止中	5. 1	崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)	停止中に残留熱除去系の故障により、崩壊熱除去機能が喪失する事故																	
	5. 2	全交流動力電源喪失	停止中に全交流動力電源が喪失することにより、原子炉の注水機能及び除熱機能が喪失する事故				注水													
	5. 3	原子炉冷却材の流出	停止中に原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統から、運転員の誤操作等により系外への冷却材の流出が発生し、崩壊熱除去機能が喪失する事故																	
	5. 4	反応度の誤投入	停止中に制御棒の誤引き抜き等によって、燃料に反応度が投入される事故																	

「●」 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)を有効性評価で解析上考慮しているものを示す。
「●」 対応手段として可搬型代替注水ポンプ(A-2級)を使用するが、有効性評価で解析上考慮していないものを示す。

柏崎刈羽原子力発電所保安規定審査資料	
資料番号	TS - 30 (改訂2)
提出年月日	令和2年7月9日

柏崎刈羽原子力発電所7号炉

保安規定における代替措置の考え方について

令和2年7月

東京電力ホールディングス株式会社

目 次

- 1 . 保安規定における代替措置（代替品の補充等）の考え方
- 2 . 柏崎刈羽原子力発電所 7 号炉における代替措置（代替品の補充等）の考え方

1. 保安規定における代替措置（代替品の補充等）の考え方

柏崎刈羽原子力発電所原子炉施設保安規定（以下、「保安規定」という。）変更案（補正）のうち第 66 条（重大事故等対処設備（7号炉））では、重大事故等対処設備が運転上の制限（以下、「LCO」という。）を逸脱し、完了時間（以下、「AOT」という。）内に実施することを定めている「要求される措置」において、原子炉主任技術者の確認を得たうえで代替措置として「代替品の補充等」を実施した場合、AOTを延長できる旨を規定しているが、「代替品の補充等」の内容については明確にしていない。

このため、保安規定変更案に記載している「代替品の補充等」の考え方について以下に整理する。

「保安規定変更に係る基本方針」（以下、「基本方針」という。）では、代替措置の内容について以下の例示を記載している。

[記載箇所：4.3-27 頁]

【AOT 内の措置】

- 対応する設計基準事故対処設備が動作可能であることを確認
- 当該重大事故等対処設備を復旧する措置を開始する
- 同等な重大事故等対処設備が動作可能であることを確認
- 自主対策設備が動作可能であることを確認する
- 当該 SFP に貯蔵されている照射済燃料の崩壊熱を基に SFP 冷却機能喪失時における SFP 温度上昇評価を行う
- 代替措置（「外部からの代替品の配備」、「LCO 逸脱期間中における災害対策要員の増員」等）をあらかじめ定めて原子炉主任技術者の確認の上実施する

2. 柏崎刈羽原子力7号炉における代替措置（代替品の補充等）の考え方

基本方針に基づき、「代替品の補充等」の内容は「当該機能を補完する代替措置」であることから、保安規定の「代替品の補充等」は、以下のすべてを満足する代替品を準備できる場合に限ることとする。

- LCOを逸脱した重大事故等対処設備が、重大事故等に対処するために期待されている性能（容量，流量，圧力等，安全解析の前提条件となっている性能）を満足する代替品を，AOT内に配備すること。ただし，代替品の必要性能としては，工事計画認可申請書における「設備別記載事項の設定根拠に関する説明書」等に記載されている設計の機能（必要な容量，揚程，圧力等）を満足できるものとする。（以下，「SA設備と同程度以上」という。）
- 代替品の信頼性を確保するため，必要な社内検査を実施すること。
- 代替品により重大事故等に対処する際，有効性評価における制限時間を満足すること。（待機要員の拡充による対応を含む。）
- 代替品については，可能な限り代替する重大事故等対処設備の保管場所の条件を考慮し保管する。

代替措置にて使用する機器等の例を以下に示す。

【代替措置にて使用する機器等】

- 大容量ポンプ
SA設備と同程度以上の揚程・容量を有する可搬型ポンプ
- 電源車
SA設備と同程度以上の電力を給電できる発電機
- 計測機器
SA設備に要求される計測範囲を満たす計測機器
- ポンペ，蓄電池
容量はSA設備としての必要容量を満たさないが，複数本（個）準備することにより必要容量を満足させる場合
- 小型船舶
代替船舶（ゴムボート等），発電所岸壁付近への船舶の係留
- タンクローリー
SA設備と同程度以上の容量を有するタンクローリ，必要なドラム缶・トラック・要員の確保
- 安全パラメータ表示システム（SPDS）
所要のパラメータを記録し，通信連絡設備により必要箇所に連絡する要員の確保
- 通信連絡設備
必要な箇所へ連絡するための要員の確保

(各表における具体例)

表番号	対象設備	代替措置の例
66-3-3	可搬型直流電源設備 (AM用切替装置 (SRV))	容量はSA設備としての必要容量を満たさないが、複数(個)準備することにより必要容量を満足させる場合
	逃がし安全弁用可搬型蓄電池	
	高圧窒素ガスポンベ	
66-5-2	遠隔空気駆動弁操作用ポンベ	容量はSA設備としての必要容量を満たさないが、複数本(個)準備することにより必要容量を満足させる場合
66-5-3	可搬型窒素供給装置	容量はSA設備としての必要容量を満たさないが、複数(個)準備することにより必要容量を満足させる場合
66-5-4	大容量送水車(熱交換器ユニット用)	SA設備と同程度以上の揚程・容量を有する可搬型ポンプ
	熱交換器ユニット	SA設備と同程度以上の機能を有する機器
66-9-1	可搬型代替注水ポンプ(A-1級)	SA設備と同程度以上の揚程・容量を有する可搬型ポンプ
66-10-1	大容量送水車(原子炉建屋放水設備用)	SA設備と同程度以上の揚程・容量を有する可搬型ポンプ
	放水砲	
	泡原液混合装置	
	泡原液搬送車	
66-10-2	小型船舶(汚濁防止膜設置用)	代替船舶(ゴムボート等), 発電所岸壁付近への船舶の係留
	放水口側汚濁防止膜	SA設備と同程度以上の機能のフェンス
	取水口側汚濁防止膜	
	放射性物質吸着剤	SA設備と同程度以上の機能の吸着剤
66-11-2	復水貯蔵槽への移送設備 当該系統に期待されている機能達成するための系統を構成する配管・機器類(接続口を含む)	SA設備と同程度以上の機能を有する機器

表番号	対象設備	代替措置の例
66-11-3	大容量送水車（海水取水用）	S A 設備と同程度以上の揚程・容量を有する可搬型ポンプ
66-12-2	電源車	S A 設備と同程度以上の電力を給電できる発電機
66-12-3	号炉間電力融通ケーブル（常設）	S A 設備と同程度以上の電力を給電できるケーブル
	号炉間電力融通ケーブル（可搬型）	
66-12-7	タンクローリ（4 k L）	S A 設備と同程度以上の容量を有するタンクローリ，必要なドラム缶・トラック・要員の確保
	タンクローリ（16 k L）	
66-13-3	可搬型計測器	S A 設備に要求される計測範囲を満たす計測機器
66-14-1	中央制御室可搬型陽圧化空調機（フィルタユニット）（ブロウユニット）	S A 設備と同程度以上の機能を有する機器
	データ表示装置（待避室）	S A 設備と同程度以上の装置またはあらかじめ記録対象パラメータを定め，記録要員を確保する。
	差圧計，酸素濃度・二酸化炭素濃度計	S A 設備に要求される計測範囲を満たす計測機器
	可搬型蓄電池内蔵型照明	S A 設備と同程度以上の照度を有する可搬型照明
	中央制御室待避室遮蔽（可搬型）	S A 設備と同程度以上の遮蔽を有する可搬型遮蔽
66-15-1	GM汚染サーベイメータ，NaIシンチレーションサーベイメータ，ZnSシンチレーションサーベイメータ，電離箱サーベイメータ，可搬型ダスト・よう素サンプラ，可搬型モニタリングポスト，モニタリングポスト用発電機，可搬型気象観測装置，	S A 設備に要求される計測範囲を満たす計測機器
	小型船舶（海上モニタリング用）	代替船舶（ゴムボート等），発電所岸壁付近への船舶の係留

表番号	対象設備	代替措置の例
66-16-1	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）陽圧化装置（空気ポンペ）、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）二酸化炭素吸収装置、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型外気取入送風機、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型陽圧化空調機	S A 設備と同程度以上の機能を有する機器
	差圧計（対策本部）、酸素濃度計（対策本部）、二酸化炭素濃度計（対策本部）、可搬型エリアモニタ（対策本部）	S A 設備に要求される計測範囲を満たす計測機器
66-16-2	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）陽圧化装置（空気ポンペ）、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）可搬型陽圧化空調機	S A 設備と同程度以上の機能を有する機器
	差圧計（待機場所）、酸素濃度計（待機場所）、二酸化炭素濃度計（待機場所）、可搬型エリアモニタ（待機場所）	S A 設備に要求される計測範囲を満たす計測機器
66-16-3	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備	S A 設備と同程度以上の電力を給電できる発電機
	可搬ケーブル	S A 設備と同程度以上の電力を給電できるケーブル
	交流分電盤	S A 設備と同程度以上の電力を給電できる分電盤
	負荷変圧器	S A 設備と同程度以上の電力を給電できる変圧器

表番号	対象設備	代替措置の例
66-17-1	緊急時対策支援システム伝送装置， SPDS 表示装置，テレビ会議システム， IP-電話機，IP-FAX，衛星電話設備（常設）， 衛星電話設備（可搬型），無線連絡設備（常設）， 無線連絡設備（可搬型），携帯型音声呼出電話機， 5号炉屋外緊急連絡用インターフォン，データ伝送装置	連絡要員の追加や，同種の通信機器の追加または他種の通信機器による通信手段の確保
66-18-1	ホイールローダ	S A 設備と同程度以上のガレキ除去能力を有する重機
66-19-1	可搬型代替注水ポンプ（A - 2 級）	S A 設備と同程度以上の揚程・容量を有する可搬型ポンプ

柏崎刈羽原子力発電所保安規定審査資料	
資料番号	TS-52
提出年月日	令和2年5月15日

本資料のうち、枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

柏崎刈羽原子力発電所7号炉

可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の 保安規定に関わる定期事業者検査及び定例試験 の確認方法について

令和2年5月

東京電力ホールディングス株式会社

1. 可搬型代替注水ポンプ（A－2級）の定期事業者検査及び定例試験にて確認すべき運転点

可搬型代替注水ポンプ（A－2級）（以下、「A－2級」という。）に必要な吐出圧力，流量は，各系統で求められる機能ごとに異なるが，機能ごとの吐出圧力と流量を包含する3つの運転点について確認することとする。確認すべき運転点について表1に示す。

表1 確認すべき運転点

番号	吐出圧力 [Mpa]	流量 [m ³ /h]
1	1.29	147
2	1.67	90
3	1.63	120

2. 確認すべき運転点の設定について

A－2級において，各系統で要求される吐出圧力及び流量を抽出し，確認すべき運転点の合理化について検討を行った。

2. 1 系統概要

A－2級は，重大事故等発生時において，代替淡水源（淡水貯水池及び防火水槽）及び海を水源として各系統に注水する。淡水貯水池を水源として，A－2級及びホースを用いて構成される系統概要図を図1に，各系統において要求される元車，中継車，先車の吐出圧力及び流量を表2に示す。

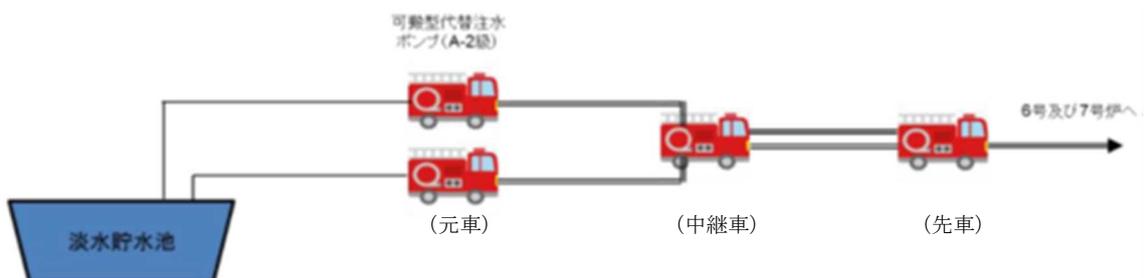


図1 系統概要図

表2 各系統における吐出圧力及び流量

番号	系統名	先車		中継車		元車	
		吐出圧力 [Mpa]	流量 [m ³ /h]	吐出圧力 [Mpa]	流量 [m ³ /h]	吐出圧力 [Mpa]	流量 [m ³ /h]
①	燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッドを使用した注水）	0.74	45	0.15	45	0.00	22.5
②	燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッドを使用した注水）	0.38	45	0.13	45	0.00	22.5
③	燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッドを使用したスプレイ）	1.31	48	0.16	48	0.00	24
④	燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッドを使用したスプレイ）※ ¹	□	□	1.05	147	1.29	73.5
⑤	格納容器圧力逃がし装置（フィルタ装置水張り）	1.28	20	0.06	20	0.00	10
⑥	低圧代替注水系（可搬型）	1.26	84	0.45	84	0.23	42
⑦	復水貯蔵設備への移送設備	1.04	130	1.00	130	0.95	65
⑧	格納容器下部注水系（可搬型）	1.67	90	0.48	90	0.32	45
⑨	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）	0.71	80	0.41	80	0.19	40
⑩	低圧代替注水系（可搬型）と代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の同時使用	1.63	120	0.88	120	0.76	60

※1 ④燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッドを使用したスプレイ）の先車の吐出圧力、流量はA-1級のたため本検討より除外

表2において、黄色で塗りつぶした箇所は、各系統において最大の吐出圧力及び流量であり、また、工認に記載されたA-2級の吐出圧力及び流量でもある。

工認に記載された吐出圧力及び流量は、本来図1に示す組み合わせにて達成すればよい値であり、必ずしも単体で達成する必要のない数値である。

しかしながら、7号炉として必要なA-2級の台数は9台あり、かつ元車、中継車、先車の3つの役割がある。さらには表1で示す系統が10系統あることから、全ての組み合わせでA-2級が成立することを考えると、 $9 \times 3 \times 10 = 270$ 通りの試験を行う必要があるが、現実的ではないため、試験方法について合理化する。

2. 2 試験方法の合理化

試験方法の合理化として、表2の各運転点における吐出圧力及び流量の比較を行い、より大きい値に統合した。その結果を表3に示す。

なお、各車両のポンプ吸込条件を比較すると、元車が淡水貯水池からの汲み上げに対し、中継車は元車、先車は中継車からの送水となることから、元車と中継車及び先車に分けて整理した。

表3 統合結果

番号	系統名	先車		中継車		元車		運転点の統合
		吐出圧力 [Mpa]	流量 [m ³ /h]	吐出圧力 [Mpa]	流量 [m ³ /h]	吐出圧力 [Mpa]	流量 [m ³ /h]	
①	燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッドを使用した注水）	0.74	45	0.15	45	0.00	22.5	⑧⑩に包含
②	燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッドを使用した注水）	0.38	45	0.13	45	0.00	22.5	⑧⑩に包含
③	燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッドを使用したスプレイ）	1.31	48	0.16	48	0.00	24	⑧⑩に包含
④	燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッドを使用したスプレイ）			1.05	147	1.29	73.5	
⑤	格納容器圧力逃がし装置（フィルタ装置水張り）	1.28	20	0.06	20	0.00	10	⑧⑩に包含
⑥	低圧代替注水系（可搬型）	1.26	84	0.45	84	0.23	42	⑧⑩に包含
⑦	復水貯蔵設備への移送設備	1.04	130	1.00	130	0.95	65	④中継車に包含
⑧	格納容器下部注水系（可搬型）	1.67	90	0.48	90	0.32	45	
⑨	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）	0.71	80	0.41	80	0.19	40	⑧⑩に包含
⑩	低圧代替注水系（可搬型）と代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の同時使用	1.63	120	0.88	120	0.76	60	

ここで、表3の④燃料プール代替注水系（常設スプレイを使用したスプレイ）においては、最大流量は中継車、最大圧力は元車である。工認においては、この2つを組み合わせた数値が記載されていることから、本資料においても、この2つを統合した運転点を設定する。

上記を踏まえ整理した結果が表1に示す確認すべき3つの運転点となる。また、確認方法の概略図を図2-1に示す。

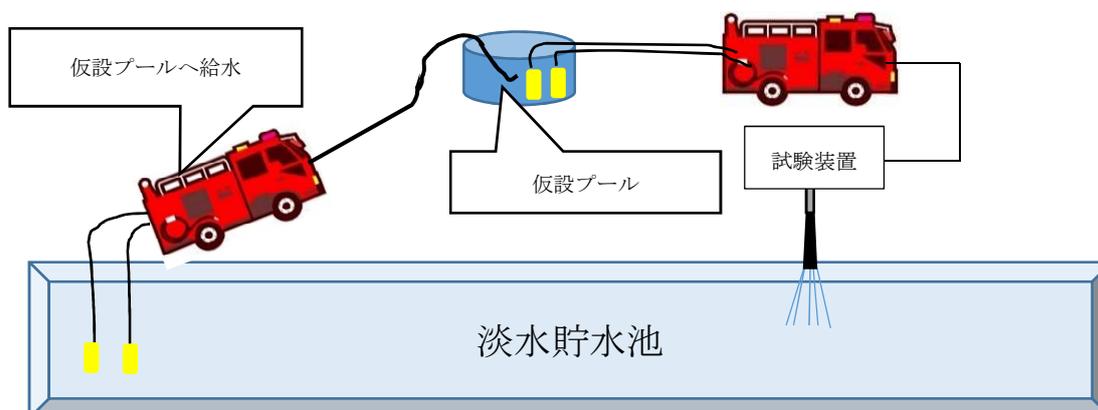


図2-1 概略図

以上より、A－2級単体にて、表1に示す3つの運転点が達成できれば、表2の全ての運転点を満足していることとなり、A－2級を各系統・各役割（元車、中継車、先車）のどこに配置しても問題はない。

よって、定期事業者検査及び定例試験においては、1台につき、3つの運転点を確認することとする。

2. 3 定例試験の実施方法案について

A-2級においては、表4の項目2のとおり、3ヶ月に1回、動作可能であることを確認する必要がある。よって、定例試験実施方法については、表5に示すとおり7号炉用として配備される9台を3分割し、3ヶ月で全ての台数について定例試験にて動作可能であることを確認する。

なお、定例試験以外のA-2級の確認については、真空ポンプ健全性確認により動作可能かを確認する。

表4 保安規定（66-19-1抜粋）

項目	頻度	担当
1. 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の以下の性能確認を実施し、以下の3項目全て満足することを確認する。 (1) 吐出圧力が1.29MPa[gage]以上、流量が147m ³ /h/台以上。 (2) 吐出圧力が1.63MPa[gage]以上、流量が120m ³ /h/台以上。 (3) 吐出圧力が1.67MPa[gage]以上、流量が90m ³ /h/台以上。	1年に1回	タービンGM
2. 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）が動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	モバイル設備管理GM

表5 定例試験の実施方法

	1ヶ月目	2ヶ月目	3ヶ月目	4ヶ月目	・・・	12ヶ月目
試験車両 【動作確認】	A班	B班	C班	A班	・・・	C班
試験車両以外 【真空P'p確認】	B, C班	A, C班	A, B班	B, C班	・・・	A, B班

以上

柏崎刈羽原子力発電所保安規定審査資料	
資料番号	TS-54
提出年月日	令和2年5月15日

柏崎刈羽原子力発電所7号炉

運転上の制限を満足していることを確認
するための事項について

令和2年5月

東京電力ホールディングス株式会社

運転上の制限を満足していることを確認するための事項について

運転上の制限を満足していることを確認するための事項については、各条文に確認頻度を定めるとともに、第72条（運転上の制限の確認）の表72に確認の間隔を延長できる時間を定めている。

新規規制基準対応として追加した第66条の確認事項において、「3ヶ月に1回」、「1年に1回」及び「2年に1回」という頻度を新たに設定したことから、第72条の表72に以下のとおり反映する。

表72

頻 度		備 考
保安規定で定める頻度	延長できる時間	
1時間に1回	15分	分単位の間隔で確認する。
12時間に1回	3時間	時間単位の間隔で確認する。
24時間に1回	6時間	同上
毎日1回		所定の直の時間帯で確認する。
1週間に1回	2日	日単位の間隔で確認する。
1ヶ月に1回	7日	同上 なお、1ヶ月は31日とする。
<u>3ヶ月に1回</u>	<u>23日</u>	<u>同上</u> <u>なお、3ヶ月は92日とする。</u>
<u>1年に1回</u>	<u>92日</u>	<u>同上</u> <u>なお、1年は365日とする。</u>
<u>2年に1回</u>	<u>182日</u>	<u>同上</u> <u>なお、2年は730日とする。</u>
1000MWd/tに1回	250MWd/t	

延長できる時間については、プラントの状態等（過渡状態、保守活動等）を考慮し、ある一定の裕度（25%）をもって設定されていることから、以下のとおりとする。

- ・「3ヶ月に1回」：92日 × 0.25 = 「23日」
- ・「1年に1回」：365日 × 0.25 ≒ 「92日」
- ・「2年に1回」：730日 × 0.25 ≒ 「182日」

なお、「1年に1回」及び「2年に1回」の確認事項は機能確認であり、別途、動作確認を「1ヶ月に1回」又は「3ヶ月に1回」の頻度で実施していることから、この延長できる時間を適用したとしても機器の健全性は確認可能である。

以上

柏崎刈羽原子力発電所保安規定審査資料	
資料番号	TS-74 (改訂2)
提出年月日	令和2年7月9日

改訂1からの変更点箇所は青字

柏崎刈羽原子力発電所7号炉

原子炉建屋ブローアウトパネルの運用について

令和2年7月

東京電力ホールディングス株式会社

1. 原子炉建屋ブローアウトパネルの機能について

原子炉建屋ブローアウトパネル（燃料取替床ブローアウトパネル（以下、オペフロ BOP）、主蒸気系トンネル室ブローアウトパネル（以下、MS トンネル室 BOP）及び燃料取替床ブローアウトパネル閉止装置（以下、オペフロ BOP 閉止装置））の主な要求事項は、下記3つのとおりである。

(1) 閉維持機能

【オペフロ BOP・MS トンネル室 BOP】

事故発生時に放射性物質を系外に放出しないための閉じ込め機能として、原子炉建屋（二次格納容器）を維持する必要がある。

(2) 開放機能

【オペフロ BOP】

設計基準事故である主蒸気管破断事故（MS L B A）時において原子炉建屋（二次格納容器）の異常な過圧による原子炉格納容器等の破損を防止し、放射性物質の系外放出を最小限に留めることを目的としている。

また、格納容器バイパス（I S - L O C A）発生時において開放することで、原子炉建屋（二次格納容器）の圧力上昇抑制及び環境改善を目的としている。【設置許可基準規則第46条】

【MS トンネル室 BOP】

設計基準事故である主蒸気管破断事故（MS L B A）時において原子炉建屋（二次格納容器）の異常な過圧による原子炉格納容器等の破損を防止し、放射性物質の系外放出を最小限に留めることを目的としている。

(3) 閉止機能

【オペフロ BOP 閉止装置】

重大事故等発生時に、原子炉建屋（二次格納容器）の維持の観点にて、万一ブローアウトパネルが開放されていた場合、容易かつ確実に閉止し、原子炉制御室の居住性を確保することを目的としている。【設置許可基準規則第59条】

以上より、(1)、(2)、(3)についてそれぞれLCO/AOT設定を行う。

2. 原子炉建屋ブローアウトパネルのLCO/AOT設定について

原子炉建屋ブローアウトパネルの各機能に対する保安規定条文上の整理を示す。

原子炉建屋ブローアウトパネルの機能のうち(1)閉維持機能、(2)開放機能は、想定する事象により開放箇所は異なるものの、これら設備が有する機能は原子炉格納容器外の一次系配管の破断を想定した場合の蒸気の漏えいによる建屋内の圧力上昇に対し建屋外に圧力を逃がすことであり、従前の設計思想に変わりはないことから、既存の保安規定第49条にて整理する。

(3)閉止機能は、保安規定第49条で定める機能とは異なる機能であり、重大事故等対処施設として追加した機能であるため、新たに保安規定66条を追加し、LCO/AOTの設定を行う。

なお、オペフロBOP閉止装置により閉止した後は、当該設備は原子炉建屋原子炉区域のバウンダリの一部を構成することとなるが、前述の開放機能は有さないことから、万が一オペフロBOPが開放した場合に、オペフロBOP閉止装置で閉止した場合においても、表49-2で要求される措置A1.を完了したことにはならない。(表49-2の※4にて規定)

保安規定第49条 変更案 (赤字は保安規定変更箇所)

(原子炉建屋)

第49条 原子炉の状態が運転、起動、高温停止及び炉心変更時^{※1}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において、原子炉建屋原子炉棟^{※2※3}は、表49-1で定める事項を運転上の制限とする。

2. 原子炉建屋原子炉棟が前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) 運転評価GMは、定検停止時に、原子炉建屋原子炉棟を負圧に保ち得ることを確認し、その結果を当直長に通知する。

(2) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動、高温停止及び炉心変更時^{※1}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において、原子炉建屋原子炉棟を負圧に保つために原子炉建屋大物機器搬入口及び原子炉建屋原子炉棟の二重扉の各々において、少なくとも1つが閉鎖状態にあることを1ヶ月に1回確認する。

3. 当直長は、原子炉建屋原子炉棟が第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49-2の措置を講じる。

表49-1

項目	運転上の制限
原子炉建屋原子炉棟	機能が健全であること

表49-2

条件	要求される措置	完了時間
A. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 原子炉建屋原子炉棟を負圧に保つための措置を講じる ^{※4} 。	4時間
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. 高温停止にする。 及び B2. 低温停止にする。	24時間 36時間
C. 炉心変更時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において、運転上の制限を満足していないと判断した場合	C1. 炉心変更を中止する。 及び C2. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。	速やかに 速やかに

※1：停止余裕確認後の制御棒1本（6号炉及び7号炉においては同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本）の挿入・引抜を除く。

※2：7号炉の原子炉建屋原子炉棟（燃料取替床ブローアウトパネル及び主蒸気系トンネル室ブローアウトパネルを含む）は重大事故等対処設備を兼ねる。

※3：燃料取替床ブローアウトパネル及び主蒸気系トンネル室ブローアウトパネルの開放機能は、運転、起動及び高温停止の場合に適用する。

※4：燃料取替床ブローアウトパネルが開放した場合に、第66条（表66-14-2）による再閉止をしても、本措置を完了したことは扱わない。

保安規定第66条 条文案

66-14-2 原子炉建屋ブローアウトパネル

(1) 運転上の制限

項目	運転上の制限
原子炉建屋ブローアウトパネル※1	燃料取替床ブローアウトパネル閉止装置の機能が健全であること

適用される原子炉の状態	設備	所要数
運転 起動 高温停止	燃料取替床ブローアウトパネル閉止装置	4台

※1：燃料取替床ブローアウトパネル及び主蒸気系トンネル室ブローアウトパネルの開放機能は、「第49条 原子炉建屋」で確認する。

(2) 確認事項

項目	頻度	担当
1. 燃料取替床ブローアウトパネル閉止装置の性能検査を実施する。	定検停止時	原子炉GM
2. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、燃料取替床ブローアウトパネル閉止装置の機能が健全であることを確認する。	1ヶ月に1回	当直長

(3) 要求される措置

条件	要求される措置	完了時間
A. 燃料取替床ブローアウトパネル閉止装置の機能が健全でない場合	A1. 当直長は、燃料取替床ブローアウトパネルの機能が健全であることを確認する。	速やかに 3日間 10日間
	及び A2. 当直長は、代替措置※2を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。	
	及び A3. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。	
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. 当直長は、高温停止にする。	24時間
	及び B2. 当直長は、冷温停止にする。	36時間

※2：手動操作等による閉止手段の確認をいう。

柏崎刈羽原子力発電所保安規定審査資料	
資料番号	TS-75
提出年月日	令和2年5月22日

柏崎刈羽原子力発電所7号炉

格納容器圧力逃がし装置及び代替循環冷却系 の運用について

令和2年5月

東京電力ホールディングス株式会社

1. 格納容器圧力逃がし装置及び代替循環冷却系

格納容器圧力逃がし装置については設置許可基準規則第48条、50条、52条（技術的能力審査基準1.5, 1.7, 1.9）の要求、代替循環冷却系については設置許可基準規則第50条（技術的能力審査基準1.7）の要求に対応する重大事故等対処設備であることから、それぞれLCO設定する。

なお、格納容器圧力逃がし装置と代替循環冷却系は同等の機能を有する設備ではあるものの、いずれかが動作不能となった場合、保安規定変更に係る基本方針「4.3（1）LCO設定の考え方」の「設置許可基準規則の設備要求、技術的能力審査基準の手順要求による設備を維持できない場合」について、設置許可基準規則第50条（技術的能力審査基準1.7）の設備要求による設備を維持出来ないことから、LCO逸脱とする。

（1）LCO設定の考え方

同等の機能を持つ他の重大事故等対処設備として、性能、頑健性、準備時間が問題ないことを技術的能力審査基準への適合性において確認された設備^{*1}が確保されている場合は、LCO逸脱とはみなさないこととする。

ただし、設置許可基準規則の設備要求、技術的能力審査基準の手順要求による設備を維持できない場合は除く。

AOT延長に活用する設備については、表「格納容器圧力逃がし装置及び代替循環冷却LCO/AOT整理」にて整理した。

なお、代替循環冷却系に対する格納容器圧力逃がし装置の扱いとしては、設置許可基準規則第50条第1項と第2項の関係を考慮した。第1項では「原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための設備」（代替循環冷却系）を要求していることに対し、第2項では第1項の後段の設備として「原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすための設備」（格納容器圧力逃がし装置）を要求している。

一方で、有効性評価（代替循環冷却が使用できない場合）において、格納容器圧力逃がし装置により原子炉格納容器の過圧破損防止を達成でき、格納容器圧力逃がし装置による対策は有効であると確認されているものの、これら設備に対する基準規則上要求される役割の相違、事故対応手段としての優先度等を勘案し、第2項設備は第1項設備にて期待する機能を十分に満足しているとは考えにくいことから、AOT延長に活用する設備とはしないこととする。

表 格納容器圧力逃がし装置及び代替循環冷却LCO/AOT整理

A設備	設置許可基準規則	B設備	設備 (3日間)	C設備 (30日間)	D設備 (10日間)	AOT			設定の考え方
						条件	要求される措置	完了時間	
(表 66-5-1) 格納容器圧力逃がし装置	48	耐圧強化ベント系	● 残留熱除去系 格納容器スプレイ冷却系(格納容器スプレイ冷却モード、サブプレッション・チェンバ・プール冷却モード)	耐圧強化ベント系(W/W)	(なし)	A. 格納容器圧力逃がし装置が動作不能の場合	A1. 当直長は、 残留熱除去系2系列 を起動し、動作可能であることを確認する ^{*12} とともに、その他の設備 ^{*13} が動作可能であることを確認する。 及び A2. 当直長は、 可燃性ガス濃度制御系1系列 を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備 ^{*14} が動作可能であることを確認する。 及び A3. 当直長は、当該機能と 同等な機能を持つ重大事故等対処設備^{*15} が動作可能であることを確認する ^{*16} 。 及び A4. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。	迅速 速 3日間 30日間	<ul style="list-style-type: none"> 設置許可基準規則52条における水位回復には残留熱除去系(低圧注水モード)2系列必要。 なお、(表 66-5-1)格納容器圧力逃がし装置のAOTは、設置許可基準規則第48条、第50条、第52条に必要な設備(格納容器スプレイ冷却系(格納容器スプレイ冷却モード、サブプレッション・チェンバ・プール冷却モード)及び低圧注水モード)の総称として残留熱除去系としている。 設置許可基準規則(第48条,50条,52条), 技術的能力(1. 5, 1. 7,1. 9)における要求事項を考慮し設定。 第50条第2項要求として格納容器圧力逃がし装置は、代替循環冷却系に加えて設置要求があり、代替循環冷却系のみでは基準要求は満足しないため、代替循環冷却系は B 設備とはしない。一方、第1項設備である代替循環冷却系により第2項設備の格納容器圧力逃がし装置に期待する機能を満足すると考えられることから C 設備と整理する。
	50	(なし)	● 残留熱除去系 格納容器スプレイ冷却系(格納容器スプレイ冷却モード、サブプレッション・チェンバ・プール冷却モード)	代替循環冷却系	(なし)	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. 当直長は、高温停止にする。 及び B2. 当直長は、低温停止にする。	24時間 36時間	
	52	耐圧強化ベント系(W/W)	● 残留熱除去系 低圧注水モード ● 可燃性ガス濃度制御系	耐圧強化ベント系(W/W)	(なし)	<p>※13: 残りの残留熱除去系1系列, 非常用ディーゼル発電機3台, 原子炉補機冷却水系3系列及び原子炉補機冷却海水系3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。</p> <p>※14: 残りの可燃性ガス濃度制御系1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。</p> <p>※15: 代替循環冷却系及び耐圧強化ベント系(W/W)をいう。</p>			
(表 66-5-5) 代替循環冷却系	50	(なし)	● 残留熱除去系 格納容器スプレイ冷却系(格納容器スプレイ冷却モード、サブプレッション・チェンバ・プール冷却モード)	(なし)	(なし)	A. 代替循環冷却系が動作不能の場合	A1. 当直長は、 格納容器スプレイ冷却系1系列 を起動し、動作可能であることを確認する ^{*10} とともに、その他の設備 ^{*11} が動作可能であることを確認する。 及び A2. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。	速やかに 3日間	<ul style="list-style-type: none"> 設置許可基準規則(第50条), 技術的能力(1. 7)における要求事項を考慮し設定。 第50条第1項における「原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備」との要求に対して、第2項設備の格納容器圧力逃がし装置は第1項に期待する機能を満足しないことから、代替循環冷却系に対する B,C 設備とはしない。
						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. 当直長は、高温停止にする。 及び B2. 当直長は、低温停止にする。	24時間 36時間	
						<p>※11: 起動した格納容器スプレイ冷却系に関連する非常用ディーゼル発電機1台, 原子炉補機冷却水系1系列及び原子炉補機冷却海水系1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。</p>			

柏崎刈羽原子力発電所保安規定審査資料	
資料番号	TS - 76 (改訂1)
提出年月日	令和2年7月9日

本資料のうち、枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

柏崎刈羽原子力発電所7号炉

高圧代替注水系の運用について

令和2年7月

東京電力ホールディングス株式会社

1. はじめに

新たに設置した高圧代替注水系の運用開始にあたり，保安規定第66条（重大事故等対処設備）のほか，以下，保安規定に運用上の措置を規定する。

保安規定	内容	備考
第32条 （非常用炉心冷却系，原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系の系統圧力監視）	高圧代替注水系を系統圧力監視対象に追加。	本資料で説明
第39条 （非常用炉心冷却系その1）	高圧代替注水系の運転確認時において，原子炉隔離時冷却系を動作不能とみなさない旨を追加。	本資料で説明
第45条 （サブレーションプールの平均水温）	高圧代替注水系の運転確認時において，サブレーションプール水温上昇時の措置を追加。	本資料で説明
第46条 （サブレーションプールの水位）	高圧代替注水系の運転確認時において，サブレーションプール水位上昇時の措置を追加。	本資料で説明
第48条 （格納容器内の酸素濃度）	高圧代替注水系の運転確認時において，格納容器酸素濃度上昇時の措置を追加。	T S - 8 1 で説明
第66条 66 - 1 1 - 1 （重大事故等収束のための水源）	高圧代替注水系の運転確認時において，復水貯蔵槽水位低下時の措置を追加。	本資料で説明

次ページ以降に各保安規定の反映内容について説明する。

2. 保安規定第32条について

現行の保安規定第32条（非常用炉心冷却系及び原子炉隔離時冷却系の系統圧力監視）では、原子炉の状態が定格圧力到達後から冷温停止に移行するまでの期間において、非常用炉心冷却系及び原子炉隔離時冷却系の系統圧力が「原子炉冷却材の漏えいにより過圧されていないこと」を定めている。

本条文は、原子炉冷却材圧力バウンダリに接続されている配管の圧力隔離弁が漏えいした場合に、非常用炉心冷却系及び原子炉隔離時冷却系の低圧設計部の破損を防止するため、系統圧力の判断基準を定めるとともに、判断基準を満たすことができない場合に講ずるべき措置を定めることを目的とする。

高压代替注水系についても原子力冷却材圧力バウンダリに接続することから、系統圧力監視対象として追加する。

【保安規定記載事項】

(非常用炉心冷却系、原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系の系統圧力監視)

第32条 原子炉圧力が定格圧力到達後から冷温停止に移行するまでの期間において、非常用炉心冷却系、原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系¹の系統圧力は、表32-1で定める事項を運転上の制限とする。ただし、非常用炉心冷却系、原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系に関する確認時及び確認後4時間以内を除く。

2. 非常用炉心冷却系、原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系の系統圧力が前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) 原子炉GMは、定検停止時に、供用中の漏えい又は水圧検査を実施し、その結果を当直長に通知する。

(2) 当直長は、原子炉圧力が定格圧力到達後から冷温停止に移行するまでの期間において、非常用炉心冷却系、原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系の系統圧力に有意な変動がないことを1ヶ月に1回確認する。

3. 当直長は、非常用炉心冷却系、原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系の系統圧力が第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32-2の措置を講じる。

1：高圧代替注水系（重大事故等対処設備）は7号炉のみ適用。

表32-1

項目	運転上の制限
非常用炉心冷却系、原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系の系統圧力	原子炉冷却材の漏えいにより過圧されていないこと

表32-2

条件	要求される措置	完了時間
A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 当該系統内への原子炉冷却材の漏えいを停止させる措置を講じる。なお、講じた措置に応じて当該系統を動作不能とみなす。	4時間
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. 高温停止にする。	24時間
	及び B2. 冷温停止にする。	36時間

3. 保安規定第39条について

現行の保安規定第39条（非常用炉心冷却系その1）では、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止（原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上）において、原子炉隔離時冷却系1系列が動作可能であることを定めている。

高圧代替注水系の運転確認中において、何らかの要因で原子炉隔離時冷却系が自動起動信号により起動した場合、高圧代替注水系と原子炉隔離時冷却系は蒸気ラインを共用しているため、原子炉隔離時冷却系が単独で運転する時よりもタービン入口の蒸気圧力の低下等の理由により所定の性能を発揮できない可能性がある。同様に、原子炉隔離時冷却系の運転確認中に高圧代替注水系が起動した場合についても、所定の性能を発揮できない可能性がある。

上記のような状態は、要求される機能を満足しているとは言えないと考えられる。

この場合、保安規定第72条第5項では「運転上の制限を確認するための事項を実施している期間は、当該運転上の制限を満足していないと判断しなくてもよい」としており、この考え方に準じて、高圧代替注水系の運転確認行為を妨げないようにするため、「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みなさない」旨を保安規定に記載する。

【保安規定記載事項】

（非常用炉心冷却系その1）

第39条

〔6号炉及び7号炉〕

原子炉の状態が運転、起動及び高温停止（原子炉隔離時冷却系及び自動減圧系については原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上）において、非常用炉心冷却系は表39-1で定める事項を運転上の制限とする。ただし、原子炉停止時冷却系起動準備及び原子炉停止時冷却系の運転中は、当該低圧注水系（格納容器スプレイ冷却系）を動作不能とはみなさない。また、7号炉の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みなさない。

4. 保安規定第45条について

現行の保安規定第45条（サプレッションプールの平均水温）では，原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，サプレッションプールの平均水温が「35 以下」であることを定めている。

高压代替注水系ポンプの運転確認時は，高压代替注水系タービン駆動蒸気がサプレッションプールに排気されるため，サプレッションプール水温は上昇する可能性がある。

現行保安規定において，すでに「原子炉隔離時冷却系の運転確認等により，サプレッションプールの水温が上昇するような時は，確認開始時から確認終了後24時間までを除く」とサプレッションプールの水温が上昇する操作を行う場合の措置を設けており，ここに高压代替注水系を追記し，高压代替注水系運転確認中の扱いを明確にする。

【保安規定記載事項】

（サプレッションプールの平均水温）

第45条 原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，サプレッションプール¹の平均水温²は，表45-1で定める事項を運転上の制限とする。ただし，原子炉隔離時冷却系又は高压代替注水系³の運転確認等により，サプレッションプールの水温が上昇するような時は，確認開始時から確認終了後24時間までを除く。

2. サプレッションプールの平均水温が前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，次号を実施する。なお，当直長は，原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において原子炉隔離時冷却系又は高压代替注水系の運転確認等により，サプレッションプールの水温が上昇するような場合，サプレッションプールの動作可能な局所水温計の最高温度が47 を超えた時には，5分毎に動作可能な局所水温計の平均水温を計算し，平均水温が47 を超えていないことを確認する。さらに平均水温が47 を超えた場合には，サプレッションプールの水温が上昇するような運転確認等を中止し，24時間以内に平均水温を35 以下に復旧する。

（1）（省略）

3.（省略）

1：（省略）

2：（省略）

3：高压代替注水系は，7号炉のみ適用。

5. 保安規定第46条について

5.1 経緯

保安規定第46条（サプレッションプールの水位）では、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止におけるサプレッションプールの水位の制限範囲を定めている。

高圧代替注水系ポンプの運転確認は、図1に示す通り、復水貯蔵槽を水源とし、サプレッションプールへ水を排出する系統構成にて行うため、運転確認に伴い、サプレッションプール水位は上昇する。このため、運転確認時における水位上昇対策として、残留熱除去系ポンプにてサプレッションプール水を廃棄物処理建屋のLCW収集槽へ移送する操作を並行して行う。

しかしながら、上記操作を行った場合であっても、サプレッションプール水の移送先のLCW収集槽受入配管の設計容量は [] であり、高圧代替注水系ポンプの定格流量運転時（ $182\text{ m}^3/\text{h}$ ）においては、サプレッションプールへの流入量が上回ることから、水位の上昇が生じ、高圧代替注水系ポンプの駆動蒸気（ [] ）分が加わると、サプレッションプール水位は約 [] 上昇することとなる。

これまでの高圧代替注水系の試験運転実績から、サプレッションプール水位の通常運転範囲内での運転可能時間は [] 程度であることが分かっている。一方で、同じ蒸気駆動ポンプである原子炉隔離時冷却系の定例試験の実績から、運転員がポンプの流量調整、運転状態確認、データ採取等を行うためには少なくとも [] 程度は掛かると想定され、通常運転範囲内では運転確認を行うための時間を十分に確保できないことが懸念される。また、サプレッションプールの水位調整操作で生じる水位の揺らぎ等の事象により、通常運転範囲内の管理値を逸脱する可能性もある。従って、保安規定第46条について、高圧代替注水系の運転確認行為を妨げないための措置を新たに設ける。

高圧代替注水ポンプと類似設計である原子炉隔離時冷却系の過去運転実績を踏まえて推定

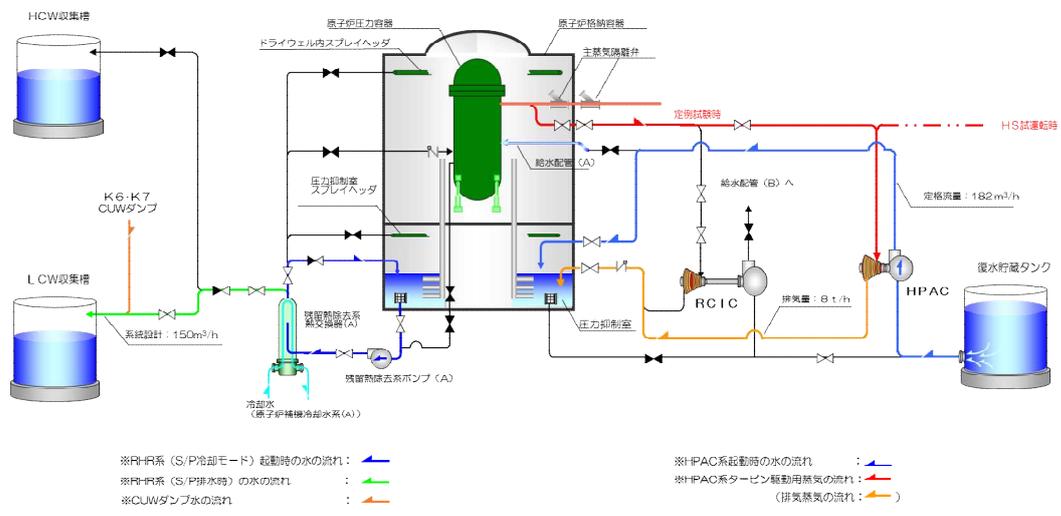


図1 高圧代替注水系の運転確認

5.2 保安規定第46条の変更内容について

保安規定第46条を以下のとおり変更する。

高圧代替注水系ポンプ運転確認時は、水位の常時監視及び水位上昇/下降範囲を最小限に抑える措置を実施すると共に、運転確認終了後24時間の制限を設けた上で、通常運転範囲の逸脱（図46の領域Aへの移行）を許容することとする。なお、24時間の制限については、表46-2の条件Aの完了時間を準用した。

また、領域Aを超えて領域Bに近接した場合は、運転確認を中止し24時間以内に水位を制限値内に復旧することとするが、万が一、領域Bに移行した場合（サブプレッションプールの水位調整操作で生じる揺らぎ事象、または高圧代替注水系ポンプの運転確認で生じる波立ち等による一時的な水位の上昇は除く）は、運転上の制限の逸脱と判断し、表46-2の要求される措置に従い、原子炉をスクラムする。

【保安規定記載事項】

(サブプレッションプールの水位)

第46条 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、サブプレッションプール¹の水位は、表46-1(図46)で定める事項を運転上の制限とする。ただし、地震時を除く。なお、7号炉において、高圧代替注水系の運転確認等により、サブプレッションプールの水位が図46の領域Aに移行した場合、運転確認開始から確認終了後24時間までの間は、運転上の制限を満足していないとはみなさないが、領域Bに移行した場合は、運転上の制限の逸脱と判断する。

2. サプレッションプールの水位が前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、次号を実施する。なお、7号炉において、高圧代替注水系の運転確認等により、サブプレッションプールの水位が図46の領域Aに移行した場合、5分毎にサブプレッションプールの水位を監視するとともに、領域Bに近接した場合は、水位が変動するような運転確認等を中止し、24時間以内に水位を制限値内に復旧する。

(1) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、サブプレッションプールの水位を24時間に1回確認する。

3. 当直長は、サブプレッションプールの水位が第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46-2の措置を講じる。

1: 7号炉のサブプレッションプールは、重大事故等対処設備を兼ねる。

表46-1

項目 (サブプレッションプール水位)	運転上の制限
1号炉	+ 12.0 cm (上限値) 以下 - 10.0 cm (下限値) 以上
2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉	+ 8.0 cm (上限値) 以下 - 8.0 cm (下限値) 以上
6号炉及び7号炉	+ 5.0 cm (上限値) 以下 - 5.0 cm (下限値) 以上

図46

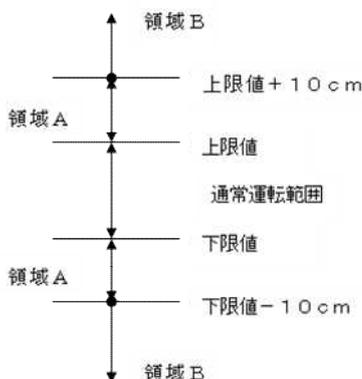


表46-2

条件	要求される措置	完了時間
A. サプレッションプールの水位が図46の領域Aの場合	A1. サプレッションプールの水位を制限値以内に復旧する。	24時間
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. 高温停止にする。	24時間
	B2. 低温停止にする。	36時間
C. サプレッションプールの水位が図46の領域Bの場合	C1. 原子炉をスクラムする。	速やかに

5.3. 保安規定変更による原子炉安全上の影響

保安規定第46条の変更により、一時的に通常運転範囲の水位を超えて運転することを許容することとなるが、領域Aに至った場合においても、必要な気相部体積及び水量は確保されており、原子炉安全上の影響は小さく許容可能と考える。保安規定第46条の運転上の制限に対する考え方を以下に示す。

(1) 上限値について

LOCAが発生した場合に、流入する非凝縮性ガスによる原子炉格納容器内圧力の上昇を抑制するためにサブプレッションチェンバ気相部体積を確保することを目的としている。

LOCA時格納容器の最高使用圧力以下で抑えるために必要なサブプレッションチェンバ気相部体積「」に対して余裕を持って設定されており、万が一、領域Aの上限値(+15cm)に達した場合でも気相部体積は「」あり、必要な気相部体積は確保されている。

(2) 下限値について

LOCAが発生した場合に、ベント管から流入する蒸気を凝縮させるために必要なサブプレッションプール水量を確保することを目的としている。

保安規定第45条(サブプレッションプールの平均水温)と相まって、ベント管から流入する蒸気が確実に凝縮されることが実証されたサブプレッションプール水温度「」に対して余裕を持って設定されており、万が一、領域Aの下限値(-15cm)に達した場合でも上記温度を満足するためのサブプレッションプール水量は確保されている。

表1 サブプレッションプール水位の各制限値に相当する「サブプレッションチェンバ気相部体積」・「LOCA発生時のサブプレッションプール水温」

サブプレッション プール水位	サブプレッションチェンバ 気相部体積	LOCA発生時の サブプレッションプール水温 ¹
領域A上限値 (+15cm)	<input type="text"/>	-
通常運転範囲上限値 (+5cm)		-
通常運転範囲下限値 (-5cm)	-	<input type="text"/>
領域A下限値 (-15cm)	-	

1: サブプレッションプール水温が「」においてLOCAが発生した場合について記載。なお、サブプレッションプール水温の運転上の制限は平均水温で「35以下」であるが、高圧代替注水系の運転確認により35を超えて上昇するような場合は、局所水温計から計算した平均水温が「47」を超えた時点で運転確認を中止し、24時間以内に平均水温を35以下に復旧する。

6. 保安規定第66条(66-11-1)について

重大事故等対処設備について、保安規定第66条にて新たに整理しており、同条66-11-1(重大事故等収束のための水源)にて、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(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又は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を除く)における復水貯蔵槽の水位を定めている。

5.1に示したとおり、高圧代替注水系の運転確認は、復水貯蔵槽を水源としてサブプレッションプールへ移送する系統構成にて行うため、運転確認により復水貯蔵槽の水位は低下する。

高圧代替注水系の定格流量運転が $182\text{ m}^3/\text{h}$ であるのに対し、復水貯蔵槽水位1mあたりの保有水量は約 であることから、運転確認を行うための時間を十分に確保できないことが懸念される。

従って、高圧代替注水系の運転確認等に伴う保有水量減少について、その確認行為を阻害しないために、運転確認開始から運転確認終了後24時間までは運転上の制限を適用しないこととする。24時間の除外期間については、保安規定第46条(サブプレッションプールの水位)で規定されている原子炉隔離時冷却系の運転確認等時の除外期間を準用した。

【保安規定記載事項】

66-11-1 重大事故等収束のための水源		
(1) 運転上の制限		
項 目	運転上の制限	
重大事故等収束のための水源	復水貯蔵槽の水量が所要値以上であること ¹	
適用される 原子炉の状態	設 備	所要値
(省略)		
(2) 確認事項 (省略)		
<u>1: 高圧代替注水系の確認運転開始から確認運転終了後24時間までを除く。</u>		
2:(省略)		

以 上

柏崎刈羽原子力発電所保安規定審査資料	
資料番号	TS-77 改訂 1
提出年月日	令和 2 年 7 月 9 日

柏崎刈羽原子力発電所 7 号炉

復水貯蔵槽水位の維持管理について

令和 2 年 7 月

東京電力ホールディングス株式会社

1. はじめに

設置許可基準規則第五十六条（重大事故等の収束に必要となる水の供給設備）において、重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を供給するために必要な設備として復水貯蔵槽が対象である。重大事故等の対処において、炉心注水や格納容器スプレイ等を実施する必要のある期間、水源である復水貯蔵槽の水量を維持管理するため保安規定第66条（重大事故等対処設備）66-11-1（重大事故等収束のための水源）にて、運用上の措置を規定する。

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 （重大事故等の収束に必要となる水の供給設備） 第五十六条 設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を供給するために必要な設備を設けなければならない。

表66-11 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

66-11-1 重大事故等収束のための水源

(1) 運転上の制限

項 目	運転上の制限
重大事故等収束のための水源	復水貯蔵槽の水量が所要値以上であること※1

適用される原子炉の状態	設 備	所要値
運 転 起 動 高温停止	復水貯蔵槽	12.7 m
冷温停止 燃料交換※2	復水貯蔵槽	5.5 m

2. 保安規定第66条 66-11-1 重大事故等収束のための水源（復水貯蔵槽）の
所要値（規定値）について

【適用される原子炉の状態 運転，起動及び高温停止の場合】

- 設置変更許可申請書添付十の重大事故等に対する対策の有効性評価（以下，有効性評価という。）において，運転中の原子炉における重大事故等のうち復水貯蔵槽の水位低下の観点で最も厳しい事故シーケンス^{※1}では，図1に示すとおり，復水貯蔵槽の保有水量は初期から最大で約1590m³減少する（水位では11.65mの低下に相当）。

※1 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

- このとき，復水貯蔵槽水位が復水移送ポンプの自動トリップレベル(1.01m)を下回り，注水に使用している復水移送ポンプが停止することがないように，復水貯蔵槽の水位の運転上の制限を12.7mとする。

$$1.01\text{m} + 11.65\text{m} = 12.66\text{m} \text{ (切り上げ処理により } 12.7\text{m)}$$

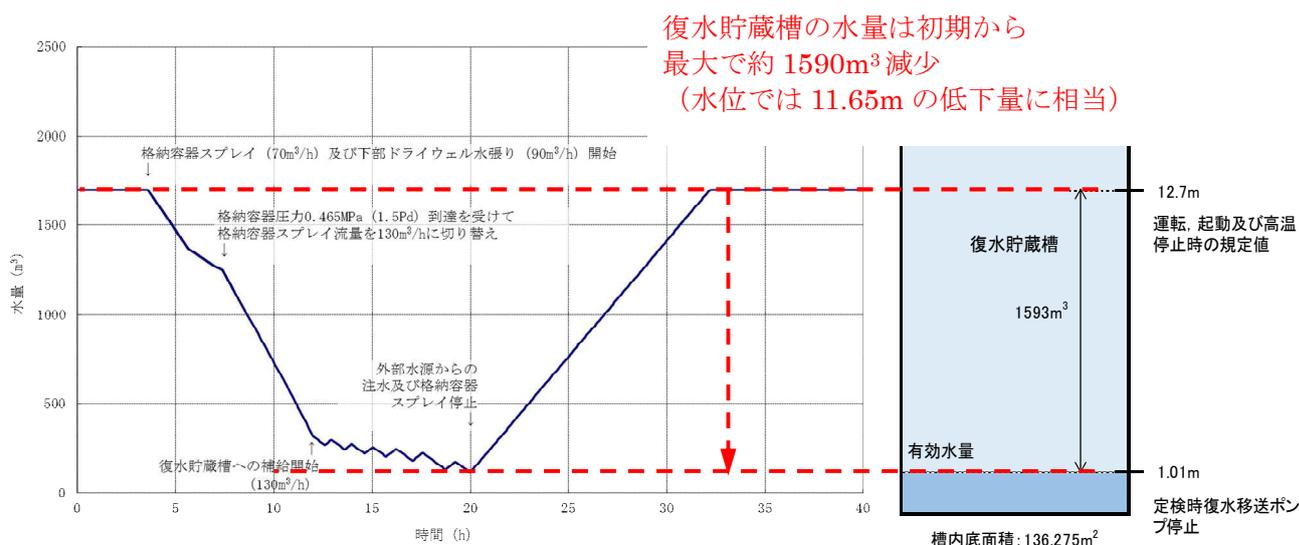


図1 復水貯蔵槽の水量の変化（高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）

【適用される原子炉の状態 燃料交換及び冷温停止の場合】

- 有効性評価において、運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故のうち、復水貯蔵槽の水位低下の観点で最も厳しい事故シーケンス^{※2}では、復水貯蔵槽の水位の変化は、以下の通りである。なおここでは、復水貯蔵槽への補給が期待できる場合と期待しない場合について、それぞれ評価している。(図2参照)。
 - 復水貯蔵槽への補給に期待できる場合、復水貯蔵槽の保有水量は初期から最大で約 370m³減少する(水位では 2.68m の低下に相当)。
 - 復水貯蔵槽への補給に期待しない場合、復水貯蔵槽の水量は初期から最大で約 610 m³減少する(水位では 4.42m の低下に相当)。

※2 全交流動力電源喪失

- ここで、より厳しい事象を選択し、復水貯蔵槽への補給に期待できない場合を考える。適用される原子炉の状態が運転、起動及び高温停止の場合と同様、事故時に、復水貯蔵槽水位が復水移送ポンプの自動トリップレベル(1.01m)を下回り、注水に使用している復水移送ポンプが停止することがないようにするためには、復水貯蔵槽の水位は 5.5m 必要である。よって、復水貯蔵槽への補給が期待できない場合は、運転上の制限を 5.5m とするのが妥当と考えられる。

$$1.01\text{m} + 4.42\text{m} = 5.43\text{m} \text{ (切り上げ処理により } 5.5\text{m)}$$

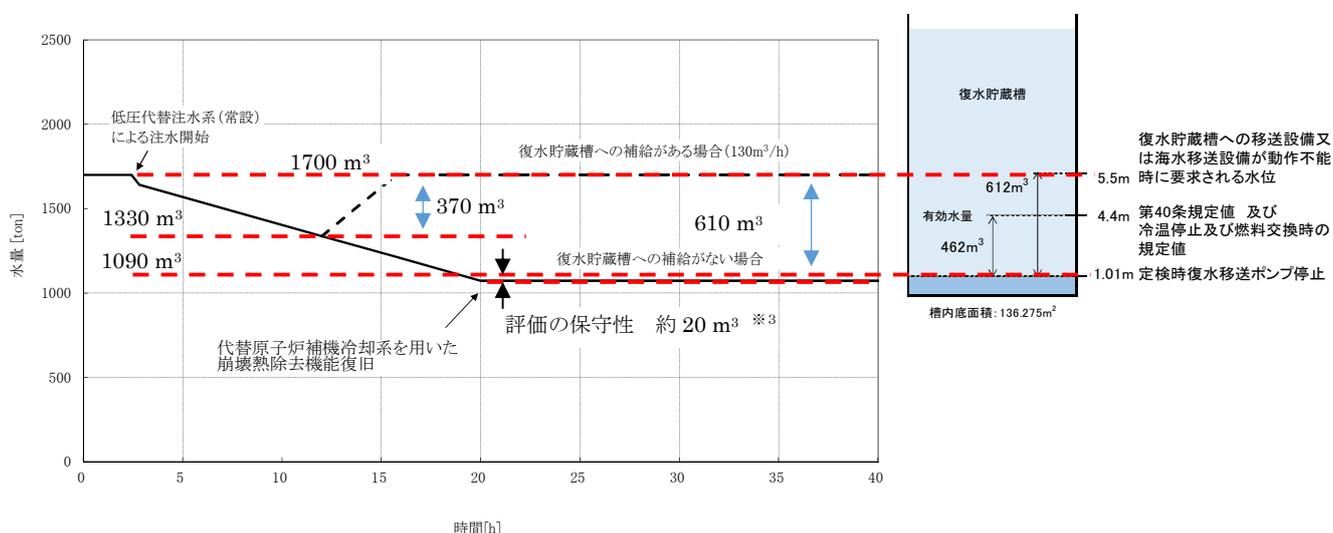


図2 復水貯蔵槽の水量の変化(運転停止中の原子炉における全交流動力電源喪失)

※3 崩壊熱は事象発生直後から 20 時間後(代替原子炉補機冷却系を用いた崩壊熱除去機能が復旧する時間)までの間に約 1 割程度(約 22.4MW から約 20.0MW)減衰するが、有効性評価の消費水量は減衰を考慮せずに算出しているため、減衰を考慮する場合に比べ約 20m³ 大きな値となっている。

3. 適用される原子炉の状態が燃料交換及び冷温停止の場合における、復水貯蔵槽への補給が期待できる場合についての検討

- 復水貯蔵槽への補給手段の確保に関する要求は、66-11-2（復水貯蔵槽への移送設備）、66-11-3（海水移送設備）にて整理している。
- また、復水貯蔵槽への移送設備又は海水移送設備が動作不能の場合は、それぞれ、66-11-2（復水貯蔵槽への移送設備）又は66-11-3（海水移送設備）にて、復水貯蔵槽への補給に期待しなくても注水に使用している復水移送ポンプが停止することがないように、速やかに復水貯蔵槽の水位が5.5m以上であることを確認するよう要求している。
- 以上により、2. で検討した、適用される原子炉の状態が燃料交換及び冷温停止の場合における復水貯蔵槽への補給が期待できない場合の対応は、他条文にて担保できるものと考え、本条文で整理する運転上の制限の範囲内では、CSPの補給手段が確保されている状態であるとするのが妥当であるとする。
- 2. で示した通り、有効性評価において、運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故のうち、復水貯蔵槽の水位低下の観点で最も厳しい事故シナリオでは、復水貯蔵槽の保有水量の減少は、水位に換算すると2.68mに相当する。
- この場合、事故時に、復水貯蔵槽水位が復水移送ポンプの自動トリップレベル(1.01m)を下回り、注水に使用している復水移送ポンプが停止することがないようにするためには、復水貯蔵槽の水位は3.69m以上であればよい。ただし、管理の統一化を図り、従前の「第40条 非常用炉心冷却系その2」の要求と同一の値とし、復水貯蔵槽の水位の運転上の制限は4.4mとする。
$$1.01\text{m} + 2.68\text{m} = 3.69\text{m} < 4.4\text{m}$$
- 以下に、適用される原子炉の状態が燃料交換及び冷温停止の場合において、復水貯蔵槽への補給が期待できるものとして整理した条文の補正案を示す。

6 6 - 1 1 - 1 重大事故等収束のための水源

(1) 運転上の制限

項 目	運 転 上 の 制 限
重大事故等収束のための水源	復水貯蔵槽の水量が所要値以上であること※ ¹

適用される原子炉の状態	設 備	所要値
運 転 起 動 高温停止	復水貯蔵槽	1 2 . 7 m
冷温停止 燃料交換※ ²	復水貯蔵槽	<u>4 . 4 m</u>

6 6 - 1 1 - 2 復水貯蔵槽への移送設備

(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※ ⁸	A. (省略)	A 2. 当直長は、復水貯蔵槽水位が <u>5 . 5 m以 上となるように補給する又は5 . 5 m以 上</u> であることを確認する。	速やかに

6 6 - 1 1 - 3 海水移送設備

(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	A. (省略)	A 2. 当直長は、復水貯蔵槽水位が <u>5 . 5 m以 上となるように補給する又は5 . 5 m以 上</u> であることを確認する。	速やかに

補足

表 1 復水貯蔵槽水位の運転上の制限等

CSP 水位 (m)	CSP 有効保有水量※ ⁴ (m ³)	備考
1.01	0	定検時復水移送ポンプ停止
4.4	462	第 40 条規定値 及び 冷温停止及び燃料交換時の規定値(第 66 条 66-11-1)
5.5	612	冷温停止及び燃料交換時の復水貯蔵槽への移送設備 又は海水移送設備が動作不能時に要求される措置 (第 66 条 66-11-2,3)
12.7	1593	運転, 起動及び高温停止時の規定値 (第 66 条 66-11-1)

※ 4 復水移送ポンプ停止を考慮した保有水量としている。

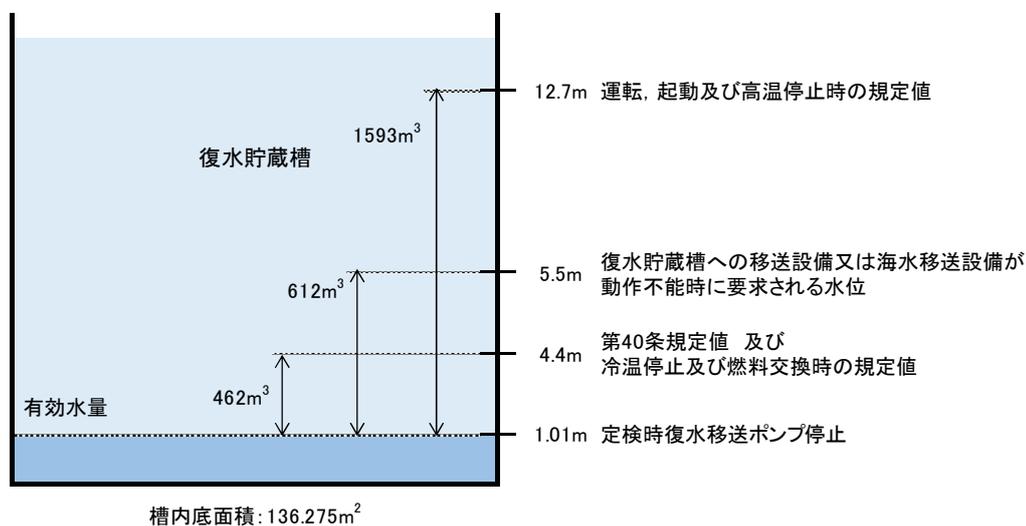


図 3 復水貯蔵槽水位及び保有水量

以 上

柏崎刈羽原子力発電所保安規定審査資料	
資料番号	TS-79
提出年月日	令和2年5月22日

柏崎刈羽原子力発電所7号炉

補助パラメータの運用について

令和2年5月

東京電力ホールディングス株式会社

1. 補助パラメータの位置付け・LCO等設定の考え方

発電用原子炉施設の状態を直接監視することはできないが、電源設備の受電状態、重大事故等対処設備の運転状態及びその他の運転状態により発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータを「補助パラメータ」と位置付けている。補助パラメータのうち、重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータを重大事故等対処設備と位置付け、当該パラメータについて保安規定変更に係る基本方針に基づきLCO等を規定し運用を管理する。

2. 代替措置の考え方

1. で示したように保安規定変更に係る基本方針に基づき66-13-2にLCO等を設定するが、代替措置に関しては補助パラメータが「監視不能の場合、代替措置を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施するとともに、当該計器が故障状態であることが運転員に明確に分かるような措置を速やかに講じる。」としており、具体的な代替措置案について記載していない。

これはLCO逸脱時のプラント状況等を鑑み原子炉主任技術者の確認を得て適切な代替措置を実施する必要があるからであるが、基本方針審査において示した以下方針で設定した代替措置案を添付に示す。

主要パラメータについては、設置許可基準規則第58条及び技術的能力1.15の要求事項に基づき、代替パラメータを重大事故等対処設備として整理している。そのため、保安規定においては、「主要パラメータを計測する計器が動作不能となった場合は、主要パラメータを代替するパラメータ（代替パラメータ）を計測する計器が動作可能であることを確認する」代替措置を設けることとしている。

一方で、重大事故等対処設備として位置づけた補助パラメータについては、設置許可基準規則の条文毎に示している各主要設備の計装設備（補助）としての位置付けであり、主要パラメータとは位置付けが異なることから、その代替監視手段については重大事故等対処設備として整理していない。

よって、補助パラメータの監視が不能となった場合は事象の状況に応じて代替措置を検討することとするが、基本的には、可能な限りその目的及び検知性が同一なものから選定し、同一なものがない場合は以下の優先順位により、間接的に検知可能な計器を選定する。

<選定①> 当該系統の当該計器と同一の計器で代替監視可能なもの（多重化されているもの）。

(例) RCWサージタンク水位 (多重性有のため, 1系統監視不能の場合は他系統を確認)

<選定②> 当該系統の当該計器と類似の計器

(例) M/C電圧に対する同期検定ランニング電圧

<選定③> 当該系統の上流側・下流側の計器により代替監視可能なもの。

(例) ADS入口圧力に対する高圧ポンベ出口圧力

<選定④> 当該系統と同等の他系統において同等な計器で代替監視可能なもの。

(例) 他系統の非常用D/G発電機電圧等

補助パラメータの代替措置整理

保安規定記載					補助パラメータの目的	代替措置案	代替措置の 選定理由	
分類	適用される原子炉の状態	補助パラメータ	(参考)補助パラメータ計器	動作可能であるべきチャンネル数				
1. 電源関係	運転, 起動, 高温停止, 低温停止, 燃料交換	M/C C電圧	M/C C電圧	1	非常用M/Cの受電状態を確認するパラメータ →当該M/Cから受電している機器が使用できるか(電源確立)を確認	M/C C電圧 or 同期検定ランニング電圧 or M/C C電圧(RSS室)	②	
		M/C D電圧	M/C D電圧	1		M/C D電圧 or 同期検定ランニング電圧 or M/C D電圧(RSS室)	②	
		M/C E電圧	M/C E電圧	1		同期検定ランニング電圧	②	
		P/C C-1電圧	P/C C-1電圧	1	非常用P/Cの受電状態を確認するパラメータ →当該P/Cから受電している機器が使用できるか(電源確立)を確認	P/C C-1電圧 or P/C現場盤電圧ランプ	②	
		P/C D-1電圧	P/C D-1電圧	1		P/C D-1電圧 or P/C現場盤電圧ランプ	②	
		P/C E-1電圧	P/C E-1電圧	1		P/C E-1電圧 or P/C現場盤電圧ランプ	②	
		直流125V主母線盤A電圧	直流125V主母線盤A電圧	1	直流電源の受電状態を確認するパラメータ →当該直流電源設備から受電している機器が使用できるか(電源確立)を確認	直流125V充電器盤充電器電圧	②	
		直流125V主母線盤B電圧	直流125V主母線盤B電圧	1		直流125V充電器盤充電器電圧	②	
		直流125V主母線盤C電圧	直流125V主母線盤C電圧	1		直流125V充電器盤充電器電圧	②	
		直流125V充電器盤A-2蓄電池電圧	直流125V充電器盤A-2蓄電池電圧	1		直流125V充電器盤A-2充電器電圧	②	
	AM用直流125V充電器盤蓄電池電圧	AM用直流125V充電器盤蓄電池電圧	1	AM用直流125V充電器盤充電器電圧		②		
	非常用D/G-A発電機電圧	非常用D/G発電機電圧	非常用D/G-A発電機電圧	※1:ディーゼル発電機1系列あたり。		非常用交流電源の運転状態を確認するパラメータ →当該非常用交流電源設備が使用できるかの確認	他区分の非常用D/G発電機電圧	④
			非常用D/G-B発電機電圧	※1:ディーゼル発電機1系列あたり。			他区分の非常用D/G発電機電圧	④
			非常用D/G-C発電機電圧	※1:ディーゼル発電機1系列あたり。	他区分の非常用D/G発電機電圧		④	
	非常用D/G発電機周波数	非常用D/G発電機周波数	非常用D/G-A発電機周波数	※1:ディーゼル発電機1系列あたり。	他区分の非常用D/G発電機周波数		④	
			非常用D/G-B発電機周波数	※1:ディーゼル発電機1系列あたり。	他区分の非常用D/G発電機周波数		④	
			非常用D/G-C発電機周波数	※1:ディーゼル発電機1系列あたり。	他区分の非常用D/G発電機周波数		④	
	非常用D/G発電機電力	非常用D/G発電機電力	非常用D/G-A発電機電力	※1:ディーゼル発電機1系列あたり。	他区分の非常用D/G発電機電力		④	
			非常用D/G-B発電機電力	※1:ディーゼル発電機1系列あたり。	他区分の非常用D/G発電機電力	④		
			非常用D/G-C発電機電力	※1:ディーゼル発電機1系列あたり。	他区分の非常用D/G発電機電力	④		
第一GTG発電機電圧	第一GTG発電機電圧(中操)	1	代替電源設備の運転状態を確認するパラメータ →当該代替電源設備が使用できるかの確認	GTG(予備)発電機電圧	④			
第一GTG発電機周波数	第一GTG発電機周波数(中操)	1		GTG(予備)発電機周波数	④			
電源車電圧	電源車電圧(現場)	※2:電源車1台あたり。		予備の電源車電圧	④			
電源車周波数	電源車周波数(現場)	※2:電源車1台あたり。		予備の電源車周波数	④			
2. その他	運転, 起動, 高温停止	高圧窒素ガス供給系ADS入口圧力	高圧窒素ガス供給系ADS入口圧力	※3:高圧窒素ガス供給系1系列あたり。	主蒸気逃し安全弁の運転状態を確認するパラメータ →ADSの駆動源が確保されていることを確認	高圧窒素ガス供給系ADS入口圧力 高圧窒素ガス供給系窒素ガスポンベ出口圧力	① ③	
		高圧窒素ガス供給系窒素ガスポンベ出口圧力	高圧窒素ガス供給系窒素ガスポンベ出口圧力	※3:高圧窒素ガス供給系1系列あたり。		高圧窒素ガス供給系ADS入口圧力	③	
		格納容器圧力逃がし装置ドレンタンク水位	ドレンタンク水位	4	フィルタベント系の運転状態を確認するパラメータ →フィルタベント後のドレンタンク水抜き判断	ドレンタンク水位の他チャンネル	①	
		格納容器圧力逃がし装置・耐圧強化ベント系遠隔空気駆動弁操作ポンベ出口圧力	遠隔空気駆動弁操作ポンベ出口圧力	※4:遠隔空気駆動弁操作ポンベ1本あたり。	フィルタベント系の運転状態を確認するパラメータ →格納容器ベント弁駆動源確保(予備ポンベ)の判断	遠隔空気駆動弁操作ポンベ出口圧力	③	
	運転, 起動, 高温停止, 低温停止, 燃料交換	RCWサージタンク水位	RCWサージタンク水位	※5:原子炉補機冷却水系1系列あたり。	原子炉補機冷却水系の運転状態を確認するパラメータ →RCWが使用できるか(系統状態)を確認。 →RHR戦略時の除熱確認。海へ除熱されていること(最終ヒートシンク)の確認。	RCWサージタンク水位低警報 RCWサージタンク水位(現場LI)	①	
		原子炉補機冷却水系熱交換器出口冷却水温度	原子炉補機冷却水系熱交換器出口冷却水温度	※5:原子炉補機冷却水系1系列あたり。		原子炉補機冷却水系熱交換器出口冷却水温度	①	

柏崎刈羽原子力発電所保安規定審査資料	
資料番号	TS-80 (改訂3)
提出年月日	令和2年7月9日

柏崎刈羽原子力発電所7号炉

適用される原子炉の状態の考え方について

令和2年7月

東京電力ホールディングス株式会社

1.適用される原子炉の状態の考え方について

第 66 条（SA 条文）における各 SA 設備の LCO を適用する原子炉の状態（以下、LCO 適用期間）について、基本方針では基本的な考え方を整理し、各設備の設定例を提示している。

4.3 添付－6 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

技術的能力審査基準 1.0 ～1.19（設置許可基準規則第 43 条～第 62 条）において、当該機能を有する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は、以下の基本的な考え方に基づき、下表を参考に設定する。

【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。

b.機能を代替する対象の設計基準事故対処設備が明確ではない重大事故等対処設備（例：放水砲）については、当該設備の機能が要求される重大事故等から判断して、個別に適用する原子炉の状態を設定する。

技術的能力審査基準 (設置許可基準規則)		適用される原子炉の状態(例)	重大事故等対処設備(代表例)
1.1 (第44条)	緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備	運転及び起動	・ATWS緩和設備(代替制御棒挿入機能) ・ほう酸水注入系ポンプ
1.2 (第45条)	原子炉冷却材圧カバウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備	運転、起動及び高温停止(原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上)	・高圧代替注水系ポンプ ・原子炉隔離時冷却系ポンプ
以下略			

(例)と異なる状態を設定した設備について整理

この考え方を踏まえ、当社プラント設備構成及び運用実態を踏まえ改めて詳細に条文検討を実施し以下の考え方で整理した。(表 1)

○低圧代替注水系（常設・可搬型）については、基本方針策定時には、PWR 電力を参考に、当該 SA 設備としての機能が要求される期間は原子炉内に燃料がある状態と整理し、除外期間は「原子炉内から全燃料が取出された場合」としていた。

条文の詳細検討の中で、燃料交換時における原子炉ウェル・SFP の保有水量と燃料の崩壊熱から求められる注水量の関係や、参考とする DB 条文（第 40 条）の LCO 適用期間の考え方について、改めて当該 SA 設備に当てはめて検討した。

その結果、当該 SA 設備の LCO 適用期間から除外しても原子力安全上問題となる

ものではないと判断した。

- 静的触媒式水素再結合器，原子炉建屋水素濃度，直流 125V 充電器 A,A-2・直流 125V 蓄電池 A,A-2 についても，低圧代替注水系（常設・可搬型）と同様，当該期間においては，当該 SA 設備の機能は要求されないことから LCO 適用期間外とする。
- 中央制御室可搬型陽圧化空調機等については，基本方針策定時は「MCR 換気空調系(第 57 条)」に相当する設備を SA 兼用とする BWR 電力が大半であったことから「炉心変更時（照射された燃料に係る作業時等含む）」を含めていたが当社は SA 兼用としていない。（他の BWR 電力は既存 DB 設備を SA 設備として使用するのに対し，当社は新規に中央制御室可搬型陽圧化空調機等を設置した。）

代替する DBA 設備の LCO 適用期間のうち，「炉心変更時（原子炉建屋内で照射された燃料に係る作業時等含む）」については，設計基準事故（燃料落下事故）を想定し設定されているものであり，当該 SA 設備の機能として要求されないことから LCO 適用期間外と整理する。

- 燃料取替床ブローアウトパネル閉止装置，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・待機場所）陽圧化設備（空気ボンベ）については，設備の位置付けは他の BWR 電力と違わないが中央制御室可搬型陽圧化空調機等と同様の考え方で，当該期間においては，当該 SA 設備の機能は要求されないことから LCO 適用期間外とする。
- 結果的に LCO 適用期間が適正化され，点検等の保全活動の実施可能な期間を確保することによって，設備の信頼性を維持することができ，原子力安全の向上に繋がると考える。

なお，当該 LCO 適用期間は，設置許可における SA 設備に対する要求に整合しており，また，LCO 適用期間の設定に係る基本的な考え方は基本方針との差異はない。

表1 基本方針の設定例から LCO 適用期間を適正化した SA 設備

保安規定	SA 設備	LCO 適用期間			説明箇所
		今回補正申請	基本方針設定例	変更理由	
66-4-1 66-4-2	・低圧代替注水系（常設） ・低圧代替注水系（可搬型）	<p>運転，起動，高温停止，冷温停止及び燃料交換※：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。</p> <p>（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</p> <p>（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</p>	<p>運転，起動，高温停止，冷温停止及び燃料交換（原子炉内から全燃料が取出された場合は除く）</p>	<p>・基本方針策定時には，PWR を参考に，当該 SA 設備としての機能が要求される期間は原子炉内に燃料がある状態と整理し，除外期間は「原子炉内から全燃料が取出された場合」としていた。</p>	2.1.1
66-8-1 66-8-2	・静的触媒式水素再結合器 ・原子炉建屋水素濃度		<p>運転，起動，高温停止，冷温停止及び燃料交換</p>	<p>・燃料交換時における原子炉ウェル・SFP の保有水量と燃料の崩壊熱から求められる注水量の関係や，参考とする DB 条文（第 40 条）の LCO 適用期間の考え方について，改めて当該 SA 設備に当てはめて検討した結果，当該 SA 設備の LCO 適用期間から除外しても原子力安全上問題となるものではないと判断した。</p>	2.1.2
66-12-4	・直流 125V 充電器 A,A-2 ・直流 125V 蓄電池 A,A-2				2.1.3
66-14-1	・中央制御室可搬型陽圧化空調機等	<p>運転，起動及び高温停止</p>	<p>運転，起動，高温停止，炉心変更時（原子炉建屋内で照射された燃料に係る作業時を含む。停止余裕確認後の制御棒の 1 本の挿入・引抜を除く）</p>	<p>・基本方針策定時は，「MCR換気空調系(57条)」に相当する設備をSA兼用とするBWR電力が大半であったことから「炉心変更時（照射された燃料に係る作業時等含む）」を含めていたが当社はSA兼用していなく設備構成上の相違がある。</p> <p>・代替するDBA設備のLCO適用期間のうち，「炉心変更時（原子炉建屋内で照射された燃料に係る作業時等含む）」については，設計基準事故（燃料落下事故）を想定し設定されているものであり，当該SA設備の機能として要求されないことからLCO適用期間外と整理する。</p>	2.2.1
66-14-2	・燃料取替床ブローアウトパネル閉止装置			<p>・基本方針審査時は原子炉建屋（第 49 条）と同期間を LCO 適用期間と考え設定していた。</p> <p>・運転停止中又は SFP の有効性評価にて，炉心損傷又は SFP 燃料損傷に至ることがないことを示しているように，冷温停止中は被ばくの原因となる大量の FP 放出を伴う事象が発生する可能性は小さく，原子炉建屋の内圧が高まる可能性も小さいと考えられることから LCO 適用期間外と整理する。</p>	2.2.2

保安規定	SA 設備	LCO 適用期間			説明箇所
		今回補正申請	基本方針設定例	変更理由	
66-16-1 66-16-2	<ul style="list-style-type: none"> ・5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）陽圧化装置（空気ポンプ）、二酸化炭素吸収装置 ・5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）陽圧化設備（空気ポンプ） 			<ul style="list-style-type: none"> ・他の BWR 電力との中央制御室可搬型陽圧化空調機等の設備構成の違いから「炉心変更時（停止余裕確認後の制御棒の1本の挿入・引抜を除く）又は原子炉建屋内で照射された燃料に係る作業時を含む」を LCO 適用期間に設定していたこともあり、中央制御室可搬型陽圧化空調機等と同様に LCO 適用期間を変更する。 ・炉心の著しい損傷後の格納容器圧力逃がし装置を作動させる場合に放出される放射性雲通過時対応に必要な設備であり、炉心変更時(原子炉建屋内で照射された燃料に係る作業時を含む)は放射性雲が発生しないため、当該SA設備の機能として要求されないことからLCO適用期間外と整理する。 	2.2.3

2.各 SA 設備の LCO 適用期間について

1.において、基本方針の設定例から LCO 適用期間を適正化した SA 設備を整理した（表 1）。

以下 2 つの観点で詳細に説明する。

- (1) PWR 電力との設備構成の違いから LCO 適用期間を再検討し非常用炉心冷却系（第 39 条及び第 40 条）の LCO 適用期間に適正化した設備（2.1）
- (2) 他の BWR との設備構成上の違いから LCO 適用期間を再検討した設備(2.2)

2.1PWR 電力との設備構成の違いから LCO 適用期間を適正化した設備

2.1.1 低圧代替注水系（常設・可搬型）の LCO 適用期間について

基本方針策定時には、PWR 電力を参考に当該 SA 設備としての機能が要求される期間は原子炉内に燃料がある状態と整理し、除外期間は「原子炉内から全燃料が取出された場合」としていたが、PWR と違い BWR ではプールゲート開時に SFP と原子炉ウェルが一体となり保有水量が増加するという設備構成上の違いも踏まえ、基本方針に従い再検討した。

当該設備は機能を代替する DBA 設備が明確なことから基本方針（4.3 添付-6 a）に基づき検討する。

<基本方針 4.3 添付-6 a 抜粋>

a.SA 設備に対する LCO 適用期間については、その機能を代替する DBA 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、SA 設備の機能として、上記における DBA 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 SA 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。

低圧代替注水系（常設）（66-4-1）及び低圧代替注水系（可搬型）（66-4-2）の機能を代替する DBA 設備は低圧注水系（第 39 条及び第 40 条）なので、同期間を LCO 適用期間として設定した。

「運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換※ 1」

※ 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

また、基本方針に基づき当該 SA 設備の機能を勘案し LCO 適用期間外（※ 1 で示す（1）、（2）の期間）においても要求される場合があるか以下のように考えた上

で、低圧注水系と同期間で問題ないことを確認している。

(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

原子炉ウェルと SFP がつながり保有水量が多くなり時間的余裕が大きくなること、また常時待機要求がある燃料プール代替注水系にて原子炉及び SFP での崩壊熱による冷却材の蒸発分以上の注水が可能であるため、LCO 適用期間とする必要性は低い。

以下に低圧代替注水系を使用することが考えられるケースとして RHR・FPC による除熱機能が喪失した場合を想定し、崩壊熱による冷却材の蒸発分以上の注水が可能であることを確認した。燃料プール代替注水系注水量 $45[m^3/h] > 蒸発量 39.9[m^3/h]$ (原子炉 $37.3[m^3/h]$ +SFP $2.6[m^3/h]$)

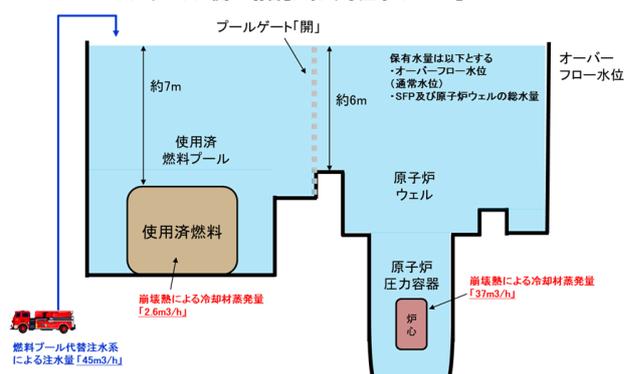
なお、燃料プール代替注水系は事象発生後 12 時間で注水可能であり、その間の水位低下量は $0.69[m]$ 程度となるが、燃料冷却及び燃料プール代替注水系のオペレーティングフロアでの準備に影響を与えるものではないことを確認済み。

【検討条件】

冷却材蒸発量 [m ³ /h]		備考
原子炉	37	崩壊熱22MW相当 (有効性評価(運転停止中)の評価条件である原子炉停止1日後の崩壊熱を準用)
SFP	2.6	崩壊熱1.6MW相当 (有効性評価(SFP)の評価条件の崩壊熱から定検取出直後の燃料分を除いたもの)

注水設備	流量 [m ³ /h]	備考
燃料プール代替注水系	45	可搬型スプレイヘッド使用時
	147	常設スプレイヘッド使用時

【「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」における注水イメージ】



(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

全燃料が取出されプールゲートにより隔離されていることから、原子炉への注水は不要となる。

2.1.2 静的触媒式水素再結合器・原子炉建屋水素濃度の LCO 適用期間について

当該設備は機能を代替する DBA 設備が明確ではないことから基本方針（4.3 添付-6 b）に基づき LCO 設定した。

<基本方針 4.3 添付-6 b 抜粋>

【適用する原子炉の状態の基本的な考え方】

b 機能を代替する DBA 設備が明確ではない SA 設備（例：放水砲）については、当該設備の機能が要求される重大事故等から判断して、個別に適用する原子炉の状態を設定する。

静的触媒式水素再結合器は 66-8-1 にて、原子炉建屋水素濃度は 66-8-2 にて LCO 設定しており、低圧代替注水系（常設・可搬型）と同様に考え LCO 適用期間を設定した。

「運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換※1」

※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

当該設備の機能が要求される重大事故等の観点から以下のように整理した。

静的触媒式水素再結合器は、炉心の著しい損傷により原子炉格納容器から原子炉建屋内に水素ガスが漏えいした場合において、原子炉建屋内の水素濃度の上昇を抑制し、原子炉建屋の水素爆発を防止するための設備であることから、「原子炉内に燃料が存在する期間」を基本として設定した。

原子炉建屋水素濃度監視設備も、炉心の著しい損傷により原子炉格納容器から原子炉建屋内に漏えいした水素ガスの濃度を測定するための設備であることから、「原子炉内に燃料が存在する期間」を基本として設定した。

そのうえで、「原子炉水位がオーバーフロー水位付近でプールゲート開」となった場合は、原子炉ウェルと SFP がつながり、保有水量が多くなるため、運転停止中の有効性評価結果よりも燃料露出までの時間的余裕があり、炉心の著しい損傷により水素ガスが発生するような事象が発生する可能性は小さいため、LCO 適用期間とする必要性は少ないと考えた。

2.1.3 直流 125V 充電器 A,A-2・直流 125V 蓄電池 A,A-2 の LCO 適用期間について

当該設備は機能を代替する DBA 設備が明確なことから基本方針（4.3 添付-6 a)）に基づき LCO 設定した。

<基本方針 4.3 添付-6 a 抜粋>

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。

直流 125V 充電器 A,A-2・直流 125V 蓄電池 A,A-2 の当該機能を代替する DBA 設備は非常用ディーゼル発電機（第 59 条及び第 60 条）及び直流電源（第 62 条及び第 63 条）であり、66-12-4 にて所内蓄電式直流電源設備として LCO 設定している。

所内蓄電式直流電源(66-12-4)は AM 用直流 125V 充電器・蓄電池及び直流 125V 充電器・蓄電池 A,A-2 で構成される。AM 用直流 125V 充電器・蓄電池は基本方針通り常時要求とし、直流 125V 充電器・蓄電池 A,A-2 は非常用炉心冷却系に合わせることにする。

これは、代替する DBA 設備の LCO 適用期間は炉心冷却に必要な設備、監視設備の維持に必要な期間となっており、それらの機能要求期間は低圧代替注水系（常設・可搬型）と同様の整理となることから、代替する DB 設備である非常用炉心冷却系（40 条）の LCO 適用期間を設定することとする。

	所内蓄電式直流電源設備	機能を代替する DBA 設備
LCO 適用期間	<ul style="list-style-type: none"> ・ AM 用直流 125V 充電器・蓄電池（常時） ・ 直流 125V 充電器 A,A-2・直流 125V 蓄電池 A,A-2 （冷温停止※及び高温停止※ ただし、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 	<p>「運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換※1」</p> <p>※1：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。</p> <p>（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</p> <p>（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</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 起動領域モニタ周りの燃料が 4 体未満でない場合

	れ、かつプールゲートが閉の場合)	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時 ・全燃料が取出されていない場合
--	------------------	------------------------------------------------------------------------------------------------------

機能を代替する DBA 設備が電力供給する DB 設備 (表 2) を示すが、直流 125V 充電器 A,A-2・直流 125V 蓄電池 A,A-2 は DB 兼 SA 設備であり直流電源 (第 62 条及び第 63 条) の LCO 適用期間を包絡している。

また、所内蓄電式直流電源設備が電力供給する SA 設備 (表 3) を示すが、必要な負荷への常設・可搬代替交流電源設備も含めた電力供給が可能となっている。

なお、直流 125V 充電器 A,A-2・直流 125V 蓄電池 A,A-2 の LCO 適用期間外 (※ 1 で示す (1), (2) の期間) においても要求される場合があるか以下のように考えた上で、同期間で問題ないことを確認している。

- (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
原子炉ウェルと SFP がつながり保有水量が多くなり時間的余裕が大きくなること、また常時待機要求がある燃料プール代替注水系にて原子炉及び SFP での崩壊熱による冷却材の蒸発分以上の注水が可能であるため、LCO 適用期間とする必要性は低い。
- (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
燃料プール代替注水系により使用済燃料プール水位が維持可能となることから必要性は低い。

表2 機能を代替する DBA 設備が電力供給する SA 設備

①機能を代替する DBA 設備		
条文	LCO	
・非常用ディーゼル発電機 (第 59 条及び第 60 条) ・直流電源 (第 62 条及び第 63 条)	冷温停止※及び高温停止※ ※：第 65 条で要求される非常用交流高圧電源母線に接続する非常用ディーゼル発電機が動作可能 ※：第 65 条で要求される直流電源が動作可能	
② ①で直接機能維持要求のある設備		
・所内電源系統 (第 65 条)	冷温停止※及び燃料交換※ ※：第 27 条、第 35 条、第 36 条及び第 40 条で要求される設備の維持に必要な非常用交流高圧電源母線、直流電源母線及びバイタル交流電源母線が受電されていること	
③ 機能を代替する DBA 設備が機能維持する必要がある設備 (②で機能維持要求のある設備)		変更に対する影響評価
計測及び制御設備 (第 27 条)	LCO 適用期間を変更する「冷温停止、燃料交換」に係る計装を以下に示す。 スクラム系計装： 全燃料が取出されている場合を除く 中央制御室非常用換気空調系計装、R/B 隔離系計装： 運転、起動、高温停止、炉心変更時、原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時 起動領域モニタ計装： 常時。但し、モニタ周りの燃料が 4 体未満の場合要求なし 非常用 D/G 計装： 第 65 条で要求される非常用高圧電源母線の要求がある期間	・LCO 適用期間外の評価 (前述) により、原子力安全上問題ないことを確認済み ・DBA 設備である非常用ディーゼル発電機 (第 59 条及び第 60 条)、 直流電源 (第 62 条及び第 63 条) で対応可能。
・原子炉停止時冷却系 (第 35 条及び第 36 条)	冷温停止※ ※次の (1) 又は (2) の場合は除く (1) 原子炉停止時冷却系起動準備時 (2) 原子炉の昇温を伴う検査時	当該設備の LCO 適用期間内なので問題なし
・原子炉停止時冷却系 (第 36 条)	燃料交換 ただし、原子炉内から全燃料が取出された場合を除く。 (1) 1 系列が運転中であること及び原子炉水位がオーバーフロー水位となるまでの期間は、 さらに 1 系列の原子炉停止時冷却系が動作可能であること 又は (2) 原子炉停止時冷却系が停止した場合においても、原子炉冷却材温度を 65℃以下に保つ ことができること	・(1) のオーバーフロー水位になるまでの期間は当該設備の LCO 適用期間内なので 問題なし ・(2) の期間においては、残留熱除去系を必ずしも要求していないことから LCO 適 用期間内 —LCO 適用期間外の評価 (前述) により、原子力安全上問題ないことを確認済み —DBA 設備である非常用ディーゼル発電機 (第 59 条及び第 60 条) 直流電源 (第 62 条及び第 63 条) で対応可能。
・原子炉停止時冷却系 (第 40 条)	冷温停止※及び高温停止※ ただし、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	・原子炉停止時冷却系の LCO 適用期間と同期間を当該設備の LCO 適用期間とする。 ・LCO 適用期間外の評価 (前述) により、原子力安全上問題ないことを確認済み

表3 所内蓄電式直流電源設備が電力供給する SA 設備

電源供給する SA 設備	電源供給する SA 設備の LCO 適用期間	電源元
<p>66-3-2 主蒸気逃がし安全弁（手動減圧） ・主蒸気逃がし安全弁</p>	<p>運転，起動及び高温停止</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・直流 125V 充電器 A ・直流 125V 蓄電池 A ・直流 125V 充電器 A-2 ・直流 125V 蓄電池 A-2 ・AM 用直流 125V 充電器 ・AM 用直流 125V 蓄電池 ・常設・可搬代替交流電源設備
<p>66-9-3 使用済燃料プール監視設備 ・使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)</p>	<p>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</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・直流 125V 充電器 A ・直流 125V 蓄電池 A ・直流 125V 充電器 A-2 ・直流 125V 蓄電池 A-2 ・AM 用直流 125V 充電器 ・AM 用直流 125V 蓄電池 ・常設・可搬代替交流電源設備
<p>66-9-3 使用済燃料プール監視設備 ・使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) ・使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）</p>	<p>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</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・AM 用直流 125V 充電器 ・AM 用直流 125V 蓄電池 ・常設・可搬代替交流電源設備
<p>66-9-3 使用済燃料プール監視設備 ・使用済燃料貯蔵プール監視カメラ</p>	<p>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</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・直流 125V 充電器 A ・直流 125V 蓄電池 A ・常設・可搬代替交流電源設備

2.2 他の BWR 電力との設備構成の違いから LCO 適用期間を適正化した設備

2.2.1 中央制御室可搬型陽圧化空調機等の LCO 適用期間について

当該設備は機能を代替する DBA 設備が明確なことから基本方針（4.3 添付-6 a）に基づき LCO 適用期間を設定した。

<基本方針 4.3 添付-6 a 抜粋>

a.SA 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 DBA 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、SA 設備の機能として、上記における DBA 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 SA 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。

基本方針策定時は、「MCR 換気空調系（第 57 条）」に相当する設備を SA 兼用とする BWR 電力が大半だったことから中央制御室可搬型陽圧化空調機等の LCO 適用期間を MCR 換気空調系（第 57 条）と合わせ「運転、起動、高温停止、炉心変更時（原子炉建屋内で照射された燃料に係る作業時を含む。停止余裕確認後の制御棒の 1 本の挿入・引抜を除く）」とし基本方針設定例に記載していた。

しかし、当社は他の BWR 電力と違い新規に中央制御室可搬型陽圧化空調機等を設置している。

よって、設備上の違いから当社は他の BWR 電力と違い当該機能を代替する DBA 設備として中央制御室非常用換気空調系(第 57 条)を設定し、66-14-1 にて LCO 設定している。

※：中央制御室可搬型陽圧化空調機（フィルタユニット）、（ブロウユニット）、中央制御室待避室陽圧化装置（空気ポンプ）、データ表示装置（待避室）、中央制御室待避室遮蔽（可搬型）、酸素濃度・二酸化炭素濃度計、差圧計

	中央制御室可搬型陽圧化空調機等	機能を代替する DBA 設備 (中央制御室非常用換気空調系 (第 57 条))
LCO 適用期間	運転、起動、高温停止	運転、起動、高温停止、炉心変更時（原子炉建屋内で照射された燃料に係る作業時を含む。停止余裕確認後の制御棒の 1 本の挿入・引抜を除く）

機能を代替する DBA 設備の LCO 適用期間のうち「炉心変更時（原子炉建屋内で照射された燃料に係る作業時を含む。停止余裕確認後の制御棒の 1 本の挿入・引抜を除く）」においては当該 SA 設備の機能が要求されないことを以下に示す。

「炉心変更時」及び「原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時」で、想定する事故（燃料集合体落下等）は DBA 事故であり DBA 設備である MCR 非常用換気空調系で対応可能である、また、DBA 設備の MCR 非常用換気空調系が LCO 逸脱した場合は第 57 条に基づき要求される措置である「炉心変更の中止」及び「照射された燃料に係る作業の中止」を速やかに行うこととしており事故が拡大することはない。当該事故時に「中央制御室可搬型陽圧化空調機」等の機能には期待していないことから、LCO 適用期間とする必要性は低いと考えられる。

したがって、基本方針の「ただし書き」を踏まえ、当該の重大事故等対処設備の機能を勘案し、中央制御室可搬型陽圧化空調機等の LCO 適用期間は「運転、起動及び高温停止」とする。

2.2.2 燃料取替床ブローアウトパネル閉止装置の LCO 適用期間について

当該設備は機能を代替する DBA 設備が明確ではないことから基本方針（4.3 添付-6 b）に基づき LCO 設定した。

<基本方針 4.3 添付-6 b 抜粋>

【適用する原子炉の状態の基本的な考え方】
b 機能を代替する DBA 設備が明確ではない SA 設備（例：放水砲）については、当該設備の機能が要求される重大事故等から判断して、個別に適用する原子炉の状態を設定する。

燃料取替床ブローアウトパネル閉止装置は 66-14-2 にて LCO 設定しており、以下のように LCO 適用期間を設定した。

	燃料取替床ブローアウトパネル閉止装置	基本方針設定例
LCO 適用期間	運転、起動、高温停止	運転、起動、高温停止、炉心変更時（停止余裕確認後の制御棒の 1 本の挿入・引抜を除く）又は原子炉建屋内で照射された燃料に係る作業時を含む

機能を代替する設計基準事故対処設備が明確ではないが BOP 閉止装置は原子炉建屋バウンダリの形成、中央制御室の居住性確保が目的の設備であることから、原子炉建屋の負圧維持が要求される第 49 条と、中央制御室換気空調系 57 条と同様の期間を LCO 適用期間とすることを基本とする。

「炉心変更時」及び「原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時」

に原子炉建屋（第 49 条）で、想定する事故（燃料集合体落下等）は DBA 事故であり DBA 設備である原子炉建屋で対応可能である、また、DBA 設備の原子炉建屋が LCO 逸脱した場合は第 49 条に基づき要求される措置である「炉心変更の中止」及び「照射された燃料に係る作業の中止」を速やかに行うこととしており事故が拡大することはない。当該事故時に「燃料取替床ブローアウトパネル閉止装置」の機能には期待していないことから、LCO 適用期間とする必要性は低いと考えられる。

したがって、燃料取替床ブローアウトパネル閉止装置の LCO 適用期間は「運転、起動及び高温停止」とする。

2.2.3 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・待機場所）陽圧化装置（空気ポンプ）及び二酸化炭素吸収装置の LCO 適用期間について

基本方針の議論において、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に係る設備については、機能を代替する設計基準事故対処設備が明確ではないが、重大事故等が発生した場合において、必要な要員がとどまることができるよう適切な措置を講じたもの、必要な情報を把握できる設備及び発電所内外との連絡を行うために必要な設備を設けたものであることから、MCR と同様の LCO 適用期間において待機が必要な設備と整理し、LCO 適用期間を設定した。

参考としていた中央制御室可搬型陽圧化空調機等の LCO 適用期間を変更することに伴い、当該設備は機能を代替する対象の設計基準事故対処設備が明確ではないことから基本方針（4.3 添付-6 b）に基づき LCO 設定した。

<基本方針 4.3 添付-6 b 抜粋>

【適用する原子炉の状態の基本的な考え方】

- b 機能を代替する対象の設計基準事故対処設備が明確ではない重大事故等対処設備（例：放水砲）については、当該設備の機能が要求される重大事故等から判断して、個別に適用する原子炉の状態を設定する。

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）陽圧化装置（空気ポンプ）及び二酸化炭素吸収装置は 66-16-1 にて、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）陽圧化装置（空気ポンプ）は 66-16-2 にて LCO 設定しており、以下のように LCO 適用期間を設定した。

	5号炉原子炉建屋内緊急時	基本方針設定例
--	--------------	---------

	対策所(対策本部・待機場所) 陽圧化装置(空気ポンペ)及 び二酸化炭素吸収装置	
LCO 適用期間	運転, 起動, 高温停止	運転, 起動, 高温停止, 炉心変更時(停止 余裕確認後の制御棒の1本の挿入・ 引抜を除く)又は原子炉建屋内で照射 された燃料に係る作業時を含む

機能を代替する設計基準事故対処設備が明確ではないが K5TSC に係る設備については、重大事故等が発生した場合において、必要な要員がとどまることができるよう適切な措置を講じたもの、必要な情報を把握できる設備及び発電所内外との連絡を行うために必要な設備を設けたものであることから、中央制御室換気空調系 57 条と同様の期間を LCO 適用期間とすることを基本とする。

陽圧化設備(空気ポンペ)等は、炉心の著しい損傷後の格納容器圧力逃がし装置を作動させる場合に放出される放射性雲通過時において、放射性物質が 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・待機場所)に流入することを防ぎ、5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・待機場所)にとどまる要員の被ばくを低減するために設置している。

したがって、陽圧化設備(空気ポンペ)等の LCO 適用期間は、格納容器圧力逃がし装置と同様に設定することとして、「運転, 起動及び高温停止」とする。