実線・・設備運用又は体制等の相違(設計方針の相違)

波線・・記載表現、設備名称の相違(実質的な相違なし)

まとめ資料比較表 〔技術的能力 1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等〕 「**2017.12.20 版**) 東海第二発電所(2018.9.18 版) 島根原子力発電所 2 号炉 備考

比較表において、相違理由を類型化したものについて以下にまとめて記載する。下記以外の相違については、備考欄に相違理由を記載する。 相違No. 相違理由 1 柏崎6/7は、自主対策設備として第二代替交流電源設備を設置 (2) 東海第二は,残留熱除去系の冷却水確保のための設備として,常設の緊急用海水系を四十八条の重大事故等対処設備,可搬の代替残留熱除去系海水系を自主対策設備として整備 3 島根2号炉は、四十九条の重大事故等対処設備として、格納容器代替スプレイ系(常設)を新規で設置したことから、復水輸送系を自主対策設備として整備 4 島根2号炉の燃料補給設備は、設置許可基準規則第五十七条にて記載する整理 (5) 配管構成の相違による注水経路の相違 6 島根2号炉の消火ポンプは電動駆動 7 島根2号炉は、中央制御室の運転員にて対応 (8) 判断基準として確認する対象パラメータの相違 |島根2号炉の中央制御室は,島根1号炉と共用であり,複数号炉の同時被災時において,情報の混乱や指揮命令が遅れることのないよう当直副長の指揮に基づき運転操作対応を実 9 $\widehat{10}$ 島根2号炉は、操作者の1名を記載。柏崎6/7号炉は、操作者及び確認者の2名を記載 (11) 島根2号炉はD/Wスプレイが優先であるため、D/WからS/Cへの切替えを記載 (12) 設備構成、対応する要員及び所要時間の相違 13 |島根2号炉は,復水輸送系及び消火系によるスプレイの想定時間が同等であるため,重大事故等への対処(消火)に使用する消火系より復水輸送系によるスプレイを優先 **14**) |島根2号炉は、B系配管使用時に手動弁の開操作が必要であり、A系と手順が異なるため系統別に手順を記載

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等	1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等	1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等	
< 目 次 >	< 目 次 >	< 目 次 >	
1.6.1 対応手段と設備の選定	1.6.1 対応手段と設備の選定	1.6.1 対応手段と設備の選定	
(1) 対応手段と設備の選定の考え方	(1) 対応手段と設備の選定の考え方	(1) 対応手段と設備の選定の考え方	
(2) 対応手段と設備の選定の結果	(2) 対応手段と設備の選定の結果	(2) 対応手段と設備の選定の結果	
a. 炉心の著しい損傷防止のための対応手段及び設備	a. 炉心の著しい損傷防止のための対応手段及び設備	a. 炉心の著しい損傷防止のための対応手段及び設備	
(a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備	(a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備	(a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備	
i . 代替格納容器スプレイ	i) 代替格納容器スプレイ	i 格納容器代替スプレイ	
ii . 重大事故等対処設備と自主対策設備	ii) 重大事故等対処設備と自主対策設備	ii 重大事故等対処設備と自主対策設備	
(b) サポート系故障時の対応手段及び設備	(b) サポート系故障時の対応手段及び設備	(b) サポート系故障時の対応手段及び設備	
i . 復旧	i) 復旧	i 復旧	
ii . 重大事故等対処設備 <u>と自主対策設備</u>	ii) 重大事故等対処設備 <u>と自主対策設備</u>	ii 重大事故等対処設備	・設備の相違
b. 原子炉格納容器の破損を防止するための対応手段及び設	b. 原子炉格納容器の破損を防止するための対応手段及び	b. 原子炉格納容器の破損を防止するための対応手段及び	【柏崎 6/7】
備	設備	設備	柏崎 6/7 は,自主対
(a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備	(a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備	(a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備	策設備として第二代替
i . 代替格納容器スプレイ	i) 代替格納容器スプレイ	i 格納容器代替スプレイ	交流電源設備を設置
ii . 格納容器代替除熱	ii) 格納容器代替除熱	ii 格納容器代替除熱	(以下,①の相違)
iii . 重大事故等対処設備と自主対策設備	iii) 重大事故等対処設備と自主対策設備	iii 重大事故等対処設備と自主対策設備	【東海第二】
			東海第二は,残留熱
			除去系の冷却水確保の
			ための設備として、常
			設の緊急用海水系を四
			十八条の重大事故等対
			処設備,可搬の代替残
			留熱除去系海水系を自
			主対策設備として整備
			(以下,②の相違)
(b) サポート系故障時の対応手段及び設備	(b) サポート系故障時の対応手段及び設備	(b) サポート系故障時の対応手段及び設備	
i . 復旧	i) 復旧	i 復旧	
ii . 重大事故等対処設備 <u>と自主対策設備</u>	ii) 重大事故等対処設備 <u>と自主対策設備</u>	ii 重大事故等対処設備	・設備の相違
c. 手順等	c. 手順等	c . 手順等	【柏崎 6/7, 東海第二】
1.6.2 重大事故等時の手順	1.6.2 重大事故等時の手順	1.6.2 重大事故等時の手順	①, ②の相違
1.6.2.1 炉心の著しい損傷防止のための対応手順	1.6.2.1 炉心の著しい損傷防止のための対応手順	1.6.2.1 炉心の著しい損傷防止のための対応手順	
(1) フロントライン系故障時の対応手順	(1) フロントライン系故障時の対応手順	(1) フロントライン系故障時の対応手順	
a. 代替格納容器スプレイ	a. 代替格納容器スプレイ	a. 格納容器代替スプレイ	
(a) <u>代替格納容器スプレイ冷却系(常設)</u> による原子炉格	(a) <u>代替格納容器スプレイ冷却系(常設)</u> による原子炉	(a) <u>格納容器代替スプレイ系</u> (常設)による原子炉格納	
納容器内へのスプレイ	格納容器内へのスプレイ	容器内へのスプレイ	
	(c) <u>補給水系</u> による原子炉格納容器内へのスプレイ	(b) <u>復水輸送系による原子炉格納容器内へのスプレイ</u>	・設備の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
			【柏崎 6/7 】
			島根2号炉は,四十
			九条の重大事故等対処
			設備として,格納容器
			代替スプレイ系(常
			設) を新たに設置した
			ことから,復水輸送系
			を自主対策設備として
			整備
(b) 消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ	(b) 消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ	(c) 消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ	(以下,③の相違)
(c) 代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) による原子炉	(d) 代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) による原子	(d) 格納容器代替スプレイ系 (可搬型) による原子炉格	
格納容器内へのスプレイ(淡水/海水)	炉格納容器内へのスプレイ (淡水/海水)	納容器内へのスプレイ(淡水/海水)	
b. 重大事故等時の対応手段の選択	b. 重大事故等時の対応手段の選択	b. 重大事故等時の対応手段の選択	
(2) サポート系故障時の対応手順	(2) サポート系故障時の対応手順	(2) サポート系故障時の対応手順	
a. 復旧	a. 復旧	a. 復旧	
(a) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプ	(a) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのス	(a) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのス	
レイ	プレイ	プレイ	
(b) 残留熱除去系電源復旧後のサプレッション・チェン	(b) 残留熱除去系電源復旧後のサプレッション・プール	(b) 残留熱除去系電源復旧後のサプレッション・プール	
バ・プールの除熱	の除熱	水の除熱	
b. 重大事故等時の対応手段の選択	b. 重大事故等時の対応手段の選択	b. 重大事故等時の対応手段の選択	
1.6.2.2 原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順	1.6.2.2 原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順	1.6.2.2 原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順	
(1) フロントライン系故障時の対応手順	(1) フロントライン系故障時の対応手順	(1) フロントライン系故障時の対応手順	
a. 代替格納容器スプレイ	a. 代替格納容器スプレイ	a. 格納容器代替スプレイ	
(a) 代替格納容器スプレイ冷却系(常設) による原子炉格	(a) 代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による原子炉	(a) <u>格納容器代替スプレイ系</u> (常設)による原子炉格納	
納容器内へのスプレイ	格納容器内へのスプレイ	容器内へのスプレイ	30./# o Lova.
	(c) 補給水系による原子炉格納容器内へのスプレイ	(b) <u>復水輸送系による原子炉格納容器内へのスプレイ</u>	設備の相違【************************************
			【柏崎 6/7, 東海第二】 ③の相違
(b) 消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ	(b) 消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ	(c) 消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ	
(c) <u>代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)</u> による原子炉	(d) <u>代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)</u> による原子	(d) 格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格	
格納容器内へのスプレイ (淡水/海水)	炉格納容器内へのスプレイ (淡水/海水)	納容器内へのスプレイ(淡水/海水)	
b. 格納容器代替除熱	b. 格納容器代替除熱	b. 格納容器代替除熱	
(a) ドライウェル冷却系による原子炉格納容器内の代替除	(a) <u>ドライウェル内ガス冷却装置</u> による原子炉格納容器	(a) ドライウェル冷却系による原子炉格納容器内の代替	
熱	内の代替除熱	除熱	
c. 重大事故等時の対応手段の選択	c. 重大事故等時の対応手段の選択	c. 重大事故等時の対応手段の選択	
(2) サポート系故障時の対応手順	(2) サポート系故障時の対応手順	(2) サポート系故障時の対応手順	
a. 復旧	a. 復旧	a. 復旧	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
(a) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプ	(a) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのス	(a) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのス	
レイ	プレイ	プレイ	
(1) 对你把她队士不忌害伤口似不见一个,	(1) TP 571 种 FA 上 五 岳) 压 (上 口 似 の 1) 一		
(b) 残留熱除去系電源復旧後のサプレッション・チェン	(b) 残留熱除去系電源復旧後のサプレッション・プール	(b) 残留熱除去系電源復旧後のサプレッション・プール	
バ・プールの除熱	の除熱	水の除熱	
b. 重大事故等時の対応手段の選択	b. 重大事故等時の対応手段の選択	b. 重大事故等時の対応手段の選択	
1.6.2.3 重大事故等対処設備(設計基準拡張) による対応手順	1.6.2.3 設計基準事故対処設備による対応手順	1.6.2.3 重大事故等対処設備(設計基準拡張)による対応手順	
(1) 残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード) による原子	(1) 残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)による原子炉格		
炉格納容器内へのスプレイ	納容器内へのスプレイ	器内へのスプレイ	
77 ТЕМІРЕ ВЕТ 3 (227.2) С. Т.	703 H H 1 3 - 122 1 2 1 1	HHI CONTRACTOR OF THE CONTRACT	
(2) 残留熱除去系 (サプレッション・チェンバ・プール水冷却	(2) 残留熱除去系 (サプレッション・プール冷却系) によるサ	(2) 残留熱除去系 (サプレッション・プール水冷却モード) に	
モード)によるサプレッション・チェンバ・プールの除熱	プレッション・プールの除熱	よるサプレッション・プール水の除熱	
1.6.2.4 その他の手順項目について考慮する手順	1.6.2.4 その他の手順項目について考慮する手順	1.6.2.4 その他の手順項目について考慮する手順	
添付資料 1.6.1 審査基準,基準規則と対処設備との対応表	添付資料1.6.1 審査基準,基準規則と対処設備との対応表	添付資料 1.6.1 審査基準,基準規則と対処設備との対応表	
	添付資料1.6.2 自主対策設備仕様	添付資料 1.6.2 自主対策設備仕様	・記載表現の相違
			【柏崎 6/7】
			島根2号炉は, 自主
			対策設備の設備概要を
			記載
添付資料 1.6.2 対応手段として選定した設備の電源構成図	添付資料1.6.3 対応手段として選定した設備の電源構成図	添付資料 1.6.3 対応手段として選定した設備の電源構成図	
添付資料 1.6.3 重大事故対策の成立性	添付資料1.6.4 重大事故対策の成立性	添付資料 1.6.4 重大事故対策の成立性	
1. 代替格納容器スプレイ冷却系(常設)		1. 格納容器代替スプレイ系(常設)による原	・記載表現の相違
による原子炉格納容器内へのスプレイ		子炉格納容器内へのスプレイ	【東海第二】
			島根2号炉は,中央
			制御室運転員の作業の
			成立性を記載
	2. 捕給水系による原子炉格納容器内へのス	2. 復水輸送系による原子炉格納容器内へのス	・設備の相違
	プレイ	<u>プレイ</u>	【柏崎 6/7】
	(1) 系統構成		③の相違
2. 消火系による原子炉格納容器内へのス	1. 消火系による原子炉格納容器内へのスプ	3. 消火系による原子炉格納容器内へのスプレ	
プレイ	レイ	1	
	(1) 系統構成		
3. 代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬	3. 代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)	4. 格納容器代替スプレイ系 (可搬型) による	
型)による原子炉格納容器内へのスプ	による原子炉格納容器内へのスプレイ	原子炉格納容器内へのスプレイ(淡水/海	
レイ (淡水/ 海水)	(淡水/海水)	水)	
	(1) 代替格納容器スプレイ冷却系(可		

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	搬型)として使用する可搬型代替		
	注水中型ポンプ又は可搬型代替注		
	水大型ポンプによる送水(淡水/		
	海水)		
	(2) 系統構成		
		5. 残留熱除去系電源復旧後の中央制御室から	・資料構成の相違
		の原子炉格納容器内へのスプレイ	【柏崎 6/7, 東海第二】
			島根2号炉は,中央
			制御室運転員の作業の
			成立性を記載
		6. 残留熱除去系電源復旧後の中央制御室から	資料構成の相違
		のサプレッション・プール水の除熱	【柏崎 6/7, 東海第二】
			島根2号炉は,中央
			制御室運転員の作業の
			成立性を記載
4. ドライウェル冷却系による原子炉格納		7. ドライウェル冷却系による原子炉格納容器	・資料構成の相違
容器内の代替除熱		内の代替除熱	【柏崎 6/7, 東海第二
		1.2.5.1.4 H 19.000	島根2号炉は、中央
			制御室運転員の作業の
			成立性を記載
		8. 残留熱除去系(格納容器冷却モード)によ	・資料構成の相違
		る原子炉格納容器内へのスプレイ	【柏崎 6/7, 東海第二
		のが 1 が 作材が存むとし、 マンハン レイ	島根2号炉は、中央
			制御室運転員の作業の
			成立性を記載
		0 难印勃险十岁(4)。	・ ・ 資料構成の相違
		9. 残留熱除去系(サプレッション・プール水	
		冷却モード)によるサプレッション・プー	【柏崎 6/7, 東海第二
		ル水の除熱	島根2号炉は、中央
			制御室運転員の作業の
			成立性を記載
5. 残留熱除去系(B)配管使用による原子			・記載表現の相違
炉格納容器内へのスプレイ(全交流動			【柏崎 6/7】
力電源喪失時)			島根2号炉は、対応
			手順毎に作業の成立性
			を記載する整理として
			おり、残留熱除去系暦
			管使用による原子炉格
			納容器内へのスプレイ

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
			(全交流動力電源喪失 時)の成立性は,添付 資料 1.6.4-4 に記載
	添付資料1.6.5 残留熱除去系(サプレッション・プール冷却系)によるサプレッション・プールの除熱における手順着手の判断基準の設定根拠について	添付資料 1.6.5 残留熱除去系 (サプレッション・プール水冷却 モード) によるサプレッション・プール水の除 熱における手順着手の判断基準の設定根拠につ いて	・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は、残留 熱除去系(サプレッション・プール水冷却モード)によるサプレッション・プールの除熱 における手順着手の判 断基準の設定根拠を記 載
	添付資料1.6.6 炉心損傷及び原子炉圧力容器破損後の注水及び除熱の考え方について	添付資料 1.6.6 炉心損傷,原子炉圧力容器破損後の注水及び除 熱の考え方について	・運用の相違 【東海第二】 島根2号炉は,酸素 濃度基準式等による とではないないではないでいる。 、る除型 を開始がいる。 、のによりでは、のによりでは、のによりでは、 、のは、 、のは、 、のは、 、のは、 、のは、 、のは、 、のは、 、
	添付資料1.6.7 常設低圧代替注水系ポンプの機能確保の妥当性 について		・運用の相違 【東海第二】 島根2号炉は,低圧 原子炉代替注水ポンプ による同時注水は実施 しない

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
			・記載表現の相違
			【東海第二】
			島根2号炉の大量送
			水車による同時注水の
			設計方針については,
			四十九条補足説明資料
			「49-6 容量設定根拠」
			にて記載
添付資料 1.6.4 解釈一覧	添付資料1.6.8 解釈一覧	添付資料 1.6.7 解釈一覧	・記載表現の相違
1. 判断基準の解釈一覧		1. 判断基準の解釈一覧	【東海第二】
2. 操作手順の解釈一覧		2. 操作手順の解釈一覧	島根2号炉は、解釈
3. 各号炉の弁番号及び弁名称一覧		3. 弁番号及び弁名称一覧	一覧の見出し項目を記
3. 但为於沙开留有及以开石桥 見		9.	載
			収
	添付資料1.6.9 手順のリンク先について	添付資料 1.6.8 手順のリンク先について	・記載表現の相違
			【柏崎 6/7】
			島根2号炉は手順の
			リンク先を記載

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

東海第二発電所 (2018.9.18版)

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

【要求事項】

- 1 発電用原子炉設置者において、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、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。
- 2 発電用原子炉設置者は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

【解釈】

- 1 第1 項に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等」及び第2 項に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。
- (1) 炉心の著しい損傷を防止するための原子炉格納容器の冷却等
- a) 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、格納容器スプレイ代替注水設備により、 原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために 必要な手順等を整備すること。
- (2) 原子炉格納容器の破損を防止するための原子炉格納容 器の冷却等
- a) 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、格納容器スプレイ代替注水設備により、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な手順等を整備すること。

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は、残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード及びサプレッション・チェンバ・プール水冷却モード) による冷却機能であ

【要求事項】

- 1 発電用原子炉設置者において、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 納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手 順等が適切に整備されているか、又は整備される方針 が適切に示されていること。
- 2 発電用原子炉設置者は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

【解釈】

- 1 第1項に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度 を低下させるために必要な手順等」及び第2項に規定 する「原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性 物質の濃度を低下させるために必要な手順等」とは、 以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有す る措置を行うための手順等をいう。
- (1) 炉心の著しい損傷を防止するための原子炉格納容器 の冷却等
- a) 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、格納容器スプレイ代替注水設備に より、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させ るために必要な手順等を整備すること。
- (2) 原子炉格納容器の破損を防止するための原子炉格納容器の冷却等
- a) 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、格納容器スプレイ代替 注水設備により、原子炉格納容器内の圧力及び温度並 びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な手順 等を整備すること。

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は、残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)及び残留熱除去系(サプレッション・プール冷却系)による冷却機能である。

【要求事項】

1 発電用原子炉設置者において、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、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

島根原子力発電所 2号炉

備考

2 発電用原子炉設置者は、炉心の著しい損傷が発生した場合 において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格 納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下さ せるために必要な手順等が適切に整備されているか、又は 整備される方針が適切に示されていること。

【解釈】

- 1 第1項に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等」及び第2項に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。
- (1) 炉心の著しい損傷を防止するための原子炉格納容器の 冷却等
- a) 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、格納容器スプレイ代替注水設備により、 原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために 必要な手順等を整備すること。
- (2) 原子炉格納容器の破損を防止するための原子炉格納容 器の冷却等
- a) 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、格納容器スプレイ代替注水設備により、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な手順等を整備すること。

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は,残留熱除去系(格納容器冷却モード)及び残留熱除去系(サプレッション・プール水冷却モード)による冷却機能である。

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
δ_{\circ}			
この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	この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	この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	
ため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる対処設備	るため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる対処設備	るため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる対処設備	
と整備している。	を整備する。	を整備する。	
また, 炉心の著しい損傷が発生した場合においても原子炉格納			
F器の破損を防止するため, 原子炉格納容器内の圧力及び温度	容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並		
がに放射性物質の濃度を低下させる対処設備を整備している。	びに放射性物質の濃度を低下させる対処設備を整備する。	びに放射性物質の濃度を低下させる対処設備を整備する。	
ここでは、これらの対処設備を活用した手順等について説明す			
5°	る。	る。	

1.6.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の 圧力及び温度を低下させる必要がある。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、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射 性物質の濃度を低下させる必要がある。原子炉格納容器内 を冷却するための設計基準事故対処設備として、残留熱除 去系(格納容器スプレイ冷却モード及びサプレッション・ チェンバ・プール水冷却モード)を設置している。

これらの設計基準事故対処設備が健全であれば、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が、設計基準事故対処設備が故障した場合は、その機能を代替するために、設計基準事故対処設備が有する機能、相互関係を明確にした(以下「機能喪失原因対策分析」という。)上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定する(第1.6.1 図)。

重大事故等対処設備のほかに、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び自主対策設備※1を選定する。

※1 自主対策設備: 技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。

選定した重大事故等対処設備により,技術的能力審査基準(以下「審査基準」という。)だけでなく,設置許可基準規則第四十九条及び技術基準規則第六十四条(以下「基準規則」という。)の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに,自主対策設備との関係を明確にする。

1.6.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の 圧力及び温度を低下させる必要がある。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、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射 性物質の濃度を低下させる必要がある。原子炉格納容器内 を冷却するための設計基準事故対処設備として、残留熱除 去系(格納容器スプレイ冷却系)及び残留熱除去系(サプ レッション・プール冷却系)を設置している。

これらの設計基準事故対処設備が健全であれば、重大事故等の対処に用いるが、設計基準事故対処設備が故障した場合は、その機能を代替するために、設計基準事故対処設備が有する機能、相互関係を明確にした(以下「機能喪失原因対策分析」という。)上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定する(第1.6-1図)。

重大事故等対処設備のほかに、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び自主対策設備*1を選定する。

※1 自主対策設備:技術基準上の全ての要求事項を満たす ことや全てのプラント状況において使 用することは困難であるが、プラント 状況によっては、事故対応に有効な設 備

選定した重大事故等対処設備により,技術的能力審査基準(以下「審査基準」という。)だけでなく,設置許可基準規則第四十九条及び技術基準規則第六十四条(以下「基準規則」という。)の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに,自主対策設備との関係を明確にする。

1.6.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

炉心の著しい損傷を防止するため,原子炉格納容器内の 圧力及び温度を低下させる必要がある。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,原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射 性物質の濃度を低下させる必要がある。原子炉格納容器内 を冷却するための設計基準事故対処設備として,残留熱除 去系(格納容器冷却モード)及び残留熱除去系(サプレッ ション・プール水冷却モード)を設置している。

島根原子力発電所 2号炉

これらの設計基準事故対処設備が健全であれば、重大事故等対処設備(設計基準拡張)として位置付け重大事故等の対処に用いるが、設計基準事故対処設備が故障した場合は、その機能を代替するために、設計基準事故対処設備が有する機能、相互関係を明確にした(以下「機能喪失原因対策分析」という。)上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定する(第1.6—1図)。

重大事故等対処設備のほかに、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び自主対策設備*1を選定する。

※1 自主対策設備:技術基準上のすべての要求事項を 満たすことやすべてのプラント状 況において使用することは困難で あるが、プラント状況によって は、事故対応に有効な設備。

選定した重大事故等対処設備により、「技術的能力審査 基準」(以下「審査基準」という。)だけでなく、「設置 許可基準規則」第四十九条及び「技術基準規則」第六十四 条(以下「基準規則」という。)の要求機能を満足する設 備が網羅されていることを確認するとともに、自主対策設 備との関係を明確にする。

	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
対応手段と設備の選定の結果	(2) 対応手段と設備の選定の結果	(2) 対応手段と設備の選定の結果	
重大事故等対処設備(設計基準拡張)である残留熱除去	設計基準事故対処設備である残留熱除去系(格納容器ス	重大事故等対処設備(設計基準拡張)である残留熱除去	
<u>系(格納容器スプレイ冷却モード</u> 又は <u>サプレッション・チ</u>	プレイ冷却系) 又は残留熱除去系(サプレッション・プー	系(格納容器冷却モード)又は残留熱除去系(サプレッシ	
エンバ・プール水冷却モード) が健全であれば重大事故等	<u>ル冷却系)</u> が健全であれば重大事故等対処設備として重大	<u>ョン・プール水冷却モード</u>)が健全であれば重大事故等の	
の対処に用いる。	事故等の対処に用いる。	対処に用いる。	
残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)による原	残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)による原子炉	残留熱除去系(格納容器冷却モード)による原子炉格納容	
子炉格納容器内の除熱で使用する設備は以下のとおり。	格納容器内の除熱で使用する設備は以下のとおり。	器内の除熱で使用する設備は以下のとおり。	
・残留熱除去系ポンプ	・残留熱除去系ポンプ	・残留熱除去ポンプ	
・サプレッション・チェンバ	・サプレッション・チェンバ	・サプレッション・チェンバ	
・残留熱除去系熱交換器	• 残留熱除去系熱交換器	• 残留熱除去系熱交換器	
・残留熱除去系配管・弁・ストレーナ	・残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・スプレイヘッダ	・残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ	
・格納容器スプレイ・ヘッダ		・格納容器スプレイ・ヘッダ	
• 原子炉格納容器	• 原子炉格納容器	• 原子炉格納容器	
・原子炉補機冷却系	・残留熱除去系海水系ポンプ	・原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む。)	
	・残留熱除去系海水系ストレーナ		
• 非常用交流電源設備	• 非常用交流電源設備	• 非常用交流電源設備	
	• 燃料給油設備		・記載表現の相違 【東海第二】
残留熱除去系(サプレッション・チェンバ・プール水冷	残留熱除去系(サプレッション・プール冷却系)による	残留熱除去系(サプレッション・プール水冷却モード)に	
却モード)によるサプレッション・チェンバ・プールの除		よるサプレッション・プール水の除熱で使用する設備は以下	給設備は、設置許可
熱で使用する設備は以下のとおり。	おり。	のとおり。	準規則第五十七条に
・残留熱除去系ポンプ	・残留熱除去系ポンプ	・残留熱除去ポンプ	記載する整理
・サプレッション・チェンバ	・サプレッション・チェンバ	・サプレッション・チェンバ	(以下, ④の相違)
・残留熱除去系熱交換器	• 残留熱除去系熱交換器	• 残留熱除去系熱交換器	
・残留熱除去系配管・弁・ストレーナ	・残留熱除去系配管・弁・ストレーナ	・残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ	
・原子炉格納容器	・原子炉格納容器	・原子炉格納容器	
・原子炉補機冷却系	・残留熱除去系海水系ポンプ	・原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む。)	
// 1 // IIII/X-112//	・残留熱除去系海水系ストレーナ		
・非常用交流電源設備	· 非常用交流電源設備	非常用交流電源設備	
	• 燃料給油設備		 ・記載表現の相違
	ZOXILIDELETICATOR		【東海第二】
			④の相違
			<u> </u>

機能喪失原因対策分析の結果, フロントライン系故障として, 残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード及びサプレッション・チェンバ・プール水冷却モード)の故障を想定する。

また, サポート系故障として, 全交流動力電源喪失又は 原子炉補機冷却系の故障を想定する。

設計基準事故対処設備に要求される機能の喪失原因から 選定した対応手段及び審査基準,基準規則からの要求によ り選定した対応手段と,その対応に使用する重大事故等対 処設備及び自主対策設備を以下に示す。

なお、機能喪失を想定する設計基準事故対処設備、対応 に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備と整備す る手順についての関係を第1.6.1 表に整理する。

- a. 炉心の著しい損傷防止のための対応手段及び設備
- (a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備
 - i . 代替格納容器スプレイ

設計基準事故対処設備である残<u>留熱除去系(格納</u> 容器スプレイ冷却モード)の故障により原子炉格納 容器内の除熱ができない場合は、代替格納容器スプレイ冷却系(常設)、消火系及び代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる手段がある。

(i) <u>代替格納容器スプレイ冷却系</u>(常設) による 原子炉格納容器内の冷却

代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による原 子炉格納容器内の冷却で使用する設備は以下のと おり。

- ・復水移送ポンプ
- 復水貯蔵槽
- · 復水補給水系配管 · 弁
- 残留熱除去系配管 弁
- 格納容器スプレイ・ヘッダ

東海第二発電所(2018.9.18版)

機能喪失原因対策分析の結果、フロントライン系故障として、残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)及び残留 熱除去系(サプレッション・プール冷却系)の故障を想定する。

また, サポート系故障として, 全交流動力電源喪失又は 残留熱除去系海水系の故障を想定する。

設計基準事故対処設備に要求される機能の喪失原因から 選定した対応手段及び審査基準,基準規則からの要求によ り選定した対応手段と,その対応に使用する重大事故等対 処設備及び自主対策設備を以下に示す。

なお、機能喪失を想定する設計基準事故対処設備、対応 に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備と整備す る手順についての関係を第1.6-1表に整理する。

- a. 炉心の著しい損傷防止のための対応手段及び設備
- (a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備
 - i) 代替格納容器スプレイ

(i) <u>代替格納容器スプレイ冷却系</u>(常設)による原 子炉格納容器内の冷却

代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による原 子炉格納容器内の冷却で使用する設備は以下のと おり。

- ・常設低圧代替注水系ポンプ
- 代替淡水貯槽
- ・低圧代替注水系配管・弁
- ・代替格納容器スプレイ冷却系配管・弁
- ・残留熱除去系B系配管・弁・スプレイヘッダ

島根原子力発電所 2号炉

機能喪失原因対策分析の結果,フロントライン系故障として,残留熱除去系(格納容器冷却モード)及び残留熱除去系(サプレッション・プール水冷却モード)の故障を想定する。

また, サポート系故障として, 全交流動力電源喪失又は 原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む。) の故障を 想定する。

設計基準事故対処設備に要求される機能の喪失原因から 選定した対応手段及び審査基準,基準規則からの要求によ り選定した対応手段と,その対応に使用する重大事故等対 処設備及び自主対策設備を以下に示す。

なお、機能喪失を想定する設計基準事故対処設備、対応 に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備と整備す る手順についての関係を第1.6-1表に整理する。

- a. 炉心の著しい損傷防止のための対応手段及び設備
- (a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備
 - i 格納容器代替スプレイ

設計基準事故対処設備である残<u>留熱除去系(格納</u> 容器冷却モード)の故障により原子炉格納容器内の 除熱ができない場合には,<u>格納容器代替スプレイ系</u> (常設),<u>復水輸送系,</u>消火系及び格納容器代替ス プレイ系(可搬型)により原子炉格納容器内の圧力 及び温度を低下させる手段がある。

(i) <u>格納容器代替スプレイ系</u>(常設)による原子炉 格納容器内の冷却

格納容器代替スプレイ系(常設)による原子炉 格納容器内の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・低圧原子炉代替注水ポンプ
- 低圧原子炉代替注水槽
- ・低圧原子炉代替注水系 配管・弁
- 残留熱除去系 配管 弁
- 格納容器スプレイ・ヘッダ

・設備の相違 【柏崎 6/7】

③の相違

備考

・設備の相違

【東海第二】

配管構成の相違による注水経路の相違 (以下, ⑤の相違)

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
・高圧炉心注水系配管・弁			・設備の相違
・原子炉格納容器	• 原子炉格納容器	• 原子炉格納容器	【柏崎 6/7】
			⑤の相違
非常用交流電源設備			・設備の相違
・常設代替交流電源設備	• 常設代替交流電源設備	• 常設代替交流電源設備	【柏崎 6/7】
			電源構成及び給電対
			象負荷の相違
<u>・</u> 第二代替交流電源設備			・設備の相違
			【柏崎 6/7】
			①の相違
• 代替所內電気設備		• 代替所内電気設備	・設備の相違
, (A), () = (A),			【東海第二】
			電源構成及び給電対
			象負荷の相違
			SONIA FIBEE
• 可搬型代替交流電源設備	• 可搬型代替交流電源設備		・設備の相違
			【柏崎 6/7, 東海第二】
			電源構成及び給電対
			象負荷の相違
	· 燃料給油設備		・記載表現の相違
			【東海第二】
			④の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	(iii) <u>補給水系</u> による原子炉格納容器内の冷却	(ii) 復水輸送系による原子炉格納容器内の冷却	・設備の相違
	補給水系による原子炉格納容器内の冷却で使用	復水輸送系による原子炉格納容器内の冷却で使	【柏崎 6/7】
	する設備は以下のとおり。	用する設備は以下のとおり。	③の相違
	・復水移送ポンプ	・復水輸送ポンプ	
	・復水貯蔵タンク	・復水貯蔵タンク	
	・捕給水系配管・弁	・復水輸送系配管・弁	
	・消火系配管・弁		・設備の相違
	・残留熱除去系 <u>B系</u> 配管・弁・スプレイヘッダ	・残留熱除去系配管・弁	【東海第二】
		格納容器スプレイ・ヘッダ	⑤の相違
	• 原子炉格納容器	• 原子炉格納容器	
		• 非常用交流電源設備	・設備の相違
	• 常設代替交流電源設備	• 常設代替交流電源設備	【東海第二】
	• 可搬型代替交流電源設備	• 可搬型代替交流電源設備	電源構成及び給電
		代替所内電気設備	象負荷の相違
	• 非常用交流電源設備		
	• 燃料給油設備		- ・記載表現の相違
			【東海第二】
			4 の相違
			,,,,,_

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
(ii)消火系による原子炉格納容器内の冷却	(ii) 消火系による原子炉格納容器内の冷却	<u>(iii)</u> 消火系による原子炉格納容器内の冷却	
消火系による原子炉格納容器内の冷却で使用す	消火系による原子炉格納容器内の冷却で使用す	消火系による原子炉格納容器内の冷却で使用す	
る設備は以下のとおり。	る設備は以下のとおり。	る設備は以下のとおり。	
		・補助消火ポンプ	・設備及び運用の相違
ディーゼル駆動消火ポンプ	ディーゼル駆動消火ポンプ	・消火ポンプ	【柏崎 6/7, 東海第二】
		• 補助消火水槽	島根2号炉は、補助
・ろ過水タンク	・ ろ過水<u>貯蔵</u>タンク	・ろ過水タンク	消火水槽及び補助消火
			ポンプを有しており,
			当該設備による注水も
			可能
	<u>多目的タンク</u>		・設備の相違
・消火系配管・弁	・消火系配管・弁	・消火系 配管・弁	【柏崎 6/7, 東海第二】
・復水 <u>補給水</u> 系配管・弁		・復水 <u>輸送</u> 系 配管・弁	島根2号炉の消火ポ
・残留熱除去系配管・弁	・残留熱除去系 <u>B系</u> 配管・弁・スプレイヘッダ	・残留熱除去系 配管・弁	ンプは電動駆動
・格納容器スプレイ・ヘッダ		・格納容器スプレイ・ヘッダ	(以下,⑥の相違)
・原子炉格納容器	・原子炉格納容器	・原子炉格納容器	
・非常用交流電源設備	• 非常用交流電源設備	• 非常用交流電源設備	
・常設代替交流電源設備	• 常設代替交流電源設備	• 常設代替交流電源設備	
· 第二代替交流電源設備			・設備の相違
・可搬型代替交流電源設備	• 可搬型代替交流電源設備	• 可搬型代替交流電源設備	【柏崎 6/7】
			①の相違
• 代替所内電気設備		• 代替所内電気設備	・設備の相違
			【東海第二】
			電源構成及び給電対
			象負荷の相違
・燃料補給設備	· 燃料給油設備		・設備の相違
			【柏崎 6/7, 東海第二】
			⑥の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
(iii) 代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)によ	(iv) 代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による	(iv) <u>格納容器代替スプレイ系(可搬型)</u> による原子	
る原子炉格納容器内の冷却	原子炉格納容器内の冷却	炉格納容器内の冷却	
代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による	代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による	格納容器代替スプレイ系 (可搬型) による原子	
原子炉格納容器内の冷却で使用する設備は以下の	原子炉格納容器内の冷却で使用する設備は以下の	炉格納容器内の冷却で使用する設備は以下のとお	
とおり。	とおり。	り。	
・可搬型代替注水ポンプ (A-2級)	・可搬型代替注水中型ポンプ	・大量送水車	
	・可搬型代替注水大型ポンプ		
・防火水槽	• 西側淡水貯水設備	・輪谷貯水槽(西1)	
		• 輪谷貯水槽(西2)	
・淡水貯水池	• 代替淡水貯槽		
・ホース・接続口	・ホース	・ホース・接続口	
		・可搬型ストレーナ	
	・低圧代替注水系配管・弁		・設備の相違
・復水補給水系配管・弁	・代替格納容器スプレイ冷却系配管・弁	・格納容器代替スプレイ系 配管・弁	【東海第二】
・残留熱除去系配管・弁	・残留熱除去系配管・弁・スプレイヘッダ	・残留熱除去系 配管・弁	⑤の相違
・格納容器スプレイ・ヘッダ		・格納容器スプレイ・ヘッダ	
・原子炉格納容器	・原子炉格納容器	・原子炉格納容器	
• 非常用交流電源設備			・設備の相違
• 常設代替交流電源設備	• 常設代替交流電源設備	• 常設代替交流電源設備	【柏崎 6/7】
			電源構成及び給電対
			象負荷の相違
• 第二代替交流電源設備			・設備の相違
• 可搬型代替交流電源設備	• 可搬型代替交流電源設備	• 可搬型代替交流電源設備	【柏崎 6/7】
			①の相違
• 代替所內電気設備		• 代替所內電気設備	・設備の相違
• 燃料補給設備	• 燃料給油設備	• 燃料補給設備	【東海第二】
			電源構成及び給電対
			象負荷の相違
なお、防火水槽を水源として利用する場合は、淡			・設備の相違
水貯水池と防火水槽の間にあらかじめ敷設したホー			【柏崎 6/7】
スを使用して淡水貯水池から淡水を補給する。淡水			島根2号炉は,常設
貯水池を水源として利用する場合はあらかじめ敷設			のホースを使用せず可
したホースを使用するが、当該ホースが使用できな			搬のホースにて送水を
い場合は可搬のホースにて淡水貯水池からの直接送			実施
<u>水ラインを構成する。</u>			
また、代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)に	なお,代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)	なお、格納容器代替スプレイ系(可搬型)によ	
よる原子炉格納容器内の冷却は,防火水槽又は淡水	による原子炉格納容器内の冷却は, <u>西側淡水貯水</u>	る原子炉格納容器内の冷却は、代替淡水源(輪谷	

貯水池の淡水だけでなく、海水も利用できる。

ii . 重大事故等対処設備と自主対策設備

代替格納容器スプレイで使用する設備のうち、復水移送ポンプ、復水貯蔵槽、復水補給水系配管・弁、残留熱除去系配管・弁、格納容器スプレイ・ヘッダ、高圧炉心注水系配管・弁、原子炉格納容器、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、代替所内電気設備、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)、ホース・接続口及び燃料補給設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

防火水槽及び淡水貯水池は「1.13 重大事故等の 収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】1 b)項 を満足するための代替淡水源(措置)として位置付 ける。非常用交流電源設備は重大事故等対処設備 (設計基準拡張)として位置付ける。

これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定 した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設 備が全て網羅されている。

(添付資料1.6.1)

以上の重大事故等対処設備により、設計基準事故 対処設備である残留熱除去系(<u>格納容器スプレイ冷</u> <u>却モード</u>)が故障した場合においても、原子炉格納 容器内の圧力及び温度を低下させることができる。

また, 以下の設備はプラント状況によっては事故 対応に有効な設備であるため, 自主対策設備として 位置付ける。あわせて, その理由を示す。 東海第二発電所 (2018.9.18版)

設備又は代替淡水貯槽の淡水だけでなく,海水も 利用できる。

ii) 重大事故等対処設備と自主対策設備

代替格納容器スプレイで使用する設備のうち、常 設低圧代替注水系ポンプ、代替淡水貯槽、低圧代替 注水系配管・弁、代替格納容器スプレイ冷却系配 管・弁、残留熱除去系B系配管・弁・スプレイヘッ ダ、原子炉格納容器、常設代替交流電源設備、可搬 型代替交流電源設備、可搬型代替注水大型ポンプ、 可搬型代替注水中型ポンプ、西側淡水貯水設備、ホース、残留熱除去系配管・弁・スプレイヘッダ及び 燃料給油設備は重大事故等対処設備として位置付け る。

これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定 した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設 備が全て網羅されている。

(添付資料1.6.1)

以上の重大事故等対処設備により、設計基準事故 対処設備である残留熱除去系(格納容器スプレイ治 却系)及び残留熱除去系(サプレッション・プール 治却系)が故障した場合においても、原子炉格納容 器内の圧力及び温度を低下させることができる。

また,以下の設備はプラント状況によっては事故 対応に有効な設備であるため,自主対策設備として 位置付ける。あわせて,その理由を示す。

・復水移送ポンプ,復水貯蔵タンク,補給水系配 管・弁

耐震性は確保されていないが、使用可能であれば原子炉格納容器内を冷却する手段として有効である。(添付資料1.6.2)

島根原子力発電所 2号炉

<u>貯水槽(西1)及び輪谷貯水槽(西2)</u>の淡水だけでなく、海水も利用できる。

ii 重大事故等対処設備と自主対策設備

格納容器代替スプレイで使用する設備のうち,低 圧原子炉代替注水ポンプ,低圧原子炉代替注水槽, 低圧原子炉代替注水系配管・弁,残留熱除去系配 管・弁,格納容器スプレイ・ヘッダ,原子炉格納容 器,常設代替交流電源設備,可搬型代替交流電源設 備,代替所内電気設備,大量送水車,ホース・接続 口,格納容器代替スプレイ系配管・弁,及び燃料補 給設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

輪谷貯水槽(西1)及び輪谷貯水槽(西2)は 「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源(措置)として位置付ける。

これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定 した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設 備がすべて網羅されている。

(添付資料1.6.1)

以上の重大事故等対処設備により、設計基準事故対処設備である残留熱除去系(格納容器治却モード)及び残留熱除去系(サプレッション・プール水治却モード)が故障した場合においても、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることができる。

また,以下の設備はプラント状況によっては事故 対応に有効な設備であるため,自主対策設備として 位置付ける。併せて,その理由を示す。

・復水輸送ポンプ,復水貯蔵タンク,復水輸送系 配管・弁

耐震性は確保されていないが、使用可能であれば原子炉格納容器内を冷却する手段として有効である。

・設備の相違

備考

【柏崎 6/7】

⑤の相違

・設備の相違

【柏崎 6/7】

⑤の相違

・設備の相違

【東海第二】

島根2号炉は,代替 淡水源を措置として位 置付けている

・設備の相違【柏崎 6/7】

③の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
・ディーゼル駆動消火ポンプ, ろ過水タンク, 消火系配管・弁	・ディーゼル駆動消火ポンプ, ろ過水貯蔵タン ク, 多目的タンク, 消火系配管・弁	・補助消火ポンプ、消火ポンプ、補助消火水槽、 ろ過水タンク、消火系配管・弁	・設備及び運用の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2 号炉は,補助 消火水槽及び補助消火 ポンプを有しており, 当該設備による注水も 可能
耐震性は確保されていないが、復水移送ポンプと同等の機能(流量)を有することから、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合において、原子炉格納容器内を冷却する手段として有効である。 - 第二代替交流電源設備 耐震性は確保されていないが、常設代替交流電源設 1.6-14備と同等の機能を有することから、健全性が確認できた場合において、重大事故等の対処に必要な電源を確保するための手段として有効である。	耐震性は確保されていないが、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合において、原子炉格納容器内を冷却する手段として有効である。	耐震性は確保されていないが、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合において、原子炉格納容器内を冷却する手段として有効である。 (添付資料1.6.2)	・設備の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版) 東海第二発電所(2018.9.18版) 島根原子力発電所 2号炉 備考 (b) サポート系故障時の対応手段及び設備 (b) サポート系故障時の対応手段及び設備 (b) サポート系故障時の対応手段及び設備 i . 復旧 i) 復旧 i 復旧 全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系の故障によ 全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系の故 全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系(原子 り、設計基準事故対処設備である残留熱除去系(格納容 障により, 設計基準事故対処設備である残留熱除去 炉補機海水系を含む。)の故障により、設計基準事 器スプレイ冷却モード及びサプレッション・チェンバ・ 系(格納容器スプレイ冷却系)及び残留熱除去系 故対処設備である残留熱除去系(格納容器冷却モー プール水冷却モード) による原子炉格納容器内の除熱が (サプレッション・プール冷却系) による原子炉格 ド) 及び残留熱除去系(サプレッション・プール水 できない場合は、「(a) i. 代替格納容器スプレイ」の手 納容器内の除熱ができない場合は,「(a)i) 代替 冷却モード)による原子炉格納容器内の除熱ができ ない場合は,「(a)i 格納容器代替スプレイ」の 段に加え、常設代替交流電源設備又は第二代替交流電源 格納容器スプレイ」の手段に加え、常設代替交流電 設備の相違 設備を用いて非常用所内電気設備へ電源を供給し、原子 源設備を用いて緊急用メタルクラッド開閉装置(以 手段に加え、常設代替交流電源設備として使用する 【柏崎 6/7】 炉補機冷却系又は代替原子炉補機冷却系により冷却水を ①の相違 下「メタルクラッド開閉装置」を「M/C」とい ガスタービン発電機を用いて緊急用メタクラ(以下 確保することで残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モ う。) を受電した後、緊急用M/CからM/C 2C 「緊急用M/C」という。)を受電した後,緊急用 ード及びサプレッション・チェンバ・プール水冷却モー 又はM/C 2Dへ電源を供給し、残留熱除去系海水 M/Cから非常用所内電気設備である非常用高圧母 ド)を復旧し、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下 系,緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系によ 線C系(以下「M/C C系」という。)又は非常 設備の相違 用高圧母線D系(以下「M/C D系」という。) させる手段がある。 り冷却水を確保することで残留熱除去系(格納容器 【東海第二】 ②の相違 スプレイ冷却系)及び残留熱除去系(サプレッショ へ電源を供給し、原子炉補機冷却系(原子炉補機海 ン・プール冷却系)を復旧し、原子炉格納容器内の 水系を含む。)又は原子炉補機代替冷却系により冷 圧力及び温度を低下させる手段がある。 却水を確保することで残留熱除去系(格納容器冷却 モード)及び残留熱除去系(サプレッション・プー ル水冷却モード)を復旧し,原子炉格納容器内の圧 力及び温度を低下させる手段がある。

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
(i)代替交流電源設備による <u>残留熱除去系(格納容器スプ</u>	(i) 代替交流電源設備による <u>残留熱除去系(格納容器</u>	(i) 代替交流電源設備による残 <u>留熱除去系(格納容</u>	
レイ冷却モード)の復旧	スプレイ冷却系) の復旧	器冷却モード)の復旧	
代替交流電源設備による <u>残留熱除去系(格納容器スプ</u>	代替交流電源設備による残留熱除去系(格納容	代替交流電源設備による残留熱除去系(格納容	
レイ冷却モード)の復旧で使用する設備は以下のとお	<u>器スプレイ冷却系)</u> の復旧で使用する設備は以下	器冷却モード)の復旧で使用する設備は以下のと	
り。	のとおり。	おり。	
・残留熱除去系ポンプ	・残留熱除去系ポンプ	・残留熱除去ポンプ	
・サプレッション・チェンバ	・サプレッション・チェンバ	・サプレッション・チェンバ	
• 残留熱除去系熱交換器	• 残留熱除去系熱交換器	• 残留熱除去系熱交換器	
・残留熱除去系配管・弁・ストレーナ	・残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・スプレ	・残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ	
	<u>1</u>		
・格納容器スプレイ・ヘッダ		・格納容器スプレイ・ヘッダ	
・原子炉格納容器	・原子炉格納容器	・原子炉格納容器	
・原子炉補機冷却系	・残留熱除去系海水系ポンプ	・原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含	・設備の相違
	・残留熱除去系海水系ストレーナ	<u>tr.</u>)	【東海第二】
・代替原子炉補機冷却系	・緊急用海水ポンプ	・原子炉補機代替冷却系	②の相違
	・緊急用海水系ストレーナ		
	・可搬型代替注水大型ポンプ		
	<u>・ホース</u>		
• 常設代替交流電源設備	・常設代替交流電源設備	• 常設代替交流電源設備	
	・燃料給油設備		
・第二代替交流電源設備			
		• 代替所內電気設備	・設備の相違
			【柏崎 6/7】
			①の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
(ii)代替交流電源設備による <u>残留熱除去系(サプレッショ</u>	(ii) 代替交流電源設備による <u>残留熱除去系(サプレ</u>	(ii) 代替交流電源設備によ <u>る残留熱除去系(サプレ</u>	
ン・チェンバ・プール水冷却モード)の復旧	ッション・プール冷却系) の復旧	ッション・プール水冷却モード) の復旧	
代替交流電源設備による残留熱除去系(サプレッショ	代替交流電源設備による残留熱除去系(サプレ	代替交流電源設備による残留熱除去系(サプレ	
<u>ン・チェンバ・プール</u> 水冷却モード)の復旧で使用する	<u>ッション・プール冷却系</u>)の復旧で使用する設備	<u>ッション・プール</u> 水冷却モード)の復旧で使用す	
設備は以下のとおり。	は以下のとおり。	る設備は以下のとおり。	
・残留熱除去系ポンプ	・残留熱除去系ポンプ	・残留熱除去ポンプ	
・サプレッション・チェンバ	・サプレッション・チェンバ	・サプレッション・チェンバ	
• 残留熱除去系熱交換器	• 残留熱除去系熱交換器	・残留熱除去系熱交換器	
・残留熱除去系配管・弁・ストレーナ	・残留熱除去系配管・弁・ストレーナ	・残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ	
・原子炉格納容器	• 原子炉格納容器	・原子炉格納容器	
・原子炉補機冷却系	・残留熱除去系海水系ポンプ	・原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含	
	・残留熱除去系海水系ストレーナ	<u>t.</u>)	
・代替原子炉補機冷却系	・緊急用海水ポンプ	· 原子炉補機代替冷却系	・設備の相違
	・緊急用海水系ストレーナ		【東海第二】
	・可搬型代替注水大型ポンプ		②の相違
	・ホース		
・常設代替交流電源設備	・常設代替交流電源設備	・常設代替交流電源設備	
・第二代替交流電源設備			・設備の相違
			【柏崎 6/7】
			①の相違
		•代替所内電気設備	
	• 燃料給油設備		・記載表現の相違
			【東海第二】
			④の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
ii <u>:</u> 重大事故等対処設備 <u>と自主対策設備</u>	ii <u>)</u> 重大事故等対処設備 <u>と自主対策設備</u>	ii 重大事故等対処設備	
復旧で使用する設備のうち、サプレッション・チ	復旧で使用する設備のうち、残留熱除去系ポン	復旧で使用する設備のうち、サプレッション・チ	
ェンバ,格納容器スプレイ・ヘッダ,原子炉格納容	プ,サプレッション・チェンバ,残留熱除去系熱交	ェンバ,格納容器スプレイ・ヘッダ,原子炉格納容	
器,代替原子炉補機冷却系及び常設代替交流電源設	換器,残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・スプレ	器,原子炉補機代替冷却系,常設代替交流電源設備	・設備の相違
備は重大事故等対処設備として位置付ける。また、	<u>イヘッダ</u> ,原子炉格納容器, <u>残留熱除去系海水系</u> ポ	及び代替所内電気設備は重大事故等対処設備として	【東海第二】
残留熱除去系ポンプ,残留熱除去系熱交換器,残留	ンプ、残留熱除去系海水系ストレーナ、緊急用海水	位置付ける。また、残留熱除去ポンプ、残留熱除去	②の相違
熱除去系配管・弁・ストレーナ及び原子炉補機冷却	ポンプ、緊急用海水系ストレーナ、常設代替交流電	系熱交換器,残留熱除去系配管・弁・ストレーナ及	・記載表現の相違
系は重大事故等対処設備(設計基準拡張)として位	源設備及び燃料給油設備は重大事故等対処設備とし	び原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む。)	【東海第二】
置付ける。	て位置付ける。	は重大事故等対処設備(設計基準拡張)として位置	④の相違
		付ける。	
これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定	これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定	これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定	
した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設	した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設	した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設	
備が全て網羅されている。	備が全て網羅されている。	備がすべて網羅されている。	
(添付資料1.6.1)	(添付資料1.6.1)	(添付資料1.6.1)	
以上の重大事故等対処設備により、全交流動力電	以上の重大事故等対処設備により、全交流動力電	以上の重大事故等対処設備により、全交流動力電	
源喪失又は原子炉補機冷却系が故障した場合におい	源喪失又は残留熱除去系海水系が故障した場合にお	源喪失又は原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を	
ても、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させ	いても、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下さ	含む。)が故障した場合においても,原子炉格納容	
ることができる。	せることができる。	器内の圧力及び温度を低下させることができる。	
また、以下の設備はプラント状況によっては事故	また、以下の設備はプラント状況によっては事故		・設備の相違
対応に有効な設備であるため、自主対策設備として	対応に有効な設備であるため、自主対策設備として		【柏崎 6/7】
位置付ける。あわせて、その理由を示す。	位置付ける。あわせて、その理由を示す。		①の相違
· 第二代替交流電源設備	EE 110 00 0000 CONTROL CO		© > Inc
耐震性は確保されていないが, 常設代替交流電			
源設備と同等の機能を有することから、健全性が確			
認できた場合において、重大事故等の対処に必要な			
電源を確保するための手段として有効である。			
	・可搬型代替注水大型ポンプ,ホース		・設備の相違
	敷地に遡上する津波が発生した場合のアクセス		【東海第二】
	ルートの復旧には不確実さがあり、使用できない		②の相違
	場合があるが、可搬型代替注水大型ポンプによる		
	冷却水供給により残留熱除去系(格納容器スプレ		
	イ冷却系)又は残留熱除去系(サプレッション・		
	プール冷却系)が使用可能となれば、原子炉格納		
	容器内を除熱する手段として有効である。		
	(添付資料1.6.2)		

b. 原子炉格納容器の破損を防止するための対応手段及び

炉心の著しい損傷が発生した場合において, 設計

基準事故対処設備である残留熱除去系(格納容器ス

プレイ冷却系)の故障により原子炉格納容器内の除

熱ができない場合は、代替格納容器スプレイ冷却系

(常設),消火系,補給水系及び代替格納容器スプ

レイ冷却系(可搬型)により原子炉格納容器内の圧

力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させる手

なお、原子炉圧力容器の破損前に代替格納容器ス

プレイを実施することで,原子炉格納容器内の温度

上昇を抑制し、逃がし安全弁の環境条件を緩和する

東海第二発電所 (2018.9.18版)

(a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備

i) 代替格納容器スプレイ

段がある。

ことができる。

- b. 原子炉格納容器の破損を防止するための対応手段及び

島根原子力発電所 2号炉

- (a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備
 - i 格納容器代替スプレイ

炉心の著しい損傷が発生した場合において, 設計 基準事故対処設備である残留熱除去系(格納容器冷 却モード)の故障により原子炉格納容器内の除熱が できない場合は、格納容器代替スプレイ系(常 設),復水輸送系,消火系及び格納容器代替スプレ イ系(可搬型)により原子炉格納容器内の圧力及び 温度並びに放射性物質の濃度を低下させる手段があ

なお、原子炉圧力容器の破損前に格納容器代替ス プレイを実施することで,原子炉格納容器内の温度 上昇を抑制し、逃がし安全弁の環境条件を緩和する ことができる。ただし、 本操作を実施しない場合 であっても、評価上、原子炉圧力容器底部が破損に 至るまでの間、逃がし安全弁は発電用原子炉の減圧 機能を維持できる。

これらの対応手段で使用する設備は,「a. (a) i 格納容器代替スプレイ」で選定した設備と同様 である。

ii 格納容器代替除熱

常設代替交流電源設備を用いて非常用所内電気設 備へ電源を供給することで原子炉補機冷却系(原子 炉補機海水系を含む。)を復旧し、ドライウェル冷 却系により原子炉格納容器内の除熱を行う手段があ

設備の相違 【柏崎 6/7】 ③の相違

備考

- b. 原子炉格納容器の破損を防止するための対応手段及び設
- (a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備
- i. 代替格納容器スプレイ

炉心の著しい損傷が発生した場合において, 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)の故障により原子炉格納容器内の除熱ができ ない場合は、代替格納容器スプレイ冷却系(常設)、消 火系及び代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)により 原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃 度を低下させる手段がある。

なお、原子炉圧力容器の破損前に代替格納容器スプレ イを実施することで,原子炉格納容器内の温度上昇を抑 制し、逃がし安全弁の環境条件を緩和することができ る。ただし、 本操作を実施しない場合であっても、評価 上、原子炉圧力容器底部が破損に至るまでの間、逃がし 安全弁は発電用原子炉の減圧機能を維持できる。

これらの対応手段で使用する設備は, 「a. (a) i.代替 格納容器スプレイ」で選定した設備と同様である。

ii . 格納容器代替除熱

常設代替交流電源設備又は第二代替交流電源設備 を用いて非常用所内電気設備へ電源を供給すること で原子炉補機冷却系を復旧し、ドライウェル冷却系 により原子炉格納容器内の除熱を行う手段がある。

これらの対応手段で使用する設備は,「a. (a) i) 代替格納容器スプレイ」で選定した設備と同 様である。

ii) 格納容器代替除熱

非常用交流電源設備を用いてM/C 2C又はM /C 2Dへ電源を供給することで原子炉補機冷却 系を復旧し、ドライウェル内ガス冷却装置により原 子炉格納容器内の除熱を行う手段がある。

設備の相違 【柏崎 6/7】 ①の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
(i)ドライウェル冷却系による原子炉格納容器内の代	(i) ドライウェル内ガス冷却装置による原子炉格納	(i) <u>ドライウェル冷却系</u> による原子炉格納容器内の	
替除熱	容器内の代替除熱	代替除熱	
ドライウェル冷却系による原子炉格納容器内の代	ドライウェル内ガス冷却装置による原子炉格納	ドライウェル冷却系による原子炉格納容器内の	
替除熱で使用する設備は以下のとおり。	容器内の代替除熱で使用する設備は以下のとお	代替除熱で使用する設備は以下のとおり。	
	り。		
・ドライウェル冷却系送風機	・ドライウェル内ガス冷却装置送風機	・ドライウェル冷却装置	
・ドライウェル冷却系冷却器	・ドライウェル内ガス冷却装置冷却コイル		
	・原子炉格納容器	・原子炉格納容器	
・原子炉補機冷却系	・原子炉補機冷却系	原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系を含	
・常設代替交流電源設備		tra)	
		• 常設代替交流電源設備	・設備の相違
	・非常用交流電源設備		【東海第二】
			電源構成及び給電対
			象負荷の相違
<u>• 第二代替交流電源設備</u>			・設備の相違
			【柏崎 6/7】
			①の相違
	IANIOLAA NESTUATE		== +\ + == 0 +0\+.
	・燃料給油設備		・記載表現の相違
			【東海第二】
			④の相違

東海第二発電所 (2018.9.18版)

島根原子力発電所 2号炉

備考

iii . 重大事故等対処設備と自主対策設備

代替格納容器スプレイで使用する設備において, 重大事故等対処設備の位置付けは,「a.(a) ii.重大 事故等対処設備と自主対策設備」と同様である。

これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定 した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設 備が全て網羅されている。

(添付資料1.6.1)

以上の重大事故等対処設備により、炉心の著しい 損傷が発生した場合において、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)が故障した場合においても、原子炉格納容器内 の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させ ることができる。

また,以下の設備はプラント状況によっては事故 対応に有効な設備であるため,自主対策設備として 位置付ける。あわせて,その理由を示す。

・ディーゼル駆動消火ポンプ, ろ過水タンク, 消 火系配管・弁

耐震性は確保されていないが、<u>復水移送ポンプ</u>と同等の機能(流量)を有することから、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合において、原子炉格納容器内を冷却する手段として有効である。

・ドライウェル冷却系

耐震性は確保されておらず、除熱量は小さいが、常設代替交流電源設備<u>又は第二代替交流電源</u> 設備により原子炉補機冷却系を復旧し、原子炉格納容器内への冷却水通水及びドライウェル冷却系 送風機の起動が可能である場合、原子炉格納容器 iii) 重大事故等対処設備と自主対策設備

代替格納容器スプレイで使用する設備において, 重大事故等対処設備の位置付けは,「a. (a) ii)重 大事故等対処設備と自主対策設備」と同様である。

これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定 した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設 備が全て網羅されている。

(添付資料1.6.1)

以上の重大事故等対処設備により、炉心の著しい 損傷が発生した場合において、設計基準事故対処設 備である残留熱除去系(<u>格納容器スプレイ冷却系</u>) が故障した場合においても、原子炉格納容器内の圧 力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるこ とができる。

また、以下の設備はプラント状況によっては事故 対応に有効な設備であるため、自主対策設備として 位置付ける。<u>あわせて</u>、その理由を示す。

・復水移送ポンプ,復水貯蔵タンク,補給水系配 管・弁

耐震性は確保されていないが、使用可能であれば、原子炉格納容器内を冷却し、放射性物質の濃度を低下させる手段として有効である。

・ディーゼル駆動消火ポンプ, ろ過水貯蔵タン ク, 多目的タンク, 消火系配管・弁

耐震性は確保されていないが、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合において、原子炉格納容器内を冷却し、放射性物質の濃度を低下させる手段として有効である。

・ドライウェル内ガス冷却装置

耐震性は確保されていないが、非常用交流電源 設備により原子炉補機冷却系を復旧し、原子炉格 納容器内への冷却水通水及びドライウェル内ガス 冷却装置送風機の起動が可能である場合、原子炉 格納容器内を除熱する手段として有効である。 iii 重大事故等対処設備と自主対策設備

格納容器代替スプレイで使用する設備において, 重大事故等対処設備としての位置付けは,「a. (a) ii 重大事故等対処設備と自主対策設備」と同様である。

これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定 した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設 備がすべて網羅されている。

(添付資料1.6.1)

以上の重大事故等対処設備により、炉心の著しい 損傷が発生した場合において、設計基準事故対処設 備である残留熱除去系(<u>格納容器冷却モード</u>)が故障 した場合においても、原子炉格納容器内の圧力及び 温度並びに放射性物質の濃度を低下させることがで きる。

また,以下の設備はプラント状況によっては事故 対応に有効な設備であるため,自主対策設備として 位置付ける。併せて,その理由を示す。

・復水輸送ポンプ,復水貯蔵タンク,復水輸送系配管・弁

耐震性は確保されていないが、使用可能であれば、原子炉格納容器内を冷却し、放射性物質の濃度を低下させる手段として有効である。

・補助消火ポンプ,消火ポンプ,補助消火水槽, ろ過水タンク,消火系配管・弁

耐震性は確保されていないが,重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合において,原子炉格納容器内を冷却し,放射性物質の濃度を低下させる手段として有効である。

・ドライウェル冷却装置

耐震性は確保されておらず、除熱量は小さいが、常設代替交流電源設備により原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む。)を復旧し、原子炉格納容器内への冷却水通水及びドライウェル冷却装置の起動が可能である場合、原子炉格納容器

・設備の相違【柏崎 6/7】

③の相違

・設備の相違

【柏崎 6/7】

島根2号炉の消火ポンプは、低圧原子炉代替注水ポンプと同等の機能(流量)を有していないことから記載していない

・設備の相違

【柏崎 6/7】

①の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017.12.20 版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
内を除熱する手段として有効である。		内を除熱する手段として有効である。	
また, <u>ドライウェル冷却系送風機</u> が停止してい	また、ドライウェル内ガス冷却装置送風機が停	また, <u>ドライウェル冷却装置</u> が停止している場	
る場合においても、冷却水の通水を継続すること	止している場合においても、冷却水の通水を継続	合においても,冷却水の通水を継続することによ	
により, ドライウェル冷却系冷却器のコイル表面	することにより、ドライウェル内ガス冷却装置冷	り、ドライウェル冷却装置のコイル表面で蒸気を	
で蒸気を凝縮し,原子炉格納容器内の圧力上昇を	<u>却コイルの</u> 表面で蒸気を凝縮し、原子炉格納容器	凝縮し、原子炉格納容器内の圧力上昇を緩和する	
緩和することが可能である。	内の圧力上昇を緩和することが可能である。	ことが可能である。	
	(添付資料1.6.2)	(添付資料1.6.2)	
• 第二代替交流電源設備			・設備の相違
耐震性は確保されていないが,常設代替交流電			【柏崎 6/7】
源設備と同等の機能を有することから、健全性が			①の相違
確認できた場合において, 重大事故等の対処に必			
要な電源を確保するための手段として有効であ			
<u> 3.</u>			

(b) サポート系故障時の対応手段及び設備

東海第二発電所 (2018.9.18版)

全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系の故障によ

り、設計基準事故対処設備である残留熱除去系(格納容器

スプレイ冷却系)及び残留熱除去系(サプレッション・プ

ール冷却系)が使用できない場合は,「(a)i) 代替格納

容器スプレイ」及び「(a) ii) 格納容器代替除熱」の手段

に加え、常設代替交流電源設備を用いて緊急用M/Cを受

電した後、緊急用M/CからM/C 2C又はM/C 2D

へ電源を供給し、残留熱除去系海水系、緊急用海水系又は

代替残留熱除去系海水系により冷却水を確保することで残

留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)及び残留熱除去系

(サプレッション・プール冷却系)を復旧し,原子炉格納

容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させ

(b) サポート系故障時の対応手段及び設備

i) 復旧

る手段がある

できる。

(b) サポート系故障時の対応手段及び設備

島根原子力発電所 2号炉

i 復旧

補機海水系を含む。)の故障により、設計基準事故対 処設備である残留熱除去系(格納容器冷却モード)及 び残留熱除去系(サプレッション・プール水冷却モー ド) が使用できない場合は,「(a)i 格納容器代替ス プレイ | 及び「(a) ii 格納容器代替除熱 | の手段に加 え,常設代替交流電源設備として使用するガスタービ ン発電機を用いて緊急用M/Cを受電した後、緊急用 M/Cから非常用所内電気設備であるM/C C系又 はM/C D系へ電源を供給し、原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系を含む。) 又は原子炉補機代替冷 却系により冷却水を確保することで残留熱除去系(格 納容器冷却モード)及び残留熱除去系(サプレッショ ン・プール水冷却モード)を復旧し,原子炉格納容器 内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させ る手段がある。

これらの対応手段で使用する設備は,「a. (b) i

ii 重大事故等対処設備

復旧で使用する設備において、重大事故等対処設 備及び重大事故等対処設備(設計基準拡張)として の位置付けは,「a. (b) ii 重大事故等対処設 備」と同様である。

これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定 した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設 備がすべて網羅されている。

(添付資料1.6.1)

以上の重大事故等対処設備により、 残留熱除去 系(格納容器冷却モード)及び残留熱除去系(サプ 源喪失又は原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を 含む。)の故障により使用できない場合において も,残留熱除去系(格納容器冷却モード)及び残留

全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系(原子炉

復旧」で選定した設備と同様である。

i . 復旧

全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系の故障に より、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及びサプレッション・チェ ンバ・プール水冷却モード)が使用できない場合は、 「(a) i. 代替格納容器スプレイ」の手段に加え、常設 代替交流電源設備又は第二代替交流電源設備を用いて 非常用所内電気設備へ電源を供給し、原子炉補機冷却 系又は代替原子炉補機冷却系により冷却水を確保する ことで残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード及 びサプレッション・チェンバ・プール水冷却モード) を復旧し、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放 射性物質の濃度を低下させる手段がある。

これらの対応手段で使用する設備は, 「a. (b) i. 復 旧」で選定した設備と同様である。

ii. 重大事故等対処設備と自主対策設備

復旧で使用する設備において、重大事故等対処設 備、重大事故等対処設備(設計基準拡張)及び自主対 策設備の位置付けは、「a. (b) ii. 重大事故等対処設備 と自主対策設備」と同様である。

これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定し た設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が 全て網羅されている。

(添付資料1.6.1)

以上の重大事故等対処設備により、残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード及びサプレッション・ チェンバ・プール水冷却モード) が全交流動力電源喪 失又は原子炉補機冷却系の故障により使用できない場 合においても, 残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却 モード及びサプレッション・チェンバ・プール水冷却 モード)を復旧し、原子炉格納容器内の圧力及び温度 並びに放射性物質の濃度を低下させることができる。

これらの対応手段で使用する設備は,「a.(b)

i) 復旧」で選定した設備と同様である。

ii) 重大事故等対処設備と自主対策設備

復旧で使用する設備において, 重大事故等対処設 備及び自主対策設備の位置付けは,「a. (b) ii) 重大事故等対処設備と自主対策設備」と同様であ

これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定 した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設 備が全て網羅されている。

以上の重大事故等対処設備により、残留熱除去系

(格納容器スプレイ冷却系)及び残留熱除去系(サ

プレッション・プール冷却系) が全交流動力電源喪

失又は残留熱除去系海水系の故障により使用できな

い場合においても、残留熱除去系(格納容器スプレ

イ冷却系)及び残留熱除去系(サプレッション・プ

ール冷却系)を復旧し,原子炉格納容器内の圧力及

び温度並びに放射性物質の濃度を低下させることが

(添付資料1.6.1)

レッション・プール水冷却モード) が全交流動力電 熱除去系(サプレッション・プール水冷却モード) を復旧し,原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに 放射性物質の濃度を低下させることができる。

備考

設備の相違

【柏崎 6/7】

①の相違

・設備の相違

②の相違

設備の相違

①, ②の相違

【柏崎 6/7, 東海第二】

【柏崎 6/7, 東海第二】

設備の相違 【東海第二】

②の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
c. 手順等	c. 手順等	c . 手順等	
上記「a. 炉心の著しい損傷防止のための対応手段及び設	上記「a.炉心の著しい損傷防止のための対応手段及	上記「a. 炉心の著しい損傷防止のための対応手段及	
備」及び「b. 原子炉格納容器の破損を防止するための対応	び設備」及び「b. 原子炉格納容器の破損を防止するた	び設備」及び「b. 原子炉格納容器の破損を防止するた	
手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備	めの対応手段及び設備」により選定した対応手段に係る	めの対応手段及び設備」により選定した対応手順に係る	
する。	手順を整備する。	手順を整備する。	
これらの手順は、運転員及び緊急時対策要員の対応とし	これらの手順は,運転員等*2及び重大事故等対応要員	これらの手順は、運転員及び緊急時対策要員の対応と	
て事故時運転操作手順書(徴候ベース) (以下「EOP 」	の対応として「非常時運転手順書Ⅱ(徴候ベース)」,	して事故時操作要領書(徴候ベース)(以下「EOP」	
という。), 事故時運転操作手順書(シビアアクシデン	「非常時運転手順書Ⅲ(シビアアクシデント)」,「A	という。),事故時操作要領書(シビアアクシデント)	
ト)(以下「SOP」という。) , AM 設備別操作手順書及	M設備別操作手順書」及び「重大事故等対策要領」に定	(以下「SOP」という。),AM設備別操作要領書及	
び多様なハザード対応手順に定める(第1.6.1 表)。	める(第1.6-1表)。	び原子力災害対策手順書に定める(第 1.6—1 表)。	
また、重大事故等時に監視が必要となる計器及び給電	また、重大事故等時に監視が必要となる計器及び給電	また、重大事故等時に監視が必要となる計器及び給電	
が必要となる設備についても整理する(第1.6.2 表,第	が必要となる設備についても整理する(第1.6-2表,第	が必要となる設備についても整備する(第1.6-2表,第	
1.6.3表)。	1.6-3表)。	1.6_3 表)。	
	※2 運転員等:運転員(当直運転員)及び重大事故等対		・体制の相違
	応要員(運転操作対応)をいう。		【東海第二】
			島根2号炉は,中央
(添付資料1.6.2)	(添付資料1.6.3)	(添付資料1.6.3)	制御室の運転員にて対
			応(以下,⑦の相違)

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
1.6.2 重大事故等時の手順	1.6.2 重大事故等時の手順	1.6.2 重大事故等時の手順	
1.6.2.1 炉心の著しい損傷防止のための対応手順	1.6.2.1 炉心の著しい損傷防止のための対応手順	1.6.2.1 炉心の著しい損傷防止のための対応手順	
(1) フロントライン系故障時の対応手順	(1) フロントライン系故障時の対応手順	(1) フロントライン系故障時の対応手順	
a. 代替格納容器スプレイ	a. 代替格納容器スプレイ	a. 格納容器代替スプレイ	
(a) <u>代替格納容器スプレイ冷却系</u> (常設)による原子炉格納	(a) <u>代替格納容器</u> スプレイ冷却系(常設)による原子炉	(a) 格納容器代替スプレイ系(常設)による原子炉格納	
容器内へのスプレイ	格納容器内へのスプレイ	容器内へのスプレイ	
残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)が故障に	残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)が故障に	残留熱除去系(格納容器冷却モード)が故障により	
より使用できない場合は、復水貯蔵槽を水源とした代替格	より使用できない場合は、代替淡水貯槽を水源とした	使用できない場合は, <u>低圧原子炉代替注水槽</u> を水源と	
納容器スプレイ冷却系(常設)により原子炉格納容器内に	<u> 代替格納容器スプレイ冷却系</u> (常設)により原子炉格	した <u>格納容器代替スプレイ系</u> (常設)により原子炉格	
スプレイする。	納容器内にスプレイする。	納容器内にスプレイする。	
スプレイ作動後は原子炉格納容器内の圧力が負圧となら	スプレイ作動後は外部水源による原子炉格納容器内	スプレイ作動後は原子炉格納容器内の圧力が負圧と	
ないように, <u>スプレイ流量の調整又は</u> スプレイの起動/停	へのスプレイでのサプレッション・プール水位の上昇	ならないように、スプレイの起動/停止を行う。	・設備の相違
 止を行う。	及び原子炉格納容器内の圧力が負圧とならないよう		【柏崎 6/7, 東海第二】
	に, <u>スプレイ流量の調整又</u> はスプレイの起動/停止を		島根2号炉は、スプ
	 行う。		レイ起動時に流量調整
			 後,停止・起動で制御
			を実施
i . 手順着手の判断基準	i) 手順着手の判断基準	i 手順着手の判断基準	
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ない場合にお			
いて、代替格納容器スプレイ冷却系(常設)が使用可	 いて、代替格納容器スプレイ冷却系(常設)が使用		
能な場合**1で,原子炉格納容器内へのスプレイ起動			
の判断基準に到達した場合*2。	動の判断基準に到達した場合*2。	断基準に到達した場合*2。	
※ 1:設備に異常がなく、電源及び水源(復水貯蔵槽)	※1:設備に異常がなく,電源及び水源(<u>代替淡水</u>	※1:設備に異常がなく、電源及び水源(低圧原子	
が確保されている場合。	<u> </u>	<u>炉代替注水槽</u>)が確保されている場合。	
※ 2:「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準	※2: 「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断	※2:「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断	
に到達」とは,格納容器内圧力(D/W),格納容	 基準に到達」とは、ドライウェル圧力、サプ	基準に到達」とは、サプレッション・チェン	・運用の相違
<u> </u>	レッション・チェンバ圧力,ドライウェル雰	び圧力、ドライウェル温度指示値が、原子炉	【柏崎 6/7, 東海第二】
プレッション・チェンバ気体温度又はサプレッシ	囲気温度, サプレッション・チェンバ雰囲気	格納容器内へのスプレイ起動の判断基準(第	判断基準として確認
ョン・チェンバ・プール水位指示値が、原子炉格	温度又はサプレッション・プール水位指示値	1.6-4表)に達した場合。	する対象パラメータの
納容器内へのスプレイ起動の判断基準(第1.6.4	が、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判		相違
表)に達した場合。	断基準(第1.6-4表)に達した場合。		(以下, ⑧の相違)

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
ii 操作手順	ii)操作手順	ii 操作手順	
<u>代替格納容器スプレイ冷却系</u> (常設)による原子	<u>代替格納容器スプレイ冷却系</u> (常設)による原子	<u>格納容器代替スプレイ系</u> (常設)による原子炉格	
炉格納容器内へのスプレイ手順の概要は以下のとお	炉格納容器内へのスプレイ手順の概要は以下のとお	納容器内へのスプレイの手順の概要は以下のとお	
り。手順の対応フローを第1.6.2 図から第1.6.5	り。手順の対応フローを第1.6—2図から第1.6—3図	り。手順の対応フローを第 1.6-2 図から第 1.6-3	
図に,概要図を第 1.67 図に,タイムチャートを第	及び第1.6_5図に、概要図を第1.6_9図に、タイム	図に、概要図を第 1.6-9 図に、タイムチャートを	
1.6.8 図に示す。	チャートを第1.6_10図に示す。	第 1.6 10 図に示す。	
① 当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制	①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転	①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転	・体制の相違
御室運転員に代替格納容器スプレイ治却系(常設)	員等に代替格納容器スプレイ冷却系(常設)に	員に <u>格納容器代替スプレイ系</u> (常設)による原子	【東海第二】
による原子炉格納容器内へのスプレイの準備開始を	よる原子炉格納容器内へのスプレイの準備開始	炉格納容器内へのスプレイの準備開始を指示す	島根2号炉の中央制
指示する。	を指示する。	る。	御室は,島根1号炉と
			共用であり、複数号炉
			の同時被災時におい
			て、情報の混乱や指揮
			命令が遅れることのな
			いよう当直副長の指揮
			に基づき運転操作対応
			を実施
			(以下,⑨の相違)
		② a S A 電源切替盤を使用する場合	
② 中央制御室運転員 A 及び B は、代替格納容器スプ	②運転員等は中央制御室にて,代替格納容器スプ	現場運転員B及びCは, SA電源切替盤にて, 格	・体制の相違
レイ冷却系(常設)による原子炉格納容器内へのス	レイ治却系 (常設) による原子炉格納容器内へ	納容器代替スプレイ系(常設)による原子炉格納	【柏崎 6/7】
プレイに必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源	のスプレイに必要な <u>残留熱除去系B系D/Wス</u>	容器内へのスプレイに必要なA-RHRドライウ	島根2号炉は,操作
が確保されていることを状態表示にて確認する。	プレイ弁の電源切替え操作を実施するととも	ェル第1スプレイ弁及びA-RHRドライウェル	者の1名を記載。柏崎
	<u>に、代替格納容器スプレイ冷却系</u> (常設)によ	第2スプレイ弁の電源切替え操作を実施する。ま	6/7は、操作者及び確
	る原子炉格納容器内へのスプレイに必要な電動	た、中央制御室運転員Aは、格納容器代替スプレ	認者の2名を記載
	弁の電源が確保されたこと、並びにポンプ及び	<u>イ系</u> (常設)による原子炉格納容器内へのスプレ	(以下、⑩の相違)
	監視計器の電源が確保されていることを状態表	イに必要なポンプ,電動弁及び監視計器の電源が	・記載表現の相違
	示等にて確認する。	確保されていることを状態表示にて確認する。	【柏崎 6/7】
		② b 非常用コントロールセンタ切替盤を使用する場	島根2号炉は,電源
		<u>合</u>	確保を記載
		中央制御室運転員Aは、不要な負荷の操作スイッ	・設備の相違
		チを「停止引ロック」又は「停止」とする。	【柏崎 6/7, 東海第二】
		現場運転員B及びCは、C/Cの不要な負荷の切	島根2号炉は, C/
		り離しを行う。	C一次側にて切替え可
		不要な負荷の切り離し後、中央制御室運転員A	能な設備を設置
		は、非常用コントロールセンタ切替盤の切替え操	
		作を行い、格納容器代替スプレイ系(常設)によ	
		る原子炉格納容器内へのスプレイに必要なA-R	

· 自崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017.12.20 版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		HRドライウェル第1スプレイ弁及びA-RHR	
		ドライウェル第2スプレイ弁の電源切替えを実施	
		するとともに、格納容器代替スプレイ系(常設)	
		による原子炉格納容器内へのスプレイに必要なポ	
		ンプ,電動弁及び監視計器の電源が確保されてい	
		ることを状態表示にて確認する。	
③ 当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対		③当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時	
策本部に第一ガスタービン発電機, 第二ガスター		対策本部にガスタービン発電機の負荷容量確認を	
ビン発電機又は電源車の負荷容量確認を依頼し、代		依頼し、格納容器代替スプレイ系(常設)が使用	
<u>替格納容器</u> スプレイ冷却系(常設)が使用可能か確		可能か確認する。	
認する。			
④ 中央制御室運転員 A 及び B は, 復水補給水系バイ			・設備の相違
パス流防止としてタービン建屋負荷遮断弁の全閉操			【柏崎 6/7】
作を実施する。			島根2号炉は、格
			容器代替スプレイ系
			(常設)を新設し,
			留熱除去系配管へ直
			接続しているため、
			系統へのバイパス流
			止措置は不要
⑤ 中央制御室運転員 A 及び B は、復水移送ポンプの	③運転員等は中央制御室にて、代替格納容器スプ	④中央制御室運転員Aは,低圧原子炉代替注水ポン	・体制の相違
起動操作を実施し、復水移送ポンプ吐出圧力指示値	レイ冷却系(常設)の使用モードを選択し、代	プの起動操作を実施し、低圧原子炉代替注水ポン	【柏崎 6/7】
が規定値以上であることを確認する。	<u>替格納容器スプレイ冷却系(常設)</u> の起動操作	プ吐出圧力指示値が <u>規定値</u> 以上であることを確認	⑩の相違
	を実施した後、常設低圧代替注水系ポンプ吐出	する。	・設備の相違
	圧力指示値が <u>約2.0MPa [gage]</u> 以上であること		【東海第二】
	を確認する。		島根2号炉は低圧
			子炉代替注水ポンプ
			起動に際し、モード
			択を必要としない
⑥ 当直副長は,原子炉格納容器内のスプレイ先を第		⑤当直副長は,運転員に系統構成開始を指示する。	
1.6.4表に基づきドライウェル又はサプレッショ			
ン・チェンバ・プールを選択し、中央制御室運転員			
に系統構成開始を指示する。			
⑦ ^a ドライウェルスプレイ (以下「D/W スプレイ」と			
いう。)の場合			
中央制御室運転員 A <u>及び B</u> は, <u>代替格納容器</u> スプ	④運転員等は中央制御室にて、常設低圧代替注水	⑥中央制御室運転員Aは、格納容器代替スプレイ系	・体制の相違
レイ冷却系(常設)による原子炉格納容器内へのス	系系統分離弁、代替格納容器スプレイ注水弁及	(常設)による原子炉格納容器内へのスプレイの	【柏崎 6/7】
プレイの系統構成として, 残留熱除去系格納容器冷	び代替格納容器スプレイ流量調整弁が自動開し	系統構成として、 $A-RHR$ ドライウェル第 1 ス	⑩の相違

h崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017.12.20 版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
却流量調節弁(B) 及び残留熱除去系格納容器冷却ラ	たことを確認し、代替格納容器スプレイ冷却系	プレイ弁及びA-RHRドライウェル第2スプレ	
イン隔離弁(B)の全開操作を実施し、当直副長に <u>代</u>	(常設) による原子炉格納容器内へのスプレイ	<u>イ弁の全開操作を実施し、当直副長に格納容器代</u>	
<u>替格納容器スプレイ冷却系</u> (常設)による原子炉格	の準備完了を報告する。	替スプレイ系(常設)による原子炉格納容器内へ	
納容器内へのスプレイの準備完了を報告する。		のスプレイの準備完了を報告する。	
⑦ b サプレッション・チェンバ・プールスプレイ(以			・設備の相違
<u>下「S/P スプレイ」という。)の場合</u>			【柏崎 6/7】
中央制御室運転員 A 及び B は, 代替格納容器ス			島根2号炉の原子炉
プレイ冷却系(常設)による原子炉格納容器内への			格納容器スプレイは,
スプレイの系統構成として,残留熱除去系 S/P スプ			ドライウェル側への
レイ注入隔離弁(B)の全開操作を実施し、当直副長			プレイの方が効果的
に代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による原子			ため,有効性評価に
<u> 炉格納容器内へのスプレイの準備完了を報告する。</u>			いて,サプレッショ
			ン・チェンバ内のスプ
			レイを考慮していない
⑧ 当直副長は,運転員に代替格納容器スプレイ冷却系	⑤発電長は、運転員等に代替格納容器スプレイ冷	⑦当直副長は、運転員に格納容器代替スプレイ系	・体制の相違
(常設) による原子炉格納容器内へのスプレイ開始	<u>却系</u> (常設)による原子炉格納容器内へのスプ	(常設) による原子炉格納容器内へのスプレイ開	【東海第二】
を指示する。	レイ開始を指示する。	始を指示する。	⑨の相違
⑨ 中央制御室運転員 A <u>及び B</u> は,復 <u>水補給水系流量</u>	⑥運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系B系	⑧中央制御室運転員Aは,低圧原子炉代替注水流量	・体制の相違
<u>(RHRB 系代替注水流量)</u> 指示値が <u>140</u> m³/h となる	D/Wスプレイ弁の全開操作を実施し、原子炉	指示値が $\underline{120}$ m^3/h となるよう $\underline{FLSR注水隔離弁}$	【柏崎 6/7】
よう <u>残留熱除去系洗浄水弁(B)</u> を調整開とし, 原子	格納容器内へのスプレイを開始する。	を調整開とし,原子炉格納容器内へのスプレイを	⑩の相違
炉格納容器内へのスプレイを開始する。		開始する。	・運用の相違
			【柏崎 6/7】
			必要な注水量の相
⑩ 中央制御室運転員 A <u>及び B</u> は,原子炉格納容器内	⑦運転員等は中央制御室にて,原子炉格納容器へ	⑨中央制御室運転員Aは、原子炉格納容器内へのス	・体制の相違
へのスプレイが開始されたことを原子炉格納容器内	のスプレイが開始されたことを <u>低圧代替注水系</u>	プレイが開始されたことを <u>原子炉格納容器への注</u>	【柏崎 6/7】
の圧力及び温度の低下並びに原子炉格納容器内の水	格納容器スプレイ流量(常設ライン用)の上	水流量の上昇,原子炉格納容器内の圧力及び温度	⑩の相違
位の上昇により確認し, 当直副長に報告する。	昇,原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下並	の低下並びに原子炉格納容器内の水位の上昇によ	
	びに原子炉格納容器内の水位の上昇により確認	り確認し, <u>当直副長</u> に報告する。	・体制の相違
	し, <u>発電長</u> に報告する。		【東海第二】
			⑨の相違
	なお、原子炉格納容器内へのスプレイ制御に関		・運用の相違
	<u>する判断基準(第1.6-6表)に従い,サプレッ</u>		【東海第二】
	ション・チェンバ圧力の制御範囲内で、連続ス		島根2号炉は、スプ
	プレイによる原子炉格納容器内へのスプレイの		レイ起動時に流量調整
	制御を実施する。		後、停止・起動で制行
			を実施
なお、格納容器内圧力(S/C), サプレッション・	また, <u>サプレッション・チェンバ圧力</u> , <u>ドライ</u>	<u>なお</u> , <u>ドライウェル圧力</u> , <u>ドライウェル温度</u> 又は	・運用の相違
チェンバ気体温度又はサプレッション・チェンバ・	ウェル内ガス冷却装置戻り温度,サプレッショ	サプレッション・プール水位指示値が,原子炉格	【柏崎 6/7, 東海第二]

崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
プール水位指示値が,原子炉格納容器内へのスプレ	ン・チェンバ雰囲気温度又はサプレッション・	納容器内へのスプレイ停止の判断基準(第1.6_4	⑧の相違
イ停止の判断基準(第1.6.4 表)に到達した場合	プール水位指示値が、原子炉格納容器内へのス	表)に到達した場合は, <u>⑧にて調整開としたFL</u>	
は、原子炉格納容器内へのスプレイを停止する。そ	プレイ停止の判断基準(第1.6-4表)に到達	SR注水隔離弁を閉とし、原子炉格納容器内への	
の後, <u>格納容器内圧力(D/W)</u> , <u>格納容器内圧力</u>	した場合は、原子炉格納容器内へのスプレイを	スプレイを停止する。その後、サプレッション・	・運用の相違
<u>(S/C)</u> ,ドライウェル <u>雰囲気</u> 温度, <u>サプレッショ</u>	停止する。その後, <u>ドライウェル圧力,</u> サプレ	チェンバ圧力, ドライウェル温度指示値が, 原子	【柏崎 6/7, 東海第二】
ン・チェンバ気体温度又はサプレッション・チェン	ッション・チェンバ圧力,ドライウェル雰囲気	炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準(第1.6	⑧の相違
バ・プール水位指示値が、原子炉格納容器内へのス	温度,サプレッション・チェンバ雰囲気温度又	<u>_4</u> 表) に再度到達し, <u>サプレッション・プール水</u>	
プレイ起動の判断基準(第1.6.4表)に再度到達し	はサプレッション・プール水位指示値が、原子	位指示値が原子炉格納容器内へのスプレイ停止の	
た場合は、原子炉格納容器内へのスプレイを再開す	炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準(第	判断基準(第1.6-4表)に到達していない場合	
る。	1.6-4 表)に再度到達し、サプレッション・	は,FLSR注水隔離弁を調整開とし,原子炉格	
	プール水位指示値が原子炉格納容器内へのスプ	納容器内へのスプレイを再開する。	
	レイ停止の判断基準(第1.6-4表)に到達し		
	ていない場合は,原子炉格納容器内へのスプレ		
	イを再開する。		
※ S/P スプレイから D/W スプレイへの切替えが必要と			・設備の相違
なった場合は、残留熱除去系格納容器冷却流量調			【柏崎 6/7】
節弁(B)及び残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離			島根2号炉の原子炉
弁(B)の全開操作を実施後, 残留熱除去系 S/P スプ			格納容器スプレイは,
レイ注入隔離弁(B)の全閉操作を実施する。			ドライウェル側へのス
			プレイの方が効果的な
			ため、有効性評価にお
			いて、サプレッショ
※ D/W スプレイ実施中に原子炉圧力容器への注水が必	※原子炉格納容器内へのスプレイ実施中に原子	※原子炉格納容器内へのスプレイ実施中に原子炉	ン・チェンバ内のスフ
要となった場合は、 <u>残留熱除去系注入弁(B)の全開</u>	炉圧力容器への注水が必要となった場合は,残	圧力容器への注水が必要となった場合は, A-	レイを考慮していない
操作を実施後,残留熱除去系格納容器冷却流量調	留熱除去系B系D/Wスプレイ弁の全閉操作を	RHRドライウェル第1スプレイ弁及びA-R	
節弁(B)及び残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離	実施後,残留熱除去系B系注入弁の全開操作を	HRドライウェル第2スプレイ弁の全閉操作を	
<u>弁(B)の全閉操作を実施</u> し, 原子炉圧力容器へ注	<u>実施</u> し,原子炉圧力容器へ注水する。	実施後、A-RHR注水弁及びFLSR注水隔	
水する。		離弁の全開操作を実施し、原子炉圧力容器へ注	
		水する。	
① 現場運転員 C 及び D は、復水移送ポンプの水源確保			・設備の相違
として,復水移送ポンプ吸込ラインの切替え操作			【柏崎 6/7】
			島根2号炉は,新7
全開操作)を実施する。			に格納容器代替スプレ
			イ系(常設)を設置
			し、専用の水源を設置
			しているため、水源確
			保のためのライン切替
			え操作は不要

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
⑫ 当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対		⑩当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急	
策本部に復水貯蔵槽の補給を依頼する。		時対策本部に低圧原子炉代替注水槽の補給を依	
		頼する。	
iii.操作の成立性	ii) 操作の成立性	iii 操作の成立性	
上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員	上記の操作は,運転員等(当直運転員)2名にて	上記の操作のうち、作業開始を判断してから格納	・体制及び運用の相違
2 名 (操作者及び確認者) にて作業を実施した場	作業を実施した場合,作業開始を判断してから代替	容器代替スプレイ系(常設)による原子炉格納容器	【柏崎 6/7, 東海第二】
合,作業開始を判断してから代替格納容器スプレイ	格納容器スプレイ冷却系(常設)による原子炉格納	内へのスプレイ開始までの操作を,中央制御室運転	設備構成、対応する
<u>冷却系</u> (常設)による原子炉格納容器内へのスプレ	容器内へのスプレイ開始まで <u>11分以内</u> で可能であ	員 <u>1</u> 名 <u>及び現場運転員2名</u> にて作業を実施した場合	要員及び所要時間の相
イ開始まで <u>25 分以内</u> で可能である。 <u>その後,現場運</u>	<u></u> - る。	の想定時間は以下の通り。	違(以下, ⑫の相違)
転員2名にて復水移送ポンプの水源確保を実施し		SA電源切替盤を使用した場合:30分以内	
た場合,15 分以内で可能である <u>。</u>		非常用コントロールセンタ切替盤を使用した場	設備の相違
			【柏崎 6/7, 東海第二】
			島根2号炉は, C/
			C一次側にて切替え可
			能な設備を設置
		なお、原子炉格納容器内へのスプレイ実施中に原子	・記載表現の相違
		<u>炉圧力容器への注水が必要となった場合,原子炉圧</u>	【柏崎 6/7, 東海第二】
		力容器への注水開始まで10分以内で可能である。	島根2号炉は,格納
			容器内へのスプレイ中
			に原子炉圧力容器への
			注水が必要となった場
			合の成立性を記載
円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護		円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護	・設備の相違
具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運		具,照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常	【東海第二】
転時と同程度である。		運転時と同程度である。	島根2号炉は,現場
			操作があるため記載
(添付資料 1.6.3-1)		(添付資料 1. 6. 4-1)	・記載表現の相違
			【東海第二】
			島根2号炉は,中央
			制御室運転員の作業の
			成立性を記載

(c) 補給水系による原子炉格納容器内へのスプレイ 残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)が故障に	(b) 復水輸送系による原子炉格納容器内へのスプレイ	・設備の相違
残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)が故障に		. –
	残留熱除去系(格納容器冷却モード)が故障により	【柏崎 6/7】
より使用できず、代替格納容器スプレイ冷却系(常	使用できず、格納容器代替スプレイ系(常設)による	③の相違
設) <u>及び消火系</u> による原子炉格納容器内へのスプレイ	原子炉格納容器内へのスプレイができない場合は、復	・運用の相違
ができない場合は、復水貯蔵タンクを水源とした <u>補給</u>	水貯蔵タンクを水源とした復水輸送系により原子炉格	【東海第二】
水系により原子炉格納容器内にスプレイする。	納容器内にスプレイする。	島根2号炉は,復水
スプレイ作動後は外部水源による原子炉格納容器内	原子炉格納容器内へのスプレイ作動後は格納容器圧	輸送系及び消火系によ
へのスプレイでのサプレッション・プール水位の上昇	力が負圧とならないように,スプレイの起動/停止を	るスプレイの想定時間
及び原子炉格納容器内の圧力が負圧とならないよう		が同等であるため、重
に、スプレイ起動/停止を行う。		大事故等への対処(消
		火)に使用する消火系
		より復水輸送系による
		スプレイを優先
		(以下,⑬の相違)
i) 手順着手の判断基準	<u>i 手順着手の判断基準</u>	
残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系),代替	残留熱除去系(格納容器冷却モード),格納容器	
格納容器スプレイ冷却系(常設)及び消火系による	代替スプレイ系(常設)による原子炉格納容器内へ	・運用の相違
原子炉格納容器内へのスプレイができない場合にお	ー のスプレイができない場合において,復水輸送系が	【東海第二】
いて, <u>補給水系</u> が使用可能な場合*1で,原子炉格納	使用可能な場合*1で,原子炉格納容器内へのスプレ	③の相違
容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合 ※2	イ起動の判断基準に到達した場合 ^{※2} 。	
。 ※1・設備に異党がかく 電源及び水源 (復水貯蔵	※ 1 ・設備に異党がかく 電源及び水源 (復水貯	
1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1	<u> </u>	
		運用の相違
		【東海第二】
囲気温度、サプレッション・チェンバ雰囲気		8の相違
	ii 操作手順	
~ .		
順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第		
	1.6-2 図から第1.6-3 図に、概要図を第1.6-11	
	図に,タイムチャートを第1.6-12 図に示す。(各	
	スプレイ配管使用の場合について、手順⑦⑨⑩以外	
	<u>は同様)</u>	
①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転		体制の相違
	ができない場合は、復水貯蔵タンクを水源とした捕給 水系により原子炉格納容器内にスプレイする。 スプレイ作動後は外部水源による原子炉格納容器内 へのスプレイでのサプレッション・ブール水位の上昇 及び原子炉格納容器内の圧力が負圧とならないよう に、スプレイ起動/停止を行う。 i) 手順着手の判断基準 残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)、代替 格納容器スプレイ冷却系(常設)及び消火系による 原子炉格納容器内へのスプレイができない場合にお いて、捕給水系が使用可能な場合*1で、原子炉格納 容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合 **2。 ※1:設備に異常がなく、電源及び水源(復水貯蔵 タンク)が確保されている場合。 ※2:「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断 基準に到達」とは、ドライウェル圧力、サプレッション・チェンバ圧力、ドライウェル雰 囲気温度、サプレッション・チェンバ雰囲気 温度又はサプレッション・チェンバ雰囲気 温度又はサプレッション・チェンバ雰囲気 温度又はサプレッション・プール水位指示値 が、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判 断基準(第1.6-4表)に達した場合。 ii) 操作手順 補給水系による原子炉格納容器内へのスプレイ手	ができない場合は、復水貯蔵タンクを水原とした推給 水系により原子が格納容器内にスプレイする。 スプレイ作動後は外部水源による原子が格納容器内 へのスプレイでのサプレッション・ブール水位の上昇 及び原子が格納容器内の圧力が発生とならないよう に、スプレイ影動/停止を行う。 i) 手順者手の判断基準 残留熱除去系(格納容器 <常設)及び海火系による 原子が格納容器内へのスプレイがきをない場合において、捕絵水系が使用可能な場合**で、原子が格納容器内へのスプレイがきをない場合において、捕絵水系が使用可能な場合**で、原子が格納容器内へのスプレイがきない場合において、捕絵水系が使用可能な場合**で、原子が格納容器内へのスプレイを参加・のスプレイを参加・のスプレイを参加・のスプレイを参加・のスプレイを参加・のスプレイを参加・クスプレイができない場合において、復水輸送表が、場合に対策上で場合**。 ※1:設備に異常がなく、電源及び水源(後水貯域タンク)が確保されている場合。 ※2:「原子が格納容器内へのスプレイ最動の判断 基準に到達」とは、ドライウェルを表 重宏温度、サブレッション・チェンパを用う 連度又はサブレッション・チェンパを開致 連度又はサブレッション・チェンパを開致 連度又はサブレッション・チェンパを開致 連度又はサブレッション・チェンパを開致 連度又はサブレッション・チェンパを開致 連度又はサブレッション・チェンパを開致 連度又はサブレッション・チェンパを開致 連度又はサブレッション・チェンパを開致 連度又はサブレッション・チェンパを開致 連度で発達がなく、金額及び水源(後水貯域・タンク)が確保されている場合。 ※2:「原子が格納容器内へのスプレイ起動の判断 基準に到達」とは、サブレッション・チェンパを開致 基度に関連と対した場合。 並作手順 値絵水系による原子が格納容器内へのスプレイ手順の概要は以下のとおり、手順の対応フローを第 1.6-2回か・第1.6-1回に、概要回を第1.6-11回に、現を回か等3.6-1回に、現を回か等3.6-1回に、現を回か等3.6-1回に、現を回か等3.6-1回に、現を回かりました。 i 操作手順 位水輸送系による原子が格納容器内へのスプレイ・手順の数を対した。 i 操作手順 位水輸送系による原子が格納容器内へのスプレイ・手順の対象が応力といて、手順の対応プローを第 1.6-2回か・第1.6-1回に、現を図を第1.6-11回に、現を回かりました。 i 操作手順

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
	員等に補給水系による原子炉格納容器内へのス	員に復水輸送系による原子炉格納容器内へのスプ	【東海第二】
	プレイの準備開始を指示する。	レイの準備開始を指示する。	⑨の相違
	②運転員等は中央制御室にて、補給水系による原	②中央制御室運転員Aは、復水輸送系による原子炉	
	子炉格納容器内へのスプレイに必要なポンプ,	格納容器内へのスプレイに必要なポンプ, 電動弁	
	電動弁及び監視計器の電源が確保されているこ	及び監視計器の電源が確保されていることを状態	
	とを状態表示等にて確認する。	表示にて確認する。	
		③当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時	・運用の相違
		対策本部へガスタービン発電機の負荷容量確認を	【東海第二】
		依頼し、復水輸送系が使用可能か確認する。	島根2号炉は,負荷
			容量確認を実施
		④中央制御室運転員Aは,復水輸送系バイパス流防	・設備の相違
		止としてCWT T/B供給遮断弁の全閉操作を	【東海第二】
		実施する。	系統構成の相違
	③発電長は,災害対策本部長代理に連絡配管閉止		・設備の相違
	フランジの切替えを依頼する。		【東海第二】
	④災害対策本部長代理は, 重大事故等対応要員に		島根2号炉は、閉止
	連絡配管閉止フランジの切替えを指示する。		フランジの切替えは不
	⑤重大事故等対応要員は、連絡配管閉止フランジ		要
	の切替えを実施し、災害対策本部長代理に連絡		・設備の相違
	配管閉止フランジの切替えが完了したことを報		【東海第二】
	告する。また、災害対策本部長代理は、発電長		系統構成の相違
	<u>に報告する。</u>		
	⑥運転員等は原子炉建屋廃棄物処理棟にて,補給		
	水系ー消火系連絡ライン止め弁の全開操作を実		
	<u>施する。</u>		
	⑦運転員等はタービン建屋にて、補助ボイラ冷却		
	水元弁の全閉操作を実施する。		
	⑧運転員等は中央制御室にて,残留熱除去系B系		
	消火系ライン弁の全開操作を実施する。		
	⑨発電長は、運転員等に復水移送ポンプの起動を		
	指示する。_		
	⑩運転員等は中央制御室にて、復水移送ポンプを	⑤中央制御室運転員Aは、復水輸送ポンプの起動操	・記載表現の相違
	起動し、復水移送ポンプ吐出ヘッダ圧力指示値	作を実施し、復水輸送ポンプ出口ヘッダ圧力指示	【東海第二】
	が約0.84MPa [gage] 以上であることを確認す	値が規定値以上であることを確認する。_	島根2号炉の出口へ
	る。		ッダ圧力の規定値は,
			添付資料 1.6.7-2 に記
			載
		⑥当直副長は,格納容器スプレイ先を第 1.6-4 表	・設備の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		に基づきD/W又はS/Cを選択し、中央制御室	【東海第二】
		運転員Aへ系統構成開始を指示する。	系統構成の相違
		⑦ A - 残留熱除去系スプレイ配管使用の場合	・設備の相違
		(a) D/Wスプレイの場合	【東海第二】
		中央制御室運転員Aは,復水輸送系による原子炉	島根2号炉は,残留
		格納容器内へのスプレイの系統構成として、A-	熱除去系A, Bのスフ
		RHRドライウェル第1スプレイ弁及びA-RH	レイ配管を使用するこ
		Rドライウェル第2スプレイ弁の全開操作を実施	とを考慮
		し,当直副長に復水輸送系による原子炉格納容器	
		内へのスプレイの準備完了を報告する。	
		(b) S/Cスプレイの場合	
		中央制御室運転員Aは,復水輸送系による原子炉	
		格納容器内へのスプレイの系統構成として,A-	
		RHRトーラススプレイ弁の全開操作を実施し,	
		当直副長に復水輸送系による原子炉格納容器内へ	
		のスプレイの準備完了を報告する。	
		⑦ B - 残留熱除去系スプレイ配管使用の場合	
		(a) D/Wスプレイの場合	
		中央制御室運転員Aは,復水輸送系による原子炉	
		格納容器内へのスプレイの系統構成として,B-	
		RHRドライウェル第1スプレイ弁及びB-RH	
		R ドライウェル第2スプレイ弁の全開操作を実施	
		し、当直副長に復水輸送系による原子炉格納容器	
		内へのスプレイの準備完了を報告する。	
		中央制御室運転員Aは,復水輸送系による原子炉	
		格納容器内へのスプレイの系統構成として, B-	
		RHRトーラススプレイ弁の全開操作を実施し、	
		当直副長に復水輸送系による原子炉格納容器内へ	
		のスプレイの準備完了を報告する。	
	①発電長は、運転員等に補給水系による原子炉格		・体制の相違
	納容器内へのスプレイ開始を指示する。		【東海第二】
			9の相違
	②運転員等は中央制御室にて,残留熱除去系B系	⑨ ^a A - 残留熱除去系スプレイ配管使用の場合	・設備の相違
	D/Wスプレイ弁又は残留熱除去系B系S/C	中央制御室運転員Aは,RPV/PCV注入流量	【東海第二】
	スプレイ弁の全開操作を実施する。	指示値が 120m³/h となるようA-RHR RPV代	島根2号炉は,残留
		替注水弁を調整開とし、格納容器スプレイを開始	熱除去系A、Bのスプ
		する。	レイ配管を使用するこ
		<u>_/_ Ψυ</u>	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		⑨ B - 残留熱除去系スプレイ配管使用の場合	とを考慮
		現場運転員B及びCは,B-RHR注水配管洗浄	
		元弁を調整開とし、格納容器スプレイを開始す	
		<u> 3.</u>	
	⑬運転員等は中央制御室にて,原子炉格納容器内	⑩ a A - 残留熱除去系スプレイ配管使用の場合	・設備の相違
	<u>への</u> スプレイが開始されたことを <u>残留熱除去系</u>	中央制御室運転員Aは、格納容器スプレイが開始	【東海第二】
	系統流量の上昇,原子炉格納容器内の圧力及び	されたことを原子炉格納容器への注水量の上昇,	島根2号炉は,残留
	温度の低下並びに原子炉格納容器内の水位の上	原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下並びに原	熱除去系A, Bのスプ
	昇により確認し、 <u>発電長</u> に報告する。	子炉格納容器内の水位の上昇により確認し, 当直	レイ配管を使用するこ
	補給水系による原子炉格納容器内へのスプレイ	副長に報告する。	とを考慮
	は、流量調整が不可能である。		・運用の相違
		※D/Wスプレイ又はS/Cスプレイ実施中に原	【東海第二】
		子炉圧力容器への注水が必要となった場合は,	監視パラメータの村
		A-RHRドライウェル第1スプレイ弁及びA	違
		-RHRドライウェル第2スプレイ弁又はA-	・体制の相違
		RHRトーラススプレイ弁の全閉操作を実施	【東海第二】
		後、A-RHR注水弁及びA-RHR RPV	⑨の相違
		代替注水弁の全開操作を実施し,原子炉圧力容	
		器へ注水する。	
		⑩ B - 残留熱除去系スプレイ配管使用の場合	
		中央制御室運転員 A は、格納容器スプレイが開始	
		されたことを原子炉格納容器内の圧力及び温度の	
		低下並びに原子炉格納容器内の水位の上昇により	
		確認し、当直副長に報告する。	
		※D/Wスプレイ又はS/Cスプレイ実施中に原	
		子炉圧力容器への注水が必要となった場合は,	
		B-RHRドライウェル第1スプレイ弁及びB	
		−RHRドライウェル第2スプレイ弁又はB−	
		RHRトーラススプレイ弁の全閉操作を実施	
		後,B-RHR注水弁及びB-RHR注水配管	
		洗浄元弁の全開操作を実施し,原子炉圧力容器	
		<u>へ注水する。</u>	
	なお、原子炉格納容器内へのスプレイ制御に関		・運用の相違
	する判断基準(第1.6-6表)に従い,サプレ		【東海第二】
	ッション・チェンバ圧力の制御範囲内で,連続		島根2号炉は、スプ
	スプレイによる原子炉格納容器内へのスプレイ		レイ起動時に流量調整
	の制御を実施する。また、サプレッション・チ	なお、ドライウェル圧力、ドライウェル温度又	後、停止・起動で制御
	エンバ圧力, ドライウェル内ガス冷却装置戻り	はサプレッション・プール水位指示値が,原子炉	を実施

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	温度, サプレッション・チェンバ雰囲気温度又	格納容器内へのスプレイ停止の判断基準(第1.6-	・運用の相違
	はサプレッション・プール水位指示値が、原子	4表)に到達した場合は、⑨aにて調整開としたA	【東海第二】
	炉格納容器内へのスプレイ停止の判断基準(第	- R H R R P V 代替注水弁又は⑨ b にて調整開と	⑧の相違
	1.6-4 表)に到達した場合は,原子炉格納容	したB-RHR注水配管洗浄元弁を閉とし、格納	
	器内へのスプレイを停止する。その後, <u>ドライ</u>	容器スプレイを停止する。その後、サプレッショ	
	<u>ウェル圧力</u> , サプレッション・チェンバ圧力,	ン・チェンバ圧力、ドライウェル温度指示値が、	
	ドライウェル <u>雰囲気</u> 温度, <u>サプレッション・チ</u>	原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準	・運用の相違
	ェンバ雰囲気温度又はサプレッション・プール	(第1.6-4表)に再度到達し、サプレッション・	【東海第二】
	水位指示値が、原子炉格納容器内へのスプレイ	プール水位指示値が原子炉格納容器内へのスプレ	⑧の相違
	起動の判断基準(第1.6-4表)に再度到達	<u>イ停止の判断基準(第1.6-4表)に到達してい</u>	
	し、サプレッション・プール水位指示値が原子	ない場合は、A-RHR RPV代替注水弁又は	
	炉格納容器内へのスプレイ停止の判断基準(第	B-RHR注水配管洗浄元弁を調整開とし、格納	
	1.6-4表)に到達していない場合は,原子炉	容器スプレイを再開する。	
	格納容器内へのスプレイを再開する。		
	※原子炉格納容器内へのスプレイ実施中に原子		
	炉圧力容器への注水が必要となった場合は,		
	残留熱除去系B系D/Wスプレイ弁又は残留		
	熱除去系B系S/Cスプレイ弁の全閉操作を		
	実施後,残留熱除去系B系注入弁の全開操作		
	を実施し、原子炉圧力容器へ注水する。		
		<u>※D/WからS/Cへのスプレイ先の切替えが必</u>	・運用の相違
		要となった場合は、A-残留熱除去系スプレイ	【東海第二】
		配管使用の場合はA-RHRドライウェル第1	島根2号炉は,D/
		スプレイ弁, A-RHRドライウェル第2スプ	Wスプレイが優先であ
		レイ弁の全閉操作を実施後、A-RHRトーラ	るため,D/WからS
		ススプレイ弁の全開操作を実施する。B-残留	/Cへの切替えを記載
		熱除去系スプレイ配管使用の場合はB-RHR	(以下,⑪の相違)
		ドライウェル第1スプレイ弁, B-RHRドラ	
		イウェル第2スプレイ弁の全閉操作を実施後,	
		B-RHRトーラススプレイ弁の全開操作を実	
		施する。_	
	iii) 操作の成立性	iii 操作の成立性	
	上記の操作は,運転員等(当直運転員)1名,現	復水輸送系による原子炉格納容器内へのスプレイ	・設備及び運用の相違
	場対応を運転員等(当直運転員)2名及び重大事故	操作のうち,A-残留熱除去系スプレイ配管を使用	【東海第二】
	<u>等対応要員4名</u> にて作業を実施した場合,作業開始	する場合は中央制御室運転員1名にて, B-残留熱	⑩の相違
	を判断してから補給水系による原子炉格納容器内へ	除去系スプレイ配管を使用する場合は中央制御室運	
	のスプレイ開始まで111分以内で可能である。	転員1名及び現場運転員2名にて作業を実施した場	
	円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放		

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室	・A-残留熱除去系スプレイ配管を使用する場	
	温は通常運転時と同程度である。	合: 20 分以内	
	(添付資料 1.6.4)	・B-残留熱除去系スプレイ配管を使用する場	
		合:30分以内	
		なお、原子炉格納容器内へのスプレイ実施中に原	・記載表現の相違
		子炉圧力容器への注水が必要となった場合,原子炉	【東海第二】
		圧力容器への注水開始まで30分以内で可能であ	島根2号炉は,格納
		<u>る。</u>	容器内へのスプレイ中
		―― 円滑に作業できるように,移動経路を確保し,防	に原子炉圧力容器への
		護具,照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通	注水が必要となった場
		常運転時と同程度である <u>。</u>	合の成立性を記載

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
(b) 消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ	(b) 消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ	(c) 消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ	
残留熱除去系(<u>格納容器スプレイ冷却モード</u>)が故障に	残留熱除去系(<u>格納容器スプレイ冷却系</u>)が故障に	残留熱除去系(格納容器冷却モード)が故障により	
より使用できず,代替格納容器スプレイ冷却系(常設)に	より使用できず、代替格納容器スプレイ冷却系(常	使用できず, <u>格納容器代替スプレイ系(常設)</u> 及び <u>復</u>	・設備の相違
より原子炉格納容器内にスプレイできない場合は,ろ過水	設)により原子炉格納容器内にスプレイできない場合	水輸送系により原子炉格納容器内にスプレイできない	【柏崎 6/7】
タンクを水源とした消火系により原子炉格納容器内にスプ	は、ろ過水 <u>貯蔵</u> タンク又は <u>多目的タンク</u> を水源とした	場合は、補助消火水槽又はろ過水タンクを水源とした	③の相違
レイする。	消火系により原子炉格納容器内にスプレイする。	消火系により原子炉格納容器内にスプレイする。	・設備の相違
			【柏崎 6/7】
			島根2号炉は、補具
			消火水槽及び補助消
			ポンプを有しており,
			当該設備による注水
			可能
スプレイ作動後は原子炉格納容器内の圧力が負圧とな	スプレイ作動後は外部水源による原子炉格納容器内	スプレイ作動後は原子炉格納容器内の圧力が負圧	
らないように, <u>スプレイ流量の調整又は</u> スプレイの起動/	へのスプレイでのサプレッション・プール水位の上昇	とならないように、スプレイの起動/停止を行う。	・運用の相違
停止を行う。	及び原子炉格納容器内の圧力が負圧とならないよう		【柏崎 6/7】
	に、スプレイの起動/停止を行う。		島根2号炉は、ス
			レイ起動時に流量調
			後、停止・起動で制
			を実施
i . 手順着手の判断基準	i) 手順着手の判断基準	i 手順着手の判断基準	
我留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)及び代替	残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)及び代	残留熱除去系(格納容器冷却モード)、格納容器	
格納容器スプレイ冷却系(常設)による原子炉格納容器内	替格納容器スプレイ冷却系(常設)による原子炉格	代替スプレイ系(常設)及び復水輸送系による原子	設備の相違
へのスプレイができず、消火系が使用可能な場合**1で、原	納容器内へのスプレイができず、消火系が使用可能	原格納容器内へのスプレイができず、消火系が使用	【柏崎 6/7】
子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場	な場合*1で、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の	可能な場合※1で、原子炉格納容器内へのスプレイ起	③の相違
合 ^{* 2} 。ただし、重大事故等へ対処するために消火系による	判断基準に到達した場合※2。ただし、重大事故等へ	動の判断基準に到達した場合*2。ただし、重大事故	
消火が必要な火災が発生していない場合。	対処するために消火系による消火が必要な火災が発	等へ対処するために消火系による消火が必要な火災	
THE COUNTY OF TH	生していない場合。	が発生していない場合。	
※ 1:設備に異常がなく、燃料及び水源(ろ過水タンク)	※1:設備に異常がなく,電源, <u>燃料</u> 及び水源(ろ	※1:設備に異常がなく, <u>電源</u> 及び水源(<u>補助消</u>	・設備の相違
が確保されている場合。	過水貯蔵タンク又は多目的タンク)が確保さ	火水槽又はろ過水タンク)が確保されてい	【柏崎 6/7, 東海第
WHENCE TO CV JUNIO	れている場合。	る場合。	⑥の相違
	40 CV 3 m d o	る勿 口。	・設備の相違
			【柏崎 6/7, 東海第二
			島根2号炉は、補
			消火水槽及び補助消
			ポンプを有しており
			当該設備による注水

崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
※ 2:「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準	※2: 「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断	※2:「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判	
に到達」とは, <u>格納容器内圧力(D/W)</u> , <u>格納容器</u>	基準に到達」とは、 <u>ドライウェル圧力、サプ</u>	断基準に到達」とは、サプレッション・チ	・運用の相違
<u>内圧力(S/C), ドライウェル雰囲気温度, サプレ</u>	レッション・チェンバ圧力、ドライウェル雰	エンバ圧力,ドライウェル温度指示値が,	【柏崎 6/7, 東海第二】
ッション・チェンバ気体温度又はサプレッション・	<u> 囲気温度</u> , <u>サプレッション・チェンバ雰囲気</u>	原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断	⑧の相違
チェンバ・プール水位指示値が、原子炉格納容器内	温度又はサプレッション・プール水位指示値	基準(第1.6-4表)に達した場合。	
へのスプレイ起動の判断基準(第1.6 <u>.</u> 4 表)に達	が、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判		
した場合。	断基準(第1.6-4表)に達した場合。		
ii 操作手順	ii) 操作手順	ii 操作手順	
消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ手順	消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ手順	消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ手順	
の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第	の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.6	の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第 1.6	
1.6.2 図から第1.6.5 図に, 概要図を第1.6.9 図	<u></u> 2図から第1.6 <u></u> 5図に,概要図を第1.6 <u></u> 11図に,	<u></u> 2 図から第 1. 6 <u></u> 3 図に,概要図を第 1. 6 <u>_</u> _13 図	
に,タイムチャートを第 1.6.10 図に示す。	タイムチャートを第1.6_12図に示す。	に,タイムチャートを第 1.6 <u></u> 14 図に示す。(<u>補助</u>	
		消火ポンプを使用して原子炉格納容器内へスプレイ	
		する場合及び消火ポンプを使用して原子炉格納容器	
		内へスプレイする場合について, 手順⑤以外は同	
		様。また、各スプレイ配管使用の場合について、手	
		順⑧⑩⑪以外は同様)	
① 当直副長は,手順着手の判断基準に基づき,運転員	① 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運	① 当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転	・体制の相違
に消火系による原子炉格納容器内へのスプレイの準	転員等に消火系による原子炉格納容器内への	員に消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ	【東海第二】
備開始を指示する。	スプレイの準備開始を指示する。	の準備開始を指示する。	9の相違
② 当直長は、 当直副長からの依頼に基づき、 緊急時			・設備の相違
対策本部に消火系による原子炉格納容器内へのスプ			【柏崎 6/7】
レイの準備のため、ディーゼル駆動消火ポンプの起			島根2号炉は、中
 動を依頼する <u>。</u>			 制御室操作によりポン
			 プを起動
③ 現場運転員 C 及び D は、消火系による原子炉格納容			・記載表現の相違
器内へのスプレイに必要な電動弁の電源の受電操作			【柏崎 6/7】
を実施する。			 島根2号炉は,電
			 確保を技術的能力 1.
			にて整理
④ 中央制御室運転員 A 及び B は,消火系による原子	② 運転員等は中央制御室にて、消火系による原	②中央制御室運転員Aは、消火系による原子炉格納	- 体制の相違
炉格納容器内へのスプレイに必要な電動弁の電源が 「おいれる」という。	子炉格納容器内へのスプレイに必要なポン	容器内へのスプレイに必要なポンプ, 電動弁及び	【柏崎 6/7】
確保されたこと及び監視計器の電源が確保されてい	プ、電動弁及び監視計器の電源が確保されて	監視計器の電源が確保されていることを状態表示	⑩の相違
ることを状態表示にて確認する。	いることを状態表示等にて確認する。	にて確認する。	・設備の相違
J = C C VIELE VI 1 = C PERPO / O O	TO TO CHERDY OF	(= 1 page / 00	【柏崎 6/7, 東海第二
			6の相違

伯崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		③当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時 対策本部へガスタービン発電機の負荷容量確認を 依頼し、消火系が使用可能か確認する。	・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2 号炉は電動駅
⑤ 中央制御室運転員 A 及び B は,復水補給水系バイ	③運転員等はタービン建屋にて、補助ボイラ冷却	④中央制御室運転員Aは,復水輸送系バイパス流防	動の消火ポンプを使用するため、発電機の負荷容量を確認・体制の相違
パス流防止として <u>タービン建屋負荷遮断弁</u> の全閉操作を実施する。	水元弁の全閉操作を実施する。 ④発電長は、運転員等に消火系による原子炉格納	止として <u>CWT T/B供給遮断弁</u> の全閉操作を 実施する。	【柏崎 6/7】 ⑩の相違 ・運用の相違
	<u>容器内へのスプレイの準備のため、ディーゼル</u> <u>駆動消火ポンプの起動を指示する。</u>		【東海第二】 島根2号炉は、消火 ポンプの起動、運転状 態確認までスプレイ準 備開始指示により実施
		⑤ * 補助消火ポンプを使用して原子炉格納容器内へ スプレイする場合 中央制御室運転員Aは、補助消火ポンプを起動す る。 ⑤ * 消火ポンプを使用して原子炉格納容器内へスプ	
		レイする場合	30.7# o kg \fr
	⑤運転員等は中央制御室にて,ディーゼル駆動消 火ポンプを起動し,消火系ポンプ吐出ヘッダ圧	中央制御室運転員Aは、消火ポンプの起動操作を 実施し、消火ポンプ出口圧力指示値が規定値以上	・設備の相違 【柏崎 6/7】
	力指示値が <u>約0.79MPa [gage]</u> 以上であること を確認する。	であることを確認する。	島根2号炉は中央の
			を起動 ・記載表現の相違 【東海第二】 島根2号炉の出口 力の規定値は,添付 料1.6.7-2 に記載
⑥ 当直副長は、原子炉格納容器内のスプレイ先を第	⑥発電長は、原子炉格納容器内のスプレイ先を第	⑥ <u>当直副長</u> は,原子炉格納容器内のスプレイ先を第	・体制の相違
1. 6. 4 表に基づきドライウェル又はサプレッショ ン・チェンバ・プールを選択し、中央制御室運転員 に系統構成開始を指示する。	1.6-4 表に基づき <u>ドライウェル</u> 又は <u>サプレッション・チェンバ</u> を選択し,運転員等に系統構成を指示する。	1.6-4 表に基づき <u>D/W</u> 又は <u>S/C</u> を選択し, <u>運</u> 転員に系統構成開始を指示する。	【東海第二】 ⑨の相違
⑦ 中央制御室運転員 A 及び B は、消火系による原子	⑦運転員等は中央制御室にて,消火系による原子	⑦中央制御室運転員Aは、消火系による原子炉格納	・体制の相違
炉格納容器内へのスプレイの系統構成として,復水	炉格納容器内へのスプレイの系統構成として,	容器内へのスプレイの系統構成として、 <u>CWT</u>	【柏崎 6/7】

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
補給水系消火系第 1, 第 2 連絡弁の全開操作を実施 する。	残留熱除去系B系消火系ライン弁の全開操作を 実施する。	系・消火系連絡止め弁(消火系), CWT系・消 火系連絡止め弁の全開操作を実施する。	⑩の相違
		⑧ · A - 残留熱除去系スプレイ配管使用の場合	・設備の相違
⑧a D/W スプレイの場合		(a) D/Wスプレイの場合	【柏崎 6/7, 東海第二】
中央制御室運転員 A <u>及び B</u> は, <u>残留熱除去系格納容</u>		中央制御室運転員Aは,A-RHRドライウェ	島根2号炉は, B系
器冷却流量調節弁(B)及び残留熱除去系格納容器冷却		ル第1スプレイ弁及びA-RHRドライウェル	配管使用時に手動弁の
ライン隔離弁(B)の全開操作を実施し、当直副長に消		第2スプレイ弁の全開操作を実施し、当直副長	開操作が必要であり,
火系による原子炉格納容器内へのスプレイの準備完		に消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ	A系と手順が異なるた
了を報告する。		の準備完了を報告する。	め系統別に手順を記載
			(以下,⑭の相違)
			・体制の相違
			【柏崎 6/7】
			⑩の相違
® ^b S/P スプレイの場合		(b) S/Cスプレイの場合	
中央制御室運転員 A <u>及び B</u> は, <u>残留熱除去系 S/P</u>		中央制御室運転員Aは、A-RHRトーラスス	・体制の相違
スプレイ注入隔離弁(B)の全開操作を実施し、当直		プレイ弁の全開操作を実施し, 当直副長に消火	【柏崎 6/7】
副長に消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ		系による原子炉格納容器内へのスプレイの準備	⑩の相違
の準備完了を報告する。		完了を報告する。	
		⑧ ^b B −残留熱除去系スプレイ配管使用の場合	・設備の相違
		(a) D/Wスプレイの場合	【柏崎 6/7, 東海第二】
		中央制御室運転員Aは、消火系による格納容器	⑭の相違
		スプレイの系統構成として、B-RHRドライ	
		ウェル第1スプレイ弁, B-RHRドライウェ	
		ル第2スプレイ弁の全開操作を実施し、当直副	
		長に消火系による格納容器内へのスプレイの準	
		備完了を報告する。	
		(b) S/Cスプレイの場合	
		中央制御室運転員Aは、B-RHRトーラスス	
		プレイ弁の全開操作を実施し, 当直副長に消火	
		系による原子炉格納容器内へのスプレイの準備	
		完了を報告する。	
⑨ 5 号炉運転員は、ディーゼル駆動消火ポンプの起動			・設備の相違
完了について緊急時対策本部に報告する。また,緊			【柏崎 6/7】
急時対策本部は当直長に報告する。			島根2号炉は中央制
⑩ 当直長は、当直副長からの依頼に基づき、消火系に			御室操作によりポンプ
よる原子炉格納容器内へのスプレイ開始を緊急時対			を起動
策本部に報告する。			

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
① 当直副長は、中央制御室運転員に消火系による原子 炉格納容器内へのスプレイ開始を指示する。	⑧ <u>発電長</u> は,運転員 <u>等</u> に消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ開始を指示する。	⑨ <u>当直副長</u> は,運転員に消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ開始を指示する。	・体制の相違【東海第二】⑨の相違
① 中央制御室運転員 A <u>及び B</u> は, <u>残留熱除去系洗浄水</u> <u>弁(B)</u> を全開とし,原子炉格納容器内へのスプレイ を開始する。	⑨運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系B系 D/Wスプレイ弁又は残留熱除去系B系S/C スプレイ弁を全開とし、原子炉格納容器内への スプレイを開始する。	⑩ A - 残留熱除去系スプレイ配管使用の場合 中央制御室運転員Aは、A-RHR RPV代替 注水弁を全開とし、原子炉格納容器内へのスプレ イを開始する。	・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑭の相違
		⑩ ^b B-残留熱除去系スプレイ配管使用の場合 現場運転員B及びCは、B-RHR注水配管洗浄 元弁を全開とし、格納容器スプレイを開始する。	・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑭の相違
③ 中央制御室運転員 A 及び B は、原子炉格納容器内へのスプレイが開始されたことを原子炉格納容器への注水量の上昇、原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下並びに原子炉格納容器内の水位の上昇により確認し、当直副長に報告する。	⑩運転員等は中央制御室にて、原子炉格納容器内へのスプレイが開始されたことを <u>残留熱除去系系統流量</u> の上昇、原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下並びに原子炉格納容器内の水位の上昇により確認し、 <u>発電長</u> に報告する。	① * A - 残留熱除去系スプレイ配管使用の場合 中央制御室運転員 Aは、格納容器スプレイが開始 されたことを原子炉格納容器への注水量の上昇、 原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下並びに原子炉格納容器内の水位の上昇により確認し、当直 副長に報告する。 ※ D/Wスプレイ又はS/Cスプレイ実施中に原子炉圧力容器への注水が必要となった場合は、 A-RHRドライウェル第1スプレイ弁及びA-RHRドライウェル第2スプレイ弁又はA-RHRトーラススプレイ弁の全閉操作を実施後、A-RHR注水弁及びA-RHR RPV代替注水弁の全開操作を実施し、原子炉圧力容器へ注水する。 ① * B - 残留熱除去系スプレイ配管使用の場合中央制御室運転員 Aは、格納容器スプレイが開始されたことを原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下並びに原子炉格納容器内の水位の上昇により確認し、当直副長に報告する。 ※ D/Wスプレイ又はS/Cスプレイ実施中に原子炉圧力容器への注水が必要となった場合は、B-RHRドライウェル第1スプレイ弁及びB-RHRドライウェル第2スプレイ弁及びB-RHRドライウェル第2スプレイ弁及びB	 ・体制の相違 【柏崎 6/7】 ⑩の相違 ・体制の相違 【東海 相違 【東海第二】 監視パラメータの相違

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
		後、B-RHR注水弁及びB-RHR注水配管	
		洗浄元弁の全開操作を実施し、原子炉圧力容器	
		<u>〜注水する。</u>	
	消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ		・運用の相違
	は、流量調整が不可能である。		【東海第二】
	なお、原子炉格納容器内へのスプレイ制御に関		島根2号炉は、スプ
	する判断基準(第1.6-6表)に従い,サプレ		レイ起動時に流量調整
	<u>ッション・チェンバ圧力の制御範囲内で、連続</u>		後、停止・起動で制御
	スプレイによる原子炉格納容器内へのスプレイ		を実施
	の制御を実施する。		
なお,格納容器内圧力(S/C), <u>サプレッション・</u>	また,サプレッション・チェンバ圧力,ドライ	なお, <u>ドライウェル圧力</u> , <u>ドライウェル温度</u> 又は	・運用の相違
<u>チェンバ気体温度</u> 又はサプレッション・ <u>チェンバ・</u>	ウェル内ガス冷却装置戻り温度,サプレッショ	サプレッション・プール水位指示値が,原子炉格	【柏崎 6/7, 東海第二】
プール水位指示値が,原子炉格納容器内へのスプレ	<u>ン・チェンバ雰囲気温度</u> 又はサプレッション・	納容器内へのスプレイ停止の判断基準(第1.6-4	⑧の相違
イ停止の判断基準(第 1.6.4 表)に到達した場合	プール水位指示値が、原子炉格納容器内へのス	表)に到達した場合は、⑩°にて開としたA-RH	
は,原子炉格納容器内へのスプレイを停止する。そ	プレイ停止の判断基準(第1.6-4表)に到達	R RPV代替注水弁又は⑩bにて開としたB-R	
の後, <u>格納容器内圧力(D/W)</u> , <u>格納容器内圧力</u>	した場合は、原子炉格納容器内へのスプレイを	HR注水配管洗浄元弁を閉とし, 原子炉格納容器	
<u>(S/C)</u> , ドライウェル <u>雰囲</u> 気温度, <u>サプレッショ</u>	停止する。その後, <u>ドライウェル圧力</u> ,サプレ	内へのスプレイを停止する。その後, <u>サプレッシ</u>	・運用の相違
ン・チェンバ気体温度又はサプレッション・チェン	ッション・チェンバ圧力,ドライウェル雰囲気	ョン・チェンバ圧力,ドライウェル温度指示値	【柏崎 6/7, 東海第二】
<u>バ・プール水位</u> 指示値が,原子炉格納容器内へのス	温度, サプレッション・チェンバ雰囲気温度又	が,原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基	⑧の相違
プレイ起動の判断基準(第 1.6.4 表)に再度到達し	<u>はサプレッション・プール水位</u> 指示値が,原子	準(第1.6 <u></u> 4表)に再度到達 <u>し,サプレッショ</u>	
た場合は,原子炉格納容器内へのスプレイを再開す	炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準(第	ン・プール水位指示値が原子炉格納容器内へのス	
る。	1.6-4 表)に再度到達し、サプレッション・	プレイ停止の判断基準(第1.6-4表)に到達し	
	プール水位指示値が原子炉格納容器内へのスプ	ていない場合は、A-RHR RPV代替注水弁	
	レイ停止の判断基準(第1.6-4表)に到達し	又はB-RHR注水配管洗浄元弁を開とし, 原子	
	ていない場合は,原子炉格納容器内へのスプレ	炉格納容器内へのスプレイを再開する。	
	イを再開する。		
<u>※ S/P スプレイから D/W スプレイへの切替えが必要</u>		※D/WからS/Cへのスプレイ先の切替えが必	・運用の相違
となった場合は,残留熱除去系格納容器冷却流量調		要となった場合は、A-残留熱除去系スプレイ	【柏崎 6/7, 東海第二】
節弁(B)及び残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離		配管使用時はA-RHRドライウェル第1スプ	⑪の相違
弁(B)の全開操作を実施後,残留熱除去系 S/P スプ		レイ弁及びA-RHRドライウェル第2スプレ	
レイ注入隔離弁(B)の全閉操作を実施する。		イ弁の全閉操作を実施後, A-RHRトーラス	
		スプレイ弁の全開操作を実施する。B-残留熱	
		除去系スプレイ配管使用時はB-RHRドライ	
		ウェル第1スプレイ弁及びB-RHRドライウ	
		ェル第2スプレイ弁の全閉操作を実施後、B-	
		RHRトーラススプレイ弁の全開操作を実施す	
		<u> 3.</u>	
※ D/W スプレイ実施中に原子炉圧力容器への注水が	※原子炉格納容器内へのスプレイ実施中に原子炉		

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
必要となった場合は、 <u>残留熱除去系注入弁(B)の全</u>	圧力容器への注水が必要となった場合は、残留		
開操作を実施後、残留熱除去系格納容器冷却流量	熱除去系B系D/Wスプレイ弁及び残留熱除去		
調節弁(B)及び残留熱除去系格納容器冷却ライン隔	系B系S/Cスプレイ弁の全閉操作を実施後,		
離弁(B)の全閉操作を実施し、原子炉圧力容器へ注	残留熱除去系B系注入弁の全開操作を実施し,		
水する。	原子炉圧力容器へ注水する。		
⑭ 当直長は、当直副長からの依頼に基づき、消火系に		⑩当直長は、当直副長からの依頼に基づき、消火系	
よる原子炉格納容器内へのスプレイが開始されたこ		による原子炉格納容器内へのスプレイが開始され	
とを緊急時対策本部に報告する。		たことを緊急時対策本部に報告する。	
iii 操作の成立性	iii)操作の成立性	iii 操作の成立性	
上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員	上記の操作は,運転員等(当直運転員)1名及び	消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ操作	・設備及び運用の相違
2 名(操作者及び確認者), 現場運転員2 名及び5	現場対応を運転員等(当直運転員)2名にて作業を	のうち、A-残留熱除去系スプレイ配管を使用する	【柏崎 6/7, 東海第二】
号炉運転員2 名にて作業を実施し、作業開始を判断	実施した場合、作業開始を判断してから消火系によ	場合は中央制御室運転員1名にて、Bー残留熱除去	②の相違
してから消火系による原子炉格納容器内へのスプレ	る原子炉格納容器内へのスプレイ開始まで <u>58分以内</u>	系スプレイ配管を使用する場合は中央制御室運転員	
イ開始まで約30 分で可能である。	で可能である。	1名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合の	
		想定時間は以下のとおり。	
		A-残留熱除去系スプレイ配管を使用する場合:	
		25 分以内	
		B-残留熱除去系スプレイ配管を使用する場合:	
		30 分以内	
		なお、原子炉格納容器内へのスプレイ実施中に原	・記載表現の相違
		子炉圧力容器への注水が必要となった場合,原子炉	【柏崎 6/7, 東海第二】
		圧力容器への注水開始まで30分以内で可能であ	島根2号炉は,格納
		<u>3.</u>	容器内へのスプレイ中
			に原子炉圧力容器への
			注水が必要となった場
			合の成立性を記載
円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防	円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放	円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防	
護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通	射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室	護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通	
常運転時と同程度である。	温は通常運転時と同程度である。	常運転時と同程度である。	
(添付資料 1.6.32)	(添付資料 1.6.4)	(添付資料 1. 6. 4_3)	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版) (c) 代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) による原子炉格納容器内へのスプレイ (淡水/海水) 残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード) が故障により使用できず, 代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) 及び消火系により原子炉格納容器内にスプレイできない場合は, 代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) により原子炉格納容器内にスプレイする。スプレイ作動後は原子炉格納容器内の圧力が負圧とならないように, スプレイ流量の調整又はスプレイの起動/停止を行う。	東海第二発電所(2018.9.18版) (d) 代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による原子	島根原子力発電所 2号炉 (d) 格納容器代替スプレイ系 (可搬型) による原子炉格納容器内へのスプレイ (淡水/海水) 残留熱除去系 (格納容器冷却モード) が故障により使用できず,格納容器代替スプレイ系 (常設),復水輸送系及び消火系により原子炉格納容器内にスプレイできない場合は,格納容器代替スプレイ系 (可搬型)により原子炉格納容器内にスプレイする。スプレイ作動後は原子炉格納容器内の圧力が負圧とならないように,スプレイの起動/停止を行う。	備考 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 ③の相違 ・運用の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は, スプレイ起動時に流量調整
なお、本手順はプラント状況や周辺の現場状況により	なお、本手順はプラント状況や周辺の現場状況により	なお、本手順はプラント状況や周辺の現場状況によ	後、停止・起動で制御を実施
可搬型代替注水ポンプ(A-2級)の接続先を複数ある接続口から任意に選択できる構成としている。	可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポン プの接続先を複数ある接続口から任意に選択できる構成 としている。	り <u>大量送水車</u> の接続先を複数ある接続口から任意に選択できる構成としている。	
i 手順着手の判断基準 残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード),代替 格納容器スプレイ冷却系(常設)及び消火系による原子 炉格納容器内へのスプレイができない場合において,代 替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)が使用可能な場合 ※ 1 で,原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基 準に到達した場合※ ² 。	i) 手順着手の判断基準 残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)による 原子炉格納容器内へのスプレイができない場合において,代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)が使 用可能な場合*1で,原子炉格納容器内へのスプレイ 起動の判断基準に到達した場合*2。	i 手順着手の判断基準 残留熱除去系(格納容器冷却モード)による原子 炉格納容器内へのスプレイができない場合におい て,格納容器代替スプレイ系(可搬型)が使用可能 な場合**1で、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の 判断基準に到達した場合**2。	・設備の相違 【柏崎 6/7】 ③の相違
※1:設備に異常がなく,燃料及び水源(<u>防火水槽又は淡水貯水池</u>)が確保されている場合。	※1:設備に異常がなく,燃料及び水源(<u>西側淡水</u> <u>貯水設備又は代替淡水貯槽</u>)が確保されてい る場合。	※1:設備に異常がなく,燃料及び水源(<u>輪谷貯水</u> <u>槽(西1)又は輪谷貯水槽(西2)</u>)が確保 されている場合。	
※2:「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に 到達」とは、格納容器内圧力(D/W),格納容器内 圧力(S/C),ドライウェル雰囲気温度、サプレッ ション・チェンバ気体温度又はサプレッション・ チェンバ・プール水位指示値が、原子炉格納容器	 ※2:「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断 基準に到達」とは、ドライウェル圧力、サプレッション・チェンバ圧力、ドライウェル雰 囲気温度、サプレッション・チェンバ雰囲気 温度又はサプレッション・プール水位指示値 	※2:「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断 基準に到達」とは、サプレッション・チェン バ圧力、ドライウェル温度指示値が、原子炉 格納容器内へのスプレイ起動の判断基準(第 1.6-4表)に達した場合。	・運用の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】
内へのスプレイ起動の判断基準(第 1.6.4 表)に 達した場合。	が,原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判 断基準(第1.6-4表)に達した場合。		⑧の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
ii操作手順	ii) 操作手順	ii 操作手順	
代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による原子	代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による原	格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉	
炉格納容器内へのスプレイ手順の概要は以下のとおり。	子炉格納容器内へのスプレイ手順の概要は以下のと	格納容器内へのスプレイ手順の概要は以下のとお	
手順の対応フローを第1.6.2 図から第1.6.5 図に,概	おり。手順の対応フローを第 1.6_2 図から第 1.6_3	り。手順の対応フローを第 1.6-2 図から第 1.6-3	
要図を第1.6.11 図及び第1.6.14 図に, タイムチャー	図及び第1.6-5図に,概要図を第1.6-15図及び第	図に,概要図を第 1.6_15 図及び第 1.6_17 図に,	
トを第 1.6.12 図, 第 1.6.13 図及び第 1.6.15 図に示	1.6_17 図に,タイムチャートを第 1.6_16 図及び第	タイムチャートを第 1.6_16 図及び第 1.6_18 図に	
す。	1.6-18 図に示す <u>(残留熱除去系B系配管を使用する</u>	示す。 (格納容器代替スプレイ系 (可搬型) 接続口	
	原子炉建屋西側接続口、高所西側接続口又は高所東	(南),格納容器代替スプレイ系(可搬型)接続口	
	側接続口による原子炉格納容器内へのスプレイ及び	(西)及び格納容器代替スプレイ系(可搬型)接続	
	残留熱除去系A系配管を使用する原子炉建屋東側接	口(建物内)を使用した原子炉格納容器へのスプレ	
	続口による原子炉格納容器内へのスプレイの手順	イ手順は、手順⑤⑧以外は同様)	
	は、手順⑤以外は同様。)。		
[交流電源が確保されている場合]	【交流動力電源が確保されている場合 <u>】</u>	「交流動力電源が確保されている場合」	
	① 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、災		
	害対策本部長代理に低圧代替注水系配管・弁		
	の接続口への代替格納容器スプレイ治却系		
	(可搬型)の接続を依頼する。		
① 当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員	② 発電長は、運転員等に残留熱除去系B系配管	① 当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転	・体制の相違
に代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) による原	又は残留熱除去系A系配管を使用した代替格	員に残留熱除去系A系配管又は残留熱除去系B系	【東海第二】
子炉格納容器内へのスプレイの準備開始を指示す	<u>納容器スプレイ冷却系</u> (可搬型)による原子	配管を使用した格納容器代替スプレイ系(可搬	⑨の相違
る。	炉格納容器内へのスプレイの準備開始を指示	型)による原子炉格納容器内へのスプレイの準備	
	する。	開始を指示する。	
② 当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対		②当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時	
策本部に <u>代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)</u> に		対策本部に格納容器代替スプレイ系配管・弁の接	
よる原子炉格納容器内へのスプレイの準備のため,		続口への格納容器代替スプレイ系(可搬型)の接	
可搬型代替注水ポンプ(A-2級)の配備,ホース		続を依頼する。	
接続及び起動操作を依頼する。			
		③ a S A電源切替盤を使用する場合	体制の相違
		現場運転員B及びCは,SA電源切替盤にて,格	【柏崎 6/7】
			⑩の相違
			・設備の相違
		ウェル第2スプレイ弁又はB-RHRドライウェ	【東海第二】
		ル第2スプレイ弁の電源切替え操作を実施する。	島根2号炉のSA電
		また, 中央制御室運転員Aは, 格納容器代替スプ	源切替盤による電源切
		レイ系(可搬型)による原子炉格納容器内へのス	替え操作は、現場にて
		プレイに必要な電動弁及び監視計器の電源が確保	実施
		されていることを状態表示にて確認する。	

的崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017.12.20 版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
		③ ** 非常用コントロールセンタ切替盤を使用する場	・設備の相違
		<u>合</u>	【柏崎 6/7, 東海第二
③ 中央制御室運転員 A 及び B は、代替格納容器スプ	③ 運転員等は中央制御室にて、代替格納容器ス	中央制御室運転員Aは、不要な負荷の操作スイッ	島根2号炉は, C/
レイ冷却系(可搬型)による原子炉格納容器内への	プレイ冷却系(可搬型)による原子炉格納容	チを「停止引ロック」又は「停止」とする。	一次側にて切替え可
スプレイに必要な電動弁及び監視計器の電源が確保	器内へのスプレイに必要な残留熱除去系B系	現場運転員B及びCは、C/Cの不要な負荷の切	な設備を設置
されていることを状態表示にて確認する。	D/Wスプレイ弁又は残留熱除去系A系D/	り離しを行う。	
	Wスプレイ弁の電源切替え操作を実施する。	不要な負荷の切り離し後、中央制御室運転員A	
	また、代替格納容器スプレイ冷却系(可搬	は、非常用コントロールセンタ切替盤の切替え操	
	型)による原子炉格納容器内へのスプレイに	作を行い、格納容器代替スプレイ系(可搬型)に	
	必要な電動弁の電源が確保されたこと、及び	よる原子炉格納容器内へのスプレイに必要なAー	
	監視計器の電源が確保されていることを状態	RHRドライウェル第2スプレイ弁又はB-RH	
	表示等にて確認する。	Rドライウェル第2スプレイ弁の電源切替えを実	
		施するとともに、格納容器代替スプレイ系(可搬	
		型)による原子炉格納容器内へのスプレイに必要	
		な監視計器の電源が確保されていることを状態表	
		示にて確認する。_	
④ 中央制御室運転員 A 及び B は、復水補給水系バイ			・設備の相違
パス流防止としてタービン建屋負荷遮断弁の全閉操			【柏崎 6/7】
作を実施する。			島根2号炉は,格
			容器代替スプレイ系
			(常設)を新設し,
			留熱除去系配管へ直
			接続しているため、
			系統へのバイパス流
			止措置は不要
⑤ 現場運転員 C 及び D は、代替格納容器スプレイ冷却			・設備の相違
<u>系(可搬型)による原子炉格納容器内へのスプレイ</u>			【柏崎 6/7】
の系統構成として、MUWC 接続口内側隔離弁(B)又は			島根2号炉の接続
MUWC 接続口内側隔離弁(A)のどちらかを選択し全開			の隔離弁は、原子炉
操作を実施する(当該弁は遠隔手動弁操作設備の			物外側のみ
ためリンク機構を取り外し、弁操作を行う)。			
なお、上記の送水ライン以外にも、原子炉建屋原子			
炉区域にて接続口から復水補給水系配管までホース			
を敷設し送水するラインがある。			Hadar - Inst
⑥ 当直副長は、原子炉格納容器内のスプレイ先を第	③ 発電長は、運転員等に代替格納容器スプレイ	④当直副長は、運転員に格納容器代替スプレイ系	・体制の相違
1.6.4表に基づきドライウェル又はサプレッショ	冷却系(可搬型)による原子炉格納容器内へ	(可搬型)による原子炉格納容器内へのスプレイ	【東海第二】
ン・チェンバ・プールを選択し、中央制御室運転員 に系統構成開始を指示する。	のスプレイの系統構成開始を指示する。	<u>の</u> 系統構成開始を指示する。	9の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017.12.20 版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
⑦ª D/W スプレイの場合	⑤ b 残留熱除去系A系配管を使用した原子炉建屋 東側接続口による原子炉格納容器内へのスプレ イの場合	⑤ *格納容器代替スプレイ系(可搬型)接続口 (南)を使用した原子炉格納容器内へのスプレイ の場合	・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は,使用
中央制御室運転員 A 及び B は、代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による原子炉格納容器内へのスプレイの系統構成として、残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B),残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)及び残留熱除去系洗浄水弁(B)の全開操作を実施し、当直副長に代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による原子炉格納容器内へのスプレイの準備完了を報告する。	運転員等は中央制御室にて、代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による原子炉格納容器内へのスプレイの系統構成として、残留熱除去系A系D/Wスプレイ弁、代替格納容器スプレイ注水弁及び代替格納容器スプレイ流量調整弁の全開操作を実施し、発電長に代替格納容器スプレイ治却系(可搬型)による原子炉格納容器内へのスプレイの準備完了を報告する。	中央制御室運転員Aは、格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器内へのスプレイの系統構成としてA-RHRドライウェル第2 スプレイ弁の全開操作を実施し、当直副長に格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器内へのスプレイの準備完了を報告する。	する接続口毎に操作する弁が異なるため場合分けして記載・体制の相違 ・体制の相違 【柏崎 6/7】 ⑩の相違 ・体制の相違 ・体制の相違 【東海第二】 ⑨の相違
⑦ S/P スプレイの場合 中央制御室運転員 A 及び B は、代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による原子炉格納容器内へのスプレイの系統構成として、残留熱除去系 S/P スプレイ注入隔離弁(B) 及び残留熱除去系洗浄水弁(B) の全開操作を実施する。			・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉の原子炉 格納容器スプレイは、 ドライウェル側へのスプレイの方が効果的なため、有効性評価において、サプレッション・チェンバ内のスプレイを考慮していない
	⑤ *残留熱除去系B系配管を使用した原子炉建屋 西側接続口,高所西側接続口又は高所東側接続 口による原子炉格納容器内へのスプレイの場合 運転員等は中央制御室にて,代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による原子炉格納容器内へのスプレイの系統構成として,残留熱除去系 B系D/Wスプレイ弁,代替格納容器スプレイ 注水弁及び代替格納容器スプレイ流量調整弁の 全開操作を実施し,発電長に代替格納容器スプレイ ルイ冷却系(可搬型)による原子炉格納容器スプレイ流力系(可搬型)による原子炉格納容器内へのスプレイの準備完了を報告する。	(5) 格納容器代替スプレイ系 (可搬型)接続口 (西)を使用した原子炉格納容器内へのスプレイ の場合 中央制御室運転員Aは、格納容器代替スプレイ 系 (可搬型)による原子炉格納容器内へのスプレ イの系統構成としてB-RHRドライウェル第2 スプレイ弁の全開操作を実施し、当直副長に格納 容器代替スプレイ系 (可搬型)による原子炉格納 容器内へのスプレイの準備完了を報告する。	・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は、使用 する接続口毎に操作す る弁が異なるため場合 分けして記載
		⑤ 格納容器代替スプレイ系 (可搬型) 接続口 (建	・設備の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		物内)を使用した原子炉格納容器内へのスプレイ	【柏崎 6/7, 東海第二】
		の場合(故意による大型航空機の衝突その他のテ	島根2号炉は,建物
		ロリズムによる影響がある場合)	内接続口を使用した手
		中央制御室運転員Aは、格納容器代替スプレイ	順を整理
		系(可搬型)による原子炉格納容器内へのスプレ	
		イの系統構成としてB-RHRドライウェル第 2	
		スプレイ弁の全開操作を実施し、当直副長に格納	
		容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納	
		容器内へのスプレイの準備完了を報告する。	
8 緊急時対策要員は、可搬型代替注水ポンプ(A-2	⑥発電長は,災害対策本部長代理に代替格納容器	⑥当直長は,当直副長からの依頼に基づき,緊急時	
級)の配備,ホース接続及び起動操作を行い,可搬	スプレイ冷却系(可搬型)による原子炉格納容	対策本部に格納容器代替スプレイ系(可搬型)に	
型代替注水ポンプ (A-2級) による送水準備完了	器内へのスプレイのための原子炉建屋原子炉棟	よる原子炉格納容器内へのスプレイのための原子	
を緊急時対策本部に報告する。また,緊急時対策本	<u>内の</u> 系統構成が完了したことを報告する。	炉建物原子炉棟内の系統構成が完了したことを報	
部は当直長に報告する。		告する。	
⑨ 当直長は、当直副長からの依頼に基づき、運転員が	⑦災害対策本部長代理は、発電長に代替格納容器	⑦緊急時対策本部は、当直長に格納容器代替スプレ	
選択した送水ラインからの可搬型代替注水ポンプ	スプレイ冷却系(可搬型)として使用する可搬	イ系(可搬型)として使用する大量送水車による	
(A-2級) による送水開始を緊急時対策本部に依	型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型	送水開始を報告するとともに、緊急時対策要員に	
頼する。	<u>ポンプ</u> による送水開始を報告するとともに, <u>重</u>	格納容器代替スプレイ系(可搬型)として使用す	
	大事故等対応要員に代替格納容器スプレイ冷却	る大量送水車の起動を指示する。	
	系(可搬型)として使用する可搬型代替注水中		
	型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプの起動		
	を指示する。		
⑩ 当直副長は、 中央制御室運転員に代替格納容器ス	⑧発電長は、運転員等に代替格納容器スプレイ冷		
プレイ冷却系(可搬型)による原子炉格納容器内へ	却系(可搬型)による原子炉格納容器内へのス		
のスプレイの確認を指示する。	プレイの確認を指示する。		
		⑧ 格納容器代替スプレイ系(可搬型)接続口	
		(南)を使用した原子炉格納容器内へのスプレイ	
		の場合	
① 緊急時対策要員は、運転員が選択した送水ラインか	⑨重大事故等対応要員は、代替格納容器スプレイ	緊急時対策要員は、格納容器代替スプレイ系(可	
ら送水するため、MUWC 接続口外側隔離弁 1 (B),	治却系(可搬型)として使用する可搬型代替注	搬型)として使用する大量送水車を起動した後、	VEITI o Levis
2(B)又はMUWC 接続口外側隔離弁1(A), 2(A)のど	水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを	ACSS A一注水ライン流量調整弁を格納容器	・運用の相違
ちらかの全開操作を実施し、送水開始について緊急	起動した後,原子炉建屋西側接続口,高所西側	代替スプレイ流量にて 120m³/h となるように調整	【柏崎 6/7, 東海第二】
時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当	接続口、高所東側接続口又は原子炉建屋東側接	開とし、格納容器代替スプレイ系(可搬型)としては円よる土息送水車により、 では円よる土息送水車により送水を開かります。	島根2号炉は、定格
直長に報告する。	続口の弁の全開操作を実施し、送水開始について、	て使用する大量送水車により送水を開始したこと	流量に調整
	て災害対策本部長代理に報告する。また、災害対策本部長代理は発露長に報告する。	を当直長に報告する。また、当直長は緊急時対策	
	対策本部長代理は発電長に報告する。	本部に報告する。	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		⑧ b格納容器代替スプレイ系 (可搬型) 接続口	
		(西)を使用した原子炉格納容器内へのスプレイ	
		の場合	
		緊急時対策要員は、格納容器代替スプレイ系(可	
		搬型)として使用する大量送水車を起動した後、	
		ACSS B-注水ライン流量調整弁を格納容器	
		代替スプレイ流量にて 120m³/h となるように調整	
		開とし、格納容器代替スプレイ系(可搬型)とし	
		て使用する大量送水車により送水を開始したこと	
		を当直長に報告する。また、当直長は緊急時対策	
		本部に報告する。	
		⑧°格納容器代替スプレイ系(可搬型)接続口(建	・設備の相違
			【柏崎 6/7, 東海第二】
			島根2号炉は,建物
		緊急時対策要員は、ACSS B-注水ライン止	内接続口を使用した手
		め弁の全閉操作を実施し、格納容器代替スプレイ	順を整理
		<u>系(可搬型)として使用する大量送水車を起動し</u>	
		た後、可搬型バルブを格納容器代替スプレイ流量	
		<u>にて 120m³/h となるように調整開とし,格納容器</u>	
		代替スプレイ系(可搬型)として使用する大量送	
		水車により送水を開始したことを当直長に報告す	
		る。また、当直長は緊急時対策本部に報告する。	
		⑨当直副長は,運転員に格納容器代替スプレイ系	
		(可搬型) による原子炉格納容器内へのスプレイ	
		の確認を指示する。	
② 中央制御室運転員 A_及びB は,原子炉格納容器内	⑩運転員等は中央制御室にて,原子炉格納容器内	⑩中央制御室運転員Aは,原子炉格納容器内へのス	・体制の相違
	へのスプレイが開始されたことを低圧代替注水	プレイが開始されたことを原子炉格納容器への注	【柏崎 6/7】
の注水量の上昇、原子炉格納容器内の圧力及び温		水量の上昇,原子炉格納容器内の圧力及び温度の	⑩の相違
度の低下並びに原子炉格納容器内の水位の上昇によ	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量(可搬ラ	低下並びに原子炉格納容器内の水位の上昇により	運用の相違
り確認し、当直副長に報告する。	イン用)の上昇,原子炉格納容器内の圧力及び	確認し、当直副長に報告する。	【東海第二】
	温度の低下並びに原子炉格納容器の水位の上昇		監視パラメータの相
	により確認し、発電長に報告する。		違
	200 - 100 -		- 体制の相違
			【東海第二】
			9の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017.12.20 版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
なお、格納容器内圧力(S/C) , サプレッショ ン・チェンバ気体温度 ズ・プール水位指示値が、原子炉格納容器内へのスプレイ停止の判断基準(第1.6.4 表)に到達した 場合は、原子炉格納容器内へのスプレイを停止する。その後、格納容器内圧力(D/W)、格納容器内 圧力(S/C)、ドライウェル雰囲気温度、サプレッション・チェンバ気体温度又はサプレッション・チェンバ気体温度又はサプレッション・チェンバ・プール水位指示値が、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準(第1.6.4 表)に再度到達した場合は、原子炉格納容器内へのスプレイを再開する。	なお、原子炉格納容器内へのスプレイ制御に関する判断基準(第1.6-6表)に従い、サプレッション・チェンバ圧力の制御範囲内で、連続スプレイによる原子炉格納容器内へのスプレイの制御を実施する。また、サプレッション・チェンバ圧力、ドライウェル内ガス冷却装置戻り温度、サプレッション・チェンバ雰囲気温度又はサプレッション・プール水位指示値が、原子炉格納容器内へのスプレイ停止の判断基準(第1.6-4表)に到達した場合は、原子炉格納容器内へのスプレイを停止する。その後、ドライウェル圧力、サプレッション・チェンバ圧力、ドライウェル雰囲気温度、サプレッション・チェンバ雰囲気温度又はサプレッション・プール水位指示値が、原子炉格納容器内へのスプレイ	なお、ドライウェル圧力、ドライウェル温度又はサプレッション・プール水位指示値が、原子炉格納容器内へのスプレイ停止の判断基準(第1.6 —4表)に到達した場合は、⑧。にて調整開としたACSS A一注水ライン流量調整弁、⑧。にて調整開としたACSS B一注水ライン流量調整弁又は⑧。にて調整開とした可搬型バルブを閉とし、原子炉格納容器内へのスプレイを停止する。その後、サプレッション・チェンバ圧力、ドライウェル温度が、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準(第1.6—4表)に再度到達し、サプレッション・プール水位指示値が原子炉格納容器内へのスプレイ停止の判断基準(第1.6—4表)に到達していない場合は、ACSS A一注水ライン流量調整弁、ACSS B一注水ラ	・運用の相違 【東海第二】 島根2号炉は,スプレイ起動時に流量調整後,停止・起動で制御を実施・運用の相違 【東海第二】 ⑧の相違 ・運用の相違 【柏崎 6/7,東海第二】 ⑧の相違
※ S/P スプレイから D/W スプレイへの切替えが必要となった場合は,残留熱除去系格納容器冷却流量調節 弁(B)及び残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁 (B)の全開操作を実施後,残留熱除去系 S/P スプレ イ注入隔離弁(B)の全閉操作を実施する。	水位指示値か、原子炉格納容器内へのスプレイ 起動の判断基準(第 1.6-4 表)に再度到達 し、サプレッション・プール水位指示値が原子 炉格納容器内へのスプレイ停止の判断基準(第 1.6-4 表)に到達していない場合は、原子炉 格納容器内へのスプレイを再開する。	一注水フィン流量調整弁又は可搬型バルブを調整開とし、原子炉格納容器内へのスプレイを再開する。	・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉の原子炉 格納容器スプレイは, ドライウェル側へのス プレイの方が効果的な ため,有効性評価にお いて,サプレッショ
※ D/W スプレイ実施中に原子炉圧力容器への注水が必要となった場合は、残留熱除去系注入弁(B)の全開操作を実施後、 残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)及び残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)の全閉操作を実施し、原子炉圧力容器へ注水する。	※原子炉格納容器内へのスプレイ実施中に原子 炉圧力容器への注水が必要となった場合は、 残留熱除去系B系D/Wスプレイ弁の全閉操 作を実施後、残留熱除去系B系注入弁の全開 操作を実施又は残留熱除去系A系D/Wスプ レイ弁の全閉操作を実施後、残留熱除去系A	※原子炉圧力容器への注水と原子炉格納容器内へのスプレイを実施する場合は、原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイに必要な系統構成を行い、原子炉圧力容器への注水と原子炉格納容器内へのスプレイを実施する。	ン・チェンバ内のスプレイを考慮していない・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2 号炉の大量送 水車は, 低圧代替注水 及び格納容器代替スプレイを同時に可能な設

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	系注入弁の全開操作を実施し、原子炉圧力容		計であるため, 低圧代
	器へ注水する。		替注水を停止すること
			なくスプレイを実施で
			きる
③ 当直長は,当直副長からの依頼に基づき,代替格納	⑪発電長は、代替格納容器スプレイ冷却系(可搬)	⑪当直長は、当直副長からの依頼に基づき、格納容器	
容器スプレイ冷却系(可搬型)による原子炉格納容	型)による原子炉格納容器内へのスプレイが開	代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器内	
器内へのスプレイが開始されたことを緊急時対策本	始されたことを災害対策本部長代理に報告す	へのスプレイが開始されたことを緊急時対策本部に	
部に報告する。	る。	報告する。	
[全交流動力電源が喪失している場合]	【全交流動力電源が喪失している場合 <u>】</u>	全交流動力電源が喪失している場合]	
	①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、災害		
	対策本部長代理に低圧代替注水系配管・弁の接		
	続口への代替格納容器スプレイ冷却系(可搬		
	型)の接続を依頼する。		
① 当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員	②発電長は,運転員等に残留熱除去系B系配管又	①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員	・体制の相違
に代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による原	は残留熱除去系A系配管を使用した代替格納容	に格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉	【東海第二】
子炉格納容器内へのスプレイの準備開始を指示す	<u>器スプレイ冷却系</u> (可搬型)による原子炉格納	格納容器内へのスプレイの準備開始を指示する。	⑨の相違
る。	容器内へのスプレイの準備開始を指示する。		
② 当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対		②当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対	
策本部に代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)に		策本部に格納容器代替スプレイ系(可搬型)の接続	
よる原子炉格納容器内へのスプレイの準備のため、		を依頼する。	
可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) の配備,ホース			
接続及び起動操作を依頼する。			
③ 中央制御室運転員 A は、代替格納容器スプレイ冷却	③運転員等は中央制御室にて、代替格納容器スプ	③中央制御室運転員Aは、格納容器代替スプレイ系	
系 (可搬型) による原子炉格納容器内へのスプレイ	レイ治却系(可搬型)による原子炉格納容器内	(可搬型) による原子炉格納容器内へのスプレイに	
に必要な監視計器の電源が確保されていることを確 認する。	へのスプレイに必要な監視計器の電源が確保されていることが比較ま一等にて確認する	必要な監視計器の電源が確保されていることを状態	
i で 9 つ。	れていることを状態表示等にて確認する。	表示にて確認する。	
④ 当直副長は、原子炉格納容器内のスプレイ先を第	④発電長は、運転員等に代替格納容器スプレイ冷	④当直副長は、運転員に格納容器代替スプレイ系(可	・体制の相違
1.6.4表に基づきドライウェル又はサプレッショ	却系(可搬型)による原子炉格納容器内へのス	搬型)による原子炉格納容器内へのスプレイの系統	【東海第二】
ン・チェンバ・プールを選択し、現場運転員に系統	プレイの系統構成開始を指示する。	構成開始を指示する。	⑨の相違
構成開始を指示する。			【東海第二】
			⑦の相違
⑤ 現場運転員 C 及び D は、代替格納容器スプレイ冷却			・設備の相違
<u>系(可搬型)による原子炉格納容器内へのスプレイ</u>			【柏崎 6/7】
の系統構成として、MUWC 接続口内側隔離弁(B)又は			島根2号炉の接続口
MUWC 接続口内側隔離弁(A)のどちらかを選択し全開			の隔離弁は,原子炉建

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
操作を実施する(当該弁は遠隔手動弁操作設備のた			物外側のみ
めリンク機構を取り外し、弁操作を行う)。なお、			
上記の送水ライン以外にも,原子炉建屋原子炉区域			
にて接続口から復水補給水系配管までホースを敷設			
し送水するラインがある。			
⑥ 現場運転員 C 及び D は、復水補給水系バイパス流防			・設備の相違
止として復水補給水系原子炉建屋復水積算計バイパ			【柏崎 6/7】
ス弁の全閉操作を実施する。			島根2号炉は、格納
			容器代替スプレイ系
			(常設) を新設し, 残
			留熱除去系配管へ直接
			接続しているため,他
			系統へのバイパス流防
			止措置は不要
	⑤ ª 残留熱除去系B系配管を使用した原子炉建屋	⑤ ^a 格納容器代替スプレイ系(可搬型)接続口(南)を	・設備の相違
	西側接続口,高所西側接続口又は高所東側接続	使用した原子炉格納容器内へのスプレイの場合	【柏崎 6/7】
	口による原子炉格納容器内へのスプレイの場合		島根2号炉は,使用
⑦ª D/W スプレイの場合			する接続口毎に操作す
現場運転員C及びDは、代替格納容器スプレイ冷	運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、残留熱除	現場運転員B及びCは、格納容器代替スプレイ系	る弁が異なるため場合
<u> 却系</u> (可搬型)による原子炉格納容器内へのスプレ	去系B系D/Wスプレイ弁,代替格納容器スプ	(可搬型)による格納容器内へのスプレイの系統構	分けして記載
イの系統構成として, <u>残留熱除去系格納容器冷却流</u>	レイ注水弁及び代替格納容器スプレイ流量調整	成として <u>A-RHRドライウェル第2スプレイ弁</u> の	・体制の相違
量調節弁(B),残留熱除去系格納容器冷却ライン隔	<u>弁</u> の全開操作を実施し、 <u>発電長</u> に <u>代替格納容器</u>	全開操作を実施し、 <u>当直副長に格納容器代替スプレ</u>	【東海第二】
離弁(B) 及び残留熱除去系洗浄水弁(B)の全開操作	スプレイ治却系(可搬型)による原子炉格納容	<u> </u>	⑦の相違
を実施し、当直副長に代替格納容器スプレイ冷却系	器内へのスプレイの準備完了を報告する。	イの準備完了を報告する。	・体制の相違
(可搬型)による原子炉格納容器内へのスプレイの			【東海第二】
準備完了を報告する。			⑨の相違
<u>⑦^b S/P スプレイの場合</u>			・設備の相違
現場運転員 C 及び D は、代替格納容器スプレイ冷却			【柏崎 6/7】
系(可搬型)による原子炉格納容器内へのスプレイ			島根2号炉の原子炉
の系統構成として、残留熱除去系 S/P スプレイ注			格納容器スプレイは,
入隔離弁(B) 及び残留熱除去系洗浄水弁(B) の全開			ドライウェル側へのス
操作を実施し、当直副長に代替格納容器スプレイ冷			プレイの方が効果的な
<u> 却系(可搬型)による原子炉格納容器内へのスプレ</u>			ため、有効性評価にお
<u>イの準備完了を報告する。</u>			いて、サプレッショ
			ン・チェンバ内のスプ
			レイを考慮していない
	⑤b残留熱除去系A系配管を使用した原子炉建屋	⑤ 格納容器代替スプレイ系(可搬型)接続口(西)を	・設備の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017.12.20 版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	東側接続口による原子炉格納容器内へのスプレ	使用した原子炉格納容器内へのスプレイの場合	【柏崎 6/7】
	イの場合		島根2号炉は, 使
	運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、残留熱	現場運転員B及びCは、格納容器代替スプレイ系	する接続口毎に操作
	除去系A系D/Wスプレイ弁,代替格納容器ス	(可搬型) による原子炉格納容器内へのスプレイの	る弁が異なるため場
	プレイ注水弁及び代替格納容器スプレイ流量調	系統構成としてB-RHRドライウェル第2スプレ	分けして記載
	整弁の全開操作を実施し、発電長に代替格納容	イ弁の全開操作を実施し、当直副長に格納容器代替	・体制の相違
	<u>器スプレイ冷却系</u> (可搬型)による原子炉格納	スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器内への	【東海第二】
	容器内へのスプレイの準備完了を報告する。	スプレイの準備完了を報告する。	⑦, ⑨の相違
		⑤°格納容器代替スプレイ系(可搬型)接続口(建物	・設備の相違
		内)を使用した原子炉格納容器内へのスプレイの場	【柏崎 6/7, 東海第二
		合(故意による大型航空機の衝突その他のテロリズ	島根2号炉は,建
		ムによる影響がある場合)	内接続口を使用した
		現場運転員B及びCは、格納容器代替スプレイ系	順を整理
		(可搬型) による原子炉格納容器内へのスプレイの	
		<u>系統構成としてB-RHRドライウェル第2スプレ</u>	
		イ弁の全開操作を実施し、当直副長に格納容器代替	
		スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器内への	
		スプレイの準備完了を報告する。	
	⑥発電長は、災害対策本部長代理に代替格納容器	⑥当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対	
	スプレイ冷却系(可搬型)による原子炉格納容	策本部に格納容器代替スプレイ系(可搬型)による	
	器内へのスプレイのための原子炉建屋原子炉棟	原子炉格納容器内へのスプレイのための原子炉建物	
	内の系統構成が完了したことを報告する。	原子炉棟内の系統構成が完了したことを報告する。	
	⑦災害対策本部長代理は,発電長に代替格納容器	⑦緊急時対策本部は、当直長に格納容器代替スプレイ	
	スプレイ冷却系(可搬型)として使用する可搬	<u>系(可搬型)として使用する大量送水車による送水</u>	
	型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型	開始を報告するとともに、緊急時対策要員に格納容	
	ポンプによる送水開始を報告するとともに、重	器代替スプレイ系(可搬型)として使用する大量送	
	大事故等対応要員に代替格納容器スプレイ冷却	水車の起動を指示する。	
	系(可搬型)として使用する可搬型代替注水中		
	型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプの起動		
	を指示する。		
⑧ 緊急時対策要員は,可搬型代替注水ポンプ (A-2	⑧重大事故等対応要員は、代替格納容器スプレイ	⑧ a 格納容器代替スプレイ系(可搬型)接続口(南)を	
級)の配備,ホース接続及び起動操作を行い,可搬	冷却系(可搬型)として使用する可搬型代替注	使用した原子炉格納容器内へのスプレイの場合	
型代替注水ポンプ (A-2級) による送水準備完了	水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを	緊急時対策要員は、格納容器代替スプレイ系(可	
を緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本	起動した後,原子炉建屋西側接続口,高所西側	搬型)として使用する大量送水車を起動した後、	

崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
部は当直長に報告する。	接続口,高所東側接続口又は原子炉建屋東側接	ACSS A-注水ライン流量調整弁を格納容器	・運用の相違
⑨ 当直長は、当直副長からの依頼に基づき、運転員が	続口の弁を全開とし、代替格納容器スプレイ冷	代替スプレイ流量にて 120m³/h となるように調整開	【柏崎 6/7, 東海第二】
選択した送水ラインから可搬型代替注水ポンプ(A	却系(可搬型)として使用する可搬型代替注水	とし、格納容器代替スプレイ系(可搬型)として	島根2号炉は定格流
-2級)による送水開始を緊急時対策本部に依頼す	中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによ	使用する大量送水車により送水を開始したことを	量に調整
<u>a</u>	り送水を開始したことを <u>災害対策本部長代理に</u>	当直長に報告する。また、当直長は緊急時対策本	
	報告する。また,災害対策本部長代理は,発電	部に報告する。	
	長に報告する。		
		⑧ 格納容器代替スプレイ系 (可搬型)接続口(西)を	
		使用した原子炉格納容器内へのスプレイの場合	
		緊急時対策要員は、格納容器代替スプレイ系(可	
		搬型)として使用する大量送水車を起動した後、	
		ACSS B-注水ライン流量調整弁を格納容器	
		代替スプレイ流量にて 120m³/h となるように調整開	
		とし,格納容器代替スプレイ系(可搬型)として	
		使用する大量送水車により送水を開始したことを	
		当直長に報告する。また、当直長は緊急時対策本	
		部に報告する。	
		8°格納容器代替スプレイ系(可搬型)接続口(建物	・設備の相違
		内) を使用した原子炉格納容器内へのスプレイの場	【柏崎 6/7, 東海第二】
		<u> </u>	島根2号炉は,建物
		━ 緊急時対策要員は,ACSS B-注水ライン止	 内接続口を使用した手
		め弁の全閉操作を実施し、格納容器代替スプレイ	順を整理
		系(可搬型)として使用する大量送水車を起動し	
		た後、可搬型バルブを格納容器代替スプレイ流量	
		にて 120m³/h となるように調整開とし、格納容器代	
		替スプレイ系(可搬型)として使用する大量送水	
		車により送水を開始したことを当直長に報告す	
		る。また、当直長は緊急時対策本部に報告する。	
⑩ 当直副長は,中央制御室運転員に代替格納容器スプ	⑨発電長は、運転員等に代替格納容器スプレイ冷	⑨当直副長は、運転員に格納容器代替スプレイ系(可	・体制の相違
レイ冷却系(可搬型)による原子炉格納容器内への	却系 (可搬型) による原子炉格納容器内へのス	搬型)による原子炉格納容器内へのスプレイの確認	【東海第二】
スプレイの確認を指示する。	プレイの確認を指示する。	を指示する。	⑦, ⑨の相違
① 緊急時対策要員は,運転員が選択した送水ラインか			
ら送水するため,MUWC 接続口外側隔離弁 1(B),			
2(B)又は MUWC 接続口外側隔離弁 1(A), 2(A)のどち			
らかの全開操作を実施し、送水開始について緊急時			

白崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直 長に報告する。			
② 中央制御室運転員 A は,原子炉格納容器内へのスプレイが開始されたことを原子炉格納容器への注水量の上昇,原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下並びに原子炉格納容器内の水位の上昇により確認し,当直副長に報告する。	⑩運転員等は中央制御室にて、原子炉格納容器内へのスプレイが開始されたことを低圧代替注水系格納容器スプレイ流量(常設ライン用)又は低圧代替注水系格納容器スプレイ流量(可搬ライン用)の上昇、原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下並びに原子炉格納容器の水位の上昇により確認し、発電長に報告する。	⑩中央制御室運転員Aは、原子炉格納容器内へのスプレイが開始されたことを原子炉格納容器への注水量の上昇、原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下並びに原子炉格納容器内の水位の上昇により確認し、 当直副長に報告する。	・体制の相違【東海第二】⑦, ⑨の相違・運用の相違【東海第二】監視パラメータの相違
	なお、原子炉格納容器内へのスプレイ制御に関する判断基準(第 1.6-6 表)に従い、サプレッション・チェンバ圧力の制御範囲内で、連続スプレイによる原子炉格納容器内へのスプレイ		・運用の相違 【東海第二】 島根2号炉は,スフレイ起動時に流量調整
なお, <u>格納容器内圧力(S/C)</u> , <u>サプレッション・</u>	の制御を実施する。また、サプレッション・チ	なお, <u>ドライウェル圧力</u> , <u>ドライウェル温度</u> 又は	後、停止・起動で制御
<u>チェンバ気体温度</u> 又は <u>サプレッション・チェン</u>	エンバ圧力、ドライウェル内ガス冷却装置戻り	サプレッション・プール水位指示値が、原子炉格	
バ・プール水位指示値が、原子炉格納容器内への	<u>温度,サプレッション・チェンバ雰囲気温度</u> 又	納容器内へのスプレイ停止の判断基準(第 1.6-4	
スプレイ停止の判断基準(第1.6.4 表)に到達し	はサプレッション・プール水位指示値が、原子	表)に到達した場合は、 <u>⑧。にて調整開としたA</u>	【柏崎 6/7, 東海第二
た場合は、原子炉格納容器内へのスプレイを停止	炉格納容器内へのスプレイ停止の判断基準(第	CSS A-注水ライン流量調整弁、®bにて調	⑧の相違
するよう現場運転員に指示する。その後、格納容	1.6-4表)に到達した場合は,原子炉格納容	整開としたACSS B-注水ライン流量調整弁	
<u>器内圧力(D/W),</u> 格納容器内圧力(S/C),ドラ	器内へのスプレイを停止するよう運転員等に指	又は®°にて調整開とした可搬型バルブを閉と	
イウェル雰囲気温度、サプレッション・チェンバ	<u>示する。</u> その後, <u>ドライウェル圧力</u> ,サプレッ	<u>し,</u> 原子炉格納容器内へのスプレイを停止する。	・運用の相違
気体温度又はサプレッション・チェンバ・プール	ション・チェンバ圧力、ドライウェル雰囲気温	その後、サプレッション・チェンバ圧力、ドライ	【柏崎 6/7, 東海第二
<u>水位</u> 指示値が,原子炉格納容器内へのスプレイ起	度、サプレッション・チェンバ雰囲気温度又は	ウェル温度指示値が,原子炉格納容器内へのスプ	⑧の相違
動の判断基準(第 1.6.4 表)に再度到達した場合	<u>サプレッション・プール水位指示値</u> が,原子炉	レイ起動の判断基準(第1.6-4表)に再度到達	
は、原子炉格納容器内へのスプレイを再開する。	格納容器内へのスプレイ起動の判断基準(第	し,サプレッション・プール水位指示値が原子炉	
	1.6-4 表)に再度到達し,サプレッション・	格納容器内へのスプレイ停止の判断基準(第1.6	
	プール水位指示値が原子炉格納容器内へのスプ	-4 表)に到達していない場合は, $ACSS$ A	
	レイ停止の判断基準(第1.6-4表)に到達し	- 注水ライン流量調整弁, ACSS B-注水ラ	
	ていない場合は,原子炉格納容器内へのスプレ	イン流量調整弁又は可搬型バルブを調整開とし,	
	イを再開する。	原子炉格納容器内へのスプレイを再開する。	
※ S/P スプレイから D/W スプレイへの切替えが必要と			・設備の相違
なった場合は,残留熱除去系格納容器冷却流量調節			【柏崎 6/7】
弁(B)及び残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁			島根2号炉の原子
(B)の全開操作を実施後,残留熱除去系 S/P スプレ			格納容器スプレイは
イ注入隔離弁(B)の全閉操作を実施する。			ドライウェル側への
· 1000/ -1114140-/1 (-/ - TTL441/1011 - > 4/40 / 0/0			プレイの方が効果的

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
※ D/W スプレイ実施中に原子炉圧力容器への注水が必要となった場合は、残留熱除去系注入弁(B)の全開操作を実施後、残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)及び残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)の全閉操作を実施し、原子炉圧力容器へ注水する	※原子炉格納容器内へのスプレイ実施中に原子炉圧力容器への注水が必要となった場合は、残留熱除去系B系D/Wスプレイ弁の全閉操作を実施後、残留熱除去系B系注入弁の全開操作を実施又は残留熱除去系A系D/Wスプレイ弁の全閉操作を実施後、残留熱除去系A系2がよると関操作を実施し、原子炉圧力容器へ注水する。	※原子炉圧力容器への注水と原子炉格納容器内へのスプレイを実施する場合は、原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイに必要な系統構成を行い、原子炉圧力容器への注水と原子炉格納容器内へのスプレイを実施する。	ため、有効性評価において、サプレッション・チェンバ内のスプレイを考慮していない・設備の相違 【柏崎 6/7、東海第二】 島根 2 号炉の大量送水及び格納にて、大量に、低圧代替スプレイを同時に、低圧代替スプレイを向けため、低圧代替なくスプレイを実施で
① 当直長は、当直副長からの依頼に基づき、代替格納 容器スプレイ冷却系(可搬型)による原子炉格納容 器内へのスプレイが開始されたことを緊急時対策本 部に報告する。 iii . 操作の成立性	①発電長は、代替格納容器スプレイ治却系(可搬型)による原子炉格納容器内へのスプレイが開始されたことを災害対策本部長代理に報告する。 iii) 操作の成立性	①当直長は、 <u>当直副長からの依頼に基づき、格納容器</u> 代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器内 へのスプレイが開始されたことを緊急時対策本部に 報告する。 iii 操作の成立性	きる ・体制の相違 【東海第二】 ⑨の相違
代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) による原子炉格納容器内へのスプレイ操作のうち,運転員が実施する原子炉建屋での系統構成を,交流電源が確保されている場合は1ユニット当たり中央制御室運転員2名 (操作者及び確認者) 及び現場運転員2 名にて,全交流動力電源が喪失している場合は1 ユニット当たり中央制御室運転員1名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合の所要時間は以下の	上記の操作は、作業開始を判断してから代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による原子炉格納容器内へのスプレイ開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。	格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器内へのスプレイ操作のうち、運転員が実施する原子炉建物での系統構成を、中央制御室運転員1名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合の想定時間は以下のとおり。	・設備及び運用の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ②の相違
とおり。 交流 <u>電源</u> が確保されている場合: <u>約25分</u>	【交流動力電源が確保されている場合】 【中央制御室からの操作(残留熱除去系B系配管を 使用した高所東側接続口による原子炉格納容器内 へのスプレイの場合)】(水源:代替淡水貯槽) ・上記の操作は、運転員等(当直運転員)1名及 び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した 場合、215分以内で可能である。	[交流動力電源が確保されている場合] SA電源切替盤を使用した場合:25分以内 非常用コントロールセンタ切替盤を使用した場合:40分以内	 ・設備及び運用の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ②の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2 号炉は、C/ C一次側にて切替え可

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	【中央制御室からの操作(残留熱除去系B系配管を		能な設備を設置
	使用した高所西側接続口による原子炉格納容器内		
	へのスプレイの場合)】(水源:西側淡水貯水設		
	備)		
	・上記の操作は,運転員等(当直運転員)1名及		
	び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した		
	場合,140分以内で可能である。		
	【中央制御室からの操作(残留熱除去系A系配管を		
	使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉格納		
	容器内へのスプレイの場合)】 (水源:代替淡水		
	<u> </u>		
	・上記の操作は,運転員等(当直運転員)1名及		
	び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した		
	場合,535分以内で可能である。		
	【中央制御室からの操作(残留熱除去系A系配管を		
	使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉格納		
	容器内へのスプレイの場合)】(水源:西側淡水		
	貯水設備)_		
	・上記の操作は,運転員等(当直運転員)1名及		
	び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した		
	場合,320分以内で可能である。		
全交流動力電源が喪失している場合:約100分	【交流動力電源が喪失している場合】	[全交流動力電源が喪失している場合]:40分以内	・設備及び運用の相違
主文加到万电你是大人。(1995)	【現場操作(残留熱除去系B系配管を使用した高所	「主文加動力電源が長人している場合」: <u>40 力多円</u>	【柏崎 6/7, 東海第二】
	東側接続口による原子炉格納容器内へのスプレイ		②の相違
	の場合)】(水源:代替淡水貯槽)		
	・上記の操作は、運転員等(当直運転員及び重大		
	事故等対応要員) 6名及び重大事故等対応要員8		
	名にて作業を実施した場合,215分以内で可能		
	である。		
	【現場操作(残留熱除去系B系配管を使用した高所		
	西側接続口による原子炉格納容器内へのスプレイ		
	の場合)】(水源:西側淡水貯水設備)		
	・上記の操作は、運転員等(当直運転員及び重大		
	事故等対応要員) 6名及び重大事故等対応要員8		
	名にて作業を実施した場合,215分以内で可能		
	である。		
	【現場操作(残留熱除去系A系配管を使用した原子		

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	炉建屋東側接続口による原子炉格納容器内へのス		
	プレイの場合)】(水源:代替淡水貯槽)		
	・上記の作業は,運転員等(当直運転員及び重大		
	事故等対応要員) 6名及び重大事故等対応要員8		
	名にて作業を実施した場合,535分以内で可能		
	<u>である。</u>		
	【現場操作(残留熱除去系A系配管を使用した原子		
	炉建屋東側接続口による原子炉格納容器内へのス		
	プレイの場合)】(水源:西側淡水貯水設備)		
	・上記の作業は,運転員等(当直運転員及び重大		
	事故等対応要員)6名及び重大事故等対応要員8		
	名にて実施した場合、320分以内で可能であ		
	<u>3.</u>		
また、代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)に		また、格納容器代替スプレイ系 (可搬型) による	
よる原子炉格納容器内へのスプレイ操作のうち,		原子炉格納容器内へのスプレイ操作のうち、緊急時	
緊急時対策要員が実施する屋外での可搬型代替注		対策要員が実施する屋外での大量送水車による送水	
<u>水ポンプ (A- 2級)</u> による送水操作に必要な <u>1</u>		操作に必要な要員数及び想定時間は以下のとおり。	
ユニット当たりの要員数及び所要時間は以下のと			
おり。			
[防火水槽を水源とした送水]		[格納容器代替スプレイ系(可搬型)接続口	・設備及び運用の相違
緊急時対策要員3名にて実施した場合:約125分		(南)又は格納容器代替スプレイ系(可搬型)接	【柏崎 6/7】
「淡水貯水池を水源とした送水(あらかじめ敷設して		<u>続口(西)を使用する場合]</u>	⑩の相違
<u>あるホースが使用できる場合)</u>		緊急時対策要員 12 名にて実施した場合: 2 時間	・設備の相違
<u>緊急時対策要員3名にて実施した場合:約125分</u>		<u>10 分以内</u>	【柏崎 6/7, 東海第二】
<u>[淡水貯水池を水源とした送水(あらかじめ敷設して</u>		[格納容器代替スプレイ系(可搬型)接続口(建	使用する水源、接続
<u>あるホースが使用できる場合)]</u>		物内) を使用する場合(故意による大型航空機の	口の相違
<u>緊急時対策要員 4 名にて実施した場合:約140分</u>		<u>衝突その他のテロリズムによる影響がある場</u>	
<u>[淡水貯水池を水源とした送水(あらかじめ敷設して</u>		<u>合)]</u>	
あるホースが使用できない場合]		緊急時対策要員 12 名にて実施した場合: 3 時間	
<u>緊急時対策要員 6 名にて実施した場合:約330 分</u>		<u>10 分以内</u>	
代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による原			
子炉格納容器内へのスプレイ操作は、作業開始を判			
断してから代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)			
による原子炉格納容器内へのスプレイ開始まで <u>約</u>			
<u>330 分</u> で可能である。			
		格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉	
		格納容器内へのスプレイ操作は、格納容器代替スプ	
		レイ系(可搬型)接続口(南)又は格納容器代替ス	

できた場合,復水貯蔵槽が使用可能であれば代替格納容 器スプレイ冷却系(常設)により原子炉格納容器内にス プレイする。復水貯蔵槽が使用できない場合,消火系又 は代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)により原子炉 格納容器内にスプレイする。

交流電源が確保できない場合, 現場での手動操作によ り系統構成を実施し、消火系又は代替格納容器スプレイ 冷却系(可搬型)により原子炉格納容器内にスプレイす る。

電源設備により交流動力電源が確保できた場合、代替淡 水貯槽が使用可能であれば代替格納容器スプレイ冷却系 (常設)により原子炉格納容器内にスプレイする。代替 淡水貯槽が使用できない場合、消火系、補給水系及び代 替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)により原子炉格納 容器内にスプレイする。

交流動力電源が確保できない場合、現場での手動操作 により系統構成を実施し、消火系又は代替格納容器スプ レイ冷却系(可搬型)により原子炉格納容器内にスプレ イする。

代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による原子炉

保できた場合、低圧原子炉代替注水槽が使用可能であれ ば格納容器代替スプレイ系(常設)により原子炉格納容 器内にスプレイする。低圧原子炉代替注水槽が使用でき ない場合、復水輸送系、消火系又は格納容器代替スプレ イ系(可搬型)により原子炉格納容器内にスプレイす る。

交流動力電源が確保できない場合, 現場での手動操作 により系統構成を実施し、格納容器代替スプレイ系(可 搬型)により原子炉格納容器内にスプレイする。

格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納

【東海第二】

東海第二は交流電源 の確保手段として常設 交流代替電源設備に加 え可搬型代替交流電源 設備を整備

設備の相違

【柏崎 6/7】

③の相違

設備の相違

【柏崎 6/7, 東海第二】

⑥の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	格納容器内へのスプレイ手段については, 代替格納容器	容器内へのスプレイ手段については、格納容器代替スプ	
	スプレイ冷却系(常設)による原子炉格納容器内へのス	レイ系(常設)による原子炉格納容器内へのスプレイ手	
	プレイ手段と同時並行で準備する。	段と同時並行で準備する。	
	また、代替格納容器スプレイ冷却系(常設)、消火	また,格納容器代替スプレイ系(常設),復水輸送	
	系、補給水系及び代替格納容器スプレイ冷却系(可搬	系,消火系及び格納容器代替スプレイ系(可搬型)の手	
	型)の手段のうち原子炉格納容器内へのスプレイ可能な	段のうち原子炉格納容器内へのスプレイ可能な系統1系	
	系統1系統以上を起動し,原子炉格納容器内へのスプレイ	統以上を起動し,原子炉格納容器内へのスプレイのため	
	のための系統構成が完了した時点で、その手段による原	の系統構成が完了した時点で、その手段による原子炉格	
	子炉格納容器内へのスプレイを開始する。	納容器内へのスプレイを開始する。	
なお、消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ	なお、消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ	なお、消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ	
は、発電所構内 (大湊側) で重大事故等へ対処する	は、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必	は、発電所構内で重大事故等へ対処するために消火系に	
ために消火系による消火が必要な火災が発生してい	要な火災が発生していないこと及びろ過水貯蔵タンク又	よる消火が必要な火災が発生していないこと及び <u>補助消</u>	・設備の相違
ないこと及びろ過水タンクの使用可能が確認できた	は多目的タンクの使用可能が確認できた場合に実施す	<u>火水槽又は</u> ろ過水タンクの使用可能が確認できた場合に	【柏崎 6/7】
場合に実施する。	る。 また、補給水系は連絡配管閉止フランジの切替えに	実施する。	島根2号炉は、補助
	時間を要することから、消火系による原子炉格納容器内		消火水槽及び補助消火
	へのスプレイができない場合に実施する。		ポンプを有しており,
	(添付資料1.6.6, 添付資料1.6.7)	(添付資料 1.6.6)	当該設備による注水も
			可能
			・設備の相違
			【東海第二】
			島根2号炉は,復水
			輸送系によるスプレイ
			に時間を要する作業が
			ないことから,消火系
			よりも優先順位が先で
			ある

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版) 東海第二発電所 (2018.9.18版) 島根原子力発電所 2号炉 備考 (2) サポート系故障時の対応手順 (2) サポート系故障時の対応手順 (2) サポート系故障時の対応手順 a. 復旧 a. 復旧 a. 復旧 (a) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ (a) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ (a) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ 全交流動力電源の喪失又は原子炉補機冷却系(原子炉補 全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系の故障により, 全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系の故障によ 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 り、残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)による原子炉 機海水系を含む。)の故障により、残留熱除去系(格納容 格納容器内へのスプレイができない場合は、常設代替交流電 格納容器内へのスプレイができない場合は、常設代替交流電 器冷却モード) による原子炉格納容器内へのスプレイがで 源設備又は第二代替交流電源設備により残留熱除去系の電源 源設備として使用する常設代替高圧電源装置により残留熱除 きない場合は、常設代替交流電源設備として使用するガス 設備の相違 を復旧し、原子炉補機冷却系又は代替原子炉補機冷却系によ 去系の電源を復旧し、残留熱除去系海水系、緊急用海水系又 タービン発電機により残留熱除去系(格納容器冷却モー 【柏崎 6/7】 り冷却水を確保することで、 残留熱除去系(格納容器スプ は代替残留熱除去系海水系により冷却水を確保することで, ド)の電源を復旧し、原子炉補機冷却系(原子炉補機海水 ①の相違 レイ冷却モード)にて原子炉格納容器内にスプレイする。 残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)にて原子炉格納容 系を含む。) 又は原子炉補機代替冷却系により冷却水を確 設備の相違 器内にスプレイする。 保することで, 残留熱除去系(格納容器冷却モード)にて 【東海第二】 原子炉格納容器内にスプレイする。 ②の相違 スプレイ作動後は原子炉格納容器内の圧力が負圧とならな スプレイ作動後は原子炉格納容器内の圧力が負圧とならな スプレイ作動後は原子炉格納容器内の圧力が負圧となら いように、スプレイ流量の調整又はスプレイの起動/停止を いように、スプレイの起動/停止を行う。 ないように、スプレイの起動/停止を行う。 運用の相違 行う。 【柏崎 6/7】 島根2号炉は、スプ レイ起動時に流量調整 後, 停止・起動で制御 を実施 ・設備の相違 なお、常設代替交流電源設備及び第二代替交流電源設備に なお、常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧 なお、常設代替交流電源設備として使用するガスタービ 関する手順等は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整 電源装置に関する手順等は「1.14 電源の確保に関する手順 ン発電機に関する手順等は「1.14 電源の確保に関する手 【柏崎 6/7】 備する。 等」にて整備する。 順等」にて整備する。 ①の相違 また,残留熱除去系海水系,緊急用海水系及び代替残留熱 また、原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む。) ・設備の相違 【東海第二】

i . 手順着手の判断基準

常設代替交流電源設備又は第二代替交流電源設備に より非常用高圧母線D系の受電が完了し、残留熱除去 系(格納容器スプレイ冷却モード)が使用可能な状態 ※1に復旧された場合で、原子炉格納容器内へのスプレ イ起動の判断基準に到達した場合※2。

- ※ 1:設備に異常がなく、電源、補機冷却水及び水源 (サプレッション・チェンバ) が確保されてい る状態。
- ※ 2:「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準

除去系海水系に関する手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を 輸送するための手順等」にて整備する。

i) 手順着手の判断基準

常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電 源装置により緊急用M/Cを受電した後,緊急用M/C からM/C 2C又はM/C 2Dの受電が完了し、残留 熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)が使用可能な状態 ※1に復旧された場合で、原子炉格納容器内へのスプレイ 起動の判断基準に到達した場合※2。

※1:設備に異常がなく、電源、冷却水及び水源(サプレ ッション・チェンバ)が確保されている状態。

※2:「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に

及び原子炉補機代替冷却系に関する手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備 <u>する。</u>

i 手順着手の判断基準

常設代替交流電源設備として使用するガスタービン 発電機により緊急用M/Cを受電した後、緊急用M/ Cから非常用所内電気設備であるM/C C系又はM /C D系の受電が完了し、残留熱除去系(格納容器 冷却モード)が使用可能な状態※1に復旧された場合 で,原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に 到達した場合※2。

※1:設備に異常がなく、電源、補機冷却水及び水源 (サプレッション・チェンバ) が確保されてい る状態。

※2:「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基

②の相違

・設備の相違

【柏崎 6/7】 ①の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)

に到達」とは、格納容器内圧力(D/W)、格納容器内圧力(S/C)、ドライウェル雰囲気温度、サプレッション・チェンバ気体温度又はサプレッション・チェンバ・プール水位指示値が、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準(第1.6.4表)に達した場合。

ii . 操作手順

残留熱除去系(B) (格納容器スプレイ冷却モード) 電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.6.2 図から第1.6.5 図に、概要図を第1.6.16 図に、タイムチャートを第1.6.17 図に示す。

- ① 当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室運転員に残留熱除去系(B)(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の準備開始を指示する。
- ② 中央制御室運転員 A 及び B は、残留熱除去系 (B) (格納容器スプレイ冷却モード) の起動に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていること、並びに補機冷却水が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ③ 当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に第一ガスタービン発電機又は第二ガスタービン発電機では第二ガスタービン発電機の負荷容量確認を依頼し、残留熱除去系(B) (格納容器スプレイ冷却モード) が使用可能か確認する。
- ④ 中央制御室運転員 A 及び B は,残留熱除去系ポンプ(B)の起動操作を実施し,残留熱除去系ポンプ(B)吐出圧力指示値が規定値以上であることを確認後,当直副長に残留熱除去系(B)(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の準備完了を報告する。
- ⑤ 当直副長は、原子炉格納容器内へのスプレイ起動・停止の判断基準(第1.6.4表)に基づき原

東海第二発電所(2018.9.18版)

到達」とは、ドライウェル圧力、サプレッション・チェンバ圧力、ドライウェル雰囲気温度、サプレッション・チェンバ雰囲気温度又はサプレッション・プール水位指示値が、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準(第1.6-4表)に達した場合。

ii) 操作手順

残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)A系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ手順の概要は以下のとおり。(残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)B系による原子炉格納容器内へのスプレイ手順も同様。)。手順の対応フローを第1.6—2図から第1.6—5図に、概要図を第1.6—19図に、タイムチャートを第1.6—20図に示す。

- ①<u>発電長</u>は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)A系による原子炉格納容器内へのスプレイの準備開始を指示する。
- ②運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)A系による原子炉格納容器内へのスプレイに必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていること、並びに冷却水が確保されていることを状態表示等にて確認する。

- ③運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系ポンプ(A)の起動操作を実施し、残留熱除去系ポンプ吐出圧力指示値が0.81MPa [gage] 以上であることを確認後、発電長に残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)A系による原子炉格納容器内へのスプレイの準備完了を報告する。
- ④<u>発電長</u>は,運転員等に原子炉格納容器内へのスプレイ起動・停止の判断基準(第1.6-4表)に

島根原子力発電所 2号炉

準に到達」とは、ドライウェル圧力、サプレッション・チェンバ圧力、ドライウェル温度、サプレッション・チェンバ温度又はサプレッション・プール水位指示値が、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準(第 1.6—4 表)に達した場合。

ii 操作手順

残留熱除去系 (格納容器冷却モード) A系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ手順の概要は以下のとおり。 (残留熱除去系 (格納容器冷却モード) B系による原子炉格納容器内へのスプレイ手順も同様。) 手順の対応フローを第1.6—2 図から第1.6—5 図に,概要図を第1.6—19 図に,タイムチャートを第1.6—20 図に示す。

- ①<u>当直副長</u>は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室運転員に残留熱除去系(格納容器治却モード)A系による原子炉格納容器内へのスプレイの準備開始を指示する。
- ②中央制御室運転員Aは、残留熱除去系(格納容器 治却モード) A系の起動に必要なポンプ、電動弁 及び監視計器の電源が確保されていること、並び に補機冷却水が確保されていることを状態表示に て確認する。
- ③当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時 対策本部にガスタービン発電機の負荷容量確認を 依頼し、A-残留熱除去ポンプ及びA-残留熱除 去封水ポンプが使用可能か確認する。
- ④中央制御室運転員Aは、A-熱交バイパス弁の全 閉操作を実施し、A-残留熱除去ポンプの起動操 作を実施する。
- ⑤中央制御室運転員Aは、当直副長に残留熱除去系 (格納容器冷却モード) A系による原子炉格納容 器内へのスプレイの準備完了を報告する。
- ⑥<u>当直副長</u>は、中央制御室運転員に原子炉格納容器 内へのスプレイ起動・停止の判断基準(第1.6-4

体制の相違【東海第二】⑨の相違

備考

・体制の相違【柏崎 6/7】⑩の相違

・体制の相違【柏崎 6/7】⑩の相違

・体制の相違 【東海第二】

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
子炉格納容器内のスプレイ先を選択し, 中央制御	基づき原子炉格納容器内へのスプレイ先を選択	表)に基づき原子炉格納容器内へのスプレイ先を	⑨の相違
室運転員に残留熱除去系(B) (格納容器スプレイ	し、残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)	選択し、残留熱除去系(格納容器冷却モード)A	
<u>冷却モード</u>) による原子炉格納容器内へのスプレ	A系による原子炉格納容器内へのスプレイの開	系による原子炉格納容器内へのスプレイの開始を	
イの開始を指示する。	始を指示する。	指示する。	
⑥ a D/W スプレイの場合	⑤ ª D/Wスプレイ <u>又は</u> S/Cスプレイの場合	⑦ a D/Wスプレイの場合	・体制の相違
中央制御室運転員A <u>及びB</u> は, <u>残留熱除去系格納</u>	運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系A系	中央制御室運転員Aは,A-RHRドライウェル	【柏崎 6/7】
容器冷却ライン隔離弁(B)の全開操作を実施し,	D/Wスプレイ弁又は残留熱除去系A系S/C	第1スプレイ弁及びA-RHRドライウェル第2	⑩の相違
残留熱除去系格納容器治却流量調節弁(B)を <u>調整</u>	スプレイ弁を全開として原子炉格納容器内への	スプレイ弁を全開として原子炉格納容器内へのス	
<u>開</u> として原子炉格納容器内へのスプレイを開始す	スプレイを開始する。	プレイを開始する。	
る。			
⑥ b <u>S/P</u> スプレイの場合		⑦bS/Cスプレイの場合	
中央制御室運転員 A <u>及び B</u> は, <u>残留熱除去系</u>		中央制御室運転員Aは、A-RHRトーラススプ	・体制の相違
S/P スプレイ注入隔離弁(B)を全開として原子炉		レイ弁を全開として原子炉格納容器内へのスプレ	【柏崎 6/7】
格納容器内へのスプレイを開始する。		イを開始する。	⑩の相違
	⑤ b D/Wスプレイ及びS/Cスプレイの場合		・記載表現の相違
	運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系A系		【東海第二】
	D/Wスプレイ弁及び残留熱除去系A系S/C		東海第二は,D/W
	スプレイ弁を全開として原子炉格納容器内への		とS/Cの片方または
	スプレイを開始する。 <u></u>		両方を行う2ケースを
			記載しているが、島根
			2号炉はD/WとS/
	⑥運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系熱交		C両方にスプレイする
	換器 (A) バイパス弁を全閉とする。		場合は、⑦aと⑦bを実
⑦ 中央制御室運転員 A <u>及び B</u> は,原子炉格納容器	⑦運転員等は中央制御室にて,原子炉格納容器内	⑧中央制御室運転員Aは、原子炉格納容器内へのス	施する
内へのスプレイが開始されたことを <u>原子炉格納容</u>	へのスプレイが開始されたことを残留熱除去系	プレイが開始されたことを <u>A-残留熱除去系の系</u>	・体制の相違
器への注水量の上昇並びに原子炉格納容器内の圧	系統流量の上昇並びに原子炉格納容器内の圧力	<u>統流量</u> の上昇並びに原子炉格納容器内の圧力及び	【柏崎 6/7】
力及び温度の低下により確認し、当直副長に報告	及び温度の低下により確認し、 <u>発電長</u> に報告す	温度の低下により確認し、 <u>当直副長</u> に報告する。	⑩の相違
する。	る。 <u>残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)</u>		・体制の相違
	による原子炉格納容器内へのスプレイは,流量		【東海第二】
	調整が不可能である。		⑨の相違
なお、 <u>格納容器内圧力(S/C)</u> ,サプレッショ	なお、サプレッション・チェンバ圧力、ドライ	なお, <u>ドライウェル圧力</u> , <u>サプレッション・チェ</u>	・運用の相違
ン・チェンバ気体温度又はサプレッション・チェ	ウェル内ガス冷却装置戻り温度,サプレッショ	ンバ圧力, <u>ドライウェル冷却器入口ガス温度</u> ,ド	【柏崎 6/7, 東海第二】
ンバ・プール水位指示値が、原子炉格納容器内へ	ン・チェンバ雰囲気温度又はサプレッション・	<u>ライウェル温度</u> 又は <u>サプレッション・チェンバ温</u>	⑧の相違
のスプレイ停止の判断基準 (第1.6.4表) に到	プール水位指示値が、原子炉格納容器内へのス	度指示値が、原子炉格納容器内へのスプレイ停止	
達した場合は、原子炉格納容器内へのスプレイを	プレイ停止の判断基準 (第 1.6-4 表) に到達	の判断基準(第1.6-4表)に到達した場合は,	
停止する。その後、格納容器内圧力(D/W)、格	した場合は、原子炉格納容器内へのスプレイを	⑦aにて開としたA-RHRドライウェル第1ス	
納容器内圧力(S/C),ドライウェル雰囲気温	停止する。その後、ドライウェル圧力、サプレ	プレイ弁及びA-RHRドライウェル第2スプレ	

的崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017.12.20 版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
度, サプレッション・チェンバ気体温度又はサ	ッション・チェンバ圧力,ドライウェル雰囲気	イ弁又は⑦bにて開としたA-RHRトーラスス	
プレッション・チェンバ・プール水位指示値が,	温度、サプレッション・チェンバ雰囲気温度又	プレイ弁を閉とし,原子炉格納容器内へのスプレ	
原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準	はサプレッション・プール水位指示値が、原子	イを停止する。その後、ドライウェル圧力、サプ	
(第1.6.4 表)に再度到達した場合は,原子炉格	炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準(第	レッション・チェンバ圧力、ドライウェル温度、	
納容器内へのスプレイを再開する。	1.6-4 表)に再度到達した場合は,原子炉格	サプレッション・チェンバ温度又はサプレッショ	
	納容器内へのスプレイを再開する。	ン・プール水位指示値が、原子炉格納容器内への	
		スプレイ起動の判断基準(第 1.6-4 表)に再度	
		到達した場合は、A-RHRドライウェル第1ス	
		プレイ弁及びA-RHRドライウェル第2スプレ	
		イ弁又はA-RHRトーラススプレイ弁を開と	
		し原子炉格納容器内へのスプレイを再開する。	
		※D/WからS/Cへのスプレイ先の切替えが必	・運用の相違
		要となった場合は、A-RHRドライウェル第	【柏崎 6/7】
		1スプレイ弁, A-RHRドライウェル第2ス	⑪の相違
		プレイ弁の全閉操作を実施後、A-RHRトー	
		ラススプレイ弁の全開操作を実施する。	
※原子炉格納容器内へのスプレイ実施中に原子炉圧	※原子炉格納容器内へのスプレイ実施中に原子	※D/Wスプレイ又はS/Cスプレイ実施中に原	
力容器への注水が必要となった場合は,残留熱除	炉圧力容器への注水が必要となった場合は,	子炉圧力容器への注水が必要となった場合は,	
去系格納容器冷却流量調節弁(B), 残留熱除去系	残留熱除去系A系D/Wスプレイ弁及びS/	A-RHRドライウェル第1スプレイ弁及びA	
格納容器冷却ライン隔離弁(B)及び残留熱除去系	Cスプレイ弁の全閉操作を実施後, 残留熱除	-RHRドライウェル第2スプレイ弁又はA-	
S/P スプレイ注入隔離弁(B)の全閉操作を実施後,	<u>去系A系注入弁の全開操作を実施</u> し,原子炉	RHRトーラススプレイ弁の全閉操作を実施	
残留熱除去系注入隔離弁(B)の全開操作を実施	圧力容器へ注水する。	後, A-RHR注水弁の全開操作を実施し, 原	
し,原子炉圧力容器へ注水する。		子炉圧力容器へ注水する。	
iii. 操作の成立性	iii) 操作の成立性	iii 操作の成立性	
上記の操作は、1 ユニット当たり中央制御室運転	上記の操作は,運転員等(当直運転員)1名にて	上記の操作は,中央制御室運転員1名にて作業を	・設備及び運用の相
員 2 名 (操作者及び確認者) にて作業を実施し,	作業を実施した場合,作業開始を判断してから残留	実施し,作業開始を判断してから残留熱除去系(格	【柏崎 6/7, 東海第二
作業開始を判断してから残留熱除去系(B) (格納容	熱除去系(<u>格納容器スプレイ冷却系</u>)による原子炉	納容器冷却モード)A系による原子炉格納容器内へ	⑫の相違
器スプレイ冷却モード)による原子炉格納容器内へ	格納容器内へのスプレイ開始まで7分以内で可能で	のスプレイ開始まで 10 分以内で可能である。	
のスプレイ開始まで <u>15 分以内</u> で可能である。	<u></u> ある。	(添付資料 1. 6. 4-5)	↓ 記載表現の相違
			【柏崎 6/7, 東海第二
			島根2号炉は,中
			│ │制御室運転員の作業
			成立性を添付に記載

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)

東海第二発電所 (2018.9.18版)

島根原子力発電所 2号炉

備考

(b) 残留熱除去系電源復旧後のサプレッション・チェン バ・プールの除熱

全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系の故障により、残留熱除去系(サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード)(以下「残留熱除去系(S/P 冷却モード)」という。)によるサプレッション・チェンバ・プールの除熱ができない場合は、常設代替交流電源設備又は第二代替交流電源設備により残留熱除去系の電源を復旧し、原子炉補機冷却系又は代替原子炉補機冷却系により冷却水を確保することで、残留熱除去系(S/P 冷却モード)にてサプレッション・チェンバ・プールの除熱を実施する。

なお、常設代替交流電源設備<u>及び第二代替交流電源</u> 設備に関する手順等は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

i . 手順着手の判断基準

常設代替交流電源設備<u>又は第二代替交流電源設備</u>により非常用高圧母線 C 系又は D 系の受電が完了し、 残留熱除去系 (S/P 冷却モード) が使用可能な状態** ¹ に復旧された場合。

※ 1:設備に異常がなく、電源、補機冷却水及び水(サプレッション・チェンバ) が確保されている状態。

ii . 操作手順

残留熱除去系電源復旧後のサプレッション・チェンバ・プールの除熱手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.6.4 図に、概要図を第1.6.18 図に、タイムチャートを第1.6.19 図に示す。

(b) 残留熱除去系電源復旧後のサプレッション・プール の除熱

全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系の故障により、残留熱除去系(サプレッション・プール冷却系)によるサプレッション・プールの除熱ができない場合は、常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置により残留熱除去系の電源を復旧し、残留熱除去系海水系、緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系より冷却水を確保することで、残留熱除去系(サプレッション・プール冷却系)にてサプレッション・プール冷却系)にてサプレッション・プールの除熱を実施する。

なお、常設代替交流電源設備として使用する常設代 <u>替高圧電源装置</u>に関する手順等は「1.14 電源の確保 に関する手順等」にて整備する。

また、残留熱除去系海水系、緊急用海水系及び代替 残留熱除去系海水系に関する手順については「1.5 最 終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整 備する。

i) 手順着手の判断基準

常設代替交流電源設備として使用する常設代替高 圧電源装置により緊急用M/Cを受電した後,緊急 用M/CからM/C 2C又はM/C 2Dの受電が 完了し、残留熱除去系(サプレッション・プール冷 却系)が使用可能な状態*1に復旧された場合。

※1:設備に異常がなく、電源、冷却水及び水源 (サプレッション・チェンバ)が確保されて いる状態。

(添付資料 1.6.5)

ii) 操作手順

残留熱除去系(サプレッション・プール冷却系) A系電源復旧後のサプレッション・プールの除熱手順の概要は以下のとおり。(残留熱除去系(サプレ ッション・プール冷却系)B系によるサプレッショ (b) 残留熱除去系電源復旧後のサプレッション・プール 水の除熱

全交流動力電源の喪失又は原子炉補機冷却系(原子 炉補機海水系を含む。)の故障により,残留熱除去系 (サプレッション・プール水冷却モード)によるサプ レッション・プール水の除熱ができない場合は,常設 代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機 により残留熱除去系(サプレッション・プール水冷却 モード)の電源を復旧し,原子炉補機冷却系(原子炉 補機海水系を含む。)又は原子炉補機代替冷却系によ り冷却水を確保することで,残留熱除去系(サプレッ ション・プール水冷却モード)にてサプレッション・ プール水の除熱を実施する。

なお、常設代替交流電源設備として使用するガスタ ービン発電機に関する手順等は「1.14 電源の確保に 関する手順等」にて整備する。

また,原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系を含む。)及び原子炉補機代替冷却系 に関する手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

i 手順着手の判断基準

常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機により緊急用M/Cを受電した後,緊急用M/Cから非常用所内電気設備であるM/C C系又はM/C D系の受電が完了し、残留熱除去系(サプレッション・プール水冷却モード)が使用可能な状態**1に復旧された場合。

※1:設備に異常がなく、電源、補機冷却水及び水源(サプレッション・チェンバ)が確保されている状態。

(添付資料 1.6.5)

ii 操作手順

残留熱除去系(サプレッション・プール水冷却モード)A系電源復旧後のサプレッション・プール水の除熱手順の概要は以下のとおり。(残留熱除去系(サプレッション・プール水冷却モード)B系によ

・設備の相違【柏崎 6/7】①の相違【東海第二】

②の相違

・設備の相違 【柏崎 6/7】

①の相違

- ・設備の相違【東海第二】②の相違
- ・設備の相違【柏崎 6/7】①の相違

· 伯崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017.12.20 版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	ン・プールの除熱手順も同様。)。	るサプレッション・プール水の除熱手順も同様。)	
	手順の対応フローを第1.6-4図に,概要図を第	手順の対応フローを第 1.64 図に,概要図を第 1.6	
	1.6-21図に,タイムチャートを第1.6-22図に示	<u></u> 21 図に,タイムチャートを第 1. 6 <u>_</u> 22 図に示す。	
	す。		
① 当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、中央	①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転	①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき中央制	・体制の相違
制御室運転員に残留熱除去系(A) (S/P 冷却モー	員等に残留熱除去系(サプレッション・プール	御室運転員に残留熱除去系(サプレッション・プ	【東海第二】
<u>ド</u>)による <u>サプレッション・チェンバ・プール</u> の	<u> 冷却系</u>) <u>A系</u> による <u>サプレッション・プール</u> の	ール水冷却モード) A系によるサプレッション・	⑨の相違
除熱の準備開始を指示する。	除熱の準備開始を指示する。	プール水の除熱の準備開始を指示する。	
② 中央制御室運転員 A <u>及び B</u> は, 残留熱除去系(A)	②運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系(サ	②中央制御室運転員Aは,残留熱除去系(サプレッ	・体制の相違
(S/P 冷却モード) の起動に必要なポンプ, 電動弁	プレッション・プール冷却系)A系によるサプ	ション・プール水冷却モード) A系の起動に必要	【柏崎 6/7】
及び監視計器の電源が確保されていること, 並び	レッション・プールの除熱に必要なポンプ、電	なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保され	⑩の相違
に補機冷却水が確保されていることを状態表示に	動弁及び監視計器の電源が確保されているこ	ていること、並びに補機冷却水が確保されている	
て確認する。	と, 並びに冷却水が確保されていることを状態	ことを状態表示にて確認する。	
	表示等にて確認する。		
③ 当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対		③当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時	
策本部に <u>第</u> 一ガスタービン発電機 <u>又は第二ガスター</u>		対策本部にガスタービン発電機の負荷容量確認を	
ビン発電機の負荷容量確認を依頼し、残留熱除去系		依頼し、Aー残留熱除去ポンプ及びAー残留熱除	
ポンプ(A)及び残留熱除去系封水ポンプ(A)が使用可		去封水ポンプが使用可能か確認する。	
能か確認する。			
④ 中央制御室運転員 A 及び B は,残留熱除去系ポン	③運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系ポン	④中央制御室運転員Aは、A-熱交バイパス弁の全	・体制の相違
プ <u>(A)</u> の起動操作を実施する。	プ (A) の起動操作を実施する。	<u>閉操作を実施し、A-残</u> 留熱除去ポンプの起動操	【柏崎 6/7】
		作を実施する。	⑩の相違
			・設備の相違
			【柏崎 6/7, 東海第2
			系統構成の相違
⑤ 中央制御室運転員 A 及び B は、当直副長に残留熱	④運転員等は中央制御室にて,残留熱除去系ポン	⑤ <u>中央制御室運転員Aは</u> , <u>当直副長</u> に残留熱除去系	・体制の相違
除去系(A) (S/P 冷却モード) によるサプレッショ	プ吐出圧力指示値が0.81MPa [gage] 以上であ	(<u>サプレッション・プール水冷却モード</u>) A系に	【柏崎 6/7】
ン・チェンバ・プールの除熱の準備完了を報告す	ることを確認後 <u>発電長</u> に残留熱除去系(サプ	よるサプレッション・プール水の除熱の準備完了	⑩の相違
る。	レッション・プール冷却系)A系によるサプレ	を報告する。	・体制の相違
	ッション・プールの除熱の準備完了を報告す		【東海第二】
	る。		⑨の相違
⑥ 当直副長は, 中央制御室運転員に残留熱除去系(A)	⑤発電長は、運転員等に残留熱除去系(サプレッ	⑥ 当直副長は、中央制御室運転員に残留熱除去系	・体制の相違
(S/P 冷却モード) による <u>サプレッション・チェン</u>			【東海第二】
バ・プールの除熱開始を指示する。	ョン・プールの除熱開始を指示する。	よるサプレッション・プール水の除熱開始を指示	⑨の相違
		する。	
⑦ 中央制御室運転員A <u>及びB</u> は, <u>残留熱除去系試験用調</u>	⑥運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系A系	⑦ <u>中央制御室運転員Aは,A-RHRテスト弁</u> を調	・体制の相違
<u>節弁(A)</u> を調整開とし, <u>原子炉格納容器への注水量</u> の	テスト弁の開及び残留熱除去系熱交換器 (A)	整開とし、A-残留熱除去系の系統流量の上昇及	【柏崎 6/7】
上昇及びサプレッション・チェンバ・プール水の温	バイパス弁を全閉とし,残留熱除去系系統流量	びサプレッション・プール水の温度の低下により	⑩の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
度の低下によりサプレッション・チェンバ・プール	の上昇及びサプレッション・プール水の温度の	サプレッション・プール水の除熱が開始されたこ	・設備の相違
の除熱が開始されたことを確認する。	低下によりサプレッション・プールの除熱が開	とを確認する。	【柏崎 6/7】
	始されたことを確認する。		監視パラメータの相
			違
iii 操作の成立性	iii)操作の成立性	iii 操作の成立性	30 W 7 . 227 F - 1-14
上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2	上記の操作は、運転員等(当直運転員)1名にて	上記の操作は、中央制御室運転員1名にて作業を	・設備及び運用の相違
名(操作者及び確認者)にて作業を実施し、作業開始を	作業を実施した場合、作業開始を判断してから残留	実施し、作業開始を判断してから残留熱除去系(サ	【柏崎 6/7, 東海第二】
判断してから残留熱除去系(A) (S/P 冷却モード) によ	熱除去系(サプレッション・プール冷却系)A系に	プレッション・プール水冷却モード)A系によるサ	図の相違
る <u>サプレッション・チェンバ・プール</u> の除熱開始まで <u>15</u> <u>分以内</u> で可能である。	よる <u>サプレッション・プール</u> の除熱開始まで <u>2分以</u> <u>内</u> で可能である。	<u>プレッション・プール水</u> の除熱開始まで <u>10 分以内</u> で可能である。	
		(添付資料 1.6.4-6)	・記載表現の相違
			【柏崎 6/7, 東海第二】
			島根2号炉は,中央
			制御室運転員の作業の
			成立性を添付に記載
b. 重大事故等時の対応手段の選択	b. 重大事故等時の対応手段の選択	b. 重大事故等時の対応手段の選択	
重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対	重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。	重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。	
応手段の選択フローチャートを第1.6.26 図に示す。	対応手段の選択フローチャートを第1.6-29図に示す。	対応手段の選択フローチャートを第1.6_30図に示す。	
常設代替交流電源設備又は第二代替交流電源設備により	常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電	常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発	・設備の相違
交流電源が確保できた場合,原子炉補機冷却系の運転が可	源装置により交流動力電源が確保できた場合, 残留熱除	電機により交流動力電源が確保できた場合,原子炉補機	【柏崎 6/7】
能であれば残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード及	<u>去系海水系</u> の運転が可能であれば残留熱除去系(<u>格納容</u>	冷却系(原子炉補機海水系を含む。)の運転が可能であ	①の相違
びS/P冷却モード)により原子炉格納容器内の除熱を実施	器スプレイ冷却系)及び残留熱除去系(サプレッショ	れば残留熱除去系(格納容器冷却モード)及び残留熱除	・設備の相違
する。	ン・プール治却系) により原子炉格納容器内の除熱を実	去系(サプレッション・プール水冷却モード)により原	【東海第二】
原子炉補機冷却系の運転ができない場合,代替原子炉	施する。 <u>残留熱除去系海水系</u> の運転ができない場合は,	子炉格納容器内の除熱を実施する。原子炉補機冷却系	②の相違
補機冷却系を設置し、残留熱除去系(格納容器スプレイ	<u>緊急用海水系</u> を運転し、残留熱除去系(<u>格納容器スプレ</u>	(原子炉補機海水系を含む。) の運転ができない場合,	
冷却モード及び S/P 冷却モード)により原子炉格納容器	イ冷却系)及び残留熱除去系(サプレッション・プール 2017年1月1日 1月1日 1月1日 1月1日 1月1日 1月1日 1日1日 1日1日	原子炉補機代替冷却系を設置し、残留熱除去系(格納容	
内の除熱を実施するが、代替原子炉補機冷却系の設置に	<u>冷却系</u>)による原子炉格納容器内の除熱を実施する <u>。緊</u>	器冷却モード)及び残留熱除去系(サプレッション・プ	・設備の相違
時間を要することから、代替格納容器スプレイ冷却系	急用海水系が運転できない場合は、代替残留熱除去系海	ール水冷却モード)により原子炉格納容器内の除熱を実 ************************************	【東海第二】
(常設)等による原子炉格納容器内へのスプレイを並行	水系を設置し、残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却	施するが、原子炉補機代替冷却系の設置に時間を要する	②の相違
して実施する。	系)及び残留熱除去系(サプレッション・プール冷却 系)による原子原格納容器内の除熱を実施するが、代替	ことから、格納容器代替スプレイ系(常設)等による原 スにお物容器内へのスプレイを並行して実施する	
	系)による原子炉格納容器内の除熱を実施するが, <u>代替</u> 残留熱除去系海水系の設置に時間を要することから,代	子炉格納容器内へのスプレイを並行して実施する。	
	<u>大笛熱原云泉海水泉</u> の設置に時間を安りることがら、八 替格納容器スプレイ冷却系(常設)等により原子炉格納		
	容器内へのスプレイを並行して実施する。		
	(添付資料1.6.6, 添付資料1.6.7)	(添付資料 1. 6. 6)	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)

1.6.2.2 原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順

東海第二発電所 (2018.9.18版)

| 1.6.2.2 原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順

- 1.6.2.2 原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順
- (1) フロントライン系故障時の対応手順

a. 代替格納容器スプレイ

(1) フロントライン系故障時の対応手順

(a) <u>代替格納容器スプレイ冷却系</u>(常設)による原子炉格納容 器内へのスプレイ

炉心の著しい損傷が発生した場合において、残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード)が故障により使用できない 場合は、復水貯蔵槽を水源とした代替格納容器スプレイ冷却 系(常設)により原子炉格納容器内にスプレイする。

i . 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)による格納容器スプレイができず,代替格納容器スプレイ冷却系(常設)が使用可能な場合*2で,原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合*3。

※ 1: 格納容器内雰囲気放射線レベル (CAMS) 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,又は格納容 器内雰囲気放射線レベル (CAMS) 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、電源及び水源(<u>復水貯蔵槽</u>)が 確保されている場合。
- ※ 3:「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に 到達」とは、格納容器内圧力(D/W)、格納容器内 圧力(S/C)、ドライウェル雰囲気温度又は原子炉 圧力容器下鏡部温度指示値が、原子炉格納容器内へ のスプレイ起動の判断基準(第1.6.5表)に達した 場合。

- a. 代替格納容器スプレイ
- (a) 代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による原子炉 格納容器内へのスプレイ

炉心の著しい損傷が発生した場合において,残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)が故障により使用できない場合は,代替淡水貯槽を水源とした代替格納容器スプレイ冷却系(常設)により原子炉格納容器内にスプレイする。

i) 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系)による原子炉格納容器内へのスプレイができず,代替格納容器スプレイ治却系(常設)が使用可能な場合*2で,原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合*3

※1:格納容器雰囲気放射線モニタでドライウェル 又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線 線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量 率の10倍以上となった場合、又は格納容器雰 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,電源及び水源(<u>代替淡水</u> 貯槽)が確保されている場合。

※3:「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断 基準に到達」とは、原子炉格納容器内へのス プレイ起動の判断基準(第1.6-5表)に達し た場合 a. 格納容器代替スプレイ

(1) フロントライン系故障時の対応手順

(a) <u>格納容器代替スプレイ系</u>(常設)による原子炉格納容器内へのスプレイ

島根原子力発電所 2号炉

炉心の著しい損傷が発生した場合において,残留熱除去系(格納容器冷却モード)が故障により使用できない場合は,低圧原子炉代替注水槽を水源とした格納容器代替スプレイ系(常設)により原子炉格納容器内にスプレイする。

i 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,格納容器代替スプレイ系(常設)が使用可能な場合*2で,原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合*3。

※1: 格納容器雰囲気放射線モニタ (CAMS) 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、又は格納容器雰囲気放射線モニタ (CAMS) 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。

運用の相違

【東海第二】

島根2号炉は,10倍 を超過した場合を炉心 損傷の判断としている が,東海第二では10倍 を含めて炉心損傷と判 断するため,「以上」 としている

備考

※2:設備に異常がなく、電源及び水源(低圧原子 <u>炉代替注水槽</u>)が確保されている場合。

※3:「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断 基準に到達」とは、<u>ドライウェル圧力</u>,サプ レッション・チェンバ圧力,ドライウェル温 度又は原子炉圧力容器下鏡部温度指示値が, 原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基 準(第1.6-5表)に達した場合。

・運用の相違

【東海第二】

第1.6-5表に判断基準の相違理由を記載

由崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
ii _ 操作手順	ii <u>)</u> 操作手順	ii 操作手順	
<u>代替格納容器スプレイ治却系</u> (常設)による原子	<u>代替格納容器スプレイ冷却系</u> (常設)による原子	格納容器代替スプレイ系(常設)による原子炉格	
炉格納容器内へのスプレイについては,	炉格納容器内へのスプレイについては,	納容器内へのスプレイについては, 「1.6.2.1(1)	
「1.6.2.1(1)a.(a) 代替格納容器スプレイ冷却系	「1.6.2.1(1) a. (a) <u>代替格納容器スプレイ冷却系</u>	a. (a) <u>格納容器代替スプレイ系</u> (常設)による	
(常設)による原子炉格納容器内へのスプレイ」の	(常設)による原子炉格納容器内へのスプレイ」の	原子炉格納容器内へのスプレイ」の操作手順と同様	
操作手順と同様である。ただし,スプレイの停止,	操作手順と同様である。ただし、スプレイの停止及	である。ただし、スプレイの停止、再開及び流量	
再開及び流量は、原子炉格納容器内へのスプレイ起	び再開は、原子炉格納容器内へのスプレイ起動・停	は、原子炉格納容器内へのスプレイ起動・停止の判	
動・停止の判断基準(第1.6.5 表)に従い実施す	止の判断基準(第1.6-5表)に従い実施する。 <u>原子</u>	断基準(第1.6.5表)に従い実施する。	・運用の相違
る。	<u> </u>		【東海第二】
	器内へのスプレイ制御に関する判断基準(第1.6-7		島根2号炉は、ス
	表)に従い実施する。		レイ起動時に流量調
			後、停止・起動で制
			を実施
なお, 手順の対応フローを第1.6.6 図に示す。ま	なお, 手順の対応フローを第1.6_6図から第1.6	なお,手順の対応フローを第1.6—6図から第1.6	
た, 概要図は第1.6.7 図, タイムチャートは第	<u>8</u> 図に示す。また,概要図は第1.6 <u></u> 9図,タイム	<u></u> 8図に示す。また,概要図は第1.6 <u></u> 9図,タイム	
1.6.8 図と同様である。	チャートは第1.6-10図と同様である。	チャートは第1.6 <u>-</u> 10図と同様である。	
iii _m 操作の成立性	iii) 操作の成立性	iii 操作の成立性	
上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員	上記の操作は,運転員等(当直運転員)2名にて	上記の操作のうち、作業開始を判断してから <u>格納</u>	・設備及び運用の
2 名 <u>(操作者及び確認者)</u> にて作業を実施した場	作業を実施した場合,作業開始を判断してから代替	容器代替スプレイ系(常設)による原子炉格納容器	【柏崎 6/7, 東海第
	格納容器スプレイ冷却系(常設)による原子炉格納	内へのスプレイ開始までの操作を, 中央制御室運転	12の相違
治却系(常設)による原子炉格納容器内へのスプレイ	容器内へのスプレイ開始まで <u>11分以内</u> で可能であ	員 <u>1</u> 名 <u>及び現場運転員2名</u> にて作業を実施した場合	
開始まで <u>25 分以内</u> で可能である。そ <u>の後,現場運</u>	<u></u>	の想定時間は以下の通り。	・設備の相違
転員2 名にて復水移送ポンプの水源確保を実施した			【柏崎 6/7】
場合, 15 分以内で可能である。			島根2号炉は該
			業がないため記載
			いない
		SA電源切替盤を使用した場合:30分以内	
		非常用コントロールセンタ切替盤を使用した場	・設備の相違
		合: 45分以内	【柏崎 6/7, 東海第
円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護		円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防	島根2号炉は,
具,照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常		護具,照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通	C一次側にて切替
運転時と同程度である。		常運転時と同程度である。	能な設備を設置
-		(添付資料1.6.4-1)	記載表現の相違
			【柏崎 6/7, 東海第
			島根2号炉は、「
			制御室運転員の作業
			成立性を記載

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	(c) <u>補給水系</u> による原子炉格納容器内へのスプレイ	(b) 復水輸送系による原子炉格納容器内へのスプレイ	・設備の相違
	残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)が故障に	炉心の著しい損傷が発生した場合において,残留熱	【柏崎 6/7】
	より使用できず、代替格納容器スプレイ冷却系(常	除去系(格納容器冷却モード)が故障により使用でき	③の相違
	設) <u>及び消火系</u> による原子炉格納容器内へのスプレイ	ず,格納容器代替スプレイ系(常設)による原子炉格	・運用の相違
	ができない場合は、復水貯蔵タンクを水源とした <u>補給</u>	納容器内へのスプレイができない場合は,復水輸送系	【東海第二】
	水系により原子炉格納容器内にスプレイする。	により復水貯蔵タンクを水源として原子炉格納容器内	⑬の相違
	スプレイ作動後は外部水源による原子炉格納容器内	ヘスプレイする。スプレイ作動後は原子炉格納容器内	
	へのスプレイでのサプレッション・プール水位の上昇	の圧力が負圧とならないように, スプレイの起動/停	
	を考慮し,原子炉格納容器内へのスプレイの起動/停	<u>止を行う。</u>	
	止を行う。		
	i) 手順着手の判断基準	i 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	炉心損傷を判断した場合*1において,残留熱除去系	
	系(格納容器スプレイ冷却系), 代替格納容器スプ	(格納容器冷却モード), 格納容器代替スプレイ系	
	<u>レイ冷却系</u> (常設) <u>及び消火系</u> による原子炉格納容	(常設) による原子炉格納容器内へのスプレイができ	・運用の相違
	器内へのスプレイができず, <u>補給水系</u> が使用可能な	ない場合において,復水輸送系が使用可能な場合*2	【東海第二】
	場合*2で,原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判	で,原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に	③の相違
	断基準に到達した場合*3。	到達した場合 ^{※3} 。	
	※1:格納容器雰囲気放射線モニタでドライウェル	※1:格納容器雰囲気放射線モニタ(CAMS)で	
	又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線	原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計	
	線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量	基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超え	
	率の10倍 <u>以上となった</u> 場合,又は <u>格納容器雰</u>	た場合,又は格納容器雰囲気放射線モニタ	・運用の相違
	囲気放射線モニタが使用できない場合に原子	(CAMS) が使用できない場合に原子炉圧	【東海第二】
	炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。	力容器温度で300℃以上を確認した場合。	島根2号炉は,10位
			を超過した場合を炉心
			損傷の判断としている
			が,東海第二では10
			を含めて炉心損傷と半
			断するため, 「以上」
			としている
	※2:設備に異常がなく、電源及び水源(復水貯蔵	※2:設備に異常がなく、電源及び水源(復水貯蔵	
	タンク)が確保されている場合。	タンク)が確保されている場合。	
	※3:「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断	※3:「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断	・運用の相違
	基準に到達」とは,原子炉格納容器内へのス	基準に到達」とは、ドライウェル圧力、サプ	【東海第二】
	プレイ起動の判断基準(第1.6-5表)に達し	レッション・チェンバ圧力,ドライウェル温	第1.6-5表に判断
	た場合。	度又は原子炉圧力容器下鏡部温度指示値が,	準の相違理由を記載
		原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基	
		準 (第1.6-5表) に達した場合。	
	ii <u>)</u> 操作手順		

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	補給水系による原子炉格納容器内へのスプレイ手	復水輸送系による原子炉格納容器内へのスプレイ	
	順については,「1.6.2.1(1) a . (c) 補給水系に	については,「1.6.2.1(1)a.(b) 復水輸送系に	
	よる原子炉格納容器内へのスプレイ」の操作手順と	よる原子炉格納容器内へのスプレイ」の操作手順の	
	同様である。ただし,原子炉格納容器内へのスプレ	うち, A-残留熱除去系スプレイ配管を使用した手	・設備の相違
	イの停止及び再開は,原子炉格納容器内へのスプレ	順と同様である。ただし,スプレイの停止,再開及	【東海第二】
	イ起動・停止の判断基準(第1.6-5表)に従い実施	び流量は、原子炉格納容器内へのスプレイ起動・停	島根2号炉はB-残
	する。	止の判断基準(第1.6-5表)に従い実施する。	留熱除去系配管を使用
	なお,手順の対応フローを第1.6-6図から第1.6	なお, 手順の対応フローを第1.6-6 図から第1.6	する場合,原子炉建物
	-8図に示す。また,概要図は第1.6-13図,タイム	−8 図に示す。また、概要図は第 1.6−11 図、タイ	内における操作が必要
	チャートは第1.6-14図と同様である。	ムチャートは第1.6-12図と同様である。	となることから、炉心
			損傷後はA系にてスプ
			レイする
	iii) 操作の成立性	iii 操作の成立性	
	上記の操作は,運転員等(当直運転員)1名, <u>現場</u>	上記の操作は,中央制御室運転員1名にて作業を	・設備及び運用の相違
	対応を運転員等(当直運転員)2名及び重大事故等対	実施し、作業開始を判断してから復水輸送系による	【東海第二】
	<u>応要員4名にて作業を実施した場合,</u> 作業開始を判断	原子炉格納容器内へのスプレイ開始まで20分以内で	⑫の相違
	してから <u>補給水系</u> による原子炉格納容器内へのスプ	<u>可能である。</u>	
	レイ開始まで <u>111分以内</u> で可能である。		
	円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放		・設備の相違
	射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室		【東海第二】
	温は通常運転時と同程度である。		島根2号炉は中央操
	(添付資料1.6.4)	_(添付資料1.6.4-2)_	作のみのため記載して
			いない

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
(b) 消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ	(b) 消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ	(c) 消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ	
炉心の著しい損傷が発生した場合において,残留熱除	炉心の著しい損傷が発生した場合において、残留熱	炉心の著しい損傷が発生した場合において,残留熱	
去系 (格納容器スプレイ冷却モード) が故障により使	除去系(格納容器スプレイ冷却系)が故障により使用	除去系(<u>格納容器冷却モード</u>)が故障により使用でき	
用できず、代替格納容器スプレイ冷却系(常設)により	できず、代替格納容器スプレイ冷却系により原子炉格	ず,格納容器代替スプレイ系(常設),復水輸送系に	・設備の相違
原子炉格納容器内にスプレイできない場合は,ろ過水	納容器内にスプレイできない場合は,ろ過水 <u>貯蔵</u> タン	より原子炉格納容器内にスプレイできない場合は, <u>補</u>	【柏崎 6/7】
タンクを水源とした消火系により原子炉格納容器内に	ク又は多目的タンクを水源とした消火系により原子炉	<u>助消火水槽又は</u> ろ過水タンクを水源とした消火系によ	③の相違
スプレイする。	格納容器内にスプレイする。	り原子炉格納容器内にスプレイする。	・設備の相違
	スプレイ作動後は外部水源による原子炉格納容器内	スプレイ作動後は原子炉格納容器内の圧力が負圧と	【柏崎 6/7】
	へのスプレイでのサプレッション・プール水位の上昇	ならないように、スプレイの起動/停止を行う。	島根2号炉は、補助
	を考慮し、原子炉格納容器内へのスプレイの起動/停		消火水槽及び補助消火
	止を行う。		ポンプを有しており,
			当該設備による注水も
i手順着手の判断基準	i) 手順着手の判断基準	i 手順着手の判断基準	可能
炉心損傷を判断した場合 ^{※1} において,残留熱除去系	炉心損傷を判断した場合*1において,残留熱除去	炉心損傷を判断した場合*1において、残留熱除去	
(格納容器スプレイ冷却モード) 及び代替格納容器スプ	系(格納容器スプレイ冷却系)及び代替格納容器ス	系(格納容器冷却モード),格納容器代替スプレイ	
レイ冷却系(常設)による原子炉格納容器内へのスプレ	プレイ治却系 (常設) による原子炉格納容器内への	<u>系</u> (常設), <u>復水輸送系</u> による原子炉格納容器内へ	・設備の相違
イができず,消火系が使用可能な場合*2で,原子炉格納	スプレイができず、消火系が使用可能な場合*2で、	ーーー のスプレイができず,消火系が使用可能な場合 ^{※2}	【柏崎 6/7】
容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合*3。	原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到	で、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準	③の相違
ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消	達した場合*3。ただし,重大事故等へ対処するため	に到達した場合*3。	
火が必要な火災が発生していない場合。	に消火系による消火が必要な火災が発生していない	ただし、重大事故等へ対処するために消火系によ	
	場合。	る消火が必要な火災が発生していない場合。	
※1:格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)で原	※1:格納容器雰囲気放射線モニタでドライウェル	※1:格納容器雰囲気放射線モニタ (CAMS) で	
子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基	又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線	原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計	
準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた	線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量	基準事故相当のガンマ線線量率の10倍 <u>を超え</u>	・運用の相違
場合、又は格納容器内雰囲気放射線レベル	率の10倍 <u>以上となった</u> 場合,又は <u>格納容器雰</u>	<u>た</u> 場合,又は <u>格納容器雰囲気放射線モニタ</u>	【東海第二】
(CAMS) が使用できない場合に原子炉圧力容	囲気放射線モニタが使用できない場合に原子	<u>(CAMS)</u> が使用できない場合に原子炉圧	島根2号炉は,101
器温度で300℃ 以上を確認した場合。	炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。	力容器温度で300℃以上を確認した場合。	を超過した場合を炉心
			損傷の判断としている
			が、東海第二では10
			を含めて炉心損傷と半
			断するため, 「以上」
			としている
※2:設備に異常がなく, <u>燃料</u> 及び水源(ろ過水タ	※2:設備に異常がなく、電源、 <u>燃料</u> 及び水源(ろ	※2:設備に異常がなく、電源及び水源(補助消火	・設備の相違
ンク)が確保されている場合。	過水貯蔵タンク又は多目的タンク)が確保さ	<u>水槽又は</u> ろ過水タンク)が確保されている場	【柏崎 6/7, 東海第二】
	れている場合。	合。	⑥の相違
			・設備の相違
			【柏崎 6/7】
			島根2号炉は、補助

· 列羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
※3:「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは、格納容器内圧力(D/W),格納容器内圧力(D/W),格納容器内圧力(S/C),ドライウェル雰囲気温度又は原子炉圧力容器下鏡部温度指示値が、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準(第1.6.5表)に達した場合。 ii.操作手順消火系による原子炉格納容器内へのスプレイについては、「1.6.2.1(1)a.(b)消火系による原子炉格納容器内へのスプレイについては、「1.6.2.1(1)a.(b)消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ」の操作手順と同様である。ただし、スプレイの停止、再開及び流量は、原子炉格納容器内へのスプレイ起動・停止の判断基準(第1.6.5表)に従い実施する。 なお、手順の対応フローを第1.6.6図に示す。また、概要図は第1.6.9図、タイムチャートは第1.6.10	東海第二発電所 (2018.9.18 版) ※3: 「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断 基準に到達」とは、原子炉格納容器内へのス プレイ起動の判断基準 (第1.6-5表) に達し た場合。 i) 操作手順 消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ手順 については、「1.6.2.1(1) a. (b) 消火系による 原子炉格納容器内へのスプレイ」の操作手順と同様 である。ただし、スプレイの停止及び再開は、原子 炉格納容器内へのスプレイ起動・停止の判断基準 (第1.6-5表) に従い実施する。 なお、手順の対応フローを第1.6—6図から第1.6 —8図に示す。また、概要図は第1.6—11図、タイム	島根原子力発電所 2号炉 ※3:「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断 基準に到達」とは、ドライウェル圧力、サプ レッション・チェンバ圧力、ドライウェル温 度又は原子炉圧力容器下鏡部温度指示値が、 原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基 準(第1.6—5表)に達した場合。 ii 操作手順 消火系による原子炉格納容器内へのスプレイについては、「1.6.2.1(1) a. (c) 消火系による原子 炉格納容器内へのスプレイ」の操作手順のうち、A 一残留熱除去系スプレイ配管を使用した手順と同様である。ただし、スプレイの停止、再開及び流量 は、原子炉格納容器内へのスプレイ起動・停止の判断基準(第1.6—5表)に従い実施する。 なお、手順の対応フローを第1.6—6回から第1.6 —8回に示す。また、概要回は第1.6—13回、タイ	備考 消火水槽及び補助消光 ポンプを有による 当該設備による 主 ・運用の相違 【東海第二】 第1.6-5 表に 主 ・設備の の相違 【中の相違 【中の相違 を記載 を記載 ・設備の の相違 、東は の間で 、原子配 の間で 、原子配 の間で のいる に 、のに と のいる に いった に と いった と いった と いった と いった と いった と いった と いった と いった と いった と いった と いった と いった と と と いった と いった と と いった と いった と と と と と と と と と と と と と と と と と と と
図と同様である。 iii . 操作の成立性 上記の操作は、1 ユニット当たり中央制御室運転員2 名 (操作者及び確認者) , 現場運転員2 名及び5号炉運 転員2 名にて作業を実施し, 作業開始を判断してから 消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ開始まで 約30 分で可能である。 円滑に作業できるように, 移動経路を確保し, 防護 具, 照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運 転時と同程度である。	### 31.6—12図と同様である。 ###################################	ムチャートは第 1.6_14 図と同様である。 iii 操作の成立性 上記の操作は、中央制御室運転員 1 名にて作業を実施し、作業開始を判断してから消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ開始まで 25 分以内で可能である。 (添付資料 1.6.4-3)	損傷後はA系にてスレイ ・設備及び運用の相 【柏崎 6/7,東海第二 ②の相違 ・設備の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7,東海第二 島根 2 号炉は中央 作のみのため記載し

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
(c) <u>代替格納容器スプレイ冷却系</u> (可搬型)による原子炉	(d) 代替格納容器スプレイ治却系(可搬型)による原子	(d) <u>格納容器代替スプレイ系</u> (可搬型)による原子炉格	
格納容器内へのスプレイ(淡水/海水)	炉格納容器内へのスプレイ(淡水/海水)	納容器内へのスプレイ(淡水/海水)	
炉心の著しい損傷が発生した場合において,残留熱除	炉心の著しい損傷が発生した場合において,残留熱	炉心の著しい損傷が発生した場合において,残留熱	
去系(<u>格納容器スプレイ冷却モード</u>)が故障により使用	除去系(<u>格納容器スプレイ冷却系</u>)が故障により使用	除去系(<u>格納容器冷却モード</u>)が故障により使用でき	
できず, <u>代替格納容器スプレイ冷却系</u> (常設)及び消火	できず, <u>代替格納容器スプレイ冷却系</u> (常設),消火	ず, <u>格納容器代替スプレイ系</u> (常設), <u>復水輸送系</u> 及	・設備の相違
系により原子炉格納容器内にスプレイできない場合は,	系及び <u>補給水系</u> により原子炉格納容器内にスプレイで	び消火系により原子炉格納容器内にスプレイできない	【柏崎 6/7】
代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)により原子炉格	きない場合は,代替格納容器スプレイ冷却系(可搬	場合は、格納容器代替スプレイ系(可搬型)により原	③の相違
納容器内にスプレイする。	型)により原子炉格納容器内にスプレイする。	子炉格納容器内にスプレイする。	
	スプレイ作動後は外部水源による原子炉格納容器内	スプレイ作動後は原子炉格納容器内の圧力が負圧と	
	へのスプレイでのサプレッション・プール水位の上昇を	ならないように、スプレイの起動/停止を行う。	
	考慮し,原子炉格納容器内へのスプレイの流量調整又は		
	スプレイの起動/停止を行う。		
なお、本手順はプラント状況や周辺の現場状況により	なお、本手順はプラント状況や周辺の現場状況により	なお、本手順はプラント状況や周辺の現場状況によ	
可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) の接続先を複数ある	可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポン	り大量送水車の接続先を複数ある接続口から任意に選	
接続口から任意に選択できる構成としている。	プの接続先を複数ある接続口から任意に選択できる構成	択できる構成としている。	
	としている。		
i . 手順着手の判断基準	i) 手順着手の判断基準	i 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	炉心損傷を判断した場合*1において,残留熱除去	炉心損傷を判断した場合*1において,残留熱除去	
(格納容器スプレイ冷却モード), 代替格納容器スプレ	系(格納容器スプレイ冷却系)による原子炉格納容	系(格納容器冷却モード)による原子炉格納容器内	
<u>イ冷却系(常設)</u> 及び消火系による原子炉格納容器内へ	器内へのスプレイができず、代替格納容器スプレイ	へのスプレイができず,格納容器代替スプレイ系	
のスプレイができず, <u>代替格納容器スプレイ冷却系</u> (可	<u>冷却系</u> (可搬型)が使用可能な場合 ^{※2} で,原子炉格	(可搬型) が使用可能な場合*2で,原子炉格納容器	
搬型)が使用可能な場合※2で,原子炉格納容器内への	納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場	内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合*3。	
スプレイ起動の判断基準に到達した場合**3	合 ^{※3} 。		
※1:格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)で原	※1:格納容器雰囲気放射線モニタでドライウェル	※1:格納容器雰囲気放射線モニタ (CAMS) で	
子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基	又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線	原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計	
準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍を超えた	線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量	基準事故相当のガンマ線線量率の10倍 <u>を超え</u>	・運用の相違
場合、又は格納容器内雰囲気放射線レベル	率の10倍 <u>以上となった</u> 場合,又は <u>格納容器雰</u>	<u>た</u> 場合,又は格納容器雰囲気放射線モニタ	【東海第二】
(CAMS) が使用できない場合に原子炉圧力容	囲気放射線モニタが使用できない場合に原子	(CAMS) が使用できない場合に原子炉圧	島根2号炉は,10倍
器温度で300℃ 以上を確認した場合。	炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。	力容器温度で300℃以上を確認した場合。	を超過した場合を炉心
			損傷の判断としている
			が,東海第二では10倍
			を含めて炉心損傷と判
※2:設備に異常がなく,燃料及び水源(<u>防火水槽</u>	※2:設備に異常がなく、電源、燃料及び水源(<u>西</u>	※2:設備に異常がなく,燃料及び水源(輪谷貯水	断するため、「以上」
又は淡水貯水池)が確保されている場合。	側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽)が確保さ	槽(西1)又は輪谷貯水槽(西2))が確保	としている
	れている場合。	されている場合。	
※3:「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断	※3:「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断	※3:「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断	
基準に到達」とは、 <u>格納容器内圧力(D/W)</u> ,	基準に到達」とは、原子炉格納容器内へのス	基準に到達」とは、 <u>ドライウェル圧力</u> ,サプ	・運用の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)

格納容器内圧力(S/C),ドライウェル雰囲気 温度又は原子炉圧力容器下鏡部温度指示値 が,原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判 断基準(第1.6.5 表) に達した場合。

代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による原

ii . 操作手順

子炉格納容器内へのスプレイについては、「1.6.2.1(1)a.(c)代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による原子炉格納容器内へのスプレイ(淡水/海水)」の操作手順のうち、[交流電源が確保されている場合]の操作手順と同様である。ただし、MUWC接続口内側隔離弁の操作については、リンク機構を取り外さず、MUWC接続口内側隔離弁(B)の場合は屋外(緊急時対策要員)にて、MUWC接続口内側隔離弁(A)の場合は非管理区域(運転員)にて遠隔手動弁操作設備を使用して行う。また、ス

なお, 手順の対応フローを第 1.6.6 図に, 概要図は第 1.6.11 図に, タイムチャートは第 1.6.13 図及び第 1.6.20 図に示す。

プレイの停止, 再開及び流量は, 原子炉格納容器内

へのスプレイ起動・停止の判断基準(第1.6.5表)

iii . 操作の成立性

に従い実施する。

代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による原子炉格納容器内へのスプレイ操作のうち,運転員が実施する原子炉建屋での系統構成を1ユニット当たり中央制御室運転員2名(操作者及び確認者)及び現場運転員2名にて作業を実施した場合の所要時間は約20分である。

また、代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による原子炉格納容器内へのスプレイ操作のうち、緊急時対策要員が実施する屋外での代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による原子炉格納容器内へのスプレイ操作に必要な1ユニット当たり要員数及び所要時間は以下のとおり。

東海第二発電所 (2018.9.18版)

プレイ起動の判断基準(第1.6-5表)に達した場合。

ii) 操作手順

代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) による原 子炉格納容器内へのスプレイについては、

「1.6.2.1(1) a. (d) 代替格納容器スプレイ冷却 系(可搬型)による原子炉格納容器内へのスプレイ (淡水/海水)」の操作手順のうち【交流動力電源 が確保されている場合】の操作手順と同様である。 ただし、原子炉格納容器内へのスプレイの停止及び 再開は、原子炉格納容器内へのスプレイ起動・停止 の判断基準(第1.6—5表)に従い実施する。原子炉 格納容器内へのスプレイの制御は、原子炉格納容器 内へのスプレイ制御に関する判断基準(第1.6—7 表)に従い実施する。

なお,手順の対応フローを第1.6<u>6</u>6図から第1.6 _8図に,概要図は第1.6<u>1</u>5図に,タイムチャート は第1.6-16図に示す。

iii) 操作の成立性

代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) による原子炉格納容器内へのスプレイ開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

島根原子力発電所 2号炉

レッション・チェンバ圧力,ドライウェル温 度又は原子炉圧力容器下鏡部温度指示値が, 原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基 準(第1.6—5表)に達した場合。

ii 操作手順

格納容器代替スプレイ系 (可搬型) による原子炉格納容器内へのスプレイについては, 「1.6.2.1(1) a. (d) 格納容器代替スプレイ系 (可搬型) による原子炉格納容器内へのスプレイ (淡水/海水)」の操作手順のうち, 「交流動力電源が確保されている場合」の操作手順と同様である。ただし, スプレイの停止, 再開及び流量は, 原子炉格納容器内へのスプレイ起動・停止の判断基準 (第1.6—5表) に従い実施する。

なお,手順の対応フローを第 1.6_6 図から第 1.6 _8 図に示す。また、概要図は第 1.6_15 図、タイ ムチャートは第 1.6_16 図と同様である。

iii 操作の成立性

格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器内へのスプレイ操作のうち,運転員が実施する原子炉建物での系統構成を,中央制御室運転員1名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合の想定時間は以下の通り。

S A電源切替盤を使用した場合:25 分以内 非常用コントロールセンタ切替盤を使用した場合:40 分以内

また、格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器内へのスプレイ操作のうち、緊急時対策要員が実施する屋外での大量送水車による送水操作に必要な要員数及び想定時間は以下のとおり。 [格納容器代替スプレイ系(可搬型)接続口

(南) 又は格納容器代替スプレイ系(可搬型)接続

【東海第二】

第1.6-5表に判断基準の相違理由を記載

備考

- 設備の相違
- 【柏崎 6/7, 東海第二】 系統構成の相違
- 運用の相違

【東海第二】

島根2号炉は、スプレイ起動時に流量調整後、停止・起動で制御を実施

・設備及び運用の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ②の相違

・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2 号炉は, C/ C一次側にて切替え可 能な設備を設置

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		口(西)を使用する場合]	
		緊急時対策要員 12 名にて実施した場合: 2 時間	
		10 分以内	
		 [格納容器代替スプレイ系(可搬型)接続口(建	
		物内)を使用する場合(故意による大型航空機の衝	
		緊急時対策要員 12 名にて実施した場合: 3 時間	
		10 分以内	
[防火水槽を水源とした送水]		20000110	 ・設備の相違
緊急時対策要員3名にて実施した場合:約125分			【柏崎 6/7, 東海第二】
<u> </u>			使用する水源、接続
			日の相違
<u>であるホースが使用できる場合)</u> 緊急時対策要員 4 名にて実施した場合:約 140 分			日77年達
<u> </u>			
「沙小中小小子、小石」。」を子してもられている部分に			
<u>[淡水貯水池を水源とした送水(あらかじめ敷設し</u>			
てあるホースが使用できない場合)]			
緊急時対策要員6名にて実施した場合:約330			
分			
代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による原		格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉	
子炉格納容器内へのスプレイ操作は,作業開始を		格納容器内へのスプレイ操作は、格納容器代替スプ	
判断してから代替格納容器スプレイ冷却系(可搬		レイ系(可搬型)接続口(南)又は格納容器代替ス	
型)による原子炉格納容器内へのスプレイ開始ま		プレイ系(可搬型)接続口(西)を使用する場合,	
で <u>約 330 分</u> で可能である。		作業開始を判断してから格納容器代替スプレイ系	
		_(可搬型) による原子炉格納容器内へのスプレイ開	
		始まで2時間10分以内で可能である。また、格納	
		容器代替スプレイ系(可搬型)接続口(建物内)を	
		使用する場合、作業開始を判断してから格納容器代	
		替スプレイ系(可搬型)による原子炉圧力容器への	
		注水開始まで3時間10分以内で可能である。	
	【中央制御室からの操作(残留熱除去系B系配管を		・設備及び運用の相違
	使用した高所東側接続口による原子炉格納容器内へ		【東海第二】
	のスプレイの場合)】(水源:代替淡水貯槽)		②の相違
	・上記の操作は,運転員等(当直運転員)1名,		
	現場対応を重大事故等対応要員8名にて作業を		
	実施した場合、215分以内で可能である。		
	【中央制御室からの操作(残留熱除去系B系配管を		
	使用した高所西側接続口による原子炉格納容器内へ		
	のスプレイの場合)】(水源:西側淡水貯水設備)		

崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
	・上記の操作は,運転員等(当直運転員)1名,		
	現場対応を重大事故等対応要員8名にて作業を		
	実施した場合、140分以内で可能である。		
	【中央制御室からの操作(残留熱除去系A系配管を		
	使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉格納容		
	器内へのスプレイの場合) 】 (水源:代替淡水貯		
	<u>槽)</u>		
	・上記の操作は,運転員等(当直運転員)1名,		
	現場対応を重大事故等対応要員8名にて作業を		
	実施した場合、535分以内で可能である。		
	【中央制御室からの操作(残留熱除去系A系配管を		
	使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉格納容		
	器内へのスプレイの場合) 】 (水源:西側淡水貯水		
	設備)_		
	・上記の操作は,運転員等(当直運転員)1名,		
	現場対応を重大事故等対応要員8名にて作業を		
	実施した場合,320分以内で可能である。		
円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防	円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放	円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防	
護具、照明及び通信連絡設備を整備する。可搬型代	射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。代	護具、照明及び通信連絡設備を整備する。格納容器	
替注水ポンプ (A-2級) からのホースの接続は、汎	替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)として使用す	代替スプレイ系(可搬型)として使用する大量送水	
用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保し	る可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大	車からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、	
ていることから,容易に実施可能である。	型ポンプからのホースの接続は、汎用の結合金具で	 十分な作業スペースを確保していることから, 容易	
	あり、十分な作業スペースを確保していることか	に実施可能である。	
	ら,容易に実施可能である。		
また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中	また、車両の作業用照明、ヘッドライト及びLE	また,車両の作業用照明,ヘッドライト及び懐中	
電灯を用いることで、暗闇における作業性について	Dライトを用いることで、暗闇における作業性につ	<u>電灯</u> を用いることで、暗闇における作業性について	
も確保している。室温は通常運転時と同程度であ	いても確保している。	も確保している。室温は通常運転時と同程度であ	
3.		る。	
(添付資料1.6.3-3)	(添付資料1.6.4)	(添付資料1.6.4-4)	
	(13.113.24.11.21.0),		

自崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017.12.20 版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
b. 格納容器代替除熱	b. 格納容器代替除熱	b. 格納容器代替除熱	
(a) ドライウェル冷却系による原子炉格納容器内の代替除	(a) ドライウェル内ガス冷却装置による原子炉格納容器	(a) <u>ドライウェル冷却系</u> による原子炉格納容器内の代替	
熱	内の代替除熱	除熱	
熱代替格納容器スプレイ冷却系(常設)等による原子	代替格納容器スプレイ冷却系(常設)等による原子	格納容器代替スプレイ系(常設)等による原子炉格納	
炉格納容器内へのスプレイ及び残留熱除去系(<u>格納容器</u>	炉格納容器内へのスプレイ及び残留熱除去系(<u>格納容</u>	容器内へのスプレイ及び残留熱除去系(格納容器冷却モ	
スプレイ治却モード)の復旧ができず,原子炉格納容器	器スプレイ冷却系)の復旧ができず,原子炉格納容器	<u>ード</u>) の復旧ができず,原子炉格納容器からの除熱手段	
からの除熱手段がない場合に,常設代替交流電源設備 <u>又</u>	からの除熱手段がない場合に,非常用交流電源設備に	がない場合に、常設代替交流電源設備により原子炉補機	・設備の相違
は第二代替交流電源設備により原子炉補機冷却系の電源	より原子炉補機冷却系の電源を復旧し、原子炉格納容	冷却系 (原子炉補機海水系を含む。) の電源を復旧し,	【柏崎 6/7】
を復旧し、原子炉格納容器内へ冷却水通水後、ドライウ	器内へ冷却水通水後、ドライウェル内ガス冷却装置送	原子炉格納容器内へ冷却水通水後、ドライウェル冷却装	①の相違
エル冷却系送風機を起動して原子炉格納容器内の除熱を	風機を起動して原子炉格納容器内の除熱を行う。	置を起動して原子炉格納容器内の除熱を行う。	
行う。			
ドライウェル冷却系送風機を停止状態としても,原子	ドライウェル内ガス冷却装置送風機を停止状態とし	ドライウェル冷却装置を停止状態としても, 原子炉	
炉格納容器内の冷却水の通水を継続することで, <u>ドライ</u>	ても,原子炉格納容器内の冷却水の通水を継続するこ	格納容器内の冷却水の通水を継続することで、ドライ	
ウェル治却系治却器コイル表面で蒸気を凝縮し,原子炉	とで, ドライウェル内ガス冷却装置冷却コイル表面で	ウェル冷却装置コイル表面で蒸気を凝縮し,原子炉格	
格納容器内の圧力の上昇を緩和する。	蒸気を凝縮し、原子炉格納容器内の圧力の上昇を緩和	納容器内の圧力の上昇を緩和する。	
	する。		
なお, 常設代替交流電源設備 <u>及び第二代替交流電源設</u>	なお,非常用交流電源設備に関する手順等は「1.14	なお, <u>常設代替交流電源設備</u> に関する手順等は	・設備の相違
備に関する手順等は「1.14 電源の確保に関する手順等」	電源の確保に関する手順等」にて整備する。	「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。	【柏崎 6/7】
にて整備する。			①の相違
i 手順着手の判断基準	i) 手順着手の判断基準	i 手順着手の判断基準	
発電用原子炉の注水機能が喪失し、代替格納容器スプ	代替格納容器スプレイ及び残留熱除去系による原	格納容器代替スプレイ及び残留熱除去による原子	
レイ及び残留熱除去系による原子炉格納容器内の除熱が	子炉格納容器内の除熱ができず, <u>非常用交流電源設</u>	炉格納容器内の除熱ができず, <u>常設代替交流電源設</u>	
できず,常設代替交流電源設備又は第二代替交流電源設	<u>備</u> により原子炉補機冷却系が復旧可能である場合。	<u>備</u> により,原子炉補機冷却系 <u>(原子炉補機海水系を</u>	・設備の相違
<u>備</u> により原子炉補機冷却系が復旧可能である場合。		<u>含む。)</u> が復旧可能である場合。	【柏崎 6/7】
			①の相違
ii.操作手順	ii) 操作手順	ii 操作手順	
ドライウェル冷却系による原子炉格納容器内の代替除	ドライウェル内ガス冷却装置による原子炉格納容	ドライウェル冷却系による原子炉格納容器内の代	
熱手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第	器内の代替除熱手順の概要は以下のとおり。手順の	替除熱手順の概要は以下のとおり。手順の対応フロ	
1.6.6 図に, 概要図を第1.6.21 図及び第1.6.22 図に,	対応フローを第1.6-6 図及び第1.6-8 図に、概要	ーを第1.6-7図から第1.6-8図に、概要図を第1.6	
タイムチャートを第1.6.23 図に示す。	図を第1.6-23 図に, タイムチャートを第1.6-24	-23図及び第1.6-24図に, タイムチャートを第1.6	
~	図に示す。	-25図に示す。	
① 当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員	① 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運	①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転	・体制の相違
にドライウェル冷却系による原子炉格納容器内の代	転員等にドライウェル内ガス冷却装置による	量にドライウェル冷却系による原子炉格納容器内	【東海第二】
替除熱の準備開始を指示する。	原子炉格納容器内の代替除熱の準備開始を指	の代替除熱の準備開始を指示する。	⑨の相違
	示する。		<u> </u>
② 現場運転員 C 及び D は、ドライウェル冷却系による			・設備の相違

崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
原子炉格納容器内の代替除熱に必要な送風機,電動			【東海第二】
弁の電源の受電操作を実施する。			島根2号炉は,電源
			確保を技術的能力 1.1
			にて整理
③ 中央制御室運転員 A 及び B は、ドライウェル冷却系	②運転員等は中央制御室にて、ドライウェル内ガ	②中央制御室運転員Aは、ドライウェル冷却系によ	・体制の相違
による原子炉格納容器内の代替除熱に必要な送風	ス冷却装置による原子炉格納容器内の代替除熱	る原子炉格納容器内の代替除熱に必要な冷却装	【柏崎 6/7】
機、電動弁の電源が確保されたこと及び監視計器の	に必要な送風機、電動弁及び監視計器の電源が	置, 電動弁及び監視計器の電源が確保されている	⑩の相違
電源が確保されていることを状態表示にて確認す	確保されていることを状態表示等にて確認す	ことを状態表示にて確認する。	
る。	る。		
④ 当直長は、 <u>当直副長からの依頼に基づき、</u> 緊急時対		③当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時	
策本部に <u>第一ガスタービン発電機又は第二ガスター</u>		対策本部にガスタービン発電機の負荷容量確認を	
ビン発電機の負荷容量確認を依頼し、ドライウェル		依頼し、ドライウェル冷却系が使用可能か確認す	
冷却系が使用可能か確認する。		<u>る。</u>	
⑤ 中央制御室運転員 A 及び B は、ドライウェル冷却系		④現場運転員B及びCは、ドライウェル冷却系によ	・体制の相違
による原子炉格納容器内の代替除熱の系統構成前準		る原子炉格納容器内の代替除熱の系統構成前準備	【柏崎 6/7】
備として、ESF盤区分Ⅰ及び区分Ⅱにて隔離信号の		として、A、B-原子炉補助継電器盤にて隔離信	⑩の相違
除外操作を実施する。		号の除外操作を実施する。	
⑥ 当直副長は、中央制御室運転員にドライウェル冷却	③発電長は、運転員等にドライウェル内ガス冷却	⑤ <u>当直副長</u> は,運転員にドライウェル冷却系の冷却	・体制の相違
系の冷却水通水開始を指示する。	装置による原子炉格納容器内の代替除熱の系統	水通水開始を指示する。	【東海第二】
	構成を指示する。		⑨の相違
⑦ 中央制御室運転員 A <u>及び B</u> は,ドライウェル冷却系	④運転員等は中央制御室にて,原子炉補機冷却水	⑥中央制御室運転員Aは、ドライウェル冷却系によ	・体制の相違
による原子炉格納容器内の代替除熱の系統構成(冷	系隔離弁、ドライウェル内ガス冷却装置送風機	る原子炉格納容器内の代替除熱の系統構成(冷却	【柏崎 6/7】
却水通水操作)として,原子炉補機冷却系格納容器	原子炉補機冷却水系入口弁及びドライウェル内	水通水操作)として,A,B-RCW常用補機冷	⑩の相違
外側供給隔離弁(A), (B), 外側戻り隔離弁(A), (B)	ガス冷却装置送風機原子炉補機冷却水系出口弁	却水入口切替弁, A, B-RCW常用補機冷却水	
及び内側戻り隔離弁(A), (B)の全開操作を実施し,	を全開とし、ドライウェル内ガス冷却装置冷却	出口切替弁の開操作を実施し,原子炉補機冷却系	
原子炉補機冷却水系系統流量指示値の上昇を確認	コイルへの冷却水通水を開始する。	の系統流量指示値の上昇を確認し、当直副長に報	
し、当直副長に報告する。		告する。	
⑧ 中央制御室運転員A <u>及びB</u> は, <u>ドライウェル治却系</u>	⑤運転員等は中央制御室にて、ドライウェル内ガ	⑦中央制御室運転員Aは,ドライウェル冷却装置起	・体制の相違
送風機起動前準備として、常用換気空調系盤にてリ	ス冷却装置送風機の起動阻止信号が発信してい	動前準備として、空調換気制御盤にてリレー引き	【柏崎 6/7】
レー引抜きにより、起動阻止隔離信号を除外する。	る場合は除外操作を実施する。	抜きにより、起動阻止隔離信号を除外する。	⑩の相違
⑨ 当直副長は、中央制御室運転員にドライウェル冷却	⑥発電長は、運転員等にドライウェル内ガス冷却	<u>⑧当直副長</u> は,運転員に <u>ドライウェル治却系</u> による	・体制の相違
系による原子炉格納容器内の代替除熱の開始を指示		原子炉格納容器内の代替除熱の開始を指示する。	【東海第二】
する。	を指示する。		⑨の相違
⑩ 中央制御室運転員 A 及び B は,ドライウェル冷却系	⑦運転員等は中央制御室にて、ドライウェル内ガ	⑨中央制御室運転員Aは, <u>上部下部A,B及びC-</u>	・体制の相違
送風機(A), (B)及び(C)の起動操作を実施し,原子	ス冷却装置送風機を起動し,原子炉格納容器内	ドライウェル冷却装置の起動操作を実施し,原子	【柏崎 6/7】
炉格納容器内の圧力の上昇率が緩和することを確認	の圧力及び原子炉格納容器内の <u>温度</u> の上昇が緩	炉格納容器内の <u>圧力</u> の上昇率が緩和することを確	⑩の相違
する。	和することを確認する。		運用の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
			【東海第二】 監視パラメータの相 違
iii . 操作の成立性 上記の操作は、1 ユニット当たり中央制御室運転 員2 名(操作者及び確認者)及び現場運転員2名に て作業を実施した場合、作業開始を判断してからド ライウェル冷却系による原子炉格納容器内の代替除 熱開始まで約45分で可能である。円滑に作業できる ように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信 連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度で ある。	iii)操作の成立性 上記の操作は、中央制御室対応を運転員等(当直 運転員)1名にて作業を実施した場合、作業開始を 判断してからドライウェル内ガス冷却装置による原 子炉格納容器内の代替除熱開始まで10分以内で可能 である。	iii 操作の成立性 上記の操作は、中央制御室運転員1名及び現場運 転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断 してからドライウェル冷却系による原子炉格納容器 内の代替除熱開始まで45分以内で可能である。 円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防 護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通 常運転時と同程度である。	・設備及び運用の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ②の相違 ・設備の相違 【東海第二】 島根 2 号炉は, 現場 作業があるため記載
(添付資料 1.6.3-4)		(添付資料 1.6.4-7)	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
c. 重大事故等時の対応手段の選択 重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対 応手段の選択フローチャートを第1.6.26 図に示す。 外部電源,代替交流電源設備等により交流電源が確保で きた場合,復水貯蔵槽が使用可能であれば代替格納容器ス プレイ冷却系(常設)により原子炉格納容器内にスプレイ する。	c. 重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。 重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。 対応手段の選択フローチャートを第1.6—29図に示す。 外部電源,常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流 電源設備により交流動力電源が確保できた場合,代替淡 水貯槽が使用可能であれば代替格納容器スプレイ冷却系 (常設)により原子炉格納容器内にスプレイする。	c. 重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。 重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。 対応手段の選択フローチャートを第1.6—30 図に示す。 外部電源, 常設代替交流電源設備により交流電源が確保できた場合, 低圧原子炉代替注水槽が使用可能であれば格納容器代替スプレイ系(常設)により原子炉格納容器内にスプレイする。	・設備の相違 【東海第二】 東海第二は,交流電源の確保手段として認 設交流代替電源設備に かえ可搬型代替交流電源設備を整備
復水貯蔵槽が使用できない場合、消火系又は代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)により原子炉格納容器内にスプレイする。 なお、消火系による原子炉格納容器内へのスプレイは、発電所構内(大湊側)で重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していないこと及びろ過水タンクの使用可能が確認できた場合に実施する。	代替淡水貯槽が使用できない場合、消火系、補給水系 又は代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)により原子 炉格納容器内にスプレイ冷却系(可搬型)による原子炉 格納容器内へのスプレイ手段については、代替格納容器 スプレイ冷却系(常設)による原子炉格納容器内へのス プレイ海却系(常設)による原子炉格納容器内へのス プレイ手段と同時並行で準備する。 また、代替格納容器スプレイ冷却系(常設)、消火 系、補給水系及び代替格納容器スプレイ冷却系(可搬 型)の手段のうち原子炉格納容器内へのスプレイ可能な 系統1系統以上を起動し、原子炉格納容器内へのスプレイ のための系統構成が完了した時点で、その手段による原 子炉格納容器内へのスプレイを開始する。 なお、消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ は、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必 要な火災が発生していないこと及びろ過水貯蔵タンク又 は多目的タンクの使用可能が確認できた場合に実施す る。	低圧原子炉代替注水槽が使用できない場合、復水輸送系、消火系又は格納容器代替スプレイ系(可搬型)により原子炉格納容器内にスプレイする。 格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器内へのスプレイ手段については、格納容器代替スプレイ系(常設)による原子炉格納容器内へのスプレイ手段と同時並行で準備する。 また、格納容器代替スプレイ系(常設)、復水輸送系、消火系及び格納容器代替スプレイ系(可搬型)の手段のうち原子炉格納容器内へのスプレイ可能な系統1系統以上を起動し、原子炉格納容器内へのスプレイのための系統構成が完了した時点で、その手段による原子炉格納容器内へのスプレイを開始する。 なお、消火系による原子炉格納容器内へのスプレイは、発電所構内で重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していないこと及び補助消火水槽又はる過水タンクの使用可能が確認できた場合に実施する。	 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 ③の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は、補助消火水槽及び補助消火水槽及で補助消火ポンプを有しており、
外部電源,常設代替交流電源設備等により交流電源が 確保できた場合,原子炉補機冷却系を復旧し,原子炉	また、補給水系は連絡配管閉止フランジの切替えに時間を要することから、消火系による原子炉格納容器内へのスプレイができない場合に実施する。 外部電源、非常用交流電源設備により交流動力電源が確保できた場合、原子炉補機冷却系を復旧し、原子炉格	外部電源,常設代替交流電源設備により交流電源が確保できた場合,原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系を	当該設備による注水を可能 ・運用の相違 【東海第二】 ③の相違

格納容器内への冷却水通水及びドライウェル冷却系送風			
	納容器内への冷却水通水及びドライウェル内ガス冷却装	含む。) を復旧し、原子炉格納容器内への冷却水通水及	
機の起動による原子炉格納容器内の除熱を実施する。	置送風機の起動による原子炉格納容器内の代替除熱を実	びドライウェル冷却装置の起動による原子炉格納容器内	
	施する。	の除熱を実施する。	
	(添付資料 1.6.6, 添付資料 1.6.7)		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017. 12. 20 版) 東海第二発電所(2018. 9. 18 版)

- (2) サポート系故障時の対応手順
 - a. 復旧
 - (a) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ

炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力 電源喪失又は原子炉補機冷却系の故障により、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ない場合は、常設代替交流電源設 備<u>又は第二代替交流電源設備</u>により残留熱除去系の電源を 復旧し、原子炉補機冷却系又は代替原子炉補機冷却系に より冷却水を確保することで、残留熱除去系(格納容器 スプレイ冷却モード)にて原子炉格納容器内にスプレイ する。

なお,常設代替交流電源設備<u>及び第二代替交流電源設備</u> に関する手順等は「1.14 電源の確保に関する手順等」に て整備する。

i . 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、常設代替交流電源設備又は第二代替交流電源設備により非常用高 圧母線D系の受電が完了し、残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)が使用可能な状態※2に復旧された 場合で、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準 に到達した場合※3。

> ※1:格納容器内雰囲気放射線レベル (CAMS) 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,又は格納容器内雰囲気放射線レベル

(2) サポート系故障時の対応手順

- a. 復旧
- (a) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ

炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系の故障により、残留熱除去系(格納容器スプレイ治却系)による原子炉格納容器内へのスプレイができない場合は、常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置により残留熱除去系の電源を復旧し、残留熱除去系海水系,緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系により冷却水を確保することで、残留熱除去系(格納容器スプレイ治却系)にて原子炉格納容器内にスプレイする

スプレイ作動後は原子炉格納容器内の圧力が負圧と ならないように、スプレイの起動/停止を行う。

なお、常設代替交流電源設備として使用する<u>常設代</u> <u>替高圧電源装置</u>に関する手順等は「1.14 電源の確保 に関する手順等」にて整備する。

また、残留熱除去系海水系、緊急用海水系及び代替 残留熱除去系海水系に関する手順については「1.5 最 終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整 備する。

i) 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、常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置により緊急用M/Cを受電した後、緊急用M/CからM/C2C又はM/C2Dの受電が完了し、残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)が使用可能な状態*2に復旧された場合で、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合*3。

※1:格納容器雰囲気放射線モニタでドライウェル 又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線 線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量 率の10倍以上となった場合、又は格納容器雰 (2) サポート系故障時の対応手順

- a. 復旧
- (a) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ

島根原子力発電所 2号炉

炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源の喪失又は原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む。)の故障により、残留熱除去系(格納容器冷却モード)による原子炉格納容器内へのスプレイができない場合は、常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機により残留熱除去系(格納容器冷却モード)の電源を復旧し、原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む。)又は原子炉補機代替冷却系により冷却水を確保することで、残留熱除去系(格納容器冷却モード)にて原子炉格納容器内にスプレイする。

スプレイ作動後は原子炉格納容器内の圧力が負圧とな らないように、スプレイの起動/停止を行う。

なお、常設代替交流電源設備<u>として使用するガスター</u> ビン発電機に関する手順等は「1.14 電源の確保に関す る手順等」にて整備する。

また,原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む。)及び原子炉補機代替冷却系に関する手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

i 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、常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機により緊急用M/Cを受電した後、緊急用M/Cから非常用所内電気設備であるM/C C系又はM/C D系の受電が完了し、残留熱除去系(格納容器冷却モード)が使用可能な状態*2に復旧された場合で、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合*3。

※1:格納容器雰囲気放射線モニタ(CAMS)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、又は格納容器雰囲気放射線モニタ(CAM ・設備の相違【柏崎 6/7】①の相違

備考

- ・設備の相違【東海第二】②の相違
- ・設備の相違【柏崎 6/7】①の相違
- ・設備の相違【東海第二】②の相違
- ・設備の相違【柏崎 6/7】①の相違

・運用の相違 【東海第二】 柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版) (CAMS) 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、補機冷却水及び水源 (サプレッション・チェンバ) が確保されて いる状態。 いる状態。 ※3:「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基 準に到達」とは、格納容器内圧力(D/W) 又は 格納容器内圧力(S/C)指示値が, 原子炉格納 容器内へのスプレイ起動の判断基準(第1.6.5 表)に達した場合。 ii. 操作手順 ii) 操作手順 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内の除熱 については、「1.6.2.1(2)a.(a) 残留熱除去系電源 復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ」の操作手順 と同様である。ただし、スプレイの停止及び再開は、 原子炉格納容器内へのスプレイ起動・停止の判断基準

> なお、手順の対応フローを第1.6.6 図に示す。ま た, 概要図は第1.6.16 図, タイムチャートは第 1.6.17 図と同様である。

(第1.6.5表) に到達した場合に行う。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2 名(操作者及び確認者)にて作業を実施し、作業開始 を判断してから残留熱除去系(B)(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開始 まで15分以内で可能である。

円滑に作業できるように, 移動経路を確保し, 防護 具, 照明及び通信連絡設備を整備する。

東海第二発電所 (2018.9.18版)

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、冷却水及び水源 (サプレッション・チェンバ) が確保されて
- ※3:「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断 基準に到達」とは、ドライウェル圧力又はサ プレッション・チェンバ圧力指示値が、原子 炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準 (第1.6-5表) に達した場合。

残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)による 原子炉格納容器内へのスプレイ手順については, 「1.6.2.1(2) a. (a) 残留熱除去系電源復旧後の 原子炉格納容器内へのスプレイ」の操作手順と同様 である。ただし、原子炉格納容器内へのスプレイの 停止及び再開は、原子炉格納容器内へのスプレイ起 動・停止の判断基準(第1.6-5表)に従い実施す る。

なお、手順の対応フローを第1.6-6図から第1.6 -8図に示す。また、概要図は第1.6-19図、タイム チャートは第1.6-20図と同様である。

iii) 操作の成立性

上記の操作は、運転員等(当直運転員)1名にて 作業を実施した場合、作業開始を判断してから残留 熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)による原子炉 格納容器内へのスプレイ開始まで7分以内で可能で ある。

島根原子力発電所 2号炉

S) 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、補機冷却水及び水源 (サプレッション・チェンバ) が確保されてい る状態。

(添付資料 1.6.5)

※3:「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基 準に到達」とは、ドライウェル圧力、サプレッ ション・チェンバ圧力、ドライウェル温度又は サプレッション・チェンバ温度指示値が、原子 炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準(第 1.6-5表) に達した場合。

ii 操作手順

残留熱除去系 (格納容器冷却モード) による原子 炉格納容器内へのスプレイ手順については,

「1.6.2.1(2) a. (a) 残留熱除去系電源復旧後の 原子炉格納容器内へのスプレイ」の操作手順と同様 である。ただし、原子炉格納容器内へのスプレイの 停止及び再開は、原子炉格納容器内へのスプレイ起 動・停止の判断基準(第1.6-5表)に従い実施す

なお, 手順の対応フローを第1.6-7図から第1.6 -8図に示す。また、概要図は第1.6-19図、タイム チャートは第1.6-20図と同様である。

iii 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員1名にて作業を 実施し、作業開始を判断してから残留熱除去系(格 納容器冷却モード) A系による原子炉格納容器内へ のスプレイ開始まで10分以内で可能である。

・設備及び運用の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】

備考

島根2号炉は、10倍

を超過した場合を炉心

損傷の判断としている

が、東海第二では10倍

を含めて炉心損傷と判 断するため、「以上」

としている

・設備の相違

(12)の相違

【柏崎 6/7】

島根2号炉は中央操 作のみのため記載して いない

記載表現の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根2号炉は,中央

(添付資料 1.6.4-5)

拍崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
			制御室運転員の作業の
			成立性を添付に記載
(b) 残留熱除去系電源復旧後のサプレッション・チェン	(b) 残留熱除去系電源復旧後のサプレッション・プール	(b) 残留熱除去系電源復旧後のサプレッション・プール	
バ・プールの除熱	の除熱	水の除熱	
全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系の故障によ	全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系の故障	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系(原子炉	
り,残留熱除去系(<u>S/P 冷却モード</u>)による <u>サプレッ</u>	により、残留熱除去系(サプレッション・プール冷却	補機海水系を含む。)の故障により、残留熱除去系	
ション・チェンバ・プールの除熱ができない場合は,	系)によるサプレッション・プールの除熱ができない	(サプレッション・プール水冷却モード) によるサプ	
常設代替交流電源設備又は第二代替交流電源設備によ	場合は、常設代替交流電源設備として使用する常設代	レッション・プール水の除熱ができない場合は,常設	・設備の相違
り残留熱除去系の電源を復旧し、原子炉補機冷却系又	替高圧電源装置により残留熱除去系の電源を復旧し,	代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機	【柏崎 6/7】
は代替原子炉補機冷却系により冷却水を確保すること	残留熱除去系海水系,緊急用海水系又は代替残留熱除	により残留熱除去系の電源を復旧し,原子炉補機冷却	①の相違
で,残留熱除去系(<u>S/P 冷却モード</u>)にて <u>サプレッショ</u>	<u>去系海水系</u> より冷却水を確保することで、残留熱除去	系(原子炉補機海水系を含む。)又は原子炉補機代替	・設備の相違
ン・チェンバ・プールの除熱を実施する。	系(サプレッション・プール冷却系)にてサプレッシ	<u>治却系</u> により冷却水を確保することで,残留熱除去系	【東海第二】
	ョン・プールの除熱を実施する。	(サプレッション・プール水冷却モード) にてサプレ	②の相違
		ッション・プール水の除熱を実施する。	
なお,常設代替交流電源設備及び第二代替交流電源設	なお、常設代替交流電源設備として使用する常設代	なお、常設代替交流電源設備として使用するガスタ	・設備の相違
<u>備</u> に関する手順等は「1.14 電源の確保に関する手順	<u> 替高圧電源装置</u> に関する手順等は「1.14 電源の確保	ービン発電機に関する手順等は「1.14 電源の確保に	【柏崎 6/7】
等」にて整備する。	に関する手順等」にて整備する。	関する手順等」にて整備する。	①の相違
	また,残留熱除去系海水系,緊急用海水系及び代替	また,原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含	・設備の相違
	残留熱除去系海水系に関する手順については「1.5 最	<u>む。)及び原子炉補機代替冷却系</u> に関する手順につい	【東海第二】
	終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整	ては「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手	②の相違
	備する。	順等」にて整備する。	
: 工順美工の地區甘港	:) 工順学工の地位甘港	: 工順学工の如帐甘油	
i 手順着手の判断基準	i)手順着手の判断基準	i 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、常設代替交流	炉心損傷を判断した場合 ^{※1} において、常設代替交	炉心損傷を判断した場合*1において、常設代替交	乱供の担告
電源設備又は第二代替交流電源設備により非常用高圧 「And Carry Range And Carry Range An	流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置に	流電源設備として使用するガスタービン発電機により、	・設備の相違【対応 6/7】
母線 C 系又は D 系の受電が完了し、残留熱除去系 (<u>S/P</u>) 冷却モード) が使用可能な状態 ^{*2} に復旧された場合。	より緊急用M/Cを受電した後、緊急用M/Cから M/C 2CRはM/C 2Dの受電が完了し、様の	り緊急用M/Cを受電した後、緊急用M/Cから非常用所内容を記憶できるM/C、C系及はM/C	【柏崎 6/7】 ①の相違
<u> </u>	M/C 2 C 又は M/C 2 D の 受電が 完了 し , 残留	常用所内電気設備であるM/C C系又はM/C	1007相達
	熱除去系(サプレッション・プール冷却系)が使用	D系の受電が完了し、残留熱除去系(サプレッション、プロストンとは、15人が使用可能な2世後27年	
	可能な状態**2に復旧された場合。	<u>ン・プール水冷却モード</u>) が使用可能な状態 ^{*2} に復 旧された場合。	
※ 1:格納容器内雰囲気放射線レベル (CAMS) で原子炉格	※1:格納容器雰囲気放射線モニタでドライウェル	※1:格納容器雰囲気放射線モニタ(CAMS)で	
納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当の	又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線	原子炉格納容器内のガンマ線線量率が,設計	
ガンマ線線量率の10倍を超えた場合,又は格納容器	線量率が,設計基準事故相当のガンマ線線量		・運用の相違
内雰囲気放射線レベル(CAMS)が使用できない場合	率の10倍 <u>以上となった</u> 場合,又は <u>格納容器雰</u>	た場合,又は格納容器雰囲気放射線モニタ	【東海第二】
に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。	囲気放射線モニタが使用できない場合に原子	(CAMS)が使用できない場合に原子炉圧	島根2号炉は,10

自崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017.12.20 版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
	炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。	力容器温度で300℃以上を確認した場合。	を超過した場合を炉 損傷の判断としている が、東海第二では10 を含めて炉心損傷と 断するため、「以上」 としている
※ 2:設備に異常がなく、電源、補機冷却水及び水源(サ	※2:設備に異常がなく、電源、冷却水及び水源	※2:設備に異常がなく、電源、補機冷却水及び水	
プレッション・チェンバ)が確保されている状態。	(サプレッション・チェンバ) が確保されて	源(サプレッション・チェンバ)が確保され	
	いる状態。	ている状態。	
	(添付資料 1.6.5)	(添付資料 1.6.5)	
ii 操作手順 残留熱除去系電源復旧後のサプレッション・チェ ンバ・プールの除熱については, 1.6.2.1(2)a.(b) 残留熱除去系電源復旧後のサプレッション・チェン バ・プールの除熱」の操作手順と同様である。 なお, 手順の対応フローを第1.6.6 図に示す。ま た, 概要図は第1.6.18 図, タイムチャートは第 1.6.19 図と同様である。	ii) 操作手順 残留熱除去系 (サプレッション・プール冷却系) 電源復旧後のサプレッション・プールの除熱につい ては、「1.6.2.1(2) a. (b) 残留熱除去系電源復 旧後のサプレッション・プールの除熱」の操作手順 と同様である。 なお、手順の対応フローを第1.6—6図及び第1.6 —8図に示す。また、概要図は第1.6—21図、タイム チャートは第1.6—22図と同様である。	ii 操作手順 残留熱除去系 (サプレッション・プール水冷却モード) 電源復旧後のサプレッション・プール水の除 熱については, 「1.6.2.1(2) a. (b) 残留熱除去 系電源復旧後のサプレッション・プール水の除熱」 の操作手順と同様である。 なお, 手順の対応フローを第1.6-7図から第1.6- 8図に示す。また, 概要図は第1.6-21図, タイムチャートは第1.6-22図と同様である。	
iii <u>.</u> 操作の成立性 上記の操作は, <u>1ユニット当たり</u> 中央制御室運転 員 <u>2</u> 名 <u>(操作者及び確認者)</u> にて作業を実施し,作 業開始を判断してから残留熱除去系(A) (S/P 冷却 モード) によるサプレッション・チェンバ・プール の除熱開始まで <u>15 分以内</u> で可能である。	iii) 操作の成立性 上記の操作は,運転員等(当直運転員) 1名にて 作業を実施し,作業開始を判断してから残留熱除去 系(サプレッション・プール冷却系) A系によるサ プレッション・プールの除熱開始まで2分以内で可 能である。	iii 操作の成立性 上記の操作は、 <u>中央制御室運転員1</u> 名にて作業を 実施し、作業開始を判断してから残留熱除去系(サ プレッション・プール水冷却モード)A系によるサ プレッション・プール水の除熱開始まで 10 分以内 で可能である。 (添付資料 1. 6. 4-6)	 ・設備及び運用の相 【柏崎 6/7, 東海第二 ②の相違 ・記載表現の相違 【柏崎 6/7, 東海第二 島根 2 号炉は, 中
			制御室運転員の作業成立性を添付資料に載

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
b. 重大事故等時の対応手段の選択	b. 重大事故等時の対応手段の選択	b. 重大事故等時の対応手段の選択	
重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対	重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。	重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。	
応手段の選択フローチャートを第 1.6.26 図に示す。	対応手段の選択フローチャートを第1.6_29図に示す。	対応手段の選択フローチャートを第1.6-30図に示す。	
常設代替交流電源設備又は第二代替交流電源設備により	常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電	常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発	
交流電源が確保できた場合,原子炉補機冷却系の運転が可	<u>源装置</u> により交流動力電源が確保できた場合, <u>残留熱除</u>	<u>電機</u> により交流動力電源が確保できた場合,原子炉補機	
能であれば残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード及	<u>去系海水系</u> の運転が可能であれば残留熱除去系(<u>格納容</u>	冷却系(原子炉補機海水系を含む。)の運転が可能であ	
び S/P 冷却モード)により原子炉格納容器内の除熱を実施	器スプレイ冷却系)又は残留熱除去系(サプレッショ	れば残留熱除去系 (格納容器冷却モード) 又は残留熱除	
する。原子炉補機冷却系の運転ができない場合,代替原子	ン・プール冷却系) により原子炉格納容器内の除熱を実	去系(サプレッション・プール水冷却モード)により原	
<u>炉補機冷却系</u> を設置し,残留熱除去系(<u>格納容器スプレイ</u>	施する。 <u>残留熱除去系海水系</u> が運転できない場合, <u>緊急</u>	子炉格納容器内の除熱を実施する。原子炉補機冷却系	・設備の相違
冷却モード及び S/P 冷却モード)により原子炉格納容器内	<u>用海水系を運転</u> し,残留熱除去系(<u>格納容器スプレイ冷</u>	(原子炉補機海水系を含む。)の運転ができない場合,	【東海第二】
の除熱を実施するが,代替原子炉補機冷却系の設置に時間	<u>却系</u>)又は残留熱除去系(<u>サプレッション・プール冷却</u>	原子炉補機代替冷却系を設置し、残留熱除去系(格納容	②の相違
を要することから、代替格納容器スプレイ冷却系(常設)	<u>系</u>)により原子炉格納容器内の除熱を実施する。 <u>緊急用</u>	<u>器冷却モード</u>) 又は残留熱除去系(<u>サプレッション・プ</u>	
等による原子炉格納容器内へのスプレイを並行して実施す	海水系の運転ができない場合,代替残留熱除去系海水系	<u>ール水冷却モード</u>)により原子炉格納容器内の除熱を実	
ప .	を運転し,残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)又	施するが,原子炉補機代替冷却系の設置に時間を要する	
	は残留熱除去系(サプレッション・プール冷却系)によ	ことから、格納容器代替スプレイ系(常設)等による原	
	り原子炉格納容器内の除熱を実施するが,代替残留熱除	子炉格納容器内へのスプレイを並行して実施する。	
	<u>去系海水系の運転</u> に時間を要することから、 <u>代替格納容</u>		
	器スプレイ冷却系(常設)等による原子炉格納容器内へ		
	のスプレイを並行して実施する。		
	(添付資料1.6.6, 添付資料1.6.7)	(添付資料 1.6.6)	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)

1.6.2.3 重大事故等対処設備(設計基準拡張)による対応手順

る原子炉格納容器内へのスプレイ

(1) 残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード) によ

残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)が健全な

場合は、中央制御室からの手動操作により残留熱除去系

(格納容器スプレイ冷却モード)を起動し、サプレッショ

ン・チェンバを水源とした原子炉格納容器内へのスプレイ

スプレイ作動後は原子炉格納容器内の圧力が負圧となら

原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達

※ 1:「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準

に到達」とは、格納容器内圧力(D/W),格納容器

内圧力(S/C), ドライウェル雰囲気温度, サプレ

ッション・チェンバ気体温度又はサプレッション・

チェンバ・プール水位指示値が、原子炉格納容器内

へのスプレイ起動の判断基準(第1.6.4 表)に達

ないように、 スプレイ流量の調整又はスプレイの起動/停

東海第二発電所 (2018.9.18版)

(1) 残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)による原子炉格

残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)が健全な場合

は、中央制御室からの手動操作により残留熱除去系(格納

容器スプレイ冷却系)を起動し、サプレッション・チェン

スプレイ作動後は原子炉格納容器内の圧力が負圧となら

原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達

※1:「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に

到達」とは、ドライウェル圧力、サプレッション・

チェンバ圧力,ドライウェル雰囲気温度,サプレッ

ション・チェンバ雰囲気温度又はサプレッション・

プール水位指示値が,原子炉格納容器内へのスプレ

イ起動の判断基準(第1.6-4表)に達した場合。

バを水源とした原子炉格納容器内へのスプレイを実施す

ないように、スプレイの起動/停止を行う。

| 1.6.2.3 設計基準事故対処設備による対応手順

納容器内へのスプレイ

a. 手順着手の判断基準

した場合*1。

b. 操作手順

1.6.2.3 重大事故等対処設備(設計基準拡張)による対応手順

島根原子力発電所 2号炉

(1) 残留熱除去系(格納容器冷却モード)による原子炉格納容 器内へのスプレイ

残留熱除去系(格納容器冷却モード)が健全な場合は、 中央制御室からの手動操作により残留熱除去系(格納容器 冷却モード)を起動し、サプレッション・チェンバを水源 とした原子炉格納容器内へのスプレイを実施する。

スプレイ作動後は原子炉格納容器内の圧力が負圧となら ないように、スプレイの起動/停止を行う。

a. 手順着手の判断基準

原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達し た場合*1。

※1:「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に 到達」とは、ドライウェル圧力、サプレッション・ チェンバ圧力、ドライウェル温度、サプレッショ ン・チェンバ温度又はサプレッション・プール水位 指示値が、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判 断基準(第1.6-4表)に達した場合。

b. 操作手順

残留熱除去系(格納容器冷却モード)A系による原子炉 格納容器内へのスプレイ手順の概要は以下のとおり。ただ し,原子炉格納容器内へのスプレイの停止及び再開は,原 子炉格納容器内へのスプレイ起動・停止の判断基準(第 1.6-4 表) に従い実施する。 (残留熱除去系 (格納容器冷) 却モード) B系による原子炉格納容器内へのスプレイ手順 も同様。)

概要図を第 1.6-26 図に、タイムチャートを第 1.6-27 図に示す。

①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき中央制御 室運転員に残留熱除去系(格納容器冷却モード)A 系による原子炉格納容器内へのスプレイの準備開始 を指示する。

【柏崎 6/7】

島根2号炉は、スプ レイ起動時に流量調整

備考

運用の相違

後,停止・起動で制御 を実施

残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)A系による 原子炉格納容器内へのスプレイ手順の概要は以下のとお り。ただし、原子炉格納容器内へのスプレイの停止及び 再開は、原子炉格納容器内へのスプレイ起動・停止の判 断基準 (第1.6-4表) に従い実施する (残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系) B系による原子炉格納容器 内へのスプレイ手順も同様。)。

概要図を第1.6-25図に、タイムチャートを第1.6-26

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等 に残留熱除去系ポンプ(A)の起動を指示する。

b. 操作手順

を実施する。

止を行う。

a. 手順着手の判断基準

した場合※ 1。

した場合。

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手順の概要は以下のとお り。概要図を第1.6.24 図に示す。

① 当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室 運転員に残留熱除去系(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の準備開始を指示 する。

記載表現の相違

【柏崎 6/7】

島根2号炉は、スプ レイ起動・停止の判断 基準を記載

体制の相違 【東海第二】

⑨の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
② 中央制御室運転員 A 及び B は、残留熱除去系ポンプの起	②運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系ポンプ	②中央制御室運転員Aは, <u>A-熱交バイパス弁の全閉</u>	・体制の相違
動操作を実施し、 残留熱除去系ポンプ吐出圧力指示値が	(A) を起動し、残留熱除去系ポンプ吐出圧力指示	操作を実施し、残留熱除去ポンプの起動操作を実施	【柏崎 6/7】
規定値以上であることを確認後、当直副長に残留熱除去	値が0.81MPa [gage] 以上であることを確認し、発電	する。	⑩の相違
系(<u>格納容器スプレイ冷却モード</u>)による原子炉格納容		③中央制御室運転員Aは, 当直副長に残留熱除去系	・体制の相違
器内へのスプレイの準備完了を報告する。			【東海第二】
		内へのスプレイの準備完了を報告する。	⑨の相違
③ 当直副長は、原子炉格納容器内へのスプレイ起動・停止	③発電長は,運転員等に原子炉格納容器内へのスプレ	④当直副長は、中央制御室運転員に原子炉格納容器内	・体制の相違
の判断基準(第 1 .6.4 表)に基づき原子炉格納容器内の	イ起動の判断基準(第1.6 <u>4</u> 表)に従い原子炉格納	 へのスプレイ起動・停止の判断基準(第 1.6 <u>_</u> 4 表)	【東海第二】
スプレイ先を選択し、中央制御室運転員に残留熱除去系	容器内のスプレイ先を選択し、残留熱除去系(<u>格納</u>	に基づき原子炉格納容器内へのスプレイ先を選択	⑨の相違
(格納容器スプレイ冷却モード) による原子炉格納容器	容器スプレイ冷却系) A系による原子炉格納容器内	し,残留熱除去系(<u>格納容器冷却モード</u>) A系によ	
内へのスプレイの開始を指示する。	へのスプレイの開始を指示する。	る原子炉格納容器内へのスプレイの開始を指示す	
		る。	
④ a D/W スプレイの場合	④ ª D/Wスプレイ又はS/Cスプレイの場合	⑤ a D/Wスプレイの場合	
中央制御室運転員 A <u>及び B</u> は, <u>残留熱除去系格納容器冷</u>	運転員等は中央制御室にて,残留熱除去系A系D/	中央制御室運転員Aは,A-RHRドライウェル第	・体制の相違
カライン隔離弁の全開操作を実施し、 <u>残留熱除去系格納</u>	Wスプレイ弁又は残留熱除去系A系S/Cスプレイ	1スプレイ弁及びA-RHRドライウェル第2スプ	【柏崎 6/7】
容器冷却流量調節弁を調整開として原子炉格納容器内へ	弁を全開とする。	レイ弁を全開として原子炉格納容器内へのスプレイ	⑩の相違
のスプレイを開始する。		を開始する。	
④ b S/P スプレイの場合		⑤ b S / C スプレイの場合	
中央制御室運転員 A <u>及び B</u> は, <u>残留熱除去系 S/P スプレ</u>		中央制御室運転員Aは、A-RHRトーラススプレ	
<u>イ注入隔離弁</u> を全開として原子炉格納容器内へのスプレ		<u>イ弁</u> を全開として原子炉格納容器内へのスプレイを	
イを開始する。		開始する。	
	④ b D / Wスプレイ及び S / C スプレイの場合		・記載表現の相違
	運転員等は中央制御室にて,残留熱除去系A系D/		【東海第二】
	Wスプレイ弁及び残留熱除去系A系S/Cスプレイ		東海第二は,D/W
	<u>弁を全開とする。</u>		とS/Cの片方または
			両方を行う2ケースを
			記載しているが、島根
			2号炉はD/WとS/
			C両方にスプレイする
	⑤運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系熱交換器		場合は, ⑤a と⑤bを
	(A) バイパス弁を閉とする。		実施する
⑤ 中央制御室運転員 A 及び B は,原子炉格納容器内へのス	⑥運転員等は中央制御室にて、原子炉格納容器内への	⑥中央制御室運転員Aは,原子炉格納容器内へのス	・体制の相違
プレイが開始されたことを <u>原子炉格納容器への注水量</u> の	スプレイが開始されたことを残留熱除去系系統流量	プレイが開始されたことを <u>A-残留熱除去系の系</u>	【柏崎 6/7】
上昇並びに原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下によ	の上昇並びに原子炉格納容器内の圧力及び温度の低	<u>統流量</u> の上昇並びに原子炉格納容器内の圧力及び	⑩の相違
り確認し、当直副長に報告する。	下により確認し、 <u>発電長</u> に報告する。 <u>なお、残留熱</u>	温度の低下により確認し、当直副長に報告する。	・体制の相違
	除去系(格納容器スプレイ冷却系)による原子炉格		【東海第二】
	納容器内へのスプレイは、流量調整が不可能であ		⑨の相違
	<u>る。</u>		

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版) 東海第二発電所(2018.9.18版) 島根原子力発電所 2号炉 備考 なお,格納容器内圧力 (D/W), サプレッション・チェン なお、ドライウェル圧力、ドライウェル雰囲気温 なお、ドライウェル圧力、サプレッション・チェ 運用の相違 バ気体温度又はサプレッション・チェンバ・プール水位 度,サプレッション・チェンバ雰囲気温度又はサプ ンバ圧力、ドライウェル冷却器入口ガス温度、ド 【柏崎 6/7, 東海第二】 指示値が、原子炉格納容器内へのスプレイ停止の判断基 レッション・プール水位指示値が、原子炉格納容器 ⑧の相違 ライウェル温度又はサプレッション・チェンバ温 度指示値が、原子炉格納容器内へのスプレイ停止 準(第1.6.4表)に到達した場合は、原子炉格納容器内 内へのスプレイ停止の判断基準(第1.6-4表)に到 へのスプレイを停止する。その後, 格納容器内圧力 達した場合は、原子炉格納容器内へのスプレイを停 の判断基準(第1.6-4表)に到達した場合は、 運用の相違 (D/W), 格納容器内圧力(S/C), ドライウェル雰囲気 止する。その後、ドライウェル圧力、サプレッショ ⑤°にて開としたA-RHRドライウェル第1ス 【柏崎 6/7, 東海第二】 温度、サプレッション・チェンバ気体温度又はサプレッ ン・チェンバ圧力、ドライウェル雰囲気温度、サプ ⑧の相違 プレイ弁及びA-RHRドライウェル第2スプレ ション・チェンバ・プール水位指示値が、原子炉格納容 レッション・チェンバ雰囲気温度又はサプレッショ イ弁又は⑤bにて開としたA-RHRトーラスス 器内へのスプレイ起動の判断基準(第 1.6.4 表)に再度 ン・プール水位指示値が、原子炉格納容器内へのス プレイ弁を閉とし,原子炉格納容器内へのスプレ 到達した場合は、原子炉格納容器内へのスプレイを再開 プレイ起動の判断基準(第1.6-4表)に再度到達し イを停止する。その後、ドライウェル圧力、サプ する。 た場合は、原子炉格納容器内へのスプレイを再開す レッション・チェンバ圧力、ドライウェル温度、 る。 サプレッション・チェンバ温度又はサプレッショ ン・プール水位指示値が、原子炉格納容器内への スプレイ起動の判断基準(第1.6-4表)に再度 到達した場合は、A-RHRドライウェル第1ス プレイ弁及びA-RHRドライウェル第2スプレ イ弁又はA-RHRトーラススプレイ弁を開と し,原子炉格納容器内へのスプレイを再開する。 ※D/WからS/Cへのスプレイ先の切替えが必 運用の相違 要となった場合は、A-RHRドライウェル第 【柏崎 6/7】 1スプレイ弁、A-RHRドライウェル第2ス ⑪の相違 プレイ弁の全閉操作を実施後、A-RHRトー ラススプレイ弁の全開操作を実施する。 ※ 原子炉格納容器内へのスプレイ実施中に原子炉圧力容 ※原子炉格納容器内へのスプレイ実施中に原子炉圧 ※D/Wスプレイ又はS/Cスプレイ実施中に原 器への注水が必要となった場合は, 残留熱除去系格納 力容器への注水が必要となった場合は、残留熱除 子炉圧力容器への注水が必要となった場合は, 容器冷却流量調節弁、残留熱除去系格納容器冷却ライ 去系A系D/Wスプレイ弁及びS/Cスプレイ弁 A-RHRドライウェル第1スプレイ弁及びA ン隔離弁及び残留熱除去系 S/P スプレイ注入隔離弁の の全閉操作を実施後、残留熱除去系A系注入弁の - R H R ドライウェル第2スプレイ弁又はA-全閉操作を実施後、残留熱除去系注入弁の全開操作を 全開操作を実施し、原子炉圧力容器へ注水する。 RHRトーラススプレイ弁の全閉操作を実施 実施し,原子炉圧力容器へ注水する。 後、A-RHR注水弁の全開操作を実施し、原 子炉圧力容器へ注水する。 c. 操作の成立性 c. 操作の成立性 c. 操作の成立性 上記の操作は、1 ユニット当たり中央制御室運転員2 上記の中央制御室対応は運転員等(当直運転員)1名に 上記の操作は、中央制御室運転員1名にて作業を実施 設備及び運用の相違 名(操作者及び確認者)にて操作を実施する。操作作スイ て実施した場合,作業開始を判断した後,冷却水を確保 し、作業開始を判断してから残留熱除去系(格納容器冷却 【柏崎 6/7, 東海第二】 ッチによる遠隔操作であるため、速やかに対応できる。 してから残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)によ モード)A系による原子炉格納容器内へのスプレイ開始ま 12の相違

で10分以内で可能である。

記載表現の相違

【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2 号炉は, 中央

(添付資料 1. 6. 4-8)

る原子炉格納容器内へのスプレイ開始まで7分以内で可能

である。

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
			制御室運転員の作業の
			成立性を添付に記載
(2) 残留熱除去系(サプレッション・チェンバ・プール水冷却	(2) 残留熱除去系(サプレッション・プール冷却系)によるサ	(2) 残留熱除去系 (サプレッション・プール水冷却モード)	
モード)によるサプレッション・チェンバ・プールの除熱	プレッション・プールの除熱	によるサプレッション・プール水の除熱	
残留熱除去系(S/P 冷却モード)が健全な場合は、中央制	残留熱除去系(サプレッション・プール冷却系)が健全	残留熱除去系 (サプレッション・プール水冷却モード)	
御室からの手動操作により残留熱除去系 (S/P 冷却モード)	な場合は、中央制御室からの手動操作により残留熱除去系	が健全な場合は、中央制御室からの手動操作により残留熱	
を起動し、サプレッション・チェンバ・プールの除熱を実施	を起動し、サプレッション・プールの除熱を実施する。	除去系(サプレッション・プール水冷却モード)を起動	
する。		し、サプレッション・プール水の除熱を実施する。	
a. 手順着手の判断基準	a. 手順着手の判断基準	a .手順着手の判断基準	
下記のいずれかの状態に該当した場合。	下記のいずれかの状態に該当した場合。	下記のいずれかの状態に該当した場合。	
・逃がし安全弁開固着	・逃がし安全弁開固着	・逃がし安全弁開固着	
サプレッション・チェンバ・プール水の温度が規定温度以上	・サプレッション・プール水温度指示値が32℃以上	・サプレッション・プール水の温度が規定温度以上	・記載表現の相違 【東海第二】
・サプレッション・チェンバの気体温度が規定温度以上	・サプレッション・チェンバ雰囲気温度指示値が82℃	・サプレッション・チェンバの気体温度が規定温度以上	島根2号炉の規定i
	以上		度の値は、添付資料
	(添付資料1.6.5)	(添付資料 1.6.5)	1.6.7にて記載
b. 操作手順	b. 操作手順	b. 操作手順	
残留熱除去系(<u>S/P 冷却モード</u>) による <u>サプレッショ</u>	残留熱除去系(<u>サプレッション・プール冷却系</u>)A系	残留熱除去系 (サプレッション・プール水冷却モード)	
ン・チェンバ・プールの除熱手順の概要は以下のとおり。	によるサプレッション・プールの除熱手順の概要は以下	A系による <u>サプレッション・プール水</u> の除熱手順の概要は	
概要図を第1.6.25 図に示す。	のとおり(残留熱除去系(サプレッション・プール冷却	以下のとおり。(残留熱除去系(サプレッション・プール	
	系) B系によるサプレッション・プールの除熱手順も同	水冷却モード)B系によるサプレッション・プール水の除	
	様。)。	<u>熱手順も同様。)</u> 概要図を第 1.6 <u>-</u> 28 図に,タイムチャー	
	概要図を第1.6 <u></u> 27図に,タイムチャートを第1.6 <u></u> 28	トを第 1.6-29 図に示す。	
	図に示す。		
① 当直副長は、 手順着手の判断基準に基づき、 中央制御	①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等	① 当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室	・体制の相違
室運転員に残留熱除去系(<u>S/P 冷却モード</u>)による <u>サプ</u>	に <u>残留熱除去系ポンプ(A)の起動</u> を指示する。	運転員に残留熱除去系(サプレッション・プール水冷却	【東海第二】
レッション・チェンバ・プールの除熱の準備開始を指示		<u>モード</u>) による <u>サプレッション・プール水</u> の除熱の準備	⑨の相違
する。		開始を指示する。	
② 中央制御室運転員 A <u>及び B</u> は,残留熱除去系ポンプの起	②運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系ポンプ	②中央制御室運転員Aは、 <u>A-熱交バイパス弁の全閉操作</u>	・体制の相違
動操作を実施する。	(A)を起動し、残留熱除去系ポンプ吐出圧力指示	を実施し、残留熱除去ポンプの起動操作を実施する。	【柏崎 6/7】
	値が0.81MPa「gage」以上であることを確認した後,		⑩の相違
	発電長に報告する。		・設備の相違
			【柏崎 6/7, 東海第二
			系統構成の相違
③ 中央制御室運転員 A <u>及び B</u> は, 当直副長に残留熱除去系		③中央制御室運転員Aは、当直副長に残留熱除去系(サプ	・体制の相違
(<u>S/P 冷却モード</u>) による <u>サプレッション・チェンバ・</u>		レッション・プール水冷却モード)によるサプレッショ	【柏崎 6/7】

自崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
プールの除熱の準備完了を報告する。		ン・プール水の除熱の準備完了を報告する。	⑩の相違
④ 当直副長は,中央制御室運転員に残留熱除去系(S/P 冷	③発電長は,運転員等に残留熱除去系(サプレッショ	④当直副長は、中央制御室運転員に残留熱除去系(サプレ	・体制の相違
却モード)によるサプレッション・チェンバ・プールの	ン・プール冷却系) A系によるサプレッション・プ		【東海第二】
除熱の開始を指示する。	ールの除熱の開始を指示する。	ョン・プール水の除熱の開始を指示する。	9の相違
⑤ 中央制御室運転員 A 及び B は,残留熱除去系試験用調節	④運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系A系テス	⑤中央制御室運転員Aは、A-RHRテスト弁を調整開と	・体制の相違
<u>弁</u> を調整開とし, <u>原子炉格納容器への注水量</u> の上昇及び	ト弁を開とする。	し、残留熱除去系の系統流量の上昇及びサプレッショ	【柏崎 6/7】
サプレッション・チェンバ・プール水の温度の低下によ	⑤運転員等は中央制御室にて,残留熱除去系熱交換器	ン・プール水の温度の低下によりサプレッション・プー	⑩の相違
りサプレッション・チェンバ・プールの除熱が開始され	(A) バイパス弁を閉とする。	ル水の除熱が開始されたことを確認する。	・運用の相違
たことを確認する。	⑥運転員等は中央制御室にて、サプレッション・プー		【柏崎 6/7】
	ルの除熱が開始されたことを残留熱除去系系統流量		監視パラメータの
	の上昇及びサプレッション・プール水の温度の低下		違
	により確認し、発電長に報告する。		
c. 操作の成立性	c. 操作の成立性	c. 操作の成立性	
			 ・設備及び運用の相
上記の操作は、1 ユニット当たり中央制御室運転員 2 名	上記の中央制御室対応は運転員等(当直運転員)1名に て実施した場合。佐業間投入地場した後、冷却状みな場	上記の操作は、中央制御室運転員1名にて操作を実施した場合。佐業開始な判断してから産別効除まで、(サプト・)	
(操作者及び確認者) にて操作を実施する。操作スイッチ	て実施した場合、作業開始を判断した後、冷却水を確保	た場合、作業開始を判断してから残留熱除去系(サプレッ	
による遠隔操作であるため、速やかに対応できる。	してから残留熱除去系(サプレッション・プール冷却	ション・プール水冷却モード)によるサプレッション・プ	②の相違
	系)によるサプレッション・プールの除熱開始まで2分以	<u>ール水の除熱開始まで10分以内で可能である。</u>	
	内で可能である。	_ (添付資料 1. 6. 4-9)_	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
1.6.2.4 その他の手順項目について考慮する手順 <u>残留熱除去系への代替原子炉補機冷却系</u> による補機冷却水確 保手順は,「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手 順等」にて整備する。	1.6.2.4 その他の手順項目について考慮する手順 <u>残留熱除去系海水系,緊急用海水系及び代替残留熱除去系海</u> <u>水系</u> による冷却水確保手順については,「1.5 最終ヒートシ ンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。	1.6.2.4 その他の手順項目について考慮する手順原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む。),原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保手順については,「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。	・設備の相違 【東海第二】 ②の相違
復水貯蔵槽,防火水槽及びろ過水タンクへの水の補給手順並びに水源から接続口までの可搬型代替注水ポンプ (A-2級)による送水手順については,「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。	西側淡水貯水設備及び代替淡水貯槽への水の補給手順並びに 水源から接続口までの可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代 替注水大型ポンプによる送水手順については,「1.13 重大事 故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。	低圧原子炉代替注水槽,輪谷貯水槽(西1)及び輪谷貯水槽 (西2)への水の補給手順並びに水源から接続口までの大量送 水車による送水手順については,「1.13 重大事故等の収束に 必要となる水の供給手順等」にて整備する。	
復水移送ポンプ、残留熱除去系ポンプ、電動弁及び中央制御室監視計器類への電源供給手順並びに第一ガスタービン発電機、第二ガスタービン発電機、電源車、ディーゼル駆動消火ポンプ及び可搬型代替注水ポンプ(A-2級)への燃料補給手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。	常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備として使用 する可搬型代替低圧電源車による常設低圧代替注水系ポンプ, 復水移送ポンプ,ドライウェル内ガス冷却装置送風機,残留熱	非常用交流電源設備、常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備として使用する高圧発電機車による低圧原子炉代替注水ポンプ、復水輸送ポンプ、消火ボンブ、残留熱除去ポンプ、電動弁及び中央制御室監視計器類への電源供給手順並びに常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機、大量送水車への燃料補給手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。 操作の判断及び確認に係る計装設備に関する手順については、「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)

第1.6.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と 整備する手順

対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (1/7)

(重大事故等対処設備(設計基準拡張))

分類	機能喪失を想定する 設計基準事故対処設備	対応 手段	対処設備		手順書
		による原子 炉格納容器内の除熱 総関熱床去系(格納容器スプレイ冷却モ		(設計基準拡張)	事故時連転操作平順書(徴候ペース) 「PCV 圧力制御」等
重大。		容器内の除熱	サブレッション・チェンバ 格納容器スプレイ・ヘッダ 原子炉格納容器	重大事故等対処設備	
重大事故等対処設備(設計基準拡振)	-	疾褶熱除去系(サブレッション・チェ	残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残電熱除去系配管 ・弁・ストレーナ 原工炉積線台到系 ※1 非常用交流電源設備 ※2	(改計基準拡張)	平放時運転操作手順書 (微帳ペース) 「S/P 温度制御」等
		/エンバ・プールの除熱	サブレッション・チェンバ 原子ዎ格納容器	重大事故等对処設備	

※1: 手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※2: 手順は「1, 14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。 ※3: 手順は「1, 13 重大事故等の収束に必要となる水の供給予順等」にて整備する。

※4:「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源(措置)

東海第二発電所 (2018.9.18版)

第1.6-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と 整備する手順

対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (1/8)

(設計基準事故対処設備が健全であれば重大事故等対処設備とし

て使用する原子炉格納容器内の除熱)

分類	機能喪失を想定する 設計基準事故対処設備	対応 手段	対処設備		手順書
設計基準		による原子炉格納容器内の除熱 (格納容器スプレイ冷却系)	残留熱除去系ポンプ サプ型熱除去系熱交換器 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・スプレイへッグ 原子炉格納容器 残留熱除去系海水系ポンプ#1 残留熱除去系海水系ストレーナ 非常用交流電源設備#3 燃料給油設備#3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書 II (徴候ベース) 「PCV圧力制御」等 非常時運転手順書 II (シビアアクシデント) 「除熱 - 1」等 AM設備別操作手順書
事故対処設備	_	残留熱除去系(サプレッション・プールの除熱	残留熱除去系ポンプ サプレッション・チェンバ 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ 原子好格納容器 授留熱除去系施な系ポンプ ^{毎1} 残留熱除去系海水系ストレーナ 非常用交流電源設備 ^{毎3} 燃料給油設備 ⁶³	重大事故等対処設備	非常時運転手順書 II (徴候ベース) 「S/P温度制御」等 非常時運転手順書II (シビアアクシデント) 「除熱-1」等 AM設備別操作手順書

※1: 手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。 ※2: 手順については「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。 ※3: 手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

島根原子力発電所 2号炉

第1.6-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と 整備する手順

対応手段, 対処設備, 手順書一覧(1/7)

(重大事故等対処設備(設計基準拡張))

機能喪失を想定する 設計基準事故対処設備	対応 手段	対処設備		手順書
	· · · · · · · · · · · · · · · · · · ·	残留熱除去ポンプ 残留熱除去深熱交換器 残留熱除去深 配管・弁・ストレーナ 原子炉補機冷却系(原子炉補機溶水系を含む。)** 非常用交流電源設備**	(設計基準拡張) 重大事故等対処設備	事故時幾作要領書 (微級ペース) PCV圧力制師 D/W温度制師 S/C温度制師 PCV本素濃度制師 学な時幾作要領書 (シピアアクシデント) 除熱ー1]
-	器内へのスプレイ	サブレッション・チェンバ 原子が格納容器 格納容器スプレイ・ヘッダ	重大事故等対処設備	
	残留熱除去系(サプレッ	残留熱除去ポンプ 残留熱除去系熱交換器 疾留熱除去系 配管・弁・ストレーナ 原子炉補機溶却系(原子炉補機海水系を含む。)** 非常用交流電源設備**。	(設計基準拡張) 重大事故等対処設備	事故時操作要領書 (衛候ペース) 「S/C温度制御」
	ション・プール水の除熱	サブレッション・チェンバ 原子が経納容器	重大事故等対処設備	
	SALEST WISSTANDAM	我個熱師去系(格謝容器的1へのスプレイ 現倒熱師去系(サプレッション・プール本の除熱 によるサプレッション・プール本の除熱		

備考 ・設備及び運用の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 対応手段における対 応設備の相違(詳細は 1.6.1(2)に記載)

※3: 子棚は 1.3 取除と 下シング へんと 棚送する にのの子根等」に (金属する。 ※4: 「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」 【解釈】 1 b) 項を満足するための代替淡水源(措置)

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版) 東海第二発電所 (2018.9.18版) 島根原子力発電所 2号炉 備考 対応手段, 対処設備, 手順書一覧(2/7) 対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (2/8) 対応手段, 対処設備, 手順書一覧(2/7) ・設備及び運用の相違 (炉心損傷前のフロントライン系故障時) (炉心損傷前のフロントライン系故障時) (炉心損傷前のフロントライン系故障時) 【柏崎 6/7, 東海第二】 対応手段における対 機能喪失を想定する 手順書 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備 手順書 設計基準事故対処設備 機能喪失を想定する 応設備の相違(詳細は 事故時操作要領書 設計基準事故対処設備 残留執除去系 低圧原子炉代替注水ポンプ 低圧原子野代替注本構⁶1 低圧原子野代替注本構⁶1 低圧原子野代替注本系 配管・弁 疾留熱除去系 配管・弁 務納容器のブレイ・ヘッダ 原子野格納容器 常設代替支強艦部設備⁶2 代替所内電気設備⁶2 交面系标 女宗 (格納容器冷却モード及びサ プレッション・プール水冷却モ ード) 残留熟除去系(格納容器 事故時運転操作手順書(微候べ 復水移送ポンプ 1.6.1(2)に記載) 復水貯蔵槽 ※3 復水補給水系配管・介 「PCV 圧力制御」等 残留熱除去系配管・弁 常設低圧代替注水系ポンプ 「FLSRポンプによる格納 容器スプレイ」 非常時運転手順書Ⅱ 格納容器スプレイ・ヘッダ AM 設備別操作手順書 代替淡水貯槽^{※2} (徴候ベース) 高圧炉心注水系配管・弁 低圧代替注水系配管・弁 「MUWC による PCV スプレイ」 【柏崎 6/7】 「PCV圧力制御」 代替格納容器スプレイ冷却系配管・ 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備 ※2 ③の相違 可搬型代替交流電源設備 ※2 残留熱除去系B系配管・弁・スプレ 代替所内電気設備 イヘッダ 原子炉格納容器 AM設備別操作手順 非常用交流電源設備 ※2 原于炉格網存器 常設代替交流電源設備*3 可搬型代替交流電源設備*3 重大事故等対策要領 ・記載表現の相違 設 燃料給油設備※3 【東海第二】 事故時操作要領書 復水輸送ポン 残留熱除去系 (格納 復氣輸送求ンプ 後水計蔵シンク 後水輸送系 配管・弁 接衝豁器、配管・弁 格解容器 プレイ・ヘッダ 原子炉格納容器 常設代替安波電源設備²² 「代特所内電気設備²⁸ 中格所内電気設備²⁸ 非常用交流電源設備²² (徴候ベース) 「PCV圧力制御」 「D/W温度制御」 容器スプレイ冷却 東海第二の補給水系 系) 及び残留熱除去 第二代替交流電源設備 ※2 系(サプレッショ A M設備別場作要領書 による原子炉格納容器 AM収開加採件要限書「CWTによる格納容器ス」 レイ」 ン・プール冷却系) 内の冷却については, ディーゼル駆動消火ポンプ 事故時運転操作手順書(微候べ ろ過水タンク ※3 ディーゼル駆動消火ポンプ 非常時運転手順書Ⅱ 対応手段, 対処設備, 消火系配管・弁 「PCV 圧力制御」等 ろ過水貯蔵タンク*2 多目的タンク*2 (徴候ベース) 復水補給水系配管・弁 「PCV圧力制御」 AM 設備別操作手順書 残留熱除去系配管・弁 消火系配管 • 弁 手順書一覧 (3/8) に 格納容器スプレイ・ヘッダ 「消火ポンプによる PCV スプレイ」 残留熱除去系B系配管・弁・スプレ 事故時操作要領書 補助消火ポン 学成内球 [F安仮音 (徴候ベース) 「PCV圧力制御」 「D/W温度制御」 イヘッダ原子炉格納容器 消火ポンプ 補助消火水槽 原子炉格納容器 非常用交流電源設備 ※2 て記載 植助海火水槽 の過水ケンク 消水系 配管・弁 復水輸送系 配管・弁 規制額送系 配管・弁 経動器を送フレイ・ヘッダ 原子砂格物容の 常設代特交流電源設備。 ・ は特方は電源設備。 ・ 非常用交流電源設備。 ・ 非常用交流電源設備。 AM設備別操作手順 常設代替交浦雷源設備 ※2 卡常用交流電源設備^{※3} 第二代替交流電源設備 ※2 常設代替交流電源設備※3 AM設備別操作要領書 「消火ポンプまたは補助消火ポンプによる格納容器スプレイ」 可搬型代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備※3 重大事故等対策要領 代替所内電気設備 燃料給油設備※3 燃料補給設備 ※2 ※1:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。 ※2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。 ※3: 手順は「1.13 重大事故等の収束に必要とたる水の供給手順等」にて整備する。 ※4:「1.13 乗人事故等の収束に必要となる水の供給予順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源(措置) ※1: 手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。 ※2: 手順については「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。 ※3: 手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。 ※1: 手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給予順等」にて整備する。 ※2: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。 ※3: 手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熟を輸送するための予順等」にて整備する。 ※4: 「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給予順等」「解釈」1 わ」項を満足するための代替淡水原(措置)

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
対応手段,対処設備,手順書一覧 (3/7)	対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (3/8)	対応手段,対処設備,手順書一覧(3/7)	・設備及び運用の相違
(炉心損傷前のフロントライン系故障時)	(炉心損傷前のフロントライン系故障時)	(炉心損傷前のフロントライン系故障時)	【柏崎 6/7, 東海第二】
機能療失を想定する 対応	分類 機能喪失を想定する 対応 対処設備 手順書 対処設備 手順書	分類 機能喪失を想定する 対応 対処設備 子順書 対応 対処設備 手段	対応手段における対
対抗器	報告 (株園園が出来ード気が (応設備の相違(詳細は 1.6.1(2)に記載) ・記載表現の相違 【東海第二】 島根2号炉の復水輸送系内への次が原子がである。 対応ののでは、対応のでは、対応のでは、対処では、対処では、対処では、対処では、対処では、対処では、対処では、対処

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
対応手段,対処設備,手順書一覧 (4/7)	対応手段,対処設備,手順書一覧(4/8)	対応手段,対処設備,手順書一覧(4/7)	・設備及び運用の相違
(炉心損傷前のサポート系故障時)	(炉心損傷前のサポート系故障時)	(炉心損傷前のサポート系故障時)	【柏崎 6/7, 東海第二】
→ 投産喪失を想定する 対応 対処設備 手順書 対処設備 チ順書	分類 機能喪失を想定する 設計基準事故対処設備 対応 手段 対処設備 手順書	分類 機能実先を想定する 設計基準事故対処設備 対応 手段 対処設備 手順書	対応手段における対 応設備の相違(詳細は
中交流動力電源 原子宇補機合類系 サブレッション・チェンバ 格納容器フプレイ・ヘッタ 除子好格的容器 代特原子幹被電源設備 対 数点 数 管 化特原子种格的容器 代特原子种植機治類系 液 常 流代性交流電源設備 女 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2		全交流動力電源 原子炉補機 原子炉補機 南木系を含む。) 東子炉格合理系 (原子炉植物化 東子炉格密数 東子炉格密数 東子炉格密数 東子炉格密数 東子炉格密数 東子炉格密数 東子炉格密数 東子炉格 東子炉格 東子炉 東子 東子 東子 東子 東子 東子 東	1. 6. 1(2) に記載)
# 2	サポート系型の (全交流動力電源)	全文を動力展展 (日本) (日	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉	(2017. 12. 20 版)	東海領	第二発電所(2018.9.18	版)				島村	艮原子力発電所 2号炉	i		備考
対応手段,対処設備,手順書一覧(5/7)		対応手段, 対処設備,	手順書一覧 (5/8)			対応	手段,対処設	備,	手順書一覧(5/7)			・設備及び運用の相違
(炉心損傷後のフロントライン系故障時)		(炉心損傷後のフロン	トライン系故障時)			_(炉	<u> 心損傷後のフ</u>	ロン	トライン系故障時)			【柏崎 6/7, 東海第二】
分類 機能変大を想定する 対応 対処設備	于順書	分類 機能喪失を想定する 対応 設計基準事故対処設備 手具			手順書	分類	機能喪失を想定する 設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書	対応手段における対
一	事故時運転操作手順素(シビアアクシデント) 「FPV 制御」 「PCV 制御」 AM 設備別機作手順書 「MITC による PCV スプレイ」 (設計基準拡張) (設計基準拡張)	子炉格納容器ののの冷却 フロン 残留熱除去系(格納トラ 容器スプレイ冷却	イ 弁 残留熱除去系B系配管・弁・スプレイ令	重大事故等対処設備	非常時運転手順書II (シビアアクシデント) 「除熱-1」等 AM設備別操作手順 書 重大事故等対策要領	フロントラ	表留熟除去系 (格納容器冷却モード)	による原子炉格納容器内へのスプレイ 原子炉格納容器(替スプレイ系(常設) 原子炉格納容器	権的が確認、フレイ 原子列格的容器 常設代替交流電原設備 ⁹² 代替所内電気設備 ⁹²	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 (シピアアクシデント) 「除熱-」」 「除熱-」」 「除熱-」 「除熱-」 「除熱-」 「除熱-」 「下LSRポンプによる格納 「容器スプレイ」 「容器スプレイ」 「非熱-」 「除熱-」 「除熱-」 「除熱-」 「除熱-」 「「除熱-」 「「除熱-」 「「なんで、ことを格納容器スプレイ」	応設備の相違(詳細は 1.6.1(2)に記載) 【柏崎 6/7】 ③の相違 ・記載表現の相違 【東海第二】 東海第二の補給水系
第二十年 (1.5 最終ヒートンシクへ悪を輸送するための供給手腕等) 1 (1.13 重大事故等の収集に必要となる水の供給手腕等) 1 (1.13 重大事故等の収集に必要となる水の供給手腕等) 1 (1.14 重加を必要となる水の供給手腕等) 1 (1.15 重大事故等の収集に必要となる水の供給手腕等) 1 (1.16 重大事故等の収集に必要となる水の供給手腕等) 1 (1.17 重大事故等の収集に必要となる水の供給手腕等) 1 (1.18 重大事故等の収集に必要となる水の供給手腕等) 1 (1.19 重大事故等の収集に必要となる水の供給を表するないを使用するとなる水の供給を表するないを使用するとない	日土 対策 事 放吟運転操作 予順書 (シピアアクシデント) 「FPV 制御」 「PCV 制御」 「AM 設備別操作 予順書 「 行火ポンプによる PCV スプレイ」 (指置)	※2: 手順については「1.13 重大	ディーゼル駆動消火ポンプ る過水貯蔵タンク ^{キ2} 多目的タンク ^{キ2} 消火系配管・弁 残留熱分・発 開発の必 原子炉格納容器 非常用交流電源設備 ^{キ3} 常設代替交流電源設備 ^{年3} 常設型代替交流電源設備 ^{年3} 常設型代替交流電源設備 ^{年3} 燃料給油設備 ^{生3} 燃料給油設備 ^{生3} 燃料給油設備 ^{生3} 水料給油設備 ^{生3} 水料給油設備 ^{生3} 水料給水水水の供給手順等 事故等の収束に必要となる水の供給手順等 事故等の確保に関する手順等」にて整備する。			※2:手順 ※3:手順	は「1.14 電源の確保に関する は「1.5 最終ヒートシンクへ	器内へのスプレイ 原子炉格納容器内へのスプレイ 原子炉格納容器内へのスプレイ と	非常用交流電源設備 ⁶⁰ 可樂型代替交流電源設備 ⁶⁰ (代替所内電気設備 ⁷⁰ 補助消火ボンブ 補助消火ボンブ 補助消火水セフ 補助消火水槽 ろ過水多ンク 消火輸送系 配管・弁 核射管器スプレイ・ヘッダ 原子政格納容器 常設代料を流電源設備 ⁶⁰ 非常用交流電源設備 ⁶⁰ 中 代替所內電気設備 ⁶⁰ 中 (特所內電気設備 ⁶⁰ へ (特所內電気設備 ⁶⁰ の (特所內電気設備 ⁶⁰ 、 (特所內電気設備 ⁶⁰ 、 (特所內電気設備 ⁶⁰ 、 (特所內電気設備 ⁶⁰)	対策設備 自主対策設備		による原子炉格納容器内の冷却については、対応手段、対処設備、手順書一覧(6/8)にて記載

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版) 対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (6/7) (炉心損傷後のフロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する 設計基準事故対処設備	対応 手段	対処設備		手順書
フロントライン系故障時	残留熱除去系(格納容器 スプレイ治却で一ド)	による原子が格納容器内の含印 による原子が格納容器内の含印	可能型代替注水ボンブ (A-2 後) ホース・接続口 復大補前外系配管・弁 侵所整除去系配管・弁 核解字線スプレイ・ヘッグ 原子如格納容器 常设代替交流電源設備 ※2 可解型代替交流電源設備 ※2 可解型代替交流電源設備 ※2 代持所内電気設備 終早輔新設備 ※2 井常用交流電源設備 ※2 井常用交流電源設備 ※2 東常用交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備 (改計馬樂拡張) 設備 重大事故等対処設備 重大事故等対処設備	事故時運転機作手順書(シビアアク シデント) 「Rev 制御」 AM 設備別操作手順書 「前防事による PCV スプレイ」 多様なハザード対応手順 (消防事による送水 (格納率器スプレイ)」 ※1
		原子炉格納容器内の代替除熱ドライウェル冷却系による	ドライウェル帝却系法風機 ドライウェル帝却系帝却器 原子幹補機治却系 ※1 常改代替交流電池改備 ※2 第二代替交流電源設備 ※2	自主対策設備	事故時連転操作手順書(シビアアク シデント) 「RPV 制御」 「PCV 制御」 「M 設備別操作手順書 「DF クーラ代料除熱(RCTーA 系)」 「DF クーラ代料除熱(RCTーB 系)」

- ※1:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
- ※2: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
- ※3: 手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
- ※4:「1.13 電大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源(措置)

東海第二発電所 (2018.9.18版)

対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (6/8)

(炉心損傷後のフロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する 設計基準事故対処設備	対応 手段	対処設備		手順書
フロ		補給水系による原子炉格納容器内の冷却	復水移送ポンプ 復水貯蔵タンク ^{年2} 補給水系配管・弁 消火系配管・弁 現留熱密 - 系配管・弁・スプレ イヘッダ 格納容器 非常用交流電源設備 ^{章3} 管設代替交流電源設備 ^{章3} 可搬型代替交流電源設備 ^{章3} 可搬型代替交流電源設備 ^{章3} 燃料給油設備 ^{章3}	自主対策設備	非常時運転手順書III (シビアアクシデント) 「除熱-1」等 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領
レトライン系故障	残留熱除去系(格納 容器スプレイ治却 系)及び残留熱除去 系(サプレッショ ン・プール冷却系)	代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)	可搬型代替注水中型ポンプ ^{#2} 可搬型代替注水大型ポンプ ^{#2} 西側淡水貯水設備 ^{#2} 水-ス 代替淡水貯槽 ^{#2} ホース 低圧代替注水系配管・弁 代替格納容器スプレイ冷却系配管・ 弁 保留熱除去系配管・弁・スプレイヘ ッダ 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備 ^{#3} 常設代替交流電源設備 ^{#3} 燃料給油設備 ^{*3}	重大事故等対処設備	非常時運転手順書II (シビアアクシデント) 「除熱-1」等 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領

- ※1: 手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
 ※2: 手順については「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
 ※3: 手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (7/8)

(炉心損傷後のフロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する 設計基準事故対処設備	対応 手段	対処設備		手順書
フロントライン系故障	残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)及び残留熱除去系(サブレッション・プール冷却系)	原子炉格納容器内の代替除熱ドライウェル内ガス冷却装置による	ドライウェル内ガス冷却装置送風機 ドライウェル内ガス冷却装置冷却コ イル 原子炉格納容器 原子炉補機冷却系 非常用交流電源設備*3 燃料給油設備*3	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「除熱-1」等 AM設備別操作手順書

- ※1:手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。 ※2:手順については「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。 ※3:手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

島根原子力発電所 2号炉

対応手段, 対処設備, 手順書一覧(6/7) (炉心損傷後のフロントライン系故障時)

接対補給設備®2 東大井原存 東大東 東東 東大東 東大東東東 東大東 東大東東東 東大東 東大東東東 東大東 東東 東大東 東大東 東大東 東大東 東大東 東大東 東大東 東大東 東東 東東 東東東 東東東東 東東東 東東東東東 東東東 東東東 東東東 東東東 東東東 東東東東東 東東東東東東	分類	機能喪失を想定する 設計基準事故対処設備	対応 手段	対処設備		手順書
ドライウェル治却装置 原子炉格納容器 原子炉補機合却系(原子炉補機施水系を含む。)**3 ド 常設代替交流電源設備**2 」 「除熱 - 2 」	12		のスプレイ系(可	ホース・接続口 可能型ストレーナ 格納容器と特えプレイ系 配管・弁 残留器除去系 配管・弁 格納容器・プレイ・ヘッダ 原子取給物容器 の呼吸化物空流電器設備®2 可能型化物空流電器設備®2 で、 不設化特空流電器設備®2 不設化特空流電器設備®2 不設化特空流電器設備®2 不設化特空流電器設備®2	重大事故等対処設備	(シピアアクシデント) 「除熱-1」 「除熱-2」 AM設備別操作要領書 「大量送水車による格納容器 スプレイ」
原子坪格納容器 原子坪補機冷却系 (原子坪補機冷水系を含む。) **3 「	ン系故障時			輸谷貯水槽(西2)で1.で4	自主対策設備	
			格納容器内の代替除熱格納容器内の代替除熱	原子炉格納容器 原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む。) **3	自主対策設備	(シビアアクシデント) 「除熱-1」 「除熱-2」

・設備及び運用の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 対応手段における対 応設備の相違(詳細は 1.6.1(2)に記載)

備考

・記載表現の相違 【東海第二】

島根2号炉の復水輸 送系による原子炉格納 容器内へのスプレイに ついては,対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (5/7)にて記載

1.6-103

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (7/7)	対応手段,対処設備,手順書一覧(8/8)	対応手段,対処設備,手順書一覧(7/7)	・設備及び運用の相違
(炉心損傷後のサポート系故障時)	(炉心損傷後のサポート系故障時)	(炉心損傷後のサポート系故障時)	【柏崎 6/7, 東海第二】
分類 機能喪失を想定する 対応 対処設備 予順告 対処設備 予順告	分類 機能喪失を想定する 対応 設計基準事故対処設備 手段 対処設備 手順書	分類 機能要生を想定する 設計基準事故対処設備 対応 手段 全交流動力電源 サブレッション・チェンバ 事故時操作要領書	対応手段における対 応設備の相違(詳細は
		原子炉補機合却系 (原子炉補機	1.6.1(2)に記載)
(2) 女子 (3) 日本 第二代替交流電解設備 ※2 (4) 最上 対 対 家 (5) 女子 (5) 女子 (6) 最上 対 対 家 (7) 本故的運転操作手順書 (シピアアク)	サ	- 基準対処と ・ 一 ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・	
「	「全交流動力電源」 系 放 陸 残留熱除去系海水系 (サブレッション・チェンバ 残留熱除去系熱交換器 サブレッション・チェンバ 残留熱除去系熱交換器 サブレッション・チェンバ 大 大 大 大 大 大 大 大 大 大 大 大 大	ト	
大型 大型 大型 大型 大型 大型 大型 大型	国 源	レン留 ション 教 リカス 報 ・ 本	
	系 熱) 除 の 去 で で で で で で で で で で で で で で で で で で	熱 「「「」」 「「」 「」	
察:手順は「1.14 電視の確保に関する手順等」にで整備する。 京3:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。 索1:「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水線(措限)	※1: 手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熟を輸送するための手順等」にて整備する。 ※2: 手順については「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。 ※3: 手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。	壺1:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる本の供給手順等」にて整備する。 妥2:時間は「1.14 電影の運体に関する手順等」にて整備する。 安3:手間は「1.5 整終レートシンクへ熟を輸送するための手順等」にて整備する。 安4:「1.13 重大事故等の収束に必要となる本の供給手順等」【解釈】1 b) 項を満足するための代替淡水原(措置)	

柏崎刈羽原子力	発電点	折 6/7号	炉 (2017. 12. 20 版)			東	海第二発電所(201	8. 9. 18 版)		島	根原子力発電所	2 号炉	備考	
第 1. 6. 2 表	重	大事故等対処	1に係る監視計器		第 1. 6	3-2	2表 重大事故等対	処に係る監視計器	第 1.6-2	表	重大事故等対	処に係る監視計器	・設備及び運用の)相違
													【柏崎 6/7, 東海貿	
監視計器一覧(1/14)	_				監視計器一覧(1/	15)		監視計器一覧(1/	1	<u>5)</u>		対応手段におけ	tる監
手順告		重大事故等の対応に 必要となる監視項目	監視パラメータ(計器)		手順書		重大事故等の対応に 必要となる監視項目	監視パラメータ(計器)	手順書 1.6.2.1 炉心の著しい損傷防止のための対	Lute W M	重大事故等の対応に 必要となる監視項目	監視パラメータ (計器)	視計器の相違	
1.6.2.1 炉心の著しい損傷防止のための対応手 (1)フロントライン系故障時の対応手順	IQ				1.6.2.1 炉心の著しい損 (1) フロントライン系: a. 代替格納容器ス	故障時 プレイ	手の対応手順 イ		1. b. 2. 1 炉心の者しい損傷防止のだめの対 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 格納容器代替スプレイ (a) 格納容器代替スプレイ系(常設)					
a. 代替格納容器スプレイ 事放時運転操作予順書 (微候ベース) 「PCV 圧力制御」等		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度		(a) 代替格納容	器スプ	プレイ冷却系 (常設) による原子炉材	原子炉水位 (広帯域)	事故時操作要領書 (微候ベース) 「PCV圧力制御」 「D/W温度制御」		原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力(SA) サプレッション・チェンバ圧力(SA)		
AM 設備別操作手順書 「MUWC による PCV スプレイ」		原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力 (D/F) 格納容器内圧力 (S/C)				原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域)	AM設備別操作要領書 「FLSRポンプによる格納容器スプレイ」		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル温度(SA)		
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度サブレッション・チェンバ気体温度				原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力		判断基準	原子炉格納容器内の水位	サブレッション・プール水位(SA)		
	判 拘	原子炉格納容器内の水位	サブレッション・チェンパスIPや値段 サブレッション・チェンパ・プール水位					サプレッション・チェンバ圧力			電源	緊急用メタクラ電圧 SAロードセンタ母線電圧		
	- 基		M/C C 電圧	$\frac{1}{1}$		判断基	原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ雰囲気温度			水源の確保	低圧原子炉代替注水槽水位		
		電源	M/C D 塩圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電柱			準	原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位			原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力(SA) サプレッション・チェンパ圧力(SA)		
			直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧					緊急用M/C電圧 緊急用パワーセンタ(以下「パワーセンタ」			原子炉格納容器内の温度	ドライウェル温度(SA)		
		水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位 (SA)				電源	を「P/C」という。) 電圧 緊急用直流125V主母線盤電圧			原子炉格納容器内の水位	サブレッション・ブール水位(SA)	-	
		原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力 (D/#) 格納容器内圧力 (S/C)		非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース)		水源の確保	代替淡水貯槽水位		操作	原子炉格納容器への注水量	代替注水流量 (常設)	_	
	-	原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度 サブレッション・チェンバ気体温度		「PCV圧力制御」等 AM設備別操作手順書		原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力					+	
	操 -	原子炉格納容器内の水位原子炉格納容器への注水量	サブレッション・チェンバ・ブール水位 復水補給水系流量 (BER B系代替注水流量)				21 7 7 7 14 M144-1801 1 4-> /11-> /1	サプレッション・チェンバ圧力			補機監視機能	低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	_	
		補機監視機能	復水移送ポンプ吐出ヘッダ圧力 復水移送ポンプ(A)吐出圧力 復水移送ポンプ(B)吐出圧力				原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ雰囲気温度			水源の確保	低圧原子炉代替注水槽水位		
		水源の確保	復水移送ポンプ(C)吐出圧力 復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位 (SA)				原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位						
						操作		低圧代替注水系格納容器スプレイ流量(常設						
							原子炉格納容器への注水量	ライン用)						
							補機監視機能	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力						
							水源の確保	代替淡水貯槽水位						

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東	頁海第二発電所(201	8.9.18版)		島	根原子力発電所	2 号炉	備考
	監視計器一覧(3/	<u> </u>		監視計器一覧(2/	1 :	<u>5)</u>		・設備及び運用の相違
	手順書	重大事故等の対応に 必要となる監視項目	監視パラメータ (計器)	手順書	Т	重大事故等の対応に	監視パラメータ(計器)	【柏崎 6/7, 東海第二】
	1.6.2.1 炉心の著しい損傷防 (1) フロントライン系故障 a. 代替格納容器スプレ (c) 補給水系による	時の対応手順		1.6.2.1 炉心の著しい損傷防止のための (1) フロントライン系故障時の対応手順 a.格納容器代替スプレイ			3m, DC * 7 / / V 907	対応手段における監視計器の相違
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域)	(b) 復水輸送系による原子炉格納容 事放時操作要領書 (微候ベース) 「PCV圧力制御」 「D/W温度制御」	器内への	Dスプレイ 原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力 (SA) サブレッション・チェンパ圧力 (SA)	 【柏崎 6/7】
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力 サブレッション・チェンパ圧力	AM設備別操作要領書 「CWTによる格納容器スプレイ」		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル温度(SA)	③の相違
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度 サブレッション・チェンパ雰囲気温度		判断基準	原子炉格納容器内の水位	サブレッション・ブール水位(SA) C - メタクラ母線電圧 D - メタクラ母線電圧	
		新 基 準 原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位		水源の確保	C ー ロードセンタ母線電圧 D ー ロードセンタ母線電圧 (彼水貯蔵タンク木位		
		電源	M/C 2C電圧 P/C 2C電圧 M/C 2D電圧 P/C 2D電圧			原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力(SA) サブレッション・チェンバ圧力(SA)	
	非常時運転手順書 II (徴候ベース)	365003	直流125V主母綠盤 2 A電圧 直流125V主母綠盤 2 B電圧			原子炉格納容器内の温度	サブレッション・チェンバ温度(SA) ドライウェル温度(SA)	
	「PCV圧力制御」等 AM設備別操作手順書	水源の確保	復水貯蔵タンク水位	_	操作	原子炉格納容器内の水位	サブレッション・ブール水位(SA)	
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力 サブレッション・チェンバ圧力	-		原子炉格納容器への注水量 ・ 補機監視機能	RPV/PCV注入流量 復水輸送ポンプ出口へッダ圧力	
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度 サブレッション・チェンバ雰囲気温度			水源の確保	復木貯蔵タンク水位	
		原子炉格納容器内の水位 映	サプレッション・プール水位					
		原子炉格納容器への注水量	残留熱除去系系統流量					
		補機監視機能	復水移送ポンプ吐出ヘッダ圧力					
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位					

柏崎刈羽原子力	発電所 6/75	号炉 (2017. 12. 20 版)		東泽	海第二発電所(201	18.9.18版)		島	品根原子力発電所	2 号炉	備考
祖計器一覧 (2/14)	_		監視計器一覧	(2/	15)			監視計器一覧(3/1	5)		・設備及び運用の相
	重大事故等の対応に		35 NE 41		重大事故等の対応に	監視パラメータ(計器)	\neg	手順書	重大事故等の対応に 必要となる監視項目	監視パラメータ(計器)	【柏崎 6/7, 東海第二
手順書 .6.2.1 炉心の著しい損傷防止のための対応手順	必要となる監視項目	監視パラメータ (計器)	手順書 1.6.2.1 炉心の著しい掛			監視ハクメーク(計番)	+	1.6.2.1 炉心の著しい損傷防止のための対応 (1) フロントライン系故障時の対応手順	ENQ		対応手段における
(1)フロントライン系放障時の対応手順 a. 代替格納容器スプレイ			(1) フロントライン系 a. 代替格納容器ス (b) 消水系に上	スプレイ	の対応手順 炉格納容器内へのスプレイ			a. 格納容器代替スプレイ (c) 消火系による原子炉格納容器内への.	スプレイ		視計器の相違
#放時運転操作手順書(徴候ペース) 「PCV 圧力制御」等	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	(b) Injection &	2/1/1/2	Y TUMPERINE SOURCE	原子炉水位(広帯域)		事故時操作要領書(徴候ベース) 「PCV圧力制御」 「D/W温度制御」	原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力 (SA) サプレッション・チェンバ圧力 (SA)	
M 設備別操作手順書 「消火ポンプによる PCV スプレイ」	原子炉格納容器内の圧力	格納容器內圧力 (D/W) 格納容器內圧力 (S/C)			原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域)		AM設備別操作要領書 「消火ポンプまたは補助消火ポンプ	原子炉格納容器内の温度	ドライウェル温度(SA)	
	原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度 サブレッション・チェンバ気体温度			原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力 サプレッション・チェンバ圧力		による格納容器スプレイ」	原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール 水 位(SA)	
	判 断 法 準	サブレッション・チェンバ・ブール水位 M/C C電井:		判	原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ雰囲気温度			斯 基 準 電源	Cーメタクラ母線電圧 Dーメタクラ母線電圧 Cーロードセンタ母線電圧	
	電源	M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主は線盤 A 電圧		基準	原子炉格納容器内の水位	サブレッション・ブール水位			水源の確保	Dーロードセンタ母線電圧 Aー補助消火水槽水位 Bー補助消火水槽水位 S過水タンク水位	
	水源の確保	應流 125V 主母線盤 B 電井: 復永貯藏槽水位 復水貯蔵槽水位 (SA)	-		電源	M/C 2D電圧 P/C 2D電圧 直流125V主母線盤2B電圧			原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力(SA) サブレッション・チェンバ圧力(SA)	
「原子が格緒容器内の圧力 格納容器内圧力 (D/T) 格納容器内圧力 (S/C)		非常時運転手順書Ⅱ		L MEZ on order Pro		+		原子炉格納容器内の温度	サプレッション・チェンバ温度(SA) ドライウェル温度(SA)		
	原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度 サブレッション・チェンパ気体温度	(徴候ベース) 「PCV圧力制御」等		水源の確保	ろ過水貯蔵タンク水位			原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール木位(SA)	
原植	操 作 原子炉格納容器内の水位	サプレッション・チェンバ・ブール水位	AM設備別操作手順書		原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力 サプレッション・チェンバ圧力			操作に原子炉格納容器への注水量	RPV/PCV注入流量	
	原子炉格納容器への注水量 補機監視機能	復水補給水系流量(RIR B系代替注水流量) ディーゼル駆動消火ポンプ吐出圧力	-			1257 中、東東戸海岸	+		補機監視機能	A-消火ポンプ出口圧力	
	水源の確保	ろ過水タンク水位			原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ雰囲気温度				Bー消火ポンプ出口圧力 Aー補助消火水槽水位	
				操	原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位			水源の確保	B 一補助消火水槽水位 ろ過水タンク水位	
				作	原子炉格納容器への注水量	残留熱除去系系統流量					
					補機監視機能	消火系ポンプ吐出ヘッダ圧力					
					水源の確保	ろ過水貯蔵タンク水位					

怕呵机初原丁刀	発電所 6/7号	炉 (2017. 12. 20 版)		東海	毎第二発電所(201	18. 9. 18 版)	ᆚ		島和	艮原子力発電所	2 号炉	備考
見計器一覧(3/14)			監視計器一覧	(4/	15)		ı,	監視計器一覧(4/	1 5			・設備及び運用の相
手順書	重大事故等の対応に 必要となる監視項目	監視パラメータ (計器)	手順書		重大事故等の対応に 必要となる監視項目	監視パラメータ(計器)		手順書		重大事故等の対応に 必要となる監視項目	監視バラメータ(計器)	【東海第二】
. 2.1			1.6.2.1 炉心の著しい払 (1) フロントライン系 a. 代替格納容器ス	、故障時の スプレイ	のための対応手順 の対応手順	Į.		1.6.2.1 炉心の著しい損傷防止のためのゑ (1) フロントライン系故障時の対応手順 a.格納容器代替スプレイ (d)格納容器代替スプレイ系(可搬を			水/海水)	対応手段における視計器の相違
攻時運転操作手順書(微候ペース) CV 圧力制御」等	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	(d) 代替格納容	器スプリ				事放時操作要領書 (微候ベース) 「PCV圧力制御」 「D/W温度制御」		原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力(SA) サプレッション・チェンバ圧力(SA)	
设備別操作手順書 判防車による PCV スプレイ」	原子炉格納容器内の圧力	格納容器內圧力 (D/W) 格納容器內圧力 (S/C)			原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位(SA広帯域) 原子炉水位(SA燃料域)		AM設備別操作要領書 「大量送水車による格納容器スプレイ」		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル温度(SA)	
事務をルプート対応手順 「消防事による送水(格納容器スプレイ)」 原子炉格納容器内の水位 ドライウェル雰囲気温度 サプレッション・チェンパ気体温度 原子炉格納容器内の水位 サプレッション・チェンパ・ブール水位 M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 上時線盤 A 電圧 直流 125V 上時線盤 B 電圧 直流 125V 上時線盤 B 電圧 直流 125V 上時線盤 B 電圧 (液水貯炭槽水位 (液水貯炭槽水位 (液水貯炭槽水位) 水源の確保 (液水貯炭槽水位 (液水貯炭槽水位) 原子炉格納容器内の圧力 格納容器内圧力 (D/E) 格納容器内圧力 (S/C)				原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力 サプレッション・チェンバ圧力		原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」	判断基準	原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位(SA)		
		判	原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度				電源	緊急用メタクラ電圧 SAロードセンタ母線電圧			
	M/C D電圧 P/C C-1電圧		断基準		サプレッション・チェンバ雰囲気温度		水源の確保	輪谷貯水槽 (西1) 輪谷貯水槽 (西2)				
	直流 125V 主母線盤 A 電圧			原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位				原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力(SA) サブレッション・チェンバ圧力(SA)		
	復水貯蔵槽水位 (SA) 防火水槽	-the Alfa rate Next days over Mass other we		電源	緊急用M/C電圧 緊急用P/C電圧 緊急用直流125V主母線盤電圧				原子炉格納容器内の温度	ドライウェル温度(SA)		
	格納容器内圧力(D/₹)	非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「PCV圧力制御」等		水源の確保	西侧淡水貯水設備水位 代替淡水貯槽水位			操作	原子炉格納容器内の水位	サプレッション・ブール末位(SA)		
	原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度 サブレッション・チェンパ気休温度	AM設備別操作手順書		E 7 E H WE III H O E L	ドライウェル圧力			IP.	原子炉格納容器への注水量	格納容器代替スプレイ流量	
原	操作 原子炉格納容器内の水位	サブレッション・チェンバ・ブール水位			原子炉格納容器内の圧力	サプレッション・チェンバ圧力				補機監視機能	大量送水車ポンプ出口圧力	
	原子炉格納容器への注水量補機監視機能	復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量) 可搬型代替注水ボンプ吐出圧力			原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ雰囲気温度				水源の確保	輸谷貯水槽 (西1) 輸谷貯水槽 (西2)	
				操作	原子炉格納容器内の水位 原子炉格納容器への注水量	サプレッション・プール水位 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量(常設 ライン用) 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量(可搬 ライン用)						
					水源の確保	西侧淡水貯水設備水位 代替淡水貯槽水位						

柏崎刈羽原子力)発電	<u> 6 / 7</u> 号	炉 (2017.12.20版)	東	[海第二発電所(20]	18. 9. 18 版)		島	根原子力発電所	2 号炉	備考
視計器一覧 (4/14)	_			監視計器一覧(5/	<u></u>		監視計器一覧(5/	1	5)		・設備及び運用の相違
手順書		乗大事故等の対応に 公開しなる際知項[1]	監視パラメータ(計器)	手順書	重大事故等の対応に	監視パラメータ(計器)	手順書		重大事故等の対応に 必要となる監視項目	監視パラメータ(計器)	【柏崎 6/7, 東海第二
1.6.2.1 炉心の著しい損傷防止のための対応 (2) サポート系放障時の対応干順 a. 復旧	手順	必要となる監視項目		1.6.2.1 炉心の著しい損傷防 (2) サポート系故障時の対 a. 復旧		IIID (AC- 17 7 / W) HIII /	1.6.2.1 炉心の著しい損傷防止のための (2) サポート系故障時の対応手順 a. 復旧 (a) 残留熱除去系電源復旧後の原子				対応手段における! 視計器の相違
中放時運転操作手順書(微候ベース) 「PCV 圧力制御」等		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度		原復旧後の原子炉格納容器内へのス		(a) 残留祭味五糸竜源復旧仮の原ナ 事故時操作要領書(徴候ベース) 「PCV圧力制御」	护格網	1谷番内へのスプレイ	原子炉水位 (狭帯域)	
Wi 設備別操作手順書 「RHR (B) による PCV スプレイ」		原子炉格納容器内の圧力	格納容器內圧力 (D/W) 格納容器內圧力 (S/C)		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯城) 原子炉水位 (燃料城) 原子炉水位 (SA広帯城) 原子炉水位 (SA燃料城)	「D/W温度制御」 「S/C水位制御」 「PCV水素濃度制御」 AM設備別操作要領書		原子炉格納容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)	
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度 サブレッション・チェンパ気体温度		原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力 サブレッション・チェンバ圧力	AM成開別陳作受順書 「RHRによる格納容器除熱」		原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力 (SA) サブレッション・チェンバ圧力 (SA)	
	判断基準	原子炉格納容器内の水位	サブレッション・チェンバ・ブール水位			ドライウェル雰囲気温度		#	原子炉格納容器内の温度	ドライウェル温度(SA) サプレッション・チェンバ温度(SA)	
		補機監視機能	原子炉補機冷却水系(B)系統流量 残留熱除去系(B)熱交換器入口冷却水流量		原子炉格納容器内の温度	サプレッション・チェンバ雰囲気温度		脚	所 原子炉格納容器内の水位 単	サプレッション・プール木位(SA)	
		電源	M/C C電圧 M/C D福圧 P/C C-1電圧 P/C D-1電圧	100.40	水源の確保	サブレッション・ブール水位			補機監視機能	I - 原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力 Ⅱ - 原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力 A - 残留熱除去采熱交換器冷却水流量 B - 残留熱除去采熱交換器冷却水流量	
			直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧 格納容器内圧力 (D/W)	_	最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系海水系系統流量 緊急用海水系流量(残留熱除去系熱交換器) 緊急用海水系流量(残留熱除去系補機) M/C 2 C電圧			電源	C ーメタクラ母線電圧D ーメタクラ母線電圧C ーロードセンタ母線電圧	
		原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力 (S/C) ドライウェル雰囲気温度	非常時運転手順書Ⅱ (後候ベース)		M			原子炉格納容器内の圧力	D-ロードセンタ母線電圧 ドライウェル圧力 (SA)	
	操作	原子炉格納容器への注水量	サプレッション・チェンバ気体温度 残留熱除占系(B)系統流量	「PCV圧力制御」等 AM設備別操作手順書	電源	緊急用M/C電圧 緊急用P/C電圧 直流125V主母線盤2A電圧			原子炉格納容器内の温度	サブレッション・チェンバ圧力 (SA) ドライウェル温度 (SA)	
		補機監視機能原子炉格納容器内の水位	残留熱除去系ポンプ(B)叶出圧力 サブレッション・チェンバ・ブール水位			直流125V主母線盤2B電圧 緊急用直流125V主母線盤電圧		扬	原子炉格納容器への注水量	サプレッション・チェンバ温度 (SA) A-残留熱除去ポンプ出口流量	
					原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力 サプレッション・チェンバ圧力		f1	作用・デアトを制容器への注水量 ・	B - 残留熱除去ポンプ出口流量 A - 残留熱除去ポンプ出口圧力 B - 残留熱除去ポンプ出口圧力	
					原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度 サプレッション・チェンパ雰囲気温度			原子炉格納容器内の水位	サブレッション・ブール水位(SA)	
				Ð ₽		残留熱除去系系統流量					
					補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力					
					水源の確保	サプレッション・プール水位					

格納容器内の温度 サブ サブ	監視パラメータ (計器) 監視パラメータ (計器) プレッション・チェンパ気体温度 プレッション・チェンパ、ブール水温度 この形形 この上間 この一間圧 は1287 干に彩離整 A 電圧 変 1287 生元線整 B 電圧 望熱防去系熱交機器(の)入口温度 智熱防去系熱交機器(の)入口温度 智熱防去系熱交機器(の)出口温度 密熱防去系熱交機器(の)出口温度 密熱防去系熱交機器(の)出口温度 密熱防去系熱交機器(の)出口温度 密熱防去系熱交機器(の)と口温度 コ素筋大素系を受機器(の)と口治域を開発的対水系(の)系統流量 質素防去系熱交機器(の)と口治域本流量 でが機像治却水系(の)系統流量 でが機像治力水系(の)系統流量 でが機像治力水系(の)系統流量 コケ連機体治域水系(の)系統流量 コケ連機体治域水系(の)系統、対応域などの対域を対域を対域を対している対域を対域を対している対域を対域を対域を対域を対域を対域を対域を対域を対域を対域を対域を対域を対域を対	生 視 計器 一覧 (2) サポート素 放 障 は 1.6.2.1 が 心の著しい社 (2) サポート系 放 障 は a. 後 旧 (b) 残留熱除去 (後 ペース) 「S / P 温度制御」等 A M 設備別操作手順書	重心 かため 原子 電源 復 原子 電流 機 線	大事故等の対応に 要となる監視項目 の対応手順 のサプレッション・プール 学炉格納容器内の温度	監視パラメータ (計器) の除熱 サブレッション・プール水温度 サブレッション・チェンパ雰囲気温度 M/C 2 C電圧 P/C 2 C電圧 M/C 2 D電圧 P/C 2 D電圧 要急用M/C電圧 緊急用M/C電圧 異急用P/C電圧 直流125½ 自線盤 2 A電圧 直流125½ 自線盤 2 B電圧 緊急用直流 125½ 主母線盤電圧 異急用直流 125½ 主母線盤電圧 異急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器) 緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器) サブレッション・プール水位 サブレッション・プール水位 サブレッション・プール水温度 残留熱除去系熱交換器人口温度 残留熱除去系熱交換器人口温度	1.6.2.1 炉 (2) サボー a. 復旧田 (b) 残 事故時操作要 「S/C 温度	表留熱除去系電源復旧後のサブ! 要領書 (徴候ベース) 要制御」	応手順	重大事故等の対応に 必要となる監視項目	監視パラメータ (計器) サブレッション・チェンパ温度(SA) サブレッション・ブール水温度(SA) C - メタクラ母線電圧 D - メタクラ母線電圧 D - ロードセンタ母線電圧 D - ロードセンタ母線電圧 D - ロードセンタ母線電圧 I - 原子炉補機冷却水ボンブ出口圧力 A - 残留熱除去系熱交換器冷却水流量 B - 疾留熱除去系熱交換器冷却水流量 I - R C W熱交換器出口温度 II - R C W熱交換器出口温度 サブレッション・ブール水位(SA)	・設備及び運用の相【柏崎 6/7, 東海第二 対応手段における 視計器の相違
上 か	ライウェル雰囲気温度 フィウェル雰囲気温度 フィウェン・チェンバ気体温度 ブレッション・チェンバ、ブール水温度 こ C 電圧	1.6.2.1 炉心の著しい社 (2) サポート系放障時 a. 復旧 (b) 残留熱除去 (b) 残留熱除去 (徴候ベース) 「S/P温度制御」等	機像防止のため 原子 電源 (製作の対応手順 (表系電源後間後、原子 電源 (製作の対応手順 展別 電源 (表系電源を関係) 電源 最終 (表系電源を 関係) (表系電源を 関係) (表系電源を 関係) (表系電源を 関係) (表系電源を 関係) (表系電源を と 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ののののののの	要となる監視項目 の対応手順 のサプレッション・プール や炉格納容器内の温度 をヒートシンクの確保 の確保 が存在を表現している。	の除熱 サブレッション・プール水温度 サブレッション・チェンバ雰囲気温度 M/C 2 C電圧 P/C 2 C電圧 M/C 2 D電圧 P/C 2 D電圧 P/C 2 D電圧 P/C 2 D電圧 緊急用例/C電圧 整急用P/C電圧 直流125V主母線盤 2 A電圧 直流125V主母線盤 2 B電圧 緊急用直流 125V主母線盤電圧 機留熱除去系海水系系統流量 緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器) 緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機) サブレッション・プール水位 サブレッション・プール水温度	(2) サポー a. 復旧 (b) 残 事故時操作要 「S/C温度 AM設備別物	心の著しい損傷防止のための文 ト系故障時の対応手順 な留熱除去系電源復旧後のサブ! 要留書(散候ベース) 変制事(散候ベース)	イッション	必要となる監視項目 ・ブール木の除熱 原子炉格納容器内の温度 電源 最終ヒートシンクの確保 原子炉格納容器内の木位	サブレッション・チェンバ温度(SA) サブレッション・ブール水温度(SA) C - メタクラ母線電圧 D - メタクラ母線電圧 C - ロードセンタ母線電圧 D - ロードセンタ母線電圧 I - 原子坪補機冷却水ボンブ出口圧力 II - 原子炉補機冷却水ボンブ出口圧力 A - 授留熱除去系熱交機器冷却水流量 I - R C W熱交換器出口温度 II - R C W熱交換器出口温度 サブレッション・ブール水位(SA)	対応手段における
ドラブ M/C サプブ M/C	ライウェル雰囲気温度 フィウェル雰囲気温度 フィウェン・チェンバ気体温度 ブレッション・チェンバ、ブール水温度 こ C 電圧	#常時運転手順書II (徴候ベース) 「S/P温度制御」等	時の対応手順 三系電源復旧後 原子 電流 最終 水流 原子 最終	のサブレッション・ブール 平炉格納容器内の温度 をヒートシンクの確保 薬の確保 平炉格納容器内の温度	サブレッション・ブール水温度 サブレッション・チェンバ雰囲気温度 M/C 2 C電圧 P/C 2 C電圧 M/C 2 D電圧 P/C 2 D電圧 緊急用P/C 電圧 緊急用P/C 電圧 直流125V主母線盤 2 A電圧 直流125V主母線盤 2 B電圧 緊急用直流 125V主母線盤電圧 機留熱除去系海水系系統流量 緊急用海水系流量(残留熱除去系熱交換器) 緊急用海水系流量(残留熱除去系補機) サブレッション・ブール水位 サブレッション・プール水温度	(2) サポー a. 復旧 (b) 残 事故時操作要 「S/C温度 AM設備別物	・ト系故障時の対応手順 表留熱除去系電源復旧後のサブ! 要領書 (微候ベース) 度制御」 集作要領書	イッション	原子炉格納容器内の温度 電源 最終ヒートシンクの確保 原子炉格納容器内の木位	サブレッション・ブール水温度 (SA) C - メタクラ母線電圧 D - メタクラ母線電圧 C - ロードセンタ母線電圧 D - ロードセンタ母線電圧 I - 原子坪補機冷却水ボンブ出口圧力 II - 原子炉補機冷却水ボンブ出口圧力 A - 炭電影除去系熱交機器冷却水流量 I - R C W熱交換器出口温度 II - R C W熱交換器出口温度	
格納容器内の温度 サブ サブ	プレッション・チェンバ気体温度 プレッション・チェンバ、ブール木温度 : C-1 展圧 : D-1 電圧 : C-1 電圧 : C-1 電圧 : C-1 電圧 : D-1 電圧	非常時運転手順書 II (徴候ベース) 「S/P温度制御」等	原子電源學術表準	平炉格納容器内の温度 をヒートシンクの確保 薬の確保 平炉格納容器内の温度	サブレッション・ブール水温度 サブレッション・チェンバ雰囲気温度 M/C 2 C電圧 P/C 2 C電圧 M/C 2 D電圧 P/C 2 D電圧 緊急用P/C 電圧 緊急用P/C 電圧 直流125V主母線盤 2 A電圧 直流125V主母線盤 2 B電圧 緊急用直流 125V主母線盤電圧 機留熱除去系海水系系統流量 緊急用海水系流量(残留熱除去系熱交換器) 緊急用海水系流量(残留熱除去系補機) サブレッション・ブール水位 サブレッション・プール水温度	(b) 残 事故時操作男 「S/C温度 AM設備別換	表留熱除去系電源復旧後のサブ! 要顧書 (徴候ベース) 要制御」 操作要領書	判	原子炉格納容器内の温度 電源 最終ヒートシンクの確保 原子炉格納容器内の木位	サブレッション・ブール水温度 (SA) C - メタクラ母線電圧 D - メタクラ母線電圧 C - ロードセンタ母線電圧 D - ロードセンタ母線電圧 I - 原子坪補機冷却水ボンブ出口圧力 II - 原子炉補機冷却水ボンブ出口圧力 A - 炭電影除去系熱交機器冷却水流量 I - R C W熱交換器出口温度 II - R C W熱交換器出口温度	
M/C	: C電圧 : 0 電圧 : 0 電圧 : 0 電圧 : 0 電圧 : 0 - 電圧 : 1287 主形線盤 A電圧 量 1287 主形線盤 A電圧 異 1287 主影突機器 (a) 入口温度 智器防去系熱交機器 (b) 入口温度 智器防去系熱交機器 (b) 出口温度 智器防去系熱交機器 (b) 出口温度 智器防去系(b) 系統流量 生炉補機合均水系(b) 系統流量 生炉補機合均水系(b) 系統流量	(徴候ベース) 「S/P温度制御」等	判	冬ヒートシンクの確保 原の確保 子炉格納容器内の温度	P/C 2 C電圧 M/C 2 D電圧 P/C 2 D電圧 P/C 2 D電圧 P/C 2 D電圧 緊急用M/C電圧 緊急用M/C電圧 緊急用P/C電圧 直流125V主母線盤 2 A電圧 直流125V主母線盤 2 B電圧 緊急用直流 125V主母線盤電圧 機留熱除去系海水系系統流量 緊急用海水系流量(残留熱除去系熱交換器) 緊急用海水系流量(残留熱除去系補機) サブレッション・プール水位 サブレッション・プール水温度			判断基準	最終ヒートシンクの確保 原子炉格納容器内の水位	Cーメタクラ母線電圧 D メタクラ母線電圧 Cーロードセンタ母線電圧 Dーロードセンタ母線電圧 I - 原子炉補機冷却水ボンブ出口圧力 II - 原子炉補機冷却水ボンブ出口圧力 A - 央電影除去系熱交換器冷却水流量 I - R C W熱交換器出口重度 II - R C W熱交換器出口重度 サブレッション・ブール水位(SA)	
	留発的去系熱交換器(A)出口温度 電差的去系熱交換器(B)出口温度 開発的去系(A)系統流量 子炉補機合却水系(A)系統流量 子炉補機合却水系(B)系統流量 子炉補機合却水系(B)系統流量 者解的去系熱交換器(A)入口心均水流並 電影的去系熱交換器(B)人口心均水流並 電影的去系熱交換器(B)人口心均水流速 でレッション・チェンバ・ブール水位 ブレッション・チェンバ・ブール水位 ブレッション・チェンバ・ブール水位 ブレッション・チェンバ・ブール水位 ゴルッション・チェンバ・ブール水位 電影的去系熱交換器(B)入口温度 電影的去系熱交換器(B)入口温度 電影的去系熱交換器(B)人口温度 電影的去系熱交換器(B)人口温度 電影的去系熱交換器(B)人口温度 電影的去系熱交換器(B)人口温度 電影的去系熱交換器(B)人口温度 電影的去系熱交換器(B)人口温度 電影的去系熱交換器(B)人口温度 電影的去系熱交換器(B)人口温度 電影的去系熱交換器(B)人口温度 電影的去系熱交換器(B)人口温度 電影的去系熱交換器(B)人口温度 電影的去系熱交換器(B)人口治球水流 面影的主系熱交換器(B)人口治球水流 面影的主系熱交換器(B)人口治球水流 電影的主系熱交換器(B)人口治球水流 電影的主系熱交換器(B)人口治球水流 電影的主系熱交換器(B)人口治球水流 電影的主系熱交換器(B)人口治球水流 電影的主系熱交換器(B)人口治球水流 電影的主系熱交換器(B)人口治球水流 電影的主系熱交換器(B)人口治球水流 電影的主系熱交換器(B)人口治球水流 電影的主系数交換器(B)人口治球水流 電影的主系数交換器(B)人口治球水流 電影的主系数交換器(B)人口治球水流 電影的主系数交換器(B)人口治球水流 電影的主系数交換器(B)人口治球水流 電影的主系数交換器(B)人口治球水流 電影的主系数交換器(B)人口治球水流 電影的主系数交換器(B)人口治球和流速 電影的主系数交換器(B)人口治球 電影的主系数交換器(B)人口治球 電影的主系数交換器(B)人口治球 電影的主系数交換器(B)人口治球 電影的主系数交換器(B)人口治球 電影的主系数交換器(B) 工術技術(B) 電影的主系数交換器(B) 工術技術(B) 電影的主系数交換器(B) 工術技術(B) 電影的主系数交換器(B) 工術技術(B) 電影的主系数交換器(B) 工術技術(B) 電影的主系数交換器(B) 工術技術(B) 電影的主系数交換器(B) 工術技術(B) 電影的主系数交換器(B) 工術表面、E) 電影的主意及 電影(B) 工術技術(B) 工術性(B) 工術性(B) 工術性(B) 工術性(B) 工術性(B) 工術性(B) 工術性(B) 工術性(B) 工術性(B)	(徴候ベース) 「S/P温度制御」等	基準最終水源	原の確保	直流125V主母線盤2B電圧 緊急用直流125V主母線盤電圧 残留熱除去系海水系系統流量 緊急用海水系流量(残留熱除去系熱交換器) 緊急用海水系流量(残留熱除去系補機) サブレッション・プール水位 サブレッション・プール水温度 残留熱除去系熱交換器入口温度			-	原子炉格納容器内の水位	Ⅱ - 原子坪補機冷却水ボンプ出口圧力	
原子 原子 現 所 所 所 了 版子	ゲー が で か で か で か で か で か で か で か で か で か で	(徴候ベース) 「S/P温度制御」等	水湖 原子 最終	原の確保	緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機) サプレッション・プール水位 サプレッション・プール水温度 残留熱除去系熱交換器入口温度						
原子 (格納容器内の本位 サブ (格納容器内の温度 サブ (根納容器内の温度 サブ (根納容器内の温度 サブ (根)	ゲ 中価機合却水系熱交換器(B) 川口冷却水温度 プレッション・チェンバ・ブール水位 プレッション・チェンバ・ブール水位 プレッション・チェンバ・ブール水温度 智熱防土系熱交換器(A) 入口温度 智熱防土系熱交換器(A) 入口温度 智熱防土系熱交換器(A) 山口温度 智熱防土系熱交換器(A) 山口温度 智熱防土系熱交換器(A) 山口温度 智熱防土系熱交換器(A) 八山流度 電熱防土系熱交換器(A) 八小流域、 電熱防土系熱交換器(A) 八小流域、 電熱防土系熱交換器(A) 八山流域、 電熱防土系熱交換器(A) 八山流域、 電熱防土系熱交換器(A) 八山流域、 電熱防土系熱交換器(B) 八山流域、 市域機合却水系(B) 系統流量 「可補機合却水系(B) 系統流量 「可補機合却水系(B) 不成流量 「可補機合力水系(B) 不成流量 「可補機合力水系(B) 不成流量 「可補機合力水系(B) 不成流量 「可補機合力水系(B) 八山流域、 「可補機合力水系熱交換器(B) 八山流域、 「加速機合力水系熱交換器(B) 八山流域、 「加速機合力水系熱交換器(B) 八山流域、 「加速機合力水系熱交換器(B) 八山流域、 「加速機合力水系熱交換器(B) 八山流域、 「加速度(B) 加速度(B)	「S/P温度制御」等	原子 最終	- 炉格納容器内の温度	サプレッション・プール水温度 残留熱除去系熱交換器入口温度	-			原子炉格納容器内の温度	サプレッション・ブール水温度(SA)	
格納容器内の温度	プレッション・チェンバ・ブール水温度 智器応去系熱交機器(の)入口温度 留器応去系熱交機器(の)入口温度 留熱防去系熱交機器(の)出口温度 留熱防去系熱交機器(の)出口温度 智熱防去系(の)系統流量 智器防去系(の)系統流量 子炉補機冷却水系(の)系統流量 子炉補機冷却水系(の)系統流量 質器防去系熱交機器(の)人口冷却水流量 智熱防去系熱交機器(の)人口冷却水流量 可能性分割水系(の)系統。 近期防止系熱交機器(の)人口冷却水流量 可能性分割水系(の)。	A M 設備別操作手順書	最終		残留熱除去系熱交換器入口温度					A 一株の新た土は、一切にってよ	
投船 投船 投船 内子 原子 投船 投船 投船	留熱除去系熱交換器(6)入口這度 智熱於去系熱交換器(6)出口温度 智熱於去系(4)系統流量 智熱除去系(4)系統流量 智熱除去系(4)系統流量 行所補機/和非系(4)系統流量 有限於去系(4)系統流量 可能於去系(4)系統流量 可能於去系熱交換器(4)人口冷却水流量 智熱於去系熱交換器(4)人口冷却水流量 方所機機/和非水熱交換器(6)人口冷却水流量		443	冬ヒートシンクの確保					補機監視機能	A - 残留熱除去ポンプ出ロ圧力 B - 残留熱除去ポンプ出ロ圧力 A - 残留熱除去系熱交換器入口温度	
ートシンクの確保 原子 原子 残 情 疾 所 了 の の の の の の の の の の の の の の の の の の	子炉補機冷却水系(4)系統液量 中が補機冷却水系(8)系統液量 智熱除盐系熱交機器(4)人口冷却水流量 智熱除盐系熱交機器(6)人口冷却水流量 了炉補機冷却水系熱交機器(6)人口冷却水温度		操原子					操作		B - 残留熱除去系熱交換器入口温度 A - 残留熱除去系熱交換器出口温度 B - 残留熱除去系熱交換器出口温度 A - 残留熱除去ボンブ出口流量 B - 残留熱除去ボンブ出口流量	
原了	子炉補機冷却水系熱交換器(A)出口冷却水温度			ア炉格納容器への注水量	残留熱除去系系統流量				最終ヒートシンクの確保	1 - 原子炉補機合却水ボンプ出口圧力 Ⅲ - 原子炉補機合却水ボンプ出口圧力 A - 残留熱除去系熱交換器合却水流量 B - 残留熱除去系熱交換器合却水流量 I - R C V熱交換器出口車度	
	1 8 THE REST PROPERTY OF THE P		補機		残留熱除去系ポンプ吐出圧力	-			原子炉格納容器内の水位	Ⅱ - R C W 熱交換器出口湿度 サブレッション・ブール水位(SA)	
格納容器内の水位 サブ	プレッション・チェンバ・プール水位		水源	原の確保	サプレッション・プール水位						

	発電	M 6/7号	炉 (2017. 12. 20 版)			第二発電所(2018	. 9. 18 版)			艮原子力発電所	2 号炉	備考
視計器一覧 (6/14)	_			監視計器一覧((7/1)	.5)		監	i視計器一覧(7/15	<u>5)</u>		・設備及び運用の相
手順書		重大事故等の対応に 必要となる監視項目	監視パラメータ(計器)	手順書		重大事故等の対応に 必要となる監視項目	監視パラメータ (計器)		手順書	重大事故等の対応に 必要となる監視項目	監視バラメータ(計器)	【柏崎 6/7, 東海第二
6.2.2 原子炉格納容器の破損を防止するための (1)フロントライン系放障時の対応手順 a. 代替格納容器スプレイ 故時運転操作手順書(シビアアクシデント)	の対応手順		格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (D/W)	(1) フロントライン系 a. 代替格納容器ス	故障時 <i>0</i> プレイ	を防止するための対応手順	納窓竪内へのスプレイ		6.2.2 原子炉格納容器の破損を防止するための対 1) フロントライン系放障時の対応手順 a. 格納容器代替スプレイ (a) 格納容器代替スプレイ系 (常設) による1			対応手段における 視計器の相違
RPV 制御」 PCV 制御」 診備別操作于順書		原子炉格納容器内の放射線量 率	格納容器内容開気放射線レベル(A) (S/C) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (S/C)	(W) IVEILLEN	an	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)		放時操作要領書(シビアアクシデント) 除熱		A - 格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウェル) B - 格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウェル) A - 格納容器雰囲気放射線モニタ (サブレッション・チェ	
IUWC による PCV スプレイ」		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器湿度 ・原子炉圧力容器下鏡部温度 格納容器内圧力 (D/W)	-		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度		M設備別操作要領書 FLSRポンプによる格納容器スプレ	原子炉格納容器内の放射線量率	ンパ) B - 格納容器雰囲気放射線モニタ(サブレッション・チェンパ)	
	viori	原子炉格納容器内の圧力 原子炉格納容器内の温度	格納容器内圧力 (S/C) ドライウェル雰囲気温度	-		原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力			原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度(SA)	
	斯基準	原子炉格納容器内の水位	サブレッション・チェンバ気体温度 サブレッション・チェンバ・ブール水位	-	判断基準	W 1 W HI WITE HIR 1 1 -> CLL 2	サプレッション・チェンバ圧力		*11 195	原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力(SA) サブレッション・チェンパ圧力(SA)	
			M/C C 電圧 W/C D 地圧			原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度 サプレッション・チェンパ雰囲気温度		基準	原子炉格納容器内の温度	サブレッション・チェンバ温度(SA) ドライウェル温度(SA)	
		電源	P/C C-1電圧 P/C D-1電圧 直流 125V 土母線整 A電圧			電源	緊急用M/C電圧 緊急用P/C電圧 緊急用直流125V主母線盤電圧			原子炉格納容器内の水位	サプレッション・ブール水位(SA)	
		水源の確保	直流 125V 主母線盤 B 電圧 復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位 (SA)	非常時運転手順書Ⅲ		水源の確保	代替淡水貯槽水位			電源	緊急用メタクラ電圧 SAロードセンタ母線電圧	
		原子炉格納容器内の圧力	视水貯飯帽水匠 (SA)格納容器內圧力 (D/#)格納容器內圧力 (S/C)	. (シビアアクシデント) 「除熱-1」等		医7.标妆始绘图中の厂中	ドライウェル圧力			水源の確保	低圧原子炉代替注水槽水位	
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度 サブレッション・チェンパ気体温度	AM設備別操作手順書		原子炉格納容器内の圧力	サプレッション・チェンパ圧力			原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力(SA) サブレッション・チェンパ圧力(SA)	
操作	原子炉格納容器内の水位 原子炉格納容器への注水量	サブレッション・チェンパ・ブール水位 復水補給水系流量(RIR B系代替注水流量)			原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度 サプレッション・チェンパ雰囲気温度			原子炉格納容器内の温度	ドライウェル温度(SA)		
	補機監視機能	復水移送ポンプに出へッダ圧力 復水移送ポンプ(4) 単出圧力 復水移送ポンプ(5) 単出圧力 復水移送ポンプ(5) 単出圧力		操	原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位		操作	原子炉格納容器内の水位	サプレッション・ブール水位(SA)		
		水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位 (SA)		作	原子炉格納容器への注水量	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量(常設 ライン用)			原子炉格納容器への注水量 補機監視機能	代替注水流量 (常設) 低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	
						補機監視機能	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力			本源の確保	低圧原子炉代替注水槽水位	
						水源の確保	代替淡水貯槽水位					

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東	海第二発電所(201	8.9.18版)		島	根原子力発電所	2 号炉	備考
	監視計器一覧(9/	<u></u>		監視計器一覧(8/	1	5)		・設備及び運用の相違
	手順書 1.6.2.2 原子炉格納容器の破		監視バラメータ (計器)	手順書 1.6.2.2 原子炉格納容器の破損を防止す	るための	重大事故等の対応に 必要となる監視項目 対応手順	監視パラメータ(計器)	【東海第二】 対応手段における
	(1) フロントライン系故障 a. 代替格納容器スプレー (c) 補給水系による原			(1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 格納容器代替スプレイ (b) 復水輸送系による原子炉格納名	器内への	Dスプレイ -		視計器の相違
		原子炉格納容器内の放射線量 率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	事放時操作要領書 (シビアアクシデント) 「除熱-1」 「除熱-1」 「除熱-2」 - AM設備別操作要領書 「CWTによる格納容器スプレイ」		原子炉格納容器内の放射線量率	A 一格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウェル) B - 格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウェル) A - 格納容器雰囲気放射線モニタ (サブレッション・チェ ンパ) B - 格納容器雰囲気放射線モニタ (サブレッション・チェ	・設備の相違
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度				D 旧和中音が四人以前様でーク(リファラジョン・リエンパ)	【柏崎 6/7】 ③の相違
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力 サプレッション・チェンバ圧力			原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度(SA)	0 V / H)是
	字 · · · · · · · · · · · · · · · · · · ·	Ť	ドライウェル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ雰囲気温度		判断基	原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力(SA) サプレッション・チェンバ圧力(SA) サプレッション・チェンバ温度(SA)	
			M/C 2C電圧 P/C 2C電圧		準	原子炉格納容器内の温度	ドライウェル温度(SA)	
		電源	M/C 2 D電圧 P/C 2 D電圧 直流125V主母線盤 2 A電圧 直流125V主母線盤 2 B電圧			原子炉格納容器内の水位電源	サブレッション・ブール水位(SA) Cーメタクラ母線電圧 Dーメタクラ母線電圧 C ーロードセンタ母線電圧	
	非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「除熱−1」等	水源の確保	復水貯蔵タンク水位			水源の確保	の アモンノの移動圧 Dーロードセンタ母線電圧 後水貯蔵タンク水位	
	AM設備別操作手順書	原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力 サプレッション・チェンバ圧力			原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力(SA) サブレッション・チェンバ圧力(SA)	
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ雰囲気温度			原子炉格納容器内の温度	サブレッション・チェンバ温度(SA) ドライウェル温度(SA)	
		原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位		操	原子炉格納容器内の水位	サプレッション・ブール木位(SA)	
	換作		取印地队士可受 处之日		作	原子炉格納容器への注水量	RPV/PCV注入液量	
		原子炉格納容器への注水量	残留熱除去系系統流量			補機監視機能	復水輸送ポンプ出口ヘッダ圧力	
		補機監視機能	復水移送ポンプ吐出ヘッダ圧力			水源の確保	復木貯蔵タンク木位	
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位					

光电/ 0	/ 17	(2017.12.20 成)		果	∰弗 <u></u> ● ● ● ● ● ● ● ● ● ● ● ● ● ● ● ● ● ● ●	18.9.18 版)			局化	以原十刀発電所	2号炉	備考
-			監視計器一覧((8/	15)		監視	計器一覧(9/	1 5	<u>(i)</u>		・設備及び運用の相談
		監視パラメータ(計器)	手順書		重大事故等の対応に	監視パラメータ (計器)		壬順書		重大事故等の対応に	影相パラメーカ (計界)	【柏崎 6/7, 東海第二
9対応手順		the description of the state of	(1) フロントライン系a. 代替格納容器ス	故障時の プレイ	を防止するための対応手順 の対応手順		(1) 7 a.	原子炉格納容器の破損を防止する ロントライン系故障時の対応手順 格納容器代替スプレイ		对応手順	30LDC-177-7 (81-007	対応手段における! 視計器の相違
原子炉格納容率	器内の放射線量	格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (S/C) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (S/C)			原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	事故時核	操作要領書「シピアアクシデント」 - 1 」		м 	A - 格納容器雰囲気放射線モニタ(ドライウェル) B - 格納容器雰囲気放射線モニタ(ドライウェル)	
		原子炉圧力容器温度 ・原子炉圧力容器温度 格納容器内圧力 (D/F)			原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	「消火オ	ドンプまたは補助消火ポンプ		原子炉格納容器内の放射線量率	A - 格納容器雰囲気放射線モニタ(サブレッション・チェ ンパ) B - 格納容器雰囲気放射線モニタ(サブレッション・チェ ンパ)	
		格納容器内圧力 (S/C) ドライウェル雰囲気温度 サブレッション・チェンバ気体温度	_	判	原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力 サプレッション・チェンバ圧力	-			原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度(SA)	
東 東 原子炉格納容	器内の水位	サブレッション・チェンバ・ブール水位		斯 基準	原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度 サブレッション・チェンバ雰囲気温度	-		判断	原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力(SA) サブレッション・チェンバ圧力(SA)	
電源		M/C C 相近 M/C D 相近 P/C C-1 相用 P/C D-1 福井			電源	M/C 2 D電圧 P/C 2 D電圧 声波2022	-		基準	原子炉格納容器内の温度	ドライウェル温度(SA)	
do Silo Anto Alla Control Cont		直流 125V 主母線整 A 電片 直流 125V 主母線整 B 電片 復水貯蔵槽水位 (5A)	非常時運転手順書Ⅲ (シビアアカシボント)		水源の確保	追流125V主持縁整2B電圧 ろ過水貯蔵タンク水位					C - メタクラ母線電圧D - メタクラ母線電圧	
	器内の圧力	復水貯蔵槽水位 (SA)	(シピアアクシテント) 「除熱−1」等 AM設備別操作手順書		原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力 サブレッション・チェンバ圧力					C ー ロードセンタ母線電圧 D ー ロードセンタ母線電圧 A ー 補助消火水槽水位	
操		ドライウェル雰囲気温度 サブレッション・チェンパ気体温度			原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度				水源の確保	B - 補助消失水槽水位 ろ過水タンク水位 ドライウェル圧力(SA)	
		サプレッション・チェンバ・ブール水位 復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)				サノレッション・デェンハ券曲気温度	-			原十炉格桝谷器内の圧刀	サプレッション・チェンバ圧力(SA)	
		ディーゼル駆動消火ポンプ吐出圧力 ろ過水タンク水位			原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位				原子炉格納容器内の温度	サブレッション・チェンバ温度(SA) ドライウェル温度(SA)	
水源の確保		,		操作	原子炉格納容器への注水量	残留熱除去系系統流量			操	原子炉格納容器内の水位	サブレッション・プール水位(SA)	
							-		"	原子炉格納容器への注水量	RPV/PCV注入流量	
					補機監視機能	消火系ポンプ吐出ヘッダ圧力				補機監視機能	A - 消火ポンプ出口圧力 B - 消火ポンプ出口圧力	
					水源の確保	ろ過水貯蔵タンク水位				水源の確保	A - 補助消火水槽水位 B - 補助消火水槽水位 ろ過水タンク水位	
	東大事私等の を要となる監 の対応手順 原子が格納容 原子が格納容 原子が格納容 原子が格納容 電源 水源の確保 原子が格納容 原子が格納容 原子が格納容 原子が格納容 原子が格納容 原子が格納容 原子が格納容 原子が格納容	東子が、東京の対応に 必要となる監視項目 対応手順 原子が移納容器内の放射線量 原子が移納容器内の放射線量 原子が移納容器内の温度 原子が移納容器内の温度 原子が移納容器内の温度 原子が移納容器内の温度 原子が移納容器内の水位 電源 水源の確保 原子が移納容器内の正力 原子が移納容器内の正力 原子が移納容器内の正力 原子が移納容器内の正対 原子が移納容器内の不位 原子が移納容器内の水位 原子が移納容器内の水位 原子が移納容器内の水位 原子が移納容器内の水位 原子が移納容器内の水位 原子が移納容器への注水最 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	歴史となる監視項目 歴史となる監視項目 「協力が各補容器内の放射線量 格納密器内雰囲気放射線レベル(A) (5/C) 格納密器内雰囲気放射線レベル(A) (5/C) 格納密器内雰囲気放射線レベル(B) (1/C) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (5/C) 原子炉圧力容器は度 原子炉圧力容器は度 原子炉圧力容器は度 原子炉圧力容器は度 原子炉圧力容器は度 原子炉水納容器内の正力 格納容器内圧力 (5/C) ドライウェル雰囲気温度 サブレッション・チェンバ、は体温度 サブレッション・チェンバ、ブール水位 加た C 電圧 加た D地圧 P/C C-1 電圧 直流 1257 主母科整名 電圧 直流 1257 主母科整名 電圧 直流 1257 主母科整名 電圧 直流 1257 生母科整名 医電圧 原子炉 を納容器内に力 (5/C) 格納容器内圧力 (5/C) 原子が格納容器内の配度 ドライウェル雰囲気温度 サブレッション・チェンバ 気体温度 アプレッション・チェンバ 気体温度 水源の確保 である (後水管を増水化 (5A) ス過水タンク水位 格納容器内圧力 (5/C) ドライウェル雰囲気温度 サブレッション・チェンバ、ブール水位 原子が格納容器内の水位 サブレッション・チェンバ・ブール水位 原子が格納容器内の水位 サブレッション・チェンバ・ブール水位 原子が格納容器内の水位 サブレッション・チェンバ・ブール水位 原子が格納容器内の水位 後水補給水系減量 (PBR 8 系代替注水流量) 補機監視機能 ディーゼル駆動消火ボンブ吐出圧力	### ### ### ### ### ### ### ### ### ##	### ### ### ### ### ### ### ### ### ##	新大事機等の対応に 変更となる管理項目 変更がなら管理項目 変更がなら管理項目 1.6.2.2 原子が格神智のの登録と切止するための対応に 変更となる管理項目 1.6.2.2 原子が格神智の登録と切止するための対応手順 (1) フロントライン系が確認かりから予明 (1) フロントライン系が確認かりから予明 (1) フロントライン系が確認かけます。 代籍格納容認とブレイ (1) フロントライン系が確認かりから予明 (1) フロントライン系が確認が出てが必要的 (1) フロントライン系が確認が出てが必要的 (1) フロントライン系が確認を対応するための対応手順 (1) フロントライン系が確認を対応する (1) アクド格納容器内の放射線量 (1) アクド格納容器内の放射線量 (1) アク・中格納容器内の放射線量 (1) アクド格納容器内の放射線量 (1) アクド格納容器内の放射線量 (1) アクド格納容器内の放射線量 (1) アクド格納容器内の放射線量 (1) アクド格納容器内の放射線量 (1) アクド格納容器内の放射線量 (1) アクド格納容器内の直度 (1) アクド格納容器内の放射線量 (1) アクド格納容器内の放射線型 (1) アクド格納容器内の放射線量 (1) アクド格納容器内の放射線量 (1) アクド格納容器内の放射線型 (1) アクド格納容器内の放射線型 (1) アクド格納容器内の放射線型 (1) アクド格納容器内の放射線型 (1) アクド格納容器内の放射線型 (1) アクド格的容器内の放射線型 (1) アクド格的容器内の放射線型 (1) アクドネル (1) アクド格的容器内の直接 (1) アクド格的容器内の直接 (1) アクド格的容器内の直接 (1) アクド格的容器内の直接 (1) アクド格的容器内の直接 (1) アクド格的容器内の直接 (1) アクド格的容器内の正式 (1) アクド格的容易内の正式 (1) アクド格的容易内の正式 (1) アクド格的容易内の正式 (1) アクド格的容易内の正式 (1) アクド格的容易内の正式 (1) アクド格的容易内の正式 (1)	###	第2	### ### ### ### ### ### ### ### #### ####	### (15) 第2 日本	大学校の成立の	***

	/4.6.//	0 / 1 /3	炉 (2017. 12. 20 版)			事第二発電所(2018	3. 9. 10 /\(\infty\)	+			根原子力発電所		備考
見計器一覧(8/14)	•			監視計器一覧()	10/	<u>(15)</u>			監視計器一覧(10)	/]	15)		・設備及び運用の相
手順書		等の対応に る監視項H	監視パラメータ(計器)	手順書		重大事故等の対応に 必要となる監視項目	監視パラメータ (計器)		手順書		重大事故等の対応に 必要となる監視項目	監視パラメーク(計器)	【東海第二】 対応手段における
5.2.2 原子炉格納容器の破損を防止するための (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 代替格納容器スプレイ	9対応手順			(1) フロントライン系故a. 代替格納容器スフ	で障時の プレイ		「格納容器内へのスプレイ(淡水/海水)		1.6.2.2 原子炉格納容器の破損を防止する (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 格納容器代替スプレイ (d) 格納容器代替スプレイ系(可様型			(本/衛士)	視計器の相違
牧時運転操作手順書(シビアアクシデント) 1PV 制御」 2CV 制御」	原子炉格。率	州容器内の放射線量	格術容器内雰囲気放射線レベル(A) (D/W) 格術容器内雰囲気放射線レベル(A) (S/C) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (S/C)	(0) 刊替格剌谷益		原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)		事故時操作要領書(シビアアクシデント) 「除熱-1」 「除熱-2」	() 1- A		A 一格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウェル) B 一格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウェル) A - 格納容器雰囲気放射線モニタ (サブレッション・チェ	
設備別線作手順書 消防車による PCV スプレイ」 線なハザード対応手順	原子炉圧	力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 ・原子炉圧力容器下频部温度			原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度		A M設備別操作要領書 「大量送水車による格納容器スプレイ」 原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」		原子炉格納容器内の放射線量率	A THINGTON AUGUST # C-ア (リブレッション・チェンバ) B 格納容器雰囲気放射線モニタ (サブレッション・チェンバ)	
消防車による送水(格納容器スプレイ)」		内容器内の圧力	格納容器内圧力 (D/F) 格納容器内圧力 (S/C) ドライウェル雰囲気温度			原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力 サプレッション・チェンパ圧力				原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度(SA)	
	斯	内容器内の温度 内容器内の水位	サブレッション・チェンパ気体温度 サブレッション・チェンパ・ブール水位		判断基準		ドライウェル雰囲気温度			判断基	原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力(SA) サブレッション・チェンパ圧力(SA)	
	- N 1 N 1 N 1 N 1 N 1 N 1 N 1 N 1 N 1 N	FIREFER IVONE	M/C C 電圧			原子炉格納容器内の温度	サプレッション・チェンバ雰囲気温度			準	原子炉格納容器内の温度	サブレッション・チェンバ温度(SA) ドライウェル温度(SA)	
	電源		M/C D電圧 P/C C-1電圧 P/C D-1電圧 直流 125V 土母線盤 A電圧			電源	緊急用M/C電圧 緊急用P/C電圧 緊急用直流125V主母線盤電圧				原子炉格納容器内の水位	サブレッション・ブール水位(SA)	
			直流 125V 主母線盤 B 電圧 復水貯峻槽水位	非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「除熱-1」等		水源の確保	西側淡水貯水設備水位 代替淡水貯槽水位				電源	緊急用メタクラ電圧 SAロードセンタ母線電圧	
	水源の確	K	復水貯蔵槽水位(SA) 防火水槽 淡水貯水池	AM設備別操作手順書		原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力				水源の確保	輸谷貯水槽(西1) 輸谷貯水槽(西2)	
	原子炉格	n容器内の圧力	格納容器內圧力 (D/#) 格納容器內圧力 (S/C)			WELL THUST THE TAXALLY	サプレッション・チェンバ圧力				原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力(SA) サブレッション・チェンバ圧力(SA)	
	操 ——	内容器内の温度 内容器内の水位	ドライウェル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ気体温度 サプレッション・チェンバ・ブール 本位			原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ雰囲気温度				原子炉格納容器内の温度 原子炉格納容器内の水位	ドライウェル温度(SA)	
	原子炉格	内容器への注水量 機能	復水補給水系流量 (RHR B 系代特注水流量) 可搬型代替注水ポンプ吐出圧力		操作	原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位			操作	原子炉格納容器への注水量	サブレッション・ブール水位(SA) 格納容器代替スプレイ流量	
	水源の確	¥	防火水槽 淡水貯水池			原子炉格納容器への注水量	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量(常設 ライン用) 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量(可搬				補機監視機能	大量送水車ボンブ出口圧力	
							ライン用)				水源の確保	輸谷貯水槽 (西1) 輸谷貯水槽 (西2)	
						水源の確保	西侧淡水貯水設備水位 代替淡水貯槽水位	2					

柏崎刈羽原子力多	発電	所 6/7号	炉 (2017. 12. 20 版)			東湘	毎第二発電所(2013	8. 9. 18 版)			島村	艮原子力発電所	2 号炉	備考
規計器一覧 (9/14)				<u> </u>	監視計器一覧(11/	<u></u>		監視	計器一覧(11/	/ 1	5)		・設備及び運用の相
手順表 6.2.2 原子炉格納容器の酸料を防止するための (1) フロントライン系放障時の対応干順 b. 格納容器代勢除熱)対応手順	重大事故等の対応に 必要となる監視項目 傾	監視パラメータ(計器)		(1) フロントライン系 b. 格納容器代替除	改障時σ 熱		監視パラメータ (計器)	(1) 7 b.	手順書 原子炉格納容器の破損を防止する ロントライン系故障時の対応手順 格納容器代替除熱			監視パラメーク (計器)	【柏崎 6/7, 東海第二 対応手段における 視計器の相違
放時運転操作手順書(シビアアクシデント) RPY 制御」 PCV 制御」 設備別操作手順書		原了炉格納容器内の放射線量率	格納容器内奈則気放射線レベル(A) (D/W) 格納容器内奈則気放射線レベル(A) (S/C) 格納容器内奈則気放射線レベル(B) (D/W) 格納容器内奈朗気放射線レベル(B) (S/C)		(a) ドライウェル	内ガス》	令却装置による原子炉格納容器内の 原子炉格納容器内の放射線量 率	D代替除熟 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	事故時持 「除熱- 「除熱-	ドライウェル冷却系による原子炉 操作要領書(シビアアクシデント) - 1」			A-格納容器雰囲気放射線モニタ(ドライウェル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ(ドライウェル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ(ドライウェル)	
DW クーラ代替除熱(RCW-A 系)」 DW クーラ代替除熱(RCW-B 系)」		原子炉圧力容器内の温度	原了炉圧力容器温度				原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度		即原件を報告		原子炉格納容器内の放射線量率	ンパ) B - 格納容器雰囲気放射線モニタ(サブレッション・チェ ンパ)	
	判断基	電源	M/C C電圧 M/C D電圧 P/C C-1電圧 P/C C-1電圧 直流 125V 主母線整 A電車: 直流 125V 主母線整 A電車:			判断基準	電源	M/C 2 C電圧 P/C 2 C電圧 M/C 2 D電圧 P/C 2 D電圧 直流125V主母線盤 2 A電圧 直流125V主母線盤 2 B電圧			判断基準	原子炉圧力容器内の温度電源	原子炉圧力容器温度(SA) Cーメタクラ母線電圧 Dーメタクラ母線電圧 Cーロードセンタ母線電圧 Dーロードセンタ母線電圧	
	準	原子炉格納容器内の圧力	格納容器內圧力 (D/K) 格納容器內圧力 (S/C)		非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント)		原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力 サプレッション・チェンバ圧力				原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力(SA) サブレッション・チェンバ圧力(SA)	
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度 サプレッション・チェンパ気休温度		「除熱-1」等 AM設備別操作手順書		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度 サプレッション・チェンパ雰囲気温度				原子炉格納容器内の温度	サプレッション・チェンパ温度(SA) ドライウェル温度(SA) 原子炉補機冷却ポンプ出口圧力	
		補機監視機能	原了炉補機冷却水系(4)系統流量	-			補機監視機能	M/C 2B-2電圧 P/C 2B-2電圧 原子炉補機冷却系ポンプ吐出ヘッダ圧力				補機監視機能 原子炉格納容器内の圧力	原子炉補機冷却系常用流散 ドライウェル圧力(SA) サブレッション・チェンバ圧力(SA)	
		THE TAX MALE DISCORD.	原子炉補機冷却水采(B)系統流量				原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力 サプレッション・チェンパ圧力			操作	原子炉格納容器内の温度	サプレッション・チェンバ温度(SA) ドライウェル温度(SA)	
		原子炉格納容器内の圧力	格納容器內圧力(D/R) 格納容器內圧力(S/C)			操作	原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度 サブレッション・チェンパ雰囲気温度				補機監視機能	I − 原子炉補機合却水ポンプ出口圧力 Ⅱ − 原子炉補機合却水ポンプ出口圧力	
	操作	原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度 サブレッション・チェンバ気体温度				補機監視機能	原子炉補機冷却系ポンプ吐出ヘッダ圧力						
		補機監視機能	原子炉補機冷却水系(A)系被流量 原子炉補機冷却水系(B)系被流量											

——柏崎刈羽原子力 ———	J発電	I所 6/7号	炉 (2017. 12. 20 版)		東海	毎第二発電所(201	8. 9. 18 版)			島村		2 号炉	備考
視計器一覧(10/14	4)			監視計器一覧	(12/	<u> </u>		竪	直視計器一覧(12	<u>/</u> 1	15)		・設備及び運用の相
手順書		重大事故等の対応に	監視パラメータ(計器)	手順書		重大事故等の対応に 必要となる監視項目	監視パラメータ (計器)		手順書		重大事故等の対応に 必要となる監視項目	監視パラメータ (計器)	【柏崎 6/7, 東海第二
	こめの対応手	必要となる監視項目	監視ハフスーク(計画)	(2) サポート系故障 a. 復旧	時の対応	を防止するための対応手順 手順 复旧後の原子炉格納容器内へのスス	711	(6.2.2 原子炉格納容器の破損を防止する 2) サポート系故障時の対応手順 a.復旧 (a) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉				対応手段における 視計器の相違
)	原子炉格納容器内の放射線量 率	格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (D/B) 格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (S/C) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (D/B) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (S/C)			原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ(D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ(S/C)		放時操作要領書 (シビアアクシデント) 除熱 - 1 除熱 - 2 M設備別操作要領書			A - 格納容器雰囲気放射線モニタ(ドライウェル) B - 格納容器雰囲気放射線モニタ(ドライウェル) A - 格納容器雰囲気放射線モニタ(サライウェル)	
M 設備別操作手順書 「RIIR (B) による PCV スプレイ」		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度			原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度		M成価別操作要報者 RHRによる格納容器除熱」		原子炉格納容器内の放射線量率	ンパ) B - 格納容器雰囲気放射線モニタ(サブレッション・チェ ンパ)	
		原子炉格納容器内の圧力	格納容器內圧力 (D/W) 格納容器內圧力 (S/C)	_		原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力 サプレッション・チェンバ圧力				原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度(SA)	
	判断基準	原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度 サブレッション・チェンパ気体温度	_		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度				原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力 (SA) サブレッション・チェンバ圧力 (SA)	
		原子炉格納容器内の水位 補機監視機能	サプレッション・チェンバ・ブール水位 原子炉補機治却水系(B)系統液量		判断基準		サプレッション・チェンバ雰囲気温度			判断基準	原子炉格納容器内の温度	ドライウェル温度 (SA) サブレッション・チェンバ温度 (SA)	
		1H 138-2m, 170-138-112	残留熱除去系熱交換器(B)人口冷却水流量 M/C C電圧	-	雑	水源の確保	サプレッション・プール水位				原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位(SA)	
		電源	M/C D電圧 P/C C-1電圧 P/C D-1電圧 直液 125v 中月線盤 A 電圧 直液 125v 土料線盤 B電圧	非常時運転手順書Ⅲ		最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系海水系系統流量 緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器) 緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機) M/C 2 C電圧				最終ヒートシンクの確保	I - 原子好補機合却水ボンブ出口圧力 II - 原子好補機合却水ボンブ出口圧力 A - 残留熱療去素整交機器合却水流量 B - 残留熱除去素整交機器冷却水流量	
		原子炉格納容器内の圧力	格納容器內圧力 (b/m) 格納容器內圧力 (S/C)	(シビアアクシデント 「除熱−1」等 - AM設備別操作手順書		電源	P/C 2 C電圧 M/C 2 D電圧 P/C 2 D電圧 P/C 2 B電圧 聚急用M/C電圧 聚急用M/C電圧				電源	Cーメタクラ母線電圧 Dーメタクラ母線電圧 C ーロードセンタ母線電圧 Dーロードセンタ母線電圧	
	操作	原子炉格納容器内の温度原子炉格納容器への注水量	ドライウェル雰囲気温度 サブレッション・チェンパ気体温度 機留熱除去系(B)系統流量				緊急用P/C電圧 直流125V主母線盤2A電圧 直流125V主母線盤2B電圧 緊急用直流125V主母線盤電圧				原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力 (SA) サブレッション・チェンバ圧力 (SA)	
		補機監視機能 原子炉格納容器内の水位	残留熱除去系ポンプ(B)吐出圧力 サプレッション・チェンバ・ブール水位			原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力 サブレッション・チェンバ圧力				原子炉格納容器内の温度	ドライウェル温度 (SA) サブレッション・チェンバ温度 (SA)	
		200 J. Hamilton But 3 - 22 - 10 - 1	777777			原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度 サブレッション・チェンパ雰囲気温度			操作	原子炉格納容器への注水量	A - 残留熱除去ポンプ出口流量 B - 残留熱除去ポンプ出口流量	
					操作	原子炉格納容器への注水量	残留熱除去系系統流量				補機監視機能	A 一残留熱除去ポンプ出口圧力 B 一残留熱除去ポンプ出口圧力	
					作		次 田				原子炉格納容器内の水位	サブレッション・ブール木位 (SA)	
						補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力						
						水源の確保	サプレッション・プール水位						

)ı	炉 (2017. 12. 20 版)				毎第二発電所(201	0. 9. 10 /l/X/				2 7 7 7	備考
見計器一覧(11/14))				監視計器一覧(13/	<u> </u>		監視計器一覧(13	/ -	5)		・設備及び運用の相談
手順書		乗大事故等の対応に ※要したる際知道に	監視パラメータ(計器)	1	手順書		重大事故等の対応に 必要となる監視項目	監視パラメータ (計器)	手順書		重大事故等の対応に 必要となる監視項目	監視パラメータ(計器)	【柏崎 6/7, 東海第二
 5.2.2 原子炉格納容器の破損を防止するため (2) サポート系放障時の対応手順 	の対応手順	必要となる監視項目		+	(2) サポート系故障時		を防止するための対応手順 F順		1.6.2.2 原子炉格納容器の破損を防止する	るための			対応手段における
a. 後旧 数時運転操作手順書 (シピアアクシデント)			ドライウェル雰囲気温度	4	a. 復旧 (b) 残留熱除去	系復旧後	後のサプレッション・プールの除れ	熱	(2) サポート系故障時の対応手順a. 復旧(b) 残留熱除去系電源復旧後のサプ	レッショ	ン・プール水の除熱		視計器の相違
設備別操作手順書 RHR(A)による S/P 除熱」		原子炉格納容器内の温度	トフィリェルを囲え高度 サブレッション・チェンバ気体温度 サブレッション・チェンバ・ブール水温度 M/C C電圧				原子炉格納容器内の放射線量 率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	事故時操作要領書(シビアアクシデント) 「除熱-1」 「除熱-2」			A - 格納容器雰囲気放射線モニタ(ドライウェル) B - 格納容器雰囲気放射線モニタ(ドライウェル)	
/(R) (ε) (ε) (ε) (ε) (ε) (ε) (ε) (ε) (ε) (ε		電源	M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流 (25V 下)終盤 A 電圧				原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	AM設備別操作要領書 「RHRによる格納容器除熱」		原子炉格納容器内の放射線量率	A - 格納容器雰囲気放射線モニタ (サブレッション・チェ ンパ) B - 格納容器雰囲気放射線モニタ (サブレッション・チェ ンパ)	
	判断		直流 125V 主母線盤 B 電戶 残留熱除去系熱交換器(A)入口温度 毀留熱除去系熱交換器(B)入口温度 俟留熱除去系熱交換器(B)加口温度				原子炉格納容器内の温度	サプレッション・プール水温度 サプレッション・チェンバ雰囲気温度			原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度(SA)	
	基準		残留熱除去系熱交換器(B)出口温度 残留熱除去系(A)系統流量			判		M/C 2 C電圧 P/C 2 C電圧			原子炉格納容器内の温度	サプレッション・チェンパ温度(SA) サプレッション・プール水温度(SA)	
		最終ヒートシンクの確保				断基準	電源	M/C 2 D電圧 P/C 2 D電圧 緊急用M/C電圧 緊急用P/C電圧 直流125V主母線盤 2 A電圧 直流125V主母線盤 2 B電圧		判断基準	電源	C - メタクラ母線電圧 D - メタクラ母線電圧 C - ロードセンタ母線電圧 D - ロードセンタ母線電圧	
		原子炉格納容器内の水位	原于史書教を保施・助用日信理本温度 サプレッション・チェンバ・ブール水位		非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント)		最終ヒートシンクの確保	緊急用直流 125V 主母線盤電圧 残留熱除去系海水系系統流量 緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器) 緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機)			最終ヒートシンクの確保	I - 原子が補機冷却水ボンブ出口圧力 旧 - 原子が補機冷却水ボンブ出口圧力 A - 残留影納去系熱交機器冷却水流量 B - 残留影納去系熱交機器冷却水流量 I - R C W影交機器出口選更	
		原子炉格納容器内の温度	サブレッション・チェンバ・ブール水温度		「除熱-1」等 AM設備別操作手順書		水源の確保	サプレッション・プール水位			原子炉格納容器內の水位	Ⅱ-RCW熱交換器出口温度 サブレッション・ブール本位(SA)	
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ(A) 吐出圧力 残留熱除去系ポンプ(B) 吐出圧力 残留熱除去系熱交換器(A)入口温度				原子炉格納容器内の温度	サプレッション・プール水温度			原子炉格納容器の温度	サプレッション・プール水温度(SA)	
	165		交面的原式示於文教命(4)人口面皮 受留熱除去系熱交換器(8)人口固度 使智熱除去系熱交換器(4)出口逼度 使智熱除去系熱交換器(4)出口逼度 使智熱除去系(4)系統流量					残留熱除去系熱交換器入口温度			補機監視機能	A - 残解熱除去ポンプ出口圧力 B - 残解熱除去ポンプ出口圧力	
	作	最終ヒートシンクの確保				操	最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器出口温度				A 一 授留熱給去系熱交換器 人口温度 B 一 疾留熱給去系熱交換器 人口温度 A 一 残留熱除去系熱交換器 人口温度	
			效用热原达系统之效路(4)入口后却不加風 效阻熱原注系聚交換器(3)出口合却水温贵 原子炉補機合却水系熱交換器(3)出口合却水温度 原子炉補機合却水系熱交換器(3)出口合却水温度			作	原子炉格納容器への注水量	残留熱除去系系統流量		操作	最終ヒートシンクの確保	B - 残留影師去系熱交換器出口温度 Ⅰ - 原子伊浦機治却水ボンブ出ロ圧力 Ⅱ - 原子伊浦機治却水ボンブ出ロ圧力 A - 残留影師去系熱交換器治却水産量 B - 疾留影節去系熱交換器治力	
		原子炉格納容器内の水位	サプレッション・チェンバ・ブール水位				補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力				I − R C W熱交換器出口温度 II − R C W熱交換器出口温度	
			I.	1			水源の確保	サプレッション・プール水位			原子炉格納容器への注水量	A - 残留熱除去ポンプ出口流量 B - 残留熱除去ポンプ出口流量	
											原子炉格納容器内の水位	サプレッション・ブール 水位 (SA)	

プロトロン・ログログレ 1 27	光电		炉 (2017. 12. 20 版)			果乪	第二発電所(201	8.9.18 成)			四个	 根原子力発電所	2 方炉	備考
視計器一覧(12/14)			監視計器-	一覧(1	14/	15)		-	監視計器一覧(14	/]	<u> </u>		・設備及び運用の相談
手順書		重大事故等の対応に 必要となる監視項目	監視パラメータ (計器)	手順	÷		重大事故等の対応に 必要となる監視項目	監視パラメータ (計器)		手順書		重大事故等の対応に 必要となる監視項目	監視パラメータ(計器)	【柏崎 6/7, 東海第二
1.6.2.3 重大事故等対処設備(設計基準拡張) (1) 残留熱除広系(格納容器スプレイ冷却モ		5手順	1	1.6.2.3 設計 (1) 残留熱			こよる対応手順 プレイ冷却系)による原子炉格	納容器内へのスプレイ		1.6.2.3 重大事故等対処設備(設計基準 (1) 残留熱除去系(格納容器冷却モード	拡張)に	よる対応手順		対応手段における
事故時選転操作手順書(微候ベース) 「PCV 圧力制御」等		原子炉格納容器内の圧力	格納容器內圧力 (D/#) 格納容器內圧力 (S/C)				原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)		事放時操作要領書 (微候ベース) 「PCV圧力制御」 「D/W温度制御」) K-40		原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域)	視計器の相違
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ気体温度	_			201 1 19 July 24 HELL 1 22 201 [2]	原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域)		「S/C水位制御」 「PCV水素濃度制御」 事故時操作要領書(シピアアクシデント)		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)	
	判断基	原子炉格納容器内の水位	サブレッション・チェンバ・ブール水位 原子炉補機冷却水系(B)系統流量	-			原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力 サプレッション・チェンバ圧力		「除熱-1」 「除熱-2」		原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力 (SA) サプレッション・チェンバ圧力 (SA) ドライウェル湿度 (SA)	
	準	補機監視機能	原子中補機合却水系(C)系統流量 按開熱除去系熱交換器(B)入口給却水流量 按開熱除去系熱交換器(C)入口給却水流量	_			原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ雰囲気温度			判断	原子炉格納容器内の温度 原子炉格納容器内の水位	サブレッション・チェンバ温度 (SA) サブレッション・ブール水位 (SA)	_
		電線	M/C D電圧 M/C E電圧 P/C E-1電圧 函義 125V 主母線整 B電圧			判断基準	水源の確保	サプレッション・プール水位			進	最終ヒートシンクの確保	I - 原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力 Ⅱ - 原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力 A - 残留熱除去系熱交換器冷却水液量	
		原子炉格納容器内の圧力	直流 125V 主母線盤 C 電圧 格納容器内圧力 (D/W)	非常時運転手川			最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系海水系系統流量					B - 残留熱除去系熱交換器冷却水流量 C - メタクラ母線電圧	_
		原子炉格納容器内の温度	格納容器内圧力 (s/C) ドライウェル雰囲気温度 サブレッション・チェンバ気体温度	「PCV圧力制	御」等			M/C 2 C電圧 P/C 2 C電圧				電源	Dーメタクラ母線電圧 Cーロードセンタ母線電圧 Dーロードセンタ母線電圧	
	操作	原子炉格納容器への注水量	残留熱除去系(I)系統流量 残留熱除去系(C)系統流量	非常時運転手順 (シビアアクミ	デント)		電源	M/C 2 D電圧 P/C 2 D電圧 直流125V主母線盤 2 A電圧 直流125V主母線盤 2 B電圧				原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力 (SA) サブレッション・チェンバ圧力 (SA)	
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ(B) 吐出圧力 残留熱除去系ポンプ(C) 吐出圧力	AM設備別操作	手順書							原子炉格納容器内の温度	ドライウェル温度(SA) サブレッション・チェンバ温度(SA)	
	原子好格納容器内の水位 サブレッション・チェンバ・ブール水位	サブレッション・チェンバ・ブール水位	_			原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力 サプレッション・チェンバ圧力			操作	原子炉格納容器への注水量	A - 残留熱除去ポンプ出口流量 B - 残留熱除去ポンプ出口流量		
					原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ雰囲気温度				補機監視機能	A - 残留熱除去ポンプ出口圧力 B - 残留熱除去ポンプ出口圧力			
						操作	原子炉格納容器への注水量	残留熱除去系系統流量				原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位 (SA)	
							補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力						
							水源の確保	サプレッション・プール水位						

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版) 東海第二発電所 (2018.9.18版) 島根原子力発電所 2号炉 備考 監視計器一覧 (13/14) 監視計器一覧 (15/15) 監視計器一覧(15/15) ・設備及び運用の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 重大事故等の対応に 必要となる監視項目 重大事故等の対応に 必要となる監視項目 重大事故等の対応に 監視パラメータ (計器) 監視パラメータ(計器) 監視パラメータ(計器) 手順書 手順書 必要となる監視項目 対応手段における監 1.6.2.3 重大事故等対処設備(設計基準拡張)による対応手順 1.6.2.3 設計基準事故対処設備による対応手順 ・・プール水冷却モード)によるサブレッション・チェンバ・プールの除熱 1.6.2.3 重大事故等対処設備(設計基準拡張)による対応手順(2) 残留熱除去系(サブレッション・ブール水冷却モード)によるサブレッション・ブール水の除熱 (2) 残留熱除去系 (サプレッション・プール冷却系) によるサプレッション・プールの除熱 視計器の相違 ドライウェル雰囲気温度 「S/P 温度制御」等 原子炉格納容器内の温度 サプレッション・チェンバ気体温度 事故時操作要領書(徴候ベース) サプレッション・プール水温度 サプレッション・チェンバ雰囲気温度 サプレッション・チェンバ温度 (SA) サプレッション・プール水温度 (SA) 原子炉格納容器内の温度 「S/C温度制御 原子炉格納容器内の温度 M/C C電圧 M/C D 電圧 M/C E電圧 C - メタクラ母線電圧 D - メタクラ母線電圧 C - ロードセンタ母線電圧 D - ロードセンタ母線電圧 M/C 2C電圧 P/C C-1 電圧 P/C 2C電圧 M/C 2D電圧 雷源 宙源 P/C D-1 電圧 P/C E-1 電圧 電源 P/C 2D電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流125V主母線盤2A電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧 直流 125V 主母線盤 2 B電圧 I -原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力 直流 125V 主母線盤 C 電圧 II - 原子炉補機冷却水ボンプ出口圧力 A - 残留熱除去系熱交換器冷却水流量 B - 残留熱除去系熱交換器冷却水流量 残留熱除去系熱交換器(A)入口温度 最終ヒートシンクの確保 残留熱除去系熱交換器(B)人口温度 最終ヒートシンクの確保 残留熱除去系海水系系統流量 I −R CW熱交換器出口温度 II −R CW熱交換器出口温度 残留熟除去系熱交換器(C) 入口温度 残留熱除去系熱交換器(A)出口温度 非常時運転手順書Ⅱ 残留熱除去系熱交換器(B)出□温度 (徴候ベース) 残留熱除去系熱交換器(C)出口温度 水源の確保 サプレッション・プール水位 残留熱除去系(A)系統流量 「S/P温度制御」等 原子炉格納容器内の水位 サプレッション・プール水位(SA) 残留熟除去系(R)系統流量 残留熱除去系(C)系統流量 非常時運転手順書Ⅲ 最終ヒートシンクの確保 原子炉補機冷却水系(A)系統流量 原子炉格納容器内の温度 サプレッション・プール水温度 (SA) 原子炉格納容器内の温度 サプレッション・プール水温度 (シビアアクシデント) 原子炉補機冷却水系(B)系統流量 「除熱-1」等 原子炉補機冷却水系(C)系統流量 A-残留熱除去ポンプ出口圧力 B-残留熱除去ポンプ出口圧力 残留熱除去系熱交換器(A)人口冷却水流量 補機監視機能 AM設備別操作手順書 残留熱除去系熱交換器入口温度 残留熱除去系熱交換器(B)人口冷却水流量 最終ヒートシンクの確保 残留熱除去系熱交換器出口温度 残留熱除去系熱交換器(C)入口冷却水流量 A 一残留熱除去系熱交換器入口温度 B 一残留熱除去系熱交換器入口温度 A 一残留熱除去系熱交換器出口温度 B 一残留熱除去系熱交換器出口温度 B 一環部熱除去ボンブ出口流量 I 一原子炉補機冷却水ボンブ出口圧力 II 一原子炉補機冷却水ボンブ出口圧力 B 一类質熱除去系熱交換器冷却水流量 B 一度質熱除去系熱交換器冷却水流量 I 一 R C W 教を總出口温度 原子炉補機希却水系熱交換器(A)出口希却水温度 原子炉補機希却水系熱交換器(B)出口冷却水温度 原子炉補機冷却水系熱交換器(C)出口冷却水温度 原子炉格納容器への注水量 残留熱除去系系統流量 サプレッション・チェンバ・プール水位 原子炉格納容器内の水位 最終ヒートシンクの確保 補機監視機能 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 I-RCW熱交換器出口温度 II-RCW熱交換器出口温度 水源の確保 サプレッション・プール水位 原子炉格納容器内の水位 サプレッション・プール本位 (SA) 監視計器一覧(14/14) 重大事故等の対応に 手順書 監視パラメータ (計器) 必要となる監視項目 1.6.2.3 重大事故等対処設備(設計基準拡張)による対応手順 (2) 残留熱除上系(サプレッション・チェンバ・ブール水治却モード)によるサプレッション・チェンバ・ブールの除熱 事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 原子炉格納容器内の温度 サブレッション・チェンバ・プール水温度 「S/P 温度制御」等 残留熱除去系ポンプ(A)吐出圧力 補機監視機能 残留熱除去系ポンプ(B)吐出圧力 残留熱除去系ポンプ(C)吐出圧力 残留熱除去系熱交換器(A)入□温度 残留熱除去系熱交換器(B)人口温度 母母執除去多熱交換器(C) 入口温度 残留熱除去系熱交換器(A)出口温度 残留熱除去系熱交換器(B)出口温度 残留熱除去系熱交換器(C)川口温度 残留熱除去系(A)系統流量 残留熱除去系(B)系統流量 残留熱除去系(C)系統流量 最終ヒートシンクの確保 原子炉補機冷却水系(A)系統流量 原子炉補機冷却水系(B)系統流量 原子炉補機冷却水系(C)系統流量 残留熱除去系熱交換器(A)人口冷却水流量 残留熱除去系熱交換器(B)入口治却水流量 残留熱除去系熱交換器(C)入口冷却水流量 原子炉補機冷却水系熱交換器(A)出口冷却水温度 原子炉補機冷却水系熱交換器(B)出口冷却水温度 原子炉補機冷却水系熱交換器(0)出口冷却水温度 原子炉格納容器内の水位 サプレッション・チェンバ・プール水位

柏崎刈羽原子力	D発電所 6/7号	炉 (2017. 12. 20 版)	東	頁海第二発電所(2018.9	9. 18 版)	Ē	島根原子力発電所 :	2 号炉	備考
第1.6.3表 審查	基準における要求事	事項ごとの給電対象設備	第1.6-3表	審査基準における要求事	事項ごとの給電対象設備	第1.6-3表 審	査基準における要求	事項毎の給電対象設備	・設備の相違
		給電元	対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線	対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線	【柏崎 6/7, 東海第二
対象条文	供給対象設備 後水移送ボンプ	給電母線 常設代替交流電源設備				[1.6]		常設代替交流電源設備	対応手段の違いに
子炉格納容器内の冷却等のための手順等		可搬型代替交流電源設備		常設低圧代替注水系ポンプ	常設代替交流電源設備可搬型代替交流電源設備	原子炉格納容器内の冷却等のための手順等	低圧原子炉代替注水ポンプ		る給電対象設備の相
		MCC C 系 AM 用 MCC			緊急用 P / C 常設代替交流電源設備			SA-L/C 常設代替交流電源設備	
	復水補給水系介	常設代替交流電源設備		低圧代替注水系 弁	可搬型代替交流電源設備 緊急用モータコントロールセンタ		低圧原子炉代替注水系弁	南 政1(官文/J. 电/J. 权)图	
		可撥型代替交流電源設備		Produces A Feb Important A I	(以下「モータコントロールセン タ」を「MCC」という。)			SA-C/C	
		MCC C 系 MCC D 系(6 号炉のみ) AM 用 MCC			常設代替交流電源設備			常設代替交流電源設備	
	残留熱除去系ポンプ			代替格納容器スプレイ冷却系 弁	可搬型代替交流電源設備 緊急用M C C		残留熱除去ポンプ	M∕C C系	
		常設代替交流電源設備 M/C C 系	【1.6】 原子炉格納容器内の冷却等の		常設代替交流電源設備			M/C D系	
		M/C D 系	ための手順等	残留熱除去系ポンプ	緊急用M/C M/C 2 C			常設代替交流電源設備	
	残留熱除去系弁	常設代粹交流電源設備 可搬型代替交流電源設備			M/C 2D			可搬型代替交流電源設備	
		MCC C 系			常設代替交流電源設備可搬型代替交流電源設備		残留熱除去系弁	C/C C系	
		MCC D 系 AM 用 MCC		残留熱除去系 弁	緊急用MCC MCC 2C系			C/C D系	
	中央制御室監視計器類	常設代替交流電源設備			MCC 2D系 常設代替交流電源設備			SA-C/C	-
	1 大明卿卫加での協利	可撒型代替交流電源設備		中央制御室監視計器類	可搬型代替交流電源設備 直流125V主母線盤 2 A			常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備	
		計測用 A 系電源 計測用 B 系電源			直流125V主母線盤2B 緊急用直流125V主母線盤		中央制御室監視計器類		
		110-00 0 - ANGERE						計装C/C C系 計装C/C D系	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)

第1.6.4表 原子炉格納容器内へのスプレイ起動,停止の 判断基準

(炉心の著しい損傷を防止するための対応)

		スプレイ起動の判断基準	代替格納容器 スプレイ	RHRによる スプレイ	スプリ	レイ停止の判断基準
	P C	格納容器内圧力(D/W)指示値が 13.7kPa[gage]以上で,原子炉水位 指示値が-2880mm以下を経験した場合	D/W S/P	D/W S/P		
炉心の	V 圧 力 制	格納容器内圧力(S/C)指示値が 13.7kPa[gage]以上の場合	_	S/P		下のいずれかの条件で
著しい損	御	格納容器内圧力(S/C)指示値が 以上の場合	D/₩ ^{∰3} S/P ^{∰3}	D/W S/P	制 御 ・格線 が1	プレイを停止する。 内容器内圧力(S/C)指示値 3.7kPa[gage]以下まで
傷を防止する	S / P 温度制御	ドライウェル雰囲気温度指示値が に到達し、格納容器内圧力(D/W) 指示値が13.7kPa[gage]以上の場合	D/\#*4	D/W	度制・サラ	ドした場合 パレッション・チェンバ 本温度指示値が <u></u> 以下 で低下した場合
ための対応		サブレッション・チェンパ気体温 度指示値が 以上の場合	S/P ^{₩5}	S/P	制プー	プレッション・チェンバ・ -ル水位指示値が 0m ^{※2} 以上の場合
		サプレッション・チェンパ・プール 水位指示値が7.2m ²⁵ 以上で。 格納容器内圧力(D/W)指示値が 13.7kPa[gage]以上の場合	D/**6	D/W		

- ※1:LOCA時, 真空破壊弁の機能喪失前に格納容器圧力を低下させ、D/WとS/Pの圧力を平衡にする。
- ※3:原子炉格納容器外からの注水によるS/P水位上昇を抑制するため、代替格納容器スプレイの場合は180kPa[gage]で実施する。
- ※4:原子炉格納容器外からの注水によるS/P水位上昇を抑制するため、代替格納容器スプレイの場合は171℃で実施する。
- ※5:原子炉格納容器外からの注水によるS/P水位上昇を抑制するため、代替格納容器スプレイの場合は104℃で実施する。
- ※6:原子炉格納容器外からの注水によるS/P水位上昇を抑制するため、代替格納容器スプレイの場合は_____で実施する。

東海第二発電所 (2018.9.18版)

第1.6-4表 原子炉格納容器内へのスプレイ起動,停止の 判断基準

(炉心の著しい損傷防止のための対応)

	手順音	双子が移動容器内へのスプレイ起動 の刊数温準	代替教教容器 スプレイによる 原子炉格納容器内へのス プレイ ^{キ4} (外部水器)	残留熱除去系 による原子炉格納容器内 へのスプレイ (内部水脈)	手順書	原子部移納客器内へのスプレイ停止 の判断基準
		ドライウニル圧力指示弦が 13、7a Pa [gage] 以上で、原子炉水位(広帯板)指示値で- 3、790m(原子炉水位L I) 大調を経験し原子炉水位(燃料板)指示値で-1、118m(原子炉水位L O)以上比離終されている場合	D/W	D/W, S/C		
炉心の著しい損傷防止のための対応	非 P 常 C 時 V 運	サブレッション・チェンバ圧力差示値が 13. TaPa [gage] 以上で, 24 時間離続した場合	-	s/c	P	
	> 圧力制御	サブレッション・チェンパ圧力数示値が 99kPs [gage] 以上で,31時間継続した場合	-	D/W, S/C	C V E D	
		サブレッション・チェンパ圧力指示値が 24 kg [gage] (6. 原形) 以上の場合	-	D/W, S/C	D	以下のいずれかの条件でスプレイを停止する。
		サブレッション・チェンパ圧力指示値が 27%Pa [gage] (6.9%) 以上の場合 ^{8.1}	D/W	(D/W, S/C継続)	· · · · · · · · · ·	・サブレッション・チェンバ圧力推示能が13.7km [gage] 未満まで終下した ・ドライウェル内ガス冷却装置戻り温度推示値が65℃以下かつドライウェル
	「非常時選帳手順高Ⅱ」 D/W温度規御 S/P温度規御	ドライウェル雰囲気温度粉示値が17F℃に発達した場合	D/W	D/W	S/P品度制制	気温度排示値が 64℃以下 ・デブレッション・チェンパ雰囲気温度指示値が 82℃未満まで低下した場合 ・デブレッション・デール水砂性示値が+8.5m 以上の場合
		サブレッション・チェンパ雰囲気温度指示値が10fでに倒達した場合や1	S/C**	s/c	御·S/P水位制御	
	「非常時選帳手順書Ⅱ」。 S/P水位制御	サブレッション・ブール·水及蒸売報が+4. Qu に別走した場合	D/W	D/W	at gr	

※3: デブレッション・チェンバ空間部を信果的に接着するため、直接デブレッション・チェンバスでは、おすず棒等等の側を性を検討するか、直接デブレッション・チェンバスブレを実施する。 かは、我国際的広系によるボデザ車制容器内へのスプレイが実施するない場合、代替制物容器メブレイによるボデギ棒納容器内へのスプレイを実施するが、消水表皮が維水系によるボデザ棒が容器内へのスプレイを実施するが、消水系皮が維維系派によるボデザ棒が終空部へのアンイイにある。

島根原子力発電所 2号炉

第1.6-4表 原子炉格納容器内へのスプレイ起動,停止の

判断基準

(炉心の著しい損傷を防止するための対応)

		and a second or	Mark changes to the			スプレイ停止の	の判断基準
		スプレイ起動の 判断基準	格納容器代替 スプレイ ^{※2. ※3}	RHRによる スプレイ		格納容器代替 スプレイ	RHRによる スプレイ
		ドライウェル圧力指示値が 13.7 kPa [gage] 以上で原子炉 水位指示値がL-1(-381cm) 以下を経験し、かつL-0(- 539cm)以上で安定している場合	-	①D/W ②S/C			
が心の著しい損傷を防止するための対応 -		サブレッション・チェンバ圧力 指示値が 13.7 kPa[gage] 以上 で、24 時間継続した場合	-	s/c			
	PCV圧力制御	サブレッション・チェンバ圧力 指示値が 98 kPa[gage]以上で 24 時間継続した場合	_	①D/W ②S/C	PCV圧力制御	ドライウェル圧力が 334kPa[gage]以下ま で低下した場合	ドライウェル圧力又は サブレッション・チェン バ圧が 13.7 kPa [sase]以下まで低下し た場合
		サプレッション・チェンバ圧力 指示値が 245 kPa[gage]以上の 場合	_	①D/W ②S/C			
		サブレッション・チェンバ圧力 指示値が 384 kPa[gage]以上 ^{#1} の場合	①D/W ②S/C ^{*4}	①D/W ②S/C			
	S/C温	ドライウェル温度指示値が 171 ℃に接近した場合	①D/W ②S/C ^{®4}	D/W	S/C温度制御	ドライウェル温度指 示値が 150 ℃ 以下 まで低下した場合	ドライウェル冷却器入 ロガス温度 60℃未満か つドライウェル温度 (后 所) 65℃未満まで低下し た場合
	温度制御	サプレッション・チェンバ温度 指示値が 104 ℃に到達前	-	s/c	度制御御	_	サプレッション・チェン バ温度指示値が 65℃未 満まで低下した場合
	S/C水位制御	サブレッション・ブール水位指 示値が通常水位+1.29 m以上の 場合	-	D/W	S/C水位制御	サプレッション・プ ール水位指示値が通 常水位+ 1,29 m以上 の場合	_

① ②は優先順位を示す。

- ※1:残留熱除去系(格納容器冷却モード)が1系統のみ使用可能であり、残留熱除去系(低圧注水モード)により、発電用原子炉の冷却を実施している 場合は、サプレッション・チェンパ圧力指示値が 245kPa[gage]到達時であっても、発電用原子炉の冷却を優先するが、サプレッション 力指示値が 384 kPa[gage] (0.94d)以上の場合は、残留熱除去系 (低圧注水モード) による発電用原子炉の冷却を停止し、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を実施することにより、原子炉格納容器の健全性を維持する。
- ※2:残留熱除去系又は残留熱代替除去系による原子炉格納容器内へのスプレイが実施できない場合、格納容器代替スプレイによる原子炉格納容器内への スプレイを宝施する.
- ※3:外部水源からの注水を抑制する観点から間欠スプレイとする。
- ※4:復水輸送系,消火系による格納容器内へのスプレイに限る。

備考

運用の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根2号炉は, S/ C温度104℃でのスプレ イ実施基準について, 解析結果より温度制御 することができず,格 納容器ベント実施が早 期となることから,基 準としていない。S/ P水位指示値が通常水 位+1.29m でのスプレ イ実施基準について は,格納容器代替スプ レイの停止基準である ため、基準としていな V)

格納容器代替スプレ イ起動の判断基準につ いては,外部注水を極 力抑えて格納容器ベン ト実施までの時間を確 保するため、S/C圧 力指示値が384kPa

[gege] 以上又はD/ W温度指示値が171℃に 接近した場合に実施す る。なお、S/CとD /Wが均圧するまでは D/W圧力よりS/C 圧力の方が高くなるこ と、S/Cのボトムに かかる圧力がプール水 の水頭圧を考慮すると PCVの中で一番大き くなることから, S/ C圧力に着目し判断基 準として定めている

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)

第1.6.5 表 原子炉格納容器内へのスプレイ起動,停止の 判断基準

(原子炉格納容器の破損を防止するための対応)

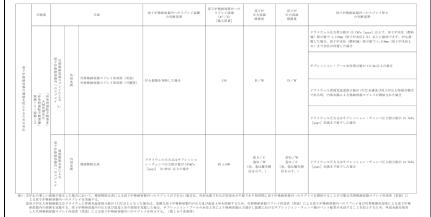
		スプレ	イ起動の判断基準	圧力容器 破損前	圧力容器 破損後		スプレ	イ停止の判断基準	スプレイ流量 (n*/h)
原防子		代替れて	格納容器内圧力(D/F) 又は格納容器内圧力(S/C) 指示値が465kPa[gage] 以上の場合 ⁶⁰⁰	①S/P ②D/W	①D/W ②S/P		代替格プ格	格納容器内圧力(0/年) 又は格納容器内圧力(S/C) 指示値が390kPa[gage] 以下の場合 ⁶⁶⁸	140
止するための対応炉格納容器の破損を	P C V 制 御	レ粉イ容器	ドライウェル雰囲気温度 指示値が190°C以上の場合	①S/P ②D/W	⊕D/W ②S/P	P C V 便 御	レ約 イ容 器	サプレッション・チェン バ・プール水位指示位が ***に到達した場合	140
		R スH プド レに イよる	格納容器内圧力(D/W) 又は格納容器内圧力(S/C) 指示値が180kPa[gage] 以上の場合	①S/P ②D/W	①0/% ②S/P		R II R I R I R I R I R I R I R I R I R	格納容器内圧力(D/W) 又は格納容器内圧力(S/C) 指示値が 13.7kPa[gage] 以下の場合	140
抑制するための対応 ※原子炉格納容器の過温を 1	P C V 記	代替格納容器	原了押圧力容器下規部温度 指示値が300°Cに知達した 場合	D/W	-	P C V 即	代替格納容器	-	70

- ①,②は優先順位を示す。
- ※1:原子炉圧力容器破損前に本機作を実施することで、格納容器温度の上昇を抑制し、透がし安全弁の環境条件を設和することができる。 ただし、本機作をしない場合であっても、評価上、原子炉圧力容器政部が破損に至るまでの間、速がし安全者は発電用原子炉の減圧 機体を抽除できる。
- ※2:外部からの注水を抑制する観点から間欠スプレイとする。
- ※3:S/P底面からの水位。

東海第二発電所 (2018.9.18版)

第1.6-5 表 原子炉格納容器内へのスプレイ起動,停止の 判断基準

(原子炉格納容器の破損を防止するための対応)



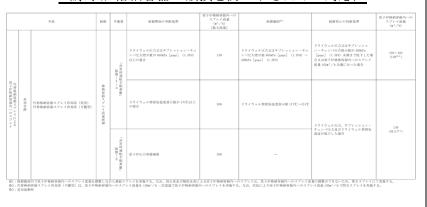
第1.6-6表 原子炉格納容器内へのスプレイ制御に関する 判断基準

(炉心の著しい損傷防止のための対応)

	手段	750.00	予期報	制御開始の判断基準	(0) (40) Hz ⁻¹	制御枠上の判断基準	原子が格納容器内への スプレイ波量 (m ² /b)
原子が接着容易パールインレイ 代接換的等級メデレイによる	性神楽経算スプレイ内製品(官談) 性対象経算及スプレイ内製品(官談)	EE 力制 脚	「非常時運転手順吾目」	サブレッション・チェンベ圧力性の超が27MPs [amps] 18.19D 以上の場合	サブレッション・キュンバEA指示医 2798/s [ese2] (0.990 ~217kh [ese2] (6.700	キプレッシュ・チェンパ巨力高高度がIRPs [see] (の、内を 本限させず した命分보版 アウル南京部ドースアプレイ 変更引 IRps・/しま 頃となった場合	(139°±1)
型1:周囲報用户 型2:代替格納名	当で原子炉停納容裕円へのスプレイ改量を調整 存額スプレイ治却素 (可模型) は、原子炉格納	しながら迷 容器内への	税スプレイ スプレイド	「を実施する。なお、株大和及び補給水系による別・ (最を 120m ⁹ /k 一定流量で除于炉格納容器内へのス	子が務納容器内へのスプレイは。原子が務納容器内へのス :プレイを実施する。なお、状況により原子が移納容器内	:フレイ改៍放の調整ができないため、間欠スプレイに へのスプレイ波量 130m²√h で買欠スプレイを実施す	CRR76,

第1.6-7表 原子炉格納容器内へのスプレイ制御に関する 判断基準

(原子炉格納容器の破損を防止するための対応)



島根原子力発電所 2号炉

第1.6-5表 原子炉格納容器内へのスプレイ起動,停止の 判断基準

(格納容器破損を防止するための対応)

	スプレイ起動の判断基準		圧力容器 圧力容器 ス 破損前 破損後 ス		スプレ	- イ停止の判断基準	スプレイ流量 (m³/h)		
			ドライウェル温度が 190℃	⊕D/W	⊕D/W			サブレッション・ブール 水位指示値が通常水位+ 1.29 mに到達した場合	
	除熱	格納容器	以上の場合**2	②S/C ^{#3}	②S/C**³		格納容器代替スプ	ドライウェル温度が 171 ℃ 以下の場合 ^{#2}	
防止去格納		格納容器代替スプレイ	ドライウェル圧力又はサブ	0.5 411		除熱	代替スプレイ	サプレッション・プール 水位指示値が通常水位+ 1.29 m に到達した場合	120
防止するための対応 格納容器破損を 格納容器破損を	1, 除熟.	レッション・チェンバ圧力 が 640kPa[gage]以上の場合	①D/W ②S/C*3	①D/W ②S/C#3	1, 除熱 2		ドライウェル圧力又は サプレッション・チェン パ圧力が 588kPa[gage] 以下の場合 ^{®2}		
		RHRによるスプレイ	ドライウェル圧力又はサプ レッション・チェンバ圧力 が 245kPa[gage]以上もしく はドライウェル温度が 17fで又はサプレッショ ン・チェンバ温度が 104℃の 場合	D/W S/C	D/W S/C		RHRによるスプレイ	ドライウェル圧力指示 値が 13.7 kPa[gage]未 満まで低下した場合	1218
抑制するための対応 原子炉格納容器の過温を	注水——3 a	格納容器代替スプレイ	原子が正力容器下鍵部温度 指示値が300℃に到達した 場合	D/W	_	注 水 3 a	格納容器代替スプレイ	ベデスタル木位が 2.4m に到達した場合	120

②は優先順位を示す。

- ※1:原子炉圧力容器破損前に本操作を実施することで、格納容器温度の上昇を抑制し、遙がし安全弁の環境条件を緩和することができる。ただし、本操作をしない場合であっても、評価上、原子炉圧力容器底部が破損に至るまでの間、遙がし安全弁は発電用原子炉の減圧機能を維持できる。
 ※2:外部からの注水を抑制する観点から間欠スプレイとする。
- ※3:復水輸送系,消火系による格納容器内へのスプレイに限る。

備考

・運用の相違 【東海第二】

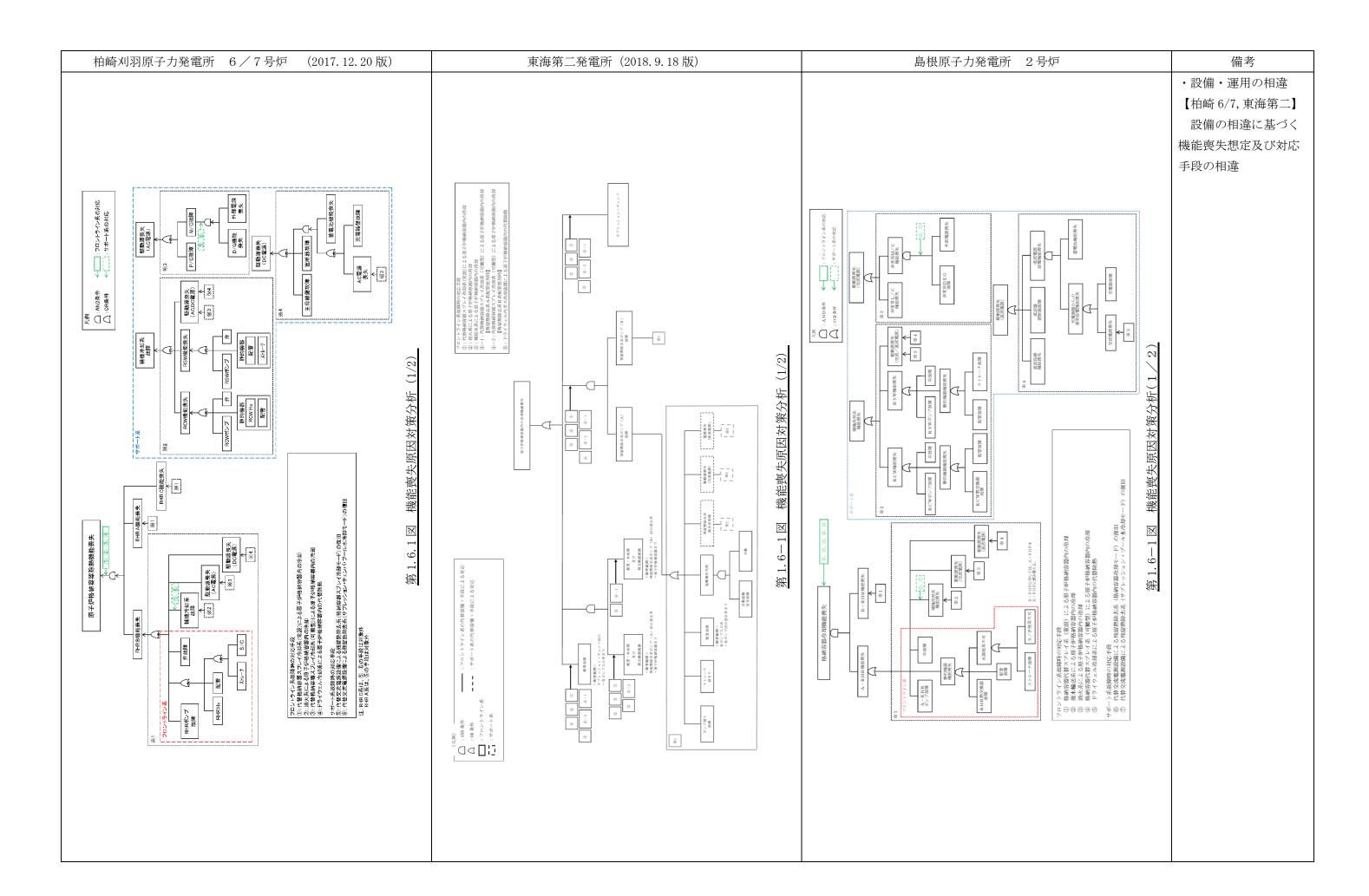
島根2号炉は、炉心 損傷起点ではなく、格 納容器内の温度、圧力 の基準及び原子炉圧力 容器の下鏡温度の基準 に応じてスプレイを実 施

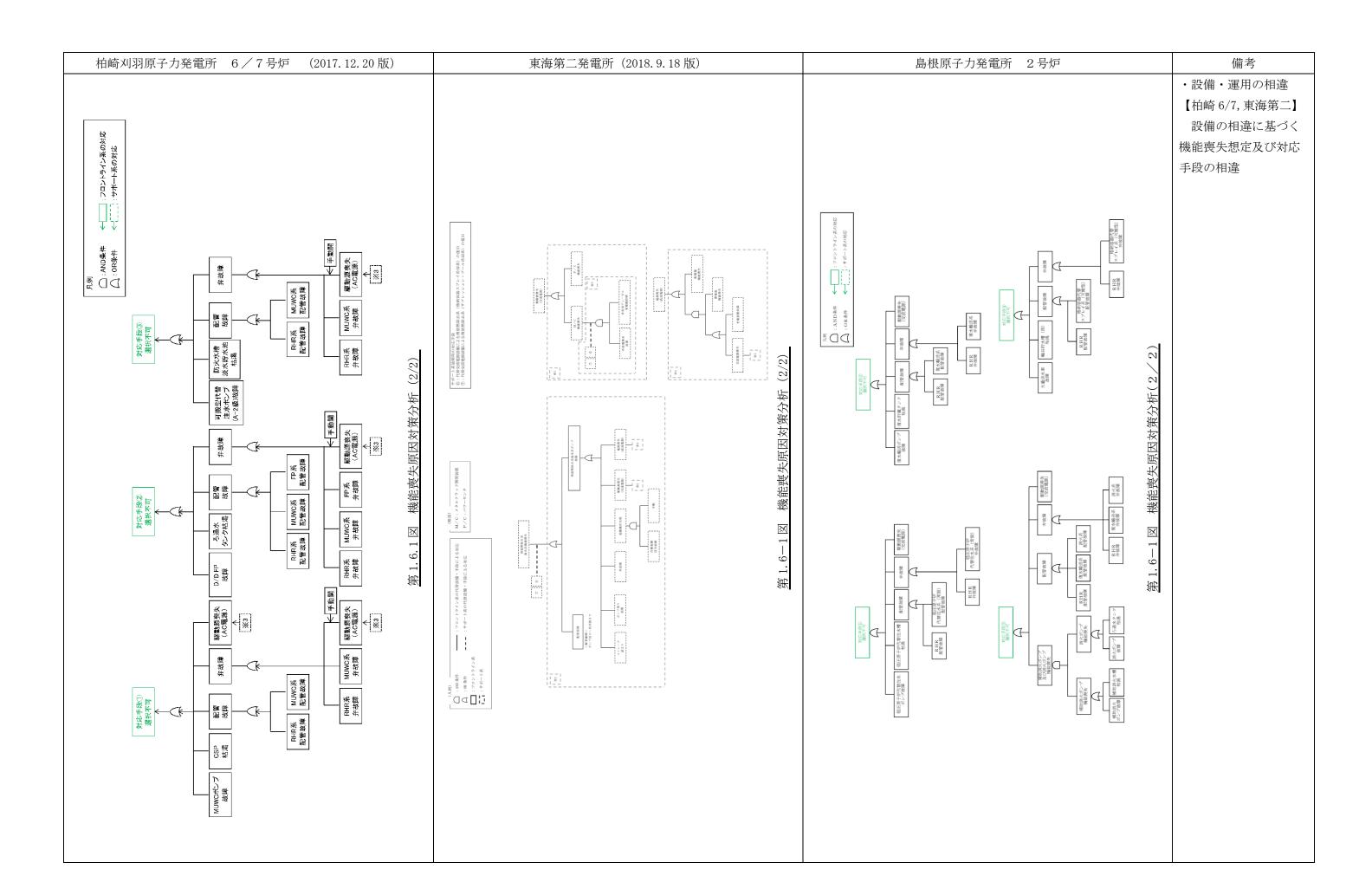
【柏崎 6/7】

島根2号炉は、圧力容器の破損の有無によらず、炉心損傷後はスプレイによる冷却効果の高いD/W側を優先【柏崎6/7,東海第二】島根2号炉は、RHRによるスプレイの判断基準として、D/W、S/Cの圧力に加え、温度によるスプレイ基準も設定

【東海第二】

島根2号炉は、逃が し安全弁の環境条件緩 和のため、原子炉圧力 容器下鏡温度によるス プレイ基準を設定





柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
## プランナライン系 サポー系の発生 被名の第二月日本社		2012年(東京 1982年) 1982年	・設備・運用の相違【柏崎 6/7】設備の相違に基づく機能喪失想定及び対応手段の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
第 1. 6. 2 図 EOP「PCV 圧力制御」における対応フロー	第1.6-2図 非常時運転手順書 II (徴候ベース) 「PCV圧力制御」における対応フロー		
		第1.6-2図 EOP[PCV圧力制御]における対応フロー	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
第 1. 6. 3 図 EOP「D/W 温度制御」における対応フロー	第 1.6-3 図 非常時運転手順書 II (徴候ベース) 「D/W温度制御」における対応フロー	第1.6-3 図 E O P [D / W温度制御] における対応フロー	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
第1.6.4 図 EOP「S/P 温度制御」における対応フロー	第1.6-4 図 非常時運転手順書 II (微候ベース) 「S/P温度制御」における対応フロー	第1.6-4 図 EOP[S/C温度制御]における対応フロー	DH *7

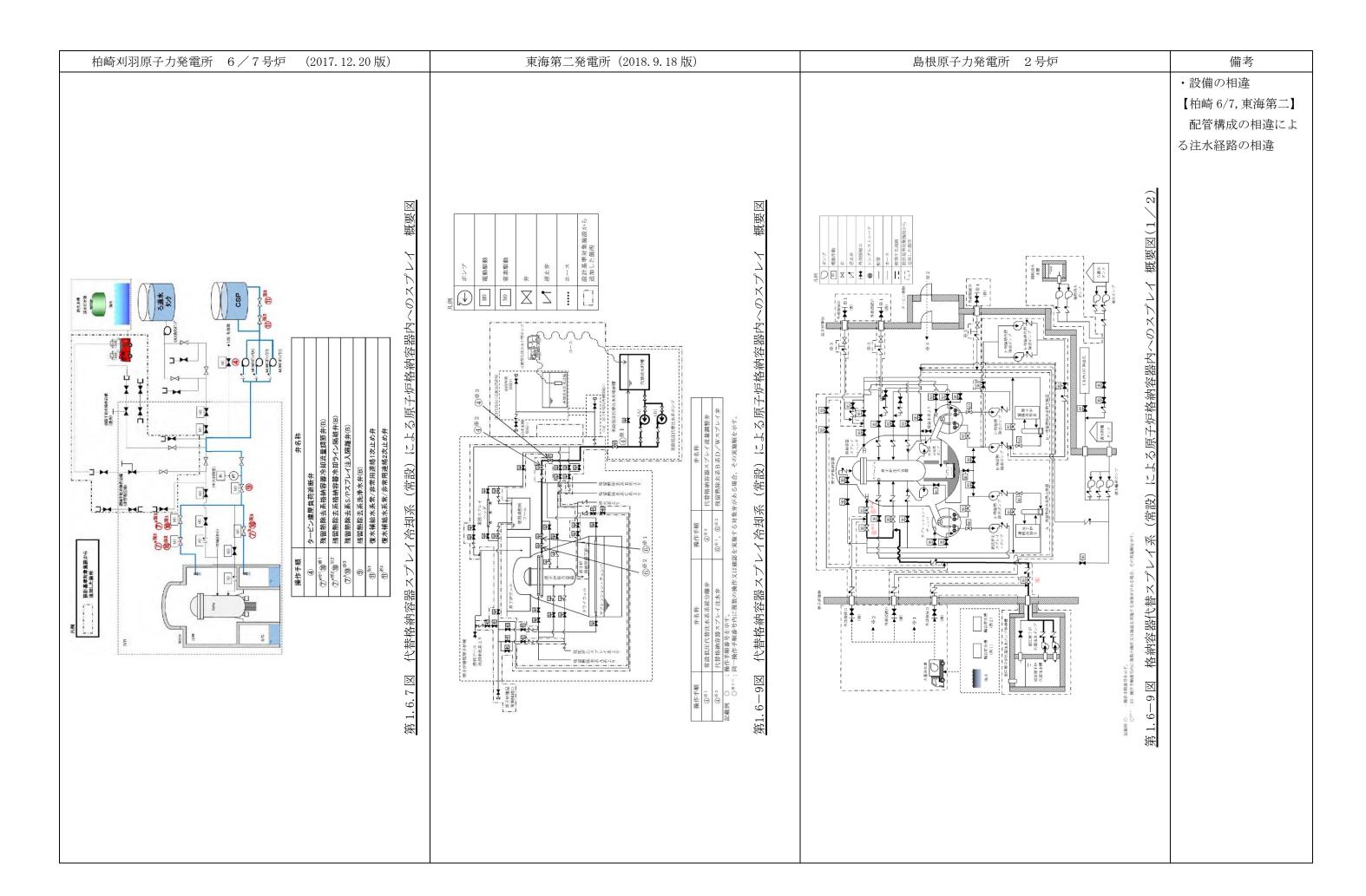
柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
第 1.6.5 図 EOP「S/P 水位制御」における対応フロー	第1.6-5 図 非常時運転手順書II(微候ベース) 「S/P水位制御」における対応フロー	第1.6-5図 EOP[S/C水位制御]における対応フロー	

第1.6-6 図 SOP (注水 - 3 a) 格納容器内冷却の 対応フロー

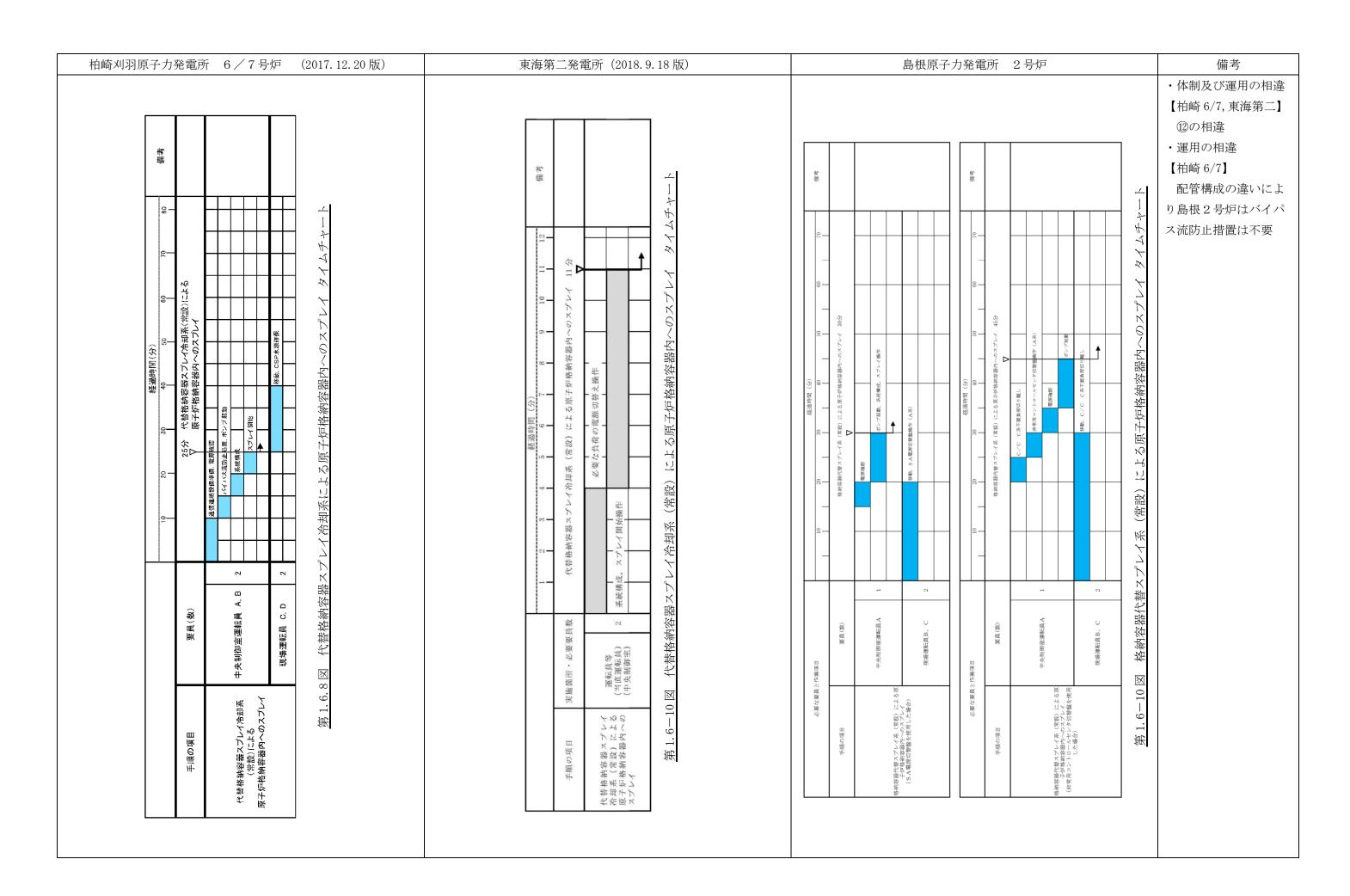
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017. 12. 20 版) 東海第二発電所(2018. 9. 18 版) 島根原子力発電所 2 号炉	備考
第.1.6-6 図 非常可運転等援金皿 (シピアアクシデント) ・	の対応フロー

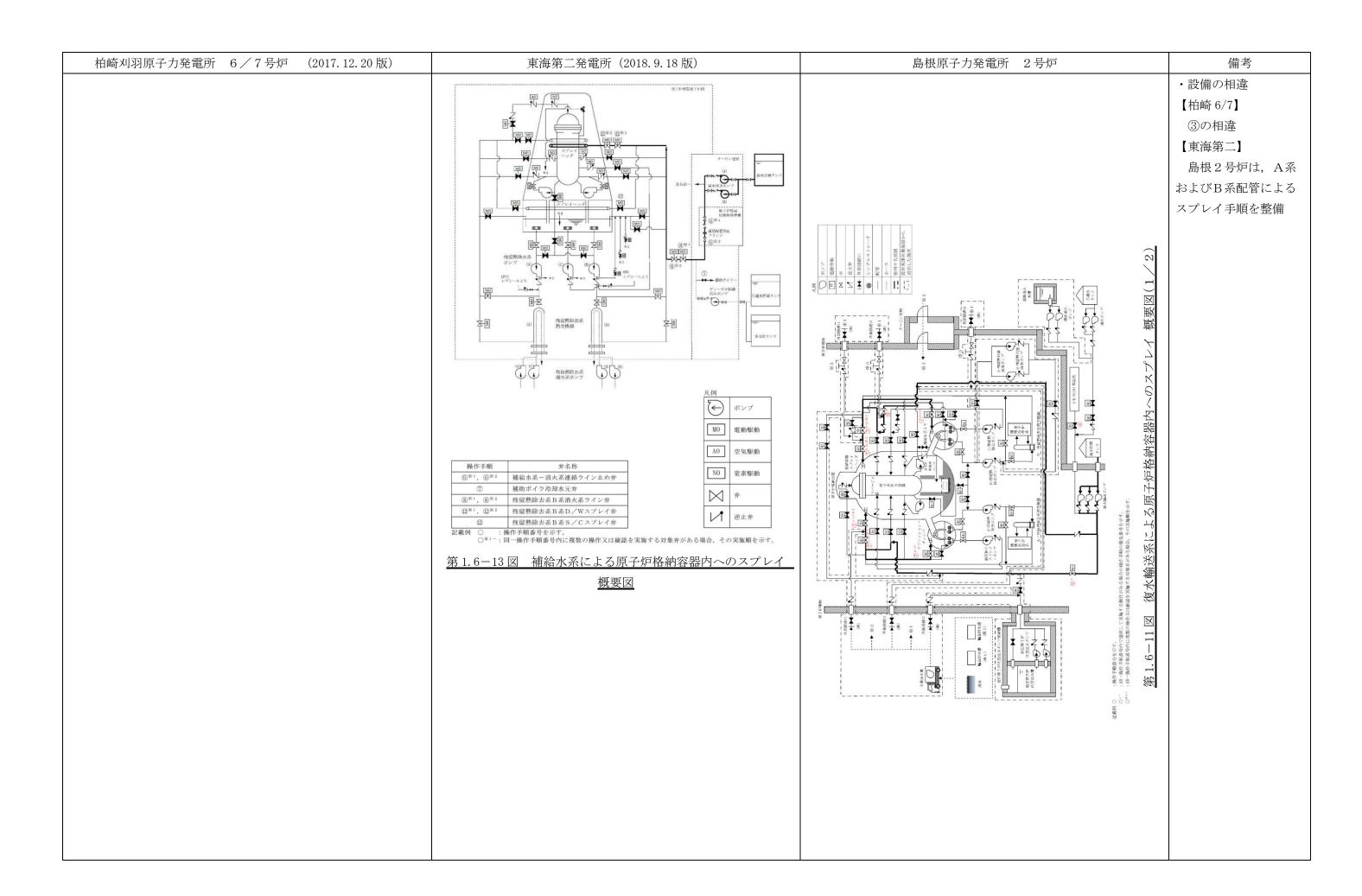
柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	第 1.6-7 図 非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「除熱 - 2」における対応フロー	第1.6-8 図 SOP(除熱 - 2)格納容器内冷却の対応フロー	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
	第 1. 6−8 図 非常時運転手順書Ⅲ(シビアアクシデント)		
	「除熱ー3」における対応フロー		



柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
			・記載表現の相違
		o to	【柏崎 6/7, 東海第二】
		1 1 1 1	島根2号炉は、概要
		頃を	図 (2/2) に操作対
		その実施順を示す。	象を記載
		(2)	
		K 22	
		場合, 2 機要図(2	
		- 1 2 章	
		\$ \$ \$ \$ \$ \$ \$ \$ \$ \$ \$ \$ \$ \$ \$ \$ \$ \$ \$	
		スプレイキ スプレイキ トる対象弁 (器内へのス	
		プ プ 数 数 数 数 数 数 数 数 数 数 数 数 数 数	
		# 4 名称 R ドライウェル第1スプレ R ドライウェル第2スプレ F L S R 注水隔離弁 Z は確認を実施する対 による原子炉格納容器内へ	
		#名称 「ウェル第1ン 「ウェル第2ン R 注水隔離弁 調を実施す 原子炉格納容	
		# 4 4 4 4 4 4 4 4 4 4 4 4 4 4 4 4 4 4 4	
		スドラ アドラ スは M スは M	
		A-RH A-RH (数の操作 (系 (第設)	
		A A W W W	
		操作手順 ⑥**2 ⑥**2 (作手順番号を示す。 格納容器代替スプレ	
		操作手順	
		操作手順	
		操作手	
		第1.6-9区区 (1.6-9区区) (1.6-9区区) (1.6-9区区区) (1.6-9区区区区区区区区区区区区区区区区区区区区区区区区区区区区区区区区区区区区	
		記載例	
		师正	



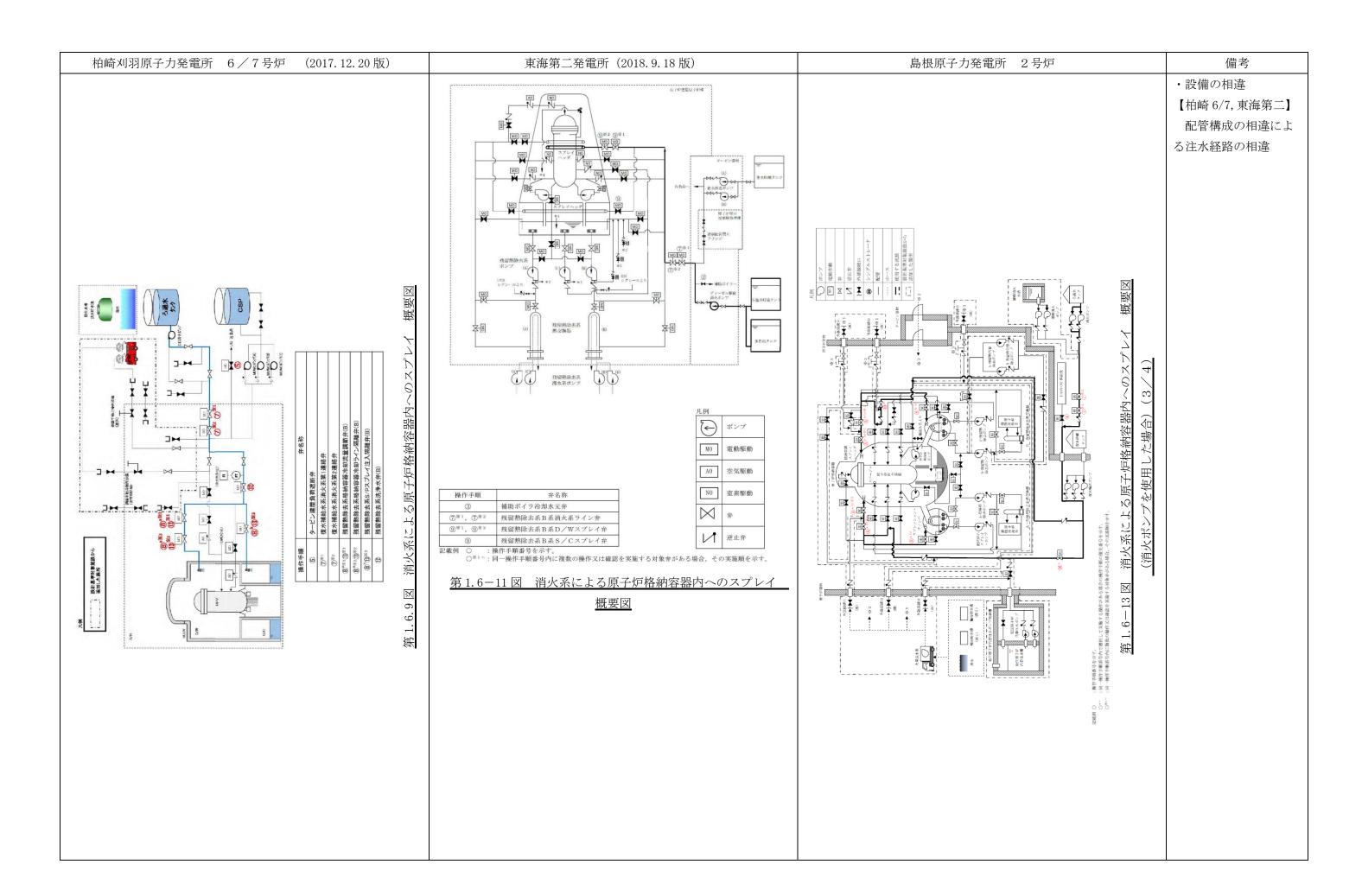


柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
			設備の相違 柏崎 6/7】 ③の相違 記載表現の相違 東海第二】 島根 2 号炉は,概要 (2 / 2)に操作対 を記載
		#作手順	を記載

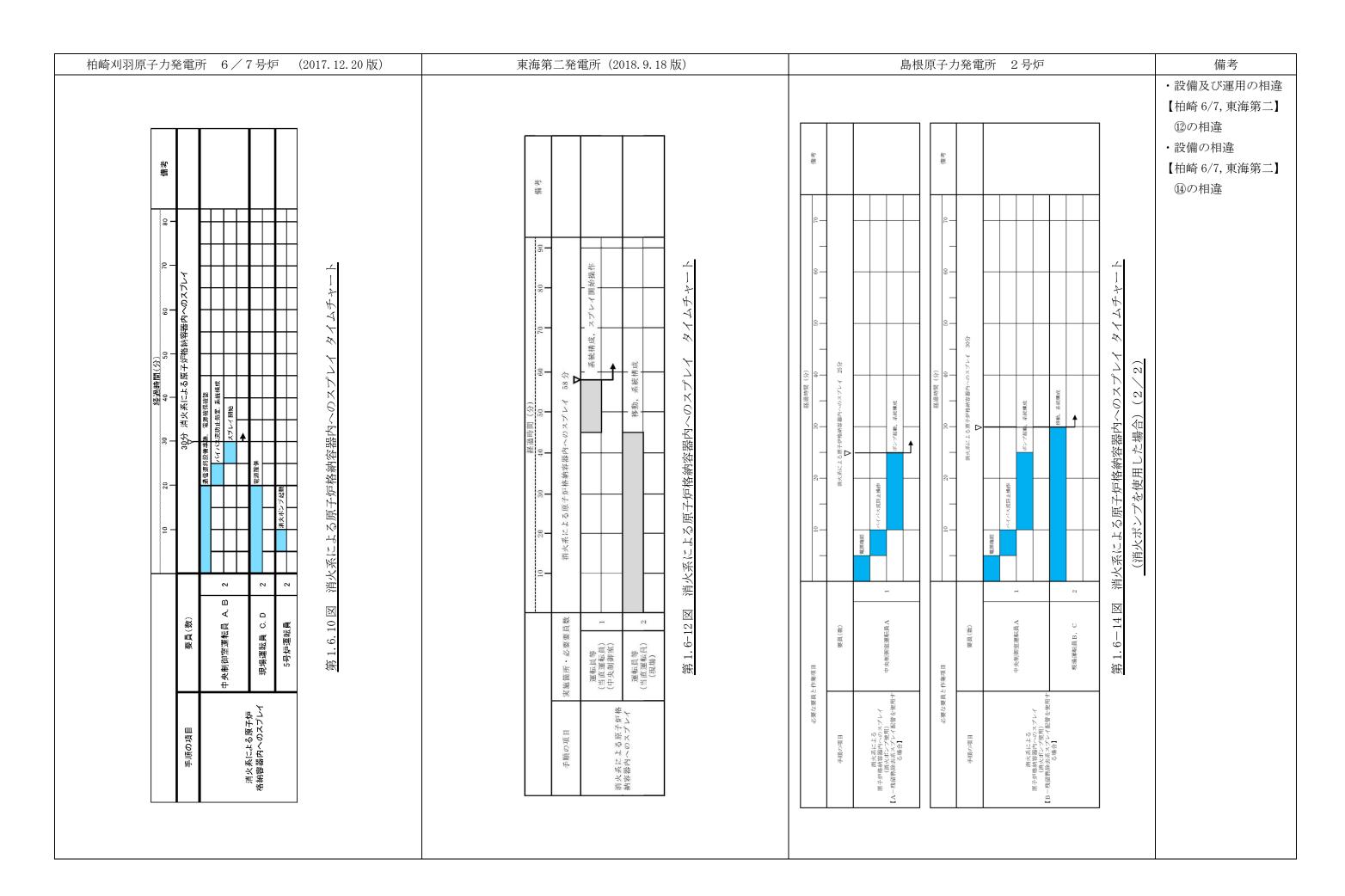
柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第三 2018. 9.18 版) - 2018. 9.18	17 - Nathern (19)	備考 ・体制及び運用の相違 ・体制第二 ・設備期間は、現場は、現場は、現場は、現場は、現場では、のすることを考慮

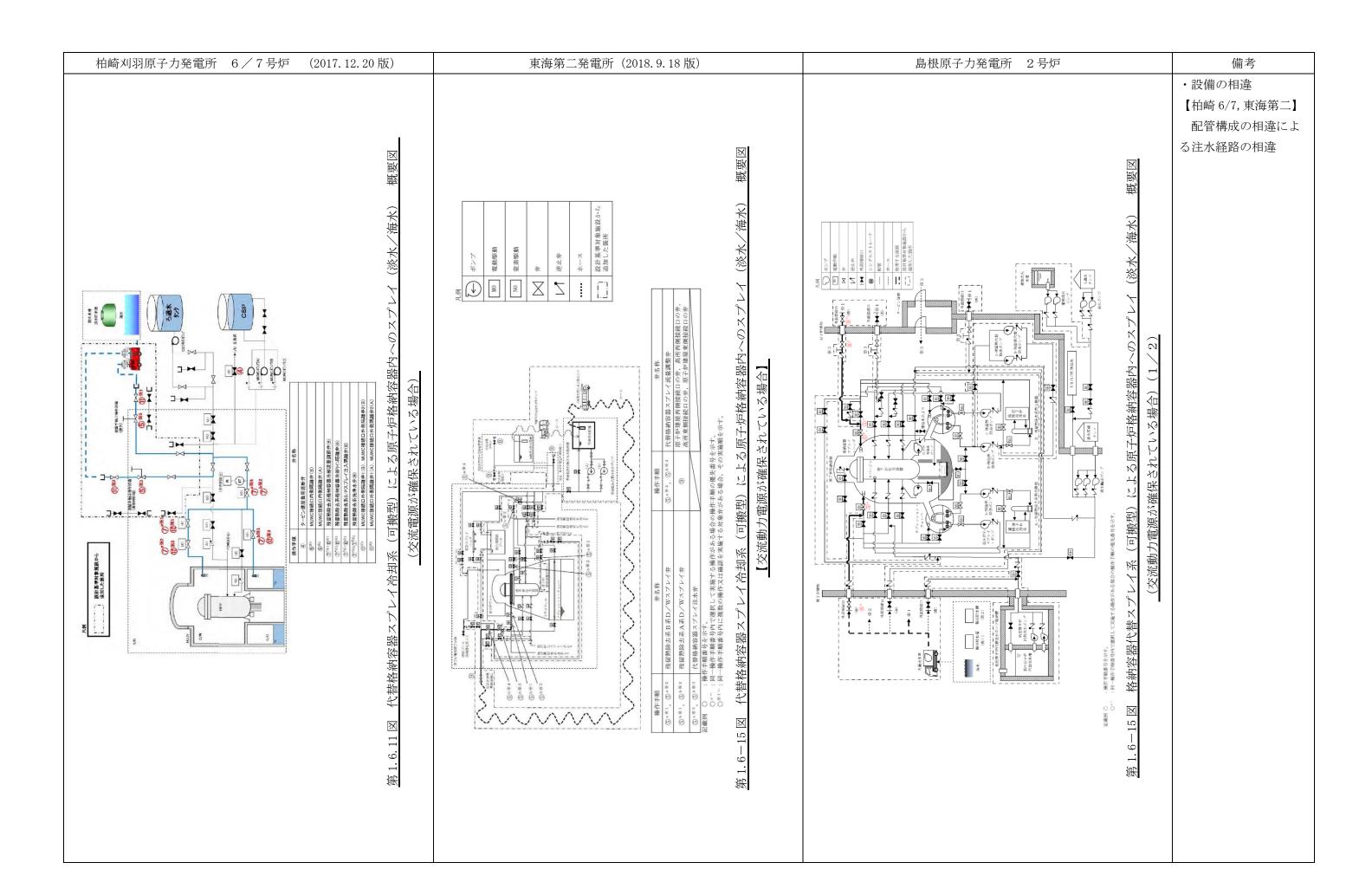
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017. 12. 20 版) 東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	· 根原子力発電所 2 号炉 備考
	・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 配管構成の相違による注水経路の相違
	· ·

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
		の優先番号を示す。 場合, その実施順を示す。 概要図	・記載表現の相違 【柏崎 6/7, 東海第二 島根 2 号炉は, 概 図(2/4)に操作対 を記載
		弁名称 CWT系・消火系連絡止め弁 (消火系) CWT系・消火系連絡止め弁 A-RHRドライウェル第1スプレイ弁 A-RHRドライウェル第1スプレイ弁 B-RHRドライウェル第1スプレイ弁 B-RHRドライウェル第1スプレイ弁 B-RHRドライウェル第1スプレイ弁 B-RHRドライウェル第1スプレイ弁 B-RHRドライウェル第2スプレイ弁 B-RHRドライウェル第1スプレイ弁 B-RHRドライウェル第2スプレイ弁 B-RHRドライウェル第2スプレイ 選択して実施する操作がある場合の操作文は確認を実施する対象弁がある。 系による原子炉格納容器内へのスプレイ 第ペよろ使用した場合)(2/4)	
		操作手順 (4) (7) (2) (2) (3) (4) (4) (4) (4) (4) (4) (4) (4) (4) (4	
		記載例 () s~~ () %1~	

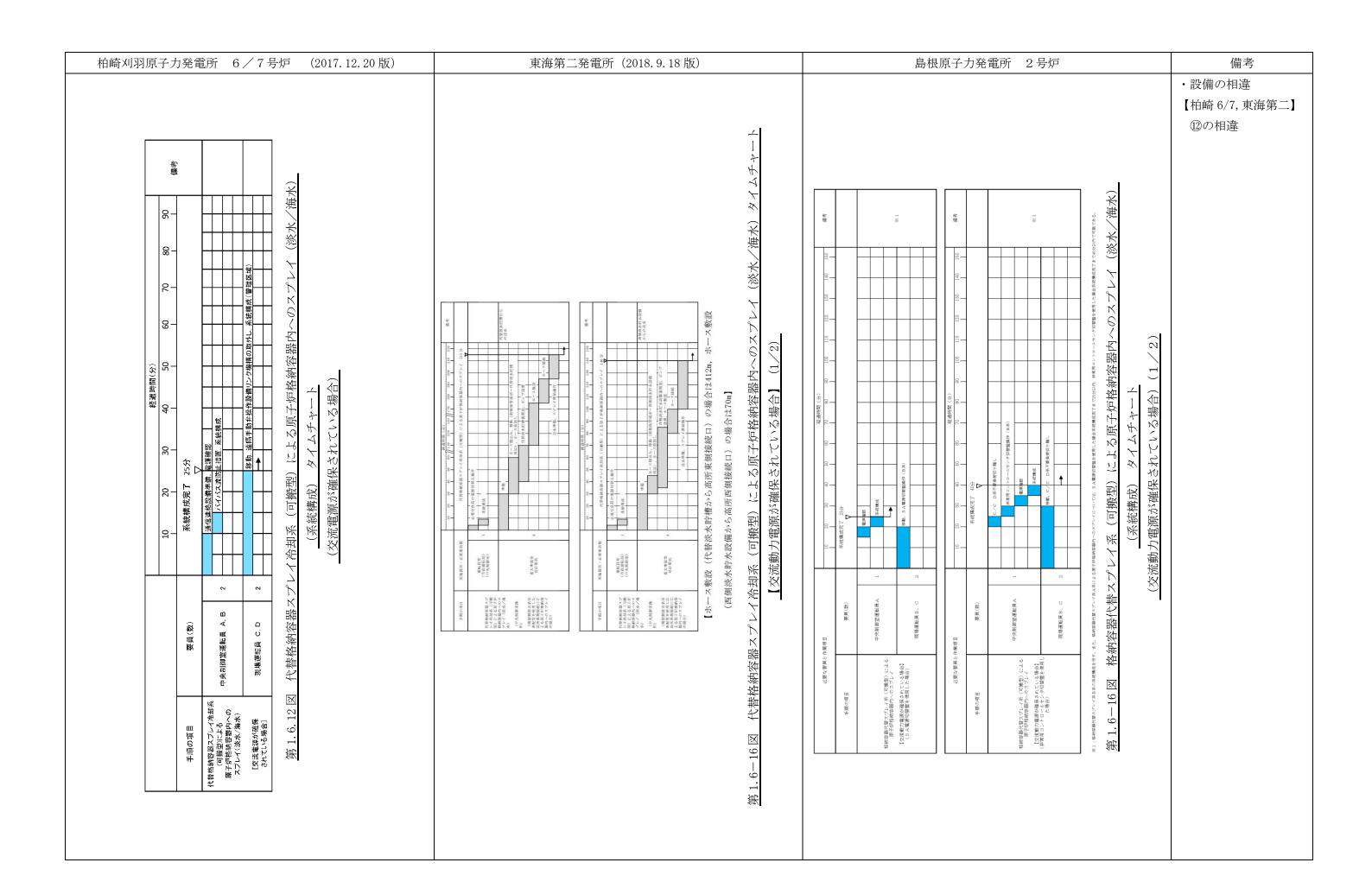


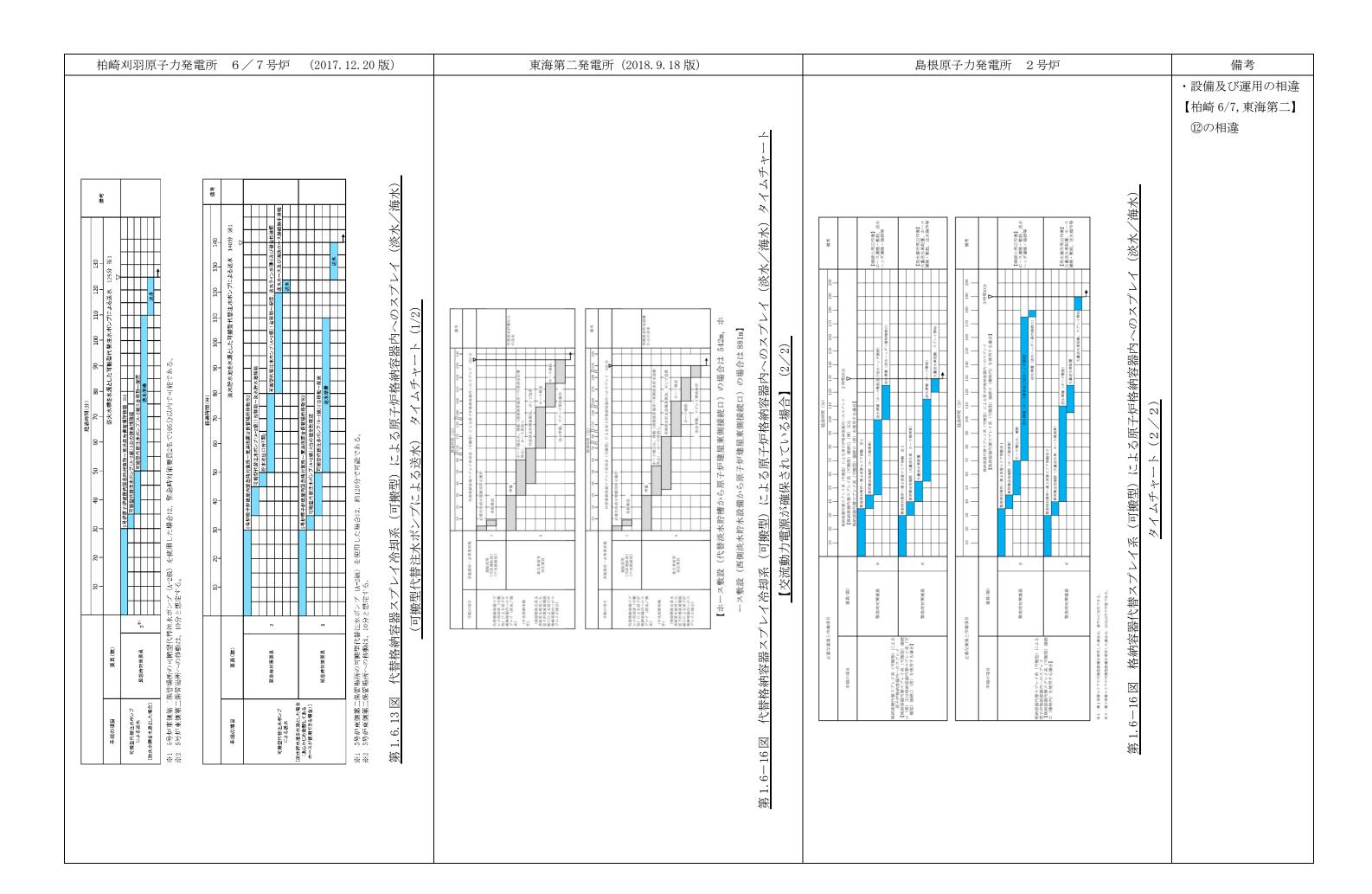
柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
			・記載表現の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2 号炉は,概要 図(4/4)に操作対象 を記載
		操作手順 (4) (7)*1 (7)*2 (8)*(6)*1 (8)*(6)*1 (8)*(6)*1 (8)*(6)*1 (8)*(6)*(7) (9)*(6)*(7) (10)* (11) (11) (11) (11)	
		記載例 ○ □ a ~ □ ∞ *1 ~ □ **	



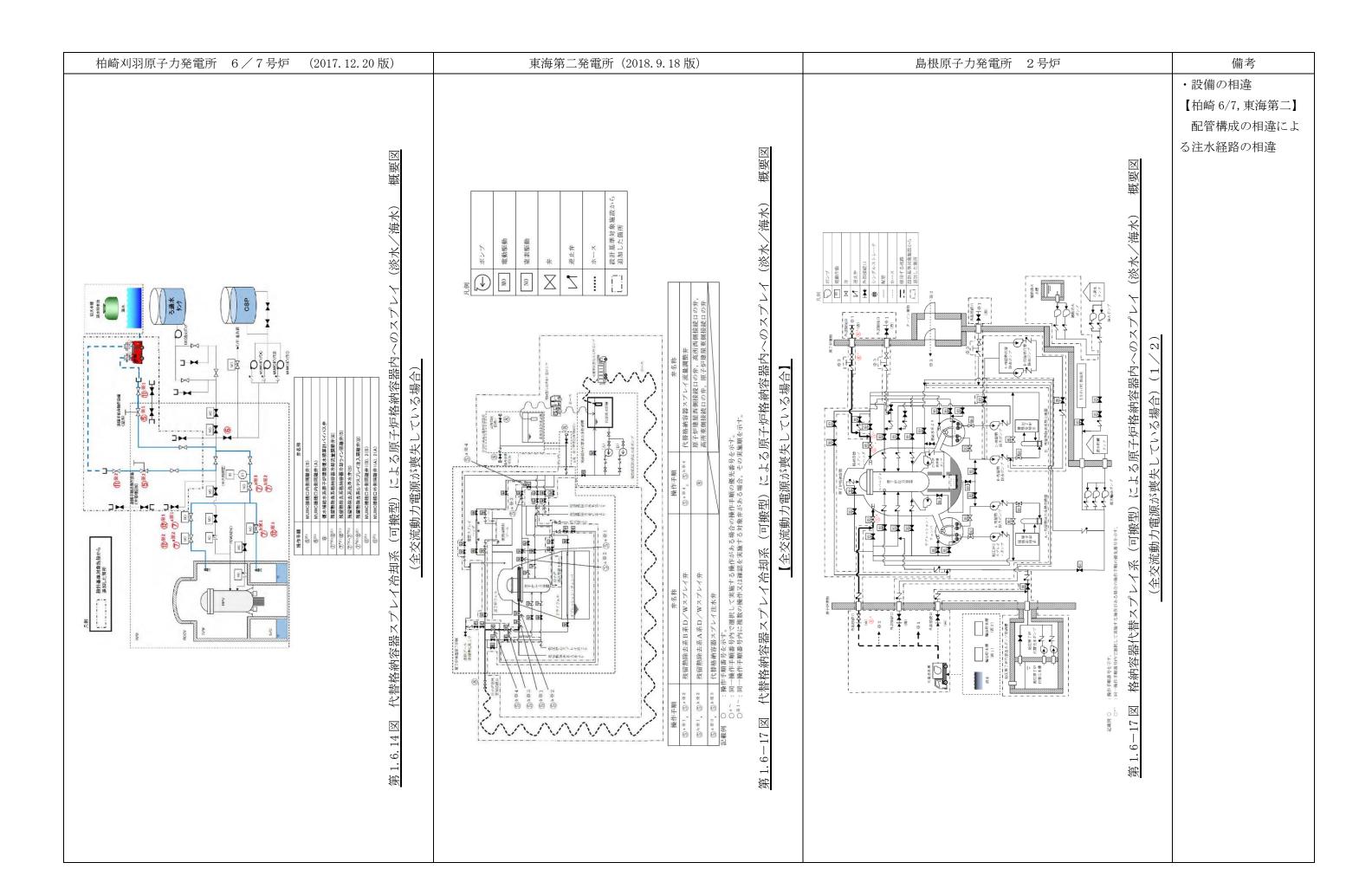


柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
			・記載表現の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2 号炉は, 概要 図 (2/2) に操作対 象を記載
		# 第	
		横 (5) (6) (8) (9) (9) (4) (4) (4) (4) (4) (4) (4) (4) (4) (4	
		記載例 〇 a ~ 第1.6-	





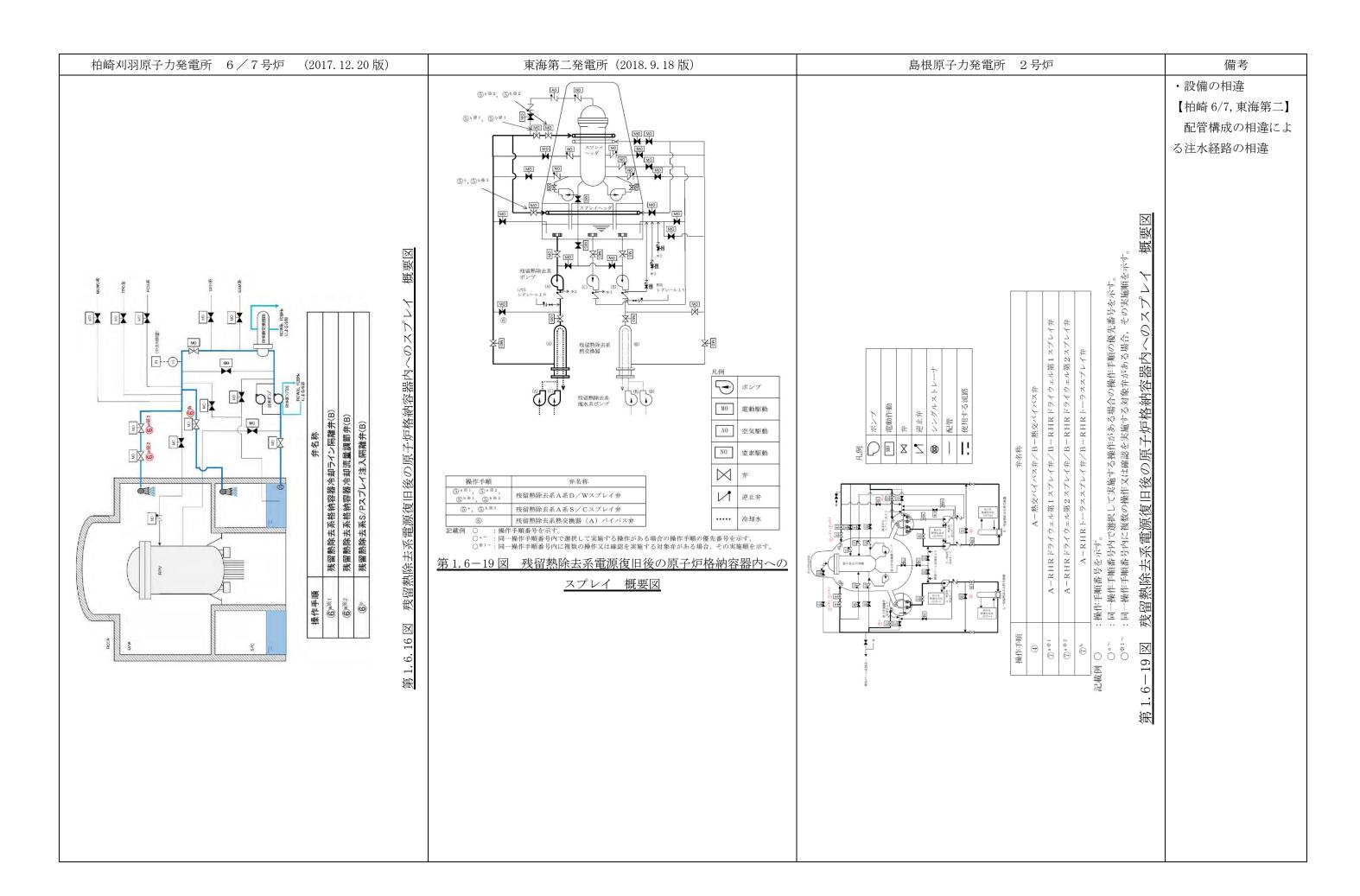
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017. 12. 20 版) 東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
有勝利羽原子力発生所 6/77号か (2015. 9. 18 度) 東帝第二発生所 (2016. 9. 18 度) 東帝第二条生所 (2016. 9.	島根原子力発電所 2号炉	・設備及び運用の相違 【柏崎 6/7】 ②の相違



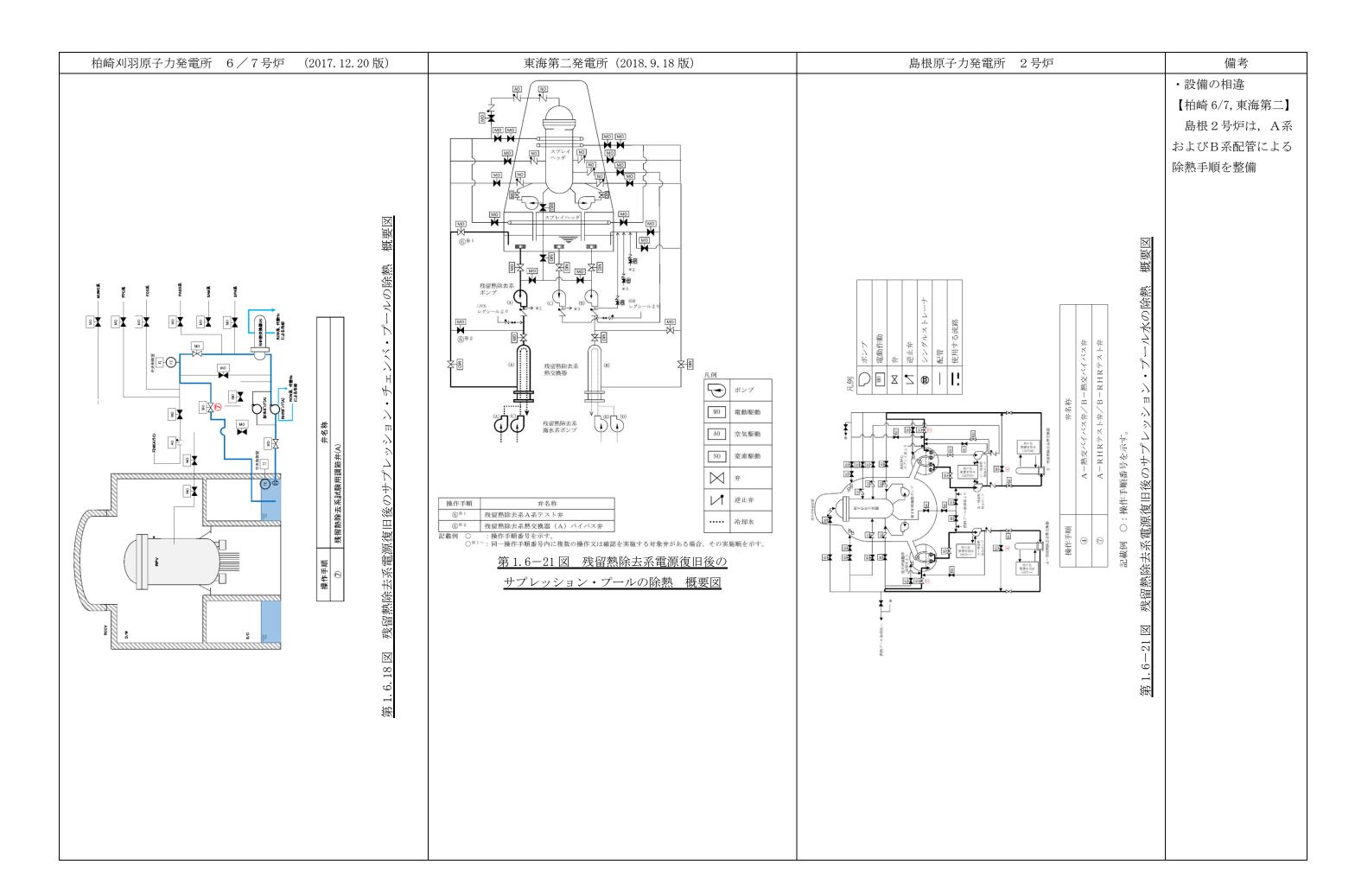
柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
		0	・記載表現の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2 号炉は, 概要 図 (2/2) に操作対 象を記載
		(全交流動力電源が変失している場合) (2/2) (2/2) (2/2) (2/2) (3-8 + 44称	
		藤 () () () () () () () () () (
		記載例 〇 a ~ 第 1.6-	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
	1995 1995	### ### #############################	・設備及び運用の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ②の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
	19 19 19 19 19 19 19 19		

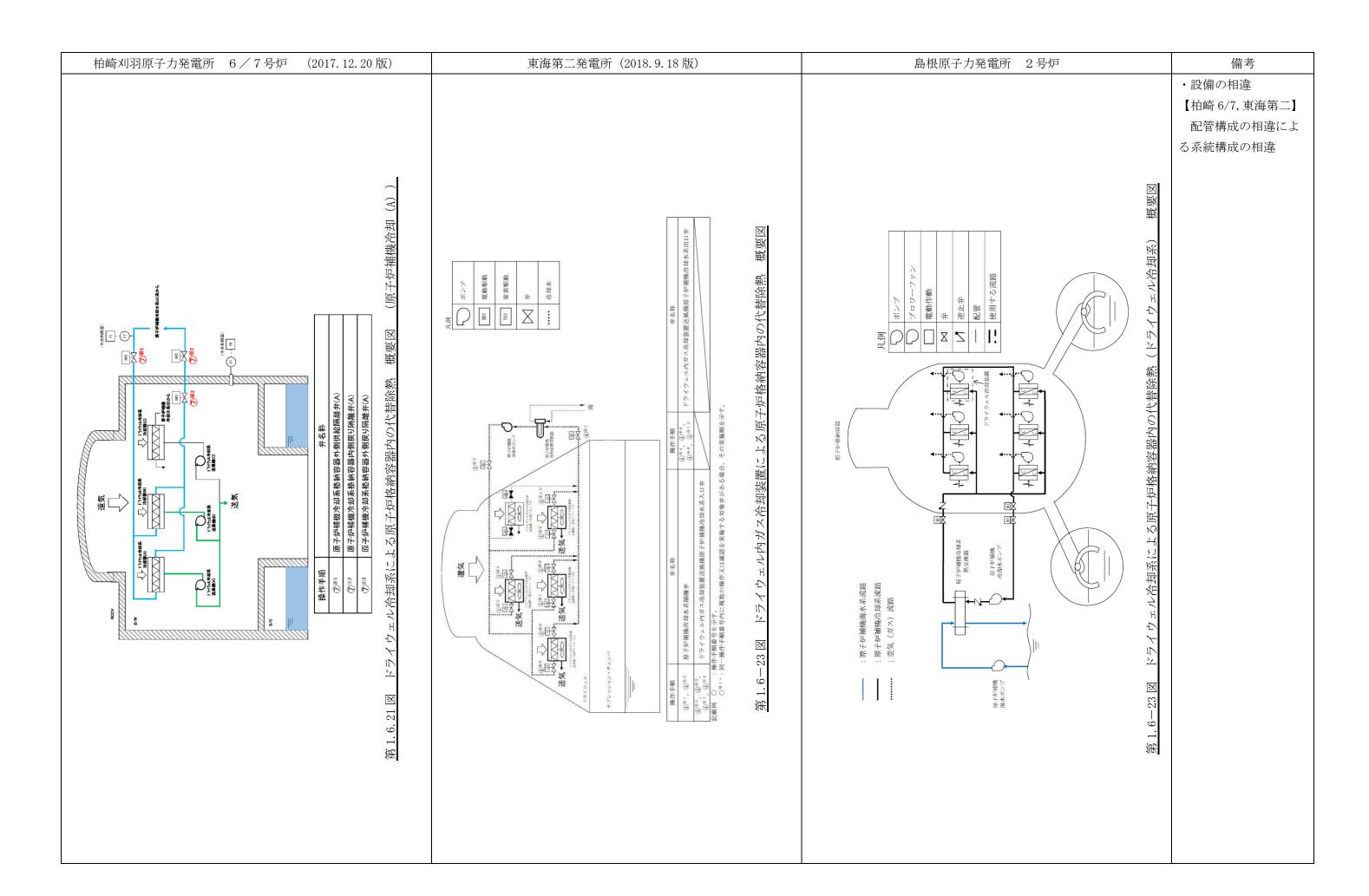


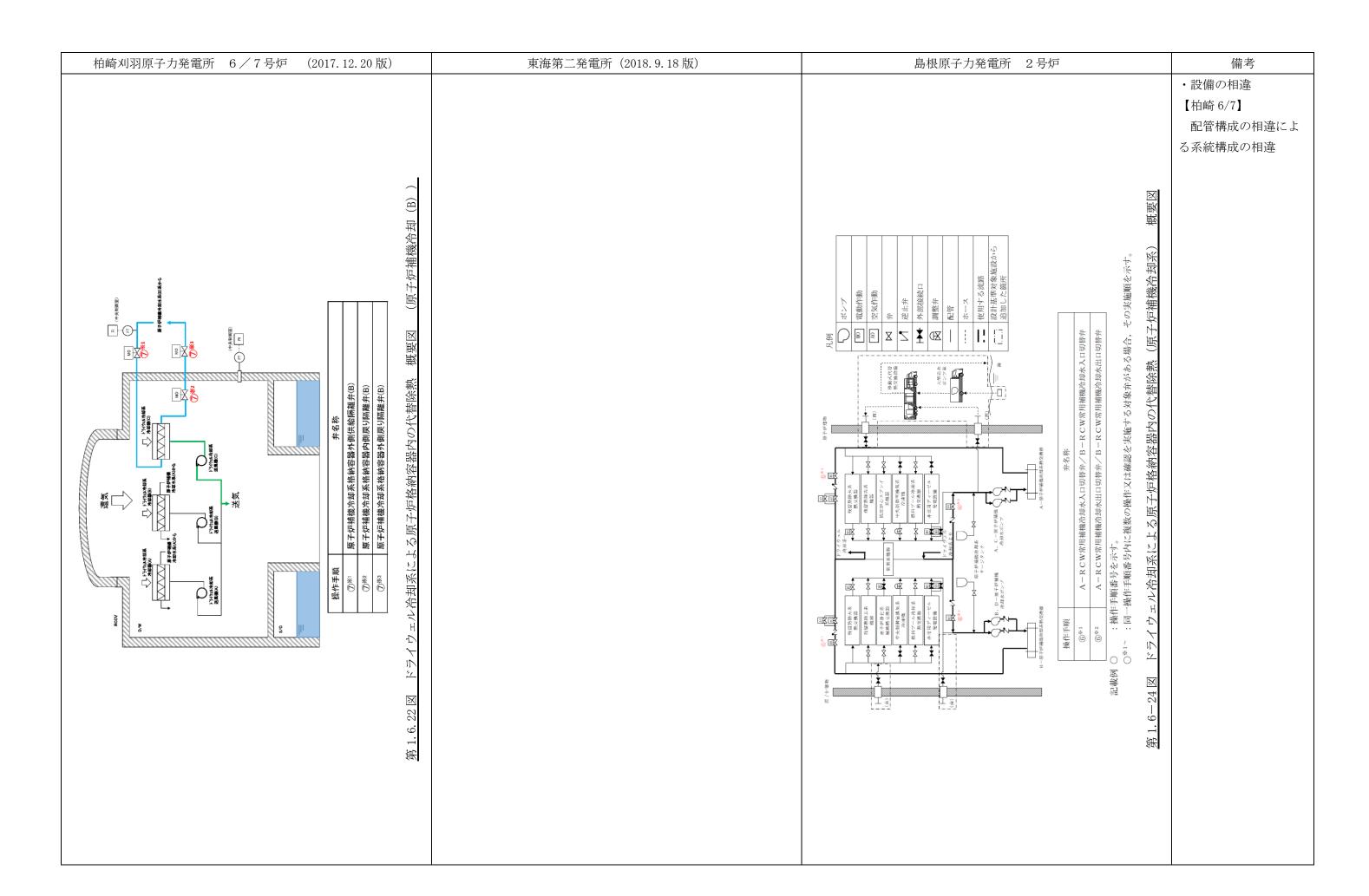
柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉	(2017. 12. 20 版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
再順の項目 接過時間(分)	第 1.6.17 図 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ タイムチャート	# 2	(2) (2) (3) (4) (4) (5) (7) (7) (7) (7) (7) (7) (7) (7) (7) (7	・設備及び運用の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】②の相違

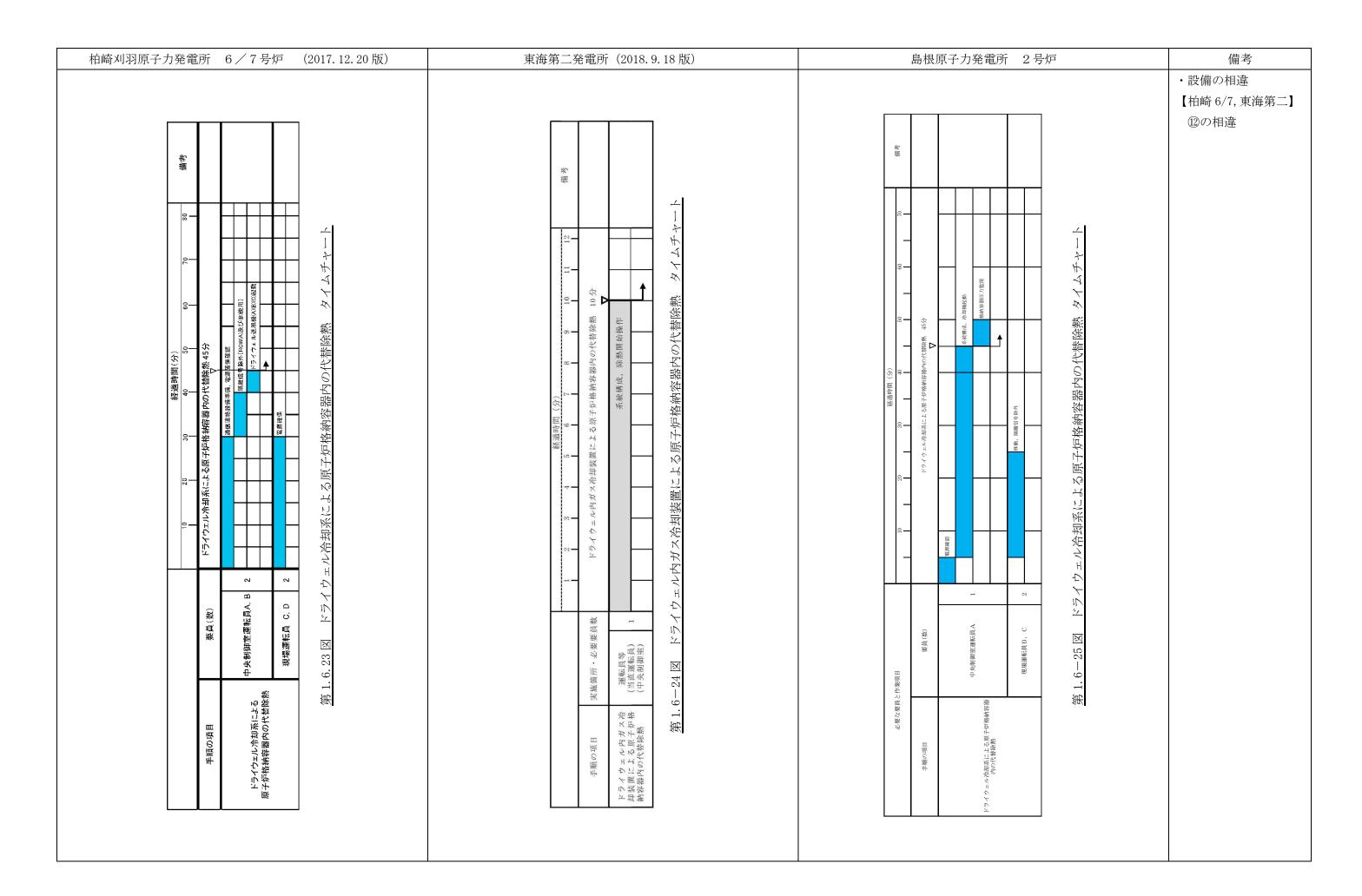


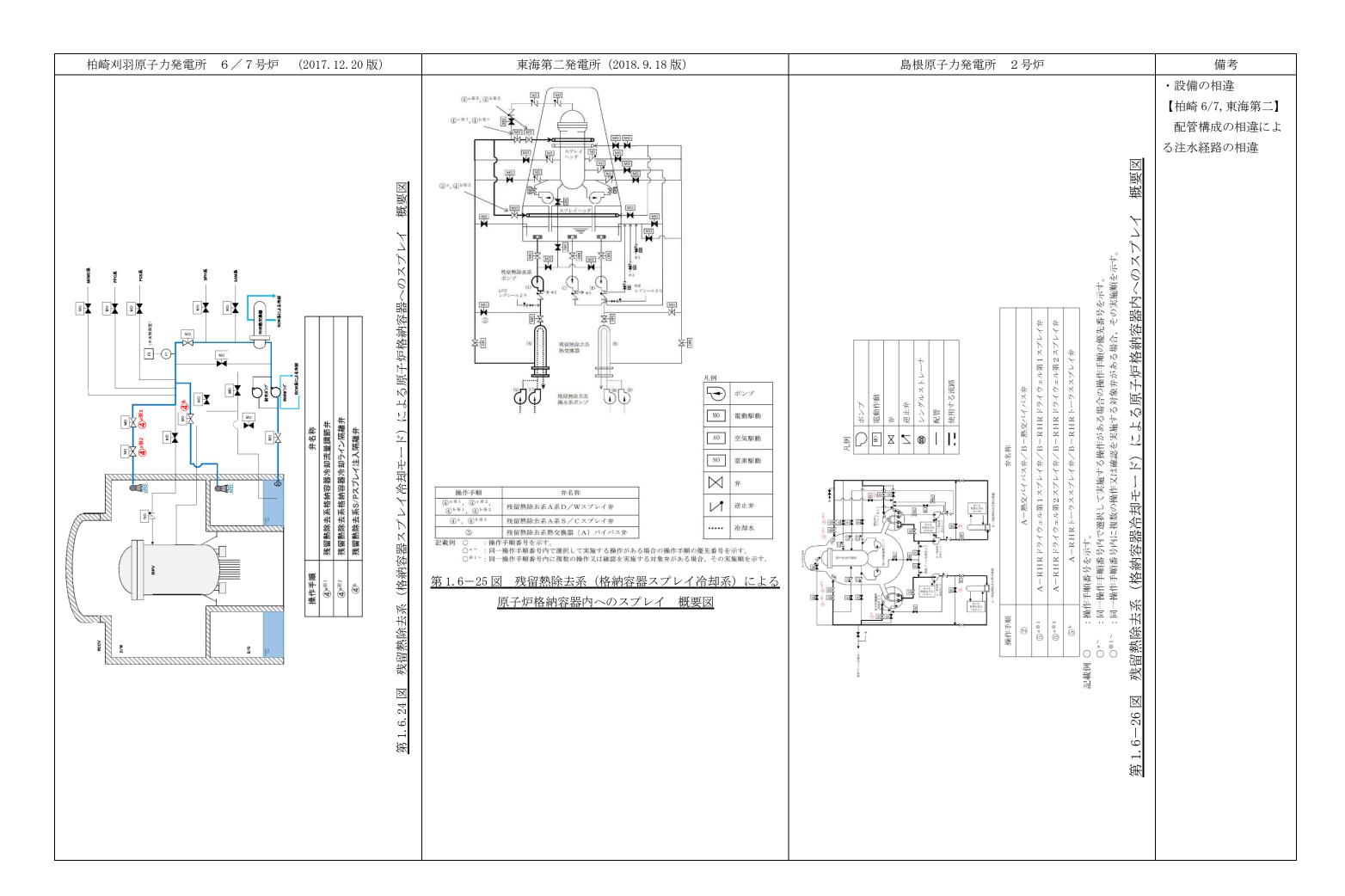
柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
20 30 40 50 60 70 60 60 70 60 60 70 60 6	# # # # # # # # # # # # # # # # # # #	10 30 70 60 70 60 60 70 60 70 60 70 60 70 60 70 60 70 60 70 60 70 60 70 60 70 7	・設備及び運用の相違【柏崎 6/7, 東海第二】 ②の相違
手順の項目 要員(数) 残留熱除去系電源復旧後の サプレッション・チェンバ ・ブールの除熱 中央制御室運転員 A. B 2 第 1. 6. 19 図 残留熱除去系電源復旧後の			

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
			・設備の相違
			【柏崎 6/7】
			島根2号炉は,第
			1.6-15 図と同様
極			
(人			
8-			
経過時間(分) 40 50 (6 40 50 (6 4位 10 10 10 10 10 10 10 10 10 10 10 10 10			
接換時間(分)			
20 1 20分 1 2			
10 20 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1			
1			
10 10 10 10 10 10 10 10 10 10			
→ 中央制御室運転員 (数) 現場運転員 C. D 現場運転員 C. D			
手順の項目 代替格線容器スプレイ冷却系 (可機型)による原子時格納容 器内へのスプレイ(淡水/海水) (ゆ心の音しい損傷が発生した 場合]			
手順の頃目 御谷器スプレイ 0スプレイ(淡刈 着しい損傷が沙 場合] 円 1.6.2			
# 1. 1. 1. 1. 1. 1. 1. 1			
# 報 2 2 2 2 2 3 3 3 3 3			

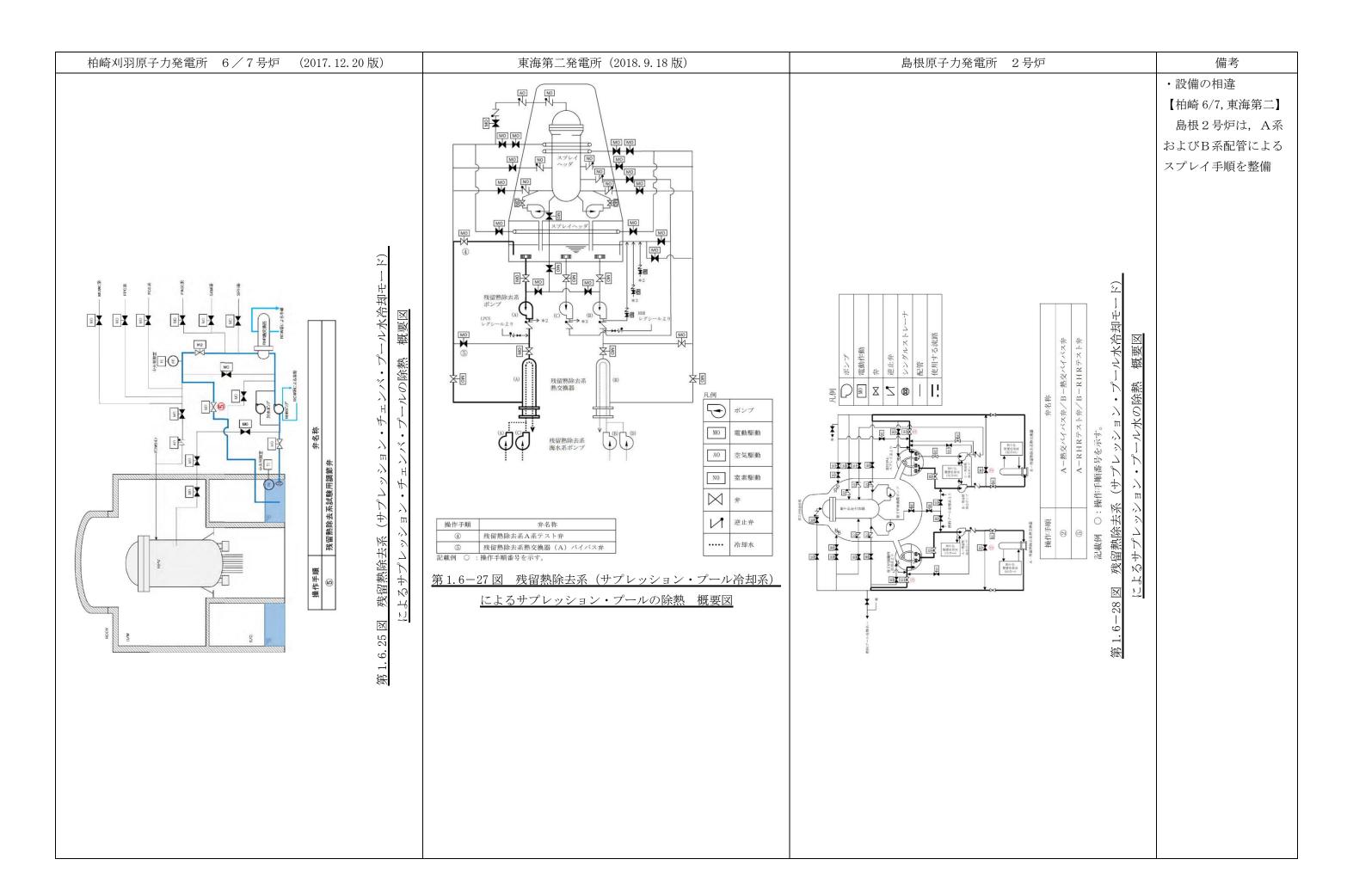




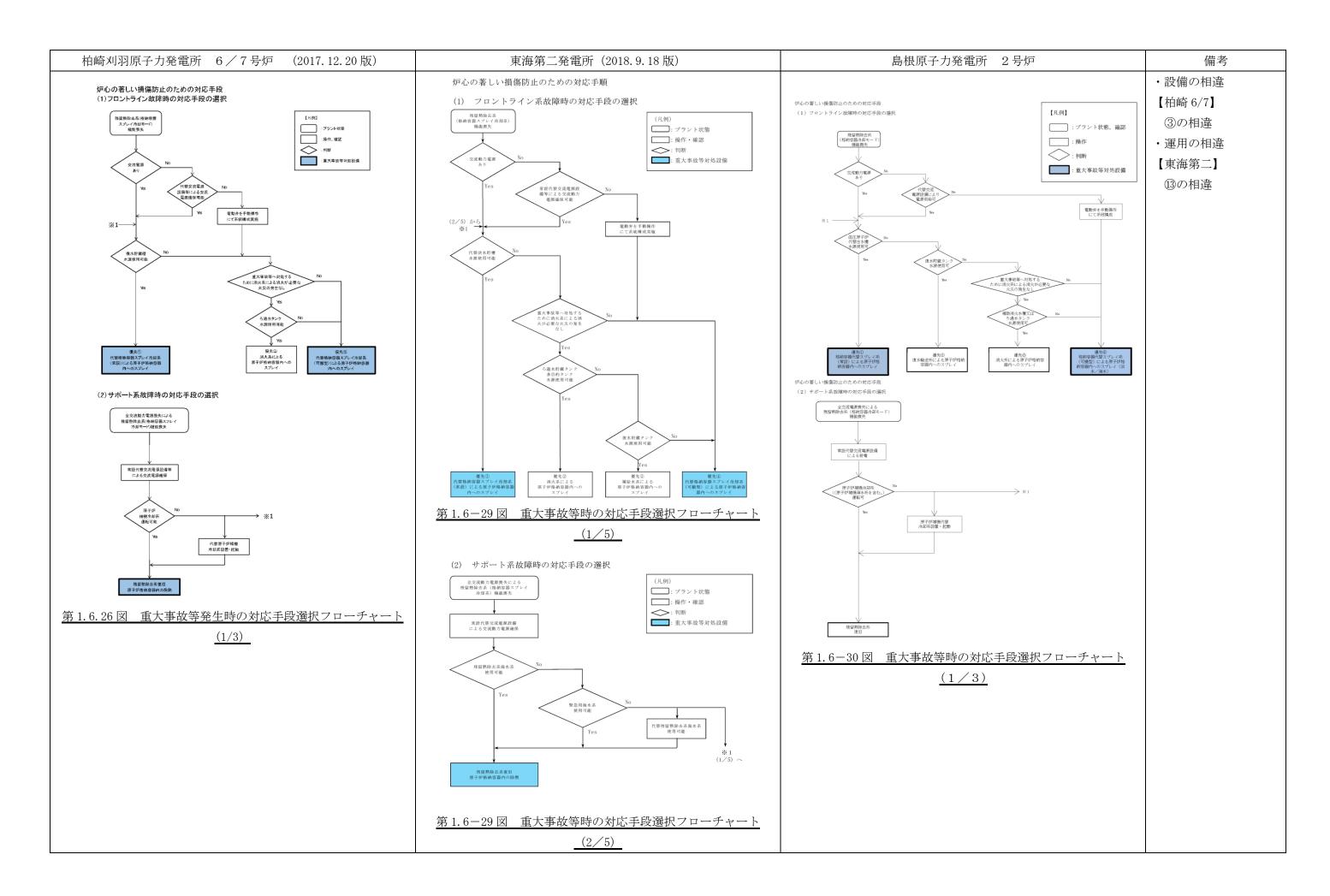


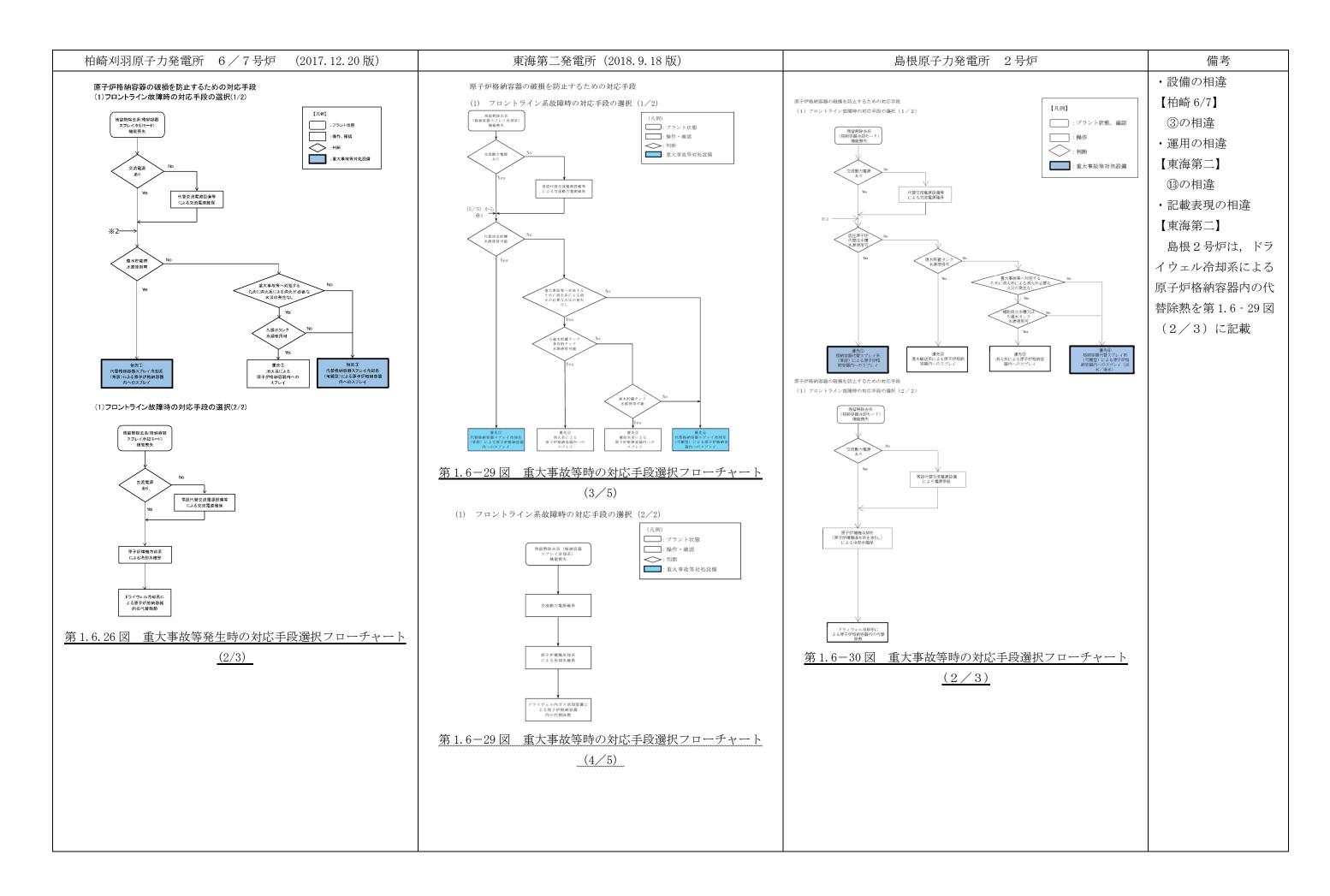


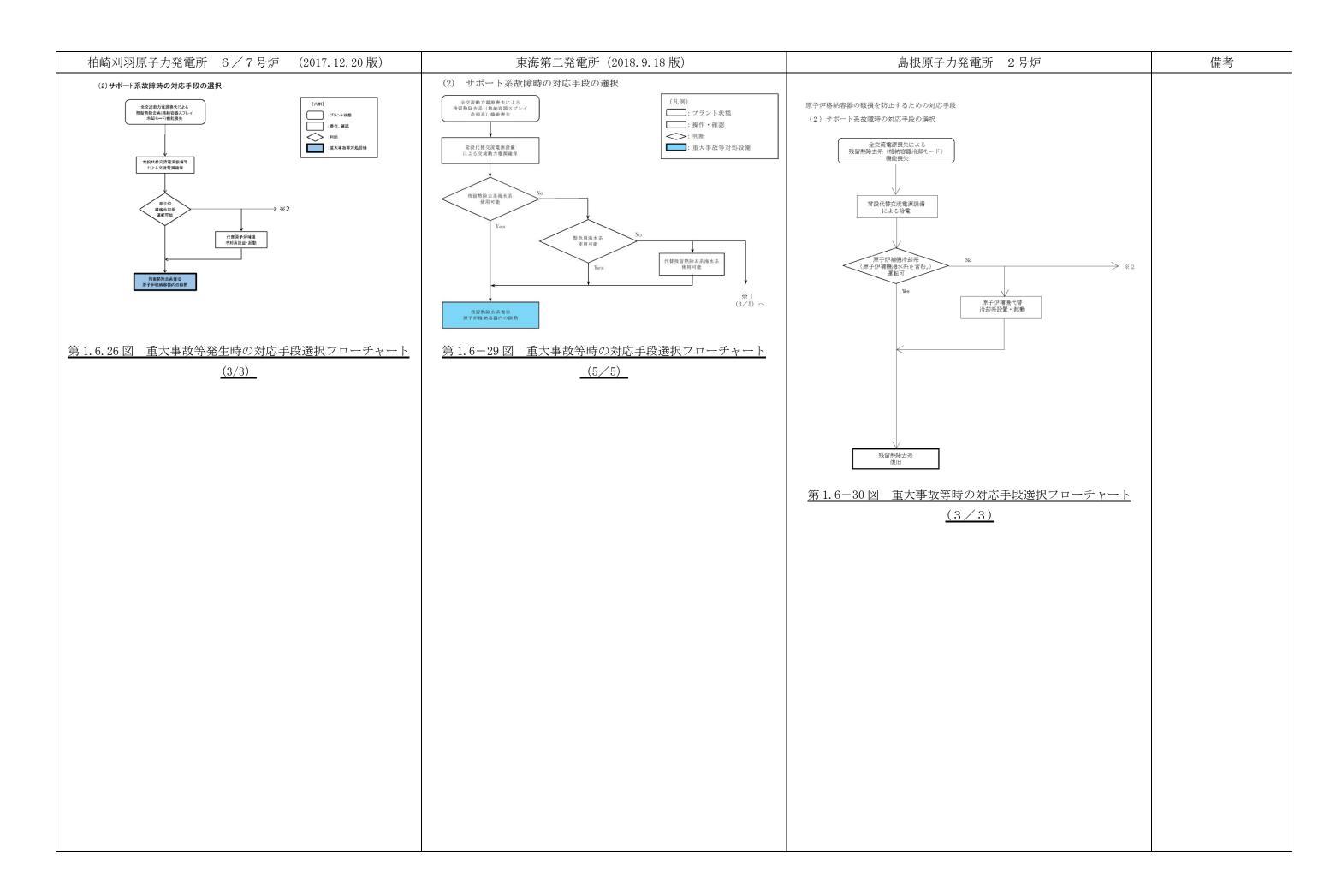
自崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017.12.20 版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
i崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017, 12, 20 版)	Name		(情考) ・体制及び運用の相【柏崎 6/7, 東海第三 ②の相違



柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
			・運用の相違
			【東海第二】
		<u></u>	⑫の相違
	- _	* * * * * * * * * * * * * * * * * * *	
	Į į		
	4		
	# ** ** ** ** ** ** ** ** ** ** ** ** **	の 	
	で		
	4		
		500	
	[∞] / _ν ^γ / _ν m m · γ / m	-1.1.4.5.0 -2.0.0.0.0.0.0.0.0.0.0.0.0.0.0.0.0.0.0.0	
		(会) (40 (40 (40 (40 (40 (40 (40 (40 (40 (40	
	#		
	2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2	株	
		8 2 2	
	3 14' 14'		
	1.5 (20 20 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1	
	ル 冷 地 ※)	20 20 20 20 20 20 20 20 20 20 20 20 20 2	
	機		
	版 コント プ 数 1 シシロ フ ツッ語 シ	1 (
	所 ・ を ・ を ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・	が変え	
	法法で法		
		画	
	## ** ## ## ## ## ## ## ## ## ## ## ## #		
		必要な要員と作業項目 - ブール水 コン・ブー かサブレッション・ブール水の解 残留熱除去系	
	(数) () () () () () () () () ()	を	
	9	+ 順の項目 サインッショ トスキャインッショ アスポ酸酸酸 キューショ アスポ酸酸酸 キューショ アスポーツ アンジョ アスポーツ アンジ	
	無	金要な要員 金要な要員 金要な要員 金要な要員 金要な要員 金子 アンション・ブール本 おおモード によるサブレッション・ブール本 本	
	N~V	御	
		数布 数中 無比 	







柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)			東	海第	二発電所(2018.9.	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)				島根原子力発電所 2号炉			
		添付資料 1.6.1				添付資料	1. 6. 1			添付資料 1.6.1			
審査基準, 基準規	見則と対処設備との)対応表(1/4)	審査基準,	基準	規則と対処設備との)対応表(1/6)		審査基準,基準規則	則と対処設備との対	r			
技術的能力審查基準(1.6) 番号	設置許可基準規則(49条)	技術基準規則 (64条) 番号	技術的能力審查基準 (1.6)	番号	設置許可基準規則 (第49条)	技術基準規則 (第64条)	番号	技術的能力審査基準 (1.6) 番号	設置許可基準規則 (四十九条)	技術基準規則 (六十四条) 番号			
② 国第子可設置者において、設計医療教材 が有する第子が希謝幹器内の希知機連が授失 合において声心の意しい観路を初止するた。 子が特別容易内の圧力及び重度を低下させる を要止手解学が調的に整合されている。、又 される方針が適切に示されていること。 国際系一可設定者は、地心の著しい機能が全 場合において原子母発情が接つ破損を防止す 、別で日格別室側の圧力を反映をいて反放 質の概定を低下させるために必要な了順等が 整定されている。、又は整備される力針が適 されていること。	報告川原子等追談には、設計基準事故が起勤が が有する哲学の希幹が終めの体制を持つの大きな た場合において呼んの第しい頃係を切しても が、原子等検索を制かした力と環境を切しても せるために必要なな関係を設けなければならな 、2 金属用原子等施設には、からの等人が 発生した場合において属子等や新書料の成構 野によっため、版工学体的容易のの正力及び を変けながせればならなか。 を変けながませるため、版工学体的姿勢の正力及び を変けながませるため、版工学体の姿勢でもさったが を変けながまするため、版工学体のであるである。 を変けながまない。 を変けながまない。 「便来」	量 報電用原子が最近には、設計基準系統対し と製価が有する原子の格外系列への合用機能 が確実した場合において評心の斉いい相信 を防止するため、原子が格納容器内の圧力 及び高度を使うさせるためにを要く設備を 確定しなければならない。 2 金電用原子抑酸定は、炉心の苦しい と 排傷が発生した場合において原子が移納容 員 野の機長の配するため、私子が移納容器	【本文】 1 発電用原子炉設置者において、設計基準事故が投設機が有する原子炉給前等 適内の冷却機能が狭大に場合において呼んの著した場合において呼んの著しい損後を防止するため、 原子炉給納容器内の圧力及び風度を住 下させるために必要な手順等が適切に 整備されているか、又は整備される力 針が適切に示されていること。 2 電用原子炉設置者は、からの若しい 損傷が発生した場合において原子炉格 納容器の供養を防止するため、原子炉 格納容器内の圧力及び風度並びに放射 性物質の養度を低下さるために必要 な手順等が適切に完まれているか、 双生態色される方針が適切に示されているか、 又生態色される方針が適切に示されていること。	①	【本文】 「発電用原子炉施設には、設計基準事故 対処設備が有する原子炉締結容器内の 治規機が終失した場合において炉心 の著しい損働を防止するため、原子炉 格納容器のに力及び規度を低下させ るために必要な設備を設けなければな らない。 2 発電用原子炉輸設には、炉心の着しい 損傷が発生した場合において原子炉総 納容器の破削を防止するため、原子炉 格納容器の破削を防止するため、原子炉 格納容器の破削を防止するため、原子炉 格納容器の破削を防止するため、成子炉 を納度器の 定数値を設けなければならない。	【本文】 発電用原子炉極度には、設計基準率放 対数設備が有する原子P精動等部件の 高部機能が発生した場合において好る の第しい相係を防止するため、原子炉 格割容器内の圧力及び環度を低下させ るために必要で設備を施設しなければ ならない。 2 発電用原子炉延出は、炉心の着しい 機能が発生した場合において地帯とい 納密器の破損を防止するため、原子炉 納容器の破損を防止するため、原子炉 格割容器内を口及び環度がにた動材 性物質の濃度を低下させるために必要 な設備を施設しなければならない。	4	【本文】 1 発電用原子炉設置者において、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、原子炉格納容器内の圧力及び進度を 低下させるために必要な手順等が適切に示され ていること。 2 発電用原子炉設置者は、炉心の著しい損傷が 発生した場合において原子炉格納容器の破損を 防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び埋度 並びに放射性物質の濃度を低下させるために必 要な手順等が適切に整備されているか、又は整備 される方針が適切に不されているか、又は整備 される方針が適切に不されているた。	【本文】 発電用原子炉施設には、設計基準事故 対地設備が有する原子炉格納容器内の 冷却機能が美夫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 格納容器内の圧力及び温度を低下させ るために必要な設備を設けなければな らない。 2 発電用原子炉施設には、炉心の著 一切機器が発生した場合において原子 炉格納容器内の圧力及び温度並びに 放射性物質の濃度を低下させるために 必要な設備を設けなければならない。	対処設備が有する原子炉格納容器内 の高均機能が喪失した場合において 炉心の著しい機像を防止するため、原 子炉格納容器内の圧力及び重度を低 下させるために必要な設備を施設し なければならない。 2 発電用原子炉端には、炉心の著 しい損傷が発生した場合において原 子炉格納容器の破損を防止するため、			
を横下させるために必要な事業等」及び第2 度する。簡素が動物解認的のの方及び運動業 射性物質の濃度を低するせるために必要な了 とは、以下に掲げる兼置メはこれると同等以 業を有する措置を行うための予頻等をいう。	及び温度を低下させるために必要な設備」及 第2項に規定する「原子炉格納容器内の圧力」 び温度並びに放射性物質の濃度を低下させる。	び の圧力及び温度を低下させるために必要な 設備」及び第2項に規定する「原子炉格的 容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の ま 濃度を低下させるために必要な取借」と	【解釈】 1 第1項に規定する「原子炉格納容器内 の圧力及び温度を低下させるために必 要な手順等)及び等2項に規定する		【解釈】 1 第1項に規定する「原子炉格納容器内 の圧力及び温度を低下させるために必 要な影響。及び第2項に規定する「原	【解釈】 1 第1項に規定する「原子炉格納容器内 の圧力及で温度を低下させるために必 及び第2項で現まする		【解釈】 1 第1項に規定する「原子學格納容器内の圧力 及び建度を低下させるために必要な手順等」及び 第2項に規定する「原子學格納容器内の圧力及び 温度並びに放射性物質の濃度を低下させるため	【解釈】 1 第1項に規定する「原子炉格納容器 内の圧力及び温度を低下させるために 必要な設備」及び第2項に規定する「原 子炉格納容器内の圧力及び温度並びに	器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備」及び第2項に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度			
「心の著しい損傷を防止するための原子が格 治知等 規集事故教知処備が有する原子が移動障器 構造が幾处した場合において知心の考しい 止するため、格効罪程メフレイ代料に必定 、原子即移舶常最内の比入及び健度を低す ②の必要を実知事を整備すると	(1) 直人事故等対処設備 a) 設計基件事故均極設備の格納容器スプレ 法永設備(ポンプ又注水源) が機能損失して るものとして、格納容器スプレイ代替注水設 を配備すること。	、レイ注水設備(ボンプ又は水源)が機能喪	「原子中格前容器内の圧力度び進度並 びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な手順等」とは、以下に掲げる指面又はこれらと同等以上の効果を 有する指面と行うための手順等をい う。	_	子甲格納容器内の圧力及び温度並びに 放射性影響の濃度を振下させるために 必要な影偏」とは、以下に掲げる情麗 又はこれらと同等以上の効果を有する 情服を行うための設備をいう。	→ 不可格的容器内の圧力及で温度並びに 放射性物質の濃度を低下させるために 必要な設備」とは、以下に制でも想置 又はこれらと同等以上の効果を有する 措置を行うための設備をいう。	_	に必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこ れらと同等以上の効果を有する措置を行うため の手順等をいう。 (1)炉心の著しい損傷を防止するための原子炉	放射性物質の濃度を低下させるために 必要な設備」とは、以下に掲げる措置 又はこれらと同等以上の効果を有する 措置を行うための設備をいう。 (1) 重大事故等対処設備	るために必要な設備」とは、以下に掲 げる措置又はこれらと同等以上の効 果を有する措置を行うための設備を いう。 (1) 重大事故等対処設備			
に必要な早期等を整備すること。 - 所格納容器の被損を防止するための原子 - 別名判等 - 別名判等 - 別名判等 - 別名別を発生した場合において原子 の破損を防止するため、精粛者器スプン		写 b)上記ョ)の格納容器スプレイ代替注水 大 設細は、設計基準事故対処設値に対して、 多様性及び組立性を有し、位置的分散を図 ること。	(1) 炉心の著しい損傷を防止するための 原子炉格納容器の冷却等 a) 設計基準事故対地設備が有する原子炉 格納容器句の冷却機能が喪失した場合に		(1) 重大事故等対処設備 a)設計基準事故対処設備の格納容器スプ レイ注水設備(ポンプ又は水源)が機能 喪失しているものとして、格納容器スプ	(1) 重大事故等対処設備 a) 設計基準事故対処設備の格納容器スプ レイ注水設備(ボンブスは水源) が機能 喪失しているものとして、格納容器スプ		格納容器の冷却等 a) 設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容 器内の治理機能が喪失した場合において厚心の 著しい報傷を防止するため、格納容器スプレイ代 替注水設備により、原子炉格納容器内の圧力及び 温度を低下させるために必要な手順等を整備す	a) 設計基準事故対処設備の格納容器 スプレイ注水配備 (ポンプ又は水原) が機能療失しでいるものとして、格前 容器スプレイ代替注水設備を配備する こと。 b)上記 a) の格納容器スプレイ代替	スプレイ注水設備 (ポンプ又は水源) が協能度失しているものとして、格納 容器スプレイ代替注水設備を配備す ること。 b)上記a)の格納容器スプレイ代替			
各金が風化を削い、30.7.00、前前各金のプラ 作表を除たよう。以下が移格等時の近五及 並びに減割性物質の蔬菜を低すさせるために 予加労を整備すること。	(2) 兼用 a) 第1項の更な報傳認止目的の設備と第2 の格納溶器破損防止目的の設備は、同一設備 あってもよい。		おいて呼ぶの第しい損傷を防止するため、格納容器メプレイ代替注取機能と り、原子所格前常器内の圧力及び損債を 低下させるために必要な手順等を整備す ること。	2	レイ代替注水設備を配備すること。	レイ代替注水設備を配備すること。	5	ること。 (2)原子炉格納容器の破損を防止するための原 子炉格納容器の治却等 a) 炉心の著し、相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、格納容器ス ブレイ代替注水設備により、原子炉格納容器均の ③	注水設備は、設計基準事故対処設備に	注水設備は、設計基準事放対処設備に 対して、多様性及び強立性を有し、位 置的分散を図ること。 (2) 兼用			
1.13 重大事故等の収束に必要となる。	水の供給手順等」【解釈】1 b) 項を	:満足するための代替淡水源(措置)	(2)原子炉格納容器の破損を防止するための原子炉格納容器の破損を防止するための原子炉格納容器の合料等 a) 炉心の著しい根据が発生した場合において原子炉格索器の服果を助止するため、格納容器スプレイ代替注水設備によ		b) 上記a) の格納容器スプレイ代替注末 設備は、設計基準事故対処設備に対し て、多味性及び独立性を有し、位置的分 散を図ること。	b)上記a) の格納容器スプレイ代替注水 設備は、設計基準事能対処設備に対し て、多様性及び独立性を有し、位置的分 散を図ること。	6	圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な手順等を整備すること。	と第2項の格納容器破損防止目的の設備は、同一設備であってもよい。				
			9、原子呼絡前容器内の圧力及び温度並 びに放射性物質の適度を低下させるため に必要な手順等を整備すること。	3	(2) 兼用 a) 第1項の炉心損傷防止目的の設備と第 2項の格納容器破損防止目的の設備は、同 一設備であってもよい。	(2) 兼用 a) 第1項の炉心損傷防止目的の設備と第 2項の格納容器被防止目的の設備は、 同一設備であってもよい。							

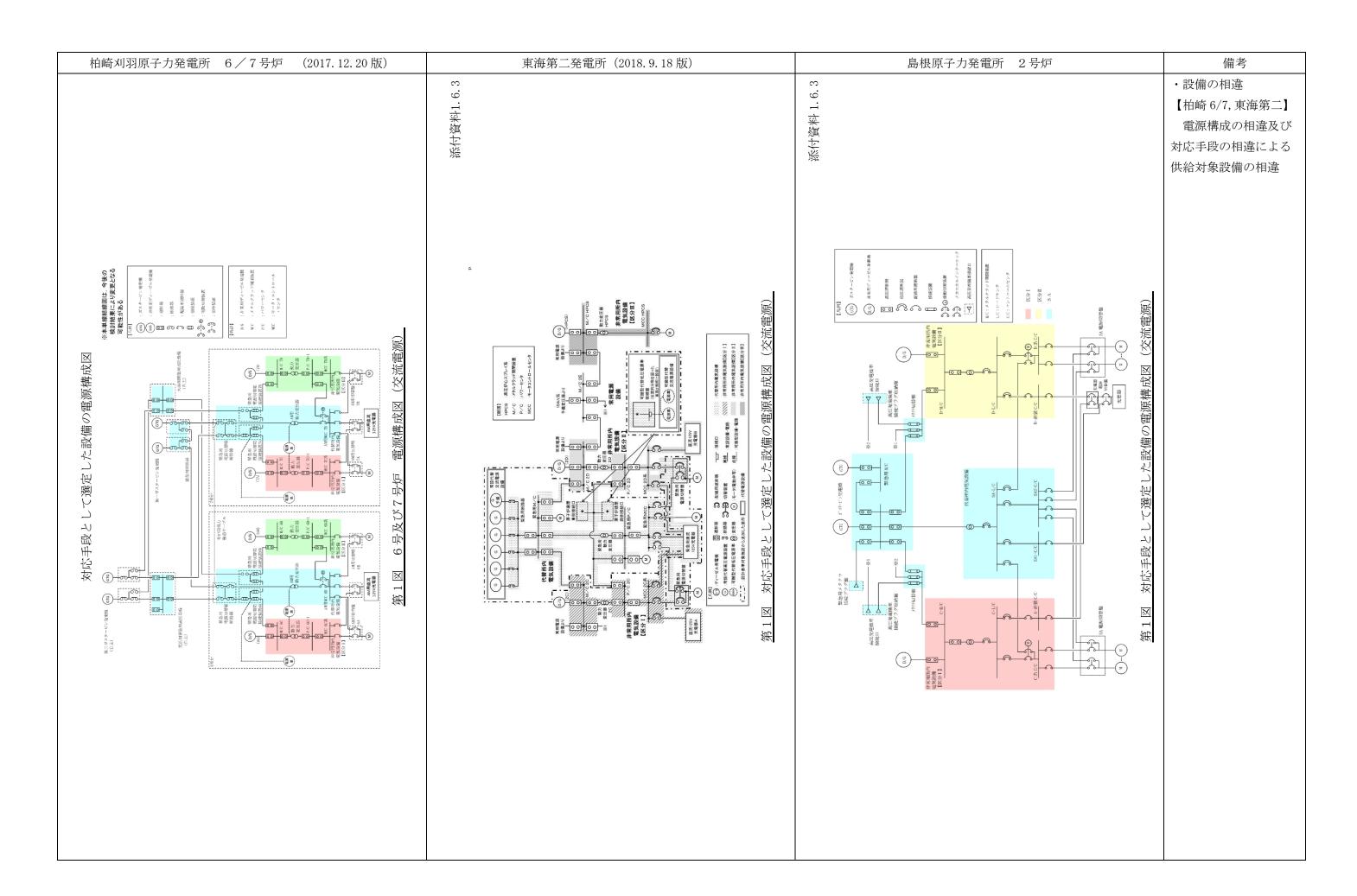
柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
審査基準,基準規則と対処設備との対応表(2/4)	審査基準,基準規則と対処設備との対応表(2/6)	審査基準,基準規則と対処設備との対応表(2/6)	
: 東大事故等対処設備 : 東大事故等対処設備 (設計基準整報) 重大事故等対処設備を使用した手段	重大事故等対処設備を使用した手段	: 重大事故等対処設備 : 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	
審査基準の要求に適合するための手段 日土対果	審査基準の要求に適合するための手段 日土対東政側	重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段	
機能 機器名称 既設 解釈 新政 対応番号 機能 機器名称 常設 を要時間内に 対応可能な人数 で使用可能な で使用可能な で使用可能な の の の の の の の の の の の の の	手段 機器名称 既設 新設 対応番号 備考 手段 機器名称 残留熱除去系ポンプ 既設	横能 横器名称 既設 解釈 横線 横器名称 南設 必要時間内に 対応可能な人数 備考 所設 対応番号 横線 横器名称 可線 使用可能か で使用可能か で使用可能か で使用可能か で使用可能か で使用可能か で使用可能か で使用可能が で使用できた。 で使用可能が で使用できた。 できた。 できた。	
留	サプレッション・チェンバ 既設	熱 サブレッション・チェ 既設 大 経 発育熱除去系。配管・ 既設	
# ホストレーナ	残 留 機 に 除 よ 系 熱 交 換 器 既 設 よ に に に に に に に に に に に に に	お前とされている。 ・ 一部の では、	
のよ器 原子炉格納容器 既設	る 云 原系 原系 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・スプレイヘッダ 氏設トレーナ・スプレイヘッダ 保設 保設 保護 保護 保護 保護 保護 保護	ル で	
レバ残 疾留熱除去系ボンブ 既設	に	第子炉補機冷却系 (原 サ 子炉補機海水系を含	
ョ] F	除治 熱却 残留熱除去系海水系ストレ 既設 一ナ	シ 非常用交流電源設備 既設 残留熱除 表ポンプ 既設	
か・ストレーナ *** ジェル ボーケ ボード ジェート ボード ボール ボール ボール ボール </td <td>非常用交流電源設備 既設</td> <td>に 除 サ</td> <td></td>	非常用交流電源設備 既設	に 除 サ	
フロン エネ	燃料給油設備 既設	ファレッシッション	
※フェン	サプレッション・チェンバ 既設 留	ブ・ブ ー ル	
		除	
	に熟 よるま サプレーナ シンレーションション・フィー ルーナ ・ 数個熱除去系配管・弁・ス 既設 ・ ルーナ ・ 原子炉格納容器 ・ 原子炉格納容器 ・ 成設 ・ ルーナ ・ の の の の の の の の の の の の の の の の の の の		
	・ コ ・ ブ・		
	の 1 除冷 熱 担 系		
	非常用交流電源設備 既設 燃料給油設備 既設		

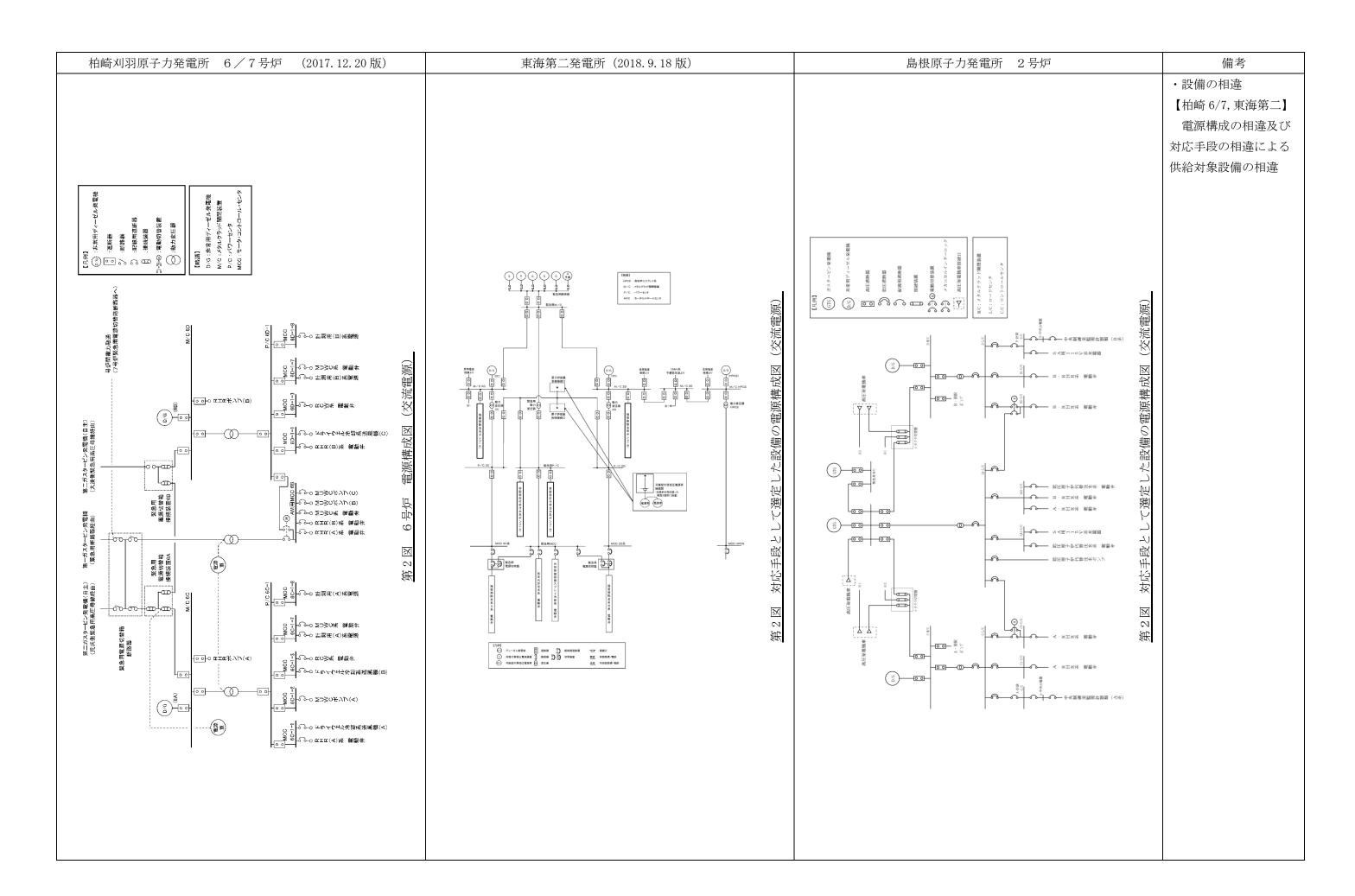
柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版) 東海第二発電所 (2018.9.18版) 島根原子力発電所 2号炉 備考 審査基準,基準規則と対処設備との対応表 (3/4) 審査基準,基準規則と対処設備との対応表(3/6) 審查基準, 基準規則と対処設備との対応表(3/6) ・設備の相違 【柏崎 6/7】 : 重大事故等対処設備 : 重大事故等対処設備(設計基準拡張) 重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段 :重大事故等対処設備 : 重大事故等対処設備(設計基準拡張) 自主対策設備 重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段 重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段 自主対策 ③の相違 解釈 対応番号 手段 機器名称 備考 機器名称 解釈 対応番号 常設 必要時間内に 対応可能な人数 可搬 使用可能か で使用可能か 常設 必要時間内に 対応可能な人数 可搬 使用可能か で使用可能か 備考 機能 機器名称 機能 機器名称 機器名称 機能 機器名称 備考 対応番号 圧原子炉代替注水ポ 新設 ゼル駆動消火 常設低圧代替注水系ポンプ 新設 ディーゼル駆動消火ポンプ 復水移送ポンプ 既設 常設 復水貯蔵槽 常設 5過水タンク 低圧原子炉代替注水槽 新設 復水貯蔵タンク 代替淡水貯槽 新設 ろ過水貯蔵タンク 5. 医圧原子炉代替注水系 新設 常設 復水補給水系配管・弁 消火系配管・弁 復水輸送系配管・弁 常設 低圧代替注水系配管・弁 新設 多目的タンク 残留熱除去 残留熱除去系 全 経留熱除去系 配管・ 既設 残留熱除去系配管・弁 既設 復水補給水系配管・弁 常設 (A)配管使用 の場合 1名 残留熱除去系 配管・弁 系(A)配管 代替格納容器スプレイ冷却 新設 消火系配管・弁 A納容器スプレイ・へ 既設 常設 格納容器スプレイ・ヘッタ 高圧炉心注水系配管 残留熱除去系B系配管・ 弁・スプレイヘッダ 残留熱除去系B系配管· 既設 子炉格納容器 残留熱除去 残留熱除去系 原子炉格納容器 常設 子炉格納容器 新設 常設 常設代替交流電源設備 非常用交流電源設備 原子炉格納容器 原子炉格納容器 非常用交流電源設備 非常用交流電源設備 常設 代替所內電気設備 常設代替交流電源設備 常設 常設代替交流電源設備 新設 常設代替交流電源設備 常設 常設代替交流電源設備 新設 非常用交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 第二代替交流電源設備 新設 第二代替交流電源設備 常設 可搬型代替交流電源設備 新設 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設 可搬 代替所内電気設備 可搬型代替交流電源設 大量送水車 補助消火ポンプ 新設 可搬型代替交流電源設備 代替所內電気設備 代替所内電気設備 可搬型代替注水ポンプ 輪谷貯水槽(西)※1 既設 消火ポンプ 常設 新設 燃料補給設備 自主対策とす る理由は本文 可搬型代替注水中型ボンブ 新設 燃料給油設備 6名 30分 ホース・接続口 防火水槽 ※1 可搬型代替注水大型ポンフ 新設 復水移送ポンプ 新設 可搬型ストレーナ 淡水貯水池 ※1 ろ過水タンク 常設 各納容器代替スプレイ 新設 西侧淡水貯水設備 新設 復水貯蔵タンク 常設 残留熱除去系 系配管・弁 系(A)配管 (A)配管使用 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系配管・弁 既設 新設 補給水系配管・弁 復水輸送系配管・弁 常設 使用の場合 线留熱除去系配管·弁 既設 格納容器スプレイ・ 残留熱除去系 配管・弁 新設 消火系配管・弁 残留熱除去系 格納容器スプレイ・ 既設 原子炉格納容器 格納容器スプレイ・ヘッタ 常設 系(B)配管 (B)配管使用 残留熱除去系B系配管・ 弁・スプレイヘッダ 新設 既設 低圧代替注水系配管·弁 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備 新設 原子炉格納容器 常設 可搬型代替交流電源設 新設 非常用交流電源設備 既設 代替格納容器スプレイ冷却 新設 原子炉格納容器 非常用交流電源設備 常設代替交流電源設備 新設 代替所內電気設備 常設代替交流電源設備 常設 既設 非常用交流電源設備 第二代替交流電源設備 新設 可搬型代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設 新設 可搬 燃料補給設備 原子炉格納容器 既設 常設代替交流電源設備 代替所內電気設備 代替所內電気設備 常設代替交流電源設備 新設 可搬型代替交流電源設備 ドライウェル冷却装置 燃料補給設備 可搬型代替交流電源設備 新設 45 分 3名 燃料給油設備 新設 常設代替交流電源設備 常設 4名 了炉補機冷却系 45分 る理由は本文 ドライウェル内ガス冷却装 置送風機 ※1:「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡 常設代替交流電源設備 常設 ドライウェル内ガス冷却装 置冷却コイル 第二代替交流電源設備 常設 原子炉格納容器 ※1:「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源(措置) 原子炉補機冷却系 非常用交流電源設備

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版) 東海第二発電所 (2018.9.18版) 島根原子力発電所 2号炉 備考 審査基準,基準規則と対処設備との対応表(4/4) 審査基準,基準規則と対処設備との対応表(4/6) 審査基準,基準規則と対処設備との対応表(4/6) 重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段 : 重大事故等対処設備 : 重大事故等対処設備(設計基準拡張) 自主対策設備 : 重大事故等対処設備 : 重大事故等対処設備(設計基準拡張) 重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段 自主対策 機器名称 常設 必要時間内に 対応可能な人数 備考 使用可能か で使用可能か 機能 機器名称 機能 機器名称 備考 残留熱除去系ポンプ 既設 可搬型代替注水大型ポンプ 残留熱除去ポンプ 既設 既設 残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系ポンプ 常設 サプレッション・チェンバ 既設 トプレッション・チェ 既設 サブレッション・チェ 既設 残留熱除去系 配管· 既設 残留熱除去系熱交換器 既設 冷除 棒 残留熱除去系熱交換器 既設 却去交 残留熱除去系熱交換器 常設 残留熱除去系配管・弁・ス トレーナ・スプレイヘッダ 残留熱除去系配管・ 残留熱除去系熱交換器 既設 既設 白主対策とす る理由は本文 格納容器スプレイ・ヘ (電影を) (本語を) (本語を 格納容器スプレイ・ 格納容器スプレイ・ 既設 既設 常設 15% 2名 原子炉格納容器 既設 既設 既設 原子炉格納容器 常設 原子炉格納容器 残留熱除去系海水系ポンプ 既設 原子炉補機冷却系(原 子炉補機海水系を含 既設 常設 原子炉補機冷却系 原子炉補機冷却系 残留熱除去系海水系ストレ 既設 弋替原子炉補機冷却系 可搬 代替原子炉補機冷却系 新設 原子炉補機代替冷却系 新設 常設代替交流電源設備 新設 二代替交流電源設備 常設 緊急用海水ポンプ 残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系ポンプ 常設 既設 緊急用海水系ストレーナ 新設 ナブレッション・チェ 既設 ブレッション・チ: 代替所內電気設備 常設代替交流電源設備 新設 残留熱除去系熱交換器 既設 残留熟除去系熱交換器 常設 残留熱除去ポンプ 既設 残留熱除去系配管・ 弁・ストレーナ 残留熱除去系配管・ 弁・ストレーナ 自主対策とする理由は本文 既設 常設 燃料給油設備 新設 既設 2名 残留熱除去系・配管・ 既設 既設 原子炉格納容器 原子炉格納容器 残留熱除去系ポンプ 既設 可搬型代替注水大型ポンフ 原子炉補機冷却系 原子炉補機冷却系 残留熱除去系熱交換器 既設 サプレッション・チェンバ 既設 代替原子炉補機冷却系 新設 代替原子炉補機冷却系 可搬 原子炉格納容器 既設 · 去 常設代替交流電源設備 新設 第二代替交流電源設備 常設 残留熱除去系熱交換器 既設 原子炉補機冷却系(原 子炉補機海水系を含 既設 残留熱除去系配管・弁・ス ※1:「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源(措置) 既設 原子炉補機代替冷却系 新設 原子炉格納容器 既設 常設代替交流電源設備 新設 既設 残留熱除去系海水系ポンプ 代替所内電気設備 残留熱除去系海水系ストレ ル冷却系)の復旧る残留熱除去系 既設 緊急用海水ボンブ 新設 緊急用海水系ストレーナ 新設 常設代替交流電源設備 新設 燃料給油設備 新設

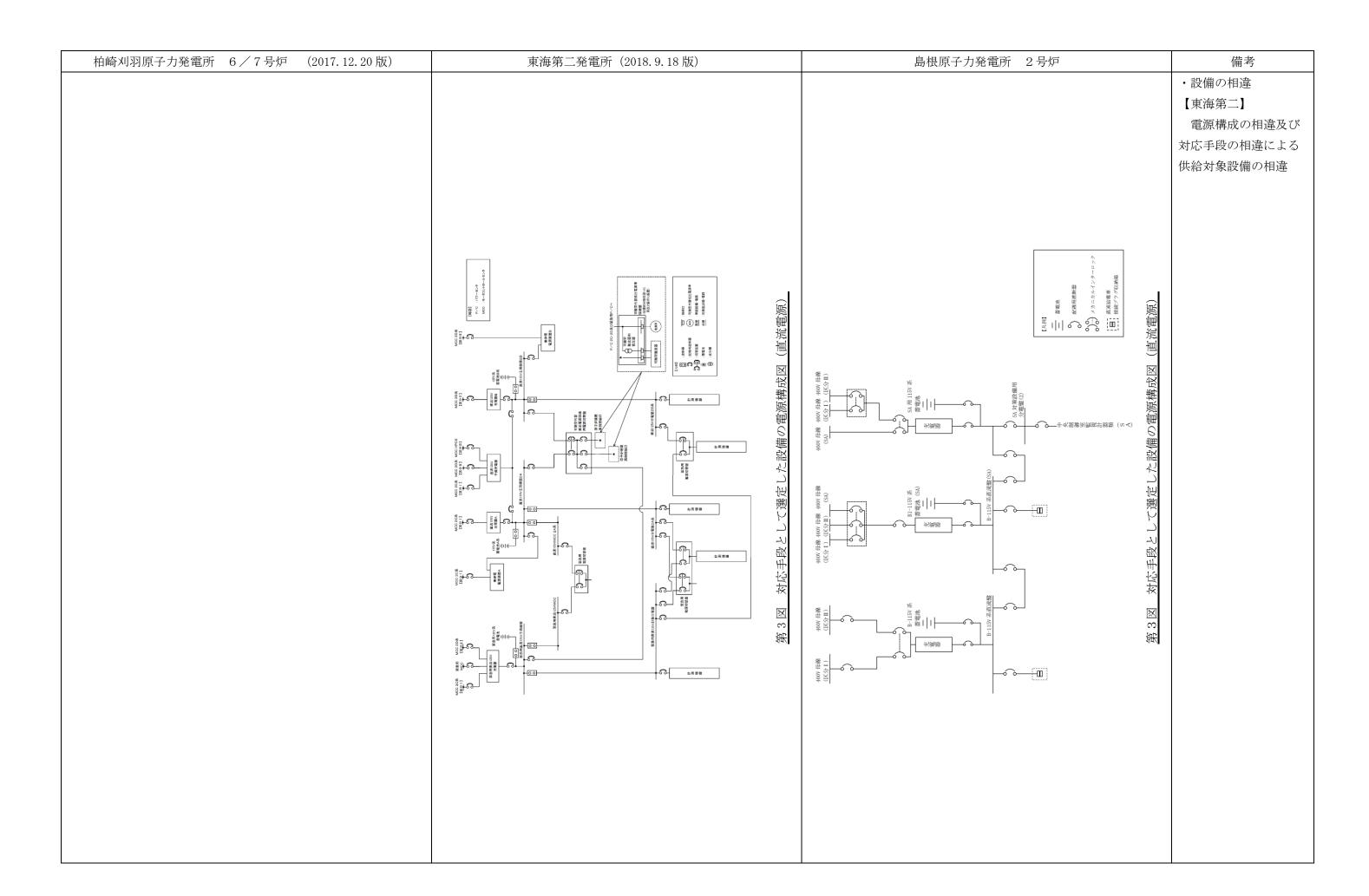
柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所	(2018. 9. 18 版)	島根原子力	島根原子力発電所 2号炉				
	審査基準,基準規則と対象	処設備との対応表(5/6)	審査基準,基準規則と	・記載表現の相違				
	技術的能力審査基準(1.6)	適合方針	技術的能力審査基準 (1.6)	適合方針	【柏崎 6/7】			
	技術的能力審宜基準 (1.6)	設計基準事故対処設備である残留熱	【要求事項】	設計基準事故対処設備である残留熱除去系	島根2号炉は、技術			
		除去系(格納容器スプレイ冷却系)及	1 発電用原子炉設置者において、設計基準	事 (格納容器冷却モード及びサプレッション・プ	的能力審査基準に対っ			
		び残留熱除去系 (サプレッション・プール冷却系) が有する原子炉格納容器	故対処設備が有する原子炉格納容器内					
		内の冷却機能が喪失した場合におい		のの冷却機能が喪失した場合において、炉心の著	る適合方針を記載			
		て, 炉心の著しい損傷を防止する手段 として, 代替格納容器スプレイ冷却系		容 しい損傷を防止する手段として,格納容器代替 に スプレイ系(常設)及び格納容器代替スプレイ				
		(常設)及び代替格納容器スプレイ冷		系 (可搬型)により原子炉格納容器内の圧力及				
		却系(可搬型)により原子炉格納容器 内の圧力及び温度を低下させるために	又は整備される方針が適切に示されて	い び温度を低下させるために必要な手順等を整				
	れていること。	必要な手順等を整備する。	ること。	備する。				
		炉心の著しい損傷が発生した場合に		傷炉心の著しい損傷が発生した場合において、				
		おいて、原子炉格納容器の破損を防止 する手段として、代替格納容器スプレ	4 5072 13 10 10 10 10 10 10 10 10 10 10 10 10 10	器原子炉格納容器の破損を防止する手段として、				
	止するため、原子炉格納容器内	イ冷却系(常設)及び代替格納容器ス	2.75	内 格納容器代替スプレイ系(常設)及び格納容器 度 (代替スプレイ系(可搬型)により、原子炉格納				
		プレイ冷却系(可搬型)により,原子 炉格納容器内の圧力及び温度並びに放	NOTE THE CONTRACT OF THE CONTR	切 容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃				
		射性物質の濃度を低下させるために必	に整備されているか、又は整備される方	針 度を低下させるために必要な手順等を整備す				
	いるか、又は整備される方針が 適切に示されていること。	要な手順等を整備する。	が適切に示されていること。	る。				
	個別に小されていること。 【解釈】		【解釈】					
	1 第1項に規定する「原子炉格納		1 第1項に規定する「原子炉格納容器内の					
	容器内の圧力及び温度を低下さ		力及び温度を低下させるために必要な 順等」及び第2項に規定する「原子炉格					
	せるために必要な手順等」及び 第2項に規定する「原子炉格納		容器内の圧力及び温度並びに放射性物	100				
	容器内の圧力及び温度並びに放	-	の濃度を低下させるために必要な手順等	[1]				
	射性物質の濃度を低下させるた めに必要な手順等」とは、以下		とは、以下に掲げる措置又はこれらと同	等				
	に掲げる措置又はこれらと同等		以上の効果を有する措置を行うための	手				
	以上の効果を有する措置を行う ための手順等をいう。		順等をいう。					
	審査基準、基準規則と対象			対処設備との対応表(6/6)				
	技術的能力審査基準(1.6)	適合方針	技術的能力審査基準 (1.6) (1) 炉心の著しい損傷を防止するための原	適合方針 子 設計基準事故対処設備である残留熱除去系				
		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系)及	炉格納容器の冷却等	(格納容器冷却モード及びサプレッション・プ				
	等	び残留熱除去系(サプレッション・プ	a)設計基準事故対処設備が有する原子炉格	納 ール水冷却モード)が有する原子炉格納容器内				
		ール冷却系)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	容器内の冷却機能が喪失した場合にお	い の冷却機能が喪失した場合において, 炉心の著				
	喪失した場合において炉心の著	て, 炉心の著しい損傷を防止する手段		納 しい損傷を防止する手段として、格納容器代替				
		として、格納容器スプレイ代替注水設 備である代替格納容器スプレイ冷却系		炉 スプレイ系 (常設) 及び格納容器代替スプレイ				
	り、原子炉格納容器内の圧力及	(常設) 及び代替格納容器スプレイ冷	格納容器内の圧力及び温度を低下させ ために必要な手順等を整備すること。	る 系 (可搬型) により,原子炉格納容器内の圧力 及び温度を低下させるために必要な手順等を				
		却系(可搬型)により,原子炉格納容 器内の圧力及び温度を低下させるため	The state of the s	整備する。				
	3.777, 3.222, 3.7	に必要な手順等を整備する。	(2)原子炉格納容器の破損を防止するため	の 炉心の著しい損傷が発生した場合において,				
	(2)原子炉格納容器の破損を防止	炉心の著しい損傷が発生した場合に	原子炉格納容器の冷却等	原子炉格納容器の破損を防止する手段として,				
	するための原子炉格納容器の	おいて、原子炉格納容器の破損を防止		て 格納容器代替スプレイ系(常設)及び格納容器				
		する手段として,代替格納容器スプレ イ冷却系(常設)及び代替格納容器ス		格 代替スプレイ系(可搬型)により,原子炉格納 子 容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃				
	合において原子炉格納容器の破	プレイ冷却系 (可搬型) により, 原子		サ 存益内の圧力及び価度並びに放射性物質の優 射 度を低下させるために必要な手順等を整備す				
		炉格納容器内の圧力及び温度並びに放 射性物質の濃度を低下させるために必	性物質の濃度を低下させるために必要					
	子炉格納容器内の圧力及び温度		手順等を整備すること。					
	並びに放射性物質の濃度を低下 させるために必要な手順等を整							
	備すること。							

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)					島根原	原子力発電	所 2号炉			備考		
					添作	寸資料 1.6.2					添付資	料 1.6.	2
	自主対策設備仕様			自主対策設備仕様				・記載表現の相違					
	機器名称	常設	耐震性	容量	揚程	個数	機器名称	常設	耐震クラス	容量	揚程	個数	【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は, 自
	可搬型代替注水大型ポンプ	/ 可搬	1103 /BH 1.11.		200 Y.E.	[E4 35X	消火ポンプ	常設	_	60 m ³ /h (1台あたり)	60m	2台	対策設備概要につい
	(代替残留熱除去系海水系として使用)	で可搬	Sクラス	約1,320m ³ /h (1台当たり)	約 140m	4 台	ろ過水タンク	常設	_	3, 000m³	_	1基	記載
	ディーゼル駆動消火ポンプ	常設	Сクラス	約 4.3m³/min	90m	1 台	復水輸送ポンプ	常設	Bクラス	85m³/h (1台あたり)	70m	3台	
	ろ過水貯蔵タンク	常設	Cクラス	約 1,500m³	_	1 基	復水貯蔵タンク	常設	Bクラス	2, 000m³	-	1基	
	多目的タンク	常設	Сクラス	約 1,500m³	_	1 基	ドライウェル冷却装置	常設	Cクラス	送風機: 43,500m³/h (1台あたり) 冷却コイル: 265.2KW	_	6 台	
	復水移送ポンプ	常設	Вクラス	145.4m ³ /h (1台当たり) 約2,000m ³	85. 4m	2 台	補助消火ポンプ	常設	Cクラス	(1基あたり) 72 m³/h (1台あたり)	80m	2台	
	復水貯蔵タンク ドライウェル内ガス冷却装置	常設常設	Bクラス Bクラス	(1基当たり) 978m ³ /min		2 基 5 台	補助消火水槽	常設	Сクラス	200m³	_	2基	
	送風機 ドライウェル内ガス冷却装置			(1 台当たり) 330. 3kW									
	冷却コイル	常設	Bクラス	(1 基当たり)	_	5 基							
	1						i						İ





柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
和呵利尔丁万光电力 0 / 7 万分 (2017.12.20 加)	水1m 加一元电/川(2010. 3. 10 /K)	四似所 1 7 月元 电闭 2 7 分	・記載表現の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2 号炉は単独申 請
LR M			
第一方スターピン名電機 第二方スターピン名電機 第二章			
(A) MATA (A) M			



柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
添付資料 1.6.3-1		添付資料 1.6.4-1	
重大事故対策の成立性		重大事故対策の成立性	
1. 代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による原子炉格納容器内		1. 格納容器代替スプレイ系(常設)による原子炉格納容器内へ	
へのスプレイ		<u>のスプレイ</u>	
(1)復水貯蔵槽水源確保			・設備の相違
<u>a. 操作概要</u>			【柏崎 6/7】
復水貯蔵槽を水源として復水移送ポンプにより原子炉格			島根2号炉は、新た
納容器内へスプレイを行う際に、ポンプの吸込ラインを通			に格納容器代替スプレ
常のラインから復水貯蔵槽下部からのラインに切り替える			イ系(常設)を設置
ことにより水源を確保する。			し,専用の水源を設置
			しているため, 水源確
<u>b. 作業場所</u>			保のためのライン切替
<u>廃棄物処理建屋 地下3 階(管理区域)</u>			え操作は不要
c. 必要要員数及び時間			
<u>v</u>			
必要要員数:2 名 (現場運転員 2 名)			
想定時間:15 分(実績時間:14 分)			
<u>d. 操作の成立性について</u>			
作業環境:バッテリー内蔵型 LED 照明を作業エリアに配備			
しており、建屋内常用照明消灯時における作業			
性を確保している。また、ヘッドライト及び懐			
中電灯をバックアップとして携帯している。操			
作は汚染の可能性を考慮し防護具(全面マス			
ク、個人線量計、ゴム手袋)を装備して作業を			
<u> </u>			
移動経路:バッテリー内蔵型 LED 照明をアクセスルート			
上に配備しており接近可能である。また、ヘッ			
ドライト及び懐中電灯をバックアップとして携			
帯している。アクセスルート上に支障となる設			
- 備はない。			
操作性:通常の弁操作であり、容易に実施可能である。			
操作対象弁には、暗闇でも識別し易いように反			
<u></u>			
連絡手段:通信連絡設備(送受話器,電力保安通信用電			

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018.9.18版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
話設備、携帯型音声呼出電話設備)のうち、使	7131.4210 - 22.1271 (-1.2.1.1.2.1.40)	F3 [N/J. 4 7 4 7 2 2 2 2 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7	VIA 3
用可能な設備により、中央制御室に連絡する。			
反射テープ 復水移送ポンプ吸込ライン切替え			
		(1) 中央制御室からの格納容器代替スプレイ系(常設)起動	・資料構成の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】
			島根2号炉は、中央
		中央操作からの格納容器代替スプレイ系(常設)起動が	
		必要な状況において、SA電源切替盤操作又は非常用コン	成立性を記載
		トロールセンタ切替盤操作により電源切替えを実施する。	
		また、中央制御室操作により系統構成を実施し、格納容器	
		代替スプレイ系(常設)による原子炉格納容器内へのスプ	
		レイを実施する。	
		<u>b. 作業場所</u>	
		原子炉建物付属棟 中2階(非管理区域)	
		原子炉建物付属棟 3階(非管理区域)	
		制御室建物 4階(非管理区域) (中央制御室)	
		<u>c. 必要要員数及び想定時間</u>	
		中央制御室からの格納容器代替スプレイ系(常設)によ	
		る原子炉格納容器内へのスプレイに必要な要員数,想定時	
		間は以下のとおり。	
		<sa電源切替盤操作の場合></sa電源切替盤操作の場合>	
		必要要員数 : 3名 (中央制御室運転員1名, 現場運	
		転員2名)	
		想定時間 : 30 分以内 (所要時間目安 ^{※1} :12 分)	
		※1:所要時間目安は、模擬により算定した時間	
		想定時間內訳	・記載表現の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
		【中央制御室運転員】	【柏崎 6/7】
		●電源確認:想定時間5分,所要時間目安2分	島根2号炉は,各要員
		• 電源確認: 所要目安時間2分(電源確認: 中央	の想定時間内訳を記載
		<u>制御室)</u>	
		●ポンプ起動,系統構成,スプレイ操作:想定時間	
		10分,所要時間目安4分	
		・ポンプ起動,系統構成:所要時間目安3分(操	
		作対象2弁:中央制御室)	
		・スプレイ操作: 所要目安時間1分(スプレイ操	
		作:中央制御室)	
		【現場運転員】	
		●移動,SA電源切替盤操作(A系): 想定時間 20	
		<u>分,所要時間目安8分</u>	
		· 移動: 所要時間目安 5 分(移動経路: 中央制御	
		室~原子炉建物付属棟 3階)	
		・S A電源切替操作(A系):所要時間目安3分	
		(電源切替操作:原子炉建物付属棟 3階)	
		<非常用コントロールセンタ切替盤操作の場合>	
		<u>必要要員数 : 3名(中央制御室運転員1名,現場運</u>	
		転員2名)	
		想定時間 : 45 分以内 (所要時間目安※ 1 : 32 分)	
		※1:所要時間目安は、模擬により算定した時間	
		【中央制御室運転員】	
		<u> </u>	
		<u>所要時間目安2分</u>	
		・C/C C系不要負荷切り離し:所要目安時間	
		2分	
		<u> </u>	
		想定時間 5 分,所要時間目安 1 分	
		・非常用コントロールセンタ切替盤操作(A	
		系),隔離操作:所要時間目安1分	
		●電源確認:想定時間5分,所要時間目安2分	
		・電源確認:所要目安時間2分(電源確認:中央	
		制御室)	
		●ポンプ起動,系統構成,スプレイ操作:想定時間	
		10分,所要時間目安4分	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		・ポンプ起動,系統構成:所要時間目安3分(操	
		作対象2弁:中央制御室)	
		・スプレイ操作:所要目安時間1分(スプレイ操	
		作:中央制御室)_	
		【現場運転員】	
		●移動, C/C C系不要負荷切り離し操作: 想定	
		時間 30 分,所要時間目安 26 分	
		•移動:所要時間目安5分(移動経路:中央制御	
		室~原子炉建物付属棟 中2階)	
		・C/C C系不要負荷切り離し操作:所要時間	
		目安 21 分 (原子炉建物付属棟 中 2 階)	
		d. 操作の成立性について	
		<u>(a) 中央制御室操作</u>	
		作業環境:常用照明消灯時においても,LEDライト(三	
		脚タイプ),LEDライト(ランタンタイプ)	
		<u>及びヘッドライトを配備している。</u>	
		操作性 : 操作スイッチによる操作であるため, 容易に実	
		<u>施可能である。</u>	
		作業環境:常用照明消灯時においても、電源内蔵型照明を	
		作業エリアに配備している。また、ヘッドライ	
		ト及び懐中電灯を携行している。操作は汚染の	
		可能性を考慮し防護具(全面マスク, 個人線量	
		計,綿手袋,ゴム手袋,汚染防護服)を着用 <u>又</u>	
		移動経路:電源内蔵型照明をアクセスルート上に配備して	
		いること, ヘッドライト及び懐中電灯を携行し	
		スルート上に支障となる設備はない。 <u></u>	
		操作性 : 通常の受電操作であるため、容易に実施可能で	
		<u>ある。</u>	
		連絡手段:有線式通信設備,電力保安通信用電話設備,所	
		内通信連絡設備(警報装置を含む。)のうち,	
		使用可能な設備により、中央制御室との連絡が	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
		系統構成	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		添付資料 1.6.4-2	
	2. 補給水系による原子炉格納容器内へのスプレイ	2. 復水輸送系による原子炉格納容器内へのスプレイ	・設備の相違
	(1) 系統構成	(1) 系統構成	【柏崎 6/7】
	a. 操作概要	a. 操作概要	③の相違
	補給水系による原子炉格納容器内へのスプレイが必要な	復水輸送系による原子炉格納容器内へのスプレイが必要	
	状況において,原子炉建屋廃棄物処理棟中地下1階及び夕	な状況において、中央制御室操作及び現場操作により系統	
	ービン建屋1階まで移動するとともに,系統構成を実施	構成を実施し、復水輸送ポンプにより原子炉格納容器内へ	
	し、復水移送ポンプにより原子炉格納容器内へスプレイす	<u>スプレイする。</u>	
	る <u></u>		
	b. 作業場所	<u>b. 作業場所</u>	
	原子炉建屋廃棄物処理棟中地下1階(管理区域)及びタ	原子炉建物原子炉棟 2階(管理区域)	
	ービン建屋1階(管理区域)	制御室建物 4階(非管理区域)(中央制御室)	
	c. 必要要員数及び <u>所要時間</u>	<u>c. 必要要員数及び想定時間</u>	
	<u>補給水系</u> による原子炉格納容器内へのスプレイにおけ	復水輸送系による原子炉格納容器内へのスプレイとし	
	る, 現場での系統構成に必要な要員数, 所要時間は以下の	て、最長時間を要する残留熱除去系配管B系を使用した送	
	とおり。	水に必要な要員数、想定時間は以下のとおり。	
	必要要員数:6名(運転員等(当直運転員)2名,重大	必要要員数: 3名(中央制御室運転員1名, 現場運転	・体制の相違
	事故等対応要員4名)	<u>員2名)</u>	【東海第二】
	所要時間目安: 111分以内(所要時間目安のうち,現場	想定時間 :30 分以内(所要時間目安*1:8分)	⑫の相違
	操作に係る時間は100分以内)	※1:所要時間目安は、模擬により算定した時間	
	<u>所要時間内訳</u>	想定時間内訳	
	【運転員等(当直運転員)】	【中央制御室運転員】	・資料構成の相違
	・移動:40分*1(移動経路:中央制御室から原子炉	●電源確認:想定時間5分,所要時間目安2分	【東海第二】
	建屋廃棄物処理棟中地下1階(放射線防護具	· 電源確認:所要目安時間2分(電源確認:中央	島根2号炉は、中島
	着用を含む))	<u>制御室)</u>	制御室運転員の作業の
	· 系統構成: 25分(操作対象3弁: 原子炉建屋廃棄物	●バイパス流防止操作:想定時間5分,所要時間目	成立性を記載
	処理棟中地下1階及びタービン建屋1	<u>安1分</u>	
	<u>階)</u>	・バイパス流防止操作: 所要時間目安1分(操作	
		対象1弁:中央制御室)	
		●ポンプ起動,系統構成:想定時間10分,所要時間	
		<u>目安4分</u>	
		・ポンプ起動,系統構成:所要時間目安4分(操	
		作対象2弁:中央制御室)	
	【重大事故等対応要員】	【現場運転員】	
	・移動:40分(移動経路:原子炉建屋付属棟1階から	●移動,系統構成,流量調整:想定時間30分,所要	
	原子炉建屋廃棄物処理棟中地下1階(放射線	時間目安8分	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	防護具着用を含む))		
	・連絡配管閉止フランジ切替え:35分		・設備の相違
	※1: 重大事故等対応要員の移動及び連絡配管フラ		【東海第二】
	ンジ切替えと並行して行うため,所要時間目		島根2号炉は,閉止
	安には含まれない。		フランジの切替え操作
		• 移動: 所要時間目安7分(移動経路: 中央制御	は不要
		室~原子炉建物原子炉棟 2階)	
		・スプレイ操作:所要時間目安1分(操作対象1	
		弁:原子炉建物原子炉棟 2階)	
	d. 操作の成立性について	d. 操作の成立性について	
			・記載表現の相違
			【東海第二】
			島根2号炉は,中央
		タイプ)及びヘッドライトを配備してい	制御室空調換気系バウ
		<u>る。</u>	ンダリ内の操作におい
		操作性 : 操作スイッチによる操作であり、容易に	ては防護具着用が不要
		操作可能である。	であることから個別に
			作業の成立性を記載
		<u>(b) 現場操作</u>	
	作業環境:常用照明消灯時においても、ヘッドライト	作業環境 : 常用照明消灯時においても, 電源内蔵型	・運用の相違
	<u>又はLEDライト</u> を携行している。また,	照明を作業エリアに配備している。また,	【東海第二】
	操作は汚染の可能性を考慮し放射線防護具	<u>ヘッドライト及び懐中電灯を携行してい</u>	使用する資機材の相
	(全面マスク,個人線量計,綿手袋,ゴム	る。操作は汚染の可能性を考慮し防護具	違
	手袋, タイベック) を着用又は携行して作	(全面マスク,個人線量計,綿手袋,ゴム	
	業を行う。	手袋、汚染防護服)を着用又は携行して作	
		<u>業を行う。</u>	
	移動経路:ヘッドライト <u>又はLEDライト</u> を携行して	移動経路 : 電源内蔵型照明をアクセスルート上に配	・運用の相違
	おり近接可能である。また、アクセスルー	備していること, ヘッドライト及び懐中電	【東海第二】
	ト上に支障となる設備はない。	灯を携行していることから接近可能であ	使用する資機材の相
		る。また、アクセスルート上に支障となる	違
		設備はない。_	
	操作性 : 通常の弁操作及び一般的なフランジ切替え	操作性 : 通常の弁操作であり、容易に実施可能で	
	作業であり容易に実施可能である。また.	<u>ある。</u>	
	操作対象弁及びフランジは操作性が確保さ	操作対象弁には,暗闇でも識別し易いよう	・設備の相違
	れた場所に設置されており、操作性に支障	に反射テープを施している。	【東海第二】
	はない。		島根2号炉は、暗闇
			における作業性確保の

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	連絡手段:携行型有線通話装置,電力保安通信用電話	連絡手段 : 有線式通信設備, 電力保安通信用電話設	ため、操作対象弁に反
	設備(固定電話機,PHS端末),送受話	備,所内通信連絡設備(警報装置を含	射テープを施している
	器 (ページング) のうち、使用可能な設備	む。)のうち、使用可能な設備により、中	
	により、中央制御室及び災害対策本部との	央制御室との連絡が可能である。	
	連絡が可能である。		
	作業場所(全体) 連絡配管閉止フランジ		
	連絡配管閉止フランジ切替え訓練 系統構成 (補給水系-消火系連絡ライン止め弁)	<u>系統構成</u>	
	系統構成 (補助ボイラ冷却水元弁)		

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
添付資料 1.6.3-2		添付資料 1.6.4-3	
2. 消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ (1) 受電操作	1. 消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ (1) 系統構成	3. 消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ (1) 系統構成	・資料構成の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は電源確
a. 操作概要 消火系による原子炉格納容器内へのスプレイの <u>系統構成の</u> ために電源を確保する。	a. 操作概要 消火系による原子炉格納容器内へのスプレイが必要な状況において、タービン建屋1階まで移動するとともに、系統構成を実施し、ディーゼル駆動消火ポンプにより原子炉格納容器内へスプレイする。	a. 操作概要 消火系による原子炉格納容器内へのスプレイが <u>必要な状</u> 況において,中央制御室操作及び現場操作により系統構成 を実施し,補助消火ポンプ又は消火ポンプにより原子炉格 納容器内へスプレイする。	保を技術的能力 1.14 に て整理
b. 作業場所 原子炉建屋 地下1 階(非管理区域) コントロール建屋 地下1 階(非管理区域)	b. 作業場所 タービン建屋1階(管理区域)	b. 作業場所 原子炉建物原子炉棟 2階(管理区域) 制御室建物 4階(非管理区域)(中央制御室)	
c. 必要要員数及び時間 消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ <u>のうち,系統</u> 構成のための受電操作に必要な要員数,時間は以下のとおり。 必要要員数:2 名 (現場運転員 2 名) 想定時間:20 分 (実績時間:18 分)	c. 必要要員数及び <u>所要時間</u> 消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ <u>における</u> , 現場での系統構成に必要な要員数,所要時間は以下のとおり。 必要要員数: <u>2名(運転員等(当直運転員)2名)</u> 所要時間目安: <u>58分以内(所要時間目安のうち,現場</u> 操作に係る時間は45分以内)	c. 必要要員数及び想定時間 消火系による原子炉格納容器内へのスプレイとして,最長時間を要する残留熱除去系配管 B系を使用した送水に必要な要員数,想定時間は以下のとおり。 必要要員数: 3名(中央制御室運転員1名,現場運転員2名) 拡定時間: 30分以内(所要時間目安*1:9分) ※1:所要時間目安は,模擬により算定した時間	・体制の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ②の相違
	所要時間内訳	想定時間内訳 【中央制御室運転員】 ●電源確認:想定時間5分,所要時間目安2分 ・電源確認:所要目安時間2分(電源確認:中央 制御室) ●バイパス流防止操作:想定時間5分,所要時間目 安1分 ・バイパス流防止操作:所要目安時間1分(操作 対象1弁:中央制御室) ●ポンプ起動,系統構成:想定時間15分,所要時間 目安6分 ・ポンプ起動,系統構成:所要目安時間6分(操	・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は,各要 員の想定時間内訳を記載 ・記載表現の相違 【柏崎 6/7,東海第二】 島根 2 号炉は,中央 制御室運転員の作業の 成立性を記載

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		作対象4弁:中央制御室)	
	【運転員等(当直運転員)】 ・移動:41分(移動経路:中央制御室からタービン 建屋1階(放射線防護具着用を含む)) ・系統構成:4分(操作対象1弁:タービン建屋1階)	【現場運転員】 ●移動, 弁操作: 想定時間 30 分, 所要時間目安 8 分 ・移動: 所要時間目安 7 分 (移動経路: 中央制御 室~原子炉建物原子炉棟 2 階) ・系統構成: 所要時間目安 1 分 (操作対象 1 弁:	
d. 操作の成立性について	d. 操作の成立性について	原子炉建物原子炉棟 2階) d. 操作の成立性について (a) 中央制御室操作	크라크 IP 소비호
		作業環境 : 常用照明消灯時においてもLEDライト (三脚タイプ), LEDライト (ランタン タイプ)及びヘッドライトを配備している。 操作性 : 操作スイッチによる操作であり、容易に操作可能である。	・記載表現の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2 号炉は, 中央制 御室運転員の作業の成 立性を記載
作業環境:バッテリー内蔵型 LED 照明を作業エリアに配	作業環境:常用照明消灯時においても、ヘッドライト	(b) 現場操作 作業環境: 常用照明消灯時においても, 電源内蔵型	運用の相違
備しており、建屋内常用照明消灯時における 作業性を確保している。また、ヘッドライト 及び懐中電灯をバックアップとして携行して いる。放射性物質が放出される可能性がある ことから、操作は防護具(全面マスク、個人	又はLEDライトを携行している。また, 操作は汚染の可能性を考慮し放射線防護具 (全面マスク,個人線量計,綿手袋,ゴム 手袋,タイベック)を着用又は携行して作 業を行う。	照明を作業エリアに配備している。また、 ヘッドライト及び懐中電灯を携行してい る。操作は汚染の可能性を考慮し防護具 (全面マスク、個人線量計、 <u>綿手袋</u> 、ゴム 手袋、汚染防護服)を着用又は携行して作	【東海第二】 使用する資機材の相 違
線量計, ゴム手袋) を装備又は携行して作業 を行う。 移動経路: バッテリー内蔵型 LED 照明をアクセスルート	移動経路:ヘッドライト又はLEDライトを携行して	業を行う。 移動経路 : <u>電源内蔵型照明をアクセスルート上に配</u>	・運用の相違
上に配備しており接近可能である。また,へ ッドライト及び懐中電灯をバックアップとし て携帯している。アクセスルート上に支障と なる設備はない。	おり近接可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。	備していること, ヘッドライト及び懐中電 灯を携行していることから接近可能であ る。また, アクセスルート上に支障となる 設備はない。	【東海第二】 使用する資機材の相 違
操作性 :通常の受電操作であり,容易に実施可能である。	操作性:通常の弁操作であり容易に操作可能である。また、操作対象弁は操作性が確保された場所に設置されており、操作性に支障はない。	操作性 : 通常の弁操作であり、容易に操作可能である。 操作対象弁には、暗闇でも識別し易いよう に反射テープを施している。	・設備の相違 【東海第二】 島根2号炉は,暗闇 における作業性確保の

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
			ため、操作対象弁に反
			射テープを施している
連絡手段:通信連絡設備(送受話器,電力保安通信用電	連絡手段:携行型有線通話装置,電力保安通信用電話	連絡手段 : 有線式通信設備, 電力保安通信用電話設	
話設備,携帯型音声呼出電話設備) のうち,	設備 (固定電話機, PHS端末), 送受話	備,所内通信連絡設備(警報装置を含	
使用可能な設備により、中央制御室に連絡す	器 (ページング) のうち、使用可能な設備	む。)のうち、使用可能な設備より、中央	
<u>5</u>	により、中央制御室との連絡が可能であ	制御室との連絡が可能である。	
	る。		
受電操作	系統構成	系統構成	
	(補助ボイラ冷却水元弁)		

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
添付資料 1.6.3-3		添付資料 1.6.4-4	
3. 代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による原子炉格納容器	 3. 代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による原子炉格納容	4. 格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器内	
内へのスプレイ(淡水/海水)	器内へのスプレイ(淡水/海水)	へのスプレイ(淡水/海水)	
1 3 622 6 7 (19031) 144/310)	HIFT J 322 7 7 1 (100/31) 144/31)	(00/37)	
(3) <u>可搬型代替注水ポンプ(A-2級)</u> による <u>送水準備及び</u> 送水	(1) 代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)として使用する可	(1) 格納容器代替スプレイ系 (可搬型) として使用する大量送	
	搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプに よる送水(淡水/海水)	水車による送水(淡水/海水)	
a. 操作概要	a . 操作概要	a.操作概要	
緊急時対策本部は、代替格納容器スプレイ冷却系(可搬	代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による原子炉格	格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容	
型)による原子炉格納容器内へのスプレイが必要な状況にお	納容器内へのスプレイが必要な状況において,外部接続口	器へのスプレイが必要な状況において,外部接続口及び水	
いて,接続口(ホース接続箇所)及び水源を選定し,送水ル	及び水源を選定し、取水箇所まで移動するとともに、送水	源を選定し,取水箇所まで移動するとともに,送水ルート	
ートを決定する。	ルートを確保した後、代替格納容器スプレイ冷却系(可搬	を確保した後、格納容器代替スプレイ系(可搬型)として	
現場では、指示された送水ルートを確保した上で、可搬	型)として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型	使用する <u>大量送水車</u> により原子炉格納容器に送水する。	
型代替注水ポンプ (A-2 級) により送水する。	<u>代替注水大型ポンプ</u> により原子炉格納容器に送水する。		
b. 作業場所	b. 作業場所	b.作業場所	
		【格納容器代替スプレイ系(可搬型)接続口(南)又は格納	
		容器代替スプレイ系(可搬型)接続口(西)を使用する場	
		<u>合】</u>	
屋外(原子炉建屋周辺,防火水槽周辺,淡水貯水池周辺)	屋外(原子炉建屋東側周辺,原子炉建屋西側周辺,常設	屋外(原子炉建物南側周辺,原子炉建物西側周辺,取水	
	代替高圧電源装置置場東側周辺,常設代替高圧電源装置置	箇所(輪谷貯水槽(西1)又は輪谷貯水槽(西2))周	
	場西側周辺,取水箇所(西側淡水貯水設備,代替淡水貯	<u>辺</u>)	
	<u>槽)周辺)</u>	【格納容器代替スプレイ系(可搬型)接続口(建物内)を使	
		用する場合(故意による大型航空機の衝突その他のテロリ	【柏崎 6/7,東海第
		ズムによる影響がある場合)】	二]
		屋外(タービン建物大物搬入口周辺,取水箇所(輪谷貯	島根2号炉は、建物
		水槽(西1)又は輪谷貯水槽(西2))周辺),原子炉	内接続口を使用した手
		建物付属棟 1階(非管理区域)	順を整理
c. 必要要員数及び時間	c. 必要要員数及び <u>所要時間</u>	c. 必要要員数及び想定時間	
		格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容	
		器内へのスプレイに必要な要員数及び想定時間は以下のと	
		おり。 () はは中間() th - ペン・オ (マは取り) は (t - (t))	
		(a) 格納容器代替スプレイ系(可搬型)接続口(南)を	
/医粧板が中央ロップ・フルヤマ (マMENIX))。 レッ ロッ ロット	/N共物(研究日ラデ)、/// +nボ / マMinエ())。 トッ エフ によれ	使用する場合	
代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による原子炉格納	代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による原子炉格	最長時間を要する第4保管エリア,第3保管エリア	
容器内へのスプレイのうち,可搬型代替注水ポンプ (A-2	納容器内へのスプレイとして、最長時間を要する代替淡水	の可搬型設備による輪谷貯水槽(西1)又は輪谷貯水槽(西1)又は輪谷貯水	
級)による送水操作に必要な要員数、時間は以下のとおり。	貯槽から残留熱除去系A系配管による原子炉建屋東側接続	槽(西2)を使用した送水に必要な要員数、想定時間	
	<u>口</u> を使用した送水に必要な要員数, <u>所要時間</u> は以下のとお	は以下のとおり。	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
	9 。		
必要要員数:「防火水槽を水源とした場合」 3 名 (緊急時対策要員 3 名) 「淡水貯水池を水源とした場合 (あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場	必要要員数: <u>8名</u> (重大事故等対応要員 <u>8名</u>)	必要要員数 : <u>12 名</u> (緊急時対策要員 <u>12 名</u>)	・体制の相違【柏崎 6/7】⑫の相違・設備の相違
<u>合)」</u> <u>4 名</u> (緊急時対策要員 <u>4 名</u>) 「淡水貯水池を水源とした場合(あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合)」			【柏崎 6/7, 東海第二】 使用する水源, 接続 口の相違
6 名 (緊急時対策要員 6 名) 想定時間:「防火水槽を水源とした場合」 3 名の場合 125 分 (実績時間なし) 「淡水貯水池を水源とした場合 (あらかじめ 敷設してあるホースが使用できる場合)」 140 分 (実績時間なし) 「淡水貯水池を水源とした場合 (あらかじめ 敷設してあるホースが使用できない場合)」 330 分 (実績時間なし)	<u>所要時間目宏**1</u> : <u>535分以内</u> (所要時間目安のうち,現場操作に係る時間は <u>535分以内</u>) ※1:所要時間目安は,模擬により 算定した時間	想定時間 : 2時間10分以内(所要時間目安*1: 1時間41分) ※1:所要時間目安は,実機による検証及び模擬により算定した時間	
330 分(天順時間なり)	所要時間内訳	想定時間内訳	・記載表現の相違
	【重大事故等対応要員】	【緊急時対策要員6名】(原子炉建物南側接続口周辺	【柏崎 6/7】
	・準備:30分(放射線防護具着用を含む)	作業)	島根2号炉は、想定
	・移動:10分(移動経路:南側保管場所から代替淡	●緊急時対策所~第4保管エリア移動:想定時間35	時間の内訳を記載
	水貯槽周辺)	分, 所要時間目安 32 分	・体制の相違
	・ホース敷設準備:20分 ^{*2} (対象作業:ホース積込	・移動:所要時間目安32分(移動経路:緊急時対	【東海第二】
	み、ホース荷卸しを含む)	策所~第4保管エリア)	12の相違
	・系統構成:475分(対象作業:ポンプ設置,ホース	●車両健全性確認(ホース展張車): 想定時間 10	
	敷設等を含む)	分, 所要時間目安 10 分	
	・送水準備:20分	・車両健全性確認(ホース展張車): 所要時間目	
	※2:ホース敷設準備は、系統構成と並行して行う	安10分(第4保管エリア)	
	ため、所要時間目安には含まれない。	●送水準備(ホース敷設及び送水ヘッダ接続):想	
		定時間 55 分,所要時間目安 34 分	
		・移動:所要時間目安4分(移動経路:第4保管	
		エリア~原子炉建物西側法面)	
		・送水準備(ホース敷設及び送水ヘッダ接続):	
		所要時間目安30分(原子炉建物西側法面,原子	
		<u>炉建物南側接続口周辺)</u>	
		●送水準備(送水ヘッダ~原子炉建物南側接続	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018.9.18版) 島根原子力発電所 2号炉	備考
	口): 想定時間 25 分, 所要時間目安 21 分	
	・送水準備: 所要時間目安 15 分 (送水ヘッダ〜原	
	子炉建物南側接続口)	
	・系統構成: 所要時間目安6分(操作対象2弁:	
	原子炉建物南側接続口周辺)	
	【緊急時対策要員6名】(輪谷貯水槽(西1)又は輪	
	谷貯水槽(西2)周辺,原子炉建物西側法面周辺作	
	<u>業)</u>	
	●緊急時対策所~第3保管エリア移動:想定時間30	
	分, 所要時間目安 28 分	
	•移動:所要時間目安 28 分(移動経路:緊急時対	
	策所〜第3保管エリア)	
	●車両健全性確認(大量送水車,ホース展張車):	
	想定時間 10 分, 所要時間目安 10 分	
	・車両健全性確認(大量送水車、ホース展張	
	車): 所要時間目安 10 分 (第 3 保管エリア)	
	●大量送水車配置:想定時間 15 分, 所要時間目安	
	12 分	
	• 移動: 所要時間目安4分(移動経路:第3保管	
	エリア〜輪谷貯水槽(西1)又は輪谷貯水槽	
	(西2))	
	· 大量送水車配置: 所要時間目安8分(輪谷貯水	
	<u>槽(西1)又は輪谷貯水槽(西2))</u>	
	●送水準備(ホース敷設): 想定時間 1 時間,所要	
	時間目安 37 分	
	・送水準備(ホース敷設): 所要時間目安 32 分	
	(輪谷貯水槽(西1)又は輪谷貯水槽(西	
	2),原子炉建物西側法面)	
	· 移動: 所要時間目安 5 分(移動経路: 原子炉建	
	物西側法面~輪谷貯水槽(西1)又は輪谷貯水	
	<u>槽(西2)周辺)</u>	
	●大量送水車起動,スプレイ開始:想定時間 10 分,	
	所要時間目安 10 分	
	・大量送水車起動,スプレイ開始:所要時間目安	
	10 分(輪谷貯水槽(西1)又は輪谷貯水槽(西	
	2))	
	(b) 格納容器代替スプレイ系(可搬型)接続口(建物	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		内)を使用する場合(故意による大型航空機の衝突	
		その他のテロリズムによる影響がある場合)を使用	
		<u>する場合</u>	
		最長時間を要する第4保管エリア,第3保管エリア	
		の可搬型設備による輪谷貯水槽 (西1) 又は輪谷貯水	
		槽(西2)を使用した送水に必要な要員数,想定時間	
		は以下のとおり。	
		必要要員数 : 12 名 (緊急時対策要員 12 名)	
		想定時間 : 3時間 10 分以内(所要時間目安*1:	
		2時間46分)	
		※1:所要時間目安は、実機による検証及び模擬に	
		より算定した時間	
		想定時間内訳	
		【緊急時対策要員6名】(原子炉建物付属棟1階(非	
		管理区域)作業)_	
		●緊急時対策所~第4保管エリア移動:想定時間35	
		分, 所要時間目安 32 分	
		•移動:所要時間目安32分(移動経路:緊急時対	
		策所~第4保管エリア)	
		●車両健全性確認(ホース展張車): 想定時間 10	
		<u>分,所要時間目安 10 分</u>	
		・車両健全性確認(ホース展張車): 所要時間目	
		<u>安 10 分(第 4 保管エリア)</u>	
		●ホース積込み,運搬:想定時間25分,所要時間目	
		<u>安 25 分</u>	
		・ホース積込み: 所要時間目安15分(第4保管工	
		<u>リア)</u>	
		・運搬: 所要時間目安 10 分(移動経路:第4保管	
		エリア〜タービン大物搬入口)	
		●送水準備(ホース敷設及び送水ヘッダ接続): 想	
		定時間1時間45分,所要時間目安1時間30分	
		・送水準備(ホース敷設及び送水ヘッダ接続):	
		所要時間目安1時間30分(タービン建物大物搬	
		入口~原子炉建物付属棟1階(非管理区域))	
		●送水準備(送水ヘッダ~屋内接続口): 想定時間	
		5分, 所要時間目安5分	
		・送水ヘッダ設定,系統構成:所要時間目安5分	
		(原子炉建物付属棟1階(非管理区域))	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		【緊急時対策要員6名】(輪谷貯水槽(西1)又は輪	
		谷貯水槽(西2)周辺,タービン建物大物搬入口周辺	
		作業)	
		●緊急時対策所~第3保管エリア移動:想定時間30	
		分, 所要時間目安 28 分	
		・移動:所要時間目安28分(移動経路:緊急時対	
		策所~第3保管エリア)	
		●車両健全性確認(大量送水車,ホース展張車):	
		想定時間 10 分,所要時間目安 10 分	
		・車両健全性確認(大量送水車,ホース展張	
		車): 所要時間目安10分(第3保管エリア)	
		●送水準備(ホース敷設):想定時間1時間10分,	
		所要時間目安1時間9分	
		・大型ホース展張車移動: 所要時間目安5分(移	
		動経路:第3保管エリア~タービン建物大物搬	
		入口)_	
		・送水準備(ホース敷設): 所要時間目安 64 分	
		_(タービン建物大物搬入口~輪谷貯水槽(西	
		1)又は輪谷貯水槽(西2))	
		●大量送水車配置:想定時間20分,所要時間目安	
		<u>17 分</u>	
		·大量送水車移動:所要時間目安4分(移動経	
		路:第3保管エリア~輪谷貯水槽(西1)又は	
		輪谷貯水槽(西2))	
		・ハッチ開放,水中ポンプ投入:所要時間目安8	
		<u>分</u>	
		<u>・吐出ラインホース接続:5分</u>	
		●大量送水車起動,原子炉注水開始:想定時間10	
		分, 所要時間目安4分	
		· 大量送水車起動,原子炉注水開始: 所要時間目	
		<u>安4分</u>	
d. 操作の成立性について	d. 操作の成立性について	d.操作の成立性について	
作業環境: 車両の作業用照明・ヘッドライト, 懐中電灯	作業環境:車両の作業用照明,ヘッドライト及びLE	作業環境:車両の作業用照明・ヘッドライト及び懐中	 ・運用の相違
及び LED 多機能ライトにより、夜間におけ	<u>Dライト</u> により、夜間における作業性を確	電灯により、夜間における作業性を確保し	【柏崎 6/7】
る作業性を確保している。放射性物質が放出	保している。また、放射性物質が放出され	ている。また,放射性物質が放出される可	使用する資機材の
される可能性があることから、操作は防護具	る可能性があることから、操作は放射線防	能性があることから、操作は防護具(全面	達
(全面マスク, 個人線量計, ゴム手袋)を装	護具(全面マスク,個人線量計,綿手袋,	マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋、	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版) 備又は携行して作業を行う。 移動経路:車両のヘッドライトのほか、ヘッドライト、

経路:車両のヘッドライトのほか、ヘッドライト、 懐中電灯及び LED 多機能ライトを携帯して おり、夜間においても接近可能である。ま た、アクセスルート上に支障となる設備はな い。

操作性:可搬型代替注水ポンプ(A-2級)からのホースの接続は、汎用の結合金具(オス・メス)であり、容易に実施可能である。また、作業エリア周辺には、支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している。

連絡手段:通信連絡設備(送受話器,電力保安通信用電話設備,衛星電話設備,無線連絡設備)のうち,使用可能な設備により,緊急時対策本部及び中央制御室に連絡する。



[防火水槽を水源とした場合] 防火水槽への吸管投入



[淡水貯水池を水源とした場合] ホースと可搬型代替注水ポンプ 吸管との接続



ホースを建屋接続口まで敷設

東海第二発電所(2018.9.18版)

ゴム手袋, タイベック) を着用又は携行して作業を行う。

移動経路:車両のヘッドライトのほか、ヘッドライト 及び<u>LEDライト</u>を携帯しており、夜間に おいても接近可能である。また、アクセス ルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型)として使用する可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプからのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。

連絡手段:衛星電話設備(固定型,携帯型),無線連絡設備(固定型,携帯型),電力保安通信用電話設備(固定電話機,PHS端末),送受話器(ページング)のうち,使用可能な設備により,災害対策本部との連絡が可能である。



可搬型代替注水大型ポンプ



車両の作業用照明



ホース接続訓練



車両操作訓練(ポンプ起動)



可搬型代替注水中型ポンプ



ホース敷設訓練

島根原子力発電所 2号炉

<u>汚染防護服</u>)を装備又は携行して作業を行う。

備考

使用する資機材の相

運用の相違

【柏崎 6/7】

移動経路:車両のヘッドライトのほか、ヘッドライト 及び<u>懐中電灯</u>を携帯しており、夜間におい ても接近可能である。また、アクセスルー ト上に支障となる設備はない。

操作性: 格納容器代替スプレイ系(可搬型)として 使用する大量送水車からのホースの接続 は、汎用の結合金具であり、容易に実施可 能である。また、作業エリア周辺には、支 障となる設備はなく、十分な作業スペース を確保している。

連絡手段:衛星電話設備(固定型,携帯型),無線通信設備(固定型,携帯型),電力保安通信用電話設備,所内通信連絡設備(警報装置を含む。)のうち,使用可能な設備により,緊急時対策本部との連絡が可能である。







ホース接続作業(昼間) 水中ポンプ設置準備(夜間)ポンプ起動操作(夜間)

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	夜間での送水訓練 (ポンプ設置) 放射線防護具着用による送水訓練 (交代要員参集)		
	放射線防護具着用による送水訓練(水中ポンプユニット設置)		

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版) 東海第二発電所 (2018.9.18版) 島根原子力発電所 2号炉 備考 (1)遠隔手動弁操作設備を使用しない場合の系統構成 (2) 系統構成 (2) 系統構成 a. 操作概要 a. 操作概要 a. 操作概要 代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)により原子炉格納 代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による原子炉格 格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器 容器内へスプレイする際の系統構成として MUWC 接続口内側 納容器内へのスプレイが必要な状況で、中央制御室からの へのスプレイが必要な状況において, 交流動力電源が確保さ 設備の相違 隔離弁(B)又はMUWC接続口内側隔離弁(A)を全開するため、 操作により電動弁を操作できない場合、残留熱除去系B系 れている場合はSA電源切替盤操作又は非常用コントロール 【柏崎 6/7】 管理区域にて遠隔手動弁操作設備のリンク機構を取り外し, 配管による原子炉建屋西側接続口、高所西側接続口又は高 センタ切替盤操作により電源切替えを実施する。また、中央 ⑤の相違 所東側接続口を使用した原子炉格納容器内へのスプレイの 弁操作を実施する。 制御室からの操作による系統構成を実施し、格納容器代替ス 場合においては、原子炉建屋原子炉棟1階及び原子炉建屋 プレイ系(可搬型)として使用する大量送水車により原子炉 原子炉棟2階まで移動するとともに、現場での人力による 格納容器内へスプレイする。交流動力電源が喪失しており中 操作により系統構成を実施し、代替格納容器スプレイ冷却 央制御室からの操作により電動弁を操作できない場合、格納 系(可搬型)として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又 容器代替スプレイ系(可搬型)接続口(西)又は格納容器代 は可搬型代替注水大型ポンプにより原子炉格納容器内へス 替スプレイ系(可搬型)接続口(建物内)による原子炉格納 プレイする。残留熱除去系A系配管による原子炉建屋東側 容器内へのスプレイの場合においては、原子炉建物原子炉棟 接続口を使用した原子炉格納容器内へのスプレイの場合 中1階まで移動するとともに、現場での人力による操作によ は、原子炉建屋原子炉棟4階まで移動するとともに、現場 り系統構成を実施し、格納容器代替スプレイ系(可搬型)と での人力による操作により系統構成を実施し、代替格納容 して使用する大量送水車により原子炉格納容器内へスプレイ 器スプレイ冷却系(可搬型)として使用する可搬型代替注 する。格納容器代替スプレイ系(可搬型)接続口(南)によ 水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより原子炉 る原子炉格納容器内へのスプレイの場合においては、原子炉 建物原子炉棟2階まで移動するとともに、現場での人力によ 格納容器内へスプレイする。 る操作により系統構成を実施し、格納容器代替スプレイ系 (可搬型) として使用する大量送水車により原子炉格納容器 内へスプレイする。 b. 作業場所 b. 作業場所 b. 作業場所 原子炉建屋 地上2階,地上1階(管理区域) 【残留熱除去系B系配管による原子炉建屋西側接続口, 高 【格納容器代替スプレイ系(可搬型)接続口(西)又は格納 所西側接続口又は高所東側接続口を使用した原子炉格納 容器代替スプレイ系(可搬型)接続口(建物内)による原 容器内へのスプレイの場合】 子炉格納容器内へのスプレイの場合】 原子炉建屋原子炉棟1階(管理区域)及び原子炉建屋原 原子炉建物付属棟 中2階(非管理区域) 原子炉建物付属棟 3階(非管理区域) 子炉棟2階(管理区域) 原子炉建物原子炉棟 中1階(管理区域) 制御室建物 4階(非管理区域) (中央制御室) 【残留熱除去系A系配管による原子炉建屋東側接続口を使 【格納容器代替スプレイ系(可搬型)接続口(南)による原 用した原子炉格納容器内へのスプレイの場合】 子炉格納容器内へのスプレイの場合】 原子炉建屋原子炉棟4階(管理区域) 原子炉建物付属棟 中2階(非管理区域) 原子炉建物付属棟 3階(非管理区域) 原子炉建物原子炉棟 2階(管理区域) 制御室建物 4階(非管理区域) (中央制御室)

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
c. 必要要員数及び時間	c. 必要要員数及び <u>所要時間</u>	c. 必要要員数及び <u>想定時間</u>	
遠隔手動弁操作設備の取外し及び取外し後の弁操作に必要	代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) による原子炉格	格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器	
な要員数、時間は以下のとおり。	納容器内へのスプレイとして,最長時間を要する代替淡水	内へのスプレイとして、最長時間を要する残留熱除去系B系	
	貯槽から残留熱除去系A系配管による原子炉建屋東側接続	配管を使用した送水に必要な要員数、想定時間は以下のとお	
	<u>口</u> を使用した送水での <u>現場の</u> 系統構成に必要な要員数, <u>所</u>	<u>y</u>	
	要時間は以下のとおり。		
必要要員数: <u>2 名</u> (<u>現場運転員 2 名</u>)	必要要員数:6名(運転員等(当直運転員及び重大事故	必要要員数 : <u>3名(中央制御室運転員1名, 現場運転員</u>	・体制の相違
	等対応要員)6名)	<u>2名</u>)	【東海第二】
想定時間: <u>25分(実績時間:10分</u>)	<u>所要時間目安:535分以内</u> (所要時間目安 <u>のうち,現場</u>	想定時間 :「交流動力電源が確保されている場合」	⑫の相違
	操作に係る時間は175分以内)	SA電源切替盤操作の場合:25分以内	
		(<u>所要時間目安^{*2}:10</u> 分)	
		非常用コントロールセンタ切替盤操作の	
		場合:40 分以内(所要時間目安*2:30	
		分)	
		「全交流動力電源が喪失している場合」	
		※2:所要時間目安は、実機による検証及び模擬により算	
		定した時間	
	<u>所要時間</u> 内訳	想定時間内訳	・記載表現の相違
	【運転員等(当直運転員及び重大事故等対応要員)】	【中央制御室運転員】	【柏崎 6/7】
		「交流動力電源が確保されている場合」	島根2号炉は,
		< S A電源切替盤操作の場合>	時間の内訳を記載
	・移動:47分(移動経路:中央制御室から原子炉建	●電源確認:想定時間5分,所要時間目安2分	・体制の相違
	屋原子炉棟4階(放射線防護具着用を含	• 電源確認:所要時間目安2分(電源確認:中央制	【東海第二】
	<u>む))</u>	御室)_	⑫の相違
	• 系統構成:128分(操作対象4弁:原子炉建屋原子	●系統構成:想定時間5分,所要時間目安1分	
	炉棟4階)_	• 系統構成:所要時間目安1分(操作対象1弁:中	
		央制御室)	
		●C/C D系不要負荷切り離し:想定時間5分,所	
		要時間目安2分	
		・C/C D系不要負荷切り離し:所要時間目安2	
		<u>分</u>	
		●非常用コントロールセンタ切替盤操作 (B系) : 想	
		定時間 5 分,所要時間目安 1 分	
		非常用コントロールセンタ切替盤操作(B系):	
		所要時間目安1分	
		●電源確認:想定時間5分,所要時間目安2分	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.1	2. 20 版) 東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
		• 電源確認: 所要時間目安2分(電源確認: 中央制	
		<u>御室)</u>	
		●系統構成:想定時間5分,所要時間目安1分	
		・系統構成:所要時間目安1分(操作対象1弁:中	
		央制御室) 「全交流動力電源が喪失している場	
		<u>合」</u>	
		●電源確認:想定時間5分,所要時間目安1分	
		• 電源確認:所要時間目安1分(電源確認:中央制	
		<u>御室)</u>	
		【現場運転員】	
		「交流動力電源が確保されている場合」	
		<sa電源切替盤操作の場合></sa電源切替盤操作の場合>	
		●移動,SA電源切替盤操作(B系): 想定時間 20	
		分, 所要時間目安9分	
		•移動:所要時間目安6分(移動経路:中央制御室	
		∼原子炉建物付属棟 3階)	
		・SA電源切替操作(B系):所要時間目安3分	
		(電源切替操作:原子炉建物付属棟 3階)	
		<非常用コントロールセンタ切替盤操作の場合>	
		●移動, C/C D系不要負荷切り離し: 想定時間 30	
		<u>分,所要時間目安 27 分</u>	
		<u>・移動:所要時間目安5分(移動経路:中央制御室</u>	
		<u>~原子炉建物付属棟 中2階)</u>	
		・C/C D系不要負荷切り離し: 所要時間目安 22 分	
		「全交流動力電源が喪失している場合」	
		●移動,系統構成:想定時間 40 分,所要時間目安 19	
		<u>分</u>	
		· 移動: 所要時間目安7分(移動経路: 中央制御室	
		から原子炉建物原子炉棟中1階)	
		・系統構成:所要時間目安12分(操作対象1弁:原	
		子炉建物原子炉棟 中1階)	
d. 操作の成立性について	d. 操作の成立性について	d. 操作の成立性について	記載表現の相違
u. j末 Fv/)及立 II(C)V・C	u. 1米 Fv///X ユ エ(こ ノv・C	(a)中央制御室操作	【柏崎 6/7, 東海第二】
		(a) 中天門岬里採IP 作業環境:常用照明消灯時においてもLEDライト	島根2号炉は、中央
		(三脚タイプ), LEDライト (ランタ	
		ンタイプ) 及びヘッドライトを配備して	成立性を記載
		<u>ンクイン)及びペタドクイドを配備して</u> いる。	<u> </u>
		v ··•»]

崎刈羽原子力発電	所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海	第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根	原子力発電所 2号炉	備考
				操作性 :	操作スイッチによる操作であり、容易に	
					操作可能である。	
				(b) 現場操作		・設備の相違
作業環境:バッ	テリー内蔵型 LED 照明を作業エリアに配	作業環境	: 常用照明消灯時においても, ヘッドライト	作業環境:	常用照明消灯時においても、電源内蔵型	【東海第二】
備〕	しており、建屋内常用照明消灯時におけ		又はLEDライトを携行している。 <u>また</u> ,		照明を作業エリアに配備している。 ま	使用する資機材の
<u>31</u>	作業性を確保している。また、ヘッドラ		操作は汚染の可能性を考慮し放射線防護具		た,ヘッドライト <u>及び懐中電灯</u> を携行し	違
1	ト及び懐中電灯をバックアップとして携		(全面マスク,個人線量計,綿手袋,ゴム		ている。操作は汚染の可能性を考慮し防	
行	している。操作は汚染の可能性を考慮し		手袋,タイベック)を着用又は携行して作		護具(全面マスク,個人線量計, <u>綿手</u>	
防調	護具(全面マスク,個人線量計,ゴム手		業を行う。		<u>袋</u> ,ゴム手袋, <u>汚染防護服</u>) を着用又は	
袋)	を装備して作業を行う。				携行して作業を行う。	
移動経路:バッ	テリー内蔵型 LED 照明をアクセスルート	移動経路	: ヘッドライト <u>又はLEDライト</u> を携行して	移動経路:	電源内蔵型照明をアクセスルート上に配	・設備の相違
上心	こ配備しており接近可能である。また、		おり近接可能である。また,アクセスルー		<u>備していること、</u> ヘッドライト <u>及び懐中</u>	【東海第二】
~>	ッドライト及び懐中電灯をバックアップ		ト上に支障となる設備はない。		電灯を携行していることから接近可能で	使用する資機材の
الم الم	して携帯している。アクセスルート上に				ある。また、アクセスルート上に支障と	違
支隆	章となる設備はない。				なる設備はない。	
操作性 : <u>一</u> 船	投工具を使用した簡易な操作であり、容	操作性	: 電動弁の手動ハンドルによる現場操作につ	操作性	電源切替え操作については,通常の受電	
易し	こ実施可能である。操作対象弁には、暗		いては,操作に工具等は必要とせず,手動		操作であるため,容易に実施可能であ	
11000	でも識別し易いように反射テープを施し		弁と同様な操作であるため、容易に実施可		<u>3.</u>	
てい	いる。		能である。 <u>また,設置未完のため,設置工</u>		電動弁の手動ハンドルによる現場操作に	・設備の相違
			事完了後,操作性について検証する。		ついては, 操作に工具等は必要とせず,	【東海第二】
					手動弁と同様な操作であるため、容易に	島根2号炉は設備語
					実施可能である。	置済み
					操作対象弁には、暗闇でも識別し易いよ	・設備の相違
					うに反射テープを施している。	【東海第二】
連絡手段:通信	連絡設備(送受話器,電力保安通信用電	連絡手段	: 携行型有線通話装置,電力保安通信用電話	連絡手段:	有線式通信設備, 電力保安通信用電話設	島根2号炉は暗闇
話設	備,携帯型音声呼出電話設備)のうち,		設備(固定電話機,PHS端末),送受話		備,所内通信連絡設備(警報装置を含	おける操作性確保の
使用	可能な設備により、中央制御室に連絡す		器 (ページング) のうち,使用可能な設備		む。) のうち、使用可能な設備により、	め、操作対象弁に反
る。			により、中央制御室との連絡が可能であ		中央制御室との連絡が可能である。	テープを施している
			る。			

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
80		系統構成	
遠隔主導弁操作設備のリンク機構			
リンク機構の取外し操作 (系統構成) リンク機構の取外し後に, ハンドルを取り付け, 弁操作			
パンドルを取り刊の、元禄日			
(2)遠隔手動弁操作設備を使用する場合の系統構成 a. 操作概要 代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) により原子炉 格納容器内へスプレイする際の系統構成として MUWC 接 続口内側隔離弁(A)を全開するため、非管理区域にて遠 隔手動弁操作設備を使用して弁操作を実施する。			・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は,遠隔 手動操作設備を用いた 現場操作を想定してい ない
b. 作業場所			
原子炉建屋 地上 2 階(非管理区域)			
c. 必要要員数及び時間 遠隔手動弁操作設備を使用した弁操作に必要な要員 数,時間は以下のとおり。 必要要員数:2 名 (現場運転員 2 名) 想定時間:20 分 (実績時間:15 分)			

d.操作の成立性について 作業環境:バッテリー内蔵型 LED 照明を作業エリアに配備		
作業環境・バッテリー内蔵刑IFD 昭明を作業エリアに配備		
F未然税・バファフ ド間と LED 思りで下来・ファ (CELIM		
しており、建屋内常用照明消灯時における作業		
性を確保している。また、ヘッドライト及び懐		
中電灯をバックアップとして携帯している。		
放射性物質が放出される可能性があることか		
ら,操作は防護具(全面マスク,個人線量計,		
ゴム手袋)を装備して作業を行う。		
移動経路:バッテリー内蔵型 LED 照明をアクセスルート上		
に配備しており接近可能である。また, ヘッド		
<u>ライト及び懐中電灯をバックアップとして携帯</u>		
している。		
アクセスルート上に支障となる設備はない。		
操作性:一般工具を使用した簡易な操作であり、容易に		
実施可能である。		
操作対象弁には、暗闇でも識別し易いように反		
射テープを施している。		
連絡手段:通信連絡設備(送受話器,電力保安通信用電話		
設備、携帯型音声呼出電話設備)のうち、使用		
可能な設備により、中央制御室に連絡する。		

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018.9.18版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
		添付資料 1.6.4-5	
		5. 残留熱除去系電源復旧後の中央制御室からの原子炉格納容器	・資料構成の相違
		内へのスプレイ	【柏崎 6/7, 東海第二】
		(1) 残留熱除去系電源復旧後の中央制御室からの原子炉格納	島根2号炉は、中央
		容器内へのスプレイ	制御室運転員の作業の
		a. 操作概要	成立性を記載
		中央操作からの残留熱除去系(格納容器冷却モード)に	
		よる原子炉格納容器内へのスプレイが必要な状況において、中央制御字場がによりる体帯はな実施し、原子原港が	
		て、中央制御室操作により系統構成を実施し、原子炉補機 冷却系(原子炉補機海水系を含む。)又は原子炉補機代替	
		冷却系(原子炉桶機供水系を含む。)又は原子炉桶機代替 冷却系により冷却水を確保することで、残留熱除去系(格	
		納容器冷却モード)による原子炉格納容器内へのスプレイ	
		を実施する。	
		b. 作業場所	
		制御室建物4階(非管理区域)(中央制御室)	
		<u>c. 必要要員数及び想定時間</u>	
		中央制御室からの残留熱除去系(格納容器冷却モード)	
		起動に必要な要員数、想定時間は以下のとおり。	
		必要要員数 : 1名(中央制御室運転員1名)	
		<u> 想定時間 : 10 分以内(所要時間目安*1:7分)</u>	
		※1:所要時間目安は、模擬により算定した時間	
		想定時間内訳	
		【中央制御室運転員】	
		●電源確認:想定時間5分,所要時間目安3分	
		• 電源確認:所要時間目安3分(電源確認:中央	
		制御室)	
		●ポンプ起動,除熱操作:想定時間5分,所要時間	
		<u>目安4分</u> ・ポンプお動、除熱場佐・藤亜味即日安4八(場	
		・ポンプ起動,除熱操作:所要時間目安4分(操	
		作対象2弁:中央制御室)	
		d. 操作の成立性について	
		作業環境:常用照明消灯時においても, LEDライト	
		17 未現現:常用照明相対時においても、LEDフィト (三脚タイプ)、LEDライト(ランタン	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		タイプ) 及びヘッドライトを配備してい	
		<u>る。</u>	
		操作性 : 操作スイッチによる操作であるため, 容易	
		に実施可能である。	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
		添付資料 1.6.4-6	
		6. 残留熱除去系電源復旧後の中央制御室からのサプレッショ	・資料構成の相違
		ン・プール水の除熱	【柏崎 6/7, 東海第二】
		(1) 残留熱除去系電源復旧後の中央制御室からのサプレッシ	島根2号炉は、中央
		ョン・プール水の除熱	制御室運転員の作業の
		a. 操作概要	成立性を記載
		中央操作からの残留熱除去系(サプレッション・プール	
		水冷却モード)によるサプレッション・プール水の除熱が 必要な状況において,中央制御室操作により系統構成を実	
		<u>必要な状況において、中央制御室操作により系統構成を美</u> 施し、原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む。)又	
		は原子炉補機代替冷却系により冷却水を確保することで、	
		残留熱除去系(サプレッション・プール水冷却モード)に	
		よるサプレッション・プール水の除熱を実施する。	
		3. 4 y y y y y 2 2 2 2 3 3 3 7 3 7 3 7 3 7 3 7 3 7 3 7	
		b. 作業場所	
		制御室建物 4階(非管理区域) (中央制御室)	
		c. 必要要員数及び想定時間	
		中央制御室からの残留熱除去系(サプレッション・プー	
		ル水冷却モード)起動に必要な要員数、想定時間は以下の	
		<u>とおり。</u>	
		必要要員数 : 1名(中央制御室運転員1名)	
		想定時間 : 10 分以内(所要時間目安※1:6分)	
		※1:所要時間目安は、模擬により算定した時間	
		想定時間内訳	
		【中央制御室運転員】	
		●電源確認:想定時間5分,所要時間目安3分	
		•電源確認:所要時間目安3分(電源確認:中央	
		制御室)	
		●ポンプ起動,除熱操作:想定時間5分,所要時間目安3分	
		<u>ロダ3分</u> ・ポンプ起動,除熱操作:所要時間目安3分(操	
		<u>・ホンケ起動,原然操作・所要時間日女3分(操</u> 作対象2弁:中央制御室)	
		[[八多4月,于入时][[四土]]	
		d. 操作の成立性について	
		作業環境:常用照明消灯時においても, LEDライト	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
		(三脚タイプ), LEDライト (ランタン	
		タイプ)及びヘッドライトを配備してい	
		<u>3.</u>	
		操作性 :操作スイッチによる操作であるため、容易	
		に実施可能である。	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版) 島根原子力発電所 2 号炉	備考
<u>添付資料 1. 6. 3-4</u>	添付資料 1.6.4	<u>-7</u>
4. ドライウェル冷却系による原子炉格納容器内の代替除熱	7. ドライウェル冷却系による原子炉格納容器内の代替除熱	Version little 12 - Leave
(1)受電操作		・資料構成の相違
		【柏崎 6/7】
a. 操作概要 原子原教神容器内。冷却水通水後、ドライウェル冷却変送		島根2号炉は,電源 確保を技術的能力1.14
原子炉格納容器内へ冷却水通水後,ドライウェル冷却系送 風機を起動して原子炉格納容器内を除熱するために必要とな		確保を投削的能力 1.14 にて整理
<u> </u>		にて登埋
<u>る电泳を催休する。</u>		
<u>b. 作業場所</u>		
原子炉建屋 地下 1 階(非管理区域)		
<u>c. 必要要員数及び時間</u>		
ドライウェル冷却系による原子炉格納容器内の代替除熱の		
うち,原子炉格納容器内への冷却水通水,ドライウェル冷却		
系送風機起動のための受電操作に必要な要員数,時間は以下		
<u>のとおり。</u>		
必要要員数:2 名 (現場運転員2 名)		
<u>想定時間:30 分(実績時間:24 分)</u>		
<u>d. 操作の成立性について</u>		
作業環境:バッテリー内蔵型 LED 照明を作業エリアに配		
備しており、建屋内照明消灯時における操作		
性を確保している。また、ヘッドライト及び		
る。放射性物質が放出される可能性があるこ		
とから、操作は防護具(全面マスク、個人線		
量計、ゴム手袋)を装備又は携行して作業を		
<u>行う。</u>		
移動経路:バッテリー内蔵型 LED 照明をアクセスルート		
上に配備しており接近可能である。また、へ		
<u>ッドライト及び懐中電灯をバックアップとし</u>		
て携帯している。アクセスルート上に支障と		
なる設備はない。_		
操作性:通常の受電操作であり、容易に実施可能であ		
<u> </u>		
連絡手段:通信連絡設備(送受話器,電力保安通信用電		

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
話設備、携帯型音声呼出電話設備)のうち、			
使用可能な設備により、中央制御室に連絡す			
<u> </u>			
受電操作			
文电珠 IP			

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
		(1) ドライウェル冷却系による原子炉格納容器内の代替除熱	
		a. 操作概要	
		格納容器代替スプレイ系(常設)等による原子炉格納容	
		器内へのスプレイ及び残留熱除去系(サプレッション・プ	【柏崎 6/7, 東海第二】
		ール水冷却モード)の復旧ができず、原子炉格納容器から	島根2号炉は、中央
		の除熱が必要な場合に、常設代替交流電源設備により原子	制御室(補助盤室操作
		炉補機冷却系の電源を復旧し、ドライウェル冷却装置によ	を含む)での操作につ
		<u>る原子炉格納容器内の代替除熱を実施する。</u>	いて記載
		b. 作業場所	
		制御室建物 4階(非管理区域) (中央制御室)	
		廃棄物処理建物 1 階(非管理区域) (補助盤室)	
		2676 FV = 11	
		<u>c. 必要要員数及び想定時間</u>	
		現場手動操作によるドライウェル冷却系起動に必要な要	
		員数, 想定時間は以下のとおり。	
		必要要員数 : 3名(中央制御室運転員1名, 現場運	
		転員 2 名)	
		<u> 想定時間 : 45 分以内(所要時間目安*1:30 分)</u>	
		※1:所要時間目安は、模擬により算定した時間	
		想定時間内訳	
		【中央制御室運転員】	
		●電源確認:想定時間5分,所要時間目安2分	
		・電源確認:所要目安時間2分(電源確認:中央	
		制御室)	
		●系統構成,冷却機起動:40 分,所要時間目安 28	
		<u>分</u>	
		・系統構成,冷却機起動:所要目安時間 28 分(操	
		作対象2弁:中央制御室)	
		【現場運転員】	
		●移動,隔離信号除外:想定時間20分,所要時間目	
		<u>安 12 分</u>	
		• 移動: 所要時間目安2分(移動経路: 中央制御	
		室~補助盤室)	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		・隔離信号除外:所要時間目安10分(補助盤室)	
		d. 操作の成立性について	
		(a) 中央制御室操作	
		作業環境:常用照明消灯時においてもLEDライト	
		(三脚タイプ), LEDライト (ランタ	
		ンタイプ)及びヘッドライトを配備して	
		<u>いる。</u>	
		操作性 :操作スイッチによる操作及び通常のリレ	
		<u>ー引き抜き操作であり、十分な作業スペ</u>	
		ースもあることから、容易に実施可能で	
		<u>ある。</u>	
		_(b) 補助盤室操作	
		照明を作業エリアに配備している。ま	
		た、ヘッドライト及び懐中電灯を携行し	
		ている。	
		移動経路:電源内蔵型照明をアクセスルート上に配	
		<u>ある。</u>	
		また, アクセスルート上に支障となる設	
		備はない。_	
		操作性 : 通常のリレー引き抜き操作であり、十分	
		な作業スペースもあることから、容易に	
		実施可能である。	
		連絡手段:有線式通信設備,電力保安通信用電話設	
		備,所内通信連絡設備(警報装置を含	
		む。)のうち、使用可能な設備により、	
		中央制御室との連絡が可能である。	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
		添付資料 1.6.4-8	
		8. 残留熱除去系(格納容器冷却モード)による原子炉格納容器	 ・資料構成の相違
		内へのスプレイ	【柏崎 6/7, 東海第二】
		(1) 残留熱除去系(格納容器冷却モード)による原子炉格納	島根2号炉は中央制
		容器内へのスプレイ	御室での操作について
			記載
		a. 操作概要	
		残留熱除去系(格納容器冷却モード)が健全な場合であ	
		って、中央操作からの残留熱除去系(格納容器冷却モー ド)による原子炉格納容器内へのスプレイが必要な状況に	
		おいて、中央制御室操作により系統構成を実施し、残留熱	
		除去系(格納容器冷却モード)による原子炉格納容器内へ	
		のスプレイを実施する。	
		b. 作業場所	
		制御室建物 4階(非管理区域) (中央制御室)	
		c. 必要要員数及び想定時間	
		中央制御室からの残留熱除去系(格納容器冷却モード)	
		起動に必要な要員数、想定時間は以下のとおり。	
		必要要員数 : 1名(中央制御室運転員1名)	
		想定時間 :10 分以内(所要時間目安※1:4分)	
		※1:所要時間目安は、模擬により算定した時間	
		想定時間内訳	
		【中央制御室運転員】	
		●ポンプ起動,流量調整:想定時間10分,所要時間	
		<u>目安4分</u> ・系統構成:所要時間目安4分(操作対象2弁:	
		中央制御室)	
		1 相(((の)() さい)	
		d. 操作の成立性について 作業環境:常用照明消灯時においても,LEDライト	
		(三脚タイプ), LEDライト (ランタン	
		タイプ)及びヘッドライトを配備してい	
		<u>る。</u>	
		操作性 :操作スイッチによる操作であるため,容易	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018.9.18版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
		に実施可能である。	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		添付資料 1.6.4-9	
		9. 残留熱除去系(サプレッション・プール水冷却モード)によ	・資料構成の相違
		るサプレッション・プール水の除熱	【柏崎 6/7, 東海第二】
		(1) 残留熱除去系(サプレッション・プール水冷却モード)	島根2号炉は中央制
		によるサプレッション・プール水の除熱	御室での操作について
		AD 16-ADT THE	記載
		a. 操作概要	
		残留熱除去系(サプレッション・プール水冷却モード)	
		が健全な場合であって、中央操作からの残留熱除去系(サ プレッション・プール水冷却モード)によるサプレッショ	
		ン・プール水の除熱が必要な状況において,中央制御室操	
		作により系統構成を実施し、残留熱除去系(サプレッショ	
		ン・プール水冷却モード)によるサプレッション・プール	
		水の除熱を実施する。	
		<u> </u>	
		<u>b. 作業場所</u>	
		制御室建物 4階(非管理区域) (中央制御室)	
		<u>c. 必要要員数及び想定時間</u>	
		中央制御室からの残留熱除去系(サプレッション・プー	
		ル水冷却モード) 起動に必要な要員数, 想定時間は以下の	
		<u>とおり。</u>	
		<u>必要要員数 : 1名(中央制御室運転員1名)</u>	
		想定時間 : 10 分以内(所要時間目安※1:3分)	
		<u>※1:所要時間目安は、模擬により算定した時間</u>	
		+B c + n + BB - 1 - 2 n	
		想定時間内訳	
		【中央制御室運転員】 ●ポンプ起動,流量調整:想定時間 10 分,所要時間	
		<u>●ボンノ起勤,加重調整・芯足時間 10 分,別委時間</u> <u>目安 3 分</u>	
		<u>・ 系統構成:所要時間目安3分(操作対象2</u>	
		弁:中央制御室)	
		71 · 1 / NHJPT = 7	
		<u>d. 操作の成立性について</u>	
		作業環境:常用照明消灯時においても, LEDライト	
		_(三脚タイプ), LEDライト (ランタン	
		タイプ)及びヘッドライトを配備してい	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018.9.18版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
		<u>る。</u> 操作性 : 操作スイッチによる操作であるため,容易 に実施可能である。	
		TEXTILL CUT SO	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)			島根原子力発電所 2 号炉		備考	
	建の効や土っ	Z (サプレッション	添付資料 1.6.5	<u>添付資料 1.6.5</u> 残留熱除去系(サプレッション・プール水冷却モード)による		***************************************	・記載表現の相違 【柏崎 6/7】
	残留熱除去系(サプレッション・プール冷却系)による						
	サプレッション・プールの除熱における手順着手の判断基準の		サプレッション・プール水の除熱における手順着手の判断基準の		島根2号炉は、残物はある。		
		設定根拠について		設定根拠について			熱除去系(サプレッ ョン・プール冷却系
	残留熱除去系	(サプレッション・	プール冷却系)によるサプレ	残留熱除去系(サプレッション・プール水冷却モード)による			によるサプレッショ
	ッション・プール			サプレッション・プール水の除熱における手順着手の判断基準と			ン・プールの除熱に
	プレッション・プール水温度 32℃以上又はサプレッション・チェ		して、サプレジ	ノション・プール水温	温度(SA)が規定温度	ける手順着手の判断	
	ンバ雰囲気温度 8	2℃以上としており	,設定根拠の考え方につい	(35℃) 以上,	サプレッション・ラ	チェンバ温度(SA)が規定温	準の設定根拠を記載
	て、以下に示す。			度 (65℃) 以」	上としており,設定村	限拠の考え方について, 以下に	
				示す。			
	操作項目	判断基準	考え方	操作項目	判断基準	考え方	
	ン・プール冷却 系)によるサプ レッション・プ ールの除熱	サプレッション・プー ル水温度:32℃以上	サプレッション・プール水温度が32℃を超えている場合に、逃がし安全弁等の動作により49℃を超える可能性があることから、残留熱除去系(サプレッション・プール冷却系)によるサプレッション・プールの除熱を開始する温度として32℃を設定する。なお、サプレッション・プール水温度49℃はこの時点でLOCAが起きても原子炉蒸気の凝縮が行える77℃を越えない温度である。	残留熱除去系 (サプレッショ ン・プール水冷 却モード)によ るサプレッショ ン・プール水の 除熱		サプレッション・プール水温度が35℃を超えている場合に、逃がし安全弁等の動作により49℃を超える可能性があることから、残留熱除去系(サプレッション・プール水冷却モード)によるサプレッション・プールの除熱を開始する温度として35℃を設定する。なお、サプレッション・プール水温度49℃はこの時点でLOCAが起きても原子炉蒸気の凝縮が行える77℃を超えない温度である。	
		サプレッション・チェンバ雰囲気温度:82℃ 以上	サプレッション・チェンバ雰囲気温度は局所温度であり、局部でもサプレッション・チェンバ設計温度 104℃を超えないようにするため、余裕をもって残留熱除去系(サプレッション・プールの除熱を開始する温度としてサプレッション・チェンバ雰囲気温度 82℃を設定する。		I .	高温待機時のサプレッション・プール水の温度制限値(50℃)にベント管からの放熱を考慮して65℃としている。なお、サプレッション・チェンバの最高使用温度は104℃である。	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	添付資料 1.6.6		・記載表現の相違
			【柏崎 6/7】
	炉心損傷及び原子炉圧力容器破損後の注水及び	炉心損傷,原子炉圧力容器破損後の注水及び除熱の考え方につい	島根2号炉は,炉心
	除熱の考え方について		損傷及び原子炉圧力容
		島根原子力発電所2号炉では、炉心損傷が生じた場合あるいは	器破損後の注水及び除
		事象が進展し、原子炉圧力容器(以下「RPV」という。)破損に	熱の考え方について記
		至った場合の緊急時対策本部による対応をアクシデントマネジメ	載
		ントガイド(以下「AMG」という。)に、運転員による対応を、	
		事故時操作要領書(シビアアクシデント)(以下「SOP」とい	
		う。)に定めている。このため、有効性評価における炉心損傷後	
		の重大事故時の運転員の対応はSOPに従ったものとなってい	
		<u> 3</u>	
		SOPには、炉心損傷後の状況に応じた対応が可能となるよう	
		対応フローを定めており、対応の優先順位等についても定めてい	
		る。このため、想定される状況に対して網羅的に対応可能な手順	
		になっていると考えるが、ここでは、炉心損傷後の原子炉格納容	
		器内の状況を場合分けし、それらについてSOPによる対応が可	
		能であることを確認する。SOPの対応フローを第1図に示す。	
		また、原子炉格納容器の構造図を第2図に示す。	
		1. 各炉心損傷モードへの対応の網羅性	
		炉心損傷モードのうち、格納容器先行破損の炉心損傷モード	
		**1を除くと、TQUV、TQUX、TB(長期TB、TB	
		U, TBD, TBP), LOCAが抽出される。	
		このうち、TQUV、TQUX、TB(長期TB、TBU、	
		TBD, TBP) は、炉心損傷の時点でRPVが健全であり、	
		RPV内の原子炉冷却材はSRVを通じてサプレッション・チ	
		ェンバ(以下「S/C」という。)に放出されている点で, 炉	
		心損傷の時点でのRPVの健全性及び原子炉格納容器の原子炉	
		冷却材の状況が同じ炉心損傷モードである。TQUV, TBP	
		は炉心損傷の時点でRPV内が減圧されていることに対し、T	
		QUX,長期TB,TBU,TBDでは炉心損傷の時点でRP	
		V内が減圧されていないが、SOPにおいて、原子炉水位が燃	
		料棒有効長底部より燃料棒有効長の20%上の位置でRPVを減	
		圧する手順としていることから、その後は同じ対応となる。	
		一方LOCA (LOCA後の注水失敗による炉心損傷) は,	
		炉心損傷の時点でRPVバウンダリ機能を喪失しており、RP	
		V内の原子炉冷却材がドライウェル(以下「D/W」とい	
		う。)に直接放出される炉心損傷モードである。このため、炉	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		心損傷時点での原子炉格納容器の圧力、温度等のパラメータに	
		は他の炉心損傷モードとの違いが生じるが、各々のパラメータ	
		に応じた運転操作がSOPに定められており、対応は可能であ	
		<u>5</u>	
		また、LOCAが発生し、D/Wに放出された原子炉冷却材	
		は原子炉格納容器下部に流入し、原子炉格納容器下部に水位が	
		形成されると考えられる。	
		※1 格納容器先行破損の炉心損傷モードによって炉心損傷	
		に至った場合、炉心損傷の時点で原子炉格納容器が破	
		損していることから、SOPに想定する対応の可否に	
		ついての不確かさが大きいと考え、ここでの考察から	
		除外した。しかしながら、現実的にはSOP に準	
		じ、注水及び除熱を試みるものと考えられる。	
		炉心損傷後の手順として、RPVの破損及び原子炉格納容器	
		下部への溶融炉心落下に備えた原子炉格納容器下部への注水を	
		定めており,ペデスタル水位が 2.4m(注水量 225m³)に到達し	
		ていることを確認した後、原子炉格納容器下部への注水を停止	
		する。先述のとおり、LOCAの場合にはあらかじめ水位が形	
		成されている可能性が考えられるものの、どの炉心損傷モード	
		を経た場合であってもペデスタル水位計にて水位 2.4m を確認	
		した後,原子炉格納容器下部への注水を停止する。	
		溶融炉心落下時のペデスタル水位は,原子炉圧力容器外の溶	
		融燃料-冷却材相互作用(以下「炉外FCI」という。)及び	
		溶融炉心・コンクリート相互作用(以下「MCCI」とい	
		う。) への対応を考慮し, 2.4m 相当としている。しかしなが	
		ら,仮にペデスタル水位が 2.4m より高い場合であっても, 炉	
		外FCIやMCCIによる原子炉格納容器の機能維持に問題な	
		いことを確認**2している。	
		以上より、いずれの炉心損傷モードを経た場合についてもS	
		OPによって炉心損傷後の対応をとることが可能である。	
	炉心損傷後における重大事故等対処設備による注水や除熱の考		・記載方針の相違
	<u>え方を以下に示す。</u>		【東海第二】
	1. 期待する重大事故等対処設備について		
	非常用炉心冷却系等の注水機能が喪失し炉心損傷に至った場		
	合, 重大事故等対処設備である低圧代替注水系(常設), 代替		
	格納容器スプレイ冷却系(常設)、格納容器下部注水系(常		
	設)及び代替循環冷却系の機能に期待し、炉心損傷の進展防止		

及び格納容器破損防止を図る手順としている。これらの系統の主な特徴を第1表に示す。 第1表 注水及び除熱手段の特徴(重大事故等対処設備) 系統 注水先 ポンプ 水源 低圧代替注水系(常設) 原子炉圧力容器 代替格納容器スプレイ冷却 ドライウェル 常設低圧代替注水系(常設) ドライウェル 常設低圧代替注水系(常設) パデスタル(ドライウェル おぶポンプ (大替淡水貯槽 水系ポンプ (大替淡水貯槽 大野 (大替淡水貯槽 大野 (大替淡水貯槽 大野 (大替淡水貯槽 大野 (大野 (大野 (大野 (大野 (大野 (大野 (大野 (大野 (大野		
第1表 注水及び除熱手段の特徴(重大事故等対処設備) 系統 注水先 ポンプ 水源 低圧代替注水系(常設) 原子炉圧力容器 常設低圧代替注水系(常設) 常設低圧代替注水系ポンプ 代替終水貯槽水系ポンプ 格納容器下部注水系(常 ペデスタル(ドライウェル ペデスタル(ドライウェル 株系ポンプ 株		
系統 注水先 ポンプ 水源 低圧代替注水系(常設) 原子炉圧力容器 (大替格納容器スプレイ冷却 系(常設) ドライウェル 常設低圧代替注 水系ポンプ 代替淡水貯槽		
系統 注水先 ポンプ 水源 低圧代替注水系(常設) 原子炉圧力容器 (大替格納容器スプレイ冷却 系(常設) ドライウェル 常設低圧代替注 水系ポンプ 代替淡水貯槽		
低圧代替注水系(常設) 原子炉圧力容器 代替格納容器スプレイ冷却 系(常設) ドライウェル 常設低圧代替注 系(常設) ペデスタル(ドライウェル		
低圧代替注水系(常設) 原子炉圧力容器 代替格納容器スプレイ冷却 系(常設) ドライウェル 常設低圧代替注 系(常設) ペデスタル(ドライウェル		
系(常設) トライリエル 帯放医圧代管法 水系ポンプ 格納容器下部注水系(常 ペデスタル(ドライウェル		
原子炉圧力容器		
代替循環管却系 ドライウェル ポンプ チェンバ		
7777227732		
常設低圧代替注水系ポンプを用いた系統は、補機系を持たな		
い独立した系統であり事故後早期に使用可能であるが、代替淡		
水貯槽を水源としており格納容器内へ外部から水を持ち込むた		
め、継続して使用するとサプレッション・プール水位が上昇		
し、格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱(以下「格納		
容器ベント」という。)の実施時期を早めることとなる**。		
一方、代替循環冷却系は補機系の起動を要するため、常設低		
圧代替注水系ポンプを用いた系統に比べて起動に時間を要する		
が、サプレッション・チェンバを水源としており外部からの水		
の持ち込みは生じない。		
上記の特徴を踏まえ、事象発生初期の原子炉への注水は常設		
低圧代替注水系ポンプを用いた系統を使用することとし、その		
後、外部からの水の持ち込みを抑制し、サプレッション・プー		
ル水位の上昇抑制による格納容器ベントの遅延を図り、可能な		
限り外部への影響を軽減するため、代替循環冷却系が使用可能		
となった段階で代替循環冷却系に切り替える手順とする。ただ		
し、代替循環冷却系の運転時において、格納容器圧力・温度の		
上昇により追加の格納容器の冷却が必要な場合には,一時的に		
常設低圧代替注水系ポンプを用いた系統を使用する手順とす		
<u>5.</u>		
※:格納容器圧力逃がし装置におけるサプレッション・チェン		
バ側のベント配管の水没を防止する観点から, サプレッシ		
ョン・プール水位が通常水位+6.5m に到達した時点で,外		
部水源による水の持ち込みを制限した上で、格納容器ベン		
トを実施する手順としている。		
	常設低圧代替注水系ポンプを用いた系統は、補機系を持たない独立した系統であり事故後早期に使用可能であるが、代替淡水貯槽を水源としており格納容器内へ外部から水を持ち込むため、継続して使用するとサプレッション・プール水位が上昇し、格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱(以下「格納容器ベント」という。)の実施時期を早めることとなる*。 一方、代替循環冷却系は補機系の起動を要するため、常設低圧代替注水系ポンプを用いた系統に比べて起動に時間を要するが、サプレッション・チェンバを水源としており外部からの水の持ち込みは生じない。 上記の特徴を踏まえ、事象発生初期の原子炉への注水は常設低圧代替注水系ポンプを用いた系統を使用することとし、その後、外部からの水の持ち込みを抑制し、サプレッション・プール水位の上昇抑制による格納容器ベントの遅延を図り、可能な限り外部への影響を軽減するため、代替循環冷却系が使用可能となった段階で代替循環冷却系に切り替える手順とする。ただし、代替循環冷却系の運転時において、格納容器圧力・温度の上昇により追加の格納容器の冷却が必要な場合には、一時的に常設低圧代替注水系ポンプを用いた系統を使用する手順とする。 ※:格納容器圧力逃がし装置におけるサプレッション・チェンバ側のベント配管の水没を防止する観点から、サプレッション・プール水位が通常水位+6.5mに到達した時点で、外部水源による水の持ち込みを制限した上で、格納容器ベン	常設低圧代替注水系ポンプを用いた系統は、補機系を持たな い独立した系統であり事故後早期に使用可能であるが、代替液 水時槽を水源としており格納容器内へ外部から水を持ち込むた め、継続して使用するとサプレッション・ブール水位が上昇 し、格納容器圧力逃がし装置による格赦容器除数(以下「格納容器ベント」という。)の実施時期を早めることとなる**。 一方、代替循環冷却系は補機系の起動を要するため、常設低圧代替注水系ポンプを用いた系統に比べて起動に時間を要するが、サプレッション・チェンバを水源としており外部からの水の持ち込みは生じない。 上記の特徴を踏まえ、事象発生初期の原子炉への注水は常設低圧代替注水系ポンプを用いた系統を使用することとし、その後、外部からの水の持ち込みを抑制し、サプレッション・ブール水位の上昇抑制による格納容器ペントの遅延を図り、可能な限り外部への影響を軽減するため、代替循環冷却系が使用可能となった段階で代替循環冷却系に切り替える手順とする。ただし、代替循環冷却系に切り替える手順とする。ただし、代替循環冷却系に切り替える手順とする。ただし、代替循環冷却系に切り替える手順とする。ただし、代替循環冷却系に切り替える手順とする。ただし、代替循環冷却系に切り替える手順とする。ただし、代替循環冷却系に対り替える手順とする。ただし、代替循環冷却系の運転時において、格納容器圧力・温度の上昇により追加の格納容器の冷却が必要な場合には、一時的に常数低圧代替注水系ポンプを用いた系統を使用する手順とする。 ※:格納容器圧力逃がし装置におけるサプレッション・チェンバ側のベント配管の水没を防止する観点から、サプレッション・ブール水位が通常水位+6.5mに到達した時点で、外部水源による水の時ち込みを制限した上で、格納容器ベン

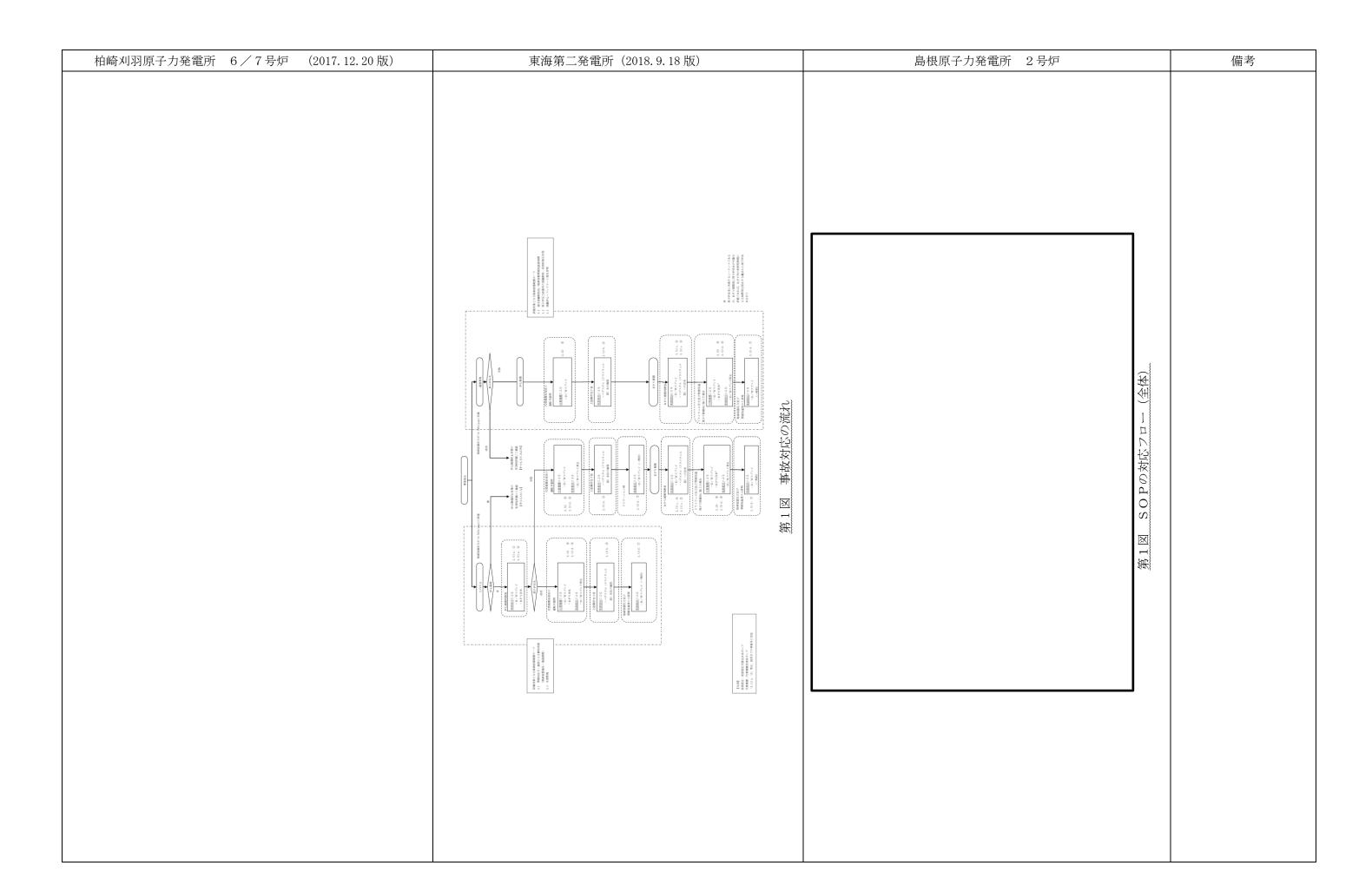
柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018.9.18版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
	2. 炉心損傷及び原子炉圧力容器破損前後の注水及び除熱の考え	2. 注水及び除熱の考え方	
	<u></u>	炉心損傷後の注水及び除熱の考え方については、RPVの破	
		損の有無で大別している。	
		まず, RPVの破損に至る前の段階においては, RPV内の	・記載方針の相違
		炉心の状況によらずRPVへの注水を優先する手順としてい	【東海第二】
		<u>る。</u>	島根2号炉は,RP'
	(1) 常設低圧代替注水系ポンプを用いた系統		破損に至る前の段階
	a. 炉心損傷後の対応について		おいては、RPV 内の
	炉心損傷を判断した後は、補機系が不要であり短時間で		の状況によらず原子
	注水が可能な低圧代替注水系(常設)により原子炉へ注水		注水を優先する手順
	する手順としている。また,原子炉注水ができない場合に		している。東海第二
	おいても、注水手段の確保に努めることとしている。した		は、炉心損傷後の対
	がって, 炉心損傷前後ともに原子炉注水を実施する対応方		について, 事象進展
	針に違いはないが、事象進展の違いによって以下の異なる		違いにより対応が異
	<u>手順となる。</u>		ることから, その対
	①LOCA時に炉心が損傷した場合は、ヒートアップした		手順について記載し
	<u>炉心へ原子炉注水を実施することにより,炉内で発生す</u>		いる
	る過熱蒸気がドライウェルに直接放出されドライウェル		
	圧力及び雰囲気温度が急上昇する。そこで、格納容器の		
	健全性を確保するために、LOCAの判断 (ドライウェ		
	ル圧力 13.7kPa [gage] 以上)及び炉心損傷の判断(ド		
	ライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線		
	線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍		
	以上)により、低圧代替注水系(常設)による原子炉注		
	水操作と代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格		
	納容器冷却操作(ドライウェルスプレイ)を同時に実施		
	する。この場合,原子炉注水により過熱蒸気が発生する		
	ことから、先行して代替格納容器スプレイ冷却系(常		
	設) による格納容器冷却操作 (ドライウェルスプレイ)		
	を実施し、その後、低圧代替注水系(常設)による原子		
	<u>炉注水操作を実施することで、ドライウェルスプレイを</u>		
	実施している状態で原子炉へ注水する手順とする。		
	②LOCA時に炉心が損傷して原子炉注水が実施できない		
	場合は、いずれは溶融炉心の炉心下部プレナムへの移行		
	に伴う原子炉圧力容器下部プレナム水との接触による発		
	生蒸気がドライウェルに放出され、ドライウェル圧力及		
	び雰囲気温度が急上昇することを踏まえて、代替格納容		
	器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却操作(ド		

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	ライウェルスプレイ)を実施する手順とする。ただし,		
	実際の操作としては、代替格納容器スプレイ冷却系(常		
	設)による格納容器冷却操作(ドライウェルスプレイ)		
	を実施後に低圧代替注水系(常設)による原子炉注水操		
	作を実施することから、炉心損傷の判断後にドライウェ		
	ルスプレイをする手順は①と同様である。		
	b. 原子炉圧力容器破損前の対応について		
	③通常運転時からペデスタル(ドライウェル部)水位を約	その後、RPVを破損させることなく原子炉水位を安定させ	・運用の相違
	1m に維持する構造としているが,炉心損傷判断後は,	ることに成功した場合はRPVへの注水及び必要に応じて原子	【東海第二】
	原子炉圧力容器破損時の溶融炉心の冷却を考慮し、ペデ	炉格納容器からの除熱を並行して実施する手順としている。た	島根2号炉は,事故
	スタル (ドライウェル部) 水位を確実に約 1m 確保する	だし、RPV下鏡温度が300 ℃に到達し、RPV下部プレナ	時に原子炉圧力容器破
	ために格納容器下部注水系(常設)によるペデスタル	ムへの溶融炉心の落下が想定される場合はRPVへの注水と並	損の徴候により原子炉
	(ドライウェル部) 水位の確保操作を実施する手順とす	行して原子炉格納容器下部への注水(水位 2.4m (注水量	格納容器下部に水張り
	<u>3.</u>	225m³))を実施する手順としている。	をする運用としてい
			る。東海第二では,通
			常運転時からペデスタ
			ル (ドライウェル部)
			に約1mの水プールを用
			成している
	<u>c. 原子炉圧力容器破損後短期の対応について</u>		・運用の相違
	④原子炉圧力容器破損を検知した後は、溶融炉心とペデス		【東海第二】
	タル (ドライウェル部) に存在する水との相互作用によ		島根2号炉は,原子
	り、ドライウェル圧力及び雰囲気温度が急上昇するた		炉圧力容器破損判断に
	め、原子炉圧力容器破損を判断した場合は、代替格納容		て格納容器スプレイに
	器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却操作(ド		よる格納容器冷却を実
	ライウェルスプレイ)を実施する手順とする。		施する手順としていな
	⑤ドライウェルスプレイを開始した後は、ペデスタル(ド		V
	ライウェル部) に落下した溶融炉心の冷却維持のため,		
	格納容器下部注水系(常設)によるペデスタル(ドライ		
	ウェル部)注水操作を実施する手順とする。		
		次に、RPVが破損した後は、原子炉格納容器下部に崩壊熱	
		に余裕をみた量の注水を実施する手順としている。SOP及び	
		AMGに定めるRPV破損の判定方法に基づきRPVの破損を	
		判定した後は、原子炉格納容器下部に崩壊熱に余裕をみた量の	
		注水を実施することとしており、その注水量はペデスタル水位	
		及び原子炉格納容器外の流量計にて確認する手順としている。	
		なお、本流量計の先にある原子炉格納容器下部以外への分岐配	
		管については、逆止弁または常時閉の手動弁があり、他系統へ	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		流入することなく、確実に原子炉格納容器下部への注水量を確	
		認できる設備構成となっている。また,原子炉格納容器からの	
		除熱が必要な場合は原子炉格納容器下部への注水と原子炉格納	
		容器からの除熱とを並行して実施する手順としている。	
		※2 島根原子力発電所2号炉 重大事故等対策の有効性評	
		価について「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料ー冷	
		却材相互作用 添付資料 3.3.3 原子炉格納容器下部	
		への水張り実施の適切性」参照。ペデスタル水位が	
		高い方が物理現象発生時の原子炉格納容器への負荷	
		が高くなると考えられる炉外 FCI について,溶融炉	
		心が原子炉格納容器下部に落下する前に,原子炉格	
		納容器下部に約3.8m(制御棒駆動機構搬出入口下端	
		位置)の水位が形成されているものとした。これ以	
		上の水位を形成させるためには、ドライウェル床面	
		全面を満たしながら上昇させる必要があることか	
		ら,仮に原子炉格納容器下部注水を入れすぎたとし	
		ても制御棒駆動機構搬出入口下端位置以上の水位と	
		なることは考えにくい。また,ここでは現実的な溶	
		融炉心の落下様態を想定した条件を適用して評価し	
		た場合,原子炉格納容器下部の内側鋼板の最大応力	
		は14MPa であり,原子炉格納容器下部の内側鋼板の	
		隆伏応力(490MPa)を十分に下回っており,格納容	
		器破損に至る恐れはないことを確認している。原子	
		炉格納容器下部の水位上昇の要因がLOCAに起因	
		する原子炉冷却材であった場合,サブクール度は低	
		くなり炉外 FCI 発生可能性そのものを小さくすると	
		ともに、発生した場合でも発生する最大応力は小さ	
		くなるものと考える。	
	d. 本系統の停止及び一時的な運転について		・運用の相違
	⑥本系統は外部水源を用いた手段であり、本系統の運転継		【東海第二】
	続によりサプレッション・プール水位が上昇する。そこ		
	で、格納容器ベントを遅延させる観点から、本系統によ		
	る原子炉注水操作や格納容器冷却操作(ドライウェルス		
	プレイ)を停止し,代替循環冷却系による格納容器除熱		
	操作を実施する。		
	⑦ただし、代替循環冷却系による格納容器除熱操作を実施		
	する状態において格納容器圧力及び雰囲気温度が上昇す		
	る場合には、代替格納容器スプレイ冷却系(常設)によ		

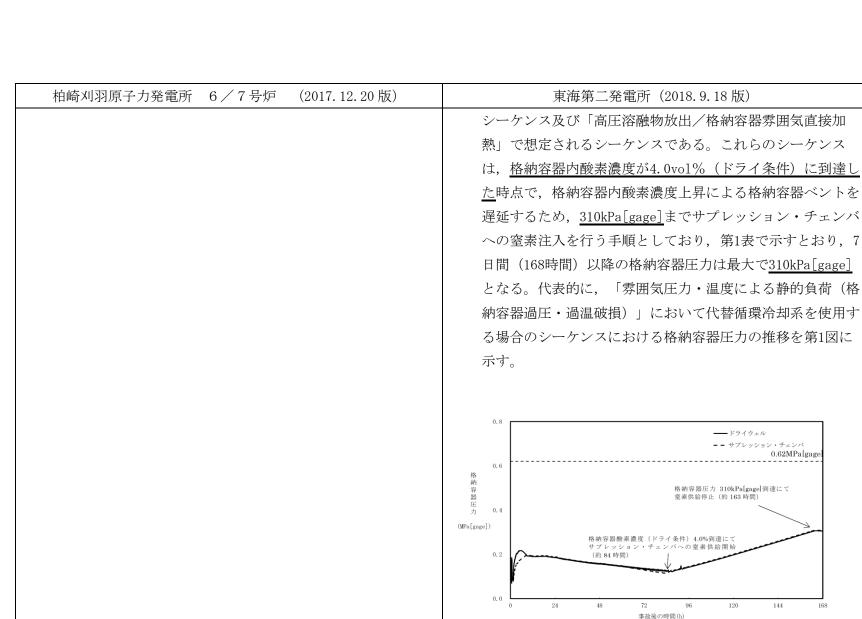
柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	る格納容器冷却操作(ドライウェルスプレイ)を一時的		
	に実施する手順とする。		
	(2) 代替循環冷却系		
	⑧代替循環冷却系は残留熱除去系海水系又は緊急用海水系		
	等の補機系の起動後に期待できる系統であり, 運転開始		
	までに一定の時間を要するが、内部水源であるため本系		
	統の運転継続によりサプレッション・プール水位は上昇		
	しない。したがって、起動が可能となった時点で本系統		
	を運転開始する手順とし、サプレッション・プール水位		
	の上昇を抑制しつつ,原子炉注水操作や格納容器冷却操		
	作(ドライウェルスプレイ)を実施することで、損傷炉		
	心の冷却や格納容器の冷却及び除熱を実施することとす		
	<u>る。</u>		
	3. 各事象の対応の流れについて		・運用の相違
	<u>炉心損傷に至る事象としては、起因事象がLOCAの場合と</u>		【東海第二】
	過渡事象の場合で事象進展が異なることが考えられる。ま		島根2号炉は, RI
	た, 初期に原子炉注水に成功する場合と成功しない場合にお		Vが破損した後の注意
	いても, 事象進展が異なることが考えられる。以上の事象進		及び除熱の運転操作は
	展の違いを踏まえ,事故対応の流れを第1図に示す。		ついて, どの炉心損値
		しかしながら、RPVが破損した後は、RPV内の溶融炉心	モードを経た場合では
		の状態,RPV破損口の状態,原子炉格納容器下部への溶融炉	っても同じ優先順位で
		心の落下量、格納容器圧力及び温度等、原子炉格納容器内の状	実施する
		態の不確かさが大きく、また、注水又は除熱を実施可能な設備	
		が限定され、注水又は除熱に使用できる流量が不足する場合を	
		想定すると、重大事故時に確実なアクシデントマネジメントを	
		実施できるよう、注水及び除熱の優先順位を明確化しておく必	
		要がある。このため、SOP及びAMGではRPV破損判定後	
		の運転操作の優先順位を次の様に定めている。	
		優先順位1:D/Wスプレイ	
		・開始条件:格納容器圧力640kPa (1.5Pd) 以上又は格納容	
		器温度 190℃以上	
		・停止条件:格納容器圧力 588kPa 以下又は格納容器温度	
		<u>171℃以下</u>	
		·流量:120m³/h	
		優先順位 2 : 原子炉格納容器下部注水	
		・流量:崩壊熱に余裕をみた量(スクラム後~5時間:60m³	
		/h, 5~10時間:55m³/h, 10~20時間:35m³/h, 20時	
		間~40 時間:30m³/h,40 時間~80 時間:20m³/h,80 時	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		間~120 時間:15m³/h,120 時間以降:12m³/h)で注水	
		優先順位3:RPV破損後のRPVへの注水	
		・流量:15m³/h(S/C水源でECCSを運転できる場合	
		は全量注水)	
		これらは可能な限り並行して実施すべきものであるが、中で	
		も格納容器スプレイを優先する理由は、格納容器スプレイを開	
		始する状況は格納容器過圧又は過温破損の防止及び早期の格納	
		容器ベントを抑制するための運転操作が必要な状況であり、こ	
		れに即応する必要があるためである。D/WスプレイとS/C	
		スプレイでは、より広い空間にスプレイすること等により、原	
		子炉格納容器の圧力及び温度の抑制効果が高いと考えられるD	
		/Wスプレイを実施することとしている。また, D/Wにスプ	
		レイを実施することで原子炉格納容器下部へ冷却材が流入する	
		ため,原子炉格納容器下部の溶融炉心の冷却にも期待できる。	
		原子炉格納容器下部の溶融炉心の冷却については、RPV破	
		損前の注水により原子炉格納容器下部には約70m³(スクラム後	
		5~10時間後の崩壊熱に換算すると約2時間分)の冷却材が確	
		保されていること及びD/Wスプレイした冷却材がD/W床面	
		から原子炉格納容器下部へ流入することにも期待できることを	
		考慮し、D/Wスプレイに次ぐ優先順位としている。	
		RPV破損後のRPVへの注水には、RPV内に残存する溶	
		融炉心の冷却及びRPV破損口から原子炉冷却材が流出するこ	
		とによる原子炉格納容器下部に堆積している溶融炉心の冷却に	
		も期待できると考えられるが, RPV破損口からの原子炉冷却	
		材の流出の状況を確実に把握することは困難なことから,原子	
		炉格納容器下部注水に必要な流量を確保した後の優先順位とし	
		ている。	
		しかしながら、RPVが破損した後の注水及び除熱の優先順	
		位については、今後の検討結果により、前述の優先順位は変わ	
		りうるものと考えている。	
		D/Wスプレイまたは注水により、S/C水位が通常水位+	
		約1.3mに到達する時点でスプレイを停止し、格納容器ベント	
		を実施する。ベント開始後は、崩壊熱に余裕をみた量の注水を	
		継続し、原子炉格納容器下部の溶融炉心の冷却を継続する。	
		以上のとおり、原子炉格納容器内の状態の不確かさを考慮し	
		ても、SOPによって確実なアクシデントマネジメントを実施	
		することが可能である。	



柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	4長期安定停止に向けた対応について	3. 長期安定停止に向けた対応について	
	長期安定停止に向けて格納容器圧力及び温度を低下させるこ	長期安定停止に向けて格納容器圧力及び温度を低下させるこ	
	とを目的として、残留熱除去系、代替循環冷却系による格納容	とを目的として,残留熱除去系及び残留熱代替除去系による格	
	器除熱を実施し、格納容器の健全性を維持する。	納容器除熱を実施し、格納容器の健全性を維持する。	
	また、炉心損傷後は水の放射線分解により格納容器内で水素	また,炉心損傷後は水の放射線分解により格納容器内で水素	
	及び酸素が発生するため、水素燃焼を防止する観点から、格納	ガス及び酸素ガスが発生するため、水素燃焼を防止する観点か	
	容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作(以下「格納容器	ら、格納容器フィルタベント系による格納容器除熱操作(以下	
	ベント」という。)を実施する。	「格納容器ベント」という。)を実施する。	
	(1) 事故後長期にわたる格納容器の健全性について	(1) 事故後長期にわたる格納容器の健全性について	
	有効性評価における格納容器温度・圧力の判断基準(評価	有効性評価における原子炉格納容器限界温度・圧力は	
	項目) は200℃, 2Pdと設定しており, 200℃, 2Pdの状態が継	200℃, 2Pdと設定しており,200℃,2Pdについて時間経過	
	続することを考慮した評価が必要な部位はシール部である。	を考慮した評価が必要な部位はシール部と考えている。このた	
	このため,シール部については,200℃,2Pdの状態が7日間	め,シール部については 200℃, 2 Pd の状態が 7 日間 (168 時	
	(168時間) 継続した場合でもシール機能に影響がないこと	間)継続した場合でもシール機能に影響ないことを確認するこ	
	を確認することで、…限界温度・圧力における格納容器閉じ込	とで限界温度・圧力における原子炉格納容器閉じ込め機能の健	
	め機能の健全性を示している。	全性を示している。	
	ここでは,200℃,2Pdを適用可能な7日間(168時間)以降	ここでは,200℃, 2 Pd を適用可能な 7 日間(168 時間)以	
	においても、有効性評価で得られている厳しい条件を考慮	降においても,有効性評価で得られている厳しい条件を考慮	
	し、格納容器の閉じ込め機能を示す。	し、格納容器の閉じ込め機能を示す。	
	また,上記に加えて,7日間 (168時間) 以降の累積放射線	また,上記に加えて,7日間(168 時間)以降の累積放射線	
	照射量についても,格納容器の閉じ込め機能に影響がないこ	照射量についても、原子炉格納容器の閉じ込め機能に影響がな	
	とを確認する。	いことを確認する。	
		第1表 事故発生後の経過時間と原子炉格納容器圧力・温度の関	・炉型の違い
		<u>係</u>	【東海第二】
		事故発生後 の経過時間 0~168 時間 168 時間以降	東海第二(Mark-II) と島根2号炉(Mark-I
		原子炉格納容器 原子炉格納容器限界圧力とし 有効性評価シナリオで最大	改)の最高使用圧力の
		圧力 て 2 Pd (853kPa) を設定 427kPa[gage]となる(第3図) 原子炉格納容器 原子炉格納容器限界温度とし 有効性評価シナリオで 150℃	相違
		温度 て 200°C を設定 を下回る (第4図)	・資料構成の相違
			【東海第二】
			東海第二は第2図の
			後段に記載
	(2) 7日間(168時間)以降の圧力,温度の条件	7日間(168 時間)以降において,格納容器圧力が最も高く	
	7日間(168時間)以降において、格納容器圧力が最も高く	なるのは,「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過	
	なるのは, 「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過	圧・過温破損)」において残留熱代替除去系を使用する場合の	
	圧・過温破損)」において代替循環冷却系を使用する場合の	シーケンス及び「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」	



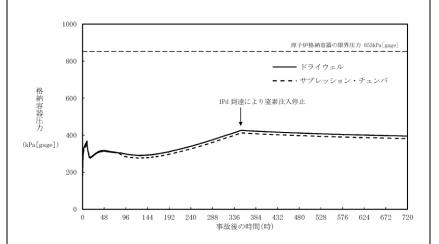
第1図 格納容器圧力(「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格 納容器過圧・過温破損)」において代替循環冷却系を使 用する場合)

7 日間(168 時間)以降の格納容器雰囲気温度が最も高くな るのは、「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・ 過温破損)」において代替循環冷却系を使用できない場合のシ ーケンスである。このシーケンスの格納容器雰囲気温度の推移 を第 2 図に示すが、7 日間 (168 時間) 時点で 150℃未満であ り、その後の格納容器雰囲気温度は崩壊熱の減衰によって低下 傾向となるため、第1表で示すとおり7日間(168時間)以降 は 150℃を下回る。また、格納容器バウンダリにかかる温度 (壁面温度※)についても、事象発生後3.9時間後に生じる最 高値は157℃であるが、7日間以降は150℃を下回る。

※:評価に用いているMAAPコードは、FP沈着に伴う発熱

島根原子力発電所 2号炉

で想定されるシーケンスである。これらのシーケンスは、残留 熱代替除去系による格納容器除熱を開始した時点で、格納容器 内酸素濃度上昇による格納容器ベントを遅延するため, 427kPa[gage]までサプレッション・チェンバへの窒素注入を行 | ガスの濃度により窒素 う手順としており、第1表で示すとおり、7日間(168時間) 以降の格納容器圧力は最大で427kPa[gage]となる。代表的 に, 「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温 破損)」において残留熱代替除去系を使用する場合のシーケン スにおける格納容器圧力の推移を第3図に示す。



第3図 原子炉格納容器圧力の推移(「雰囲気圧力・温度による 静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」において残留熱 代替除去系を使用する場合)

7日間(168時間)以降の格納容器雰囲気温度が最も高くな るのは、「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・ 過温破損)」において残留熱代替除去系を使用できない場合の シーケンスである。このシーケンスの格納容器雰囲気温度の推 移を第4図に示すが、7日間 (168 時間) 時点で 150℃未満で あり、その後の格納容器雰囲気温度は崩壊熱の減衰によって低 下傾向となるため、7日間 (168 時間) 以降は 150℃を下回 る。また、格納容器バウンダリにかかる温度(壁面温度※)に ついても、事象発生後約10時間後に生じる最高値は約181℃ であるが,7日間以降は150℃を下回る。

※:評価に用いているMAAPコードは、FP沈着に伴う 発熱を考慮したものとなっている。格納容器内のFP

備考

運用の相違 【東海第二】

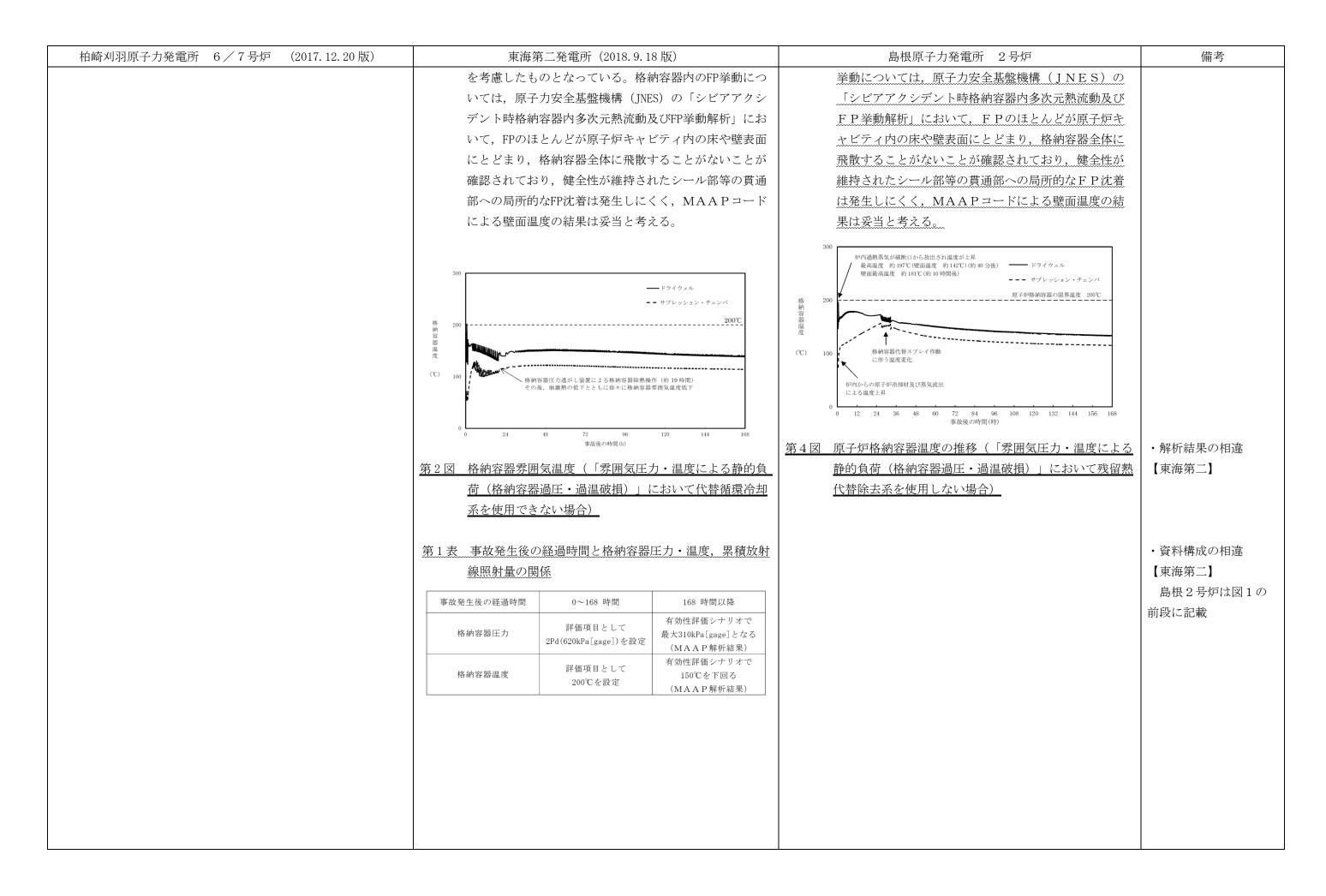
島根2号炉は、酸素 を注入するのではな く, 残留熱代替除去系 による格納容器除熱開 始後に注入することと している

炉型の違い

【東海第二】

最高使用圧力の相違

解析結果の相違 【東海第二】



(4) 7日間 (168時間) 以降の格納容器温度と閉じ込め機能の関係について

格納容器温度の上昇に伴う、時間経過によるシール材の長期的(格納容器温度が150℃を下回る状況)な影響を調査する。ここでは、トップヘッドフランジや機器搬入用ハッチ等に使用されている改良EPDM製シール材を用いて、168時間以降の温度・時間とシール材料の劣化挙動を確認するため、シール材の基礎特性試験を実施した。試験結果を第3表に示す。

第3表 改良EPDM製シール材の基礎特性データの経時変化

試験時間	0~7 日	7 日~14 日	14 日~30 日
試験温度	200℃	150℃	150℃
圧縮永久ひずみ率 [%]			
硬さ			
質量変化率[%]			
兵里久几千[/0]			

注記:γ線1.0MGy 照射済の試験体を用い, 飽和蒸気環境下に暴露した後の測定値

第3表に示すように、168時間以降、150℃の環境下においては、改良EPDM製シール材の基礎特性データにはほとんど変化はなく、経時劣化の兆候は見られない。したがって、重大事故後168時間以降における格納容器の温度を150℃と設定した場合でも、シール部の機能は十分維持される。なお、EPDM材は一般特性としての耐温度性は150℃であり、第3表の結果は改良EPDM製シール材が200℃条件を7日間経験しても、一般特性としての耐熱温度まで低下すれば、それ以降は有意な劣化傾向は見られないことを示していると考える。また、第3表の結果から圧縮永久ひずみ 時の改良EPDM製シール材復元量とフランジ開口量のイメージを第4図に示しており、第2表で示す168時間以降の格納容器圧力に対しても十分追従可能な復元量を維持していることも確認できる。

b. 長期(168 時間以降)の原子炉格納容器温度と閉じ込め 機能の関係について

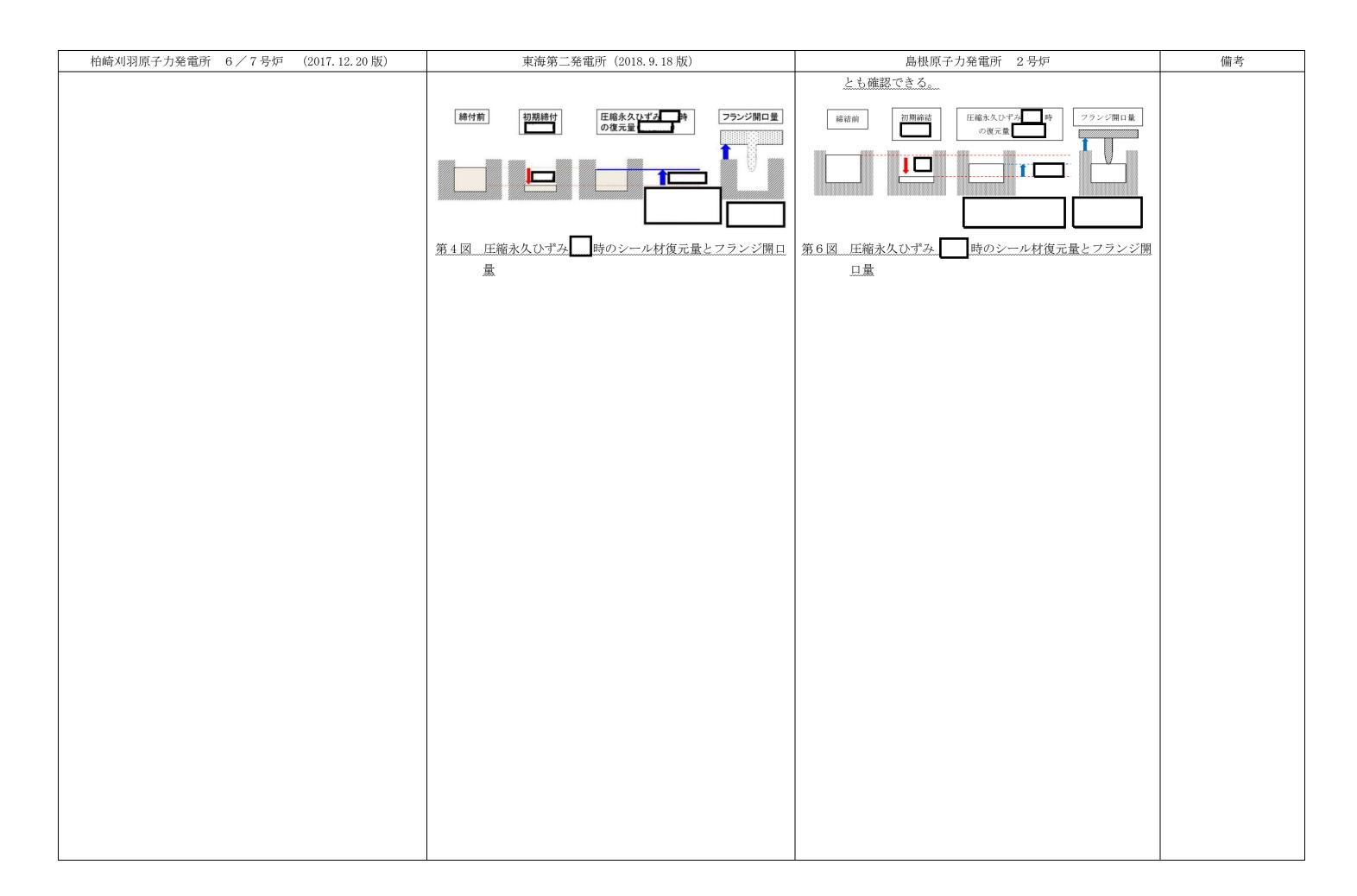
原子炉格納容器温度の上昇に伴う,時間経過によるシール材の長期的 (150℃を下回る状況) な影響を調査する。ここでは、ドライウェル主フランジや機器搬入口等に使用されている改良EPDM製シール材を用いて、168時間以降の温度・時間とシール材料の劣化挙動を確認するため、シール材の基礎特性試験を実施した。試験結果を第3表に示す。

第3表 改良EPDM製シール材の基礎特性データの経時変化

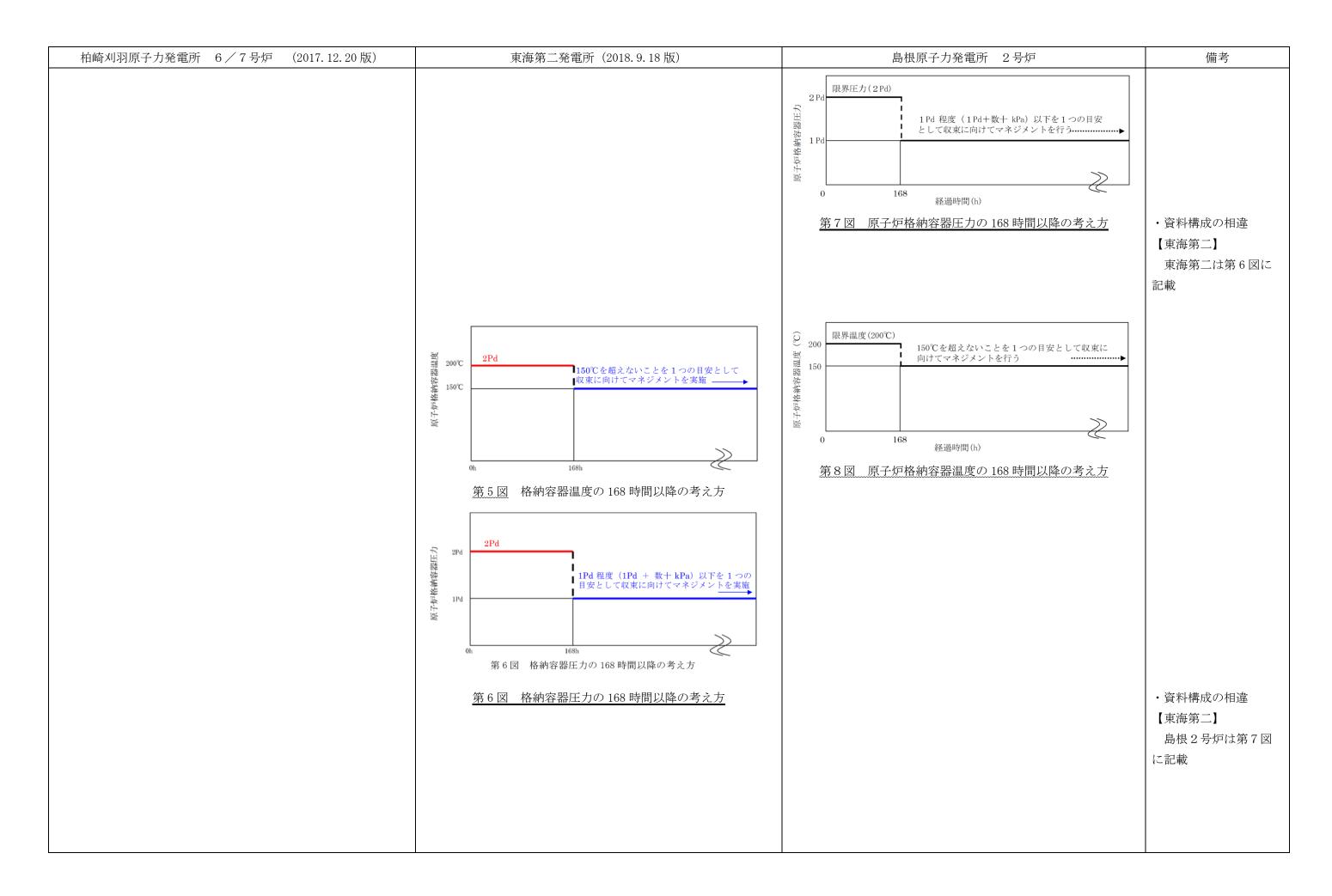
試験時間	0 日~7 日	7日~14日	14 日~30 日
試験温度	200℃	150℃	150°C
圧縮永久ひずみ率[%]			
硬度変化			
質量変化率[%]			

注記:γ線1.0MGy 照射済の試験体を用い,飽和蒸気環境下に暴露した後の測定値

第3表に示すように、168時間以降、150℃の環境下においては、改良EPDM製の基礎特性データには殆ど変化はなく、経時劣化の兆候は見られない。したがって、SA後168時間以降における原子炉格納容器の温度を150℃と設定した場合でも、シール部の機能は十分維持される。なお、EPDMは一般特性としての耐温度性は150℃であり、第3表の結果は改良EPDM製シール材が200℃条件を7日間経験しても、一般特性としての耐熱温度まで低下すれば、それ以降は有意な劣化傾向は見られないことを示していると考えている。また、第3表の結果から圧縮永久ひずみ率は 時の改良EPDM製シール材復元量とフランジ開口量のイメージを第6図に示しており、第2表で示す168時間以降の原子炉格納容器圧力に対しても十分追従可能な復元量を維持しているこ



柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	(5) 7日間 (168時間) 以降の格納容器の閉じ込め機能について	<時間を踏まえた限界温度・圧力の考え方>	
	(2)で示したように有効性評価結果からも、7日間(168時	有効性評価結果からも、7日間(168時間)以降は原子炉格納	
	間)以降は格納容器温度が改良EPDM製シール材の一般特	容器温度がEPDMの一般特性としての耐熱温度である150℃を	
	性としての耐熱温度である150℃を下回ることが判ってい	下回ることが判っている。また、原子炉格納容器圧力についても	
	る。また、格納容器圧力についてもベント操作の有無に関わ	1 Pd 到達時に窒素注入を停止した以降,圧力は低下しており,	・解析結果の相違
	<u>らず</u> 圧力は低下しており、開口量は2Pd時と比較しても小さ	開口量は限界圧力時と比較しても小さいことが確認できている。	【東海第二】
	いことが確認できている。なお、代替循環冷却系を使用する	なお、残留熱代替除去系を使用するシーケンスの場合、中長期的	島根2号炉は,7日
	シーケンスの場合、中長期的には、水の放射線分解によって	には、水の放射線分解によって生じる水素と酸素が格納容器圧力	間以降においても1Pd
	生じる水素と酸素が格納容器圧力の上昇に寄与するが、酸素	の上昇に寄与するが、酸素濃度がドライ条件で 4.4vo1%に到達	到達までは原子炉格納
	濃度がドライ条件で <u>4.3vo1%</u> に到達した場合にはベントを実	した場合にはベントを実施することとしていることから、格納容	容器圧力が低下してい
	施することとしていることから、格納容器圧力は1Pdから数	器圧力は1Pdから数十kPaまでの上昇にとどまる。	ない
	十kPaまでの上昇にとどまる。		・運用の相違
	よって, <u>格納容器温度・圧力が評価項目(200℃・2Pd)に</u>	よって,当社としては,限界温度・圧力(200℃・2Pd)が7	【東海第二】
	<u>て</u> 7日間経験してもシール材が問題ないことを確認すること	日間経験してもシール材が問題ないことを確認することで、長期	
	で、長期の格納容器閉じ込め機能を確保できる。	の原子炉格納容器閉じ込め機能を確保できると考えている。	
		<168 時間以降の考え方>	
	7日間(168時間)以降の格納容器の閉じ込め機能について	前述の結果を踏まえ、168 時間以降については、原子炉格納容	
	は、格納容器圧力・温度は低下していること、及び代替循環	器温度・圧力は低下していること,及び残留熱代替除去系を使用	
	<u>冷却系</u> を使用するシーケンスにおける中長期的な水の放射線	するシーケンスにおける中長期的な水の放射線分解に伴う水素と	
	分解に伴う水素と酸素の発生の寄与も大きくないことから,	酸素の発生寄与も大きくないことから、最初の168時間に対して	
	最初の7日間 (168時間) に対して200℃・2Pdを超えないよう	限界温度・圧力を超えないよう管理することで、長期的な格納容	
	管理することで、長期的な格納容器閉じ込め機能は維持され	器閉じ込め機能は維持されると考えている。ただし、事故環境が	
	る。ただし、事故環境が継続することにより、熱劣化等の閉	継続することにより、熱劣化等の閉じ込め機能低下要因が存在す	
	じ込め機能低下要因が存在することも踏まえ、長期的なプラ	ることも踏まえ、長期的なプラントマネジメントの目安として、	
	ントマネジメントの目安として, <u>7日間(</u> 168時間)_以降の領	168 時間以降の領域においては原子炉格納容器温度が 150℃を超	
	域においては、格納容器温度については第5図に示すとおり	えない範囲で,また,原子炉格納容器圧力については1Pd 程度	
	150℃を超えない範囲で、また、 <u>格納容器圧力については第6</u>	(1Pd+数+kPa*)以下でプラント状態を運用する。	
	図に示すとおり1Pd程度(1Pd+数十kPa*)以下でプラント状		
	態を運用する。		
	※:酸素濃度をドライ換算で4.3vo1%以下とする運用の範	※酸素濃度をドライ換算で 4.4vol%以下とする運用の範囲	・運用の相違
	囲		【東海第二】



柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	(6) 7日間(168時間)以降の放射線照射量と閉じ込め機能の	<7 日間(168 時間)以降の放射線照射量と閉じ込め機能の関	
	関係について	係について>	
	時間経過によるシール材の長期的な影響を調査する。こ	こ 時間経過によるシール材の長期的な影響を調査する。ここで	
	では、トップヘッドフランジや機器搬入用ハッチ等に使用	さは、ドライウェル主フランジや機器搬入口等に使用されている改	
	れている改良EPDM製シール材を用いて,168 時間以降	の <u>良EPDM製シール材を用いて、168時間以降の累積放射線照射</u>	
	累積放射線照射量・時間とシール材料の劣化挙動を確認す	る 量・時間とシール材料の劣化挙動を確認するため、シール材の基	
		4 礎特性試験を実施した。試験結果を第4表に示す。累積放射線照	
		, 射量による影響は,試験結果より,有意な変化がないことから,	
	有意な変化がないことから、7 日間以降のシール機能は、	維 7 日間以降のシール機能は、維持できる。	
	持できる。		
	第4表 改良EPDM製シール材の累積放射線照射量とひずみ	室 第4表 改良EPDM製シール材の累積放射線照射量とひずみ	
	<u>の関係</u>	率の関係	
	累積放射線照射量 ひずみ率	ストライン 果積放射線照射量 ひずみ率 ひずみ率	
	·		
	試験条件	試験条件	
	雰囲気:蒸気環境	雰囲気:蒸気環境	
	温度・劣化時間:200℃・168時間+150℃・168時間	温度・劣化時間:200℃・168 時間+150℃・168 時間	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	(7) 格納容器内の酸素濃度上昇抑制のための対応		・運用の相違
	炉心損傷後は水の放射線分解により格納容器内で酸素が発		【東海第二】
	生するため、水素燃焼を防止する観点から,酸素濃度		島根2号炉は,酸素
	4.3vol%(ドライ条件)到達で格納容器ベントを実施するこ		濃度基準ではなく,残
	とで、可燃性ガスを排出する手順としている。一方で、環境		留熱除去系等による原
	への影響を考慮すると、格納容器ベントを可能な限り遅延す		子炉格納容器内の除熱
	る必要があるため、格納容器ベントの実施基準である酸素濃		を開始した場合に, 窒
	度4.3vo1%の到達時間を遅らせる目的から,可搬型窒素供給		素ガス供給を行う
	装置による格納容器内への窒素注入操作(以下「窒素注入」		
	という。)を実施することとしている。ここでは,有効性評		
	価の事象進展を参照し、窒素注入及び格納容器ベントに係る		
	判断基準の妥当性について示す。		
	a. 窒素注入の判断基準と作業時間について		
	窒素注入に係る判断基準は以下のとおり設定している。		
	(a) 窒素供給装置の起動準備操作の開始基準:酸素濃度		
	3. 5vo1%		
	(b) 窒素注入の開始 <u>基準:酸素濃度 4. 0vol %</u>		
	「3.4水素燃焼」において,水の放射線分解における水素		
	及び酸素のG値を設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃		
	を実施しており、水素及び酸素濃度の上昇が早い感度解析に		
	おいても、第5表のとおり、可搬型窒素供給装置の起動準備		
	時間が約6時間(約360分)確保できるため,起動準備時間		
	の 180 分に対して十分余裕があることが確認できる。		
	第5表 設計基準事故のG値を用いた場合の評価結果		
	酸素濃度 到達時間 窒素注入準備の余裕時間		
	3.5vo1% 約15時間		
	約6時間		
	4. 0vol% 約21時間		
	b. 窒素注入及び格納容器ベントの実施基準について		
	窒素注入及び格納容器ベントに係る実施基準、実施基準		
	の設定根拠を第6表に示す。操作時間や水素濃度及び酸素		
	濃度監視設備の計装誤差(約0.6vo1%)を考慮しても,可		

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第	5二発電所(2018	. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	燃限界領域(暫	g素濃度5.0vol%	以上)に到達することな		
	く, 窒素注入及	なび格納容器ベン	トが実施可能である。		
	第6表 窒素注入及	び格納容器ベン	トの実施基準について		
	操作	実施基準 : 計装の読み取り値	実施基準の設定根拠		
	可搬型窒素供給装置の起	酸素濃度3.5vol% (2.9vol%~	可搬型窒素供給装置の起動準備		
	動準備の開始基準	4. 1vol%)* 酸素濃度4. 0vol%	時間を考慮して設定		
	窒素注入開始基準	(3.4vo1%~ 4.6vo1%)*	格納容器ベントの開始基準の到 達前を設定		
	格納容器ベント開始基準	酸素濃度4.3vo1% (3.7vo1%~ 4.9vo1%) *	計装誤差を踏まえても可燃限界 領域到達前に格納容器ベントが 可能な基準を設定		
	※括弧内は、計装の読み取り値 として想定される範囲		慮した範囲であり、実機の酸素濃度		
	The little little				

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	添付資料 1.6.7		・運用の相違
	常設低圧代替注水系ポンプの機能確保の妥当性について		【東海第二】
			島根2号炉は,低圧
	1. 常設低圧代替注水系ポンプの機能		原子炉代替注水ポンプ
	常設低圧代替注水系ポンプは以下の5つの機能に期待してい		による同時注水は実施
	<u>5.</u>		しない
	・原子炉水位を維持し炉心損傷の防止及び炉心損傷の進展を		
	防止するための低圧代替注水機能		
	・格納容器の過圧・過温破損防止のための代替格納容器スプ		
	- 格納容器内での溶融炉心の冷却のためのペデスタル (ドラ		
	- 格納容器のトップヘッドフランジ部からの漏えいを抑制す		
	るための格納容器頂部注水機能		
	・使用済燃料プール水位を維持し燃料損傷を防止するための		
	- 代替使用済燃料プール注水機能		
	2. 常設低圧代替注水系ポンプの機能確保について		
	(1) 単一の機能に期待する場合		
	常設低圧代替注水系ポンプは、各注水先の最大流量を包絡		
	する注水量を確保できる設計としている。		
	常設低圧代替注水系ポンプにより注水する際の系統構成		
	は、中央制御室からの遠隔操作により行い、現場操作は不要		
	である。また、各注水先へ注水する際の操作の相違点は、開		
	操作する弁の違いのみであり、各弁の操作も中央制御室から		
	の遠隔操作が可能であることから、困難な操作はない。		
	このように、常設低圧代替注水系ポンプの単一の機能の確		
	保については問題ないと考えられる。		
	(2) 複数の機能に期待する場合		
	常設低圧代替注水系ポンプは、複数個所への同時注水を想		
	定したものとなっており、想定する同時注水の組合せで必要		
	流量が確保できる設計としている。また、想定する同時注水		
	の組合せで、重大事故等による影響の緩和が可能であること		
	を有効性評価にて示している。		
	①原子炉注水と格納容器スプレイ		
	大破断LOCAが発生し、非常用炉心冷却系からの注水に		
	失敗した場合、低圧代替注水系(常設)による原子炉注水と		
	代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却を		

同時に実施する。この場合の最大流量の組合せは、原子炉注水 230m³/h、格納容器スプレイ 130m³/h であるが、この条件で炉心の冷却並びに格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇を抑制できることを有効性評価で確認するとともに、この流量が確保できる設計としている。なお、上記以外の同時注水については、原子炉へは崩壊熱相当での注水となるため、上記注水流量を超えることはない。②原子炉注水とペデスタル(ドライウェル部)注水大破断LOCAが発生し非常用炉心冷却系からの注水に失敗し、低圧代替注水系(常設)による原子炉注水及び代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却に成功した場合、原子炉水位L0到達後に格納容器冷却を停止し、原子炉注水とペデスタル(ドライウェル部)の水張りを実施する。この場合の最大流量の組合せは、原子炉注水として崩壊		
件で炉心の冷却並びに格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇を 抑制できることを有効性評価で確認するとともに、この流量 が確保できる設計としている。なお、上記以外の同時注水に ついては、原子炉へは崩壊熱相当での注水となるため、上記 注水流量を超えることはない。 ②原子炉注水とペデスタル(ドライウェル部)注水 大破断LOCAが発生し非常用炉心冷却系からの注水に失 敗し、低圧代替注水系(常設)による原子炉注水及び代替格 納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却に成功し た場合、原子炉水位L0到達後に格納容器冷却を停止し、原 子炉注水とペデスタル(ドライウェル部)の水張りを実施す		
抑制できることを有効性評価で確認するとともに、この流量が確保できる設計としている。なお、上記以外の同時注水については、原子炉へは崩壊熱相当での注水となるため、上記注水流量を超えることはない。 ②原子炉注水とペデスタル(ドライウェル部)注水 大破断LOCAが発生し非常用炉心冷却系からの注水に失敗し、低圧代替注水系(常設)による原子炉注水及び代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却に成功した場合、原子炉水位LO到達後に格納容器冷却を停止し、原子炉注水とペデスタル(ドライウェル部)の水張りを実施す		
が確保できる設計としている。なお、上記以外の同時注水については、原子炉へは崩壊熱相当での注水となるため、上記注水流量を超えることはない。 ②原子炉注水とペデスタル(ドライウェル部)注水 大破断LOCAが発生し非常用炉心冷却系からの注水に失敗し、低圧代替注水系(常設)による原子炉注水及び代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却に成功した場合、原子炉水位L0到達後に格納容器冷却を停止し、原子炉注水とペデスタル(ドライウェル部)の水張りを実施す		
ついては、原子炉へは崩壊熱相当での注水となるため、上記注水流量を超えることはない。 ②原子炉注水とペデスタル(ドライウェル部)注水 大破断LOCAが発生し非常用炉心冷却系からの注水に失敗し、低圧代替注水系(常設)による原子炉注水及び代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却に成功した場合、原子炉水位L0到達後に格納容器冷却を停止し、原子炉注水とペデスタル(ドライウェル部)の水張りを実施す		
注水流量を超えることはない。 ②原子炉注水とペデスタル(ドライウェル部)注水 大破断LOCAが発生し非常用炉心冷却系からの注水に失 敗し,低圧代替注水系(常設)による原子炉注水及び代替格 納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却に成功し た場合,原子炉水位L0到達後に格納容器冷却を停止し,原 子炉注水とペデスタル(ドライウェル部)の水張りを実施す		
②原子炉注水とペデスタル(ドライウェル部)注水 大破断LOCAが発生し非常用炉心冷却系からの注水に失 敗し,低圧代替注水系(常設)による原子炉注水及び代替格 納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却に成功し た場合,原子炉水位L0到達後に格納容器冷却を停止し,原 子炉注水とペデスタル(ドライウェル部)の水張りを実施す		
大破断LOCAが発生し非常用炉心冷却系からの注水に失敗し、低圧代替注水系(常設)による原子炉注水及び代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却に成功した場合、原子炉水位L0到達後に格納容器冷却を停止し、原子炉注水とペデスタル(ドライウェル部)の水張りを実施す		
敗し、低圧代替注水系(常設)による原子炉注水及び代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却に成功した場合、原子炉水位L0到達後に格納容器冷却を停止し、原子炉注水とペデスタル(ドライウェル部)の水張りを実施す		
納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却に成功した場合,原子炉水位L0到達後に格納容器冷却を停止し,原子炉注水とペデスタル(ドライウェル部)の水張りを実施す		
納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却に成功した場合,原子炉水位L0到達後に格納容器冷却を停止し,原子炉注水とペデスタル(ドライウェル部)の水張りを実施す		
子炉注水とペデスタル(ドライウェル部)の水張りを実施す		
子炉注水とペデスタル(ドライウェル部)の水張りを実施す		
熱相当の流量、ペデスタル(ドライウェル部)の水張りとし		
_		
_		
_		
_		
_		
_		
_		
_		
_		
一 作 し ② ・ 糸 同 ン 3 「 昇 屋 に ② ・ / に ② ・ 彡 ・ 注 言	3。この場合の最大流量の組合せは、原子炉注水として崩壊 熱相当の流量、ペデスタル(ドライウェル部)の水張りとして 80m³/h であるが、この条件で炉心の冷却及びペデスタル (ドライウェル部)の必要水位を確保できることを有効性評価にて確認するとともに、この流量が確保できる設計としている。 ③格納容器スプレイとペデスタル(ドライウェル部)注水原子炉注水に失敗し、原子炉圧力容器が破損する場合、格納容器スプレイとペデスタル(ドライウェル部)への注水を同時に実施する。この場合の最大流量の組合せは、格納容器スプレイ 300m³/h、ペデスタル(ドライウェル部)注水 80m3/h であるが、この条件で格納容器圧力及び雰囲気温度の上界の抑制並びにペデスタル(ドライウェル部)に落下した溶融炉心の冷却等ができることを有効性評価で確認するとともこ、この流量を確保できる設計としている。 ④その他注水先の組合せとして、格納容器頂部又は使用済燃料プールへの注水が重畳することも考えられる。これら注水先へは、間欠的に注水を行い一定量の水位を維持するため、①、②及び③の最大流量の注水等と異なるタイミング又は系統の余力で注水等を行うため、対応が可能である。また、複数の注水先に注水するための操作については、各性水先へ注水するための操作に必要な時間を考慮した有効性評価により、炉心冷却や溶融炉心の冷却等ができることを確認している。	際相当の流量、ペデスタル(ドライウェル部)の水張りとして80m³/hであるが、この条件で炉心の冷却及びペデスタル(ドライウェル部)の必要水位を確保できることを有効性評画にて確認するとともに、この流量が確保できる設計としている。 ③格納容器スプレイとペデスタル(ドライウェル部)注水 原子炉注水に失敗し、原子炉圧力容器が破損する場合、格納容器スプレイとペデスタル(ドライウェル部)への注水を同時に実施する。この場合の最大流量の組合せは、格納容器スプレイとペデスタル(ドライウェル部)・本 80m³/hであるが、この条件で格納容器圧力及び雰囲気温度の上界の抑制並びにペデスタル(ドライウェル部)に落下した溶験炉心の冷却等ができることを有効性評価で確認するとともこ、この流量を確保できる設計としている。 ④その他注水先の組合せとして、格納容器頂部又は使用済燃料ブールへの注水が重量することも考えられる。これら注水先へま、間欠的に注水を行い一定量の水位を維持するため、①、②及び③の最大流量の注水等を行うため、対応が可能である。また、複数の注水先に注水するための操作については、各性水先へ注水するための操作に必要な時間を考慮した有効性評価により、炉心冷却や溶融炉心の冷却等ができることを確

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	以上より、常設低圧代替注水系ポンプの複数の機能の確保		
	についても問題ないと考えられる。		
	3. 常設低圧代替注水系ポンプの機能の冗長性について		
	低圧代替注水系(常設)による原子炉注水については、原子		
	炉隔離時冷却系,高圧代替注水系及び代替循環冷却系を用いた		
	手段に加え、アクセスルートの確保を確認した後であれば低圧		
	代替注水系(可搬型)によって機能を補うことも可能である。		
	また、格納容器スプレイについては、代替循環冷却系及び代替		
	ル部)注水については格納容器下部注水系(可搬型)、格納容		
	器頂部注水については格納容器頂部注水系(可搬型),使用済		
	燃料プール注水については可搬型代替注水大型ポンプ及び可搬		
	型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水系(注水ライ		
	<u>ン</u>) によって機能を補うことも可能である。このように、常設		
	低圧代替注水系ポンプの各機能については冗長性を持たせるこ		
	とで機能強化を図っている。		

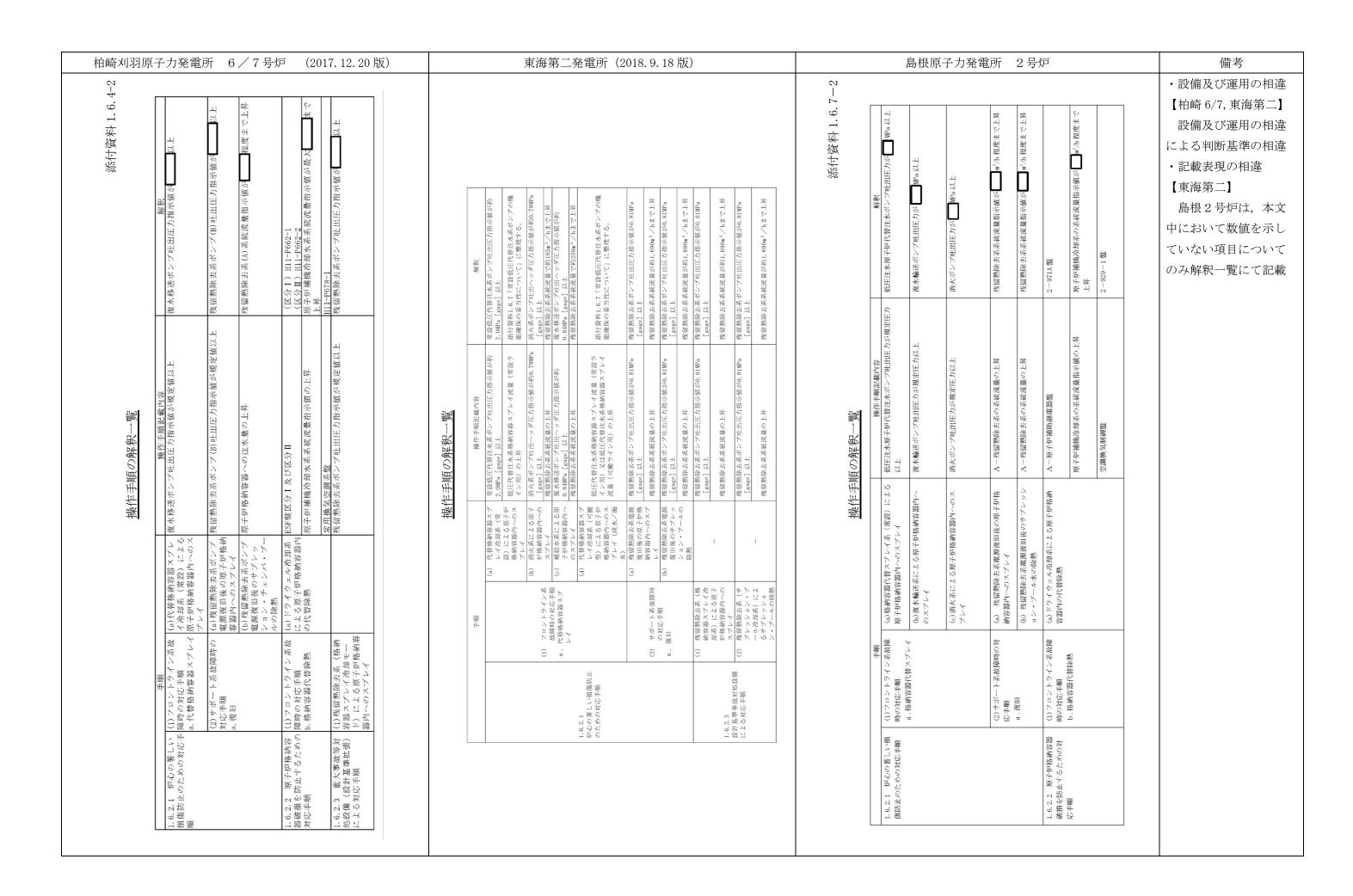
柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所	(2018. 9. 18 版)		島根原子力発電所 2号炉	備考
			別添 1		・記載表現の相違
					【東海第二】
	常設低圧代替注水系ポンプ,可抗	搬型代替注水中型ポ	ンプ及び可搬		島根2号炉の大量送
	型代替注水大型ポンプを使用した	た同時注水について			水車による同時注水の
					設計方針については,
	常設低圧代替注水系ポンプ、「	可搬型代替注水中型	ポンプ及び可		四十九条補足説明資料
	搬型代替注水大型ポンプを使用	した注水については	,原子炉,原		「49-6 容量設定根拠」
	子炉格納容器,ペデスタル(ド	ライウェル部),原	子炉格納容器		にて記載
	頂部及び使用済燃料プールを注え	水先として設計する	。このため <u>,</u>		
	重大事故等時において、複数の流	注水先に対して同時	に必要流量を		
	注水できるよう設計する。 なお,	,各注水先への注水	は弁の開操作		
	のみで実施可能であるため, 必要	要箇所への注水を継	続しつつ, 注		
	水先を追加することが可能である	<u>る。</u>			
	有効性評価で考慮する同時注え	水パターンを第1表	及び第2表に		
	<u>示す。</u>				
	また,有効性評価における事態	象進展ごとの常設低	<u> </u>		
	ポンプ,可搬型代替注水中型ポン	ンプ及び可搬型代替	注水大型ポン		
	プによる注水先の組み合わせケー	ースを第3表から第	7表に示す。		
	原ド	同時注水ケース	使 用		
	子炉格納容器	デ 格 ス 納 タ 容 ル 器	済燃料プール		
	47条/1.4 49条/1.6 51 条	条/1.8 53 条/ 1.10	54 条/ 1.11		
	230m³/h 130m³/h		_		
	- 300m³∕h 80m	m³/h -	_		
	50m ³ /h 130m ³ /h		114m³/h		

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
	第2表 有効性評価で考慮する可搬型代替注水中型ポンプ		
	搬型代替注水大型ポンプを使用した同時注水ケース		
	容 ル ル 器 1		
	器 部 頂 ル		
	47条/1.4 49条/1.6 51条/1.8 53条/ 54条/		
	50m ³ /h 130m ³ /h		
	50m ³ /h 130m ³ /h — 16m ³ /h	1	
	第3表 設計基準事故対処設備による原子炉注水失敗時に	常設低	
	圧代替注水系ポンプを使用する場合(炉心損傷	<u>前)</u>	
	47条/1.4 49条/1.6 51条/1.8 53条/ 54条/ 1.10 1.11		
	原子 使用 所子 が		
	容 ル ル 器 1 語 面 頂 ル		
	- · · · · · · · · · · · · · · · · · · ·	宇 夷施)	
	原子炉格納容器スプレ イ段階 230m ³ /h 130m ³ /h は注水量一定で注水開始/停止機作実施) - 原子炉格納容器スプレイは原子炉格納容器 - ビてスプレイ開始/停止機作 - 有効性発酵の解析条件ではないが、使用済	E力に応	
	使用済燃料ブール冷却 使用済燃料ブール冷却 復田操作段階 50m ² /h 130m ² /h - 114m ³ /h た 使用済燃料ブールが30で到遺主で1日以上 あるため、原子炉本位及び原子炉格納容器 が安定した状態で実施することを想定	型定 の余裕が	
	原子炉格納容器ペント 段階 50m²/h - - 使用溶燃料ブール冷却系 ・使用溶燃料ブール冷却系 ・ 無熱に顕神できることから、同時注水を考	FILE &	
	対象事象: 高圧・低圧注水機能喪失, LOCA時注水機能喪失		
	第4表 設計基準事故対処設備による原子炉注水成功後に	<u>常設低</u>	
	<u>圧代替注水系ポンプを使用する場合</u>		
	47条/1.4 49条/1.6 51条/1.8 53条/ 54条/ 1.10 原 使		
	ルティック		
	容 ル ル 器 1 器 部 前 ル		
	原子炉減旺・低圧注水 移行設階 378m³/h 原子炉水位回復後は崩壊熱除去相当の注 (解析」は注水量一定で注水開始/停止:	操作実施) 可(解析上	
	原子炉格納容器スプレ イ段階 - 130m ³ /h は注水量一定で注水開始/停止操作実施 ・原子炉格納容器スプレイは原子炉格納容 じてスプレイ開始/停止操作 ・ 有効性容器の解析条件ではないが、使用	発圧力に応	
	使用済燃料ブール冷却 復旧操作段階 50m ³ /h 130m ³ /h - 114m ³ /h た 使用済燃料ブール 80℃到達まで1日以 あるため、原子炉水位及び原子炉格納等1	と想定 上の余裕が	
	が安定した状態で実施することを想定 - 原子甲格納容器ペント - 原子甲格納容器ペント - 保用済燃料ブールは代替燃料ブール冷却 - 映熱に期待できることから、同時往水を ない	・等による 主盛してい	
	※崩壊熱除去機能(残留熱除去系が故障した場合) 対象事象:崩壊熱除去機能喪失	のケース	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	第5表 全交流動力電源喪失(24時間継続)時に可搬型代替注水		
	中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを使用する場		
	<u> </u>		
	47条/1.4 49条/1.6 51条/1.8 53条/ 54条/ 1.10 1.11		
	原 原 デ デ デ デ デ デ デ デ デ デ デ デ デ		
	子 格納 が A が A A A A A A A A B B		
	器 第 項 ハ ・ の		
	移行政階		
	原子炉格納容器スプレ イ段階 130m ³ /h 1 130m ³ /h は注水量・定で注水開始/停止操作実施) ・原子炉格納容器スプレイに原子炉格納容器圧力に応 してスプレイ開始/停止操作		
	・有効性評価の解析条件ではないが、使用済燃料プールの冷却機能復旧操作を同時に行うことを想定し、設定したケース。 後日満作段階 50m³/h 130m³/h - 16m²/h 設定したケース。 設定したケース。		
	あるため、原子炉水位及び原子炉格納容器圧力制御 が安定した状態で実施することを想定		
	対象事象:全交流動力電源喪失,津波浸水による最終ヒートシンク喪失		
	第6 主 乳乳甘淮市払外加乳供)ァトブロフに決した中心は、冷乳が		
	第6表 設計基準事故対処設備による原子炉注水失敗時に常設低		
	圧代替注水系ポンプを使用する場合(LOCA起因によ		
	る炉心損傷事象)_		
	47 条/1.4 49 条/1.6 51 条/1.8 53 条/ 54 条/ 1.10 1.11		
	原		
	か		
	*** *** *** ** ** ** ** ** **		
	230m*/ ロ州比不収縮		
	***サル佐州の神以附** 50m*/ n 130m*/ n ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・		
	使用済態料ブール冷却 復旧操作段階 ⁵ 130m ³ / h 130m ³ / h 114m ³ / h 使用済態料ブールが 80で到産まで1 日以上の余裕が あるため、原子伊水位及び原子伊格納容器圧力制御		
	原子炉格納容器ペント 段階*		
	※代替循環冷却系を使用できない場合のケース		
	対象事象:雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損), 水素燃焼		
	第7表 原子炉圧力容器破損時に常設低圧代替注水系ポンプを使		
	用する場合		
	47条/1.4 49条/1.6 51条/1.8 53条/ 54条/ 1.10 1.11		
	17 東		
	原 プレ フィ ア 好 済 個 考 日 日 日 日 日 日 日 日 日		
	容 ル ル 器 1 頭 ル ・ 設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備によ		
	・ 設計		
	TO CO. AND A CO. AND CO. AND CO. CO.		
	 融炉心を冷却するためのケース ・ベデスタル (ドライウェル部) 注水はベデスタル 原子炉圧力容器破損段 ・ロースクロースのでは、 ・ロースクロースのでは、 		
	マー・デスタル (ドライウェル部) 注水はペデスタル (ドライウェル部) は水はペデスタル (ドライウェル部) は水はペデスタル (ドライウェル部) の水位維持時の注水量 (ドライウェル部) の水位維持時の注水量 原子炉格納容器×フレイは原子炉格納容器と力に応じてスプレイ開始/停止操作 イン・イン・イン・イン・イン・イン・イン・イン・イン・イン・イン・イン・イン・イ		
	原子が圧力容器破損段 陪での対応後の段階 - 130m ² /h 80m ² /h (ドライウェル部) 注本はペデスタル (ドライウェル部) の水位維持時の注水量 ・原子炉格納容器スプレイほぼ子炉格納容器エカに応 じてスプレイ間が、停止操作 ・京が住手値の解析条件ではないが、使用済燃料ブールの冷却機能復旧操作を同時に行うことを想定し、 設定したケース 後旧操作段階 80m ² /h - 114m ² /h 使用茶燃料ブールが 80℃到達まで1日以上の余裕が		
	第子が圧力容器破損段		

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)			東海第	二発電所	(2018	3. 9. 18 版)			Ē	·····································	所 2号炉	備考
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017.12.20 版)	添付資料1.6.8		解釈 主 が 正力容器温度が格納容器雰囲気放射線モ タの使用不能時における炉心損傷判断基準で あ300℃以上			子炉圧力容器温度が格納容器雰囲気放射線モタの使用不能時における炉心損傷判断基準で 8300℃以上		原子炉圧力容器温度が格納容器雰囲気放射線モニタの使用不能時における炉心損傷判断基準である300℃以上	Ē	·····································	所 2号炉	備考 ・記載表現の相違 【東海第二】 島根2号炉は、本中において数値を示ていない項目につい
	温量	77.77	判断基準記載内容 原子炉圧力容器温度で300℃以上	原子炉圧力容器温度で300℃以上	原子炉圧力容器温度で300℃以上	(1) (1) (1) (2) (2) (3) (4) (4) (5) (6) (7) (7) (8) (7) (8) (7) (8) (7) (8) (7) (8) (8) (9)	原子炉圧力容器温度で300℃以上	原子炉圧力容器温度で300℃以上				
			手順 (a) 代替 レイサップ 股別 競別 教验	(b) 消水 (1) フロントライン系	a. 代替格納容器スプ (c) レイ	原子炉格納容器の破損 を防止するための対応 手順 を防止するための対応 を関う を防止するための対応 を関う を関う を関う を関う を関う を対して、は、は、は、は、は、は、は、は、は、は、は、は、は、は、は、は、は、は、は	(a) サポート系故障時	(p)				

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	判断基準記載内容 解釈 サブレッション・ブール本温度指示値が32℃以 添付資料1.6.5 [整層熱除主義 (サブレッショ ・フール冷划系) によるサブレッション・チェンパ雰囲気温度指示値が を32℃以上	(・設備及び運用の相違 【東海第二】 設備及び運用の相違 による判断基準の相違 ・記載表現の相違 【東海第二】 島根2号炉は、本文 中において数値を示し ていない項目について のみ解釈一覧にて記載
1.6.2.3 重大事故等対 (2) 残留熱師去系 (サブ) 心腔備 (設計基準拡張) レッション・チェンバ・アール・ページョン・チェニン・テェニン・ディ・ブールの除熱	1. 6. 2. 3 (2) 残留熟除去系 (サ ブレッション・ブ ブレル・ガリ系) によてション・ブ ール冷均系) によころ対応手順 たよる対応手順 ン・ブールの除熟	1.6.2.3 重大事故等対処 (2) 残留熟除法系 (サブレ 設備 (設計基準拡張) によ ッション・ブール木冷却モ つド) によるサブレッション・ブール木の除熟	



柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018.9.18版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
等作場点 (学型に成)		添付資料 1. 6. 7-3	・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二 系統構成の相違に る操作対象弁の相違
方式を 11-40-7019 12-46-7029 12-46-7029 12-46-7029 12-46-7029 12-46-7029 12-46-7029 12-46-7029 12-46-7019 12-46-70	11 23 操作場所 中央制御室 中央制御室 操作場所 中央制御室 中央制加室 中央制加率 中域加速 中域加		
1.	#	 1	
第一名事業 (2) (2) (2) (2) (3) (4) (4) (4) (4) (4) (4) (4) (4) (4) (4	発信熱係去系B系D、Wスプレイ非 常能低圧代替性表系系統分層弁 技能熱等器スプレイ注集調整弁 技能熱等器スプレイ注集調整弁 機能水系・耐水流差 所は大分 機能水系・耐水流差 のフレイ 機能水系・耐水流差 のフレイ 機能水系・耐水流差 のフレイ 機能水系・耐水流差 のフレイキ 機能水系・耐水流差 のフレイキ 機能水系・耐水流差 のフレイキ 機能が表示・耐水流差 のフレイキ 及便動除去系 A系 D / Wスプレイキ 及便動除去系 A系 A X A X A X A X A X A X A X A X A X	新7222-4A M7222-4A M7222-16A M7222-16A M7222-16A M721-197 M7222-81 M7221-10 M7222-48 M7222-38 M7222-38 M7222-2A M7222-2A M7222-2A M7222-2A M7222-15B M7222-15B M7222-15B M7222-15B M7222-15B	

	・設備の相違 【東海第二】
# 20 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2	系統構成の相違による操作対象弁の相違

1.5.2.2(1) b. 代替及審整論上系海水系による	柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
原子工作場付書のの治理等のための利用等について、事情のリンク素や以下に収りまとので、 1.1.6.2.1 (2) a. (4) 特殊制度主流性成果性の光子が特別を開発の光子が特別を開発の光子が特別を開発の光子が特別を開発の表示とない。 2.2.2 (2) b. (2) 表示以次代本時間を表示したの企業を表示して、主意の関係を表示した。 2.2 (2) b. (2) 表示以次代本時間を表示した。 2.2 (2) a. (2) 表示とないとことの主意を表示した。 2.2 (2) b. (2		添付資料1.6.9	添付資料 1.6.8	・記載表現の相違
展子が各種容易の合意等のための可形等について、下側の 1 フラッカスストに 2 のままとめる。 1 1.6 と 1.1 (2) よ (3) 持続関係を表示しまでは「世の成立を対し、 2 会を表しませるとう。 1 1.6 と 1.1 (2) よ (3) 持続関係を表示しまでは「世の成立を対し、 3 会を表しましませる。 2 会を表しましませる。 3 会を表しまします。 3 会を表しませます。 3 会を表しまします。 3 会を表しませます。 3 会を表しませます。 3 会を表します。 4 会を表します。 3 会を表します。 4 となまします。 4		手順のリンク先について	手順のリンク先について	【柏崎 6/7】
ファックを以下にありまとめる。 1、1、8.2 1、03 8 (島根2号炉は手順の
1.1.6.2.1.(2) a. (a) 係品がおよる資面費用品の原子が等的資産を含める企業の関連を含めることが含める。		原子炉格納容器内の冷却等のための手順等について、手順のリ	原子炉格納容器内の冷却等のための手順について、手順のリン	リンク先を記載
語かへの人アレイ		ンク先を以下に取りまとめる。	ク先を以下に取りまとめる。	
語かへの人アレイ				
- 売食部様大会様本名。明急出海水名及び代音物質到除大品 童生活。以上の大力を18。22(10) 18。 所名財産土の食物水産機 1.5.2.3(1) 26歳の選出との食力を大力による。 施品な確認 1.5.2.3(1) 26歳の選出に適性なが出来である。 産品な確認 1.5.2.3(1) 26歳の選出に適性なが出来である。 産品な確認 1.5.2.3(1) 26歳の対力の対力の対力の対力の対力の対力の対力の対力の対力の対力の対力の対力の対力の		1. 1.6.2.1.(2) a. (a) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容	1. 1.6.2.1 (2) a. (a) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納	
(五元主) 関する上班		器内へのスプレイ	容器内へのスプレイ	
		・残留熱除去系海水系,緊急用海水系及び代替残留熱除去系	・原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む。)及び原	・設備の相違
1.5.2.2 (1) 5. 代書技器報告未落後大記注える		海水系に関する手順	子炉補機代替冷却系に関する手順	【東海第二】
1.5.2.3 (1) 疾性機能会系資水系による治虫水陰 1.5.2.3 (1) 原子学機能治理系(原子学療験 は、常設の緊急用溶水系を登偏。原務等 1.6.2.3 (1) 原子学機能治理系(原子学療験 は、常設の緊急用溶水系を登偏。原務等 1.6.2.3 (1) 原子学機能治理系(原子学療験 は、常設の緊急用溶水系を登偏 2.2.2.4.2.1.1.4.2.1 (1) 代替交流電源表側による経費 1.1.2.2.6 (1) 上、経理管理タンクから高度代替 2.2.2.4.2.1.1.4.2.1 (1) 代替交流電源表側による経費 1.1.2.2.6 (1) 上、経理管理タンクから高度代替 2.2.2.2.2.2.2.2.2.2.2.2.2.2.2.2.2.2.2.		<リンク先> 1.5.2.2(1) a . 緊急用海水系による冷却水確保	<リンク先>1.5.2.2 (1) a. 原子炉補機代替冷却系による	島根2号炉は,可搬
1.5.2.3 (1) 務保額除主系療水系による危煙水陰 産生間する手限等 医に関する手限等 医したり、食物の関係として使用する高水(特別に承認素 医に関する手限等 医したり、食物の関係が、発生の変化を関係を使用を対していません。 企業の関係を表しています。 1.14.2.5 (1) 力 スケービン発電機 を対しています。 2.1.5.2.1 (2) a、(b) 没の関係を対象を対象を対象を対象を対象を対象を対象を対象を対象を対象を対象を対象を対象を		1.5.2.2(1) b. 代替残留熱除去系海水系による	除熱	型の原子炉補機代替冷
		<u> </u>		却系を整備。東海第二
		1.5.2.3(1) 残留熱除去系海水系による冷却水確	1.5.2.3 (1) 原子炉補機冷却系(原子炉補機	は、常設の緊急用海水
選に関する手順等		保	海水系を含む。) による除熱	系を整備
選に関する手順等				
		・常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装	・常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機	
1.14.2.5(1) b. 軽油貯蔵タンクから常設代替 高圧電源装置への絵油 2.1.6.2.1(2)a. (b) 残留熱除去系電源復旧後のサブレッショ ン・ブールの除熟 ・残留熱除去系海水系、緊急用海水系とび代替機留熱除去系 海水系に関する手順 <リンク生> 1.5.2.2(1) a. 緊急用海水系による冷却水確保 1.5.2.3(1) 残留熱除去系海水系による 冷却水確保 1.5.2.3(1) 残留熱除去系海水系による 冷却水確保 1.5.2.3(1) 残留熱除去系海水系による 冷却水確保 企業設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置 に関する手順等 <リンク先> 1.14.2.1(1) 代替交流電源設備による給電 (関する手順等 <リンク先> 1.14.2.1(1) 代替交流電源設備による給電 (国力・3 手順等		置に関する手順等	に関する手順等	
高圧電源装置への絵池		<リンク先> 1.14.2.1(1) 代替交流電源設備による給電	<リンク先>1.14.2.1 (1) 代替交流電源設備による給電	
 <u>機科貯蔵タンク等からタンクローリへの補給</u> 2. 1.6.2.1 (2) a. (b) 残留熱除去系電源復旧後のサブレッション・ブールの除熱 ・残留熱除去系海水系、緊急用海水系以び代替残留熱除去系 海水系に関する手順 ベリンク先> 1.5.2.2(1) a. 緊急用海水系による冷却水確保 1.5.2.3(1) 残留熱除去系海水系による治却水確保 ・常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置に関する手順等 ベリンク先> 1.14.2.1(1) 代替交流電源設備による給電 ・常設代替交流電源設備による給電 ・常設代替交流電源設備による給電 ・上に関する手順等 ベリンク先> 1.14.2.1(1) 代替交流電源設備による給電 ・上は2.5(1) ガスタービン発電機用軽油タン ・設備の相違 /ul>		1.14.2.6(1) b. 軽油貯蔵タンクから常設代替	1.14.2.5(1) ガスタービン発電機用軽油タン	
-リへの補給 2. 1.6.2.1.(2) a. (b) 残留熱除去系電源復旧後のサブレッション・ブールの除熱 2. 1.6.2.1 (2) a. (b) 残留熱除去系電源復旧後のサブレッション・ブール本の除熱 ・残留熱除去系海水系、緊急用海水系及び代替残留熱除去系海水系に関する手順 ・原子炉補機冷掛系(原子炉補機海水系を含む。)及び原子炉補機代替冷却系に関する手順 ・設備の相違 ・設備の相違 ・設備の相違 ・設備の相違 「東海第二」 長根 2 号炉は、可積型の原子炉補機代替冷却系による施熱の原子炉補機代替浴却系を整備。東海第二 は、常設の原子炉補機代替浴 対系を整備。東海第二 は、常設の緊急用海水系を監備。東海第二に関する手順等 に関する手順等 ・意設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置に関する手順等 ・意設代替交流電源設備として使用する介スタービン発電機に関する手順等 ・「思設代替交流電源設備として使用する介スタービン発電機用軽油タン ・設備の相違 ・・設備の相違 ・・設備の相違 ・・		高圧電源装置への給油	ク又は非常用ディーゼル発電機	
2. 1.6.2.1、(2) a. (b) 残留熱除去系電源復旧後のサプレッション・プールの除熱 2. 1.6.2.1 (2) a. (b) 残留熱除去系電源復旧後のサプレッション・プール水の除熱 ・ 原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系を含む。) 及び原子炉補機の相違 ・ 京原子炉補機代替冷却系に関する手順 ・ 京原子炉補機代替冷却系に関する手順 ・ 京原子炉補機代替冷却系に関する手順 ・ 京原子炉補機代替冷却系に関する手順 (東海第二) 島根 2 号炉は、可検型の原子炉補機代替冷却系による所動水確保 1.5.2.2 (1) b. 代替残留熱除去系海水系による治却水確保 1.5.2.3 (1) 原子炉補機代替冷却系 (原子炉補機 対系を整備。東海第二は、常設の緊急用海水系を整備。東海第二は、常設の緊急用海水系を整備。東海第二は、常設の緊急用海水系を整備。東海第二は、常設の緊急用海水系を整備。東海第二は、常設の緊急用海水系を整備。上間する手順等 は、常設の緊急用海水系を整備。上間する手順等 ・ 常設代替交流電源設備による給電 ・ 次設代替交流電源設備による給電 ・ 次設代替交流電源設備による給電 ・ 設備の相達			燃料貯蔵タンク等からタンクロ	
ン・ブールの除熱 ・残留熱除去系海水系、緊急用海水系及び代替残留熱除去系 海水系に関する手順 コン・ブール水の除熱 ・設備の相違 (リンク先> 1.5.2.2(1) a. 緊急用海水系による冷却水確保 プリンク先> 1.5.2.2(1) a. 緊急用海水系による冷却水確保 (リンク先> 1.5.2.2(1) a. 原子炉補機代替冷却系による治却水確保 国本水産保 国本水産保 国本水産保 国本水産保 国本水産保 国本水産企会立。)及び原子炉補機代替冷却系による 施熱 国本の原子炉補機代替冷却系による 施熱 国本の原子炉補機代替冷却系を整備。東海第二 は、常設の緊急用海水系を整備。東海第二 は、常設の緊急用海水系を整備。東海第二 は、常設の緊急用海水系を整備。 は、常設の緊急用海水系を整備。 本常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機 に関する手順等 は、常設の緊急用海水系を整備 ・常設代替交流電源設備による給電 ・出記代替交流電源設備による給電 ・出設代替交流電源設備による給電 ・設備の相違 ・設備の相違 ・設備の相違			<u>ーリへの補給</u>	
・ 残留熱除去系海水系、緊急用海水系及び代替残留熱除去系 海水系に関する手順 < リンク先> 1.5.2.2(1) a. 緊急用海水系による冷却水確保 1.5.2.2(1) b. 代替残留熱除去系海水系による 治却水確保 (リンク先> 1.5.2.2 (1) a. 原子炉補機代替冷却系による 除熱 世報代替冷却系(原子炉補機 (大型) 世報後代替冷却系による (大型) 世報(大型)		2. 1.6.2.1.(2) a. (b) 残留熱除去系電源復旧後のサプレッショ	2. 1.6.2.1 (2) a. (b) 残留熱除去系電源復旧後のサプレッシ	
海水系に関する手順 子炉補機代替冷却系に関する手順 【東海第二】 くリンク先> 1.5.2.2(1) a. 緊急用海水系による冷却水確保 (リンク先>1.5.2.2(1) a. 原子炉補機代替冷却系による冷却水産なかれるによる冷却水産なかれるによる冷却水産なかれるによる冷却水産なができます。 原熱 型の原子炉補機代替冷却系を整備。東海第二は、常設の緊急用海水系を整備。東海第二は、常設の緊急用海水系を整備。東海第二は、常設の緊急用海水系を整備。 ・常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置に関する手順等 ・常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機に関する手順等 ・以ンク先>1.14.2.1(1) 代替交流電源設備による給電 ・以ンク先>1.14.2.1(1) 代替交流電源設備による給電 ・設備の相達		ン・プールの除熱	ョン・プール水の除熱	
< リンク先> 1.5.2.2(1) a. 緊急用海水系による冷却水確保 (リンク先>1.5.2.2 (1) a. 原子炉補機代替冷却系による冷却水産保		・残留熱除去系海水系,緊急用海水系及び代替残留熱除去系	・原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む。)及び原	・設備の相違
1.5.2.2(1) b. 代替残留熱除去系海水系による 治却水確保 1.5.2.3(1) 限留熱除去系海水系による冷却水確 保 1.5.2.3(1) 原子炉補機冷却系(原子炉補機 海水系を含む。)による除熱 ・常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置 に関する手順等 1.5.2.3(1) 原子炉補機冷却系(原子炉補機 海水系を含む。)による除熱 ・常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機 に関する手順等 スを整備 <リンク先> 1.14.2.1(1) 代替交流電源設備による給電 ・関する手順等 < リンク先>1.14.2.1(1) 代替交流電源設備による給電 ・設備の相違		海水系に関する手順	子炉補機代替冷却系に関する手順	【東海第二】
冷却水確保 1.5.2.3(1) 残留熱除去系海水系による冷却水確 1.5.2.3(1) 原子炉補機冷却系(原子炉補機 海水系を含む。)による除熱 ・常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置 に関する手順等 コ系を整備。東海第二 は、常設の緊急用海水系を整備 ・常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置 に関する手順等 ・常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機 に関する手順等 に関する手順等 <リンク先>1.14.2.1(1) 代替交流電源設備による給電 くリンク先>1.14.2.1(1) 代替交流電源設備による給電 ・設備の相違 1.14.2.5(1) ガスタービン発電機用軽油タン ・設備の相違		<リンク先> 1.5.2.2(1) a. 緊急用海水系による冷却水確保	<リンク先>1.5.2.2 (1) a. 原子炉補機代替冷却系による	島根2号炉は,可搬
1.5.2.3(1) 残留熱除去系海水系による冷却水確 1.5.2.3(1) 原子炉補機冷却系(原子炉補機 海水系を含む。)による除熱 系を整備 ・常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置 に関する手順等 ・常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機 に関する手順等 <リンク先> 1.14.2.1(1) 代替交流電源設備による給電 くリンク先>1.14.2.1(1) 代替交流電源設備による給電 1.5.2.3(1) 原子炉補機冷却系(原子炉補機 海水系を含む。)による除熱 系を整備 ・常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機 に関する手順等 <リンク先>1.14.2.1(1) 代替交流電源設備による給電 ・設備の相違		1.5.2.2(1) b. 代替残留熱除去系海水系による	<u>除熱</u>	型の原子炉補機代替冷
保 海水系を含む。)による除熱 系を整備 ・常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置に関する手順等 に関する手順等 に関する手順等 に関する手順等 <リンク先> 1.14.2.1(1)代替交流電源設備による給電 <リンク先>1.14.2.1(1)代替交流電源設備による給電 1.14.2.5(1)ガスタービン発電機用軽油タン ・設備の相違		<u> </u>		却系を整備。東海第二
・常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置 ・常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機 に関する手順等 に関する手順等 <リンク先> 1.14.2.1(1) 代替交流電源設備による給電 <リンク先>1.14.2.1(1) 代替交流電源設備による給電 1.14.2.5(1) ガスタービン発電機用軽油タン ・設備の相違		1.5.2.3(1) 残留熱除去系海水系による治却水確	1.5.2.3 (1) 原子炉補機冷却系(原子炉補機	は、常設の緊急用海水
に関する手順等 に関する手順等 <リンク先> 1.14.2.1(1) 代替交流電源設備による給電 <リンク先>1.14.2.1(1) 代替交流電源設備による給電 1.14.2.5(1) ガスタービン発電機用軽油タン ・設備の相違			<u>海水系を含む。)</u> による <u>除熱</u>	系を整備
<リンク先> 1.14.2.1(1) 代替交流電源設備による給電 <リンク先> 1.14.2.1(1) 代替交流電源設備による給電 1.14.2.5(1) ガスタービン発電機用軽油タン ・設備の相違		・常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置	・常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機	
<u>1.14.2.5(1) ガスタービン発電機用軽油タン</u> ・設備の相違		に関する手順等	に関する手順等	
		<リンク先> 1.14.2.1(1) 代替交流電源設備による給電		
<u>ク</u> 又は非常用ディーゼル発電機 【東海第二】			1.14.2.5(1) ガスタービン発電機用軽油タン	
			ク又は非常用ディーゼル発電機	
燃料貯蔵タンク等からタンクロ 島根2号炉は、燃料			燃料貯蔵タンク等からタンクロ	島根2号炉は,燃料

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		- リへの補給	を補給する設備にガス
			タービン発電機用軽油
			タンク及び非常用ディ
			ーゼル発電機燃料貯蔵
			タンク等の2種類を設
			置しており、それぞれ
			可搬型設備へ給油する
			ことが可能。東海第二
			は可搬型設備専用のタ
			 ンク及びガスタービン
			・ 発電機と非常用ディー
			 ゼル発電機兼用のタン
			クを設置
	1.14.2.6(1) b. 軽油貯蔵タンクから常設代替高		運用の相違
	圧電源装置への給油		【東海第二】
	<u> </u>		島根2号炉は,
			「1. 14. 2. 5(1) ガスター
			ビン発電機用軽油タン
			ク又は非常用ディーゼ
			ル発電機燃料貯蔵タン
			ク等からタンクローリ
			への補給」の手順の中
			で自動給油されること
	3. 1.6.2.2.(1) b. (a) ドライウェル内ガス冷却装置による原子	3. 1.6.2.2 (1) b. (a) ドライウェル冷却系による原子炉格納	
	炉格納容器内の代替除熱 	容器内の代替除熱	
	・非常用交流電源設備に関する手順等	・非常用交流電源設に関する手順等	
	<リンク先> 1.14.2.7(1) 非常用交流電源設備による非常用	<リンク先>1.14.2.6 (1) 非常用交流電源設備による給電	
	所内電気設備への給電		
	1. 14. 2. 7(3) 軽油貯蔵タンクから 2 C・ 2 D非		・設備の相違
	常用ディーゼル発電機及び高圧炉		【東海第二】
	心スプレイ系ディーゼル発電機へ		島根2号炉は,
	の給油		「1. 14. 2. 6(1) 非常用多
			流電源設備による給
			電」の手順の中で自動
			給油されることを記載
	4. 1.6.2.2.(2) a. (a) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容	4. 1.6.2.2 (2) a. (a) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納	101日で40公してで記載
	器内へのスプレイ	容器内へのスプレイ	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	・残留熱除去系海水系,緊急用海水系及び代替残留熱除去系海	・原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む。)及び原	・設備の相違
	水系に関する手順	子炉補機代替冷却系に関する手順	【東海第二】
	<リンク先> 1.5.2.2(1) a. 緊急用海水系による冷却水確保	<リンク先>1.5.2.2(1) a. 原子炉補機代替冷却系による	島根2号炉は,可
	1.5.2.2(1) b. 代替残留熱除去系海水系による	除熱	型の原子炉補機代替
	冷却水確保		却系を整備。東海第
	1.5.2.3(1) 残留熱除去系海水系による冷却水確	1.5.2.3(1) 原子炉補機冷却系(原子炉補機	は、常設の緊急用海流
	保	海水系を含む。)による除熱	系を整備
	・常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置	・常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機	
	に関する手順等	に関する手順等	
	<リンク先> 1.14.2.1(1) 代替交流電源設備による給電	<リンク先>1.14.2.1 (1) 代替交流電源設備による給電	
	1.14.2.6(1) b. 軽油貯蔵タンクから常設代替高	1.14.2.5(1) ガスタービン発電機用軽油タン	
	圧電源装置への給油	ク又は非常用ディーゼル発電機	
		燃料貯蔵タンク等からタンクロ	
		<u>ーリへの補給</u>	
	5. 1.6.2.2.(2) a. (b) 残留熱除去系電源復旧後のサプレッショ	5. 1.6.2.2 (2) a. (b) 残留熱除去系電源復旧後のサプレッシ	
	ン・プールの除熱	ョン・プール水の除熱	
	・残留熱除去系海水系,緊急用海水系及び代替残留熱除去系海	・原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む。)及び原	・設備の相違
	水系に関する手順	子炉補機代替冷却系に関する手順	【東海第二】
	<リンク先> 1.5.2.2(1) a. 緊急用海水系による冷却水確保	<リンク先>1.5.2.2 (1) a. 原子炉補機代替冷却系による	島根2号炉は,可
	1.5.2.2(1) b. 代替残留熱除去系海水系による	除熱	型の原子炉補機代替
	<u> </u>		却系を整備。東海第
	1.5.2.3(1) 残留熱除去系海水系による冷却水確	1.5.2.3(1) 原子炉補機冷却系(原子炉補機	は,常設の緊急用海
	<u>保</u>	海水系を含む。)による除熱	系を整備
	・常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置	・常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機	
	に関する手順等	に関する手順等	
	<リンク先> 1.14.2.1(1) 代替交流電源設備による給電	<リンク先>1.14.2.1 (1) 代替交流電源設備による給電	
		1.14.2.5(1) ガスタービン発電機用軽油タン	・設備の相違
		ク又は非常用ディーゼル発電機	【東海第二】
		燃料貯蔵タンク等からタンクロ	島根2号炉は,燃料
		<u>ーリへの補給</u>	を補給する設備にガス
			タービン発電機用軽油
			タンク及び非常用ディ
			ーゼル発電機燃料貯蔵
			タンク等の2種類を設
			置しており、それぞれ
			可搬型設備へ給油する
			ことが可能。東海第二
			は可搬型設備専用のタ

1.14.2.6(1) b. 軽油貯蔵タンクから常設代替高 圧電源装置への給油 1.6.2.4 その他の手順項目について考慮する手順 ・残留熱除去系海水系、緊急用海水系及び代替残留熱除去系海 水系による冷却水確保手順	6. 1.6.2.4 その他の手順項目について考慮する手順 ・原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む。)及び原 子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保手順	ンク及び非常用のタンクを電機を電機を電機を電機を電機を電機を電機を設置・運用の相違・運用の第二とのでは、「1.14.2.5(1)ガスタンゼンク発電機が開発がは、アクスを電機が開発がある。これが、アクスを連続がある。では、アクスを連続がある。では、アクスをは、ア
正電源装置への給油 1.6.2.4 その他の手順項目について考慮する手順 ・残留熱除去系海水系、緊急用海水系及び代替残留熱除去系海	・原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む。)及び原	ゼル発電機兼用のタンクを設置・運用の相違 「東海二」 ・選用の相違 「東海二」 ・選用をは、 「1.14.2.5(1)ガスター ビン発電機用ディタンゼル発電機燃料貯蔵ターの が高いでは、シールの中でも を記載 ・設備の相違
正電源装置への給油 1.6.2.4 その他の手順項目について考慮する手順 ・残留熱除去系海水系、緊急用海水系及び代替残留熱除去系海	・原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む。)及び原	クを設置 ・運用の相違 【東海第二】 島根 2 号炉は, 「1. 14. 2. 5(1) ガスター ビン発電機用軽油タン ク又は非常用ディーゼ ル発電機燃料貯蔵タン ク等からタンクローの中で自動給油されること を記載 ・設備の相違
正電源装置への給油 1.6.2.4 その他の手順項目について考慮する手順 ・残留熱除去系海水系、緊急用海水系及び代替残留熱除去系海	・原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む。)及び原	 ・運用の相違 【東海第二】 島根2号炉は、 「1.14.2.5(1)ガスタービン発電機用軽油タンク又は非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクローリーで割給油されることを記載 ・設備の相違
正電源装置への給油 1.6.2.4 その他の手順項目について考慮する手順 ・残留熱除去系海水系、緊急用海水系及び代替残留熱除去系海	・原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む。)及び原	【東海第二】 島根2号炉は、 「1.14.2.5(1)ガスター ビン発電機用軽油タン ク又は非常用ディーゼ ル発電機燃料貯蔵タン ク等からタンクローリ への補給」の手順の中 で自動給油されること を記載 ・設備の相違
正電源装置への給油 1.6.2.4 その他の手順項目について考慮する手順 ・残留熱除去系海水系、緊急用海水系及び代替残留熱除去系海	・原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む。)及び原	【東海第二】 島根2号炉は、 「1.14.2.5(1)ガスター ビン発電機用軽油タン ク又は非常用ディーゼ ル発電機燃料貯蔵タン ク等からタンクローリ への補給」の手順の中 で自動給油されること を記載 ・設備の相違
1.6.2.4 その他の手順項目について考慮する手順 ・残留熱除去系海水系、緊急用海水系及び代替残留熱除去系海	・原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む。)及び原	島根 2 号炉は, 「1.14.2.5(1)ガスター ビン発電機用軽油タン ク又は非常用ディーゼ ル発電機燃料貯蔵タン ク等からタンクローリ への補給」の手順の中 で自動給油されること を記載 ・設備の相違
・残留熱除去系海水系,緊急用海水系及び代替残留熱除去系海	・原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む。)及び原	「1.14.2.5(1)ガスター ビン発電機用軽油タン ク又は非常用ディーゼ ル発電機燃料貯蔵タン ク等からタンクローリ への補給」の手順の中 で自動給油されること を記載 ・設備の相違
・残留熱除去系海水系,緊急用海水系及び代替残留熱除去系海	・原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む。)及び原	ビン発電機用軽油タン ク又は非常用ディーゼ ル発電機燃料貯蔵タン ク等からタンクローリ への補給」の手順の中 で自動給油されること を記載 ・設備の相違
・残留熱除去系海水系,緊急用海水系及び代替残留熱除去系海	・原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む。)及び原	ク又は非常用ディーゼ ル発電機燃料貯蔵タン ク等からタンクローリ への補給」の手順の中 で自動給油されること を記載 ・設備の相違
・残留熱除去系海水系,緊急用海水系及び代替残留熱除去系海	・原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む。)及び原	ル発電機燃料貯蔵タン ク等からタンクローリ への補給」の手順の中 で自動給油されること を記載 ・設備の相違
・残留熱除去系海水系,緊急用海水系及び代替残留熱除去系海	・原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む。)及び原	ク等からタンクローリ への補給」の手順の中 で自動給油されること を記載 ・設備の相違
・残留熱除去系海水系,緊急用海水系及び代替残留熱除去系海	・原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む。)及び原	への補給」の手順の中で自動給油されることを記載・設備の相違
・残留熱除去系海水系,緊急用海水系及び代替残留熱除去系海	・原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む。)及び原	で自動給油されること を記載 ・設備の相違
・残留熱除去系海水系,緊急用海水系及び代替残留熱除去系海	・原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む。)及び原	を記載 ・設備の相違
・残留熱除去系海水系,緊急用海水系及び代替残留熱除去系海	・原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む。)及び原	・設備の相違
水系による冷却水確保手順	子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保手順	【東海第二】
		1/1/4/19—1
		島根2号炉は,可搬
<リンク先> 1.5.2.2(1) a . <u>緊急用海水系</u> による冷却水確保	<リンク先>1.5.2.2 (1) a. 原子炉補機代替冷却系による	型の原子炉補機代替消
1.5.2.2(1) b. 代替残留熱除去系海水系による	除熱	却系を整備。東海第二
冷却水確保		は、常設の緊急用海水
1.5.2.3(1) 残留熱除去系海水系による冷却水確	1.5.2.3 (1) 原子炉補機冷却系(原子炉補機	系を整備
保	海水系を含む。)による除熱	
・西側淡水貯水設備及び代替淡水貯槽への水の補給手順並びに	・低圧原子炉代替注水槽及び輪谷貯水槽(西1)又は輪谷	
可搬型代替注水中型ポンプによ		
	した大量送水車による送水	
~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~		・運用の相違
型代替注水大型ポンプによる送		【東海第二】
<u> </u>		島根2号炉は,低圧
		原子炉代替注水槽から
		可搬型設備を用いた注
		水手順はない
	水源から接続口までの可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型 代替注水大型ポンプによる送水手順 <リンク先> 1.13.2.1(5) a. 西側淡水貯水設備を水源とした 可搬型代替注水中型ポンプによ る送水(淡水/海水) 1.13.2.1(6) a. 代替淡水貯槽を水源とした可搬 型代替注水大型ポンプによる送 水(淡水/海水)	< リンク先> 1.13.2.1(5) a. 西側淡水貯水設備を水源とした         (リンク先>1.13.2.1(6) a. 輪谷貯水槽(西1)及び輪田大瀬とした可搬出では、          る送水(淡水/海水)       した大量送水車による送水         1.13.2.1(6) a. 代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送       世代替注水大型ポンプによる送

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉	(2017. 12. 20 版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		可搬型代替注水大型ポンプによ	<b>炉代替注水槽への補給(淡</b>	
		る代替淡水貯槽への補給(淡水	水/海水)	
		<u>/海水)</u>		
		1.13.2.2(2) a. 可搬型代替注水大型ポンプによ	1.13.2.2(2) a. 輪谷貯水槽(東1)又は輪谷	
		る西側淡水貯水設備への補給	貯水槽(東2)から輪谷貯	
		(淡水/海水)	水槽(西1)又は輪谷貯水	
			<u>槽(西2)への補給</u>	
			1.13.2.2(2) b. 海から輪谷貯水槽(西1)又	
			は輪谷貯水槽(西2)への	
			補給	
		・非常用交流電源設備、常設代替交流電源設備として使用する	・非常用交流電源設備,常設代替交流電源設備として使用	
		常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備として使	するガスタービン発電機、代替所内電気設備又は可搬型	
		用する可搬型代替低圧電源車による常設低圧代替注水系ポン	代替交流電源設備として使用する高圧発電機車による低	
		プ,復水移送ポンプ,ドライウェル内ガス冷却装置送風機,	<u> </u>	
		残留熱除去系ポンプ、電動弁及び監視計器への電源供給手順	プ,残留熱除去ポンプ,電動弁及び中央制御室監視計器	
		並びに常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電	類への電源供給手順並びに常設代替交流電源設備として	
		源装置,可搬型代替交流電源設備として使用する可搬型代替	使用するガスタービン発電機、大量送水車への燃料補給	
		低圧電源車、非常用交流電源設備、可搬型代替注水中型ポン	手順	
		プ及び可搬型代替注水大型ポンプへの燃料給油手順	ノルンカサン114 01 (1) - 小牡 大法帝馮弘(中)ァトフ (小帝	
		<リンク先> 1.14.2.1(1) 代替交流電源設備による給電 1.14.2.2(1) の 党部代表交流電源設備による給電	<ul><li>&lt;リンク先&gt;1.14.2.1 (1) 代替交流電源設備による給電</li><li>1.14.2.3 (1) a.ガスタービン発電機又は高</li></ul>	
		1.14.2.3(1) a. 常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備による代替	1.14.2.3 (1) a. カヘターこの	
		所内電気設備への給電	ドセンタ及びSAコントロ	
		为[F3·电·X0X]用: NOZATE	ールセンタ受電	
		1.14.2.6(1) a . 可搬型設備用軽油タンクから各	1. 14. 2. 5 (1) ガスタービン発電機用軽油タン	<ul><li>・設備の相違</li></ul>
		機器への給油	ク又は非常用ディーゼル発電機	【東海第二】
		10×1111 · · · · / //14 114	燃料貯蔵タンク等からタンクロ	島根2号炉は、燃料
			ーリへの補給	を補給する設備にガス
			1.14.2.5 (2) タンクローリから各機器等への	
			<u> </u>	タンク及び非常用ディ
			·······	ーゼル発電機燃料貯蔵
				タンク等の2種類を設
				置しており、それぞれ
				可搬型設備へ給油する
				ことが可能。東海第二
				は可搬型設備専用のタ
				ンク及びガスタービン
				発電機と非常用ディー

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版) 島根原子力発電所 2	2 号炉	
		ゼル発電機兼用の	)タン
		クを設置。東海第	<u> </u>
		は,本手順でタン	/クロ
		ーリへの補給を含	む手
		順として整理	
	1.14.2.6(1) b. 軽油貯蔵タンクから常設代替高	・運用の相違	
	圧電源装置への給油	【東海第二】	
		島根2号炉は、	
		「1. 14. 2. 5(1) ガ	スター
		ビン発電機用軽油	
		ク又は非常用ディ	
		ル発電機燃料貯蔵	
		ク等からタンクロ	
		への補給」の手順	
		で自動給油される	うこと
		交流電源設備による給電 を記載	
	所内電気設備への給電		<i>t</i> +.
	1.14.2.7(3) 軽油貯蔵タンクから2C・2D非	・記載表現の相違	Ē
	常用ディーゼル発電機及び高圧炉	【東海第二】	
	心スプレイ系ディーゼル発電機へ	島根 2 号炉は,	
		「1.14.2.6(1)非流電源設備による	
		電」の手順の中で	
		給油されることを	
	・操作の判断,確認に係る計装設備に関する手順 ・操作の判断及び確認に係る計装設		- FL-4X
	<リンク先> 1.15.2.1 監視機能喪失       <リンク先>1.15.2.1 監視機能喪失		
	1. 15. 2. 2 計測に必要な電源の喪失 1. 15. 2. 2 計測に必要な	•••	