添付資料３

MAAP5 による最新の解析結果

１．　１号機の MAAP5.01 による最新の解析結果

１．１　プラント条件及び事象イベント

主要な解析条件について、表 1-1 にプラント条件を、表 1-2 に事象イベントを示す。事象イベントは、平成 23 年 5 月 16 日に原子力安全・保安院へ報告した「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」に加え、平成 23 年 12 月 22 日に公表した「福島第一原子力発電所事故の初動対応について」等、平成 23 年 5 月以降に公表した時系列に従い設定したものである。

表 1-1　1 号機 プラント条件

項目	条件
初期原子炉出力	1380 MWt（定格出力）
初期原子炉圧力	6.92MPa [abs]（地震直前の運転圧力）※
初期原子炉水位	4376mm（TAF からの水位）※
RPV ノード分割	添付資料 1　図 4
有効炉心ノード分割数	半径方向：5 ノード 軸方向：10 ノード
被覆管破損温度	727℃（1000K）
燃料溶融	添付資料 1　表 2
格納容器モデル	添付資料 1　図 5
格納容器空間容積	D/W 空間：3410m^3 S/C 空間：2620m^3
ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ・ﾌﾟｰﾙ水量	1750m^3
崩壊熱	ANSI/ANS5.1-1979 モデル （燃料装荷履歴を反映した ORIGEN2 崩壊熱相当になるようパラメータを調整）

※「６．過渡現象記録装置データ」（イベント検出：14:47:03 900ﾐﾘ秒）

・原子炉圧力(N/R)A、B、C　6.82MPa(gage)

・原子炉水位(N/R)A、B、C の平均　(3427+(949+956.5+940)/3)mm

表 1-2　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

時系列				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
No	日時		事象イベント			
1	3/11	14:46	地震発生	○	－	
2		14:48	原子炉スクラム	○	H24.6.20 報告 「福島原子力事故調査報告書」７．１（２）津波による設備被害」	
3		14:48	MSIV 閉	△	「６．過渡現象記録装置データ」※１ 主蒸気流量が 0 となる時刻と MSIV 閉を示す信号の時刻に多少ずれがあるものの概ね 14:48 前後であることから、解析では MSIV 閉止後の RPV 圧力変化を合わせるため 14:48 に MSIV 閉止と設定。	
4		14:52	IC(A) (B)自動起動	○	「６．過渡現象記録装置データ」※１	
5		15:03 頃	IC(A)停止	○	「６．過渡現象記録装置データ」※１	
6		15:03 頃	IC(B)停止	○	「６．過渡現象記録装置データ」※１	
7		15:05	CCS 系トーラスクーリング(A)インサービス	○	「６．過渡現象記録装置データ」※１、 H23.5.23 報告「東北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」(その後全交流電源喪失に伴い停止)	
8		15:10	CCS 系トーラスクーリング(B)インサー	○	「６．過渡現象記録装置データ」※１、	

時系列				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
No	日時		事象イベント			
			ビス		H23.5.23 報告「東北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」(その後全交流電源喪失に伴い停止)	
9		15:17	IC(A)再起動	○	「6．過渡現象記録装置データ」※1	
10		15:19	IC(A)停止	○	「6．過渡現象記録装置データ」※1	
11		15:24	IC(A)再起動	○	「6．過渡現象記録装置データ」※1	
12		15:26	IC(A)停止	○	「6．過渡現象記録装置データ」※1	
13		15:32	IC(A)再起動	○	「6．過渡現象記録装置データ」※1	
14		15:34	IC(A)停止	○	「6．過渡現象記録装置データ」※1	
15		15:37	全交流電源喪失	○	H23.5.16 報告 4.運転日誌類 当直長引継日誌	
16		18:18	IC(A)系 2A, 3A 弁開／蒸気発生確認	□	H23.5.16 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		18:25	IC(A)系 3A 弁閉	□	H23.5.16 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		20:50	原子炉代替注水ラインが完成し、ディーゼル駆動消火ポンプ（以下、DDFP）を起動（減圧後に注水可能な状態）	□	H23.12.22 プレス「福島第一原子力発電所事故の初動対応について」原子炉圧力が高く、DDFP による注水は RPV に届いていなかったものと推定	
19		21:30	IC 3A 弁開／蒸気発生確認	□	H23.5.16 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	

時系列				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
No	日時		事象イベント			
					※2	
20	3/12	1:48	DDFP 停止を確認	□	H23.12.22 プレス「福島第一原子力発電所事故の初動対応について」 原子炉圧力が高く（3/11 20:07 7.0MPa[abs](現場確認)、3/12 2:45 0.9MPa[abs](中操計器復旧)、この間の原子炉圧力はわからないが)、 DDFP による注水は RPV に届いていなかったものと推定	
21		4:00	消防ポンプによる淡水注水開始	□	H23.12.22 プレス「福島第一原子力発電所事故の初動対応について」 （4:00 頃 1300L 淡水注水） 添付 1-5「消防車による 1 号機原子炉注水の注水量に関する検討」※3	
22		4:02	消防ポンプによる淡水注水停止	□	H23.12.22 プレス「福島第一原子力発電所事故の初動対応について」 添付 1-5「消防車による 1 号機原子炉注水の注水量に関する検討」※3	
23		5:46	消防ポンプによる淡水注水再開	□	H23.5.16 報告 7.各種操作実績取り纏め 添付 1-5「消防車による 1 号機原子炉注水の注水量に関する検討」	
24		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 に格納容器圧力低下を確認	△	H23.5.16 報告 7.各種操作実績取り纏め。 格納容器圧力の低下から 14:30 に格納容器ベントがなされたことを判断したが、解析上では実測された格納容器圧力の推移にあうように 14:11 にベント弁開を仮定した。	
25		14:53	消防ポンプによる淡水注水停止	□	H23.5.16 報告 7.各種操作実績取り纏め 添付 1-5「消防車による 1 号機原子炉注水の注水量に関する検討」※3	
26		15:27	格納容器ベント弁閉止	△	解析上、実測された格納容器圧力の推移にあうように 15:27 にベント弁閉を仮定した。	
27		15:36	1 号機原子炉建屋の爆発	○	H23.5.16 報告 7.各種操作実績取り纏め	

時系列				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
No	日時		事象イベント			
28		19:04	消防ポンプによる海水注水開始	□	H23.8.10 プレス「福島第一原子力発電所および福島第二原子力発電所における対応状況について」 添付 1-5「消防車による 1 号機原子炉注水の注水量に関する検討」※３	
29		21:45	消防ポンプによる海水注水停止	□	H23.8.10 プレス「福島第一原子力発電所および福島第二原子力発電所における対応状況について」 添付 1-5「消防車による 1 号機原子炉注水の注水量に関する検討」※３	
30		23:50	消防ポンプによる海水注水再開	□	添付 1-5「消防車による 1 号機原子炉注水の注水量に関する検討」※３	
31	3/14	1:10	消防ポンプによる海水注水停止	□	添付 1-5「消防車による 1 号機原子炉注水の注水量に関する検討」※３	
32		20:00	消防ポンプによる海水注水再開	□	添付 1-5「消防車による 1 号機原子炉注水の注水量に関する検討」※３	

※１ 「６．過渡現象記録装置データ」を根拠とする事象イベントは、の 3/11 14:42:03 から約 35 分間の 10ms 周期データ（H23.5.16 報告）と 3/11 12:00:59～15:36:59 の間の 1min 周期データ（H25.7.17 報告）に基づき設定。

※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、添付資料 1-4 に記載の操作実績と添付資料 1-5 での検討に基づき設定。注水流量入力値については、添付資料 1-1 に記載。

１．２　計測されたプラントデータからの条件設定

解析においては、計測されたプラントデータから、以下の仮定をおいている。

①　原子炉圧力容器からの気相漏えいの仮定について

1 号機では、格納容器圧力は 3 月 12 日 1 時 05 分で 0.6MPa[abs]、2 時 30 分で 0.84MPa[abs] 、原子炉圧力は 3 月 12 日 2 時 45 分で 0.9MPa[abs]が測定されており、早い段階で原子炉圧力容器（以下、RPV）と格納容器の圧力が均圧化していた可能性がある。また、3 月 11 日 20 時 07 分に原子炉圧力が 7.0MPa[abs]であったことが確認されており、これは主蒸気逃し安全弁（以下、SRV）の安全弁機能での吹き止まり圧力程度の値であり、吹き止まり時点をちょうど観測した可能性もあるが、SRV による減圧とは異なるメカニズムで減圧した可能性もある。

平成 23 年 5 月に公表した解析において原子炉圧力の低下は、原子炉圧力容器の破損時（地震発生後約 15 時間）に発生しており、上述した 3 月 12 日 2 時 45 分の原子炉圧力 0.9MPa[abs]を再現できていない。また、格納容器圧力においても、SRV から圧力抑制室（以下、S/C）への蒸気放出が継続している条件では、実測された 3 月 12 日 1 時 05 分、2 時 30 分の高い格納容器圧力を再現出来ていない。

そのため、本解析では、炉内構造物の配置や機器の設計情報等から、燃料の過熱および溶融に伴う炉内温度の上昇により、原子炉圧力容器からドライウェル（以下、D/W）への気相漏えいが発生したと仮定して解析を実施した。

原子炉圧力容器からの漏えいが想定される箇所としては、炉内核計装のドライチューブおよび主蒸気配管フランジのガスケット部が挙げられる。炉内核計装のドライチューブは燃料が高温になることに伴い損傷する可能性があり、D/W 内に直接蒸気が漏えいする可能性がある。また、主蒸気配管フランジのガスケットは 450℃程度の温度環境でシール機能を喪失する可能性がある。そこで解析においては、原子炉圧力容器気相部からの漏えいとして、炉心最高温度が 1427℃（SUS 融点）に達するタイミング（地震発生から約 4.4 時間後）で核計装のドライチューブからの漏えい（0.00012m^2）を仮定し、炉内ガス温度が 450℃程度となったタイミング（地震発生から約 5.6 時間後）で主蒸気配管フランジのガスケットからの漏えい（0.0015m^2）を仮定した。

但し、あくまで解析上の仮定であり、実際にその時点で原子炉圧力容器から漏えいがあったのか否か、また、漏えいが解析上仮定した条件で計装管のドライチューブ及び主蒸気配管のガスケットから漏えいが発生したのか否かについては、現時点では不明である。

② 格納容器からの気相漏えいの仮定について

解析においては、実際に計測された格納容器圧力の値にある程度あわせるため、原子炉圧力容器破損時に原子炉建屋補機冷却系配管の損傷による漏えい（0.0018m²）とその後の格納容器過温等による漏えい(地震発生から 21.0 時間後 0.0012m²（デブリによる一部閉塞)、地震発生から 24.7 時間後 0.00195m²（ベント弁閉止後)、地震発生から 51.2 時間後 0.0024m²（漏えい孔拡大）)を 1 つの漏えい孔として仮定した。

格納容器過温による漏えいを仮定した、地震発生から 21.0 時間後では、格納容器温度は約 300℃以上となっており、格納容器設計温度（138℃）を大幅に超えている。過去の研究において※、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、格納容器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 51.2 時間後における格納容器からの漏えい面積の増加の仮定に関しても、解析において格納容器温度は高温で推移していることから、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。

但し、あくまで解析上の仮定であり、実際にその時点で格納容器から漏えいがあったのか、計測器の問題により格納容器圧力が正しく表示されなかったのかは、現時点では不明である。

※ K. Hirao, T. Zama, M. Goto et al., ``High-temperature leak characteristics of PCV hatch flange gasket," Nucl. Eng. Des.,145, 375-386 (1993).

③ 非常用復水器の動作条件に対する見解

全交流電源喪失以降の非常用復水器（以下、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※。

なお、全交流電源喪失より前の期間は、IC 片系の間欠動作により原子炉圧力は SRV の動作設定圧力(約 7.4MPa[abs])以下で制御されていた。

※ 平成 23 年 10 月 18 日に、現場の IC 胴側水位計を確認したところ、A 系：65%、B 系：85%（通常水位 80%）であった。

IC の冷却水温度のチャートによると、B 系は 70℃程度で温度上昇がとまっていることから、冷却水の水位変化を伴う冷却水の蒸発は少なかったものと考えられる。また、A 系は津波到達時点と同じ頃に飽和温度である

100℃程度に上昇していることから、A 系の冷却水の水位低下は主に津波到達後の熱交換によるものと考えられる。

ただし A 系については、①格納容器内側隔離弁の開度が不明であること、②燃料の過熱に伴う水－ジルコニウム反応で発生した非凝縮性ガスである水素が IC の冷却管に滞留することで、IC の除熱性能は低下すること、③時期は不明だが、遅くとも 12 日 2 時 45 分には原子炉圧力が低下しており、圧力の低下により原子炉で発生した蒸気が IC へ流れ込む量が低下することで、IC の除熱性能は低下すること、といった理由から、津波到達以降、IC が実際にどの程度の性能を維持し、いつまで機能していたかは不明である。

従って、全交流電源喪失以降の動作は仮定しないこととした平成 23 年 5 月の解析の設定については、適当なものであったと考えられる。

④　注水量の設定について

添付資料 1-5 に示すとおり、消防車代替注水時のバイパス経路からの流出を考慮し、消防車吐出圧力一定の条件で原子炉への注水量を評価した。本解析入力値については、添付資料 1-1 に示す。なお、測定された原子炉水位は、添付資料 1-2 に示すとおり、水位計内の水の蒸発により、実際よりも高い水位を指示していたと考えられるため、解析上、参考としない。

⑤　崩壊熱の設定について

この解析では、ANSI/ANS5.1-1979 モデルにおいて、燃料装荷履歴を反映した ORIGEN2 崩壊熱相当になるようパラメータを調整したものを採用した

１．３　MAAP 解析の解析結果

表 1-3 に解析結果を記載する。

表 1-3　1 号機 解析結果のまとめ

項目	解析結果
炉心露出開始時間 （シュラウド内水位が TAF に到達した時間）	地震発生後約 3 時間 （3 月 11 日 18 時 00 分頃）
炉心損傷開始時間 （炉心最高温度が 1200℃に到達した時間）	地震発生後約 4 時間 （3 月 11 日 18 時 40 分頃）
原子炉圧力容器破損時間	地震発生後約 15 時間 （3 月 12 日 5 時 40 分頃）

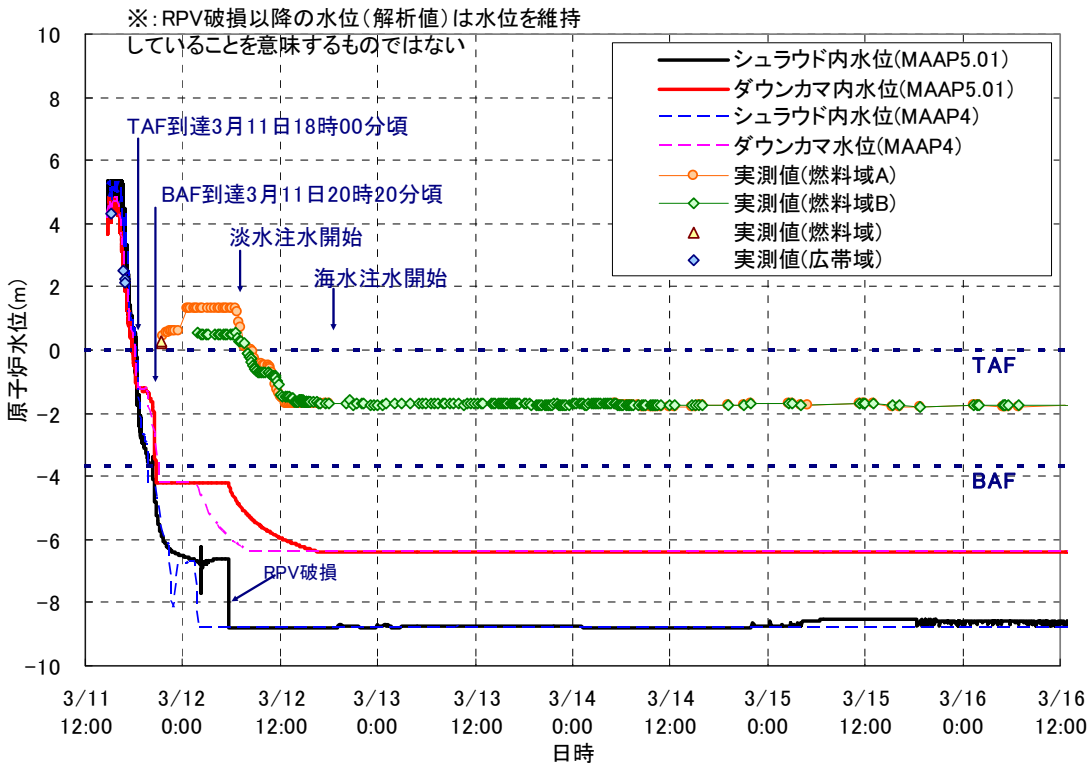


図 1-1　1 号機 原子炉水位変化

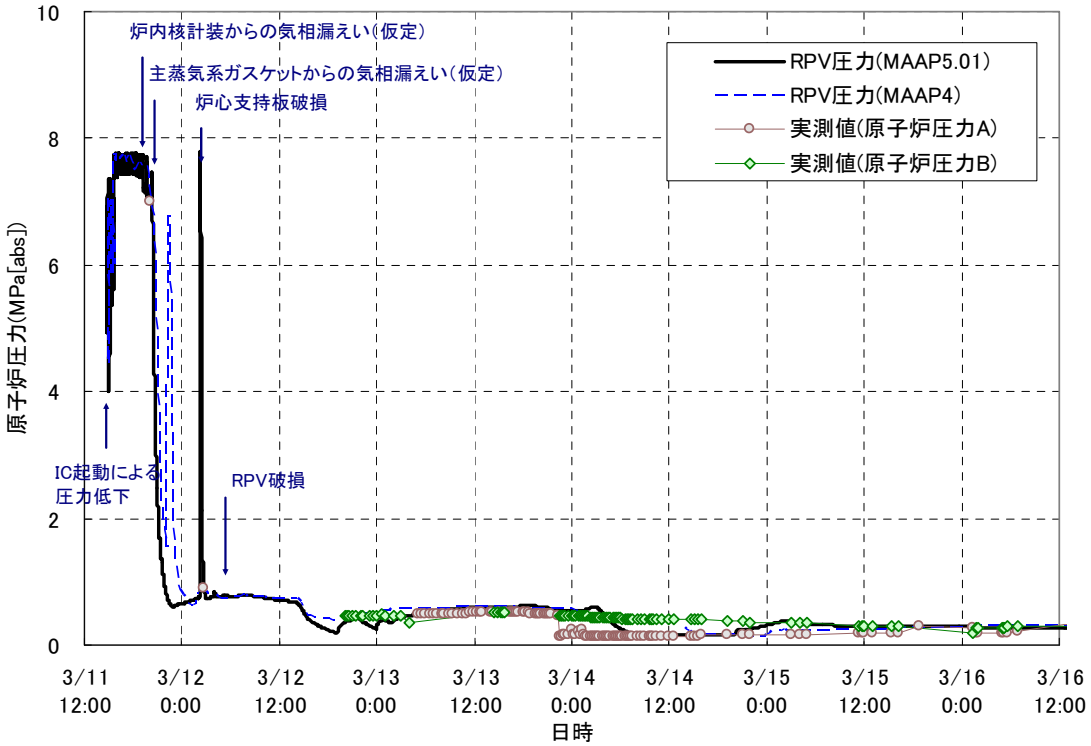


図 1-2　1 号機 原子炉圧力容器圧力変化

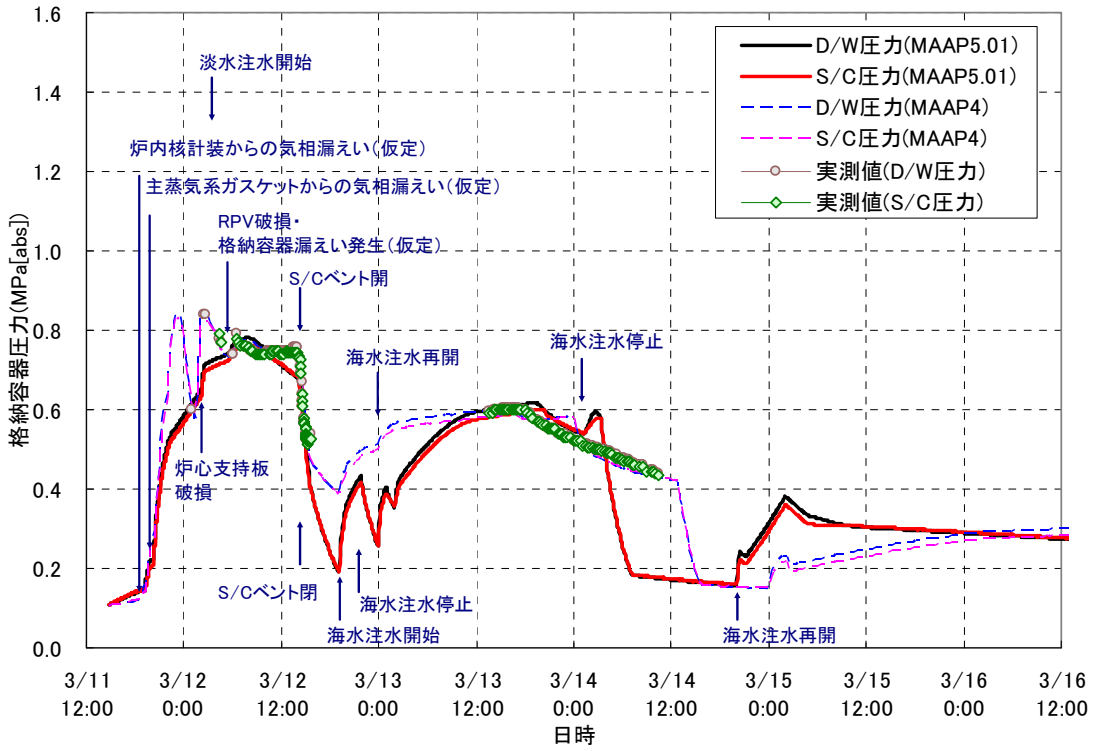


図 1-3　1 号機 格納容器圧力変化

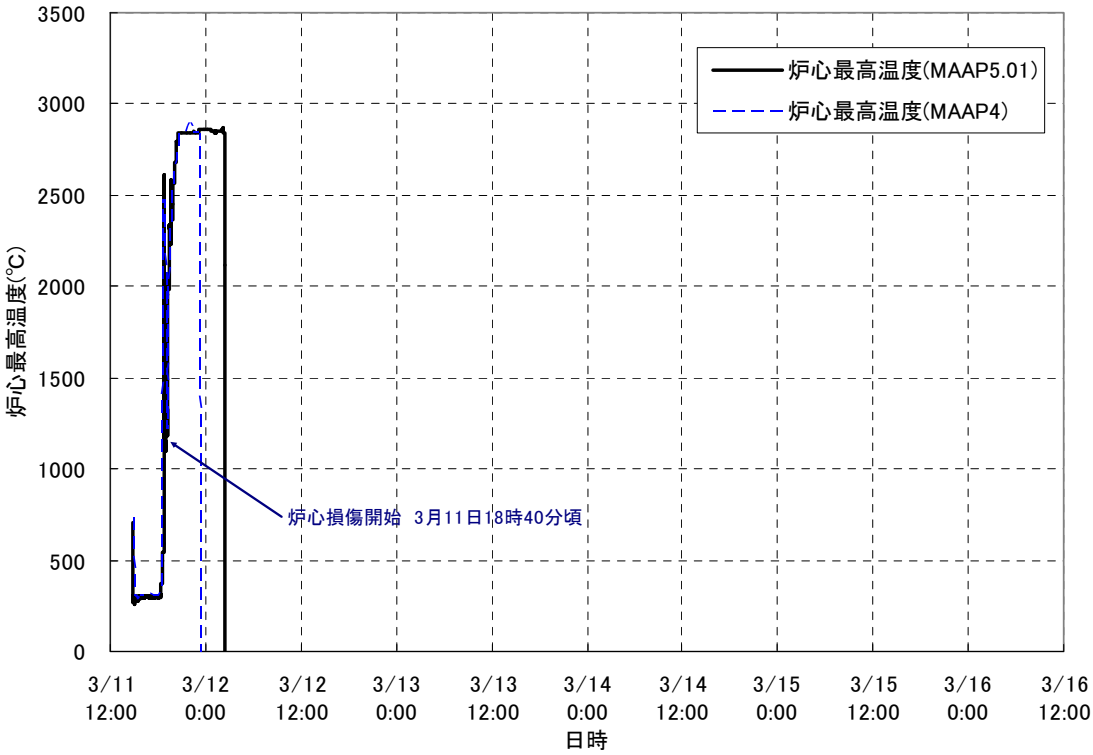


図 1-4　1 号機 炉心温度変化

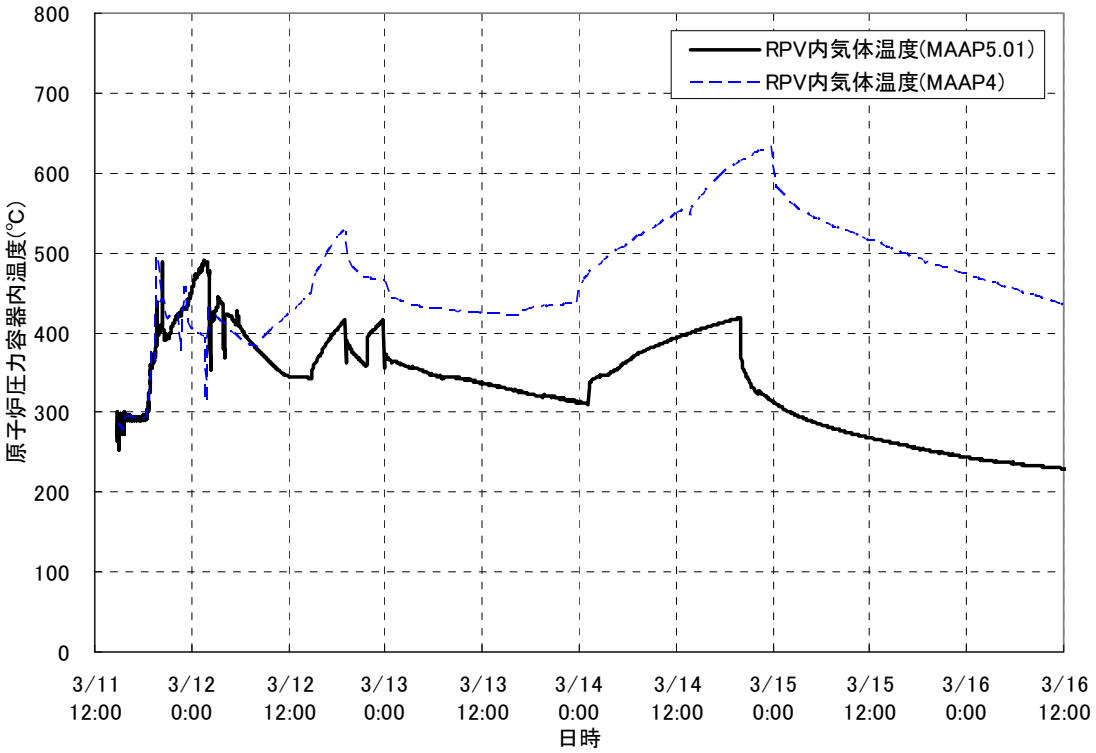


図 1-5　1 号機 原子炉圧力容器内気体温度変化

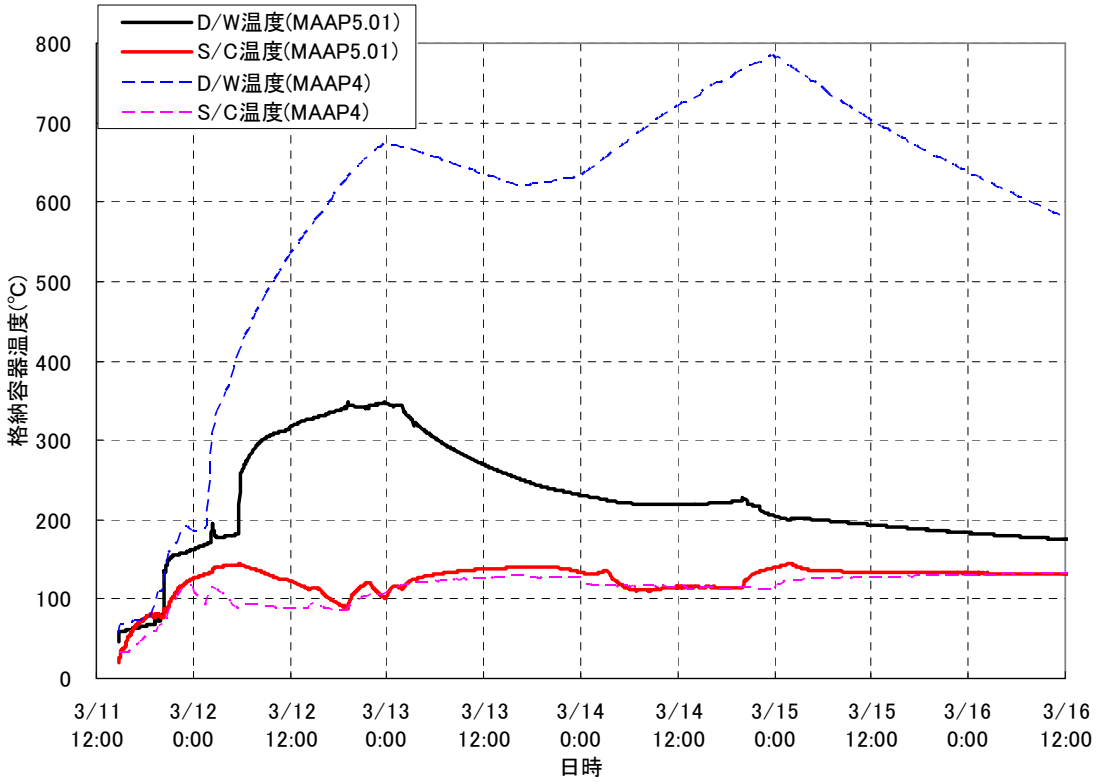


図 1-6　1 号機 格納容器温度変化

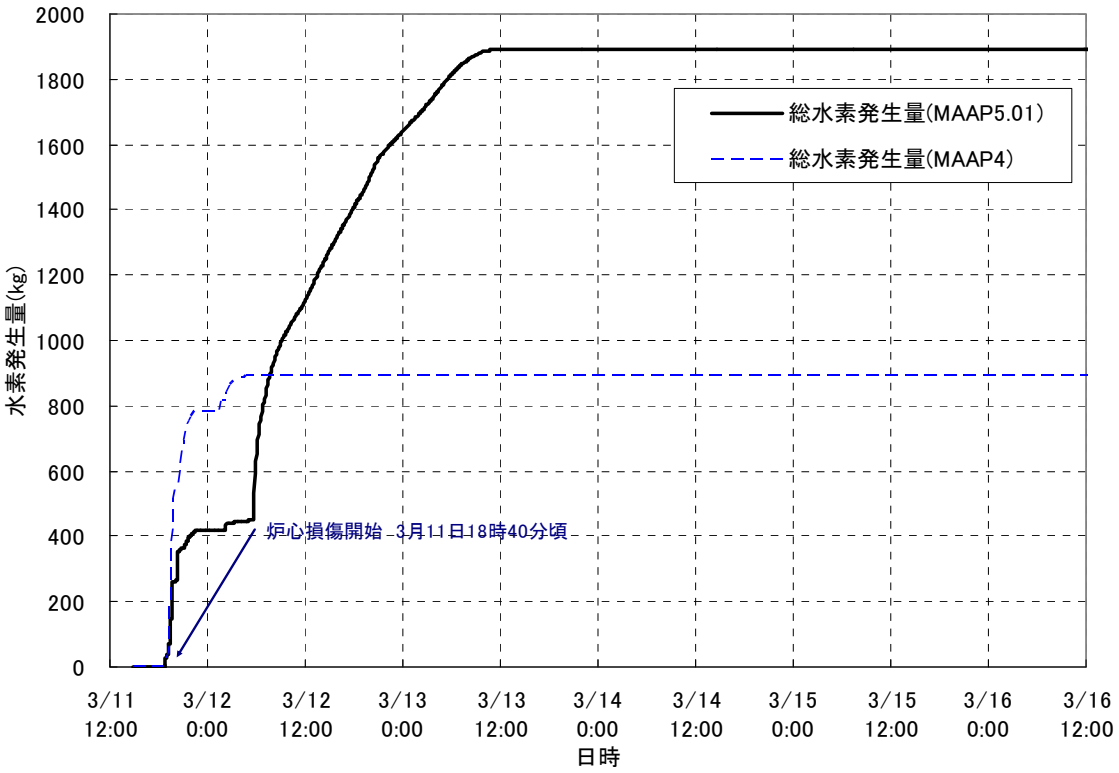


図 1-7　1 号機 水素発生量変化

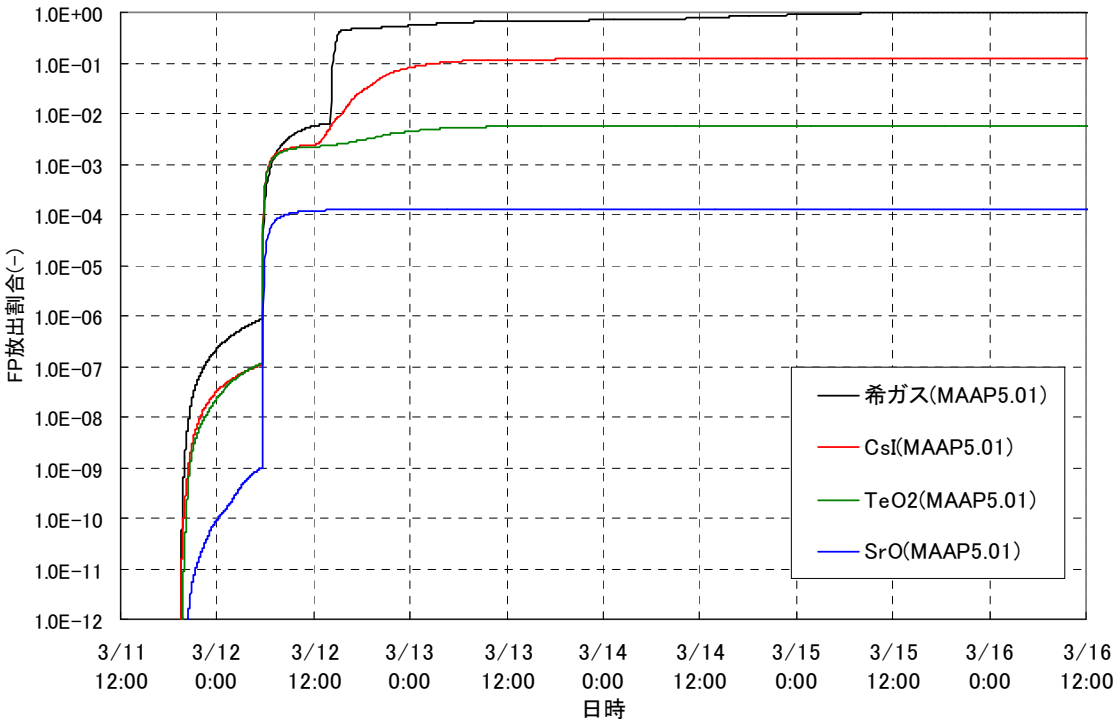


図 1-8　1 号機 FP の放出割合（1／4）

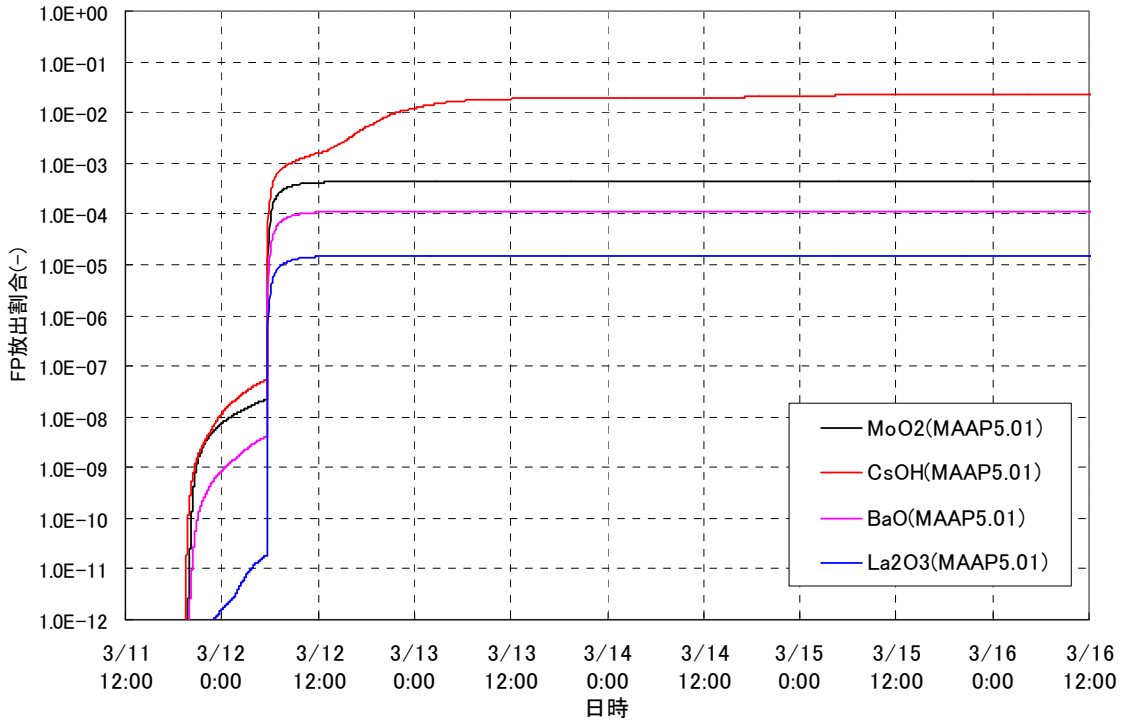


図 1-9　1 号機 FP の放出割合（2／4）

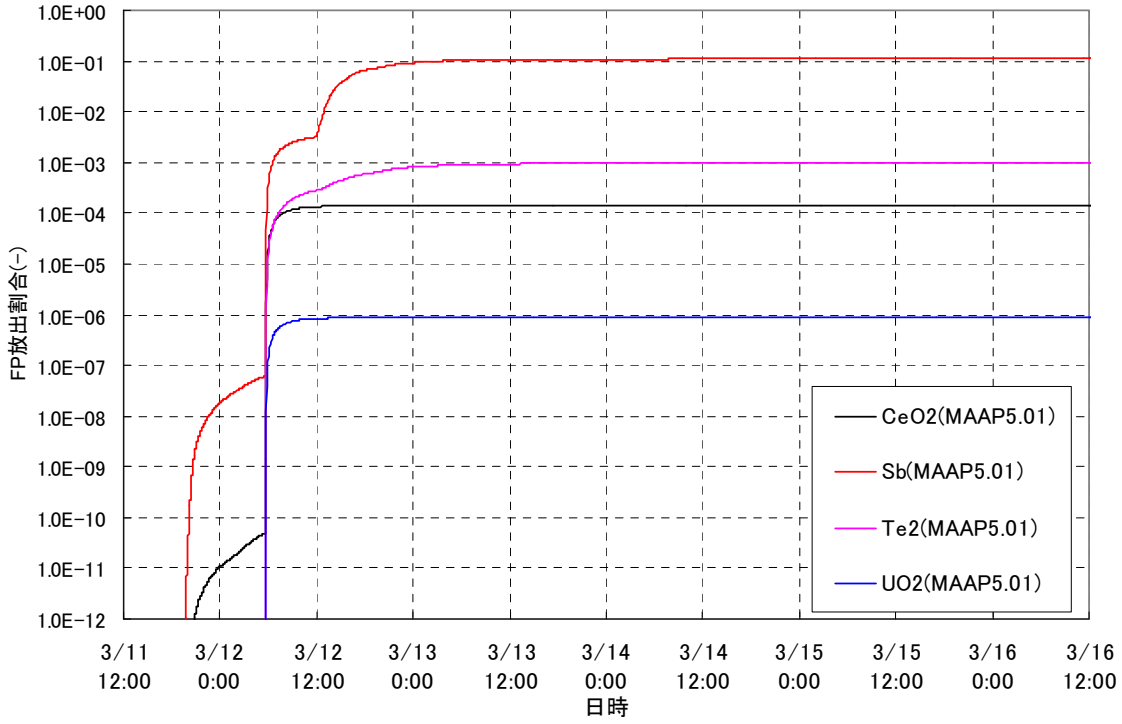


図 1-10　1 号機 FP の放出割合（3／4）

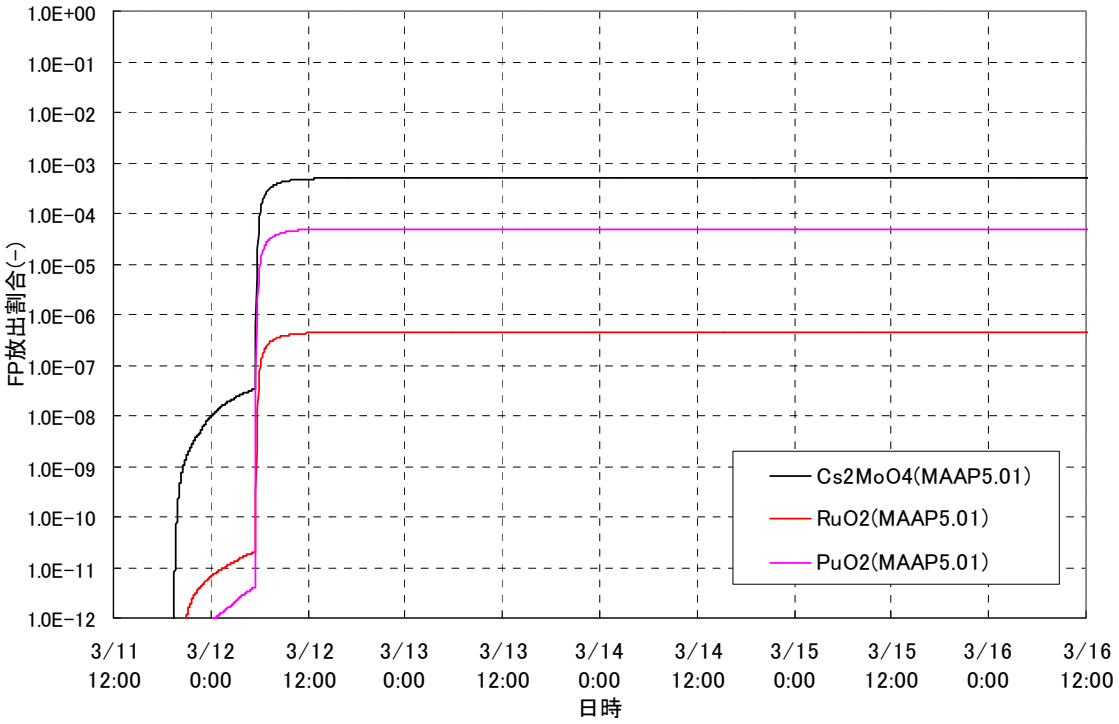


図 1-11　1 号機 FP の放出割合（4／4）

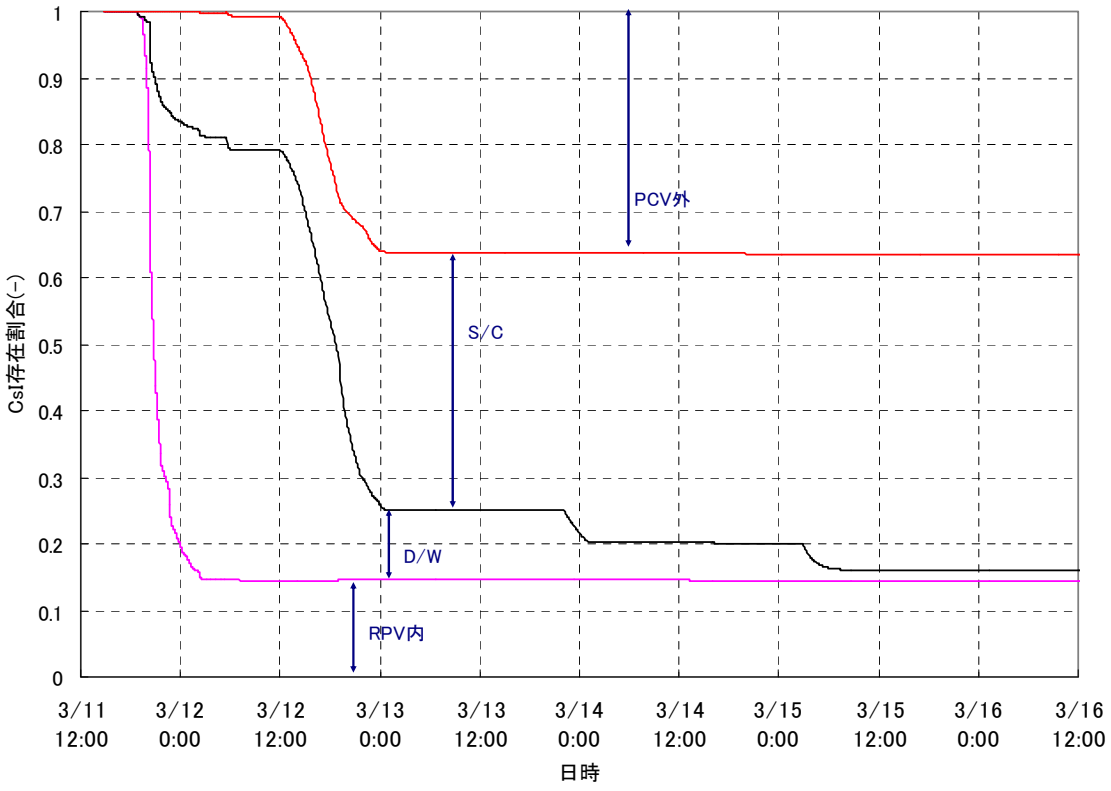


図 1-12　1 号機 FP の存在割合（1／2）

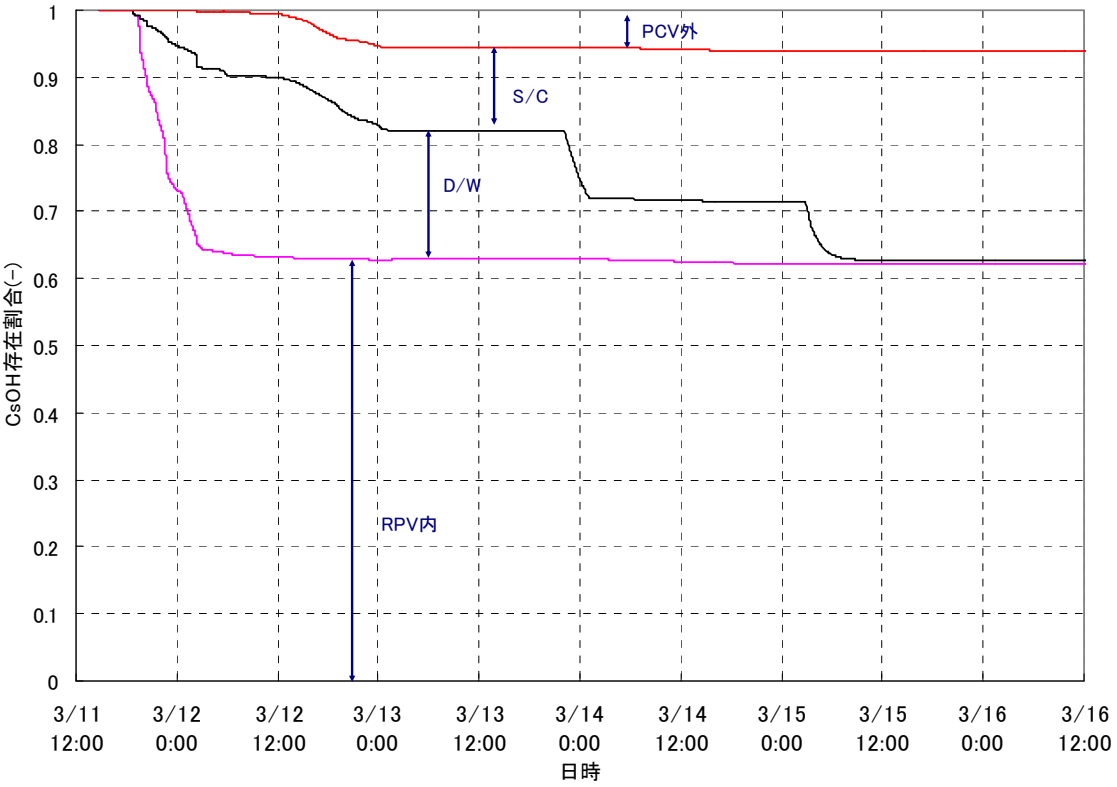
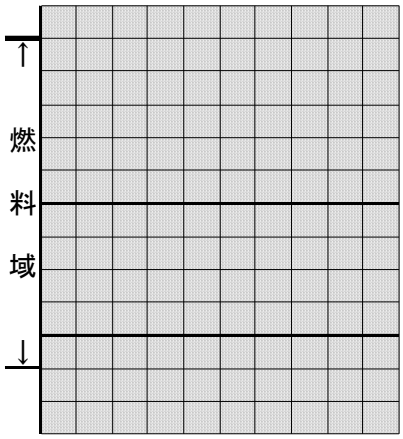
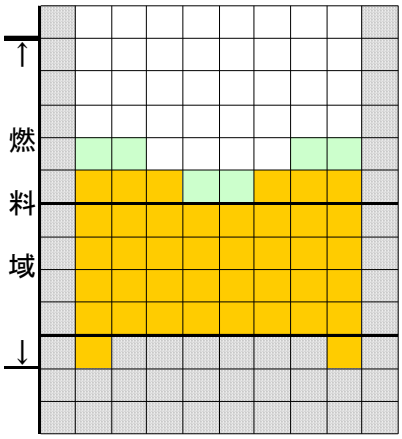


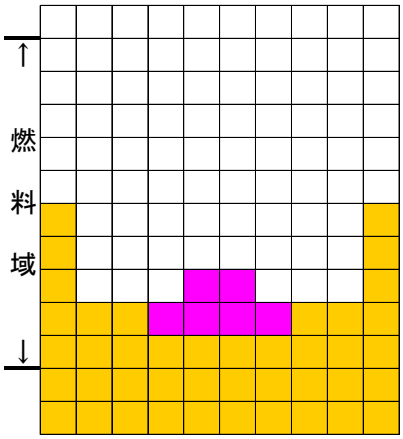
図 1-13　1 号機 FP の存在割合（2／2）



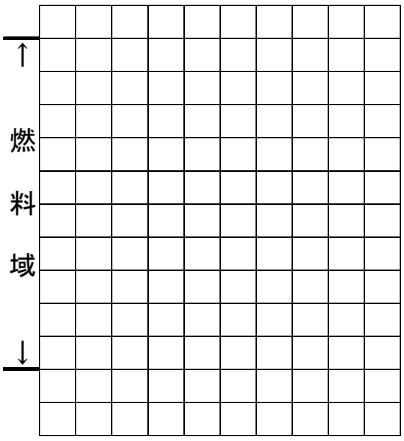
スクラム後　約 3.9 時間



スクラム後　約 5.0 時間



スクラム後　約 11.5 時間



スクラム後　約 12.0 時間

損傷状態のモデル
: 燃料なし（崩落）
: 通常燃料
: 破損燃料が堆積（燃料棒形状は維持）
: 溶融した燃料が被覆管表面を流下し，燃料棒表面で冷えて固まり燃料棒外径が増加
: 燃料棒外径がさらに増加し，燃料で流路が閉塞
: 溶融プール形成

図 1-14　1 号機 炉心の状態図

２．　２号機の MAAP5.01 による最新の解析結果

２．１　プラント条件及び事象イベント

主要な解析条件について、表 2-1 にプラント条件を、表 2-2 に事象イベントを示す。事象イベントは、平成 23 年 5 月 16 日に原子力安全・保安院へ報告した「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」に加え、平成 23 年 12 月 22 日に公表した「福島第一原子力発電所事故の初動対応について」等、平成 23 年 5 月以降に公表した時系列に従い設定したものである。

表 2-1　2 号機プラント条件

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[abs]（通常運転圧力）
初期原子炉水位	約 5274 mm（通常水位：TAF 基準）
RPV ノード分割	添付資料 1　図 6
有効炉心ノード分割数	半径方向：7 ノード 軸方向：24 ノード
被覆管破損温度	727℃（1000K）
燃料溶融	添付資料 1　表 2
格納容器モデル	添付資料 1　図 7
格納容器空間容積	D/W 空間：4240 m^3 S/C 空間：3160 m^3
ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ・ﾌﾟｰﾙ水量	2980 m^3
崩壊熱	ANSI/ANS5.1-1979 モデル （燃料装荷履歴を反映した ORIGEN2 崩壊熱相当になるようパラメータを調整）

表 2-2　2 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

時系列				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
No	日時		事象イベント			
1	3/11	14:46	地震発生	○	－	
2		14:47	原子炉スクラム	○	H23.5.16 報告 4.運転日誌類 当直長引継日誌	
3		14:50	RCIC 手動起動	○	H23.8.10 プレス「福島第一原子力発電所および福島第二原子力発電所における対応状況について」	
4		14:51	RCIC トリップ（L-8）	○	H23.8.10 プレス「福島第一原子力発電所および福島第二原子力発電所における対応状況について」	
5		15:02	RCIC 手動起動	○	H23.5.16 報告 7.各種操作実績取り纏め	
6		15:07 ～ 15:25	RHR による S/C 冷却	○	2 号機プロセス計算機データ、運転日誌	
7		15:25 ～ 15:37	RHR による S/C スプレイ	○	2 号機プロセス計算機データ、運転日誌	
8		15:28	RCIC トリップ（L-8）	○	H23.5.16 報告 7.各種操作実績取り纏め	
9		15:39	RCIC 手動起動	○	H23.8.10 プレス「福島第一原子力発電所および福島第二原子力発電所における対応状況について」	
10		15:41	全交流電源喪失	○	H23.5.16 報告 4.運転日誌類 当直長引継日誌	

時系列				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
No	日時		事象イベント			
11	3/12	4:20 頃 ～ 5:00	RCIC 水源を復水貯蔵タンクから圧力抑制室に切替	△	H23.5.16 報告 7.各種操作実績取り纏め 解析上は、この時間の幅の中で、実測値の原子炉圧力に合うタイミング（3/12 4:20）に設定。	
12	3/14	13:25	RCIC 機能喪失を判断（原子炉水位低下傾向による）	△	H23.5.16 報告 7.各種操作実績取り纏め 当該時刻は RCIC の停止を判断した時刻であるため、解析上は、3/14 18:00 頃に SRV を開した際の水位（原子炉圧力／格納容器温度による補正後の水位）におよそ合うように RCIC 機能低下のタイミングを設定。	
13		16:34	原子炉圧力容器減圧（SRV1 弁開）操作開始	○	H23.5.16 報告 7.各種操作実績取り纏め この段階では SRV が開しているわけではないため、解析条件としては設定しない。	
14		16:34	消火系ラインを用いた海水注入作業開始	○	H23.5.16 報告 7.各種操作実績取り纏め ※1	
15		18:00 頃	SRV1 弁開により原子炉圧力が低下し減圧開始を確認	○	H23.5.16 報告 7.各種操作実績取り纏め	
16		19:20	消防ポンプが燃料切れで停止していたことを確認	○	H23.5.16 報告 7.各種操作実績取り纏め ※1	
17		19:54	消防ポンプ起動	○	H23.5.16 報告 7.各種操作実績取り纏め ※1 ※2	
18		19:57	消防ポンプ 2 台目起動	○	H23.5.16 報告 7.各種操作実績取り纏め ※1	

時系列				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
No	日時		事象イベント			
19	3/14	21:20	SRV2 弁開により原子炉を減圧､水位が回復する	○	H23.5.16 報告 7.各種操作実績取り纏め 解析上は作動なしと仮定。	
20		23:25	RPV から格納容器（D/W）への気相漏えいを仮定	△	格納容器圧力の顕著な上昇が観測された当該時間帯に、格納容器への直接漏えいが発生したものと仮定。	
21	3/15	1:10	SRV1 弁開	△	H23.12.22 プレス「福島第一原子力発電所事故の初動対応について」 解析上は作動なしと仮定。	
22		2:22	SRV の開操作に入る	△	H23.12.22 プレス「福島第一原子力発電所事故の初動対応について」 解析上は作動なしと仮定。	
23		6:00 ～ 6:10 頃	衝撃音発生。圧力抑制室内の圧力が 0MPa[abs]を示す	△	H23.12.2 プレス「福島原子力事故調査報告書（中間報告書)」にて衝撃音は 4 号機の爆発によるものと判断している。2 号機の S/C 圧力はこのタイミングで 0MPa[abs]に下がっていることから、計器誤差まで考慮し、何らかの損傷が発生して S/C 圧力が低下した可能性は否定できていないが、D/W 圧力は維持されていることから、解析上は当該時刻における漏えい事象の発生を仮定しないこととした。	
24		7:20	格納容器（D/W）からの気相漏えいを仮定	△	格納容器圧力が低下しているため、当該時刻から格納容器（D/W）からの気相漏えいを仮定	

※1 海水注水開始の時期について、3/14 19:20 の記録で「消防ポンプが停止」とあることから、3/14 16:34 以降原子炉が減圧された段階である程度の注水がなされた可能性があるが、解析上はその後の水位上昇が確認された 3/14 19:54 からの注水を、最初の海水注水開始時期と仮定。

※2 注水流量変更の時期や注水流量については、添付資料 1-4 に記載の消防ポンプの平均吐出流量を超えないように設定。注水流量の解析入力値については、添付資料 2-3 に記載。

２．２　計測されたプラントデータからの条件設定

①　原子炉隔離時冷却系（以下、RCIC）の運転条件に関する仮定

地震後、RCIC の手動起動と原子炉水位高による自動停止を繰り返すことで原子炉水位を制御しており、3 月 11 日 15:39 に 3 回目に RCIC を手動起動した後、津波により全電源を喪失した。その後 RCIC は直流電源喪失により制御電源を失った状態で、約 3 日間運転を継続した。

RCIC は制御電源を失うと、添付資料 2-4 の通りタービン蒸気加減弁が全開となる。津波到達前後まで記録されていたプロセス計算機データによると、一部のデータが異常を示し始めているものの、11 日 15:45 分頃から原子炉水位が上昇し原子炉圧力が減少する様子が測定されている。また、添付資料 2-1 の通り、仮設発電機により原子炉水位の測定を再開した 3 月 11 日 22 時以降は、原子炉水位は測定上限で一定値を示しており、実際の原子炉水位は主蒸気管近傍まで到達していたと推定されている。また、原子炉圧力は通常運転圧力よりも低く推移しており、RCIC タービンは二相流により駆動されていたと推定されている。

そこで、電源喪失直後の RCIC の挙動として、プロセス計算機の原子炉水位上昇を模擬するよう注水流量を定格より多めに設定した。その後、原子炉水位が主蒸気管に到達した以降は、低めに推移した原子炉圧力挙動を再現できるよう、RCIC タービンへ崩壊熱相当のエネルギーを二相流として流出させるとともに、注水流量を定格流量の 1/3 程度である 30t/h に設定した。また、3 月 14 日 9 時頃から見られる RCIC の注水機能低下後の原子炉圧力の上昇挙動を再現するために、RCIC タービンへの蒸気流量を調整した。この RCIC 運転状態に関する考察を添付資料 2-1 に示す。

なお、2 号機のように RCIC 運転中に制御電源を喪失しタービン蒸気加減弁が全開となると、本来であれば機械式のタービン過速度トリップが働くと考えられる。直流電源を喪失した RCIC が運転を継続できた理由や、制御電源喪失のタイミングは明らかになっていない。

②　3 月 12 日 0 時頃～14 日 12 時頃における格納容器圧力について

格納容器圧力（D/W 圧力、S/C 圧力）は、RCIC の運転により排気蒸気が S/C に流入することで上昇することとなるが、3 月 12 日 0 時頃～14 日 12 時頃において、推測される挙動よりも緩慢な上昇を見せている。この挙動を再現するため、トーラス室が津波到達以降徐々に浸水することで、格納容器内の熱が S/C 境界から伝熱し格納容器外へ移行したものと仮定して解析を実施した。詳細を添付資料 2-2 に示す。

③　注水量の設定

2 号機については、全交流電源喪失後も RCIC による注水を行っていたが、①に記載のとおり、解析では電源喪失直後は注水流量を定格より多めに設定した。その後、原子炉水位が主蒸気管に到達した以降は、低めに推移した原子炉圧力挙動を再現できるよう、RCIC タービンへ崩壊熱相当のエネルギーを二相流として流出させるとともに、注水流量を定格流量の 1/3 程度である 30t/h に設定した。

RCIC の機能喪失後、原子炉水位の実測値は、3 月 14 日 18 時頃の SRV 強制開放前に TAF を下回っており、SRV 開後は減圧沸騰により大きく水位が低下し、減圧後は BAF を下回る水位となっている。原子炉減圧後の 3 月 14 日 19 時 54 分から消防車による海水注水を開始した。

また、SRV 強制開放後の 3 月 14 日 21 時頃、23 時頃、15 日 1 時頃に原子炉圧力の散発的上昇と、格納容器圧力の上昇が観測されている。実際の SRV の開閉挙動については依然不明なところが多いが、背圧となる格納容器圧力が高い状況での駆動用窒素圧の不足や、高温環境下での電圧の不足による電磁弁の不作動等により SRV が動作しなかった可能性が考えられる。従って、原子炉圧力の上昇・下降は、必ずしも SRV の閉・開によるものではない可能性がある。

そこで、解析上は SRV1 弁が開維持されているという仮定を置き、消防車の注水による水―ジルコニウム反応に伴う原子炉圧力ならびに格納容器圧力の上昇を模擬するよう、消防車の注水量を設定した。また、この過程で原子炉圧力が 1.1MPa[gage]を越えた時点で注水を一時中断するように設定した。

燃料溶融後は、水位計の水張り作業をした結果、最終的に水位計は正確な水位を示していないと考えられることから、炉心部内が冠水するほどには注水できていないものとして、解析で求まる水位が燃料域以下程度を維持するよう、消防ポンプの平均吐出流量（添付資料 1-4）を超えないように設定した。（添付資料 2-3 参照）。

④　原子炉圧力容器からの気相漏えいの仮定について

解析においては、実際に計測された格納容器圧力の値にある程度あわせるため、格納容器圧力が顕著に上昇する時間帯である、地震発生から約 81 時間後（3 月 14 日 23 時 25 分）に、原子炉圧力容器から格納容器（D/W）へ、計装管相当の漏えい（漏えい面積：0.005454m2）を仮定した。但し、あくまで解析上の仮定であり、実際に原子炉圧力容器から漏えいがあったのかは、現時点で不明である。

⑤　格納容器からの気相漏えいの仮定について

解析においては、実際に計測された格納容器圧力の値にある程度あわせるため、地震発生から約 89 時間後（3 月 15 日 7 時 20 分）に、格納容器（D/W）の気相部からの漏えい（漏えい面積：0.013m²）を仮定した。但し、あくまで解析上の仮定であり、実際に格納容器から漏えいがあったのか、計測器の問題により格納容器圧力が正しく表示されなかったのかは、現時点で不明である。

⑥　崩壊熱の設定について

今回の解析では、ANSI/ANS5.1-1979 モデルにおいて、燃料装荷履歴を反映した ORIGEN2 崩壊熱相当になるようパラメータを調整したものを採用した

２．３　MAAP 解析の解析結果

表 2-3 に解析結果を示す。

本解析では、別冊 1 に示す従来の MAAP4 による解析結果と比較して、全交流電源喪失後の RCIC 流量を増加させたことにより、原子炉水位の上昇速度が速くなっている。また、原子炉の強制減圧後、露出した炉心への消防車注水の開始により、水－ジルコニウム反応が誘起され、SRV が 1 弁開いている状態で原子炉圧力、格納容器圧力が上昇しているが、実測ほどの上昇を再現できていない。実際の SRV の開閉動作や消防車による注水量は、不明な点も多くさらなる検討が必要である。また、解析上は原子炉圧力容器の破損に至っていないが、消防車による原子炉への注水量の設定に依存するところが大きく、解析条件による不確かさが結果に大きく影響していると考えられる。

表 2-3　2 号機 解析結果のまとめ

項目	解析結果
炉心露出開始時間 （シュラウド内水位が TAF に到達した時間）	地震発生後約 75 時間 （3 月 14 日 18 時 10 分頃）
炉心損傷開始時間 （炉心最高温度が 1200℃に到達した時間）	地震発生後約 77 時間 （3 月 14 日 19 時 20 分頃）
原子炉圧力容器破損時間	－ (本解析では原子炉圧力容器破損に至らず)

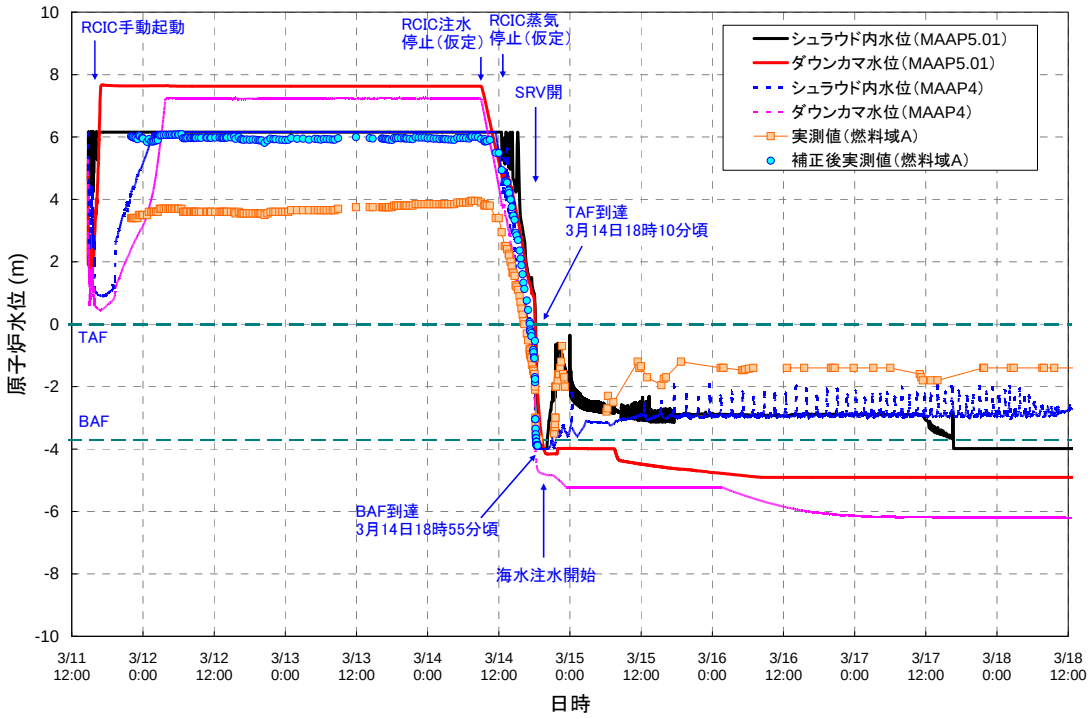


図 2-1　2 号機 原子炉水位変化

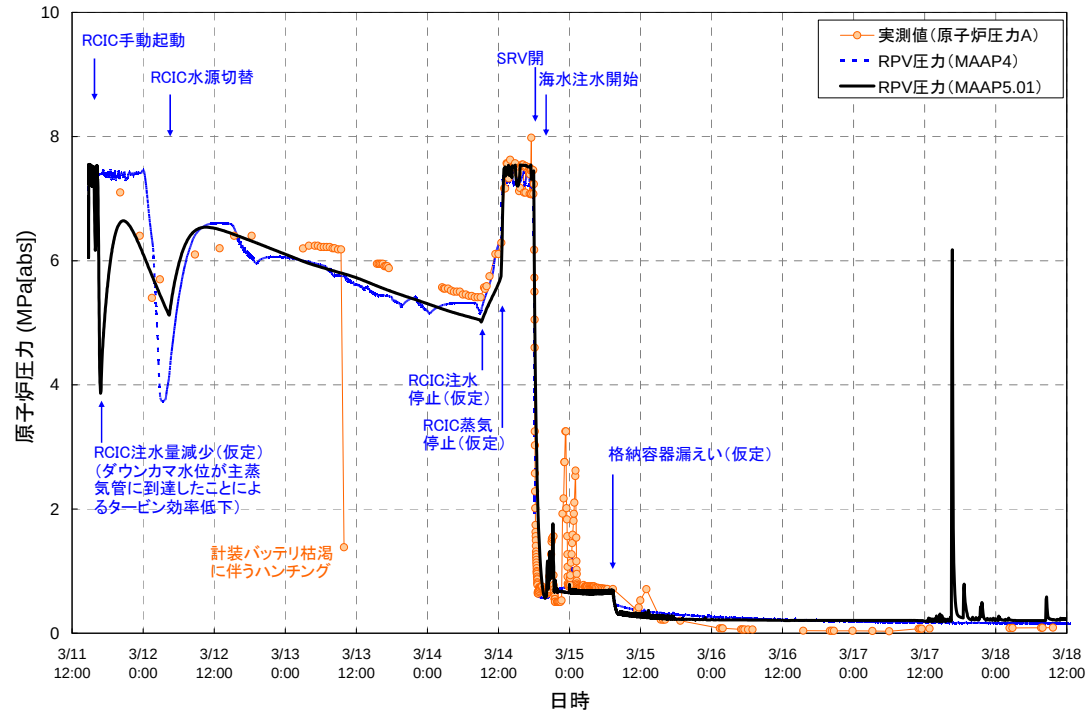


図 2-2　2 号機 原子炉圧力容器圧力変化

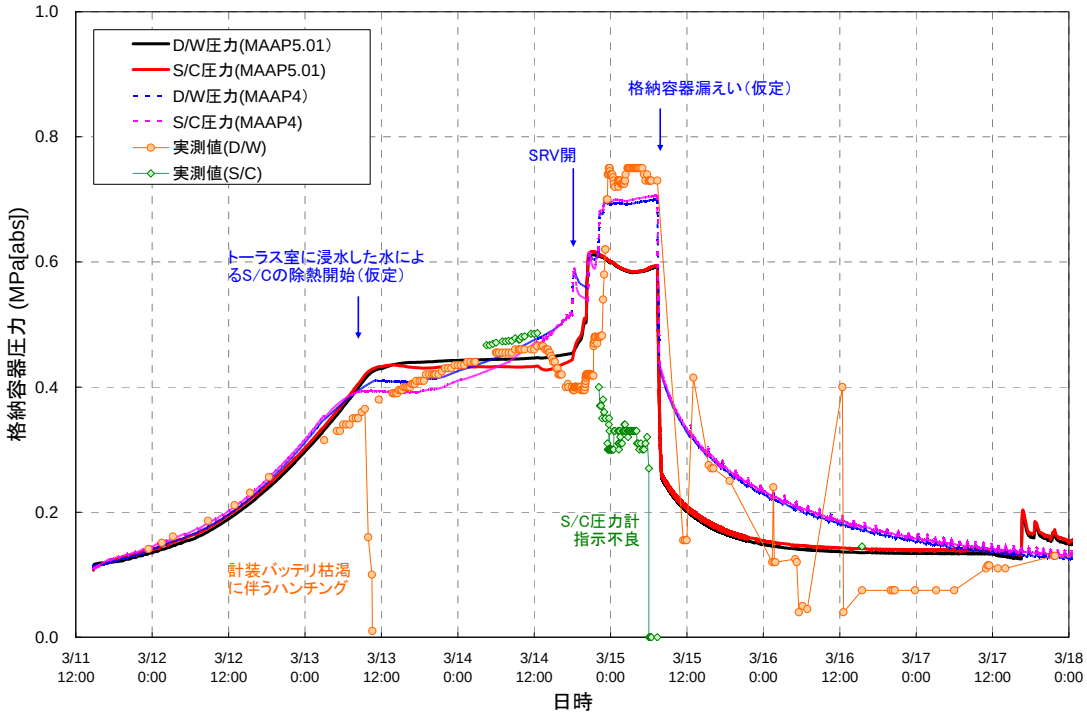


図 2-3　2 号機 格納容器圧力変化

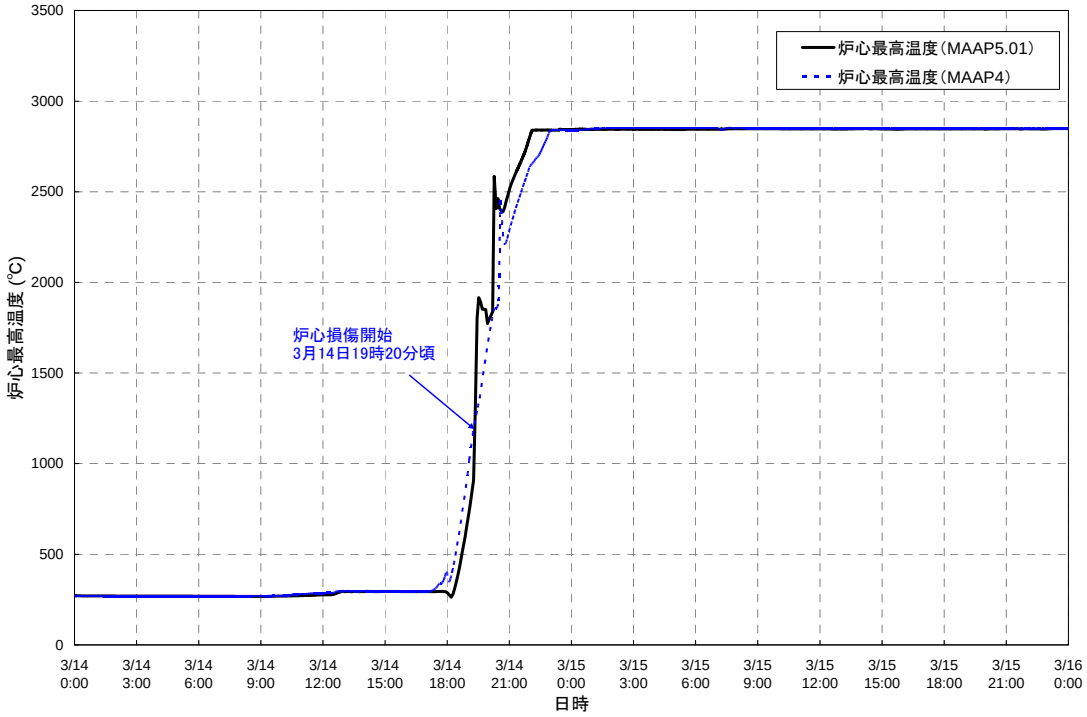


図 2-4　2 号機 炉心温度変化

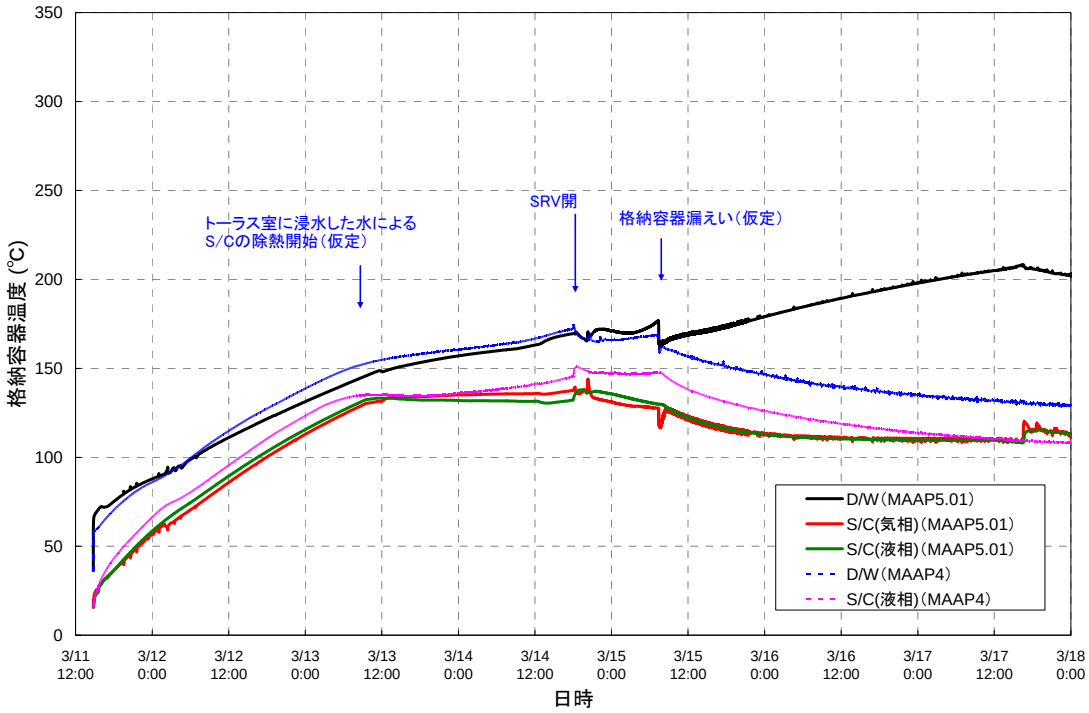


図 2-5　2 号機 格納容器温度変化

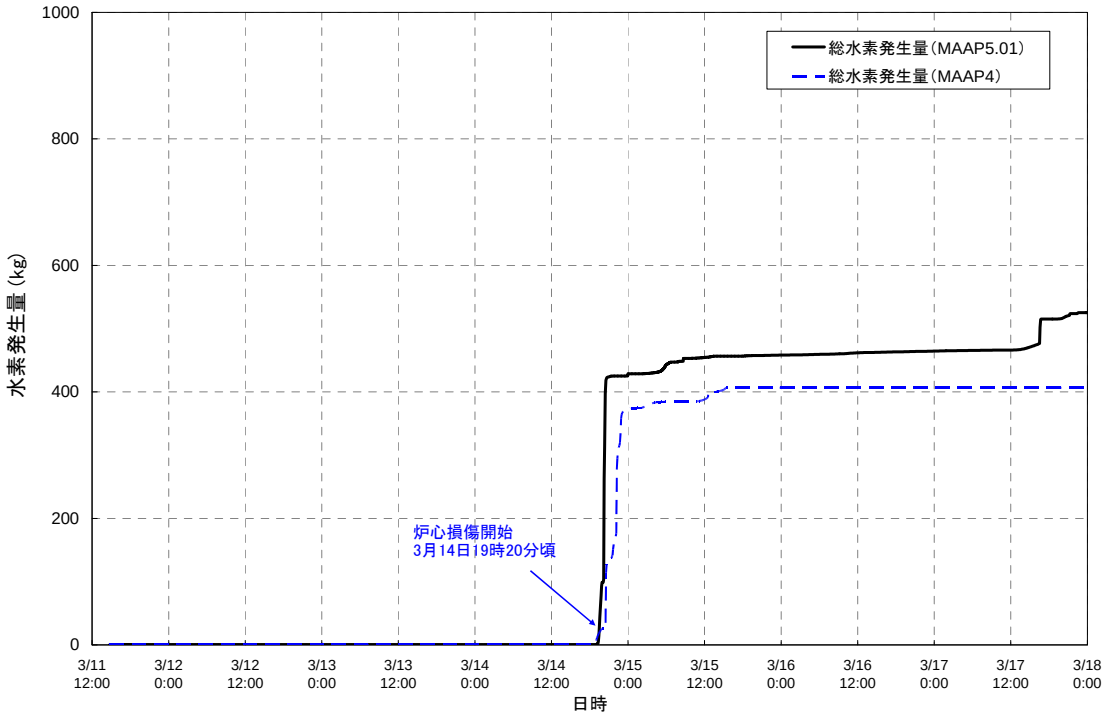


図 2-6　2 号機 水素発生量変化

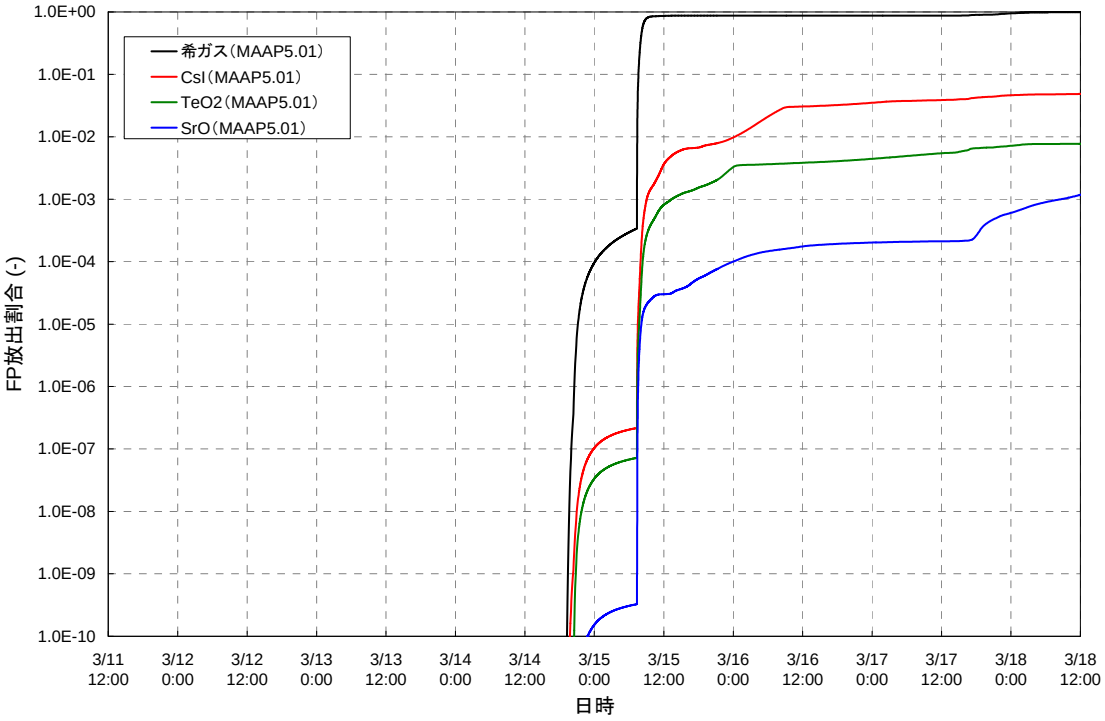


図 2-7　2 号機 FP の放出割合（1／4）

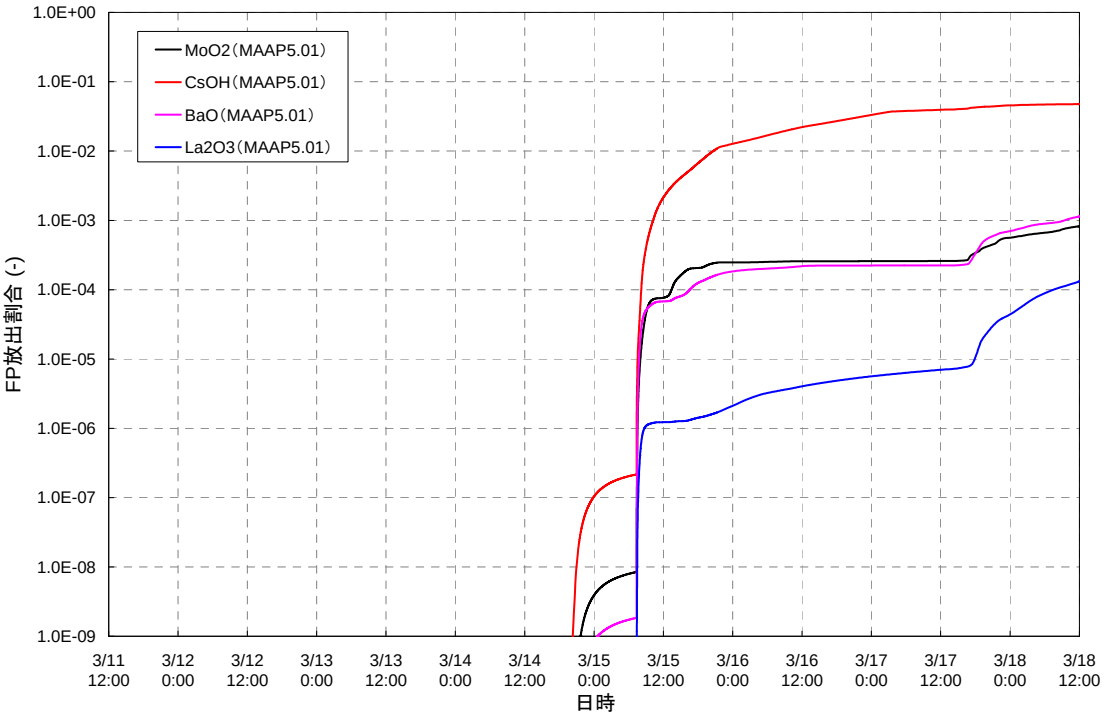


図 2-8　2 号機 FP の放出割合（2／4）

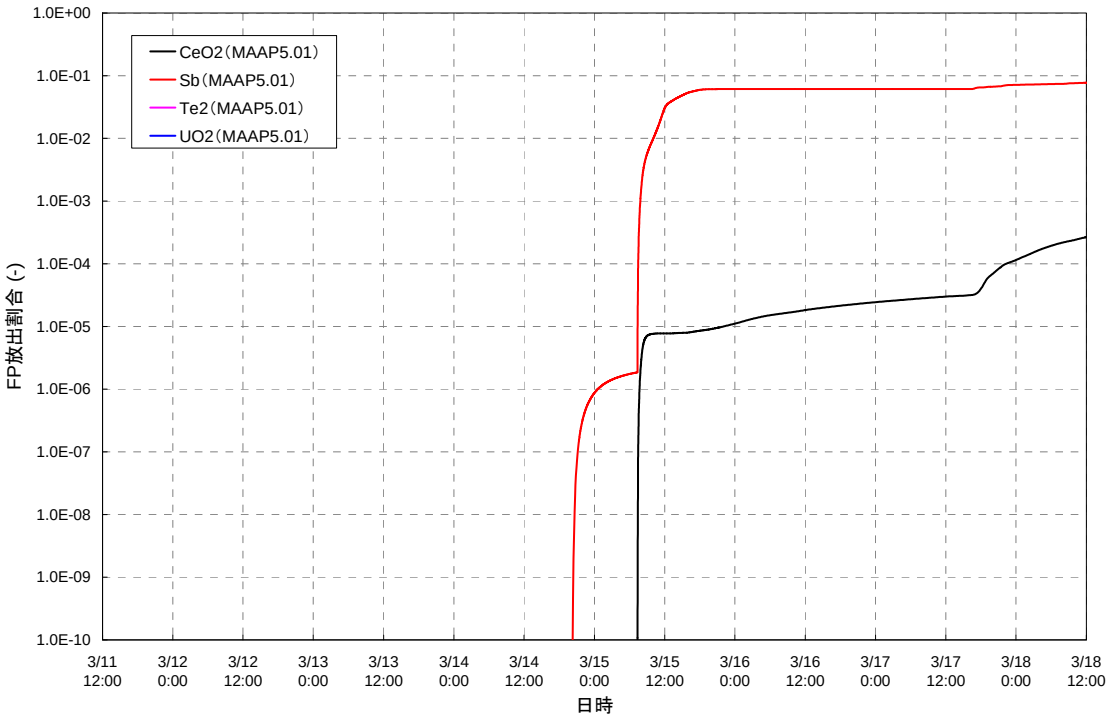


図 2-9　2 号機 FP の放出割合（3／4）

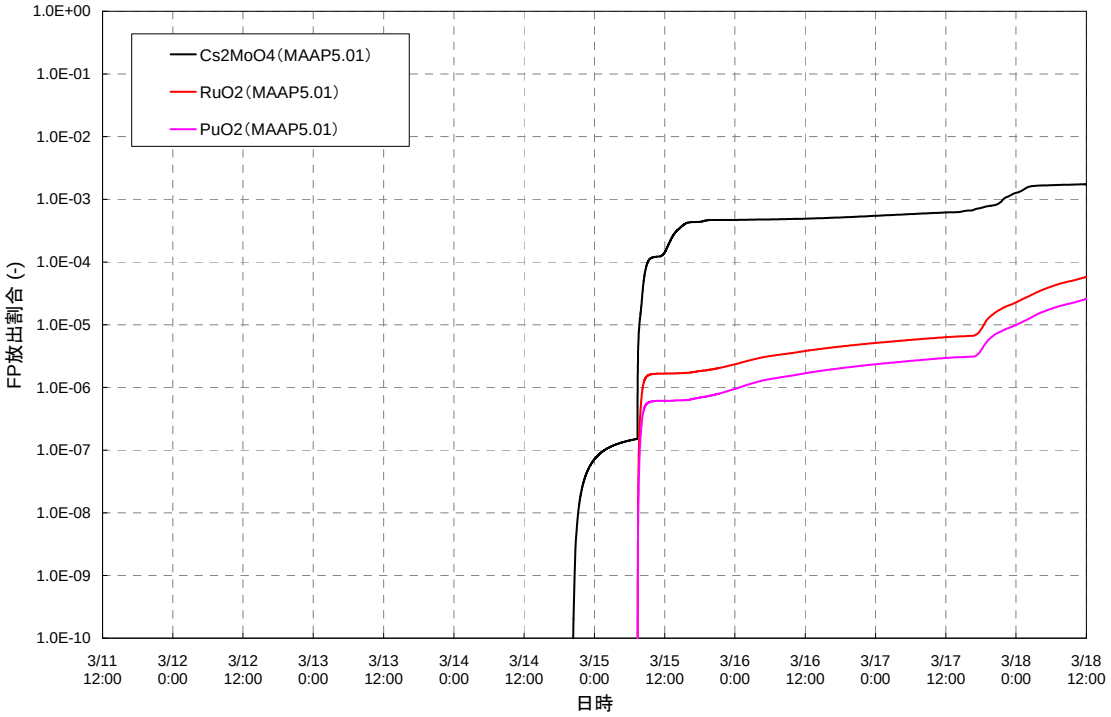


図 2-10　2 号機 FP の放出割合（4／4）

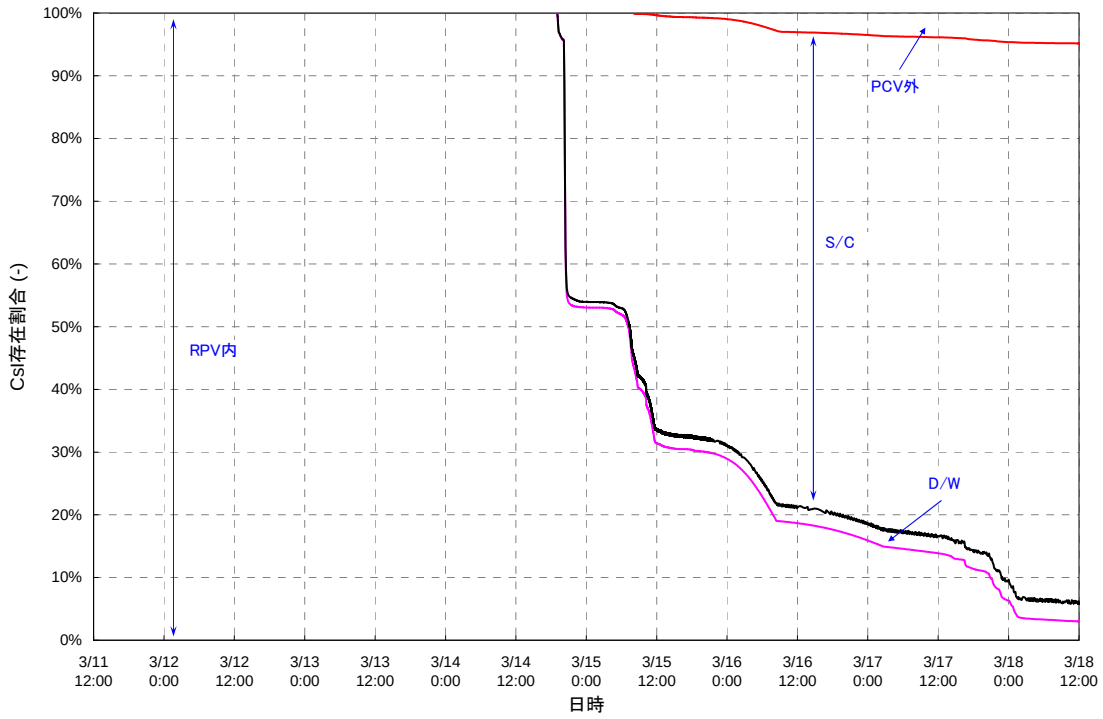


図 2-11　2 号機 FP の存在割合（1／2）

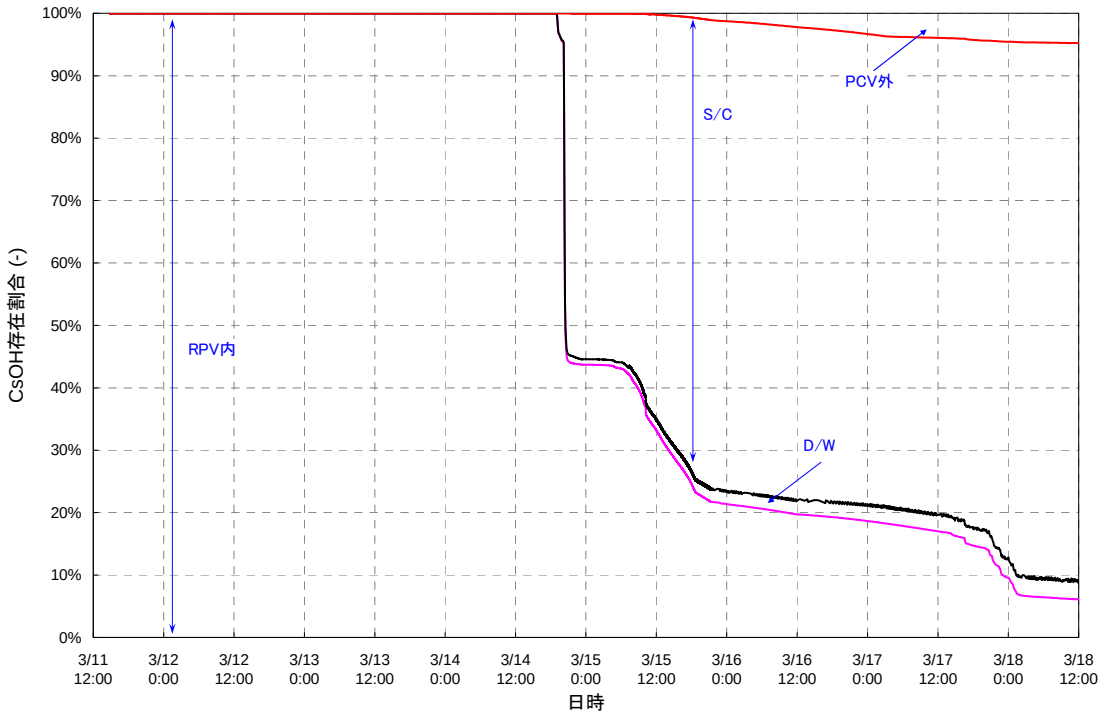


図 2-12　2 号機 FP の存在割合（2／2）

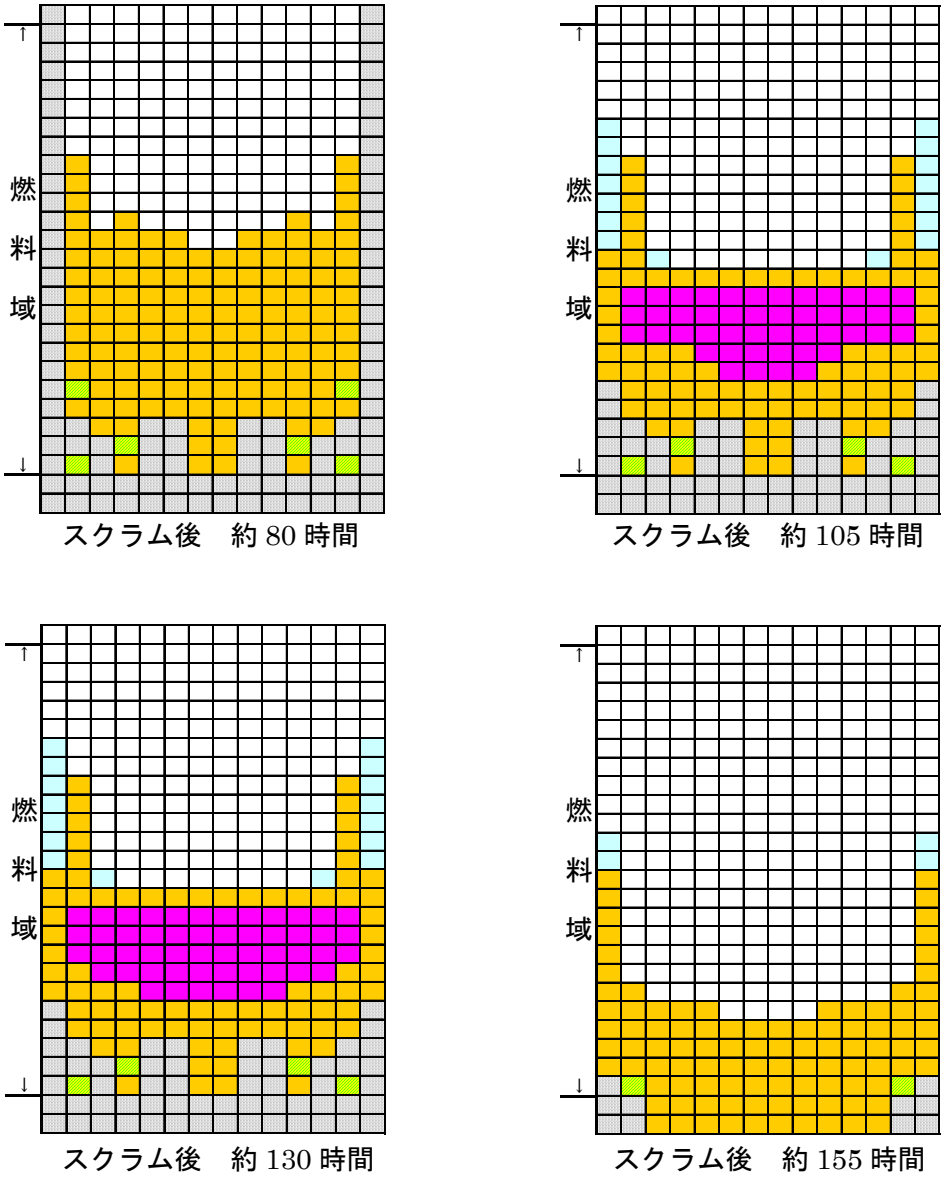


図 2-13　2 号機 炉心の状態図

３．　３号機のこれまでの解析結果

３．１　プラント条件及び事象イベント

主要な解析条件について、表 3-1 にプラント条件を、表 3-2 に事象イベントを示す。事象イベントは、平成 23 年 5 月 16 日に原子力安全・保安院へ報告した「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」に加え、平成 23 年 12 月 22 日に公表した「福島第一原子力発電所事故の初動対応について」等、平成 23 年 5 月以降に公表した時系列に従い設定したものである。

表 3-1　3 号機 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[abs]（通常運転圧力）
初期原子炉水位	約 5274 mm（通常水位：TAF 基準）
RPV ノード分割	添付資料 1　図 6
有効炉心ノード分割数	半径方向：7 ノード 軸方向：24 ノード
被覆管破損温度	727℃（1000K）
燃料溶融	添付資料 1　表 2
格納容器モデル	添付資料 1　図 7
格納容器空間容積	D/W 空間：4240 m^3 S/C 空間：3160 m^3
ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ・ﾌﾟｰﾙ水量	2980 m^3
崩壊熱	ANSI/ANS5.1-1979 モデル （燃料装荷履歴を反映した ORIGEN2 崩壊熱相当になるようパラメータを調整）

表 3-2　3 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

時系列				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
No	日時		事象イベント			
1	3/11	14:46	地震発生	○	－	
2		14:47	原子炉スクラム	○	H23.5.16 報告 4.運転日誌類 当直長引継日誌	
3		15:05	RCIC 手動起動	○	H23.12.22 プレス「福島第一原子力発電所事故の初動対応について」	
4		15:25	RCIC トリップ（L-8）	○	H23.5.16 報告 7.各種操作実績取り纏め	
5		15:38	全交流電源喪失	○	H23.5.16 報告 4.運転日誌類 当直長引継日誌	
6		16:03	RCIC 手動起動	○	H23.5.16 報告 7.各種操作実績取り纏め	
7	3/12	11:36	RCIC トリップ	○	H23.5.16 報告 7.各種操作実績取り纏め	
8		12:06	DDFP による代替 S/C スプレイ開始	○	H23.12.22 プレス「福島第一原子力発電所事故の初動対応について」	
9		12:35	HPCI 起動（L-2）	○	H23.5.16 報告 7.各種操作実績取り纏め	
10	3/13	2:42	HPCI 停止	○	H23.5.16 報告 7.各種操作実績取り纏め	
11		3:05	DDFP による代替 S/C スプレイ停止 原子炉代替注水ラインへ切替の完了を中央制御室に伝達	△	H23.12.22 プレス「福島第一原子力発電所事故の初動対応について」 HPCI 停止前から当該の操作を実施していたが、完了時刻が明確ではないため、完了を中央制御室に伝達した時刻を S/C スプレイの停止時刻に設定。また、解析上は、この時期の原子炉圧力が高いため、当該時刻からの注水は原子炉へ届いていなかったものと仮定。	
12		5:08	DDFP による代替 S/C スプレイ開始 （原子炉代替注水ラインからの切替）	○	H23.12.22 プレス「福島第一原子力発電所事故の初動対応について」	

時系列				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
No	日時		事象イベント			
13	3/13	7:39	DDFP による代替 D/W スプレイ開始 （代替 S/C スプレイからの切替）	○	H23.12.22 プレス「福島第一原子力発電所事故の初動対応について」	
14		7:43	DDFP による代替 S/C スプレイ停止	○	H23.12.22 プレス「福島第一原子力発電所事故の初動対応について」	
15		8:40 ～ 9:10	DDFP による代替 D/W スプレイ停止 原子炉代替注水ラインへ切替	△	H23.12.22 プレス「福島第一原子力発電所事故の初動対応について」 解析上は、PCV 圧力が大きく上昇する 8:55 に D/W スプレイが停止したものと設定	
16		9:08 頃	SRV による原子炉圧力の減圧	○	H23.5.16 報告 7.各種操作実績取り纏め	
17		9:20	格納容器ベントについて、格納容器圧力の低下を確認	○	H23.5.16 報告 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、格納容器の圧力低下が確認された 9:20 をベントの開始と設定。	
18		9:25	淡水注入開始	○	H23.5.16 報告 7.各種操作実績取り纏め ※1 項目 15 の時刻で DDFP による原子炉代替注水ラインが完了しているので、原子炉減圧後に注水が開始されたものと仮定。消防車注水開始後は吐出圧力の高い消防車からのみ注水されたと仮定。	
19		11:17	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	○	H23.5.16 報告 7.各種操作実績取り纏め	
20		12:20	防火水槽枯渇により淡水注入停止 淡水注入より海水注入ラインに切替開始	○	H23.12.22 プレス「福島第一原子力発電所事故の初動対応について」 海水注水への切替の間も DDFP は運転を継続していたが、運転状態が不明のため、DDFP からの注水はなかったものと仮定。	

時系列				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
No	日時		事象イベント			
21		12:30	格納容器ベントについて、開操作	○	H23.5.16 報告 7.各種操作実績取り纏め	
22	3/13	13:12	海水注入ラインが完了、注水開始	○	H23.5.16 報告 7.各種操作実績取り纏め ※1	
23		14:10	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。	
24		21:10	格納容器ベント，AO 弁開判断	△	H23.12.22 プレス「福島第一原子力発電所事故の初動対応について」解析上は PCV 圧力の低下が始まる 20:30 に設定した。	
25	3/14	0:50	格納容器ベントについて、閉を仮定	△	DW 圧力の上昇から、項目 24 のベントの終了をこの時刻に仮定。	
26		1:10	水源ピットへの水補給のため注水停止	○	H23.5.16 報告 7.各種操作実績取り纏め	
27		3:20	水源ピットへの水補給完了、注水開始	○	H23.5.16 報告 7.各種操作実績取り纏め ※1	
28		5:20	格納容器ベントについて、圧力抑制室側 AO 弁小弁を開操作開始	○	H23.12.22 プレス「福島第一原子力発電所事故の初動対応について」	
29		6:10	格納容器ベントについて、圧力抑制室側 AO 弁小弁の開操作完了	○	H23.12.22 プレス「福島第一原子力発電所事故の初動対応について」3/14 5:20 に開操作開始、3/14 6:10 に開操作完了であるが、解析上は 3/14 5:20 のタイミングでベントを実施。	
30		11:01	原子炉建屋爆発	○	H23.5.16 報告 7.各種操作実績取り纏め	
31		11:01	海水注水停止（爆発の影響）	○	H23.8.10 プレス「福島第一原子力発電所及び福島第二原子力発電所における対応状況について」	
32		12:00	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、項目 28 のベントの終了をこの時刻に仮定。	
33		15:30	海水注水再開	○	H24.6.20「福島原子力事故調査報告書」※1	

時系列				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
No	日時		事象イベント			
34		16:00	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	
35	3/14	19:20 ～ 19:54	海水注入中断（19:20 の 30 分から 1 時間前に消防車が停止していたことが確認された）	○	H25.7.17 プレス「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の追加・訂正について」※1	
36		21:04	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、項目 34 のベントの終了をこの時刻に仮定	
37		21:14 ～ 3/15 2:30	海水注入中断	○	H25.7.17 プレス「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の追加・訂正について」※1	
38	3/15	16:05	格納容器ベントについて、圧力抑制室側弁開操作	○	H23.5.16 報告 7.各種操作実績取り纏め	
39	3/16	1:55	格納容器ベントについて、圧力抑制室側弁開操作	△	H23.5.16 報告 7.各種操作実績取り纏めでは当該の時刻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	
40	3/17	21:00	格納容器ベントについて、圧力抑制室側弁閉確認	△	H23.5.16 報告 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	
41		21:30	格納容器ベントについて、圧力抑制室側弁開操作	△	H23.5.16 報告 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 圧力の推移から開していないものと仮定	

時系列				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
No	日時		事象イベント			
42	3/18	5:30	格納容器ベントについて、圧力抑制室側弁閉確認	－	H23.5.16 報告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	
43	3/18	5:30頃	格納容器ベントについて、圧力抑制室側弁開操作	－	H23.5.16 報告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	
44	3/19	11:30	格納容器ベントについて、圧力抑制室側弁閉確認	－	H23.5.16 報告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	
45	3/20	11:25頃	格納容器ベントについて、圧力抑制室側弁開操作	－	H23.5.16 報告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は、添付資料 1-4 に記載の消防ポンプの平均吐出流量を超えないように設定。注水流量の解析入力値については、添付資料 3-2 に記載。

３．２　計測されたプラントデータからの条件設定

①　注水量の設定

3 号機については、表 3-2 に記載のとおり全交流電源喪失後も原子炉隔離時冷却系（RCIC）と高圧注水系（HPCI）による注水を行っていたが、HPCI の起動に伴い、原子炉圧力は約 1MPa[abs]に低下した。その後原子炉圧力は低い値で推移しているが、この挙動は HPCI を流量調整しながら連続運転していたことで、継続的に原子炉圧力容器から駆動蒸気を取り出していたことに起因すると考えられる（添付資料 3-1 参照）。解析では計測された原子炉圧力・水位をある程度模擬するように注水量を設定した。さらに、HPCI を手動停止する以前に駆動力不足により充分な原子炉注水が出来ていなかった可能性を考慮し、HPCI 注水量を設定した。（添付資料 3-2 参照）

また、3 月 13 日 9 時 25 分から淡水注水を開始しているが、以降の注水量については、次の仮定をおいて解析を実施した。

1 号機の水位計校正により判明したように、最終的に水位計は正確な水位を示しておらず、原子炉水位は炉心部が冠水するほどには維持できていないものとして、解析で求まる水位が燃料域以下程度を維持するよう、また、計測された格納容器圧力をある程度模擬するように、消防ポンプの平均吐出流量を超えないように設定した（添付資料 3-2 参照）。

②　崩壊熱の設定について

今回の解析では、ANSI/ANS5.1-1979 モデルにおいて、燃料装荷履歴を反映した ORIGEN2 崩壊熱相当になるようパラメータを調整したものを採用した。

３．３　MAAP 解析の解析結果

表 3-3 に解析結果を示す。

本解析では、別冊 1 に示す従来の MAAP4 による解析結果と比較して、HPCI による原子炉への注水特性が大きく変わっている。これによる解析結果の変更点として、特筆すべきは以下の 3 点である。

- 原子炉水位の低下時間が大幅に早まり、運転員により HPCI が手動停止された 3 月 13 日 2 時 42 分頃には概ね水位が TAF 程度と、この頃から炉心が露出するような状態となっていた。
- それに伴い、炉心損傷の時間も大幅に早まり、燃料域水位計の水位低下が止まる 3 月 13 日 7 時 30 分頃にはすでに炉心溶融も始まっていた。（解析上の炉心最高温度 2200℃到達時刻は 5 時 30 分）

・　事故進展が早まり、燃料を冷却できない時間が長期化した結果として、原子炉圧力容器も破損するとの結果となった。

表 3-3　3 号機 解析結果のまとめ

項目	結果
炉心露出開始時間 （シュラウド内水位が TAF に到達した時間）	地震発生後約 36 時間 （3 月 13 日 2 時 30 分頃）
炉心損傷開始時間 （炉心最高温度が 1200℃に到達した時間）	地震発生後約 38 時間 （3 月 13 日 5 時 10 分頃）
原子炉圧力容器破損時間	地震発生後約 64 時間 （3 月 14 日 7 時 10 分頃）

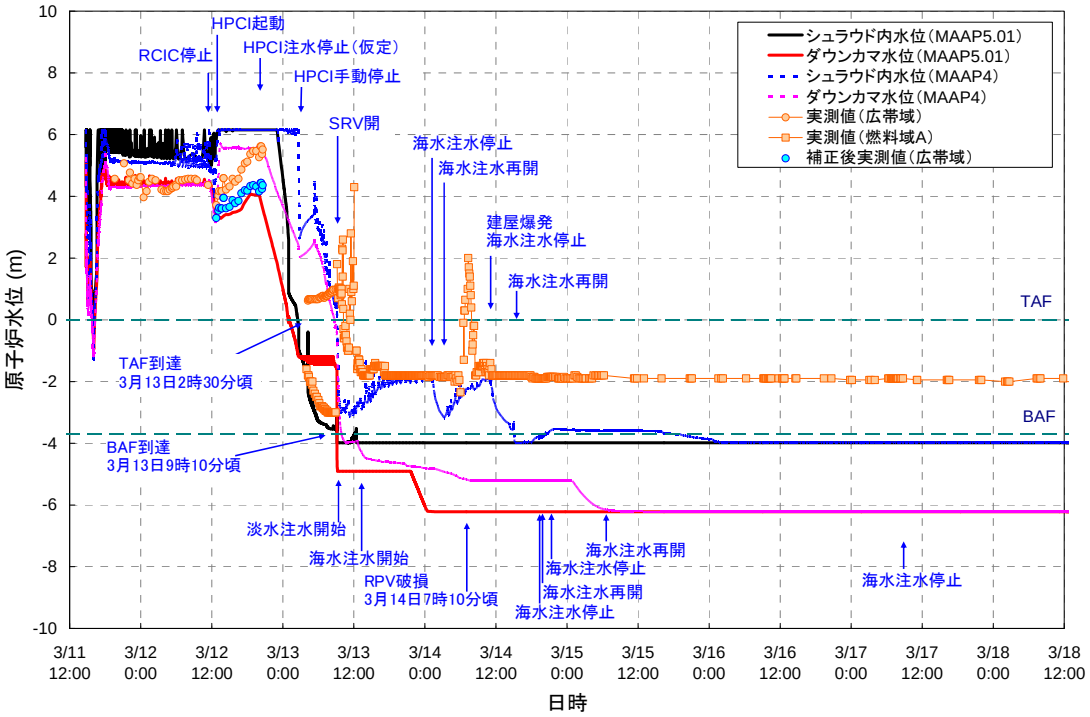


図 3-1　3 号機 原子炉水位変化

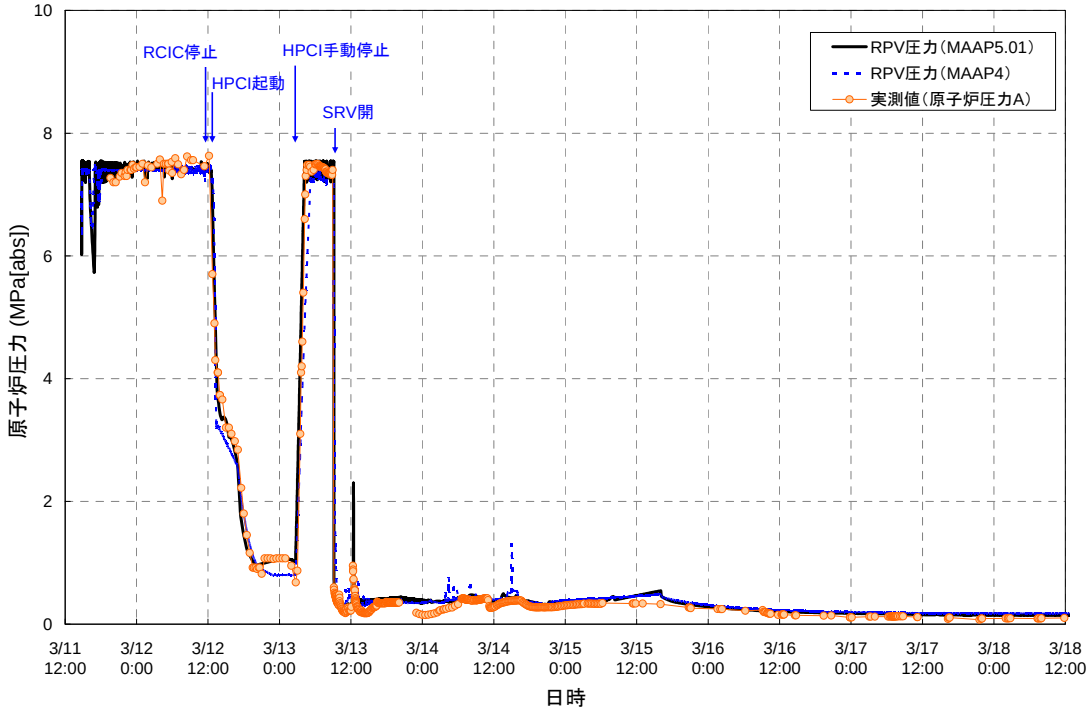


図 3-2　3 号機 原子炉圧力容器圧力変化

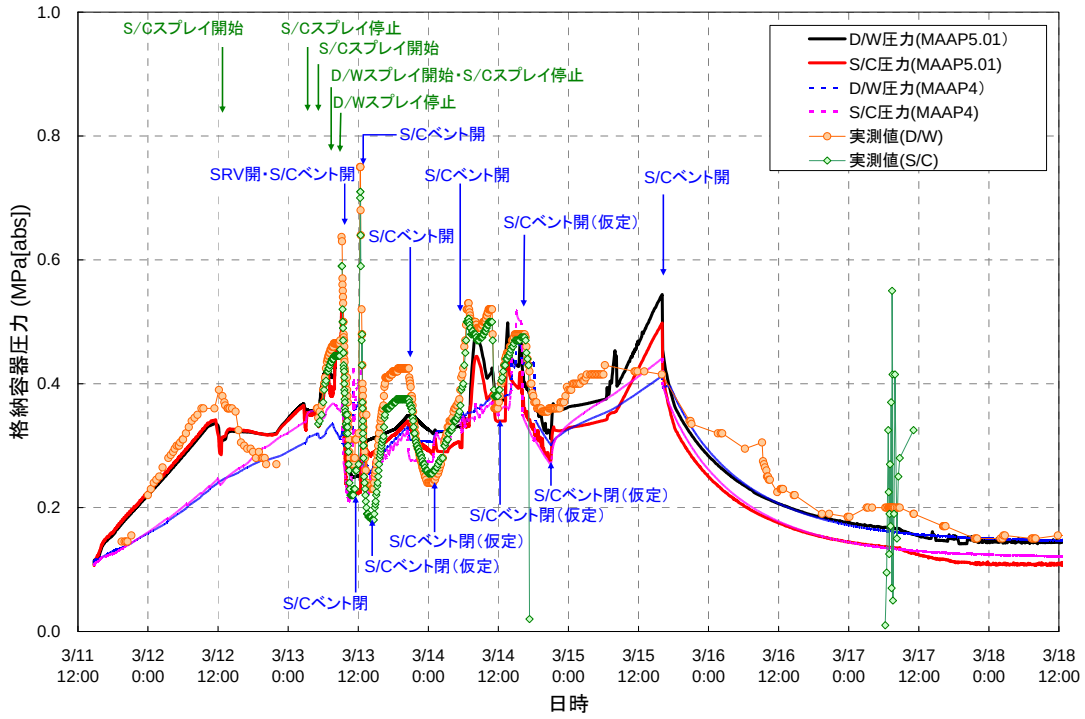


図 3-3　3 号機 格納容器圧力変化

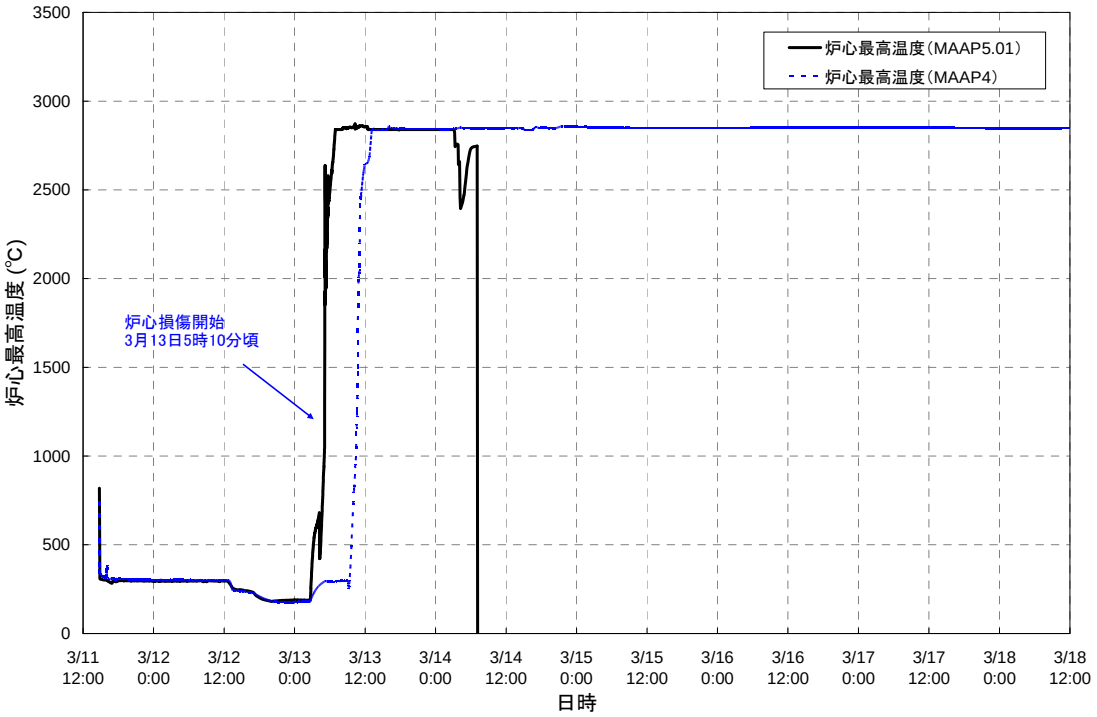


図 3-4　3 号機 炉心温度変化

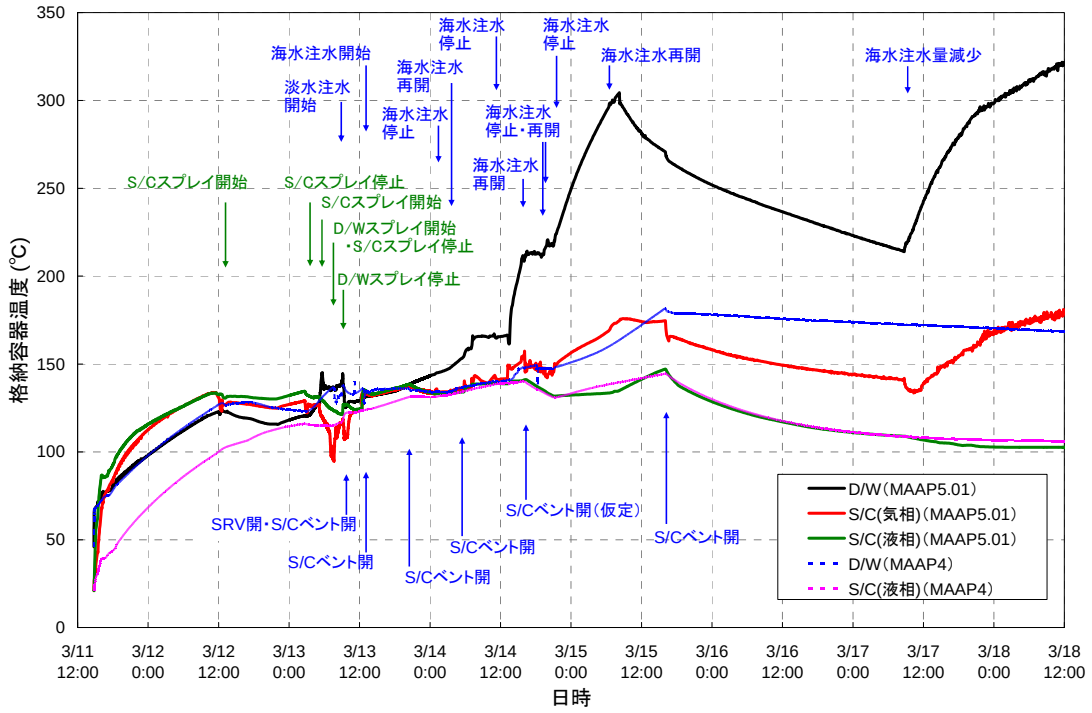


図 3-5　3 号機 格納容器温度変化

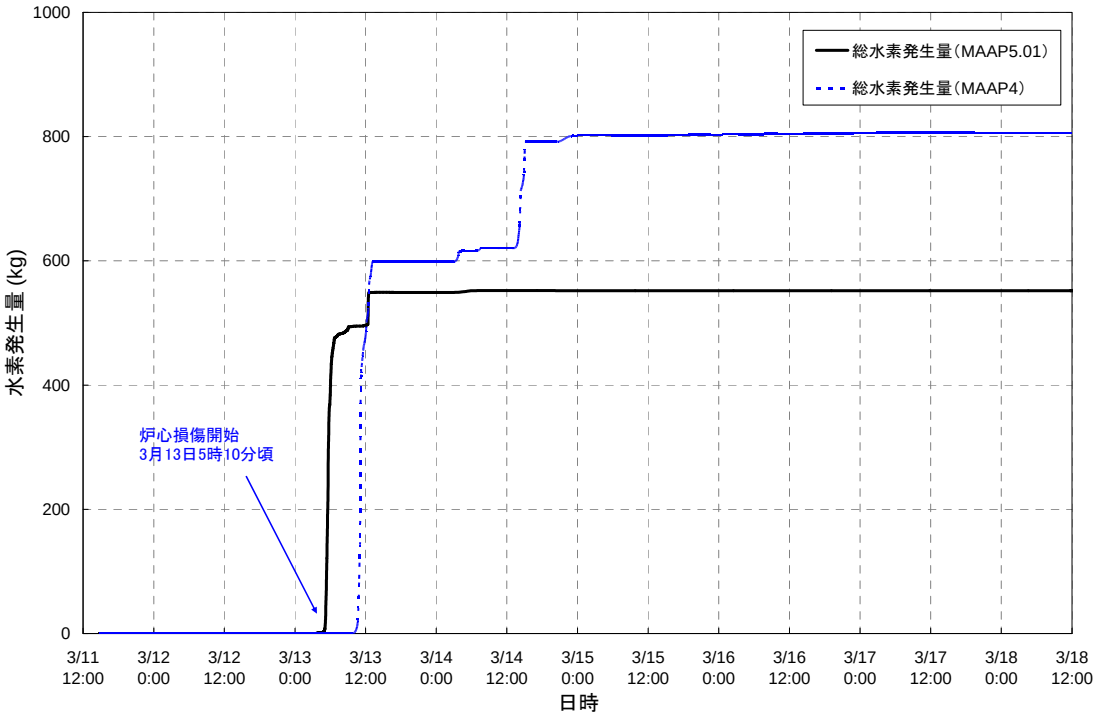


図 3-6　3 号機 水素発生量変化

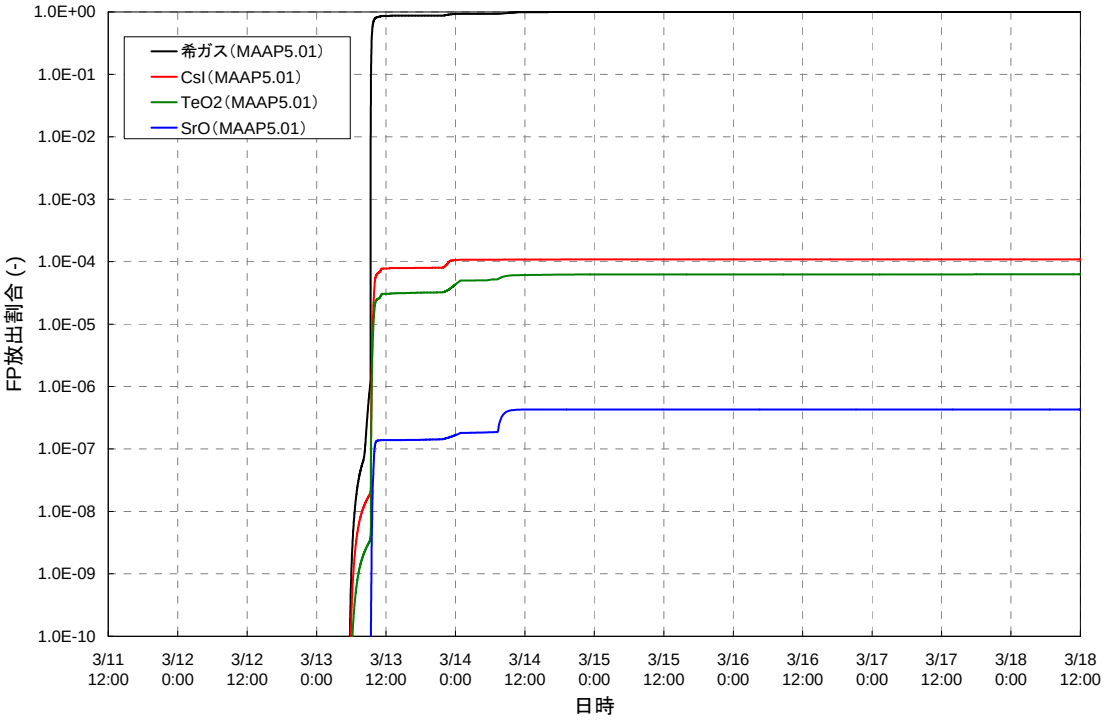


図 3-7　3 号機 FP の放出割合（1／4）

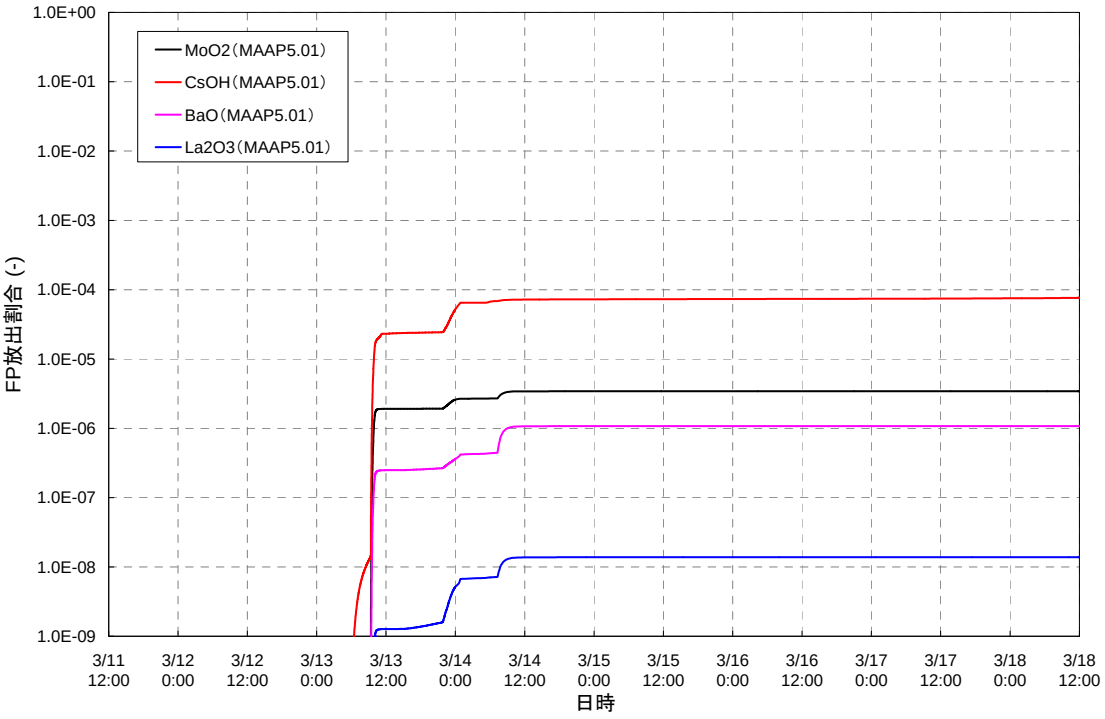


図 3-8　3 号機 FP の放出割合（2／4）

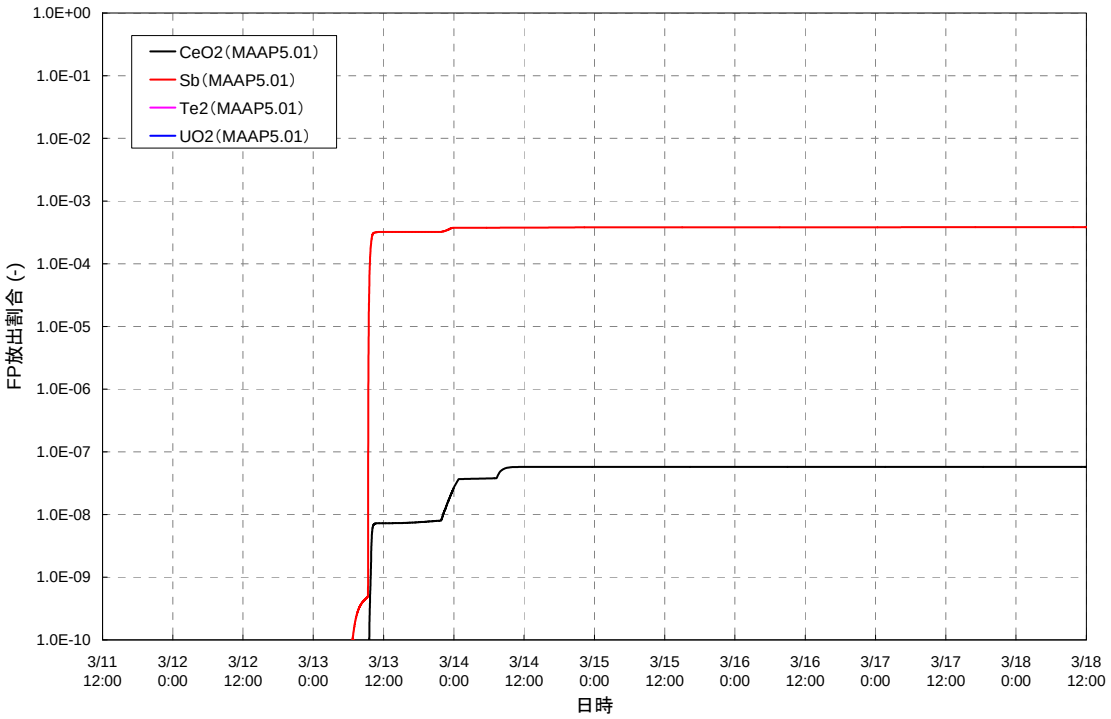


図 3-9　3 号機 FP の放出割合（3／4）

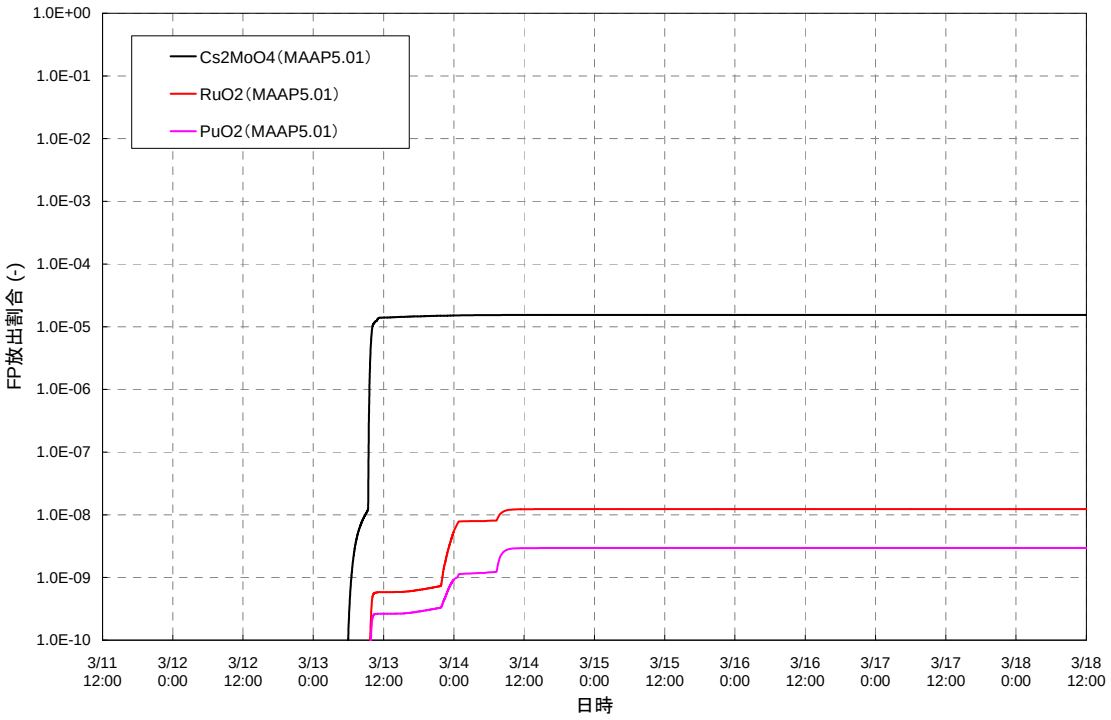


図 3-10　3 号機 FP の放出割合（4／4）

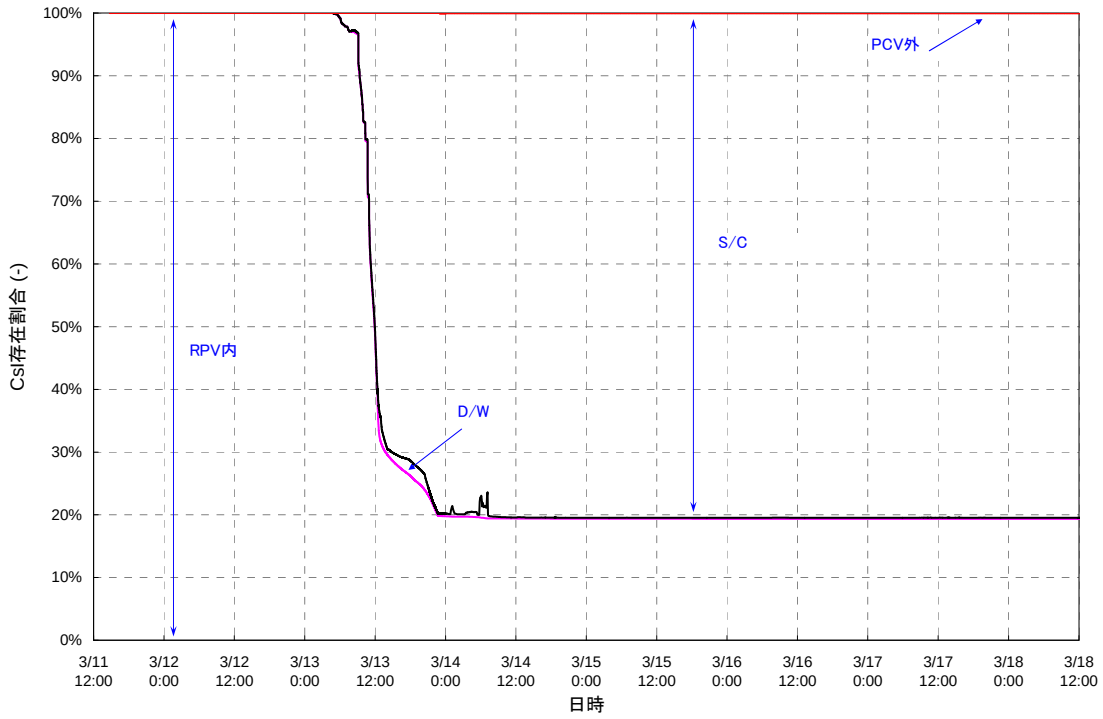


図 3-11　3 号機 FP の存在割合（1／2）

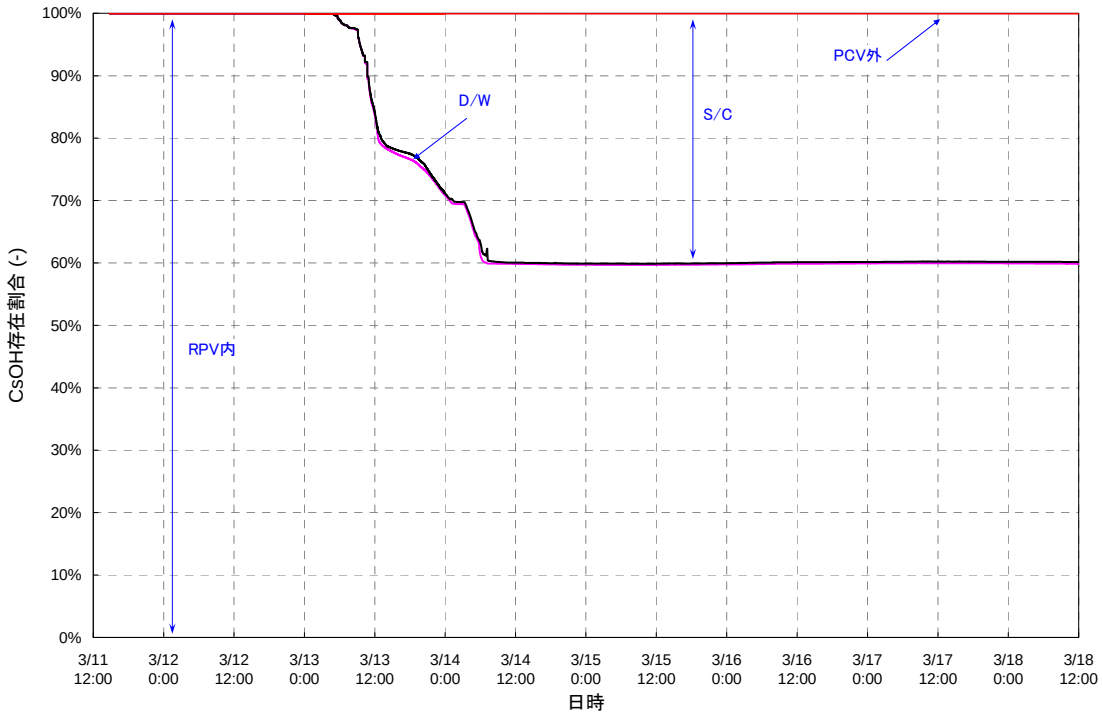


図 3-12　3 号機 FP の存在割合（2／2）

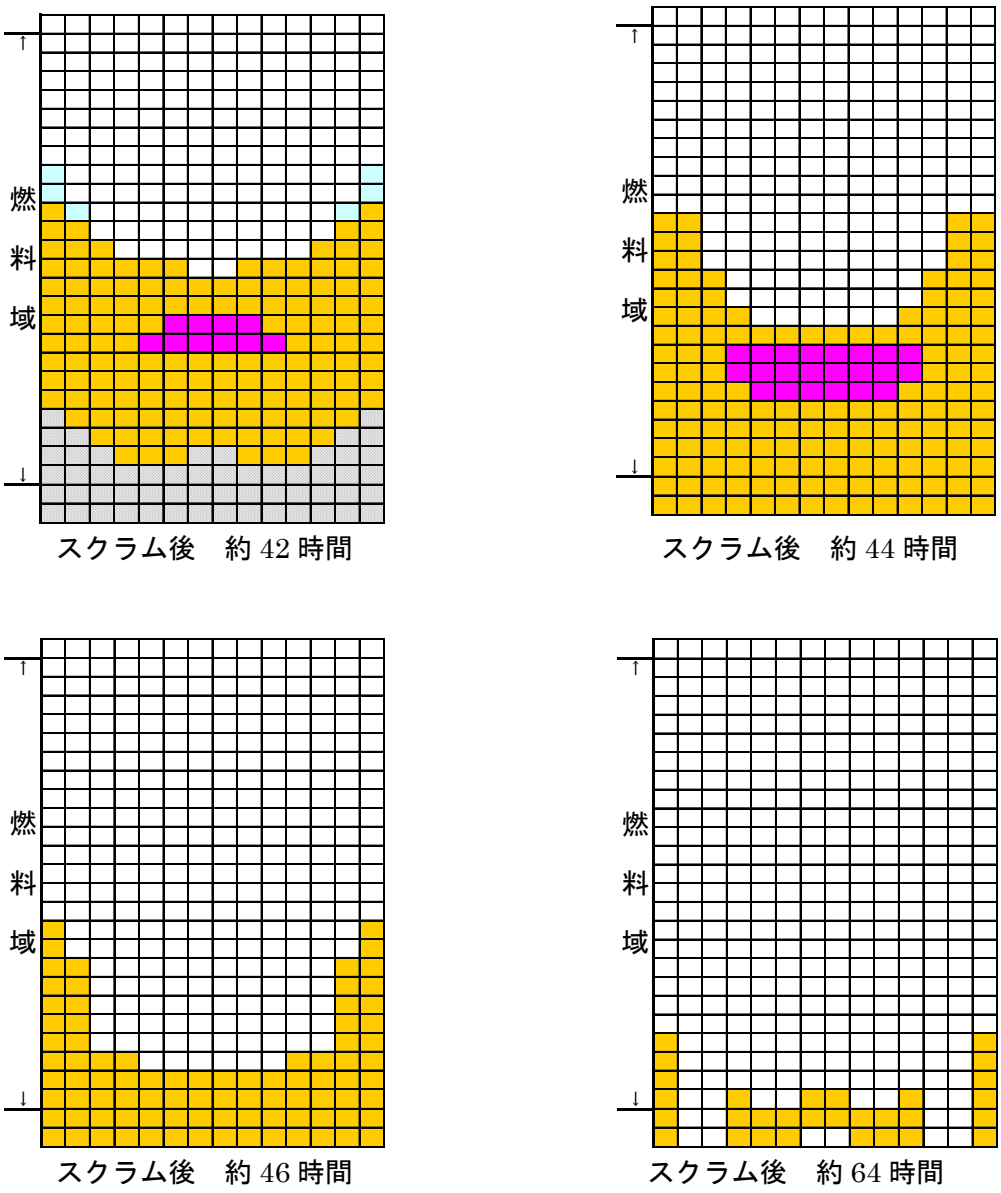


図 3-13　3 号機 炉心の状態