

3.3. 福島第一原子力発電所 3 号機

3.3.1 3 号機の解析条件

福島第一原子力発電所 3 号機について、事業者が設定した解析条件(プラント条件及びクロノロジー)を用いて、MELCOR コードによる解析を実施した(以下、これを「事業者解析 1」のケースと呼ぶ。)。3 号機のプラント条件を表 3-15 に、3 号機のクロノロジーを表 3-16 に示す。

表 3-15 3号機解析のプラント条件

項目	条件
初期原子炉出力	2381 MWt (定格出力)
初期原子炉圧力	7.03 MPa (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 : 4240 m ³ S/C 空間 : 3160 m ³
サブプレッションプール水量	2980 m ³

表 3-16 3号機に関する事象

凡例 ○：記録あり △：記録に基づき推定 □：解析上の仮定

No	解析条件		経過時間 (h)	解析事象	分類	備考	○の場合：記録の参照箇所等 △、□の場合：推定、仮定した根拠等	図中 番号
	日時	経過時間 (h)						
1	3月11日	14:46	0.0	地震発生	○	—		
2		14:47	0.0	原子炉スクラム	○	報告徴収 4.運転日誌類 当直長引継日誌		
3		15:06	0.3	RCIC 手動起動	○	報告徴収 7.各種操作実績取り纏め		①
4		15:25	0.6	RCIC トリップ (L-8)	○	報告徴収 7.各種操作実績取り纏め		
5		15:38	0.9	全交流電源喪失	○	報告徴収 4.運転日誌類 当直長引継日誌		
6		16:03	1.3	RCIC 手動起動	○	報告徴収 7.各種操作実績取り纏め		
7	3月12日	11:36	20.8	RCIC トリップ	○	報告徴収 7.各種操作実績取り纏め		②
8		12:35	21.8	HPCI 起動 (L-2)	○	報告徴収 7.各種操作実績取り纏め		③
9	3月13日	2:42	35.9	HPCI 停止	○	報告徴収 7.各種操作実績取り纏め		④
10		9:08	42.4	逃し安全弁による原子炉圧力容器減圧操作 頃	○	報告徴収 7.各種操作実績取り纏め		⑤
11		9:20	42.6	格納容器ベントについて、格納容器圧力の 低下を確認	○	報告徴収 7.各種操作実績取り纏めでは、8:41 圧力 抑制室側 AO 弁操作によってベントライン構成が 終了しているが、格納容器の圧力降下が確認され た 9:20 をベントの開始と仮定		
12		9:25	42.7	淡水注入開始	○	報告徴収 7.各種操作実績取り纏め ※1		
13		11:17	44.5	格納容器ベントについて、駆動用空気圧抜 けによるベントライン AO 弁閉確認	○	報告徴収 7.各種操作実績取り纏め		⑥

No	解析条件		経過時間(h)	解析事象	分類	備考	○の場合：記録の参照箇所等 △、□の場合：推定、仮定した根拠等	図中 番号
	日時	経過時間(h)						
14	12:30	45.7	格納容器ベントについて、開操作	○	報告徴収 7.各種操作実績取り纏め	○	⑦	
15	13:12	46.4	淡水注入より海水注入に切替	○	報告徴収 7.各種操作実績取り纏め ※1	○	⑧	
16	14:10	47.4	格納容器ベントについて、ベント弁閉を仮定	△	D/W 圧力の上昇から、3/13 12:30 開始のベントの終了をこの時刻に仮定。なお、報告徴収 7.各種操作実績取り纏めでは、3/15 16:00 に閉が確認されたことが記載されている	△	⑨	
17	3月14日 1:10	58.4	水源ピットへの水補給のため注水停止	○	報告徴収 7.各種操作実績取り纏め	○		
18	3:20	60.6	水源ピットへの水補給完了、注水開始	○	報告徴収 7.各種操作実績取り纏め ※1	○		
19	5:20	62.6	格納容器ベントについて、圧力抑制室側弁弁操作	○	報告徴収 7.各種操作実績取り纏め	○	⑩	
20	12:00	69.2	格納容器ベントについて、圧力抑制室側弁閉を仮定	△	D/W 圧力の上昇から、3/14 5:20 開始のベントの終了をこの時刻に仮定。なお、報告徴収 7.各種操作実績取り纏めでは、3/15 16:00 に閉が確認されたことが記載されている	△	⑪	
21	16:00	73.2	格納容器ベントについて、圧力抑制室側弁開操作を仮定	△	D/W 圧力の下降から、当該時刻のベントを仮定	△	⑫	
22	21:04	78.3	格納容器ベントについて、圧力抑制室側弁閉操作を仮定	△	D/W 圧力の上昇から、当該時刻のベントを仮定	△	⑬	
23	3月15日 16:05	97.3	格納容器ベントについて、圧力抑制室側弁開操作	○	報告徴収 7.各種操作実績取り纏め	○	⑭	
24	3月16日 1:55	107.2	格納容器ベントについて、圧力抑制室側弁	△	報告徴収 7.各種操作実績取り纏めでは当該の時刻	△		

No	日時	解析条件		分類	備考	図中 番号
		経過時間 (h)	解析事象			
			開操作		○の場合：記録の参照箇所等 △、□の場合：推定、仮定した根拠等にベントが実施されたことが記載されているが、D/W 圧力の変動がないことから、ベントは実施されなかったものと仮定	
25	3月17日 21:00	150.2	格納容器ベントについて、圧力抑制室側弁閉確認	△	報告徴収 7.各種操作実績取り纏めでは、3/15 16:05 ベント弁開操作に対する閉確認がなされているものの、D/W 圧力の推移から閉していないものと仮定	
26	21:30	150.7	格納容器ベントについて、圧力抑制室側弁開操作	△	報告徴収 7.各種操作実績取り纏めでは、開操作の記載があるものの、D/W 圧力の推移から開いていないものと仮定	
27	3月18日 5:30頃	158.7	格納容器ベントについて、圧力抑制室側弁閉確認	—	報告徴収に当該ベントの記載があるものの、本解析では解析対象の期間外	
28	5:30	158.7	格納容器ベントについて、圧力抑制室側弁開操作	—	報告徴収に当該ベントの記載があるものの、本解析では解析対象の期間外	
29	3月19日 11:30	188.7	格納容器ベントについて、圧力抑制室側弁閉確認	—	報告徴収に当該ベントの記載があるものの、本解析では解析対象の期間外	
30	3月20日 11:25頃	212.7	格納容器ベントについて、圧力抑制室側弁開操作	—	報告徴収に当該ベントの記載があるものの、本解析では解析対象の期間外	

※1 注水流量変更の時期や注水流量について、報告徴収 7.各種操作実績取り纏めに日付毎の炉内への注水量が記載されているものの、詳細な注水量については記載がないため、解析上はプラントパラメータの実測値に合わせるよう注水量を推定。なお、毎日の注水総量を超えないように設定。

(注) 網掛け部分は解析条件に含まない

3.3.2 3号機の事業者解析1の結果

3号機の注水流量を図3-64に示す。3号機では事故初期にRCICが作動し、RCIC停止後はHPCIの動作により注水が行われている。3.2節の2号機の場合とは異なり、RCIC及びHPCIの水源はCSTからS/Pへ切り替えられていないため、全量が外部(CST)から導入されている。事業者解析2での外部注水量は事業者解析1での設定値の1/2にしている。

(1) 原子炉水位及び原子炉圧力

原子炉水位及び原子炉圧力を図3-65に示す。事故初期はRCICが作動し、L2-L8の間で水位が維持される。RCICの停止後に水位がL2に低下した時点でHPCIが起動し、HPCI停止時までRCIC作動時と同様にL2-L8間で水位は保たれる。HPCI停止後の水位の低下が実測値よりも遅いこと、及びHPCI起動中の圧力が低下しない挙動は、実測値とは整合していない。HPCI停止後に水位が低下し、約42時間で炉心が露出、約44時間で炉心が損傷する。Zr-水反応により約45時間で水素が発生し(図3-73参照)、圧力ピークが現れている。この間、逃し安全弁を開放するため水位低下が早められている。

水素発生後間もなく(⑦)、ベント弁が開かれるため、発生した水素はPCV外部へ排出され、圧力は低下する。外部注水により一旦TAF付近まで炉心の水位が回復し、その後も炉心部に水位が形成されるため炉心が冷却され(図3-71参照)、RPV破損には至らない。

(2) ドライウェル圧力・温度

図3-66にD/W圧力を、図3-67にD/Wの分圧を示す。RCIC及びHPCIが作動するためS/Pに蒸気が凝縮され、緩やかにD/W圧力が増加する。事故初期(約30時間まで)におけるD/W圧力を測定値と比較すると、測定値の方が解析値よりも高い値を示している。この時点ではRPVに水位が形成されており、炉心は損傷していないと考えられるため、水素や希ガス等の非凝縮性ガスによる圧力上昇とは考えにくく、蒸気によるものと推察される。逃し安全弁の開操作(⑤)によって一旦D/W圧力は増加するが、直ちにベントラインが開くため、圧力は低下する。ベントラインが閉じられるため(⑥)、D/W圧力は再び上昇する。その後、ベントラインの開閉によってD/W圧力が増減を繰り返すが、約63時間以降は実測値と比較するとやや低い圧力で推移している。

図3-68に格納容器の圧力及び温度を示す。3号機ではS/Pへ水源切り替えが行われないため、2号機に比べてS/Pが飽和温度に達する時間がやや遅い(約31時間)。また、RPV破損に至らないため、PCVの温度は500K未満で推移する。

(3) 炉内の熔融進展

図3-69に炉心最高温度の推移を示す。HPCIの停止により水位低下するため、炉心温度が上昇し、約44時間で炉心損傷が始まる。外部注水により一旦TAF付近まで水位が回復するため炉心温度が低下する。外部注水流量が低下するため再度炉心温度が上昇するが、炉心の約1/2以上の水位が確保されるため徐々に温度は低下している。図3-70に炉心部分の

質量割合を示す。水位の低下により炉心が露出するため、約 3 割強の燃料が溶融し、デブリ化するが、約 7 割の燃料は非溶融の状態に保持される。図 3-71 に炉心部分の温度分布を、図 3-72 に炉心部分の燃料分布をそれぞれ示す。炉心頂部の温度が上昇して一部が溶融するが、RPV 破損には至らない。表 3-17 に示すように、炉心露出時間、炉心損傷時間は事業者の解析結果とほぼ等しい。

(4) 水素発生量

図 3-73 に水素発生量と PCV 外部への漏えい量を示す。炉心の露出により Zr-水反応が開始され、大量に水素が発生している。S/C へ放出された後、格納容器ベントにより環境へ放出されている。約 600 kg の水素が発生しており、事業者の解析結果(約 700 kg)とほぼ同等である。

図 3-74 に RPV、D/W、原子炉建屋(1F~3F)の水素濃度を示す。D/W の水素濃度は約 6%まで上昇するが、1 号機及び 2 号機とは異なり PCV に漏えい口がないため原子炉建屋の水素濃度は有意な上昇はない。

(5) FP 挙動

図 3-75 に FP の環境への放出量を示す。燃料が溶融せずに炉心に残存するため、環境へ放出される希ガスは初期インベントリに対して約 6 割強に留まる。希ガスは殆どが最初の W/W ベント時に環境へ放出されている。CsI、Cs、及び Te の放出率は 1%未満であり、Ba は 0.1%に満たない。事業者の解析結果と比較すると、CsI の放出割合はほぼ同等であるが、希ガスの放出率はやや低い。

図 3-76 に CsI の、図 3-77 に Cs の分布率をそれぞれ示す。共に約 1/2 は S/P に溶解している。各元素群の環境への放出率を表 3-18 にまとめた。

表 3-17 事業者解析 1 での解析結果取り纏め(3号機)

項目	本解析結果		事業者が実施した 解析結果
炉心露出開始時間	3月13日7:40頃	地震発生後約41時間	地震発生後約40時間
炉心損傷開始時間	3月13日10:20頃	地震発生後約44時間	地震発生後約42時間
原子炉压力容器破 損時間	— (本解析では压力容器破損に至らない)		— (压力容器破損に至らない)

表 3-18 事業者解析 1 での環境への放出割合(3号機)

元素群	初期インベントリに対する環境への放出割合
希ガス	6.5×10^{-1}
CsI	8.2×10^{-3}
Cs	5.9×10^{-3}
Te	2.7×10^{-3}
Ba	6.1×10^{-4}
Ru	2.9×10^{-10}
Ce	2.5×10^{-11}
La	2.7×10^{-8}

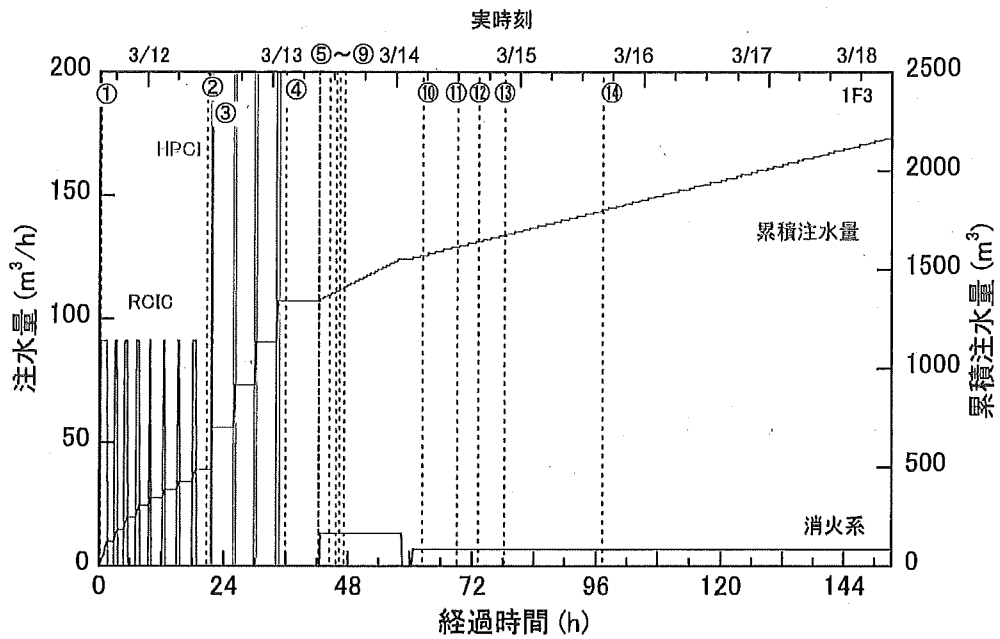


図 3-64 事業者解析 1 での注水量(3号機)

①RCIC 起動②RCIC 停止③HPCI 起動④HPCI 停止⑤S/R 弁開,PCV ベント開,淡水注入⑥PCV ベント閉⑦PCV ベント開⑧海水注水⑨PCV ベント閉⑩~⑭PCV ベント開⇄PCV ベント閉

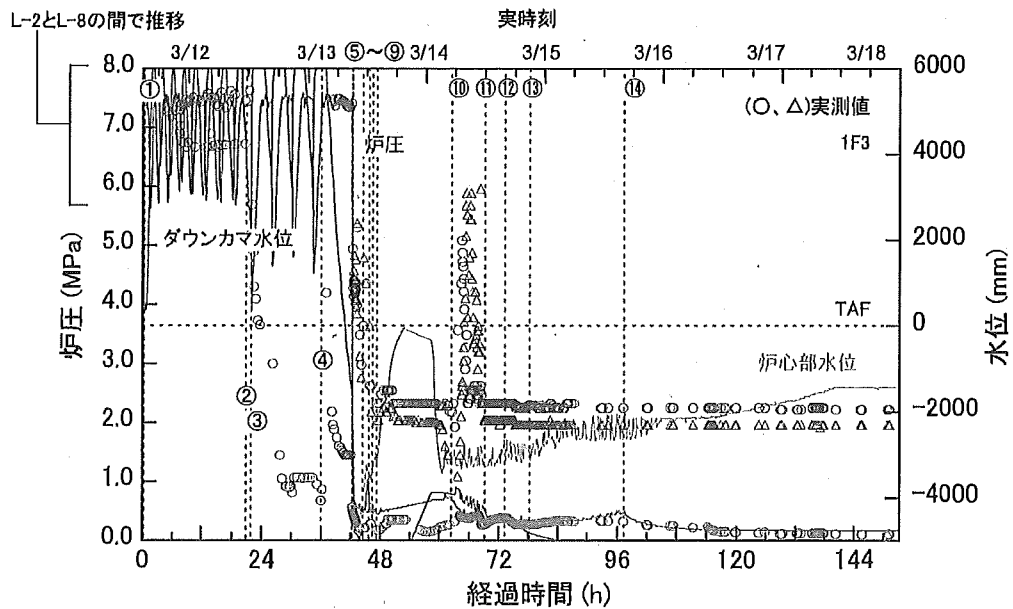


図 3-65 事業者解析 1 での RPV 圧力と水位(3号機)

①RCIC 起動②RCIC 停止③HPCI 起動④HPCI 停止⑤S/R 弁開,PCV ベント開,淡水注入⑥PCV ベント閉⑦PCV ベント開⑧海水注水⑨PCV ベント閉⑩~⑭PCV ベント開⇄PCV ベント閉

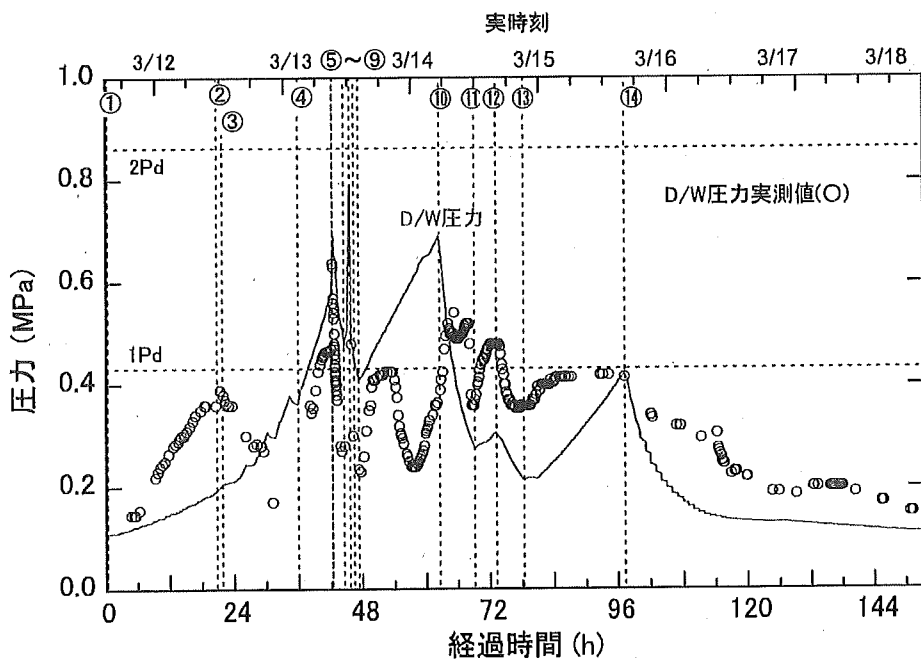


図 3-66 事業者解析 1 での D/W 圧力(3号機)

①RCIC 起動②RCIC 停止③HPCI 起動④HPCI 停止⑤S/R 弁開,PCV ベント開,淡水注入⑥PCV ベント閉⑦PCV ベント開⑧海水注水⑨PCV ベント閉⑩~⑭PCV ベント開⇄PCV ベント閉

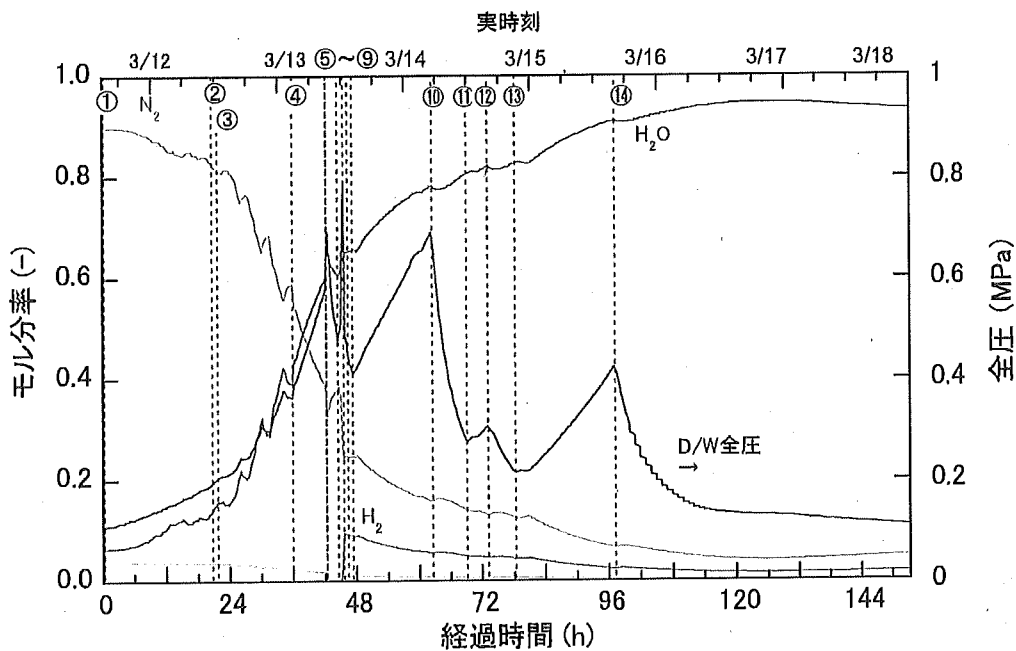


図 3-67 事業者解析 1 での D/W 分圧(3号機)

①RCIC 起動②RCIC 停止③HPCI 起動④HPCI 停止⑤S/R 弁開,PCV ベント開,淡水注入⑥PCV ベント閉⑦PCV ベント開⑧海水注水⑨PCV ベント閉⑩~⑭PCV ベント開⇄PCV ベント閉

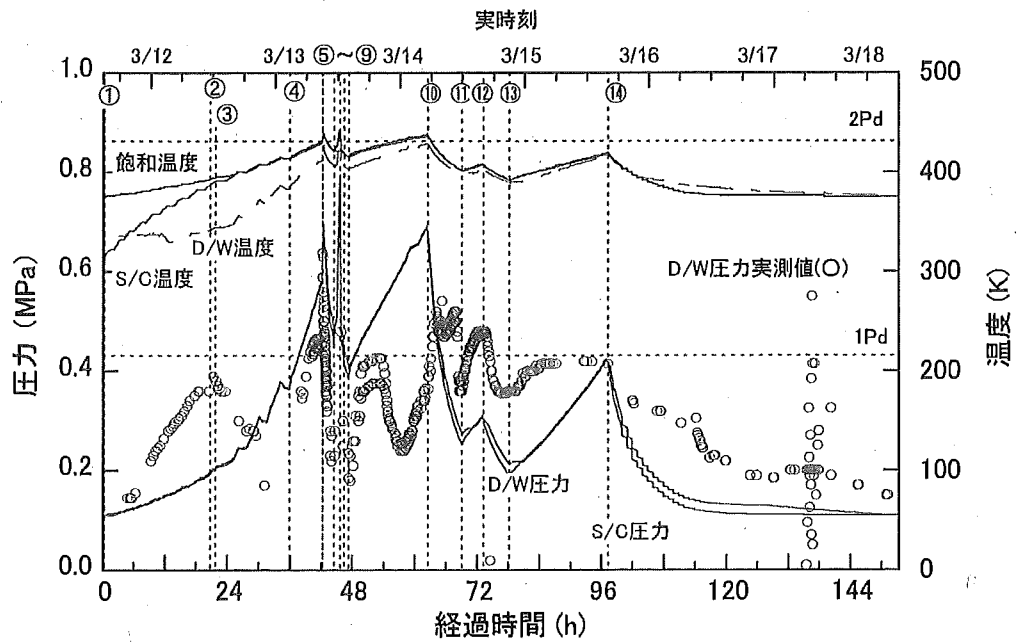


図 3-68 事業者解析 1 での PCV 圧力と温度(3号機)

①RCIC 起動②RCIC 停止③HPCI 起動④HPCI 停止⑤S/R 弁開,PCV ベント開,淡水注入⑥PCV ベント閉⑦PCV ベント開⑧海水注水⑨PCV ベント閉⑩~⑬PCV ベント開⇄PCV ベント閉

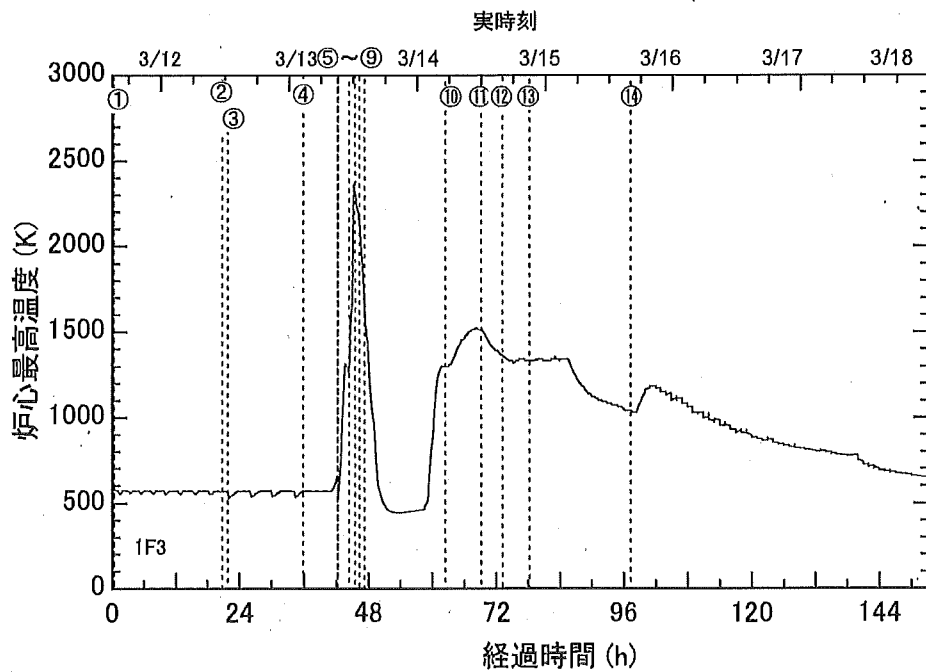


図 3-69 事業者解析 1 での炉心最高温度(3号機)

①RCIC 起動②RCIC 停止③HPCI 起動④HPCI 停止⑤S/R 弁開,PCV ベント開,淡水注入⑥PCV ベント閉⑦PCV ベント開⑧海水注水⑨PCV ベント閉⑩~⑬PCV ベント開⇄PCV ベント閉

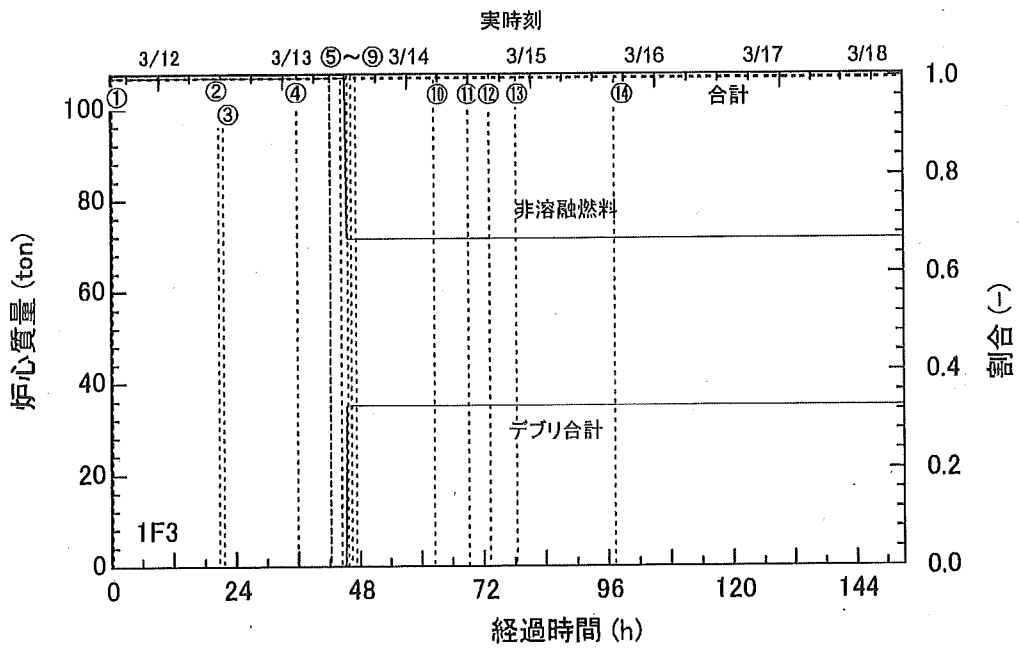


図 3-70 事業者解析 1 での炉心質量(3号機)

①RCIC 起動②RCIC 停止③HPCI 起動④HPCI 停止⑤S/R 弁開,PCV ベント開,淡水注入⑥PCV ベント閉⑦PCV ベント開⑧海水注水⑨PCV ベント閉⑩~⑭PCV ベント開⇄PCV ベント閉

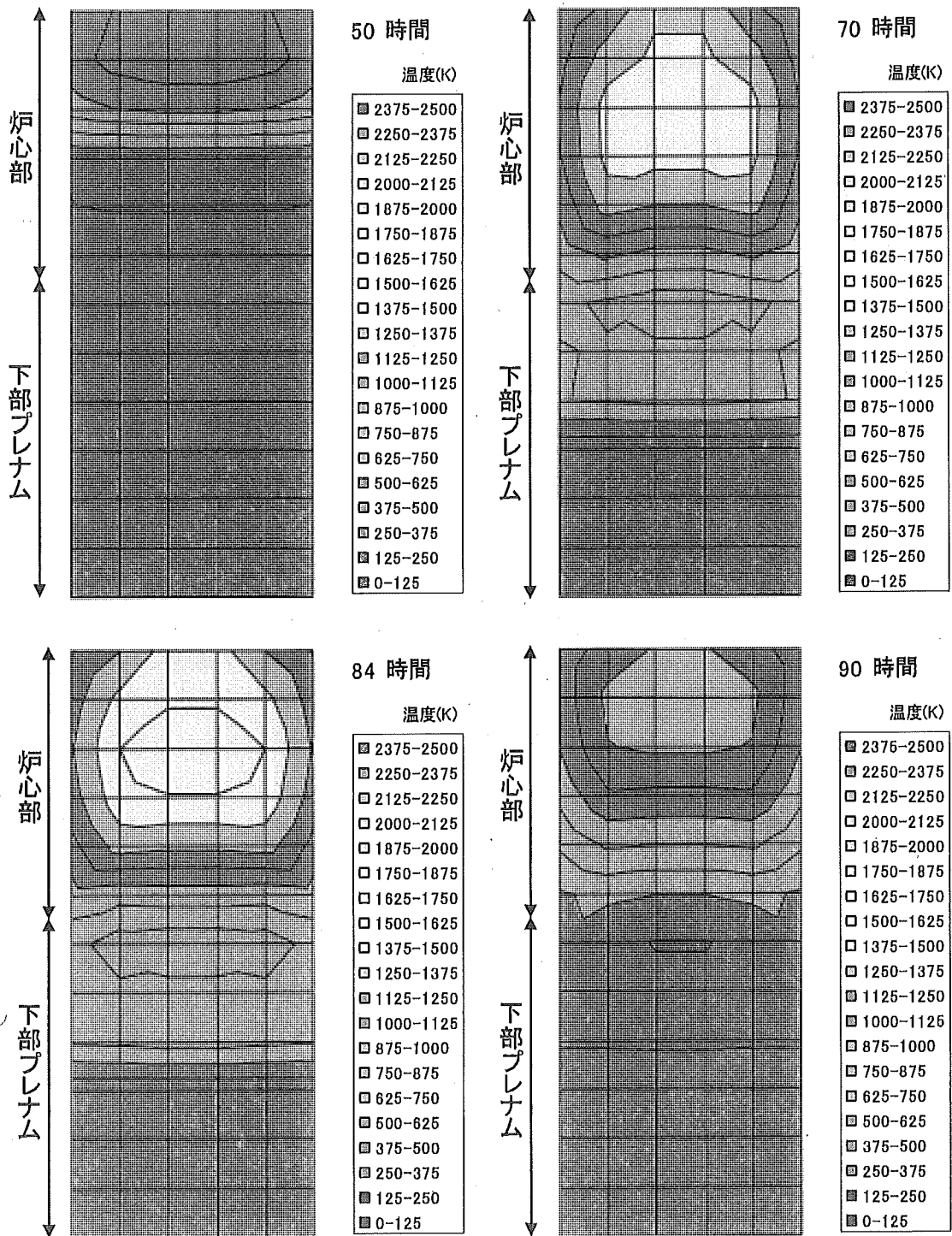


図 3-71 事業者解析 1 ケースでの炉心の温度分布(3 号機)

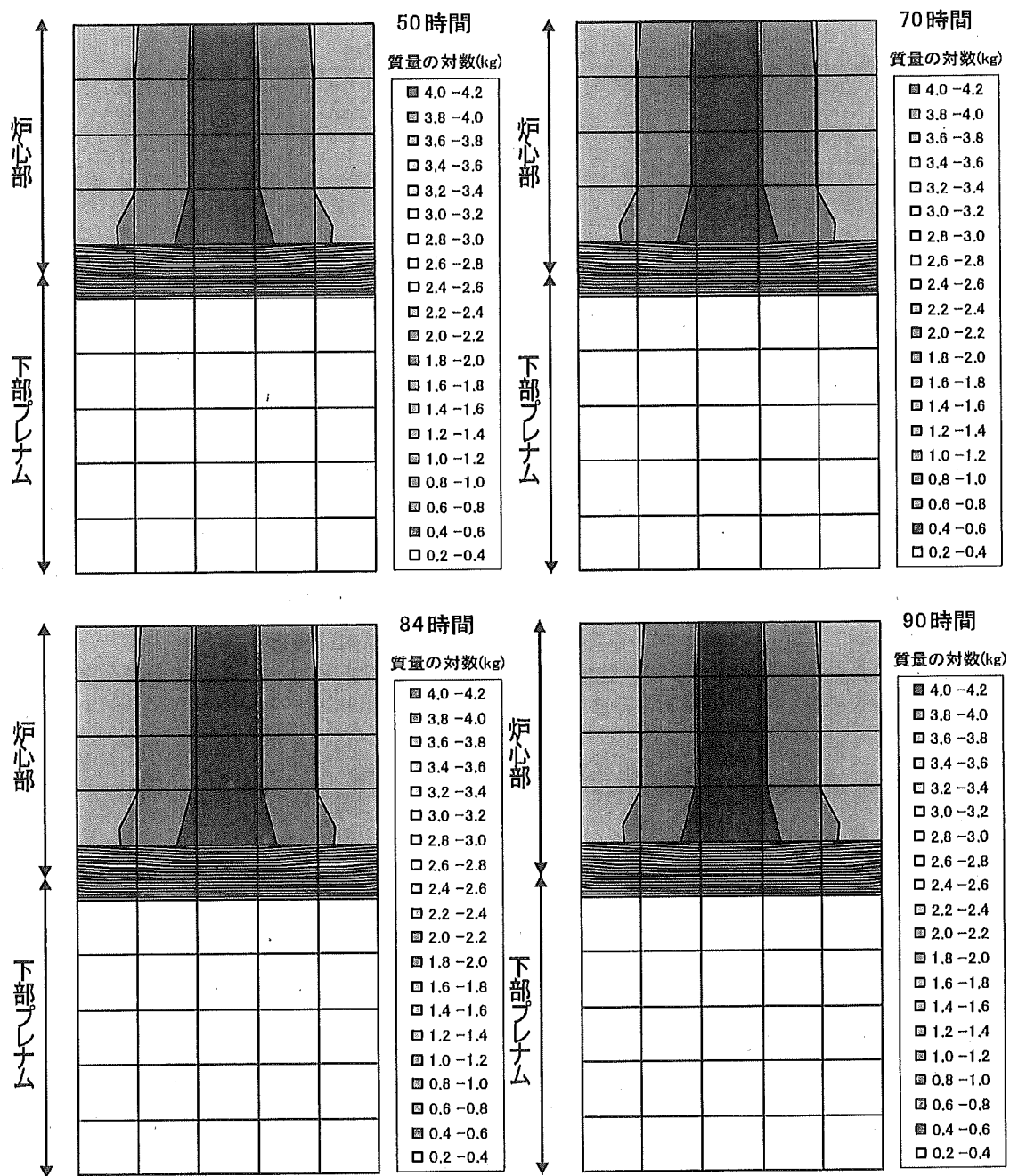


図 3-72 事業者解析 1 ケースでの炉心の燃料分布(3号機)

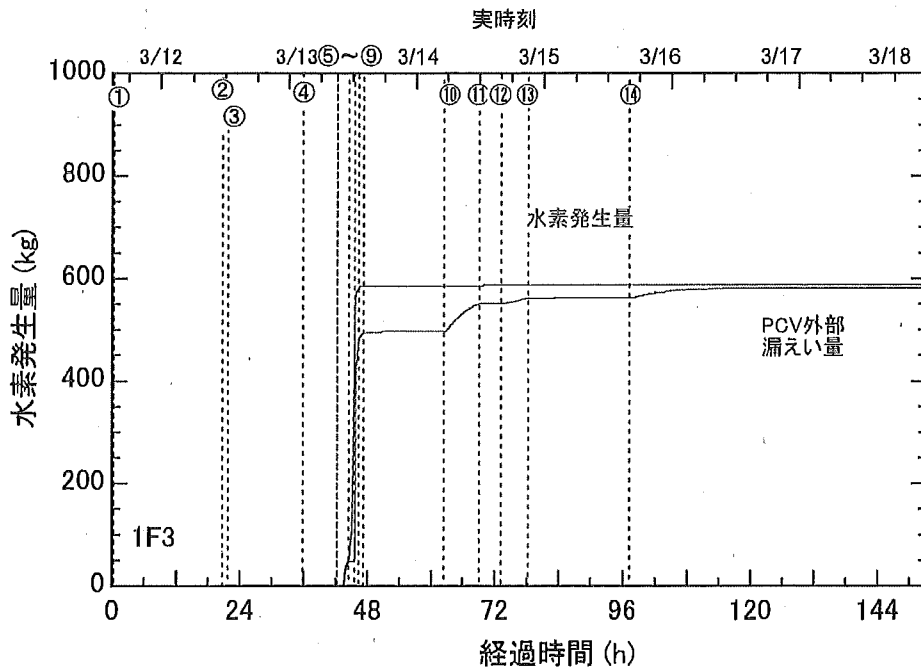


図 3-73 事業者解析 1 での水素発生量(3号機)

①RCIC 起動②RCIC 停止③HPCI 起動④HPCI 停止⑤S/R 弁開,PCV ベント開,淡水注入⑥PCV ベント閉⑦PCV ベント開⑧海水注水⑨PCV ベント閉⑩~⑭PCV ベント開⇄PCV ベント閉

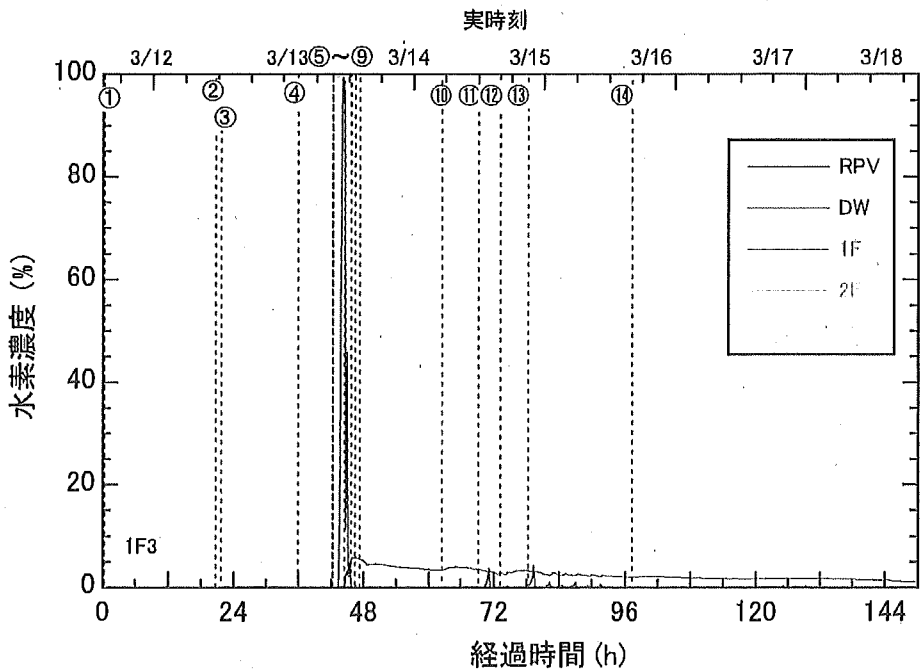


図 3-74 事業者解析 1 での水素濃度(3号機)

①RCIC 起動②RCIC 停止③HPCI 起動④HPCI 停止⑤S/R 弁開,PCV ベント開,淡水注入⑥PCV ベント閉⑦PCV ベント開⑧海水注水⑨PCV ベント閉⑩~⑭PCV ベント開⇄PCV ベント閉

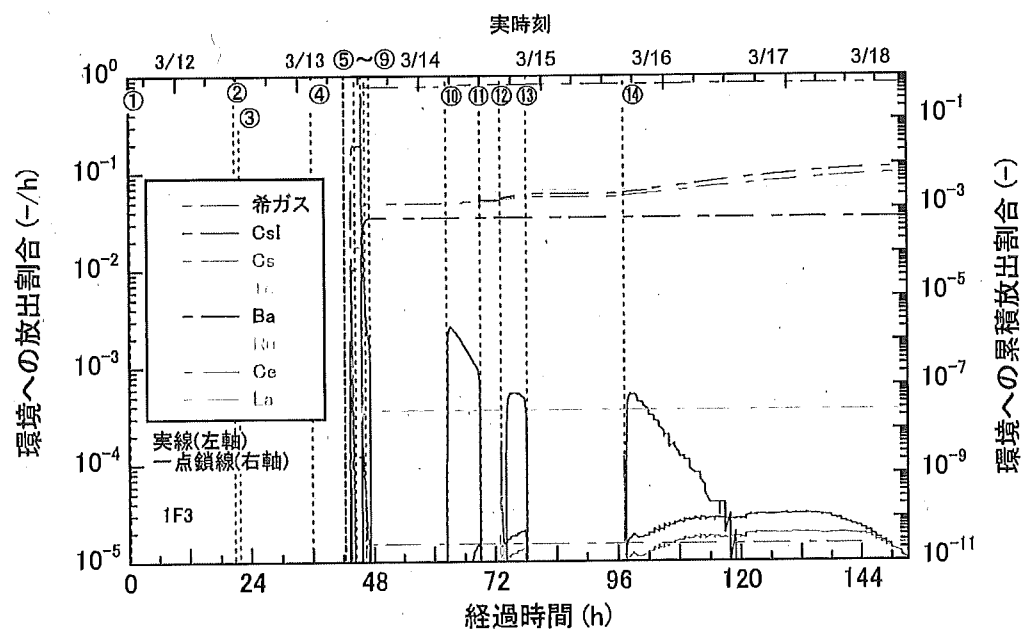
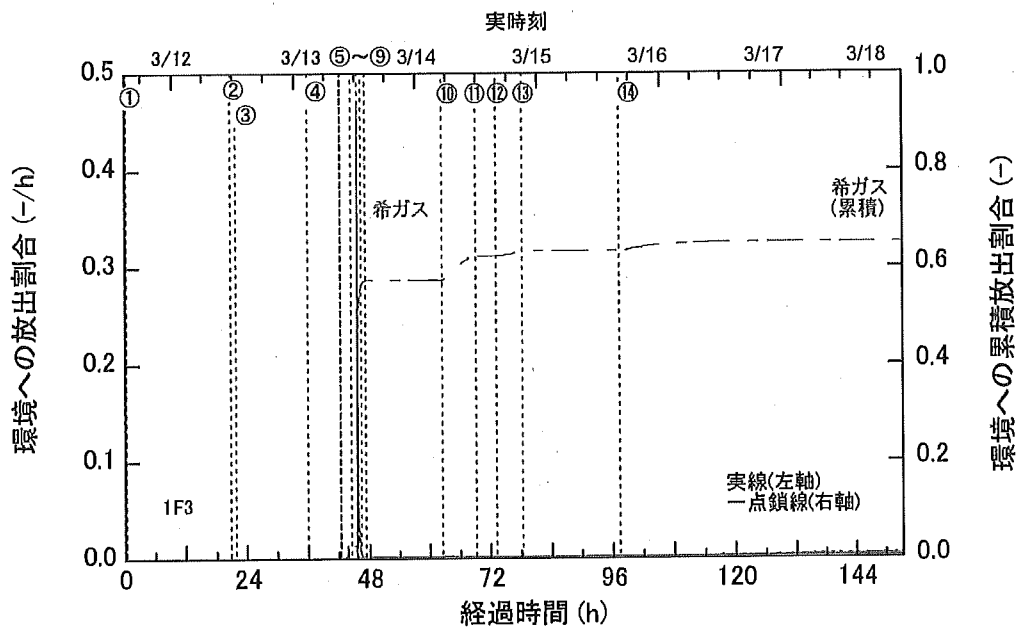


図 3-75 事業者解析 1 での FP の環境への放出率(3 号機)

①RCIC 起動②RCIC 停止③HPCI 起動④HPCI 停止⑤S/R 弁開,PCV ベント開,淡水注入⑥PCV ベント閉⑦PCV ベント開⑧海水注水⑨PCV ベント閉⑩~⑭PCV ベント開⑮PCV ベント閉

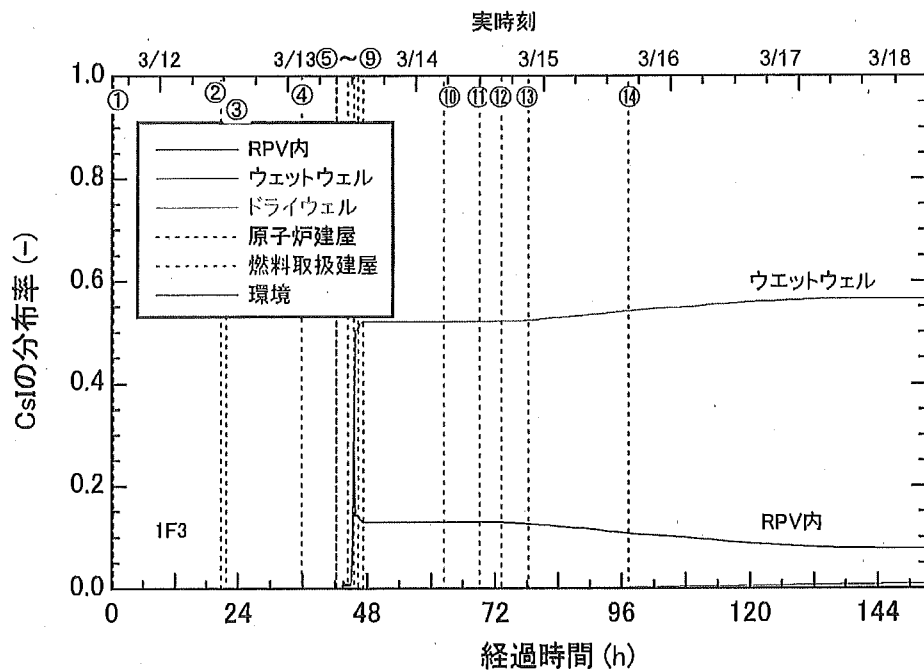


図 3-76 事業者解析 1 での CsI の分布(3号機)

①RCIC 起動②RCIC 停止③HPCI 起動④HPCI 停止⑤S/R 弁開,PCV ベント開,淡水注入⑥PCV ベント閉⑦PCV ベント開⑧海水注水⑨PCV ベント閉⑩~⑭PCV ベント開⇄PCV ベント閉

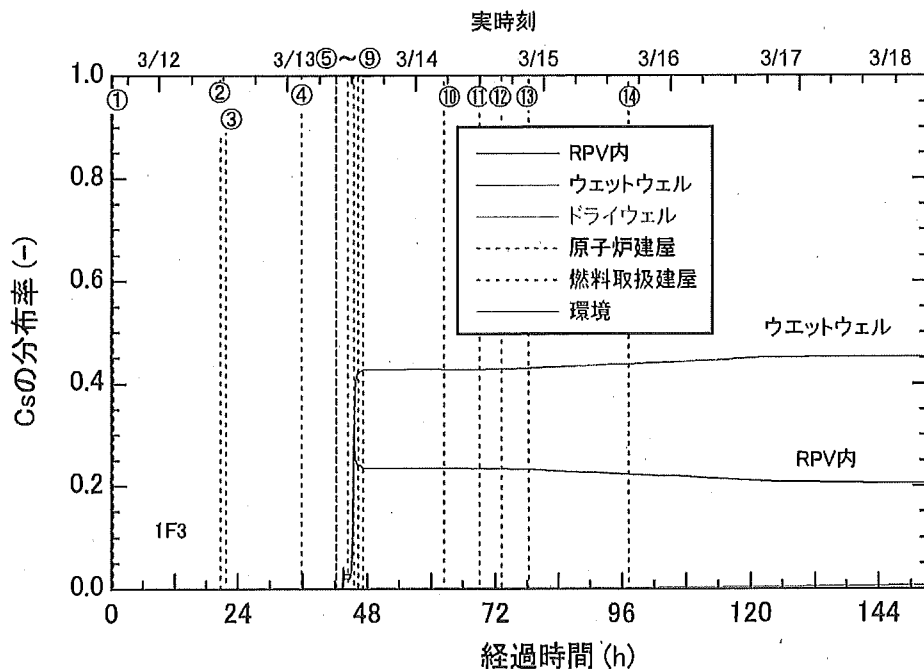


図 3-77 事業者解析 1 での Cs の分布(3号機)

①RCIC 起動②RCIC 停止③HPCI 起動④HPCI 停止⑤S/R 弁開,PCV ベント開,淡水注入⑥PCV ベント閉⑦PCV ベント開⑧海水注水⑨PCV ベント閉⑩~⑭PCV ベント開⇄PCV ベント閉

3.3.3 3号機の事業者解析2の結果

3号機の事業者解析2での注水流量を図3-78に示す。3号機では事故初期にRCICが作動し、RCIC停止後はHPCIの動作により注水が行われている。3.3.2節と同様に、RCIC及びHPCIの水源はCSTからS/Pへ切り替えられていないため、全量が外部(CST)から導入されている。総注水量は約1300m³となり、3.3.2節での注水量の約6割である。

(1) 原子炉水位及び原子炉圧力

原子炉水位及び原子炉圧力を図3-79に示す。事故初期はRCICが作動し、L2-L8の間で水位が維持される。RCICの停止後に水位がL-2に低下した時点でHPCIが起動し、HPCI停止時までRCIC作動時と同様にL2-L8間で水位は保たれる。HPCI停止後の水位の低下が実測値よりも遅いこと、及びHPCI起動中の圧力が低下しない挙動は、実測値とは整合していない。HPCI停止後に水位が低下し、約42時間で炉心が露出、約44時間で炉心が損傷する。

Zr-水反応により約45時間で水素が発生し(図3-87参照)、圧力ピークが現れている。この間、逃し安全弁を開放するため水位低下が早められている。水素発生後間もなく(⑦)、ベント弁が開かれるため、発生した水素はPCV外部へ排出され、圧力は低下する。外部注水量が少ないため、水位が回復せず約79時間でRPV破損に至る。

(2) ドライウェル圧力・温度

図3-80にD/W圧力を、図3-81にD/Wの分圧を示す。RCIC及びHPCIが作動するためS/Pに蒸気が凝縮され、緩やかにD/W圧力が増加する。事故初期(約30時間まで)におけるD/W圧力を測定値と比較すると、測定値の方が解析値よりも高い値を示している。この時点ではRPVに水位が形成されており、炉心は損傷していないと考えられるため、水素や希ガス等の非凝縮性ガスによる圧力上昇とは考えにくく、蒸気によるものと推察される。逃し安全弁の開操作(⑥)によって一旦D/W圧力は増加するが、直ちにベントラインが開くため、圧力は低下する。ベントラインが閉じられるため(⑧)、D/W圧力は再び上昇する。その後、ベントラインの開閉によってD/W圧力が増減を繰り返すが、約63時間以降は実測値と比較するとやや低い圧力で推移している。

図3-82に格納容器の圧力及び温度を示す。3号機ではS/Pへ水源切り替えが行われないため、2号機に比べてS/Pが飽和温度に達する時間がやや遅い(約31時間)。RPVが破損するため溶融デブリがペDESTALへ移行しているが、外部注水量が少ないためにペDESTAL部がドライアウトし、約78時間以降はD/W温度が上昇している。

(3) 炉内の溶融進展

図3-83に炉心最高温度の推移を示す。HPCIの停止により水位低下するため、炉心温度が上昇し、約44時間で炉心損傷が始まる。外部注水が少ないため、炉心は冷却されず、高温で推移している。図3-84に炉心部分の質量割合を示す。水位の低下により炉心が露出す

るため、約 5 割の燃料が熔融し、デブリ化するが、約 5 割の燃料は非熔融の状態では保持される。

図 3-85 に炉心部分の温度分布を、図 3-86 に炉心部分の燃料分布をそれぞれ示す。炉心上部の温度が上昇し、中心の頂部から熔融が始まっている。炉心の中心部分はほぼ全量が熔融落下し、下部ペDESTALへ移行しているが、外周部分の燃料は残存している。

(4) 水素発生量

図 3-87 に水素発生量と PCV 外部への漏えい量を示す。炉心の露出により Zr-水反応が開始され、大量に水素が発生している。S/C へ放出された後、格納容器ベントにより環境へ放出されている。

図 3-88 に RPV、D/W、原子炉建屋(1F~3F)の水素濃度を示す。D/W の水素濃度は約 6%まで上昇するが、原子炉建屋の水素濃度は有意な上昇はない。

(5) FP 挙動

図 3-89 に FP の環境への放出量を示す。炉心温度が長時間高い値で推移するため、希ガスはほぼ全量が環境へ放出されている。希ガスは殆どが最初の W/W ベント時に環境へ放出されている。CsI、Cs、及び Te の放出率は 1%未満であり、Ba は 0.1%に満たない。

図 3-90 に CsI の、図 3-91 に Cs の分布率をそれぞれ示す。CsI はほぼ全量が W/W へ移行しており、S/P に溶解している。また、Cs も約 8 割が S/P に溶解しており、スクラビング効果により環境への放出が抑制されている。各元素群の環境への放出率を表 3-20 にまとめた。

表 3-19 事業者解析 2 での解析結果取り纏め(3 号機)

項目	本解析結果		事業者が実施した 解析結果
炉心露出開始時間	3 月 13 日 7 : 40 頃	地震発生後約 41 時間	地震発生後約 40 時間
炉心損傷開始時間	3 月 13 日 10 : 20 頃	地震発生後約 44 時間	地震発生後約 42 時間
原子炉圧力容器破 損時間	3 月 14 日 22 : 10 頃	地震発生後約 79 時間	地震発生後約 66 時間

表 3-20 事業者解析 2 での環境への放出割合(3 号機)

元素群	初期インベントリに対する環境への放出割合
希ガス	9.9×10^{-1}
CsI	3.0×10^{-3}
Cs	2.7×10^{-3}
Te	2.4×10^{-3}
Ba	4.3×10^{-4}
Ru	8.6×10^{-10}
Ce	5.0×10^{-8}
La	1.3×10^{-7}

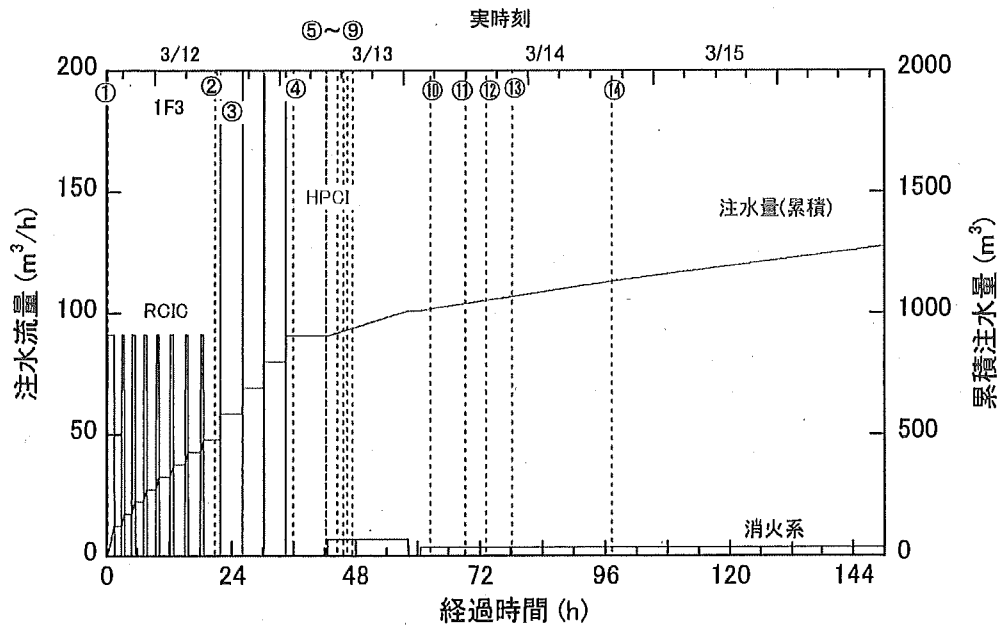


図 3-78 事業者解析 2 での注水量(3号機)

①RCIC 起動②RCIC 停止③HPCI 起動④HPCI 停止⑤S/R 弁開,PCV ベント開,淡水注入⑥PCV ベント閉⑦PCV ベント開⑧海水注水⑨PCV ベント閉⑩~⑭PCV ベント開⇔PCV ベント閉

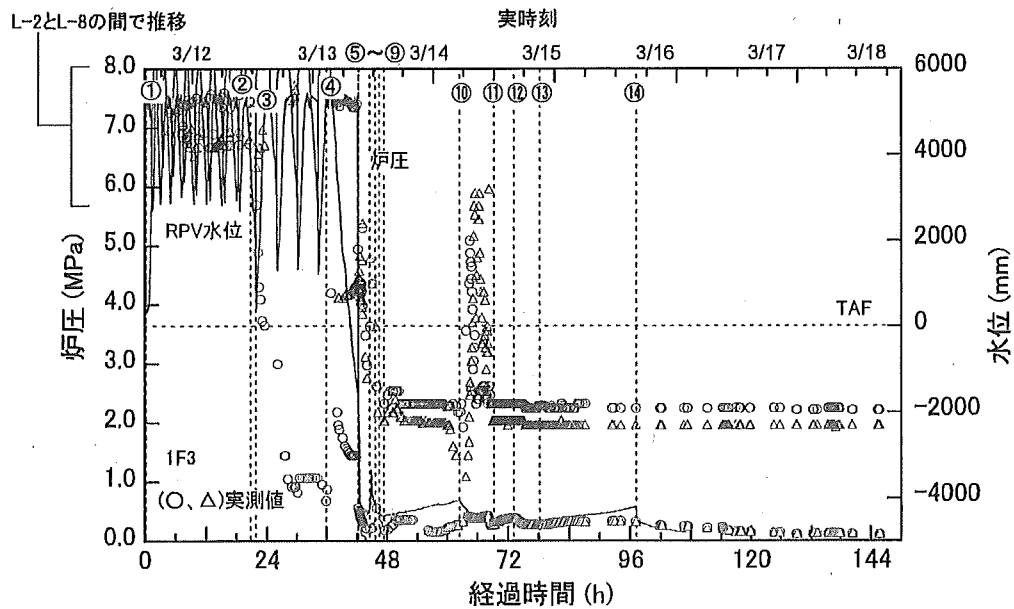


図 3-79 事業者解析 2 での RPV 圧力と D/W 圧力(3号機)

①RCIC 起動②RCIC 停止③HPCI 起動④HPCI 停止⑤S/R 弁開,PCV ベント開,淡水注入⑥PCV ベント閉⑦PCV ベント開⑧海水注水⑨PCV ベント閉⑩~⑭PCV ベント開⇔PCV ベント閉

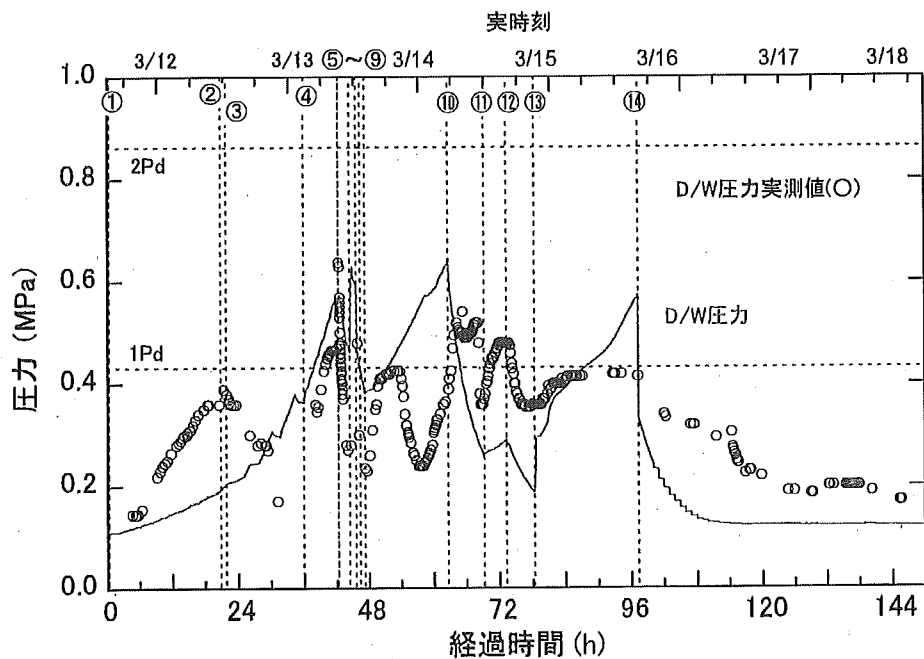


図 3-80 事業者解析 2 での D/W 圧力(3号機)

①RCIC 起動②RCIC 停止③HPCI 起動④HPCI 停止⑤S/R 弁開,PCV ベント開,淡水注入⑥PCV ベント閉⑦PCV ベント開⑧海水注水⑨PCV ベント閉⑩~⑭PCV ベント開⇄PCV ベント閉

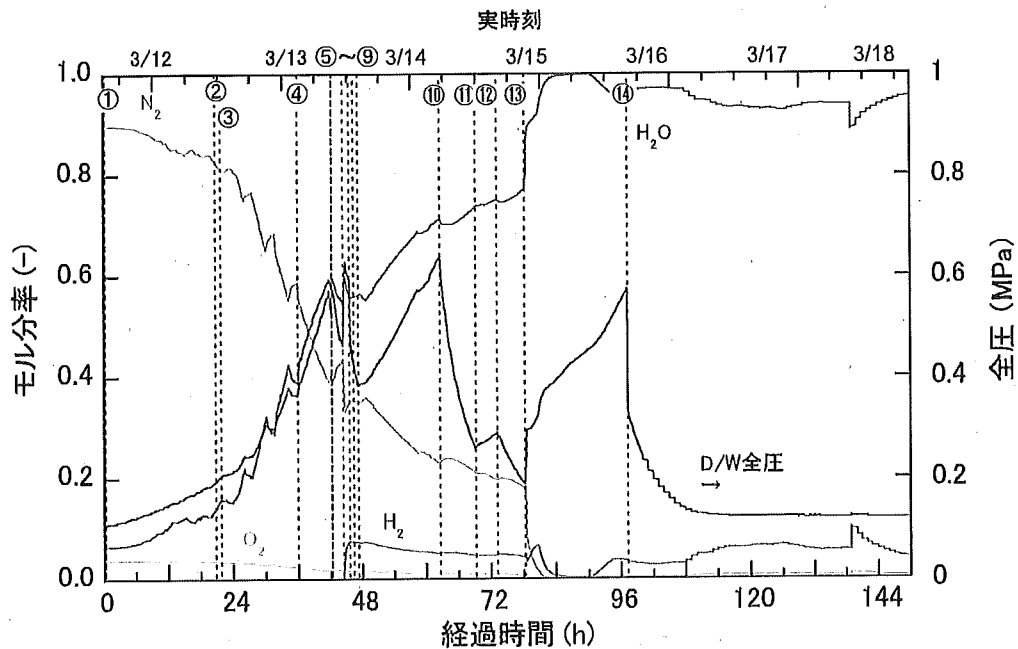


図 3-81 事業者解析 2 での D/W 分圧(3号機)

①RCIC 起動②RCIC 停止③HPCI 起動④HPCI 停止⑤S/R 弁開,PCV ベント開,淡水注入⑥PCV ベント閉⑦PCV ベント開⑧海水注水⑨PCV ベント閉⑩~⑭PCV ベント開⇄PCV ベント閉

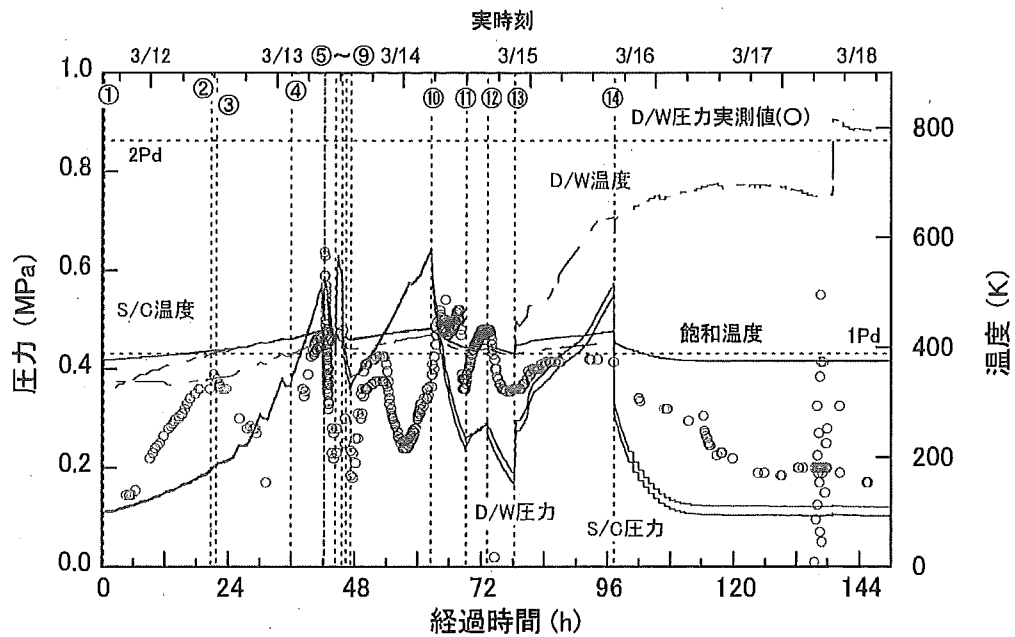


図 3-82 事業者解析 2 での PCV 圧力と温度(3号機)

①RCIC 起動②RCIC 停止③HPCI 起動④HPCI 停止⑤S/R 弁開,PCV ベント開,淡水注入⑥PCV ベント閉⑦PCV ベント開⑧海水注水⑨PCV ベント閉⑩~⑭PCV ベント開⇄PCV ベント閉

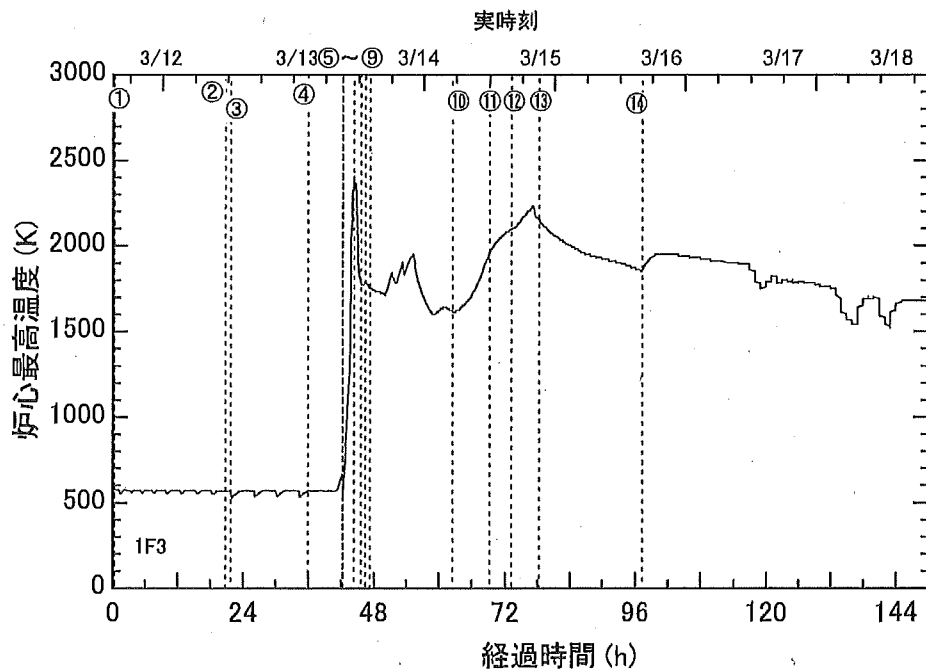


図 3-83 事業者解析 2 での炉心最高温度(3号機)

①RCIC 起動②RCIC 停止③HPCI 起動④HPCI 停止⑤S/R 弁開,PCV ベント開,淡水注入⑥PCV ベント閉⑦PCV ベント開⑧海水注水⑨PCV ベント閉⑩~⑭PCV ベント開⇄PCV ベント閉

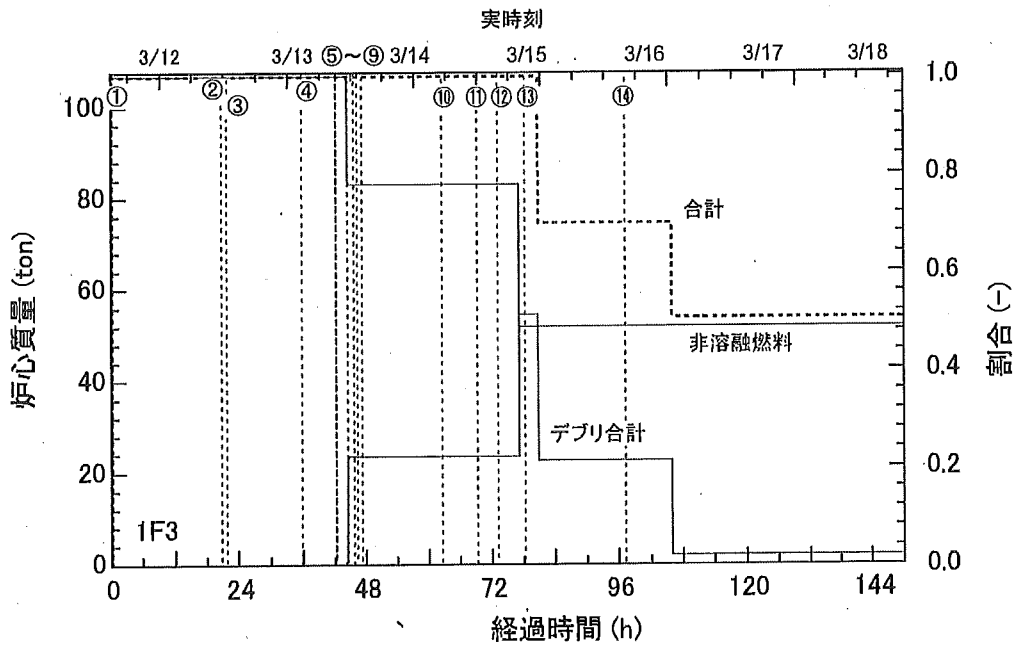


図 3-84 事業者解析 2 での炉心質量(3号機)

①RCIC 起動②RCIC 停止③HPCI 起動④HPCI 停止⑤S/R 弁開,PCV ベント開,淡水注入⑥PCV ベント閉⑦PCV ベント開⑧海水注水⑨PCV ベント閉⑩~⑭PCV ベント開⇄PCV ベント閉

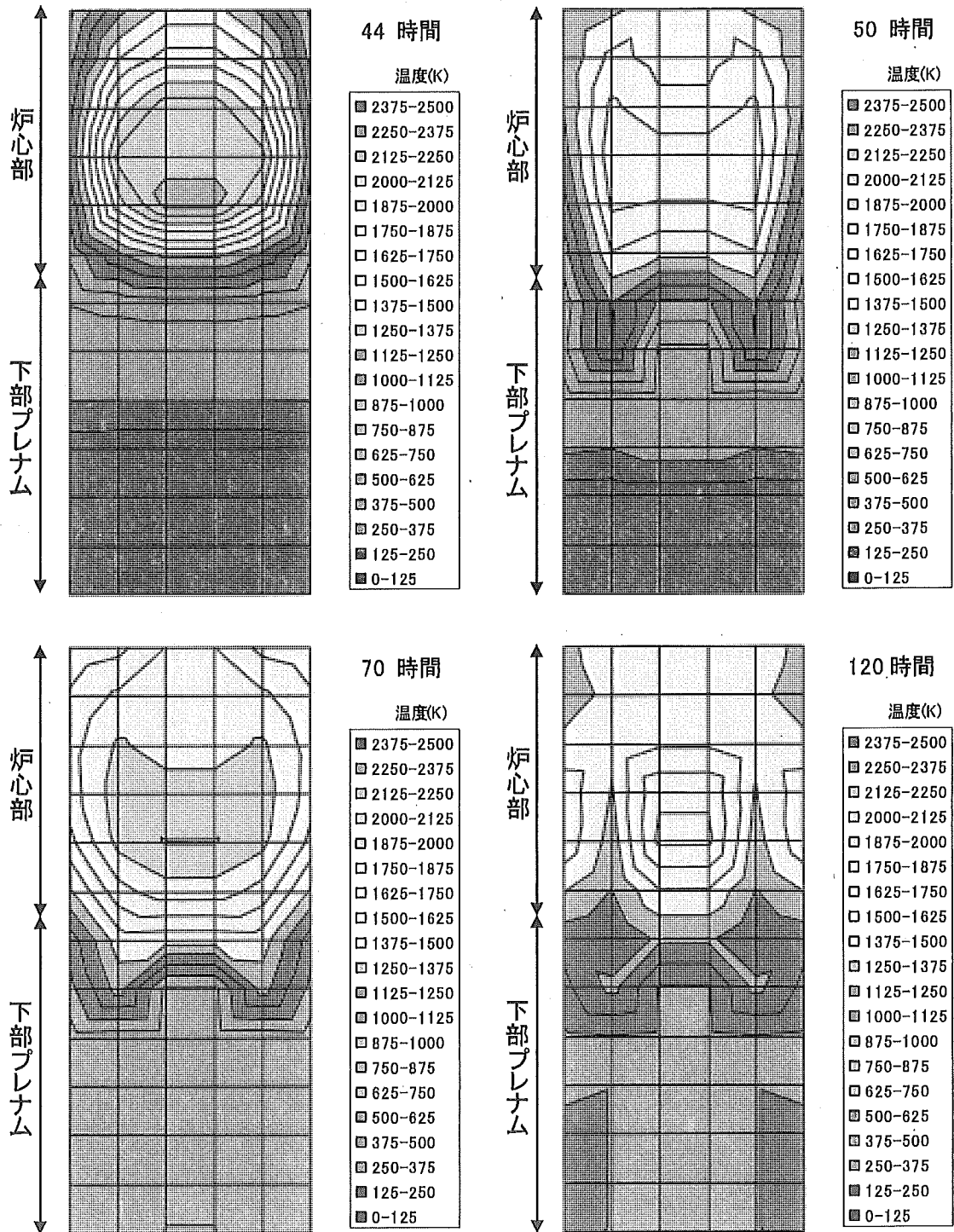


図 3-85 事業者解析 2 での炉心の温度分布(3 号機)

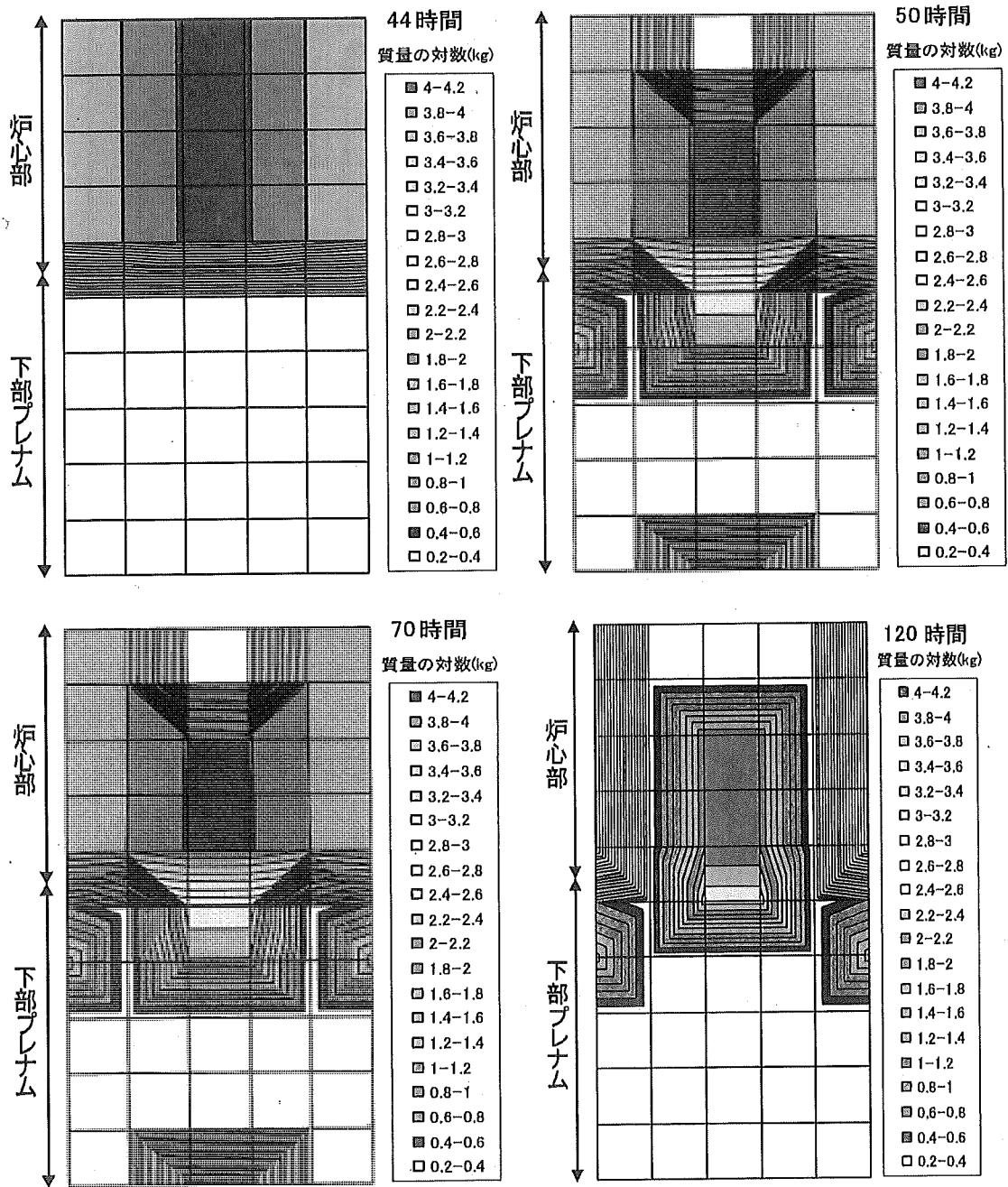


図 3-86 事業者解析 2 での炉心の燃料分布(3 号機)

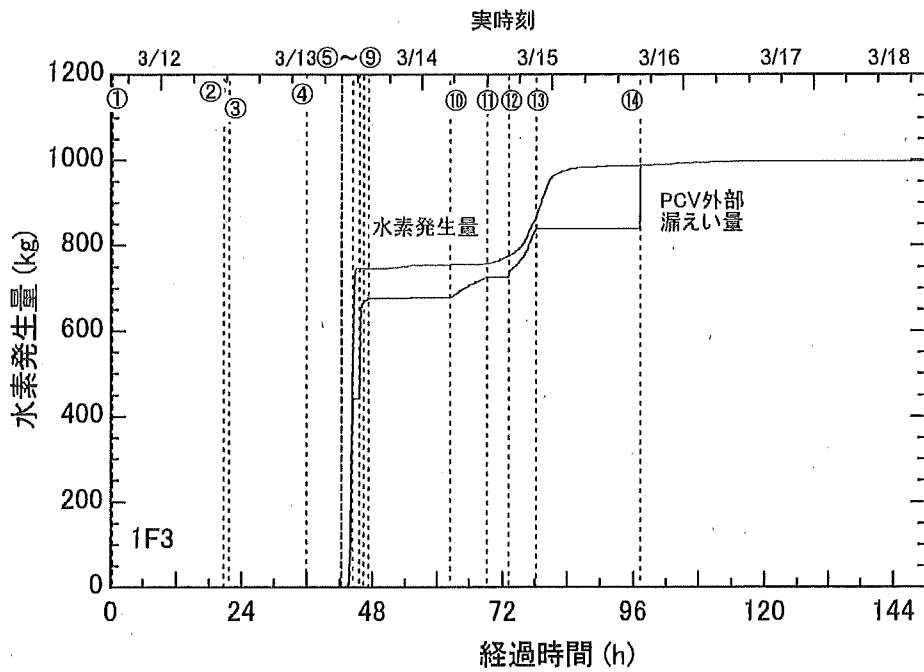


図 3-87 事業者解析 2 での水素発生量(3号機)

①RCIC 起動②RCIC 停止③HPCI 起動④HPCI 停止⑤S/R 弁開,PCV ベント開,淡水注入⑥PCV ベント閉⑦PCV ベント開⑧海水注水⑨PCV ベント閉⑩~⑭PCV ベント開⇄PCV ベント閉

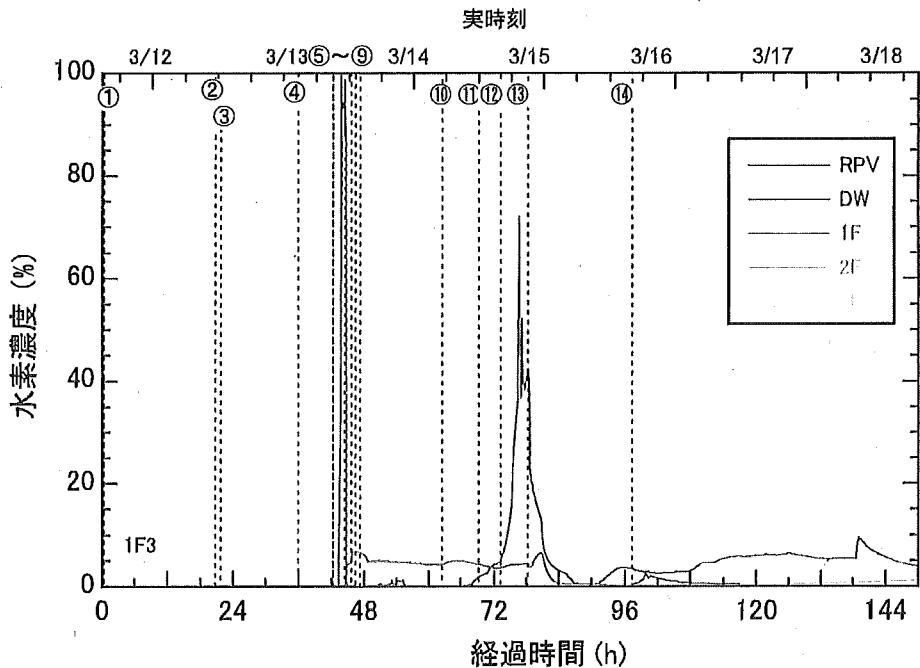


図 3-88 事業者解析 2 での水素濃度(3号機)

①RCIC 起動②RCIC 停止③HPCI 起動④HPCI 停止⑤S/R 弁開,PCV ベント開,淡水注入⑥PCV ベント閉⑦PCV ベント開⑧海水注水⑨PCV ベント閉⑩~⑭PCV ベント開⇄PCV ベント閉

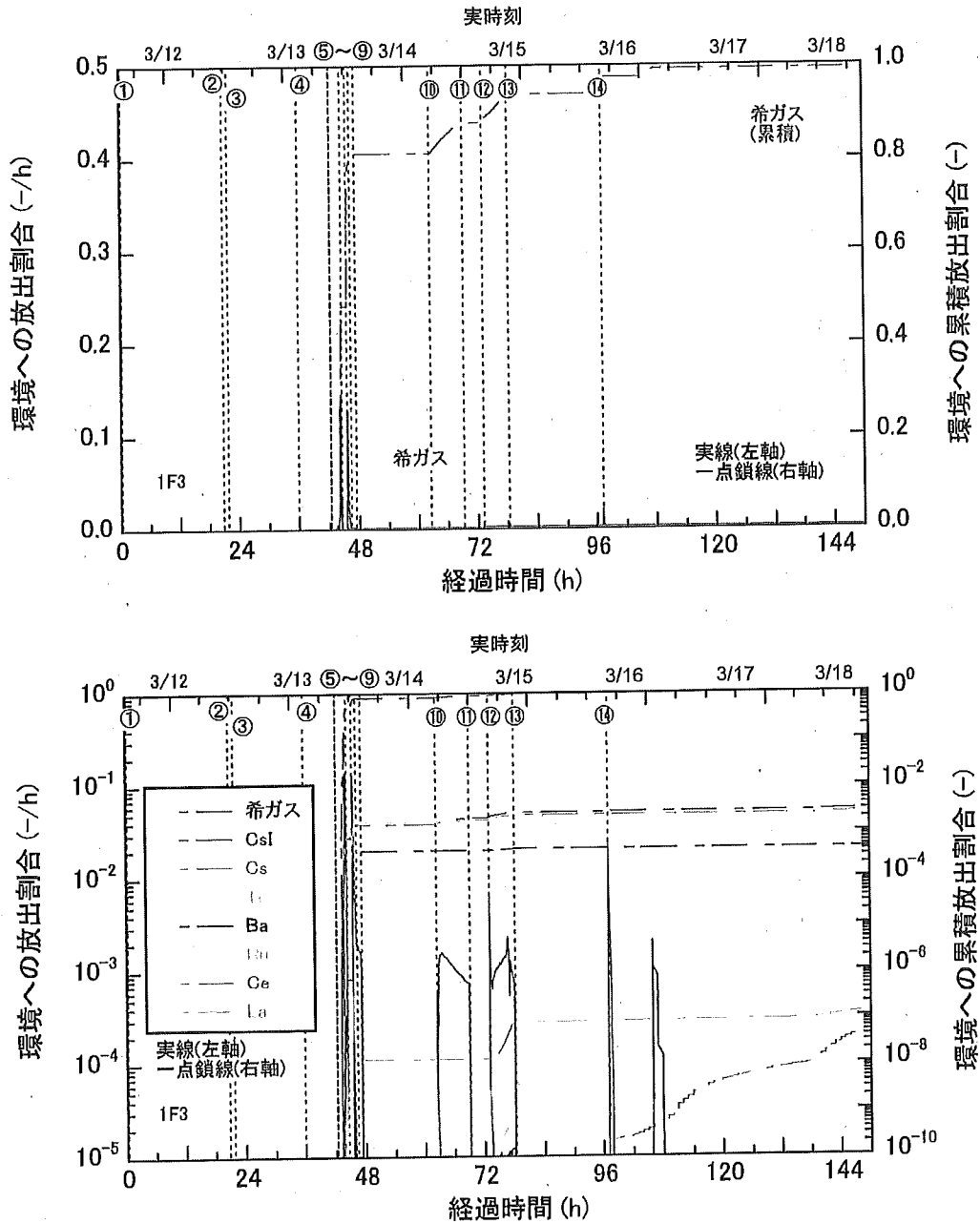


図 3-89 事業者解析 2 での FP の環境への放出率(3 号機)

①RCIC 起動②RCIC 停止③HPCI 起動④HPCI 停止⑤S/R 弁開,PCV ベント開,淡水注入⑥PCV ベント閉⑦PCV ベント開⑧海水注水⑨PCV ベント閉⑩~⑭PCV ベント開⑮PCV ベント閉

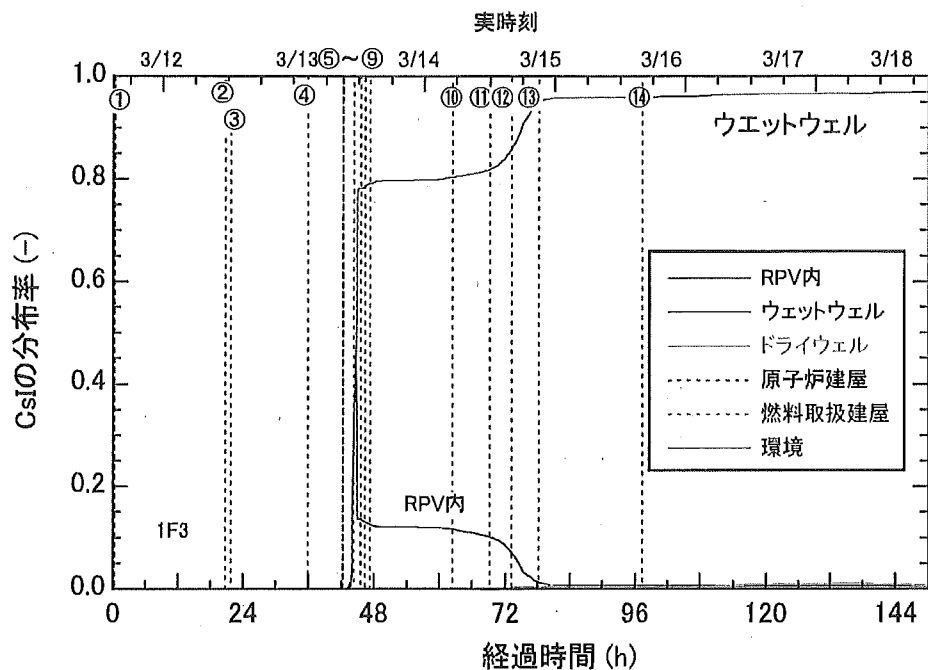


図 3-90 事業者解析 2 での CsI の分布率(3 号機)

①RCIC 起動②RCIC 停止③HPCI 起動④HPCI 停止⑤S/R 弁開,PCV ベント開,淡水注入⑥PCV ベント閉⑦PCV ベント開⑧海水注水⑨PCV ベント閉⑩~⑭PCV ベント開⇄PCV ベント閉

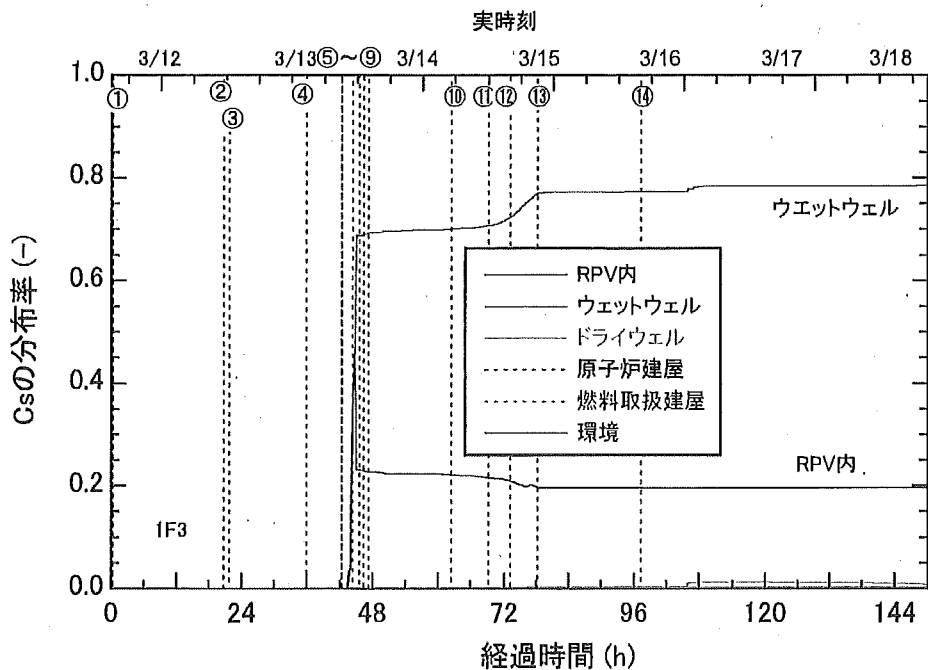


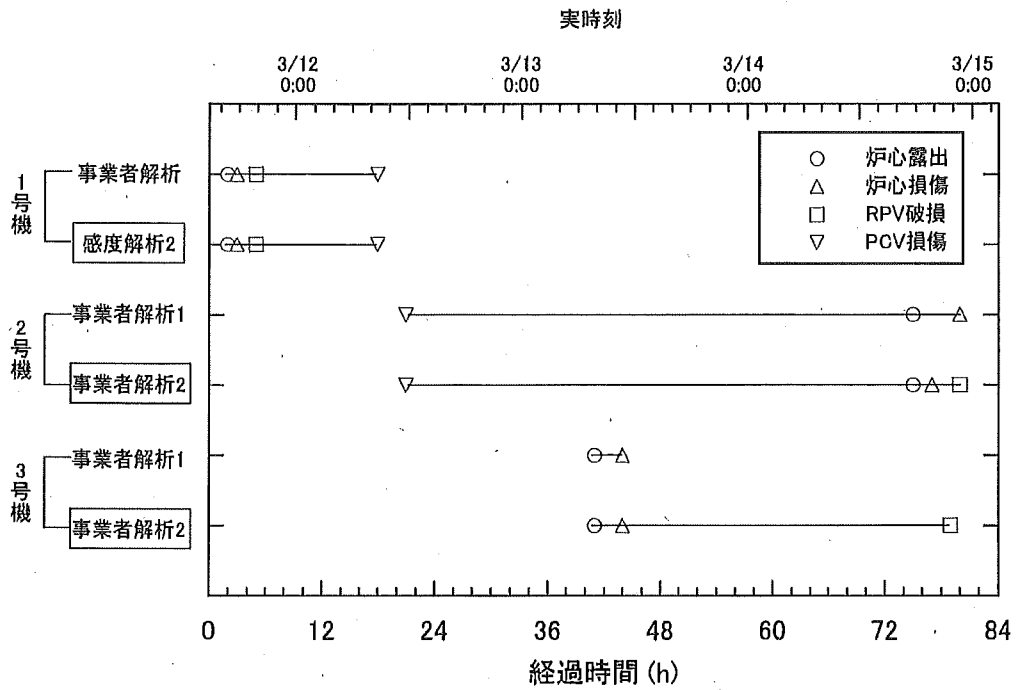
図 3-91 事業者解析 2 での Cs の分布率(3 号機)

①RCIC 起動②RCIC 停止③HPCI 起動④HPCI 停止⑤S/R 弁開,PCV ベント開,淡水注入⑥PCV ベント閉⑦PCV ベント開⑧海水注水⑨PCV ベント閉⑩~⑭PCV ベント開⇄PCV ベント閉

4. 解析結果のまとめ

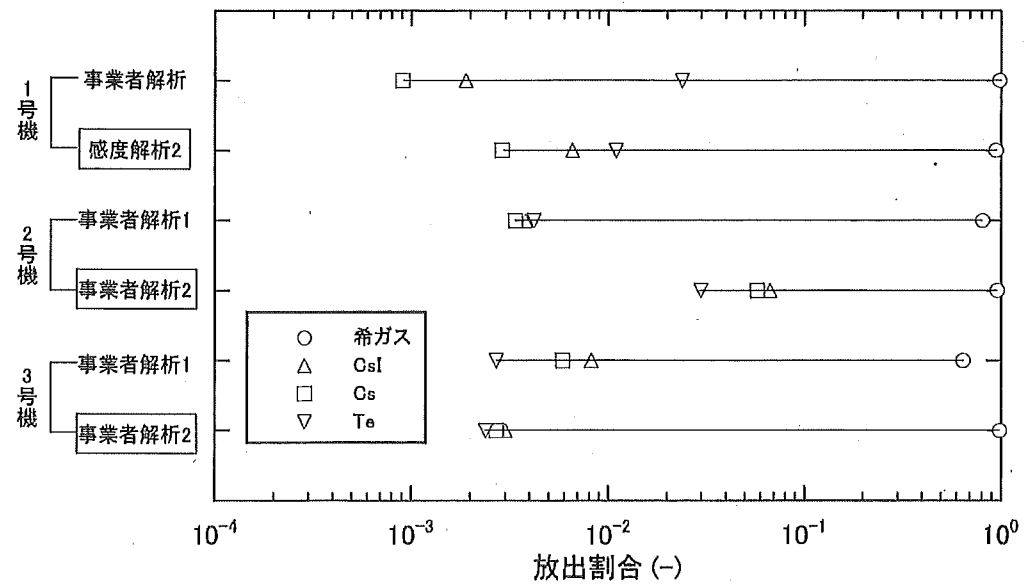
福島第一原子力発電所の1号機から3号機のMELCORによる解析結果を事象進展のタイミング及び環境への放射性物質放出量について比較した。図4-1に福島第一原子力発電所の1号機から3号機の事故進展タイミングを示す。1号機の事象進展が最も早く約5時間でRPV破損に至る。続いて、3号機の炉心が損傷するが、外部注水の効果によりRPV破損は2号機とほぼ同時期である(事業者解析2)。2号機は長時間のRCIC動作により、炉心損傷が最も遅いが、減圧後の注水量が少ない場合(事業者解析2)はRPVが破損する。

図4-2に放射性物質放出量を示す。希ガスは、外部注水量が多い2号機の事業者解析1及び3号機の事業者解析1の場合を除き、ほぼ全量が環境へ放出されている。2号機の事業者解析2の場合は、格納容器が先行損傷しているため環境への放出割合が最も大きい。3号機は格納容器が健全で、放射性物質はW/Wベントを通じて環境へ放出されるため、プールスクラビング効果により放出割合が低くなっている。



□ はプラントのパラメータと比較的良好一致するケース

図 4-1 事故進展タイミング



□ はプラントのパラメータと比較的良好一致するケース

図 4-2 放射性物質の放出割合

5. 結論

事業者が提出した「福島第一原子力発電所1～3号機の炉心の状態について」の報告書に基づき、福島第一原子力発電所1～3号機の炉心の状態に関する事業者の検討した内容を確認するとともに、独自の解析に基づき、事故の状態を評価した。

その結果、事業者から報告された福島第一原子力発電所1～3号機の炉心の状態についての解析結果及び評価結果は、事業者解析1については実測値との乖離が大きいが、感度解析を行うことでそれを補い評価しており、限られた情報に基づく解析であること、また、解析条件及び解析モデルの不確定性等を考慮すると、おおむね妥当と判断される。2号機及び3号機の炉心の状態は外部注水量によって全く異なるため、今後精査が必要である。

また、JNESにおいて実施した、3月11日から3月15日までの間のプラント状態の解析結果からは以下が推定される。

- (1) 1号機においては、ICは作動したとしても10分程度の事故後短期間であったと推定され、比較的早期に炉心損傷が開始し、原子炉压力容器は破損に至り、その過程で原子炉格納容器は過温、過圧により漏洩が開始したものと推定される。
- (2) 2号機においては、RCICが比較的長い間作動し炉心の冷却が行われたが、RCIC停止後の原子炉压力容器の減圧が十分でなく、炉内への海水注水が十分に行われなかったことから、炉心損傷及び原子炉压力容器破損に至ったものと推定される。

なお、原子炉格納容器は事故後比較的早い段階で漏洩が始まったと推定される。また、原子炉格納容器は圧力抑制室(S/C)における水素爆発と思われる衝撃によりS/Cへの接続配管等が破損し、圧力抑制室(S/C)では相当規模の漏洩があったものと推定される。

- (3) 3号機においては、RCICが比較的長い間作動し、その後もHPCIが作動して、炉心の冷却が行われたが、海水注水が十分でなく炉心損傷に至ったものの、最終的には熔融燃料の多くは原子炉压力容器内に保持されたものと推定される。

Blank page

略 語 一 覧

ADS	Automatic Depressurization System	自動減圧系
AM	Accident Management	アクシデントマネジメント
ATWS	Anticipated Transient Without Scram	過渡時の原子炉スクラム失敗
BWR	Boiling Water Reactor	沸騰水型原子炉
CCI	Core Concrete Interaction	コア・コンクリート相互作用
CST	Condensate Storage Tank	復水貯蔵タンク
DCH	Direct Containment Heating	格納容器雰囲気直接加熱
DF	Decontamination Factor	除染係数
DG	Diesel Generator	ディーゼル発電機
DW	Drywell	ドライウェル
ECCS	Emergency Core Cooling System	非常用炉心冷却系
HPCI	High Pressure Coolant Injection System	高圧注水系
HPCS	High Pressure Core Spray System	高圧炉心スプレイ系
ISLOCA	Interfacing-Systems LOCA	インターフェイスシステム LOCA
LOCA	Loss of Coolant Accident	冷却材喪失事故
LPCI	Low Pressure Coolant Injection System	低圧注水系
LPCS	Low Pressure Core Spray System	低圧炉心スプレイ系
MUWC	Make-Up Water System	復水補給水系
NRC	Nuclear Regulatory Commission	原子力規制委員会 (米国)
PCV	Primary Containment Vessel	原子炉格納容器

PDS	Plant Damage State	プラント損傷状態
PSA	Probabilistic Safety Assessment	確率論的安全評価
PWR	Pressurized Water Reactor	加圧水型原子炉
RCCV	Reinforced Concrete Containment Vessel	鉄筋コンクリート製原子炉格納容器
RCIC	Reactor Core Isolation Cooling System	原子炉隔離時冷却系
RHR	Residual Heat Removal System	残留熱除去系
RPV	Reactor Pressure Vessel	原子炉圧力容器
SDCS	Shutdown Cooling System	原子炉停止時冷却系
SGTS	Stanby Gas Treatment System	非常用ガス処理系
S/P	Suppression Pool	サブプレッションプール
TAF	Top of Active Fuel	有効燃料棒上端

参考文献

- 1 東京電力株式会社、「東北地方太平洋沖地震発生当時の福島第一原子力発電所運転記録及び事故記録の分析と影響評価について」、平成23年5月23日
- 2 原子力災害対策本部、「原子力安全に関する IAEA 閣僚会議に対する日本国政府の報告書—東京電力福島原子力発電所の事故について—」、平成23年6月
- 3 R. O. Gauntt, et al., "MELCOR Computer Code Manuals Vol.1:Primer and User's Guide Version 1.8.5", NUREG/CR-6119, Vol.1, Rev.2 / SAND2000-2417/1, May 2000
- 4 R. O. Gauntt, et al., "MELCOR Computer Code Manuals Vol.2:Reference Manuals Ver1.8.5", NUREG/CR-6119, Vol.2, Rev.2 / SAND2000-2417/2, May 2000
- 5 東京電力株式会社、「福島第一原子力発電所原子炉設置許可申請書(1号炉本文及び添付書類)」、平成14年4月
- 6 東京電力株式会社、「福島第一原子力発電所原子炉設置許可申請書(2号炉本文及び添付書類)」、平成14年4月
- 7 東京電力株式会社、「福島第一原子力発電所原子炉設置許可申請書(3号炉本文及び添付書類)」、平成14年4月
- 8 J. Carbajo, "Severe Accident Source Term Characteristics for Selected Peach Bottom Sequences Predicted by the MELCOR Code", NUREG/CR-5942, 1993
- 9 M. R. Kuhlman, et al., "CORSOR User's Manual", BMI-2122, NUREG/CR-4173, March 1985.
- 10 J.A.Gieseke, P.Cybulskis, R.S.Denning, M.R.Kuhlman, K.W.Lee & H.Chen, "Radionuclide Release Under Specific LWR Accident Conditions," BMI-2104, Vol.I-V (1983).
- 11 D.A. Powers, J.E. Brockmann, and A.W. Schiver, "VANESA: A Mechanistic Model of Radionuclide Release and Aerosol Generation During Core Debris Interactions with Concrete," NUREG/CR-4308 (July 1986).
- 12 東京電力株式会社、「当社福島第一原子力発電所の地震発生時におけるプラントデータに関する報告書の経済産業省原子力安全・保安院への提出について」、平成23年5月16日
- 13 東北地方太平洋沖地震発生当時の福島第一原子力発電所プラントデータ集、
<http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/index10-j.html>、(2011年5月18日アクセス)
- 14 (財)原子力発電技術機構、「格納容器信頼性実証事業の総括報告書」、2003

付録 参考解析

1. 福島第一原子力発電所3号機の感度解析条件

福島第一原子力発電所3号機の解析結果では、RCIC動作時のD/Wの圧力及びHPCI動作時のRPV圧力が解析結果と実測のプラントデータに解離があった。確定的な情報に基づく解析では上記のプラントデータと整合する結果が得られなかったことから、ここではいくつかの条件を想定して福島第一原子力発電所3号機の感度解析を実施した。基本的な解析条件は表3-11及び表3-12示す条件に基づいた。感度解析で想定した条件を表付-1に示す。感度解析(ケース1)では安全弁によるD/Wへの蒸気放出を仮定した。感度解析(ケース2)では事業者がケーススタディで仮定したHPCI蒸気ラインでの漏えいを仮定した。感度解析(ケース3)では安全弁による蒸気放出の仮定に加え、HPCIによる注水量をパラメータとして評価した。感度解析(ケース4)ではHPCIでの注水流量の低下を仮定して解析を行った。

表付-1 解析条件

解析ケース	事業者解析からの変更点
感度解析(ケース1)	安全弁によるD/Wへの蒸気放出
感度解析(ケース2)	HPCI蒸気ラインでの漏えい
感度解析(ケース3)	①安全弁によるD/Wへの蒸気放出 ②HPCIによる注水期間をRPV圧力の実測値に基づき設定 ③HPCI蒸気ラインでの漏えい ④消火系からの注水量はRPV圧力に応じて増減
感度解析(ケース4)	①安全弁によるD/Wへの蒸気放出 ②HPCI蒸気ラインでの漏えい ③HPCI注水流量の低下

2.3 号機での感度解析結果

2.1. 感度解析(ケース1)

本文で示したように、事故後約24時間までのD/W圧力の実測値は解析値よりも高い値を示している。事故初期にRCICが作動することから、RPVの水位が保たれ、事故初期には炉心は損傷していないものと考えられる。従って、初期のD/W圧力の上昇は非凝縮性ガスによるものではなく、蒸気によるものと推察される。感度解析(ケース1)では、安全弁が作動してD/Wへ蒸気が直接放出されたものと仮定して解析を実施した。図付-1にD/W圧力を示す。安全弁からの蒸気放出により、D/W圧力が上昇し、初期のD/W圧力の傾向は測定値と一致している。従って、現時点では原因は定かではないが、D/Wの蒸気分圧が高まったことにより、D/W圧力が上昇した可能性がある。

2.2. 感度解析(ケース2)

事業者がケーススタディで想定したHPCI抽気ラインでのリークを仮定した場合のRPV圧力と水位を図付-2に示す。HPCI作動と共に蒸気が漏えいするためRPV圧力は低下し、HPCIの動作停止によって蒸気漏えいも止まるため、RPVの圧力が上昇しており、実測値と傾向が整合する。蒸気漏えいにより炉圧が低下するためHPCIによる注水が停止し、炉水位は低下する。HPCI停止直前にZr-水反応で生じた水素による圧力スパイクが発生し、炉圧が高くなるため、再度HPCIにより注水され炉水位が回復している。図付-3にD/W圧力を示す。HPCI作動時に蒸気がS/Pへ導かれなため、③～④の期間でD/W圧力はほとんど増加しない。

2.3. 感度解析(ケース3)

ケース1とケース2の仮定を組み合わせた解析を行った。ケース3での原子炉水位及び原子炉圧力を図付-4に示す。RCICの停止後にHPCIが起動する。HPCIの作動は実測のRPV圧力に基づき設定しているため、実測のRPV圧力が1.04 MPaを超えている間は注水され、4回注水が行われる。その後、実測のRPV圧力が低下するため、HPCIによる注水が行われず、原子炉水位は低下する。HPCI蒸気ラインでの漏えいを仮定しているため、HPCI起動と共にRPV圧力は減少し、HPCIの停止により再び増加する。実測値は解析結果よりも緩やかに圧力が減少していることから、蒸気漏えい量は本解析結果よりも少量であると推定される。

図付-5にD/W圧力を示す。RPVからの直接蒸気漏えいを仮定しているため、D/Wの圧力増加速度が速い。HPCIの作動時に蒸気ラインでの漏えいを仮定しているため、RPVから放出される

蒸気は建屋へ放出される。一方、S/P は飽和していないため D/W の蒸気は徐々に S/P へ凝縮され、D/W の圧力は低下する。HPCI が停止すると、再び蒸気が D/W に放出されるため圧力が増加する。⑤以降は W/W ベントの開閉が繰り返されるため圧力の増減が繰り返される。図 付-6 に格納容器の圧力及び温度を示す。3 号機では CST から S/P へ水源切り替えが行われないため、2 号機に比べて S/P が飽和する時間がやや遅い(約 43 時間)。

図 付-7 に炉心最高温度の推移を示す。水位低下により炉心温度が上昇し、約 42 時間で炉心損傷が始まるが、注水により一旦炉心温度が低下する。図 付-8 に炉心の燃料分布を示す。約 2 割の燃料が溶融し、デブリ化している。表 付-2 に示すように、本解析では RPV 破損には至らないが、注水量を 1/2 に設定した試験解析では約 76 時間で RPV 破損に至った。従って、消火系からの注水量は RPV 破損の有無及びその後の挙動に大きく影響するため、今後詳細な検討を要する。

図 付-9 に水素発生量と PCV 外部への漏えい量を示す。炉心の露出により Zr-水反応により大量に水素が発生し、S/C へ放出された後、格納容器ベントにより環境へ放出される。

図 付-10 に FP の環境への放出量を示す。燃料が溶融せずに炉心に残存するため、環境へ放出される希ガスは初期インベントリに対して約 8 割に留まる。CsI、Cs、及び Te の放出率は 1%未満であり、Ba は 0.1%に満たない。図 付-11 に CsI の、図 付-12 に Cs の分布率をそれぞれ示す。共に約 1/2 は S/P に溶解している。上述のように、RPV 破損の有無は注水量に依存するため、FP の放出量も注水量が不十分で RPV 破損に至る場合は放出量が増大すると考えられる。

2.4. 感度解析(ケース 4)

ケース 4 での原子炉水位及び原子炉圧力を図 付-13 に示す。RCIC の停止後に HPCI が起動するが、HPCI の注水量が少ないため原子炉水位は低下する。HPCI 蒸気ラインでの漏えいを仮定しているため、HPCI 起動と共に RPV 圧力は減少し、HPCI の停止により再び増加する。

図 付-14 に D/W 圧力を示す。安全弁による D/W への蒸気放出を仮定しているため、D/W の圧力増加速度が速い。また、HPCI の作動時に蒸気ラインでの漏えいを仮定しているため、RPV から放出される蒸気は建屋へ放出される。一方、S/P は飽和していないため D/W の蒸気は徐々に S/P へ凝縮され、D/W の圧力は低下する。HPCI が停止すると、再び蒸気が D/W に放出されるため圧力が増加し、W/W ベントの開閉が繰り返されるため圧力の増減が繰り返される。図 付-15 に格納容器の圧力及び温度を示す。3 号機では S/P へ水源切り替えが行われないため、2 号機に比べて S/P が飽和する時間がやや遅い(約 43 時間)。

図 付-16 に炉心最高温度の推移を示す。水位低下により炉心温度が上昇し、約 22 時間で炉心

損傷が始まる。図 付-17 に炉心の損傷割合を示す。約 6 割の燃料が溶融し、デブリ化している。表 付-3 に示すように、本解析では RPV 破損には至らないが、事業者解析のケースで消火系からの注水量を 1/2 に設定した試解析では約 76 時間で RPV 破損に至った。従って、消火系からの注水量は RPV 破損の有無及びその後の挙動に大きく影響するため、今後詳細な検討を要する。

図 付-18 に水素発生量と PCV 外部への漏えい量を示す。炉心の露出により Zr-水反応により大量に水素が発生し、HPCI の抽気ラインを通じて建屋へ放出される。

図 付-19 に FP の環境への放出量を示す。希ガスは初期インベントリに対して約 96% が環境へ放出される。CsI、及び Cs の放出率は約 6%、Te の放出率は約 2% であり、Ba は 0.1% に満たない。Pu を含む Ce 元素群の放出率は 1×10^{-30} である。図 付-20 に CsI の、図 付-21 に Cs の分布率をそれぞれ示す。共に HPCI 抽気ラインから原子炉建屋に漏えいするため、原子炉建屋にほとんどが沈着している。

表 付-2 感度解析(ケース3)での解析結果取り纏め(3号機)

項目	本解析結果		事業者解析
炉心露出開始時間	3月13日7:40頃	地震発生後約34時間	地震発生後約40時間
炉心損傷開始時間	3月13日10:20頃	地震発生後約42時間	地震発生後約42時間
原子炉圧力容器破損時間	— (本解析では圧力容器破損に至らない)		— (圧力容器破損に至らない)

表 付-3 感度解析(ケース4)での解析結果取り纏め(3号機)

項目	本解析結果		事業者解析
炉心露出開始時間	3月12日12:50頃	地震発生後約22時間	地震発生後約40時間
炉心損傷開始時間	3月12日14:50頃	地震発生後約24時間	地震発生後約42時間
原子炉圧力容器破損時間	— (本解析では圧力容器破損に至らない)		— (圧力容器破損に至らない)

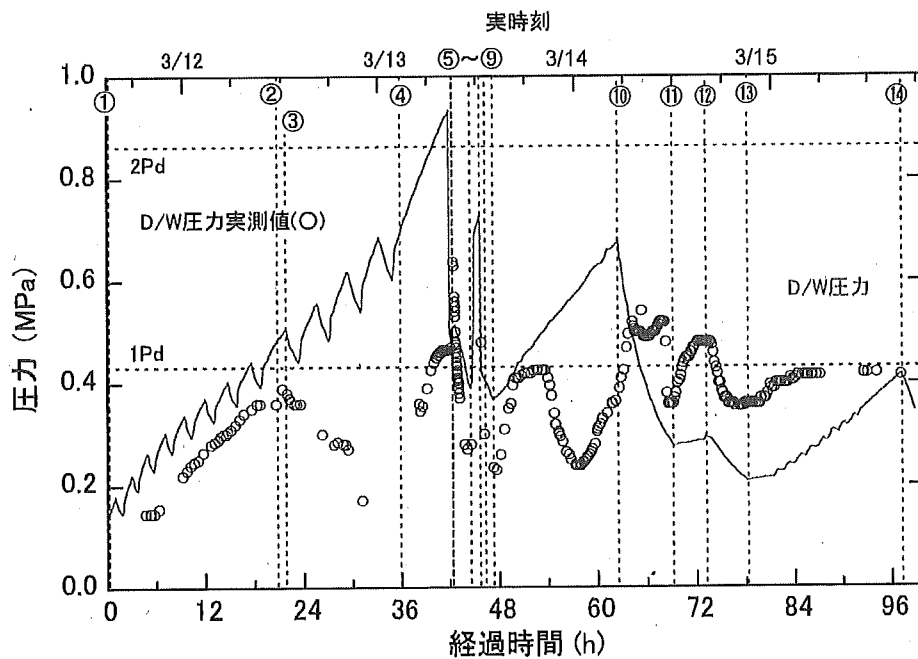


図 付-1 感度解析(ケース 1)での D/W 圧力(3 号機)

①RCIC 起動②RCIC 停止③HPCI 起動④HPCI 停止⑤S/R 弁開,PCV ベント開,淡水注入⑥PCV ベント閉⑦PCV ベント開⑧海水注水⑨PCV ベント閉⑩~⑭PCV ベント開⇄PCV ベント閉

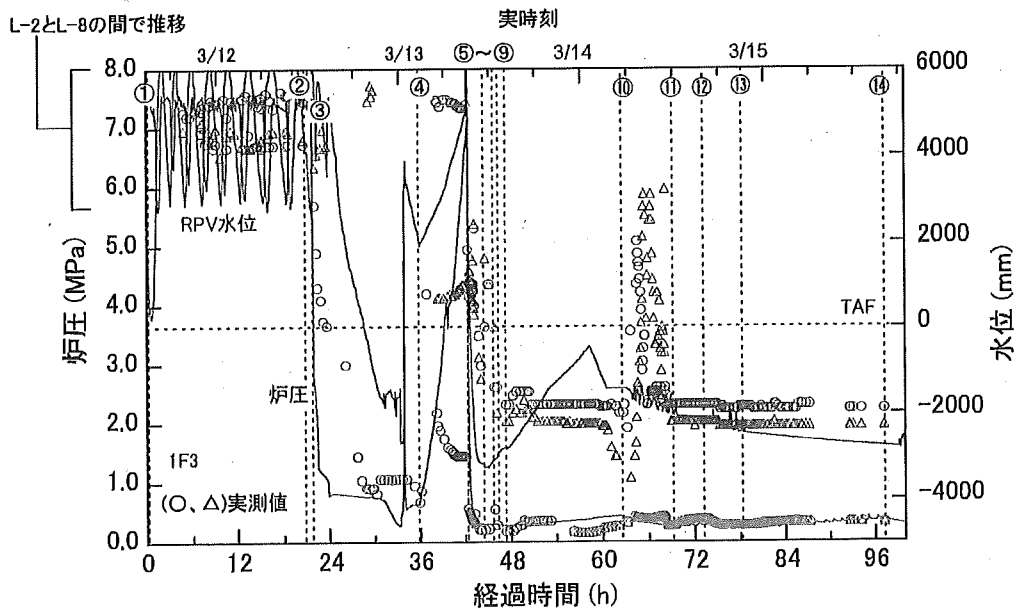


図 付-2 感度解析(ケース 2)での RPV 圧力と水位(3 号機)

①RCIC 起動②RCIC 停止③HPCI 起動④HPCI 停止⑤S/R 弁開,PCV ベント開,淡水注入⑥PCV ベント閉⑦PCV ベント開⑧海水注水⑨PCV ベント閉⑩~⑭PCV ベント開⇄PCV ベント閉

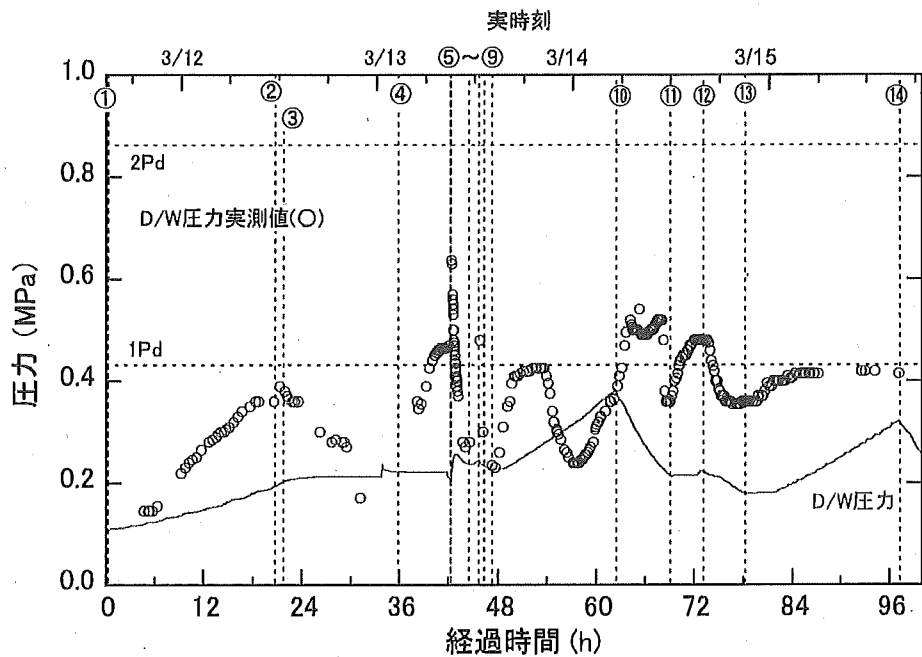


図 付-3 感度解析(ケース2)での D/W 圧力(3号機)

①RCIC 起動②RCIC 停止③HPCI 起動④HPCI 停止⑤S/R 弁開,PCV ベント開,淡水注入⑥PCV ベント閉⑦PCV ベント開⑧海水注水⑨PCV ベント閉⑩~⑭PCV ベント開⇄PCV ベント閉

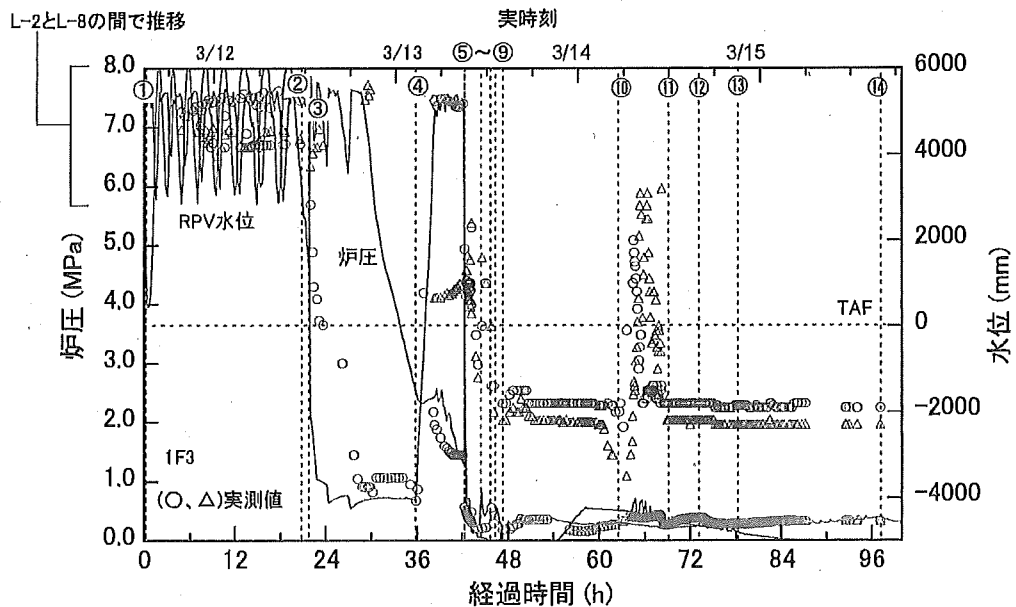


図 付-4 感度解析(ケース3)での RPV 圧力と D/W 圧力(3号機)

①RCIC 起動②RCIC 停止③HPCI 起動④HPCI 停止⑤S/R 弁開,PCV ベント開,淡水注入⑥PCV ベント閉⑦PCV ベント開⑧海水注水⑨PCV ベント閉⑩~⑭PCV ベント開⇄PCV ベント閉

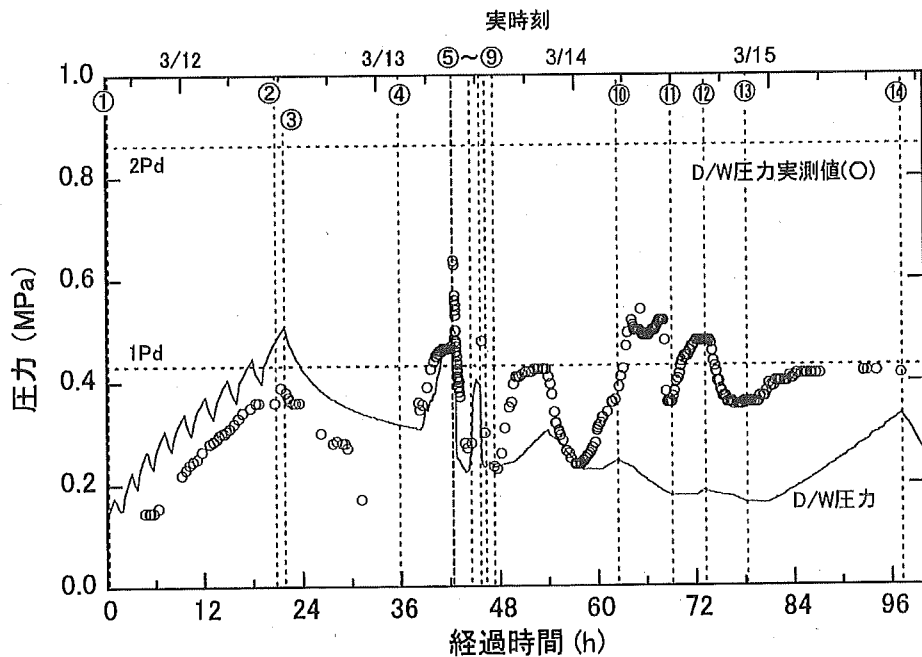


図 付-5 感度解析(ケース 3)での RPV 圧力と D/W 圧力(3 号機)

①RCIC 起動②RCIC 停止③HPCI 起動④HPCI 停止⑤S/R 弁開,PCV ベント開,淡水注入⑥PCV ベント閉⑦PCV ベント開⑧海水注水⑨PCV ベント閉⑩~⑭PCV ベント開⇄PCV ベント閉

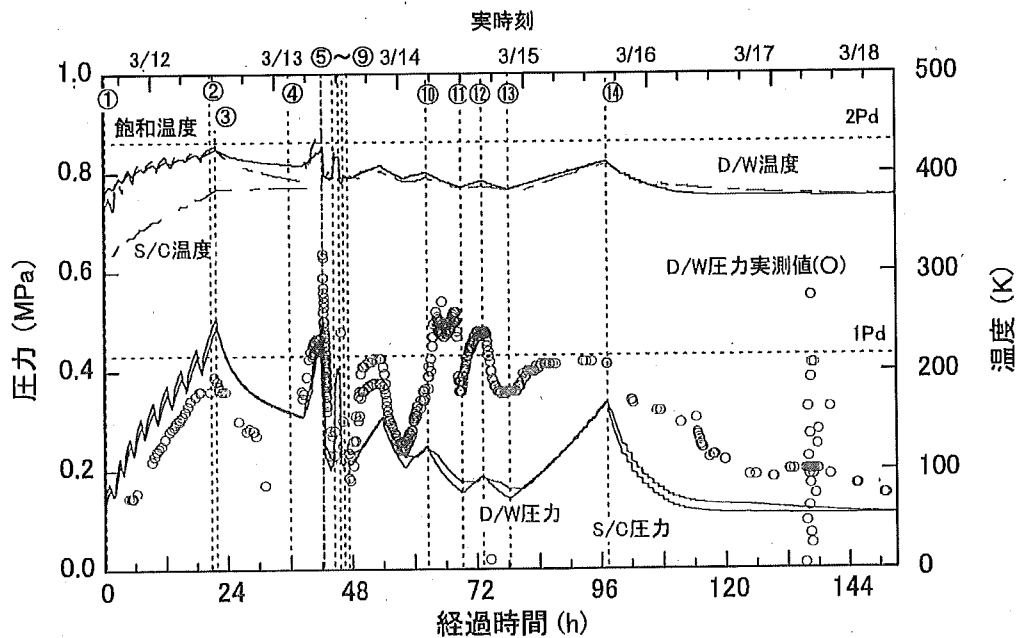


図 付-6 感度解析(ケース 3)での PCV 圧力と温度(3 号機)

①RCIC 起動②RCIC 停止③HPCI 起動④HPCI 停止⑤S/R 弁開,PCV ベント開,淡水注入⑥PCV ベント閉⑦PCV ベント開⑧海水注水⑨PCV ベント閉⑩~⑭PCV ベント開⇄PCV ベント閉

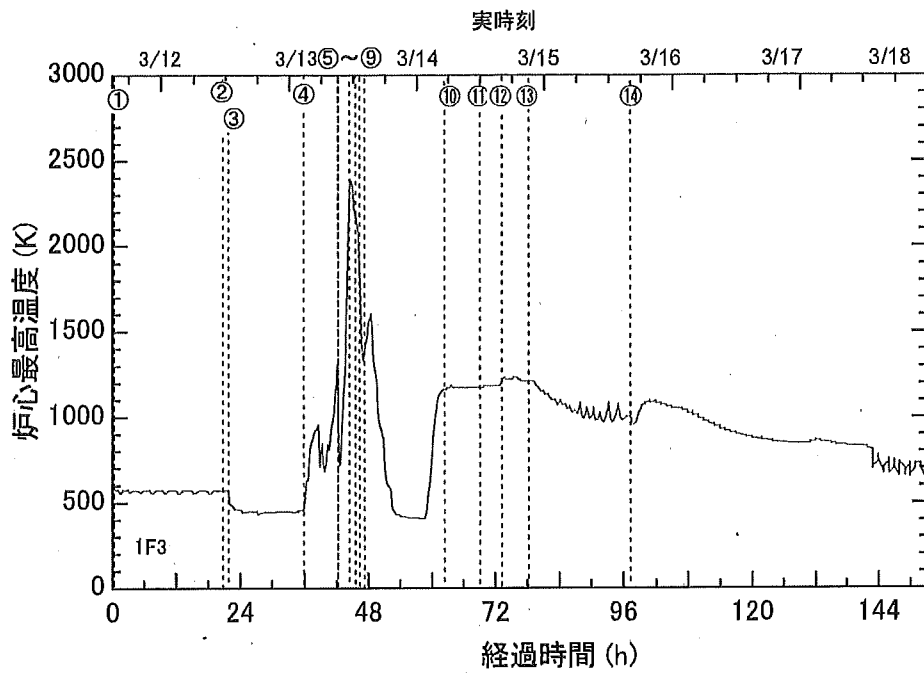


図 付-7 感度解析(ケース 3)での炉心最高温度(3号機)

①RCIC 起動②RCIC 停止③HPCI 起動④HPCI 停止⑤S/R 弁開,PCV ベント開,淡水注入⑥PCV ベント閉⑦PCV ベント開⑧海水注水⑨PCV ベント閉⑩~⑬PCV ベント開⇄PCV ベント閉

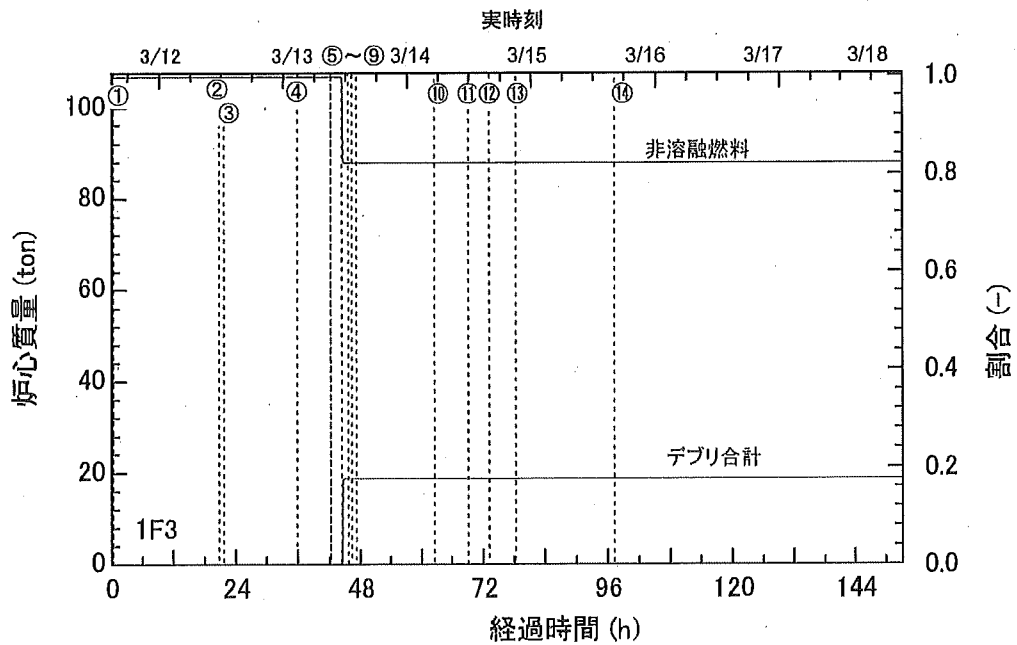


図 付-8 感度解析(ケース 3)での炉心質量(3号機)

①RCIC 起動②RCIC 停止③HPCI 起動④HPCI 停止⑤S/R 弁開,PCV ベント開,淡水注入⑥PCV ベント閉⑦PCV ベント開⑧海水注水⑨PCV ベント閉⑩~⑬PCV ベント開⇄PCV ベント閉

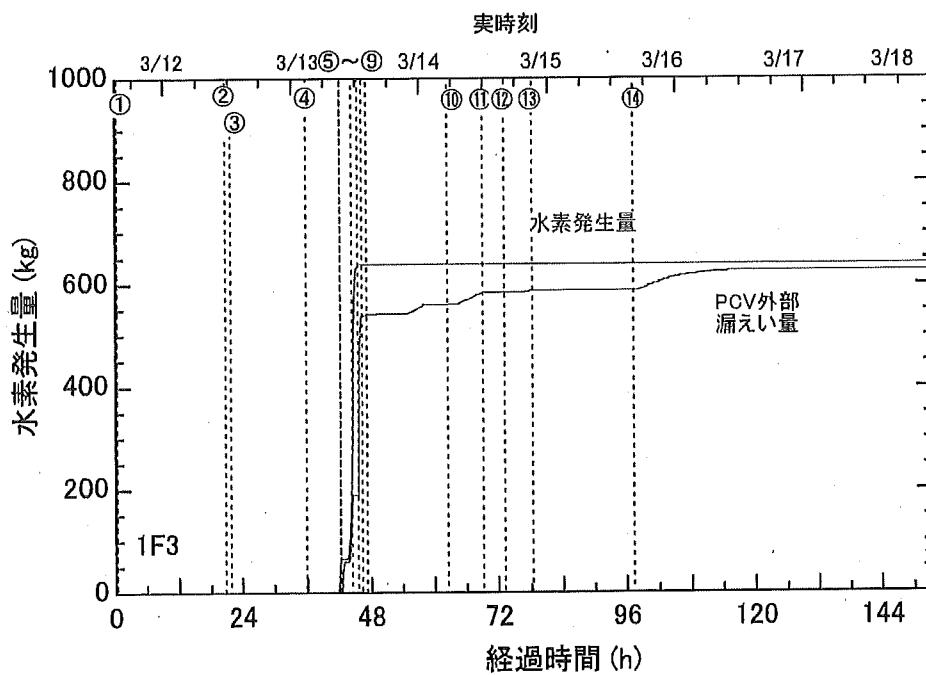


図 付-9 感度解析(ケース 3)での水素発生量(3号機)

①RCIC 起動②RCIC 停止③HPCI 起動④HPCI 停止⑤S/R 弁開,PCV ベント開,淡水注入⑥PCV ベント閉⑦PCV ベント開⑧海水注水⑨PCV ベント閉⑩~⑭PCV ベント開⇄PCV ベント閉

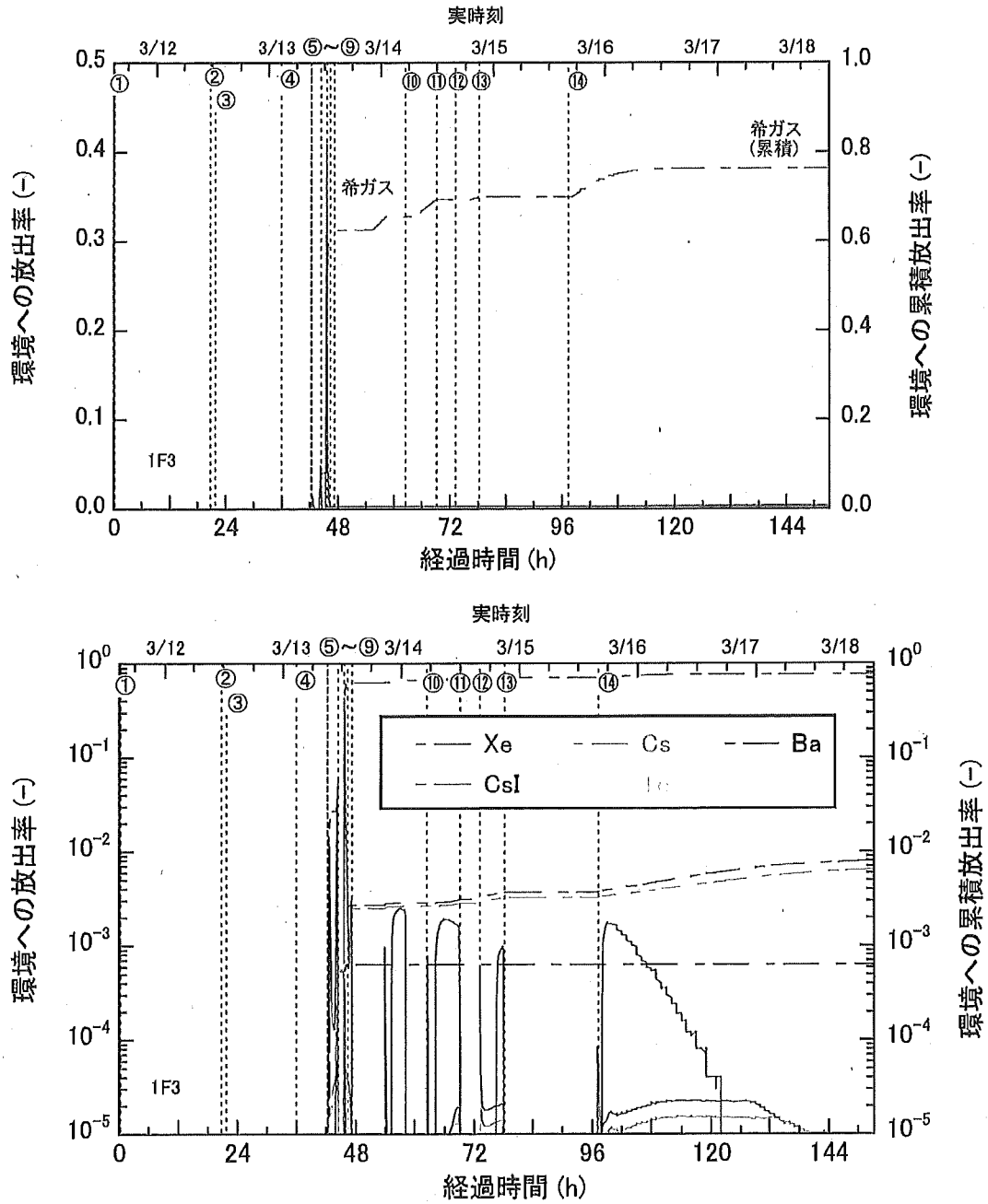


図 付-10 感度解析(ケース 3)での FP の環境への放出率(3 号機)

①RCIC 起動②RCIC 停止③HPCI 起動④HPCI 停止⑤S/R 弁開,PCV ベント開,淡水注入⑥PCV ベント閉⑦PCV ベント開⑧海水注水⑨PCV ベント閉⑩~⑬PCV ベント開⑭PCV ベント閉

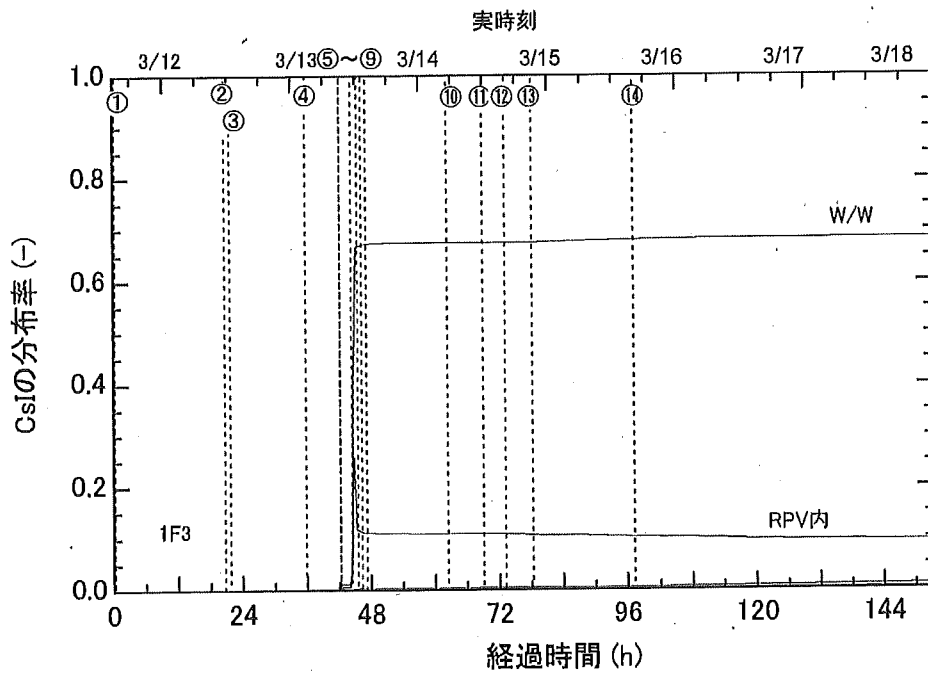


図 付-11 感度解析(ケース 3)での CsI の分布率(3号機)

①RCIC 起動②RCIC 停止③HPCI 起動④HPCI 停止⑤S/R 弁開,PCV ベント開,淡水注入⑥PCV ベント閉⑦PCV ベント開⑧海水注水⑨PCV ベント閉⑩~⑬PCV ベント開⇄PCV ベント閉

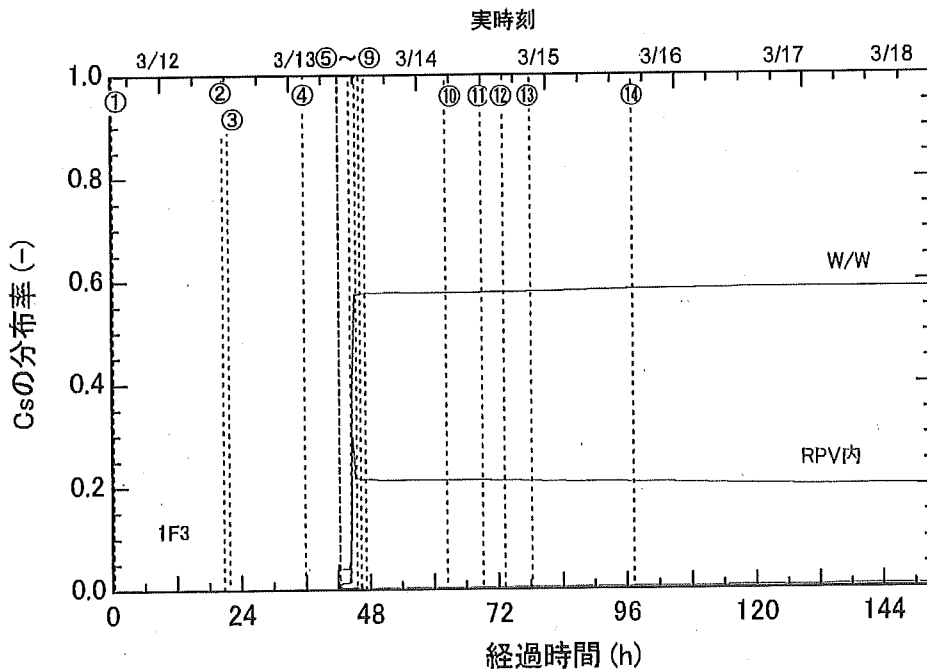


図 付-12 感度解析(ケース 3)での Cs の分布率(3号機)

①RCIC 起動②RCIC 停止③HPCI 起動④HPCI 停止⑤S/R 弁開,PCV ベント開,淡水注入⑥PCV ベント閉⑦PCV ベント開⑧海水注水⑨PCV ベント閉⑩~⑬PCV ベント開⇄PCV ベント閉

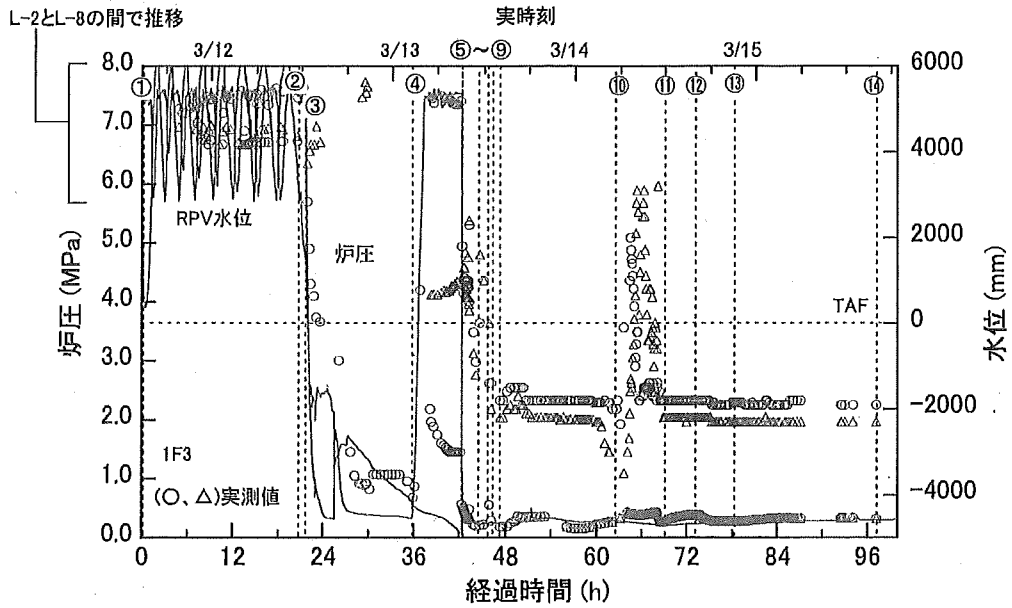


図 付-13 感度解析(ケース4)でのRPV圧力と水位(3号機)

①RCIC 起動②RCIC 停止③HPCI 起動④HPCI 停止⑤S/R 弁開,PCV ベント開,淡水注入⑥PCV ベント閉⑦PCV ベント閉⑧海水注水⑨PCV ベント閉⑩~⑭PCV ベント開⇄PCV ベント閉

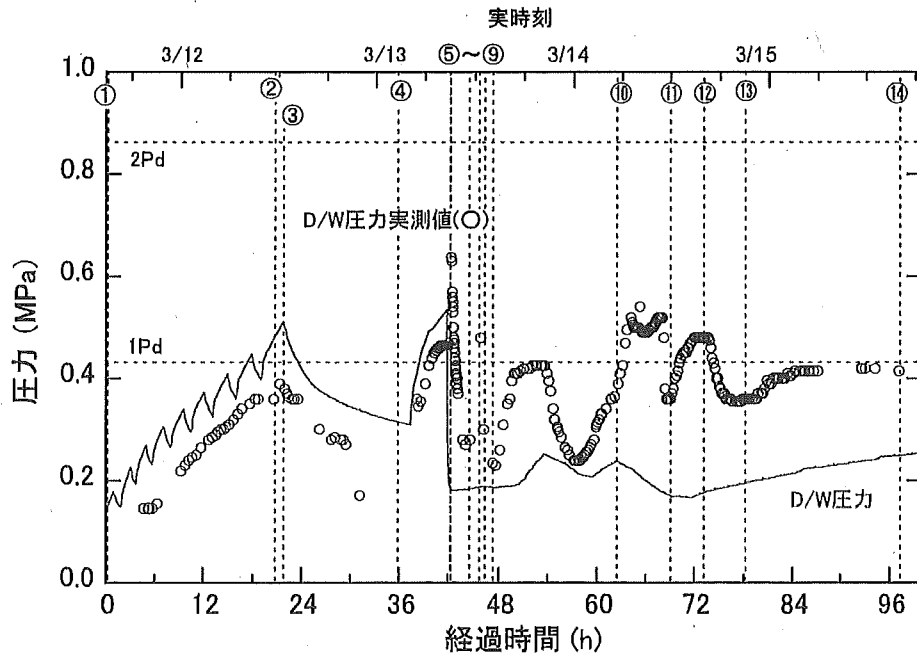


図 付-14 感度解析(ケース4)でのD/W圧力(3号機)

①RCIC 起動②RCIC 停止③HPCI 起動④HPCI 停止⑤S/R 弁開,PCV ベント開,淡水注入⑥PCV ベント閉⑦PCV ベント閉⑧海水注水⑨PCV ベント閉⑩~⑭PCV ベント開⇄PCV ベント閉

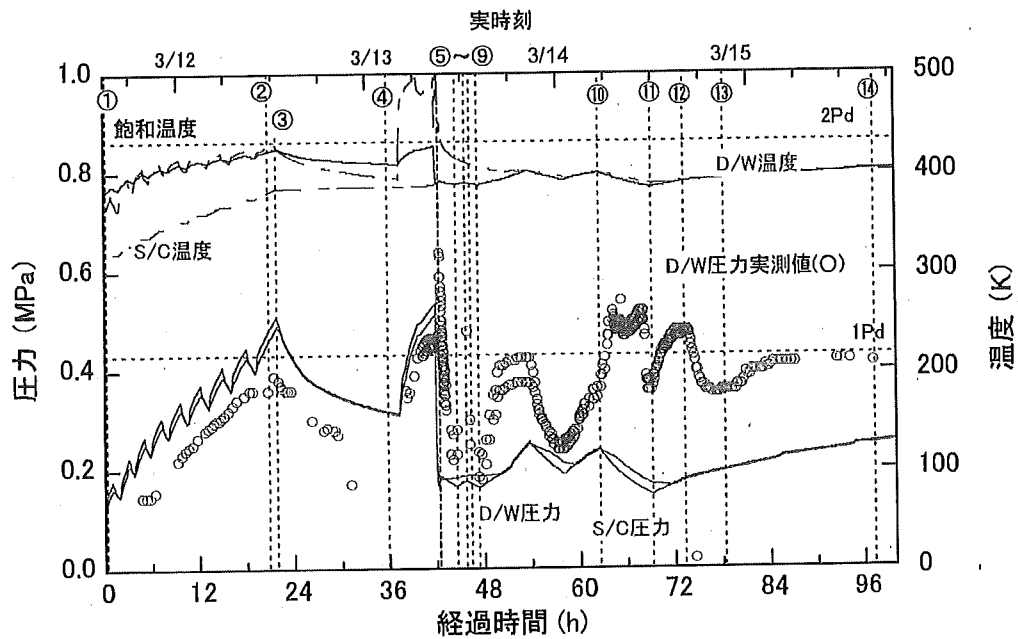


図 付-15 感度解析(ケース4)でのPCVの圧力及び温度(3号機)

①RCIC 起動②RCIC 停止③HPCI 起動④HPCI 停止⑤S/R 弁開,PCV ベント開,淡水注入⑥PCV ベント閉⑦PCV ベント開⑧海水注水⑨PCV ベント閉⑩~⑭PCV ベント開⇄PCV ベント閉

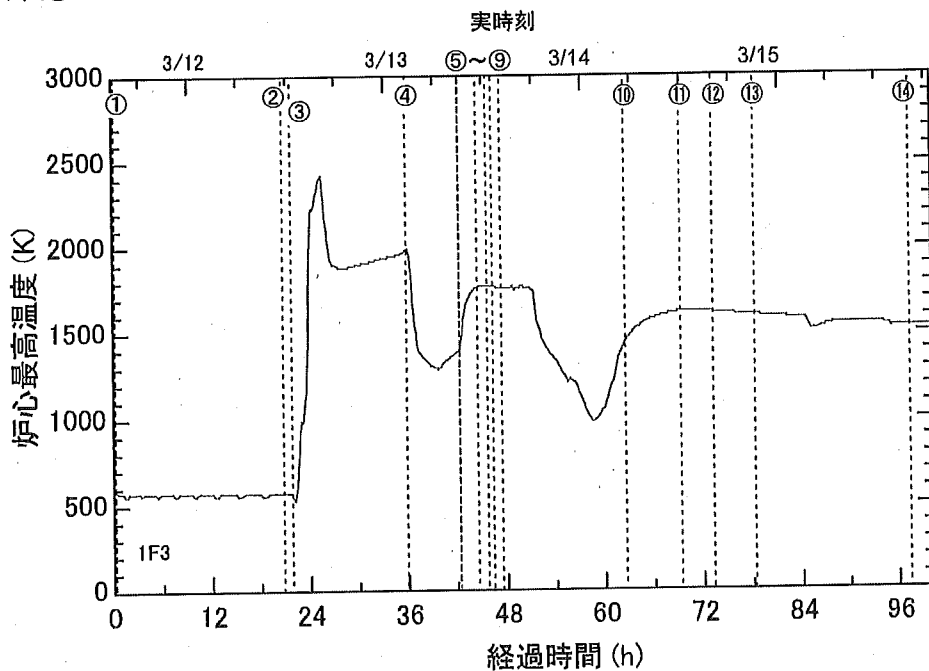


図 付-16 感度解析(ケース4)でのPCVの圧力及び温度(3号機)

①RCIC 起動②RCIC 停止③HPCI 起動④HPCI 停止⑤S/R 弁開,PCV ベント開,淡水注入⑥PCV ベント閉⑦PCV ベント開⑧海水注水⑨PCV ベント閉⑩~⑭PCV ベント開⇄PCV ベント閉

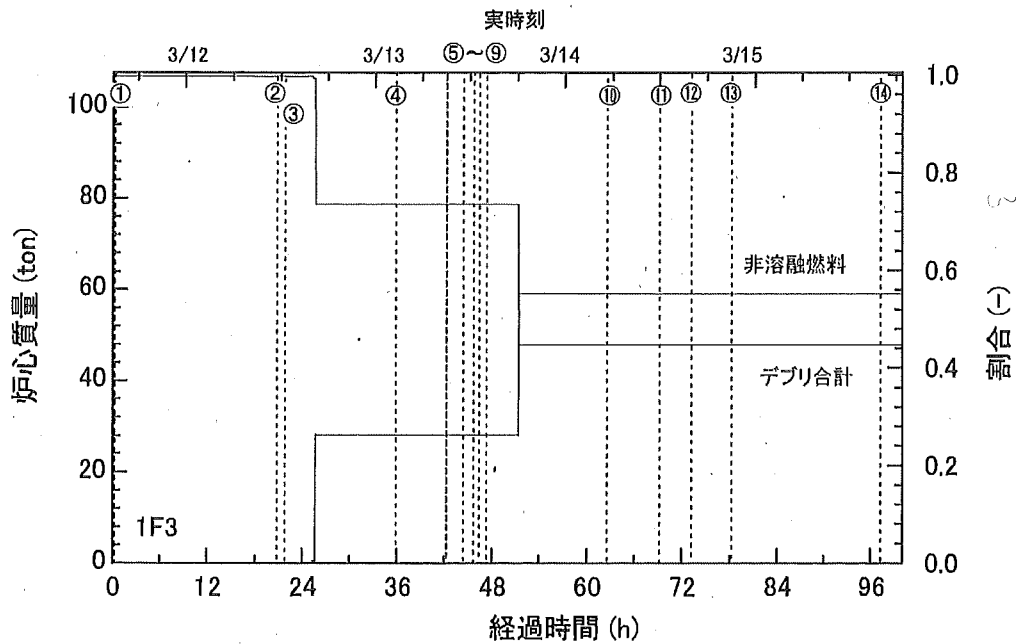


図 付-17 感度解析(ケース 4)での炉心質量(3号機)

①RCIC 起動②RCIC 停止③HPCI 起動④HPCI 停止⑤S/R 弁開,PCV ベント開,淡水注入⑥PCV ベント閉⑦PCV ベント開⑧海水注水⑨PCV ベント閉⑩~⑭PCV ベント開⇄PCV ベント閉

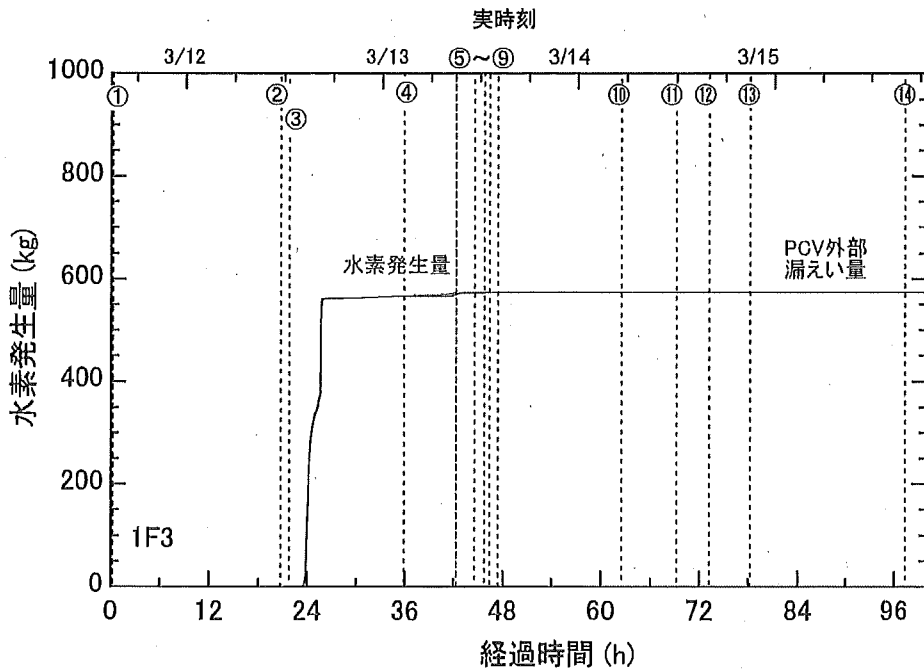


図 付-18 感度解析(ケース 4)での水素発生量(3号機)

①RCIC 起動②RCIC 停止③HPCI 起動④HPCI 停止⑤S/R 弁開,PCV ベント開,淡水注入⑥PCV ベント閉⑦PCV ベント開⑧海水注水⑨PCV ベント閉⑩~⑭PCV ベント開⇄PCV ベント閉

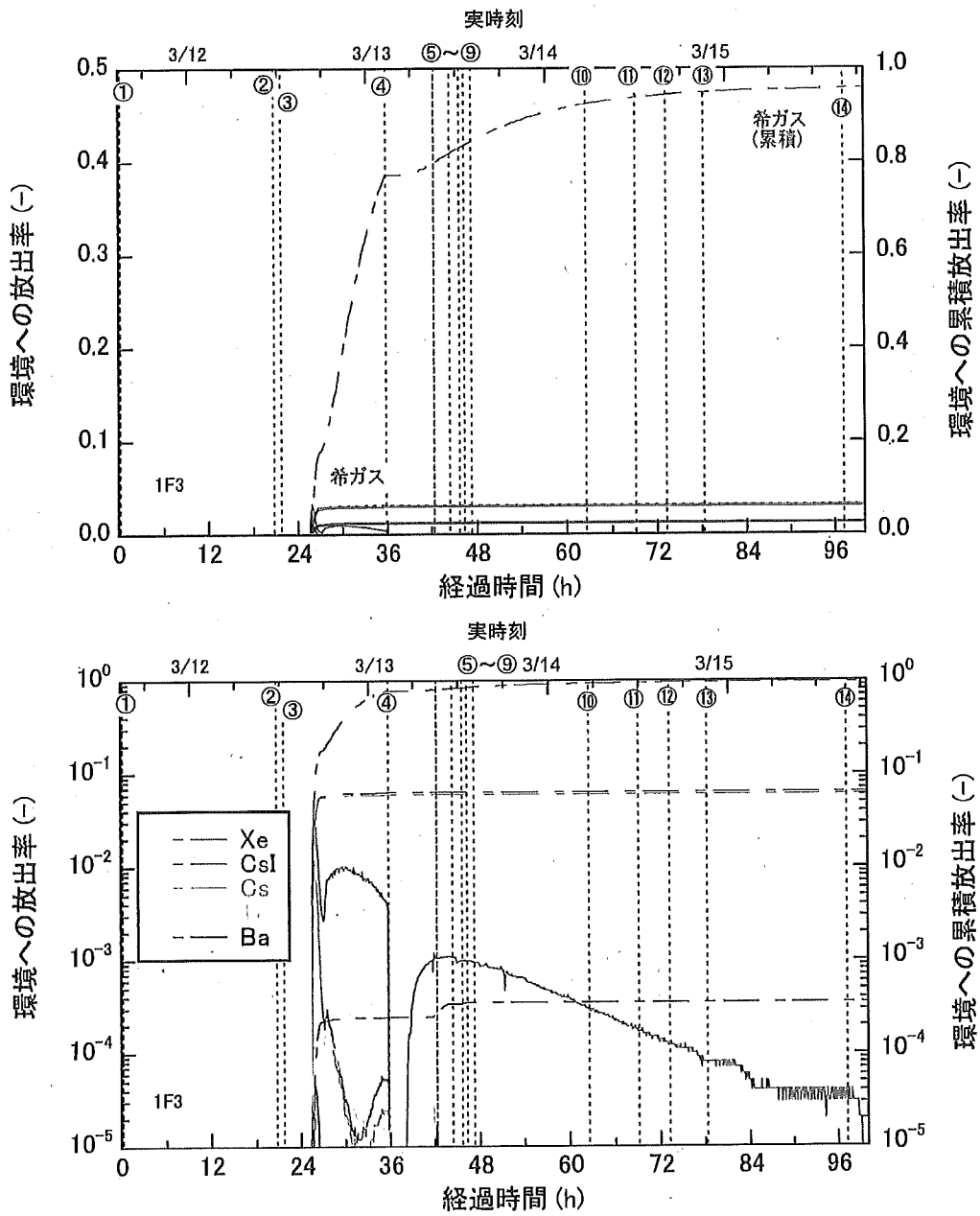


図 付-19 感度解析(ケース4)でのFP 放出率(3号機)

①RCIC 起動②RCIC 停止③HPCI 起動④HPCI 停止⑤S/R 弁開,PCV ベント開,淡水注入⑥PCV ベント閉⑦PCV ベント開⑧海水注水⑨PCV ベント閉⑩~⑭PCV ベント開⑮PCV ベント閉

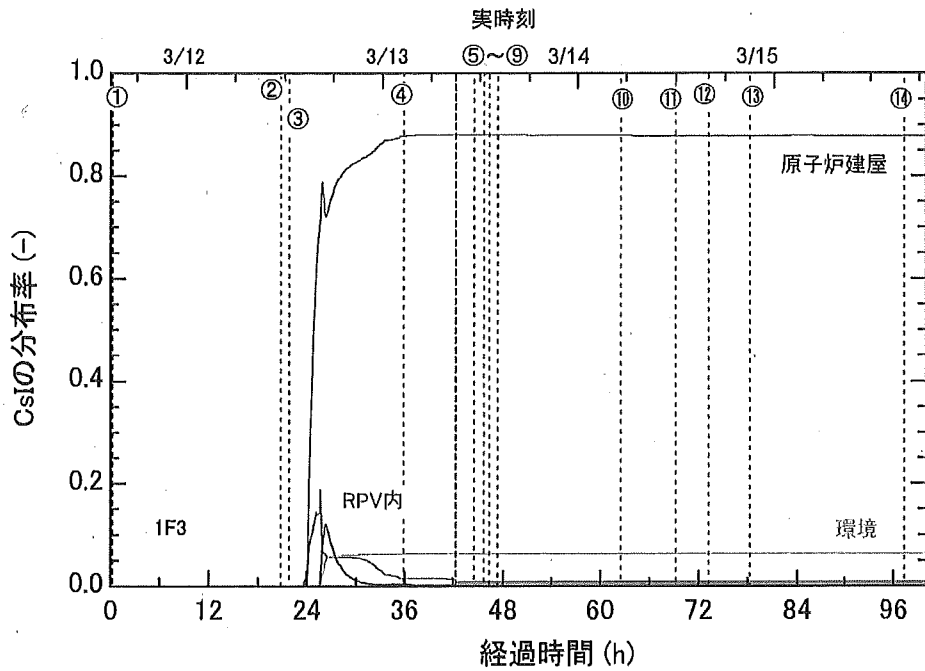


図 付-20 感度解析(ケース 4)での CsI の分布率(3 号機)

①RCIC 起動②RCIC 停止③HPCI 起動④HPCI 停止⑤S/R 弁開,PCV ベント開,淡水注入⑥PCV ベント閉⑦PCV ベント開⑧海水注水⑨PCV ベント閉⑩~⑭PCV ベント開⇄PCV ベント閉

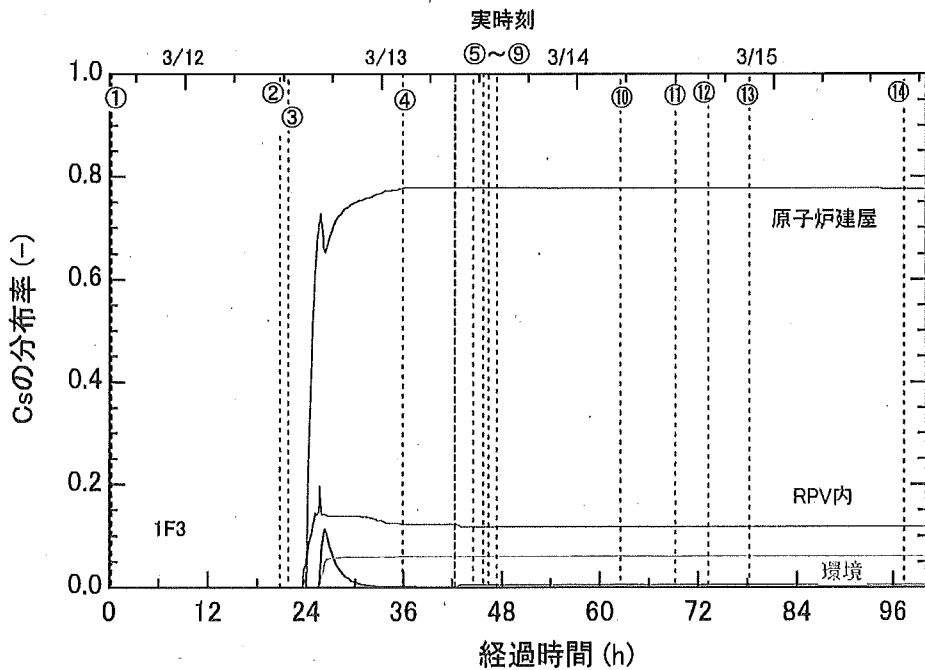


図 付-21 感度解析(ケース 4)での Cs の分布率(3 号機)

①RCIC 起動②RCIC 停止③HPCI 起動④HPCI 停止⑤S/R 弁開,PCV ベント開,淡水注入⑥PCV ベント閉⑦PCV ベント開⑧海水注水⑨PCV ベント閉⑩~⑭PCV ベント開⇄PCV ベント閉

圧力抑制室保有水の温度成層化による 原子炉格納容器圧力等への影響等の検討

平成24年2月1日

独立行政法人 原子力安全基盤機構

原子力システム安全部

目次

1. 目的
2. 圧力抑制室保有水の温度成層化の想定
3. トーラス室に流入した海水による除熱の想定
4. 1～3号機のプラント挙動への影響
5. 環境への放射性物質の放出量の推定
6. まとめ

1. 目的

- これまでの事故初期(約100時間)のMELCOR解析結果では、格納容器圧力について実測値と解析値に差異が見られた。
 - 2号機の逃し安全弁開放後
 - 3号機のRCIC作動中、HPCI起動後
- そのため、3号機のRCIC作動中のPCV圧力上昇の要因として圧力抑制室保有水の温度成層化を想定した場合について、MELCOR解析のモデルを改良してプラント挙動への影響を確認。
- さらに2号機でPCV圧力の上昇が緩やかであった要因としてトーラス室に流入した海水による除熱を想定した場合について、MELCOR解析のモデルを改良してプラント挙動への影響を確認。
- そのうえで、上述の2点の想定について各号機間の整合性を検討。
- 今回の想定でのシナリオにおける環境への放射性物質の推定放出量を試算。



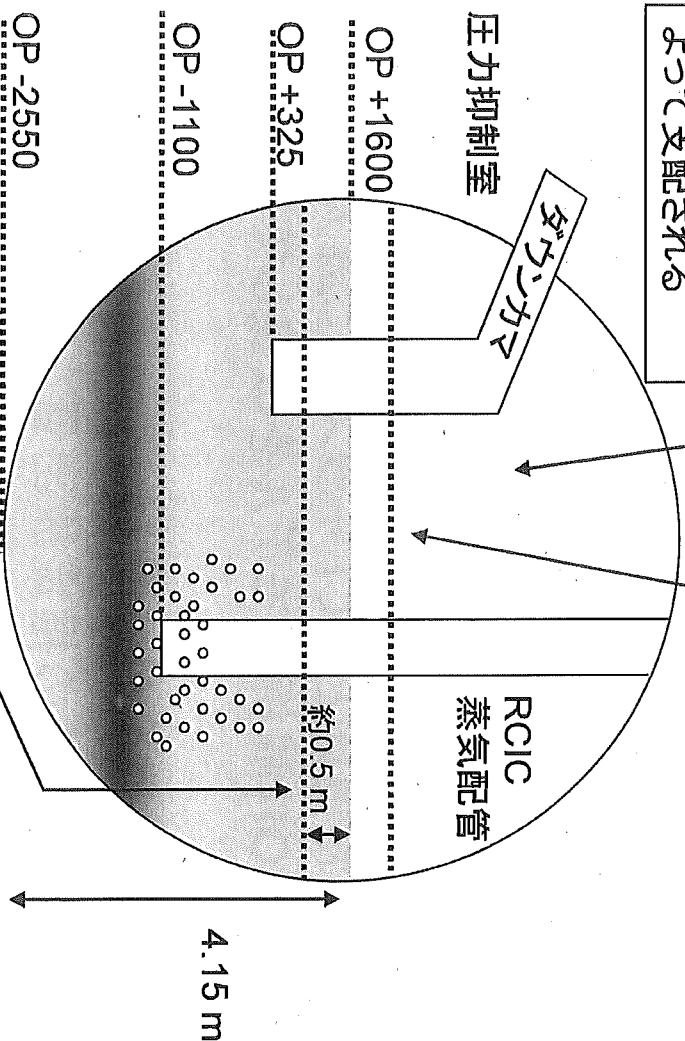
JNES

2. 圧力抑制室保有水の温度成層化の想定

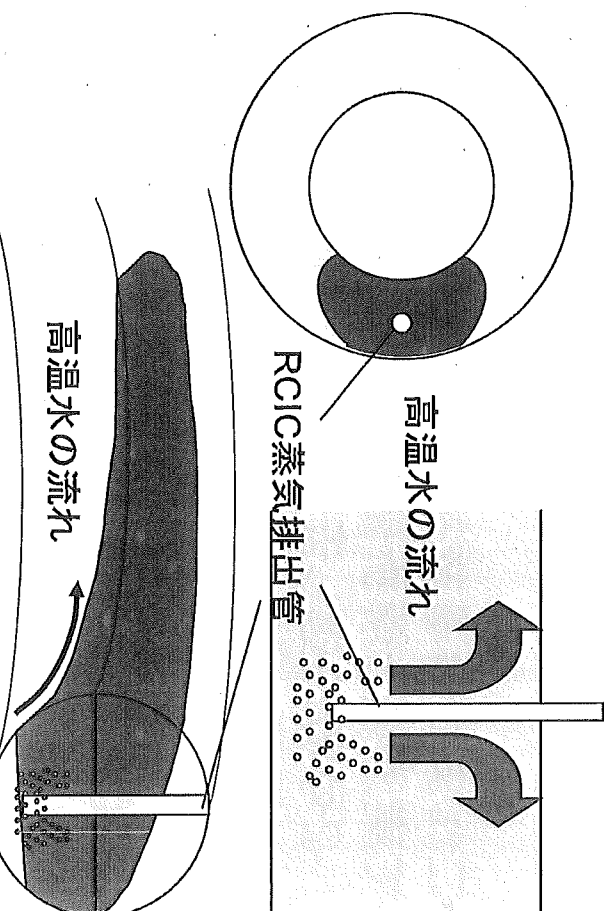
RCICの排出蒸気によって排出管近傍の温度が上昇。高温水が水面近傍を周方向に拡がることにより、S/P全体では上部の温度が高く、下部の温度が低くなり温度成層化が生じると想定

圧力抑制室の圧力はプール水面の温度によって支配される

RCICの注水による増量+約0.6 m



OP -2550



温度成層化が生じた場合、S/Pの温度を平均温度として計算すると、水面温度を低く評価

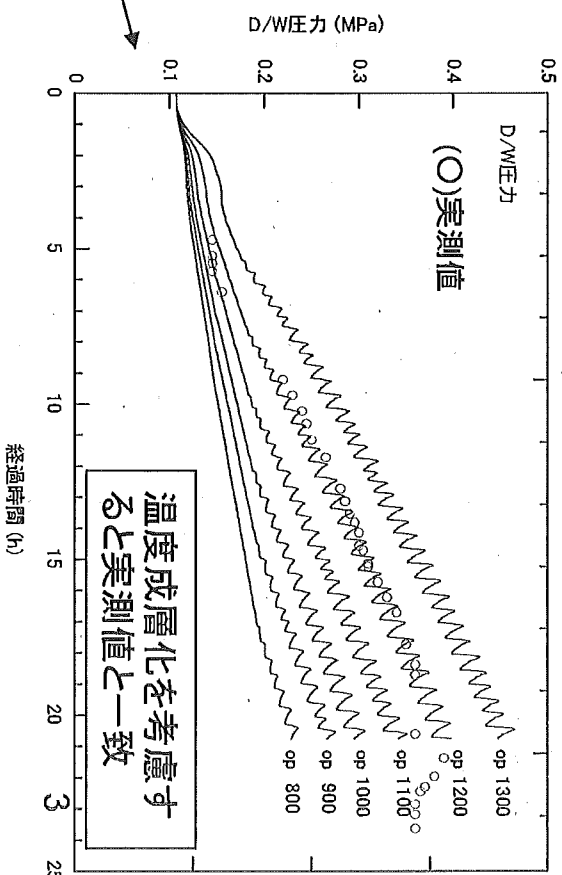
→D/W圧力を低く評価



温度成層化をモデル化

・S/Pを垂直方向に2分割

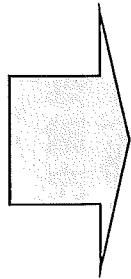
・分割高さは、パラメータとして感度解析を実施し、3号機の実測値と比較



温度成層化を考慮すると実測値と一致

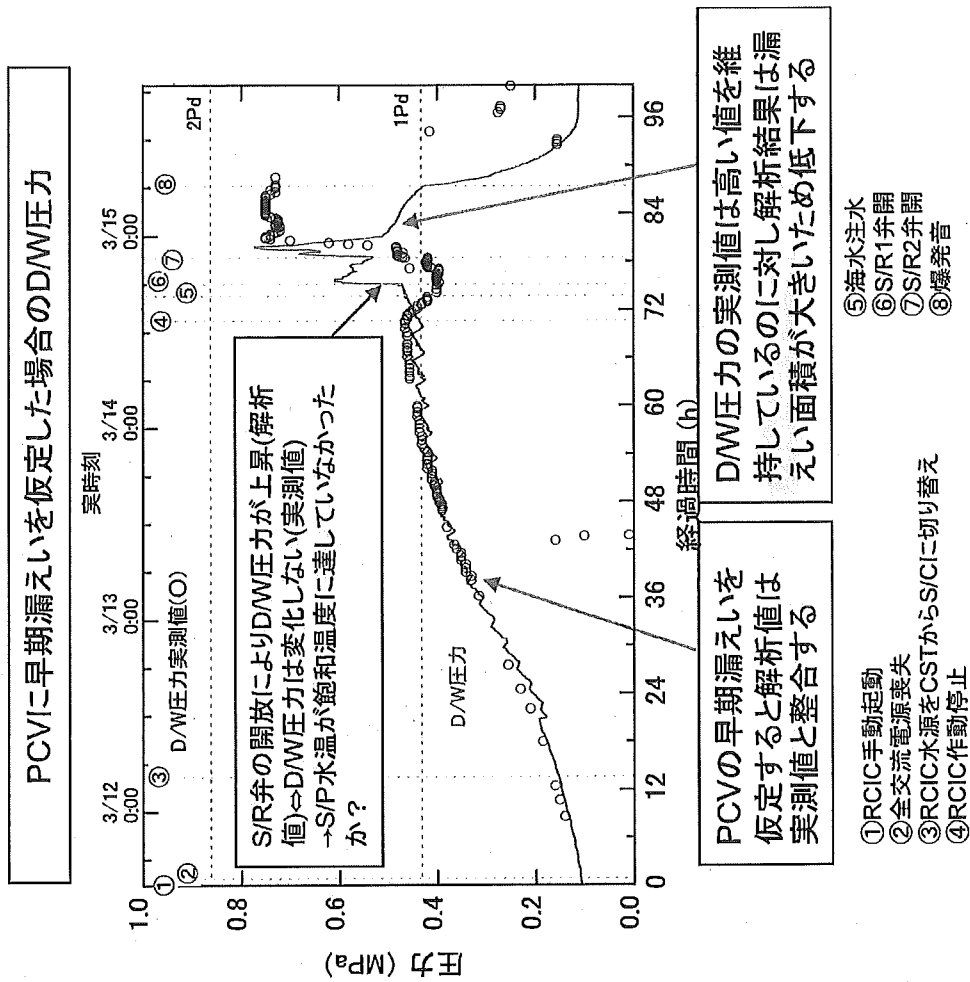
3. トーラス室に流入した海水による除熱の想定

早期PCV漏えいを仮定した解析ではRCIC動作時のD/W圧力がよく一致するが、S/R弁を開放した後の圧力挙動は実測値と整合しない。



2号機では、3月12日1時頃にRCIC室に長靴程度の水、同日2時頃に水たまりの量の増加が確認されており*、以下の仮定に基づき解析を実施

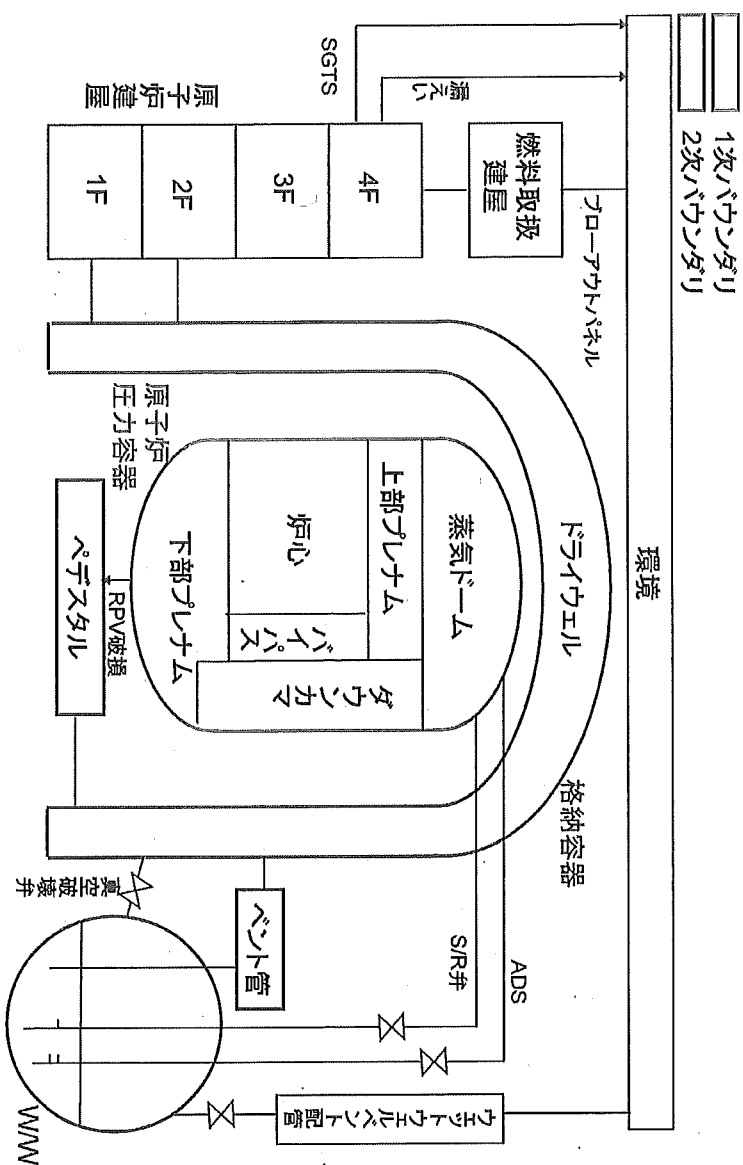
- 早期PCV漏えいは想定しない
- RCICによる排気熱量が系外へ除熱されたと仮定
 トーラス室に流入した海水により除熱された可能性を想定
 (RCICによる排気熱量の約60%がS/Cから除熱されたと仮定し、S/Cのエンタルピーを計算)



出典:原子力安全に関するIAEA閣僚会議に対する日本国政府の報告書、JNES-RE-2011-0002

*東京電力「福島第一原子力発電所事故の初動対応について」平成23年12月22日

解析体系 (MELCORモデル)



BWR-3 Mark-1のMELCORボリューム分割と流路

- 1号機: 非常用復水器
- 2号機: 原子炉隔離時冷却系
- 3号機: 原子炉隔離時冷却系、高圧注水系

解析コード: MELCOR1.8.5

- 原子炉格納容器は圧力が一定の空間毎にボリュームを分割
- 一つのボリューム内部では温度勾配がなく、均一になる。
- S/Cの温度成層化を仮定するため、S/Cのボリュームを上下に分割し、温度差を模擬
- S/C外面での海水冷却は、実際の水位の増減等が不明であるため、エンタルピーの計算により除熱
- 原子炉建屋内の放射性物質の移行挙動を検討するため、建屋内の空間についてボリュームを分割
- 図示しているものその他、地震後に作動している冷却系、仮定される漏えいについて、蒸気、冷却水、FPの移行を計算

4.1 3号機のプラント挙動への影響

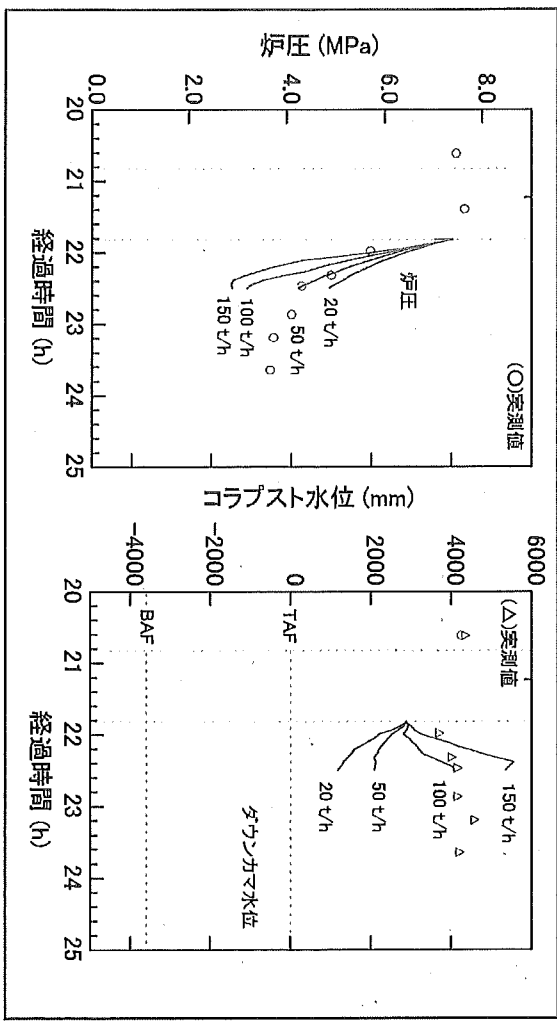
解析条件

- RCIC・HPCIの注水量はテストライン(CSTへの戻りライン)を模擬し、注水量は感度解析を踏まえて設定
- S/Cは温度成層化を模擬。上下に2分割。
 - プール上部はRCIC駆動蒸気によって温度上昇(感度解析からOP1200mmと設定)
 - HPCI起動時はHPCI蒸気配管出口近傍の水溫が低いと仮定
- 原子炉圧力容器下部ヘッド破損(42.4 h)を仮定
 - この時間以降のRPV圧力とD/W圧力がほぼ等しい値で推移していることから推定
- S/Cスプレイ、D/Wスプレイの流量は事業者からの情報に基づき $50 \text{ m}^3/\text{h}$ に設定
- 現状モデルではMCCIを過大評価すると考えられるためMCCI反応は考慮せず
- トーラス室に流入した海水による除熱の想定は、3号機ではHPCI停止後の13日3時頃にもRCIC室に入室している*ことから、考慮していない

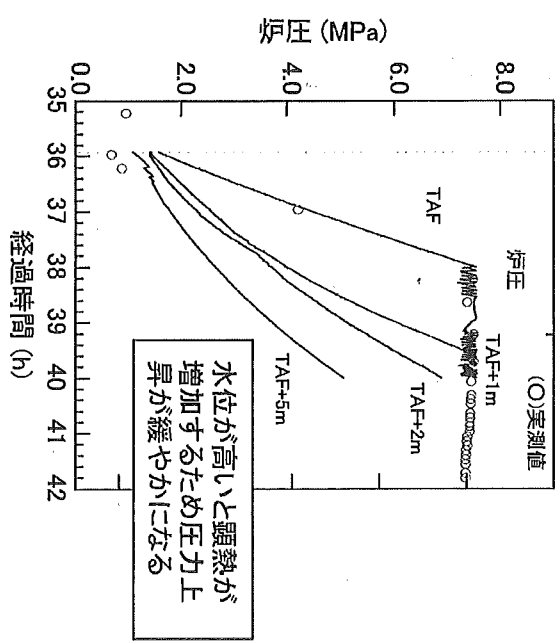
*東京電力「福島第一原子力発電所事故の初動対応について」平成23年12月22日

4.1.1 HPCIの運転状態に関する検討

HPCI起動後の原子炉圧力低下の挙動について、原子炉への注水流量をパラメータとして感度解析を実施



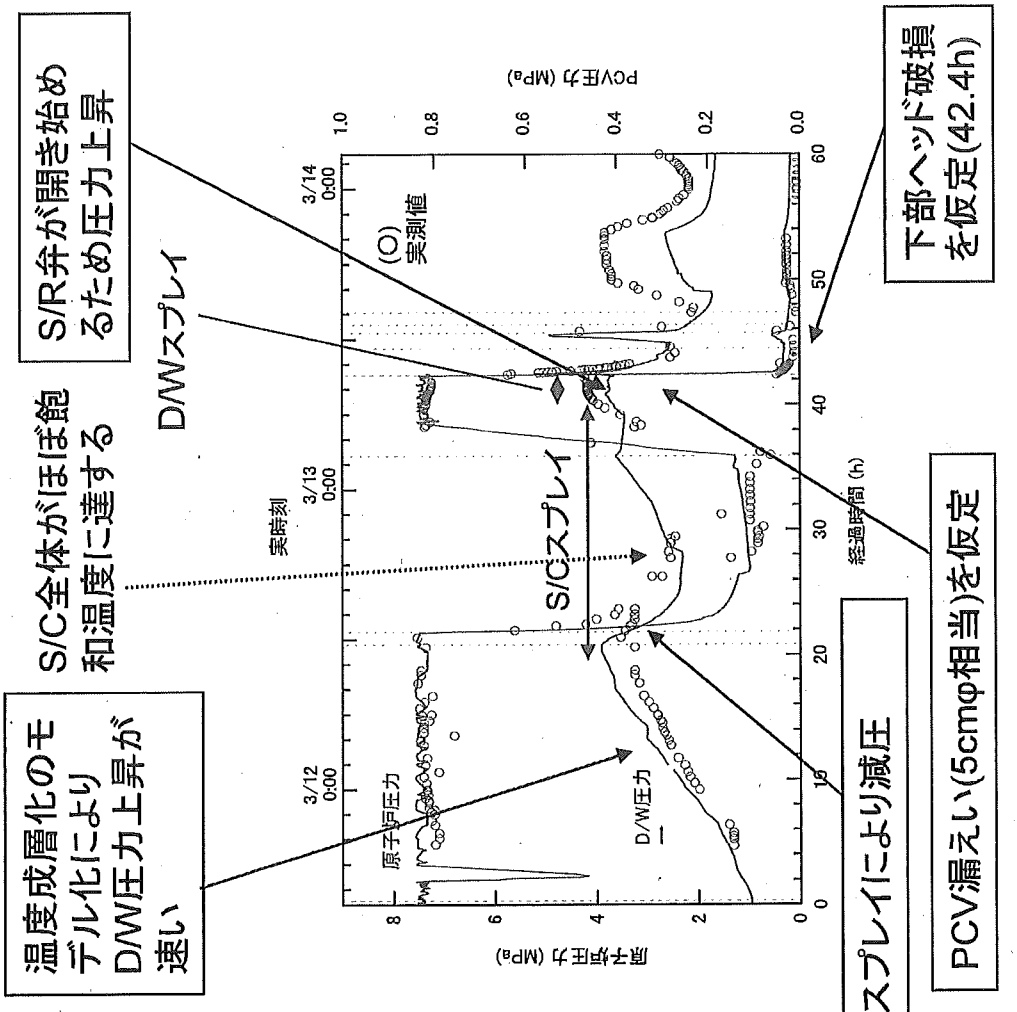
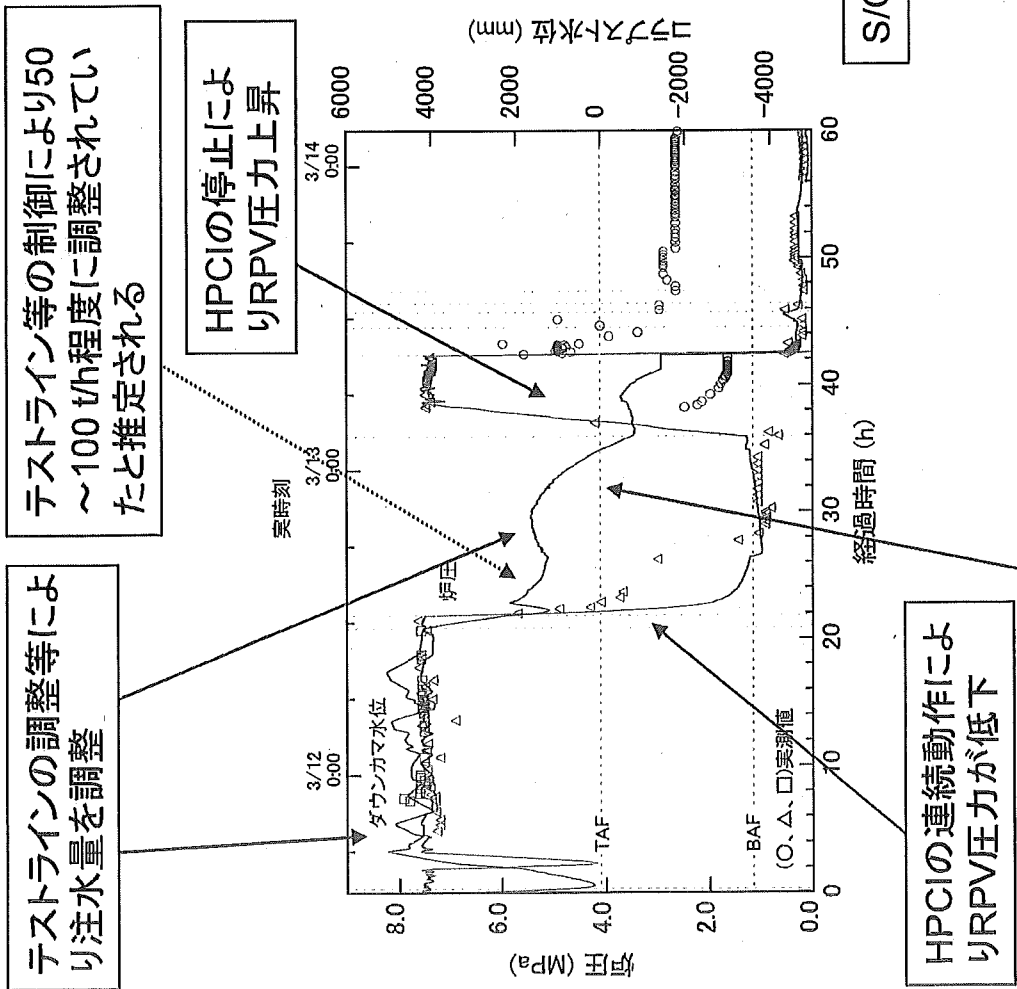
HPCI停止以降S/R弁が開くまでの原子炉圧力上昇の挙動について、HPCI停止時の水位をパラメータとして感度解析を実施



テストライン等の制御により50~100 t/h程度に調整されていたと推定される

HPCI停止時の水位はTAF程度であったと推定される
→水位が計測されなかった時間帯は十分な注水量でなかった可能性も考えられる

4.1.2 原子炉圧力・水位・D/W圧力の解析結果



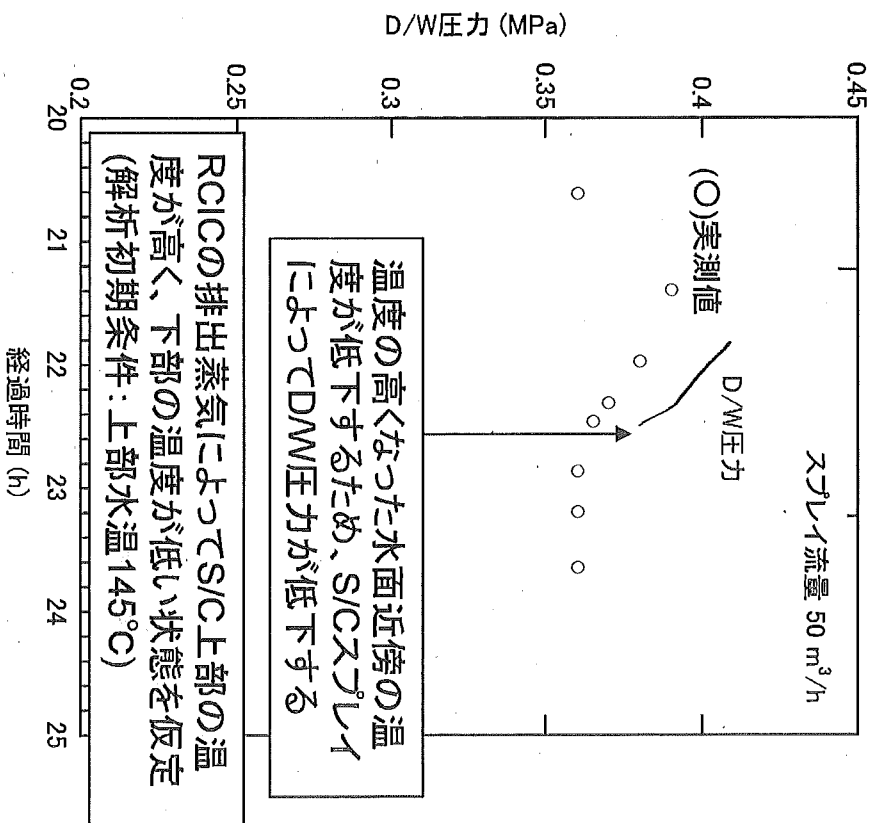
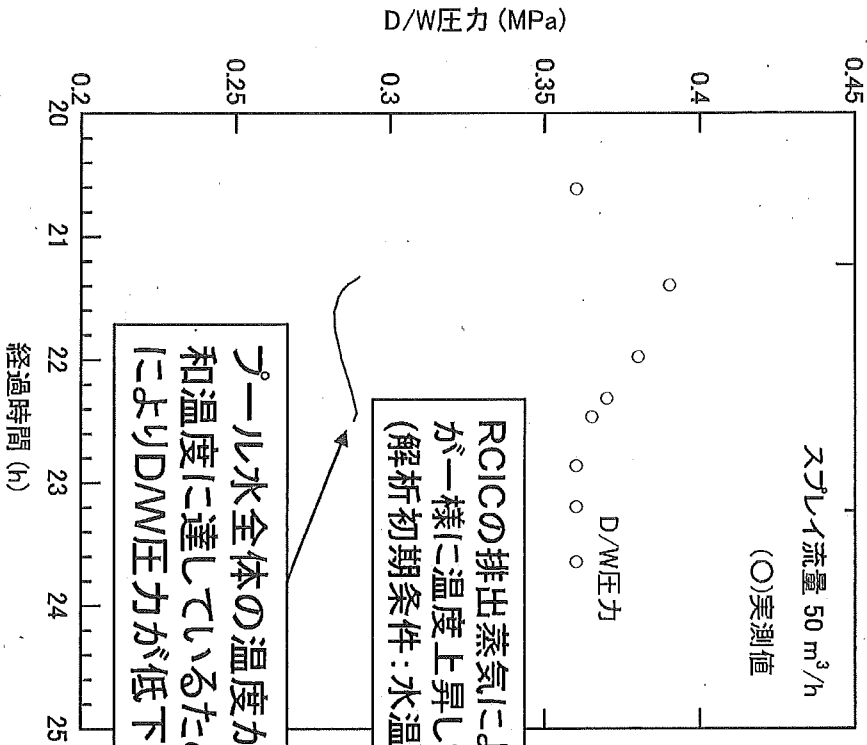
前項の解析に基づき、後半の注水量は少ないと仮定

S/C温度成層化、S/Cスプレイ、運転員による注水流量の調整等を考慮すると概ね解析値は実測値と整合する

4.1.3 S/Cスプレイの効果

S/C全体の温度一様を仮定するとS/CスプレイによってD/W圧力はほとんど低下しない

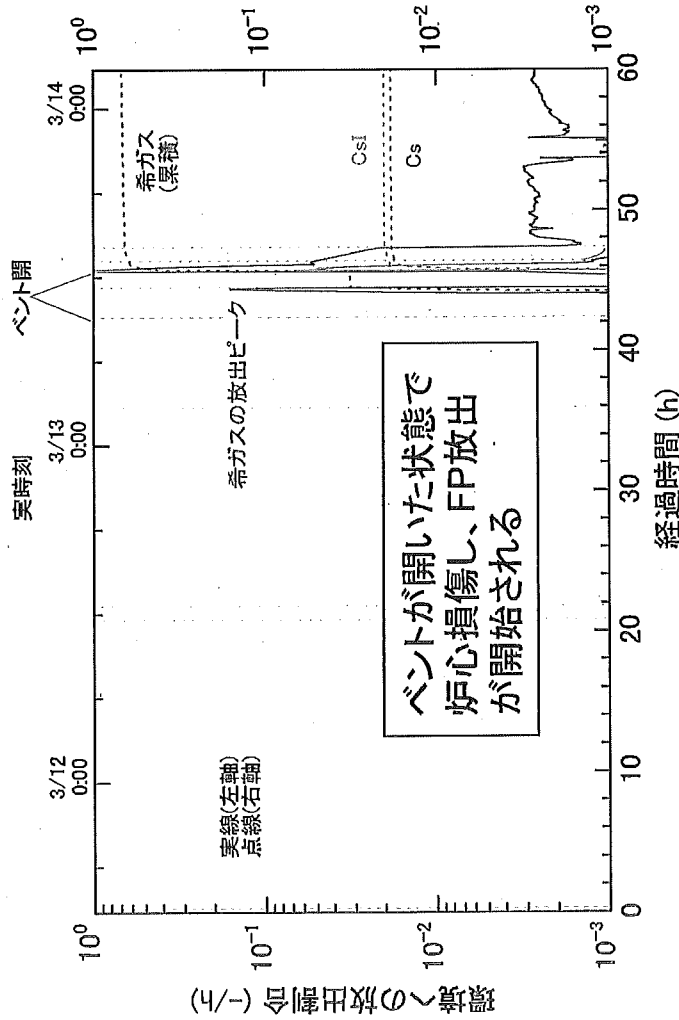
S/Cの温度成層化を仮定すると、S/CスプレイによってD/W圧力が低下する



(注)S/Cスプレイの効果のみを確認するため、HPCIからの蒸気排出を考慮していない

4.1.4 環境への放射性物質放出

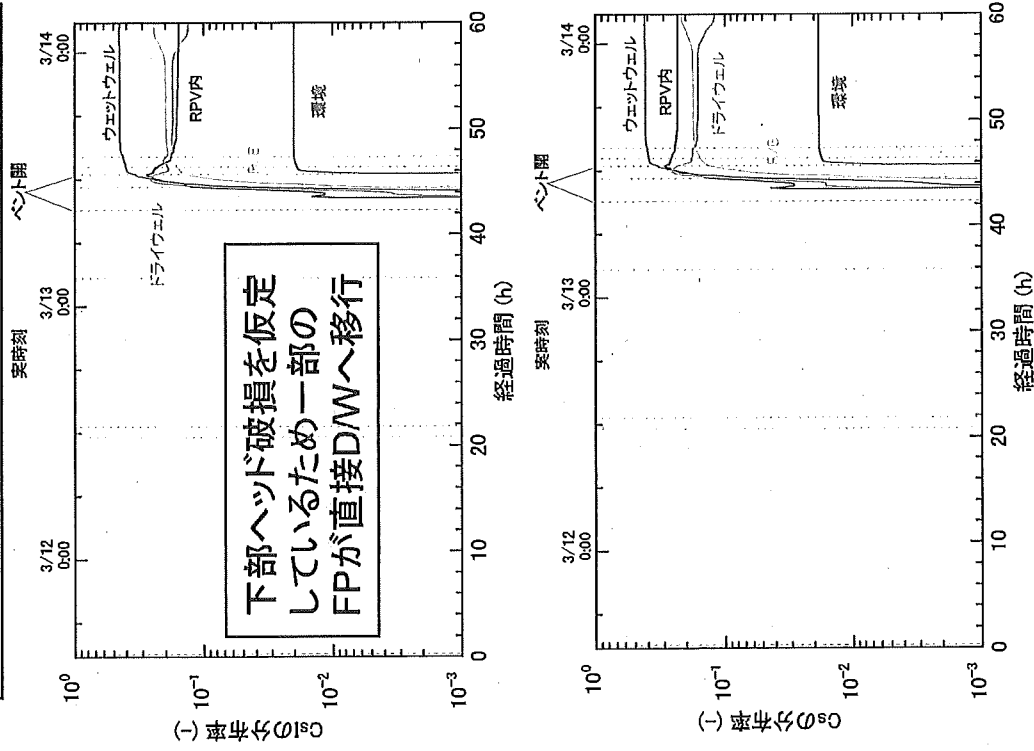
希ガスの放出挙動



(一) 希ガスの放出挙動

PCVの漏えい及びベントにより環境へFPが放出される
 本解析では、希ガスは主としてベントにより放出されている
 ただし、漏えい口からの漏えい量とベントによる放出量は、漏えいの設定及びベントラインの開いていた時間等により変化するため、今後検討が必要

ヨウ素、セシウムの分布



(一) 希ガス以外の放射性物質の放出挙動

PCV漏えいを仮定すると、ヨウ素、セシウムの放出量は、初期インベントリの約2%

4.1.5 1F3プラント挙動のまとめ

- RCIC動作時のDWM圧力挙動
 - RCICの排出蒸気はS/Cの一カ所に継続して放出されるため温度成層化が生じると考えられる
 - S/Cの温度成層化を模擬した解析ではDWM圧力挙動は実測値と整合
- HPCI起動時のDWM圧力挙動
 - S/Cの温度成層化を考慮するとHPCI起動直前からS/Cスプレイが行われることで、DWM圧力が低下
- ただし、以下の点は今後の課題として引き続き検討していく
 - 数値流体力学(CFD)によるS/C温度成層化の解析
 - PCV漏えいの発生タイミングについて各種情報を踏まえて精査
 - PCV漏えい挙動に加え、ベントラインが実際に開いていた時間が大きく影響するため、操作実績について精査し、環境への放射性物質放出量を評価

4.2 2号機のプラント挙動への影響

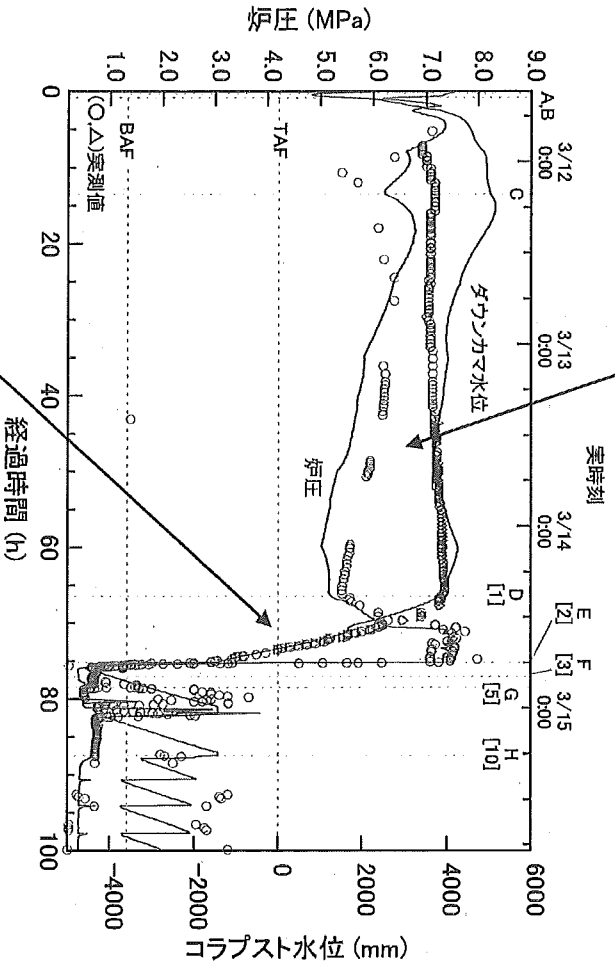
解析条件

- 早期PCV漏えいは想定しない
 - プラント実測値のD/W圧力がやや低下する時間(約70時間)に微少漏えいを仮定
 - プラント実測値のD/W圧力が大きく低下する時間(約90時間)に漏えいの拡大を仮定
 - 漏えい箇所を、D/W気相部とS/C気相部で比較
- RCICによる排気熱量が系外へ除熱されたと仮定
 - トーラス室に流入した海水により除熱された可能性を想定
 - S/C外面での海水冷却は、実際の水位の増減等が不明であるため、エンタルピーの計算により除熱(RCIC)による排気熱量の約60%分がS/Cから除熱されたと仮定)
- 東電の想定を踏まえ、直流電源喪失時のRCICによる注水量は不確定であることから、水位がTAFを切る時間をプラント実測値と整合するように調整
- S/Cは温度成層化を模擬。(1F3と同モデル)
- 現状モデルではMCCIを過大評価すると考えられるためMCCI反応は考慮せず

4.2.1 2号機の解析結果 (S/C気相部漏えい仮定)

炉圧及びび水位

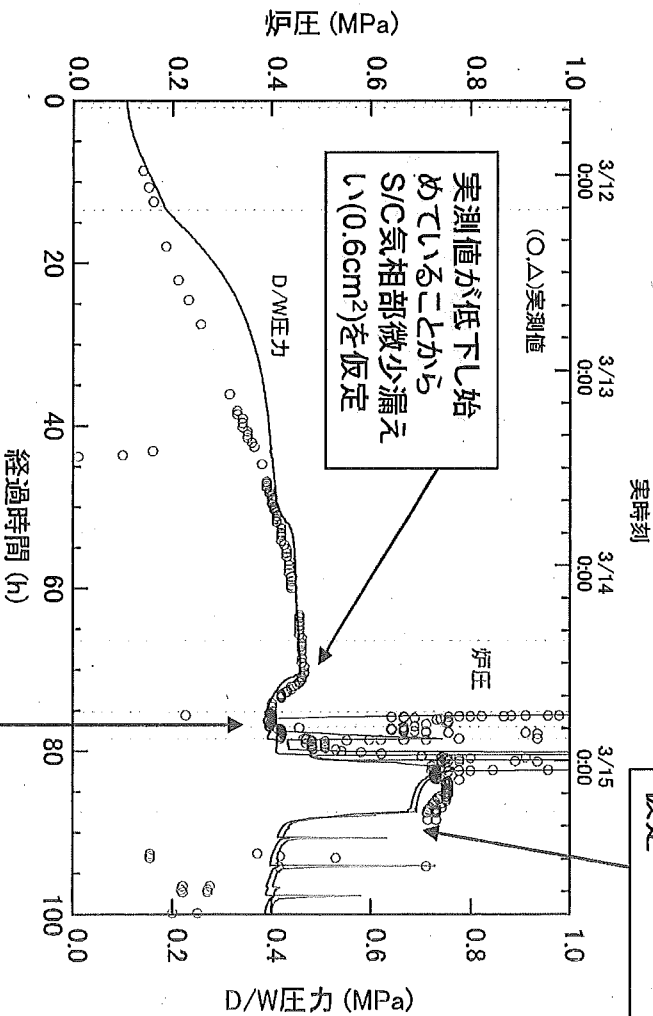
RPV圧力挙動が概ね一致



RCICの注水量はTAFを切る時間が一致するように調整

A: RCIC手動起動, B: 全交流電源喪失, C: RCIC水源をCSTからS/Cに切り替え, D[1]: RCIC作動停止, E[2]: S/R1弁開, F[3]: 海水注水, G[5]: S/R2弁開, H[10]: 異音発生

炉圧及びD/W圧力



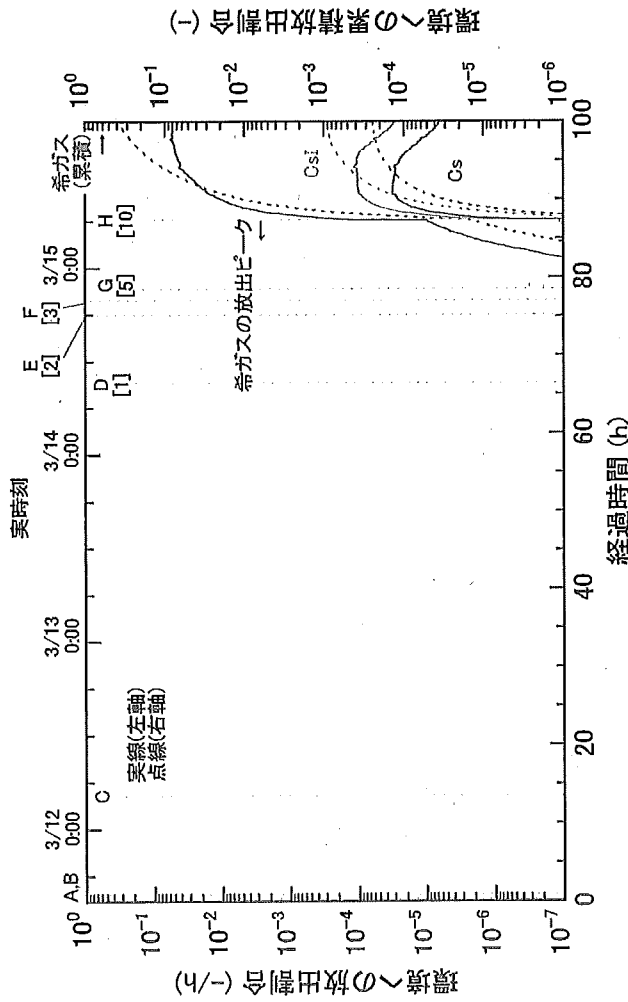
温度成層化を仮定しているため、S/C下部でS/R弁の開放により放出された蒸気が凝縮され、D/W圧力はほとんど上昇していない

• D/W圧力が階段状に上昇する傾向が一致。
• 高いD/W圧力が維持されている。

4.2.2 環境への放射性物質放出(S/C気相部漏えい仮定)

PCV漏えい箇所:S/C気相部

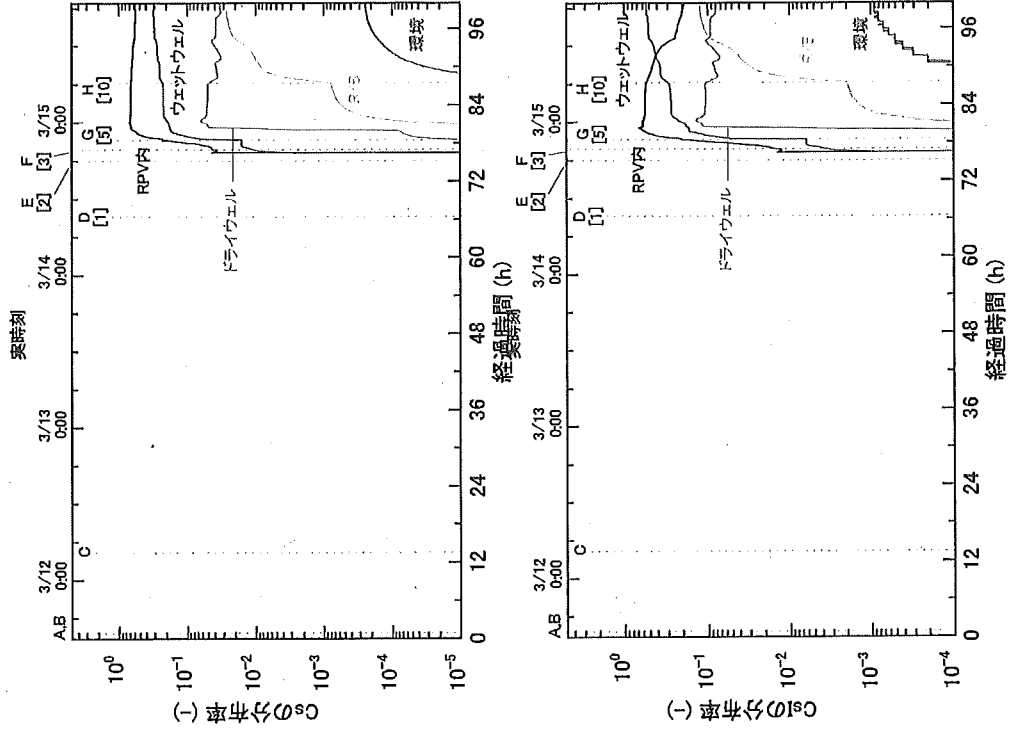
希ガスの放出挙動



・PCVの漏えい量が少ないため、漏えい開始時の環境への放出速度が遅い
 ・PCVの漏えい箇所をS/C気相部と仮定しているため放出量は少ない

約90時間で仮定したPCVの漏えい面積によって放出量は変化する

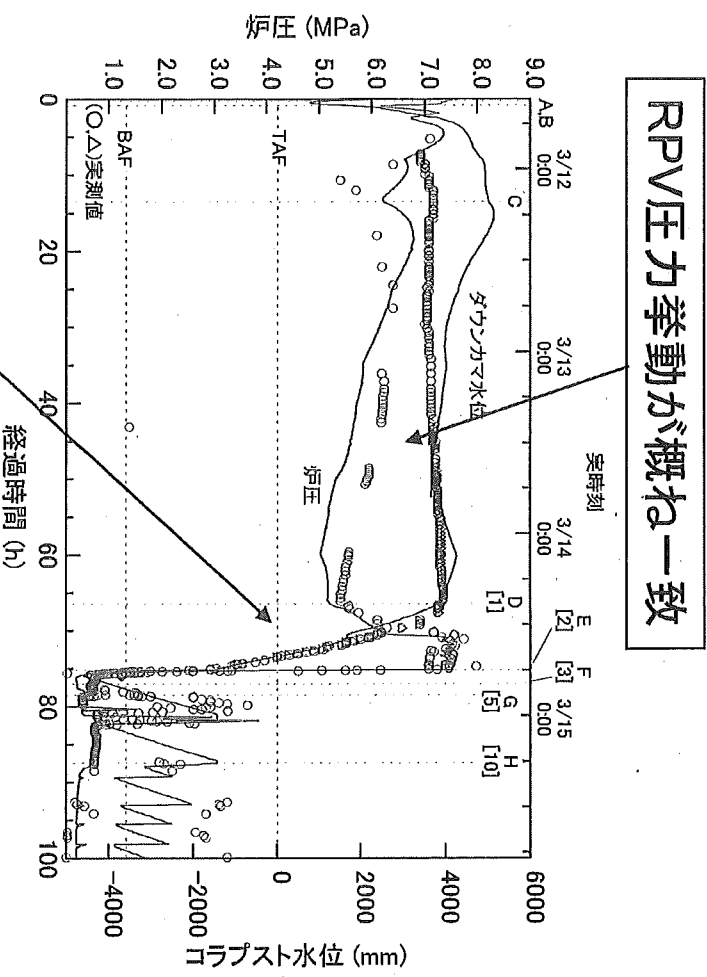
ヨウ素、セシウムの分布



ヨウ素、セシウムの放出量は、初期インベントリの0.1%未満

4.2.3 2号機の解析結果 (D/W気相部漏えい仮定)

炉圧及びび水位

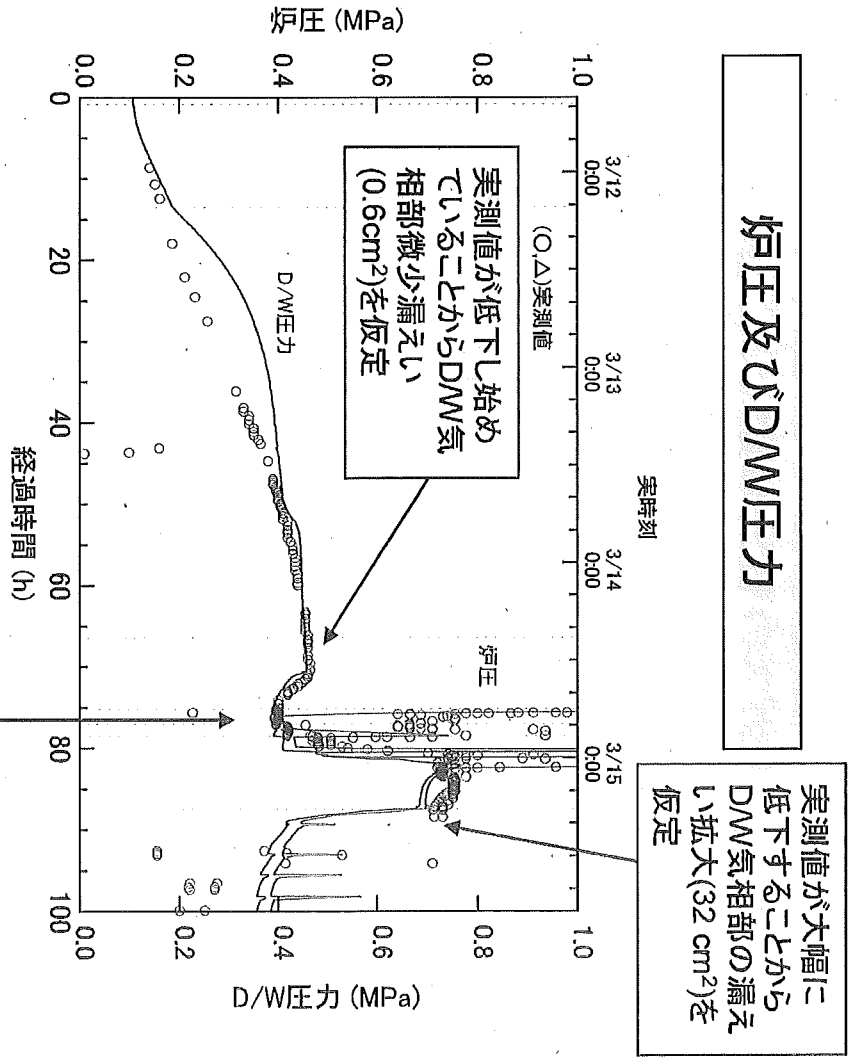


RPV圧力挙動が概ね一致

RCICの注水量はTAFを切る時間が一致するように調整

A: RCIC手動起動, B: 全交流電源喪失, C: RCIC水源をCSTからS/Cに切り替え, D[1]: RCIC作動停止, E[2]: S/R1弁開, F[3]: 海水注水, G[5]: S/R2弁開, H[10]: 異音発生

炉圧及びD/W圧力



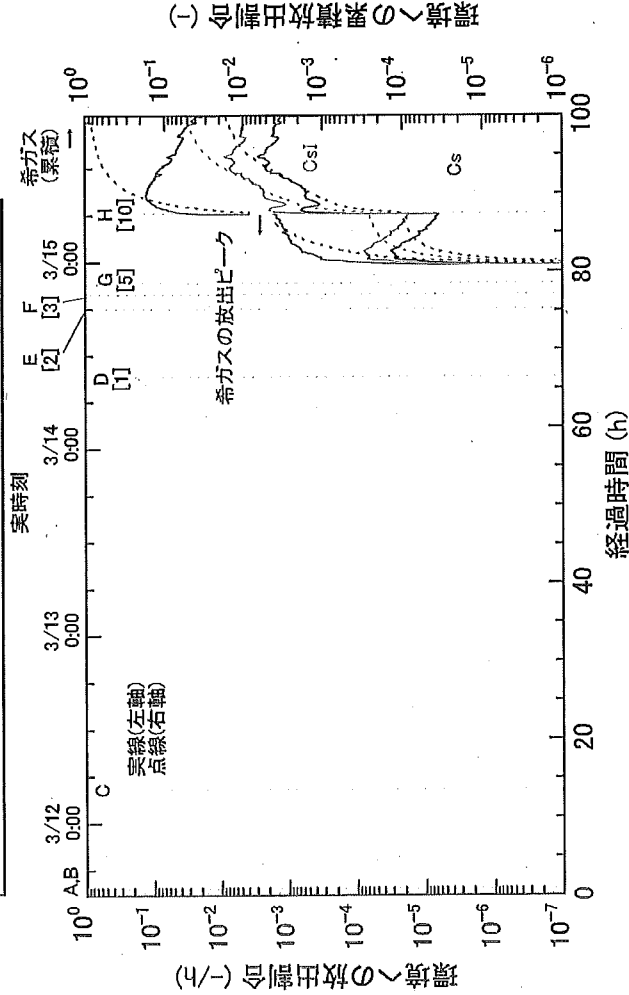
温度成層化を仮定しているため、S/C下部でS/R弁の開放により放出された蒸気が凝縮され、D/W圧力はほとんど上昇していない

• D/W圧力が階段状に上昇する傾向が一致。
• 高いD/W圧力が維持されている。

4.2.4 環境への放射性物質放出(D/W気相部漏えい仮定)

PCV漏えい箇所:D/W気相部

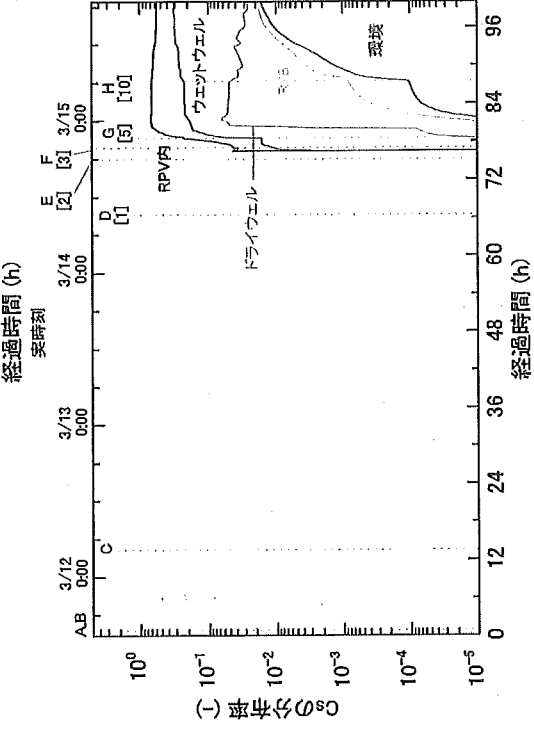
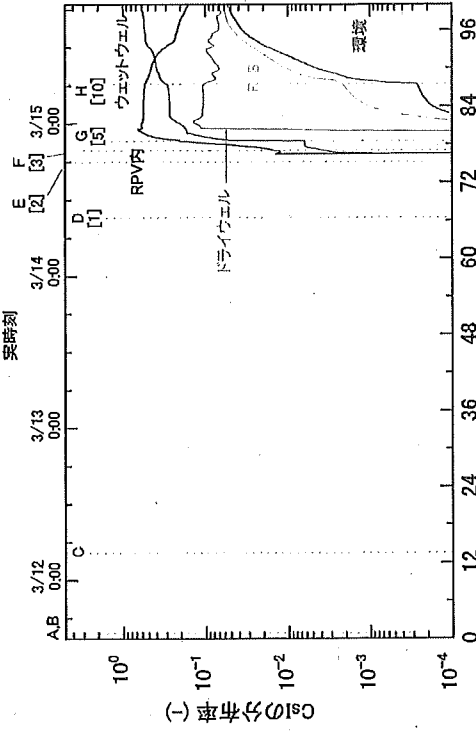
希ガスの放出挙動



PCVの漏えい量が少ないため、漏えい開始時の環境への放出速度が遅い
 PCVの漏えい箇所をD/W気相部と仮定しているため放出量は多い

約90時間で仮定したPCVの漏えい面積によって放出量は変化する

ヨウ素、セシウムの分布



初期インベントリに対する放出割合は、ヨウ素が約5%、セシウムが約2%

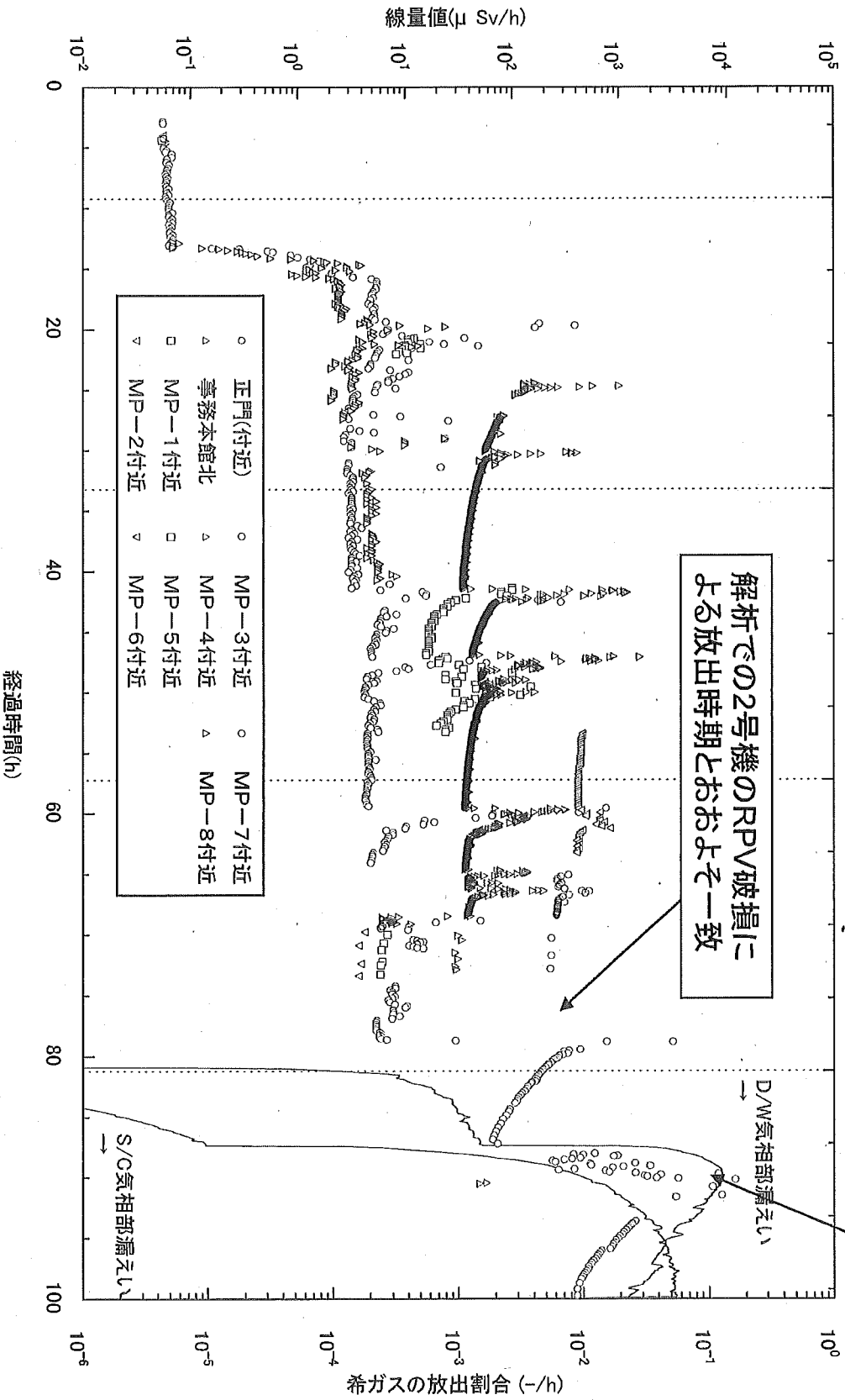
4.2.5 モニタリング値との比較

3/12
0:00

3/13
0:00

3/14
0:00

3/15
0:00



DMW気相部の漏えいを仮定した場合の希ガスの放出挙動の方がモニタリングと類似している

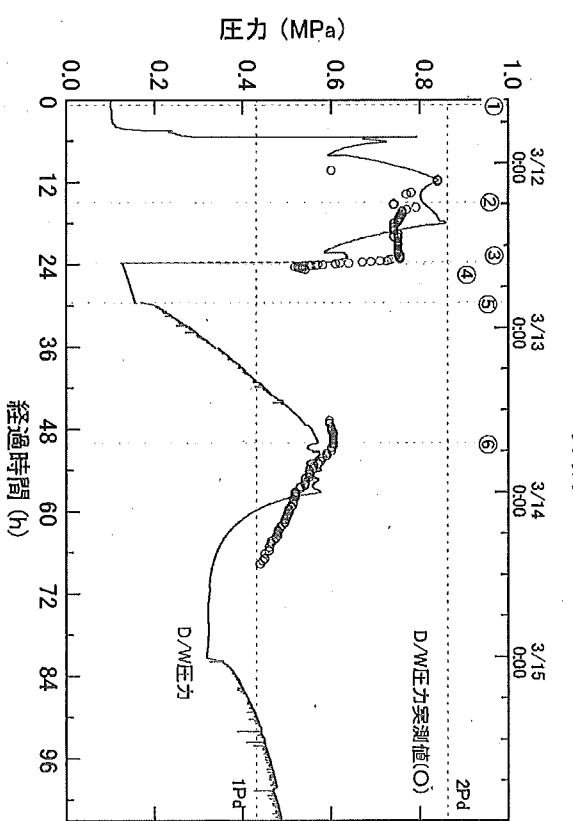
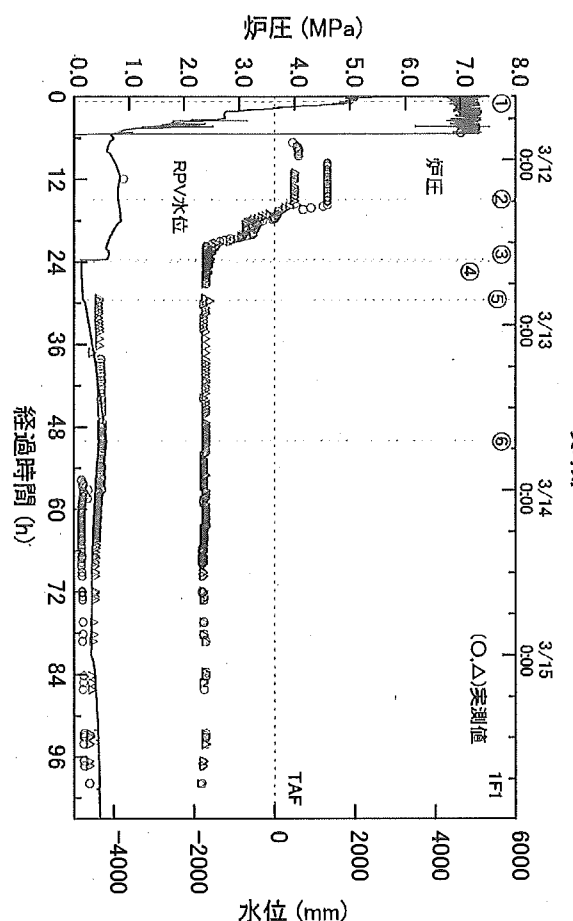
4.2.6 1F2プラント挙動のまとめ

- S/Cの温度成層化を考慮し、約90時間まではPCVバウンダリに大きな漏えいが無く、RCICからの排気熱量の一部が除熱されていると仮定すると、D/W圧力は概ね実測値と整合した。
- その結果、想定されるPCVの漏えい面積が小さくなり、約90時間までの環境への放出量は少なくなった。
- 環境への放射性物質放出タイミングは、D/Wでの漏えいを想定した結果の方が、よりモニタリング結果と整合した。
- PCVの漏えい箇所の変更に伴って放出量は変化するため、今後とも精査していく。

4.3 1号機のプラント挙動への影響

- 1号機は2, 3号機に比べ事象進展が早いこと、また、RCICと類似機構のHPCIは作動しなかったことから、S/C水の温度成層化が生じた可能性は低い
- ただし、RPV圧力が高い期間に設定圧の最も低い特定のS/R弁が連続して開いていたと考えられるため、S/R弁の連続開による局所的な水温上昇の効果については検討が必要
- 海水によるS/C外面冷却は無かったと推定される
- S/Cベント弁小弁の手动開操作のためにとーラス室へ入っているが、蒸気や湿度を確認したとの情報はない*

*東京電力、「福島第一原子力発電所事故の初動対応について」、平成23年12月22日



5. 環境への放射性物質の放出量の推定

環境への放射性物質の放出量は、原子炉停止時に炉心に存在していた放射性物質の量に、事象進展解析で求まる放出割合をかけて推定する。

・原子炉停止時に炉心に存在していた放射性物質の量は、地震で停止するまでの直近の連続運転時間を踏まえて一般的な炉心での放射性物質の生成等をORIGEN2にて解析した結果を使用

・MELCORでの初期インベントリに対する放出割合の計算では減衰を考慮しないため、主要な10核種について下記のように減衰を考慮して放出量を算出
ある放射性核種Zが、時間tからt+Δtの間に放出される放出量 Q_t は

$$Q_t = A_t \times R_t$$

A_t : 核種Zの時刻tにおける放射能

R_t : 核種Zが属する元素群が時刻tからt+Δtの間に放出される割合として算出。

総放出量は時刻t=0から解析時間の範囲で Q_t を積分して算出。

5.1 環境への放射性物質の放出量の推定(1号機)

D/W気相部漏えい口
約35 cm²

元素群	初期インベントリに対する放出割合(-)
希ガス	9.5×10^{-1}
CsI	6.6×10^{-3}
Cs	2.9×10^{-3}
Te	1.1×10^{-2}
Ba	4.0×10^{-5}
Ru	9.0×10^{-10}
Ce	1.4×10^{-7}
La	1.2×10^{-7}

核種	放出量 (Bq)
Xe-133	3.4×10^{18}
I-131	1.2×10^{16}
Cs-134	7.1×10^{14}
Cs-137	5.9×10^{14}
Sr-89	8.2×10^{13}
Ba-140	1.3×10^{14}
Te-132	2.5×10^{16}
Ru-103	2.5×10^{09}
Pu-241	3.5×10^{10}
Cm-242	1.1×10^{10}

5.2 環境への放射性物質の放出量の推定(2号機)

初期インベントリに対する環境への放出割合

元素群	早期PCV漏えいを仮定した場合の放出割合*	S/P温度成層化を仮定した場合の放出割合	
	PCV上部 (約50 cm ²)**	S/C (約32 cm ²)**	PCV上部 (約32 cm ²)**
希ガス	9.6×10 ⁻¹	3.9×10 ⁻¹	8.6×10 ⁻¹
CsI	6.7×10 ⁻²	9.1×10 ⁻⁴	5.4×10 ⁻²
Cs	5.8×10 ⁻²	2.4×10 ⁻⁴	1.7×10 ⁻²
Te	3.0×10 ⁻²	3.8×10 ⁻⁴	2.1×10 ⁻²
Ba	2.6×10 ⁻⁴	7.4×10 ⁻⁶	6.8×10 ⁻⁴
Ru	5.4×10 ⁻¹⁰	1.2×10 ⁻¹¹	2.0×10 ⁻⁹
Ce	4.0×10 ⁻⁶	1.3×10 ⁻¹²	1.1×10 ⁻¹⁰
La	8.4×10 ⁻⁷	9.7×10 ⁻¹⁰	1.87×10 ⁻⁷

環境への放出量(Bq)

核種	早期PCV漏えいを仮定した場合*	S/P温度成層化を仮定した場合	
	PCV上部 (約50 cm ²)**	S/C (約32 cm ²)**	PCV上部 (約32 cm ²)**
Xe-133	3.5×10 ¹⁸	1.3×10 ¹⁸	3.0×10 ¹⁸
I-131	1.4×10 ¹⁷	1.8×10 ¹⁵	1.0×10 ¹⁷
Cs-134	1.6×10 ¹⁶	6.8×10 ¹³	4.5×10 ¹⁵
Cs-137	1.4×10 ¹⁶	6.0×10 ¹³	4.0×10 ¹⁵
Sr-89	6.8×10 ¹⁴	1.9×10 ¹³	1.7×10 ¹⁵
Ba-140	1.1×10 ¹⁵	3.1×10 ¹³	2.7×10 ¹⁵
Te-132	5.7×10 ¹⁶	6.6×10 ¹⁴	3.4×10 ¹⁶
Ru-103	1.8×10 ⁰⁹	4.0×10 ⁰⁷	6.4×10 ⁰⁹
Pu-241	1.2×10 ¹²	3.7×10 ⁰⁵	3.2×10 ⁰⁷
Gm-242	7.7×10 ¹⁰	9.0×10 ⁰⁷	1.6×10 ¹⁰

*原子力安全に関するIAEA閣僚会議に対する日本国政府の報告書、JNES-RE-2011-0002記載の2号機に関する事業者解析2の結果
 **主たる漏えい口

5.3 環境への放射性物質の放出量の推定(3号機)

初期インベントリに対する放出割合(-)

元素群	PCV漏えいが少ない場合*	PCV漏えいを仮定した場合(今回の解析結果)
希ガス	9.9×10^{-1}	8.8×10^{-1}
CsI	3.0×10^{-3}	1.6×10^{-2}
Cs	2.7×10^{-3}	1.4×10^{-2}
Te	2.4×10^{-3}	1.5×10^{-2}
Ba	4.3×10^{-4}	1.8×10^{-4}
Ru	8.6×10^{-10}	9.1×10^{-9}
Ce	5.0×10^{-8}	9.2×10^{-10}
La	1.3×10^{-7}	6.6×10^{-7}

環境への放出量(Bq)

核種	PCV漏えいが少ない場合*	PCV漏えいを仮定した場合(今回の解析結果)
Xe-133	4.4×10^{18}	3.5×10^{18}
I-131	7.0×10^{15}	3.8×10^{16}
Cs-134	8.2×10^{14}	4.3×10^{15}
Cs-137	7.1×10^{14}	3.7×10^{15}
Sr-89	1.2×10^{15}	5.0×10^{14}
Ba-140	1.9×10^{15}	8.0×10^{14}
Te-132	6.4×10^{15}	3.9×10^{16}
Ru-103	3.2×10^{09}	3.3×10^{10}
Pu-241	1.6×10^{10}	2.9×10^{08}
Cm-242	1.4×10^{10}	7.0×10^{10}

*原子力安全に関するIAEA関係会議に対する日本国政府の報告書、JNES-RE-2011-0002記載の3号機に関する感度解析2の結果

6. まとめ

- ・ 3号機及び2号機はRCICからの排出蒸気によってサプレッションプール水に温度成層化が生じたと仮定すると、D/W圧力の解析値は実測値と概ね整合した。1号機は事象の進展が早く、RCICと類似機構のHPCIも起動されていないことから同様の事象が生じた可能性は低いと考えられる。
 - 2号機ではRCICからの排熱の一部が除熱される必要有り
 - 温度成層化の詳細な解析は別途数値流体力学(CFD)を用いた計算が必要
- ・ 1, 3号機は、トーラス室に海水が流入したことを示唆する情報がなく、S/C外部冷却を考慮しない解析で概ね実測値と整合する。一方、2号機はトーラス室に海水が流入した情報があり、S/C外部冷却を考慮した解析の方が、D/W圧力挙動が実測値と整合した。
- ・ IAEA6月報告書では2号機のD/W漏えい面積が1, 3号機に比べて大きい仮定を用いていたことから、環境への放射性物質放出量が最も大きくなっていった。D/W漏えいを仮定した3号機の解析ではヨウ素・セシウムが約2%放出されている。
- ・ 放出量の評価はPCV漏えいの仮定(発生時間、漏えい箇所、面積)やベントの状況が大きく影響するため、各種情報を踏まえて精査していくことが必要。

解析条件の比較

添付

	1F1	1F2	1F2	1F3	1F3
解析実施時期	昨年6月	昨年6月	本報告	昨年6月	本報告
S/P温度成層化	×	×	○	×	○
S/C外部冷却	×	×	○	×	×
PCV漏えい箇所	DW気相部	DW気相部 S/C気相部	DW気相部 又は S/C気相部	漏えい無し	DW気相部
PCV漏えい面積 (cm ²)	7→35	DW: 50 S/C: 300	0.6→32	0	20
MCCI反応	○	○	×	○	×