白崎刈习	羽原子力	発電所	6/75	 异炉 (2	017. 12. 20	版)			東海第	5二発電所	(201	8.9.18版)					島	根原子力	発電	所 2号炉	i		,
₹5]JI	EAG4601	(抜粋)(1	1/7)	(JEAG460)	•補-1984	P. 44, 45))(参考	5 <u>)</u> JEAO	G4601 (扐	友粋)(1 /	7)	(JEAG4601	• 補1	984 P44, <u>P</u> 45)	〔参	考5 <u>〕</u> J	E A G	4601	(抜料	발) (1/7	') (JEAG4	<u>参考5</u> 460
	表[·	-3-1 第2種							表Ⅰ	-3-1 第2種	容器の運	転状態の分類(B	WR)		1 .4	補 <u></u> 1984	P. 44, 4	.5)					
昭和 55 年 適産省告示 第 501 号	錐	\$.	独立事象	象の組合せを は とした場合	とし 信	考		昭和 55 年 通産省告示 第 501 号	車	線		と事象の組合せを 事象とした場合	地震の 従属事 収との適	130 ±45	11	昭和 55 年	表I-	3-1 第2種容		伝状態の分類 (BV と事象の組合せを			
分 類	項目	原子炉停止時から	道用の		0 有			分 類	項目	説 明 原子炉停止時から	適用の有無	説. 明	用の有無			通産省告示 第 501 号	項目	象 説 明	独立適用の有無	事象とした場合	従属事 象とし適 用の有 無	備考	
	起動	通常運転までの過 度,圧力の変動荷 重。	S ₂ △ 特	gの継続時間は 間のオーダー。	× 運転状態 I の			n vy	起 動	通常運転までの温	S, A	事象の継続時間は 時間のオーダー。	×	運転状態Iの出力 運転で代表される。		分 類	+1 %	原子炉停止時から 通常運転までの温	$S_1 \triangle$	事象の継続時間は	V	運転状態Iの出力	1
	停止	上記の逆の事象が 生じる。	S ₂ \triangle	5 L	× 同	 生 ()			停 止	上記の逆の事象が 生じる。	S₁ △ S₂ △		×	同 上			KS 361	度,圧力の変動荷 重。 上記の逆の事象が				運転で代表される。	
巫転状態−I A−1	出力運転	通常出力運転中包 圧力,溫度,機械 的荷頭。	S ₂ O		×			運転状態-I A-1	出力運転	通常出力運転中の 圧力,温度,機械 的荷重。	S ₁ O S ₂ O		×			運転状態-I	停止	生じる。	$S_2 \triangle$	同 上	×	司 上	
	高温待機	第2額容器に対し ては、上記と同じ 荷重。	S ₁ Δ S ₂ Δ	-	× 運転状態 I で 運転で代表				高温待機	第 2 種容器に対し ては,上記と同じ			×	運転状態 I の出力 運転で代表される。		A – 1	出力運転	圧力,温度,機械 的荷重。 第2種容器に対し	S ₂ O		×	運転状態Iの出力	
	燃料交換		S₁ △ S₂ △	٠,	運転状態 I () 運転における 条件で代表:	5段計 1			燃料交換	荷重。	S _i \triangle		×	運転状態Iの出力 運転における設計			高温待機	ては、上記と同じ 荷重。	$S_2 \triangle$		×	運転で代表される。 運転状態 I の出力	
昭和 55 年			1 14					昭和 55 年			S ₂ △	と事象の組合せを	地謀の従属事	条件で代表される。			燃料交換	A P LEW BAR	$S_1 \triangle S_2 \triangle$		×	運転における設計 条件で代表される。]
通産省告示 第 501 号	項目	象	独立事業	なとした場合	他のである。 性配等 なとし での適 田の有	考		通産省告示 第 501 号 分 類	項 目	総 明		事象とした場合	象とし ての適 用の有	備考		昭和 55 年 通産省告示	事	象	地震	と事象の組合せを	地震の従属事象とし		1
27 XX	外部戰領		S ₁ Δ	説 明	運転状態Ⅱ △ 気隔離弁の	D主蒸 P给了		27 98	外部電源	at 191	S ₁ \triangle	67G 191	無	運転状態Ⅱの主蒸 気隔離弁の閉鎖で		第 501 号 分 類	項目	説明			大の適 一ての適 用の有 無	備考	
		-	S ₂ ×		代表される				喪 失	,	S ₂ ×			代表される。			外部電源 喪 失		$S_1 \triangle S_2 \times$		Δ	運転状態Ⅱの主蒸 気隔離弁の閉鎖で 代表される。	
	負荷の喪失主蒸気隔離		S ₂ ×	象後30分程度に	△ 「同	<u>+</u>			負荷の喪失		S ₂ ×	事象後30分程度に	Δ	同・上			負荷の喪失		S₁ △ S₂ ×		Δ	同 上	
	弁の閉鎖	これらの事象が	S ₂ × 弁	たる逃がし安全					主蒸気隔離弁の閉鎖	これらの事象が	S ₂ ×	わたる逃がし安全 弁作動。	0				主蒸気隔離 弁の閉鎖		S ₁ O S ₂ ×	事象後30分程度に わたる逃がし安全 弁作動。			
運転状態−Ⅱ	給水制御系 の故障	これらの事象が 起とれば、原子 炉圧力が上昇し 地がし安全弁が	- s-×		運転状態 I の 気隔離弁の 代表される。	問題で		運転状態-11	給水制御系 の故障	起これば,原子 炉圧力が上昇し 逃がし安全弁が	$ S_i \Delta $		Δ	運転状態 II の主蒸 気隔離弁の閉鎖で 代表される。			給水制御系 の故障	これらの事象が 起これば、原子 炉圧力が上昇し	S₁ △ S₂×	711120		運転状態Ⅱの主蒸 気隔離弁の閉鎖で	
A-2	圧力制御装 置の故障	作動する。 この場合第2程 容器に空気泡掘 動による荷重が	S S ×		△ 同	٤		A – 2	圧力制御装 値の故障	を との場合第2種 容器に空気泡振 動による荷重が			Δ	周 上		運転状態-Ⅱ A-2	圧力制御装 置の故障	逃がし安全弁が ・作動する。 この場合第2種 容器に空気泡振	S. A			代表される。 同 上	
	全給水流量 要 失 (給水ポン	作用する。	S ₁ △ S ₂ ×		Δ 周	£			全給水流量 喪 失 (給水ポン	作用する。	S ₁ \triangle		Δ	同上			直の放陣 全給水流量 喪 失	新による荷重が 作用する。	S ₂ ×			V F Markh	
	ブ停止)		S ₁ \triangle						プ停止)		S ₂ ×			3322			(給水ポン ブ停止)		S ₂ ×		Δ	同 上	
	ト リップ 逃がし安全		S ₂ ×			<u> </u>			トリップ		S₁ △ S₂ ×		Δ	同 上			ターピン トリップ		S₁ △ S₂ ×		Δ	同 上	
	弁誤作動 (1個) 原子炉圧力	逃がし安全弁作動	S ₂ ×		× 同	Ė.		·	逃がし安全 弁誤作動 (1個)	J	S₁ △ S₂ ×	4	×	同上		N 41	逃がし安全 弁誤作動 (1個)		S ₁ △ S ₂ ×		×	同 上	
運転状態~Ⅲ A→3	容器の過大圧力	による空気泡接頭 が作用する。	S ₂ × 間は	事象の継続時 1 分以内。	×			運転状態-II A - 3	原子炉圧力 容器の過大 圧力	逃がし安全弁作動 による空気泡振動 が作用する。		この事象の継続時 間は1分以内。	×			運転状態-Ⅲ A-3	原子炉圧力 容器の過大 圧力	逃がし安全弁作動 による空気泡振動 が作用する。	21 ~	この事象の継続時 間は1分以内。	×	V) HERESAND	
医転状態−IV A − 4	冷却对 <u>等</u> 失事 故		1 to 0	間* 秘親する)。 10 ⁻¹ 年以上)	長時力・一般にという。 長時力・動きを表する。とない。 では、ことない。 ながり、かかり、かかり、 のかり、 をは、 がいかり、 でいる。	基組る失傷外にる条と のでくによがの同		運転状態-IV A-4	冷却材曼失 事 故		S ₁ O S ₂ ×	長時間*継続する もの。 (* 10 ⁻¹ 年以上)	×	長時間*作用は基合・ を正力・ を正力・ を正力・ を正力・ をいるとすっ をいるとすっ をいるとすっ をいるとすっ をいるとすっ をいるといるといるといるといるといるといるといるといるといるといるといるといるとい		運転状態—IV A — 4	冷却材喪失 事 故		$S_1 \bigcirc S_2 \times$	長時間*継続する もの。 (* 10 ⁻¹ 年以上)	×	長時間*作用は報告 住用は基準合 を表示を表示を表示を表示を表示を表示を表示を表示を表示を表示を表示を表示を表示を	

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
上級人類性 1/2 1	備考

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)

〔参考 5 〕 JEAG4601(抜粋)(3 / 7)(JEAG4601・補-1984 P. 48)

付 録 2

地震荷重と他の荷重との組合せ及び対応する許容応力状態

本参考資料での検討と JEAG 4601・補-1984 「原子力発電所耐震設計技術指針・許容応力編」での検討を踏まえた結果、地震荷重と他の荷重との組合せ及び対応する許容応力状態は次のとおりである。

耐震	種 別	第 1 種	第 2 種	第3種	第4種	第5種	炉心支	そ	0	他
クラス	荷重の組合せ	機 支持構造物 器	容 支持構造物 器	機 支持構造物 器	容管器	管	心支持構造物	ポンプ・弁	炉内構造物	支持構造物
	$D+P+M+S_1$	II.S	II AS	_	-	-	IIAS	_	_	-
	$D + P_D + M_D + S_1$	_	_	II AS	M,S	_		M A S	II AS	II,S
As	$D + P_L + M_L + S_1$	IV _A S	III _A S	_	-	<u> </u>	IV _A S	-	1	
	$D+P+M+S_2$	IV _A S	IV _A S	_		***	IV _A S	_	-	
	$D+P_D+M_D+S_2$	1	_	IV _A S	IV _A S	_	***	IV _A S	IV _A S	IV _A S
A	$D+P_D+M_D+S_1$	_	-	II,S	II.S	III a S	-	IIAS	∐ _∧ S	MAS
В	$D + P_d + M_d + S_B$		_	B _A S	BAS	BAS	-	BAS	-1	BAS
С	$D + P_d + M_d + S_c$		_		CAS	C,S	_	CAS	-	CAS

- 注:(1) 各設備の種別は、原則として告示に基づくものとする。
 - 告示で規定されない容器・管にあっては以下による。
 - 1) 耐震A又はAsクラスに分類される非常用予備発電装置に付属する容器・管については第3種の規定を準用する。
 - 2) 第5種管に分類されないダクトについても、第5種管の規定を準用する。
 - 3)上記1)、2)以外で告示で規定されない容器・筒にあっては第4類の規定を進用する(2) なお、BCCS及びそれに関連し、事故時に運転を必要とするものにあっては更いとする。
 - (3) 1) 第2種容器, 許容応力状態 MA S の 荷重の組合せ (D+P_L+M_L+S_L)の P_Lは, LO CA後10⁻¹年後の原子炉格納容器内圧を用いる。
 - 2)原子炉格納容器は、LOCA後の最終障壁となることから、構造体全体としての安全 裕度を確認する意味でLOCA後の最大内圧とS₁地震動(又は静的地震力)との組合 せる者をする。
 - この場合の評価は、許容応力状態WASの許容限界を用いて行う。

東海第二発電所 (2018.9.18版)

<u>(参考5)</u>JEAG4601(抜粋)(3/7)(JEAG4601・補 1984 P48)

付 録 2

地震荷重と他の荷重との組合せ及び対応する許容応力状態

本参考資料での検討とJEAG 4601・補-1984「原子力発電所耐震設計技術指針-許容応力縄」での検討を踏まえた結果, 地震荷重と他の荷重との組合せ及び対応する許容応力状態は次のとおりである。

耐震	種 別	第 1 種	第2種	第 3 種	第 4 種	第 5 種	炉心支	そ	Ø	他
クラス	荷重の組合せ	機 支持構造物 器	容 支持構造物	機 支持構造物 器	容管器	管	心支持構造物	ポンプ・弁	炉内構造物	支持構造物
	$D+P+M+S_1$	II _A S	II. S	-	-	-	III A S	-	-	-
	$D + P_D + M_D + S_1$	-		II A S	III A S	-	-	III A S	II A S	II AS
A_s	$D + P_L + M_L + S_1$	IV _A S	II , S	-	-	-	IV _A S		-	-
	$D \div P + M + S_2$	IV _A S	IV _A S	-	-		IV _A S	-	~-	_
	$D + P_D + M_D + S_2$	-	-	IV _A S	IV _A S	•~	-	IV _A S	IV _A S	IV _A S
Α	$D + P_D + M_D + S_1$	-	-,	III A S	IIAS	II A S	-	II AS	III AS	II AS
В	$D + P_d + M_d + S_B$	-	-	B _A S	BAS	BAS	-	BAS	-	BAS
C,	$D + P_d + M_d + S_c$	-	-	-	CAS	CAS	-	CAS	-	CAS

- 注:(1) 各設備の種別は、原則として告示に基づくものとする。 告示で規定されない容器・管にあっては以下による。
 - 1) 耐震A又はAsクラスに分類される非常用予備発電装置に付属する容器・管について は第3種の規定を準用する。
 - 2) 第5種管に分類されないダクトについても、第5種管の規定を準用する。
 - 3)上記1)、2)以外で告示で規定されない容器・管にあっては第4種の規定を準用する。
 - (2) なお、ECCS及びそれに関連し、事故時に運転を必要とするものにあってはII、Sとする。
 (3) 1) 第2種容器、許容応力状態II、Sの荷重の組合せ(D+P_L+M_L+S₁)のP_Lは、LOCA後10⁻¹年後の原子炉格納容器内圧を用いる。
 - ②)原子炉格納容器は、LOCA後の最終障壁となることから,構造体全体としての安全 裕度を確認する意味でLOCA後の最大内圧とS,地震動(又は静的地震力)との組合 せを考慮する。
 - この場合の評価は、許容応力状態™ASの許容限界を用いて行う。

島根原子力発電所 2号炉

備考

〔参考5〕 JEAG4601 (抜粋) (3/7) (JEAG4601・補-1984 P.48)

付 録 2

地震荷重と他の荷重との組合せ及び対応する許容応力状態

本参考資料での検討とJEAG 4601・補-1984「原子力発電所耐震設計技術指針-許容応力編」での検討を踏まえた結果,地震荷重と他の荷重との組合せ及び対応する許容応力状態は次のとおりである。

耐震	種 別	第 1 種	第 2 種	第 3 種	第 4 種	第 5 種	炉心支持	そ	0	他
クラス	荷重の組合せ	機 支持構造物 器	容 支持構造物	機 支持構造物 器	容管器	管	入持構造物	ポンプ・弁	炉内構造物	支持構造物
1100	$D+P+M+S_1$	III _A S	III A S	-	-	-	III A S	-	-	-
K III	$D + P_D + M_D + S_1$	-	-	III A S	III A S	1-1	-	III A S	II A S	III AS
As	$D + P_L + M_L + S_1$	IV _A S (2)	III _A S	-	-	-	IV _A S	-	_	_
	$D+P+M+S_2$	IV _A S	$IV_A S$	-	-	-	IV _A S	-	-	-
	$D + P_D + M_D + S_2$	_	-	IV _A S	IV _A S	_	-	IV _A S	IV _A S	IV _A S
A	$D + P_D + M_D + S_1$	-	-	III A S	II A S	III A S	II	III AS	III A S	III A S
В	$D + P_d + M_d + S_B$	-	_	B _A S	BAS	BAS	φ-x c	BAS	_	BAS
С	$D + P_d + M_d + S_c$	-	_	_	CAS	CAS	_	CAS	_	CAS

- 注:(1) 各設備の種別は、原則として告示に基づくものとする。
 - 告示で規定されない容器・管にあっては以下による。
 - 1) 耐震 A又は As ϕ ϕ A5 クラスに分類される非常用予備発電装置に付属する容器・管について は第 3 種の規定を準用する。
 - 2) 第5種管に分類されないダクトについても、第5種管の規定を準用する。
 - 3)上記1), 2)以外で告示で規定されない容器・管にあっては第4種の規定を準用する。2) なお、ECCS及びそれに関連し、事故時に運転を必要とするものにあってはⅢASとする。
 - (3) 1) 第2種容器, 許容応力状態ⅢASの荷重の組合せ (D+P_L+M_L+S₁)のP_Lは, LO CA後10⁻¹年後の原子炉格納容器内圧を用いる。
 - 2)原子炉格納容器は、LOCA後の最終障壁となることから、構造体全体としての安全 裕度を確認する意味でLOCA後の最大内圧とS₁地震動(又は静的地震力)との組合 せを考慮する。
 - との場合の評価は、許容応力状態Ⅳ_ASの許容限界を用いて行う。

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
〔参考 5 〕 JEAG4601(抜粋)(4 / 7)(JEAG4601・補-1984 P. 49)	(参考 5)JEAG4601(抜粋) (4 / 7) (JEAG4601・補 1984 P49)	[参考5]JEAG4601 (抜粋) (4/7) (JEAG460	
(D) ・ 双連型	(配号の説明) P: 地震と信合わすべきプラントの運転状態(冷却対点失事故後の状態は除く)における圧力荷重 M: 地震及び死効電以外工地震と組合わすべきグラントの運転状態で(冷却対数失事故後の状態は除 ()設備に作用している機能布頭 (の運転状態におけるア及びMについては、安全能に設定された値(たとえば最高復用圧力、設計機能 質問)を用いてもよい。 PL: 冷却材度失事故道後を除き、その後な生せている死産重及び地震内電以外の機能体荷置 PD: 地震と場合かすべきプラントの運転状態」及びII (運転状態重がある場合にはこれを含む)、又は 当該設備に設計上定められた機能が発電 Pd: 当該設備に設計上定められた機能が存置 Pd: 当該設備に設計上定められた機能が存置 S: 基準処理動態、により定さる地質力、に対して、表で、表で、表で、表で、表で、表で、表で、表で、表で、表で、表で、表で、表で、	1 ・ 補 ─ 1984 P.49) D : 共商産	

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
柏崎川羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版) 著本的考え方 1. 面質4.及び4クラス施設について 悪味状態と地震動の組合せ、とれに対応する許容応力状態及び具体的許容応力を次の原則であた。 3. 基準地震動ら、による荷重を運転状態Iと組合せた状態で、原則として弾性状態にあるよう許容広力を定めた。もらにBCCS等のように運転状態IV(L)が当該設備の駆射条件となっているものについては基準地震動ら、による荷重を運転状態I及び/又は運転状態 IV(L)により生する荷量と組合せた状態でも原則として弾性状態にあるよう許容応力を定めた。 すなわち、運転状態 IIに対する許容応力状態皿、を基本としてさらに地盤荷重に対する特別の制限を加えた許容応力状態画、Sを限度とする。		島根原子力発電所 2号炉 [参考5] JEAG4601 (抜粋) (5 / 7) (JEAG460 1・補一1984 P. 78, 79) 1.2 基本的考え方 1.2.1 計画 A及びAクラス施設について 選択状態と起翼動の組合せ、これに対応する許容部力状態及び具体的許容応力を次の原則で定めた。 (1 基準地震動ち、 による母童を運転状態 1 と組合せた状態で、原則として弾性状態にある よう許容が及定かた。 さらにECCS等のように選転状態 IV(1)が当該設備の設計条件 となっているものについては基準健康的 S、 による母童を運転状態 1 及び / 又は 運転状態 IV(1)により生する母童と組合せた状態でも原則として弾性状態にあるよう許容応力を定めた。 すなわち、運転状態間に対する許容応力状態間、Sを限度とする。 特別の制限を加えた許容広力状態 I、Sを限度とする。	備考

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017.12.20 版) 〔参考5〕 JEAG4601(抜粋) (6 / 7)(JEAG4601-1987 P.377~ 378)

(e) 熱応力の扱い

S1地震応力と熱応力の組合せは、図5.3.2-2に示されるフェーに沿って行われる。 熱伝導解析により求められる温度荷重を用い、弾性剛性に基づいた応力解析を行 う。この場合、熱応力がコンクリートのひびわれ等による部材の剛性低下に伴い減 少することに着目し熱応力を低減するが、その低減は、表5.3.2-5に示す手法が用 いられる。詳細については、設計法、関連実験及び関連規準を参考とされたい。 また、熱応力との組合せによる応力に対しては、このほかひびわれ断面法を用い 鉄筋等の応力度を算出しチェックすることもある。

表 5.3.2-5 荷重の組合せと熱応力

許容応	力状態	組合せ荷重	熱 応 力
長	期	1 $(D+L)+O+T_1$	1/2に低減する
短	期	2 $(D+L)+O+T_1+K_1$ 3 $(D+L)+LO+T_2$	1/3 に低減する
終	局	4 (D+L)+O+K ₂ 5 (D+L)+LO+K ₁	熱応力は考慮しない

記号 D+L: 固定, 積載荷重等 O: 運転時荷重 LO: L事故時 荷重 T₁: 運転時温度荷重 T₂: L事故時温度荷重 K₁: S₂地震による地震力 K₂: S₂地震による地震力 (参考 5) JEAG4601(抜粋)(6 / 7)(JEAG4601·補 1984 P377, P378)

東海第二発電所 (2018.9.18版)

(e) 熱応力の扱い

S1地震応力と熱応力の組合せは、図5.3.2-2に示されるフェーに沿って行われる。 熱伝導解析により求められる温度荷重を用い、弾性剛性に基づいた応力解析を行 う。この場合、熱応力がコンクリートのひびわれ等による部材の剛性低下に伴い減 少することに着目し熱応力を低減するが、その低減は、表5.3.2-5に示す手法が用 いられる。詳細については、設計法、関連実験及び関連規準を参考とされたい。 また、熱応力との組合せによる応力に対しては、このほかひびわれ断面法を用い 鉄筋等の応力度を算出しチェックすることもある。 〔参考5〕 JEAG4601 (抜粋) (6 ∕ 7) (JEAG460 1-1987 P.377~378)

島根原子力発電所 2号炉

備考

(e) 熱応力の扱い

S1地震応力と熱応力の組合せは、図5.3.2-2に示されるフローに沿って行われる。 熱伝導解析により求められる温度荷重を用い、弾性剛性に基づいた応力解析を行う。この場合、熱応力がコンクリートのひびわれ等による部材の剛性低下に伴い減少することに着目し熱応力を低減するが、その低減は、表5.3.2-5に示す手法が用いられる。詳細については、設計法、関連実験及び関連規準を参考とされたい。また、熱応力との組合せによる応力に対しては、このほかひびわれ断面法を用い鉄筋等の応力度を算出しチェックすることもある。

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)
相崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017.12.20 版) [参考 5] JEAG4601 (抜粋) (7 / 7) (JEAG4601-1987 P. 427) 表 5.5.1-6 荷重の組合せ (基礎マット) 荷 重 の 組 合 せ
表5.5.1-6 荷重の組合せ(記) 荷重の組合せ(記) D+O (2) D+O+L* (3) D+O+L (4) D+O+S1* (5) (6) D+O+L+S1* (5), (6)の組合せは,原子炉格納容器底部鉄慮する。 D:死荷重(自重及び機器支持荷重,O:通常運転時荷重(機器に加わる活による荷重等) L*:事故時内圧荷重(冷却材喪失事故時圧重) S*:基準地震動S1又は静的地震力に、S2:基準地震動S2による地震荷重

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 参考6 〔参考6〕鉄筋コンクリート製原子炉格納容器 評価温度・圧力負 (参考6) 原子炉格納容器 評価温度・圧力負荷後の耐震性 〔参考6〕原子炉格納容器 評価温度・圧力負荷後の耐震性 島根2号炉は,鋼製 荷後の耐震性 原子炉格納容器であ るため, 鉄筋コンクリ 1. 検討方針 1. 検討方針 ート製格納容器との 1. 検討方針 5.2.3 において、PCVバウンダリに対する重大事故と地震の 評価対象の各部位に対し、 評価温度・圧力 (200℃, 2Pd) 評価対象の各部位に対し、 評価温度・圧力(200℃, 2 P d) 比較は行わず, 東海第 二のみと比較する 荷重条件についてSA後長期(LL)に生じる荷重とSsによる地震 負荷時に部材が弾性域又は塑性域のいずれにあるか、また、除荷 負荷時に部材が弾性域又は塑性域のいずれにあるか、また、除荷 後に残留ひずみが生じるかを確認するとともに、 除荷後の挙動に カ、SA後長期(L)に生じる荷重とSdによる地震力と組み合わせ 後の残留ひずみの有無及び除荷後の挙動の確認により耐震性への

2. 検討結果

全性への影響を評価する。

2.1 RCCV躯体の耐震性に与える影響

に、その影響を踏まえた原子炉建屋の地震応答解析を実施し、評 価温度・圧力負荷によるRCCVの耐震安全性への影響を確認す る。

ることとしているが、ここでは、鉄筋コンクリート製原子炉格納

容器(以下「RCCV」という。)に対して保守的な条件として限 界温度・圧力 (200℃, 0,62MPa) 負荷によるRCCVへの影響を 確認するとともに、除荷後のRCCVの挙動を検討し、耐震性安

評価温度・圧力 (200℃, 0.62MPa) 負荷時の影響検討の結果に よれば、RCCVを構成する鉄筋コンクリート部材(鉄筋及びコ ンクリート) について、局所的な要素を除いて降伏ひずみを下回 っており、構造全体としては弾性範囲となっている。したがって、 $\rightarrow b \rightarrow c$)。 温度及び圧力が抜けた段階では、ほぼ元の状態に戻るものと考え られる。

V内が高温環境となる影響について考慮する必要がある。以下で は高温環境を経験することが耐震安全性評価に与える影響につい て検討する。

RCCV内部の温度を200℃定常状態として、RCCV一般部 の鉄筋コンクリート躯体温度の断面平均を評価すると、おおむね 110℃となる。その状態における,RCCV一般部の躯体のコンク リートの強度・剛性について、Eurocode2[1]に基づき評価した結 果を参考6.1表に示す。これより、コンクリートの強度低下は無 視することができ、コンクリートの剛性低下のみを考慮すればよ いことが分かる。

2. 検討結果

より, 耐震性への影響を評価する。

残留ひずみの有無及び耐震性への影響有無については、一次応 評価温度・圧力(200℃、0.62MPa)負荷の影響を確認すると共 │力のみ考慮する部位と一次+二次応力を考慮する部位に分けて次 │力のみ考慮する部位と一次+二次応力を考慮する部位に分けて次 のとおり判断する。

> 評価温度・圧力負荷時に周囲の部材の変形の影響を受けず二次 応力を考慮する必要がない場合は、一次応力が Sy を超えるか否 かで残留ひずみの有無を確認する。この場合、 一次応力が Sy 以 下の場合は、除荷後に残留ひずみは生じない(図1,0 \rightarrow a \rightarrow 0)。 Sy を超える場合は、除荷後に残留ひずみが生じる(図1,0 \rightarrow a \mid Sy を超える場合は、除荷後に残留ひずみが生じる(図1,0 \rightarrow a

一次応力は与えられた荷重に対して決定する応力であるため、 同じ荷重が作用した場合の発生応力は除荷後も同等であり、評価 | 同じ荷重が作用した場合の発生応力は除荷後も同等であり、評価 - 一方、コンクリートには、温度依存性があることから、RCC |温度・圧力負荷前と同じ弾性的挙動を示す(図 1、 c→ b)。また、| 設計・建設規格の許容値は荷重を変形前の断面積で割った公称応│設計・建設規格の許容値は荷重を変形前の断面積で割った公称応 力を基に設定されているため (図2),設計・建設規格の許容値 内であれば発生応力を算出する際に変形前の断面積を用いること に問題ない。

> なお、材料に予めひずみが作用した場合について、 作用した予 | ひずみ(~ 約19%)だけ応力- ひずみ曲線をシフトしたものと, 予ひずみが作用しない材料の応力- ひずみ曲線がほぼ一致する という知見[1]が得られており、十分小さな残留ひずみであれば 発生応力に与える影響はないと言える。

地震(許容応力状態IV_sS) の一次応力の許容応力は、供用状 態Dの許容応力の制限内で同等であり,さらに評価温度・圧力負│Dの許容応力の制限内で同等であり,さらに評価温度・圧力負荷

2. 検討結果

影響を評価する。

残留ひずみの有無及び耐震性への影響有無については、一次応 のとおり判断する。

評価温度・圧力負荷時に周囲の部材の変形の影響を受けず二次 応力を考慮する必要がない場合は、一次応力がSyを超えるか否 かで残留ひずみの有無を確認する。この場合、一次応力がSy以 下の場合は、除荷後に残留ひずみは生じない(図1,0 \rightarrow a \rightarrow 0)。 \rightarrow b \rightarrow c)

一次応力は与えられた荷重に対して決定する応力であるため、 温度・圧力負荷前と同じ弾性的挙動を示す(図 1, $c \rightarrow b$)。また、 力を基に設定されているため(図2), 設計・建設規格の許容値 内であれば発生応力を算出する際に変形前の断面積を用いること に問題ない。

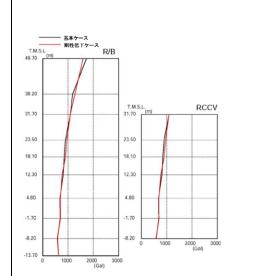
なお、材料に予めひずみが作用した場合について、 作用した予 ひずみ(~ 約19%)だけ応力-ひずみ曲線をシフトしたものと, 予ひずみが作用しない材料の応力ーひずみ曲線がほぼ一致すると いう知見[1]が得られており、十分小さな残留ひずみであれば発 生応力に与える影響はないと言える。

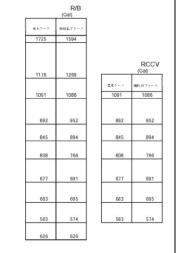
地震(許容応力状態IV。S)の一次応力の許容応力は、供用状態

温度		20°C	100℃	200℃	110℃ 相当	解析 設定値
コンクリ	ヤング係数比	1.0	0.63	0.43	0.61	0.6
− ⊦	圧縮強度比	1.0	1.0	0. 95	0. 995	1.0

コンクリートの剛性低下は、高温環境で内部の水分が逸散することに起因しており、温度が低下したあともその影響は継続するものと考えられるため、RCCVの一般躯体部の剛性低下率は参考6.1表での評価結果を踏まえて0.6倍とし、RCCVの剛性低下を考慮した地震応答解析を実施する。なお、本検討における地震応答解析は、基準地震動Ss-1のNS方向を代表として実施するものとする。耐震壁の復元力特性についてもコンクリートの剛性低下を考慮したものとする。

基準地震動S s -1に対するNS方向の地震応答解析結果を参考 $6.1\sim6.4$ 図に示す。なお、剛性低下の影響を確認するために基本ケース(剛性低下を考慮しないケース)の結果についても併せて図に示している。





参考6.1図 最大応答加速度の比較

東海第二発電所 (2018.9.18版)

荷前と同様の挙動を示すことから、 耐震性に影響はないと判断できる。

[1] 日本溶接協会「建築鉄骨の地震被害と鋼材セミナー(第 12 回 溶接構造用鋼材に関する研究成果発表会)」JWES-IS-9701, (1997)

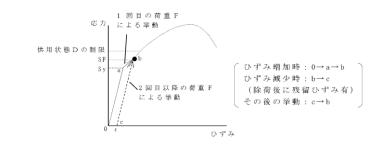


図1 降伏点を越える場合のひずみ履歴イメージ(一次応力)

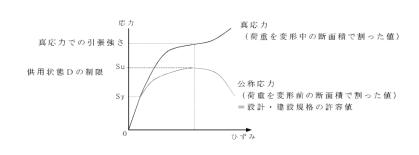


図2 公称効力と真応力について

次に、評価温度・圧力負荷時に周囲の部材の変形の影響を受けるため、局部的に発生する二次応力を考慮する必要がある場合は、構造不連続部に発生する二次応力も考慮して、一次+二次応力で残留ひずみの有無を確認する。一次+二次応力がSyを超えると塑性域に入るが(図3(解説 PVB -3112)、 $0 \rightarrow A \rightarrow B$)、2S y 以下の場合は除荷時にひずみが減少し、除荷後に残留ひずみは生じない(図3(解説 PV B-3112)、 $B \rightarrow C$)。また、その後の挙動は図3のB - C上の弾性的挙動を示し、これは評価温度・圧力負荷前と同じである。

地震(許容応力状態IV_AS)の一次+二次応力の許容応力は, 今回の一次+二次応力の許容応力と同等であることから,地震 による外力が加わったとしても一次+二次応力の許容応力の制 限内であり,さらに評価温度・圧力負荷前と同様の挙動を示すこ とから,耐震性に影響はないと判断できる。

なお, 一次応力が S y を超える部位については, 残留ひずみ

島根原子力発電所 2号炉

備考

前と同様の挙動を示すことから、 耐震性に影響はないと判断できる。

[1] 日本溶接協会「建築鉄骨の地震被害と鋼材セミナー(第 12 回 溶接構造用鋼材に関する研究成果発表会)」JWES-IS-9701, (1997)

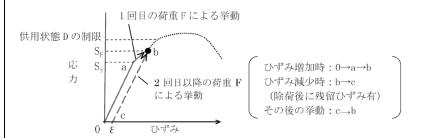


図1 降伏点を越える場合のひずみ履歴イメージ(一次応力)

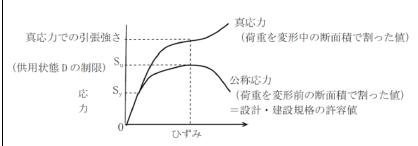
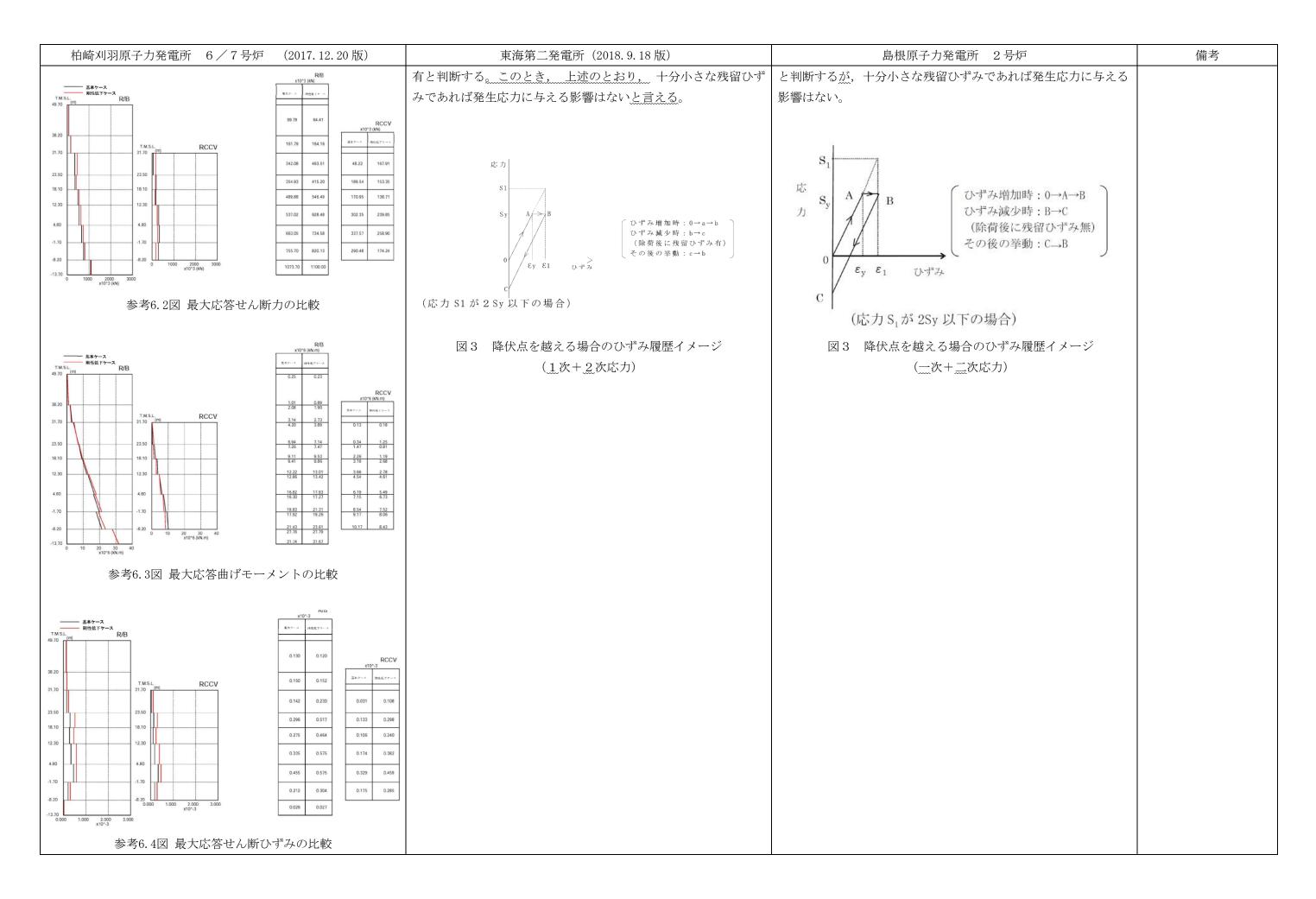


図2 公称応力と真応力について

次に、評価温度・圧力負荷時に周囲の部材の変形の影響を受けるため、局部的に発生する二次応力を考慮する必要がある場合は、構造不連続部に発生する二次応力も考慮して、一次+二次応力で残留ひずみの有無を確認する。一次+二次応力がSyを超えると塑性域に入るが(図 3(解説 PVB-3112)、 $0 \to A \to B$)、2Sy以下の場合は除荷時にひずみが減少し、除荷後に残留ひずみは生じない(図 3(解説 PVB-3112)、 $B \to C$)。また、その後の挙動は図 3 の B - C 上の弾性的挙動を示し、これは評価温度・圧力負荷前と同じである。

地震(許容応力状態IVAS) の一次+二次応力の許容応力は,今回の一次+二次応力の許容応力と同等であることから,地震による外力が加わったとしても一次+二次応力の許容応力の制限内であり,さらに評価温度・圧力負荷前と同様の挙動を示すことから,耐震性に影響はないと判断できる。

なお,一次応力がSyを超える部位については,残留ひずみ有



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
これより、最大応答加速度については大きな差がないことが確			
認出来る。また、RCCVに生じる最大応答せん断力及び最大応			
答曲げモーメントは剛性低下ケースで基本ケース(剛性低下非考			
慮)の80%程度に低減されることから、RCCV躯体に作用する地			
震荷重は基本ケースよりも低減されることが確認出来る。一方,			
外壁に生じるせん断力及びモーメント、せん断ひずみは剛性低下			
ケース時に総じて大きくなるものの、最大応答せん断ひずみは許			
容値である2000μに対して十分余裕のある結果となっている。			
以上より、評価温度・圧力負荷後の耐震性への影響として、R			
CCVのコンクリート剛性の低下が想定されるものの、RCCV			
に作用する地震荷重は基本ケースよりも低減されることから、耐			
震安全性に与える影響は小さいと考えられる。			
3. 参考文献			
[1] European Committee for Standardization: "Eurocode 2:			
Design of concretestructures", European Committee for			
Standardization, 2004 年			

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
[参考6-補足1]	八百四八 (2010, 0, 10 /版)	四次// 1/3/21 电// 1 3//	The contract of the contract o
コンクリートの高温特性の考え方			
(1) はじめに			
コンクリートの高温特性や鉄筋コンクリート構造の耐火性に関			
して、1970~80年代にまとめられた文献の情報やその後の研究結			
果を体系的に取りまとめられた資料として, European Committee			
for StandardizationによるEurocode 2 ^[1] や, 日本建築学会によ			
る2009年度版「構造材料の耐火性ガイドブック」 ^[2] (以下「AIJ			
ガイドブック」という。)や、それらを取りまとめた日本コンク			
リート工学会による「コンクリートの高温特性とコンクリート構			
造物の耐火性能に関する研究委員会 報告書」 ^[3] (以下「JCI報告			
書」という。)などがある。			
これらの参考図書の内容をコンクリートの機械的性質(圧縮強			
度、ヤング係数)ごとに下記に整理する。			
また、最新の高温コンクリートに関する知見として、国家プロ			
ジェクト「鋼板コンクリート構造のBWR格納容器への適用性評価」			
における成果として公表されている文献を参照する。			
(2) 圧縮強度			
JCI報告書 ^[3] においてまとめられている,Eurocode 2 ^[1] による			
設計用推奨値並びに参考としてAIJガイドブック [2] による高温時			
のコンクリート圧縮強度の提案値を以下に示す(表1,図1)。高温			
時のコンクリートの圧縮強度Fc (T) は式 (1) より算定する。			
$F_{C}(T) = F_{C} \times_{kc}(T) \tag{1}$			
ここで, FCは設計基準強度 (N/mm²) である。また, 式 (1) に			
関しては、 T は高温時のコンクリート温度($\mathbb C$), $_{kc}(T)$ は表 -1 に示			
す高温時のコンクリートの圧縮強度残存比である。			
Eurocode 2 ^[1] では,骨材種類を考慮に含めており,石灰質骨材			
コンクリートについては、珪質骨材コンクリートより圧縮強度残			
存比を大きめに設定している。参考として,AIJガイドブック ^[2]			
では、高温時のコンクリートの圧縮強度残存比 _{kc} (T)をコンクリー			
トの水結合材比W/B に応じた値としている。			
図-1より, Eurocode2 [1] では, 実験データ上限と下限の間に位			
置していることが分かる。			
以上,Eurocode2 [1] に規定されている高温時の圧縮強度残存比			
は、既往の実験データの上下限の領域に入っていることが確認で			

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	f 2号炉 備者
5 .						
≠ 1	口烷选由成为证	の担安は[3	3]			
衣⁻Ⅰ	圧縮強度残存比	の従条値。	o ₁			
コンクリート温度		高温時				
T(°C)		Eurocode2 AIJガイドブック				
	■ 珪質骨材 _{kc} (T) 石	灰質骨材 _{kc} (T)	提案值 _{kc} (T)			
20	1.00	1.00	1.00			
100	1.00	1.00	0.80			
200	0.95	0.97	0.33 × W/B + 0.76			
300	0.85	0.91	0.36 × W/B + 0.71			
	0.75	0.85	0.45 × W/B + 0.56			
400						
400 500	0.60	0.74	0.39 × W/B + 0.41			
400		0.74 0.60 0.43	$0.39 \times W/B + 0.41$ $0.47 \times W/B + 0.20$ $0.44 \times W/B + 0.11$			

加熱前常温時に対する比強度 1.2 実験データ上限 Eurocode 2^[1] AUガイドブック提案式 (上からW/B=60%,40%,20%) 0.8 0.6 EUROCODE 2 (上:石灰質骨材 下:珪質骨材 0.4 実験データ下限 0.2 200 400 600 800 1000 温度 [°C]

図-1 既存データと高温時の圧縮強度残存比の提案値([3]の図に加筆)

(3) ヤング係数

Eurocode 2 [1] においては、Popovicsによる提案式である式(2) に高温時の圧縮強度(高温時の強度残存率)と高温時における圧縮強度時ひずみを与えて、高温時のコンクリートの応力—ひずみ曲線を示している。Eurocode 2 [1] では、式(3)においてnを一定値とし、普通コンクリートではn=3を与え、軽量コンクリートではn=2.5を与えている。Eurocode 2 [1] による圧縮強度時ひずみと温度の関係並びに各温度における応力—ひずみ曲線を図-2に示す。

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017.12.20 版)	市海笠二珍蚕玉 (2010 0 10 年)	島根原子力発電所 2 号炉	/ 上 土
	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	局	備考
$\sigma = \sigma_0 \frac{\varepsilon}{\varepsilon_0} \frac{n}{n - 1 + (\varepsilon/\varepsilon_0)^n} \tag{2}$			
ここに、 σ :応力、 ϵ :ひずみ、 σ_0 :圧縮強度、 ϵ_0 :圧縮強度時ひずみ			
n:圧縮強度の関数として与える値			
受 30000 並 1.2 受 40000 機 ((で) ((これ質者材の場合)			
E 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1			
88 20000 98 800°C 98 98 90 90 90 90 90 90 90 90 90 90 90 90 90			
10000			
(地質保持、石灰質質材品面) 0.2			
0 260 400 600 800 1000 0 10000 20000 30000 40000 50000 1000 10000 50000 10000 10000 50000			
図-2 Eurocode 2による圧縮強度時ひずみと温度の関係および高温			
時の応力([3]より引用)			
1.1 ([6] &) JI/II/			
JCI報告書 ^[3] においてまとめられている,先に示したEurocode			
2[1]の応力―ひずみ曲線(図-2)により定まるヤング係数残存比,			
およびAIJガイドブック ^[2] による、ヤング係数残存比の提案値を、			
図-3に示す。これより、Eurocode2 [1] によるヤング係数残存比は、			
既往の実験データの下限の辺りに位置しており、温度による剛性			
低下を保守的に考慮する評価となっていることが確認できる。			
Eurocode 2⁽¹⁾応力ひずみ関係によるヤング係数			
数 医 大			
AUガイドブック領案式 を			
权 300			
選 0.6 照 経 細 細 にurocode z 能力ひずみ 関係によるヤング係数			
編 0.4			
0.2 実験データ下限			
0 200 400 600 800 1000			
温度 [℃]			
図-3 高温時におけるコンクリートの温度とヤング係数残存比			
([3]より引用,一部加筆)			

柏崎刈羽原子力発電所 6	6 / 7 号炉	(2017. 12. 20 版)	東海第二		島根原子力発電所 2号炉	 備考
$E(T) = E(20) \times k_{e}(T)$		(3)[3]				
ここに, E(T):温度T℃におけ	るヤング係数	效				
E(20):温度20℃(常温	蒀) 時のヤンク	が係数				
ke(T): 高温時のヤン:	グ係数残存り	七				
表-2 ヤング係	系数残存比の	提案値				
コンクリート温度	ode 2 ^[1]	AIJ ガイドブック ^[2]				
T	デみ曲線より 算値 <i>ke</i> (T)	高温時提案値 ke(T)				
20 1.	. 00	1. 00				

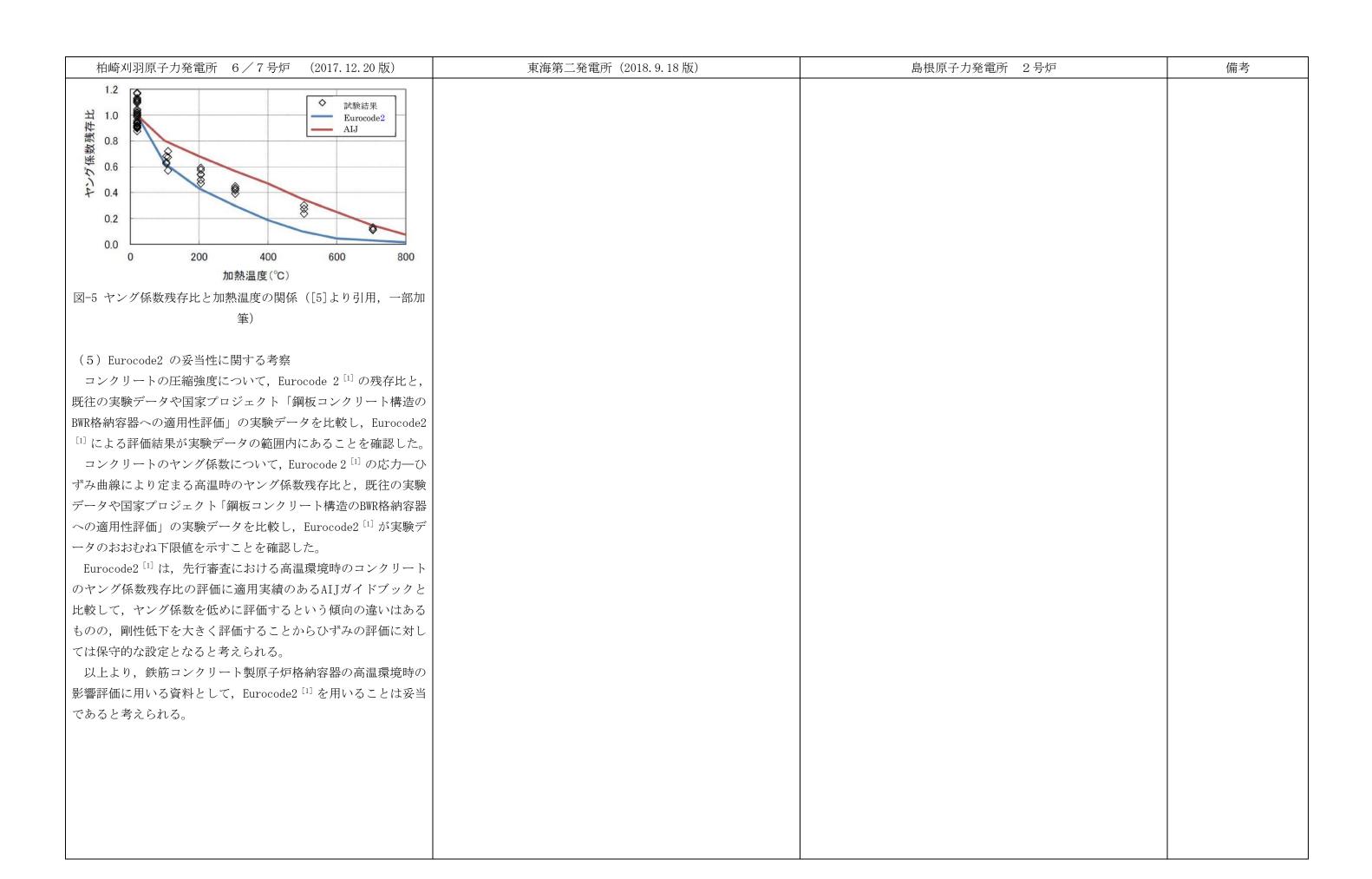
T T	応力―ひずみ曲線より 求まる計算値 <i>ke</i> (T)	高温時提案値 ke(T)
20	1.00	1.00
100	0.63	0.80
200	0.43	0.68
300	0.30	0. 57
400	0. 19	0. 45
500	0.10	0.35
600	0.05	0. 25
700	0. 03	0. 15
800	0.02	0. 075
900	0. 01	0

(4) 最新知見を踏まえた考察

最新の高温コンクリートに関する知見として、国家プロジェクト「鋼板コンクリート構造のBWR格納容器への適用性評価」における成果として公表されている文献[4][5]を参照する。当該の文献は、BWR格納容器を構成する材料(コンクリート、鉄筋等)を対象として、事故時高温下における力学特性及び熱特性を実験により取得したものである。

実験にあたっては、原子力関連施設のコンクリート構造物で一般的に使用されている材料を選定した上で、試験体が作成されており、電気炉を用いて加熱試験が実施されている。コンクリート試験体への加熱温度及び期間については、DBA及びSA事故を想定したものとなっている。加熱温度及び期間をその他の変数と併せて表-3に示す。また、試験の結果のうち、図-4に圧縮強度残存比を、図-5にヤング係数残存比を示す。これより、「圧縮強度残存比は、既往知見と同様に加熱温度が高くなるほど小さくなっている」としており、「その低下の傾向は、AIJおよびEurocodeと概ね対応している」としている。また、「ヤング係数残存比の加熱温度に応じた低下の傾向は、AIJとEurocodeの中間的な値を示した」としている。なお、ここでいうAIJとは前述のAIJガイドブックを示して

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
いる。			
表-3 実験変数(力学特性試験:コンクリート)([4]より引用)			
項 目 設 定 1m 対 3 m fe			
300℃、500℃、700℃			
加熱期間 1 日 ^{*1} 、2 日 ^{*1} 、3 日 ^{*1} 、7 日、14 日 ^{*1} 、35 日、 2 カ月 ^{*2} 、3 カ月 ^{*2} 、7 カ月 ^{*2}			
水結合比 45%、55%			
結合材 普通ボルトランドセメント、中庸熱ポルトランドセメント、			
種類 普通ポルトランドセメント+フライアッシュ 骨材種類 硬質砂岩、石灰岩			
※1:105℃、150℃、200℃、300℃のみ、※2:105℃のみ			
以上で示したとおり、事故を想定した上で加熱温度・期間をパ			
ラメータとして行われた実験においても,Eurocode2 [1] による評			
価結果が圧縮強度残存比についてはおおむね実験の範囲内であ			
り、ヤング係数残存比については試験の下限値を示すことが確認			
できる。 1.2			
1.0			



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)参考文献			
[1]European Committee for Standardization: "Eurocode 2:			
Design ofconcrete structures", European Committee for			
Standardization, 2004 年			
[2]日本建築学会: "構造材料の耐火性ガイドブック", 2版, 2009			
年			
[3]日本コンクリート工学会: "コンクリートの高温特性とコンク			
リート構造物の耐火性能に関する研究委員会 報告書", 2012			
[4]平子ほか:鋼板コンクリート構造のBWR 格納容器への適用性評			
価(2) 材料試験(計画),日本建築学会大会学術講演梗概集,2016			
[5]抱ほか:鋼板コンクリート構造のBWR 格納容器への適用性評価			
(3) 材料試験(試験結果),日本建築学会大会学術講演梗概			
集, 2016			

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
[参考6一補足2]	7(1471) — 71 Pai/7 (1913) 15 (197)	A) (A) (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1	VIII 3
200℃, 0.62MPa 条件時のRCCV躯体平均温度の考え方について			
1. はじめに			
参考6の200℃, 0.62MPa の温度圧力履歴を受けた後のRCCV			
の耐震性評価において, 200℃, 0.62MPa 時のRCCV躯体の平均			
温度を110℃と評価して検討を実施している。以下では躯体平均温			
度設定の考え方について示す。			
2. 想定する条件			
原子炉建屋の地震応答解析で考慮する耐震要素としては、外壁			
軸とRCCV軸に分かれるが、RCCV軸を対象として躯体平均			
温度を設定する。			
考慮した温度条件としては、RCCV内部は200℃とし、RCC			
V外側の温度条件としては,原子炉建屋設計時の条件(冬季・通常			
運転時)を考慮している。原子炉建屋設計時の条件(冬季・通常運			
転時)では, R C C V 外側の温度を14.5℃ (地下階) 及び17.5℃ (地			
上階)として評価しており、今回の躯体温度設定においてはその			
温度を準用することとした。			
3. 定常状態と非定常状態の関係について			
定常状態と非定常状態の概念図を図-1に示す。時間経過により			
非定常状態の温度分布は定常状態に近づくこととなる。定常状態			
を仮定した場合は、温度の勾配が一定となることから、躯体の平			
均温度はシェル壁外側の温度とRCCV内部の温度の平均値とな			
る。今回はRCCV外側の室内の温度を14.5℃若しくは17.5℃と			
想定しており,その際の平均温度は107.25℃若しくは108.75℃と			
なるため,一律110℃と設定している。			
なお、SA後にRCCV内部がピーク温度となる時間はDBと比べ			
て比較的長時間ではあるものの,定常状態には至らないと考えら			
れることから、今回の解析において、RCCV内部をピーク温度			
として定常状態を想定することは、躯体の温度を保守的に高めに			
見積もっていることとなるものと考えている。			
また,参考6で実施したパラメータスタディにおいては,上記の			
通りRCCV外側の室内の温度を設計時の冬期の温度条件を参考			
としたが、仮にSA時におけるRCCV外側の室内の最高温度			
(66℃)を想定した場合の影響についても考察する。この温度に			
対して定常状態を仮定すると躯体平均温度は133℃となり,			

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
Eurocode2に基づきヤング係数残存比を評価すると0.56となる。参			
考6の検討で考慮したヤング係数残存比は0.60であり、その差異は			
トさく、仮にヤング係数残存比を0.56として評価を実施した場合			
り現状の評価により得られた見通しへの影響は無いものと考えら			
250 200 200 (2) M			
50 0 50 100 150 200 RCCV 内側からの距離 (cm) 図-1 定常状態と非定常状態の躯体内温度分布(概念図)			

柏山	奇刈羽原子力·	発電所 6/7	7 号炉 (2017. 12. 20	版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)		島村	 艮原子力発電	1	炉		備考
〔参考	7〕 <u>DB施設</u>	を兼ねる主な? <u>重</u> 条件の		のDBAと	SAの荷		〔参考7〕	DB施設を	兼ねる主な 重条件の		等のDBAと	<u>参考7</u> ヒSAの荷	・設計値及び解析結果の 相違
	D	<u></u> <u></u> <u></u> <u></u> <u></u> <u></u> <u></u>		6 A条件				地	DB条件		A 条件		【柏崎 6/7】
施設名称	圧力(MPa)	温度 (℃)	圧力 (MPa)	温度 (℃)	備考		施設名称	震動 圧力(MPa	温度(℃)	圧力(MPa) 8.28	温度(℃)	備考	
原子炉	S d : 8.37	S d : 299	S d: 8.37	S d : 299	DB 条 件 が SA 条		原子炉圧力容器	Ss 8. 28	298	8. 28	298	DB 条件が SA 条件を包絡 原子炉圧力	
圧力容 器 原子炉	S s : 8.37	S s : 299 S d : 171	S s : 8, 37	S s : 299 S d : 168	件 を 包絡		原子炉圧力容器 支持スカート	Ss –	298		298	容器下鏡からの入熱を考慮した温	
圧力容 器支力 スカト		(雰囲気温度) S s : 57	_	(雰囲気温度) S s : 78				Sd –	【通常時】57		181	度	
原子炉圧力容	_	(雰囲気温度) S d : 171 (雰囲気温度)	_	(雰囲気温度) S d : 168 (雰囲気温度)			原子炉圧力容器 基礎ボルト	Ss –	【LOCA 後】171 57	_	62		
器基礎ボルト	_	Ss:57 (雰囲気温度)	_	S s : 78 (雰囲気温度)				[D/W] 0. Sd [S/C] 0. (LOCA 条f	209 [S/C] 104	0. 659	181		
原子炉 圧力容 器スタ ビライ	_	S d : 171 (雰囲気温度) S s : 57	_	S d : 168 (雰囲気温度) S s : 78			原子炉格納容器	Ss (LOCA 来1 -0. 014 (通常運輸	[D/W] 171	0. 372	62		
ザ	S d : 0.250 (ドライウェル),	(雰囲気温度) S d : 171 (ドライウェル),		(雰囲気温度)			原子炉格納容器	【D/W】0. Sd 【S/C】0. (LOCA 条f	327 【D/W】171 209 【S/C】104	0. 659	181		
原子炉	0. 180 (サプレッショ ン・チェンバ) (LOCA条件)	104 (サプレッション・ チェンバ) (LOCA条件)	S d : 0.62	S d : 168			配管貫通部	Ss (LOCA 条1 -0. 014 (通常運輸	[D/W] 171 [S/C] 104	0. 372	62		
格納容器	S s : -0.014	Ss: 171 (ドライウェル),					医子尼斯林克里	[D/W] 0. Sd [S/C] 0.	(通常連転) 327 【D/W】171 209 【S/C】104	0. 659	181		
	(通常運転)	104 (サプレッション・ チェンバ) (通常運転)	S s : 0.15	S s : 78			原子炉格納容器電気配線貫通部	(LOCA 条f Ss -0.014 (通常運車	[D/W] 171 [S/C] 104	0. 372	62		
	S d : 0.250 (ドライウェル) 0.180	S d: 171 (ドライウェル)					高圧炉心スプレ	Sd –	(通常運転) 100* ¹ 66* ²	_	_		
原子炉格納容	(サプレッショ ン・チェンバ) (LOCA条件)	104 (サプレッション・ チェンバ) (LOCA条件)	S d : 0.62	S d : 168			イポンプ	Ss –	100*1 66*2 100*1		110*1 66*2		
器配管 貫通部		Ss: 171 (ドライウェル) 104 (サプレッショ	S s : 0.15	Ss: 78			低圧炉心スプレ イポンプ	Ss –	66*2 100*1 66*2	_	116*1 100*2		
	(通常運転)	ン・チェンバ) (通常運転)											

柏	· 高刈羽原子力	発電所 6/7	7 号炉 (2017. 12. 20 版	()	島根原子力発電所 2 号炉							
급기 선	D	B条件		S A条件		施設名称	地震		3条件		A 条件	備考	
画設名 称	圧力(MPa)	温度(℃)	圧力 (MPa)	温度 (℃)	備考		動	圧力(MPa)	温度(℃)	圧力(MPa)	温度(℃)	on	
	S d : 0.250	S d : 171	(MPa)			残留熱除去ポンプ	Sd		66*2 185*1		185*1	_	
	(ドライウェル) 0. 180 (サプレッショ	(ドライウェル) 104 (サプレッション・	S d : 0.62	S d : 168			0.1	_	66*2 85*1		100*2		
納容		チェンバ) (LOCA条件)				原子炉補機冷却 水ポンプ	Ss	_	55*2 85*1	_	100*1	_	
電気 記線貫 部		Ss: 171 (ドライウェル)					24	1. 37	55*2 85*3	_	100*2		
1日)	S s : −0.014 (通常運転)	104 (サプレッション・	S s : 0.15	S s : 78		原子炉補機冷却 系熱交換器	Ss	1. 37	50*2 85*3	1. 37	85*1	-	
		チェンバ) (通常運転)							50*2		50*2		
		S d : 100 (ポンプ取付ボルト,				原子炉補機海水 ポンプ	Sd	_	50*1,2		_		
圧炉	_	原動機台取付ボルト), 66 (基礎ボルト,	_	_			Ss	_	50*1,2	_	50*1,2		
♪注水 『ポン		原動機取付ボルト) Ss:100		S s : 120	-	*1:ポンプ取付ス *2:基礎ボルト,					o値		
r	_	(ポンプ取付ボルト, 原動機台取付ボルト),	_	(ポンプ取付ボルト, 原動機台取付ボルト),		*3:胴板,脚の値	耐震評価	価に使用してい	る値				
		66 (基礎ボルト, 原動機取付ボルト)		100 (基礎ボルト, 原動機取付ボルト)									
		S d : 182 (ポンプ取付ボルト,		//N39/1004A11 NVF 1 /									
	-	原動機台取付ボルト) 66	_	_									
·留熱 ·去系		(基礎ボルト, 原動機取付ボルト)											
パンプ		Ss:182 (ポンプ取付ボルト,		Ss:182 (ポンプ取付ボルト,									
	_	原動機台取付ボルト)	_	原動機台取付ボルト)									
		(基礎ボルト, 原動機取付ボルト) S d:70		(基礎ボルト, 原動機取付ボルト)									
: 7 k:	_	(ポンプ取付ボルト) 50(基礎ボルト,	_	_									
〔子炉 前機冷 『水系		原動機取付ボルト) Ss:70		S s : 70									
ポンプ	_	(ポンプ取付ボルト) 50 (基礎ボルト,	_	(ポンプ取付ボルト) 50 (基礎ボルト,									
		原動機取付ボルト)		原動機取付ボルト)									
						i							1

柏崎刈羽原子	·力発電所 6 / 7	7 号炉 (2	2017. 12. 20 版	<i>(</i>)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	i	備考
	DB条件		A条件					
施設名		圧力 (MPa)		備考				
原子炉 補機冷 ***********************************	S d : 70	_	-					
却水系 熱交換 器 Ss:1.3		S s : 1.37	S s : 70					
原子炉 補機冷 却海水 ポンプ	S d:50 (ポンプ取付ボルト, 原動機台取付ボルト, 基礎ボルト, 原動機取付ボルト)	-	- S c : 50					
ポンプ	Ss:50 (ポンプ取付ボルト, 原動機台取付ボルト, 基礎ボルト, 原動機取付ボルト)	— () ,	Ss:50 (ポンプ取付ボルト, 原動機台取付ボルト, 基礎ボルト, 原動機取付ボルト)					
<補足事項>								
・本表において耐	震評価に用いる温	温度, 圧力を	を記載。ただ	L, SA				
条件において原子				DB条件				
においても原子炉			牛を記載。					
・原子炉圧力容器	は、胴板を代表し	して記載。						

参考8

[参考8]「重大事故に至るおそれがある事故」に関する補足説明

1.「重大事故に至るおそれがある事故」とは

「重大事故に至るおそれがある事故」とは、運転時の異常な過 渡変化及び設計基準事故に対して原子炉の安全性を損なうことが 震Sクラス施設)がその安全機能を喪失した場合であって、炉心 | の著しい損傷に至る可能性があると想定する事象である。

2. 耐震重要度分類の考え方

耐震クラスは以下のように定義されており、安全上重要な施設 のとなる。

そのため耐震B、Cクラス施設のみが損傷した状態では、重大 事故に至るおそれがある事故ではなく DBA である。

- 炉を停止し, 炉心を冷却するために必要な機能を持つ 施設,自ら放射性物質を内蔵している施設,当該施設 に直接関係しておりその機能喪失により放射性物質を 外部に拡散する可能性のある施設、これらの施設の機 能喪失により事故に至った場合の影響を緩和し、放射 線による公衆への影響を軽減するために必要な機能を 持つ施設及びこれらの重要な安全機能を支援するため に必要となる施設、並びに地震に伴って発生するおそ れがある津波による安全機能の喪失を防止するために 必要となる施設であって、その影響が大きいもの
- B クラス:安全機能を有する施設のうち,機能喪失した場合の影 | Bクラス:安全機能を有する施設のうち,機能喪失した場合の影 | Bクラス:安全機能を有する施設のうち,機能喪失した場合の影 響がSクラス施設と比べ小さい施設
- C クラス:Sクラスに属する施設及びBクラスに属する施設以外│Cクラス:Sクラスに属する施設及びBクラスに属する施設以外│Cクラス:Sクラスに属する施設及びBクラスに属する施設以外│ の一般産業施設又は公共施設と同等の安全性が要求さ れる施設
- 3. 耐震B, Cクラス施設の破損による影響について
- (1) 地震PRAにおける耐震B, Cクラス施設損傷の考慮につ

地震PRAでは、耐震B、Cクラス施設損傷による過渡事象と

〔参考7〕「重大事故に至るおそれがある事故」に関する補足説明

1. 「重大事故に至るおそれがある事故」とは

「重大事故に至るおそれがある事故」とは,運転時の異常な過 渡変化及び設計基準事故に対して原子炉の安全性を損なうことが ないよう設計することを求められる構築物、系統及び機器 (=耐 | ないよう設計することを求められる構築物、系統及び機器 (=耐 震Sクラス施設)がその安全機能を喪失した場合であって、炉心 の著しい損傷に至る可能性があると想定する事象である。

2. 耐震重要度分類の考え方

耐震クラスは以下のように定義されており、安全上重要な施設 はSクラスに分類される。耐震B,Cクラス施設は,その機能が|はSクラスに分類される。耐震B,Cクラス施設は,その機能が|はSクラスに分類される。B,Cクラス施設は,その機能が喪失 喪失したとしても、炉心の健全性に影響を及ぼすおそれがないも│喪失したとしても、炉心の健全性に影響を及ぼすおそれがないも│したとしても、炉心の健全性に影響を及ぼすおそれがないものと のとなる。

> そのため耐震B、Cクラス施設のみが損傷した状態では、重大 事故に至るおそれがある事故ではなくDBAである。

Sクラス:地震により発生するおそれがある事象に対して、原子┃Sクラス:地震により発生するおそれがある事象に対して、原子┃Sクラス:地震により発生するおそれがある事象に対して、原子 炉を停止し, 炉心を冷却するために必要な機能を持つ 施設、自ら放射性物質を内蔵している施設、当該施設 に直接関係しておりその機能喪失により放射性物質を 外部に拡散する可能性のある施設、これらの施設の機 能喪失により事故に至った場合の影響を緩和し、放射 線による公衆への影響を軽減するために必要な機能を 持つ施設及びこれらの重要な安全機能を支援するため に必要となる施設、並びに地震に伴って発生するおそ れがある津波による安全機能の喪失を防止するために 必要となる施設であって、その影響が大きいもの

響がSクラス施設と比べ小さい施設

の一般産業施設又は公共施設と同等の安全性が要求さ れる施設

- 3. 耐震B, Cクラス施設の破損による影響について
- (1) 地震PRAにおける耐震B, Cクラス施設損傷の考慮につい

地震PRAでは,耐震B,Cクラス施設損傷による過渡事象と

〔参考8〕「重大事故に至るおそれがある事故」に関する補足説明 1.「重大事故に至るおそれがある事故」とは

「重大事故に至るおそれがある事故」とは,運転時の異常な過 渡変化及び設計基準事故に対して原子炉の安全性を損なうことが ないよう設計することを求められる構築物,系統及び機器(=Sク ラス施設)がその安全機能を喪失した場合であって、炉心の著しい 損傷に至る可能性があると想定する事象である。

2. 耐震重要度分類の考え方

耐震クラスは以下のように定義されており、安全上重要な施設 なる。

そのためB, Cクラス施設のみが損傷した状態では, 重大事故 に至るおそれがある事故ではなくDBAである。

炉を停止し, 炉心を冷却するために必要な機能を持つ 施設, 自ら放射性物質を内蔵している施設, 当該施設 に直接関係しておりその機能喪失により放射性物質を 外部に拡散する可能性のある施設、これらの施設の機 能喪失により事故に至った場合の影響を緩和し、放射 線による公衆への影響を軽減するために必要な機能を 持つ施設及びこれらの重要な安全機能を支援するため に必要となる施設、並びに地震に伴って発生するおそ れがある津波による安全機能の喪失を防止するために 必要となる施設であって、その影響が大きいもの

響がSクラス施設と比べ小さい施設

の一般産業施設又は公共施設と同等の安全性が要求さ れる施設

- 3. B, Cクラス施設の破損による影響について
- (1) 地震PRAにおけるB、Cクラス施設損傷の考慮について

地震PRAでは、B、Cクラス施設損傷による過渡事象として

して「外部電源喪失」を考慮している。また、耐震B, Cクラス│して「外部電源喪失」を考慮している。また、耐震B, Cクラス 施設の損傷による安全機能への間接的影響を確認するとともに、 さらにプラント・ウォークダウンにおいて重点的に確認する項目 の一つとして、問題のないことを確認することとする。

(2) 設計用荷重への影響

耐震B、Cクラス施設が破損した場合であっても、耐震Sクラ JEAG4601・補-1984 では、耐震Sクラス施設破損により発生する | JEAG4601・補-1984 では、耐震B, Cクラス施設破損により発生 | G 4 6 0 1・補-1984 では、B, Cクラス施設破損により発生す 事象を地震従属事象として整理し、地震との組合せを記載してい べき荷重の影響は、「給水流量の全喪失」「タービントリップ」 で代表できるとして整理されている。なお、タービントリップは「で代表できるとして整理されている。 主蒸気止め弁が閉鎖する事象であり、負荷の喪失事象におけるタ ービン蒸気加減弁閉鎖と同様事象であり、本プラントにおける過 渡解析で評価している事象は「負荷の喪失」である。

ことについての考察

耐震Sクラス施設が健全であれば安全機能の喪失は起きず、炉 心の著しい損傷に至ることはないので、何らかの要因で耐震Sク ラス施設(重大事故等対処設備含む)が損傷した場合に「重大事 故に至るおそれがある事故」が発生することとなる。ここで、確 定論的には、耐震Sクラス施設(重大事故等対処設備含む)はSs によって機能喪失することはないことから、「重大事故に至るお それがある事故」はSsとの独立事象となる。また、確定論的な扱 又はSs機能維持である重大事故対処設備であっても、フラジリテ ィーという考え方に基づけば、Ss以下の地震により機能喪失に至 る確率は少なからず存在する。このSs以下の地震によって安全機 能が喪失し、「重大事故に至るおそれがある事故」に至る頻度は ある事故」の重畳を考慮する必要はないと判断できる。

施設の損傷による安全機能への間接的影響を確認するとともに、 | さらにプラント・ウォークダウンにおいて重点的に確認する項目 の一つとして確認しており、問題のないことを確認している。

(2) 設計用荷重への影響

耐震B,Cクラス施設が破損した場合であっても,耐震Sクラ ス施設である緩和系が健全であれば、炉心損傷に至ることはない。 | ス施設である緩和系が健全であれば、炉心損傷に至ることはない。 | する事象を地震従属事象として整理し、地震との組合せを規定し る。この中で、耐震B、Cクラス施設破損によるDBAで考慮す│ている。この中で、耐震BCクラス施設破損によるDBAで考慮│いる。この中で、B、Cクラス施設破損によるDBAで考慮すべ すべき荷重の影響は,「全給水流量喪失」及び「タービントリップ」| き荷重の影響は,「全給水流量喪失」「タービントリップ」で代表

> B、Cクラス施設損傷による過渡における荷重は、タービン側 |破損による主蒸気流量及び給水流量の喪失,電源,制御系故障に│破損による主蒸気流量及び給水流量の喪失,電源,制御系故障に よる原子炉給水ポンプの停止等が外乱となり発生する。耐震B, の影響は、JEAG4601・補-1984 を踏まえて東海第二発電所として、 設計過渡条件にて評価を行い構造上問題ないことを確認してい る。

4. 「重大事故に至るおそれがある事故」が地震独立事象である 4. 「重大事故に至るおそれがある事故」が地震独立事象であるこ 4. 「重大事故に至るおそれがある事故」が地震独立事象であるこ とについての考察

耐震Sクラス施設が健全であれば安全機能の喪失は起きず、炉 心の著しい損傷に至ることはないので、何らかの要因で耐震Sク│著しい損傷に至ることはないので、何らかの要因でSクラス施設 ラス施設(重大事故等対処設備含む)が損傷した場合に「重大事」 故に至るおそれがある事故」が発生することとなる。ここで、確│おそれがある事故」が発生することとなる。ここで、確定論的に 定論的には、耐震Sクラス施設(重大事故等対処設備含む)はSs|は、Sクラス施設(重大事故等対処設備含む)はSsによって機 によって機能喪失することはないことから、「重大事故に至るおそ | 能喪失することはないことから、「重大事故に至るおそれがある事 れがある事故」はSsとの独立事象となる。また、確定論的な扱 | 故」はSsとの独立事象となる。また、確定論的な扱いとは異な いとは異なり、確率論的な考察では、耐震SクラスであるDB施設|いとは異なり、確率論的な考察では、耐震SクラスであるDB施|り、確率論的な考察では、SクラスであるDB施設又はSs機能 設又はSs機能維持である重大事故対処設備であっても、フラジー維持である重大事故対処設備であっても、フラジリティという考 リティという考え方に基づけば、Ss 以下の地震により機能喪失 え方に基づけば、Ss以下の地震により機能喪失に至る確率は存 に至る確率は少なからず存在する。このSs 以下の地震によって | 在する。このSs以下の地震によって安全機能が喪失し、「重大事 安全機能が喪失し、「重大事故に至るおそれがある事故」に至る頻 | 故に至るおそれがある事故」に至る頻度は極めて小さく、Ss規 極めて小さく、Ss規模の地震の発生と「重大事故に至るおそれが | 度は極めて小さく、Ss 規模の地震の発生と「重大事故に至るお | 模の地震の発生と「重大事故に至るおそれがある事故」の重畳を それがある事故」の重畳を考慮する必要はないと判断できる。

「外部電源喪失」を考慮している。また, B, Cクラス施設の損 傷による安全機能への間接的影響を確認するとともに、さらにプ ラント・ウォークダウンにおいて重点的に確認する項目の一つと して確認しており、問題のないことを確認することとする。

(2) 設計用荷重への影響

B、Cクラス施設が破損した場合であっても、Sクラス施設で ある緩和系が健全であれば、炉心損傷に至ることはない。 JEA る事象を地震従属事象として整理し、地震との組合せを規定して できるとして整理されている。

B、Cクラス施設損傷による過渡における荷重は、タービン側 よる原子炉給水ポンプの停止等が外乱となり発生する。耐震B, Cクラス施設が破損することによる荷重に対する耐震Sクラスへ Cクラス施設が破損することによる荷重に対する耐震Sクラスへ の影響は、JEAG4601・補-1984 を踏まえて島根2号炉として、「全 「全給水流量喪失」及び「タービントリップ」をもとに設定した│給水流量喪失」及び「タービントリップ」をもとに設定した設計 過渡条件にて評価を行い構造上問題ないことを確認している。

とについての考察

Sクラス施設が健全であれば安全機能の喪失は起きず、炉心の (重大事故等対処設備含む) が損傷した場合に「重大事故に至る 考慮する必要はないと判断できる。

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
(補足) 耐震B, Cクラス施設破損による荷重の影響			
B, Cクラス施設損傷による過渡における荷重に対する影響は,			
外部電源喪失による影響を含め、タービン側破損による主蒸気流			
量のしゃ断、給水流量の喪失、若しくは、電源系の機能喪失によ			
る原子炉給水ポンプ及び原子炉冷却材再循環ポンプの停止が外乱			
となる。設計基準における「運転時の異常な過渡変化」は、これ			
らの機能が喪失又は誤動作するということを前提に評価を行って			
おり、耐震B、Cクラス施設破損による荷重の影響は、「運転時			
の異常な過渡変化」のうち「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な			
変化」及び「原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な			
変化」による荷重に包絡される。			
このうち、以下の理由によりタービン側破損に伴う外乱は「負			
荷の喪失」で、給水ポンプの停止に伴う外乱は「給水流量の全喪			
失」で、電源系の機能喪失に伴う外乱は「外部電源喪失」で代表			
させることができる。			
「負荷の喪失」の過渡解析では、蒸気加減弁の急速閉鎖による			
圧力上昇に加えて、タービンバイパス弁の不作動を仮定してい			
る。このため、過渡解析における荷重に対するタービン側破損			
による外乱としては、厳しい組合せを想定していると言える。			
- 「給水流量の全喪失」の過渡解析では、給水ポンプ停止による			
全ての給水流量の喪失を仮定している。			
- 「外部電源喪失」の過渡解析では、外部電源の喪失に伴う給水			
流量の喪失や炉心流量の低下を仮定している。			
- 「負荷の喪失」と「給水流量の全喪失」及び「外部電源喪失」			
が同時に発生することを考慮した場合、「給水流量の全喪失」			
は「外部電源喪失」で発生する事象であることから、「負荷の			
喪失」と「外部電源喪失」が同時に発生することを考慮すれば			
よい。この場合、タービン蒸気加減弁の閉鎖により原子炉がス			
クラムすること及び給水流量の喪失や炉心流量の低下が生じる			
ことにより原子炉圧力の観点で「負荷の喪失」より厳しくなら			
ない。したがって、「負荷の喪失」「給水流量の全喪失」「外			
部電源喪失」の荷重で包絡できる。			

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
〔参考9〕重大事故等時の長期安定冷却手段について 重大事故等時の原子炉格納容器除熱としては、原子炉格納容器 を最高使用温度以下に除熱することを基本としている。炉心損傷 に至る重大事故等時、代替循環冷却系により格納容器内温度は緩 やかに低下し約15 日後には、サプレッション・チェンバ・プール 水温度が最高使用温度の104℃を下回る(「重大事故等対策の有効 性評価について「2.1 高圧・低圧注水機能喪失」(別紙1)安定 状態の維持について」参照)。	[参考8] 重大事故等発生後の長期安定冷却手段について 重大事故等時の原子炉格納容器除熱としては、原子炉格納容器 を最高使用温度以下に除熱することを基本としている。重大事故 等時、代替循環冷却系を使用することにより原子炉格納容器内温 度を100℃未満に低下させることができる。	参考9 [参考9]重大事故等時の長期安定冷却手段について 重大事故等時の原子炉格納容器除熱としては、原子炉格納容器 を最高使用温度以下に除熱することを基本としている。炉心損傷 に至る重大事故等時、残留熱代替除去系により格納容器内温度は 緩やかに低下し約177時間後には、サプレッション・チェンバ水温 度が最高使用温度の104℃を下回る(「重大事故等対策の有効性評 価について「2.1 高圧・低圧注水機能喪失」(別紙1)安定状態 の維持について」参照)。	・解析結果の相違 【柏崎 6/7】 設備,運用,解析条件 等の違いによる相違(有 効性評価「格納容器過 圧・過温破損(残留熱代 替除去系を使用する場
しかし、残留熱除去系熱交換器が使用できない場合は、代替循環冷却系が使用できないため格納容器ベントにより格納容器の除熱を行う。格納容器ベントによる除熱では、格納容器圧力の低下は早いものの、格納容器温度の低下は代替循環冷却系より遅く、サプレッション・チェンバ・プール水温度が最高使用温度の104℃を下回るのは約35 日後となる(「重大事故等対策の有効性評価について「2.1 高圧・低圧注水機能喪失」(別紙1)安定状態の維持について」参照)。	しかし、残留熱除去系熱交換器が使用できない場合は、代替循環冷却系も使用できなくなるが、この場合には格納容器ベントを行うことにより原子炉格納容器除熱を行う。格納容器ベントによる除熱では、サプレッション・プール水温が飽和状態で維持されることとなるため、サプレッション・プール水温を 100℃未満にできず、サプレッション・プール最高使用温度近くで長期間推移することとなる。	しかし、残留熱除去系熱交換器が使用できない場合は、残留熱 代替除去系が使用できないため格納容器フィルタベント系により 格納容器の除熱を行う。格納容器フィルタベント系による除熱で は、格納容器圧力の低下は早いものの、格納容器温度の低下は残 留熱代替除去系より遅く、サプレッション・チェンバ水温度が最 高使用温度の104℃を下回るのは約587時間後となる(「重大事故等 対策の有効性評価について「2.1 高圧・低圧注水機能喪失」(別 紙1)安定状態の維持について」参照)。	・解析結果の相違 【柏崎 6/7】 設備,運用,解析条件 等の違いによる相違(有 効性評価「格納容器過 圧・過温破損(残留熱代 替除去系を使用しない
そのため、格納容器内温度低減対策として残留熱除去系熱交換器が使用できない場合の除熱手段を検討した。検討にあたっては事故発生30日後の崩壊熱が除熱可能であることを目標とした。 重大事故等時において、格納容器ベントによる格納容器除熱を実施している場合、残留熱除去系の補修による原子炉格納容器の除熱復旧を実施する。また、残留熱除去系の機能回復が長期間実施できない場合、可搬ポンプ及び可搬熱交換器を用いた除熱手段である「1.可搬型格納容器除熱系による格納容器除熱」を構築する。既設設備である残留熱除去系の使用を優先するが、復旧が困難な場合はこの可搬型格納容器除熱系による除熱を実施する。	そのため、原子炉格納容器温度低減対策として残留熱除去系熱 交換器が使用できない場合の除熱手段を検討した。検討に当たっ ては事故発生 30 日後の崩壊熱が除去可能であることを目標とし た。 重大事故等時、格納容器ベントによる原子炉格納容器除熱を実 施している場合、残留熱除去系を補修により復旧し、原子炉格納 容器の除熱を実施するが、残留熱除去系の機能回復が困難な場合 を想定し、可搬ポンプ及び可搬型熱交換器を用いた除熱手段であ る「可搬型原子炉格納容器除熱系統による原子炉格納容器除熱」 を構築する。	そのため、格納容器内温度低減対策として残留熱除去系熱交換器が使用できない場合の除熱手段を検討した。検討にあたっては事故発生約30日後の崩壊熱が除熱可能であることを目標とした。 重大事故等時において、格納容器フィルタベント系による格納容器除熱を実施している場合、残留熱除去系の補修による原子炉格納容器の除熱機能を復旧する。また、残留熱除去系の機能回復が長期間実施できない場合、可搬ポンプ及び可搬熱交換器を用いた除熱手段である「1.可搬型格納容器除熱系による格納容器除熱」を構築する。既設設備である残留熱除去系の使用を優先するが、復旧が困難な場合はこの可搬型格納容器除熱系による除熱を	場合)」)

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
本書では、それらの実現可能性と実施した場合の効果について確		実施する。本書では、それらの実現可能性と実施した場合の効果	
認している。これに加え,「2.可搬熱交換器によるサプレッシ		について確認している。	・設備の相違
			【柏崎 6/7】
			島根2号炉は SPCU 無
ている。	•		L
│ ───── │ なお,これらに加え格納容器を直接除熱することはできないが		なお,これらに加え <u>原子炉</u> 格納容器を直接除熱することはでき	
原子炉圧力容器を除熱することにより間接的に格納容器を除熱す		ないが原子炉圧力容器を除熱することにより間接的に原子炉格納	
る「代替原子炉補機冷却系を用いた原子炉冷却材浄化系(以下,		容器を除熱する「原子炉補機代替冷却系を用いた原子炉浄化系(以	
CUWという)による原子炉除熱」を構築する。CUW系による		下、CUWという)による原子炉除熱」を構築する。CUW系に	
COWEVIDI による原子が協談」を構築する。COWがによる 原子炉除熱については〔参考9-補足1〕に示す。		よる原子炉除熱については〔参考9-補足1〕に示す。	
原士が除熱については「参与9一補足」」にかり。		よる原子が体熱については「参考サー柵足工」にかり。	
参考1 表 重大事故等時における格納容器除熱手段		参考1表 重大事故等時における格納容器除熱	設備の相違
除熱手段 備考		除熱手段 備考	【柏崎 6/7】
代替循環冷却系による除熱		残留熱代替除去系による除熱	島根2号炉は SPCU 無
格納容器ベントによる除熱		格納容器フィルタベント系による除熱	l
残留熱除去系の補修による除熱復旧 可搬型格納容器除熱系による格納容器除熱 本資料1.で成立性を示す		残留熱除去系の補修による除熱復旧	
可搬型格納容器除熱系による格納容器除熱 本資料1. で成立性を示す 「一下・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・		可搬型格納容器除熱系による格納容器除熱 本資料1. で成立性を示す	
代替原子炉補機冷却系を用いたCUWによる原子炉除熱 補足1で成立性を示す		原子炉補機代替冷却系を用いたCUWによる原子炉除熱 補足1で成立性を示す	
本表は事故時における除熱手段の配備状況を示すものであり、除熱手段の優先順位を示すものではない。		本表は事故時における除熱手段の配備状況を示すものであり、除	
		熱手段の優先順位を示すものではない	
1. 可搬型格納容器除熱系による格納容器除熱	可搬型原子炉格納容器除熱系による原子炉格納容器除熱	1. 可搬型格納容器除熱系による格納容器除熱	
<実現可能性>	<実現可能性>	<実現可能性>	
重大事故等時において、格納容器ベントによる格納容器除熱を	重大事故等時、格納容器ベントによる原子炉格納容器除熱を実	重大事故等時において、格納容器ベントによる格納容器除熱を	
実施している場合,残留熱除去系の補修によるサプレッション・	施している場合、残留熱除去系を復旧し、 サプレッション・プー	実施している場合、残留熱除去系の補修によるサプレッション・	
 チェンバ・プール水冷却モードの復旧を実施する。また、残留熱	ル水の冷却を実施する。また、残留熱除去系の復旧が困難な場合	プール水冷却モードの復旧を実施する。また、残留熱除去系の復	
 除去系の復旧が困難な場合に可搬設備等により構成される可搬型	には、可搬設備等により構成される可搬型原子炉格納容器除熱系	旧が困難な場合に可搬設備等により構成される可搬型格納容器除	
 格納容器除熱系による格納容器除熱を構築する。可搬型格納容器	・ 統による原子炉格納容器除熱を構築する。	熱系による格納容器除熱を構築する。可搬型格納容器除熱系は、	
│ │除熱系は,高圧炉心注水系(以下,HPCFという)配管から而		高圧炉心スプレイ系(以下, HPCSという) 配管から耐熱ホー	
熱ホース・可搬ポンプを用いて可搬熱交換器にサプレッション・		ス・可搬ポンプを用いて可搬熱交換器にサプレッション・チェン	
 チェンバ・プール水を供給し,そこで除熱した水を残留熱除去系		バのプール水を供給し、そこで除熱した水を <u>低圧原子炉代替注水</u>	 ・設備の相違
の原子炉注水ラインで原子炉圧力容器に注水するライン構成であ	•	系の原子炉注水ラインで原子炉圧力容器に注水するライン構成で	【柏崎 6/7】
り、可搬設備を運搬・設置する等の作業があるが、長納期品につ		I —	系統構成の相違
いては事前に準備しておくことにより、1ヵ月程度で系統を構築			71.00-04/23 - 186-
することが可能であると考えられる。	統を構築することが可能であると考えられる。	築することが可能であると考えられる。	
プログライン プログライン		SELVE CONTRACTOR OF THE CONTRA	 ・設備の相違
のSPCUポンプを用いた「可搬熱交換器及びSPCUポンプを	•		【柏崎 6/7】
	•		
用いた除熱」の手段を整備する。詳細は「2.可搬熱交換器によ			島根2号炉は SPCU 無

るサプレッションプール浄化系を用いた除熱」で示す。

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)

可搬型格納容器除熱系について,可搬ポンプの吸込み箇所は, <u>HPCFポンプ</u>の吸込配管にある「<u>HPCF復水貯蔵槽側吸込逆</u> <u>止弁(B)</u>」とし,耐熱ホースで接続する構成とする。

可搬ポンプの吐出については、耐熱ホースを用いて原子炉建屋 大物搬入口に設置する可搬熱交換器と接続する構成とし、可搬熱 交換器の出口側については<u>残留熱除去系</u>の原子炉注水配管にある 「<u>残留熱除去系注入ライン洗浄水入口逆止弁(B)</u>」と耐熱ホース で連結する構成とする。これらの構成で、可搬ポンプによりサプ レッション・チェンバ・プール水を可搬熱交換器に送水し、そこ で除熱した水を原子炉圧力容器に注水する系統を構築する。なお、 可搬熱交換器の二次系については、大容量送水車により海水を通 水できる構成とする。 東海第二発電所 (2018.9.18版)

可搬型原子炉格納容器除熱系統のうち,可搬ポンプの吸込み箇所は,原子炉隔離時冷却系ポンプ入口逆止弁とし,耐熱ホースで接続する構成とする。

可搬ポンプの吐出については、耐熱ホースを用いて原子炉建屋原子炉棟大物搬入口に設置する可搬型熱交換器と接続する構成とする。可搬型熱交換器の出口側については低圧代替注水系(可搬型)の逆止弁と耐熱ホースで接続する構成とする。可搬型熱交換器の二次系については、可搬型代替注水大型ポンプにより海水を通水できる構成とする。

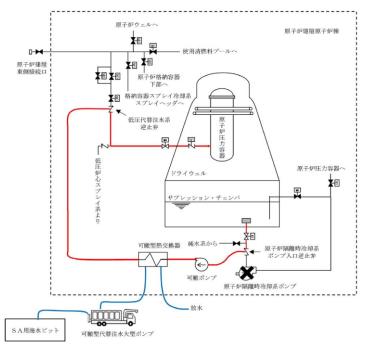


図1 可搬型原子炉格納容器除熱系統の系統概略図

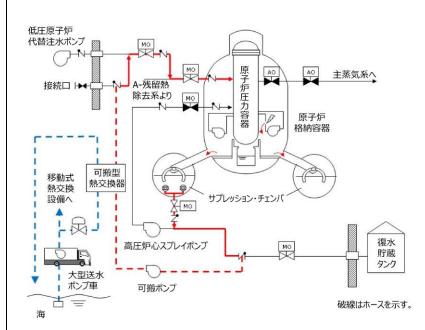
島根原子力発電所 2号炉

可搬型格納容器除熱系について、可搬ポンプの吸込み箇所は、 HPCSポンプの吸込配管にある「HPCSポンプ復水貯蔵タン ク水入口逆止弁」とし、耐熱ホースで接続する構成とする。

可搬ポンプの吐出については、耐熱ホースを用いて原子炉建物 大物搬入口に設置する可搬熱交換器と接続する構成とし、可搬熱 交換器の出口側については低圧原子炉代替注水系の原子炉注水配 管にある「FLSR可搬式設備A一注水ライン逆止弁」と耐熱ホースで連結する構成とする。これらの構成で、可搬ポンプにより サプレッション・チェンバのプール水を可搬熱交換器に送水し、 そこで除熱した水を原子炉圧力容器に注水する系統を構築する。 なお、可搬熱交換器の二次系については、大型送水ポンプ車によ り海水を通水できる構成とする。 ・設備の相違【柏崎 6/7, 東海第二】系統構成の相違

備考

・設備の相違【柏崎 6/7, 東海第二】系統構成の相違



参考1図 可搬型格納容器除熱系の系統概略図

・設備の相違 【柏崎 6/7,東海第二】

参考1図 可搬型格納容器除熱系の系統概要図

原子炉建屋

弁体取り外し 仮重取り付け 耐熱ホース接続

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)

参考2表 可搬型格納容器除熱系構築に必要な作業

作業	所要期間			
HPCFポンプ吸込ラインの逆止弁と残留				
熱除去系洗浄水ラインの逆止弁の上蓋等取				
外し、耐熱ホース取付	これらの作業は、1ヵ月程度で準備可能と			
可搬ポンプ準備	考えている。			
可搬熱交換器準備				
通水試験等				

<効果>

「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」 において事象発生後約1ヵ月まで格納容器ベントによる除熱を行 った後、可搬型格納容器除熱系による除熱とした場合の格納容器 パラメータ推移を評価した。ここで可搬型格納容器除熱系の流量 は、事故発生30 日後の崩壊熱を上回る160m³/h とし、格納容器圧 力逃がし装置は微開(流路面積3%開)とするとともに不活性ガス 系より窒素ガスを600m³/h 注入する。

参考2~4 図に格納容器圧力,格納容器気相部温度,サプレッシ に示す通り, 格納容器気相部温度, サプレッション・チェンバ・ プール水温を低減させることができる。

なお, 本評価のように, 格納容器圧力逃がし装置により格納容器 圧力が低下している状態では、ベント実施時に原子炉格納容器内 の非凝縮性ガスは排出され、原子炉格納容器内は崩壊熱により発 生する蒸気で満たされる状態となる。こうした状況において除熱 系(可搬型格納容器除熱系)の運転を開始する場合、サプレッシ ョン・チェンバ・プール水温が100℃を下回ると、飽和蒸気圧に従 い格納容器圧力は負圧となる可能性がある。よって,可搬型格納容 器除熱系の運転を開始する際には、格納容器圧力逃がし装置は微 開とした上で,不活性ガス系より窒素ガスを注入し,格納容器圧力 が負圧とならないよう制御する運用とする。

東海第二発電所(2018.9.18版)

表1 可搬型原子炉格納容器除熱系統の構築に必要な作業

作業	所要期間
原子炉隔離時冷却系ポンプ入口逆止弁と低圧代替	
注水系 (可搬型) 逆止弁の上蓋等取外し, 耐熱ホー	
ス取付	これらの作業は、1ヵ月
可搬ポンプ準備	程度で準備可能と考え ている。
可搬型熱交換器準備	
通水試驗等	

<効果>

可搬型原子炉格納容器除熱系統における除熱効果を確認するた め、「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損) (代替循環冷却系を使用できない場合)」において,事象発生30日 後まで格納容器ベントによる除熱を行った後、格納容器ベントを 停止し、可搬型原子炉格納容器除熱系統による除熱を実施した場 合の原子炉格納容器パラメータ推移を評価した。ここで可搬型原 子炉格納容器除熱系統の流量は、事故発生 30 日後の崩壊熱除去 相当以上の流量として 100m3/h とし, 低圧代替注水系(常設) 等による原子炉注水及び格納容器ベントを停止するとともに,原 子炉格納容器内が負圧となることを防止及び原子炉格納容器内の 不活性化のために、可搬型窒素供給装置によりドライウェル及び サプレッション・チェンバ内へ窒素を注入(総注入流量 400m³/h) する。

図 2~4 に原子炉格納容器圧力,原子炉格納容器気相部温度, ョン・チェンバ・プール水温の推移を示す。参考3 図及び参考4 図|サプレッション・プール水温の推移を示す。図3 及び図4 に示す|ション・チェンバ水温の推移を示す。参考3図及び参考4図に示 とおり, 可搬型原子炉格納容器除熱系により, 原子炉格納容器気 相部温度、サプレッション・プール水温を低減させることができ

> なお、本評価のように、格納容器圧力逃がし装置により格納容 器圧力が低下している状態では, 格納容器ベント実施時に原子炉 格納容器内の非凝縮性ガスは排出され、原子炉格納容器内は崩壊 | 熱により発生する蒸気で満たされる状態となる。こうした状況に おいて除熱系(可搬型原子炉格納容器除熱系統)の運転を開始す る場合,サプレッション・プール水温が 100℃を下回ると,飽和 蒸気圧に従い原子炉格納容器圧力は負圧となる可能性がある。よ って, 可搬型原子炉格納容器除熱系統の運転を開始する前には, 原子炉格納容器内が負圧となることを防止及び原子炉格納容器内|系は微開としたうえで、可搬式窒素供給装置より窒素ガスを注入 の不活性化のために、原子炉格納容器内へ窒素を注入する。

島根原子力発電所 2号炉

参考2表 可搬型格納容器除熱系構築に必要な作業

作業	所用時間
HPCSポンプ吸込みラインの逆止弁と低圧原子炉代替注水	
系注水ラインの逆止弁の上蓋取り外し、耐熱ホース取付	 これらの作業は、 1 ヵ月程度
可搬ポンプ準備	これらの作業は、 I カ月程度 で進備可能と考えている。
可搬熱交換器準備	で準備り肥と考えている。
通水試験等	

・設備の相違

【柏崎 6/7、東海第二】

備考

<効果>

「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」 において事象発生後約1ヵ月まで格納容器フィルタベント系によ る除熱を行った後、可搬型格納容器除熱系による除熱とした場合 の格納容器パラメータ推移を評価した。ここで可搬型格納容器除 熱系の流量は、事故発生30日後の崩壊熱を上回る ■m³/hとし、 格納容器フィルタベント系は微開(流路面積3%開)とするとと もに可搬式窒素供給装置により窒素ガスを100m³/h注入する。

運用の相違

【東海第二】

島根2号炉は,可燃性 ガスの蓄積を防止する ために、格納容器ベント を停止せず、微開にする 運用としている

設備の相違

【柏崎 6/7、東海第二】 窒素ガス注入量

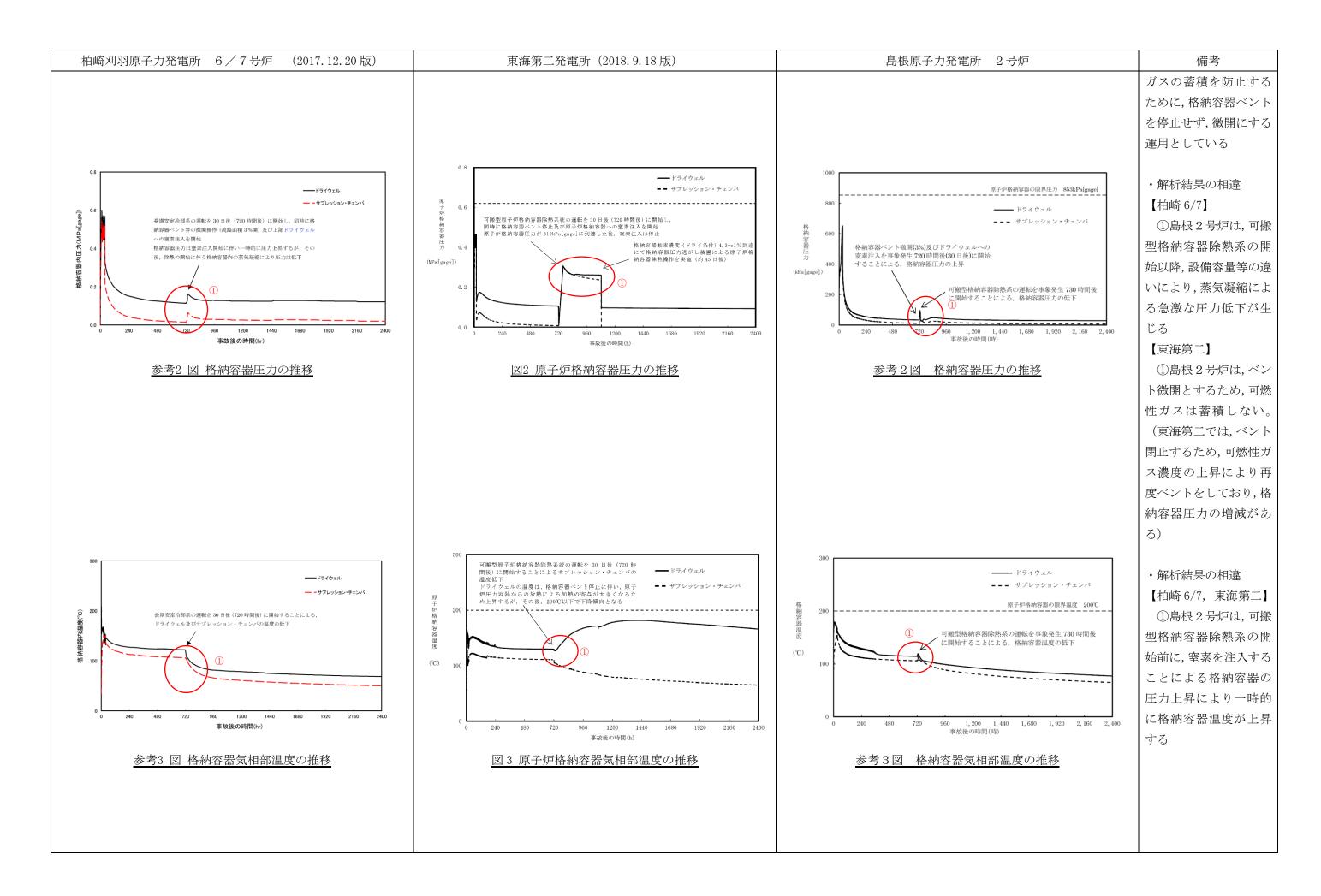
参考2~4図に格納容器圧力、格納容器気相部温度、サプレッ すとおり、格納容器気相部温度、サプレッション・チェンバ水温 を低減させることができる。

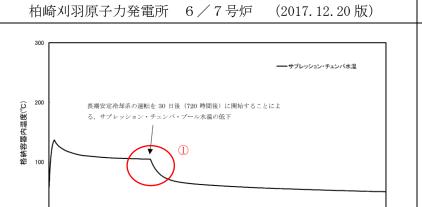
なお、本評価のように、格納容器フィルタベント系により格納 容器圧力が低下している状態では、格納容器ベント実施時に原子 炉格納容器内の非凝縮性ガスが排出され、原子炉格納容器内は崩 壊熱により発生する蒸気で満たされる状態となる。こうした状況 において除熱系(可搬型格納容器除熱系)の運転を開始する場合, サプレッション・チェンバ水温が100℃を下回ると、飽和蒸気圧に 従い格納容器圧力は負圧となる可能性がある。よって、可搬型格 納容器除熱系の運転を開始する際には、格納容器フィルタベント し、格納容器圧力が負圧とならないよう制御する運用とする。

・運用の相違

【東海第二】

島根2号炉は,可燃性





参考4 図 サプレッション・チェンバ・プール水温の推移

1200

事故後の時間(br)

<系統成立性評価>

可搬型格納容器除熱系は、事故発生30日後の崩壊熱相当(約 6.5MW)を除熱できる設計とし、本章ではその系統成立性評価を示す。評価にあたっては「①可搬ポンプのNPSH(Net Positive Suction Head)評価」で原子炉建屋地下3階に設置する可搬ポンプの必要NPSHが系統圧力損失を考慮して有効NPSHを満足することを確認する。次に「②流量評価」で系統圧力損失を考慮して、本系統で確保可能な系統流量を評価し、その流量で可搬熱交換器による除熱可能な除熱量を「③除熱量評価」で示し、本系統が事故発生30日後の崩壊熱相当(約6.5MW)を除熱できることを確認し、系統成立性を示す。

① ポンプのNPSH評価

ポンプがキャビテーションを起こさず正常に動作するためには、流体圧力や吸込配管圧力損失等により求められる「有効NPSH」が、ポンプの「必要NPSH」と同等かそれ以上であること(有効NPSH \geq 必要NPSH)を満足する必要があり、有効NPSH \geq 必要NPSH)を満足する必要があり、有効NPSH \geq 必要NPSHを比較するNPSH評価によりポンプの成立性を確認する。本評価では参考5図の系統構成を想定し、格納容器内圧力(S/C)、サプレッション・チェンバ・プール水位と可搬ポンプ軸レベル間の水頭差、吸込配管(\underline{HPCF} 常設配管及び耐熱ホース)圧力損失により求められる有効NPSH \geq 可搬ポンプの必要NPSHを比較することで評価する。有効NPSHの評価式は以下の通りであり、評価結果は参考3表に示す通り、6号炉及び7号炉ともにポンプのNPSH評価は成立する。

東海第二発電所 (2018.9.18版)

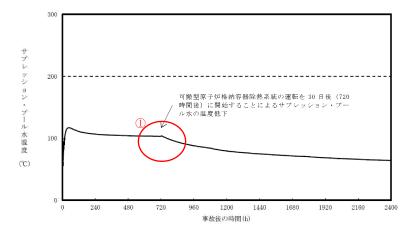


図4 サプレッション・プール水温度の推移

<系統成立性評価>

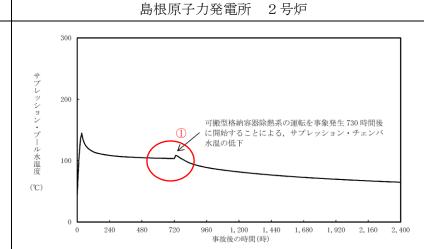
可搬型原子炉格納容器除熱系統は、事故発生 30 日後の崩壊熱相当 (約5.7MW) を除熱できる設計とし、本章ではその系統成立性評価を示す。評価に当たっては「①可搬ポンプの NPSH (Net Positive Suction Head) 評価」で原子炉建屋原子炉棟地下 2 階に設置する可搬ポンプの必要 NPSH が、系統圧力損失を考慮して有効 NPSH を満足することを確認する。次に「②流量評価」で系統圧力損失を考慮して、本系統で確保可能な系統流量を評価し、その流量で可搬熱交器による除熱可能な除熱量を「③除熱量評価」で示し、本系統が事故発生 30 日後の崩壊熱相当 (約5.7MW) を除熱できることを確認し、系統成立性を示す。

① ポンプの NPSH 評価

ポンプがキャビテーションを起こさず正常に動作するためには、流体圧力や吸込配管圧力損失等により求められる「有効 NPSH」が、ポンプの「必要 NPSH」と同等かそれ以上であること(有効 NPSH ≧必要 NPSH)を満足する必要がある。

このため、本評価では図5 の系統構成を想定し、原子炉格納容器内圧力(サプレッション・チェンバ)、サプレッション・プール水位と可搬ポンプ軸レベル間の水頭差、吸込配管(原子炉隔離時冷却系配管及び耐熱ホース)圧力損失により求められる有効 NPSHと、可搬ポンプの必要 NPSH を比較することで、ポンプの成立性を確認する。

有効 NPSH の評価式は以下のとおりであり、評価結果は表2に示すとおり、ポンプの NPSH 評価は成立する。



参考4図 サプレッション・チェンバ水温の推移

<系統成立性評価>

可搬型格納容器除熱系は,事故発生30日後の崩壊熱相当(約3.9MW)を除熱できる設計とし,本章ではその系統成立性評価を示す。評価にあたっては「①可搬ポンプのNPSH(Net Positive Suction Head)評価」で原子炉建物地下2階に設置する可搬ポンプの必要NPSHが系統圧力損失を考慮して有効NPSHを満足することを確認する。次に「②流量評価」で系統圧力損失を考慮して,本系統で確保可能な系統流量を評価し,その流量で可搬熱交換器による除熱可能な除熱量を「③除熱量評価」で示し,本系統が事故発生30日後の崩壊熱相当(約3.9MW)を除熱できることを確認し,系統成立性を示す。

① ポンプのNPSH評価

ポンプがキャビテーションを起こさず正常に動作するためには、流体圧力や吸込配管圧力損失等により求められる「有効NPSH」が、ポンプの「必要NPSH」と同等かそれ以上であること(有効NPSH≧必要NPSH)を満足する必要があり、有効NPSHと必要NPSHを比較するNPSH評価によりポンプの成立性を確認する。本評価では参考5図の系統構成を想定し、格納容器内圧力(S/C)、サプレッション・チェンバのプール水位と可搬ポンプ吸込口レベル間の水頭差、吸込配管(HPCS常設配管及び耐熱ホース)圧力損失により求められる有効NPSHと、可搬ポンプの必要NPSHを比較することで評価する。有効NPSHの評価式は以下のとおりであり、評価結果は参考3表に示すとおり、ポンプのNPSH評価は成立する。

・解析結果の相違

【柏崎 6/7,東海第二】

備考

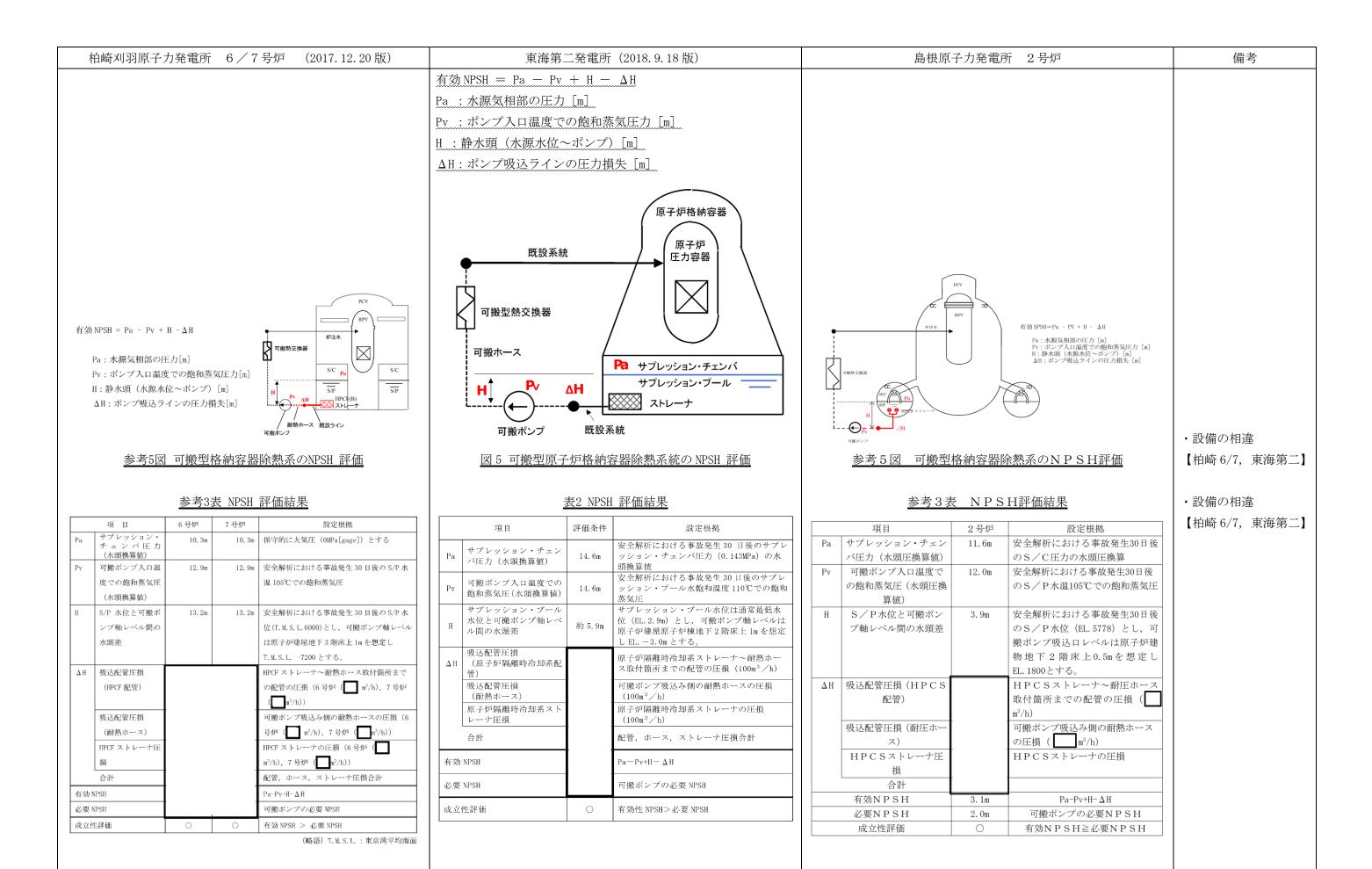
①島根2号炉は,可搬型格納容器除熱系の開始前に,窒素を注入することによる格納容器の圧力上昇により一時的にサプレッション・チェンバ水温が上昇する

・設備の相違

【柏崎 6/7,東海第二】 崩壊熱の相違

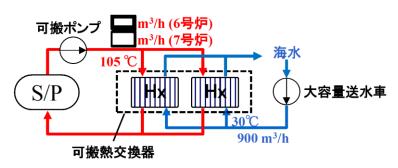
・設備の相違 【柏崎 6/7,東海第二】 崩壊熱の相違

・設備の相違【柏崎 6/7, 東海第二】系統構成の相違



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 流量評価	② 流量評価	② 流量評価	
可搬ポンプ及び可搬熱交換器を用いた可搬型格納容器除熱系の	可搬ポンプ及び可搬型熱交換器を用いた可搬型原子炉格納容器	可搬ポンプ及び可搬熱交換器を用いた可搬型格納容器除熱系	
系統流量は、後述する評価により6号炉では m³/h以上、7号炉	除熱系統の系統流量は、後述する評価により 100m ³ /h 以上確保	の系統流量は、後述する評価により m³/h以上確保可能である	
では m³/h以上確保可能であることを確認している。本章では,	可能であることを確認している。本章では、その評価結果につい	ことを確認している。本章では、その評価結果について示す。流	
その評価結果について示す。流量確認方法としては、可搬ポンプ	て示す。	量確認方法としては、可搬ポンプの「性能曲線」(揚程と流量の	
の「性能曲線」(揚程と流量の関係図)と参考1図の系統構成を想	流量確認方法としては,可搬ポンプの「性能曲線」(揚程と流量	関係図)と参考1図の系統構成を想定した場合の「システム抵抗	
定した場合の「システム抵抗曲線」との交点がポンプの動作点と	の関係図)と図1の系統構成を想定した場合の「システム抵抗曲	曲線」との交点がポンプの動作点となるため、ポンプの動作点の	
なるため、ポンプの動作点の流量を確認する。その結果は参考6	線」との交点が、ポンプの動作点となるため、そのポンプの動作	流量を確認する。その結果は <u>参考6</u> 図に示すとおり, m³/h以	
図及び参考7図に示す通り、6号炉では m³/h以上、7号炉では	点の流量を確認する。	上確保可能であることを確認した。参考として、系統流量	
m³/h以上確保可能であることを確認した。参考として,6号炉の系	その結果は $図6$ に示すとおり, $100m^3/h$ 以上確保可能である	m ³ /h時の圧力損失を <u>参考4表</u> に示す。	
統流量 m³/h時,7号炉の系統流量 m³/h時の圧力損失を参考	ことを確認した。参考として,系統流量100m ³ /h 時の圧力損失		
4表に示す。	を表3 に示す。		
	200		
	180 - 全楊程(m)		
	(E) 160		
	機 機 (3) 80 - (3) 80 -		
	20 -		
	0 20 40 60 80 100 120		
	流量(m² /h)		
 参考6 図 可搬型格納容器除熱系の流量評価結果(6 号炉)	図6 可搬型原子炉格納容器除熱系統の流量評価結果	参考6図 可搬型格納容器除熱系の流量評価結果	 ・設備の相違
			【柏崎 6/7,東海第二】
参考7 図 可搬型格納容器除熱系の流量評価結果(7 号炉)			

柏崎刈羽原	子力発電所 6/	/ 7 号炉 (2017.	12.20版)	東淮	英第二発電 原	所(2018. 9. 18 版)		島根原子力発電所 2号炉			号炉	備考
参考4表 圧力損失內訳			表3 圧力損失內訳			参考 4 表 圧力損失内訳				・設備の相違		
除熱手段(評価ルー	F)	6 号炉	7 号炉	流量		10	00m³/h	除熱手段(評価ルート)		2号炉		【柏崎 6/7,東海第二】
流量				配管・弁類圧力損失	常設ライ		· · · · · ·	配管・弁類圧力:	流量 損失 常設ライン			
配管・弁類圧力損失	常設ライン 耐熱ホース						-	配官•开類圧刀:	耐圧ホース			
	可搬熱交換器	ł	-		耐熱ホー				可搬熱交換器	:		
		ţ			可搬型熱	·交換器 ————		静水頭	水源		EL. 5778	
静水頭	水源	T. M. S. L1200 (通常最低水位)	T. M. S. L1200 (通常最低水位)					ff7八项	/Nuk	(安全解析にお	ける事故発生30日後のS/	
	注水先	(通书取拟水位)	(通吊取私外位)	静水頭	水源	E	L. 2. 9m		32. 7. H-	P水位)		
			1			(通常	最低水位)		注入先			
圧力差		0.014MPa	0.014MPa		注水先							
	注水先	0. 12MPa	0. 12MPa					E力差	水源 注入先		1. 4m 2. 9m	
		11.3m	11.3m	上 圧力差	水源	0	465MPa		111/1/11		1. 5m	
システム抵抗 (圧力:	損失)				注水先			システム抵	抗(圧力損失)			
					上上八九		920MPa					
						*	J 46. 4m					
				システム抵抗(圧力損	失)							
				○ IC 数 見 並 / エ					r			
③ 除熱量評価	オ田の宮り 三畑	刑协如索用政裁之	の法則は6日に	③ 除熱量評価	12 N = T46	無利度 フ 唇板 如皮具	収却でなる次見	③ 除熱量評価			28日外熱ズの法見は	
		型格納容器除熱系			000000						学器除熱系の流量は	
	_	m ³ /h以上が確 ⁴	保可能であるこ		は 100m ³ /h 以上確保可能であることから, そのときの系統の除熱							
•	の系統の除熱量を			量を評価した。			価した。					
		であり、可搬熱交		評価条件は表4に示すとおりであり、可搬型熱交換器の性能及								
大容量送水車に	よる海水側の条件	‡を踏まえて本系 統	売の除熱量を評	び可搬型代替注水大	型ポンプに	こよる海水側の条件	- を踏まえて本系	及び大型送水	ポンプ車による	海水側の条件	を踏まえて本系統の除	
価したところ,	事故発生30日後の)崩壊熱相当(<u>約6</u>	<u>.5MW</u>) を除熱で	統の除熱量を評価したところ,事故発生30日後の崩壊熱相当(<u>約</u>			<u>夕</u> 熱量を評価したところ,事故発生30日後の崩壊熱相当(<u>約3.9MW</u>)			・設備の相違		
きることを確認し	した。			<u>5.7MW</u>) を除熱できることを確認した。			を除熱できることを確認した。			【柏崎 6/7,東海第二】		
												崩壊熱の相違
参考	55表 可搬熱交換	器の除熱量評価条	<u>:件</u>	表 4 可搬型熱交換器の除熱量評価条件			参考 5 表 可搬熱交換器の除熱量評価条件				・設備の相違	
可搬熱交換器	淡水系 1次個	則入口温度	105°C					可搬熱交換器		次側入口温度	105℃	【柏崎 6/7,東海第二】
可加尔汉英福] m³/h (6 号炉)		淡水系	1次側入口温度	100℃		海水系	1次側流量 海水温度	m³/h 30℃	
			m³/h (7 号炉)		100,400	1 次側流量	100m³/h		144/1/2/2	海水流量	180m³/h	
	海水系海水流		30°C	□ 可搬型熱交換器 □		海水温度	32°C					
	海水流	流量	900m³/h		海水系							
						海水流量	300m³/h					



参考8図 可搬型格納容器除熱系の除熱量評価図

以上の「①ポンプのNPSH評価」,「②流量評価」,「③除熱量評価」の結果から,可搬型格納容器除熱系は事故発生30日後の崩壊熱相当(約6.5MW)を除熱するための系統流量が確保可能なシステムであることを確認した。

<具体的な手順の概要>

(1) 可搬型格納容器除熱系の概要

可搬ポンプ,可搬熱交換器を用いた可搬型格納容器除熱系の概要を以下に示す。

<u>HPCFポンプB室(T.M.S.L.-8200)のHPCF復水貯蔵槽側</u> 吸込逆止弁(B)の上蓋及び弁体を取り外し、上蓋フランジに耐熱ホースが接続できる仮蓋を取り付け、その仮蓋に耐熱ホースを接続する。

<u>HPCF復水貯蔵槽側吸込逆止弁(B)</u>に取り付けた耐熱ホースを, <u>HPCFポンプB室前通路</u>に設置した可搬ポンプの吸込側フランジに連結し,可搬ポンプ吐出側フランジに取り付けた耐熱ホースを原子炉建屋1階大物搬入口(T.M.S.L.12300)に設置した可搬熱交換器入口側フランジに連結する。また, B系弁室

(T.M.S.L.12300) の残留熱除去系注入ライン洗浄水入口逆止弁 (B)の上蓋及び弁体を取り外し、上蓋フランジに耐熱ホースが接続できる仮蓋を取り付け、その仮蓋に耐熱ホースを接続し、可搬

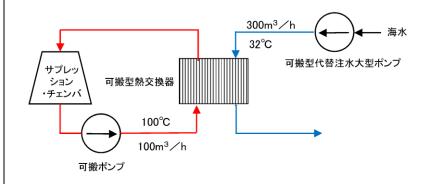


図8 可搬型原子炉格納容器除熱系統の除熱量評価図

以上の「①ポンプの NPSH 評価」,「②流量評価」及び「③除熱量評価」の結果から,可搬型原子炉格納容器除熱系統は事故後 30日後の崩壊熱相当(約 5.7MW)を除熱するための系統流量が確保可能なシステムであることを確認した。

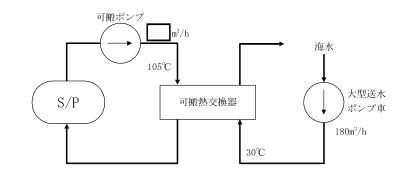
<具体的な手順の概要>

(1) 可搬型原子炉格納容器除熱系統の概要

可搬ポンプ,可搬型熱交換器を用いた可搬型原子炉格納容器除 熱系統の概要を以下に示す。

原子炉隔離時冷却系ポンプ室(EL. -4.0m)の原子炉隔離時冷却 系ポンプの入口逆止弁の上蓋及び弁体を取り外し、上蓋フランジ に耐熱ホースが接続できる仮蓋を取り付け、その仮蓋に耐熱ホースを接続する。

原子炉隔離時冷却系ポンプの入口逆止弁に取り付けた耐熱ホースを,原子炉隔離時冷却系ポンプ室に設置した可搬ポンプの吸込側フランジに連結し,可搬ポンプ吐出側フランジに取り付けた耐熱ホースを原子炉建屋原子炉棟1階大物搬入口(EL.8.2m)に設置した可搬型熱交換器入口側フランジに連結する。また,低圧代替注水系(可搬型)の低圧代替注水系逆止弁(EL.20m)の上蓋及び弁体を取り外し,上蓋フランジに耐熱ホースが接続できる仮蓋を取り付け,その仮蓋に耐熱ホースを接続し,可搬型熱交換器出



参考7図 可搬型格納容器除熱系の除熱量評価図

以上の「①ポンプのNPSH評価」,「②流量評価」,「③除 熱量評価」の結果から,可搬型格納容器除熱系は事故発生30日後 の崩壊熱相当(約3.9MW)を除熱するための系統流量が確保可能な システムであることを確認した。

<具体的な手順の概要>

(1) 可搬型格納容器除熱系の概要

可搬ポンプ,可搬熱交換器を用いた可搬型格納容器除熱系の概要を以下に示す。

<u>HPCSポンプ室(EL.1300)</u>の<u>HPCSポンプ復水貯蔵タンク水入口逆止弁</u>の上蓋を取り外し、上蓋フランジに耐熱ホースが接続できる仮蓋を取り付け、その仮蓋に耐熱ホースを接続する。

- ・設備の相違 【柏崎 6/7,東海第二】
- ・設備の相違 【柏崎 6/7,東海第二】 崩壊熱の相違

設備の相違

【柏崎 6/7, 東海第二】 系統構成の相違。また,島根 2 号炉の本系統 は逆止弁に対して逆流 方向から流れるため,逆 止弁の弁体は閉状態で 流路が形成されること から,弁体の取り外しは 不要

HPCSポンプ復水貯蔵タンク水入口逆止弁に取り付けた耐熱ホースを、HPCSポンプ室に設置した可搬ポンプの吸込側フランジに連結し、可搬ポンプ吐出側フランジに取り付けた耐熱ホースを原子炉建物1階大物搬入口(EL.15300)に設置した可搬熱交換器の入口側フランジに連結する。また、原子炉建物1階

(EL. 15300) のFLSR可搬式設備A-注水ライン逆止弁の上蓋を取り外し、上蓋フランジに耐熱ホースが接続できる仮蓋を取り付け、その仮蓋に耐熱ホースを接続し、可搬熱交換器出口側フラ

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

【柏崎 6/7, 東海第二】 系統構成の相違。ま た,島根 2 号炉の本系統

熱交換器出口側フランジに連結する。このように系統を構成することで、サプレッション・チェンバ・プール水を可搬ポンプ及び可搬熱交換器を用いて原子炉圧力容器に注水することが可能となる。可搬型格納容器除熱系を構成する耐熱ホース等は、作業時の被ばく線量を考慮した配置に設置する。

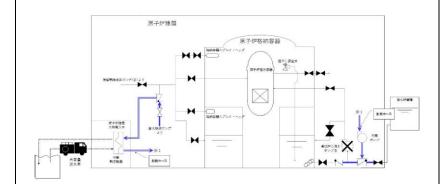
なお、可搬型格納容器除熱系の使用にあたっては、サプレッション・チェンバ・プール水からの汚染水を通水する前に復水移送ポンプで非汚染水による水張りを実施し、可搬部位の健全性確認を行う。参考9図に系統水張りの概要図を示す。

また,可搬熱交換器の二次系については,屋外に<u>大容量送水車</u>とホースを配備して連結し,<u>大容量送水車</u>を起動することで海水を通水する。

系統水張りによる健全性確認が完了した後, <u>HPCFサプレッションプール側吸込隔離弁(B)</u>を開操作し, <u>残留熱除去系</u>から原子炉圧力容器へ注水し循環することにより除熱する。

可搬ポンプ,可搬熱交換器を用いた可搬型格納容器除熱系の除熱可能量は,事故発生30日後の崩壊熱「<u>6.5MW</u>」を上回る系統設計とする。

系統を構成する機器の配置イメージを以下に示す。また、系統 を構成する機器の仕様等は参考6表の通りである。



参考9図 復水補給水系を用いた系統水張り概要図

東海第二発電所 (2018.9.18版)

口側フランジに連結する。

このように系統を構成することで、サプレッション・プール水 を可搬ポンプ及び可搬型熱交換器を用いて原子炉圧力容器に注水 することが可能となる。可搬型原子炉格納容器除熱系統を構成す る耐熱ホース等は、作業時の被ばく線量を考慮した配置に設置す る。

なお、可搬型原子炉格納容器除熱系統の使用に当たっては、汚染したサプレッション・プール水を通水する前に、可搬型代替注水大型ポンプを用いて非汚染水による水張りを実施し、可搬部位の健全性確認を行う。図9に系統水張りの概要図を示す。

また、可搬型熱交換器の二次系については、屋外に<u>可搬型代替</u> 注水大型ポンプとホースを配備して連結し、<u>可搬型代替注水大型</u> ポンプを起動することで海水を通水する。

系統水張りによる健全性確認が完了した後,原子炉隔離時冷却 系ポンプのサプレッション・チェンバ側入口弁を開操作し,低圧 代替注水系(可搬型)から原子炉圧力容器へ注水し循環すること により除熱する。

系統を構成する機器の配置イメージを図<u>10</u>に示す。また、系統を構成する機器の仕様等は表 5 のとおりである。

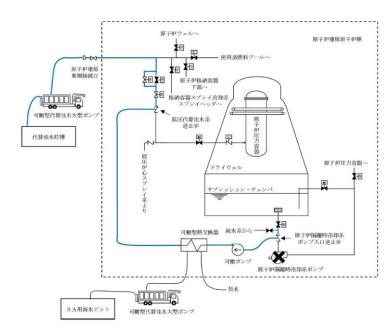


図9 可搬型代替注水大型ポンプを用いた系統水張り概要図

島根原子力発電所 2号炉

ンジに連結する。このように系統を構成することで、サプレッション・チェンバのプール水を可搬ポンプ及び可搬熱交換器を用いて原子炉圧力容器に注水することが可能となる。可搬型格納容器除熱系を構成する耐熱ホース等は、作業時の被ばく線量を考慮した配置に設置する。

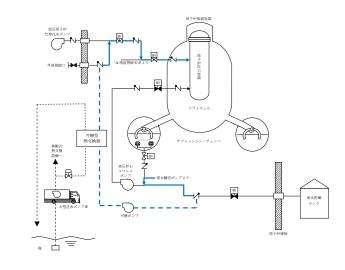
なお、可搬型格納容器除熱系の使用にあたっては、サプレッション・チェンバのプール水からの汚染水を通水する前に復水輸送ポンプで非汚染水による水張りを実施し、可搬部位の健全性確認を行う。参考8図に系統水張りの概要図を示す。

また,可搬熱交換器の二次系については,屋外に<u>大型送水ポンプ車</u>とホースを配備して連結し,大型送水ポンプ車を起動することで海水を通水する。

系統水張りによる健全性確認が完了した後、<u>HPCSポンプト</u> <u>ーラス水入口弁</u>を開操作し、<u>低圧原子炉代替注水系</u>から原子炉圧 力容器へ注水し循環することにより除熱する。

可搬ポンプ,可搬熱交換器を用いた可搬型格納容器除熱系の除熱可能量は,事故発生30日後の崩壊熱「約3.9MW」を上回る系統設計とする。

系統を構成する機器の配置イメージを<u>以下</u>に示す。また、系統 を構成する機器の仕様等は参考6表のとおりである。



参考8図 復水輸送系を用いた系統水張り概要図

は逆止弁に対して逆流 方向から流れるため,逆 止弁の弁体は閉状態で 流路が形成されること から,弁体の取り外しは 不要

備考

・設備の相違【柏崎 6/7, 東海第二】系統構成の相違

・設備の相違【柏崎 6/7】崩壊熱の相違

・設備の相違 【柏崎 6/7,東海第二】

参考形 医 孢子疗性压迫下 3 的 機能配配 (7 5 0 2 5 的) 图 10 - 1 数验私证据 (1/年)	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
	参考10 図 原子炉建屋地下3階 機器配置図 (7号炉の例)	図 10-1 機器配置図 (1/5)	#PCSポンプ後が減タシク水入口連手 ・	

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
	図 10-3 機器配置図 (3/5)		
	図 10-4 機器配置図 (4/5)		

図 10-5 機器配置図 (5/5)	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版) 参考6表 可搬型格納容器除熱系の機器仕様 構成機器 可搬機器 耐熱ホース(フ レキシブルメタ 口径 150A 圧力 1MPa 以上 ルホース) ※弁接続部の仮 温度 350℃ 蓋含む 可搬ポンプ 容量 約 90m³/h 全揚程 約85m 可搬熱交換器 6. 5MW DJ F 大容量送水車 $900 \text{m}^3/\text{h}$ 吐出圧力 1.25MPa 既設機器

※機器図は一般例を示すものである。

容量 125m3/h 全揚程 85m

復水移送ポンフ

※詳細設計に伴い機器仕様の変更が必要な場合は、仕様を変更する。

(2) 作業に伴う被ばく線量

炉心損傷により発生する汚染水はサプレッション・チェンバ・ プール内にあるが、HPCFポンプBおよびHPCF復水貯蔵槽 側吸込逆止弁(B)はサプレッションプール側隔離弁により常時隔 離されているため直接汚染水に接することはない。

復水補給水系

東海第二発電所 (2018.9.18版)

表 5 可搬型格納容器除熱系の機器仕様

構成機器	仕様等		備考		
可搬機器	可搬機器				
耐熱ホース (フレ キシブルメタルホ ース) ※弁接続部の仮蓋 含む	口径 150A 圧力 2.1MPa以上 温度 110℃		-		
可搬ポンプ	容量 約 100m ³ /h 全揚程 約 135m		_		
可搬型熱交換器	除熱量 5.7MW以上		-		
可搬型代替注水大型ポンプ	容量 約 1, 380m ³ /h 全揚程 約 135m		-		

※機器図は一般例を示すものである。

※詳細設計に伴い機器仕様の変更が必要な場合は、仕様を変更す る。

(2) 作業に伴う被ばく線量

炉心損傷で発生した汚染水はサプレッション・プール水中にあ るが、原子炉隔離時冷却系については、サプレッション・チェン バ側のポンプ入口弁が通常時開となっているため、原子炉隔離時 冷却系ポンプ入口逆止弁にはサプレッション・プール水が流入し ていることが考えられる。ただし、原子炉隔離時冷却系について は、運転している場合には炉心損傷を防止でき、運転が停止した ってサプレッション・プール水が汚染する段階では、原子炉隔離 │ 傷によってサプレッション・プール水が汚染する段階では、高圧

島根原子力発電所 2号炉

参考6表 可搬型格納容器除熱系の機器仕様

構成機器	仕様等		備考
可搬機器			
耐熱ホース(フレキシブルメタルホース) ※弁接続部の仮 蓋含む	口径 150A 圧力 1.6MPa 温度 450℃ 口径 100A 圧力 1.7MPa 温度 450℃		150A: HPCSポ ンプ復水貯蔵タ ンク水入口逆止 弁~可搬ポンプ まで 100A: 可搬ポンプ ~FLSR可搬 式設備A-注水 ライン逆止弁
可搬ポンプ	容量 約60m³/h 全揚程 約86m		7 1 2 22 71
可搬熱交換器	除熱量 3.9MW以上		
大型送水ポンプ 車	容量 1,800m³/h 吐出圧力 1.4MPa		
既設機器		1	
復水輸送ポンプ	容量 85m³/h 全揚程 70m	_	復水輸送系

※機器図は一般例を示すものである。

※詳細設計に伴い機器仕様の変更が必要な場合は、仕様を変更す る。

(2)作業に伴う被ばく線量

炉心損傷で発生した汚染水はサプレッション・プール水中にあ るが、高圧炉心スプレイ系については、サプレッション・チェン バ側のポンプ入口弁が通常時開となっているため, HPCSポン プ復水貯蔵タンク水入口逆止弁にはサプレッション・プール水が 流入していることが考えられる。ただし,高圧炉心スプレイ系に ついては、運転している場合には炉心損傷を防止でき、運転が停 後に炉心損傷に至ることが考えられる。このため、炉心損傷によし止した後に炉心損傷に至ることが考えられる。このため、炉心損

【柏崎 6/7, 東海第二】

・設備の相違

備考

・設備の相違

【柏崎 6/7】

高圧注水系の第一水 源が島根2号炉はサプ レッション・チェンバで あるため, サプレッショ ン・チェンバ側の入口弁

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
また、 <u>残留熱除去系注入ライン洗浄水入口逆止弁(B)</u> は復水貯蔵槽を水源とする復水補給水系(以下MUWCという)で満たされているため直接汚染水に接することはない。	ョン・プール水が作業エリアに敷設されている配管系まで流入し ないことも考えられる。	炉心スプレイ系の系統内は流動がない状態であり、汚染したサプレッション・プール水が作業エリアに敷設されている配管系まで流入しないことも考えられる。	は開 【柏崎 6/7, 東海第二】 系統構成の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 系統構成の相違
HPCFポンプB室内 (T.M.S.L8200) におけるHPCF復水 <u>貯蔵槽側吸込逆止弁(B)</u> 付近の雰囲気線量は、格納容器からの漏 えいに起因する室内の空間線量率及び線源配管からの直接線によ る線量率により <u>約26.1mSv/h</u> となる。〔参考9-補足2〕	原子炉隔離時冷却系ポンプ室内(EL4.0m)における原子炉隔離時冷却系ポンプ入口逆止弁付近の雰囲気線量は、原子炉格納容器からの漏えいに起因する室内の空間線量率及び線源配管からの直接線による線量率により約20mSv/hとなる。(参考8-補足1参照)	代替注水槽を水源とする低圧原子炉代替注水系で満たされているため直接汚染水に接することはない。 HPCSポンプ室内(EL. 1300)におけるHPCSポンプ復水貯蔵タンク水入口逆止弁付近の雰囲気線量は、格納容器からの漏えいに起因する室内の空間線量率及び線源配管からの直接線による	 ・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 系統構成の相違 ・評価結果の相違 【柏崎 6/7】 作業場所の線量率の相違 相違
HPCF復水貯蔵槽側吸込逆止弁(B)への耐熱ホース接続作業については、準備作業、後片付けを含めて作業時間は約10時間程度(5人1班で作業)と想定しており、遮蔽等の対策を行い、作業員の交代要員を確保し、交代体制を整えることで実施可能である。		線量率により約12.8mSv/h となる。〔参考9-補足2〕 HPCSポンプ復水貯蔵タンク水入口逆止弁への耐熱ホース接 続作業については、準備作業、後片付けを含めて作業時間は約10 時間程度(5人1班で作業)と想定しており、遮蔽等の対策を行 い、作業員の交代要員を確保し、交代体制を整えることで実施可 能である。	・資料構成の相違【東海第二】本項最終段落に記載・設備の相違【柏崎 6/7】系統構成の相違
洗浄水入口逆止弁(B)付近の雰囲気線量は、格納容器からの漏え	低圧代替注水系(可搬型)の低圧代替注水系逆止弁(EL. 20m)付近の雰囲気線量は、原子炉格納容器からの漏えいに起因する室内の空間線量率及び線源配管からの直接線による線量率により約20mSv/h となる。(参考8-補足1参照)	原子炉建物1階(EL.15300)におけるFLSR可搬式設備A- <u>注水ライン逆止弁</u> 付近の雰囲気線量は、格納容器からの漏えいに 起因する室内の空間線量率により <u>約3.3mSv/h</u> となる。〔参考9- 補足2〕	 ・設備の相違 【柏崎 6/7,東海第二】 系統構成の相違 ・評価結果の相違 【柏崎 6/7,東海第二】 作業場所の線量率の相違 相違
残留熱除去系注入ライン洗浄水入口逆止弁(B)への耐熱ホース接続作業については、準備作業、後片付けを含めて作業時間は約10時間程度(5人1班で作業)と想定しており、遮蔽等の対策を行い、作業員の交代要員を確保し、交代体制を整えることで実施可能である。		FLSR可搬式設備A-注水ライン逆止弁への耐熱ホース接続作業については、準備作業、後片付けを含めて作業時間は約10時間程度(5人1班で作業)と想定しており、遮蔽等の対策を行い、作業員の交代要員を確保し、交代体制を整えることで実施可能である。	 ・資料構成の相違 【東海第二】 本項最終段落に記載 ・設備の相違 【柏崎 6/7,東海第二】 系統構成の相違
原子炉建屋大物搬入口における可搬熱交換器配備箇所の雰囲気	原子炉建屋原子炉棟の大物搬入口における可搬型熱交換器設置	原子炉建物大物搬入口における可搬熱交換器配備箇所の雰囲気	

線量は、格納容器からの漏えいに起因する室内の空間線量率により約21.7mSv/h となる。〔参考9-補足2〕

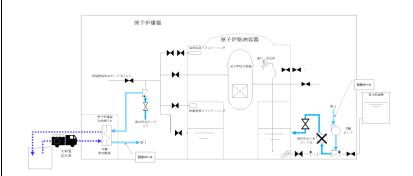
可搬熱交換器への耐熱ホース接続作業については、準備作業、 後片付けを含めて作業時間は約10時間程度(5人1班で作業)と 想定しており、遮蔽等の対策を行い、作業員の交代要員を確保し、 交代体制を整えることで実施可能である。

(3)フランジ部からの漏えい発生時の対応

系統のフランジ部からの漏えい発生等の異常を検知した場合 は、直ちに可搬ポンプを停止し<u>復水移送ポンプ</u>からの非汚染水に よりフラッシングを実施する。

フラッシングにより現場へのアクセスが可能になった後,増し 締め等の補修作業を実施する。

非汚染水によるフラッシングの系統イメージを以下に示す。



参考12図 復水補給水系からの洗浄水ラインを使用したフラッシ ング

- I. 残留熱除去系Bの循環運転で使用した弁を全て全閉とする。
- II. 残留熱除去系Bの洗浄水弁を開操作し、洗浄水逆止弁接続の 耐熱ホース及び可搬ポンプ<u>を逆流し、HPCFポンプB最小流量</u> バイパス弁を開操作することで、サプレッション・チェン

東海第二発電所(2018.9.18版)

箇所 (EL. 8. 2m) の雰囲気線量は、原子炉格納容器からの漏えいに 起因する室内の空間線量率及び線源配管からの直接線による線量 率により約 13mSv/h となる。(参考8-補足1 参照)

これらの作業については、準備作業、後片付けを含めて作業時間は、約13時間程度(6人1班で作業)と想定しており、必要に応じて遮蔽等の対策を行い、作業員の交代要員を確保し、交代体制を整えることで実施可能である。

(3)フランジ部からの漏えい発生時の対応

系統のフランジ部からの漏えい発生等の異常を検知した場合は,直ちに可搬ポンプを停止し,可搬型代替注水大型ポンプからの非汚染水によりフラッシングを実施する。

フラッシングにより現場へのアクセスが可能になった後,増し 締め等の補修作業を実施する。

非汚染水によるフラッシングの系統イメージを図11に示す。

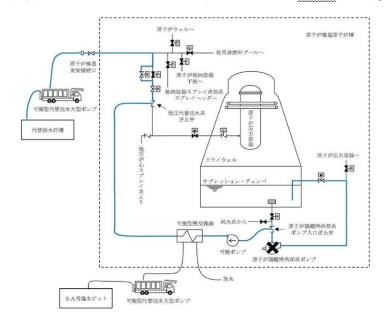


図 11 可搬型代替注水大型ポンプを用いたフラッシング

- I. <u>可搬型原子炉格納容器除熱系統</u>による循環運転で使用した弁を全て全閉する。
- II. <u>低圧代替注水系(可搬型)の注水ラインの弁</u>を開操作し,<u>低</u> <u>圧代替注水系逆止弁接続の</u>耐熱ホース及び可搬ポンプ<u>を逆流</u> し,原子炉隔離時冷却系ミニフロー弁を開操作することで,

島根原子力発電所 2号炉

線量は、格納容器からの漏えいに起因する室内の空間線量率により約5.2mSv/h となる。〔参考9-補足2〕

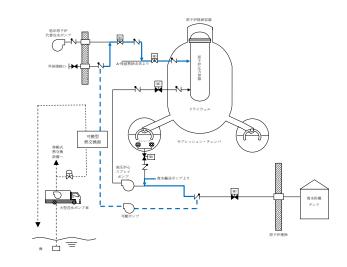
可搬熱交換器への耐熱ホース接続作業については、準備作業、後片付けを含めて作業時間は約10時間程度(<u>5人1班</u>で作業)と想定しており、遮蔽等の対策を行い、作業員の交代要員を確保し、交代体制を整えることで実施可能である。

(3)フランジ部からの漏えい発生時の対応

系統のフランジ部からの漏えい発生等の異常を検知した場合 は、直ちに可搬ポンプを停止し復水輸送ポンプからの非汚染水に よりフラッシングを実施する。

フラッシングにより現場へのアクセスが可能になった後,増し 締め等の補修作業を実施する。

非汚染水によるフラッシングの系統イメージを以下に示す。



参考11図 復水補給水系からの洗浄水ラインを使用したフラッシ

ング

- I. 可搬型格納容器除熱系の循環運転で使用した弁を全て全閉とする
- II. 高圧炉心スプレイ系の洗浄水弁, FLSR注水隔離弁, A-RHR注水弁を開操作し, 復水輸送系の水が耐熱ホース, 可搬ポンプ及び可搬熱交換器を経由し, 原子炉圧力容器へ

・評価結果の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 作業場所の線量率の

備考

・運用の相違

【東海第二】

相違

作業時間,作業人数の 相違

・設備の相違 【柏崎 6/7,東海第二】

・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 フラッシング系統の

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
<u>バ・プール</u> へ流入 <u>し,</u> 系統をフラッシングする	サプレッション・チェンバへ流入し、系統をフラッシングす	流入することで、系統をフラッシングする	相違
	პ _‱		
Ⅲ. サプレッション・チェンバ・プール水位に影響しない範囲で,	Ⅲ. サプレッション・プール水位が格納容器ベントライン水没レ	Ⅲ. サプレッション・チェンバのプール水位に影響しない範囲	
空間線量が下がるまでフラッシングを実施する	<u>ベルに達</u> しない範囲で、空間線量が下がるまでフラッシング を実施する。	で、空間線量が下がるまでフラッシングを実施する	
Ⅳ. フラッシングにより漏えいフランジ近辺の空間線量が十分	IV. フラッシングにより漏えいフランジ近辺の空間線量が十分低	IV. フラッシングにより漏えいフランジ近辺の空間線量が十分	
低下した場合、漏えいフランジ部にアクセスする	下した場合,漏えいフランジ部にアクセスする。	低下した場合、漏えいフランジ部にアクセスする	
V. 漏えいフランジの増し締めを行い,系統を復旧する	V. 漏えいフランジの増し締めを行い, 系統を復旧する。	V. 漏えいフランジの増し締めを行い, 系統を復旧する	
2. 可搬熱交換器によるSPCUを用いた格納容器除熱			・設備の相違 【柏崎 6/7】
<実現可能性>			島根 2 号炉は SPCU 無
◇ 夫児 引 配性 / 格納容器ベントによる格納容器除熱を実施している場合、残留			両似4万州は SPUU 悪
熱除去系による格納容器除熱機能の回復を実施する。残留熱除去			
系の機能回復が長期間実施できない場合、可搬設備を用いた可搬			
型格納容器除熱系を構築する。			
また、可搬型格納容器除熱系に加え、サプレッション・チェン			
バ・プールを水源として運転可能なSPCUポンプを使用する除			
熱系を構築する。除熱設備として可搬熱交換器を使用し、残留熱			
除去系から原子炉圧力容器へ注水し循環することにより除熱す			
る。			
「SPCUポンプ吐出弁」に耐熱ホースを接続し、原子炉建屋			
搬入口に設置する可搬熱交換器と接続する構成とする。可搬熱交			
換器の出口側については残留熱除去系の原子炉注水配管にある			
「残留熱除去系注入ライン洗浄水入口逆止弁(B)」と耐熱ホース			
で連結する構成とする。これらの構成で、SPCUポンプにより			
サプレッション・チェンバ・プール水を可搬熱交換器に送水し、			
そこで除熱した水を原子炉圧力容器に注水する系統を構築する。			
なお、可搬熱交換器の二次系については、大容量送水車により海			
水を通水できる構成とする。			
SPCU系はサプレッション・チェンバ・プール水を浄化する			
ことが目的であり、通常運転時及び事故時には停止状態で待機し			
ている。さらに、待機時は復水貯蔵槽を水源とした系統構成とな			
っているため、サプレッションプール内の汚染水が流入する可能			
性は無い。			
-			



ポンプがキャビテーションを起こさず正常に動作するためには、流体圧力や吸込配管圧力損失等により求められる「有効NPSH」が、ポンプの「必要NPSH」と同等かそれ以上であること(有効NPSH \ge 必要NPSH)を満足する必要があり、有効NPSH \ge と必要NPSH を比較する

NPSH 評価によりポンプの成立性を確認する。本評価では参考14 図の系統構成を想定し、格納容器内圧力(S/C)、サプレッシ

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
ョン・チェンバ・プール水位とSPCUポンプ軸レベル間の水頭			
É,吸込配管圧力損失により求められる有効NPSH と,SPCUポ			
ノプの必要NPSHを比較することで評価する。有効NPSH の評価式は			
以下の通りであり、評価結果は参考8表に示す通り、6号炉及び7			
号炉ともにポンプのNPSH 評価は成立する。			
有効 NPSH = Pa - Pv + H - ΔH Pa: 水源気相部の圧力[m] Pv: ポンプ入口温度での飽和蒸気圧力[m] H: 静水頭 (水源水位〜ポンプ) [m] ΔH: ポンプ吸込ラインの圧力損失[m]			
参考14 図 SPCUによる格納容器除熱系のNPSH 評価 参考8 表 NPSH 評価結果			
項 目 6号炉 7号炉 設定根拠			
Pa サブレッション・チェンバ圧力 10.3m 10.3m 保守的に大気圧 (OMPa[gage]) とする			
(水頭換算値) Pv SPCU ポンプ入口温度 12.9m 12.9m 安全解析における事故発生 30 日後の			
での飽和蒸気圧(水頭 S/P 水温 105℃での飽和蒸気圧			
换算值)			
H S/P 水位と SPCU ポン 13.2m 33.2m 安全解析における事故発生 30 日後の ブ軸レベル間の水頭 S/P 水位 (T. M. S. I. 6000) とし、SPCU ポ			
差			
上 1m を想定し T.M.S.L7200 とす			
వ.			
□ M ^S /h 時の SPCU ストレーナ~SPCU			
(SPCU 配管) ポンプ間の配管圧損			
SPCU ストレーナ圧損			
合計 配管、ストレーナ圧損合計			
有効 NPSH Pa-Pv+H- Δ H			
必要 NPSH SPCU ポンプの必要 NPSH			
成立性評価 O 有効 NPSH > 必要 NPSH			
(略語) T.M.S.L.:東京湾平均海面			
②流量評価			
SPCU ポンプ及び可搬熱交換器を用いたSPCU ポンプによる格納			
字器除熱系の系統流量は,後述する評価により m³/h 以上確保			
可能であることを確認している。本章では、その評価結果につい			
て示す。			
流量確認方法としては、SPCU ポンプの「性能曲線」(揚程と流			
遣の関係図)と参考13 図の系統構成を想定した場合の「システム			

抵抗曲線」との交点がポンプの動作点となるため、ポンプの動作 点の流量を確認する。その結果は参考15 図及び参考16 図に示す

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
通りであり、 m³/h 以上確保可能であることを確認した。参考			
として,6 号炉及び7 号炉の系統流量 m³/h 時の圧力損失を参			
考9表に示す。			
参考15 図 SPCUによる格納容器除熱系の流量評価結果 (6 号			
炉)			
参考16 図 SPCUによる格納容器除熱系の流量評価結果 (7 号			
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
参考9 表 圧力損失内訳			
除熱手段(評価ルート) 6号炉 7号炉			
流量 配管・弁類圧力損失 常設ライン			
耐熱ホース			
可搬熱交換器			
静水頭 水源 T. M. S. L. 6000 T. M. S. L. 6000			
(安全解析における) 事故発生 30 日後の 事故発生 30 日後の			
S/P 水位) S/P 水位)			
注水先			
E力差 水源			
注水先 0.12MPa 0.12MPa			
11.3m 11.3m システム抵抗			
③ 除熱量評価			
上述②の評価結果の通り、SPCU による格納容器除熱系の流量			
は、6 号炉及び7 号炉ともに			
m³/h 以上が確保可能であることから, m³/h 時の系統の 除熱量を評価した。評価条件は参考10 表に示す通りであり, 可搬			
熱交換器の性能及び大容量送水車による海水側の条件を踏まえて			
本系統の除熱量を評価したところ,事故発生30日後の崩壊熱相当			
(約6.5MW) を除熱できることを確認した。			
参考10表 可搬熱交換器の除熱量評価条件			
可搬熱交換器 淡水系 1次側入口温度 105℃ 1次側流量 m³/h			
海水系 海水温度 30℃			
海水流量 900m³/h			
cocudo e			
SPCUポンプ m³/h			
105℃ 海水			
S/P 大容量送水車			
↑ 1 - 1 - 1 30°C			
900 m ³ /h			
可搬熱交換器			
参考17 図 SPCU による格納容器除熱系の除熱量評価図			
以上の「①ポンプのNPSH 評価」,「②流量評価」,「③除熱量評			
価」の結果から、SPCU による格納容器除熱系は事故発生30 日後			
の崩壊熱相当(約6.5MW)を除熱するための系統流量が確保可能な			
システムであることを確認した。			

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
<具体的な手順の概要>			
(1) 可搬熱交換器によるSPCUを用いた格納容器除熱系概要			
可搬熱交換器によるSPCUを用いた格納容器除熱手順の概要			
を以下に示す。			
S P C U ポンプ室(T.M.S.L8200) 内のS P C U ポ			
ンプ吐出弁及びB 系弁室 (T.M.S.L.12300) 内の残留熱除去系注			
入ライン洗浄水入口逆止弁(B)のボンネット及び弁体を取り外			
し、ボンネットフランジに耐熱ホースが接続できる仮蓋を取り付			
け,その仮蓋に耐熱ホースを接続する。それぞれの箇所から,原			
子炉建屋1階大物搬入口(T.M.S.L.12300)に配置した可搬熱交換			
器出入口側フランジに連結する。このように系統を構成すること			
で、サプレッション・チェンバ・プール水をSPCUポンプ及び			
可搬熱交換器を用いて原子炉圧力容器に注水することが可能とな			
る。可搬設備を連結する耐圧ホース等は、作業時の被ばく線量を			
考慮した配置に設置する。			
なお、本系統の使用にあたっては、サプレッション・チェンバ・			
プール水からの汚染水を通水する前に復水移送ポンプで非汚染水			
による水張りを実施し、可搬部位の健全性確認を行う。参考18 図			
に系統水張りの概要図を示す。			
また、可搬熱交換器の二次系については、屋外に大容量送水車			
とホースを配備して連結し、大容量送水車を起動することで海水			
を通水する。			
系統水張りによる健全性確認が完了した後、SPCUサプレッ			
ションプール側吸込第一,第二隔離弁を開操作し,残留熱除去系			
から原子炉圧力容器へ注水し循環することにより除熱する。			
可搬熱交換器を用いたSPCUポンプによる除熱可能量は,事			
故発生30 日後の崩壊熱「6.5MW」を上回る。			
系統を構成する機器の配置イメージを以下に示す。また、系統			
を構成する機器の仕様等は参考11表のとおりである。			
原子炉建层			
原子炉格桝容器			
NEPHENDED			
10 10 10 10 10 10 10 10			
参考18 図 復水補給水系を用いた系統水張り概要図			

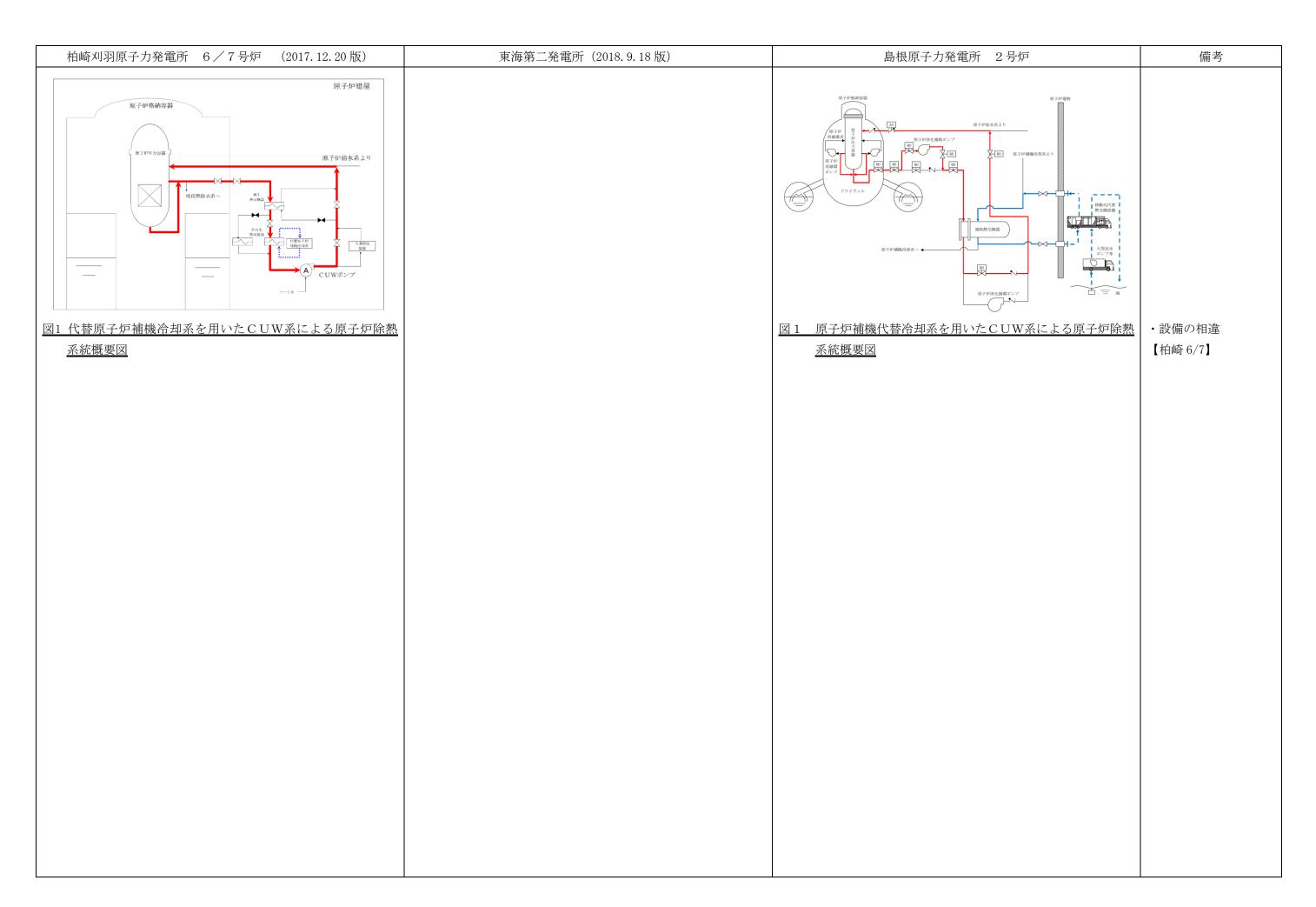
柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
参考19 図 原子炉建屋地下3階 機器配置図(7 号炉の例)			
参考20 図 原子炉建屋地上1階 機器配置図(7 号炉の例)			

—————————————————————————————————————		(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	
	 1 表 SPCU による格納容器除済				
	a a a a a a a a a a a a a a a a a a a	***************************************			
構成機器 可搬機器	仕様等	備考			
耐熱ホース(フ					
	口径 150A				
50 See 80 See 80	圧力 1MPa以上 温度 350℃	XXII.			
蓋含む	1	— #			
可搬熱交換器	除熱量	MAG-040-			
	6.5MW 以上				
大容量送水車					
8	容量 900m³/h				
	吐出圧力				
	1. 25MPa				
既設機器					
SPCUポンプ		サプレッションプー			
	容量 250m³/h —	ル浄化系			
	全揚程 90m				
復水移送ポンプ		復水補給水系			
	容量 125m³/h —				
	全揚程 85m				
	を示すものである。				
《詳細設計に伴い	機器仕様の変更が必要な場合は、仕様を変	で更する。			
(2) 作業に	伴う被ばく線量				
	より発生する汚染水はサプレ	ッション・チェンバ・			
	るが、SPCUポンプおよび				
	ョンプール側隔離弁2個によ				
	接することはない。				
	熱除去系注入ライン洗浄水入	口逆止弁(B) は復水貯			
	するMUWC系の水で満たさ				
戦情を水源と 水に接するこ		AOCA SICVIEIXIT木			
いに対りるこ	C14/41.0				
SPCIIポ	『ンプ室内(T.M.S.L8200)に	おけるSPCロポンプ			
	雰囲気線量は、格納容器から				
	学及の縁続配置からの直接線となる。 〔参考9-補足2〕	にみる 水里干(にみり水)			
		ケルギス ヘンブル 海			
SPCUボ	ンプ吐出弁への耐熱ホース接	祝作美については, 準			

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
備作業,後片付けを含めて作業時間は約10 時間程度(5 人1 班で			
作業)と想定しており、遮蔽等の対策を行い、作業員の交代要員			
を確保し、交代体制を整えることで実施可能である。			
B系弁室 (T.M.S.L. 12300) 内における残留熱除去系注入ライン			
洗浄水入口逆止弁(B)付近の雰囲気線量は、格納容器からの漏え			
いに起因する室内の空間線量率により約12.8mSv/h となる。〔参			
考9一補足2〕			
残留熱除去系注入ライン洗浄水入口逆止弁(B)への耐熱ホース			
接続作業については、準備作業、後片付けを含めて作業時間は約			
10 時間程度(5 人1 班で作業)と想定しており, 遮蔽等の対策を			
行い,作業員の交代要員を確保し,交代体制を整えることで実施			
可能である。			
原子炉建屋大物搬入口における可搬熱交換器配備箇所の雰囲気			
線量は、格納容器からの漏えいに起因する室内の空間線量率によ			
り約21.7 mSv/h となる。〔参考9-補足2〕			
可搬熱交換器への耐熱ホース接続作業については, 準備作業,			
後片付けを含めて作業時間は約10 時間程度(5 人1 班で作業)と			
想定しており、遮蔽等の対策を行い、作業員の交代要員を確保し、			
交代体制を整えることで実施可能である。			
(3)フランジ部からの漏えい発生時の対応			
系統のフランジ部からの漏えい発生等の異常を検知した場合			
は、直ちにSPCUポンプを停止し復水移送ポンプからの非汚染			
水によりフラッシングを実施する。			
フラッシングにより現場へのアクセスが可能になった後、増し			
締め等の補修作業を実施する。			
非汚染水によるフラッシングの系統イメージを以下に示す			
原子炉建廠			
原子が格納容器 ■阿田思力・ナ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・			
MATERIAL OF GROUP (ND.), In			
RECEIVED AND ADDRESS OF THE PROPERTY OF THE PR			
0 1 0 1 0 1 0 1 0 1 0 1 0 1 0 1 0 1 0 1			
参考21 図 復水補給水系からの洗浄水ラインを使用したフラッシ			
ング			

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. 残留熱除去系Bの循環運転で使用した弁を全て全閉とする。 II. 残留熱除去系Bの洗浄水弁及びSPCUサプレッションプール戻り弁を開操作し、洗浄水逆止弁接続の耐熱ホース及びSPCUポンプの吐出ラインからサプレッション・チェンバ・プールに流入することで系統をフラッシングする III. サプレッション・チェンバ・プール水位に影響しない範囲で、空間線量が下がるまでフラッシングを実施する IV. フラッシングにより漏えいフランジ近辺の空間線量が十分低下した場合、漏えいフランジ部にアクセスする V. 漏えいフランジの増し締めを行い、系統を復旧する〔参考9−補足1〕長期安定性の維持のためにFPCとCUW熱交換器使用の可能性について 		〔参考9-補足1〕長期安定性の維持のためにFPCと <u>CUW補</u> <u>助熱交換器</u> 使用の可能性について	・設備の相違 【東海第二】 東海第二は,長期安定 冷却手段として,可搬型 除熱系統を説明
長期安定性の維持のためにFPC熱交換器又は <u>CUW熱交換器</u> による格納容器除熱が可能であるかの検討を行った。ただし、FPC熱交換器については、これを用いて格納容器除熱を実施するラインを構成することで使用済燃料プールの冷却が行えなくなるため、格納容器除熱としては使用しないこととする。なお、FPC熱交換器を用いてサプレッション・チェンバ・プール水を除熱するためには、FPCポンプを使用する必要があるが、FPCポンプは原子炉建屋地上2階に設置されており、水源であるサプレッション・チェンバ・プールとのレベル差が大きく、ポンプNPSH評価が成立しないため、使用は困難と考えている。一方で、 <u>CU</u> <u>W熱交換器</u> による格納容器除熱手段については系統成立性が確認できたため使用可能と判断した。詳細の成立性評価について以下に示す。		長期安定性の維持のためにFPC熱交換器又は <u>CUW補助熱交換器</u> による格納容器除熱が可能であるかの検討を行った。ただし、FPC熱交換器については、これを用いて格納容器除熱を実施するラインを構成することで <u>燃料プール</u> の冷却が行えなくなるため、格納容器除熱としては使用しないこととする。なお、FPC熱交換器を用いてサプレッション・チェンバのプール水を除熱するためには、FPCポンプを使用する必要があるが、FPCポンプは原子炉建物中2階に設置されており、水源であるサプレッション・チェンバとのレベル差が大きく、ポンプNPSH評価が成立しないため、使用は困難と考えている。一方で、 <u>CUW補助熱交換器</u> による格納容器除熱手段については系統成立性が確認できたため使用可能と判断した。詳細の成立性評価について以下に示す。なお、CUW非再生熱交換器は原子炉補機冷却系の常用負荷に接続されているため、より実現可能性の高い格納容器除熱系として非常用負荷に接続されているCUW補助熱交換器を用いた系統を検討する。	【柏崎 6/7】 系統構成の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 系統構成の相違 ・設備の相違 【柏統構成の相違 ・設備 6/7】 系備の相違 【柏崎 6/7】 系統構成の相違

(1)代替原子炉補機冷却系を用いたCUW系による原子炉除熱 〈実現可能性〉 CUW系は通常運転中に原子炉冷却材の浄化を行う系統であ	(1)原子炉補機代替冷却系を用いたCUW系による原子炉除熱	
	· / · · · · · · · · · · · · · · · · · ·	
CUW系は通常運転中に原子炉冷却材の浄化を行う系統であ	〈実現可能性〉	
	CUW系は通常運転中に原子炉冷却材の浄化を行う系統であ	
り, 重大事故等時に原子炉水位の低下 (レベル2) により隔離状	り,重大事故等時に原子炉水位の低下(レベル3)により隔離状	
態になる。	態になる。	
また,通常は原子炉補機冷却系を冷却水として用いているが,	また,通常は原子炉補機冷却系を冷却水として用いているが,	
本除熱手段では代替原子炉補機冷却系を用いることで冷却水を確	本除熱手段では原子炉補機代替冷却系を用いることで冷却水を確	
呆する。	保する。	
耐熱ホース等はCUW系では使用する必要が無く, <u>手動弁</u> によ	耐熱ホース等はCUW系では使用する必要がなく, <u>弁操作</u> によ	・設備の相違
る系統構成のみで運転可能である。	る系統構成のみで運転可能である。	【柏崎 6/7】
		島根2号炉の CUW 系
		による原子炉除熱系の
		弁は,手動弁,電動弁及
		び空気作動弁で構成さ
		れる
CUW系は原子炉圧力容器が水源であり、 <u>CUWポンプの吸込</u>	CUW系は原子炉圧力容器が水源であり、CUW補助ポンプは	設備の相違
み圧力を確保するため原子炉水位が吸込配管である原子炉停止時	原子炉圧力が低圧時にも冷却材の循環を行うことが可能である	【柏崎 6/7】
令却モードの取り出し配管高さ以上(事故時は原子炉水位低「レ	が、大LOCA事象のように原子炉水位を十分に確保できない場	島根2号炉は原子炉
ベル3」以上を目安とするが、原子炉圧力が低下している場合は	合は運転することができない。	低圧時にも循環運転可
原子炉水位「NWL」以上としている)に十分に確保されている		能なCUW補助ポンプ
ことが必要である。そのため、大LOCA事象のように原子炉水		を設置している。ポンプ
立を十分に確保できない場合は運転することができない。		部とモータ部をカップ
さらに、CUWポンプは電動機とポンプが一体型のキャンドモ		リングで連結するポン
ータポンプであるため,通常運転中は制御棒駆動系から電動機に		プであり、パージ水は不
情浄なパージ水を供給しており,この原子炉除熱運転時も同様に		要
制御棒駆動系からのパージ水が必要となる。制御棒駆動系からの		
パージ水供給が不可能な場合は、補給水系等による代替パージ水		
を供給する手段を整えることによりCUW系による原子炉除熱を		
実施することができる。		
<u>これら</u> の条件を満たした <u>上</u> で, <u>代替原子炉補機冷却系</u> を用いた	CUW系による原子炉除熱の条件を満たしたうえで,原子炉補	
CUW系による除熱可能量は事故発生30日後の崩壊熱「 <u>6.5MW</u> 」を	<u>機代替冷却系</u> を用いたCUW系による除熱可能量は事故発生30日	
上回る。	後の崩壊熱「 <u>約3.9MW</u> 」を上回る。	・設備の相違
		【柏崎 6/7】
		崩壊熱の相違



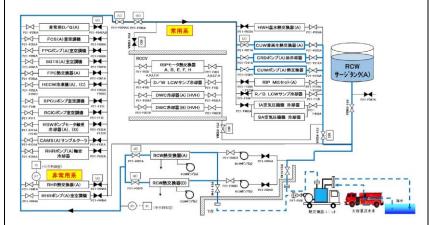


図2 代替原子炉補機冷却系(CUW除熱ライン) 系統概要図(7 号 炉の例)

<効果>

除熱量は事故発生30日後の崩壊熱「<u>6.5MW</u>」を上回ることから「1.可搬型格納容器除熱系による格納容器除熱」の参考2~4図にて示した同等の除熱効果が得られる。

<系統成立性評価>

代替原子炉補機冷却系を用いたCUW系による原子炉除熱は,事故発生30日後の崩壊熱相当(約6.5MW)を除熱できることとし,本章ではその系統成立性評価を示す。評価にあたっては「①CU WポンプのNPSH(Net Positive Suction Head)評価」で原子炉建屋地下3階に設置されているCUWポンプの必要NPSHが系統圧力損失を考慮して有効NPSHを満足することを確認する。次に「②流量評価」で系統圧力損失を考慮して,本系統で確保可能な系統流量を評価する。このとき,CUWポンプ流量については基本的に通常運転時と使用条件が変わらないため定格流量は確保可能であり,改めて評価する必要はない。一方で,従来流路として考慮していなかった常用系ラインを通水することとなる代替原子炉補機冷却水ポンプについては流量評価を行い,その流量で代替原子炉補機冷却系による除熱可能な除熱量を「③除熱量評価」で示し、本系統が事故発生30日後の崩壊熱相当(約6.5MW)を除熱できることを確認し、系統成立性を示す。

①CUWポンプのNPSH評価

ポンプがキャビテーションを起こさず正常に動作するために

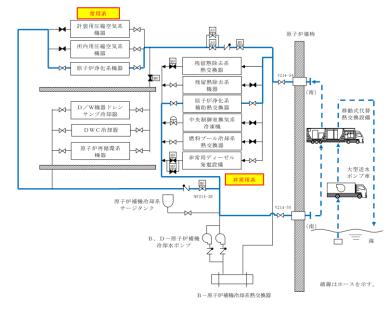


図2 原子炉補機代替冷却系(CUW除熱ライン) 系統概要図

<効果>

除熱量は事故発生30日後の崩壊熱「約3.9MW」を上回ることから「1.可搬型格納容器除熱系による格納容器除熱」の参考2~4 図にて示した同等の除熱効果が得られる。

<系統成立性評価>

原子炉補機代替冷却系を用いたCUW系による原子炉除熱は、事故発生30日後の崩壊熱相当(約3.9MW)を除熱できることとし、本章ではその系統成立性評価を示す。評価にあたっては「①CU W補助ポンプのNPSH(Net Positive Suction Head)評価」で原子炉建物地下1階に設置されているCUW補助ポンプの必要NPSHが系統圧力損失を考慮して有効NPSHを満足することを確認する。次に「②流量評価」で系統圧力損失を考慮して、本系統で確保可能な系統流量を評価する。このとき、CUW補助ポンプについては基本的に通常運転時と使用条件が変わらないため定格流量は確保可能であり、改めて評価する必要はない。一方で、従来流路として考慮していなかった常用系ラインを通水することとなる原子炉補機代替冷却水ポンプについては流量評価を行い、その流量で原子炉補機代替冷却系による除熱可能な除熱量を「③除熱量評価」で示し、本系統が事故発生30日後の崩壊熱相当(約3.9MW)を除熱できることを確認し、系統成立性を示す。

①<u>CUW補助ポンプ</u>のNPSH評価

ポンプがキャビテーションを起こさず正常に動作するために

- ・設備の相違【柏崎 6/7】
- ・設備の相違【柏崎 6/7】崩壊熱の相違
- ・設備の相違【柏崎 6/7】崩壊熱の相違
- ・設備の相違 【柏崎 6/7】 系統構成の相違

- ・設備の相違【柏崎 6/7】崩壊熱の相違
- ・設備の相違【柏崎 6/7】

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版) は、流体圧力や吸込配管圧力損失等により求められる「有効NPSH」が、ポンプの「必要NPSH」と同等かそれ以上であること(有効NPSH ≥ 必要NPSH)を満足する必要があり、有効NPSHと必要NPSHを比較するNPSH評価によりポンプの成立性を確認する。本評価では図3の系統構成を想定し、原子炉圧力、原子炉水位とCUWポンプ軸レベル間の水頭差、吸込配管圧力損失により求められる有効NPSHと、CUWポンプの必要NPSHを比較することで評価する。有効NPSHの評価式は以下の通りであり、評価結果は表1に示す通り、6号炉及び7号炉ともにポンプのNPSH評価は成立する。

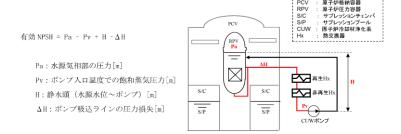


図3 CUW系による原子炉除熱のNPSH 評価

表1 NPSH評価結果

項目		6 号炉	7 号炉	設定根拠
Pa	原子炉圧力	44.9m	44.9m	原子炉減圧後の圧力(0.34MPa)の水頭
				換算値
Pv	CUWポンプ入口温	2.7m	2.7m	ポンプ入口温度約 ℃に余裕を見て
	度での飽和蒸気圧(水			66℃とした場合の飽和蒸気圧
	頭換算値)			
Н	原子炉水位とCUW		:	原子炉水位は「原子炉水位低(レベル
	ポンプ軸レベル間の			3) (T.M.S.L.17800)とし, CUW ポンプ
	水頭差			軸レベルは 6 号炉は T.M.S.L.
				とし,7号炉はT.M.S.L. とす
				る
Δ H	吸込配管圧損			定格流量 77㎡/h 時のポンプ吸込配管
	(CUW配管)			圧損
有効 NPSH				Pa-Pv+H-ΔH
必要 NPSH				CUWポンプの必要 NPSH
成立性	評価	0	0	有効 NPSH > 必要 NPSH
成立性	評価	0	0	有効 NPSH > 必要 NPSH

(略語) T.M.S.L.: 東京湾平均海面

は、流体圧力や吸込配管圧力損失等により求められる「有効NPSH」が、ポンプの「必要NPSH」と同等かそれ以上であること(有効NPSH≧必要NPSH)を満足する必要があり、有効NPSHと必要NPSHを比較するNPSH評価によりポンプの成立性を確認する。本評価では図3の系統構成を想定し、原子炉圧力、原子炉水位とCUW補助ポンプ軸レベル間の水頭差、吸込配管圧力損失により求められる有効NPSHと、CUW補助ポンプの必要NPSHを比較することで評価する。有効NPSHの評価式は以下のとおりであり、評価結果は表1に示すとおり、ポンプのNPSH評価は成立する。

島根原子力発電所 2号炉

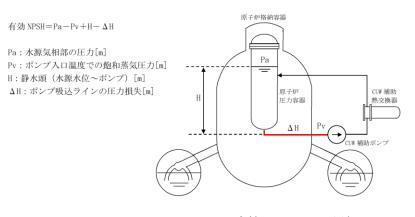


図3 CUW系による原子炉除熱のNPSH評価

表1 NPSH評価結果

	項目	2 号炉	設定根拠
Pa	原子炉圧力	13. 2m	安全解析における事故発生:
			0日後の原子炉圧力(0.028MI
			a) の水頭圧換算値
Pv	CUW補助ポンプ入口温	12. 0m	安全解析における事故発生
	度での飽和蒸気圧力(水		30日後の原子炉冷却材温度
	頭圧換算)		(105℃)の飽和蒸気圧
Н	原子炉水位とCUW補助		原子炉水位は「原子炉水位化
	ポンプ軸レベル間の水頭		(レベル3) (EL. 29840) 」
	差		とし、ポンプ軸レベルはEL
			とする。
$\Delta\mathrm{H}$	吸込配管圧損(CUW配		定格流量228m³/h時のポンプ
	管)		吸込配管圧損
	有効NPSH		Pa-Pv+H-ΔH
必要NPSH			CUW補助ポンプの必要N
			PSH
	成立性評価	0	有効NPSH>必要NPS
			Н

系統構成の相違

備考

【柏崎 6/7】 系統構成の相違

設備の相違

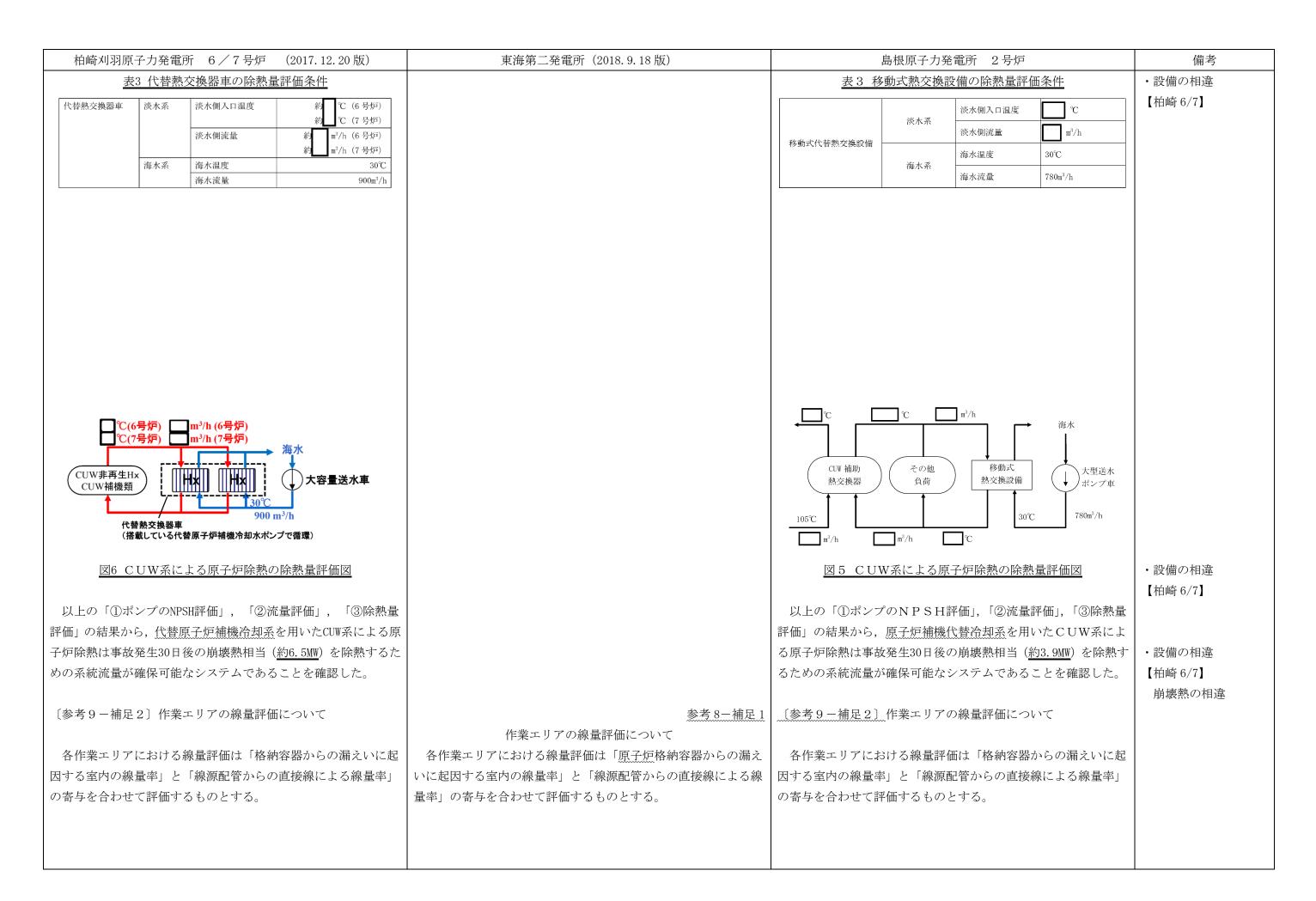
・設備の相違【柏崎 6/7】

・設備の相違【柏崎 6/7】

東海第二発電所 (2018.9.18版)

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流量評価		②流量評価	
代替原子炉補機冷却系を用いたCUW系による原子炉除熱の,代替		原子炉補機代替冷却系を用いたCUW系による原子炉除熱の,	
原子炉補機冷却系の系統流量は、後述する評価により6号炉では		原子炉補機代替冷却系の系統流量は、後述する評価により	
m ³ /h以上, 7号炉では m ³ /h以上確保可能であることを確認して		m³/h以上確保可能であることを確認している。本章では、その評	
いる。本章では,その評価結果について示す。		価結果について示す。	
流量確認方法としては、代替原子炉補機冷却水ポンプの「性能		流量確認方法としては、原子炉補機代替冷却水ポンプの「性能	
曲線」(揚程と流量の関係図)と図2の系統構成を想定した場合の		曲線」(揚程と流量の関係図)と図2の系統構成を想定した場合の	
「システム抵抗曲線」との交点がポンプの動作点となるため、ポ		「システム抵抗曲線」との交点がポンプの動作点となるため、ポ	
ンプの動作点の流量を確認する。その結果は図4及び図5に示す通		ンプの動作点の流量を確認する。その結果は図4に示すとおり、	
り, ポンプ動作点が6号炉では m³/h, 7号炉では m³/hであ		ポンプ動作点が m³/h以上であることから,本系統流量は	
ることから,本系統流量は6号炉では m ³ /h以上,7号炉では		m^3/h 以上確保可能であることを確認した。	
m ³ /h以上確保可能であることを確認した。		参考として、系統流量 m³/h時の圧力損失を表2に示す。	
参考として,6号炉における系統流量 m ³ /h時,7号炉におけ		m/mayoring (control of the control o	
<u>る</u> 系統流量 m³/h時の圧力損失を表2に示す。			
WANDED IN A THE STATE OF THE ST			
図4 CUW系による原子炉除熱 代替原子炉補機冷却系 系統流量評		図4 CUW系による原子炉除熱 原子炉補機代替冷却系 系統流	
価結果(6 号炉)		量評価結果	

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
図5 CUW 系による原子炉除熱 代替原子炉補機冷却系 系統流量評			
価結果(7号炉)			
表2 圧力損失内訳		表 2 圧力損失内訳	
除熱手段 (評価ルート) 6 号炉 7 号炉		除熱手段(評価ルート) 2号炉	
流量 配管・弁類圧力損失 常設ライン		流量 配管・弁類圧力損失 常設ライン	
淡水ホース		淡水ホース 代替熱交換器	
代替熱交換器		10官然又换台	
静水頭 水源 - - 注水先 - -		静水頭 水源 — — — — — — — — — — — — — — — — — —	
0 (閉ループ) 0 (閉ループ)		注入先 - 0 (閉ループ)	
圧力差 水源 - 注水先 -		圧力差 水源 - 注入先 -	
0 (閉ループ) 0 (閉ループ)		0 (閉ループ)	
システム抵抗		システム抵抗(圧力損失)	
		© IV \$\delta\$ = \$\frac{1}{2} \tag{Fig.}	
③ 除熱量評価 上述②の評価結果の通り、CUWによる原子炉除熱の、代替原子		③ 除熱量評価 上述②の評価結果のとおり、CUWによる原子炉除熱の、原子炉	
炉補機冷却系系統流量は,6号炉では流量 m³/h,7号炉では		補機代替冷却系系統流量は m³/hが確保可能であることから,	
m³/hが確保可能であることから、それぞれの流量における系統の		系統の除熱量を評価した。	
除熱量を評価した。			
評価条件は表3に示す通りであり、CUW非再生熱交換器及び代		評価条件は表3に示すとおりであり、 <u>CUW補助熱交換器</u> 及び	・設備の相違
<u>替熱交換器車</u> の性能,大容量送水車による海水側の条件を踏まえ		移動式代替熱交換設備の性能、大型送水ポンプ車による海水側の	
て本系統の除熱量を評価したところ、事故発生30日後の崩壊熱相		条件を踏まえて本系統の除熱量を評価したところ、事故発生30日	系統構成の相違
当 (<u>約6.5MW</u>) を除熱できることを確認した。		後の崩壊熱相当(<u>約3.9MW</u>)を除熱できることを確認した。	・設備の相違 【柏崎 6/7】
			崩壊熱の相違
			1919AW> 1HYE



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. 評価の方法 1. 評価の方法 1. 評価の方法 (1) 格納容器から漏えいに起因する線量率 (1) 原子炉格納容器から漏えいに起因する線量率 (1) 格納容器からの漏えいに起因する線量率 原子炉区域内の線量率は、「雰囲気圧力・温度による静的負荷 原子炉建屋原子炉棟内の区域の線量率は、「雰囲気圧力・温度に 原子炉棟内の線量率は、「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格 (格納容器過圧・過温)」において、格納容器ベントを実施した よる静的負荷(格納容器過圧・過温)」において、格納容器ベント 納容器過圧・過温)」において、格納容器ベントを実施した場合 場合の事故発生30 日後の原子炉建屋内の放射能量を考慮し、サブ を実施した場合の事故発生 30 日後の原子炉建屋原子炉棟内の放 の事故発生30 日後の原子炉建物内の放射能量を考慮し、サブマー マージョンモデルにより計算する。格納容器から漏えいした放射 射能量を考慮し、サブマージョンモデルにより計算する。原子炉 ジョンモデルにより計算する。格納容器から漏えいした放射性物 性物質は原子炉区域内に一様に分散しているものとし、原子炉区 格納容器から漏えいした放射性物質は原子炉建屋原子炉棟内に一 質は原子炉棟内に一様に分散しているものとし、原子炉棟内から 域内から環境中への漏えいはないものとして計算した。表1に各 様に分散しているものとし、原子炉建屋原子炉棟内から環境中へ 環境中への漏えいはないものとして計算した。表1に各作業エリ 作業エリア空間容積を示す。 の漏えいはないものとして計算した。表1 に各作業エリア空間容 ア空間容積を示す。 積を示す。 $D = 6.2 \times 10^{-14} \cdot \frac{Q_{\gamma}}{v_{R/B}} E_{\gamma} \cdot \{1 - e^{-\mu \cdot R}\} \cdot 3600$ $D = 6.2 \times 10^{-14} \cdot \frac{Q_{\gamma}}{V_{R/R}} E_{\gamma} \cdot (1 - e^{-\mu \cdot R}) \cdot 3600$ $D = 6.2 \times 10^{-14} \cdot \frac{Q_{\gamma}}{V} \cdot E_{\gamma} \cdot \left(1 - e^{-\mu \cdot R}\right) \cdot 3600$: 放射線量率 (Gv/h) *1 ※1 GyからSvへの換算係数は1とする。 : サブマージョンモデルによる換算係数 (dism³.gy) MeV.Bos D : 放射線量率 (Gy/h) D:外部被ばくによる放射線量率 (Gy/h) *1 : 格納容器から原子炉区域内に漏えいした放射性物質による放射能量 6.2×10^{-14} : サブマージョンモデルによる換算係数 ※1 Gy から Sv への換算係数は1とする。 (Bq:γ 線実効エネルギ 0.5MeV 換算値) :原子炉区域内気相部容積(86000m³) /dis·m³·Gy\ 6.2×10^{-14} : サブマージョンモデルによる換算係数 $\left(\frac{\text{dis·m}^3 \cdot \text{Gy}}{\text{MeV·Bors}}\right)$:γ線エネルギ (0.5MeV/dis) MeV·Bq·s : 空気に対する γ 線のエネルギ吸収係数 (3.9×10 ³/m) :評価対象部屋の空間容積と等価な半球の半径 (m) Q : 原子炉建物内の存在量 (Bq:ガンマ線実効エネルギ 0.5MeV Q γ : 原子炉建屋内放射能量 : 評価対象エリアの容積 (m³) (Bq: γ線実効エネルギ 0.5MeV 換算値) 換算値) $R = \sqrt[3]{\frac{3 \cdot V_{OF}}{2 \cdot \pi}}$ V_{R/B}:原子炉建屋原子炉棟内の区域の気相部容積(85,000m V:原子炉建物内の空間容積(101,000m³) E_γ: γ線エネルギ (0.5MeV/dis) E γ : γ線エネルギ (0.5MeV/dis) μ : 空気に対する γ 線のエネルギ吸収係数 (3.9×10⁻³/m) : 空気に対する γ 線のエネルギ吸収係数 (3.9×10⁻³ R:評価対象エリアの空間と等価な半球の半径 (m) V_F:評価対象エリアの空間容積 (m³) R:評価対象エリアの空間容積と等価な半球の半径 (m) Vor : 評価対象エリアの容積 $R = \sqrt[3]{\frac{3 \cdot V_F}{2 \pi}}$

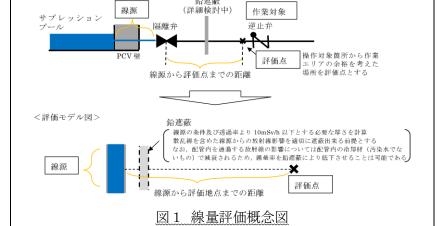
表1 各作業エリア空間容積

作業エリア	作業エリアの空間容積(VoF)
HPCF ポンプ (B) 室	600 m ³
SPCU ポンプ室	$300 m^3$
大物搬入口	1500 m ³
B系弁室	$300 m^3$

(2) 線源配管からの直接線による線量率

図1に示すとおり、炉心損傷により発生する汚染水は、格納容器貫通部とサプレッションプール側一次隔離弁までの配管に存在することになるため、当該配管は線源となる。線源配管からの直接線による線量率は、必要な遮蔽対策を実施することによって、約10mSv/h以下に低減させる。線量率はQADコードを用いて図1中の評価モデルの体系により評価を実施した。表2に線源配管からの直接線の寄与を10mSv/h以下とするために必要な鉛遮蔽の厚さを示す。

<作業対象,評価点,線源配管の配置概要図>



東海第二発電所(2018.9.18版)

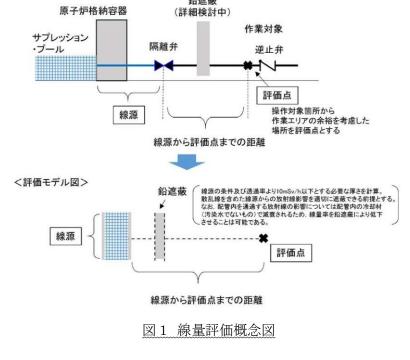
表1 各作業エリア空間容積

作業エリア	作業エリアの空間容積(Vor)
原子炉隔離時冷却系ポンプ室内	5, 100m³
低圧代替注水系逆止弁付近	10, 000m ³
大物搬入口	3,500m³

(2) 線源配管からの直接線による線量率

図1に示すとおり、炉心損傷により発生する汚染水は、原子炉格納容器貫通部とサプレッション・プール側一次隔離弁までの配管に存在することになるため、当該配管は線源となる。線源配管からの直接線による線量率は、必要な遮蔽対策を実施することによって、約10mSv/h以下に低減させる。線量率はQADコードを用いて図1中の評価モデルの体系により評価を実施した。表2に線源配管からの直接線の寄与を10mSv/h以下とするために必要な鉛遮蔽の厚さを示す。

<作業対象,評価点,線源配管の配置概要図>



島根原子力発電所 2号炉

表1 各作業エリア空間容積

作業エリア	作業エリアの空間容積 $V_{\scriptscriptstyle F}$ (m^3)
HPCSポンプ室	600
大物搬入口	3800
原子炉建物1階(FLSR可搬式設備 操作対象弁付近)	1000

(2)線源配管からの直接線による線量率

図1に示すとおり、炉心損傷により発生する汚染水は、格納容器貫通部とサプレッション・プール側一次隔離弁までの配管に存在することになるため、当該配管は線源となる。線源配管からの直接線による線量率は、必要な遮蔽対策を実施することによって、約10mSv/h以下に低減させる。線量率はQADコードを用いて図1中の評価モデルの体系により評価を実施した。表2に線源配管からの直接線の寄与を10mSv/h以下とするために必要な鉛遮蔽の厚さを示す。

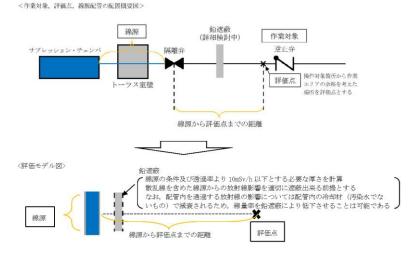


図1 線量評価概念図

・設備の相違【柏崎 6/7, 東海第二】

備考

表 2 線量率評価条件及び必要な鉛遮蔽体厚さ

作業エリア	線源	線源から評価	線源配管からの直接線による線
	(S/P~隔離弁ま	点までの距離	量率を約 10mSv/h 以下にするた
	での配管長さ)		めに必要な鉛遮蔽厚さ
HPCF ポンプ(B)室	約 2.5m	約 3.9m	約 9cm
SPCU ポンプ室	約 2.1m	約 5.7m	約 8cm

2. 評価結果

「1. 評価方法」に基づき、各作業エリアにおける線量率を評価した。表3に各作業エリアにおける線量率を示す。

表3 各作業エリアにおける線量率

作業エリア	格納容器から漏えいに起 因する線量率	線源配管からの直接 線による線量率	合計線量率
HPCF ポンプ (B) 室	約 16.1mSv/h	約 10mSv/h	約 26.1mSv/h
SPCU ポンプ室	約 12.8mSv/h	約 10mSv/h ※1	約 22.8mSv/h ^{※1}
大物搬入口	約 21.7mSv/h	- ※ 2	約 21.7mSv/h
B系弁室	約 12.8mSv/h	- ※ 2	約 12.8mSv/h

※1 K6 では作業エリアが R/B 地下 2 階 (SPCU ポンプ室外) であるため、線源配管から の直接線による線量率を考慮不要

※2 線源配管が存在しないため、考慮不要

〔参考9-補足3〕不活性ガス系 系統概要図

可搬型格納容器除熱系をインサービスする場合は、格納容器ベントを<u>停止</u>し、<u>不活性ガス系</u>の窒素ガス供給装置あるいは可搬型の窒素供給装置により窒素ガスを注入し格納容器除熱による格納容器圧力低下を抑制する。図1に<u>不活性ガス系</u>の窒素ガス供給装置により窒素ガスを格納容器に注入する系統の例を示す。

東海第二発電所 (2018.9.18版)

表2 線量率評価条件

作業エリア	線源 (サプレッション・プール 〜隔離弁までの配管長さ)	線源から評価点まで の距離	線源配管からの 直接線による線 量率を約10mSv /h以下にする ために必要な鉛 遮蔽厚さ
原子炉隔離時冷 却系ポンプ室	約 10m ^{※ 1}	約 1m	約 10cm

※1:実際は3m 程度だが保守的に設定

また、低圧代替注水系逆止弁付近、大物搬入口付近には格納容 器圧力逃がし装置の入口配管が存在する。線量率評価条件を表3 に示す。

表3 線量率評価条件

作業エリア	線源長さ	線源から評価点までの距離
低圧代替注水系 逆止弁付近	約 10m ^{※ 1}	約 7.6m
大物搬入口	約 10m ^{※ 1}	約 14m

2. 評価結果

「1. 評価方法」に基づき、各作業エリアにおける線量率を評価した。表4に各作業エリアにおける線量率を示す。

表 4 各作業エリアにおける線量率

作業エリア	原子炉格納容器から漏 えいに起因する線量率	線原配管からの直接 線による線量率	合計線量率
原子炉隔離時冷 却系ポンプ室内	約 1.3×10 ¹ mSv/h	約7.4mSv/h	約 2.0×10 mSv/h
低圧代替注水系 逆止弁付近	約 1.6×10 ¹ mSv/h	約 4.1mSv/h	約 2.0×10 1 mSv/h
大物搬入口	約 1.1×10 ¹ mSv/h	約 1.3mSv/h	約 1.3×10 mSv/h

島根原子力発電所 2号炉

表 2 線量率評価条件及び必要な鉛遮蔽体厚さ

作業エリア	線源(S/P~隔	線源から評価点ま	線源配管からの直
	離弁までの配管長	での距離	接線による線量率
	さ)		を10mSv/h以下に
			するために必要な
			鉛遮蔽厚さ
HPCSポンプ室	約3.3m	約2.9m	約8cm

・評価対象及び評価結果の相違

備考

【柏崎 6/7,東海第二】

2. 評価結果

「1. 評価方法」に基づき、各作業エリアにおける線量率を評価した。表3に各作業エリアにおける線量率を示す。

表3 各作業エリアにおける線量率

作業エリア	格納容器からの	線源配管からの直	合計線量率
	漏えいに起因す	接線による線量率	
	る線量率		
HPCSポンプ室	約2.8mSv/h	約10mSv/h	約12.8mSv/h
大物搬入口	約5.2mSv/h	- ₩1	約5.2mSv/h
原子炉建物1階(F			
LSR可搬式設備	約3.3mSv/h	-※ 1	約3.3mSv/h
操作対象弁付近)			

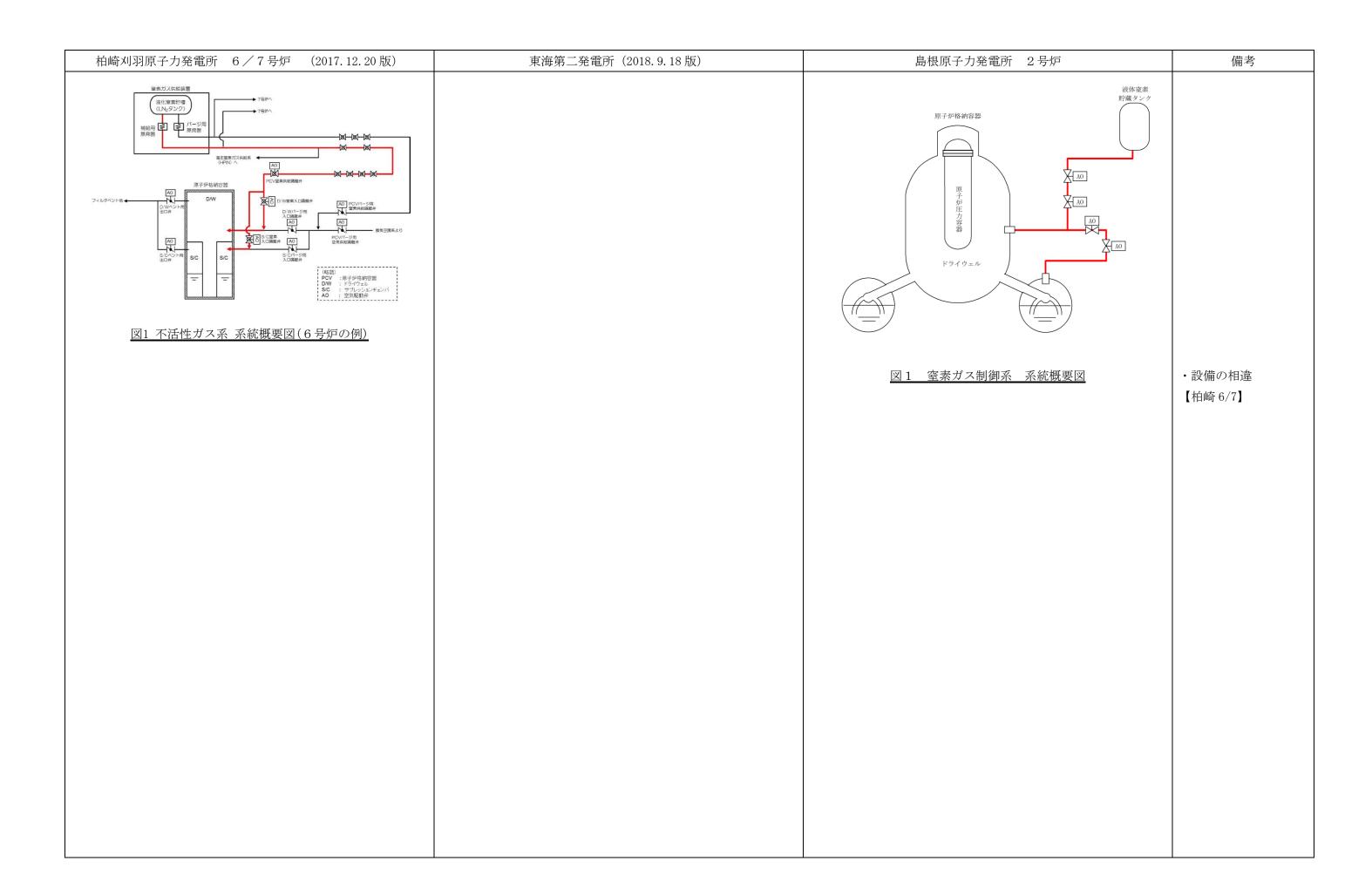
※1 線源配管が存在しないため、考慮不要

〔参考9-補足3〕窒素ガス制御系 系統概要図

可搬型格納容器除熱系をインサービスする場合は、格納容器ベントを微開とし、窒素ガス制御系の窒素ガス供給装置あるいは可搬式の窒素供給装置により窒素ガスを注入し格納容器除熱による格納容器圧力低下を抑制する。図1に窒素ガス制御系の窒素ガス供給装置により窒素ガスを格納容器に注入する系統の例を示す。

・評価対象及び評価結果 の相違

【柏崎 6/7,東海第二】



実線・・設備運用又は体制等の相違(設計方針の相違)

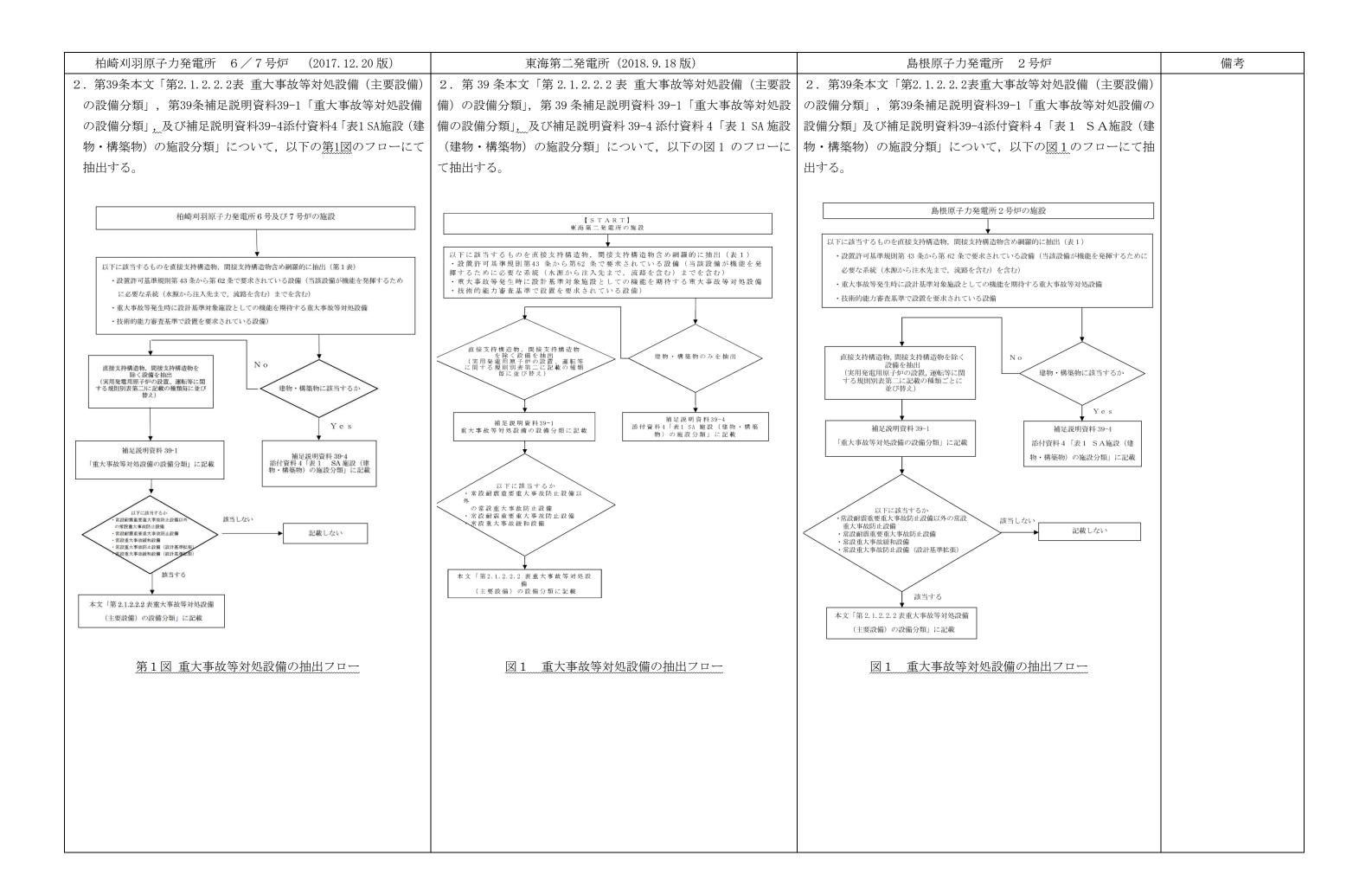
波線・・記載表現、設備名称の相違(実質的な相違なし)

まとめ資料比較表 〔39条 添付資料-1 重大事故等対処施設の網羅的な整理について〕

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
39 条地震による損傷の防止			
添付資料-1		添付資料—1	
重大事故等対処施設の網羅的な整理について		重大事故等対処施設の網羅的な整理について	

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	添付資料- 1	添付資料-1	
重大事故等対処施設の網羅的な整理について	重大事故等対処施設の網羅的な整理について	重大事故等対処施設の網羅的な整理について	
1. 重大事故等対処施設について,以下に該当する設備を網羅的	1 . 重大事故等対処設備について,以下に該当する設備を網羅	1. 重大事故等対処 <u>施設</u> について,以下に該当する設備を網羅的	
に抽出して、重大事故等対処施設の条文ごとに整理したもの	的に抽出して、重大事故等対処設備の条文無に整理したものを表	に抽出して,重大事故等対処設備の条文ごとに整理したものを表	
を第1表に示す。	1 に示す。	1. に示す。	
■設置許可基準規則第三章にて定められる以下の重大事故等対処	■ 設置許可基準規則第三章にて定められる以下の重大事故等対	■設置許可基準規則第三章にて定められる以下の重大事故等対	
施設	処設備	処設備	
・第43条 アクセスルートを確保するための設備	・第43条 アクセスルートを確保するための設備	・第43条 アクセスルートを確保するための設備	
・第44条 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設	・第44条 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための	・第44条 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための	
備	設備	設備	
・第45条 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷	・第 45 条 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を	・第45条 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を	
却するための設備	冷却するための設備	冷却するための設備	
・第46条 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備	・第46条 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備	・第46条 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備	
第47条 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷	・第 47 条 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を	・第47条 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を	
却するための設備	冷却するための設備	冷却するための設備	
・第48条 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備	・第 48 条 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備	・第48条 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備	
・第49条 原子炉格納容器内の冷却等のための設備	・第49条 原子炉格納容器内の冷却等のための設備	・第49条 原子炉格納容器内の冷却等のための設備	
・第50条 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備	・第50条 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備	・第50条 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備	
・第51条 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備	・第 51 条 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備	・第51条 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備	
第52条 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための	・第 52 条 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するため	・第52条 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するため	
設備	の設備	の設備	
第53条 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設	・第53条 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための	・第53条 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための	
備	設備	設備	
・第54条 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備	・第 54 条 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備	・第54条 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備	
・第55条 工場等外 (以下,「発電所外」という。) への放射性物	・第55条 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備	・第55条 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備	
質の拡散を抑制するための設備	・第 56 条 重大事故等の収束に必要となる水の供給	・第56条 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備	
・第56条 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備	・第 57 条 電源設備	・第57条 電源設備	
・第57条 電源設備	・第 58 条 計装設備	・第58条 計装設備	
・第58条 計装設備	・第59条 原子炉制御室	・第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備	
・第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備	・第60条 監視測定設備	・第60条 監視測定設備	
・第60条 監視測定設備	・第61条 緊急時対策所	・第61条 緊急時対策所	
・第61条 緊急時対策所	・第62条 通信連絡を行うために必要な設備	・第62条 通信連絡を行うために必要な設備	
・第62条 通信連絡を行うために必要な設備			
■設置許可基準規則第43条から第62条で要求されている設備が機	■ 設置許可基準規則第43条から第62条で要求されている設備	■設置許可基準規則第43条から第62条で要求されている設備が	

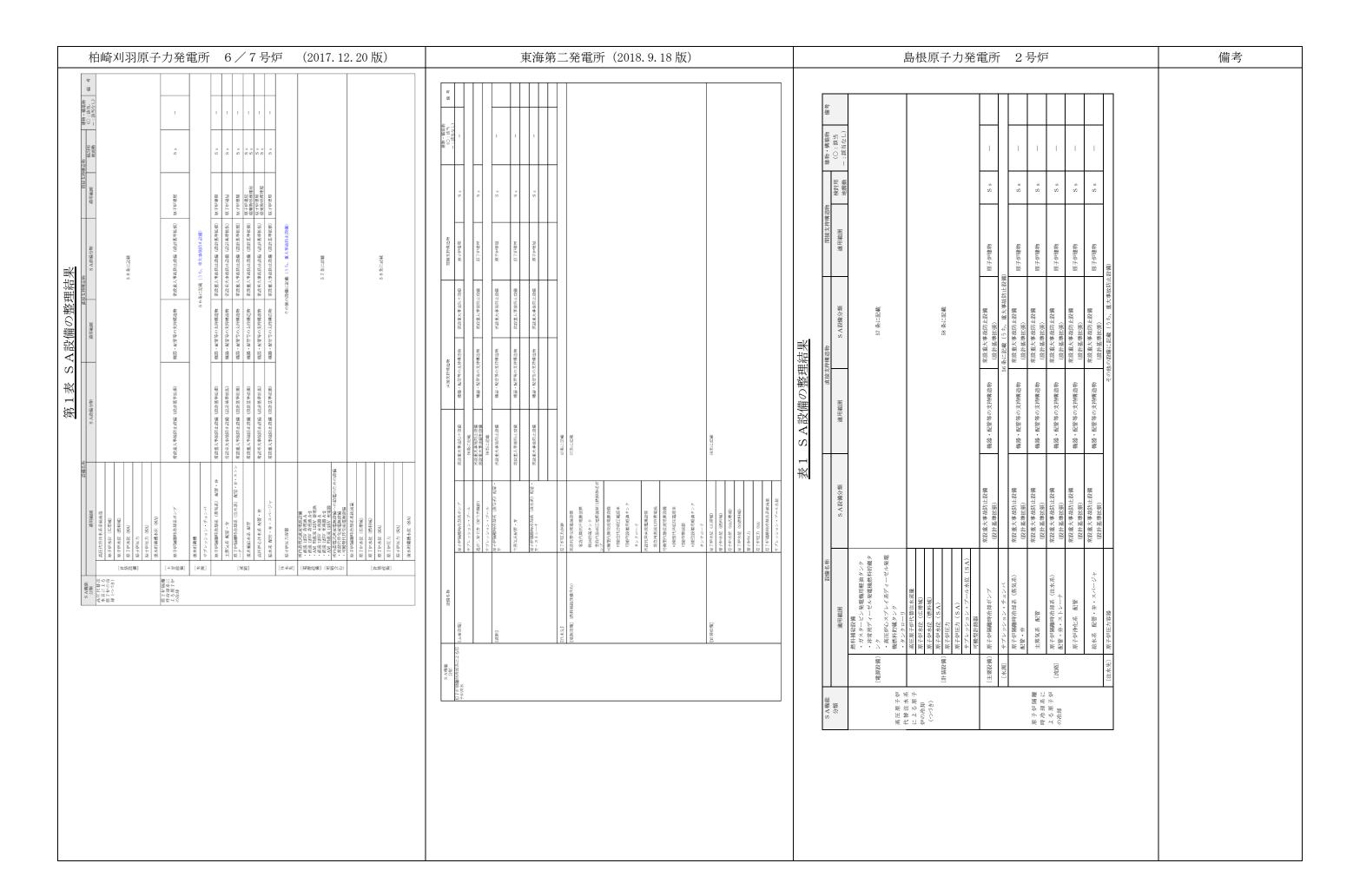
柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
能を発揮するために必要な系統(水源から注入先まで、流路を	が機能を発揮するために必要な系統(水源から注入先まで、流	機能を発揮するために必要な系統(水源から注水先まで、流路	
含む)の設備,直接支持構造物及び間接支持構造物	路を含む) 及び間接支持構造物, 直接支持構造物	を含む)の設備,直接支持構造物及び間接支持構造物	
■重大事故等発生時に設計基準対象施設としての機能を期待する	■ 重大事故等発生時に設計基準対象施設としての機能を期待す	■重大事故等発生時に設計基準対象施設としての機能を期待す	
重大事故等対処設備	る重大事故等対処設備	る重大事故等対処設備	
■技術的能力審査基準で設置を要求されている設備	■ 技術的能力審査基準で設置を要求されている設備	■技術的能力審査基準で設置を要求されている設備	



	柞	柏峄	JK	羽	原	子	力	発信	毛月	沂	(6 /	7	7 号	- 炉	i	((20	17	7. 1	2.	20	版	()							Ţ	東海	第	二多	~	所	(2	2018	8. 9	. 18	版	()													島	根原	京一	力	発	電月	<u></u>	2	号	炉												備	考				1
第1表 SA設備の	を 屋 (「1だった」) でに登 お物質などを担	AA	 	1. は本学時に多数回旋は石を中級 別・イイス・火の砂線	総気子接受機等の支充機能物 作設制開患要素大等技防止設備 国子内等 S.s.	 	機器・配信等の文本等機器を 素液量機能を指力上接機 原子が構造 Ss	新海等指数係水圧を指してファート 保険原産権関係と手が切りた役割 機器・氏管等の光準素強等 定位施原産権負債大権が切った役割 原子の事態 S s		一	非企用 14.5元 新國北部	(で) 一 ・	かりませた。	1	AMINWA /	・ S	Management Managemen		機能	・ 発売 一 カン 小 新 衛 ・ 一 カン 小 一 カン 小 新 一 銀 ・ 一 カン 一	年時日が開発モニタ	20	協働関係モーク	はり最大用入地センプ はり最大用入地センプ 対数無人者を決定の指 を指摘し、を表表のでの指 を指摘し、手を表示のでの指 を指摘し、手を表示のでの指	選問においます。 のでは、他のでは、他のでは、他のでは、他のでは、他のでは、他のでは、他のでは、他	が氏語べきの後担に置	SA AND AND AND AND AND AND AND AND AND AN	アクキスケート会長 [1年度86] ホイ・ュロー・ダ 可能性を表現を表現を は48.9年 88.8年 7.9年 7.8年 8月 1日	(中華校備] (中華校備] (中華校備] (中華 (権)	A TWA REPORTED AND A TRANSPORTED AND A TRANSPO	20年日の日本の日本の日本の日本の日本の日本の日本の日本の日本の日本の日本の日本の日本	A 大学校のに記 施士を雇回 S =	· · · · · · · · · · · · · · · · · · ·	The second secon	(日本の) (日本の	SEC.1880	(2)		大学部子で呼吸器 電子の関係器 電子の関係器 電子の関係器 電子の関係器 電子の関係器 に対して関係 に対して関係 に対して関係 に対して関係 に対して関係 に対して関係 に対して関係 に対して関係 に対して対して対して対して対して対して対して対して対して対して対して対して対して対	(************************************	報節 F 巻 スペッチ (20 巻) - 1 日本 (2	では、	のこの大人が基準	学が音形としている場合を表すった。	提出了40000 NATIONAL INTERNAL IN	级长型联络 (1/4) (4/4)	展子が圧力 (54)	表1 SA設備の整理結果	股關名称 直接支持構造物 開設支持構造物 開設支持構造物	(コン) (1) (1) (2) (3) (3) (4) (#4.3.4。 アンセストートを確保するであり記憶 アクセススト (主要影響) はイートローゲ (Shirt-04-28/10-10-28)	(2) 日本学校本書店会会会会会会会会会会会会会会会会会会会会会会会会会会会会会会会会会会会会	() () () () () () () () () (5た 8.5 高速 (1) 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1	各的政府集員機員大学校乃上設備 株式の政府集員後属人大学校乃上設備 株式の政府集局を含まった。 株式の政府集局を含まった。 株式の政府集局を含まった。 株式の政府集局を含まった。 株式の政府を表示していまった。 大型の政府を含まった。 大型の政府を表示していまった。 大型のなななななななななななななななななななななななななななななななななななな	(上京政府機) (日本政府機) (日本政府権) (日本政府 (日本政府 (日本政府 (日本政府 (日本政府 (日本政府 (日本政府) (日本政府 (日本政府) (日本政府 (日本政府 (日本政府) (日本政府) (日本政府) (日本政府 (日本政府) (日本政府 (日本政府) (日本政府) (日本政府) (日本政府) (日本政府) (日本政府) (日本政府 (日本政府) (日	pp=	「電影影像」・FFELTAR And	SS 投工间域 A THYLE CHRISTORIAN (A PRINCE TAX DESCRIPTION)	(主要影像) A.N.のSefection N.N.POSTATO TO T	50 名に記載	平均出力側域計模 平均出力側域計模 35 条に記載 日本生子酸削減計技	13 日本	ROMEN MAN AND AND AND AND AND AND AND AND AND A	中 所収研算機関派と表現的正成階 機器・配管等の支持構造物 所指所第重要指示等認定に関係 原子管理物 S s ー 常数性が大学校設的では、 S s の では、	光田銀口・は2階水圧入水配筒 高欧田路県東北大学院の丘武圖 機器・配管等の支持構造物 (原子が田万男の名) 常設価大学社(総和設備 に) 同工石町十分級	***	****・・非常用ディーセル発電機 平均出力領域計装	*	「正要KKMI」 代替自動減圧起動阻止スイッチ		1	【相	自婦島の	根 2	成(/7, 2 号	の 東 テ テ テ ゲ	海海の	第 S	設	

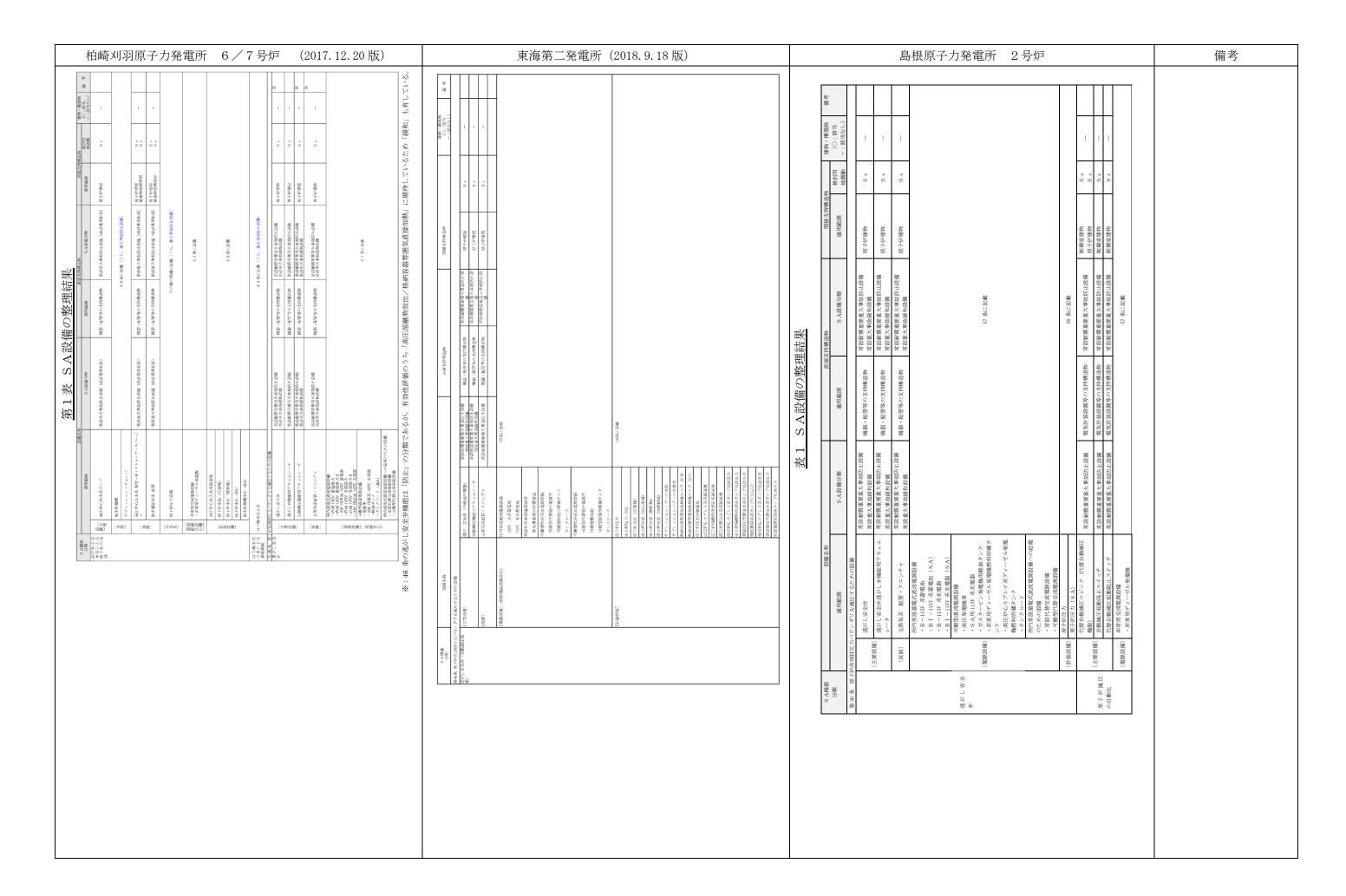
柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	1,1964 1,1964		

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 1 1 1 1 1 1 1 1 1	Column C	



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
	Column C	S. A.	

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
		SAME SAME	



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	AM THURNON SINO ACTIVITIES (2.5) ACT		

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
	Companies Comp		

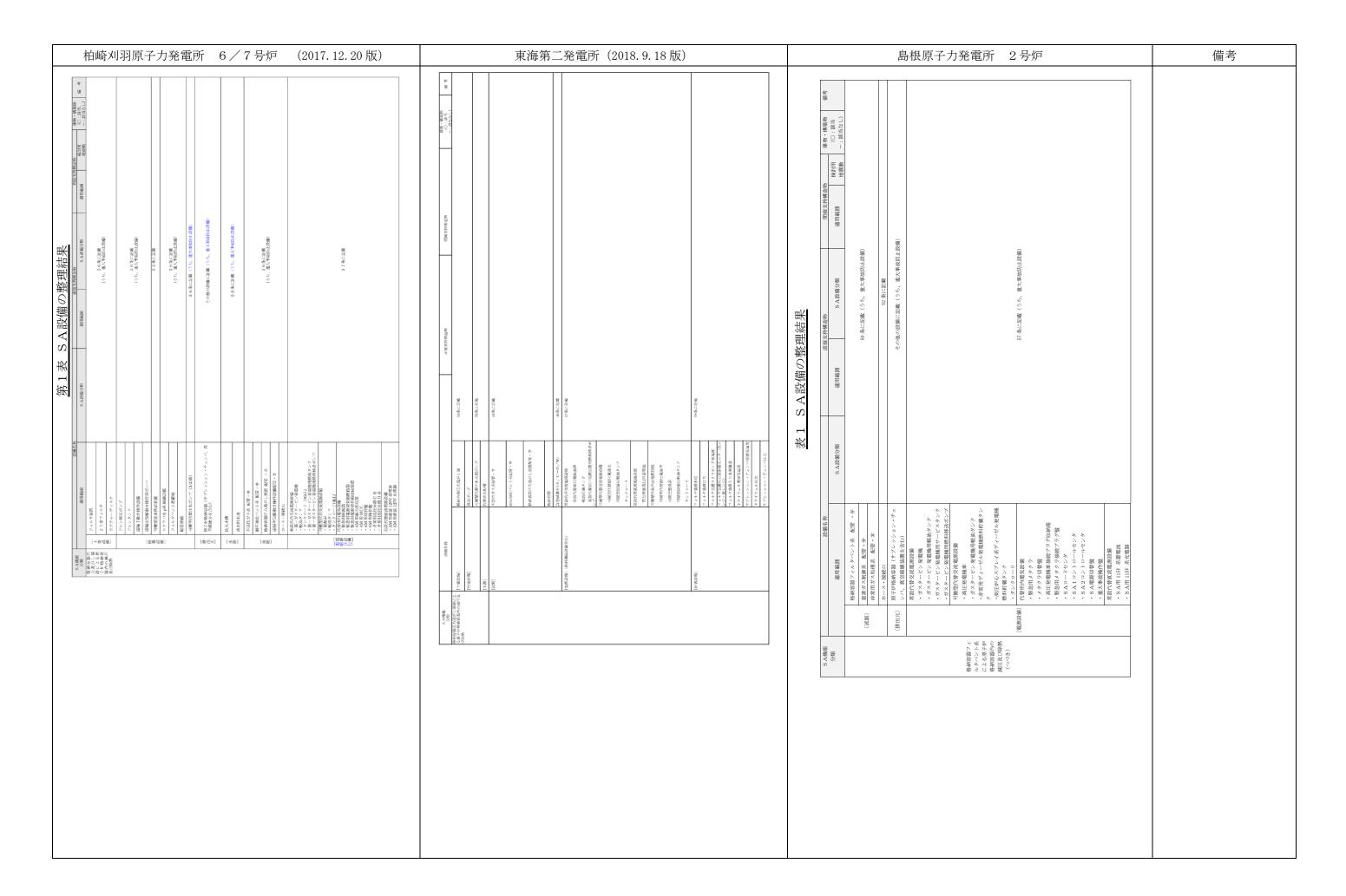
柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
1997 1997	1966 1960	SAME SAME	

	柏崎刈	川羽原子力発電所	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表 S A 設備の整理結果 s A Milk	1.		- AN		The control of the	

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
1985 1985	Comparison Com	SA I S A 記憶	

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
	Company Comp		

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
1987 1987		1 1 1 1 1 1 1 1 1 1	



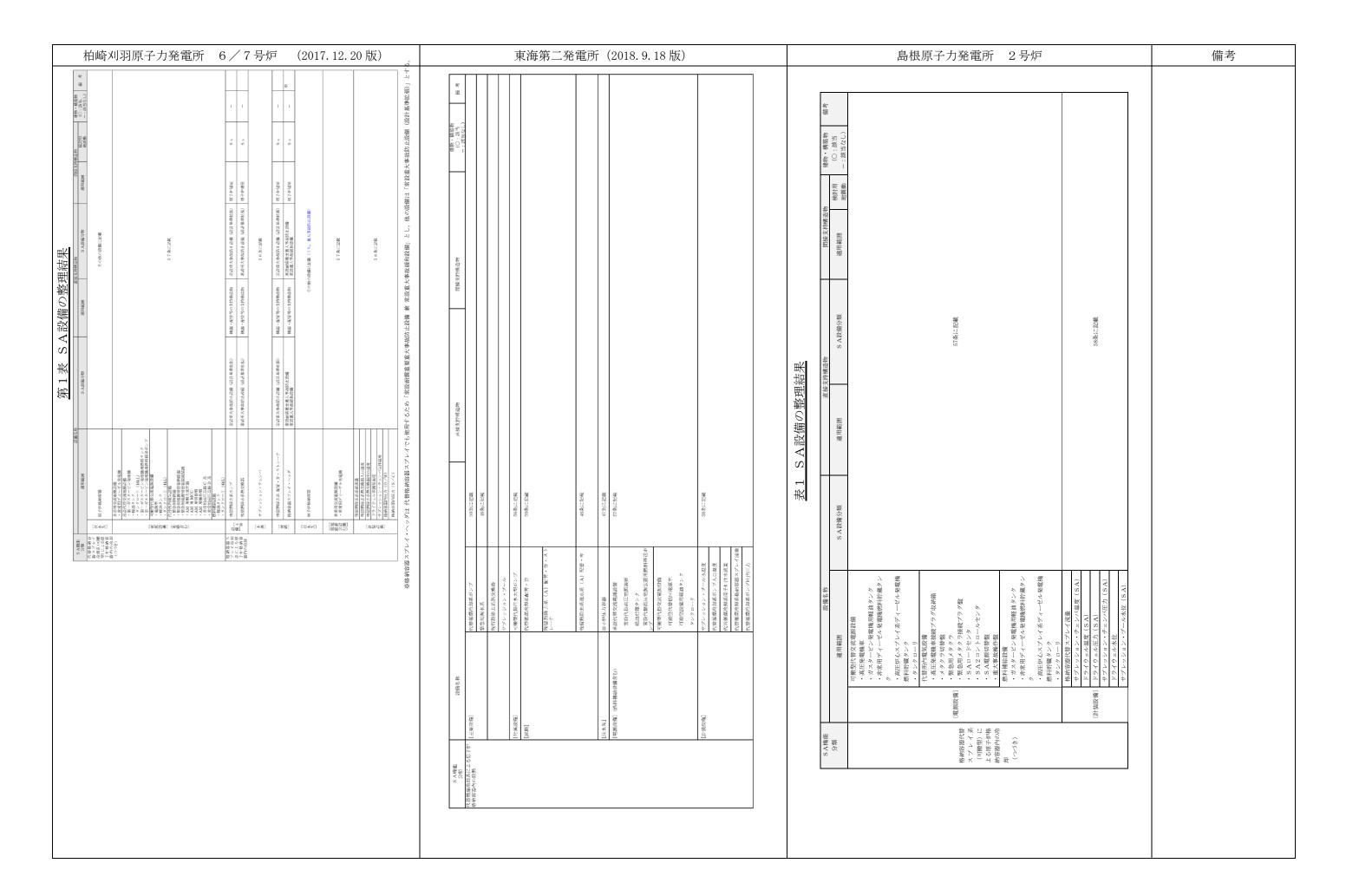
柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
1997 1997		A NAME	

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
1975 1975		1985 1985	

柏崎〉	刈羽]原子	力発電	所 6	6/7号		(2017.	. 12. 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
第1表 S A 設備の整理結果 State		らを発に記載 4 9 金に予盟(う、 原大本統領を定額)	(4大年2005年20日)	選出し来 この	報告		4 9 茶片尼湖(ラ 5, 康大神秘跡上段廟)	雑門 一番のり	49条に記載(うち、職人等的を設備)	その他の設備に記載(うち、雅入年紀的上記編)		A 記 備 の 整 理	
SA機能 分離 分割 放棄が除入 プレイショ 制 機能をおけいソ 対けるとします。 対けるとします。 対けるとします。 対しているとします。 対した。 対しているとしま。 対しているとしま。 対していると。 対していると。 対していると。 対していると。 対していると。 対していると。 対していると。 対していると。 対していると。 対していると。 対している。 対して、 対して。 対して。 対して。 は、 は、 は、 は、 は、 は、 は、 は、 は、 は、 は、 は、 は、	() 《 () () () () () () () () (巻 タンフッツョン・チョンス 数型整体は 配節・作・ストフーナ	日 存着的第スフレイ・ヘッグ 計 原子的を存む等 (%)	(4) (4) 化二甲基甲基甲基甲基甲基甲基甲基甲基甲基甲基甲基甲基甲基甲基甲基甲基甲基甲基甲基	対策が発生が必要がある。 対策があるがある。 対策があるがある。 対策がある。 対策が	[10]	コン・キェン 一 仮配験を上がホンプ インプール	英麗	選 発的熱除去薬 配管・奔・ストレーナ	[洪秦州]		設備各條 S A 股份金額	
												SA機能 分類 取水口 非常用政本 取水口 政企管 取水管 取水管 取水管	

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
1975 1975	Column C	SAMP	

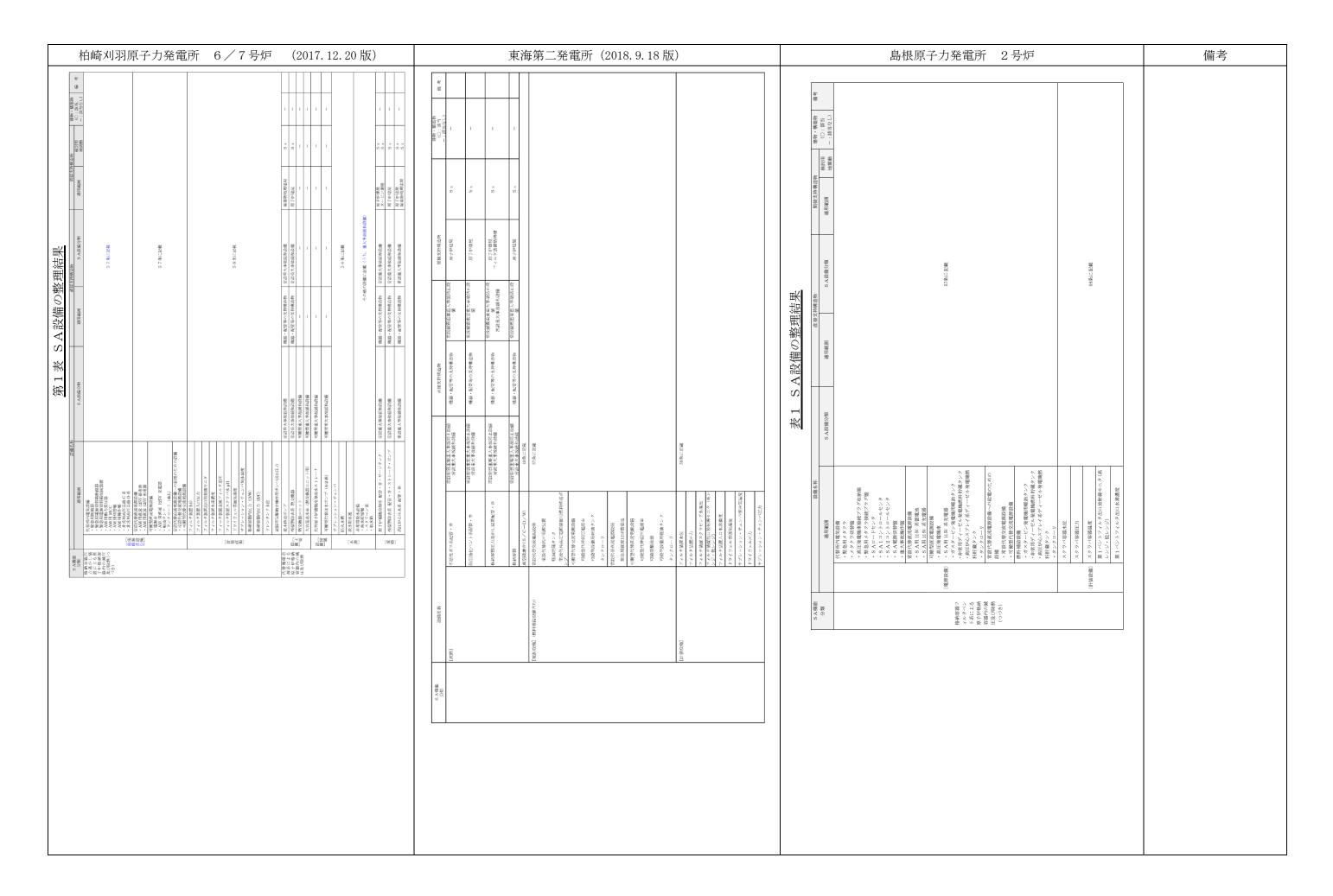
柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
特別	第四	1 1 1 1 1 1 1 1 1 1	備考



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)	備考
第1表 SA設備	等性等的な主意を提出機 所能を持ちずなを表面には 中でインニングラング サインフェング サインファング サイン サイン サイン サイン サイン サイン サイン サイン			

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	
11時間44分原子力発电別 0/17所 (2017.12.20版)	果代世界	SAME	/用与

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
2015 2015	1 1 1 1 1 1 1 1 1 1	Third Thir

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
		SA ANN	

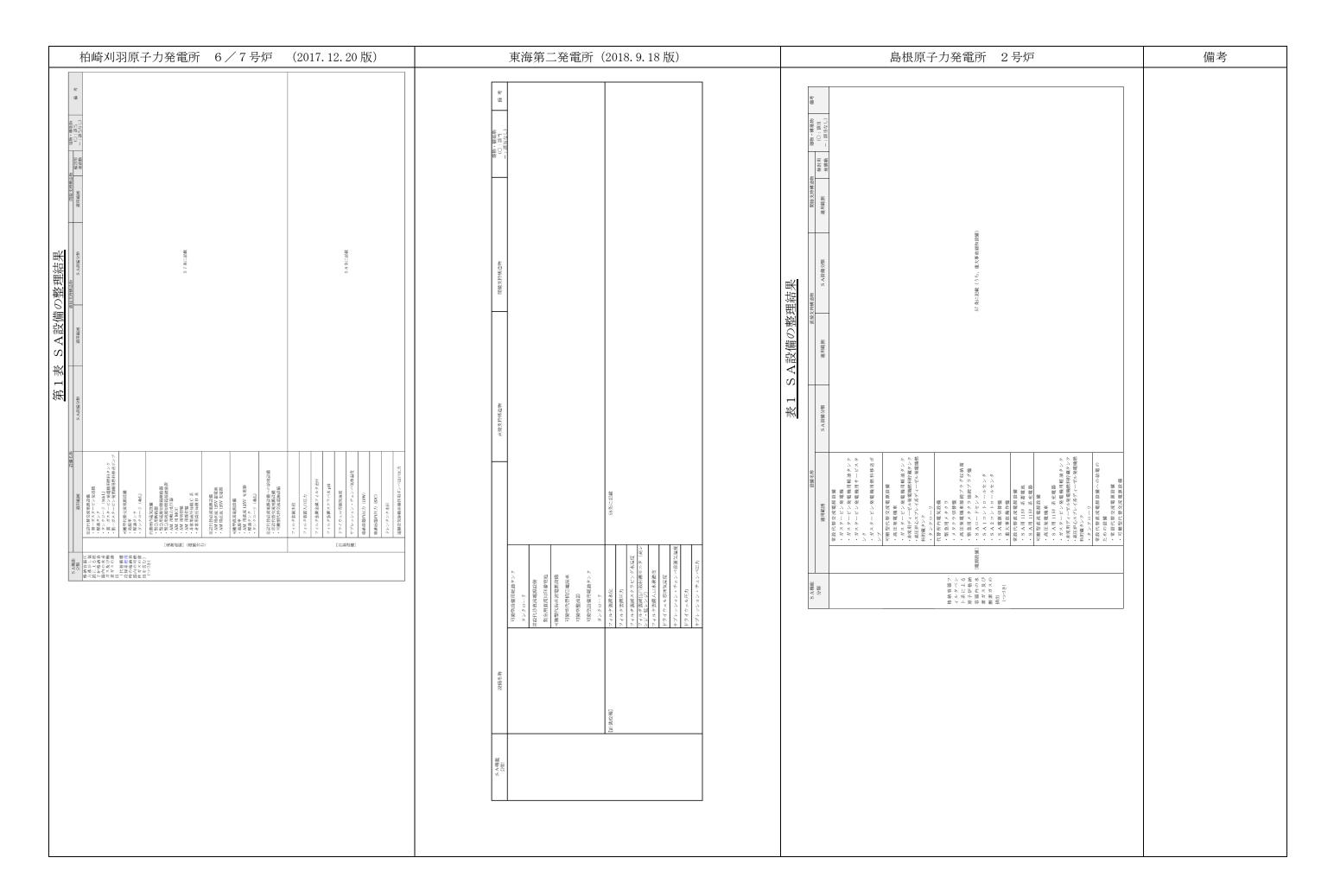
柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)							東海第	第二発電所	î (20	18. 9.	18版)							備考		
(新) 2 (4) (4) (4) (4) (4) (4) (4)	11 12 12 13 14 14 15 15 15 15 15 15	*** *** *** *** *** *** *** *** *** *	20.4 機能が表示値数 (機能的で関係を表達数	[S. Andle Ex. A. Mark (Andle) (2015年) (1.1.4 Mark (Andle) (2015年)	- 17 カム・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	1		17分析は近かり 17条件を必要性が発達	- 1		CONT.	[日本大本] 検が発酵 50.8.5.20歳 [日本が出] (2002)指揮的センク (785.12歳 [中央日本 (79.5 m. 4.20歳 (785.12歳 [中央日本 (79.5 m. 4.20歳 (785.12歳 [中の日本 (79.5 m. 4.20歳 (785.12歳	サプチュンション・ボルン・の部間を指定 (APP アンドゥ・ブール・ルルルの (APP アルドゥ・ブール・ルルルルルルルルルルルルルルルルルルルルルルルルルルルルルルルルルル	表1 SA設備の整理結果	SA機能 分類	常設重大等核緩和設備 機器・配管等の支持構造物 常設重大等核緩和設備 近任原子が付替注水ボ S s ンプ格料槽 ー ー ー ー ー ー	56条に記載(うち、魔犬等故談を取鑑) (3.5、魔犬等故談を取鑑) (3.5、魔犬等故談を取鑑) 機器・配管等の支柱構造等 (4.5)を表す (第2 (第2 (2 (2 (2 (2 (2 (2 (2 (2 (2 (2 (2 (2 (2	

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	

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
		SAME	

柏崎刈羽	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表 SA記載	をの他の記憶に記載(うち、最大事後記事記録) ・ソンを記載 ・ソンを記載日曜日 1 1 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2	18	(株化) 4 条化に対象 (ラウ、近人事故報用の指) (株化) 4 条化に対象 (ラウ、千大事故報用の指) (株化) 4 年本に対象 (ラウ、近大事故報用の指) (内域数) 4 年本に対象 (ラウ、近大事故報用の指)		SA A STATE S	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号	宁炉 (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表 SA設備の整理結果	CA-2 他)	Control Cont	



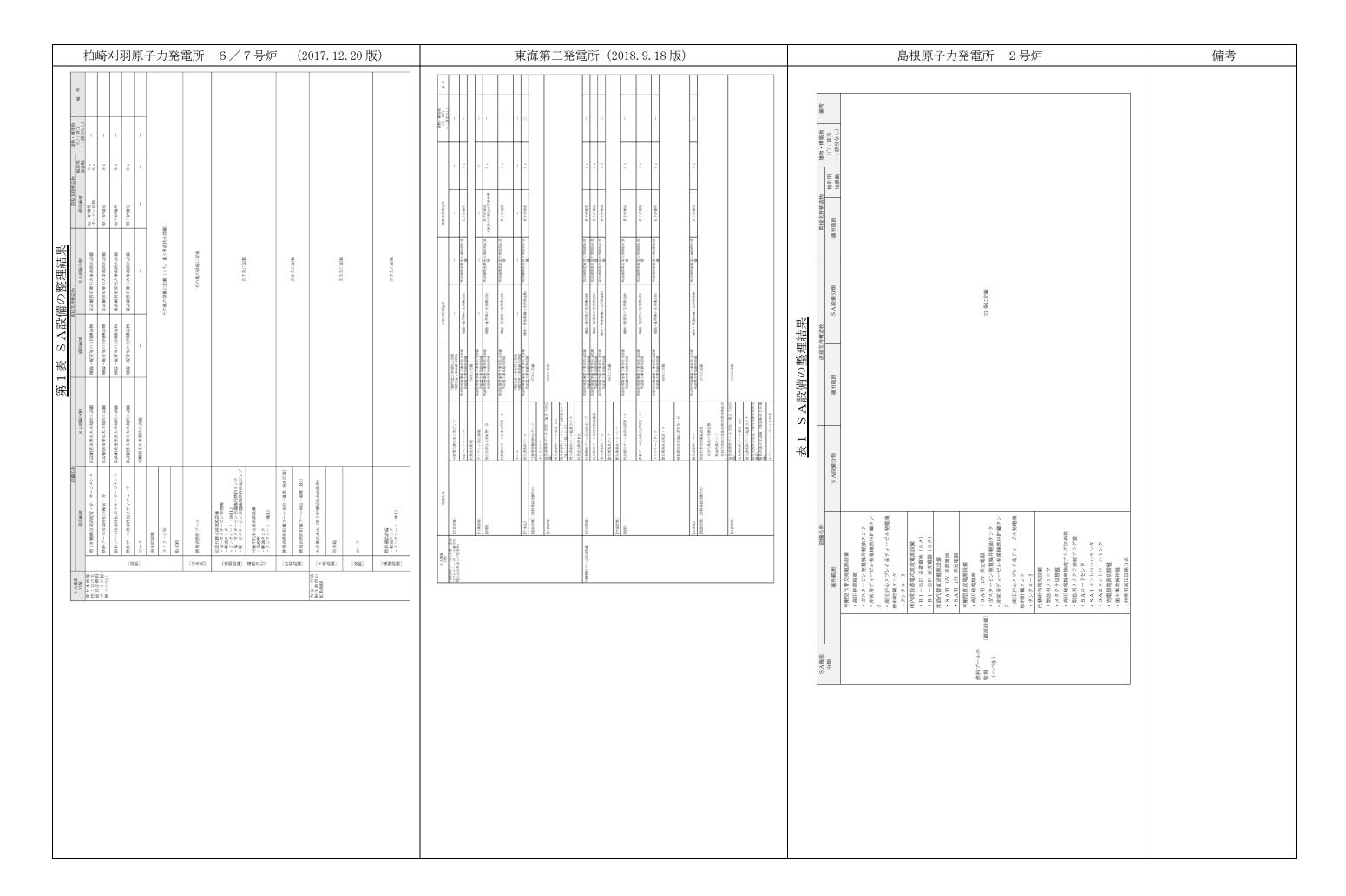
柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
1985 1985		A	

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
		SAME SAME	

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
1984	1,0,184	1970 1970	

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表 S A 記 備の整理	(2) 「日報で表すを必然的の協議 -	(中国連動性)	The control of the	

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
1982 1982	The control of the	SAME	



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
		SANK REPORT SANK SANK REPORT SANK REPORT SANK S	

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		1 日本	

柏崎刈羽原	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
SAME ACMES SAME ACMES ACMES	・機能力と対象 57名に高級 シンクローリ (18k3) 中級型以大手が採出の (所述の確認との 一 一 (所述の確認との 一 一 (日本ののでの 日本ののでの 日本ののでの (日本ののでの 日本の のでの 日本ののでの (日本ののでの 日本ののでの 日本ののでの (日本ののでの 日本ののでの 日本ののでの (日本ののでの 日本ののでの 日本ののでの (日本ののでの 日本ののでの 日本ののでの (日本ののでの 日本のでの 日本のでの (日本ののでの 日本のでの 日本のでの (日本ののでの 日本のでの 日本のでの (日本ののでの 日本のでの <th< td=""><td>5.7 をご記録 5.7 をご記録 (</td><td>は</td><td> The control of the</td><td></td></th<>	5.7 をご記録 5.7 をご記録 (は	The control of the	

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
1948	100 100	

柏	泊崎	川习	羽原	子ナ	J発	電	折	6	5/	7 -	号炉	戸	(2	201	7. 1	2. 2	20 ,	版))		東海第二発電所(2018. 9. 18 版)				島村	退原	(子)	力多	~ 電	所	2 5	 号炉	i						備	考		
第1表 S A 設 備 の整理結果 1 表 S A 記 を	10.15	(日) 保護は、大学を選手が連載的なが通数のなが通数。 「お妻を生まずがからのは 第9 保護は、大学を選手が連載的なが通数のなが通数のなが、	条に対象としてソウルで、 発売をしたスケーとフタ出数 株式の子製物 をおおからです。 発売をしたスケーとフタ出数 株式の子製物 をおおからを作る おいます をおおいます をおいました ままま という 一	発送者ケンケ 保護を受ける (大学・大学・大学・大学・大学・大学・大学・大学・大学・大学・大学・大学・大学・大	A) INFORMATION AND AND AND AND AND AND AND AND AND AN	高級を表示シンク 治療体大き性液体の過程 の発音・作用を含ませました。 の発音を表示して、 の発音を表示して、 の発音を表示して、 の発音を表示して、 の表示として、 のまでと、 のまでと、 のまでと、 のまでと、 のまでと、 のまでと、 のまでと、 のまでと、 のまでと、 のまでと、 のまでと、 のまでと、 のまでと、 のまでと、 のまでと、 のまでと、 のまでと、 のまでと、 のまでと、 のまでと、 のまで、 のまでと、 のまでと、 のまで、 のまで、 のまで、 のまで、 のまで、 のまで、 のまで、 のまで、 のまでを、 のまで、	Aの関係となる状況を発表しています。	国際設定の大学の表現では 日本出入・学ののではの選問 日本出入・学ののではの選問 日本出入・学ののではの選問 日本出入・学ののではの選問 日本出入・学ののではの選問 日本出入・学ののではの選問 日本出入・学ののではの選問 日本出入・学ののでは、日本には、日本には、日本には、日本には、日本には、日本には、日本には、日本に	第一 エスケードン協議を研究を表示を表示する。 第一 エスケードン協議を表示を表示を表示を表示を表示を表示を表示を表示を表示を表示を表示を表示を表示を	福田本 - 1.74 Problem - 1.05 Problem	第一才メンチェア、施政業(大統領条件に対象)、総対義委和の第二人・共和党の平式語 高校は「安徽書館の「大統領を開発」を対して、大統領を 一部のは、大統領を開発して、「大統領を開発して、「大統領を開発して、 ※文学に「の機器で、 が大学に「の機器で、 ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・	10.3 日本の1.0.0.0 日本の1.0.0 日本の	5 - 7 所表演でAND IN NO.C 毛部 特別的人生的政府と表示政府を設置 17 - 17 - 17 - 17 - 17 - 17 - 17 - 17	41C - 17 to 2	NO Differ	発音機能の表現る大神能が自身と 発音人 保護を表現る大神能が自身と の対する大神には の対する大神には の対する大神には の対する大神には の対する大神には の対する大神には の対する大神には の対する大神に の対する のが のが のが のが のが のが のが のが のが のが	新聞とBSV 能過ぎ入2 的政権を保護と記録 (南次型を設置を対する) 大学書記録 (南次大学表別を記録 コントローン原則 DVストローン原則 DVストルを表現を記録 (カンドローン原則 SV まから DVストルを表示を記録 のよう かいままん AR を表現を記録します。 かいままれた AR を表現を記録しません。	20V 推出後	BALLAD FINES A ANGELEGIE	257 先祖節 弁法を禁制を貫入する26年に改善 祖文 古政治		表1 SA設備の整理結果	ボ C - メラクラ時機能圧 58条に記載 D - メラクラ時機能圧 58条に記載	(** 数数値 IP C S - メタタラの発音器 所名称 IN T C S - メタタラの表音器	ードン発電機用原因シンタ 存在原子を記録の 在収制大学技術を開催をしている機能用をしている機能用をしている機能用をします。 を収制大学技術を関係 がアイーガンを機能を発達をです。 がアイーガンを機能を発達をです。 を収制大学技術を関係 を収制大学技術技術を関係 を収制大学技術を関係 を収制大学技術を関係 を収制大学技術を関係 を収制大学技術を関係 を収制大学技術を関係 を収制大学技術を関係 を収制大学技術を関係 を収制大学技術を関係 を収制大学技術を収制 を収制大学技術を収制 を収制大学技術を収制 を収制大学技術を収制 を収制大学技術を収制 を収制大学技術を収制 を収制大学技術を収制 を収制大学技術を収制 を収制大学技術を収制 を収制大学技術を収制 を収制大学技術を収制 を収制大学技術を収制 を収制大学技術を収制 を収制大学技術を収制 を収制大学技術を収制 を収制大学技術を収制 を収制 を収制大学技術を収制 を収制 を収制大学技術を収制 を収制 を収制 を収制 を収制 を収制を収制 を収制 を収	発放機大等技能所設備 物語 MEM 40.2X 74 Phillips	作政権大権状態和政備 装備・下ゴキリスペを担じが 作政権大事状態和政備 が次回 5.8 一 同様型は大事状態の指摘 - 1年の1年のようには、 - 1 ー ー ー ー ー ー ー	「新型型工作を設定に設備 指設的開催機能気件を認定した場合 中の中で上半が成れた。 機器・配管等の支持構造物 中の中・ドドドルがありを認定している。 成本かと、アギザル	所は大手統的に指摘 所属 大手が発生を開発	可辦型銀行 单纯的正设備 可辦型銀行 事故能的改编	所用光確認用を接続プラブ収録施(原子 安建物問題)~非常用高圧的第〇系及 今からホーナーをおおおのの。 中のカーナーをおおおからののである。	A DC M 人等の記念を記忆間 ・ JR M M M M M M M M M M M M M M M M M M	- 1985年出版 中医院的工程器	高光光描绘用度度7.9.7.4.4.4.4.4.4.4.4.4.4.4.4.4.4.4.4.4.	プログルが出版 英田の大学を開発して「開発型庫大学校内上記録 フル技術技術 コルが作用を用する。 コルが作用を用する。 コール ー	- 1度公主人事の安全に反響 ・ 学校の研究 単純 大学校防止設備 - 一般の子学校防止設備 - 一般の子学校防止設備 - 一般の子学校防止設備 - 一般の子学校防止設備 - 一般の子学校防止設備 - 一般の子子が発展の子子を表がしている。 - 1.0.0.0.0.0.0.0.0.0.0.0.0.0.0.0.0.0.0.0	為設施入者就能有設備					

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)	備考
1985 1985	### 1997 (1997) (1997	

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		SAME	

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		1998	

柏崎刈羽原子力発	電所	6/7	7 号灯	炉	(2017. 12. 20 版)	 東海	再第二発電所	斤(2018. 9. 18)	饭)				島根原	子力	発電	所	2号;	炉			備	 考
	海水										施											
	温物・商条物 (○: 該当 -: 該当なし)	1	1	1							建物・構築物 (〇:該当 一:該当なし)	1 1		ı	ı	I	ı	ı	1 1	ı		
	を記述 を記述 S s		s s	1							造物 検討用 地震動	S S		S	S	S S	s s	S	s v	s s		
	回接文格商品参加 適用範囲 産油タンク基礎	ı	軽油タンク基礎	1							間接支持構造適用範囲	原子炉建物原子炉建物原子炉建物		原子炉建物	建物	Bーケイーで小窓や灯 臓タンク基礎 排気筒	Ţ	蔵タンク基礎 排気筒	排気衛軍工作業物	原子炉建物		
光果	及文件附近物 SA設備分類 常設確採重要重、字故防止設備 常設重人字故線和設備	1	常表前接不变不大事故坊上設備常設工大事故緩和設備	1						結果	支持構造物 SA設備分類	常設耐賽重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備 常設耐賽重要重大事故防止設備 ※※※※※・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	# LO	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	1	古以即)疾虫文事人字识的正式用 常設重大事故緩和設備 帝部品傳布爾布士市好院上勢礎		(設計基準拡張) 常設重大事故防止設備 (發計基準批果)		
き S A 設備の整理結果	直接支存権 適用総由 機器・配管等の支持構造物 常設重	1	機器・配管等の支持構造物 常設元 常設元	1						S A 設備の整理結果	直接適用範囲	電気計装設備等の支持構造 電気計装設備等の支持構造		機器・配管等の支持構造物	機器・配管等の支持構造物	機器・配管等の支持構造物	機器・配管等の支持構造物	S 掛	機器・配管等の支持構造物機器・配管等の支持構造物機器・配管等の支持構造物機器・	成品 に言う。人が出たり 機器・配管等の支持構造物		
第1表	()	正設備 :和設備	設備	5.比較偏 行政衛						表	SA設備分類	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備 常設耐震重要重大事故防止設備	市政 組入中政股份日政開	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)		H H	常設剛賽里要重大事故的止設備 常設重大事故緩和設備 常設重大事故防止設備	(設計基準拡張) 常設重大事故防止設備 (淨料基準拡票)		
	に開る時 SA設備分 常設備表面必重人中依む 常設置人市が総和設備 常設置人市が総和設備	可練型重大年故防止設備可辦型重大年故談和設備	常設耐震所要承大事做防止 常設而大事故緩和設備	可搬型承大事故防止款偏可搬型毛大事故緩和設備							設備名称適用範囲	非常用高压母級C系 非常用高压母級D系	王王 終電圧 終電圧	ディーゼル発電機	パプレイ系ディーゼル発電機	・一ゼル発電機燃料移送ポン	シスプレイ系ディーゼル発電機	イーヒンが自動物がAfrikt MOグノ イート・フォー・ココ av 電極	スプレイ糸ティーセル発電機 タンク イーゼル発電機燃料デイタン	スプレイ系ディーゼル発電機 タンク		
		(記) タンクローリ (4kL)	機 機 機 性 対 が	落郡 ホーネ							SA機能分類	[主要設備]	NED 17 18 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2	非常用。	地	非常用ディ	斯氏		高压空(5) 然科斯 然料斯 非常用デ	を加速を発売する。	_	
	SA張信 公養 冷養 養萃 無验以 音																					

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)	1995 1995	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
		## 1 S A 200 (

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
		SA	

柏峄	5刈	羽儿	原于	力	発	電月	沂	6	5 /	/ 7	7 長	計算	≓		(2	01	7.	12.	. 20) 戕	反)									東	河海	事第	<u>; —</u>	.発	電	所	(2	201	8. 9	9. 1	8 片	反)														島村	退原	[子]	力系	雀電	所	2	号炉	戸								備	考	_
部					大神化11年 安 44	水系 47条 取压代替注		群合物系 45条 高圧炉心注	水系 47条 线钮熟除去	*************************************	47条 原圧代替注 水系(鑑説)による にえれてお加味	現十分の存在等 10条 代格組織法	国条による原子が 格割分器内の減圧 及び発動等	及び解謝事					49条 代格格納容	期スプレイ治却派 等 日本 代特施額沿	40.米 1.VETH ※51				44					\prod																					北																							
2000 - 株光舎 (○: 株元 - : 株二 - : 株二 - : 株二 - :		1	1	ı	1		1	1		1	ı		ı								ı	1	ı	4.6600000000000000000000000000000000000	(0: 漢字 (0: 漢字 (-: 漢世なし)				1		1		1	1 1	-	1 1	1 1					1 1			1 1	1 1	1	1			選約・構築物(○:該当	···	1	ı	ı	ı	ı	-	I	ı	ı	ı	ı	ı	1 1		1	ı	ı					
20 H	» n	φ φ	so.	60 60	os os	ss ss	es c	io io	oo oo	os os	so o		SO.	° S	on on	SS SS	0	0 0	» 90	es es	ss os	os es	on 20		ď	··· ··· ··	ns ns m n no os	o on 5 on	os.	ss S	is on	n on o	16 16 10 00	st st 00 00	× 0	ss ss so	50 SS	of of	 1 02 0	es es e	: es :	n wa n	0 00 1	ss ss	ss sc sc sc	80 80 80 80	65 95	e ss			間接支持構造物 検討用	地震動	S	S	S	S	S	SS	s s	S	S	s s	S	S	w w	0 0	0 0	s s	S					
五路日後 1415.44.17mg	HCL Writer	原子が建築	限子炉準備	际子加建屋	展了如进牌	原子炉建屋	三十な時間 (1)	日本を発送	1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1	0 原子炉堆屋	超票点 巡		斯卡伊萨羅	1	原子炉建屋	西野华上遊	100		- 小小小小小小小小小小小小小小小小小小小小小小小小小小小小小小小小小小小小	1	原子炉建层	£	日本は上は		間接文件概型物面・	表 1 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2	原子が発展	の大体を田柏米道海 ローケーンタトンネタ	選を北ソア選 原子を領別	原了海霉糖	原子好儘快	第四点 子別	0.750 mm	原子等品類	10 Per 10	第十四四 第十四四四	原子如建設	1000年1000年1000年1000年100日日日日日日日日日日日日日日日日	田東北(10)	国籍总十级 国籍总十级	西部 (4)	· · · · · · · · · · · · · · · · · · ·	日本は一日	10.75年間開 (東十年日)日	原金字母語	西南水上湖	能體級汽車	田健長十座			開接支持	TTT SHEET AND	14	原子炉建物	原子炉建物	原子炉建物	原子炉建物	原子炉建物	仮圧原子炉代替注水ンプ格納槽	原子炉建物	原子炉建物	原子炉建物	原子炉建物	原子炉建物	原子炉建物 低压原子炉代替注水			原子炉雕物	原子炉雕物					
SA設備分類 常設群務重要量人不必防止設備	人事故談和	常 <u>成</u> 數學 代學·代夫· 常設·而大事故緩和設備 當設·而大事故緩和設備	大事故防」	斯战時歲 化聚代大争级房 压成的 常费 化大事数裁和装备	長元婴玉大事故即1 大事故緩和設備 大事故緩和設備	京里女里大学说的: 大事战战和設備 丰正高出土土地研	常設市大事故樣和設備	大學或別 11.8	指設重大事故防止設備(設計基準拡張	常改五大车故跡上設備(設計巷洋址張	常設副餐重要重大事故防止設備 常設重大事故談和設備		常改重人事故緩和設備	=	HRX 進入すび終かはXM 信設制終重要重大事故防止設備 対対率一定が結ぶれる	治以由人事政務和政體 結設劃積重要重人事政防止政體 等等 1. 非公司的 4. 4. 4. 4. 4. 4. 4. 4. 4. 4. 4. 4. 4.	知识單大學收該和設備 始設數的數數數本學收的正設值	=		A 政府武小安中大学政队正政制 常設 在大事故談和政備	常設而大事故緩和設備	常設耐速重要重大事故的止設備 常設重大事故裁和影備 深設耐緩重要重大事故同止影曲	常费重大事務緩和設備	-	\vdash	6000 美大華教師 1 6000 美国 1 60	動	常に重人等後約止	名設電大事機約正設備	省政盟大事後约正改编	作 が は は は は は は は は は は は は は	の を を を を を を を を を を を を を	の公司を表示しています。 会会は一般を表示します。 をおります。 をもなりなりなりなりなりなりなりなりなりなりなりなりなりなりなりなりなりなりなり	6 名数副校直接直入手被防止款	(全) (本) (本) (本) (本) (本) (本) (本) (本) (本) (本	の かかまま で	新	新 (有限年大本権的正規権 (金別条大事権的正規権	作品意大米技術に設備 作品の中央はApplication	ののでは大手会がJECK事 の収金数乗車表大手会がで設 を収金数乗車が大手会ができ に収金数単級大手を防止数	施	第	企業業務組制機大争投降口級等、成功業務基別最大争投降口級	6 常設副民伍豪亞人等就防止股	き (記述大事故報和政備	所	作設置禁患聚虫大手被防止误 施 施	(会社会報告を出入手法的に対 (報		影	が なる。 なる。 なる。 なる。 なる。 なる。 なる。 なる。		上 改 章	上設備	취	止設備	-1	常設耐賽重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	賽重要重大事故防止設備 大事故緩和設備	上設備	大事故防止設備 基準拡張)	大事故防止設備 基準拡張)			止設備	上設備		大事故後和設備	大事故緩和設備					
AND THE RELEASE OF THE WAY WE WANTED THE PARTY OF THE PAR	364X 18 m m v v x x x x x x x x x x x x x x x x	数設備等の支持構造物	偏気計説設備等の支持構造物	装設備等の支持構造物	装設備等の支持構造物	_	放送権等の文持権指数	製設循帯の支付権追続	電気計製設備等の支持構造物	電気計製設備等の支持構造物	電気計製設備等の支持構造物		電気計製設備等の支持構造物	気計抜設備やの支持構造物	気井製設備等の支持構造物	(計長設備等の支持構造物	製作製品を の 製品を表する	THE CASE OF THE PARTY OF THE PA	Q 中収収価等の支払 下が で <br< td=""><td>寺の支持構造物</td><td>電気計製設備等の支持構造物</td><td>等の支持構造物</td><td>国気は敦政策等の文持権直移</td><td>_</td><td>京都大都</td><td>11.04年1月20日 12.04年1日 12.04年1日</td><td>(4) 実際・国立かり文字権が参り(4) 関係・国立等の支渉権が参り(5) 関係・国立等の支渉権が参り(6) 関係・国立等の支渉権が参り(7) 関係・国立を対策が(7) 関係(7) 関係(7)</td><td>A September 1975 A Sep</td><td>条語・記音等の文本権当参</td><td>(金) (金) (金) (金) (金) (金) (金) (金) (金) (金)</td><td>(後) 第25年被技権等の人務権指数</td><td>G</td><td>2個 2個 5年改善 5年改善 20個 第2日 20回 20回 20回 20回 20回 20回 20回 20回</td><td>5年政府 包欠計場政備等の大神構造的 126 2年7月前 和気針接殺指等の支持構造的 26</td><td>21. 21. 21. 21. 21. 21. 21. 21.</td><td>(電気) 第八百 30 以前 30 日本 30 日</td><td>2位に依頼 電気計支投機等の支持格益を 対に改善 電気計算技能等の支持構造を 2億 電気計算技能等の支持構造を 2億</td><td>電気は実験機等の支持構造を を発す数数機等の支持構造を を</td><td>の の の の の の の の の の の の の の</td><td>「日本 日大山 1980大国 マンス 中部 1975 日 1975</td><td>1年設備 金気子状設備等の文材構造 1年設備 金気子状設備等の文材構造 1年設備 かんっぱんのなった。1年11年1</td><td>2000 RANG MART MART MART MART MART MART MART MART</td><td>(権) 「は、大学の は なのない は かい 大学 が に 次 に 次 に 次 に 次 に 次 に 次 に 次 に 次 次 は 深 な に か に か に か に か に か に か に か に か に か に</td><td>200 200 5年数額 電気計製設信等の支持構造 200 200 200 200 200 200 200 200 200 20</td><td>2億 電気計製機構等の支持構造的 2億 電気計製機構等の支持構造</td><td>5年政治 200 200 201 201 201 201 201 201 201 201</td><td>10年政治 (電気) 体数価等の支持情話を</td><td>10年記録 第5年記録報等の文材特益者</td><td>_</td><td>設備の整理結果</td><td>直接支持構造物業田幹田</td><td>TTTSALLAR</td><td>0支持構造物</td><td>常設耐</td><td> 指設備等の支持構造物 常設重ラ</td><td>常設備等の支持構造物 常設重3 常設重3</td><td>保備等の支持構造物 常設 重対 常設 重対</td><td>常設耐 役備等の支持構造物 常設重/</td><td>労働等の支持構造物 常設重対</td><td>常設耐 装設備等の支持構造物 常設重7</td><td>常設重 役債等の支持構造物 (設計1</td><td>価等の支持構造物</td><td>)支持構造物</td><td>常設重 労働等の支持構造物 (設計 (設計</td><td>役備等の支持構造物 常設重 受備等の支持構造物 常設耐3</td><td></td><td></td><td>設備等の支持構造物 常設重プ</td><td>投備等の支持構造物 常設重力</td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td></br<>	寺の支持構造物	電気計製設備等の支持構造物	等の支持構造物	国気は敦政策等の文持権直移	_	京都大都	11.04年1月20日 12.04年1日	(4) 実際・国立かり文字権が参り(4) 関係・国立等の支渉権が参り(5) 関係・国立等の支渉権が参り(6) 関係・国立等の支渉権が参り(7) 関係・国立を対策が(7) 関係(7) 関係(7)	A September 1975 A Sep	条語・記音等の文本権当参	(金)	(後) 第25年被技権等の人務権指数	G	2個 2個 5年改善 5年改善 20個 第2日 20回 20回 20回 20回 20回 20回 20回 20回	5年政府 包欠計場政備等の大神構造的 126 2年7月前 和気針接殺指等の支持構造的 26	21. 21. 21. 21. 21. 21. 21. 21.	(電気) 第八百 30 以前 30 日本 30 日	2位に依頼 電気計支投機等の支持格益を 対に改善 電気計算技能等の支持構造を 2億 電気計算技能等の支持構造を 2億	電気は実験機等の支持構造を を発す数数機等の支持構造を を	の の の の の の の の の の の の の の	「日本 日大山 1980大国 マンス 中部 1975 日 1975	1年設備 金気子状設備等の文材構造 1年設備 金気子状設備等の文材構造 1年設備 かんっぱんのなった。1年11年1	2000 RANG MART MART MART MART MART MART MART MART	(権) 「は、大学の は なのない は かい 大学 が に 次 に 次 に 次 に 次 に 次 に 次 に 次 に 次 次 は 深 な に か に か に か に か に か に か に か に か に か に	200 200 5年数額 電気計製設信等の支持構造 200 200 200 200 200 200 200 200 200 20	2億 電気計製機構等の支持構造的 2億 電気計製機構等の支持構造	5年政治 200 200 201 201 201 201 201 201 201 201	10年政治 (電気) 体数価等の支持情話を	10年記録 第5年記録報等の文材特益者	_	設備の整理結果	直接支持構造物業田幹田	TTTSALLAR	0支持構造物	常設耐	指設備等の支持構造物 常設重ラ	常設備等の支持構造物 常設重3 常設重3	保備等の支持構造物 常設 重対 常設 重対	常設耐 役備等の支持構造物 常設重/	労働等の支持構造物 常設重対	常設耐 装設備等の支持構造物 常設重7	常設重 役債等の支持構造物 (設計1	価等の支持構造物)支持構造物	常設重 労働等の支持構造物 (設計 (設計	役備等の支持構造物 常設重 受備等の支持構造物 常設耐3			設備等の支持構造物 常設重プ	投備等の支持構造物 常設重力					
最後に	3	常政酬獎·1要·1八字敬防止這 常設·1八字故談和武備	(9)压力 (SA) 常設研究主要指 常設所大事故談和改指 常設所大事故談和改指		7.水位(SA) 的复数医生物主义中数的正规指统统行(SA) 的现在分词 经现代并收额电设施	「流量 A Zの社会を発展 A Zの主要を表現を表現を表現を表現を表現を表現を表現を表現を表現を表現を表現を表現を表現を	20.31.00	政計集中配	「A.社水系系統流量	內容上系系統就員 常設直大平位的上設備(設計基準位併)	(公政制程度要求大學校与正認書 (2) (2) (2) (3) (3) (3) (4) (4) (4) (4) (4) (4) (4) (4) (4) (4		· · · · · · · · · · · · · · · · · · ·	常設爾德森聚塞大學教師上 院設爾·安斯斯	日のマインドでは、日のマインサーでの下面であって、日のマインサーでの下面である。 日の日の日の日の日の日の日の日の日の日の日の日の日の日の日の日の日の日の日の	1 1	1 4	作品をELTA (NOVA) 的設備を支援を設備を関係をELTA (NOVA) に設備をは、 に対して、 に対象をは、 に対象をは、 に対象を表して、 には、 には、 には、 には、 には、 には、 には、 には、 には、 には		ンパ・ブーラを包	常設市大事故級和設備	存認与未素機度 所說的解析 所以對於於他院報報 所以對大學依認和可 於對關係的可 於對關係的可 於對關係的可 於對於於此即 例	SA) WEE		1.7 mm - 1.7 m - 2.7 m	イールケ製印数 製造ング 製造ング 密報	報告であって 指記を主要を提供的 (イン・カン第組数三部を存落後	井谷田少イーセク発掘商品等水流配 浴・方	・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・	- 国工が正力が静高度 常企業人事株談和	19.19/2/17年前の後 19.19/2/17年前の後 19.19/2/14年の後の 19.19/14年の日本の 19.19/14年の	#デ49F3カ	2000年	が 対対	等于中央内 [54.68] 1840 [184] 1845 [184] 1845 [184] 1845 [184] 1845 [184] 1845 [184] 1845 [184] 1845 [184] 1845 [184] 1845 [184] 1845 [184] 1845 [184] 1845 [184]	(水龍星 光殿 (水能量 消設	第十方號開発公司於米法養養 研門至つストン・6組織機期 統領表本等	発情器除止系統が出来 はいはなって、このでは無難 (when a person and a person a	第二日からスターからを発展します。 第二日代表すため、タイルの発展を表現がする。 第二日代表すため、日本ののののです。 第二日代表すため、日本ののののです。 第二日のは、日本ののののです。	である。 では、他のでは、 では、他のでは、 では、そのでは、 では、そのでは、 では、そのでは、 では、 では、 では、 では、 では、 では、 では、	(表現) サインフェン・ディンの (表現) 大学 (表现) 大学 (表現) 大学 (表现) 大学 (表現) 大学 (表现) 大学 (表現) 大学 (表现) (表现) (表现) (表现) (表现) (表现) (表现) (表现)	高温報告報告報告報告報告報告報告報告報告報告報告報告報告報告報告報告報告報告報告	フッツョン・チョンス円と 計算 フッツョン・メーラを表 神器	科斯干部水位 段路内水素濃度 (SA)	発表が表現の原産が発生を使って、 のでは、	新底 接	2. 经分子公司 1. 1 1. 1 1. 1 1. 1 1. 1 1. 1 1. 1 1.		表1 SA	設備名称 S.A.即444-086	_	上設備 無気部	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	常設耐寒重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備 常設重大事故緩和設備	常設耐賽重要重大事故防止設備 常設重大事故級和設備		常設耐震重要重大事故防止 常設重大事故緩和設備	11 3	布置 常置(狭帯域 常設耐寒重要重大事故防止設備 常設重大事故線和設備 常設重大事故線和設備	ノブ出口流量	ノブ出口消量	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	/プ出口流量	子炉注水流量 常設重大事故務和設備 常設耐賽重要重大事故防止設備	常設重大事故緩和設備 常設耐騰重要重大事故防止設備	1 の重 常設重大事故級和設備 電量 Antwart	益量(終帯域 常設重大事故級和設備	※各款等器スプレ 常設重大事故級和設備 電気計器					
2.5.5.5.5.5.5.5.5.5.5.5.5.5.5.5.5.5.5.5	(松準)	[HWW	(編)	容器内の木 正 原子(で) (1974) ((E)	体験への治・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	200	(格羅)	田樹		の しかな おり 本様 本様 数 (後水)	[2]		第一か格的 体器内の語 ドラ・	(A)		原子が各額	日本の経過		4.7	(2個) 在 在	がいて は、	# # #		SA機能 分析 しが見る時間のは信	PLOS AL CATALOGRAPHICA CONTRACTOR		[6630/4689]	[863-408]	(交流電路)	第58条 计模段图 计据政策	T MANAGEMENT TO THE STATE OF TH																			SA機能 分類 ※田樂田	第58条 計測設備	原子炉圧力容 器内の温度 (主要設備) 原子炉圧力容器	(主要股值		原子炉正力容 (土里砂曲) 原子炉水位(燃	原子炉水位	高压原子炉代替	代替法水流量(低圧原子炉代替 低圧原子炉代替 田)	所 原子炉圧力容 [主要設備] 原子炉隔離時冷器への注水量		発留熱除去ポン	仮圧炉 シメプレ	<u> </u>	大神で小の場合は大力を	原子炉格納容 (主要影響) ペデスタル代替注次 器への注水量		黎昭熱代替除去 イ流量					

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2	017. 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 No. 10	→ 1 (4.4.2 発展スクライ本 pl	1975年 1	

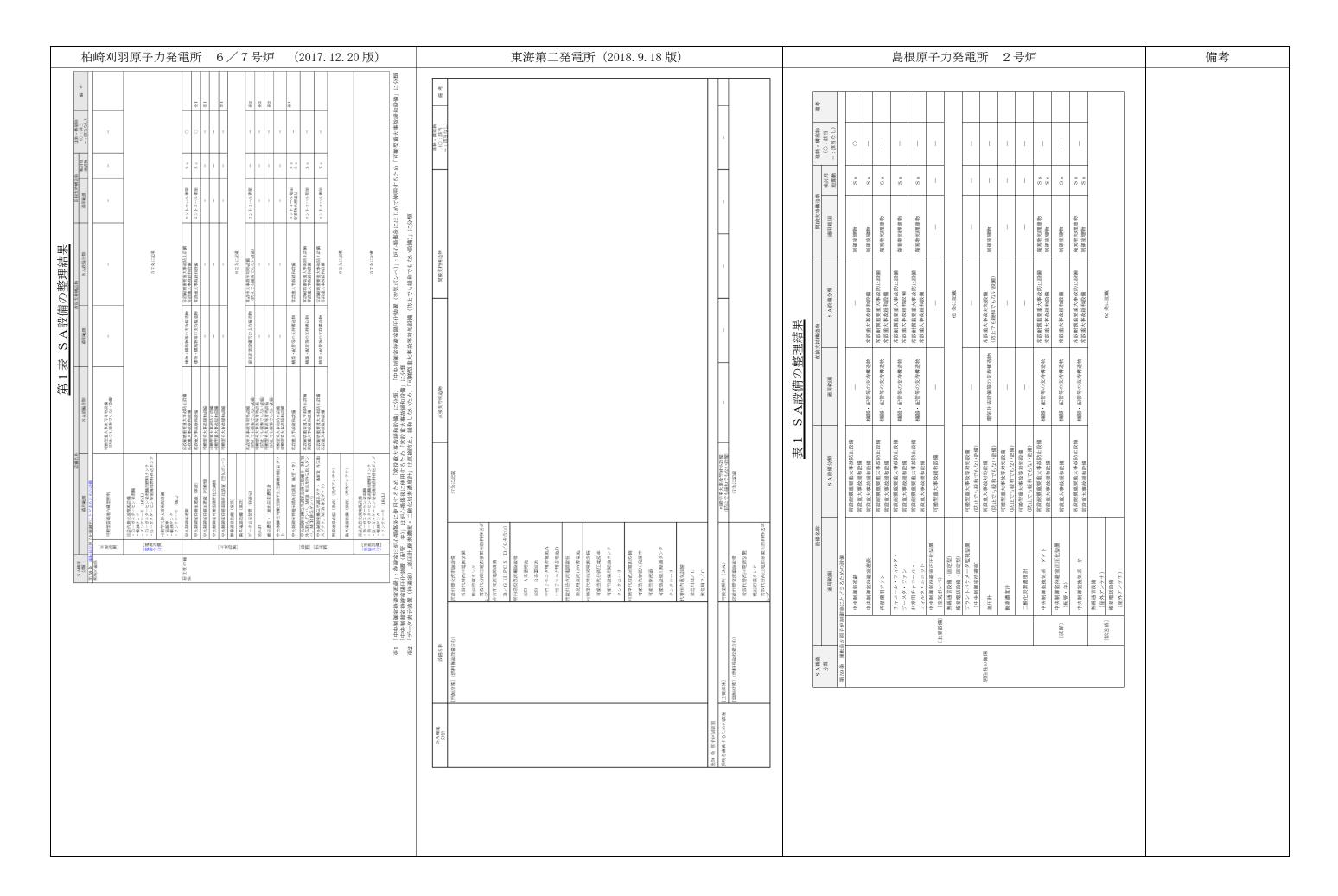
柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2	(2017. 12. 20 版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)			島村	艮原子え	力発電所	2号	·炉			備考	
1 1 1 1 1 1 1 1 1 1	中田学学科学工人を持ち、最近 (SA 1744) 第744年 (SA 1744) 第		表1 SA設備の整理結果	用法院文本書記書的 施用報問 S ARC紹子語	A December A	11.7.米素質 (電影型電子を経過を配置)	「大学 1995年 1995	(主要影響) 所分析を認定的機能 所分析を認定的機能 所分析を認定的機能 所分析を認定的機能 の	Front Post Lang (S A)		ツンコン・プーラ大行 保設価格の関係を終わに設備 職攻計減設価等の支持構造物 保設価子接近部の 原子が連移 原子が連移 原子が連接		

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
1988		1986 1982	

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
1986 1987 1988		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
		A	

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
	表1SA設備の整理結果	2-2-2-2-2-2-2-2-2-2-2-2-2-2-2-2-2-2-2-	

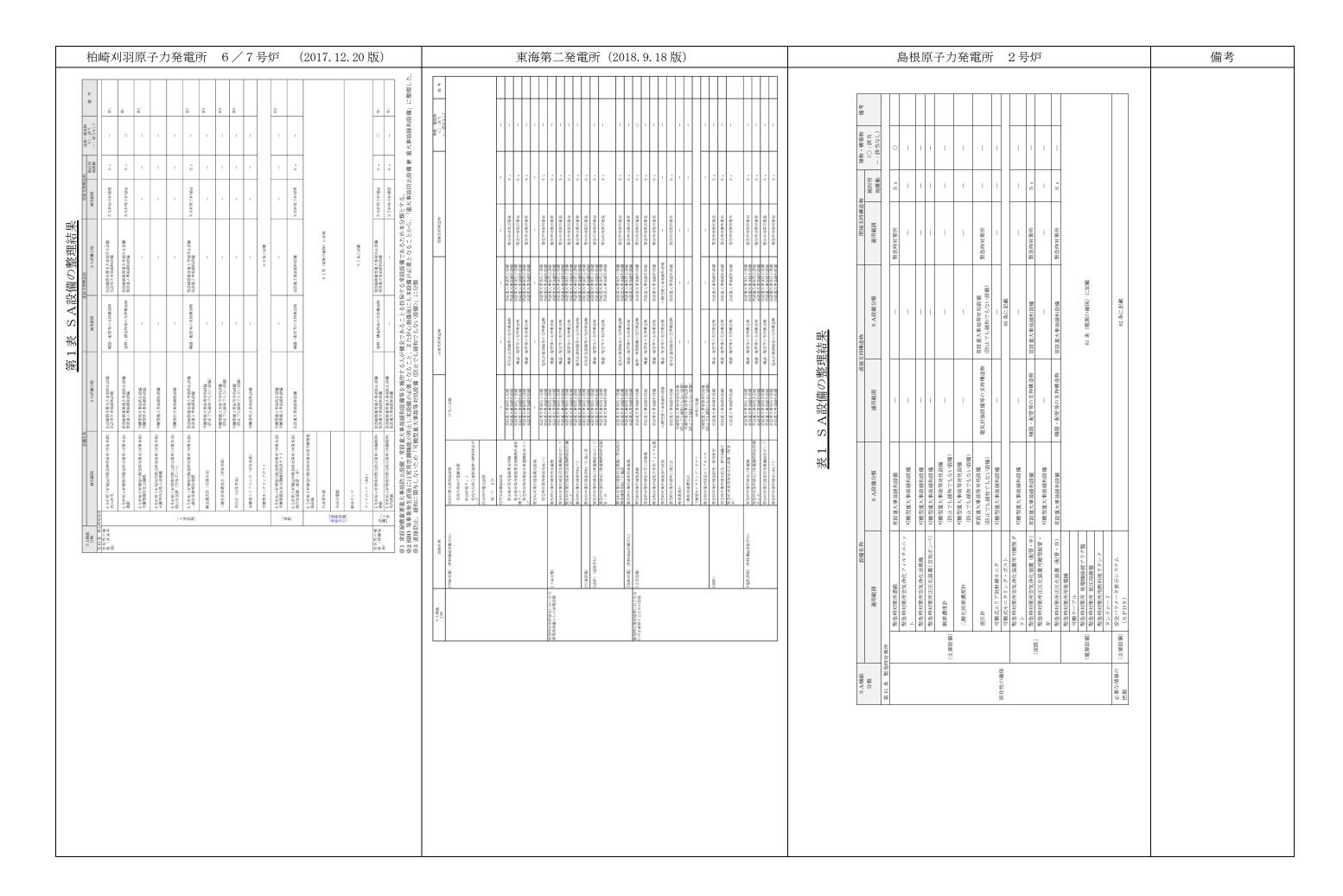


柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		1997 1997	

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
		Sample Sample	

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 1 1 1 1 1 1 1 1 1		

	泊崎	似羽	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
雅													
建物・構築物 (〇: 該当 -: 該当なし)	1	1 1	1	_	1 1	1	1	1					
物 検討川 地震動	ı	1 1	1	1	1 1	1	1	1					
III接支持構造 適用範囲	1	1 1	5 号炉原子炉建屋	1	1 1	1	1	5 号炉原子炉建址					
:の整理結果 REXEMBLES SARIESTED S	1	1 1	名政庫人事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	1	1 1	1	 治設備大事液等効率設備 防止でも設置できない設備	等別無人不女が込め設備 (所上れる談古のもない政権)	6.1条元副權	のイ条に関係			
表 SA設備の整理結果 (株理な存権監督) (株理な存権と関係) (株理を存権と関係) (株理を存権と関係) (株理を存権と関係) (株理を存権と関係) (株理を存権と関係) (株理を使用を使用を使用を使用を使用を使用を使用を使用を使用を使用を使用を使用を使用を	I	1 1	電気計製設備等の支持構造物	ı	1 1	1	電気計装設備等の支持構造物	電気計製設備等の支持構造物					
多A設體分類	JAMAN型重大事故等外処設備 (防止でも緩和でも近い設備)	リ帯型無大事な等が急級権 (PJLでも設備でもない設備) 可騰型無人事故等対処設備 (PJLでも設備でもない設備)	佐設重人事故やSAを設備 (Purでも談和でもない設備)	可機型不大事故等対地設備 (防止でも緩和でもない設備)	の (防止でも緩和でもない設備) (防止でも緩和でもない設備) 可機関重大事故等対処設備	(おこでも級者でもない。政策) 可能型無人事故等が必必能権 (お上でも級句でもない。設備) 回案型無人事故等が必必能	(房)止でも緩和でもない設備) 治設 重大事務等が免款 (房)止でも緩和でもない設備)	常設庫大学が公司監備 (防止でも緩和でもない設備)					
設備名	可機型モニクリングボスト	電解浴サーベイメータ 計 が製物 (株上キニタリング用)	データ処理装置	可能型グスト・よう素サンプラ	GM お寝やースイメータ H. H. Na シンサワーションキースムメータ	ZnS シンチレーションサーベイメータ	インチand (株工トークソン)A) モニタリング・ボスト田発電機	「	5 号が2/4子が原因や解析の自動性的 東鉄面 は第ケーンル 金銀形十級	(A) 公演の意識 (A) (A) (A) (A) (A) (A) (A) (A) (A) (A)			
SA機能 分類	l .	Legegarian	((2)於鑑)	放射性物質 濃度(空気 中・水中・土		(B.40)	キニタリン グ・ボストの 代替交達由 新からの辞 出		CORT TO MOTOR CORT	(8: 34/449)			
	彩 蒙			20 棚 中	浄ーン		トン女家市						



	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表 S A 設備の整理結果	Manual	# 20 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2		1986 1987	

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
		SARW	



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11表 S A 記) (情 の 整理	Particle Particle		A 7 Mail	

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
		SANTE ARTHUR ARTHUR	

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		SA A WEB SA A WEB SA A REPORT SA A	