

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/プレコン	
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。 可搬型代替交流電源設備: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。待機状態となる前に「回」原子炉GM 2.高圧代替注水系における注入弁が開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(中操全閉)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開閉状態を確認する。待機状態となる前に「回」当直長 3.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図66-2-1に定める領域内に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にあることを確認する。定事検停止後の原子炉起動中に「回」当直長 4.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。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。定事検停止後の原子炉起動中に「回」当直長 5.原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上において、高圧代替注水系ポンプの流量が図66-2-1に定める領域内に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にあることを確認する。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開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開閉状態を確認する。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。	高圧代替注水系機能検査	-	-	-	-	○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力安全上困難と考える。 ・原子炉圧力及び原子炉水位の変動。 ・注水に伴う原子炉水質の悪化。	・テストラインの圧力損失等を考慮したポンプ起動試験により、必要な流量を確認している。また、電動弁開閉試験を実施し系統構成が適切に実施可能であることを確認している。
									<差異無し>	【プレコン】 ・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、試験の合否反映へ影響を与えないことからプレコンに該当しない。
									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】 ・判定基準を満足させるための弁の開閉を含む ○原子炉隔離時冷却系過熱事故時蒸気止め弁開閉試験【月例等】 ・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。 (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	【日常管理】 ・原子炉隔離時冷却系過熱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条件性能確認は実施せずに状態監視(外観点検、ラン表示、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期試験により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。
○高圧代替注水系、原子炉隔離時冷却系現場実起動試験【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力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) ・電動弁手動開閉試験において、電動操作により動作することを1ヶ月に1回確認している。 ・当該弁に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同試験にて1ヶ月に1回確認している。	・テストラインの圧力損失等を考慮したポンプ起動試験により、必要な流量を確認している。また、電動弁開閉試験を実施し系統構成が適切に実施可能であることを確認している。 ・電動弁手動開閉試験において、電動操作により動作することを1ヶ月に1回確認している。 ・当該弁に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同試験にて1ヶ月に1回確認している。									
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するために必要な資機材が準備されていること。 (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資機材が準備さ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資機材が準備さ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】 常設代替直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、現場での入力による弁の操作により、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間にわたって、発電用原子炉の冷却を継続できる設計とする。	-	-	-	-	-	-	
										【定事検】 ・原子炉隔離時冷却系電動弁手動全閉試験 (1ヶ月/回) 高圧代替注水系電動弁手動全閉試験 (1ヶ月/回)
66-2-3	ほう酸水注入系(重大事故等対処設備)	(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基 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条他により確認)	(24条他により確認)	(24条他により確認)	(24条他により確認)	(24条他により確認)	(24条他により確認)	
66-3-2	主蒸気逃がし安全弁(手動減圧)	(1)運転上の制限 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 所要数 主蒸気逃がし安全弁:0個 可搬型代替交流電源設備:66-12-2において定める。 可搬型代替交流電源設備:66-12-5において定める。 所内蓄電式直流電源設備:66-12-4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.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	【設置許可 添付通補】 発電用原子炉の冷却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。	主蒸気逃がし安全弁・安全弁機能検査 主蒸気逃がし安全弁・安全弁機能検査 逃がし安全弁機能検査	安全弁機能 ・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は「吐出し圧力許容範囲表」とおり。 検査対象設備 主蒸気逃がし安全弁 18台 非動作検査 ・逃がし非動作信号を模擬的に発信、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。 検査対象設備 圧カスイッチ18台、主蒸気逃がし安全弁18台	【日常点検】	-	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】 ・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。 ○主蒸気逃がし安全弁実作動【月例等】 ・原子炉圧力、原子炉水位変動を誘発。 ・LOGA状態の創出。 ・SRVの弁棒を異常に動作させるとシーム性が悪くなるため、運転中の冷却材流出の要因となる。 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。		
66-3-3	主蒸気逃がし安全弁の機能回復	(1)運転上の制限 (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 (2)高圧室蒸気供給系による作動室蒸気供給系が動作可能であること 所要数 1.可搬型直流電源設備による減圧系 AM用切替装置(SRV):1個 可搬型直流電源設備:66-12-5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.逃がし安全弁用可搬型蓄電池による減圧系 逃がし安全弁用可搬型蓄電池:1個 3.高圧室蒸気供給系による作動室蒸気供給系 高圧室蒸気ポンプ:5本 (2)確認事項 可搬型直流電源設備による減圧系 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 2.逃がし安全弁用可搬型蓄電池による減圧系 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 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 3.高圧室蒸気供給系による作動室蒸気供給系 1.高圧室蒸気供給系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、非常用室蒸気供給弁、常用・非常用室蒸気ガス連絡弁及び非常用室蒸気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 2.原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、高圧室蒸気供給系A系及びB系の供給圧力の確認により、使用可能であることを確認する。1ヶ月に1回 当直長	【設置許可 添付通補】 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(給電機)が完了するまでの間は常設代替直流電源設備を使用し、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作動させるか、又は代替逃がし安全弁駆動装置により逃がし安全弁を作動させて発電用原子炉を減圧する。 不活性ガスからの室蒸気供給が喪失し、逃がし安全弁の作動に必要な室蒸気供給の供給圧力が低下した場合、供給源を高圧室蒸気ポンプに切り替えて逃がし安全弁の駆動源を確保する。 また、高圧室蒸気ポンプから供給している期間において、高圧室蒸気供給系出口のポンプ圧力が低下した場合、高圧室蒸気ポンプ(待機動)へ切り替え、使用済みの高圧室蒸気ポンプを予備の高圧室蒸気ポンプと取り替える。	直流電源系機能検査 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	高圧室蒸気供給系機能検査 ・高圧室蒸気供給系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 ・高圧室蒸気供給系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 ・高圧室蒸気供給系ポンプが5本以上確保されていること	【巡視点検】又は【日常点検】 (1ヶ月/回)	【判定基準】 ・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。	<差異無し>	-	
						【定事検】 ・逃がし安全弁用可搬型蓄電池試験(3ヶ月/回)	【判定基準】 ・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。	<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】 ・各弁が動作可能であることを実動作させて確認する。 ○非常用室蒸気供給弁、常用・非常用室蒸気ガス連絡弁及び非常用室蒸気供給止め弁動作試験【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力安全上困難と考える。 ・開閉試験による駆動ガス供給の阻害による事故対応操作の遅れ 【日常管理】 ・巡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供給系ポンプの外観点検及び規定圧力の確認する。 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。	

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/プレコン
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 所要数 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:66-12-1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2台運転にて、揚程が68m以上、流量が300m 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、低温停止及び燃料交換において、復水移送ポンプ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2台運転にて、揚程が68m以上、流量が300m ³ /h以上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】 ・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】 ・復水移送ポンプが動作可能であることを確認する。 ・運転中のポンプについては、運転状態により確認する。	○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。 ・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。 ○2台運転時の揚程・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力安全上困難と考える。 ・系統構成による復水器真空度悪化	・ポンプ起動試験により、必要な流量を確認している。また、電動弁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。 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/O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2台運転にて、揚程が68m以上、流量が300m ³ /h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) 【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、プラント内乱(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、系統構成が確保できないことから、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。 なお、開閉試験(定例試験)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。 【プレコン疑義】 特に無し
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 所要数 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 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)

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/プレコン	
66-5-1	格納容器圧力逃がし装置	(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 所収取 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:4個 スクラバKpH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ー:66-13-11に定める フィルタ装置水素濃度:66-13-11に定める 可搬型窒素供給装置:66-5-3に定める 可搬型代替注水ポンプ(A-2線):66-19-11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	(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 <input type="text"/> wt%以上であること及びpHが <input type="text"/> 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9.1m ³ /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KpH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。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KpH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 <input type="text"/> L以上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】 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。	格納容器圧力逃がし装置性能検査	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。	【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。	○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 ○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。 ・放射線物質の系外への漏えい ○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/C水質が変化すること ○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 ○スクラバKpH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水酸化ナトリウム濃度(<input type="text"/> wt%)にて管理される状態である一方で、供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、水酸化ナトリウム供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、供給用水酸化ナトリウム濃度を高濃度としているのは、薬液供給量を小さくすることで薬液供給の操作に必要な時間を少なくし、操作時の破ばく量を低減させるためである。	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。 【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。 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。							
											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	【日常点検】	○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。	【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。 【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。 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。			
											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 <input type="text"/> wt%以上であることを確認する ・スクラバpHが <input type="text"/> 以上であることを確認する	【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1000 mm)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。	【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 <input type="text"/> wt%以上であることを及びpHが <input type="text"/> 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以上であることを ・ポンプ)異音、異臭、異常振動のないこと ・系)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1000 mm)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。	【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炉安全上困難と考える。 ・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。			
												【監視点検】 (3ヶ月/回)	【判定基準】 ・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。	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検出線路上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。			
											スクラバKpH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KpH制御ポンプの容量が <input type="text"/> L/min/個、吐出圧力が <input type="text"/> MPa以上(試験流体の密度補正を考慮)であること ・ポンプ)異音、異臭、異常振動のないこと ・系)漏えいのないこと ・水酸化ナトリウム水溶液の保有量が <input type="text"/> L以上であることを	【SA監視点検又は定例試験】 ・スクラバKpH制御設備状態確認試験 (3ヶ月/回)	【SA監視点検又は定例試験】 ・テストループを用いた運転確認にてスクラバKpH制御ポンプの容量が <input type="text"/> L/min/個、吐出圧力が <input type="text"/> MPa以上(試験流体の密度補正を考慮)であること ・ポンプ)異音、異臭、異常振動のないこと ・系)漏えいのないこと ・水酸化ナトリウム水溶液の保有量が <input type="text"/> L以上であることを	<差異無し>			
												【監視点検】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。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。				

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
66-5-2	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作用ポンベ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:66-13-11に定める 耐圧強化ベント系放射線モニタ:66-13-11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:66-12-9に定める 常設代替交流電源設備:66-12-11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 (2)確認事項 1. 必要な電動駆動弁、空気駆動弁及び遠隔手動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作用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、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がし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 ・耐圧強化ベント系の排出経路に設置された隔離弁は、系統構成が適切になされることを確認している。	
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%以上にて)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、系統待機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%以上にて)であること。 ※窒素濃度については、系内酸素濃度から算出する	-	-	<差異無し> 【定事検】 ・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%以上にて)であることを確認することで必要な機能を担保している。 【月例等】 ・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、仮設計器を用いた流量・揚程・窒素濃度の確認は定事検で担保し、定期試験では動作可能(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。	
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(熱交換器ユニット用):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 燃料補給設備: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ポンプ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. 熱交換器ユニット(P27-D1000.D5000)の代替原子炉補機冷却水ポンプ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年に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年に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、サプレッション・チェ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がし場である海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ポンプ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ポンプ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。	-	-	○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力安全上困難と考える。 ・補機水路の停止が必要となりRCW/RSW系が不待機となる。 ○代替原子炉補機冷却系による実確認試験【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。 ・RCW系への異物混入 ・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	
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(熱交換器ユニット用):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 燃料補給設備: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ポンプ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. 熱交換器ユニット(P27-D1000.D5000)の代替原子炉補機冷却水ポンプ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年に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年に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、サプレッション・チェ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がし場である海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ポンプ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ポンプ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】 ・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)	○熱交換器ユニット点検【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力安全上困難と考える。 ・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。	
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(熱交換器ユニット用):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 燃料補給設備: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ポンプ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. 熱交換器ユニット(P27-D1000.D5000)の代替原子炉補機冷却水ポンプ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年に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年に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、サプレッション・チェ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がし場である海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ポンプ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ポンプ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。	【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】 下記の通り、原子炉運転中に実施することは原子炉力安全上困難と考える。 ・常用冷却水断による負荷系統の温度上昇、冷却能力喪失	
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(熱交換器ユニット用):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 燃料補給設備: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ポンプ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. 熱交換器ユニット(P27-D1000.D5000)の代替原子炉補機冷却水ポンプ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年に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年に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、サプレッション・チェ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がし場である海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ポンプ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ポンプ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。	【定例試験】 ・RCW予備機起動及びRHR熱出口弁開閉試験 (1ヶ月/回)	【判定基準】 ・残留熱除去系熱交換器冷却水止め弁が動作可能であることを確認する。 ・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。	<差異無し> 【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、仮設計器を用いた流量、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。 【プレコン定義】 特になし	

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/プレコン
66-5-5	代替循環冷却系	(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・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:66-12-6に定める 燃料補給設備:66-12-7に定める (2)確認事項 1. 復水移送ポンプ2台運転にて、流量が \square m ³ /h以上で、揚程が \square m以上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開閉状態を確認する。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開閉状態を確認する。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開閉状態を確認する。1ヶ月に1回 当直長	【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処設備として、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・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、残留熱除去系等を経由し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/バウ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。	代替循環冷却系機能検査	運転性能検査 ・復水移送ポンプ3台の内2台運転にて、流量が \square m ³ /h以上で、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)異音、異臭、異常振動のないこと ・系)漏えいのないこと ・S/Cにスプレイが可能であること	【定例試験】 ・復水移送ポンプ手動起動試験 (1ヶ月/回)	【判定基準】 ・復水移送ポンプが動作可能であることを確認する。 ・運転中のポンプについては、運転状態により確認する。	○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力安全上困難と考える。 ・ドライウェル機器の被水による破壊 ・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	・代替循環冷却系実動作試験は、実施不可であることから、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2台運転にて、流量が \square m ³ /h以上で、揚程が \square m以上であることを確認している。また、電動弁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。
						【日常点検】 ・主要弁の表示状態確認		○2台運転時の揚程・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力安全上困難と考える。 ・下部ドライウェル注水弁開閉試験は、プラント運転中に実施する。該弁間に溜まった水が、下部ドライウェルへ注水されてしまった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。 ・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(タービングランドシール蒸気喪失による復水真空度悪化)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。また、RHR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。	・下部ドライウェル注水弁開閉試験は、プラント運転中に実施する。該弁間に溜まった水が、下部ドライウェルへ注水されてしまった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。 ・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(タービングランドシール蒸気喪失による復水真空度悪化)を与え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)は定事検停止時に実施する。
						【定例試験】 ・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。 ・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>	・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は、開閉操作を実施する上系統としての独立性に影響を与えることから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。 【プレコン疑義】 特に無し
66-19-1	可搬型代替注水ポンプ(A-2級)	(1)運転上の制限 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 所要数 可搬型代替注水ポンプ(A-2級):8台 (2)確認事項 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。 (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	各条にて要求					○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炉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。 ○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炉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、破壊。 ○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炉力安全上困難と考える。 ・原子炉格納容器下部ドライウェル機器の被水による劣化、破壊。 ○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炉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。 ○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。	
				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147m ³ /h/台以上であること。 ・吐出圧力が1.63MPa[gage]以上、流量が120m ³ /h/台以上であること。 ・吐出圧力が1.67MPa[gage]以上、流量が90m ³ /h/台以上であること。	【SA定例試験】 ・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)が動作可能であること。	<差異無し>	【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。 【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。 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。 【プレコン疑義】 特に無し	