## 島根原子力発電所2号炉 内部事象停止時レベル1PRA イベントツリー集

## 目 次

第1図 POS-S RHRフロント系機能喪失に対するイベントツリー 第2図 POS-S RHRサポート系機能喪失に対するイベントツリー 第3図 POS-S 外部電源喪失に対するイベントツリー 第4図 POS-A RHRフロント系機能喪失に対するイベントツリー 第5図 POS-A RHRサポート系機能喪失に対するイベントツリー 第6図 POS-A 外部電源喪失に対するイベントツリー 第7図 POS-B-1 RHRフロント系機能喪失に対するイベントツリー 第8図 POS-B-1 RHRサポート系機能喪失に対するイベントツリー 第9図 POS-B-1 外部電源喪失に対するイベントツリー 第 10 図 POS-B-2 RHRフロント系機能喪失に対するイベントツリー 第11図 POS-B-2 RHRサポート系機能喪失に対するイベントツリー 第12図 POS-B-2 外部電源喪失に対するイベントツリー 第 13 図 POS-B-2 冷却材流出(CRD点検)に対するイベントツリー 第 14 図 POS-B-2 冷却材流出 (LPRM交換) に対するイベントツリー 第15図 POS-B-3 RHRフロント系機能喪失に対するイベントツリー 第 16 図 POS-B-3 RHRサポート系機能喪失に対するイベントツリー 第17図 POS-B-3 外部電源喪失に対するイベントツリー 第18図 POS-B-3 冷却材流出(RHR切替)に対するイベントツリー 第 19 図 POS-B-4 RHRフロント系機能喪失に対するイベントツリー 第 20 図 POS-B-4 RHRサポート系機能喪失に対するイベントツリー 第21図 POS-B-4 外部電源喪失に対するイベントツリー 第 22 図 POS-C RHRフロント系機能喪失に対するイベントツリー 第23図 POS-C RHRサポート系機能喪失に対するイベントツリー 第 24 図 POS-C 外部電源喪失に対するイベントツリー 第25図 POS-C 冷却材流出(СUWブロー)に対するイベントツリー 第26図 POS-D RHRフロント系機能喪失に対するイベントツリー 第27図 POS-D RHRサポート系機能喪失に対するイベントツリー 第28図 POS-D 外部電源喪失に対するイベントツリー

## 【PDS凡例】

DRF: 崩壊熱除去機能喪失 (フロントライン系) RHR : 残留熱除去系

DRS: 崩壊熱除去機能喪失(サポート系) LPRM: 局部出力領域計装

【略語】

 DLP:全交流動力電源喪失
 CRD:制御棒駆動機構

 DLC:原子炉冷却材の流出
 CUW:原子炉浄化系

DLC:原子炉冷却材の流出 CUW:原子炉浄化系OK:事象収束

起因事象 PMP2014 至	短時間診断	緩和系 BND_B	除熱系復旧	注水系復旧	S E Q #		P D S #	
RHR7ロント系 機能喪失 事象区分S		RHR-B CWT			#	シーケンス名称	#	発生頻度
SORF	HE	WF	WR	FR				
	•							
					S01	SORF	0K	
					S02	SORFWF	OK	
					\$03	SORFWFWR	OK	
	-							
					S04	SORFWFWRFR	DRF	
					S05	SORFHE	OK	
					S06	SORFHEWF	DRF	

第1図 POS-S RHRフロント系機能喪失に対するイベントツリー 補足 1.1.2.d-1-3

起因事象 RHR#ポート系	短時間診断	緩和系 RHR-B	除熱系復旧	注水系復旧	SEQ#		P D S #	
機能喪失 事象区分S		С₩Т			#	シーケンス名称	#	発生頻度
SORS	HE	WF	WR	FR				
					\$01	sors	ок	
					\$02	SORSWF	ок	
					\$03	SORSWFWR	ок	
					\$04	SORSNEWRER	DRS	
					S05	SORSHE	ок	
					S06	SORSHEWF	DRS	

第2図 POS-S RHRサポート系機能喪失に対するイベントツリー 補足 1.1.2.d-1-4

起因事象	DC喪失	外電復旧	電源融通	D/G-A	D/G-B	S		P	
外部電源喪失 事象区分S	(n' yŦIJ-CCF)	(短期)	(低圧/短期)			SEQ#	シーケンス名称	P D S #	発生頻度
SOP	DC	01	DI	B1	B2				
						· S01	SOP	Τı	
						\$02	SOP01	T2	SOP2~
						\$03	S0P01B2	тз	SOP3~
						· S04	S0P0181	T4	S0P4~
						· S05	S0P0181B2	Т5	SOP51~
	,					· S06	SOPDC	Τ1	
						\$07	SOPDC01	T2	
						808	SOPDC01B2	ТЗ	
						· S09	SOPDC01B1	T4	
						\$10	SOPDC01B1B2	Т5	
						· S11	SOPDC01D1	Т6	S0P6~

第3図 POS-S 外部電源喪失に対するイベントツリー (1/7) 補足 1.1.2.d-1-5

対象の対象							r		
19-10   19-10	外部電源喪失 事象区分S	短時間診断	緩和系 RHR-A, B	除熱系復旧	注水系復旧	S E Q		P D S	
5072 NE			CWT			#	シーケンス名称	#	発生頻度
250 SUPUTE SC.  250 SUPUTE SC.	D/G-BO						20 80 000000000		
207 SOVER OX  208 SOVER OX  209 SOVER OX  209 SOVER OX  200 SOVER OX  201 SOVER OX  201 SOVER OX  201 SOVER OX  202 SOVER OX  203 SOVER OX  204 SOVER OX  205 SOVER OX  206 SOVER OX  207 SOVER OX  207 SOVER OX  208 SOVER OX  209 SOVER OX  20	S0P2	HE	WF	WR	FR				
302 STOPMS ON ST									
202 SST-207-10 CX 203 SST-207-10 CX 204 SST-207-10 CX 205 SST-207-10 CX 206 SST-207-10 CX 207 SST-207-10 CX 208 SST-207-10 CX 208 SST-207-10 CX 209 SST-207-									
20 STOP 30 STO									
20 STOP 30 STO									
500 SUPPRIMER OX						S01	SOP2	OK	
500 SUPPRIMER OX									
500 SUPPRIMER OX									
200 SOPPRENT OC SOPPRENT ST. 200 SOPPREN									
200 SOPPRENT OC SOPPRENT ST. 200 SOPPREN									
500 SOP28FWE OX  504 SOP28FWE OX  505 SOP28FWE OX									
500 SOP28FWE OX  504 SOP28FWE OX  505 SOP28FWE OX									
500 SOP28FWE OX  504 SOP28FWE OX  505 SOP28FWE OX									
500 SOP28FWE OX  504 SOP28FWE OX  505 SOP28FWE OX						con	conoue	OV.	
504 SUP28FMSTR DLP  505 SUP27FE OC						302	30/ Z#F	UK	
504 SUP2REMER DLP  505 SUP2REMER OX									
504 SOP2NEWERR DLP  508 SOP2NE OX									
504 SOP2NEWERR DLP  508 SOP2NE OX									
504 SUP2##MFR OLP  508 SOP2HE OX									
504 SEP2NIMER DUP  505 SEP2NE OX									
504 SEP2NIMER DUP  505 SEP2NE OX									
504 SUP2##MFR OLP  508 SOP2HE OX									
504 SUP2##MFR OLP  508 SOP2HE OX						503	SOP2WFWR	OK	
SOS SOPZHE OX									
SOS SOPZHE OX									
SOS SOPZHE OX									
SOS SOPEHE OX									
SOS SOPEHE OX									
SOS SOPEHE OX									
SOS SOPZHE OX									
SOS SOPZHE OX									
						S04	SOP2WFWRFR	DLP	
S06 S0P2HEWF DLP						\$05	S0P2HE	OK	
S06 S0P2HEWF DLP									
S06 SOP2HEWF DLP									
S06 SOP2HEWF DLP									
SDG SOPZHEWF DLP									
SOG SOP2HEWF DLP									
S06 SOP2HEWF DLP									
S06 S0P2HEWF DLP									
SOE SOPZHEWF DLP							and a second		
						506	SUPZHEWF	DLP	

第3図 POS-S 外部電源喪失に対するイベントツリー (2/7) 補足 1.1.2.d-1-6

外部電源喪失	短時間診断	外電復旧	D/G-B復旧	緩和系	除熱系復旧	注水系復旧	S		Р	
事象区分S D/G-AO		(長期)		RHR-A, B CWT			S E Q #	24-0 M MOSSON 2014	P D S #	-00 pm 5864 (Feek 200
D/G-B×				3000				シーケンス名称		発生頻度
SOP3	HE	02	B2R	WF	WR	FR				
							S01	SOP3	OK	
								90,4 900		
							503	SOP3WF	OK	
							302	507.511	- OK	
							\$03	SOP3WFWR	OK	
							S04	SOP3WFWRFR	DLP	
ſ										
							\$05	S0P302	ок	
		\$		-						
							S06	SOP302WF	ок	
					-					
							S07	SOP302WFWR	ок	
							500	CODOCOMENDED	DLP	
							208	SOP302WFWRFR	DLP	
							S09	S0P302B2R	OK	
				-						
							\$10	S0P302B2RWF	ОК	
					_					
							S11	SOP302B2RWFWR	ок	
							\$12	SOP302B2RWFWRFR	DLP	
							\$13	SOP3HE	ОК	
				e			\$14	SOP3HEWF	DLP	
							314	30r snc.m	DEF	
							00000-		0.00	
				(i			\$15	S0P3HE02	OK	
				1						
							S16	SOP3HE02WF	DLP	
			1							
							\$17	SOP3HE02B2R	ОК	
				-						
							\$18	SOP3HE02B2RWF	DLP	

第3図 POS-S 外部電源喪失に対するイベントツリー (3/7) 補足 1.1.2.d-1-7

起因事象 外部電源喪失 事象区分S	短時間診断	外電復旧 (長期)	D/G-A復旧	緩和系 RHR-A, B CWT	除熱系復旧	注水系復旧	SEQ#	シーケンス名称	P D S #	発生頻度
D/G-A × D/G-BO S0P4	HE	02	BIR	WF	WR	FR				
300.4							S01	SOP4	ок	
							S02	SOP4WF	OK	
							\$03	SOP4WFWR	OK	
							S04	SOP4WFWRFR	DLP	
							\$05	S0P402	ОК	
							S06	SOP402WF	ок	
							S07	SOP402WFWR	ОК	
							808	SOP402WFWRFR	DLP	
							S09	S0P402B1R	ок	
							S10	SOP402B1RWF	ок	
							S11	SOP402B1RWFWR	ОК	
							\$12	SOP402B1RWFWRFR	DLP	
	ı						\$13	SOP4HE	ОК	
							\$14	SOP4HEWF	DLP	
							\$15	S0P4HE02	ОК	
							\$16	S0P4HE02WF	DLT	
							\$17	S0P4HE02B1R	ОК	
							\$18	SOP4HE02B1RWF	DLT	

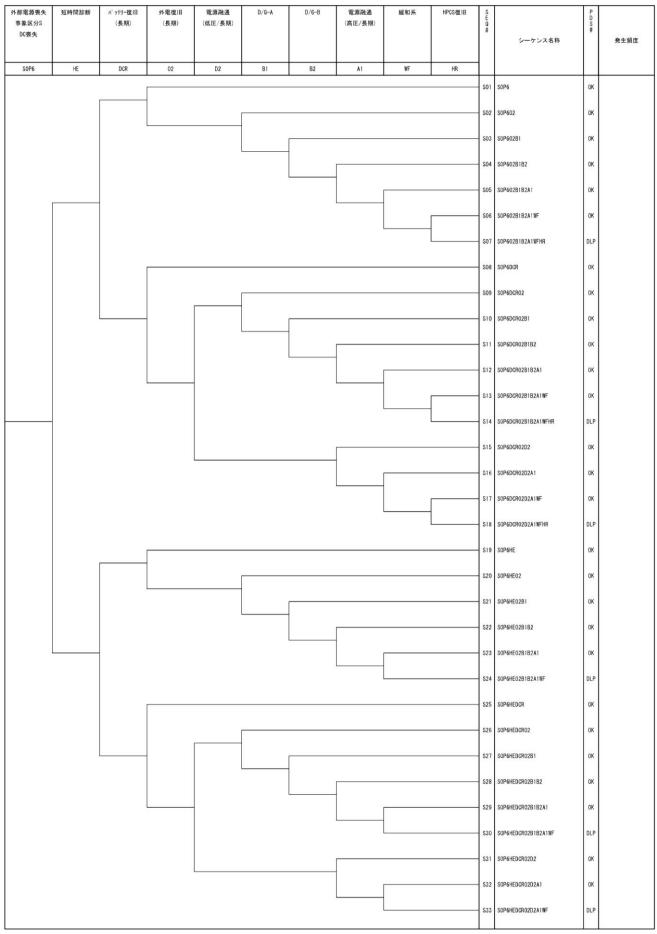
第3図 POS-S 外部電源喪失に対するイベントツリー (4/7) 補足 1.1.2. d-1-8

起因事象 外部電源喪失 事象区分S D/G-A× D/G-B×	短時間診断	外電復旧 (長期)	D/G復旧	電源融通 (高圧/長期)	緩和茶 RHR-A, B CWT	HPCS復旧	SEQ#	シーケンス名称	P D S #	発生頻度
D/G-B × S0P51	HE	02	BR	A1	WF	HR	1			
							- \$01	S0P51	ок	
							S02	SOP51WF	OK	
							- S03	SOP51WFHR	DLP	
							- S04	S0P5102	ОК	
							S05	S0P5102WF	ок	
							- S06	SOP5102WFHR	DLP	
							- S07	S0P51028R	ок	
							- \$08	SOP5102BRWF	ок	
							- S09	SOP5102BRWFHR	DCP	
							S10	SOPS102BRA1	ок	
							S11	SOP51028RA1WF	ок	
							- S12	SOP5102BRA1WFHR	DLP	
							S13	SOP51HE	T52	S0P52~

第3図 POS-S 外部電源喪失に対するイベントツリー (5/7) 補足 1.1.2.d-1-9

起因事象 外部電源喪失 事象区分S D/G-A× D/G-B×	外電復旧 (長期)	D/G復1日	電源融通 (高圧/長期)	離和系 RHR-A. B CWT	S E Q #	シーケンス名称	PDS#	発生頻度
S0P52	02	BR	A1	WF				
					· \$01	SOP52	ОК	
					· S02	SOP52WF	DLP	
					· S03	S0P5202	ОК	
					· S04	S0P5202WF	DLP	
					· \$05	SOP5202BR	ок	
					· S06	SOP5202BRWF	DLP	
	1				· \$07	S0P5202BRA1	ок	
					· S08	SOP5202BRA1WF	DLP	
				フスベンノしい				

第3図 POS-S 外部電源喪失に対するイベントツリー (6/7) 補足 1.1.2.d-1-10



第3図 POS-S 外部電源喪失に対するイベントツリー (7/7) 補足 1.1.2.d-1-11

起因事象 RHR70小系	短時間診断	緩和系 RHR-B	除熱系復旧	注水系復旧	S E Q #		PDS#	
機能喪失		CWT			#	シーケンス名称	#	発生頻度
事象区分A						150.00-034.00		30-3/10
AORF	HE	WF	WR	FR	,,			
					S01	AORF	OK	
					S02	AORFWF	OK	
					\$03	AORFWFWR	ОК	
					55.55		-	
					S04	AORFWFWRFR	DRF	
	9				S05	AORFHE	ОК	
					S06	AORFHEWF	DRF	
				<u> </u>	_	•	•	

第4図 POS-A RHRフロント系機能喪失に対するイベントツリー 補足 1.1.2. d-1-12

起因事象 RHff* -1系 機能喪失 事象区分A	短時間診断	經和系 RHR-B CWT	餘熱系復旧	注水系復旧	S E Q #	シーケンス名称	P D S #	発生頻度
AORS	HE	WF	₩R	FR				
					· S01	AORS	OK	
					\$02	AORSWF	OK	
					\$03	AORSWEWR	ок	
					· S04	AORSWFWRFR	DRS	
					\$ \$05	AORSHE	ок	
					\$06	AORSHEWF	DRS	

第5図 POS-A RHRサポート系機能喪失に対するイベントツリー 補足 1.1.2.d-1-13

起因事象 外部電源喪失 事象区分A	DC喪失 (パッテリーCGF)	外電復 旧 (短期)	電源融通 (低圧/短期)	D/G-A	D/G-B	S E Q #	シーケンス名称	P D S #	発生頻度
AOP	DC	01	D1	B1	B2	L			
						- S01	АОР	T1	
						- S02	A0P01	Т2	AOP2~
						- S03	A0P01B2	ТЗ	AOP3~
						- S04	AOPO1B1	Т4	AOP4~
						- S05	A0P018182	Т5	AOP51~
						- S06	AOPDC	T1	
						- \$07	A0PDG01	T2	
						- S08	AQPDC01B2	тз	
						- S09	AOPDC01B1	T4	
						- \$10	A0PDC01B1B2	Т5	
						- S11	AOPDC01D1	Т6	AOP6~
							]. (1/5	Щ	

第6図 POS-A 外部電源喪失に対するイベントツリー (1/7) 補足 1.1.2.d-1-14

外部電源喪失 事象区分A	短時間診斷	緩和系 RHR-A, B	除熱系復旧	注水系復旧	S E Q #		P D S	
D/G-AO D/G-BO		с₩Т			#	シーケンス名称	#	発生頻度
A0P2	HE	WF	WR	FR				
					· S01	AOP2	ок	
					· \$02	AOP2WF	ок	
					· S03	AOP2WFWR	ок	
					· \$04	AOP 201FWRFR	DLP	
					· \$05	АОР2НЕ	ок	
					- S06	AOP2HEWF	DLP	

第6図 POS-A 外部電源喪失に対するイベントツリー (2/7) 補足 1.1.2.d-1-15

外部電源喪失 事象区分A D/G-A〇	短時間診断	外電復旧 (長期)	D/G-B復旧	緩和系 RHR-A, B CWT	除熱系復旧	注水系復旧	S E Q #	シーケンス名称	P D S #	発生頻度
D/G-B× A0P3	HE	02	B2R	WF	WR	FR				ASS 8800850
A01 0	n.	VZ.	DEN	"	, m		S01	A0P3	ок	
							S02	AOPSWF	ок	
							\$03	AOP3WFWR	ок	
ı							S04	AOP3WFWRFR	DLP	
							\$05	A0P302	ок	
							S06	AOP302WF	ок	
							\$07	AOP302WFWR	ок	
							808	AOP302WFWRFR	DLP	
							S09	A0P302B2R	ОК	
							\$10	AOP302B2RWF	ок	
							\$11	AOP302B2RWFWR	ОК	
							S12	AOP302B2RWFWRFR	DLP	
	ı						S13	<b>АОРЗНЕ</b>	ок	
							S14	AOP3HEWF	DLP	
							S15	A0P3HE02	ок	
							S16	AOP3HEO2WF	DLP	
							\$17	A0P3HE02B2R	ок	
							S18	AOP3HE02B2RWF	DLP	

第6図 POS-A 外部電源喪失に対するイベントツリー (3/7) 補足 1.1.2.d-1-16

起因事象 外部電源喪失 事象区分A D/G-A×	短時間診断	外電復旧 (長期)	D/G-A復旧	緩和系 RHR-A, B CWT	除熱系復旧	注水系復旧	S E Q #	シーケンス名称	P D S#	発生頻度
D/G-BO A0P4	HE	02	B1R	WF	WR	FR				
NOF4	nc	UZ	DIA		III.	·	S01	AOP4	OK	
							S02	ADP4WF	OK	
							\$03	AOP4WFWR	OK	
							\$04	ADP4WFWRFR	DLP	
				_			\$05	A0P402	OK	
							\$06	ADP402WF	OK	
							\$07	ADP402WFWR	OK	
							S08	AOP402WFWRFR	DLP	
							S09	A0P402B1R	OK	
							\$10	AOP402B1RWF	OK	
							\$11	AOP402B1RWFWR	OK	
							\$12	AOP402B1RWFWRFR	DLP	
							\$13	AOP4HE	OK	
							\$14	AOP4HEWF	DLP	
							\$15	A0P4HE02	OK	
							\$16	A0P4HE02%F	DLT	
							\$17	A0P4HE02B1R	OK	
							\$18	A0P4HE02B1RWF	DLT	

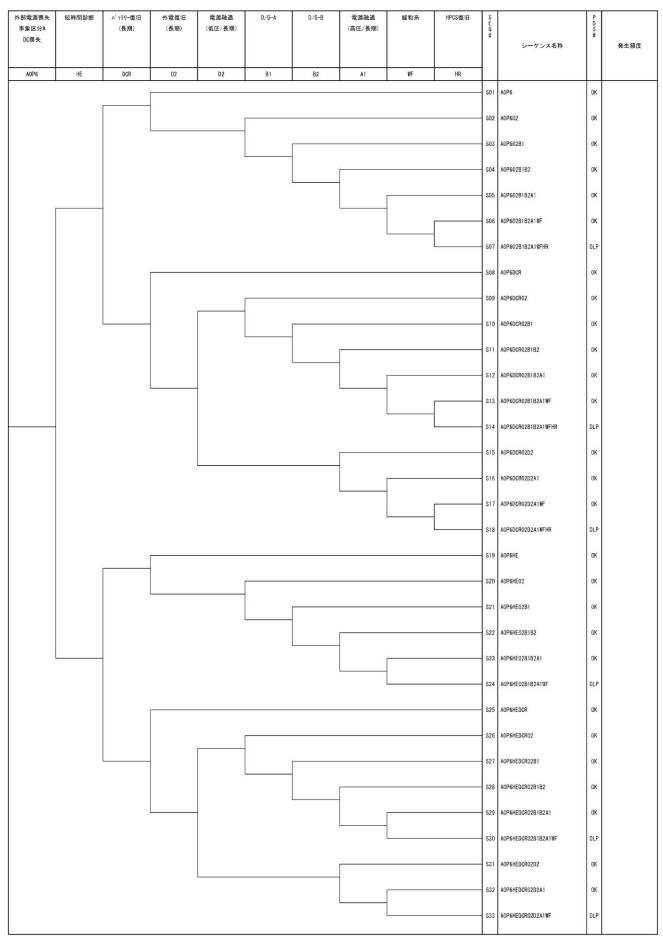
第6図 POS-A 外部電源喪失に対するイベントツリー (4/7) 補足 1.1.2.d-1-17

起因事象 外部電源喪失 事象区分A D/G-A× D/G-B×	短時間診断	外電復旧 (長期)	D/G復旧	電源融通 (高圧/長期)	緩和系 RHR-A, B CWT	HPCS復旧	S E Q #	シーケンス名称	P D S#	発生頻度
AOP51	НЕ	02	BR	A1	WF	HR	S01	A0P51	ок	
							S02	AOP51WF	ок	
							\$03	AOPS 1WFHR	DLP	
							S04	AOP5102	ок	
							S05	AOP5102WF	ок	
							S06	AOP5102WFHR	DLP	
							\$07	A0P51028R	OK	
							\$08	AOP5102BRWF	ок	
							S09	AOPS102BRWFHR	DCP	
							\$10	AOP5102BRA1	OK	
							S11	AOP51028RA1WF	ОК	
							\$12	AOP5102BRA1WFHR	DLP	
							\$13	AOP51HE	T52	A0P52~

第6図 POS-A 外部電源喪失に対するイベントツリー (5/7) 補足 1.1.2.d-1-18

AOP52 02	BR .	Al	WF		AOP52	OK DLP	
				- S02	AOP52WF	DLP	
						1	
				- S03	A0P5202	ок	
				- S04	AOP5202WF	DLP	
				- S05	AOP52029R	ок	
				- \$06	AOP5202BR#F	DLP	
				- S07	A0P5202BRA1	ок	
				- S08	AOP5202BRA1WF	DLP	

第6図 POS-A 外部電源喪失に対するイベントツリー (6/7) 補足 1.1.2.d-1-19



第6図 POS-A 外部電源喪失に対するイベントツリー (7/7) 補足 1.1.2.d-1-20

起因事象	短時間診断	緩和系	除熱系復旧	注水系復旧	s		Р	
RHRフロント系 機能喪失		CHT, FMN			S E Q		P D S	
被脱丧失 事象区分B-1		Cirl, Frew				シーケンス名称		発生頻度
B1RF	HE	WF	WR	FR	-			
	NOT 1	1000	65/75	PARK 1	T		П	
					S01	B1RF	OK	
					S02	B1RFWF	OK	
					5000	V 2000 0 277 10	9520	
					\$03	B1RFWFWR	OK	
					S04	B1RFWFWRFR	DRF	
					\$05	B1RFHE	OK	
1								
					S06	B1RFHEWF	DRF	
						Partner (Art Callett	13477	

第7図 POS-B-1 RHRフロント系機能喪失に対するイベントツリー 補足 1.1.2.d-1-21

起因事象 附附本"十系 機能喪失 事象区分8-1	短時間診断	緩和系 CWT.FMM	除熱系復旧	注水系復旧	S E Q	シーケンス名称	P D S #	発生頻度
BIRS	HE	WF	WR	FR	_			
					- \$01	BIRS	ОК	
					- \$02	BIRSWF	ок	
					- \$03	BIRSWEWR	ок	
					- \$04	BIRSWEWRFR	DRS	
					- \$05	BIRSHE	ОК	
					- S06	BIRSHEWF	DRS	

第8図 POS-B-1 RHRサポート系機能喪失に対するイベントツリー 補足 1.1.2.d-1-22

起因事象 外部電源喪失 事象区分B-1	DC喪失 (パッテリーA)	外電復旧 (短期)	電源融通 (低圧/短期)	D/G-A	D/G-B (1. 0)	S E Q #	シーケンス名称	P D S #	発生頻度
BIP	DC	01	D1	B1	B2				
						· S01	ВІР	T1	
						\$02	ВІРОТ	T2	
						\$03	B1P01B2	ТЗ	B1P3~
						· S04	B1P01B1	T4	
						· S05	B1P0131B2	<b>T</b> 5	B1P51~
						· S06	BIPDC	T1	
						· S07	B1PDC01	T2	
						· S08	B1PDC01B2	ТЗ	
						· S09	BIPDC01B1	T4	
						\$10	B1PDC01B1B2	T5	
						· \$11	BIPDCOIDI	Т6	B1P6~

第9図 POS-B-1 外部電源喪失に対するイベントツリー (1/5) 補足 1.1.2.d-1-23

外部電源喪失	短時間診断	外電復旧	D/G-B復旧	緩和系	除熱系復旧	注水系復旧	S		P	
事象区分B-1 D/G-A○		(長期)	(1.0)	RHR-A CWT, FMW			S E Q #	シーケンス名称	P D S #	発生頻度
D/G-B-								. ,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,		
B1P3	HE	02	B2R	WF	WR	FR				
							S01	B1P3	OK	
	9			_						
							S02	B1P3WF	OK	
					_					
							\$03	B1P3WFWR	OK	
						-				
							S04	B1P3WFWRFR	DLP	
							\$05	B1P302	OK	
				_						
							S06	B1P302WF	OK	
					_					
							S07	B1P302WFWR	OK	
	,		_			-				
							S08	B1P302WFWRFR	DLP	
							S09	B1P302B2R	OK	
				_						
							\$10	B1P302B2RWF	OK	
					-					
							S11	B1P302B2RWFWR	OK	
							\$12	B1P302B2RWFWRFR	DLP	
							S13	В1РЗНЕ	OK	
				_						
							\$14	B1P3HEWF	DLP	
	7						\$15	B1P3HE02	OK	
				-						
							S16	B1P3HE02WF	DLP	
	i i									
							\$17	B1P3HE02B2R	OK	
				-						
							\$18	B1P3HE02B2RWF	DLP	
	<u></u> ਸ	0 D	- H							

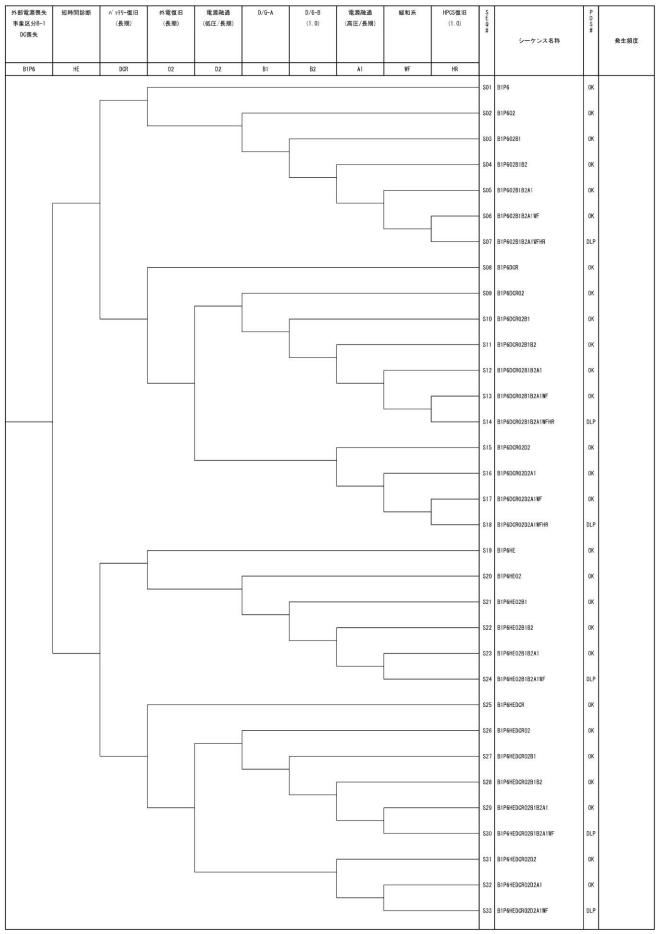
第9図 POS-B-1 外部電源喪失に対するイベントツリー (2/5) 補足 1.1.2.d-1-24

起因事象 外部電源喪失 事象区分B-1 D/G-A× D/G-B-	短時間診断	外電復旧 (長期)	D/G-A復旧	電源融通 (高圧/長期)	緩和系 RHR-A CWT.FMW	HPCS復旧 (1.0)	SEQ#	シーケンス名称	PDS#	発生頻度
B1P51	HE	02	BIR	Al	WF	HR	- S01	B1P51	OK	
							- S02	B1P51WF	ок	
							- S03	B1P51WFHR	DLP	
							- S04	B1P5102	ок	
							- \$05	B1P5102WF	ок	
							- \$06	B1P5102WFHR	DLP	
							- \$07	B1P5102B1R	ок	
								B1P5102B1RWF	ОК	
								B1P5102B1RWFHR  B1P5102B1RA1	DCP	
							- S11	B1P5102B1RA1WF	ок	
							- S12	B1P5102B1R41WFHR	DLP	
							S13	B1P51HE	T52	B1P52~

第9図 POS-B-1 外部電源喪失に対するイベントツリー (3/5) 補足 1.1.2.d-1-25

外部電源喪失 事象区分B-1 D/G-A× D/G-B-	外電復旧 (長期)	D/G-A復旧	電源融通 (高圧/長期)	超和采 RHR-A CWT, FMW	S E Q	シーケンス名称	PDS#	発生頻度
B1P52	02	BIR	A1	WF	1			
					— S01	81P52	OK	
					— S02	B1P52WF	DLP	
					— so3	81P5202	OK	
					— S04	81P5202WF	DLP	
ļ					— S05	B1P5202B1R	OK	
					— S06	B1P5202B1RWF	DLP	
	·				— S07	B1P5202B1RA1	OK	
					- S08	B1P5202B1RA1WF	DLP	

第9図 POS-B-1 外部電源喪失に対するイベントツリー (4/5) 補足 1.1.2.d-1-26



第9図 POS-B-1 外部電源喪失に対するイベントツリー (5/5) 補足 1.1.2.d-1-27

起因事象	短時間診断	緩和系	除熱系復旧	注水系復旧	S		P	
RHR7ロント系 機能喪失		CHT, FMN			S E Q #		P D S #	
事象区分B-2						シーケンス名称		発生頻度
B2RF	HE	WF	WR	FR				
					S01	B2RF	ОК	
					· \$02	B2RFWF	OK	
					· \$03	B2RFWFWR	ОК	
					· S04	B2RFWRFR	DRF	
					- \$05	B2RFHE	ок	
					· S06	B2RFHEWF	DRF	

第 10 図 POS-B-2 RHRフロント系機能喪失に対するイベントツリー 補足 1.1.2.d-1-28

起因事象 RHRサポート系	短時間診断	緩和系 CWT, FMW	除熱系復旧	注水系復旧	S E Q #		P D S #	
機能喪失 事象区分B-2					#	シーケンス名称	#	発生頻度
B2RS	HE	WF	WR	FR	_			
					· S01	B2RS	ОК	
					· \$02	B2RSWF	ок	
					· \$03	B2RSNFWR	ОК	
					· \$04	B2RSWFWRFR	DRS	
					\$05	B2RSHE	OK	
					- \$06	B2RSHEWF	DRS	

第 11 図 POS-B-2 RHRサポート系機能喪失に対するイベントツリー 補足 1.1.2.d-1-29

起因事象 外部電源喪失 事象区分8-2	DC喪失 (パッテリーA)	外電復旧 (短期)	電源融通 (低圧/短期)	D/G-A	D/6-B (1. 0)	S E Q #	シーケンス名称	P D S #	発生頻度
B2P	DC	01	D1	BI	B2			Н	
						· S01	B2P	T1	
						· \$02	B2P01	Т2	
						· S03	B2P01B2	ТЗ	B2P3へ
						· S04	B2P01B1	T4	
						\$05	B2P01B1B2	Т5	B2P51~
						· S06	B2PDC	T1	
						· S07	B2PDC01	T2	
,						· S08	B2PDC01B2	ТЗ	
						· S09	B2PDC01B1	T4	
						\$10	B2PDC01B1B2	T5	
						· \$11	B2PDC01D1	T6	B2P6~

第12図 POS-B-2 外部電源喪失に対するイベントツリー (1/5) 補足1.1.2.d-1-30

外部電源喪失 事象区分B-2 D/G-AO D/G-B-	短時間診断	外電復旧 (長期)	D/G-B復旧 (1.0)	緩和系 RHR-A CWT, FMW	除熱系復旧	注水系復旧	S E Q #	シーケンス名称	P D S #	発生頻度
B2P3	HE	02	B2R	WF	WR	FR			Ш	
							S01	B2P3	ок	
							S02	B2P3WF	OK	
							S03	B2P3WFWR	OK	
							S04	B2P3WFWRFR	DLP	
							\$05	B2P302	ОК	
				-			S06	B2P302WF	ОК	
					-		\$07	B2P302WFWR	OK	
							S08	B2P302WFWRFR	DLP	
							S09	B2P302B2R	ок	
				-			S10	B2P302B2RWF	ок	
					-		S11	B2P302B2RWFWR	ок	
							S12	B2P302B2RWFWRFR	DLP	
							S13	В2Р3НЕ	ОК	
				-			\$14	B2P3HEWF	DLP	
							\$15	B2P3HE02	ОК	
				-			\$16	B2P3HE02WF	DLP	
							S17	B2P3HE02B2R	ОК	
				_			S18	B2P3HE02B2RWF	DLP	

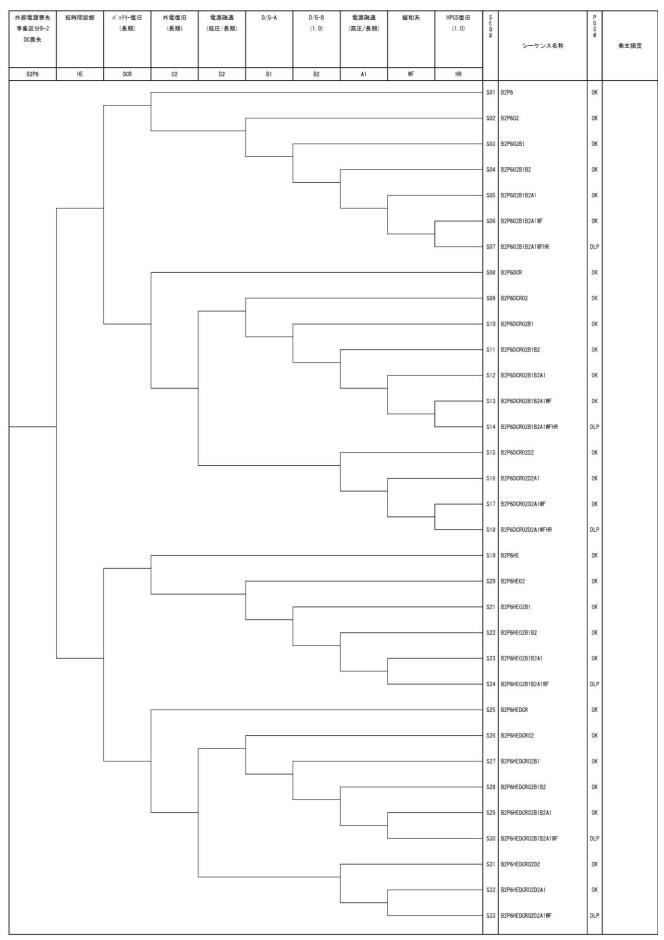
第12図 POS-B-2 外部電源喪失に対するイベントツリー (2/5) 補足1.1.2.d-1-31

起因事象 外部電源喪失 事象区分B-2 D/G-A× D/G-B-	短時間診断	外電復旧 (長期)	D/G-A復旧	電源融通 (高圧/長期)	板和系 RHR-A CWT, FM報	HPCS復旧 (1.0)	S E Q #	シーケンス名称	PDS#	発生頻度
B2P51	HE	02	BIR	A1	WF.	HR	- S01	B2P51	OK	
							- S02	B2P51WF	ок	
							- S03	B2P51WFHR	DLP	
							- S04	82P5102	ок	
							- S05	B2P5102WF	ОК	
							- S06	B2P5102WFHR	DLP	
							S07	B2P5102B1R	ок	
							- S08	B2P5102B1RWF	ОК	
								B2P5102B1RWFHR	DCP	
								B2P5102B1RA1	ОК	
							- S12	B2P5102B1RA1WFHR	DLP	
							S13	B2P51HE	T52	B2P52~

第12図 POS-B-2 外部電源喪失に対するイベントツリー (3/5) 補足1.1.2.d-1-32

起因事象 外部電源喪失 事象区分B-2 D/G-A×	外電復旧 (長期)	D/G-A復旧	電源融通 (高圧/長期)	緩和系 RHR-A CWT, FMW	S E Q #	シーケンス名称	P D S #	発生頻度
D/G-B- B2P52	02	BIR	A1	WF			Ш	
					- S01	B2P52	ок	
					- S02	B2P52WF	DLP	
					- S03	B2P5202	ок	
					- S04	B2P5202WF	DLP	
					- \$05	B2P5202B1R	ок	
					- S06	B2P5202B1RWF	DLP	
					- S07	B2P5202B1RA1	ок	
					- S08	B2P5202B1RA1WF	DLP	

第12図 POS-B-2 外部電源喪失に対するイベントツリー (4/5) 補足1.1.2.d-1-33



第 12 図 POS-B-2 外部電源喪失に対するイベントツリー (5/5) 補足 1.1.2.d-1-34

tom± to					ı		
起因事象 冷却材流出	水位低下の認知	流出の 隔離	緩和系	S E Q #		P D S	
CRD点検				#	Sec. 10 1. 73 10 24	#	数井柘庄
区分8-2					シーケンス名称		発生頻度
B2LCC	PI	P2	F				
BZLOG	ri .			$\vdash$		$\vdash$	
			-	S01	B2LCC	OK	
					Day neba	~	
				502	B2LCCP2	OK	
				S03	B2LCCP2F	DLC	
1	L			S04	B2LCCP1	DLC	

第 13 図 POS-B-2 冷却材流出 (CRD点検) に対するイベントツリー 補足 1.1.2.d-1-35

起因事象 冷却材流出 LPRM交換 区分8-2 B2LCL	水位低下 の認知 P1	流出の 隔離 P2	緩和采 F	S E Q #	シーケンス名称	P D S #	発生頻度
DZLOL	**	<i>rz</i>		S01	B2LGL.	OK	
				S02	B2LCLP2	OK	
				\$03	B2LGLP2F	DLC	
				S04	B2L0LP1	DLG	

第 14 図 POS-B-2 冷却材流出 (LPRM交換) に対するイベントツリー 補足 1.1.2.d-1-36

起因事象	短時間診断	緩和系	除熱系復旧	注水系復旧	· ·		р	
RHRフロント系	短時間診断	-0.000 0.000 %	除恐糸復旧	注水条復旧	S E Q #		P D S #	
機能喪失 事象区分B-3		CNT. FMW			-	シーケンス名称	**	発生頻度
B3RF	HE	WF	WR	FR			H	
					S01	B3RF	OK	
					S02	B3RFWF	OK	
					S03	B3RFWFWR	OK	
	-							
					S04	B3RFWFWRFR	DRF	
	Ī				S05	B3RFHE	OK	
					S06	B3RFHEWF	DRF	

第 15 図 POS-B-3 RHRフロント系機能喪失に対するイベントツリー 補足 1.1.2.d-1-37

起因事象	短時間診断	緩和系	除熱系復旧	注水系復旧	S		P	
RHRサボート系 機能喪失		CIVT, FMW			S E Q #	シーケンス名称	P D S #	発生頻度
事象区分B-3						シーケンス名称		完生頻度
B3RS	HE	WF	WR	FR	-		$\vdash$	
					S01	B3RS	OK	
					001			
					\$02	B3RSWF	ок	
					1000000	PROF. PROF. PROF. (1970)	9455	
			2		S03	B3RSWFWR	OK	
					S04	B3RSWFWRFR	DRS	
					\$05	B3RSHE	OK	
					000	Pancuewe	200	
					506	B3RSHEWF	DRS	

第 16 図 POS-B-3 RHRサポート系機能喪失に対するイベントツリー 補足 1. 1. 2. d-1-38

起因事象 外部電源喪失 事象区分B-3	DC喪失 (パッテリーB)	外電復旧 (短期)	電源融通 (低圧/短期)	D/G-B	D/G-A (1, 0)	S E Q #	シーケンス名称	P D S #	発生頻度
B3P	DC	01	D1	B2	BI	S01	ВЗР	T1	
						S02	B3P01	T2	
						S03	B3P01B1	Т3	B3P3~
						- S04	B3P01B2	T4	
						- S05	B3P018281	<b>T</b> 5	B3P51 <b>∼</b>
						- S06	ВЗРОС	T1	
						S07	B3PDC01	Т2	
						- S08	B3PDC01B1	Т3	
						- 509	B3PDC01B2	T4	
						S10	B3PDC01B2B1	T5	
							B3PDC01D1	T6	B3P6~

第17図 POS-B-3 外部電源喪失に対するイベントツリー (1/5) 補足1.1.2.d-1-39

外部電源喪失 事象区分B-3 D/G-BO	短時間診斷	外電復旧 (長期)	D/G-A復旧 (1.0)	緩和系 RHR-B CWT, FMW	除熱系復旧	注水系復旧	S E Q #	シーケンス名称	P D S #	発生頻度
D/G-A- B3P3	HE	02	BIR	WF	₩R	FR		y yanu		302300
551.5	nc.	02	J DIK		1	111	\$01	взрз	ок	
							S02	B3P3WF	ОК	
							\$03	B3P3WFWR	OK	
							\$04	B3P3WFWRFR	DLP	
		я					\$05	B3P302	ок	
							\$06	B3P302WF	ок	
							\$07	B3P302WFBR	ОК	
							S08	B3P302WFWRFR	DLP	
							S09	B3P302B1R	OK	
							\$10	B3P302B1RWF	ок	
							\$11	B3P302B1RWFWR	ОК	
							\$12	B3P302B1RWFWRFR	DLP	
				-			\$13	ВЗРЗНЕ	ок	
							\$14	B3P3HEWF	DLP	
							\$15	B3P3HE02	ОК	
							\$16	B3P3HE02WF	DLP	
							\$17	B3P3HE02B1R	OK	
							\$18	B3P3HE02B1RWF	DLP	

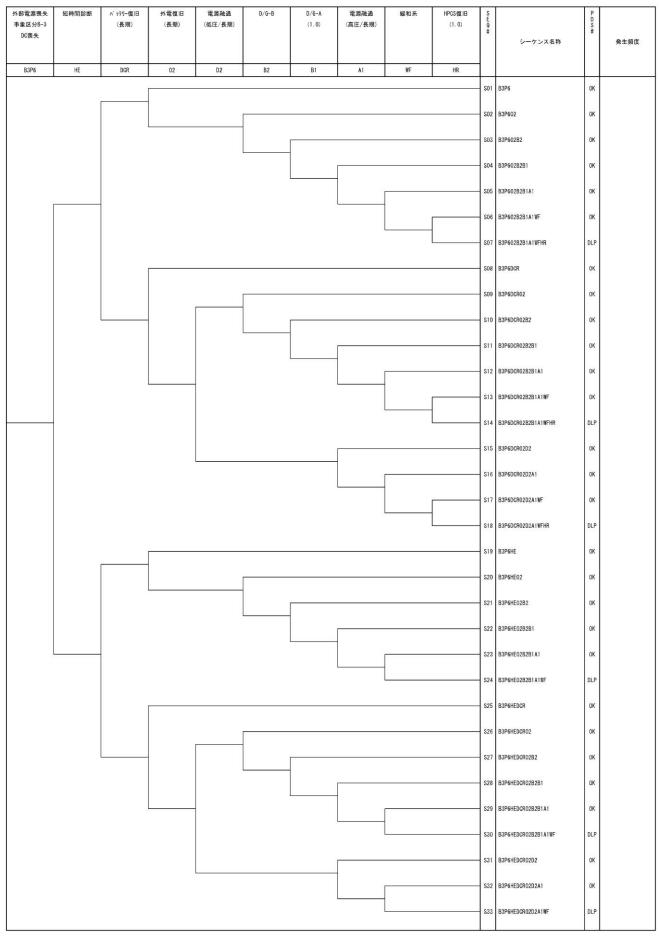
第17図 POS-B-3 外部電源喪失に対するイベントツリー (2/5) 補足1.1.2.d-1-40

起因事象 外部電源喪失 事象区分B-3 D/G-B× D/G-A-	短時間診断	外電復旧 (長期)	D/G-B復旧	電源融通 (高圧/長期)	緩和系 RHR-B CWT,FMW	HPCS復旧 (1.0)	S E Q #	シーケンス名称	P D S #	発生頻度
B3P51	HE	02	B2R	Al	WF	HR	- S01	B3P51	OK	
							- S02	B3P51WF	ок	
							- S03	B3P51WFHR	DLP	
							- S04	B3P5102	ок	
							- S05	B3P5102WF	ок	
	,						- S06	B3P5102WFHR	DLP	
							- S07	B3P5102B2R	ОК	
							- S08	B3P5102B2RWF	OK	
								B3P5102B2RWFHR	DCP	
								B3P5102B2RA1	ок	
								B3P5102B2RA1WFHR	DLP	
							S13	B3P51HE	T52	B3P52へ

第17図 POS-B-3 外部電源喪失に対するイベントツリー (3/5) 補足1.1.2.d-1-41

起因事象 外部電源喪失 事象区分B-3 D/G-B× D/G-A-	外電復旧 (長期)	D/G-B復旧	電源融通 (高圧/長期)	緩和系 RHR-B CWT, FMW	SEQ#	シーケンス名称	P D S #	発生頻度
B3P52	02	B2R	Al	NF.	- S01	B3P52	ОК	
					- \$02	B3P52MF	DLP	
					- S03	B3P5202	ОК	
					- S04	B3P5202WF	DLP	
					- S05	B3P5202B2R	ОК	
					- S06	B3P5202B2RWF	DLP	
					- S07	B3P5202B2RA1	ОК	
					- S08	B3P5202B2RA1WF	DLP	

第 17 図 POS-B-3 外部電源喪失に対するイベントツリー (4/5) 補足 1.1.2.d-1-42



第17図 POS-B-3 外部電源喪失に対するイベントツリー (5/5) 補足1.1.2.d-1-43

tom to		Marin -	A887				
起因事象 冷却材流出	水位低下 の認知	流出の 隔離	緩和系	S E Q #		P D S #	
RHR切特	10.2077,019			#	シーケンス名称	#	発生頻度
区分8-3					ラープラス 日本が		光工频及
B3LCR	P1	P2	F				
			•			П	
				0.000	economica de la companiona		
				S01	B3LCR	OK	
						5285	
				S02	B3LCRP2	OK	
				\$03	B3LCRP2F	DLC	
	:			S04	B3LCRP1	DLC	

第 18 図 POS-B-3 冷却材流出(RHR切替)に対するイベントツリー 補足 1.1.2.d-1-44

起因事象	短時間診断	緩和系	除熱系復旧	注水系復旧	S		P	
RHRフロント系 機能喪失		CWT, FMW			S E Q #	シーケンス名称	P D S #	発生頻度
事象区分B-4								
B4RF	HE	WF	WR	FR	H		Н	
					S01	B4RF	ок	
					\$02	B4RFWF	ок	
					502	B4RFWFWR	OK	
					303	DAULMLMU	UK	
					S04	B4RFWFWRFR	DRF	
					S05	B4RFHE	OK	
					S06	B4RFHEWF	DRF	

第 19 図 POS-B-4 RHRフロント系機能喪失に対するイベントツリー 補足 1.1.2.d-1-45

起因事象 RHRサボート系	短時間診斷	緩和系 CWT, FMW	除熱系復旧	注水系復旧	S E Q		P D S	
機能喪失 事象区分8-4		dis mass APPE 2007			#	シーケンス名称	#	発生頻度
B4RS	HE	WF	WR	FR				
					· S01	B4RS	ок	
					· \$02	B4RSWF	ок	
					· \$03	B4RSWFWR	ок	
					· S04	BARSWEWRFR	DRS	
					· S05	BARSHE	ок	
					· \$06	B4RSHEWF	DRS	

第 20 図 POS-B-4 RHRサポート系機能喪失に対するイベントツリー 補足 1.1.2.d-1-46

起因事象 外部電源喪失 事象区分8-4	DC喪失 (パッテリーB)	外電復旧 (短期)	電源融通 (低圧/短期)	D/G-B	D/G-A (1. 0)	SEO#	シーケンス名称	P D S #	発生頻度
B4P	DC	01	DI	B2	B1	- \$01	В4Р	T1	
						· S02	B4P01	T2	
						· S03	B4P01B1	Т3	B4P3~
						S04	B4P0182	T4	
						\$05	B4P0132B1	Т5	B4P51~
						· S06	B4PDC	T1	
						\$07	B4PDC01	T2	
						· S08	B4PDC01B1	ТЗ	
						· S09	B4PDC01B2	T4	
						\$10	B4PDC01B2B1	T5	
						· \$11	B4PDC01D1	Т6	B4P6 <b>△</b>

第 21 図 POS-B-4 外部電源喪失に対するイベントツリー (1/5) 補足 1.1.2.d-1-47

外部電源喪失 事象区分B-4 D/G-B〇 D/G-A-	短時間診断	外電復旧 (長期)	D/G-A復旧 (1.0)	緩和系 RHR-B CWT, FMW	除熱系復旧	注水系復旧	S E Q #	シーケンス名称	PDS#	発生頻度
B4P3	HE	02	BIR	WF	WR	FR				
							- S01	B4P3	ОK	
							- S02	B4P3#F	OK	
							- S03	B4P3WFWR	OK	
							S04	B4P3#FWRFR	DLP	
							- S05	B4P302	ок	
							- S06	B4P302WF	ок	
							- S07	B4P302WFWR	OK	
							- S08	B4P302WFWRFR	DLP	
							- S09	B4P302B1R	ОК	
							S10	B4P302B1RWF	ОК	
							- S11	B4P302B1RWFWR	ОК	
							S12	B4P302B1RWFWRFR	DLP	
							- S13	В4РЗНЕ	OK	
							- S14	B4P3HEWF	DLP	
							- S15	B4P3HE02	OK	
							- S16	B4P3HE02WF	DLP	
							- S17	B4P3HE02B1R	OK	
							- S18	B4P3HE02B1RWF	DLP	

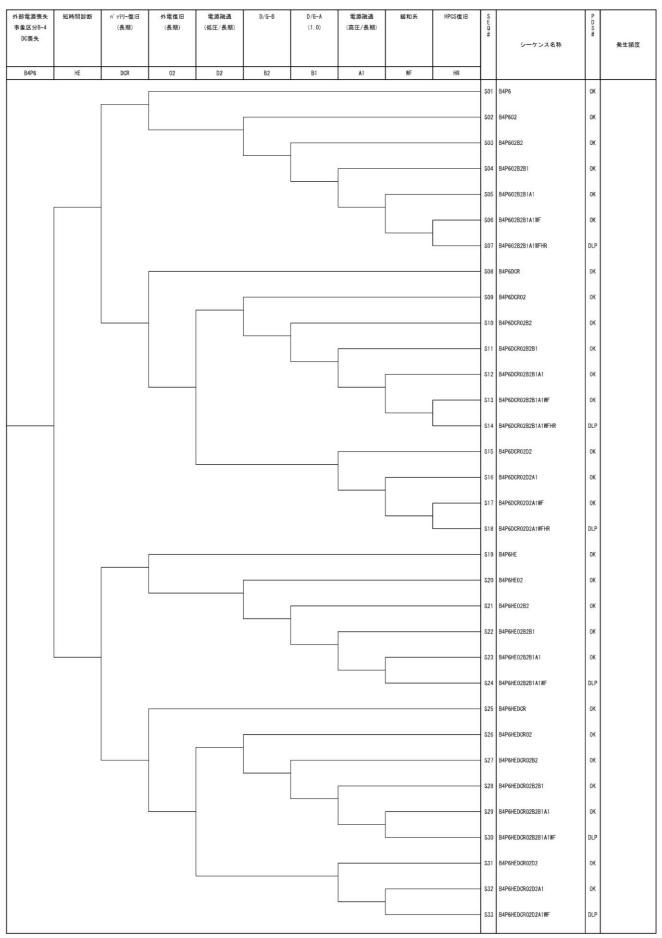
第 21 図 POS-B-4 外部電源喪失に対するイベントツリー (2/5) 補足 1.1.2.d-1-48

起因事象 外部電源喪失 事象区分8-4 D/G-B× D/G-A-	短時間診斷	外電復旧 (長期)	D/G-B復旧	電源融通 (高圧/長期)	緩和系 RHR-B CWT.FMW	HPCS復旧	SEO#	シーケンス名称	P D S #	発生頻度
B4P51	HE	02	B2R	A1	WF	HR	- S01	B4P51	ок	
							- S02	B4P51#F	ок	
							- S03	B4P51WFHR	DLP	
							- S04	B4P5102	ок	
							- \$05	B4P5102WF	ок	
							- S06	B4P5102WFHR	DLP	
							- S07	B4P5102B2R	ок	
							- S08	B4P5102B2RMF	ок	
							- S09	B4P5102B2RWFHR	DCP	
							- S10	B4P5102B2RA1	OK	
								B4P5102B2RA1WF	ОК	
								B4P5102B2RA1NFHR B4P51HE	DLP	B4P52∼
,							013	DAF J INC	152	D4f'0Z^

第21図 POS-B-4 外部電源喪失に対するイベントツリー (3/5) 補足1.1.2.d-1-49

起因事象 外部電源喪失 事象区分8-4 D/G-8× D/G-A- B4P52	外電復旧 (長期) 02	D/G-B復旧 B2R	電源融通 (高圧/長期)	報知系 RHR-B CWT, FWM	S E Q	シーケンス名称	P D S #	発生類度
94702	02	028	A1	w w	· S01	B4P52	ОК	
					· \$02	B4P52WF	DLP	
	-				- \$03	B4P5202	ОК	
					· S04	B4P5202WF	DLP	
					\$05	B4P5202B2R	ок	
					· S06	B4P5202B2R#F	DLP	
					· \$07	B4P5202B2RA1	ок	
					· \$08	B4P5202B2RA1WF	DLP	

第 21 図 POS-B-4 外部電源喪失に対するイベントツリー (4/5) 補足 1.1.2.d-1-50



第21図 POS-B-4 外部電源喪失に対するイベントツリー (5/5) 補足 1.1.2.d-1-51

起因事象 RHR7ロント系	短時間診断	緩和系 RHR-A	除熱系復旧	注水系復旧	S E Q #		P D S #	
機能喪失		CWT			#	シーケンス名称	#	発生頻度
事象区分C						ノーノンス名称		光工頻及
CORF	HE	WF	WR	FR				
					$\vdash$	0		
					501	CORF	OK	
					301	CONF	UK	
					\$02	CORFWF	OK	
					S03	CORFWFWR	OK	
					S04	CORFWFWRFR	DRF	
					100000	CONTRACTOR:	2000	
					S05	CORFHE	OK	
					S06	CORFHEWF	DRF	
					_			

第 22 図 POS-C RHRフロント系機能喪失に対するイベントツリー 補足 1.1.2. d-1-52

起因事象 RHRサボート系	短時間診断	緩和系 RHR-A	除熱系復旧	注水系復旧	S E Q #		P D S #	
機能喪失		CWT			#		#	
事象区分C						シーケンス名称		発生頻度
27.70.70	0.00							
CORS	HE	WF	WR	FR		5		
					501	CORS	OK	
					301	OUNG	UN	
					\$02	CORSWF	OK	
	"							
					\$03	CORSWFWR	OK	
					S04	CORSWFWRFR	DRS	
							-	
	1				S05	CORSHE	ОК	
					S06	CORSHEWF	DRS	
	D O O (			K <del>. d.</del> (L.) ~ L. L.				

第 23 図 POS-C RHRサポート系機能喪失に対するイベントツリー 補足 1.1.2.d-1-53

起因事象 外部電源喪失 事象区分C	DC喪失 (パッデリーCCF)	外電復旧 (短期)	電源融通 (低圧/短期)	D/G-B	D/G-A	S E Q #	シーケンス名称	PDS#	発生頻度
COP	DC	01	D1	B2	B1	+			
					1	S01	СОР	Т1	
						S02	C0P01	Т2	COP2~
						S03	C0P01B1	ТЗ	COP3~
	,					— S04	C0P01B2	T4	COP4~
						S05	C0P0152B1	Т5	COP51~
						S06	COPDC	Τ1	
						S07	COPDCO1	Т2	
						S08	COPDC01B1	Т3	
						- S09	COPDC01B2	T4	
						S10	C0PDC01B2B1	T5	
						S11	COPDCOID1	Т6	COP6~

第 24 図 POS-C 外部電源喪失に対するイベントツリー (1/7) 補足 1.1.2.d-1-54

外部電源喪失 事象区分C	短時間診断	緩和系 RHR-B, A	除熱系復旧	注水系復旧	S E Q #		P D S	
D/G-BO D/G-AO		CWT			,	シーケンス名称	-	発生頻度
COP2	HE	WF	WR	FR	_		Н	
					· S01	COP2	ок	
					· \$02	COPZWF	ок	
					· so3	соргинт	ок	
					· \$04	CUP2WFWRFR	DLP	
					· \$05	соргне	ок	
					- \$06	соргиен	DLP	

第 24 図 POS-C 外部電源喪失に対するイベントツリー (2 / 7) 補足 1.1.2.d-1-55

外部電源喪失 事象区分C D/G-BO D/G-A×	短時間診断	外電復旧 (長期)	D/G-A復旧	緩和系 RHR-B, A CWT	除熱系復旧	注水系復旧	S E 0 #	シーケンス名称	P D S #	発生頻度
COP3	HE	02	BIR	WF	WR	FR				
							S01	COP3	OK	
							S02	COP3WF	ок	
							\$03	COP3MFWR	ок	
							S04	COP3WFWRFR	DLP	
							\$05	COP302	OK	
							S06	COP302WF	ок	
							S07	COP302WFWR	ок	
							808	COP302WFWRFR	DLP	
							S09	C0P302B1R	ОК	
							\$10	COP302B1RWF	ОК	
							\$11	COP302B1RWFWR	OK	
							\$12	COP302B1RWFWRFR	DLP	
							\$13	СОРЗНЕ	OK	
							\$14	сорзнеиг	DLP	
							\$15	COP3HE02	OK	
							\$16	COP3HE02WF	DLP	
							\$17	COP3HE02B1R	OK	
							\$18	COP3HE02B1RWF	DLP	

第 24 図 POS-C 外部電源喪失に対するイベントツリー (3 / 7) 補足 1.1.2.d-1-56

起因事象 外部電源喪失 事象区分C	短時間診斷	外電復旧 (長期)	D/G-B復旧	緩和系 RHR-B, A CWT	除熱系復旧	注水系復旧	S E Q #	シーケンス名称	P D S	発生頻度
D/G-B × D/G-AO C0P4	HE	02	B2R	WF	WR	FR		シーソン人名称		先工頻及
GUP4	HE.	UZ	B2R	nr	ur.	PK PK	S01	COP4	OK	
							S02	COP4WF	OK	
							\$03	COP4WFWR	OK	
							S04	COP4WFWRFR	DLP	
							\$05	C0P402	ок	
							S06	COP402WF	OK	
							S07	COP402MFWR	OK	
							808	COP402WFWRFR	DLP	
							S09	COP402B2R	OK	
							\$10	COP402B2RWF	OK	
							S11	COP402B2RWFWR	OK	
							\$12	COP402B2RWFWRFR	DLP	
	33						\$13	COP4HE	OK	
							S14	COP4HEWF	DLP	
							S15	COP4HE02	OK	
							S16	COP4HE02WF	DLT	
							\$17	COP4HEO2B2R	OK	
							\$18	COP4HE02B2RWF	DLT	

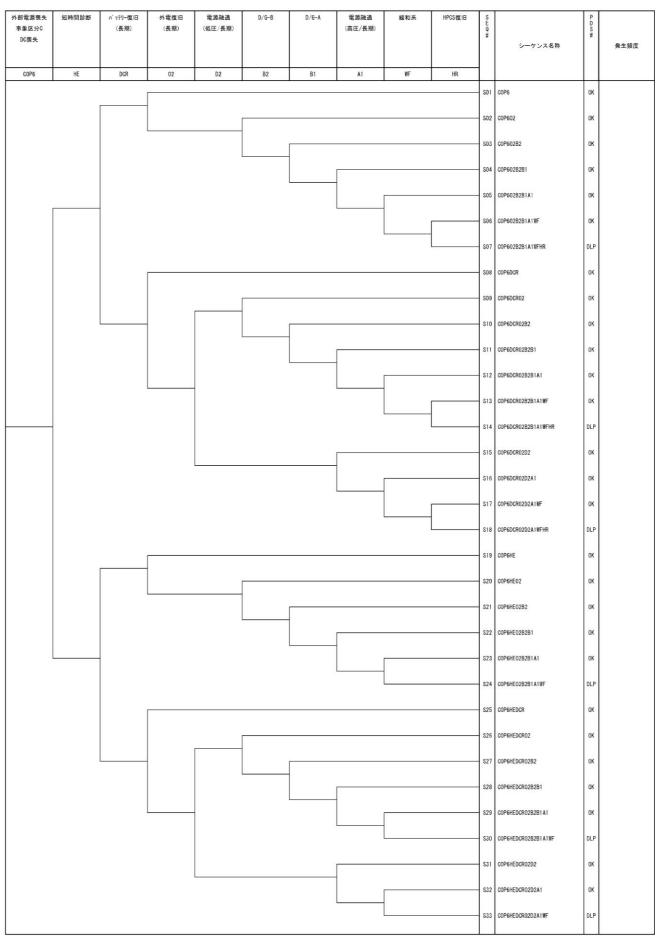
第 24 図 POS-C 外部電源喪失に対するイベントツリー (4 / 7) 補足 1.1.2.d-1-57

起因事象 外部電源喪失 事象区分C D/G-B× D/G-A×	短時間診断	外電復旧 (長期)	D/G復旧	電源融通 (高圧/長期)	緩和系 RHR-B. A CWT	HPCS復旧	S E Q #	シーケンス名称	PDS#	発生頻度
C0P51	HE	02	BR	<b>A</b> 1	WF	HR				
							\$01	COP51	0K	
							\$02	COP51WF	OK	
							\$03	COP51WFHR	DLP	
							\$04	COP5102	OK	
							\$05	COP5102WF	OK	
							\$06	COP5102WFHR	DLP	
			,				\$07	COP5102BR	OK	
					,		\$08	COP5102BRWF	OK	
				-			S09	COP5102BRWFHR	DCP	
							\$10	COP5102BRA1	OK	
							\$11	COP5102BRA1WF	OK	
							\$12	COP5102BRA1WFHR	DLP	
							\$13	COP51HE	T52	COP52~

第 24 図 POS-C 外部電源喪失に対するイベントツリー (5 / 7) 補足 1.1.2.d-1-58

起因事象	外電復旧	D/G復旧	電源融通	緩和系	S	1	P	
外部電源喪失	(長期)		(高圧/長期)	RHR-B, A	S E Q #		P D S #	
事象区分C				CWT	*	シーケンス名称	"	発生頻度
D/G-B × D/G-A ×								
COP52	02	BR	A1	WF	_			
					1			
					S01	COP52	OK	
					100.000		0.00000	
Г				-				
					502	COP52WF	DLP	
					S03	C0P5202	OK	
	[							
					S04	COP5202WF	DLP	
					1550		1877	
							70000	
_					S05	COP5202BR	OK	
					\$06	COP5202BRWF	DLP	
	·		]					
					S07	COP5202BRA1	ОК	
					100000			
				+				
						and and and and		
					808	COP5202BRA1WF	DLP	
						1		

第 24 図 POS-C 外部電源喪失に対するイベントツリー (6 / 7) 補足 1.1.2.d-1-59



第 24 図 POS-C 外部電源喪失に対するイベントツリー (7/7) 補足 1.1.2.d-1-60

to make to	1.11.14		AND 100 TOP		1		
起因事象 冷却材流出	水位低下 の認知	流出の隔離	緩和系	S E Q		P D S #	
CUW7* n-				#	シーケンス名称	#	発生頻度
区分C					シーケンス名称		光工頻及
COLCU	P1	P2	F				
						П	
				S01	COLCU	OK	
				S02	COLCUP2	OK	
				503	COLCUP2F	DLC	
				303		JEU	
				204	COLCUPT	DI O	
				304	COLCUP1	DLC	

第 25 図 POS-C 冷却材喪失 (CUWブロー) に対するイベントツリー 補足 1.1.2.d-1-61

起因事象 RHR7四小系 機能喪失 事象区分D	短時間診断	超和采 RHR-A CWT	除熱系復旧	注水系復旧	SEQ#	シーケンス名称	P D S #	発生頻度
DORF	HE	WF	WR	FR				
					\$01	DORF	ок	
					\$02	DORFWF	ОК	
					\$03	DORFWFWR	ок	
					\$04	DORFWFWRFR	DRF	
					\$05	DORFHE	ок	
					S06	DORFHEWF	DRF	

第 26 図 POS-D RHRフロント系機能喪失に対するイベントツリー 補足 1.1.2.d-1-62

起因事象	短時間診断	緩和系	除熱系復旧	注水系復旧	S		P	
RHRサボート系 機能喪失 事象区分D		RHR-A CWT			SEQ#	シーケンス名称	P D S #	発生頻度
DORS	HE	WF	WR	FR				
					· S01	DURS	ОК	
						DORSWE	ok ok	
					502	DURSHIF	uk .	
					- 503	DORSMFWR	ок	
					· S04	DORSNEWRFR	DRS	
					· \$05	DORSHE	ОК	
					· S06	DORSHEWF	DRS	

第 27 図 POS-D RHRサポート系機能喪失に対するイベントツリー 補足 1.1.2.d-1-63

起因事象 外部電源喪失 事象区分D	DC喪失 (パッデリーCCF)	外電復旧 (短期)	電源融通 (低任/短期)	D/G-B	D/G-A	S E Q #	シーケンス名称	P D S #	発生頻度
DOP	DC	01	DI	B2	B1	S01	DOP	T1	
						S02	D0P01	Т2	DOP2~
						\$03	D0P01B1	Т3	DOP3~
						\$04	D0P01B2	T4	D0P4へ
						\$05	D0P0182B1	Т5	DOP51~
						S06	DOPDC	Τ1	
						\$07	DOPDG01	Т2	
						\$08	DOPDC0181	ТЗ	
						\$09	DOPDC01B2	T4	
						\$10	D0PDC01B2B1	T5	
						\$11	DOPDC01D1	Т6	DOP6~

第 28 図 POS-D 外部電源喪失に対するイベントツリー (1 / 7) 補足 1.1.2.d-1-64

外部電源喪失 事象区分D D/G-BO D/G-AO	短時間診断	緩和系 RHR-B. A CWT	除熱系復旧	注水系復旧	S E Q #	シーケンス名称	P D S #	発生頻度
DOP2	HE	WF	WR	FR				
					S01	DOP2	ок	
					\$02	DOP2WF	ок	
					\$03	DOP2WFWR	ок	
					S04	DOP2WFWRFR	DLP	
					\$05	DOP2HE	ок	
					S06	DOP2HEWF	DLP	

第 28 図 POS-D 外部電源喪失に対するイベントツリー (2 / 7) 補足 1.1.2.d-1-65

外部電源喪失 事象区分D D/G-BO D/G-A×	短時間診斷	外電復旧 (長期)	D/G-A復旧	緩和系 RHR-B, A CWT	除熱系復旧	注水系復旧	S E Q #	シーケンス名称	P D S #	発生頻度
DOP3	HE	02	B1R	WF	WR	FR				
							S01	DOP3	OK	
							S02	DOP3WF	0K	
							\$03	DOP3WFWR	ОК	
							S04	DOP3WFWRFR	DLP	
							\$05	D0P302	OK	
							S06	DOP302WF	ОК	
							S07	DOP302WFWR	OK	
							S08	DOP302WFWRFR	DLP	
							S09	DOP302B1R	OK	
							\$10	DOP302B1RWF	ОК	
							S11	DOP30281RWFWR	OK	
							\$12	DOP30281R#FWRFR	DLP	
							S13	DOP3HE	OK	
							S14	DOP3HEWF	DLP	
,							\$15	DOP3HE02	OK	
							\$16	DOP3HE02WF	DLP	
							\$17	DOP3HE02B1R	OK	
							\$18	DOP3HE02B1RWF	DLP	

第 28 図 POS-D 外部電源喪失に対するイベントツリー (3 / 7) 補足 1.1.2.d-1-66

起因事象	短時間診断	外電復旧	D/G-B復旧	緩和系	除熱系復旧	注水系復旧	S		P	
外部電源喪失 事象区分D	***************************************	(長期)		RHR-B, A CWT	*****		SEQ#	シーケンス名称	P D S #	発生頻度
D/G-B× D/G-AO								77740		7017/10
D0P4	HE	02	B2R	WF	WR	FR			H	
							S01	DOP4	OK	
	Ĩ									
							S02	DOP4#F	OK	
					-					
							\$03	DOP4WFWR	OK	
							position	Later and Control of Street Co	5000000	
							S04	DOP4WFWRFR	DLP	
		3						D0P402		
							505	001402	OK	
					<u> </u>		S06	D0P402WF	ok	
							S07	DOP402WFWR	ок	
						-				
							808	DOP402WFWRFR	DLP	
				Г			S09	D0P402B2R	ОК	
				_						
							\$10	DOP402B2RWF	OK	
					_					
							S11	DOP402B2RWFWR	OK	
						-				
							S12	D0P402B2RWFWRFR	DLP	
							\$13	DOP4HE	OK	
								D0P4HEWF	21.0	
							514	DOP4HEWF	DLP	
							915	D0P4HE02	OK	
							310	(20 Me M.)	VA.	
							\$16	D0P4HE02WF	DLT	
								0.0000000000000000000000000000000000000		
							\$17	D0P4HE02B2R	OK	
				-						
						-	\$18	D0P4HE02B2RWF	DLT	

第 28 図 POS-D 外部電源喪失に対するイベントツリー (4 / 7) 補足 1.1.2.d-1-67

起因事象 外部電源喪失 事象区分D D/G-B× D/G-A×	短時間診斷	外電復旧 (長期)	D/G樓IB	電源融通 (高圧/長期)	緩和系 RHR-B, A CWT	HPCS復旧	SEQ#	シーケンス名称	P D S #	発生頻度
D/G-A× D0P51	HE	02	BR	A1	WF	HR				
							· S01	DOP51	OK	
							- S02	DOPS1WF	OK	
							- \$03	DOP51WFHR	DLP	
							- \$04	D0P5102	ок	
							· \$05	D0P5102WF	ок	
							- S06	DOP5102WFHR	DLP	
							· S07	D0P51028R	ОК	
							- S08	DOP5102BRWF	OK	
							- S09	DOPS102BRWFHR	DCP	
							S10	D0P5102BRA1	OK	
							· \$11	DOPS102BRA1WF	OK	
							· \$12	DOP5102BRA1WFHR	DLP	
							S13	DOP51HE	T52	D0P52~

第 28 図 POS-D 外部電源喪失に対するイベントツリー (5 / 7) 補足 1.1.2.d-1-68

起因事象 外部電源喪失 事象区分D D/G-B× D/G-A× D0P52	外電復旧 (長期) 02	D/G镀旧 BR	電源融通 (高圧/長期) A1	解扣系 PHR-B. A CWT	S E Q #	シーケンス名称	PDS#	発生頻度
					\$01	D0P52	ок	
					S02	DOP52WF	DLP	
					S03	D0P5202	ок	
					\$04	DOP5202WF	DLP	
					\$05	D0P5202BR	ок	
					S06	DOP5202BRWF	DLP	
					\$07	D0P5202BRA1	ок	
					802	DOP5202BRA1WF	DLP	

第28図 POS-D 外部電源喪失に対するイベントツリー (6/7) 補足1.1.2.d-1-69

外部電源喪失 事象区分D DC喪失	短時間診断	パッテリー復旧 (長期)	外電復旧 (長期)	電源融通 (低圧/長期)	D/G-B	D/G-A	電源融通 (高圧/長期)	緩和系	HPCS復旧	S E Q #		P D S #	
											シーケンス名称		発生頻度
DOP6	HE	DCR	02	D2	B2	B1	A1	WF	HR				
										S01	DOP6	OK	
										S02	D0P602	OK	
										S03	D0P602B2	OK	
									9	S04	D0P602B2B1	OK	
										\$05	D0P602B2B1A1	OK	
										S06	D0P602B2B1A1WF	OK	
										\$07	DOP602B2B1A1WFHR	DLP	
										S08	DOPEDCR	OK	
					i i					S09	DOP6DCR02	OK	
										\$10	DOP6DCR02B2	0K	
										S11	DOP6DCR02B2B1	OK	
										S12	DOP6DCR02B2B1A1	OK	
		ı								S13	DOP6DCR02B2B1A1WF	OK	
										S14	DOP6DCR02B2B1A1WFHR	DLP	
										S15	DOP6DCR02D2	OK	
			1							S16	DOP6DCR02D2A1	OK	
										\$17	DOP6DCR02D2A1WF	OK	
										\$18	DOP6DCRO2D2A1WFHR	DLP	
		,								\$19	DOP6HE	OK	
				,						S20	D0P6HE02	OK	
			0								DOP6HE02B2	OK	
											D0P6HE02B2B1	OK	
											D0P6HE02B2B1A1	OK	
										0.000.000	DOP6HE02B2B1A1WF	DLP	
									*		DOP6HEDCR	OK	
			1							S26	DOP6HEDCRO2	OK	
									-	\$27	DOP6HEDCR02B2	OK	
										S28	DOP6HEDCR02B2B1	OK	
		l							· · · · · · · · · · · · · · · · · · ·	S29	DOP6HEDCR02B2B1A1	OK	
										\$30	DOP6HEDCR02B2B1A1WF	DLP	
			14						,	\$31	DOP6HEDCR02D2	OK	
										\$32	DOP6HEDCRO2D2A1	OK	
										\$33	DOP6HEDCR02D2A1WF	DLP	
				D #								Ш	l

第28図 POS-D 外部電源喪失に対するイベントツリー (7/7) 補足1.1.2.d-1-70

## 停止時レベル1 P R A 及び運転時レベル1 P R A における 余裕時間を考慮した診断操作失敗確率の設定について

停止時レベル1PRAにおいて、原子炉ウェル満水時又は点検により作業員が
直接原子炉冷却材圧力バウンダリから冷却材を流出させる冷却材流出事象の認知
失敗の人的過誤確率はその診断が容易であり認知に失敗することが考え難い*こ
とから、
停止時レベル1 P R A における他の診断操作や運転時レベル1 P R A における
診断操作は余裕時間が比較的長いものも存在するが、認知が確実に行われるとは
言い難いため、THERPの標準診断曲線を参照して失敗確率を設定している。

## システム信頼性評価の結果について

各緩和設備の代表的なフォールトツリーの評価内容を第1表~第2表に示す。また,各緩和設備のシステム信頼性評価結果を第3表に示す。

1. 高圧炉心スプレイ系, 低圧炉心スプレイ系, 残留熱除去系(低圧注水モード) 本PRAでは期待していない。

## 2. 残留熱除去系

(1) 崩壊熱除去機能喪失

起因事象発生により,運転中の残留熱除去系が機能喪失した際の待機中の残留熱除去系の起動失敗を想定しており,ポンプの起動や必要な弁操作を考慮している。

(2) 外部電源喪失

待機中の残留熱除去系の起動失敗を想定している点では(1)と同様だが、非常用ディーゼル発電機によって電源を確保することで残留熱除去系の再起動に期待できる。

## 3. 復水輸送系

- (1) 崩壊熱除去機能喪失,原子炉冷却材の流出 待機中のポンプの起動失敗を想定しており,ポンプの起動や必要な弁操作を 考慮している。
- (2) 外部電源喪失

電源の状態については、事故シーケンスの定量化時に別途イベントツリー内で考慮しているため、(1)と同じフォールトツリーを用いて評価している。

## 第1表 残留熱除去系のフォールトツリーの評価範囲

起因事象	フロント		サポート系					
此囚争家	ライン系	空調機	補機冷却系	交流電源	直流電源			
崩壊熱除去機能喪失	○*1	_*3	○*1	0	0			
外部電源喪失	<b>○</b> *1, 2	_*3	○*²	0	0			

- ※1 待機中の残留熱除去系の起動を考慮する
- ※2 非常用ディーゼル発電機起動による再起動を考慮する
- ※3 運転停止中はポンプ室温度がポンプに影響を及ぼすほどには上昇しないと考え考慮しない

## 第2表 復水輸送系の代表的なフォールトツリーの評価範囲

起因事象	フロントライン系	サポート系 交流電源
		久伽电你
崩壊熱除去機能喪失 原子炉冷却材の流出	O*1	0
外部電源喪失	O**1, 2	O**2

- ※1 待機中の復水輸送系の起動を考慮する
- ※2 非常用ディーゼル発電機起動による再起動を考慮する

第3表 システム信頼性評価結果

	とう と	ノくノは一般。田野田西村	
機能	システム	非信賴度(点推定值)	備考
	残留熱除去系 (A系)	2. 2E-03	
品 基本 经	残留熟除去系 ( B 系 )	2. 2E-03	
用校剂所占	原子炉浄化系(CUW)	ſ	
	燃料プール冷却系(FPC)	ſ	
	復水輸送系 (Aポンプ)	1. 6E-04	
世後では	復水輸送系 (Bポンプ)	1.8E-04	
	復水輸送系 (Cポンプ)	1.8E-04	
	燃料プール補給水系(F MW)	5. 6E-04	LOCA時に期待しない
	原子炉補機冷却系	1. 0E-04	<b>残留熱除去系冷却時</b>
\\\\\\\\\\\\\\\\\\\\\\\\\\\\\\\\\\\\\\	(A−RCW/RSW系)	6. 6E-05	非常用ディーゼル発電機冷却時
	原子炉補機冷却系	1.0E-04	<b>残留熱除去系冷却時</b>
	(B−R CW/R SW系)	6. 6E-05	非常用ディーゼル発電機冷却時

## 起因事象発生前の操作に係る人的過誤の選定の考え方について

## 1. 起因事象発生前の人的過誤の抽出

停止時レベル1 P R A では、停止時特有の起因事象発生前の人的過誤について、以下に示す考えに基づきスクリーニングアウトしており、起因事象発生前の人定過誤として運転時レベル1 P R A の選定結果を適用している。

- ・各緩和設備が定期点検後,待機除外状態から待機状態に復旧する前に必ず機 能試験を行うことから,停止時特有の起因事象発生前の人的過誤を検知する ことができると考えられる。
- 2. 起因事象発生前の人的過誤を考慮する場合の感度解析
- (1) 感度解析の条件

感度解析の評価対象として「非常用DGガバナの調整忘れ」を想定し、人的過誤確率は $8.0 \times 10^{-5}$ とした。

なお、人的過誤の評価についてはTHERP手法 (NUREG/CR-1278) を用いて評価した。

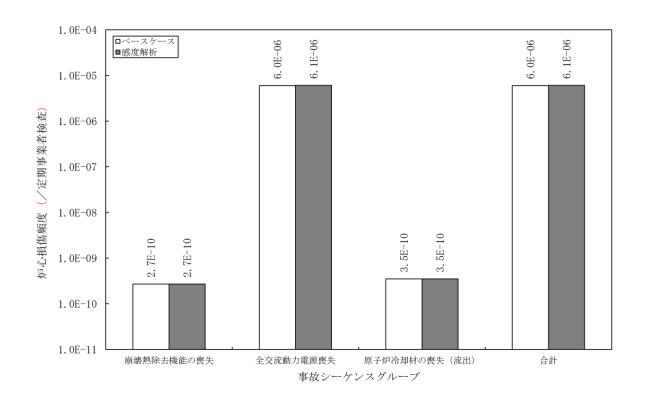
## (2) 感度解析結果

第1表及び第1図に事故シーケンスグループ別の感度解析結果の比較を示す。 全燃料損傷頻度は、ベースケースの $6.0\times10^{-6}$ /定期事業者検査に対し、感度 解析ケースでは $6.1\times10^{-6}$ /定期事業者検査であり、ベースケースとの差はわず かであった。また、各事故シーケンスグループの燃料損傷頻度についてもベースケースとの差はわずかであった。

したがって,停止時特有の起因事象発生前の人的過誤の選定について,重要 事故シーケンスの選定に影響はないと考えられる。

第1表 起因事象発生前人的過誤の感度解析結果

事状なったいればれ、プ	ベースケース	感度解析ケース	
事故シーケンスグループ	(/定期事業者検査)	(/定期事業者検査)	
崩壊熱除去機能喪失	2.7E-10	2. 7E-10	
全交流動力電源喪失	6. 0E-06	6. 1E-06	
原子炉冷却材流出	3. 5E-10	3. 5E-10	
合計	6. 0E-10	6. 1E-06	



第1図 起因事象発生前人的過誤の感度解析結果

## 停止時レベル1 P R A と運転時レベル1 P R A とのストレスファクタ設定の考え 方について

停止時レベル1PRAで評価対象とした人的過誤の項目及び評価結果を第1表に示す。人間信頼性解析は、ヒューマンエラーハンドブック(NUREG/CRー1278)のTHERP手法(Technique for Human Error Rate Prediction)を使用しており、評価に当たっては、運転操作に係る余裕時間及び運転員のストレスレベルについて考慮している。

## 1. 余裕時間について

余裕時間は、診断失敗確率を評価する際に考慮する。第1表に示すとおり、「原子炉浄化系ブロー時の水位低下の認知失敗」については、原子炉通常水位から燃料露出までの1時間で実施する必要があるため、余裕時間を1時間としている。「短時間による系統起動の判断失敗」は、炉水が100℃又はプール水が66℃に到達するまでの時間を考慮している。

また,一部の人的過誤項目については,操作に係る余裕時間が十分にあり,その失敗確率が十分に低いと考えられ,又は作業員が直接原子炉冷却材圧力バウンダリから冷却材を流出させる事象においては確実に認知できると想定し,余裕時間を考慮していない。

## 2. ストレスレベルについて

ストレスレベルは,第2表に示すストレスレベルに関する補正係数を参照して設定している。停止時レベル 1 P R A においては,異常時対応に関する訓練等を積んだ運転員が対応することを前提として,ストレスレベルは熟練者 <math>(S k i 1 e d) の列から選択することとしている。

起因事象発生後の人的過誤に対しては,異常時の操作であり,事象進展によっては,運転員の作業負荷が高くなることも考えられることから,ストレスレベル「作業負荷がやや高い(段階的操作)」のストレスファクタ2を設定した。

ただし、プラント状態の診断失敗は、起因事象発生後の人的過誤であるが、プラントの異常を運転員が認知していない段階での診断であり、高いストレス状態には至らないと考えられるため、ストレスレベル「作業負荷が適度(段階的操作)」のストレスファクタ1を設定した。なお、余裕時間の人的過誤への影響については、THERPの標準診断曲線により評価に反映している。

運転時レベル1PRAのストレスファクタについても,事象進展によっては運転員の作業負荷が高くなることも考えられることから,起因事象発生後の人的過誤に対してストレスレベル「作業負荷がやや高い(段階的操作)」のストレスファクタ2を設定した。

第1表 人的過誤のストレスファクタ及び過誤確率 (運転停止中)

	人物吐用	7 7 7	₹ 44 HE E		
田田 宍崎	米名时间	\ \ \ \	同职备外	rī rī	ストレスファクタ避定曲中
Ph. 7-3	(時間)	ファクタ	(平均値)	111	ハドベンノンをに注用
POS-S 短時間診断失敗	0.6	1	1. 5E-03	10	
POS-A 短時間診断失敗	0.8	1	5. 6E-04	10	
POS-B-1 短時間診断失敗	2.2	1	4.8E-04	30	
POS-B-2 短時間診断失敗	3.7	1	3. 3E-04	30	
POS-B-3 短時間診断失敗	5.4	1	2. 5E-04	30	
POS-B-4 短時間診断失敗	5.1	1	2. 6E-04	30	プラントの異常を運転員が認知していない段階での
POS-C 短時間診断失敗	4.0	1	3. 1E-04	30	診断であり、高いストレス状態には至らないと考え
POS-D 短時間診断失敗	4.3	1	3.0E-04	30	られるため,ストレスファクタ1を設定。
原子炉浄化系ブロー時の水位低下の 認知失敗	1.0	1	7. 2E-07	10	
制御棒駆動機構点検,局部出力領域 モニタ交換及び残留熱除去系切替時 の水位低下の認知失敗	_	1	0 ÷		
制御棒駆動機構点検及び局部出力領 域モニタ交換時の冷却材流出の隔離 失敗	_	2	5.3E-02	10	, 事象進展によっては運
残留熱除去系切替及び原子炉浄化系 ブロー時の冷却材流出の隔離失敗	_	2	5.3E-03	10	1F素貝向が尚へなることもよんり4vのため,ヘトレスファクタ2を設定。
停止時系統起動操作失敗	I	2	5.3E-05	10	

## 第2表 ストレスレベルによる補正係数 (NUREG/CR-1278 Table 20-16)

Table 20-16 Modifications of estimated HEPs for the effects of stress and experience levels (from Table 18-1)

		Modifiers for	Nominal HEPs*
ı 🕯	Stress Level	Skilled**	Novice**
Item		<u>(a)</u>	(b)
(1)	Very low (Very low task load)	x2	x2
	Optimum (Optimum task load):	*	
(2)	Step-by-step	<b>x</b> 1	<b>x</b> 1
(3)	Dynamic <sup>†</sup>	x1	x2
	Moderately high (Heavy task load):		
(4)	Step-by-step	x2	x4
(5)	Dynamic	x5	x10
	Extremely High (Threat stress)		
. (6)	Step-by-step	<b>x</b> 5	x10
(7)	Dynamic <sup>†</sup> Diagnosis		.50 (EF = 5) actual HEPs to use asks or diagnosis addifiers.

## 地震PRAプラントウォークダウンのチェックシートの項目について

地震PRAPWDのチェックシートの項目は、地震PSA学会標準及び海外文献  $^{(1)}$  を参考に設定した。

地震PSA学会標準では、実効性の観点から「耐震安全性の確認」として対象機器の基礎部分の調査・確認を重点的に行うこと、また、「二次的影響の確認」として大地震時に機能的に従属関係にある設備の損傷による変形、離脱、移動などに起因して生じる干渉や衝突などの二次的影響を重点的に確認することが記載されている。また、海外文献では、固定部の状況の確認、波及的影響の確認に焦点を当てて実施するよう記載されている。

島根原子力発電所2号炉の地震PRAPWDのチェックシートは、「耐震安全性の確認」と「波及的影響の確認」を確認項目としている。具体的には、「耐震安全性の確認」として、地震に対して耐力の低下につながる要因はないかという観点から、海外文献のチェック項目を参考に機器の固定部の状況を重点的に確認するチェック項目としている。また、「波及的影響の確認」として、低耐震クラス機器の落下、衝突、転倒等によりSクラス機器が破損することがないか確認するチェック項目としている。

(1) NRC (2012): NRC INSPECTION MANUAL TEMPORARY INSTRUCTION 2515/188

## 起因事象の網羅性及びスクリーニングの考え方について

起因事象の選定の際には、地震PSA学会標準を参考に、広範な事故シナリオの分析を行っており、事故シナリオの選定に当たっては、地震起因による安全機能を有する建物・構築物及び機器への直接的影響だけでなく、安全機能への間接的影響、余震による地震動の安全機能への影響及び経年劣化を考慮した場合の影響を考慮している。

また、選定された事故シナリオの分析を行い、スクリーニングを行っている。

## 1. 広範な事故シナリオの選定

地震PSA学会標準に基づき、地震時に特有の事故シナリオの主要因として、 地震動の形態(本震、余震)、経年劣化の有無に着目し、本震による事故シナ リオについては、さらに事故進展の形態や影響の形態による細分化を行った上 で、収集したプラント情報及びPWDによって、事故シナリオを広範に選定し た。

第1図に地震時に特有な事故シナリオ選定のフロー,第2図に起因事象の抽出フローを示す。

## a. プラント情報を用いた机上検討

プラントの耐震設計やプラント配置の特徴等の地震特有に考慮すべき関連情報を用いて、机上検討により事故シナリオの検討を行った。机上検討では、耐震重要度B、Cクラス機器が損傷することによるSクラス機器への波及的影響についても考慮した。事故シナリオの検討に当たっては、地震PSA学会標準に記載の事故シナリオを参考とした。

## b. プラントウォークダウン

PWDでは、耐震安全性や波及的影響の確認により、机上検討の結果に追加すべき地震時特有の事故シナリオを見落としなく選定するため、班構成員を以下の専門的な知識・技術及び経験を有する者より選定し、実効的なPW Dとなる体制とした。

- ・評価対象のプラントシステム,安全設計,耐震設計に関する専門的な知識・ 技術及び経験
- ・地震動下での設備の挙動及び損傷部位・損傷モードに係わる振動試験及び 地震被害調査に関する専門的な知識・技術及び経験
- ・地震 PSAにおける地震ハザード評価,フラジリティ評価,事故シーケンス評価に関する専門的な知識・技術及び経験
- ・評価対象設備の設計・運転・保守管理に関する専門的な知識・技術及び経 験

PWDの結果,本評価で考慮すべき耐震安全性上の問題点はなく,波及的影響の確認においても,仮置物品の固縛等で対応可能な軽微なものであった

ため, 新たに考慮すべき事故シナリオはなかった。

## c. 国内震害事例の確認

地震による原子力発電所への影響に関する国内震害事例を参照し,「地震時の波及的影響」及び「地震随伴事象」について,以下のとおり確認した。

## (a) 地震時の波及的影響

安全上重要な設備に対する波及的影響については,第1図で抽出した「B, Cクラス機器の損傷に伴うSクラス機器の損傷」に含まれており,事故シナリオとして選定されていることを確認した。

## (b) 地震随伴事象

地震随伴の津波、火災及び溢水に関する事例も示されているが、これらの事故シナリオについては、現段階では評価手法が確立していないため、 本評価の対象外とした。

以上より、広範な分析により設定した事故シナリオは網羅性を有していると 考える。

## 2. 広範な事故シナリオのスクリーニング

選定した事故シナリオのうち、本震による炉心損傷事故に直接的につながり うる事故シナリオについては、第2図のとおり起因事象として考慮している。そ れ以外の事故シナリオについては、第1表に示すとおり、分析によるスクリーニ ングを行っている。

第1表 地震による事故シナリオのスクリーニング (1/4)

77.17	4 心気によるすびくノノオジスノノ ー・ノ (1/4)	
事故シナリオ	分析	スクリーニング結果
地震による安全機能への間接的影響		
① 安全機能を有する建物・構築物・機器以外の屋内設備の損傷	後器以外の屋内設備の損傷	
天井クレーンの転倒・落下による原子炉圧力容器・原子炉格納容器への影響	以下のとおり天井クレーンの転倒・落下による原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への影響は極めて小さいと考えられる。 ・地震時に落下しないよう落下防止装置を有する構造となっている。 ・他プラントの天井クレーンにおいて地震によりクレーン駆動部の軸継手部に破損が確認されているが、走行機能を目的とした部品が損傷したものであり、落下防止装置は健全であったことが確認されている。 ・仮に落下しても影響がないようプラント運転時の待機位置は気水分離器・蒸気乾燥器ピット側としている。	工学的判断によりスクリーニングアウト
耐震重要度B, Cクラスの機器の損傷 に伴うSクラス機器の損傷	下位クラスの機器は、衝突、転倒、落下によりSクラス機器の安全機能を損なうことがないよう、離隔をとり配置されている。そのような配置が困難である場合は、基準地震動SSに対する構造強度を持たせる等の方策により、波及的影響の発生を防止している。また、PWDにより下位クラス機器がSクラス機器に波及的影響を与えないことを確認している。	工学的判断によりスクリーニングアウト
主タービンの軸受けなどの損傷に伴う タービン・ミサイルによる隣接原子炉 建物内関連設備への影響	設置変更許可申請書添付書類において,タービン・ミサイルによって 安全上重要な構築物,系統及び機器が損傷する可能性は極めて小さい ことを確認している。	工学的判断によりスクリーニングアウト

第1表 地震による事故シナリオのスクリーニング (2/4)

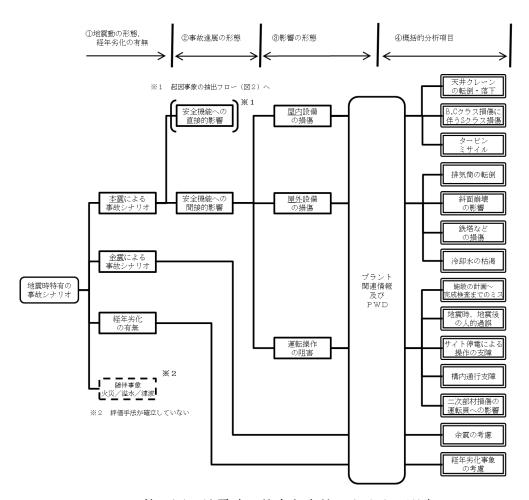
	<b>狩1女 - 地屋による事取くノッオのハノッー ーイン (4/4)</b>	
事故シナリオ	分析	スクリーニング結果
地震による安全機能への間接的影響		
② 安全機能を有する建物・構築物・機器以外の屋外設備の損傷	・機器以外の屋外設備の損傷	
排気筒の転倒による原子炉建物又は周辺構造物への影響	排気筒の転倒による原子炉建物及び周辺構造物への影響は,以下のとおり極めて小さいと考えられる。 ・排気筒は,条件付炉心損傷確率が1となる地震動レベルを超える1200ga1相当の地震動に対して,各部材が損傷しないことを確認している。 ・他プラントにおいて地震により排気筒と排気ダクトを接続しているベローズに亀裂が確認されているが,排気筒は健全であったことが確認されている。	工学的判断によりスクリーニングアウト
斜面崩壊による原子炉建物又は周 辺構造物への影響	原子炉建物周辺の斜面を評価した結果, 基準地震動による地震力に対して十分な安全性を有していることが確認された。	工学的判断によりスクリ ーニングアウト
送電網の鉄塔などの損傷に伴う外 部電源喪失への影響	外部電源系のフラジリティは, 耐力の小さいセラミックインシュレータ で代表させており, 送電網周りの影響を包絡していると判断。	地震レベル1PRAで考 慮
安全上重要な設備の冷却に使用可能な給水源の停止に伴う冷却水枯渇の影響	原子炉注水から除熱を含めた長期冷却のための水源については,サプレッション・チェンバに期待することで炉心冷却に成功するモデルとしており,外部水源に期待していない。	工学的判断によりスクリ ーニングアウト

# 第1表 地震による事故シナリオのスクリーニング (3/4)

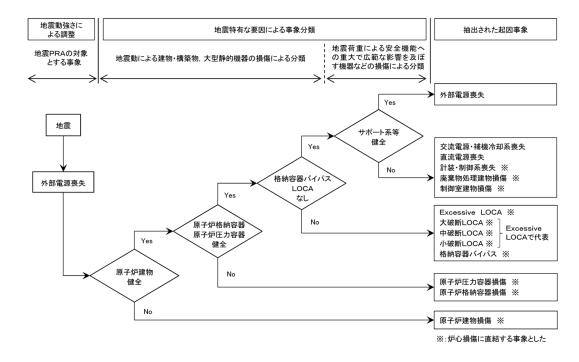
	<b>界1枚 地辰による事的シノクオのヘクリーーンク(3/4)</b>	
事故シナリオ	分析	スクリーニング結果
地震による安全機能への間接的影響		
③ 運転員操作の阻害による波及的影響	<b></b>	
施設の計画,設計,材料選定,製作,組立,完成検査までのミス	施設の計画,設計,材料選定,製作,組立,完成検査までのミスがプラントに与える影響を,定量的に評価する手法は確立されていないが,設備の設計・製作・施工の各段階における品質保証活動で適正に管理されているため,評価への影響は小さいと考えられる。	工学的判断によりスクリーニングアウト
地震後の運転員による操作において, 地震による高ストレスを受けた条件下で引き起こされる操作失敗	地震後の混乱に伴う高ストレス状態は運転員操作の阻害要因となりえる。	地震レベル1PRAで考慮
変圧器等碍子類の損傷によるサイト停電に伴うバックアップ操作の 支障	地震要因による設備の損傷状態は様々であり、地震後の初期段階で機器 そのものの復旧に期待することは現実的ではないと考えられる。 また、複数基同時被災の影響並びに損傷の相関性を考慮すると,他号機 においても同様な事象が発生している可能性がある。	損傷機器の復旧や他号機 からの電源融通には期待 しない。
地盤液状化,よう壁損傷による構内通行支障	地震発生後,原子力発電所構内の道路に陥没,段差,亀裂等の損傷が発生し,構内通行に支障が出る可能性があるが,本評価では現場操作に期待していないため,構内通行支障による影響はない。	工学的判断によりスクリーニングアウト
二次部材損傷による運転員等従業員への影響	施設内の損壊物や地震動による飛来物が運転員等を傷付け,操作を妨げる可能性があるが,中央制御室付近において,運転員操作を著しく妨げるような物体は基本的にはないものと考えられる。	工学的判断によりスクリーニングアウト

第1表 地震による事故シナリオのスクリーニング(4/4)

	スクリーニング結果		工学的判断によりスクリーニングアウト (今後の課題)		工学的判断によりスクリーニングアウト
男1女 - 地辰による事政シアサオリオクタケアーーイク (4/ 4)	分析	<b></b>	地震PSA学会標準では余震の評価手法が例示されているが、系統的な評価手法は確立されておらず、余震による影響は今後の課題と考えるが、以下のとおり評価への影響は小さいと考えられる。 ・本震を上回るような余震は稀有である。 ・本震による地震力を下回る余震による地震力による施設の損傷モードとしては、疲労破損が挙げられる。配管系は旧独立行政法人原子力安全基盤機構の配管系終局強度試験において、低サイクル疲労強度は設計疲れ線図を上回る強度であり、破損に対して非常に大きな安全裕度を有している。 ・動的機器の機能維持を確認する試験は、試験体に対して段階的に加振とベルを上げながら繰り返し試験を実施している。動的機器は機能維持が確認された最大加速度を現実的耐力としている。動的機器は機能維持が確認された最大加速度を現実的耐力としている。動的機器は機能維持が確認された最大加速度を現実的耐力としている。動的機器は機能能力のでカカケノフジリティ評価となっている。		建物については経年変化による強度低下の可能性は小さいと考えられ、定期的な点検と保全を計画的に実施していることから経年劣化が構造物の耐震性に与える影響は小さいものと考えられる。また、機器については保全により、耐震上大きな影響が生じないよう管理・対処することとしている。
	事故シナリオ	余震による地震動の安全機能への影響	余震による炉心損傷への影響評価	経年劣化を考慮した場合の影響	経年劣化事象を考慮した場合の 炉心損傷への影響評価



第1図 地震時に特有な事故シナリオの選定フロー



第2図 起因事象の抽出フロー

## 国内震害事例及び海外文献調査について

本資料は、国内で発生した地震による原子力発電所への影響の事例及び海外文 献調査結果を示す。

1. 国内で発生した地震による発電所への影響の事例

国内で発生した地震による発電所への影響として,次に挙げる地震に対し,施設に影響した地震規模,安全上重要な設備への影響(AM設備への影響及び波及的影響を含む。),外部電源への影響及び復旧操作へのアクセス性の観点で事例を抽出した。

- 宮城県沖地震(2005年8月)による女川原子力発電所に対する影響
- 能登半島地震(2007年3月)による志賀原子力発電所に対する影響
- -新潟県中越沖地震(2007年7月)による柏崎刈羽原子力発電所に対する影響
- 駿河湾の地震(2009年8月)による浜岡原子力発電所に対する影響
- 東北地方太平洋沖地震(2011年3月)による福島第一原子力発電所,福島第二原子力発電所,東通原子力発電所,女川原子力発電所,及び東海第二発電所に対する影響

上記の震害事例を調査した結果,一部の地震において,地震観測記録が発電所設計時に設定された基準地震動S2若しくは耐震安全性評価で設定された基準地震動Ssを上回ることが確認されたが,安全上重要な設備に対する地震による直接的な異常は確認されなかった。

また、波及的影響の可能性としては、点検及び仮置き中の重量物の移動又は 遮へいブロック崩れによる安全上重要な設備への接触、低耐震クラス配管の損 傷による溢水、又は津波による浸水、並びに、電気盤火災による波及的影響が 確認されている。

地震随伴溢水及び火災については,今回の評価では評価技術の成熟度から随 伴事象の影響評価は困難であると判断し,評価対象外としている。

(1) 宮城県沖地震(2005年8月)による女川原子力発電所に対する影響

地震発生時に運転中であった1号機,2号機及び3号機は,地震に伴い自動停止。発電所敷地内で観測した地震データを解析した結果,一部の周期で発電所設計時に設定された基準地震動S2を上回ることが確認されたが,耐震安全性の評価によって健全性が確保されていることが確認されており,安全

上重要な設備に対する影響はなかった。

施設に影響した地震規模及び原子力発電所に対する影響について第1表に示す。

(2) 能登半島地震(2007年3月)による志賀原子力発電所に対する影響 敷地地盤や1,2号機原子炉建屋において観測された地震記録を分析した 結果,観測した地震動の応答スペクトルが基準地震動S2を長周期側の一部の 周期帯において超えている部分があったが,耐震安全性の評価によって健全 性が確保されていることが確認されており,安全上重要な設備に対する影響 はなかった。

施設に影響した地震規模及び原子力発電所に対する影響について第2表に示す。

(3) 新潟県中越沖地震(2007年7月)による柏崎刈羽原子力発電所に対する 影響

地震発生時に運転中又は起動中であった 2 号機, 3 号機, 4 号機及び 7 号機は, 地震に伴い自動停止。(1 号機, 5 号機及び 6 号機は定期検査のため停止中)発電所敷地内で観測した地震データを解析した結果, 耐震設計上考慮すべき地震による地震動の周期帯のほぼ全域にわたって発電所設計時に設定された基準地震動 S 2 を上回ることが確認され,機器によっては構造強度や機能維持に影響を与えると考えられる異常が確認されているものの, 重大な損傷をもたらしたものではなく,原子炉の安全性を阻害する可能性のない軽微な事象であった。

安全上重要な設備への影響については、点検及び仮置き中であった重量物の移動又は遮へいブロック崩れによる安全上重要な設備への接触事例や、地震に伴う消火系配管の損傷による一部AM設備の浸水事例が確認されたものの、地震による直接的な異常は確認されなかった。なお、3号機の所内変圧器のダクトの基礎が不等沈下したことによって火災が発生した。

施設に影響した地震規模及び原子力発電所に対する影響について第3表に示す。

(4) 駿河湾の地震(2009年8月)による浜岡原子力発電所に対する影響地震発生時に運転中であった4号機及び5号機は、地震に伴い自動停止。(3号機は定期検査のため停止中。1号機及び2号機は廃止措置準備中。)発電所敷地内で観測した地震データを解析した結果、3号機及び4号機については、発電所設計時に設定された基準地震動S1による床応答スペクトルを超えるものではなく、設備の健全性が確保されていることが確認されている。5号機については、観測された地震データによる床応答スペクトルが一部の

周期帯において基準地震動S1による床応答スペクトルを上回っていたが,主要な耐震設計上重要な機器及び配管の固有周期では下回っていたこと,また床応答スペクトルの一部が超えたことについては観測記録による地震応答解析結果によって全ての設備が弾性状態にあったことから,設備の健全性が確保されていることが確認されている。

以上のことから、安全上重要な設備に対する影響はなかった。

施設に影響した地震規模及び原子力発電所に対する影響について第4表に示す。

- (5) 東北地方太平洋沖地震(2011年3月)による原子力発電所に対する影響
  - a. 福島第一原子力発電所に対する影響

地震時,運転中であった1号機,2号機,3号機は,地震に伴い自動停止(4号機,5号機,6号機は定期検査中)した。原子炉建屋及び原子炉建屋に設置されている安全上重要な設備(原子炉格納容器,残留熱除去系配管など)について,地震観測記録及び基準地震動Ssそれぞれによる応答解析を比較した結果,基準地震動による地震荷重より耐力の方が大きく,地震直後,各安全機能は保持されていたものと評価されている。

しかし、 $1\sim5$  号機については、地震後の津波によって、非常用ディーゼル発電設備、電源設備などが被水、機能喪失したことで全交流電源喪失に至り、 $1\sim3$  号機については最終的に炉心損傷に至った。5 号機及び6号機については、原子炉に燃料が装荷されている状態で、 $1\sim3$  号機同様、津波による影響によって海水系が機能喪失に至ったものの、6 号機の空冷式ディーゼル発電設備による電源確保(5 号機については、6 号機から電源融通実施)を行うとともに、仮設海水系ポンプによる冷却機能確保等の復旧措置によって冷温停止状態への移行及び維持が図られた。

また、全燃料が使用済燃料プールへ取り出されていた4号機をはじめとする、各号機の使用済プール内燃料については、注水又は冷却によって使用済燃料プール水位を確保し、燃料損傷防止が図られた。

施設に影響した地震規模及び原子力発電所に対する影響について第5表に示す。

b. 福島第二原子力発電所に対する影響

地震時,1~4号機は運転中であったが,地震に伴い全号機自動停止。原子炉建屋及び原子炉建屋に設置されている安全上重要な設備(原子炉格納容器,残留熱除去系配管等)について,地震観測記録及び基準地震動Ssそれぞれによる応答解析を比較した結果,基準地震動Ssによる地震荷重より耐力の方が大きく、地震後、各安全機能は保持されていたものと評

価されている。

3号機を除く、1号機、2号機及び4号機については、地震後の津波によって、海水系設備が被水することでヒートシンク喪失に至ったものの、外部電源及び3号機非常用ディーゼル発電設備、電源車による電源確保、海水系ポンプの取替えなどの復旧措置によって、冷却機能を確保することで、各号機とも冷温停止状態への移行、維持が図られた。

施設に影響した地震規模及び原子力発電所に対する影響について第6表に示す。

## c. 東通原子力発電所に対する影響

地震時において1号機は定期検査のため停止中であった。発電所敷地内で観測された地震加速度は17galであり、地震による設備への影響はなかった。また、地震後に外部電源がすべて喪失したが、非常用ディーゼル発電機が自動起動し全交流電源喪失には至らなかった。

施設に影響した地震規模及び原子力発電所に対する影響について第7表に示す。

## d. 女川原子力発電所に対する影響

地震時に運転中又は起動中であった1号機,2号機及び3号機は,地震に伴い自動停止した。発電所敷地内で観測した地震データを解析した結果,観測された地震データによる床応答スペクトルが一部の周期帯において発電所設計用の基準地震動Ssによる床応答スペクトルを上回っていたが,地震観測結果に基づく原子炉建屋及び耐震安全上重要な主要設備の地震時における機能を概略評価(建屋については最大応答せん断ひずみ及び層せん断力,設備については影響構造強度評価及び動的機能維持評価)した結果,機能維持の評価基準を下回っていることが確認されている。今後は詳細なシミュレーション解析によって健全性を確認するとともに主要設備以外の耐震安全上重要な設備を含め設備の健全性を確認することとしている。

安全上重要な設備への影響については次のとおりである。1号機において常用系の高圧電源盤火災によって地絡した同期検定器の出力回路ケーブルから非常用母線と予備変圧器の連絡しや断器投入コイルに電圧が印加され、非常用母線電圧が瞬時低下したため、同母線から受電していた残留熱除去系ポンプ2台の自動停止が確認された。

2号機において海水ポンプ室に流入した海水が地下トレンチを通じて原子炉建屋の一部に流入し、原子炉補機冷却水系の一系統及び高圧炉心スプレイ補機冷却水系の機能喪失が確認された。同冷却水系の喪失によって非常用ディーゼル発電機一系統及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の

自動停止が確認された。さらに、常用系の高圧電源盤火災の影響により、 非常用ディーゼル発電機が起動していない状態でしゃ断器投入が発生し、 非常用ディーゼル発電機界磁回路損傷が確認されたものの、地震による直 接的な異常は確認されなかった。

施設に影響した地震規模及び原子力発電所に対する影響について第8表に示す。

## e. 東海第二発電所に対する影響

地震時に運転中であった東海第二発電所は、地震に伴い自動停止した。 発電所敷地内で観測した地震データを解析した結果、観測された地震データによる原子炉建屋の最大応答加速度は、設計時に用いた最大応答加速度及び新耐震指針に基づく耐震安全性評価で設定した基準地震動Ssの最大応答加速度以下であった。また、観測された地震データによる原子炉建屋の床応答スペクトルが一部の周期帯において発電所設計時に用いた床応答スペクトルを上回っていたが、主要な周期帯で観測地震記録が下回っていることが確認されている。安全上重要な設備への影響については、津波対策工事が完了していなかった一部の海水ポンプ室に海水が浸水し3台ある非常用ディーゼル発電機用海水ポンプのうち1台が停止したこと、並びに、125V蓄電池2B室のドレンファンネルからの逆流によって床面に3cmの深さで溢水が確認されたものの、地震による直接的な異常は確認されなかった。

施設に影響した地震規模及び原子力発電所に対する影響について第9表に示す。

第1表 2005年8月に発生した宮城県沖地震による女川原子力発電所に対する影響

確認項目	では一般ない。このなどは、これでは、これでは、これでは、これでは、これでは、これでは、これでは、これで
(地震観測記録と基準地震動の関係)	世認 お 大田
②-1 安全上重要な設備への 影響(波及影響も含む)	無し 今回観測された地震データを用いて,安全上重要な設備(建屋及び機器)の耐震安全性の評価を実施し,耐震安全性が確保されていることを確認した。
②-2 既存のAM設備への影響(波及影響も含む)	無し
③-1 外部電源への影響	無し
③-2 D/Gへの影響	無し
③-3 補機冷却系への影響	無し
③-4 電源融通の可能性	可能
③-5 復旧操作へのアクセス 性	重大な影響無し。ただし、構内道路アスファルト亀裂、波うち及び 段差が発生した。
④その他(安全機能には影響 しないもの、留意しておく必 要のある事項)	無し

第2表 2007年3月に発生した能登半島地震による志賀原子力発電所に対する影響

	した能登半島地震による志賀原子力発電所に対する影響
確認項目	確認結果
①施設に影響した地震規模(地震観測記録と基準地震動の関係)	【志賀1,2号機】 敷地地盤や1,2号機原子炉建屋において観測された地震記録を 分析した結果,観測した地震動の応答スペクトルが基準地震動S2 を長周期側の一部の周期帯において超えている部分があったが、こ の周期帯には、安全上重要な施設がないことを確認した。 また,1,2号機の原子炉建屋で観測された地震記録に基づいて 原子炉建屋及び同建屋内の安全上重要な機器について検討した結果、各施設とも弾性範囲内に十分収まっており、施設の健全性が十分確保されていることを確認した。 タービン建屋内及び海水熱交換器建屋内の安全上重要な機器及び 配管、並びに排気筒について、敷地地盤で観測された地震記録に基づいて検討した結果、各施設とも弾性範囲内に十分収まっており、施設の健全性が確保されていることを確認した。 さらに、今回の地震において長周期側の一部の周期帯で基準地震動S2を上回ったことから、長周期側で今回の地震動を上回る地震動、2を上回ったことから、長周期側の主要施設であるタービン建屋基礎版上の原子炉補機冷却水系配管及び排気筒の耐震安全性について確認した結果、耐震安全余裕を有していることを確認した。 以上、安全上重要な施設や長周期側の主要施設に関する一連の耐
②-1 安全上重要な設備への	震安全性確認結果から、能登半島地震を踏まえても耐震安全性は十分確保されていることが確認できたと考えられる。 【志賀1,2号機】無し
影響 (波及影響も含む) ②-2 既存のAM設備への影	【志賀1,2号機】無し
響(波及影響も含む) ③-1 外部電源への影響	【志賀1,2号機】 供用中の3回線すべてが喪失し外部電源喪失となったが,事象発生の6分後に復旧した。
③-2 D/Gへの影響	【志賀1,2号機】無し
③-3 補機冷却系への影響	【志賀1,2号機】無し
③-4 電源融通の可能性	【志賀1,2号機】可能
③-5 復旧操作へのアクセス   性	【志賀1,2号機】影響無し
④その他(安全機能には影響 しないもの、留意しておく必 要のある事項)	■水銀灯の落下 1号機タービン建屋運転階の水銀灯が7個,また2号機原子炉建 屋運転階の水銀灯が2個落下した。 また,2号機で落下した水銀灯の破片は,約97%を運転階床上から 回収したが,残りの破片については使用済燃料貯蔵プールなどへ落 下した可能性があったため,これらの箇所での点検及び清掃を行っ た。 ■2号機低圧タービン組み立て中のタービンロータの位置ずれ
	組み立て中の低圧タービンロータを仮止めしていた治具が変形し、わずかな位置ずれが生じた。低圧タービンを開放し点検を実施したところ、動翼に微小な接触痕が複数確認された。  ■1号機使用済燃料貯蔵プールからの水飛散 使用済燃料貯蔵プールの水約45リットル(放射能量約750万ベクレ
	ル)が使用済燃料貯蔵プール周辺に飛散した。そのうち、養生シート外には約8リットル(放射能量約130万ベクレル)の水が飛散した。 飛散した水については速やかに拭き取った。外部への放射能の影響 はなし。

第3表 2007年7月に発生した中越沖地震による柏崎刈羽原子力発電所に対する影響

	した中越冲地震による相崎刈羽原子力発電所に対する影響							
確認項目 ①施設に影響した地震規模	確認結果 【柏崎刈羽1~7号機】							
の関係)	和崎刈羽1~7号機  新潟県中越沖においてマグニチュード6.8の地震が発生,震央距離 16km,震源距離23kmに位置している柏崎刈羽においては,全号機(1~7号機)にて基準地震動を超える加速度を確認,原子炉建屋基礎版上での最大加速度のものは,1号機での680gal(設計時の最大加速度応答値273gal)であった。各号機で原子炉建屋基礎版上での最大加速度(観測値,設計時応答値)は下表の通り。						全号機(1 炉建屋基礎 時の最大加	
	E I	Druk fe-fe	南	北	東	西	Ŀ	:下
	観	測値	観測	設計	観測	設計	観測	設計*
	1号機	最下階	311	274	680	273	408	(235)
	2号機	最下階	304	167	606	167	282	(235)
	3号機	最下階	308	192	384	193	311	(235)
	4号機	最下階	310	193	492	194	337	(235)
	5 号機	最下階	277	249	442	254	205	(235)
	6 号機	最下階	271	263	322	263	488	(235)
	7 号機 最下階 267 263 356 263 355 (235) *上下方向については,()内の値を静的設計で使用						(235)	
②-1 安全上重要な設備への	盤る4 与をい れ地喪れ 一 表地号設えも軽安て震失て柏 で 高とらな上る伴至な 刈	号原を約6 大きのでは、大きのでが、大きのでは、1 でが、1 でが、2 でが、2 でが、2 でが、2 でが、2 でが、2 でが、2 でが、2	則量と805でっ備で記がれ礎と、震常な。つ置の因れで、震常な。つ置の因	地上,一多確, で中屋震の基7響認原 はだ接	測係地機よれ炉 1た部録参動1.構は安 機が損	に に	き、放射 解 by gal) 語 は の は の は の は の は の は の は の は の	時表対で持重可 数至よ常の面しあに大能 例たっは解にてっ影な性 確こで確放お1た響損の 認と機認基け~。を傷な さ,能さ
影響 (波及影響も含む) ②-2 既存のAM設備への影	無し	  羽 1 ~ 7 与						
響 (波及影響も含む)	無し							
③-1 外部電源への影響	4回線	羽1~7 <sup>月</sup>  中,2回約	泉が機能	主喪失				
③-2 D/G への影響	【柏崎刈 無し	羽1~7号	号機】					
③-3 補機冷却系への影響	【柏崎刈 無し	羽1~7号	<b>号機</b> 】					
③-4 電源融通の可能性	無し	羽1~7号						
<ul><li>③-5 復旧操作へのアクセス</li><li>性</li></ul>		場北側斜面 無し。)	うの一部	が崩落。	。(復旧	操作のだ	<b>こめのア</b>	クセス性へ

確認項目	確認結果
④その他(安全機能には影響 しないもの、留意しておく必 要のある事項)	■3号機 原子炉建屋地下2階にあるSLC系注入ライン配管(格納容器外側貫通部)の近傍に置いてあったISI用RPV模擬ノズルが地震によって移動し、配管の板金保温材に衝突したと思われるへこみを確認。配管及びサポートには損傷は無かったものの、安全上重要な設備に影響が及ぶ可能性があったことを踏まえ、室内にて床に固定されていない重量物を固定及び固縛する対策を講じた。 なお、所内変圧器のダクトの基礎が不等沈下したことによって火災が発生した。
	■1号機 不等沈下によって消火配管が破断し、漏水及び消火系の機能喪失に至ったものと推定。 地震による建屋周辺の地盤沈下等のため、消火系配管が破断(消火系の機能喪失)。 さらに、原子炉複合建屋とモニタ建屋(屋外)間のトレンチの沈下によって生じた接続部の隙間及びトレンチ本体のひび割れ損傷部を通じ、消火系から漏れた水が原子炉複合建屋内に流入。 その結果、機能要求は無かったものの主蒸気放射線モニタ検出器が浸水によって損傷するとともに、復水補給水ポンプ(AM設備)についても浸水による被害を受けた。

第4表 2009年8月に発生した駿河湾の地震による浜岡原子力発電所に対する影響

確認項目	ンに験例為の地展による供画原士刀発電別に対 9
①施設に影響した地震規模	【浜岡3,4号機】
の関係)	地震観測記録と基準地震動S1による応答を比較した結果, 地震観測記録は基準地震動S1による応答を十分下回っており, 地震時に耐震設計上重要な設備が弾性状態にあったことから, 設備の健全性が確保されていることを確認した。 【浜岡5号機】
	耐震設計上重要な設備について、地震観測記録と基準地震動S1による応答を比較し、原子炉建屋の一部の階において地震観測記録における最大加速度が基準地震動S1による最大応答加速度をわずかに上回っている以外は、地震観測記録における最大加速度が基準地震動S1による最大応答加速度を下回っていることを確認した。原子炉建屋の地震観測記録の床応答スペクトルは、一部の周期帯において基準地震動S1の床応答スペクトルを上回っているが、主な耐震設計上重要な機器及び配管系の固有周期では下回っており、地震時に弾性状態にあったことから、これらの機器及び配管系の健全性が確保されていることを確認した。 5号機については、主要な設備は弾性状態にあり、健全性は確保されていることを確認していたが、一部の観測記録で基準地震動S1による応答加速度を超えたことから、地震観測記録を入力とした地震応答解析を行い、設備の健全性評価の結果は、全ての設備が弾性状態にあったことから、設備の健全性が確保されていることを確認
	した。
②-1 安全上重要な設備への 影響(波及影響も含む)	【浜岡3~5号機】無し
②-2 既存のAM設備への影響(波及影響も含む)	【浜岡3~5号機】無し
③-1 外部電源への影響	【浜岡3~5号機】 3,4号機:3ルート6回線すべてが健全 5号機:2ルート4回線すべてが健全
③-2 D/Gへの影響	【浜岡3~5号機】無し
③-3 補機冷却系への影響 ③-4 電源融通の可能性	【浜岡3~5号機】無し 【浜岡3~5号機】可能
<ul><li>③-5 復旧操作へのアクセス</li><li>性</li></ul>	【浜岡5号機】 タービン建屋の東側屋外エリアの地盤沈下(15m×15m, 10cm程度) を確認した。
④その他(安全機能には影響 しないもの、留意しておく必 要のある事項)	■5号機"補助変圧器過電流トリップ"(常用系):地震の振動でトリップ接点の接触による保護継電器の誤動作(リレーチャター発生)⇒より強い耐震性を有する保護継電器への取替を検討した結果,水平3G,上下1G程度の実力のある保護継電器に取替。 ■5号機制御棒駆動機構モータ制御ユニットの故障警報点灯:5号機"補助変圧器過電流トリップ"(常用系)との従属性。 ■原子炉建屋管理区域区分の変更,原子炉建屋5階(放射線管理区域内)燃料交換エリア換気放射線モニタ指示の一時的な上昇:地震の揺れによって,燃料集合体表面の放射性物質を含んだ鉄錆びなどが,プール水に遊離し,プール表面からの放射線線量率が上昇したものと推定。 ■主タービンスラスト軸受摩耗トリップ警報点灯及びタービン開放
	点検:各種接触痕,変形,ネジ損傷などが見られた。

第5表 2011年3月に発生した東北地方太平洋沖地震による福島第一原子力 発電所に対する影響

	発電所に対する影響						
調査項目	調査結果						
①施設に影響した地震規模 (地震観測記録と基準地震動 の関係)	【福島第一1~6号機】 平成23年3月11日,東北地方太平洋沖地震が発生,福島第一原子力発電所1~6号機の原子炉建屋基礎版上において観測された最大加速度と基準地震動Ssから求めた基礎版上の最大応答加速度を比較した結果,2,3,5号機の東西方向の観測記録が,基準地震動Ssによる最大応答加速度を上回っていた。各号機で原子炉建屋基礎版上での最大加速度(観測値,設計時応答値)は下表の通り。						
	提成上 くり取	内加述及		東東			下
	観測値	観測	設計	観測	設計	観測	設計
	1 号機	460※	487	447	489	258	412
	2 号機	348※	441	550	438	302	420
	3 号機	322※	449	507	441	231	429
	4 号機	281※	447	319	445	200	422
	5 号機	311※	452	548	452	258	427
	6 号機 ※記録開始/	288※	445	444	448	244	415
②-1 安全上重要な設備への	原子炉建屋及び原子炉建屋に設置される安全上重要な機能及び配管系(主蒸気系配管,原子炉格納容器,残留熱除去系配管,炉心支持構造物及び制御棒(挿入性)等)に加え,1号機については非常用復水器系配管,原子炉再循環系配管等について,地震観測記録を用いた応答解析で得られた地震動を用いた応答解析で得られた地震動いた。といれては地震直後に安全機能は保持可能な状態であったと評価されている。一部,地震観測記録を用いた応答解析による地震荷重の方が大きいった機器及び配管系についても、適切な応答値を評価するため実物の構造を考慮するなどの解析モデルの見直しを行った結果,基準地震動を用いた応答解析による地震荷重の方が大きく評価された。加えて、現場確認が可能な5号機については、目視によって、可能な範囲で損傷の有無など、現場状況の確認を実施し、主要な弁、ポンプなどの機器及びその周辺の配管などに有意な損傷などは認められなかったことから、地震時及び地震直後においても安全機能を保持可能な状態にあったものと評価されている。						
影響 (波及影響も含む)	【福島第一1~6号機】 無し(推定)						
②-2 既存のAM設備への影響(波及影響も含む)	【福島第一1~6号機】 不明(消火系配管に損傷が確認されているが,津波(漂流物含む) による影響と考えられる。)						
③-1 外部電源への影響	【福島第一1~6号機】 全6回線中,5回線機能喪失 ※1回線は,工事のため受電停止中						
③-2 D/Gへの影響	【福島第一1~6号機】 影響無し(津波によって喪失。ただし,一部空冷式D/Gについては,津波襲来後も機能維持)						
③-3 補機冷却系への影響	【福島第一1 影響無し(			<del>(</del> )			

調査項目	調査結果
③-4 電源融通の可能性	【福島第一1~6号機】 影響無し(津波によって喪失) 5-6号機間については,仮設ケーブル敷設によって電源融通実施
<ul><li>③-5 復旧操作へのアクセス</li><li>性</li></ul>	<ul><li>道路に割れ、段差など有り。</li><li>防災道路ではないが斜面崩落による道路閉鎖箇所有り。</li></ul>
④その他(安全機能には影響 しないもの、留意しておく必 要のある事項)	【福島第一1~6号機】 詳細確認不可

第6表 2011年3月に発生した東北地方太平洋沖地震による福島第二原子力発電所 に対する影響

に対する影響								
調査項目	調査結果							
①施設に影響した地震規模 (地震観測記録と基準地震動 の関係)	【福島第二1~4号機】 平成23年3月11日,東北地方太平洋沖地震が発生,福島第二原子力 発電所1~4号機の原子炉建屋基礎版上において観測された最大加 速度と基準地震動Ssから求めた原子炉建基礎版上の最大応答加速 度は下表の通り。全号機,原子炉基礎版上(最地下階)で得られた最 大加速度は,基準地震動Ssに対する最大応答加速度を下回っている ことが確認されている。							
				#	ari	L	て	
	観測値	観測値     南北     東西     上下       観測     設計     観測     設計     観測     設計						
	1 号機	254	434	230※	434	305※	512	
	2号機	243	428	196※	429	232 <b>※</b>	504	
	3 号機	277※	428	216※	430	208※	504	
	4 号機	210%	415	205※	415	288※	504	
②-1 安全上重要な設備への 影響 (波及影響も含む) ②-2 既存のAM設備への影響(波及影響も含む) ③-1 外部電源への影響	無し							
③-2 D/Gへの影響	【福島第二1~4号機】 影響無し(3号機を除き,津波によって機能喪失)							
③-3 補機冷却系への影響	【福島第二1~4号機】 影響無し(3号機を除き,津波によって機能喪失)							
③-4 電源融通の可能性	【福島第二1~4号機】 影響無し(津波によって喪失)							
<ul><li>③-5 復旧操作へのアクセス</li><li>性</li></ul>	・道路に割れ、	段差なと	生じる。	影響無	L.			
④その他(安全機能には影響 しないもの、留意しておく必 要のある事項)	【福島第二1〜 特に影響無し							

## 第7表 2011年3月に発生した東北地方太平洋沖地震による東通原子力発電所 に対する影響

確認項目	確認結果
①施設に影響した地震規模	発電所において観測した地震加速度は17ガルであり、設備への影響
(地震観測記録と基準地震動	はなかった。
の関係)	
②-1安全上重要な設備への影	無し
響(波及影響も含む)	
②-2既存のAM設備への影響	無し
(波及影響も含む)	
③-1 外部電源への影響	むつ幹線(2回線),東北白糠線の停止に伴い,外部電源が喪失した。
	同日23時59分に東北白糠線が復旧した。
③-2 D/Gへの影響	外部電源喪失に伴い、非常用ディーゼル発電機が自動起動した。
③-3 補機冷却系への影響	無し
③-4 電源融通の可能性	可能
③-5復旧操作へのアクセス性	無し
④その他 (安全機能には影響	■8台あるモニタリングポストのうち4台がバッテリ切れによって
しないもの、留意しておく必	停止した。
要のある事項)	

第8表 2011年3月に発生した東北地方太平洋沖地震による女川原子力発電所 に対する影響

## 確認項目 ①施設に影響した地震規模 (地震観測記録と基準地震動 の関係) 本文川原子力発電所は、1号機及び3号機が定格熱出力一定運転中、また、2号機が原子炉起動中のところ、3月11日14時46分に発生した東北地方太平洋沖地震によって全号機において原子炉が自動停止した。観測された地震加速度は567.5ガル(保安確認用地震計:1号機原子炉建屋地下2階)であり、全号機とも、原子炉保護系が設計どおり作動したことによって自動停止した。最大応答加速度について基準地震動と観測記録の関係は次の通り。

## 原子炉建屋の最大加速度

観測位置		観測記録 最大加速度値(ガル)			基準地震動Ssに対する 最大応答加速度値(ガル)			
			EW方向	UD方向	NS方向	EW方向	UD方向	
	屋上	2000*1	1636	1389	2202	2200	1388	
4 🗆 🚟	燃料取替床 (5階)	1303	998	1183	1281	1443	1061	
1号機	1階	573	574	510	660	717	527	
	基礎版上	540	587	439	532	529	451	
	屋上	1755	1617	1093	3023	2634	1091	
2 <del>- 1/4</del>	燃料取替床 (3階)	1270	830	743	1220	1110	968	
2号機	1階	605	569	330	724	658	768	
	基礎版上	607	461	389	594	572	490	
	屋上	1868	1578	1004	2258	2342	1064	
2 🖂 🚻	燃料取替床 (3階)	956	917	888	1201	1200	938	
3号機	1階	657	692	547	792	872	777	
	基礎版上	573	458	321	512	497	476	

※1 当該地震計の最大設定値(2000ガル)を上回っているため参考値 ※2 網掛は基準地震動Ssに対する最大応答加速度値を超えていることを示す

## ②-1 安全上重要な設備への影響(波及影響も含む)

## 【女川1号】

●タービン建屋地下1階高圧電源盤火災

タービン建屋地下 1 階において高圧電源盤 6-1 Aからの発煙が発生した。また、高圧電源盤 6-1 Aの火災の影響によって、S/P水冷却のために手動起動したRHRポンプ(A)及び(C)号機が自動停止した。

## ②-2 既存のAM設備への影響(波及影響も含む)

無し

## ③-1 外部電源への影響

5回線中4回線が機能喪失

女川原子力発電所には、外部電源として5回線(牡鹿幹線1,2 号線(275kV系)、松島幹線1,2号線(275kV系)、塚浜支線(66kV系))が接続されている。地震直後は、当社管内の送電線事故に伴う系統保護回路の動作によって、松島幹線2号1回線のみとなったが、3月12日20時12分に牡鹿幹線1号、同日20時15分に牡鹿幹線2号、3月17日10時47分に松島幹線1号、3月26日15時41分に塚浜支線がそれぞれ復旧している。

## 【牡鹿1,2号線避雷器の損傷】

地震の揺れによると思われる影響によって、避雷器内部に部分放電が発生した。(地震に伴う牡鹿幹線1,2号線停止の原因は、避雷器の損傷によるものと考えられる。)

確認項目	確認結果
③-2 D/Gへの影響	【女川1号】
	●非常用DG(A)界磁回路の損傷
	DG (A) の同期検定器が動作せず,しゃ断器を手動で投入するこ
	とができなかった。また、DG(A)が起動していない状態で
	DG (A) のしゃ断器が自動投入される事象が発生した。
	⇒メタクラ 6-1 A で発生した火災の影響によって制御ケーブルに
	溶損などが生じ、地絡が発生した。
	【女川2号】
	●浸水によるDG(B)及びDG(H)の停止
	海水ポンプ室の取水路側から流入した海水が地下トレンチを通じて
	原子炉建屋内の一部に浸水し、RCW(B)系及びHPCWの二系統が機能喪失したことによって、DG(B)並びにDG(H)が自動
	停止となった。(DG(A)は健全)
③-3 補機冷却系への影響	【女川2号】
○ 3 間域印料ボベク影音	●浸水によるDG (B) 及びDG (H) の停止
	海水ポンプ室の取水路側から流入した海水が地下トレンチを通じて
	原子炉建屋内の一部に浸水し、RCW(B)系及びHPCWの2系
	統が機能喪失した。
③-4 電源融通の可能性	女川1号にて、地震又は火災の影響によって一部しゃ断器に不具合
③-5 復旧操作へのアクセス	が生じた。 無し
世	
④その他(安全機能には影響	【女川1号】
しないもの、留意しておく必	●高圧電源盤しゃ断器の投入不可
要のある事項)	主に定検時に使用する高圧電源盤(1号機所内電源を2号機から受
	電する際に使用)において、電源盤内に設置しているしゃ断器が地
	震の振動によって傾き、投入スイッチを入切するためのインターロ
	ックローラーが正常位置から外れた。 ●母連しゃ断器制御電源喪失
	<ul><li>▼は建しる例益的両量が表大</li><li>火災が発生した高圧電源盤の制御電源回路の溶損による地絡や短絡</li></ul>
	の影響によって、制御電源回路が接続されているしゃ断器用制御電
	源回路の電圧が変動し、"制御電源喪失"警報が発生した。
	●125V直流主母線盤の地絡(計 2 件)
	高圧電源盤の火災によって、配線に地絡が発生し、地絡警報が発生
	した。
	【女川2号】
	特に無し
	【女川3号】 ●佐田水(約)(1) = 、
	●使用済燃料プールゲート押さえ脱落
	使用済燃料プールと原子炉ウェル間の通路部に設置している使用済 燃料プールゲート (No. 1 及びNo. 2 ) を固定しているゲート押さえ
	金具計4個のうち3個のスイングボルトが外れていた。
	●HPCS圧力抑制室吸込弁自動での全開動作不能
	4月7日の余震の揺れによる影響と推定される圧力抑制室の水位
	変動時に、本来全開するはずのHPCS圧力抑制室吸込弁が、地震
	による弁の開閉指示を行うスイッチなどの誤動作(推定)によって,
	全開にならなかった。(手動での全開は可能)
	【各号機共通】
	●制御棒駆動系ハウジング支持金具サポートバーのずれ
	制御棒駆動機構ハウジングのハウジング支持金具(グリッド)が、
	1号機で1カ所、2号機で2カ所、3号機で1カ所ずれていること
	を確認した。これによる制御棒駆動機構ハウジングの落下防止機能
	への影響はなかった。

第9表 2011年3月に発生した東北地方太平洋沖地震による東海第二発電所 に対する影響

調査項目	調査結果
①施設に影響した地震規模	・観測記録に基づく各階の最大応答加速度は、建設時の当初設計時
(地震観測記録と基準地震動	に用いた最大応答加速度及び新耐震設計審査指針に基づく耐震安
(地展観例記録と基準地展制 の関係)	
	全性評価で設定した基準地震動Ssの最大応答加速度以下である
	ことを確認した。
	・原子炉建屋の地震観測記録による床応答スペクトルは、一部の周
	期帯(約0.65秒から約0.9秒)で建設時の設計に用いた床応答スペ
	クトルを上回っているが、耐震設計上重要な機器及び配管系のう
	ち主要な設備の固有周期では、地震観測記録が工認設計波による
	床応答スペクトル以下であることを確認した。
②-1 安全上重要な設備への	地震による影響は無し
影響(波及影響も含む)	
②-2 既存のAM設備への影	地震による影響は無し
響(波及影響も含む)	
③-1 外部電源への影響	3回線中3回線が機能喪失
	(13 日 12:32 154kV 系東海原子力線復旧)
③-2 D/Gへの影響	地震による影響は無し(津波によってDGSW-2Cが水没したた
	め, DG-2Cは手動停止)
③-3 補機冷却系への影響	地震による影響は無し
③-4 電源融通の可能性	可能(HPCS-DGから 6.9kV の交流電源融通,予備充電器を介
	して直流電源融通)
③-5 復旧操作へのアクセス	地震による影響は無し
性	
④その他 (安全機能には影響	タービン設備などの一部で、耐震クラスB、Cクラスの設備が損傷
しないもの、留意しておく必	を受けた。
要のある事項)	【蒸気タービン】
	・低圧タービン及び高圧タービンの動翼と隔板の一部に接触による
	摺動痕
	・高圧タービンと低圧タービンの中間軸受け基礎グラウト部の割れ、
	基礎ボルトの緩み(10本中3本)
	【主発電機関係】
	・主発電機軸受及び励磁機及び副励磁機廻りに接触痕,間隙拡大な
	どの損傷
<u> </u>	

出典:「原子力発電所に対する地震を起因とした確率論的リスク評価に関する実施 基準:2015 (AESJ-SC-P006:2015)」附属書D

## 2. 海外のPRA関連文献調査

海外文献についての調査結果をまとめたものを第10表に示す。海外の地震 P RA関連文献を調査した結果、他にモデル化すべき起因事象は存在しなかった。 海外文献では原子炉冷却材喪失(LOCA)についてサイズや場所を分類し た評価を例示している文献があったが、今回の評価ではLOCAを1つの起因 事象として選定した。これは次の2つの理由による。1つは、同一の地震動に よる複数の配管損傷の相関性を考慮すると、事故シナリオを詳細に分析するこ と(緩和系にどの程度期待できるかを判断すること)が困難で、破断の規模に よる分類が厳密には難しいこと、もう1つは、相関を持つ配管を同定し、損傷 の相関係数をすべての配管に対して適切に算定することは現状の評価技術では 困難が伴うことである。このため、地震PRA標準に許容されている取り扱い として、これらの事象はより厳しい条件となる起因事象に包含させ、この起因 事象は原子炉格納容器内にある一次系配管の大規模な破断によりECCS性能 を上回る大規模な原子炉冷却材喪失(Excessive LOCA)が発生す るものと想定し、緩和系によって事象の進展を抑制することができずに炉心損 傷に至る可能性があるため、保守的に直接炉心損傷に至る起因事象で代表させ た。

地震随伴溢水については,今回の評価では評価技術の成熟度から随伴事象の 影響評価は困難であると判断し,評価対象外としている。 第10表 海外文献調査結果(1/2)

		第 $10$ 表 海外文献調査結果( $1/2$ )	
	文献名	記載内容	確認結果
1	ASME標準 <sup>(1)</sup>	地震PRAで考慮される起因事象は例え	左記の例は, すべて評価
	(239 ページ)	ば以下を含める。	上考慮していることを
		(a) RPVやその他の大型機器(steam	確認した <sup>※1</sup> 。
		generator, recirculation pump,	
		pressurizer) の損傷	
		(b) 様々なサイズと場所でのLOCA	
		(c) トランジェント(LOPAは特に	
		重要)	
		PCSやヒートシンクが地震要因で使用	
		できない場合(例えば、LOPA)と使	
		用できる場合の両方のトランジェントを	
		考慮すべきである。	
		また、他のトランジェントの例として、	
		service water のような重要なサポート	
		系の喪失や直流電源の喪失がある。	
2	I A E A Safety	特に、以下のタイプのシナリオに至る起	左記の例は、すべて評価
	Guide (SSG-3) (2)	因事象はモデル化すべきである。	上考慮していることを
	(108 ページ)	(a) 大型機器の損傷(例:reactor	確認した <sup>※1</sup> 。
		pressure vessel, steam generators,	
		pressurizer)	
		(b) 様々なサイズと場所のLOCA。	
		極小LOCAも考慮すべき。	
		(c) LOPA	
		(d) 様々なサポートシステムの喪失を	
		含むトランジェント(PCSが失敗する	
		シナリオと失敗しないシナリオ)	
3	EPRI地震PR	"initiator"は例えば以下を含める。	左記の例は, すべて評価
	A 実施ガイド <sup>(3)</sup>	(a) RPVやその他の大型機器(steam	上考慮していることを
	(5~7 ページ)	generator, recirculation pump,	確認した <sup>※1</sup> 。
		pressurizer 等)の損傷	
		(b) 様々なサイズと場所のLOCA	
		(c) サポートシステム故障(service	
		water や直流電源)	
		(d) トランジェント(LOPAは特に	
		重要)	
		PCSやヒートシンクが地震要因で使用	
		できない場合(例えば,LOPA)と使	
		用できる場合の両方のトランジェントを	
		考慮すべきである。外電が使用可能だが	
		他の地震要因損傷があるシーケンスも考	
		慮しなければならない。(なぜなら, LE	
		RFを考えた場合,外電やIAが必ず喪	
		失すると仮定することが、必ず保守的と	
		は限らないからである。例えば格納容器	
		隔離弁が外電喪失やIA喪失で安全側に	
		閉動作となる。)	
		Excessive LOCAやリレー	
		チャタリングも考慮しなければならな	
		Vio	

※1 様々なサイズと場所のLOCA(極小LOCAを含む。)については、本評価においては完全相関を仮定しているため、保守的に極大LOCAとしてまとめて評価している。

第10表 海外文献調査結果(2/2)

	为110数 1471 20110000 (17 17 17							
	文献名	記載内容	確認結果					
4	スイス連邦原子力	以下のように起因事象を定義しなければ	左記の起因事象数を、評					
	安全検査局(EN	いけない。	価において満足してい					
	SI)PSAガイ	<ul><li>・最小のHCLPF値とスクリーニング</li></ul>	ることを確認した。ま					
	F (4)	値の間の地震加速度範囲に,少なくと	た、スクリーニング値を					
	(25 ページ)	も7つの起因事象が含まれないといけ	超える地震加速度では,					
		ない。	起因事象「原子炉建屋損					
		・スクリーニング値を超える地震加速度	傷」「格納容器損傷」が					
		で、1 つの起因事象を定義しないとい	支配的である。					
		けない。						
5	Surry 発電所	(イベントツリーにおいて以下のヘディ	左記の例は, すべて本評					
	Seismic P R A	ングがモデル化されている。)	価において考慮してい					
	Pilot Plant	・直接炉心損傷(T/B 建屋損傷など)	ることを確認した*2。					
	Review(EPRI)	・溢水(タービン建屋溢水発生時,隔離	(地震随伴溢水につい					
	(5)	失敗で非常用電気品室流入を想定)	てはスコープ対象外)					
	(7~9 ページ)	·LLOCA						
		・ATWS(即時ATWS 緩和あり)						
		・RCPシールLOCA						
		·LOPA						

※2 様々なサイズと場所のLOCA(極小LOCAを含む。)については、本評価においては完全相関を仮定しているため、保守的に極大LOCAとしてまとめて評価している。

## 参考文献

- (1) ASME/ANS RA-Sa-2009, "Addenda to ASME/ANS RA-S-2008: Standard for Level1/Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications, an American National Standard." American Society of Mechanical Engineers, New York, NY. 2009.
- (2) IAEA Safety Guide SSG-3, "Development and Application of Level 1 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants."

  International Atomic Energy Agency, Vienna, Austria, 2010.
- (3) Seismic Probabilistic Risk Assessment Implementation Guide. EPRI, Palo Alto, CA:2003. 1002989.
- (4) Probabilistic Safety Assessment (PSA): Quality and Scope, Guideline for Swiss Nuclear Installations. Swiss Federal Nuclear Safety Inspectorate (ENSI), Brugg, Switzerland: 2009. ENSI-A05/e.
- (5) Surry Seismic Probabilistic Risk Assessment Pilot Plant Review. EPRI, Palo Alto, CA: 2010. 1020756.

## Excessive LOCAのモデル化について

地震レベル 1 PRAでは、階層イベントツリーのヘディングに冷却材喪失(Excessive LOCA)を設けている。冷却材喪失(Excessive LOCA)の評価では、複数の配管損傷時の配管破断の大きさ等を明確に区別することが困難であるため、大破断LOCAを上回る規模のLOCA(Excessive LOCA)が発生するものと想定し、保守的に緩和手段のない起因事象として代表させている。以下では原子炉格納容器内配管損傷によるExcessive LOCAのモデル化及び保守性等の考え方を示す。

### 1. モデル化の概要

原子炉格納容器内配管の破損によるExcessiveLOCAは、原子炉格納容器内の複数配管の損傷により発生する可能性のある事象であるが、以下に示す原子炉格納容器内配管の中で決定論的耐震性評価を行い、耐震バックチェック評価用地震動Ss-1に対し設計裕度が最も小さい原子炉再循環系配管について、配管本体及び配管支持構造物のフラジリティ評価を実施している。このとき、原子炉格納容器内の配管の地震による損傷は完全相関すると仮定し、原子炉再循環系配管が地震により破損する場合に原子炉格納容器内配管がすべて損傷するとして、ExcessiveLOCAの発生頻度を算出している。

- 主蒸気配管
- 残留熱除去系配管
- 給水系配管
- 原子炉再循環系配管
- · 原子炉隔離時冷却系配管
- 原子炉浄化系配管
- ・高圧炉心スプレイ系配管
- ・低圧炉心スプレイ系配管
- ・ほう酸水注入系配管

### 2. 評価の保守性等

原子炉格納容器内配管破損によるExcessive LOCAの評価に係る解析の保守性等を以下に示す。

- ・原子炉格納容器内配管のうち耐震バックチェック評価用地震動Ss-1に対し設計裕度が最も小さい原子炉再循環系配管の一次応力を用いてフラジリティ曲線を作成。
- ・既往研究において、地震による配管の破損モードは疲労であり塑性崩壊は起きないこと、「平成15年配管系終局強度試験」(第1図参照)において、実機配管バウンダリの設計裕度は設計レベルの10倍以上あることが確認されてい

る。

- ・原子炉格納容器内配管が地震により疲労破損した場合においても、大口径配管が全周破損に至る可能性は小さく、その場合、一次冷却材の流出量はLO CAで想定している流出量を大きく下回る。
- 3. 原子炉再循環系配管フラジリティを用いた完全相関モデルについて

地震によるLOCAにおいては、損傷する配管の数、組合せ、損傷の規模を同定し、成功基準を設定することは現状の評価技術では困難であるため、ベースケースでは格納容器内配管に完全相関を仮定し、耐震バックチェック評価用地震動Ss-1に対し設計裕度の最も少ない原子炉再循環系配管が破損することをもって原子炉格納容器内配管が全て損傷するものと扱っている。

上記の評価モデルが非保守的な評価になっていないことを確認するため,原子炉格納容器内配管に完全独立を仮定し,「(1) 感度解析条件」に示す条件にて格納容器内配管がそれぞれ独立に破損することで $\mathbf{E} \mathbf{x} \mathbf{c} \mathbf{e} \mathbf{s} \mathbf{s} \mathbf{i} \mathbf{v} \mathbf{e}$  LOCAに至る頻度を評価し,ベースケースの頻度と比較した。

### (1) 感度解析条件

Excessive LOCAを「設計基準事故で考慮する大破断LOCAを上回る規模のLOCA」として、以下の基準を設定した。

- ・全周破損時に、断面積の合計が大破断LOCA相当(0.21m²)を上回る複数 の液相配管の破損
- ・原子炉再循環系配管(液相配管のうち最大断面積)と主蒸気系配管(気相 配管のうち最大断面積)の破損の重畳
- ・複数のECCS配管の破損

上記の基準に照らし合わせ、配管2本の破損によってExcessive LOCAに至るような組合せを同定し、各系統の配管の完全独立を仮定した 感度解析を行った。感度解析で考慮した配管を第1表及び第2図に、考慮し た配管2本の組合せを第3図に示す。

### (2) 感度解析結果

地震加速度区分別の全炉心損傷頻度を第 4 図に、事故シーケンスグループ 別の炉心損傷頻度を第 5 図に示す。

第 4 図に示すように、感度解析ケースの全炉心損傷頻度は  $7.8\times10^{-6}$  / 炉 年であり、ベースケースの全炉心損傷頻度 ( $7.9\times10^{-6}$  / 炉年)を下回る結果となった。また、第 5 図に示すように、事故シーケンスグループ別の炉心損傷頻度では、Excesive LOCAの炉心損傷頻度は感度解析ケースで  $2.8\times10^{-7}$  / 炉年であり、ベースケースの炉心損傷頻度  $4.2\times10^{-7}$  / 炉年を下回る結果となった。

以上より、原子炉再循環系配管のフラジリティで代表させた評価は、非保守的な評価にはなっていないことを確認した。なお、完全相関を仮定することによる保守性を排除し、現実的な評価を実施する手法の構築については、

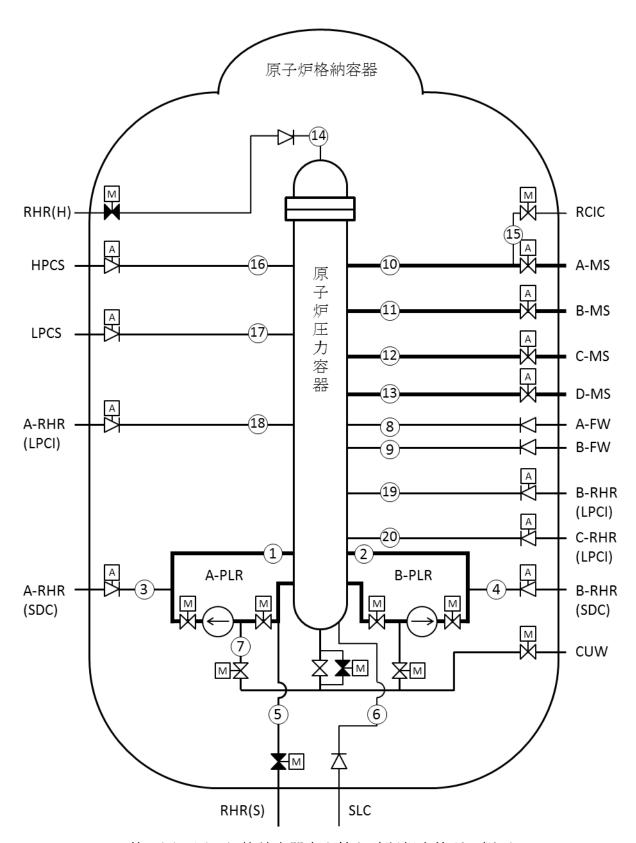
今後の課題と認識している。

第1表 完全独立を想定する原子炉格納容器内配管

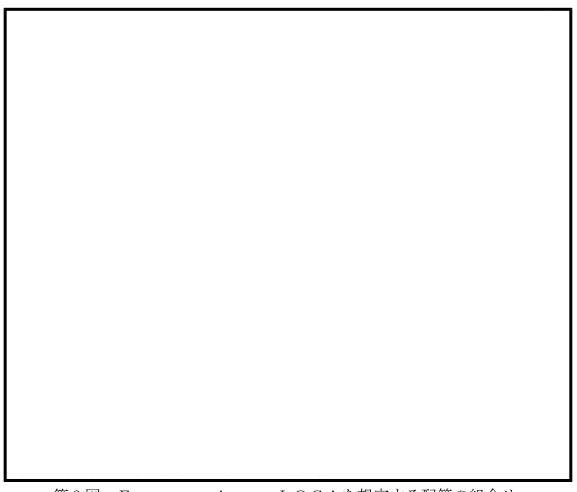
N	mby 1.L	五处力	中央値	HCLPF
No.	略称	系統名	(G)	(G)
1	A-PLR	原子炉再循環系	1.68	0.75
2	B-PLR	原子炉再循環系	1.68	0.75
3	A-RHR (SDC)	残留熱除去系	2. 10	0.88
4	B-RHR (SDC)	残留熱除去系	2. 10	0.88
5	RHR (S)	残留熱除去系	2. 10	0.88
6	SLC	ほう酸水注入系	2. 10	0.88
7	CUW	原子炉浄化系	2. 10	0.88
8	A - FW	給水系	2. 10	0.88
9	B-FW	給水系	2. 10	0.88
10	A-MS	主蒸気系	1. 76	0.78
11)	B-MS	主蒸気系	1. 76	0.78
12	C-MS	主蒸気系	1. 76	0.78
13	D-MS	主蒸気系	1. 76	0.78
14)	RHR (H)	残留熱除去系	2. 10	0.88
15	RCIC	原子炉隔離時冷却系	2. 10	0.88
16	HPCS	高圧炉心スプレイ系	2. 10	0.88
17)	LPCS	低圧炉心スプレイ系	2. 10	0.88
18	A-RHR (LPCI)	残留熱除去系	2. 10	0.88
19	B-RHR (LPCI)	残留熱除去系	2. 10	0.88
20	C-RHR(LPCI)	残留熱除去系	2. 10	0.88



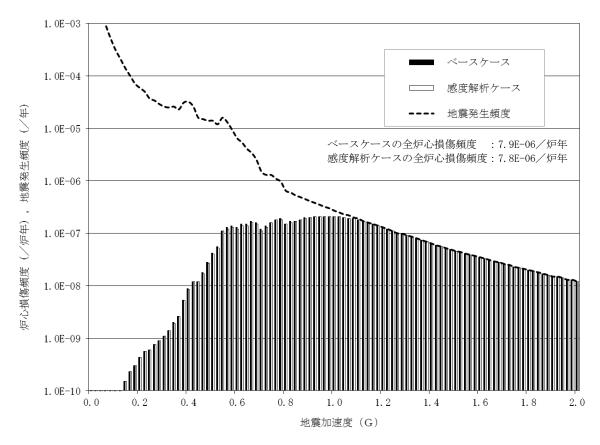
第1図 平成15年配管系終局強度試験(出典:JNES HP)



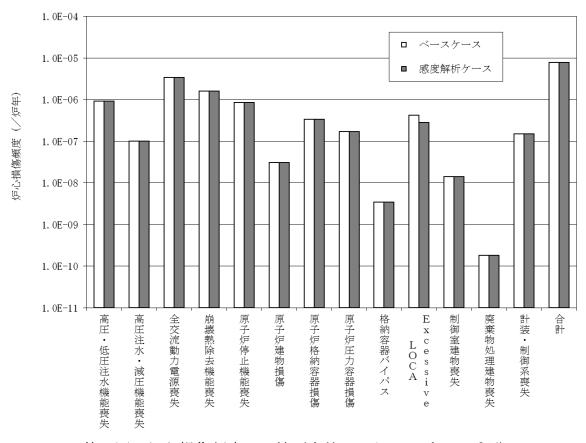
第2図 原子炉格納容器内配管と破断想定箇所の概要



第3図 Excessive LOCAを想定する配管の組合せ



第4図 炉心損傷頻度の比較(地震加速度区分別)



第5図 炉心損傷頻度の比較(事故シーケンスグループ別)

## 階層イベントツリーのヘディングの順序について

地震レベル1PRA評価に用いる階層イベントツリーにおいては、地震を起因に外部電源が喪失することを起点とし、その後に起きる事象を影響の大きさで整理してイベントツリーのヘディングとしている。外部電源喪失を起点とするのは、外部電源受電設備が、その他の建物・構築物・機器と比較して極めて脆弱であり、外部電源系が健全な場合は他の系統も健全であると考えられるためである。第1表及び第1図に階層イベントツリー及び緩和系イベントツリーの各ヘディングに対応する起因事象及び緩和機能において、HCLPFが最も低い建物・構築物・機器のフラジリティの損傷加速度中央値及びHCLPFを整理して示す。

ここで、地震加速度大スクラムに至る地震動加速度以上では外部電源喪失以外の起因事象が発生している状態と考えることができるが、上述のとおり、脆弱な外部電源受電設備が健全な場合において、他の緩和機能が地震により喪失していることは考えにくく、ランダム故障による緩和機能の喪失が主要な要因となる。

地震加速度大スクラムに至る地震動加速度以上を起点とした場合の階層イベントツリーを第2図に示す。感度解析の結果を第3図及び第4図に示す。

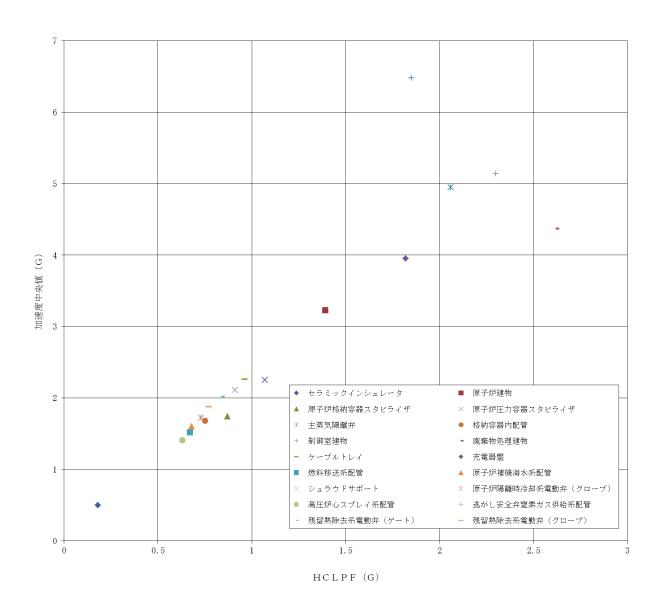
ベースケースとの比較において、ランダム故障が主な要因となり 0.1G~0.8G で炉心損傷頻度が増加している。

また,すべての事故シーケンス及び全炉心損傷頻度が増加するが,炉心損傷頻 度の増加はほぼ一様であり,各事故シーケンスにおけるリスク分布としては大き な差がないことが確認された。

以上より、重要事故シーケンスグループを抽出する観点からは、起因事象としての外部電源喪失へディングの変更に伴う影響はなく、地震により外部電源が喪失することを起点として、その後に起きる事象を影響の大きさで整理した階層イベントツリーを用いることは妥当であると考える。

第1表 起因事象/影響緩和機能の主な建物・構築物・機器フラジリティ

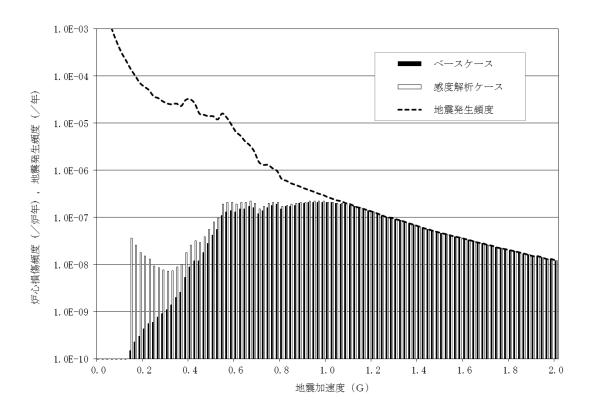
起因事象/	<b>弘 /</b> 进	中央値	HCLPF
影響緩和機能	設備	(G)	(G)
外部電源	セラミックインシュレータ	0.50	0. 18
原子炉建物損傷	原子炉建物	3. 23	1. 39
原子炉格納容器	原子炉格納容器スタビライザ	1.74	0.87
原子炉圧力容器	原子炉圧力容器スタビライザ	2. 25	1.05
格納容器バイパス	主蒸気隔離弁	4. 95	2.06
Excessive LOCA	格納容器内配管	1. 68	0. 75
制御室建物損傷	制御室建物	6. 48	1.85
廃棄物処理建物損傷	廃棄物処理建物	4. 37	2. 62
計装・制御系喪失	ケーブル・トレイ	2. 26	0. 96
直流電源喪失	充電器盤	3. 95	1.82
交流電源喪失	燃料移送系配管	1.52	0. 67
補機冷却系	原子炉補機海水系配管	1.60	0.68
スクラム系	シュラウドサポート	2. 11	0. 91
逃がし安全弁開	逃がし安全弁	9. 01	3. 76
原子炉隔離時冷却系	原子炉隔離時冷却系電動弁 (グローブ)	1.72	0. 73
高圧炉心スプレイ系	高圧炉心スプレイ系配管	1.41	0.63
減圧	逃がし安全弁窒素ガス供給系 配管	5. 14	2. 29
低圧注水系	残留熱除去系電動弁 (ゲート)	2. 02	0.84
残留熱除去系	残留熱除去系電動弁 (グローブ)	1. 88	0.77



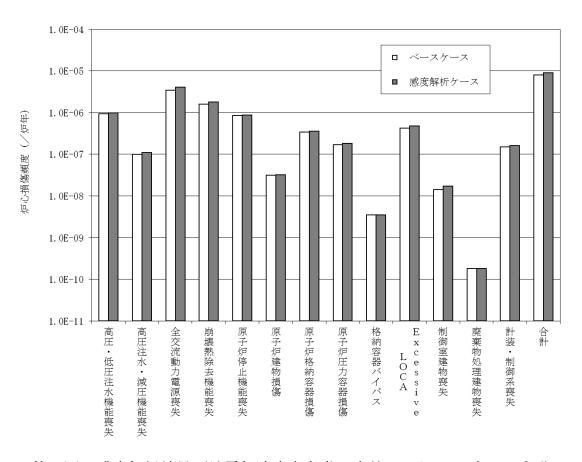
第1図 起因事象/影響緩和機能の主な建物・構築物・機器フラジリティ

事故シーケンス グループ	炉心損傷なし	過渡事象へ	全交流動力電源喪失~	全交流動力電源喪失	82 **	% 23	% 21	% 21	% 27	~	% %	83 **	
事故シーケンス	炉心損傷なし	過渡事象	過渡事象 +交流電源・補機冷却系喪失	過渡事象+直流電源喪失	計装・制御系喪失	廃棄物処理建物損傷	制御室建物損傷	Excessive LOCA	格納容器バイパス	原子炉圧力容器損傷	原子炉格納容器損傷	原子炉建物損傷	
交流電源 · 補機冷却系 喪失													
直流電源 喪失													
計裝 制御系 喪失													Ħ
廃棄物 処理建物 損傷													日本学士工史日、江
制御室 建物 損傷													拉拉格
冷却材喪失 (E-LOCA <sup>*1</sup> )													**************************************
格納容器バイパス													
原子炉 压力容器 損傷													LOCA
原子炉 格納容器 損傷										<u> </u>			V e L
原子炉 建物 大 損傷													Excessive LOCA 総和記牒の比較お邮化につわがる可給が改えるが、
地震加速度大													
岩源													₩ 7

第2図 地震レベル1PRA階層イベントツリー(地震加速度大考慮)



第3回 感度解析結果(地震加速度大考慮:地震加速度区分別)



第4図 感度解析結果(地震加速度大考慮:事故シーケンスグループ別)

### イベントツリーにおける福島第一原子力発電所事故の知見について

各PRA(内部事象,地震,津波)のイベントツリーにおいて,福島第一原子力発電所事故の事故シーケンス(以下「1F事故シーケンス」という。)が考慮されていることを確認した。

## 1. 福島第一原子力発電所事故における事故進展について

「福島第一原子力発電所 1 ~ 3 号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討 第 3 回進捗報告」(以下「1 F 第 3 回進捗報告」という。)において、福島第一原子力発電所事故のイベントツリー分析がなされている(第 1 図)。

### 【1F第3回進捗報告 7.1より抜粋】

まず、起因事象は地震(東北太平洋沖地震)であり、これにより最初の地震スクラムによる分岐点に到達する。1~3号機は全て地震スクラムが成功していることから、全ての号機で上側(成功)に分岐する。その後、福島第一原子力発電所全体が外部電源の喪失(E:地震により)および非常用ディーゼル発電機の機能喪失(T:津波による浸水により)が発生し交流電源を喪失することから、全ての号機で下側(失敗)に分岐する。

1,2号機は津波の影響によって、交流電源の喪失と同時期に直流電源を喪失するが、3号機の直流電源は津波の影響を免れる事ができたため、1,2号機は下側(失敗)に分岐するが、3号機は上側(成功)に分岐する。

1号機は直流電源の喪失により、直前に停止状態であったICを再起動することが出来なくなったために高圧条件での原子炉冷却が出来ない状態に陥ったが、2、3号機はRCIC(2、3号機)及びHPCI(3号機)を用いて、原子炉冷却を継続した。

これらより、3号機においては交流電源が喪失する長期TB、1,2号機は 交流電源に加え直流電源も喪失するTBDが抽出されている。より厳しいTB Dが発生した1,2号機に着目すると、1F事故シーケンスは以下のとおりで ある。

過渡事象+直流電源喪失+交流電源喪失+高圧炉心冷却失敗 地震 津波 津波 2. 島根原子力発電所 2 号炉 P R A における福島第一原子力発電所事故の事故シーケンスの考慮について

同様の事象が、島根原子力発電所2号炉の設備で起きた場合は、地震による原子炉停止及び外部電源喪失、原子炉隔離時冷却系起動後に津波による直流電源喪失及び交流電源喪失が起き、炉心冷却機能が喪失することにより炉心損傷に至ることが想定される。

### a. 内部事象PRA

第2図に示すように、内部事象PRAにおいては、この事故シーケンスは、 直流電源喪失により交流電源や原子炉隔離時冷却系、減圧機能の喪失が生じ るとともに、高圧炉心スプレイ系も機能喪失するという、TBDシーケンス で整理している。

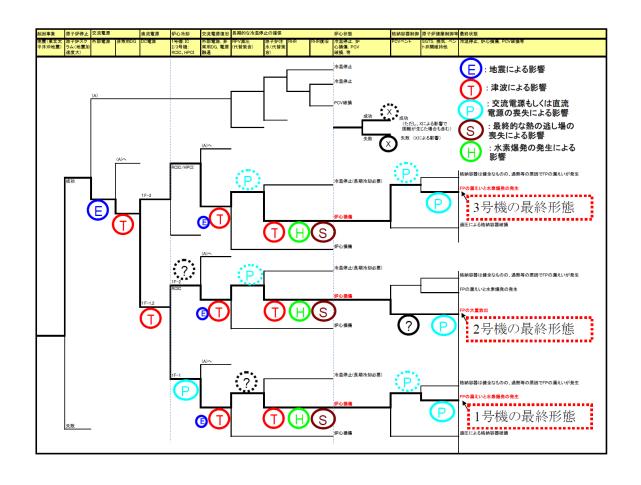
### b. 地震PRA

第3図に示すように、地震PRAにおいては、この事故シーケンスは直流電源喪失により交流電源や原子炉隔離時冷却系、減圧機能の喪失が生じるとともに、高圧炉心スプレイ系も機能喪失する、直流電源喪失事象で整理している。

### c. 津波PRA

第4図に示すように、津波PRAでは津波高さEL20m以下では炉心損傷に至る事故シーケンスは抽出されず、津波高さEL20m超過では1F事故シーケンスを含む直接炉心損傷に至る事象が発生すると整理している。

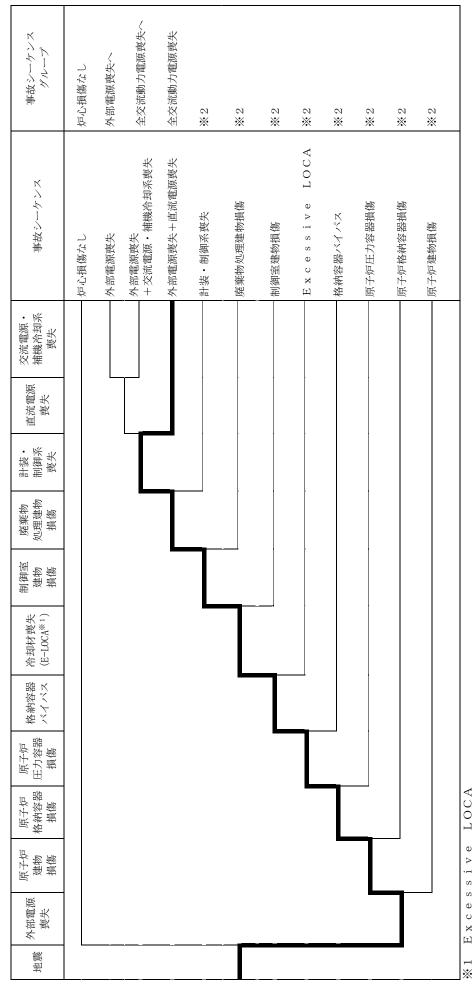
以上により、島根原子力発電所2号炉PRAにおいて、1F事故シーケンス が考慮されていることを確認した。



第1図 福島第一原子力発電所1~3号機のイベントツリー分析結果\* ※1F第3回進捗報告 P.5より抜粋

外部電源喪失	直流電源	交流電源	圧力バウンダリ 健全性	高压炉心冷却	事故シーケンス	事故シーケンスグループ
					過渡事象へ	過渡事象へ
		•			外部電源喪失+交流電源失敗	全交流動力電源喪失 崩壊熱除去機能喪失
					外部電源喪失+交流電源失敗+高圧炉心冷却失敗	全交流動力電源喪失
	<b>.</b>				外部電源喪失+交流電源失敗+圧力パウンダリ健全性失敗	崩壞熱除去機能喪失
					外部電源喪失+交流電源失敗+圧力バウンダリ健全性失敗+高圧炉心冷却失敗	全交流動力電源喪失
					外部電源喪失十直流電源失敗	崩壊熱除去機能喪失
					外部電源喪失+直流電源失敗+高圧炉心冷劫失敗	全交流動力電源喪失

補足 1.2.1.d-3-4



※1 Excessive LOCA ※2 緩和設備の広範な喪失につながる可能性があるため,炉心損傷直結で整理。

地震PRAにおける福島第一原子力発電所事故の事故シーケンスの整理 X  $^{\circ}$ 紙

	津波	直接炉心損傷に至る事象	事故シーケンス	最終状態
		津波高さ EL20m 以下	だい は 値 シュ	
			デンは一番より	デンはある。
			计标记》,由何7岁3年	<i>&gt;</i>
		津波高さ E L 20m 超過	<b>直接炉心損湯に王の事系</b>	<b>*</b>
<b>*</b>		」 緩和設備の広範な喪失につながる可能性がある	  可能性があるため,炉心損傷直結事象として整理する。	2°

津波PRAにおける福島第一原子力発電所事故の事故シーケンスの整理 第4図

## 原子炉停止機能喪失事象のモデル化について

地震レベル1PRAでは、階層イベントツリーのヘディングに原子炉停止を設けている。原子炉停止の評価では、炉内支持構造物、制御棒駆動系、燃料集合体 (地震時に生じる変位を考慮した制御棒挿入性)といった機器を考慮し、制御棒の挿入に失敗する事象を評価している。以下では原子炉停止機能喪失事象のモデル化の考え方を示す。

### 1. モデル化の概要

原子炉停止系は、原子力発電所に発生した異常を検出して制御棒を緊急挿入 し、原子炉を停止する系統であり、異常を検出した後、各制御棒にスクラム信 号を発する原子炉保護系やスクラム排出水容器、制御棒の駆動系から構成され る。

地震によるスクラム系の故障に伴う制御棒挿入の失敗については制御棒駆動機構及び炉心支持構造物を構成する機器のフラジリティを評価している。制御棒駆動機構を構成する関連機器としては、水圧制御ユニット、制御棒案内管、制御棒駆動機構ハウジング、制御棒駆動機構ハウジングレストレントビーム及び制御棒駆動機構系配管を考慮する。炉心支持構造物としては、シュラウドサポート、上部格子板、炉心支持板及び炉心シュラウドを考慮する。これらの機器のフラジリティ評価結果を第1表に示す。

これらの損傷確率及び挿入失敗確率を評価し、第 1 図のとおりフォールトツリーを構築することで原子炉停止機能喪失事象の発生確率を評価している。ランダム故障は内的事象運転時レベル 1 P R A によるスクラム系全体の非信頼度を基に設定している。

### 2. 燃料集合体への制御棒挿入性について

地震による制御棒挿入失敗としては、地震時の燃料集合体の変位又は炉心支持構造物の損傷により燃料集合体周りのクリアランスが確保されないことにより、規定の速度で制御棒が挿入できないこと、又は制御棒を駆動する機能が喪失することを考慮したフラジリティ評価を実施している。

燃料集合体の変位による挿入失敗については、地震による時間応答といった 経時的な変化ではなく、地震によって生じる最大変位を考慮している。ここで、 スクラム時に制御棒挿入が遅れた解析例として、重大事故等対処設備の代替制 御棒挿入機能(ARI)による原子炉停止機能を評価した際の解析条件及び結 果を第2表に示すが、反応度投入の観点で厳しい主蒸気隔離弁閉鎖発生時にも、 トリップ設定点(原子炉圧力高)到達から25秒以内に制御棒の全挿入が完了す れば事象は収束する結果となっている。このことからも分かるとおり、スクラ ム時の多少の制御棒挿入時間遅れは、炉心損傷の防止という観点では問題とな らないと考えらえることから、地震レベル1 PRAのフラジリティ評価においては、制御棒挿入時間は考慮していない。

第1表 原子炉停止機能関連機器のフラジリティ評価結果

起因事象/ 影響緩和機能	設備	損傷モード	評価部位	中央値(G) βr βu	HCLPF (G)
スクラム系	炉心支持板	構造損傷	支持板	2. 66 0. 20 0. 22	1. 33
スクラム系	燃料集合体	機能損傷	燃料集合体	3. 73 0. 24 0. 25	1.66
スクラム系	制御棒案内管	構造損傷	長手中央部	2. 34 0. 22 0. 23	1. 11
スクラム系	水圧制御ユニット	構造損傷	フレーム	4. 40 0. 25 0. 25	1. 93
スクラム系	制御棒駆動機構 ハウジング	構造損傷	制御棒駆動機構 ハウジング	3. 22 0. 24 0. 34	1. 24
スクラム系	制御棒駆動系配管	構造損傷	サポート	2. 77 0. 27 0. 26	1. 16
スクラム系	炉心シュラウド	構造損傷	下部胴	2. 51 0. 22 0. 23	1. 19
スクラム系	シュラウドサポート	構造損傷	サポートレグ	2. 11 0. 23 0. 28	0. 91
スクラム系	上部格子板	構造損傷	グリッドプレート	3. 10 0. 20 0. 22	1. 55
スクラム系	制御棒駆動機構ハウ ジングレストレント ビーム	構造損傷	一般部	6. 15 0. 20 0. 22	3. 08

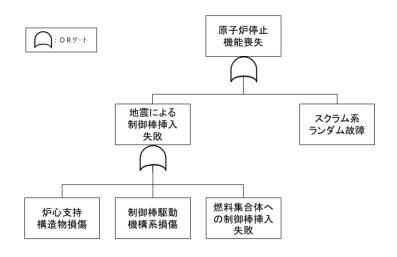
第2表 代替制御棒挿入機能 (ARI) による原子炉停止機能評価の主要解析条件及び結 果

## (解析条件)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
起因事象	主蒸気隔離弁の誤閉止	炉心への反応度印加の観点で厳しい 過渡事象として設定
代替制御棒挿入機能	原子炉圧力がトリップ設定値(原子炉 圧力高 (7.41MPa [gage]))に達して から25秒以内に制御棒の全挿入が完了	代替制御棒挿入機能の設計値として設定
代替原子炉再循環ポン プトリップ機能	原子炉圧力高 (7.41MPa [gage]) 信号 により原子炉再循環ポンプトリップ	代替原子炉再循環ポンプトリップ機 能の設計値として設定

## (解析結果)

項目	解析結果(有効性評価結果)	解析結果(ARIケース)	判定基準
燃料被覆管温度	約 818℃(13 ノード位置)	約 818℃(13 ノード位置)	1,200℃以下
燃料被覆管酸化量	1%以下(14ノード位置)	1%以下(14ノード位置)	15%以下



第1図 原子炉停止機能喪失事象のフォールトツリー

## 地震PRAにおけるフラジリティ評価の見直しについて

地震レベル 1 P R A では、平均地震ハザード曲線及び一様ハザードスペクトルについて、第 142 回審査会合当時(平成 26 年 9 月 30 日)から見直しを行っている。見直されたハザード評価については、第 579 回審査会合(平成 30 年 6 月 1 日)において、「概ね妥当な検討がなされた」と評価されたものであり、当該ハザード見直しに伴い地震レベル 1 P R A の再評価を行っているが、併せてフラジリティ評価の見直しを実施している。フラジリティ評価の見直し前後比較を第 1 表に示す。

### 1. 地震ハザードの変更に伴う安全係数の見直し

屋外重要土木構造物・機器のフラジリティ評価においては、地震レベル1P RAに関する学会標準に記載されている「応答解析に基づく方法」、「原研法」 及び「安全係数法」のうち、「安全係数法」を採用している。

評価に用いる各安全係数のうち,一様ハザードスペクトルと評価用地震動スペクトルを入力とする係数F1について,本係数を変更することで地震ハザードの見直しをフラジリティ評価に反映した。

### 2. 評価条件の見直し

地震に対するプラントの脆弱点を詳細に検討するため、炉心損傷頻度への寄与が大きく、緩和設備に期待できない事象につながる機器で、決定論評価において過度の保守性を含むと判断したものからフラジリティ評価の見直しを実施した。見直し内容を第2表に示すとともに、その詳細について以下に示す。

### (1) 評価荷重等の評価条件設定の見直し

ガンマ線遮蔽壁,制御棒駆動機構ハウジングについては,強度係数Fsの算出において参照する決定論評価において,保守的な条件として設定していた荷重等を適切に見直すことにより,過度な保守性を見直した。

制御棒駆動機構ハウジングレストレントビーム(以下「レストレントビーム」 という。)については、決定論評価において、従来評価ではフランジボルトが最 弱部位であったが、決定論評価における保守性を見直した結果、一般部が最弱 部位となったため、フラジリティ評価対象を一般部に見直している。

レストレントビームの構造を第1図に示す。フランジボルトの耐震評価では、 制御棒駆動機構ハウジングから受ける水平荷重によるせん断荷重の評価を行っ ている。ボルトの耐震評価において、水平荷重をすべてボルトの断面で受け持 つとして評価しているが、実際にはボルトとスプライスプレートの間に生じる 摩擦力により、ボルトの受け持つ荷重は低減される。ボルトの評価法を第3表 に示す。ここで、第3表で用いる記号の説明を第4表に示す。また、ボルトの 評価法見直し前後でのレストレントビームにおける耐震裕度を第5表に示す。 第 5 表より、レストレントビームの最弱部は一般部となることから、フラジリティ評価対象を一般部に見直している。

### (2) 塑性エネルギー吸収係数の考慮による見直し

ケーブル・トレイについては、強度係数F s 算出時に引張強さS u の値を用いた評価(以下「S u を用いた評価」という。)を行っていたが、見直し後では強度係数F s 算出時に降伏点S y を用い、塑性エネルギー吸収係数F  $\mu$  を考慮した評価(以下「F  $\mu$  を考慮した評価」という。)を行った。なお、S u を用いた評価及びF  $\mu$  を考慮した評価共に地震P S A 学会標準に従い評価を実施している。ここで、F  $\mu$  を考慮した評価の考え方を第 2 図に示す。F  $\mu$  を考慮した評価では評価対象を弾完全塑性体であるとして評価するため、現実的限界荷重に対してF  $\mu$  を考慮した評価は保守的なフラジリティ評価となる。

F  $\mu$  を考慮した評価を行う際の塑性エネルギー吸収係数 F  $\mu$  は次式の N e w m a r k 式を用いて算出した。

F 
$$\mu = \sqrt{2 \mu - 1}$$

 $\mu$  は塑性率であり,ケーブルトレイサポートの塑性率は,弾塑性サポートを有する複数の試験体に対する複数の地震波・加速度による加振試験結果 (1) から設定した。加振試験の試験体を第 3 図に,試験で得られた荷重-変位特性を第 4 図に示す。また,試験結果として得られた塑性率を第 6 表に示す。第 6 表に示すとおり,標準試験では塑性率  $\mu$  = 3 程度,大加速度試験においては塑性率  $\mu$  = 4.5 程度まで安定な応答が得られていることから, $\mu$  = 4.5 を中央値, $\mu$  = 3 を 95%下限として塑性エネルギー吸収係数 F  $\mu$  を算出した。

### (3) 配管のフラジリティ評価法

配管のフラジリティ評価について、代表評価としている配管については、本体配管はより強いが評価結果への影響が小さい配管であり、例えば原子炉補機冷却系及び残留熱除去系の配管はサポート系で従属しているより弱いフラジリティの配管が支配的となること、高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系の配管は注水機能が複数の系統により多重化されているため影響が小さいことから、個別評価による影響が小さいため代表的な評価結果を用いている。第7表に配管系のフラジリティ評価法を示す。

### (4) 水源機能喪失へのモデル化変更による見直し

サプレッション・チェンバ損傷は炉心損傷直結事象ではなく水源機能喪失として緩和系にてモデル化したことにより、原子炉格納容器については原子炉圧力容器支持機能として評価対象とする機器をサプレッション・チェンバサポートからシヤラグに見直した。原子炉格納容器の評価部位を第5図に示す。

#### (5) 逃がし安全弁必要弁数の考慮による見直し

SRV1個が健全であればExcessive LOCAには至らないため、SRVのフラジリティ評価対象を最小裕度のSRVから最大裕度のSRVに見直した。

(6) 構造変更の反映による見直し

水圧制御ユニットについては構造変更の反映による見直しを実施した。

3. 評価対象機器の変更

逃がし安全弁窒素ガス供給系空気作動弁(グローブ)については長期的なSRVへの窒素供給確保のため新たに追加している。

また、燃料支持金具については、炉心支持板と共に機能するものであり評価においては炉心支持板のフラジリティで代表されること、また低圧炉心スプレイ系機器は除熱機能も有する残留熱除去系に完全依存であり、本評価においてはこれらのフラジリティを考慮していないためリストから削除している。

4. ハザード見直しによる PRA 再評価について

ハザード見直しに伴い地震 PRA及び津波 PRAの再評価を行った結果の比較表を第8表に示す。再評価により地震 PRA及び津波 PRAの事故シーケンスの炉心損傷頻度が変化しており,見直し前の全炉心損傷頻度が7.7×10 $^{-6}$ /炉年であったのに対し,見直し後の全炉心損傷頻度は1.4×10 $^{-5}$ /炉年と全体の炉心損傷頻度は増加しているものの,事故シーケンスグループのなかで炉心損傷頻度が大きい事故シーケンスは同じであり,また地震津波特有のシーケンスの炉心損傷頻度は $10^{-7}$ 前半程度と十分に小さく,重要事故シーケンス選定の評価に対する影響はない結果となった。

### 5. まとめ

上述のとおり地震PRAの再評価に際し、地震ハザードの変更の反映及び保守的評価の見直しのため、フラジリティ評価の見直しを実施した。またハザード見直しに伴うPRA再評価について、全体の炉心損傷頻度は増加しているものの、前後でのシーケンスごとの相対的な大小関係は変わらず、重要事故シーケンス選定の評価に対する影響はない結果となった。

### 参考文献

(1) 社団法人 日本電気協会電気技術基準調査委員会, "配管系の弾塑性設計法に関する調査報告書", 平成6年6月

第1表 フラジリティ評価の見直し前後比較(1/9)

	77 1 12			フラジリテ	ィ評価結果			
切田本名 /			変更後			変更前**1		
起因事象/ 影響緩和機能	機器		中央値(G)	HCLPF		中央値(G)	HCLPF	備考
707 E 10X 1 E 10X 11L		評価部位	βr	(G)	評価部位	βr	(G)	
			β u	(-/		βu	(-)	
A 如意还或 B	セラミック	.b=2 . h	0. 50 0. 32	0.10	L= > b	0. 61	0.00	
外部電源喪失	インシュレータ	セラミック	0. 29	0. 18	セラミック	0. 32	0. 22	
			3. 23			1. 92		
	F77 7 10-74 d/							
原子炉建物損傷	原子炉建物	_	0.36	1. 39	_	0. 24	1. 01	
			0. 15			0. 15		
原子炉格納容器			2. 47		ベース	1. 77		水源機能喪失へのモ
損傷	原子炉格納容器	シヤラグ	0. 22	1. 16	プレート	0. 22	0.83	デル化変更による見
			0. 24			0. 24		直し
			1.74			1. 57		
原子炉格納容器	原子炉格納容器	フランジ	0. 20	0.87	フランジ	0. 20	0. 79	
損傷	スタビライザ	ボルト	0. 22		ボルト	0. 22		
			2. 55			2. 69		
原子炉格納容器	原子炉圧力容器	円筒部	0. 22	1. 19	円筒部	0. 22	1. 26	
損傷	ペデスタル	1 1101 015		1. 13	1 1 1 1 1 1 1 1		1.20	
			0. 24			0. 24		
原子炉圧力容器			2. 38			2. 03		
損傷	原子炉圧力容器	ボルト	0. 22	1. 11	ボルト	0. 22	0. 95	
			0. 24			0. 24		
			5. 10			1. 95		the formation and folia and the formation of
原子炉圧力容器 損傷	ガンマ線 遮蔽壁	用司	0. 20	2.55	周司	0. 20	0. 98	評価荷重等の評価条件設定の見直し
1兵  勿	<b>巡视</b> 星		0. 22			0. 22		一件政化り光直し
			2. 25			1. 74		
原子炉圧力容器	原子炉圧力容器	ロッド	0. 22	1. 05	ロッド	0. 22	0.81	
損傷	スタビライザ		0. 24			0. 24		
			4. 95			5. 21		
物体索明バノジュ	<b>- 大芸 与 原 謝 女</b>			0.00	一 (水平方向		0.17	
格納容器バイパス	主蒸気隔離弁	(水平方向 評価)	0. 27	2.06	評価)	0. 27	2. 17	
		H I BM/	0. 26		HT IIM/	0. 26		
	原子炉隔離時	-	8. 71		_	9. 17		
格納容器バイパス	冷却系隔離弁	(水平方向	0. 27	3.63	(水平方向	0. 27	3. 82	
		評価)	0. 26		評価)	0. 26		
		_	5. 26		_	5. 52		
格納容器バイパス	原子炉浄化系 隔離弁	(水平方向	0. 27	2. 19	(水平方向	0. 27	2.30	
	PP 的比力1	評価)	0. 26		評価)	0. 26		
			6. 88			7. 24		
格納容器バイパス	給水系逆止弁	一 (水平方向	0. 27	2. 87	- (水平方向	0. 27	3. 02	
DEVIATE DE	74711112	評価)	0. 26	2.0.	評価)	0. 26	0.02	
Let values III . S > 0	原子炉隔離時	11.12	2. 10	0.00	11 . 12 . 1	2. 21		
格納容器バイパス	冷却系配管	サポート	0. 27	0.88	サポート	0. 27	0. 92	
			0. 26			0. 26		
Excessive	原子炉格納容器内		1. 68			1.77		
LOCA	配管(PLR配管)	配管本体	0. 25	0.75	配管本体	0. 25	0. 79	
			0. 24			0. 24		
			6. 48			3. 29		
	出细字油版	_	0.61	1.85	_	0. 37	1. 39	
制御室建物損傷	制御室建物		0.01			0.0.		

 <sup>% 1</sup>  第 244 回審査会合(平成 27 年 6 月 30 日) 資料 3-4-1 にて説明

第1表 フラジリティ評価の見直し前後比較(2/9)

	<b>新</b> 1五				イ評価結果			
*1 m = 4 /			変更後		T ET BANKEN	変更前**1		1
起因事象/ 影響緩和機能	機器		中央値(G)	HOLDD		中央値(G)	HOLDD	備考
於音·极行的及形		評価部位	βr	HCLPF (G)	評価部位	βr	HCLPF (G)	
			β u	(0)		β u	(0)	
<b>克克斯加州</b> 港斯坦佐	PK 75 H/m 60 TH 7-1 H/m		4. 37 0. 16	0.00		3. 36 0. 23	1 70	
廃棄物処理建物損傷	廃棄物処理建物	_	0. 15	2. 62	_	0. 15	1. 79	
			4. 11			3. 07		
計装・制御系喪失	制御盤	一 (鉛直方向	0. 14	2. 16	- (鉛直方向	0. 14	1. 61	
可表 - 附岬尔氏人	印小叶金金	評価)		2.10	評価)		1.01	
			0. 25			0. 25		
		_	3. 40			2. 70	_	
計装・制御系喪失	計装ラック	(水平方向 評価)	0. 22	1. 67	(水平方向 評価)	0. 22	1. 33	
		ат ши)	0. 21		рТ'ШД/	0. 21		
	到 <b>壮</b> 田何 <i>传</i> 唐	_	3. 95		_	3. 05		
計装・制御系喪失	計装用無停電交流電源設備	(水平方向	0.22	1.82	(水平方向	0. 22	1. 40	
	X VIO PENNISA VIII	評価)	0.25		評価)	0. 25		
			2. 26			2. 39		塑性エネルギー吸収
計装・制御系喪失	ケーブル・トレイ	サポート	0. 26	0.96	サポート	0. 26	1. 01 <sup>**2</sup>	係数の考慮による見
			0. 26			0. 26		直し
			5. 15			3. 98		
直流電源	直流母線盤	- (水平方向	0. 22	2. 37	一 (水平方向	0. 22	1. 83	
	E DIL PARE	評価)	0. 25	2.01	評価)	0. 25	1.00	
+++	440 JE VI.	18 . 1	8. 97		15 . 1	6. 93		
直流電源	蓄電池	ボルト	0.20	4. 87	ボルト	0. 20	3. 76	
			0.17			0. 17		
		_	3. 95		_	3. 05	1	
直流電源	充電器盤	(水平方向	0. 22	1.82	(水平方向	0. 22	1. 40	
		評価)	0.25		評価)	0. 25		
	Inhabitat of hard	_	2.33		_	2. 45		
交流電源	燃料移送系 逆止弁	(水平方向	0. 27	0. 97	(水平方向	0. 27	1. 02	
	是此月	評価)	0.26		評価)	0. 26		
	非常用ディーゼル		3.80			3. 02		
交流電源	発電設備非常用デ	ボルト	0.20	2.06	ボルト	0. 20	1.64	
	ィーゼル室送風機		0. 17			0. 17		
			2. 10			2. 21		
交流電源	非常用ディーゼル	サポート	0. 27	0. 88	サポート	0. 27	0. 92	
X 10 - 2 0 X	発電設備		0. 26	0.00		0. 26	1	
			3. 40			2. 70		
<b>大大岳</b> 佐	非常用母線			1 05			1 00	
交流電源	メタクラ	(水平方向 評価)	0. 22	1. 67	(水平方向 評価)	0. 22	1. 33	
			0.21		** 1 Head >	0. 21		
	非常用コント	_	2.72		_	2. 16	4	
交流電源	ロールセンタ	(水平方向	0. 22	1. 34	(水平方向	0. 22	1.06	
		評価)	0.21		評価)	0. 21		
			1. 52			1.60	]	
交流電源	燃料移送系配管	配管本体	0. 25	0. 67	配管本体	0. 25	0.70	
			0. 25			0. 25		

<sup>※1</sup> 第244回審査会合(平成27年6月30日) 資料3-4-1にて説明

<sup>%</sup> 2 塑性エネルギー吸収係数の考慮前は 0.69 (第 142 回審査会合 (平成 26 年 9 月 30 日))

第1表 フラジリティ評価の見直し前後比較(3/9)

	7717				イ評価結果			
			変更後			変更前*1		
起因事象/ 影響緩和機能	機器		中央値(G)	HCLPF		中央値 (G)	HCLPF	備考
		評価部位	βr	(G)	評価部位	βr	(G)	
			βu			βu		
	非常用ディーゼル	_	1.53		_	1.72		
交流電源	発電設備燃料移送	(鉛直方向	0.14	0.90	(鉛直方向	0. 14	1.01	
	ポンプ	評価)	0.18		評価)	0.18		
	非常用ロード	_	3. 57		_	2. 84		
交流電源	センタ	(水平方向 評価)	0. 22	1. 76	(水平方向 評価)	0. 22	1.40	
		計1四)	0. 21		計1四/	0. 21		
	非常用ディーゼル	no le	3.77		no le	3.00		
交流電源	発電設備空気だめ	胴板	0. 20	2. 05	胴板	0. 20	1.63	
			0. 17			0. 17		
	非常用ディーゼル		3. 37			2. 68		
交流電源	発電設備ディーゼ	ボルト	0. 20	1.83	ボルト	0. 20	1. 46	
	ル燃料デイタンク		0.17			0. 17		
	非常用ディーゼル		1.39			1. 73		
交流電源	発電設備燃料貯蔵	ボルト	0.20	0.75	ボルト	0. 20	0. 94	
	タンク		0. 17			0. 17		
			5. 40			4. 30		
交流電源	非常用母線	ボルト	0. 20	2. 93	ボルト	0. 20	2. 34	
	変圧器		0. 17			0. 17		
			3.80			3. 41		
交流電源	屋外配管ダクト (タービン建物~	_	0.14	2. 13	_	0. 14	1. 91	
文/加电///	排気筒)		0. 14	2.10		0. 14	1. 31	
LISTON AND A	T. 1.1#		2.66			2. 39		
補機冷却系	取水槽	_	0.14	1. 49	=	0. 14	1.34	
			0. 21			0. 21		
			1.99			1. 47		
補機冷却系	タービン建物	_	0. 29	0.96	_	0. 27	0.74	
			0. 15			0. 15		
		_	6.30		_	6.63		
補機冷却系	原子炉補機 冷却系逆止弁	(水平方向	0. 28	2.58	(水平方向	0. 28	2.72	
		評価)	0. 26		評価)	0. 26		
		_	2. 33		_	2. 45		
補機冷却系	原子炉補機 海水系逆止弁	(鉛直方向	0. 27	0. 97	(鉛直方向	0. 27	1.02	
	一	評価)	0. 26		評価)	0. 26	1	
			2. 26			1.80		
補機冷却系	原子炉補機	ボルト	0. 20	1. 23	ボルト	0. 20	0. 98	
	冷却系熱交換器		0. 17			0. 17	-	
			3. 68			2. 75		
補機冷却系	原子炉補機	一 (鉛直方向	0.14	2. 17	一 (鉛直方向	0. 14	1. 62	
不补付的数值	冷却水ポンプ	評価)		2.11	評価)		1.02	
	+		0.18			0. 18		
L. D. Lelle VA. J	原子炉補機		1.42			1.51		
補機冷却系	海水ポンプ	(水平方向 評価)	0. 22	0. 73	(水平方向 評価)	0. 22	0.78	
		ят іш <i>)</i>	0.18		ят шш <i>Л</i>	0. 18		
	原子炉補機	_	2. 33		_	2. 45		
補機冷却系	冷却系電動弁	(水平方向	0.29	0.92	(水平方向	0. 29	0. 97	
	(ゲート)	評価)	0. 27		評価)	0. 27		

※1 第244回審査会合(平成27年6月30日) 資料3-4-1にて説明

第1表 フラジリティ評価の見直し前後比較(4/9)

				フラジリテ	ィ評価結果			
起因事象/			変更後			変更前**1		
影響緩和機能	機器		中央値(G)	HCLPF		中央値(G)	HCLPF	備考
		評価部位	βr	(G)	評価部位	βr	(G)	
			β u			β u		
14 M M 41	原子炉補機	-	1.72		-	1.81	. ==	
補機冷却系	冷却系電動弁 (グローブ)	(水平方向 評価)	0. 27	0. 73	(水平方向 評価)	0. 27	0. 77	
	() - ))	рт іш/	0. 25		н пи	0. 25		
14 At MI 41	原子炉補機	-	2. 59 0. 27		-	2. 72		
補機冷却系	冷却系空気作動弁 (バタフライ)	(水平方向 評価)	0. 27	1. 10	(水平方向 評価)	0. 27	1. 15	
		нт раду	1. 65		рт јиц/	1. 91		
補機冷却系	原子炉補機 海水系電動弁	一 (鉛直方向		0. 74	- (鉛直方向		0.85	
而没口孙八	(バタフライ)	評価)	0. 22	0.14	評価)	0. 22	0.00	
			2. 10			2. 21		
##₩ %A ±11 ▼	原子炉補機冷却系	サポート		0.00	ab-40. 1		0.00	
補機冷却系	配管	7.5	0. 27	0.88	サポート	0. 27	0. 92	
			0.26			0. 26		
	原子炉補機海水系		1.60			1. 68		
補機冷却系	配管	配管本体	0. 26	0. 68	配管本体	0. 26	0.71	
			0.26			0. 26		
			2.60			2. 77		
補機冷却系	原子炉補機海水ストレーナ	ボルト	0.20	1.41	ボルト	0. 20	1.50	
			0.17			0. 17		
			2.01			1.60		
海   発     4	原子炉補機冷却系	ボルト	0. 20	1. 09	ボルト	0. 20	0.87	
111111111111111111111111111111111111111	サージタンク		0. 17			0. 17		
			8. 21			6. 53		
補機冷却系	原子炉補機冷却水 ポンプ熱交換器室	ボルト	0. 20	4. 46	ボルト	0. 20	3. 55	
(	冷却機	W/P I		4.40	W/V		ə. əə	
			0. 17			0. 17		
			2.66			2. 70		
スクラム系	炉心支持板	支持板	0.20	1. 33	支持板	0. 20	1. 35	
			0. 22			0. 22		
			3. 73			2. 48		
スクラム系	燃料集合体	燃料集合体	0.24	1.66	燃料変位	0.24	1. 10	
			0. 25			0. 25		
			-			2. 70		評価に用いていない
スクラム系	燃料支持金具	_	-	-	支持板	0. 20	1. 35	機器であるためリス
			_			0. 22		トから削除
			2.34			2. 40		
スクラム系	制御棒案内管	長手中央部	0. 22	1. 11	長手中央部	0. 22	1. 14	
ハノノムボ	即如此本来上1日	及于小人師	0. 23	1.11	及于小人即	0. 23	1.14	
						+		
	L. Prof. Mad / Sen	_, ,	4. 40			2. 64		構造変更の反映によ
スクラム系	水圧制御ユニット	フレーム	0. 25	1. 93	フレーム	0. 25	1. 16	る見直し
		1	0. 25			0. 25		
	生1/2011年2月7日1日1日1日1日1日1日1日1日1日1日1日1日1日1日1日1日1日1日1	生日 谷田 七年 田7 乗4 466	3. 22			2. 18		
スクラム系	制御棒駆動機構 ハウジング	制御棒駆動機構ハウジング	0.24	1. 24	貫通孔	0. 24	0.84	評価荷重等の評価条 件設定の見直し
			0.34			0.34		
			2.77			2. 21		
スクラム系	制御棒駆動系配管	サポート	0. 27	1. 16	サポート	0. 27	0. 92	配管の個別評価によ
			<b>———</b>	1	İ	-	1	る見直し

% 1 第 244 回審査会合(平成 27 年 6 月 30 日) 資料 3-4-1 にて説明

第1表 フラジリティ評価の見直し前後比較(5/9)

				フラジリテ	ィ評価結果			
却田重免 /			1					
起因事象/ 影響緩和機能	機器		変更後 中央値(G)	HCLPF		变更前**1 中央値(G)	HCLPF	備考
70 E 102   11   12   13   13   13   13   13   1		評価部位	βr	(G)	評価部位	βr	(G)	
			β u	1		β u		
			2. 51			2. 64		
スクラム系	炉心シュラウド	下部胴	0. 22	1. 19	下部胴	0. 22	1. 26	
			0. 23			0. 23		
	シュラウド	サポート	2. 11 0. 23		サポート	2. 08 0. 23		
スクラム系	サポート	レグ	0. 28	0.91	レグ	0. 28	0.90	
			3. 10			3.00		
スクラム系	上部格子板	グリッド	0. 20	1 55	グリッド	0. 20	1.50	
スク ノムボ	上部俗丁似	プレート		1. 55	プレート		1.50	
			0. 22			0. 22		
	制御棒駆動機構		6. 15	-	フランジ	1. 59		評価荷重等の評価条
スクラム系	ハウジングレスト レントビーム	一般部	0.20	3. 08	ボルト	0. 20	0.80	件設定の見直し
			0. 22			0. 22		
<b>冰</b> 彩1		_	9. 01		_	1.73		SDVV亜畑粉の老
逃がし安全弁開放/ 再閉鎖	逃がし安全弁	(水平方向	0.27	3. 76	(水平方向	0. 28	0.71	SRV必要個数の考 慮による見直し
111130		評価)	0.26		評価)	0. 26		WELL OF BARBERS
		_	2.39		_	2. 51		
原子炉隔離時	原子炉隔離時	(水平方向	0. 27	1.00	(水平方向	0. 27	1.05	
冷却系	冷却系逆止弁	評価)	0. 26	-	評価)	0. 26		
			2.02			2. 51	0, 88	
原子炉隔離時	原子炉隔離時 冷却系電動弁	一 (水平方向	0. 27	0.84	一 (水平方向			
冷却系	(ゲート)	評価)	0. 26	0.01	評価)		0.00	
			1.72					
原子炉隔離時	原子炉隔離時	- (1.37.4.4		0. 73	- (4. 14. 4. 4. 4. 4. 4. 4. 4. 4. 4. 4. 4. 4. 4		0. 77	
冷却系	冷却系電動弁 (グローブ)	(水平方向 評価)	0. 27	0.73	(水平方向 評価)			
		,	0. 25					
	原子炉隔離時		2.10	<u> </u>	サポート		0.92	
原子炉隔離時冷却系	冷却系配管	サポート	0. 27	0.88		0. 27		
			0. 26			0. 26		
原子炉隔離時	原子炉隔離時	_	2.92		_	2. 18		
冷却系	冷却ポンプ	(鉛直方向評	0.14	1.72	(鉛直方向評	0.14	1.29	
		価)	0.18		価)	0.18		
	原子炉隔離時冷却	_	2.92		_	2. 18		
原子炉隔離時冷却系	ポンプ駆動用蒸気	(鉛直方向	0.14	1.72	(鉛直方向	0.14	1. 29	
印华尔	タービン	評価)	0.18		評価)	0.18		
			1.68			1. 77		
原子炉隔離時	サプレッション・	ベース	0. 22	0. 79	_	0. 22	0.83	水源機能喪失へのモ デル化変更による見
冷却系	チェンバ	プレート	0. 24	-		0. 24	0.00	直し
			5. 66			4. 37		
原子炉隔離時	230V 直流母線盤 (水平方向 2.22 至 2.30	- ( *		9 61	- (4. \overline{\pi} + \pi	0. 22	2.01	
冷却系			(水平方向 評価)		۵. ∀۱			
	230V 蓄電池		0. 25	4. 17		0. 25	3. 23	
原子炉隔離時			7. 68		ボルト	5. 94		
冷却系			0.20			0. 20		
			0.17			0. 17		
原子炉隔離時		_	4. 33	1. 99	_	3. 35	1.54	
冷却系	230V 充電器盤	(水平方向	0. 22	1. 23	(水平方向	0. 22	1.04	
		評価)	0. 25		評価)	0. 25		

% 1 第 244 回審査会合(平成 27 年 6 月 30 日) 資料 3-4-1 にて説明

第1表 フラジリティ評価の見直し前後比較(6/9)

	7711				· ィ評価結果			
起因事象/		変更後 変更前*1						-
起囚事家/ 影響緩和機能	機器		中央値(G)	HCI DE		中央値(G)	HCI DE	備考
》 自心X-11-10X-11-1		評価部位	βr	HCLPF (G)	評価部位	βr	HCLPF (G)	
			βu	(-/		βu	\-/	
原子炉隔離時	原子炉隔離時冷却	_	4. 78		_	3.80	4	
冷却系	系直流コントロー ルセンタ	(水平方向 評価)	0. 22	2. 35	(水平方向 評価)	0. 22	1.87	
	70 6 0 9	計加力	0.21		計加力	0. 21		
	高圧炉心スプレイ		12. 16			9. 67		
高圧炉心スプレイ系	ポンプ室冷却機	ボルト	0. 20	6. 60	ボルト	0. 20	5. 25	
			2. 33			2. 45		
京田屋 とっぱい ノボ	高圧炉心スプレイ	(d, 177 + ré		0.07	- (4. 17. 4. 4. 4. 4. 4. 4. 4. 4. 4. 4. 4. 4. 4.		1 00	
高圧炉心スプレイ系	系逆止弁	(水平方向 評価)	0. 27	0. 97	(水平方向 評価)	0. 27	1.02	
		нт раду	0. 26		H I IIM/	0. 26		
	高圧炉心スプレイ	-	2. 92		_	2. 18		
高圧炉心スプレイ系	ポンプ	(鉛直方向	0.14	1. 72	(鉛直方向	0.14	1. 29	
		評価)	0.18		評価)	0.18		
		_	2. 22		_	2.34		
高圧炉心スプレイ系	高圧炉心スプレイ 系電動弁(ゲート)	(水平方向	0.27	0. 93	(水平方向	0. 27	0.98	
	小电频/1(/ 1/	評価)	0.26		評価)	0.26		
			1. 41			1.48		
高圧炉心スプレイ系	高圧炉心スプレイ	配管本体	0. 25	0.63	配管本体	0. 25	0.66	
	系配管		0. 24			0. 24		
			1. 68			1. 77		L NET KILL ALC THE ALC
高圧炉心スプレイ系	サプレッション・	ベース	0. 22	0. 79	_	0. 22	0. 83 <sup>**3</sup>	水源機能喪失へのモ デル化変更による見
14,27	チェンバ	プレート	0. 24			0. 24		直し
	高圧炉心スプレイ		8. 04			6. 39	3. 47	
高圧炉心スプレイ系	系ディーゼル発電	ボルト	0. 20	4.07	ボルト	0. 20		
向圧が心ハノレイ示	設備非常用ディー	7170 1.		4. 37	7(7)		3.41	
	ゼル室送風機		0. 17			0. 17		
	高圧炉心スプレイ		2. 10		2 30 3	2. 21		
高圧炉心スプレイ系	系非常用ディーゼ ル発電設備	サポート	0. 27	0.88	サポート	0. 27	0.92	
			0. 26			0. 26		
	高圧炉心スプレイ 系非常用ディーゼ		3. 77			3.00		
高圧炉心スプレイ系	ル発電設備空気だ	胴板	0.20	2.05	胴板	0.20	1.63	
	め		0. 17			0. 17		
	高圧炉心スプレイ		6. 32			5.03		
高圧炉心スプレイ系	系非常用ディーゼ ル発電設備ディー	ボルト	0.20	3. 43	ボルト	0.20	2. 73	
,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,	ゼル燃料デイタン		0. 17			0. 17		
	ク     高圧炉心スプレイ		1. 39			1. 73		
高圧炉心スプレイ系	系非常用ディーゼ	ボルト	0. 20	0. 75	ボルト	0. 20	0. 94	
1.47=27	ル発電設備燃料貯 蔵タンク		0. 17			0. 17		
	高圧炉心スプレイ		1. 52			1. 60	0.70	
高圧炉心スプレイ系	系非常用ディーゼ ル発電設備燃料移	-ゼ 配管本体	0. 25	0. 67	配管本体	0. 25		
			0. 25			0. 25		
	送系配管高圧炉心スプレイ		2. 33			2. 45		
高圧炉心スプレイ系	系非常用ディーゼ	(水瓜十中		0.07	(水平点		1 00	
同圧炉心ヘノレイ糸	ル発電設備燃料移	(水平方向 評価)	0. 27	0.97	(水平方向 評価)	0. 27	1.02	
<b>※</b> 1 第 944 回案本	送系逆止弁 を合会 (巫成 27 年 6		813-4-1 にて	<u> </u>	1	0. 26		

<sup>※1</sup> 第244回審査会合(平成27年6月30日) 資料3-4-1にて説明

<sup>※3</sup> 原子炉格納容器の損傷としてモデル化

第1表 フラジリティ評価の見直し前後比較 (7/9)

	<b>第Ⅰ</b> 衣	/ / / y /			ィ評価結果	. , ,	•	
			変更後			変更前**1		
起因事象/	機器		中央値(G)			中央値		備考
影響緩和機能	, , , , , , , , , , , , , , , , , , ,	評価部位		HCLPF	評価部位	(G)	HCLPF	VII 3
			βr	(G)		βr	(G)	
	高圧炉心スプレイ		β u 1. 53			β u 1. 72		
高圧炉心スプレイ系	系非常用ディーゼ	- (鉛直方向		0. 90	一 (鉛直方向		1. 01	
同圧が心ヘノレイポ	ル発電設備燃料移	評価)	0.14	0.90	評価)	0. 14	1.01	
	送ポンプ		0.18		R1 (m)	0. 18		
古屋にとっぱい 7.5	高圧炉心スプレイ		5. 13	0.50		4. 07		
高圧炉心スプレイ系	系非常用母線メタ クラ	(水平方向 評価)	0. 22	2. 52	(水平方向 評価)	0. 22	2.00	
		F 1 1007	0. 21 13. 51		FT Dely	0. 21 10. 74		
高圧炉心スプレイ系	高圧炉心スプレイ 系非常用母線変圧	ボルト	0. 20	7. 34	ボルト	0. 20	5. 83	
同圧が心ハノレイ示	器	7(7)	0. 17	7.54	7(7)	0. 17	0.00	
			5. 49			4. 37		
高圧炉心スプレイ系	高圧炉心スプレイ 系非常用コントロ	一 (水平方向	0. 22	2. 70	一 (水平方向	0. 22	2. 15	
同圧が心ヘノレイポ	ポルモルセンタ	評価)		2.70	評価)		2. 15	
			0. 21			0. 21		
	屋外配管ダクト		3. 80			3. 41		
高圧炉心スプレイ系	(タービン建物~ 排気筒)	_	0.14	2. 13	_	0. 14	1.91	
	1年又同)		0.21			0. 21		
	T. 1 =0.44		2.66			2. 39		
高圧炉心スプレイ系	取水設備 (取水槽)	_	0.14	1.49	_	0.14	1.34	
	(44/1/16)		0.21			0. 21		
			1.99			1. 47		
高圧炉心スプレイ系	タービン建物	_	0. 29	0.96	_	0. 27	0. 74	
			0. 15			0. 15		
			2. 33			2. 45		
高圧炉心スプレイ系	高圧炉心スプレイ			0.07	(大双大点		1. 02	
同圧が心ヘノレイポ	補機冷却系逆止弁	(水平方向 評価)	0. 27	0. 97	(水平方向 評価)	0. 27	1.02	
			0. 26			0. 26		
	高圧炉心スプレイ	_	2. 33		_	2. 45	-	
高圧炉心スプレイ系	補機海水系逆止弁	(水平方向 評価)	0. 27	0. 97	(水平方向 評価)	0. 27	1.02	
		計加力	0. 26		計加力	0. 26		
	高圧炉心スプレイ		6. 47			5. 15		
高圧炉心スプレイ系	補機冷却系熱交換	胴板	0. 20	3. 51	胴板	0. 20	2.80	
	器		0.17			0. 17		
		_	2. 78		_	2. 07		
高圧炉心スプレイ系	高圧炉心スプレイ	(鉛直方向	0. 14	1.64	(鉛直方向	0. 14	1. 22	
	補機冷却水ポンプ	評価)	0.18		評価)	0. 18		
			1. 42			1. 51		
高圧炉心スプレイ系	高圧炉心スプレイ	一 (水平方向	0. 22	0. 73	一 (水平方向	0. 22	0. 78	
同圧が心ハノレイ示	補機海水ポンプ	評価)		0.75	評価)		0.76	
			0.18			0. 18		
	高圧炉心スプレイ	_	1. 47		_	1.71	1	
高圧炉心スプレイ系	補機海水系電動弁	(鉛直方向	0. 21	0. 68	(鉛直方向	0. 21	0.79	
	(バタフライ)	評価)	0. 26		評価)	0. 26		
	* F F S - * * * *		1.41			1.48	0.66	
高圧炉心スプレイ系	高圧炉心スプレイ 補機冷却系配管	配管本体	0. 25	0. 63	配管本体	0. 25		
	HINNE I PANTILE E		0.24			0. 24		
			1.41			1. 48		
高圧炉心スプレイ系	高圧炉心スプレイ	配管本体	0. 25	0. 63	配管本体	0. 25	0.66	
=	補機海水系配管		0. 24			0. 24		
	<u> </u>		0.24	<u> </u>	I	0.24		

% 1 第 244 回審査会合(平成 27 年 6 月 30 日) 資料 3-4-1 にて説明

# 第1表 フラジリティ評価の見直し前後比較(8/9)

	<i>7</i> 11X				ィ評価結果	·		
			変更後			変更前*1		]
起因事象/ 影響緩和機能	機器	₹₩ /₩ ₩ 1.1.4	中央値(G)	HCLPF		中央値 (G)	HCLPF	備考
		評価部位	βr	(G)	評価部位	βr	(G)	
			βu			βu		
	高圧炉心スプレイ		3. 62			3. 85		
高圧炉心スプレイ系	補機海水 ストレーナ	ボルト	0.20	1. 97	ボルト	0. 20	2. 09	
	7,0-)		0.17			0. 17		
	高圧炉心スプレイ		9. 65			7. 67		
高圧炉心スプレイ系	補機冷却系	ボルト	0.20	5. 24	ボルト	0. 20	4. 17	
	サージタンク		0.17			0.17		
	高圧炉心スプレイ	· · · · · · · · · · · · · · · · ·	7. 70	-	_	6. 12		
高圧炉心スプレイ系	系直流母線盤	(水平方向 評価)	0. 22	3. 55	(水平方向評価)	0. 22	2. 82	
		рт (ш)	35. 74		рт (ш/)	28. 41		
高圧炉心スプレイ系	高圧炉心スプレイ	ボルト		10 41	ボルト		15 49	
向圧炉心ヘノレイ糸	系蓄電池	W/V P	0. 20	19. 41	N/10 F	0. 20	15. 43	
			0. 17			0. 17		
	高圧炉心スプレイ	-	5. 90		_	4. 69		
高圧炉心スプレイ系	系充電器盤	(水平方向 評価)	0. 22	2. 72	(水平方向 評価)	0. 22	2. 16	
		нт іші/	0. 25		н пи	0. 25		
		_	9. 01		_	1. 73		SRV必要個数の考
減圧	逃がし安全弁	(水平方向 評価)	0. 27	3. 76	(水平方向 評価)	0. 28	0.71	慮による見直し
		計川川)	0. 26		計11川)	0. 26		
	逃がし安全弁窒素	_	6. 32			_		長期的な窒素ガス供
減圧	ガス供給系空気作	(水平方向	0.27	2.64	_	_	_	お確保のため追加
	動弁(グローブ)	評価)	0.26			_		
	w		5. 14		LL SLA	5.00		TO the as Impulate laws.
減圧	逃がし安全弁窒素 ガス供給系配管	配管本体	0.25	2. 29	サポートの 損傷	0. 25	2. 23	配管の個別評価による見直し
			0. 24			0. 24		
	All 282 and 6 /5		109. 97			87. 44		
減圧	逃がし安全弁 アキュムレータ	胴板	0.20	60.72	胴板	0.20	48. 28	
			0.16			0. 16		
	低圧炉心スプレイ		_		_	1.81		評価に用いていない
低圧炉心スプレイ系	系電動弁	_	_	_	(水平方向	0. 27	0.77	機器であるためリス
	(グローブ)		_		評価)	0. 25		トから削除
			=			5. 87		評価に用いていない
低圧炉心スプレイ系	低圧炉心スプレイ ポンプ室冷却機	_	=	_	ボルト	0.20	3. 19	機器であるためリス
	パンク 主日 200歳		-			0. 17		トから削除
			_		_	2. 45		評価に用いていない
低圧炉心スプレイ系	低圧炉心スプレイ	_	_	_	(鉛直方向	0. 27	1.02	機器であるためリス
	系逆止弁 		_	1	評価)	0. 26		トから削除
			_			2. 18		評価に用いていない
低圧炉心スプレイ系	低圧炉心スプレイ	_	_	_	(鉛直方向	0. 14	1. 29	機器であるためリス
	ポンプ		_		評価)	0. 18		トから削除
	低圧炉心スプレイ		_	_		2. 12	0.88	証年に申いずいかい
低圧炉心スプレイ系		_			- (水平方向	0. 27		評価に用いていない 機器であるためリス
	系電動弁 (ゲート)		_	1	評価)	0. 26		トから削除
			_	1		1. 48		
低圧炉心スプレイ系	低圧炉心スプレイ	_		_	配管本体	0. 25	0. 66	評価に用いていない 機器であるためリス
KNIIN UNI VIT	系配管			1		0. 23	0.00	トから削除
				<u> </u>		0. 24		1

※1 第244回審査会合(平成27年6月30日) 資料3-4-1にて説明

第1表 フラジリティ評価の見直し前後比較(9/9)

				フラジリテ	ィ評価結果			
		変更後 変更前**1						-
起因事象/	機器		中央値			中央値		備考
影響緩和機能	1/3% 1117	評価部位	(G)	HCLPF	評価部位	(G)	HCLPF	E- HIV
		마구 [14] 다양 [22]	βr	(G)	- 전 이디 교내 그리	βr	(G)	
			βu			βu		
	残留熱除去ポンプ		9.61			7. 64		
低圧注水系	室冷却機	ボルト	0.20	5. 22	ボルト	0.20	4. 15	
			0.17			0. 17		
	TA CEL SHIPA - L T	_	2.33		_	2.45		
低圧注水系	残留熱除去系 逆止弁	(水平方向	0.27	0.97	(水平方向	0. 27	1.02	
	2.1.7	評価)	0. 26		評価)	0. 26		
			2.09			2. 20		
低圧注水系	残留熱除去系熱	ボルト	0. 25	0. 92	ボルト	0. 25	0.96	
	交換器		0. 25	1		0. 25		
			2. 92			2. 18		
低圧注水系	残留熱除去ポンプ	- (鉛直方向	0. 14	1.72	(鉛直方向	0. 14	1. 29	
B/工 江 / / / /	次田州(M 五 4 1 2 )	評価)	0.14	1.12	評価)	0. 14	1.23	
			2. 02			2. 12		
MEN 1.3	残留熱除去系			-			0.00	
低圧注水系	電動弁(ゲート)	(水平方向 評価)	0. 27	0.84	(水平方向 評価)	0. 27	0.88	
		FT IM/	0. 26		вт јш/	0. 26		
	残留熱除去系		2. 10	1	サポート	2. 21		
低圧注水系	配管	サポート	0. 27	0.88		0. 27	0. 92	
			0.26			0. 26		
	11 2		1.68			1.77		水源機能喪失へのモ
低圧注水系	サプレッション・チェンバ	ベース プレート	0.22	0.79	_	0. 22	0. 83 <sup>**3</sup>	デル化変更による見
	7.1.7.		0.24			0.24		直し
			9.61			7. 64		
残留熱除去系	残留熱除去ポンプ	ボルト	0.20	5. 22	ボルト	0.20	4. 15	
	室冷却機		0.17			0. 17		
			2. 33			2. 45		
残留熱除去系	残留熱除去系	一 (水平方向	0. 27	0. 97	(水平方向	0. 27	1. 02	
次田 MM A M	逆止弁	評価)	0. 26	1	評価)	0. 26	1.02	
			2. 09			2. 20		
(A) (D) (A) (A) (A) (A) (A) (A) (A) (A) (A) (A	残留熱除去系	-12 o 1		0.00	-22 o 1		0.00	
残留熱除去系	熱交換器	ボルト	0. 25	0. 92	ボルト	0. 25	0.96	
			0. 25			0. 25		
			2. 92	-		2. 18		
残留熱除去系	残留熱除去ポンプ	(鉛直方向	0.14	1.72	(鉛直方向	0. 14	1. 29	
		評価)	0.18		評価)	0.18		
	残留熱除去系	_	2.02	_	_	2. 12		
残留熱除去系	電動弁(ゲート)	(水平方向	0.27	0.84	(水平方向	0. 27	0.88	
		評価)	0.26		評価)	0. 26		
			2. 10			2. 21	0. 92	
残留熱除去系	残留熱除去系	サポート	0.27	0.88	サポート	0. 27		
	配管		0. 26		1	0. 26	]	
		_ (水平方向 評価)	1.88	0.77	_	1. 98	0.81	
残留熱除去系	残留熱除去系 電動弁(グローブ)		0. 28		(水平方向	0. 28		
			0. 26		評価)	0. 26		
			1. 68			1. 77		LATE MANAGEMENT
残留熱除去系	サプレッション・	ベース	0. 22	0. 79	_	0. 22	0. 83 <sup>**3</sup>	水源機能喪失へのモ デル化変更による見
/X田	チェンバ	プレート	0. 24	0.19	_		0.00	直し
			り、24 料 3-4-1 にて		<u> </u>	0. 24		<u>_</u>

 <sup>% 1</sup>  第 244 回審査会合(平成 27 年 6 月 30 日) 資料 3-4-1 にて説明

<sup>※3</sup> 原子炉格納容器の損傷としてモデル化

# 第2表 フラジリティ評価見直し内容

No.	見直し内容	該当機器
1	強度係数Fsの算出において参照する決定論評価について,保守的	ガンマ線遮蔽壁,制御棒駆
	な条件として設定していた荷重等を適切に見直すことにより,過度	動機構ハウジングレスト
	な保守性を見直した。	レントビーム,制御棒駆動
		機構ハウジング
2	強度係数Fsの算出においてSuを用いたフラジリティ評価を行	ケーブル・トレイ
	っていたが、Fsの算出にSyを用い、塑性エネルギー吸収係数F	
	μ を考慮することにより,フラジリティ評価の保守性を見直した。	
3	決定論評価において裕度の小さい他の系統の配管のフラジリティ	制御棒駆動系配管,
	評価結果で代表していた配管について,当該配管のフラジリティを	逃がし安全弁窒素ガス供
	個別に適用することにより保守性を見直した。	給配管
4	サプレッション・チェンバ損傷は炉心損傷直結事象ではなく水源機	原子炉格納容器
	能喪失として緩和系にてモデル化したことにより,原子炉格納容器	
	については原子炉圧力容器支持機能として評価対象とする機器を	
	サプレッション・チェンバサポートからシヤラグに見直した。	
5	SRV1個が健全であればExcessive LOCAには至	逃がし安全弁
	らないため、SRVのフラジリティ評価対象を最小裕度のSRVか	
	ら最大裕度のSRVに見直した。	
6	水圧制御ユニットについては構造変更の反映による見直しを行っ	水圧制御ユニット
	た。	

第3表 ボルトの評価法

	見直し前	見直し後
評価法	$\tau = \frac{F_H}{n A}$	$\tau = \frac{F_H - F'}{n A}$ $F' = \mu F_f n$
		$F = \mu F_{f} \Pi$ $F_{f} = 0.8 f_{t} A$ $f_{t} = \frac{F}{2}$

第4表 ボルトの評価に用いる記号の説明

記号	記号の説明	単位
A	ボルトの軸断面積	$\mathrm{mm}^2$
F	JSME S NC1-2005/2007 SSB-3121.1(1)により規定される値	MPa
F'	摩擦力	N
F <sub>H</sub>	評価対象のボルトが負担する水平荷重	N
F <sub>f</sub>	ボルトの締付力	N
f t	JSME S NC1-2005/2007 SSB-3131 (1)により規定される値	MPa
n	ボルト本数	本
τ	ボルトのせん断応力	MPa
μ	摩擦係数 (=0.3)	_

第5表 レストレントビームの耐震裕度

2		CIA
	耐震裕	度*
評価部位	見直し前	見直し後
	(摩擦力考慮なし)	(摩擦力考慮)
一般部	1.5	7
フランジボルト	1. 23	1. 67

※ (耐震裕度) = (許容応力) / (発生応力)

第6表 弾塑性サポートを有する配管の加振試験ケース

最大塑性率 μ	試験体	入力均	也震波[gal]
		地震波A	100~700
	アングル鋼 単純な配管系	地震波B	100~700
		地震波C	100~1,000
3程度	角型鋼管	地震波A	100~600
	単純な配管系	地震波B	100~1,400
	アングル鋼	地震波A	1, 100~2, 000
	複雑な配管系	地震波B	1, 100~2, 000
4.5	角型鋼管 単純な配管系	地震波C	1,800
(参考) 5.5	アングル鋼 単純な配管系	地震波A	1,500

第7表 配管系のフラジリティ評価法

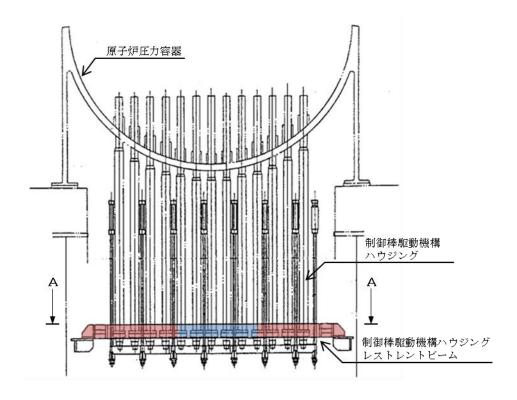
21.	(		ジリティ評価約	吉里	
			中央値(G)	HAN	
評価方法	対象配管	評価部位	$\beta r$	HCLPF (G)	
			βu	INCELL (G)	
  原子炉補機海水系配管のフ			1.41**		
ラジリティ評価結果で代表	   高圧炉心スプレイ系配管	配管本体	0. 25**	0.63**	
している	NAME OF TAXABLE	поняти	0. 24**	0.00	
			1. 41**		
	高圧炉心スプレイ補機冷	配管本体	0. 25**	0.63**	
	却系配管		0. 24**		
			1.41**		
	高圧炉心スプレイ補機海	配管本体	0. 25**	0.63*	
	水系配管		0. 24**	=	
決定論評価で最も厳しい結			2. 10		
果となるサポートのフラジ	原子炉隔離時冷却系配管	サポート	0. 27	0.88	
リティ評価結果で代表して			0.26		
いる			2. 10		
	原子炉補機冷却系配管	サポート	0. 27	0.88	
			0. 26		
			2. 10		
	残留熱除去系配管	サポート	0. 27	0.88	
			0. 26		
個別にフラジリティ評価を	   原子炉格納容器内配管(P		1. 68		
行っている	及了於格納各語的配置(P LR配管)	配管本体	0. 25	0.75	
			0. 24		
		配管本体	1. 52		
	燃料移送系配管		0. 25	0.67	
			0. 25		
			1. 60*	_	
	原子炉補機海水系配管	配管本体	0. 26*	0.68*	
			0. 26**		
			2. 77		
	制御棒駆動系配管	サポート	0. 27	1. 16	
			0. 26		
	高圧炉心スプレイ系非常		1. 52	-	
	用ディーゼル発電設備燃	配管本体	0. 25	0.67	
	料移送系配管		0. 25		
	逃がし安全弁窒素ガス供		5. 14		
	給系配管	配管本体	0. 25	2. 29	
			0.24		

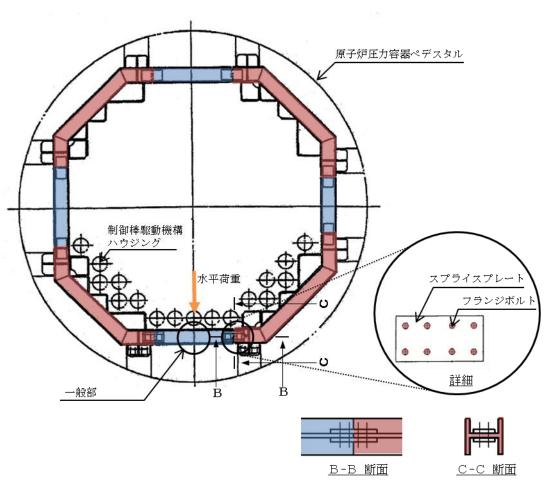
<sup>※</sup> 代表配管のフラジリティ評価においては、最も厳しい条件となる配管区分の減衰定数を考慮するため、個別評価と代表評価でフラジリティ評価結果が異なる。

第8表 地震ハザード変更に伴うPRA見直し前後比較表

Part				事故シーケンス	ケンス別の炉心損傷頻度	(/炉年)			Acher-194-4-2	Acht - 34-4- X	事故シーケンスグ	事故シーケンスグ		Ache!~54-4-2
Column   C	神教ツーケンメ	内部事象	地震 (変更後)	地震 (変更前)	津波 (変更後)	津波 (変更前)	合計 (変更後)	合計 (変更前)	まち割合 (%) (変更後)	また別 (※) 常 (※) (※更前)	ループ別 CDF (/炉年) (変更後)	ループ別 CDF (/炉年) (変更前)		また割合(%) (変更前)
	過渡事象+高圧炉心治却失敗+低圧炉心治划失敗	3.0E-09	9. 2E-07	3, 5E-08	ı	1	9. 2E-07	3.8E-08	6.4	0.5				
Column   C	過渡事象+圧力パウンダリ健全性(SRV再閉)失敗+高圧炉心冷却(HPCS)失敗+低圧炉心冷却失敗	3. 4E-11	1. 4E-08	6.8E-10	ı	-	1. 4E-08	7. 1E-10	0.1	0.0				
		+	ı	ı	ı	2. 2E-09	4. TE-13	2. 2E-09	0.0	0.0	9. 4E-07	4, 2E-08	6.5	0.6
		┩	ı	-	ı	1. 2E-09	1. 5E-13	1. 2E-09	0.0	0.0				
	サポート系喪失+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗	$\perp$		-			2. 3E-10	2. 3E-10	0.0	0.0				
Part	サポート※要求十二ガバゲンタリ雑全性(SKV専選)失敗+高圧が心倍却(HFCS)失敗+岐圧が心倍却失明。 ************************************		1	1	<u>'</u>		4. 08-12	4. 0E-12	0.0	0.0				
	-	4, 0E-09	1. 06-07	4. 6E-09	1		1. 1E-07	8. 6E-09	× 0	0.0	1 15-07	0 75-00	8 0	-
Column   C		D, /E-13					0, /E-13	0. /E-1.0	0.0	0.0	1. IE-0.	9, tE-03	0	1.5
	4.4、「光吹火、「同正光、Crist/入水、水、水、水、水、水、水、水、水、水、水、水、水、水、水、水、水、水、水、	2. 7E-09	2. 0E-06	3.1E-07	ļ	ļ	2. 0E-06	3. 1E-07	14	4.1				
		+	1, 5E-08	1. 4E-09	1		1. 5E-08	1. 4E-09	0.1	0.0				
	_	+	1. 4E-06	6, 2E-08	1	-	1. 4E-06	6, 2E-08	9.6	0.8	3. 4E-06	3. 8E-07	24	2
	外部電源喪失+直流電源(区分1, 2)喪失+高圧炉心冷却(HPCS)失敗	3. 8E-12	5. 8E-09	1. 1E-09	1	ı	5. 8E-09	1. 1E-09	0.0	0.0				
	過渡事象+崩壊熱除去失敗	4. 5E-06	1. 1E-06	7. 6E-08	1	,	5. 7E-06	4. 6E-06	40	60.3				
	過渡事象+高圧炉心冷却失敗+崩壊熱除去失敗	1. 7E-11	4. 2E-07	2. 2E-08	1		4. 2E-07	2. 2E-08	2.9	0.3				
	過渡事象+圧力パウンダリ健全性(SRV再開)失敗+崩線熱除去失敗	3, 3E-08	3, 2E-09	2. 7E-10	1		3. 6E-08	3. 3E-08	0.3	0.4				
Page 2   Page 3   P	過渡事象+圧力パウンダリ健全性(SRV再開)失敗+高圧炉心冷却(HPCS)失敗+崩線熱除去失敗	3, 6E-11	4. 4E-09	1. 9E-14	1	1	4. 4E-09	3. 7E-11	0.0	0.0				
The Part Part Part Part Part Part Part Part	手動停止+崩蜒熱除去失敗	1. 2E-08	1	I	1	4. 1E-07	1. 2E-08	4. 2E-07	0.1	5.5				
This collection   This colle	手動停止十高圧炉心冷却失敗+崩뷇熱除去失敗	1. 1E-14	1	-	-	-	1. 1E-14	1. 1E-14	0.0	0.0				
		3. 1E-11	ı	ı	ı	ı	3. 1E-11	3. 1E-11	0.0	0.0				
### 1	手動停止+圧力パウンダリ億全性 (SRV再開) 失敗+高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗+崩壊熱除去失敗	1. 7E-14	ı	1	ı	ı	1. 7E-14	1. 7E-14	0.0	0.0				
### 1 ###	サポート系喪失+崩壊熱除去失散	1.2E-06	-	_	-	-	1. 2E-06	1. 2E-06	8.3	15, 5				
19   19   19   19   19   19   19   1	サポート系喪失十高圧炉心冷却失敗+崩壊熱除去失敗	1. 4E-10	_	_	_	_	1. 4E-10	1. 4E-10	0.0	0.0				
	_	$\dashv$	ı	ı	ı	ı	3. SE-09	3.8E-09	0.0	0.1	7.8E-06	6. 7E-06	54	88
	サポート系喪失+圧力パウンダリ健全性(SRV再開)失敗+高圧炉心冷却(HPCS)失敗+崩壊熱除去失敗	+	ı	ı	ı	ı	3. 7E-12	3. 7E-12	0.0	0.0				
	冷却材喪失(小破断LOCA)+崩壊熱除去失敗	5. 4E-09		1	1	-	5. 4E-09	5. 4E-09	0.0	0.1				
	冷却材爽失(小破断10CA)+高圧炉心冷却失败+崩壊熟除去失败	3. 1E-14	1	ı	1	-	3. 1E-14	3. 1E-14	0.0	0.0				
Applity Profession 1	冷却材喪失(中破断LOCA)+崩襲熱除去失收	3. 6E-09	ı	ı	ı	ı	3. 6E-09	3. 6E-09	0.0	0.0				
おおけの   1975年   19	冷却好喪失(中破斯10CA)+尚上炉心冷却失敗+崩壊熱除去失敗  ** 社事本事(上記論: Society): 国 古書珍 4 年男	3. 8E-12	ı	ı	1	1	3. 8E-12	3. 8E-12	0.0	0.0				
おお野型株子と大型電視 (10-7.A. D) Sight (SNVMD) 支債 (13.4.0)	而均均数次(大阪阿LOLA)于阴影系形式大联  医加拉斯氏 (干油部 DOLA) 上京国际系统加比斯土福语籍除土庄斯	3. bE-10					3, bE-10	3. 0E-10	0.0	0.0				
	Takka by X / (大阪のJooch)   Filth Julia Jak Takka by AX   Bakka AXX   A 自動 A	3, 1E-13					4 4E-07	4 4E-07	0 0	0 0				
(2012年 1997年 1987年 1	7年時間の文文十支売も際(D.GA, B.)大政 外部電源事失士交流電源(D.GA, B.)失敗+圧力パウンダリ鎌令件(S.R.V.再開)失敗	1.38-09					1. 3E-09	1. 3E-09	0.0	0.0				
のお月で長く (中級的に大・) 株子が停止を開発         名乗行を停止を開発         2.3 = 0.7         3.5 = 0.9         2.3 = 0.7         3.5 = 0.9         2.3 = 0.	外部電源喪失+直流電源(区分1,2)失敗	6, 3E-10		ı	ı		6, 3E-10	6, 3E-10	0.0	0.0				
(APAMINALY) (APAMINALY) (APAMINALY)         S 877-13         - <td>過渡事象+原子炉停止失敗</td> <td>6. 4E-10</td> <td>3. 3E-07</td> <td>9. 5E-08</td> <td>-</td> <td>_</td> <td>3. 3E-07</td> <td>9. 6E-08</td> <td>2.3</td> <td>1.2</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td>	過渡事象+原子炉停止失敗	6. 4E-10	3. 3E-07	9. 5E-08	-	_	3. 3E-07	9. 6E-08	2.3	1.2				
全交流電影模夫 (特電流機美土を流電影・	_	8. 7E-13	1	1	1	1	8. TE-13	8. 7E-13	0.0	0.0				
全交債機関失くが確認が、制格的表更大と下げで正式の人類が表現としています。         SSE-14         5.85-14         5.85-14         5.85-14         5.85-14         5.85-14         5.85-14         5.85-14         5.85-14         5.85-14         5.85-14         5.85-14         5.85-15	冷却材喪失 (中碳斯LOCA)	5, 8E-13	ı	ı	ı	ı	5. 8E-13	5. 8E-13	0.0	0.0	8. 5E-07	1. 6E-07	6.0	2.1
大大成機機(NACA) + 高級工夫人工人工 (AMM) (AMM) + (AMM) (AMM) + (AMM) (AMM) + (AMM	信息的数字(大般斯DNA)于原于罗摩尼大联 人士心神经过去,(是 tensyonstan) 古沙神教 计操作中容 其中),四寸 后往,在自	5. 8E-14	1 60	1 80	ı	'	5. 8E-14	5. 8E-14	0.0	0.0				
特別技術技術人の大力を表示している。         第7年15         一         一         一         二、10         0.0	主义范围原文大(外部电源交大主义汽电源:推探力型水荧大)于班丁扩控正大联。 参加技术生(小球解)077)丰直压信入参加生断工任证引入参加生助	9 98-15	0. 2E=01	o, 9E=06			9. SE-15	9.9E-08	9.0	6.0				
冷域材換失 (平勝斯LGA) 本高度地心為與炎峻、性底距心心為與炎峻、性底距心的類炎峻、性底距心的類炎峻、性底距心的類炎峻、性底距心的類炎峻、性底距心的,如果皮肤 (平勝) 不可能 3.85-19         二 5.85-13         二 5.85-13         3	によれてくく、A Mantaona ) これに、 もによったの 「Manta Day A A A A A A A A A A A A A A A A A A A	5. 7E-15		1		ŀ	5. 7E-15	5. 7E-15	0.0	0.0				
冷却対決失(中級所にな)         3.8F-14         —         —         —         —         —         —         3.8F-14         0.0	-	3, 5E-13	ı	1	1	1	3, 5E-13	3, 5E-13	0,0	0.0	4. 3E-13	4, 3E-13	0.0	0.0
冷却対換失 (大碗斯CO.) 中角圧型心冷却失敗         3.4E-14         —         —         —         —         —         3.4E-14         0.0         0.0         0.0         0.0         3.3E-09	-	3. 9E-14		1	1		3. 9E-14	3, 9E-14	0.0	0.0				
機構容器人付え (イス (イン A (イン A (イン A ( 人ン A ( 人ン A ) A ( A ( A ) A ( A ) A ( A ) A ( A (	冷却材喪失(大破断LOCA) +高圧炉心冷却失败+低圧炉心冷却失败	3. 4E-14		-	-		3. 4E-14	3. 4E-14	0.0	0.0				
Excessive LOCA         Location	(インターフェイスシ	3. 3E-09	1	1	1	1	3. 3E-09	3. 3E-09	0.0	0.0	3. 3E-09	3. 3E-09	0.0	0.0
計算・削削蒸喪失         一         1.6E-07         1.6E-07         1.6E-07         1.6E-07         1.0E-08         1.0E-07         1.0E-08         1.0E-07         1.0E-08         1.0E-08         1.0E-08         1.0E-07         1.0E-08         1.0E-08         1.0E-08         1.0E-08         1.0E-09         1.	Excessive	1	4. 2E-07	1.5E-07	1	-	4. 2E-07	1. 5E-07	2.91	1.96	4. 2E-07	1. 5E-07	2.9	2.0
格神容器ペイパス         Caracteristics         Caracteristi			1. 5E-07	1.0E-08	ı	1	1. 5E-07	1. 0E-08	1.03	0.13	1.5E-07	1. 0E-08	1.0	0.1
原子学修/解交数措像         二         3.46-07         2.66-08         2.46         2.46         2.46-07         2.66-08         2.46         2.47         2.66-08         2.46         2.47         2.66-08         2.47         2.66-08         2.47         2.66-08         2.47         2.66-08         2.47         2.66-08         2.47         2.66-08         2.47         2.66-08         2.47         2.66-08         2.47         2.66-08         2.47         2.66-08         2.47         2.66-08         2.47         2.66-08         2.47         2.66-08         2.76-09         2.76		ı	3. 5E-09	6. 5E-11	ı		3. 5E-09	6. 5E-11	0.02	00.00	3. 5E-09	6. 5E-11	0.0	0.0
原子空機構像         -         1.7E-07         7.8E-08         -         -         1.7E-07         7.8E-08         1.7E-07         7.8E-08         1.7E-07         7.8E-08         1.7E-07         7.8E-08         1.7E-09         1.7E-07         7.8E-08         1.7E-09         0.13         1.7E-09         0.13         1.7E-09         0.12         0.13         1.7E-09         0.12		ı	3. 4E-07	2. 6E-08	1	1	3. 4E-07	2. 6E-08	2.40	0.34	3. 4E-07	2. 6E-08	2.4	0.3
成中空機構像         C         3.1F-08         L, E-08         L, E-08         L, E-08         L, E-08         L, E-09         L, E		ı	1. 7E-07	7. 5E-08	ı	ı	1. 7E-07	7. 5E-08	1, 20	0.98	1. 7E-07	7. 5E-08	1.2	1.0
1.2E-07   1.		_	3, IE-08	9.7E-09			3. IE-08	9.7E-09	0.22	0.13	3, IE-08	9, 7E-09	0.2	0.0
最終中心措備に近る事象 0.7 1.2E-07 5.7E-08 1.2E-07 5.7E-08 0.8 0.7 1.2E-07 5.7E-08 0.8 0.8 0.8 0.8 0.7 1.2E-08 0.8 0.8 0.8 0.7 1.2E-08 0.8 0.8 0.8 0.8 0.8 0.8 0.8 0.8 0.8 0		<u> </u>	1, 4E-06	1. 6E-10		<u> </u>	1. 4E-08	1. 6E-10	0.00	0.00	1. 8E-10	1, 5E-09	0.0	0.0
6計 6.2E-06 7.9E-06 9.5E-07 1.2E-07 1.4E-05 7.7E-06 100 100 1.4E-05 7.7E-06 100 100 1.4E-05 7.7E-06 100					1. 2E-07	5. 7E-08	1. 2E-07	5. 7E-08	0.8	0.7	1. 2E-07	5, 7E-08	0.8	0.7
		6.2E-06	7. 9E-06	9. 5E-07	1. 2E-07	4. 7E-07	1. 4E-05	7. 7E-06	100	100	1.4E-05	7. 7E-06	100	100

■ 地震PRA, 津波PRAの再評価により, その結果を反映している項目を示す。

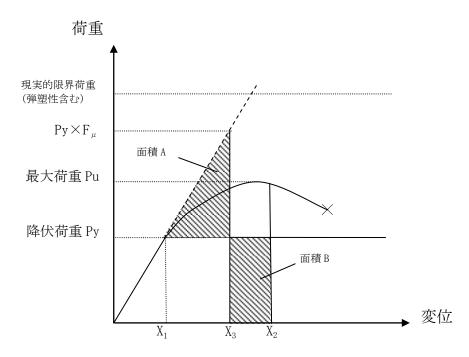




A-A 断面

第1図 レストレントビームの構造

補足 1.2.1.d-5-18



X1:降伏荷重における変位

X2: 限界変位

X3:面積Aと面積Bが等価となる変位

$$\begin{array}{l} \mu = X_2/X_1 \\ F_{\mu} = \sqrt{2 \mu - 1} \end{array}$$

第2図 F μ を考慮した評価の考え方

単純な配管系

複雑な配管系

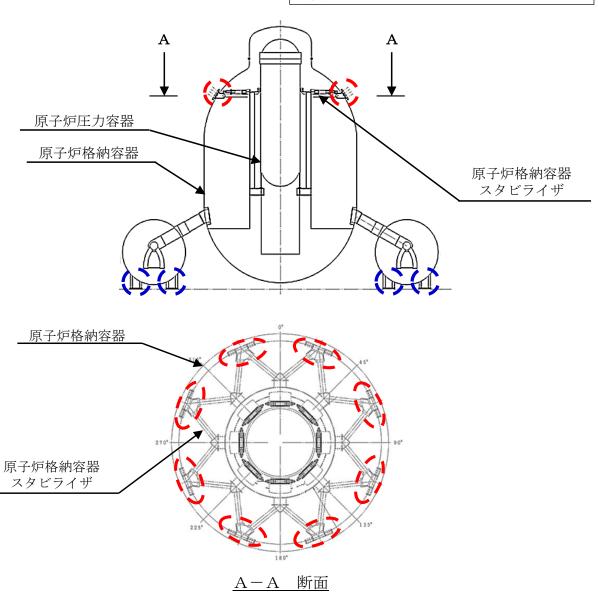
第3図 弾塑性サポートを有する配管の加振試験体

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第4図 荷重-変位特性





第5図 原子炉格納容器の評価部位

#### 津波による敷地内浸水解析について

護岸周辺には津波防護施設及び浸水防止設備として,高さEL15.0mの防波壁を設置するとともに,防波壁通路及び1号炉放水連絡通路に防波扉を設置しているが,以下の点を考慮して防波壁を越える津波としてEL20m津波における浸水解析を実施し,敷地内浸水範囲及び浸水高を評価した。

- ・EL8.5m盤にある取水槽や放水槽等の開口部からの浸水
- ・防波壁を越える津波の遡上
- ・津波に対する防波扉の耐力

### 1. 浸水解析条件

浸水解析の条件は以下のとおりとした。

- (1) E L 20m 津波の作成
  - ・基準津波として策定した日本海東縁部に想定される地震に伴う津波を, 輪谷湾内の施設護岸位置での最高水位がEL20m程度となるように,沖合 での波形を振幅倍(約7倍)させたものを評価用津波とした。施設護岸 の最高水位地点及び施設護岸の最高水位地点で取り出した時刻歴波形を それぞれ第1図及び第2図に示す。

#### (2) 流入経路の設定

- ・敷地内から海域に繋がる開口部の位置図及び諸元を第3図及び第1表に示す。
- ・島根原子力発電所1~3号炉の取水槽,放水槽及び放水接合槽は,EL 8.5m 盤に開口部を有しており,流入経路として考慮した。
- ・屋外排水路における逆止弁からの逆流は、流入経路から除外した。
- 1 号炉放水連絡通路は、防波扉が設置されており通常時閉運用であること及び耐力評価の結果から、流入経路から除外した。
- ・敷地内浸水量を多く見積もるため、通常時閉運用であるが防波壁通路防 波扉を開として防波壁通路を流入経路として考慮し、屋外排水路からの 排水は考慮しない。

#### (3) 浸水の検討

- ・津波が遡上して地上部から敷地に到達すること及びEL8.5m 盤の取水槽や放水槽等の開口部から浸水することから、遡上した津波による浸水及び開口部からの浸水について検討を実施した。
- ・開口部からの浸水については、島根原子力発電所1~3号炉の取水口及び放水口におけるEL20m津波の時刻歴波形を用いて、取水口~取水槽に至る経路及び放水口~放水槽に至る経路の水理特性を考慮した水位変動の数値シミュレーションを実施した。取水・放水施設の一例として、島根原子力発電所2号炉の取水・放水施設を第4図に示す。

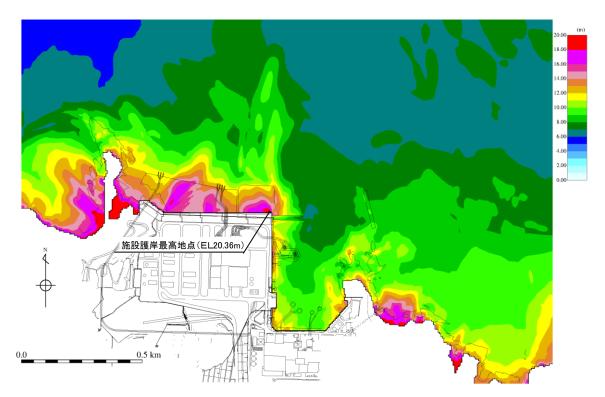
・浸水量の算定に当たっては、EL8.5m 盤の取水槽や放水槽等の開口部から浸水した津波は全量敷地内に留まるものとし、取水・放水施設等からの排水は考慮していない。

### 2. 浸水解析結果

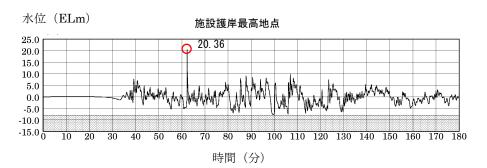
敷地内浸水深分布を第5図に示す。主な流入経路からの敷地内への浸水量及び 屋外構築物まわりの最大浸水高と機能喪失浸水高の比較を第2表及び第3表に示 す。

取水槽海水ポンプエリア付近及び島根原子力発電所 2 号炉タービン建物付近の浸水深は高くても 0.5m~1.0m 未満であるため、取水槽海水ポンプエリア防水壁及び島根原子力発電所 2 号炉タービン建物水密扉等の評価に用いる浸水深は 1.0m とする。

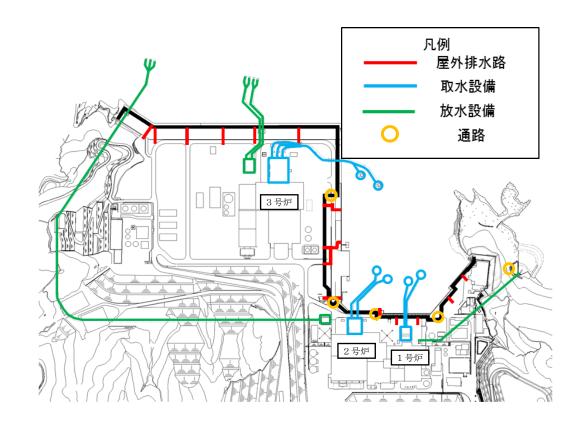
浸水深 1.0m (EL9.5m) では、海水ポンプ防水壁の機能喪失浸水高以下であるため防水壁は損傷せず、また、第6図の管路計算結果に示すとおり、取水槽除じん機エリアの津波高さはEL12.1m であり、取水槽除じん機エリア防水壁を越波し取水槽海水ポンプエリアに浸水することはない。同様に、建物外壁の水密扉の機能喪失浸水高以下であるため水密扉は損傷せず、建物内への浸水は発生しない。



第1図 施設護岸最高水位地点

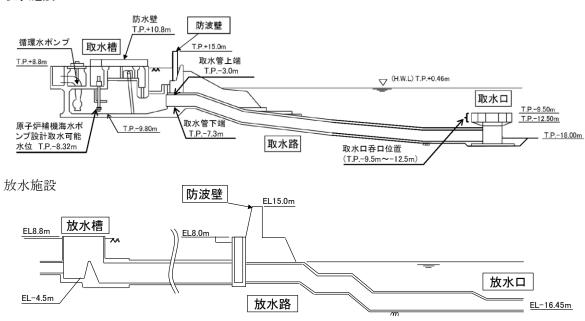


第2図 施設護岸最高水位地点での時刻歴波形

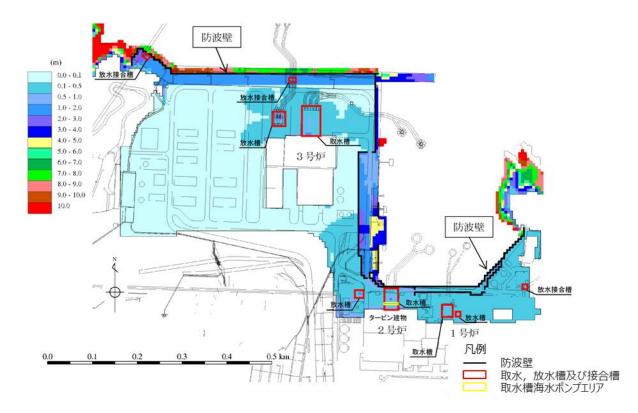


第3図 開口部位置図

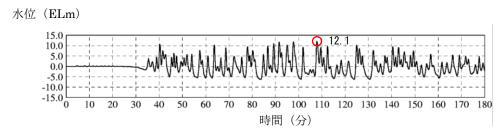
## 取水施設



第4回 島根原子力発電所2号炉 取水·放水施設



第5図 敷地内浸水深分布



第6図 取水槽除じん機工リアでの時刻歴波形

第1表 流入経路の諸元及び浸水対策実施状況

設備	諸元(開口面積)	流入経路としての取扱い	備考
1号炉取水槽	約 230m²	考慮する	E L 10.8m の開口部
2号炉取水槽	約 180m²	考慮する	EL10.8mの開口部
3号炉取水槽	約 610m²	考慮する	E L 10.8m の開口部
1号炉放水槽	約 30m²	考慮する	EL8.8m の開口部
2号炉放水槽	約 360m²	考慮する	EL8.8m の開口部
3号炉放水槽	約 90m²	考慮する	EL8.8m の開口部
1 号炉 放水接合槽	約 30m²	考慮する	EL9.0m の開口部
2 号炉 放水接合槽	約 50m²	考慮する	EL8.0m の開口部
3 号炉 放水接合槽	約 110m²	考慮する	EL8.0m の開口部
屋外排水路	約 1~4m²	考慮しない	耐力評価結果による
1号炉放水 連絡通路	約 10m²	考慮しない	耐力評価結果による
防波壁通路	約 30~70m²	考慮する	開状態を想定し保守 的に設定

第2表 流入経路からの敷地内への浸水量

流入経路	浸水量(m³)
防波壁 (越波)	約 2,000
1号炉取水槽	約 200
2号炉取水槽	約 2,800
3 号炉取水槽	約 1, 100
1 号炉放水槽	約 100
2号炉放水槽	約 1,900
3 号炉放水槽	約 4,800
1 号炉放水接合槽	約 500
2 号炉放水接合槽	約 3, 200
3 号炉放水接合槽	約 5, 400
防波壁通路防波扉	約 2,000
合計	約 24,000

## 第3表 島根原子力発電所2号炉 屋外構築物まわりの最大浸水高と機能喪失浸 水高の比較

津波高さ	屋外構築物	敷地高	浸水深	最大浸水高	機能喪失 浸水高*1	健全性
	取水槽除じん機エリア防 水壁			E L 12. 1m <sup>*2</sup>	E L 12.3m	$\circ$
	取水槽海水ポンプエリア 防水壁				E L 10.8m	0
E L 20m	取水槽海水ポンプエリア 水密扉	E L8.5m	1.0m <sup>*3</sup>	E L 10.5m <sup>**4</sup>	E L 10.8m	0
	タービン建物外壁	12 12 0. Om	1. Om	(EL9.5m)	E L 15.0m	0
	タービン建物水密扉				E L 15.0m	$\circ$
	起動変圧器前防水壁				E L 15.0m	0

- ※1 設計時に考慮した静水圧に対する許容浸水高
- ※2 管路計算による取水槽内の最大津波高さ
- ※3 EL20m 津波による浸水解析結果を基に設定した値
- ※4 防波壁を越波する津波の波力を考慮した静水圧

防波壁を越波して浸水する津波の波力は、内閣府作成の「津波避難ビル等に係るガイドライン」の「巻末資料② 構造物要件の基本的な考え方」において示されていたものを、東日本大震災における津波による建築物被害の調査を踏まえ、津波避難ビル等の構造上の要件について取りまとめられ、平成23年11月17日に国土交通省から各自治体に通知されている暫定指針を参考に浸水深の2倍を考慮し評価した値。参考図に浸水高の2倍の根拠である暫定指針の抜粋を示す。

構造設計用の進行方向の津波波圧は下式により算定する。

$$qz = \rho g(\underline{a}h - z) \qquad (4.1)$$

$$\Xi \in \mathcal{U},$$

qz:構造設計用の進行方向の津波波圧 (kN/m²)

ρ : 水の単位体積質量 (t/m³)

g : 重力加速度 (m/s2)

h : 設計用浸水深 (m)

z : 当該部分の地盤面からの高さ (0≤z≤<u>a</u>h) (m)

a:水深係数。3とする。ただし、次の表に掲げる要件に該当する場合は、それぞれaの値の欄の数値とすることができる。(注:この係数は、建築物等の前面でのせき上げによる津波の水位の上昇の程度を表したものでない。)

	<u>要 件</u>	<u>a の値</u>
<u>(—)</u>	津波避難ビル等から津波が生じる方向に施設又は他の建築物	2
	がある場合(津波を軽減する効果が見込まれる場合に限る)	
(-)	(一)の場合で 津波避難ビル等の位置が海岸及び河川から 500	1 5

(二) (一)の場合で、津波避難ビル等の位置が海岸及び河川から 500 1.5 m以上離れている場合

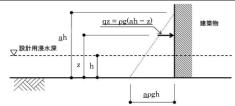


図4-1 4.1 式による津波波圧

参考図 越波する津波波力の浸水深の2倍の考え方について

国土交通省住宅局長発信文書(平成23年11月17日付)「津波に対し構造耐力上安全な構築物の 設計方等に係る追加的知見について(技術的助言)」抜粋

#### EL20m 津波に対する津波防護施設及び浸水防止設備の評価について

#### 1. E L 20m 津波時の津波防護施設及び浸水防止設備の評価

EL20m 津波に対して、考慮した津波防護施設及び浸水防止設備がその機能が維持できることを確認するため、EL20m 津波時の最大浸水高と機能喪失浸水高の比較を行う。「第1.2.2.a-2表 対象とした津波防護施設及び浸水防止設備」の設備に関して、EL20m 津波時の各施設の最大浸水高と機能喪失浸水高の比較を第1表に示す。第1表に示すとおり、EL20m 津波時の最大浸水高は機能喪失浸水高未満であるため、EL20m 津波に対して、考慮した津波防護施設及び浸水防止設備が機能維持できることを確認した。

区分 名称 箇所数 設置場所 浸水高 浸水高 E L 15. 0m\*1 屋外 走一 防波壁 敷地護岸周辺 E L 20m (補足説明資料 1.2.2.a-3参照) E L 20m 超 屋外排水路 E L 20m 屋外 15 箇所 屋外排水路 逆止弁 (補足説明資料 屋外 1号炉放水連絡通路 1.2.2.a-3参照) 防波扉 1 箇所 E L 20m E L 10.5m\*2 屋外 防水壁 起動変圧器前 E L 15. 0m<sup>\*\* 4</sup> 1 箇所 (EL9.5m) \*6 E L 10.5m<sup>№ 2</sup> 取水槽海水ポンプエ E L 10.8m<sup>¾4</sup> 屋外 防水壁 1箇所 (EL9.5m) \*6 取水槽除じん機エリ 屋外 防水壁 1 箇所 E L 12. 1m<sup>\* 3</sup> E L 12. 3m<sup>¾ 4</sup> E L 12. 3m\*4 屋外 閉止板 取水管立入ピット E L 12. 1m<sup>\*3</sup> 1 箇所 屋外 床ドレン逆止弁 一式 取水槽 E L 12. 1m<sup>3</sup> E L 20. 0m<sup>3/4</sup> 取水槽海水ポンプエ E L 9. 5m<sup>\*6</sup> E L 15. 0m<sup>\*4</sup> 屋外 水密扉 3箇所 リア E L 10.5m<sup>№ 2</sup> 屋外/ タービン建物 E L 15.0m<sup>¾4</sup> 水密扉 4 箇所 (EL9.5m) \*6 屋内 屋内 水密扉 1 箇所 原子炉建物境界 浸水なし E L 6. 1m<sup>\*</sup>4 取水槽海水ポンプエ E L 9. 5m<sup>₩ 6</sup> 屋外 貫通部止水処置 一式 E L 11. 0m<sup>3.5</sup> タービン建物と屋外 屋外/ 貫通部止水処置 一式 の地下部~EL E L 9. 5m<sup>¾6</sup> E L 11. 0m<sup>\* 5</sup> 屋内 15.0m までの境界

第1表 EL20m 津波時の最大浸水高と機能喪失浸水高の比較

最大

浸水なし

機能喪失

E L 11. 0m<sup>¾ 5</sup>

タービン建物と原子 炉建物及び廃棄物処

理建物の地下部~E L8.8mまでの壁面

貫通部止水処置

屋内

一式

<sup>※1</sup> EL15mを超える津波は越波するが、EL20m津波による波力に対して強度は維持できる。

<sup>※2</sup> 防波壁を越波する津波の波力を考慮した静水圧

<sup>※3</sup> 管路計算による取水槽内の最大津波高さ

<sup>※4</sup> 設計時に考慮した静水圧に対する許容浸水高

<sup>※5</sup> 試験で確認済の止水性能を踏まえて設定した値

<sup>※6</sup> EL20m 津波による浸水解析結果を基に設定した値

## 2. 貫通部止水処置

## (1) 評価内容

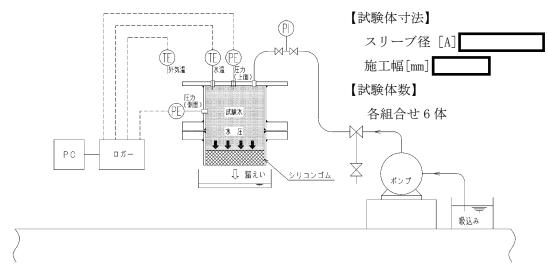
貫通部止水処置に使用されている, 貫通部シール材であるシリコンとモルタ ルの止水性能を確認する。

## (2) 評価結果

## a. シリコン (配管貫通部)

配管貫通部の止水処置に用いるシリコンについては,第1図のような試験 体による引張試験により止水性能を確認した。

本試験において得られたシリコンの破壊限界値は (試験体 6 体の うち最も低い破壊限界値)であり、約 の静水圧に相当することから、止水性能は十分に確保できる。



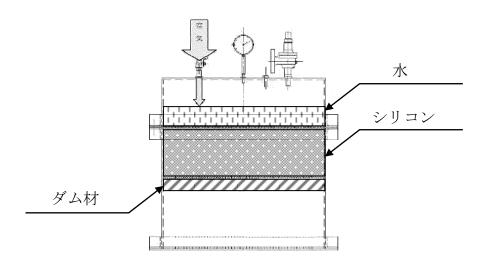
## 【試験方法】

試験装置に注水後,水により加圧 試験圧力 ,保持時間 15 分

第1図 試験体形状

## b. シリコン (電気関係貫通部)

電気関係貫通部処理の止水処置に用いるシリコンについては,第2図に示すとおり,試験圧力0.147MPa(静水圧15m相当)で継続加圧した結果,漏えいは認められなかったため,止水性能は十分に確保できる。



### 【試験条件】

シリコン充填高さ:

## 【試験方法】

試験装置に注水後,空気により加圧 試験圧力(0.147MPa),保持時間72時間

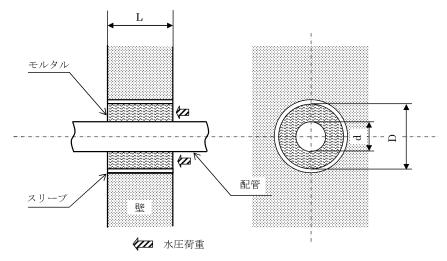
第2図 試験装置全体図

#### c. モルタル

貫通部の止水処置に用いるモルタルについては、以下のとおり静水圧に対し十分な耐性を有していることを確認している。モルタルの評価概要を第3図に示す。

### 【検討条件】

- スリーブ径:D [mm]
- ・モルタルの充填深さ:L「mm]
- ・配管径:d [mm]
- ・モルタル許容付着強度\*: 2.0 [N/mm<sup>2</sup>]
- ・静水圧: 0.2 [N/mm<sup>2</sup>] (保守的に 20m 相当の静水圧を想定)
- ※「鉄筋コンクリート構造計算基準・同解説 2010」による。



第3図 モルタル評価概要図

① モルタル部分に作用する水圧荷重 (P1) 静水圧がモルタル部分に作用したときに生じる荷重は以下のとおり。

P1 
$$\lceil N \rceil = 0.2 \lceil N/mm^2 \rceil \times (\pi \times (D^2-d^2) / 4) \lceil mm^2 \rceil$$

② モルタルの許容付着荷重 (P2)

静水圧がモルタル部分に作用したときに,モルタルが耐える限界の付着荷重は以下のとおり。

P2 [N] =2.0 [N/mm<sup>2</sup>] × (
$$\pi$$
 × (D+d) ×L) [mm<sup>2</sup>]

モルタルの付着強度は、付着面積及び充填深さに比例するため、ここでは、 保守的に貫通部に配管がない状態(d=0)を想定し評価を行った。

静水圧に対して止水性能を確保するためには、P1≦P2であるため、以下のように整理できる。

## $0.03 \times D \text{ [mm]} \leq L \text{ [mm]}$

上式より、モルタル施工箇所が止水性能を発揮するためには、貫通スリーブ径の3%以上の充填深さが必要である。例えば400mmの貫通スリーブに対して、約12mm以上の充填深さが必要であるが、実機における対象貫通部の最小厚さ200mmに対し、モルタルは壁厚さと同程度の厚さで充填されていることを踏まえると、止水性能は十分に確保できる。

## 津波PRAにおける漂流物の取り扱いについて

津波PRA学会標準の建物・機器のフラジリティ評価の中で、漂流物の選定に 関して以下の記載がある。

#### 【津波PRA学会標準8.2.3 損傷モード及び部位の抽出 より抜粋】

なお、津波による対象漂流物の選定に際しては、5.1.3 フラジリティ評価関連情報の収集・分析で得られる当該サイトに影響を与える可能性のある漂流物の諸元(位置・種類・頻度)に留意し、支配的な津波波源から当該サイトまでに存在する漂流物の発生頻度が炉心損傷頻度に比べて小さい場合、もしくは、当該サイトに接岸していない船舶に対しては対象から除外してもよい。

発電所に影響を与える可能性のある漂流物を諸元(位置・種類・頻度)に留意して調査し、津波により漂流物となる可能性がある施設・設備について、1. 発電所構内と2. 発電所構外で区分けして評価した。

#### 1. 発電所構内の評価

## (1) 船舶(燃料等輸送船)

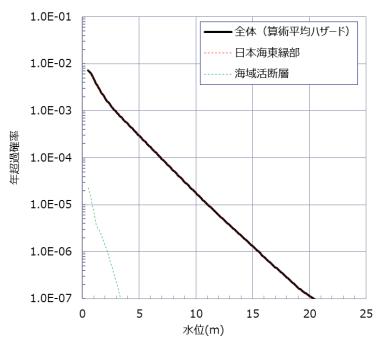
発電所内に停泊中の船舶は、津波襲来が想定される場合は湾外に避難するが、仮に避難する時間余裕がなく津波が襲来した場合でも、以下のとおり、 炉心損傷頻度の評価に有意な影響を与えるものではないと判断した。

#### a. 海域活断層に想定される地震による津波

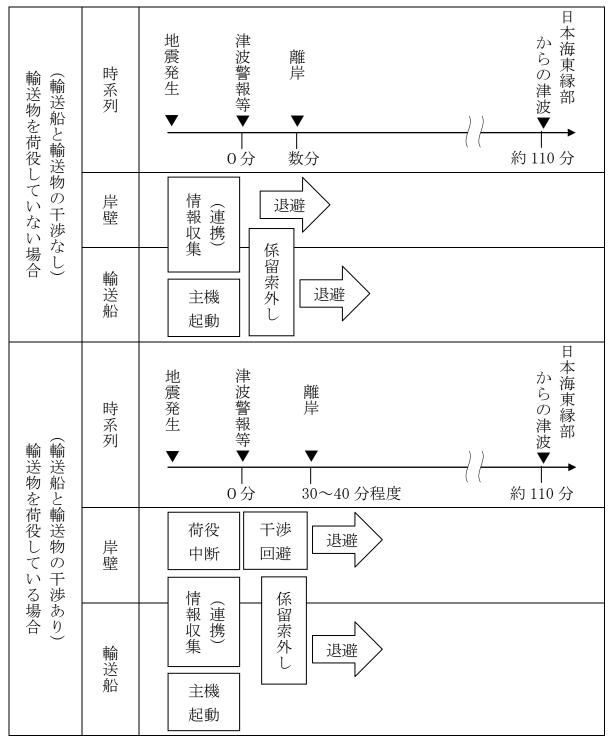
島根原子力発電所に想定する津波のうち、海域活断層に想定される地震による津波は、地震発生後、数分で到達するが、第 1 図に示すとおり、年超過確率 1.0×10<sup>-7</sup>/炉年においても施設護岸における水位はE L 5m 未満であり、仮に燃料等輸送船が漂流物となった場合でも炉心損傷に有意な影響を及ぼす可能性は十分に小さい。

#### b. 日本海東縁部に想定される地震による津波

島根原子力発電所に想定する津波のうち、日本海東縁部に想定される地震による津波は、地震発生後、発電所到達までに約 110 分程度の時間を要するため、第 2 図に示すとおり、発電所内に停泊する燃料等輸送船は、地震発生後 40 分程度で退避可能であり、日本海東縁部に想定される地震による津波に対し、漂流物となる可能性は十分に小さい。



第1図 施設護岸における津波水位に対する年超過確率

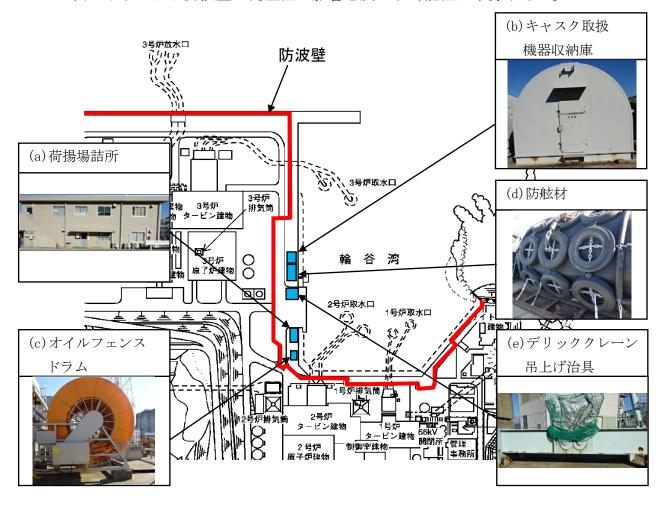


第2図 津波の到達と緊急退避に要する時間との関係

## (2) 建物·構築物等

PWDにより確認した発電所構内で漂流物となる可能性のあるものとしては、第3図に示す防波壁の外側にある主要な敷地内構築物及び設置物が挙げられる。

基準津波時の荷揚場の最高水位はEL6.7mで、荷揚場高さEL6.0mを越えるが、これらの構築物及び設置物が漂流してEL8.5mに設置された防波壁に影響を及ぼすおそれはない。また、基準超過津波時に漂流した場合でも、第1表に示すとおり防波壁の健全性に影響を及ぼす可能性は十分小さい。



第3図 防波壁の外側にある敷地内構築物及び設置物

第1表 防波壁の外側にある敷地内構築物及び設置物の評価結果

	設備 (設置高さ)	概略寸法及び 概算重量	評価結果
(a)	荷揚場詰所 (EL 6.0m)	(縦)8.6m× (横)18.1m× (高さ)6.5m	詰所は鉄骨造であり、詰所内の事務機器等が 防波壁に衝突した場合でも防波壁の健全性 に影響を及ぼす可能性は十分に小さい。
(b)	キャスク取扱機器 収納庫 (EL 6.0m)	(縦) 7.8m× (横) 4.6m× (高さ) 4.5m (重量) カバー部:4.3t 定盤部 :7.9t	定盤部は重量物でありコンクリート基礎部 にアンカーボルトで固定されているため, 漂 流物となる可能性は十分に小さい。カバー部 は漂流物となる可能性があるが, 防波壁の健 全性に影響を及ぼす可能性は小さい。
(c)	オイルフェンス ドラム (EL 6.0m)	(縦) 5.2m× (横) 3.0m× (高さ) 3.9m (重量) 本体:2.6t オイルフェンス:0.8t	コンクリート基礎部にアンカーボルトで固定された構造物で、鋼製の本体とオイルフェンスからなる。重量物であり津波で押し流された場合でも、防波壁のあるEL8.5m盤に乗り上げて防波壁の健全性に影響を及ぼす可能性は十分に小さい。
(d)	防舷材 (EL 6.0m)	(縦)2.5m× (横)1.3m× (高さ)1.3m (重量)0.6t	船舶等の接舷時の衝撃を和らげるための緩 衝材であり、津波時には浮き上がる可能性が あるが、用途から考えて防波壁に衝突しても 防波壁の健全性に影響を及ぼす可能性は十 分に小さい。
(e)	デリッククレーン 吊上げ治具 (EL 6.0m)	(縦)5.7m× (横)0.7m× (高さ)1.9m (重量)8t	鋼製構造物の重量物であり津波で押し流された場合でも,防波壁のあるEL8.5m盤に乗り上げて防波壁の健全性に影響を及ぼす可能性は十分に小さい。

#### 2. 発電所構外の評価

#### (1) 漂流物調査範囲の設定

基準津波による漂流物調査範囲は、基準津波による敷地前面海域の流向及び流速を考慮し、発電所周辺約2kmの範囲としている。また、漂流物の到達範囲は1kmの範囲としている。

この漂流物調査範囲及び漂流物の到達範囲は、基準津波の(寄せ波) 1 波による移動量約 450mに、保守性を考慮して設定したものであり、津波レベル 1 PRAで想定する EL 20m 津波に対しても適用できるものと考える。

#### (2) 漂流物となる可能性のある施設・設備の抽出

発電所周辺約2kmの調査を実施した。発電所周辺の海域及び陸域沿岸部の施設・設備の状況を第2表及び第4図に示す。

	210 00 000 000 000
施設・設備	調査結果
船舶 (漁船等)	発電所から1km 以遠にある片句漁港には12t 未満の漁船
	が40隻程度係留されている。
建物・構築物等	発電所から1km以遠の漁港周辺に家屋, 車両等がある。
定置網	発電所周辺に定置網の設置海域があるが,発電所周辺約2
	km に定置網の設置海域はない。

第2表 漂流物調査結果

#### (3) 発電所構外の施設・設備の評価

発電所周辺の海域及び陸域沿岸部の施設・設備の状況は以下に示すとおりであり、発電所周辺の施設・設備が発電所へ漂流物として到達する可能性は十分小さい。

#### a. 船舶(漁船等)

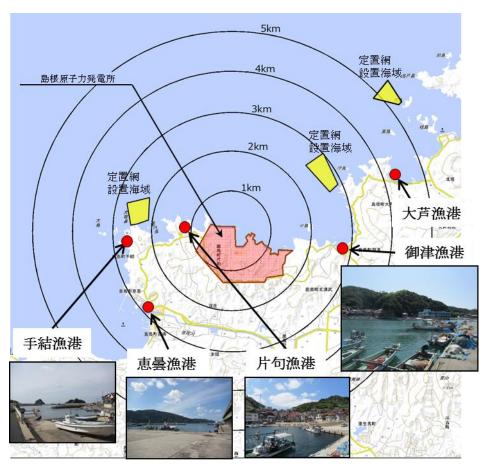
発電所周辺1kmの範囲に漁港はなく,漁港に係留されている漁船等は発電所への漂流物とはならない。また,発電所沖合を航行中の漁船が津波によって漂流する可能性は十分小さく,発電所への漂流物とはならない。

#### b. 建物·構築物等

発電所周辺1kmの範囲の陸域には家屋,車両等ないため,発電所への漂流物とはならない。

#### c. 定置網

発電所周辺1km の範囲の海域には定置網の設置海域はないため,発電所への漂流物とはならない。



第4図 発電所構外図

## 防波壁,屋外排水路逆止弁及び1号放水連絡通路防波扉の耐力について

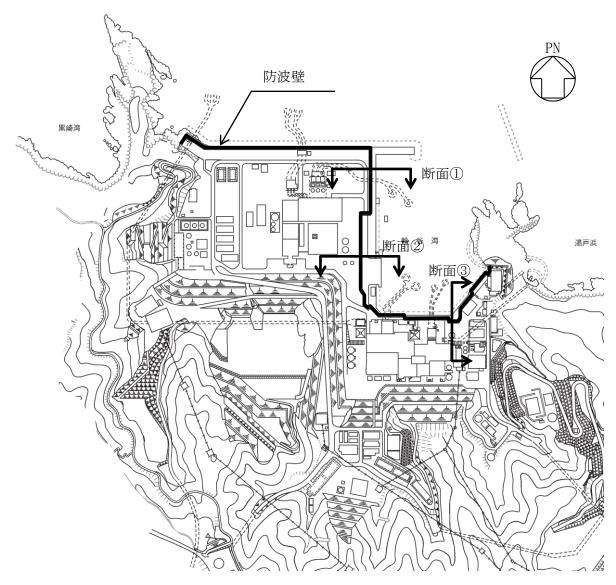
## 1. 防波壁の耐力

## (1) 防波壁の概要

防波壁は、敷地の海側に位置し、天端高さEL15m, 延長約 1,500m にわたり設置された津波防護施設である。

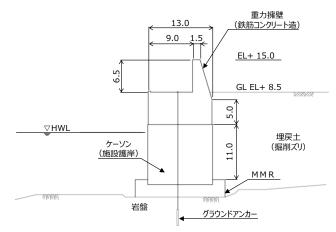
防波壁の配置図を第1図に示す。また、防波壁の評価対象断面図を第2図に示す。

防波壁の耐力評価は、「港湾の施設の技術上の基準・同解説(日本港湾協会:2007)」を参考に実施しており、防波壁について部材応力評価を行っている。 なお、防波壁は10~20m程度のスパンを1ブロックとした線状構造物であることから、防波壁法線と直交する断面(弱軸方向)をモデル化し、隣接するブロック及び防波扉を考慮せず、耐震性を確保する設計としている。

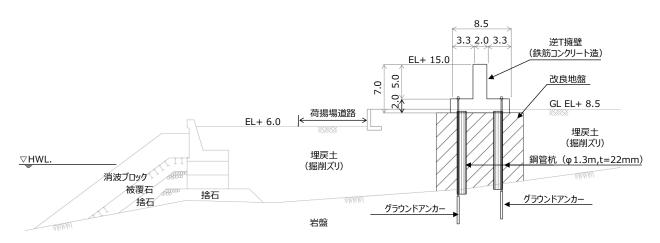


第1図 防波壁配置図

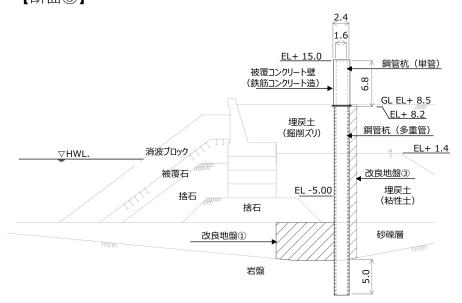
## 【断面①】



## 【断面②】



## 【断面③】



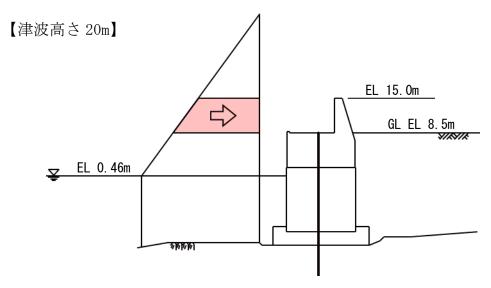
第2図 防波壁評価対象断面図(単位:m)

補足 1.2.2.a-3-2

## (2) 津波高さ 20m における耐力評価結果

津波高さ20mにおける津波波力分布図を第3図に示す。

また,津波高さ 20m における防波壁 (断面①,断面②,断面③) の評価結果を第1表に示す。評価結果が最も厳しい断面②における津波高さ 20m の評価結果は,0.48となり,1.0を下回る。



第3図 津波波力分布図(断面①)

第1表 防波壁の耐力評価結果(耐力作用比)

断面名称		曲げ・軸力	せん断力
断面①		0.40	0.39
断面②	竪壁	0.48	0. 44
	鋼管杭	0.40	0. 12
断面③		0. 43	0.10

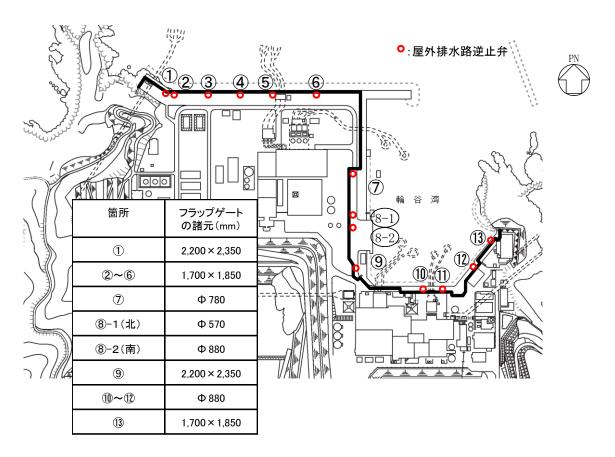
## 2. 屋外排水路逆止弁

#### (1) 屋外排水路逆止弁の概要

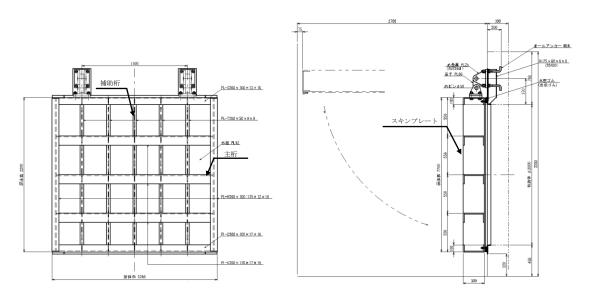
屋外排水路逆止弁は、耐震性を有する排水桝(計 14 箇所)に設置された鋼製フラップゲートである。逆止弁の配置図を第 4 図に、代表例として逆止弁 ⑨の構造図を第 5 図に示す。

逆止弁の耐力評価は、「鋼構造設計規準 - 許容応力度法 - (日本建築学会: 2005 改訂)」等に準拠し、部材応力評価を行っている。

なお、津波荷重については、「港湾の施設の技術上の基準・同解説(日本港湾協会:2007)」に準拠し、考慮する。



第4図 逆止弁配置図

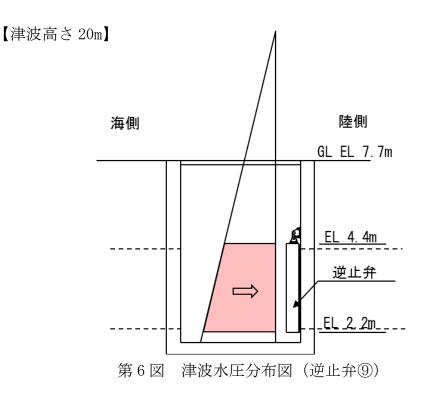


第5図 逆止弁⑨構造図

## (2) 津波高さ 20m における耐力評価結果

津波高さ 20m における津波水圧分布図を第6図に示す。

また,津波高さ 20m における大口径の逆止弁の評価結果を第 2 表に示す。 評価結果が最も厳しい逆止弁⑨における津波高さ 20m の評価結果は 0.51 となり, 1.0 を下回る。



補足 1.2.2.a-3-5

第2表 屋外排水路の逆止弁の耐力評価結果(耐力作用比)

逆止弁		スキンプレート	主桁	補助桁
逆止弁 ②~⑥, ⑬	1,700×1,850	0.33	0. 50	0. 13
逆止弁①,⑨	$2,200\times 2,350$	0.36	0. 51	0.08

<sup>※</sup> 同一形状の逆止弁について、最も深い位置に設置している逆止弁の耐力評価結果値を記載

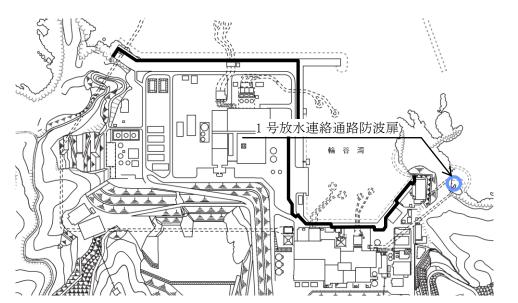
## 3. 1号放水連絡通路防波扉

#### (1) 1号放水連絡通路防波扉の概要

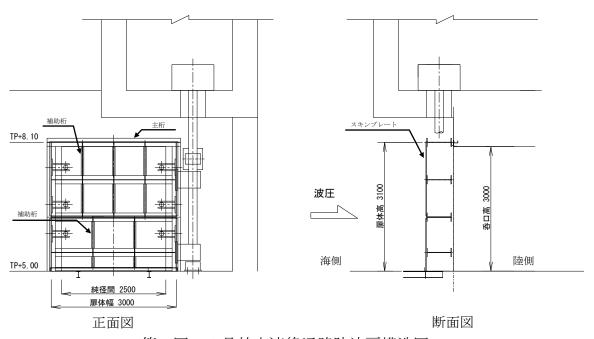
1号放水連絡通路防波扉は、1号炉放水連絡通路の放水口側(海側)に位置する鋼製スイングゲートである。1号放水連絡通路防波扉の配置図を第7図に、構造図を第8図に示す。

1号放水連絡通路防波扉の耐力評価は、「鋼構造設計規準・許容応力度法・ (日本建築学会:2005 改訂)」等に準拠し、部材応力評価を行っている。

なお、津波荷重については、「港湾の施設の技術上の基準・同解説(日本港湾協会:2007)」に準拠し、考慮する。



第7図 1号放水連絡通路防波扉配置図



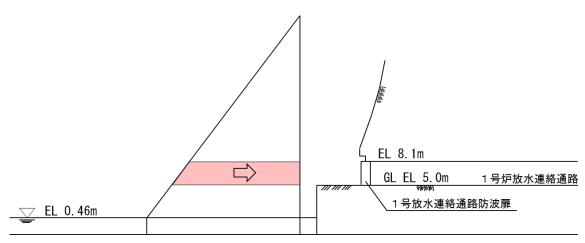
第8図 1号放水連絡通路防波扉構造図

## (2) 津波高さ 20m における耐力評価結果

津波高さ 20m における津波波力分布図を第9図に示す。

また、津波高さ 20m における 1 号放水連絡通路防波扉の評価結果を第 3 表に示す。津波高さ 20m の評価結果は 0.48 となり、1.0 を下回る。

## 【津波高さ 20m】



第9図 津波波力分布図(1号放水連絡通路防波扉)

第3表 1号放水連絡通路防波扉の耐力評価結果(耐力作用比)

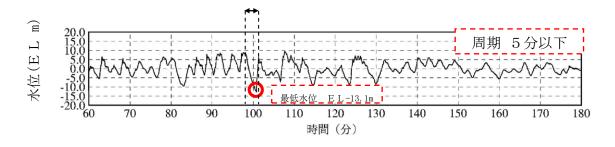
防波扉	スキンプレート	主桁	補助桁
1号放水	0.41	0.40	0.17
連絡通路防波扉	0.41	0.48	0.17

# <u>引き波時を含む取水の継続性及び</u> 事故シナリオの分析で引き波を除外する考え方について

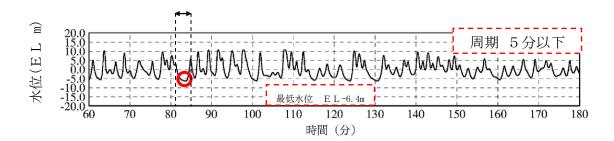
島根原子力発電所2号炉取水槽は貯留構造となっており、引き波時に取水口の水位が低下し取水管の下端レベルを下回っても、原子炉補機海水ポンプ(以下「RSWポンプ」という。)の取水性能を維持できる。貯留構造により冷却水を確保できる時間と津波周期の関係を整理し、引き波時の取水の継続性を以下に示す。また、RSWポンプの取水の継続性を踏まえ、事故シナリオの分析で引き波を除外する考え方を以下に示す。

#### 1. 津波周期

E L 20m 津波時の水位の時刻歴波形を第1図及び第2図に示す。図より敷地前面の取水口及び取水槽での津波周期は5分以下であることがわかる。



第1図 EL20m 津波での取水口での時刻歴波形



第2図 EL20m 津波での取水槽での時刻歴波形

#### 2. RSWポンプの取水継続時間

取水槽貯留構造によるRSWポンプの取水継続時間を、RSWポンプ設計取水可能水位及びRSWポンプ実取水可能水位の2通りのケースで評価した。

取水槽貯留構造部には、RSWポンプと循環水ポンプ(以下「CSWポンプ」という。)の吸込口があり、CSWポンプの運転状態によりRSWポンプの取水継続時間は異なる。津波時には取水槽水位低下(EL-3.0m)によりCSWポンプを停止することから、RSWポンプ設計取水可能水位による評価においてはCSWポンプから取水はない条件での評価とした。RSWポンプ実取水可能水位による評価においては、CSWポンプからの取水がある条件での評価も行った。

## (1) RSWポンプ設計取水可能水位による評価

RSWポンプとCSWポンプの下端高さと設計取水可能水位を第1表に,取水槽の貯留構造部を第3図に示す。津波時にはCSWポンプは停止することから,取水管下端を下回る引き波時に,RSWポンプは取水管下端~RSWポンプ設計取水可能水位の間の貯留水が使用可能である。このとき,RSWポンプの取水継続時間は以下に示すとおり約11分であり,津波周期(5分以下)を上回る。

## 【RSWポンプの取水継続時間 (CSWポンプ取水なし)】

- · 取水可能容積:800m3
- ・RSWポンプ流量:68m³/分(2台運転)
- · 取水可能時間: 800/68=11.7分

#### (2) RSWポンプ実取水可能水位による評価

RSWポンプの実取水可能水位を、添付に示す実機RSWポンプによる取水性能試験により確認した。その結果、RSWポンプはポンプ下端の水位まで取水できる構造であることを確認したため、RSWポンプの実取水可能水位をRSWポンプ下端水位として、RSWポンプの取水継続時間を評価した。取水槽の貯留構造部を第4図に示す。津波時にはCSWポンプは停止することとしているが、CSWポンプがポンプ下端まで取水可能であると想定した場合の評価も行った。RSWポンプの取水継続時間は、以下に示すとおりCSWポンプ取水なしの条件で約23分、CSWポンプ取水ありの条件で約10分であり、津波周期(5分以下)を上回る。

#### 【RSWポンプの取水継続時間(CSWポンプ取水なし)】

- ・取水可能容積:1,600㎡ (取水管下端~RSWポンプ下端)
- ・RSWポンプ流量:68m³/分(2台運転)
- ・取水可能時間:1,600/68=23.5分

#### 【RSWポンプの取水継続時間(CSWポンプ取水あり)】

- ・取水可能容積:700m³ (CSWポンプ下端~RSWポンプ下端)
- ・RSWポンプ流量:68m³/分(2台運転)
- ・取水可能時間:700/68=10.2分

## 3. 事故シナリオの分析で引き波を除外する考え方

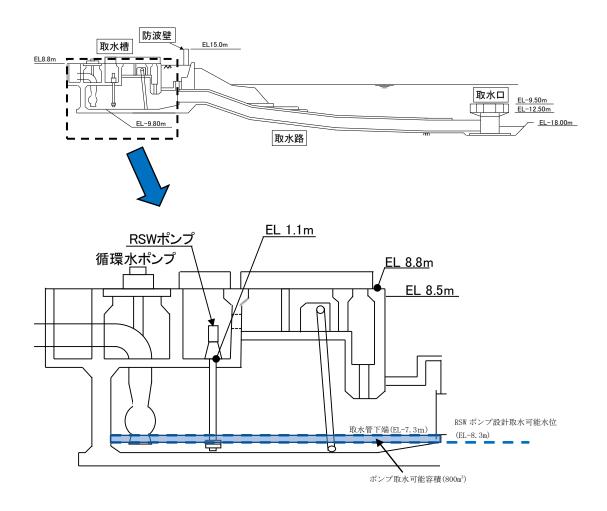
以上により、RSWポンプの取水継続時間は、RSWポンプの設計取水可能水位及び実取水可能水位のいずれの場合でも、津波周期(5分以下)を十分上回り、EL20m 津波による引き波時にもRSWポンプの取水性が確保できることを確認した。

事故シナリオの分析においては、EL20m津波による引き波時にもRSWポンプの取水性が確保されることから、引き波を除外することとした。

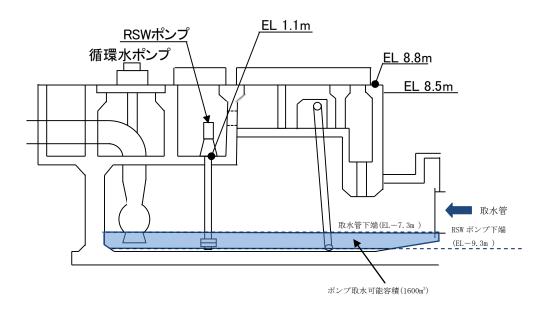
第1表 RSWポンプ及びCSWポンプの下端高さと設計取水可能水位

		ポンプ	吸込口径	設計取水可能水位※
	定格流量	下端高さ	(m)	(EL m)
	(m³/h/台)	(EL m)		
		$H_0$	$D_0$	$H=H_0+1.3 \times D_0$
RSWポンプ	2,040	-9.3	0.75	-8. 325
CSWポンプ	67, 400	-8.4	2.9	-4. 63

<sup>※</sup> 日本機械学会基準「ポンプの吸込水槽の模型試験法」(JSME S 004-1984) に基づき設定



第3図 取水槽の貯留構造部(その1)



第4図 取水槽の貯留構造部(その2)

## RSWポンプ取水性能試験

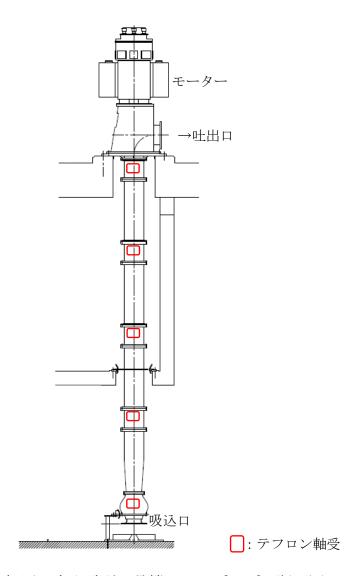
#### 1. 目的

RSWポンプの取水性能を確認するため,実機RSWポンプ取水性能試験及びポンプ軸受単体の無潤滑運転試験を行い,以下の2項目について性能を確認した。ここで,RSWポンプ水切れ運転とは,RSWポンプ下端より取水する水位が下回った状態でのRSWポンプの運転をいう。島根原子力発電所2号機RSWポンプの断面図を第1図に示す。

性能確認項目A. RSWポンプ実取水可能水位

性能確認項目B. RSWポンプ水切れ運転時のポンプ状態と

その後のポンプ取水性能



第1図 島根原子力発電所2号機RSWポンプの断面図

#### 2. 試験内容

基準超過津波が来襲し、引き波により取水槽水位が取水槽取水管下端位置を下回った場合、RSWポンプは取水槽下部の貯留構造部の海水を取水する。その後、押し波により取水管から取水槽へ水が流れ込み、取水槽水位が回復する。このような状態でのRSWポンプの取水性能を確認するため、「実機RSWポンプ取水性能試験」及び「ポンプ軸受単体の無潤滑運転試験」を行った。

「実機RSWポンプ取水性能試験」は、実機のRSWポンプ及び取水槽を模擬した試験であるが、RSWポンプ出口から出口逆止弁までの配管長が実機より模擬試験の方が長い。これにより、RSWポンプの保有水の量が異なるため、ポンプ水切れ運転状態でのポンプ内水位が実機と異なる。RSWポンプの水切れ運転状態での損傷モードは、水切れによるポンプ軸受の無潤滑状態での長時間運転による損傷であることから、これに対する評価及び試験を「ポンプ軸受単体の無潤滑運転試験」により行った。

#### (1) 実機RSWポンプ取水性能試験

#### a. 試験内容

基準超過津波が来襲し、引き波により取水槽水位が取水槽取水管下端位置を下回る場合に想定される実機取水槽の時系列とこれを模擬したRSWポンプ取水性能試験の確認項目を第1表に示す。本試験により、RSWポンプの実取水可能水位、ポンプ水切れ運転時にポンプが破損せず機能維持すること、及びポンプ水切れ終了後の再浸水時に定格流量が取水可能であることを確認する。

#### b. 試験結果

第2図に示す試験装置を用い、 分間のRSWポンプ水切れ運転状態を含むポンプ取水性能試験を行った。試験時の状態を第3図に、試験中のポンプ流量と水位の関係を第4図に示す。RSWポンプは、RSWポンプ下端付近まで定格流量を取水し、その後、約 分間のポンプ水切れ運転後に再浸水しても、定格流量が取水可能であった。また、水位低下中に連続渦などは確認されず、運転試験後に実施したポンプ開放点検による外観点検でも部品に異常は確認されなかった。なお、本試験において、ポンプ内の水位は最上部の軸受まで低下しておらず、いずれの軸受も無潤滑状態となっていない。

#### (2) ポンプ軸受単体の無潤滑運転試験

#### a. 試験内容

ポンプ水切れ運転時には、ポンプ内の水位が低下してポンプ軸受が無潤滑状態で長時間運転することで軸受が損傷し、ポンプが機能喪失となる可能性がある。島根原子力発電所2号炉RSWポンプの軸受は、第1図に示すように5つのテフロン軸受により構成されている。

島根原子力発電所 2 号炉R S Wポンプの水切れ運転状態での水位低下予測を「水車及びポンプの性能換算法 JSME S008(1989)」により行った結果を第 5 図<sup>(1)</sup>に示す。島根原子力発電所 2 号炉R S Wポンプは、最短で水切れ運

転後 分で最上部のテフロン軸受が無潤滑状態になる可能性があるため, テフロン軸受の無潤滑運転試験を実施した。

#### b. 試験結果

第6図に示す試験装置を用い、 分間のテフロン軸受の無潤滑運転試験を実施した。テフロン軸受の無潤滑運転試験前後の写真を第7図に示す。摩耗は見られたものの摩耗量は判定基準を満足しており、軸受の健全性が維持されることを確認した。

#### 3. まとめ

「実機RSWポンプ取水性能試験」により、島根原子力発電所2号炉RSWポンプの実取水可能水位はポンプ下端位置であることを確認した。

また、模擬水槽試験では、RSWポンプを約 分間のポンプ水切れ運転し、その後に再浸水した場合でも、定格流量が取水可能であることを確認したが、模擬水槽試験と実機RSWポンプの設置状態では、RSWポンプの保有水量が異なるため、これについて「ポンプ軸受単体の無潤滑運転試験」を実施し、テフロン軸受は 分間の無潤滑運転後も健全性が維持されることを確認した。したがって、RSWポンプは、約 分間のポンプ水切れ運転後に再浸水しても、定格流量が取水可能である。

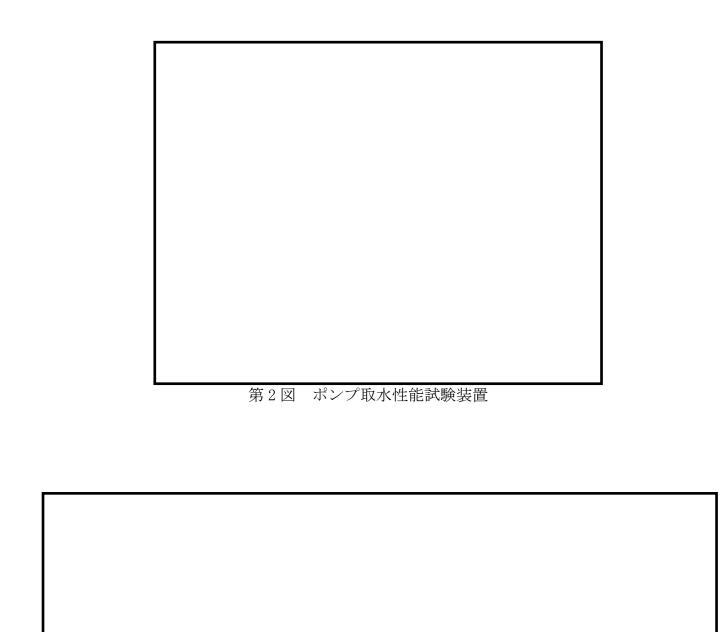
#### 参考文献

(1) 実金一成・宮本裕之(2013): 立形ポンプ内包水の水切れ運転時における挙動 について,日本原子力学会 2013 秋の大会, I23

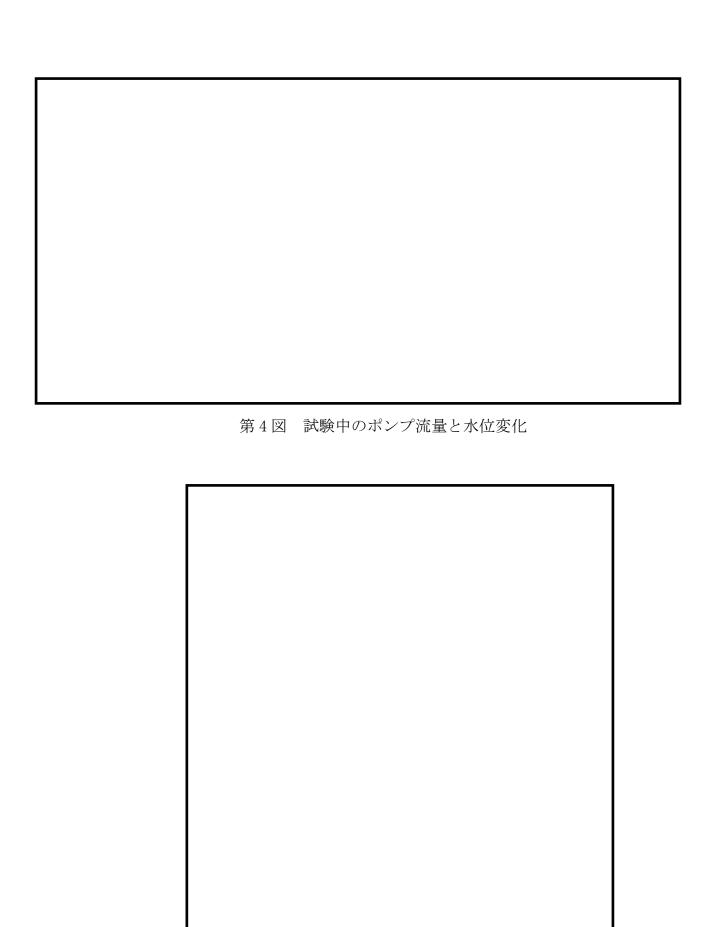
第1表 津波時の島根原子力発電所2号取水槽の想定時系列とRSWポンプ取水 性能試験の確認項目

津波時の島根原子力発電所 2 号取水槽の想定時系列		津波模擬試験水槽		
取水槽水位	取水槽の状態	試験水槽の状態	試験確認項目	
【引き波】	・引き波による取水槽水	・RSWポンプと水位調	・RSWポンプ流量、電流	
通常水位~	位低下	整ポンプにより試験水	等ポンプ運転パラメータ	
取水槽取水管下端水		槽水位低下		
位(EL-7.3m)				
【引き波】	・RSWポンプによる取	・RSWポンプと水位調	・RSWポンプの実取水可	
取水槽取水管下端水	水槽貯留構造部の水位	整ポンプにより試験水	能水位(取水停止水位)	
位(E L-7.3m)∼	低下	槽水位低下	・RSWポンプ流量,電流	
RSWポンプ実取水			等ポンプ運転パラメータ	
可能水位				
【引き波→押し波】	・取水槽水位はRSWポ	・RSWポンプ下端を露	・RSWポンプ流量、電流	
RSWポンプ実取水	ンプ実取水可能水位で	出させるため水位調整	等ポンプ運転パラメータ	
可能水位で一定時間	保持される	ポンプにより試験水槽		
経過	・RSWポンプ取水停止	水位低下後水位保持		
	・RSWポンプ内包水の	・RSWポンプ取水停止		
	落水	・RSWポンプ内包水の		
		落水		
【押し波】	・押し波による取水槽水	・水位調整ポンプにより	・RSWポンプの実取水可	
RSWポンプ実取水	位上昇	試験水槽水位上昇	能水位(取水開始水位)	
可能水位	・RSWポンプ取水開始	・RSWポンプ取水開始	・RSWポンプ流量,電流	
~通常水位			等ポンプ運転パラメータ	

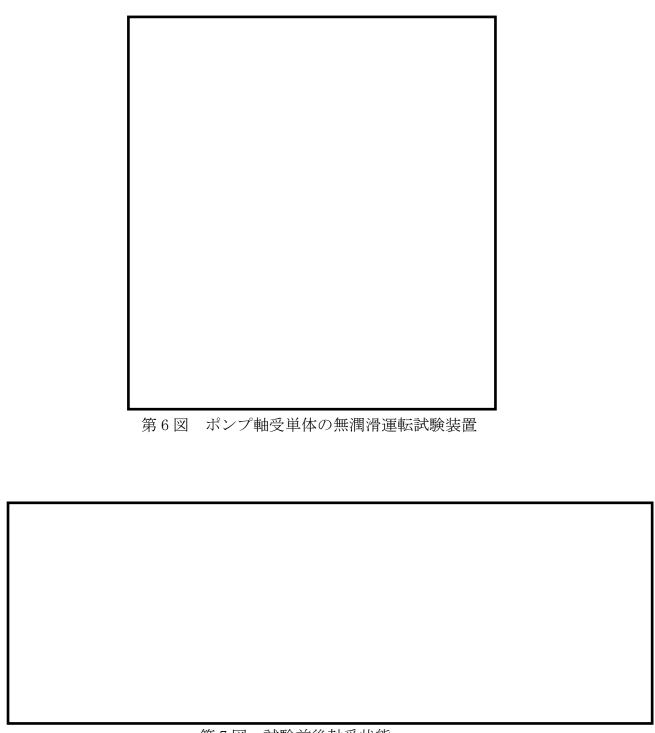
<sup>※</sup> CSWポンプの取水なしの条件を示すが、CSWポンプ取水ありにおいても同様な時系列となる。



第3図 試験時の状態



第5図 ポンプ内の水位低下予測



第7図 試験前後軸受状態

## 津波襲来時の原子炉停止の手順について

震源の近い地震によって津波が引き起こされる場合、地震加速度大のインターロックにより原子炉は自動スクラムし、プラントは自動停止すると考えられる。また、震源が遠い地震の場合等、プラントでの地震加速度が小さく、自動停止に至らずに津波が襲来する場合を想定し、原子炉を停止する手順を以下に示す。発電所近傍で大きな地震が発生した場合には、原子炉が自動で停止していることを確認し、原子炉の冷却操作を開始する。

震源が発電所の近傍ではない地震に起因して大津波警報が発令された場合は,以下の場合を除いて原子炉を停止し、原子炉の冷却操作を開始する。

- ・大津波警報が誤報であった場合
- ・発電所から遠方で発生した地震に伴う津波であって,「島根県 出雲・石見」 区域に津波が到達するまでの間に大津波警報が解除又は見直された場合

なお、津波注意報及び津波警報発令時は、発電所への津波による影響を確認するため、取水槽水位計や津波監視カメラ等により海域の監視を行うとともに、海水ポンプの電流等関連するプラント・パラメータの監視強化を行う。取水槽の水位が低下し「取水槽水位低」警報(EL-2.0m)が発信した場合、速やかに原子炉を手動スクラムにより停止し、原子炉を冷却する。更に取水槽の水位が低下し「取水槽水位低低」警報(EL-3.0m)が発信した場合、速やかに循環水ポンプ全台を停止する。

基準津波の年超過確率の参照について (第671回審査会合資料)

## 資料3

## 島根原子力発電所 2号炉 基準津波の年超過確率の参照について (コメント回答)

# 平成31年1月18日中国電力株式会社

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

## **Energia**

## 審査会合における指摘事項

(1)

項目	No.	コメント要旨	審査会合	頁
	1	海域活断層について適用しているスケーリング則を明記し、影響が大きいとしている「津波評価技術」の式を 適用している考え方を説明すること。	平成30年12月14日 第662回審査会合	P20, 70
基準津波の 年超過確率	2	域震源に想定される地震による津波を検討対象外と でる考え方については、敷地周辺の主な海域活断層と 労位置関係等と比較を行ったうえで、整理すること。 第662回審査会		P5, 24, 73, 74
の参照に ついて	3	敷地周辺の主な海域活断層のスクリーニングにおける 各断層の数値シミュレーションの検討ケースの考え方 を示すこと。	平成30年12月14日 第662回審査会合	P61~64
	4	モンテカルロ法のサンプル数の妥当性を感度解析により説明すること。	平成30年12月14日 第662回審査会合	P76

目 次
1. 評価方針・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・
   補足説明資料
1. 設置変更許可申請時からの変更点について・・・・・・・・・・・・・・・・・30
2. 基準津波の策定(第632回審査会合資料より引用)・・・・・・・・・・・・・31
3. 津波解析条件(第575回審査会合資料より引用)・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・
4. 津波波源モデルの設定方法・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・
5. フラクタイル曲線の作成方法・・・・・・・・・・・75
6. 施設護岸又は防波壁,2号炉取水口及び2号炉取水槽における津波ハザード評価結果・・・78
7. 防波堤の影響検討・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・82

# 目 次

## 1. 評価方針

- 2. ロジックツリー設定
- 3. 評価結果

#### 1. 評価方針

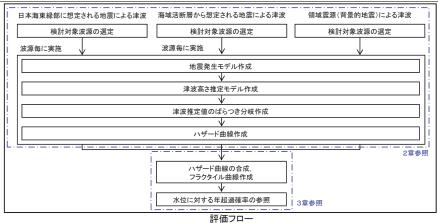


- ・確率論的津波ハザード評価(以降, 津波ハザード評価という)は、日本原子力学会(2012)(1), 土木学会(2011)(2) 及び土木学会(2016)(3)を踏まえて実施する。
- ・本評価では、断層運動が直接の原因で生じる津波を対象とし、海底地すべり等による津波については、発生頻度等を設定することが難しいため、評価に含めていない。
- ・なお、日本原子力学会(2012)では、津波を起因とした確率論的リスク評価(津波PRA)は地震そのものによる安全機能等への影響の考慮は適用範囲外としていることから、津波ハザード評価においても同様の考え方により、防波堤有りケースを基本とした評価を実施する。

## 1. 評価方針 評価フロー



- ・津波ハザード評価の評価フローを以下に示す。
- ・検討対象波源は、日本海東縁部に想定される地震による津波及び海域活断層から想定される地震による津波から選定し、波源毎に作成されたハザード曲線を合成することにより、フラクタイル曲線を作成し、水位に対する年超過確率の参照を実施する。また、領域震源(背景的地震)による津波については、簡易予測式を用いたスクリーニングを行い評価の要否を検討する。
- ・津波ハザード評価における不確定性については、土木学会(2016)に基づき、下表のとおり取り扱う。



不確定性の取り扱いについて

	个催走性の取り扱い。ついて				
不確定性		津波ハザード評価における扱い			
偶然的 不確定性	物理現象固有のランダム性に起因する不確定性であり、予測 不可能と考えられるもの	1本のハザード曲線の中で考慮する			
認識論的 不確定性	知識や認識不足に起因する不確定性であり、研究が進展すれ ば確定させることができるが現状では予測不可能なもの	ロジックツリーの分岐として考慮し, 複数のハザード曲線で表現する			

土木学会(2016)より作成

目 次

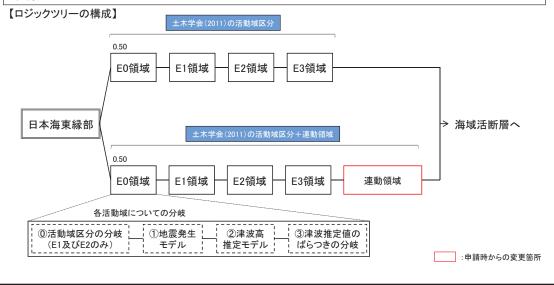
- 1. 評価方針
- 2. ロジックツリー設定
  - 2. 1 日本海東縁部に想定される地震による津波
  - 2. 2 海域活断層から想定される地震による津波
  - 2. 3 領域震源(背景的地震)による津波
- 3. 評価結果

# 2. ロジックツリー設定 2. 1 日本海東縁部に想定される地震による津波 (1)検討対象波源の選定

7

(1) [5(41) 15(4) 16(4)

- ・日本海東縁部に想定される地震による津波のロジックツリーを以下に示す。
- ・土木学会(2011)の活動域区分(E0領域, E1領域, E2領域, E3領域)のみを考慮する場合と、土木学会(2011)の活動域区分に「連動領域」を加える場合の分岐を設定し、複数のハザード曲線を作成する。なお、土木学会(2011)の活動域区分は次頁に示す。
- ・「連動領域」の波源は、基準津波策定の際に考慮した、地震発生領域の連動を考慮した波源モデル(断層長さ350kmモデル)及び地方 自治体独自の波源モデルを考慮する。
- ・上記分岐の重み配分については、土木学会(2016)に基づき、現時点の知見で判断するのは困難であることから、均等配分として設定する。



#### 2. ロジックツリー設定 2. 1 日本海東縁部に想定される地震による津波 (2)土木学会(2011)の活動域区分

## 8

・土木学会(2011)では、日本海東縁部の活動域区分(E0, E1, E2, E3)について、地震の発生履歴や地質学的知 見、地震調査研究推進本部(2003)(4)等の知見をもとに、以下のとおりとしている。

# 46° 44° 42 40° 38° 140 日本海東縁部海域の大地震活動域区分

#### 日本海東縁部の大地震活動域の既往最大Mw

海域	発生年	津波モデルの Mw	既往最大 Mw(=Mmax)	「地震調査研究推進本部」による 地震規模(信頼度)
北海道北西沖(E0)	なし	_	_	M7.8程度(D)
北海道西方沖(E1-1)	1940	7.7	7.7	M7.5前後(B)
北海道南西沖(E1-2)	1993	7.8	7.8	M7.8前後(B)
青森県西方沖(E1-3)	1983	7.7	7.7	M7.7前後(B)
秋田県沖(E2-1)	なし	_	_	M7.5程度(C)
山形県沖(E2-2)	1833	7.8	7.8	M7.7前後(B)
新潟県北部沖(E2-3)	1964	7.5	7.5	M7.5前後(B)
佐渡島北方沖(E3)	なし	_	_	M7.8程度(D)

土木学会(2011)より作成

#### 地震調査研究推進本部に示される平均発生間隔と津波ハザード解析における分布の考え方

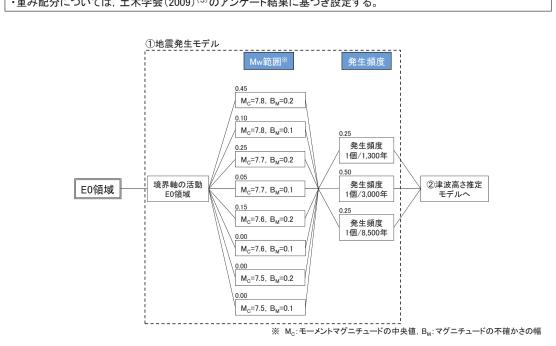
海域	平均発生間隔	平均発生間隔の根拠	分布の考え方
北海道北西沖(E0)	3,900年程度	約2,100年前と約6,000年前に2個のイベント	発生間隔データ1個
北海道西方沖(E1-1)	1,400~3,900年程度	(連続性)	一様分布(1,400-3,900)
北海道南西沖(E1-2)	500~1,400年程度	6個のイベントの平均が約1,400年	一様分布(500-1,400)
青森県西方沖(E1-3)	500~1,400年程度	3個のイベントの平均が約500年	一様分布(500-1,400)
秋田県沖(E2-1)	1,000年程度以上	(2列への配分)	一様分布(1,000-1,500)
山形県沖(E2-2)	1,000年程度以上	(2列への配分)	一様分布(1,000-1,500)
新潟県北部沖(E2-3)	1,000年程度以上	(2列への配分)	一様分布(1,000-1,500)
佐渡島北方沖(E3)	500~1,000年程度	中嶋(2003)	一様分布(500-1,000)

土木学会(2011)より作成

#### 2. ロジックツリー設定 2.1 日本海東縁部に想定される地震による津波 (2)土木学会(2011)の活動域区分 E0領域の地震発生モデル



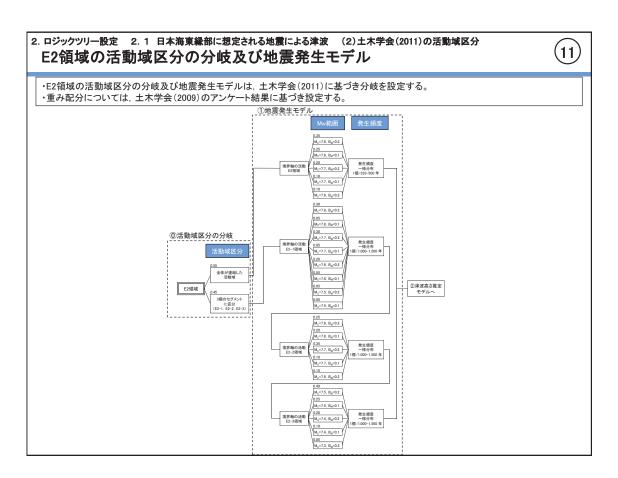
- ・E0領域の地震発生モデルは、土木学会(2011)に基づき分岐を設定する。
- ・重み配分については、土木学会(2009)(5)のアンケート結果に基づき設定する。



#### 2. ロジックツリー設定 2. 1 日本海東縁部に想定される地震による津波 (2)土木学会(2011)の活動域区分 (10)E1領域の活動域区分の分岐及び地震発生モデル ·E1領域の活動域区分の分岐及び地震発生モデルは、土木学会(2011)に基づき分岐を設定する。 ・重み配分については、土木学会(2009)のアンケート結果に基づき設定する。 ①地震発生モデル 0.45 M<sub>C</sub>=7.8, B<sub>M</sub>=0.2 0.20 M<sub>C</sub>=7.8, B<sub>M</sub>=0.1 0.20 M<sub>o</sub>=7.7, B<sub>M</sub>=0.2 発生頻度 一様分布 1個/212-593 年 0.10 M<sub>C</sub>=7.7, B<sub>M</sub>=0.1 0.05 M<sub>C</sub>=7.6, B<sub>M</sub>=0.2 0.35 M<sub>0</sub>=7.7, B<sub>M</sub>=0.2 ①活動域区分の分岐 0.20 M<sub>C</sub>=7.7, B<sub>M</sub>=0.1 0.25 M<sub>C</sub>=7.6, B<sub>M</sub>=0.2 0.15 M<sub>Q</sub>=7.6, B<sub>M</sub>=0.1 0.05 M<sub>C</sub>=7.5, B<sub>M</sub>=0.2 ②津波高さ推定 モデルへ E1領域 0.25 M<sub>G</sub>=7.8, B<sub>M</sub>=0.1 発生頻度 一様分布 1個/500-1,400 年 0.25 M<sub>G</sub>=7.7, B<sub>M</sub>=0.2 0.10 M<sub>0</sub>=7.7, B<sub>M</sub>=0.1 0.05 M<sub>C</sub>=7.6, B<sub>M</sub>=0.2

0.40 M<sub>0</sub>=7.7, B<sub>M</sub>=0.2 0.25 M<sub>0</sub>=7.7, B<sub>M</sub>=0.1 0.20 M<sub>0</sub>=7.6, B<sub>M</sub>=0.2

0.10 M<sub>G</sub>=7.6, B<sub>M</sub>=0.1 発生頻度 一様分布 個/500-1,400 年

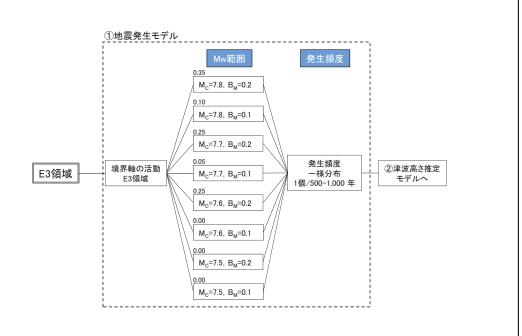


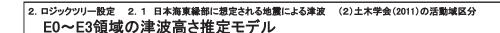
補足1.2.2.b-1-6

## 2. ロジックツリー設定 2. 1 日本海東縁部に想定される地震による津波 (2)土木学会(2011)の活動域区分 E3領域の地震発生モデル



・E3領域の地震発生モデルは、土木学会(2011)に基づき分岐を設定する。 ・重み配分については、土木学会(2009)のアンケート結果に基づき設定する。



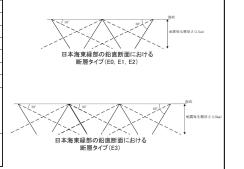


(13)

・E0領域, E1領域, E2領域及びE3領域の津波高さ推定モデルは, 土木学会(2011)に基づき分岐を設定する。
・重み配分については, 土木学会(2009)のアンケート結果に基づき設定する。



設定根拠
スケーリング則に基づき、Mwから求める。
地震発生層の厚さ(15km)を考慮し傾斜角に応じて決める。
log M <sub>0</sub> (N·m) = 1.5Mw + 9.1 ,D = M <sub>0</sub> / μLW により算出する。
Okmとする。
海底地形の走向に基づき設定する。
30~60°とする。西傾斜と東傾斜の双方を考慮する。 <u>(右図参照)</u>
90°とする。
3.5×10 <sup>10</sup> (N/m²) とする。
幅(地震発生層厚さ)に上限あり。 スケーリングの変曲点を境に、Mwが大きいとき武村(1998)の関係 log L (km) = 0,75Mw - 3.77, L ∝ D, W = const. が、Mwの小さいとき W = 2U·3、L ∝ W ∝ D の関係が成り立ち、両者が連続的に接続するものとする。
地震調査研究推進本部の地震動予測手法(「レシビ」)などで用いられる M <sub>s</sub> [N·M]=( S [km²] / 424 × 10 <sup>-1</sup> ) <sup>2</sup> × 10 <sup>-7</sup> (Wells and Coppersmith(1994)などのデータに基づく入倉・三宅(2001)の提案式, 地震モーメント 7.5 × 10 <sup>18</sup> N·m 以上の地震に適用する)を適用する。

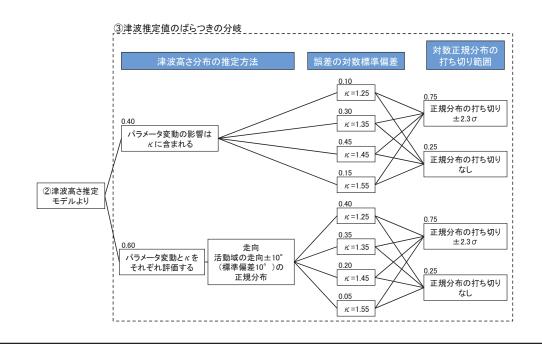


# 2. ロジックツリー設定 2. 1 日本海東縁部に想定される地震による津波 (2)土木学会(2011)の活動域区分 E0~E3領域の津波推定値のばらつきの分岐



·E0領域、E1領域、E2領域及びE3領域の津波推定値のばらつきの分岐は、土木学会(2011)に基づき分岐を設定する。

・重み配分については、土木学会(2009)のアンケート結果に基づき設定する。



### 2. ロジックツリー設定 2.1 日本海東縁部に想定される地震による津波 (3)連動領域 連動領域の地震発生モデル及び津波高さ推定モデル

(15)

・連動領域の波源は、基準津波策定の際に考慮した、地震発生領域の連動を考慮した波源モデル(断層長さ350km モデル)及び地方自治体独自の波源モデルを考慮する。

・連動領域の地震発生モデル及び津波高さ推定モデルは、波源モデルのいずれかがランダムに起こると仮定し、土木学会(2016)に基づき、偶然的不確定性として1本のハザード曲線の中で考慮する。



※ 各波源の「①地震発生モデル」及び「②津波高さ推定モデル」の詳細をP53~60に示す。

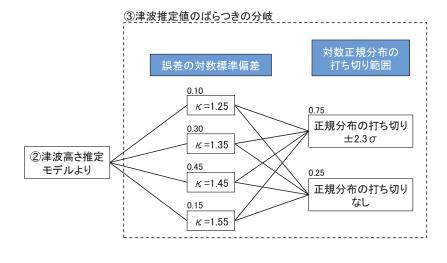
連動領域の地震発生モデル

波瀾モデル	Mw	発生頻度	参照先
	Mw=8.09	一様分布, 1個/3,000-6,000年	
日本海東縁部(350km)	Mw=8.15	一様分布, 1個/3,000-6,000年	P53,54
	Mw=8.25	一様分布, 1個/3,000-6,000年	
鳥取県(2012)(6)	Mw=7.85	一様分布, 1個/500-1,000年	P55
局取条(2012)(-/	Mw=8.16	一様分布, 1個/1,500-3,000年	P33
	Mw=7.82	一様分布, 1個/500-1,400年	
	Mw=7.89	一様分布, 1個/500-1,000年	
秋田県(2013)(7)	Mw=8.46	一様分布, 1個/1,000-2,000年	P56
	Mw=8.28	一様分布, 1個/1,500-3,000年	]
	Mw=8.69	一様分布, 1個/3,000-6,000年	
石川県(2012)(8)·福井県(2012)(9)	Mw=7.99	一様分布, 1個/1,500-3,000年	P57,58
自相県 (0010) (10)	Mw=7.85	一様分布, 1個/500-1,000年	P59
島根県(2012)(10)	Mw=8.01	一様分布, 1個/1,500-3,000年	P39
山口県(2012)(11)	Mw=7.85	一様分布, 1個/500-1,000年	P60

#### 2. ロジックツリー設定 2. 1 日本海東縁部に想定される地震による津波 (3)連動領域 連動領域の津波推定値のばらつきの分岐



・連動領域の津波推定値のばらつきの分岐は、土木学会(2011)に基づき分岐を設定する。 ・重み配分については、土木学会(2009)のアンケート結果に基づき設定する。



#### 目 次

(17)

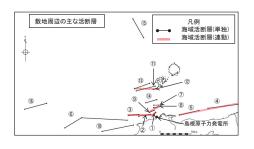
- 1. 評価方針
- 2. ロジックツリー設定
  - 2. 1 日本海東縁部に想定される地震による津波
  - 2. 2 海域活断層から想定される地震による津波
  - 2. 3 領域震源(背景的地震)による津波
- 3. 評価結果

#### 2. ロジックツリー設定 2. 2 海域活断層から想定される地震による津波

## (1)検討対象断層の選定



- ・海域活断層から想定される地震による津波の検討対象断層を選定する。
- ・ 敷地周辺の主な海域活断層について、基準津波策定の際に考慮した数値シミュレーション結果を用い、土木学会(2011)に示されるスク・リーニング※!を実施した結果、F-皿~F-V断層の下降側で評価対象となる水位を下回るため、検討対象断層として選定した。



	上昇側 (施設護岸又は防波壁)		下降側 (2号炉取水槽)	
断層	最大水位 上昇量 H(m)	評価対象 となる水位 X(m) <sup>※2</sup>	最大水位 下降量 H(m)	評価対象 となる水位 X(m) <sup>※2</sup>
F-Ⅲ~F-Ⅴ断層 (①+②+③)	3.6		-5.9	
鳥取沖東部断層 ~鳥取沖西部断層(④+⑤)	0.8		-1.0	
F57断層(⑥)	1.2		-1.1	
K-4~K-7撓曲(⑦+⑧+⑨)	2.5		-2.7	
大田沖断層(⑩)	0.8	5.4	-0.7	-3.0
K-1撓曲+K-2撓曲 +F <sub>KO</sub> 断層(⑪+⑫+⑬)	1.2		-0.9	
F <sub>K</sub> -1断層(個)	2.1		-2.4	
隠岐北西方北部断層(⑮)	1.2		-1.1	
見島北方沖西部断層(⑥)	0.7		-0.6	

:評価対象となる水位を下回る水位

- ※1 最大水位上昇(下降)量をH,評価対象となる水位をX(防波壁高さ及び原子炉補機海水ポンプ設計取水可能水位)とした際に |X|>|H|・κ²³ の関係が成り立つ 断層は対象外とする。なお、κは津波高さに含まれるばらつきで、最大で1.55とする。また、最大水位上昇量及び下降量の結果をP61,62に示す。
   ※2 上昇側については、Xが防波壁高さ15.0[m] となることより、X/(κ²³) = 15[m]/(1.55²³) ≒ 5.4[m] 下降側については、Xが原子炉補機海水ポンプ設計取水可能水位の-8.32[m]となることより、X/(κ²³) = -8.32[m]/(1.55²³) ≒ -3.0[m]

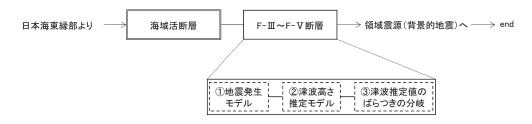
## 2. ロジックツリー設定 2.2 海域活断層から想定される地震による津波

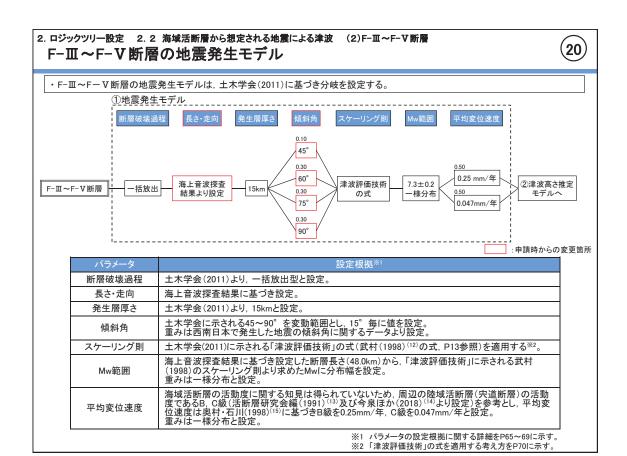
## (1)検討対象断層の選定

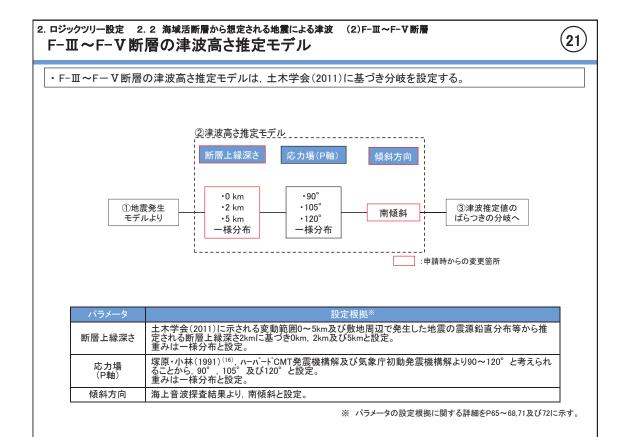
(19)

・海域活断層から想定される地震による津波のロジックツリーを以下に示す。

#### 【ロジックツリーの構成】



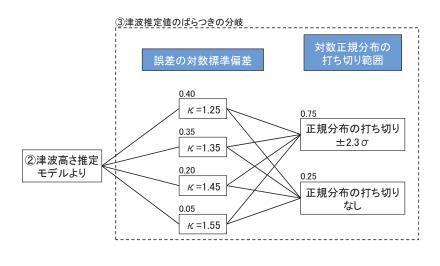




## 2. ロジックツリー設定 2. 2 海域活断層から想定される地震による津波 (2)F-皿~F-V断層 F-Ⅲ~F-V断層の津波推定値のばらつきの分岐



・F-Ⅲ~F-Ⅴ断層の津波推定値のばらつきの分岐は、土木学会(2011)に基づき分岐を設定する。・重み配分については、土木学会(2009)のアンケート結果に基づき設定する。



#### 目 次

(23)

- 1. 評価方針
- 2. ロジックツリー設定
  - 2. 1 日本海東縁部に想定される地震による津波
  - 2. 2 海域活断層から想定される地震による津波
  - 2. 3 領域震源(背景的地震)による津波
- 3. 評価結果

#### 2. ロジックツリー設定 2.3 領域震源(背景的地震)による津波

### (1)検討対象波源の選定

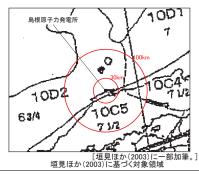


・領域震源(背景的地震)による津波の評価は、垣見ほか(2003)(17)及び萩原(1991)(18)に示される発電所から100km以内に位置するMw が最大となる波源を対象として、阿部(1989)<sup>(19)</sup>の簡易予測式※を用いて津波の予測高を算定し、土木学会(2011)に示されるスクリーニングを実施した。なお、領域震源と海域活断層の位置関係については、補足説明資料P73, 74に示す。

領域震源による津波の予測高及び評価対象となる水位

成次及M/Cの07 M/同次01				
領域震源	発電所から100km以内 に位置する領域震源の 最大Mw(Mj)	予測高H	評価対象となる水位 (P18参照)	
垣見ほか(2003)に示される領域震源 (「10D1」,「10D2」,「10C4」,「10C5」)	7.2 (7 <sub>1/2</sub> )	2.4m	5.4m	
萩原(1991)に示される領域震源 (「M」,「L <sub>2</sub> 」)	7.0 (7.3)	1.5m	0.4M	

※ logH = Mw - log Δ - 5.35 H:予測高(m), Δ:津波の伝播距離(km) なお、発電所から30km以内は、海上音波探査結果より後期更新世以降の活動を考慮する断層及び撓曲を把握していることより、Δは30kmと設定する。





・領域震源による津波の予測高は、評価対象となる水位を下回ることから、領域震源については検討対象外とする。

目 次 (25)

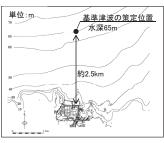
- 1. 評価方針
- 2. ロジックツリー設定
- 3. 評価結果

#### 3. 評価結果

### 年超過確率の参照(水位上昇側)

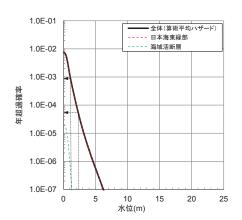


- ・波源毎に作成したハザード曲線を合成し、基準津波水位に対する年超過確率を参照する。
- ・水位上昇側の年超過確率は、策定した基準津波のうち、水位上昇側で防波堤有ケースである基準津波1及び2を対象とする。
- ・基準津波の策定位置における基準津波水位に対する年超過確率は、水位上昇側で10-3~10-5程度である。※1.2
- ※1 施設護岸又は防波壁(水位上昇側)、2号炉取水口及び2号炉取水槽(水位下降側)における津波ハザード評価結果をP78~81に示す。※2 防波堤の有無を考慮した津波ハザード評価結果をP82~90に示す。



位置図

	基準津波の策定位置における 基準津波水位
基準津波1 (水位上昇側)	+2.44m
基準津波2 (水位上昇側)	+1.21m

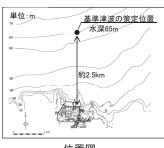


#### 3. 評価結果

### 年超過確率の参照(水位下降側)

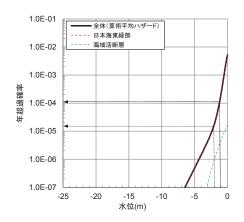


- ・波源毎に作成したハザード曲線を合成し、基準津波水位に対する年超過確率を参照する。
- ・水位下降側の年超過確率は、策定した基準津波のうち、水位下降側で防波堤有ケースである基準津波1、3及び4を対象とする。 ・基準津波の策定位置における基準津波水位に対する年超過確率は、水位下降側で10-3~10-5程度である。※1.2
- ※1 施設護岸又は防波壁(水位上昇側)、2号炉取水口及び2号炉取水槽(水位下降側)における津波ハザード評価結果をP78~81に示す。 ※2 防波堤の有無を考慮した津波ハザード評価結果をP82~90に示す。



位置図

	基準津波の策定位置における 基準津波水位
基準津波1 (水位下降側)	−1.96m
基準津波3 (水位下降側)	−1.07m
基準津波4 (水位下降側)	−1.05m



#### 3. 評価結果

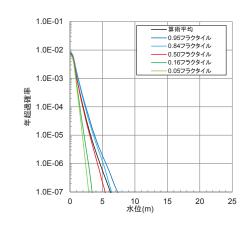
## 年超過確率の参照(フラクタイル曲線)



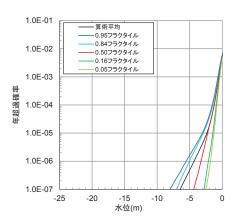
・基準津波の策定位置における水位上昇側、水位下降側のフラクタイル曲線を以下に示す。※1~3

- ※1 施設護岸又は防波壁(水位上昇側)、2号炉取水口及び2号炉取水槽(水位下降側)における津波ハザード評価結果をP78~81に示す。 ※2 防波堤の有無を考慮した津波ハザード評価結果をP82~90に示す。 ※3 フラクタイル曲線の作成方法をP75~77に示す。

#### ■水位上昇側



#### ■水位下降側



目 次

## 補足説明資料

- 1. 設置変更許可申請時からの変更点について
- 2. 基準津波の策定 (第632回審査会合資料より引用)
- 3. 津波解析条件(第575回審査会合資料より引用)
- 4. 津波波源モデルの設定方法
- 5. フラクタイル曲線の作成方法
- 6. 施設護岸又は防波壁、2号炉取水口及び2号炉取水槽における津波ハザード評価結果
- 7. 防波堤の影響検討

#### 補足説明資料

### 1. 設置変更許可申請時からの変更点について

(30)

・設置変更許可申請時からの変更点について下表に示す。

			变更内容	
波源	項目		変更前	変更後
日本海東縁部	検討対象波源	の選定	土木学会(2011)に示される以下の領域区分を選定 ・ED領域 ・E1領域 ・E3領域 ・E3領域 ・E3領域	土木学会(2011)に示される領域区分に加え、基準津波策 定の際に考慮した。以下の波源を追加選定 ・地震発生領域の連動を考慮した波源 ・島取県(2012) ・秋田県(2012) ・福井県(2012) ・高井県(2012) ・島根県(2012) ・山口県(2012)
海	検討対象断層	の選定	阿部(1989)の予測式により津波高さを算出し、予測高が 比較的大きくなる以下の断層を選定 ・F-Ⅲ~F <sub>K</sub> -2断層 ・K-4~K-7断層 ・大田沖断層 ・鳥取沖西方沖断層 ・鳥取沖東部断層 ・F <sub>K</sub> -1断層	土木学会(2011)に基づき、年超過確率への寄与度が高い以下の断層を選定・F-Ⅲ~F-V断層
(域活断層		傾斜 方向	F-Ⅲ~F <sub>K</sub> -2断層の長さを51.5kmと設定し、断層の傾斜方向は北傾斜と南傾斜に設定	設置変更許可申請以降に実施した海上音波探査による 結果(F-Ⅲ~F <sub>K</sub> -2断層の名称をF-Ⅲ~F-V断層に変更) より, 断層長さは48.0km, 断層の傾斜方向は南傾斜に設 定
	海域活断層の パラメータ	傾斜角	土木学会(2011)に示される45°~90°に基づき、上限値、 下限値及び中央値の45°、67.5°、90°に設定	基準津波策定の際に検討を実施した45°,60°,75°, 90°に設定
		断層上 縁深さ	土木学会(2011)に示される0~5kmに基づき, 0kmに設定	基準津波策定の際に検討を実施した0, 2, 5kmに設定

#### 2.1 基準津波の選定における津波水位の評価地点

#### 第632回審査会合 資料2 P143 再掲

31

・津波防護対象施設等はT.P.+8.5m以上の敷地に設置されており,敷地高さT.P.+8.5mを越える津波に対しては防波壁(天端高さT.P.+15.0m)等により津波を防難する。※1

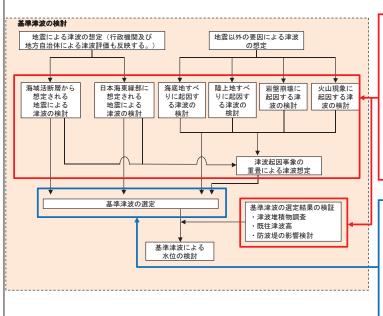
- ・基準津波の波源の選定においては、津波防護対象施設等への津波の影響を確認するため、津波水位の上昇側の評価地点は施設護岸とする。なお、施設護岸を越えた津波は防波壁に到達することから防波壁も対象とする。また、引き津波に対する影響を確認するため、津波水位の下降側の評価地点は2号炉取水口とする。
- ・また、ドライサイト及び海水ポンプの取水性を確認する観点から、上昇側については1~3号炉の取・放水槽、下降側については2号取水槽の評価水位についても確認する。

### 補足説明資料 2. 基準津波の策定

#### 2.2 各検討における評価地点の考え方

#### 第632回審査会合 資料2 P144 再掲

32



#### (津波評価における各検討の評価地点の 考え方)

- ・各検討における水位上昇側の評価地点 は施設護岸又は防波壁、水位下降側の評 価地点は2号炉取水口とする。
- ・評価地点は上記を基本とするが、日本 海東縁部に想定される地震による津波の 検討のうち、地震発生領域の連動を考慮 した検討の水位下降側については、2号 炉取水口において比較的水位変動が大ち くなり、基準津波に選定される可能大性が 考えられることから、管路計算による評 答のばらつきを考慮し2号炉取水槽を評 価地点とする。

#### (基準津波の選定の評価地点の考え方)

・津波の評価における各検討より抽出されたケースから、水位上昇側は施設護岸 れたケースから、水位上昇側は施設護岸 及び水位下降側は2号炉取水口の評価水位が最低となる波源を基準津波としが 位が最低となる波源を基準津波とし渡っ 1~3号炉取・放水槽の評価水位を上の 3、または、ほぼ同値となる波源にといて または、ほぼ同値となる波源に基準 でも安全側の評価を行う観点から基準 波として選定する。

2.3 津波評価結果①(海域活断層から想定される地震による津波の検討)

#### 第632回審査会合 資料2 P145 再揭

33

・地震による津波の検討(海域活断層から想定される地震による津波の検討)の評価水位最高ケース及び評価水位最低ケースは以下のとおり

部体・ルルス 古んしつ (七八 L目側)

※ 評価水位は地盤変動量及び潮位を考慮している。

評価水位最高ケース(水位上昇側)									: <i>T</i> i	以設度序と	乂は防波	壁におい	て評価水	、位最高
			波源	モデル						評価フ	k位(T.P.	m)**		
検討ケース	断層 長さ (km)	モーメント マグニ チュート Mw	傾斜角 (°)	すべり角 (°)	上縁深 さ(km)	大 すべり 域	ポンプ 運転 状況	施設護岸	1号炉 取水槽	2号炉 取水槽	3号炉 取水槽	1号炉 放水槽	2号炉 放水槽	3号炉 放水槽
土木学会に基づく検討(F-Ⅲ~F-Ⅴ断層)	48.0	7.27	90	130, 180	0	-	運転	+3.6[+3.59]	+1.9	+1.4	+1.3	+2.7	+2.8 +2.7	+2.1 +2.4
国土交通省・内閣府・文部科学省(2014)に 基づく検討(F56断層)	49.0	7.2	60	143, 215	1	中央	運転 停止	+1.9	+1.9 +2.1	+1.6 +2.2	+1.1	+2.8	+3.1 +1.5	+2.4 +1.5
国土交通省・内閣府・文部科学省(2014)の横ずれ断層 に対するすべり角の知見を踏まえた検討	48.0	7.27	90	130, 215	0	-	運転	+3.6[+3.56]	+2.0 +2.3	+1.5 +2.1	+1.4	+2.7 +1.4	+2.9 +2.5	+2.1 +2.4
地方自治体独自の波源モデルを対象とした検討				-				断層長され モデルから 価している	る想定され	る地震に	よる津波σ	)敷地への	影響は,	当社が評

響と同程度以下と考えられる。 評価水位最低ケース(水位下降側) :2号炉取水口において評価水位最低 2号炉 取水口(東) 2号炉 取水口(西)

運転 停止 -5.9[-5.84] 土木学会に基づく検討(F-Ⅲ~F-Ⅴ断層) 48.0 7.27 90 115, 180 0 -3.9 国土交通省・内閣府・文部科学省(2014)に 運転 -1.5 49 N 7.2 60 143. 215 1 隣接LR -10 -10 基づく検討(F56断層) 停止 国土交诵省・内閣府・文部科学省(2014)の構ずれ断層 運転 -5.8 7.27 0 48.0 115. 215 90 -3.8-3.8に対するすべり角の知見を踏まえた検討 断層長さ及び敷地からの距離を考慮すると、地方自治体独自の波源 モデルから想定される地震による津波の敷地への影響は、当社が評価している海域活断層から想定される地震による津波の敷地への影 地方自治体独自の波源モデルを対象とした検討

・海域活断層から想定される地震による津波の検討においては、施設護岸の評価水位が最高となること及び、2号炉取水口の評価水位が最低となることから、上昇側・下降側ともに「土木学会に基づく検討(F-皿~F-V断層)」を基準津波の選定に反映する。

#### 補足説明資料 2. 基準津波の策定

2.3 津波評価結果②(日本海東縁部に想定される地震による津波の検討)

第632回審査会合 資料2 P146 再掲

響と同程度以下と考えられる。

34

・地震による津波の検討(日本海東縁部に想定される地震による津波の検討)の評価水位最高ケース及び評価水位最低ケースは以下のとおり。

※ 評価水位は地盤変動量及び潮位を考慮している。 :施設護岸又は防波壁において評価水位最高

#### 輕価水位量高ケース(水位 F 晃側)

	7 (7) PL 3T 00										- 40 10 1001	1 1 410-193 10-		481 (047)	
					モデル			ポンプ			評价	画水位(T.P.	m)**		
検討	ケース	断層 長さ (km)	モーメントマク゛ ニチュート゛ Mw	傾斜角 (°)	すべり角 (°)	上縁 深さ (km)	大 すべり 域	運転状況	施設護岸 又は 防波壁	1号炉 取水槽	2号炉 取水槽	3号炉 取水槽	1号炉 放水槽	2号炉 放水槽	3号炉 放水槽
	E1領域	131.1	7.85	60	90	0		運転	+7.2	-	+6.4	+4.9	-	+5.3	+4.4
土木学会に基づく	断層上縁深さ0km	131.1	7.80	00	90	U		停止	±1.2	+6.9	+8.1	+6.3	+2.3	+4.3	+5.5
検討	(追加)E1領域	131.1	7.85	60	90	1	_	運転	+7.2	-	+6.5	+5.0	-	+5.3	+4.4
	断層上縁深さ1km	131.1	7.00	00	30	'		停止		+6.9	+8.2	+6.3	+2.3	+4.4	+5.4
国土交通省 · 内閣府 ·	F24断層	132	7.9	30	74. 80		隣接	運転	+3.4	-	+4.1	+2.4	-	+3.6	+3.5
国工文通省・内阁府・ 文部科学省(2014)に	F24例/智	132	7.9	30	74, 60	'	LLRR	停止	+3.4	+5.0	+4.9	+4.4	+2.0	+3.7	+3.3
支命科子省(2014)に 基づく検討	(追加)F28断層	126	7.7	45	115, 93, 118	1	隣接	運転	+3.6	-	+4.8	+3.8	-	+4.1	+3.4
₩ >\1Xn1	(坦加/r'20間階	120	1.1	40	110, 53, 110	L <u>'</u>	LRR	停止	10.0	+5.8	+6.2	+4.6	+1.7	+3.3	+2.1
地方自治体独自	自の波源モデルに	222.2	8.16	60	90	0		運転	+10.5	-	+7.0	+5.9	-	+6.8	+6.6
基づく検討(	鳥取県(2012))	222.2	0.10	00	90	U		停止	+10.5	+7.6	+9.0[9.00]	+7.0	+4.0	+7.1	+6.4
	生領域の連動を	350	8.09	60	90	0	IV V	運転	+8.7	-	+6.9	+6.1	-	+6.1	+4.4
考慮した検討(	断層長さ350km)	330	0.09	00	50	L	TA A	停止	±6.7	+7.1	+9.0[8.91]	+7.2	+3.0	+6.5	+4.9

#### 評価水位最低ケース(水位下降側)

#### :2号炉取水口において評価水位最低

	アイバアは「中央の	1/								27#*#\\\\	92 A . C B.L IMI V.V INTROCKED
					モデル			ポンプ		評価水位(T.P. m)**	
		断層 長さ (km)	モーメントマク ニチュート Mw	傾斜角 (°)	すべり角 (°)	上縁 深さ (km)	大 すべり 域	運転 状況	2号炉 取水口(東)	2号炉 取水口(西)	2号炉 取水槽
土木学会に基づく	E2, E3領域 断層上縁深さ2.5km	131.1	7.85	60	90	2.5	-	運転 停止	-4.2	-4.1	-5.3 -5.0
検討	(追加)E2, E3領域 断層上縁深さ1km	131.1	7.85	60	90	1	-	<u>運転</u> 停止	-4.2	-4.1	-5.4 -5.1
国土交通省•内閣府•	F24断層	132	7.9	30	74, 80	1	中央	運転 停止	-2.4	-2.4	-3.4 -3.3
文部科学省(2014)に 基づく検討	(追加)F28断層	126	7.7	45	115, 93, 118	1	右側	運転 停止	-1.9	-1.9	-2.7 -2.7
	の波源モデルに 鳥取県(2012)	222.2	8.16	60	90	0	-	運転 停止	-5.0	-5.0	-5.9[-5.81] -5.4
	生領域の連動を 断層長さ350km)	350	8.09	60	90	0	IV VI	運転	-4.5	-4.5	-5.9[-5.88] -5.2

・日本海東縁部に想定される地震による津波の検討においては、防波壁の評価水位が最高となること及び、2号炉取水口の評価水位が最低となることから、上昇側・下降側ともに「地方自治体独自の波源モデルに基づ(検討(鳥取県(2012))」を基準津波の選定に反映する。 ・また、「地震発生領域の連動を考慮した検討(断層長さ350km)」においては、3号炉取水槽のポンプ停止時の評価水位が最高となること及び、2号炉取水槽のポンブ運転時の評価水位が最低となることなら基準津波の選定に反映する。(該当箇所を表中に ししと示す。)

## 2. 3 津波評価結果③(地震以外の要因による津波の検討)

#### 第632回審査会合 資料2 P147 再掲

35

・地震以外の要因による津波の検討の評価水位最高ケース及び評価水位最低ケースは以下のとおり。

#### 評価水位最高ケース(水位上昇側)

※ 評価水位は地盤変動量及び潮位を考慮している。 : 施設護岸又は防波壁において評価水位最高

	ポンプ			i	平価水位(T.P. m)	*		
検討ケース	運転状況	施設護岸	1号炉 取水槽	2号炉 取水槽	3号炉 取水槽	1号炉 放水槽	2号炉 放水槽	3号炉 放水槽
海底地すべりに	運転	+4.1	+3.5	+3.2	+2.3	+3.4	+4.3	+4.0
起因する津波(地すべり①)	停止	+4.1	+4.0	+4.5	+4.0	+2.1	+3.8	+4.2
陸上地すべりに	運転	.10	+1.0	+0.7	+0.5	+2.6	+2.4	+1.8
起因する津波(Ls26)	停止	+1.2	+1.1	+1.1	+1.0	+1.1	+1.0	+0.8
岩盤崩壊に起因する津波	-		r(1997) <sup>(20)</sup> の予測 は小さいと考えられ	式による津波高される。	さ(全振幅)が陸」	上地すべりの津波	宮高(全振幅)を下	回ることから,
火山現象に起因する津波	-	とはないと考え、・隠岐島後:山体 ことはないと考え	られる。 k崩壊を伴うような えられる。	暴発的噴火の可能 は爆発的噴火の可 本海東縁部に想	可能性は低いこと	から, 敷地に与え	こる影響が大きい	津波は発生する

#### 評価水位最低ケース(水位下降側)

:2号炉取水口において評価水位最低

	ポンプ		評価水位(T.P. m)**								
検討ケース		2号炉	2号炉	2 号炉							
	運転状況	取水口(東)	取水口 (西)	取水槽							
海底地すべりに	運転	0.0	0.7	-3. 7							
起因する津波(地すべり①)	停止	-2. 8	-2. 7	-3. 3							
陸上地すべりに	運転	-0.5	-0.5	-1. 1							
起因する津波(Ls26)	停止	-0.5									
岩盤崩壊に起因する津波	=	Huber and Hager(1997)の予測式による 地への影響は小さいと考えられる。	per and Hager(1997)の予測式による津波高さ(全振幅)が陸上地すべりの津波高(全振幅)を下回る への影響は小さいと考えられる。								
火山現象に起因する津波	-	とはないと考えられる。	n噴火の可能性は低いことから,敷地に 的噴火の可能性は低いことから,敷地 こ与える影響は小さいと考えられる。								

・地震以外の要因による津波の検討においては、施設護岸の評価水位が最高となること及び、2号炉取水口の評価水位が最低となることから、上昇側・下降側ともに「海底地すべりに起因する津波(地すべり①)」を基準津波の選定に反映する。

#### 補足説明資料 2. 基準津波の策定

2.3 津波評価結果④(津波起因事象の重畳による津波の検討)

第632回審査会合 資料2 P148 再掲 36

・津波起因事象の重畳による津波の検討の評価水位最高ケース及び評価水位最低ケースは以下のとおり。

※ 評価水位は地盤変動量及び潮位を考慮している。

#### 評価水位最高ケース(水位上昇側)

:施設護岸又は防波壁において評価水位最高

	検討ケース		ポンプ			評価	西水位(T.P. m)*	•			
地震による津波	地震以外の要因による 津波	検討方法	運転 状況	施設護岸	1号炉 取水槽	2号炉 取水槽	3号炉 取水槽	1号炉 放水槽	2号炉 放水槽	3号炉 放水槽	
	陸上地すべり	水位の 足し合わせ	運転 停止	+3.8[+3.71]	_	_	_	_	_	_	
F-Ⅲ~F-V	Ls26	一体	運転	+3.8[+3.74]	+1.5	+1.1	+1.0	+2.7	+2.8	+1.9	
断層		シミュレーション	停止	+3.6[+3.74]	+1.8	+1.7	+2.7	+1.2	+2.6	+2.4	
DI/E	その他の地すべり (陸上地すべりLs7・ 海底地すべり①~④)	水位の 足し合わせ	-	F-Ⅲ~F-V断層 ら想定される地震 波は到達しないた	による津波の最	大水位上昇量σ	)発生時に, 陸上				
日本海東縁部 に想定される 津波	陸上地すべり・ 海底地すべり	水位の 足し合わせ	-	日本海東縁部に想定される地震の波源は、陸上地すべりLs7-Ls26及び海底地すべり①~④と十分に離れてことから、それらの重畳を考慮しない。							

#### 評価水位最低ケース(水位下降側)

:2号炉取水口において評価水位最低

計画小区型	はは、一人(小丘)	P4 D0/			.29	がない口にのいて計画小区政府
	検討ケース		ポンプ		評価水位(T.P. m) <sup>※2</sup>	
地震による津波	地震以外の要因による 津波	検討方法	運転 状況	2号炉 取水口(東)	2号炉 取水口(西)	2号炉 取水槽
	陸上地すべり	水位の 足し合わせ	運転 停止	-3.7[-3.62]	-3.6	_
F-Ⅲ~F-V 断層	Ls26	一体 シミュレーション	運転 停止	-3.7[-3.69]	-3.7	-5.7 -4.7
DI/B	その他の地すべり (陸上地すべりLs7・ 海底地すべり①~④)	水位の 足し合わせ	-	F-Ⅲ~F-V断層と海底地すべり①~( ら想定される地震による津波の最大水 波は到達しないため、重畳を考慮して	位下降量の発生時に, 陸上地すべりL	
日本海東縁部 に想定される 津波	陸上地すべり 海底地すべり	水位の 足し合わせ	-	日本海東縁部に想定される地震の波派 ことから、それらの重畳を考慮しない。	原は,陸上地すべりLs7・Ls26及び海底	地すべり①~④と十分に離れている

・津波起因事象の重畳による津波の検討においては、施設護岸の評価水位が最高となること及び、2号炉取水口の評価水位が最低となることから、上昇側・下降側ともに「F-皿~F-V断層から想定される地震による津波」と「陸上地すべりに起因する津波(Ls26)」の重畳ケースを基準津波の選定に反映する。

#### 2.3 津波評価結果のまとめ

第632回審査会合 資料2

37

・各検討結果より選定した評価水位最高ケース及び評価水位最低ケースは以下のとおり。

※ 評価水位は地盤変動量及び潮位を考慮している。

水位上昇位	則	:施	段護岸又に	は防波壁に	こおいて作	価水位置	lak 🗀	:左記	波源の1~3号	炉取・放水	曹の評価水位を	上回る。ま	たはほぼ同	直となる水位	1
		断層	モーメント		すべり	上緑	大	ポンプ			評価水	(位(T.P. m	ı)*		
波源	検討ケース	断層 長さ (km)	マク゛ニ チュート゛ Mw	傾斜角 (°)	9 へり 角 (°)	工修 深さ (km)	ス すべり 域	運転状況	施設護岸 又は 防波壁	1号炉 取水槽	2号炉 取水槽	3号炉 取水槽	1号炉 放水槽	2号炉 放水槽	3号炉 放水槽
海域活断層	土木学会に基づく検討	48.0	7.27	90	130,180	0	_	運転	+3.6	+1.9	+1.4	+1.3	+2.7	+2.8	+2.1
/母/队/百图/宿	(F-Ⅲ~F-Ⅴ断層)	40.0	1.21	90	130,160	U	_	停止	+3.0	+2.2	+2.0	+2.9	+1.3	+2.7	+2.4
日本海東縁部	地方自治体独自の波源モデル	222.2	8.16	60	90	0	_	運転	+10.5	-	+7.0	+5.9	-	+6.8	+6.6
口平海果粽印	に基づく検討(鳥取県(2012))	222.2	8.10	00	90	U	_	停止	+10.5	+7.6	+9.0[9.00]	+7.0	+4.0	+7.1	+6.4
日本海東縁部	(追加)地震発生領域の連動を	350	8.09	60	90	0	IV V	運転	+8.7	-	+6.9	+6.1	-	+6.1	+4.4
口平海果粽印	考慮した検討(断層長さ350km)	350	8.09	00	90	U	10 V	停止	+8.7	+7.1	+9.0[8.91]	+7.2	+3.0	+6.5	+4.9
海底地すべり	海底地すべりに							運転	. 4 4	+3.5	+3.2	+2.3	+3.4	+4.3	+4.0
海底地りへり	起因する津波(地すべり①)							停止	+4.1	+4.0	+4.5	+4.0	+2.1	+3.8	+4.2
津波起因事象	F-Ⅲ~F-Ⅴ断層 +		一体シミュレーション					運転	+3.8	+1.5	+1.1	+1.0	+2.7	+2.8	+1.9
の重畳	陸上地すべりLs26		_	-14ンミコ	レーショ			停止	+3.8	+1.8	+1.7	+2.7	+1.2	+2.6	+2.4

水位下降	側						:2号	炉取水口	において評価水位最低	: 左記波源の2号炉取水料	曹を上回る水位
		断層	モーメント		すべり	上縁	大	ポンプ		評価水位(T.P. m) **	
波源	検討ケース	長さ (km)	マグニ チュート Mw	傾斜角(゜)	角 (°)	  深さ (km)	すべり 域	運転状況	2号炉 取水口(東)	2号炉 取水口(西)	2号炉 取水槽
海域活断層	土木学会に基づく検討 (F-Ⅲ~F-Ⅴ断層)	48.0	7.27	90	115,180	0	-	運転 停止	-3.9	-3.9	-5.9[-5.84] -4.8
日本海東縁部	地方自治体独自の波源モデル に基づく検討(鳥取県(2012))	222.2	8.16	60	90	0	-	運転 停止	-5.0	-5.0	-5.9[-5.81] -5.4
日本海東縁部	(追加)地震発生領域の連動を 考慮した検討(断層長さ350km)		8.09	60	90	0	IVVI	運転	-4.5	-4.5	-5.9[-5.88] -5.2
海底地すべり	海底地すべりに 起因する津波(地すべり①)				-			運転	-2.8	-2.7	-3.7 -3.3
津波起因事象 の重畳	F-Ⅲ~F-V断層 + 陸上地すべりLs26		-	-体シミュ	レーショ	ン		運転 停止	-3.7	-3.7	-5.7 -4.7

・各検討結果より選定した評価水位最高ケース及び評価水位最低ケースから、施設護岸又は防波壁の評価水位が最高となる波源及び2号炉取水口の評価水位が最低となる波源を基準津波として選定する。また、上記波源の1~3号炉取・放水槽の評価水位を上回る、または、ほぼ同値となる波源についても安全側の評価を行う観点から基準津波として選定する。

## 補足説明資料 2. 基準津波の策定

## 2. 4 基準津波の選定

第632回審査会合 資料2 P150 再掲

(38)

・地震による津波の検討、地震以外の要因による津波の検討及び津波起因事象の重畳による津波の検討の結果、鳥取県(2012)が日本 海東縁部に想定した地震による津波を基準津波1,日本海東縁部に想定される地震発生領域の連動を考慮した検討の評価水位最高 ケースを基準津波2、評価水位最低ケースを基準津波3として選定する。また、敷地近傍に位置する海域活断層(F-III~F-V断層)から 想定される地震による津波を基準津波4として選定する。

想定	されるは	也震による津波を	を基準	津波	- 144	て選定	する。												
											<b>-</b>					水位は地盤			
水位上	昇側				施設護用	ド又は防	波壁にお	いて評価	水位最高	<u> </u>	:左部	己波源の	1~3号炉取	・放水槽の	評価水位を.			にとなる水位	:
++ 24±			断層	モーメント	33 PA 54	すべり	上線	大		**	84-76-4B	ポンプ	Al- 20 20 Uh		評価	i水位(T.P.	m)**		
基準津波	波源域	検討ケース	長さ (km)	₹2-1-1 Mw	傾斜角 (°)	角 (°)	深 (km)	すべり 域	走向	東西位置	防波堤 有無	運転 状況	施設護岸 又は 防波壁	1号炉 取水槽	2号炉 取水槽	3号炉 取水槽	1号炉 放水槽	2号炉 放水槽	3号炉 放水槽
基津	日本海果	地方自治体独自の波 源モデルに基づく検討	222.2	8.16	60	90	0		_		有	運転	+10.5	-	+7.0	+5.9	-	+6.8	+6.6
津波1	緑部	(鳥取県(2012))	222.2	0.10	00	30	Ů				79	停止	110.0	+7.6	+9.0[9.00]	+7.0	+4.0	+7.1	+6.4
基準	日本海果	地震発生領域の連動 を考慮した検討(断層	350	8.09	60	90	0	IV V	走向	(3)	有	運転	+8.7	-	+6.9	+6.1	-	+6.1	+4.4
津波2	緑部	を考慮した検討(断層 長さ350km)	350	6.09	60	90	0	10 0	定	(3)	Ę	停止	+8.7	+7.1	+9.0[8.91]	+7.2	+3.0	+6.5	+4.9

水位下降側:2号炉車						2号炉取水口において評価水位最低					: 左記波源の2号炉取水槽を上回る水位						
++ 24+			断層	モールト	ATAL A	すべり	上線	大		+		ポンプ		評価水位(T.P. m) ※			
基準津波	波源域	検討ケース	長さ (km)	マク゛ニ チュート゛ Mw	傾斜角 (°)	角 (°)		すべり 域	走向	果四 防波堤 .		運転 状況	2号炉 取水口(東)	2号炉 取水口(西)	2号炉 取水槽		
基津	口平海	地方自治体独自の波 源モデルに基づく検討		8.16	60	90	0				+	運転	-5.0	-5.0	-5.9[-5.81]		
津波1	東縁部	源モデルに基づく検討 (鳥取県(2012))	222.2	8.16	80	90	0	_	_		有	停止	-5.0	-5.0	-5.4		
基準		地震発生領域の連動 を考慮した検討(断層	350	8.09	60	90	0	IVVI	走向	(3)	有	運転	45	45	-5.9[-5.88]		
津波3	東縁部	を考慮した検討(断層 長さ350km)	300	8.09	60	90	U	10 01	定	(3)	1	停止	-4.5	-4.5	-5.2		
基準	海域	土木学会に基づく 検討	48.0	7.27	90	115,180	0				有	運転	-3.9	-3.9	-5.9[-5.84]		
津波4	活断層	模訂 (F-Ⅲ~F-V断層)	40.0	1.21	90	113,160	L °	_	_		19	停止	-5.9	-3.9	-4.8		

### 2.5 基準津波による水位の検討

第632回審査会合 資料2 P151 再掲 (39

- ・防波堤の有無の影響検討を踏まえた基準津波は以下のとおりである。
- ・基準津波による水位の検討として、基準津波の各々の評価水位に対して、敷地への流入防止及び取水性の確保について確認する。

#### 水位上昇側

※ 評価水位は地盤変動量及び潮位を考慮している。

		断層 モーソントマ 傾斜 すべり 上縁 大 まま まっかっぱ ポンコ		ポンプ	評価水位(T.P. m)※														
基準津波	波源域	検討ケース	長さ (km)	ケ ニチュー ト Mw	角 (°)	角 (°)		ナベり 域	走向	東西位置	防波堤 有無	運転状況	施設護岸 又は防波 壁	1号炉 取水槽	2号炉 取水槽	3号炉 取水槽	1号炉 放水槽	2号炉 放水槽	3号炉 放水槽
											有	運転	+10.5	-	+7. 0	+5. 9	-	+6.8	+6. 6
基準津波 1		地方自治体独自の 波源モデルに基づ	222. 2		60	90	0	=	-		19	停止	+10.5	+7. 6	+9.0	+7. 0	+4. 0	+7. 1	+6. 4
泰华洋波		く検討(鳥取県 (2012))	222.2	8. 16	00	90	U			_	無	運転		-	+9.0	+6.4	-	+6. 1	+6. 4
	日本海										m	停止	+11.6	+9.0	+10.4	+7. 7	+4. 1	+7. 2	+6. 3
基準津波2	東縁部	В	350	8. 09	60	90	0		走向 一定 走向一定 n-10°変化	(3) から 東 15.9km	有	運転	+8.7	-	+6. 9	+6. 1	-	+6. 1	+4. 4
<b>蒸华净</b> 放∠		地震発生領域の連 動を考慮した検討			00						79	停止	+8. /	+7. 1	+9.0	+7. 2	+3.0	+6.5	+4. 9
基準津波5		脚を考慮した検討 (断層長さ350km)	350	8. 09	60	90	0				無	運転	+11.2	-	+8. 3	+5. 8	-	+5. 5	+6. 8
基华净瓜 5			350	0.09	00	90	V	南30km			無	停止	+11.2	+8.0	+10.2	+7. 5	+2. 6	+5. 4	+7. 3
	評価水位と比較する高さ (T.P. m)											天端 +15.0	天端 +10.8	天端 +10.8	天端 +8.8	天端 +8.8	天端 +8.8	天端 +8.8	

### 補足説明資料 2. 基準津波の策定

#### 2.5 基準津波による水位の検討

第632回審查会合 資料2 P152 再掲 40

#### 水位下降側

※ 評価水位は地盤変動量及び潮位を考慮している。

						ポンプ		評価水位(T.P. m) *	€											
基準津波	波源域	検討ケース	長さ (km)	グニチュー ドMw	(°)	角 (°)	深さ (km)	すべり 域	走向	位置	有無	運転 状況	2 号炉 取水口(東)	2 号炉 取水口 (西)	2号炉 取水槽					
												運転	5.0	5.0	-5. 9					
		地方自治体独自の波源モデルに基づ									有	停止	-5. 0	-5. 0	-5. 4					
基準津波 1		く検討 (鳥取県(2012))	222. 2	8. 16	60	90	0	-	-	-		運転			-7.5					
	日本海	(110-111)((-1-1-))									無	停止	-5.9	-5. 9	-5. 5					
****	東縁部						350	8.09	60	90	0	ועעו	走向	(3)	有	運転	-4.5	-4. 5	-5. 9	
基準津波3				8.09	00	90	Ů	10 01	一定	(3)	相	停止	-4.5	-4. 5	-5. 2					
基準津波 6		助を考慮した検討 (断層長さ350km)	350	350	350	350	250	250	8, 09	60	90	1	VIVII	走向一定	(3)	#	運転	-6.0	-5. 9	-7. 8
泰华津波 5				0.09	00	90	i i	南20km	-10° 変化	(0)	ж	停止	0.0	-5.9	-5. 7					
								-	-		_	運転	-3.9	-3. 9	-5. 9					
基準津波 4	海域	土木学会に基づく 検討	40.0		90	115, 180					有	停止	-3.9	-3.9	-4. 8					
基华洋波 4	活断層		48. 0	7. 27	90	115, 180	0			_		運転	4 1	-4.1	-6. 3					
											無	停止	-4. 1	-4. 1	-5. 0					
	評価水位と比較する高さ (T.P. m)											取水[	コ呑口 2.5	原子炉補機海水ポ ンプ設計取水可能 水位 -8.32						

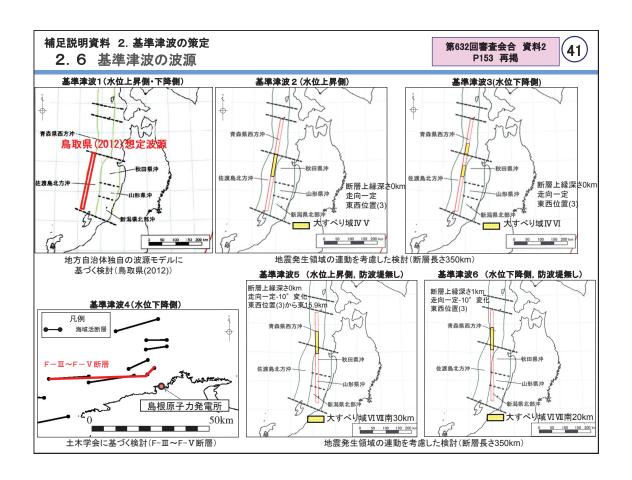
上記, 基準津波の各々の評価水位に対して, 敷地への流入防止及び取水性の確保ができることを確認した。 【敷地への津波の流入】

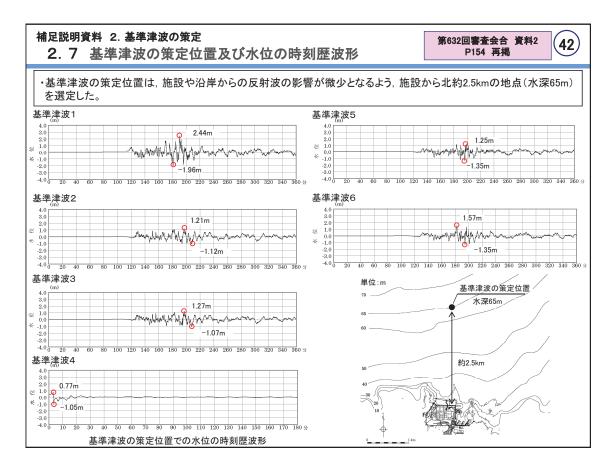
・施設護岸周辺には高さT.P.+15.0mの防波壁が設置されていることから,津波が遡上し地上部から敷地に到達することはない。

・1~3号炉取・放水槽の天端高さはT.P.+8.8mであること,及び1,2号炉取水槽に天端高さT.P.+10.8mの防水壁が設置されていることから,取・放水経路から敷地に津波が流入することはない。

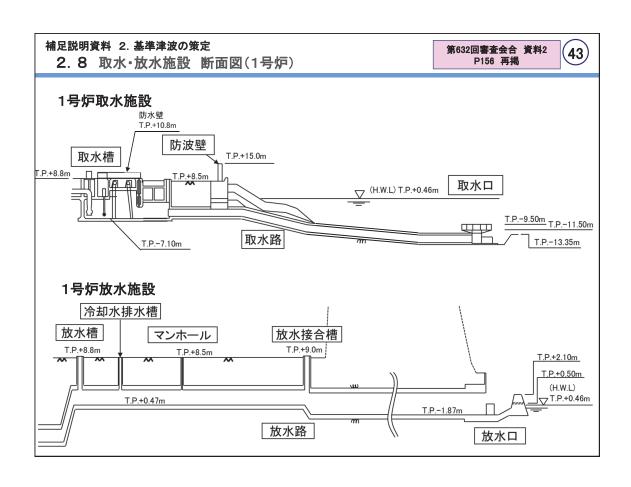
【原子炉補機海水系の取水性】

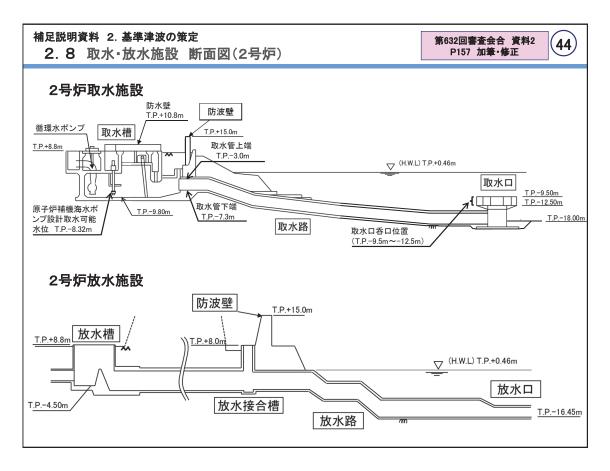
- ・2号炉原子炉補機海水ポンプ設計取水可能水位はT.P.-8.32mであることから、冷却に必要な海水は確保できる。
- ・2号炉取水口の呑口の下端はT.P.-12.5mであることから、取水に支障が生じることはない。



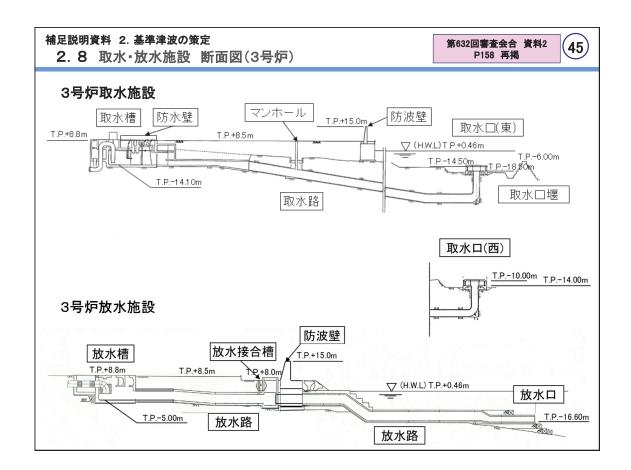


補足1.2.2.b-1-22





補足1.2.2.b-1-23



# 3. 1 計算条件(津波解析) -計算条件(津波解析)の詳細を以下に記す。

補足説明資料 3. 津波解析条件

第575回審査会合 資料1-2 P15 再掲

(46)

項目	計算条件						
計算領域	日本海全体(南北約2100km, 東西約1300km)						
計算時間間隔	0.05秒						
基礎方程式	非線形長波						
沖合境界条件	開境界部分は自由透過,領域結合部は,水位と流速を接続(21)						
陸岸境界条件	静水面より上昇する津波に対しては完全反射条件,または小谷ほか(1998) <sup>(22)</sup> の遡上条件とする。静水面より下降する津波に対しては小谷ほか(1998)の移動境界条件を用いて海底露出を考慮する。						
初期条件	地震断層モデルを用いて Mansinha and Smylie(1971) (23)の方法により計算される海底地盤変位が瞬時に生じるように設定						
海底摩擦	マニングの粗度係数 0.03 m <sup>-1/3</sup> s						
水平渦動粘性係数	0m <sup>2</sup> /s						
計算潮位	T.P.±0m						
想定する潮位条件	上昇側評価:津波解析の計算結果に, 朔望平均満潮位T.P.+0.46mを足し合わせ, 上昇側の評価水位とする。 下降側評価:津波解析の計算結果に, 朔望平均干潮位T.P0.02mを足し合わせ, 下降側でに連波解析の計算結果に, 朔望平均干潮位T.P0.02mを足し合わせ, 下降側の評価水位とする。						
地盤変動条件	「初期条件」において設定した海底地盤変位による地盤変動量を考慮する。						
計算時間	・日本海東縁部に想定される地震による津波は地震発生後6時間まで ・海域活断層から想定される地震による津波は地震発生後3時間まで						

### 3.1 計算条件(管路計算)

第575回審査会合 資料1-2 P16 再掲

(47)

・計算条件(管路計算)の詳細を以下に記す。

項  目	計算条件
計算領域	【取水施設】 1,2号炉 取水口 ~ 取水管 ~ 取水槽 3号炉 取水口 ~ 取水トンネル ~ 取水路 ~ 取水槽 【放水施設】 放水口 ~ 放水路 ~ 放水槽
計算時間間隔	0.01秒
基礎方程式	非定常管路および開水路流れの連続式および運動方程式
取水槽側境界条件 (ポンプ取水量)	1号炉 循環水ポンプ運転時:19m³/s <sup>×1</sup> ,循環水ポンプ停止時:1.0m³/s 2号炉 循環水ポンプ運転時:59m³/s,循環水ポンプ停止時:2.3m³/s 3号炉 循環水ポンプ運転時:95m³/s <sup>×2</sup> ,循環水ポンプ停止時:3m³/s
摩擦損失係数 (マニングの粗度係数)	【取水施設】 取水管:0.014m <sup>-1/3</sup> ·s 取水トンネル,取水路,取水槽漸拡部:0.015m <sup>-1/3</sup> ·s (塩素注入あり) 【放水施設】 0.015m <sup>-1/3</sup> ·s
貝の付着代	塩素注入しているため、貝の付着代は考慮せず
局所損失係数	土木学会(1999)等(24)~(26)による
想定する潮位条件	水位上昇側:朔望平均満潮位T.P.+0.46m 水位下降側:朔望平均干潮位T.P0.02m
地盤変動条件	地盤変動量を考慮する
計算時間	・日本海東縁部に想定される地震による津波は地震発生後6時間まで ・海域活断層から想定される地震による津波は地震発生後3時間まで

<sup>※1</sup> 日本海東縁部に想定される地震による津波に対して、発電所沿岸域で大津波警報が発表された場合には循環水ボンブを停止する。【申請以降の見直し】 ※2 燃料装荷前であるが、メンテナンス等により循環水ボンブを運転する可能性もあり得る。

### 補足説明資料 3. 津波解析条件

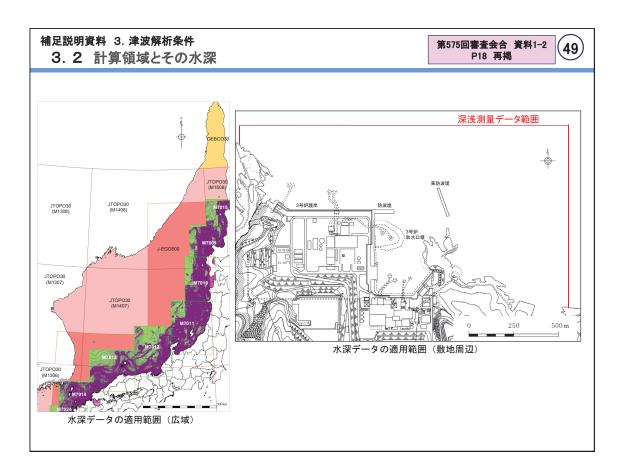
## 3.2 計算領域とその水深

第575回審查会合 資料1-2 P17 再揭

・数値シミュレーションにおいて使用する地形データについては、日本水路協会、国土地理院の地形データ、当社の深 浅測量結果等を使用した。※

※ 各地形データの適用範囲を次頁に示す。

区分	名称	名称	作成者	作成年	備考		
		M7009 北海道西部		2008			
		M7010 秋田沖		2008			
		M7011 佐渡		2011			
	M7000シ	M7012 若狭湾	日本水路協会	2008	日本近海の水深データ作成に使用		
	リース゛	M7013 隠岐	口本小的协会	2008	日本近海の小床ナーケド成に使用		
		M7014 対馬海峡		2009			
		M7015 北海道北部		2008			
		M7024 九州西岸海域		2009			
	数値地 図50m メッシュ	数値地図50mメッシュ(標高)日本- I	国土地理院	1994			
海域		数値地図50mメッシュ(標高)日本-Ⅱ	国土地理院	1997	日本沿岸の海岸線地形の作成に使用		
		数値地図50mメッシュ(標高)日本-Ⅲ	国土地理院	1997	ロ本沿井の海井線地形のTF成に使用		
		数值地図25000(行政界·海岸線)	国土地理院	2006			
		JTOPO30	日本水路協会	2011	日本近海の水深データ作成に使用		
		J-EGG500	日本海洋データ センター	2002	日本近海の水深データ作成に使用		
	その他	GEBCO30	IOC and IHO	2010	日本近海以外の水深データ作成に使用		
		深浅測量等	中国電力㈱	1998~ 2015	深浅測量(1998年)の水深データに、以下の工事を反映した。 ・防波提工事(2007年) ・3号炉護岸工事(2010年) ・3号炉護岸工事(2015年)		
陸域		5mメッシュ標高、10mメッシュ標高	国土地理院	2014	敷地周辺遡上領域範囲の陸地標高作成に使用		



## 補足説明資料 3. 津波解析条件

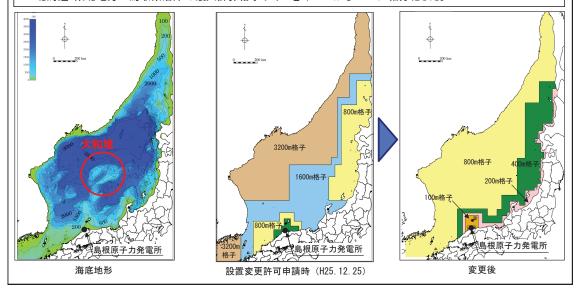
3.2 計算領域とその水深

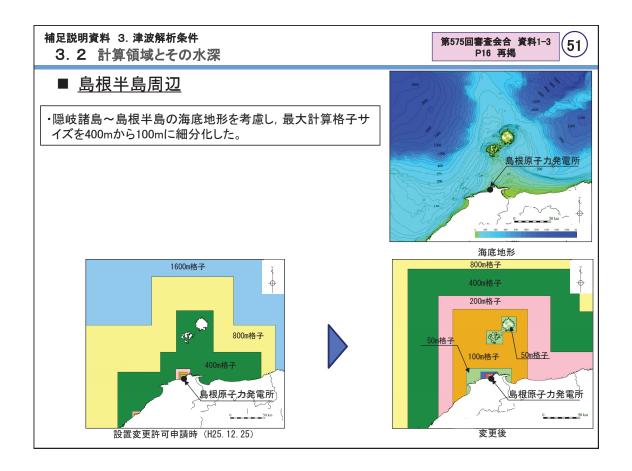
第575回審査会合 資料1-3 P15 再掲 (50)

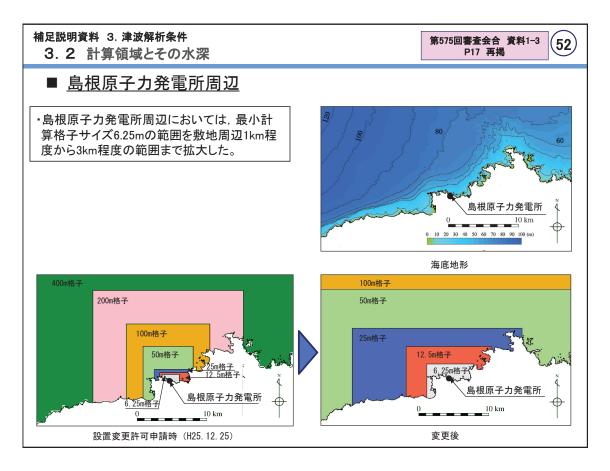
## ■ 日本海全域

既往津波の再現性検討の精度を更に向上させるため、津波の伝播経路、津波痕跡地点周辺の沿岸について計算格 子サイズを細分化した。

- ・日本海東縁部に想定される地震による津波の伝播経路上に位置する大和堆について、最大計算格子サイズを3,200mから800mに細分化した。
- ・北海道・東北地方~鳥取県沿岸の最大計算格子サイズを1,600mから200mに細分化した。





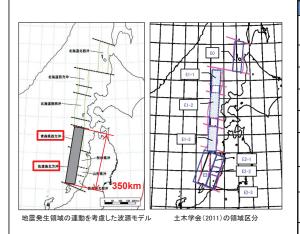


補足1.2.2.b-1-27





・連動領域の波源として、科学的想像力を発揮し、不確かさとして地震発生領域の連動を考慮した以下の波源モデルを考慮する。次頁に検討ケースの詳細を示す。



長さ L (km)		350km		地震調査研究推進本部(2003)に示される「青森県西方沖」の領域から「佐 渡島北方沖」の領域
走向 θ(°)		東傾斜8.9°, 5傾斜188.9°		地震調査研究推進本部(2003)の領域 を踏まえ設定
傾斜角 δ(°)	60°	45°	30°	土木学会(2016)に示される変動範囲 30~60°
幅 W(km)	23.1	28.3	40.0	地震発生層厚さ20km(固定), 傾斜角 より設定
すべり角 λ(°)		90°		土木学会(2016)に基づき安全側となる90°固定とする,
すべり量 D(m)	, ,	すべり域:12 背景領域:4n 平均:6m		国土交通省・内閣府・文部科学省 (2014) <sup>(27)</sup> 及び根本ほか(2009) <sup>(28)</sup> 等に 基づき設定
剛性率 μ(N/m²)		3.5 × 10 <sup>10</sup>		土木学会(2016)に基づき設定
地震 モーメント Mo(N·m)	1.70 × 10 <sup>21</sup> 2.08 × 10 <sup>21</sup> 2.		2.94 × 10 <sup>21</sup>	$M_0 = \mu LWD$
モーメント マク <sup>*</sup> ニチュート <sup>*</sup> Mw	8.09	8.15	8.25	Mw=(logM <sub>0</sub> -9.1)/1.5

#### ■発生頻度

・波源位置としては、土木学会(2011)のE1-3領域(発生頻度:1個/500-1,400年)及びE3領域(発生頻度:1個/500-1,000年)の全体同時破壊に相当する。土木学会(2011)の発生頻度に基づき、E3領域の全体同時破壊が3回に1回発生、その中でさらに2回に1回、E1-3領域との同時破壊が発生すると考え、発生頻度は1個/3,000-6,000年とする。

#### 補足説明資料 4. 津波波源モデルの設定方法

4. 1 連動領域の地震発生モデル及び津波高さ推定モデル(地震発生領域の連動を考慮した波源モデル)



・検討ケースの波源モデルは下表のとおり設定する。※

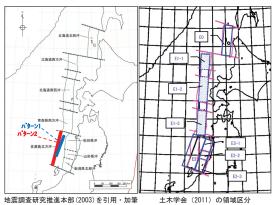
※ 検討ケース数は84ケース $(① \times ② \times ③)$ である。

パラメータ		メータ	設定方法	設定値		
	①大すべり域 位置		根本ほか(2009)を参考に波源モデルを8等分したセグメントについて、隣り合う2つのセグメントを大すべり域として設定する。	II, IIII, IIIV, IVV, VVI, VIVII, VIVII		
	②波源モデル位置 (銀角) (銀角) (銀角) (銀角) (銀角) (銀角) (銀角) (銀角)		地震調査研究推進本部(2003)の領域を網 羅するよう設定する。	領域内で東西に移動させ る。(両端, 中央)		
			土木学会(2016)に示される東・西傾斜より 設定する。	東•西傾斜		
			土木学会(2016)に示される変動範囲30~60°の上限値・中央値・下限値を設定する。	30°, 45°, 60°		
			土木学会(2016)に示される既往津波の痕跡高を再現できる波源モデルの変動範囲0~5kmより0kmに固定して設定する。	0km		
			地震調査研究推進本部(2003)の領域を踏 まえ設定する。	8.9°		
	すべり角		土木学会(2016)に示される90°より設定する。	90°		



## 4.1 連動領域の地震発生モデル及び津波高さ推定モデル(鳥取県(2012))

・連動領域の波源として、鳥取県(2012)が日本海東縁部に想定した波源モデルを考慮する。以下に波源モデルを示 す。



項目	諸元								
想定断層		佐渡島 (パタ-			佐渡島北方沖 (パターン2)				
	E(東	落ち)	W(西	落ち)	E(東	落ち)	W(西落ち)		
Mw	7.85	7.85	7.85	7.85	8.16	8.16	8.16	8.16	
緯度(度)	38.95	38.95	40.06	40.06	38.36	38.36	40.31	40.31	
経度(度)	138.41	138.41	138.93	138.93	138.15	138.15	138.73	138.73	
深さ(km)	0	0	0	0	0	0	0	0	
走向(度)	20	20	200	200	12.9	12.9	193.3	193.3	
傾斜(度)	45	60	45	60	45	60	45	60	
すべり角 (度)	90	90	90	90	90	90	90	90	
長さ(連動) (km)	131.1	131.1	131.1	131.1	222.2	222.2	222.2	222.2	
幅(km)	21.21	17.32	21.21	17.32	21.21	17.32	21.21	17.32	
すべり量 (m)	7.71	9.44	7.71	9.44	13.06	16.00	13.06	16.00	

鳥取県(2012)の波源モデル位置図

#### ■発生頻度

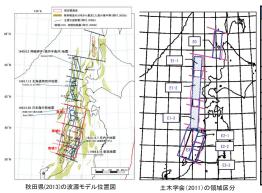
- ・佐渡島北方沖(パターン1)の波源位置としては、土木学会(2011)のE3領域(発生頻度:1個/500-1,000年)に相当することから、発生 頻度は1個/500-1,000年とする。
- ・佐渡島北方沖(パターン2)の波源位置としては、土木学会(2011)のE3領域(発生頻度:1個/500-1,000年)の全体同時破壊に相当す る。土木学会(2011)の発生頻度に基づき、E3領域の同時破壊が3回に1回発生すると考え、発生頻度は1個/1,500-3,000年とする。

#### 補足説明資料 4. 津波波源モデルの設定方法

## 4.1 連動領域の地震発生モデル及び津波高さ推定モデル(秋田県(2013))



・連動領域の波源として、秋田県(2013)が日本海東縁部に想定した波源モデルを考慮する。以下に波源モデルを示 す。



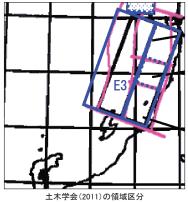
F	項目				諸元		
$\frac{1}{1}$	震源,想定断層		海域A	海域B	海域A +海域B	海域B 十海域C	海域A+海域B +海域C
4	傾斜角		東傾斜	東傾斜	東傾斜	東傾斜	東傾斜
	與新角	(°)	35	35	20	20	20
1	すべり角(°)		90	90	90	90	90
1	断層上縁深さ(km)		0	0	0	0	0
H	断層長さ(km)		130	140	270	220	350
H	断層幅(km)		50	54	105	85	135
1	断層面積(km²)		6,500	7,560	28,350	18,700	47,250
	断層下限深	断層下限深さ(km)		31	36	29	46
	地震モーメント(N·m)		喪モーメント(N⋅m) 6.85E+20 8.59E+20		6.24E+21	3.34E+21	1.34E+22
1	モーメントマク	チュート	7.82	7.89	8.46	8.28	8.69
_	平均すべり量(m)		3.0	3.2	6.3	5.1	8.1

- ・海域Aの波源位置としては、土木学会(2011)のE1-3領域(発生頻度:1個/500-1,400年)に相当することから、発生頻度はE1-3領域の1個/500-1,400年とする。
- ·海域Bの波源位置としては、土木学会(2011)のE3領域(発生頻度:1個/500-1,000年)に相当することから、発生頻度はE3領域の1個/500-1,000年とする。
- ・海域A+海域Bの波源位置としては、土木学会(2011)のE1-3領域(発生頻度:1個/500-1,400年)及びE3領域(発生頻度:1個/500-1,000年)に相当する。土木学会(2011)の発生頻度に基づき、2回に1回、E1-3領域とE3領域の同時破壊が発生すると考え、発生頻度は1個/1,000-2,000年とする。
- ·海域B+海域Cの波源位置としては、土木学会(2011)のE3領域(発生頻度:1個/500-1,000年)の全体同時破壊に相当する。土木学会(2011)の発生頻度に基 づき, E3領域の同時破壊が3回に1回発生すると考え, 発生頻度は1個/1,500-3,000年とする。
- ・海域A+海域B+海域Cの波源位置としては、土木学会(2011)のE1-3領域(発生頻度:1個/500-1,400年)及びE3領域(発生頻度:1個/500-1,000年)の全体同 時破壊に相当する。土木学会(2011)の発生頻度に基づき、E3領域の同時破壊が3回に1回発生、その中でさらに2回に1回、E1-3領域との同時破壊が発生す ると考え、発生頻度は1個/3.000-6.000年とする。

## 4.1 連動領域の地震発生モデル及び津波高さ推定モデル(石川県(2012))

・連動領域の波源として、石川県(2012)が想定した波源モデルのうち、日本海東縁部に位置する波源モデルを考慮 する。以下に波源モデルを示す。





断層名 日本海東縁部 想定マグニチュード Mw 7 99 気象庁マグニチュート Mj 断層長 (km) 167 17.32 幅 (km) 地震モーメント (N·m) 1.22E+21 すべり量 (m) 12.01 上縁深さ (km) 0 傾斜角 60 すべり角 90

石川県(2012)の波源モデル位置図

#### ■発生頻度

・波源位置としては、土木学会(2011)のE3領域(発生頻度:1個/500-1,000年)の全体同時破壊に相当する。土木学 会(2011)の発生頻度に基づき、E3領域の同時破壊が3回に1回発生すると考え、発生頻度は1個/1,500-3,000年と する。

#### 補足説明資料 4. 津波波源モデルの設定方法

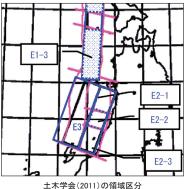
### 4.1 連動領域の地震発生モデル及び津波高さ推定モデル(福井県(2012))



・連動領域の波源として、福井県(2012)が想定した波源モデルのうち、日本海東縁部に位置する波源モデル(佐渡島 北方沖断層)を考慮する。以下に波源モデルを示す。







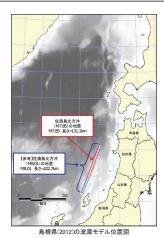
	項	目	諸元
	選定	波源	佐渡島北方沖断層
	マク・ニチュー	-⊦* Mw	7.99
	地震により	すべり量	12.01m
	隆起する地盤	長さ	167km
		幅	17.32km

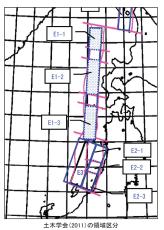
#### ■発生頻度

・波源位置としては、土木学会(2011)のE3領域(発生頻度:1個/500-1,000年)の全体同時破壊に相当する。土木学 会(2011)の発生頻度に基づき、E3領域の同時破壊が3回に1回発生すると考え、発生頻度は1個/1,500-3,000年と する。

## 4.1 連動領域の地震発生モデル及び津波高さ推定モデル(島根県(2012))

・連動領域の波源として、島根県(2012)が想定した波源モデルのうち、日本海東縁部に位置する波源モデルを考慮する。 以下に波源モデルを示す。





項目	諸	元
想定地震	佐渡島北方沖 (M7.85)	佐渡島北方沖 (M8.01)
地震規模	M7.85	M8.01
深さ (km)	0.0	0.0
走向 (度)	20	20
傾斜 (度)	60	60
すべり角 (度)	90	90
長さ (km)	131.1	222.7
幅(km)	17.3	17.3
すべり量 (m)	9.4	9.5

■発生頻度

- ・佐渡北方沖(M7.85)の波源位置としては、土木学会(2011)のE3領域(発生頻度:1個/500-1,000)に相当することか ら, 発生頻度は1個/500-1,000年とする。
- ·佐渡北方沖(M8.01)の波源位置としては、土木学会(2011)のE3領域(発生頻度:1個/500-1,000年)の全体同時破 壊に相当する。土木学会(2011)の発生頻度に基づき、E3領域の同時破壊が3回に1回発生すると考え、発生頻度 は1個/1,500-3,000年とする。

#### 補足説明資料 4. 津波波源モデルの設定方法

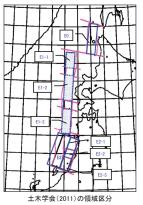
## 4.1 連動領域の地震発生モデル及び津波高さ推定モデル(山口県(2012))



・連動領域の波源として、山口県(2012)が想定した波源モデルのうち、日本海東縁部に位置する波源モデルを考慮する。 以下に波源モデルを示す。







項	目	諸元
断層	<b>署名</b>	佐渡島北方沖の地震
地震	М	8.4
規模	Mw	7.85
	緯度(°)	38.95258
断層の位置	経度(°)	138.40982
	上縁深さ d(km)	0
	長さ L(km)	131.1
断層の大きさ	幅 W(km)	17.3
	すべり量 D(m)	9.44
	走向 θ(°)	20
断層の向き	傾斜角 δ(°)	60
	すべり角(°)	90

#### ■発生頻度

・佐渡島北方沖の地震の波源位置としては、土木学会(2011)のE3領域(発生頻度:1個/500-1,000)に相当すること から、発生頻度は1個/500-1,000年とする。

## 4.2 海域活断層毎の最大水位上昇量及び下降量



・敷地周辺の主な海域活断層毎の最大水位上昇量及び下降量を下表に示す。また、各断層において実施した検討ケースについて、次頁に示す。

#### 水位上昇側(施設護岸)

※1 地盤変動量, 朔望平均満潮位を考慮した値

斯層	長さ (km)	モーメントマク <sup>*</sup> ニチュート <sup>*</sup> Mw	すべり量 (m)	傾斜角 (°)	主応力軸 (゜)	すべり角 (°)	上縁深さ (km)	すべり方向	最大水位上昇量 H(m) <sup>※1</sup>
F-Ⅲ~F-Ⅴ断層(①+②+③)	48.0	7.27	4.01	90	110	130, 180	0	南上がり	3.6
鳥取沖東部斷層~鳥取沖西部斷層(④+⑤)	98	7.68	5.77	45	120	170	0	南上がり	0.8
F57断層(⑥)	108	7.74	8.98	90	120	180, 120	0	南上がり	1.2
K-4~K-7撓曲(⑦+⑧+⑨)	19.0	6.68	1.58	90	120	115, 130	0	北上がり	2.5
大田沖断層(⑩)	53	7.33	4.43	90	120	180	0	右横ずれ	0.8
K-1撓曲+K-2撓曲+F <sub>KO</sub> 断層(①+②+③)	36	7.10	3.00	90	120	140, 180	0	北上がり	1.2
F <sub>k</sub> -1断層(④)	19.0	6.68	1.58	90	120	155	0	北上がり	2.1
隱岐北西方北部断層(⑮)	36	7.10	3.00	90	90	55	0	西上がり	1.2
見島北方沖西部断層(⑯)	38	7.13	3.16	90	120	155	0	北上がり	0.7

#### 水位下降側(2号炉取水槽)

#### ※2 地盤変動量, 朔望平均干潮位を考慮した値

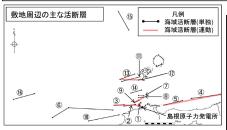
斯層	長さ (km)	モーメントマク <sup>*</sup> ニチュート <sup>*</sup> Mw	すべり量 (m)	傾斜角 (°)	主応力軸(゜)	すべり角 (°)	上縁深さ (km)	すべり方向	最大水位下降量 H(m) <sup>※2</sup>
F-Ⅲ~F-Ⅴ断層(①+②+③)	48.0	7.27	4.01	90	120	115, 180	0	南上がり	-5.9
鳥取沖東部断層~鳥取沖西部断層(④+⑤)	98	7.68	5.77	45	120	170	0	南上がり	-1.0
F57断層(⑥)	108	7.74	8.98	90	120	180, 120	0	南上がり	-1.1
K-4~K-7撓曲(⑦+⑧+⑨)	19.0	6.68	1.58	90	120	115, 130	0	南上がり	-2.7
大田沖断層(⑩)	53	7.33	4.43	90	120	180	0	右横ずれ	-0.7
K-1撓曲+K-2撓曲+F <sub>KO</sub> 断層(①+②+③)	36	7.10	3.00	90	120	140, 180	0	南上がり	-0.9
F <sub>k</sub> -1断層(④)	19.0	6.68	1.58	90	120	155	0	南上がり	-2.4
隠岐北西方北部断層(⑮)	36	7.10	3.00	90	90	55	0	西上がり	-1.1
見島北方沖西部断層(億)	38	7.13	3.16	90	120	155	0	北上がり	-0.6

## 補足説明資料 4. 津波波源モデルの設定方法

## 4.2 海域活断層の検討ケースの考え方



・敷地周辺の主な海域活断層の数値シミュレーションについては、阿部(1989)の簡易予測式により算定した津波の予測高を踏まえ、予測高が大きくなるものについては、詳細に検討を行った。検討ケースの考え方を下表に示す。



阿部(19	89)による	予測局	

断層(図中の番号)	断層長 さ L(km)	津波の伝播 距離 Δ (km)	モーメントマク゛ニ チュート・Mw	阿部(1989)による 予測高 H (m)
F-Ⅲ~F-Ⅴ断層 (①+②+③)	48.0	24	7.3	3.6
鳥取沖東部断層~ 鳥取沖西部断層(④+5)	98	84	7.7	2.7
F57断層(⑥)	108	103	7.7	2.2
K-4~K-7撓曲 (⑦+⑧+⑨)	19.0	12.9	6.7	1.8
大田沖断層(⑩)	53	67	7.3	1.4
K-1撓曲+K-2撓曲 +F <sub>KO</sub> 断層(⑪+⑫+⑬)	36	50	7.1	1.2
F <sub>k</sub> -1断層(個)	19.0	28.4	6.7	0.8
隠岐北西方北部断層(⑮)	36	149	7.1	0.4
見島北方沖西部断層(⑥)	38	201	7.1	0.3

検討ケースの考え方

:阿部(1989)による予測高が大きくなる断層

	検討グースの考え方
断層(図中の番号)	数値シミュレーションの検討ケース
F-Ⅲ~F-Ⅴ断層 (①+②+③)	・阿部(1989)による予測高が最大となったことから、傾斜角及びすべり角を不確かさとして概略パラメータスタディを実施し、それらを補間するよう傾斜角、すべり角及び断層上縁深さを不確かさとした詳細パラメータスタディを実施(P63, 64参照)(84ケース)
鳥取沖東部断層~ 鳥取沖西部断層(④+⑤)	・阿部(1989)による予測高が比較的大きくなったことから,傾斜角(45°,60°,75°,90°),すべり角(170°,180°)及びすべり方向を不確かさとしてパラメータスタディを実施(10ケース)
その他の断層	・阿部(1989)による予測高が小さいことから,最大水位を示すと考えられる傾斜角90°と固定し,すべり方向のみを不確かさとしてパラメータスタディを実施(最大2ケース)

## 4. 2 概略パラメータスタディの波源モデル

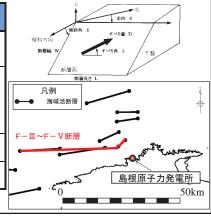
第423回審査会合 資料2-1 P39 再掲



- ・阿部(1989)の予測式により津波の予測高が最高となるF-Ⅲ~F-V断層を対象とする。
- ・上記断層について、土木学会に基づき不確かさを考慮した概略・詳細パラメータスタディを実施する。
- ・概略パラメータスタディにおいては、不確かさとして考慮するパラメータを傾斜角及びすべり角とする。※1
- ・詳細パラメータスタディは、 概略パラメータスタディの評価水位最高ケース及び最低ケースを基準として 実施する。
- ・なお、パラメータスタディにおいては、津波高の大局的な傾向を把握できると考えられる施設護岸または防波壁位置、及び2号炉取水口位置の評価水位により、パラメータスタディの評価水位最高ケース及び評価水位最低ケースを選定する。

※1 概略パラメータスタディのケース数は12ケースである。

パラメータ	設定方法※2	設定値
傾斜角	土木学会に示される45°~90°を 変動範囲とし、15°毎に設定値と する。	45°, 60°, 75°, 90°
すべり角	ハーバードCMT発震機構解及び文献により主応力軸のパラつき(90°,105°,120°)を考慮して傾斜角と走向に基づき設定する。	•F-Ⅲ断層:115°,120°,125°, 145°,150°,180° •F-Ⅳ~F-Ⅴ断層:180°
断層上縁 深さ	土木学会に示される変動範囲0~ 5kmより設定する。	0km
傾斜方向	海域の追加調査結果より設定す る。	南傾斜



## 補足説明資料 4. 津波波源モデルの設定方法

## 4.2 詳細パラメータスタディの波源モデル

第423回審查会合 資料2-1 P41 再掲



- ・概略パラメータスタディの評価水位最高ケース及び評価水位最低ケースについて詳細パラメータスタディを実施した。
- ・詳細パラメータスタディにおいては,不確かさとして考慮するパラメータを傾斜角,すべり角及び断層上縁深さとする。\*\*

※ 詳細パラメータスタディのケース数は72ケースである。

パラメータ	設定方法	設定値
傾斜角	・概略パラメータスタディの変動範囲を補間するように設定する。 ・基準、±7.5°、±15°(上昇側の基準は75°、下降側の基準は90°)	(上昇側) 60°, 67.5°, 75°, 82.5°, 90° (下降側) 75°, 82.5°, 90°
すべり角	・概略パラメータスタディの変動範囲を補間する主応力軸のバラつきを考慮して、傾斜角と走向に基づきすべり角を設定する。 ・基準、±5°、±10°(上昇側・下降側の基準は主応力軸120°)	(上昇側・下降側) ・F-Ⅲ断層:115°,120°,125°,130°, 135°,140° ・F-IV∼F-Ⅴ断層:180°
断層上縁 深さ	・土木学会に示される変動範囲0~5km,及び 敷地周辺で発生した地震の鉛直分布等か ら推定される断層上縁深さ2kmに基づき設 定する。	(上昇側·下降側) 0km, 2km, 5km

4.3 F-Ⅲ~F-Ⅴ断層のパラメータ

第575回審査会合 資料1-3 P62 再掲



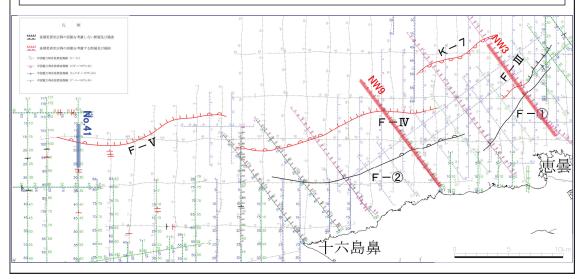
## ■ 位置・走向・長さ・傾斜方向

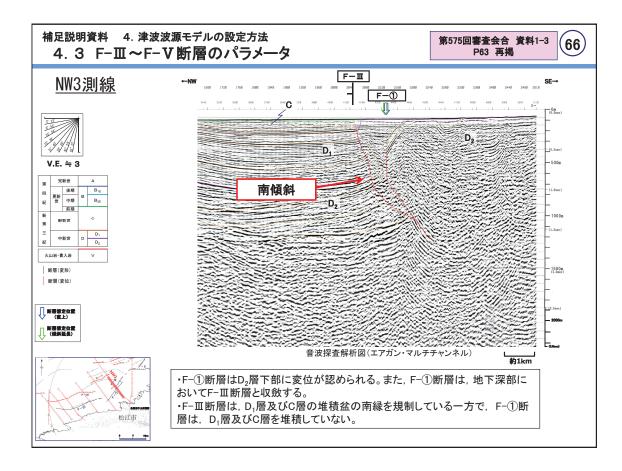
【位置・走向・長さ】

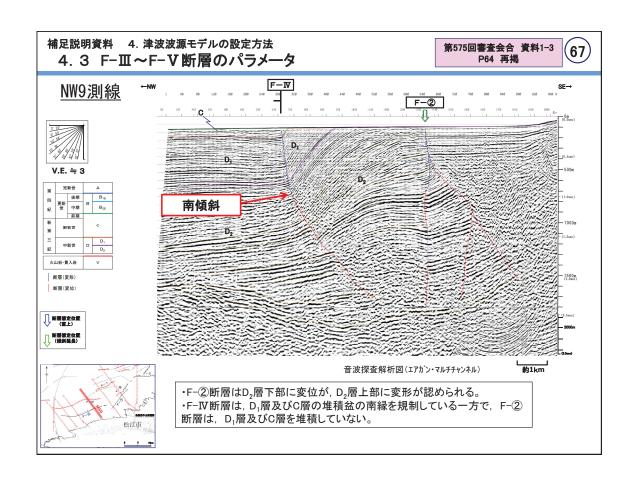
・位置, 走向及び長さは海上音波探査結果に基づき設定した。

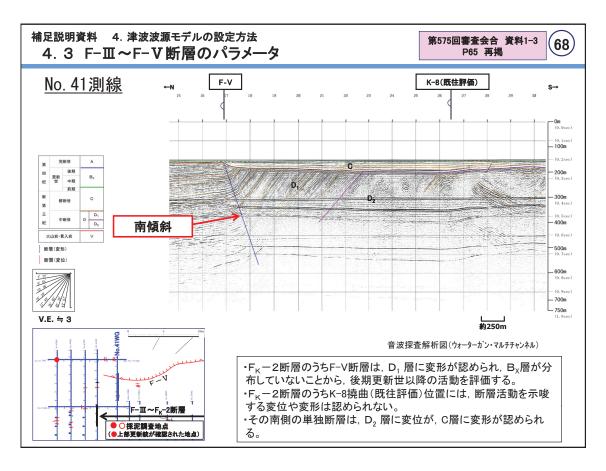
#### 【傾斜方向】

- •音波探査結果に基づき南傾斜と設定した。
- ・次頁以降でF-Ⅲ~F-Ⅴ断層と交差する代表的な音波探査解析図を示す。









#### 4.3 F-Ⅲ~F-Ⅴ断層のパラメータ



## ■ Mw・傾斜角

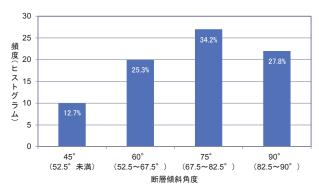
#### [Mw]

・断層長さ48.0kmから, 武村(1998)のスケーリング則に基づき設定した。

#### 【傾斜角】

- ・土木学会では、気象庁地震月報に記載されている1973年から1998年8月に近畿~九州の西南日本内陸部で発生した気象庁マグニチュード5.0以上、震源深さ20km以下の地震34例について、発震機構解を用い、内陸地震の傾斜角について45~90°を目安としている。
- ・気象庁地震月報に記載されている初動発震機構解(1973年から2007年のデータ)より, 西南日本で発生したM5.0以上, 深さ30km以浅の地震79例の傾斜角に関するデータから、傾斜角の重みは45°:60°:75°:90°=0.1:0.3:0.3:0.3とした。

【武村(1998)のスケーリング則 】  $\log L = 0.75 M_w - 3.77$  L:断層長さ(km) Mw:モーメントマグニチュード



気象庁地震月報のデータより算出

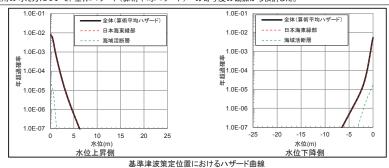
#### 補足説明資料 4. 津波波源モデルの設定方法

## 4.3 F-II~F-V断層のパラメータ



## ■ スケーリング則

・土木学会(2011)では、海域活断層のスケーリング則について、「津波評価技術」の式(武村(1998)の式)と「強震動レシピ」の式(入倉・三宅(2001)(28)の式)のいずれかのスケーリング則を適用することとされている。当社は、それらのスケーリング則のうち「津波評価技術」の式を適用している。・スケーリング則の適用の考え方について、全体ハザード(算術平均ハザード)への寄与度の観点から検討した。



■年津汲束正世直におけるハサート曲 スケーリング則毎のまべり畳の比較

F-Ⅲ~F-Ⅴ断層の		K R IT / \	すべり	量(m)
断層長さ(km)	1與計用( )	断層幅(km)	「津波評価技術」の式	「強震動レシピ」の式
	45	21.2	2.84	1.62
48.0	60	17.3	3.48	1.33
46.0	75	15.5	3.88	1.19
	90	15	4.01	1.15

- ・基準津波策定位置における全体ハザード(算術平均ハザード)に対する海域活断層の寄与度は低いことを確認した(上図)。
- ・基準決成を出しましている主体パリード。専制中はパリードに対する時域の制度の哲学度は低いことを確認してに図り。 ・津波水位に対して支配的なパラメータであるすべり量を「津波評価技術」の式と「強震動レシピ」の式により算出し比較すると、「強震動レシピ」の式より算出したすべり量は、「津波評価技術」の式より算出したすべり量は、「津波評価技術」の式より算出したすべり量は、「津波評価技術」の式より算出したすべり量は、「津波評価技術」の式より算出したすべり量とり小さくなり、仮に「強震動レシピ」の式を適用した場合も、全体ハザード(算術平均ハザード)への寄与度は低いと考えられる(上表)。
- ・以上より、「強震動レンビ」の式を適用することによる全体ハザード(算術平均ハザード)への寄与度は低いため、海域活断層については、「津波評価技術」の式をスケーリング則として適用する。

## (71)

## ■ 地震発生層深さ・断層上縁深さ

#### 【地震発生層深さ】

- ・敷地及び敷地周辺における地下構造調査等及び既往研究成果を踏まえて15kmと設定する。
- 【断層上縁深さ】
- ・土木学会に示される変動範囲0~5km,及び敷地及び敷地周辺における地下構造調査等から推定される断層上縁深さ2kmに基づき,断層上縁深さの変動範囲を0km,2km及び5kmと設定した。

項目	検討内容	上限深さ	下限深さ
他機関の検討	地震調査研究推進本部(2017)(30)による地震発生層の設定値	2km	15km
	原子力安全基盤機構(2004) <sup>(31)</sup> による中国地方のD10, D90	6.4km	13.1km
震源鉛直分布	気象庁一元化データによる敷地周辺(100km以内)のD10, D90	約5km	約13km
	片尾·吉井(2002) <sup>(32)</sup> による2000年鳥取県西部地震(余震)の震源鉛直分布	約3km	約12km
地下構造調査	敷地及び敷地周辺における微動アレイ探査結果	約2km	_
	岩田・関口(2002) <sup>(33)</sup> による2000年鳥取県西部地震の波形インバージョン解析で用いられた速度構造	2km	_
その他の 研究成果	Shibutani et al. (2005) (34) による2000年鳥取県西部地震のトモグラフィー解析	約2~4km	_
1010000	岩崎・佐藤(2009) (35)による鳥取県沖の地殻構造探査	_	約12km
地震発生層の上限・下限深さの設定値		2km	15km

## 補足説明資料 4. 津波波源モデルの設定方法

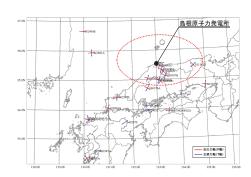
## 4.3 F-Ⅲ~F-Ⅴ断層のパラメータ

第575回審查会合 資料1-3 P68 加筆·修正 72

## ■ <u>主応力軸</u>

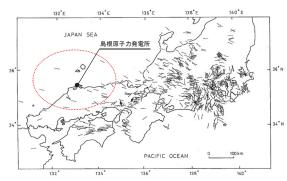
・既往地震の発震機構解の分析及び日本各地の広域応力場を示した既往研究例を参考に, 敷地周辺における主応力軸の範囲は90°~120°と考えられることから, 90°, 105°及び120°と設定した。

#### 【既往地震の発震機構解に基づく推定】



ハーバードCMTによる発震機構解と主応力軸の向き

## 【既往研究に基づく推定】

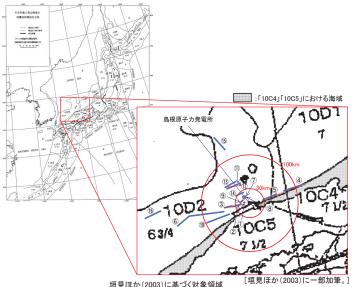


発震機構解より推定した主応力軸の向き 塚原・小林(1991)より引用・加筆

## 4.4 領域震源(背景的地震)と敷地周辺の主な海域活断層の位置関係について



・垣見ほか(2003)に示される発電所から100km以内に位置する領域震源と敷地周辺の主な海域活断層の位置関係を確認する。



発電所から100km以内に位置する領域震源とその規模

発電所から100km以内に 位置する領域震源	最大Mw(Mj)
10D1	6.8 (7)
10D2	6.6 (6 <sub>3/4</sub> )
10C4	7.2 (7 <sub>1/2</sub> )
10C5	7.2 (7 <sub>1/2</sub> )

敷地周辺の主な海域活断層とその規模

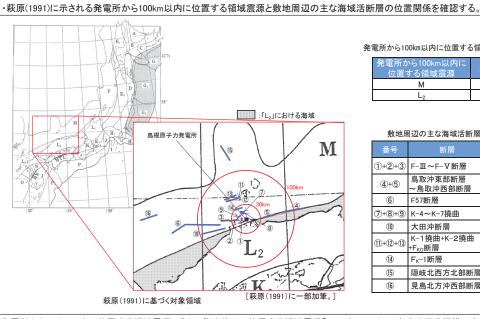
番号	断層	Mw
1+2+3	F-Ⅲ <b>~</b> F-Ⅴ断層	7.3
4+5	鳥取沖東部断層 ~鳥取沖西部断層	7.7
6	F57断層	7.7
7+8+9	K-4~K-7撓曲	6.7
10	大田沖断層	7.3
1)+(2)+(3)	K-1撓曲+K-2撓曲 +F <sub>KO</sub> 断層	7.1
14)	F <sub>K</sub> -1断層	6.7
15)	隠岐北西方北部断層	7.1
16	見島北方沖西部断層	7.1

・発電所から100km以内に位置する領域震源のうち、敷地前面に位置する領域震源「10D1」「10D2」においては、それを上回る規模の海域 活断層が存在しているが、領域震源「1004」「1005」には海域活断層との比較により評価できない範囲が認められる。

#### 補足説明資料 4. 津波波源モデルの設定方法

## 4.4 領域震源(背景的地震)と敷地周辺の主な海域活断層の位置関係について





発電所から100km以内に位置する領域震源とその規模

発電所から100km以内に 位置する領域震源	最大Mw(Mj)
M	6.8 (7)
L <sub>2</sub>	7.0 (7.3)

敷地周辺の主な海域活断層とその規模

番号	断層	Mw
1)+2+3	F-Ⅲ~F-Ⅴ断層	7.3
4+5	鳥取沖東部断層 ~鳥取沖西部断層	7.7
6	F57断層	7.7
7+8+9	K-4~K-7撓曲	6.7
10	大田沖断層	7.3
1)+12+13	K-1撓曲+K-2撓曲 +F <sub>KO</sub> 断層	7.1
(14)	F <sub>K</sub> -1断層	6.7
(15)	隠岐北西方北部断層	7.1
16	見島北方沖西部断層	7.1

・発電所から100km以内に位置する領域震源のうち、敷地前面に位置する領域震源「M」においては、それを上回る規模の海域活断層が存 在しているが、領域震源「し」には海域活断層との比較により評価できない範囲が認められる。

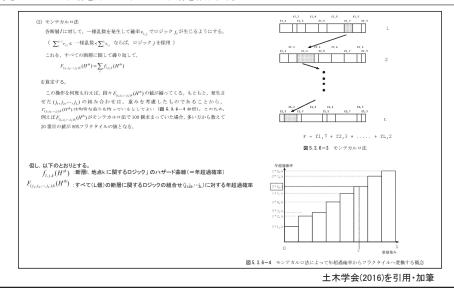
#### 補足説明資料

## 5. フラクタイル曲線の作成方法



フラクタイル曲線の作成は、以下の手順で実施する。

- ①波源毎に作成したハザード曲線を合成する。ハザード曲線を合成する際には、波源毎に計算した全分岐に対するハザード曲線を組み合わせるとハザード曲線の数が膨大となるため、土木学会(2016)に示されるモンテカルロ手法を適用し、1000本のハザード曲線を作成した。なお、土木学会(2011)には、モンテカルロ手法によるサンプル数に関する検討事例として、サンプル数が1000本の結果と全分岐処理した結果に差異がないことが示されている。
- ②合成されたハザード曲線に対し、潮位の確率分布を考慮する。潮位を考慮する手順及び潮位の確率分布は次頁に示す。
- ③潮位を考慮したハザード曲線を用いてフラクタイル曲線を作成する。



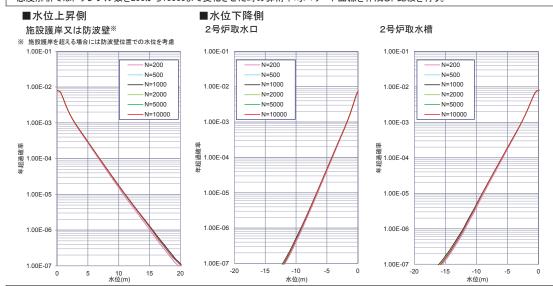
#### 補足説明資料

## 5. モンテカルロ手法 サンプル数の感度解析

76

・今回作成した津波ハザード評価におけるロジックツリーに関して、モンテカルロ手法においてサンプル数の多少による年超過確率の値に対する感度解析を行い、サンプル数の妥当性について検討する。

・感度解析では、サンプル数を200から10000まで変化させた時の算術平均ハザード曲線を作成し、比較を行う。



・感度解析の結果、年超過確率はサンプル数1000以上でほぼ同じ値に収束することを確認した。

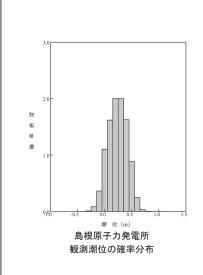
・上記結果より、今回作成したロジックツリーに関して、年超過確率はサンプル数1000以上で全分岐と同等の値に達すると考えられることから、モンテカルロ手法のサンプル数は1000で妥当と考える。

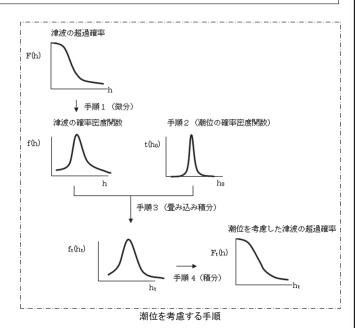
#### 補足説明資料

## 5. フラクタイル曲線の作成方法(潮位の考慮)



- ・ハザード曲線で考慮する潮位は、島根原子力発電所における1995年9月から2010年3月までの観測記録に基づき、以下に示す確率分布を適用する。
- ・潮位は土木学会(2011)に基づき、以下に示す手順で考慮する。





## 補足説明資料 6. 施設護岸又は防波壁, 2号炉取水口及び2号炉取水槽における津波ハザード評価結果

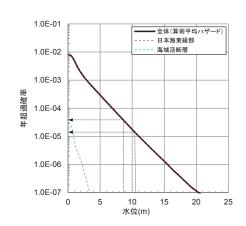
## 6.1 年超過確率の参照(水位上昇側)



- ・施設護岸又は防波壁※におけるハザード曲線を以下に示す。
- ・ハザード曲線は、施設護岸位置又は防波壁における全計算格子それぞれのハザード曲線を包絡し、作成した。
- ・施設護岸又は防波壁における基準津波水位に対する年超過確率は、水位上昇側で10-4~10-5程度である。
- ※ 施設護岸を超える場合には防波壁位置での水位を考慮
- ■水位上昇側:施設護岸又は防波壁



	施設護岸又は防波壁 における基準津波水位
基準津波1 (水位上昇側)	+10.5m
基準津波2 (水位上昇側)	+8.7m



## 補足説明資料 6. 施設護岸又は防波壁, 2号炉取水口及び2号炉取水槽における津波ハザード評価結果

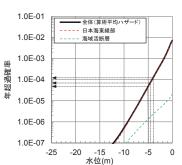
## (79)

## 6.1 年超過確率の参照(水位下降側)

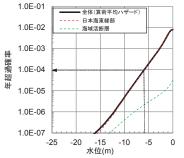
・2号炉取水口における基準津波水位に対する年超過確率は水位下降側で10<sup>-3</sup>~10<sup>-5</sup>程度, 2号炉取水槽における基準津波水位に対する年超過確率は水位下降側で10<sup>-4</sup>程度である。



■水位下降側:2号炉取水口



#### ■水位下降側:2号炉取水槽



	2号炉取水口における 基準津波水位
基準津波1 (水位下降側)	-5.0m
基準津波3 (水位下降側)	-4.5m
基準津波4 (水位下降側)	-3.9m

	2号炉取水槽における 基準津波水位
基準津波1 (水位下降側)	-5.9m
基準津波3 (水位下降側)	-5.9m
基準津波4 (水位下降側)	-5.9m

# 補足説明資料 6. 施設護岸又は防波壁, 2号炉取水口及び2号炉取水槽における津波ハザード評価結果 6. 2 年超過確率の参照(フラクタイル曲線)

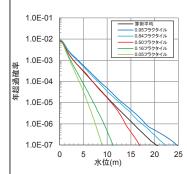


・施設護岸又は防波壁※における水位上昇側、2号炉取水口及び2号炉取水槽における水位下降側のフラクタイル曲線を以下に示す。

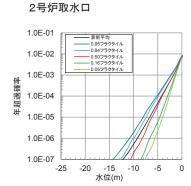
※ 施設護岸を超える場合には防波壁位置での水位を考慮

#### ■水位上昇側

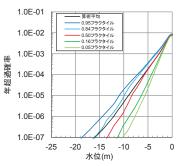
#### 施設護岸又は防波壁



#### ■水位下降側



2号炉取水槽



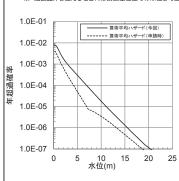
## | 補足説明資料 6. 施設護岸又は防波壁, 2号炉取水口及び2号炉取水槽における津波ハザード評価結果 (参考)申請時と今回の算術平均ハザード比較

(81)

## ■水位上昇側

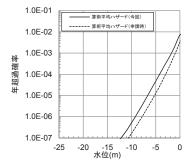
## 施設護岸又は防波壁※

※ 施設護岸を超える場合には防波壁位置での水位を考慮

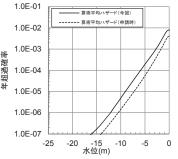


#### ■水位下降側

2号炉取水口



2号炉取水槽



## 7.1 防波堤の有無に関する津波ハザード評価の考え方



#### 【津波ハザード評価の考え方】

- ・日本原子力学会(2012)では、地震と津波を同時に被る状態でのリスク評価については、地震と津波の相互作用によるリスク評価技術を段階的に開発していくとしており、現時点では地震そのものによる安全機能等への影響の考慮は適用範囲外としている。
- ・一方で、基準津波の策定において、防波堤無しによる基準津波が選定されたことを踏まえ、防波堤の有無による影響を考慮した津波、バザード評価の影響検討を参考として実施する。

#### 【重みの設定の考え方】

- ・防波堤の有無に関する重みについては、土木学会(2016)に基づき、下記のとおり設定する。
- 1. 日本海東縁部に想定される地震

震源域は、島根原子力発電所から十分遠方に位置することから、当該地震域での地震活動に伴い防波堤が損傷することは極めて考えにくいことから、防波堤の有無に関する重みを「防波堤有り:防波堤無し=0.9:0.1」と設定する。

2. 海域活断層から想定される地震

当該震源域での地震活動に伴い防波堤の損傷程度が判断できないことから、重み付けの判断が困難とし、防波堤の有無に関する重みを「防波堤有り:防波堤無し=0.5:0.5」と設定する。

#### アンケートに基づかない場合の重みの配分例

重みの配分 (分岐が2つの場合)	前提条件
0.5:0.5	現時点の知見で重み付けの判断が困難な場合
0.3:0.7	関連情報に基づけば片方の重みが高いと考えられる場合
0.1:0.9	関連情報に基づけば分岐を設ける必要が無いと考えられるが、分岐として成立す る可能性を考慮する場合

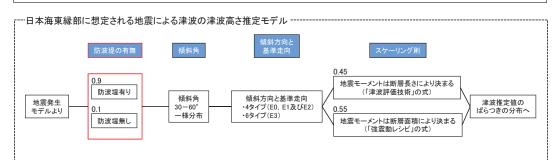
土木学会(2016)より引用

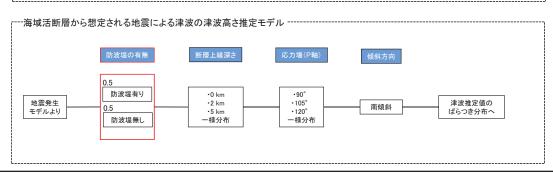
#### 補足説明資料 7. 防波堤の影響検討

## 7.2 防波堤の有無に関する因子の設定



- ・防波堤の有無について、津波高さ推定モデルに因子を追加した。
- ・日本海東縁部に想定される地震による津波の津波高さ推定モデル及び海域活断層から想定される地震による津波の津波高さ推定モデルを下記に示す。

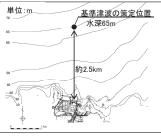




## 7.3 年超過確率の参照(水位上昇側)

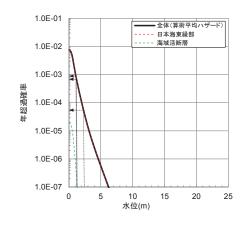


・防波堤の有無を考慮した基準津波の策定位置における基準津波水位に対する年超過確率は、水位上昇側で  $10^{-3}\sim10^{-5}$ 程度である。



位置図

	基準津波の策定位置における 基準津波水位
基準津波1 (水位上昇側)	+2.44m
基準津波2 (水位上昇側)	+1.21m
基準津波5 (水位上昇側)	+1.25m

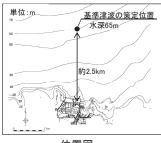


## 補足説明資料 7. 防波堤の影響検討

## 7.3 年超過確率の参照(水位下降側)

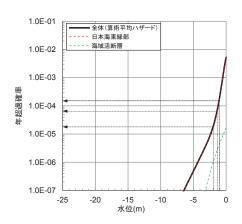


・防波堤の有無を考慮した基準津波の策定位置における基準津波水位に対する年超過確率は、水位下降側で  $10^{-3}\sim10^{-5}$ 程度である。



位置図

	基準津波の策定位置における 基準津波水位
基準津波1 (水位下降側)	−1.96m
基準津波3 (水位下降側)	−1.07m
基準津波4 (水位下降側)	−1.05m
基準津波6 (水位下降側)	−1.35m

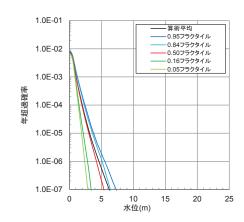


## 7.3 年超過確率の参照(フラクタイル曲線)

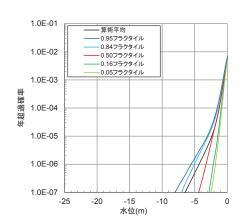


・防波堤の有無を考慮した基準津波の策定位置におけるフラクタイル曲線を以下に示す。

#### ■水位上昇側



#### ■水位下降側



#### 補足説明資料 7. 防波堤の影響検討

## 7.3 年超過確率の参照(水位上昇側)

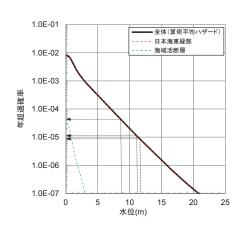


- ・施設護岸又は防波壁※におけるハザード曲線を以下に示す。
- ・ハザード曲線は、施設護岸位置又は防波壁における全計算格子それぞれのハザード曲線を包絡し、作成した。
- ・防波堤の有無を考慮した施設護岸又は防波壁における基準津波水位に対する年超過確率は、水位上昇側で 10-4~10-6程度である。
- ※ 施設護岸を超える場合には防波壁位置での水位を考慮
- ■水位上昇側:施設護岸又は防波壁



位置図

	施設護岸又は防波壁 における基準津波水位
基準津波1 (水位上昇側)	+11.6m
基準津波2 (水位上昇側)	+8.7m
基準津波5 (水位上昇側)	+11.2m



## 7.3 年超過確率の参照(水位下降側)

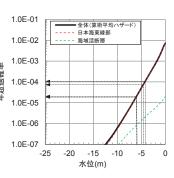


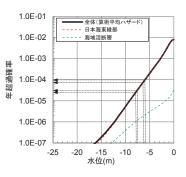
・防波堤の有無を考慮した2号炉取水口における基準津波水位に対する年超過確率は水位下降側で10-3~ 105程度, 2号炉取水槽における基準津波水位に対する年超過確率は水位下降側で103~105程度である。

■水位下降側:2号炉取水口



#### 1.0E-01 ■全体(算術平均ハザード ---- 日本海東縁部 1.0F-02 1.0E-03 年超過確率 1.0E-04 1.0E-05 1.0E-06





■水位下降側:2号炉取水槽

	2号炉取水口における 基準津波水位
基準津波1 (水位下降側)	-5.9m
基準津波3 (水位下降側)	-4.5m
基準津波4 (水位下降側)	-4.1m
基準津波6 (水位下降側)	-6.0m

	2号炉取水槽における 基準津波水位
基準津波1 (水位下降側)	-7.5m
基準津波3 (水位下降側)	-5.9m
基準津波4 (水位下降側)	-6.3m
基準津波6 (水位下降側)	-7.8m

#### 補足説明資料 7. 防波堤の影響検討

## 7.3 年超過確率の参照(フラクタイル曲線)

(89

・防波堤の有無を考慮した施設護岸又は防波壁※における水位上昇側,2号炉取水口及び2号炉取水槽における 水位下降側のフラクタイル曲線を以下に示す。

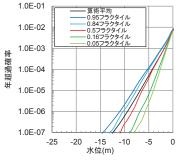
※ 施設護岸を超える場合には防波壁位置での水位を考慮

#### ■水位上昇側

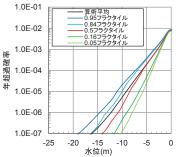
#### 施設護岸又は防波壁

#### 1.0E-01 1.0E-02 1.0E-03 1.0E-04 1.0E-05 1.0E-06 1.0E-07 0 15 20 25 水位(m)

## ■水位下降側 2号炉取水口



#### 2号炉取水槽



## (参考) 防波堤の有無に関する因子を考慮しない場合との比較



・防波場有りのみ考慮した年超過確率と防波場の有無を考慮した年超過確率を比較した結果、各評価地点におい て同等となることを確認した。

#### ■水位上昇側

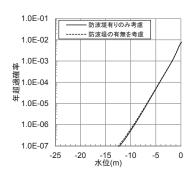
#### 施設護岸又は防波壁※

※ 施設議岸を超える場合には防波壁位置での水位を考慮

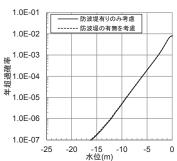
#### 1.0E-01 - 防波堤有りのみ考慮 ------ 防波堤の有無を考慮 1.0E-02 ы 1.0E-03 <sup>半</sup>1.0E-05 1.0E-06 1.0E-07 5 20 25 10 15 水位(m)

#### ■水位下降側

#### 2号炉取水口



#### 2号炉取水槽



## 参考文献

(91)

- (1)(社)日本原子力学会(2012):日本原子力学会標準原子力発電所に対する津波を起因とした確率論的リスク評価に関する実施 基準:2011
- (2)(社)土木学会 原子力土木委員会 津波評価部会(2011):確率論的津波ハザード解析の方法
- (3)(社)土木学会 原子力土木委員会 津波評価部会(2016):原子力発電所の津波評価技術2016
- (4)地震調査研究推進本部地震調査委員会長期評価部会(2003):日本海東縁部の地震活動の長期評価について、 http://www.jishin.go.jp/main/chousa/03jun\_nihonkai/index.html
- (5)(社)土木学会 原子力土木委員会津波評価部会(2009):確率論的津波ハザード解析の方法(案)
- (6)鳥取県(2012):鳥取県津波対策検討業務報告書概要, pp.3-23.
- (7)秋田県(2013):「地震被害想定調査」に係る津波関連データについて、https://www.pref.akita.lg.jp/pages/archive/6779
- (8) 石川県(2012): 石川県津波浸水想定区域図, http://www.pref.ishikawa.jp/bousai/tsunami/index.html
- (9)福井県(2012):福井県における津波シミュレーション結果の公表について、 http://www.pref.fukui.lg.jp/doc/kikitaisaku/kikitaisaku/tunami-soutei.html
- (10)島根県(2012):島根県津波浸水想定区域マップ、http://web-gis.pref.shimane.lg.jp/tsunami/
- (11)山口県(2012):第3回山口県地震・津波防災対策検討委員会,
  - http://www.pref.yamaguchi.lg.jp/cms/a10900/bousai/jisin-tunamiikai.html
- (12)武村雅之(1998):日本列島における地殻内地震のスケーリング則―地震断層の影響および地震被害との関連―. 地震 第2輯 第21巻, pp.211-228.
- (13)活断層研究会編(1991):[新編]日本の活断層-分布図と資料, 東京大学出版会
- (14) 今泉俊文・宮内崇裕・堤浩之・中田高編(2018):活断層詳細デジタルマップ[新編], 東京大学出版会
- (15)奥村俊彦・石川裕(1998):活断層の活動度から推定される平均変位速度に関する検討,土木学会第53回年次学術講演会講 演概要集.第 I 部(B).pp554-555.
- (16) 塚原弘昭・小林洋二(1991):中・西部日本の地殻応力, 地震,第2輯,第44巻,pp.221-231
- (17) 垣見俊弘·松田時彦·相田勇·衣笠善博(2003):日本列島と周辺海域の地震地体構造区分,地震,第2輯,第55巻,pp.389-406.
- (18)萩原尊禮(1991):日本列島の地震 地震工学と地震地体構造, 鹿島出版
- (19)阿部勝征(1989):地震と津波のマグニチュードに基づく津波高の予測,東京大学地震研究所彙報,Vol.64, pp.51-69.
- (20) Huber and Hager(1997): Forecasting Impulse Waves in Reservoirs, Commission Internationale Des Grands Barrages Florence (21)後藤智明・小川由信(1982): Leap-frog 法を用いた津波の数値計算法,東北大学工学部土木工学科資料, 52p.
- (22)小谷美佐·今村文彦·首藤伸夫(1998):GIS を利用した津波遡上計算と被害推定法,海岸工学論文集,第45巻,pp.356-360. (23) Mansinha, L. and Smylie, D.E. (1971): The displacement fields of inclined faults, Bull, Seism, Soc. Am., Vol.61, pp.1433-1440.
- (24)(社)土木学会(1999):「水理公式集[平成11年版]」, 713p.

## 参考文献



- (25)電力土木技術協会(1995):「火力·原子力発電所土木構造物の設計ー補強改訂版ー」, 1102p.

- (23) 电月上不投削協立(1930): 入力・原子月光电/月上不再担付の政策(1) THI担保は1/10 より、10年20 (26) 千秋信一(1967): 「発電水力演習」、学献社、423p. (27) 国土交通省・内閣府・文部科学省(2014): 日本海における大規模地震に関する調査検討会, 最終報告書(H26.9) (28) 根本信・高瀬嗣郎・長谷部大輔・横田崇(2009): 日本海におけるアスペリティを考慮した津波波源モデルの検討, 土木学会論文

- (28) 根本信・高瀬嗣郎・長谷部大軸・横田宗(2009): 日本海にあけるアヘハリア1でち慮しに伴成成原でナルシロスロリ、エホテムmmへ集B2(海岸工学)、Vol.B2-65、No.1、pp.346-350.
  (29) 入倉孝次郎・三宅弘恵(2001): シナリオ地震の強震動予測・地学雑誌、Vol.110、pp.849-875.
  (30) 地震調査研究推進本部地震調査委員会(2017): 「全国地震動予測地図2017年版」
  (31) 独立行政法人原子力安全基盤機構(2004): 地震記録データベースSANDELのデータ整備と地震発生上下限層深さの評価に関する報告書(平成15年度)、JNES/SAE04-017
  (32) 片尾浩・吉井弘治(2002): 緊急観測によって得られた鳥取県西部地震直後の余震分布、地震第2輯、第54巻、pp.581-585.
  (33) 岩田知孝・関口春子(2002): 2000年鳥取県西部地震の震源過程と震源域強震動、月刊地球/号外No.38、pp.182-188.
  (34) Shibutani T・H Katao・Group for the dense aftershock observations of the 2000 Western Tottori Earthquake(2005): High

- (34) Shibutani, T. H. Katao Group for the dense aftershock observations of the 2000 Western Tottori Earthquake (2005): High  $resolution \ 3-D \ velocity \ structure \ in \ the \ source \ region \ of \ the \ 2000 \ Western \ Tottori \ Earthquake \ in \ southwestern \ Honshu, \ Japan$ using very dense aftershock observations, Earth, Planets and Space, Volume 57, Issue 9, pp.825-838. (35) 岩崎貴哉・佐藤比呂志(2009): 陸域制御震源地震探査から明らかになりつつある島弧地殻・上部マントル構造, 地震 第2輯,
- 第61巻, pp.S165-S176.

## 津波時の水密扉の期待有無について

本評価では、津波時にプラントに影響を及ぼすものとして抽出した構築物・機器への流入経路となる可能性のあるタービン建物水密扉及び取水槽海水ポンプエリア水密扉については、通常時閉運用としていることから、機能喪失浸水高未満の浸水においては水密扉の浸水防止機能に期待しており、以下にその考え方を示す。

#### 1. タービン建物水密扉

タービン建物水密扉の運用状況及び配置を第1表,第1図及び第2図に示す。 タービン建物水密扉は通常時閉運用としており,運用状態の確認のため,以 下により「扉設置場所での"開"状態の認知性向上」及び「中央制御室での開 閉状態の監視」を実施する。

- ・警報ブザーを扉設置場所に設置する。
- ・中央制御室に警報ブザーを設置する。

以上より、通常時は確実に閉止される運用となっていることから、津波襲来 前にタービン建物の水密扉が開放されている可能性は十分低いと考えられる。

津波襲来時に水密扉が開放される場合を	を考えると,敷地高さE	こ18.5m 以上に
遡上する津波の襲来時に流入経路となる。	可能性はあるが、第1ま	表に示すタービ
ン建物水密扉のうち,	については, E L 201	m津波時の浸水
高EL9.5mに対して扉下端高さはEL12.	 .5m であるため,津波高	<u>さEL20m以下</u>
の津波襲来時には流入経路にならない。	また,	を除く水
密扉は,	屋外通行中の作業員な	ぶこれらの水密
扉を開放してタービン建物内に避難する。	- ことはないので, 津波郭	隻来時にこれら
の水密扉が開放されることにより流入経過	路となる可能性は十分な	小さいと考えら
わる		

以上の検討より、水密扉の閉失敗によるタービン建物内浸水はスクリーニングアウトすることとした。なお、津波高さEL20m超過の津波襲来時は、波力を伴う津波の遡上が大規模になり、建物外壁水密扉は機能喪失するものと扱った。

#### 2. 取水槽海水ポンプエリア水密扉

取水槽海水ポンプエリア水密扉の配置を第3図に示す。

取水槽海水ポンプエリア水密扉は通常時閉運用としており、運用状態の確認のため、以下により「扉設置場所での "開"状態の認知性向上」及び「中央制御室での開閉状態の監視」を実施する。

- ・警報ブザーを扉設置場所に設置する。
- ・中央制御室に警報ブザーを設置する。

取水槽海水ポンプエリアでは通常時における巡視点検のため, 取水槽海水ポン

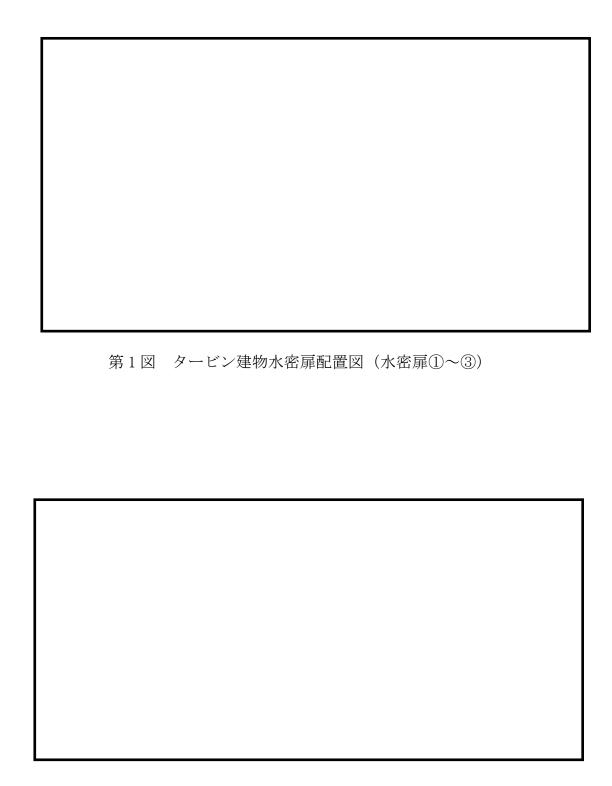
プエリアの水密扉が短時間開放されることはあるが,上記の運用により確実に 閉止されるものと考える。

また、津波ハザードの寄与が大きいのは日本海東縁部からの津波であり、日本海東縁部からの津波の場合、地震発生後、津波の発電所到達までに約110分程度の時間を要する。このため、巡視点検時等での短時間の扉開放時に津波が発生したとしても、確実に水密扉を閉止できると考えられる。さらに、異区分の取水槽海水ポンプエリアは分離されているため、仮に当該区分の海水ポンプが機能喪失した場合でも、健全側の海水ポンプの区分の緩和系により事象を収束することができる。

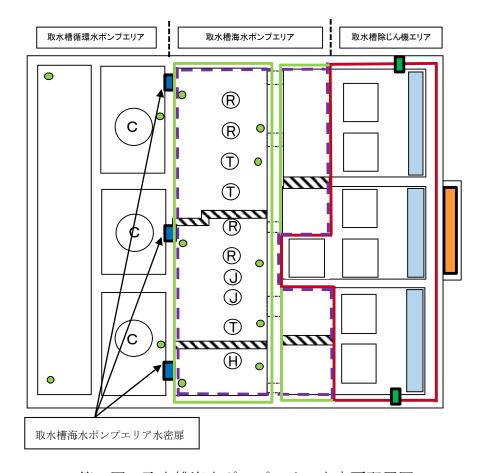
以上の検討より、水密扉の閉失敗による取水槽海水ポンプエリアへの浸水はスクリーニングアウトすることとした。なお、津波高さEL20m 超過の津波襲来時は、波力を伴う津波の遡上が大規模になり、取水槽海水ポンプエリア水密扉は機能喪失するものと扱った。

第1表 タービン建物水密扉運用状況

No.	タービン建物 水密扉	施錠 管理	出力運転中 開放実績	現地警報 ブザー	中央制御室 遠隔監視	扉下端高さ
1				設置	設置	E L8.9m
2				設置	設置	E L 9.2m
3				設置	設置	E L 9. 1m
4				設置	設置	E L 12.5m (タービン建物内*)
*						



第2図 タービン建物水密扉配置図 (水密扉④)



第3図 取水槽海水ポンプエリア水密扉配置図

## EL20mを超過する津波に対する影響評価について

## 1. 概要

津波レベル 1 PRAでは、EL20m以下の津波では炉心損傷に至る事故シーケンスは抽出されず、EL20m超過の津波襲来時に「直接炉心損傷に至る事象」のみが抽出され、その炉心損傷頻度を  $1.2\times10^{-7}$  / 炉年と評価しているが、ここでは、EL20mを超過する津波により発生する起因事象とその想定津波高さを概略評価した。

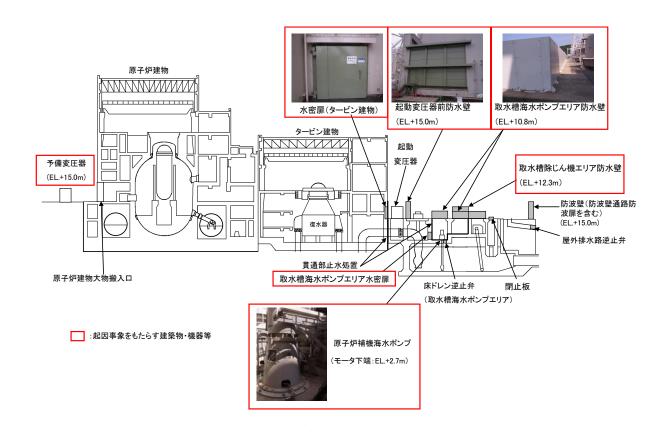
#### 2. 評価内容

津波レベル1PRAにおいて抽出した起因事象(補機冷却系喪失,外部電源喪失及び直接炉心損傷に至る事象)をもたらす構築物・機器等(第1図参照)を評価対象とし,第2図及び第3図のとおり起因事象の発生要因を分析した。また,第1図に示す構築物・機器等の津波に対する耐性(機能喪失浸水高さ)を整理し,それらの機能喪失浸水高さと,機能喪失浸水高さを発生させる想定津波高さ(以下「機能喪失想定津波高さ」という。)を算定し,EL20mを超過する津波に対する影響評価を行った。

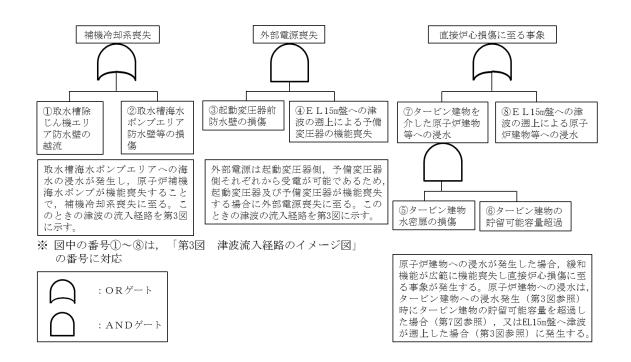
評価に当たっては、基準津波(施設護岸における津波高さ: EL11.8m)に対して敷地内に津波を流入させない設計とすること、及びEL20m 津波の敷地内浸水解析結果、管路計算結果(取水槽除じん機エリアの浸水高さ: EL12.1m)を用いて、EL20m を超過する想定津波高さと敷地内浸水高さの関係を、線形計算により外挿して算出した。また、タービン建物水密扉の損傷により発生するタービン建物への浸水については、敷地への流入経路のうち、タービン建物の海側前面にある以下の流入経路からの浸水がすべてタービン建物に流入すると仮定した。

- 防波壁(越波)及び防波壁通路防波扉
- ・2号炉取水槽及び2号炉放水槽

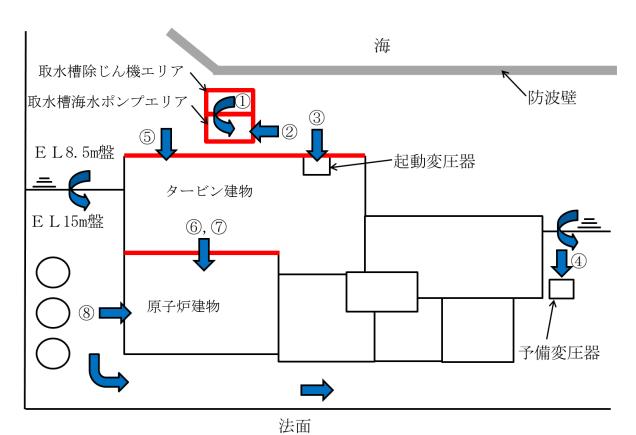
防波壁通路防波扉を開条件としたEL20m 津波による敷地内浸水解析結果を第1表及び第4図に示す。また、想定津波高さと浸水高さの関係を第5図に示す。敷地内浸水解析では、1~3号炉取水路・放水路の構造を模擬しており、経路ごとの入力条件となる津波の時刻歴波形に対する応答を考慮した解析を実施している。防波扉は常時閉運用とするが、使用済燃料の搬出等のため開にする場合がある。開にしている頻度は小さく、また、津波発生時には津波襲来前に防波扉を閉止できると考えられるためその影響は軽微であると考えられるものの、開状態を仮定して評価を実施した。本想定により、敷地内浸水量を保守的に見積もることとなるが、第1表より、防波壁通路防波扉からの浸水量は、EL20m津波における敷地内浸水量の1割程度であり、防波壁通路防波扉の開閉が敷地内浸水量に大きな影響を及ぼすものではないことがわかる。



第1図 起因事象をもたらす構築物・機器等とプラント概要図



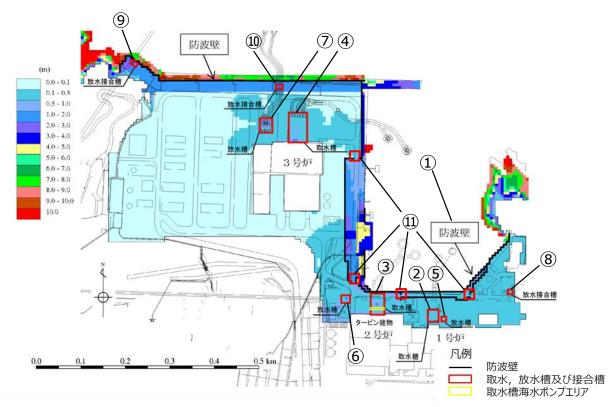
第2図 EL20mを超過する津波による起因事象の発生要因



第3図 津波流入経路のイメージ図

第1表 防波壁通路防波扉を開条件としたEL20m 津波による敷地内浸水解析結果

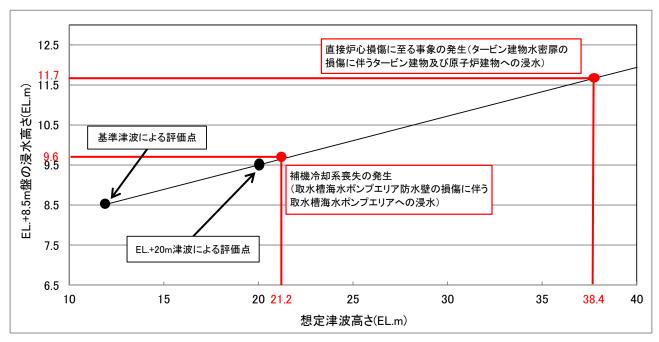
	流入経路	E L 20m 津波による 敷地内浸水量(m³)	E L 20m 津波による 敷地内浸水高さ (敷地内浸水深)
1	防波壁 (越波)	約 2,000	
2	1号炉取水槽	約 200	
3	2号炉取水槽	約 2,800	
4	3号炉取水槽	約 1, 100	
5	1号炉放水槽	約 100	・取水槽海水ポンプエリア付
6	2号炉放水槽	約 1,900	近:
7	3号炉放水槽	約 4,800	E L9.0m∼E L9.5m
8	1号炉放水接合槽	約 500	$(0.5m\sim1.0m)$
9	2号炉放水接合槽	約 3, 200	・タービン建物付近:
10	3号炉放水接合槽	約 5, 400	E L 9. 0m~E L 9. 5m
11)	防波壁通路防波扉	約 2,000	(0.5m∼1.0m)
合計(	(①~⑪の合計)	約 24,000	
物に考	浸水量のうちタービン建 慮する浸水 ③+⑥+⑪)	約 8,700	



※ 浸水解析は①~⑪の流入経路すべてを考慮したものであり、排水路等から敷地外への流出は考慮していない。津波の回り込みについて、3号炉南側では浸水水位が低く、2号炉側への回り込みはなく、また1号炉側は2号炉側に比べ浸水量は少なく、浸水水位も低いため、2号炉側への回り込みはないため、タービン建物を介した原子炉建物への浸水を評価するためのタービン建物への浸水量は、タービン建物の海側前面における浸水量に主に寄与する流入経路となる①、③、⑥、⑪からの浸水がすべて流入すると仮定した。

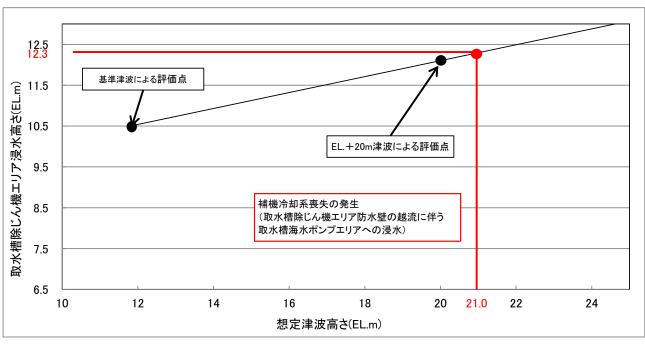
第4図 EL20m 津波による敷地内浸水深分布

## 【EL8.5m盤の浸水高さ】



・基準津波(EL11.8m)における浸水深(0m)と、EL20m 津波に対する浸水解析により評価した浸水深(1m)から、想定津波高さとEL8.5m 盤における浸水深の関係を、線形計算により外挿して評価した。 EL8.5m 盤の浸水高さは、この浸水深に敷地高さ8.5m を加算して算出している。

## 【取水槽除じん機エリアの浸水高さ】



・基準津波(EL11.8m)における取水槽除じん機エリアの浸水高さ(EL10.5m)と、EL20m 津波に対する 管路計算により評価した取水槽除じん機エリアの浸水高さ(EL12.1m)から、想定津波高さと取水槽除 じん機エリア浸水高さの関係を、線形計算により外挿して評価した。

第5図 想定津波高さと浸水高さの関係

- 3. 起因事象をもたらす設備の津波に対する耐性及び機能喪失想定津波高さ
  - (1) 補機冷却系喪失をもたらす設備の機能喪失想定津波高さ

取水槽海水ポンプエリアへの浸水が発生し,原子炉補機海水ポンプが機能 喪失した場合,補機冷却系喪失が発生する。

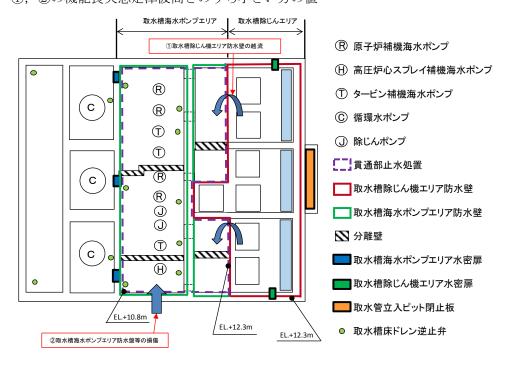
第6回に示すとおり、津波が取水槽除じん機工リア防水壁を越流し取水槽海水ポンプエリアに流入する場合、又は防波壁を越波する津波等が取水槽海水ポンプエリア防水壁等を損傷させ取水槽海水ポンプエリアに流入する場合に、原子炉補機海水ポンプが機能喪失する可能性がある。

補機冷却系喪失をもたらす設備の機能喪失想定津波高さの評価結果を第 2 表及び第 5 図に示す。

補機冷却系喪失 をもたらす設備	機能喪失要因	機能喪失 浸水高さ	機能喪失 想定津波 高さ	評価結果※2
原子炉補機	①取水槽除じん機工 リア防水壁の越流	E L 12.3m	E L 21.0m	
海水ポンプ	②取水槽海水ポンプ エリア防水壁等の 損傷	E L 9.6m <sup>**1</sup>	E L 21. 2m	E L21.0m

第2表 補機冷却系喪失をもたらす設備の機能喪失想定津波高さ

- ※1 EL8.5m 盤にある取水槽海水ポンプエリア防水壁等の機能喪失高さはEL10.8m (機能喪失浸水深:約2.3m) であるが,防波壁を越波する津波の波力等を考慮し,機能喪失浸水深の1/2 (機能喪失浸水高:EL9.6m) で機能喪失するとした。
- ※2 ①、②の機能喪失想定津波高さのうち小さい方の値



第6図 原子炉補機海水ポンプの機能喪失要因

(2) 外部電源喪失をもたらす設備の機能喪失想定津波高さ

外部電源は起動変圧器側,予備変圧器側それぞれから受電が可能であるため,EL8.5m盤(敷地高さ8.5mのエリア,第1図参照)に設置された起動変圧器及びEL15.0m盤(敷地高さ15.0mのエリア,第1図参照)に設置された予備変圧器がともに機能喪失した場合,外部電源喪失が発生する。

したがって、EL8.5m 盤に設置された起動変圧器のみが機能喪失した場合は、EL15.0m 盤に設置された予備変圧器から外部電源が受電可能なため、外部電源喪失には至らず、防波壁を越波する津波等により起動変圧器前防水壁が損傷して起動変圧器エリアが浸水し、起動変圧器が機能喪失することに加え、敷地浸水高さがEL15.0m に達することで予備変圧器が機能喪失する場合に発生する。

外部電源喪失をもたらす設備の機能喪失想定津波高さの評価結果を第3表に示す。

ができて、一時間が及べてものですが開いる場面及べる。				
外部電源喪失をもたらす設備	機能喪失要因	機能喪失 浸水高さ	機能喪失 想定津波 高さ	評価結果*2
起動変圧器	①起動変圧器前の 防水壁の損傷	E L 11.7m <sup>**1</sup>	E L38.4m	E L 65. 1m
予備変圧器	②E L 15m 盤の浸水	E L 15.0m	E L65.1m	

第3表 外部電源喪失をもたらす設備の機能喪失想定津波高さ

- ※1 EL8.5m 盤にある起動変圧器前の防水壁の機能喪失高さはEL15.0m (機能喪失浸水深: 約6.5m) であるが,防波壁を越波する津波の波力等を考慮し,機能喪失浸水深の1/2 (機能喪失浸水高:EL11.7m) で機能喪失するとした。
- ※2 ①, ②の機能喪失想定津波高さのうち大きい方の値
- (3) 直接炉心損傷に至る事象に係る建物への津波流入が発生する想定津波高さ 直接炉心損傷に至る事象は、タービン建物へ流入した津波が原子炉建物等 に浸水する場合、又は、敷地浸水高さがEL15.0m に達することによりEL 15.0m 盤を介し、原子炉建物等へ津波が直接流入する場合に発生する可能性が ある\*。

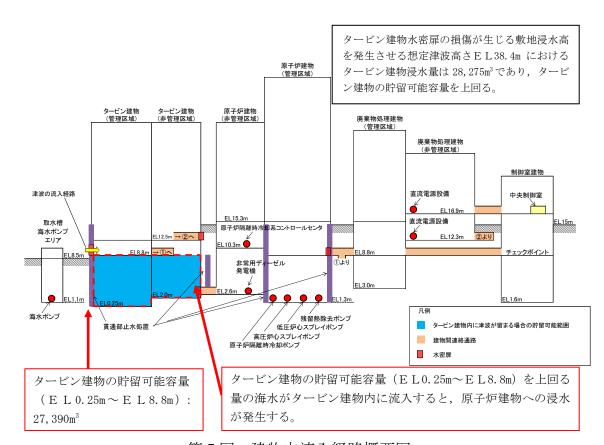
直接炉心損傷に至る事象が発生する想定津波高さの評価結果を第4表及び第5図に示す。

※ 原子炉建物内の止水処置が有効に機能すること等により、この場合でもなお機能維持した緩和系により事象を緩和できる可能性があるが、本評価では原子炉建物への海水の流入により炉心損傷直結に至ると仮定する。

第4表 直接炉心損傷に至る事象が発生する想定津波高さ

	発生要因	事象発生	想定津波	評価結果※2
	元工安囚	浸水高さ	高さ	叶顺州木
	①タービン建物を介し			
	た原子炉建物等への	E L 11.7m	E L38.4m <sup>¾1</sup>	
直接炉心損傷	津波の流入			T. I. 20. 4
に至る事象	②EL15.0m盤を介した			E L 38.4m
	原子炉建物等への津	E L 15.0m	E L65.1m	
	波の流入			

- ※1 想定津波高さ EL38.4mにおいてタービン建物水密扉を損傷させる敷地浸水高が生じ、タービン建物に津波が流入するとともに、想定される建物内浸水量は  $28,275m^3$  であり原子 炉建物への浸水が発生する(第7図参照)。
- ※2 ①,②の想定津波高さのうち小さい方の値



第7回 建物内流入経路概要図

### 4. 評価結果のまとめ

評価結果のまとめを第5表に示す。また, EL20mを超過する津波による影響について, 想定津波高さ別に検討した結果を以下に示す。

(1) 想定津波高さがEL21.0mを超える場合

津波が取水槽除じん機工リア防水壁を越流し取水槽海水ポンプエリアへ流入するため、原子炉補機海水ポンプが機能喪失して補機冷却系喪失が発生し、崩壊熱除去に失敗することで炉心損傷に至る可能性がある。

(2) 想定津波高さがEL38.4mを超える場合

タービン建物水密扉が損傷し、タービン建物内へ津波が流入するとともに、 その流入量はタービン建物の貯留可能容量を上回るため、タービン建物を介 して原子炉建物への浸水が生じる。原子炉建物への浸水が生じた場合は、緩 和設備が広範に機能喪失することが考えられるため、直接炉心損傷に至る事 象が発生する可能性がある。

なお、外部電源については、起動変圧器からの受電経路は同じ津波高さで機能を喪失するものの、EL15m盤に設置された予備変圧器からの受電が可能な津波高さまでは、外部電源受電設備の全喪失には至らない。

### 5. まとめ

今回の津波レベル1PRAでは、EL20m超過の津波襲来時に直接炉心損傷に至る事象のみを抽出していたが、本評価結果から、EL20mをわずかに超える津波水位で炉心損傷に至ること、また、直接炉心損傷に至る事象が発生するまでには裕度があることが確認できた。

津波高さが高くなるにつれ、襲来した津波高さに応じて段階的に緩和系機器が機能喪失することになると考えられるが、その場合は、機能を維持した設計基準事故対処設備、可搬型の機器を含めた重大事故等対処設備等を活用した炉心損傷の防止など、事象の緩和を試みるものと考える。

E L 20m を超過する津波により発生する起因事象とその想定津波高さ 第5表

	起因事象の分析	想定津波	最大浸水高	機能喪失	建物内	原子炉建物への浸水有無(カージン神場の時の戸舎	At. 1111
起因事象	起因事象の発生要因	គ3 은 (E L.m)	(EL.m)	(EL.m)	浸水重 (m³)	(ケーこン建物のAT苗り胎 容積:27,390m³)	個今
47 th 72 h 47 70 97 444	取水槽除じん機エリア防水壁の越流 (取水槽海水ポンプエリアへの浸水、原子 炉補機海水ポンプの機能喪失)	21.0*1	12.3*2	12. 3			取水槽海水ボンブエリアへの海水の浸水により,原子炉補機海水ボンブが機能喪失し,補機冷却系喪失が発生する可能性がある。
<b>備機</b> 向為永跨大	取水槽海水ポンプエリア防水壁等の損傷 (取水槽海水ポンプエリアへの浸水, 原子 炉補機海水ポンプの機能喪失)	21.2*1	9.6	10.8	(タービン建 ける安全上 物への流入。 部電源喪失 車牛けたいた	タービン建物内には浸水による影響を受ける安全上重要な機器がなく,タービン建物への流入により補機冷却系喪失及び外部電源喪失に影響をもたらす設備の機能車をはないか、 3 部制していた。	なみ、非吊用电源については、DLSの職とに称称物でルイノが取自されており、敷地内浸水高EL10.8m で損傷する可能性があるが、緩和系の機能喪失であり,起因事象の発生につながるものではない。
外部電源喪失	起動変圧器前防水壁の損傷 (起動変圧器エリアへの浸水,起動変圧器 の機能喪失)	38. 4**3	11.7	15.0 (11.7 <sup>** 5</sup> )	5. A 6. 6. 7. 7. 7. 7. 7. 7. 7. 7. 7. 7. 7. 7. 7.		変圧器前防水壁の損傷により起動変圧器の機能喪失が発生するが, 予備変圧器が健全であるため,外部電源喪失は発生しない。
	EL15m盤への津波の遡上による 予備変圧器の機能喪失	65. 1 <sup>**3</sup>	15.0	15.0			起動変圧器の機能喪失に加え,EL15m 盤への浸水により予備変圧 器が機能喪失することで,外部電源喪失が発生する可能性がある。
	タービン建物水密扉の損傷 (タービン建物を介した原子炉建物等への 津波の流入)	38. 4**4	11.7	15.0 (11.7**5)	28, 275	有	タービン建物水密扉の損傷によりタービン建物へ津波が流入するとともに、タービン建物の貯留可能容量以上の津波が流入し、原子炉建物への津波の流入が生じる。原子炉の平地の海波の流入が生じた場合は、緩和設備が広範に機能喪失することが考えられるため、直接炉心損傷に至る事象が発生する可能性がある。
直接炉心損傷に至る事象	EL15m盤への津波の遡上による 原子炉建物等への浸水	65. 1*4	15.0	15.0	T	有	ЕІІ5m 盤を介して原子炉建物へ津波が流入し,緩和設備が広範に機能喪失するため,直接炉心損傷に至る事象が発生する可能性がある。

補機冷却系喪失が発生する想定津波高さはEL21.0mとなる(発生要因に対する想定津波高さが小さい方の値)

取水槽除じん機エリアの浸水高さ。

外部電源喪失が発生する想定津波高さは,起動変圧器の機能喪失に加え予備変圧器が機能喪失する想定津波高さEL65.1m となる。 

直接炉心損傷に至る事象が発生する想定津波高さはEL38.4mとなる(発生要因に対する想定津波高さが小さい方の値)。

EL8.5m 盤にある取水槽海水ポンプエリア防水壁等の機能喪失高はEL10.8m (機能喪失浸水深:2.3m),起動変圧器前防水壁及びタービン建物水密扉の機能喪失浸水高はEL 15.0m (機能喪失浸水深:6.5m) であるが防波壁を越波する津波の波力等を考慮し,機能喪失浸水深の1/2で機能喪失するとした。

### 内部事象運転時レベル 1.5 P R A のシーケンス選定における 福島第一原子力発電所事故の知見の考慮

内部事象運転時レベル 1.5 P R A においては、炉心損傷後から格納容器破損に至るまでの事故シーケンス及び C F F を評価している。この際、雰囲気圧力・温度による静的負荷に対する格納容器耐性として、過温破損に対して限界温度 200℃を、過圧破損に対して限界圧力 2 P d (原子炉格納容器の最高使用圧力の 2 倍、0.853MPa)を判定基準と設定している。

今回のPRAの実施に際して、上記の判定基準を適用するに当たっては、以下のとおり福島第一原子力発電所事故の知見を考慮している。

### 1. 福島第一原子力発電所事故による格納容器破損に関する知見

福島第一原子力発電所事故では、 $1 \sim 3$  号機の原子炉格納容器がいずれも事故後のどこかのタイミングで破損に至ったと考えられ、その詳細なメカニズムについては、解明に向けた取り組みが進められているところである。

福島第一原子力発電所事故の調査結果は、平成25年12月に第1回進捗報告<sup>(1)</sup>、 平成26年8月に第2回進捗報告<sup>(2)</sup>、平成27年5月に第3回進捗報告<sup>(3)</sup>が行われ ている。ここでは、格納容器破損に係る情報として、漏えい経路、格納容器圧 力挙動及び格納容器温度挙動に着目し、以下のとおり知見を整理した。

### (1) 格納容器破損時の漏えい経路

原子炉建屋での水素爆発が発生しておらず、原子炉建屋オペレーティングフロアの形状が維持されているため、他号機に比べて原子炉格納容器からの漏えい経路が推定しやすい2号機に着目する。2号機では、格納容器圧力の低下が確認された3月15日の朝方にブローアウトパネルから蒸気が放出されていること、後日の調査でオペレーティングフロアにおけるシールドプラグ近傍で高い線量率を観測したことが確認されている。これに加え、過去の試験結果等から考えられている漏えいポテンシャルの高い箇所を考慮に入れると、格納容器トップヘッドフランジ等のフランジシール部からの漏えいの可能性がある。

### (2) 1号機の格納容器温度・圧力挙動

1号機のドライウェル圧力は、3月11日23時50分頃に0.6MPa[abs]を、3月12日2時30分頃に0.84MPa[abs]を計測した後、3月12日14時30分頃のベント操作による圧力減少まで、0.7MPa[abs]~0.8MPa[abs]程度の圧力で推移している。この間、注水による蒸気発生、格納容器温度の上昇、溶融炉心・コンクリート相互作用による非凝縮性ガス発生等によって、格納容器圧力は上昇傾向になると想定されるが、測定値からは圧力が一定となる傾向が示されており、原子炉格納容器からの漏えいがあったことが示唆される。

また, 炉心損傷後の格納容器温度の測定データは得られていないものの,

事故時に計測されたプラントデータを基に条件を仮定したMAAP解析が実施されており、その中でドライウェル温度も評価されている。 1 号機のMAAP解析結果からは、格納容器気相漏えいを仮定した 3 月 12 日 11 時 46 分頃において、ドライウェル温度は約 300℃以上となっている。過去の研究によれば、このような過温条件ではガスケットが損傷する可能性があることから、過温によるガスケット損傷により原子炉格納容器からの漏えいが発生した可能性がある。実際に、1 号機では格納容器内部調査により格納容器貫通部に設置されていた遮蔽用の鉛板が消失していることが確認され、格納容器壁付近で少なくとも鉛の融点(328℃)以上を経験した可能性が検討されている。

### (3) 2号機の格納容器温度・圧力挙動

2号機では、原子炉隔離時冷却系運転期間中に格納容器圧力が徐々に上昇し、原子炉隔離時冷却系停止後、炉心損傷に伴う水素発生や逃がし安全弁の開放等によると考えられる上昇が、14日20時頃、21時頃、23時頃に観測され、格納容器圧力は0.75MPa[abs]程度にまで至る。その後3月15日7時20分頃までほぼ一定の圧力で推移している観測結果が得られており、高い圧力状態が継続していたと考えられる。なお、3月14日13時頃から格納容器圧力が一時的に低下して再上昇しているが、この圧力低下を格納容器気相漏えいと仮定した場合に、その後の圧力上昇を説明できないことから、MAAPの解析においては、3月15日7時20分頃の格納容器気相漏えいを仮定している。この解析結果によれば、仮定した格納容器気相漏えいの前に、ドライウェル圧力が0.7MPa[abs]程度になると評価されている。

また、2号機のMAAP解析結果より、格納容器温度は3月13日12時頃から150℃を上回っており、格納容器気相漏えいを仮定した3月15日7時20分頃までの長期間にわたって、150℃~175℃程度の高温状態が継続している。この温度域は、1号機と比較して低くなっているが、シリコンゴム製シール材にとっては厳しいものとなっており、この間にシール材の高温劣化が進んでいたと考えられる。

以上より、2号機ではシリコンゴム製シール材が長期間にわたる過酷事故環境下への曝露によって劣化したことに加え、ドライウェル圧力が高いレベルで推移して、フランジの開口にシール性能が追従できなくなったため、漏えい経路を形成した可能性がある。

### (4) まとめ

格納容器破損に係る福島第一発電所事故の知見を以下にまとめる。

- ・格納容器破損時の漏えい経路に関する知見として、現場の調査結果から、 格納容器トップヘッドフランジ等のフランジシール部から漏えいが発生し た可能性がある。
- ・シリコンゴム製のシール材が長時間にわたり過酷事故環境下に晒されたことで劣化し、格納容器加圧との重畳によって格納容器破損に至った可能性がある。

2. 今回のレベル 1.5 PRAにおける福島第一原子力発電所事故の知見の反映 今回の島根原子力発電所 2 号炉におけるレベル 1.5 PRAでは,原子炉格納容 器の過温破損及び過圧破損に対する破損判定基準として,重大事故等対策の有 効性評価における破損判定基準と同じ条件(限界温度 200℃,限界圧力 2 Pd) を用いている。

上述のとおり、福島第一原子力発電所事故の知見から、従来から格納容器トップフランジ等のシール部に用いられているシリコンゴム製のシール材は、長時間にわたる過酷事故環境下への曝露によってシール機能が劣化し、格納容器加圧との重畳によって格納容器破損に至る可能性がある。しかしながら、島根原子力発電所 2 号炉においては、格納容器トップフランジ部等のシール材を改良 E P D M 材等に変更して格納容器健全性の評価を実施した結果、事故後 7 日間にわたり、限界温度及び限界圧力はそれぞれ 200  $\mathbb{C}$  、2 P d に対して余裕があることを確認している。

今回のレベル 1.5 PRAにおける事故進展解析では、格納容器からの除熱に期待しないため、格納容器破損までの余裕時間は最も長いケースでも約 時間となっている。そのため、レベル 1.5 PRAの格納容器破損判定条件として 200 °C、2 Pd を適用することは妥当であると考えている。

なお、レベル 1.5 P R A の観点からは、特に原子炉格納容器の限界圧力及び限界温度が見直された場合、事故進展解析において格納容器破損までの時間や破損モードが変化することから、緩和操作に係る余裕時間の見直しが必要となる。しかしながら、今回の P R A は A M 策等を考慮しない評価であることから、事故進展解析によって評価される格納容器破損までの余裕時間が変化した場合でも、C F F の評価結果に影響はない。

福島第一原子力発電所事故については、原子炉格納容器内の状況等、未だ確認が困難な点が多く、未解明な問題がある。一方で、これまでの調査結果等からは、現在レベル 1.5 P R A で考慮している格納容器破損モード以外で原子炉格納容器が破損に至ったとは考えにくい。このことから、事故シーケンスの抽出という観点では現在の P R A でも網羅的な分析となっているものと考える。今後、事故時の格納容器挙動に関する新たな知見が得られた場合には、その知見を適切に反映していく予定である。

### 参考文献

- (1) 東京電力株式会社「福島第一原子力発電所1~3号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討第1回進捗報告」平成25年12月13日
- (2) 東京電力株式会社「福島第一原子力発電所1~3号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討第2回進捗報告」平成26年8月6日
- (3) 東京電力株式会社「福島第一原子力発電所1~3号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討第3回進捗報告」平成27年5月20日

# 島根原子力発電所2号炉 内部事象運転時レベル1.5PRA イベントツリー集

## 目 次

○格納容器イ	ベントツリーの最終状態について	. 3
○第1-1図	TQUVに対するイベントツリー(1/3)	- 4
○第1-2図	TQUVに対するイベントツリー (2/3)	- 5
○第1-3図	TQUVに対するイベントツリー (3/3)	- 6
○第2-1図	TQUV(区分1喪失)に対するイベントツリー(1/3)	7
○第 2-2 図	TQUV(区分1喪失)に対するイベントツリー(2/3)	8
○第 2-3 図	TQUV(区分1喪失)に対するイベントツリー(3/3)	9
○第 3-1 図	TQUV(区分2喪失)に対するイベントツリー(1/3)	10
○第 3-2 図	TQUV(区分2喪失)に対するイベントツリー(2/3)	11
○第 3-3 図	TQUV(区分2喪失)に対するイベントツリー(3/3)	12
○第 4-1 図	TQUXに対するイベントツリー(1/3)	13
○第 4-2 図	TQUXに対するイベントツリー(2/3)	14
○第 4-3 図	TQUXに対するイベントツリー (3/3)	15
○第 5-1 図	TQUX(区分1喪失)に対するイベントツリー(1/3)	16
○第 5-2 図	TQUX(区分1喪失)に対するイベントツリー(2/3)	17
○第 5-3 図	TQUX(区分1喪失)に対するイベントツリー(3/3)	18
○第6-1図	TQUX(区分2喪失)に対するイベントツリー(1/3)	19
○第 6-2 図	TQUX(区分2喪失)に対するイベントツリー(2/3)	20
○第6-3図	TQUX(区分2喪失)に対するイベントツリー(3/3)	21
○第7図	長期TBに対するイベントツリー	- 22
○第8図	TBUに対するイベントツリー	-23
○第9図	TBPに対するイベントツリー	
○第 10 図	TBDに対するイベントツリー	- 25
○第11-1図	LOCAに対するイベントツリー(1/3)	-26
○第11-2図	LOCAに対するイベントツリー(2/3)	-27
○第11-3図	LOCAに対するイベントツリー (3/3)	-28

### 格納容器イベントツリーの最終状態について

格納容器イベントツリーの最終状態に対して以下のように格納容器破損モードのIDを割り付けた。なお、格納容器過圧破損「FOP」及び格納容器過温破損「FOT」の選定は、事故進展解析結果から決定した。また、原子炉格納容器の健全性が維持される事故シーケンス(原子炉圧力容器内で事故収束、原子炉格納容器内で事故収束)についても、格納容器破損モードのIDを割り付けた。

今回のAM策等を考慮しないPRAにおいて発生し得ないシーケンスについては、ID「OK」を割り付け、当該シーケンスの発生頻度を計算していない。

### 【PDS#凡例】

T\_: T3A 又は T3B に続く

FOT:原子炉格納容器過温破損 FOP:原子炉格納容器過圧破損

FCR:原子炉格納容器破損(格納容器直接接触)

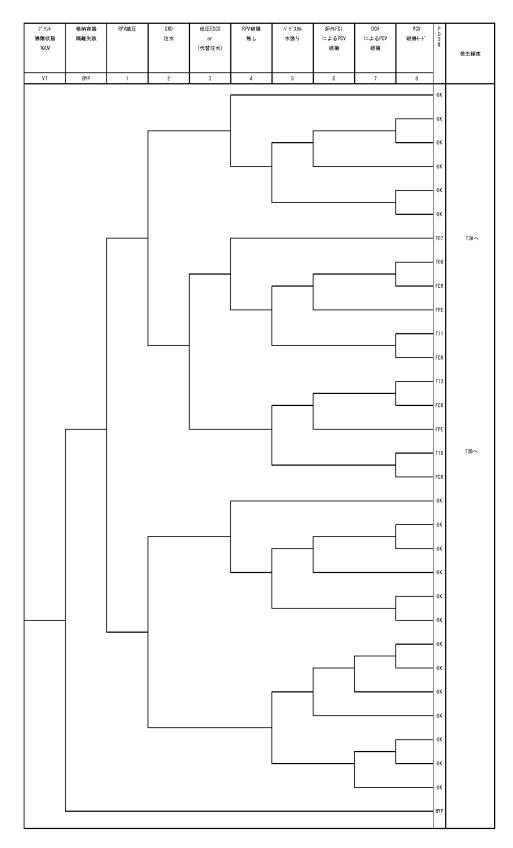
KV, VV, KP, VP:事象収束

DCH:原子炉格納容器破損(格納容器雰囲気直接加熱)

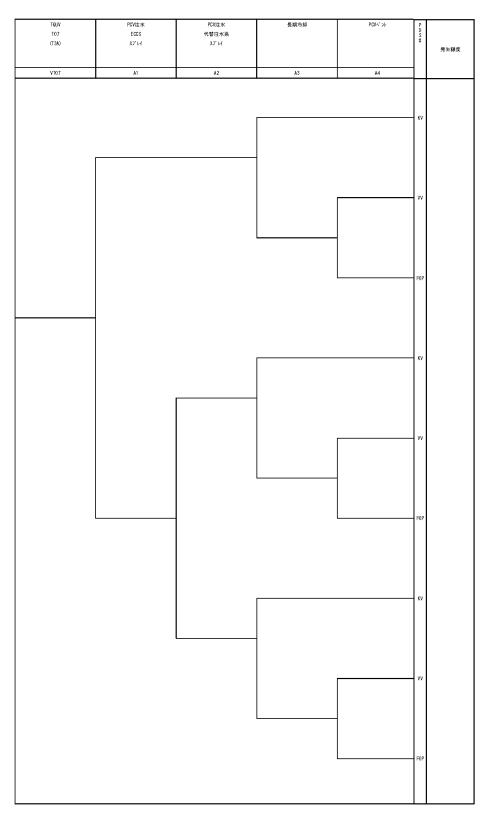
CCI:原子炉格納容器破損(溶融炉心・コンクリート相互作用)

F P E:原子炉格納容器破損(水蒸気爆発)

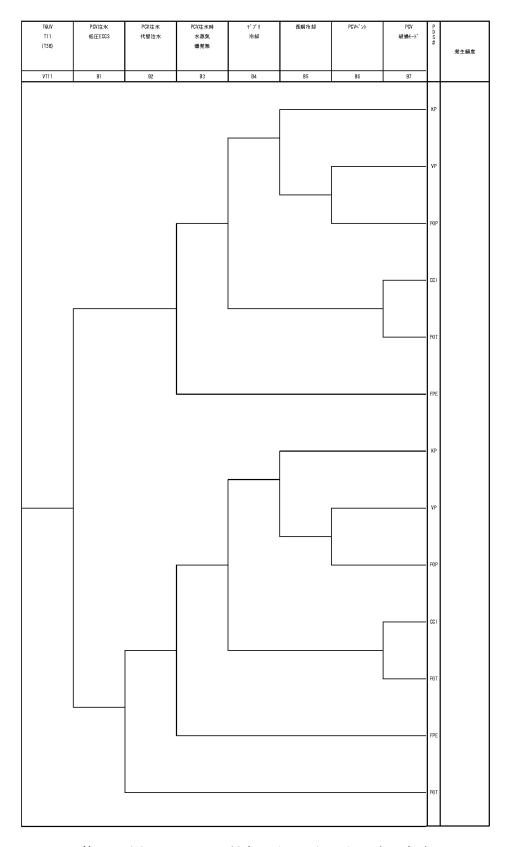
BYP:格納容器バイパス



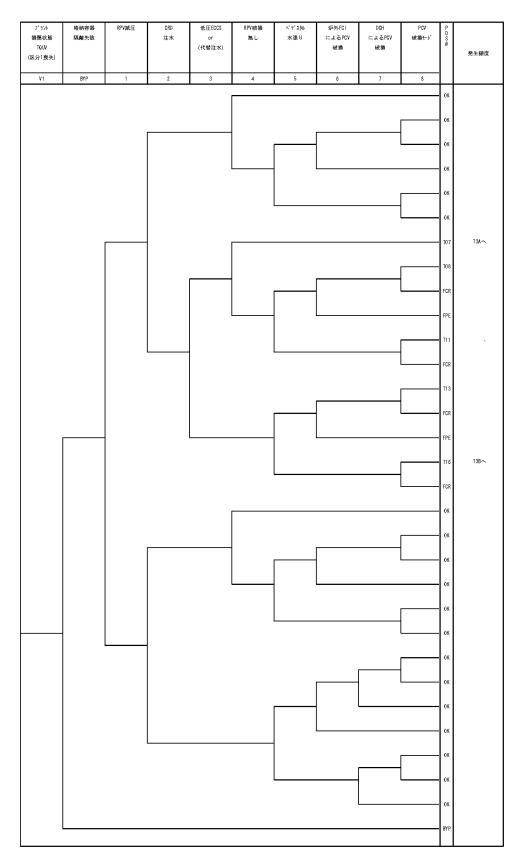
第1-1図 TQUVに対するイベントツリー (1/3)



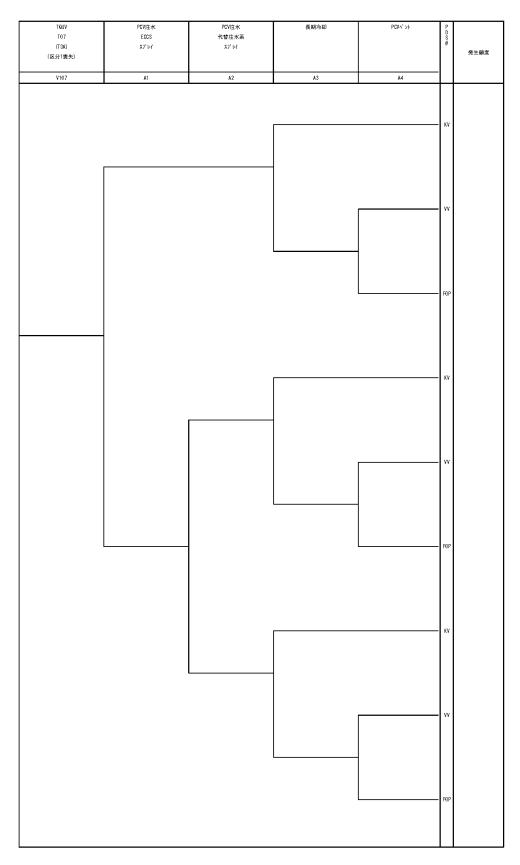
第 1-2 図 TQUVに対するイベントツリー (2/3)



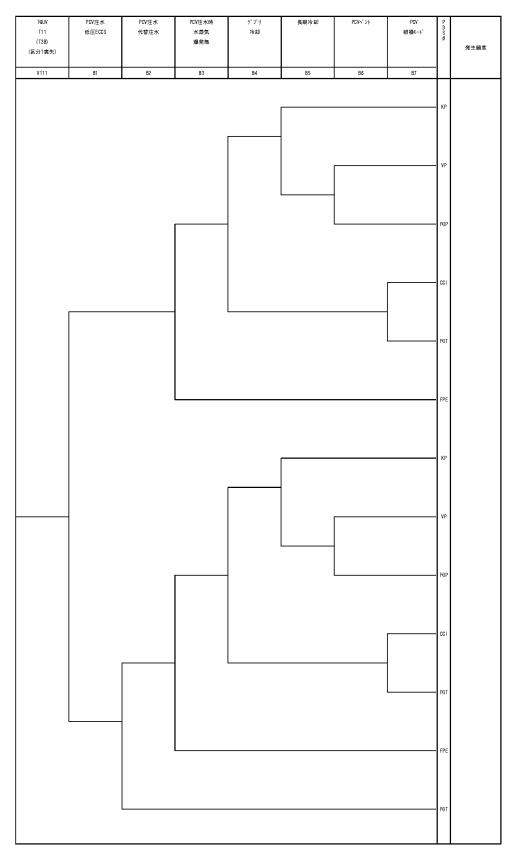
第 1-3 図 TQUVに対するイベントツリー (3/3)



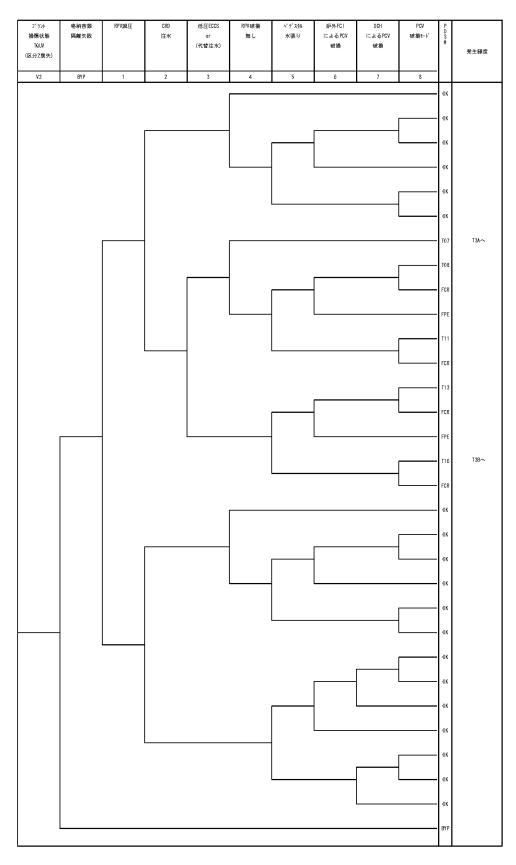
第 2-1 図 TQUV (区分 1 喪失) に対するイベントツリー (1/3)



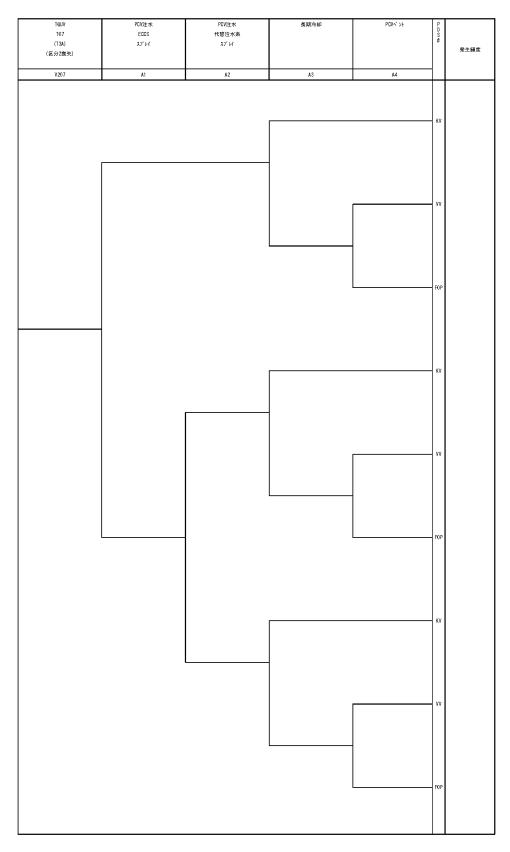
第2-2図 TQUV(区分1喪失)に対するイベントツリー(2/3)



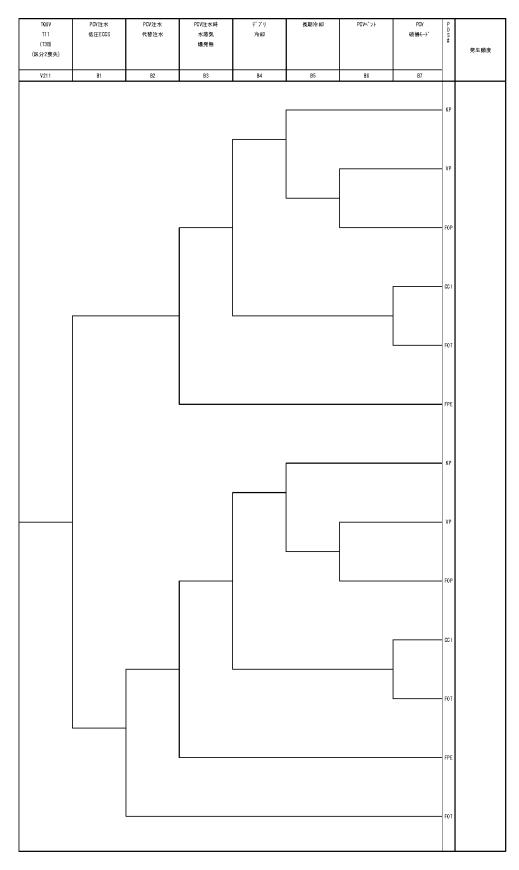
第 2-3 図 TQUV (区分 1 喪失) に対するイベントツリー (3/3)



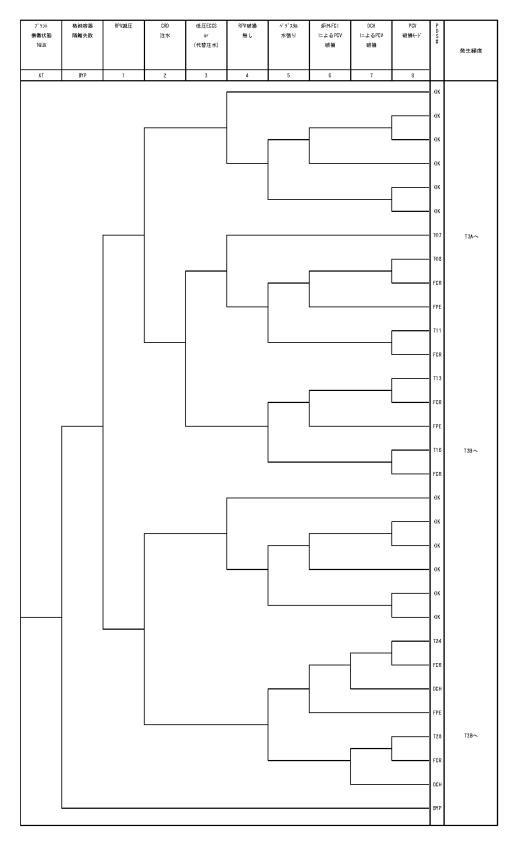
第 3-1 図 TQUV (区分 2 喪失) に対するイベントツリー (1/3)



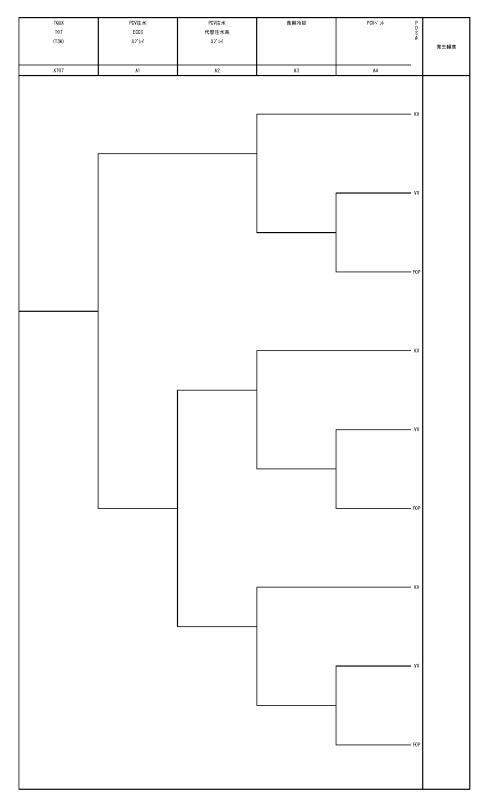
第3-2図 TQUV(区分2喪失)に対するイベントツリー(2/3)



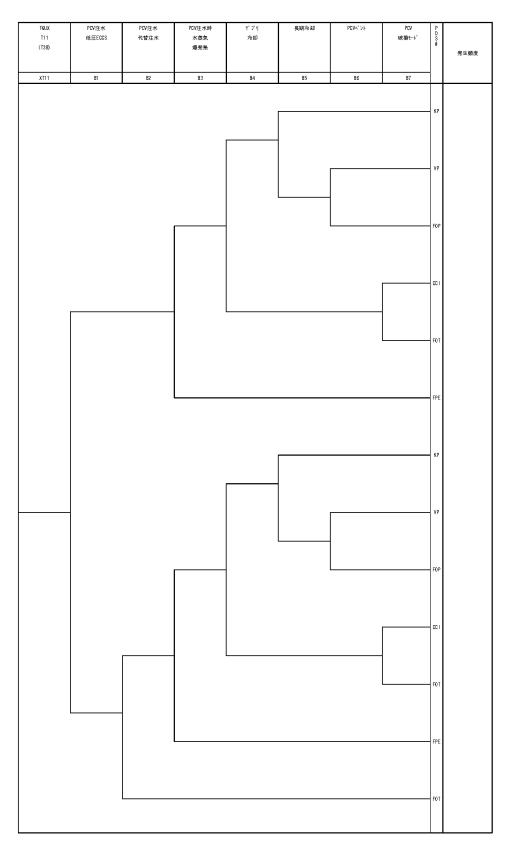
第3-3図 TQUV(区分2喪失)に対するイベントツリー(3/3)



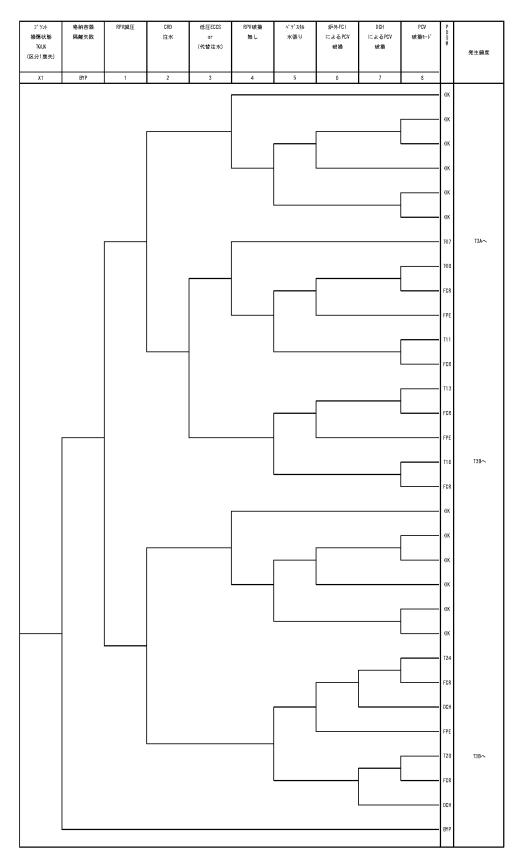
第4-1図 TQUXに対するイベントツリー (1/3)



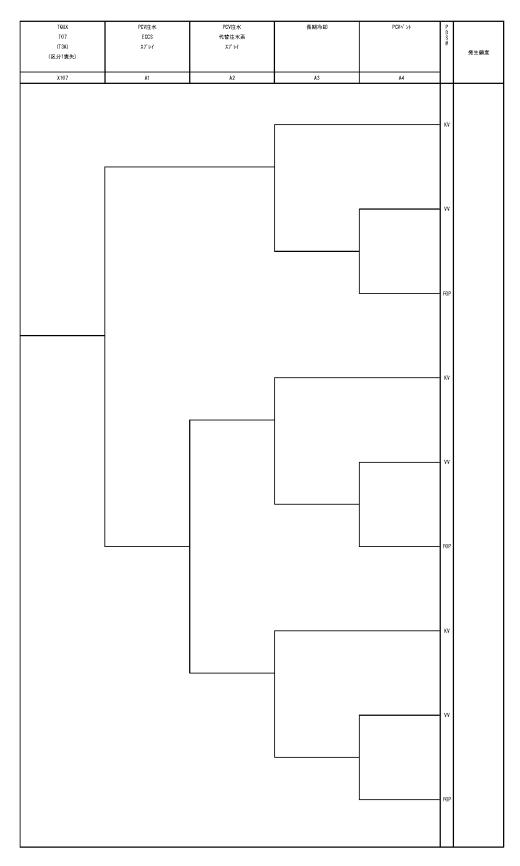
第 4-2 図 TQUXに対するイベントツリー (2/3)



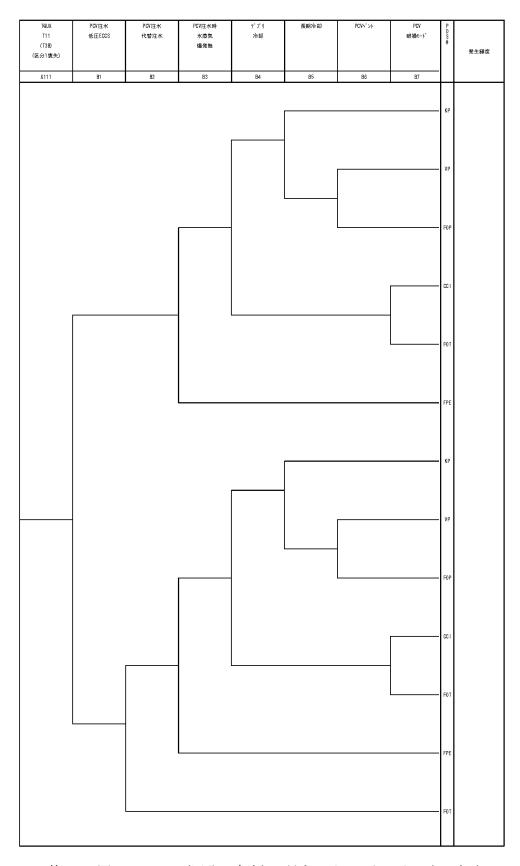
第4-3図 TQUXに対するイベントツリー (3/3)



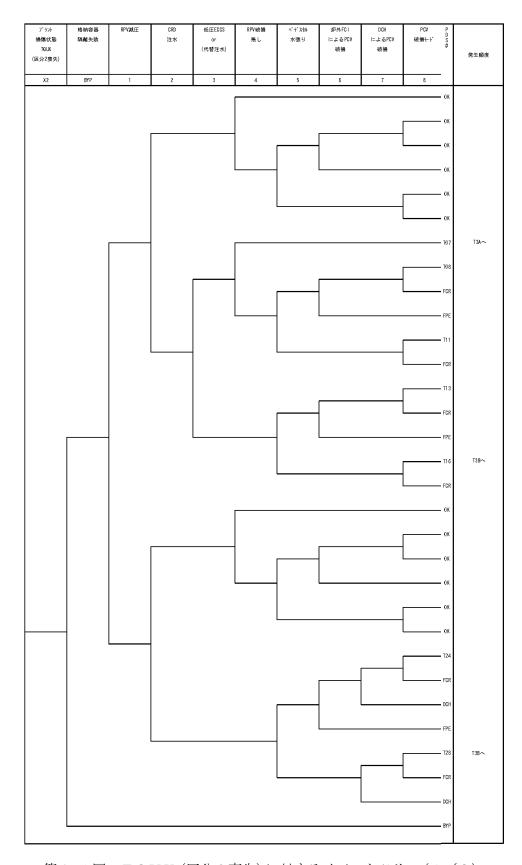
第 5-1 図 TQUX (区分 1 喪失) に対するイベントツリー (1/3)



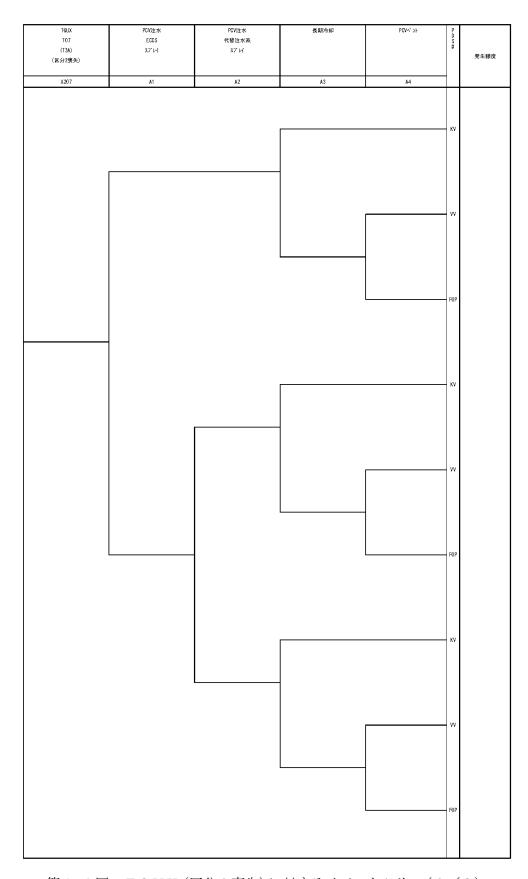
第 5-2 図 TQUX (区分 1 喪失) に対するイベントツリー (2/3)



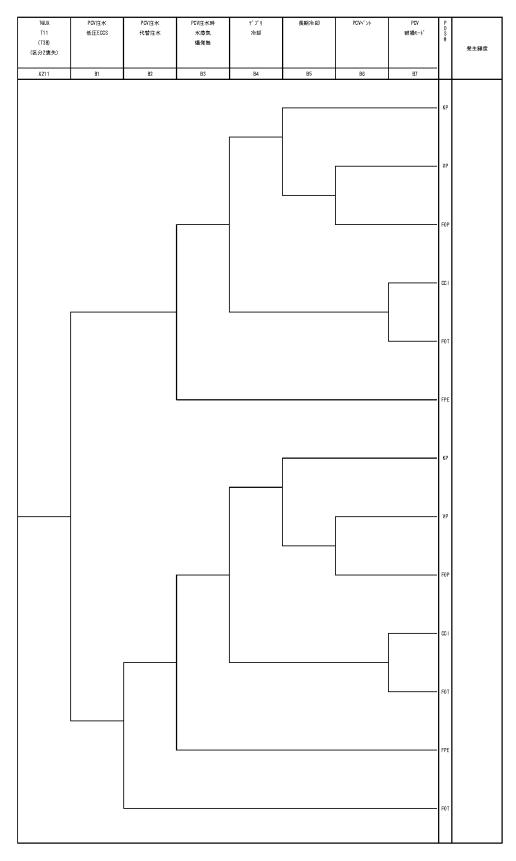
第 5-3 図 TQUX (区分 1 喪失) に対するイベントツリー (3/3)



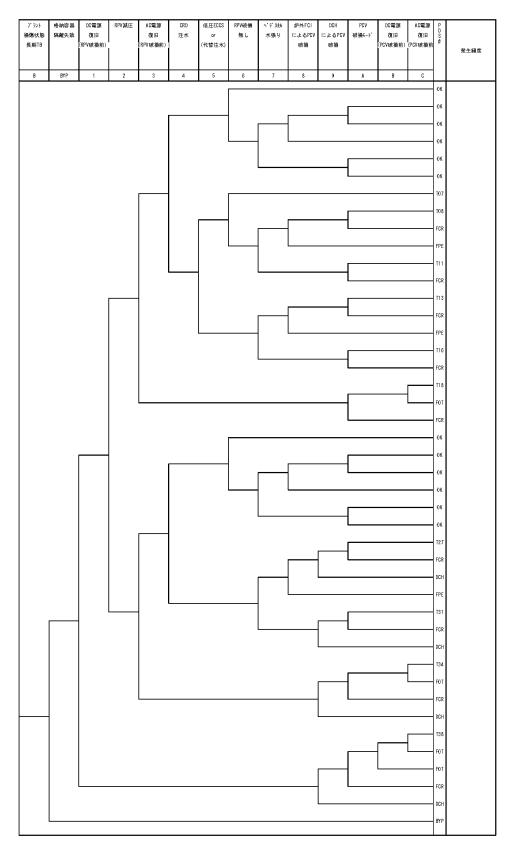
第 6-1 図 TQUX (区分 2 喪失) に対するイベントツリー ( 1/3 )



第6-2図 TQUX (区分2喪失) に対するイベントツリー (2/3)

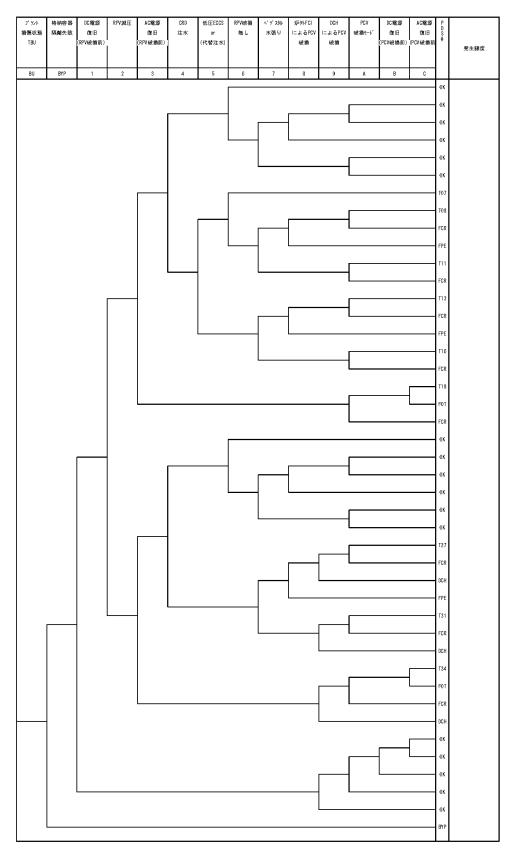


第6-3図 TQUX(区分2喪失)に対するイベントツリー(3/3)



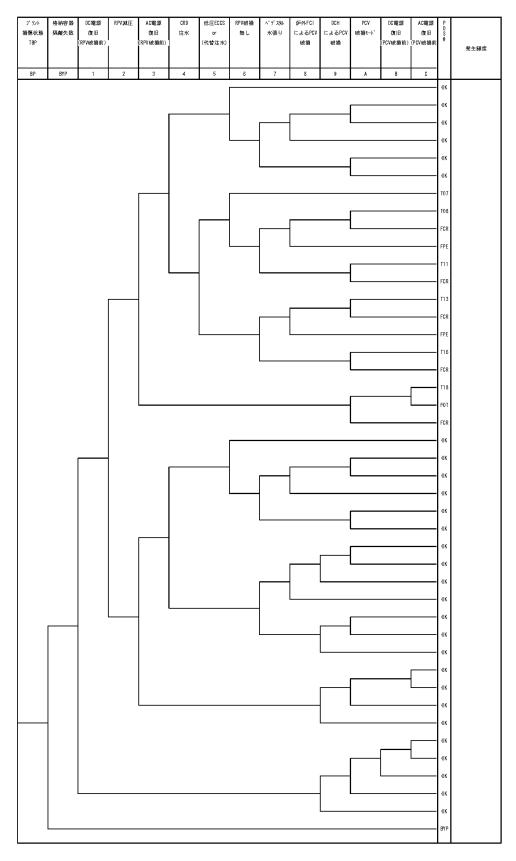
第7図 長期TBに対するイベントツリー

(AM策を考慮しない評価のためT3A/T3Bへ続くシーケンスはない)



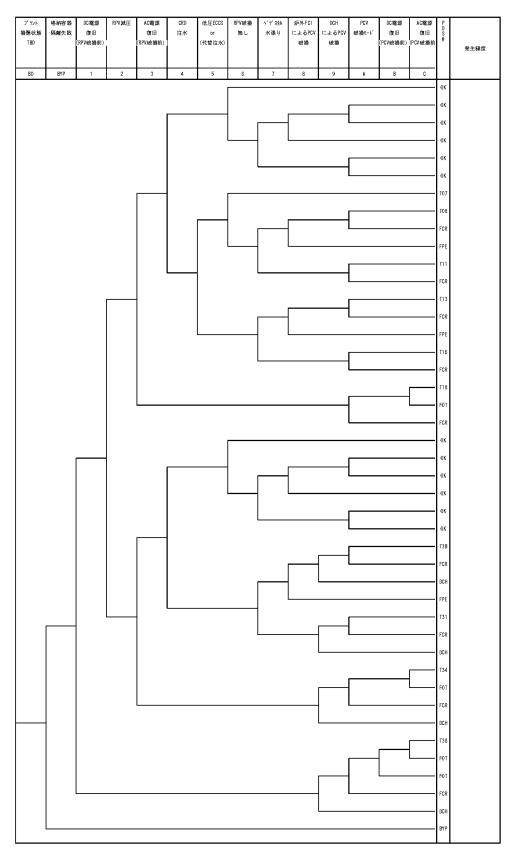
第8図 TBUに対するイベントツリー

(AM策を考慮しない評価のためT3A/T3Bへ続くシーケンスはない)



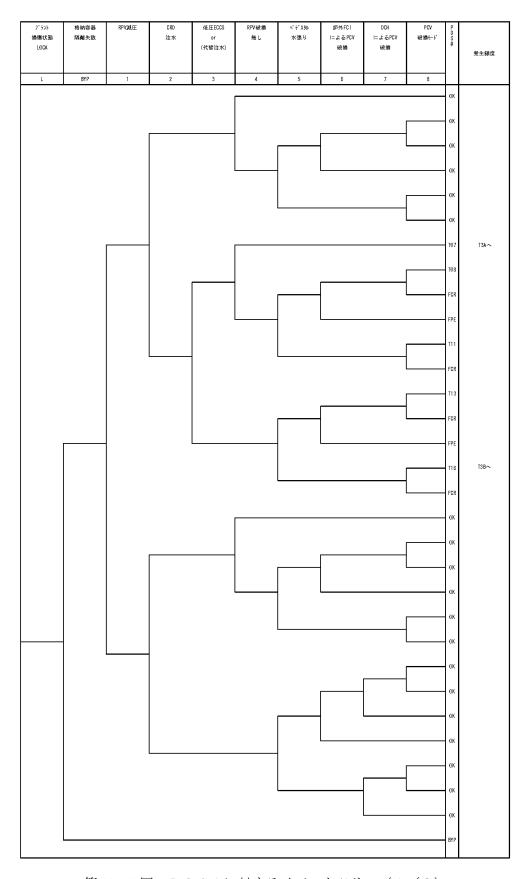
第9図 TBPに対するイベントツリー

(AM策を考慮しない評価のためT3A/T3Bへ続くシーケンスはない)

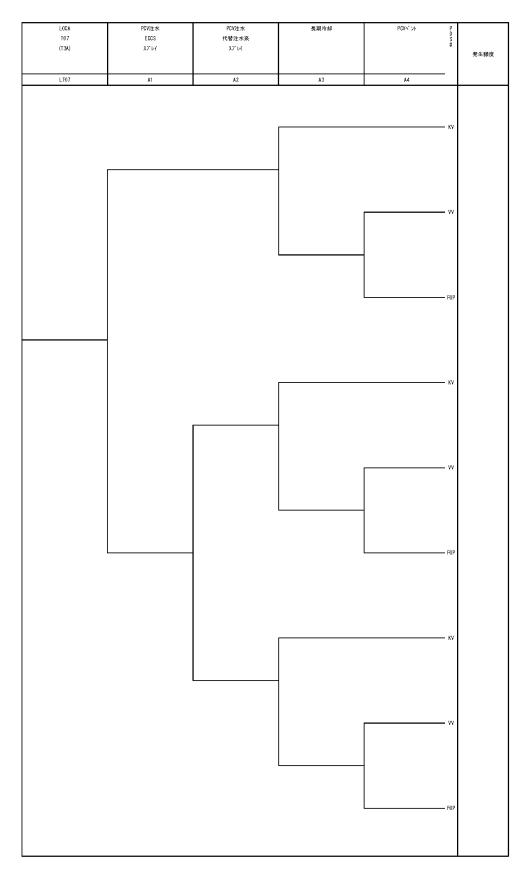


第10図 TBDに対するイベントツリー

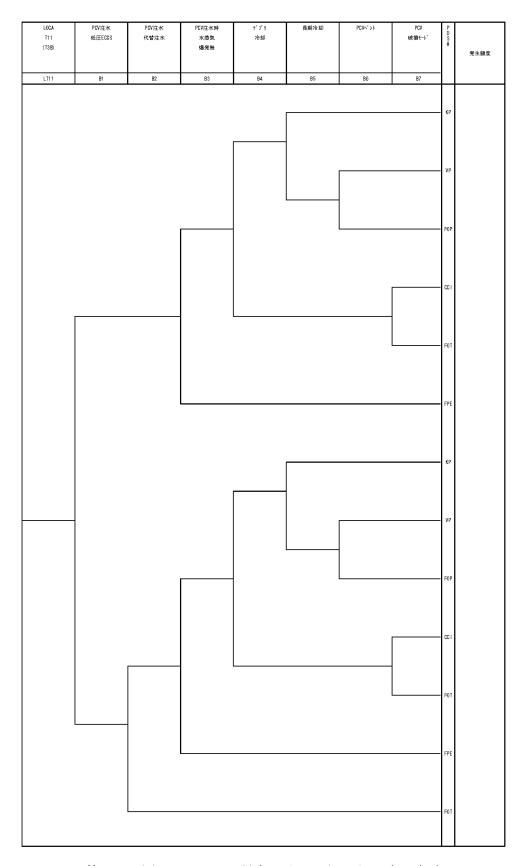
(AM策を考慮しない評価のため、T3A/T3Bへ続くシーケンスはない)



第11-1図 LOCAに対するイベントツリー (1/3)



第 11-2 図 LOCAに対するイベントツリー (2/3)



第 11-3 図 LOCAに対するイベントツリー (3/3)

### 原子炉圧力容器破損等のMAAP上の判定条件

MAAPコードによる事故進展解析において、炉心損傷、炉心溶融、炉心支持板破損、原子炉圧力容器破損の判定条件については、第 1 表に示す条件を満足する場合に破損したと判断している。

各項目の判断の根拠については、以下に示すとおりである。

### 1. 炉心損傷の判断

炉心損傷に至ると評価されている,燃料被覆管の最高温度が 1,000K に到達した時点を炉心損傷開始と判断している。

### 2. 炉心溶融の判定

炉心構成物質の代表的な共晶温度として, 炉心最高温度が 2,500K に到達した 時点を溶融開始と判断している。

### 3. 炉心支持板破損の判断

下部プレナムへのリロケーションの発生を炉心支持板の破損と定義しているリロケーションの発生は、以下の判断のうちいずれか早い方で判断している。

- ・炉心支持板ノードに溶融物が存在する場合
- ・Larson-Miller のパラメータにより炉心支持板のクリープ破損と判断された場合

### 4. 原子炉圧力容器破損の判断

貫通部への侵入による貫通部過熱,溶接部過熱による貫通部逸出,金属層による過熱,ジェットによる侵食,クリープ破損のうち,最も早い破損モードを原子炉圧力容器破損と定義している。

第1表 事故進展解析における各項目の判定条件

項目	条件	備考
炉心損傷の判断	燃料被覆管の最高温度が	炉心損傷が始まる温度
	1,000K 到達	
炉心溶融の判断	炉心最高温度が 2,500K	炉心構成物質の代表的な
	到達	融点
炉心支持板破損の判断	下部プレナムへのリロケ	リロケーション発生の判
	ーション発生時	断として,より早い炉心支
		持板ノードに溶融物が存
		在する場合を設定
原子炉圧力容器破損の判断	制御棒駆動機構ハウジン	原子炉圧力容器破損モー
	グ逸出判定到達	ドのうち,最も早い破損形
		態として,制御棒駆動機構
		ハウジング逸出を設定

### 内部事象運転時レベル 1.5 P R A における物理化学現象の考慮

内部事象運転時レベル 1.5 P R A では、炉心損傷後に原子炉格納容器内で発生する可能性が考えられている物理化学現象を考慮し、一定の分岐確率を設定している。今回の評価において、考慮の対象とした物理化学現象を以下に示す。

- ·格納容器雰囲気直接加熱 (DCH)
- 炉外溶融燃料-冷却材相互作用(炉外FCI)
- ・溶融炉心・コンクリート相互作用 (MCCI)

各物理化学現象の分岐確率の算出の流れは、以下のとおりである。

- ・考慮する物理化学現象を主要過程に分解
- ・分解した中で考慮する物理化学現象に影響が大きいと考えられるパラメータ を抽出
- ・抽出したパラメータの不確かさを考慮した上で各物理化学現象の影響の大き さの分布を計算
- ・計算した分布のうち、考慮する物理化学現象による格納容器破損の判定条件 を超える割合(確率)を算出
- ・上記の割合(確率)を内部事象運転時レベル 1.5 P R A の分岐確率に設定

物理化学現象の分岐確率の設定の詳細について、物理化学現象ごとに次に示す。 これらの物理現象の評価モデルは、これまでに得られている知見をもとに構築 したものである。一方、今回の評価で設定した物理化学現象のヘディングの分岐 確率は、評価の対象とした物理化学現象が不確実さの大きな現象であることを認 識しつつも、現状有している知見をもとに、可能な限りの評価を実施して設定し たものであり、今回設定した値には依然大きな不確実さを含んでいるものと認識 している。

なお、これら3つの物理現象のヘディングの分岐確率のそれぞれの値の大小は、 有効性評価の対象となる評価事故シーケンスを選定する際には影響しない。 1. 格納容器雰囲気直接加熱(DCH)

### 1. 格納容器雰囲気直接加熱(DCH)

### (1) 事象の概要

格納容器直接加熱(DCH: Direct Containment Heating)は原子炉圧力容器下部プレナムに形成された炉心溶融物が高圧の一次系の蒸気の圧力によって、原子炉圧力容器下部の破損部分から原子炉格納容器下部に放出され(HPME: High Pressure Melt Ejection)、さらに蒸気流によって液滴状態となって原子炉格納容器内に放出、この際、雰囲気ガス中の水蒸気との金属一水反応による水素と熱の発生、溶融物液滴から格納容器内ガスへの熱伝達による加熱等によって、格納容器内圧力が上昇する現象である。

### (2) 主要過程に関するこれまでの知見

本現象は、シビアアクシデント時に格納容器破損に至る可能性のある現象として、米国原子力規制委員会 (NRC) の $NUREG-1150^{(1)}$ にて新たに考慮されたものである。

これまでの実験、解析に基づき、DCHは原子炉のシビアアクシデント時において考慮すべき重要な現象であるとの認識に変わりはないが、その発生確率は極めて低く、仮に起こったとしても格納容器内圧は限界圧力以下で収まるであろうことが実験、解析コードによる予測により確認されているので<sup>(2)</sup>、DCHによって格納容器の破損に至る可能性は事実上排除し得るとの認識が一般的となりつつある。

また、DCHの前提となる溶融炉心の分散放出は、高圧条件下で溶融炉心が 1 次冷却系外に噴出される場合に発生するが、その圧力にはしきい値 (2 MPa[gage]以下)があり、原子炉圧力容器を減圧させることにより、溶融炉心の 飛散を抑制あるいは緩和できることが知られている (3)。

### (3) 今回のPRAにおける扱い

BWRは、原子炉圧力容器内に気相部が存在し、逃し安全弁を開放することで容易に、HPME/DCHの発生可能性のある圧力以下(2MPa[gage]以下)まで減圧することができる。このため、BWRにおいては、DCH現象が発生する可能性は極めて低いが、リスクを抽出する目的で実施されるPRAにおいては、原子炉減圧に失敗したパスも考えられることから、今回、島根原子力発電所2号炉の内的事象運転時レベル1.5PRAのイベントツリーでは、DCHについての分岐(ヘディング)を設定している。この分岐確率の算出の考え方を第1図に示す。

DCHに影響するパラメータを選定するとともに、各パラメータの分布を決定し、これらのパラメータの組合せ条件による格納容器ピーク圧力をMAAPコードのDCHモデルにより求め、各パラメータを変数とした相関式を作成する。この相関式から格納容器ピーク圧力を求め、ピーク圧力に対する格納容器破損の頻度(格納容器フラジリティ)の関係から、格納容器破損確率を求めて

いる。詳細については(4)に示す。

なお、DCHに対する格納容器破損確率評価では、DCHが発生する事故シナリオを想定する必要があり、原子炉圧力容器の高圧破損が生じるシーケンスを選定する。DCHが発生する可能性がある高圧破損シーケンスは、事故後早期に破損するもの(短期DCH)と、後期に破損するもの(長期DCH)に分類でき、それぞれ、TQUXシーケンス、長期TBシーケンスで代表させている。

- (4) DCHによる分岐確率の算出の考え方
- ① DCHに影響するパラメータの選定 これまでの知見により、DCH現象の主要過程は以下のように分けられる。
  - ・溶融物の放出
  - ・液滴の発生
  - ・液滴の移行
  - ・格納容器雰囲気との相互作用による圧力上昇 これらの各過程に対する現状の知見及びDCH現象に支配的なパラメータ について、以下に整理する。

### a. 溶融物の放出

DCHにおいて、まず重要な粗過程は、炉心溶融物の原子炉圧力容器からの放出過程である。炉心溶融の進展により、溶融した炉心は炉心支持板破損に伴い下部プレナムへ移動する。

DCHが発生するためには、原子炉圧力容器が高圧状態であり、かつ溶融物が堆積している領域において原子炉圧力容器破損が起こる(HPME)必要がある。事象発生後、原子炉圧力容器注水に失敗した場合、全炉心が溶融し、下部プレナム内へ溶融炉心が移動する。

BWRでは、この領域に制御棒駆動機構ハウジング、中性子東モニタハウジング及びドレンラインがあり、これら貫通配管の逸出や破損がまず想定される。これらの配管が逸出若しくは破損した場合、下部プレナム内の溶融物は、原子炉格納容器下部床に堆積すると考えられる。また、原子炉圧力容器の破損モードとしては、貫通配管の逸出・破損以外に、下部ヘッド連続部位のクリープ破断も考えられ、この場合も、溶融物は原子炉格納容器下部へ移行すると考えられる。

下部プレナム内に存在する溶融コリウム量は、原子炉格納容器下部に流 出する溶融炉心量となるため、溶融物の原子炉格納容器下部への放出挙動 は、原子炉圧力容器破損時に下部プレナム内に存在する溶融コリウム量が 影響し、その不確かさは大きいと考えられる。

### b. 液滴の発生

原子炉格納容器下部に放出された炉心溶融物は、原子炉格納容器下部の 床にプール状又は液膜状となって存在していると考えられ、そこへ原子炉 圧力容器破損口からの高速蒸気流が通過することにより気液界面において 激しい波立ちが起こり炉心溶融物の一部が液滴となって蒸気流中に浮遊し て流れる。この現象はエントレインメント現象と呼ばれている。

液滴の発生については、原子炉圧力容器からのブローダウンガス流量及びその継続時間により影響を受けるが、ここでは、保守的に、落下した炉心溶融物全量が液滴になることを想定する。ただし、ドライウェルへの液滴移行量については、ガス流速による液滴発生率の違いを考慮して評価する。

### c. 液滴の移行

液滴状態となった炉心溶融物は蒸気流と共に流動して行くが、その過程で蒸気流とは異なった様々な挙動をする。DCHが発生するためには、微粒子化した溶融炉心が制御棒駆動機構搬出入口に到達し、かつ付着することなく、ドライウェル空間へ移行する必要がある。

BWRの原子炉格納容器下部構造において、粒子化した溶融炉心が開口部よりドライウェルへ移行するためには、同じ空間において、原子炉圧力容器からキャビティ床方向に流れる高圧蒸気流とは逆方向の流速場が必要であり、かつ、粒子が開口部に向かって運動する必要がある。MarkーI改良型原子炉格納容器のように、粒子が発生する原子炉格納容器下部床面と制御棒駆動機構搬出入口の間にレベル差が存在する場合、エントレインメントされた粒子は移動の過程で運動方向を変える必要があるため、ドライウェル空間に移行しにくい(第2図)。

液滴の移行挙動は、原子炉圧力容器からのブローダウンガス流量及びその継続時間により影響を受ける。原子炉圧力容器からのブローダウンガス流量及びその継続時間は原子炉圧力容器破損面積に影響を受け、その不確かさは大きいと考えられる。また、ドライウェルへの粒子化デブリの移行割合はDCH現象の程度に直接的に影響し、その不確かさは大きいと考えられる。

### d. 格納容器直接加熱による圧力上昇

ドライウェルへ移行した浮遊コリウム粒子はドライウェル雰囲気と熱的・化学的相互作用を行い、格納容器雰囲気を直接加熱し、水素発生及び格納容器圧力上昇を引き起こす。なお、加熱を引き起こす主な原因は、高温の微粒子から雰囲気ガスへの伝熱によるものである。

DCH時の格納容器ピーク圧力は、原子炉圧力容器破損時の格納容器圧力と、熱的・化学的相互作用による圧力上昇、及びサプレッション・プー

ルへのベントクリアリングによる圧力抑制効果により決まる。

原子炉圧力容器破損時点での格納容器圧力及びドライウェル雰囲気との熱的及び化学的相互作用による圧力上昇は原子炉圧力容器破損時点での炉内ジルコニウム酸化割合が影響し、その不確かさは大きいと考えられる。炉内ジルコニウム酸化割合が高いと、その時点で発生している水素量が多く、原子炉圧力容器破損時点のドライウェル圧力は高い。一方、炉内ジルコニウム酸化割合が低いと、格納容器雰囲気との相互作用により発生する水素量が多くなるため、DCH発生時の圧力上昇幅が大きくなる。

以上に述べたDCH現象の主要過程の知見から、DCH現象に関する不確 実パラメータとして、次のパラメータを選定し確率分布を与えるものとした。

- ・炉内でのZr酸化割合
- ・下部プレナム内溶融炉心割合
- · 原子炉圧力容器破損面積
- ・粒子化デブリのドライウェルへの移行割合

### ② 各パラメータへの確率分布の設定

各パラメータへの確率分布の設定の考え方は第1表のとおりである。各パラメータの不確実さを考慮して分布を設定した。

### ③ 格納容器ピーク圧力評価

本評価では、支配パラメータ条件における格納容器ピーク圧力の相関式を設定している。相関式の設定に当たっては、格納容器ピーク圧力をMAAPコードのDCHモデルを使用して以下のように評価する。

- ・DCH時の金属-水反応に影響するドライウェルの雰囲気条件(水蒸気量) を設定するため、原子炉圧力容器破損までのドライウェル雰囲気条件はM AAPコードにより評価する。
- ・パラメータ値(炉内でのZr酸化割合,下部プレナム溶融炉心割合,原子炉圧力容器破損面積,粒子化デブリのドライウェルへの移行割合)を変化させ,MAAPコードのDCHモデルを用いて原子炉圧力容器破損後の格納容器圧力上昇分を計算する。
- ・原子炉圧力容器破損前の格納容器圧力にDCHによる圧力上昇分を加えて 格納容器ピーク圧力を求める。

支配パラメータと格納容器圧力ピークの相関式を構築するために,支配パラメータの組合せを変化させて感度解析を実施した。その結果から,以下のことが言える。

- ・ 炉内での Z r 酸化割合は、水素発生による加圧により原子炉圧力容器破損 前の圧力に影響し、線形の関係がある。また、 Z r 酸化割合は、 D C H 時 の加圧量に対しては、評価範囲では殆ど感度がない。
- ・原子炉圧力容器破損面積については, DCH時の加圧量に対してほぼ指数

関数近似が可能である。

・下部プレナム内の溶融炉心割合にドライウェルへの粒子化デブリ移行割合 を乗じた、全炉心量に対するドライウェル空間への溶融炉心移行割合は、 DCH時の加圧量に対してほぼ指数関数近似が可能である。

以上の分析より,原子炉圧力容器破損前の格納容器圧力( $P_0$ )は,炉内での $Z_r$ 酸化割合(X)の1次式で表し,また, $D_c$ H時の加圧量( $\Delta_r$ P)は,原子炉圧力容器破損面積(A)と下部プレナム内の溶融炉心割合にドライウェルへの粒子化デブリ移行割合を乗じた全炉心に対する移行割合(F)により,  $C_1 \times A^{c_2} \times F^{c_3}$ ( $C_1$ , $C_2$ , $C_3$ は定数)の関数形で近似した。最小自乗法によるフィッティング計算を行い,係数 $C_1$ ,  $C_2$ ,  $C_3$ を求めた。その結果, $T_{QUX}$ シーケンス(短期 $D_{CH}$ )及び長期 $T_{B}$ シーケンス(長期 $D_{CH}$ )における $D_{CH}$ 時の格納容器ピーク圧力は,次式で表される。

X:炉内でのZr酸化割合(-)A:原子炉圧力容器破損面積(m²)

F:下部プレナム内溶融炉心割合にドライウェルへの粒子化デブリ移行割合を乗じた割合(-)

### ④ 格納容器フラジリティ

格納容器圧力と格納容器破損の頻度の相関(格納容器フラジリティ)は、過去の格納容器耐性評価で得られた代表的MarkーI改良型原子炉格納容器の耐性評価線図において、破損限界圧力の下限値 をフラジリティ曲線での 破損確率値と仮定し、材料強度とモデル化の不確かさを考慮して、標準偏差が (4)の対数正規分布を仮定して設定した(第3図)(格納容器温度による格納容器破損の可能性については補足説明資料2.1.1.f-1 補足1参照)。

### ⑤ DCHによる格納容器破損確率

支配パラメータとDCH時の格納容器ピーク圧力の相関式及び格納容器フラジリティに基づき、支配パラメータをモンテカルロサンプリングしてDCHによる格納容器破損確率を評価した。

評価の結果,DCHによる格納容器破損確率(平均値)は,TQUXシーケンス(早期DCH)では , 長期TBシーケンス(長期DCH)では である(第 2 表)。

### 参考文献

- (1) USNRC, "Severe Accident Risks: An Assessment for Five US. Nuclear Power Plants", Final Summary Report, NUREG-1150(1990)
- (2) 日本原子力学会,「原子炉格納容器信頼性実証試験に関する調査報告書」(1994)
- (3) (財)原子力安全研究協会、「次世代型軽水炉の原子炉格納容器設計におけるシビアアクシデントの考慮に関するガイドライン」(1999)
- (4) L.G. Greimann, et al., "Reliability Analysis of Steel Containment Strength", NUREG/CR-2442, 1982.
- (5) F. T. Harper et al., "Evaluation of Severe Accident Risks: Quantification of Major Input Parameters", NUREG/CR-4551, SAND86-1309, Vol. 2, Rev. 1, Part2, February 1991.

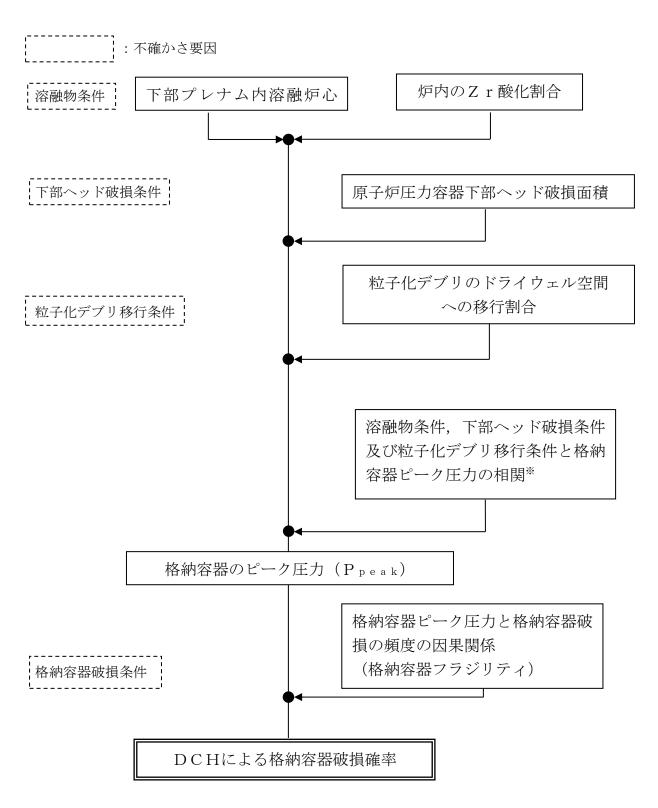
第1表 DCH評価の支配パラメータ

支配パラメータ	設定値	設定の考え方
炉内での Zr 酸化割合 [-]	分布形:三角分布 最小値:0.01 最尤値:0.24 最大値:0.53	<ul> <li>・既往のPRA (NUREG/CR-4551)における複数の専門家評価結果の平均値を元に設定。</li> <li>・最小値はDBA LOCAの上限値を設定。</li> </ul>
下部プレナム内溶融炉心割合[-]	分布形:三角分布 最小値:0.1 最尤値: 最大値:1.0	・最小値として、溶融物落下早期に下部へッドが破損したとして設定。 ・最尤値として、MAAPの解析結果から原子炉圧力容器破損直前の溶融物割合である %を設定。 ・最大値として、全量の溶融物が落下するとして設定。
原子炉圧力容器 破損面積[m²]	分布形:三角分布 最小値:0.002 m² 最尤値: m² 最大値:2.0 m²	<ul> <li>・最小値は、下部ヘッドに接続されている中で最も細い計装配管相当を想定。</li> <li>・最尤値は、MAAP解析に基づき、を設定。</li> <li>・最大値はクリープ破損相当<sup>(5)</sup>を設定。</li> </ul>
粒子化デブリの ドライウェルへ の移行割合* [-]	F ent:	<ul> <li>・粒子化デブリがドライウェルへ移行する割合(Ffrag)は、原子炉格納容器下部床上の溶融炉心がガス流によりエントレインされる割合(Fent)、エントレインされた粒子が原子炉格納容器下部から開口部へ流出する割合(Fpd-out)、制御棒駆動機構搬出入口で付着しない割合(Fno-impact)を考慮し、以下の式で評価。Ffrag=Fent×Fpd-out×Fno-impact</li> <li>・Fpd-out やFno-impact は、気流解析結果(STAR-CD)を基に設定。</li> </ul>

※ 粒子化デブリのドライウェルへの移行割合は、Fent について保守的な設定としているほか、Fpd-out については島根原子力発電所 2 号炉と原子炉格納容器下部構造が類似しているMark-II 型原子炉格納容器に対するSTAR-CDを用いた気流解析結果において、制御棒駆動機構搬出入口への粒子化デブリの移行は確認されなかったものの、保守的に確率分布を設定している。Fno-impact については、制御棒駆動機構搬出入口の構造が類似しているMark-I 型原子炉格納容器の評価結果を参照し、工学的判断により上記の設定とした。

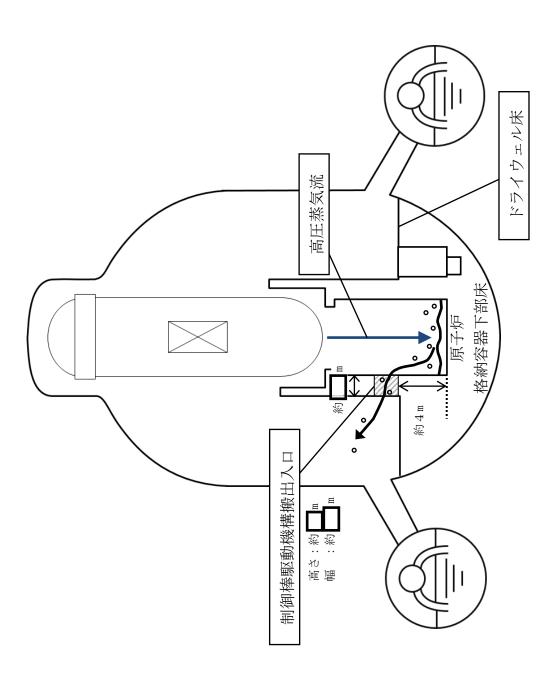
第2表 DCHによる格納容器破損確率

	短期DCH	長期DCH
	(TQUX)	(長期TB)
サンプル数		
平均値		

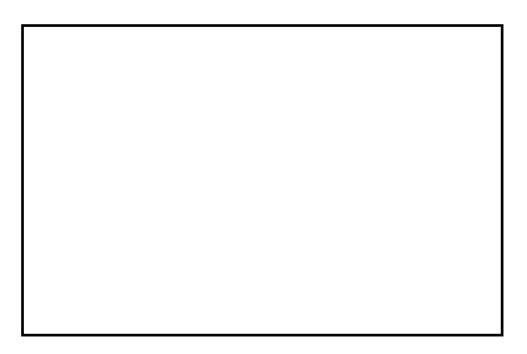


※ドライウェルピーク圧力はMAAPの解析結果から相関式を作成。

第1図 格納容器雰囲気直接加熱 (DCH) による 格納容器破損確率評価の枠組み



第2図 炉心溶融物液滴の移動経路



第3図 格納容器フラジリティ

2. 炉外溶融燃料-冷却材相互作用(炉外FCI)

### 2. 炉外溶融燃料-冷却材相互作用(炉外FС I)

### (1) 事象の概要

溶融燃料が炉外の水プールに落下すると、溶融燃料によるジェットから分裂した溶融燃料の粒子と水が混合し粗混合状態が形成される。このとき、溶融炉心の周囲では膜沸騰が形成され、溶融炉心と水は直接的には接触していないため、蒸気発生は比較的緩やかである。ここで、溶融炉心の膜沸騰に対して何らかの外乱が加わると、蒸気膜が崩壊し、溶融炉心と水が直接接触する(トリガリング)。溶融炉心と水が直接接触し、急速な伝熱及び蒸気発生に伴う圧力波が発生すると、発生した圧力波によって溶融炉心はさらに微細化され、更なる伝熱及び蒸気発生の促進が起こる。このとき発生する圧力波が周囲に伝播することで更なるトリガリングを生じ、大規模な蒸気発生と衝撃波の発生に至る。発生した衝撃波が冷却材中を伝播し、原子炉格納容器の壁面に作用すると、格納容器壁面にひずみが生じる可能性がある。さらに、ひずみが大きい場合には、格納容器破損に至る可能性がある。

### (2) 主要過程に関するこれまでの知見

水蒸気爆発の研究は1950年代に始まり、1960年代には原子炉施設における水蒸気爆発の事例が発端となり、原子炉の安全性に関連して精力的に行われるようになった。1970年代には、数 kg から数十 kg 規模の溶融物を用いた大規模な実験的研究が始まり、機構に関するモデルが発達した。1975年には、Board らによって、水蒸気爆発が以下に示すような4段階の素過程から成るという、いわゆる熱的デトネーションモデルと呼ばれているモデルが提唱された(第1図)。

- ① 炉心あるいは原子炉圧力容器から落下する溶融炉心(デブリジェット)が 冷却水中に落下する。水と接触した溶融炉心は、その界面の不安定性によ り細粒化して水中に分散する(エントレイン)。細粒化した溶融炉心(以下 「デブリ粒子」という。)は、蒸気膜に覆われた状態で膜沸騰を伴う水との 混合状態となる(粗混合)。
- ② さらに、自発的若しくは外部からの圧力パルス等の外乱により、膜沸騰が不安定化し(トリガリング)、デブリ粒子と冷却水が直接接触する。
- ③ デブリ粒子と冷却水の直接接触により、急速な熱の移動が発生し、急速な蒸気発生及び溶融炉心の微細化により、さらにデブリ粒子と冷却水の接触を促進し(伝播)、蒸気発生を促進する。この蒸気発生により圧力波が発生する。
- ④ 発生した圧力波が通過した後の高温高圧領域(元々は粗混合領域)の膨張により運動エネルギが発生し、構造材を破壊する要因となる。水蒸気爆発が発生するためには、トリガリングが生じる必要があり、さらにデブリ粒子と冷却水の接触が瞬時に粗混合領域全体に伝播する必要がある。また、水蒸気爆発に至らない場合でも、急速な蒸気発生による圧力上昇(圧力スパイク)が発生する。

炉外FCIに関して、上記のモデルに基づき、国内外で実験的研究と解析モデル開発が実施されており、これらの知見を基に実機の炉外FCI発生時の発生荷重と格納容器破損確率の評価がなされている。先行研究例(AP600<sup>(1)</sup>、System80+<sup>(2)(3)(4)</sup>、ABWR<sup>(5)(6)</sup>、Forsmark3<sup>(7)</sup>、Beznau<sup>(8)</sup>)<sup>(9)</sup>について、炉外FCIによる発生エネルギ評価モデル、流動解析モデル、構造応答モデル及び壁耐力モデルをまとめたものを第1表に示す。

炉内FCI研究も含め、FCIによる格納容器破損確率を評価している先行研究例では、以下のようにFCI現象を扱っている。

- ・Beznau 炉外FC I 評価(Zuchuat ら)<sup>(8)</sup>では、TEXASコードによって炉外FC I における発生圧力を直接評価している。また、炉外FC I による格納容器破損確率を、炉外FC I による圧力容器ペデスタル破損確率、圧力容器ペデスタル破損時のSGサポート破損確率、SGサポート破損時の格納容器破損確率の3つに分けて評価している。
- ・Sizewell B 炉内 FC I 評価(Turland ら) (10)では、トリガリング時に爆発に 寄与する溶融炉心の割合と機械的エネルギ変換効率を与えている。
- ・PWR大型ドライPCCV評価 (Theofanous ら) (11)では、粗混合状態にある 溶融炉心のエネルギと機械的エネルギ変換効率を与えている。

また、国内においてはJASMINEコード(水蒸気爆発解析)及びAUT ODYN-2Dコード(構造物応答解析)を用いて原子炉圧力容器外水蒸気爆発が発生した条件における格納容器破損確率を評価した例がある<sup>(12)</sup>。

以上のように、これまでに実施された格納容器破損確率の評価においては、 FCIに寄与する溶融炉心量及び機械的エネルギ変換効率を与えて、FCIに より発生するエネルギを評価する手法と、TEXASコード等のFCI解析コ ードによりFCIによる発生エネルギを直接評価する手法が用いられている。

また、FCIに関しては多数の実験が実施されている。実機において想定される溶融物( $UO_2$ 混合物)を用いた実験としては、FARO試験、KROTOS式験、COTELS試験等が実施されている。これらの実験からは、以下に示す知見が得られている。

- ・UO2混合物を用いた実験では、外部トリガなしでは水蒸気爆発は発生していない。UO2混合物では一般に過熱度が小さいため、粗混合粒子表面が早期に固化し、蒸気膜が崩壊しても溶融物の微細化が起きにくく、水蒸気爆発の発生が抑制されると考えられている。
- ・外部トリガを与えた場合においては、 $UO_2$ 混合物の溶融物量が少ないKRO TOS試験では水蒸気爆発が発生しているが、溶融物量が多くより実機体系 に近い大規模試験であるFARO試験、COTELS試験では、水蒸気爆発 は発生していない。
- ・実機条件では溶融物が落下する水プールの水深が実験条件よりも深くなる可能性があるが、水深が深いことにより、溶融物粒子が底部に到達するまでの 沈降時間が長くなり、溶融物粒子が固化しやすい状況となる。このため、溶

融物粒子が底部に接触することで発生するトリガリングのリスクは低減する 可能性がある。

上記の試験から得られた知見及び試験条件と実機条件の検討より,実機においては,格納容器の損傷に至る大規模な原子炉圧力容器外水蒸気爆発の可能性は十分に小さいと考えられる。

### (3) 今回のPRAにおける扱い

炉外FCIは、水中に落下した溶融炉心の内、FCIに寄与する溶融炉心が持つエネルギが機械的エネルギに変換され、格納容器壁面に作用することにより、格納容器壁面にひずみが生じ、格納容器破損に至る事象である。今回、島根原子力発電所2号炉の内部事象運転時レベル1.5PRAのイベントツリーでは、炉外FCIについて分岐(ヘディング)を設定している。

分岐確率の算出の考え方を第 2 図に示す。炉外FCIに影響する不確実パラメータを選定すると共に各パラメータの分布を決定し、炉外FCIにより発生する機械的エネルギを評価する。さらに、炉外FCIにより発生した機械的エネルギと格納容器破損確率の相関(圧力容器ペデスタル側面フラジリティ)を設定し、これらの関係から炉外FCIによる格納容器破損確率を求めている。評価の詳細は(4)に示す。

なお、今回の評価では重大事故等対策に期待しないため、炉外FCIを考慮するシナリオは、圧力容器破損後に原子炉格納容器下部へ落下した溶融炉心への注水に成功する場合であり、ペデスタル事前水張りを行うシナリオは考慮しない。原子炉格納容器下部へ落下した溶融炉心へ注水する場合は、溶融炉心が水プールに落下する場合に比べて粗混合が起こりにくくなると考えられており、水蒸気爆発の発生確率は下がるものと考えられるが、保守的に溶融炉心が水プールへ落下する場合の分岐確率を適用している。

### (4) FCIによる分岐確率の算出の考え方

① FCIに影響するパラメータの選定

溶融炉心と冷却材の接触から水蒸気爆発発生までの一連の現象を説明するモデルとして、熱的デトネーションモデルが提唱されている。当該モデルにおいては、FCIを以下の4つの素過程段階に分けている。

- 初期粗混合状態
- ・自発的あるいは外部トリガ
- ・急速伝熱・細粒化をともなう相互作用の伝播
- ・膨張による機械的エネルギの放出

これらの各過程に対する現状の知見及びFCI現象に影響するパラメータについて、以下に整理する。

a. 初期粗混合状態

炉外FCIにおいては、溶融炉心が水中に落下した直後や、溶融炉心が

床面に到達し、注水した時点等で溶融炉心が微細化するトリガリングが発生し、溶融炉心の熱エネルギを瞬時に放出し、水蒸気爆発に至る。このトリガリングに寄与する溶融炉心の量を粗混合量と呼んでおり、水蒸気爆発の規模を規定すると考えられている。

これまでの水蒸気爆発に関する研究からは、粗混合量の定量化には至っていないものの、粗混合量には圧力容器破損までの溶融炉心の量や圧力容器破損後に放出される溶融炉心の特性が影響すると考えられている。

この過程に含まれるパラメータとしては、以下が考えられる。

- (a) 圧力容器破損前に下部プレナムに落下する溶融炉心量 炉心損傷進展挙動に応じて下部プレナムに落下する炉心溶融量が異な るため、不確かさ幅を有すると考えられる。
- (b) 圧力容器破損後に放出される溶融炉心の特性(流量,組成) 溶融炉心の細粒化量に影響し,原子炉圧力容器破損モード(核計装管 や制御棒案内管の貫通部破損,下部ヘッドのクリープ破損等)や原子炉 圧力容器破損時の原子炉圧力により決まる。本パラメータは,「FCIに 寄与する溶融炉心落下量」に影響するため,このパラメータの不確かさに含めて評価する。
- (c) プール水中における粗混合領域

落下した溶融炉心のジェットからの離脱の態様と水中の落下挙動により決まる。ジェットから離脱した場合、熱伝達によって固化することで、粗混合量は減少する。本パラメータは、「FCIに寄与する溶融炉心落下量」に影響するため、このパラメータの不確かさに含めて評価する。

(d) FCIに寄与する溶融炉心落下量

FCIに寄与する溶融炉心量は、トリガリングが発生するタイミングの違いにより異なり、不確かさ幅を有すると考えられる。

b. 自発的あるいは外部トリガ

水プールへ落下して粗混合状態にある溶融炉心は、トリガリングが発生することでFCIに至る。これまでに実施されたFCI実験による知見から、この過程に含まれるパラメータとしては、以下が考えられる。

(a) 溶融炉心の過熱度

過熱度が小さい場合、溶融炉心周りの蒸気膜崩壊時に接触界面温度が固化温度以下に低下してトリガリングが起きないと考えられている。本パラメータは、「トリガリング発生有無」に影響するため、このパラメータの不確かさに含めて評価する。

(b) プール水温

飽和水の場合には自発的トリガリングが発生しにくいという知見が得られている。本パラメータは、「トリガリング発生有無」に影響するため、このパラメータの不確かさに含めて評価する。

### (c) トリガリング発生有無

トリガリングには多数の因子が寄与しており、不確かさ幅を有する。 c. 急速伝熱・細粒化をともなう相互作用の伝播及び膨張による機械的エネルギの放出

トリガリング発生後は、冷却材と溶融炉心が直接接触し、高温伝熱・沸騰、高温融体の細粒化が高速に進み(伝播)、系全体に広がる(膨張)することで、溶融炉心の熱エネルギが機械的エネルギに変換される。炉外FCIで発生する機械的エネルギの大きさは、溶融炉心の熱エネルギと、機械的エネルギ変換効率によって決まる。

溶融炉心の熱エネルギは、FCIに寄与する溶融炉心落下量と、溶融炉心の単位質量あたりの内部エネルギとで決まる。溶融炉心の内部エネルギは、溶融炉心における金属の酸化割合等の性状に依存し、不確かさ幅を有する。

炉外FCI発生時の機械的エネルギへの変換効率は、実機の溶融炉心に近い材料を用いた実験においては、全溶融炉心の保有熱エネルギの1%以下となっている(KROTOS実験)。これまでの実験等による知見から、機械的エネルギ変換効率は、トリガリングのタイミング、溶融炉心の組成、粗混合領域のボイド率等に依存することが分かっているが、現象論的な不確かさがある。

この過程に含まれるパラメータとしては、以下が考えられる。

### (a) トリガリングのタイミング

トリガリングのタイミングが早い場合、粗混合状態を形成して水蒸気 爆発に寄与する溶融炉心の量が少ないために発生エネルギは小さくなる。 タイミングが遅い場合、細粒化した溶融炉心の固化が進むうえ、冷却材 ボイド率が高まり機械的エネルギが低下する。トリガリングのタイミン グについては、現象論的な不確かさを有すると考えられる。本パラメー タは、「FCIに寄与する溶融炉心落下量」及び「機械的エネルギ変換効 率」に影響するため、それらのパラメータの不確かさに含めて評価する。

### (b) 溶融炉心の内部エネルギ

内部エネルギが高いほど、発生する機械的エネルギが増大する。溶融炉心の内部エネルギは、溶融炉心の金属の酸化割合等の性状に依存する。溶融炉心の組成について、主に燃料  $(UO_2)$ 、被覆管  $(Z_r)$ 、制御棒  $(B_4C/SUS)$ 、チャンネルボックス  $(Z_r)$ 、圧力容器下部ヘッド内構造材(主にSUS)の混合物であり、溶融炉心中金属の酸化割合は、事故シナリオに大きく依存し、不確かさ幅を有すると考えられる。

### (c) 粗混合領域のボイド率

ボイド率が高いと、水の運動エネルギが蒸気相に吸収されてしまうため、エネルギ変換効率が低下する。粗混合領域のボイド率は、反応の過程に依存すると考えられるが、その過程には不確かさが存在する。本パ

ラメータは,「機械的エネルギ変換効率」に影響するため,このパラメータの不確かさに含めて評価する。

### (d) 機械的エネルギ変換効率

炉外FCI発生時の機械的エネルギへの変換には多数の因子が寄与しており、不確かさ幅を有する。

以上に述べたFCI現象の主要過程の知見から、FCIに関する支配パラメータとして、次のパラメータを選定するものとした。

- 炉心溶融量
- ・FCIに寄与する溶融炉心落下量
- ・トリガリング発生有無
- ・溶融炉心内部エネルギ
- ・機械的エネルギ変換効率

### ② 各パラメータの設定

①で選定した支配パラメータに対して、以下のとおり分布を設定した。

### a. 炉心溶融量

炉心溶融量は,圧力容器破損時点での原子炉圧力容器内溶融炉心のうち, 温度が融点以上であり溶融状態にあるものとして定義される。

本評価では、確率分布とし	して三角分布を	を仮定し、そ	その最小値	重は溶融	地物落
下早期にRPV破損すること	を想定して		,最大個	重は	
することをた	想定して		とする。ま	また, 最	是尤值
はMAAPによる計算値の		とす	る。		
b. FCIに寄与する溶融炉	心落下量(粗	混合量)			
粗混合量については、これ	1までの水蒸気	気爆発に対す	する研究カ	ら, そ	の定
量化には至っていない。した	かし、米国で関	開発された′	ΓΕΧΑ	シコート	ドによ
ると、最初の約 秒間に落	下した溶融炉	心により水剤	蒸気爆発が	『発生し	てい
ることから、本評価では簡単	各化して最初の	の一秒間の浴	容融炉心落	\$下量を	粗混
合量として代表させ、粗混合	合量を求める記	平価式を設定	定した。な	お、落	\$融炉
心落下量はMAAP解析に。	より評価してお	おり, FC	I が特に問	題とな	さる
-	で原子炉圧力線	容器注水に気	失敗した場	景合を想	見定し
て、原子炉圧力容器の破断に	コは		とした。	解析編	き果よ
り、粗混合量の評価式を以了	下のとおり設定	ぎした。			
ここで、					

### c. トリガリング発生有無

トリガリングが発生するとFCIに至るため、求めたFCIによる発生エネルギを使用することとし、トリガリングが発生しない場合にはFCIに至らないため、FCIによる発生エネルギは0とする。このトリガリング発生確率は、UO2混合物を用いた既往研究(外部トリガー無し)では水蒸気爆発がほとんど確認されていないことから、トリガリング発生確率(水蒸気爆発の発生確率)を0.1と仮定し、その分布は二項分布で表す。なお、サブクール度が小さい状態では、プールが飽和状態となることからボイドが生じやすくなり、衝撃波の伝播が生じない条件となる。そのため、低サブクール条件の試験結果を除外し、保守的に高サブクール条件に対するトリガリング発生確率を求めている。

### d. 溶融炉心内部エネルギ

溶融炉心の組成を表すパラメータとして未酸化Z r 割合を考慮する。 Z r 酸化割合が異なると,単位質量あたりの保有熱エネルギが異なり, 1.3 MJ/kg ( 酸化)  $\sim 1.5 \text{MJ/kg}$  ( 酸化) となることが分かっているため,Z r 酸化割合について,確率分布を作成した。なお,確率分布の作成においては,コリウムの組成,融点,過熱度等の不確かさを考慮している。

### e. 機械的エネルギ変換効率

機械的エネルギ変換効率は、組成やトリガリングのタイミング等に依存すると考えられるが、本評価では簡素化して、実験<sup>(13)</sup>における知見に基づいて、変換効率の最小値、最尤値及び最大値を設定し、三角分布を仮定している。具体的には、実験データの分析の結果、全実験をプロットすると変換効率 にピークがあること及び中央値が変換効率 程度であることから、変換効率の最尤値を1%とする。また、変換効率の最小値及び最大値についても、それぞれ、実験データから変換効率最小値を0.2%、変換効率最大値を3%と設定する。

以上に述べた各パラメータへの確率分布の設定の考え方を第2表に示す。

### ③ 圧力容器ペデスタル側面フラジリティ

FCIによって発生する機械的エネルギにより格納容器が破損する確率を評価するため,圧力容器ペデスタル側面フラジリティを設定した。圧力容器ペデスタル側面フラジリティ(破損確率)は,AUTODYN-2Dコードで評価した結果から求めたフラジリティを使用した。第3図に圧力容器ペデスタル側面のフラジリティ曲線を示す(圧力容器ペデスタルフラジリティの設定の詳細は補足説明資料2.1.1.f-1 補足2参照)。

### ④ 炉外FCIによる格納容器破損確率の評価

支配パラメータ及び圧力容器ペデスタル側面フラジリティを基にモンテカ

ルロ・サンプリングを実施し、水蒸気爆発あり(トリガリングあり)の条件付き圧力容器ペデスタル破損確率を求めた。また、圧力容器ペデスタル破損は保守的に格納容器破損と同等と仮定することにより、炉外FCI(水蒸気爆発)による格納容器破損確率を評価した。

評価の結果, 炉外FCIによる格納容器破損確率(平均値)は である(第3表)。

### 参考文献

- (1) Westinghouse, "AP600 Probabilistic Risk Assessment", Rev. 13, 1998
- (2) ABBCE, System80+ SSAR-DC, section 19.11.
- (3) NUREG-1462, "Final Safety Evaluation Report Related to the Certification of the System 80+ Design Docket No. 52-002", Aug. 1994
- (4) ERI/NRC 94-201, "Analysis of Ex-Vessel Steam Explosions for the Combustion Engineering System 80+," Mar. 1994.
- (5) GE, ABWR SSAR, section 19E. 2.
- (6) NUREG-1503, "Final Safety Evaluation Report Related to the Certification of the Advanced Boiling Water Reactor Design", Jul. 1994.
- (7) H. Almstrom, et al., "Significance of fluid-structure interaction phenomena for containment response to ex-vessel steam explosions", OECD/CSNI Specialist Meeting, JAERI, Japan, May 1997.
- (8) O. Zuchuat, et al., "Steam Explosions-Induced Containment Failure Studies for SWISS Nuclear Power Plants", OECD/CSNI Specialist Meeting, JAERI, Japan, May 1997.
- (9) 「シビアアクシデント対策評価のための格納容器イベントツリーに関する検討」財団法 人原子力安全研究協会 平成 13 年 7 月
- (10) B.D.Turland, et al., "Quantification of the probability of containment failure caused by an in-vessel steam explosion for the Sizewell B PWR", Nuclear Engineering and Design 155 (1995)
- (11) T.G. Theofanous, W. W. Yuen, "The probability of alpha mode containment failure", Nuclear Engineering and Design 155 (1995)
- (12) 森山他,「軽水炉シビアアクシデント時の炉外水蒸気爆発による格納容器破損確率の評価」, JAEA-Research 2007-072, 2007
- (13) NUREG/CR-6623, "Vapor Explosions in a One-Dimensional Large Scale Geometry with Simulant Melts"
- (14) NUREG/CR-3407, "Light Water Reactor Safety Research Program, Semiannual Report, April to September 1982"
- (15) M. Kato, H. Nagasaka, "COTELS Fuel Coolant Interaction Tests under Ex-Vessel Conditions", JAERI-Conf 2000-015, 2000

# 第1表 炉外FCI先行研究例の整理(9)

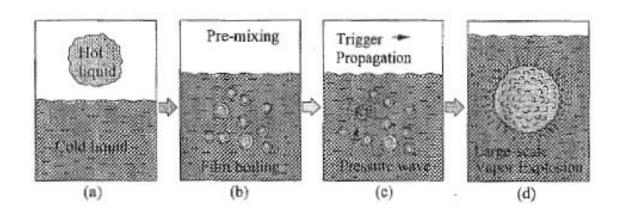
	発生エネルギモデル	流動解析モデル	構造解析モデル	壁耐力モデル
(1) 米国AP600 W社SSAR <sup>(1)</sup>	TEXAS-IVコードによる解析。炉容器破損モードとして大規模破損 と局所破損を対象に、トリガリングのタイミングの影響も調べた。大規 模破損では床でのトリガリングで最大圧力170MPa、壁でのトリガリング で最大圧力30MPa。	TEXAS-IVコードにより蒸気爆発から一貫して解析。	動的構造解析なし。	静的構造解析による耐力を算出。三角波を仮定した ダイナミックロードファクタ (DLF) の最大値 (1.5) で圧力負荷を補正して,壁健全性を判断。キャビティ壁耐力の具体的数値は記載ないが,大規模 破損の場合 (45MPa),壁は破損する結果となった。
(2) 米国 System80+ C E 社S S A R <sup>②</sup>	3通りの評価を実施。①Henry による評価:相互作用領域での発生圧力 が壁までに減衰する効果を考慮して、壁負荷を算出した結果, 圧力ピー クは 500psi。②Moody による評価:A B WR と同様の手法であり、急速 蒸気生成モデルによる評価結果から、コリウム量 2.5ton で 60psi。③T N T 火薬等価評価:エネルギ変換効率から発生エネルギを求め、T N T 爆発衝撃の式を利用して算出した結果,コリウム量 60,0001bm で 9 psi-s。	流動解析なし。	動的構造解析なし。	静的構造解析による耐力に基づき、矩形波/三角波 を仮定したダイナミックロードファクタから、動的 耐力を算出(矩形波の結果のみ記載あり)。動的耐力 は、受け材で 930psi (DLF=2.15)、壁で 288psi (DLF=0.90)。
(3) 米重 System80+ NRC FSER <sup>©, 0</sup>	TEXASコードによる解析。ベースケースに直径3cmの計装用案内管 $1$ 本被損を想定し、バラメータ解析ケースとして貫通部破損数 $(1 \sim 8)$ , 溶離物温度 $(100K$ おき)、水深 $(3 通り)$ を解析している。ベースケースでの衝撃力は受け材に $7$ $0$ $K$ Pa-s,壁に $2$ $8$ $K$ $R$	TEXASコードにより蒸気爆発から一貫して解析。	動的構造解析なし。	圧力容器ペプスタル壁の耐力評価はABBーCEの 評価を参照している。
(4) 米国ABWR GE社SSAR <sup>(5)</sup>	Moody の式から, 粒径 5.5mm のコリウム粒子から飽和水への熱伝達によって生成される蒸気生成速度を算出。これを Rayleigh の気泡方程式に代入して, 気泡の最大圧力を算出し, これが壁に加わる負荷としている。	流動解析なし。	動的構造解析なし。	静的構造解析による耐力に基づき,矩形波を仮定したダイナミックロードファクタから動的耐力を算出。圧力容器ペデスタル壁の耐力評価はDLF=1.0の場合,8.5kPa-s。衝撃力に対する壁の耐力を評価し、それが発生するのに必要なコリウム量を評価しいそれが
(5) 米国ABWR NRC FSER <sup>®</sup>	TEXASー $\Pi$ コードによる解析。MAAP解析結果に基づく初期条件を保守的条件としてコリウム量 $540kg/s$ ,BWRSAR解析結果に基づく初期条件のベストエスティメイト条件としてコリウム流量 $16.7kg/s$ を与える。保守的条件で $1.6MPa$ ,ベストエスティメイト条件で $0.1MPa$ の圧力となった。	TEXAS-Ⅱコードにより蒸気爆発から一貫して解析。	動的構造解析なし。	静的構造解析による耐力に基づき,矩形波を仮定したダイナミックロードファクタから,動的耐力を算出。圧力容器ペデスタル壁の耐力評価は延性比 1.6の場合,3.7kPa-s。
(6) スウェーデン Forsmark3 BWR評価 <sup>(7)</sup>	蒸気爆発を簡易的に一つの高圧気泡(半径 1m,密度 100kg/m, 圧力 50MPa,温度 1,100k) が膨張することによりモデル化。この条件は水蒸気爆発解析コード(PM-ALPHA, ESPROSE.m) による詳細解析結果とフィッティングすることで決められた。	DYNA-2Dによる流体ー構造 一貫解析。円筒形体系水ブール (深 さ7m, 半径 12m), 半径 6 m に圧力 容器ペデスタル壁あり。気泡の急 速膨張による圧力波の伝播とスラ グ (水領域) 移動を評価。	DYNA-2Dによる流体ー構造 一貫解析。2次元軸対称モデル, プール底板は剛板,壁底部は移動 可。壁弾性係数 48,000MPa, 降伏 応力 23.4MPa。壁の変形量を評価。	壁の耐力評価並びに破損判定は実施されていない。
(7) スイス Beznau W社 P W R 評価 <sup>(8)</sup>	一次元TEXASコードによる解析。解析体系は断面積 1㎡, セル高さ 0.25m, セル数 30 にて水プールと気相部を模擬。初期条件や解析モデルの不確実さを定量化 (確率分布化) している。炉容器破損モードは貫通部破損を前提として 1~10 本を一様確率で与える。比較用に二次元FCIコードによる解析も実施。	TEXASコードにより蒸気爆発から一貫して解析。	動的構造解析なし。	いくつかの代表的な負荷に対して、動的構造解析を 実施している。格納容器破損確率を、「炉外FCIに よる圧力容器ペデスタル破損確率」、「圧力容器ペ デスタル破損時のSGサポート破損確率」、「SG サポート破損時の格納容器破損確率」として算出し ている。

# 第2表 各パラメータ設定の考え方

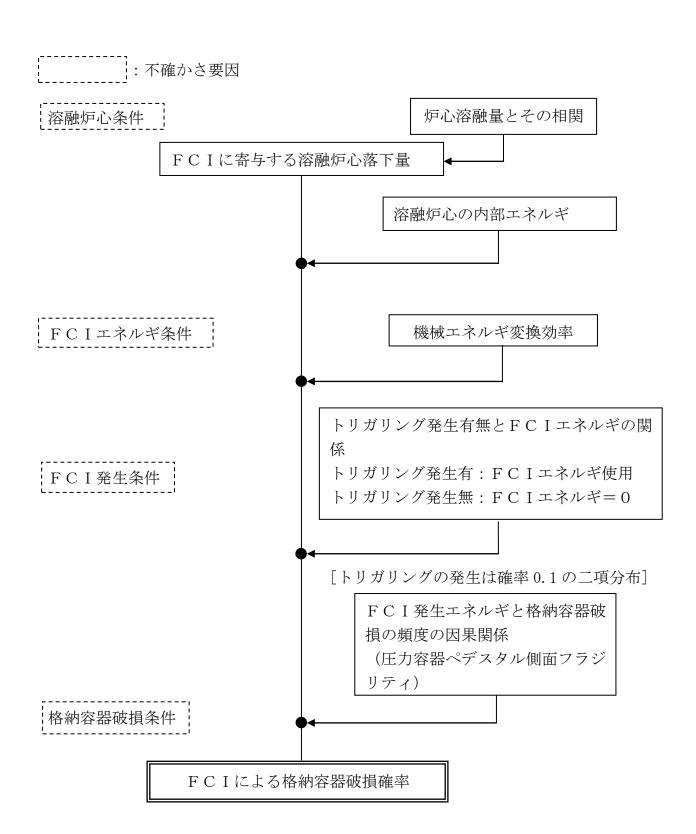
パラメータ	設定値	設定の考え方
炉心溶融量 [t]	分布: 三角分布 最小: 最尤: 最大:	MAAPの解析結果から,原子炉圧力容器破損 直前の溶融炉心量 に対し,下部プレナムにおける炉心溶融割合として以下を設定。 ・溶融割合の最小値は溶融物落下早期に原子炉圧力容器破損することを想定して を設定。 ・溶融割合の最尤値はMAAPによる計算値のを設定。 ・溶融割合の最大値は を設定。
FCIに寄 与する溶融 炉心落下量	炉心溶融量と粗 混合量の相関式 から算出	MAAPの解析結果に基づき、FCIに寄与する溶融炉心落下量(粗混合量)を求める以下の相関式を設定。
溶融炉心内 部エネルギ [MJ/kg]	分布:三角分布 最小値:1.3 最尤値:1.4 最大値:1.5	溶融物 (UO2, ZrO2, Zr, SUS) について, Zrの酸化割合が である場合の内部エネルギをそれぞれ設定 最小値:1.3 MJ/kg (Zr酸化割合 ) 最尤値:1.4 MJ/kg (Zr酸化割合 ) よ大値:1.5 MJ/kg (Zr酸化割合 )
機械エネルギ変換効率	分布:三角分布 最小值:0.002 最尤值:0.01 最大值:0.03	既往のFCI試験結果 <sup>(13)</sup> を踏まえて設定。 試験結果より,変換効率の発生頻度のピークが に存在することから,最尤値として 0.01 を設定。最小値は試験結果の下限値として 0.002 を設定。最大値は試験結果の上限値として 0.03 を設定。
トリガリン グ発生有無	発生頻度 0.1 の 二項分布	既往のFCI試験結果(13)(14)(15)を踏まえて設定。 衝撃波の発生が生じにくい低サブクール条件を 除外し、高サブクール条件でのFCI発生頻度 から 0.1 を設定。

# 第3表 炉外FCIによる格納容器破損確率

_ + + // // /	
	評価結果
サンプル数	
平均値	



第1図 熱的デトネーションモデルの概念



第2図 FCIによる格納容器破損確率評価の枠組み



第3図 圧力容器ペデスタル側面フラジリティ (AUTODYN-2Dコードによる評価結果)

3. 溶融炉心・コンクリート相互作用 (MCCI)

### 3. 溶融炉心・コンクリート相互作用 (MCCI)

### (1) 事象の概要

溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)は、シビアアクシデントにおいて、炉心損傷後に溶融炉心が原子炉圧力容器下部ヘッドを溶融貫通し、原子炉格納容器の原子炉格納容器下部の床面に落下した際、高温の溶融炉心からの熱の移行により原子炉格納容器下部のコンクリートが熱せられ、分解・侵食される事象である。

コンクリートの分解により発生する水蒸気及び二酸化炭素が溶融炉心内を通過する際、未酸化金属成分と反応して水素や一酸化炭素等の非凝縮性の可燃性ガスが発生する。これらのガス発生による原子炉格納容器内の加圧が原子炉格納容器の閉じ込め機能維持に悪影響を与える可能性がある。

また,コンクリートの侵食が継続し,原子炉格納容器下部の床面を溶融貫通 した場合,放射性物質の地中放出が起きる可能性や,側面の著しい侵食により 原子炉圧力容器の支持機能が失われ,原子炉格納容器の閉じ込め機能維持に悪 影響を与える可能性がある。

### (2) 主要過程に関するこれまでの知見

MCCIに関する過去の実験を第1表に示す。また、MCCIの主要過程に関する主な知見を以下に示す。

- ・種々の冷却水無しの場合のMCC I 試験より、コンクリート侵食の速度は 10 ~20cm/h 程度である。
- ・注水を伴ったMCCI実験(SWISS実験、WETCOR実験、MACE 実験、COTELS実験)のうち、コンクリートと接触している部分のコリウムが注水により最終的に固化し、コンクリートの侵食が停止した試験結果はCOTELS試験のみである。SWISS試験、WETCOR試験やMACE試験ではコリウム上面のみならず側面にも強固なクラストが形成されコリウム内への冷却水の侵入を妨げた。
- ・塊状のコリウムの冷却性については、堆積厚さに依存するとともにコリウム 上部のハードクラスト形成の有無に起因して伝熱条件に大きな不確定性が存 在する。
- ・溶融物の拡がりの実験や解析が行われ、水がないドライ状態では水がある場合に比べて溶融物が均一に広がる。
- ・水中に溶融炉心が落下すると大部分が粒子化してデブリベッドを形成する。
- ・粒子化が完全には進まず一部が塊状に堆積した場合でも、コンクリート床面 に密着することなく侵食は起きていない。
- ・水プール中のデブリベッドの高さが不均一な場合でも、ベッド内部での沸騰 により粒子が吹き上げられて自然と平坦化する。
- ・デブリベッドのドライアウト熱流束は粒子径、ポロシティ及びベッド高さが 影響する。

### (3) 今回のPRAにおける扱い

今回,島根原子力発電所2号炉の内部事象運転時レベル1.5PRAのイベントツリーでは、デブリ冷却失敗(MCCIによる格納容器破損)についての分岐(ヘディング)を設定している。この分岐確率の算出の考え方を第1図に示す。本評価では、MCCIに影響するパラメータを選定すると共に各パラメータの分布を決定し、パラメータ組合せ条件による溶融炉心除熱量と圧力容器ペデスタル壁横方向浸食量の相関式を作成した。この相関式を用いて圧力容器ペデスタル壁横方向浸食量を算出し、浸食量が許容値を超える場合、MCCIによる格納容器破損に至ると判定する。各パラメータをモンテカルロサンプリングして溶融炉心除熱量を評価し、上記の関係から判定結果を集約することで、MCCIによる格納容器破損の分岐確率を算出した。評価の詳細は(4)に示す。

- (4) MCCIによる分岐確率の算出の考え方
- ① MCCIに影響するパラメータの選定 これまでの知見により、MCCI現象の主要過程は以下のように分けられる。
  - ・溶融炉心の落下
  - ・溶融物落下時の水中での粒子化
  - ・溶融炉心の拡がり
  - ・コリウムベッドの冷却

これらの各過程に対する現状の知見及びMCCI現象に支配的なパラメータについて、以下に整理する。

### a. 溶融炉心の落下

MCCIが発生するのは、原子炉圧力容器への注水に失敗又は遅延し、溶融炉心が原子炉圧力容器下部を溶融貫通して原子炉格納容器床面に落下する場合である。このときの溶融物落下量により、床上のコリウム堆積高さが決まり、堆積高さはコリウムの冷却性に直接影響する。溶融物落下量は炉心損傷進展挙動に応じて異なるため、不確かさを有すると考えられる。

また、溶融炉心落下時の水プールの存在により溶融炉心の粒子化が促進されコリウムが冷却され易くなるため、水張り操作と溶融物落下のタイミングもコリウム冷却性に影響する。なお、今回のPRAではAM策等を考慮しないため、溶融物落下前のペデスタル事前水張りには期待していない。

原子炉圧力容器破損時に、原子炉圧力が高圧の場合と低圧の場合が考えられるが、高圧の場合は低圧の場合より炉心溶融物が広範囲に飛散し床上の溶融炉心堆積高さが小さくなるため、MCCIの影響は小さいと考えられる。したがって、ここでは溶融炉心堆積高さが大きくなる低圧シーケンスを選定する。

### b. 溶融物落下時の水中での粒子化(ペデスタル水張り時)

ペデスタル事前水張りに成功している場合,原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心は,水プール中を落下する際に,一部は粒子化して水中にエントレインされ,残りは床面に落下して堆積し溶融プールを形成する。エントレインされたデブリ粒子は,水中を浮遊しながら水へ膜沸騰による熱伝達が行われて冷却され,クエンチし,溶融プール上に堆積し,粒子状ベッドを形成する。

今回のPRAではペデスタル事前水張りを考慮しないため、落下した溶融物はすべて塊状のコリウムになると仮定する。

### c. 溶融炉心の拡がり

原子炉格納容器下部へ落下した溶融物は、原子炉格納容器下部床面上に 広がり、コンクリートと接触する。MCCIを停止するためには、落下し た溶融物を冷却することにより、侵食限界に至る前にコリウムと接してい るコンクリート温度を溶融温度(約1,500K)以下にすることが必要となる。

このとき、溶融炉心の拡がり面積により冷却すべき熱流東が決定される。 拡がりが小さい場合には、冷却すべき熱流東が大きくなり冷却が不十分と なる可能性がある。しかし、この場合でも再過熱・再溶融して再び拡がる 可能性もある。また、ドライな床上の方がウェットな床よりも拡がり易い 傾向がある。以上に述べたとおり、溶融炉心の拡がり挙動は不確かさを有 すると考えられる。

なお、島根原子力発電所 2 号炉の場合、横方向のコンクリート侵食による原子炉圧力容器支持機能の喪失が支配的な原子炉格納容器の破損モードとなるため、保守的に落下した溶融炉心が床面に均一に拡がるとして評価を実施する。

### d. コリウムベッドの冷却

原子炉格納容器下部床に堆積した溶融炉心は、崩壊熱や化学反応熱により発熱しているが、水やコンクリートへの伝熱により徐々に冷却され、溶融炉心温度が固化温度を下回ると固化する。溶融炉心の冷却の過程では、中心に溶融プール(液相)、外周部にクラスト(固相)が形成される。

コリウムベッドの冷却性(熱伝達の律速条件)は粒子状の部分と塊状の部分で異なる。粒子状コリウムの冷却性は、粒子径やポロシティに依存する。塊状コリウムの冷却性は、内部に水が浸入するか否かに大きく依存する。クラック等により水が浸入する場合には、コリウム冷却は水力学的制限(対向流制限)あるいは膜沸騰(蒸気膜)による沸騰熱伝達が律速になると考えられる。水の浸入のないハードクラストが形成される場合には、クラストの熱伝導が律束になり、この場合にはコリウム冷却性が最も悪く

なると考えられる。以上に述べたとおり、コリウムベッドの冷却過程は不 確かさを有しており、コリウムから水プールへのドライアウト熱流束を不 確実さのパラメータとして選定する。

今回のPRAではペデスタル事前水張りを考慮しないため、落下した溶融炉心上面へ注水した場合のクラスト浸水によるドライアウト熱流束を選定する。

以上に述べたMCCI現象の主要過程の知見から、MCCI現象に関する不確実さのパラメータとして、次のパラメータを選定し確率分布を与えることとした。

- •溶融炉心落下量
- ・溶融炉心拡がり面積
- ・クラスト浸水によるドライアウト熱流束(溶融炉心落下後に注水する場合)
- ② 各パラメータへの確率分布の設定 各パラメータへの確率分布の設定の考え方は第 2 表のとおり。各パラメータの不確実さを考慮して分布を設定した。

3	溶融炉心からの除熱量と圧力容器ペデスタル壁横方向浸	食量の関係	
	MAAPを用いた感度解析により、「	の除熱量と	生压力
容	器ペデスタル壁横方向浸食量の相関式」及び「	O,	除熱
量	と圧力容器ペデスタル壁横方向浸食量の相関式」を作成	した (第2図	)。サ
ン	プリングした溶融炉心落下量に対する圧力容器ペデスタ	マル壁横方向の	)侵食
量	は、しよって求める。		
4	MCCIによる格納容器破損確率の評価		
	支配パラメータのモンテカルロサンプリングの結果とし	して得られた溶	<b>&gt;融炉</b>
心	からの除熱量の確率分布から,第 2 図の相関式を用いて	て圧力容器ペラ	ニスタ
ル	壁横方向浸食量の確率分布を評価した。横方向侵食量が	許容値(	
		)を超え	こる場
合	,格納容器破損と判定し,判定結果を集約することでM	ACCIによる	)格納
容	器破損確率を評価した。		
	評価の結果,MCCIによる格納容器破損確率(平均値	直) は,	
で	ある(第3表)。		

## 参考文献

- (1) M. T. Farmer, et, al, . OECD MCCI Project Final Report. 2006. OECD/MCCI-2005-TR06
- (2) M. T. Farmer, et, al, . OECD MCCI Project Category 4 Integral Test to Validate Severe Accident Codes:Core-Concrete Interaction Test Six (CCI-6) Final Report Rev1. 2010. OECD/MCCI-2010-TR04

石灰岩条(Limestone/Common Sand) 石灰岩系(Limestone/Common Sand) 石灰岩系(Limestone/Common Sand) 石灰岩系(Limestone/Common Sand) ・デフリ上部に安定クラスト形成 ・浸食速度:6時間でおよそ30cm 2nd OECD(NEA)CSNI Specialist Wig. on NCCI (日本原子力研究所設による遠報) 0.6 MM/m2(初期20分間)から 0.24MM/m<sup>2</sup>まで急減, その後 ~3hrで0.085MM/m2まで低下 00% 酸化物コリウム ·1.1 W/cm3 melt 4.9 MM/m<sup>2</sup>(注水直後) UO2 :56.9 W/o · 0.3 W/g UO2 Zr02:29.1 W/o ・水ブールへの熱流東: . 0.21 MW/m2 120cm X 120cm 1800 kg MACE M3b 1次元 2500 K 18 融物 others MCC I 時の溶融炉心冷却性に関する既往の試験及び主な知見 0.15MM/m<sup>2</sup>(試験終了)まで減少 ・周期的なメルトプールスウェル、 クラスト上へのメルト噴出冷却 ・デブリ上部に安定クラスト形成 ・浸食速度:8~11 cm/hr 0.6 \*\*\*/(一35分まで)から 150 (70分間でおよそ11cm) ·1.9 W/cm3 melt 3.5 MM/m²(注水初期) Ca0 : 3 w/o Conc:23 w/o PMRコリウム (Zr 70%酸化) UO2 :56 w/o Zr02:11 W/o Zr : 4 W/O SiO2: 3 #/0 · 0.35 W/g UO2 ・水ブールへの熱流来: · 0.28 MM/m<sup>2</sup> ~2000 K 130 kg 30cm X 30cm 溶融物 MACE NO 2次元 ・デブリ上部に安定クラスト形成 ・漫食速度:6~11 cm/hr 0.25 or 0.20 MM/m<sup>2</sup>(凝固後) (30分属でおよそ3~6cm)・ 水プールくの繋流束: Ca0 :16.9 w/o Si0<sub>2</sub> : 4 w/o NUREG/CR-5907 A1203:76.8 W/o 0.52 MM/m2(溶酰時) . 0.61 W/cm<sup>3</sup> · 0.12 MM/m<sup>2</sup> 1850 K · 0.30 W/g 34.1 kg 消融物 酸化物 1次元 WETCOR-1 others 15cm ・デブリ上部に安定クラスト形成・浸食速度:27cm/hr (40分間でおよそ18cm)・水ブールへの繋流束: ステンレススティール ·10.2~11.5 W/cm<sup>3</sup> · 1.5~ 1.7 MW/m² · 1.5~ 1.7 W/g NUREG/CR-4727 ~0.8 MM/m<sup>2</sup>(平均) ~1900 K 44.2 kg 1次元 SWISS-2 421.6cm 酒融物 金属 第1表 ·1.1 W/cm3 melt ABWR 1350MWeプラントの(列) · 0.23 W/g UO2 (ABWR 1350MMe,100M炉心, 全Zr 20M酸化の場合) - 0.44 MM/m2 Zr :21 W/O 374-N:17 W/O UO<sub>2</sub> :55 ₩/o Zr02 : 7 W/o ~310 ton 翠 ~2500 K 玄武岩系 消耗物 4 10.6m ナールド 2次元 [HK (1% 終出カ として) 洛融物 (初期条件) コンリート種類 参考文献 発熱密度 主な知見 米 形状 成分 温暖 失

補足 2.1.1.f-1-34

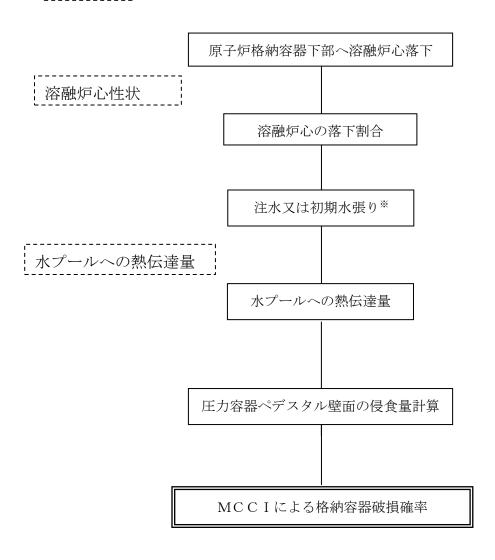
# 第2表 各パラメータの設定の考え方

パラメータ	設定値	設定の考え方
溶融炉心落下量	分布:一様分布 上限値: 下限値:	MAAP解析によると全炉 心の が原子炉格納 容器下部に落下するが, 落下まで想定し設 定。
溶融炉心拡がり面積	原子炉格納容器下部床面に均一に拡がると仮定	Mark-I改良型の原子 炉格納容器では横方向の侵 食が格納容器破損を支配す るため、落下した溶融炉心 が原子炉格納容器下部床面 に拡がるケースを設定。
水プールへの ドライアウト熱流束	分布:三角分布 最小値: MW/m² 最尤値: MW/m² 最大値: MW/m²	OECD/MCCI試験の CCI試験の結果 <sup>(1)(2)</sup> を元に 設定。 国内で使用されているコン クリート(珪酸岩系,玄武岩 系)に近い組成のコンクリー ト溶融を伴う体系の試験結 果から,最小値 MW/m², 最大値 MW/m²を設定。 最尤値は珪酸岩系コンクリートにおいて早期注水した 場合の値 (MW/m²) を設 定。

# 第3表 MCCIによる格納容器破損確率

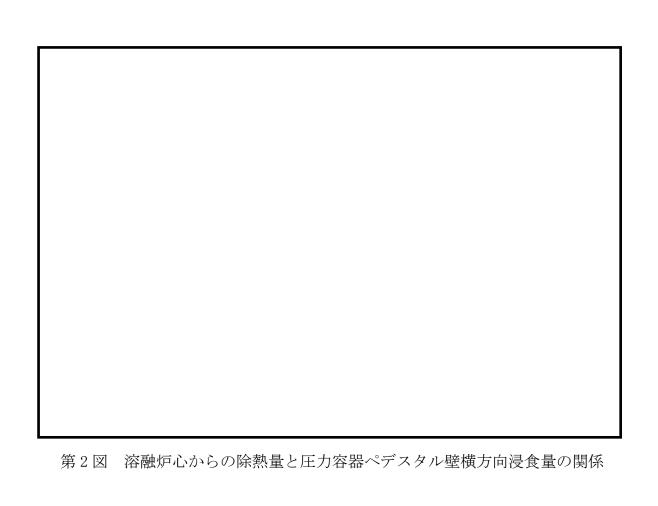
	評価結果
サンプル数	
平均值	

: 不確かさ要因



※ 本評価では、初期水張り有の場合は考慮しない

第1図 MCCIによる格納容器破損確率評価の枠組み



# 格納容器雰囲気直接加熱発生時の原子炉格納容器への温度負荷

島根原子力発電所2号炉の内部事象運転時レベル1.5PRAでは、DCHによる原子炉格納容器内の圧力上昇を格納容器フラジリティ曲線に照らしてDCHによる格納容器破損頻度を評価している。このとき、原子炉格納容器への温度負荷を考慮していない。

本評価では、原子炉圧力容器が高圧破損し、DCHが発生した場合について、 原子炉圧力容器の破損時の原子炉格納容器への温度負荷を確認した。

### 1. 評価条件

TQUXによって炉心損傷に至り、その後の減圧に失敗する事故シーケンスについて評価した。評価条件を第1表に示す。

#### 2. 評価結果

評価結果を第1図及び第2図に示す。

DCH発生時には、格納容器内雰囲気の温度・圧力が急激に上昇した後、格納容器壁面温度は遅れて上昇することから、原子炉圧力容器高圧破損直後であっても、気相部温度と比較して壁面温度の上昇は緩やかであり、限界温度 (200℃) に対して余裕があることが確認できる。このことから、仮にDCHによって更に急激な原子炉格納容器の温度上昇が生じても原子炉格納容器の壁面温度が短時間で限界温度に到達することはなく、また、DCHによって原子炉格納容器に大きな負荷が生じた場合、原子炉格納容器は先に圧力によって破損に至るものと考えられる。

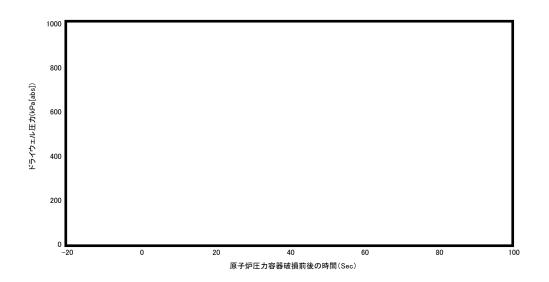
このため、DCHによる格納容器破損頻度の評価においては、原子炉格納容器への圧力負荷に着目して評価することで問題ないと考える。

### 3. その他の影響

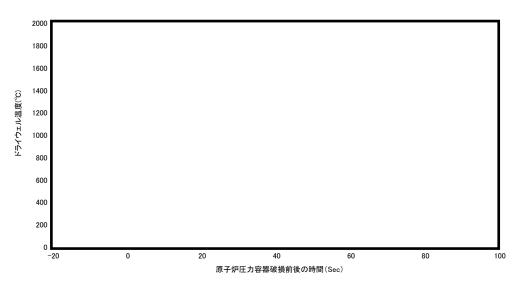
高圧状態の原子炉圧力容器から溶融炉心が噴出された場合,高温の溶融炉心が壁面に付着し、原子炉格納容器を加熱することで格納容器破損に至る可能性も考えられるが、溶融炉心の噴出先は原子炉格納容器下部であるため、原子炉格納容器のバウンダリに接触することはなく、原子炉格納容器下部からドライウェルへの流路も制御棒駆動機構搬出入口に限定されるため、溶融炉心がドライウェル壁面に付着して加熱によって格納容器破損に至る可能性は小さいものと考える。

第1表 DCH評価条件

パラメータ	評価条件	備考
対象シーケンス	ТQUХ	炉心損傷後の減圧失敗
炉内ジルコニウム 酸化割合		不確かさ確率分布(三角分布) の最尤値と同等の値
原子炉圧力容器破損面積		不確かさ確率分布(三角分布) の最尤値の約2倍
原子炉格納容器下部に 落下する溶融炉心の割合		不確かさ確率分布(三角分布) の最尤値と同等の値
ドライウェルへの粒子化 デブリ移行割合		不確かさ確率分布(三角分布) の上限値よりも大きい保守的 な値



第1図 ドライウェル圧力



第2図 ドライウェル温度

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

# <u>炉外FCIによる格納容器破損確率評価における</u> 圧力容器ペデスタルフラジリティの評価方法

炉外FCIにおける圧力容器ペデスタルフラジリティは,「補足説明資料2.1.1.f-1 内部事象運転時レベル1.5PRAにおける物理化学現象の考慮について」に記載のとおり、AUTODYN-2DコードによりFCI発生時の機械エネルギにより鉄筋に発生する塑性ひずみを評価し、塑性ひずみの評価結果から圧力容器ペデスタル破損確率に変換し、圧力容器ペデスタル破損時の機械的エネルギに対する三角分布を仮定することで圧力容器ペデスタルフラジリティを設定している。

以下では、AUTODYNコードの概要、AUTODYNコードによる解析条件及び結果及び圧力容器ペデスタル破損確率の評価方法について記載する。

### 1. AUTODYNコードの概要

AUTODYNコードは、Century Dynamics 社が開発した有限要素解析による動的連続体非線形相互作用解析コードで、時間とともに接触条件や構造物形状が変化するような非線形解析が可能である。

#### 2. AUTODYNコードによる解析条件

AUTODYNコードを用いた評価モデル概念図を第1図に示す。体系は、島根原子力発電所2号炉(BWR-5, Mark-I改良型原子炉格納容器)を対象としており、解析範囲は圧力波の伝播による構造物への影響を考慮して、原子炉圧力容器下面から原子炉格納容器下部床部までの空間部、その間の原子炉格納容器下部側壁及び原子炉格納容器下部床とした。

解析では、原子炉格納容器下部のプール水中で水蒸気爆発による圧力波がプール水液相部又は蒸気相部を伝播した結果、構造物に生じる荷重・変形の評価を行う。

また、FCIによる圧力源にはGASBAGモデル(水プール中の点に高圧 気泡を置き、この気泡の膨張によって所定の仕事をさせるモデル)を使用した。

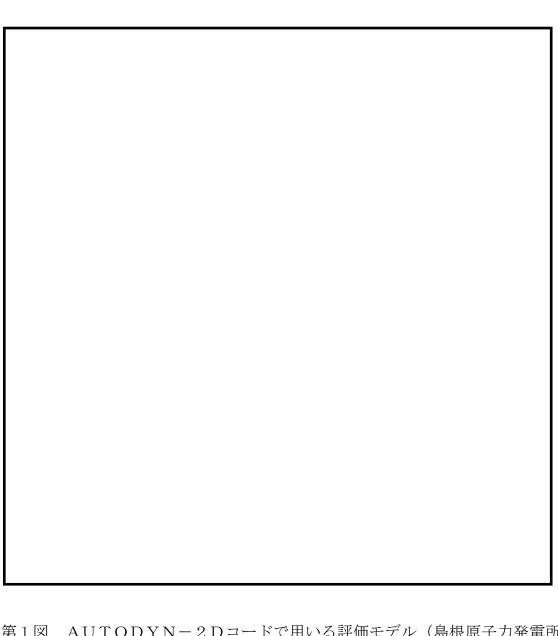
3.	AUTODYNコードによる解析結果及び圧力容器ペデスタル破損確率の評
	価結果

1	圧力容器ペデスタルが破損する塑性ひずみについては、ASMEの基準よ
	り鋼板の最大引張強さに対応する相当塑性ひずみを 3%とし,多軸効果,
	不確定要素(係数) を考慮した塑性ひずみ (%)とする。AUT
	ODYNによる解析結果より,鉄筋の塑性ひずみ約 %を発生させるのに
	必要な機械エネルギは MJ であり、この場合圧力容器ペデスタルが破
	損するとして三角分布の最大値に設定した。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

2	機械エネルギ MJ により鉄筋に発生する塑性ひずみは約 %であった。
	破損確率が(鋼板に生じる相当塑性ひずみ)/(最大引張り強さ時の相当
	塑性ひずみ)に比例すると仮定し、機械エネルギ MJ を最尤値に設定し
	た。

- ③ 機械エネルギが MJ の場合は鉄筋に塑性ひずみが生じないため, MJ を三角分布の最小値に設定した。
- ④ 圧力容器ペデスタル破損時の機械的エネルギに対する三角分布から累積の 圧力容器ペデスタル破損確率分布を求め、圧力容器ペデスタルフラジリティを設定した(補足説明資料 2.1.1.f-1 第3図)。



第1図 AUTODYN-2Dコードで用いる評価モデル (島根原子力発電所 2号炉)

### 炉心注水による原子炉圧力容器破損回避の不確かさ

島根原子力発電所2号炉の内部事象運転時レベル1.5PRAでは、下部プレナムにおける原子炉圧力容器内溶融物保持(IVR:In-Vessel Retention)を考慮していない。

今回のPRAではAM策等を考慮していないため、炉心損傷後に期待できる原子炉圧力容器注水機能は低圧ECCSのみとなる。格納容器イベントツリー上では原子炉圧力容器破損のヘディングを設定している(第1図)が、ECCSは設計基準事故において十分炉心損傷を防止できる機能を有していることを考慮し、低圧ECCSによる原子炉圧力容器内注水が成功した場合、原子炉圧力容器破損に至らない(原子炉圧力容器破損確率が0)と設定している。ここでは、原子炉圧力容器破損の分岐確率を設定するに当たって、今回のPRAで想定される炉心損傷後の原子炉圧力容器注水に成功するシナリオを整理した結果を示す。

# 1. 炉心損傷後の原子炉圧力容器注水に成功するシナリオについて

今回の内部事象運転時レベル 1.5 P R A で炉心損傷後の原子炉圧力容器注水に期待できるシナリオは、T Q U X シーケンスで炉心損傷後の減圧に成功し、低圧ECCSによる注水に成功する場合のみとなる。このシーケンスでは、損傷炉心への注水開始のタイミングが減圧に成功するタイミングに依存する。ここで、T Q U X シーケンスでは事象発生 後までの減圧失敗によって炉心損傷に至るとしているが、炉心損傷後の手動減圧は、事象発生 後までを仮定している。MAAPコードによる事故進展解析において、事象発生 後に減圧を開始し、低圧ECCS(残留熱除去系(低圧注水モード)1台)による原子炉圧力容器注水に成功した場合の炉心の状態図(事象発生 10 時間後)を第2図に示す。

第2図に示すとおり、炉心損傷後の原子炉圧力容器注水に期待するシナリオでは、炉心損傷には至るものの、炉心崩壊が無く、溶融プールは形成されない。したがって、炉心支持板崩壊前に十分余裕を持って炉心損傷の進展を止めることが可能な範囲であるため、低圧ECCSによる注水が成功した場合の原子炉圧力容器破損確率を0に設定していることは妥当である。

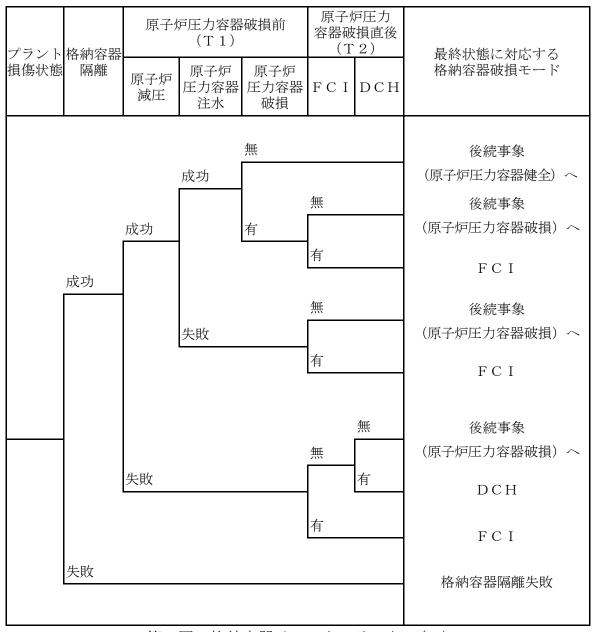
### 2. 不確かさを考慮した感度解析

今回のPRAで考慮している炉心損傷後の原子炉圧力容器注水による原子炉圧力容器破損回避は、溶融炉心の下部プレナムへのリロケーション前に炉心損傷の進展が停止することを想定しており、比較的不確実さが小さい領域の現象であると考えられる。しかしながら、事象進展や損傷炉心の冷却性には不確実さがあることを踏まえ、低圧ECCSによる炉心損傷後の原子炉圧力容器注水に成功した場合でも、必ず原子炉圧力容器破損に至る(原子炉圧力容器破損の

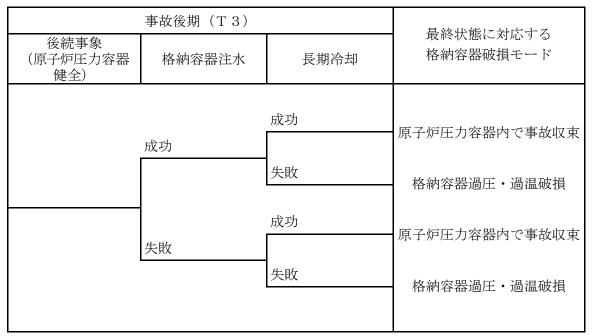
分岐確率が1)と仮定して感度解析を実施した(第1表及び第3図)。その結果,原子炉圧力容器破損の分岐確率がCFF全体に与える影響は小さいことが確認され,また,格納容器破損モードごとに多少の増減はあるが,全体的な傾向は変わらないことを確認した。

第1表 感度解析結果 (原子炉圧力容器破損確率の影響)

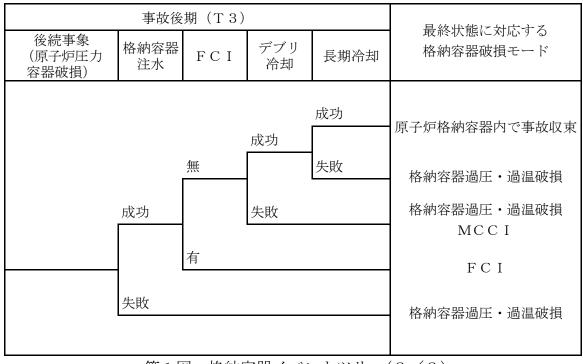
			ベースケース (ケース1)	-71)		.72)
格納容器	格納容器破損モード	王に寄与するプラント損傷状態	格納容器破損頻度 (/炉年)	寄与割合 (%)	格納容器破損頻度 (/炉年)	寄与割合 (%)
雰囲気圧力・温度によるなななが	(1) 過圧破損	TW	6. 2E-06	約 100	6. 2E-06	約 100
よる詳り貝仰(恰が 容器過圧・過温破損)	順) 過温破損	長期TB	2.8E-09	<0.1	2. 9E-09	<0.1
格納容器雰[	格納容器雰囲気直接加熱	長期TB	5. 9E-17	<0.1	5. 9E-17	<0.1
	水蒸気爆発	TQUX TQUV	2, 3E-13	<0.1	4. 6E-13	<0.1
容融炉心・コンジ	容融炉心・コンクリート相互作用	TQUX $TQUV$	2, 5E-09	<0.1	4. 9E-09	<0.1
早期過 (未臨界失)	早期過圧破損 (未臨界失敗時の過圧)	TC	6. 4E-10	<0.1	6. 4E-10	<0.1
格納容器	格納容器隔離失敗	長期TB TQUX TQUV	5. 5E-11	<0.1	5. 5E-11	<0.1
ハイバス	インターフェイス システムLOCA	インターフェイス システムLOCA	3. 3E-09	<0.1	3. 3E-09	<0.1
	如		6. 2E-06	100	6. 2E-06	100



第1図 格納容器イベントツリー(1/3)



第1図 格納容器イベントツリー(2/3)



第1図 格納容器イベントツリー(3/3)

		径方向ノード(中央→外周)						
		1	2	3	4	5		
	13	1	1	1	1	1		
	12	1	1	1	1	1	ľ	
軸方向	11	1	1	1	1	1		
	10	1	1	1	1	1		
	9	1	1	1	1	1		と
	8	1	1	1	1	1		燃料域
I <sup>I</sup> J	7	1	1	1	1	1		域
	6	1	1	1	1	1		
7.	5	1	1	1	1	1		
<u></u>	4	1	1	1	1	1	igg	
	3	1	1	1	1	1		
	2	1	1	1	1	1		
	1	1	1	1	1	1		

(事象発生10時間後)

0:燃料なし(崩落)

1:通常燃料

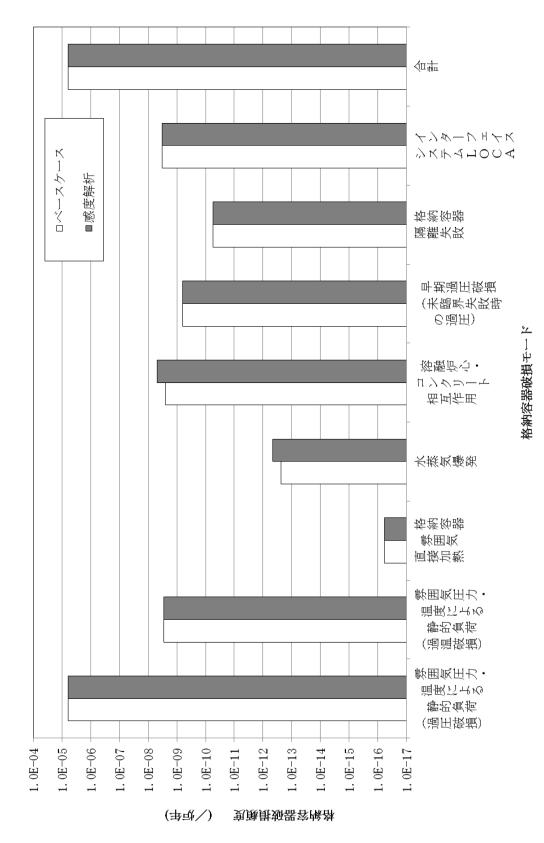
2:燃料破損(燃料棒形状維持)

3:溶融燃料により燃料棒外径が増加

4:燃料棒外径増加に伴う流路閉塞

5:溶融燃料プールを形成

第2図 炉心の状態図(TQUXシーケンスにおいて事象発生 に減圧を 開始し、低圧ECCSによる原子炉圧力容器注水に成功した場合)



第3図 原子炉圧力容器破損確率1の感度解析結果

## 格納容器隔離失敗の分岐確率の妥当性と隔離失敗事象への対応

内部事象運転時レベル 1.5 P R A において, 格納容器隔離失敗として参考としている NUREGの想定及び実際の格納容器隔離失敗の想定並びに格納容器隔離失敗事象への対応について以下にまとめる。

### 1. 格納容器隔離失敗の分岐確率の設定について

(1) 分岐確率の設定根拠について

内部事象運転時レベル 1.5 PRAにおける格納容器隔離失敗の分岐確率については、NUREG/CR- $4220^{(1)}$ を基に  $5.0 \times 10^{-3}$  と設定している。NUREG/CR-4220 では、米国のLER (Licensee Event Report) (1965年~1984年分)を分析し、原子炉格納容器からの大規模漏えいが生じた事象 4件を抽出して、この発生件数を運転炉年(740炉年)で除すことにより、格納容器隔離失敗の発生頻度( $5.0 \times 10^{-3}$ /炉年)を算出している。なお、抽出された 4件は第 1表に示すとおりである。

上記の4件以外にも、エア・ロックドア開放に関する事象が75件発生しているが、これらの事象は数時間以内の短時間であり、大規模な漏えい事象には至っていない。

Reactor	Year	Event
Oconee 1	1973	Isolation Valves Open
San Onofre 1	1977	Holes in Containment
Palisades	1979	By-pass Valves Open
Surry 1	1980	Holes in Containment

第1表 大規模漏えいに至る事象

出展: NUREG/CR-4220 (Reliability Analysis of Containment Isolation System)

(2) 島根原子力発電所 2 号炉において想定される格納容器隔離失敗 (漏えい経路)

島根原子力発電所2号炉における原子炉格納容器からの漏えい経路は、機械的破損及び人的過誤による隔離機能喪失であり、以下に示すとおりである。

- a. 機械的な破損による隔離失敗
- (a) アクセス部からの漏えい

ドライウェル上ぶた,機器搬入用ハッチ,所員用エア・ロック等のアクセス部のシール部又は溶接部が破損している場合には,格納容器内雰囲気が漏えいする可能性がある。

(b) 原子炉格納容器バウンダリからの漏えい

格納容器スプレイ配管,窒素ガス制御系,可燃性ガス濃度制御系等は 格納容器内雰囲気と連通しており,これらのバウンダリが破損している 場合には,格納容器内雰囲気が漏えいする可能性がある。

(c) 格納容器貫通部からの漏えい

原子炉格納容器の電気配線貫通部や配管貫通部が破損している場合には、格納容器雰囲気が漏えいする可能性がある。

- b. 人的過誤による弁・フランジの復旧忘れ
- (a) 漏えい試験配管からの漏えい

定期点検時の格納容器漏えい試験の後に、試験配管隔離弁の復旧忘れ 等がある場合には、格納容器雰囲気が漏えいする可能性がある。

第 1 表に抽出された大規模漏えい事象は、いずれも PWR で発生した事象であるが、島根原子力発電所 2 号炉において想定される上記の漏えい経路は、NUREG/CR-4220 で報告されている漏えい経路と同様と考え、格納容器隔離失敗の発生確率としてLERに基づく値を使用することとした。

なお,島根原子力発電所2号炉(BWR)においては出力運転中に格納容器雰囲気を窒素置換しており,現状の運転管理として原子炉格納容器内の圧力を日常的に監視していることから,仮に今回想定したような大規模な漏えいが生じた場合,速やかに検知できる可能性が高いと考える。

### (3) 最近の米国の格納容器隔離失敗実績に関する参考文献

今回の内部事象運転時レベル 1.5PRAでは、1984 年までのデータを用いたNUREG/CR-4220(1985年)に基づいた隔離失敗確率を用いている。それ以降の隔離失敗に関連する情報として、米国の漏えい率試験間隔延長に関するリスク影響評価の報告書 $^{(2)}$ (以下「EPRI報告書」という。)がある。

EPRI報告書では、2007年までの米国におけるILRT (Integrated Leak Rate Test:全体格納容器漏えい試験)の実績217件が整理されている。このうち、大規模漏えいに至る事象としては保守的に設計漏えい率の35倍を基準としているが、その発生実績は0件となっている。

EPRI報告書では、大規模漏えいに至る事象実績をILRT試験数で除することで隔離機能喪失の確率を概算している。すなわち、大規模漏えいに至る事象発生実績 0件(計算上 0.5 件としている)をILRT試験数 217 件で除すると隔離機能喪失の確率は 0.0023 (0.5/217=0.0023) となる。この値は、NUREG/CR-4220で評価された格納容器隔離失敗の  $5.0\times10^{-3}$  よりも小さい値となっており、EPRI報告書の結果を考慮しても、NUREG/CR-4220の評価結果を適用することは妥当であると考えられる。

### 2. 格納容器隔離失敗事象への対応

格納容器隔離失敗事象には、炉心損傷の時点で原子炉格納容器の隔離に失敗している場合や、原子炉圧力容器に繋がる高圧配管が原子炉格納容器外で破断した後に炉心損傷に至る場合、低圧配管との接続部で破断した後に炉心損傷に至る場合(インターフェイスシステムLOCA)が含まれている。

PRAでは、炉心損傷の時点で原子炉格納容器の隔離に失敗している場合を 考慮している。PRA上、具体的な隔離失敗(漏えい)箇所を設定しているも のではないが、万一、炉心損傷の時点で原子炉格納容器の隔離に失敗していた 場合には、隔離失敗(漏えい)箇所の隔離を試みることとなる。

このため、本事象への対応としては、炉心損傷頻度の低減を図ると共に、万一の重大事故発生時に原子炉格納容器の隔離に失敗していることのないよう、原子炉格納容器の漏えいに対する検知性を向上させることが有効であり、これらについては重大事故等対処設備及び日常の原子炉格納容器の圧力監視等で対応している。

また, 炉心損傷の時点で原子炉格納容器の空間部に繋がる配管が原子炉格納容器外で破断した場合には, 破断箇所の隔離を試みることとなる。

原子炉圧力容器に繋がる配管が原子炉格納容器外で破断した後に炉心損傷に至る場合については、配管破断の発生頻度が十分に低いため、インターフェイスシステムLOCAを除いてPRA上はモデル化していない。仮に配管破断が生じた場合には、破断箇所の隔離、原子炉圧力容器の急速減圧等、インターフェイスシステムLOCAの場合と同様の対応をとることとなる。

### 参考文献

- (1) U. S. Nuclear Regulatory Commission, NUREG/CR-4220, "Reliability Analysis of Containment Isolation Systems", 1985
- (2) EPRI, "Risk Impact Assessment of Extended Integrated Leak Rate Testing Intervals Revision 2-A of 1009325", 2008