

## 66-2-2 高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系（現場起動）の 運転上の制限について

### 運転上の制限

#### (1) 運転上の制限

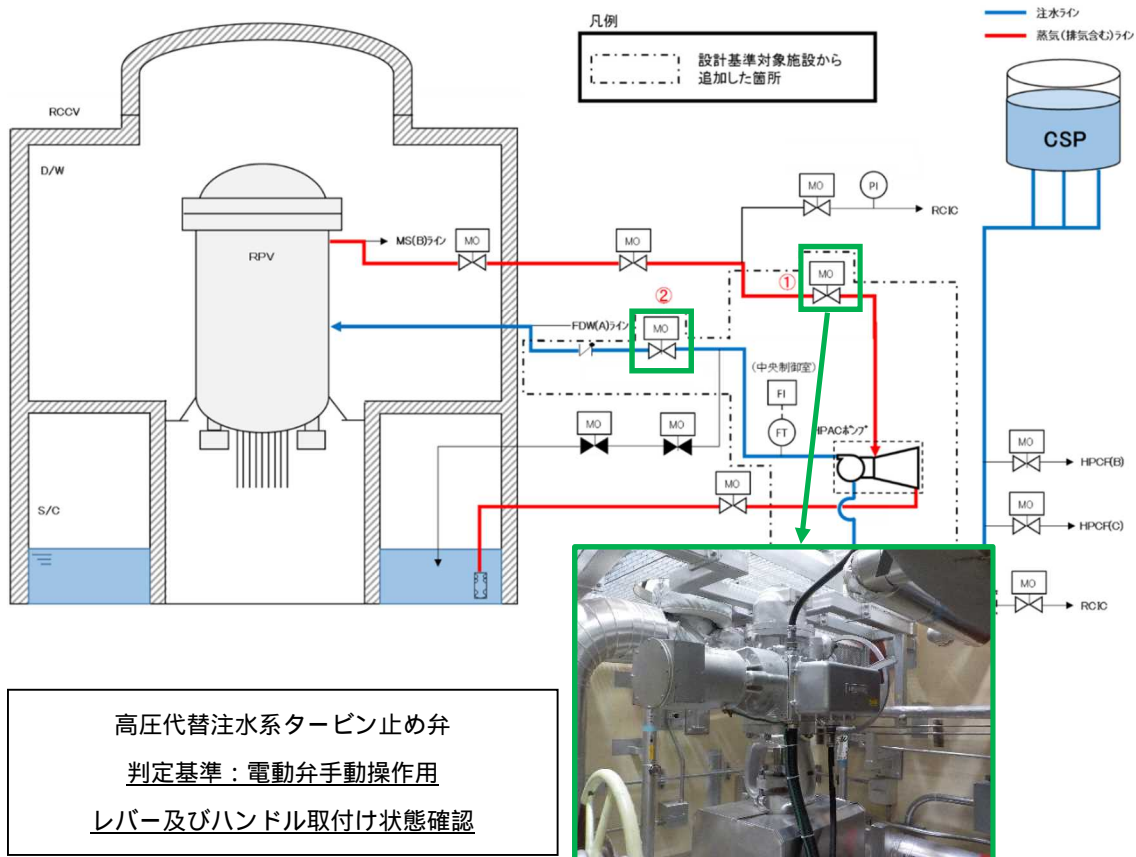
項目	運転上の制限
高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系（現場起動）	原子炉の状態が運転，起動及び高温停止（原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上）において，高圧代替注水系又は原子炉隔離時冷却系を現場操作により <b>起動できること<sup>1</sup></b>

**1**：必要な電動弁の手動操作レバー及びハンドルの操作により現場起動できることをいう。

#### 66-2-2 高圧代替注水系（現場起動）に係る必要なレバー及びハンドルを下記表に整理

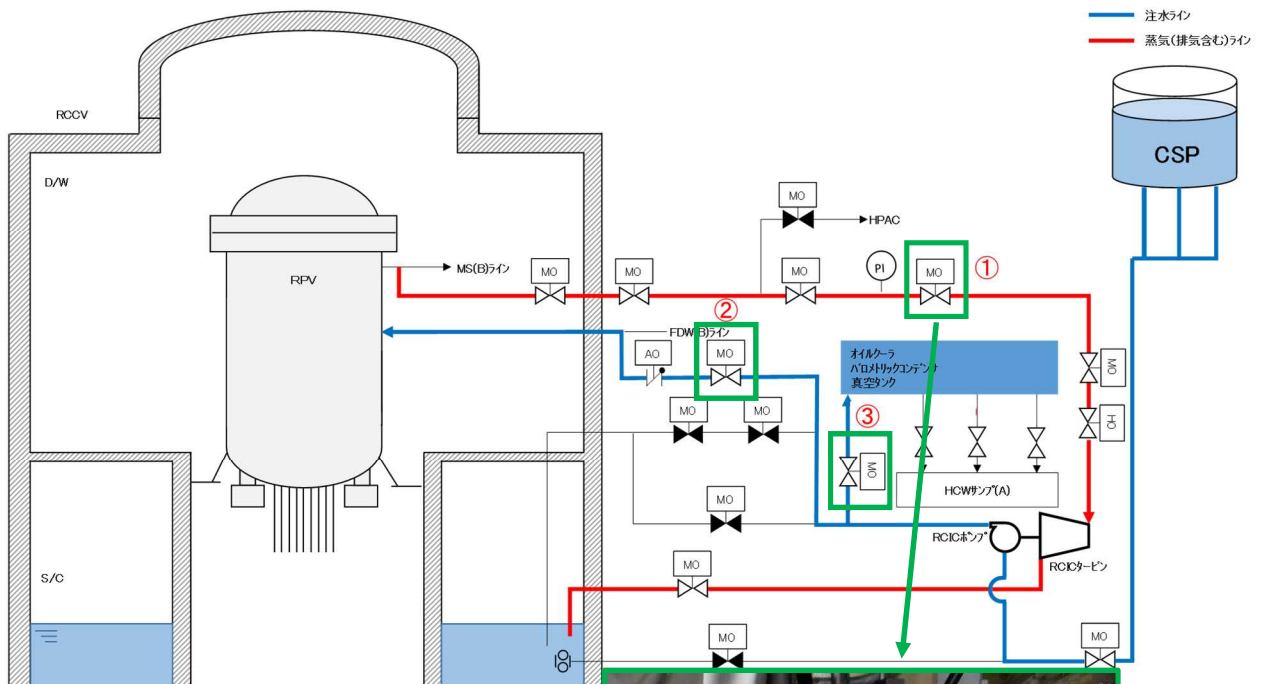
設備	確認項目
電動弁手動操作 レバー及びハンドル	高圧代替注水系ターピン止め弁[E51-M0-F065]の <b>手動操作レバー及びハンドル取付け状態確認</b>
	高圧代替注水系注入弁[E61-M0-F004]の <b>手動操作レバー及びハンドル取付け状態確認</b>

添付-2 に示す通り、可搬式原子炉水位計は、自主対策設備として整理している。

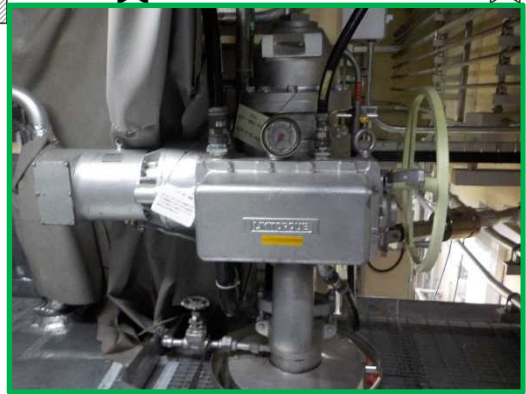


66-2-2 原子炉隔離時冷却系（現場起動）に係る必要なレバー及びハンドルを下記表に整理

設備	確認項目
電動弁手動操作 レバー及びハンドル	原子炉隔離時冷却系タービン止め弁[E51-MO-F037]の <b>手動操作レバー及びハンドル取付け状態確認</b>
	原子炉隔離時冷却系注入弁[E51-MO-F004]の <b>手動操作レバー及びハンドル取付け状態確認</b>
	原子炉隔離時冷却系冷却水ライン止め弁[E51-MO-F012]の <b>手動操作レバー及びハンドル取付け状態確認</b>

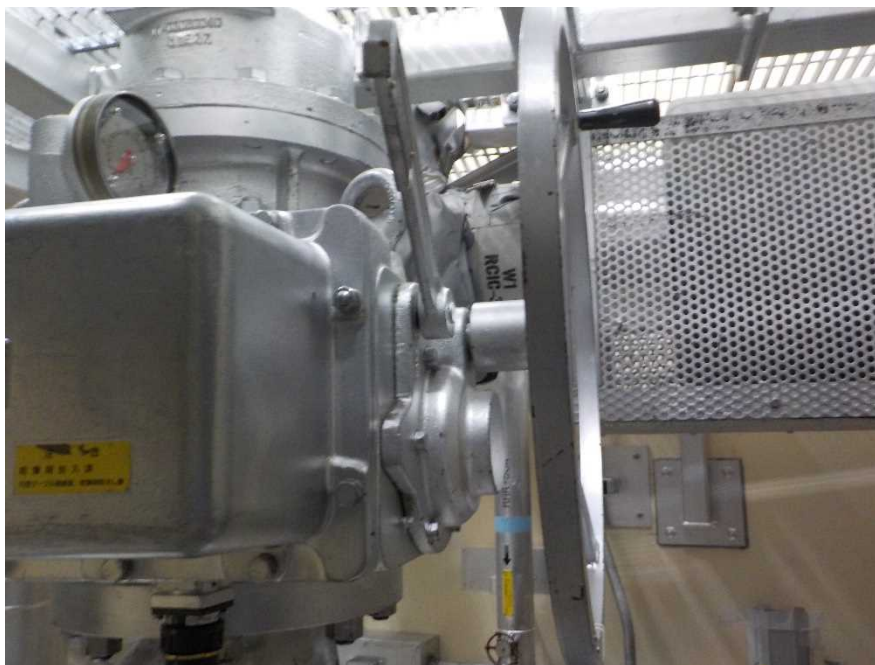


原子炉隔離時冷却系タービン止め弁  
判定基準：電動弁手動操作  
レバー及びハンドル取付け状態確認

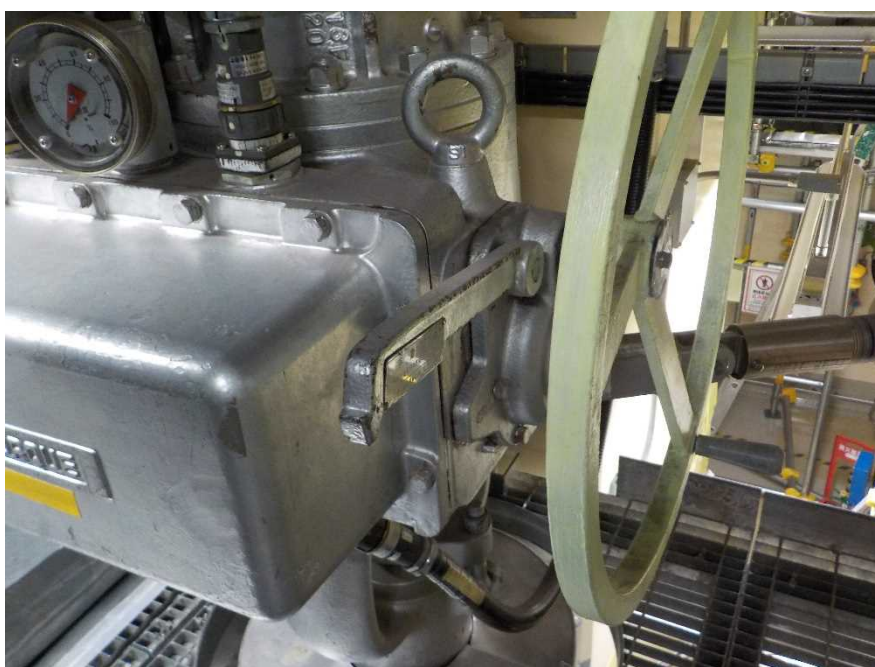


1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等から抜粋

高圧代替注水系タービン止め弁[E51-M0-F065]の手動操作レバー及びハンドル取付け状態



原子炉隔離時冷却系タービン止め弁[E51-M0-F037]の手動操作レバー及びハンドル取付け状態



各対応手段に必要な自主対策設備（資機材含む）及び手順書は社内マニュアルにて管理する。

対応手段，対処設備，手順書一覧（2/6）

（フロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	
フロントライン系故障時	原子炉隔離時冷却系 高圧炉心注水系	高圧代替注水系の中央制御室からの操作による発電用原子炉の冷却	高圧代替注水系ポンプ 復水貯蔵槽 高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 高圧代替注水系（注水系）配管・弁 復水補給水系配管 高圧炉心注水系配管・弁 残留熱除去系配管・弁（7号炉のみ） 給水系配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 常設代替直流電源設備 可搬型直流電源設備 1 常設代替交流電源設備 1 可搬型代替交流電源設備 1	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書（徴候ベース） 「水位確保」等
			第二代替交流電源設備 1	自主対策設備	
		高圧代替注水系の現場操作による発電用原子炉の冷却	高圧代替注水系ポンプ 復水貯蔵槽 高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 高圧代替注水系（注水系）配管・弁 復水補給水系配管 高圧炉心注水系配管・弁 残留熱除去系配管・弁（7号炉のみ） 給水系配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書（徴候ベース） 「水位確保」等 AM 設備別操作手順書 「HPAC 現場起動」

1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等から抜粋

対応手段，対処設備，手順書一覧（3/6）

（サポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	
サポート系故障時	全交流動力電源 常設直流電源系統	原子炉隔離時冷却系 の現場操作による 発電用原子炉の冷却	原子炉隔離時冷却系ポンプ 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ 復水補給水系配管 高圧炉心注水系配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	事故時運転操作手順書（徴候ベース） 「水位確保」等 AM 設備別操作手順書 「RCIC 現場起動」 多様なハザード対応手順 「RCIC 現場起動（排水処理）」
			復水貯蔵槽 サブプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器	重大事故等 対処設備	
			水中ポンプ ホース 仮設発電機 燃料補給設備 1	自主対策 設備	
	全交流動力電源	原子炉隔離時冷却系への給電 代替交流電源設備による	原子炉隔離時冷却系ポンプ 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ 復水補給水系配管 高圧炉心注水系配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	- 1
			復水貯蔵槽 サブプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器 所内蓄電式直流電源設備 1 常設代替交流電源設備 1 可搬型代替交流電源設備 1	重大事故等 対処設備	
			第二代替交流電源設備 1	自主対策 設備	
原子炉隔離時冷却系ポンプ 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ 復水補給水系配管 高圧炉心注水系配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ			重大事故等対処設備 （設計基準拡張）		
	原子炉隔離時冷却系への給電 可搬型直流電源設備による	復水貯蔵槽 サブプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器 所内蓄電式直流電源設備 1 可搬型直流電源設備 1	重大事故等 対処設備		

1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等から抜粋

対応手段，対応設備，手順書一覧（5/6）

（監視及び制御）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	手順書	
監視及び制御		高圧代替注水系（中央制御室起動時） の監視計器	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA） 原子炉圧力 原子炉圧力（SA） 高圧代替注水系統流量 復水貯蔵槽水位（SA）	重大事故等 対応設備	事故時運転操作手順書（徴候ベース） 「水位確保」等
			原子炉水位（狭帯域） 復水貯蔵槽水位		
		高圧代替注水系（現場起動時） の監視計器	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA）	重大事故等 対応設備	事故時運転操作手順書（徴候ベース） 「水位確保」等 AM設備別操作手順書 「HPAC現場起動」
			原子炉水位（狭帯域） 可搬式原子炉水位計 高圧代替注水系ポンプ吐出圧力 高圧代替注水系タービン入口圧力 高圧代替注水系タービン排気圧力 高圧代替注水系ポンプ吸込圧力	自主対策設備	
		原子炉隔離時冷却系（現場起動時） の監視計器	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA）	重大事故等 対応設備	事故時運転操作手順書（徴候ベース） 「水位確保」等 AM設備別操作手順書 「RCIC現場起動」
			原子炉水位（狭帯域） 可搬式原子炉水位計 原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ吸込圧力 可搬型回転計	自主対策設備	

1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

参考「T S - 3 7 新規制基準適用後の保守管理について」

重大事故等及び大規模損壊の対処に必要な設備・資機材一覧表（案）抜粋

対処設備	設備・資機材名称	数量	設置場所	所管箇所	保全対象範囲	点検及び試験の項目	頻度	技術的能力
自主対策設備	発電機	1	大湊側高台資機材置場	原子炉		外観点検、動作確認	1 Y	1.2
	排水ポンプ	1	大湊側高台資機材置場	原子炉		外観点検、動作確認	1 2 M	1.2
	排水ホース	4	大湊側高台資機材置場	原子炉		外観点検	1 2 M	1.2
	可搬型回転計	1	中操 安全対策資材ラック	発電		特性試験	1 7 M	1.2
	可搬式原子炉水位計（広帯域）	1	R C I C 室	計測制御		外観点検、動作確認	1 Y	1.2
	可搬式原子炉水位計（燃料域）	1	R C I C 室	計測制御		外観点検、動作確認	1 Y	1.2
資機材	耐熱服	4	中央制御室	発電	-	資機材管理による	資機材管理による	1.2 1.3 1.13
	酸素呼吸器	18	中央制御室	放射線安全	-	資機材管理による	資機材管理による	1.2 1.3 1.13



格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系について運転上の制限及び措置について以下のように整理を行った。

## 1. 格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系の遠隔空気駆動弁操作用ポンベについて

66-5-1：格納容器圧力逃がし装置及び 66-5-2：耐圧強化ベント系の遠隔空気駆動弁操作用ポンベ4本は、一次隔離弁（ドライウエル側）、一次隔離弁（サブプレッション・チェンバ側）、フィルタ装置入口弁、耐圧強化ベント弁に供給するものである。

このうち、一次隔離弁（ドライウエル側）及び一次隔離弁（サブプレッション・チェンバ側）はFailure Close (F・C) 設計となっており、格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系の何れの系統構成にも必要である。

他方、フィルタ装置入口弁はFailure Open (F・O) 設計、耐圧強化ベント弁はF・C 設計となっており、格納容器圧力逃がし装置では、遠隔空気駆動弁操作用のポンベの空気が無くても系統構成可能で、耐圧強化ベント系の系統構成のみで必要である。

よって、一次隔離弁（ドライウエル側）、一次隔離弁（サブプレッション・チェンバ側）の遠隔空気駆動弁操作用ポンベの機能が喪失した場合は、格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系が同時にLCO逸脱となる。

また、フィルタ装置入口弁、耐圧強化ベント弁の遠隔空気駆動弁操作用ポンベの機能が喪失した場合は、耐圧強化ベント系のLCO逸脱となる。

これらを踏まえ、審査説明資料を以下のとおり修正した。

1. 一次隔離弁（ドライウエル側）及び一次隔離弁（サブプレッション・チェンバ側）の2弁にて系統構成が可能であるため、66-5-1ではポンベ所要数を2本とし、記載の説明にもその旨追記した。
2. フィルタ装置入口弁及び耐圧強化ベント弁の操作用ポンベについては流路構成に不要なため、所要数に含めないことを記載の説明に追記した。
3. 一次隔離弁（ドライウエル側）及び一次隔離弁（サブプレッション・チェンバ側）の操作用ポンベについて、耐圧強化ベント系の遠隔空気駆動弁操作用ポンベと所要数を兼ねるとの記載に変更した。66-5-2も同様に変更した。
4. 66-5-2で、フィルタ装置入口弁及び耐圧強化ベント弁については操作用ポンベからの供給がない状態においても格納容器圧力逃がし装置は系統構成が可能であり、動作可能であるとの記載を追記した。
5. 66-5-1のポンベの単位が「個」であったため、66-5-2と統一させて「本」とした。



## 2. 遠隔空気駆動弁操作用ポンベの機能喪失時の LCO 判断について

### (1) 一次隔離弁（ドライウェル側）の遠隔空気駆動弁操作用ポンベが機能喪失の場合

一次隔離弁（ドライウェル側）は、格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系の両者で必要な弁のため、両者の LCO 逸脱を宣言する。

#### (1-A) 66-5-1：格納容器圧力逃がし装置の要求される措置

A 1、A 2 及び A 3 の要求される措置を行ったうえで、A 4 として 30 日間以内に遠隔空気駆動弁操作用ポンベの機能を復旧する。復旧できなければ、プラントを停止する。

#### (1-B) 66-5-2：耐圧強化ベント系の要求される措置

A 1 及び A 2 の要求される措置を行ったうえで、A 3 として 3 日間以内に代替品のポンベを補充し、A 4 として 10 日間以内に遠隔空気駆動弁操作用ポンベの機能を復旧する。復旧できなければ、プラントを停止する。

⇒ その他の要求される措置を実施したうえで、3 日間以内に代替品のポンベを補充し、10 日間以内に遠隔空気駆動弁操作用ポンベの機能を復旧出来なければ、プラントを停止する。

### (2) 一次隔離弁（サブプレッション・チェンバ側）の遠隔空気駆動弁操作用ポンベが機能喪失の場合

#### (2-A) 66-5-1：格納容器圧力逃がし装置の要求される措置

A 1 及び A 2 の要求される措置を行ったうえで、A 3 として、3 日間以内に一次隔離弁（サブプレッション・チェンバ側）の代替品のポンベを補充し、耐圧強化ベント系（W/W）が動作可能であること及び代替循環冷却系が動作可能であることを確認し、30 日間以内に遠隔空気駆動弁操作用ポンベの機能を復旧する。復旧できなければ、プラントを停止する。

#### (2-B) 66-5-2：耐圧強化ベント系の要求される措置

A 1 及び A 2 の要求される措置を行ったうえで、A 3 として 3 日間以内に代替品のポンベを補充し、A 4 として 10 日間以内に遠隔空気駆動弁操作用ポンベの機能を復旧する。復旧できなければ、プラントを停止する。

⇒ その他の要求される措置を実施したうえで、3日間以内に代替品のポンペを補充し、10日間以内に遠隔空気駆動弁操作用ポンペの機能を復旧出来なければ、プラントを停止する。

(3) フィルタ装置入口弁及び耐圧強化ベント弁の遠隔空気駆動弁操作用ポンペが機能喪失の場合

(3-A) 66-5-1：格納容器圧力逃がし装置の要求される措置  
格納容器圧力逃がし装置は運転上の制限を満足。

(3-B) 66-5-2：耐圧強化ベント系の要求される措置

A 1 及び A 2 の要求される措置を行ったうえで、A 3 として3日間以内に代替品のポンペを補充し、A 4 として10日間以内に遠隔空気駆動弁操作用ポンペの機能を復旧する。復旧できなければ、プラントを停止する。

⇒ その他の要求される措置を実施したうえで、3日間以内に代替品のポンペを補充し、10日間以内に遠隔空気駆動弁操作用ポンペの機能を復旧出来なければ、プラントを停止する。

66-5-1 格納容器圧力逃がし装置 (3) 要求される措置

(3) 要求される措置		
条 件	要求される措置	完了時間
A. 格納容器圧力逃がし装置が動作不能の場合	A 1. 当直長は、残留熱除去系 2 系列を起動し、動作可能であることを確認する※12とともに、その他の設備※13が動作可能であることを確認する。	速やかに
	及び	
	A 2. 当直長は、可燃性ガス濃度制御系 1 系列を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備※14が動作可能であることを確認する。	速やかに
	及び	
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	A 3. 当直長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故対処設備※15が動作可能であることを確認する※16。	3日間
	及び	
	A 4. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。	30日間
	及び	
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	B 1. 当直長は、高温停止にする。	24時間
	及び	
	B 2. 当直長は、冷温停止にする。	36時間

※12：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。

※13：残りの残留熱除去系 1 系列、非常用ディーゼル発電機 3 台、原子炉補機冷却水系 3 系列及び原子炉補機冷却海水系 3 系列をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。

※14：残りの可燃性ガス濃度制御系 1 系列をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。

※15：代替循環冷却系及び耐圧強化ベント系 (W/W) をいう。

※16：「動作可能であること」の確認は、至近の記録等により動作可能であることを確認する。

66-5-2 耐圧強化ベント系 (3) 要求される措置

(3) 要求される措置		
条 件	要求される措置	完了時間
A. 耐圧強化ベント系が動作不能の場合※11	A 1. 当直長は、残留熱除去系 2 系列を起動し、動作可能であることを確認する※12とともに、その他の設備※13が動作可能であることを確認する。	速やかに
	及び	
	A 2. 当直長は、可燃性ガス濃度制御系 1 系列を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備※14が動作可能であることを確認する。	速やかに
	及び	
	A 3. 当直長は、代替措置※15を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。	3日間
	及び	
	A 4. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。	10日間
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	B 1. 当直長は、高温停止にする。	24時間
	及び	
	B 2. 当直長は、冷温停止にする。	36時間

※11：耐圧強化ベント系が動作不能の場合でも、格納容器圧力逃がし装置が動作可能であれば運転上の制限を満足しているとみなす。

※12：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。

※13：残りの残留熱除去系 1 系列，非常用ディーゼル発電機 3 台，原子炉補機冷却水系 3 系列及び原子炉補機冷却海水系 3 系列をいい，至近の記録等により動作可能であることを確認する。

※14：残りの可燃性ガス濃度制御系 1 系列をいい，至近の記録等により動作可能であることを確認する。

※15：代替品の補充等をいう。

TS-25 資料 1. (5) 抜粋

対応手段					B設備	γ設備	C (代替手段)	D (自主対策設備 or 代替品)	LCO の設定	備考
表 No.	分類2 (系統)	分類3 (技術的能力 対応手順)	手順完了時間 (技術的能力→( ) 有効性評価※→【 】 ※事象発生からの時間)	主な用途 (手順概要)						
66-5-1	格納容器 圧力逃がし装置	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	ベント開始 (40分) ベント要求【約 17 時間】(TQUV)	1.5	RHR 故障時に、格納容器圧力逃がし装置により最終ヒートシンク (大気) へ熱を輸送する	耐圧強化ベント系	残留熱除去系 (サブレーション・チェンバ・プール冷却モード) (格納容器スプレイ冷却モード)	耐圧強化ベント系 (W/W) (B 設備を準用) (55分)	—	1.5, 1.7, 1.9 より保安規定第 66 条に LCO を設定する。現場操作の要求についても一括りにして設定する。 LCO 対象範囲は、ベントライン並びにドレン移送ポンプ、遠隔操作設備等の付帯設備とする。  スクラバ水補給のために使用する可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) は、表 66-19-1 の可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) において、LCO を設定する。  1.7 では、技術的能力にて耐圧強化ベントの評価を実施していないため、B 設備には該当しない。
		格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	ベント開始 (45分) ベント要求【約 38 時間】(大 LOCA)	1.7	炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器圧力逃がし装置により原子炉格納容器内の減圧及び除熱を実施し、原子炉格納容器の過圧破損を防止する	—	残留熱除去系 (サブレーション・チェンバ・プール冷却モード) (格納容器スプレイ冷却モード)	代替循環冷却系 (540分)	—	
		現場操作 (格納容器圧力逃がし装置)	ベント開始 (70分) ベント要求【約 16 時間】(TB)	1.5	SBO 及び RHR 使用不可時において、隔離弁を手動にてベント設備を遠隔操作することで最終ヒートシンク (大気) へ熱を輸送する	耐圧強化ベント系	残留熱除去系 (サブレーション・チェンバ・プール冷却モード) (格納容器スプレイ冷却モード)	耐圧強化ベント系 (W/W) (B 設備を準用) (55分)	—	
		格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出	ベント開始 (45分) 【解析対象外】	1.9	炉心の著しい損傷が発生した場合において、発生する水素ガス及び酸素ガスを、格納容器圧力逃がし装置により排出する	耐圧強化ベント系 (W/W)	残留熱除去系 (低圧注水モード) 可燃性ガス濃度制御系	耐圧強化ベント系 (W/W) (B 設備を準用) (60分)	—	
		現場操作 (格納容器圧力逃がし装置)	ベント開始 (75分) 【解析対象外】	1.7	SBO による格納容器圧力逃がし装置の隔離弁動作不能時に、遠隔手動操作弁の現場操作により原子炉格納容器の過圧破損を防止する	—	残留熱除去系 (サブレーション・チェンバ・プール冷却モード) (格納容器スプレイ冷却モード)	代替循環冷却系 (540分)	—	
66-5-2	耐圧強化ベント系	耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	ベント開始 (55分) ベント要求【約 17 時間】(TQUV)	1.5	RHR 故障時に、耐圧強化ベント系により最終ヒートシンク (大気) へ熱を輸送する	格納容器圧力逃がし装置	残留熱除去系 (サブレーション・チェンバ・プール冷却モード) (格納容器スプレイ冷却モード)	—	代替品 (ポンペ)	1.5, 1.9 より保安規定第 66 条に LCO を設定する。現場操作の要求についても一括りにして設定する。 LCO 対象範囲は、ベントライン並びに遠隔手動設備等の付帯設備とする。  格納容器圧力逃がし装置により基準要求を維持できることから、格納容器圧力逃がし装置が動作可能な場合は機能喪失しても LCO 逸脱とはみなさない。
		現場操作 (耐圧強化ベント系)	1 弁あたり (45分) × 3 弁 = (135分) ベント要求【約 16 時間】(TB)	1.5	SBO 及び RHR 使用不可時において、隔離弁を手動にてベント設備を遠隔操作することで最終ヒートシンク (大気) へ熱を輸送する	格納容器圧力逃がし装置	残留熱除去系 (サブレーション・チェンバ・プール冷却モード) (格納容器スプレイ冷却モード)	—	代替品 (ポンペ)	
		耐圧強化ベント系 (W/W) による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出	WWベント (60分) 【解析対象外】	1.9	炉心の著しい損傷が発生した場合において、発生する水素ガス及び酸素ガスを耐圧強化ベント系により排出する	格納容器圧力逃がし装置	残留熱除去系 (低圧注水モード) 可燃性ガス濃度制御系	—	代替品 (ポンペ)	

以上

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。

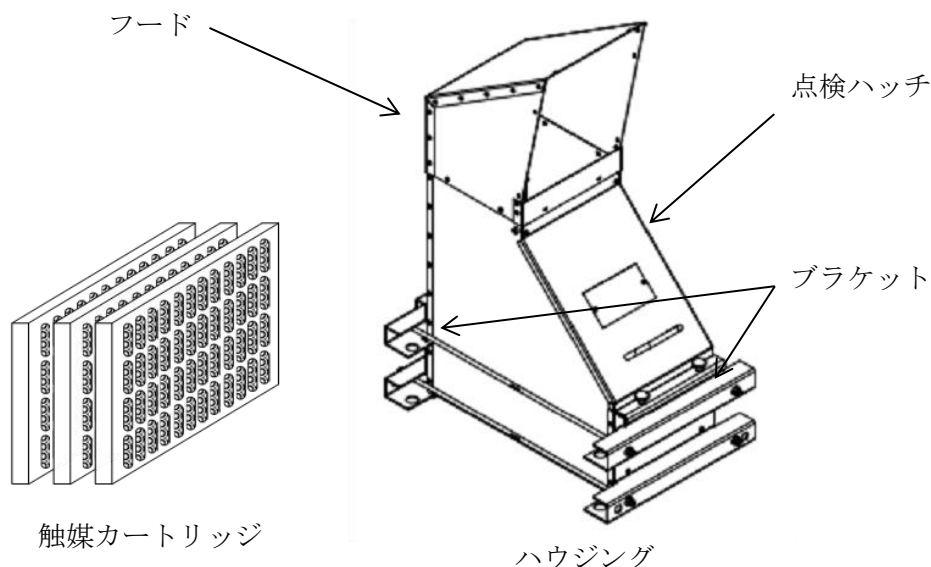


図 2-1 PAR の概要図

### 2.1.2 水素濃度抑制系の設計方針

PAR は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器から多量の水素が原子炉建屋原子炉区域へ漏えいする過酷な状態を想定した場合に、原子炉建屋原子炉区域内の水素濃度が可燃限界未満となる設計とする。

原子炉格納容器からの水素の漏えい量は、事故シナリオに依存するが、有効性評価結果（炉心損傷に伴う水素発生が想定される事故シナリオの中で、原子炉格納容器圧力・温度が高い値で推移し、原子炉格納容器から原子炉建屋への水素の漏えい量が多くなる「格納容器過圧・過温破損シナリオ」を選定）を踏まえた条件において、原子炉建屋原子炉区域内の水素濃度が可燃限界未満となることを必要条件とした上で、更に過酷な条件を想定して、PAR の設計を実施する。

#### (1) 水素漏えい条件

水素漏えい条件は、表 2-2 に示すとおり、有効性評価結果を踏まえた条件より十分保守的に設定している。

表 2-2 PAR 設計条件における水素漏えい条件

項目	設計条件	(参考) 有効性評価結果 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損))
水素発生量	約 1600kg (AFC (燃料有効部被覆管) 100%相当)	約 600kg (AFC 約 39%相当)
格納容器漏えい率	10%/day	約 1.0%/day : AEC 式 (2Pd 時)

a. 水素発生量(AFC 100%)について

有効性評価シナリオ (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)) における水素発生量は、約 600kg (AFC 約 39%相当の水素発生量) であるが、更に過酷な条件として、約 1600 kg (AFC100%相当) が発生するものとして PAR を設計する。

b. 格納容器漏えい率について

重大事故時で原子炉格納容器圧力が設計圧力を超える場合の格納容器漏えい率は、以下の AEC (Atomic Energy Commission) の式から設定する。重大事故時は、原子炉格納容器圧力が設計圧力の 2 倍 (以下「2Pd」という。) を超えないように運用するため、2Pd における格納容器漏えい率が最大漏えい率となり、事故時条件として 200 °C, 2Pd, AFC100 %相当の水素発生量を想定した場合におけるガス組成 (水素 33vol%, 窒素 21vol%, 水蒸気 46vol%) を踏まえ、AEC の式から約 1.0%/day となる。この値は、有効性評価結果を包含した条件であるが、更に過酷な条件として 10%/day の漏えい率を仮定し、PAR を設計する。

(AEC の式)

$$L = L_0 \times \sqrt{\frac{(P_t - P_a) \times R_t \times T_t}{(P_b - P_a) \times R_b \times T_b}}$$

L : 格納容器漏えい率

L<sub>0</sub> : 設計漏えい率

P<sub>t</sub> : 格納容器内圧力

P<sub>a</sub> : 格納容器外圧力

P<sub>b</sub> : 格納容器設計圧力

R<sub>t</sub> : 事故時の気体定数

R<sub>b</sub> : 空気の気体定数

T<sub>t</sub> : 格納容器内温度

T<sub>b</sub> : 格納容器設計温度



2.1.3 水素濃度抑制系の設計仕様

PAR 設計方針に基づき設定した PAR の設計仕様を表 2-3 に示す。

表 2-3 PAR 設計仕様

項目	仕様
水素処理容量	0.250kg/h (1 基当たり) (水素濃度 4vol%, 大気圧, 温度 100°Cにおいて)
PAR 設置基数	56 基
設置箇所	原子炉建屋地上 4 階 (原子炉建屋オペレーティングフロア)

(1) 水素処理容量について

PAR の水素処理容量は、以下の基本性能評価式によって表される。

$$DR = A \times \left( \frac{C_{H_2}}{100} \right)^{1.307} \times \frac{P}{T} \times 3600 \times SF \quad \dots\dots\dots \text{式 (2.1)}$$

DR : 水素処理容量 [kg/h (1 基当たり)]

A : 定数

$C_{H_2}$  : PAR 入口水素濃度 [vol%]

P : 圧力 [ $10^5$ Pa]

T : 温度 [K]

SF : スケールファクタ [—]

式 (2.1) は、メーカーによる開発試験を通じて、温度、圧力、水素濃度等の雰囲気条件をパラメータとした水素処理容量の相関式であり、水素処理容量は、単位時間当たり PAR 内部を通過し、酸素と結合し水蒸気になる水素の重量を示している。

スケールファクタは、触媒カートリッジの寸法及び間隔を開発当時と同じとすることを前提とし、開発試験時に使用された触媒カートリッジ枚数 (88 枚) に対して、実機で使用する PAR の触媒カートリッジ枚数の比として設定されている。柏崎刈羽原子力発電所第 7 号機で使用する PAR の触媒カートリッジ枚数は、11 枚であり、スケールファクタは、「11/88 (= 0.125)」となる。

これらに表 2-4 の条件を設定し、PAR の水素処理容量は、0.250kg/h (1 基当たり) (水素濃度 4vol%, 大気圧, 100°C) とする。

表 2-4 水素処理容量設定の条件

項目	設定の条件
水素濃度 $C_{H_2}$	水素の可燃限界濃度 4vol%未満に低減するため、4vol%とする。
圧力 P	重大事故時の原子炉建屋原子炉区域内の圧力は、原子炉格納容器からのガスの漏えいにより大気圧より僅かに高くなると考えられるが、保守的に大気圧 ( $1.01325 \times 10^5 \text{Pa}$ ) とする。
温度 T	保守的に $100^\circ\text{C}$ ( $373.15\text{K}$ ) とする。

(2) PAR 設置基数

PAR の実機設計においては、PAR の設置環境を踏まえ、式 (2.1) に反応阻害物質ファクタ ( $F_{\text{inhibit}}$ ) を乗じた式 (2.2) を用いる。

反応阻害物質ファクタとは、重大事故時に原子炉格納容器内に存在するガス状水素による PAR の性能低下を考慮したものであり、柏崎刈羽原子力発電所第 7 号機の実機設計における水素処理容量は、PAR の水素処理容量  $0.250\text{kg/h}$  (1 基当たり) に  $0.5$  を乗じた  $0.125\text{kg/h}$  (1 基当たり) とする。

$$DR = A \times \left( \frac{C_{H_2}}{100} \right)^{1.307} \times \frac{P}{T} \times 3600 \times SF \times F_{\text{inhibit}} \quad \dots\dots\dots \text{式 (2.2)}$$

DR : 水素処理容量 [kg/h (1 基当たり)]

A : 定数

$C_{H_2}$  : PAR 入口水素濃度 [vol%]

P : 圧力 [ $10^5 \text{ Pa}$ ]

T : 温度 [K]

SF : スケールファクタ [=0.125]

$F_{\text{inhibit}}$  : 反応阻害物質ファクタ [=0.5]

これに表 2-2 で設定した PAR 設計条件を踏まえ、PAR の必要基数 54 基以上に余裕を見込み 56 基設置する。

$$\begin{aligned} \text{PAR 必要基数} &= \text{水素発生量} \times \text{格納容器漏えい率} / 24 \text{ [h/day]} / \text{設計水素処理容量} \\ &= 1600 \text{ [kg]} \times 10 \text{ [%/day]} / 24 \text{ [h/day]} / 0.125 \text{ [kg/h (1 基当たり)]} \\ &= 53.3 \text{ [基]} \end{aligned}$$

## CSP 水位計及び計器誤差

名称	Tag No	計測範囲	確認計器	ループ誤差	
				%	mm
復水貯蔵槽水位	P13-LT-004	0~17m	P13-LR-604(CRT)	±1.14	±193.8
			P13-LR-604(記録計)	±1.21	±205.7
			P13-LI-604(大型表示)	±0.67	±113.9
復水貯蔵槽水位 (SA)	E61-LT-025	0~17m	E61-LI-625(指示計)	±1.56	±265.2
			B21-R-603(記録計)	±0.64%+1 digit	±108.8+10
復水貯蔵槽水位	E22-LT-009A~D	0~6m	E22-LI-609A~D(FD)	±0.64	±38.4
	E22-LT-009A~C		E22-LI-609A~C(指示計)	±1.87	±112.2

コメント No.107 回答資料

号炉間融通ケーブルの LCO の範囲について、融通元である 6 号炉非常用ディーゼル発電機 (DG) の位置付けについて、工認申請内容も踏まえて整理すること。

○回答

- ・ 設置許可基準規則 57 条を踏まえた当社の設置許可段階での整理として、号炉間融通にあたっては他号炉の電源については特定しておらず、号炉間で電力を融通できる設備、手段を確保することとしている。
- ・ 設置許可の整理を踏まえ、工認、保安規定申請対象の 7 号炉としては、他号炉である 6 号炉の電力を融通するための接続に関する設備、手段の確保が要求事項と整理している。融通元の電源については 6 号炉 DG に限るものではなく、特定していない。  
(なお、6 号炉 DG は設置許可において 6, 7 号炉の共用設備としては位置付けてはいない。)
- ・ 以上より、7 号炉における号炉間融通に必要な接続に係る設備と体制の整備が保安規定において管理すべき事項と考えており、設備に係る LCO の範囲としては「号炉間融通ケーブル (常設、可搬)」としている。これは設置許可の整理、工認申請の範囲とも整合している。

○その他共用設備について

- ・ 共用設備のうち、7 号炉設備として、6 号炉電源等を期待している設備は無く、号炉間融通の電源のみの論点と考えている。

以上

なお、補完措置（災害対策要員の増員等）を本来の AOT(10 日間)以内に完了できない場合は AOT の延長は許容されない。また、AOT 延長後に補完措置が維持できなくなった場合は AOT の延長はその時点でキャンセルとなる。

※9：補完措置については b.-(c) 同様。

※10：代替措置については c.-(a)-③ 同様。

具体的には、本来の AOT である「10 日以内」に「自主対策設備が動作可能であることの確認ができた場合」又は「代替措置を実施した場合」、AOT を「10 日間」から上記 a. にて重大事故等対処設備の運用上の上限の AOT とした「30 日間」まで AOT を延長することとする。

(c) 設計基準事故対処設備のうち ECCS 機器以外の AOT を参考とする場合の AOT

①緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備（ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能））

「緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備（ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）」は、緊急時に原子炉が自動停止していない場合に原子炉出力を抑制するために必要な設備を自動作動させる論理回路等で構成される設備であることから、設計基準事故対処設備の「原子炉保護系計装」及び「非常用炉心冷却系計装」の要求される措置/AOT を参考に定めることとし、AOT 内に復旧できない場合は「24 時間」以内に原子炉の状態を高温停止とすることにより、LC0 が適用されない原子炉の状態への移行を要求することとする。ただし「6 時間」以内に同等の機能を有するな重大事故等対処設備が動作可能であることの確認を行った場合は、運用上、重大事故等対処設備の上限の AOT とした「30 日間」までの AOT 延長を可能とする。

## ② 緊急時対策所

緊急時対策所は設計基準事故対処設備としては重要度分類指針において「緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能」として「MS-3」に分類されており、従来は LC0 設定していない。

緊急時対策所は、運転中/停止中の炉心、及び使用済燃料貯蔵プール（以下「SFP」という。）の燃料に対して間接的に安全機能を有する設備であり、事故時に情報収集し必要な指示を行うためのものであることから、参考とする設計基準事故対処設備は ECCS 機器ではなく、「MS-2」の「異常状態への対応上特に重要な構築物、系統及び機器」に分類されて LC0 設定されている設計基準事故対処設備の「事故時計装」の要求される措置/AOT を参考に定めることとし、以下に示す考え方により設定する。

## 【電源設備】

・適用される原子炉の状態が運転、起動、高温停止の場合

「事故時計装」の「機能喪失時」は、AOT「10 日以内」に少なくとも 1 チャンネルを復旧することで LC0 逸脱のまま運転継続可能としている。緊急時対

策所の電源設備については、代替品補充などで機能の代替が可能であるため、当該設備を復旧した場合と同等として扱い、AOT「10日以内」に「復旧するか「代替手段を確保する」ことを要求することとする。なお、代替手段の確保により LCO 逸脱から復帰することは出来ないものとする。

- ・適用される原子炉の状態が冷温停止、燃料交換の場合

原子炉から燃料取出しを行ってもその必要性は変わることはなく、LCO が適用されない原子炉の状態へ移行することができないことから、「速やかに復旧措置を開始する」ことを要求する。

#### 【換気空調設備】

- ・適用される原子炉の状態が運転、起動、高温停止の場合

基本方針を踏まえて、1基以上の原子炉が運転、起動、高温停止の場合における LCO 逸脱時は「プラント停止」(冷温停止への移行)を要求する。

換気空調設備の LCO は「1系統以上」とすることから、上記【電源設備】

の AOT の考え方同様に「10日間」を AOT とする。

表66-16-2  
要求される措置B1, B2

- ・適用される原子炉の状態が冷温停止、燃料交換の場合

原子炉から燃料取出しを行ってもその必要性は変わることはなく、LCO が適用されない原子炉の状態へ移行することはできないことから、上記【電源設備】同様に、「速やかに復旧措置を開始する」ことを要求する。

#### 【その他の設備】

緊急時対策所に係るその他設備(酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計)については、設計基準事故対処設備として LCO が設定されていない設備である。

緊急時対策所に係るその他設備は、運転中/停止中の炉心及び SFP の燃料に対して間接的に安全機能を有する設備であり、緊急時対策所の居住性を確保することにより災害対策要員が緊急時対策所に留まり、異常状態への対応を行うために必要な設備であることから、重要度分類指針「MS-2」の「異常状態への対応上特に重要な構築物、系統及び機器」に該当する設計基準対処設備に設定された LCO を参考とすることが適切であると考えられる。

したがって、「MS-2」の「異常状態への対応上特に重要な構築物、系統及び機器」に分類されて LCO が設定されている設計基準事故対処設備の「事故時計器」の要求される措置/AOT を参考に定めることとする。

具体的には、LCO は「必要な数量」を設定することとし、例えば LCO が「複数台」で設定した設備について「必要数量(LCO)を下回った場合」には残りの設備により必要な機能を発揮することは出来ないことから、「事故時計装」の「機能喪失時」の要求される措置/AOT を参考とすることとする。

- ・適用される原子炉の状態が運転、起動、高温停止の場合

「事故時計装」の「機能喪失時」は、AOT「10日以内」に少なくとも1チャンネルを復旧することでLC0逸脱のまま運転継続可能としている。

また、緊急時対策所に係るその他設備については、通常作業の放射線管理のために用いられる資機材の酸素濃度計や二酸化炭素濃度計については、発電所構内の通常作業（酸素欠乏危険箇所作業等）で用いられる資機材などで機能の代替が可能であるため、当該チャンネルを復旧した場合と同等として扱い、AOT「10日以内」に「所要数を満足させる」か「代替手段を確保する」ことを要求する。なお、代替手段の確保によりLC0逸脱から復旧することは出来ないものとする。

表66-16-2  
要求される措置C1, C2

- ・適用される原子炉の状態が冷温停止、燃料交換の場合

原子炉から燃料取出しを行ってもその必要性は変わることはなく、LC0が適用されない原子炉の状態へ移行することができないことから、「速やかに代替手段を確保する措置を開始する」または「速やかに所要数を満足させる措置を開始する」ことを要求する。なお、代替手段の確保によりLC0逸脱から復旧することは出来ないものとする。

### ③ 監視測定設備

設計基準事故対処設備のモニタリングポストは、LC0は設定せずに保安規定第7章（放射線管理）の「放射線計器類の管理」において「必要数量を確保し、故障等により使用不能となった場合は修理または代替品を補充する。」ことを定めている。

重大事故等対処設備のモニタリングポスト（常設又は可搬）については、プラント停止やすべての原子炉から燃料取出しを行ってもその必要性は変わることはなく、LC0が適用されない原子炉の状態へ移行することはできないが、設計基準事故対処設備に対して定められている「修理または代替品を補充する」ことで対応できることから、「4.3-(3)-c.-(b)-②」において保安規定第7章（放射線管理）の「放射線計器類の管理」と同様に「当該モニタを復旧する措置を開始する」又は「代替品を補充する」とする。なお、要求される措置は従来への対応と同様の措置であるが、当該設備に対する管理については、「4.5 新規制基準の適用後の保守管理活動について」に基づき、重大事故等対処設備については保全重要度が高い設備（クラス1,2相当）と位置付けて保全重要度を設定し、保全活動管理指標の設定及び指標の監視等について予防可能故障(MPFF)回数及び非待機(UA)時間を設定するなどの保守管理面において重要度の高いシステムとして管理を行うこととなること、また、LC0を設定することによりサーベランスを設定し、故障時（LC0逸脱時）の対応としてLC0逸脱時・復旧時の関係各所への通報・報告が必要となることから、従来への管理とは保守管理面及び運用面において、より重要度の高い設備として取扱うこととなる。

AOTについては、参照する設計基準事故対処設備のAOTはないが、重大事



ける重大事故等発生時において、すべての照射済燃料を SFP に貯蔵することで、SFP における重大事故等発生時の対応のみに限定されることから、災害対策要員や資機材に余裕が確保されることとなるが、炉心の燃料取出しについては SFP 内の崩壊熱を増加させるため、SFP 冷却等の機能が喪失している状態での実施は安全側の措置とはいえず避けるべきである。

また、プラント停止のみを行った場合においても炉心と SFP で同時に重大事故等が発生する可能性は避けられない。

しかしながら、炉心側での事故対応体制は維持しつつ SFP 側への措置に対して SFP 冷却等のための設備の機能に対する自主対策設備(補完措置を含む。)の活用や代替措置の実施、及び重大事故等発生時の時間的余裕を確認するための SFP 温度上昇評価などを行うことにより、SFP と炉心側で同時に重大事故等が発生した場合においても炉心側での措置に影響を与えないように実施することができる。

要求される措置としては以下を基本とする。

- ・ 対応する設計基準事故対処設備が動作可能であることを確認
- ・ 当該重大事故等対処設備を復旧する措置を開始する
- ・ 同等な重大事故等対処設備が動作可能であることを確認
- ・ 自主対策設備が動作可能であることを確認する
- ・ 当該 SFP に貯蔵されている照射済燃料の崩壊熱を基に SFP 冷却機能喪失時における SFP 温度上昇評価を行う
- ・ 代替措置(「外部からの代替品の配備」、「LCO 逸脱期間中における災害対策要員の増員」等)をあらかじめ定めて原子炉主任技術者の確認の上実施する

## ②緊急時対策所、監視測定設備

緊急時対策所(以下、「TSC」という。)、監視測定設備は、運転中/停止中の炉心、及び SFP の燃料に対して間接的に安全機能を有する設備であることから、その必要性はプラント停止しても変わるものではない。

以下にそれぞれの考え方を整理する。

### 【TSC】

TSC に関しては、特に電源及び換気空調設備が重大事故等対処時に必要となることから、それぞれについて考え方を整理する。

電源についてはその機能喪失により TSC としての機能を失うことから、AOT 超過後はプラント停止することとする。

また、換気空調設備(可搬型陽圧化空調機及び陽圧化装置(空気ボンベ))については、それぞれの設備について機能喪失した場合は放射線防護機能が喪失することから、AOT 超過後はプラント停止することとする。

なお、情報把握機能及び居住性のうちのモニタについては災害対策要員の追加などの代替措置<sup>\*11</sup>や代替品の補充<sup>\*12</sup>を行うことで対応可能であるこ

とから、プラント停止は要求しないこととする。

※1 1 : SPDS については、データ採取様式の準備、災害対策要員  
(データ採取・連絡) の追加、通信機器の追加による代替措置

※1 2 : 可搬型エリアモニタについては代替品の補充による代替措置

したがって、TSC の LCO 逸脱時の要求される措置としては、以下の措置が適切である。

- ・ 当該重大事故等対処設備を復旧する措置を開始する
- ・ 代替措置(「外部からの代替品の配備」、「LCO 逸脱期間中における災害対策要員の増員」等)をあらかじめ定めて、原子炉主任技術者の確認の上実施する
- ・ 電源、換気空調設備または陽圧化装置(空気ボンベ)のいずれかの機能喪失時は、AOT 超過後プラント停止する

#### 【監視測定設備】

監視測定設備に関しては、従来保安規定第7章(放射線管理)の「放射線計器類の管理」において、「必要数量を確保し、故障等により使用不能となった場合は修理または代替品を補充する。」としている。

LCO 設定対象設備となる監視測定設備については、同様に以下の措置を求めることが適切である。

- ・ 当該の監視測定設備を復旧する措置を開始する
- ・ 代替品を補充する