

島根原子力発電所保安規定審査資料	
資料番号	TS-25 (改03)
提出年月日	2023年 1 1 月 9 日

島根原子力発電所 2号炉

LCO, AOTおよびサーベイランスの設定

【抜粋】

2023年11月
中国電力株式会社

目 次

1. LCO等の設定について

2. 島根原子力発電所保安規定へ規定するLCO等について

資料1 LCO等を設定する重大事故等対処設備の整理資料

資料1.(1) 重大事故等対処設備整理表(各基準)

資料1.(2) 重大事故等対処設備代替設備整理表
(保安規定第65条各表)

資料1.(3) 表65-1～表65-19 手順と設備のリスト
(設置変更許可申請書 添付十追補1)

資料1.(4) 表65-1～表65-19 SA設備の設備分類
(設置変更許可申請書 添付八)

資料1.(5) 運転上の制限に係る重大事故等対処設備の系統毎の括り方について

資料1.(6) 重大事故等対処設備のLCOを適用する原子炉の状態について

資料2 LCO等の説明資料

資料2.(1) 保安規定第65条 記載方法の類型化, 記載例および記載の考え方

資料2.(2) 保安規定第65条 運転上の制限等について

資料3 補足説明資料

資料3.(1) SA設備に係る既存保安規定への反映

資料3.(2) 保安規定第65条(重大事故等対処設備)

下線は, 今回の提出資料を示す。

資料2.(2) 保安規定第65条 運転上の制限等について

- 65-1-1 ATWS緩和設備(代替制御棒挿入機能)
- 65-1-2 ATWS緩和設備(代替原子炉再循環ポンプトリップ機能)
- 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)
- 65-2-2 高圧原子炉代替注水系および原子炉隔離時冷却系(現場起動)
- 65-2-3 ほう酸水注入系(重大事故等対処設備)
- 65-3-1 代替自動減圧機能
- 65-3-2 主蒸気逃がし安全弁(手動減圧)
- 65-3-3 主蒸気逃がし安全弁の機能回復
- 65-4-1 低圧原子炉代替注水系(常設)
- 65-4-2 低圧原子炉代替注水系(可搬型)
- 65-5-1 格納容器フィルタベント系
- 65-5-2 可搬式窒素供給装置
- 65-5-3 原子炉補機代替冷却系
- 65-5-4 残留熱代替除去系
- 65-5-5 格納容器内の水素濃度および酸素濃度の監視
- 65-6-1 格納容器代替スプレイ系(常設)
- 65-6-2 格納容器代替スプレイ系(可搬型)
- 65-7-1 ペDESTAL代替注水系(常設)
- 65-7-2 ペDESTAL代替注水系(可搬型)
- 65-7-3 格納容器代替スプレイ系(可搬型)
- 65-8-1 静的触媒式水素処理装置
- 65-8-2 原子炉建物水素濃度
- 65-9-1 燃料プールのスプレイ系
- 65-9-2 燃料プールの除熱
- 65-9-3 燃料プール監視設備
- 65-10-1 大気への放射性物質の拡散抑制, 航空機燃料火災への泡消火
- 65-10-2 海洋への放射性物質の拡散抑制
- 65-11-1 重大事故等収束のための水源
- 65-11-2 低圧原子炉代替注水槽への移送設備
- 65-11-3 海水移送設備
- 65-11-4 構内監視設備
- 65-12-1 常設代替交流電源設備
- 65-12-2 可搬型代替交流電源設備
- 65-12-3 所内常設蓄電式直流電源設備および常設代替直流電源設備
- 65-12-4 可搬型直流電源設備
- 65-12-5 代替所内電気設備
- 65-12-6 燃料補給設備

- 65-13-1 主要パラメータおよび代替パラメータ
- 65-13-2 補助パラメータ
- 65-13-3 可搬型計測器
- 65-13-4 パラメータ記録
- 65-14-1 中央制御室の居住性確保
- 65-14-2 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル
- 65-15-1 監視測定設備
- 65-16-1 緊急時対策所の居住性確保
- 65-16-2 緊急時対策所の代替電源設備
- 65-17-1 通信連絡設備
- 65-18-1 ホイールローダ
- 65-19-1 大量送水車

下線は、今回の提出資料を示す。

保安規定第 6 5 条

表 6 5 - 3 「原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備」

6 5 - 3 - 1 「代替自動減圧機能」

運転上の制限等について

1. 保安規定記載内容の説明

2. 添付資料

添付一 1 運転上の制限を設定する S A 設備の選定

(1) 設置変更許可申請書 添付八 (系統図)

添付一 2 運転上の制限に関する所要数, 必要容量

(1) 設置変更許可申請書 添付八 (所要数・必要容量)

(2) 設置変更許可申請書 添付八 (設備仕様)

(3) 設計及び工事計画認可申請書 説明書 (設定根拠)

(4) 設定値根拠一覧表 (設定値根拠)

添付一 3 同等な機能を有することの説明

(1) 設置変更許可申請書 添付十 (同等な機能を有することの説明)

保安規定 第65条 条文

表65-3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

65-3-1 代替自動減圧機能 ①

(1) 運転上の制限

項目 ②	運転上の制限 ③
代替自動減圧機能	(1) 代替自動減圧ロジック (代替自動減圧機能) が動作可能であること*1 (2) 自動減圧起動阻止スイッチおよび代替自動減圧起動阻止スイッチが動作可能であること

記載の説明

① 設置許可基準規則 (技術的能力審査基準) 第四十六条 (1. 3) が該当する自動減圧起動阻止スイッチおよび代替自動減圧起動阻止スイッチについては、設置許可基準規則 (技術的能力審査基準) 第四十四条 (1. 1) も該当する。

② 運転上の制限の対象となる系統・機器 (添付-1) なお、代替自動減圧機能により動作する主蒸気逃がし安全弁 (自動減圧機能付き) については、既存の保安規定第39条 (非常用炉心冷却系その1) において動作可能であることを確認しており、SA要求を満たすことから、既存条文中で管理する。

③ 以下の条文要求が運転段階でも維持できるよう、代替自動減圧ロジック (代替自動減圧機能)、自動減圧起動阻止スイッチおよび代替自動減圧起動阻止スイッチが動作可能であることを運転上の制限とする。(保安規定変更に係る基本方針4. 3 (1))

- ・設置許可基準規則 (技術的能力審査基準) 第四十六条 (1. 3)
「原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備 (手順等)」として、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態にあつて、設計基準事故対処設備が有する原子炉の減圧機能が喪失した場合にあつても、炉心の著しい損傷および原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備を設ける (手順等を定める) こと。
- ・設置許可基準規則 (技術的能力審査基準) 第四十四条 (1. 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」として、運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合または当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリおよび原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な設備を設ける (手順等を定める) こと。

備考

適用される 原子炉の状態 ④	要素 ⑤	動作可能であるべき チャンネル数 (論理毎) ⑥
運転	原子炉水位低 (L1) ※3	2 ※4
起動※2 高温停止※2	残留熱除去系ポンプまたは低圧炉心ス ブレイ系ポンプ運転※3	1 ※5

適用される 原子炉の状態 ④	要素 ⑤	動作可能であるべき 所要数 ⑥
運転	代替自動減圧機能論理回路	1 ※6
起動※2 高温停止※2	自動減圧起動阻止スイッチ 代替自動減圧起動阻止スイッチ	2 ※7 1

※1：本表における動作可能とは、当該計測および制御設備に期待されている機能が達成され
ている状態をいう。また、動作不能とは、点検・修理のために当該チャンネルまたは
論理回路をバイパスして動作可能であるべきチャンネル数を満足していない場合お
よび誤動作が発見された場合で、当該計測および制御設備に期待されている機能が
達成できない状態をいう。トリップ信号を出力している状態は、誤動作であっても動
作不能とは見なさない。

※2：原子炉圧力が0.78MPa[gage]以上の場合。

※3：当該設備が動作不能時は、「第27条 計測および制御設備」の運転上の制限も確認
する。

※4：代替自動減圧系A系においては、チャンネルAおよびチャンネルCの2チャンネルを
いい、代替自動減圧系B系においては、チャンネルBおよびチャンネルDの2チャ
ネルをいう。

※5：代替自動減圧系A系においては、残留熱除去系A系および低圧炉心スブレイ系のうち
1チャンネルをいい、代替自動減圧系B系においては、残留熱除去系B系および残留
熱除去系C系のうち1チャンネルをいう。

※6：A系またはB系の代替自動減圧機能論理回路をいう。

※7：A系およびB系の自動減圧起動阻止スイッチをいう。

④ 代替自動減圧ロジック (代替自動減圧機能) は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の
状態であって、設計基準準事故対処設備が有する原子炉の減圧機能が喪失した場合におい
ても、炉心の著しい損傷を防止するために必要な設備であることから、適用される原子
炉の状態は、基本方針に依ると原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の原子炉の状態とし
て、「運転、起動および高温停止 (原子炉圧力が0.78MPa[gage]以上)」となるが、保安規
定第27条 (自動減圧系計装) に合わせ「運転、起動※2および高温停止※2 (※2：原子
炉圧力が0.78MPa[gage]以上)」とする。

自動減圧起動阻止スイッチおよび代替自動減圧起動阻止スイッチは65-1-1 (A
TWS緩和設備 (代替制御棒挿入機能)) に合わせると「運転および起動」となるが、A
TWS発生時に必要な設備であることから代替自動減圧機能論理回路と合わせることと
する。(保安規定変更に係る基本方針4.3 (1))

⑤ ②)に含まれる設備

⑥ 各要素について、代替自動減圧ロジック (代替自動減圧機能) が要求される機能を発揮
するために必要な信号数を動作可能であるべきチャンネル数として、論理毎に記載す
る。(保安規定変更に係る基本方針4.3 (1)、添付-1、2)

1. 原子炉水位低 (L1)：代替自動減圧ロジック (代替自動減圧機能) 作動回路は、検
出器2個の直列回路からなる2系統の論理回路であることから、同じ論理回路に属
する2チャンネルを動作可能であるべきチャンネル数とする。

2. 残留熱除去系ポンプまたは低圧炉心スブレイ系ポンプ：残留熱除去系ポンプ3台お
よび低圧炉心スブレイ系ポンプ1台に対して、それぞれ1チャンネルの計4チャ
ネルあるが、炉心の著しい損傷を防止するために必要な残留熱除去系ポンプおよび
低圧炉心スブレイ系ポンプはそれぞれ1台であるので1チャンネルを動作可能であ
るべきチャンネル数とする。

3. 代替自動減圧機能論理回路：A系またはB系のいずれかが動作可能であれば機能を
達成できるため1チャンネルを動作可能であるべきチャンネル数とする。

4. 自動減圧起動阻止スイッチ：A系およびB系の両方が動作可能でなければ起動阻止
機能を達成できないため、A系およびB系に対して、それぞれ1個の計2個を所要数
とする。

5. 代替自動減圧起動阻止スイッチ：代替自動減圧起動阻止スイッチは、代替自動減圧
系のA系およびB系の両方の起動阻止機能を達成できるため、1個を所要数とす
る。

保安規定 第 6 5 条 条文

記載の説明

備考

(2) 確認事項

要素	設定値	項目⑦	頻度	担当
1. 代替自動減圧機能	—	機能を確認する ^{※8} 。	定事検 停止時	課長 (計装)
2. 原子炉水位低(L1)	381cm 下方以上 ^{※9} (気水分離器下端より)	原子炉の状態が運転、起動 ^{※10} および高温停止 ^{※10} において動作不能でないことを指示により確認する ^{※11} 。 チャネル校正を実施する ^{※12} 。 論理回路機能を確認する ^{※13} 。	1 箇月 に 1 回	当直長
3. 残留熱除去系ポンプ運転	—	原子炉の状態が運転、起動 ^{※10} および高温停止 ^{※10} において動作不能でないことを残留熱除去系ポンプの遮断器が閉することに より確認する。 論理回路機能を確認する ^{※13} 。	1 箇月 に 1 回	当直長
4. 低圧炉心スプレイスポンプ運転	—	原子炉の状態が運転、起動 ^{※10} および高温停止 ^{※10} において動作不能でないことを低圧炉心スプレイスポンプの遮断器が閉することに より確認する。 論理回路機能を確認する ^{※13} 。	1 箇月 に 1 回	当直長
5. 始動タイム	1 0 分以下	論理回路機能を確認する ^{※13} 。 論理回路機能を確認する ^{※13, ※14} 。	定事検 停止時	課長 (計装)
6. 自動減圧起動阻止スイッチ	—	論理回路機能を確認する ^{※13} 。	定事検 停止時	課長 (計装)
7. 代替自動減圧起動阻止スイッチ	—	論理回路機能を確認する ^{※13} 。	定事検 停止時	課長 (計装)

※8：機能の確認は、センサからの出力信号にて、論理回路の出力段に信号が発生することにより、その機能の健全性を確認することを行う。

※9：代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）に使用する設定値に適用する。

※10：原子炉圧力が 0. 78MPa [gage] 以上の場合。

※11：「動作不能でないことを指示により確認する」とは、当該チャネルの指示値に異常

⑦ 適用される原子炉の状態における確認事項を記載する。(保安規定変更に係る基本方針 4. 2)

a. 性能確認 (論理回路が正常に動作することを確認する。)

項目 1, 2 (チャネル校正の実施, 論理回路機能の確認), 3, 4, 5, 6, 7 が該当。
定事検停止時の確認事項は, 保安規定第 2 7 条 (計測および制御設備) の論理回路およびチャネルに設定されている設定値確認および機能確認と同様の確認を行う。

原子炉水位低 (L1) は, 設計及び工事計画認可申請書に基づく設定値を記載する。(添付一 2)

始動タイムは, 設備作動までに 1 0 分の時間遅れを設けていることから, 設定値は「1 0 分以下」とする。

代替自動減圧ロジック (代替自動減圧機能) は, 誤操作等によりプラントに外乱を与える可能性があるため, プラント停止中に機能確認を行うこととする。

b. 動作確認 (運転上の制限を満足していることを定期的に確認する。)

項目 2 (動作不能でないことを指示により確認) が該当。

通常運転中の確認項目は, 保安規定第 2 7 条 (計測および制御設備) のチャネルに設定されている確認項目と同様の確認を行う。

頻度は, 設計基準事故対処設備のサーベイランス頻度と同等とし, 1 箇月に 1 回とする。

項目 3, 4 (ポンプの遮断器が閉することの確認) が該当。

残留熱除去系ポンプおよび低圧炉心スプレイスポンプの遮断器が閉することの確認を行う。

頻度は, 保安規定第 3 9 条 (非常用炉心冷却系その 1 (2 号炉)) の確認頻度を準用し, 1 箇月に 1 回とする。

保安規定 第6.5条 条文

な変動がないことを確認すること、また可能であれば他のチャネルの指示値と有意な差異がないことを確認することを行う。なお、トリップ状態にあるチャネルについては、該当しない。

※12：チャネル校正とは、センサにあらかじめ定められた信号を与えた時、許容範囲内で出力信号を発生または指示値を示すよう調整することをいう。

※13：論理回路機能の確認は、センサからの出力信号にて、論理回路の出力段に信号が発生（自動減圧起動阻止スイッチおよび代替自動減圧起動阻止スイッチについては、信号の阻止）することにより、その機能の健全性を確認することをいう。なお、確認は部分的な確認を積み重ねることにより、適用範囲を確認したとみなすことができる。

※14：始動タイムについては、論理回路機能の確認に併せて時間測定を実施する。

(3) 要求される措置

要素⑤	条件⑧	要求される措置⑨	完了時間
1. 代替自動減圧機能論理回路	A. 動作可能であるべき所要数またはチャネル数を満足できない場合	A1. 当直長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備 ^{※15} が動作可能であることを確認する ^{※16} 。 および A2. 当直長は、当該所要数またはチャネルを動作可能な状態に復旧する。	6 時間
2. 原子炉水位低(L1)	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. 当直長は、高温停止にする。 および B2. 当直長は、原子炉圧力を0.78MPa [gage]未満にする。	3 0 日間
3. 残留熱除去系ポンプまたは低圧炉心スプレイ系ポンプ			2 4 時間
4. 始動タイム			3 6 時間
5. 自動減圧起動阻止スイッチ	A. 動作可能であるべき所要数を満足できない場合	A1. 当直長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備 ^{※15} が動作可能であることを確認する ^{※16} 。 および A2. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。	6 時間
6. 代替自動減圧起動阻止スイッチ	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. 当直長は、高温停止にする。 および B2. 当直長は、原子炉圧力を0.78MPa [gage]未満にする。	3 0 日間
			2 4 時間
			3 6 時間

※15：主蒸気逃がし安全弁による自動減圧が可能であることをいう。

※16：「動作可能であること」の確認は、対象設備の至近の記録等により行う。

※17：A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）をいう。

記載の説明

⑧ 運転上の制限を満足しない条件を記載する。
各要素について、動作可能であるべきチャネル数を満足できない場合を条件として設定する。なお、自動減圧起動阻止スイッチおよび代替自動減圧起動阻止スイッチはA T W S 発生時に使用する設備であることを考慮し、要求される措置を個別に設定する。

⑨ 要求される措置について記載する。(保安規定変更に係る基本方針4. 3 (2), (3))

【論理回路、原子炉水位低 (L1)、残留熱除去系ポンプまたは低圧炉心スプレイ系ポンプ運転、始動タイム】
A1. 動作不能となった重大事故等対処設備と同等の機能を有する重大事故等対処設備が動作可能であることを確認する。対象となる設備は「設置変更許可申請書（添付書類十）」技術的能力で整理した主蒸気逃がし安全弁による自動減圧が該当する。(添付一3)

完了時間については、保安規定第27条（計測および制御設備）の原子炉保護系論理回路の完了時間が6時間で定められているため、同様に「6時間」とする。

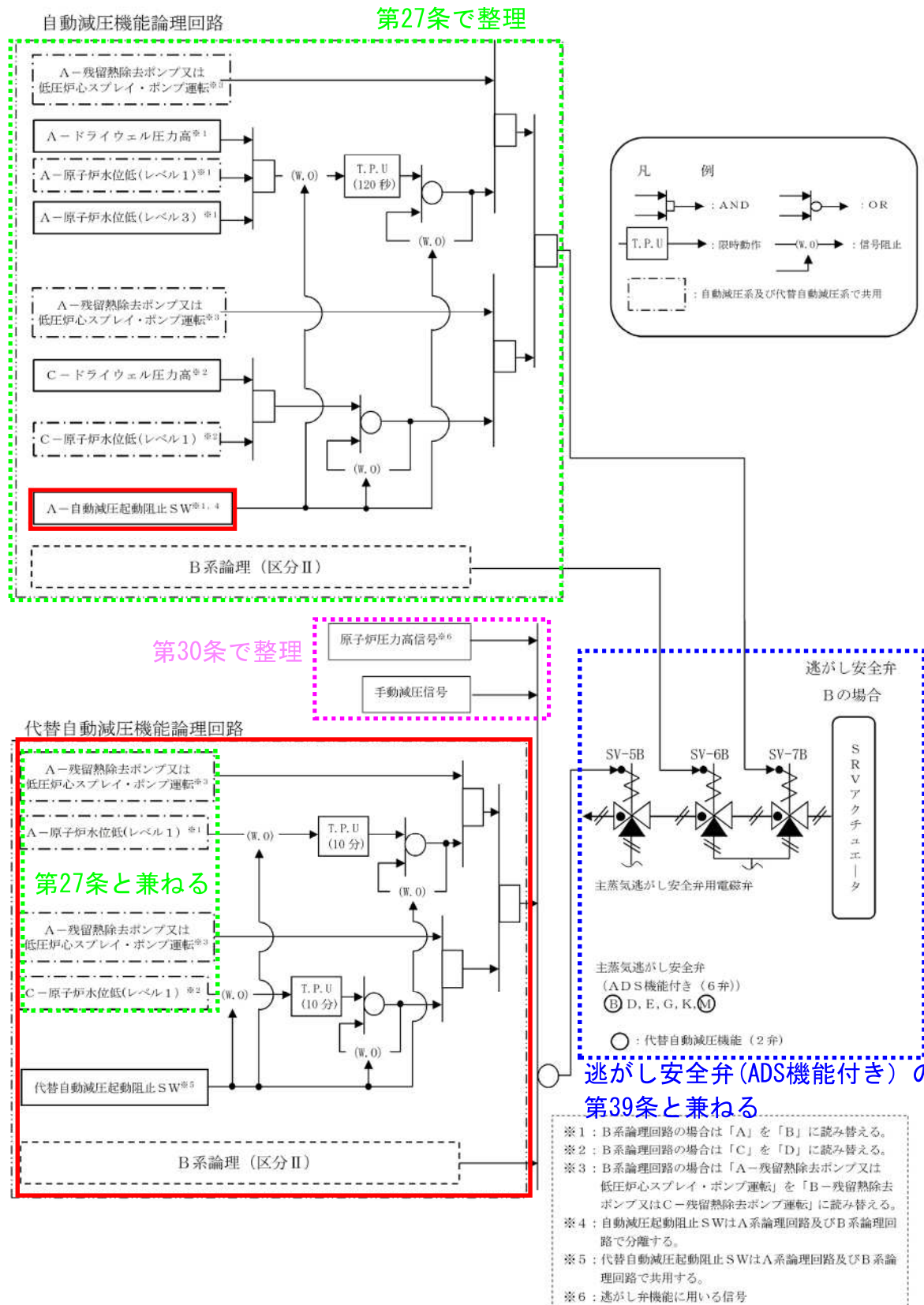
A2. 当該システムを復旧する。完了時間は、同等な機能を有する重大事故等対処設備が動作可能な場合のA O T 上限である「30日間」とする。

B1., B2. 既保安規定と同様の設定とする。

【自動減圧起動阻止スイッチ、代替自動減圧起動阻止スイッチ】
A1. 動作不能となった重大事故等対処設備と同等の機能を有する重大事故等対処設備が動作可能であることを確認する。対象となる設備は「設置変更許可申請書（添付書類十）」技術的能力で整理したA T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）が該当する。(添付一3)

備考

保安規定 第65条 条文	記載の説明	備考
	<p>完了時間については、保安規定第27条（計測および制御設備）の原子炉保護系論理回路の完了時間が6時間で定められているため、同様に「6時間」とする。</p> <p>A2. 当該系統を動作可能な状態に復旧する。完了時間は、同等な機能を有する重大事故等対処設備が動作可能な場合のAOT上限である「30日間」とする。</p> <p>B1., B2. 既保安規定と同様の設定とする。</p>	



第6.8-1図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備説明図 (原子炉減圧の自動化)

代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）は、原子炉水位低（レベル1）の検出器及び残留熱除去ポンプ又は低圧炉心スプレイ・ポンプの遮断器からの入力信号を自動減圧系と共用するが、自動減圧系と電気的な隔離装置を用いて信号を分離することで、自動減圧系に悪影響を及ぼさない設計とする。

代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）は、他の設備と電氣的に分離することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

代替自動減圧起動阻止スイッチは、自動減圧起動阻止スイッチと分離することで自動減圧系に悪影響を及ぼさない設計とする。

逃がし安全弁窒素ガス供給系は、通常時は弁により他の系統と隔離し、弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

6.8.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）は、想定される重大事故等時において、炉心の著しい損傷を防止するために作動する回路であることから、炉心が露出しないように燃料棒有効長頂部より高い設定として、原子炉水位低（レベル1）の信号の計器誤差を考慮して確実に作動する設計とする。また、逃がし安全弁が作動すると冷却材が放出され、その補給に残留熱除去系又は低圧炉心スプレイ系による注水が必要であることから、原子炉水位低（レベル1）及び残留熱除去ポンプ運転（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイ・ポンプ運転の場合に作動する設計とする。

逃がし安全弁窒素ガス供給系の逃がし安全弁用窒素ガスボンベは想定される重大事故等時において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、逃がし安全弁を作動させ、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧させるために必要となる容量を有するものを1セット 15 個使用する。保有数は、1セット 15 個に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 15 個の合計 30 個を保管する。

第6.8-1表 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備の主要機器仕様

(1) 代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）

個 数 1

(2) 自動減圧起動阻止スイッチ

個 数 2

(3) 代替自動減圧起動阻止スイッチ

個 数 1

(4) 逃がし安全弁用窒素ガスボンベ

個 数 15（予備 15）

容 量 約 47L/個

充填圧力 約 15MPa[gage]

使用箇所 原子炉建物附属棟 2階

保管場所 原子炉建物附属棟 2階

設定根拠

関連箇所を赤枠・下線にて示す

1. 概要

本資料は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（以下「技術基準規則」という。）第 35 条、第 59 条及び第 61 条並びにそれらの「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（以下「解釈」という。）に関わる、工学的安全施設等の起動（作動）信号の設定値の根拠について説明する。

なお、設計基準対象施設に関しては、技術基準規則の要求事項に変更がないため、今回の申請において変更は行わない。

重大事故等対処設備に関しては、工学的安全施設等の自動作動信号を発信する設備として、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及び原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備を設置したことから、本設備から発信される作動信号の設定値根拠について説明する。

2. 基本方針

2.1 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

技術基準規則第 59 条及びその解釈に基づき、運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象（以下「ATWS」という。）が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても、炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行させるため、ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）により、全制御棒を全挿入させて発電用原子炉を未臨界に移行させる。

また、ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）により、原子炉再循環ポンプを自動停止させ原子炉再循環流量の低下により原子炉出力を抑制する。

(1) ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）

運転時の異常な過渡変化のうち、「主蒸気隔離弁の誤閉止」のような原子炉が隔離される事象においてATWSが発生した場合、原子炉圧力の上昇に伴い、ボイドの減少による正の反応度が印加され、中性子束の上昇により平均表面熱流束が上昇し、燃料棒表面で沸騰遷移が生じることで燃料被覆管温度が上昇する。このような事象に対処するため、原子炉がスクラムする原子炉圧力高信号とは別にATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）用として原子炉圧力高信号を新たに追加する。

また、原子炉水位が低下する過渡変化時においてATWSが発生する事象に対応するため、原子炉がスクラムする原子炉水位低以下にATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）用として原子炉水位低（レベル2）信号を新たに追加する。

ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、原子炉圧力高又は原子炉水位低（レベル2）のいずれかの信号により作動する。

なお、ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、原子炉保護系とは別の電磁弁からス

スクラム弁の空気を排出することでスクラム弁を開操作させる。原子炉保護系が動作後にA T W S緩和設備（代替制御棒挿入機能）が動作した場合において、スクラム弁の空気は既に原子炉停止（スクラム）系のスクラムパイロット弁より排出されていることから、A T W S緩和設備（代替制御棒挿入機能）の動作による悪影響はない。

(2) A T W S緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）

運転時の異常な過渡変化のうち、「主蒸気隔離弁の誤閉止」のような原子炉が隔離される事象においてA T W Sが発生した場合、原子炉圧力の上昇に伴い、ボイドの減少による正の反応度が印加され、中性子束の上昇により平均表面熱流束が上昇し、燃料棒表面で沸騰遷移が生じることで燃料被覆管温度が上昇する。このような事象に対処するため、原子炉がスクラムする原子炉圧力高信号とは別にA T W S緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）用として原子炉圧力高信号を新たに追加する。

また、原子炉水位が低下する過渡変化時においてA T W Sが発生する事象に対応するため、原子炉がスクラムする原子炉水位低以下にA T W S緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）用として原子炉水位低（レベル2）信号を新たに追加する。

A T W S緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は、原子炉圧力高又は原子炉水位低（レベル2）のいずれかの信号により作動する。

A T W S緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は、タービントリップ又は負荷遮断時の原子炉再循環ポンプトリップ機能とは別にトリップ信号を出力することにより原子炉再循環ポンプの遮断器を動作させ、原子炉再循環ポンプをトリップさせる。タービントリップ又は負荷遮断時の原子炉再循環ポンプトリップ機能が動作後にA T W S緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）が動作した場合において、原子炉再循環ポンプは既にトリップしていることから、A T W S緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）の動作による悪影響はない。

2.2 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

技術基準規則第 61 条及びその解釈に基づき、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備として代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）を設ける。

(1) 代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）

原子炉減圧機能喪失の要因のひとつとして、高圧注水機能が喪失し、原子炉水位のみ低下し、ドライウエル圧力高が発生しない場合がある。このような事象に対処するため、残留熱除去ポンプ又は低圧炉心スプレイポンプ運転中を条件に原子炉水位低（レベル1）信号を新たに追加する。

代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）は、残留熱除去ポンプ又は低圧炉心スプレイポンプ運転中を条件に原子炉水位低（レベル1）の信号により作動する。

3. 施設の詳細設計方針

以下の設定方法により、計装誤差を考慮して規定した設定範囲における各施設の作動が保証される。なお、設定値、セット値等の用語の説明は表 3-1「設定値根拠の用語の説明」のとおりである。

3.1 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

(1) A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）

以下のいずれかの信号により A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は作動する。

a. 原子炉圧力高

原子炉非常停止信号である原子炉圧力高（7.23MPa 以下）以上及び逃がし安全弁の逃がし弁機能最低吹出し圧力（7.58MPa）以下を考慮し、本設備の計装誤差を考慮して不要な作動を阻止し、かつ、確実に作動するように設定する。

b. 原子炉水位低（レベル2）

原子炉水位低による原子炉非常停止信号発生時の制御棒挿入に失敗した場合において事象を緩和するため、原子炉水位低（レベル2）を設定値とし、本設備の計装誤差を考慮して不要な作動を阻止し、かつ、確実に作動するように設定する。

(2) A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）

以下のいずれかの信号により A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は作動する。

a. 原子炉圧力高

3.1(1)a. と同様。

b. 原子炉水位低（レベル2）

3.1(1)b. と同様。

3.2 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

(1) 代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）

残留熱除去ポンプ又は低圧炉心スプレイポンプ運転中に、以下の信号により代替自動減圧機能は作動する。

a. 原子炉水位低（レベル1）

自動減圧系の代替として原子炉を減圧させるため、残留熱除去ポンプ又は低圧炉心スプレイポンプ運転中を条件として、自動減圧系と同様の原子炉水位低（レベル1）を設定値とし、本設備の計装誤差を考慮して不要な作動を阻止し、かつ、確実に作動するように設

定する。

表 3-1 設定値根拠の用語の説明

用語	説明
設定値	工学的安全施設等の起動（作動）信号の上限値又は下限値。
設定範囲	工学的安全施設等の起動（作動）信号の許容範囲。 セット値に対して計装誤差を差し引いた値から、セット値に対して計装誤差を加算した値までの範囲。
セット値	計装誤差を含めても設定値内で作動する値。 実機の計装設備にセットする値であり、設定値に計装誤差を加算あるいは差し引いたもの。
計装誤差	検出器の計器誤差に余裕を加算したもの。

4.2 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

(1) 代替自動減圧ロジック (代替自動減圧機能)

名 称	原 子 炉 水 位 低 (レベル1)
目 的 / 機 能	原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合であって設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止するため、原子炉水位低 (レベル1) 及び残留熱除去ポンプ又は低圧炉心スプレイポンプが運転している状態で逃がし安全弁を作動させる。
設 定 値	<u>気水分離器下端*より 381cm 下以上</u>
設 定 範 囲	気水分離器下端*より 381cm 下以上かつ、373cm 下以下

【設定根拠】

作動信号の設定値

設定値は、次の事項を考慮し気水分離器下端*より 381cm 下以上に設定する。

1. 過渡事象時に高圧注水機能が喪失し、原子炉水位のみ低下していく事象では、ドライウエル圧力高が発生せず、自動減圧系が自動起動しない。そのため、自動減圧系の代替として原子炉を減圧させるため、残留熱除去ポンプ又は低圧炉心スプレイポンプ運転中を条件として、自動減圧系と同様の原子炉水位低 (レベル1) を設定値とする。
2. 炉心の著しい損傷を防止するためのシステムであることを考慮し、炉心が露出しないように燃料棒有効長頂部より高い水位とする。

設定値に対するセット値及び設定範囲については以下のように設定する。

セット値は本設備の設定値 381cm 下に計装誤差 4cm を考慮した 377cm 下とする。

設定範囲はセット値 377cm 下に対して計装誤差 4cm を差し引いた 381cm 下から、計装誤差 4cm を加算した 373cm 下までの範囲とする。また、設定範囲は原子炉水位低 (レベル2) の信号に対して不要な作動を防止するため、原子炉水位低 (レベル2) の信号が最も遅れて発信される 112cm 下より低く設定する。

注記* : 気水分離器下端は、原子炉圧力容器零レベルより 1328cm 上

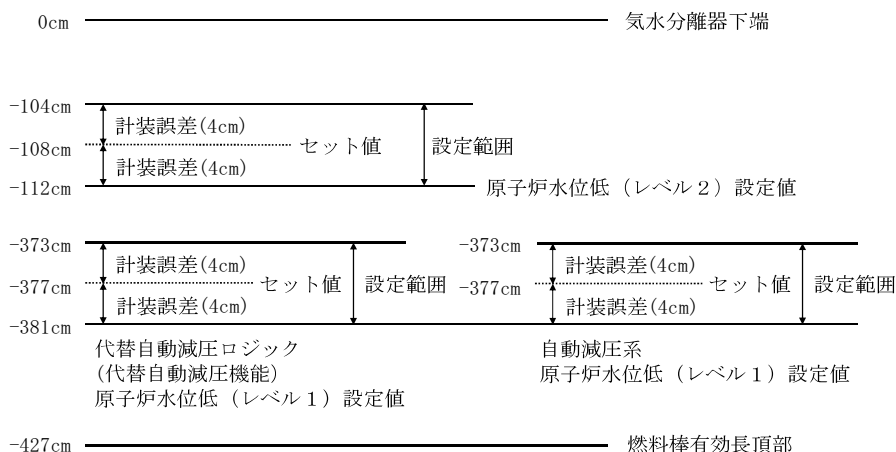


図 4-5 原子炉水位低 (レベル1) 設定値の概要図

表 3-3 工学的安全施設等の起動（作動）信号一覧表（6/6）

4. 代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）の作動信号

工学的安全施設等の 起動信号の種類	検出器及び作動条件				工学的安全施設等 の起動信号を発信 させない条件
	検出器 の種類	個数	工学的安全施設 等の起動に要す る信号の個数	設定値	
代替自動減圧ロジック (代替自動減圧機能) *1	原子炉 水位低 (レベル1) 検出器	4	2*2	気水分離器 下端*3 上 381cm 下以 上	—

注記*1：残留熱除去ポンプ又は低圧炉心スプレイポンプ運転中のみ

*2：代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）作動回路は、検出器 2 個の直列回路からなる 2 系統のチャンネルで構成され、同じチャンネルに属する 2 個の検出器の同時動作でチャンネルが動作、代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）が作動する。

*3：気水分離器下端は原子炉圧力容器零レベルより 1328cm 上

第 1.1-1 表 重大事故等対策における手順書の概要 (1 / 19)

1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等	
方針目的	<p>運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止させるための設計基準事故対処設備が機能喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）による制御棒緊急挿入、原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制、自動減圧系等の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止により、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するための手順等を整備する。</p> <p>また、自動での原子炉緊急停止及び手動による原子炉緊急停止ができない場合は、原子炉出力の抑制を図った後にほう酸水注入により未臨界に移行する手順等を整備する。</p>
対応手段等	<p>ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）による制御棒緊急挿入</p> <p><u>運転時の異常な過渡変化時において、発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象（以下「ATWS」という。）が発生するおそれがある場合又はATWSが発生した場合は、ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）により、制御棒が自動で緊急挿入するため、発電用原子炉が緊急停止したことを確認する。</u></p> <p><u>また、ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）により制御棒が自動で緊急挿入しなかった場合は、中央制御室からの手動操作によりATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）等を作動させて制御棒を緊急挿入し、発電用原子炉を緊急停止する。</u></p>
	<p>フロントライン系故障時</p> <p>原子炉再循環ポンプ停止</p> <p>ATWSが発生した場合は、ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）により原子炉再循環ポンプが自動で停止するため、炉心流量が低下し、原子炉出力が抑制されたことを確認する。</p> <p>また、ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）により原子炉再循環ポンプが自動で停止しなかった場合は、中央制御室からの手動操作により原子炉再循環ポンプを停止し、原子炉出力を抑制する。</p>
	<p>自動減圧系等の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止</p> <p>ATWSが発生した場合は、自動減圧起動阻止スイッチ及び代替自動減圧起動阻止スイッチにより自動減圧系及び代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）による自動減圧を阻止し、原子炉圧力容器への冷水注水量の増加に伴う原子炉出力の急上昇を防止する。</p>
	<p>ほう酸水注入</p> <p>ATWSが発生した場合は、原子炉再循環ポンプ停止により原子炉出力を抑制した後、中央制御室からの手動操作によりほう酸水注入系を起動し、原子炉圧力容器へほう酸水を注入することにより発電用原子炉を未臨界とする。</p>

<p style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">配慮すべき事項</p>	<p style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">重大事故等時の対応手段の選択</p>	<p><u>運転時の異常な過渡変化の発生時において、発電用原子炉がスクラムすべき状況にもかかわらず全制御棒が全挿入されない場合は、A T W S緩和設備（代替制御棒挿入機能）により制御棒が自動で緊急挿入するため、発電用原子炉が緊急停止したことを確認する。</u></p> <p><u>A T W S緩和設備（代替制御棒挿入機能）により制御棒が自動で緊急挿入しなかった場合は、中央制御室からの手動操作によりA T W S緩和設備（代替制御棒挿入機能）等を作動させて制御棒を緊急挿入し、発電用原子炉を緊急停止する。</u></p> <p>A T W S緩和設備（代替制御棒挿入機能）により制御棒が緊急挿入しなかった場合は、原子炉停止機能喪失と判断し、中央制御室からの手動操作により原子炉再循環ポンプを停止し、自動減圧系及び代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）の自動起動阻止を行うとともに、ほう酸水注入系を速やかに起動し、発電用原子炉を未臨界とする。</p>
--	---	--

第 1.1-1 表 重大事故等対策における手順書の概要 (3/19)

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等		
方針目的	<p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、手動操作による減圧及び減圧の自動化により原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する手順等を整備する。</p> <p>また、炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合において、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する手順等を整備する。</p> <p>さらに、インターフェイスシステムLOCA発生時において、炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する手順等を整備する。</p>	
	フロントライン系故障時	<p>減圧の自動化</p> <p><u>設計基準事故対処設備である逃がし安全弁の自動減圧機能が故障等により発電用原子炉の減圧ができない場合は、代替自動減圧ロジック(代替自動減圧機能)の自動作動を確認し、発電用原子炉を減圧する。</u></p> <p>手動操作による減圧</p> <p><u>設計基準事故対処設備である逃がし安全弁の自動減圧機能が故障等により発電用原子炉の減圧ができない場合は、中央制御室からの手動操作により逃がし安全弁を開操作し、発電用原子炉を減圧する。</u></p>
対応手段等	サポート系故障時	<p>常設直流電源系統喪失時の減圧</p> <p>常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の作動に必要な直流電源が喪失し、発電用原子炉の減圧ができない場合は、以下の手段により直流電源を確保し、逃がし安全弁の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 常設代替直流電源設備により直流電源を確保する。その後、常設代替直流電源設備の蓄電池の枯渇を防止するため、可搬型直流電源設備により直流電源を継続的に供給する。 逃がし安全弁の作動回路に主蒸気逃がし安全弁用蓄電池(補助盤室)を接続して直流電源を確保する。
		<p>逃がし安全弁窒素ガス供給</p> <p>逃がし安全弁機能用アキュムレータ及び自動減圧機能用アキュムレータの供給圧力が喪失した場合は、逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガスの供給源が逃がし安全弁窒素ガス供給系に切り替わることで逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガスを確保し、逃がし安全弁の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する。</p> <p>逃がし安全弁窒素ガス供給系からの供給期間中において、逃がし安全弁の作動に伴い窒素ガスの圧力が低下した場合は、予備の逃がし安全弁用窒素ガスポンペに切り替える。</p>

対応手段等	サポート系故障時	代替電源設備を用いた逃がし安全弁の復旧	<p>全交流動力電源又は常設直流電源の喪失により逃がし安全弁が作動せず発電用原子炉の減圧ができない場合は、以下の手段により直流電源を確保し、逃がし安全弁の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型直流電源設備により直流電源を確保する。 ・代替交流電源設備により充電器を受電することで直流電源を確保する。
	容器雰囲気直接加熱の防止	高圧溶融物放出／格納	<p>炉心損傷時、原子炉圧力容器への注水手段がない場合は、原子炉圧力容器が高圧の状態で破損した場合に溶融物が放出され、原子炉格納容器内の雰囲気気直接加熱されることによる原子炉格納容器の破損を防止するため、逃がし安全弁の手动操作により発電用原子炉を減圧する。</p>
	LOCA発生時	インターフェイスシステム	<p>インターフェイスシステムLOCAが発生した場合は、発電用原子炉を手動停止するとともに、原子炉格納容器外への原子炉冷却材の漏えいを停止するため、漏えい箇所を隔離する。</p> <p>漏えい箇所を隔離できない場合は、原子炉格納容器外への原子炉冷却材の漏えいを抑制するため、逃がし安全弁等により発電用原子炉を減圧し、漏えい箇所を隔離する。</p> <p>原子炉冷却材が原子炉格納容器外へ漏えいし原子炉建物原子炉棟内の圧力が上昇した場合は、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルが開放することで、原子炉建物原子炉棟内の圧力及び温度の上昇を抑制し、環境を改善する。</p>
配慮すべき事項	重大事故等時の対応手段の選択	フロントライン系故障時	<p>設計基準事故対処設備である逃がし安全弁の自動減圧系機能喪失により逃がし安全弁が作動しない場合は、低圧で原子炉注水が可能な系統又は代替注水系による原子炉圧力容器への注水準備が完了していることを確認し、逃がし安全弁等により発電用原子炉を減圧する。</p> <p>なお、原子炉水位低(レベル1)設定点到達10分後及び残留熱除去ポンプ(低圧注水モード)又は低圧炉心スプレイ・ポンプが運転している場合は、代替自動減圧ロジック(代替自動減圧機能)が自動作動することを確認し、これにより発電用原子炉を減圧する。</p>
		サポート系故障時	<p>常設直流電源系統の喪失により逃がし安全弁が作動しない場合は、可搬型直流電源設備又は主蒸気逃がし安全弁用蓄電池(補助盤室)により逃がし安全弁を作動させて発電用原子炉を減圧する。</p> <p>常設直流電源の喪失により逃がし安全弁が作動しない場合は、可搬型直流電源設備により逃がし安全弁を作動させて発電用原子炉を減圧する。</p> <p>常設直流電源喪失の原因が全交流動力電源喪失の場合は、代替交流電源設備により充電器を受電することで直流電源を確保し、逃がし安全弁の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する。</p> <p>逃がし安全弁作動室素ガスの喪失により逃がし安全弁が作動しない場合は、逃がし安全弁室素ガス供給系の逃がし安全弁用室素ガスボンベにより逃がし安全弁の作動に必要な室素ガスを確保し、逃がし安全弁の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する。</p>

配慮すべき事項	代替自動減圧機能による 発電用原子炉の自動減圧時 の留意事項	<p>「1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」における対応操作中は、<u>発電用原子炉の自動減圧による原子炉圧力容器への注水量の増加に伴う原子炉出力の急上昇を防止するため、自動減圧起動阻止スイッチ及び代替自動減圧起動阻止スイッチにより自動減圧系及び代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）による自動減圧を阻止する。</u></p>
	逃がし安全弁 の背圧対策	<p>逃がし安全弁は、想定される重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件においても確実に作動できるよう、逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス圧力に調整する。</p>
	インターフェイスシステム LOCA時の溢水の影響	<p>隔離操作場所及び隔離操作場所へのアクセスルートは、インターフェイスシステムLOCAにより漏えいが発生する機器よりも上層階に位置し、溢水の影響がないようにする。</p>
	インターフェイスシステム LOCAの検知	<p>インターフェイスシステムLOCAの発生は、原子炉格納容器内外のパラメータ等により判断する。非常用炉心冷却系ポンプ設置室は、原子炉建物原子炉棟内において各部屋がエリアごとと分離されているため、漏えい箇所の特定は、温度検知器、漏えい警報、監視カメラ及び火災感知器により行う。</p>
	作業性	<p>インターフェイスシステムLOCA発生時において、現場で漏えい箇所を隔離する場合は、隔離操作場所及び隔離操作場所へのアクセスルートの環境を考慮して、現場環境（温度・湿度・圧力）が改善された状態で行い、事故環境下においても作業できるよう保護具を確実に装着する。</p>
	燃料補給	<p>配慮すべき事項は、「1.14 電源の確保に関する手順等」の燃料補給と同様である。</p>