女川原子力	発電所保安規定審査資料
資料番号	T S - 4 1
提出年月日	2022年9月28日

女川原子力発電所2号炉

原子炉施設保安規定に係る説明資料 (保安規定と手順書との関連)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

2022年9月 東北電力株式会社

- 1. 重要事故シーケンスと保安規定記載内容について
- 2. 火災,内部溢水,火山影響等及びその他自然災害に係る対応と保安規定記載内 容について

1. 重要事故シーケンスと保安規定記載内容について

女川原子力発電所2号炉保安規定添付1−1「原子炉がスクラムした場合の運転操作手順」 および添付1−3「重大事故等および大規模損壊対応に係る実施基準」に定める各基準が有 効性評価における重要事故シーケンス等における対応手順を満足していることを確認する。

目 次

T	I. 原子炉がスクラムした場合の運転	伝操作手順と手順書との関連1-Ⅰ-Ⅰ-1
Π	Ⅱ. 重大事故及び大規模損壊対応に依	系る実施基準と手順書との関連1-Ⅱ-1
Ш	Ⅲ. 重大事故シーケンスの対応手順に	こ対する保安規定の記載内容の整理
1	1.「高圧・低圧注水機能喪失」の対	応手順の概要1-Ⅲ.1-1
2	2.「高圧注水・減圧機能喪失」の対	応手順の概要1-Ⅲ.2-1
3	3.「全交流動力電源喪失(長期TB)」の対応手順の概要
	「全交流動力電源喪失(TBU)」	の対応手順の概要1-Ⅲ.3-1
4	4.「全交流動力電源喪失(TBD)」	の対応手順の概要1-Ⅲ.4-1
5	5.「全交流動力電源喪失(TBP)」	の対応手順の概要1-Ⅲ.5-1
6	6.「崩壊熱除去機能喪失(取水機能	が喪失した場合)」の対応手順の概要1-Ⅲ.6-1
7	7. 「崩壊熱除去機能喪失(残留熱除	去系が故障した場合)」の対応手順の概要1-Ⅲ.7-1
8	8.「原子炉停止機能喪失」の対応手	順の概要1-Ⅲ.8-1
9	9.「LOCA時注水機能喪失」の対	応手順の概要1-Ⅲ.9-1
1	10.「格納容器バイパス(インター	フェイスシステムLOCA)」の対応手順の概要
		1-III.10-1
1	11.「雰囲気圧力・温度による静的	負荷(格納容器過圧・過温破損)」
1	11.「雰囲気圧力・温度による静的 の対応手順の概要(代替循環)	
1	の対応手順の概要(代替循環)	
_	の対応手順の概要(代替循環》 「水素燃焼」	令却系を使用する場合)
_	の対応手順の概要(代替循環 「水素燃焼」 12.「雰囲気圧力・温度による静的	冷却系を使用する場合) 1-Ⅲ.11-1
1	の対応手順の概要(代替循環A 「水素燃焼」 12.「雰囲気圧力・温度による静的 の対応手順の概要(代替循環A	冷却系を使用する場合) 1-Ⅲ.11-1 負荷(格納容器過圧・過温破損)」
1	の対応手順の概要(代替循環A 「水素燃焼」 12.「雰囲気圧力・温度による静的 の対応手順の概要(代替循環A	冷却系を使用する場合) 1-Ⅲ.11-1 負荷(格納容器過圧・過温破損)」 冷却系を使用できない場合)1-Ⅲ.12-1 囲気直接加熱」の対応手順の概要
1	の対応手順の概要(代替循環) 「水素燃焼」 12.「雰囲気圧力・温度による静的 の対応手順の概要(代替循環) 13.「高圧溶融物放出/格納容器雰 「原子炉圧力容器外の溶融燃料	冷却系を使用する場合) ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・
1	の対応手順の概要(代替循環科 「水素燃焼」 12.「雰囲気圧力・温度による静的 の対応手順の概要(代替循環科 13.「高圧溶融物放出/格納容器雰 「原子炉圧力容器外の溶融燃料 「溶融炉心・コンクリート相互	冷却系を使用する場合) 1-Ⅲ.11-1 負荷(格納容器過圧・過温破損)」 冷却系を使用できない場合)1-Ⅲ.12-1 囲気直接加熱」の対応手順の概要 -冷却材相互作用」
1 1 1	の対応手順の概要(代替循環科 「水素燃焼」 12.「雰囲気圧力・温度による静的 の対応手順の概要(代替循環科 13.「高圧溶融物放出/格納容器雰 「原子炉圧力容器外の溶融燃料 「溶融炉心・コンクリート相互 14.「想定事故1」の対応手順の概	 令却系を使用する場合) ①→Ⅲ.11-1 負荷(格納容器過圧・過温破損)」 令却系を使用できない場合) ②→二、1→Ⅲ.12-1 囲気直接加熱」の対応手順の概要 一冷却材相互作用」 作用」 (作用」
1 1 1 1	の対応手順の概要(代替循環科 「水素燃焼」 12.「雰囲気圧力・温度による静的 の対応手順の概要(代替循環科 13.「高圧溶融物放出/格納容器雰 「原子炉圧力容器外の溶融燃料 「溶融炉心・コンクリート相互 14.「想定事故1」の対応手順の概 15.「想定事故2」の対応手順の概	 冷却系を使用する場合)
1 1 1 1 1	の対応手順の概要(代替循環 「水素燃焼」 12.「雰囲気圧力・温度による静的 の対応手順の概要(代替循環 13.「高圧溶融物放出/格納容器雰 「原子炉圧力容器外の溶融燃料 「溶融炉心・コンクリート相互 14.「想定事故1」の対応手順の概 15.「想定事故2」の対応手順の概 16.「崩壊熱除去機能喪失」の対応	 冷却系を使用する場合)

I. 原子炉がスクラムした場合の運転操作手順と手順書との関連

泉	子炉がスクラムした場合の運転操作手順と手順書との	因任
	1. 原子炉制御	
	1. 原丁が前仰 (1) スクラム	
	①目的	
	 ・ 原子炉を停止する。 	
	 ・ 十分な炉心冷却状態を維持する。 	
	 ・ 原子炉を冷温停止状態まで冷却する。 	
	 ・一次および二次格納容器制御への導入条件を監視する。 ②導入条件 	③脱出条件
		③脱田采件
	 原子炉スクラム信号が発生した場合 	
	・ 手動スクラムした場合	
	・各制御の脱出条件が成立した場合	
	④基本的な考え方	
	 原子炉スクラム要求時にはスクラム成功の有無の確認者 	
		子炉制御「スクラム」で収束させ、通常停止操作に移行する。
	 各計器を並行監視し、徴候に応じた制御を行う。 	
		各納容器制御より優先される。ただし、一次格納容器が損傷
	する恐れがある場合には原子炉制御「スクラム」と一緒	
	· · · · · · · · · · · · · · · · · · ·	操作は原子炉制御「スクラム」と二次格納容器制御を並行し
	て行う。	
		力」の制御棒全挿入を確認し,「原子炉水位」,「原子炉圧力」,
	「電源・タービン」の各制御を並行して行う。	
	 多重故障により他の制御への移行条件が成立した場合に 	こは、移行先の制御を優先し、残りの制御は原子炉制御「ス
	クラム」での制御を並行して行う。	
	<u>⑤主な監視操作</u> 内容	
	A. 原子炉出力	
1	 「原子炉自動スクラム」警報の発信を確認する。 	
2	 ・ 全制御棒挿入状態を確認する。 	
3	 ・平均出力領域モニタの指示を確認する。 	
4	 ・ 自動スクラムが失敗した場合には、手動スクラムを行 	¢.
5	・ 原子炉モードスイッチを「停止」位置にする。	
6	 ・ 全制御棒が全挿入位置まで挿入されていない場合、代表 	書制御棒挿入機能を動作させる。
7	・ 全挿入位置まで挿入されていない制御棒が1本を超え	る場合、「反応度制御」へ移行する。また、「反応度制御」に
	移行した場合には,原子炉水位制御も「反応度制御」	で行う。
8	 ・ 全制御棒が全挿入位置まで挿入された場合または全挿 	入位置まで挿入されていない制御棒が1本以下の場合, 原子
	炉水位,原子炉圧力,スクラム排出容器ドレン弁,べ、	ント弁の閉鎖および原子炉再循環ポンプ速度を確認する。
9	 ・ 平均出力領域モニタおよび起動領域モニタにより原子 	戸未臨界を確認する。
	B. 原子炉水位	
10	・ 原子炉水位を確認する。	
1	・ 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値まで低下した	こ場合,格納容器隔離弁の開閉状態を確認する。
12)	・ タービン駆動給水ポンプを停止し**, 電動駆動給水ポン	プおよび給水制御系(単要素)で原子炉水位を原子炉水位低
	スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設筑	産値の間を目標として維持する。
13	・ 給復水系(主復水器を含む)が正常でない場合,原子炉	同隔離時冷却系を手動作動する。(原子炉隔離時冷却系が自動
	作動した場合は不要)	
14	・ 原子炉水位が非常用炉心冷却系作動水位まで低下した	易合には、非常用炉心冷却系および原子炉隔離時冷却系の運
	転状態を確認する。	
	 給復水系,非常用炉心冷却系または原子炉隔離時冷却。 	系により原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子
15)	炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持	寺する。
16	・原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上に維持	
15 16 17	・原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上に維持	できない場合は,原子炉制御「水位確保」に移行する。 不明」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ

1	 ・原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」および一次格納容器制御「格納容器 	
	水素濃度制御」へ移行する。	
2	・原子炉水位を連続的に監視する。	
	※:タービン駆動給水ポンプは,原子炉水位高タービントリップ設定値で自動停止する。	
	C. 原子炉圧力	
3	・原子炉スクラム後、原子炉圧力を確認する。	
(4)	 ・ 主蒸気隔離弁が開の場合、原子炉圧力制御が正常であることを確認する。また、主復水器が使用可能であることを 	
_	確認する。	
(5)		
۲		
6	 ・ 主蒸気逃がし安全弁が開固着した場合、一次格納容器制御「サプレッションプール水温制御」へ移行する。 	
0	 主蒸気隔離弁が閉の場合、主蒸気逃がし安全弁を開して、原子炉圧力を調整する。また、主蒸気逃がし安全弁の開 	
U	第二条 X (構成 デルスの) 第二条 X (通ん) と 女 王 デ を (開 と て、 デ) ゲ (上) を 詞 並 う る。 な に、 王 ※ X (通ん) と 女 王 デ の 所 閉によって原子炉圧力の調整ができない場合、原子炉制御「減圧冷却」へ移行する。なお、主復水器が使用可能で	
	別にようて原子が圧力の調整ができない物ロ、原子が可能で成正的400°を移力する。なお、主後水益が使用可能で ある場合は主蒸気管ドレン弁により調整してもよい。	
	のる物ロは主然気冒下レンデにより調整してもよい。 ・ 主蒸気隔離弁が閉の場合、主蒸気兆がし安全弁の開閉によってサプレッションプールの水温が上昇するため、残留	
8		
	熱除去系によるサプレッションプール冷却を行う。	
9	 原子炉圧力がタービンバイパス弁または主蒸気逃がし安全弁により制御されていることを連続的監視する。また主 	
	蒸気逃がし安全弁で制御している場合は、主蒸気逃がし安全弁の開閉状態を連続的に監視する。	
	D. 電源・タービン	
10	 原子炉スクラム後,発電機出力が低下していることおよびタービン自動トリップを確認する。 	
	 タービントリップ状態および発電機トリップ状態を確認する。 	
-	 所内電源系が確保されていることを確認する。 	
(13)	 ・直流電源が確保されない場合は、「電源回復(直流電源復旧)」へ移行する。 	
(14)	 ・ 起動変圧器から受電されていない場合、「電源回復(交流電源復旧)」へ移行する。 	
(15)	 非常用母線が正常であることを確認する。正常でない場合、「電源回復」へ移行する。 	
(16)	 ・ 主蒸気隔離弁が開の場合、原子炉圧力制御が正常であること、主復水器が使用可能であることを確認する。 	
1	・ 原子炉圧力制御が正常でない場合または主復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を閉鎖し原子炉を隔離す	
	る。	
(18)	 タービンおよび発電機の停止状態を確認する。 	
(19)	 空気抽出器およびグランドシールの切替により主復水器真空度を維持する。 	
	E. モニタ確認	
20	 各種放射線モニタの指示を確認する。 	
(21)	 各種放射線モニタの指示の異常が確認された場合、「復旧」操作へ移行せず原因の調査を実施する。 	
	F. 復旧	
(22)	 ・原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上で安定していることを確認する。 	
(23)	 格納容器隔離系がリセット可能であることを確認する。 	
24	 原子炉圧力等の主要パラメータが整定していることを確認する。 	
(25)	 外部電源により電源が確保されていることを確認する。 	
	 直流電源負荷抑制を実施していた場合、負荷抑制を復旧する。 	
21	 格納容器隔離信号をリセットし,隔離状態を復旧する。 	
(28)	 原子炉冷却材浄化系により原子炉水位が調整可能であることを確認する。また、原子炉建屋換気空調系を起動し、 	
-	非常用ガス処理系を停止する。	
(29)	・ スクラム原因を究明し,原因除去後スクラムリセットを行う。	
-	 ・原子炉再循環ポンプが停止している場合、原子炉水位を原子炉水位高タービントリップ設定値以上で維持する。 	
	・原子炉を冷温停止する。	
<u> </u>		

G. 一次格納容器制御への導入	
① ① ① ① ④ ④ ●	
() (低価価価価価価価価価価価価価値)。	
H. 二次格納容器制御への導入	
 2 ・ 二次格納容器制御への導入条件を監視する(原子炉がスクラムしない場合を含む)。 	
② 「二八僧和谷命呵仰、の等八木件を監視する(床丁炉パネクラムしない場面を占む)。	

1. 原子炉制御		
(2)反応度制御		
①目的		
 スクラム不能異常過渡事象発生時に、原子炉を安全に係 	亭止させる。	
なお、スクラム不能異常過渡事象とは、ATWSのこ	とをいう。	
②導入条件	③脱出条件	
 原子炉制御「スクラム」により1本を超える制御棒が 	 ・未挿入制御棒が1本以下まで全挿入された場合 	
全挿入されていない場合		
④基本的な考え方		
 ・短期的には原子炉の健全性を維持し、長期的には非常用 	用炉心冷却系の水源であるサプレッションプールの健全性を	
維持する。		
	庁操作する。なお、同時に実行することが不可能な場合は、	
「ほう酸水注入系」、「水位」、「制御棒」、「圧力」の順に		
⑤主な監視操作内容		
A. 反応度制御		
	削御棒が全挿入位置まで挿入されていない場合には、「反応度	
制御」のほう酸水注入系起動操作および水位制御、制御		
 原子炉再循環ポンプを停止する。 	THTATL , 戸フリロピ 生 日本 F 7 20	
 ・ 自動減圧系作動阻止スイッチにより自動減圧系の動作 	を阻止する。	
	1 PIL-1 / 0/0	
B. ほう酸水注入系		
 4 ・ ほう酸水注入系を起動する。 		
 ・ 原子炉冷却材浄化系が隔離したことを確認する。 		
	全制御棒が全挿入位置または未挿入制御棒が1本以下まで	
全挿入された場合は、ほう酸水注入系を停止する。	王的时间77711月77日世纪7月14月14月14月14月14月14日	
 主神八された物では、はり飯小住八宗を停止する。 未臨界を確認する。 		
C. 水位		
	明および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行	
する。	为4530 八田村石田时时,田村石田水来版汉时时1(191)	
,	以上の場合、または原子炉が隔離状態の場合「水位低下」操	
	光山の湯台, またはボリック「福祉などの湯台」が住民す」、 能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値以下になるまで低	
下させる(原子炉水位の下限値は高圧で注水可能な非常		
	水位低下制限値(高圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水	
	ム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限値以上に維持す	
	出力高判定値未満で,かつ原子炉が隔離状態でない場合,水	
位維持操作を行う(原子炉水位を原子炉隔離時冷却系自		
	合は、原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉	
水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持す		
	/ ~。 水位低下限値以上に維持できない場合は,給復水系,非常用	
○ 「「 」 / 「 」 / 「 」 / 」 / 」 / 」 / 」 / 」 /	(復水移送ポンプ),低圧代替注水系(可搬型),代替循環冷	
	(復水移送ホンフ), 仏圧八沓在水赤(弓脈空), 八沓循環市 ペンプ), ろ過水系)を起動後, 自動減圧機能を有する主蒸気	
逃がし安全弁を優先して主蒸気逃がし安全弁を順次開加	又し、 尿ナ炉水位を有効燃料貝部以上に維持する。	

D. 制御棒

- スクラム弁が閉の場合,代替制御棒挿入機能の動作,選択制御棒手動挿入,スクラムパイロット弁電磁弁の電源切, スクラムテストスイッチによるシングルロッドスクラムまたは制御用空気の排気を行う。
- ② ・スクラム弁が開の場合、スクラムリセットし、スクラム排出容器水位高リセットを確認し、手動スクラム、代替制 御棒挿入機能の動作またはスクラムテストスイッチによるシングルロッドスクラムを行う。
- ③ ・ 制御棒駆動水圧系の水圧を確保し、制御棒を手動挿入する。
- ④ ・制御棒駆動水圧系の引抜配管ベント弁から排水し制御棒を挿入する。

E. 圧力

- 5 · 反応度制御中は、主蒸気逃がし安全弁またはタービンバイパス弁により原子炉圧力を一定に制御する。
- ⑥ ・ ほう酸水全量注入完了後,原子炉未臨界を確認し,原子炉圧力を残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)の使用可能 圧力未満まで低下させ,残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)を起動する。

F. 「反応度制御」水位不明

- ⑦ ・「反応度制御」水位不明を実行中に未挿入制御棒が1本以下まで挿入された場合には、不測事態「水位不明」に移行する。
- ⑧ ・給復水系,非常用炉心冷却系,低圧代替注水系(低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ),低圧代替注水系(可 搬型),代替循環冷却系,低圧代替注水系(常設)(直流駆動低圧注水系ポンプ),ろ過水系)を追加起動する。
- ⑨ ・主蒸気隔離弁,格納容器隔離弁および主蒸気ドレン弁ならびに原子炉隔離時冷却系および原子炉冷却材浄化系の隔 離弁を閉鎖する。
- ・ 自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を「反応度制御」原子炉水位不明操作時必要弁数開して、原子炉を減圧し、原子炉圧力が炉心冠水最低圧力以上で、かつできる限り低くなるように注水する。
- ・原子炉圧力が炉心冠水最低圧力以上を維持できない場合、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を順次開にして、原子炉圧力が炉心冠水最低圧力以上で、かつできる限り低くなるように注水する。

 原子炉制御 (3) 水位確保 ①目的 原子炉水位を有効燃料頂部以上に回復させ、安定に維持す ②導入条件 原子炉制御「スクラム」において原子炉水位が原子炉水 位低スクラム設定値以上に維持できない場合 不測事態「水位回復」において原子炉水位を有効燃料頂 部以上に維持できる場合または有効燃料頂部以上で安定 している場合 不測事態「急速減圧」において、減圧が完了し水位が判 明している場合 不測事態「永位不明」において最長許容炉心露出時間以 	る。 ③脱出条件 ・原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水 位高タービントリップ設定値の間に維持できる場合	
圧代替注水系(低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ	維持する。 まず原子炉水位が降下中の場合であって,給復水系および非 圧代替注水系により原子炉水位の維持ができない場合は,低 ,低圧代替注水系(可搬型),代替循環冷却系,低圧代替注 起動し,不測事態「急速減圧」に移行する。低圧代替注水系 。 測事態「水位回復」および一次格納容器制御「格納容器水素	

1. 原子炉制御		
(4) 減圧冷却		
①目的		
・原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持しつつ、原子炉を減圧		
②導入条件(③脱出条件	
・ 原子炉制御「スクラム」において,主蒸気隔離弁が閉状	・原子炉圧力が残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)の使	
態でかつ主蒸気逃がし安全弁による原子炉圧力の調整が	用可能圧力以下で,残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)	
できない場合またはタービンバイパス弁もしくは主蒸気	が起動した場合	
逃がし安全弁を使用して原子炉圧力の調整および監視が		
できる場合		
・ 原子炉制御「水位確保」において,有効燃料頂部から原		
子炉水位低スクラム設定値の間に維持可能な場合		
 一次格納容器制御「サプレッションプール水温制御」に 		
おいて、手動スクラム後、サプレッションプール水温が		
サプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲外の		
④基本的な考え方		
 緊急性を要しないため、原子炉減圧時の原子炉冷却材温度変 	変化率は原子炉冷却材温度変化率制限値以内になるように	
努める。		
・主蒸気逃がし安全弁にて減圧冷却を行う場合には、原子炉		
監視しながら、主蒸気逃がし安全弁の開閉を間欠に行う。さ		
開閉する主蒸気逃がし安全弁を選択する。また、サプレッシ	ョンフール水温上昇防止のため,残留熱除去糸によるサフ	
レッションプール冷却を行う。		
 ・ 水位と減圧を並行操作する。 ⑤主な監視操作内容 		
<u>③主な監視</u> 傑作的谷 A. 水位		
 ・給復水系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系または高 	正代恭注水系を使用して 原子に水位を方効燃料頂部から	
原子炉水位高タービントリップ設定値の間で維持する。	上代自住が来る使用して,床了炉水匠を有効燃料項前から	
 ・原子炉水位が不明の場合には、不測事態「水位不明」および 	バー次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する	
 ・原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できない場合は、不測 		
濃度制御」に移行する。		
B. 減圧		
	島合 - 原子 / 「 F / 」 「 F / _] 」 ` F / _] 」 ` F / _]	
水系定格流量維持最低圧力以上に維持する。		
 ・ 主復水器が使用可能である場合、タービンバイパス弁等に 	る減圧を行う。	
 主復水器が使用不能であり、かつサプレッションプール水洋 		
でサプレッションプール冷却が実施されている場合、主蒸気	いたし安全弁等による減圧を行う。	
・ 主復水器が使用不能であり、かつサプレッションプール水浴	量がサプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲に	
入った場合,不測事態「急速減圧」に移行する。		
・ 原子炉圧力が残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)の使用す	可能圧力以下の場合は、残留熱除去系(原子炉停止時冷却	
系)を起動する。残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)が起	2動できない場合は,復旧を図る。	

,		
	 一次格納容器制御 (1)格納容器圧力制御 	
	・格納容器圧力を監視し、制御する。	
	②導入条件 ③脱出条件	
	・ ドライウェル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上の場 ・ ドライウェル圧力の上昇の原因が, 窒素ガスまたは空気	
	合の漏えいであり、ドライウェル温度が66℃以下で、かつドライウェルベントを実施した場合	
	 24時間以内にドライウェル圧力が非常用炉心冷却系作 	
	動圧力未満に復帰した場合	
	④基本的な考え方	
	 サプレッションプール圧力を設計基準事故時最高圧力以下に維持できない場合は、格納容器の健全性を維持して、できる限り放射能放出を抑える目的で、格納容器設計圧力に達する前に原子炉を急速減圧する。 	
	・サプレッションプール圧力を格納容器設計圧力以下に維持できない場合は、原子炉を満水にし、格納容器最高使用圧力	
	を超える場合は格納容器ベントを行う。	
	 一次格納容器内で原子炉冷却材圧力バウンダリの大破断が発生した場合、ドライウェルスプレイおよびサプレッションプールスプレイは安全解析上の要求時間以内に完了する必要があるため、速やかにドライウェルスプレイおよびサ 	
	プレッションプールスプレイを起動する。	
	・原子炉制御「反応度制御」を実施中は、原子炉制御「反応度制御」を優先する。	
	⑤主な監視操作内容	
1	A. 格納容器圧力制御 ・ドライウェル圧力高スクラム設定値で原子炉スクラムしたことを確認する。	
-	 ドライウェル圧力の上昇の原因が、窒素ガスまたは空気の漏えいであることが判明した場合は、非常用ガス処理系を使 	
3	用してドライウェルベントを行う。 ・ドライウェル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で、かつ原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水	
3	 トライリェル圧力が非常用炉心帯対条件動圧力以上で、かっ原子炉水位が成正で注水可能な非常用炉心帯対条件動水 位以下を経験した場合には、原子炉水位を有効炉心長の3分の2に相当する水位以上に維持可能であることを確認し 	
	た後に、ドライウェルスプレイおよびサプレッションプールスプレイを実施する。また、一次格納容器制御「格納容器	
(4)	水素濃度制御」を並行して行う。 ・ 原子炉水位が不明となった場合は、不測事態「水位不明」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」を行う。	
<u> </u>	 ・ ホデル水位が不明となった場合は、不同事態「水位不明」およい一次格納谷益前側「格納谷益水系震度前側」を行う。 ・ サプレッションプール圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上の場合は、サプレッションプールスプレイを起動する。 	
6	 サプレッションプール圧力がドライウェルスプレイ起動圧力以上かつ設計基準事故時最高圧力未満の状態が24時間 	
	継続した場合またはサプレッションプール圧力が設計基準事故時最高圧力以上の場合は,原子炉再循環ポンプおよび ドライウェル空調機を停止し,ドライウェルスプレイおよびサプレッションプールスプレイを起動する。	
7	 ・サプレッションプール圧力が設計基準事故時最高圧力以下に維持できない場合は、不測事態「急速減圧」へ移行する。 	
8	 サプレッションプール圧力が格納容器設計圧力以上の場合、ドライウェル代替スプレイを間欠で実施する。なお、サプ 	
	レッションプール水位が外部水源注水量限界に到達した場合,ドライウェル代替スプレイを停止する。	
	B. 原子炉満水	
9	 サプレッションプール圧力が格納容器設計圧力以上の場合であって、ドライウィルスプレイまたはサプレッションプ ールスプレイおよびドライウェル代替スプレイを起動できない場合、非常用炉心冷却系を起動後、「急速減圧」時必要 	
	ールスノレイおよびトライリェル代替スノレイを起動でさない場合、非常用炉心帯却系を起動後、「急速減圧」時必要 最小弁数以上の主蒸気逃がし安全弁を開し、主蒸気隔離弁、主蒸気ドレン弁、原子炉隔離時冷却系および原子炉冷却材	
_	浄化系の隔離弁を閉鎖する。	
10	・ 原子炉水位をできるだけ高く維持する。	
	C. 格納容器ベント	
1	 サプレッションプール圧力が格納容器最高使用圧力に到達した場合は、炉心損傷がないことを確認して、格納容器ベン 	
(12)	トを実施する。 ・ 格納容器ベントは、サプレッションプール側フィルターベントラインを優先する。サプレッションプール側が使用でき	
	ない場合は、ドライウェル側フィルターベントラインを使用する。フィルターベントラインが使用できない場合は、サ	
	プレッションプール側耐圧ベントラインを優先する。サプレッションプール側が使用できない場合は、ドライウェル側 耐圧ベントラインを使用する。	
	101)	

2. 一次格納容器制御 (2) ドライウェル温度制御 ①目的	
①目的	
 ドライウェルの空間温度を監視し、制御する。 	
②導入条件 ③脱出条件	
・ドライウェル冷却系戻り温度が通常運転時制限温度以上 ・ドライウェル冷却系戻り温度が通常運転時制限温度未満	
の場合 維持可能で,かつドライウェル局所温度が温度高警報設	
 ・ドライウェル局所温度が温度高警報設定点以上の場合 定点未満となった場合 	
 ④基本的な考え方 	
 ドライウェル空間温度が主蒸気隔離弁用弁位置検出器許容温度に到達した場合、原子炉手動スクラムする。 	
 ドライウェル空間温度がドライウェル設計温度に到達したら、ドライウェルスプレイを起動する。 	
 ドライウェル設計温度以下に維持できない場合は、不測事態「急速減圧」に移行する。 	
・ 原子炉制御「反応度制御」を実施中は, 原子炉制御「反応度制御」を優先する。	
⑤主な監視操作内容	
① ・ドライウェル冷却系戻り温度が通常運転時制限温度以上またはドライウェル局所温度が温度高警報設定点以上の場合	
は、予備のドライウェル空調機を運転する。	
② ・ドライウェル局所温度が温度高警報設定点以上かつ主蒸気隔離弁用弁位置検出器許容温度未満の場合、通常停止を行	
Ď₀	
③ ・ ドライウェル局所温度が主蒸気隔離弁用弁位置検出器許容温度以上かつドライウェル設計温度未満の場合、手動スク	
ラムする。	
④ ・ドライウェル局所温度がドライウェル設計温度に到達したらドライウェル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力に達した	
場合,原子炉再循環ポンプおよびドライウェル空調機を停止し,ドライウェルスプレイを起動する。	
⑤ ・ドライウェルスプレイが起動失敗し、ドライウェル設計温度に到達した場合、ドライウェル代替スプレイを間欠で実施	
する。なお、サプレッションプール水位が外部水源注水量限界に到達した場合、ドライウェル代替スプレイを停止す	
5. A	
⑥ ・ドライウェル局所温度がドライウェル設計温度以下に維持できないようであれば、不測事態「急速減圧」に移行する。	
⑦ ・ドライウェル局所温度が水位不明判断曲線の水位不明領域に入った場合は、不測事態「水位不明」および一次格納容器	
制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。	

2.	一次格納容器制御

	19 11 -1 11-m	
2. 一次格納容		
	ションプール温度制御	
①目的		
	-ルの水温および空間部温度を監視し,	
②0 導入条件		③脱出条件
・原子炉制御「スク	ラム」において,主蒸気逃がし安全弁	 サプレッションプール水の平均温度が通常運転時制限温
が開固着の場合		度未満となった場合
・ サプレッションプー	- ル水の平均温度が通常運転時制限温	 サプレッションプール空間部の局所温度が温度高警報設
度を超えた場合		定点未満となった場合
・ サプレッションプ-	ール空間部の局所温度が温度高警報設	
定点以上の場合		
④基本的な考え	方	
		間部局所温度が通常運転時制限温度を超え、各制御を実施し
	合は、直ちに手動スクラムし、原子炉	を減圧する。
⑤主な監視操作	1 1	
	ョンプール水温制御	
		‡したら,サプレッションプールの冷却を開始する。
		たら,手動スクラムし,サプレッションプール水温を確認す
		▶の場合は原子炉制御「減圧冷却」へ移行し, サプレッション
	図の運転禁止範囲に入った場合は不測す	
・ サプレッションプー	−ル水温が 80℃に到達した場合,高圧	戸心スプレイ系の水源切替えを行う。
D IL PL L	、ノー・オークの日本別の	
	ョンプール空間部温度制御	
		で上昇したら、サプレッションプール冷却を実施するととも
		隔離時冷却系の運転,主蒸気逃がし安全弁排気管の異常,サ
	レ・ドライウェル間真空破壊弁の異常等 ・ 応期初に応じる	
		で上昇したら、サプレッションプールスプレイを作動させる。
		ても、サプレッションプール空間部局所温度が温度高警報設
		レッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲外の場合は原
ナ炉前仰「減圧行± 圧」へ移行する。	和」へ移行し、サフレッションノール熱	容量制限図の運転禁止範囲に入った場合は不測事態「急速減
圧」で移打する。		

2. 一次格納容器制御	
(4)サプレッションプール水位制御	
①目的	
・ サプレッションプール水位を監視し、制御する。	
②導入条件	③脱出条件
 シーラノスボード ・サプレッションプール水位が通常運転時高水位制限値以 	 ・サプレッションプール水位が通常運転時制限値以内に復
・リアレッションノール水位が通常運転時間水位制限値以上の場合	・ リノレッションノール水位が通常運転時前限値以内に復 旧した場合
上の場合 ・ サプレッションプール水位が通常運転時低水位制限値以	
・ リノレッションノール水位が通常運転時低水位制限値以 下の場合	
④基本的な考え方	
・サプレッションプール高水位は、冷却材喪失事故時の空間	かけまちかのナス知られて ルプレッシュンプ ルオウレ目
	」前体積を確保する観点がらリフレッションフール水位工并 「継続する場合は、手動スクラムし、減圧を開始する。さら
	*継続りる場合は、手動ヘクノムし、風圧を開始りる。さらおよび真空破壊弁機能喪失防止の観点から、通常運転時高水
	ねよい具全破壊弁機能喪天防止の観点から,通常運転時間が 真空破壊弁位置から作動差圧相当分の水位を引いた水位に到
	*空破壊并位直からFF動差圧相ヨガの小位を分いた小位に到 内容器ベント最高水位になる前に格納容器外部からの原子炉
	N容器ペント 策局 水位になる 則に 格納容器外部 からの 原于 炉
への注水を停止する。	
 サプレッションプール低水位は、冷却材喪失事故時の除素 	
	する場合は、手動スクラムし、減圧を開始する。また、急速
減圧へ移行するサプレッションプール水位以下になった場	合には、个測事態「急速減圧」へ移行する。
⑤主な監視操作内容	
A. サプレッションプール水位制御(高水位) ・サプレッションブール水位が2.4時間以内に通常運転時着	
	が位制限値以下に復旧しない場合は、原子炉を通常停止す
る。 ・ サプレッションプール水位上星を抑制すろ携置を行ってす	
 サプレッションプール水位上昇を抑制する措置を行っても 達した場合には、手動スクラムする。 	、サフレッションフール水位か通常連転時高水位限界値に到
	相当分の水位を引いた水位-0.2mに到達した場合は,原十炉 ウェルスプレイを実施する。なお、真空破壊弁位置から作動
	減圧」に移行する。なお,サプレッションプール水位の上昇
が補給水系等の漏えいによることが判明している場合には	
 サプレッションプール水位が、格納容器ベント最高水位に 	なる前に格納容器外部からの原子炉への注水を停止する。
	_
B. サプレッションプール水位制御(低水位)	
・ サプレッションプール水位が24時間以内に通常運転時間	5水位制限値以上に復旧しない場合は,原子炉を通常停止す
3	
 サプレッションプール水位低下を抑制する措置を行っても 	,サプレッションプール水位が通常運転時低水位限界値に到
達した場合は、手動スクラムする。	
 サプレッションプール水位が、急速減圧へ移行するサプレ 	ッションプール水位以下になった場合には, 不測事態 「急速
減圧」へ移行する。	

2. 一次格納容器制御				
(5) 格納容器水素濃度制御				
・格納容器内の水素および酸素濃度を監視し、制御する。				
②導入条件	③脱出条件			
 ・原子炉制御「スクラム」から導入され、主蒸気隔離弁 	↓ ・ 可燃性ガス濃度制御系を作動し、格納容器内の水素濃度			
閉後、12時間以内に冷温停止できない場合	が低下した場合			
 一次格納容器制御「格納容器圧力制御」においてドラ 	・ 格納容器内の水素濃度が可燃性限界に対し可燃性ガス濃			
ウェル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で、かつ	反制御系の起動に要する時間,格納容器雰囲気モニタの			
子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水	位 応答時間および計測誤差の余裕を見込んだ濃度未満の場			
以下を経験した場合	合			
 原子炉水位が有効燃料頂部以下を経験した場合 				
・ 原子炉水位が不明の場合				
④基本的な考え方				
 冷却材喪失事故または炉心露出が生じた場合には、格納容器雰囲気モニタまたは格納容器水素濃度計により格納容器 				
内の水素濃度を監視する。				
 原子炉水位不明または原子炉隔離かつ高温停止状態が長時間継続する場合には、格納容器雰囲気モニタまたは格納容 				
器水素濃度計により水素濃度の監視を開始し、可燃性ガス濃度制御系を作動させることができるようにする。				
 格納容器圧力が可燃性ガス濃度制御系運転時の制限日 	E力以下になるように必要に応じてドライウェルスプレイまたは			
サプレッションプールスプレイを運転し,可燃性ガス	サプレッションプールスプレイを運転し、可燃性ガス濃度制御系を作動させることができるようにする。			
 再結合器入口の可燃性ガス濃度が高い場合には、ドラ 	ライウェル内酸素および水素濃度と可燃性ガス濃度制御系再循環			
流量関係図の可燃領域に入らないように再循環流量を調整する。				
⑤主な監視操作内容				
・ ドライウェル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で、かつ原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水				
位以下を経験した場合、格納容器雰囲気モニタまたは	t格納容器水素濃度計により格納容器内の水素濃度を監視する。			
 主蒸気隔離弁全閉後12時間以内に冷温停止できない 	い場合または原子炉水位が不明になった場合は、格納容器雰囲気			
モニタまたは格納容器水素濃度計により格納容器内の	の水素濃度を監視する。			
 ドライウェル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で 	で、かつ原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水			

3	 ドライウェル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で、かつ原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水
	位以下を経験した場合,原子炉水位が有効燃料頂部以下を経験した場合は,可燃性ガス濃度制御系を作動させる。
4	・ 主蒸気隔離弁全閉後12時間以内に冷温停止できない場合または原子炉水位が不明になった場合であって、格納容器
	内の水素濃度が可燃性限界に対し可燃性ガス濃度制御系の起動に要する時間、救納容器委囲気モニタの広気時間お上

		1107示法反应可应任你所任何已当然任何不能受的阿尔尔道助任安于3时间,但他在他分团从1007的问题。
		び計測誤差の余裕を見込んだ濃度以上の場合は,可燃性ガス濃度制御系を作動させる。
5	·	可燃性ガス濃度制御系の運転に際しては、格納容器圧力が可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力以下になるように
		必要に応じてドライウェルスプレイまたはサプレッションプールスプレイを運転する。

6 · 可燃性ガス濃度制御系の運転は、格納容器内の水素および酸素濃度に応じて再循環流量および吸込流量を調整する。

①目的 ・原子炉圧力容器からの原子炉建屋への漏えいを監視し、制御する。		
2) 導入条件	③ 脱出条件	
 一次系の漏えいを示す個別警報が発生した場合 原子炉建屋放射線量が警報設定値以上複数発生 原子炉建屋内への漏えいを示す警報が複数発生 	 漏えい箇所の隔離が成功し、導入条件より復帰した場合 	
 ④ 基本的な考え方 一次格納容器外で原子炉冷却材圧力バウンダリの破断が発生した場合、中央制御室から速やかに漏えい箇所の特定 を行い、隔離を行う。 速やかな隔離が不可能な場合は、漏えい量の低減を図るために原子炉を手動スクラムし、急速減圧を実施する。原 		
子炉減圧完了後は原子炉を低圧で維持する。 ・原子炉水位は破断箇所を露出させた水位を維持し,原 ・原子炉建屋環境を改善し漏えい箇所の隔離を行う。 ・環境緩和(放射線,建屋温度,建屋水位)は導入条件		
⑤主な監視操作内容 A.原子炉圧力 ・中央制御室から速やかに隔離操作を実施し、隔離が不可の場合は原子炉を手動スクラムする。 ・中央制御室からの漏えい箇所隔離が出来ない場合は、給復水系、非常用炉心冷却系、低圧代替注水系(低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)、低圧代替注水系(可搬型)、代替循環冷却系、低圧代替注水系(常設)(直流駆動低圧注水系ポンプ)、ろ過水系)のうち2系統を起動後、不測事態「急速減圧」に移行する。		
気逃がし安全弁または、タービンバイパス弁にて原子	離冷却系または高圧代替注水系のみが運転中の場合は,主蒸 炉圧力を蒸気駆動設備の運転可能範囲内で低めに維持する。	
 B. 原子炉水位 ・破断箇所に応じて原子炉水位を維持する。 ・原子炉水位を低下させる場合は、原子炉注水に不要な 	系統を抑制する。	
替える。		

(2) SFP水位・温度制御		
①目的		
 使用済燃料プールの水位および水温を監視し、制御す 		-
②導入条件	③脱出条件	
・ 使用済燃料プール水位低警報が発生した場合	 使用済燃料プール水位がオーバーフローレベル付近に 	
 使用済燃料プールの水温が通常運転時制限温度以上の 		
場合	限温度未満の場合	-
④基本的な考え方		
 ・使用済燃料プールの水位,温度の監視と系統を随時把 		
	による使用済燃料プールの温度上昇に引き続き使用済燃料プ	
ールの水位低下が発生するか、事家の進展は被やかで るとともに使用済燃料プールへの注水を確保する。	あり、原子炉制御および一次格納容器制御を優先して実施す	
	ール周辺で作業が実施できる水位を維持できない場合は、可	
搬型設備による使用済燃料プールスプレイを実施する		
⑤主な監視操作内容	0	•
A. 使用済燃料プール水位		
 使用済燃料プール注水可能な系統を起動する。 		
・ 使用済燃料プールの水位をオーバーフロー水位付近に		
 ・使用済燃料フールの水位を使用済燃料フール周辺で作により使用済燃料プールスプレイ系を起動する。 	業が実施できる水位以上に維持できない場合は,可搬型設備	
B. 使用済燃料プール水温		
 使用済燃料プール除熱可能な系統を起動する。 		
 使用済燃料プール水温を通常運転時制限温度未満に維 	持する。	

4. 不測事態	
(1)水位回復	
①目的	
 原子炉水位を回復する。 	
②導入条件	
 原子炉制御「スクラム」において、原子炉水位が有効燃料頂部以上を維持できない場合 	
 原子炉制御「水位確保」において、原子炉水位が有効燃料頂部以上を維持できない場合 	
 原子炉制御「減圧冷却」において、原子炉水位が有効燃料頂部以上を維持できない場合 	
 不測事態「急速減圧」において、減圧が完了し、水位が判明しており、かつドライウェル空間部温度が飽和温度以下 	
の場合	
④基本的な考え方	
・ 原子炉水位の徴候に応じて,非常用炉心冷却系の再起動や低圧代替注水系(常設),低圧代替注水系(可搬型)の起動	
を行う。	
 原子炉停止後何らかの理由により炉心が露出した場合、炉心の健全性が保たれている間に何らかの方法により原子炉 	
水位を確保しなければならない。そのために、原子炉停止後、燃料被覆管温度が 1,200℃または燃料被覆管酸化割合が	
15%に達するまでの時間内に原子炉水位を確保する。よって、炉心が露出した時刻を記録し、前述の時間以内に原子	
炉水位を有効燃料頂部以上に回復するように非常用炉心冷却系,低圧代替注水系(常設)および低圧代替注水系(可	
搬型)を起動する。	
 原子炉制御「反応度制御」実施中は、本制御を実施しない。 	
① ナカ野担場 佐内安	
⑤主な監視操作内容	
 ・原子炉水位が不明となった場合、不測事態「水位不明」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行す 	
る。 ・ 原子炉水位が有効燃料頂部に到達した場合、原子炉水位が有効燃料頂部に到達した時刻を記録するとともに、一次格	
 原ナ炉水位が有効 ・病ナゲ水位が有効 かやし前に到達した ・「次格 納容器制御「格納容器水素濃度制御」を導入する。 	
約谷益制御「恰約谷益小茶震度制卿」を導入する。 ・ 原子炉隔離時冷却系または高圧代替注水系を起動する。	
 ・ 原子が 쩀融時市中ボまたは南圧10省住が来を起動する。 ・ 給復水系または非常用炉心冷却系の1系統以上を起動する。 	
 ・ 給復水系または非常用炉心冷却系の1系統以上の起動ができない場合であって、原子炉隔離時冷却系または高圧代替 	
注水系による原子炉水位の維持ができない場合は、低圧代替注水系(低圧代替注水系(常設)(復水移送ボンプ)、低	
正代替注水系(可搬型)、代替循環治却系、低圧代替注水系(常設)(直流駆動低圧注水系ペンプ)、ろ過水系)を起動	
し、原子炉圧力が原子炉隔離時冷却系機能維持最低圧力以上の場合は、不測事態「急速減圧」へ移行する。	
 ・給復水系または非常用炉心冷却系の1系統以上を起動しても原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できない場合は、 	
不測事態「急速減圧」へ移行する。	
 ・原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持可能な場合は、原子炉制御「水位確保」へ移行する。 	

4. 不測事態	
(2)急速減圧	
①目的	
・ 原子炉を速やかに減圧する。	
②導入条件	
 ・原子炉制御「水位確保」において、給復水系もしくは非常用炉心冷却系または原子炉隔離時冷却系もしくは高圧代 	
替注水系による原子炉水位の維持ができず,低圧代替注水系(低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ),低圧代	
替注水系(可搬型),代替循環冷却系,低圧代替注水系(常設)(直流駆動低圧注水系ポンプ),ろ過水系)が起動で	
きた場合	
・ 原子炉制御「減圧冷却」において, サプレッションプール水温がサプレッションプール熱容量制限図の運転禁止領	
域に入った場合	
 一次格納容器制御「格納容器圧力制御」において、サプレッションプール圧力が設計基準事故時最高圧力以上とな 	
った場合	
 一次格納容器制御「ドライウェル温度制御」において、ドライウェル空間部局所温度がドライウェル設計温度に到 	
達した場合	
 一次格納容器制御「サプレッションプール温度制御」において、サプレッションプール水温がサプレッションプー 	
ル熱容量制限図の運転禁止領域に入った場合	
 一次格納容器制御「サプレッションプール水位制御」において、サプレッションプール水位が真空破壊弁位置から 	
作動差圧相当分の水位を引いた水位に誤差を考慮した値以上になった場合	
 一次格納容器制御「サプレッションプール水位制御」において、サプレッションプール水位が急速減圧へ移行する 	
サプレッションプール水位以下になった場合	
 二次格納容器制御「原子炉建屋制御」において、中央制御室からの漏えい箇所隔離に失敗した場合 	
 不測事態「水位回復」において、給復水系または非常用炉心冷却系の1系統以上の起動ができない場合かつ原子炉隔 	
離時冷却系または高圧代替注水系による原子炉水位の維持ができない場合であって、低圧代替注水系(低圧代替注	
水系(常設)(復水移送ポンプ),低圧代替注水系(可搬型),代替循環冷却系,低圧代替注水系(常設)(直流駆動	
低圧注水系ポンプ),ろ過水系)が起動でき,原子炉隔離時冷却系機能維持最低圧力以上の場合	
 不測事態「水位回復」において、給復水系または非常用炉心冷却系の1系統以上を起動しても原子炉水位を有効燃料 	
頂部以上に維持できない場合	
④基本的な考え方	
OH THE STORE	
 原子炉圧力低下必要時に自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁を順次開放して急速減圧する。または、自 動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁が開放できなければ、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそ 	
動機圧機能を有する主然気逃がし安主弁主弁が開放できなければ、自動機圧機能を有する主然気逃がし安主弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放する。	
10以外の主然気逸がし安全弁が「急速減圧」時必要弁数開放できない場合は、タービンバイパス弁および原子炉隔離時冷却	
・ 主然 X 起かし ダ 主 デ パー 気 座 () 「 デ ど ダ デ 数 研 が くさな V 物 古 は、 ゲー ビ ジ パイ バス デ わよ び 宗 于 ゲ 喃喃 時 市 ム 系等を使用して 減圧する。	
ホラを使用して親生する。 ・原子炉減圧の結果、原子炉水位が不明になった場合は、不測事態「水位不明」へ移行する。 	
 原子炉減圧的加米,原子炉水位が不明になった場合は、不関事態「水位不明」、その193。 原子炉減圧時の原子炉冷却材温度変化率は原子炉冷却材温度変化率制限値を遵守する必要はない。 	
 ・急速減圧中に原子炉注へ注水可能な系統が喪失した場合は、急速減圧操作を中断し、原子炉注へ注水可能な系統を 	
「ふを図」「「に示」が在いていていた。 「「「」」、「」」」にない、「」」、「」、「」、「」、「」、「」、「」、「」、「」、「」、「」、「」、「」	
11/C=791 / 4/0	

⑤主な監視操作内容

- ・給復水系,非常用炉心冷却系,低圧代替注水系(低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ),低圧代替注水系(可 搬型),代替循環冷却系,低圧代替注水系(常設)(直流駆動低圧注水系ポンプ),ろ過水系)を起動する。
- ・自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁を順次開放する。
- ③ ・自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁が開放できなければ、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁と それ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放する。
- ④ ・自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開 放できなければ、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減 圧」時必要最小弁数以上開放する。
- ⑤ ・ 原子炉減圧が不十分である場合,主蒸気隔離弁を開し,タービンバイパス弁と主復水器により減圧する。
- ⑥ ・ 主蒸気隔離弁が開できなければ、原子炉隔離時冷却系、高圧代替注水系または原子炉冷却材浄化系ブローラインを 使用して減圧する。
- ⑦ ・原子炉水位が判明している場合は、不測事態「急速減圧」の導入前の制御へ移行する。
- ⑧ ・原子炉水位が不明な場合は、不測事態「水位不明」の「満水注入」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。

	4. 不測事態
	(3) 水位不明
	①目的
	・ 原子炉水位が不明な場合に原子炉の冷却を確保する。
	②導入条件
	・ 原子炉制御「スクラム」,「水位確保」および「減圧冷却」, 一次格納容器制御「格納容器圧力制御」ならびに不測事態「水位
	回復」、「急速減圧」において、原子炉水位が不明になった場合
	 ・原子炉制御「反応度制御」の「水位不明」を実施中に、未挿入制御棒が1本以下まで挿入された場合
	 一次格納容器制御「ドライウェル温度制御」において、ドライウェル空間部温度が水位不明判断曲線の水位不明領域に
	入った場合
	④基本的な考え方
	(生)本(小口)なちん刀 ・原子炉水位不明時に、復水系、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系もしくは低圧注水系または低圧代替注水系
	・ 原子が小位不切時に、後水米、同生が心ヘクレイ米、医生が心ヘクレイ米もしくは医生は水米または医生い者生か米 (低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)、低圧代替注水系(可搬型)、代替循環冷却系、低圧代替注水系(常設)
	(直流駆動低圧注水系ポンプ), ろ過水系)を使用した原子炉注水操作を行い, さらに原子炉圧力を目安にした原子炉
	・ 原子炉満水操作は, 原子炉圧力とサプレッションプール圧力の差圧を原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上になるよ
	うに注水操作を行う。
	・ 原子炉水位が判明した場合は, 原子炉制御「水位確保」へ移行する。
	・ 原子炉満水が確認できない場合は、低圧代替注水系(低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)、低圧代替注水系(可
	搬型),代替循環冷却系,低圧代替注水系(常設)(直流駆動低圧注水系ポンプ),ろ過水系)を起動し,主蒸気逃し安
	全弁を6弁開として原子炉への注水を継続する。
	⑤主な監視操作内容 A. 注水確保
1	A. 住小(唯)本 「 「 「 「 ・復水系、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系または低圧注水系のうち1系統以上作動した場合は急速減圧を実施
U	 ・ 復水糸、尚圧炉心ヘノレイ糸、低圧炉心ヘノレイ糸まには低圧注水糸のりら1糸硫以工作期しに場合は忌迷阀圧を実施 する。
2	 ・復水系、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系または低圧注水系のうち1系統も作動しない場合は、原子炉隔離時
Č	治却系または高圧代替注水系を作動させ、低圧代替注水系(低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)、低圧代替注水
	系(可搬型),代替循環冷却系,低圧代替注水系(常設)(直流駆動低圧注水系ポンプ),ろ過水系)を起動後,急速減
	圧を実施する。
_	B. 满水注入
3	 不測事態「急速減圧」から移行してきた場合において、主蒸気逃がし安全弁が1弁以上開放可能な場合、主蒸気隔離
	弁,主蒸気管ドレン弁,原子炉隔離時冷却系および原子炉冷却材浄化系の隔離弁を閉鎖し、「満水注入」を行う。
4	・低圧で原子炉へ注水可能な系統により注水流量調整および、主蒸気逃がし安全弁を原子炉圧力容器満水確認用適正弁 数に提供して原子炉へ注水可能な系統により注水流量調整および、主蒸気逃がし安全弁を原子炉圧力容器満水確認用適正弁
(5)	数に操作して原子炉圧力とサプレッションプール圧力の差圧を原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持する。 - 原子炉圧力トサプレッションプール圧力の差圧を原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持する。
9	 ・原子炉圧力とサプレッションプール圧力の差圧を原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持できない場合は、主蒸気逃がし安全弁の開数を原子炉圧力容器満水確認用最小必要弁数まで減らし、原子炉圧力とサプレッションプール圧
	気処かし安全井の開気を原于炉圧力容益滴水確認用取小必要井刻まで減らし、原于炉圧力とサラレッションフール圧 力の差圧を原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持する。
6	ハの差圧を原子炉圧力存益値//ψщ総取125/5/1/2/2000 ・ 主蒸気逃がし安全弁を原子炉圧力容器満水確認用最小必要弁数のみ開としても原子炉圧力とサプレッションプール圧
-	・ 主然気恐がし安全弁を原子炉圧力な器満水確認最低圧力以上に維持できない場合は、他の代替確認方法にて満水を確認する。
7	・他の代替確認方法によっても原子炉圧力容器満水が確認できない場合には、主蒸気逃がし安全弁を6弁開とし、低圧代
_	皆はいても確認の点になってもがりがったが、このでは、このでは、「「「「」」」では、「」」」、「」」、「」」、「」」、「」」、「」」、「」」、「」」、「」」、「
	(常設)(直流駆動低圧注水系ポンプ)、ろ過水系)を起動し原子炉へ注水を継続する。
8	・ 原子炉への注水を継続し、基準水柱の周囲温度を 100℃以下にする。

3	 C.水位計復旧 ・「水位計復旧」操作は対応する余裕がある場合のみ試みればよい。 ・原子炉水位計の基準水柱に水を満たす。 ・原子炉水位を読み取るため、原子炉注水を停止し、原子炉水位を下げる。 ・最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が判明した場合には、原子炉制御「水位確保」へ移行する。原子炉水位が 判明しない場合には、「満水注入」へ移行する。 	

	5. 電源制御	
	(1) 電源回復	
	①目的	
	・交流電源および直流電源の供給を回復し維持する。	
	②導入条件	
	 ・原子炉制御「スクラム」において、直流電源が喪失した ・起動用変圧器から所内電源を受電した場合 	
	場合	
	 ・原子炉制御「スクラム」において、起動用変圧器からの 	
	受電に失敗した場合	
	 ・原子炉制御「スクラム」において、非常用C母線または 	
	D母線の電源が喪失した場合	
	④基本的な考え方	
	 ・非常用ディーゼル発電機の起動状況を確認し、状況に応じて代替電源設備による給電を行う。 	
	・非常用交流電源喪失が長期化する場合には常設125V直流電源および250V直流電源延命のため、直流負荷の	
	の一部市所交流電源技会が安新化する場合には市政123V直流電源および230V直流電源延時のため、直流負担の 切り離しを実施し、直流電源延命させる。	
	・使用可能な設備を確認し、C、D母線の受電操作を行う。C、D母線の復旧が不可能な場合は、G母線の受電を行	
	い、交流電源切替盤で切り替えを実施する。	
	・ 直流電源喪失時は、常設代替直流電源(125V代替蓄電池および250V蓄電池)より受電する。常設代替直流 電源からであない場合には、可燃用剤測測にて中止制約空で剤開気にな知され	
	電源からできない場合には、可搬型計測器にて中央制御室で計器毎に確認する。	
	・ 非常用交流電源喪失が長期化する場合には常設代替直流電源(125V代替蓄電池および250V蓄電池)の延命	
	のため、負荷の切り離しを行う。	
	⑤主な監視操作内容	
	A. 非常用交流高圧電源確保	
1	 非常用ディーゼル発電機の運転状態を確認する。 	
2	 運転している非常用ディーゼル発電機に対応する原子炉補機冷却海水系の運転状態を確認する。当該原子炉補機冷 	
	却海水系の運転不可の場合は、常設代替交流電源設備を起動し、非常用ディーゼル発電機を停止する。	
3	 非常用ディーゼル発電機からの受電ができない場合、予備変圧器より受電する。予備変圧器からの受電ができない 	
	場合は常設代替交流電源設備より受電し、常設代替交流電源設備からの受電もできない場合は、号炉間等より受電	
_	する。	
4	 非常用交流高圧電源母線2系統喪失となった場合、常設代替交流電源設備より受電する。 	
5	・ 非常用交流高圧電源母線2系統喪失となった場合であって、常設代替交流電源設備から受電できた非常用交流高圧	
_	電源母線が1系統である場合、直流250V充電器を受電した交流高圧電源母線側へ切り替える。	
6	・非常用交流高圧電源母線2系統喪失となった場合であって、2系統とも常設代替交流電源設備から受電できなかっ	
	た場合、直流駆動低圧注水系の系統構成、発電機水素ガス放出ならびに直流250V電源確保および直流125V	
	電源確保を行うとともに、号炉間等からの受電を実施する。	
7	 非常用交流高圧電源母線の号炉間等からの受電ができなかった場合、可搬型代替交流電源設備より受電する。 	
8	・ 給電設備容量に応じた設備復旧を行う。常設代替交流電源設備から受電している場合は、受電後1時間および24	
	時間にて常設代替交流電源設備の負荷抑制を実施する。	
	B. 直流電源確保	
9	 非常用ディーゼル発電機および常設代替交流電源設備から直流電源A系およびB系への給電ができない場合、1時 	
	間後および8時間後までに負荷の切り離しによる負荷抑制を実施する。	
10	 ・直流電源A系およびB系が喪失または枯渇した場合、常設代替直流電源設備より給電する。 	
1	 ・直流電源A系およびB系が喪失または枯渇し、常設代替直流電源設備より給電している場合であって、G母線の受 	
	電ができない場合は、8時間後に負荷抑制を実施する。また、代替直流電源用切替盤への電源車接続を実施し、常	
	設代替直流電源設備の充電器へ給電する。	
	C. 直流250V電源確保	
(12)	 発電機水素ガスの放出の完了または、直流電源A系およびB系が喪失した場合は負荷抑制を実施する。 	



	操作手順
1	1. 緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にするための手順等
	方針目的
	運転時の異常な過渡変化時において、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、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,自動減圧系作動阻止機能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および原子炉格納容器の健全性を維持する。
	また、自動での原子炉緊急停止およ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。
2	操作手順
<i></i>	2. 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための手順等
	方針目的
	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原子炉の冷却機能が喪失
	した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水、原子炉
	隔離時冷却系の現場操作による原子炉への注水により原子炉を冷却する。
	また、原子炉を冷却するため、原子炉水位を監視および制御する。
	さらに、重大事故等の進展を抑制するため、ほう酸水注入系により注水する。
Г	操作手順
3	第1F于順 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
_	
	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およ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および
	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。
	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。
	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。
Γ	操作手順
4	4. 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための手順等
	方針目的
	原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能が喪失
	した場合におい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、低圧代替注水系により原子
	ポ といべ ア シ。 また、 炉心が溶融し、 原子炉圧力容器の破損に至った場合で、 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存した場合にお
1	

いても原子炉格納容器の破損を防止するため、低圧代替注水系により残存溶融炉心を冷却する。

1	操作手順 2. 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための手順等 方針目的 原子炉冷却材圧カ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原子炉の冷却機能が喪失 した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため,高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水,原子炉 隔離時冷却系の現場操作による原子炉への注水により原子炉を冷却する。 また,原子炉を冷却するため,原子炉水位を監視および制御する。 さらに,重大事故等の進展を抑制するため,ほう酸水注入系により注水する。
2	 操作手順 4.原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための手順等 方針目的 原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において,設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合におい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、低圧代替注水系により原子炉を冷却する。 また,炉心が溶融し,原子炉圧力容器の破損に至った場合で,溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存した場合においても原子炉格納容器の破損を防止するため、低圧代替注水系により残存溶融炉心を冷却する。

1	 操作手順 2. 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための手順等 方針目的 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原子炉の冷却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,高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水,原子炉 隔離時冷却系の現場操作による原子炉への注水により原子炉を冷却する。 また,原子炉を冷却するため,原子炉水位を監視および制御する。 さらに,重大事故等の進展を抑制するため,ほう酸水注入系により注水する。
2	 操作手順 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 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およ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および 減圧の自動化により原子炉冷却材圧カバウンダリを減圧する。 また,炉心損傷時に原子炉冷却材圧カ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。 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。
3	 操作手順 4.原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための手順等 方針目的 原子炉冷却材圧カバウンダリが低圧の状態において,設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合におい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,低圧代替注水系により原子炉を冷却する。 また,炉心が溶融し,原子炉圧力容器の破損に至った場合で,溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存した場合においても原子炉格納容器の破損を防止するため,低圧代替注水系により残存溶融炉心を冷却する。

操作手順

(4)

5. 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

方針目的

設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において、炉心の著しい 損傷および原子炉格納容器の破損(炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。)を防止するため、原子 炉格納容器フィルタベント系または耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧および除熱、原子炉補機代 替冷却水系による除熱により最終ヒートシンクへ熱を輸送する。

1	操作手順 2. 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための手順等
	方針目的
	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原子炉の冷却機能が喪失
	した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水、原子炉
	隔離時冷却系の現場操作による原子炉への注水により原子炉を冷却する。
	また、原子炉を冷却するため、原子炉水位を監視および制御する。
	さらに、重大事故等の進展を抑制するため、ほう酸水注入系により注水する。
[操作手順
2	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
	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およ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および
	した物ロにおいてもかんの者という情報なよい原子が格納な品の被貨を防止するため、子勤保存による滅圧およい 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。
	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。
	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 にも、メリングリングローフェ
	圧力バウンダリを減圧する。
3	操作手順
3	4. 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための手順等
	方針目的
	原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能が喪失
	した場合におい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、低圧代替注水系により原子
	炉を冷却する。
	また、炉心が溶融し、原子炉圧力容器の破損に至った場合で、溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存した場合にお
	いても原子炉格納容器の破損を防止するため、低圧代替注水系により残存溶融炉心を冷却する。
4	5. 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等
	方針目的
) 単日日 設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において、炉心の著しい
	設計室準事政対処設備が有する取然とモトシンクへ然を輸送する機能が衰天した場合において、炉心の者しい 損傷および原子炉格納容器の破損(炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。)を防止するため、原子
-	炉格納容器フィルタベント系または耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧および除熱,原子炉補機代 並や地セスにトスの物により見始し、しいなく物や、給学せる
l	替冷却水系による除熱により最終ヒートシンクへ熱を輸送する。
5	操作手順
Ŭ	6. 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等
	方針目的
	設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において、炉心の著しい損傷を防
	止するため、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系により原子炉格納容器内の圧力および温度を低下させる。
	また、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器代替
	スプレイ冷却系により原子炉格納容器内の圧力および温度ならびに放射性物質の濃度を低下させる。
-	

1**-**∏-5

操作手順
0 6. 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等
方針目的
設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において、炉心の著しい損傷を防
止するため、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系により原子炉格納容器内の圧力および温度を低下させる。
また、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器代替
スプレイ冷却系により原子炉格納容器内の圧力および温度ならびに放射性物質の濃度を低下させる。
パノレイ1114年により床丁ゲ省m1台arr10月17日より温度なりりに成別に物員の破疫を返すさせる。

① 操作手順	
6. 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等	
方針目的	
設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において、炉心の著しい損傷を	汸
止するため、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系により原子炉格納容器内の圧力および温度を低下させる。	
また、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器代	赽
スプレイ冷却系により原子炉格納容器内の圧力および温度ならびに放射性物質の濃度を低下させる。	-
ハノマーロネホにようがすが市面石価ロッエカおより画文なりして成別正扮員の最後を図すできる。	

1	操作手順 2. 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための手順等
	方針目的 原子炉冷却材圧カ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原子炉の冷却機能が喪失 した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため,高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水,原子炉 隔離時冷却系の現場操作による原子炉への注水により原子炉を冷却する。
	また,原子炉を冷却するため,原子炉水位を監視および制御する。 さらに、重大事故等の進展を抑制するため,ほう酸水注入系により注水する。
2	操作手順 4. 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための手順等 方針目的
	原子炉冷却材圧カバウンダリが低圧の状態において,設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能が喪失 した場合におい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,低圧代替注水系により原子 炉を冷却する。 また、炉心が溶融し、原子炉圧力容器の破損に至った場合で,溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存した場合にお
	いても原子炉格納容器の破損を防止するため、低圧代替注水系により残存溶融炉心を冷却する。
3	操作手順 6. 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等
	方針目的 設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において、炉心の著しい損傷を防 止するため、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系により原子炉格納容器内の圧力および温度を低下させる。 また、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器代替 スプレイ冷却系により原子炉格納容器内の圧力および温度ならびに放射性物質の濃度を低下させる。

	操作手順
1	6. 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等
-	方針目的
	設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において、炉心の著しい損傷を防
	設計 基準争 広対 処設 備 が 有 す る 尿 デ が 格納 存 益 的 の 市 却 後 能 が 表 天 し に 場 っ に お い て , か 心 の 者 し い 貝 傷 を 的 止 す る た め , 原 子 炉 格納 容 器 代 替 ス プ レ イ 冷 却 系 に よ り 原 子 炉 格納 容 器 内 の 圧 力 お よ び 温 度 を 低 下 さ せ る 。
	正するにめ、原ナ炉格納谷器代替ヘノレイ帯却赤により原ナ炉格納谷器内の圧力およい温度を低下させる。 また、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器代替
L	スプレイ冷却系により原子炉格納容器内の圧力および温度ならびに放射性物質の濃度を低下させる。

 ① 操作手順 2.原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための手順等 方針目的 原子炉冷却材圧カ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原子炉の冷却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、高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水、原子炉隔離時冷却系の現場操作による原子炉への注水により原子炉を冷却する。 また、原子炉を冷却するため、原子炉水位を監視および制御する。 さらに、重大事故等の進展を抑制するため、ほう酸水注入系により注水する。
 ② 操作手順 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 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およ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および 滅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。 また、炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する。 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,高圧溶酸物放出/格納容器

 ■ 操作手順

 11.使用済燃料プールの冷却等のための手順等

 方針目的
 使用済燃料プールの冷却機能もしくは注水機能が喪失または使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因
 により当該使用済燃料ブールの水位が低下した場合において、使用済燃料プール内の燃料体または使用済燃料(以
 下「使用済燃料ブールのの燃料体等」という。)を冷却し、放射線を遮蔽し、および臨界を防止するため、燃料プ
 ール代替注水、漏えい抑制、使用済燃料ブールの監視を行う。さらに、使用済燃料プールから発生する木素気によ
 る重大事故等対処設備プールからの表量を防止する。
 また、使用済燃料ブールのの感影響を防止する。
 また、使用済燃料ブールのの感影響を防止する。
 また、使用済燃料ブールのの感影響を防止する。
 また、使用済燃料ブールのの燃料体等の差しい境傷の進行を緩和し、臨界を防止し、および放射性
 物質の放出を低減するため、使用済燃料ブールへのスプレイ、大気への放射性物質の拡散抑制および使用済燃料
 プールの監視を行う。

Г	
1	操作手順
-	2. 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための手順等 方針目的
	ノョド日ドン 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原子炉の冷却機能が喪失
	原ナ炉宿却将圧力パワンタリか高圧の状態において、設計差単争敌対処設備が有する原ナ炉の宿却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、高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水、原子炉
	しに場合においてもか心の者しい損傷を防止するため、高圧れ谷圧水赤による原ナが圧力容益への注水、原ナが 隔離時冷却系の現場操作による原子炉への注水により原子炉を冷却する。
	腐酷時中のみずの死物速行による原子が、の在水により原子がそれみする。 また、原子炉を冷却するため、原子炉水位を監視および制御する。
	さらに、重大事故等の進展を抑制するため、ほう酸水注入系により注水する。
L	
-	
2	操作手順
	4. 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための手順等
	方針目的
	原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能が喪失
	した場合におい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、低圧代替注水系により原子
	炉を冷却する。
	また, 炉心が溶融し, 原子炉圧力容器の破損に至った場合で, 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存した場合にお
	いても原子炉格納容器の破損を防止するため、低圧代替注水系により残存溶融炉心を冷却する。

. –	
1	操作手順 2. 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための手順等
	2. 原于炉宿却材圧刀ハリンタリ高圧時に原于炉を宿却するための手順等 方針目的
	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原子炉の冷却機能が喪失
	した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため,高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水,原子炉
	隔離時冷却系の現場操作による原子炉への注水により原子炉を冷却する。
	また、原子炉を冷却するため、原子炉水位を監視および制御する。
	さらに、重大事故等の進展を抑制するため、ほう酸水注入系により注水する。
Г	操作手順
2	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
	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およ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および
	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。
	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
	零用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。
	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。
	エカハウマクラを滅圧する。
	操作手順
3	4. 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための手順等
	方針目的
	原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能が喪失
	した場合におい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、低圧代替注水系により原子
	炉を冷却する。
	* これネイン。。 また、炉心が溶融し、原子炉圧力容器の破損に至った場合で、溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存した場合にお
	いても原子炉格納容器の破損を防止するため、低圧代替注水系により残存溶融炉心を冷却する。
	* く 0かす # 11年1日17月を初上す がため、 欧山で日江小水により水行は臨床ででと日母する。

	操作手順
1	2. 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための手順等
	方針目的
	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原子炉の冷却機能が喪失
	した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため,高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水,原子炉
	隔離時冷却系の現場操作による原子炉への注水により原子炉を冷却する。
	また、原子炉を冷却するため、原子炉水位を監視および制御する。
	さらに、重大事故等の進展を抑制するため、ほう酸水注入系により注水する。
	操作手順
2	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
	パーロープ 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原子炉の減圧機能が喪失
	いた場合におい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、手動操作による減圧および
	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。
	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
	第二、第二、第二、第二、第二、第二、第二、第二、第二、第二、第二、第二、第二、第
	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。
3	操作手順
_	4. 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための手順等
	方針目的
	原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能が喪失
	した場合におい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,低圧代替注水系により原子
	炉を冷却する。
	また, 炉心が溶融し, 原子炉圧力容器の破損に至った場合で, 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存した場合にお
	いても原子炉格納容器の破損を防止するため、低圧代替注水系により残存溶融炉心を冷却する。

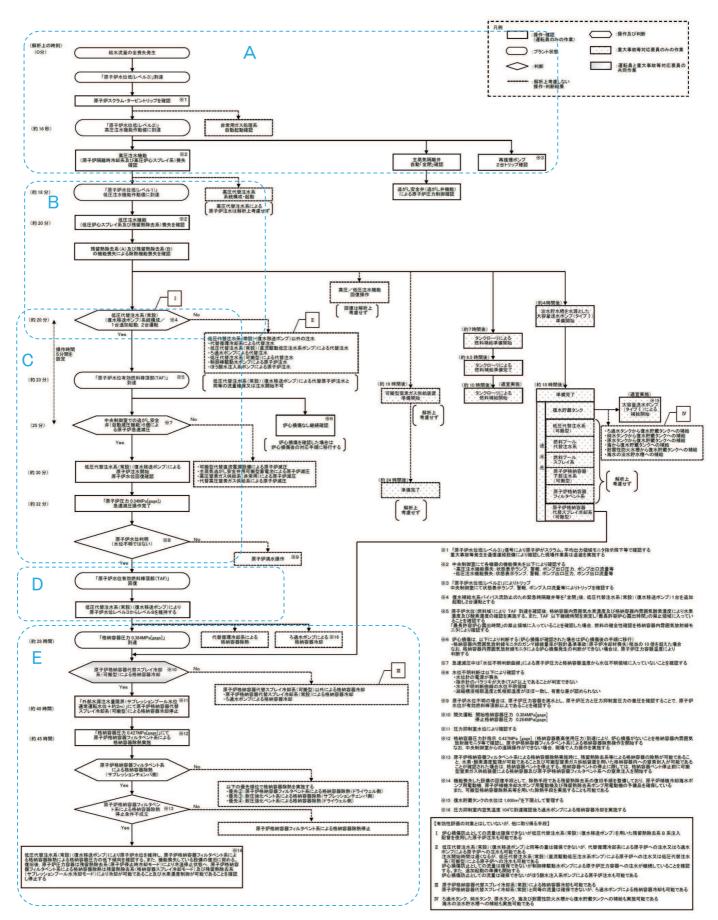
1	 操作手順 4. 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための手順等 方針目的 原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において,設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷および原子炉格納容器の破損を防止するため,低圧代替注水系により原子炉を冷却する。 また,炉心が溶融し,原子炉圧力容器の破損に至った場合で,溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存した場合においても原子炉格納容器の破損を防止するため,低圧代替注水系により残存溶融炉心を冷却する。
2	操作手順 14.電源の確保に関する手順等 方針目的 電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、使 用済燃料ブール内の燃料体等の著しい損傷および運転停止中における原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止する ため、必要な電力を確保するために重大事故等対処設備として、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設 備、所内常設著電式直流電源設備、常設代替直流電源設備、可搬型代替直流電源設備および代替所内電気設備を確 保する。 また、重大事故等の対処に必要な設備を継続運転させるため、燃料補給設備により補給する。

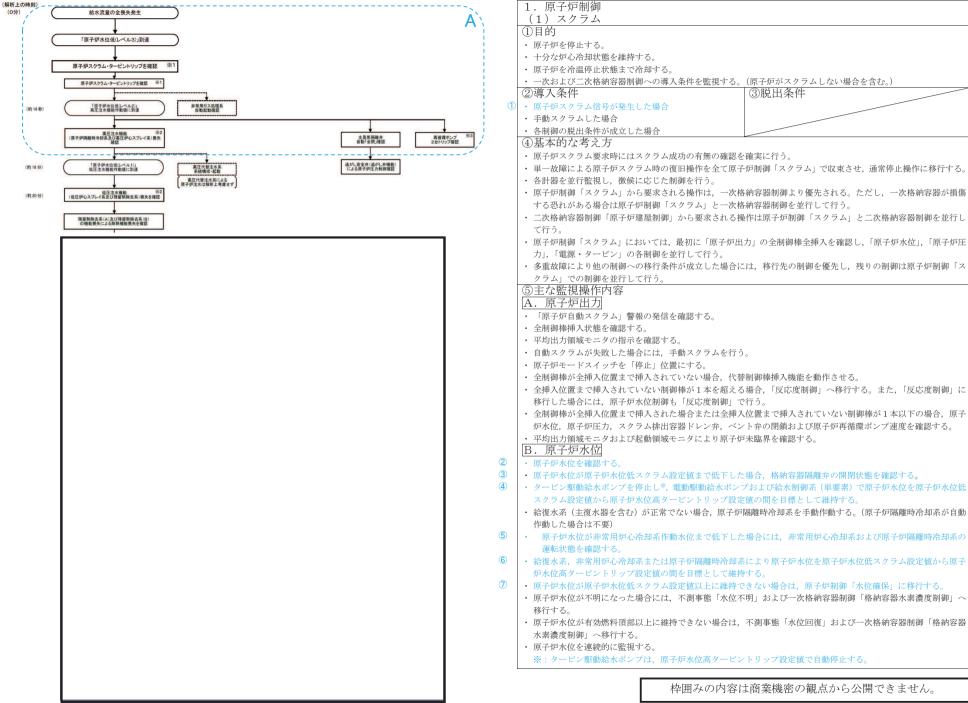
 ・ 操作手順 14.電源の確保に関する手順等 方針目的
また、重大事故等の対処に必要な設備を継続運転させるため、燃料補給設備により補給する。

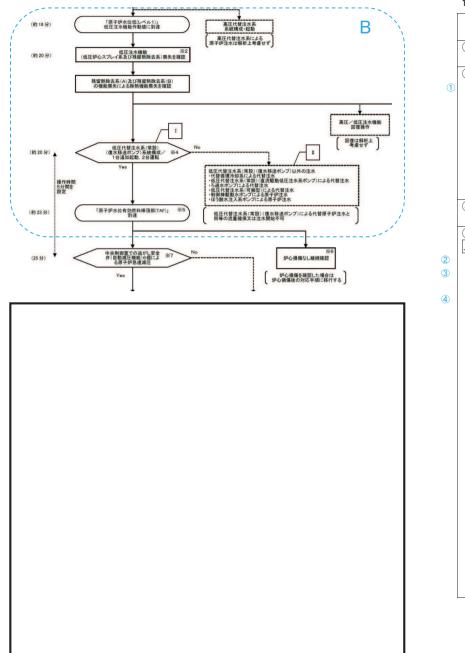
Ⅲ. 重要事故シーケンス等の対応手順に対する保安規定の記載内容の整理

1.「高圧・低圧注水機能喪失」の対応手順の概要

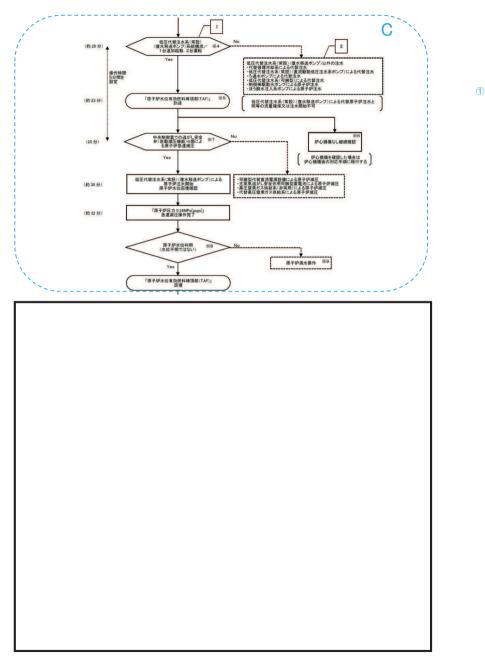
第7.1.1-4図 「高圧・低圧注水機能喪失」の対応手順の概要



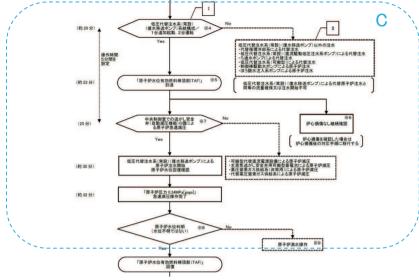


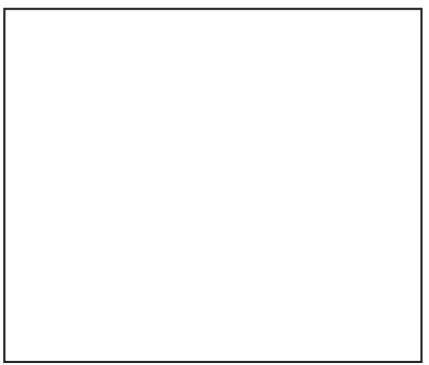


	 原子炉制御 (3)水位確保 				
	(3) 水位維快 ①目的				
	・原子炉水位を有効燃料頂部以上に回復させ、安定に維持する。				
_	②導入条件				
1	・原子炉制御「スクラム」において原子炉水位が原子炉水 ・原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値から原子炉				
	位低スクラム設定値以上に維持できない場合 水位高タービントリップ設定値の間に維持できる場合				
	 不測事態「水位回復」において原子炉水位を有効燃料頂 				
	部以上に維持できる場合または有効燃料頂部以上で安				
	定している場合				
	 不測事態「急速減圧」において、減圧が完了し水位が判 				
	明している場合				
	・ 不測事態「水位不明」において最長許容炉心露出時間以				
	内に原子炉水位が判明した場合				
	④基本的な考え方				
	・原子炉水位と原子炉に注水可能な系統を随時把握する。				
	⑤主な監視操作内容				
	A. 水位				
	 ・作動すべきものが不作動の場合は、手動で作動させる。 				
	 ・給復水系,原子炉隔離時冷却系,非常用炉心冷却系または高圧代替注水系を使用して原子炉水位を原子炉水位低ス 				
	クラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持する。				
9	 ・原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値以上に維持できず原子炉水位が降下中の場合であって、給復水系および 				
	非常用炉心冷却系が起動せず、原子炉隔離時冷却系または高圧代替注水系により原子炉水位の維持ができない場合				
は、低圧代替注水系(低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)、低圧代替注水系(可搬型)、代替循環冷却系、低					
	正代替注水系(常設)(直流駆動低圧注水系ポンプ),ろ過水系)を起動し、不測事態「急速減圧」に移行する。低 にいたたトスピオリーでないになったな。				
	圧代替注水系が起動できない場合は、不測事態「水位回復」に移行する。				
	・ 原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」および一次格納容器制御「格納容器				
	水素濃度制御」に移行する。				
 原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持可能な場合は、原子炉制御「減圧冷却」に移行する。 					



4. 不測事態
(2) 急速減圧
①目的
 原子炉を速やかに減圧する。
②導入条件
 ・原子炉制御「水位確保」において、給復水系もしくは非常用炉心冷却系または原子炉隔離時冷却系もしくは高圧代
域に入った場合
 一次格納容器制御「格納容器圧力制御」において、サプレッションプール圧力が設計基準事故時最高圧力以上となった場合
 一次格納容器制御「ドライウェル温度制御」において、ドライウェル空間部局所温度がドライウェル設計温度に到 達した場合
 一次格納容器制御「サプレッションプール温度制御」において、サプレッションプール水温がサプレッションプール熱容量制限図の運転禁止領域に入った場合
 一次格納容器制御「サプレッションプール水位制御」において、サプレッションプール水位が真空破壊弁位置から 作動差圧相当分の水位を引いた水位に誤差を考慮した値以上になった場合
 一次格納容器制御「サプレッションプール水位制御」において、サプレッションプール水位が急速減圧へ移行する サプレッションプール水位以下になった場合
 二次格納容器制御「原子炉建屋制御」において、中央制御室からの漏えい箇所隔離に失敗した場合
 ・ 不測事態「水位回復」において、給復水系または非常用炉心冷却系の1系続以上の起動ができない場合かつ原子炉隔 離時冷却系または高圧代替注水系による原子炉水位の維持ができない場合であって、低圧代替注水系(低圧代替注 水系(常設)(復水移送ポンプ)、低圧代替注水系(可搬型)、代替循環冷却系、低圧代替注水系(常設)(直流駆動 低圧注水系ポンプ)、ろ過水系)が起動でき、原子炉隔離時冷却系機能維持最低圧力以上の場合 ・ 不測事態「水位回復」において、給復水系または非常用炉心冷却系の1系続以上を起動しても原子炉水位を有効燃料
頂部以上に維持できない場合
 ④基本的な考え方 ・原子炉圧力低下必要時に自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁を順次開放して急速減圧する。または、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁が開放できなければ、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放する。 ・主蒸気逃がし安全弁が「急速減圧」時必要弁数開放できない場合は、タービンバイバス弁および原子炉隔離時冷却系等を使用して減圧する。 ・原子炉減圧の結果、原子炉水位が不明になった場合は、不測事態「水位不明」へ移行する。 ・原子炉減圧時の原子炉冷却材温度変化率は原子炉冷却材温度変化率制限値を遵守する必要はない。 ヘき速速に広に原子だけ。され可能のななが変化した場合は、クステレートのよりになった場合は、
 急速減圧中に原子炉注へ注水可能な系統が喪失した場合は、急速減圧操作を中断し、原子炉注へ注水可能な系統を 再起動する。





⑤主な監視操作内容

- ・ 給復水系,非常用炉心冷却系,低圧代替注水系(低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ),低圧代替注水系(可 搬型),代替循環冷却系,低圧代替注水系(常設)(直流駆動低圧注水系ポンプ),ろ過水系)を起動する。
- 2 ・自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁を順次開放する。
 ・自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁が開放できなければ、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁と
 それ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放する。

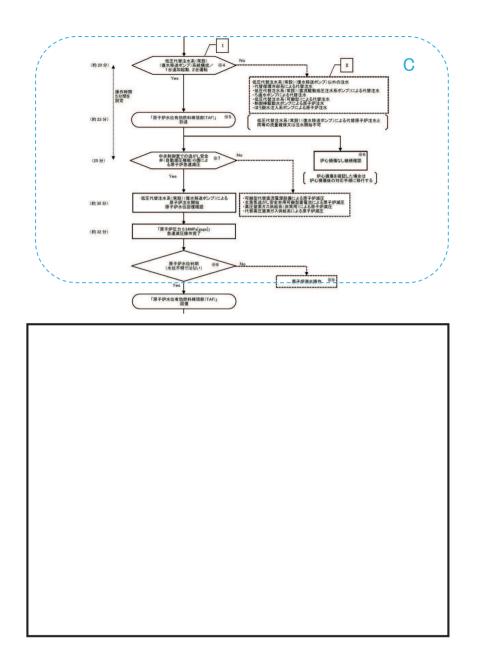
・自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開 放できなければ、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減 圧」時必要最小弁数以上開放する。

・ 原子炉減圧が不十分である場合,主蒸気隔離弁を開し,タービンバイパス弁と主復水器により減圧する。

 主蒸気隔離弁が開できなければ、原子炉隔離時冷却系、高圧代替注水系または原子炉冷却材浄化系ブローラインを 使用して減圧する。

③ ・ 原子炉水位が判明している場合は、不測事態「急速減圧」の導入前の制御へ移行する。

・原子炉水位が不明な場合は,不測事態「水位不明」の「満水注入」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制 御」へ移行する。

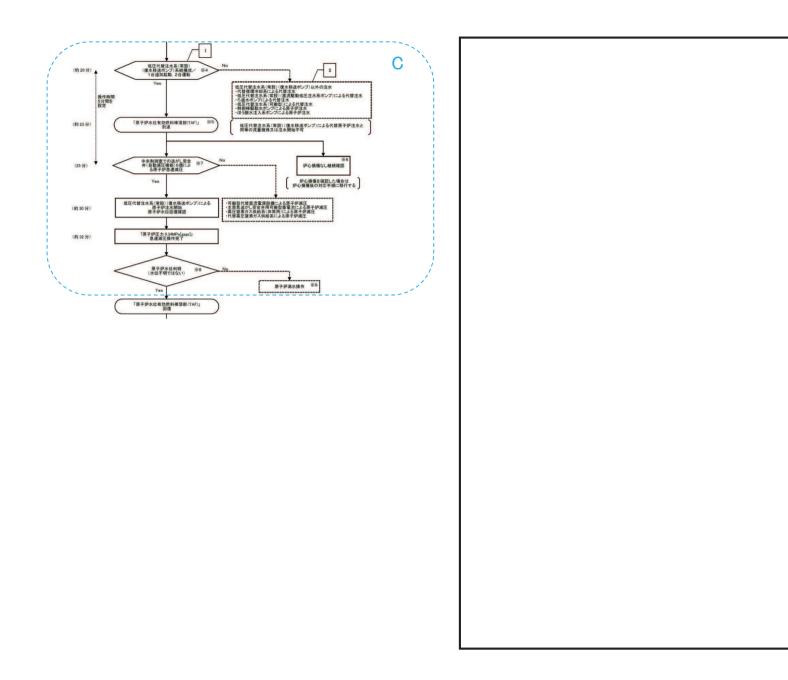


1. 原子炉制御			
(3)水位確保			
①目的			
 原子炉水位を有効燃料頂部以上に回復させ、安定に維持する。 			
②導入条件	③脱出条件		
 原子炉制御「スクラム」において原子炉水位が原子炉水 	 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値から原子炉 		
位低スクラム設定値以上に維持できない場合	水位高タービントリップ設定値の間に維持できる場合		
 不測事態「水位回復」において原子炉水位を有効燃料頂 			
部以上に維持できる場合または有効燃料頂部以上で安			
定している場合			
・ 不測事態「急速減圧」において、減圧が完了し水位が判			
明している場合			
 不測事態「水位不明」において最長許容炉心露出時間以 			
内に原子炉水位が判明した場合			
④基本的な考え方			
 原子炉水位と原子炉に注水可能な系統を随時把握する。 			
⑤主な監視操作内容			
A. 水位			
 作動すべきものが不作動の場合は、手動で作動させる。 			
・ 給復水系, 原子炉隔離時冷却系, 非常用炉心冷却系また	は高圧代替注水系を使用して原子炉水位を原子炉水位低ス		
クラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持する。			

・原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値以上に維持できず原子炉水位が降下中の場合であって、給復水系および 非常用炉心冷却系が起動せず、原子炉隔離時冷却系または高圧代替注水系により原子炉水位の維持ができない場合 は、低圧代替注水系(低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)、低圧代替注水系(可搬型)、代替循環冷却系、低 圧代替注水系(常設)(直流駆動低圧注水系ポンプ)、ろ過水系)を起動し、不測事態「急速減圧」に移行する。低 圧代替注水系が起動できない場合は、不測事態「水位回復」に移行する。

 原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」および一次格納容器制御「格納容器 水素濃度制御」に移行する。

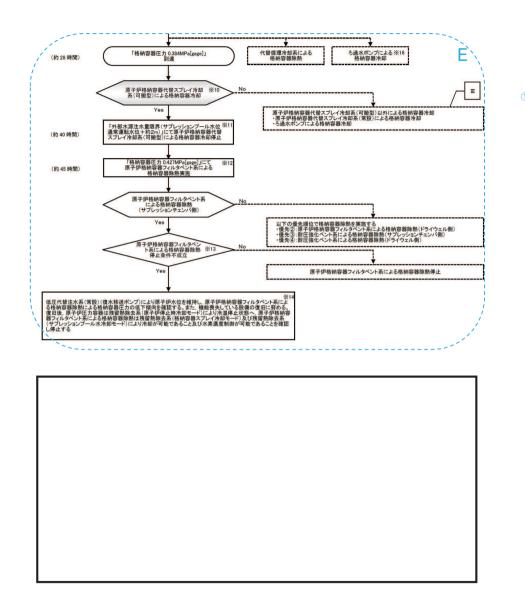
・原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持可能な場合は、原子炉制御「減圧冷却」に移行する。



枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

|--|

	保安規定 添付1-1
	1. 原子炉制御
	(1) スクラム
「原子炉水位有効燃料棒顶部(TAF)」	①目的
「原子が小区有効認行権項目の(TAF/」 回復	・原子炉を停止する。
	 +分な炉心冷却状態を維持する。
● 低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)により	・ 原子炉を冷温停止状態まで冷却する。
原子炉水位レベル3からレベル8を維持する	 一次および二次格納容器制御への導入条件を監視する。(原子炉がスクラムしない場合を含む)
······································	②導入条件 ③脱出条件
	• 原子炉スクラム信号が発生した場合
 (約 28 時間) 「格納容器圧力 0.384MPa[gage]」 (約 28 時間) (約 28 時間) (約 28 時間) (約 38 時間) (約 46 納容器除熟 (約 46 納容器除熟 (約 46 納容器除熟 	• 手動スクラムした場合
	・各制御の脱出条件が成立した場合
	④基本的な考え方
	 原子炉スクラム要求時にはスクラム成功の有無の確認を確実に行う。 バードウェン・デートニン・サックに用作りたる「デニード」、「「「「」」、「」」、「」、「」、「」、「」、「」、「」、「」、「」、「」、
	 単一故障による原子炉スクラム時の復旧操作を全て原子炉制御「スクラム」で収束させ、通常停止操作に移行する。
	・各計器を並行監視し、徴侯に応じた制御を行う。 第二に刺激「コルニ」、人・デートンス相称い、 ため始めの明知物トル原作といる たがし ためはの明い相称
	 原子炉制御「スクラム」から要求される操作は、一次格納容器制御より優先される。ただし、一次格納容器が損傷 する恐れがある場合には原子炉制御「スクラム」と一次格納容器制御を並行して行う。
	9 る恐れかめる場合には原子炉制御「スクラム」と一次格納谷益制御を並行して行う。 ・ 二次格納容器制御「原子炉建屋制御」から要求される操作は原子炉制御「スクラム」と二次格納容器制御を並行し
	・ 二次指約存益即興「床ナゲ建産町岬」から安木さ40の採用は床ナゲ前呼「ヘクノム」と二次指約存益前回を並行し て行う。
	 ・原子炉制御「スクラム」においては、最初に「原子炉出力」の制御棒全挿入を確認し、「原子炉水位」、「原子炉圧力」、
	「電源・タービン」の各制御を並行して行う。
	 多重故障により他の制御への移行条件が成立した場合には、移行先の制御を優先し、残りの制御は原子炉制御「ス
	クラム」での制御を並行して行う。
	⑤主な監視操作内容
	A. 原子炉出力
	 「原子炉自動スクラム」警報の発信を確認する。
	・全制御棒挿入状態を確認する。
	 ・ 平均出力領域モニタの指示を確認する。
	 ・自動スクラムが失敗した場合には、手動スクラムを行う。
	 原子炉モードスイッチを「停止」位置にする。 ヘビゲードは、クレイン・デート・アント・アント・アント・アント・アント・アント・アント・アント・アント・アン
	 ・ 全制御棒が全挿入位置まで挿入されていない場合、代替制御棒挿入機能を動作させる。 ヘビコムレディング・パングの構成していない場合、「ビビデオ」を超ったす。また、「ビビデオ別知道」を超ったす。また、「ビビデオ別知道」を認っていた。
	 ・ 全挿入位置まで挿入されていない制御棒が1本を超える場合、「反応度制御」へ移行する。また、「反応度制御」に 移行した場合には、原子炉水位制御も「反応度制御」で行う。
	 ・ 全制御棒が全挿入位置まで挿入された場合または全挿入位置まで挿入されていない制御棒が1本以下の場合、原子
	「上前」「「中八」」「「中八」」「「「「「「「「「「「」」」」」「「「「」」」」「「「「」」」」」「「「「」」」」
	 ・ 平均出力領域モニタおよび起動領域モニタにより原子炉未臨界を確認する。
	B. 原子炉水位
	・原子炉水位を確認する。
	・ 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値まで低下した場合,格納容器隔離弁の開閉状態を確認する。
	• タービン駆動給水ポンプを停止し*,電動駆動給水ポンプおよび給水制御系(単要素)で原子炉水位を原子炉水位低
	スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。
	 ・ 給復水系(主復水器を含む)が正常でない場合,原子炉隔離時冷却系を手動作動する。(原子炉隔離時冷却系が自動
	作動した場合は不要)
	 原子炉水位が非常用炉心冷却系作動水位まで低下した場合には、非常用炉心冷却系および原子炉隔離時冷却系の運
	転状態を確認する。 ・ 給復水系、非常用炉心冷却系または原子炉隔離時冷却系により原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子
	 ・ 和後小ボ, 非市田が心中やボまには原子が隔離時のやれにより原子が小位を原子が小位はヘジノム設定値から原子 炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。
	 ・原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上に維持できない場合は、原子炉制御「水位確保」に移行する。
	 ・原子炉水位が不明になった場合には、不測事態「水位不明」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ
	移行する。
	・ 原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持できない場合は,不測事態「水位回復」および一次格納容器制御「格納容器
	水素濃度制御」へ移行する。
	② ・原子炉水位を連続的に監視する。
	※:タービン駆動給水ポンプは、原子炉水位高タービントリップ設定値で自動停止する。



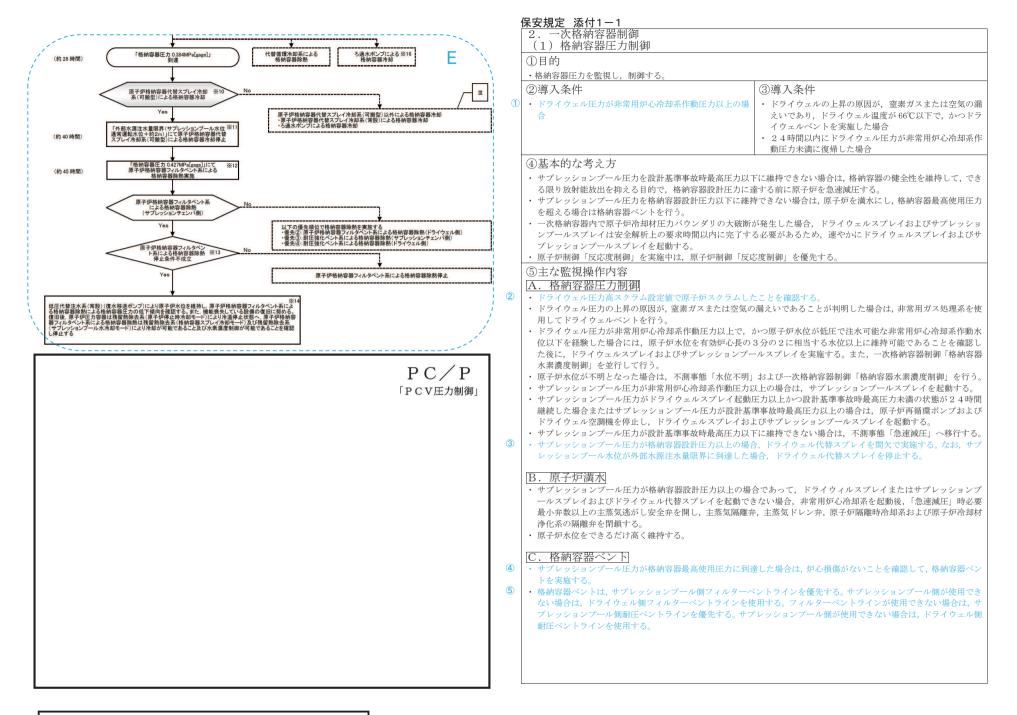
1. 原子炉制御
(1)スクラム
⑤主な監視操作内容

G. 一次格納容器制御への導入

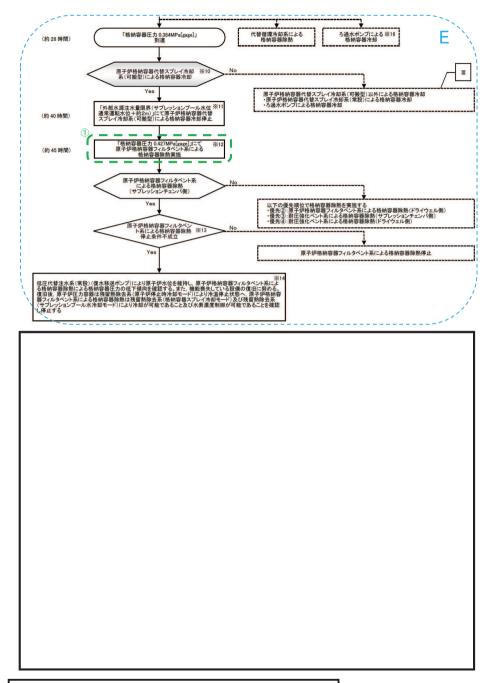
① · 一次格納容器制御への導入条件を監視する(原子炉がスクラムしない場合を含む。)。

H. 二次格納容器制御への導入

二次格納容器制御への導入条件を監視する(原子炉がスクラムしない場合を含む。)。



枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

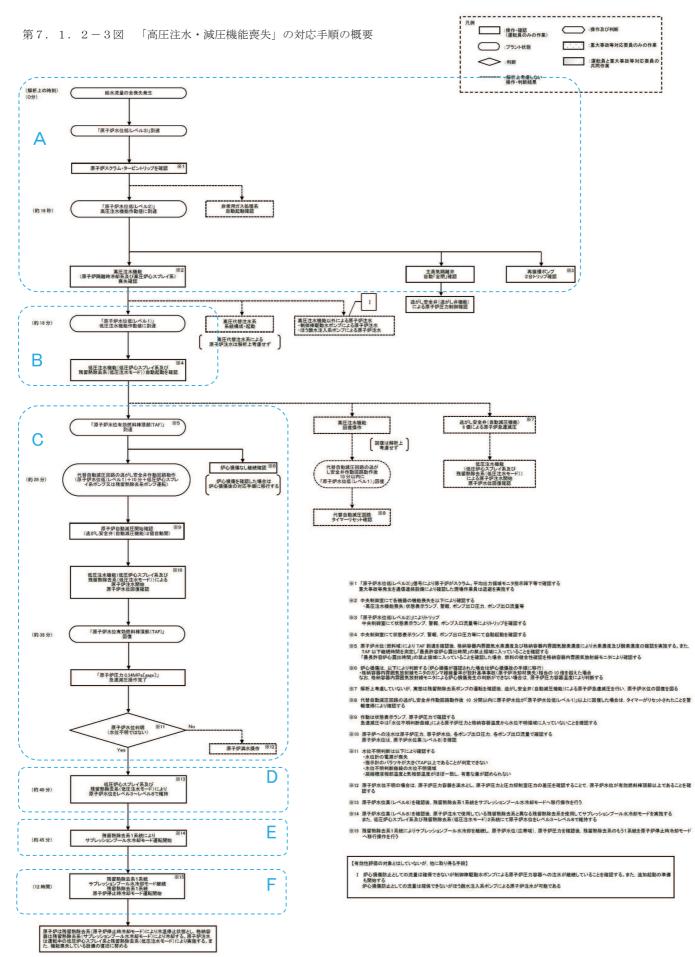


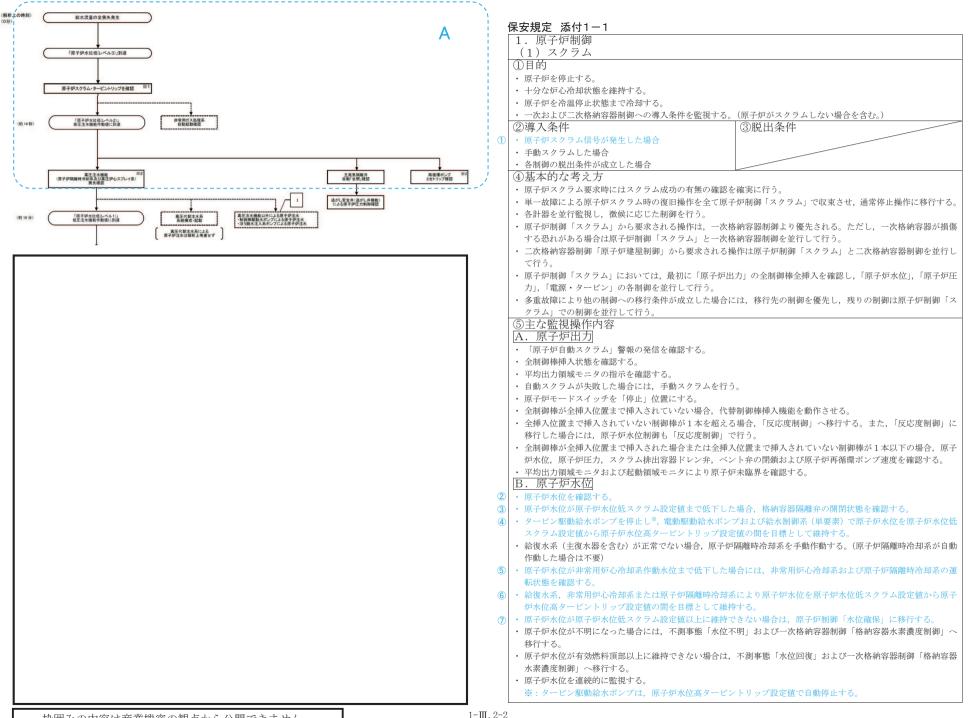
保安規定 添付1-3 表20 重大事故等対策における操作の成立性

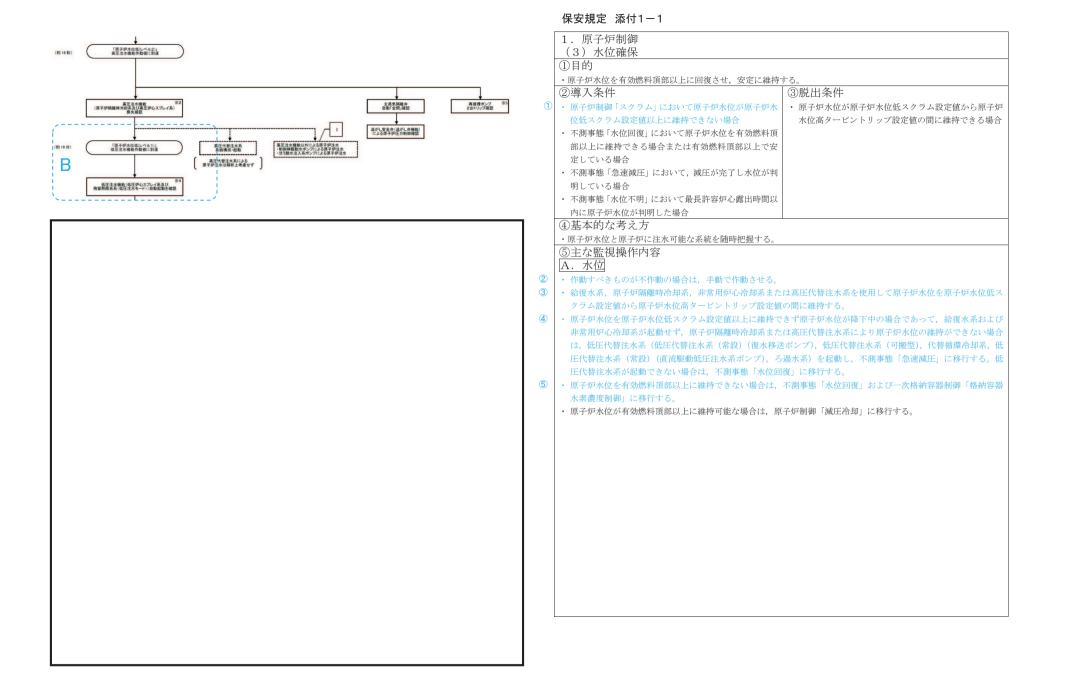
	操作 手順	対応手段	要員	要員数	想定 時間
1	5	原子炉格納容器フィルタベント系に よる原子炉格納容器内の減圧および 除熱(現場操作)(ベント操作:S/ C側ベントの場合)	運転員 (中央制御室,現場)	3	95 分

Ⅲ. 重大事故シーケンスの対応手順に対する保安規定の記載内容の整理

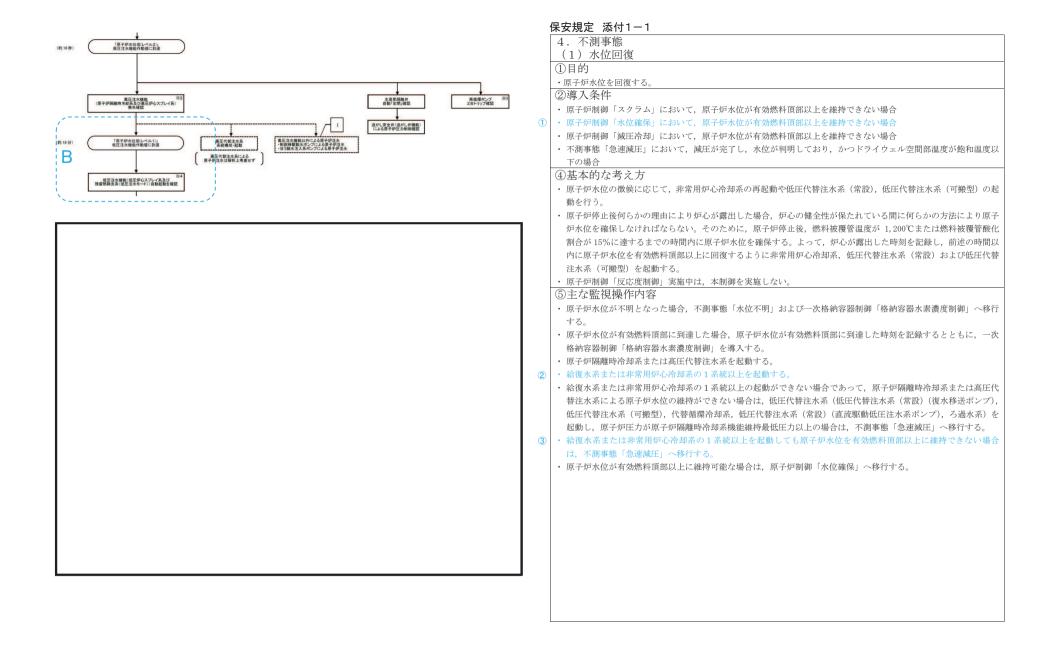
2.「高圧注水・減圧機能喪失」の対応手順の概要



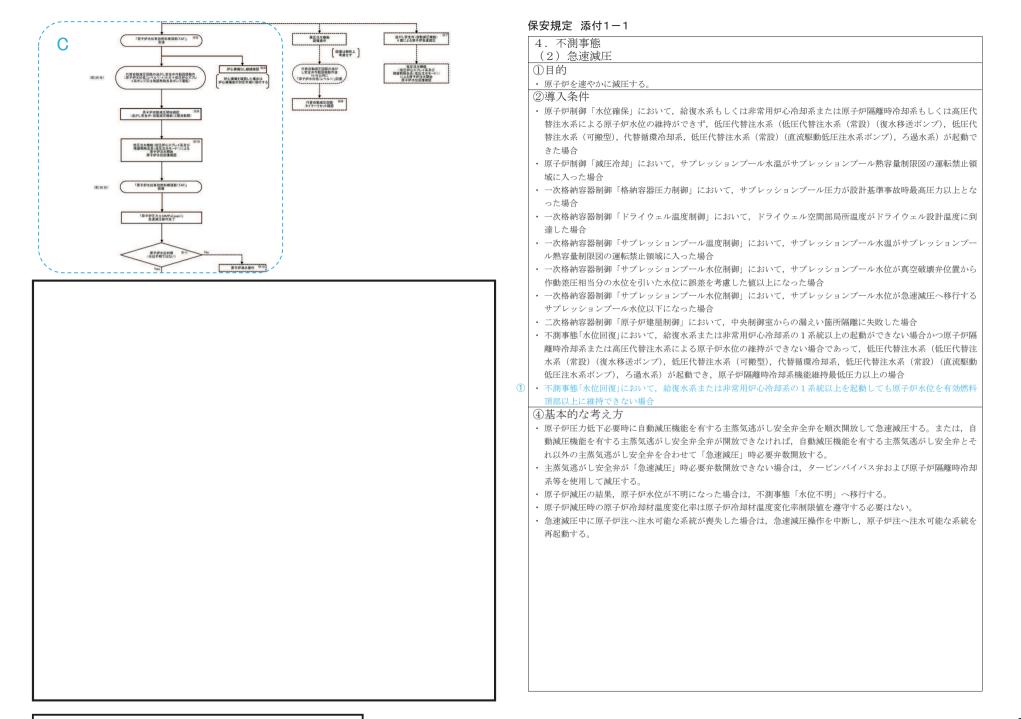


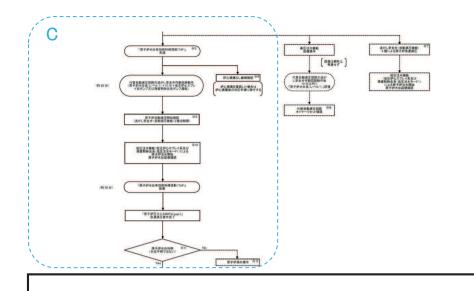


枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



不測事態に関しては、「③脱出条件」はない。以下、表13および表14も同じ。



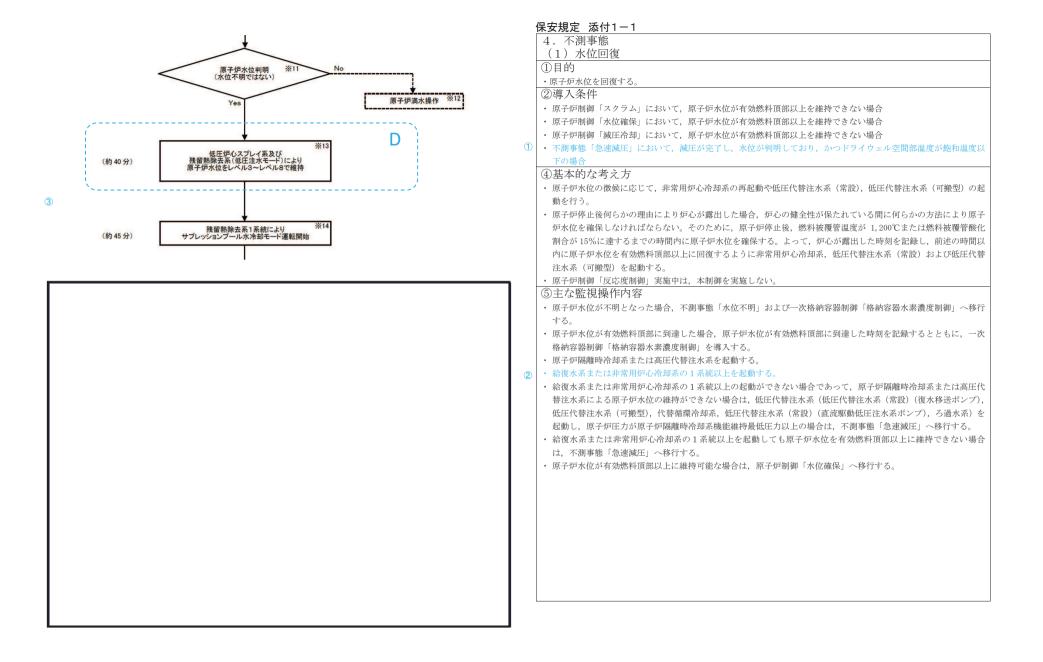


⑤主な監視操作内容

- ① ・給復水系,非常用炉心冷却系,低圧代替注水系(低圧代替注水系(常設)(復水移送ボンプ),低圧代替注水系(可 搬型),代替循環冷却系,低圧代替注水系(常設)(直流駆動低圧注水系ポンプ),ろ過水系)を起動する。
- 2 ・ 自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁を順次開放する。
 ・ 自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁が開放できなければ、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁と それ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放する。
 ・ 自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開 放できなければ、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開 放できなければ、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減 圧」時必要最小弁数以上開放する。
 ・ 原子炉減圧が不十分である場合、主蒸気隔離弁を開し、タービンバイパス弁と主復水器により減圧する。
 ・ 主蒸気隔離弁が開できなければ、原子炉隔離時冷却系、高圧代替注水系または原子炉冷却材浄化系ブローラインを 使用して減圧する。

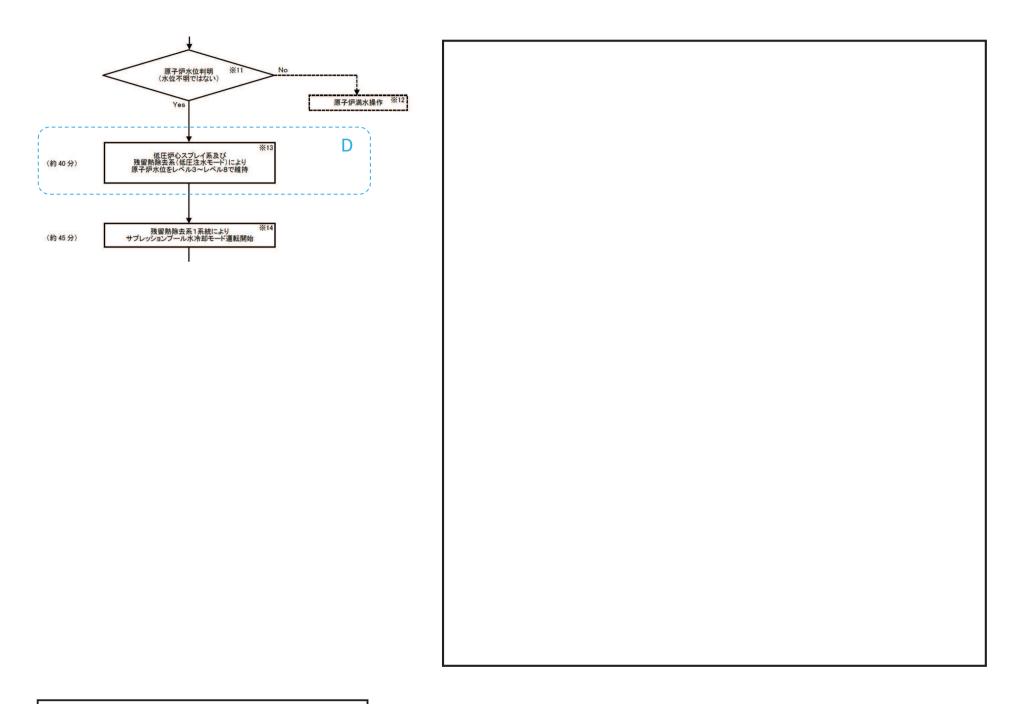
③ ・ 原子炉水位が判明している場合は、不測事態「急速減圧」の導入前の制御へ移行する。

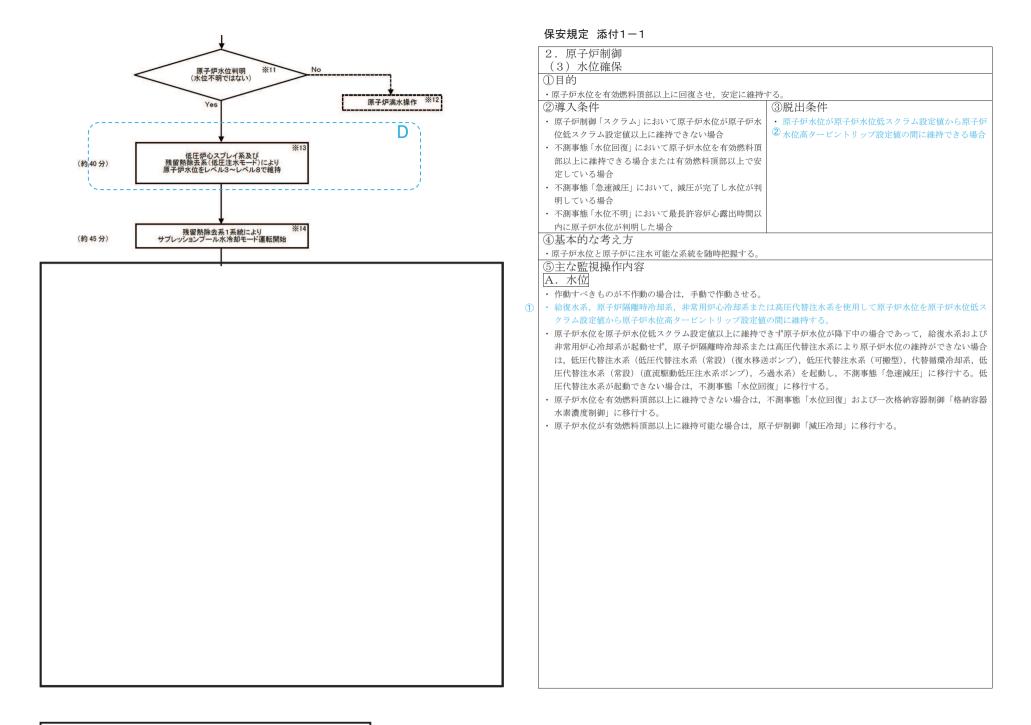
・ 原子炉水位が不明な場合は、不測事態「水位不明」の「満水注入」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制 御」へ移行する。

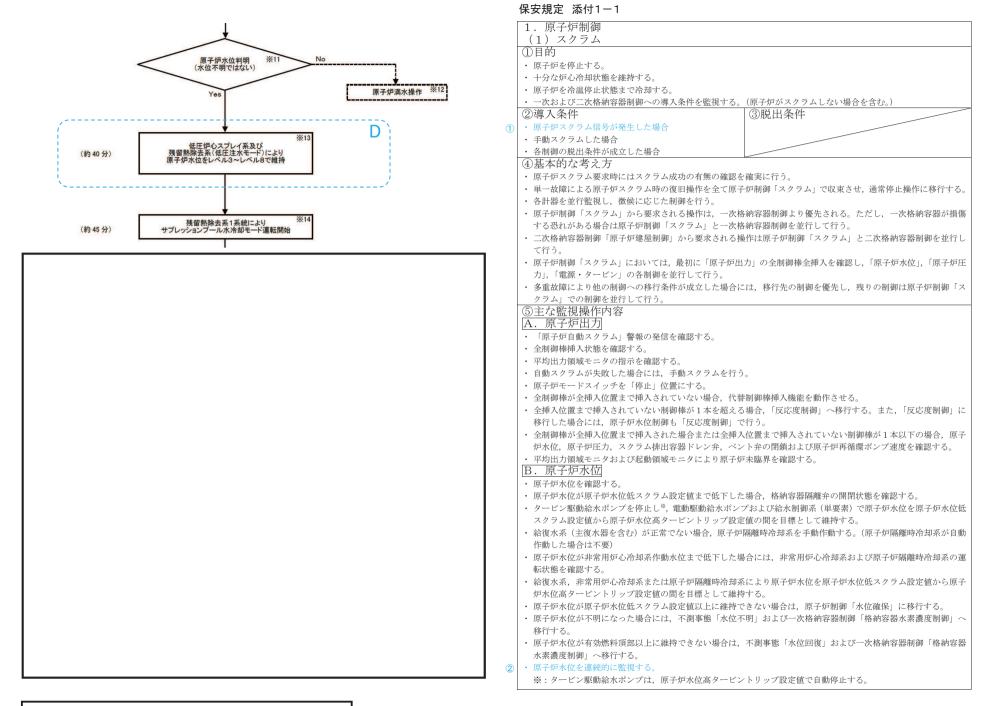


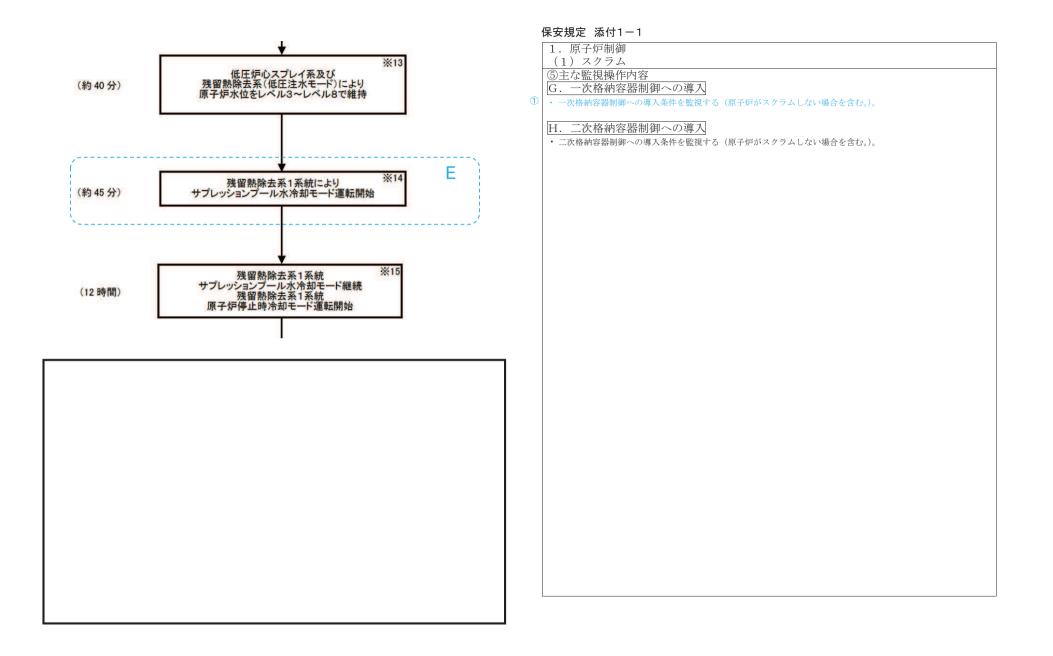
不測事態に関しては、「③脱出条件」はない。以下、表13および表14も同じ。

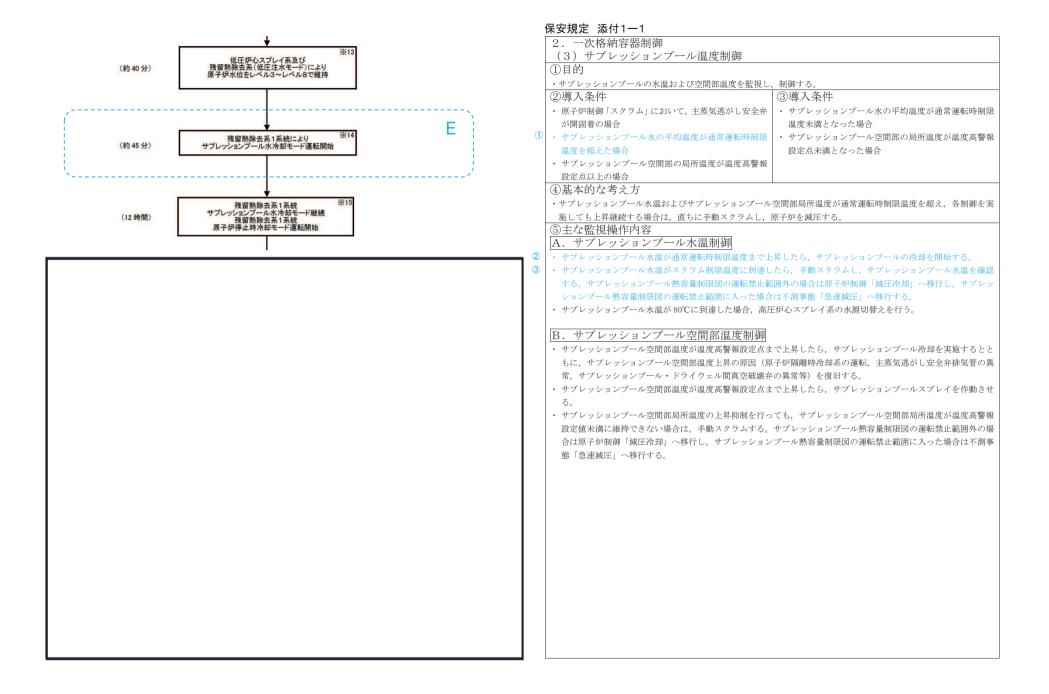
枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。











(約49分) 第19 第2時時美年(地址大水・1)により 第2年が長載してムシーンへんで進展す (約45分) 第10 (1) 原子かり加速 (約45分) 第10 (1) 原子かり加速 (約45分) 第10 (1) 原子かり加速 (1) 原子が加速 (1) 原子が (1) 原子が (1) 原子が加速 (1) 原子が加速 (1) 原子が (1) 原子が (1) 原子が (1) 原子が (1) 原子が加速 (1) 原子が加速 (1) 原子が加速 (1) 原子が (1) 月 (1) 月 (1) 月 (1) 原子が加速 (1) 原子が加速 (1) 月 (1) 月 (1) 月 (1) 月 (1) 原子が加速 (1) 原子が加速 (1) 月 (1) 月
(約4分) 第1日 (約4分) 第1日 (約4分) 第1日 (12週間) 第1日 (12 (12週間) 第1日 (12 (12週間) 第1日 (12 (12) (12) (12) (12) (12) (12) (12)
(約45分) 第1年前により 第14 (約45分) サフレッシュンプールス本部は一下裏転換施 第14 (約45分) サフレッシュンプールス本部は一下裏転換施 第15 (12時間) 第15 第15 (12時間) サフレッシュンプールス本部は一下裏転換施 第15 (12時間) 第15 第15 (12時間) サフレッシュンプールス 指載 第15 (12時間) 第15 第15 (12時間) サフレッシュンプールス 株式 株式 (原子炉油) 第15 (12時間) サフレッシュンプールス 株式 (原子炉油) 第15 (12時間) サンジョンジール 未満な (原子炉油) 第15 (12時間) 大口 (日本) 第15
 (約45 分) 第14前により 第17レッシュンプールス含量で一種転開始 第15 第17レッシュンプールス含量で一種転開始 第15 第17レッシュンプールス含量で、 第15日 第15 第15日 第15日 第15日
(例45分) 第2期後告表目、1歳はことり サフレッジェンプール水海却モーす運転開始 第11 第12 第12 第12 第12 第12 第12 第12 第12 第12
 (約45分) サフレックユアール水体型と一変組織強 (約45分) サフレックユアール水体型と一つな検索型に、 (12時間) サフレックユアール水体型と一つな振行 (12時間) (12時間) サプレックユアール水体型・一級構成 (12時間) サプレックユアール水体型・一級構成 (12時間) サプレックユアール水体型・一級構成 (12時間) サプレックユアール水体型・一級構成 (12時間) サプレックユアール水体型・一級構成 (12時間) サプレックユアール水体型・一級構成 (12時間) サプレックユアール水体型・ (12時間) サプレックユアール水体型・ (12時間) サプレックユアール水体型・ (12時間) サプレックユアール水体型・ (12時間) サプレックコアール水体型・ (12時間) サプレックコアール水(11日本) (12時間) サプレックコアール水(11日本) (12時間) サプレックコアール水(11日本) (12時間) サプレックコアール水(11日本) (12時間) サプレックコアール (12時間) サプレックロック(11日本) (12時間) サプレックロック(1
第四時時去系1系統 第19 第10 第270年後上午 第10 第270年後二年 第10 第270年後年 第10 第270年後年 第10 第270年後年 第10 第20日年 第11 第11年年 第11 第11年
第日時間:本町15年 第15 (12時間) 第15 第日前時業市町長 第15 (12時間) 第日前時業市町長 第日前時業市町長 第15 第日前時業市町 第15 第日前時業市町 第15 第日前時 第15 第15 第15 <
第19 第18 第15 第10 第20時間本業計業成 原子炉停止等発型モージェンジール水温新知 第15 第10 第20中立地支援 第15 第10 第20中立地支援 第15 第10 第20中立地支援 第15 第10 第20中立地支援 第15 第11 第11 第11
第四時金玉 4.長 **16 *15 (12時間) サブレッションブーが教育 第子伊希正時外報告+「審議 原子伊希正時外報告+「審議 原子伊希正時外報告+「審議 原子伊希正時外報告+「審議」 (1) - 次格納容器制御「サブレッションブール水温が サブレッションブール教容量制限図の運転禁止範囲外 ・ 一次格納容器制御「サブレッションブール水温が サブレッションブール教容量制限図の運転禁止範囲外 ・ 一次格納容器制御「サブレッションブール水温が (1) - 次格納容器制御「サブレッションブール水温が 第一日 - 次格納容器 (1) - 次格納容器制御「サブレッションブール水温が 第一日 - 次格納容器制御「サブレッションブール水温が 第二日 - 次格納容器 (1) - 次格納容器制御「サブレッションブール水温が 第二日 - 次格納容器 (1) - 次格納容器制御「サブレッションブール水温が 第二日 - 二、 (2) 基本的な考え方 ・ 主気気添がし安全弁にて滅にやする。また、サブレッションブール水温上昇を均一 ションブールホール - 三、 ションブールホール - 三、 ションブールホール - 二、 ションブールホール - 二、 ションブール - 二、 ションブール - 小 ションブール - 二、 ショ
(12時間) サブレッジョブール水油は 解整除素1系症 原子炉停止時分割モード運転開始 はれいて、手動スクラム後、サブレッションブール水温が サブレッションブール熱容量制限図の運転禁止範囲外 の場合 ④基本的な考え方 ・素気地を要しないため、原子炉液圧時の原子炉冷却材温度変化率は原子炉冷却材温度変化率制限値以内にが に努める。 ・素気速がし安全弁にて減圧冷却を行う場合には、原子炉冷却材温度変化率制尿値以ウにかった に努める。 ・素気速がし安全弁にて減圧冷却を行う場合には、原子炉冷却材温度変化率制尿値のため、残留熟除: るサブレッションブール冷却を行う。 ・ためと減圧を並行操作する。 ・ ⑤主空監視操作内容 ・ (1) ・ ・ ※常板水系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系または高圧代替注水系を使用して、原子炉水位を有効が から原子炉水位高子・ビントリッブ設定値の間で維持する。 ・ ・ ・ お食水系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系または高圧代替注水系を使用して、原子炉水位を有効が から原子炉水位高子・ビントリッブ設定値の間で維持する。 ・ ・ ・ 原子炉水位が不明の場合には、不測事能「水位不明」およびー次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」」 ・ る。
 原子炉停止時外部車・→運転開始 サブレッションブール熱容量制限図の運転禁止範囲外の場合 ④基本的な考え方 ・緊急性を要しないため、原子炉流虹時の原子炉冷却材温度変化率は原子炉冷却材温度変化率制限値以内にれに努める。 ・主蒸気送がし安全弁にて減圧冷却を行う場合には、原子炉冷却材温度変化率およびサブレッションブールス 分監視しながら、主蒸気送がし安全弁を選択する。また、サブレッションブール水温上昇を拘一 うに開閉する主蒸気送がし安全弁を選択する。また、サブレッションブール水温上昇を拘一 うに開閉する主蒸気送がし安全弁を選択する。また、サブレッションブール水温上昇を拘一 うに開閉する主蒸気送がし安全弁を選択する。また、サブレッションブール水温上昇防止のため、残留熟除: るサブレッションブール冷却を行う。 ・水位と減圧を並行操作する。 ⑤主な監視操作内容 A. 水位 ・給復水系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系または高圧代替注水系を使用して、原子炉水位を有効が から原子炉水位高タービントリップ設定値の間で維持する。 ・原子炉水位高タービントリップ設定値の間で維持する。 ・原子炉水位高タービントリップ設定値の間で維持する。
 (9) 少しの一の総合 (9) 単の一の総合 戦制(図の)運転強圧戦闘(の)運転強圧戦闘(の)運転強圧戦闘(の)運転 (11) (9) 単の一の総合 戦制(11) (9) 単の(11) <l< th=""></l<>
 ④基本的な考え方 ・緊急性を要しないため、原子炉減圧時の原子炉冷却材温度変化率は原子炉冷却材温度変化率制限値以内に に努める。 ・主蒸気逃がし安全弁にて減圧冷却を行う場合には、原子炉冷却材温度変化率およびサプレッションプールオ 分監視しながら、主蒸気逃がし安全弁の開閉を間欠に行う。さらに、サプレッションプールオ温上昇を均一 うに開閉する主蒸気逃がし安全弁を選択する。また、サプレッションプールオ温上昇防止のため、残留熟除 るサプレッションプール冷却を行う。 ・水位と減圧を並行操作する。 ⑤主な監視操作内容 (⑤主な監視操作内容 A.水位) ・給食水系、原子炉隔離時冷却系,非常用炉心冷却系または高圧代替注水系を使用して、原子炉水位を有効が から原子炉水位高タービントリップ設定値の間で維持する。 ・原子炉水位高タービントリップ設定値の間で維持する。 ・原子炉水位が不明の場合には、不測事態「水位不明」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に る。
 ・緊急性を要しないため、原子炉減圧時の原子炉冷却材温度変化率は原子炉冷却材温度変化率制限値以内にれに努める。 ・主蒸気逃がし安全弁にて減圧冷却を行う場合には、原子炉冷却材温度変化率およびサプレッションブールス 分監視しながら、主蒸気逃がし安全弁を選択する。また、サブレッションブール水温上昇を均一 うに開閉する主蒸気逃がし安全弁を選択する。また、サブレッションブール水温上昇防止のため、残留熟除 るサブレッションブール冷却を行う。 ・水位と減圧を並行操作する。 ⑤主な監視操作内容 ▲、位位 ▲ 給復水系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系または高圧代替注水系を使用して、原子炉水位を有効が から原子炉水位高タービントリップ設定値の間で維持する。 ・原子炉水位が不明の場合には、不測事態「水位不明」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」(る。
 に努める。 ・主蒸気逃がし安全弁にて減圧冷却を行う場合には、原子炉冷却材温度変化率およびサプレッションプールス分監視しながら、主蒸気逃がし安全弁の開閉を間欠に行う。さらに、サプレッションブール水温上昇を均一しうに開閉する主蒸気逃がし安全弁を選択する。また、サプレッションブール水温上昇防止のため、残留熱除まるサプレッションブール冷却を行う。 ・水位と減圧を並行操作する。 (5)主な監視操作内容 A.水位 ・粘位と減圧を並行操作内容 ・粘位 ・粘位 ・水位 ・ ・
 ・主蒸気迷がし安全弁にて減圧冷却を行う場合には、原子炉冷却材温度変化率およびサブレッションブールオ 分監視しながら、主蒸気逃がし安全弁の開閉を間欠に行う。さらに、サブレッションブール水温上昇防止のため、残留熱除ま るサブレッションプール冷却を行う。 ・水位と減圧を並行操作する。 (⑤主な監視操作内容 A.水位 ・給復水系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系または高圧代替注水系を使用して、原子炉水位を有効が から原子炉水位高タービントリップ設定値の間で維持する。 ・原子炉水位が不明の場合には、不測事態「水位不明」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に る。
 分監視しながら、主蒸気逃がし安全弁の開閉を間欠に行う。さらに、サプレッションプール水温上昇を均一しうに開閉する主蒸気逃がし安全弁を選択する。また、サプレッションプール水温上昇防止のため、残留熱除きるサプレッションプール冷却を行う。 ・水位と減圧を並行操作する。 (う主な監視操作内容 A.水位 ・給復水系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系または高圧代替注水系を使用して、原子炉水位を有効がから原子炉水位高タービントリップ設定値の間で維持する。 ・原子炉水位が不明の場合には、不測事態「水位不明」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」にる。
 うに開閉する主蒸気逃がし安全弁を選択する。また、サブレッションブール水温上昇防止のため、残留熱除きるサブレッションプール冷却を行う。 ・水位と減圧を並行操作する。 ⑤主な監視操作内容 A.水位 ・給復水系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系または高圧代替注水系を使用して、原子炉水位を有効がいら原子炉水位高タービントリップ設定値の間で維持する。 ・原子炉水位ボ不明の場合には、不測事態「水位不明」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」にる。
るサプレッションプール冷却を行う。 ・水位と減圧を並行操作する。 ⑤主な監視操作内容 <u>A.水位</u> ・給復水系,原子炉隔離時冷却系,非常用炉心冷却系または高圧代替注水系を使用して,原子炉水位を有効 から原子炉水位高タービントリップ設定値の間で維持する。 ・原子炉水位が不明の場合には,不測事態「水位不明」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」 る。
 ・水位と減圧を並行操作する。 ⑤主な監視操作内容 A.水位 ・給復水系,原子炉隔離時冷却系,非常用炉心冷却系または高圧代替注水系を使用して,原子炉水位を有効燃から原子炉水位高タービントリップ設定値の間で維持する。 ・原子炉水位ボ不明の場合には,不測事態「水位不明」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に る。
 ⑤主な監視操作内容 A.水位 ・給復水系,原子炉隔離時冷却系,非常用炉心冷却系または高圧代替注水系を使用して,原子炉水位を有効燃から原子炉水位高タービントリップ設定値の間で維持する。 ・原子炉水位が不明の場合には,不測事態「水位不明」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に る。
 A.水位 ・給復水系、原子炉隔離時冷却系,非常用炉心冷却系または高圧代替注水系を使用して、原子炉水位を有効燃から原子炉水位高タービントリップ設定値の間で維持する。 ・原子炉水位が不明の場合には、不測事態「水位不明」および一次格納容器が素濃度制御」に る。
 ・給復水系、原子炉隔離時冷却系,非常用炉心冷却系または高圧代替注水系を使用して、原子炉水位を有効燃から原子炉水位高タービントリップ設定値の間で維持する。 ・原子炉水位が不明の場合には、不測事態「水位不明」および一次格納容器水素濃度制御」にる。
から原子炉水位高タービントリップ設定値の間で維持する。 ・ 原子炉水位が不明の場合には,不測事態「水位不明」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に る。
・原子炉水位が不明の場合には,不測事態「水位不明」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に る。
δ_{\circ}
 原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」および一次格納容器制御「林
水素濃度制御」に移行する。
B. 減圧
・注水系統が原子炉隔離時冷却系または高圧代替注水系のみ場合,原子炉隔離時冷却系または高
注水系定格流量維持最低圧力以上に維持する。
・ 主復水器が使用可能である場合、タービンバイパス弁等による減圧を行う。
② ・ 主復水器が使用不能であり、かつサプレッションプール水温がサプレッションプール熱容量制限図の運転数
外でサプレッションプール冷却が実施されている場合、主蒸気逃がし安全弁等による減圧を行う。
 主復水器が使用不能であり、かつサプレッションプール水温がサプレッションプール熱容量制限図の運転
に入った場合、不測事態「急速減圧」に移行する。
③ ・ 原子炉圧力が残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)の使用可能圧力以下の場合は,残留熱除去系(原子炉停
却系)を起動する。残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)が起動できない場合は,復旧を図る。

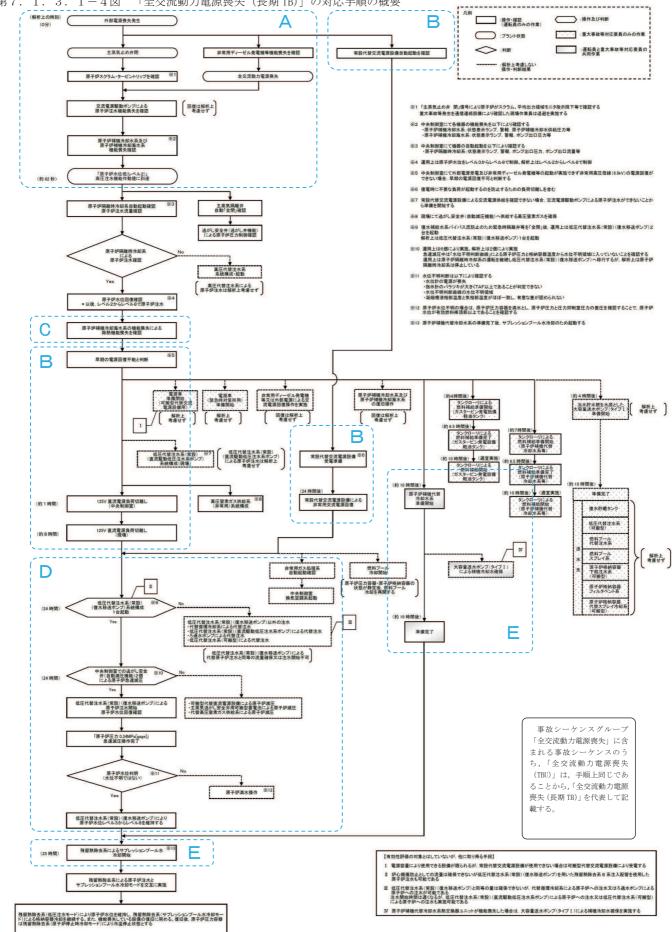
保安規定 添付1一1

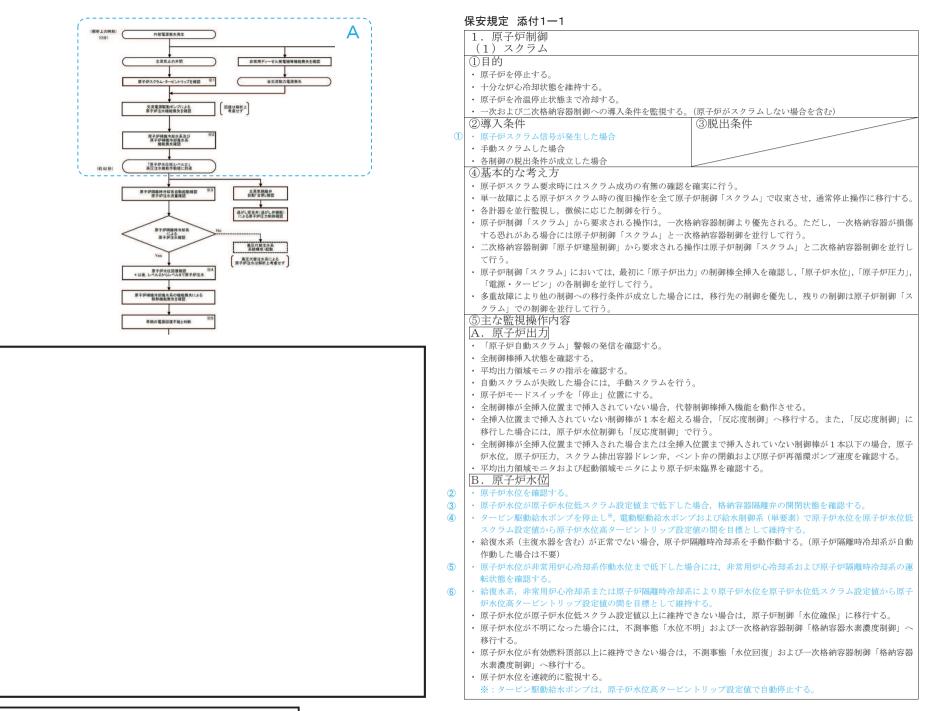
Ⅲ. 重要事故シーケンス等の対応手順に対する保安規定の記載内容の整理

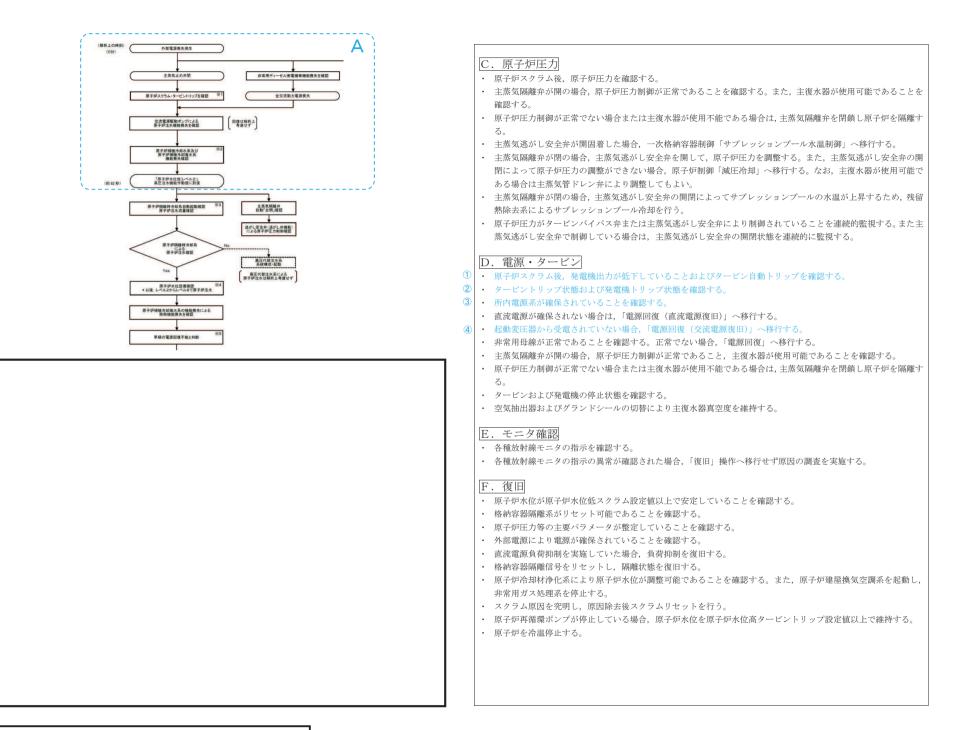
3.「全交流動力電源喪失(長期 TB)」の対応手順の概要

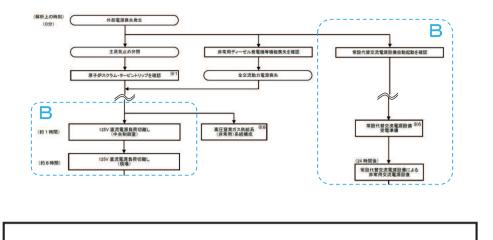
「全交流動力電源喪失(TBU)」の対応手順の概要

第7.1.3.1-4図 「全交流動力電源喪失(長期TB)」の対応手順の概要



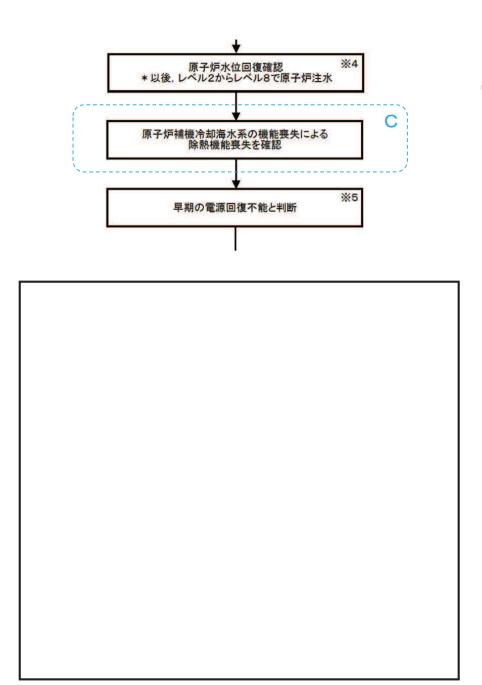






	5. 電源制御 (1)電源回復			
	①目的			
	 交流電源および直流電源の供給を回復し維持する。 			
	②導入条件	③脱出条件		
	・ 原子炉制御「スクラム」において,直流電源が喪失し	 ・起動用変圧器から所内電源を受電した場合 		
	場合			
1	• 原子炉制御「スクラム」において,起動用変圧器から			
	の受電に失敗した場合			
	 原子炉制御「スクラム」において、非常用C母線また 			
	はD母線の電源が喪失した場合			
	④基本的な考え方			
	 非常用ディーゼル発電機の起動状況を確認し、状況に応 			
	 非常用交流電源喪失が長期化する場合には常設125V 	直流電源および250V直流電源延命のため,直流負荷の		
	切り離しを実施し,直流電源延命させる。			
	・ 使用可能な設備を確認し、 C, D母線の受電操作を行う,	。C, D母線の復旧が不可能な場合は, G母線の受電を行		
	い、交流電源切替盤で切り替えを実施する。			
	・ 直流電源喪失時は、常設代替直流電源(125V代替蓄			
	電源からできない場合には、可搬型計測器にて中央制御室で計器毎に確認する。			
	・ 非常用交流電源喪失が長期化する場合には常設代替直流電源(125V代替蓄電池および250V蓄電池)の延命			
	のため,負荷の切り離しを行う。 (5)主な監視操作内容			
	A. 非常用交流高圧電源確保			
	 ・非常用ディーゼル発電機の運転状態を確認する。 			
	 ・運転している非常用ディーゼル発電機に対応する原子炉 	補機冷却海水系の運転状能を確認する。当該原子炉補機冷		
	却海水系の運転不可の場合は、常設代替交流電源設備を			
	 非常用ディーゼル発電機からの受電ができない場合、予 			
	場合は常設代替交流電源設備より受電し、常設代替交流	電源設備からの受電もできない場合は、号炉間等より受電		
	する。			
2	・非常用交流高圧電源母線2系統喪失となった場合,常設	代替交流電源設備より受電する。		
	・ 非常用交流高圧電源母線2系統喪失となった場合であっ	て、常設代替交流電源設備から受電できた非常用交流高圧		
	電源母線が1系統である場合、直流250V充電器を受			
3	・ 非常用交流高圧電源母線2系統喪失となった場合であっ			
	た場合、直流駆動低圧注水系の系統構成、発電機水素ガス放出ならびに直流250V電源確保および直流125V			
	電源確保を行うとともに、号炉間等からの受電を実施する。			
	 ・非常用交流高圧電源母線の号炉間等からの受電ができなかった場合、可搬型代替交流電源設備より受電する。 ・公園町地の長に広じた記様復旧な行う、意記供持な法電源記拠など通常している相合は、通常後1時間おとびの4 			
	・ 給電設備容量に応じた設備復旧を行う。常設代替交流電源設備から受電している場合は、受電後1時間および24 *********************************			
	時間にて常設代替交流電源設備の負荷抑制を実施する。			
	B. 直流電源確保			
4	・非常用ディーゼル発電機および常設代替交流電源設備か	ら直流電源A系およびB系への給電ができない場合。1時		
•	間後および8時間後までに負荷の切り離しによる負荷抑			
	 ・直流電源A系およびB系が喪失または枯渇した場合、常 			
	 ・直流電源A系およびB系が喪失または枯渇し、常設代替直流電源設備より給電している場合であって、G母線の受 			
	電ができない場合は、8時間後に負荷抑制を実施する。	また、代替直流電源用切替盤への電源車接続を実施し、常		
	設代替直流電源設備の充電器へ給電する。			
	C. 直流250V電源確保			

・ 発電機水素ガスの放出の完了または、直流電源A系およびB系が喪失した場合は負荷抑制を実施する。



1. 原子炉制御

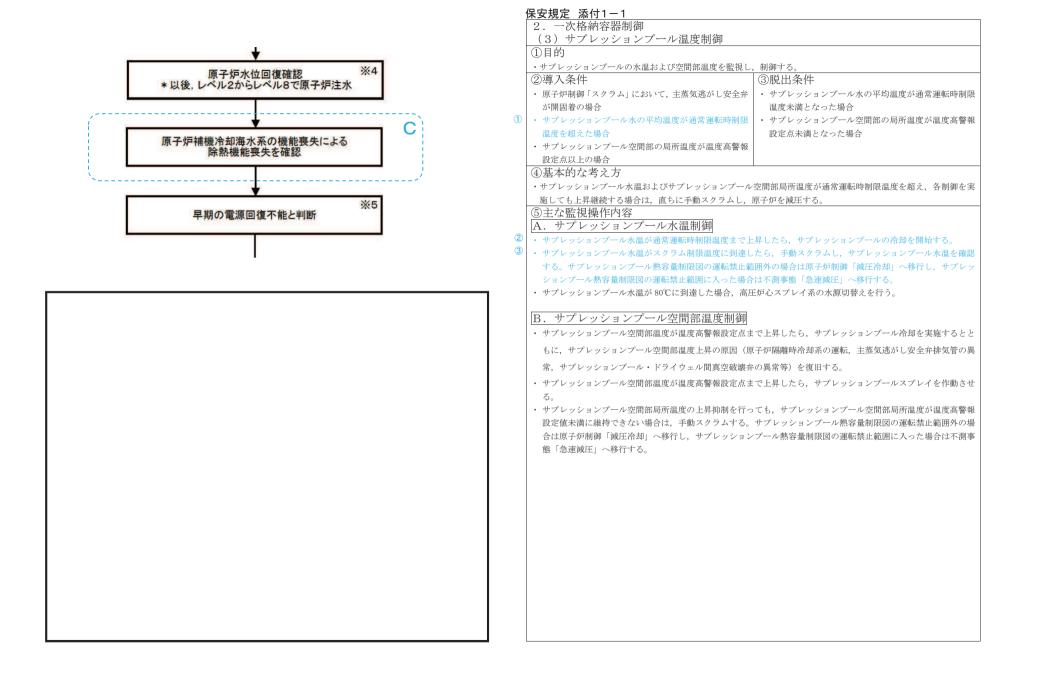
(1) スクラム⑤主な監視操作内容

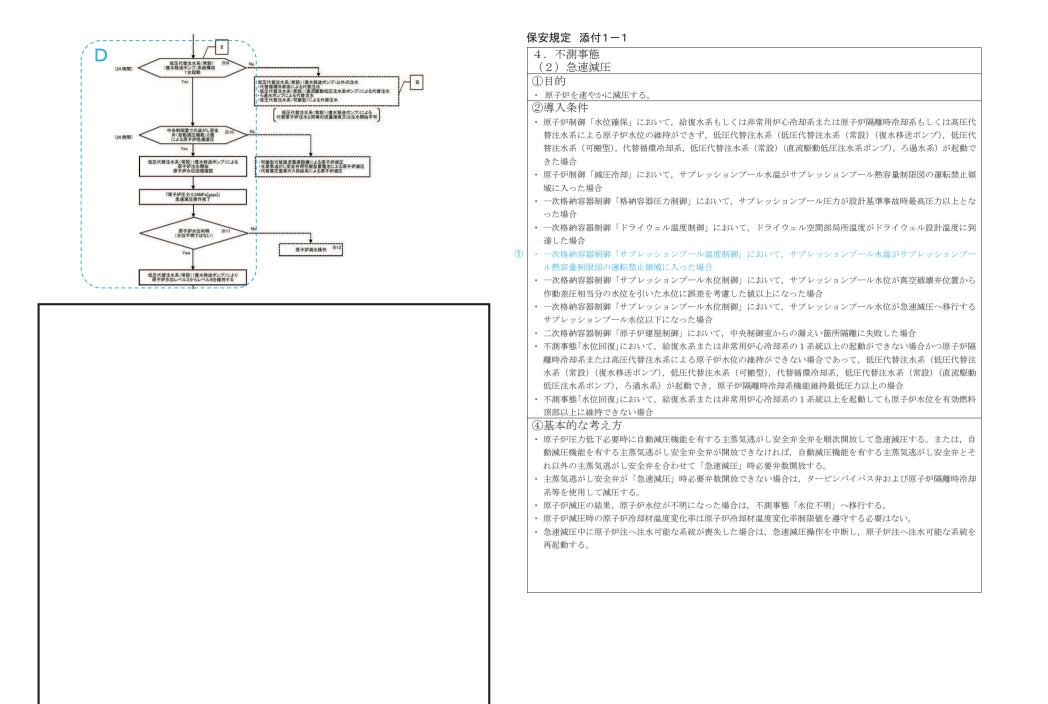
G. 一次格納容器制御への導入

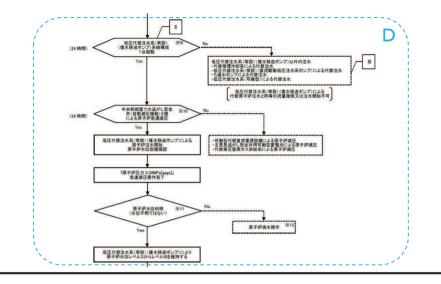
① ・ 一次格納容器制御への導入条件を監視する(原子炉がスクラムしない場合を含む。)。

H. 二次格納容器制御への導入

二次格納容器制御への導入条件を監視する(原子炉がスクラムしない場合を含む。)。







⑤主な監視操作内容

- ① ・ 給復水系,非常用炉心冷却系,低圧代替注水系(低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ),低圧代替注水系(可 搬型),代替循環冷却系,低圧代替注水系(常設)(直流駆動低圧注水系ポンプ),ろ過水系)を起動する。
- ② ・ 自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁を順次開放する。
 ・ 自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁が開放できなければ、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁と それ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開かする。

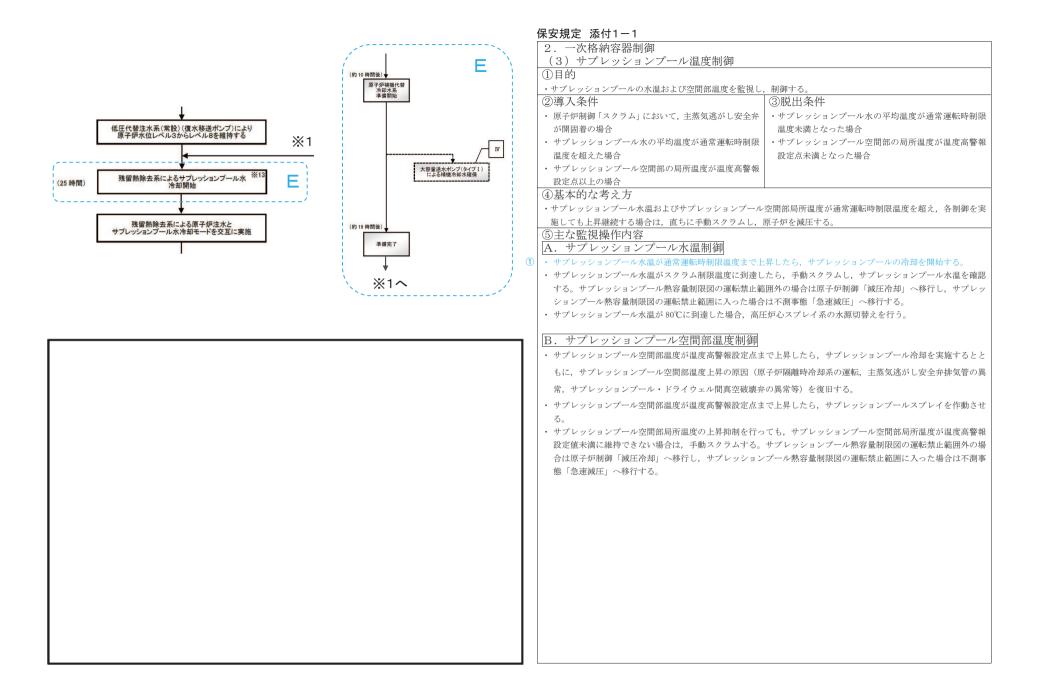
 自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開 放できなければ、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減 圧」時必要最小弁数以上開放する。

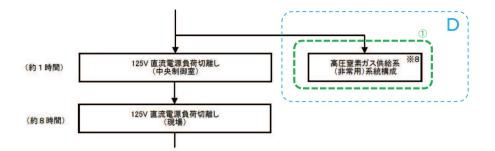
・ 原子炉減圧が不十分である場合,主蒸気隔離弁を開し,タービンバイパス弁と主復水器により減圧する。

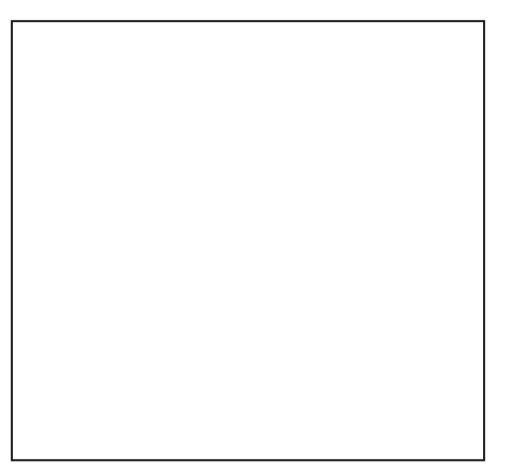
 主蒸気隔離弁が開できなければ、原子炉隔離時冷却系、高圧代替注水系または原子炉冷却材浄化系ブローラインを 使用して減圧する。

③ ・ 原子炉水位が判明している場合は、不測事態「急速減圧」の導入前の制御へ移行する。

・原子炉水位が不明な場合は、不測事態「水位不明」の「満水注入」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制 御」へ移行する。

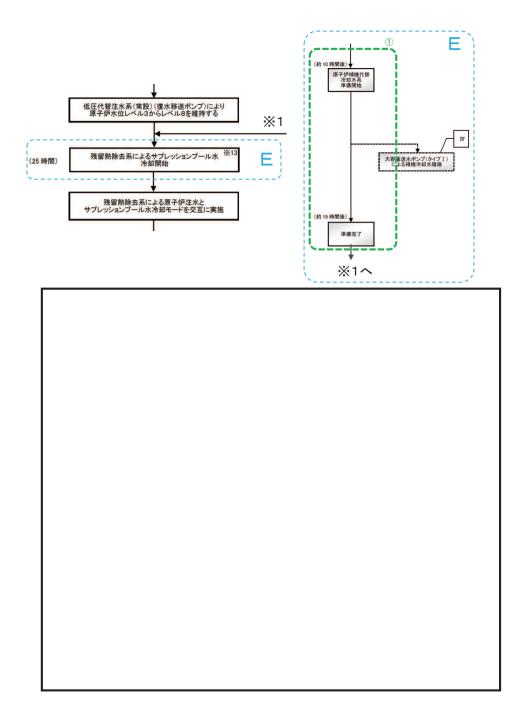






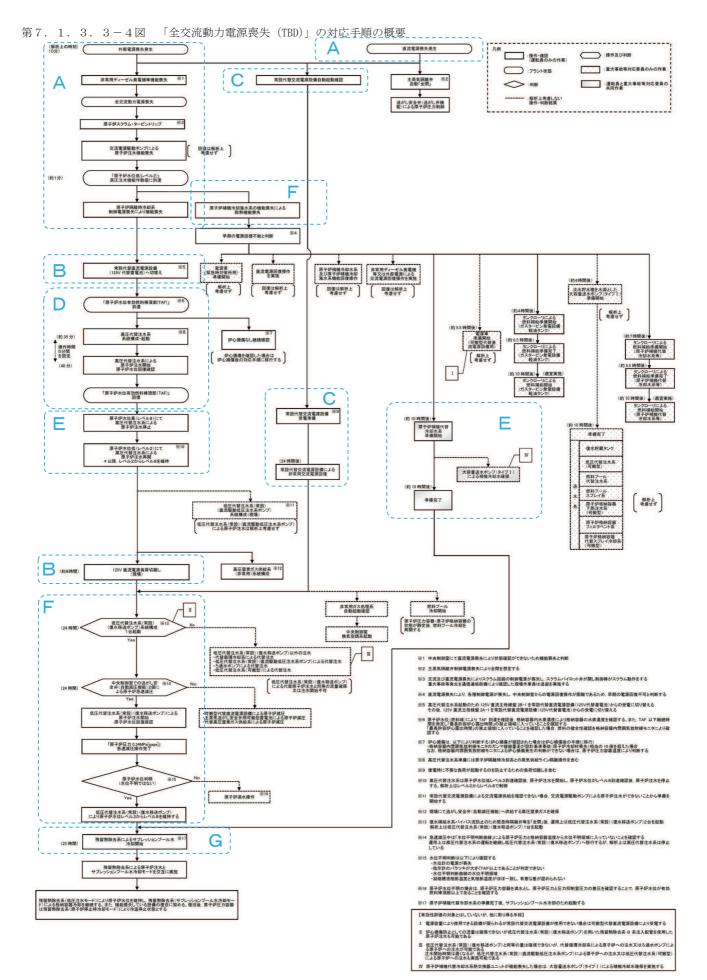
保安規定 添付1-3 表20 重大事故等対策における操作の成立性

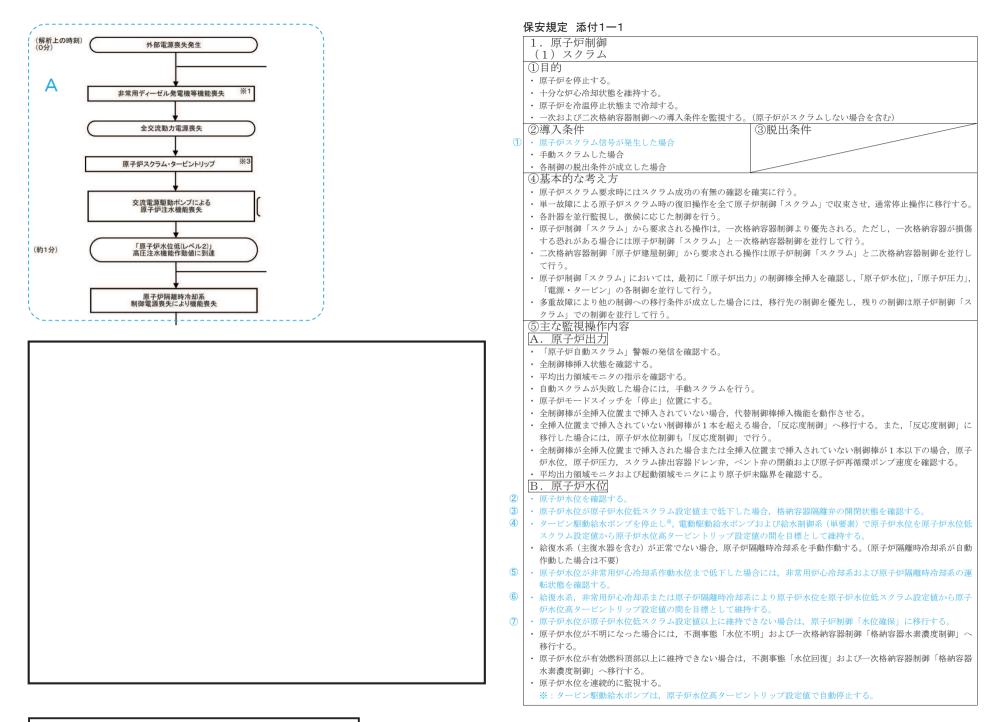
	操作 手順	対応手段	要員	要員数	想定 時間
1	3	高圧窒素ガス供給系(非常用)による 主蒸気逃がし安全弁(自動減圧機能) 駆動源確保(高圧窒素ガス供給系(常 用)から高圧窒素ガス供給系(非常用) への切替え) *1	運転員 (中央制御室,現場)	3	50 分以内
	1.1				



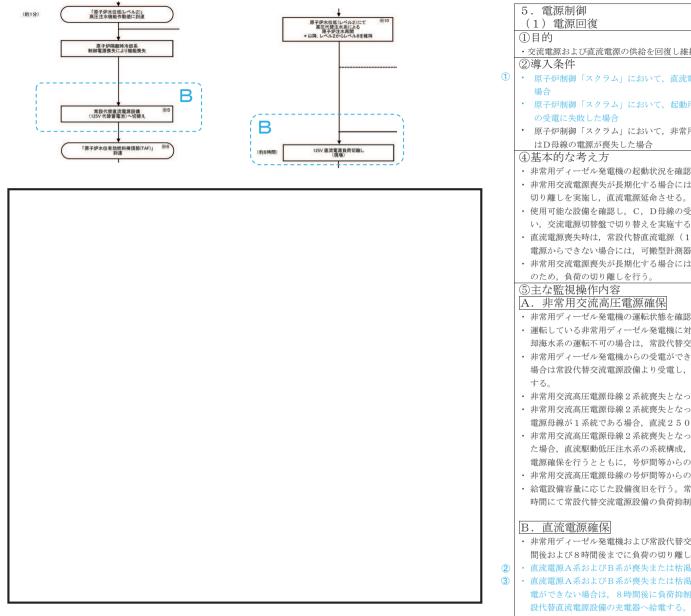
① 5 原子炉補機代替冷却水系による補機 運転員 (中央制御室,現場) 3 ① 重大事故等対応要員 6		想定 時間	操作 手順
冷却水確保 *1	1		_
		- 540 分以内	5

4.「全交流動力電源喪失(TBD)」の対応手順の概要





	保安規定 添付1-1
直流電源喪失発生 重流電源喪失発生 常設代替交流電源設備自動起動確認 主蒸気隔離弁 ※2 自動「全閉」 送がし安全弁(送がし弁機 能)による原子炉圧力制御	 C.原子炉圧力 原子炉スクラム後,原子炉圧力を確認する。 主蒸気隔離弁が開の場合,原子炉圧力制御が正常であることを確認する。また,主復水器が使用可能であることを 確認する。 原子炉圧力制御が正常でない場合または主復水器が使用不能である場合は,主蒸気隔離弁を閉鎖し原子炉を隔離す る。 主蒸気逃がし安全弁が開固着した場合,一次格納容器制御「サプレッションプール水温制御」へ移行する。 主蒸気隔離弁が閉の場合,主蒸気逃がし安全弁を開して,原子炉圧力を調整する。また,主蒸気逃がし安全弁の開 閉によって原子炉圧力の調整ができない場合,原子炉制御「減圧冷却」へ移行する。なお,主復水器が使用可能で ある場合は主蒸気管ドレン弁により調整してもよい。 主蒸気隔離弁が閉の場合,主蒸気逃がし安全弁の開閉によってサプレッションプールの水温が上昇するため,残留 熟除去系によるサプレッションプール冷却を行う。 原子炉圧力がタービンバイパス弁または主蒸気逃がし安全弁により制御されていることを連続的監視する。また主 蒸気逃がし安全弁で制御している場合は、主蒸気逃がし安全弁の開閉状態を連続的に監視する。
	 D. 電源・タービン 第、デサスクラム後、発電機出力が低下していることおよびタービン自動トリップを確認する。 クービントリップ状態および発電機トリップ状態を確認する。 所作電源系が確保されていることを確認する。 通、電震電源が確保されていることを確認する。 ビ酸素に置から受電されていない場合、「電源回復(交流電源復旧)」へ移行する。 建築気隔離弁が開の場合、原子炉圧力制御が正常であることと、主復水器が使用可能であることを確認する。 主蒸気隔離弁が開の場合、原子炉圧力制御が正常であること、主復水器が使用可能であることを確認する。 エ素気気隔離弁が開の場合、原子炉圧力制御が正常であること、主復水器が使用可能であることを確認する。 シービンおよび発電機の停止状態を確認する。 タービンおよび発電機の停止状態を確認する。 クービンおよび発電機の停止状態を確認する。 シービンおよび光電電機の停止状態を確認する。 空気抽出器およびグランドシールの切替により主復水器真空度を維持する。 クービンおよび発電機の停止状態を確認する。 クービンおよび発電機の停止状態を確認する。 アチアルカ制抑が正常でない場合または主復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を閉鎖し原子炉を隔離する。 クービンおよび発電機の停止状態を確認する。 モニタの指示の異常が確認された場合、「復日」操作へ移行せず原因の調査を実施する。 クービンおよび発電機の停止状態を確認する。 アチアルなが原子炉水位低スクラム設定値以上で安定していることを確認する。 ビアナクトクボークスクジを受けていることを確認する。 アチャムが原子炉水位低スクラム設定値以上で安定していることを確認する。 アチャムが原子炉水位低スクラム設定値以上で安定していることを確認する。 ロボロ湾原合作用がためることを確認する。 アチャムが原子炉水位低スクラム設定値以上で安定していることを確認する。 ロボロ湾原合作用がためることを確認する。 アチャムが原子炉水位低スクラム設定値以上で安定していることを確認する。 ロボロ湾部の確保されていることを確認する。 アチャムの部の確保されていることを確認する。 アチャムの認知が確保されていることを確認する。 アチャムの認知を復日する。 アチャムが加く使用する。 アチャムの相応がやないための部の能であることを確認する。 アチャム相応が、アチャムの部をないためることを確認する。 アチャムの認知を確由する。 アチャムの認知を使用する。 アチャムの認知を使用する ア

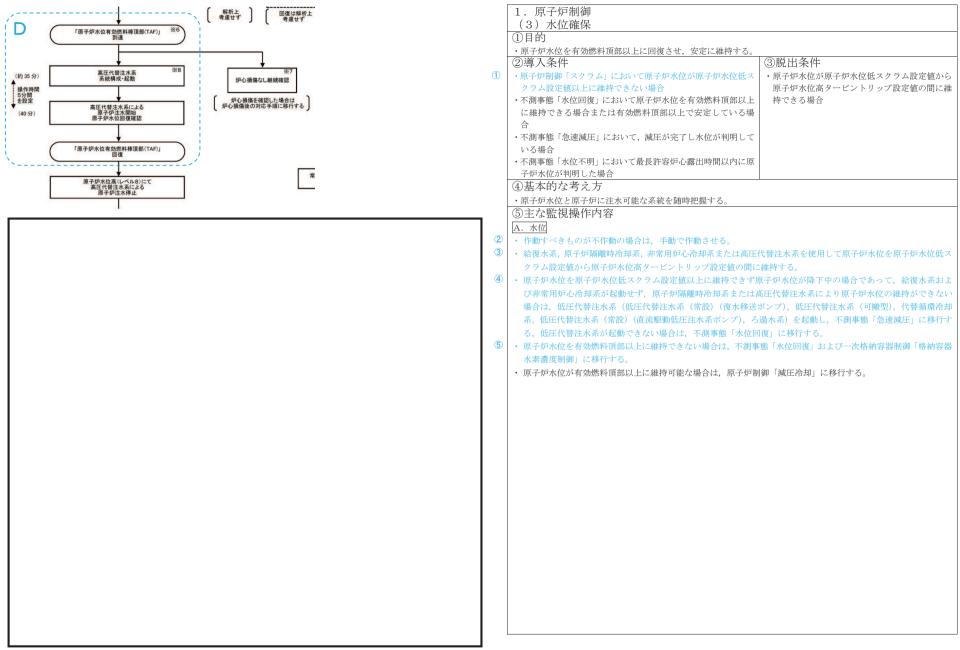


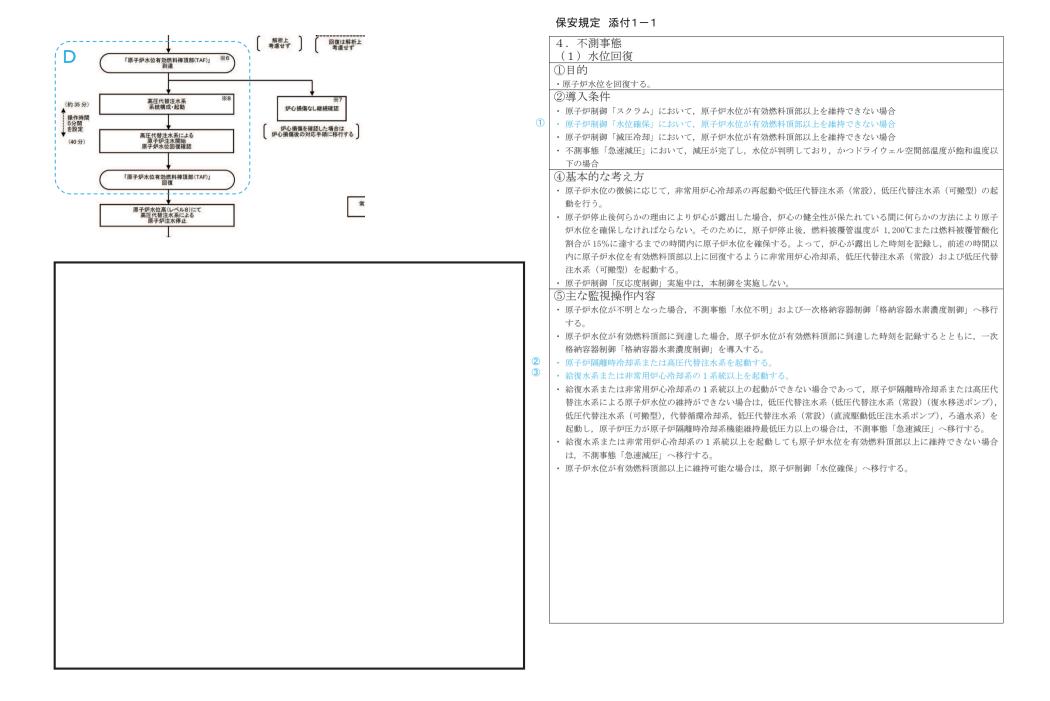
保安規定 添付1-1

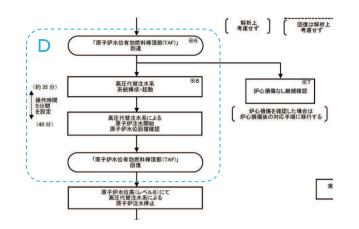
Γ	5. 電源制御				
	5. 电凉 问 仰 (1)電源回復				
ŀ					
	①目的				
-	・交流電源および直流電源の供給を回復し維持する。				
	②導入条件	③脱出条件			
1	・ 原子炉制御「スクラム」において,直流電源が喪失し	・起動用変圧器から所内電源を受電した場合			
	場合				
	・ 原子炉制御「スクラム」において、起動用変圧器から				
	の受電に失敗した場合				
	 原子炉制御「スクラム」において、非常用C母線また 				
	はD母線の電源が喪失した場合				
	④基本的な考え方				
	・ 非常用ディーゼル発電機の起動状況を確認し、状況に応	じて代替電源設備による給電を行う。			
	 非常用交流電源喪失が長期化する場合には常設125V 	直流電源および250V直流電源延命のため,直流負荷の			
	切り離しを実施し、直流電源延命させる。				
	・ 使用可能な設備を確認し、C, D母線の受電操作を行う	。C, D母線の復旧が不可能な場合は,G母線の受電を行			
	い、交流電源切替盤で切り替えを実施する。				
	 直流電源喪失時は、常設代替直流電源(125V代替蓄 	電池および250V蓄電池)より受電する。常設代替直流			
	電源からできない場合には、可搬型計測器にて中央制御				
	 非常用交流電源喪失が長期化する場合には常設代替直流 				
	のため、負荷の切り離しを行う。				
	⑤主な監視操作内容				
	A. 非常用交流高圧電源確保				
	 ・非常用ディーゼル発電機の運転状態を確認する。 				
	 ・ 非常用フィービル発電機の運転状態を確認する。 ・ 運転している非常用ディーゼル発電機に対応する原子炉補機冷却海水系の運転状態を確認する。当該原子炉補機 				
	 連転している非常用アイーセル発電機に対応する原ナ炉 備機 行 却 海水系の運転				
	 ・非常用ディーゼル発電機からの受電ができない場合、予備変圧器より受電する。予備変圧器からの受電ができない 				
	・非常用アイービル発電機からの反電ができない場合、「加速圧器より反電する。」「加速圧器からの反電ができない 場合は常設代替交流電源設備より受電し、常設代替交流電源設備からの受電もできない場合は、号炉間等より受電				
	する。				
	 ・ ・ 非常用交流高圧電源母線2系統喪失となった場合,常設 	代基交流電源設備上り受電すス			
	 ・非常用交流高圧電源母線2系統喪失となった場合であっ 				
	電源母線が1系統である場合,直流250V充電器を受				
	・ 非常用交流高圧電源母線2系統喪失となった場合であっ				
		ス放出ならびに直流250V電源確保および直流125V			
	電源確保を行うとともに、号炉間等からの受電を実施す				
	・ 非常用交流高圧電源母線の号炉間等からの受電ができな	-			
	 ・給電設備容量に応じた設備復旧を行う。常設代替交流電 				
	時間にて常設代替交流電源設備の負荷抑制を実施する。	你 成 開かり 文 电 し し い る 物 ロ は 、 文 电 仮 1 時 同 わ よ い 2 4			
	「「回い」と由いい自父加电感以開の具例判別を天地する。				
	B. 直流電源確保				
	 ・非常用ディーゼル発電機および常設代替交流電源設備か 	ら直流電源A系お上びB系への絵電ができたい場合 1時			
	間後および8時間後までに負荷の切り離しによる負荷抑				
2	■「していた」」「「「「」」」「「」」「「」」「「」」「「」」」「「」」「」」「」」「」」				
2 3	・ 直流電源A系およびB系が喪失または枯渇し、常設代替				
y		この電源設備より給電している場合でありて、64歳の少しまた、代替直流電源用切替盤への電源車接続を実施し、常			
	電ができない場合は、 の時间後に負担抑制を実施する。 設代替直流電源設備の充電器へ給電する。	また,12日回加电廊/119/1日金、22电廊半弦腕を天爬し, 吊			
	ux \1∃回加电你収開♥フプ电命* >和电する。				
	C. 直流250V電源確保				
4	 ・発電機水素ガスの放出の完了または、直流電源系A系お。 	トバR玉が萌生した場合け台帯が知る実施ナス			
Ð	元电IRMボルへの以由の元」または、 世価电源ボAボわ。	トロロボパで大しに物口は貝肉抑制で天肥りる。			

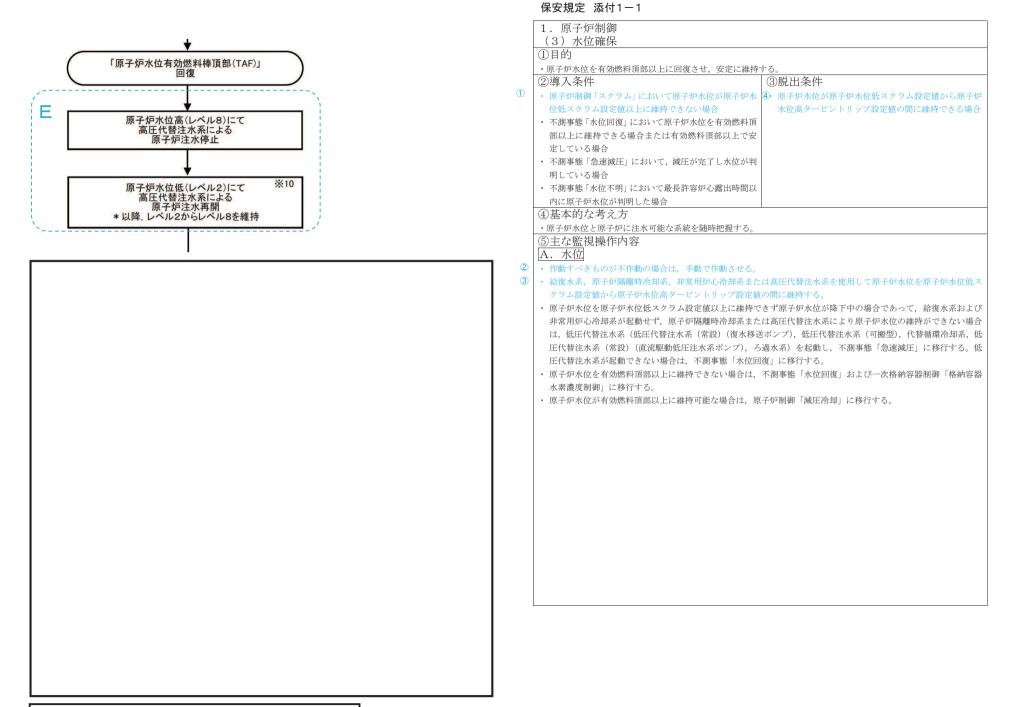
	5. 電源制御 (1) 電源回復
常設代替交流電源設備自動起動確認	・交流電源および直流電源の供給を回復し維持する。
	②導入条件
	① ・ 原子炉制御「スクラム」において、直流電源が喪失し ・ 起動用変圧器から所内電源を受電した場合
	② ・ 原子炉制御「スクラム」において、起動用変圧器から
常設代替交流電源設備 ^{※9} 受電準備	の受電に失敗した場合
	 原子炉制御「スクラム」において、非常用C母線また
	は D 母線の 電源が 喪失した 場合
	④基本的な考え方
	 ・非常用ディーゼル発電機の起動状況を確認し、状況に応じて代替電源設備による給電を行う。
(24 時間後)	 ・非常用交流電源喪失が長期化する場合には常設125V直流電源および250V直流電源延命のため、直流負荷の
常設代替交流電源設備による 非常用交流電源回復	切り離しを実施し、直流電源延命させる。
步·帝/[天///电/#四接	 使用可能な設備を確認し、C、D母線の受電操作を行う。C、D母線の復旧が不可能な場合は、G母線の受電を行
N	い、交流電源切替盤で切り替えを実施する。
	 ・ 直流電源喪失時は、常設代替直流電源(125V代替蓄電池および250V蓄電池)より受電する。常設代替直流
	電源からできない場合には、可搬型計測器にて中央制御室で計器毎に確認する。
	 非常用交流電源喪失が長期化する場合には常設代替直流電源(125V代替蓄電池および250V蓄電池)の延命
	のため、負荷の切り離しを行う。
	⑤主な監視操作内容
	A. 非常用交流高圧電源確保
	 ・非常用ディーゼル発電機の運転状態を確認する。
	 運転している非常用ディーゼル発電機に対応する原子炉補機冷却海水系の運転状態を確認する。当該原子炉補機冷
	却海水系の運転不可の場合は、常設代替交流電源設備を起動し、非常用ディーゼル発電機を停止する。
	 非常用ディーゼル発電機からの受電ができない場合、予備変圧器より受電する。予備変圧器からの受電ができない
	場合は常設代替交流電源設備より受電し、常設代替交流電源設備からの受電もできない場合は、号炉間等より受電
	する。
	③ ・ 非常用交流高圧電源母線2系統喪失となった場合,常設代替交流電源設備より受電する。
	 非常用交流高圧電源母線2系統喪失となった場合であって、常設代替交流電源設備から受電できた非常用交流高圧
	電源母線が1系統である場合,直流250V充電器を受電した交流高圧電源母線側へ切り替える。
	④ ・非常用交流高圧電源母線2系統喪失となった場合であって、2系統とも常設代替交流電源設備から受電できなかっ
	た場合、直流駆動低圧注水系の系統構成、発電機水素ガス放出ならびに直流250V電源確保および直流125V
	電源確保を行うとともに、号炉間等からの受電を実施する。
	 非常用交流高圧電源母線の号炉間等からの受電ができなかった場合、可搬型代替交流電源設備より受電する。
	 ・ 給電設備容量に応じた設備復旧を行う。常設代替交流電源設備から受電している場合は、受電後1時間および24
	時間にて常設代替交流電源設備の負荷抑制を実施する。
	 非常用ディーゼル発電機および常設代替交流電源設備から直流電源A系およびB系への給電ができない場合、1時
	間後および8時間後までに負荷の切り離しによる負荷抑制を実施する。
	 直流電源A系およびB系が喪失または枯渇した場合、常設代替直流電源設備より給電する。 声波電源A系およびB系が喪失または枯渇し、常認体共直波電源設備より給電する。
	 直流電源A系およびB系が喪失または枯渇し、常設代替直流電源設備より給電している場合であって、G母線の受 電ができない損合は、9時間後に合売抑制な実施され、また、体装支流電源用用装飾。の電源支持使な実施し、売
	電ができない場合は、8時間後に負荷抑制を実施する。また、代替直流電源用切替盤への電源車接続を実施し、常 認分表点必要源認供の本要型。必要する。
	設代替直流電源設備の充電器へ給電する。
	C. 直流250V電源確保
	○・ 臣(加(2)500 V 电(が)(地(水)) ・ 致悪機水まず7 のかりいのってまたけ、古法雪額∧ マヤトパD マボ南小」を見合け合志が知ら安広ナス

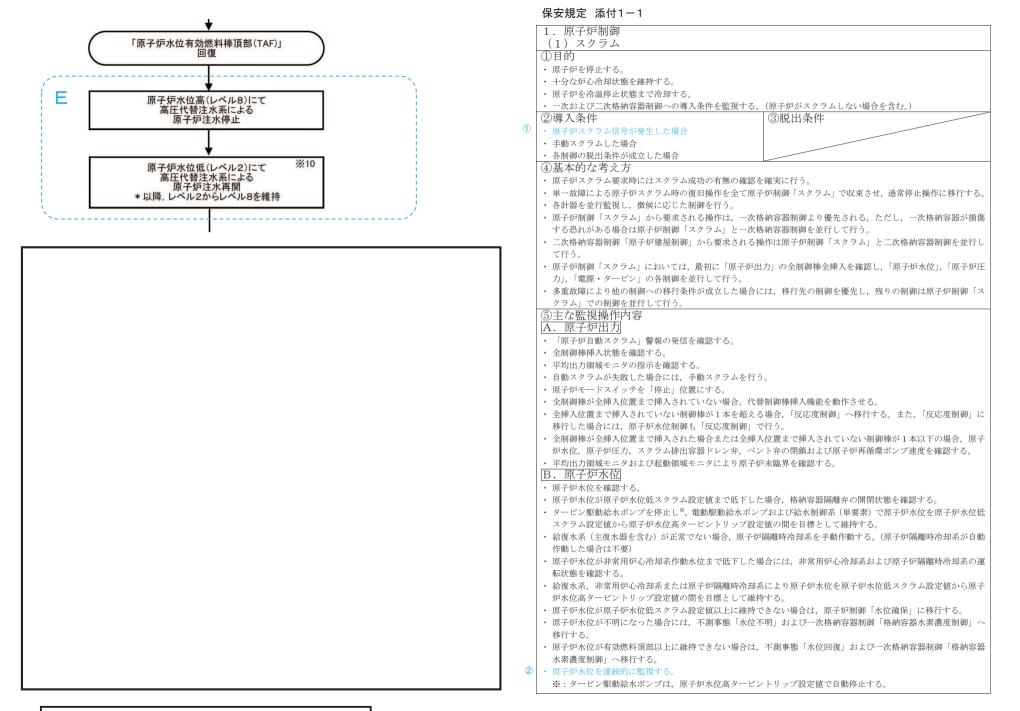
・発電機水素ガスの放出の完了または、直流電源A系およびB系が喪失した場合は負荷抑制を実施する。

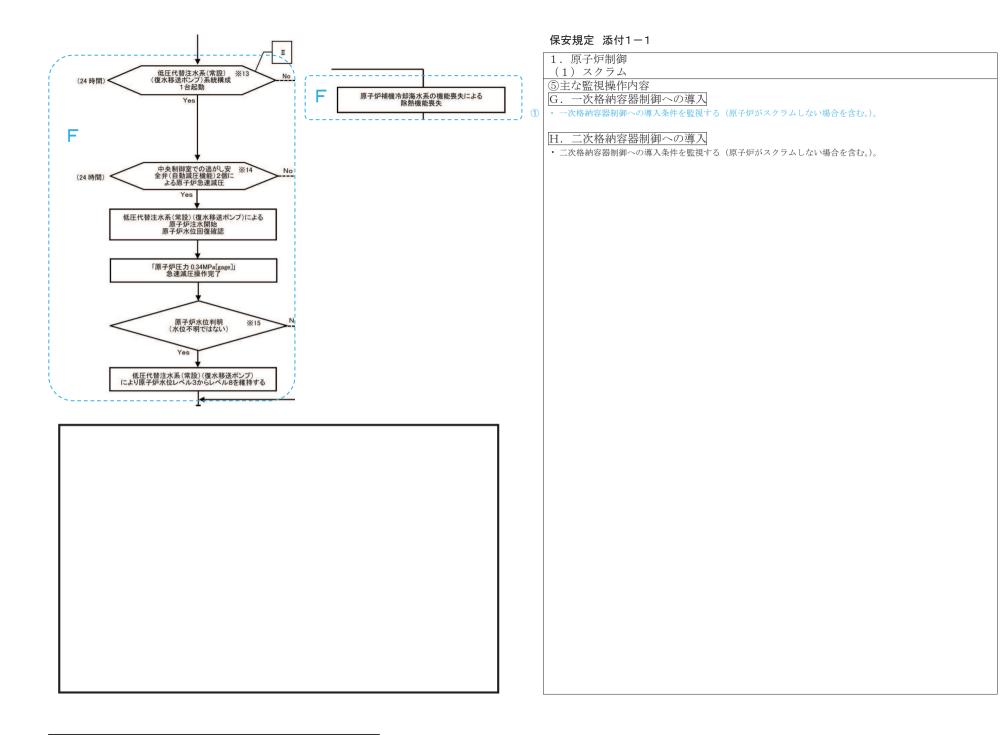


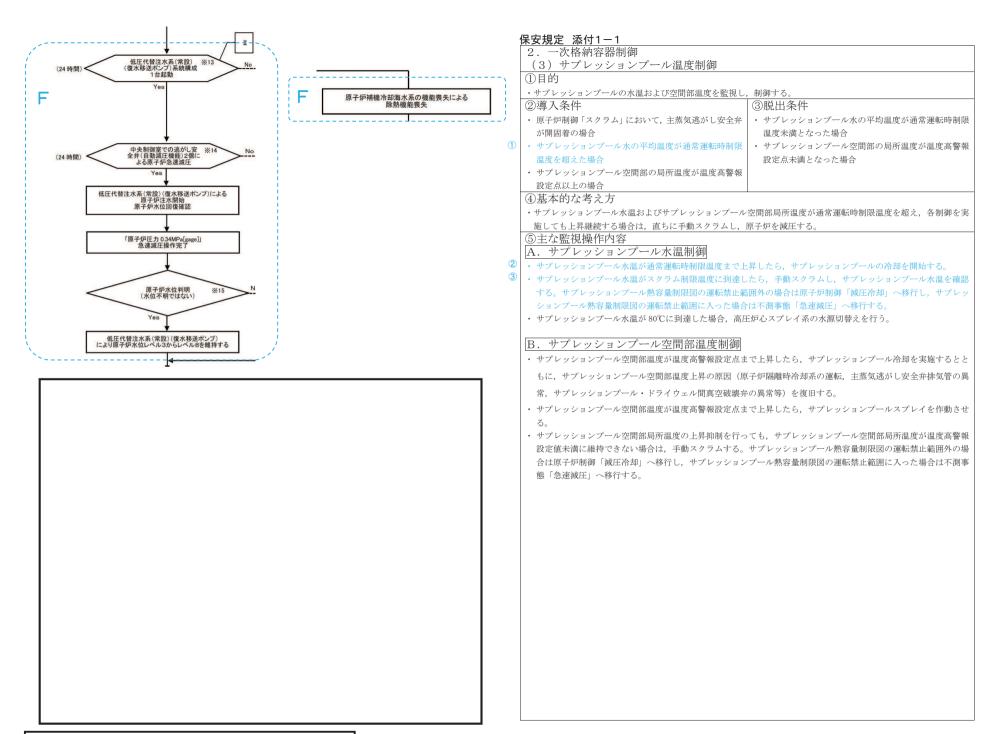


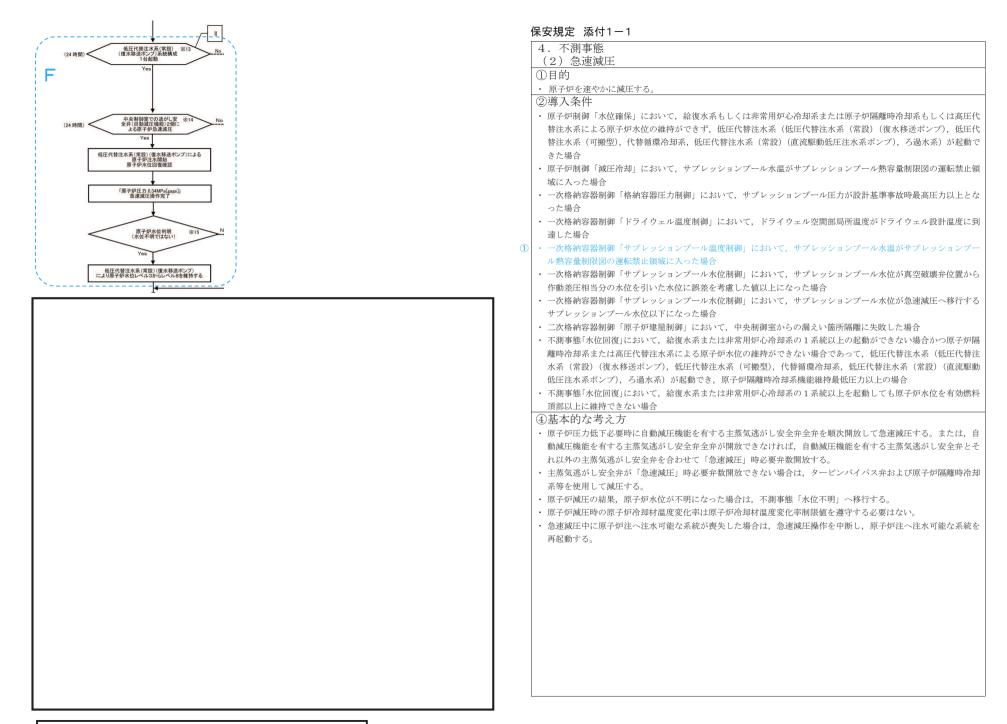


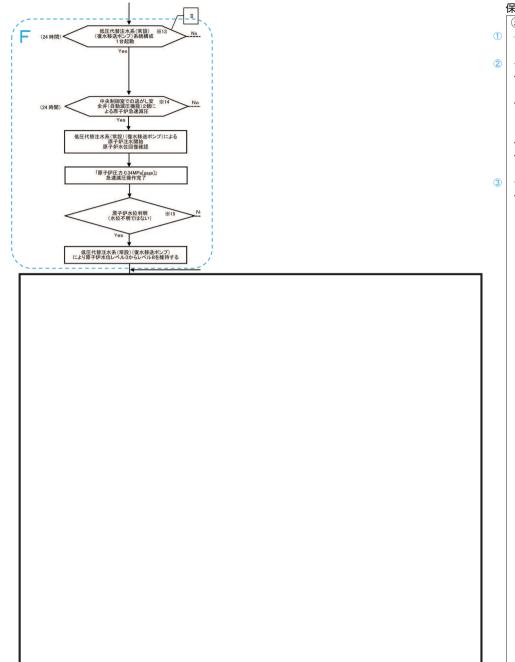












⑤主な監視操作内容

- ① ・ 給復水系,非常用炉心冷却系,低圧代替注水系(低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ),低圧代替注水系(可 搬型),代替循環冷却系,低圧代替注水系(常設)(直流駆動低圧注水系ポンプ),ろ過水系)を起動する。
- ② ・ 自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁を順次開放する。
 ・ 自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁が開放できなければ、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁と それ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放する。

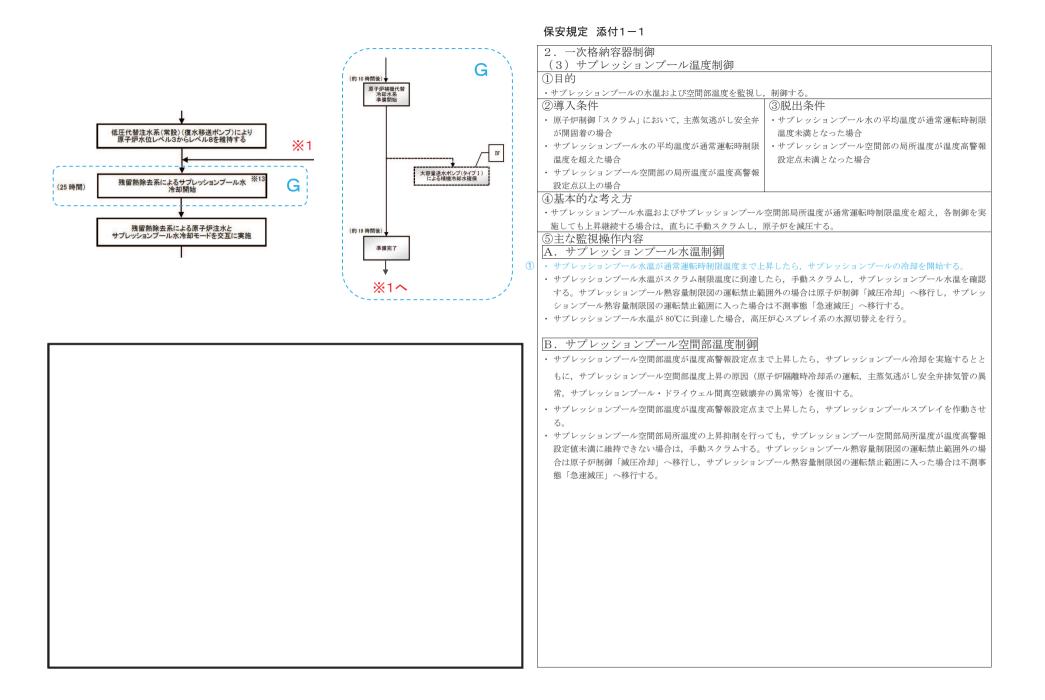
 ・自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開 放できなければ、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減 圧」時必要最小弁数以上開放する。

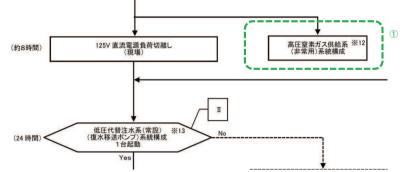
・ 原子炉減圧が不十分である場合,主蒸気隔離弁を開し,タービンバイパス弁と主復水器により減圧する。

 主蒸気隔離弁が開できなければ、原子炉隔離時冷却系、高圧代替注水系または原子炉冷却材浄化系ブローラインを 使用して減圧する。

③ ・ 原子炉水位が判明している場合は、不測事態「急速減圧」の導入前の制御へ移行する。

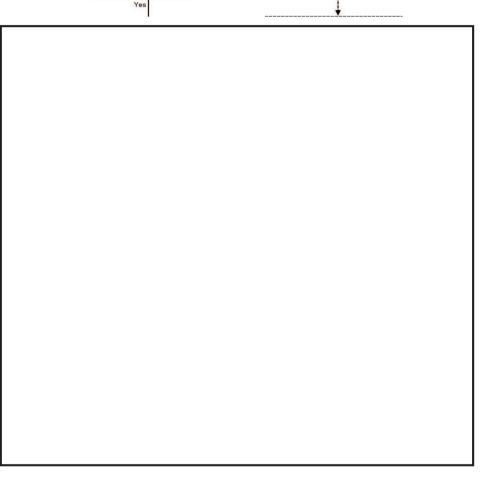
・ 原子炉水位が不明な場合は、不測事態「水位不明」の「満水注入」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制 御」へ移行する。



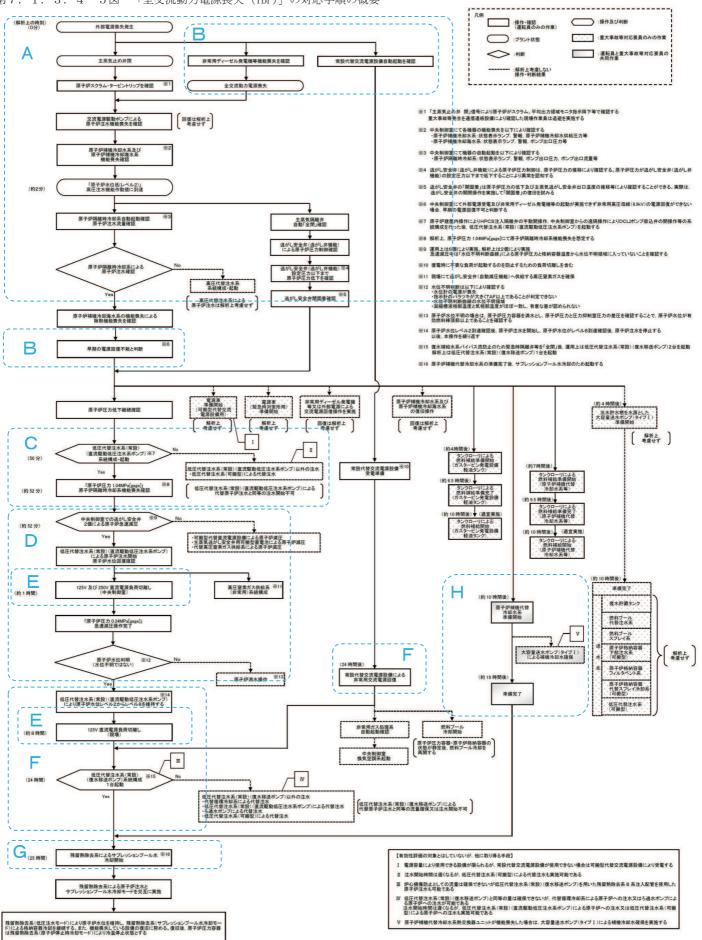


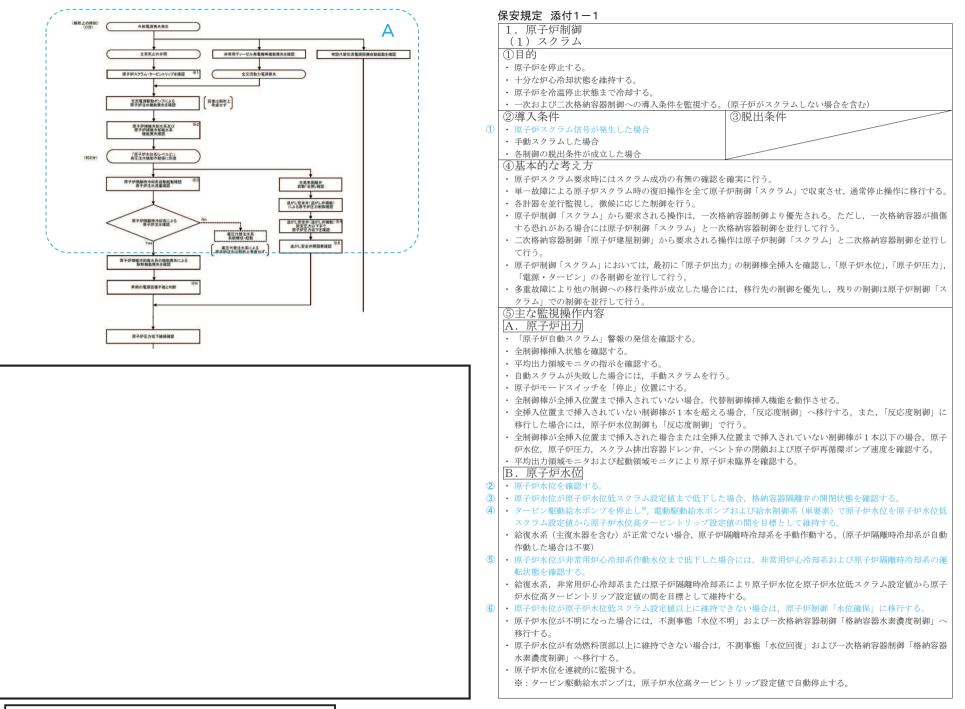


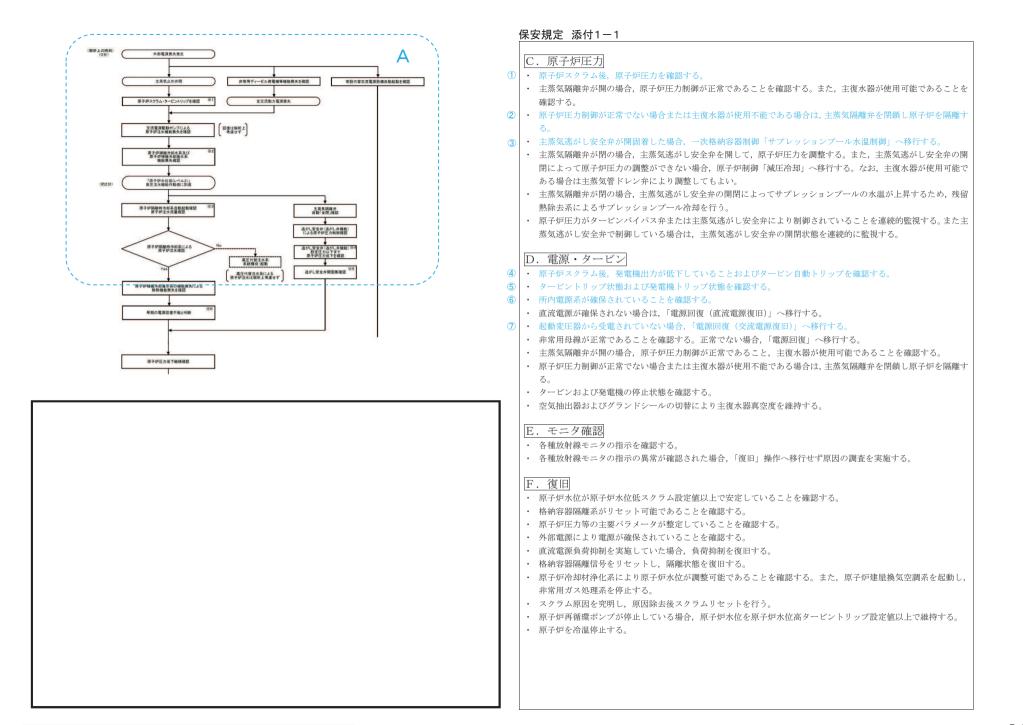
	操作 手順	対応手段	要員	要員数	想定 時間
1	3	高圧窒素ガス供給系(非常用)による 主蒸気逃がし安全弁(自動減圧機能) 駆動源確保(高圧窒素ガス供給系(常 用)から高圧窒素ガス供給系(非常用) への切替え) *1	運転員 (中央制御室,現場)	3	50 分以内

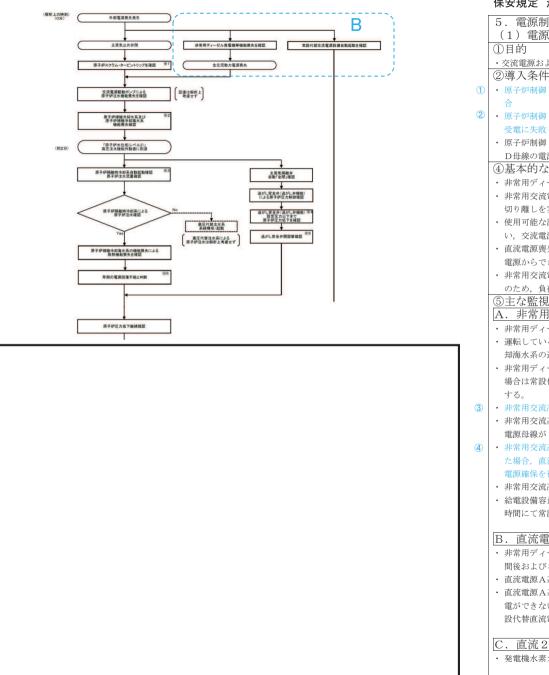






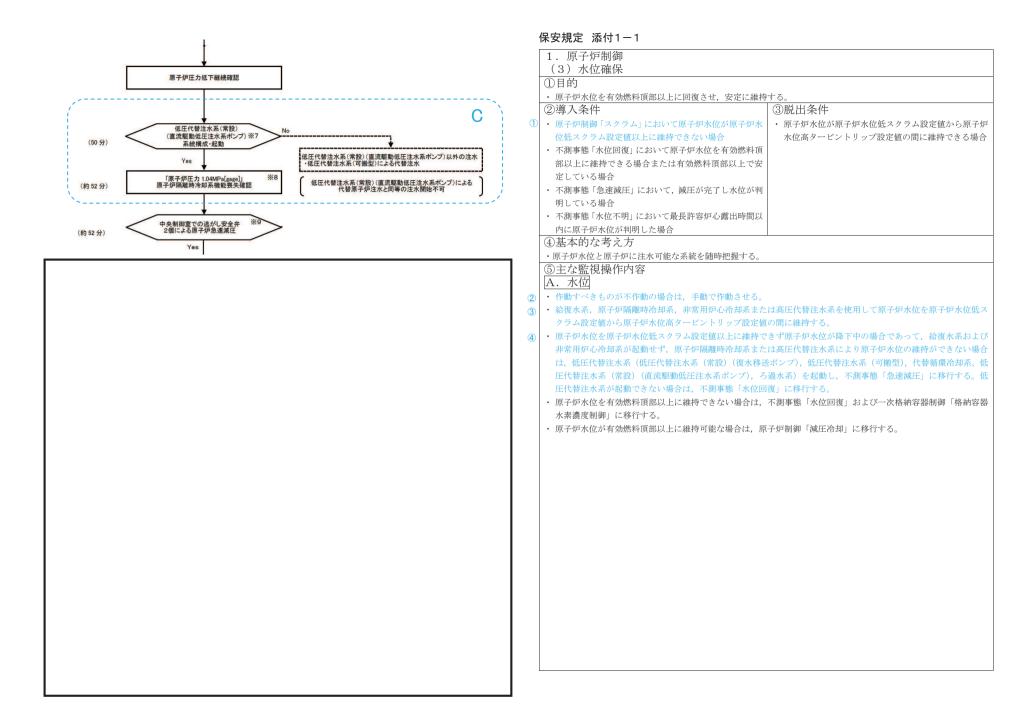


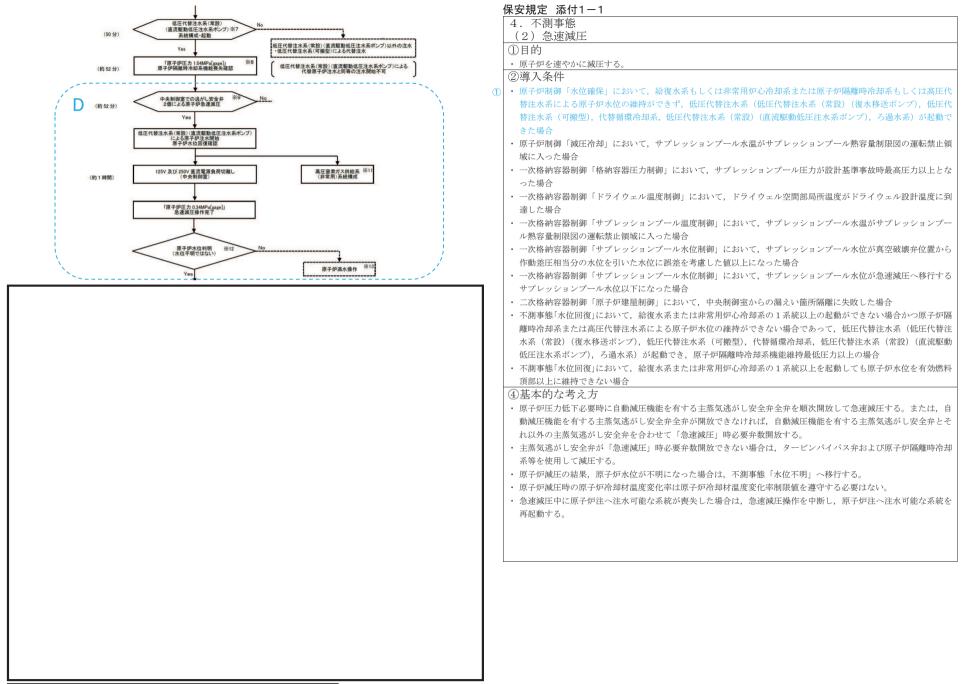


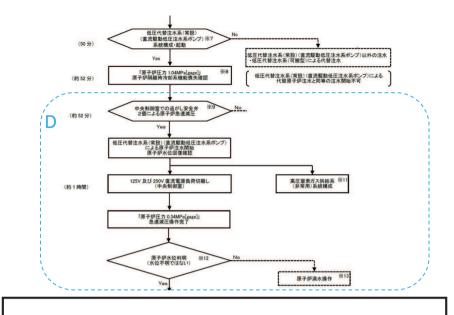


(〕目的				
	・交流電源および直流電源の供給を回復し維持する。				
-	2)導入条件	③脱出条件			
I .	 ・原子炉制御「スクラム」において、直流電源が喪失し場 	・起動用変圧器から所内電源を受電した場合			
		起動用交圧価がり用いていて、電した物目			
	□ ・ 原子炉制御「スクラム」において、起動用変圧器からの				
	受電に失敗した場合				
	・ 原子炉制御「スクラム」において、非常用C母線または				
	D 母線の電源が喪失した場合				
(.	 ④基本的な考え方 				
	 非常用ディーゼル発電機の起動状況を確認し、状況に応 	じて代替電源設備による給電を行う。			
	 非常用交流電源喪失が長期化する場合には常設125Vi 				
	切り離しを実施し、直流電源延命させる。				
	 使用可能な設備を確認し、C、D母線の受電操作を行う。 	C, D母線の復旧が不可能な場合は, G母線の受電			
	い、交流電源切替盤で切り替えを実施する。				
	 ・ 直流電源喪失時は、常設代替直流電源(125V代替蓄容) 	電池および250V蓄電池)より受電する。常設代替			
	・ 直流电源技大呼ば,市政代替直流电源(123)(付留電电池なよび230) 留電池)より支電りる。市政代替直行 電源からできない場合には、可搬型計測器にて中央制御室で計器毎に確認する。				
	 ・非常用交流電源喪失が長期化する場合には常設代替直流電源(125V代替蓄電池および250V蓄電池)の延 				
	のため、負荷の切り離しを行う				
(⑤主な監視操作内容				
	A. 非常用交流高圧電源確保				
	 非常用ディーゼル発電機の運転状態を確認する。 				
	 運転している非常用ディーゼル発電機に対応する原子炉 	補機冷却海水系の運転状態を確認する。当該原子炉補			
	却海水系の運転不可の場合は、常設代替交流電源設備を読	起動し,非常用ディーゼル発電機を停止する。			
	 非常用ディーゼル発電機からの受電ができない場合、予修 	備変圧器より受電する。予備変圧器からの受電ができ			
	場合は常設代替交流電源設備より受電し、常設代替交流	電源設備からの受電もできない場合は、号炉間等より			
	する。				
	 非常用交流高圧電源母線2系統喪失となった場合、常設し 				
	 非常用交流高圧電源母線2系統喪失となった場合であって 電源母線が1系統である場合,直流250V充電器を受け 				
	・非常用交流高圧電源母線2系統喪失となった場合であっ	て,2系統とも常設代替交流電源設備から受電できな:			
	た場合、直流駆動低圧注水系の系統構成、発電機水素ガ	ス放出ならびに直流250V電源確保および直流12			
	電源確保を行うとともに、号炉間等からの受電を実施す	3.			
	 非常用交流高圧電源母線の号炉間等からの受電ができなかった場合、可搬型代替交流電源設備より受電する。 				
	・ 給電設備容量に応じた設備復旧を行う。常設代替交流電源設備から受電している場合は、受電後1時間および2				
	時間にて常設代替交流電源設備の負荷抑制を実施する。				
F	B. 直流電源確保				
	D. 但初に起かれに下」 ・非常用ディーゼル発電機および常設代替交流電源設備から	ら直流電瓶Δ系お上びR系への絵電ができたい場合			
	間後および8時間後までに負荷の切り離しによる負荷抑				
	 ・ 直流電源A系およびB系が喪失または枯渇した場合、常 				
	・ 直流電源A系およびB系が喪失または枯渇し、常設代替				
	電ができない場合は、8時間後に負荷抑制を実施する。				
1	設代替直流電源設備の充電器へ給電する。				

発電機水素ガスの放出の完了または、直流電源A系およびB系が喪失した場合は負荷抑制を実施する。







⑤主な監視操作内容

- ・ 給復水系,非常用炉心冷却系,低圧代替注水系(低圧代替注水系(常設)(復水移送ボンプ),低圧代替注水系(可 搬型),代替循環冷却系,低圧代替注水系(常設)(直流駆動低圧注水系ボンプ),ろ過水系)を起動する。
- ② ・自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁を順次開放する。
 6. 日本は広地なさたような主要に知道したへのへのが開始できないたいば、自動が

 自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁が開放できなければ、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁と それ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放する。

 ・自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開 放できなければ、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減 圧」時必要最小弁数以上開放する。

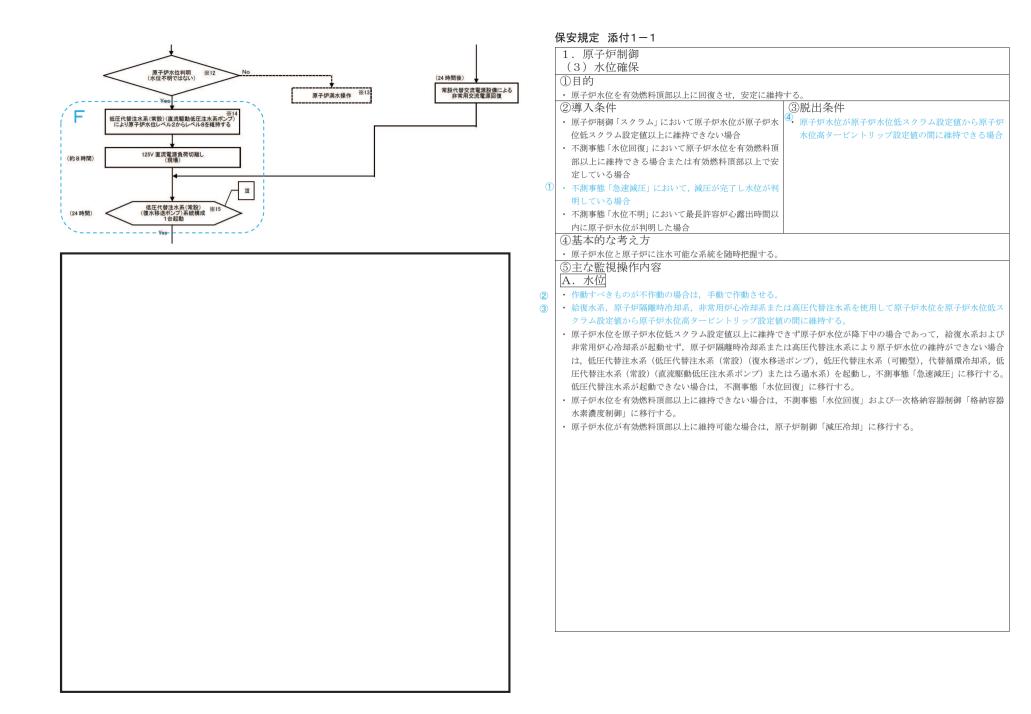
・ 原子炉減圧が不十分である場合,主蒸気隔離弁を開し,タービンバイパス弁と主復水器により減圧する。

 主蒸気隔離弁が開できなければ、原子炉隔離時冷却系、高圧代替注水系または原子炉冷却材浄化系ブローラインを 使用して減圧する。

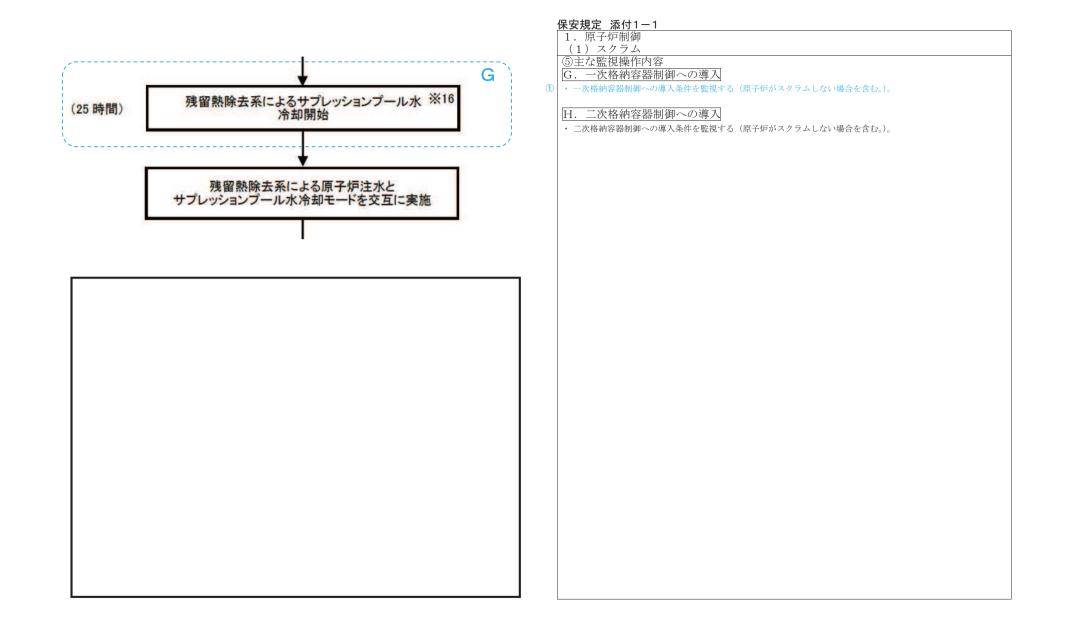
③ ・ 原子炉水位が判明している場合は、不測事態「急速減圧」の導入前の制御へ移行する。

・原子炉水位が不明な場合は、不測事態「水位不明」の「満水注入」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制 御」へ移行する。

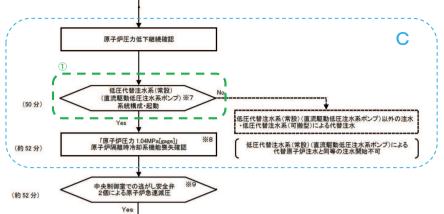
	◆ 低圧代替注水系(常設)(直流駆動低圧注水系ポンプ) による原子炉注水開始 原子炉水位回復確認	5. 電源制御
	原子炉水位回復確認	(1) 電源回復 ①目的
	125V 及び 250V 直流電源負荷切離し 高圧窒素ガス	 ・非常用交流電源および直流電源喪失事象発生時に,喪失した電源を回復させる。 ②導入条件 ③脱出条件
11時間)	125V 及び 250V 直流電源負荷切離し (中央制御室)	
	/	・ 原子炉制御「スクラム」において、直流電源が喪失し場 ・ 起動用変圧器から所内電源を受電した場合 へ
	*	合
	「原子炉圧力 0.34MPa[gage]」 急速減圧操作完了	 ・原子炉制御「スクラム」において,起動用変圧器からの 受電に失敗した場合
		 ・ 原子炉制御「スクラム」において、非常用C母線または
	×	D 母線の電源が喪失した場合
		④ ④ □<
	原子炉水位判明 (水位不明ではない) ※12 No	・ 非常用交流電源喪失が長期化する場合には常設125V直流電源延命のため、1時間後、8時間後に直流負荷の
		Nation 10歳1大字伝) 古法電源派合させて さち 0500万法電源(DOII)の利用)の古法電源施用のをみ1氏
	Yes 原子炉满水	操作 **** *******************************
	*14	・使用可能な設備を確認し、C, D母線の受電操作を行う。C, D母線の復旧が不可能な場合は、G母線の受電を
	※14 低圧代替注水系(常設)(直流駆動低圧注水系ポンプ) により原子炉水位レベル2からレベル8を維持する	い、交流電源切替盤で切り替えを実施する。
		 ・直流電源喪失時は、常設代替直流電源(125V代替蓄電池)より受電する。常設代替直流電源からできない場
		には、可搬型計測器にて中央制御室で計器毎に確認する。
(約8時間)	125V 直流電源負荷切離し (現場)	 ・ G母線の受電ができない場合、または可搬型直流電源設備に可搬型電源車が接続できない場合は、代替直流電源
		びゆのため、常設代替直流電源から給電開始後8時間に負荷の切り離しを行う。
		5主な監視操作内容
		A. 非常用交流高圧電源確保
		 ・非常用ディーゼル発電機の運転状態を確認する。
		 運転している非常用ディーゼル発電機に対応する原子炉補機冷却海水系の運転状態を確認する。当該原子炉補機
		却海水系の運転不可の場合は、常設代替交流電源設備を起動し、非常用ディーゼル発電機を停止する。
		 非常用ディーゼル発電機からの受電ができない場合、予備変圧器より受電する。予備変圧器からの受電ができな
		場合は常設代替交流電源設備より受電し、常設代替交流電源設備からの受電もできない場合は、号炉間等より受
		する。
		・ 非常用交流高圧電源母線2系統喪失となった場合,常設代替交流電源設備より受電する。
		 ・非常用交流高圧電源母線2系統喪失となった場合であって、常設代替交流電源設備から受電できた非常用交流高
		電源母線が1系統である場合,直流250V充電器を受電した交流高圧電源母線側へ切り替える。
		 ・非常用交流高圧電源母線2系統喪失となった場合であって、2系統とも常設代替交流電源設備から受電できなか
		た場合、直流駆動低圧注水系の系統構成、発電機水素ガス放出ならびに直流250V電源確保および直流125
		電源確保を行うとともに、号炉間等からの受電を実施する。
		 非常用交流高圧電源母線の号炉間等からの受電ができなかった場合、可搬型代替交流電源設備より受電する。
		 ・給電設備容量に応じた設備復旧を行う。常設代替交流電源設備から受電している場合は、受電後1時間および2
		時間にて常設代替交流電源設備の負荷抑制を実施する。
		① ・非常用ディーゼル発電機および常設代替交流電源設備から直流電源A系およびB系への給電ができない場合,1
		間後および8時間後までに負荷の切り離しによる負荷抑制を実施する。
		 ・直流電源A系およびB系が喪失または枯渇した場合、常設代替直流電源設備より給電する。 ・ 直流電源A系およびB系が喪失または壮渇し、営設化装置送電源設備より給電している場合であって、CB-44の
		 直流電源A系およびB系が喪失または枯渇し、常設代替直流電源設備より給電している場合であって、G母線の 電ができない場合は、8時間後に負荷抑制を実施する。また、代替直流電源用切替盤への電源車接続を実施し、
		電かでさない場合は、8時間後に負荷抑制を実施する。また、代替進流電源用切替整への電源単接続を実施し、 設代替直流電源設備の充電器へ給電する。
		C. 直流250V電源確保
		 (2) ・ 発電機水素ガスの放出の完了または、直流電源A系およびB系が喪失した場合は負荷抑制を実施する。



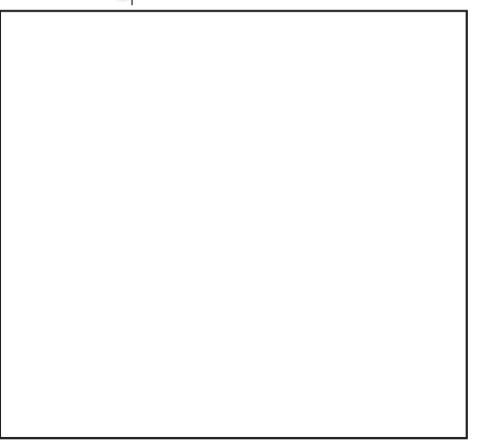
	保安規定 添付1-1
+	1. 原子炉制御
	(1) <i>ス</i> クラム
原子伊水位判明 (水位不明ではない) ※12 No (24時間後)	①目的
	・原子炉を停止する。
原子伊漢水操作 ※13 常数代替交流電源設備による 非常用交流電源回復	 ・ 十分な炉心冷却状態を維持する。
	・原子炉を冷温停止状態まで冷却する。
低圧代替注水系(常設)(直流驅動低圧注水系ポンプ) により原子炉水位レベル2からレベル8を維持する	 一次および二次格納容器制御への導入条件を監視する。(原子炉がスクラムしない場合を含む)
	②導入条件
¥	© 特八木什 ・ 原子炉スクラム信号が発生した場合
(約8時間) 125V 直流電源負荷切離し (約8時間) (初場)	・ 手動スクラムした場合
	 ・ 各制御の脱出条件が成立した場合
	④基本的な考え方
	Carl Had Hold
(低压代替注水系(常税)) ※15	 原子炉スクラム要求時にはスクラム成功の有無の確認を確実に行う。 第一批時にたる原子についたのでに思えたことで、「「「「「」」でにまたは、正常信止地化に移行する。
低田代替注水系(常設) ※15 (復水移送ポンフ)系統構成 15 1台起勤	 単一故障による原子炉スクラム時の復旧操作を全て原子炉制御「スクラム」で収束させ、通常停止操作に移行する。
Yes	・各計器を並行監視し、徴候に応じた制御を行う。 第二に制作「ホトニン・ノンズトン」を提供し、 メ はなっていたが、 トレーズ・トレーズ トレーズ はなってい にほん
	 原子炉制御「スクラム」から要求される操作は、一次格納容器制御より優先される。ただし、一次格納容器が損傷
	する恐れがある場合には原子炉制御「スクラム」と一次格納容器制御を並行して行う。
	 二次格納容器制御「原子炉建屋制御」から要求される操作は原子炉制御「スクラム」と二次格納容器制御を並行し
	て行う。 「アンに別物「マクニノ・ファンンマル」目如に「アフルリナ」の別物物へ任まさか知り」「アフルより」「アフルドナ」
1	 原子炉制御「スクラム」においては、最初に「原子炉出力」の制御棒全挿入を確認し、「原子炉水位」、「原子炉圧力」、
	「電源・タービン」の各制御を並行して行う。
	 多重故障により他の制御への移行条件が成立した場合には、移行先の制御を優先し、残りの制御は原子炉制御「ス たこう、この制御たいに、この目前のである。
	クラム」での制御を並行して行う。
	⑤主な監視操作内容
	A. 原子炉出力
	 「原子炉自動スクラム」警報の発信を確認する。
	 全制御棒挿入状態を確認する。
	 ・ 平均出力領域モニタの指示を確認する。
	 ・自動スクラムが失敗した場合には、手動スクラムを行う。
	 原子炉モードスイッチを「停止」位置にする。 ヘビゲードスイッチを「停止」位置にする。
	 全制御棒が全挿入位置まで挿入されていない場合、代替制御棒挿入機能を動作させる。 ヘザコ・ケリー・ホン・加加加加にコーナ・セン・フレー・ホン・「ビー・ホリクト」
	・ 全挿入位置まで挿入されていない制御棒が1本を超える場合,「反応度制御」へ移行する。また,「反応度制御」に
	移行した場合には、原子炉水位制御も「反応度制御」で行う。
	 全制御棒が全挿入位置まで挿入された場合または全挿入位置まで挿入されていない制御棒が1本以下の場合、原子
	炉水位、原子炉圧力、スクラム排出容器ドレン弁、ベント弁の閉鎖および原子炉再循環ポンプ速度を確認する。
	 ・ 平均出力領域モニタおよび起動領域モニタにより原子炉未臨界を確認する。
	B. 原子炉水位
	 原子炉水位を確認する。 原子に大体にアスに大体になったことがではナマバズとよりへ、軟体の明瞭能力の問題い飲みが問われ
	 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値まで低下した場合、格納容器隔離弁の開閉状態を確認する。 クレンの開始のセポンプを使用し、************************************
	 タービン駆動給水ポンプを停止し*、電動駆動給水ポンプおよび給水制御系(単要素)で原子炉水位を原子炉水位低 スカニル部を防かく原子炉水位を原子炉水位低
	スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。 ・ 給復水系(主復水器を含む)が正常でない場合、原子炉隔離時冷却系を手動作動する。(原子炉隔離時冷却系が自動
1	 ・ 結復水米(土復水益を己む)が止吊でない場合,原子が隔離時冷却米を手動作動する。(原子が隔離時冷却米が自動 作動した場合は不要)
	作動しに場合は不要) ・原子炉水位が非常用炉心冷却系作動水位まで低下した場合には、非常用炉心冷却系および原子炉隔離時冷却系の運
	転状態を確認する。 ・ 給復水系、非常用炉心冷却系または原子炉隔離時冷却系により原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子
1	 ・ 和復水ボ,非常用炉心中却示または原子炉隔離時中中却示により原子炉小位を原子炉小位返ヘクラム設定値がら原子 炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。
1	・原子炉水位高タービンドリック設定値の間を目標として維持する。 ・原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上に維持できない場合は、原子炉制御「水位確保」に移行する。
1	 ・原子炉水位が不明になった場合には、不測事態「水位不明」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ
1	・ 原丁ア小位が小切になりに物口には、小関事態「小位小切」わよい、八倍和谷品回呼「俗和谷品小糸仮及回呼」、 移行する。
1	▶ 「月子炉水位が有効燃料頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」および一次格納容器制御「格納容器
1	
	水素濃度制御」へ移行する。
	D・原子炉水位を連続的に監視する。 ※・カービン理動給セポンプは、原子炉水位言な、ビントリンプ部定体で自動値ルナイ
	※:タービン駆動給水ポンプは、原子炉水位高タービントリップ設定値で自動停止する。

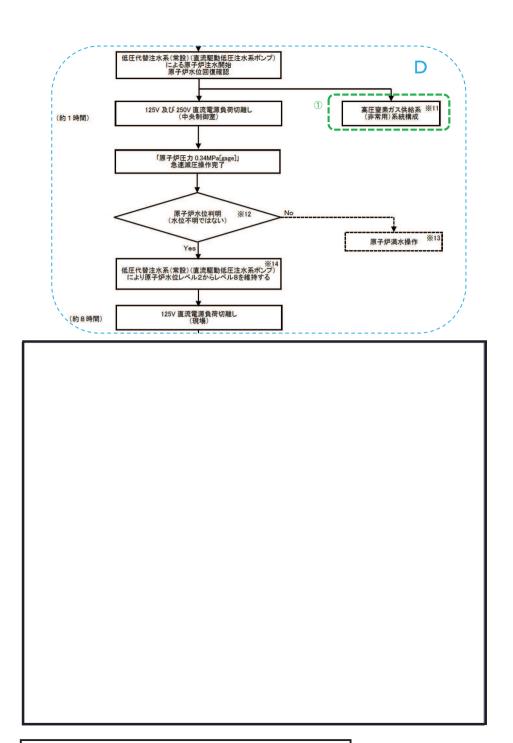


(保安規定 添付1-1 2.一次格納容器制御 (3)サプレッションプール温度制御
(25時間)	残留熱除去系によるサプレッションプール水 ※16 冷却開始	G	 ①目的 ・サプレッションプールの水温および空間部温度を監視し、制御する。
(25 時間)	残留熱除去系による原子炉注水とサプレッションプール水冷却モードを交互に実施		

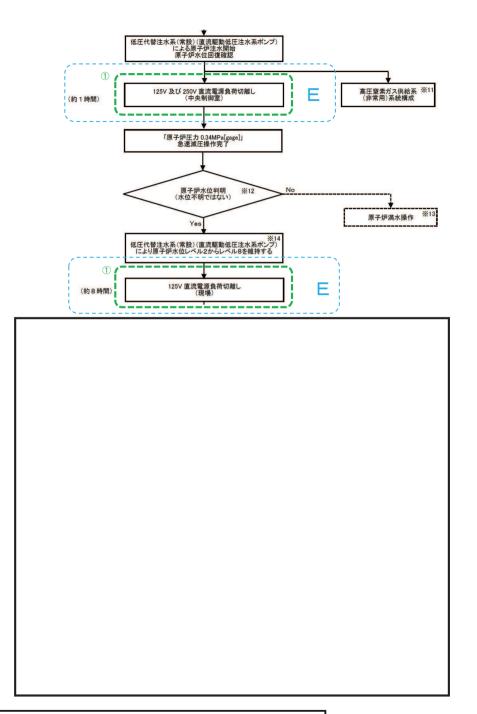


	操作 手順	対応手段	要員	要員数	想定 時間
1	4	低圧代替注水系(常設)(直流駆動低 圧注水系ポンプ)による原子炉圧力容 器への注水 ^{*1}	運転員 (中央制御室,現場)	3	35 分以内

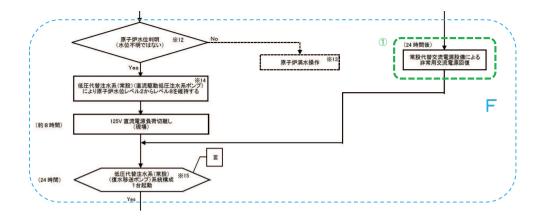


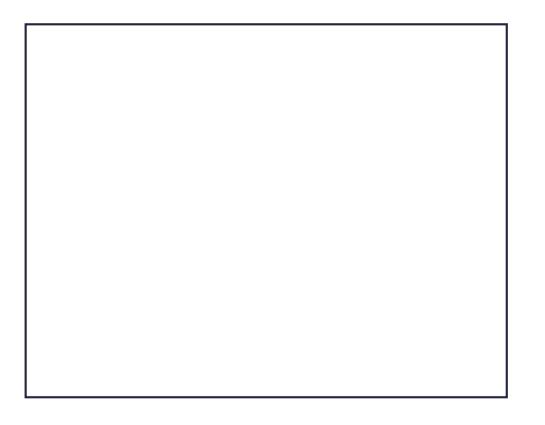


	操作 手順	対応手段	要員	要員数	想定 時間
1	3	高圧窒素ガス供給系(非常用)による 主蒸気逃がし安全弁(自動減圧機能) 駆動源確保(高圧窒素ガス供給系(常 用)から高圧窒素ガス供給系(非常用) への切替え) *1	運転員 (中央制御室,現場)	3	50 分以内
	× 1	古林州証何の重要すない。 たいつにん	Z 封它手印 (凹下 大主	トナハレア	्र भ

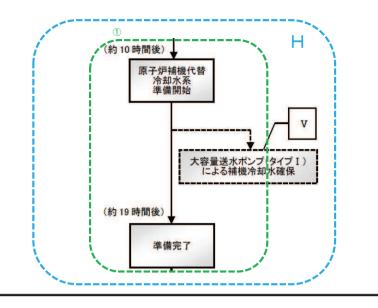


操作 手順	対応手段	要員	要員数	想定 時間
14	所内常設蓄電式直流電源設備による 給電 ^{※1} (不要直流負荷の切離し操作)	運転員(現場)	2	60 分以内





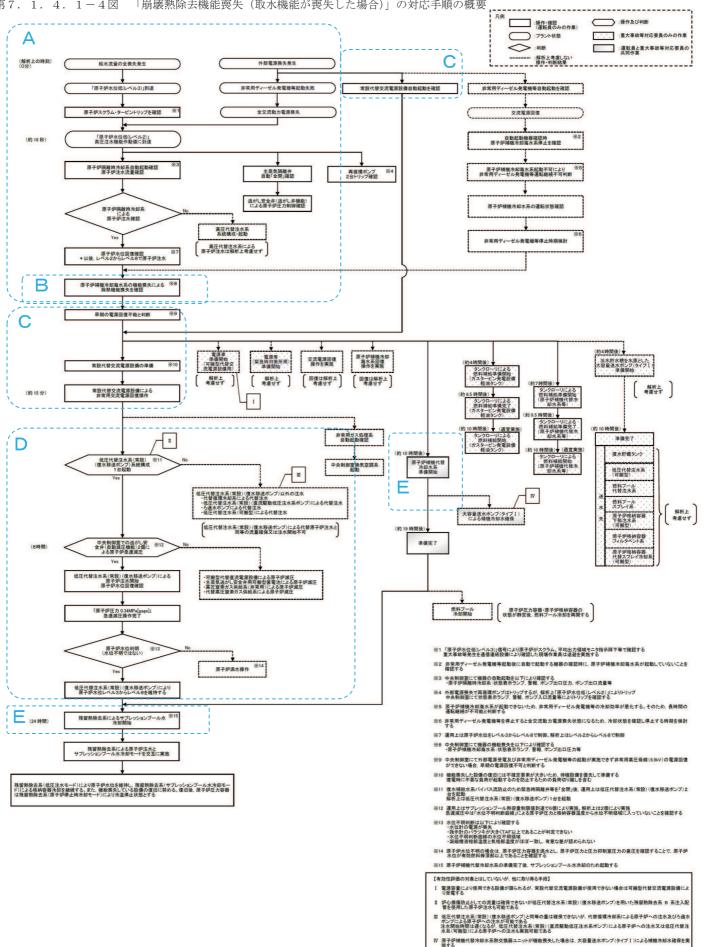
操作 手順	対応手段	要員	要員数	想定 時間
14	常設代替交流電源設備による給電(ガ スタービン発電機よるメタクラ2C 系およびメタクラ2D系受電)	運転員(中央制御室,)	2	
		保修班員	2	45 分以内



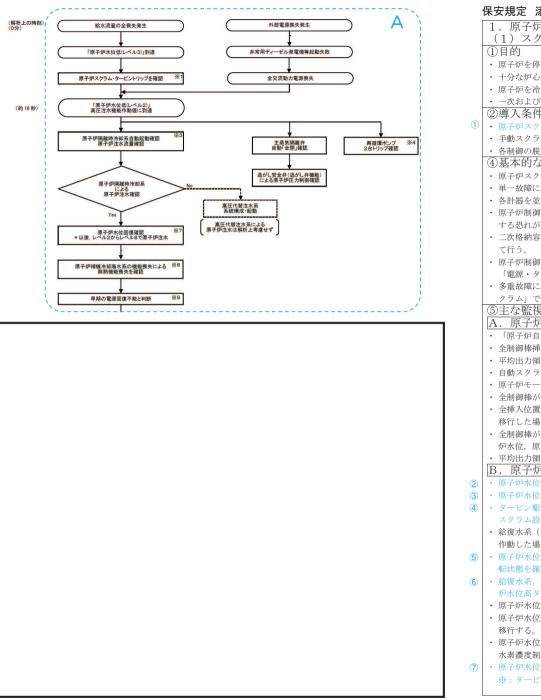
	操作 手順	対応手段	要員	要員数	想定 時間
1	5	原子炉補機代替冷却水系による補機 冷却水確保 ^{※1}	運転員 (中央制御室,現場)	3	540 分以内
			重大事故等対応要員	6	

Ⅲ. 重要事故シーケンス等の対応手順に対する保安規定の記載内容の整理

6.「崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)」の対応手順の概要

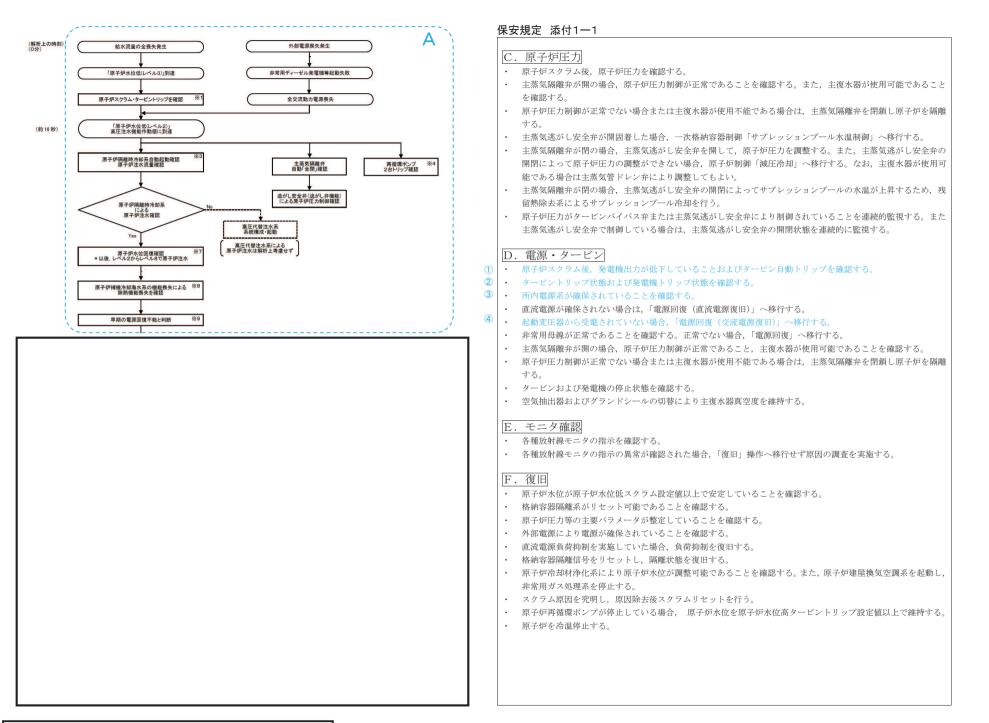


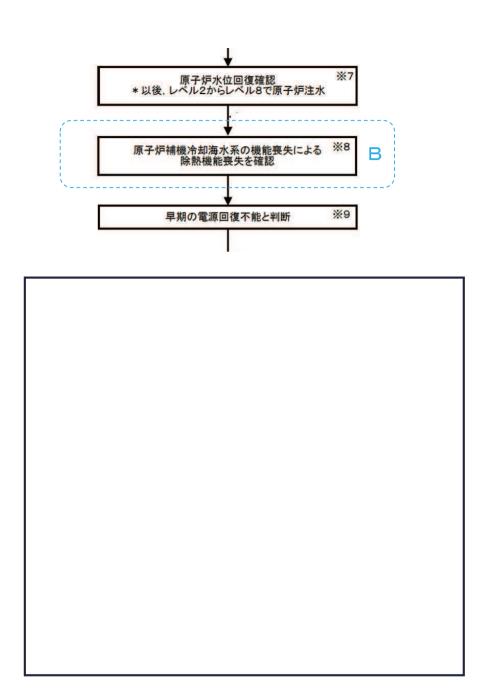
第7.1.4.1-4図 「崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)」の対応手順の概要



保安規定 添付1一1

	未安規定 添約1一1				
	1. 原子炉制御				
	(1) スクラム				
	 ①目的 ・ 原子炉を停止する。 				
	・十分な炉心冷却状態を維持する。				
	 原子炉を冷温停止状態まで冷却する。 たいトボーナサが確認性が、の満さな体も野好した。(原子にパートニュートン目へも含む) 				
	 一次および二次格納容器制御への導入条件を監視する。(原子炉がスクラムしない場合を含む) 				
1	②導入条件 ③脱出条件				
U	・原子炉スクラム信号が発生した場合				
	・手動スクラムした場合				
	 ・各制御の脱出条件が成立した場合 ④基本的な考え方 				
	 ・ 原子炉スクラム要求時にはスクラム成功の有無の確認を確実に行う。 				
	 ・ 単一故障による原子炉スクラム時の復旧操作を全て原子炉制御「スクラム」で収束させ、通常停止操作に移行する。 				
	・ 年 成準による原子がパクランム時の後に採用を主て原子が耐晒 パクランム」で収采させ、通常停止採用に移行する。 ・ 各計器を並行監視し、徴候に応じた制御を行う。				
	 ・原子炉制御「スクラム」から要求される操作は、一次格納容器制御より優先される。ただし、一次格納容器が損傷 				
	する恐れがある場合には原子炉制御「スクラム」と一次格納容器制御を並行して行う。				
	 ・二次格納容器制御「原子炉建屋制御」から要求される操作は原子炉制御「スクラム」と二次格納容器制御を並行し 				
	二氏市町石田町町「小丁ダ尾生町町」から安木でないる床下は小丁ダ町町「ハノノス」と二氏市町石田町町を立つして行う。				
	 原子炉制御「スクラム」においては、最初に「原子炉出力」の制御棒全挿入を確認し、「原子炉水位」、「原子炉圧力」、 				
	「電源・タービン」の各制御を並行して行う。				
	 ・ 多重故障により他の制御への移行条件が成立した場合には、移行先の制御を優先し、残りの制御は原子炉制御「ス 				
	クラム」での制御を並行して行う。				
	⑤主な監視操作内容				
	A. 原子炉出力				
	 「原子炉自動スクラム」警報の発信を確認する。 				
	 ・ 全制御棒挿入状態を確認する。 				
	 ・ 平均出力領域モニタの指示を確認する。 				
	 ・自動スクラムが失敗した場合には、手動スクラムを行う。 				
	 ・原子炉モードスイッチを「停止」位置にする。 				
	 ・ 全制御棒が全挿入位置まで挿入されていない場合、代替制御棒挿入機能を動作させる。 				
	 ・ 全挿入位置まで挿入されていない制御棒が1本を超える場合、「反応度制御」へ移行する。また、「反応度制御」に 				
	移行した場合には,原子炉水位制御も「反応度制御」で行う。				
	・ 全制御棒が全挿入位置まで挿入された場合または全挿入位置まで挿入されていない制御棒が1本以下の場合,原子				
	炉水位,原子炉圧力,スクラム排出容器ドレン弁,ベント弁の閉鎖および原子炉再循環ポンプ速度を確認する。				
	 ・ 平均出力領域モニタおよび起動領域モニタにより原子炉未臨界を確認する。 				
	B. 原子炉水位				
2	・原子炉水位を確認する。				
3	・原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値まで低下した場合、格納容器隔離弁の開閉状態を確認する。				
4	 タービン駆動給水ポンプを停止し^{**}、電動駆動給水ポンプおよび給水制御系(単要素)で原子炉水位を原子炉水位低 スカニノ動会はたく原子に水位を原子が水位低 				
	スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。 ・ 給復水系(主復水器を含む)が正常でない場合,原子炉隔離時冷却系を手動作動する。(原子炉隔離時冷却系が自動)				
	・ ね後小赤 (主後小益を占む) が正常 (ない物合, 床丁が 陶融時 中 4 赤を子動 1 動) が。(床丁が 陶融時 中 4 赤が 自動) 作動した場合は不要)				
5	・原子炉水位が非常用炉心冷却系作動水位まで低下した場合には,非常用炉心冷却系および原子炉隔離時冷却系の運				
9	「「「ケート」」を見ていた。				
6	 ・ 給復水系,非常用炉心冷却系または原子炉隔離時冷却系により原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子 				
	相関水水、デーボルがも中央水まには水丁が構成で「中央水によう水丁が水位を水丁が水位を水丁が水位を水丁が水位を水丁が水位を水丁が水位を水丁が水位を水丁が水位を水丁が水位を				
	 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上に維持できない場合は、原子炉制御「水位確保」に移行する。 				
	 原子炉水位が不明になった場合には、不測事態「水位不明」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ 				
	称行する。				
	 原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」および一次格納容器制御「格納容器 				
	水素濃度制御」へ移行する。				
7					
	※:タービン駆動給水ポンプは、原子炉水位高タービントリップ設定値で自動停止する。				





1. 原子炉制御

(1)スクラム

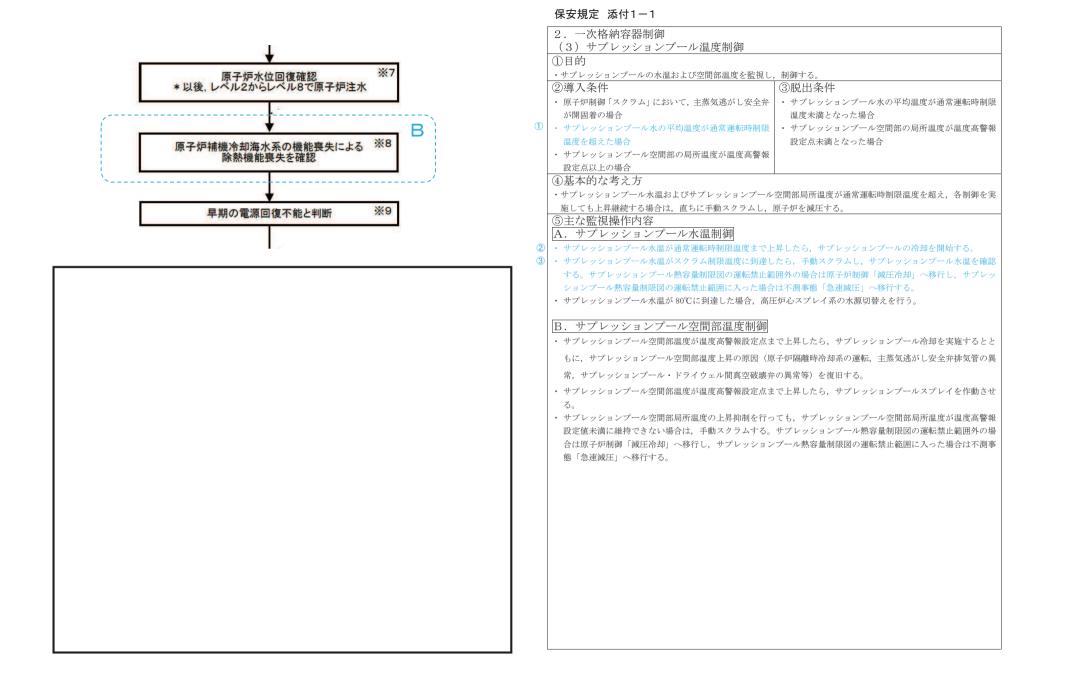
⑤主な監視操作内容

G. 一次格納容器制御への導入

① ・ 一次格納容器制御への導入条件を監視する(原子炉がスクラムしない場合を含む。)。

H. 二次格納容器制御への導入

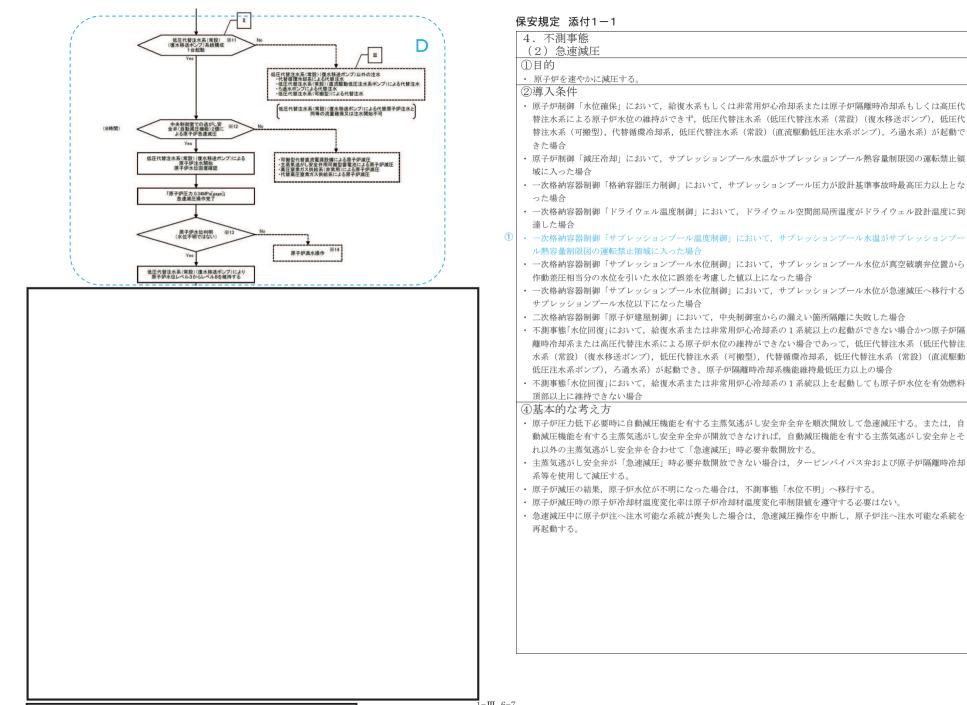
二次格納容器制御への導入条件を監視する(原子炉がスクラムしない場合を含む。)。

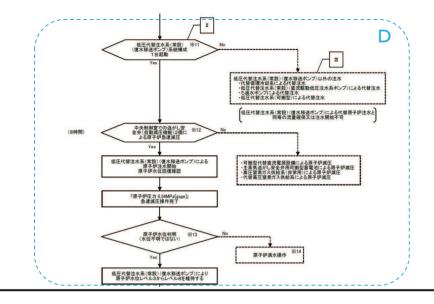


(解析上の時刻) (解析上の時刻) (約水流量の全喪失免生)	外部電源喪失発生	保安規定 添付1-1
		5. 電源制御
「原子炉水位低(レベル3)」到達	非常用ディーゼル発電機等起動失敗 常設代替交流電源設備自動起動を確認	(1) 電源回復
		①目的
原子炉スクラム・タービントリップを確認 ※1	全交流動力電源喪失	・交流電源および直流電源の供給を回復し維持する。
		②導入条件
(約16秒) (約16) () () () () () () () () () (・ 原子炉制御「スクラム」において,直流電源が喪失し場 ・ 起動用変圧器から所内電源を受電した場合
		 − ● 原子炉制御「スクラム」において、起動用変圧器からの
常設代替交流電源設備の準備 ※10		受電に失敗した場合
		 原子炉制御「スクラム」において、非常用C母線または
(約15分) 常設代替交流電源設備による 非常用交流電源回復操作		D母線の電源が喪失した場合
·/		④基本的な考え方
		・ 非常用ディーゼル発電機の起動状況を確認し、状況に応じて代替電源設備による給電を行う。
		・ 非常用交流電源喪失が長期化する場合には常設125V直流電源および250V直流電源延命のため、直流負荷の
		切り離しを実施し、直流電源延命させる。
		・ 使用可能な設備を確認し、C、D母線の受電操作を行う。C、D母線の復旧が不可能な場合は、G母線の受電を行
		い、交流電源切替盤で切り替えを実施する。
		・ 直流電源喪失時は、常設代替直流電源(125V代替蓄電池および250V蓄電池)より受電する。常設代替直流
		電源からできない場合には、可搬型計測器にて中央制御室で計器毎に確認する。
		 非常用交流電源喪失が長期化する場合には常設代替直流電源(125V代替蓄電池および250V蓄電池)の延命
		のため、負荷の切り離しを行う。
		⑤主な監視操作内容
		A. 非常用交流高圧電源確保
		・ 非常用ディーゼル発電機の運転状態を確認する。
		 運転している非常用ディーゼル発電機に対応する原子炉補機冷却海水系の運転状態を確認する。当該原子炉補機冷
		却海水系の運転不可の場合は、常設代替交流電源設備を起動し、非常用ディーゼル発電機を停止する。
		 非常用ディーゼル発電機からの受電ができない場合、予備変圧器より受電する。予備変圧器からの受電ができない 場合は常設代替交流電源設備より受電し、常設代替交流電源設備からの受電もできない場合は、号炉間等より受電
		場合は吊政10骨交流电源設備より交电し, 吊政10骨交流电源設備からの交电もでさない場合は, 方が同等より交电 する。
		 9 3。 2 ・ 非常用交流高圧電源母線2系統喪失となった場合、常設代替交流電源設備より受電する。
		 ・非常用交流高圧電源母線2系統喪失となった場合であって、常設代替交流電源設備から受電できた非常用交流高圧
		電源母線が1系統である場合、直流250V充電器を受電した交流高圧電源母線側へ切り替える。
		 非常用交流高圧電源母線2系統喪失となった場合であって、2系統とも常設代替交流電源設備から受電できなかっ
		た場合,直流駆動低圧注水系の系統構成,発電機水素ガス放出ならびに直流250V電源確保および直流125V
		電源確保を行うとともに、号炉間等からの受電を実施する。
		 非常用交流高圧電源母線の号炉間等からの受電ができなかった場合、可搬型代替交流電源設備より受電する。
		 ③ ・給電設備容量に応じた設備復旧を行う。常設代替交流電源設備から受電している場合は、受電後1時間および24
		時間にて常設代替交流電源設備の負荷抑制を実施する。
		B. 直流電源確保
		・ 非常用ディーゼル発電機および常設代替交流電源設備から直流電源A系およびB系への給電ができない場合,1時
		間後および8時間後までに負荷の切り離しによる負荷抑制を実施する。
		 直流電源A系およびB系が喪失または枯渇した場合、常設代替直流電源設備より給電する。
		 ・直流電源A系およびB系が喪失または枯渇し、常設代替直流電源設備より給電している場合であって、G母線の受
		電ができない場合は、8時間後に負荷抑制を実施する。また、代替直流電源用切替盤への電源車接続を実施し、常
		設代替直流電源設備の充電器へ給電する。

C. 直流250V電源確保

発電機水素ガスの放出の完了または、直流電源A系およびB系が喪失した場合は負荷抑制を実施する。





⑤主な監視操作内容

- ① ・ 給復水系,非常用炉心冷却系,低圧代替注水系(低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ),低圧代替注水系(可 搬型),代替循環冷却系,低圧代替注水系(常設)(直流駆動低圧注水系ポンプ),ろ過水系)を起動する。
- ② ・ 自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁を順次開放する。

 自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁が開放できなければ、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁と それ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放する。

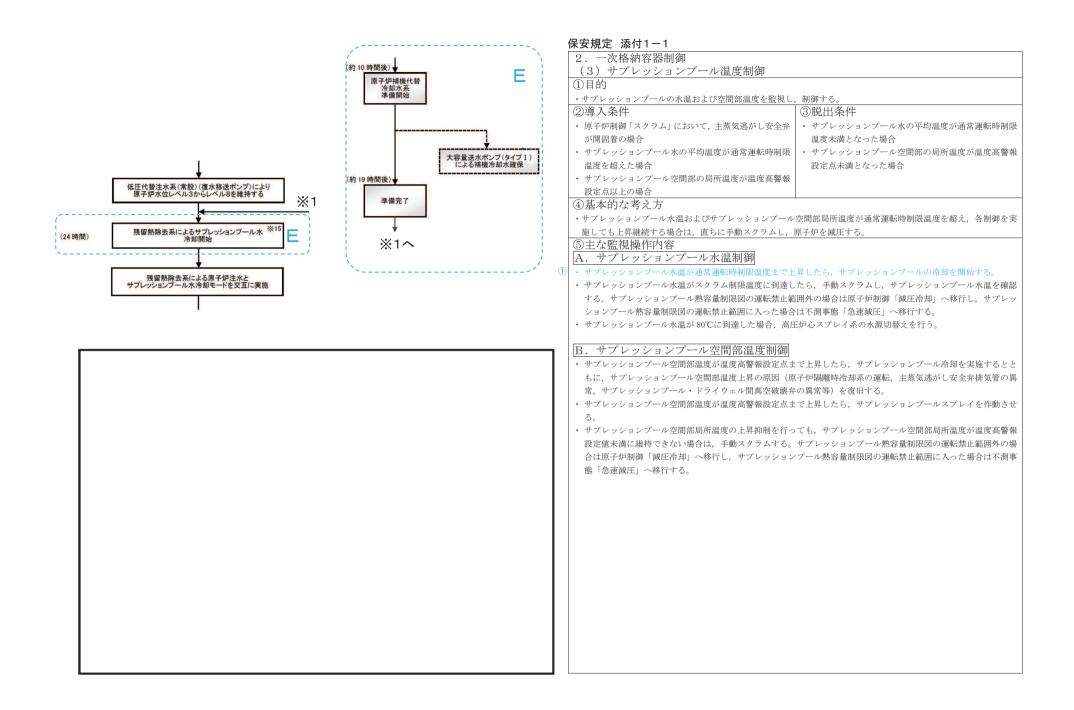
 自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開 放できなければ、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減 圧」時必要最小弁数以上開放する。

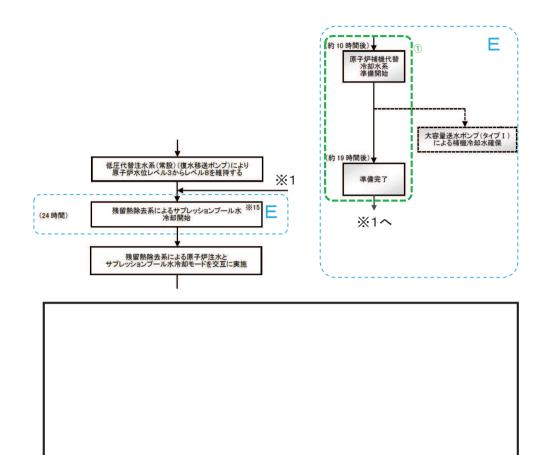
・ 原子炉減圧が不十分である場合,主蒸気隔離弁を開し,タービンバイパス弁と主復水器により減圧する。

 主蒸気隔離弁が開できなければ、原子炉隔離時冷却系、高圧代替注水系または原子炉冷却材浄化系ブローラインを 使用して減圧する。

③ ・ 原子炉水位が判明している場合は、不測事態「急速減圧」の導入前の制御へ移行する。

・原子炉水位が不明な場合は,不測事態「水位不明」の「満水注入」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制 御」へ移行する。





保安規定 添付1-3 表20 重大事故等対策における操作の成立性

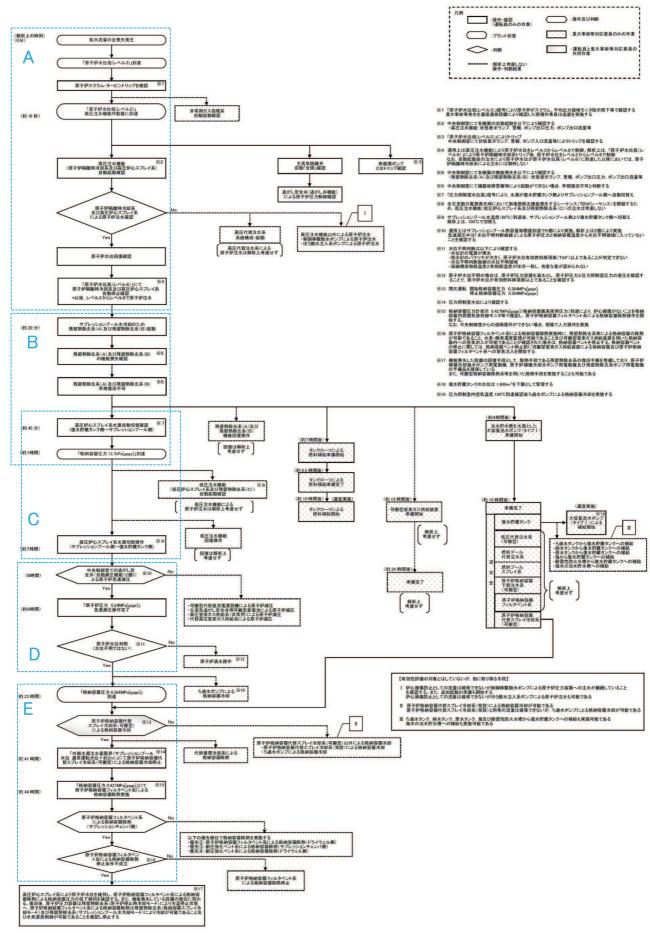
	操作 手順	対応手段	要員	要員数	想定 時間
1		5 原子炉補機代替冷却水系による補機 冷却水確保 *1	運転員 (中央制御室,現場)	3	
	Ъ		重大事故等対応要員	6	540 分以内

※1 有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段(以下,本表において同じ。)

Ⅲ. 重要事故シーケンス等の対応手順に対する保安規定の記載内容の整理

7.「崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合)」の対応手順の概要

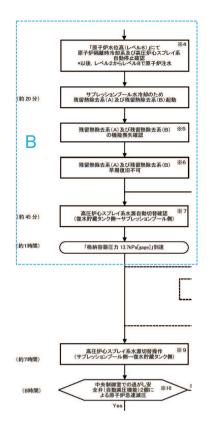
第7.1.4.2-4図 「崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合)」の対応手順の概要



原子炉制御 (1) スクラム ①目的 原子炉を停止する。 + 分な炉心冷却状態を維持する。 原子炉を冷温停止状態まで冷却する。 一次および二次格納容器制御への導入条件を監視する。(原子炉がスクラムしない場合を含む) ②導入条件 ③脱出条件 1 ・原子炉スクラム信号が発生した場合 ・手動スクラムした場合 (解析上の時刻) 給水流量の全喪失発生 各制御の脱出条件が成立した場合 ④基本的な考え方 「原子炉水位低(レベル3)」到達 ・原子炉スクラム要求時にはスクラム成功の有無の確認を確実に行う。 Α ・単一故障による原子炉スクラム時の復旧操作を全て原子炉制御「スクラム」で収束させ、通常停止操作に移行す 原子炉スクラム・タービントリップを確認 る。 各計器を並行監視し、徴候に応じた制御を行う。 「原子炉水位低(レベル2)」 高圧注水機能作動値に到達 ・原子炉制御「スクラム」から要求される操作は、一次格納容器制御より優先される。ただし、一次格納容器が損傷 (約16秒) する恐れがある場合には原子炉制御「スクラム」と一次格納容器制御を並行して行う。 二次格納容器制御「原子炉建屋制御」から要求される操作は原子炉制御「スクラム」と二次格納容器制御を並行し て行う. ・原子炉制御「スクラム」においては、最初に「原子炉出力」の制御棒全挿入を確認し、「原子炉水位」、「原子炉圧 高圧注水機能 ※ (原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系) 自動記動確認 力」、「電源・タービン」の各制御を並行して行う。 多重故障により他の制御への移行条件が成立した場合には、移行先の制御を優先し、残りの制御は原子炉制御「ス クラム」での制御を並行して行う。 ⑤主な監視操作内容 原子炉隔離時冷却系 及び高圧炉心スプレイ系 による原子炉注水確認 A. 原子炉出力 「原子炉自動スクラム」警報の発信を確認する。 全制御棒挿入状態を確認する。 平均出力領域モニタの指示を確認する。 ・自動スクラムが失敗した場合には、手動スクラムを行う。 原子炉水位回復確認 原子炉モードスイッチを「停止」位置にする。 ・ 全制御棒が全挿入位置まで挿入されていない場合、代替制御棒挿入機能を動作させる。 「原子炉水位高(レベル8)」にて※ 原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系 自動停止確認 *以後、レベル2からレベル8で原子炉注水 ・ 全挿入位置まで挿入されていない制御棒が1本を超える場合、「反応度制御」へ移行する。また、「反応度制御」に 移行した場合には、原子炉水位制御も「反応度制御」で行う。 ・ 全制御棒が全挿入位置まで挿入された場合または全挿入位置まで挿入されていない制御棒が1本以下の場合、原 子炉水位、原子炉圧力、スクラム排出容器ドレン弁、ベント弁の閉鎖および原子炉再循環ポンプ速度を確認する。 サブレッションプール水冷却のため 残留熱除去系(A)及び残留熱除去系(B)起動 (約 20 分) 平均出力領域モニタおよび起動領域モニタにより原子炉未臨界を確認する。 B. 原子炉水位 2 原子炉水位を確認する。 3 ・原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値まで低下した場合、格納容器隔離弁の開閉状態を確認する。 タービン駆動給水ポンプを停止し[※]、電動駆動給水ポンプおよび給水制御系(単要素)で原子炉水位を原子炉水位 **(4**) 低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。 ・給復水系(主復水器を含む)が正常でない場合、原子炉隔離時冷却系を手動作動する。(原子炉隔離時冷却系が自 動作動した場合は不要) ・原子炉水位が非常用炉心冷却系作動水位まで低下した場合には、非常用炉心冷却系および原子炉隔離時冷却系の 運転状態を確認する。 ・給復水系、非常用炉心冷却系または原子炉隔離時冷却系により原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原 (5) 子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上に維持できない場合は、原子炉制御「水位確保」に移行する。 ・ 原子炉水位が不明になった場合には、不測事態「水位不明」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ 移行する。 ・原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」および一次格納容器制御「格納容器 水素濃度制御」へ移行する。

保安規定 添付1-1

⑥ ・原子炉水位を連続的に監視する。
 ※:タービン駆動給水ボンプは、原子炉水位高タービントリップ設定値で自動停止する。





1. 原子炉制御

(1) スクラム

⑤主な監視操作内容

G. 一次格納容器制御への導入

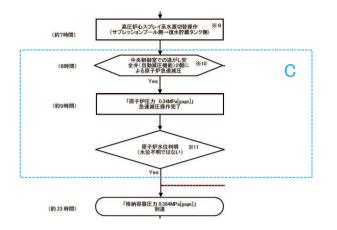
① ・ 一次格納容器制御への導入条件を監視する(原子炉がスクラムしない場合を含む。)。

H. 二次格納容器制御への導入

二次格納容器制御への導入条件を監視する(原子炉がスクラムしない場合を含む。)。

+	保安規定 添付1-1
(約7時間) (約7時間) (約7時間)	2. 一次格納容器制御 (3) サプレッションプール温度制御
(8時間) 中央朝御室での進がし来 金弁(音動減任御順)2個に 米(8) 大名原子炉道達減任 ※10 (8) (8時間) 第11 ※10 人名原子炉道達減任 ※10	①目的 ・サプレッションプールの水温および空間部温度を監視し、制御する。
(約0時間) 「原子炉庄力 0.344P-a[aose]」 急速規臣操作完了 原子伊水位料明 ※11 (水位不明ではない)	②導入条件 ③脱出条件 ・原子炉制御「スクラム」において、主蒸気逃がし安全弁 が開固着の場合 ・サプレッションプール水の平均温度が通常運転時制限 温度未満となった場合 ・サプレッションプール水の平均温度が通常運転時制限 温度を超えた場合 ・サプレッションプール空間部の局所温度が温度高警報 設定点未満となった場合
Yes (約 23 時間) 「杭納容器任力 0.384MP-0[gage]」 到道	設定点以上の場合 ④基本的な考え方 ・サブレッションプール水温およびサブレッションプール空間部局所温度が通常運転時制限温度を超え,各制御を実施しても上昇継続する場合は,直ちに手動スクラムし,原子炉を減圧する。 ⑤主な監視操作内容
	 A. サブレッションブール水温が通常運転時間限温度まで上昇したら、サブレッションブールの冷却を開始する。 サブレッションブール水温が通常運転時間限温度まで上昇したら、サブレッションブール水温を確認 する。サブレッションブール水温が87世に知道した場合、高圧炉心スブレイ系の水源切替えを行う。 サブレッションブール水温が87℃に到達した場合、高圧炉心スブレイ系の水源切替えを行う。 B. サブレッションブール空間部温度が温度高警報設定点まで上昇したら、サブレッションブール冷却を実施するとと もに、サブレッションブール空間部温度と知の原因(原子炉隔離時冷却系の運転、主蒸気遙がし安全弁律気管の異 常、サブレッションブール空間部温度を知る原因(原子炉隔離時冷却系の運転、主蒸気遙がし安全弁律気管の異 常、サブレッションブール空間部温度を加み原因(原子炉隔離時冷却系の運転、主蒸気遙がし安全弁律気管の異 常、サブレッションブール空間部温度が温度高警報設定点まで上昇したら、サブレッションブールスプレイを作動させ る。 サブレッションブール空間部温度が温度高警報設定点まで上昇したら、サブレッションブールスプレイを作動させ る。 サブレッションブール空間部局所温度の上昇抑制を行っても、サブレッションブール空間部局所温度が小量度高等報設定値未満に維持できない場合は、手動スクラムする。サブレッションブール熱容量制限図の運転禁止範囲に入った場合は不測事 態「急速減圧」へ移行する。

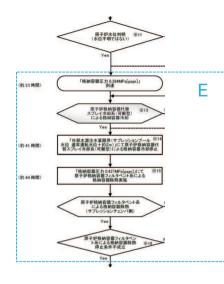
▲ 高圧炉心スプレイ系大選切發揚作 ※9 (サプレッションプール側一復次貯蔵タンク側)	4. 不測事態 (2)急速減圧
(約77時間) (サブレッションブール・個一復次貯蔵タンク側)	 目的 原子炉を速やかに減圧する。
(8時間) (8時間) 中央朝鮮室での逃がし安 金斤(自動環圧機能)2個に ※10 よる房子伊急選症	②導入条件
Yes C	 原子炉制御「水位確保」において、給復水系もしくは非常用炉心冷却系または原子炉隔離時冷却系もしくは高圧代 替注水系による原子炉水位の維持ができず、低圧代替注水系(低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)、低圧代
(約9時間) (約9時間) (約9時間) (約9時間)	替注水系(可搬型),代替循環冷却系,低圧代替注水系(常設)(直流駆動低圧注水系ボンプ),ろ過水系)が起動で きた場合
	さに場合 ・ 原子炉制御「減圧冷却」において,サプレッションプール水温がサプレッションプール熱容量制限図の運転禁止領
原子使水位判明 ※11 (水位不明ではない)	域に入った場合 ・ 一次格納容器制御「格納容器圧力制御」において、サプレッションプール圧力が設計基準事故時最高圧力以上とな
Yes	った場合
	 一次格納容器制御「ドライウェル温度制御」において、ドライウェル空間部局所温度がドライウェル設計温度に到 達した場合
(約 23 時間) 「格納容器(E力 0.38MM*a[gage]」 對選	
	ル熱容量制限図の運転禁止領域に入った場合 ・ 一次格納容器制御「サプレッションプール水位制御」において、サプレッションプール水位が真空破壊弁位置から
	作動差圧相当分の水位を引いた水位に誤差を考慮した値以上になった場合
	 一次格納容器制御「サプレッションプール水位制御」において、サプレッションプール水位が急速減圧へ移行する サプレッションプール水位以下になった場合
	 ・二次格納容器制御「原子炉建屋制御」において、中央制御室からの漏えい箇所隔離に失敗した場合
	 ・ 不測事態「水位回復」において、給復水系または非常用炉心冷却系の1系統以上の起動ができない場合かつ原子炉隔
	離時冷却系または高圧代替注水系による原子炉水位の維持ができない場合であって、低圧代替注水系(低圧代替注
	水系(常設)(復水移送ポンプ),低圧代替注水系(可搬型),代替循環冷却系,低圧代替注水系(常設)(直流駆動
	低圧注水系ポンプ),ろ過水系)が起動でき,原子炉隔離時冷却系機能維持最低圧力以上の場合 ・ 不測事態「水位回復」において,給復水系または非常用炉心冷却系の1系統以上を起動しても原子炉水位を有効燃料
	・ 小側事態、小位回復」において、 ね後小ボまには非常用が心面却示の1 ボ航以上を起動しても原子が小位を有効燃料 頂部以上に維持できない場合
	④基本的な考え方
	 原子炉圧力低下必要時に自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁を順次開放して急速減圧する。または、自 動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁が開放できなければ、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放する。
	 ・ 主蒸気逃がし安全弁が「急速減圧」時必要弁数開放できない場合は、タービンバイパス弁および原子炉隔離時冷却
	系等を使用して減圧する。
	 原子炉減圧の結果、原子炉水位が不明になった場合は、不測事態「水位不明」へ移行する。
	 原子炉減圧時の原子炉冷却材温度変化率は原子炉冷却材温度変化率制限値を遵守する必要はない。 急速減圧中に原子炉注へ注水可能な系統が喪失した場合は、急速減圧操作を中断し、原子炉注へ注水可能な系統を
	再起動する。



⑤主な監視操作内容

1	・ 給復水系,非常用炉心冷却系,低圧代替注水系(低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ),低圧代替注水系(可
	搬型),代替循環冷却系,低圧代替注水系(常設)(直流駆動低圧注水系ポンプ),ろ過水系)を起動する。
2	 ・ 自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁を順次開放する。
	 ・自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁が開放できなければ、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁と
	それ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放する。
	 ・自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開
	放できなければ、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減
	圧」時必要最小弁数以上開放する。
	・ 原子炉減圧が不十分である場合,主蒸気隔離弁を開し,タービンバイパス弁と主復水器により減圧する。
	・ 主蒸気隔離弁が開できなければ、原子炉隔離時冷却系、高圧代替注水系または原子炉冷却材浄化系ブローラインを
	使用して減圧する。
3	 原子炉水位が判明している場合は、不測事態「急速減圧」の導入前の制御へ移行する。

・ 原子炉水位が不明な場合は,不測事態「水位不明」の「満水注入」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制 御」へ移行する。



1. 原子炉制御

(1) スクラム

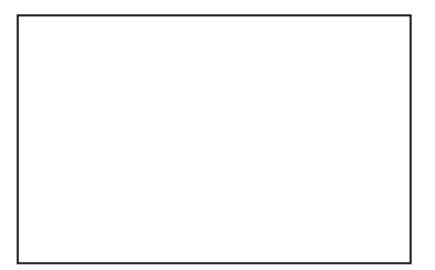
⑤主な監視操作内容

G. 一次格納容器制御への導入

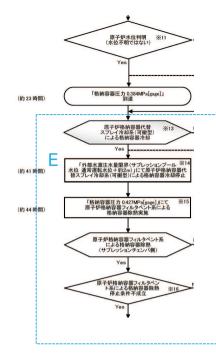
① · 一次格納容器制御への導入条件を監視する(原子炉がスクラムしない場合を含む。)。

H. 二次格納容器制御への導入

二次格納容器制御への導入条件を監視する(原子炉がスクラムしない場合を含む。)。



•	保安規定 添付1-1
第子師水位時期 第11 (未位字柄ではない) 	2. 一次格納容器制御(1)格納容器圧力制御
Yes (約 23 時間) 「格納容器圧力 0.384MP+(Kapp.)」	 ①目的 ・格納容器圧力を監視し、制御する。
	②導入条件 ③脱出条件
用于伊斯特容器代替 スフレイ特徴系で開整 1.2とる特殊容量が 1.2との 1.2 の 1.2	 ・ドライウェル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上の場合 ・ドライウェル圧力の上昇の原因が、窒素ガスまたは空気に えいであり、ドライウェル温度が66℃以下で、かつドウェルベントを実施した場合 ・24時間以内にドライウェル圧力が非常用炉心冷却系付 圧力未満に復帰した場合
「植物會關任力0.42714Po(_6040)」 二て ※15	④基本的な考え方
(約)44時間) 「勝場等間回ういかっシント」 ※15 (約)44時間) 原子学師時間回ういかっシント (日)44時間) (日)44時間回ういかっシント (日)44時間回ういかっシント (日)45時間回ういかっシント (日)44時間回ういかっシント (日)45時回回ういかっシント (日)45時回回ういかっシント (日)45 (日)45時回ういのっシント (日)45 (日)45 (日)45 (日)45 (日)45 (日)45 (日)45 (日)45 (日)45 (日)45 (日)45 (日)45 (日)45 (日)45 (日)45 (日)45 (日)45 (日)45 (日)45 (日)45 (日)45 (日)45 (日)45 (日)45 (日)45 (日)45	 ・サプレッションプール圧力を設計基準事故時最高圧力以下に維持できない場合は、格納容器の健全性を維持して きる限り放射能放出を抑える目的で、格納容器設計圧力に達する前に原子炉を急速減圧する。 ・サプレッションプール圧力を格納容器設計圧力以下に維持できない場合は、原子炉を満水にし、格納容器最高使 力を超える場合は格納容器ペントを行う。 ・一次格納容器内で原子炉冷却材圧力パウンダリの大破断が発生した場合、ドライウェルスプレイおよびサプレ ョンプールスプレイは安全解析上の要求時間以内に完了する必要があるため、速やかにドライウェルスプレイ: びサプレッションプールスプレイを起動する。 ・原子炉制御「反応度制御」を実施中は、原子炉制御「反応度制御」を優先する。
•	■ 「「1×1×1×1×1×1×1×1×1×1×1×1×1×1×1×1×1×1×1
	 ドライウェル圧力高スクラム設定値で原子炉スクラムしたことを確認する。
	 ・ドライウェル圧力の上昇の原因が、窒素ガスまたは空気の漏えいであることが判明した場合は、非常用ガス処理:使用してドライウェルベントを行う。 ・ドライウェル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で、かつ原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系イ水位以下を経験した場合には、原子炉水位を有効炉心長の3分の2に相当する水位以上に維持可能であること:認した後に、ドライウェルスプレイおよびサプレッションプールスプレイを実施する。また、一次格納容器制御納容器水素濃度制御」を並行して行う。 ・原子炉水位が不明となった場合は、不測事態「水位不明」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」を行して行う。 ・原子炉水位が不明となった場合は、不測事態「水位不明」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」を行して行う。 ・原子炉水位が不明となった場合は、不測事態「水位不明」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」を行して行う。 ・サブレッションプール圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で、かつドライウェルスプレイ起動圧力以下の状124時間継続した場合は、サブレッションプールスプレイを超動たろ。 ・サブレッションプール圧力がドライウェルスプレイ起動圧力以上かつ設計基準事故時最高圧力未満の状態が24間総に場合またはサブレッションブールスプレイおよびサブレッションプールスプレイを起動する。 ・サブレッションプール圧力が格納容器設計圧力以上の場合、ドライウェル代替スプレイを開大で実施するお、サブレッションプール圧力が格納容器設計圧力以上の場合、ドライウェル代替スプレイを停止する。 ・サブレッションプール圧力が格納容器設計圧力以上の場合、ドライウェル代替スプレイを開大で実施するお、サブレッションプール圧力が認計基準事故時最高圧力以上の場合、ドライウェル代替スプレイを停止する。 ・サブレッションプール圧力が設計基準事故時最高圧力以上の場合、「ライウェル代替スプレイを超加する。 ・サブレッションプール圧力が格納容器設計圧力以上の場合、ドライウィルスプレイまたはサプレッションプール不位が外部水源注水量限界に到達した場合、ドライウェル代替スプレイを停止する。 ・サブレッションプール圧力が格納容器設計圧力以上の場合、ドライウェル代替スプレイを停止する。 ・サブレッションプール圧力が応急引を起からした場合、ドライウェル代替スプレイを応知できない場合、ドライウェル代替スプレイを停止する。 ・サブレッションプール圧力が格納容器設計圧力以上の場合、ドライウェル代替スプレイを応知する。 ・サブレッションプール圧力が格納容器設計圧力以上の場合、ドライウェル代替スプレイを停止する。
	 (4) ・サブレッションブール圧力が格納容器最高使用圧力に到達した場合は、炉心損傷がないことを確認して、格納? ベントを実施する。 (5) ・格納容器ペントは、サプレッションブール側フィルターベントラインを優先する。サプレッションプール側が できない場合は、ドライウェル側フィルターベントラインを使用する。フィルターベントラインが使用できない合は、サプレッションプール側耐圧ベントラインを優先する。サプレッションプール側が使用できない場合は、ライウェル側耐圧ベントラインを使用する。



	操作 手順	対応手段	要員	要員数	想定 時間
	6 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)	運転員 (中央制御室,現場)	3*2	385 分以内	
J	U	による原子炉格納容器内へのスプレイ**1	重大事故等対応要員	10 ^{**2}	000 01 5411

※1 有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段

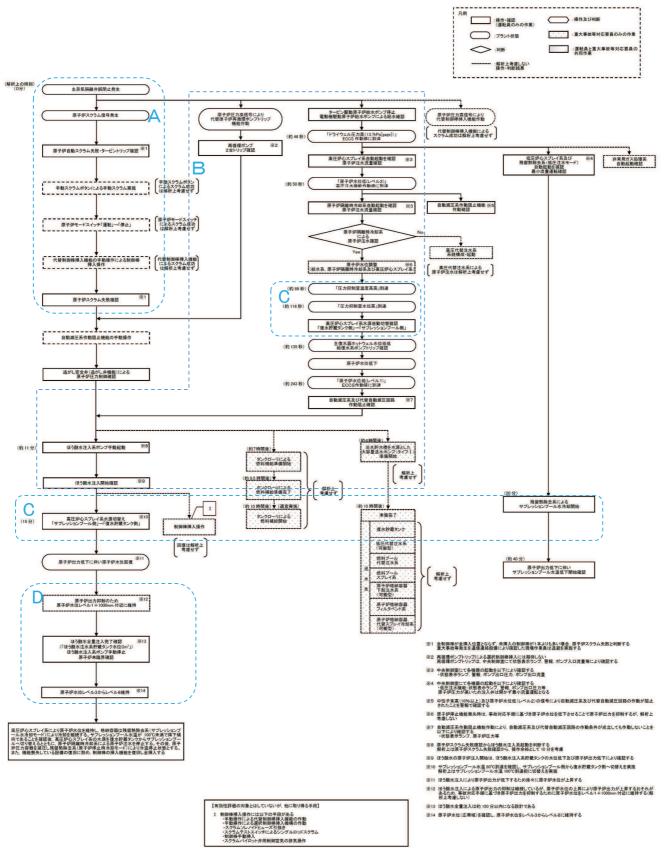
※2 有効性評価の重要事故シーケンスにおいては、運転員1名および重大事故等対応要員9名で想定時間は 385分以内である。

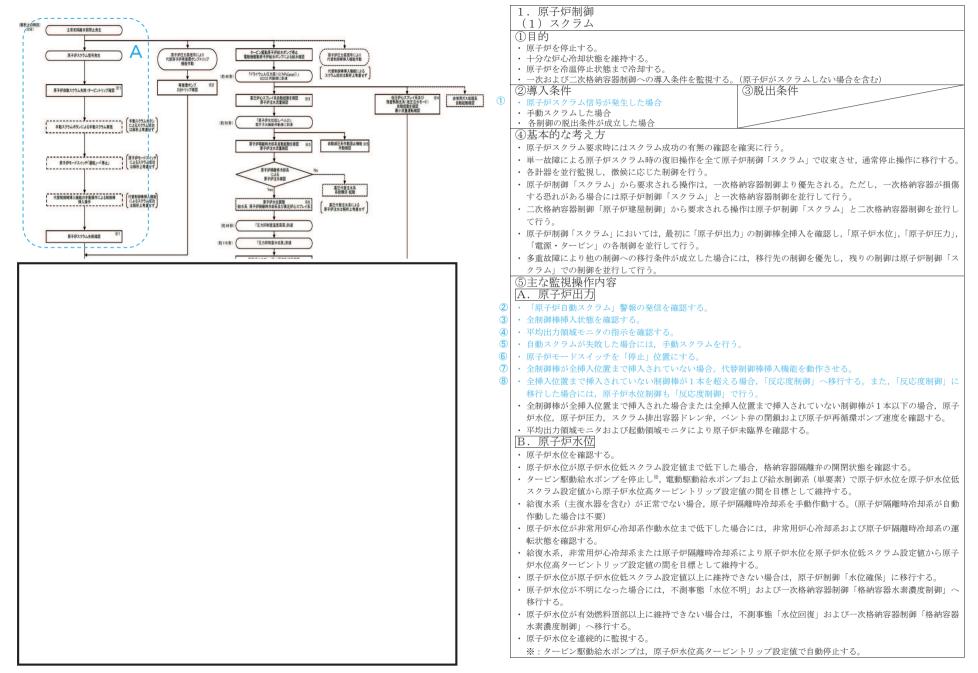
	操作 手順	対応手段	要員	要員数	想定 時間
2	5	原子炉格納容器フィルタベント系による原子 炉格納容器内の減圧および除熱(現場操作) (系統構成)	運転員 (中央制御室,現場)	3	75 分以内
3	5	原子炉格納容器フィルタベント系による原子 炉格納容器内の減圧および除熱(現場操作) (ベント操作:S/C側ベントの場合)	運転員 (中央制御室,現場)	3	95 分以内

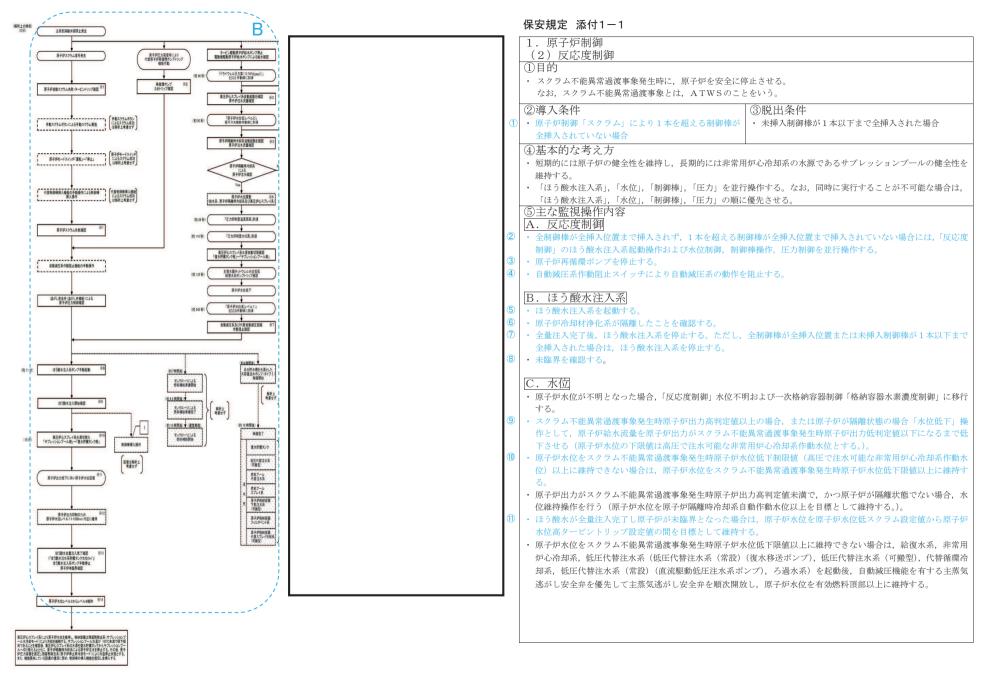
枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

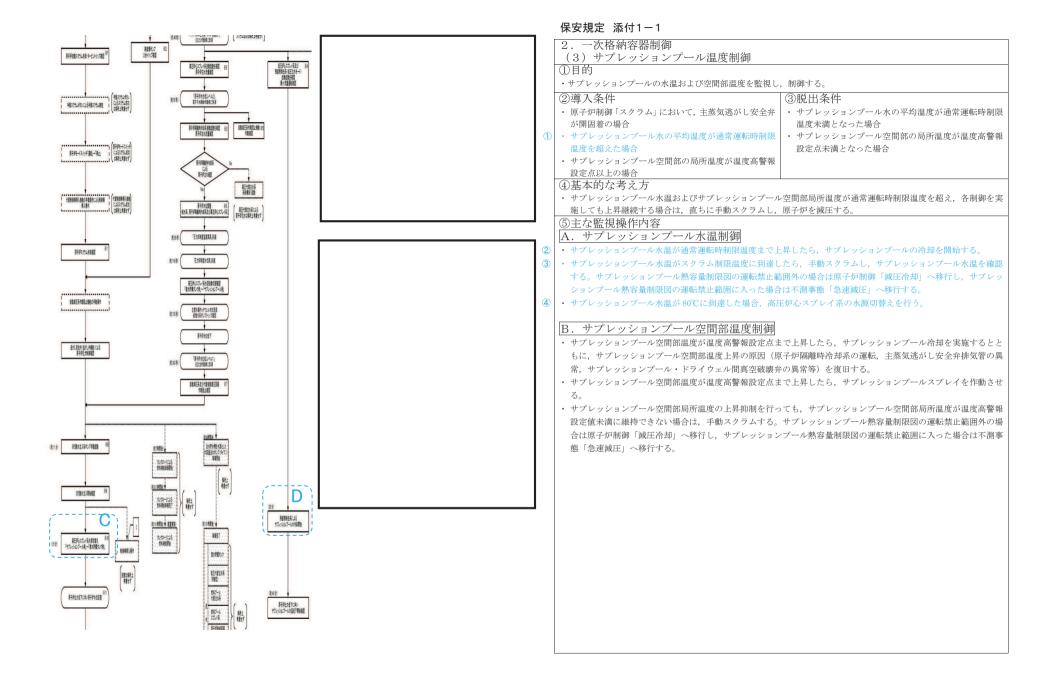
Ⅲ.重要事故シーケンス等の対応手順に対する保安規定の記載内容の整理8.「原子炉停止機能喪失」の対応手順の概要

第7.1.5-4図 「原子炉停止機能喪失」の対応手順の概要

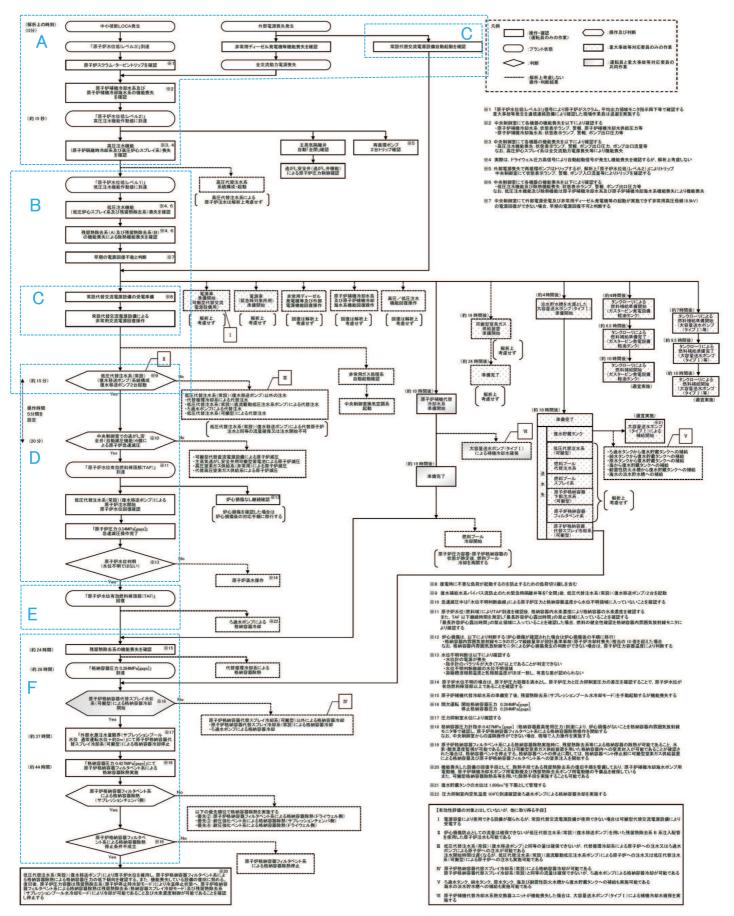


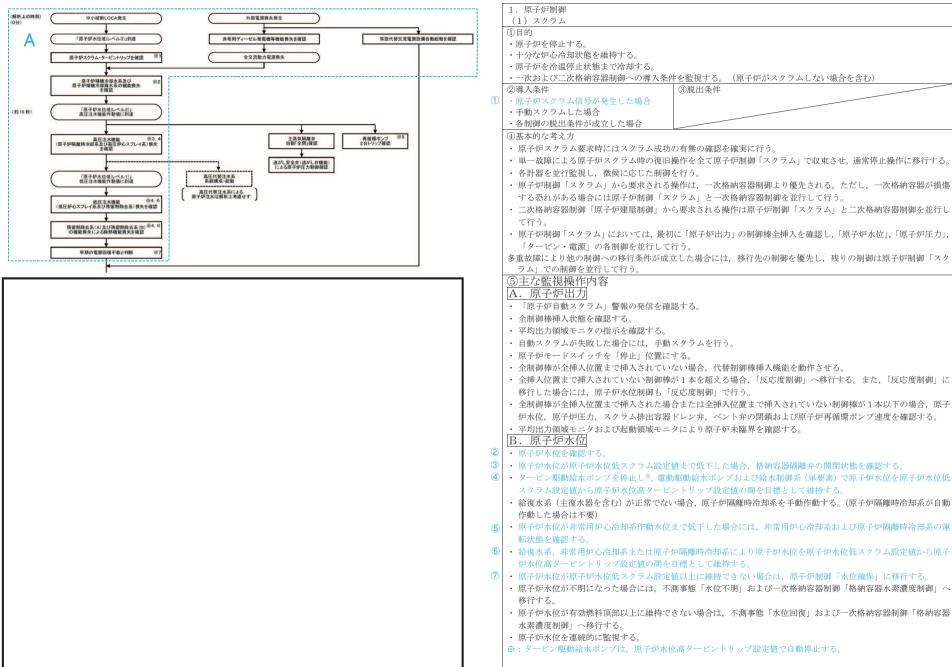


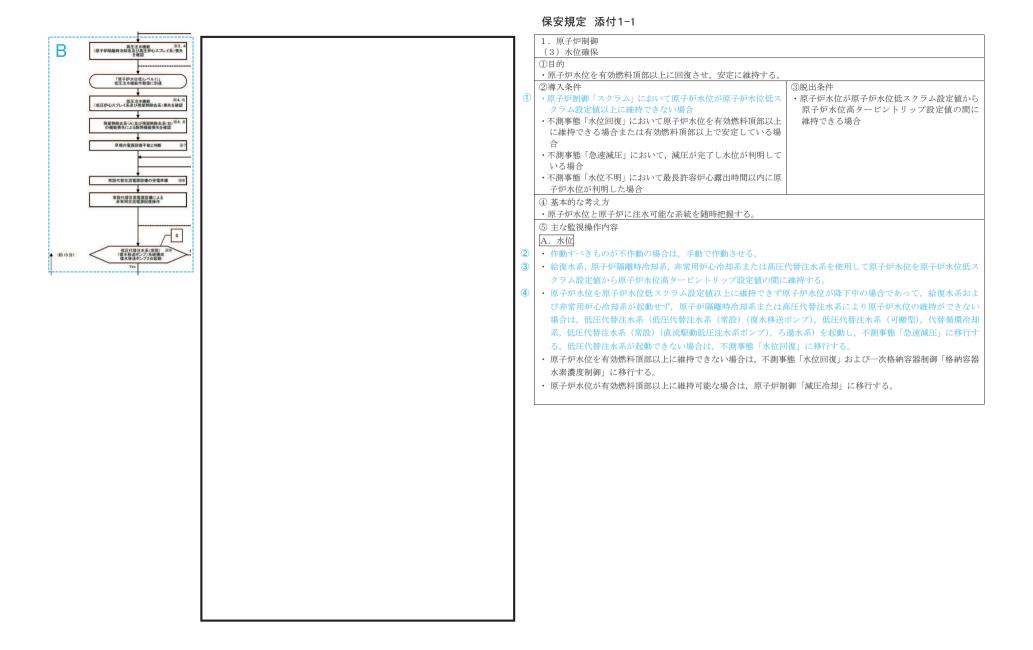


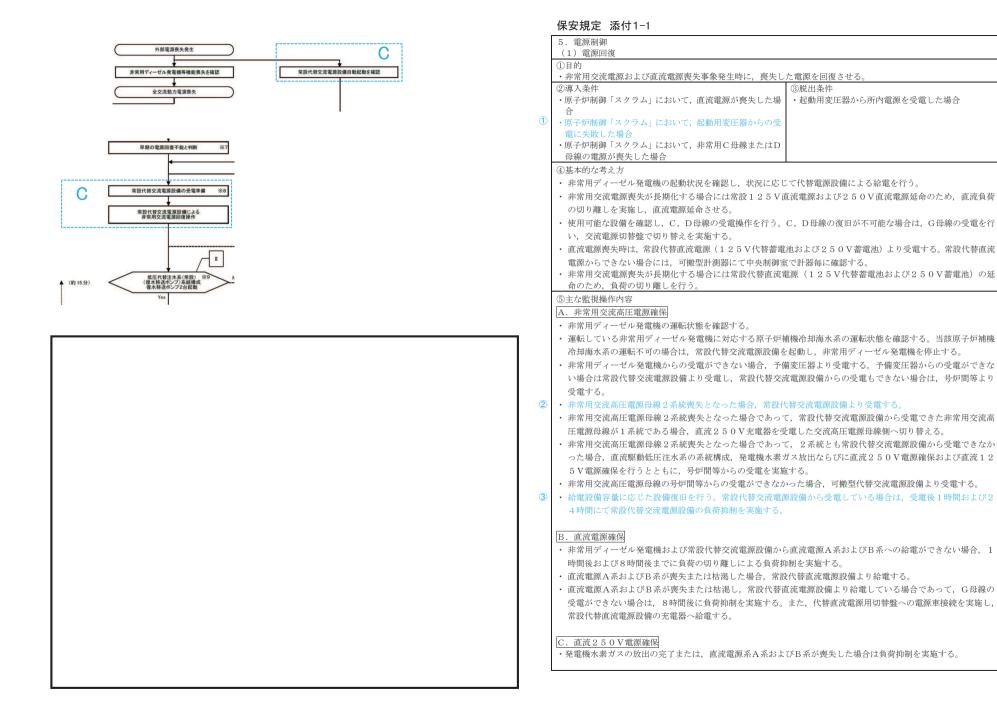


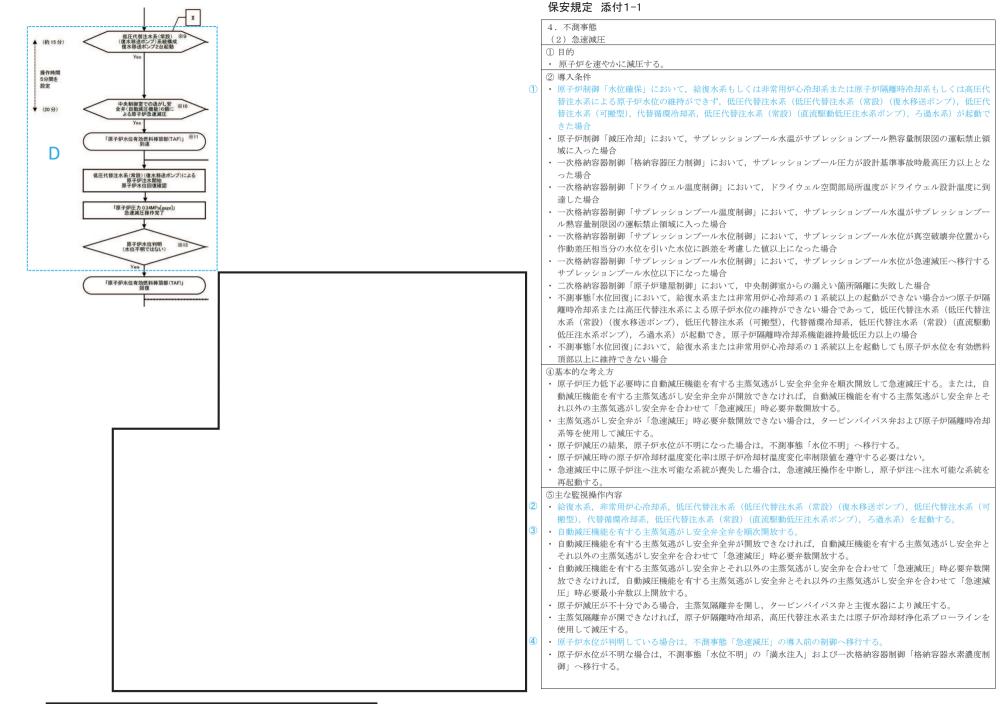
第7.1.6-4図 「LOCA時注水機能喪失」の対応手順の概要

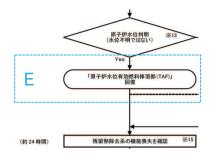




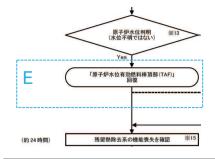




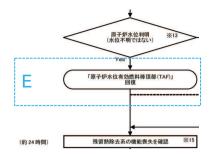




Г				
	 原子炉制御 水位確保 			
		- mt		
	・原子炉水位を有効燃料頂部以上に回復させ、安定に維持す			
	②導入条件	③脱出条件		
	 ・原子炉制御「スクラム」において原子炉水位が原子炉水位 低スクラム設定値以上に維持できない場合 	 ・原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値から原 炉水位高タービントリップ設定値の間に維持で 		
	・不測事態「水位回復」において原子炉水位を有効燃料頂部	が小位向タービントリック設定値の间に維持で る場合		
	・不測事態「小位回復」において原子炉小位を有効燃料頂部 以上に維持できる場合または有効燃料頂部以上で安定し	の 場合		
	以上に維持できる場合または有効燃料頂部以上で女圧している場合			
D	・不測事態「急速減圧」において、減圧が完了し水位が判明			
•	している場合			
	・不測事態「水位不明」において最長許容炉心露出時間以内			
	に原子炉水位が判明した場合			
	④ 基本的な考え方			
	・原子炉水位と原子炉に注水可能な系統を随時把握する。			
	⑤ 主な監視操作内容			
	A. 水位			
2	 作動すべきものが不作動の場合は、手動で作動させる。 			
3	・ 給復水系, 原子炉隔離時冷却系, 非常用炉心冷却系またに	は高圧代替注水系を使用して原子炉水位を原子炉水位		
	スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持する。			
	 ・原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値以上に維持できず原子炉水位が降下中の場合であって、給復水系およ 			
	び非常用炉心冷却系が起動せず、原子炉隔離時冷却系また	とは高圧代替注水系により原子炉水位の維持ができな		
	場合は、低圧代替注水系(低圧代替注水系(常設)(復水	8送ポンプ) 低圧代替注水系 (可搬型) 代替循環冷		
	系、低圧代替注水系(常設)(直流駆動低圧注水系ポンプ)、ろ過水系)を起動し、不測事態「急速減圧」に移行			
	末, 設工「V自江水系(市政)(直通絶動設工江水系なジッ), う画水系)を起動し、不例ず返「急速減工」に移行 する。低圧代替注水系が起動できない場合は、不測事態「水位回復」に移行する。			
	9 る。10年代谷社ホホル起動でさない場合は、不測事態「水位回復」に移行する。 ・原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」および一次格納容器制御「格納容 			
		ト側争態「水位回復」 ねよい 一次 格納谷		
	器水素濃度制御」に移行する。			
	・ 原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持可能な場合は, 原	子炉制御「減圧冷却」に移行する。		



[1. 原子炉制御		
	(3)水位確保		
Ī	①目的		
	・原子炉水位を有効燃料頂部以上に回復させ、安定に維持する。		
	②導入条件 ③脱出条件		
	・原子炉制御「スクラム」において原子炉水位が原子炉水	③ 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値から原子	
	位低スクラム設定値以上に維持できない場合	炉水位高タービントリップ設定値の間に維持でき	
	・不測事態「水位回復」において原子炉水位を有効燃料頂	る場合	
	部以上に維持できる場合または有効燃料頂部以上で安		
	定している場合		
	・不測事態「急速減圧」において、減圧が完了し水位が判		
	明している場合		
	・不測事態「水位不明」において最長許容炉心露出時間以		
	内に原子炉水位が判明した場合		
	④基本的な考え方		
-	・原子炉水位と原子炉に注水可能な系統を随時把握する。		
	⑤主な監視操作内容		
	A. 水位		
1	・ 作動すべきものが不作動の場合は、手動で作動させる。		
2	 給復水系,原子炉隔離時冷却系,非常用炉心冷却系また 	とは高圧代替注水系を使用して原子炉水位を原子炉水位	
	低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ記	と定値の間に維持する。	
	 原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値以上に維持す 	できず原子炉水位が降下中の場合であって、給復水系お	
	よび非常用炉心冷却系が起動せず、原子炉隔離時冷却系	ミキたけ高圧代基注水系に上り原子炉水位の維持ができ	
	ない場合は、低圧代替注水系(低圧代替注水系(常設)		
	環冷却系,低圧代替注水系(常設)(直流駆動低圧注水系ポンプ),ろ過水系)を起動し,不測事態「急速減圧」		
	に移行する。低圧代替注水系が起動できない場合は、不測事態「水位回復」に移行する。		
	 原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できない場合は、 	不測事態「水位回復」および一次格納容器制御「格納	
	容器水素濃度制御」に移行する。		
	 原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持可能な場合は、原 	長子炉制御「減圧冷却」に移行する。	



 ふ。 各計器を並行監視し, 徴候に応じた制御を行う。 原子炉制御「スクラム」から要求される操作は、一次格納容器制御より優先される。ただし、一次格納容器が損傷 する恐れがある場合には原子炉制御「スクラム」と一次格納容器制御を並行して行う。 二次格納容器制御「原子炉建屋制御」から要求される操作は原子炉制御「スクラム」と二次格納容器制御を並行し て行う。 原子炉制御「スクラム」においては、最初に「原子炉出力」の制御棒全挿入を確認し、「原子炉水位」、「原子炉圧 力」、「電源・タービン」の各制御を並行して行う。 多重故障により他の制御への移行条件が成立した場合には、移行先の制御を優先し、残りの制御は原子炉制御「ス クラム」での制御を並行して行う。 ⑤主な監視操作内容 A.原子炉出力 ・「原子炉自動スクラム」警報の発信を確認する。 ・ 全制御棒挿入状態を確認する。
 子炉水位,原子炉圧力,スクラム排出容器ドレン弁,ベント弁の閉鎖および原子炉再循環ポンプ速度を確認する。 平均出力領域モニタおよび起動領域モニタにより原子炉未臨界を確認する。 B.原子炉水位 原子炉水位 ・原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値まで低下した場合,格納容器隔離弁の開閉状態を確認する。 ・タービン駆動給水ポンプを停止し*,電動駆動給水ポンプおよび給水制御系(単要素)で原子炉水位を原子炉水位 低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。 ・給復水系(主復水器を含む)が正常でない場合,原子炉隔離時冷却系を手動作動する。(原子炉隔離時冷却系が自動作動した場合は不要) ・原子炉水位が非常用炉心冷却系作動水位まで低下した場合には,非常用炉心冷却系および原子炉隔離時冷却系の 運転状態を確認する。 ・給復水系,非常用炉心冷却系または原子炉隔離時冷却系により原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原 子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。 ・給復水系,非常用炉心冷却系または原子炉隔離時冷却系により原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原 子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。 ・原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上に維持できない場合は,原子炉制御「水位確保」に移行する。 ・原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持できない場合は,不測事態「水位回復」および一次格納容器制御「格納容器 水素濃度制御」へ移行する。 ・原子炉水位を連続的に監視する。 ・源子炉水位を連続的に監視する。 ・源子炉水位を連続的に監視する。

・原子炉を停止する。

・手動スクラムした場合 各制御の脱出条件が成立した場合

④基本的な考え方

・十分な炉心冷却状態を維持する。 原子炉を冷温停止状態まで冷却する。

・原子炉スクラム信号が発生した場合

・一次および二次格納容器制御への導入条件を監視する。(原子炉がスクラムしない場合を含む)

・原子炉スクラム要求時にはスクラム成功の有無の確認を確実に行う。

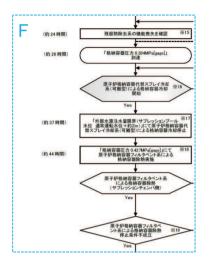
③脱出条件

単一故障による原子炉スクラム時の復旧操作を全て原子炉制御「スクラム」で収束させ、通常停止操作に移行す

 原子炉制御 (1) スクラム ①目的

②導入条件

る。



1. 原子炉制御

(1) スクラム

⑤主な監視操作内容

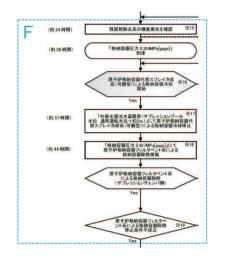
G. 一次格納容器制御への導入

① ・ 一次格納容器制御への導入条件を監視する(原子炉がスクラムしない場合を含む。)。

H. 二次格納容器制御への導入

二次格納容器制御への導入条件を監視する(原子炉がスクラムしない場合を含む。)。

				
(約 24 時間) 預留熱輪去系の機能喪失を確認 ※15	2	2. 一次格納容器制御		
(約 26 時間) 「植納容器圧力 0.384MP4[space]」	((1)格納容器圧力制御		
(約 26 時間) [指納容每任 27 0.39ABFd[gage1] 到達	①目的			
		格納容器圧力を監視し、制御する。	(a) We the Ar Id.	
アチャド時報告報ではカフレイの全 第1(年間数):ここの「特殊容易作性」 第1(年間数):ここの「中日時報告報告報 「約3.7 時間) 「約3.4 実法大量単数(サフレッシンフール、 ⁹⁽¹⁷ 本位 通常意味:10年14月の1日)、 ⁹⁽¹⁷ 本位 通常意味:10年14月の日日)、 ⁹⁽¹⁷ 本位 通常意味:10年14月の日日)、 ⁹⁽¹⁷ 本位 通常意味:10年14月の日日)、 ⁹⁽¹⁷ 本位 通常意味:10年14月の日日)、 ⁹⁽¹⁷ 本位 通常意味:10年14月の日日)、 ⁹⁽¹⁷ 年14月の日日)、 ⁹⁽¹⁷ 日日)、 ⁹⁽¹⁷ 日)、 ⁹⁽¹⁷⁾	_	導入条件 ドライウェル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上の場合	 ③脱出条件 ・ドライウェル圧力の上昇の原因が,窒素ガスまたは空気の漏えいであり,ドライウェル 温度が66℃以下で,かつドライウェルベントを実施した場合 24時間以内にドライウェル圧力が非常用 炉心冷却系作動圧力未満に復帰した場合 	
格納音器整約実施	1)基本的な考え方		
田子単純物質置フルルタベント系 による物質質酸熱 (サブレッションチェンバ像) アメ単物物質質フルルタベ 水口 よる物質質酸熱 常日 市主条件不成況 Yes Yes		 ・サブレッションプール圧力を設計基準事故時最高圧力以下に維持できない場合は、格納容器の健全性を維持して、できる限り放射能放出を抑える目的で、格納容器設計圧力に達する前に原子炉を急速減圧する。 ・サブレッションプール圧力を格納容器設計圧力以下に維持できない場合は、原子炉を満水にし、格納容器最高使用圧力を超える場合は格納容器ペントを行う。 ・一次格納容器内で原子炉冷却材圧力パウンダリの大破断が発生した場合、ドライウェルスプレイおよびサブレッションプールスプレイは安全解析上の要求時間以内に完了する必要があるため、速やかにドライウェルスプレイおよびサブレッションプールスプレイを起動する。 ・原子炉制御「反応度制御」を実施中は、原子炉制御「反応度制御」を優先する。 		
	2)主な監視操作内容		
	A	. 格納容器圧力制御		
	2 · · · · · · · · · · · · · · · · · · ·	ドライウェル圧力高スクラム設定値で原子炉スクラムしたこと ドライウェル圧力の上昇の原因が、窒素ガスまたは空気の漏え 系を使用してドライウェルベントを行う。 ドライウェル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で、かつ原- 動水位以下を経験した場合には、原子炉水位を有効炉心長の3分 を確認した後に、ドライウェルスプレイおよびサプレッション 制御「格納容器水素濃度制御」を並行して行う。 原子炉水位が不明となった場合は、不測事態「水位不明」およ; 行う。 サプレッションプール圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上の る。 サプレッションプール圧力がドライウェルスプレイ起動圧力以 4時間継続した場合またはサブレッションブール圧力が設計基 ンプおよびドライウェル空調機を停止し、ドライウェルスプレ- る。 サプレッションプール圧力が設計基準事故時最高圧力以下に維 する。 サプレッションブール圧力が格納容器設計圧力以上の場合、ト お、サプレッションプール圧力が格納容器設計圧力以上の場合、ト お、サプレッションプール圧力が格納容器設計圧力以上の場合、ト	いであることが判明した場合は、非常用ガス処理 イレーンであることが判明した場合は、非常用ガス処理 イレーンではないではなり、ためのないであること プールスプレイを実施する。また、一次格納容器 びー次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」を 場合は、サプレッションプールスプレイを起動す したかつ設計基準事故時最高圧力未満の状態が2 準事故時最高圧力以上の場合は、原子炉再循環ポ イおよびサプレッションプールスプレイを起動す 持できない場合は、不測事態「急速減圧」へ移行 デライウェル代替スプレイを間欠で実施する。な た場合、ドライウィルスプレイまたはサプレッショ	
	• • • • •	ンプールスプレイおよびドライウェル代替スプレイを起動でき 圧」時必要最小弁数以上の主蒸気逃がし安全弁を開し、主蒸気 よび原子炉冷却材浄化系の隔離弁を閉鎖する。 原子炉水位をできるだけ高く維持する。	隔離弁,主蒸気ドレン弁,原子炉隔離時冷却系お 場合は、炉心損傷がないことを確認して,格納容 ラインを優先する。サプレッションプール側が使 使用する。フィルターベントラインが使用できな	



保安規定 添付1-3 表20 重大事故等対策における操作の成立性

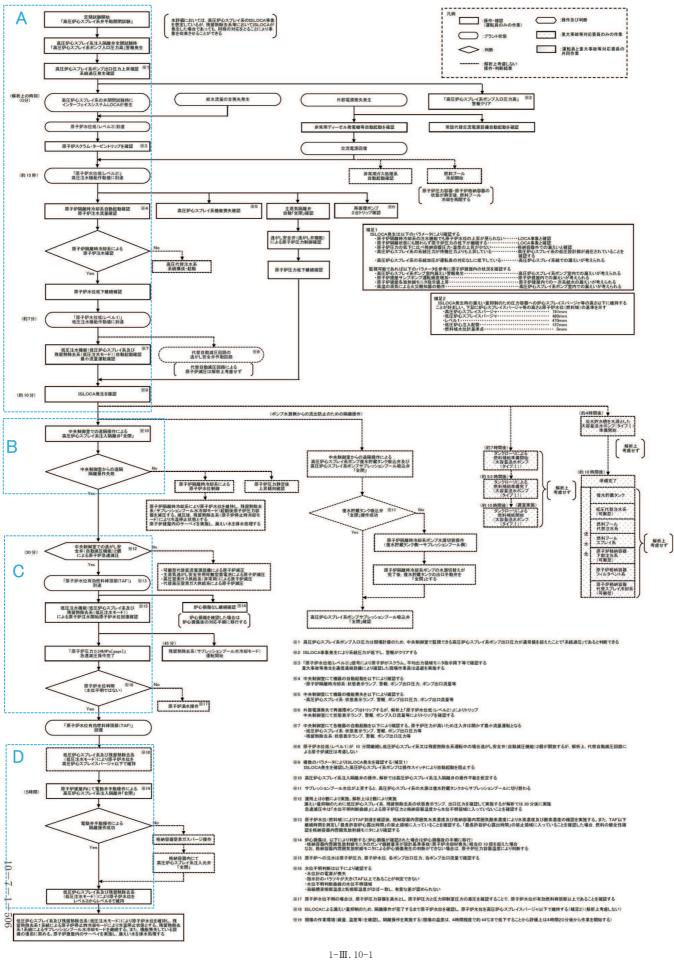
	操作 手順	対応手段	要員	要員数	想定 時間
1	6 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型) による原子炉格納容器内へのスプレイ*1	運転員 (中央制御室,現場)	3*2	385 分以内	
		重大事故等対応要員	10 ^{₩2}		

※1 有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段

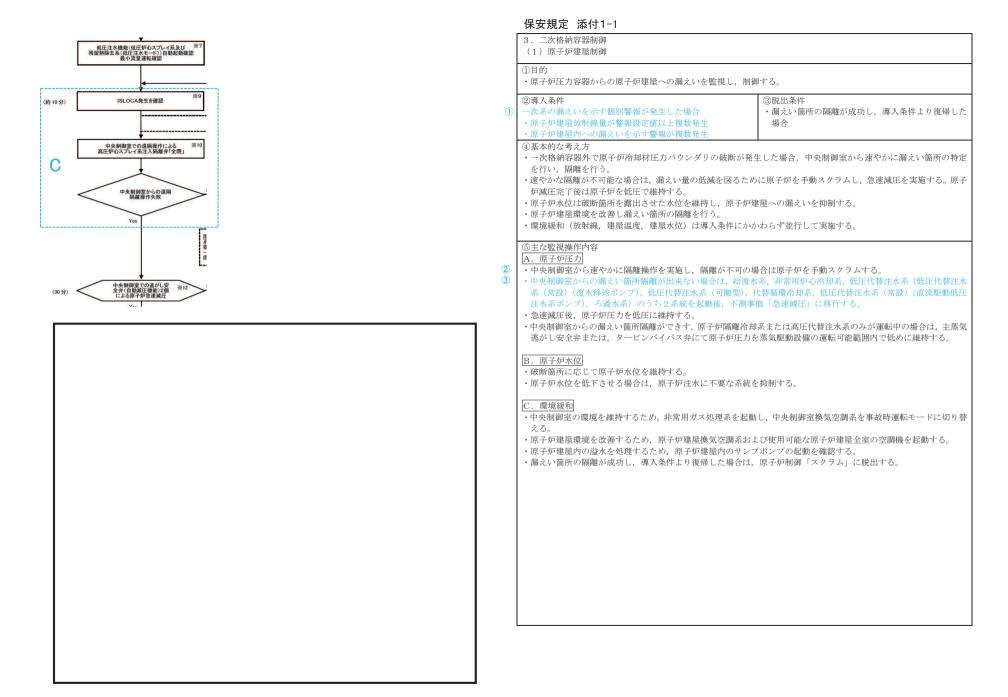
※2 有効性評価の重要事故シーケンスにおいては、運転員1名および重大事故等対応要員9名で想定時間は 385分以内である。

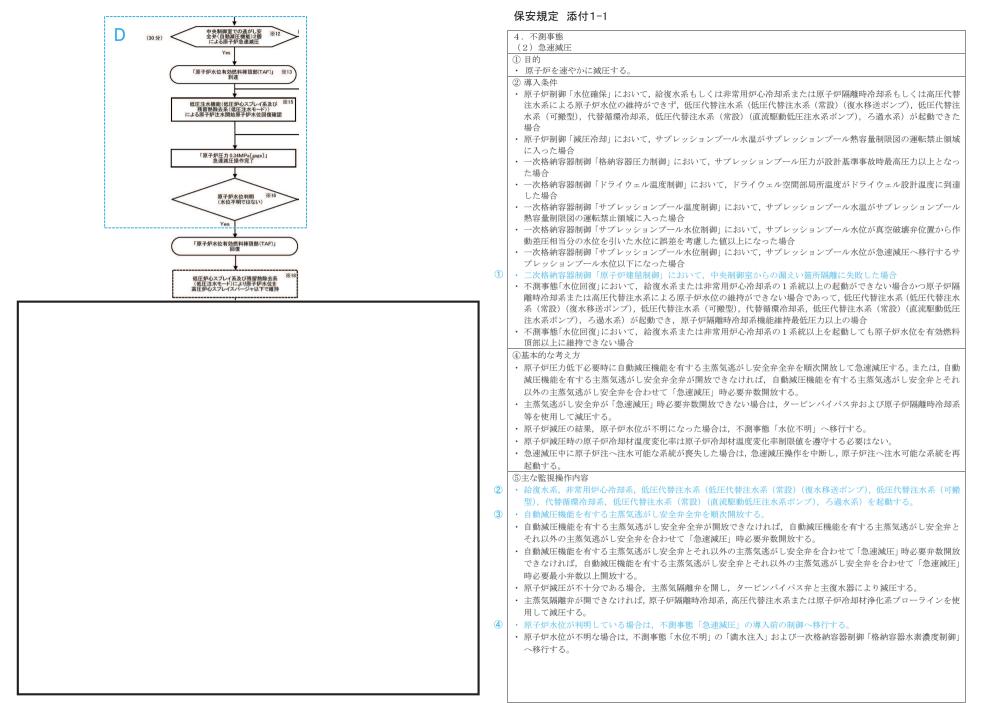
	操作 手順	対応手段	要員	要員数	想定 時間
2	5	原子炉格納容器フィルタベント系による原子 炉格納容器内の減圧および除熱(現場操作) (系統構成)	運転員 (中央制御室,現場)	3	75 分以内
3	5	原子炉格納容器フィルタベント系による原子 炉格納容器内の減圧および除熱(現場操作) (ベント操作:S/C側ベントの場合)	運転員 (中央制御室,現場)	3	95 分以内

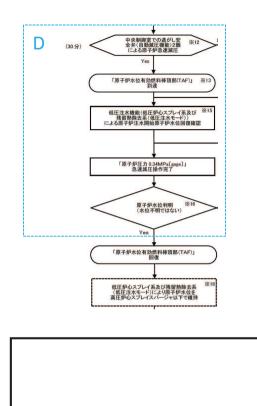
第7.1.7-5図「格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)」の対応手順の概要



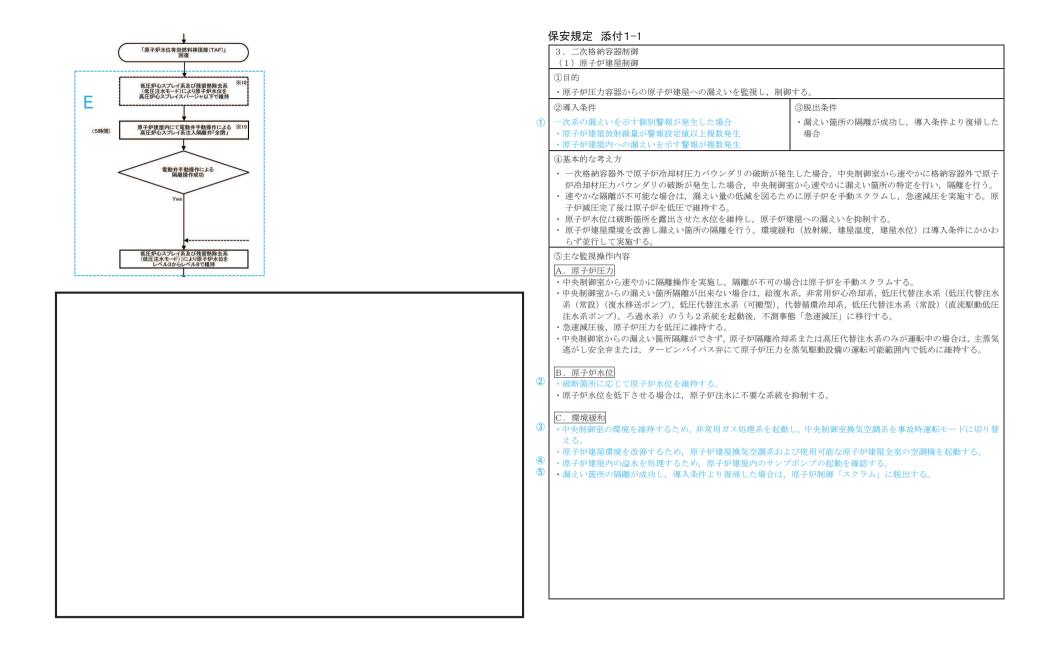


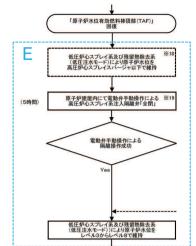






 ・原子炉圧力容器からの原子炉建屋 ② 導入条件 	③ 脱出条件			
 一次系の漏えいを示す個別警報が発 ・原子炉建屋放射線量が警報設定値 ・原子炉建屋内への漏えいを示す警 	Eした場合 ・漏えい箇所の隔離が成功し,導入条件 人上複数発生 場合	‡より復帰し		
④ 基本的な考え方				
 一次格納容器外で原子炉冷却材圧力バウンダリの破断が発生した場合、中央制御室から速やかに漏えい箇所の特定 を行い、隔離を行う。 速やかな隔離が不可能な場合は、漏えい量の低減を図るために原子炉を手動スクラムし、急速減圧を実施する。原 子炉減圧完了後は原子炉を低圧で維持する。 原子炉水位は破断箇所を露出させた水位を維持し、原子炉建屋への漏えいを抑制する。 原子炉建屋環境を改善し漏えい箇所の隔離を行う。 				
 ・環境緩和(放射線,建屋温度,建屋水位)は導入条件にかかわらず並行して実施する。 ⑤主な監視操作内容 				
 <u>A. 原子炉圧力</u> 中央制御室から速やかに隔離操作を実施し,隔離が不可の場合は原子炉を手動スクラムする。 中央制御室から速やかに隔離操作を実施し,隔離が不可の場合は原子炉を手動スクラムする。 中央制御室からの漏えい箇所隔離が出来ない場合は,給復水系,非常用炉心冷却系,低圧代替注水系(低圧代替注水系(低圧代替注水系(低圧代替注水系(低圧代替注水系(低圧代替注水系(低圧代替注水系(低圧代替注水系(低圧代替注水系(低圧代替注水系)の)のうち2系統を起動後,不測事態「急速減圧」に移行する。 急速減圧後,原子炉圧力を低圧に維持する。 中央制御室からの漏えい箇所隔離ができず,原子炉隔離冷却系または高圧代替注水系のみが運転中の場合は,主蒸気逃がし安全弁または,タービンバイバス弁にて原子炉圧力を蒸気駆動設備の運転可能範囲内で低めに維持する。 				
 B.原子炉水位 ・破断箇所に応じて原子炉水位を約 ・原子炉水位を低下させる場合は、 	寺する。 原子炉注水に不要な系統を抑制する。			
 C.環境緩和 中央制御室の環境を維持するため、非常用ガス処理系を起動し、中央制御室換気空調系を事故時運転モードに切り 替える。 原子炉建屋環境を改善するため、原子炉建屋換気空調系および使用可能な原子炉建屋全室の空調機を起動する。 原子炉建屋内の溢水を処理するため、原子炉建屋内のサンプポンプの起動を確認する。 漏えい箇所の隔離が成功し、導入条件より復帰した場合は、原子炉制御「スクラム」に脱出する。 				





保安規定 添付1-3 表 20 重大事故等対策における操作の成立性

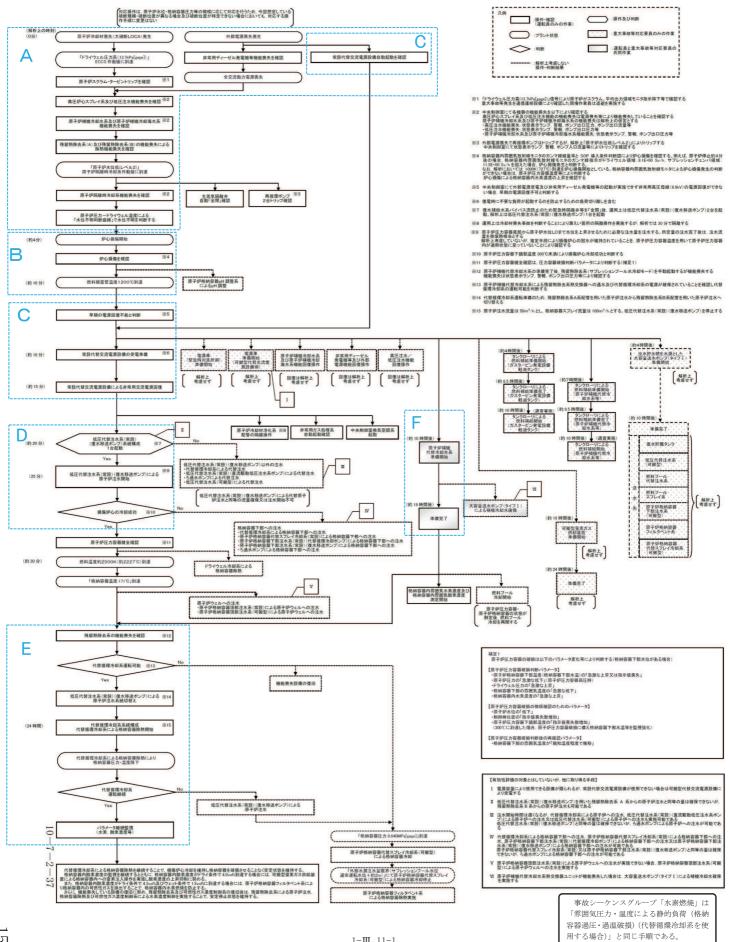
	操作 手順	対応手段	要員	要員数	想定 時間
1	3	インターフェイスシステムLOCA発生時の 対応(中央制御室からの遠隔操作による漏え い箇所の隔離ができない場合) ^{※1}	運転員 (中央制御室,現場)	5	300 分以内

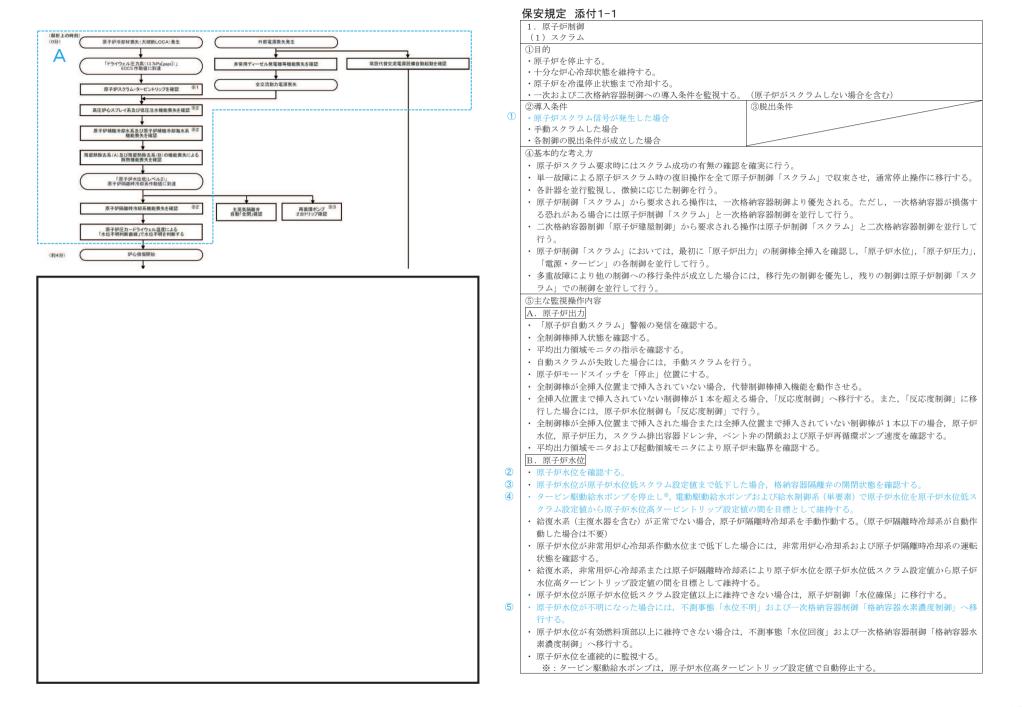
※1 有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段

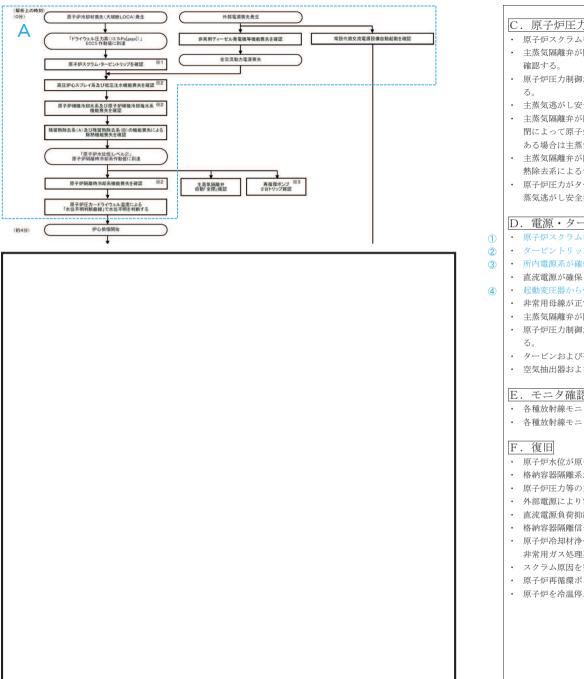
Ⅲ. 重要事故シーケンス等の対応手順に対する保安規定の記載内容の整理

11.「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」の対応手順の概要(代替循環冷却系を使用する場合) 「水素燃焼」

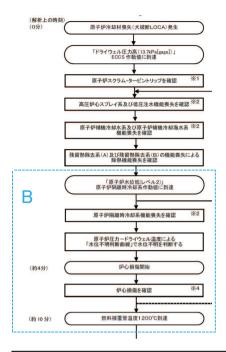
第7.2.1.2-3図 格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」時の対応手順の概要 (代替循環冷却系を使用する場合)





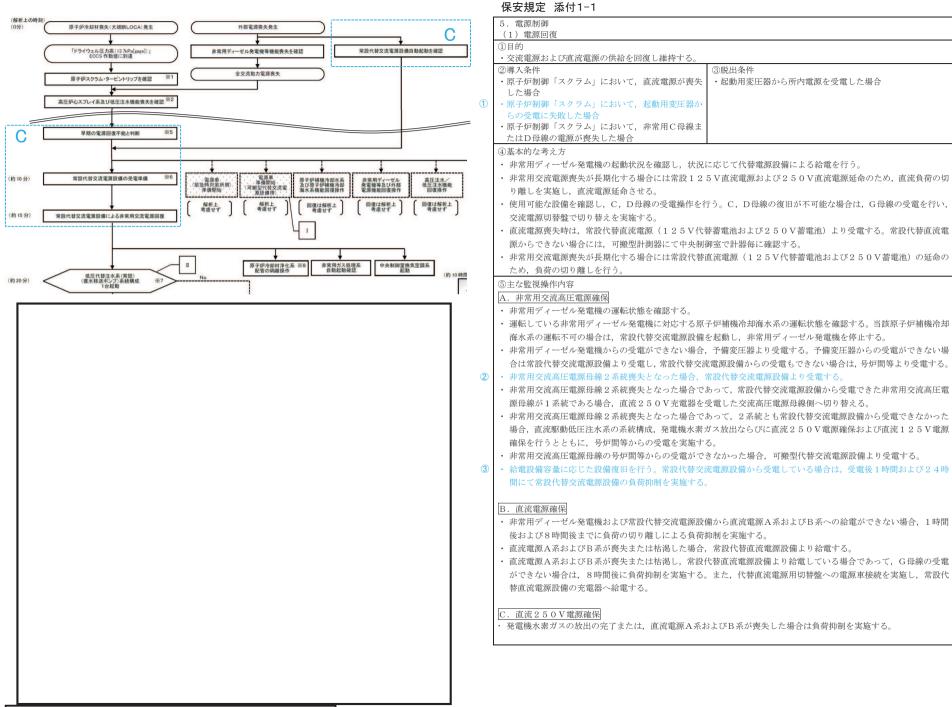


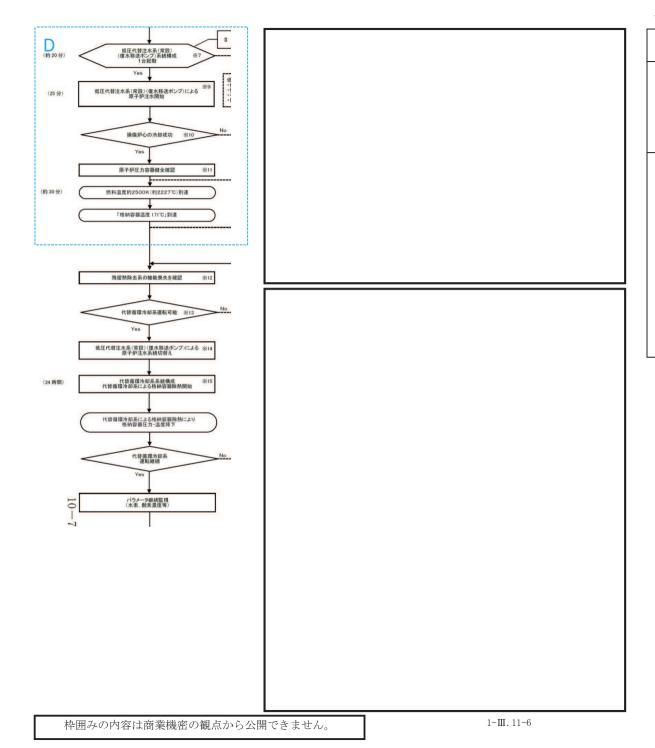
 C. 原子炉圧力	
 ・ 原子炉スクラム後、 原子炉圧力を確認する。 	
 主蒸気隔離弁が開の場合、原子炉圧力制御が正常であることを確認する。また、主復水器が使用可能であることを 	
確認する。	
 原子炉圧力制御が正常でない場合または主復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を閉鎖し原子炉を隔離す 	
 ・ 主蒸気逃がし安全弁が開固着した場合、一次格納容器制御「サプレッションプール水温制御」へ移行する。 	
 ・ 主蒸気隔離弁が閉の場合、主蒸気逃がし安全弁を開して、原子炉圧力を調整する。また、主蒸気逃がし安全弁の開 	
第二次、水時間、2000年、1000年、 1000年、1000	
ある場合は主蒸気管ドレン弁により調整してもよい。	
 ・ 主蒸気隔離弁が閉の場合、主蒸気逃がし安全弁の開閉によってサプレッションプールの水温が上昇するため、残留 	
** 主然気構能圧が100%10, 主然気起かじ女主が0所加にようてリアレクションファルの水価が工弁するにの, 20ml 熱除去系によるサプレッションプール冷却を行う。	
 原子炉圧力がタービンバイパス弁または主蒸気逃がし安全弁により制御されていることを連続的監視する。また主 	
・ 原子炉圧力がタービンパイパス升まには主然気速がし安主升により前仰されていることを運続的監視する。また主 蒸気逃がし安全弁で制御している場合は、主蒸気逃がし安全弁の開閉状態を連続的に監視する。	
※ 私題がし女王井 (町岬 し く い る 物 ロ は , 王 ※ 私題か し 女王 井 の 州 胡 朳 歴 さ 建和 印 に 血 成 り る 。	
D. 電源・タービン	
 ・ 原子炉スクラム後、発電機出力が低下していることおよびタービン自動トリップを確認する。 	
・ タービントリップ状態および発電機トリップ状態を確認する。	
 ・ 所内電源系が確保されていることを確認する。 	
・ 直流電源が確保されない場合は、「電源回復(直流電源復旧)」へ移行する。	
 ・ 起動変圧器から受電されていない場合、「電源回復(交流電源復旧)」へ移行する。 	
・ 非常用母線が正常であることを確認する。正常でない場合、「電源回復」へ移行する。	
 ・ 主蒸気隔離弁が開の場合、原子炉圧力制御が正常であること、主復水器が使用可能であることを確認する。 	
 ・ 主然気隔離井が周の場合,原子炉圧力制御が正常であること,主復が益が使用可能であることを難認する。 ・ 原子炉圧力制御が正常でない場合または主復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を閉鎖し原子炉を隔離す。 	
 ・ 原子炉圧力削弾が正常でない場合または主後小益が使用不能でのる場合は、主然丸磨離开を困頭し原子炉を隔離りる。 	
 タービンおよび発電機の停止状態を確認する。 	
 クービンわよび光电機の停止状態を確認する。 空気抽出器およびグランドシールの切替により主復水器真空度を維持する。 	
・ 主ズ(加山谷ねよび) ノンドン・ルの別省により主後小裕兵主後を維持する。	
E. モニタ確認	
 各種放射線モニタの指示を確認する。 	
 各種放射線モニタの指示の異常が確認された場合、「復旧」操作へ移行せず原因の調査を実施する。 	
F. 復旧	
 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上で安定していることを確認する。 	
 格納容器隔離系がリセット可能であることを確認する。 	
 原子炉圧力等の主要パラメータが整定していることを確認する。 	
 外部電源により電源が確保されていることを確認する。 	
 直流電源負荷抑制を実施していた場合、負荷抑制を復旧する。 	
 格納容器隔離信号をリセットし,隔離状態を復旧する。 	
 ・ 原子炉冷却材浄化系により原子炉水位が調整可能であることを確認する。また、原子炉建屋換気空調系を起動し、 	
非常用ガス処理系を停止する。	
 ・ スクラム原因を究明し、原因除去後スクラムリセットを行う。 	
 ・ 原子炉再循環ポンプが停止している場合、 原子炉水位を原子炉水位高タービントリップ設定値以上で維持する。 	
・ 原子炉を冷温停止する。	
ער איז און דיד איז	



-		
⊿ .−Ⅲ. 11−4	1	枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

1)目的
•	原子炉水位が不明な場合に原子炉の冷却を確保する。
2) 導入条件
•	原子炉制御「スクラム」、「水位確保」および「減圧冷却」、一次格納容器制御「格納容器圧力制御」ならびに不測事態「ス
	位回復」,「急速減圧」において,原子炉水位が不明になった場合
	原子炉制御「反応度制御」の「水位不明」を実施中に、未挿入制御棒が1本以下まで挿入された場合
٠	一次格納容器制御「ドライウェル温度制御」において、ドライウェル空間部温度が水位不明判断曲線の水位不明領
	域に入った場合
~)基本的な考え方
•	原子炉水位不明時に、復水系、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系もしくは低圧注水系または低圧代替注パ
	系(低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ),低圧代替注水系(可搬型),代替循環冷却系,低圧代替注水系(常
	設)(直流駆動低圧注水系ポンプ),ろ過水系)を使用した原子炉注水操作を行い,さらに原子炉圧力を目安にした
	原子炉満水操作を行う。
•	原子炉満水操作は、原子炉圧力とサプレッションプール圧力の差圧を原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上になる
	ように注水操作を行う。
	原子炉水位が判明した場合は、原子炉制御「水位確保」へ移行する。
•	原子炉満水が確認できない場合は、低圧代替注水系(低圧代替注水系(常設)(復水移送ボンプ)、低圧代替注水系
	(可搬型),代替循環冷却系,低圧代替注水系(常設)(直流駆動低圧注水系ポンプ),ろ過水系)を起動し,主蒸気
_	逃し安全弁を6弁開として原子炉への注水を継続する。 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・
ř)主な監視操作内容
_	<u>、注水確保</u> 毎
•	復水系,高圧炉心スプレイ系,低圧炉心スプレイ系または低圧注水系のうち1系統以上作動した場合は急速減圧を またナス
	実施する。 復水系、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系または低圧注水系のうち1系統も作動しない場合は、原子炉降
•	復水ボ、両圧炉心ヘクレイボ、低圧炉心ヘクレイボよには低圧住がボのりら1ボ航も作動しない場合は、原子炉中 離時冷却系または高圧代替注水系を作動させ、低圧代替注水系(低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)、低E
	離時市44年またには同正し省住水东を1F動させ、10年に16日に水系(18日)(復小移送ホシン)、10年 代替注水系(可搬型)、代替循環冷却系、低圧代替注水系(常設)(直流駆動低圧注水系ポンプ)、ろ過水系)を起動
	後、急速減圧を実施する。
в	. 满水注入
_	
	離弁、主蒸気管ドレン弁、原子炉隔離時冷却系および原子炉冷却材浄化系の隔離弁を閉鎖し、「満水注入」を行う。
	低圧で原子炉へ注水可能な系統により注水流量調整および、主蒸気逃がし安全弁を原子炉圧力容器満水確認用適」
	弁数に操作して原子炉圧力とサプレッションプール圧力の差圧を原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持
	る。
•	原子炉圧力とサプレッションプール圧力の差圧を原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持できない場合は、言
	蒸気逃がし安全弁の開数を原子炉圧力容器満水確認用最小必要弁数まで減らし、原子炉圧力とサプレッションプー
	ル圧力の差圧を原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持する。
•	主蒸気逃がし安全弁を原子炉圧力容器満水確認用最小必要弁数のみ開としても原子炉圧力とサプレッションプー/
	圧力の差圧を原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持できない場合は,他の代替確認方法にて満水を確認する
•	他の代替確認方法によっても原子炉圧力容器満水が確認できない場合には、主蒸気逃がし安全弁を6弁開とし、(
	圧代替注水系(低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ),低圧代替注水系(可搬型),代替循環冷却系,低圧代替
	注水系(常設)(直流駆動低圧注水系ポンプ),ろ過水系)を起動し原子炉へ注水を継続する。
•	原子炉への注水を継続し,基準水柱の周囲温度を 100℃以下にする。



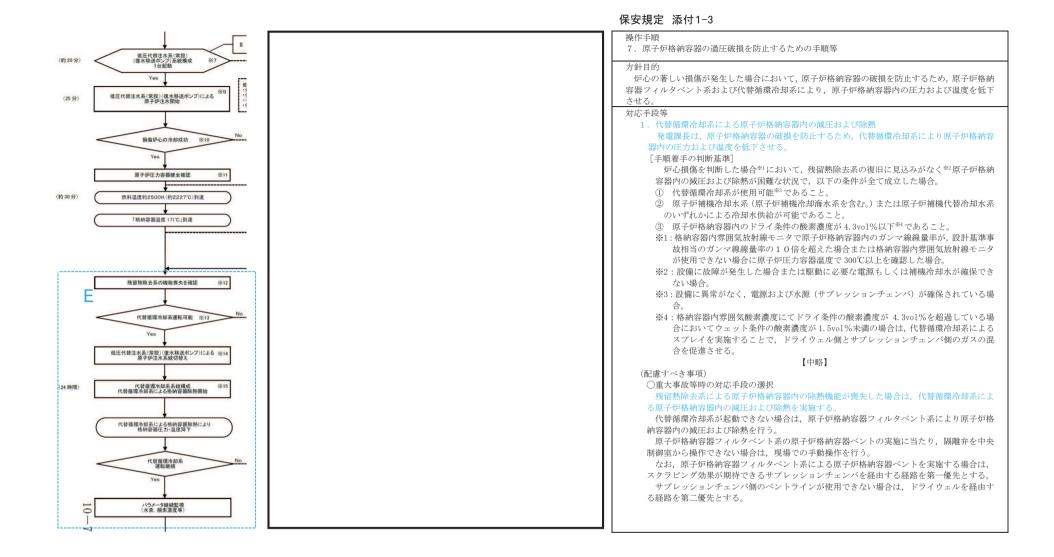


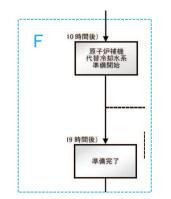
操作手順

4. 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための手順等

方針目的

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、設計基準事故対処設備が 有する原子炉の冷却機能が喪失した場合におい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、低圧代替注水系により原子炉を冷却する。 また, 炉心が溶融し, 原子炉圧力容器の破損に至った場合で, 溶融炉心が原子炉 圧力容器内に残存した場合においても原子炉格納容器の破損を防止するため、低 圧代替注水系により残存溶融炉心を冷却する。 対応手段等 原子炉運転中の場合 フロントライン系故障時 1. 低圧代替注水系による原子炉の冷却 発電課長および発電所対策本部は、設計基準事故対処設備である残留熱除 去系(低圧注水モード)および低圧炉心スプレイ系の故障等により原子炉の 冷却ができない場合は、以下の手段により原子炉圧力容器へ注水し、原子炉 を冷却する。 ① 復水貯蔵タンクを水源として,低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ) により注水する。 [手順着手の判断基準] 復水給水系および非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注 水ができず,原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低(レベル3)以 上に維持できない場合において、低圧代替注水系(常設)(復水移送 ポンプ)が使用可能な場合*。 ※:設備に異常がなく、電源および水源(復水貯蔵タンク)が確保さ れている場合。 【後略】





保安規定添付1-3 表20 重大事故等対策における操作の成立性

	操作 手順	対応手段	要員	要員数	想定 時間
1	7	代替循環冷却系使用時における原子炉補機 代替冷却水系による補機冷却水確保 ^{※1} 操作手順5と同様			

※1 有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段

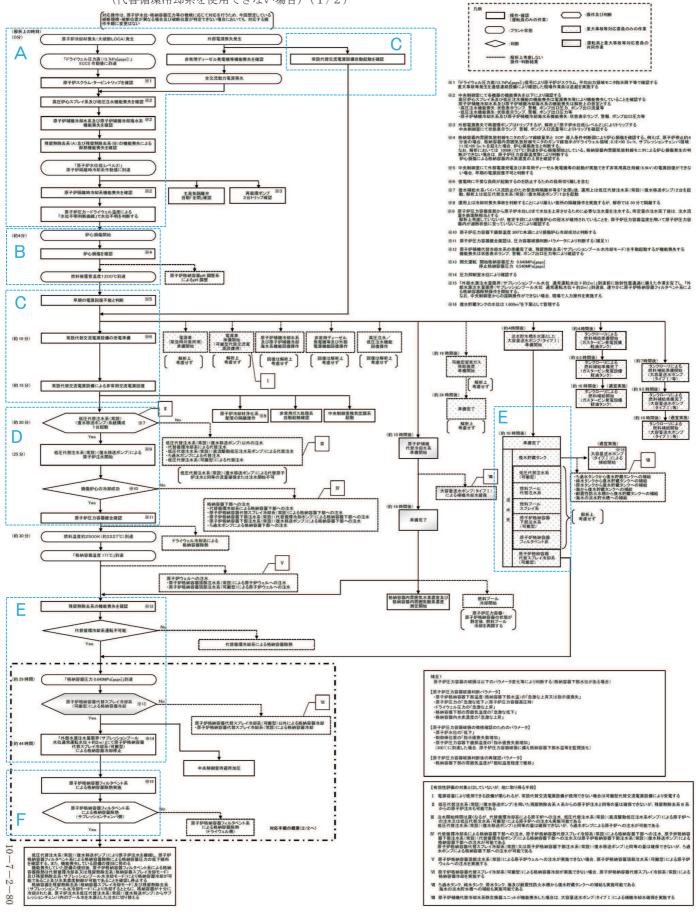
操作 手順	対応手段	要員	要員数	想定 時間
	原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水 確保 ^{※1}	運転員 (中央制御室,現場)	3	540 分以内
		重大事故等対応要員	6	

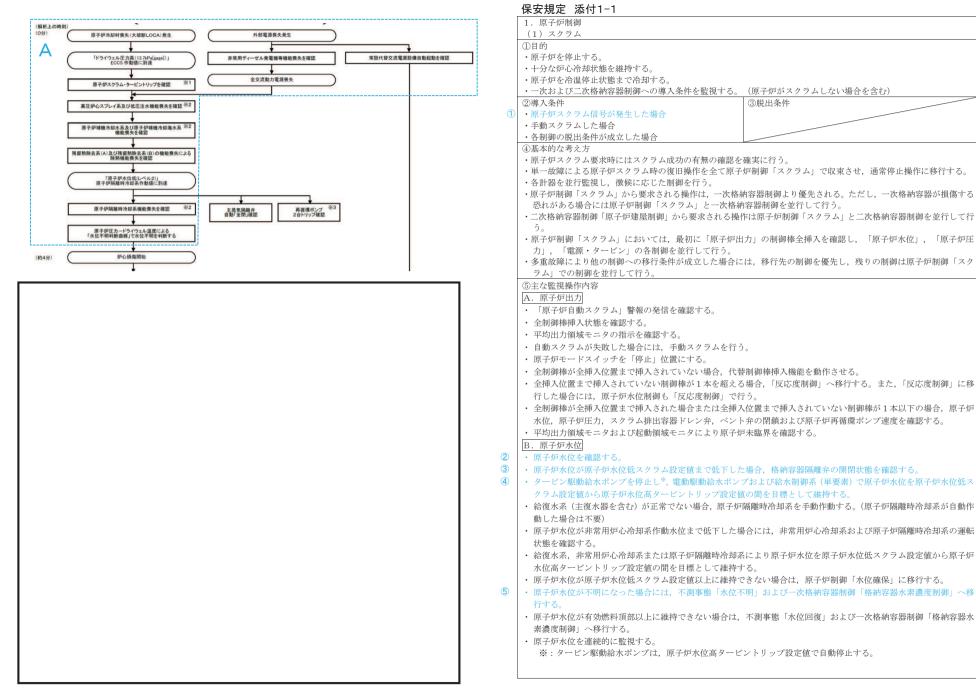
※1 有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段

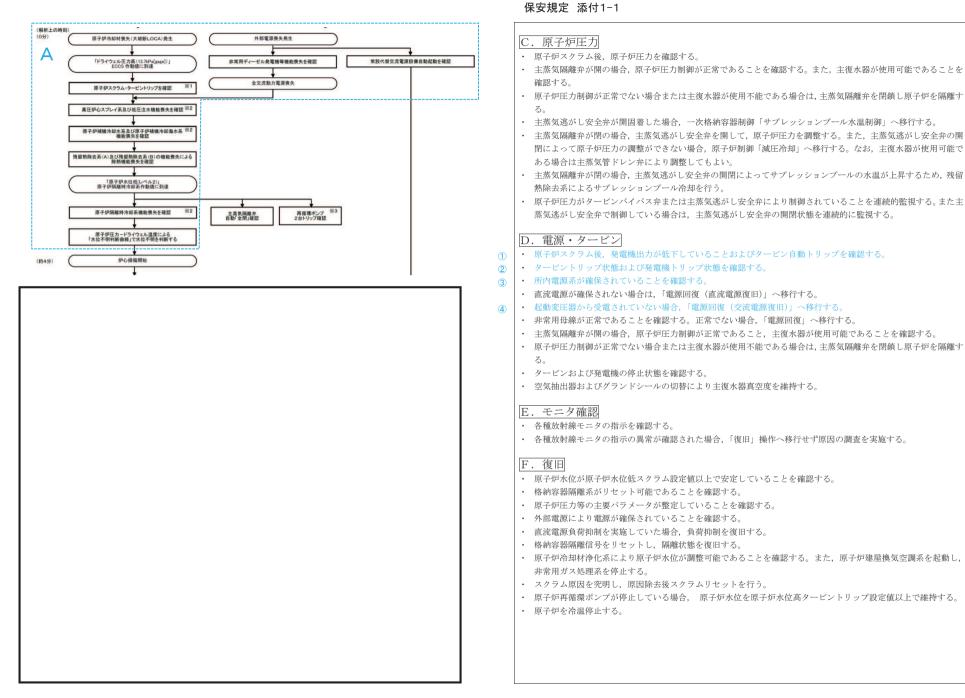
1			
1			
1			
1			
1			
1			
1			
1			
1			
1			
1			
1			
1			
1			
1			
1			
1			
1			
1			
1			
1			
1			
1			
1			
1			
1			
1			

12.「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」の対応手順の概要(代替循環冷却系を使用できない場合)

第7.2.1.3-4図 格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」時の対応手順の概要 (代替循環冷却系を使用できない場合)(1/2)



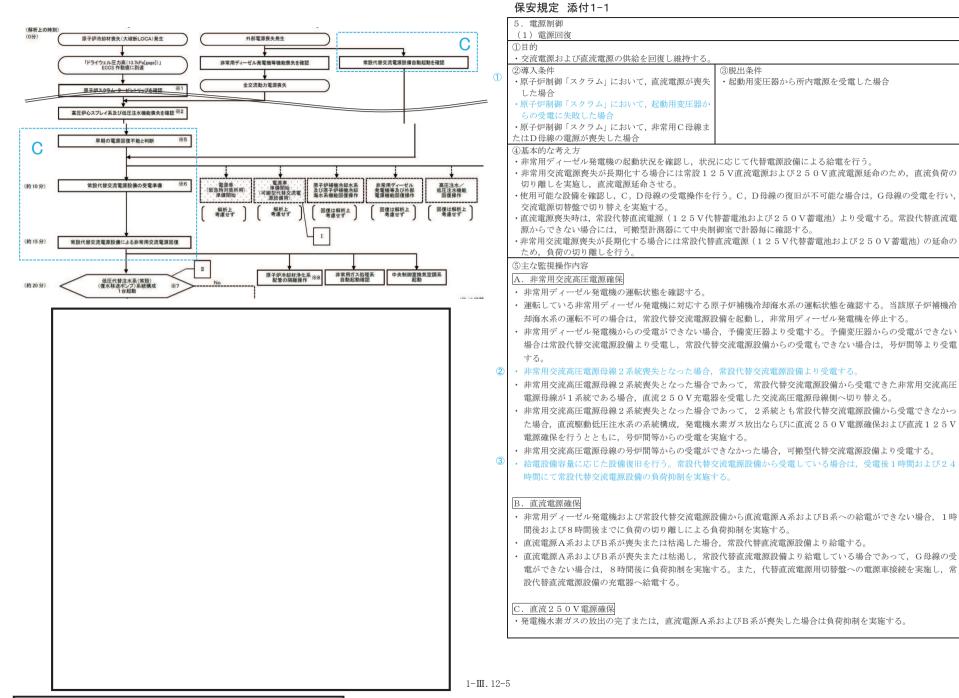




160

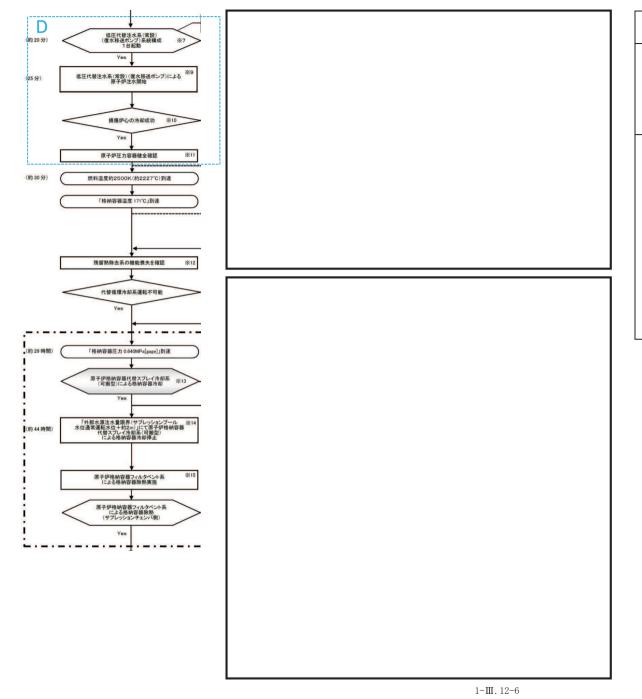


	 4. 不測事態 (3) 水位不明
	①目的
	・原子炉水位が不明な場合に原子炉の冷却を確保する。
D	②導入条件 ・原子炉制御「スクラム」,「水位確保」および「減圧冷却」,一次格納容器制御「格納容器圧力制御」ならびに不測事態「水位回復」,「急速減圧」において、原子炉水位が不明になった場合 ・原子炉制御「反応度制御」の「水位不明」を実施中に、未挿入制御棒が1本以下まで挿入された場合 ・一次格納容器制御「ドライウェル温度制御」において、ドライウェル空間部温度が水位不明判断曲線の水位不明領 はにふった場合
	域に入った場合 ④基本的な考え方
	(9) 選挙的な考え方 ・原子炉水位不明時に、復水系、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系もしくは低圧注水系または低圧代替注水系 系(低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)、低圧代替注水系(可搬型)、代替循環冷却系、低圧代替注水系(常 設)(直流駆動低圧注水系ポンプ)、ろ過水系)を使用した原子炉注水操作を行い、さらに原子炉圧力を目安にした 原子炉満水操作を行う。
	 ・原子炉満水操作は、原子炉圧力とサプレッションプール圧力の差圧を原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上になるように注水操作を行う。
	 ・原子炉水位が判明した場合は、原子炉制御「水位確保」へ移行する。 ・原子炉満水が確認できない場合は、低圧代替注水系(低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)、低圧代替注水系(可搬型),代替循環冷却系、低圧代替注水系(常設)(直流駆動低圧注水系ポンプ)、ろ過水系)を起動し、主蒸気逃し安全弁を6弁開として原子炉への注水を継続する。
	⑤主な監視操作内容 A. 注水確保
	 ・復水系,高圧炉心スプレイ系,低圧炉心スプレイ系または低圧注水系のうち1系統以上作動した場合は急速減圧を 実施する。
	・復水系,高圧炉心スプレイ系,低圧炉心スプレイ系または低圧注水系のうち1系統も作動しない場合は、原子炉隙離時冷却系または高圧代替注水系を作動させ、低圧代替注水系(低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ),低日代替注水系(可搬型),代替循環冷却系,低圧代替注水系(常設)(直流駆動低圧注水系ポンプ),ろ過水系)を起重後,急速減圧を実施する。
	B. 満水注入
	・ 不測事態「急速減圧」から移行してきた場合において、主蒸気逃がし安全弁が1弁以上開放可能な場合、主蒸気即離弁、主蒸気管ドレン弁、原子炉隔離時冷却系および原子炉冷却材浄化系の隔離弁を閉鎖し、「満木注入」を行う。 唯たの子炉へ注水可能な系統により注水流量調整および、主蒸気逃がし安全弁を原子炉圧力容器満水確認用適正 弁数に操作して原子炉圧力とサプレッションプール圧力の差圧を原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持する。
	 原子炉圧力とサプレッションプール圧力の差圧を原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持できない場合は、当蒸気逃がし安全弁の開数を原子炉圧力容器満水確認用最小必要弁数まで減らし、原子炉圧力とサプレッションプール圧力の差圧を原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持する。
	 ・ 主蒸気逃がし安全弁を原子炉圧力容器満水確認用最小必要弁数のみ開としても原子炉圧力とサブレッションブール 圧力の差圧を原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持できない場合は、他の代替確認方法にて満水を確認する ・ 他の代替確認方法によっても原子炉圧力容器満水が確認できない場合には、主蒸気逃がし安全弁を6弁開とし、4 圧代替注水系(低圧代替注水系(常設)(復水移送ボンブ)、低圧代替注水系(可搬型),代替循環冷却系、低圧代料 はまえ、(常認)(遠応戦略低にされまず)、(ご)、2、(出ます))、原工になされた数(はます)
	注水系(常設)(直流駆動低圧注水系ポンプ),ろ過水系)を起動し原子炉へ注水を継続する。 ・原子炉への注水を継続し,基準水柱の周囲温度を100℃以下にする。



③脱出条件

・起動用変圧器から所内電源を受電した場合



操作手順

4. 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための手順等

方針目的

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、設計基準事故対処設備が 有する原子炉の冷却機能が喪失した場合におい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、低圧代替注水系により原子炉を冷却する。 また, 炉心が溶融し, 原子炉圧力容器の破損に至った場合で, 溶融炉心が原子炉 圧力容器内に残存した場合においても原子炉格納容器の破損を防止するため、低 圧代替注水系により残存溶融炉心を冷却する。 対応手段等 原子炉運転中の場合 フロントライン系故障時 1. 低圧代替注水系による原子炉の冷却 発電課長および発電所対策本部は、設計基準事故対処設備である残留熱除 去系(低圧注水モード)および低圧炉心スプレイ系の故障等により原子炉の 冷却ができない場合は、以下の手段により原子炉圧力容器へ注水し、原子炉 を冷却する。 ① 復水貯蔵タンクを水源として,低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ) により注水する。 [手順着手の判断基準] 復水給水系および非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注 水ができず,原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低(レベル3)以 上に維持できない場合において、低圧代替注水系(常設)(復水移送 ポンプ)が使用可能な場合※。 ※:設備に異常がなく、電源および水源(復水貯蔵タンク)が確保さ れている場合。

【後略】

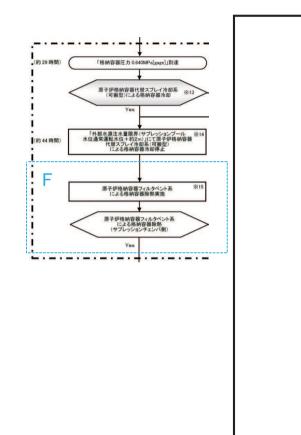


表20 重大事故等対策における操作の成立性(3/10)

操作 手順	対応手段	要員	要員数	想定 時間
6	原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型) による原子炉格納容器内へのスプレイ ^{※1}	運転員 (中央制御室,現場)	3*2	205 八円中
6		重大事故等対応要員	385 分↓ 10 ^{※2}	385 分以内

※1 有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段

※2 有効性評価の重要事故シーケンスにおいては、運転員1名および重大事故等対応要員9で想定時間は385分以内である。



操作手順

7. 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

方針目的

炉心の著しい損傷が発生した場合において,原子炉格納容器の破損を防止するため,原子炉格 納容器フィルタベント系および代替循環冷却系により,原子炉格納容器内の圧力および温度を 低下させる。

対応手段等

	対応手段等
	【中略】
	2. 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧および除熱
	発電課長および発電所対策本部は、残留熱除去系の復旧または代替循環冷却系の運転に
	よる原子炉格納容器内の減圧および除熱ができない場合または原子炉建屋地上3階(原子
	炉建屋原子炉棟内)の水素濃度が2.3vo1%に到達した場合は、原子炉格納容器の破損を防
	止するため、原子炉格納容器フィルタベント系により原子炉格納容器内の圧力および温度
	を低下させる。原子炉格納容器フィルタベント系の隔離弁(電動弁)を中央制御室から操
	作できない場合は、隔離弁を遠隔で手動操作することにより原子炉格納容器内の圧力およ
	で温度を低下させる。
	「手順着手の判断基進]
	er war i finde fi
	炉心損傷を判断した場合 ^{※1} において,残留熱除去系および代替循環冷却系による原子
	炉格納容器内の減圧および除熱ができず,原子炉格納容器内の圧力が0.640MPa[gage]に
	到達した場合※2または原子炉建屋地上3階(原子炉建屋原子炉棟内)の水素濃度が
	2.0vo1%に到達した場合。
	※1:格納容器内雰囲気放射線モニタで原子炉格納容器内のガンマ線線量率が,設計基準
	事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合または格納容器内雰囲気放射線モ
	ニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。
	※2:原子炉の冷却ができない場合または原子炉格納容器内の冷却ができない場合は、速
	やかに原子炉格納容器ベントの準備を開始する。
I	

保安規定添付 1-3 表 20 重大事故等対策における操作の成立性

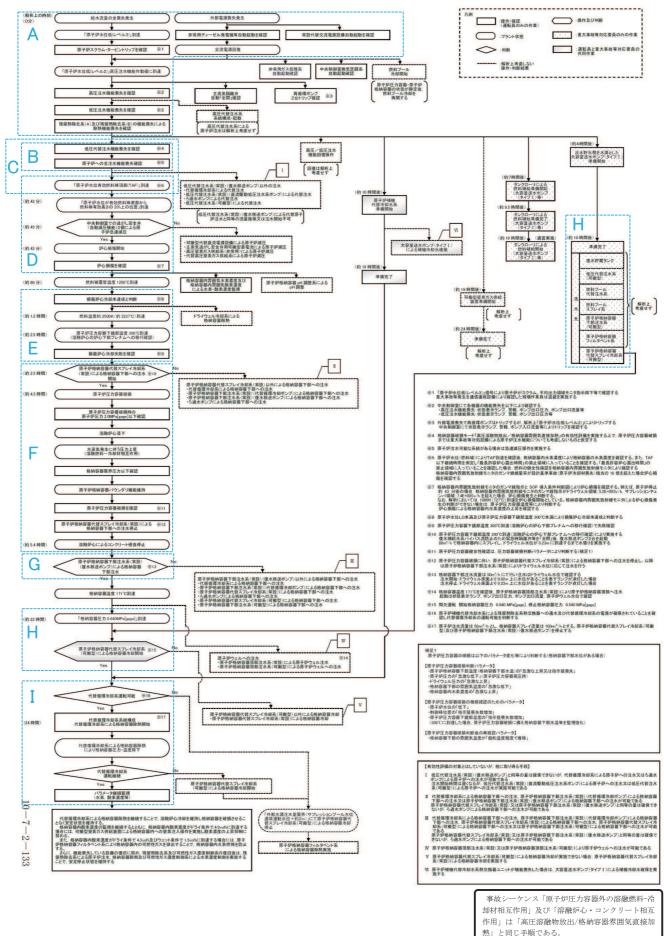
	操作 手順	対応手段	要員	要員数	想定 時間
1	7	原子炉格納容器フィルタベント系による原子 炉格納容器内の減圧および除熱(現場操作) (系統構成)	運転員 (中央制御室,現場)	3	75 分以内
2	7	原子炉格納容器フィルタベント系による原子 炉格納容器内の減圧および除熱(現場操作) (ベント操作:S/C側ベントの場合)	運転員 (中央制御室,現場)	3	115 分以内

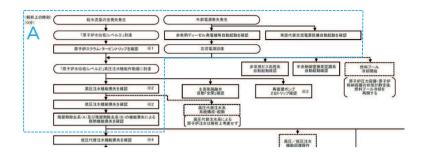
Ⅲ. 重要事故シーケンス等の対応手順に対する保安規定の記載内容の整理

13. 「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の対応手順の概要

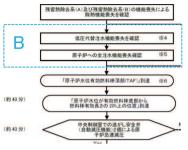
「原子炉圧力容器外の溶融燃料−冷却材相互作用」 「溶融炉心・コンクリート相互作用」

第7.2.2-5図 格納容器破損モード「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」時の対応手順の概要





1. 原子炉制御	
(1) スクラム	
 ①目的 	
・原子炉を停止する。	
・十分な炉心冷却状態を維持する。	
・原子炉を冷温停止状態まで冷却する。	
	を監視する。(原子炉がスクラムしない場合を含む)
②導入条件	③脱出条件
・原子炉スクラム信号が発生した場合	
・手動スクラムした場合	
・各制御の脱出条件が成立した場合	
④基本的な考え方	
 原子炉スクラム要求時にはスクラム成功の 	有無の確認を確実に行う。
 ・ 単一故障による原子炉スクラム時の復旧操 	作を全て原子炉制御「スクラム」で収束させ、通常停止操作に移行する
 各計器を並行監視し、徴候に応じた制御を 	
	e作は,一次格納容器制御より優先される。ただし,一次格納容器が損
する恐れがある場合には原子炉制御「スク	ラム」と一次格納容器制御を並行して行う。
 二次格納容器制御「原子炉建屋制御」から 	要求される操作は原子炉制御「スクラム」と二次格納容器制御を並行
て行う。	
	こ「原子炉出力」の制御棒全挿入を確認し,「原子炉水位」,「原子炉圧力
「電源・タービン」の各制御を並行して行	
	注した場合には、移行先の制御を優先し、残りの制御は原子炉制御「
クラム」での制御を並行して行う。	
⑤主な監視操作内容	
A. 原子炉出力	
 「原子炉自動スクラム」警報の発信を確認 	ける。
 ・ 全制御棒挿入状態を確認する。 	
 ・平均出力領域モニタの指示を確認する。 	
	わ 二 1 + /二 5
 ・ 自動スクラムが失敗した場合には、手動ス 	
 ・原子炉モードスイッチを「停止」位置にす 	
 ・ 全制御棒が全挿入位置まで挿入されていな 	:い場合,代替制御棒挿入機能を動作させる。
 ・ 全挿入位置まで挿入されていない制御棒が 	「1本を超える場合、「反応度制御」へ移行する。また、「反応度制御」
移行した場合には、原子炉水位制御も「反	応度制御」で行う。
 ・ 全制御棒が全挿入位置まで挿入された場合 	または全挿入位置まで挿入されていない制御棒が1本以下の場合,原
	レン弁、ベント弁の閉鎖および原子炉再循環ポンプ速度を確認する。
 ・平均出力領域モニタおよび起動領域モニタ 	
	により原丁が木踊がて推診する。
B. 原子炉水位	
・原子炉水位を確認する。	
・原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値	[まで低下した場合,格納容器隔離弁の開閉状態を確認する。
・ タービン駆動給水ポンプを停止し*, 電動馬	駆動給水ポンプおよび給水制御系(単要素)で原子炉水位を原子炉水位
スクラム設定値から原子炉水位高タービン	トリップ設定値の間を目標として維持する。
	場合、原子炉隔離時冷却系を手動作動する。(原子炉隔離時冷却系が自
作動した場合は不要)	ם אאלאילוויישמתה אוואא 20 (אב וואב ביבאלאילוויישמתה אוואר בואא
• 尿于炉水位か非吊用炉心冷却糸作動水位よ	で低下した場合には、非常用炉心冷却系および原子炉隔離時冷却系の
転状態を確認する。	
転状態を確認する。	隔離時冷却系により原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原
転状態を確認する。	
 転状態を確認する。 ・給復水系,非常用炉心冷却系または原子炉 炉水位高タービントリップ設定値の間を目 	標として維持する。
転状態を確認する。 ・ 給復水系,非常用炉心冷却系または原子炉 炉水位高タービントリップ設定値の間を目 ・ 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値	標として維持する。 以上に維持できない場合は、原子炉制御「水位確保」に移行する。
転状態を確認する。 ・ 給復水系,非常用炉心冷却系または原子炉 炉水位高タービントリップ設定値の間を目 ・ 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値 ・ 原子炉水位が不明になった場合には,不測	標として維持する。 以上に維持できない場合は、原子炉制御「水位確保」に移行する。
転状態を確認する。 ・ 給復水系,非常用炉心冷却系または原子炉 炉水位高タービントリップ設定値の間を目 ・ 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値 ・ 原子炉水位が不明になった場合には,不測 移行する。	標として維持する。 以上に維持できない場合は、原子炉制御「水位確保」に移行する。 J事態「水位不明」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」
 転状態を確認する。 ・給復水系,非常用炉心冷却系または原子炉炉水位高タービントリップ設定値の間を目 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値 原子炉水位が不明になった場合には,不測移行する。 ・原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持でき 	標として維持する。 以上に維持できない場合は、原子炉制御「水位確保」に移行する。 J事態「水位不明」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」
転状態を確認する。 ・ 給復水系,非常用炉心冷却系または原子炉 炉水位高タービントリップ設定値の間を目 ・ 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値 ・ 原子炉水位が不明になった場合には,不測 移行する。	標として維持する。 以上に維持できない場合は、原子炉制御「水位確保」に移行する。 J事態「水位不明」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」
 転状態を確認する。 ・給復水系,非常用炉心冷却系または原子炉炉水位高タービントリップ設定値の間を目 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値 原子炉水位が不明になった場合には,不測移行する。 ・原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持でき 	標として維持する。 以上に維持できない場合は、原子炉制御「水位確保」に移行する。 J事態「水位不明」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」
 転状態を確認する。 給復水系,非常用炉心冷却系または原子炉炉水位高タービントリップ設定値の間を目 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値 原子炉水位が不明になった場合には,不測移行する。 原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持でき水素濃度制御」へ移行する。 原子炉水位を連続的に監視する。 	



144 道都(TAF)) 對道 ※6 功態料種處態から 200上の値貫得通 の進入現空余利 測達欄圧		不周事態「永位回復」におい 料頂部以上に維持できる場 以上で安定している場合 不測事態「急速減圧」におい が判明している場合 不測事態「水位不明」におい 間以内に原子炉水位が判明
	23	 ④基本的な考え方 ・原子炉水位と原子炉に注水す ⑤主な監視操作内容 A.水位 ・作動すべきものが不作動の 給復水系、原子炉隔離時冷: スクラム設定値から原子炉 ・原子炉水位を原子炉水位低 よび非常用炉心冷却系が起 ない場合は、低圧注水系ま; 搬型)、代替循環冷却系,但 態「急速減圧」に移行する ・原子炉水位を有効燃料頂部 器水素濃度制御」に移行す ・原子炉水位が有効燃料頂部

 百乙后則御
1. 尿丁炉 刚卿
(9) 水位確保
(3) 水忸健床

①目的

・原子炉水位を有効燃料頂部以上に回復させ、安定に維持する。

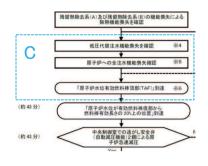
②導入条件

1	・原子炉制御「スクラム」において原子炉水位が原子	・原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水
	炉水位低スクラム設定値以上に維持できない場合・	位高タービントリップ設定値の間に維持できる場合
	不測事態「水位回復」 において原子炉水位を有効燃	
	料頂部以上に維持できる場合または有効燃料頂部	
	以上で安定している場合	
	・不測事態「急速減圧」において、減圧が完了し水位	
	が判明している場合	
	・不測事態「水位不明」において最長許容炉心露出時	
	間以内に原子炉水位が判明した場合	

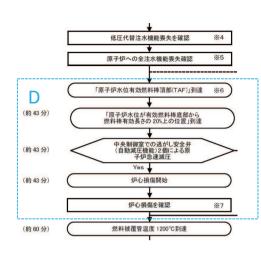
③脱出条件

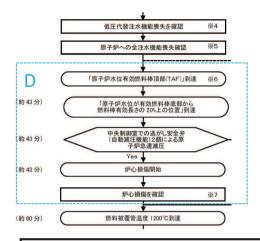
k可能な系統を随時把握する。

- の場合は、手動で作動させる。
- 合却系,非常用炉心冷却系または高圧代替注水系を使用して原子炉水位を原子炉水位低 炉水位高タービントリップ設定値の間に維持する。
- 低スクラム設定値以上に維持できず原子炉水位が降下中の場合であって、給復水系お 起動せず、原子炉隔離時冷却系または高圧代替注水系により原子炉水位の維持ができ または低圧代替注水系(低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ),低圧代替注水系(可 低圧代替注水系(常設)(直流駆動低圧注水系ポンプ),ろ過水系)を起動し、不測事 る。低圧代替注水系が起動できない場合は、不測事態「水位回復」に移行する。
 - 部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」および一次格納容器制御「格納容 する。
 - 部以上に維持可能な場合は、原子炉制御「減圧冷却」に移行する。



	 目的 ・原子炉水位を回復する。
1	 ②導入条件 ・原子炉制御「スクラム」において、原子炉水位が有効燃料頂部以上を維持できない場合 ・原子炉制御「水位確保」において、原子炉水位が有効燃料頂部以上を維持できない場合 ・原子炉制御「減圧冷却」において、原子炉水位が有効燃料頂部以上を維持できない場合 ・不測事態「急速減圧」において、減圧が完了し、水位が判明しており、かつドライウェル空間部温度が飽和温度以下の場合
	 ④基本的な考え方 ・原子炉水位の徴候に応じて、非常用炉心冷却系の再起動や低圧代替注水系(常設)、低圧代替注水系(可搬型)の起動を行う。 ・原子炉停止後何らかの理由により炉心が露出した場合、炉心の健全性が保たれている間に何らかの方法により馬子炉水位を確保しなければならない。そのために、原子炉停止後、燃料被覆管温度が1,200℃または燃料被覆管置 化割合が15%に達するまでの時間内に原子炉水位を確保する。よって、炉心が露出した時刻を記録し、前述の時間以内に原子炉水位を有効燃料頂部以上に回復するように非常用炉心冷却系、低圧代替注水系(常設)および低圧代替注水系(可搬型)を起動する。 ・原子炉制御「反応度制御」実施中は、本制御を実施しない。
2	 ⑤主な監視操作内容 ・原子炉水位が不明となった場合,不測事態「水位不明」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。 ・原子炉水位が有効燃料頂部に到達した場合,原子炉水位が有効燃料頂部に到達した時刻を記録するとともに,一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」を導入する。 ・原子炉隔離時冷却系または高圧代替注水系を起動する。 ・給復水系または非常用炉心冷却系の1系統以上を起動する。 ・給復水系または非常用炉心冷却系の1系統以上を起動する。 ・給復水系にたる原子炉水位の維持ができない場合は、低圧代替注水系(常設)(直流駆動低圧注水系ポンプ),る過水系)を起動し、原子炉圧力が原子炉隔離時冷却系機能維持最低圧力以上の場合は、不測事態「急速減圧」へ移行する。 ・給復水系または非常用炉心冷却系の1系統以上を起動しても原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できない場合
	は、不測事態「急速減圧」へ移行する。 ・原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持可能な場合は、原子炉制御「水位確保」へ移行する。





操作手順

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

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およ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 圧およ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。

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。

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。

対応手段等

- フロントライン系故障時
- 1. 手動操作による減圧

発電課長は、設計基準事故対処設備である主蒸気逃がし安全弁の自動減圧機能が故障等により原子炉 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主蒸気逃がし安全弁を開放し、原子炉を減 圧する。

[手順着手の判断基準]

【中略】

④注水手段がない場合 恒心場復後において、原子恒圧力容器へ

炉心損傷後において、原子炉圧力容器への注水手段が確保できず、原子炉圧力容器内の水位が規 定水位(有効燃料棒底部から燃料棒有効長さの20%上の位置)に到達した場合で、主蒸気逃がし安 全弁の開操作が可能な場合。

【中略】

高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止 発電課長は、炉心損傷時、原子炉圧力容器への注水手段がない場合は、原子炉圧力容器内が高圧の状態

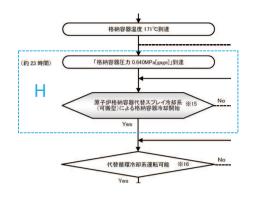
で破損した場合に溶融物が放出され、原子炉格納容器内の雰囲気が直接加熱されることによる原子炉格納 容器の破損を防止するため、主蒸気逃がし安全弁の手動操作により原子炉を減圧する。 [手順着手の判断基準]

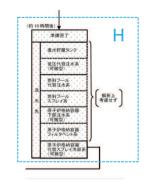
「対応手段等 フロントライン系故障時 1.手動操作による減圧 手順着手の判断基準 c.炉心 損傷後の減圧の場合」と同じ。

【後略】



枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。





操作手順

6. 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

方針目的

設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において、炉心の著しい 損傷を防止するため、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系により原子炉格納容器内の圧力および温度を 低下させる。

また、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格 納容器代替スプレイ冷却系により原子炉格納容器内の圧力および温度ならびに放射性物質の濃度を低 下させる。

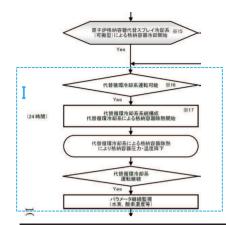
対応手段等

【中略】 炉心損傷後 フロントライン系故障時 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系による原子炉格納容器内の冷却 発電課長および発電所対策本部は,設計基準事故対処設備である残留熱除去系(格納容器スプレ イ冷却モード)の故障等により原子炉格納容器内の冷却ができない場合は、以下の手段により原子 炉格納容器内へスプレイし、原子炉格納容器内の圧力および温度ならびに放射性物質の濃度を低 下させる。 ② 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(常設)により原子炉格納容器内へスプレイできない場合 は、淡水貯水槽(No.1)および淡水貯水槽(No.2)を水源として、原子炉格納容器代替スプレイ 冷却系(可搬型)等によりスプレイする。なお、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型) による原子炉格納容器内の冷却は、海を水源として利用できる。また、原子炉圧力容器破損前に 原子炉格納容器代替スプレイを実施することで原子炉格納容器内の温度の上昇を抑制し、主蒸 気逃がし安全弁の環境条件を緩和する。 「手順着手の判断基準】 炉心損傷を判断した場合**1において、残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)によ る原子炉格納容器内へのスプレイができず、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型) が使用可能な場合*2 ※1:格納容器内雰囲気放射線モニタで原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故 相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合または格納容器内雰囲気放射線モニタが使 用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。 ※2:設備に異常がなく、電源、燃料および水源(淡水貯水槽(No.1)または淡水貯水槽(No.2)) が確保されている場合。 (配慮すべき事項) ○重大事故等時の対応手段の選択 設計基準事故対処設備である残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)の故障等により原

子炉格納容器内の冷却ができない場合において、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(常設)に異 常がなく,交流電源および水源(復水貯蔵タンク)が確保されている場合は,原子炉格納容器代替 スプレイ冷却系(常設)により原子炉格納容器内を冷却する。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(常設)により原子炉格納容器内の冷却ができない場合に おいて,原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)に異常がなく,燃料および水源(淡水貯水 槽(No.1)または淡水貯水槽(No.2))が確保されている場合は、原子炉格納容器代替スプレイ冷 却系(可搬型)により原子炉格納容器内を冷却する。

【後略】



操作	F手順		
_	1777 - A	1-1-1-1-1-1-1	

7. 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

方針目的

炉心の著しい損傷が発生した場合において,原子炉格納容器の破損を防止するため,原子炉格納容器フィ ルタベント系および代替循環冷却系により,原子炉格納容器内の圧力および温度を低下させる。

対応手段等

代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧および除熱 発電課長は、原子炉格納容器の破損を防止するため、代替循環冷却系により原子炉格納容器内の圧力 および温度を低下させる。

わよい値度を払下させる

[手順着手の判断基準]

炉心損傷を判断した場合**1 において,残留熱除去系の復旧に見込みがなく**2 原子炉格納容器内の 減圧および除熱が困難な状況で,以下の条件が全て成立した場合。

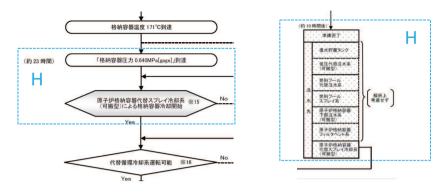
- ① 代替循環冷却系が使用可能**3であること。
- ② 原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。)または原子炉補機代替冷却水系のいずれかによる冷却水供給が可能であること。
- ③ 原子炉格納容器内のドライ条件の酸素濃度が 4.3vol%以下***であること。
- ※1:格納容器内雰囲気放射線モニタで原子炉格納容器内のガンマ線線量率が,設計基準事故相当の ガンマ線線量率の10倍を超えた場合または格納容器内雰囲気放射線モニタが使用できない場 合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。
- ※2:設備に故障が発生した場合または駆動に必要な電源もしくは補機冷却水が確保できない場合。
- ※3:設備に異常がなく、電源および水源(サプレッションチェンバ)が確保されている場合。
- ※4:格納容器内雰囲気酸素濃度にてドライ条件の酸素濃度が4.3vol%を超過している場合において ウェット条件の酸素濃度が1.5vol%未満の場合は、代替循環冷却系によるスプレイを実施する ことで、ドライウェル側とサプレッションチェンバ側のガスの混合を促進させる。 【中略】

(配慮すべき事項)

○重大事故等時の対応手段の選択

残留熱除去系による原子炉格納容器内の除熱機能が喪失した場合は,代替循環冷却系による原子炉格 納容器内の減圧および除熱を実施する。

【後略】

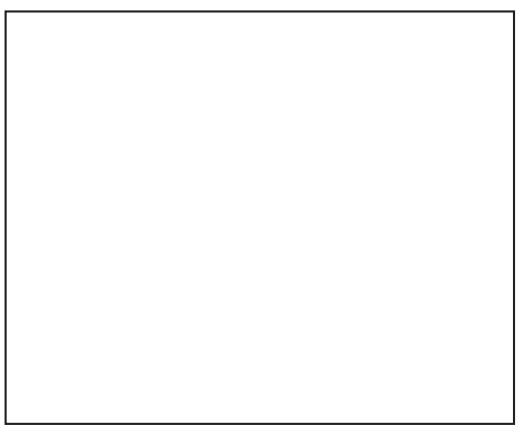


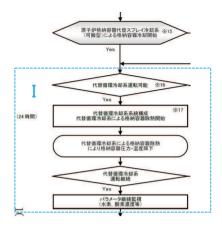
保安規定添付 1-3 表20 重大事故等対策における操作の成立性

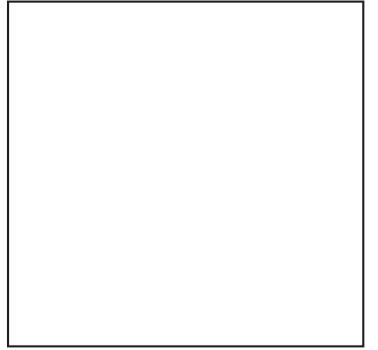
	操作 手順	対応手段	要員	要員数	想定 時間
1		原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬	運転員 (中央制御室,現場)	3*2	
	6 型)による原子炉格納谷器内へ *1	型) による原子炉格納容器内へのスプレイ *1	重大事故等対応要員	10 ^{* 2}	385 分以内
	×1	ちか性評価の重要事故シーケンスに係る対応	千段		

※1 有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段

※2 有効性評価の重要事故シーケンスにおいては、運転員1名および重大事故等対応要員9で想定時間 は385分以内である。







保安規定添付 1-3 表 20 重大事故等対策における操作の成立性

	操作 手順	対応手段	要員	要員数	想定 時間
1	7	代替循環冷却系使用時における原子炉補機 代替冷却水系による補機冷却水確保*1	機操作手順5と同様		

※1 有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段

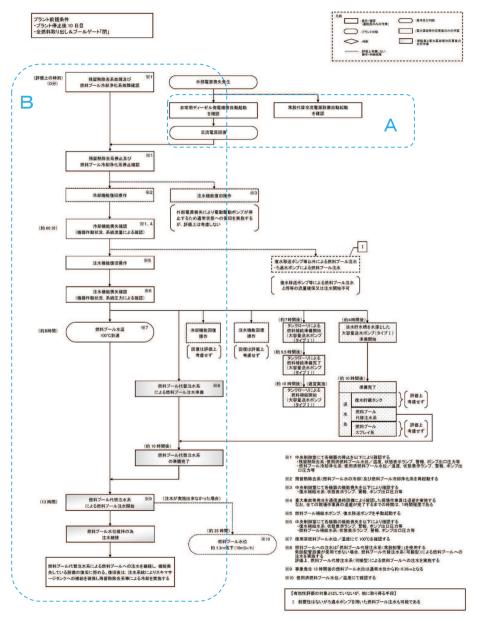
操作 手順	対応手段	要員	要員数	想定 時間
5	5 原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水 確保*1	運転員 (中央制御室,現場)	3	540 分以内
		重大事故等対応要員	6	

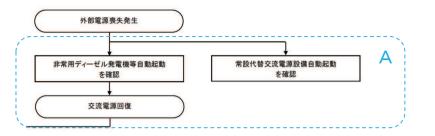
※1 有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段

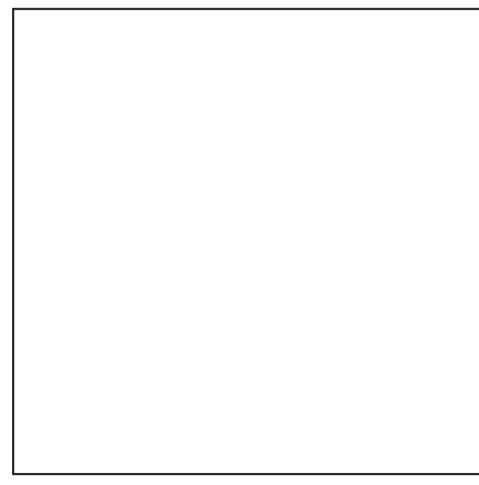
※2 有効性評価の重要事故シーケンスにおいては、運転員1名および重大事故等対応要員9で想定時間 は385分以内である。

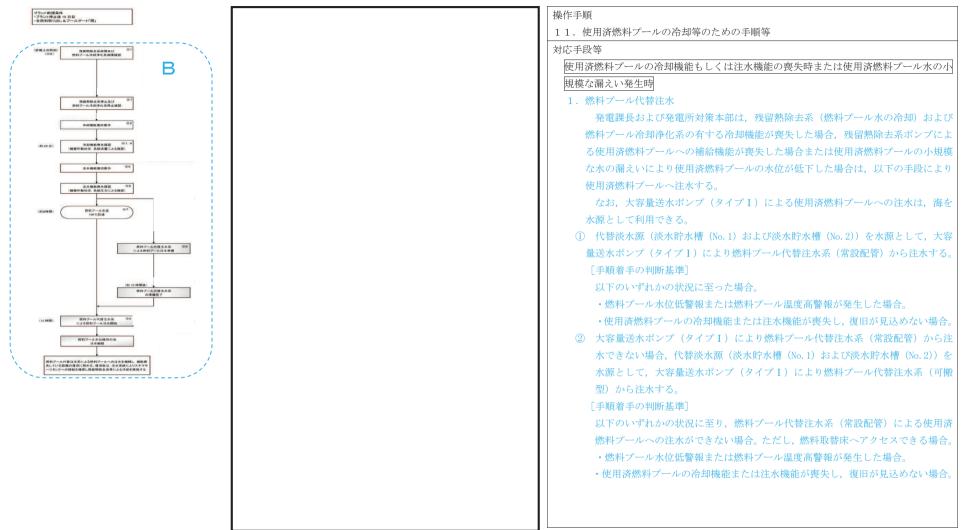
Ⅲ. 重要事故シーケンス等の対応手順に対する保安規定の記載内容の整理 14.「想定事故1」の対応手順の概要

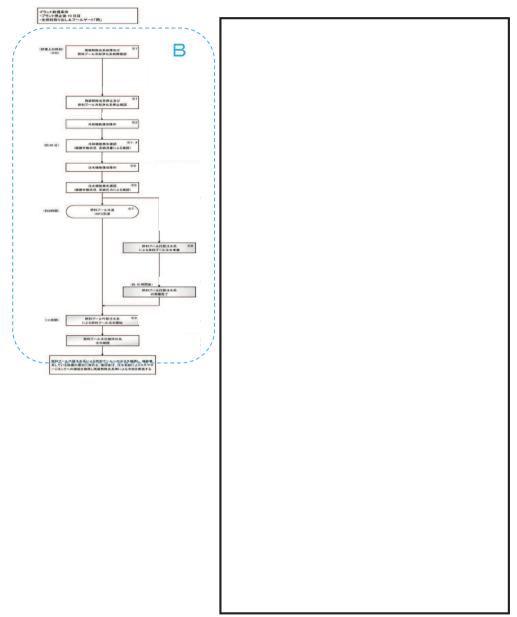
第7.3.1-2図「想定事故1」の対応手順の概要











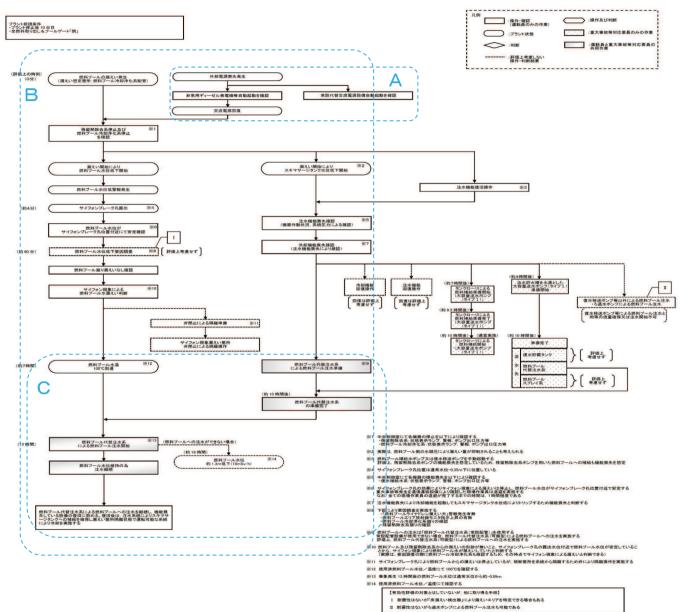
保安規定 添付1-3 表20 重大事故等対策における操作の成立

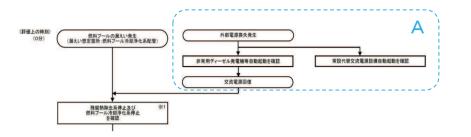
	操作 手順	対応手段	要員	要員数	想定 時間
1	1 1	燃料プール代替注水系(常設配管)に	運転員 (中央制御室,現場)	3	380分
		よる使用済燃料プールへの注水	重大事故等対応要員	10	以内

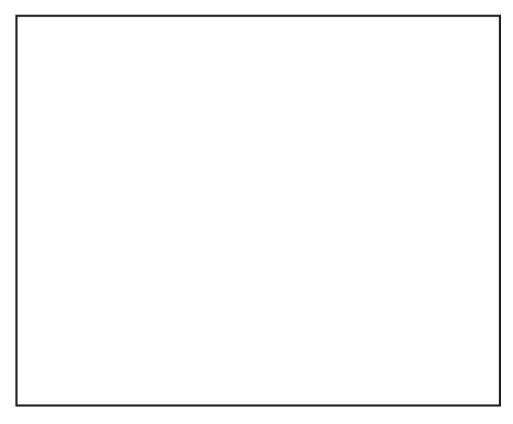
枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

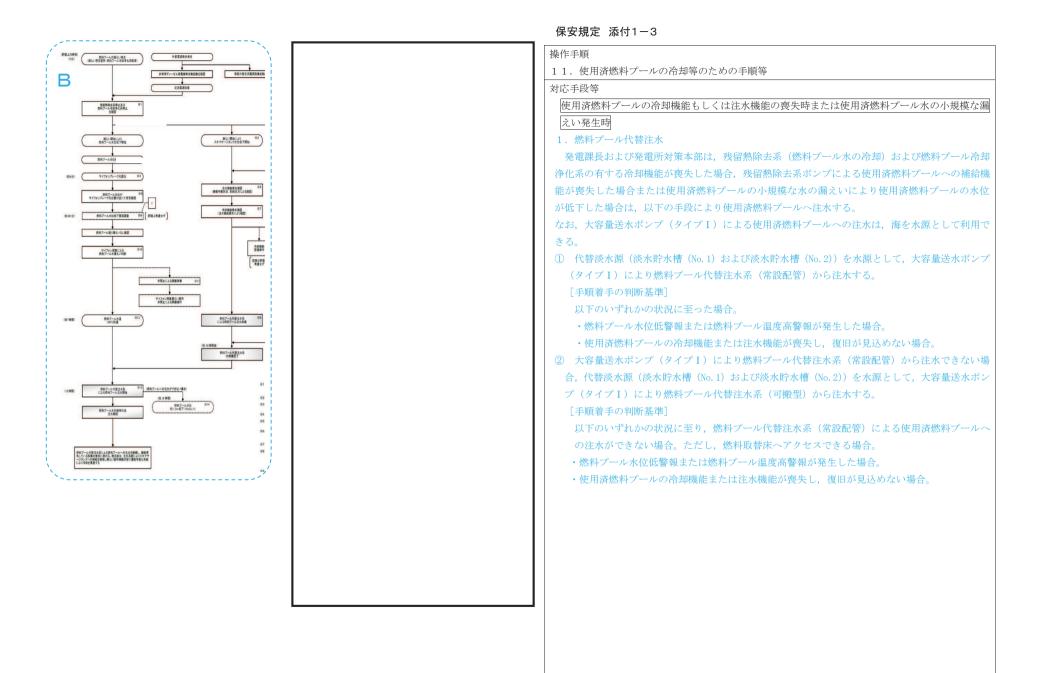
皿.重要事故シーケンス等の対応手順に対する保安規定の記載内容の整理 15.「想定事故2」の対応手順の概要

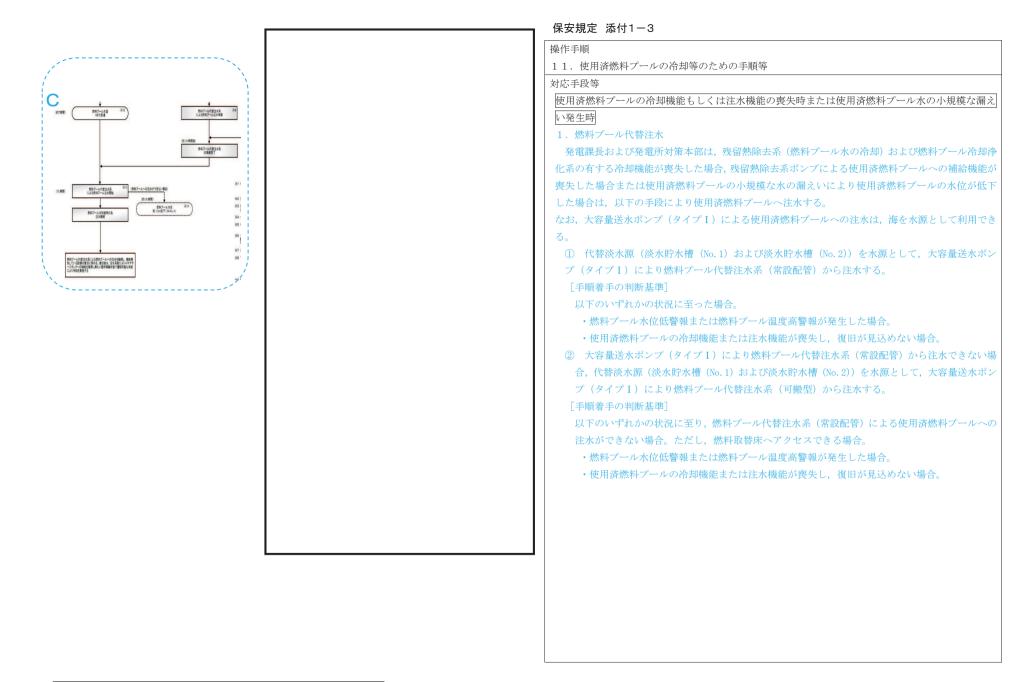
第7.3.2-2図「想定事故2」の対応手順の概要

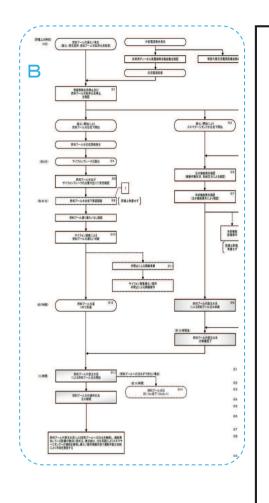










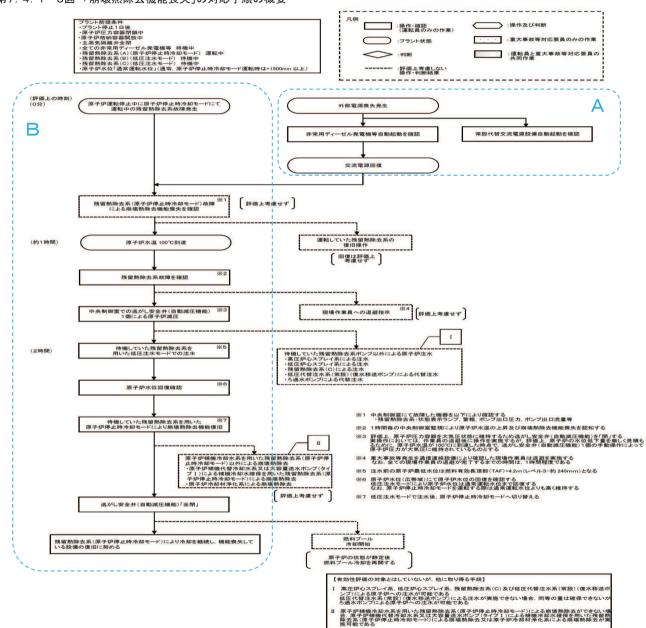


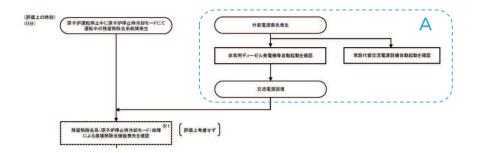
保安規定 添付1-3 表20 重大事故等対策における操作の成立

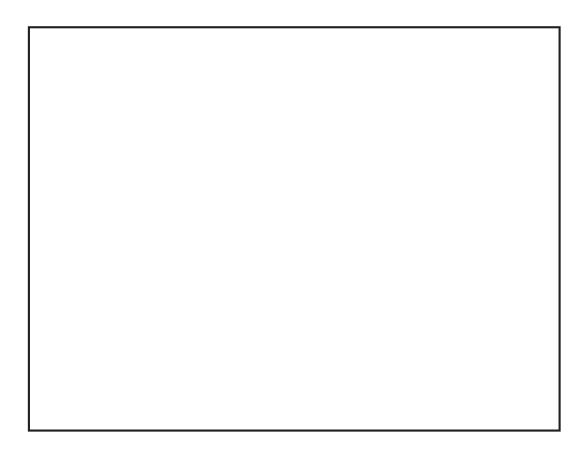
	操作 手順	対応手段	要員	要員数	想定 時間
1	1 1	燃料プール代替注水系 (可搬型) によ	運転員 (中央制御室,現場)	3	380 分 以内
		る使用済燃料プールへの注水	重大事故等対応要員	3 10	

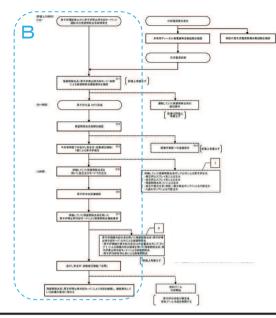
Ⅲ.重要事故シーケンス等の対応手順に対する保安規定の記載内容の整理 16.「崩壊熱除去機能喪失」の対応手順の概要

第7.4.1-3図「崩壊熱除去機能喪失」の対応手順の概要









保安規定 添付1-3

操作手順

4. 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための手順等

対応手段等

重大事故等対処設備(設計基準拡張)

発電課長は,設計基準事故対処設備である残留熱除去系(低圧注水モードまたは原子炉停止時冷 却モード)または低圧炉心スプレイ系が健全であれば,これらを重大事故等対処設備(設計基準拡 張)と位置付け重大事故等の対処に用いる。

[手順着手の判断基準]

残留熱除去系(低圧注水系)については、復水給水系,原子炉隔離時冷却系および高圧炉心ス プレイ系による原子炉圧力容器への注水ができず,原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低(レ ベル3)以上に維持できない場合。

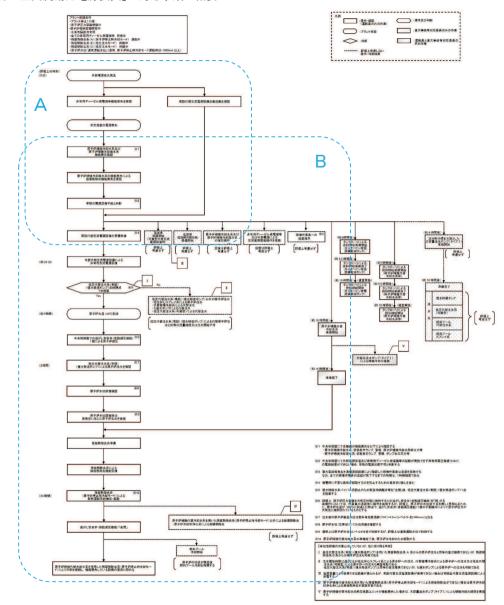
低圧炉心スプレイ系については、復水給水系、原子炉隔離時冷却系および高圧炉心スプレイ系 による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低(レベル3) 以上に維持できない場合。

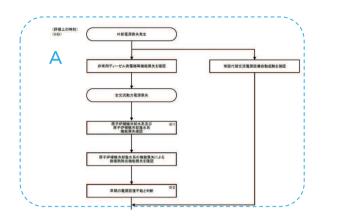
残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)については,原子炉水位指示値が原子炉水位低(レベル 3)以上で維持され,かつ原子炉圧力指示値が規定値以下の場合。

操作手順
5. 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等
重大事故等対処設備(設計基準拡張)
発電課長は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード、サプレッ
ションプール水冷却モードまたは格納容器スプレイ冷却モード)および原子炉補機冷却水系(原
子炉補機冷却海水系を含む。)が健全であれば、これらを重大事故等対処設備(設計基準拡張)と
位置付け重大事故等の対処に用いる。
[手順着手の判断基準]
残留熱除去系を使用した原子炉圧力容器内および原子炉格納容器内の除熱が必要な場合。

Ⅲ.重要事故シーケンス等の対応手順に対する保安規定の記載内容の整理 17.「全交流動力電源喪失」の対応手順の概要

第7.4.2-3図「全交流動力電源喪失」の対応手順の概要





保安規定 添付1-3

 東体手順

 14.電源の確保に関する手順等

 対応手段等

 交流電源喪失時

 代替交流電源設備による給電

 発電課長および発電所対策本部は、全交流動力電源が喪失した場合は、以下の手段により非常用

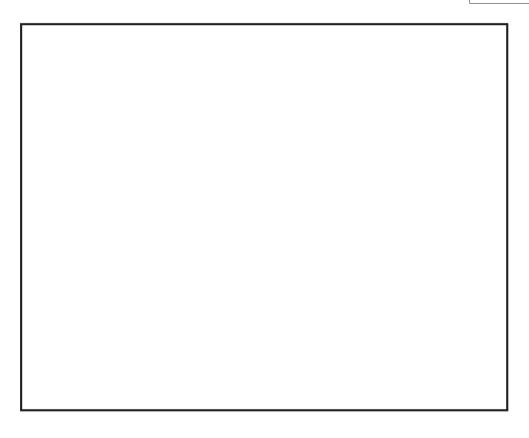
 所内電気設備または代替所内電気設備へ給電する。

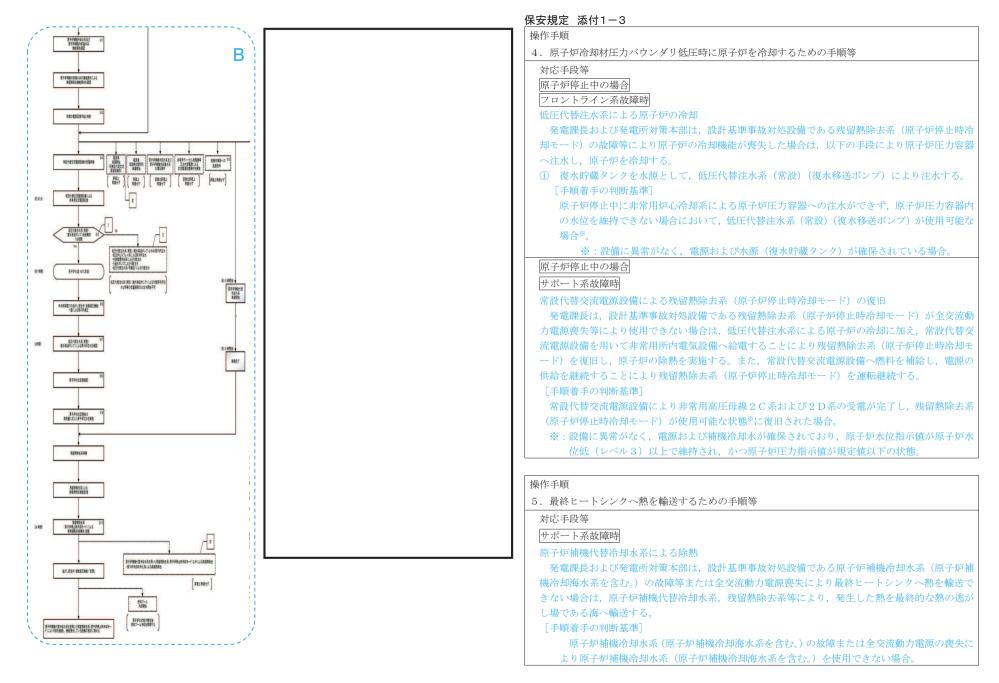
 ① 常設代替交流電源設備を用いて給電する。

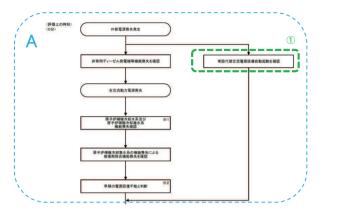
 ② 常設代替交流電源設備を用いて給電できない場合は、可搬型代替交流電源設備等を用いて給電する。

 「手順着手の判断基準」

外部電源,非常用ディーゼル発電機および高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機によるメタク ラ2C系およびメタクラ2D系への給電ができない場合。



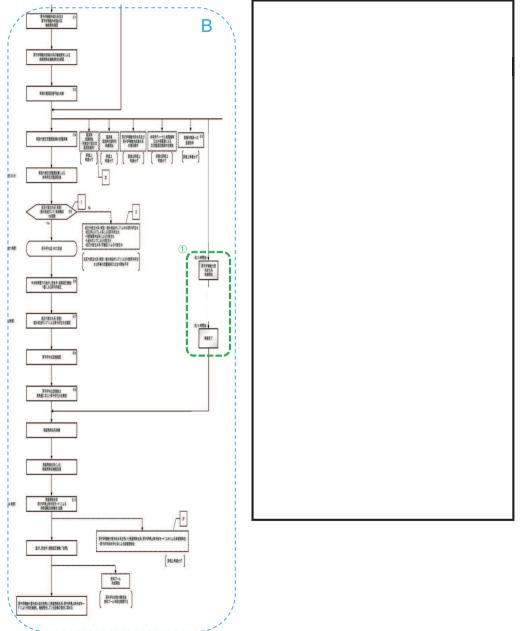




保安規定 添付1-3 表20 重大事故等対策における操作の成立性

	操作 手順	対応手段	要員	要員数	想定 時間
1		常設代替交流電源設備による給電	運転員 (中央制御室)	2	
	14	(ガスタービン発電機よるメタクラ 2 C 系およびメタクラ 2 D 系受電)	保修班員	2	45 分以内





保安規定 添付1-3 表20 重大事故等対策における操作の成立性

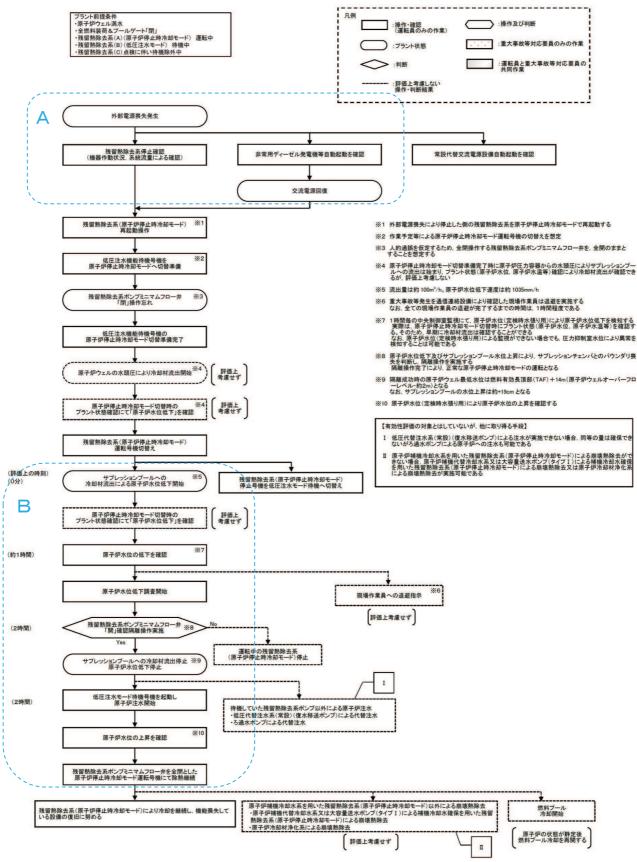
	操作 手順	対応手段	要員	要員数	想定 時間
1		原子炉補機代替冷却水系による補機	運転員 (中央制御室,現場)	3	
	5	冷却水確保**1	重大事故等対応要員	3	540 分以内

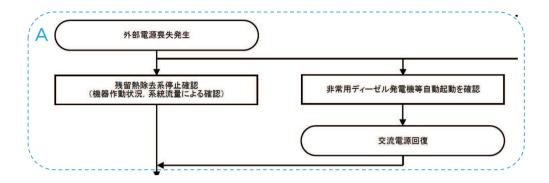
※1 有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段

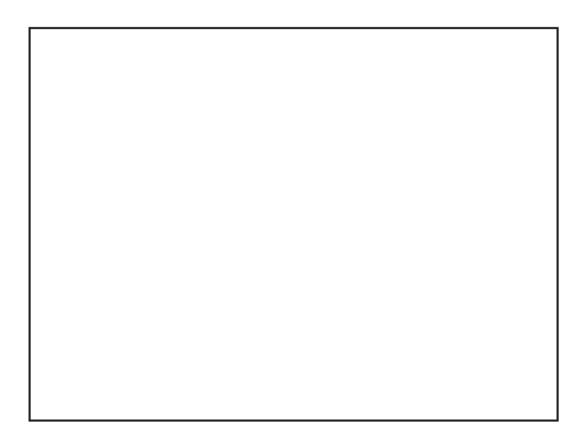
1**-Ⅲ**. 17**-**5

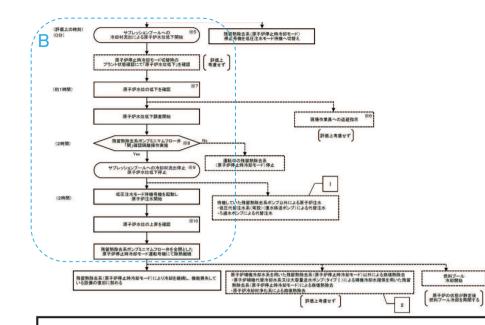
枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

第7.4.3-3図「原子炉冷却材の流出」の対応手順の概要









保安規定 添付1-3

操作手順

4. 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための手順等

対応手段等

重大事故等対処設備(設計基準拡張)

発電課長は,設計基準事故対処設備である残留熱除去系(低圧注水モードまたは原子炉停止時冷 却モード)または低圧炉心スプレイ系が健全であれば,これらを重大事故等対処設備(設計基準拡 張)と位置付け重大事故等の対処に用いる。

[手順着手の判断基準]

残留熱除去系(低圧注水系)については、復水給水系,原子炉隔離時冷却系および高圧炉心ス プレイ系による原子炉圧力容器への注水ができず,原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低(レ ベル3)以上に維持できない場合。

低圧炉心スプレイ系については、復水給水系、原子炉隔離時冷却系および高圧炉心スプレイ系 による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低(レベル3) 以上に維持できない場合。

残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)については,原子炉水位指示値が原子炉水位低(レベル 3)以上で維持され,かつ原子炉圧力指示値が規定値以下の場合。

2. 火災, 溢水及びその他自然災害に係る対応と保安規定記 載内容について

目 次

Ι.	火災発生時の対応について・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	2- I -1
Π.	内部溢水発生時の対応について・・・・・	2−∏−1
Ш.	津波発生時の対応について・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	2-Ⅲ-1
IV.	竜巻発生時の対応について	2-IV-1
V.	火山 (降灰) 発生時の対応について	2-V-1
VI.	有毒ガス発生時の対応について・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	2-VI-1
VII.	地震発生時に対応について・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	2-VII-1

I. 火災発生時の対応について

		1. 八次先生時の対応について	
事象対応	原子炉施設保安規定	原子炉施設保安規定 添付1-2	関連する 品質マネジメント文書
	(火災発生時の体制の整備)	1. 火 災	【体制】
事象発生前の対応	第17条 2号炉について,防災課長は,火災	1.5 手順書の整備	 火災防護計画(要領書)
 ①消火用水の確保 	が発生した場合(以下「火災発生時」という。)	(1)防災課長は、原子炉施設全体を対象とした火災防護対策を実施するために定める火災防護計	 防火管理要領書
 ②防火帯の維持・管理 	における原子炉施設の保全のための活動*1	画に以下の項目を含める。	
③油量制限管理	を行う体制の整備として、次の各号を含む計	a. 火災防護対策を実施するための体制,責任の所在,責任者の権限,体制の運営管理に必要な	【事象発生前の対応】
④巡視点検 (火災発生有無の確認)	画を策定し、所長の承認を得る。また、計画	要員の確保および教育訓練,火災発生防止のための活動,火災防護設備の施設管理,点検およ	1, 4
⑤持込可燃物の管理	は、添付1-2に示す「火災、内部溢水、火	び火災情報の共有化等	 火災防護計画(要領書)
⑥ 火気作業時の管理	山影響等,その他自然災害および有毒ガス対	b. 原子炉施設の安全機能を有する構築物,系統および機器を設置する火災区域および火災区画	・パトロール要領書
⑦延燁防止	応に係る実施基準」に従い策定する。	を考慮した火災の発生防止、火災の早期感知および消火ならびに火災の影響軽減の3つの深層	
⑧定検作業時の運用	(1)発電所から消防機関へ通報するために	防護の概念に基づく火災防護対策	2
⑨施設管理·点検	必要な専用回線を使用した通報設備設	c. 重大事故等対処施設を設置する火災区域および火災区画を考慮した火災の発生防止,火災の	 火災防護計画(要領書)
10評価条件の変更に伴う影響確認	置*2に関すること	早期感知および消火の2つの深層防護の概念に基づく火災防護対策	・防火帯等管理手順書
	(2) 火災発生時における原子炉施設の保全	d. その他の原子炉施設については、消防法、建築基準法、日本電気協会電気技術規程・指針に	
	のための活動を行うために必要な要員	基づき設備に応じた火災防護対策	5
事象発生時の対応	の配置に関すること	e. 安全施設を外部火災から防護するための運用等	 火災防護計画(要領書)
事家光生吗?>>>/小心	(3) 火災発生時における原子炉施設の保全		・可燃物・危険物保管管理手順書
 ①⑤消火要員による消火活動 	のための活動を行う要員に対する教育	(2)防災課長は、以下の活動を実施することを品質マネジメント文書に定める。	
②故障警報発生時の対応	訓練に関すること	a. 消火活動	6
③⑧火災感知器動作時の対応	(4) 火災発生時における原子炉施設の保全	①各課長は、火災発生現場の確認および中央制御室への連絡ならびに消火器、消火栓等を用い	 火災防護計画(要領書)
③⑥⑦消火設備動作時及び使用時の対応	のための活動を行うために必要な資機	た消火活動を実施する。	 火気使用作業管理要領書
 ④自動消火設備動作時の対応 	材の配備に関すること	b. 消火設備故障時の対応	
⑨⑪排煙設備の起動	(5)発電所における可燃物の適切な管理に	②発電課長は、消火設備の故障警報が発信した場合、中央制御室および必要な現場の制御盤の	3, 8, 0
⑩水素感知時の対応	関すること	警報の確認を実施する。	 ・火災防護計画(要領書)
12/13外気取入ダンパ閉,換気空調系の停止,再	2. 2号炉について, 各課長は, 前項の計画に	c. 消火設備のうち, 自動消火設備を設置する火災区域または火災区画における火災発生時の対	
循環運転	基づき、火災発生時における原子炉施設の保	応	 ・火災防護計画(要領書)
山代替設備の確保	全のための活動を行うために必要な体制お	(a) ③発電課長は、火災感知器が作動した場合、火災区域または火災区画からの退避警報、自	 防火帯等管理手順書
15原子炉施設の損傷の有無を確認	よび手順の整備を実施する。	動消火設備の動作状況の確認を実施する。	・「「「「「「「」」」」で「「」」」。「「」」」、「」」」、「」」、「」」、「」」、「」」、「」、「」、「」、「」、「
16 火災発生の有無の確認	3.2号炉について、各課長は、第2項の活動	(b) ④発電課長は, 自動消火設備の動作後の消火状況の確認, 消火状況を踏まえた消火活動の	・危険取扱および防火戸開放作業等許
	の実施結果をとりまとめ、第1項に定める事	実施,プラント運転状況の確認等を実施する。	・厄陝取扱わよい防火戸開放作業寺計 可運用管理手順書
	項について定期的に評価するとともに、評価	d. 消火設備のうち, 手動操作による固定式消火設備を設置する火災区域または火災区画におけ	つ建用自理学順音
	の結果に基づき必要な措置を講じ、防災課長	る火災発生時の対応	9
	に報告する。防災課長は、第1項に定める事	(a) <a>6 発電課長は、火災感知器が作動し、火災を確認した場合、消火活動を実施する。	 ・火災防護計画(要領書)
	項について定期的に評価を行うとともに、評	(b) ⑥ 発電課長は、消火が困難な場合、職員の退避確認後に固定式消火設備を手動操作により	·保修業務実施要領書
	価の結果に基づき必要な措置を講じる。	動作させ、その動作状況、消火状況、プラント運転状態の確認等を実施する。	
	4.2号炉について,発電課長は,火災の影響	e. 格納容器内における火災発生時の対応	【事象発生時の対応】
	により、原子炉施設の保安に重大な影響を及	⑦発電課長は、原子炉の起動中および原子炉が冷温停止中の格納容器内において火災が発生し	1, 14
	ぼす可能性があると判断した場合は、発電管	た場合には、消火器等による消火活動、消火状況の確認、プラント運転状況の確認および必	 ・火災防護計画(要領書)
	理課長に報告する。発電管理課長は、所長、	要な運転操作等を実施する。	・防火管理要領書
	原子炉主任技術者および関係課長に連絡す	f. 単一故障も想定した中央制御室盤内における火災発生時の対応(中央制御室の制御盤1面の	
	るとともに、必要に応じて原子炉停止等の措	機能が火災により全て喪失した場合における原子炉の安全停止に係る対応を含む。)	2~4, 6, 8~13
	置について協議する。	(a) <u>⑧発電課長は、中央制御室盤内の高感度煙検出設備により火災を感知し、火災を確認した</u>	 火災防護計画(要領書)
	5.3号炉について、防災課長は、初期消火活	場合は、常駐する運転員による二酸化炭素消火器を用いた消火活動を行い、プラント運転状	・運転手順書
	動のための体制の整備として、次の措置を講	況の確認等を実施する。火災の発生箇所が特定できない場合を想定し、サーモグラフィカメ	
		ラ等,火災の発生箇所を特定できる装置を使用して消火活動を行い,プラント運転状況の確	5, 7
	 (1)中央制御室から消防機関へ通報するた 	認等を実施する。	 ・火災防護計画(要領書)
	めの専用回線を使用した通報設備を設	(b) ⑨発電課長は、煙の充満により運転操作に支障がある場合、火災発生時の煙を排気す	・防火管理要領書

事象対応	原子炉施設保安規定	原子炉施設保安規定 添付1-2	関連する 品質マネジメント文書
事象対応	 原子炉施設保安規定 置する*2。 (2)初期消火活動を行う要員として、10 名以上(発電所合計数)を常駐させると ともに、この要員に対する火災発生時の 通報連絡体制を定める。 (3)自衛消防隊に対して、火災発生時にお ける初期消火活動等に関する総合的な 教育訓練を実施する。 (4)化学消防自動車,泡消火薬剤等の初期 消火活動のためら必要な資機材*3を配 備する。 6.3号炉について、各課長は、原子炉施設に 火災が発生した場合は、早期消火および延焼 の防止に努めるとともに、火災鎮火後、原子 炉施設の損傷の有無を確認し、その結果を所 長および原子炉主任技術者に報告する。 7.3号炉について、各課長は、東子が施設でした場合は、早期消火および延焼の防止に努めるとともに、火災鎮火後、原子 炉施設の損傷の有無を確認し、その結果を所 長および原子炉主任技術者に報告する。 7.3号炉について、各課長は、東子が施設*5000000000000000000000000000000000000	 1. 火火死主味可の入心にこかべて 原子炉施設保安規定 添付1-2 るため、排煙設備を起動する。 8. 木素濃度検知部が設置される火災区域または火災区画における木素濃度上界時の対応 ③を電製長は、換気空調設備の運転状態の確認、換気空調設備の追加起動または切替え等を実施する。 h. 火災発生時の煙の充満により消火活動に支障を生じた際のボンブ室の消火活動 印固定式消火設備による消火後、自衛消防防が消火の確忍のためにボンブ室へ入室する場合 は、十分に冷却時間を確保した上で、可搬型排煙装置を準備し、扉を開放、換気空調系、可 鍵型排煙装置により換気し入室する。 1. 消火用水の最大放水量の確保 ①防災課長は、置内消火栓用の水源である消火水槽には最大放水量 62.4m³および消火タンク には最大放水量の確保 ②防災課長は、固内消火栓用の水源である消火水槽には最大放水量 62.4m³および消火タンク には最大放水量の確保 ②防災課長は、広防水量の体保 ②防災課長は、防火港の維持・管理を実施する。 また、屋外消火栓用の水源である消火水槽に対して、十分な水量を確保する。 j. 防火帯の維持・管理 ②防災課長は、防火港の維持・管理を実施する。 k. 外部火災によるは、煙発生時の対応 ③を電課長は、石造ガス発生時の対応 ③を電課長は、石造ガス発生時の対応 ③を電課長は、石造ガス発生時の対応 ③を電課長は、石造ガス発生時の対応 ④発電課長は、石造ガス発生時、石造ガス侵入防止のため、外気取入ダンパの閉止、換気空調系の停止または中央制御室の事故時運転モードによる建屋内への信が埋の侵入の防止を実施する。 n. 外部火災による有毒ガス発生時、石造ガス侵入防止のため、外気取入ダンパの閉止、換気空調系の停止または中央制御室の事故時運転モードによる建屋内への有毒ガスの侵入の防止を実施する。 n. 外部火災による有毒ガス発生時の対応 ④発電課長は、石造ガス発生時の対応 ④発電課長は、白売ガス発生時の対応 ③を電課長は、正クリングボストが影響を受けた場合 ④放射線管理課長は、モニタリングボストが外部火災の影響を受けた場合、代替設備をモニタ リングボスト周辺に設置できる場合にの周辺に設置し、モニタリングボスト周辺に設置で きない場合は、防火帯の内側同一方向に設置する。 n. 油貯蔵設備の運用 ③防災課長は、助貯蔵設造価の油量制限を実施する。 シ火災下防活動(低熱物管理) ⑤防災課長は、原子炉施設の完全機能を有する構築物、系統および機器を設置する火災区域ま たは火災区両については、当該施設を火災のな操作を定使する。 ヘ火災下防活動(火気防衛部、制限発熱量を超えたがす理(特込みと保約)とは交換 ④各課長は、原子炉施設の安全機能を有する構築物、系統および機器を設置する火災区域ま たは大災区域を注めしため火災区域については、当該施設を火災のを送降さく強力を欠策りを注意が、 の火災性が活動(回転物物管) ⑤防災課長は、原子炉施設の安全機能を有する、系統および機器を設置する火災区域ま 本以災防活動(公権急な物)の総発気量が、制限発熱量を超えない管理(特込みと保約)とまび増 大事故を設を火災区域を引くの火災区域については、当該施設を火災から防護するため、 の火災性力の総発気量が、制限発熱量を超えたい管理(特込みと保約)となど 大事な等の(公権発気量が)の洗発気量を加たが空理(特込みと保約)ときび 大事なを開かっため(公権発気量が)の振行発気量を実施する。 ④洗剤の総定数量でを送入の火災区域については、当該施設を火災から防護するを定定したため火災区域になどしための火災区域にため、 の火災性力の総先を実施する。 ④素酸な設置が、制度発気量を変換しため、気気を実施する。 ④洗剤の(公権発気量が)の振行発気量を変換しため火災区域にため、次災医力の ④洗剤の(公権発気量が)の振行発気量を実施する。 ④素酸な設置の(公準発気量が)の振行発気量を実施する。 <	関連する 品質マネジメント文書 ・運転手順書 (5) ・火災防護計画(要領書) ・防火管理要領書 ・火災防護計画(要領書) ・防火管理要領書 (6) ・火災防護計画(要領書) ・防火管理要領書 ・女川原子力発電所地震後における保 安確認要領書
	能となった場合を除く。ただし、点検後 または修復後は遅滞なく復旧させる。	 ⑦防災課長は、重大事故等対処施設を設置する屋外の火災区域では、周辺施設および植生との 離隔を確保し、火災区域内の周辺の植生区域については、除草等の管理を実施し、延焼防止 を図る。 s.火災鎮火後の原子炉施設への影響確認 ⑤各課長は、原子炉施設に火災が発生した場合は、火災鎮火後、原子炉施設の損傷の有無を確 	

I. 火災発生時の対応について

事象対応	原子炉施設保安規定	原子炉施設保安規定 添付1-2	関連する 品質マネジメント文書
	※3 設備 数量 化学消防自動車※5 1台*6*7 泡消火薬剤 (化学消防自動車保 有分を含む) 1500 リットル以 上*7 ※4:重要度分類指針におけるクラス1,2, 3の機能を有する構築物,系統および機 器とする。 ※5:400リットル毎分の泡放射を同時に2 口行うことが可能な能力を有すること。 ※6:化学消防自動車が,点検または故障の場 合には,※5に示す能力を有する水槽付 消防ポンプ自動車等をもって代用する ことができる。 ※7:発電所合計数	 認するとともに、その結果を所長および原子炉主任技術者に報告する。 t. 地震発生時における火災発生の有無の確認 (9.各課長は、発電所周辺のあらかじめ定めた測候所等において震度5弱以上の地震が観測された場合、地震終了後、原子炉施設の火災発生の有無を確認するとともに、その結果を所長および原子炉主任技術者に報告する。 u. 定事検停止時等における運用管理 (8)防災課長は、定事検停止時等の作業に伴う防護対象設備の不待機や扉の開放等、影響評価上設定したプラント状態の一時的な変更時においても、その状態を踏まえた必要な安全機能が損なわれないよう管理を行う。 v. 施設管理、点検 (9)各課長は、火災防護に必要な設備の要求機能を維持するため、施設管理計画に基づき適切に施設管理、点検 (9)各課長は、火災防護に必要な設備の要求機能を維持するため、施設管理計画に基づき適切に施設管理、点検 (9)各課長は、火災防護に必要な設備の要求機能を維持するため、施設管理計画に基づき適切に施設管理、点検を実施するとともに、必要に応じ補修を行う。 本お、格納容器内に設置する火災感知器については、起動時の窒素ガス封入後に作動信号を切り替える、のアラント停止後には速やかに健全性を確認し機能喪失した火災感知器を取り替える。 (a) 内部火災影響評価 各課長は、設備改造等を行う場合、都度、防災課長へ設備更新計画を連絡し内部火災影響評価 各課長は、内部火災影響評価にて改善すべき知見が得られた場合には改善策の検討を行う。 広、定期的に内部火災影響評価にて改善すべき知見が得られた場合には改善策の検討を行う。 広、定期的に内部火災影響評価を実施し、評価結果に影響がある際は、原子炉施設内の火災に対しても、安全保護系および原子炉停止系の作動が要求される場合には、火災による影響を考慮しても、多重化されたそれぞれの系統が同時に機能を失うことなく、原子炉の高温停止および冷乱で発気とさことを確認するために、内部火災影響評価の再評価を実施する。 (b) 外部火災影響評価 (b) 外部火災影響評価 防災課長は、評価条件を定期的に確認し、評価結果に影響がある場合は、発電所敷地内外で発生する火災が外部事象防護対象施設へ影響するために、外部火災影響評価の再評価を実施する。 	

I. 火災発生時の対応について

Ⅱ. 内部溢水発生時の対応について

事象対応	原子炉施設保安規定	II. 內部溢水笼至時の対応について 原子炉施設保安規定 添付1-2	関連する
	 (内部溢水発生時の体制の整備(2号炉)) 	2. 内部溢水	品質マネジメント文書 【事象発生前の対応】
事象発生前の対応	第17条の2 2号炉について,防災課長	2. 4 手順書の整備	①, ②, ③, ④, ⑨
	は、原子炉施設内において溢水が発生した	(1)防災課長は、以下の活動を実施することを品質マネジメント文書に定める。	 内部溢水対応要領書
①運転時間実績の管理	場合(以下「内部溢水発生時」という。)に	a. 溢水発生時の措置に関する手順	
②水密扉の運用	おける原子炉施設の保全のための活動*1を	(a) ①発電課長は,想定破損による溢水,消火水の放水による溢水,地震起因による溢水およ	5, 7
③屋外タンクの水量運用	行う体制の整備として、次の事項を含む計	びその他の要因による溢水が発生した場合の措置を行う。	・内部溢水対応要領書
④排水誘導経路に対する管理	画を策定し,所長の承認を得る。また,計	(b) ②発電課長は、燃料プール冷却浄化系または燃料プール補給水系が機能喪失した場合、残	・保修業務実施要領書
⑤定事検停止時等の作業における運用管理	画は,添付1-2に示す「火災,内部溢	留熱除去系による使用済燃料プールの注水および冷却の措置を行う。	
⑥配管の肉厚管理	水、火山影響等、その他自然災害および有	b. 運転時間実績管理	6
⑦施設管理·点検	毒ガス対応に係る実施基準」に従い策定す	①防災課長は、運転実績(高エネルギー配管として運転している割合が当該系統の運転して	 内部溢水対応要領書
⑧評価条件の変更に伴う影響確認	る。	いる時間の2%またはプラント運転期間の1%より小さい)により,低エネルギー配管として	・肉厚管理要領
⑨B,Cクラス機器運用管理	(1) 内部溢水発生時における原子炉施設	いる系統についての運転時間実績管理を行う。	
	の保全のための活動を行うために必要	c. 水密扉の閉止状態の管理	 8 ・内部溢水対応要領書
	な要員の配置に関すること	②発電課長は、中央制御室等において水密扉監視設備等の警報監視により、必要な水密扉の	 ・内部価小刈応委員書 ・常時・一時保管物品管理要領書
	(2) 内部溢水発生時における原子炉施設	閉止状態の確認を行う。また、各課長は、水密扉開放後の確実な閉止操作および閉止されてい	 ・吊時・一時保官物品官理要領書 ・内部溢水管理手順書
	の保全のための活動を行う要員に対す	ない状態が確認された場合の閉止操作を行う。	• 內部溫水官理于順書
事象発生時の対応	る教育訓練に関すること	d. 屋外タンクの水量の管理	
	(3) 内部溢水発生時における原子炉施設	③防災課長は、防護すべき設備が設置される建屋へ過度の溢水が流入し伝播することを防ぐ ため、	【事象発生時の対応】
 ①溢水時の対応操作 ②使用済燃料プールへの注水および冷却対応 	の保全のための活動を行うために必要	ため、必要な屋外タンクの水量を管理する。	 (1), (2)
2便用済燃料ノールへの注水およい行却対応 操作		e. 溢水発生時の原子炉施設への影響確認に関する手順	・内部溢水対応要領書
課TF ③原子炉施設の損傷の有無を確認	2.2号炉について,各課長は,前項の計画 に基づき,内部溢水発生時における原子炉	③各課長は、原子炉施設に溢水が発生した場合は、事象収束後、原子炉施設の損傷の有無を 確認するとともに、その結果を所長および原子炉主任技術者に報告する。	・運転手順書
 ④ホテル池設の損傷の有無を確認 ④滞留区画等の排水作業 	に基づき, 内部温小先生時にわける原子炉 施設の保全のための活動を行うために必要	<u>確認することもに、その結果を別支わよい原子炉主住技術者に報告する。</u> f. 排水誘導経路に対する管理	
使伸曲区画寺の排水旧来	施設の床主のための活動を1.5 ために必要 な体制および手順の整備を実施する。	 ④発電課長は、排水を期待する設備等の状態監視を行う。また、防災課長は、排水を期待す 	3
	3.2号炉について、各課長は、第2項の活	る箇所からの排水を阻害する要因に対し、それを防止するための管理を行う。	・内部溢水対応要領書
	動の実施結果をとりまとめ、第1項に定め	<u>。 の 国内がらい新水を阻害する安因に対し、 にないを防止するにのの自生を行う。</u> g. 定事検停止時等における運用管理	・火災, 内部溢水, 火山影響等およびそ
	る事項について定期的に評価するととも	⑤防災課長は、定事検停止時等の作業に伴う防護対象設備の不待機や扉の開放等、影響評価	の他自然災害対応後における保安確
	に、評価の結果に基づき必要な措置を講	上設定したプラント状態の一時的な変更時においても、その状態を踏まえた必要な安全機能が	認要領書
	じ、防災課長に報告する。防災課長は、第	損なわれないよう管理を行う。	・原子炉主任技術者の職務等運用要領
	1項に定める事項について定期的に評価を	h. 施設管理, 点検	
	行うとともに、評価の結果に基づき必要な	(a) ⑥各課長は, 配管の想定破損評価において, 応力評価の結果により破損形状の想定を行う	
	措置を講じる。	配管は、評価結果に影響するような減肉がないことを確認するために、継続的な肉厚管理を	・内部溢水対応要領書
	4. 2号炉について,発電課長は,内部溢水	行う。	
	の影響により、原子炉施設の保安に重大な	(b) ⑦各課長は、浸水防護設備を維持するため、施設管理計画に基づき適切に施設管理、点検	
	影響を及ぼす可能性があると判断した場合	を実施するとともに、必要に応じ補修を行う。	
	は、発電管理課長に報告する。発電管理課	i. 溢水評価条件の変更の要否を確認する手順	
	長は,所長,原子炉主任技術者および関係	⑧防災課長は、各種対策設備の追加および資機材の持ち込み等により評価条件に見直しがあ	
	課長に連絡するとともに,必要に応じて原	る場合,都度,溢水評価への影響確認を行う。	
	子炉停止等の措置について協議する。	j. B, Cクラス機器運用管理	
		⑨各課長は、地震起因による溢水において、溢水源となる機器のうち運用によって溢水を考	
	※1:内部溢水発生時に行う活動を含む(以	慮しない機器について、プラント運転中および停止中において系統運用を停止し、隔離(水抜	
	下,本条において同じ。)。	\underline{b} \underline{b}	
		k. 排水手順	
		④各課長は、溢水発生後、滞留区画等の排水作業を行う。	

Ⅲ. 津波発生時の対応について

		11. 律仮死生時の対応について	
事象対応	原子炉施設保安規定	原子炉施設保安規定 添付1-2	関連する
1.200.116			品質マネジメント文書
	(その他自然災害発生時等の体制の整備)	5. 津 波	【事象発生前の対応】
事象発生前の対応	第17条の4 2号炉について,防災課長	5.4 手順書の整備	1
	は、原子炉施設内においてその他自然災害	(1)防災課長は、以下の活動を実施することを品質マネジメント文書に定める。	・自然災害対応要領書
①水密扉の閉止状態の管理	(「地震,津波,竜巻,積雪等」をいう。以	a. 津波の襲来が予想される場合の対応	・内部溢水対応要領書
②浸水防止蓋および防潮壁鋼製扉の管理	下、本条において同じ。)が発生した場合に	(a) ①発電課長は,発電所を含む地域に大津波警報が発表された場合,原子炉を停止し,冷却	
③施設管理・点検	おける原子炉施設の保全のための活動*1を	操作を開始する。また、海水ポンプ室の水位を中央制御室にて監視し、引き波による水位低	2, 4, 5
④⑤津波評価条件の変更の要否確認	行う体制の整備として、次の事項を含む計	下を確認した場合、原子炉補機冷却海水ポンプによる原子炉補機冷却に必要な海水を確保す	・自然災害対応要領書
	画を策定し、所長の承認を得る。また、計	<u>るため、常用系海水ポンプ(循環水ポンプおよびタービン補機冷却海水ポンプ)を停止する。</u>	
古色恐儿吐不利亡	画は,添付1-2に示す「火災,内部溢	ただし、以下の場合はその限りではない。	3
事象発生時の対応	水、火山影響等、その他自然災害および有	<u>i</u> . 大津波警報が誤報であった場合。	 自然災害対応要領書
①大津波警報発令時の常用系海水ポンプの停	毒ガス対応に係る実施基準」に従い策定す	<u>ii</u> .発電所から遠方で発生した地震に伴う津波であって、津波が到達するまでの間に大津	・保修業務実施要領書
し、 (プラント停止)	る。	波警報が解除または見直された場合。	
23)燃料等輸送船の緊急退避	(1) その他自然災害発生時における原子	(b) ② 各課長は, 燃料等輸送船に関し, 発電所を含む地域に津波警報等が発表された場合, 荷	
4 津波襲来時の監視	炉施設の保全のための活動を行うため	役作業を中断し、陸側作業員および輸送物の退避に関する措置を実施する。	
6)原子炉施設の損傷の有無を確認	に必要な要員の配置に関すること	(c) ③ 各課長は、緊急離岸する船側と退避状況に関する情報連絡を行う。	
6代替設備の確保	(2) その他自然災害発生時における原子	(d) ④発電課長は、津波監視カメラおよび取水ピット水位計による津波の襲来状況の監視を実	【事象発生後の対応】
	炉施設の保全のための活動を行う要員	<u>施する。</u>	(), (4)
	に対する教育訓練に関すること	b. 水密扉の閉止状態の管理	・自然災害対応要領書
	(3) その他自然災害発生時における原子	①発電課長は、中央制御室等において水密扉監視設備等の警報監視により、必要な水密扉の	・運転手順書
	炉施設の保全のための活動を行うため	閉止状態の確認を行う。また、各課長は、水密扉開放後の確実な閉止操作および閉止されてい	22+44] 炉民目
	に必要な資機材の配備に関すること	ない状態が確認された場合の閉止操作を行う。	2, 3
	2. 2号炉について, 各課長は, 前項の計画	c. 浸水防止蓋および防潮壁鋼製扉の管理	・自然災害対応要領書
	に基づき、その他自然災害発生時における	②各課長は、浸水防止蓋および防潮壁鋼製扉開放後の確実な閉止操作および閉止されていな	・使用済燃料の運搬手順書
	原子炉施設の保全のための活動を行うため	い状態が確認された場合の閉止操作を行う。	・低レベル放射性固体廃棄物搬出管理
	に必要な体制および手順の整備を実施す	d. 波発生時の原子炉施設への影響確認	手順書
	る。	⑤各課長は、発電所を含む地域に大津波警報が発表された場合は、事象収束後、原子炉施設	1700
	 3.2号炉について、各課長は、第2項の活 	の損傷の有無を確認するとともに、その結果を所長および原子炉主任技術者に報告する。	(5)
	動の実施結果を取りまとめ、第1項に定め	e. 施設管理, 点検	・自然災害対応要領書
	る事項について定期的に評価を行うととも	③各課長は、津波防護施設、浸水防止設備および津波監視設備について、その要求機能を維	 ・火災,内部溢水,火山影響等およびそ
	に、評価の結果に基づき必要な措置を講	持するため、施設管理計画に基づき適切に施設管理、点検を実施するとともに、必要に応じ補	の他自然災害対応後における保安確
	じ、防災課長に報告する。防災課長は、第	<u>修を行う。</u>	認要領書
	1項に定める事項について定期的に評価を	f. 津波評価条件の変更の要否確認	・原子炉主任技術者の職務等運用要領
	行うとともに、評価の結果に基づき必要な	(a) ④各課長は,設備改造等を行う場合,都度,津波評価への影響確認を行う。	
	措置を講じる。	(b) ⑤防災課長は、津波評価に係る評価条件を定期的に確認する。	6
	4.2号炉について、発電課長は、その他自	g. 代替設備の確保	・自然災害対応要領書
	然災害の影響により、原子炉施設の保安に	<u>⑥各課長は、津波の襲来により、安全施設の構造健全性が維持できない場合を考慮して、代</u>	
	重大な影響を及ぼす可能性があると判断し	<u>替設備による必要な機能の確保,安全上支障のない期間における補修の実施等により,安全機</u>	
	た場合は、発電管理課長に報告する。発電	能を維持する。	
	管理課長は、所長、原子炉主任技術者およ		
	び関係課長に連絡するとともに、必要に応		
	じて原子炉停止等の措置について協議す		
	る。		
	5. 2号炉について、原子力部長は、その他		
	自然災害に係る新たな知見等の収集、反映		
	等を実施する。		
	6.2号炉について,原子力部長は,その他		

山、伴似先生時の対応について				
事象対応	原子炉施設保安規定	原子炉施設保安規定 添付1-2	関連する 品質マネジメント文書	
	 自然災害のうち地震に関して、新たな波及 的影響の観点の抽出を実施する。 7.2号炉について、原子力部長は、地震観 測および影響確認に関する活動を実施す る。 8.2号炉について、原子力部長は、定期的 に発電所周辺の航空路の変更状況を確認 し、確認結果に基づき防護措置の要否を判 断する。防護措置が必要と判断された場合 は、関係個所へ防護措置の検討依頼を行 う。また、関係個所の対応が完了したこと を確認する。 9.3号炉について、各課長は、震度5弱以 上の地震が観測*2された場合は、地震終了 後原子炉施設の損傷の有無を確認するとと もに、その結果を所長および原子炉主任技 術者に報告する。 10.3号炉について、発電課長は、その他 自然災害の影響により、原子炉施設に重大 な影響を及ぼす可能性があると判断した場 合は、発電管理課長に報告する。発電管理 課長は、所長、原子炉主任技術者および関 係課長に連絡するとともに、必要に応じて 安全停止状態を維持するための措置につい て協議する。 ※1:その他自然災害発生時に行う活動を含 む(以下、本条において同じ。)。 ※2:観測された震度は発電所周辺のあらか じめ定めた測候所等の震度をいう。 			

Ⅲ. 津波発生時の対応について

Ⅳ. 竜巻発生時の対応について

		17. 电谷光生時の対応について	
事象対応	原子炉施設保安規定	原子炉施設保安規定 添付1-2	関連する 品質マネジメント文書
 事象発生前の対応 ①屋外常設物、屋外仮設物の固縛、固定及び離隔。 ②重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備の位置的分散。 ③施設管理・点検 事象発生時の対応 ①竜巻襲来が予想される場合の車両の退避・固腐 ②竜巻襲来が予測される場合の屋外クレーン 作業の中止 ③竜巻防護厚の閉止 ④代替設備、補修のために必要な予備品による 安全機能維持 ⑤原子炉施設の損傷の有無を確認 	 (その他自然災害発生時等の体制の整備) 第17条の42号炉について,防災課長は、原子炉施設内においてその他自然災害 (「地震,津波,竜巻,積雪等」をいう。以下,本条において同じ。)が発生した場合における原子炉施設の保全のための活動^{※1}を行う体制の整備として、次の事項を含む計画を策定し,所長の承認を得る。また,計画は、添付1-2に示す「火災、内部溢水、火山影響等,その他自然災害および有毒ガス対応に係る実施基準」に従い策定する。 (1)その他自然災害発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な要員の配置に関すること (2)その他自然災害発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な要員の配置に関すること (3)その他自然災害発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な資機材の配備に関すること 2.2号炉について,各課長は、前項の計画に基づき、その他自然災害発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な資機材の配備に関すること 3.2号炉について,各課長は、第1項に定める事項について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を請じる。 4.2号炉について,発電課長は、第1項に定める事項について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じる。 4.2号炉について,発電課長は、その他自然災害の影響により、原子炉施設の保安に重大な影響を及ぼす可能性があると判断した場合は、発電管理課長に報告する。発電管理課長は、所長、原子炉主任技術者および関係課長に連絡するとともに、必要に応じて原子炉停止等の措置について協議する。 5.2号炉について,原子力部長は、その他自然災害に係る新たな知見等の収集,反映等を実施する。 6.2号炉について,原子力部長は、その他 	 6. 竜 巻 6. 4 手順書の整備 広災課長は、以下の活動を実施することを品質マネジメント文書に定める。 (1) 飛来物管理の手順 ①各課長は、菌突時に建量または竜参防護対策設備に与えるエネルギー、貫通力が設計廃来 物¹⁴のうう調製材によるものより大きなものについて、設置場所等に応じて固縛、固定または 外部事象防護対象施設からの離隔により飛来物とならない管理を実施する。 b. ②各課長は、屋外の重大事故等対処設備と同時に重大事故等対処設備の機能を損なわないよう管理する。 ※1:設計飛来物の寸法等は、以下のとおり。 ※1:設計飛来物の寸法等は、以下のとおり。 (2) 竜参の襲来が予想される場合の対応 ④各課長は、車両に関して停車している場所に応じて退避または固縛することにより飛来物 とならない管理を実施する。 ●. ③各課長は、車両に関して停車している場所に応じて退避または固縛することにより飛来物 とならない管理を実施する。 ●. ④各課長は、車両に関して停車している場所に応じて退避または固縛することにより飛来物 とならない管理を実施する。 ●. ④各課長は、外部事象防護対象施設を内包する区画に設置する扉の閉止状態を確認する。 また、各課長は、公式を必要な機能のない見つする区画に設置する扉の閉止状態を確認する。 また、各課長は、電話を認識対象施設を内包する区画に設置する扉の閉放後の確実な閉止操作を行う。 (3) 代替設備の確保 ④名課長は、竜参の襲来により、安全施設の構造健全性が維持できない場合を考慮して、代替設備の確保 ④名課長は、竜参の襲来により、安全施設の構造健全性が維持できない場合を考慮して、代替設備を見たこともに、その結果を所長および原子炉も読みの影響確認 ③名課長は、竜参の襲来により、安全施設の構造使者に報告する。 (4) 竜参と専の原子が施設への影響確認 ④名課長は、竜参の影響にとかして、その要求機能を注め、単象収取象、原子炉施設の損傷の有無 を確認するとともに、その結果を所長および原子炉主任技術者に報告する。 (5) 施設管理上点線 ③名課長は、電参防護対策施設について、その要求機能を経行するとれに、施設管理計画に 基づき適切に施設管理、点検を実施するとともに、必要に応じ補修を行う。 	 【事象発生前の対応】 ①, ② ・自然災害対応要領書 ③ ・自然災害対応要領書 【事象発生後の対応】 ①, ②, ③, ④ ・自然災害対応要領書 ⑤ ・自然災害対応要領書 ・火災、内部溢水、火山影響等およびその他自然災害対応要領書 ・原子炉主任技術者の職務等運用要領

事象対応	原子炉施設保安規定	原子炉施設保安規定 添付1-2	関連する 品質マネジメント文書			
	自然災害のうち地震に関して、新たな波及 的影響の観点の抽出を実施する。					
	の影響の観点の油山を実施りる。 7.2号炉について、原子力部長は、地震観					
	測および影響確認に関する活動を実施す					
	る。 8.2号炉について,原子力部長は,定期的					
	8.25炉について、原子刀部支は、定期的 に発電所周辺の航空路の変更状況を確認					
	し、確認結果に基づき防護措置の要否を判					
	断する。防護措置が必要と判断された場合					
	は、関係個所へ防護措置の検討依頼を行 う。また、関係個所の対応が完了したこと					
	を確認する。					
	9.3号炉について、各課長は、震度5弱以					
	上の地震が観測**2された場合は、地震終了 後原子炉施設の損傷の有無を確認するとと					
	もに、その結果を所長および原子炉主任技					
	術者に報告する。					
	10.3号炉について,発電課長は,その他 自然災害の影響により,原子炉施設に重大					
	な影響を及ぼす可能性があると判断した場					
	合は,発電管理課長に報告する。発電管理					
	課長は,所長,原子炉主任技術者および関 係課長に連絡するとともに,必要に応じて					
	安全停止状態を維持するための措置につい					
	て協議する。					
	※1:その他自然災害発生時に行う活動を含					
	む(以下、本条において同じ。)。					
	※2:観測された震度は発電所周辺のあらか					
	じめ定めた測候所等の震度をいう。					

Ⅳ. 竜巻発生時の対応について

V. 火山(降灰)発生時の対応について

事象対応	原子炉施設保安規定	原子炉施設保安規定 添付1-2	関連する 品質マネジメント文書
	(火山影響等発生時の体制の整備(2号炉))	3. 火山影響等, 積雪	前頃マインクノト 人告 【事象発生前の対応】
事象発生前の対応	第17条の3 2号炉について、防災課長	3. 4 手順書の整備	無し
	は、火山現象による影響が発生するおそれ	防災課長は、以下の活動を実施することを品質マネジメント文書に定める。	
無し	がある場合または発生した場合(以下「火	 ①降下火砕物の侵入防止 	【事象発生後の対応】
	山影響等発生時」という。)における原子炉	発電課長は、外気取入口に設置しているバグフィルタ等の差圧監視および外気取入ダンパの	1, 4, 5
	施設の保全のための活動*1を行う体制の整	閉止, 換気空調系の停止または事故時運転モードにより建屋内への降下火砕物の侵入を防止す	 自然災害対応要領書
事象発生時の対応	備として、次の各号を含む計画を策定し、	<u>δ</u>	・運転手順書
争家先生时の刘心	所長の承認を得る。また、計画は、添付1	(2) ②降下火砕物および積雪の除去作業	
	-2に示す「火災、内部溢水、火山影響	各課長は、降下火砕物の堆積または積雪が確認された場合は、降下火砕物および積雪より防	2
①外気取入ダンパの閉止,換気空調系の停止, 玉紙電気転	等、その他自然災害および有毒ガス対応に	護すべき屋外の施設ならびに降下火砕物および積雪より防護すべき施設を内包する建屋につ	 自然災害対応要領書
再循環運転	係る実施基準」に従い策定する。	いて、堆積により施設に悪影響を及ぼさないよう降下火砕物および積雪を除去する。	・除灰・除雪等対応手順書
②降下火砕物の除去(建屋等)	(1) 火山影響等発生時における原子炉施	(3) ③非常用ディーゼル発電機の機能を維持するための対策	
③火山灰フィルタ取付	設の保全のための活動を行うために必	原子炉課長は、火山影響発生時において、非常用ディーゼル発電機の機能を維持するため、	3
④高圧代替注水系による炉心の冷却	要な要員の配置に関すること	非常用ディーゼル発電機への火山灰フィルタの取り付けを実施する。	 自然災害対応要領書
⑤原子炉隔離時冷却系による炉心の冷却 の駅会は対策可要の開た	(2) 火山影響等発生時における原子炉施	a. 手順着手の判断基準	・プレフィルタ設置手順書
⑥緊急時対策所扉の開放	設の保全のための活動を行う要員に対	気象庁が発表する降灰予報(「速報」または「詳細」)により女川原子力発電所を含む地域(女	
⑦通信連絡設備への給電	する教育訓練に関すること	川町、石巻市)への「多量」の降灰が予想された場合、気象庁が発表する噴火に関する火山観	6, 8
8代替設備の確保	(3)火山影響等発生時における原子炉施	測報において地理的領域(発電所敷地から半径160km)内の火山に噴火が確認されたが、	 自然災害対応要領書
9原子炉施設の損傷の有無を確認	設の保全のための活動を行うために必	噴火後10分以内に降灰予報が発表されない場合または降下火砕物による発電所への重大な	
	要なフィルタその他の資機材の配備に		
	関すること	なお、その後降灰予報が発表され、発電所への降灰が「多量」未満もしくは範囲外となった	 自然災害対応要領書
	2. 2号炉について、各課長は、前項の計画	場合は、体制を解除する。	・重大事故等対応要領書 (EHG)
	に基づき、次の各号を含む火山影響等発生	(4)④高圧代替注水系を用いた炉心を冷却するための対策	
	時における原子炉施設の保全のための活動	発電課長は、火山影響等発生時において外部電源喪失および非常用ディーゼル発電機が機能	9
	を行うために必要な体制および手順の整備	喪失し、かつ原子炉隔離時冷却系が機能喪失した場合は、炉心損傷を防止するため高圧代替注	 自然災害対応要領書
	を実施する。	水系を使用し炉心の冷却を行う。	・火災, 内部溢水, 火山影響等およびそ
	(1) 火山影響等発生時における非常用交	a. 手順着手の判断基準	の他自然災害対応後における保安確
	流動力電源設備の機能を維持するため	火山影響等発生時において外部電源喪失が発生し、非常用ディーゼル発電機3台がともに機	認要領書
	の対策に関すること	能喪失し、かつ原子炉隔離時冷却系が機能喪失した場合。	・原子炉主任技術者の職務等運用要領
	(2)(1)に掲げるものの他,火山影響等	(5) ⑤原子炉隔離時冷却系を用いた炉心の著しい損傷を防止するための対策	
	発生時における代替電源設備その他の	発電課長は、火山影響等発生時において外部電源喪失および非常用ディーゼル発電機が機能	
	炉心を冷却するために必要な設備の機	喪失した場合は、炉心損傷を防止するため原子炉隔離時冷却系を使用し炉心の冷却を行う。	
	能を維持するための対策に関すること	a. 手順着手の判断基準	
	(3)(2)に掲げるものの他,火山影響等		
	発生時に交流動力電源が喪失した場合	能喪失した場合。	
	における炉心の著しい損傷を防止する	(6) <u>⑥緊急時対策所</u> の居住性確保に関 <u>する対策</u>	
	ための対策に関すること	各課長は、火山影響等発生時において緊急時対策建屋の扉を開放することにより緊急時対策	
	3. 2号炉について,各課長は,第1項	所の居住性を確保する。	
	(1)の要員に第2項の手順を遵守させ	a. 手順着手の判断基準	
	る。	気象庁が発表する降灰予報(「速報」または「詳細」)により女川原子力発電所を含む地域(女	
	4. 2号炉について,各課長は,第2項の活	川町,石巻市)への「多量」の降灰が予想された場合,気象庁が発表する噴火に関する火山観	
	動の実施結果を取りまとめ、第1項に定め	測報において地理的領域(発電所敷地から半径160km)内の火山に噴火が確認されたが噴	
	る事項について定期的に評価を行うととも	火後10分以内に降灰予報が発表されない場合または降下火砕物による発電所への重大な影	
	に,評価の結果に基づき必要な措置を講	響が予想された場合。	
	じ、防災課長に報告する。防災課長は、第	なお、その後降灰予報が発表され、発電所への降灰が「多量」未満もしくは範囲外となった	
	1項に定める事項について定期的に評価を	場合は、体制を解除する。	

事象対応	原子炉施設保安規定		原子炉施設(、 呆安規定 添付1-	2		関連する 品質マネジメント文書
	 行うとともに、評価の結果に基づき必要な 措置を講じる。 5.2号炉について、発電課長は、火山現象 の影響により、原子炉施設の保安に重大な 影響を及ぼす可能性があると判断した場合 は、発電管理課長に報告する。発電管理課 長は、所長、原子炉主任技術者および関係 課長に連絡するとともに、必要に応じて原 子炉停止等の措置について協議する。 6.2号炉について、原子力部長は、火山現 象に係る新たな知見等の収集、反映等を実施する。 ※1:火山影響等発生時に行う活動を含む (以下、本条において同じ。)。 	火山影 複数シロイ 複数シロイ 火山影 (a) 電源車 1 (b) 電源車 (c) 小山た (c) 小山 (c) 小山	単絡設備に関する対策 響等発生時における通信連絡他 準保することにより機能を確保 は、電源車(緊急時対策所用) 響等発生時にはフィルクの取者 (緊急時対策所用)へのフィルク 音手の判断基準 庁が発表する降灰予報(「速報 町,石巻市)への「多量」の降 別報において、地理的領域(第 が噴火後10分以内に降灰子 大な影響が予想された場合。) その後降灰予報が発表され、 たの後降灰予報が発表され、 は、体制を解除する。 (緊急時対策所用)による給雪 長は、電源車(緊急時対策所用) による給雪 長は、電源車(緊急時対策所用)による給 非常用ディーゼル発電機かり (緊急時対策所用)フィルタ= 長は、電源車(緊急時対策所用) アルタ= 長は、電源車(緊急時対策所用) アルタ= 長は、電源車(緊急時対策所用) アルタ= 長は、電源車(緊急時対策所用) でルタ= 長は、電源車(緊急時対策所用) たよる約 (緊急時対策所用)フィルタ= 長は、電源車(緊急時対策所用) たよる約 (緊急時対策所用)で小名音 を)	Rする。非常用ディーセ から緊急時対策所内の 基之・清掃が容易なフ 「準備 て、電源車(緊急時対策 タコンテナの取り付けれ リまたは「詳細」)によ 経死が予想された場合、 含電所敷地から半径16 報が発表されない場合 発電所への降灰が「多 電開始は、火山影響等 らの受電が不能となっア コンテナのフィルタ取考 引、起動から12時間以	 小発電機の根の 小発電機の根の 小発電機の根の 小の差に連絡設((ルタコンテー (1)の機能 (1)の構成 (1)の <li< td=""><td>能が喪失した場合 備へ給電する。 +を接続する。 たを接続する。 たを接続する。 たを接続する。 たでしていたいでは、 たてる噴火に関する シスムに関する。 たたし、 たてので、 たてので、 たたし、 たてので、 たたし、 たたし、 たたし、 の で たたし、 の たたっ、 の たたっ、 、 、 、 、 、 、 の 、 、 、 、 、 、 た の 、 、 、 、 、 の 、 、 の 、 、 の の 、 の 、 の の の の の 、 の 、 の の の の の の の の の の の の の</td><td>前貨マインメント大香</td></li<>	能が喪失した場合 備へ給電する。 +を接続する。 たを接続する。 たを接続する。 たを接続する。 たでしていたいでは、 たてる噴火に関する シスムに関する。 たたし、 たてので、 たてので、 たたし、 たてので、 たたし、 たたし、 たたし、 の で たたし、 の たたっ、 の たたっ、 、 、 、 、 、 、 の 、 、 、 、 、 、 た の 、 、 、 、 、 の 、 、 の 、 、 の の 、 の 、 の の の の の 、 の 、 の の の の の の の の の の の の の	前貨マインメント大香
		<u>作業</u> <u>手順</u> No.	対応手段	<u>要員</u>	要員数	想定時間	
		(3)	<u>非</u> 常用ディーゼル発電機 <u>へ火山灰フィルタ取付け</u> <u>¾1</u>	<u>重大事故等対応要</u> <u>員</u>	4	<u>60分</u>	
		(4)	<u>高圧代替注水系を用いた</u> <u>炉心冷却</u>	<u>運転員</u> <u>(中央制御室)</u>	1	<u>15分</u>	
		(5)	<u>原子炉隔離時冷却系を用</u> <u>いた炉心冷却</u>	<u>運転員</u> <u>(中央制御室)</u>	<u>1</u>	<u>速やかに</u>	
		<u>(7) a.</u> <u>b.</u>	<u>電源車(緊急時対策所</u> <u>用)による給電の準備作</u> <u>業および給電開始</u>	<u>重大事故等対応要</u> <u>員</u>	3	<u>90分</u>	
		<u>(7)</u> c.	<u>電源車(緊急時対策所</u> <u>用)フィルタコンテナの</u> フィルタ取替え	<u>重大事故等対応要</u> 員	2	<u>50分</u>	
		※1:1班2	名で2班が並行で実施する。			·]	

V. 火山(降灰)発生時の対応について

			間本ナフ
事象対応	事象対応 原子炉施設保安規定 原子炉施設保安規定		関連する 品質マネジメント文書
	(9)	 ⑧代替設備の確保 各課長は、火山影響等発生時または積雪により、安全施設の構造健全性が維持できない場 を考慮して、代替設備による必要な機能の確保、安全上支障のない期間における補修の実施 により、安全機能を維持する。 ⑨哆灰時の原子炉施設への影響確認 各課長は、降灰が確認された場合は、原子炉施設への影響を確認するため、降下火砕物よ 防護すべき施設ならびに降下火砕物より防護すべき施設を内包する建屋について、点検を行 とともに、その結果を所長および原子炉主任技術者に報告する。 	等 り

V. 火山(降灰)発生時の対応について

Ⅵ. 有毒ガス発生時の対応について

事象対応	原子炉施設保安規定	原子炉施設保安規定 添付1-2	関連する 品質マネジメント文書
 事象発生前の対応 ①発電所敷地内外の有毒化学物質の確認 ②可動源の輸送ルート管理 ③防護具の着用及び防護具のバックアップ体 制整備の対策 事象発生時の対応 無し 	 (有毒ガス発生時の体制の整備(2号炉)) 第17条の5 2号炉について、防災課長 は、発電所敷地内において有毒ガスを確認した場合(以下「有毒ガス発生時」という。)における原子炉施設の保全のための運転員および重大事故等対策要員(運転員を除く。)(以下「運転・対処要員」という。)の防護のための活動※1を行う体制の整備として、次の事項を含む計画を策定し、所長の承認を得る。また、計画は、添付1-2に示す「火災、内部溢水、火山影響等、その他自然災害および有毒ガス対応に係る実施基準」に従い策定する。 (1)運転・対処要員の防護のための活動を行うために必要な要員の配置に関すること (2)運転・対処要員の防護のための活動を行うために必要な資機材の配備に関すること (3)運転・対処要員の防護のための活動を行うために必要な資機材の配備に関すること 2.2号炉について、各課長は、前項の計画に基づき、運転・対処要員の防護のための活動を行うために必要な資機材の配備に関すること 3.2号炉について、各課長は、第2項に定める事項について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じ、防災課長に報告する。防災課長は、第1項に定める事項について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じる。 4.2号炉について、発電課長は、有毒ガスの影響により、原子炉施設の保安に重大な影響を及ぼす可能性があると判断した場合は、発電管理課長に報告する。発電管理課長に減齢するとともに、必要に応じて原子炉停止等の措置について協議する。 ※1:有毒ガス発生時に行う活動を含む(以下、本条において同じ。)。 	 7. 有毒ガス 7. 有毒ガス 7. 有毒ガス 7. 有毒ガス 7. 有毒ガス 7. 有毒ガス 7. 有毒ガス防護の確認に関する手順 (a) ①各課長は、発電所敷地内外において貯蔵施設に保管されている有毒ガスを発生させるお それのある有毒化学物質(以下「固定原」という。)および発電所敷地内において輸送手段の 輸送容器に保管されている有毒ガスを発生させるおそれのある有毒化学物質(以下「可動原」 という。)に対して、(b) 項および(c) 項の実施により、運転・対処要員の吸気中の有毒 ガス濃度を有毒ガス防護のための判断基準値を下回るようにする。 (b) ①防災課長は、発電所敷地内および中央制御室等から半径10 km近傍における新たな有 毒ガス防護を実施する。 (c) ②各課長は、可動源の輸送ルートについて、運転員および緊急時対策所内で指示を行う要 員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が有毒ガス防護のための判断基準値を下回るよう運 用管理を実施する。 (a) ③各課長は、可動源の輸送ルートについて、運転員および緊急時対策所内で指示を行う要 (a) ③各課長は、予期せぬ有毒ガスの発生に対して、防護具の着用および防護具のバックアッ ブ体制整備の対策を実施する。 	【事条発生前の対応】 ①, ②, ③ • 自然災害対応要領書 【事条発生後の対応】 無し

Ⅶ. 地震発生時の対応について

事象対応	原子炉施設保安規定	原子炉施設保安規定 添付1-2	関連する
			品質マネジメント文書
古色改化社会社会	(その他自然災害発生時等の体制の整備)	4. 地震	【事象発生前の対応】
事象発生前の対応	第17条の4 2号炉について,防災課長	4.4 手順書の整備	
①23④波及的影響防止の観点による設備の	は、原子炉施設内においてその他自然災害	(1)防災課長は、以下の活動を実施することを品質マネジメント文書に定める。	 自然災害対応要領書
設置位置、構造及び影響防止措置等の管理	(「地震,津波,竜巻,積雪等」をいう。以	a. 波及的影響防止に関する手順	
5施設管理・点検	下,本条において同じ。)が発生した場合に おける原子炉施設の保全のための活動 ^{※1} を	(a) ① <u>各課長は、波及的影響を防止するよう現場を維持するため、2号炉の機器設置時の配慮</u> 事項等を定めて管理する。	・保修業務実施要領書
	行う体制の整備として、次の事項を含む計	<u> 事項等をためて管理する。</u> (b) ②各課長は、2号炉の機器・配管等の設置および点検資材等の仮設・仮置時における、耐	
事象発生時の対応	画を策定し、所長の承認を得る。また、計	(b) ② 社球支は、25万の機論・配置等の設置ねよび点便員初等の仮設・仮置時における、画 震重要施設(耐震Sクラス施設)および常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和	
	画は、添付1-2に示す「火災、内部溢	設備、常設重大事故防止設備(設計基準拡張)(当該設備が属する耐震重要度分類がSクラ	
①原子炉施設の損傷の有無を確認	水、火山影響等、その他自然災害および有	スのもの)または常設重大事故緩和設備(設計基準拡張)ならびにこれらが設置される重大	【事象発生後の対応】
②代替設備の確保	- - - - - - - - - - - - - -	事故等対処施設(以下「耐震重要施設等」という。)に対する下位クラス施設*1の波及的影	1
③プラントの停止	5.	響(4つの観点 ^{*2} および溢水・火災の観点)を防止する。	・地震後の保安確認要領書
④可搬型ポンプユニットによる排水	(1) その他自然災害発生時における原子	※1:耐震重要施設等以外の施設をいう。	
⑤原子炉施設の損傷の有無を確認	炉施設の保全のための活動を行うため	※2:4つの観点とは、以下をいう。	
	に必要な要員の配置に関すること	i.設置地盤および地震応答性状の相違等に起因する相対変位または不等沈下による影	 自然災害対応要領書
	(2) その他自然災害発生時における原子	<u>#</u>	(3)
	炉施設の保全のための活動を行う要員	ii. 耐震重要施設等と下位クラス施設との接続部における相互影響	・運転手順書
	に対する教育訓練に関すること	<u>iii. 建屋内における下位クラス施設の損傷, 転倒および落下等による耐震重要施設等へ</u>	 (4), (5) ・自然災害対応要領書
	(3) その他自然災害発生時における原子	<u>の影響</u>	• 日然火舌刈心安限音
	炉施設の保全のための活動を行うため	iv. 建屋外における下位クラス施設の損傷, 転倒および落下等による耐震重要施設等へ	
	に必要な資機材の配備に関すること		
	2.2号炉について、各課長は、前項の計画	b. 設備の保管に関する手順	
	に基づき、その他自然災害発生時における	(a) ③各課長は、2号炉の可搬型重大事故等対処設備について、地震による周辺斜面の崩壊・	
	原子炉施設の保全のための活動を行うため に必要な体制および手順の整備を実施す	<u> 溢水・火災等の影響により重大事故等に対処するために必要な機能を喪失しないよう、固縛</u> 措置、分散配置、転倒防止対策等による適切な保管がなされていることを確認する。	
	に必要な体制わよい于順の整備を美施りる。	110, 万取配直, 転回的正対東寺による適切な床官かなされていることを確認する。 (b) ④各課長は、2号炉の可搬型重大事故等対処設備のうち、屋外の車両型設備等について、	
	る。 3.2号炉について,各課長は,第2項の活	1 (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1	
	動の実施結果を取りまとめ、第1項に定め	c. 地震発生時の原子炉施設への影響確認に関する手順	
	る事項について定期的に評価を行うととも	①各課長は、発電所周辺のあらかじめ定めた測候所等において震度5弱以上の地震が観測	
	に、評価の結果に基づき必要な措置を講	された場合、原子炉施設の損傷の有無を確認するとともに、その結果を所長および原子炉主	
	じ、防災課長に報告する。防災課長は、第		
	1 項に定める事項について定期的に評価を	d. 代替設備の確保	
	行うとともに、評価の結果に基づき必要な	②各課長は、地震の影響により、安全施設の構造健全性が維持できない場合を考慮して、	
	措置を講じる。	代替設備による必要な機能の確保,安全上支障のない期間における補修の実施等により,安	
	4.2号炉について,発電課長は,その他自	全機能を維持する。	
	然災害の影響により、原子炉施設の保安に	e. 地下水位低下設備の機能喪失時の対応	
	重大な影響を及ぼす可能性があると判断し	(a) ③発電課長は、防災課長に可搬型ポンプユニットによる排水措置を依頼する。また、発電	
	た場合は、発電管理課長に報告する。発電	課長は、第57条に基づき必要に応じて原子炉を停止する。	
	管理課長は、所長、原子炉主任技術者およ	(b) ④防災課長は、第57条に基づき可搬型ポンプユニットによる排水措置を実施する。	
	び関係課長に連絡するとともに、必要に応	f 地工大位上目時の国了后按款。の影響確認	
	じて原子炉停止等の措置について協議す z	f.地下水位上昇時の原子炉施設への影響確認 ⑤各課長は、地下水位が設計用地下水位を超過したおそれがあることを確認した場合は、	
	る。 5.2号炉について、原子力部長は、その他	⑤谷課長は、地下水位か設計用地下水位を超過しにおそれかめることを確認した場合は、 事象収束後、原子炉施設の損傷の有無を確認するとともに、その結果を所長および原子炉主	
	5.2 気炉について、原子刀部長は、その他 自然災害に係る新たな知見等の収集、反映	<u>事象収束後、原ナア加設の損傷の有悪を確認するとともに、その結果を所長ねよの原ナ炉主</u> 任技術者に報告する。	
	日然火苦に体る初たな知免寺の収集,反映 等を実施する。	<u> 「 </u>	
	**2 美旭 9 る。 6.2号炉について,原子力部長は,その	g.地下水位低下設備の過設管理, 点候 ⑤原子炉課長, 電気課長, 計測制御課長および土木課長は, 地下水位低下設備の要求機能	
	0. 4 5 // 10 20 10, /示 1 // 印以は, 20/	◎/ハ 1 / MAX, 电入环区, 印顶的阿萨环区43 5 0 上小环区13, 地上小世区 取用の安水饭肥	

事象対応			
	 他自然災害のうち地震に関して、新たな波 及的影響の観点の抽出を実施する。 7.2号炉について、原子力部長は、地震観 測および影響確認に関する活動を実施す る。 8.2号炉について、原子力部長は、定期的 に発電所周辺の航空路の変更状況を確認 し、確認結果に基づき防護措置の要否を判 断する。防護措置が必要と判断された場合 は、関係個所へ防護措置の検討依頼を行 う。また、関係個所の対応が完了したこと を確認する。 9.3号炉について、各課長は、震度5弱以 上の地震が観測⁸²された場合は、地震終了 後原子炉施設の損傷の有無を確認するとと もに、その結果を所長および原子炉主任技 術者に報告する。 10.3号炉について、発電課長は、その他 自然災害の影響により、原子炉主低技術者に報告する。 10.3号炉について、発電課長は、その他 自然災害の影響により、原子炉施設に重大 な影響を及ぼす可能性があると判断した場 合は、発電管理課長に報告する。発電管理 課長は、所長、原子炉主任技術者および関 係課長に連絡するとともに、必要に応じて 安全停止状態を維持するための措置につい て協議する。 ※1:その他自然災害発生時に行う活動を含 む(以下、本条において同じ。)。 ※2:観測された震度は発電所周辺のあらか じめ定めた測候所等の震度をいう。 	 <u> を維持するため、施設管理計画に基づき適切に施設管理、点検を実施するとともに、必要に応じ値修を行う。</u> 1. 地下水位低下設備の設計条件の変更の要否確認 (a) 土木課長は、地下水位の観測記録が、設計用地下水位を下回ることを確認する。 (b) 土木課長は、地下水位に影響を与える大規模な地盤改良や地中構造物の設置・撤去等を行う場合,設計用地下水位への影響確認を行う。 	

Ⅶ. 地震発生時の対応について