

福島第二／柏崎刈羽原子力発電所 保安規定審査資料	
資料番号	③－２
提出年月日	令和２年３月２３日

福島第二／柏崎刈羽原子力発電所

サーベイランスの実施方法について
(実条件性能確認)

令和２年３月
東京電力ホールディングス株式会社

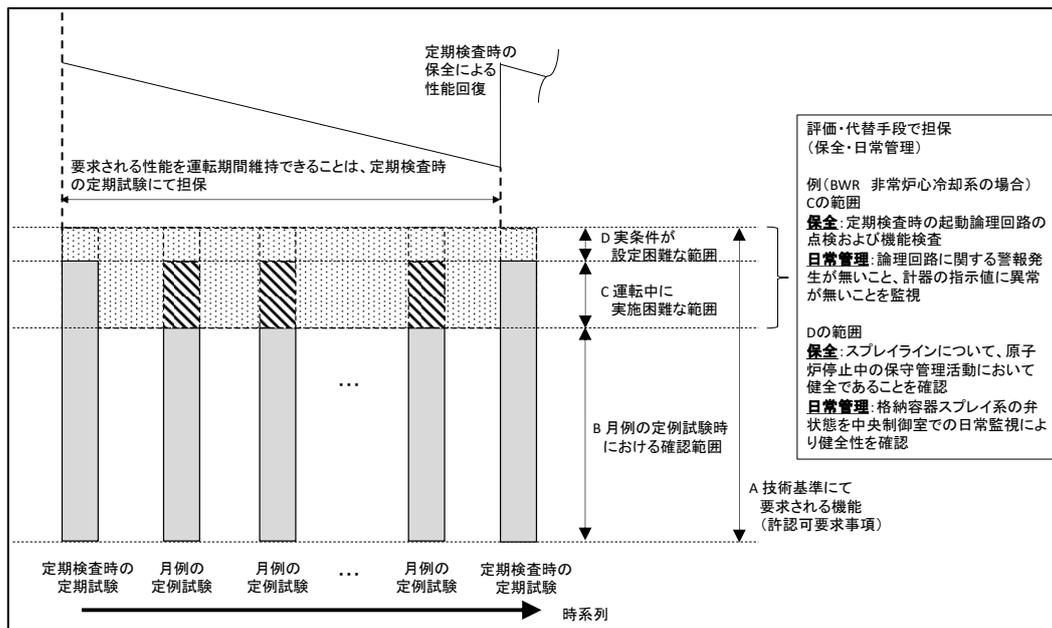
実条件性能および定期試験等における確認行為の対応関係について

1. 実条件性能確認一覧表の整理について

許認可に基づく要求事項（実条件性能）の確認範囲のイメージと、定期検査時に実施する定期試験および月例にて実施する定例試験等にて確認する範囲の対応について整理した。

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
非常炉 心冷却 系 (39条)	(低压注水系、格納容器スプレイ系) 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。 原子炉設置(変更)許可申請書の安全解析に基づく以下評価値が担保されていること。 (低压注水系) 流量: 954m ³ /h(工事計画書) 全揚程: 109m(評価値) (以下省略)	-	-	○原子炉への実注入試験【定事検/月例等】 ○格納容器内への実スプレイ試験【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。 ・原子炉圧力>残留熱除去系ポンプによる注入不可。 (以下省略)	・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。 ・実際に格納容器内へスプレイすることは格納容器内の汚染拡大、設備損傷リスク上昇による原子力安全への影響の観点により、実施すべきではない。格納容器スプレイ系の弁状態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。 (以下省略)
				【定例試験】 残留熱除去系ポンプ手動起動試験(1ヶ月/回) <判定基準> ・残留熱除去系ポンプの流量・全揚程 流量: 954 m ³ /h以上(測定流量-流体密度補正量で算出) 全揚程: 109m以上(JISに基づく全揚程) ・ポンプの運転確認後、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。 (以下省略)	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。 (低压注水系) 【定事検】 ・残留熱除去系ポンプは D/G 運転性能確認にて事故信号を模擬した自動起動試験により系統に要求される性能及び運転状態を確認している。 【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る。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、安全上実施すべきではない。 (以下省略)

許認可に基づく要求事項と定期試験における確認項目の比較 (抜粋)
(例 非常用炉心冷却系 (低压注水系のみ記載) (BWR))



確認範囲の対応イメージ

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、合理的に可能な範囲において日常管理としての盤面監視および巡視点検、月例で実施する定期試験にて確認しており、設備の信頼性を担保している。

2. 実条件性能（許認可要求事項）の整理について

非常用炉心冷却系を代表例として、許認可に基づく要求事項（実条件性能）を整理した。

なお、設計要件としては、安全機能に関する設計要件、信頼性に関する設計要件（耐震性など）があるが、実条件性能としては、安全機能に関する設計要件を確認することとする。

非常用炉心冷却系に係る安全機能に関する準拠すべき設計要件については、安全設計審査指針及び技術基準により整理している。（福島第二及び柏崎刈羽原子力発電所については現在新規制基準未適合炉であることから、旧基準に対する整理とする）

○安全設計審査指針 指針 2 5 非常用炉心冷却系

なお、上記設計要件においては、安全機能が要求される。

- ・炉心冷却機能

上記要求機能は、系統毎の設計方針に基づき設備仕様（工事計画書）を定めることに加えて、原子炉施設全体としての安全解析（設置許可）を行うことで確認している。

非常用炉心冷却系統（高圧及び低圧注水系）においては、当該設備として、高圧炉心注水系、残留熱除去系（低圧注水系）ポンプを備えている。

これらの機能の確認については、技術基準に基づく定期事業者検査等で確認されており、ポンプ性能については、設置許可、工事計画認可における記載値等（プラントによっては設置許可の解析を元に評価した値）を満足することで確認している。

具体的には、炉心冷却機能については、非常用炉心冷却系（高圧及び低圧注水系）の運転状態を確認し、必要な送水機能が確保できること、及び非常用炉心冷却系（高圧及び低圧注水系）の弁が正常に動作し必要な注入経路が確保できることを確認することにより、上記機能に係る健全性を確認している。

なお、高圧及び低圧注水系ポンプの動作時間についても、所定時間内に自動起動することを同機能検査により確認している。

以上より、実条件性能（許認可要求）を次の通りとりまとめた。

【実条件性能（許認可要求）】

《高圧炉心注水系》

高圧炉心注水系は、原子炉冷却材喪失等の想定事象が発生した場合に原子炉設置（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

（要求値（工事計画値））

【高圧時】

容量：182m³/h 以上

揚程：890m 以上

【低圧時】

容量：727m³/h 以上

揚程：190m 以上

《低圧注入系》

低圧注水系は、原子炉冷却材喪失等の想定事象が発生した場合に原子炉設置（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
(要求値（工事計画値、評価値）)

容量：954m³/h 以上

揚程：109m 以上

【参考：安全設計審査指針（抜粋）】

指針 2 5 非常用炉心冷却系

1. 非常用炉心冷却系は、想定される配管破断等による原子炉冷却材喪失に対して、燃料の重大な損傷を防止でき、かつ、燃料被覆の金属と水との反応を十分小さな量に制限できる設計であること。
2. 非常用炉心冷却系は、その系統を構成する機器の単一故障の仮定に加え、外部電源が利用できない場合においても、その系統の安全機能が達成できるように、多重性又は多様性及び独立性を備えた設計であること。
3. 非常用炉心冷却系は、定期的に試験及び検査ができるとともに、その健全性及び多重性の維持を確認するため独立に各系の試験及び検査ができる設計であること。

【参考；技術基準（抜粋）】

（非常用炉心冷却設備）

第十七条 原子力発電所には、非常用炉心冷却設備を設けなければならない。

- 2 非常用炉心冷却設備は、次の機能を有するものでなければならない。
 - 一 燃料被覆管の温度が燃料材の熔融又は燃料体の著しい破損を生ずる温度を超えて上昇することを防止できるものであること。
 - 二 燃料被覆管と冷却材との反応により著しく多量の水素を生ずるものでないこと。
- 3 非常用炉心冷却設備は、原子炉圧力容器内又は原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに冷却材中の異物の影響につき想定される最も厳しい条件下においても、正常に機能する能力を有するものでなければならない。
- 4 非常用炉心冷却設備は、その能力の維持状況を確認するため、原子炉の運転中に試験ができるように施設しなければならない。

3. 保安規定への反映事項

保安規定全条文において、前述「1.」の整理を行ったところ、保安規定第24条（ほう酸水注入系）及び57条（中央制御室非常用換気空調系）について、サーベイランス（月例等試験）として実条件性能確認行為に差異が確認されたことから、下記の通り記載の充実化を行った。（詳細については添付資料1参照）

（ほう酸水注入系）

第24条

（中略）

2. ほう酸水注入系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、定事検停止時に、ほう酸水注入系の機能を確認し、その結果を当直長に通知する。

（2）当直長は、定事検停止後の原子炉起動前にほう酸水注入系の主要な手動弁と電動弁^{*1}が原子炉の状態に応じた開閉状態であることを確認する。

（中略）

（5）当直長は、原子炉の状態が運転及び起動において、ほう酸水注入ポンプの吐出圧力が表24-2に定める値であること及び主要な電動弁が開することを1ヶ月に1回確認する。また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際し使用した弁が待機状態にあることを確認する。

（中略）

（中央制御室非常用換気空調系）

第57条

（中略）

2. 中央制御室非常用換気空調系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、定事検停止時に、中央制御室非常用換気空調系が模擬信号で作動することを確認し、その結果を当直長に通知する。

（2）化学管理GMは、定事検停止時に、中央制御室非常用換気空調系の総合除去効率が表57-2に定める値であることを確認し、その結果を当直長に通知する。

（3）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、中央制御室非常用換気空調系ファンが起動すること及び中央制御室非常用換気空調系ダンパが動作可能であることを1ヶ月に1回確認する。

（中略）

4. その他

本件に関連し、第39条（非常用炉心冷却系）及び41条（原子炉隔離時冷却系）について、原子炉起動時における原子炉隔離時冷却系に係るサーベイランスと運転上の制限の適用時期について整理を行い、保安規定上、明確化を行った。（詳細については添付資料2参照）

5. 添付資料

添付資料1：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6，7号機の例）

添付資料2：原子炉隔離時冷却系に係る原子炉起動時のLCO適用に関する明確化について

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
ほう酸水 注入系 (24条)	制御棒挿入不能事態が生じた場合に、高温待機状態又は高温運転状態から、高温状態並びに低温状態で炉心を臨界未満にでき、かつ、臨界未満を維持できる機能。 ①機能要求時に起動すること。 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。 (要求値) ポンプ吐出圧力: 86kg/cm ² (工事計画書) 五ホウ酸ナトリウム質量: 2485kg 以上(工事計画書)	—	—	○ほう酸水の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。 ・五ほう酸ナトリウムによる出力の変動及び水質の悪化。	・原子炉への実注入試験は実施不可であることから、ほう酸水注入ポンプはテストラインを用いて昇圧操作を実施、原子炉圧力を模擬し、系統に要求される性能及び運転状態を確認している。 ・実注入のために必要な系統を構成する電動弁については弁単体の動作試験にて性能確認を実施している。
	運転性能検査(①、③) ポンプ吐出圧力(MPa) 8.43 以上であること(原子炉施設保安規定) 系(ポンプ廻り): 振動、異音、異臭、漏えいがないこと	【定例試験】 ほう酸水注入系ポンプ手動起動試験(1ヶ月/回) <判定基準> ・昇圧試験(ポンプ出口圧力) 8.43MPa 以上 ・試験後弁状態確認(試験前の通常ラインの弁状態に復帰していること)	<差異無し>	—	
	弁動作検査(1)(①、②) ほう酸水注入弁(C41-MO-F006A,B)が全開し、ほう酸水注入系ポンプが起動すること	【定例試験】(電力自主) ほう酸水注入系電動弁手動全開全閉試験(1ヶ月/回) <保安規定要求区分に変更予定>	<差異無し> ただし、自主試験	月例試験は自主試験であるため保安規定要求へ変更する。	
	弁動作検査(2)(①、②) SLC ポンプ吸込弁(C41-MO-F001A,B)が全開すること。 CUW 系吸込ライン内側隔離弁(G31-MO-F002)及び CUW 系吸込ライン外側隔離弁(G31-MO-F003)の隔離信号が発信されること。	<判定基準> ・対象の弁が全開すること	○CUW隔離弁インターロック試験【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。 ・CUWポンプ停止による、原子炉水質悪化。 ・CUWポンプ起動/停止による熱出力変動。 ・隔離弁を動作しないよう除外する必要性があり、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】 ・原子炉停止時において模擬信号により、CUW 隔離弁が「閉」動作する事をインターロック試験にて確認し、SLC 系起動時に必要となる性能を補完している。 【日常管理】 ・論理回路に関連する警報の有無等、日常監視によって異常の無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。	
	ほう酸質量確認検査(③) 五ほう酸ナトリウム質量(kg): 2485 以上(工事計画認可申請書)	【定例確認(化学管理GM)】 ほう酸水濃度確認(1ヶ月/回) 【巡視・点検】 ほう酸水貯蔵タンクの液位及び温度確認(1日/回)	<差異無し> (濃度、温度、水量の相関性から五ほう酸ナトリウム質量確認)	—	

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
非常炉心 冷却系 (39条)	(高圧炉心注水系) 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ポン プの流量・揚程が担保されて いること。 流量: 低圧時 727m ³ /h 全揚程: 低圧時 190m ³ /h 流量: 高圧時 182m ³ /h 全揚程: 高圧時 890m ³ /h	—	—	○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。
		○運転性能検査(①、③) ・D/G 遮断機投入から HPCF 遮断機投入まで 0+ 2s 以内 ・ポンプ 流量(m ³ /h)、全揚程(m): 流量が 727(高 定格流量)以上で、全揚程 190 以上であること(原 子炉施設保安規定) 流量が 182(低定格流量)以 上で、全揚程 890 以上であること(原子炉施設保 安規定) ・振動・異音・異臭がないこと ・系 漏えいがないこと	【定例試験】 高圧炉心注水ポンプ手動起動試験(1ヶ月/回) <判定基準> ・高圧炉心注水系ポンプの流量、全揚程 ポンプ流量(高定格: 727m ³ /h 以上 低定格: 182m ³ /h 以上) ポンプ全揚程(高定格: 190m 以上 低定格: 890m 以上) ・運転確認後、使用した弁が待機状態にあること 及びあること及び主要配管が満水であること ポンプ、室空調機、配管・弁について、異臭、異 音、 異常振動、漏えいの有無を現場にて確認 試験後の弁状態が試験前と同様であること、 系統が満水であること(トップベントで確認)	○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】 ・高圧炉心注水系ポンプは D/G 運 転性能確認にて事故信号を模擬し た自動起動試験により系統に要求 される性能及び運転状態を確認し 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、安 全上実施すべきではない。この為、 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。 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。
		○弁動作検査(②) 弁動作時間(s) HPCF 注入隔離弁(B),(C) (E22-MO-F003B,C): 弁 動作 全閉→全開 動作時間 8s 以内	【定例試験】 高圧炉心注水系電動弁手動全開全閉試験 (1ヶ月/回) <判定基準> ・注入隔離弁及び試験可能逆止弁が開することを 確認 ・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を確認	<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		
非常炉心冷却系 (39条)	低圧注水系、格納容器スプレイ系) 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※1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。 原子炉設置(変更)許可申請書の安全解析に基づく以下評価値※2が担保されていること。 (低圧注水系) 流量:954m ³ /h(工事計画書) 全揚程:109m(評価値) (格納容器スプレイ系) 流量:954m ³ /h(工事計画書) 全揚程:85m(評価値) ※1:格納容器スプレイ系は手動起動 ※2:H15.4.18 付原子炉施設保安規定変更認可申請書 添付資料「非常用炉心冷却ポンプの判定基準の見直しに伴う変更」	—	—	○原子炉への実注入試験【定事検/月例等】 ○格納容器内への実スプレイ試験【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。 ・原子炉圧力>残留熱除去系ポンプによる原子炉注入不可。 ・格納容器内の汚染拡大防止。 (弁間が汚染されているため、N2によるAir試験でも汚染の可能性があり、また弁構成時にD/W圧力の変動を招く。) ・原子炉内蔵型再循環ポンプ等の設備損傷リスク上昇による原子力安全への影響。	・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。 ・実際に格納容器内へスプレイすることは格納容器内の汚染拡大、設備損傷リスク上昇による原子力安全への影響の観点により、実施すべきではない。格納容器スプレイ系の弁状態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。スプレイラインについては原子炉停止中の保守管理活動においてノズルの閉塞していないこと等により健全性を確認している。		
				(低圧注水系) ○運転性能検査(①、③) ・D/G 遮断機投入から RHR 遮断機投入まで 10±2s 以内 ・ポンプ 流量(m ³ /h):954 以上で、全揚程(m):109 以上であること(原子炉施設保安規定) (格納容器スプレイ系) ・ポンプ 流量(m ³ /h):954 以上で、全揚程(m):85 以上であること(工事計画値に基づく評価値) ・振動・異音・異臭がないこと ・系 漏えいがないこと	【定例試験】 残留熱除去系ポンプ手動起動試験(1ヶ月/回) <判定基準> ・残留熱除去系ポンプの流量・全揚程 流量:954m ³ /h以上 (測定流量－流体密度補正量で算出) 全揚程:109m以上 (JISに基づく全揚程) ・ポンプの運転確認後、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。使用した弁が待機状態及び主要配管が満水であること	○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。 (低圧注水系) 【定事検】 ・残留熱除去系ポンプは D/G 運転性能確認にて事故信号を模擬した自動起動試験により系統に要求される性能及び運転状態を確認している。 【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、安全上実施すべきではない。この為、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。 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。
				○弁動作検査(②) 弁動作時間(s) RHR 注入弁(A),(B),(C) (E11-MO-F005A,B,C): 弁動作 全閉→全開 動作時間 10s 以内 格納容器スプレイに必要な弁 (E11-MO-F017B,C, F018B,C, F019B,C) 弁動作 全閉→全開	【定例試験】 残留熱除去系ポンプ手動起動試験 残留熱除去系電動弁手動全開全閉試験 <判定基準> ・注入隔離弁、試験可能逆止弁等が開すること。(RHR注入弁は10秒以内) (S/C側スプレイ弁はポンプ手動起動試験で確認) (ポンプ手動起動試験で確認) ・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	<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
可燃性ガス 濃度制御系 (47条)	<p>冷却材喪失事故時に可燃性ガスが発生しても、格納容器内雰囲気中の酸素又は水素のいずれかが、それぞれ5%又は4%以下であることを維持でき、単一故障を仮定しても所定の機能を達成できるよう100%の処理能力を有する2系統が担保されていること。</p> <p>①機能要求時に起動すること。 ②機能要求時に系統構成されること。 ③運転状態が要求機能を満足していること。</p> <p>原子炉設置(変更)許可申請書添付書類八 系統設計流量:約255Nm³/h/基 再結合物内ガス:718℃に制御</p>	<p>○昇温検査(①、③)</p> <p>a.再結合物内ガス温度が、温度制御点649℃に到達する時間が3時間以内であること。また、再結合物内ガス温度が安定した時点において、再結合物内ガス温度が649℃以上、ブロウ吸込ガス流量が255m³/h以上であること</p> <p>b.判定項目一覧 判定項目 判定基準 出典根拠 再結合物内ガス温度(℃) 649以上 設計値 ブロウ吸込ガス流量(m³/h) 255以上 原子炉設置変更許可申請書 温度制御点到達時間(h) 3以内 原子炉設置変更許可申請書</p> <p>c.運転状態は次の表を満足すること。 ブロウ 異音、異臭、振動のないこと</p>	<p>【定例試験】 FCSブロウ常温作動試験(1ヶ月/回)</p> <p><判定基準> ブロアの運転状態に異常のないこと</p>	<p>○昇温試験【月例等】 下記理由により、安全上及び運転員の人員配置上実施は困難と考える。 ・加熱管(配管)への熱疲労の蓄積による設備損傷リスク上昇の可能性 ・準備～昇温試験～復旧まで長時間(2プラントで毎週12時間)を要し、運転員の通常業務(監視、他サーベイランス、日常点検)に影響を及ぼす。 (例:K6 1週(A系),3週(B系),K7 2週(A系),4週(B系))</p> <p>○定量的な判定基準【月例等】</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】 ・原子炉停止時に実施する定事検での昇温試験により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。</p> <p>【月例試験】 ・ブロウ起動試験において、動作確認を実施しているが、必要な判断項目を明確化する。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。 ・昇温した状態での試験は実施していないが、100℃～650℃の大きな温度変化の繰り返しは加熱管の熱疲労を助長する可能性があり、設備損傷リスクを高める事になるため、頻繁に実施すべきでない。また、一般的に電気ヒータの劣化として想定される事象は絶縁特性低下であるが、耐熱耐食性の高いシース材を使用し、気密が保たれた構造となっていること及び点検時には絶縁抵抗測定を実施し健全性を確認していることから、これらはプラント運転期間中に急激に進行する劣化事象ではなく、定事検での昇温試験により十分に健全性を担保できると考える。</p> <p>【日常管理】 ・加熱器電気ヒータは除湿目的として代表(8組のうち2組)を常時昇温(約100℃に維持)させており、中操表示、パトロール等により代表ヒータの異常を日々確認している。</p> <p>以上の組み合わせ及び劣化傾向の基づく保全も含めた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>○弁動作検査(②) 可燃性ガス濃度制御系起動信号により、冷却水止め弁が全開することを確認する。</p>	<p>【定例試験】 FCS電動弁手動全開全閉試験(1ヶ月/回) <判定基準> ・FCS出入口第一、第二隔離弁が「全開」出来ること</p>	<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
中央制御室 非常用換気 空調系 (57条)	<p>事故時に運転員が中央制御室に接近し、又はとどまり、プラントの必要な運転操作を行える雰囲気環境を維持できるよう、中操制御室非常用換気空調系を2系列担保し、設置(変更)許可申請書添付書類八に記載されるよう素除去効率を維持していること。</p> <p>①機能要求時に自動起動すること。 ②機能要求時に系統構成されること。 ③運転状態が要求機能を満足していること。 系統よう素除去効率: 90%以上(相対湿度 70%以下において)</p>	<p>○自動起動検査(①、②)</p> <p>a. 非常用循環系運転: 区分 I~IV のうち2区分の「R/B 排気燃取排気放射能高」信号を模擬し、MCR 隔離信号にて中央制御室換気空調系が非常用循環系に切り替わることを確認する。MCR 再循環送風機が自動起動し、非常用循環系に切り替わること。</p> <p>b. 非常時外気取入れ運転: 非常時外気取入モードスイッチを操作することにより、MCR 排風機が自動起動し、非常時外気取入運転に切り替わること。</p>	—	<p>○模擬信号投入による自動起動試験【月例等】</p> <p>下記理由により原子炉運転中に実施することは安全上困難と考える。 ・運転中に事故時の模擬信号を投入することについては、隣接号機の自動起動及び自動隔離信号を除外する必要があり、機能要求時の対応遅れの可能性がある。</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】 ・原子炉停止中に定事検において MCR 隔離信号にて中央制御室換気空調系が非常用循環系に切り替わることを確認している。 【日常管理】 ・自動起動に係る論理回路については、中央制御室による監視により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>
		<p>○運転性能検査(③)</p> <p>MCR 送風機、MCR 再循環送風機および MCR 排風機の運転状態が、振動、異音、異臭がないこと。</p>	<p>【確認運転】(電力自主) 通常運転モード時の再循環送風機起動(1ヶ月/回) <保安規定要求区分に変更予定></p> <p><判定基準> MCR 送風機、MCR 再循環送風機および MCR 排風機の運転状態が、振動、異音、異臭がないこと</p>	<p><差異無し> ただし、自主試験</p>	<p>月例試験は自主試験であるため保安規定要求へ変更する。</p>
		<p>○中央制御室非常用循環系フィルタ性能検査</p> <p>よう素用チャコールフィルタの総合除去効率が 90%以上であること。(柏崎刈羽原子力発電所原子炉施設保安規定)</p>	—	<p>○フィルタ性能検査【月例等】</p> <p>下記理由により、原子炉運転中に実施することは困難であると考え。 ・フィルタ性能は試験用サンプルを使用し試験を行うものであり、運転中に月例等で試験を実施するとサンプルが無くなり、評価が困難となる。</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】 ・フィルタ性能は試験用サンプルを使用し試験を行うものであり、原子炉停止時に実施する定事検にて確認している。 (運転中に月例等で試験を実施するとサンプルが無くなる) 【日常管理】 ・フィルタは静的機器であること、試運転時にはフィルタを劣化させる有機溶剤等の使用を制限した上で実施するなど、著しく劣化しないよう管理している。</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
非常用ディーゼル発電機 (60条)	外部電源喪失時においても、原子炉の停止及び冷却に必要な系統及び機器に電力を供給するため、3系列を確保し、かつ原子炉設置(変更)許可申請書の安全解析における自動起動時間13秒以内に起動し、工事計画書記載の出力等が担保されていること。	LOCA 信号又は LOPA 信号のいずれか早い方の信号発信から、D/G の電圧が確立するまでの時間として D/G 遮断器投入までの時間が、13 秒以内であること。(工事計画認可申請書) D/G の運転状態は次の表を満足すること。 機関回転速度(rpm): 1000+20 ※3 機関出口ディーゼル冷却水温度(°C): <90 ※4 機関入口潤滑油温度(°C): <83 ※4 機関入口潤滑油圧力(MPa): >0.41 ※4 発電機電圧(V): 6900+345 ※3 発電機周波数(Hz): 50+1 ※3 振動、異音、異臭、漏えいがないこと。 ※3: 工事計画認可申請書(但し、+は原子炉施設保安規定または設計値) ※4: 設計値 要領書 13: ディーゼル発電機、非常用炉心冷却系(原子炉隔離時冷却系除く)、原子炉補機冷却系機能検査	【定例試験】 非常用ディーゼル発電機手動起動試験(1ヶ月/回) <判定基準> 非常用ディーゼル発電機を待機状態から始動し、無負荷運転時に非常用交流高圧電流母線に並列して定格出力で運転可能であることを確認 以下を満足すること ディーゼル発電機電力: 定格出力(5.0NW) ディーゼル発電機電圧: 起動後並列前 6900±345V ディーゼル発電機周波数: 起動後並列前 50.0±1.0Hz	○模擬信号投入による自動起動試験【月例等】 下記理由により原子炉運転中に実施することは安全上困難と考える。 ・LOCA信号投入は高圧系ECCSを起動させると共に、原子炉へ注水されるため、原子炉出力、水位変動を誘発。	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】 ・原子炉停止中に定事検において模擬信号投入による自動起動試験を実施している。 【日常管理】 ・原子炉運転中においては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、安全上実施すべきではない。この為、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。 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。

原子炉隔離時冷却系に係る原子炉起動時の LCO 適用に関する明確化について

1. 変更概要

保安規定第 39 条 (ABWR のみ)、41 条の原子炉隔離時冷却系 (RCIC) における運転上の制限 (LCO) について、原子炉圧力が 1.03MPa より適用されるよう規定されているが、原子炉圧力 1.03MPa かつ RCIC の機能確保の時点より適用されるよう記載を明確化することとする。

(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^{※2}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。

(略)

※2：原子炉隔離時冷却系については、原子炉起動時における試運転に係る調整を行っている場合、運転上の制限は適用しない。

(第 41 条も同様)

2. 変更理由

RCIC は、原子炉から発生した主蒸気を駆動源としているため、原子炉起動後に原子炉圧力が一定の値以上にならないと機能確認出来ないという設備特性を持つ。現在、RCIC の LCO の設定としては原子炉圧力 1.03MPa より適用することとしているが、これは RCIC の設計上の運転可能領域を踏まえて設定している。

RCIC については定検停止時において点検・補修等の保全活動を行い、保全活動の最終的な検証として原子炉起動時に試運転を行い、運転側へ引き渡されるものとなる (図 1 参照)。よって、RCIC については試運転により機能が確認されるまでは運転管理段階ではないため、LCO の適用についても機能確認後から、と整理することが適切である。(原子炉起動時以外でも試運転が可能な設備は、基本的には機能確認後、LCO が適用される。(図 2 参照))

現状の保安規定条文上では、RCIC の機能確認有無によらず、原子炉圧力が 1.03MPa に到達した時点で LCO が適用されるよう記載されていることから、今後は、試運転 (サーベイランス含む) が完了し、RCIC としての機能が確認された時点から LCO を適用する運用とするよう記載を適正化する。(原子炉圧力 1.03MPa にて RCIC サーベイランスを実施する記載は現状のままであり、規定圧力に到達後、速やかに機能確認を行う。)

なお、PWR における蒸気駆動ポンプ (タービン動補助給水ポンプ) についても同様な整理としている。

また、設置許可では、原子炉隔離時冷却系に対する運転可能な圧力範囲についての記載があり、原子炉圧力が高い状態における注水手段となっている。原子炉冷却材喪失事故では原子炉圧力が高い小

破断時における注水手段であり、運転可能圧力付近において、試運転が終了し原子炉隔離時冷却系の健全性が確認されるまで LCO が適用されない期間を設けたとしても、上流規制と整合する。

なお、米国では、適用モード（原子炉の規定圧力到達時）から 12 時間の間、LCO を適用しなくてよい旨が規定されており、その期間においてサーベイランスが実施されている。

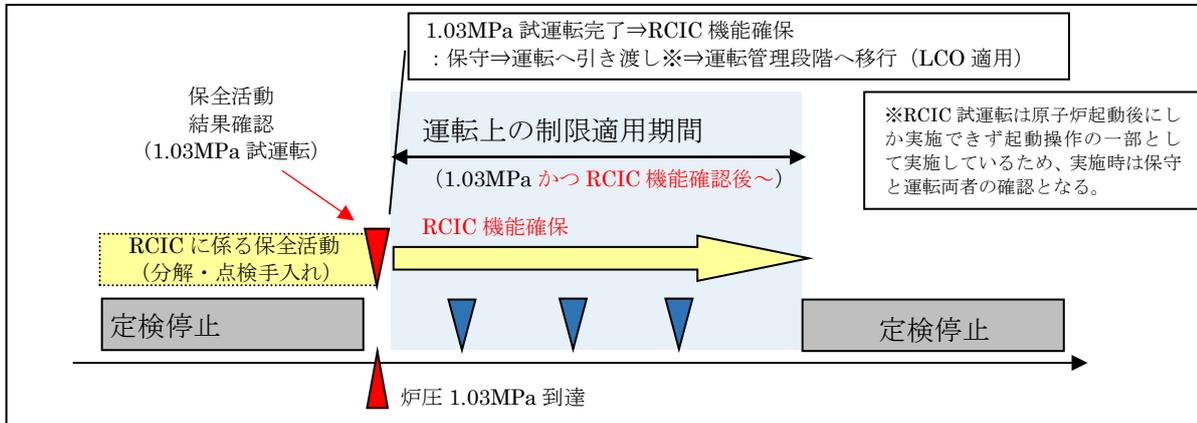


図 1 : RCIC に係る LCO 適用概念

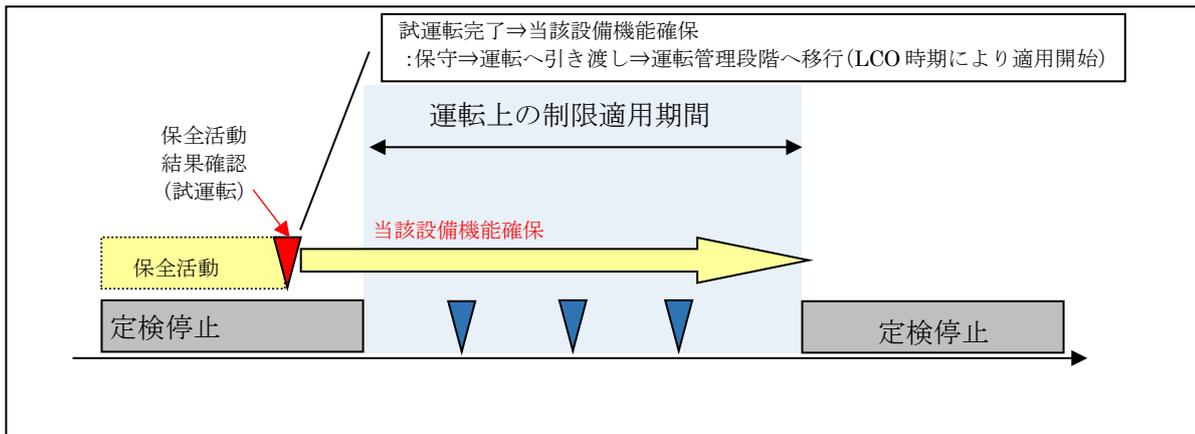


図 2 : RCIC 以外の基本的な LCO 適用概念

以 上