

添付資料目次

添付資料－7－1	事象発生時の主要経緯（時系列）	1
添付資料－7－2	プラントデータチャート	6
添付資料－7－3	過渡現象記録装置トレンドデータ	17
添付資料－7－4	系統概略図（地震発生前後、津波襲来後の主要機器状態）	24
添付資料－7－5	非常用炉心冷却系（補機類も含む）一覧表（地震前、地震後、津波襲来後）	27
添付資料－7－6	所内電源概略図	28
添付資料－7－7	H P C I について	30
添付資料－7－8	原子炉水位図	31
添付資料－7－9	M S I V インターロック	32
添付資料－7－10	I C について	33
添付資料－7－11	S R V 動作圧力について	34
添付資料－7－12	代替注水について	35
添付資料－7－13	P C V ベントについて	36
添付資料－7－14	P C V ベントにおける被ばく線量評価	39
添付資料－7－15	I C 電動弁インターロック線図	50
添付資料－7－16	炉心解析について	51

1号機 事象発生時の主要経緯（時系列）

日 時	主 要 経 緯
平成23年3月11日（金）	
14:46	東北地方太平洋沖地震発生、原子炉自動スクラム、第3非常態勢を自動発令。
14:47	主タービン自動停止、D/G 1A、D/G 1B自動起動、主蒸気隔離弁閉。
14:52	IC自動起動。
15:02	原子炉未臨界確認。
15:03頃	ICによる原子炉圧力制御を行うために、手動停止、その後、ICによる原子炉圧力制御開始。
15:06	非常災害対策本部を本店に設置（地震による被害状況の把握、停電等の復旧）。
15:27	津波第一波到達。
15:35	津波第二波到達。
15:37	全交流電源喪失。
15:42	原災法第10条該当事象（全交流電源喪失）が発生したと判断、官庁等に通報。
15:42	第1次緊急時態勢を発令。緊急時対策本部を設置（非常災害対策本部との合同本部となる）。
15:50	計装用の電源喪失により、原子炉水位が不明な状態。
16:36	原子炉水位が確認出来ず、注水状況が不明なため、原災法第15条該当事象（非常用炉心冷却装置注水不能）が発生したと判断、16:45官庁等に通報。
16:36	第2次緊急時態勢を発令。
16:45	原子炉水位が確認出来たことから、原災法第15条該当事象（非常用炉心冷却装置注水不能）の状態から回復したものと判断、16:55官庁等に通報。

17:07	再度、原子炉水位が確認出来なくなったため、原災法第15条該当事象（非常用炉心冷却装置注水不能）が発生したと判断、17:12官庁等に通報。
17:12	発電所長（発電所緊急時対策本部長）は、AM策として設置したFPライン、及び消防車を使用した原子炉への注水方法の検討開始を指示。
17:30	DD-FP起動（待機状態）。
18:18	ICの戻り配管隔離弁（MO-3A）、供給配管隔離弁（MO-2A）の開操作実施、蒸気発生を確認。
18:25	ICの戻り配管隔離弁（MO-3A）閉操作実施。
20:49	中操内の仮設照明が点灯。
20:50	福島県が福島第一原子力発電所から半径2kmの住民に避難指示。
21:19	原子炉水位判明、TAF+200mm。
21:23	内閣総理大臣が福島第一原子力発電所から半径3km圏内の避難、半径3km～10km圏内の屋内退避を指示。
21:30	ICの戻り配管隔離弁（MO-3A）開操作実施、蒸気発生を確認。
21:51	R/Bの線量が上昇したことから、R/Bへの入域を禁止。
22:00	原子炉水位がTAF+550mmであることを確認、22:20官庁等に連絡。
23:00	サーベイの結果として、T/B内での放射線量の上昇（タービン1階北側二重扉前1.2mSv/h、タービン1階南側二重扉前0.5mSv/h）を23:40官庁等に連絡。
平成23年3月12日（土） 0:06	D/W圧力が600kPa [abs] を超えている可能性があり、PCVベントを実施する可能性があることから、準備を進めるよう発電所長指示。
0:30	国による避難住民の避難措置完了確認（双葉町及び大熊町の3km以内避難措置完了確認、1:45に再度確認）。

0 : 4 9	D/W圧力が600kPa [abs] を超えている可能性があることから、原災法第15条該当事象（格納容器圧力異常上昇）が発生したと判断、0 : 5 5 官庁等に通報。
1 : 3 0頃	1号機及び2号機のPCVベントの実施について、総理大臣、経済産業大臣、原子力安全・保安院に申し入れ、了解を得る。
1 : 4 8	不具合によるDD-FP停止を確認。消防車からFPラインへの送水口につなぎこむことを検討開始。
2 : 4 7	2 : 3 0にD/W圧力が840kPa [abs] に到達したことを官庁等に連絡。
3 : 0 6	PCVベント実施に関するプレス会見実施。
4 : 0 1	PCVベントを実施した場合の被ばく評価結果を官庁等に連絡。
4 : 5 5	発電所構内における放射線量が上昇（正門付近 0.069 μ Sv/h (4 : 0 0) \rightarrow 0.59 μ Sv/h (4 : 2 3)) したことを確認、官庁等に連絡。
5 : 1 4	発電所構内における放射線量が上昇していること及び、D/W圧力も低下傾向にあることから「外部への放射性物質の漏えい」が発生していると判断、官庁等に連絡。
5 : 4 4	内閣総理大臣が福島第一原子力発電所から半径10km圏内の住民に避難指示。
5 : 4 6	原子炉内にFPラインから消防車による淡水注入開始。
5 : 5 2	消防車によりFPラインから淡水1,000リットルを注入完了。
6 : 3 0	消防車により消火系ラインから淡水2,000リットル（累計）注入完了。
6 : 3 3	地域の避難状況として、大熊町から都路方面へ移動を検討中であることを確認。
6 : 5 0	経済産業大臣より法令に基づくベントの実施命令（手動によるベント）。
7 : 1 1	内閣総理大臣が福島第一原子力発電所に到着。

7 : 5 5	消防車によりF Pラインから淡水3, 0 0 0リットル (累計) 注入完了。
8 : 0 3	P C Vベント操作を9時目標で行うよう発電所長指示。
8 : 0 4	内閣総理大臣が福島第一原子力発電所を出発。
8 : 1 5	消防車によりF Pラインから淡水4, 0 0 0リットル (累計) 注入完了。
8 : 2 7	大熊町の一部が避難できていないとの情報を確認。
8 : 3 0	消防車によりF Pラインから淡水5, 0 0 0リットル (累計) 注入完了。
8 : 3 7	福島県へ9時頃P C Vベントの開始に向けて準備していることを連絡。避難が完了してからベントをすることで調整。
9 : 0 3	大熊町 (熊地区) の避難完了を確認。
9 : 0 4	P C Vベントの操作を行うため運転員が現場へ出発。
9 : 0 5	P C Vベント実施に関するプレス発表。
9 : 1 5	消防車によりF Pラインから淡水6, 0 0 0リットル (累計) 注入完了。
9 : 1 5頃	P C Vベント弁 (MO弁) を手動開。
9 : 3 0頃	S / Cベント弁 (AO弁) 小弁の現場操作を試みるが、高線量のため断念。
9 : 5 3	P C Vベントを実施した場合の被ばく評価結果を官庁等に連絡。
1 0 : 1 7	中操にてS / Cベント弁 (AO弁) 小弁を開操作 (計装用圧縮空気系の残圧を期待) 。
1 0 : 4 0	正門及びモニタリングポストの線量が上昇していることが確認されたことから、ベントにより放射性物質が放出された可能性が高いと判断。
1 1 : 1 5	線量が下がっていることから、P C Vベントが十分効いていない可能性があることを確認。

11:39	PCVベント操作のために、R/B内に入域した当社社員1名の線量が100mSvを超過(106.30mSv)したことを官庁等に連絡。
14:30	S/Cベント弁(AO弁)大弁を動作させるため、14:00頃に仮設の空気圧縮機を設置したところ、D/W圧力が低下していることを確認し、ベントによる「放射性物質の放出」と判断、15:18官庁等に連絡。
14:53	消防車による原子炉への淡水注入、80トン(累計)注入完了。
14:54	原子炉への海水注入を実施するよう発電所長指示。
15:18	SLCの復旧作業を進めており、準備が整い次第、SLCポンプを起動し、原子炉内へ注入する予定。また、今後準備が整い次第、FPにて海水を原子炉へ注水する予定であることを官庁等に連絡。
15:30頃	電源車を用いた電源復旧により、原子炉へのSLCによる注水準備完了。
15:36	R/Bで水素ガスによると思われる爆発発生。
16:27	モニタリングポストで500 μ Sv/hを超える線量(1,015 μ Sv/h)を計測したことから、原災法第15条該当事象(敷地境界放射線量異常上昇)が発生したと判断、官庁等に通報。
17:20頃	消防車、建屋などの状況の調査に出発。
18:05	経済産業大臣から法令に基づく命令があったことを本店・発電所間で共有。
18:25	内閣総理大臣が、福島第一原子力発電所から半径20km圏内の住民に対し避難指示。
18:30頃	消防車、建屋などの状況調査の結果、現場は散乱している状態でSLCの電源設備や準備していた海水注入のためのホースが損傷、使用不可能であることを確認。
19:04	原子炉内にFPラインから消防車による海水注入開始。
20:45	ほう酸を海水と混ぜて原子炉内へ注入開始。

以上

プラントデータチャート

【1号機 アラームタイパー主要打ち出し (抜粋)】

H	MIN	SEC	MSEC	PID	ABBREVIATION	STATUS
14	46	46	400	D564*	SEISMIC TRIP C	TRIP
14	46	46	410	D534	REACTOR SCRM A	TRIP
14	46	58	420	D563	SEISMIC TRIP B	TRIP
14	46	58	430	D535	REACTOR SCRM B	TRIP
1446	A538	REM		BYPS	ON	
1446	B500	CONT ROD DRFT ALRM			ON	
14	47	00	020	D562	SEISMIC TRIP A	TRIP
14	47	00	030	D565	SEISMIC TRIP D	TRIP
1447	C020	SUPPRESSION	LEVEL		-40.8< -20.0 MM	
1447	A523	APRM	DOWN SCAL		TRBL	
1447	A539	RWM	ROD BLOK		ON	
1447	A553	ALL CR FULL IN			ON	
1447	G002	GENERATR VOLT			18.56> 18.50 KV	
1447	C000	CONT ROD SYST FLOW			OVR FLW	
1447	C020	SUPPRESSION	LEVEL		16.0 MM	NORMAL RETURN
14	47	09	140	D520	REAC WTR LEVEL A	LOW
1447	C004	REACTOR WATR LEVEL			516< 800 MM	
14	47	09	150	D521	REAC WTR LEVEL B	LOW
1447	E004	SWCHGEAR BUS 1A			7217> 7200 V	
14	47	10	910	D523	REAC WTR LEVEL D	LOW
1447	C020	SUPPRESSION	LEVEL		21.6> 20.0 MM	
14	47	10	910	D522	REAC WTR LEVEL C	LOW
1447	A549	LOW POWR ALRM POINT			UNDER	
14	47	20	620	D522	REAC WTR LEVEL C	NORM
1447	D622	PCIS ISO IN TRIP			ON	
14	47	20	620	D523	REAC WTR LEVEL D	NORM

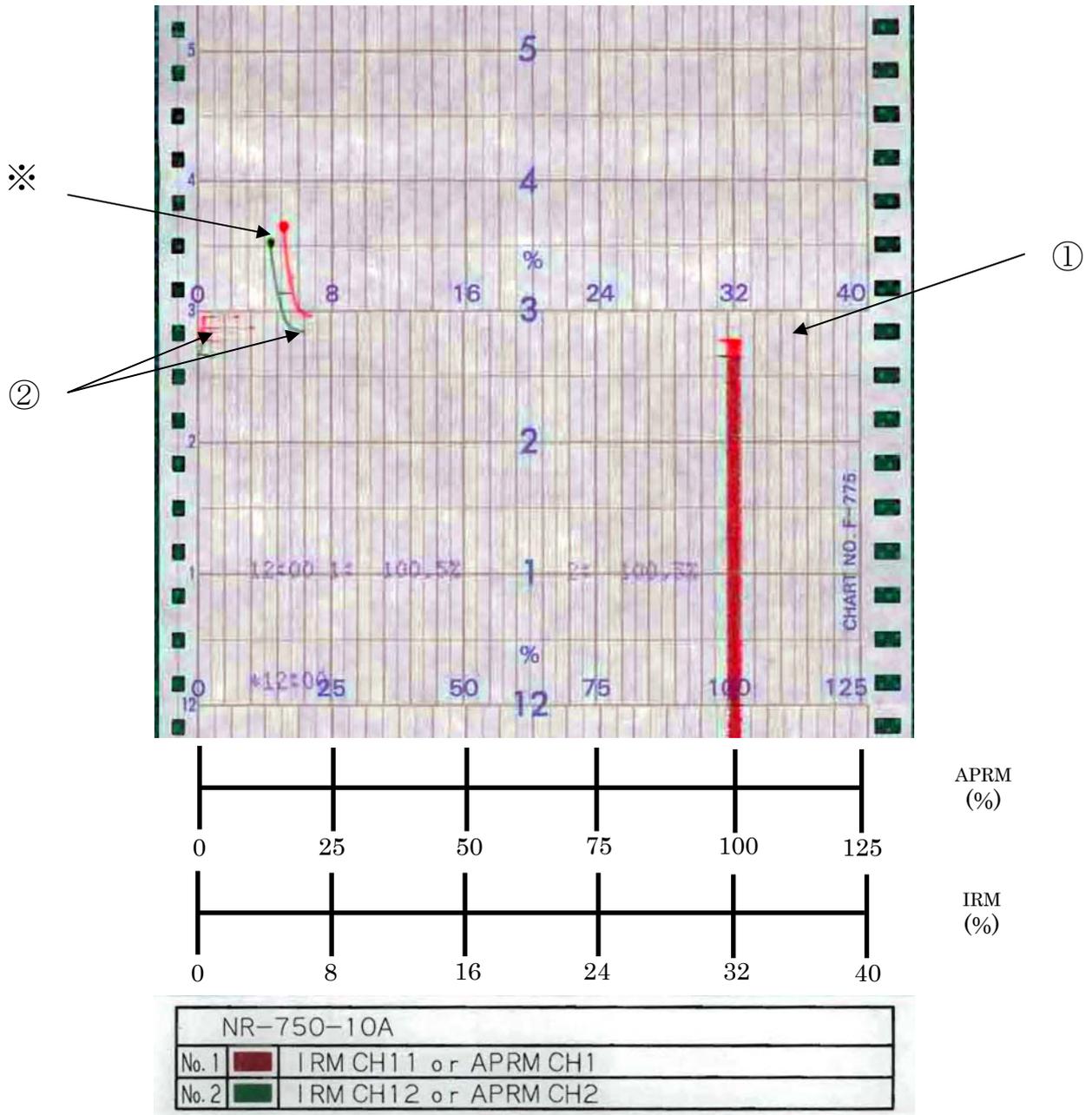
地震による自動スクラム

全制御棒全挿入

【1号機 アラームタイパー主要打ち出し (抜粋)】

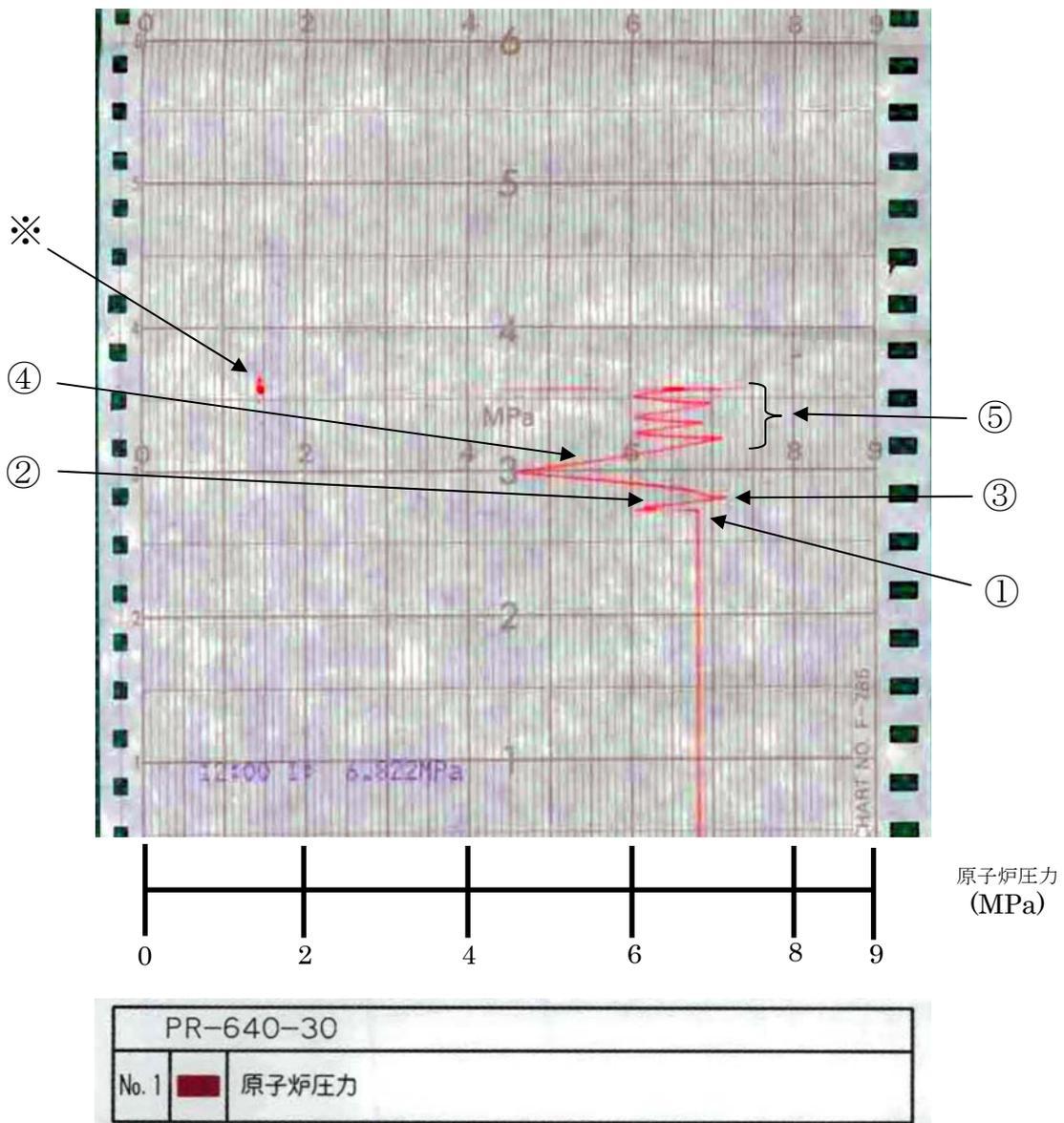
1447	A570	#1	MSIV	A	OPN	OFF			
14	47	52	080		D680	6.9KV BUS VLT 1C LOS		ON	
1447	A581	#2	MSIV	D	OPN	OFF			
14	47	52	090		D688	AUX POWER LOSS 1S		TRIP	
1447	A571	#1	MSIV	B	OPN	OFF			
14	47	52	120		D651	CWP B TRIP		ON	
1447	A573	#1	MSIV	D	OPN	OFF			
14	47	52	130		D657	REF C TRIP		ON	給水ポンプ (C) トリップ
1447	A579	#2	MSIV	B	OPN	OFF			
14	47	52	140		D654	CP C TRIP		ON	復水ポンプ (C) トリップ
1447	A580	#2	MSIV	C	OPN	OFF			
14	47	52	250		D653	CP B TRIP		ON	復水ポンプ (B) トリップ
1447	B031	CAMS	H2	MONI	D/W	LOW RSN			
14	47	52	250		D650	CWP A TRIP		ON	
1447	B032	CAMS	O2	MONI	D/W	LOW RSN			
14	47	52	270		D655	REF A TRIP		ON	給水ポンプ (A) トリップ
1447	B033	CAMS	H2	MONI	S/C	LOW RSN			
14	47	57	070		D690	DIES GEN CB 1D-1		ON	
1447	B034	CAMS	O2	MONI	S/C	LOW RSN			
14	47	57	140		D681	6.9KV BUS VLT 1D LOS		OFF	
1447	G000	GENERATR	GROS	LOAD		393.0 MW	NORMAL RETURN		
14	47	58	920		D589	DIES GEN CB 1C-1		ON	
1447	G001	GENERATR	GROS	VAR3		9.0< 10.0 MVAR			
14	47	58	970		D680	6.9KV BUS VLT 1C LOS		OFF	
1447	G002	GENERATR	VOLT			LOW RSN			
14	48	00	220		D660	PLR A LOCKOUT BY ACT		ON	
1447	C007	REAC PMP	TOTL	FLOW		LOW RSN			
14	48	13	280		D576	TURBINE VIB OVER		NORM	
1447	C037	RECIRC2A	DRVG	FLOW		LOW RSN			
14	48	14	960		D661	PLR B LOCKOUT BY ACT		ON	

【1号機 IRM、APRM】



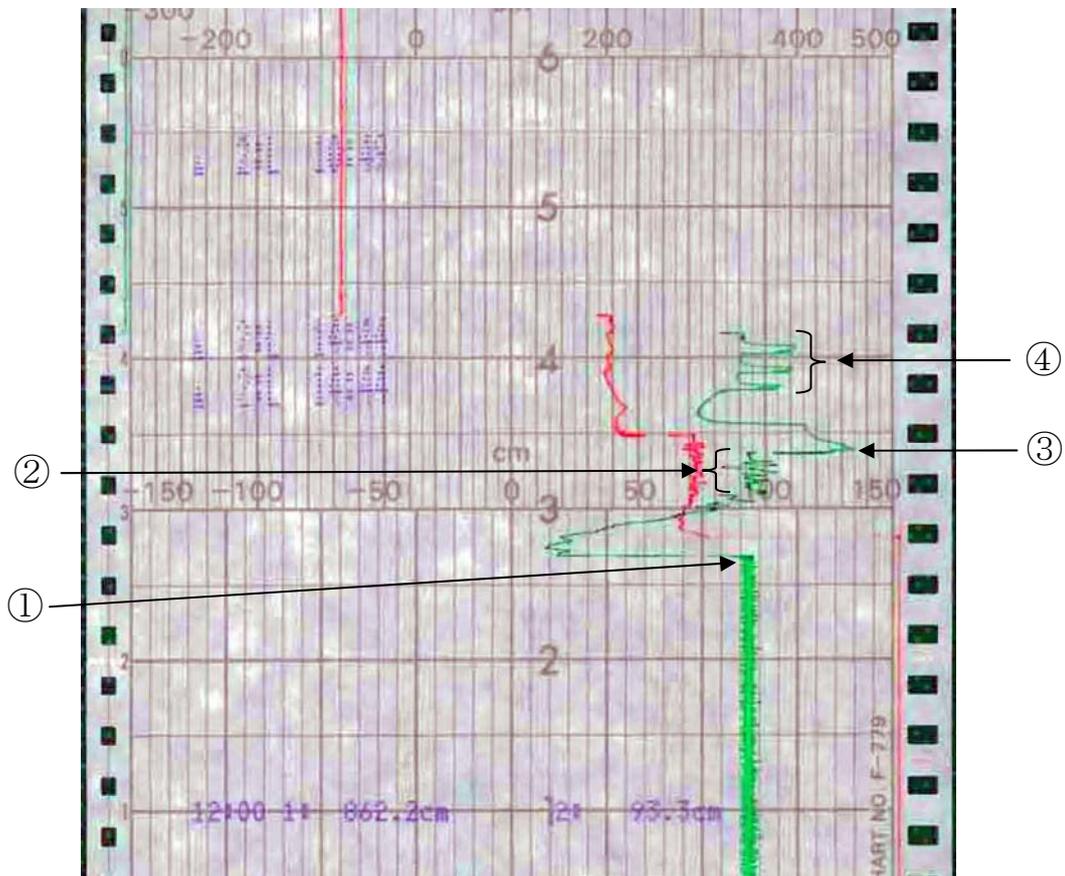
- ① 14時46分 地震によるスクラムとスクラムによる出力低下
- ② 平均出力領域モニタ (APRM) としてのダウンスケールと中間領域モニタ (IRM) への切替
- ※ 15時30分過ぎに津波が到来したと想定される。津波の影響によると思われる記録終了。

【1号機 原子炉圧力】

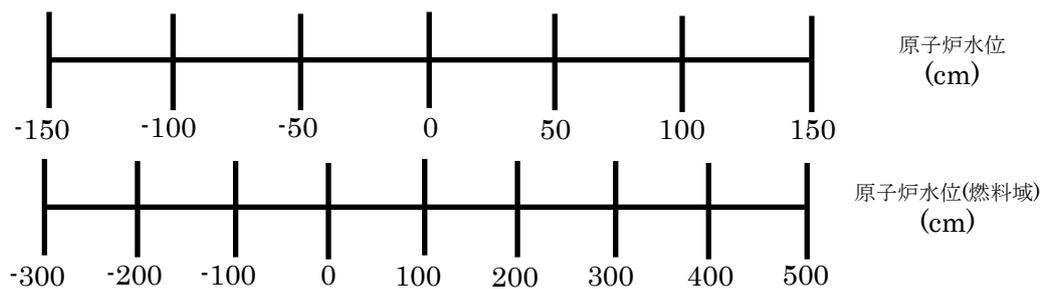


- ① 14時46分 地震によるスクラム
- ② 主蒸気隔離弁閉止に伴う圧力上昇
- ③ 14時52分 非常用復水器作動とそれに伴う減圧
- ④ 非常用復水器停止に伴う圧力上昇
- ⑤ 非常用復水器によると思われる圧力変動
- ※ 15時30分過ぎに津波が到来したと想定される。津波の影響によると思われる記録終了。

【1号機 原子炉水位】

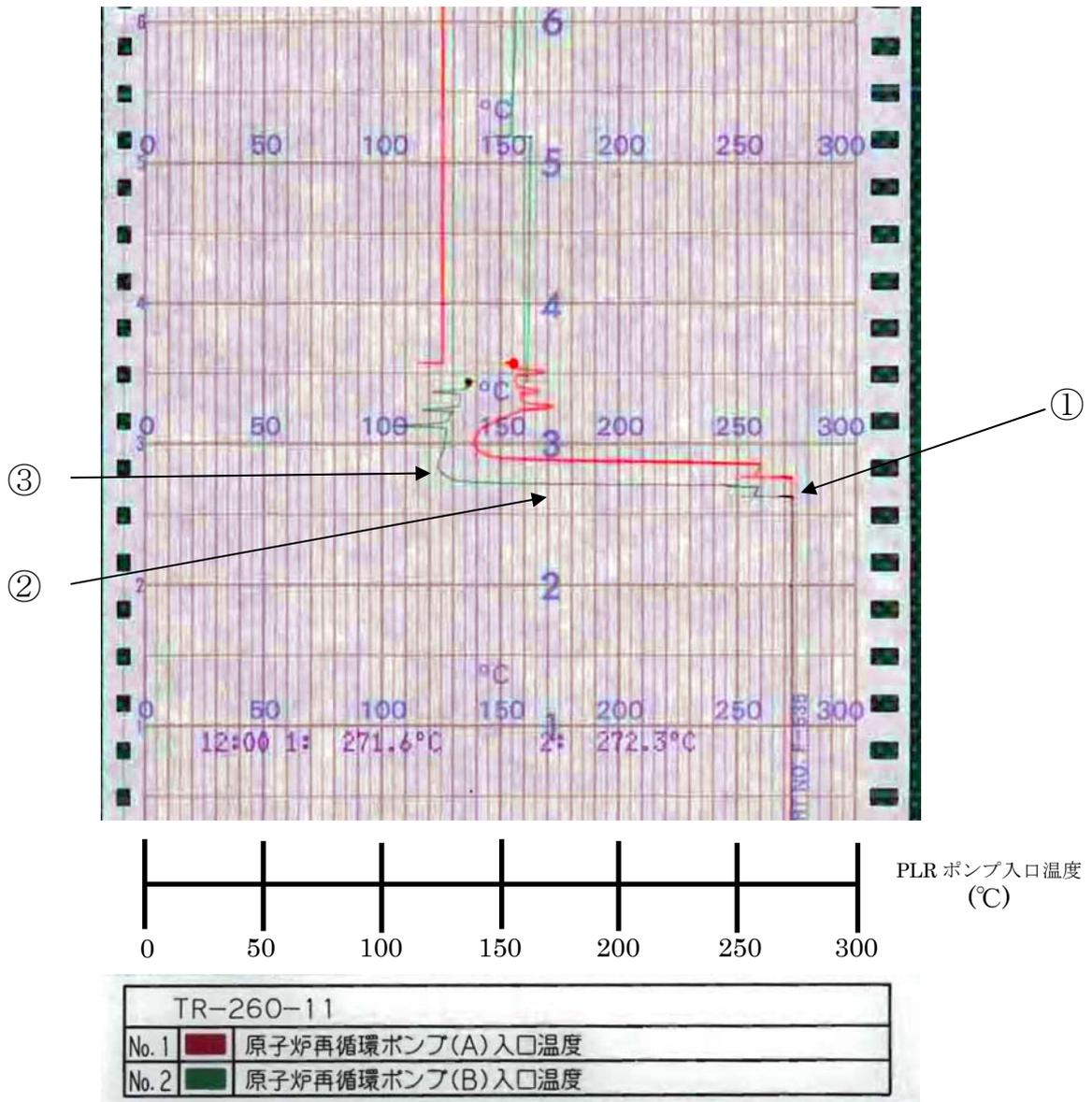


緑 原子炉水位
赤 原子炉水位(燃料域)



- ① 14時46分 地震によるスクラム (チャート早送り: 60倍の速度、1時間が1分)
- ② このあたりで外部電源喪失、主蒸気隔離弁閉 (電源喪失でチャート早送りリセット)
- ③ 非常用復水器自動起動
- ④ 非常用復水器の動作によると思われる水位変動

【1号機 PLRポンプ入口温度】



- ① 14時46分 地震によるスクラム
- ② スクラムによる出力低下、非常用復水器作動による減圧、低温水注入による温度低下
- ③ 自動起動した非常用復水器の停止

【1号機 アラームタイプ MSIV閉】

1447	FO65	SWP	DISCHG	HDR	PRES	LOW	RSN			
14	47	50	930	D520	REAC	WTR	LEVL	A	LOW	
1447	BO08	H2	IN	FLOW		LOW	RSN			
14	47	50	930	D508	MAIN	STM	VALV	A	CLOSE	
1447	BO09	O2	IN	FLOW		LOW	RSN			
14	47	50	930	D522	REAC	WTR	LEVL	C	LOW	
1447	BO01	OG	RECOM	OUT	O2	DENS	LOW	RSN		
14	47	50	930	D606	MAIN	STM	TEMP	HIGH	C	HIGH
1447	AO99	HOTWELL	MMHO	A		LOW	RSN			
14	47	50	930	D530	NEUT	MON	SYST	C	TRIP	
1447	CO90	D/W	PRES	(W/R)		LOW	RSN			
14	47	50	930	D526	STM	LINE	RAD	C	HIGH	
1447	FO01	CLEANUP	OUTL	A		LOW	RSN			
14	47	50	930	D510	MAIN	STM	VALV	C	CLOSE	
1447	CO16	SUPPRESSION	PRES		LOW	RSN				
14	47	50	930	D532	MANUAL	SCRM	A		TRIP	
1447	CO57	RX	WTR	LVL	(F/R)	A	LOW	RSN		
14	47	50	930	D504	CONDENS	VAC	A		LOW	
1447	BO22	STACK	RAD	MONI	H/R	0.47>	-1.30	MS/H		
1447	A504	MAIN	STM	LEAK	A	HIGH				
14	47	51	720	D529	NEUT	MON	SYST	B	TRIP	
1447	A502	MAIN	STM	FLOW	C	HIGH				
14	47	51	720	D525	STM	LINE	RAD	B	HIGH	
1447	A506	MAIN	STM	LEAK	C	HIGH				
14	47	51	720	D533	MANUAL	SCRM	B		TRIP	
1447	A525	APRM	INOP		TRBL					
14	47	51	720	D511	MAIN	STM	VALV	D	CLOSE	
1447	A526	APRM	FLOW	BIAS	INOP	TRBL				
14	47	51	720	D509	MAIN	STM	VALV	B	CLOSE	
1447	A529	RBM	INOP		TRBL					
14	47	51	720	D527	STM	LINE	RAD	D	HIGH	
1447	A540	APRM	FLOW	BIAS	CMPR	TRBL				

主蒸気隔離弁閉

(注記) 主蒸気隔離弁閉に前後して破断検出等の各種異常信号が打ち出されているが、これは地震による外部電源喪失の影響によってこれら計器への電源が失われたことから、フェールセーフで異常信号が発生したものと考えられる。主蒸気隔離弁閉止の過程で蒸気流量の増大等、異常の兆候は見られていない。

【1号機 アラームタイプ D/G遮断機投入、IC作動】

1447	B033	CAMS	H2	MONI	S/C	LOW	RSN		
14	47	57	070	D590	DIES GEN CB	1D-1	ON		
1447	B034	CAMS	O2	MONI	S/C	LOW	RSN		
14	47	57	140	D681	5.9KV BUS VLT	1D LOS	OFF		
1447	G000	GENERATR	GROS	LOAD	383.0	MW	NORMAL	RETURN	
14	47	58	920	D589	DIES GEN CB	1C-1	ON		
1447	G001	GENERATR	GROS	VAR	9.0	< 10.0	MVAR		
14	47	58	970	D680	5.9KV BUS VLT	1C LOS	OFF		
1447	G002	GENERATR	VOLT				LOW	RSN	
14	48	00	220	D660	PLR A	LOCOUT RY ACT	ON		
1447	C007	REAC PMP	TOTL	FLOW			LOW	RSN	
14	48	13	280	D576	TURBINE	VIB OVER	NORM		

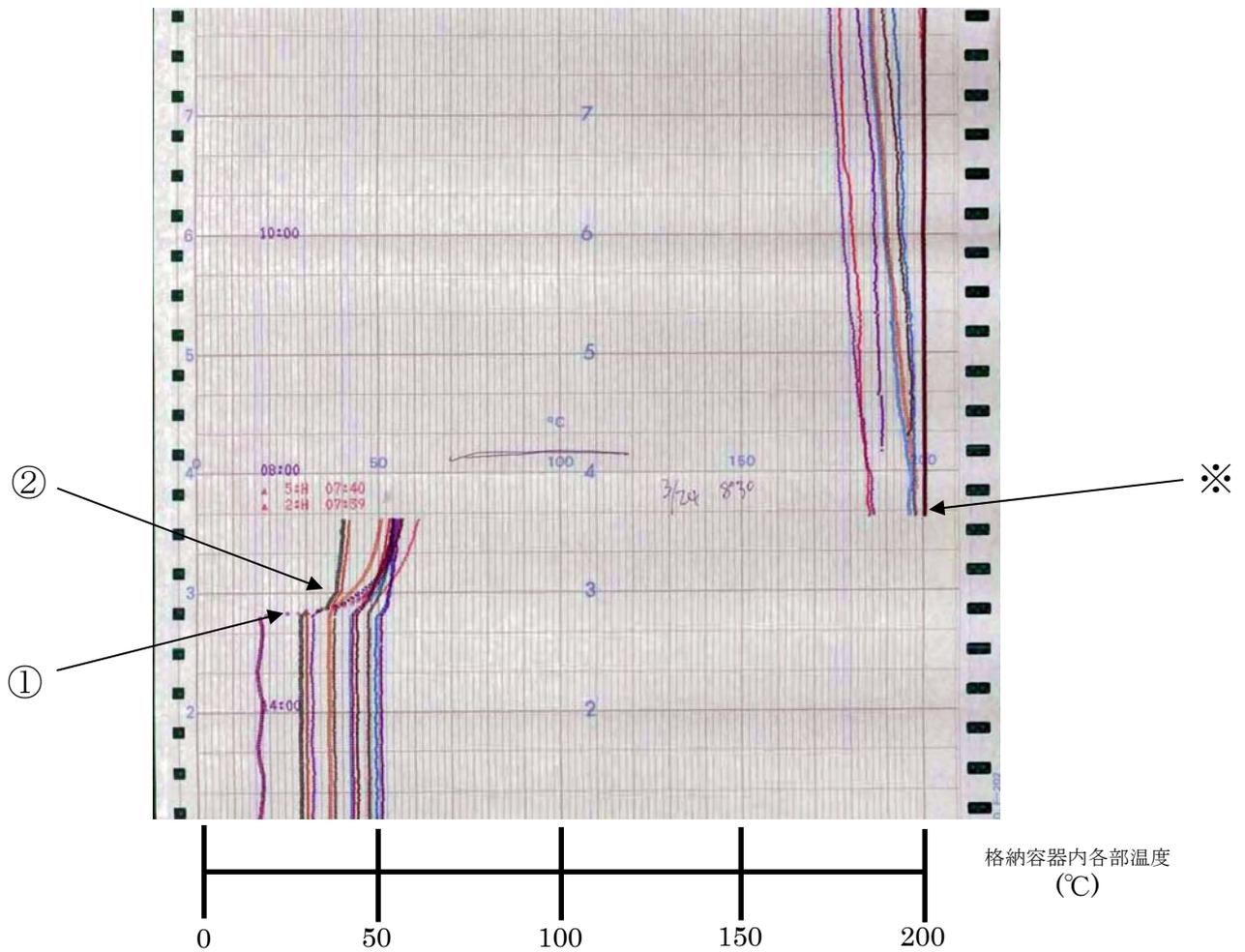
D/G 1 B 遮断器投入

D/G 1 A 遮断器投入

1452	A567	RX	MODE	SW	REFUEL	OFF		
1452	C020	SUPPRESSION	LEVL	16.8	MM	NORMAL	RETURN	
1452	C020	SUPPRESSION	LEVL	37.6	> 20.0	MM		
1452	B526	ISO-CON	VLV	B	OPN	ON		
1452	B525	ISO-CON	VLV	A	OPN	ON		
1452	C020	SUPPRESSION	LEVL	14.0	MM	NORMAL	RETURN	
1452	A516	SRM	DET	POS	IN			
1452	C020	SUPPRESSION	LEVL	35.2	> 20.0	MM		

非常用復水器作動

【1号機 原子炉格納容器内各部温度】

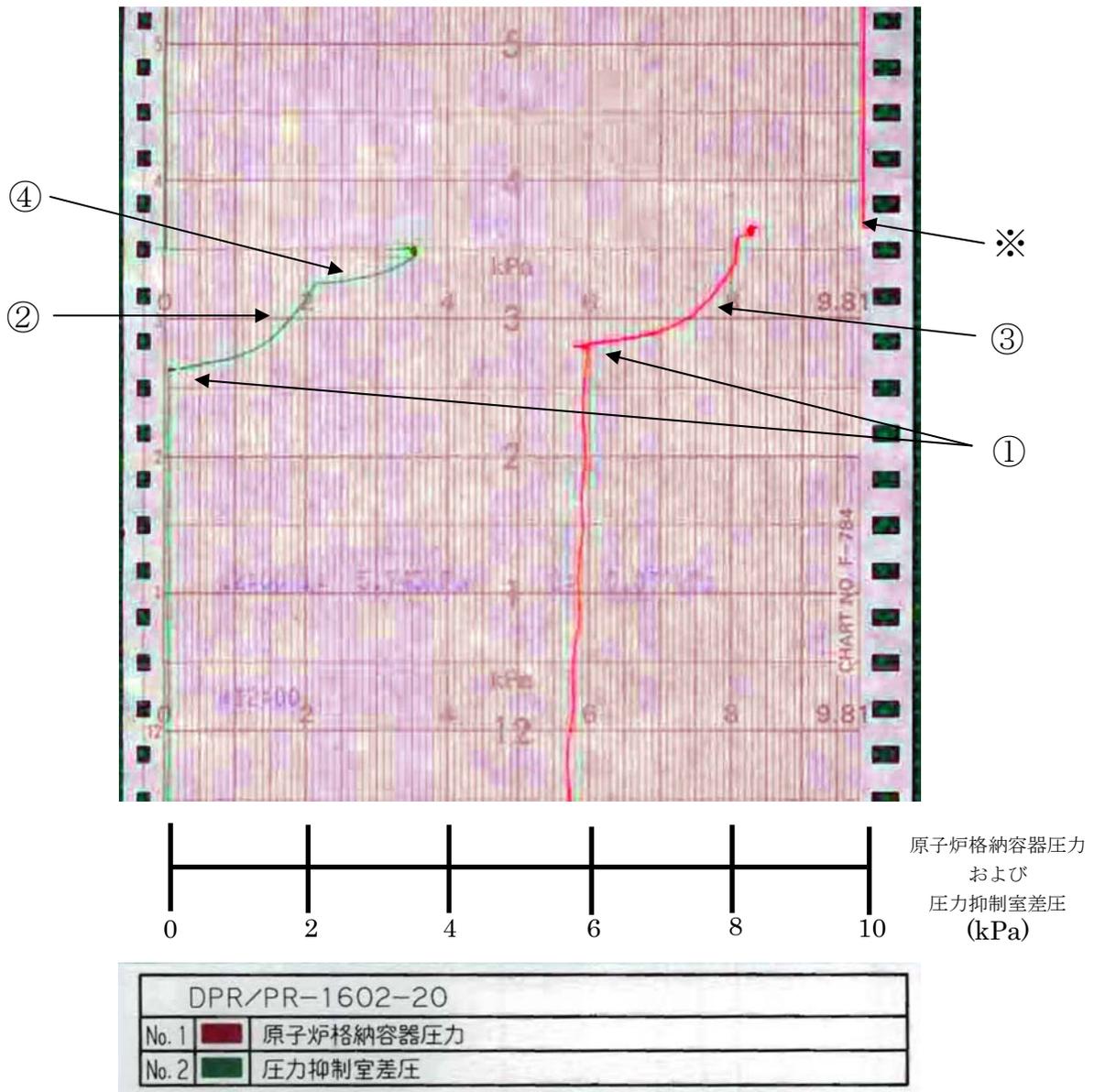


TR-1602-5

No	色印	測定名称	No	色印	測定名称
1	●	RETURN AIR DUCT HVH-12A	13	+	EQ AROUND CIRCUM RPV BELLOWS TE-1625N
2	●	RETURN AIR DUCT HVH-12B	14	+	EQ AROUND CIRCUM RPV BELLOWS TE-1625P
3	●	RETURN AIR DUCT HVH-12C	15	+	EQ AROUND CIRCUM RPV BELLOWS TE-1625R
4	●	RETURN AIR DUCT HVH-12D	16	+	
5	●	RETURN AIR DUCT HVH-12E	17	+	
6	●	SUPPLY AIR DUCT HVH-12A	18	+	
7	○	SUPPLY AIR DUCT HVH-12B	19	Y	
8	○	SUPPLY AIR DUCT HVH-12C	20	Y	
9	○	SUPPLY AIR DUCT HVH-12D	21	Y	
10	○	SUPPLY AIR DUCT HVH-12E	22	Y	
11	○	EQ AROUND CIRCUM RPV BELLOWS TE-1625L	23	Y	
12	○	EQ AROUND CIRCUM RPV BELLOWS TE-1625M	24	Y	

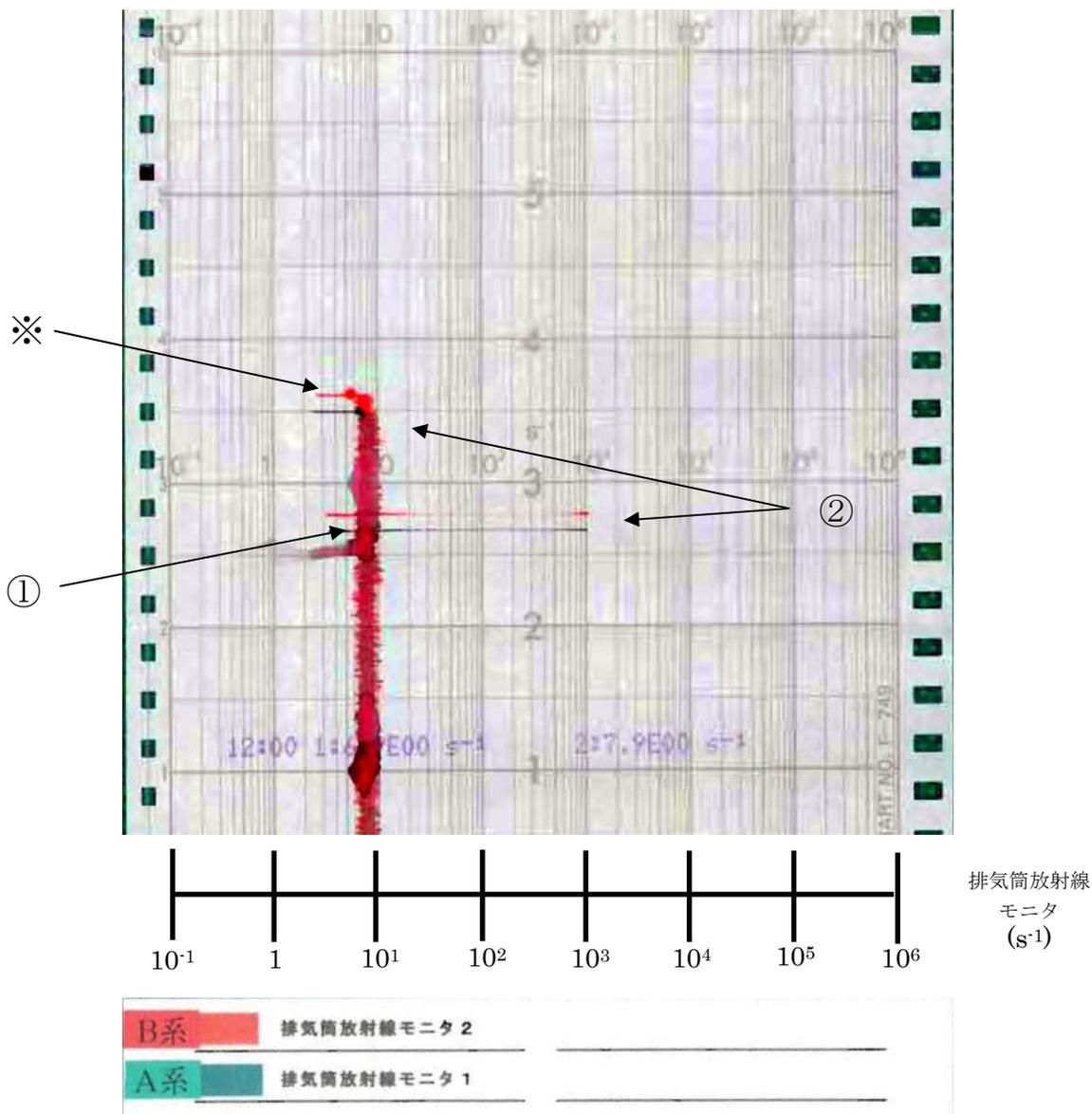
- ① 14時46分 地震によるスクラム
- ② 電源喪失による格納容器空調停止に伴う格納容器の温度上昇(配管破断等に起因する極端な温度上昇は認められず)
- ※ 15時30分過ぎに津波の到来により記録計電源が喪失し記録計が一旦停止。3月24日に記録計電源復旧に伴い記録再開。

【1号機 原子炉格納容器圧力、圧力抑制室差圧】

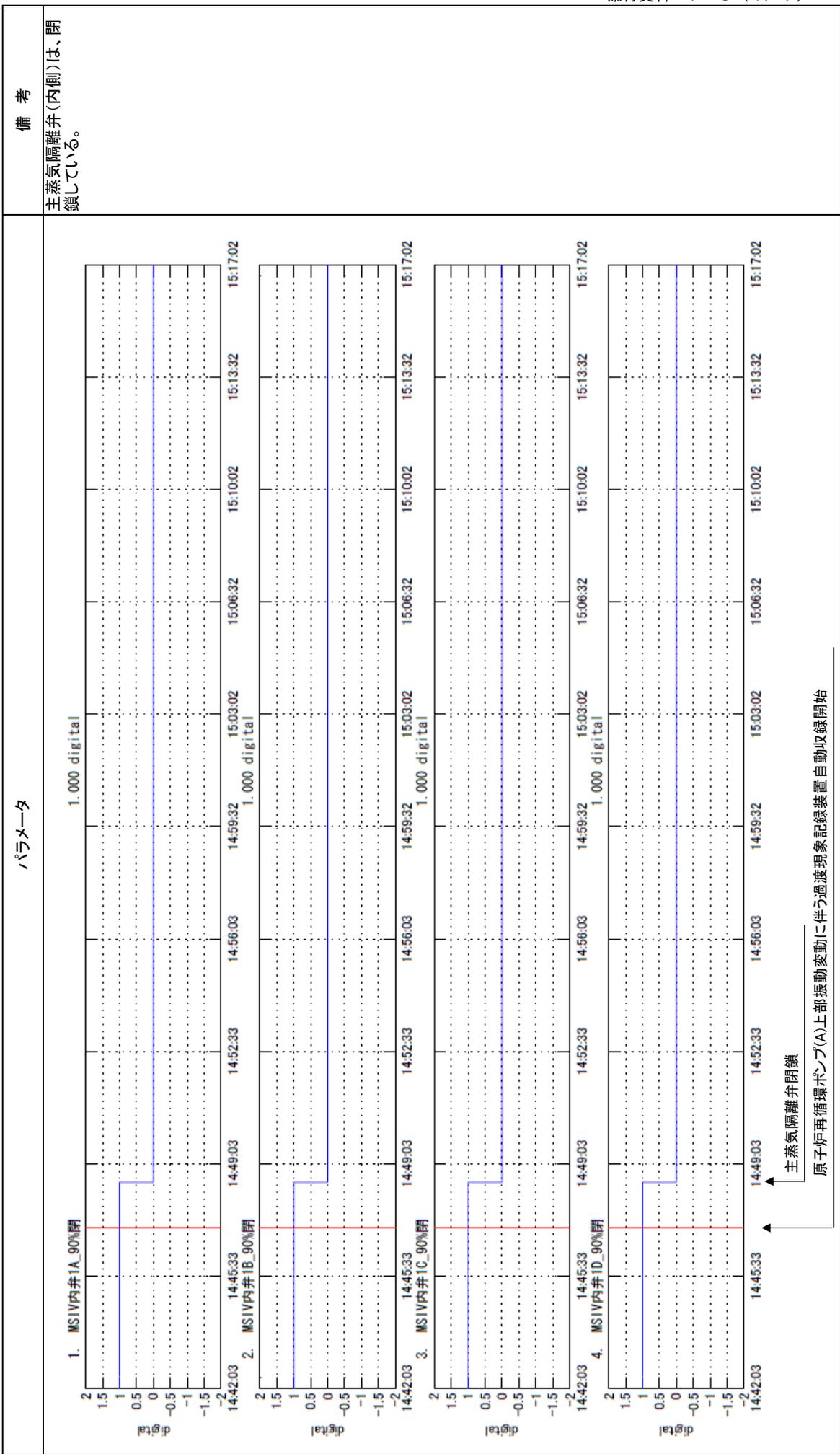


- ① 14時46分 地震によるスクラム
- ② 格納容器圧力上昇に伴う圧力抑制室差圧上昇
- ③ 格納容器空調停止に伴う格納容器圧力上昇
- ④ 圧力抑制室冷却に伴う圧力抑制室側圧力低下（さらなる差圧上昇を意味する）＝変曲点
- ※ 15時30分過ぎに津波が到来したと想定される。津波の影響により正確な指示をしていないことも想定される。

【1号機 排気筒放射線モニタ】

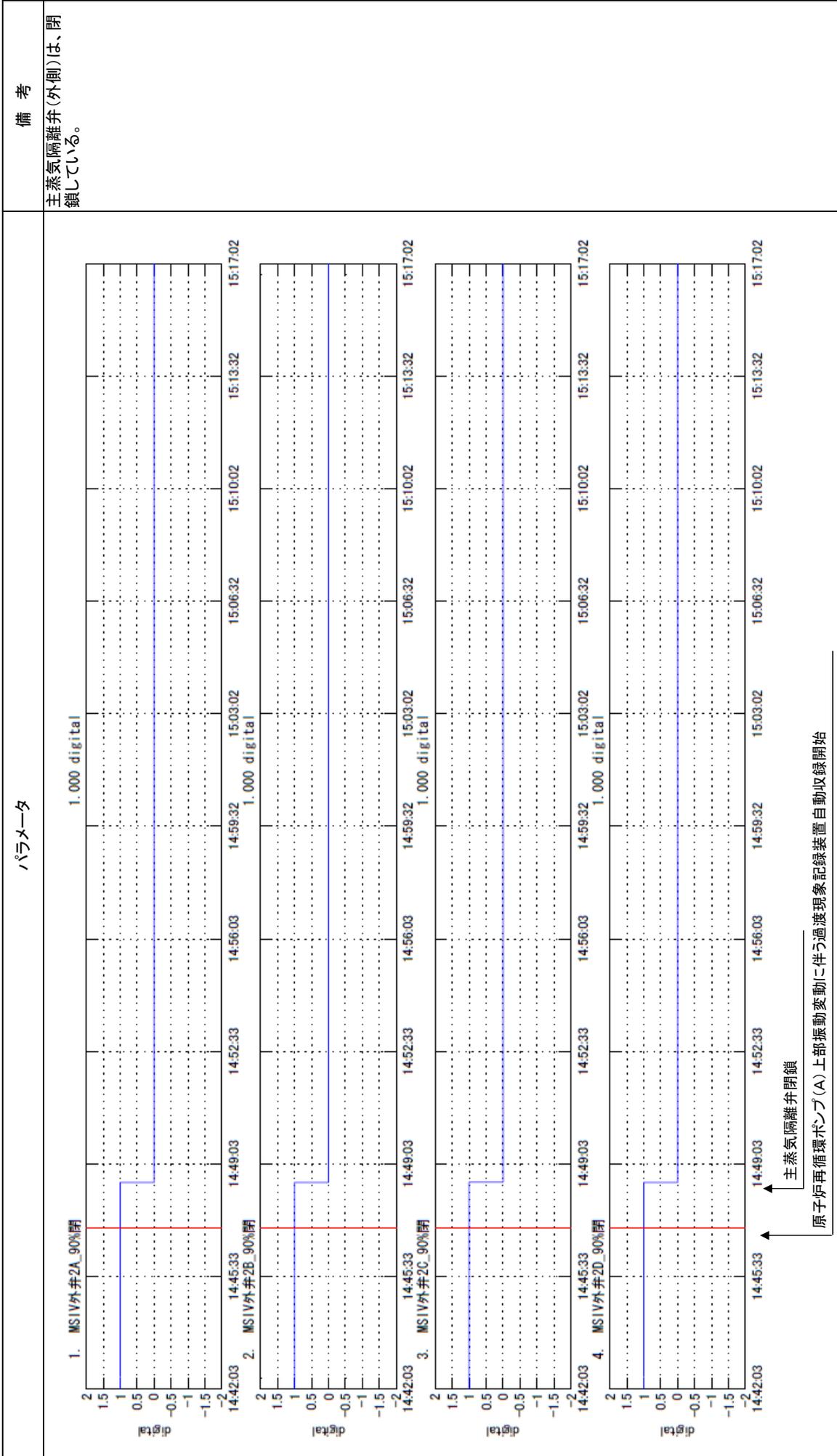


- ① 14時46分 地震によるスクラム
- ② ノイズと思われる信号
- ※ 15時30分過ぎに津波が到来したと想定される。津波の影響によると思われる記録終了。



備考

主蒸気隔離弁(内側)は、閉鎖している。



1号機 過渡現象記録装置トレンドデータ

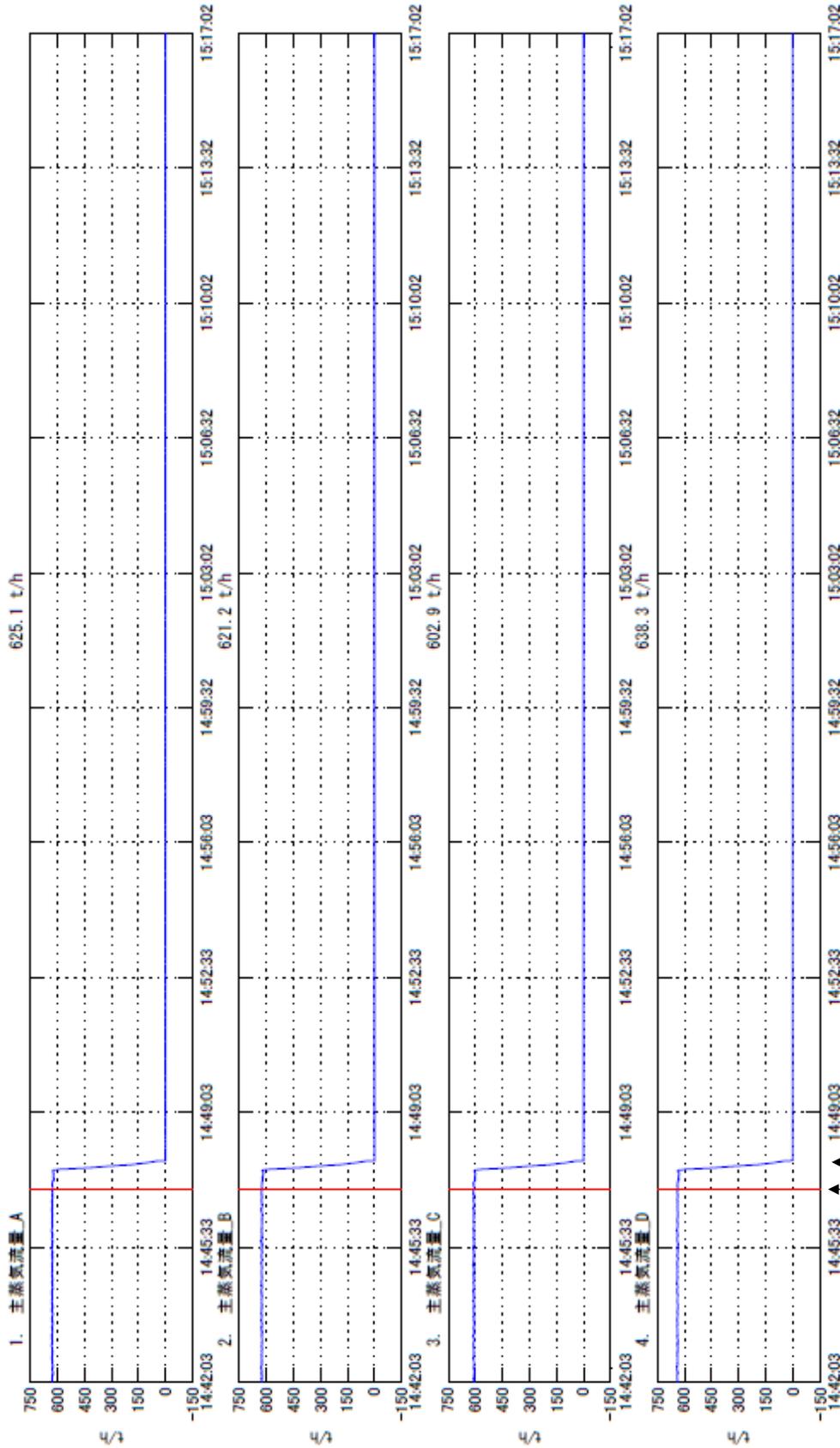
備考

主蒸気隔離弁(外側)は、閉鎖している。

パラメータ

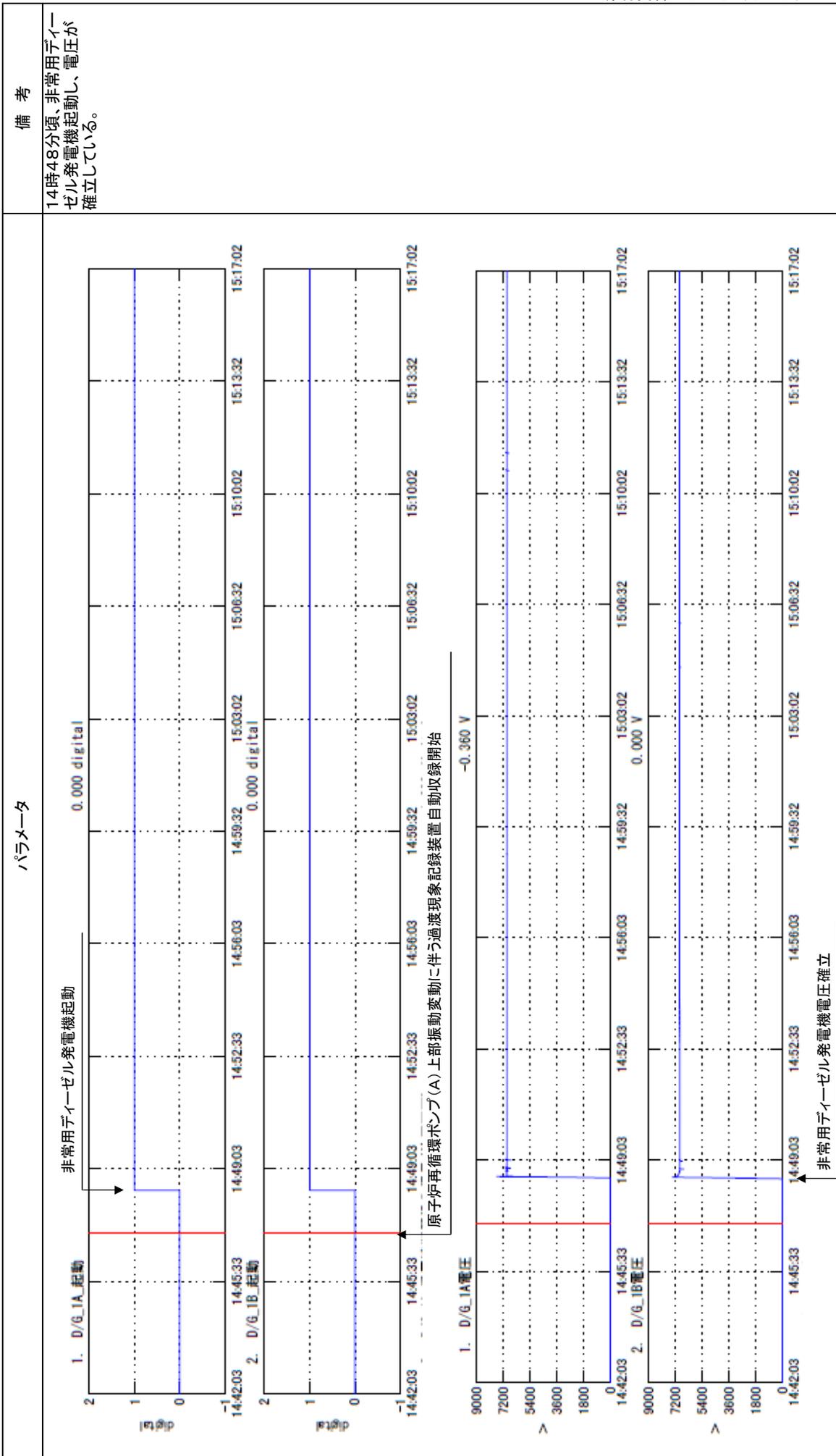
備考

主蒸気隔離弁の閉鎖と共に、主蒸気流量は減少している。



↑ 14:45:33 主蒸気隔離弁閉鎖に伴い主蒸気流量減少
 原子炉再循環ポンプ(A)上部振動変動に伴う過渡現象記録装置自動収録開始

パラメータ	備考
<p>2. 原子炉水位 (W/R) A</p> <p>91.44 cm</p> <p>150 100 50 0 -50 -100 -150 -200 -250</p> <p>14:42:03 14:45:33 14:49:03 14:52:33 14:56:03 14:59:32 15:03:02 15:06:32 15:10:02 15:13:32 15:17:02</p> <p>地震に伴う原子炉自動停止</p> <p>原子炉再循環ポンプ(A) 上部振動変動に伴う過渡現象記録装置自動収録開始</p>	<p>原子炉水位は、スクラム直後にボイド(気泡)のつぶれに伴い瞬時変動し、その後通常水位で安定している。</p>
<p>3. 原子炉圧力 (W/R) A</p> <p>7.5 7.125 6.75 6.375 6 5.625 5.25 4.875 4.5</p> <p>14:42:03 14:45:33 14:49:03 14:52:33 14:56:03 14:59:32 15:03:02 15:06:32 15:10:02 15:13:32 15:17:02</p> <p>6.819 MPa</p> <p>地震に伴う原子炉自動停止</p> <p>原子炉再循環ポンプ(A) 上部振動変動に伴う過渡現象記録装置自動収録開始</p>	<p>原子炉圧力は、スクラム直後に低下し、その後、主蒸気隔離弁の閉鎖、崩壊熱により上昇している。 14時52分頃、非常用復水器(IC)の起動に伴い圧力は低下し、また非常用復水器(IC)の停止に伴い上昇している。</p>
<p>1. IC A出口弁3A開</p> <p>2 1.5 1 0.5 0 -0.5 -1 -1.5 -2</p> <p>14:42:03 14:45:33 14:49:03 14:52:33 14:56:03 14:59:32 15:03:02 15:06:32 15:10:02 15:13:32 15:17:02</p> <p>0.000 digital</p> <p>非常用復水系起動</p> <p>非常用復水系停止</p>	<p>非常用復水器(IC)は、14時52分頃起動し、15時03分頃に停止している。</p>

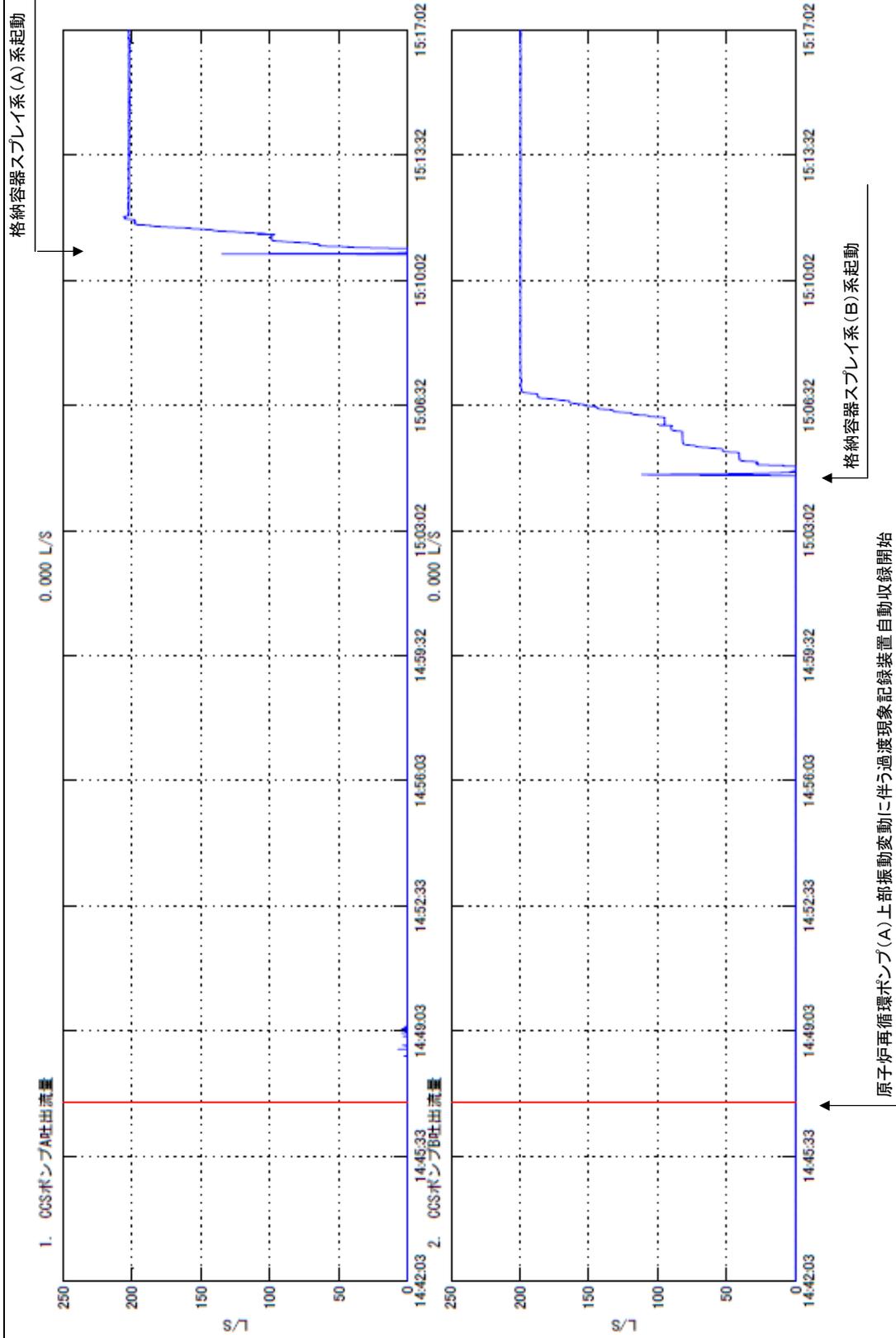


1号機 過渡現象記録装置トレンドデータ

備考

14時48分頃、非常用ディーゼル発電機起動し、電圧が確立している。

パラメータ



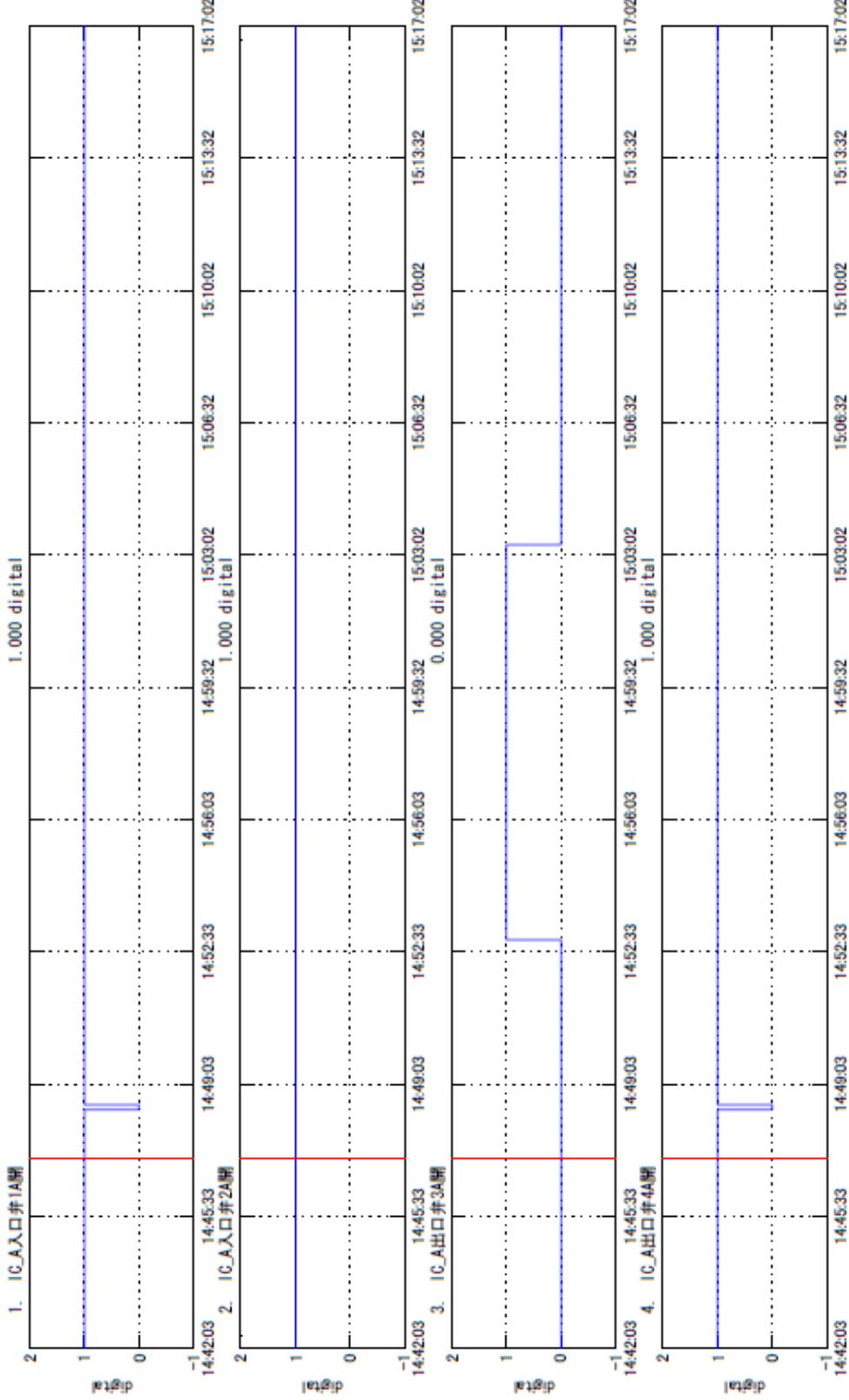
備考

格納容器スプレイ系ポンプBを15時05分頃起動している。同様に格納容器スプレイ系ポンプAを15時11分頃起動している。これは、圧力抑制室プール水の冷却を行うために起動したものと推定される。

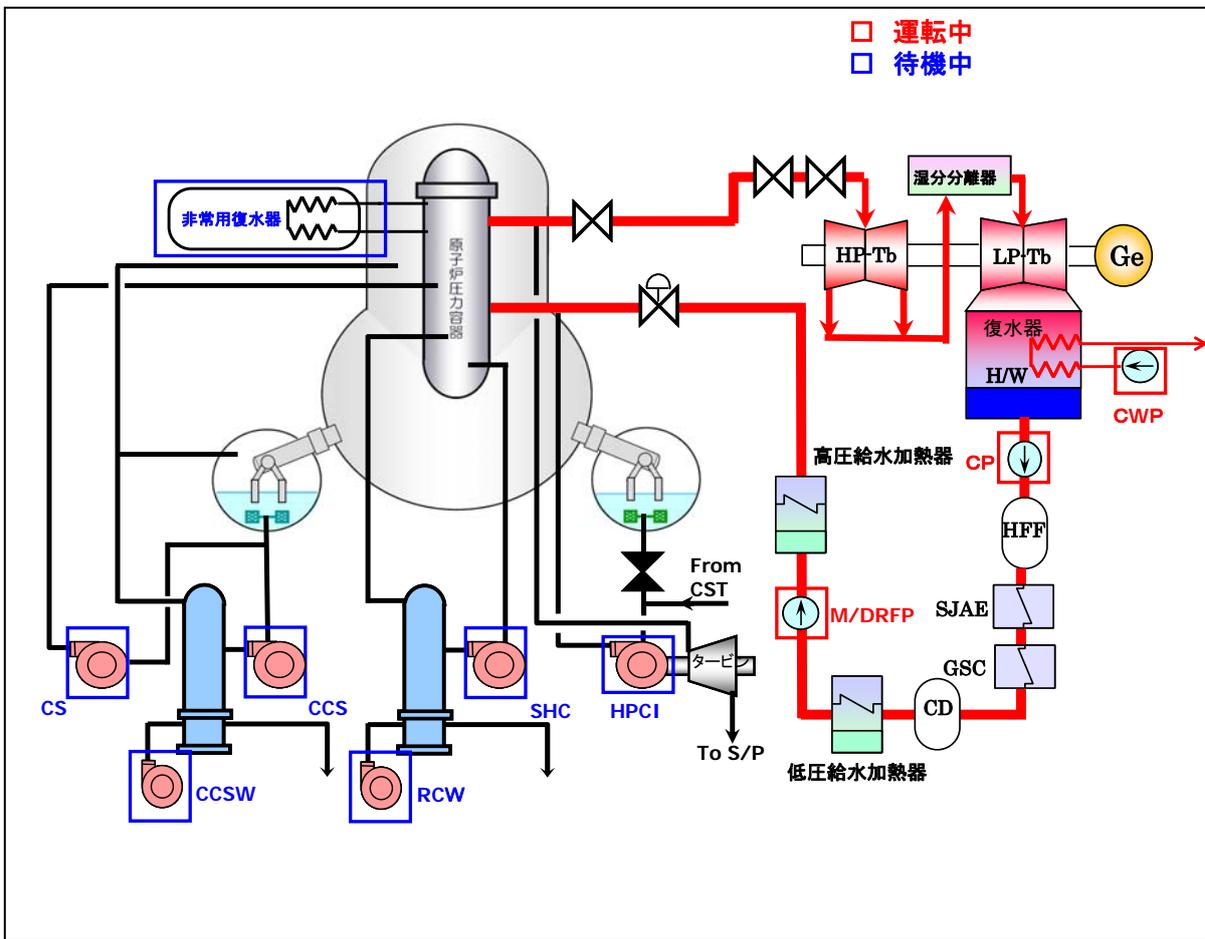
備考

(1-

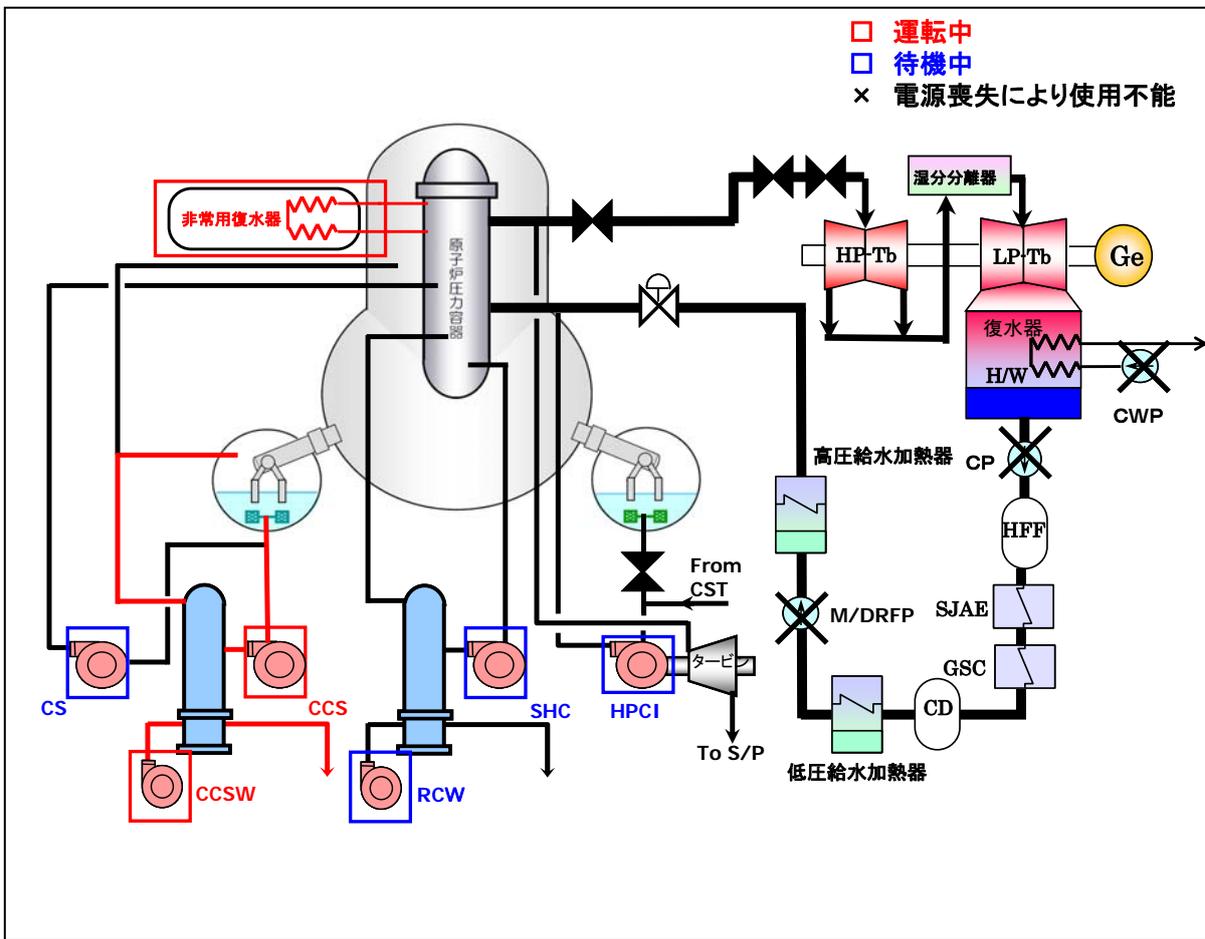
福島第一原子力発電所 1号機 イベントデータ 時系列データ表示 ファイル名 1F1_Cy24_EVF_DET_2011_03_11_Fri_14_47_04_det データ周期 0.01秒
 データ表示期間 2011年03月11日14時42分03秒~2011年03月11日15時17分02秒 イベント検出時刻 2011年03月11日14時47分03秒 900 ミリ秒
 グループ名称 : 1F-1 非常用炉心冷却系流量 (11) - 2



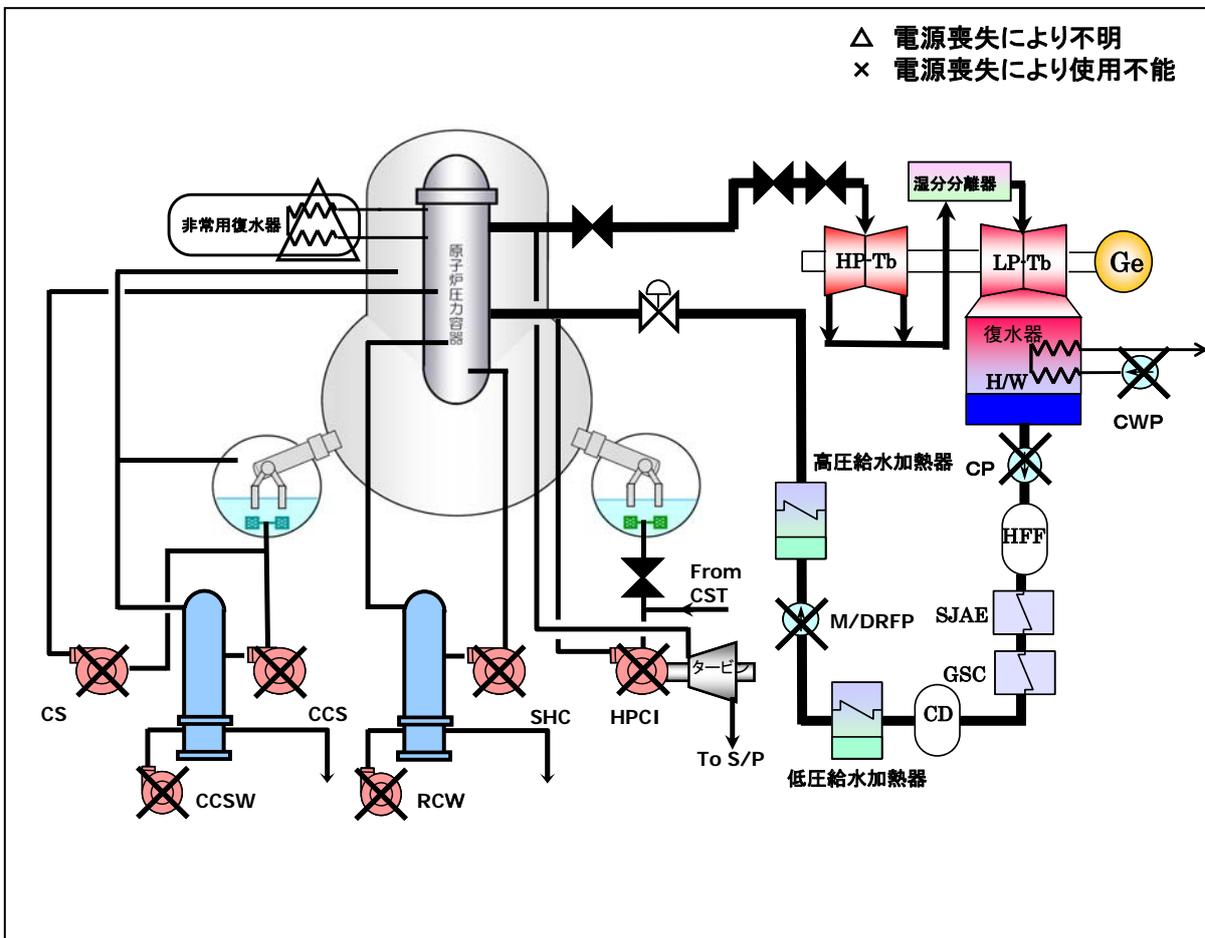
1号機 系統概略図（3月11日地震発生前の主要機器状態）



1号機 系統概略図（3月11日地震発生後の主要機器状態）



1号機 系統概略図（3月11日津波襲来後の主要機器状態）



1号機 非常用炉心冷却系（補機類も含む）一覧表（地震前、地震後、津波襲来後）

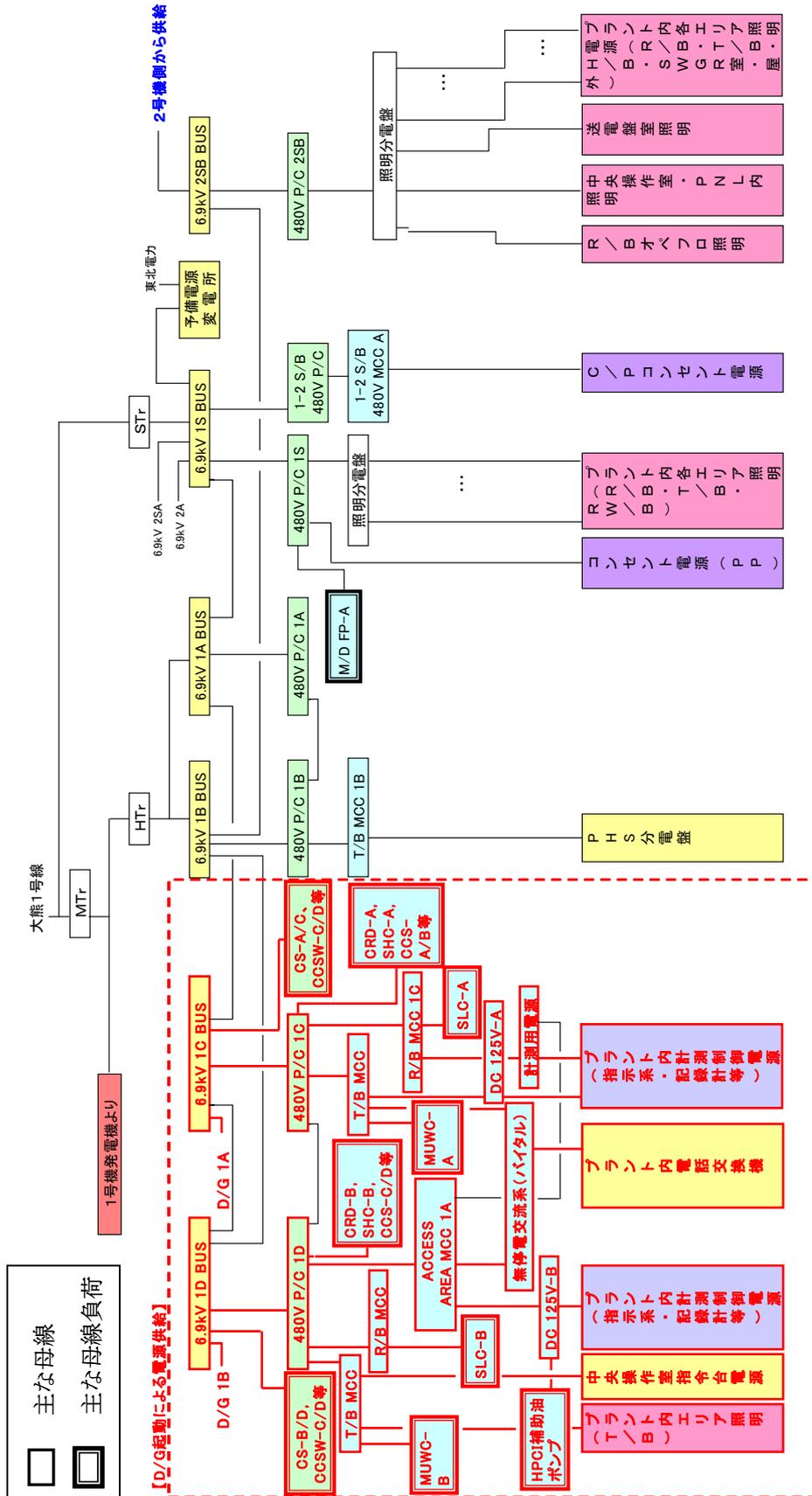
		設置場所	耐震クラス	地震スクラム時	地震スクラム～津波到達直前まで	津波到達以降	備考	
冷やす機能	E C C S 系	CS (A)	R/B地下階 (OP. -1230)	A	○	○注1	×	津波後、電源・海水系 (CCSW) とともに喪失
		CS (C)	R/B地下階 (OP. -1230)	A	○	○注1	×	津波後、電源・海水系 (CCSW) とともに喪失
		CCS (A)	R/B地下階 (OP. -1230)	A	○	◎	×	津波前、手動起動 (S/Cクーリング) で作動を確認 津波後、電源・海水系 (CCSW) とともに喪失
		CCS (B)	R/B地下階 (OP. -1230)	A	○	◎	×	津波前、手動起動 (S/Cクーリング) で作動を確認 津波後、電源・海水系 (CCSW) とともに喪失
		CCSW (A)	屋外 (OP. 4000)	A	○	◎	×	津波前、手動起動 (S/Cクーリング) で作動を確認 津波時、本体海水冠水し、かつ電源喪失
		CCSW (B)	屋外 (OP. 4000)	A	○	◎	×	津波前、手動起動 (S/Cクーリング) で作動を確認 津波時、本体海水冠水し、かつ電源喪失
		CS (B)	R/B地下階 (OP. -1230)	A	○	○注1	×	津波後、電源・海水系 (CCSW) とともに喪失
		CS (D)	R/B地下階 (OP. -1230)	A	○	○注1	×	津波後、電源・海水系 (CCSW) とともに喪失
		CCS (C)	R/B地下階 (OP. -1230)	A	○	◎	×	津波前、手動起動 (S/Cクーリング) で作動を確認 津波後、電源・海水系 (CCSW) とともに喪失
		CCS (D)	R/B地下階 (OP. -1230)	A	○	◎	×	津波前、手動起動 (S/Cクーリング) で作動を確認 津波後、電源・海水系 (CCSW) とともに喪失
		CCSW (C)	屋外 (OP. 4000)	A	○	◎	×	津波前、手動起動 (S/Cクーリング) で作動を確認 津波時、本体海水冠水し、かつ電源喪失
		CCSW (D)	屋外 (OP. 4000)	A	○	◎	×	津波前、手動起動 (S/Cクーリング) で作動を確認 津波時、本体海水冠水し、かつ電源喪失
		HPCI	R/B地下階 (OP. -1230)	A	○	○注1	×	津波後、電源喪失 (油ポンプ)
	IC (A)	R/B4階 (OP. 31000)	A	○	◎	(不明)	津波前、自動起動 (原子炉圧力高) で作動を確認 津波後、電源喪失により弁状態確認できず	
	IC (B)	R/B4階 (OP. 31000)	A	○	◎	(不明)	津波前、自動起動 (原子炉圧力高) で作動を確認 津波後、電源喪失により弁状態確認できず	
炉注水	MUWC (代替注水)	T/B地下階 (OP. 3200)	B	◎	◎	×	津波後、電源喪失	
プール冷却	SFP冷却 (FPC系)	R/B3階 (OP. 25900)	B	◎	△	×	地震発生後電源喪失。津波後、海水系 (SW) 喪失	
	SFP冷却 (SHC系)	R/B1階 (OP. 10200)	A	○	○	×	津波後電源喪失。津波後、海水系 (SW) 喪失	
閉じ込める機能	格納施設	原子炉建屋		A	◎	×	スクラムまでは通常空調系、スクラム後津波まではSGTSが作動し負圧維持が果たされた。その後、水素ガスによると思われる爆発により破損	
		原子炉格納容器		A	○	×	津波到達前、格納容器圧力に破損を示す徴候は認められず	

(凡例) ◎ : 運転 ○ : 待機 △ : 通常電源断による停止 × : 機能喪失又は待機除外

注1 : 本震で比較的大きな揺れを観測した5号機では、地震発生後の3月19日に残留熱除去系を使用しており、当直員によるパトロールからも各系統・設備に大きな損傷は認められていない。
また、これら機器が設置されている原子炉建屋地下階で今般得られた観測記録における最大加速度は、機器の動的機能維持確認済加速度^{*}を十分下回っている。
このことから、各機能は概ね確保されていたものと推定される。
※J E A C 4 6 0 1 - 2 0 0 8 「原子力発電所耐震設計技術規程」

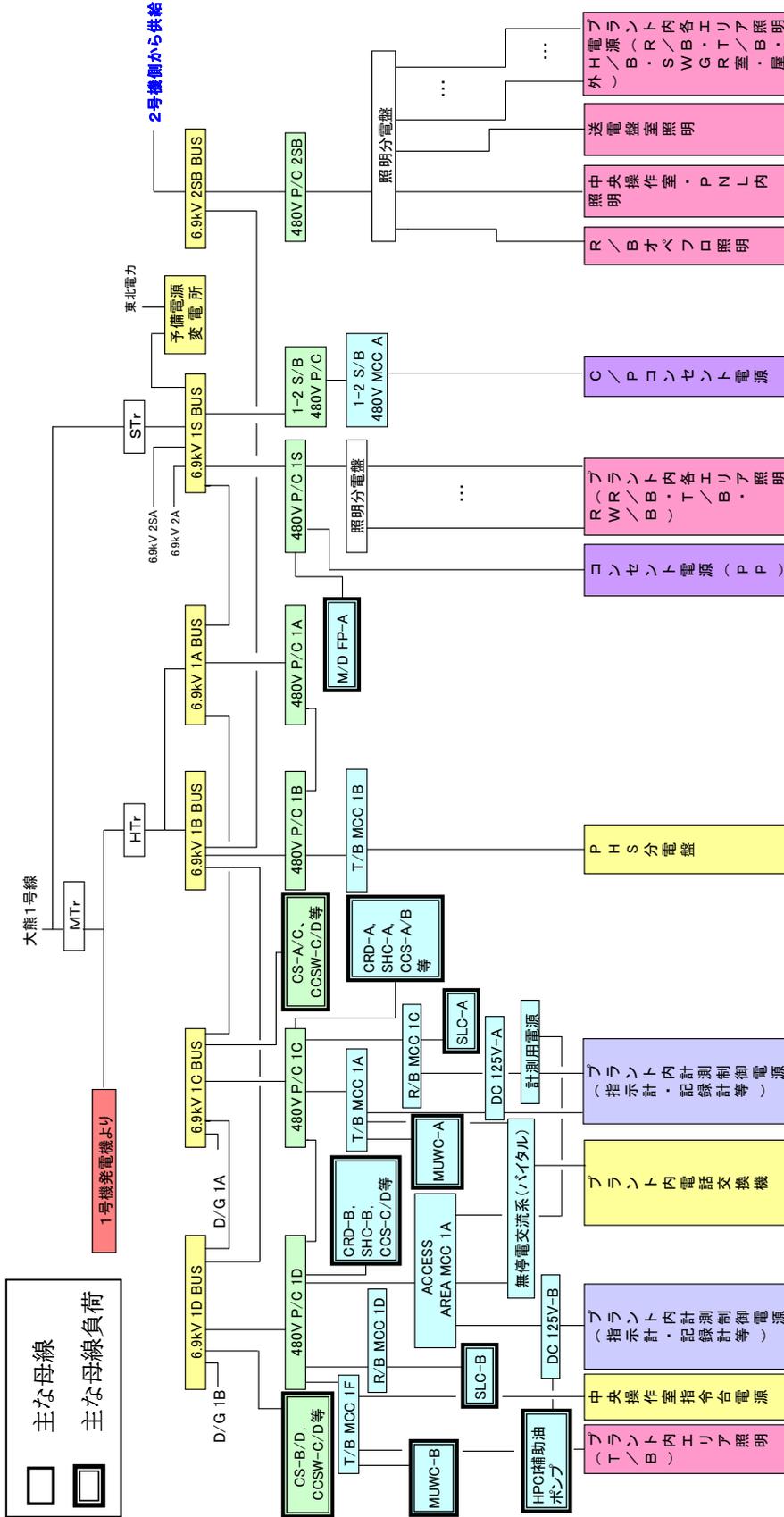
1号機 所内電源概略図 (地震発生後の状態)

(黒字：所内電源切替できず電源喪失状態、赤字：D/Gからの電源供給により通電状態)



1号機 所内電源概略図 (津波襲来後の状態)

(黒字: D/Gも停止し、全電源喪失状態)



H P C I について

H P C I 起動時、最初に補助油ポンプが起動し、タービン止め弁と加減弁の作動油が供給されることで、H P C I タービンが起動する。しかしながら、補助油ポンプは、直流電源喪失により起動しない状態となり、結果としてH P C I が作動不能となった。

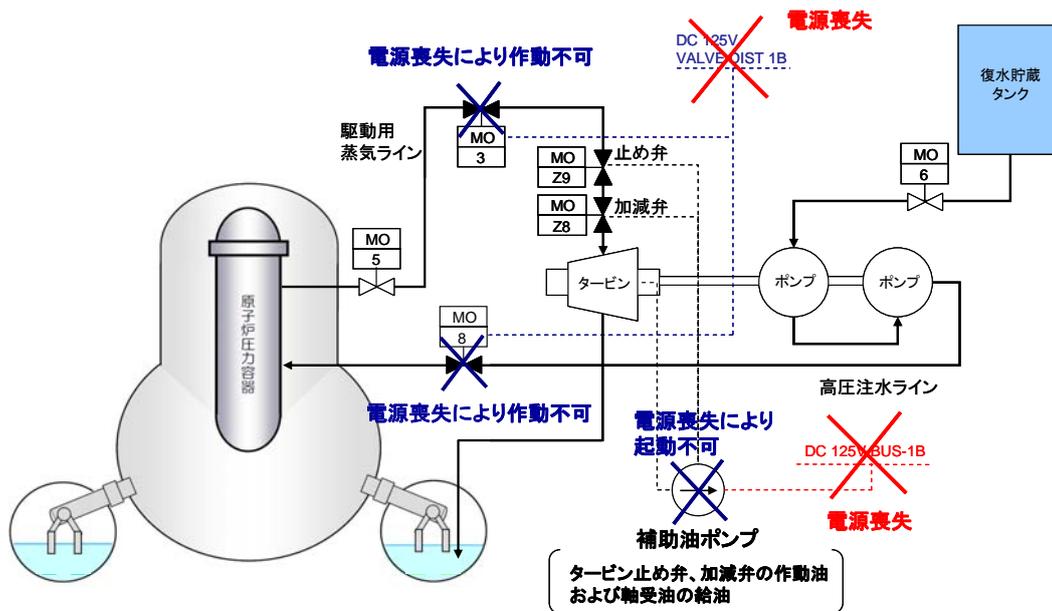


図 7-7-1 H P C I 機器状況

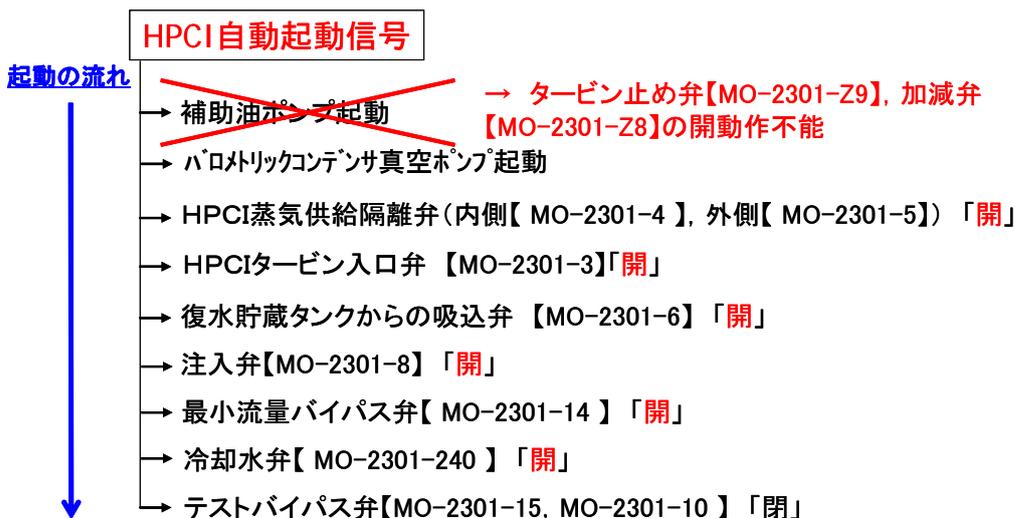
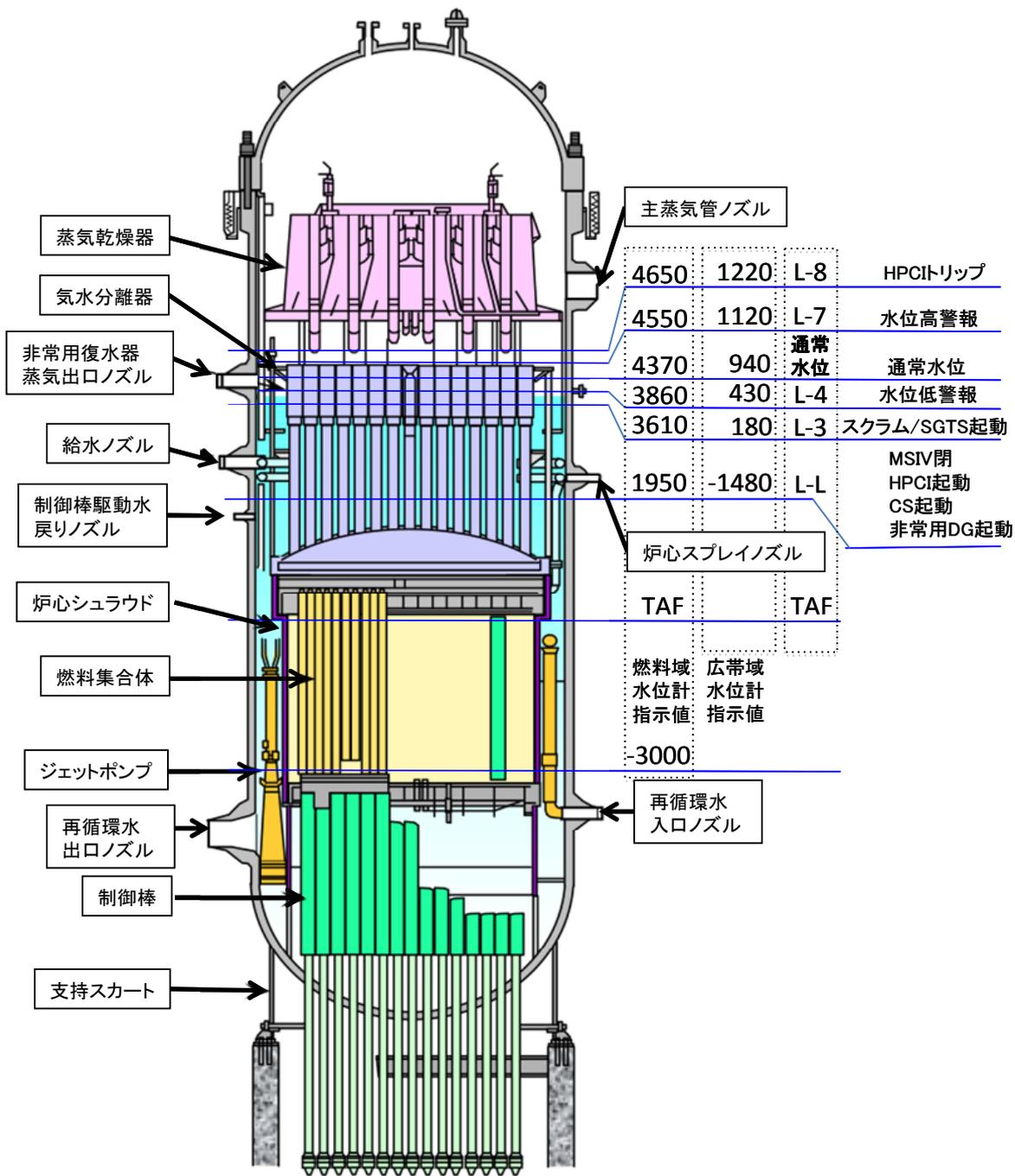
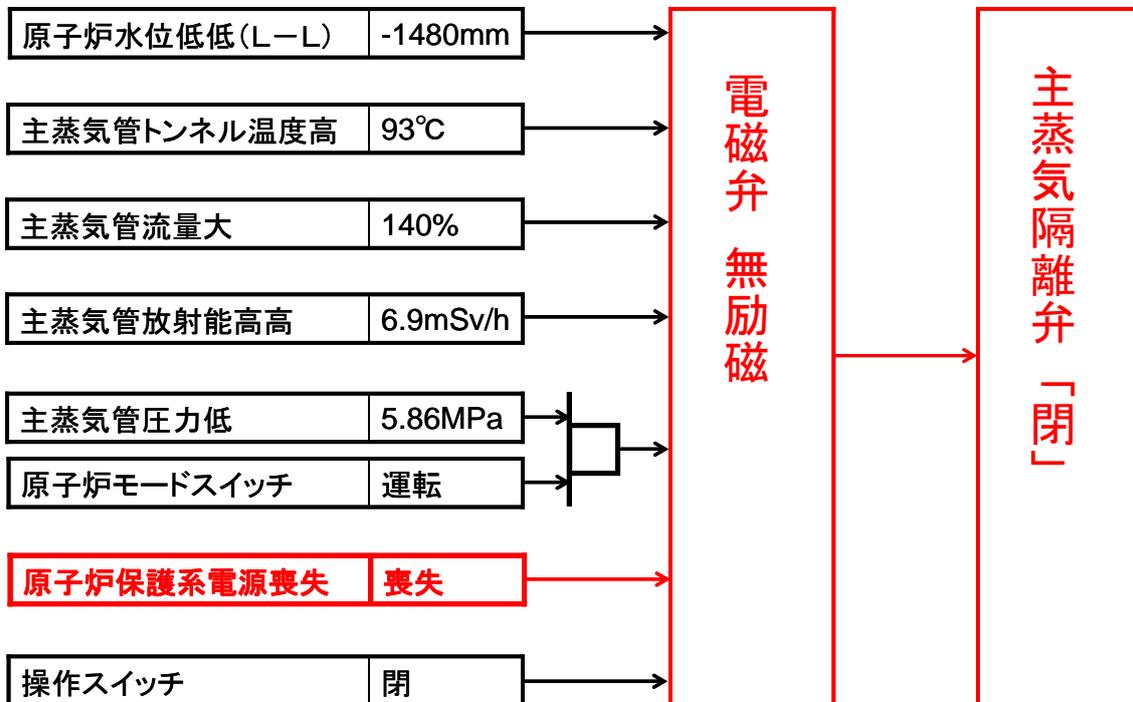


図 7-7-2 H P C I 起動の流れ

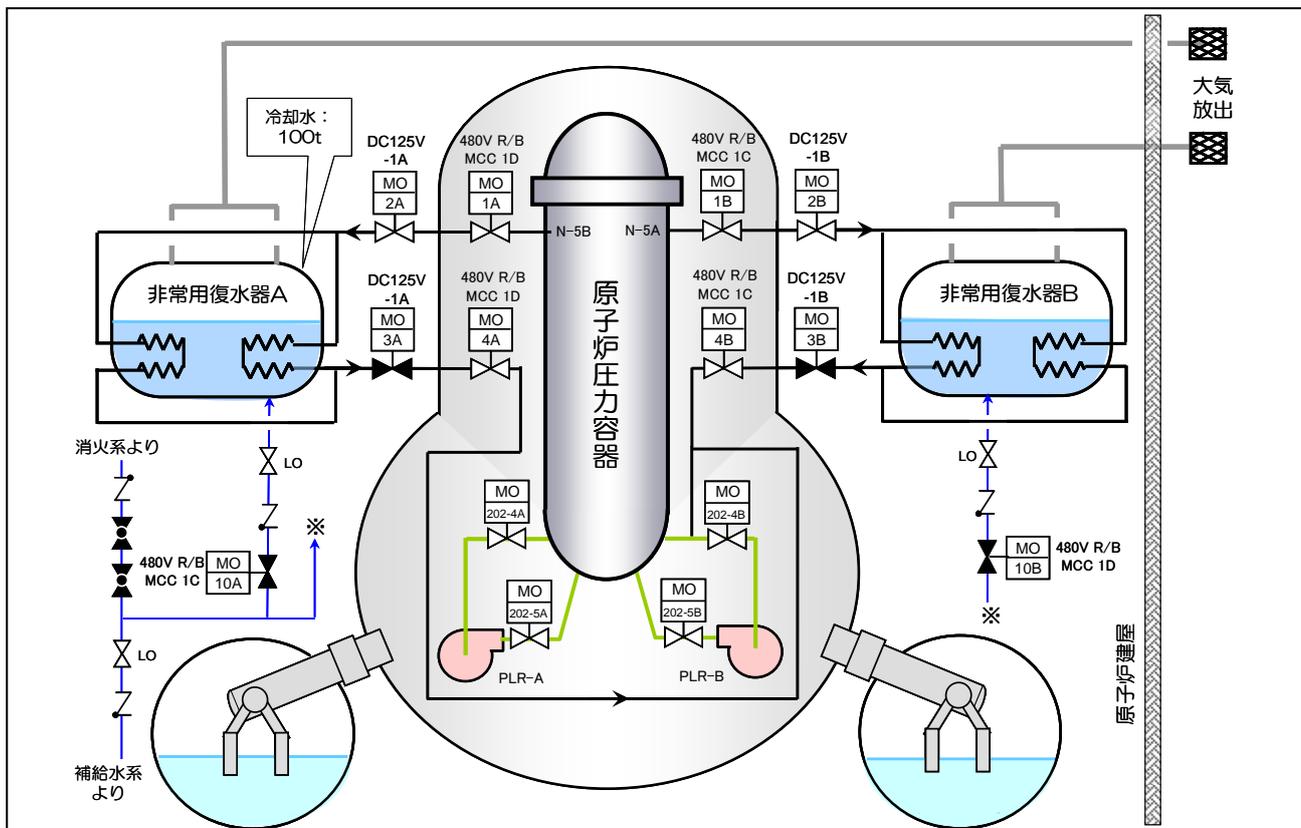
原子炉水位図



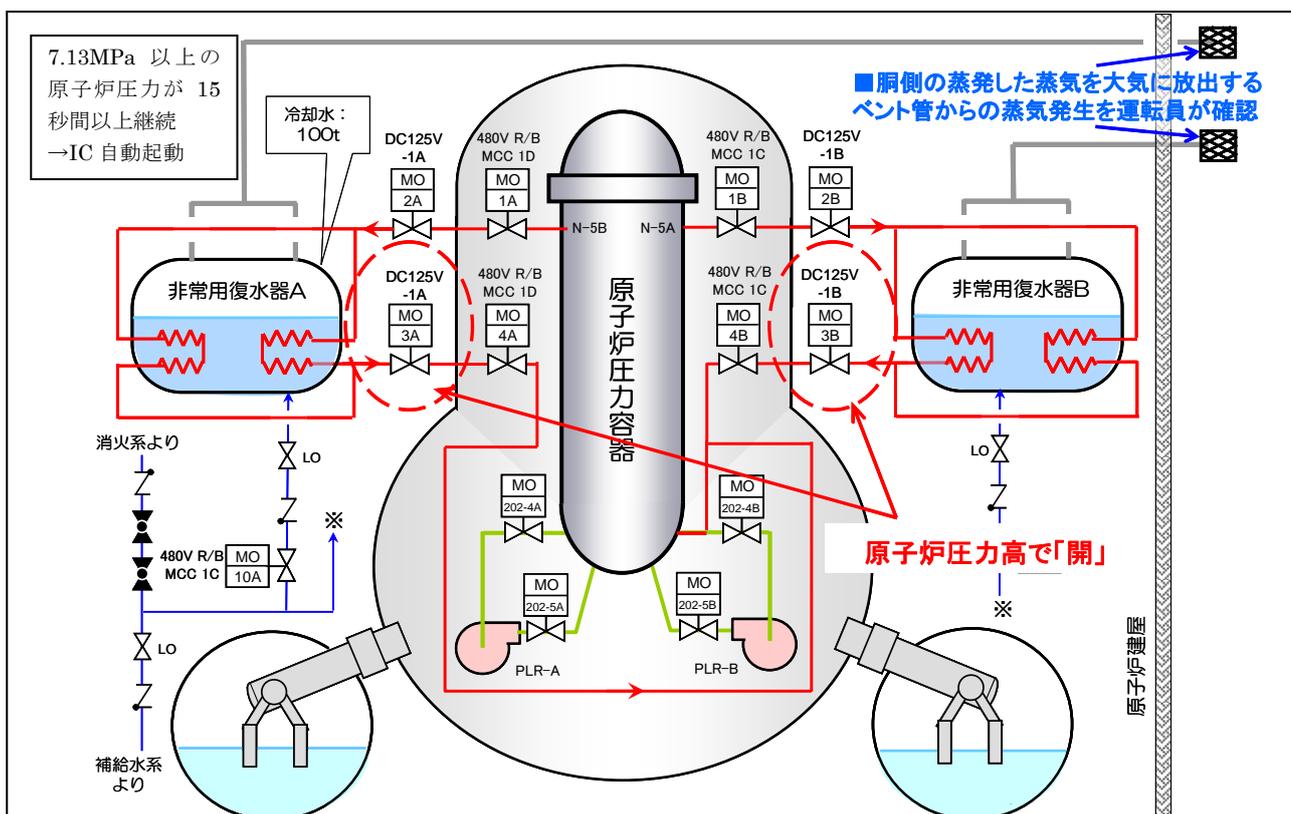
MS I Vインターロック



ICについて
地震前(待機状態)

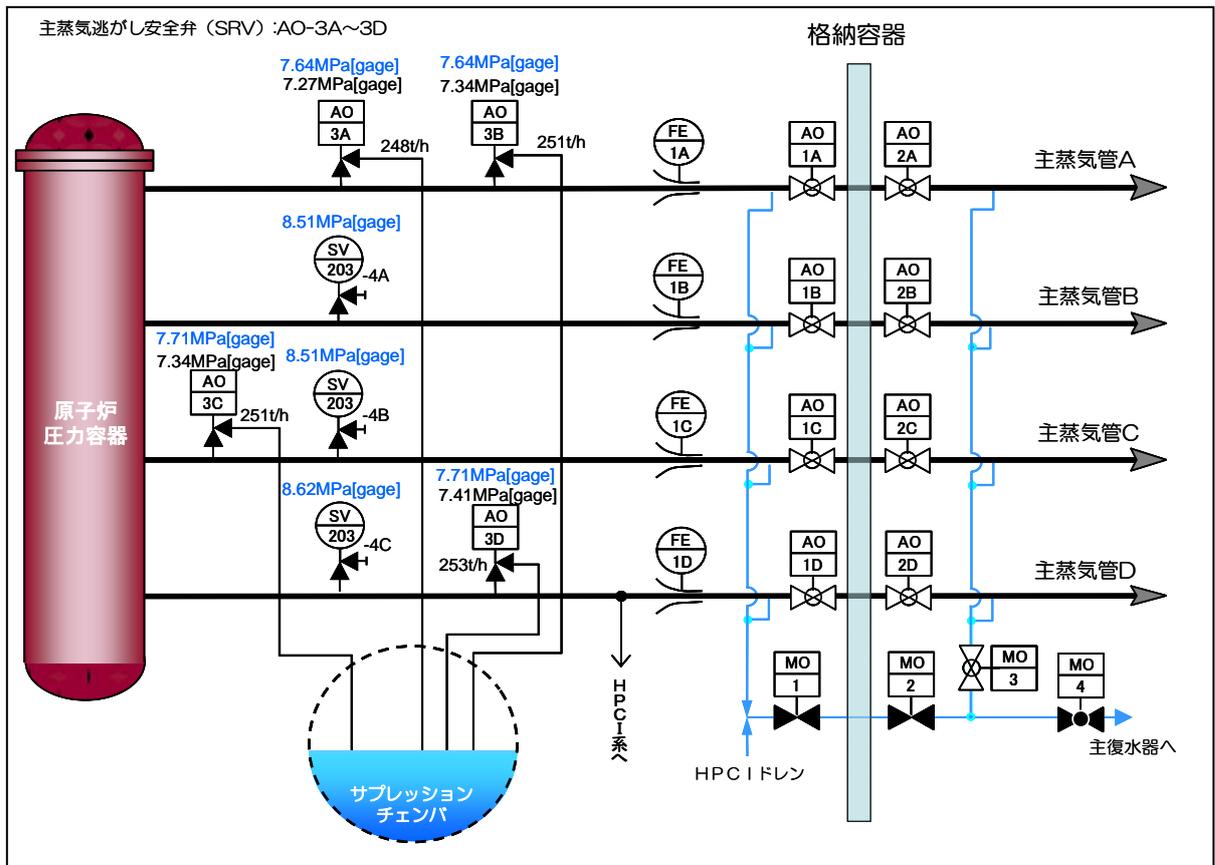


地震後(原子炉圧力高で自動起動)



SRV動作圧力について

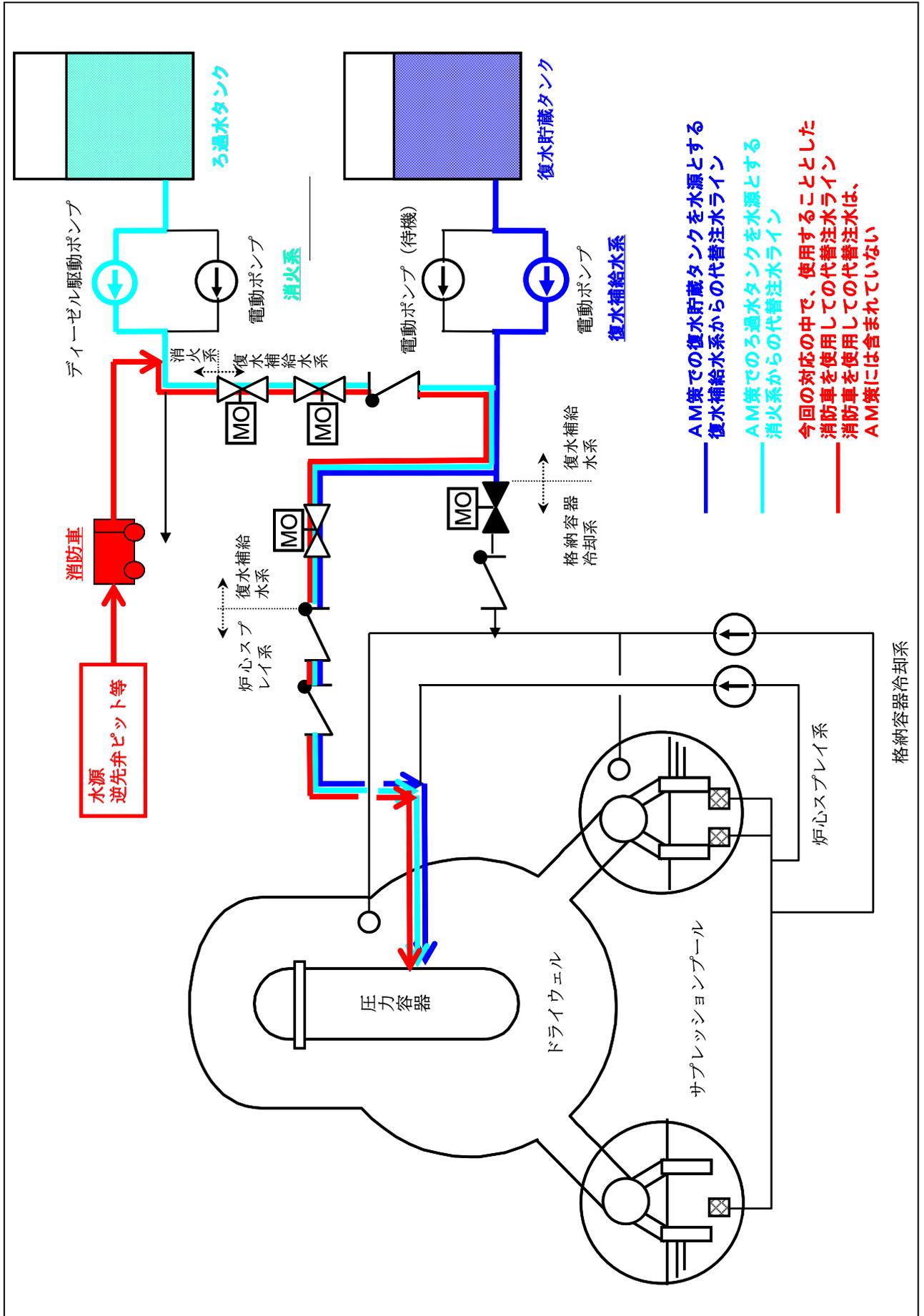
ICの自動起動インターロック（原子炉圧力高）設定圧力は7.13MPaであり、原子炉圧力の上昇に伴うSRVの動作（7.27MPa）前に自動起動する。今回、原子炉圧力をICによりSRV動作圧力以下で制御したため、SRVは動作していない。



注：黒字は圧力スイッチ動作圧力、青字は安全弁動作圧力

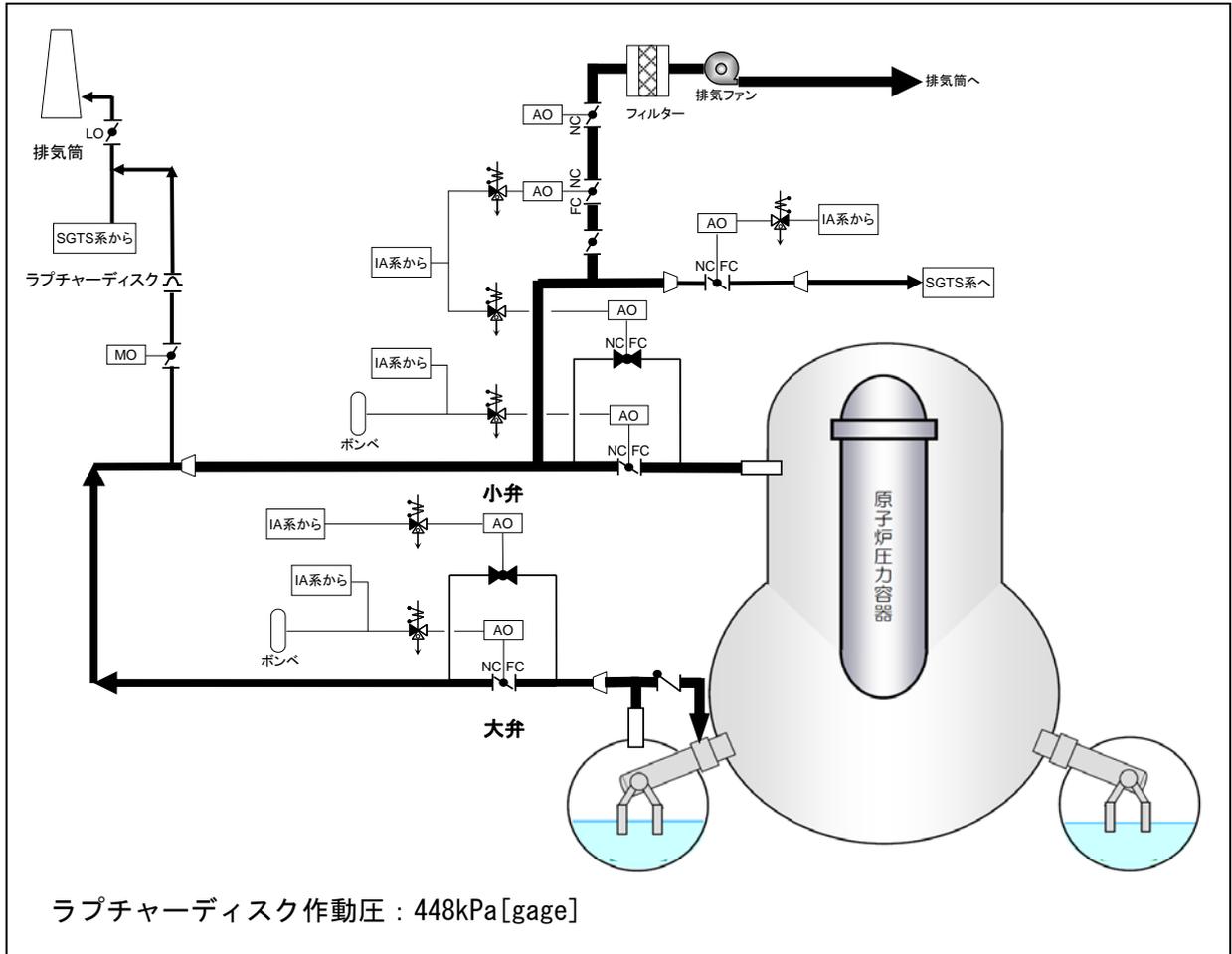
図7-11-1 SRV動作圧力

代替注水について

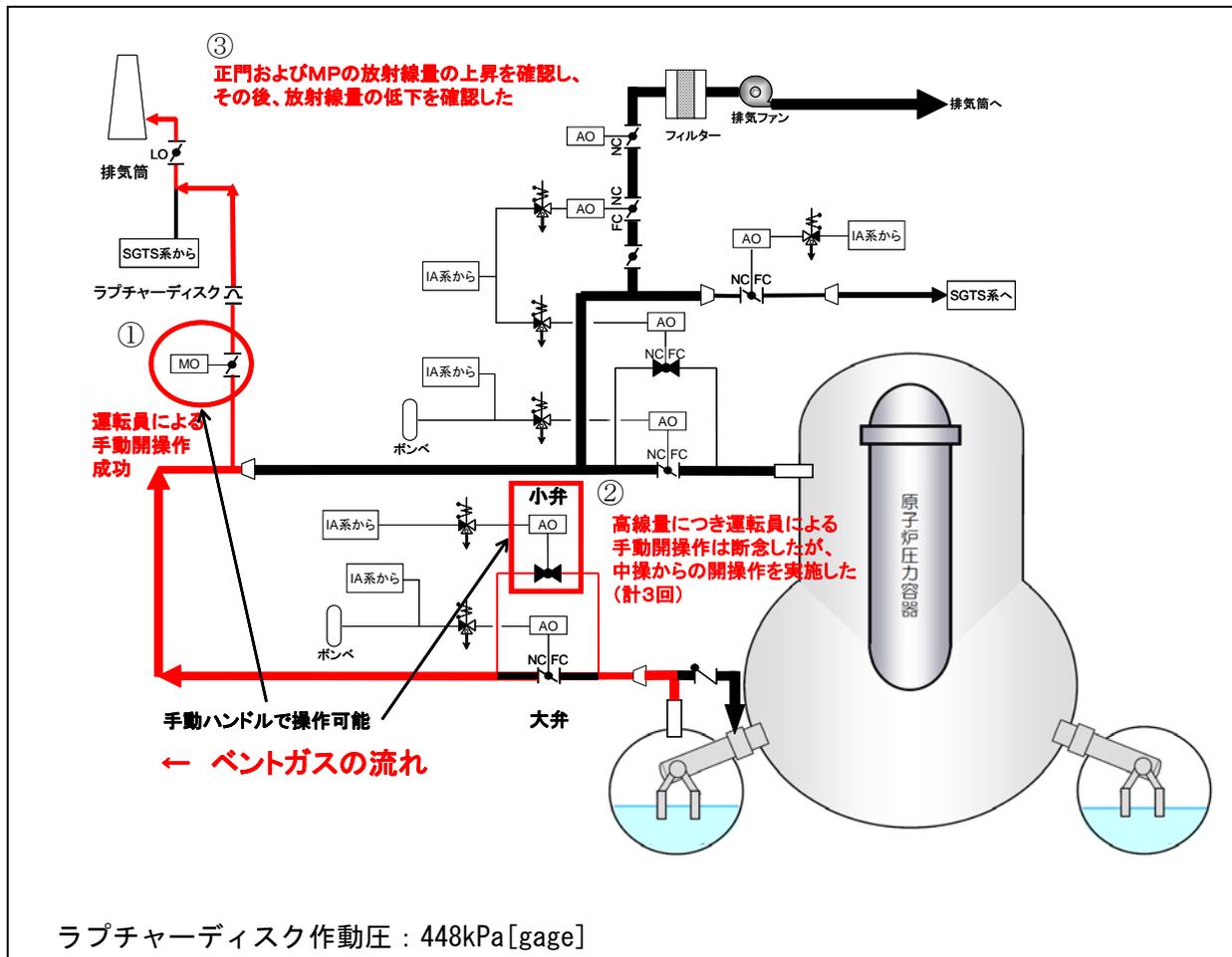


PCVベントについて

1号機 PCVベント図 (3月11日地震発生前)



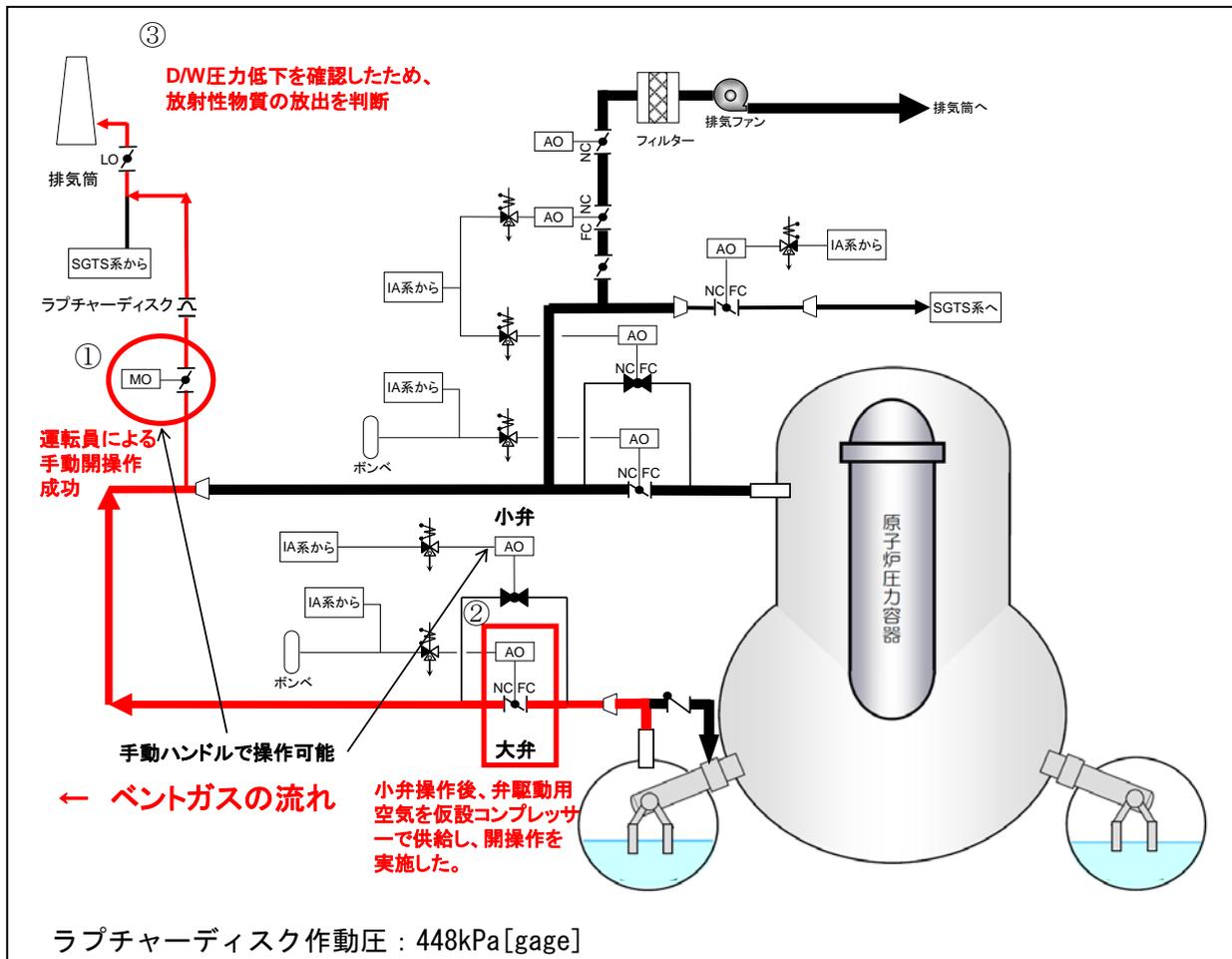
1号機 PCVベント図 (3月12日 10時40分頃 小弁使用時)



【S/Cベント弁 (AO弁) 小弁の遠隔開操作、MP 指示上昇】

- ① 3月12日9時15分頃
PCVベントMO弁を運転員が手動にて25%まで開操作。
- ② 3月12日10時17分(1回目)、10時23分(2回目)、10時24分(3回目)
中操にてS/CからのベントラインにあるAO弁(小弁)の開操作(計3回)。なお、3回の操作において当該弁が開となったかは、確認できず。
- ③ 3月12日10時40分
正門付近およびMPの放射線量が上昇していることが確認されたことから、PCVベントにより放射性物質が放出された可能性が高いと判断したが、同日11時15分放射線量が下がっていることから、PCVベントが十分効いていない可能性があることを確認。

1号機 PCVベント図 (3月12日 14時30分頃 大弁使用時)



【S/Cベント弁 (AO弁) 大弁開操作の実施】

- ① 3月12日9時15分頃
PCVベントMO弁を運転員が手動にて25%まで開操作。
- ② 3月12日14時00分頃
S/CからのベントラインにあるAO弁 (大弁) を動作させるため、仮設コンプレッサーをIAに接続し加圧。
- ③ 3月12日14時30分
D/W圧力が低下 (D/W圧力0.75MPa → 同日14時50分0.58MPa) していることを確認し、「放射性物質の放出」と判断。同日15時18分に官庁等に連絡。

1号機 PCVベントにおける被ばく線量評価（発信時刻：12日4時01分）

（前提条件に基づく線量評価であり、実際の被ばく線量ではない）

様式8-1（1/4）

異常事態連絡様式（第2報以降）（原子炉施設）

※各項目について、情報が得られたものから記入し、迅速に連絡することとする。

平成 23 年 3 月 12 日 (第 15 報)		
発信時刻 4 時 01 分		
(第 15 条-13 報)		
経済産業大臣、福島県知事、大熊町長、双葉町長 殿		
通報者名 福島第一原子力発電所長 吉田昌郎		
連絡先（原子力防災管理者） 0240-32-2101(代)		
(G)		
特定事象の発生について、原子力災害対策特別措置法第10条第1項の規定に基づく通報以後の情報を通報します。		
原子力事業所の名称及び場所	名称：東京電力株式会社 福島第一原子力発電所 (事業区分：電気事業) 場所：福島県双葉郡大熊町大字夫沢字北原2-2	
特定事象の発生箇所	福島第一原子力発電所 第1号炉	
特定事象の発生時刻	平成 23 年 3 月 11 日 16 時 36 分 (24時間表示)	
発生した特定事象の概要	特定事象の種類	④ 非常用炉心冷却装置注水不能 原子力緊急事態に該当 (<input type="checkbox"/> する, <input type="checkbox"/> しない)
	想定される原因	<input type="checkbox"/> 特定 <input type="checkbox"/> 調査中
	検出された放射線量の状況、検出された放射性物質の状況又は主な施設・設備の状況等	被ばく 13枚のPCVベントの場内の線量結果は注水の通り
その他特定事象の把握に参考となる情報	被ばく者の状況及び汚染拡大の有無 (確認時刻 時 分)	被ばく者の状況 不明 <input type="checkbox"/> 無 <input type="checkbox"/> 有：被ばく者 名 要救助者 名 汚染拡大の有無 <input type="checkbox"/> 無 <input type="checkbox"/> 有：
	気象情報 (確認時刻 時 分)	・天候 : 別紙参照 ・風向 : 方位 ・風速 : m/s ・大気安定度 :
	周辺環境への影響	<input type="checkbox"/> 無 <input type="checkbox"/> 有： 別紙参照
	応急措置	

1号機 PCVベントにおける被ばく線量評価(発信時刻: 12日4時01分)

(前提条件に基づく線量評価であり、実際の被ばく線量ではない)

ドライウエル 2次ベントの場合
線量評価

前提

ソース: 重大事故

容積: ドライウエル + S/P = 5600 m³

圧力: 8気圧 → 1気圧

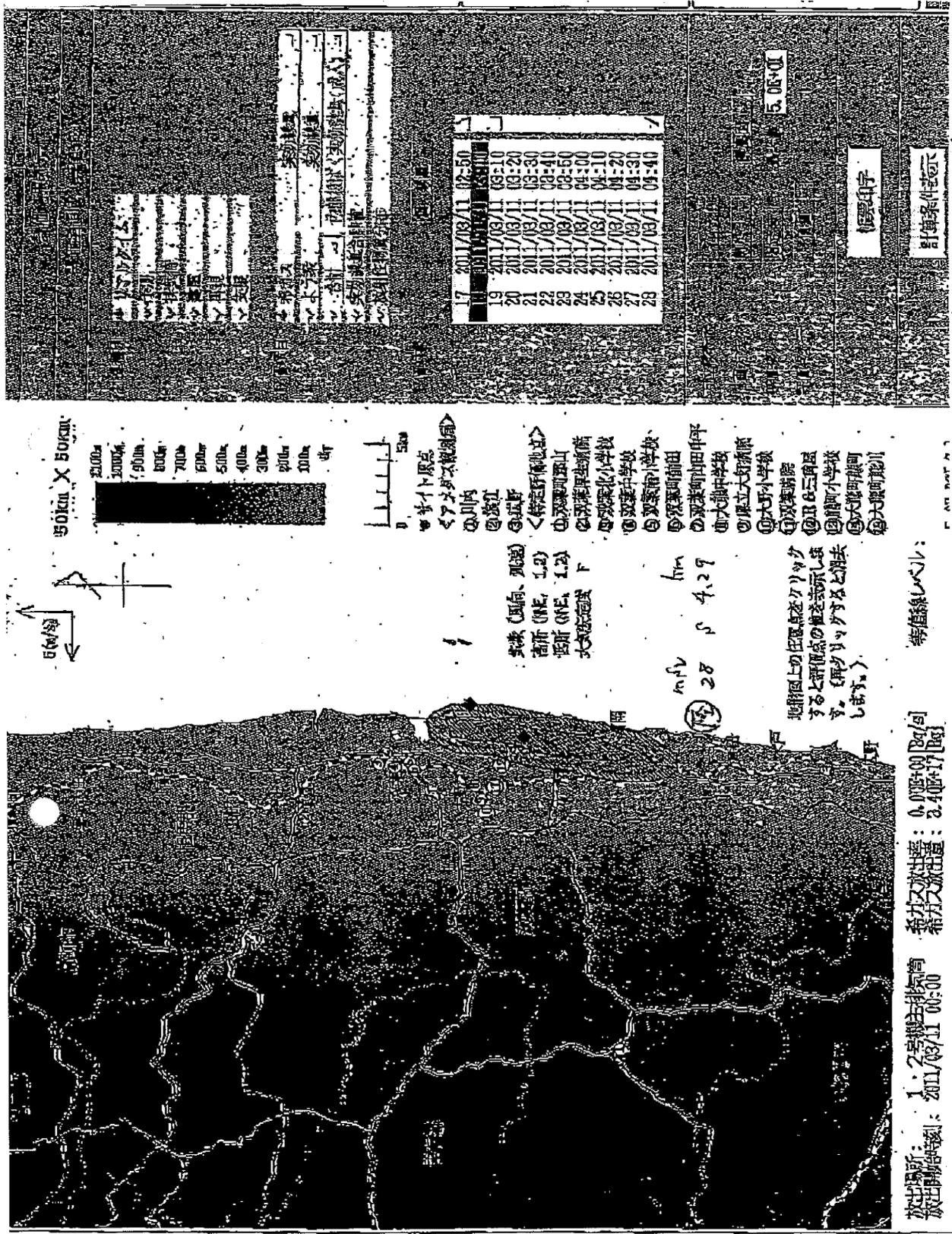
〈気流〉

北北東 / 風速 1.2 / 安定層 11

	希ガス		
1hr 後	14 mSv	SE	0.28 km
3hr 後	28 mSv	S	4.29 km
5hr 後	28 mSv	S	4.29 km

1号機 PCVベントにおける被ばく線量評価(発信時刻: 12日4時01分)

(前提条件に基づく線量評価であり、実際の被ばく線量ではない)



1号機 PCVベントにおける被ばく線量評価（発信時刻：12日9時53分）

（前提条件に基づく線量評価であり、実際の被ばく線量ではない）

異常事態連絡様式（第2報以降）（原子炉施設）

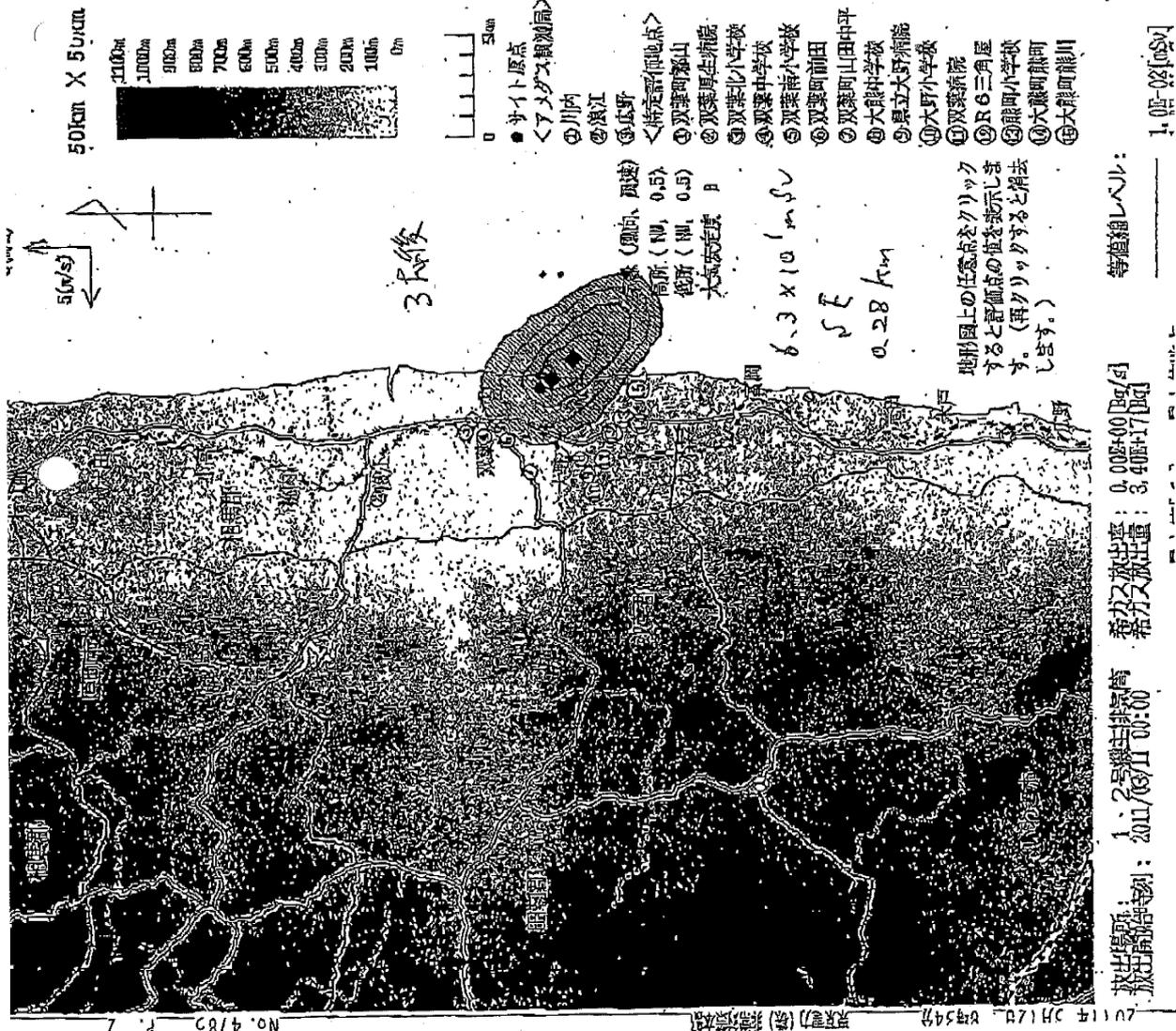
※各項目について、情報が得られたものから記入し、迅速に連絡することとする。

平成 23 年 3 月 12 日 (第 1 報)		
発信時刻 9 時 53 分		
(第 15 条-19 報)		
経済産業大臣、福島県知事、大熊町長、双葉町長 殿		
通報者名 福島第一原子力発電所長 吉田 昌郎		
連絡先（原子力防災管理者） 0240-32-2101(代)		
(G)		
特定事象の発生について、原子力災害対策特別措置法第10条第1項の規定に基づく通報以後の情報を通報します。		
原子力事業所の名称及び場所	名称：東京電力株式会社 福島第一原子力発電所 (事業区分：電気事業) 場所：福島県双葉郡大熊町大字夫沢字北原22	
特定事象の発生箇所	福島第一原子力発電所 第1号炉	
特定事象の発生時刻	平成 23 年 3 月 11 日 16 時 36 分 (24時間表示)	
発生した特定事象の概要	特定事象の種類	⑥非常用炉心冷却装置注入不能 原子力緊急事態に該当 (<input checked="" type="checkbox"/> する, <input type="checkbox"/> しない)
	想定される原因	<input type="checkbox"/> 特定 <input type="checkbox"/> 調査中
	検出された放射線量の状況、検出された放射性物質の状況又は主な施設・設備の状況等	1号機 PCVベント操作開始前の被ばく評価に ついて。(詳細は別紙参照)
その他特定事象の把握に参考となる情報	被ばく者の状況及び 汚染拡大の有無 (確認時刻__時__分)	被ばく者の状況 <input type="checkbox"/> 無 <input checked="" type="checkbox"/> 確認中 <input checked="" type="checkbox"/> 有：被ばく者__名 要救助者__名 汚染拡大の有無 <input type="checkbox"/> 無 <input checked="" type="checkbox"/> 確認中
	気象情報 (確認時刻__時__分)	・天候 : _____ ・風向 : 方位 _____ ・風速 : _____ m/s ・大気安定度 : _____
	周辺環境への影響	<input type="checkbox"/> 無 <input checked="" type="checkbox"/> 有： _____
	応急措置	_____

1号機 PCVベントにおける被ばく線量評価 (発信時刻: 12日9時53分)

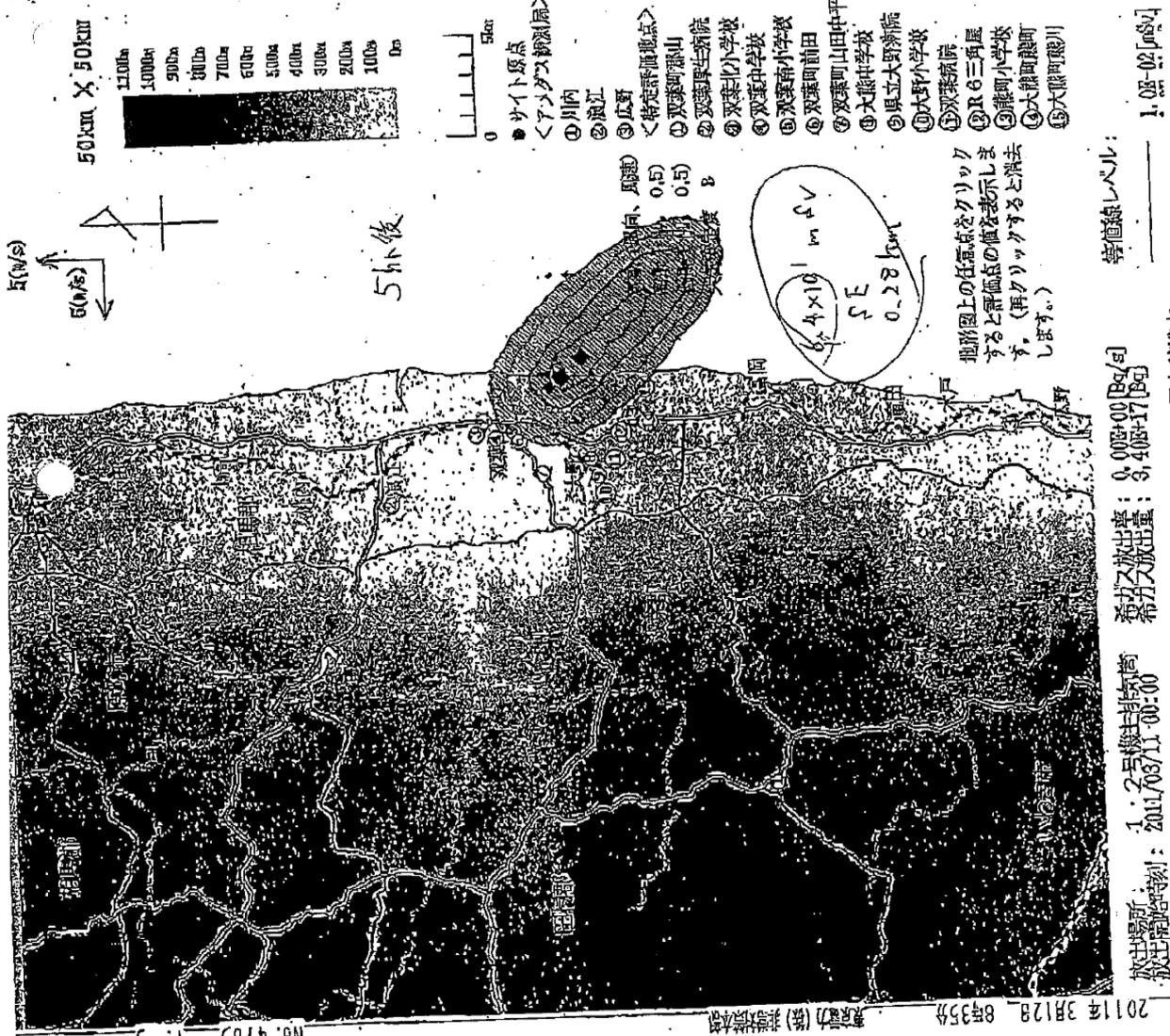
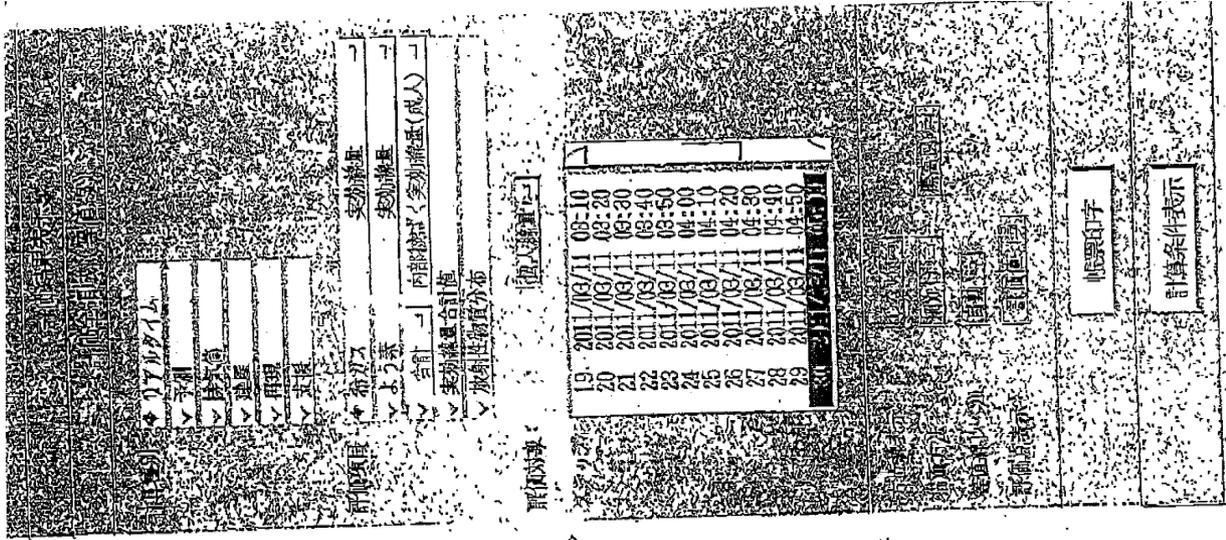
(前提条件に基づく線量評価であり、実際の被ばく線量ではない)

7	2011/03/11	01:10	
8	2011/03/11	01:20	
9	2011/03/11	01:30	
10	2011/03/11	01:40	
11	2011/03/11	01:50	
12	2011/03/11	02:00	
13	2011/03/11	02:10	
14	2011/03/11	02:20	
15	2011/03/11	02:30	
16	2011/03/11	02:40	
17	2011/03/11	02:50	
18	2011/02/11	02:00	
19	2011/02/11	02:00	



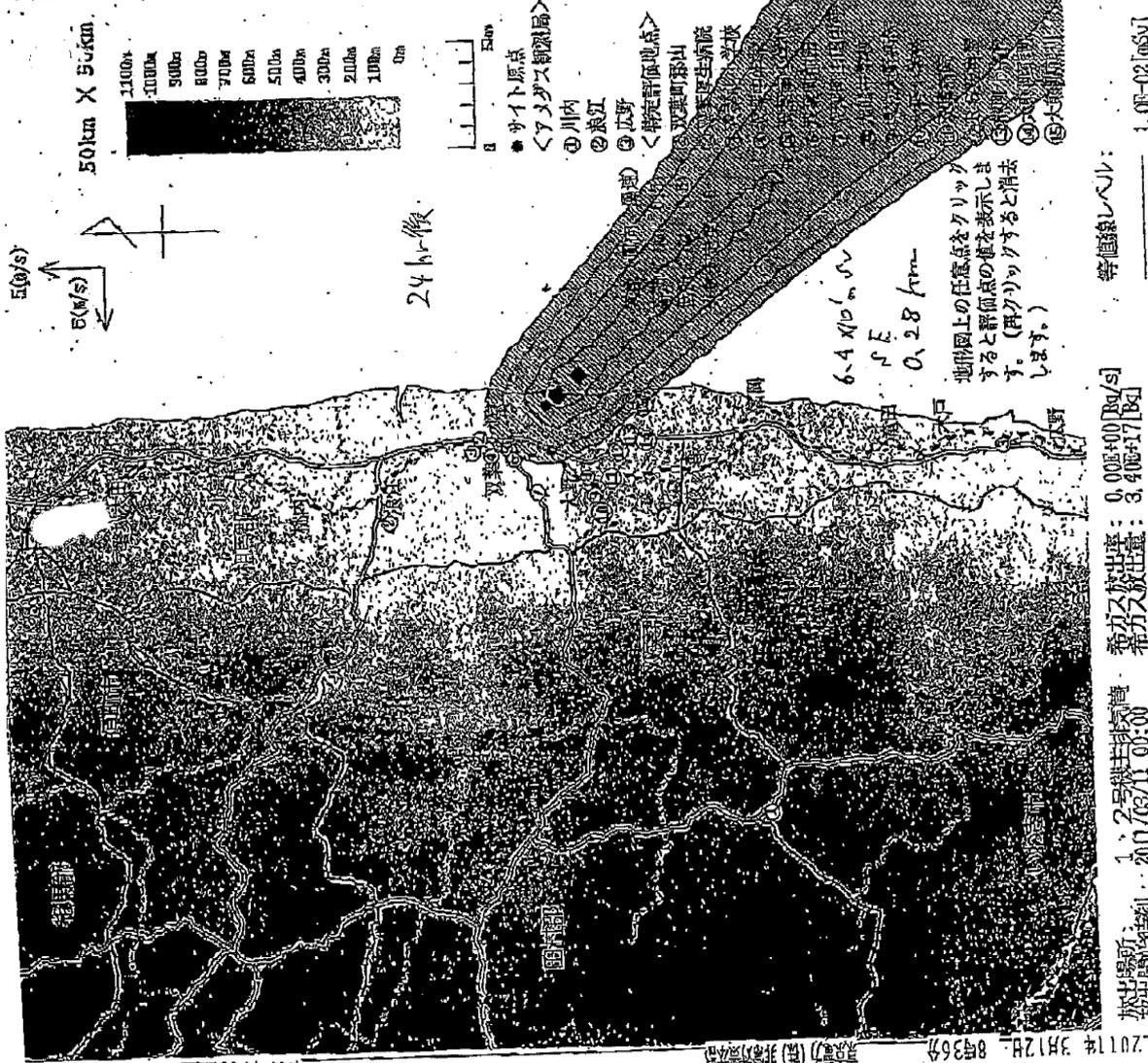
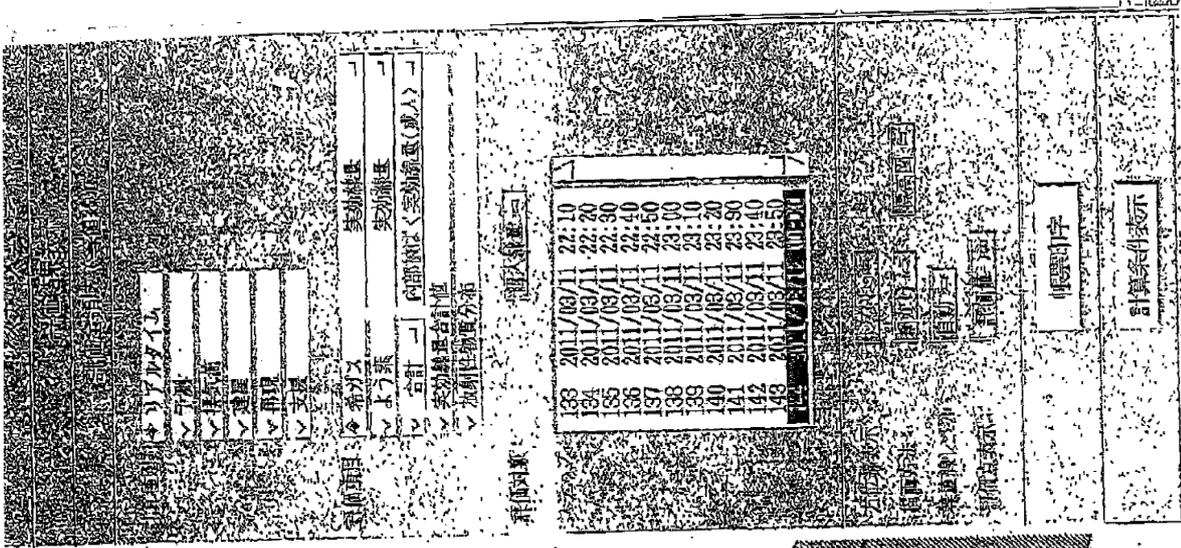
1号機 PCVベントにおける被ばく線量評価 (発信時刻: 12日9時53分)

(前提条件に基づく線量評価であり、実際の被ばく線量ではない)



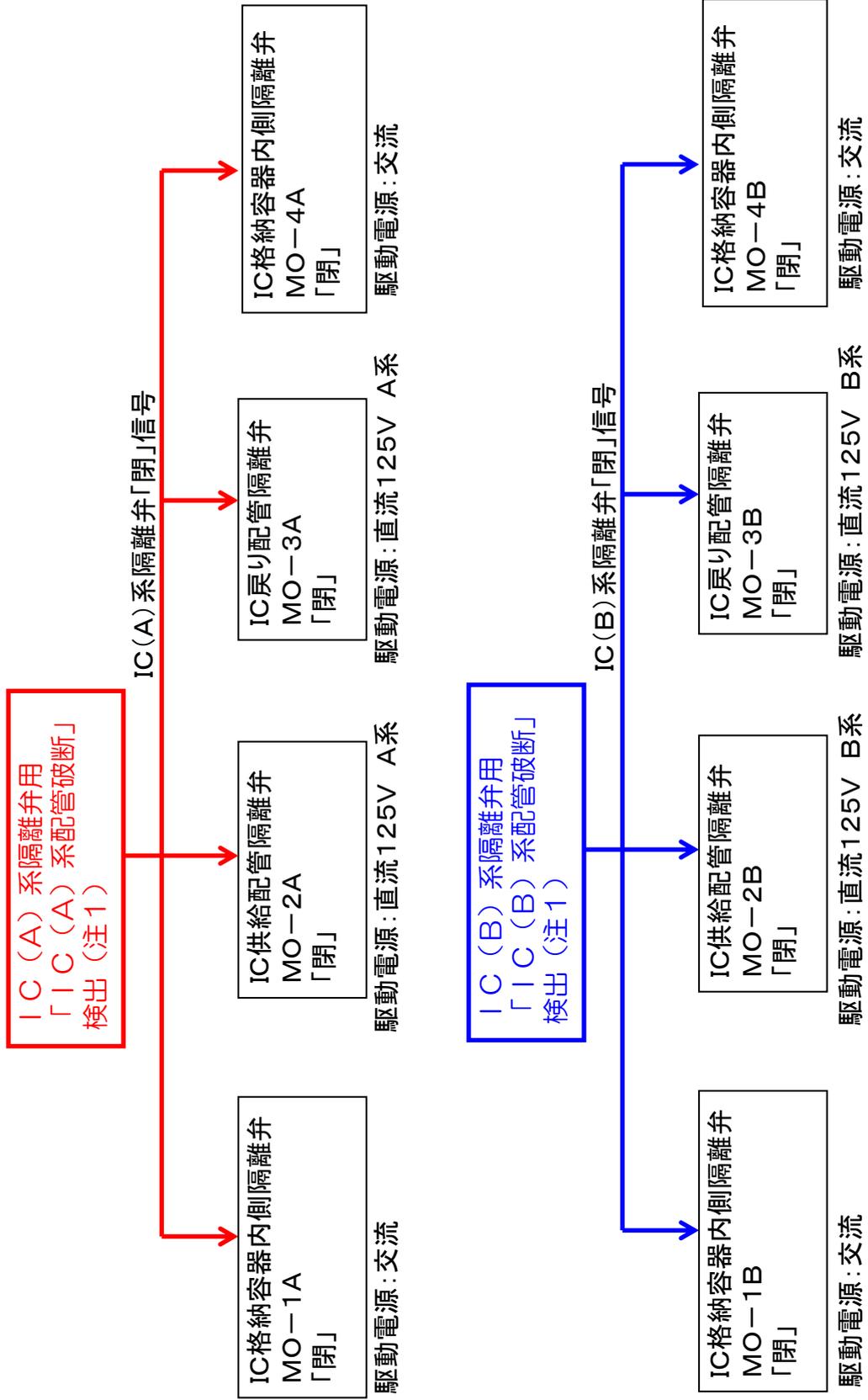
1号機 PCVベントにおける被ばく線量評価（発信時刻：12日9時53分）

（前提条件に基づく線量評価であり、実際の被ばく線量ではない）



注1:「IC(A系)配管破断」および「IC(B系)配管破断」を検出する回路は、A系とB系の125V直流電源両方を使用している。片系の直流電源が喪失した場合でも、両系の検出回路がフェールセーフ動作し、IC(A)系と(B)系のすべての隔離弁に閉信号を発信する。

	直流125V A系	直流125V B系
IC(A)系配管破断	検出回路(A)	検出回路(C)
IC(B)系配管破断	検出回路(B)	検出回路(D)



IC電動弁インターロックブロック線図

炉心解析について (1号機原子炉事故進展の解析結果)

1. 評価結果のまとめ

今回地震発生時におけるプラントデータについて可能な限り回収、整理した地震発生初期の設備状態や運転操作等に関する情報（平成23年5月16日NISA報告済み）より、MAAPを用いてプラントの状態を評価し、情報の整理を行った。

なお、ここで得られた解析結果は、あくまで本報告書作成時点で得られた限られた情報と解析上必要な条件に推定・仮定を置いた解析であり、解析結果の不確定性は極めて大きい。よって、今後原因調査が進むに従い、解析結果とは大幅に異なる結果になり得るものである。

MAAPコードにより解析を行った結果、1号機は、仮定したICの停止後、比較的早期に炉心損傷が開始し、その後RPVは破損に至るとの解析結果となる。（平成23年5月23日NISA報告済み）

解析を行った時点までの1号機におけるRPV温度等のプラントパラメータによれば、熱源（燃料）の大部分はRPV内にあることを示唆する温度挙動であり、RPVに損傷があったとしても、今回の解析結果のように大規模なものではないと推測されることから、解析結果は現実より厳しいものとなっていると考えられる。

よって、今回の解析結果とプラントパラメータによる考察の両者によれば、炉心の状態は、いずれのプラントにおいても相当量のペレットの熔融が進展しており、炉心の形状・位置は大幅に変化しているものと評価された。

なお、解析を行った時点までの1号機におけるRPV周辺温度によれば、解析時点において冷却は十分に行われていることから、引続き注水を継続することにより、今後大規模な放射性物質の放出に繋がるような事象の進展はないと考えられる。

2. 解析条件

主要な解析条件について表7-16-1及び表7-16-2に示す。

解析においてはD/Wからの漏えい及びICについては以下の仮定をおき解析を行っている。

(1) D/Wからの気相漏えいの仮定について

解析においては、実際に計測されたD/W圧力の値にある程度あわせるため、地震発生から約18時間後においてD/Wの気相部からの漏えい（約 ϕ 3cm）を仮定した。また、約50時間後において漏えいの拡大（約 ϕ 7cm）を

仮定した。

但し、あくまで解析上の仮定であり、実際にD/Wから漏えいがあったのか、計器側の問題による計測値と解析値の不整合なのかは、現時点では不明である。

(2) ICの動作条件に対する見解

全交流電源喪失以降のICの動作状況は未だ不明確であることから、解析においては全交流電源喪失以降の動作は仮定しないこととした。また、感度解析として、全交流電源喪失以降にICが一時的に動作していたと仮定した場合についても実施した。

なお、全交流電源喪失より前の期間は、SRVの動作設定圧力（約7.4 MPa [abs]）以下で原子炉圧力が変動していたことから、ICの片側一系統を間欠動作させたと仮定した。

表7-16-1 1号機 プラント条件

項目	条件
初期原子炉出力	1380 MW _t （定格出力）
初期原子炉圧力	7.03 MPa [abs]（通常運転圧力）
初期原子炉水位	通常水位
格納容器空間容積	D/W空間：3410 m ³ S/C空間：2620 m ³
S/P水量	1750 m ³

表7-16-2 1号機 事象イベント

凡例 ○：記録あり △：記録に基づき推定 □：解析上の仮定として整理

No	解析条件		分類	備考	○の場合：記録の参照箇所 △、□の場合：推定、仮定した根拠等
	日時	解析事象			
1	3/11	14:46 地震発生	○	-	
2		14:46 原子炉スクラム	○	5/16 NISA報告 4. 運転日誌類 当直長引継日誌	
3		14:47 MSIV 閉	○	5/16 NISA報告 4. 運転日誌類 当直長引継日誌	
4		14:52 IC(A)(B)自動起動	○	5/16 NISA報告 3. 警報発生記録等データ アラームタイパ	
5		15:03 頃 IC(A)停止	△	5/16 NISA報告 6. 過渡現象記録装置データの記録から、ICが停止しているものと推定	
6		15:03 頃 IC(B)停止	△	5/16 NISA報告 6. 過渡現象記録装置データの記録から、ICが停止しているものと推定	
7		15:17 IC(A)再起動	△	原子炉圧力の推移 (5/16 NISA報告 2. チャートの記録) から、ICの動作を推定 ※1	
8		15:19 IC(A)停止	△	原子炉圧力の推移 (5/16 NISA報告 2. チャートの記録) から、ICの動作を推定 ※1	
9		15:24 IC(A)再起動	△	原子炉圧力の推移 (5/16 NISA報告 2. チャートの記録) から、ICの動作を推定 ※1	
10		15:26 IC(A)停止	△	原子炉圧力の推移 (5/16 NISA報告 2. チャートの記録) から、ICの動作を推定 ※1	
11		15:32 IC(A)再起動	△	原子炉圧力の推移 (5/16 NISA報告 2. チャートの記録) から、ICの動作を推定 ※1	

12		15:34	IC(A)停止	△	原子炉圧力の推移 (5/16 NISA 報告 2. チャートの記録) から、ICの動作を推定 ※1
13		15:37	全交流電源喪失	○	5/16 NISA 報告 4. 運転日誌類 当直長引継日誌
14		18:10	IC(A)系2A、3A弁開/蒸気発生確認	□	5/16 NISA 報告 7. 各種操作実績取り纏めに当該の記載はあるものの、本解析では全交流電源喪失以降ICの機能が喪失していたものと仮定 ※2
15		18:25	IC(A)系3A弁閉	□	5/16 NISA 報告 7. 各種操作実績取り纏めに当該の記載はあるものの、本解析では全交流電源喪失以降ICの機能が喪失していたものと仮定 ※2
16		21:19	ICについて、D/D-FPからのラインナップ実施	□	5/16 NISA 報告 7. 各種操作実績取り纏めに当該の記載はあるものの、本解析では全交流電源喪失以降ICの機能が喪失していたものと仮定 ※2
17		21:30	IC 3A弁開	□	5/16 NISA 報告 7. 各種操作実績取り纏めに当該の記載はあるものの、本解析では全交流電源喪失以降ICの機能が喪失していたものと仮定 ※2
18		21:35	ICについて、D/D-FPから供給中	□	5/16 NISA 報告 7. 各種操作実績取り纏めに当該の記載はあるものの、本解析では全交流電源喪失以降ICの機能が喪失していたものと仮定 ※2
19	3/12	1:48	ICについて、D/D-FPを確認したところ、燃料切れでなくポンプ不具合により供給停止	□	5/16 NISA 報告 7. 各種操作実績取り纏めに当該の記載はあるものの、本解析では全交流電源喪失以降ICの機能が喪失していたものと仮定 ※2
20		5:46	消防ポンプによる淡水注水を開始	○	5/16 NISA 報告 7. 各種操作実績取り纏め ※3

21	14:30	格納容器ベントについて、10:17圧力抑制室側AO弁操作を実施し、14:30にD/W圧力低下を確認	△	5/16NISA報告 7. 各種操作実績取り纏め。ベント成功は、圧力の低下が確認された14:30と仮定
22	14:49	格納容器ベント弁閉止	△	D/W圧力の上昇から、解析上当該事項を仮定
23	14:53	淡水注水終了	○	5/16NISA報告 7. 各種操作実績取り纏め
24	15:36	1号機原子炉建屋の爆発	○	5/16NISA報告 7. 各種操作実績取り纏め
25	20:20	海水による注水を開始	○	5/16NISA報告 7. 各種操作実績取り纏め※3

※1 全交流電源喪失以前のICの動作には不明な点があるものの、2. チャートの記録(5/16NISA報告)によると、原子炉圧力は約

6. 2~7. 2MPa [abs]で推移しているが、SRV第一弁の逃がし弁機能の設定圧力は約7. 4MPa [abs]、吹き止まり圧力は約6.

9MPa [abs]であることから、解析上はIC片系が間欠的に動作したものと仮定。

※2 全交流電源喪失以降のICの動作についても不明な点があるものの、機能したことの記録が不足していることから、ICの機能が喪失しているものと仮定。

※3 注水流量変更の時期や注水流量については、7. 各種操作実績取り纏め(5/16NISA報告)に日毎の炉内への注水量に基づき、日毎の平均流量及び注水総量を超えないように設定。

3. 解析結果

2. で示した条件に基づき、解析した結果を表7－16－3に示す。また、原子炉水位の変化等の解析結果について図7－16－1から図7－16－12に示す。

表7－16－3 1号機解析結果の纏め

項目	解析結果
炉心露出開始時間	地震発生後約3時間
炉心損傷開始時間	地震発生後約4時間
R P V破損時間	地震発生後約15時間

解析結果の詳細について以下に述べる。

原子炉水位は、仮定したI Cの停止後、約2時間でT A Fへ到達し、その後炉心損傷に至る（図7－16－1参照）。

地震発生以降、実際に計測された原子炉水位は燃料域内において推移している。解析結果とは大幅に異なるが、解析結果ではR P Vが破損するとの結果となっており、原子炉水位はR P V内において維持ができない。これに関してはD/W内が高温になることで水位計内の水が蒸発し、正確な水位を示していない可能性がある。1号機についてはその後水位計を校正したところ、水位は燃料域未満であるとの知見が得られている。

原子炉圧力は、仮定したI Cの停止後、原子炉圧力は上昇するが、S R Vにより8MP a近傍で維持される。炉心損傷後、溶融したペレット等が下部プレナムに移行し、地震発生から約15時間後、R P Vが破損し原子炉圧力は急激に減少する（図7－16－2参照）。

D/W圧力は、R P Vより放出された蒸気と炉内の水－金属反応で発生した水素ガスにより、一時的に上昇するが、その後、解析において仮定したD/Wからの漏えいにより、D/W圧力は低下傾向となり、3/12のベント操作により急激に減少する（図7－16－3参照）。

なお、事象初期においてD/W圧力は解析より高い圧力が計測されているが、例えば、炉心損傷初期に炉内の計装配管が損傷しD/W内へ蒸気が流入した、もしくは、主蒸気系において使用されているガスケットのシール機能が高温になることで喪失するなど、何らかのR P Vから蒸気が放出される状況が発生した等が考えられるが、現時点では計測器の問題なのかどうかも含め、原因は分かっていない。

D/W漏えいの仮定に関して、漏えいを仮定した、地震発生から約18時間後では、D/W温度は約300℃以上となっており、D/W設計温度（138℃）を大幅に超えている。過去に電力共通研究において、このような過温条件ではガスケットは損傷に至る可能性があるとの知見があることから、D/Wからの漏えいが事実とすれば過温によるガスケット損傷は要因の一つとして考えられる。また、地震発生から約50時間後におけるD/Wからの漏えいの仮定に関しても、解析においてD/W内温度は高温で推移していることから（図7-16-5参照）、漏えい箇所が徐々に増加することは要因の一つとして考えられる。

原子炉内への注水は、仮定したICの停止後から約14時間後に始まるものの、それまでに燃料は崩壊熱により溶融し、下部プレナムへ移行した後、地震発生から約15時間後にRPV破損に至る（図7-16-4及び図7-16-9参照）。

炉心が損傷することにより放出される放射性物質（以下「核分裂生成物」という）については、希ガスはベント操作によりほぼ全量が環境中へ放出されることとなる。ヨウ化セシウムについては約1%の放出であり、その他の核種は約1%未満の放出という解析結果となっている（図7-16-7及び図7-16-8参照）。なお、プルトニウムについてはPuO₂としてUO₂グループに含まれるが、解析結果において放出割合は10⁻⁷以下であった。

発生する水素については、炉心損傷開始とほぼ同時に発生し、3/12の爆発はこの際に発生した水素による可能性がある（図7-16-6参照）。

ICについては津波到達以降の動作については不明確であるが、仮にICが一時的に動作していたと仮定した場合のケース（3/11 18時頃から3/12 2時頃までの間、片系のIC動作を仮定）について解析を行った。原子炉水位は絶対値としては異なるものの類似の挙動を示している（図7-16-10参照）。しかしながら、この仮定によりD/W圧力は計測された値と全く異なる挙動を示すこととなり（図7-16-11参照）、全交流電源喪失以降のICの動作状況は本解析では明らかにはできない。なお、このICの感度解析においても燃料域内において水位は維持できないことから、炉心は損傷することとなる（図7-16-12参照）。

なお、この評価はMAAPコードを用いた解析をベースに実施しているが、解析条件設定における不確定性、解析モデルの不確定性があり、結果としての事象進展にも不確定性があることに留意する必要がある。

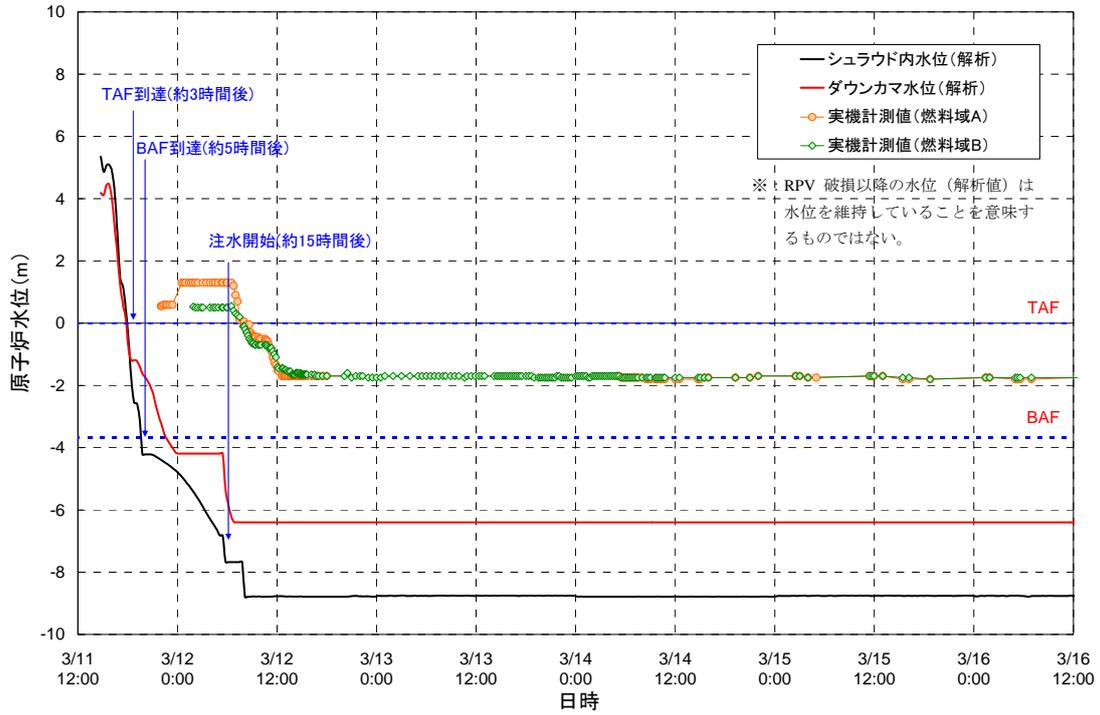


図7-16-1 1号機 原子炉水位変化

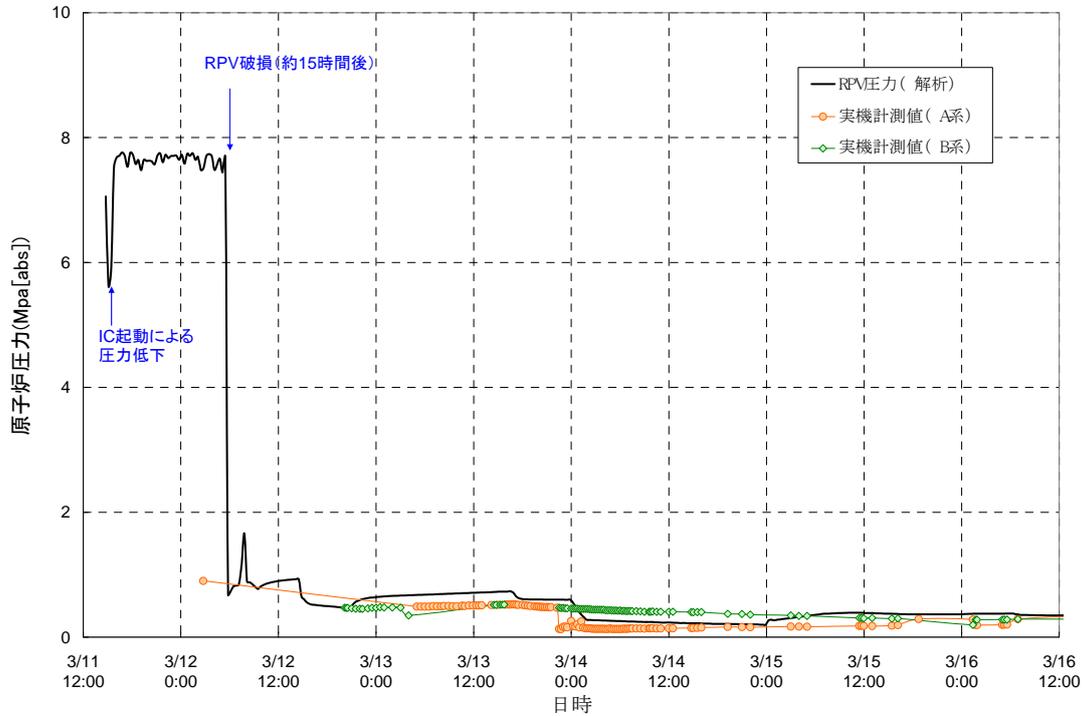


図7-16-2 1号機 RPV圧力変化

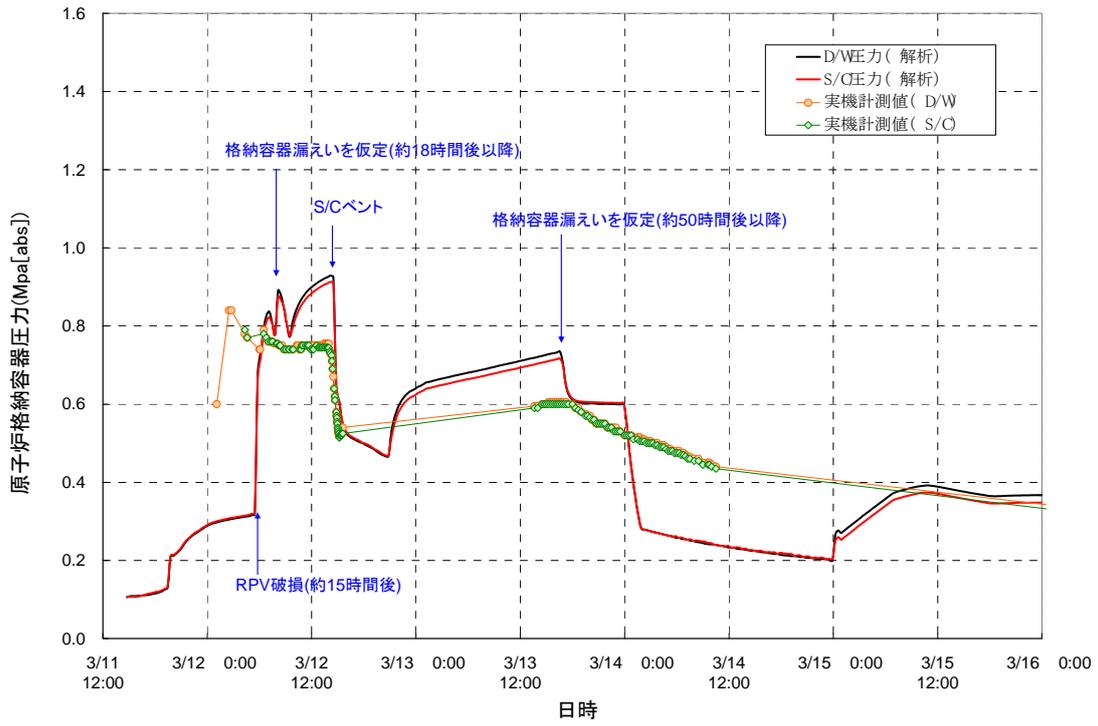


図7-16-3 1号機 D/W圧力変化

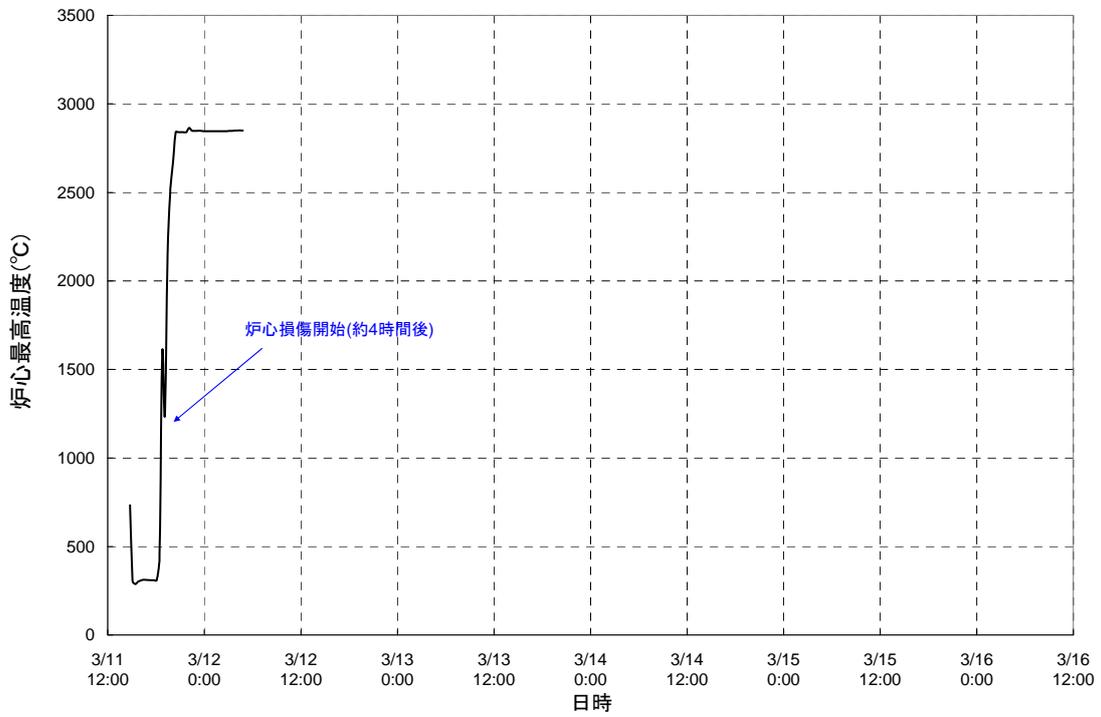


図7-16-4 1号機 炉心温度変化

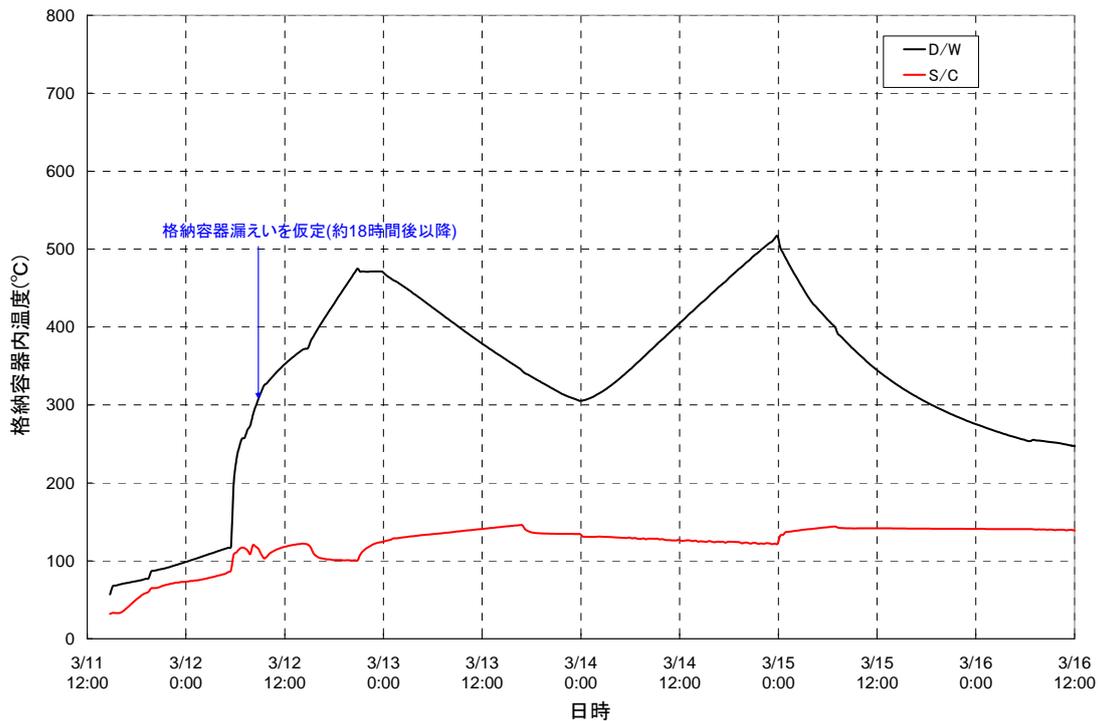


図7-16-5 1号機 D/W温度变化

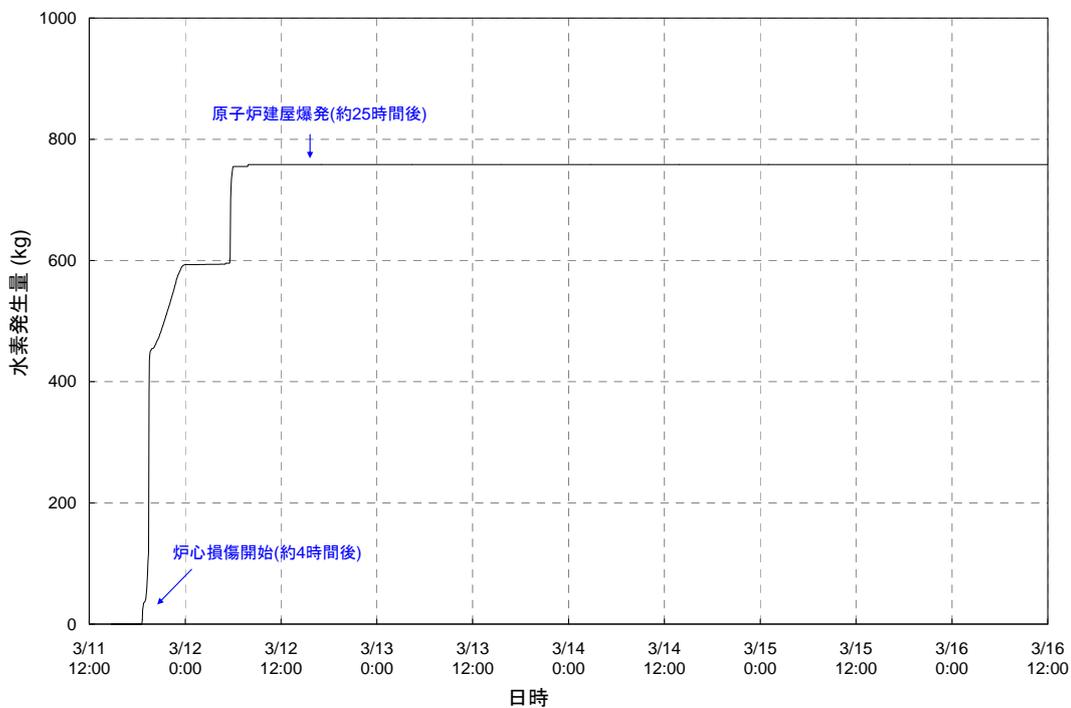


図7-16-6 1号機 水素発生量变化

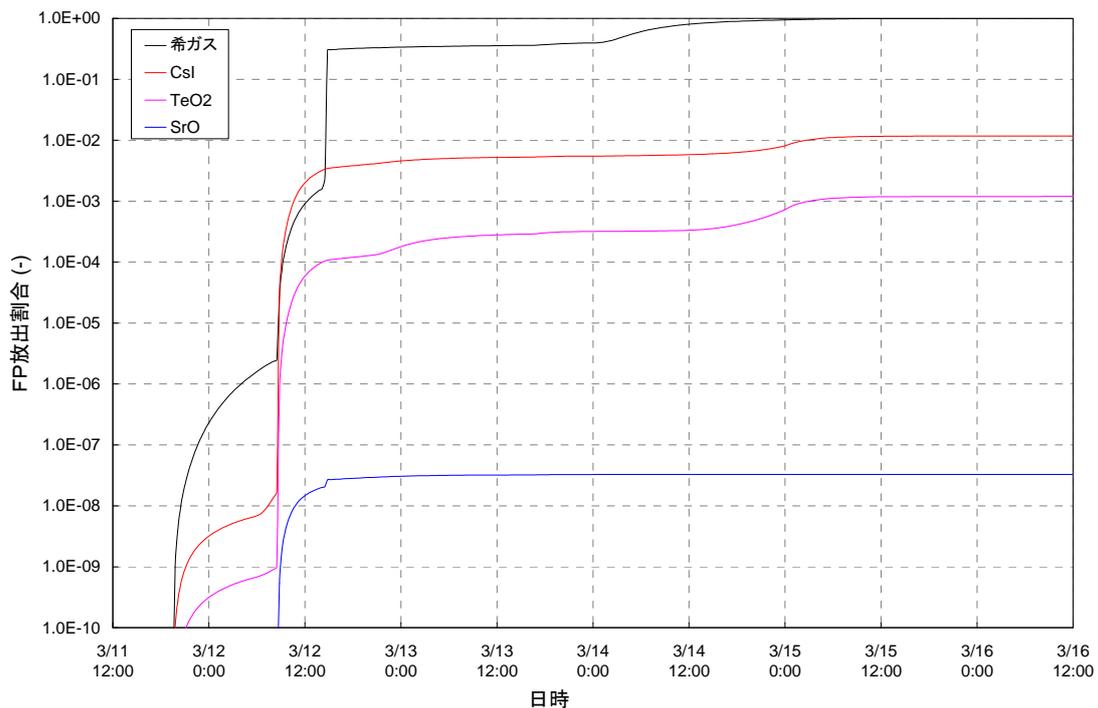


図7-16-7 1号機 核分裂生成物の放出割合 (1/3)

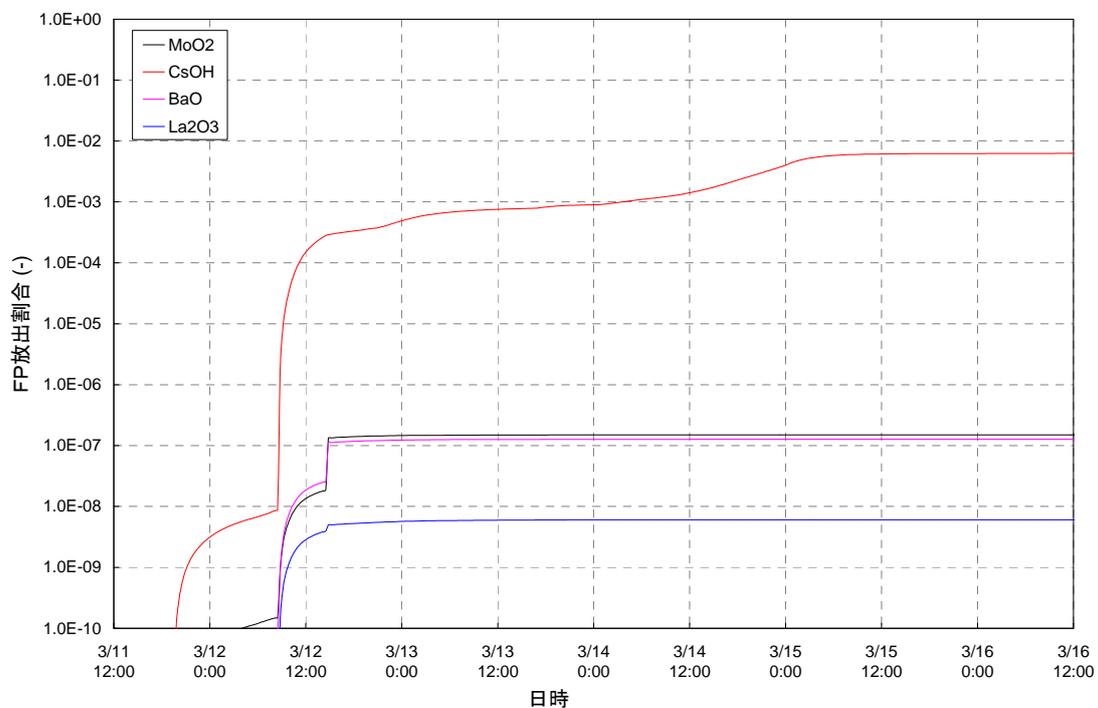


図7-16-7 1号機 核分裂生成物の放出割合 (2/3)

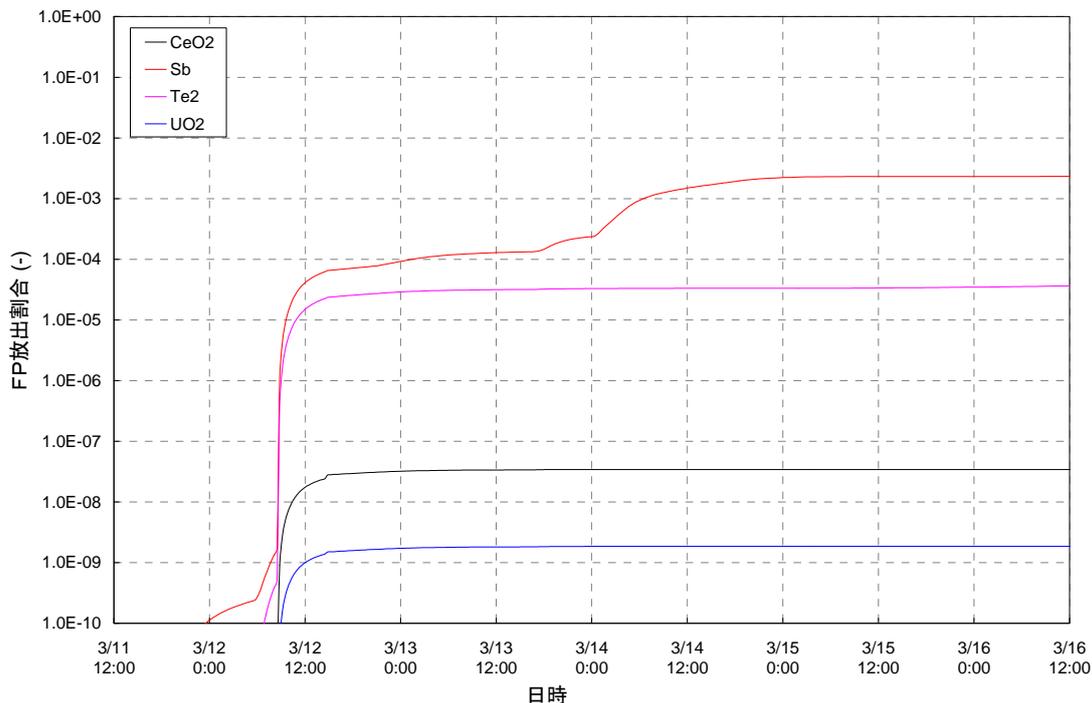


図7-16-7 1号機 核分裂生成物の放出割合 (3/3)

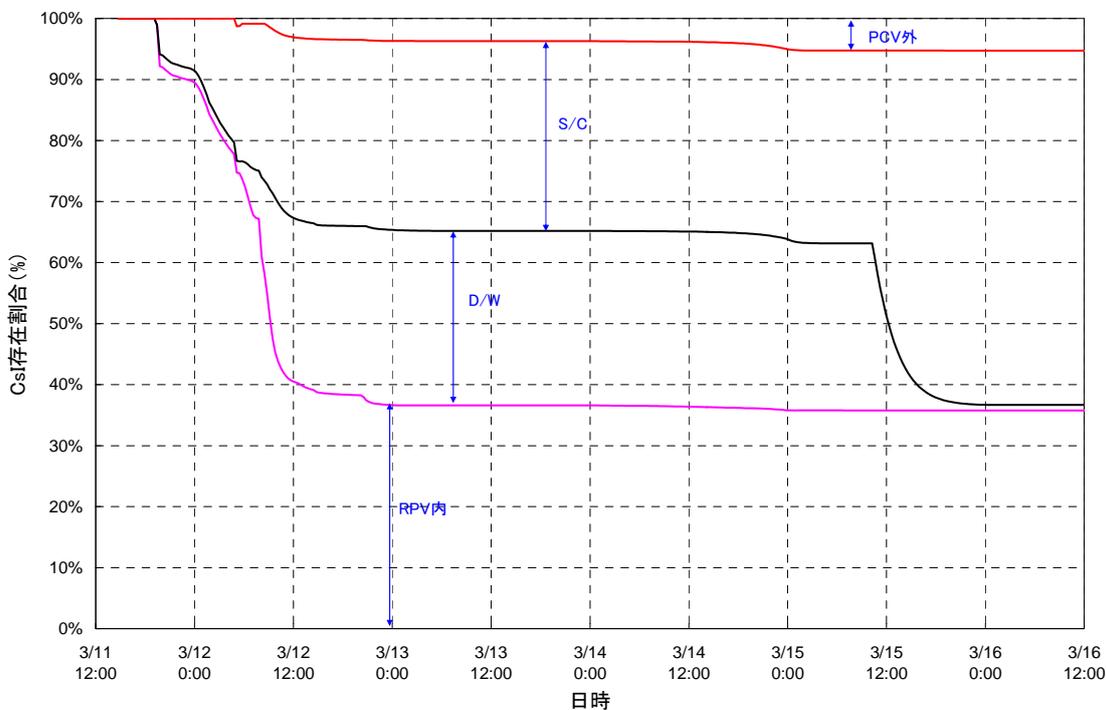


図7-16-8 1号機 核分裂生成物の存在割合 (1/2)

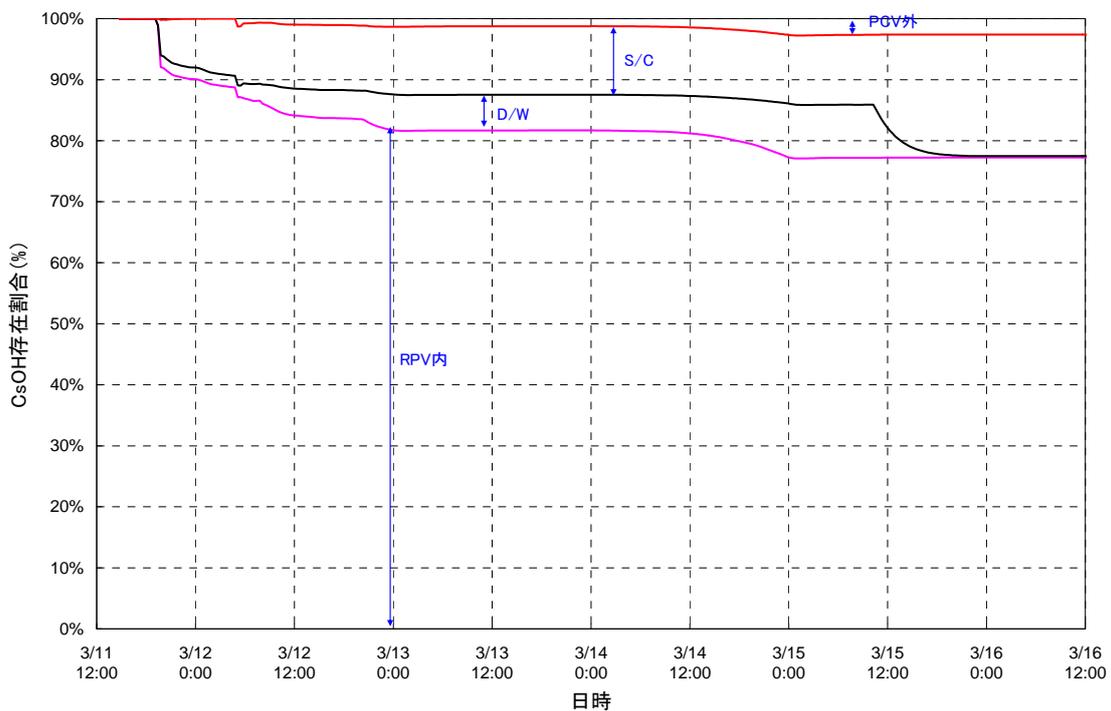
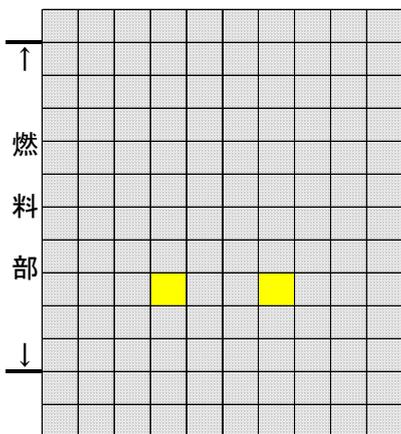
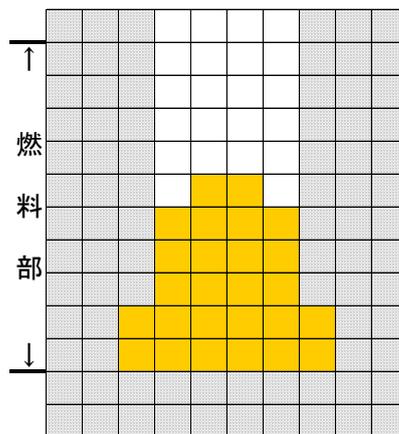


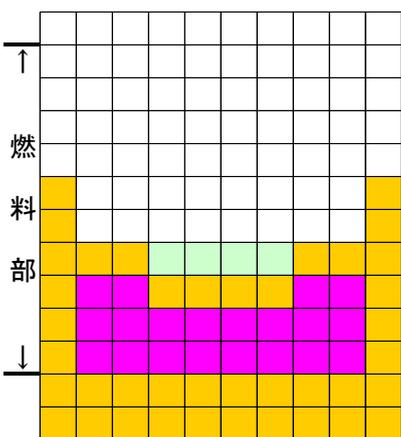
図7-16-8 1号機 核分裂生成物の存在割合 (2/2)



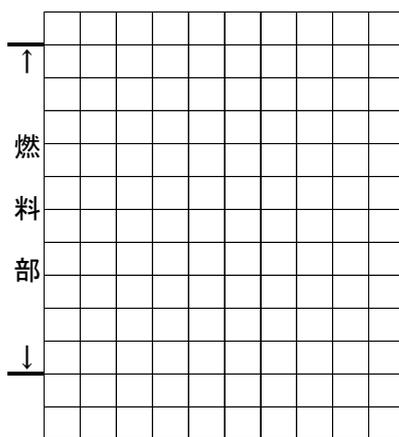
スクラム後 約4.7時間



スクラム後 約5.3時間



スクラム後 約14.3時間



スクラム後 約15時間

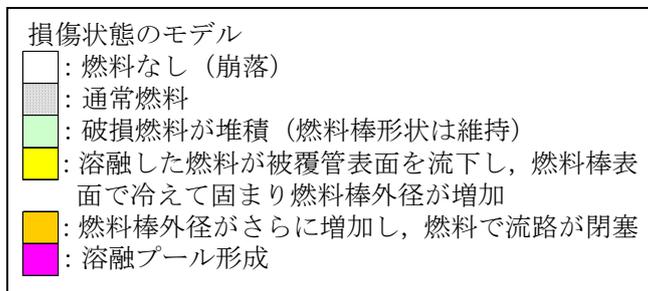


図7-16-9 1号機 炉心の状態図

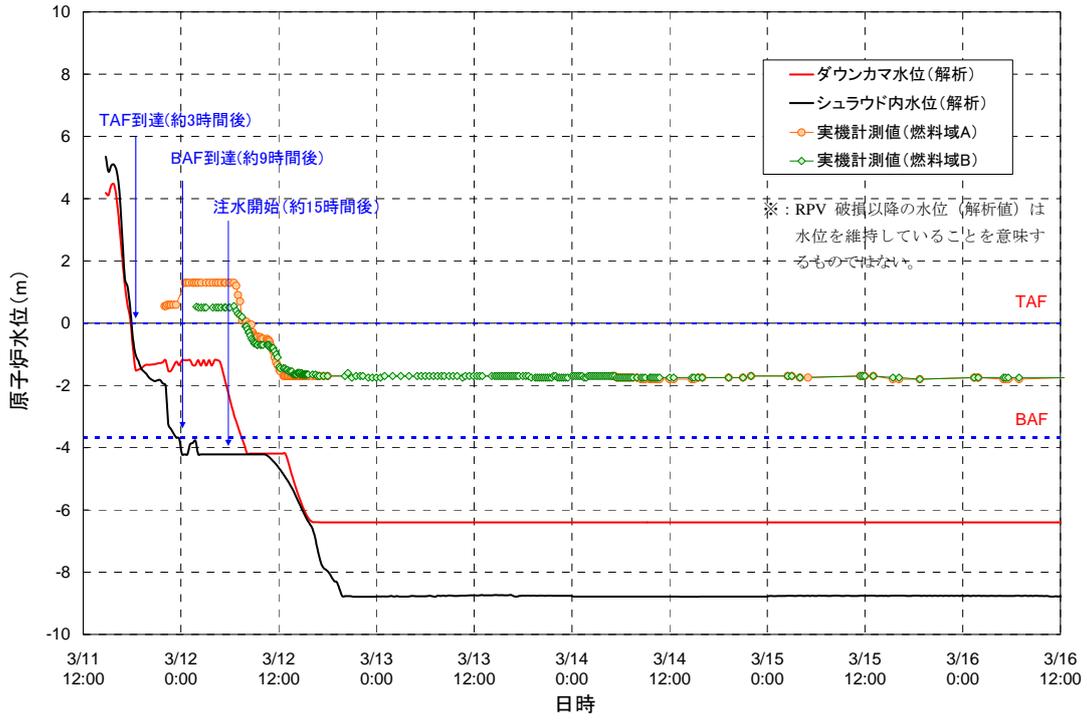


図7-16-10 1号機 原子炉水位変化 (IC継続運転)

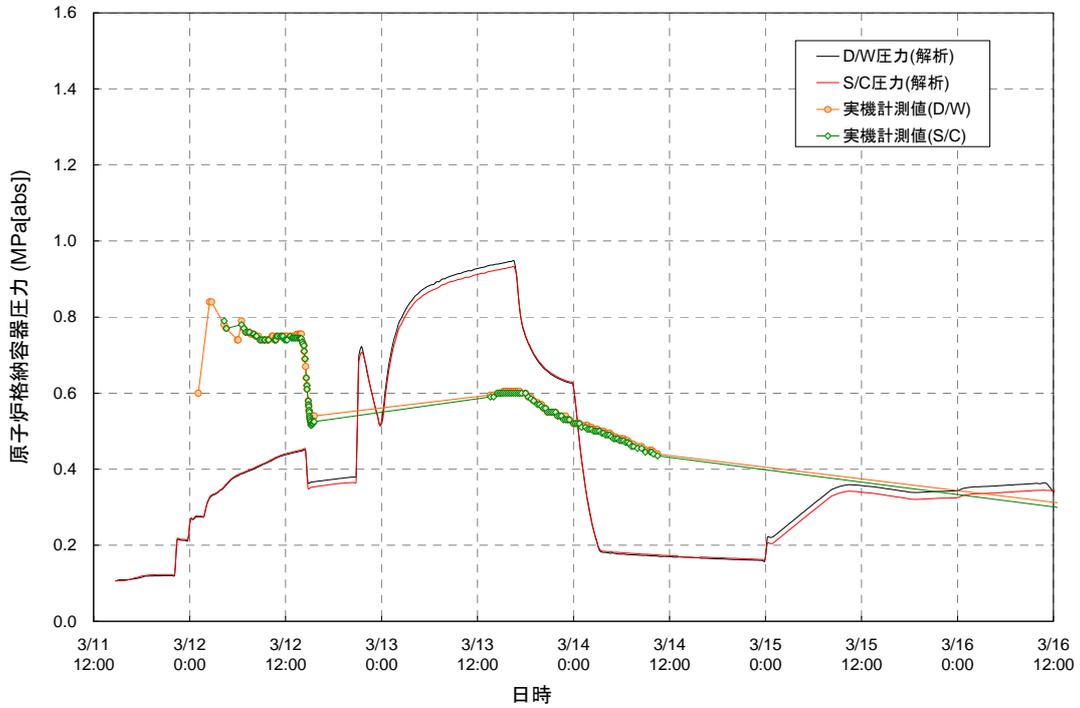


図7-16-11 1号機 PCV圧力変化 (IC継続運転)

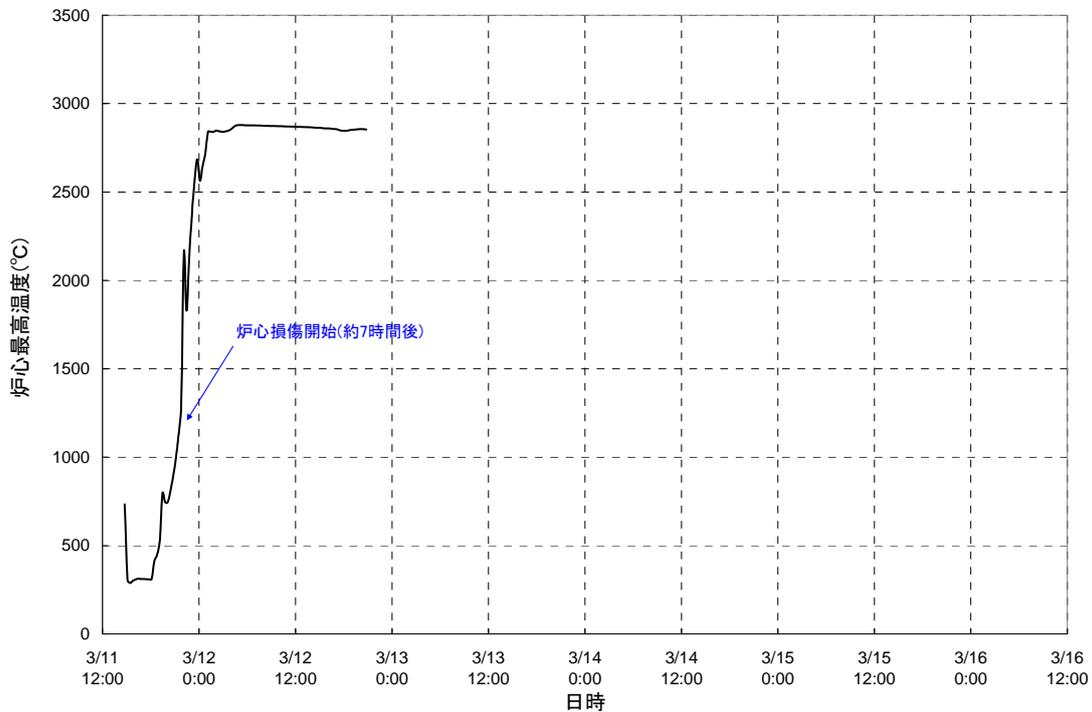


図7－16－12 1号機 炉心温度変化（IC継続運転）

4. 評価結果

上述のとおり、解析結果からは全交流電源喪失（津波到達）以降、比較的早期に炉心の損傷が開始し、RPVが破損するとの解析結果となったが、以下に示す各部温度等から推測されるプラントの状態を考慮すると解析は厳しめな結果であると思われる。

各部の温度が測定できるようになった段階で、RPV温度は複数の測定点で400°Cを超えていた。この時期には、炉心の冷却が不十分な状態が継続していたと考えられるが、この後に給水ラインから原子炉へ注水することで、確実に原子炉に注水できるよう変更したことを期に、各部温度が急速に低下したため、冷却は十分に行われたものと考えられる。

また、原子炉水位計の校正を行った結果、RPV内の水位は燃料域内にはないと推定している。

一方、現時点においてもRPV下部のCRDハウジング等の温度は測定できしており、仮にRPVが破損していた場合は、温度の測定はできていない可能性があること、現在のRPVの鋼材温度は100～120°C付近で推移しており複数の測定点が注水量の変動等と同じように応答していること、RPV上部の

複数の温度が高めであり熱源はR P V内にあると推定されることから、燃料の大部分はR P V内で冷却されていると考えられる。

よって、解析及びプラントパラメータ（R P V周辺温度）によれば、炉心は大幅に損傷しているが、所定の装荷位置から下（下部プレナム）に移動・落下し、大部分はその位置付近で安定的に冷却できていると考える。

以上