

柏崎刈羽原子力発電所保安規定審査資料	
資料番号	TS-91 (改訂2)
提出年月日	令和2年10月29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

復水貯蔵槽を水源とした原子炉隔離時冷却系の
確認運転等について

令和2年10月

東京電力ホールディングス株式会社

1. はじめに

原子炉隔離時冷却系は、定期事業者検査・月例試験ともにサプレッションプールを水源としたサーベイランスを実施してきたが、実条件性能確認の趣旨を踏まえ、復水貯蔵槽を水源とした確認運転を定格熱出力到達後に実施する定期事業者検査「原子炉隔離時冷却系機能検査」にて実施することとする。

具体的には、サプレッションプール水源での自動起動試験を実施後に水源を復水貯蔵槽に切替え確認運転を実施する。

なお、復水貯蔵槽を水源とした原子炉隔離時冷却系ポンプの確認運転を実施する場合には、吐出側にある試験用調節弁（F008,F009）の自動閉インターロックを除外するため、開度調整実施後に電源開放の安全処置が必要となる。

この安全処置を実施中に、過渡事象が発生した場合、電源の復旧及び試験用調節弁閉操作が完了するまで原子炉への注水が遅れることになるため、実施頻度を限定的とする必要がある。

そのため、復水貯蔵槽を水源とした確認運転は定期事業者検査で実施し、月例試験ではこれまで通りサプレッションプールを水源とした確認運転を実施する。

なお、復水貯蔵槽とサプレッションプールの水源切替に必要な電動弁については、月例試験での動作確認で健全性を確認し、復水貯蔵槽吸込配管内の満水確認は、巡視点検による日常監視（吸込圧力計の監視）により担保するものとする。

これらの組み合わせにより、原子炉隔離時冷却系に求められる実条件性能確認が満足できると考える。

原子炉隔離時冷却系の定期事業者検査等は、原子炉の状態が「運転」で実施するため、復水貯蔵槽を水源とした原子炉隔離時冷却系の確認運転を実施するにあたり、保安規定の第46条（サプレッションプールの水位）、第48条（格納容器内の酸素濃度）及び第66条66-11-1（重大事故等収束のための水源）に運用上の措置を規定する。

保安規定	内容	備考
第46条 （サプレッションプールの水位）	原子炉隔離時冷却系の確認運転等時において、サプレッ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）	原子炉隔離時冷却系の確認運転等時において、格納容器酸素濃度上昇時の措置を追加。	TS-81で説明
第66条 66-11-1 （重大事故等収束のための水源）	原子炉隔離時冷却系の確認運転等時において、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46条について

2. 1 経緯

保安規定第46条（サブ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ブレッションプールの水位の制限範囲を定めている。

復水貯蔵槽を水源とした原子炉隔離時冷却系ポンプの確認運転等時は、図1に示す通り、復水貯蔵槽を水源とし、サブレッションプールへ水を排出する系統構成で行うため、サブレッションプール水位は上昇する。このため、確認運転等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ブ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、サブ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、原子炉隔離時冷却系ポンプの定格流量運転時（ $182\text{ m}^3/\text{h}$ ）においては、サブ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、原子炉隔離時冷却系ポンプの駆動蒸気（ [] ）分が加わると、サブレッションプール水位は約 [] 上昇することとなる。

これまでのサブレッションプールを水源とした原子炉隔離時冷却系の運転性能検査の実績から、運転状態確認、データ採取を行うためには少なくとも [] 程度は掛かると想定している。一方で、復水貯蔵槽を水源とした原子炉隔離時冷却系の確認運転等を実施する場合、サブレッションプール水位の通常運転範囲内では確認運転等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、サブ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、原子炉隔離時冷却系の確認運転等の行為を妨げないための措置を新たに設ける。

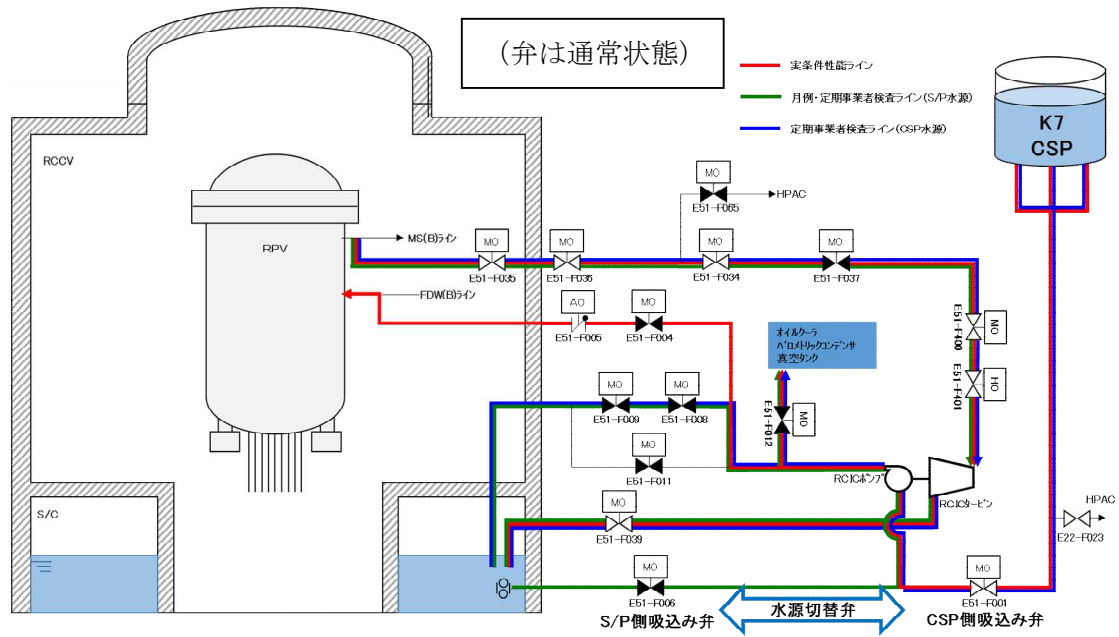


図1 復水貯蔵槽を水源とした原子炉隔離時冷却系の確認運転等

2. 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。

原子炉隔離時冷却系の確認運転等時は、サプレッションプール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、確認運転等終了後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、確認運転等を中止し24時間以内にサプレッションプール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、または原子炉隔離時冷却系ポンプの確認運転等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、原子炉隔離時冷却系又は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、原子炉隔離時冷却系又は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	+12.0cm(上限値)以下 -10.0cm(下限値)以上
2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉	+8.0cm(上限値)以下 -8.0cm(下限値)以上
6号炉及び7号炉	+5.0cm(上限値)以下 -5.0cm(下限値)以上

図46

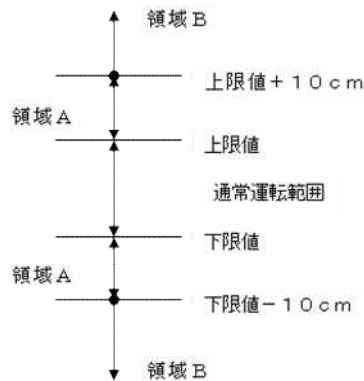


表46-2

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

2. 3. 保安規定変更による原子力安全上の影響

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、原子力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プレッションプール水量は確保されている。

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

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

※1：サプレッションプール水温が「4.9℃」においてLOCAが発生した場合について記載。なお、サプレッションプール水温の運転上の制限は平均水温で「3.5℃以下」であるが、原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系の確認運転等により3.5℃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「4.7℃」を超えた時点で確認運転等を中止し、2.4時間以内に平均水温を3.5℃以下に復旧する。

3. 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。

2. 1に示したとおり、復水貯蔵槽を水源とした原子炉隔離時冷却系の確認運転等時は、復水貯蔵槽を水源としてサプレッションプールへ移送する系統構成にて行うため、確認運転等により復水貯蔵槽の水位は低下する。

原子炉隔離時冷却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、確認運転等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、原子炉隔離時冷却系の確認運転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、確認運転等開始から運確認運転等終了後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確認運転等時の除外期間を準用した。

【保安規定記載事項】

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
(省略)		

(2) 確認事項

(省略)

※1：原子炉隔離時冷却系又は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。

※2：(省略)

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 :2 低压注水系 :3 原子炉隔離時冷却系 :1 (原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上) 自動減圧系 :8 (原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上) 格納容器スプレイ冷却系 :3	(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)	○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く等する必要があり、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流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。
										○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。	【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>	—		