

島根原子力発電所 2 号炉

原子炉隔離時冷却系および高圧原子炉代替注水系の
低圧運転点における確認運転について

【補足説明】

2023年12月
中国電力株式会社

1. はじめに

原子炉隔離時冷却系は、定期事業者検査後の原子炉起動中は原子炉圧力 0.98MPa[gage]相当、月例試験では原子炉の通常運転圧力にてポンプの確認運転を実施してきたが、原子炉設置変更許可申請書添付書類十において、重大事故等時の対応として、低圧運転点（0.74MPa[gage]）まで注水機能に期待していることから、保安規定において低圧運転点の確認運転について保安規定第41条（原子炉隔離時冷却系）に規定する。また、原子炉隔離時冷却系ポンプと同等設計である高圧原子炉代替注水系の高圧原子炉代替注水ポンプについても同様に低圧運転点での注水機能確認を行うこととして、第65条（65-2-1 高圧原子炉代替注水系）に規定する。

2. 保安規定第41条

2. 1 概要

保安規定第41条（原子炉隔離時冷却系）では、原子炉の状態が運転、起動および高温停止における原子炉隔離時冷却系の運転上の制限、運転上の制限を満足するための確認項目および運転上の制限を満足していないと判断された時に要求される措置について示している。

従前は、定期事業者検査後の原子炉起動中は原子炉圧力 0.98MPa[gage]相当*1、月例試験では原子炉の通常運転圧力で確認運転を実施していたが、原子炉設置変更許可申請書添付書類十において、重大事故等時の対応として、原子炉隔離時冷却系ポンプは運転下限である原子炉圧力 0.74MPa[gage]まで流量 91m³/h での注水機能に期待していることから、低圧運転点（原子炉圧力 0.74MPa[gage]）での性能を確認する必要がある。このため、保安規定第41条に、低圧運転点における確認運転について規定する。

注記*1：主蒸気圧力設定を当該圧力とした場合の原子炉圧力

2. 2 低圧運転点

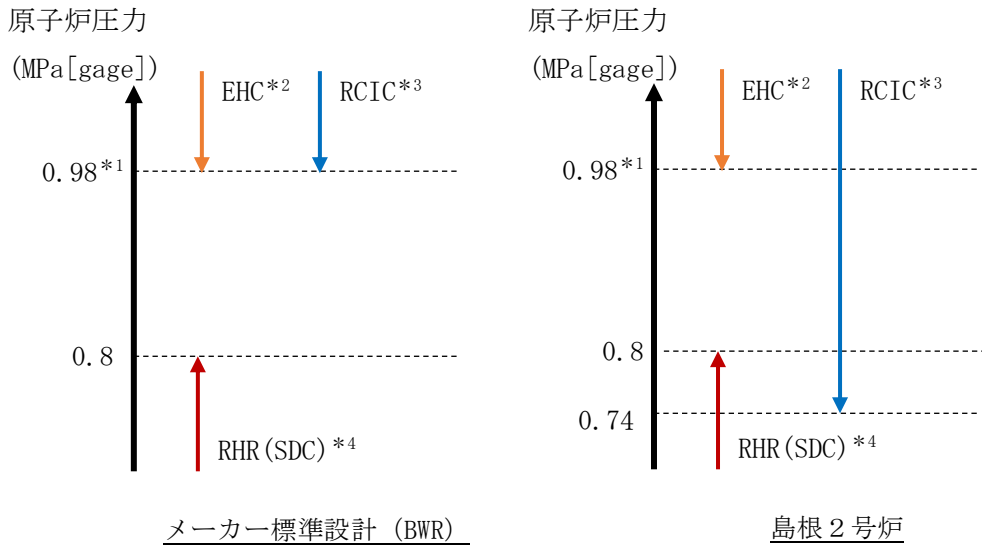
図2-1に、原子炉隔離時冷却系等の運転圧力範囲を示す。メーカーにおけるBWR標準設計では、原子炉隔離時冷却系の運転下限圧力は原子炉圧力 0.98MPa[gage]として設計されている。一方、残留熱除去系（停止時冷却モード）の運転上限圧力は原子炉圧力 0.8MPa[gage]として設計されており、0.8MPa[gage]から0.98MPa[gage]までの間は、原子炉隔離時冷却系及び残留熱除去系（停止時冷却モード）のいずれも運転圧力範囲外である。島根2号炉では、設計上の配慮として原子炉隔離時冷却系と残留熱除去系（停止時冷却モード）の運転範囲が重複するようにメーカー標準設計から見直し、原子炉隔離時冷却系の運転下限圧力を0.74MPa[gage]として設計している（構造については見直しを行わず、メーカーによる試験により性能を確認した運転下限圧力に設計を見直したもの。）。

なお、タービン制御系による主蒸気圧力（原子炉圧力）の制御圧力設定下限値は、メーカー標準設計と同様に、島根2号炉においても0.98MPa[gage]である。

（参考）メーカーにおけるABWR標準設計

原子炉隔離時冷却系の運転下限圧力：1.03MPa[gage]（150psiの単位換算値）

残留熱除去系（停止時冷却モード）の運転上限圧力：0.93MPa[gage]



注記*1: 10kg/cm² (≒150psi) の単位換算値

*2: タービン制御系による主蒸気圧力の制御圧力設定範囲

*3: 原子炉隔離時冷却系運転範囲

*4: 残留熱除去系 (停止時冷却モード) 運転範囲

図 2-1 原子炉隔離時冷却系等の運転圧力範囲

2. 3 確認運転条件

2. 2の通り、原子炉隔離時冷却系の運転下限圧力 (0.74MPa [gage]) は設計上の配慮として設定したものである。また、島根2号炉の原子炉隔離時冷却系は非常用炉心冷却系に位置付けられておらず、新規制基準以前の原子炉設置変更許可申請書添付書類十において低圧条件による運転が想定されていない。このため、変更前の定期事業者検査では、タービン制御系による主蒸気圧力の制御範囲内である0.98MPa [gage]での確認運転を実施していた。

新規制基準を踏まえた重大事故等時の対応としては、原子炉設置変更許可申請書添付書類十において、建設時の試験で性能を確認している低圧運転点 (0.74MPa [gage]) まで原子炉隔離時冷却系の機能に期待しているため、従前の0.98MPa [gage]での確認運転に替えて、低圧運転点 (0.74MPa [gage]) での確認運転を実施する。

原子炉隔離時冷却系の確認運転条件を表2-1に示す。

低圧運転点 (0.74MPa [gage]) における確認運転で主蒸気を用いる場合は以下の運転操作上の懸念により原子炉等規制法に基づく法令報告事象であるスクラムに至る恐れがあると考えられたが、手動操作による原子炉圧力の変動は小さいと考えられること、運転手順を明確にしたうえで、運転員の訓練を実施することにより対応可能であると考えられることから、低圧運転点 (0.74MPa [gage]) における原子炉隔離時冷却系ポンプのサーベイランスには、主蒸気を用いる。

- ・タービン制御系の制御範囲外のため、サーベイランス時は手動操作により原子炉圧力を一定に保持する必要があるが、試験時の原子炉圧力の上昇・低下操作を繰り返すことによる中性子束の変動*を招く恐れがあるため、手動操作による原子炉圧力の制御は運転

操作上好ましくない。

注記*：原子炉圧力の変動および原子炉水位の低下に伴う給水流量の増加に伴い、原子炉水温度が低下（上昇）することにより中性子束が増加（減少）する。

⇒シミュレータによる確認の結果、手動操作によっても原子炉圧力変動は、0.98MPa試験時と同程度と判断。

- ・主蒸気を用いた低圧運転点の試験は建設時の試験実績*¹のみであるため、運転操作への配慮が必要になる*²。なお、所内蒸気による試験は、定事検停止時にタービントリップ試験としてタービン単体試験を実施しており、弁の開度調整により蒸気圧力は容易に調整可能であるため、運転操作に当たっての懸念はない。

注記*1：建設時の主蒸気を用いた低圧運転点の確認試験は、原子炉圧力を0.98MPa[gage]まで昇圧した後、手動操作にて原子炉圧力を0.74MPaまで降圧し実施している。

*2：シミュレータを用いて運転操作方法を検討したものの、複数のパラメータの監視と手動操作による原子炉圧力制御を並行して実施する必要があり、通常の運転操作に対して運転員の負担が大きい操作であるため、手動操作による原子炉圧力の制御は好ましくない。

⇒運転手順を明確にしたうえで、運転員の訓練を実施することにより対応可能と判断。

なお、原子炉設置変更許可申請書添付書類十における低圧運転点（0.74MPa[gage]）は、原子炉減圧の過程において原子炉隔離時冷却系の機能に期待する最低圧力であり、運転操作により設定する圧力ではない。

表 2-1 原子炉隔離時冷却系の確認運転条件

	変更前	変更後
定事検停止後の 原子炉起動中	・主蒸気を用いた確認運転 (0.98MPa[gage]相当)	・主蒸気を用いた確認運転 <u>(0.74MPa[gage])</u>
月例点検時	・主蒸気を用いた確認運転 (通常運転圧力)	・主蒸気を用いた確認運転 (通常運転圧力)

注：下線で変更点を示す。

2. 4 実条件における性能確認

「実用発電用原子炉およ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」では、確認する機能が必要となる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するために十分な方法によるサーベイランスが要求されている。このため、原子炉隔離時冷却系について、機能が必要となる事故時等の条件（以下「実条件」という。）とサーベイランス条件の比較を行い、十分な方法による性能確認が実施されることを確認する。

実条件とサーベイランス条件の比較を表 2-2 に示す。また、実条件及びサーベイランス条件での水および蒸気の流路を図 2-2 に示す。ここで、実条件における流路上で開閉が必要な弁のうち、サーベイランス条件での流路に含まれない弁については個別に動作確認を行うこととし、図 2-2 に対象弁を示す。なお、原子炉隔離時冷却系のサーベイランス方法について、先行プラントとの実質的な相違は無い。

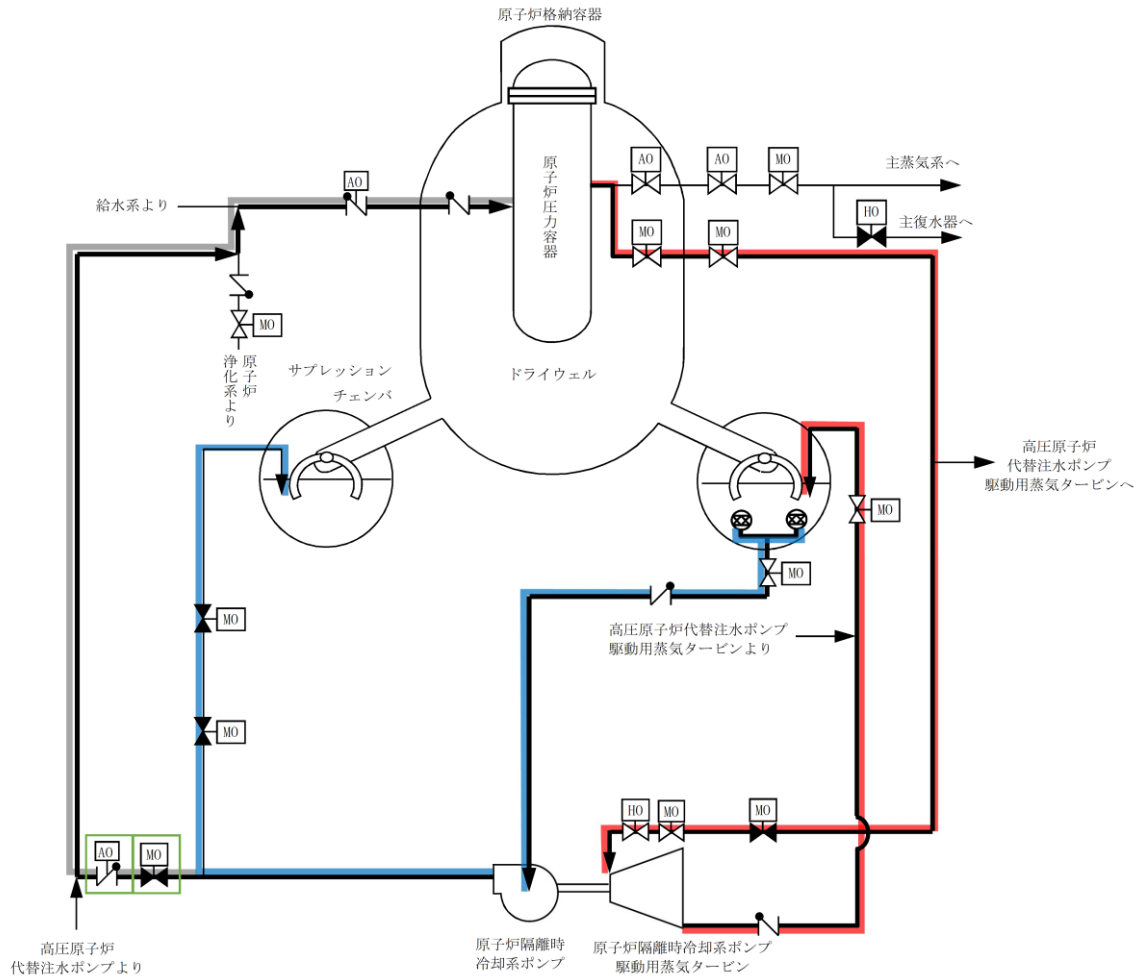
表 2-2 及び図 2-2 の通り、原子炉隔離時冷却系ポンプの確認運転には主蒸気を用いることから、実条件は概ね考慮されている。実条件の適用が困難な場合は、代替する方法により同等の性能確認を行うことで、実条件と同等の試験が可能である。

表 2-2 実条件とサーベイランス条件の比較

項目		条件の比較		実条件性能適合性の考え方	
		実条件	サーベイランス条件	実条件の考慮方法	実条件の適用が困難な場合の性能確認
蒸気駆動タービン	蒸気	主蒸気	①, ② : 主蒸気	同じ蒸気を使用	—
	蒸気圧力	0.74MPa[gage] 以上	① : 0.74MPa[gage] ② : 通常運転圧力 (7.03MPa[gage] 以下)	同じ条件を適用	—
	蒸気流路	原子炉压力容器 ～サブプレッショ ンチェンバ	①, ② : 原子炉压力容器 ～サブプレッショ ンチェンバ	同じ条件を適用	—
ポンプ	水源	サブプレッショ ンチェンバ	サブプレッショ ンチェンバ	同じ条件を適用	—
	水流路	サブプレッショ ンチェンバ～原子 炉	サブプレッショ ンチェンバ～サブプレッショ ンチェンバ	サブプレッショ ンチェンバ～注水ラインの 途中までの通水確認 を実施	通水困難な流路*が 含まれるため、以下 を確認する。 ・ポンプの起動試験 により、必要な流 量・揚程を満足す る。 ・電動弁の開閉試験 により、系統構成 が適切になされ る。
	流量	91m ³ /h	91m ³ /h	同じ条件を適用	—
	全揚程	蒸気圧力+44m	蒸気圧力+44m	同じ条件を適用	—

注：①は定事検停止後の原子炉起動中，②は月例点検時を示す。

注記*：原子炉への送水は原子炉出力および原子炉水位の変動ならびに原子炉压力容器への異物混入のため
原子力安全上困難



- : 実条件での水・蒸気流路
- : サーベイランス時の蒸気流路
- : サーベイランス時の水流路
- : 送水が困難な範囲（原子炉出力および原子炉水位の変動ならびに原子炉压力容器への異物混入のため原子力安全上困難）
- : 動作確認対象の弁

注：通常運転時の弁の開閉状態を示す。

図 2-2 系統概要図（原子炉隔離時冷却系）

【保安規定記載事項】

(原子炉隔離時冷却系)

[2号炉]

第41条 原子炉の状態が運転、起動および高温停止（原子炉圧力が0.74MPa[gage]以上かつ原子炉起動時に実施する運転確認終了後）において、原子炉隔離時冷却系^{※1}は、表41-1に定める事項を運転上の制限とする。ただし、高圧原子炉代替注水系起動準備および運転中（運転上の制限を確認するための事項を実施している場合を含む。）は、原子炉隔離時冷却系を動作不能とみなさない。

2. 原子炉隔離時冷却系が、前項に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。

(中略)

(3) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動および高温停止（原子炉圧力が0.74MPa[gage]以上）において、表41-2に定める事項を確認する。

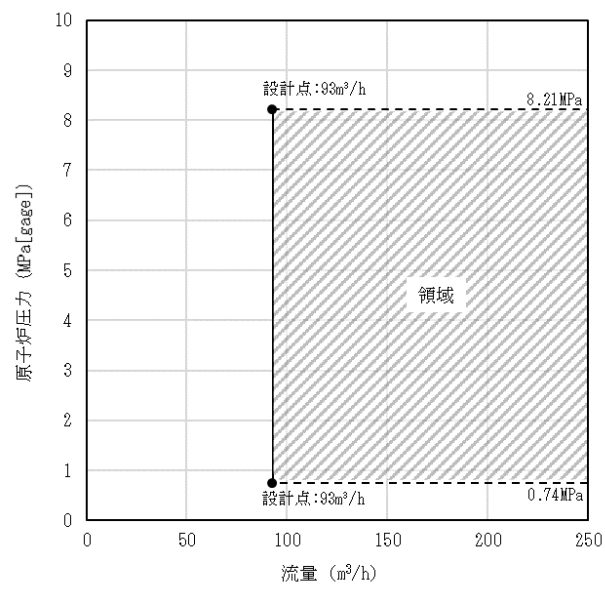
(中略)

項 目	頻 度
1. 原子炉隔離時冷却系ポンプの全揚程が運転確認時の原子炉圧力に加えて44m以上で、流量が93.0m ³ /h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にあることおよび主要配管が満水であることを確認する。	定事検停止後の原子炉 起動中 ^{※3} に1回 その後1箇月に1回
2. 原子炉隔離時冷却系の注水弁および試験可能逆止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および主要配管が満水で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 その後1箇月に1回

※3：原子炉圧力が0.74MPa[gage]相当^{※4}

※4：当該圧力以下に調整する。

(参考) 原子炉隔離時冷却系ポンプの流量確認領域



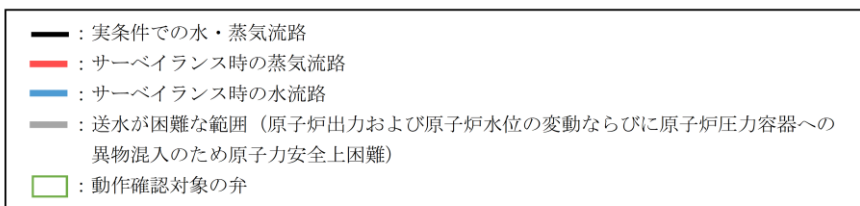
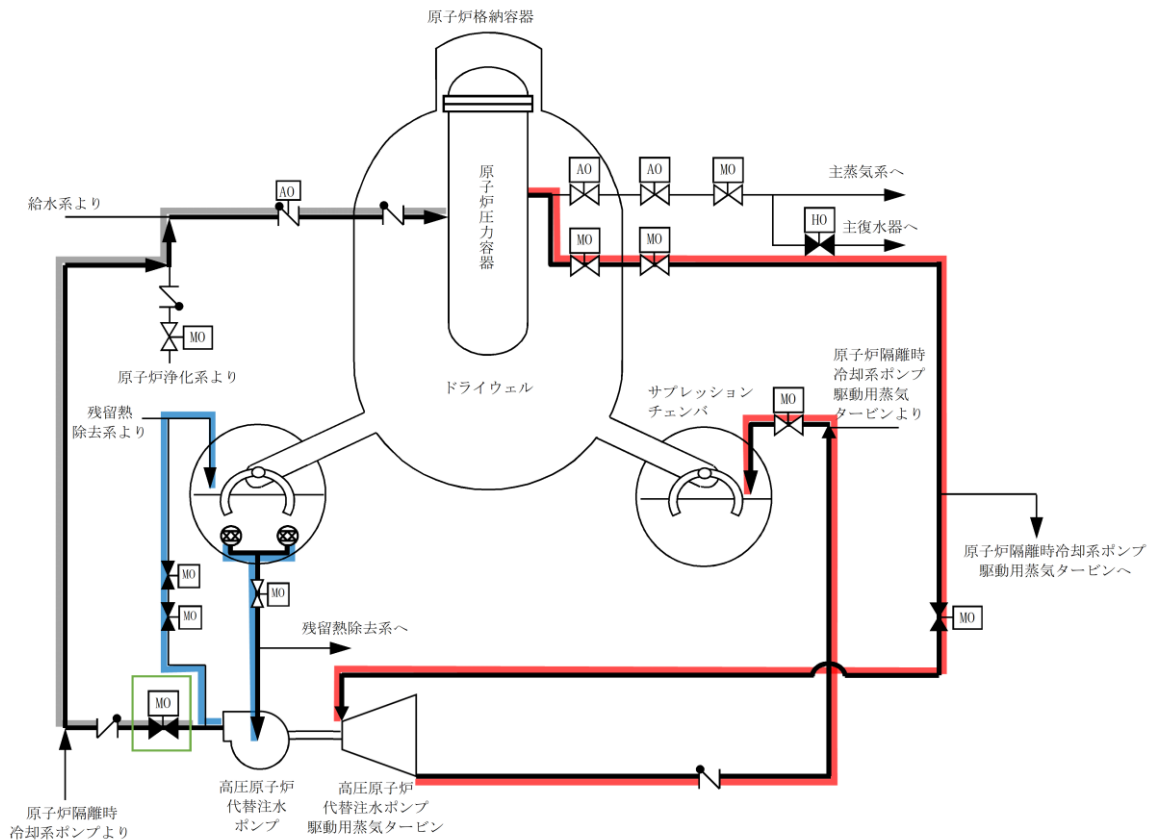
3. 保安規定第65条(65-2-1 高圧原子炉代替注水系(中央制御室からの遠隔起動))

3.1 確認運転条件

原子炉隔離時冷却系ポンプと同等設計である高圧原子炉代替注水系の高圧原子炉代替注水ポンプについても主蒸気により、原子炉圧力0.74MPa[gage]での注水機能確認を行うこととする。高圧原子炉代替注水系の確認運転条件を表3-1に、サーベイランス時の水および蒸気の流路を図3-1に示す。ここで、実条件における流路上で開閉が必要な弁のうち、サーベイランス条件での流路に含まれない弁については個別に動作確認を行うこととし、図3-1に対象弁を示す。高圧原子炉代替注水系についても、原子炉隔離時冷却系と同様に、高圧原子炉代替注水ポンプの確認運転には主蒸気を用いることから、実条件は概ね考慮されている。実条件の適用が困難な場合は、代替する方法により同等の性能確認を行うことで、実条件と同等の試験が可能である。

表3-1 高圧原子炉代替注水系の確認運転条件

	確認運転条件
定事検停止後の 原子炉起動中	・主蒸気を用いた確認運転 (0.74MPa[gage])
月例点検	・主蒸気を用いた確認運転 (通常運転圧力)



注：通常運転時の弁の開閉状態を示す。

図 3-1 系統概要図 (高圧原子炉代替注水系)

3. 2 保安規定第 6 5 条 (6 5-2-1 高圧原子炉代替注水系 (中央制御室からの遠隔起動)) の記載内容

保安規定第 6 5 条 (6 5-2-1 高圧原子炉代替注水系 (中央制御室からの遠隔起動)) の記載内容を以下に示す。

【保安規定記載事項】

6 5 - 2 - 1 高圧原子炉代替注水系（中央制御室からの遠隔起動）

（中略）

（2）確認事項

項 目	頻 度	担 当
1. 原子炉隔離時冷却系タービン蒸気入口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開閉状態を確認する。	定事検停止時	当直長
2. 原子炉圧力が0.74MPa[gage]相当 ^{※9} において、高圧原子炉代替注水ポンプの流量が図6 5 - 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1回	当直長
3. 高圧原子炉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1回	当直長
4. 原子炉圧力が0.74MPa[gage]以上において、高圧原子炉代替注水ポンプの流量が図6 5 - 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箇月に1回	当直長
5. 原子炉圧力が0.74MPa[gage]以上において、高圧原子炉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箇月に1回	当直長

※9：当該圧力以下に調整する。

図 6 5 - 2 - 1

