

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	定期事業者検査等での判定基準	月例等定期試験名称	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	
39条	非常炉心冷却系 (その1)	(LCO) 非常用炉心冷却系 項目:動作可能であるべき系列数 高压炉心注水系 ^{※1, 2, 3※4} 低压注水系 ^{※2, 3, 3※6} 原子炉隔離時冷却系 ^{※3, 1, 3※6} (原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上) 自動減圧系 ^{※4, 8, 3※7} (原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上) 格納容器スプレイ冷却系 ^{※5, 3, 3※8}	(原子炉隔離時冷却系) 原子炉設置(変更)許可申請書にて要求する機能を満足していること ①機能要求時に自動起動すること。 ②機能要求時に適切に系統構成されること。 ③運転性能が要求機能を満足していること。 工事計画書に記載される以下流量・全揚程が担保されていること。 流量:188m ³ /h [※] 全揚程:高压時900m以上 低压時186m以上 ※:冷却水流量を加算した値のため、ポンプ流量としては182m ³ /h(系統設計仕様書)	要領書16:原子炉隔離時冷却系機能検査 (ABWR)	○運転性能検査(①、③) a.原子炉隔離時冷却系が自動起動し、28s以内 ^{※1} に系の機能に必要な流量に達すること。また、検査により得られた流量特性が、使用前検査時におけるテストループ時の実流量特性と比較して、著しい差異のないこと。 b.注入弁開信号が発信されること。 c.原子炉隔離時冷却系の運転状態は次の事項を満足すること。 流量(m ³ /h):182を下まわらないこと。 ^{※2} 全揚程(m):原子炉圧力に加えて72以上であること。 ^{※2} 振動、異音、異臭、漏えいがないこと。 水源切替が可能であること。 ※1:設計値 ※2:原子炉施設保安規定	【判定基準】 ・原子炉隔離時冷却水ポンプの流量、全揚程 流量:182m ³ /h以上 全揚程:原子炉圧力+72m以上(原子炉圧力7.06MPa時) 全揚程:原子炉圧力+80m以上(原子炉圧力1.03MPa時) ・運転確認後、使用した弁が待機状態であること及び主要配管が満水であること。(トップベントにて確認)	【定例試験】 原子炉隔離時冷却系手動起動試験(1ヶ月/回)	【判定基準】 ・注入弁及び試験可能逆止弁が開ること ・動作確認後、作動した弁の開閉状態及び主要配管が満水であること。(トップベントにて確認)	○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。	・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、必要な流量や揚程を確認している。また、電動弁開閉試験を実施し系統構成が適切になされることを確認している。
									○模擬信号投入による自動起動試験【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。 ・試験のための論理回路の一部除外等による機能要求時の対応遅れの可能性。	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】 ・原子炉隔離時冷却系ポンプ自動起動試験にて事故時条件を模擬した上で系統に要求される性能及び運転状態を確認している。 ・復水貯蔵槽を水源とした原子炉隔離時冷却系ポンプの運転確認を実施している。 【日常管理】 ・事故信号を模擬した自動起動試験については、試験を実施するために他の機器が起動しないよう論理回路の一部を除外等する必要があり、実際の機能要求時に正常に機能しない恐れがあることから、自動起動に係る論理回路については、中央制御室での日常監視により健全性を確認している。
									○復水貯蔵槽水源による運転確認【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。 ・設備のインターロック上、試験ラインの構成のため電動弁の電源を開放する必要があり、機能要求時に対応遅れの可能性。	・復水貯蔵槽を水源とした運転確認については、電源を開放した状態で、試験ラインを構成する必要があり、過渡現象発生時に原子炉への注水が遅れる恐れがあることから、実施頻度を限定的とし、復水貯蔵槽を水源とした管路健全性は定事検で担保し、配管内の満水維持は巡視点検による原子炉隔離時冷却水ポンプ吸込圧力の監視により確認している。 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。 【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、試験の合否反映へ影響を与えないことからプレコンに該当しない。
					○弁動作検査(②) RCIC注入弁(E51-MO-F004) 全閉→全開 15s以内 ^{※1} ※1:設計値	【定例試験】 原子炉隔離時冷却系電動弁手動全開全閉試験(1ヶ月/回)	【判定基準】 ・注入弁及び試験可能逆止弁が開ること ・動作確認後、作動した弁の開閉状態及び主要配管が満水であること。(トップベントにて確認)	<差異無し>	—	

5 体制及び手順書の整備

(1) 火山影響等発生時における炉心冷却のための対応手段と設備の選定

a. 対応手段の選定について

火山影響等発生時における炉心冷却のための対応フローを第5図に示す。また、火山影響等発生時の炉心冷却に有効な手段の選定を別紙2に示す。

火山影響等発生時において、原子炉停止後、外部電源喪失が発生した場合は、炉心崩壊熱の除去を維持継続する必要があるため、非常用ディーゼル発電機からの給電により原子炉圧力容器への注水による炉心冷却を行う。この場合、継続して非常用ディーゼル発電機の機能を維持する必要がある。

(実用発電用原子炉の設置，運転等に関する規則 第八十四条の二 第五号 イ)

また、上記の状態において、全ての非常用ディーゼル発電機の機能が喪失した場合は全交流動力電源喪失となるが、降下火砕物の影響によりガスタービン発電機からの代替受電が不可能なため、原子炉隔離時冷却系ポンプを用いた原子炉圧力容器への注水による炉心冷却を行う。

(実用発電用原子炉の設置，運転等に関する規則 第八十四条の二 第五号 ハ)

さらに、原子炉隔離時冷却系ポンプによる炉心冷却ができない場合は、高压代替注水系ポンプを用いた原子炉圧力容器への注水による炉心冷却を行う。

(実用発電用原子炉の設置，運転等に関する規則 第八十四条の二 第五号 ロ)

なお、イの対応に用いる非常用ディーゼル発電機について、ABWRは炉心の冷却、及び原子炉格納容器の除熱はA、B、C系の各系統で対応が可能であるが、一方、2区分で構成された安全機能を有する施設（ほう酸水注入系、可燃性ガス濃度制御系、非常用ガス処理等）はA、B系の負荷であること、さらにドライウェル冷却系もA、B系の負荷でありドライウェル内雰囲気冷却が可能となることから、イの対応としては非常用ディーゼル発電機のA、B系を用いることとした。

また、非常用ディーゼル発電機が維持されている際の注水手段として、原子炉隔離時冷却系ポンプ、高压代替注水系ポンプ、高压炉心注水系ポンプ、残留熱除去系ポンプ、復水移送ポンプ等が使用可能であるため、上記注水手段の中から適切な注水手段を選択、使用する方針とする。

ただし、実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の第八十四条の二の第

五号口，八の対応において，原子炉隔離時冷却系ポンプ，並びに高圧代替注水系ポンプによる炉心冷却の成立性を確認することから，イにおける注水手段については高圧代替注水系ポンプ，及び原子炉隔離時冷却系ポンプ以外の注水手段として，高圧炉心注水系ポンプでの炉心冷却の成立性を示すこととする。