島根原子力発電所保安規定審査資料				
資料番号	TS-92 (改01)			
提出年月日	2023年10月23日			

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

2023年10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を実施する項目を追加する。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する。

上記の確認運転を実施するにあたり、低圧運転点における確認運転については新たに規定が必要なため、保安規定第41条(原子炉隔離時冷却系)および第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]相当*2) 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の項目を追加する。

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:原子炉隔離時冷却系のタービン入口における圧力が原子炉圧力 0.74MPa[gage]にて運転した圧力と同等となるよう調整した所内蒸気圧力

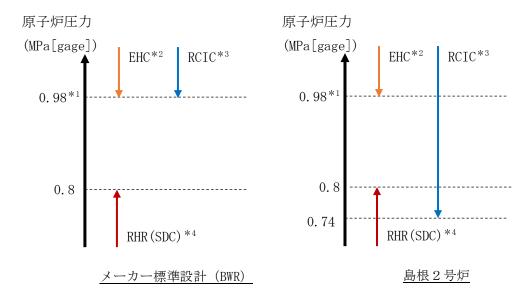
2.2 低圧運転点

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。

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

原子炉隔離時冷却系の確認運転条件について、変更前後の比較を表 2-1 に示す。

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,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,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,従前の確認運転に加え,低圧運転点(0.74MPa[gage])での確認運転を新たに実施する。

表 2-1 に示す通り、従前からの確認運転では主蒸気を用いるが、低圧運転点 (0.74MPa[gage]) における確認運転では、所内蒸気を用いることとする。

低圧運転点(0.74MPa[gage])における確認運転で所内蒸気を用いる理由を以下に示す。

- ・タービン制御系の制御範囲外のため、手動操作による原子炉圧力の制御が必要であるが、 試験時の原子炉圧力の変動により原子炉熱出力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。
- ・主蒸気を用いた低圧運転点の試験は建設時の試験実績*のみであるため、運転操作への 配慮が必要になる。なお、所内蒸気による試験は、タービン単体試験での実績もあり、 運転操作に当たっての懸念はない。

注記*: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 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。

・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、意図しない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ることから、運転操作による当該圧力への調整は行わない。

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
定事検停止時	・主蒸気を用いた確認運転	・主蒸気を用いた確認運転
	(0.98MPa[gage]相当)	(0.98MPa[gage]相当)
		・所内蒸気を用いた確認
		(0.74MPa[gage]相当)
月例点検	・主蒸気を用いた確認運転	・主蒸気を用いた確認運転
	(通常運転圧力)	(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。なお、従来から実施している、主蒸気を用いた確認運転については、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,主蒸気を用いる試験および所内蒸気を用いる試験を組み合わせて行うことにより,実条件と同等の条件による試験が可能である。

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	実条件との差異	実条件性能評価		
	蒸気	主蒸気	①: 所内蒸気	差異有り(<mark>①:</mark> 0.74	②, ③で実条件と同		
			② , ③ : 主蒸気	MPa[gage] 相当の主	<mark>等の条件</mark> による確認		
				蒸気による確認運転	運転を実施する。		
				は運転操作上好まし			
				くない)			
蒸	蒸気	0.74MPa[gage]	1 : 0.74MPa[gage]	差異無し	_		
蒸気駆動ター	圧力	以上	2:0.98MPa[gage]				
動タ			③:通常運転圧力				
ピ			(7.03MPa[gage]				
ン			以下)				
	蒸気	原子炉圧力容器	①: 所内蒸気系~サプレ	差異有り(①:0.74	②, ③で実条件と同		
	流路	~サプレッショ	ッションチェンバ	MPa[gage] 相当の主	等の条件による確認		
		ンチェンバ	②, ③:原子炉圧力容器	蒸気による確認運転	運転を実施する。		
			~サプレッションチェ	は運転操作上好まし			
			ンバ	くない)			
	水源	サプレッション	①, ②, ③: サプレッシ	差異無し	_		
		チェンバ	ョンチェンバ				
	水流路	サプレッション	①, ②, ③:サプレッシ	差異有り(原子炉出	・ポンプの起動試験		
		<mark>チェンバ〜</mark> 原子	<mark>ョンチェンバ〜</mark> サプレ	力および原子炉水位	により、必要な流		
		炉	ッションチェンバ	の変動 <mark>により原子炉</mark>	量・揚程を満足す		
				の安定運転に影響を	ることを確認す		
				<mark>与えること</mark> ,注水に	る。		
				伴う原子炉水質の悪	・電動弁の開閉試験		
ポンプ				化により燃料および	により,系統構成		
プ				炉内機器の健全性に	が適切になされる		
				影響を与えることな	ことを確認する。		
				らびに放射性物質の			
				増加につながること			
				<mark>から</mark> ,原子炉への送			
				水は原子力安全上困			
				難)			
	流量	91m³/h	91m³/h	差異無し	_		
	全揚程	蒸気圧力+44m	蒸気圧力+44m	差異無し	_		

注1:<u>下線</u>は先行プラントとの実質的な相違箇所を示す。

注2:①は定事検停止時,②は定事検停止後の原子炉起動中,③は月例点検時を示す。

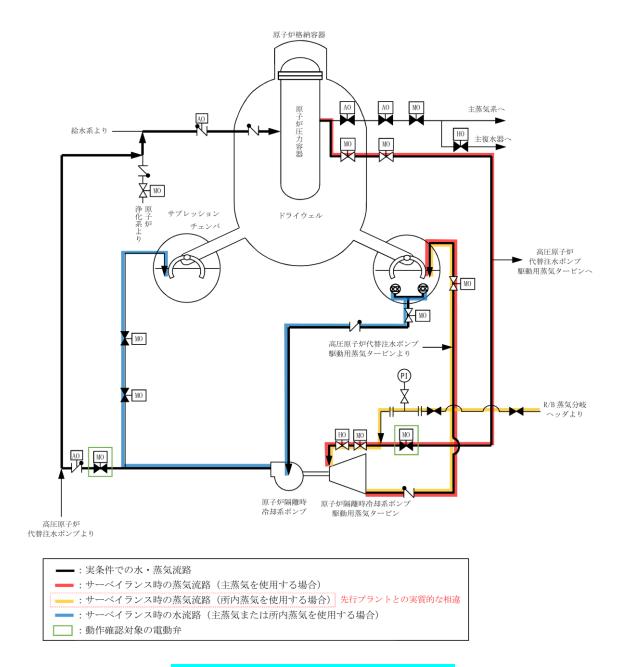


図 2-2 系統概要図(原子炉隔離時冷却系)

【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}
- 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において、表41-2に定める事項を確認する。 *2
- (4) 課長(原子炉)は、定事検停止時に、原子炉隔離時冷却系ポンプの全揚程が 0.74MPa に加えて 44m以上で、流量が 93.0m³/h以上であることを確認**4し、その結果を課長 (第一発電)に通知する。

(中略)

※4:原子炉隔離時冷却系のタービン入口における圧力が原子炉圧力 0.74MPa[gage]にて運転した圧力と同等となるよう所内蒸気圧力を調整して確認する。

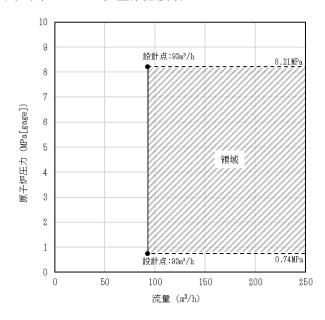
(中略)

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	定事検停止後の原子炉
加えて44m以上で,流量が93.0m³/h以上であることを確認する。ま	起動中*5に1回
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	その後1箇月に1回
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。	
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	定事検停止後の原子炉
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	起動中に1回
閉状態および主要配管が満水であることを確認する。	その後1箇月に1回

※5:原子炉圧力が 0.98MPa[gage]相当^{**6}

※6:主蒸気圧力設定を当該圧力とした場合の原子炉圧力をいう。

(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所内蒸気により、原子炉圧力 0.74MPa[gage]相当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。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、主蒸気を用いる試験および所内蒸気を用いる試験を組み合わせて行うことにより、実条件と同等の条件による試験が可能である。

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		
定事検停止時	・主蒸気を用いた確認運転		
	(0.98MPa[gage]相当)		
	・所内蒸気を用いた確認		
	(0.74MPa[gage]相当)		
月例点検	・主蒸気を用いた確認運転		
	(通常運転圧力)		

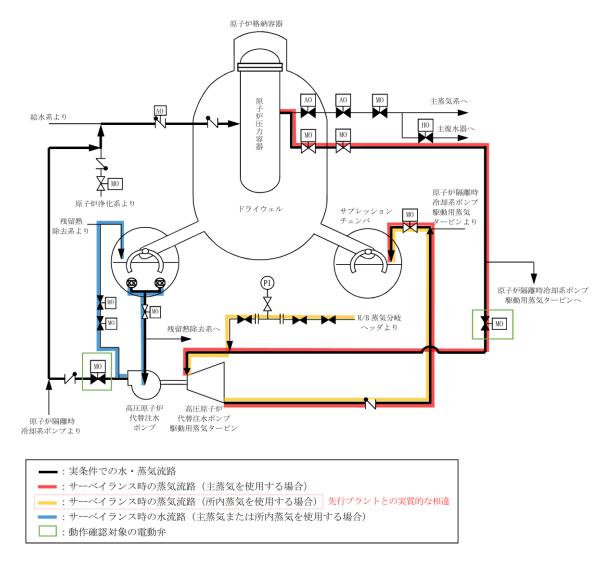


図 3-1 系統概要図(高圧原子炉代替注水系)

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))の記載内容

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))の記載内容を以下に示す。

【保安規定記載事項】

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)

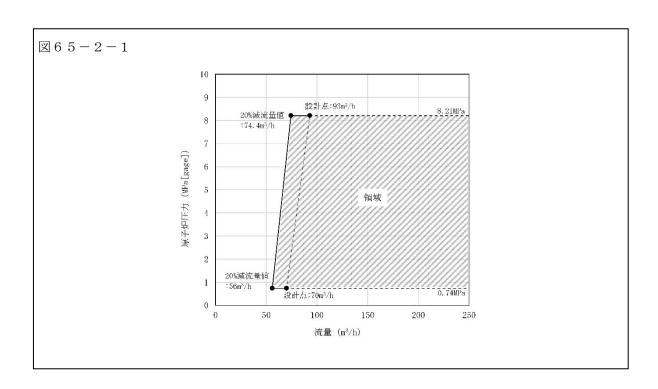
(中略)

(2) 確認事項

項目	頻度	担当
1. 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。	定事検停止時	課長(原子炉)
2. 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
3. 原子炉圧力が 0.98MPa[gage] 相当**** 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
4. 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
5. 原子炉圧力が 0.74MPa[gage]以上において, 高圧原子 炉代替注水ポンプの流量が図65-2-1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
6. 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:高圧原子炉代替注水系のタービン入口における圧力が原子炉圧力 0.74MPa[gage]にて運転した圧力と同等となるよう所内蒸気圧力を調整して確認する。

※10:主蒸気圧力設定を当該圧力とした場合の原子炉圧力をいう。



考負科 保女規定第41条 美条件性能比較表		[実条件性能確認]適合の考え方	実条件性能確認評価/ブレコン	・テストラインの圧力損失等を考慮したポンプ表動試験により、必要な活量や結群を確認する。また、電動年期閉試験を実施し系統構成が適切になされることを確認する。	在記憶設在業務「C原子停運転中に実施することは困難であることから要条件性能確認に対しては下記の通り。 「全事会」 「医事格」 「主事格」 「国際等別のよるが、主義を利い、「医事格」 「企事格の上したが、「主義を対している」 「企事格」 「企事格を主義のよる。」 「国際・国際・国際・国際・国際・国際・国際・国際・国際・国際・国際・国際・国際・国	在記確認を原子停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 核] [原子 核] [原子 核] [原子 体] [原本 体] [ı	1
₩			実条件性能確認との差異【定事検】【月例等】	〇原子炉への実注入試験(定事格/月例等) 下記の通り 原子が運転中に実施することは原子力安全上 困難と考え。 ・原子停出力計さび原子学本位の変動。 ・注不に伴う原子学系質の悪化。		の で の の の の の の の の の の の の の	〈 漢異無し〉	本を選集しく
		## - \ 1	月例寺武嶽の利定巻年(ナエツクンート寺での記載内谷)	I	[制定基準] *R00米/7出口流量:930m³/h以上	- NROIAで入る基階の展子を指揮したすが体機状態にあること・ボンの連尾結認い際して使用した手が体機状態にあることおよび主要配管が溝水であること	[判定基準] ・3本本・開門すること ・3本権限に関いて使用と、手が待機状態にあることおよび主 要配管が海水であること	「判定基準】 ・試験可能並止弁ディスク: 開閉すること ・動作確認に際しく使用した・井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
		月例等定期試験名称	寺疋别瓦映	1	(定期試験) 第4年所職等等外別系ポンプ手 第4年ま	(定事條停止後の原子存起動中(1周) (1個月/回)	(定期試験) 原子的標準時分却系電動弁件 動試験 (定事核停止後の原子存起動 中(ご目の) (1億月/回)	[定期試験] 原子が帰離時冷却系試験可能 逆止并作動試験 (定事核停止後の原子炉起動 中(三旬) (1箇月(二回)
中国部十	上四号/2 島根2号炉	47. 44. Table 4. We will share VI to the life share 1981 for	足別事業合使宣奉で0.判定盎年	_	所体表圧力を原子や圧力0.74MPalgage] 相当に調整して、原子内隔離時か却未ポンプの編載が設めたの事が選が受ること。 ・ボンブ流量:93.0m²/h以上, ポンプ全様程:0.74MPa+44m以上 (保安規定)	○機能信号によりRCIC系が自動起動し、自動起動状態が次を 海牙含化。 RCICに配動信号、警報が、第灯一点灯 ** 日本にの一般では「後計庫」 ** RCICパンガロ流電が、テストループに基づくデータを用いた ** RCICパンガロ流電が、テストループに基づくデータを用いた いて、多しいを異のないこと。 ** RCIC系の運転状態は、次の表を満足すること。 ** オンプ流電・38 m [*] Null、** オンプ全機程・順子存工力+44 m 以上(條支規定) ** 振動、異音・異典、温えいがないこと。	法水弁は1~2信号発信から全開→全開までの時間が30.0秒以	内であること。また、現場にてスムーズに全関すること。
		A to the same At the same and the	定别事業有極宜等名称	ı	原子枦隔鷸時冷却系機能検査 (その2)	原子与隔離時冷却系機能検査		
	演奏件性能 (幹認可要求事項)	(許認可要求事項)			【設置計画、第十年 原子が標準的 作場と「原子がなせ産権等もための原理であり、原子が蒸気の一部を 用いたタービン駆動がフニルリ・サブレンション・キェンパのブール水叉は 様大的蔵タンクの水を原 子炉圧力容器に注入する。 後水的蔵タンクの水を原子が位低(レベル2)で自動起動し、 関一子の脳の冷却系は原子がな低(レベル2)で自動起動し、 91m [*] /n(8.21~0.74MPs[ases]において)の流量で注水するものとす る。			
実条件性能要求対象外 [月例等]との差異 [定事後/月例等]との差異	保安規定(サーベイランス・運転上の制限)		保女規定(サーヘイフンス、連転上の制度)		bok bett	(4) 課長 (順子的)は、定事務的上降1、原子的隔離時治却未行ンの企業超拉の74MPalに加えて44m以上で 流量が930m ³ /h以上であることを確認 ^{38/1} し、その結果を課長(第一発電)に適知する。 妻41-2 ま41-2 はるからであることを確認する。また。ホングの連転離認りに関いて、供用した事が特徴状態にあることなったが主要配管が消水であることを確認する。また。ホングの連転離別との原子存起動中 ³⁸ /julion。その後1億月に1 の当産者の原子が消水であることを確認する。(定事核停止後の原子存起動中 ³⁸ /julion。その後1億月に 2.原子存配機等冷却系の込み水およびは誤可能変出弁が開することを確認する。また。動作確認後、動作確 2.原子存の圧力が次表の場合に適用する。 原子体の圧力が次表の場合に適用する。 ※2.原子体の圧力が次表の場合に適用する。 ※3.主要配管とは、原子所隔離冷却系に解析されてものではできたがの水源(サブレッションチェン が3.からオンまでの吸込配管とオンプから原子が存在が存在が高く が3.からオンまでの吸込配管とオンプから原子が上の原子が上の音を表する。なのは、単立と、上駆動用蒸落配 であるようが表できますが、また。主要な手動きない。なら、主要配管にあるが が3.から表できたが、また。主要な手動きない。なら、主要配管にからがの高が水構構するためで、次まを記述の手動きお	を開催的ないでは、現在では、現在では、現在では、現在では、現在では、このでは、このでは、このでは、このでは、このでは、このでは、このでは、この	
□ 実条件性創		保安規定	条文名称		→□ コド学四 ・□○離い 類♡	子 ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・	₽₩₩ ₩₩	
		保安規定	条			≙ ₩		