

MAAPコードによる炉心・格納容器の状態の推定

目次

1. はじめに.....	1
添付資料 1 MAAP コードの概要	
2. 福島第一原子力発電所 1 号機	1
2.1 MAAP 解析の解析条件.....	1
2.1.1 プラント条件及び事象イベント	1
添付資料 2 時系列比較表 (1 号機)	
2.1.2 計測されたプラントデータからの条件設定.....	6
添付資料 3 1 号機燃料域水位計の挙動による推定について	
添付資料 4 1 号機 MAAP 解析における注水量の設定について	
2.2 MAAP 解析の解析結果.....	8
2.3 1 号機の炉心および格納容器の状態の推定	11
3. 福島第一原子力発電所 2 号機	20
3.1 MAAP 解析の解析条件.....	20
3.1.1 プラント条件及び事象イベント	20
添付資料 5 時系列比較表 (2 号機)	
3.1.2 計測されたプラントデータからの条件設定.....	24
添付資料 6 2 号機の原子炉圧力変化について	
添付資料 7 2 号機の格納容器圧力変化について	
添付資料 8 2 号機 MAAP 解析における注水量の設定について	
3.2 MAAP 解析の解析結果.....	25
3.3 2 号機の炉心・格納容器の状態の推定	27
4. 福島第一原子力発電所 3 号機	36
4.1 MAAP 解析の解析条件.....	36
4.1.1 プラント条件及び事象イベント	36
添付資料 9 時系列比較表 (3 号機)	
4.1.2 計測されたプラントデータからの条件設定.....	41
添付資料 10 3 号機 MAAP 解析における注水量の設定について	
4.2 MAAP 解析の解析結果.....	41
添付資料 11 3 号機の高圧注水系 (HPCI) 作動時における原子炉圧力について	
添付資料 12 3 号機 格納容器圧力変化について	
4.3 3 号機の炉心・格納容器の状態の推定	43
5. まとめ	52
添付資料 13 これまでに公表した解析結果	

1. はじめに

平成 23 年 3 月 11 日に発生した三陸沖を震源とする東北地方太平洋沖地震及びそれによって発生した津波により、福島第一原子力発電所 1 号機から 3 号機においては、設計基準事象を大幅に超え、かつ、アクシデントマネジメント策の整備において想定していた多重故障の程度をも超えた状態、すなわち隣接プラントも含め、非常用炉心冷却系が全て動作しない、もしくは停止する、加えて全交流電源及び最終的な熱の逃がし場が喪失しかつ継続するといった事故に至った。

平成 23 年 5 月 23 日、これらの地震発生初期の設備状態や運転操作等に関する情報より、事故解析コード（Modular Accident Analysis Program、以下「MAAP」という）を用いてプラントの状態を評価し、情報の整理を行い、結果を公表した。その際には、MAAP 解析により求まる炉心の状態と、実測値の温度挙動により炉心の状態を推定している。

平成 23 年 5 月以降も、運転員からのヒアリング、現場調査等を継続して実施しており、事故発生当初のプラントの状況、機器の作動状況に関する情報が蓄積されたため、最新の情報を平成 23 年 12 月 22 日に公表した。また、実機のプラントデータとして得られた情報を分析し、設計情報と併せて考慮することにより推定される、機器の作動状況、プラントの状態などを抽出し、事故の推移を合理的に説明出来るプラント状態として整理してきた。

今回の解析は、現時点までに、推定を含め明らかになっている情報を元に、事故時のプラント挙動をできる限り再現出来るように解析条件を設定し、解析を実施したものである。

また、平成 23 年 11 月 30 日には、福島第一原子力発電所 1 - 3 号機の炉心損傷状況の推定に関する技術ワークショップが開催され、2, 3 号機の炉心スプレイ系からの注水による温度変化等、その時点までに得られた情報を総合的に判断することにより改めて炉心の状態を推定し、平成 23 年 5 月時点の推定結果を変更した内容も含めて公表した。この推定結果については、今回の解析結果によって変更する必要は無いものと判断している。

解析に使用した MAAP コードについては、添付資料 1 にその概要を記載した。

添付資料 1 MAAP コードの概要

2. 福島第一原子力発電所 1 号機

2.1 MAAP 解析の解析条件

2.1.1 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 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、平成 23 年 5 月に実施した解析で採用した事象イベントとは一部異なっている。添付資料 2 に今回設定した事象イベントと平成 23 年 5 月に実施した解析で設定した事象イベントとの比較を示す。

添付資料 2 時系列比較表（1 号機）

表 2-1 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	7.03MPa [abs]（通常運転圧力）
初期原子炉水位	4187mm（通常水位：TAF 基準）
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°C（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
サブレーション・プール水量	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）

表 2-2 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	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
	日時	事象イベント			
1	3/11 14:46	地震発生	○		—
2	14:46	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	14:47	MSIV 閉	○	H23.5.16 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	○	H23.5.16 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	○	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」	
6	15:03 頃	IC(B)停止	○	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」	
7	15:07	CCS 系トランスクリング(A)インサ ービス	○	H23.5.16 報告 (4.運転日誌類)、H23.5.23 報告 (その後全交流電源喪失に伴い停止)	
8	15:10	CCS 系トランスクリング(B)インサ ービス	○	H23.5.16 報告 (4.運転日誌類)、H23.5.23 報告 (その後全交流電源喪失に伴い停止)	
9	15:17	IC(A)再起動	△	原子炉圧力の推移 (H23.5.16 報告 2.チャートの記録) から、IC の動作を推定 ※1	
10	15:19	IC(A)停止	△	原子炉圧力の推移 (H23.5.16 報告 2.チャートの記録) から、IC の動作を推定 ※1	
11	15:24	IC(A)再起動	△	原子炉圧力の推移 (H23.5.16 報告 2.チャートの記録) から、IC の動作を推定 ※1	

12		15:26	IC(A)停止	△	原子炉圧力の推移 (H23.5.16 報告 2.チャートの記録) から、IC の動作を推定 ※1
13		15:32	IC(A)再起動	△	原子炉圧力の推移 (H23.5.16 報告 2.チャートの記録) から、IC の動作を推定 ※1
14		15:34	IC(A)停止	△	原子炉圧力の推移 (H23.5.16 報告 2.チャートの記録) から、IC の動作を推定 ※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、デイズル駆動消火ポンプ (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 ※2
20	3/12	1:25	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頃	淡水注水（1300リットル）	○	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」
22		5:46	消防ポンプによる淡水注水を再開	○	H23.5.16 報告 7.各種操作実績取り纏め ※3
23		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らうように 14:11 にベント弁開を仮定した。
24		14:53	淡水注水完了	○	H23.5.16 報告 7.各種操作実績取り纏め
25		15:03	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らうように 15:03 にベント弁開を仮定した。
26		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
27		19:04	海水による注水を開始	○	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」 ※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（H23.5.16 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、機能したことこ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、H23.6.13 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について」における操作実績の訂正について』に記載の日付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。

2.1.2 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、以下の仮定をおき解析を行っている。

① 原子炉压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、早い段階で原子炉压力容器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は原子炉圧力の低下は原子炉压力容器の破損時に発生しており、測定結果の再現ができていない。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、原子炉压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。事象初期に計測値が少ない原子炉圧力、格納容器圧力に比べ、計測値が多く、比較的情報が多い燃料域水位計の測定値から推定した気相漏えいに関する考察を添付資料3に示す。

原子炉压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、解析上燃料被覆管が破損すると設定した、燃料最高温度が727℃（1000K）に達するタイミング（地震発生から約4時間後）および炉内ガス温度が450℃程度となったタイミング（地震発生から約6時間後）でそれぞれ原子炉压力容器気相部からの漏えい（0.00014m²、0.00136m²）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压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、地震発生から約 12 時間後において格納容器の気相部からの漏えい (0.0004m^2) を仮定した。また、地震発生から約 50 時間後、70 時間後にそれぞれ格納容器の気相部の漏えい面積の増加 (0.0008m^2 、 0.004m^2) を仮定した。

漏えいを仮定した、地震発生から約 12 時間後では、格納容器温度は約 300°C 以上となっており、格納容器設計温度 (138°C) を大幅に超えている。過去の研究において※、このような加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加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 時間後および約 70 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。

※ 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 $7.4\text{MPa}[\text{abs}]$)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°C 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°C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

注水量については平成23年6月13日に公表した『「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について」における操作実績の訂正について』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した。(添付資料4参照)

⑤ 崩壊熱の設定について

今回の解析では、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

添付資料3 1号機燃料域水位計の挙動による推定について

添付資料4 1号機MAAP解析における注水量の設定について

2.2 MAAP解析の解析結果

表2-3に解析結果を記載する。

表2-3 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 4 時間 (3 月 11 日 18 時 50 分頃)
原子炉圧力容器破損時間	地震発生後約 11 時間 (3 月 12 日 1 時 50 分頃)

解析結果の詳細について以下に述べる。

原子炉水位は、津波到達以降仮定した IC の停止後、約 3 時間で有効燃料頂部（以下、TAF）へ到達し、その後炉心損傷に至る（図 2-1 参照）。3 月 11 日 21 時 30 分以降、実際に計測された燃料域水位計の指示値は有効燃料底部（以下、BAF）よりも上を推移しているが、添付資料 3 に記載のとおり、格納容器 (D/W) 内が高温になること等で水位計内の水が蒸発し、正確な水位を示していないものと考えられる。この水位は、その後もほぼ同程度の水準を保っていたが、5 月 11 日に 1 号機の燃料域水位計の計装配管内に水張りを行い、校正を実施したところ、水位は燃料域未満であるとの結果が得られている。

原子炉圧力は、解析において仮定した IC の停止後に上昇するが、SRV により 8MPa[abs] 近傍で維持される。燃料最高温度が、解析上被覆管の破損を設定した 727℃ (1000K) に達した後、炉内核計装から気相漏えいの発生を仮定しているが、崩壊熱により発生する蒸気量が多いため原子炉圧力はしばらく一定に保たれる。その後水位が BAF 以下となり、蒸気発生量が減少するのに伴い原子炉圧力は緩やかに低下する。地震発生から約 6 時間後には、原子炉圧力容器内雰囲気が高温度になることで主蒸気配管のフランジ部の漏えいが発生すると仮定しており、これにより原子炉圧力はさらに低下する。地震発生から約 8 時間後には、炉心支持板の破損により、溶融したペレット等が下部プレナムに移行し、これに伴い発生した蒸気により原子炉圧力は一時的に急峻な上昇を見せるが、その後低下し、ほぼ一定の値を推移する。（図 2-2 参照）。なお、今回の解析では MAAP のモデル上、炉心支持板が破損するまでは溶融燃料は炉心部にとどまり、炉心支持板の破損とともに全燃料が下部プレナムに落ちることになるため、急激な圧力上昇が起きる結果となっているが、実際の原子炉圧力容器底部の構造は複雑であり、融点に達した燃料は、例えば運転中に冷却水が通過する経路を通常とは逆向きに降下し、その時点で下部プレナムに流れ落ちることも考えられる。また、燃料の溶融により、隣接する制御棒も溶融することが考えられるため、制御棒を溶かした燃料デブリが、制御棒案内管に落ち込むという経路もあり得る。そのため、燃料が一カ所に滞留し、それが一気に下部プレナムに落下することで、急激な圧力上昇があったとする解析結果は、実現象を反映していない可能性が高い。

格納容器圧力は、原子炉圧力容器からの気相漏えいにより上昇するが、原子炉圧力が低下するのに伴い、圧力抑制室による蒸気凝縮により低下する。地震発生から約 11 時間後には原子炉圧力容器の破損により格納容器圧力は上昇するが、地震発生から約 12 時間後に解析において仮定した格納容器 (D/W) からの漏えいにより低下傾向となり、3 月 12 日のベント操作により急激に減少する(図 2-3 参照)。なお、解析における 3 月 11 日 22 時頃からの格納容器圧力の上昇は溶融した燃料が下部プレナムに落下したことにより原子炉圧力が上昇した影響を受けたものであり、原子炉圧力の上昇と同様、解析結果は必ずしも、実際にこのような圧力上昇があったことを示すものではない。

1 号機の事故時の挙動については、計装電源の喪失により、ほとんどのパラメータが見えていない時間帯に事象が進んでいるため、解析により正確に事象を模擬することは難しく、燃料の過熱・溶融に起因する、原子炉圧力容器からの気相漏えいの時期等については、大きな不確かさがあるものと考えられる。また、特に原子炉圧力容器底部における溶融燃料のふるまいについては、未だ解明されておらず、MAAP コードのモデルも限定的であることから、実現象とは異なる解析結果をもたらしている可能性もあり、今後の検討が必要である。

原子炉内への注水は、仮定した IC の停止後から約 12 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ており、原子炉圧力容器は破損している。(図 2-4、図 2-13 参照)。破損時刻については、平成 23 年 5 月の解析(地震発生から約 15 時間後)から今回の解析(地震発生から約 11 時間後)へと 4 時間程度、破損時刻が早まっている。ただし、この破損時刻は原子炉圧力の急激な上昇、原子炉圧力容器からの気相漏えいの条件、原子炉圧力容器底部における溶融燃料のふるまいに関するモデル等に大きく依存しており、評価結果の不確かさが大きい。

水素については、炉心が露出し、燃料被覆管の温度が上昇し始める時期に大量に発生する。平成 23 年 3 月 16 日 12 時の時点で総発生量は約 891kg となった(図 2-7 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、FP)については、3 月 16 日 12 時の時点で、希ガスは、仮定した格納容器からの気相漏えいおよびベント操作により約 100%が環境中へ放出されることとなる。ヨウ化セシウムおよび水酸化セシウムについては約 6%の放出であり、その他の核種は概ね 5%以下の放出という解析結果となっている(図 2-8~図 2-12 参照)。プルトニウムについては PuO_2 として UO_2 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。

なお、MAAP コードを用いた解析では、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。特に放出される FP 量については、これら不確定性の影響を大きく受けることから、その数値は参考的に扱うべきものとする。

前述のとおり、全交流電源喪失以降については、IC の機能が喪失していたと仮定して解析を実施したが、参考として IC の機能が維持され、①平成 23 年 3 月 11 日 18 時 18 分～18 時 25 分、②平成 23 年 3 月 11 日 21 時 30 分～3 月 12 日 8 時 03 分の両期間運転していたと仮定した解析を実施した。

IC の片系運転の仮定により、原子炉水位の低下は遅くなるが最終的に原子炉圧力容器が破損するという結果に変更はない。(図 2-14 参照)

2.3 1号機の炉心および格納容器の状態の推定

今回の MAAP 解析の結果と温度実測値等のプラント挙動から得られる知見を総合し、炉心および格納容器の状態を次のように推定した。

炉心については、平成 23 年 5 月の解析同様、全交流電源喪失（津波到達）以降、比較的早期に炉心損傷が開始し、原子炉圧力容器が破損するとの解析結果となった。プラント挙動としては、燃料域水位計の水張り・校正の結果から原子炉圧力容器内の水位は燃料域内にないこと、平成 23 年 8 月以降、崩壊熱を注水の顕熱だけで除去するのに必要な量を注水していないにもかかわらず原子炉圧力容器下部の温度が 100℃以下となったこと、平成 23 年 11 月初旬には原子炉圧力容器／格納容器各部の温度が S/C 温度を下回ったこと等から、解析同様、燃料はほぼ全量が下部プレナムに落下し、その大半が格納容器ペDESTAL に落下しているものと考えられる。

格納容器については、解析において漏えいを仮定した、地震発生から約 12 時間後には、雰囲気温度が約 300℃以上となっており、設計温度（138℃）を大幅に超えている。過去の研究において、このような加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、ガスケット損傷は要因の一つとして考えられる。プラント挙動としては、解析で格納容器（D/W）漏えいを仮定した約 1 時間後の 12 日 3 時 45 分に原子炉建屋内で白いもやが見えたこと、さらに 12 日 4 時頃に正門モニタリングカーの線量率が上昇していることやこの頃格納容器圧力の実測値が低下していることから、この時点で格納容器の漏えいが発生している可能性は考えられる。その後注水の継続にかかわらず、格納容器内での水位増加の兆候が観察されないこと、平成 23 年 4 月 7 日からは格納容器に継続して窒素を封入しているにも関わらず、格納容器圧力が単調上昇を示さないこと等から、現在は格納容器気相部、液相部ともに漏えいが発生しているものと考えられる。

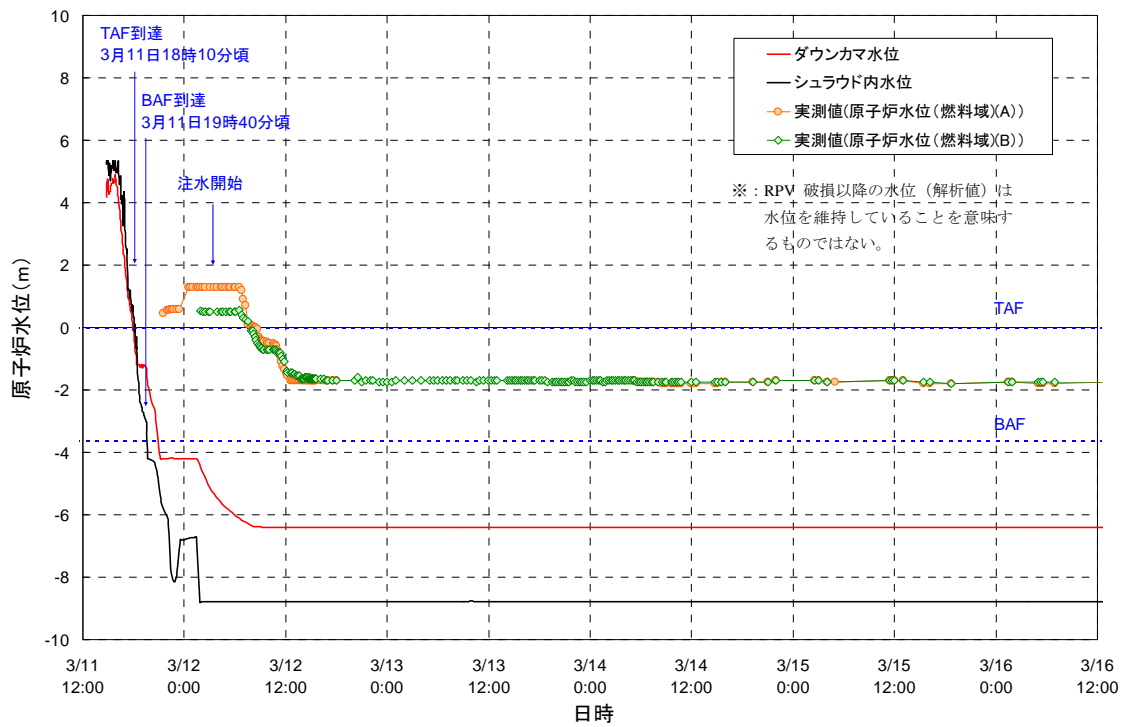


図 2-1 1号機 原子炉水位変化

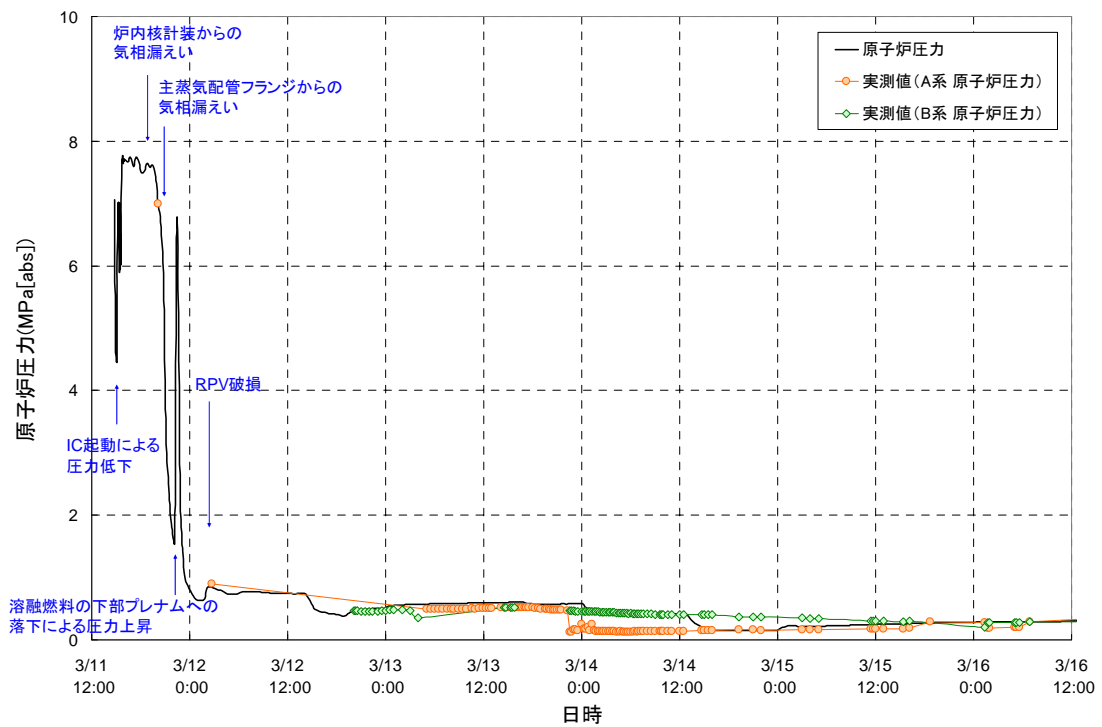


図 2-2 1号機 原子炉压力容器圧力変化

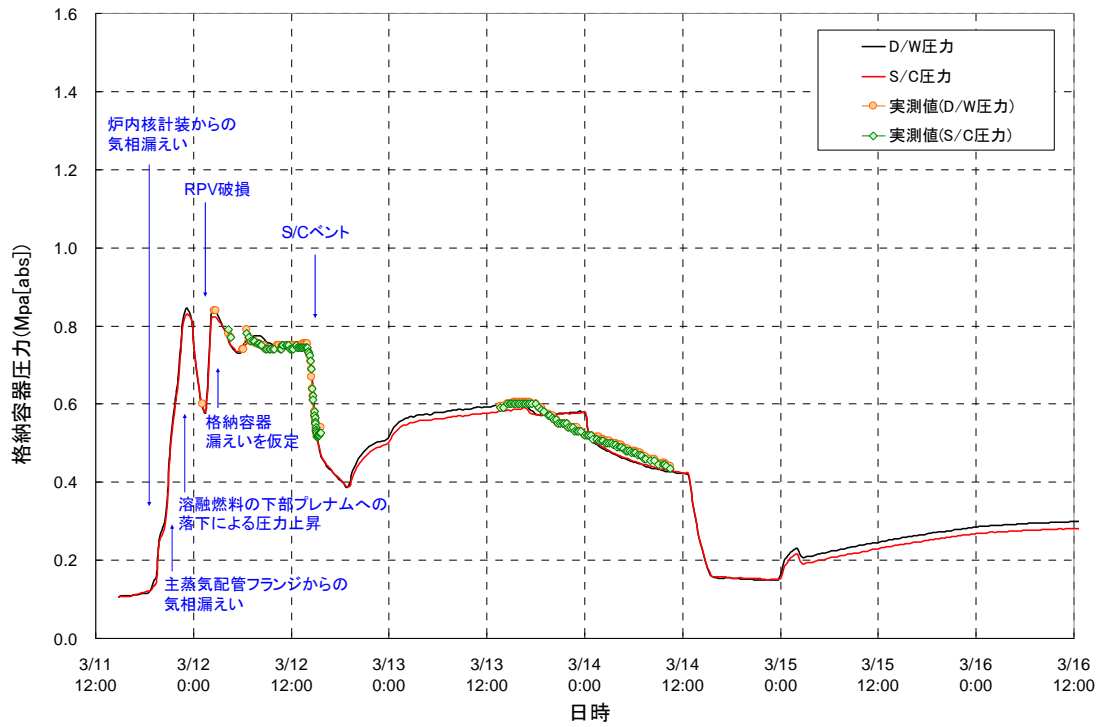


図 2-3 1号機 格納容器圧力変化

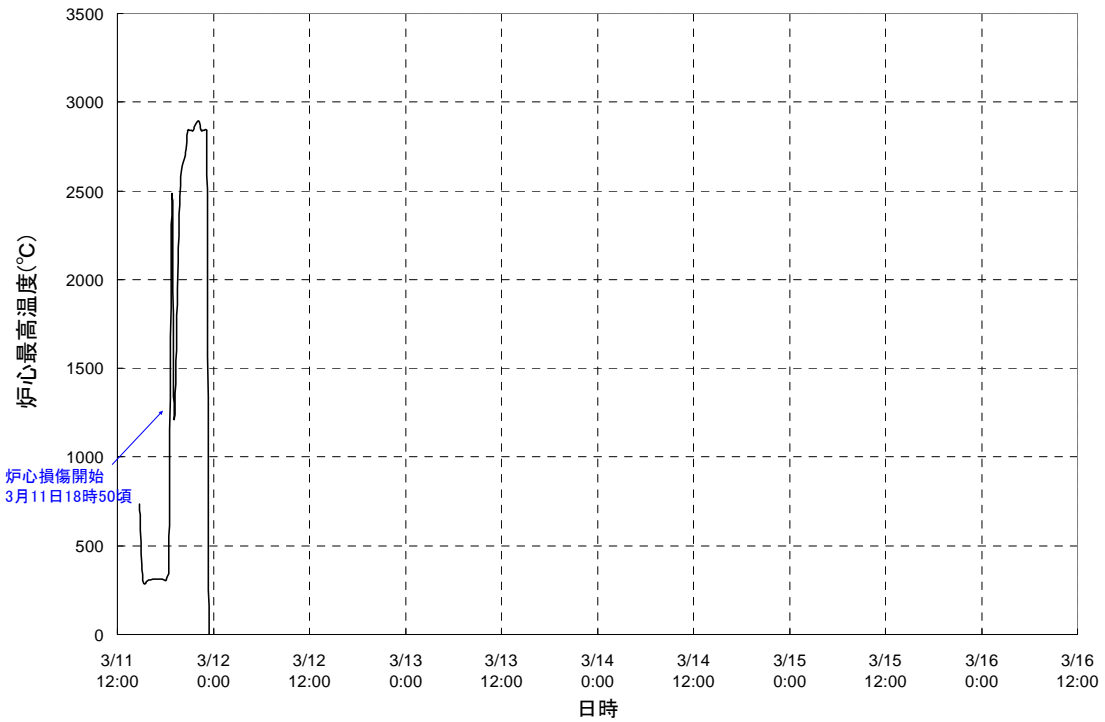


図 2-4 1号機 炉心温度変化

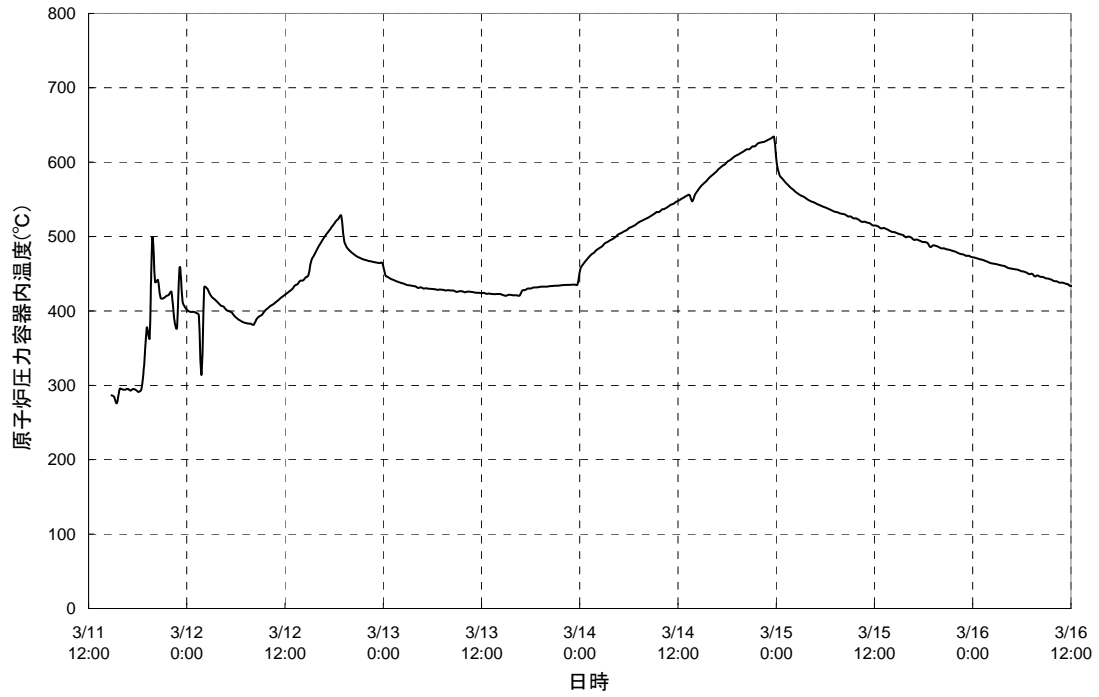


图 2-5 1号機 原子炉压力容器内気体温度

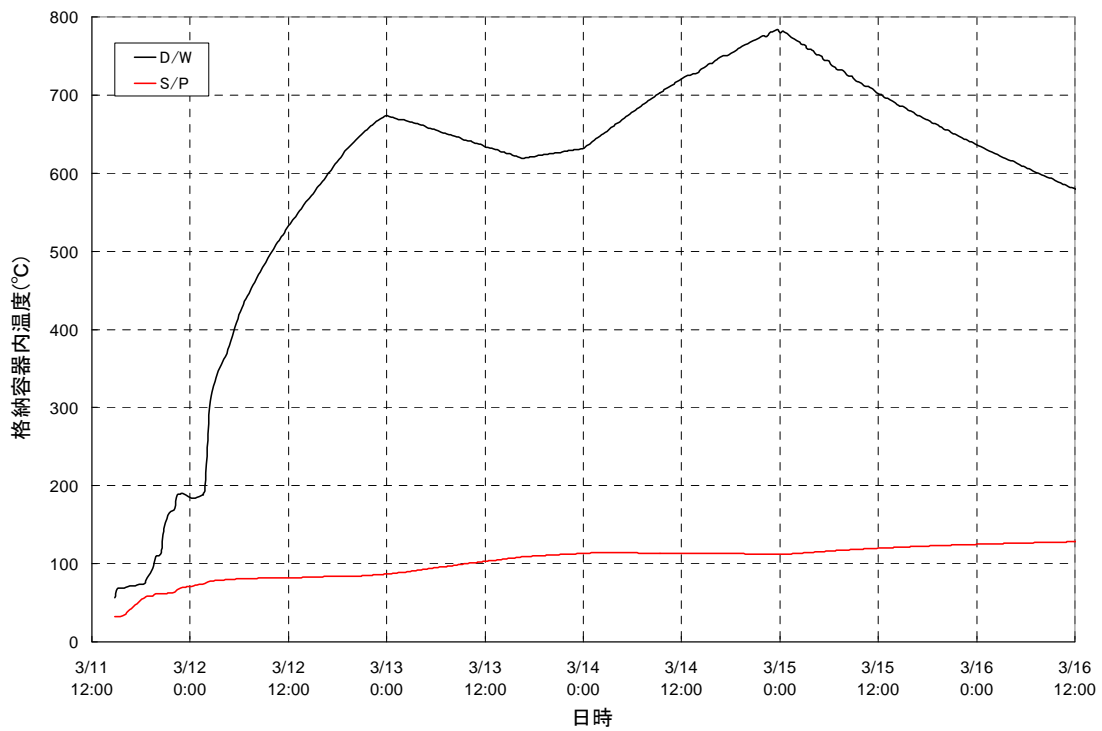


图 2-6 1号機 格納容器温度变化

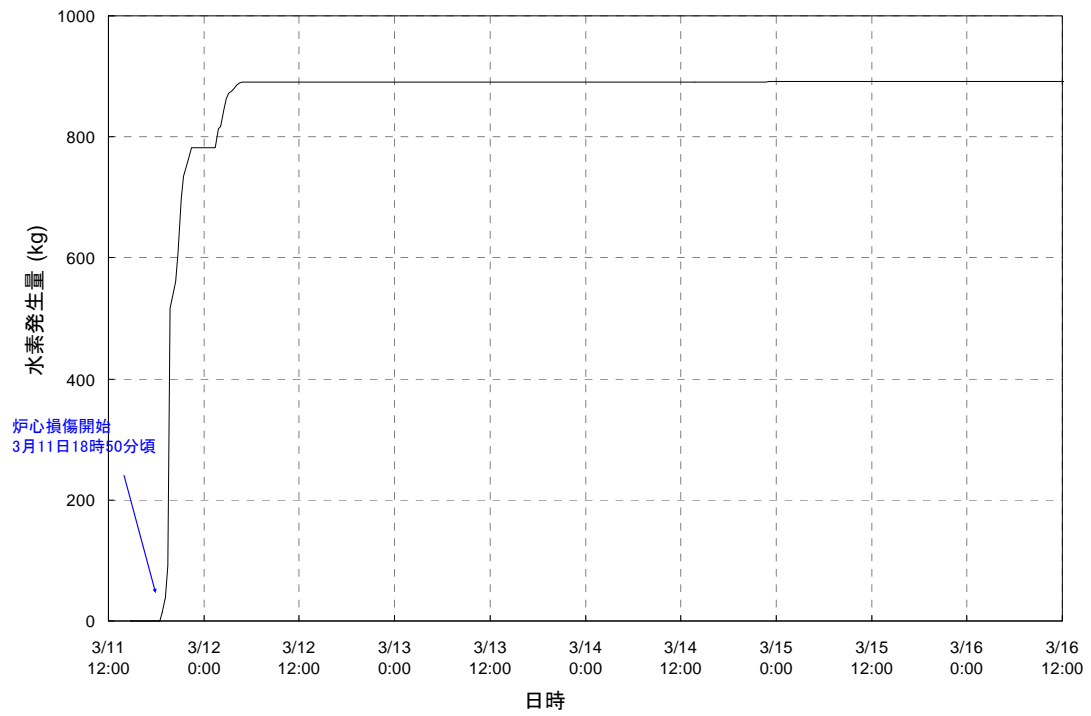


図 2-7 1号機 水素発生量変化

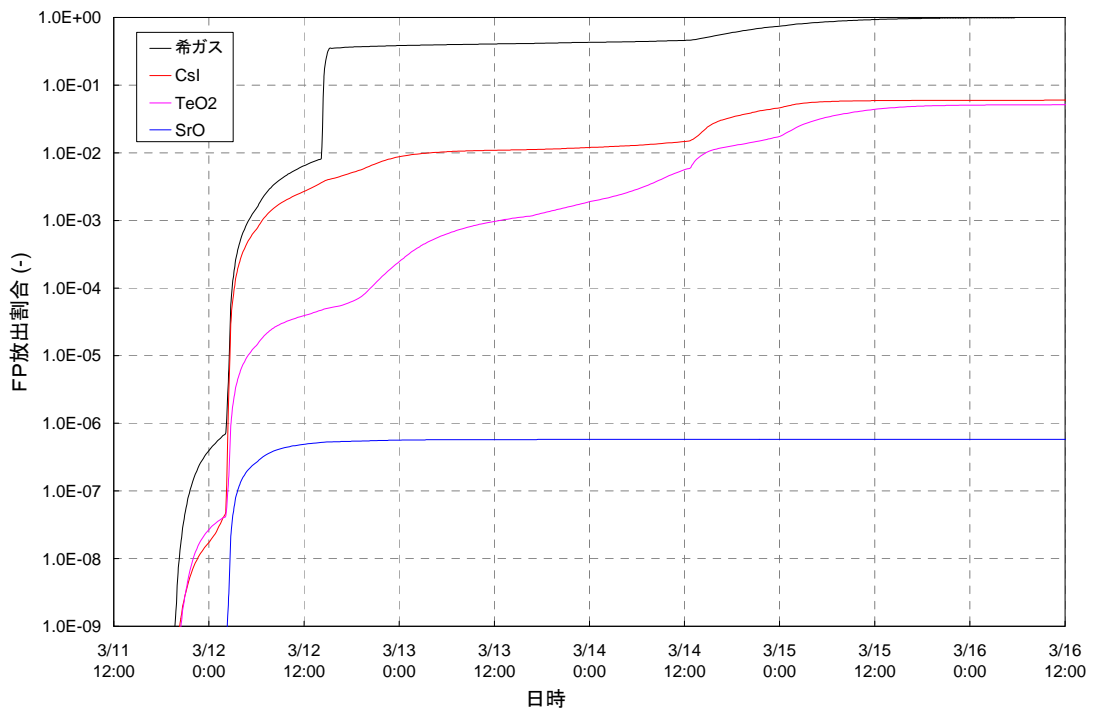


図 2-8 1号機 FP の放出割合 (1/3)

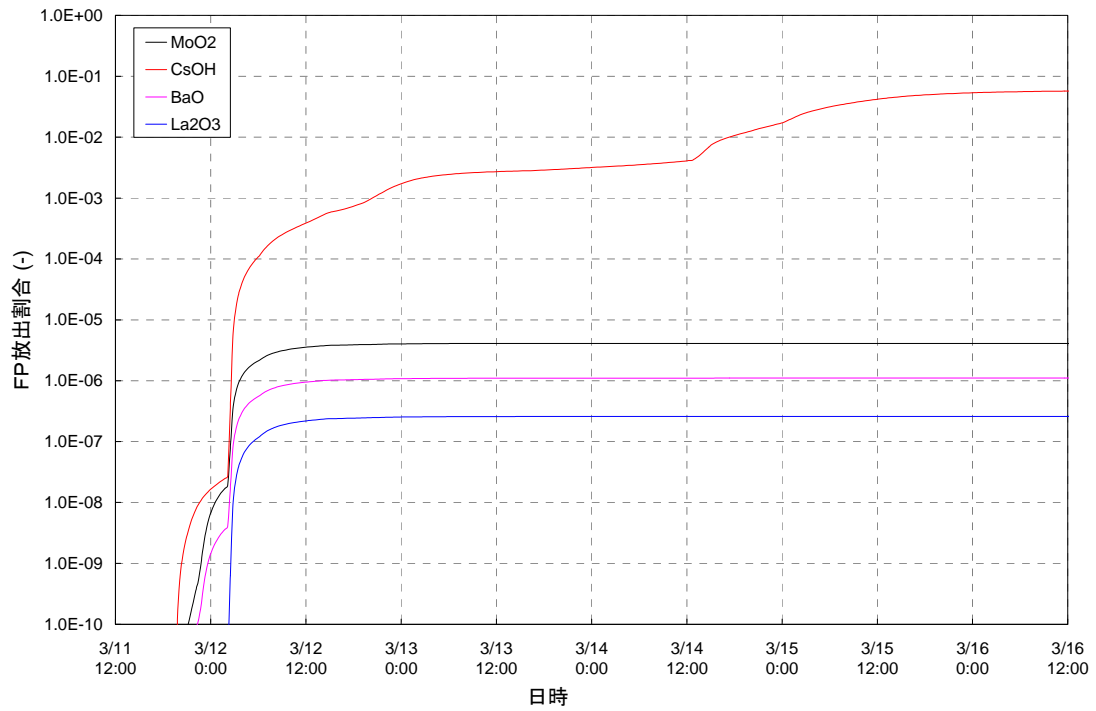


図 2-9 1号機 FPの放出割合 (2/3)

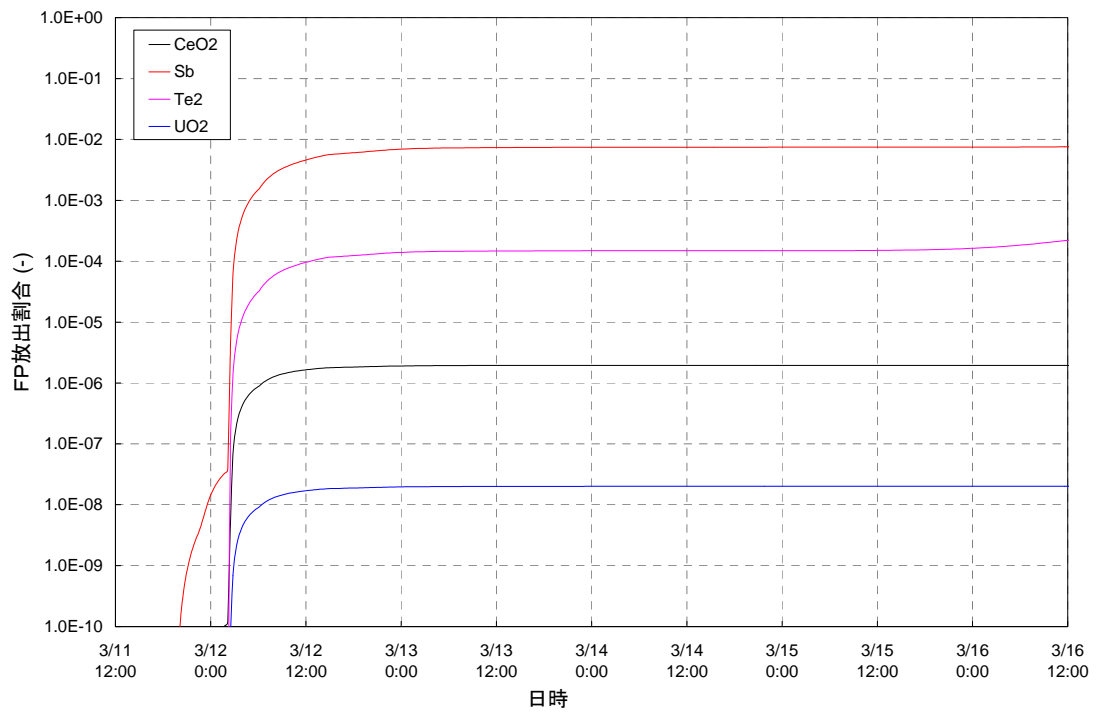


図 2-10 1号機 FPの放出割合 (3/3)

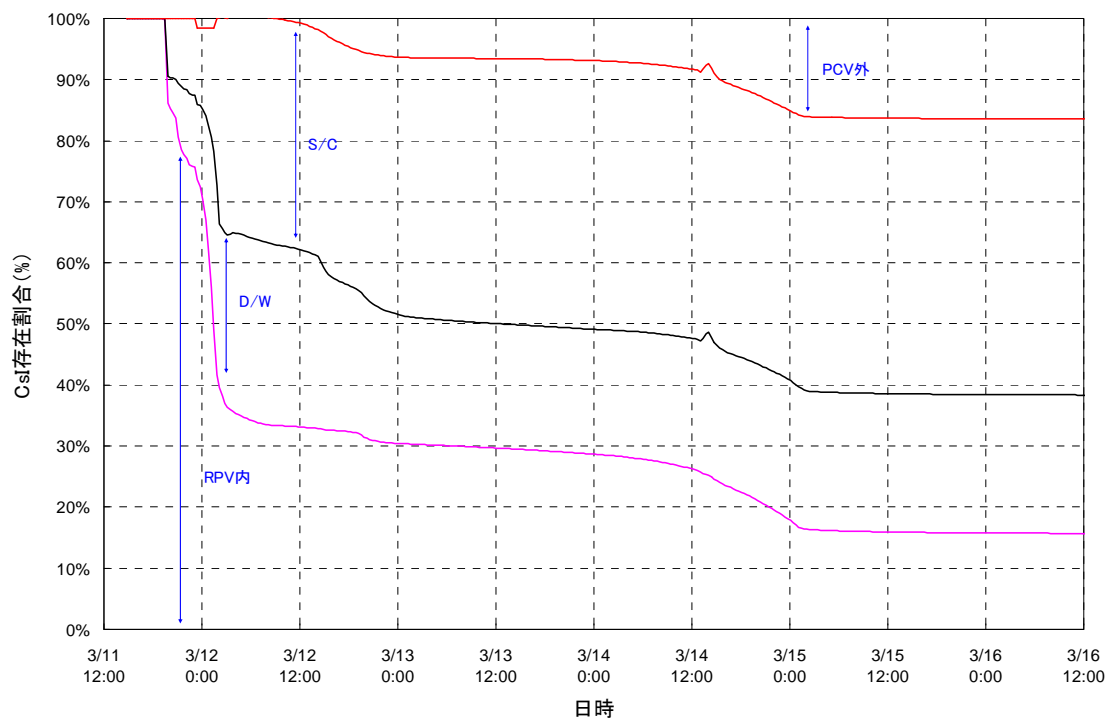


図 2-11 1号機 FP の存在割合 (1/2)

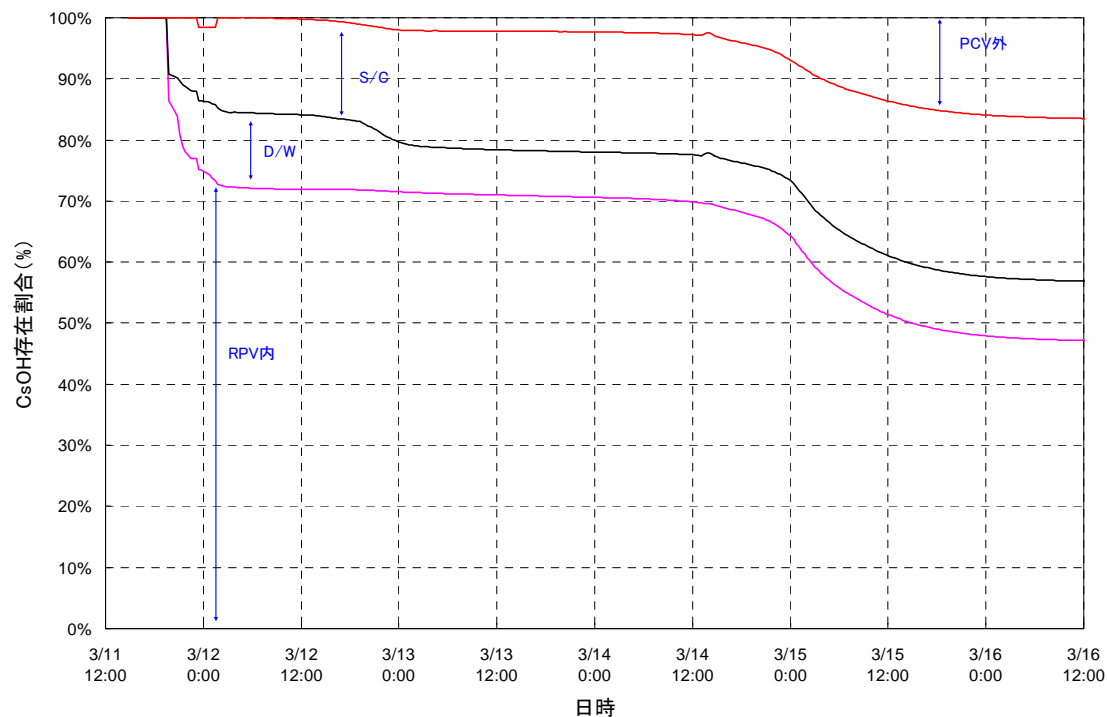
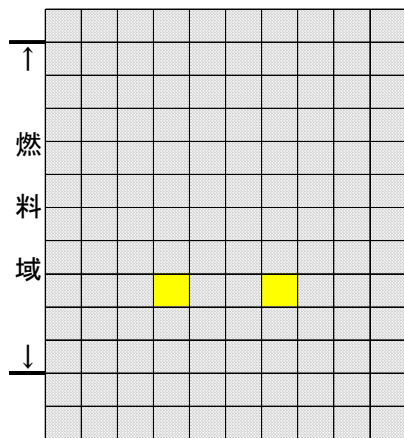
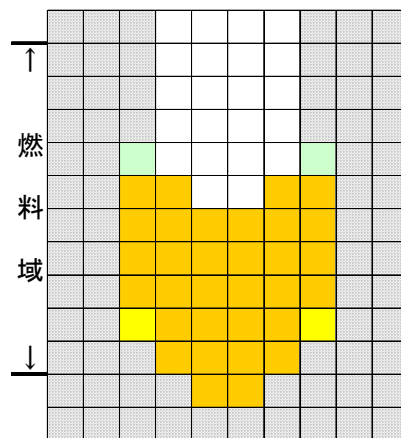


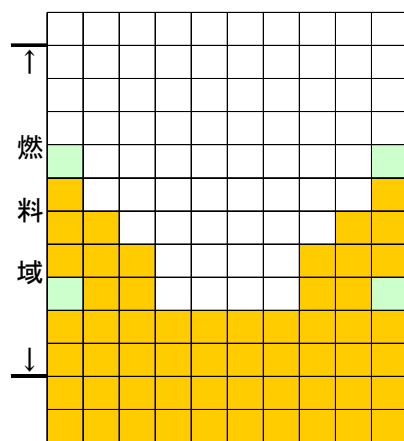
図 2-12 1号機 FP の存在割合 (2/2)



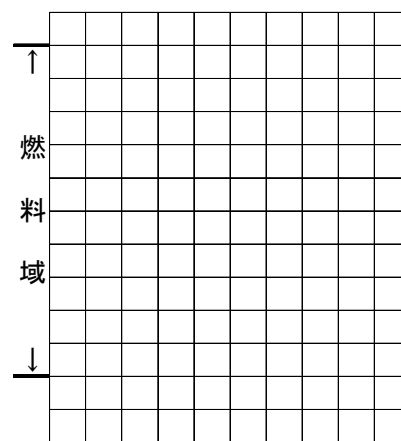
スクラム後 約 4.8 時間



スクラム後 約 5.5 時間



スクラム後 約 7.6 時間



スクラム後 約 8.6 時間

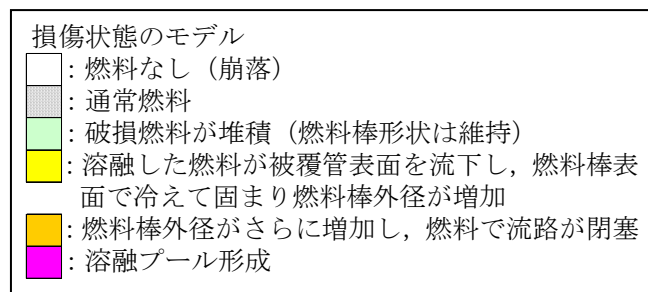


図 2-13 1号機 炉心の状態図

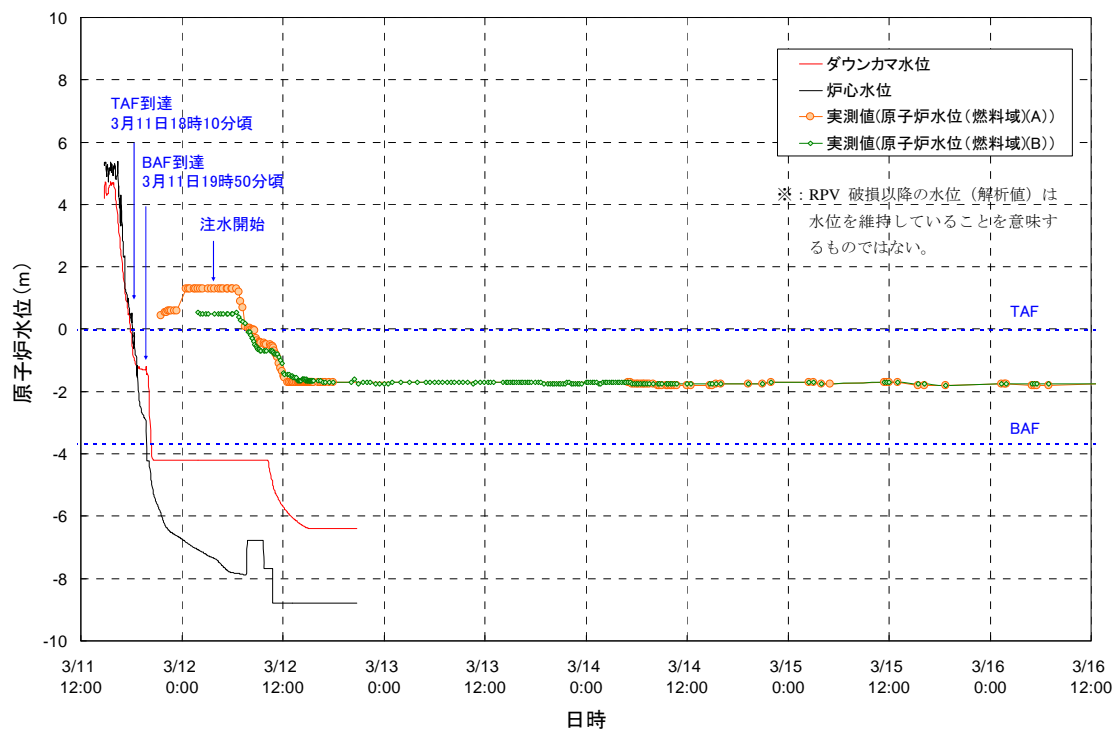


図 2-14 1号機 原子炉水位変化 (全交流電源喪失後の IC の運転を仮定)

3. 福島第一原子力発電所 2 号機

3.1 MAAP 解析の解析条件

3.1.1 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 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り、平成 23 年 5 月に実施した解析で採用した事象イベントとは一部異なっている。添付資料 5 に今回設定した事象イベントと平成 23 年 5 月に実施した解析で設定した事象イベントとの比較を示す。

添付資料 5 時系列比較表 (2 号機)

表 3-1 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 : 5 ノード 軸方向 : 10 ノード
被覆管破損温度	727°C (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
サブレーション・プール水量	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 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

No	時系列		分類	備考
	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及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及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	15:00 ～ 15:36 頃	RHR による S/C 冷却	△	H23.5.23 報告「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」 今回の解析では期間を短めに 15:00～15:07 に設定。
7	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
8	15:39	RCIC 手動起動	○	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」
9	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
10	3/12 4:20 頃 ～	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ムインデグ (3/12 4:20) に設定。

		5:00				
11	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 を開いた際の水位 (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 機能低下のタイミニングを設定 (3/14 9:00 に設定)。	
12		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 が開いているわけではないため、解析条件としては設定しない。	
13		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	
14		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	
15		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	
16		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	
17		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	
18		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 ※1	
19		23:00 頃	SRV1 弁閉を仮定	△	原子炉圧力の上昇から、当該時刻に SRV1 弁が閉じたことを仮定。	
20		23:25	SRV1 弁開を仮定	△	原子炉圧力の低下から、当該時刻に SRV1 弁開したことを仮定。	
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」	

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、SRV1 弁開したものと設定。
23	3/15	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、H23.6.13 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
タについて」における操作実績の訂正について』に記載の日付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越えないよう
に設定。

3.1.2 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

RCIC の運転期間中、原子炉圧力は通常運転圧力よりも低く推移しており、SRV の作動設定圧力に至っていない。このような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 $95\text{m}^3/\text{h}$ の $1/3$ 程度である $30\text{m}^3/\text{h}$ に設定した。また、RCIC の注水機能低下後の圧力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 6 に示す。

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 7 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、解析では測定された原子炉圧力を模擬するよう注水量を約 $30\text{m}^3/\text{h}$ に設定した。また、表 3-2 に記載のとおり 3月14日19時54分から海水注水を開始しているが、以降の消防車による注水量については、次の仮定をおいて解析を実施した。

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、原子炉水位は炉心部内が冠水するほどには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、消防ポンプの吐出側で計測された注水流量（平成 23 年 6 月 13 日に公表した『「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について」における操作実績の訂正について』）よりも、日毎の平均流量及び注水総量を超えないように設定した。

原子炉水位の実測値は、3月14日18時00分頃の 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。そのため、燃料温度は SRV 開後に急激に上昇する。3月15日0時前に計測された格納容器圧力の上昇は水素によるものと考えられるが、その水素は消防車の注水による水-ジルコニウム反応で発生

したものと考えられる。従って、消防車による注水量の設定は発生する水素量についても考慮した。

また、原子炉圧力の実測値が 1MPa(gage)を越えた値を計測している期間 (3/14 20:54~3/14 21:18、3/14 22:50~3/14 23:40、3/15 0:16~3/15 1:11) においては、原子炉圧力が高く十分に注水されなかったものと仮定して、当該期間の注水流量を 0m³/h とした。但し、あくまで解析上の仮定であり、実際にこの期間において十分に注水が行われなかったかは不明である (添付資料 8 参照)。

④ 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、計器側の問題による計測値と解析値の不整合なのか、原因は現時点では不明である。

⑤ 崩壊熱の設定について

今回の解析では、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

添付資料 6 2号機の原子炉圧力変化について

添付資料 7 2号機の格納容器圧力変化について

添付資料 8 2号機 MAAP 解析における注水量の設定について

3.2 MAAP 解析の解析結果

表 3-3 に解析結果を示す。

表 3-3 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 74 時間 (3 月 14 日 17 時 00 分頃)
炉心損傷開始時間 (炉心最高温度が 1200°C 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)
-------------	---------------------------

解析結果の詳細について以下に述べる。

原子炉水位は、RCIC が停止した後徐々に低下し、炉心が露出し始め、SRV 開放により炉心は露出することとなり、炉心損傷が開始する (図 3-1 参照)。ほぼ同時期に消防車による注水が開始されるものの解析において設定した注水量は燃料を冠水させるのに十分ではなく、炉心の損傷が進展することとなる。

なお、計測された原子炉水位については、原子炉圧力および格納容器温度による補正を行うと図 3-1 中の青プロットのように L-8 以上の水位となる (添付資料 6 参照)。また、1 号機同様事象進展に伴い水位計の計装配管内の水が蒸発することで、時期は明確でないものの最終的には正しい値を指示しなくなったと考えられる。

RCIC 運転期間中における原子炉圧力は、添付資料 6 に記載のとおり、制御電源の喪失により RCIC が制御されることなく運転継続したことで原子炉水位が L-8 以上となり、低クオリティーの二相流で崩壊熱相当のエネルギーが原子炉外に持ち出されていたこと、RCIC タービンが低クオリティーの二相流で運転することで定格の流量よりも少ない流量で注水されたこと等から、SRV の作動が無くても原子炉圧力容器内のエネルギーがバランスし、通常運転時よりも低い圧力で安定して推移していたものと考えられる。RCIC 停止後の原子炉圧力は、タービン蒸気流量の低下による原子炉圧力容器外への持ち出しエネルギーの低下により増加した後、SRV 開放により急速に減圧し、その後大気圧近傍まで低下する。このように、解析値と計測値で概ね一致する結果が得られている (図 3-2 参照)。

格納容器圧力は、RCIC の排気蒸気が S/C に流入するのに伴い上昇するが、仮定したトーラス室に浸水した海水による除熱の影響で、計測値と同様に地震発生からの D/W 圧力上昇は緩慢となる (添付資料 7 参照)。RCIC 停止後は、およそ 3 月 14 日 12 時頃から格納容器圧力の実測値は低下に転じる。これは、SRV 及び RCIC タービンを通じて格納容器に持ち出されるエネルギーが低下するものの、トーラス室に浸水した水により S/C からの除熱は継続することに起因すると考えられるが、解析ではその再現ができていない。その後、SRV の開放や水-ジルコニウム反応に伴う水素発生等により圧力が上昇し、3 月 15 日 7 時 20 分に仮定した格納容器からの気相漏えいにより圧力は低下傾向に転じることとなる (図 3-3 参照)。

炉心温度変化は RCIC 停止以降、原子炉水位が低下するのに伴い温度が上昇し、燃料ペレットの溶融が発生する (図 3-4 参照)。

水素は、炉心が露出し、燃料被覆管の温度が上昇し始める時期に大量に発生する。地震後約1週間で総発生量は約456kgとなった(図3-6参照)。

FPの放出について、炉心損傷後、希ガスは原子炉圧力容器からS/Cに放出され、本解析において仮定した格納容器からの漏えいにより、希ガスのほぼ全量がPCV外へ放出されるとの結果であった。ヨウ化セシウムは約1%の放出割合であり、大半はS/C内に存在する。但し、FPの格納容器外への放出については格納容器からの漏えいの仮定によるものであり、現実とは異なる解析結果となっている可能性がある(図3-7～3-11参照)。

なお、MAAPコードを用いた解析では、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。特に放出されるFP量については、これら不確定性の影響を大きく受けることから、その数値は参考的に扱うべきものとする。

2号機の炉心は一部溶融プールが存在しているものの炉心部にとどまり、原子炉圧力容器破損には至らないとの結果となった。これは初期のRCICによる注水が比較的継続的に行われていたこと、RCIC停止から注水開始までの時間が1号機に比べて短かったこと等が理由としてあげられるが、原子炉圧力容器の破損については、消防車による原子炉への注水量の設定に寄与するところも大きく、解析条件による不確かさが結果に大きく影響するところである。(図3-12参照)。

3.3 2号機の炉心・格納容器の状態の推定

今回のMAAP解析の結果と温度実測値等のプラント挙動から得られる知見を総合し、炉心および格納容器の状態を次のように推定した。

MAAP解析では、2号機の炉心は燃料が溶融し一部溶融プールが存在しているものの炉心部にとどまり、原子炉圧力容器破損には至らないとの結果となった。ただし、この結果は消防車による原子炉への注水量の設定に大きく影響を受けるところであり、平成23年5月に公表した解析では、原子炉圧力容器が破損する結果も得ている。また、2号機で実施した燃料域水位計への水張り作業の結果、及び、炉心スプレイ系配管からの注水により、炉心部に残存していた露出燃料が冷却されたと推定される挙動が確認出来たことから、水位は非常に低い位置にあることが推定され、原子炉圧力容器は破損している可能性が高い。このような観測事実との乖離は、MAAPの持つ解析の不確かさが原因であり、今後、MAAPコードの改良を実施するなど、解析技術の高度化をはかり、解析精度を高める努力を継続することが必要であるとする。

以上のことから総合的に考えると、平成23年11月30日に公表した「福島第一原子力発電所1～3号機の炉心状態について」にて取り纏めているとおり、2

号機の炉心は、事故後溶融した燃料のうち一部は元々の炉心部に残存し、一部は原子炉压力容器下部プレナムまたは格納容器ペデスタルに落下している状態であると考えられる。

格納容器について、解析においては実測値の格納容器圧力の低下が確認された3月15日7時20分から漏えいを仮定している。

実機において、平成23年9月17日に、原子炉建屋のブローアウトパネル開口部からダストサンプリングを実施した際に動画を撮影したところ原子炉直上部から蒸気発生が確認されていること、解析において漏えいを仮定した時間帯において周辺の線量の有意な上昇が観測されていること、平成23年6月28日からは格納容器に継続して窒素を封入しているにもかかわらず、格納容器圧力が単調上昇を示さないこと、注水を継続しているにもかかわらず格納容器内での水位増加の兆候が観察されないこと、2号機では事故後早い段階からタービン建屋地下階で高濃度汚染水が確認されていること等から、現在は格納容器気相部、液相部ともに漏えいが発生しているものと考えられる。

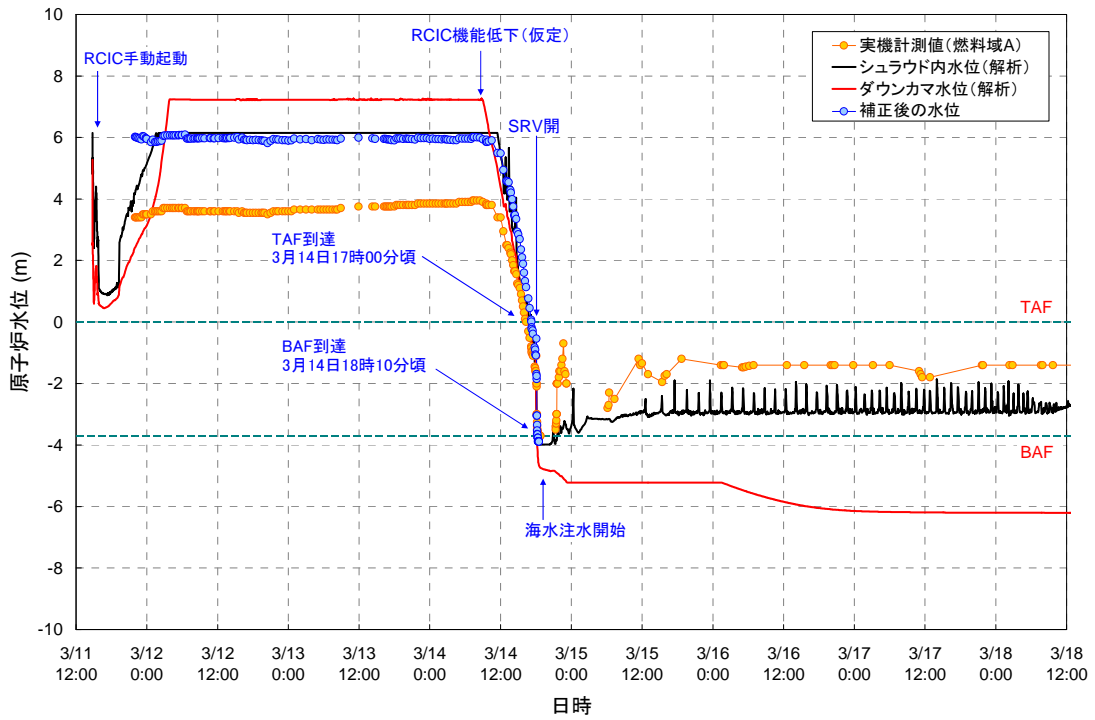


図 3-1 2号機 原子炉水位変化

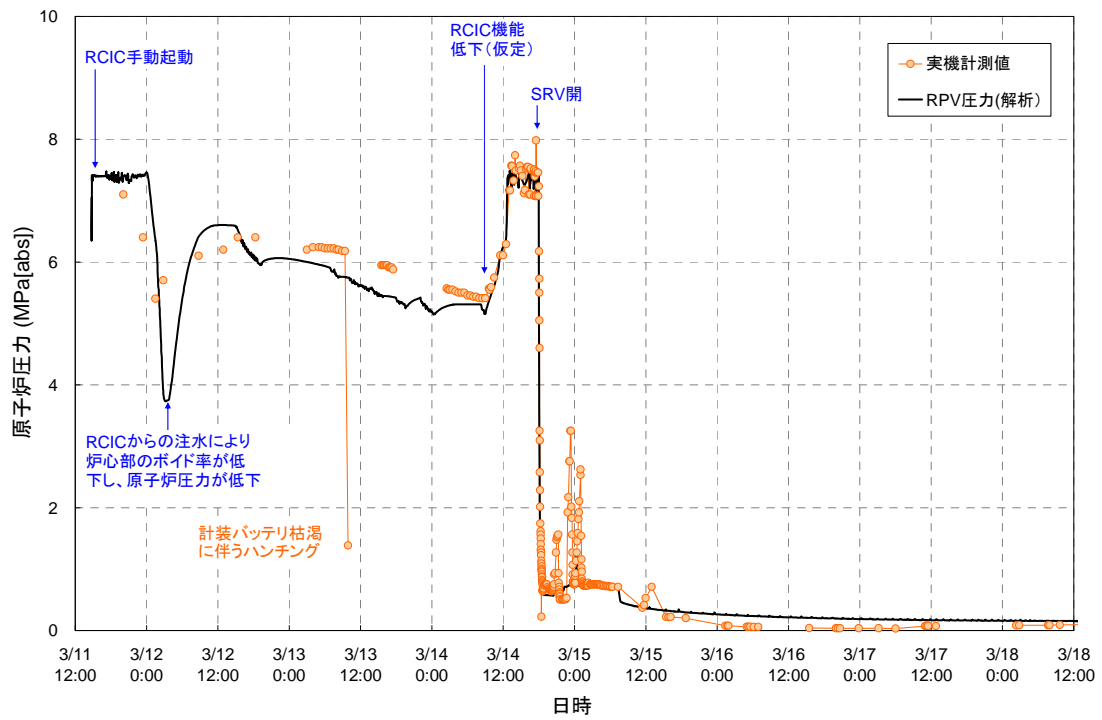


図 3-2 2号機 原子炉压力容器圧力変化

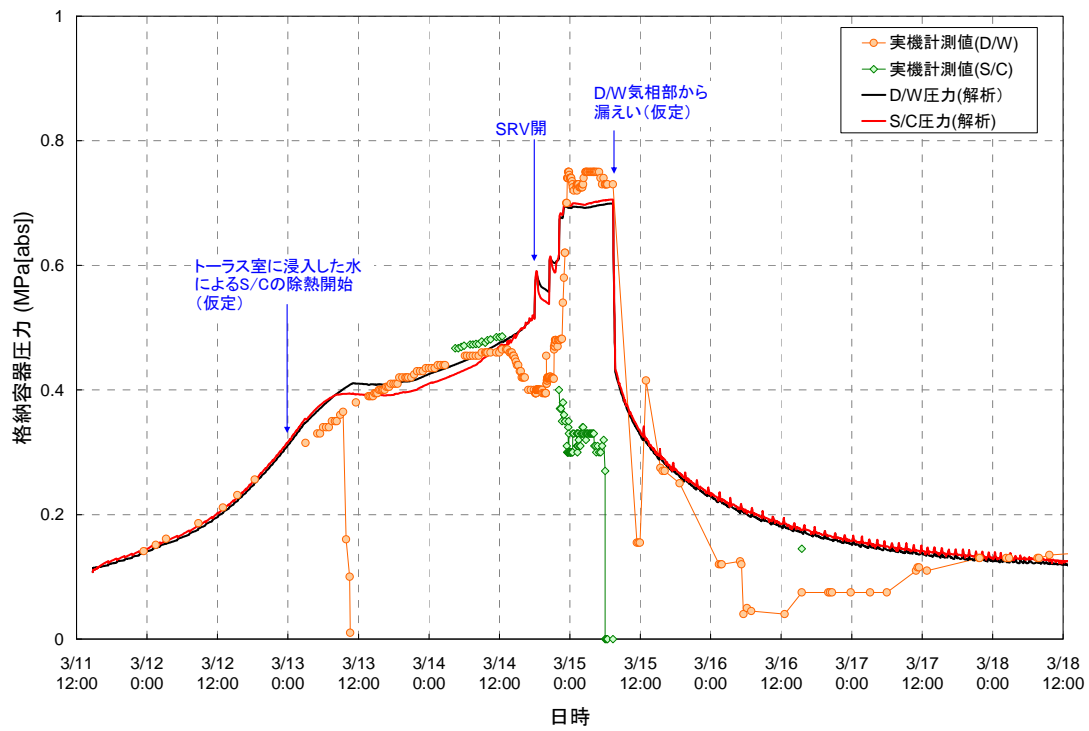


図 3-3 2号機 格納容器圧力変化

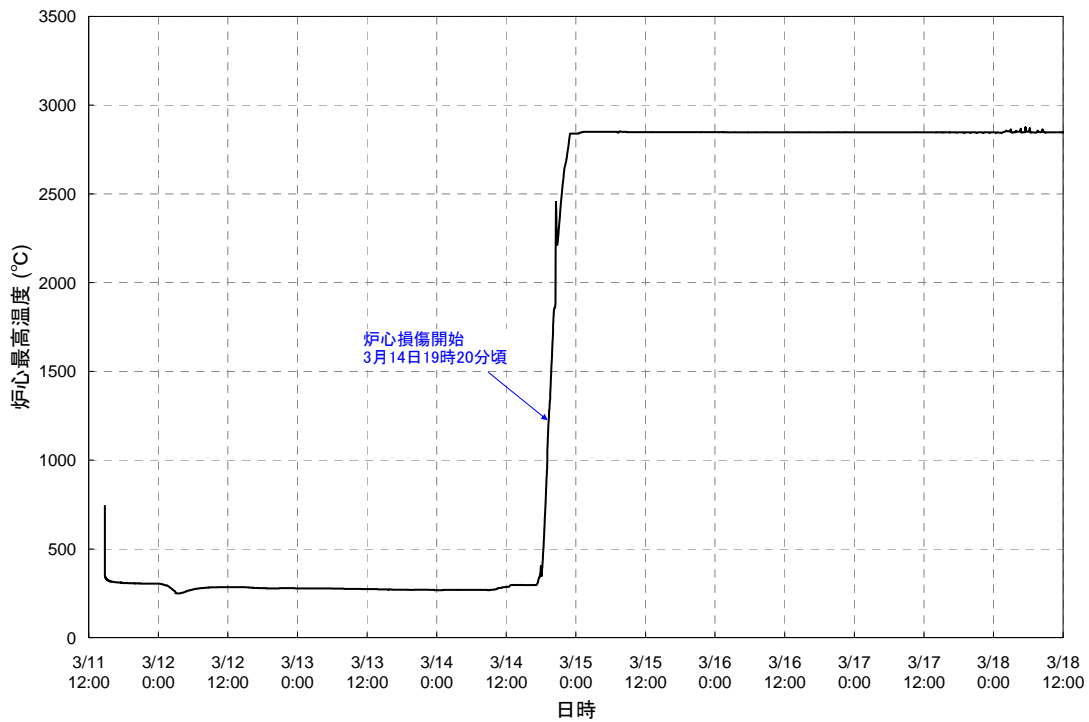


図 3-4 2号機 炉心温度変化

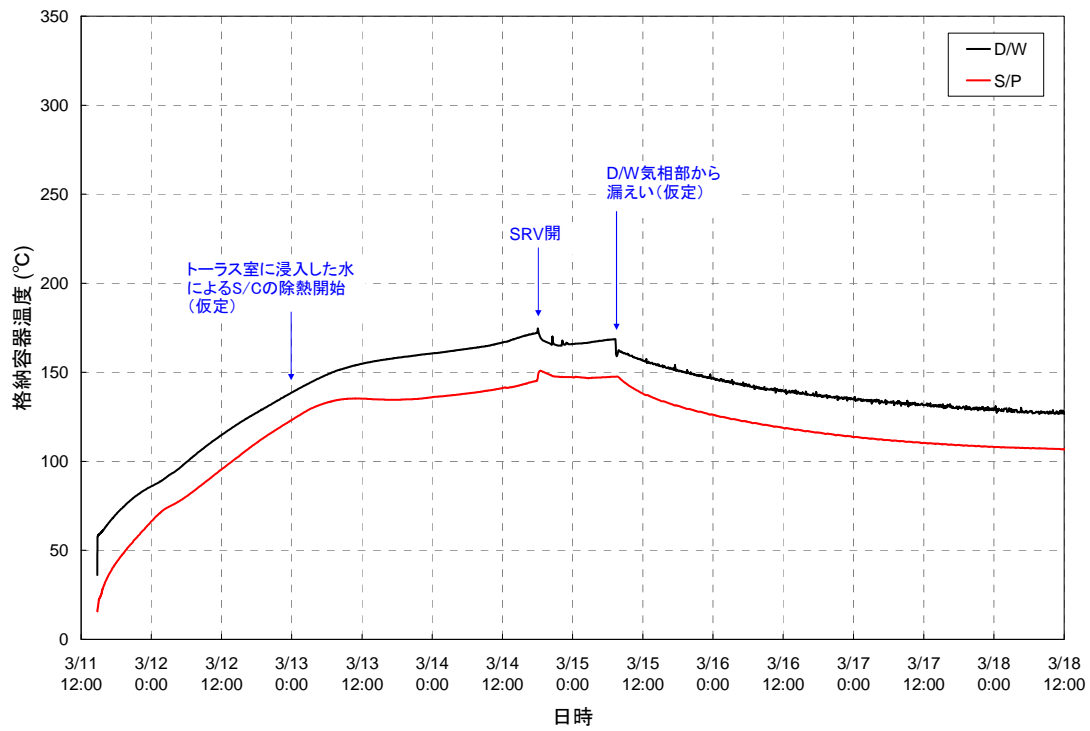


図 3-5 2号機 格納容器温度変化

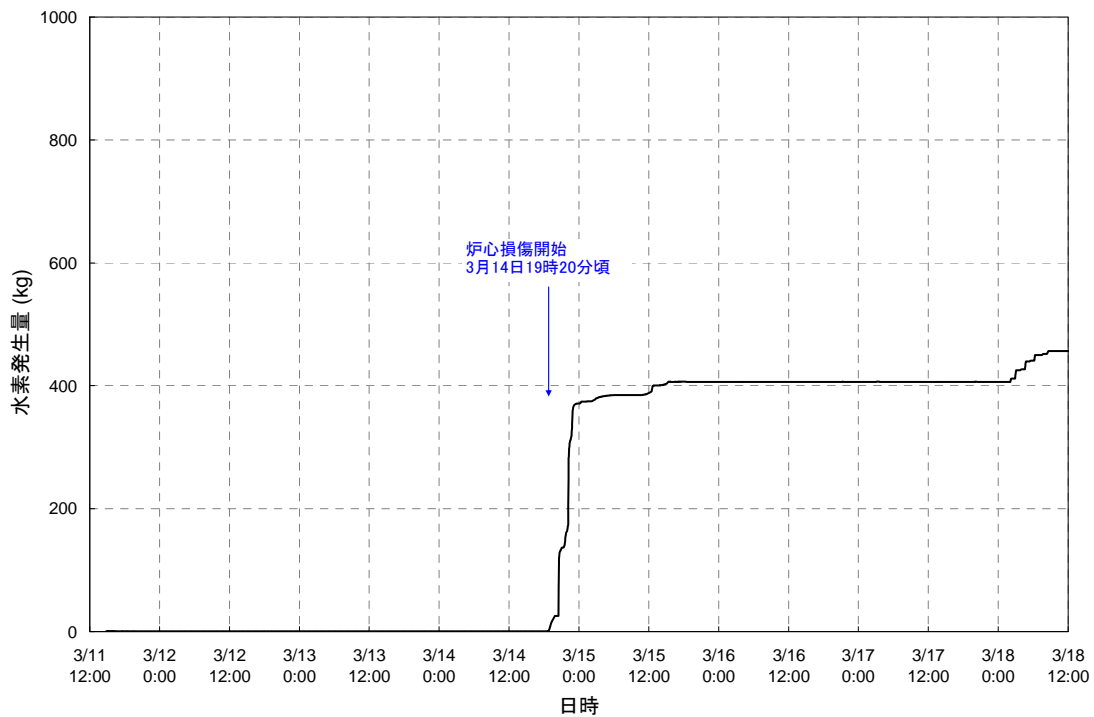


図 3-6 2号機 水素発生量変化

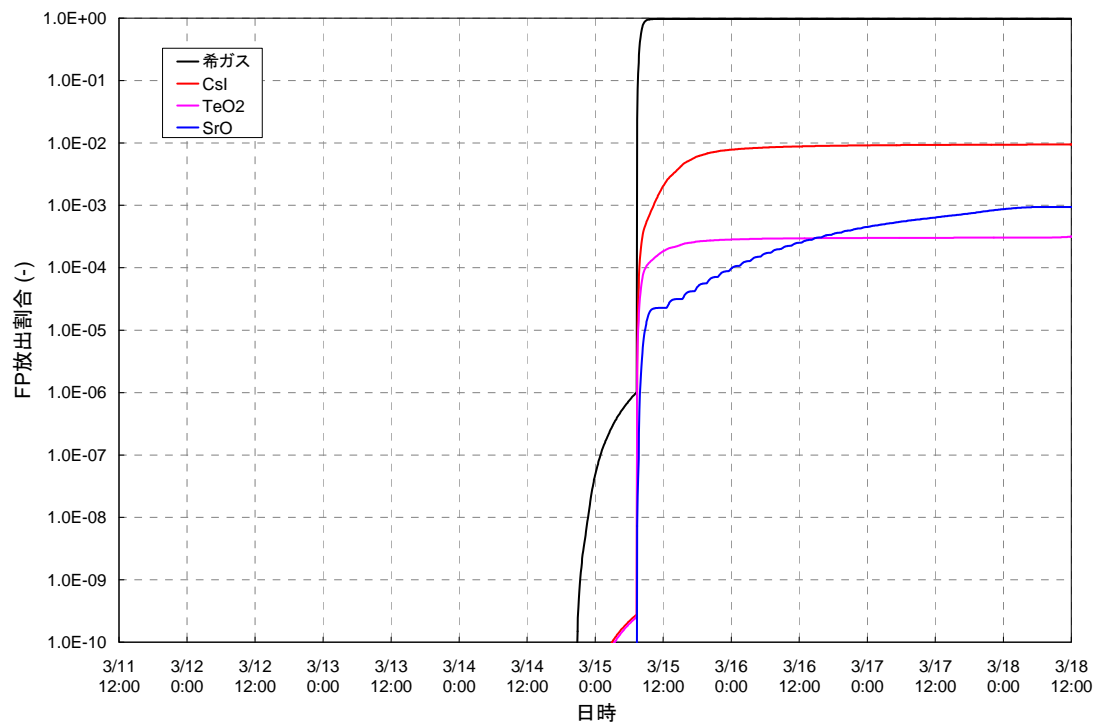


図 3-7 2号機 FP の放出割合 (1/3)

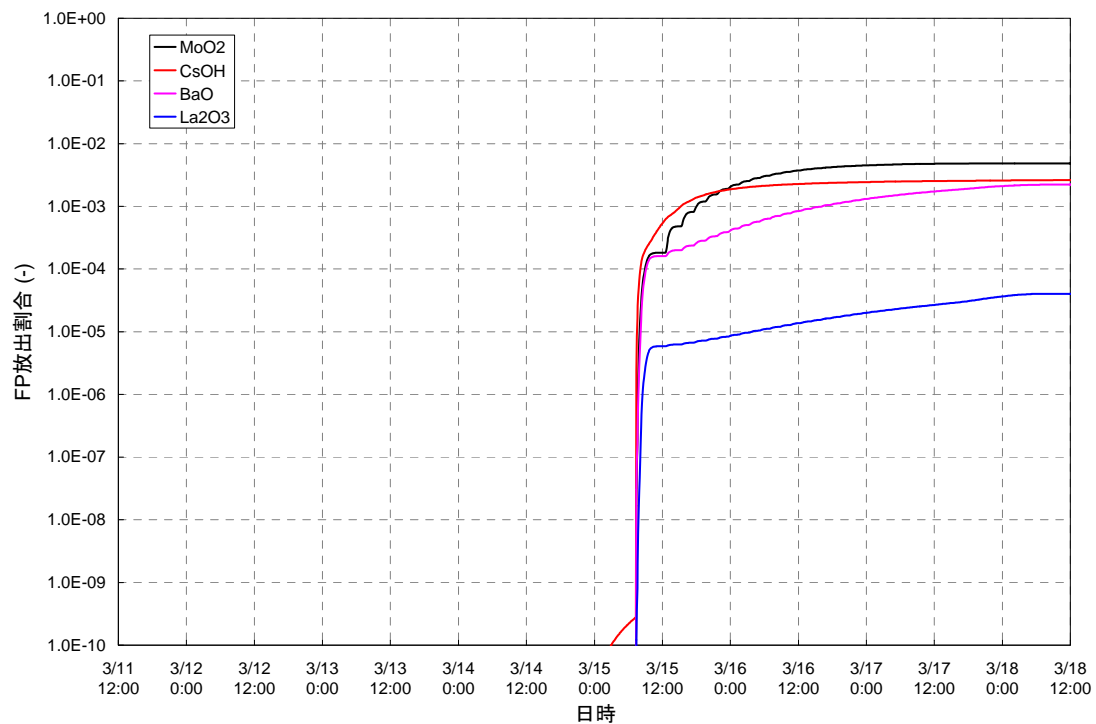


図 3-8 2号機 FP の放出割合 (2/3)

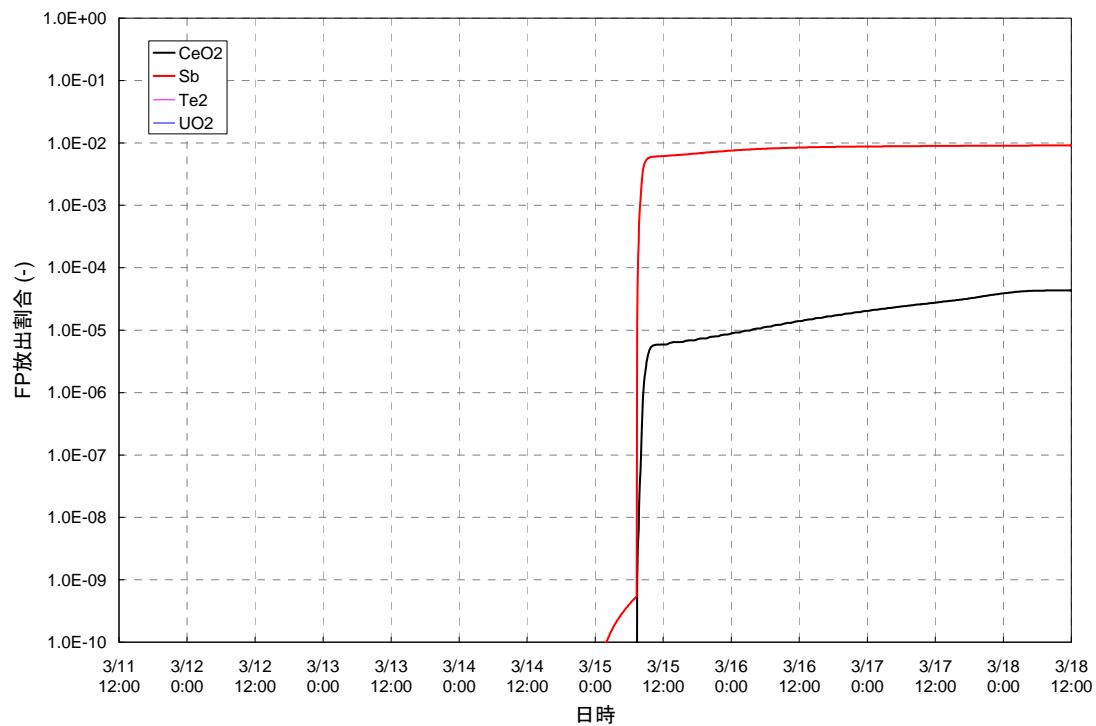


図 3-9 2号機 FP の放出割合 (3/3)

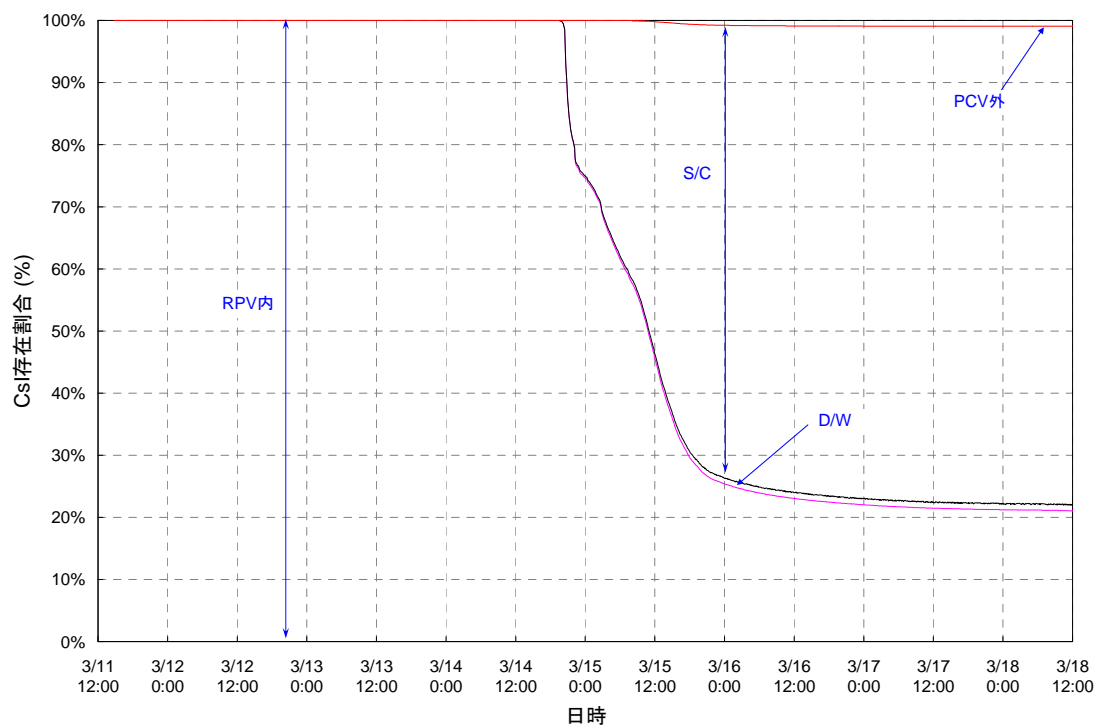


図 3-10 2号機 FP の存在割合 (1/2)

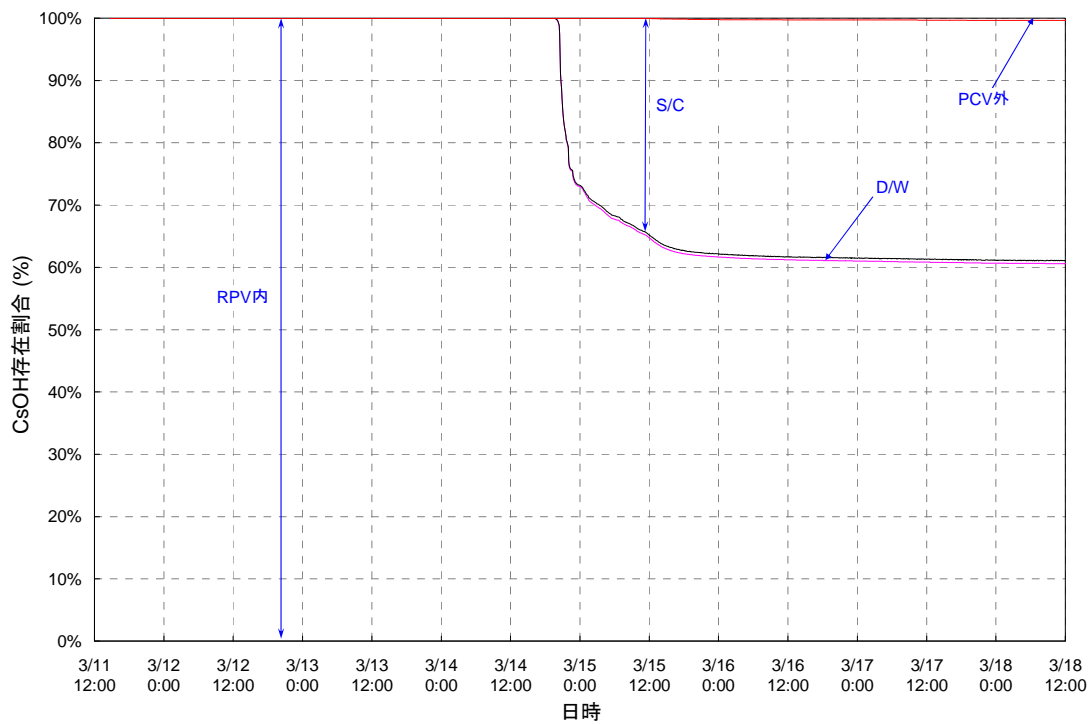
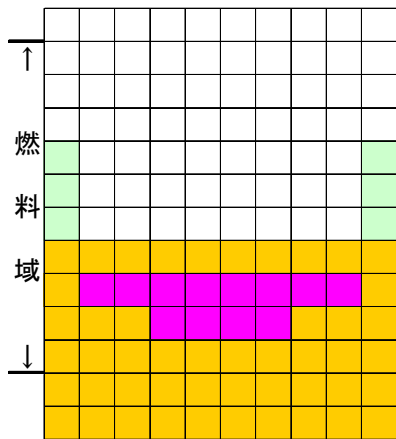
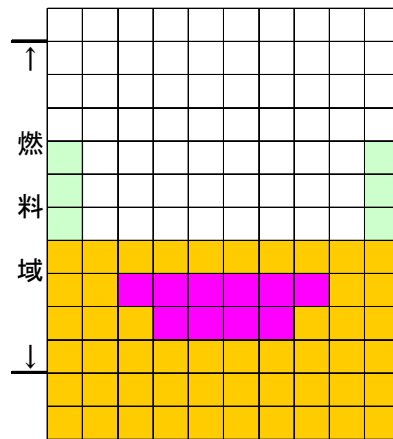


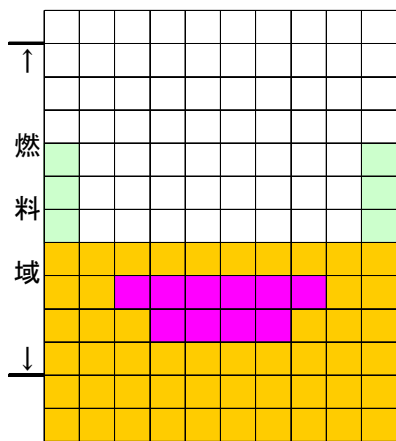
図 3-11 2号機 FP の存在割合 (2/2)



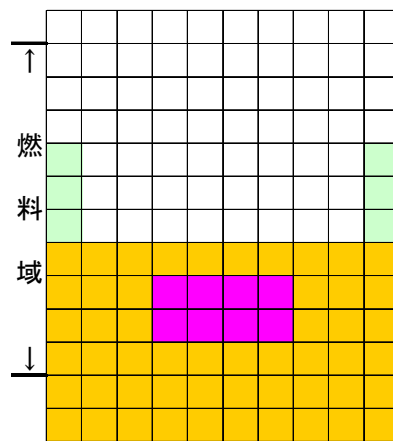
スクラム後 約 96 時間



スクラム後 約 120 時間



スクラム後 約 144 時間



スクラム後 約 168 時間

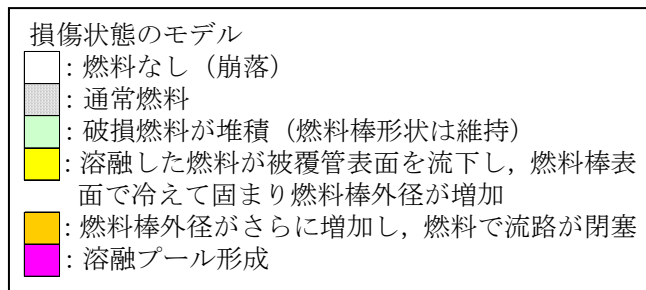


図 3-12 2号機 炉心の状態図

4. 福島第一原子力発電所 3号機

4.1 MAAP 解析の解析条件

4.1.1 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 4-1 にプラント条件を、表 4-2 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り、平成 23 年 5 月に実施した解析で採用した事象イベントとは一部異なっている。添付資料 9 に今回設定した事象イベントと平成 23 年 5 月に実施した解析で設定した事象イベントとの比較を示す。

添付資料 9 時系列比較表 (3号機)

表 4-1 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：5 ノード 軸方向：10 ノード
被覆管破損温度	727°C (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
サブレーション・プール水量	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 4-2 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

No	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
	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」	
13		7:39 DDFP による代替 D/W 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」	

			(代替 S/C スプレイからの切替)			
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、項目 16 の原子炉減圧により注水が開始されている可能性もある が、注水量が不明のため、注水開始のタイミングは 9:25 とする。	
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るため、13:12 の 海水注水開始まで、注水の停止はなかつたものと仮定。	
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	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		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
34		16:30	海水注水再開	○	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」
35		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 33 のベントの終了をこの時刻に仮定

36	3/15	16:05	格納容器ベントについて、側弁開操作	○	H23.5.16 報告 7.各種操作実績取り纏め
37	3/16	1:55	格納容器ベントについて、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
38	3/17	21:00	格納容器ベントについて、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
39		21:30	格納容器ベントについて、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 圧力の推移から閉していないものと仮定
40	3/18	5:30	格納容器ベントについて、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
41		5:30 頃	格納容器ベントについて、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
42	3/19	11:30	格納容器ベントについて、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	3/20	11:25 頃	格納容器ベントについて、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、H23.6.13 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について」における操作実績の訂正について』に記載の日付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。

4.1.2 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4-2に記載のとおり全交流電源喪失後もRCICとHPCIによる注水を行っていたが、解析では計測された原子炉水位をある程度模擬するように注水量を設定した。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内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、消防ポンプの吐出側で計測された注水流量（平成23年6月13日に公表した『「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について」における操作実績の訂正について』）よりも、日毎の平均流量及び注水総量を超えないように設定した（添付資料10参照）。

② 崩壊熱の設定について

今回の解析では、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

添付資料10 3号機 MAAP 解析における注水量の設定について

4.2 MAAP 解析の解析結果

表4-3に解析結果を示す。

表4-3 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42時間 (3月13日9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44時間 (3月13日10時40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)

解析結果の詳細について以下に述べる。

原子炉水位は、HPCI が停止した後徐々に低下し、炉心が露出し始め、SRV 解放により炉心は露出することとなり、炉心損傷が開始する（図 4-1 参照）。なお、HPCI 停止後から SRV 開とするまでの期間、解析値は実測値より高い値で推移していることから、TAF 到達時間、炉心損傷開始時間等は、表 4-3 に記載の日時より実機では早かった可能性がある。その後、消防車による海水注水が開始されるものの、解析において設定した注水量は燃料を冠水させるのに十分ではなく、炉心の損傷が進展することとなる。

なお、計測された原子炉水位については、1 号機同様事象進展に伴い水位計の計装配管内の水が蒸発することで、時期は明確でないものの最終的には正しい値を指示しなくなったと考えられる。

原子炉圧力は、HPCI の起動に伴い、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 11 参照）。その後、原子炉圧力は HPCI の停止に伴い上昇するが、3 月 13 日 9 時頃に急速に減圧し、大気圧近傍まで低下する。このように、解析値と計測値で概ね一致する結果が得られている（図 4-2 参照）。

格納容器圧力について、炉内発生蒸気は RCIC や HPCI の運転に伴い S/C へ放出されることから、D/W 及び S/C の圧力は上昇する。HPCI 停止以降、SRV の開放や水-ジルコニウム反応に伴う水素発生により圧力は一時的に大きく上昇するが、S/C ベントにより圧力は低下する。その後、注水による蒸気発生や水素発生とベント操作に応じて、圧力は増加・減少を繰り返す（図 4-3 参照）。

なお、格納容器圧力の実測値は、地震発生から 3 月 12 日 12 時 10 分までの期間において解析値より最大で 150kPa 程度高い推移を示し、その後 3 月 12 日 22 時 00 分にかけて低下傾向を示している。解析ではこの挙動を再現できていないが、この挙動に関する考察について添付資料 12 に示す。

炉心温度は、HPCI 停止以降、原子炉水位が低下するのに伴い温度が上昇し、燃料ペレットの溶融が発生する結果となった（図 4-4 参照）。

水素は、炉心が露出し、燃料被覆管の温度が上昇することで大量に発生する。地震後約 1 週間で総発生量は約 806kg となった（図 4-6 参照）。

FP の放出について、希ガスは原子炉圧力容器から S/C に放出され、ベントによりほぼ 100%放出される結果となった。また、ヨウ化セシウムは約 0.1%の放出であり、大半は S/C 内に存在する（図 4-7～4-11 参照）。

なお、MAAP コードを用いた解析では、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。特に放出される FP 量については、これら不確定性の影響を大きく受けることから、その数値は参考的に扱うべきものとする。

炉心の状態について、燃料が溶融し一部溶融プールが存在しているものの、燃料は炉心部にとどまり、原子炉压力容器破損には至らない結果となった。これは初期の RCIC と HPCI による注水が比較的継続的に行われていたこと、HPCI 停止から注水開始までの時間が 1 号機に比べて短かったこと等が理由として挙げられるが、原子炉压力容器の破損については、消防車による原子炉への注水量の設定に寄与するところも大きく、解析条件による不確かさが結果に大きく影響するところである（図 4-12 参照）。

添付資料 11 3号機の高圧注水系（HPCI）作動時における原子炉圧力について

添付資料 12 3号機 格納容器圧力変化について

4.3 3号機の炉心・格納容器の状態の推定

今回の MAAP 解析の結果と温度実測値等のプラント挙動から得られる知見を総合し、炉心および格納容器の状態を次のように推定した。

MAAP 解析では、3号機の炉心は燃料が溶融し一部溶融プールが存在しているものの炉心部にとどまり、原子炉压力容器破損には至らないとの結果となった。ただし、この結果は消防車による原子炉への注水量の設定に大きく影響を受けるところであり、平成 23 年 5 月に公表した解析では、原子炉压力容器が破損する結果も得ている。また、炉心スプレイ系配管からの注水により、炉心部に残存していた露出燃料が冷却されたと推定される挙動が確認出来たことから、水位は非常に低い位置にあることが推定され、原子炉压力容器は破損している可能性が高い。このような観測事実との乖離は、MAAP の持つ解析の不確かさが原因であり、今後、MAAP コードの改良を実施するなど、解析技術の高度化をはかり、解析精度を高める努力を継続することが必要であるとする。

以上のことから総合的に考えると、平成 23 年 11 月 30 日に公表した「福島第一原子力発電所 1～3 号機の炉心状態について」にて取り纏めているとおり、3号機の炉心は、事故後溶融した燃料のうち一部は元々の炉心部に残存し、一部は原子炉压力容器下部プレナムまたは格納容器ペDESTAL に落下している状態であると考えられる。

格納容器の状態について、今回の解析では格納容器からの漏えいを仮定していないが、3号機の建屋上部で観測された蒸気放出はプール水温が十分に低下した後も継続していたため、格納容器からの漏えいである可能性が高い。

実機において、3号機は3月14日11時01分に、原子炉建屋が水素ガスによるものと思われる爆発により損傷した。水素ガスは主に水-ジルコニウム反応により発生したものと推定されるが、原子炉建屋への移行経路としては、格納容器からの漏えいを通じて原子炉建屋内に流入する経路が主であったと考えられる。また、注水を継続しているにもかかわらず格納容器内での水位増加の徴候が観察されないこと、平成23年7月14日からは格納容器に継続して窒素を封入しているにも関わらず、格納容器圧力が単調上昇を示さないこと等から、現在は格納容器気相部、液相部ともに漏えいが発生しているものと考えられる。

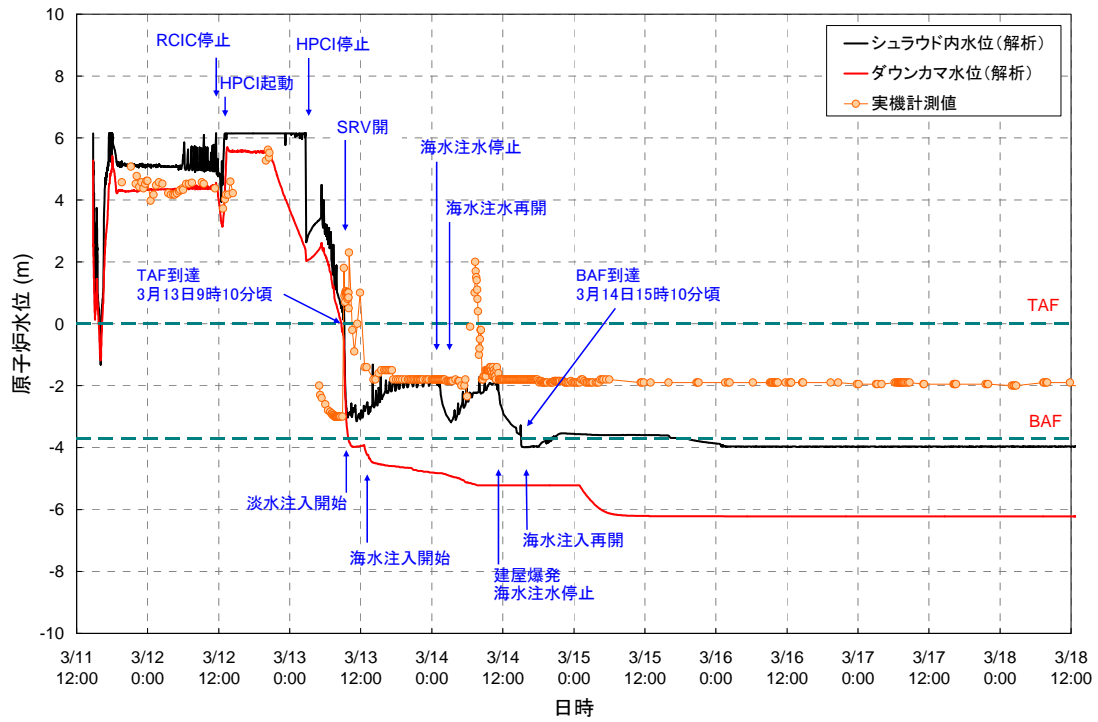


図 4-1 3号機 原子炉水位変化

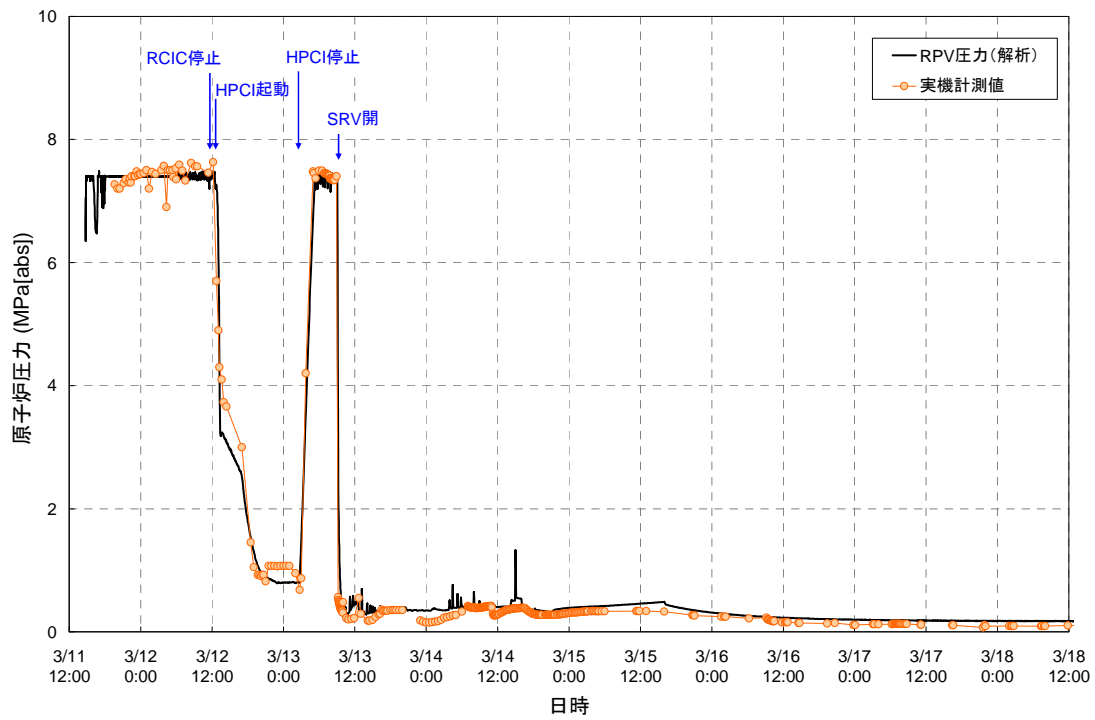


図 4-2 3号機 原子炉压力容器圧力変化

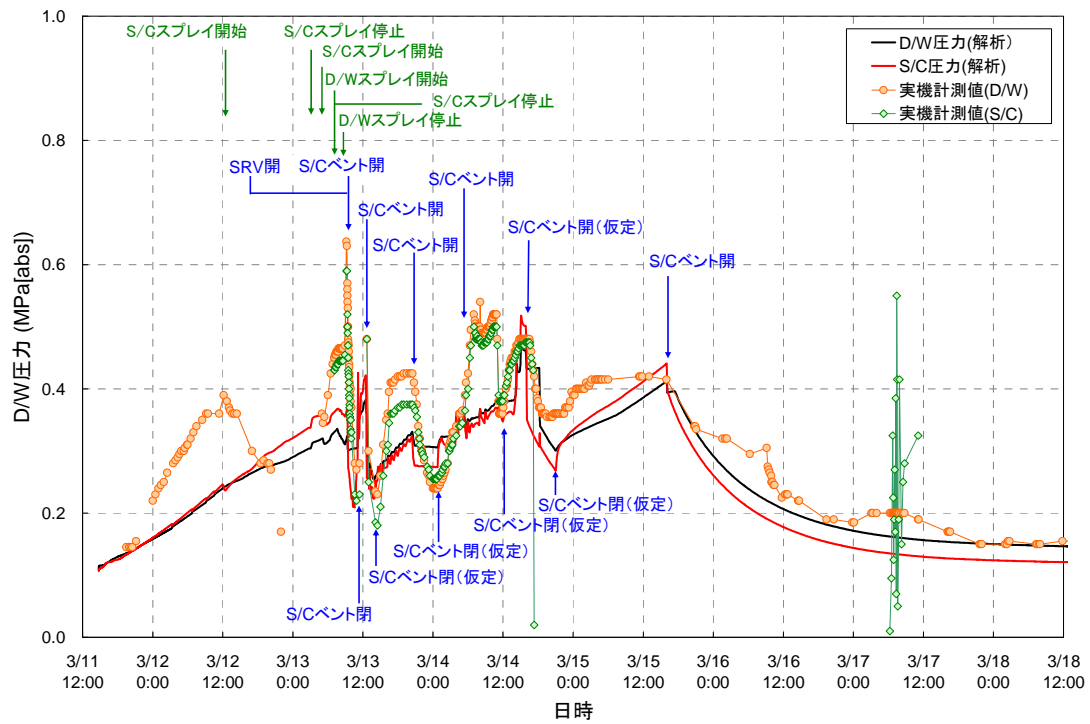


図 4-3 3号機 格納容器圧力変化

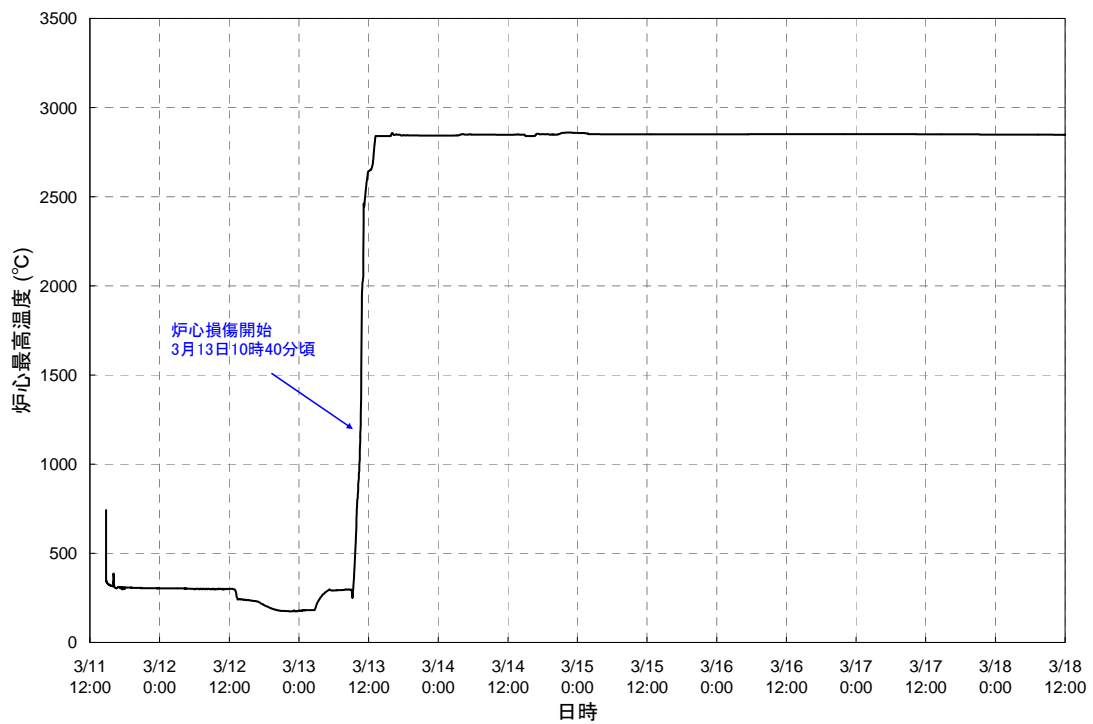


図 4-4 3号機 炉心温度変化

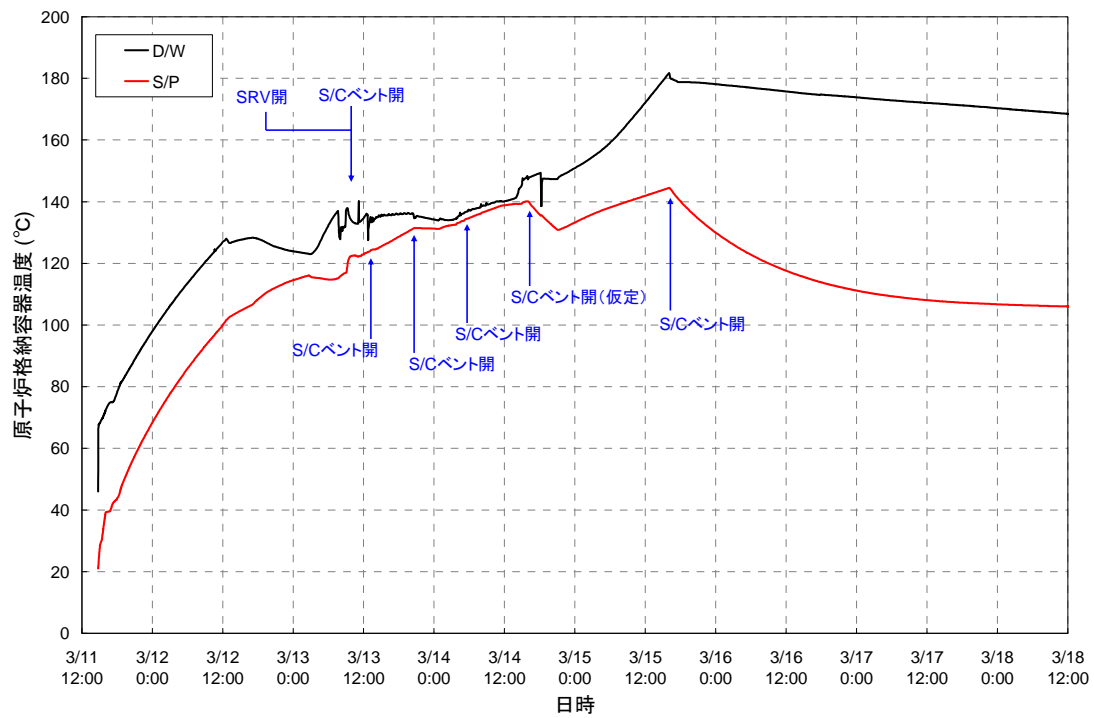


図 4-5 3号機 格納容器温度変化

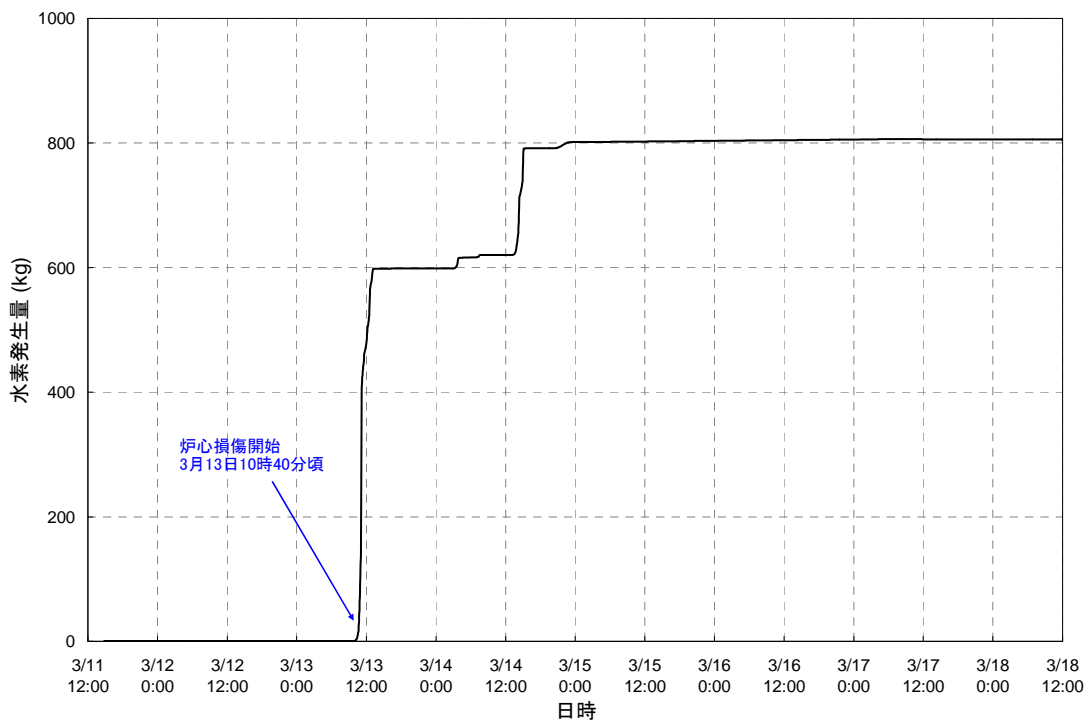


図 4-6 3号機 水素発生量変化

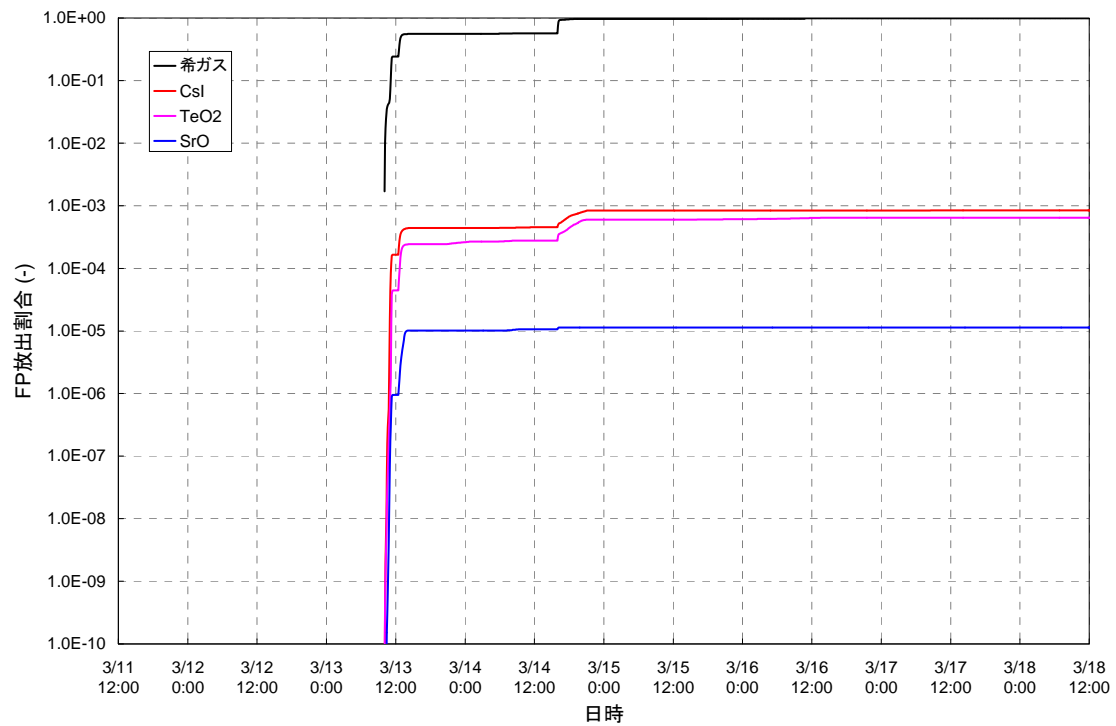


図 4-7 3号機 FPの放出割合 (1/3)

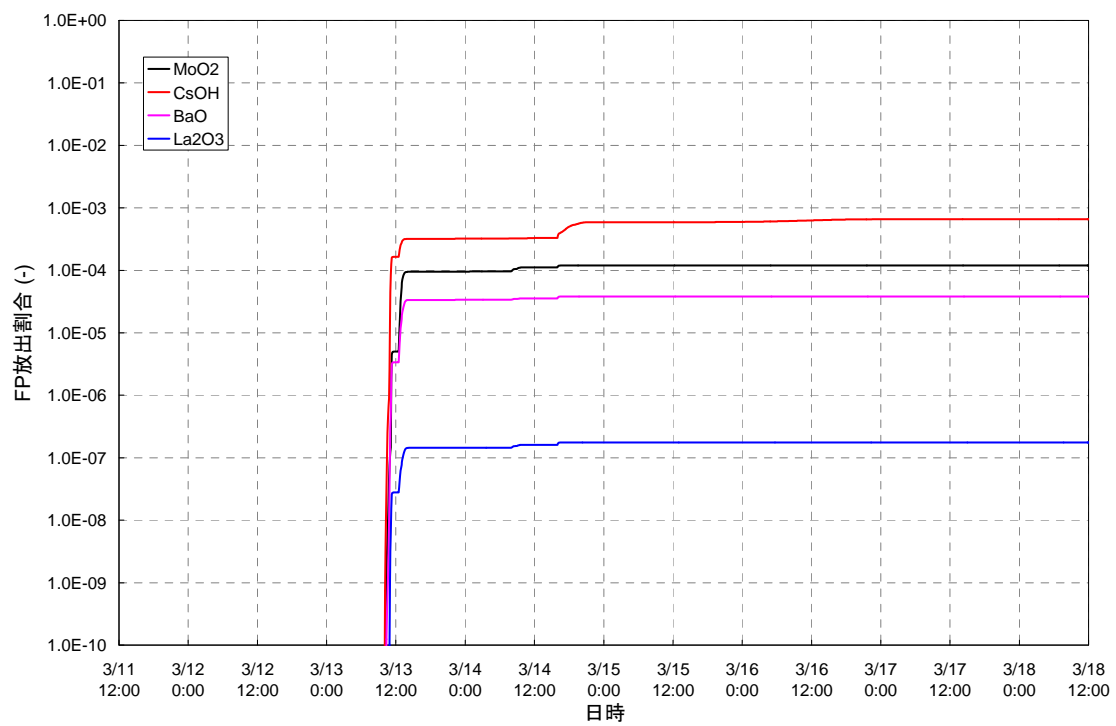


図 4-8 3号機 FPの放出割合 (2/3)

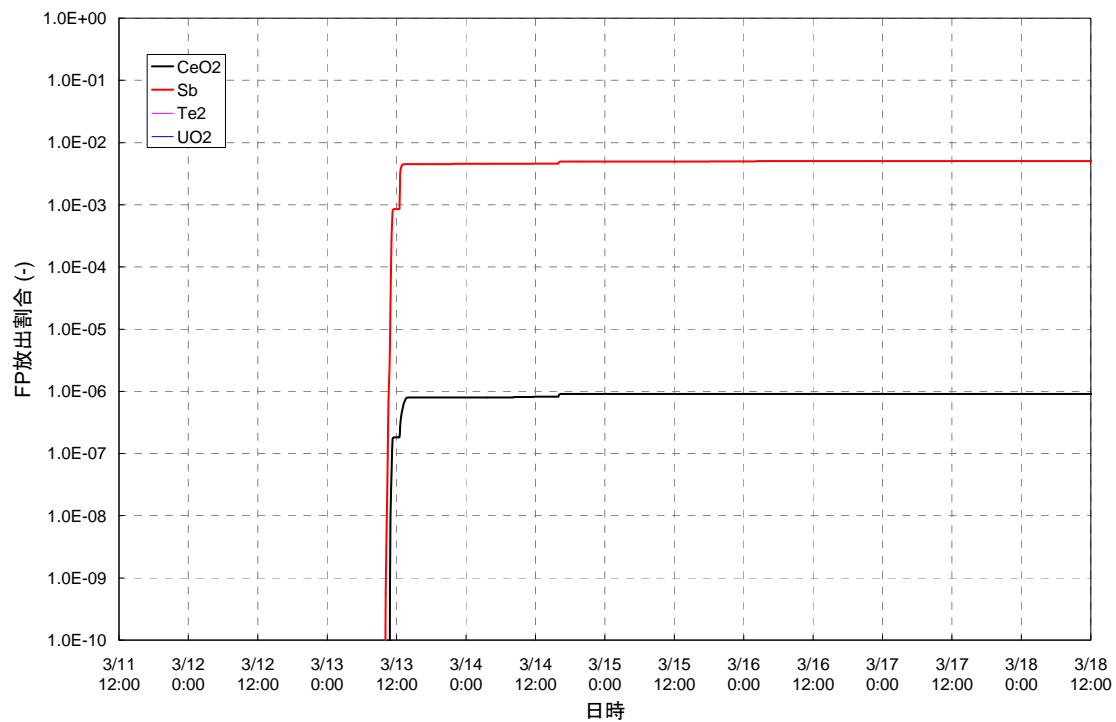


図 4-9 3号機 FP の放出割合 (3/3)

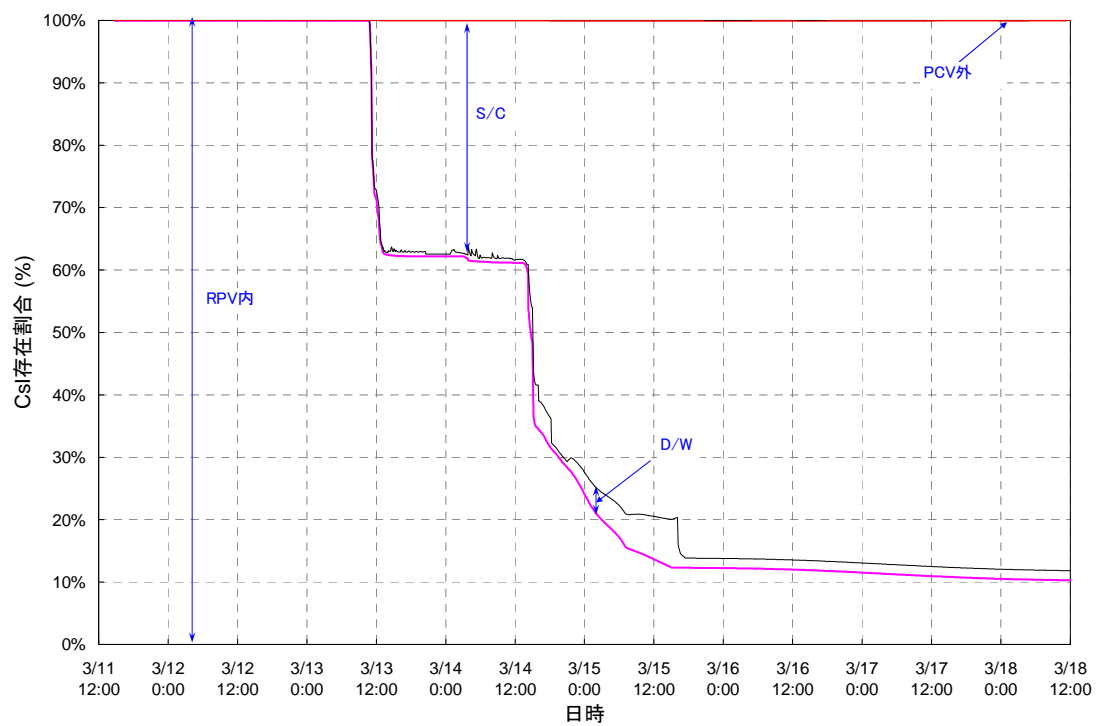


図 4-10 3号機 FP の存在割合 (1/2)

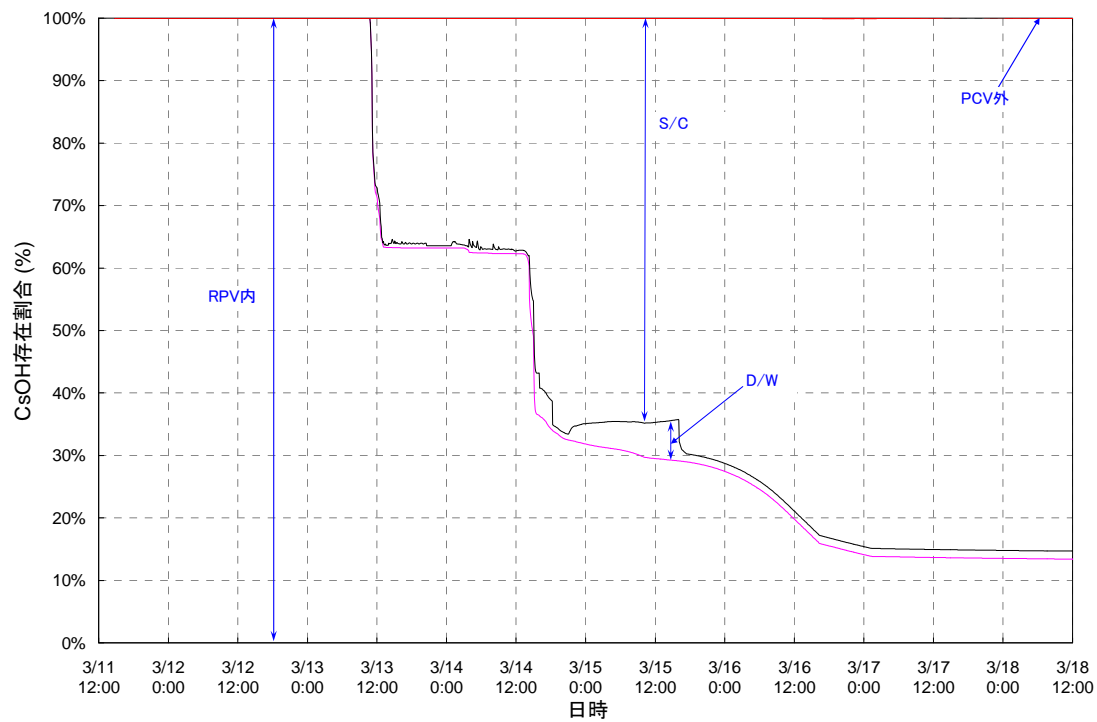
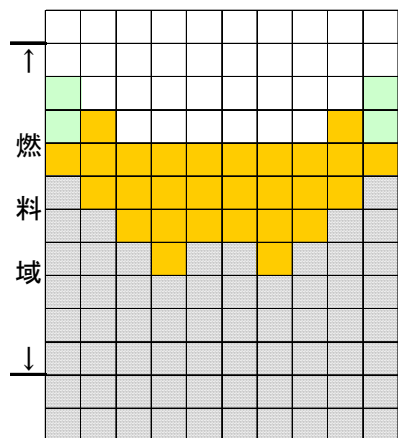
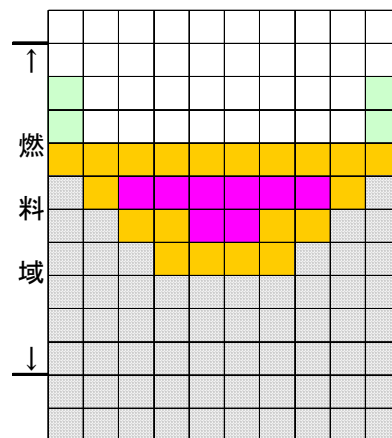


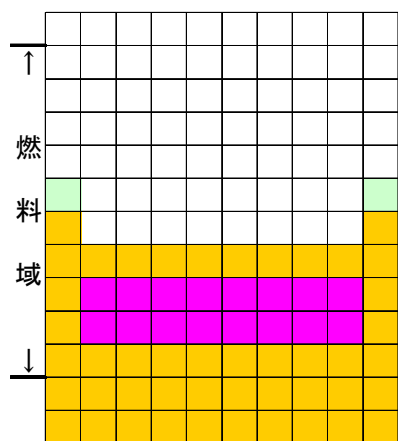
図 4-11 3号機 FP の存在割合 (2/2)



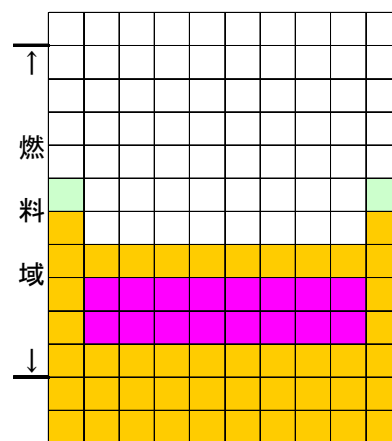
スクラム後 約 48 時間



スクラム後 約 72 時間



スクラム後 約 96 時間



スクラム後 約 168 時間

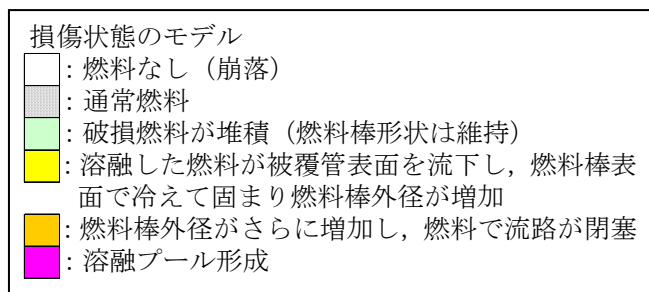


図 4-12 3号機 炉心の状態図

5. まとめ

今回の解析は、現時点で推定を含め、これまでに明らかになっている情報を元に、事故時のプラント挙動をできる限り再現出来るように解析条件を設定し、解析を実施したものである。ただし、現時点での MAAP コードは、シビアアクシデントの持つ現象の複雑さが非常に大きいため、事象を完全に再現出来るほどの解析能力を持っておらず、入力条件を厳密に設定したとしても必ずしも正しい結果が得られるわけではない。特に解析後半においては、元々の解析精度の限界に加え、解析前半での再現性を高めること等により発生する誤差が蓄積されることにより、結果的に従来よりも解析精度が悪化している可能性がある。

なお、政府・東京電力中長期対策会議は、同会議の下で、中長期ロードマップを実施するために必要な研究開発プロジェクト毎の検討・実施状況を共有・確認することにより、進捗管理を行う場として「研究開発推進本部」を設置している。その下部組織である、燃料デブリ取り出し準備ワーキングチーム／炉内状況把握・解析サブワーキングチームにおいて、シビアアクシデント解析コードの高度化に取り組むこととなっており、MAAP コードの高度化もその対象となっている。今後は、この活動の成果も活用して、解析精度の向上を図ることを想定している。

巻末に、参考として平成 23 年 5 月 23 日及び平成 23 年 12 月 22 日に報告した過去の解析結果を添付する。

添付資料 13 これまでに公表した解析結果

MAAP コードの概要

1. MAAP コードの特徴

MAAP コードは、米国電力研究所 (EPRI) が所有するシビアアクシデント解析コードであり、軽水炉の炉心損傷、原子炉圧力容器 (RPV) 破損、原子炉格納容器 (PCV) 破損からコア・コンクリート反応、放射性物質の発生・移行・放出に至る事故シーケンス全般の現象解析に用いることができる。コードシステムとしては、各事故過程のプロセスを個別に評価するモジュールを統合することで、一連の事故シーケンスを評価する構成となっている。また、実プラントに即した工学的安全施設や制御系がモデル化されているため、運転員操作を含むシステムイベントを扱うことができ、事故進展過程において炉心が冷却可能な状態で終息するか、あるいは PCV が破壊し核分裂生成物 (FP) が放出されるまでのシビアアクシデント解析を行うことができる。

MAAP コードは簡略化した形状や関連式等を使用する解析モデルに基づく“一点集中定数型近似モデル”に分類されるコードである。コード内では解析対象とする領域を“ボリューム”と呼ばれる体積要素に分割し、それらを“ジャンクション”と呼ばれる接合部で結合することで、質量及びエネルギー保存則に基づき領域内の 1 次元熱流動を評価する。炉心部では、崩壊熱及び化学反応による発熱と冷却材及び構造材への熱伝達のバランスから燃料温度を評価し、それに基づき燃料挙動 (燃料損傷・溶融・移動) を評価する。下部プレナムにデブリが移行した後は、RPV 破損評価を行い、それに基づき PCV への溶融燃料移行を判定する。PCV ではデブリによるコンクリート構造材の侵食及び化学反応等の物理化学現象を扱う。

表 1 に MAAP コードのモデル概要を、表 2 に解析モデル設定の概要をまとめる。また、RPV 内の評価モデル概要を図 1 に、PCV 内の評価モデル概要を図 2 に、RPV 内下部プレナムにおける評価モデルの概要を図 3 に示す。

2. 主な解析モデル

○ 原子炉施設解析モデル

MAAP コードの BWR Mark-I プラントの原子炉施設モデルを図 5 および図 7 に示す。RPV 内については、RPV 上部ヘッド、炉心上部構造物、炉心、下部プレナム、ダウンカマ、及び再循環ループ等に分割される。また、PCV 内については、ペDESTAL、ドライウエル、ベント管及びウェットウエルに加え、PCV 外への気相放出を考慮するために環境を模擬するボリュームを設定する。各ボリューム間には気液流動を扱うためのジャンクションを設定し、RPV 上部ヘッドとウェットウエル間には逃がし安全弁 (SRV) を、ドライウエルとウェットウエル間には真空破壊弁を、また PCV から環境へのリークを模擬したジャンク

ションを設定する。RPV内の主要構造物（シュラウド、炉心支持板、RPV壁面、炉心上部構造物等）は、ヒートシンクとして設定する。RPV内、及びPCV内の水位は、水位体積テーブルを設定することで評価する。

○ 炉心部燃料挙動モデル

炉心部とは炉心支持板～燃料上部格子板を指し、燃料のヒートアップ及び燃料溶融挙動を取り扱うために、軸方向（13ノード：燃料有効部は10ノード）、及び径方向（5リング）のノード分割を行う。炉心部解析モデルでは被覆管過熱に伴う水-金属反応による発熱及び水素ガス発生を扱い、燃料温度上昇、破損、溶融に伴うキャンドリング、リロケーションを評価する。燃料形状については、溶融状況に応じて4つのタイプ（健全燃料～流路閉塞状態）を考慮し、冷却状況によりクラスト形成、炉心横方向へのデブリ移行、溶融プール形成を扱う。なお、炉心支持板部のノードが溶融温度に達した時点で、デブリの下部プレナム領域への移行を判定する。

○ 下部プレナムデブリ冷却モデル

下部プレナムに移行したデブリについては、冷却状況により溶融デブリプール、クラスト、溶融金属層、粒子状デブリの形態を区別する。下部プレナムでは、デブリから冷却材及び構造物への熱伝達を評価するとともに、各種破損モード評価に基づくRPV破損判定を行う。RPV破損後は、デブリ及び冷却材のPCV下部への移行を評価する。

○ 格納容器内における物理化学現象評価モデル（コア・コンクリート反応モデル）

MAAPではPCV内での様々な物理化学現象を取り扱うことができるが、PCV下部（ペデスタル）に落下したデブリについては、コンクリート、冷却材への熱伝達、構造物への輻射等を評価し、冷却状態によりコア・コンクリート反応を扱う。コア・コンクリート反応では、1次元の熱伝達モデルによりコンクリート侵食を扱い、それに伴うガス、FPエアロゾルの放出を評価する。

○ その他プラントモデル

非常用復水器(IC)、高圧注水系(HPCI)、原子炉隔離時冷却系(RCIC)、及び消火系注水についてはMAAPコードにモデル化されたものを使用し、作動条件、注水特性及び水源については、機器仕様書、運転操作記録及び計測データを基に設定する。

表1 MAAP コードの概要

項目	MAAP モデル	図1～3の番号との対応
体系のモデル化	ボリューム-ジャンクションでモデル化、炉心ノード分割（軸方向：13ノード/径方向：5リング）	
熱流動モデル	均質流モデル、ドリフトフラックスモデル、自然循環、蒸発/凝縮、フラッシング、臨界流モデル、気液対向流等	① 24 27 28 34 47 48
伝熱モデル	崩壊熱、燃料棒熱伝導、ヒートスラブ熱伝導、デブリ熱伝導、冷却材熱伝達、燃料-構造物間の熱輻射、溶融デブリ内の自然対流熱伝達、粒子状デブリからの熱伝達、圧力容器外冷却、圧力容器外熱損失、デブリ-RPV 壁面間ギャップ冷却等	③ ④ 15 16 20 29 31 32 33 51 52 55 56 57 58 59 60 62 64 65 66 68 69 71 74 80 81 82
炉心部燃料モデル	燃料ヒートアップ、水-金属反応（発熱、水素発生）、燃焼損傷、キャンドリング、リロケーション、炉心支持板破損等	① 9 17 50 53 54 72 73 74
下部プレナムデブリモデル	層状堆積（粒子状デブリ、金属層、溶融プール、クラスト）、RPV 破損（クリープ破損、デブリジェットアタック、金属層アタック、RPV 貫通配管溶融、壁面侵食）、溶融デブリ-冷却材相互作用（デブリエントレインメント）、水-金属反応（発熱、水素発生）等	11 13 14 61 63 67 70 75 76 77 78 79
格納容器モデル	溶融炉心高圧飛散、ガス移行、水素爆発、冷却材プール Ph 履歴、FP エアロゾル挙動（蒸発、凝集、沈着、拡散、熱泳動、沈降、フィルタ、プールスクラビング他）等	26 30 35 41 44
コア・コンクリート反応モデル	クラスト成長/消滅、コア・コンクリート反応（コンクリート侵食、ガス、FP エアロゾル放出）等	36 37 38 42 43
プラントモデル	炉内コンポーネント、制御系、主蒸気系、給水系、注水設備（IC、RCIC、HPCI、LPCI、CS、消火系注水他）、弁（SRV、MSIV、真空破壊弁、ラプチャディスク）、PCV ベント、水源（CST、S/P、FP）、格納容器クーラ、RHR、SCS、リコンバイナ、イグナイタ等	② ③ ⑤ ⑥ ⑦ 13 21 22 23 24 25 28 39 40 46 49
その他	核分裂生成物崩壊（RPV 内/PCV 内）、LOCA 時破断モデル	⑧ 12 13 45

表 2 MAAP コード解析モデル設定の概要

項目	解析モデル設定等
金属-水反応	Zr 酸化：Cathcart モデルもしくは Baker-Just モデル SUS 酸化：White's parabolic equation モデルもしくは ANL モデル
被覆管破損判定	破損判定温度：1000 [K]
燃料溶融	溶融物落下条件：炉心構成物質の各融点あるいは混合物質の平均溶融温度 共晶反応モデル：UO ₂ -Zr(O), SUS-Zr, B ₄ C-Steel, B ₄ C-Steel-Zr 溶融温度： <ul style="list-style-type: none"> ・ 被覆管（ジルカロイ）：2125 [K] ・ 二酸化ウラン：3113 [K] ・ SUS 構造物：1700 [K] ・ 制御材（B4C）：2700 [K]
炉心支持版破損	破損温度：1650 [K] 破損口サイズ：0.01 [m ² /径方向リング] [(Ring 毎→5Ring 全部破損すると 0.05 [m ²)]
下部プレナム	落下溶融物の粒子化：Ricou-Spalding 相関式を適用したジェットブレードアップモデル 粒子状堆積デブリ冷却：ドライアウト熱流束に関する Henry の相関式 デブリ-RPV ギャップ冷却：CHF ギャップ沸騰モデル クリープ破損判定：Larson-Miller パラメータ CRD チューブ脱落判定：メカニスティックモデル 破損口サイズ（CRD チューブ脱落）：半径 7.6 [cm] 破損口サイズ（計装配管逸出）：半径 2.5 [cm]
コア・コンクリート反応	デブリ-溶融コンクリート混合：考慮する コンクリート溶融温度：1500[K] デブリ溶融プール-クラスト間の熱伝達係数：対流熱伝達率 (下方向/横方向) 堆積デブリ上の冷却材への熱流束：Kutateladze の限界熱流束相関式 コンクリートの種類：玄武岩系コンクリート
崩壊熱	ANSI/ANS5.1-1979 モデル

BWR Primary System Modeling

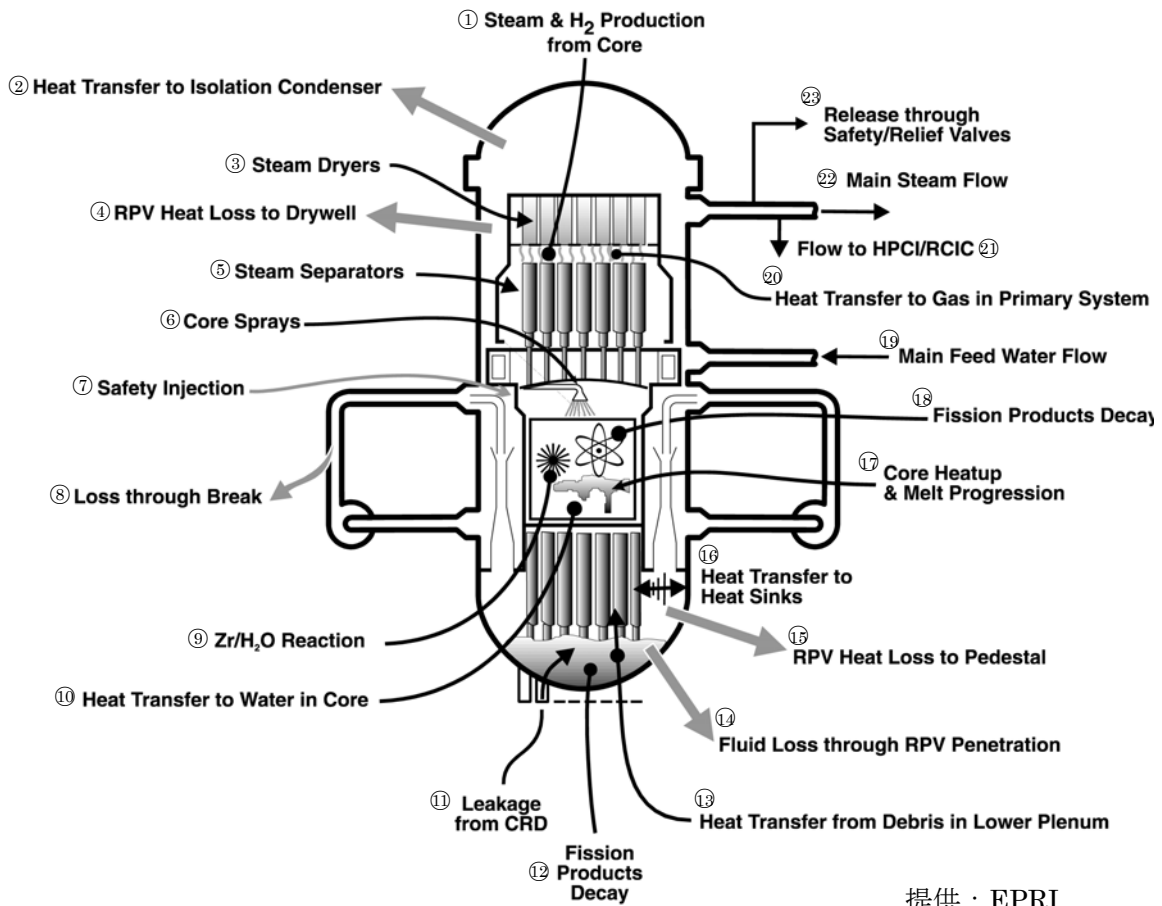
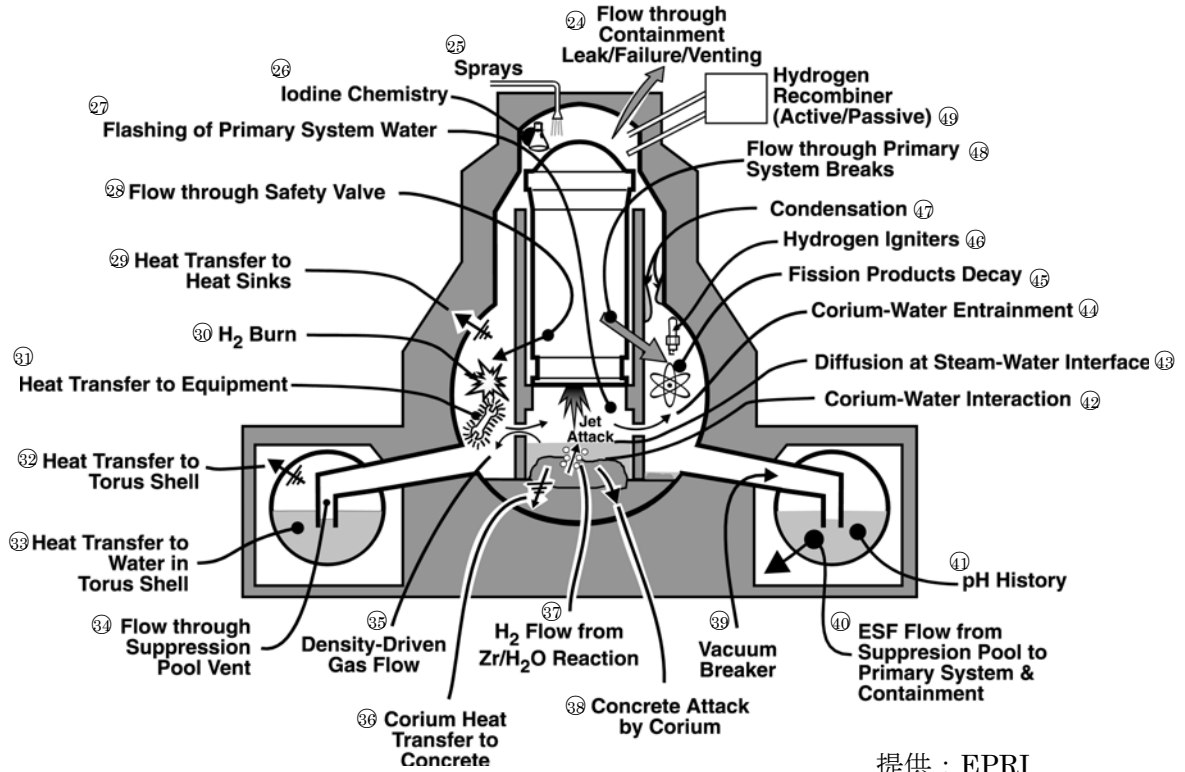


図1 MAAP 原子炉圧力容器内モデルの概要

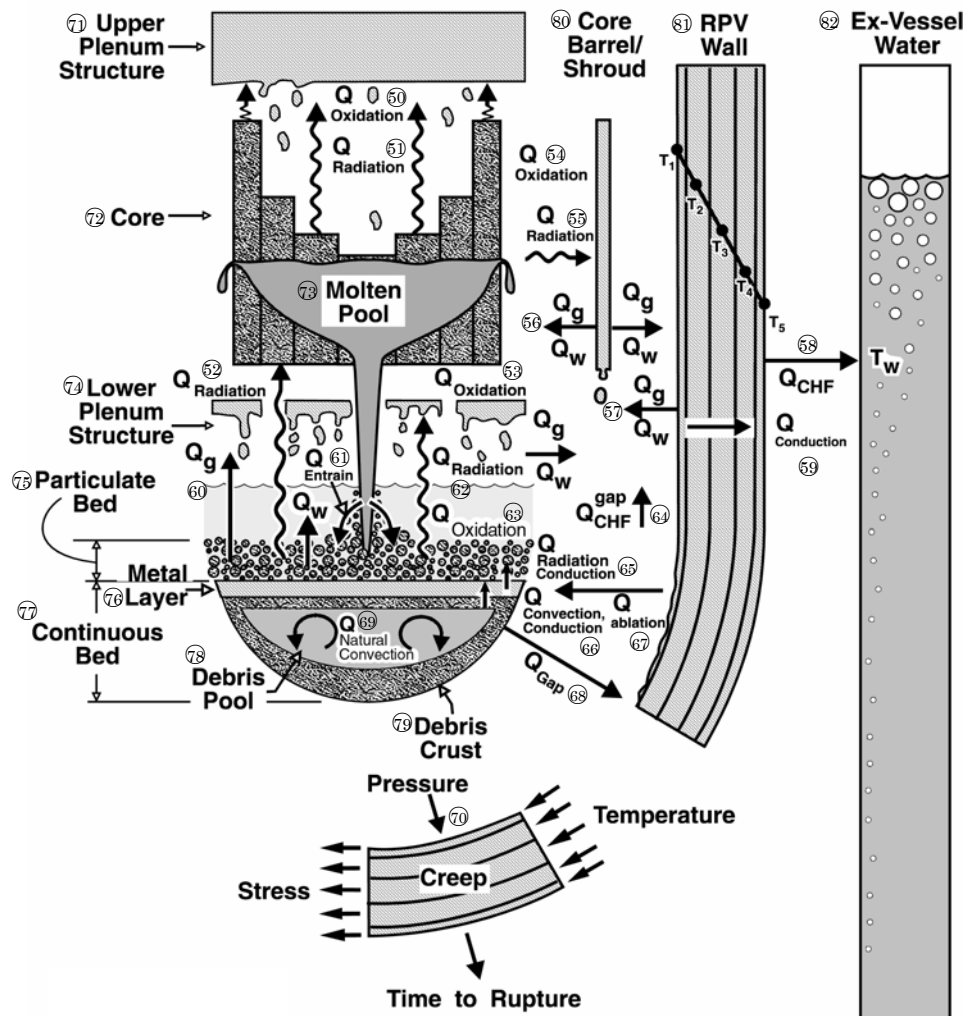
BWR Containment Modeling

(Mark I, II, and III Configurations)



提供：EPRI

図2 MAAP 原子炉格納容器内モデルの概要



提供：EPRI

図3 MAAP 原子炉压力容器下部プレナムモデルの概要

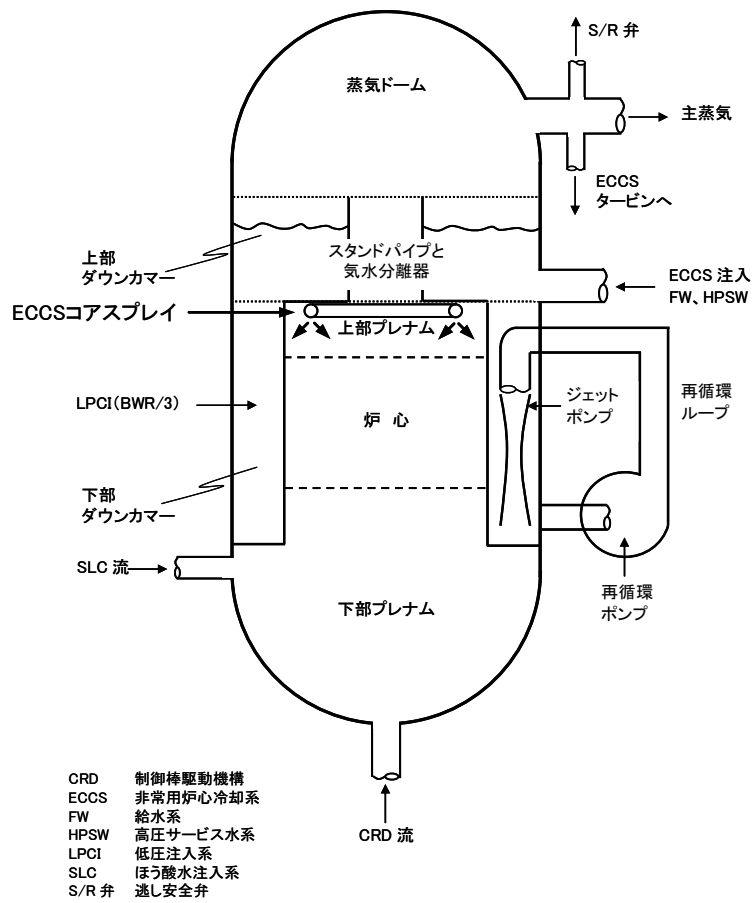
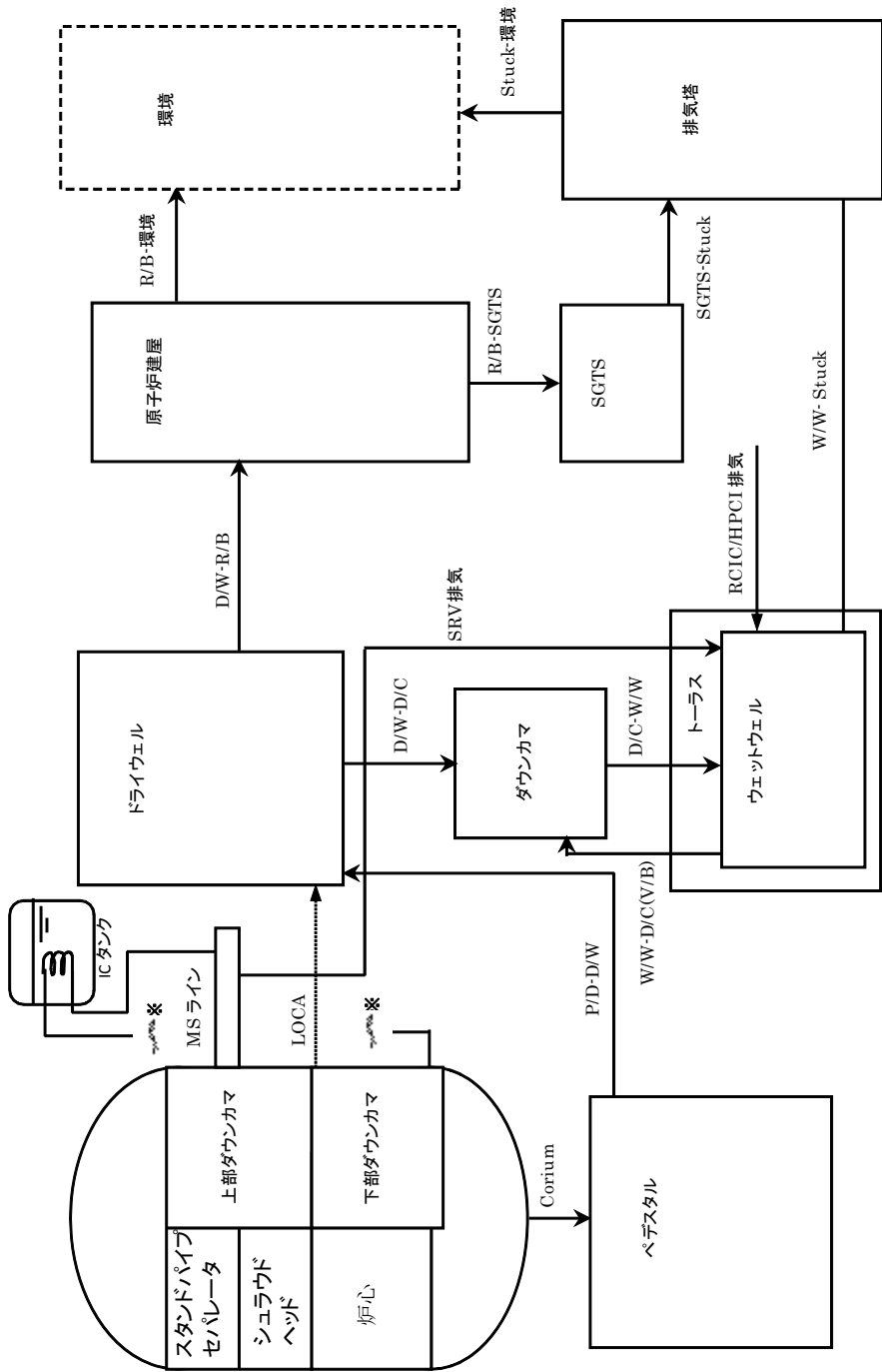


図 4 MAAP 原子炉圧力容器モデルの概要 (1F-1)



(注)D/W:ドライウエル, P/D:ペDESTアル, W/W:ウエットウエル, D/C:ダウンカマ, R/B:原子炉建屋, V/B: Vacuum Breaker

図5 MAAP 格納容器 (Mark-I) モデルの概要 (1F-1)

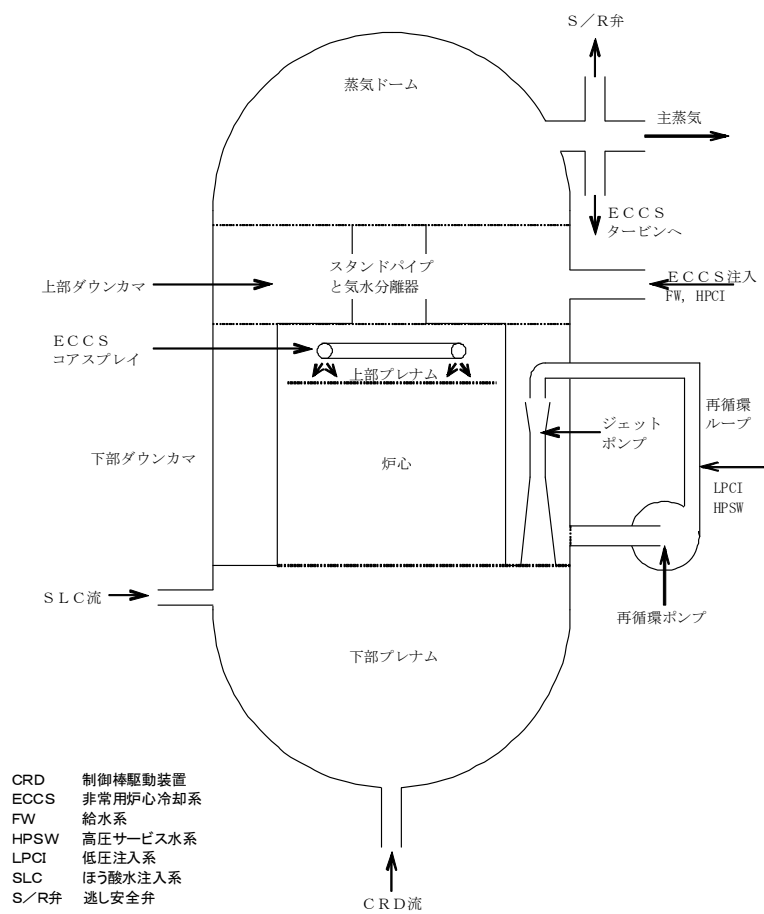
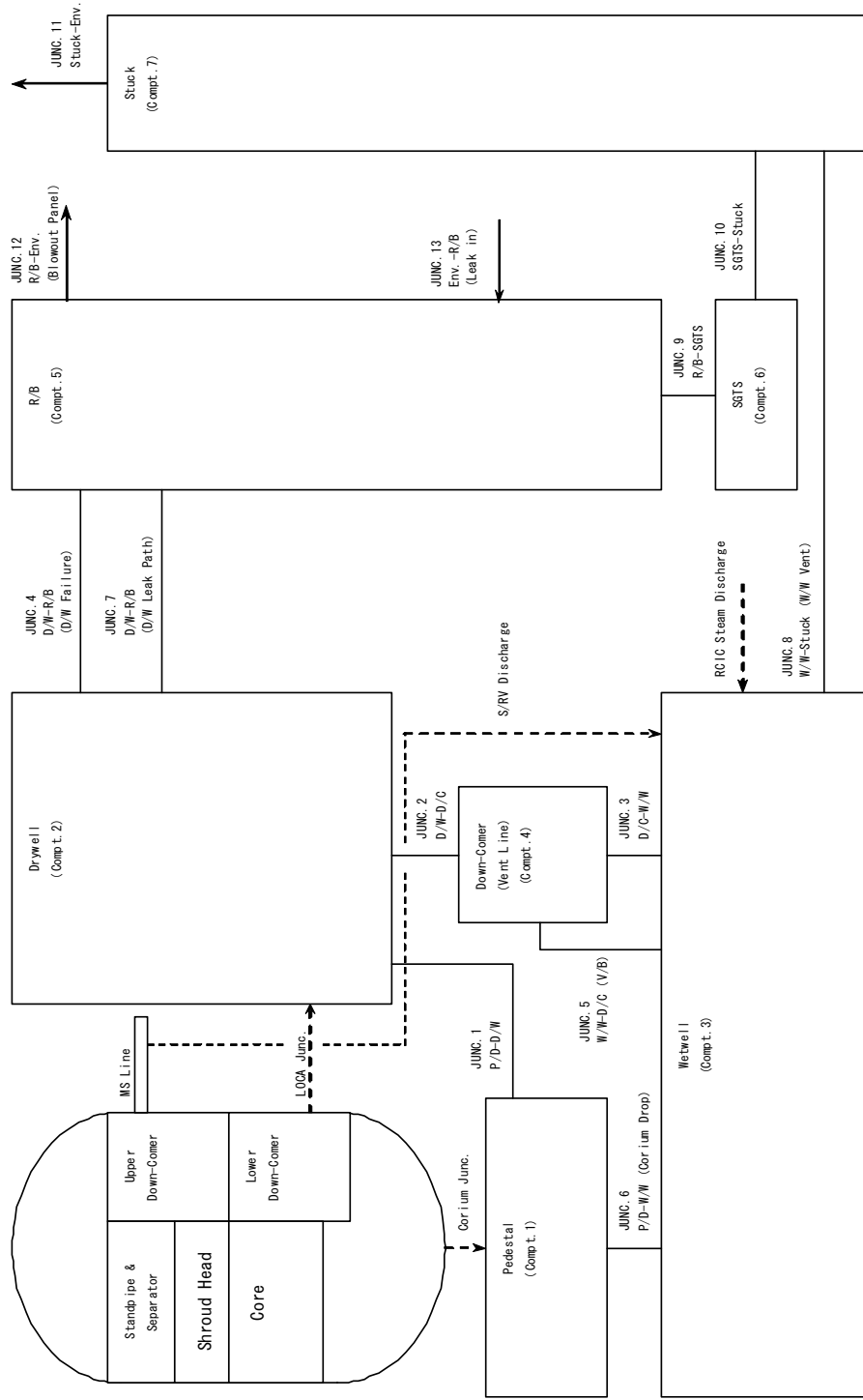


図 6 MAAP 原子炉圧力容器モデルの概要 (1F-2, 3)



(注) D/W : Drywell, P/D : Pedestal, W/W : Wetwell, D/C : Down-Comer, R/B : Reactor Building, V/B : Vacuum Breaker

図 7 MAAP 格納容器 (Mark-I) モデルの概要 (1F-2, 3)

1 号機 時系列比較表

前回 (H23.5 時点) の時系列			今回の時系列			備考
日付	時刻	事象	日付	時刻	事象	
3/11	14:46	地震発生	3/11	14:46	地震発生	—
	14:46	原子炉スクラム		14:46	原子炉スクラム	—
	14:47	MSIV 閉		14:47	MSIV 閉	—
	14:52	IC(A) (B)自動起動		14:52	IC(A) (B)自動起動	—
	15:03 頃	IC(A)停止		15:03 頃	IC(A)停止	—
	15:03 頃	IC(B)停止		15:03 頃	IC(B)停止	—
	—	—		15:07	CCS 系トールラスクーリング(A)インサービス	事象イベントをよりよく模擬するために追加
	—	—		15:10	CCS 系トールラスクーリング(B)インサービス	事象イベントをよりよく模擬するために追加
	15:17	IC(A)再起動		15:17	IC(A)再起動	—
	15:19	IC(A)停止		15:19	IC(A)停止	—
	15:24	IC(A)再起動		15:24	IC(A)再起動	—
	15:26	IC(A)停止		15:26	IC(A)停止	—
	15:32	IC(A)再起動		15:32	IC(A)再起動	—
	15:34	IC(A)停止		15:34	IC(A)停止	—
	15:37	全交流電源喪失		15:37	全交流電源喪失	—

	18:10	IC(A)系 2A, 3A 弁開／蒸気発生確認		18:18	IC(A)系 2A, 3A 弁開／蒸気発生確認	正しい日時に訂正。
	18:25	IC(A)系 3A 弁閉		18:25	IC(A)系 3A 弁閉	—
	21:19	IC について、ディーゼル駆動消火ポンプ (DDFP) からのラインナック プ実施		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 (DDFP) を起動 (減圧後に注水可 能な状態)	最新の時系列の反映。
	21:30	IC 3A 弁開		21:30	IC 3A 弁開／蒸気発生確認	—
	21:35	IC について、DDFP から供給中				最新の時系列の反映。
3/12	1:48	IC について、DDFP 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	3/12	1:25	DDFP 停止を確認	—
	—	—		4:00 頃	淡水注水 (1300 リットル)	最新の時系列の反映。
	5:46	消防ポンプによる淡水注水を開始		5:46	消防ポンプによる淡水注水を再開	—
	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		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	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りよう に 14:11 にベント弁開を仮定し た。
	14:49	格納容器ベント弁閉止		15:03	格納容器ベント弁閉止	解析上、実測された格納容器圧力 の推移にありように 15:03 にベン ト弁閉を仮定した。

14:53	淡水注水終了	14:53	淡水注水完了	—
15:36	1号機原子炉建屋の爆発	15:36	1号機原子炉建屋の爆発	—
20:20	海水による注水を開始	19:04	海水による注水を開始	—

1号機燃料域水位計の挙動による推定について

1. 水位計の測定原理

BWRプラントで採用している「凝縮層方式」の燃料域水位計は、図1に示すように、基準面器に常に水位を形成し、水頭 H_s が一定の値となるようにして、二つの配管（基準面器側配管、炉側配管）の差圧（ $H_s - H_r$ ）を計測することにより原子炉水位を計測する構成となっている。

そのため、基準面器側配管の水位が蒸発等により減少すると、一定であるはずの H_s が小さくなるが、計測しているのは差圧であるため、 H_r が大きくなったことと区別がつけられない。その結果、見かけ上原子炉水位の指示値は上昇することとなる（図2参照）。図3にドライウェル（以下、D/W）内における燃料域水位計計装配管内水位のみが低下した場合、原子炉水位は最大で図中の L_1 分（約7m）高めに指示をする可能性がある。また、同様の理由により炉側の計装配管内水位のみが低下した場合は、最大で図中の L_2 分（約3.3m）低めに指示をする可能性がある。なお、D/W外の配管については周囲の温度が低く保たれ、水位はほとんど変化しないものと考えられる。

2. 解析における仮定の設定について

これまでに公表した解析結果（平成23年5月23日に公表したMAAPコードによる解析結果）では原子炉水位が有効燃料底部（以下、BAF）に到達した以降において、燃料域内で原子炉水位は形成されていないと推定される期間であるにも関わらず、実際の燃料域水位計A系の指示値は11日21時30分に有効燃料頂部（以下、TAF）+0.45mを示し、その後注水していないにも関わらず指示値は上昇した（図4参照）。このことから燃料域水位計A系を復旧した21時30分の時点ですでに基準面器側配管の水位が低下していた可能性が考えられる（図5-1参照）。

基準面器側配管の水位が低下する要因としては原子炉压力容器の気相漏えいが考えられる。これによりD/W内に蒸気が流入し、D/W気相温度が上昇することで配管内の水は加熱される。また漏えいにより原子炉压力容器が減圧されれば、計装配管内の水の飽和温度は下がるため、より蒸発しやすい状況となる。

原子炉压力容器からD/Wへの気相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（図6参照）や主蒸気配管フランジのガスケット部等が挙げられる。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。そこで今回の解析においては、炉

心損傷が開始したタイミングおよび炉内ガス温度が 450℃となったタイミングでそれぞれ原子炉压力容器気相部からの漏えい (0.00014m²、0.00136m²) を仮定した。

(参考) 燃料域水位計指示値の変化の原因について

燃料域水位計 A 系は 11 日 21 時 30 分に TAF+0.45m を示した後、22 時 20 分にかけて微増し TAF+0.59m を示した。22 時 20 分から 23 時 24 分まで TAF+0.59m で一定を指示し、12 日 0 時 30 分に TAF+1.3m に上昇した後 6 時 30 分頃まで一定値を示した。一方、燃料域水位計 B 系は 12 日 1 時 55 分に TAF+0.53m を示した後ほぼ一定値を示した。その後、原子炉燃料域水位計 A 系および B 系の水位は 12 日 6 時 30 分頃に減少に転じ、同日 12 時 30 分頃以降は再びほぼ一定値を示した。この期間の原子炉水位及び燃料域水位計配管の状態について以下に推察する。

(1) 11 日 21 時 30 分から 12 日 0 時 30 分までの水位計指示値

すでに述べたように津波到達後に燃料域水位計 A 系の指示値で TAF+0.45m の水位が得られた 11 日 21 時 30 分には、実水位は BAF 以下になっていると考えられるため、その時点ですでに基準面器側配管の水位が低下していたものと考えられる (図 5-1)。この時間帯に見られる水位上昇は、注水をしていないことから基準面器側配管内の水が蒸発により徐々に失われたことが原因と考えられる。

MAAP 解析においては、この時間帯までにすでに燃料溶融が生じていること、炉内ガス温度が高温になっていることから原子炉压力容器の気相漏えいが発生し易い状況であったと考えられる。漏えいが生じ D/W の気相温度が上昇することで基準面器側配管内の水の温度が飽和温度以上に達し蒸発すれば水位計の指示値は上昇する。

22 時 20 分以降、燃料域水位計 A 系の指示値が一定値を示したのちに上昇する原因については特定できてはいないが、原子炉压力容器の気相漏えいが生じていたとすれば格納容器温度および原子炉圧力が変化することで、基準面器側配管内の水の温度および飽和温度は変動的であったものと考えられる。

(2) 12 日 0 時 30 分から 6 時 30 分頃の水位計指示値

ここでは基準面器側計装配管内の水位が格納容器 (以下、PCV) 貫通部の位置まで低下し、一方、原子炉の水位も BAF を下回り、炉側配管タップ位置 (TAF 約 -5.5m) 付近となることで、水位変動は検出されずに、高めの指示値一定で推移した可能性が考えられる (図 5-2 参照)。今回の MAAP 解析上は 12 日の 1

時 50 分頃に原子炉圧力容器が破損する結果となっているが、炉心損傷後の溶融燃料のリロケーションのような複雑な現象の模擬には限界があり、事象進展は解析コードのモデルに依存するものと考えられる。したがって解析結果は必ずしもこの時間帯に原子炉圧力容器が破損したことを示すものではないものと考ええる。

なお、原子炉水位 B 系の指示値が A 系より 0.80m 程度低めの指示をしているのは、燃料域水位計 B 系の基準面器側計装配管の D/W 内の引き回しは A 系より水平方向に 3m 程度長く、燃料域水位計 B 系の方が計装配管内の水のインベントリが多いことにより基準面器側の計装配管内の水位が低下しにくいことが要因のひとつとして考えられる。

(3)12 日 6 時 30 分以降の水位計指示値

ここでは、原子炉圧力容器の破損により燃料がペDESTALへ落下するなどの事象により、格納容器温度が上昇することに伴い、炉側配管の水の蒸発が開始し、D/W 貫通部までの炉側配管内の水が蒸発したと考えられる（図 5-3 参照）。これにより、基準面器側配管と炉側配管の差圧は大きくなるので、原子炉圧力容器内の実水位とは無関係に水位指示値は減少する。

12 日 12 時 30 分頃に計装配管内の水面の変動が収束したことで、以降一定値を示しているものと考ええる。

以上

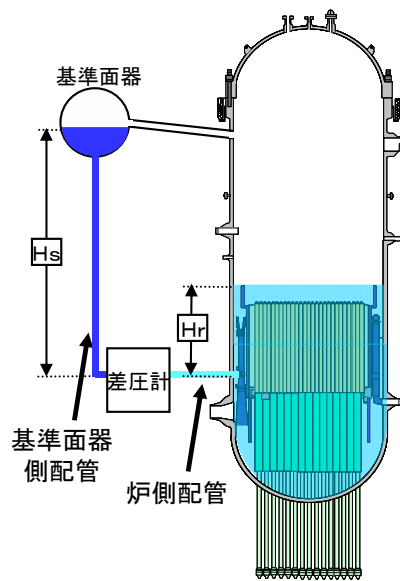


図 1 燃料域水位計の概略図

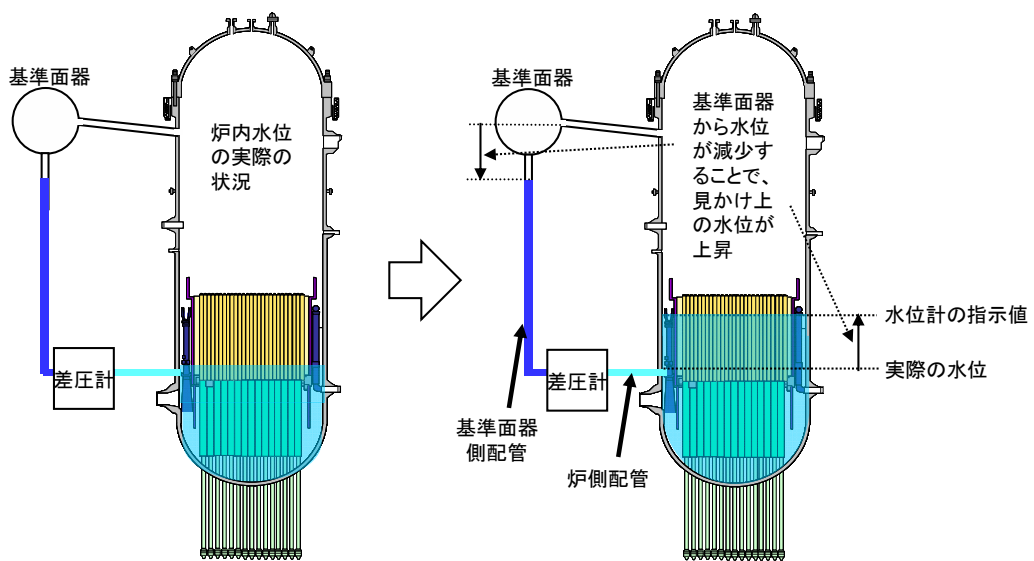


図 2 計装配管内の水位低下に伴う燃料域水位計の指示値について

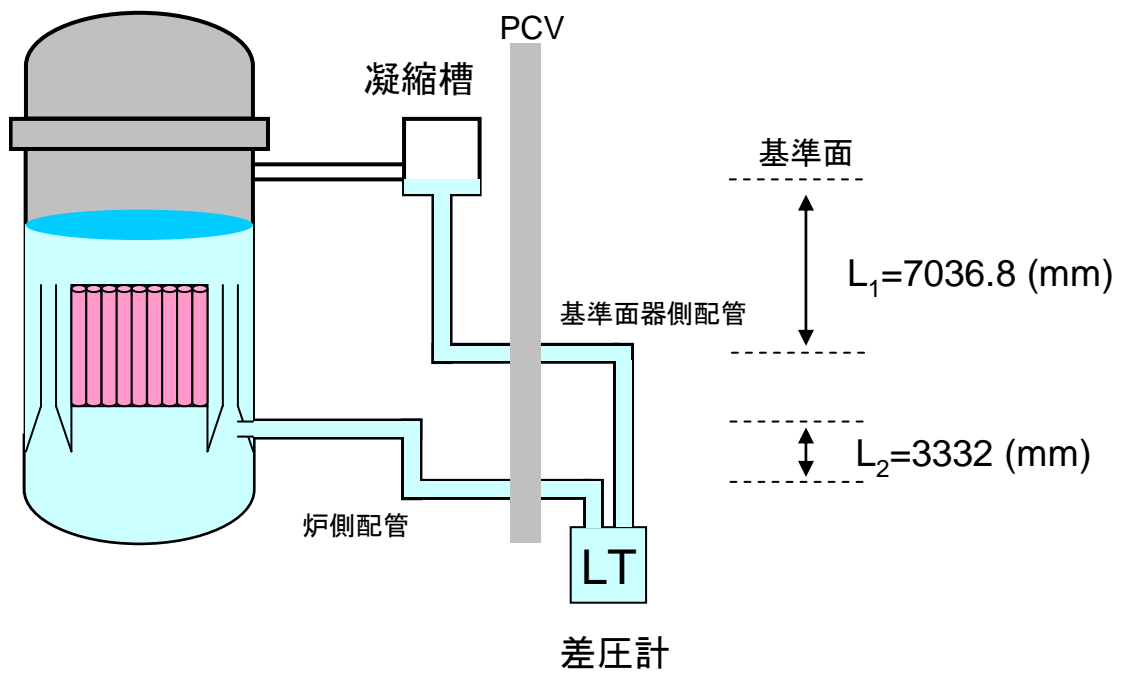


図3 燃料域水位計装配管のD/W内垂直方向長さ

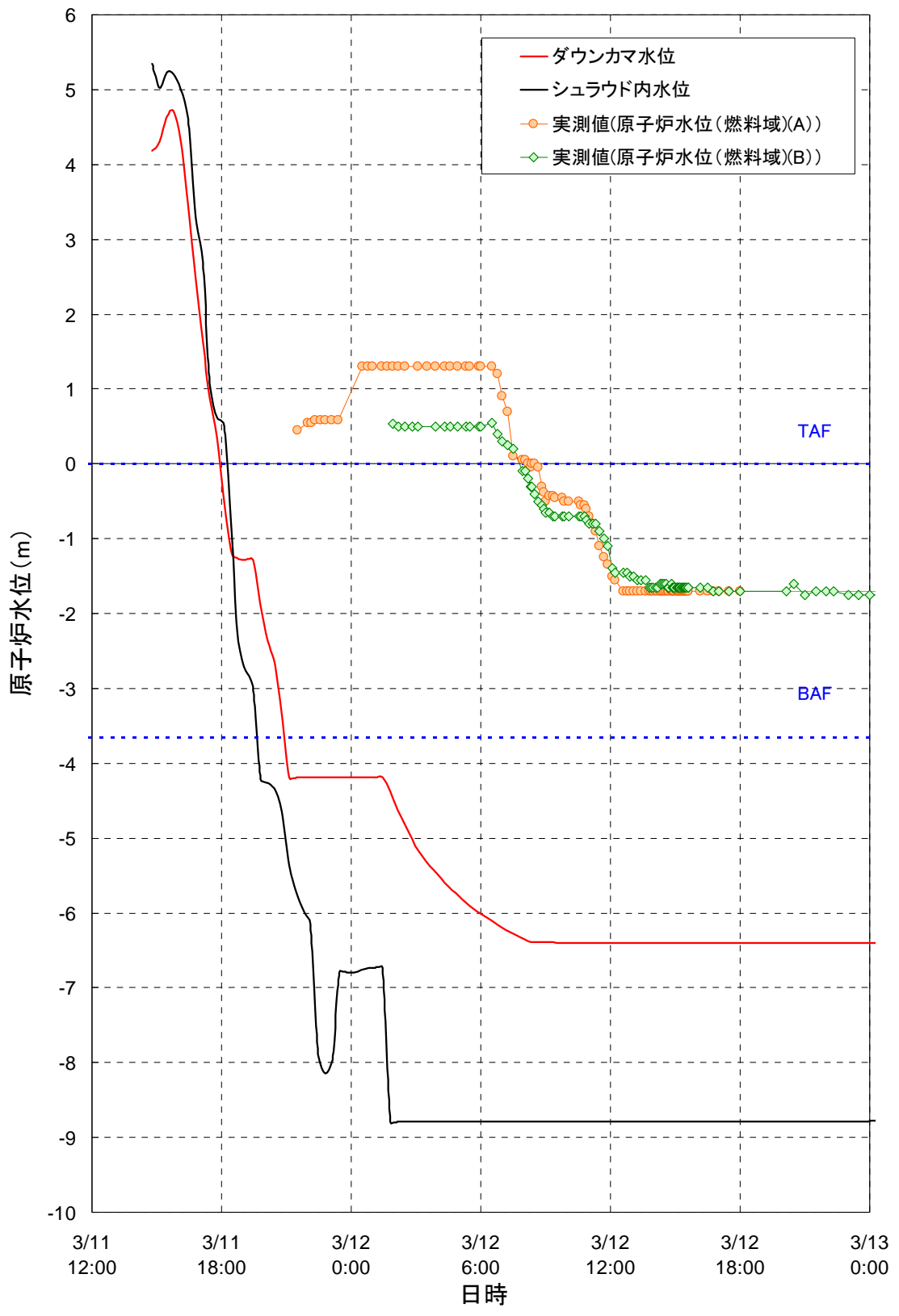


図4 燃料域水位計挙動

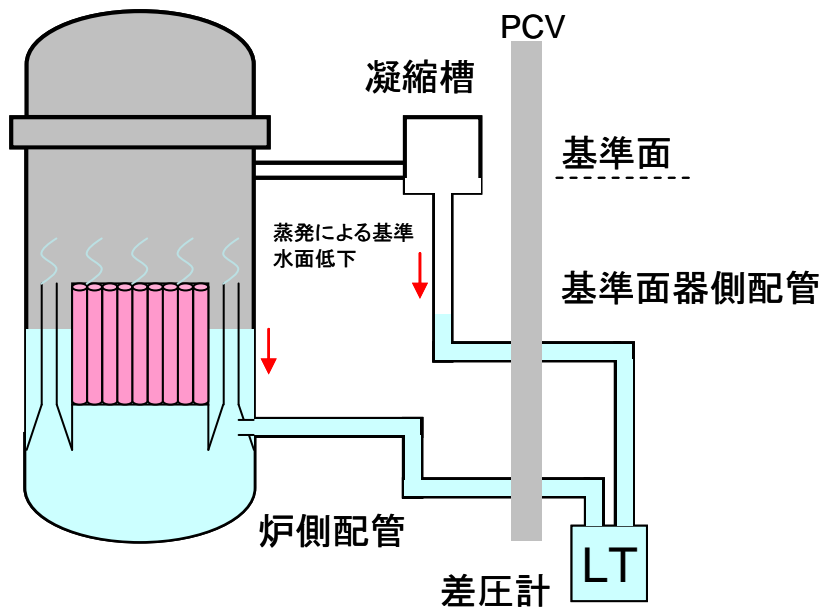


図 5 - 1 原子炉水位および燃料域水位計挙動
 【 11 日 21 時 30 分から 12 日 0 時 30 分頃まで 】

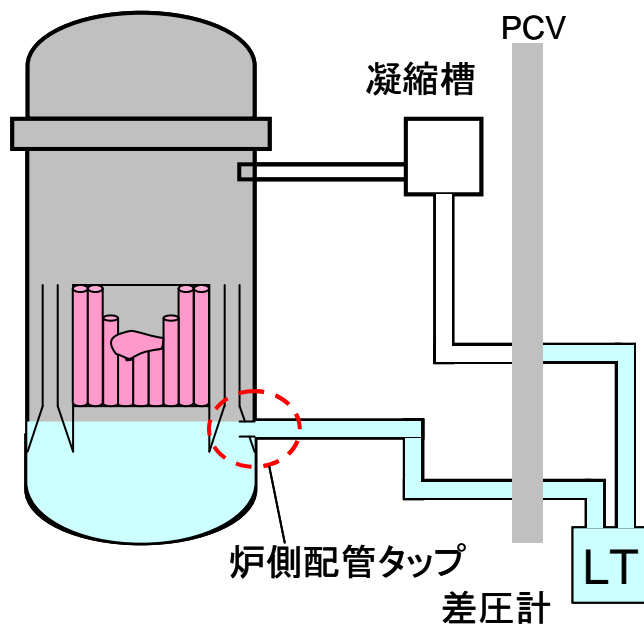


図 5 - 2 原子炉水位および燃料域水位計挙動
 【 12 日 0 時 30 分頃から 6 時 30 分頃まで 】

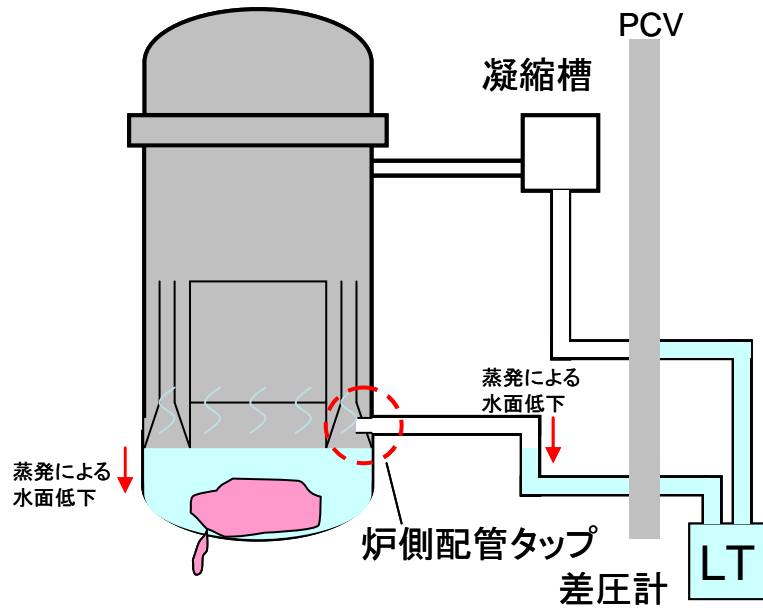


図 5 - 3 原子炉水位および燃料域水位計挙動
【 6時30分頃以降 】

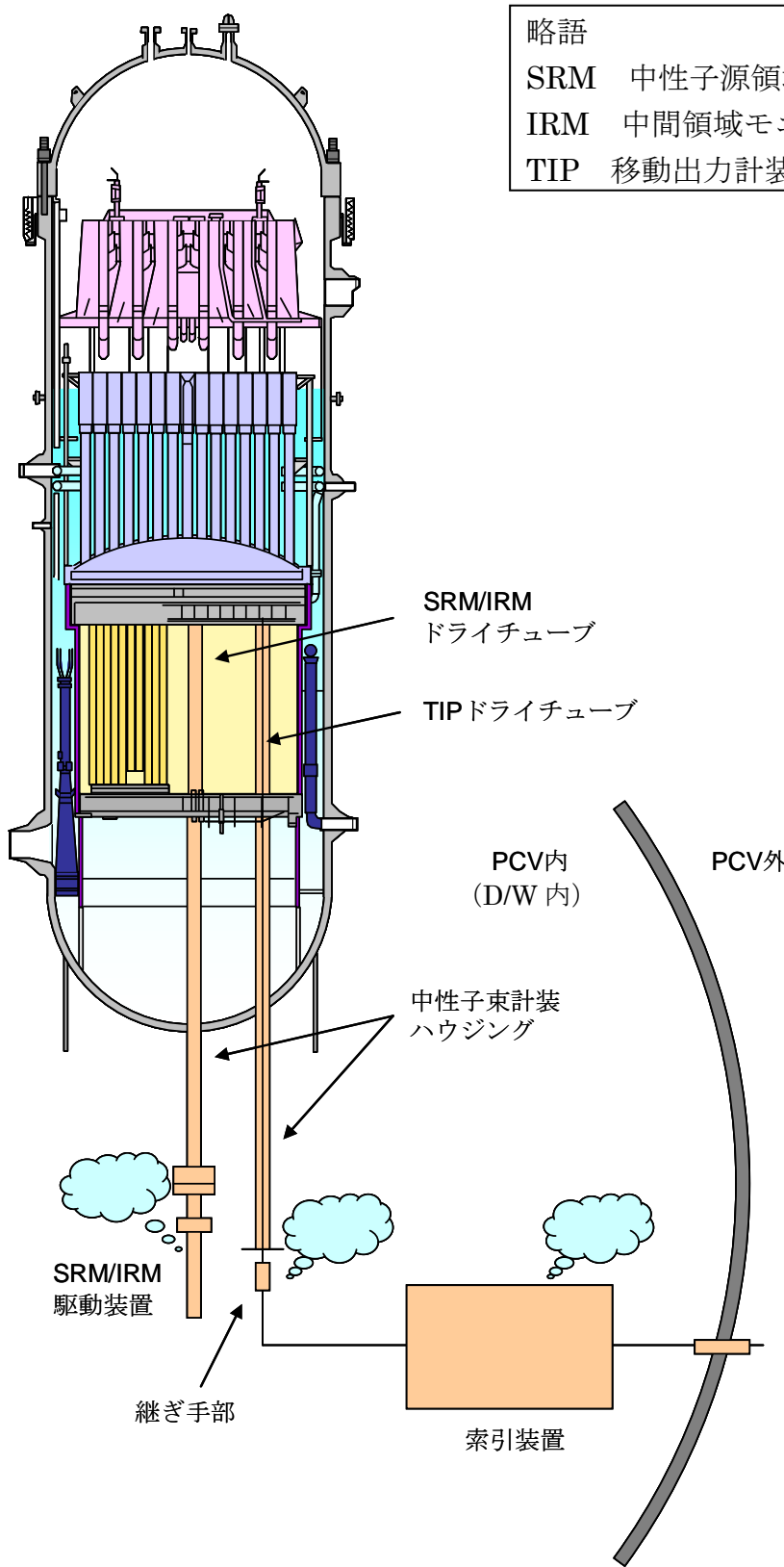


図6 炉内核計装からの漏えいパス

1号機 MAAP 解析における注水量の設定について

1号機 MAAP 解析における原子炉への注水量の入力値については、これまでに公表した操作実績をもとに、平均の注水流量を超えないように設定した（図 1 参照）。

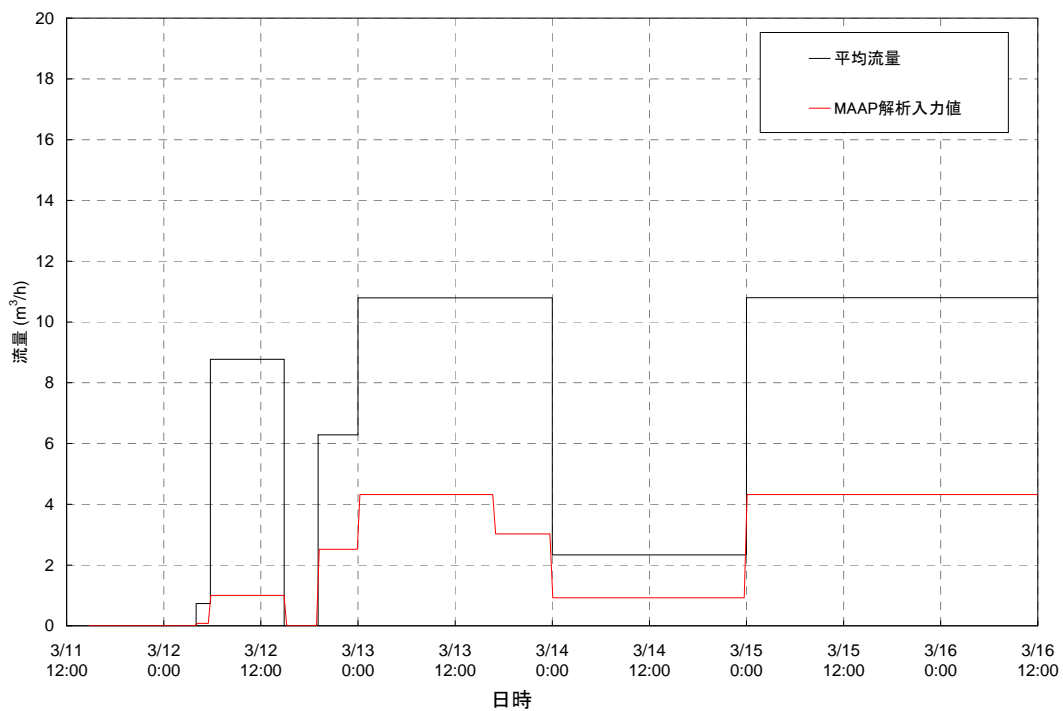


図 1 平均注水流量と MAAP 解析における注水量入力値

2号機 時系列比較表

前回 (H23.5 時点) の時系列		今回の時系列			備考	
日付	時刻	事象	日付	時刻		事象
3/11	14:46	地震発生	3/11	14:46	地震発生	—
	14:47	原子炉スクラム		14:47	原子炉スクラム	—
	—	—		14:50	RCIC 手動起動	最新の時系列の反映。
	—	—		14:51	RCIC トリップ (L-8)	最新の時系列の反映。
	15:02	RCIC 手動起動		15:02	RCIC 手動起動	—
	—	—		15:00 ～ 15:36 頃	RHR による S/C 冷却	最新の時系列の反映。 今回の解析では期間を短めに 15:00～15:07 に設定。
	15:28	RCIC トリップ (L-8)		15:28	RCIC トリップ (L-8)	—
	—	—		15:39	RCIC 手動起動	最新の時系列の反映。
	15:41	全交流電源喪失		15:41	全交流電源喪失	—
3/12	4:20 ～5:00	RCIC 水源を復水貯蔵タンクから 圧力抑制室に切替	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	—
3/14	13:25	RCIC 停止	3/14	13:25	RCIC 機能喪失を判断(原子炉水位 低下傾向による)	今回の解析では、3/14 18:00 頃に SRV 開した際の補正後の水位にお よそ合うように、RCIC 機能低下 日時を 3/14 9:00 に設定。
	16:34	原子炉圧力容器減圧 (SRV1 弁開)		16:34	原子炉圧力容器減圧 (SRV1 弁開)	—

	操作開始	操作開始			操作開始	
	16:34	消火系ラインを用いた海水注入作業開始		16:34	消火系ラインを用いた海水注入作業開始	—
	18:00頃	原子炉圧力低下確認		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	—
	19:20	消防ポンプが燃料切れで停止		19:20	消防ポンプが燃料切れで停止していたことを確認	—
	19:54	消防ポンプ起動		19:54	消防ポンプ起動	—
	19:57	消防ポンプ2 台目起動		19:57	消防ポンプ2 台目起動	—
	21:20	SRV2 弁開により原子炉を減圧、水位が回復する		21:20	SRV2 弁開により原子炉を減圧、水位が回復する	—
	23:00頃	SRV1 弁閉を仮定		23:00頃	SRV1 弁閉を仮定	—
	—	—		23:25	SRV1 弁閉を仮定	解析上の仮定。
	—	—	3/15	1:10	SRV1 弁開	最新の時系列の反映。
	—	—		2:22	SRV の開操作に入る	最新の時系列の反映。 解析上は SRV1 弁開したものと設定。
3/15	6:14頃	圧力抑制室付近で異音が発生するとともに、同室内の圧力が低下		6:00～ 6:10頃	衝撃音発生。圧力抑制室内の圧力が 0MPaabs を示す	今回の解析においては、当該時刻における漏えい事象の発生を仮定していない。
	—	—		7:20	格納容器 (D/W) からの気相漏洩を仮定	解析上の仮定。

2号機の原子炉圧力変化について

(1) はじめに

平成23年5月23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運転記録及び事故記録の分析と影響評価について」において、2号機の原子炉圧力変化の実測値と解析値が整合していない。以下に、その理由にかかる推定を述べるとともに、今回の解析で想定した原子炉隔離時冷却系（RCIC）の運転状態について述べる。平成23年5月に実施した解析における原子炉圧力変化を図1、図2に示す。なお、図中の赤枠は解析値と実測値が整合していない部分を示している。

(2) 平成23年5月の解析について

2号機は津波の影響により制御電源を喪失したが、RCICの動作は継続していた。原子炉水位の低下からRCIC停止を判断したのは3月14日13時25分のことであり、地震発生から2日以上にわたり炉心に注水することが出来ていた。その間の原子炉水位測定値は燃料域水位計で有効燃料頂部（TAF）上、約3400mm～3950mm、原子炉圧力測定値は3月11日20時07分に計測された約7.1MPa[abs]から低下し、約5.4～6.4MPa[abs]と通常運転時より若干低い値で安定していた。

平成23年5月の解析では、電源を喪失した状況でのRCICの運転状態が不明であること、RCICが運転していた期間において原子炉水位が維持できていたことに鑑み、RCICは定格流量（95m³/h）で運転を継続し、原子炉水位L-2とL-8の間で自動起動と自動停止を繰り返す設定とした。そのため、解析上、原子炉圧力は逃し安全弁の開閉により圧力が保たれることとなり、実測値と整合しない結果となった。なお、原子炉への注水が停止するまでのRCICの運転状態は、原子炉水位が維持されている限り、注水停止後の炉心の状態への影響はほとんどない。

原子炉圧力変化の挙動にはRCICの運転状態が大きく関与していると考えられることから、以下に推定されるRCICの運転状態について検討した。

(3) 想定されるRCICの運転状態について

下記①②の観点から、制御電源を喪失したRCICは、設計上の運転モード（定格流量）で運転していたものではなく、また、原子炉水位による起動停止（L-2とL-8）を繰り返していたものではなかったと考えられる。

① 原子炉水位の補正について

2号機では、3月11日の事故発生から燃料域水位計にて原子炉水位を計測していた。燃料域水位計は原子炉冷却材喪失事故時の水位監視等を使用目的としていることから、大気圧、飽和温度で校正されている。したがって、原子炉が高圧時およびD/Wが高温時には、実際の水位を示しておらず値の補正が必要となる。

計測された原子炉水位を原子炉圧力およびD/W温度で補正※したところ、水位計の基準面器水面（TAF+約5916mm）辺りを指示する結果となった（図3）。本来、原子炉水位がL-8（TAF+5653mm）に到達した時点でRCICはトリップするため、L-8以上の水位になることはないが、制御電源の喪失によりRCICは制御されることなく運転継続していたと推測される。したがって、崩壊熱の減少も考慮するとL-8以上の水位になっていた可能性が高いものと考えられる。また、水位計の構造上、原子炉水位が基準面器水面以上となると基準面器側配管と炉側配管の差圧（図4に示す $H_s - H_r$ ）が変化しなくなるため、見かけ上の原子炉水位は基準面器水面の高さで一定となる。

以上のことから、RCIC運転期間中は原子炉水位がL-8を越えて、さらに基準面器水面以上であったと考えられる。

※ 原子炉水位の補正に際しては、原子炉水位が測定された時刻における原子炉圧力及びD/W温度の実測値が必要となる。原子炉圧力の実測値がない時刻の水位を補正する際は、測定されている他の時刻の原子炉圧力をもとに線形補完することで当該時刻の原子炉圧力の概算値を求め、使用した。また、D/W温度は実測値がないため平成23年5月23日に原子力安全・保安院に報告した「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運転記録及び事故記録の分析と影響評価について」に記載の解析結果の値を用いた。

したがって、図3で得られた原子炉水位の補正值は、計測の誤差以外に、原子炉圧力とD/W温度の推測に伴う誤差を含んでいる。

なお、原子炉圧力、格納容器温度に基づく原子炉水位の補正曲線については、事故時運転操作手順書に記載がある。

② RCICの駆動蒸気について

上述のように原子炉水位は水位計の基準面器水面を越えていた可能性がある。さらに、主蒸気管高さ（TAF+約7301mm）以上に水位が上昇していた場合には、主蒸気管への水滴のキャリーオーバーが無視できなくなると考えられ、RCICの駆動蒸気は二相流となっていた可能性がある。駆動蒸気が二相流となり、クオリティーが低下した状態でのRCICの注水能力については定量的な

評価は困難であるものの、タービンの回転数は通常より少なくなり、RCICは定格より少ない流量で注水していた可能性がある。

(4) MAAP 解析結果

項目(3)の推定をもとに、MAAP 解析を実施し、得られた原子炉圧力の挙動を図 5 に示す。RCIC の流量を定格 95m³/h の約 1/3 である 30m³/h と仮定した場合に、実測の原子炉圧力の挙動をおおよそ再現できる結果が得られた。

RCIC 運転期間中に原子炉圧力が通常運転時よりも低い圧力（約 5.4～6.4MPa[abs]）で安定的に推移した要因としては、飽和状態のエネルギーが蒸気より大きくなる二相流で RCIC を駆動していたことが考えられる。この場合、原子炉圧力容器からサプレッションチェンバ（S/C）への熱の移行量が通常の運転状態より大きくなり、原子炉圧力容器からの熱の持ち出しが崩壊熱分のエネルギーとバランスしていた可能性がある。

(5) 設計上の観点からの RCIC の運転について

一般に、RCICタービンへ流入する蒸気クオリティーが設計条件より多少悪化しても直ちに翼破損やブレーキにはならず、かつ、ドレン水はS/C方向へ排出されて直ちにタービン内に蓄積されるわけではないと考えられるため、二相流駆動の運転が継続される可能性がある。

さらに水位が上昇し、主蒸気管（RCIC蒸気供給ライン）が水没、もしくはそれに近い状態となった場合には、RCICタービンへ蒸気供給が十分でなくなることから、タービンは減速し、停止に至る可能性がある。ただし、タービンが直ちに停止はせず、減速に伴う注水量の減少により炉水位が低下して蒸気が流入する状態に戻るなど、原子炉水位が主蒸気管高さ近傍で維持される可能性も考えられる。

なお、RCICの制御電源が喪失した場合、設計上、加減弁はバネにより全開となり流量調整はできなくなる（図6にRCICの系統概略図を示す）。

(6) RCIC の機能低下にかかる推定

RCIC については、原子炉水位の低下から、3月14日13時25分に停止の判断をした。しかしながら、前述のように原子炉圧力およびD/W温度による補正後の水位計指示値は基準面器水面程度の一定値を示していたものと考えられることから、12時前後からみられる実測値の水位低下は、より高位置にあった水位が、その位置まで低下してきたものを表していると考えられる。したがって、RCICは水位の低下が観測される12時前後の時期より早い段階で機能が低下したのと考えられる。プラントデータの推移を見ると、3月14日9時頃から原

子炉圧力が上昇しているが、これは RCIC の機能低下により RCIC からの注水量が減少したこと、及び、RCIC タービンへの蒸気供給量が減少したことが原因と考えられる。

なお、この圧力上昇は 3 月 14 日 12 時頃までは RCIC の通常の停止（タービン止め弁閉による蒸気供給停止）から想定される圧力上昇よりも緩やかであるが、制御電源が喪失していたことで、蒸気供給側の弁が閉じなかったことによるものと考えられる。一方、3 月 14 日 12 時頃以降は圧力上昇が急になっている。この圧力上昇は、蒸気供給側の弁が閉じ、RCIC のタービンへ蒸気が流れないと仮定することで再現した。

(7) まとめ

以上のことから、不確かさは残るものの、制御電源の喪失により RCIC が制御されることなく運転継続したことで原子炉水位が L-8 以上となり、低クオリティの二相流で崩壊熱相当のエネルギーが原子炉外に持ち出されていたこと、RCIC タービンが低クオリティの二相流で運転することで定格の流量よりも少ない流量で注水されたこと等から、逃し安全弁の作動が無くても原子炉圧力容器内のエネルギーがバランスし、原子炉圧力は通常運転時よりも低い圧力で安定して推移していたものと考えられる。

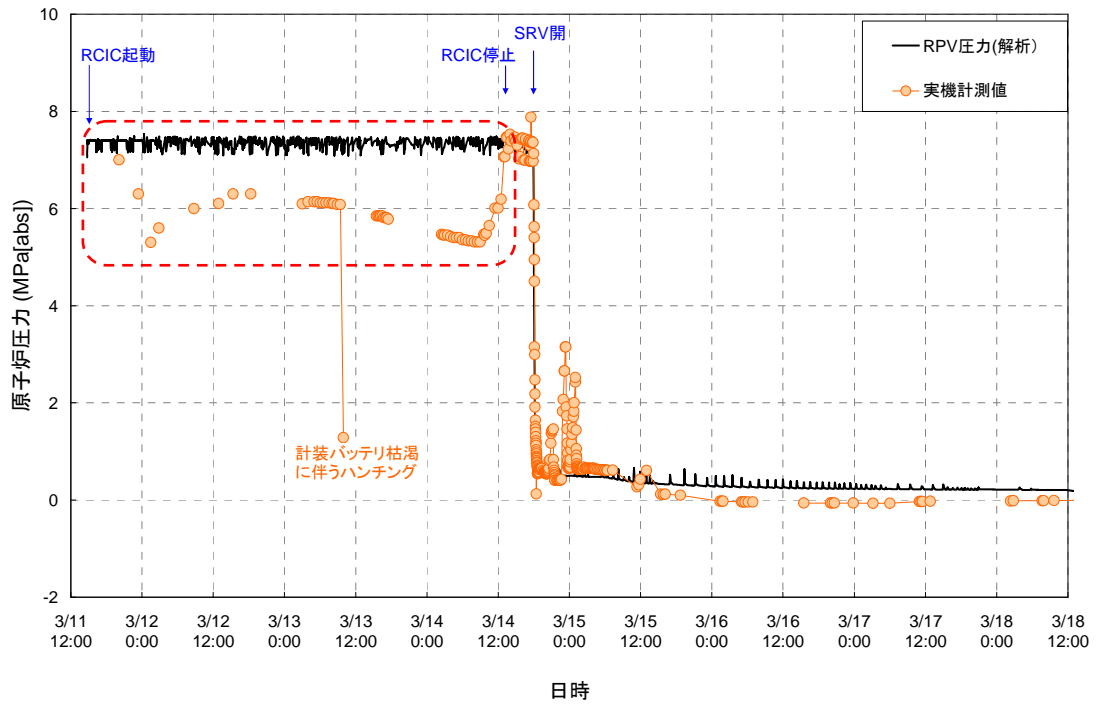


図1 2号機 原子炉圧力の挙動 (平成23年5月解析 図3.2.1.2)

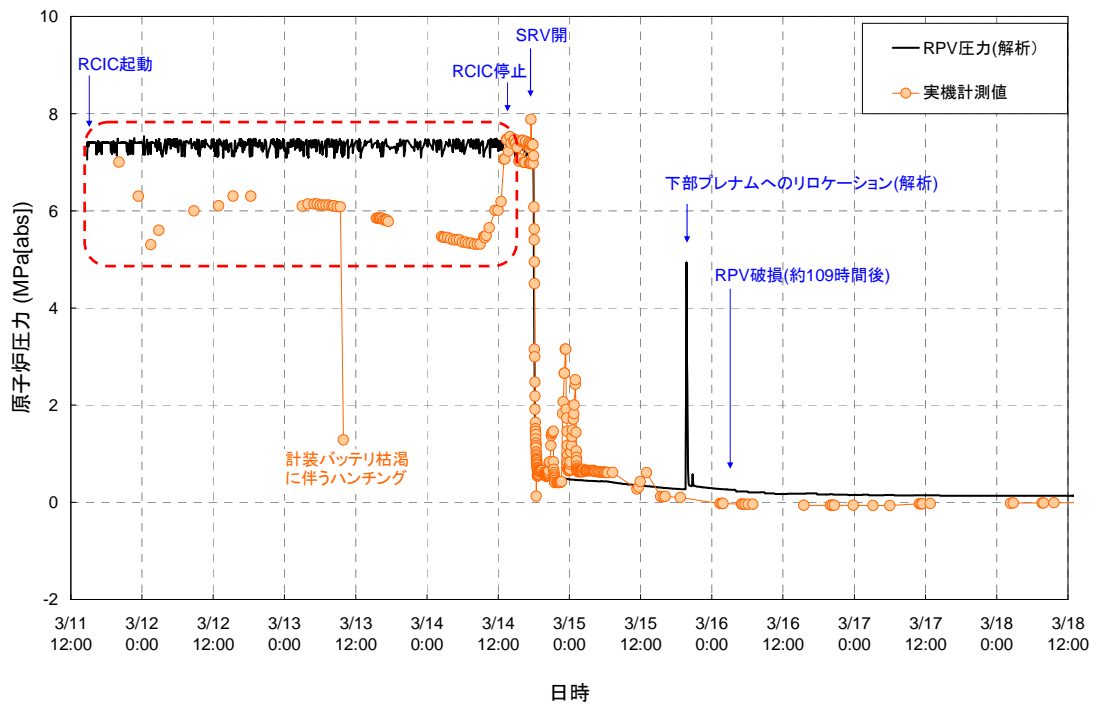


図2 2号機 原子炉圧力の挙動 (平成23年5月解析 図3.2.2.2)

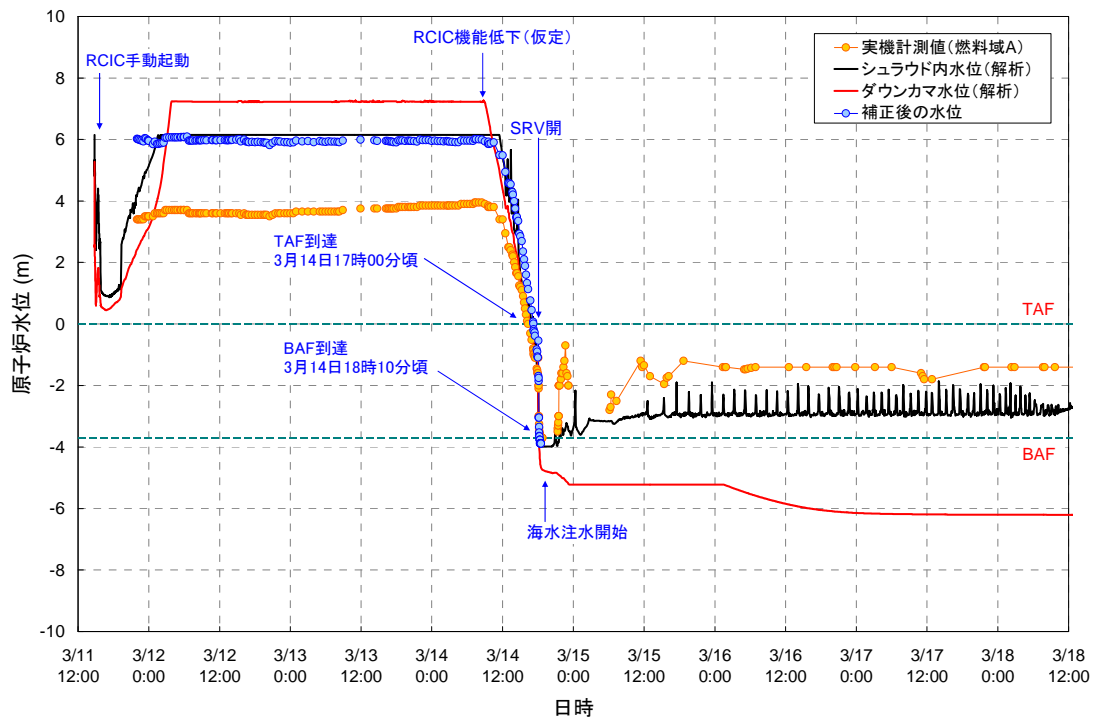


図3 2号機 原子炉水位の変化(今回解析結果)

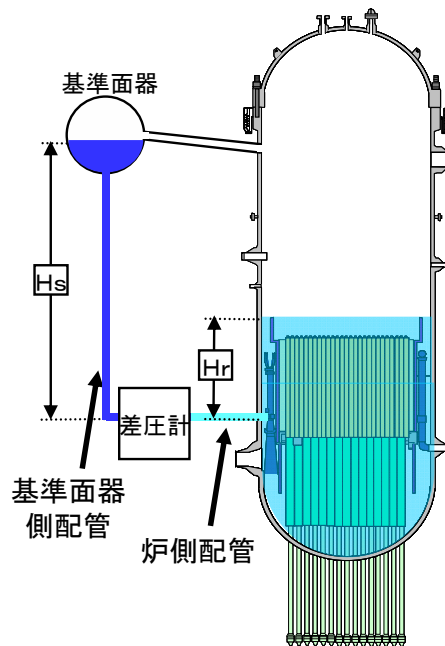


図4 原子炉水位計の構造

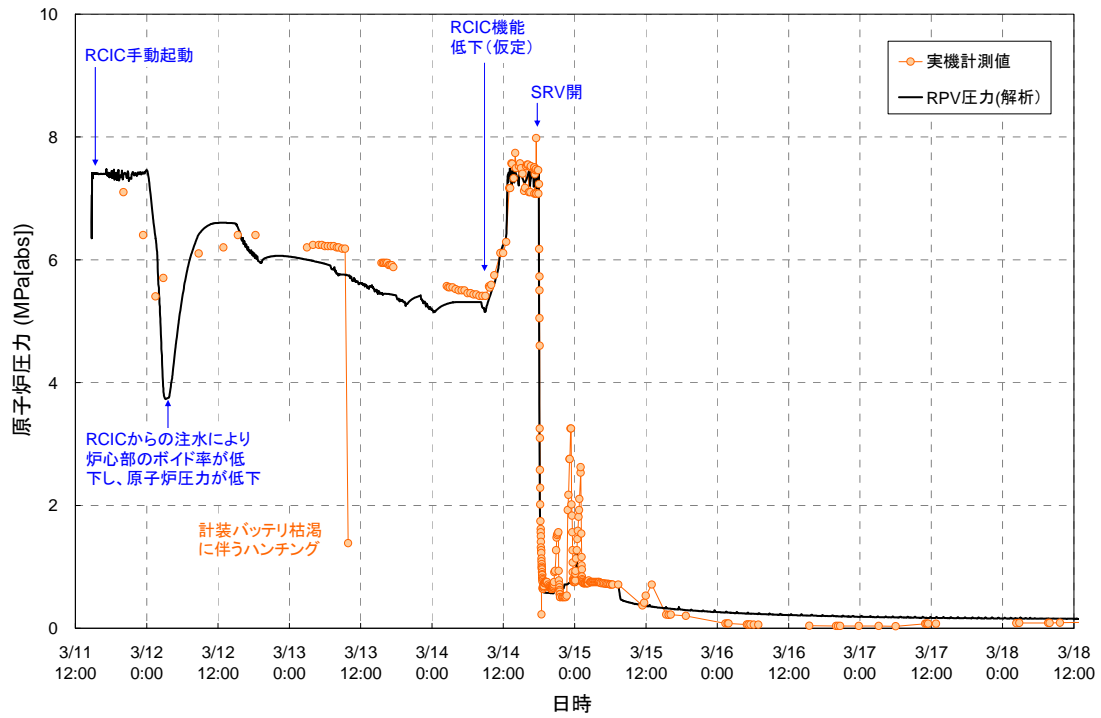


図5 2号機 原子炉圧力変化 (今回解析結果)

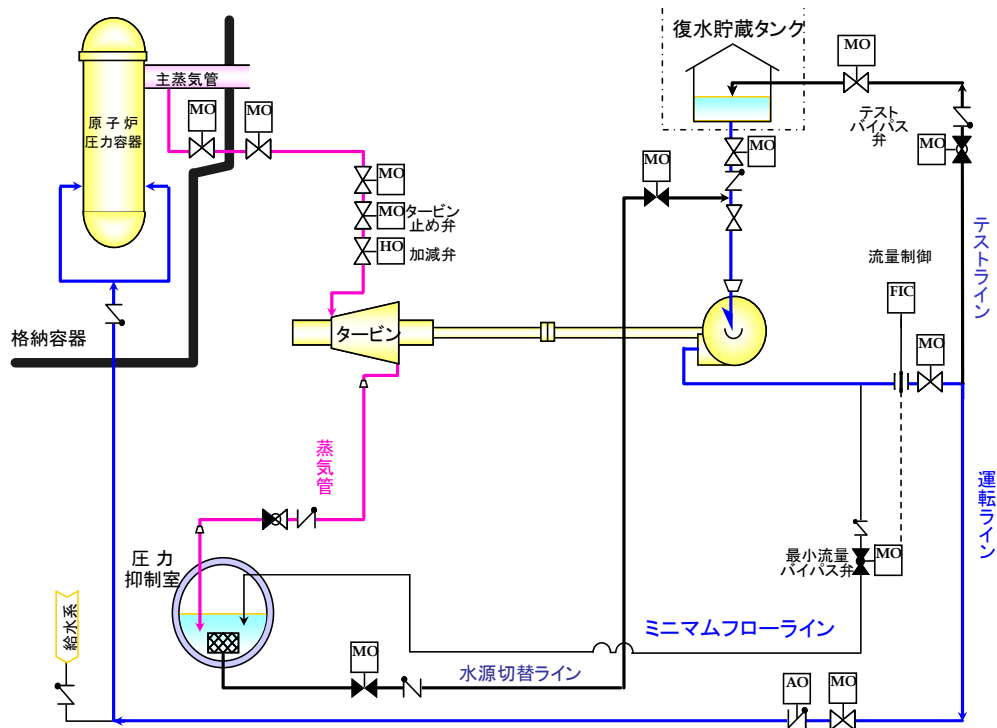


図6 RCIC 系統概略図

2号機の格納容器圧力変化について

(1) はじめに

平成23年5月23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運転記録及び事故記録の分析と影響評価について」において、2号機の格納容器圧力変化の実測値と解析値が整合していない。以下にその理由にかかる推定を述べるとともに、今回の解析で想定した事象について述べる。平成23年5月に実施した解析における格納容器圧力変化を図1、図2に示す。なお、図中の赤枠は解析値と実測値が整合していない部分を示している。

(2) 平成23年5月の解析について

格納容器からの除熱が十分でない場合、D/W 圧力および S/C 圧力は、炉心で発生した蒸気が RCIC や SRV を経由して S/C に排気されることに伴い上昇する。2号機の D/W 圧力、S/C 圧力の実測値は平成23年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。

平成23年5月の解析（図1、図2）では、限られた情報しか得られていない中で、この緩慢な格納容器の圧力上昇を模擬するため、現実的には考えにくい D/W の漏えいを仮定した。漏えいのタイミングは、解析値において格納容器が設計温度（138℃）を超過した時点とした。

しかしながら、過去の研究※で得られた知見によれば、過温による格納容器からの漏えいはガスケット等から発生する可能性が高く、その際の温度は300℃程度との知見が得られており、設計温度（138℃）に到達した段階において、格納容器からの漏えいの発生は考えにくい。また、格納容器からの漏えいを仮定しているため、3月14日22時40分頃からの急激な格納容器圧力の上昇及び高い圧力状態が維持されていることを解析で再現できていない。

以上のことから、格納容器圧力の上昇を抑制していた漏えい以外のシナリオがあると考えられる。以下に、そのシナリオについて検討した。

※ 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) 漏えい以外の可能性について

平成23年5月の解析では、漏えいの仮定を採用して解析を実施したが、RCIC の排気蒸気等で S/C に熱が移行する中、D/W 圧力、S/C 圧力上昇が抑制される

状態を再現するためには、格納容器からの除熱メカニズムを考慮する必要がある。具体的には、外部水源からのスプレイ等により格納容器内を冷却するか、格納容器の壁面での表面熱伝達により外部へ十分な熱の流出が起こる状態が考えうる。3月12日0時頃～14日12時頃の期間において、格納容器を冷却する運転操作は実施していないため、格納容器の壁面での表面熱伝達の可能性がある。

S/Cはドーナツ型をしており、非常に大きな表面積があるが、空気による熱伝達は限定的であるため、十分な熱伝達は起こらないと考えられる。一方、当時、津波による影響で建屋地下階が浸水していたとすると、シナリオの1つとして、S/Cが収まっているトールラス室が浸水し、S/Cに移行した熱が、S/Cの壁を介してトールラス室に浸水した水に与えられるという熱伝達経路が考えられる。水による表面熱伝達は効率が良いため、格納容器圧力の上昇を抑制するのに十分な除熱ができていた可能性がある。

そこで、徐々にトールラス室が海水(約10℃)の侵入により水没し、最終的にS/Cが半分程度水没していたものと仮定してMAAP解析を実施したところ、3月12日0時頃～14日12時頃の緩慢な圧力上昇をおおむね再現できる結果が得られた。また、3月14日22時40分頃から急激に圧力が上昇し、上昇した格納容器圧力が維持されている挙動については、格納容器の漏えいを仮定しなかったことで、実測値の格納容器圧力の挙動をおおむね再現できる結果が得られた(図3)。

(3) トールラス室が浸水する可能性について

トールラス室が実際に浸水していたか否かに関する証言は現在得られていない。ただし、事故後早い段階でRCIC室、タービン建屋地下階等が浸水していたことは確認されていること、水が各建屋間のケーブル貫通部等を通じて移動していることは、現在の滞流水の各建屋における水位等から判断できること等を考えると、原子炉建屋の最下層にあるトールラス室が津波の影響により浸水していた可能性はあると考えられる。

なお、2号機とほぼ同じ構造である4号機のトールラス室はS/C高さの半分程度水没していることがわかっており(図4)、4号機は定期検査中で2号機は運転中であったという状況の違いはあるものの、トールラス室の浸水が4号機と同様に2号機でも同様に起こっていた可能性はあると考えられる。

(4) まとめ

平成23年5月の解析における格納容器が設計温度に達した段階で仮定した漏えいは、設計の観点から現実には発生していないと考えられる。

今回実施した格納容器の除熱はトーラス室に滞留した水によるものと仮定した解析では、3月12日0時頃～14日12時頃の緩慢な格納容器圧力の上昇と3月14日22時40分頃からの急激な圧力上昇をよりの確に再現できることから、このようなメカニズムにより D/W 圧力の上昇が抑制されたものと考えられる。

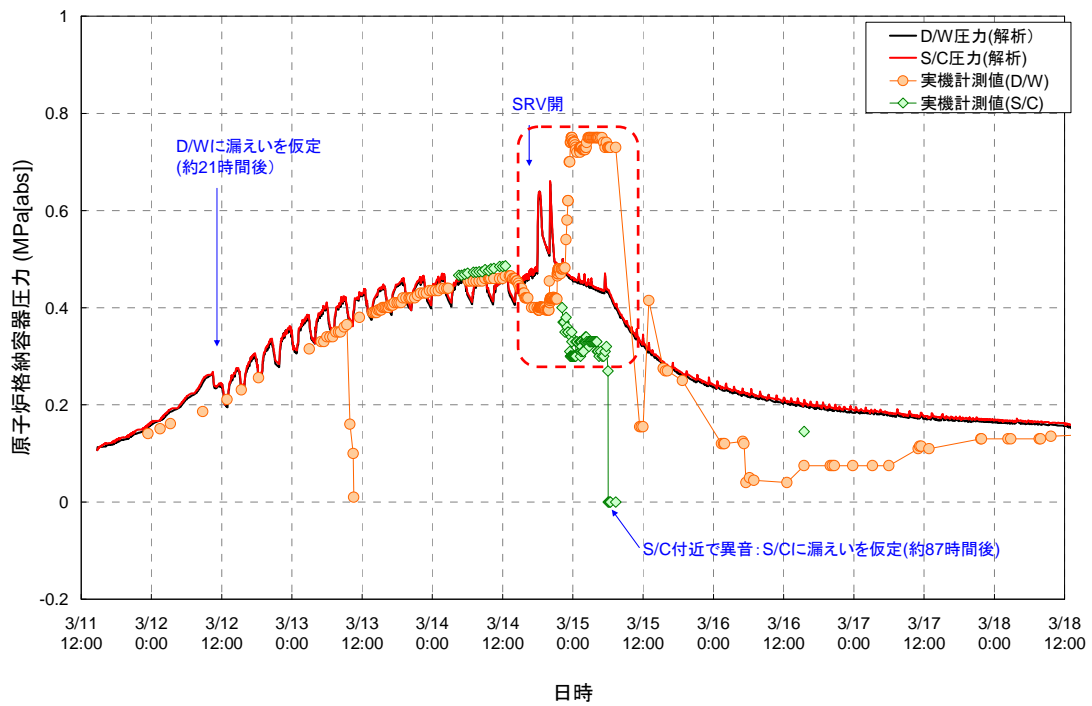


図1 2号機 格納容器圧力の挙動 (平成23年5月解析 図3.2.1.3)

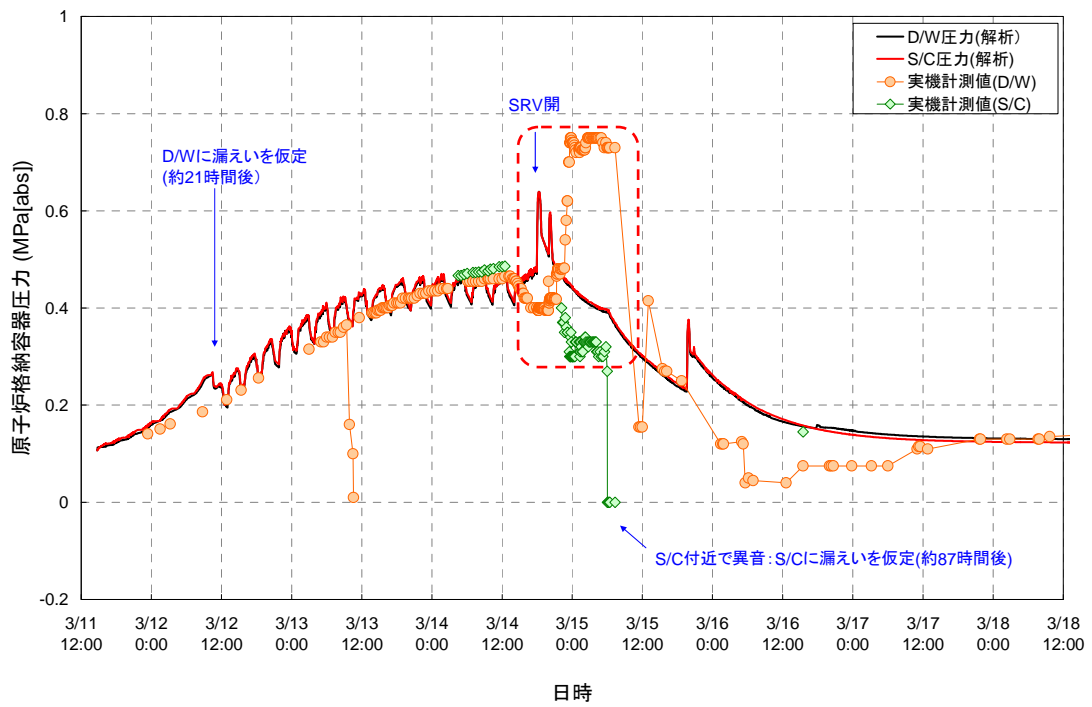


図2 2号機 格納容器圧力の挙動 (平成23年5月解析 図3.2.2.3)

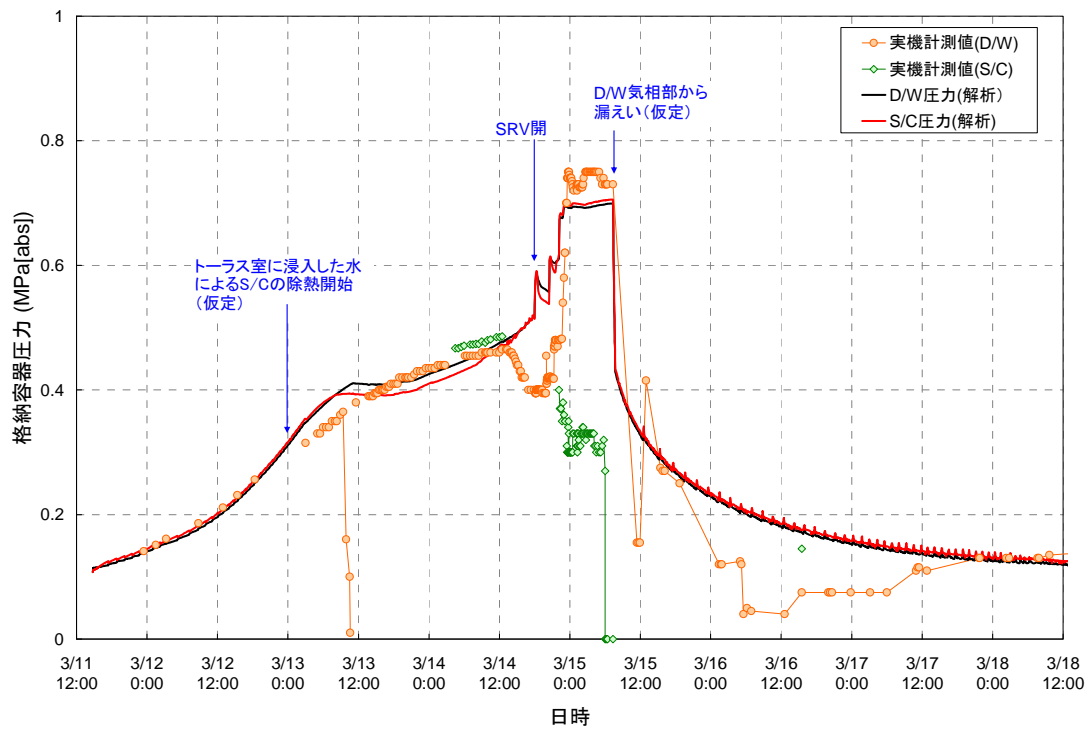


図3 2号機 格納容器圧力変化 (今回解析結果)

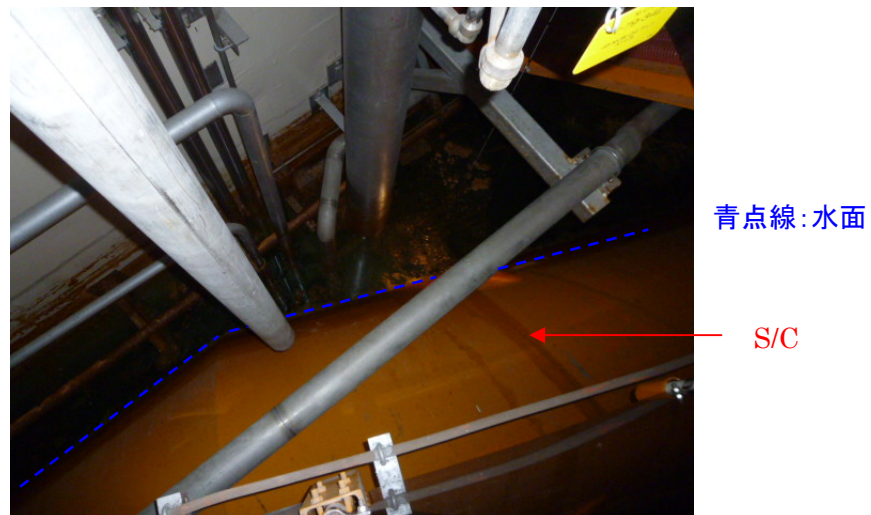


図4 4号機トラス室キャットウォークから真下を撮影

2号機 MAAP 解析における注水量の設定について

解析における RCIC の注水量は、全交流電源喪失前はほぼ定格流量で、全交流電源喪失後は、測定された原子炉圧力を模擬するよう注水量を約 30t/h に設定した (図 1)。

解析における消防車による原子炉への注水量の入力値については、これまでに公表した操作実績をもとに、平均の注水流量を超えないように設定し、また当時消防車の吐出圧は 1MPa (gage) 程度であったことから、原子炉圧力が 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 (図 2)。

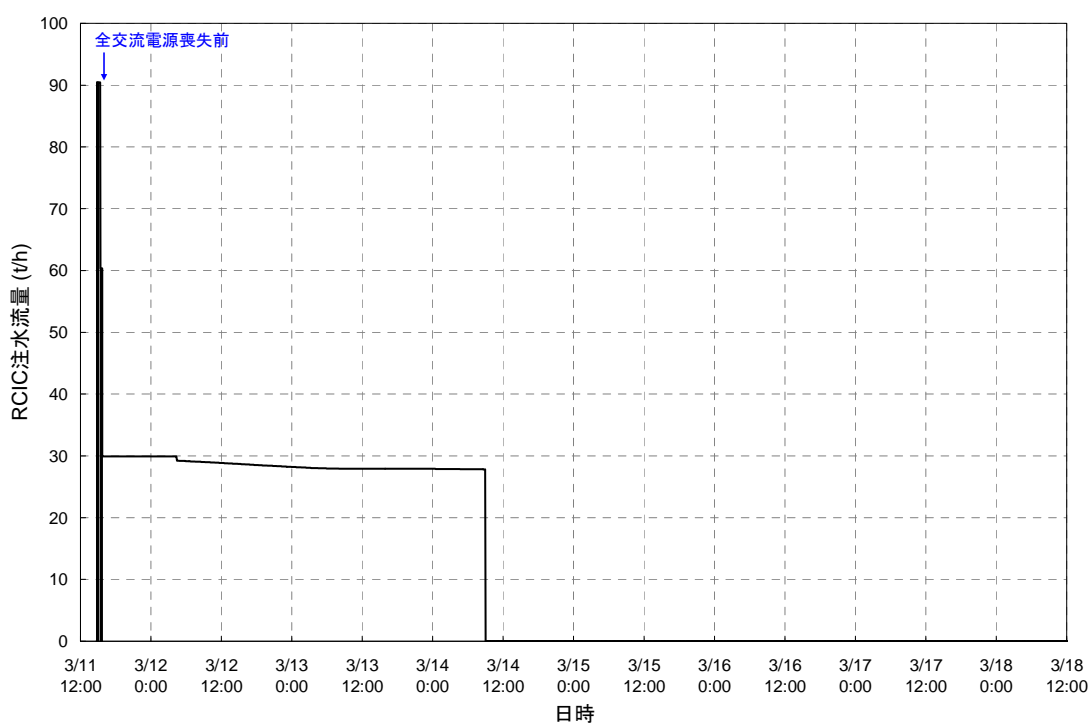


図 1 RCIC の注水流量

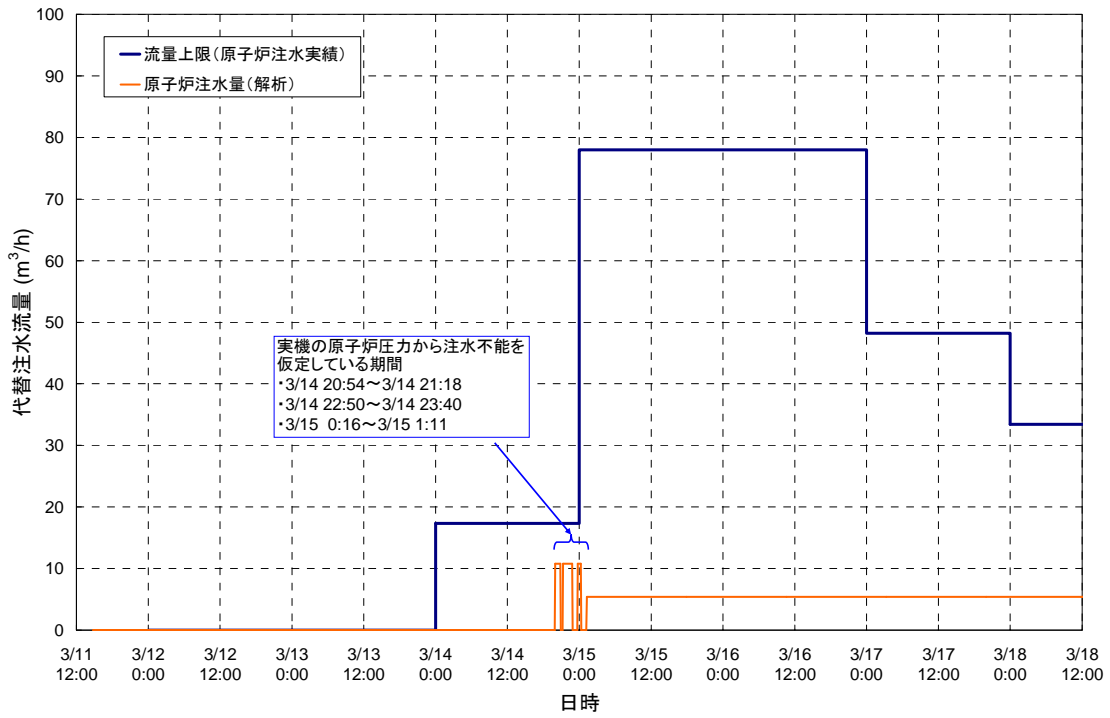


図 2 消防車の注水実績と解析における原子炉への注水量

3号機 時系列比較表

前回 (H23.5 時点) の時系列			今回の時系列			備考
日付	時刻	事象	日付	時刻	事象	
3/11	14:46	地震発生	3/11	14:46	地震発生	—
	14:47	原子炉スクラム		14:47	原子炉スクラム	—
	15:06	RCIC 手動起動		15:05	RCIC 手動起動	アラームタイパの時刻を正とした。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」で 15:05 としている。
	15:25	RCIC トリップ (L-8)		15:25	RCIC トリップ (L-8)	—
	15:38	全交流電源喪失		15:38	全交流電源喪失	—
	16:03	RCIC 手動起動		16:03	RCIC 手動起動	—
3/12	11:36	RCIC トリップ	3/12	11:36	RCIC トリップ	—
	—	—		12:06	DDFP による代替 S/C スプレイ開始	最新の時系列の反映。
	12:35	HPCI 起動 (L-2)		12:35	HPCI 起動 (L-2)	—
3/13	2:42	HPCI 停止	3/13	2:42	HPCI 停止	—
	—	—		3:05	DDFP による代替 S/C スプレイ停止	最新の時系列の反映。
	—	—			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	
	—	—		5:08	DDFP による代替 S/C スプレイ開始	最新の時系列の反映。

						始 (原子炉代替注水ラインからの切替)		
—	—	—	7:39			DDFP による代替 D/W スプレー開始 (代替 S/C スプレーからの切替)	最新の時系列の反映。	
—	—	—	7:43			DDFP による代替 S/C スプレー停止	最新の時系列の反映。	
—	—	—	8:40～ 9:10			DDFP による代替 D/W スプレー停止。原子炉代替注水ラインへ切替	最新の時系列の反映。 解析上は、PCV 圧力が大きく上昇する 8:55 に D/W スプレーが停止したものと設定	
9:08 頃	逃がし安全弁による原子炉圧力容器減圧操作		9:08 頃			SRV による原子炉圧力の減圧	—	
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		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	—	
9:25	淡水注入開始		9:25			淡水注入開始	—	
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		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	—	
—	—		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	最新の時系列の反映。 海水注水への切替の間も DDFP は運転を継続しているため、13:12	

							の海水注水開始まで、注水の停止はなかつたものと仮定。
	12:30	格納容器ベントについて、開操作		12:30	格納容器ベントについて、開操作		—
	13:12	淡水注入より海水注入に切替		13:12	海水注入ラインが完了、注水開始		—
	14:10	格納容器ベントについて、ベント弁閉を仮定		14:10	格納容器ベントについて、ベント弁閉を仮定		—
	—	—		21:10	格納容器ベント, AO 弁開判断		最新の時系列の反映。 解析上は PCV 圧力の低下が始まる 20:30 に設定。
	—	—	3/14	0:50	格納容器ベントについて、閉を仮定		解析上の仮定。
3/14	1:10	水源ピットへの水補給のため注水停止		1:10	水源ピットへの水補給のため注水停止		—
	3:20	水源ピットへの水補給完了、注水開始		3:20	水源ピットへの水補給完了、注水開始		—
	5:20	格納容器ベントについて、圧力抑制室側 AO 弁操作		5:20	格納容器ベントについて、圧力抑制室側 AO 弁小弁開操作開始		—
	—	—		6:10	格納容器ベントについて、圧力抑制室側 AO 弁小弁開操作完了		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。
	—	—		11:01	原子炉建屋爆発		—
	—	—		11:01	海水注水停止 (爆発の影響)		最新の時系列の反映。

	12:00	格納容器ベントについて、圧力抑制室側弁閉を仮定		12:00	格納容器ベントについて、圧力抑制室側弁閉を仮定	—
	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		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	—
	—	—		16:30	海水注水再開	最新の時系列の反映。
	21:04	格納容器ベントについて、圧力抑制室側弁開操作を仮定		21:04	格納容器ベントについて、圧力抑制室側弁開操作を仮定	—
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	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	—
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	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	—
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	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	—
	21:30	格納容器ベントについて、圧力抑制室側弁開操作		21:30	格納容器ベントについて、圧力抑制室側弁開操作	—
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	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	—
	5:30 頃	格納容器ベントについて、圧力抑制室側弁開操作		5:30 頃	格納容器ベントについて、圧力抑制室側弁開操作	—
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	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	—
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	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	—

3号機 MAAP 解析における注水量の設定について

解析における RCIC、HPCI の注水量は、測定された原子炉水位をある程度模擬するよう設定した（図 1）。

解析における消防車による原子炉への注水量の入力値については、これまでに公表した操作実績をもとに、平均の注水流量を超えないように設定するとともに、格納容器スプレイ流量を図 2 に示すとおり設定した。

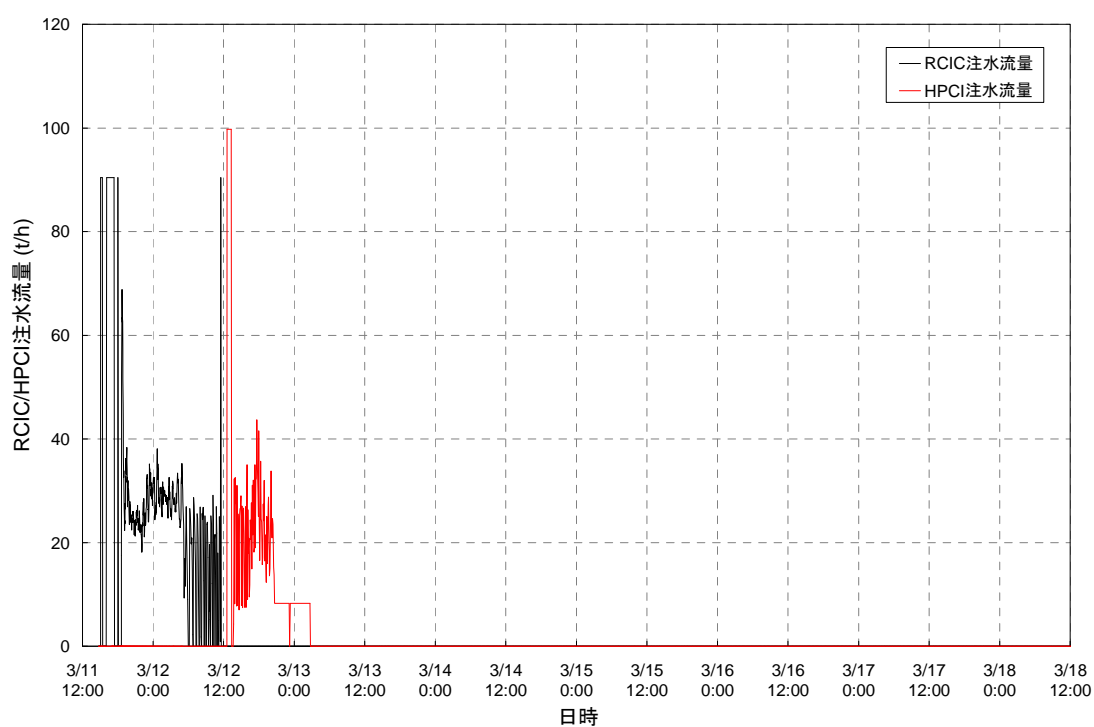


図 1 RCIC と HPCI の注水流量

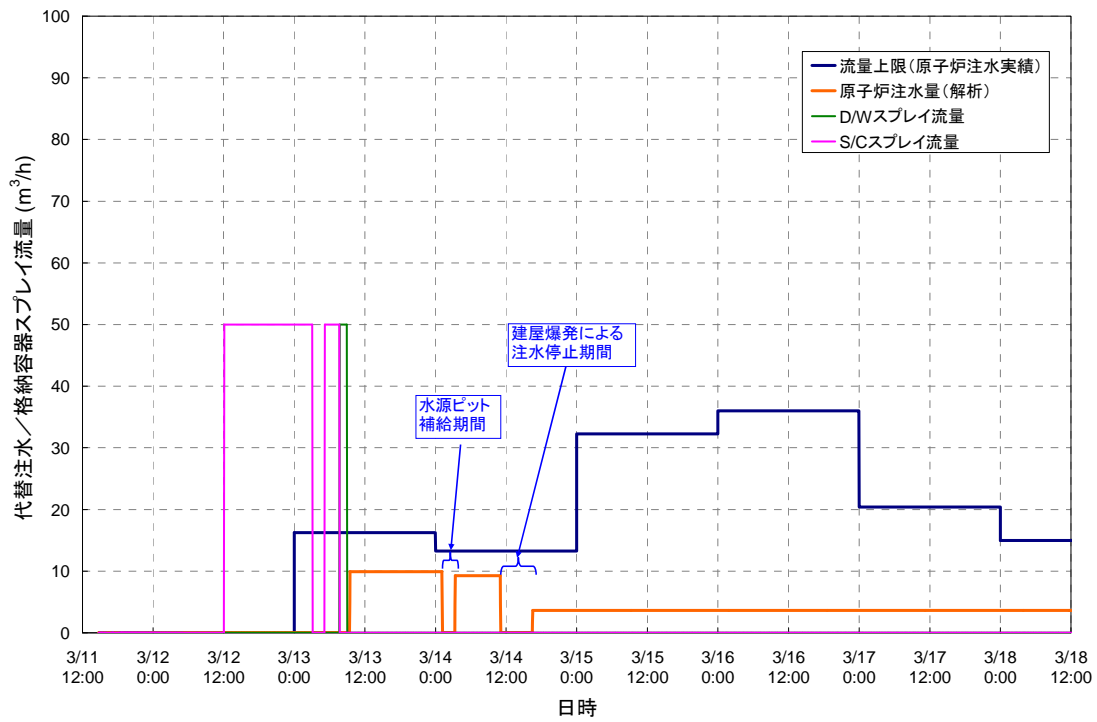


図 2 消防車の注水実績と解析における原子炉への注水量/格納容器スプレイ流量

3号機の高圧注水系（HPCI）作動時における原子炉圧力について

(1) はじめに

3号機のHPCIの動作については、平成23年5月23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運転記録及び事故記録の分析と影響評価について」において、3号機の炉心の状態の評価の記載の一部に、“HPCIが動作している部分において圧力の低下傾向が見られている。例えばHPCIの蒸気配管を通じて格納容器外へ蒸気がリークすると仮定して解析を行うと、原子炉圧力及び格納容器圧力の挙動と概ね一致する解析結果となる”旨、計測された挙動に合う条件の一例を記載している。

その後、調査及び評価を進めている段階で、HPCIは流量調節をしながら連続運転を実施していたことが判明した。ミニマムフローラインを通じて、一定流量のHPCI流量を維持するために復水貯蔵タンクを水源とする水がS/Cへ流れ込むとの仮定をおくことで、原子炉圧力、格納容器圧力の挙動を説明できる解析結果が得られたことから、平成23年7月28日に上述の内容を公表している。

平成23年12月22日公表した「福島第一原子力発電所事故の初動対応について」に記載の新たに得られた情報、「ミニマムフローラインはS/Cの水位が上昇することを懸念して全閉操作していたこと」、「HPCIの流量調整は、原子炉への注水の一部をテストラインにまわすことで実施していたこと」「格納容器を冷却するためスプレイを実施していたこと」に基づき、HPCIの運転状況について整理し、平成23年12月22日に原子力安全・保安院に報告した（「福島第一原子力発電所の事故状況及び事故進展の状況調査結果について」）。

なお、7月28日時点でのHPCI運転状態の推定は実際の運転状態とは異なっていたものの、原子炉からはHPCIの蒸気配管を通じて蒸気の流出を継続させていたこと、S/Cに外部から低温の水を持ち込むことで格納容器圧力の上昇が抑制されたこと、という大きな特徴についての変更はなく、結果として、12月22日の解析結果および今回の解析結果は7月28日時点の解析結果と同等の傾向を示すものとなった。また、HPCIの作動期間において原子炉水位は維持されていることから、3号機の炉心の状態の解析結果には特段の影響はない。

(2) 現場の状況及び操作について

○現場の状況について

- ・HPCIの蒸気配管を通じて格納容器外へ大量に蒸気がリークしていた場合は、HPCI室含め原子炉建屋内は高温又は高い蒸気雰囲気となり建屋に人が立ち入ることは不可能であると考えられるが、3月13日にHPCIが停止した後、RCICの再起動を試みるためHPCI室を経由してRCIC室に入った運

転員がいた。

○HPCI の操作について

- ・ HPCI が起動した後、原子炉水位低、原子炉水位高による HPCI の起動と停止の繰り返しを回避するため、原子炉水位を確認しながら HPCI の流量調整を実施していた※。この流量調整はテストラインを活かし実施していた。なお、ミニマムフローラインは S/C の水位が上昇することを懸念して全閉操作していた（図 1）。
- ・ また、この時 HPCI は復水貯蔵タンクを水源として原子炉への注水を行っていた。

○格納容器スプレイについて

- ・ 格納容器の圧力／温度を低下させるため、表 1 の時系列で格納容器スプレイを実施していた（図 2）。

表 1 3号機 格納容器スプレイに関する時系列

日付	時刻	事象
3/12	12:06	DDFP による S/C スプレイ開始
3/13	3:05	DDFP による S/C スプレイ停止
	5:08	DDFP による S/C スプレイ開始
	7:39	DDFP による D/W スプレイ開始
	7:43	DDFP による S/C スプレイ停止
	8:40～9:10	DDFP による D/W スプレイ停止

※：操作手順において、原子炉水位低（L-2）／原子炉水位高（L-8）による起動、停止の繰り返しによって HPCI の運転継続を損なわせてはならない旨が定められている。

(3) 設備の設計という観点での HPCI 配管破断の可能性について

平成 23 年 5 月の解析においては、計測された原子炉圧力及び格納容器圧力の挙動に合う条件の一例として、HPCI の蒸気配管を通じて格納容器外へ蒸気がリークするとした場合について記載しているが、7 月 28 日に公表したとおり、設備の設計という観点で HPCI 配管が破断し大量の蒸気が漏えいしていたということは考えられない。

- ・ HPCI 動作期間においては原子炉水位が維持されていたことから、原子炉から発生する蒸気は HPCI に供給され、原子炉への注水が行われていた。
- ・ 仮に HPCI の蒸気配管が破断し、格納容器外に蒸気が流出した場合、HPCI

蒸気管破断（蒸気流量大）により隔離信号が発せられること、また、HPCI 蒸気配管周りには、HPCI タービン／ポンプ室、蒸気供給ラインペネ室等に温度検出器が設置されており、雰囲気温度高により隔離信号が発せられることから、HPCI は動作しない、もしくは停止すると考えられ、原子炉水位が維持できていたことと整合しない。

(4) 原子炉圧力低下等のプラント挙動の要因について

HPCI の流量を調整し、表 1 の操作を考慮した MAAP 解析の結果（原子炉水位変化、原子炉圧力変化）を図 3、図 4 に示す。なお、RCIC、HPCI は実測の水位を模擬するよう注水量を変化させた解析を行った。

- ・通常は HPCI による注水が始まると、原子炉圧力は HPCI の注入に伴い減少するが、HPCI の注入に使用された蒸気は S/C で凝縮されるため S/C の水温は上昇し、格納容器圧力は上昇することとなる。
- ・実測の原子炉圧力挙動は、HPCI の継続的な運転により原子炉圧力は低下するものの、原子炉水位高（L-8）による HPCI の不必要な停止を避けるため HPCI 注水量を調整し、その際にテストラインを使用していた。また、格納容器の圧力および温度については、スプレイを実施することで上昇が抑制されていたものと考えられる。
- ・解析において、HPCI の起動直後は注水量を多くし、水位が上昇した後は低下させるとの流量調整を実施すると、注水量低下直後は HPCI タービン流量の低下、蒸気発生量の増加により、一時的に圧力低下速度が緩やかとなる。

(5) まとめ

平成 23 年 7 月 28 日、12 月 22 日に公表した内容と同じく、HPCI 停止後に HPCI 室に人が立ち入っていることや設備の設計の観点から、原子炉圧力の低下は HPCI の配管が破断したことによるものではなく、HPCI の継続的な運転によるものと考えられる。

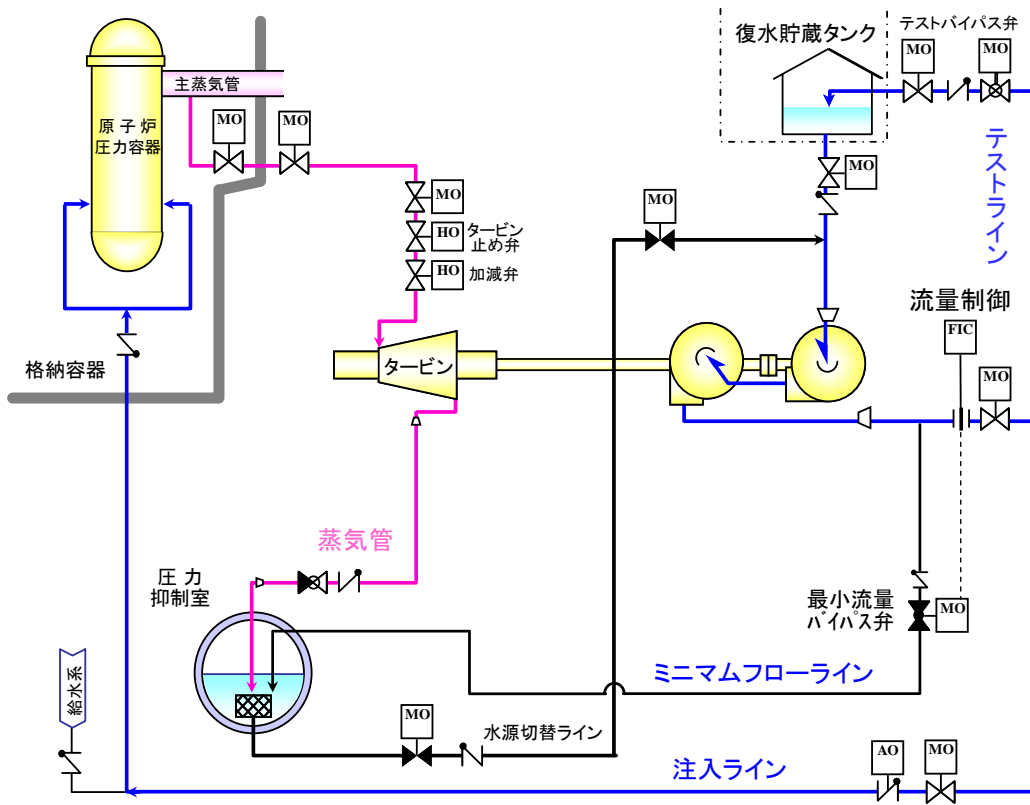


図1 HPCI 系統概略図

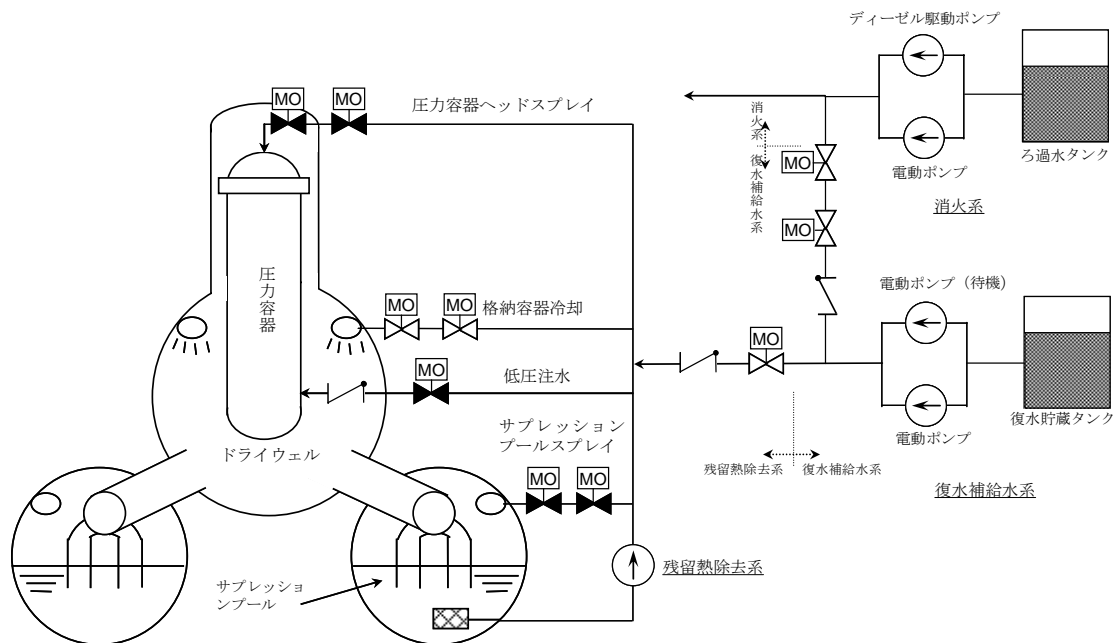


図2 3号機 代替格納容器スプレイ系統概略図

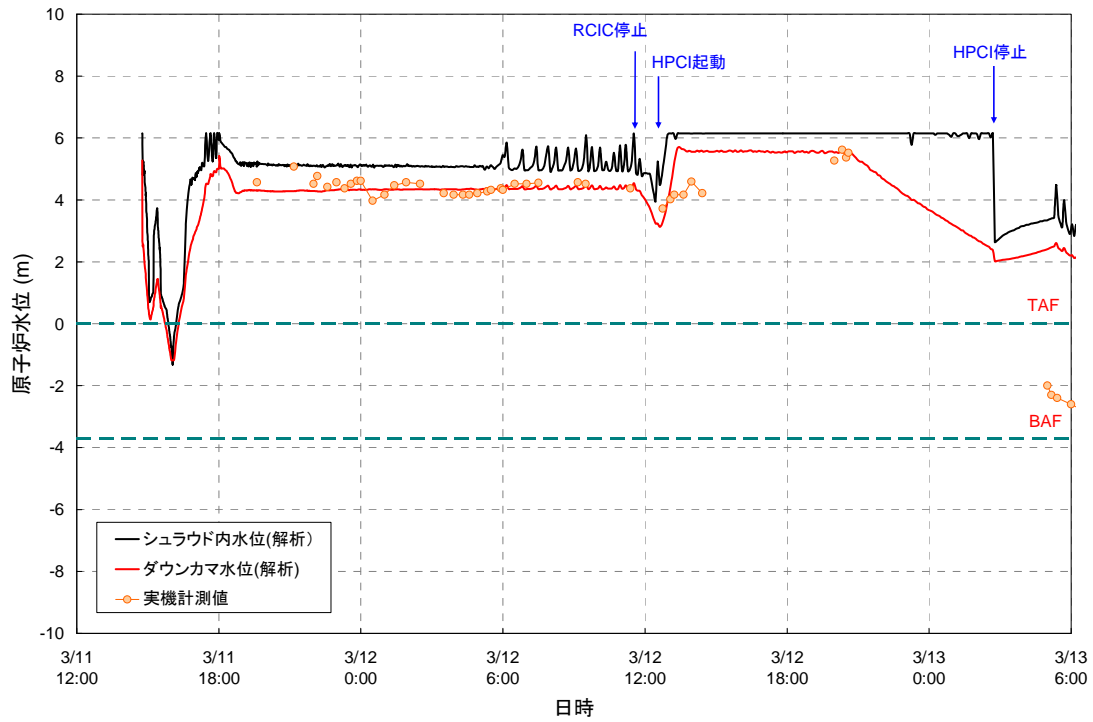


図3 3号機 原子炉水位変化 (今回解析結果)

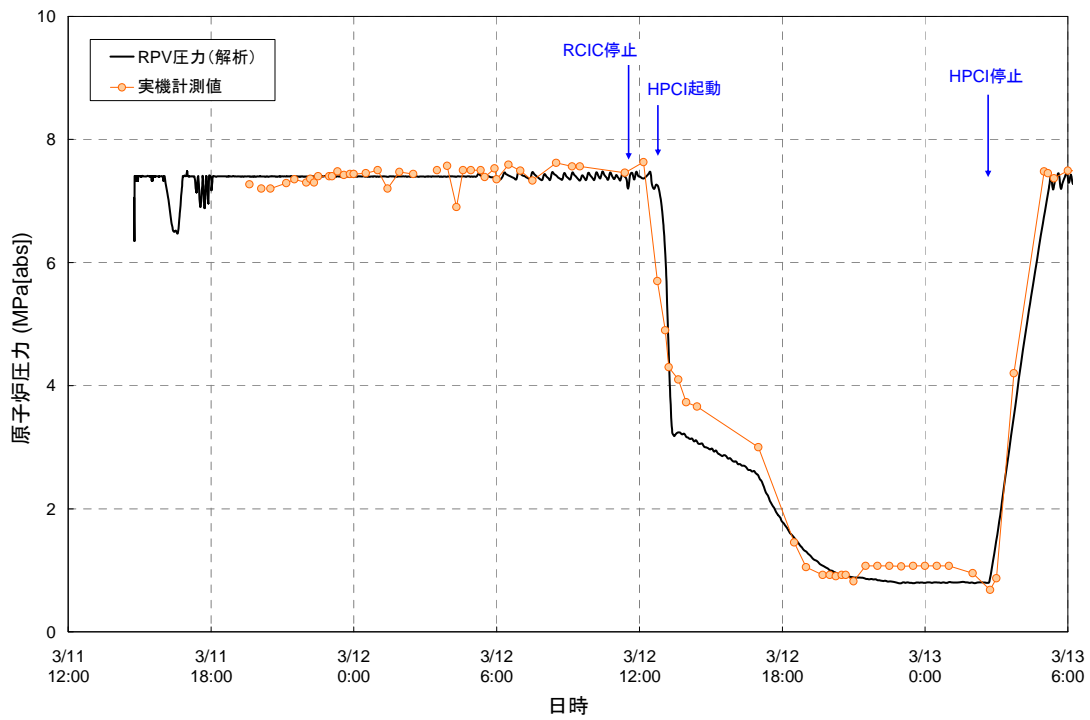


図4 3号機 原子炉圧力変化 (今回解析結果)

3号機 格納容器圧力変化について

(1) 平成23年5月の解析結果と実機計測値の相違

3号機の格納容器圧力については、平成23年5月23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運転記録及び事故記録の分析と影響評価について」においても、実測値と解析値に整合していない部分が見られる（図1, 2参照）。具体的には、3号機の格納容器圧力の実測値は、平成23年3月12日12時頃まで上昇を続け、その後3月12日22時頃にかけて低下する推移を示しているが、解析の結果と比較すると、3月12日12時頃までの期間においては、実測値の方が最大で100kPa程度高い推移を示し、さらに3月12日22時頃までの実測値の低下傾向を解析では再現できていない。

なお、図1, 2中の①②の期間は実測値と解析値が整合していない部分を示している。

(2) 格納容器圧力の推移に関する検討

検討は、①地震発生から3月12日12時10分までの期間（実測値の格納容器圧力が上昇している期間）と、②3月12日12時10分から3月12日22時00分までの期間（実測値の格納容器圧力が低下している期間）の2つに分けて実施した。

なお、格納容器圧力の挙動に寄与する冷却系の動作状況を、表1に整理した。格納容器スプレイに関する操作状況は、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」に記載の情報である。

表1 冷却系の動作に関する時系列

日付	時刻	事象
3/11	16:03	RCIC 起動
3/12	11:36	RCIC 停止
	12:06	DDFP による S/C スプレイ開始
	12:35	HPCI 起動
3/13	2:42	HPCI 停止
	3:05	DDFP による S/C スプレイ停止
	5:08	DDFP による S/C スプレイ開始
	7:39	DDFP による D/W スプレイ開始
	7:43	DDFP による S/C スプレイ停止
	8:40~9:10	DDFP による D/W スプレイ停止

(2)-1 ①の期間について

この期間において、平成 23 年 5 月の解析では、解析値より実測値の方が最大で 100kPa 程度高い値を示している。この期間の格納容器圧力の上昇は、主に、逃がし安全弁 (SRV) の動作および RCIC の排気蒸気によるものと考えられる。両者ともに、S/C のプール水において蒸気凝縮することから、格納容器の圧力上昇は抑制される。そこで、S/C ではなく、D/W に直接エネルギーが移行する経路を想定すると、格納容器圧力の上昇を再現することが可能であると考えられる。なお、地震後のプラントパラメータから、原子炉圧力容器バウンダリは健全であると考えられることから、バウンダリの損傷以外のメカニズムについて検討した。

メカニズムの 1 つとして、平成 23 年 5 月の MAAP 解析では考慮していない再循環系 (PLR) ポンプメカシールからの炉水の漏えいが考えられる。通常、PLR ポンプメカシールでは、制御棒駆動機構 (CRD) ポンプから供給されるシール水により炉水をシールし、シール水の一部が PLR ポンプ主軸部から D/W 機器ドレンサンプに滴下する構造 (この滴下量をコントロールブリードオフ流量という) となっているが、外部電源喪失時には CRD ポンプからのシール水の供給が失われるため、高温の炉水が PLR ポンプ主軸部から D/W 機器ドレンサンプに滴下していたものと考えられる。

そこで今回の解析では PLR ポンプメカシールからの漏えい量をコントロールブリードオフ流量と同じ約 3 l/min/pump を仮定して解析を実施したが、実機計測値の圧力上昇を再現するには至らず、また、崩壊熱をより現実に近づけるため平成 23 年 5 月の解析より低い値に見直したことにより、格納容器圧力の解析値は①の期間で低下し、実測値より最大で 150kPa 程度低い値を示すこととなった (図 3)。

(2)-2 ②の期間について

実機において、3 月 12 日 12 時 06 分から S/C スプレイを実施しており、②の期間における格納容器圧力の低下挙動に影響を与えたものと考えられる。今回の解析はこの操作をもとに実施したものであるが、得られた結果をみると、②の期間で格納容器圧力の上昇を抑制する効果はあるものの、格納容器圧力を低下させるには至っていない (図 3)。RCIC、HPCI の運転中は水位が保たれ、燃料の除熱ができている状態であるため、原子炉圧力容器の圧力、格納容器の圧力は、津波により海水系のヒートシンクを喪失してからの崩壊熱の積分量が、炉水、構造物、D/W、S/C の気相、水相のそれぞれにどのように配分されたかによって決定される。したがって、現在の解析では HPCI 運

転時の水位等に実測値との相違が存在しているため、その配分が現実と異なっている可能性があり、その結果として格納容器圧力を過大に評価している可能性はある。ただし、②の期間の後半では、解析値と実測値はほぼ同程度の圧力となった。

なお、項目(2)-1で記載した PLR ポンプメカシールからの漏えいは、原子炉水位を維持できている②の期間においても発生していると考えられるが、3月12日12時35分から動作している HPCI の影響により原子炉圧力が大きく低下していることから、漏えい水量は減少しており、かつ漏えい水のエンタルピーも減少していると考えられる。従って、PLR ポンプメカシールからの漏えい水による格納容器圧力の上昇については、①の期間よりも寄与が小さいものと考えられる。

(2)-3 他の機関で実施された解析について

一方、平成24年2月1日に開催された第7回東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の技術的知見に関する意見聴取会に提出された独立行政法人原子力安全基盤機構による「圧力抑制室保有水の温度成層化による格納容器圧力等への影響等の検討」によれば、3号機の RCIC 運転期間においては、RCIC のタービン排気蒸気により排出管近傍における S/C のプール水温が上昇し、高温水が水面近傍を周方向に拡がることでプール上部が高温になり、温度成層化が発生した結果として①の区間で格納容器圧力が上昇した可能性について検討を実施している。今回の解析では、S/C のプール水は全体が平均温度となるモデルを使用しているため、成層化を扱っていないが、仮にこれが原因であるとすれば、今回の解析で①の区間における格納容器圧力の再現性が悪いことと整合する。また、②の区間において、S/C スプレイを実施するとプール表層部が優先的に冷やされることから、S/C スプレイ実施時（HPCI への切替時とほぼ同時）の格納容器圧力の低下を説明出来る可能性がある。

なお、今回の解析では崩壊熱をより現実に近づけるため平成23年5月の解析より低い値に見直しを行ったが、それによって得られた格納容器圧力の解析値と S/C スプレイ実施後の格納容器圧力の実測値が概ね一致する結果となった。すなわち、成層化による格納容器圧力の上昇があったものの、S/C スプレイによりプール水温度が均一化することで、プール水温均一を仮定した今回の解析値に近づいたものとする現象を非常に良く説明出来る。

上記の説明の例外として、3月12日22時00分の D/W 圧力は 170kPa[abs] と低く、S/C スプレイ実施後の格納容器圧力よりも約 100kPa 程度の差が存在している。この実測値は他の実測値と異なり、中操ではなく、現場の圧力計を測定したものであることが分かっており、他の圧力測定値とは異なる性質

を持っている。

(3) まとめ

RCIC、HPCI 運転期間中における格納容器圧力の挙動は、PLR ポンプメカシールからの漏えいを仮定した解析においても再現できていないが、S/C のプール水が温度成層化していたことに起因する可能性がある。また、崩壊熱を現実的な条件へ見直したことで、格納容器圧力の実測値との乖離は、S/C スプレイの実施により低減されることが確認された。

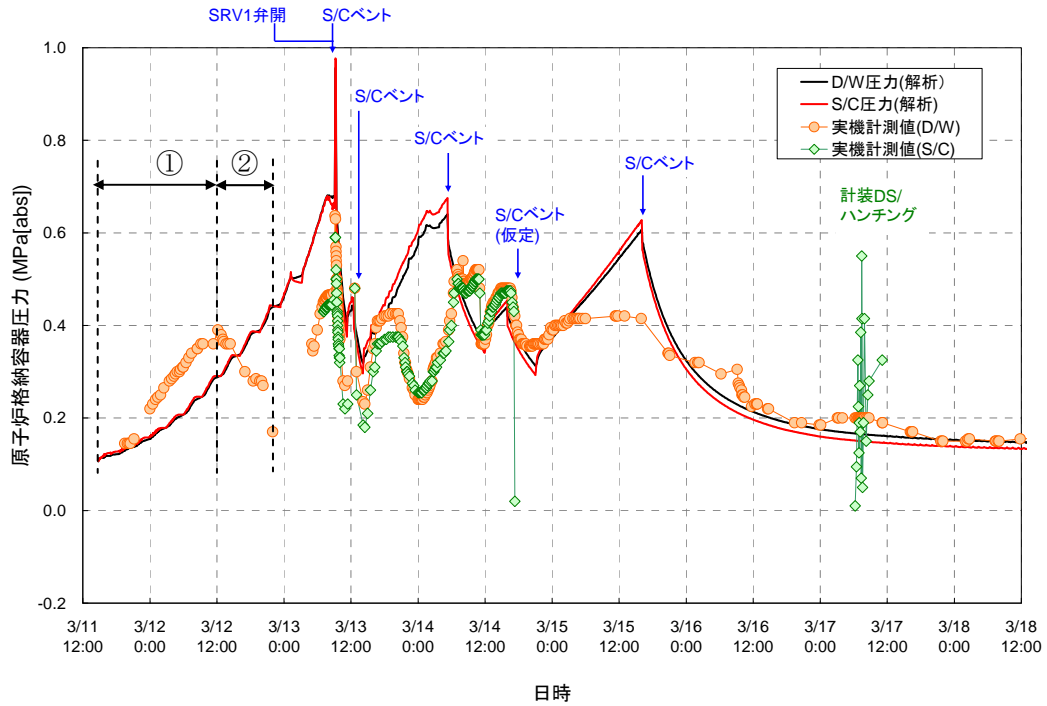


図1 3号機 格納容器圧力変化 (平成23年5月解析 図3.3.1.3)

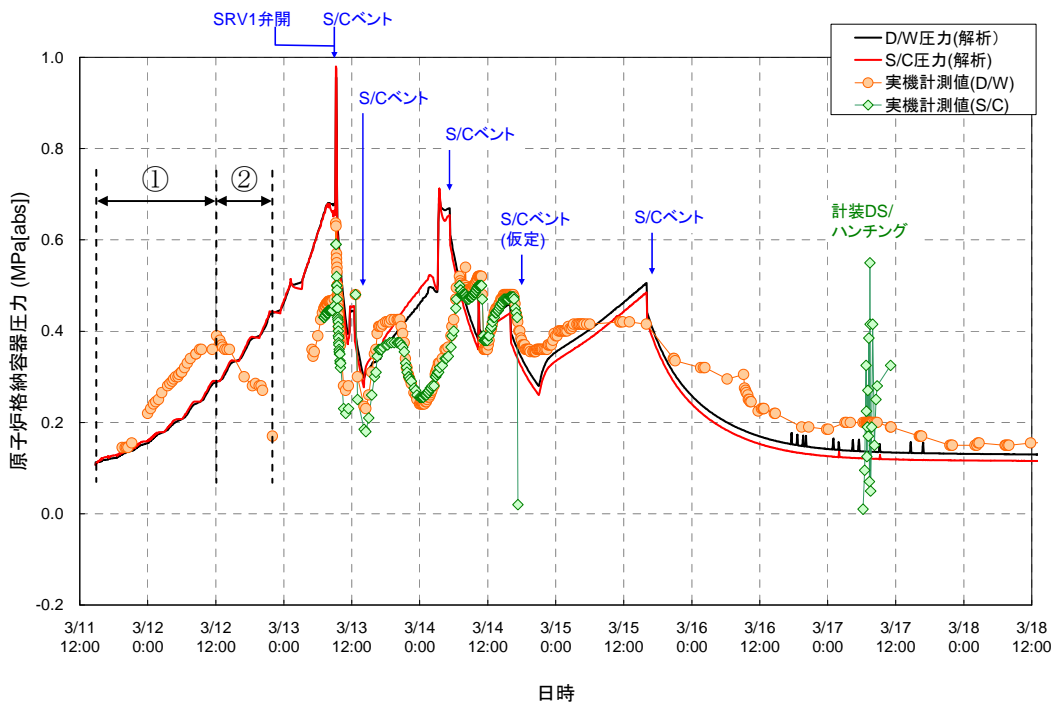


図2 3号機 格納容器圧力変化 (平成23年5月解析 図3.3.2.3)

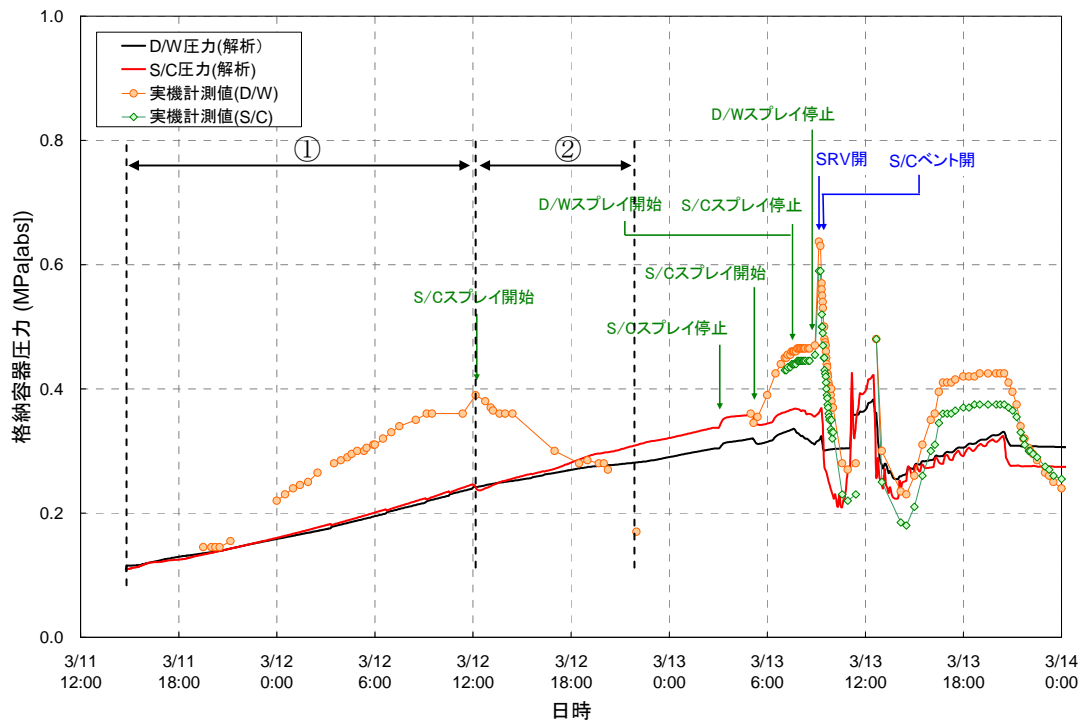


図3 3号機 格納容器圧力変化 (今回解析結果)

これまでに公表した解析結果

- 平成 23 年 5 月 23 日 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
別紙-1 福島第一原子力発電所 1～3号機の炉心の状態について

図表番号は原典と同一とした。

表 3. 1. 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
原子炉压力容器破損時間	地震発生後約 15 時間

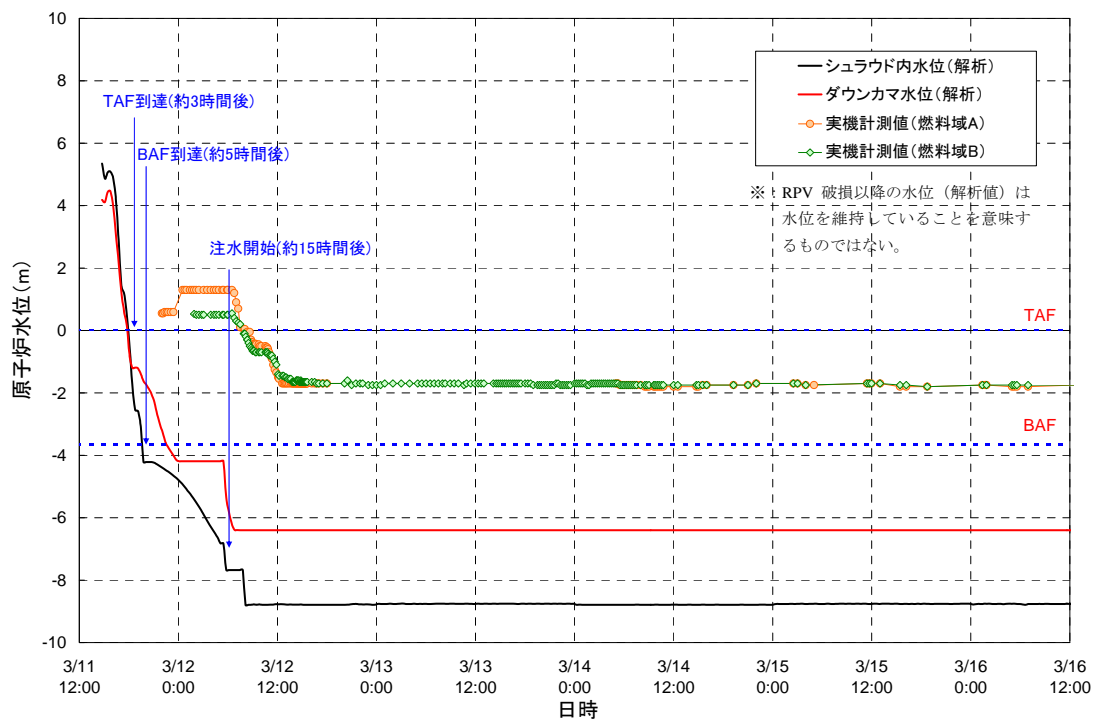


図 3. 1. 1 1号機 原子炉水位変化

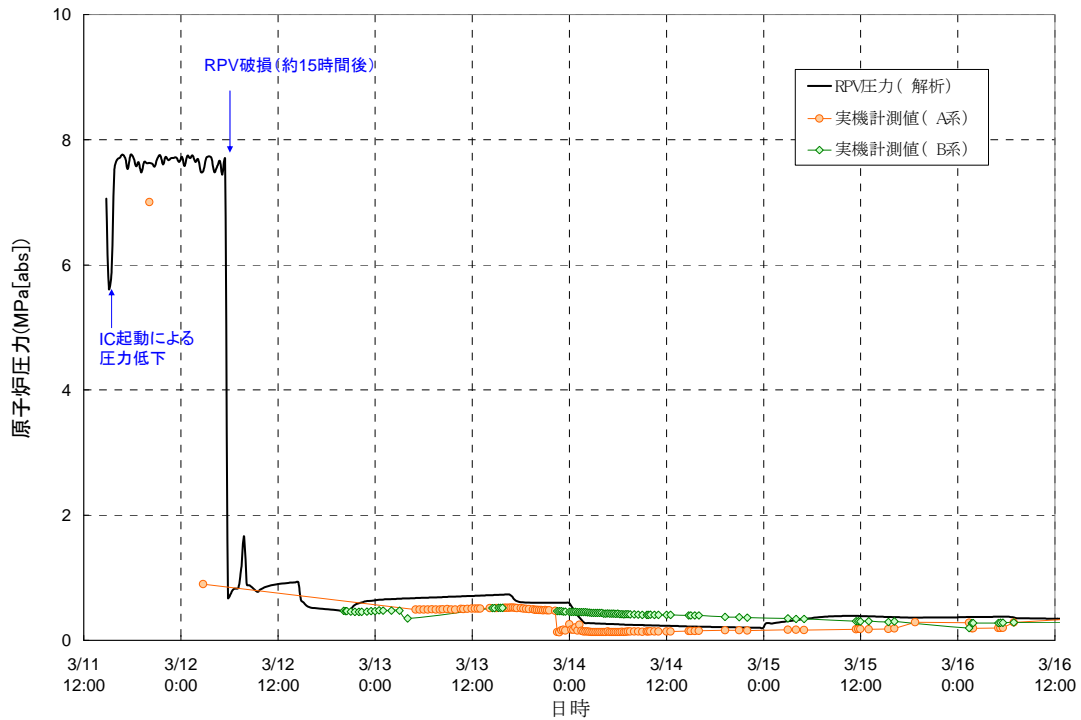


図 3. 1. 2 1号機 原子炉压力容器圧力変化

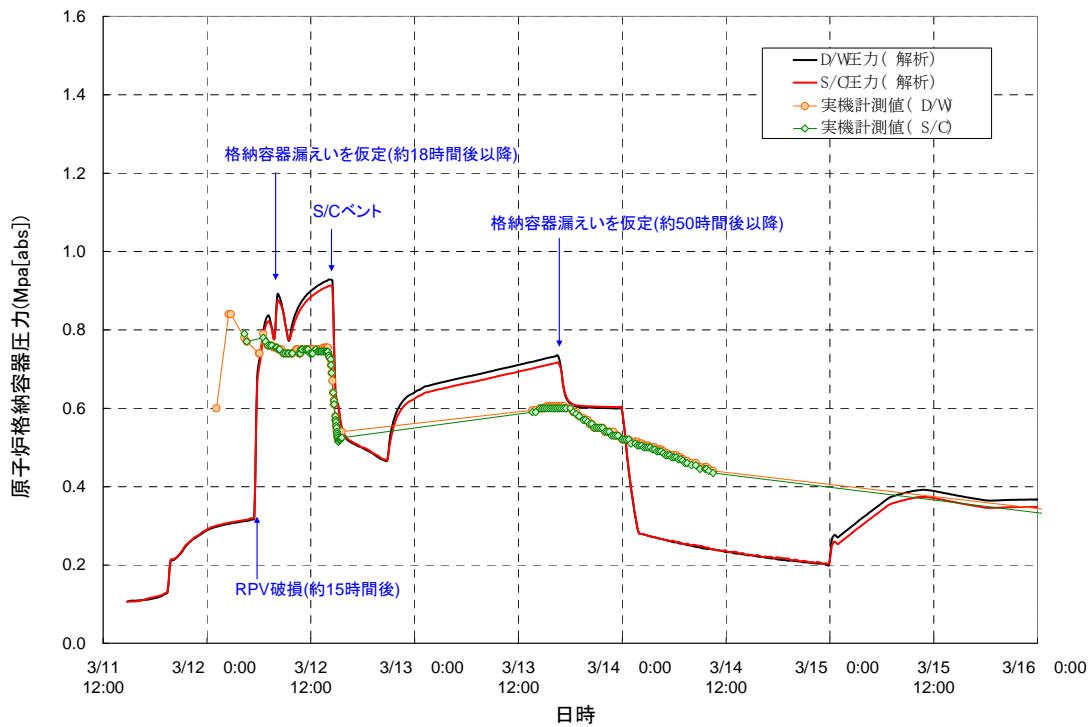


図 3. 1. 3 1号機 原子炉格納容器圧力変化

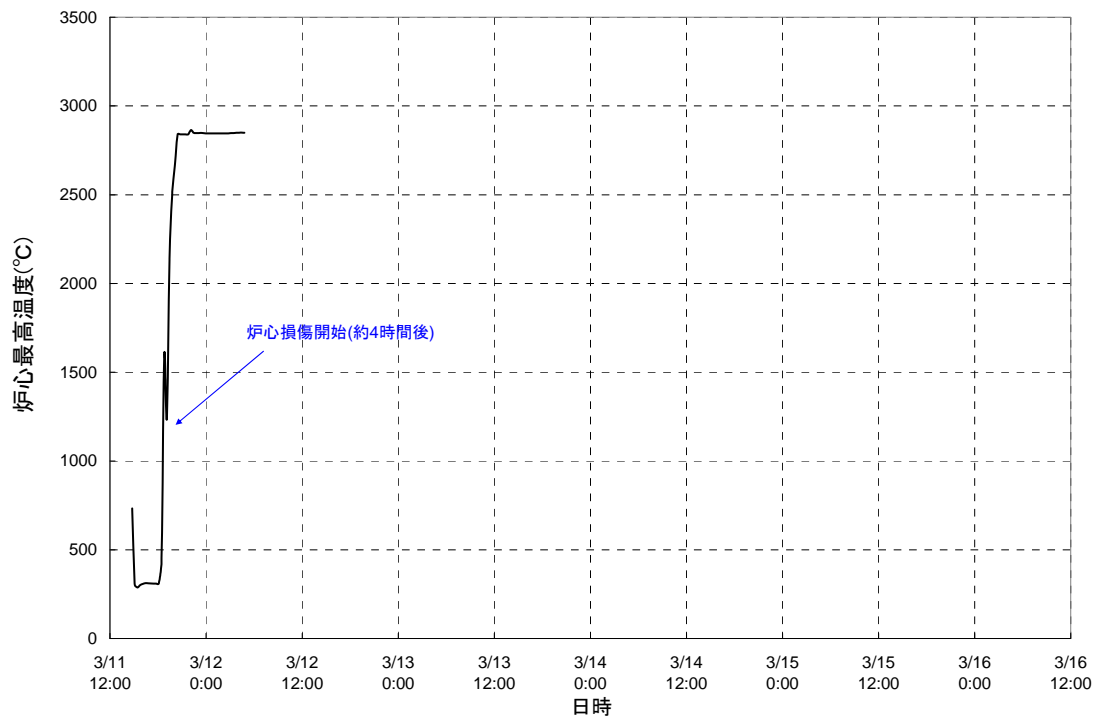


図3. 1. 4 1号機 炉心温度变化

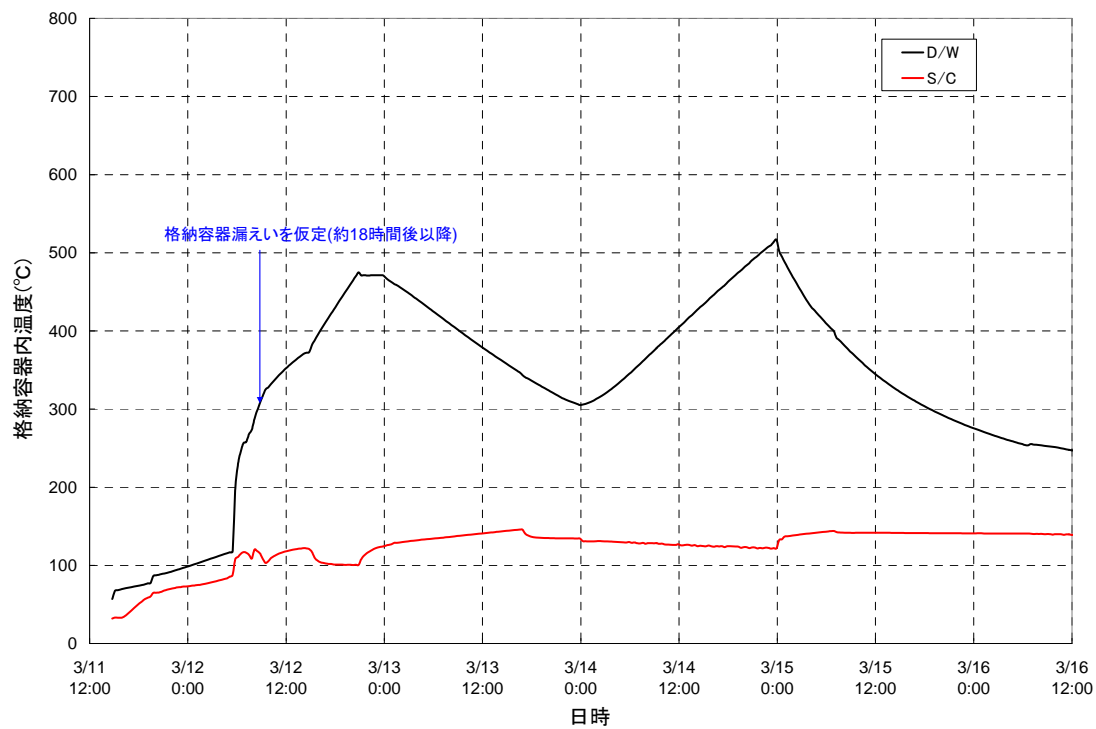


図3. 1. 5 1号機 原子炉格納容器温度变化

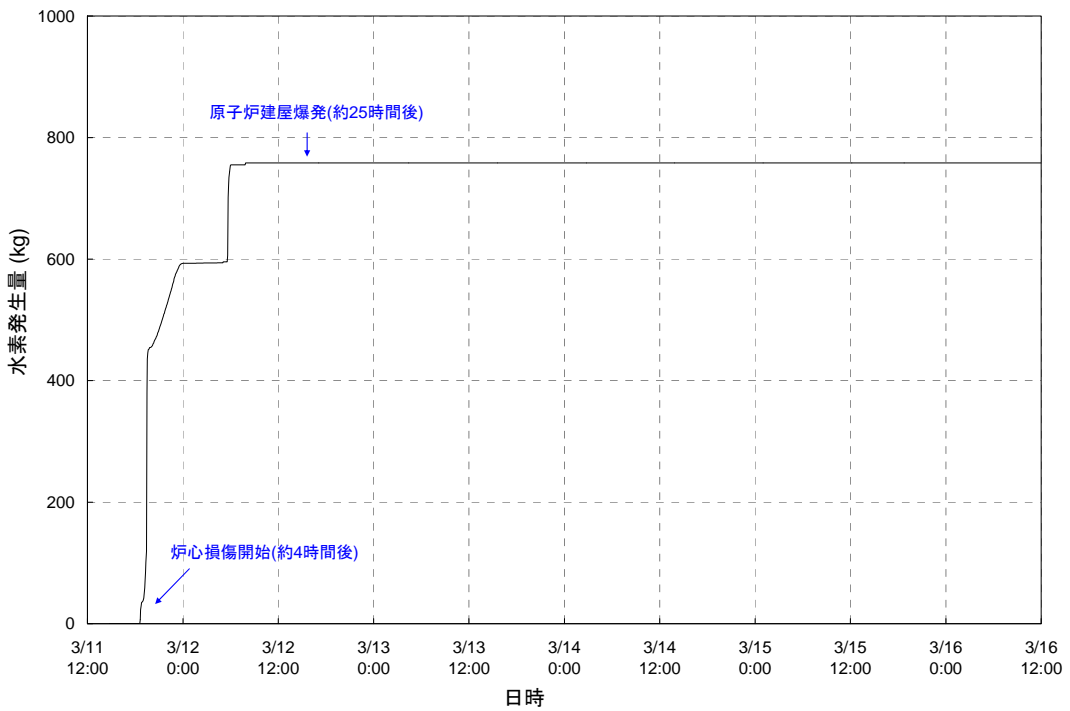


図3. 1. 6 1号機 水素発生量変化

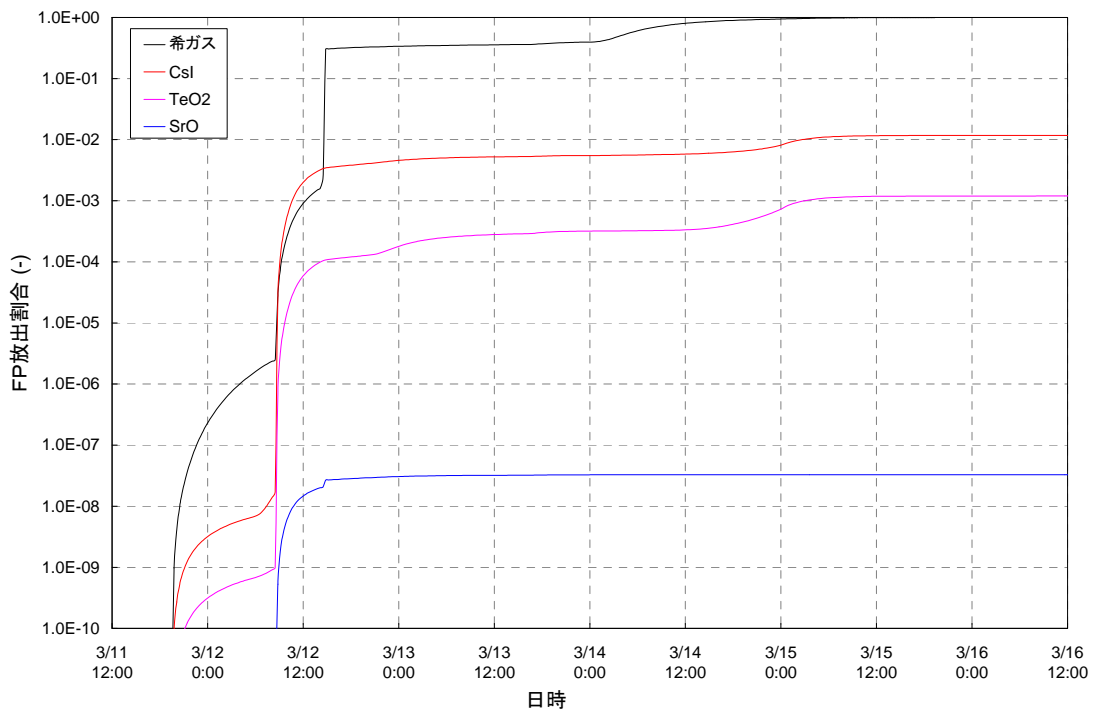


図3. 1. 7 1号機 FPの放出割合 (1/3)

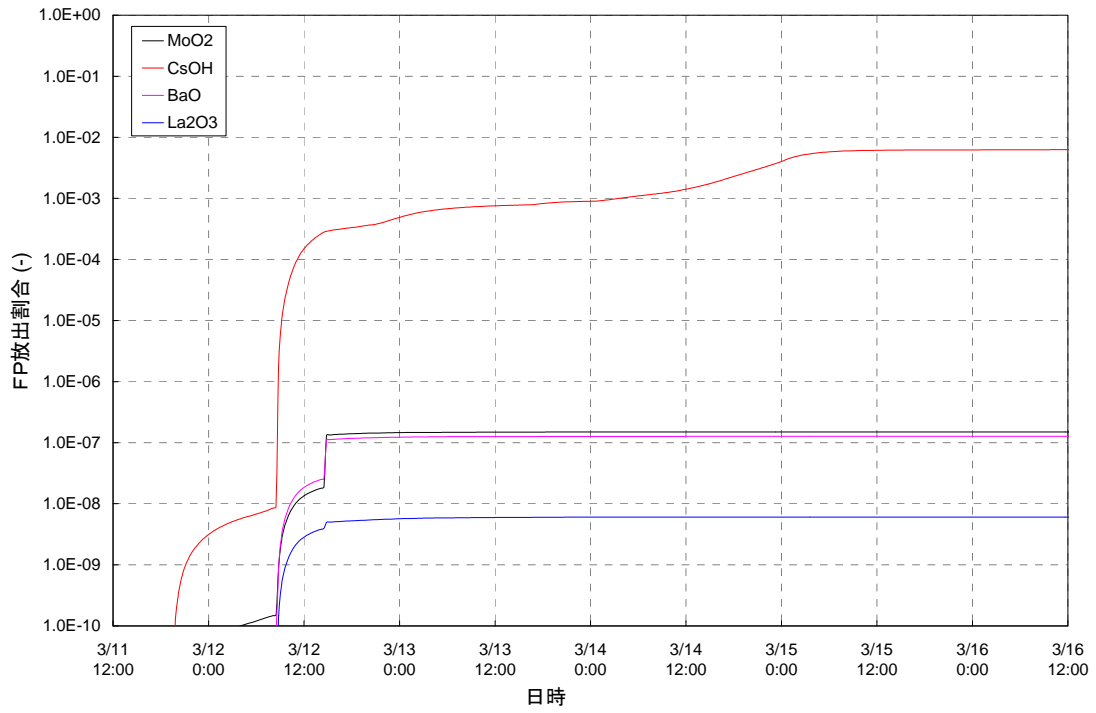


図3. 1. 7 1号機 FPの放出割合 (2 / 3)

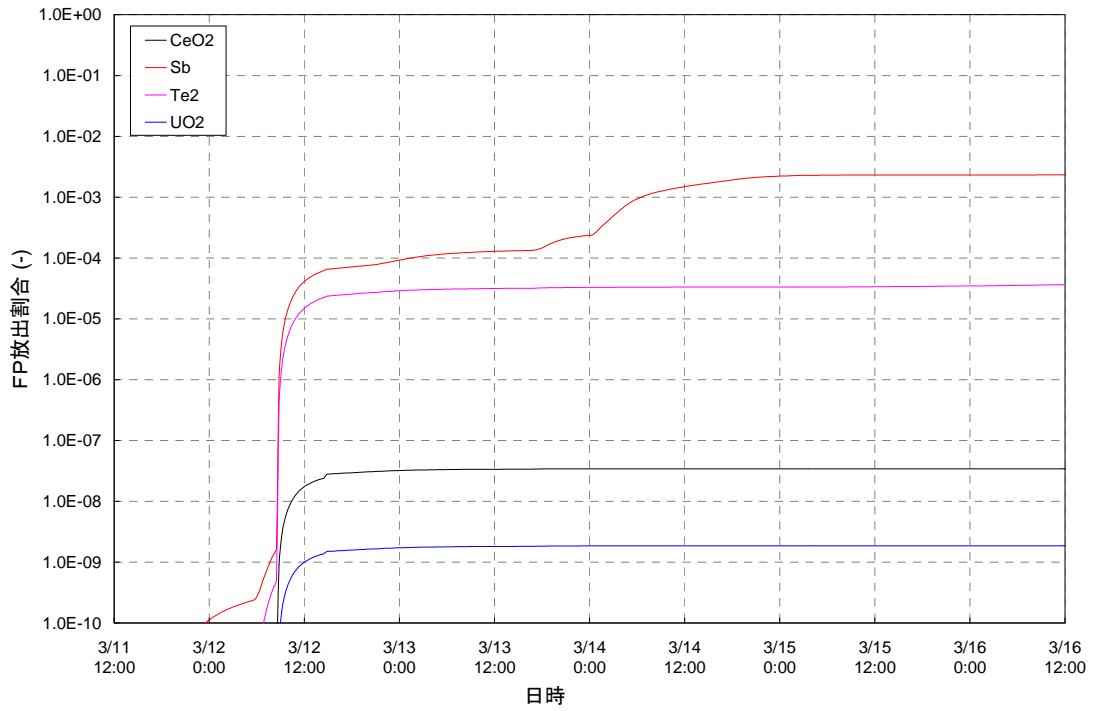


図3. 1. 7 1号機 FPの放出割合 (3 / 3)

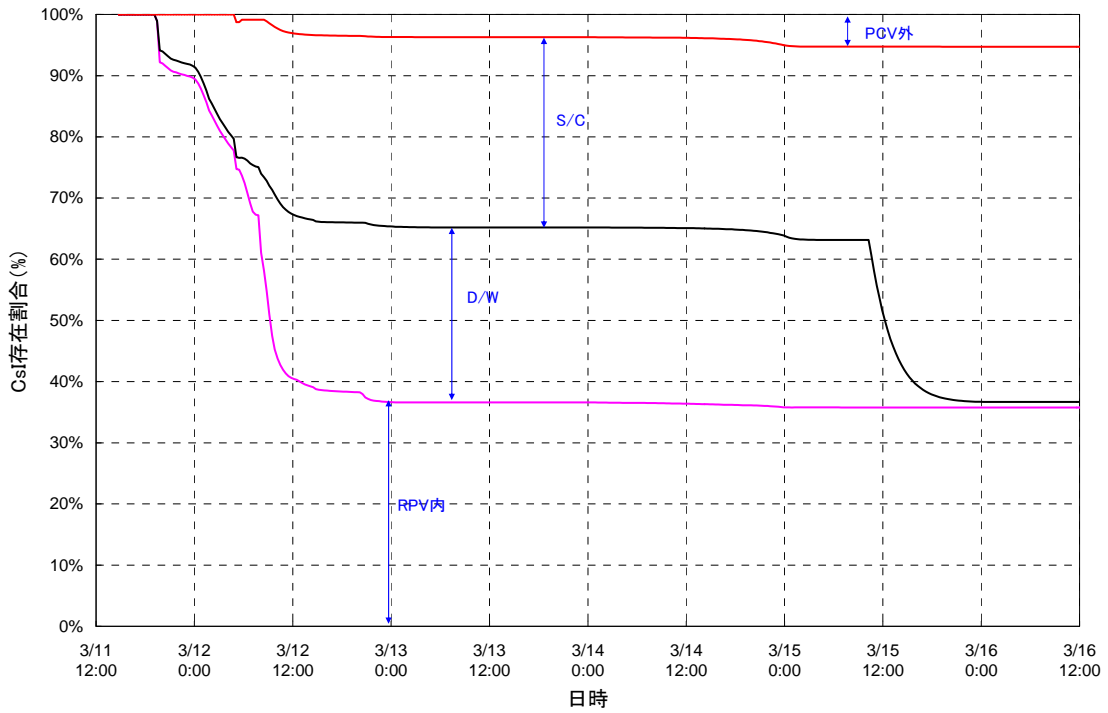


図3. 1. 8 1号機 FPの存在割合 (1/2)

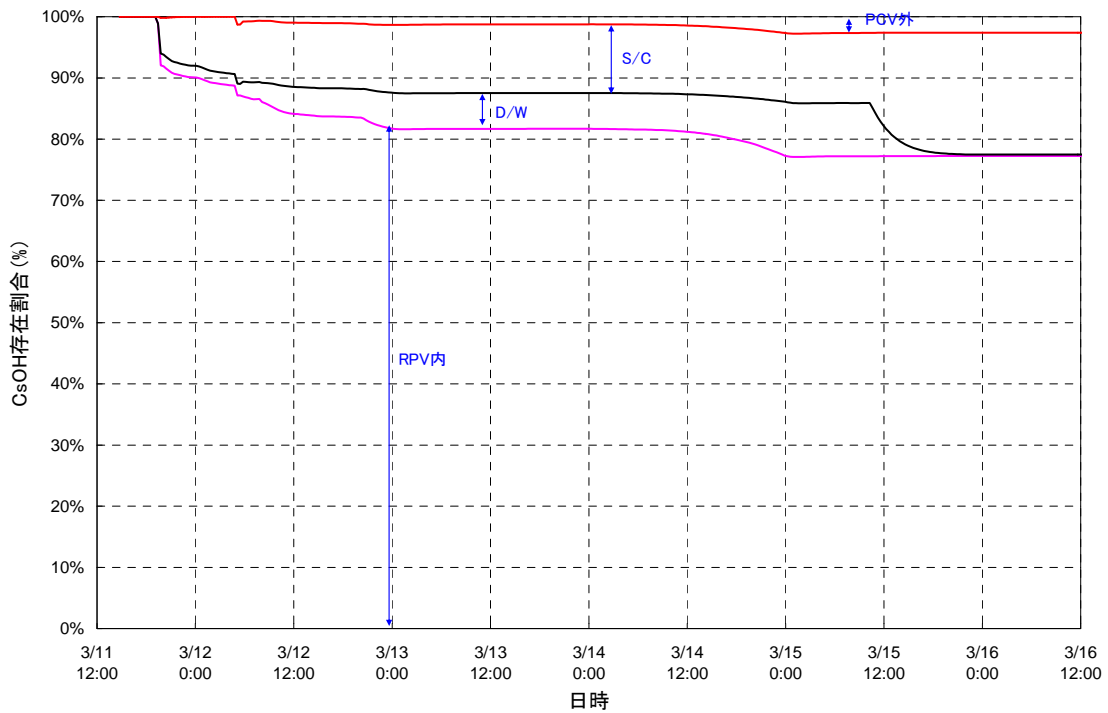
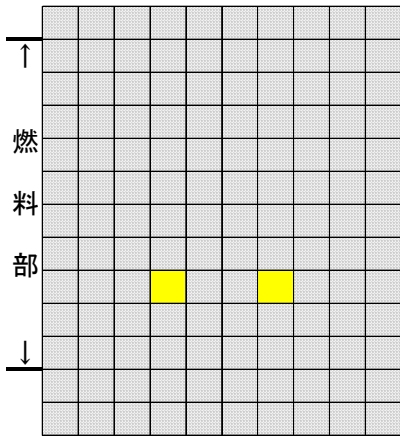
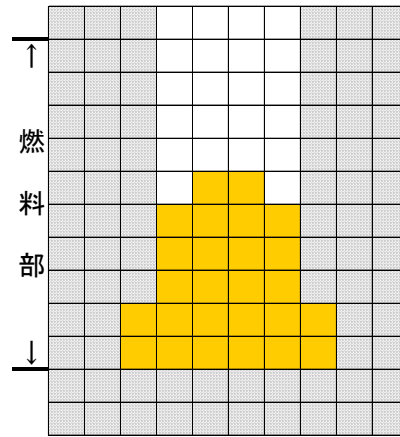


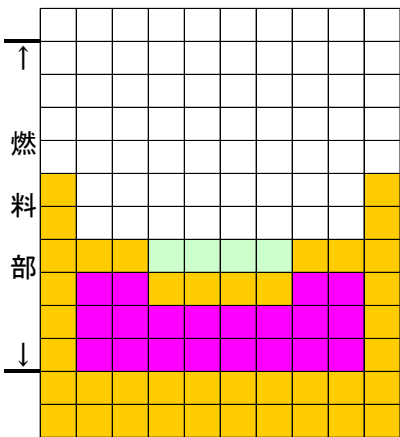
図3. 1. 8 1号機 FPの存在割合 (2/2)



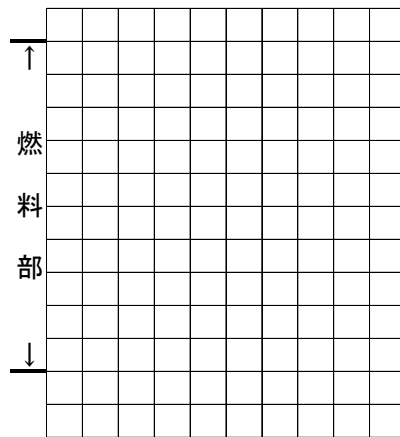
スクラム後 約4.7時間



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

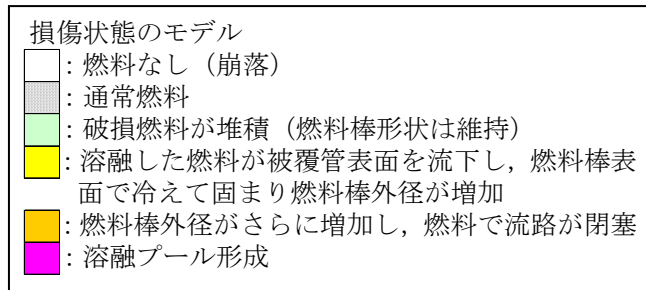


図3. 1. 9 1号機 炉心の状態図

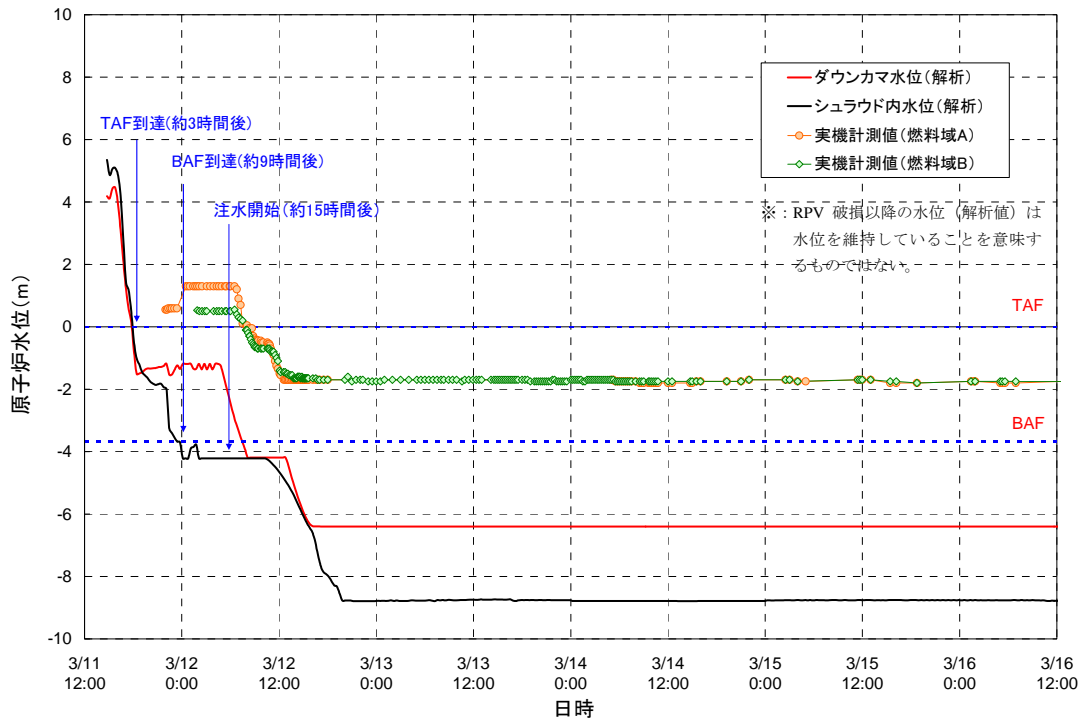


図 3. 1. 10 1号機 原子炉水位変化 (IC 継続運転)

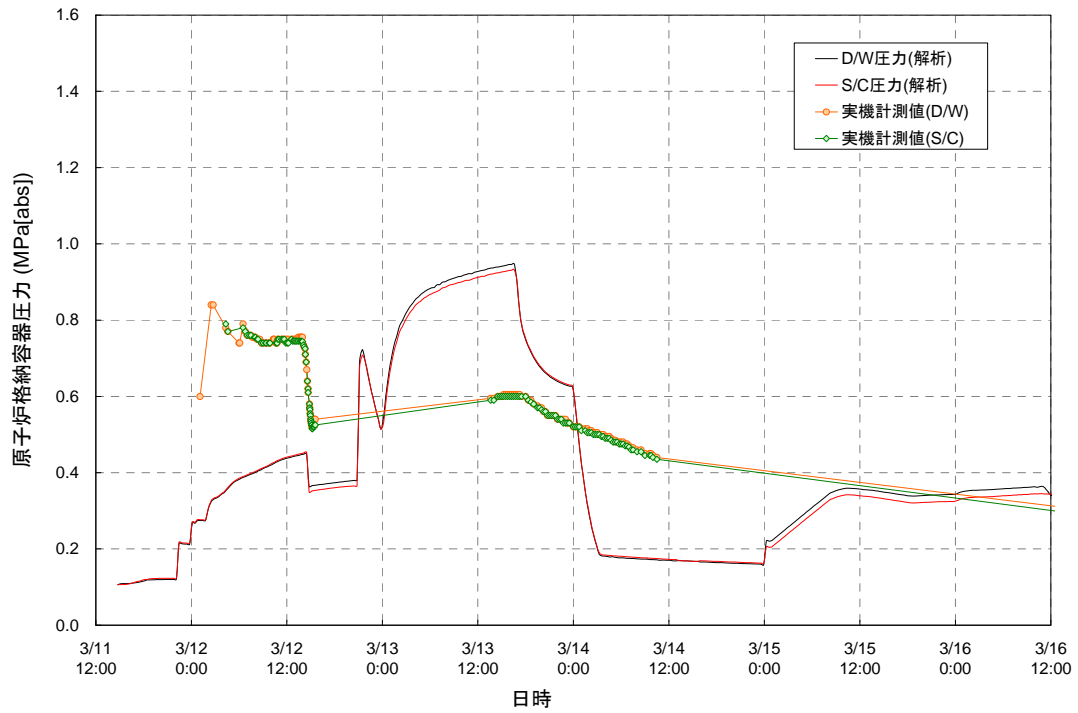


図 3. 1. 11 1号機 原子炉格納容器圧力変化 (IC 継続運転)

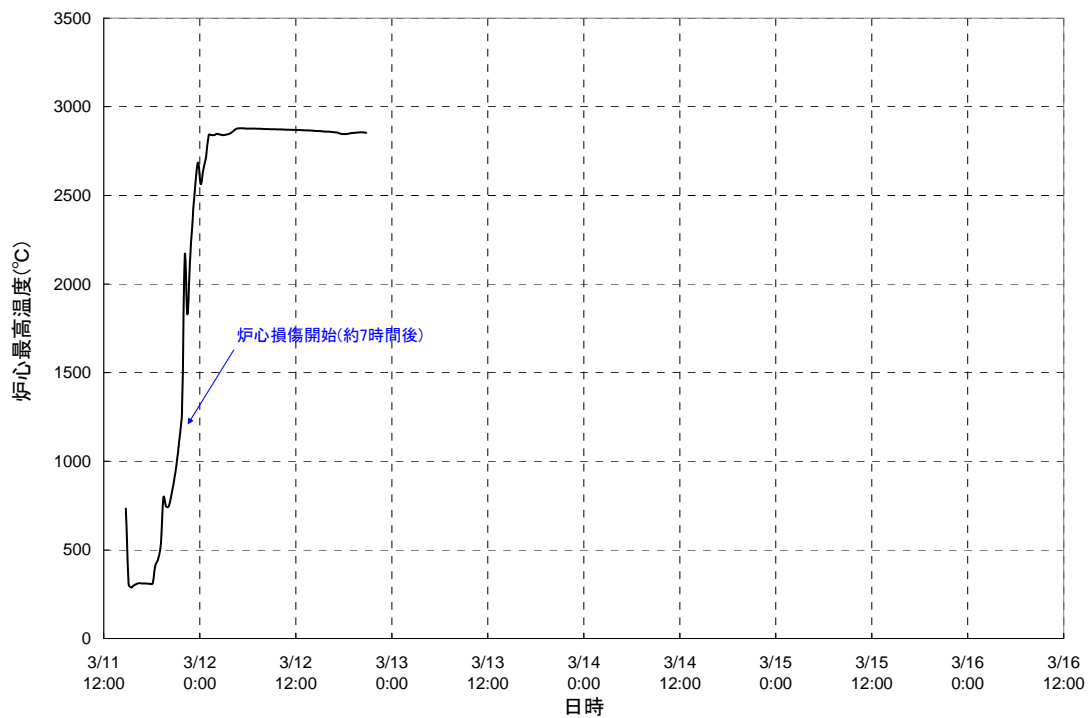


图 3. 1. 12 1号機 炉心温度变化 (IC 继续运转)

表 3. 2. 3 2号機解析結果の纏め【その1】

項目	解析結果
炉心露出開始時間	地震発生後約 75 時間
炉心損傷開始時間	地震発生後約 77 時間
原子炉压力容器破損時間	— (本解析では原子炉压力容器破損に至らず)

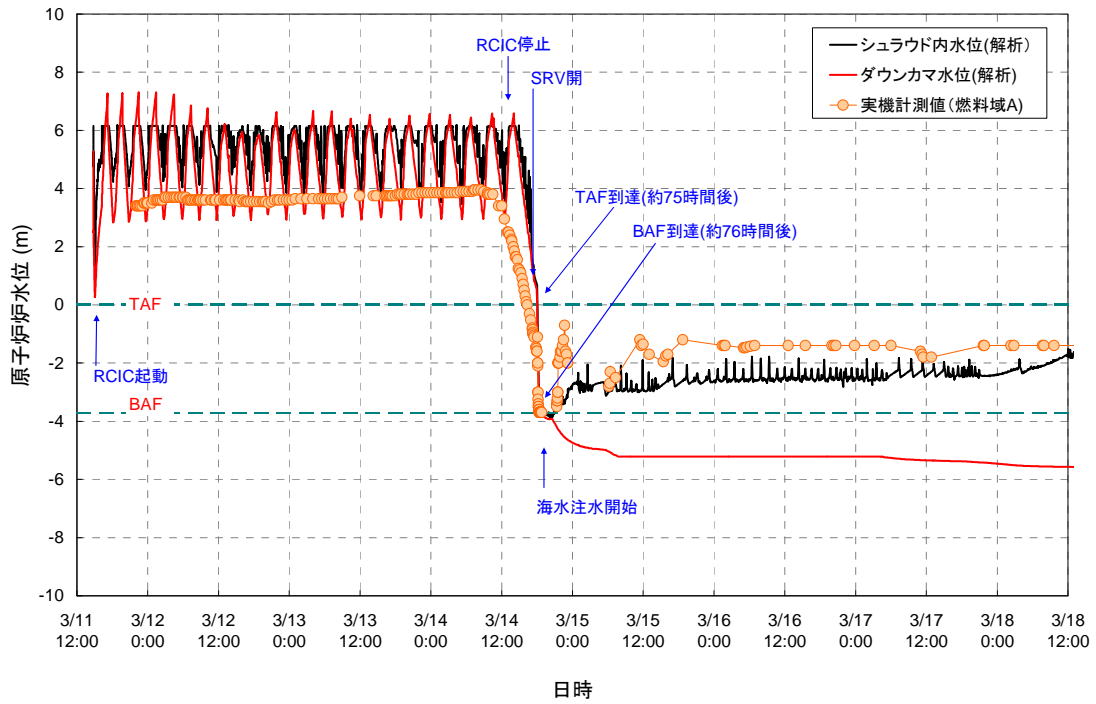


図 3. 2. 1. 1 2号機 原子炉水位変化【その1】

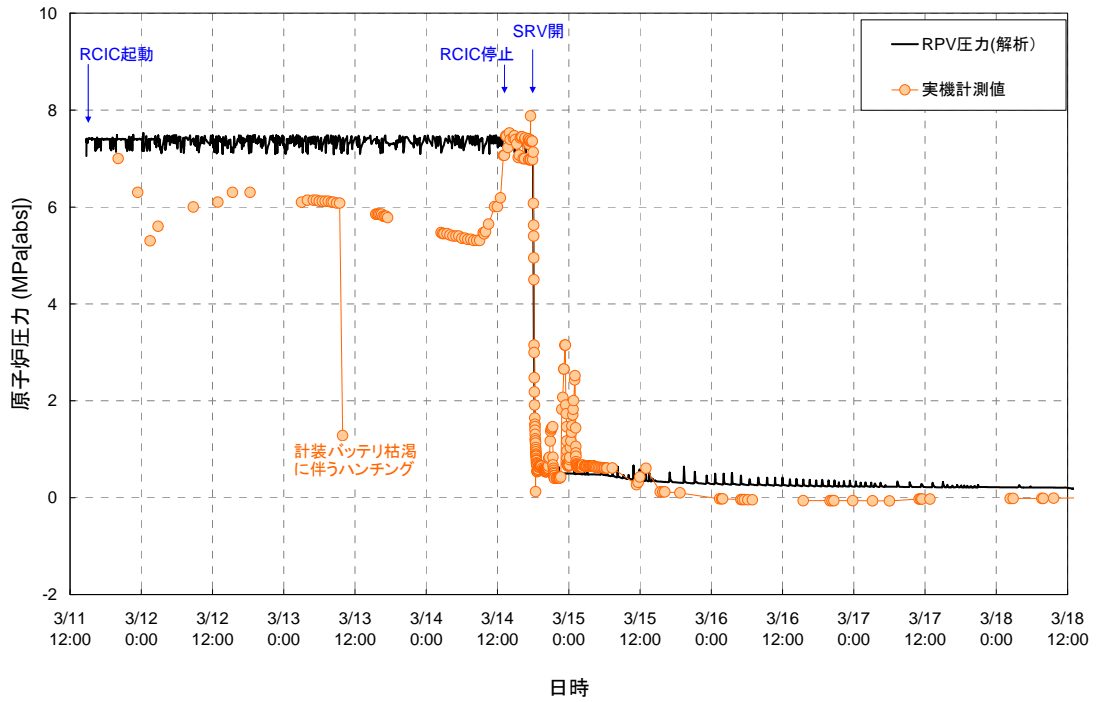


図3. 2. 1. 2 2号機 原子炉压力容器圧力変化【その1】

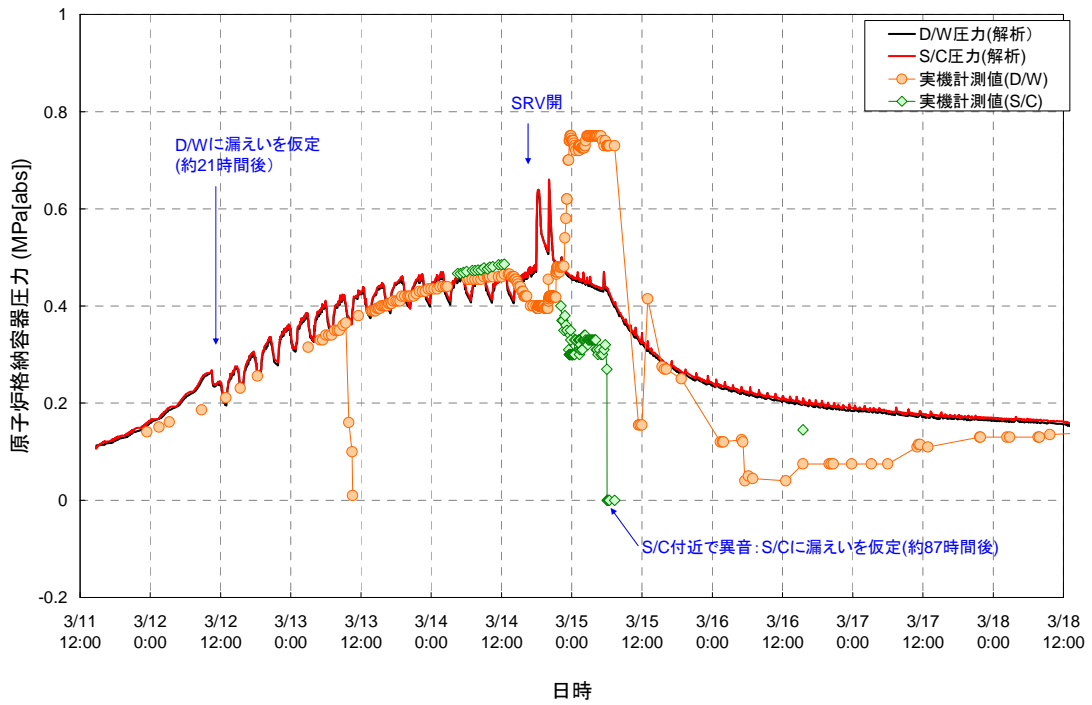


図3. 2. 1. 3 2号機 原子炉格納容器圧力変化【その1】

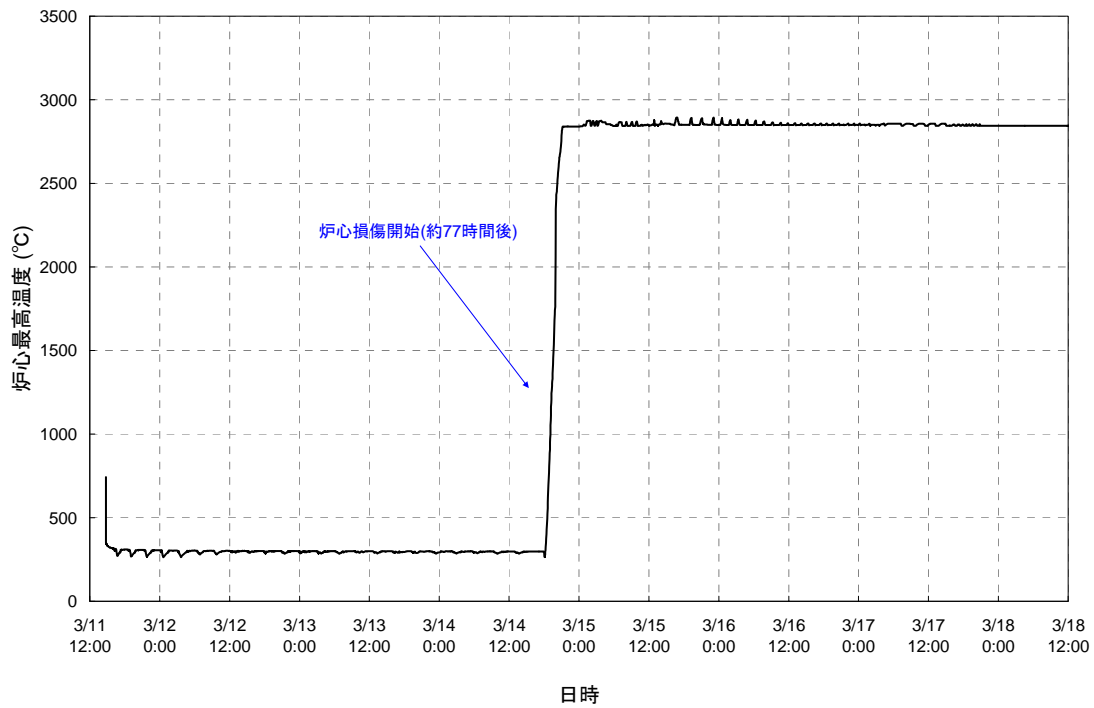


図 3. 2. 1. 4 2号機 炉心温度変化【その1】

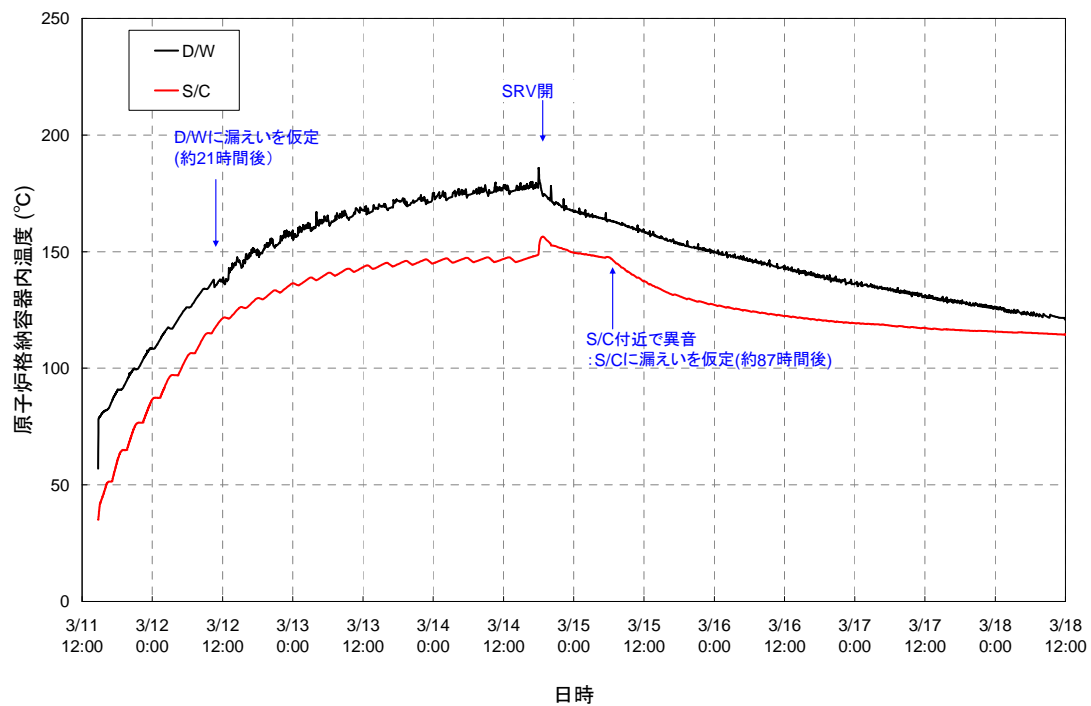


図 3. 2. 1. 5 2号機 原子炉格納容器温度変化【その1】

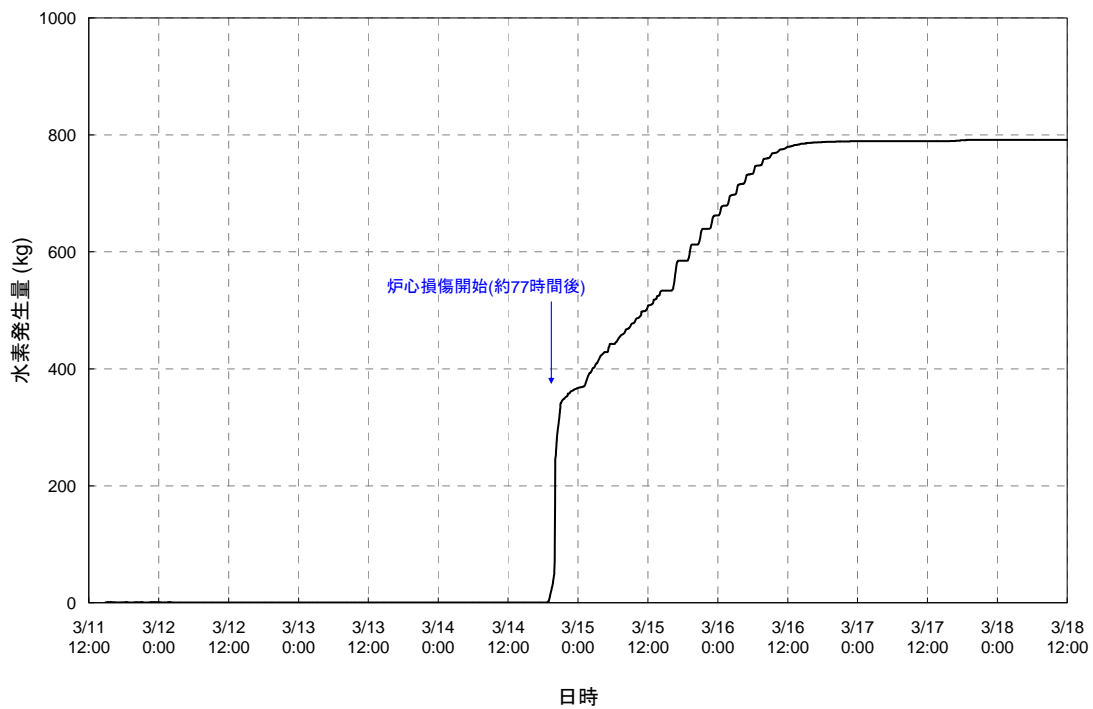


図3. 2. 1. 6 2号機 水素発生量変化【その1】

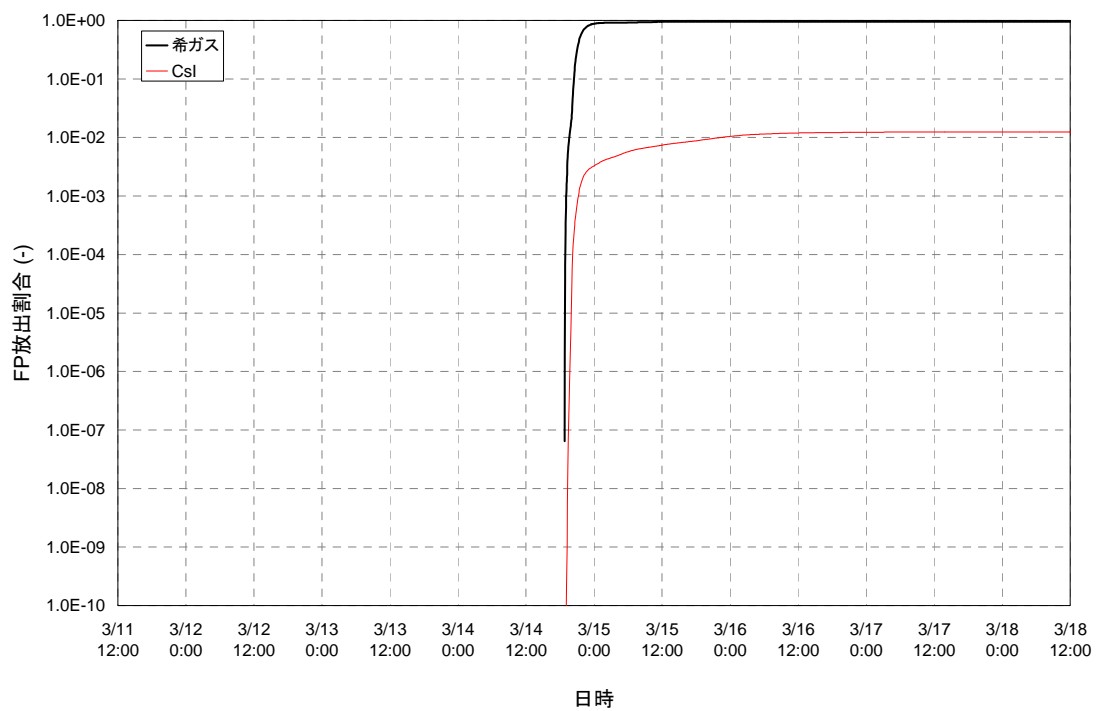


図3. 2. 1. 7 2号機 FPの放出割合【その1】

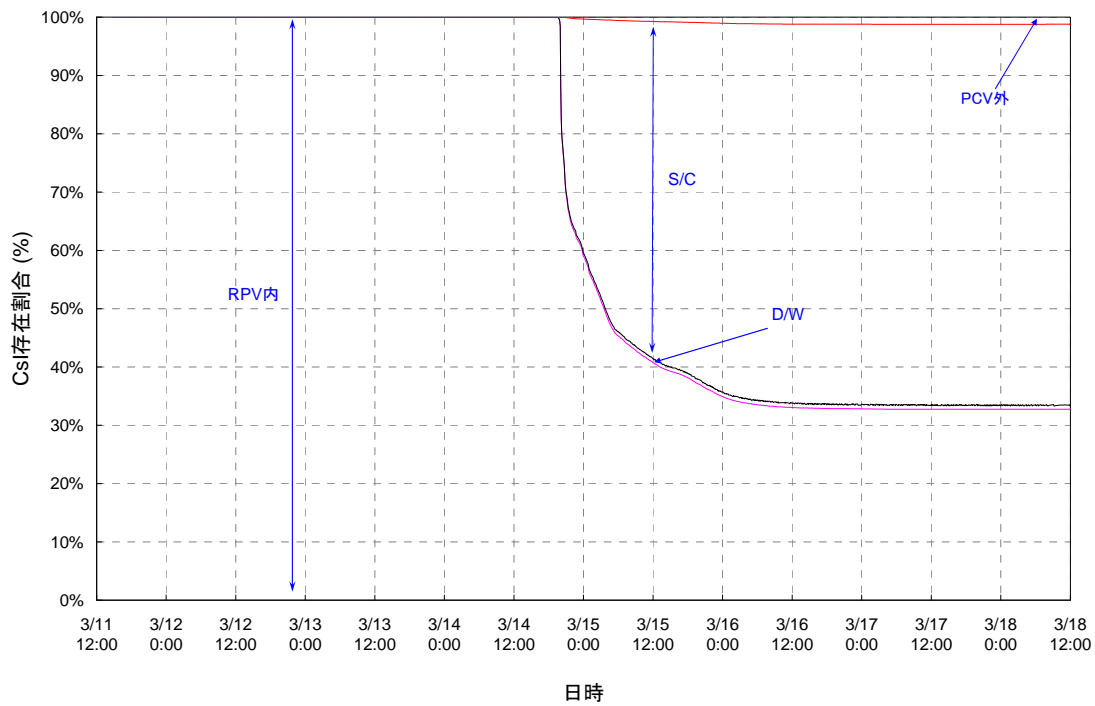


図 3. 2. 1. 8 2号機 FP の存在割合 (1 / 2) 【その 1】

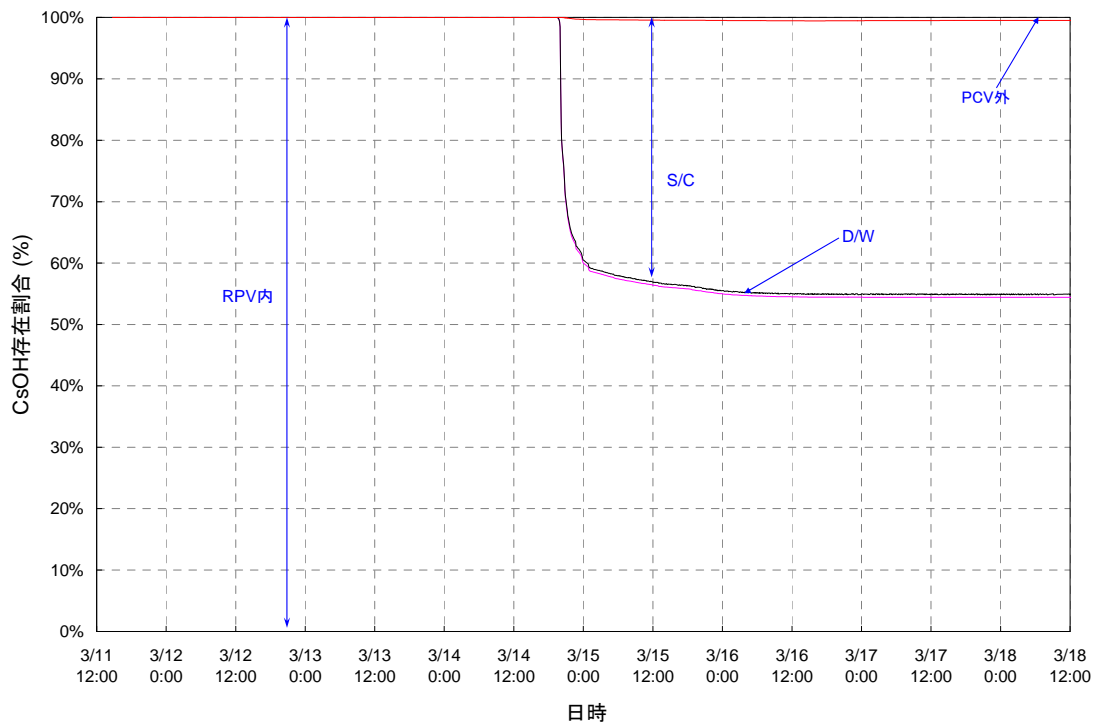
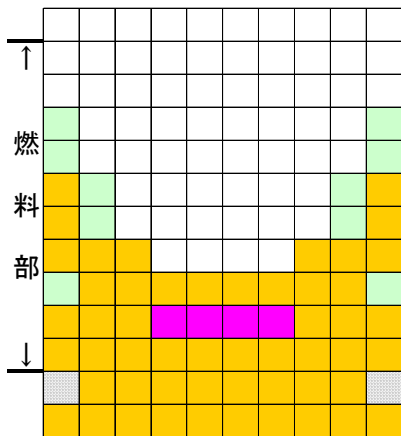
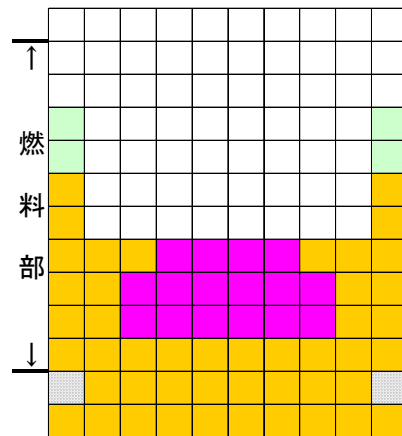


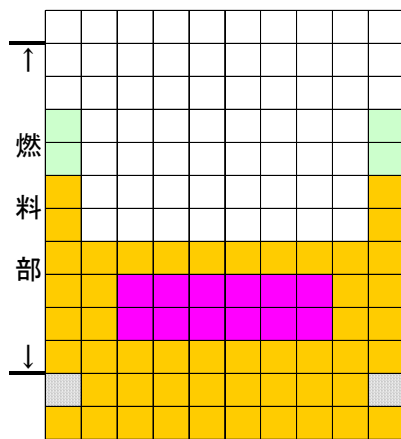
図 3. 2. 1. 8 2号機 FP の存在割合 (2 / 2) 【その 1】



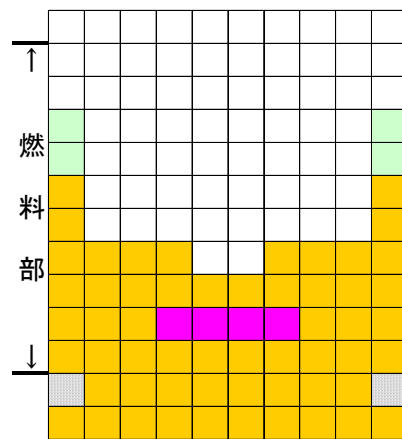
スクラム後 約 87 時間



スクラム後 約 96 時間



スクラム後 約 120 時間



スクラム後 約 1 週間

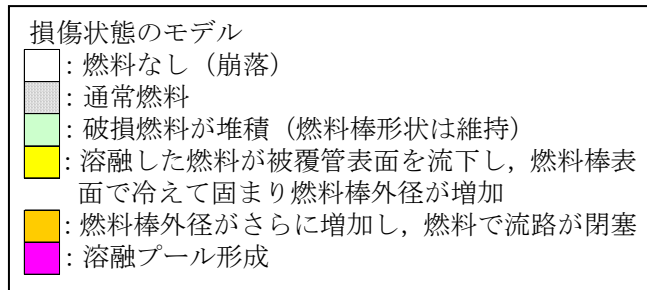


図 3. 2. 1. 9 2号機 炉心の状態図【その1】

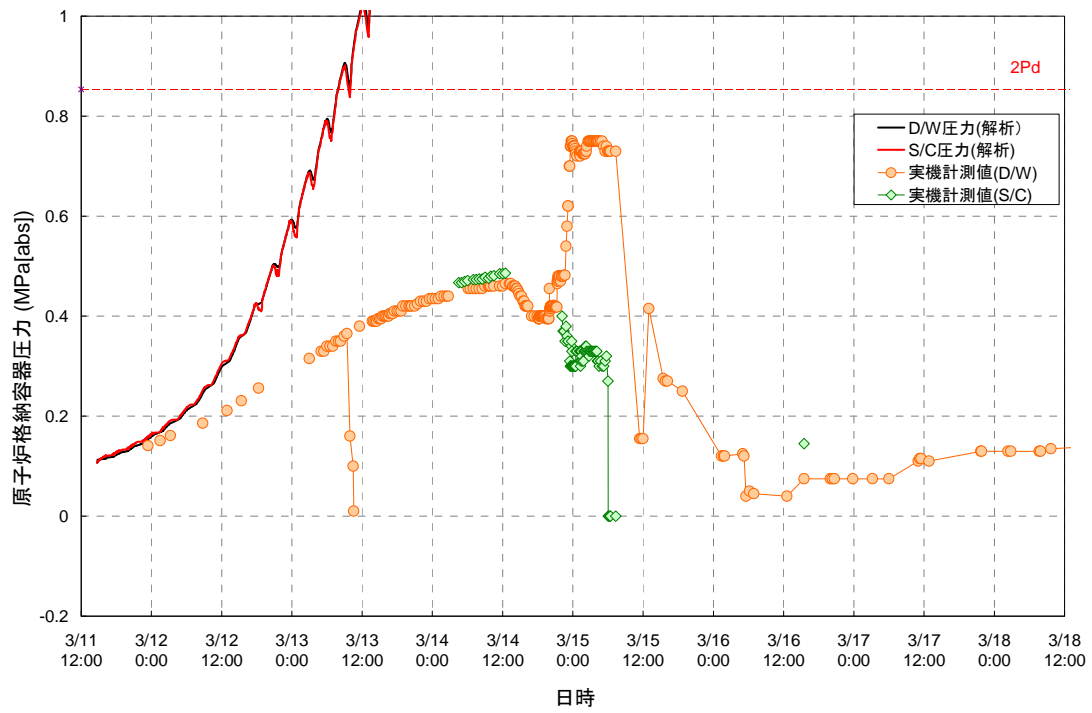


図3. 2. 1. 10 2号機 原子炉格納容器圧力変化【その1】(過温リーク想定なし)

表 3. 2. 4 2号機解析結果の纏め【その2】

項目	解析結果
炉心露出開始時間	地震発生後約 75 時間
炉心損傷開始時間	地震発生後約 77 時間
原子炉压力容器破損時間	地震発生後約 109 時間

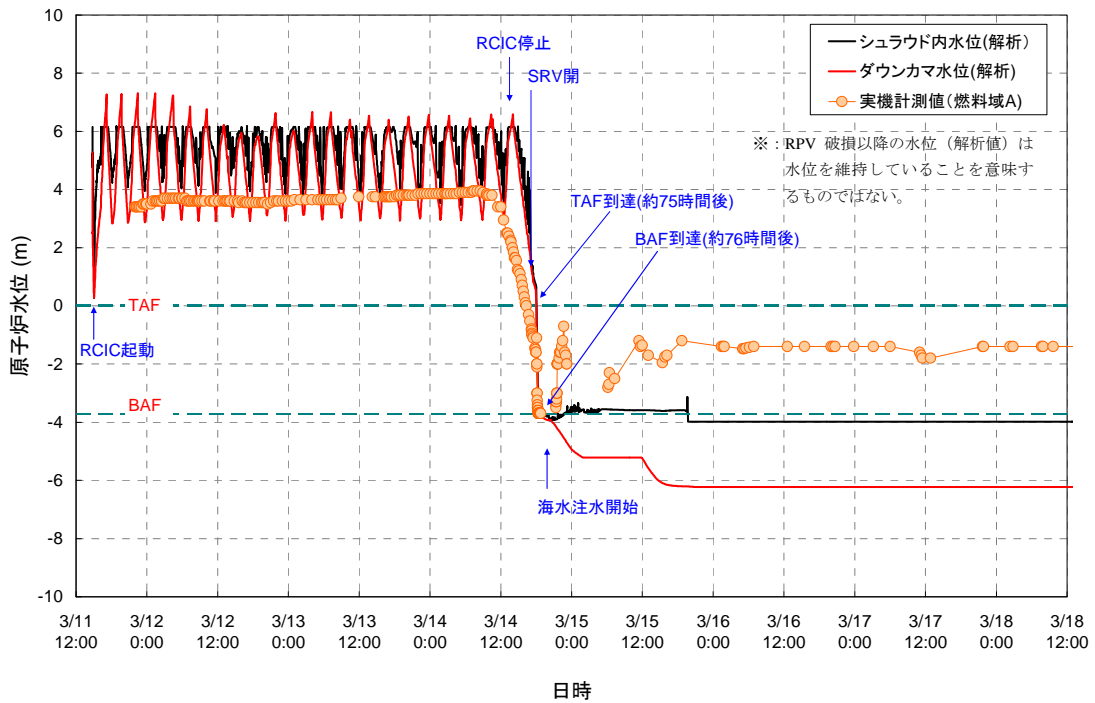


図 3. 2. 2. 1 2号機 原子炉水位変化【その2】

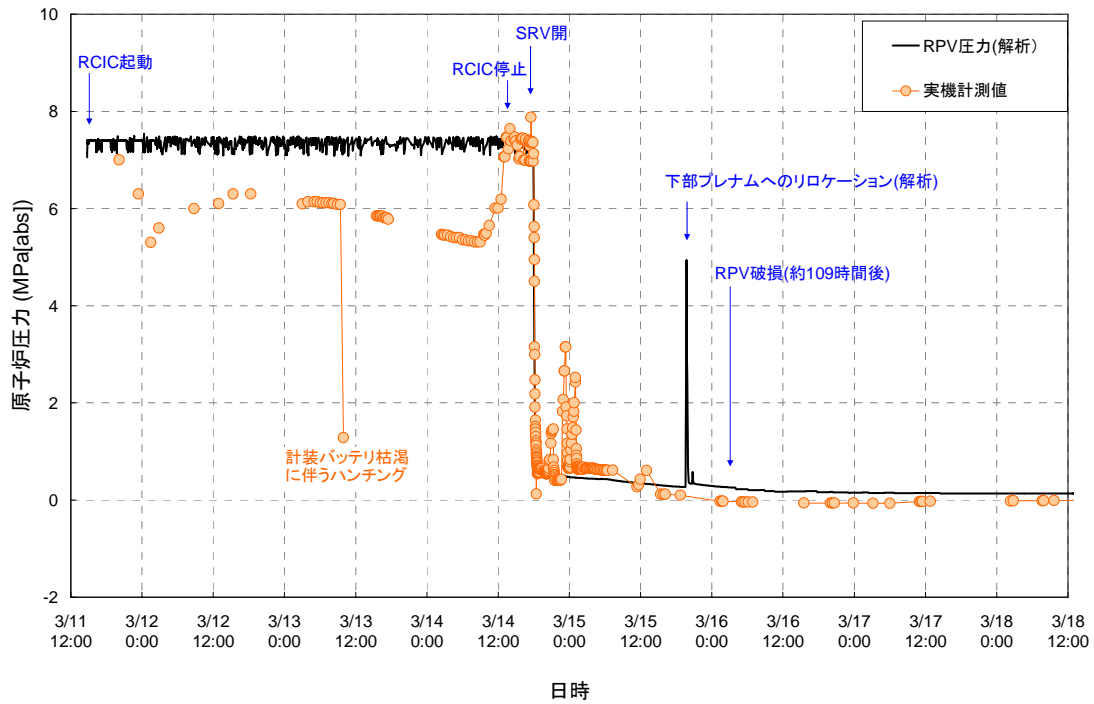


図3. 2. 2. 2 2号機 原子炉压力容器圧力変化【その2】

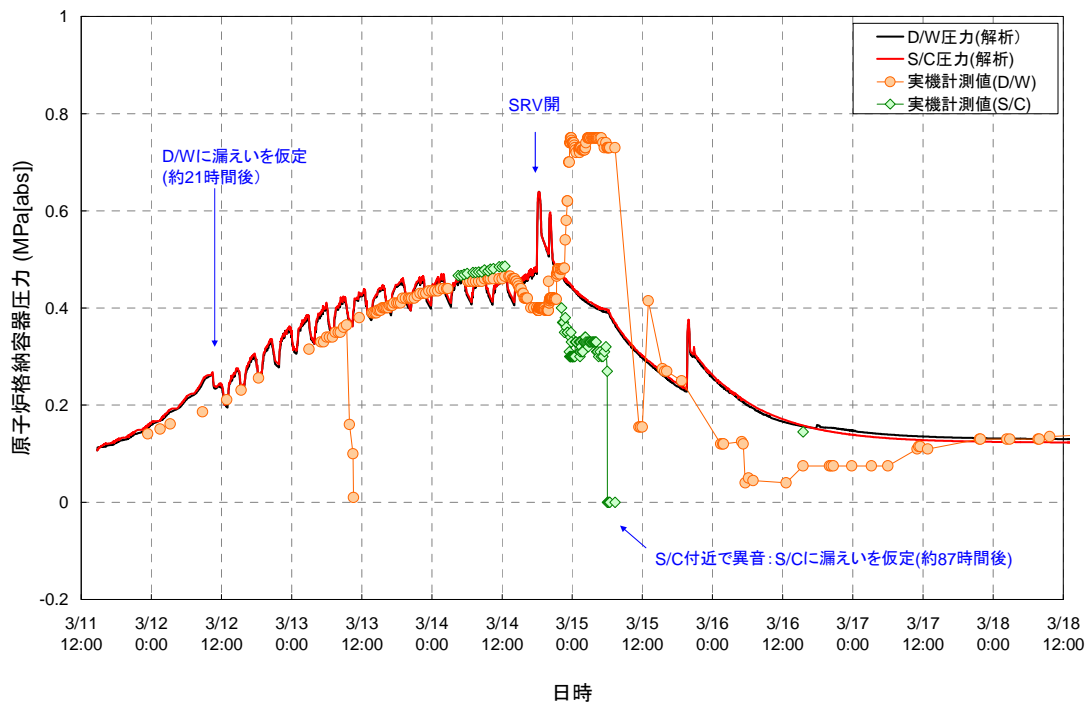


図3. 2. 2. 3 2号機 原子炉格納容器圧力変化【その2】

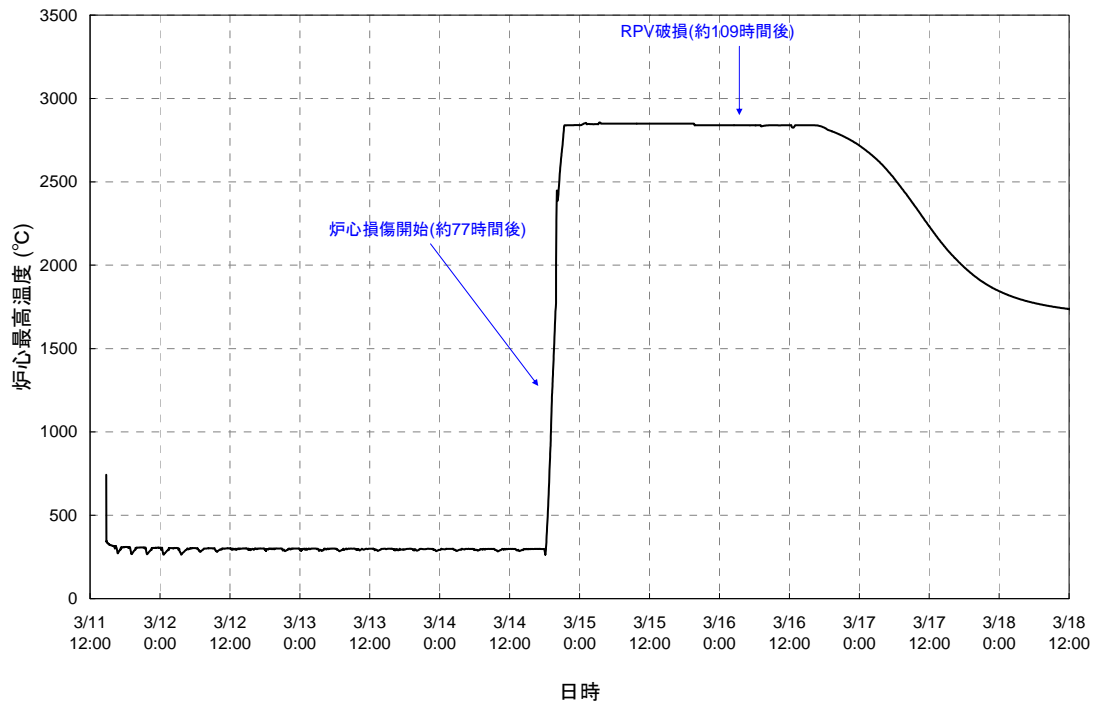


図 3. 2. 2. 4 2号機 炉心温度変化【その2】

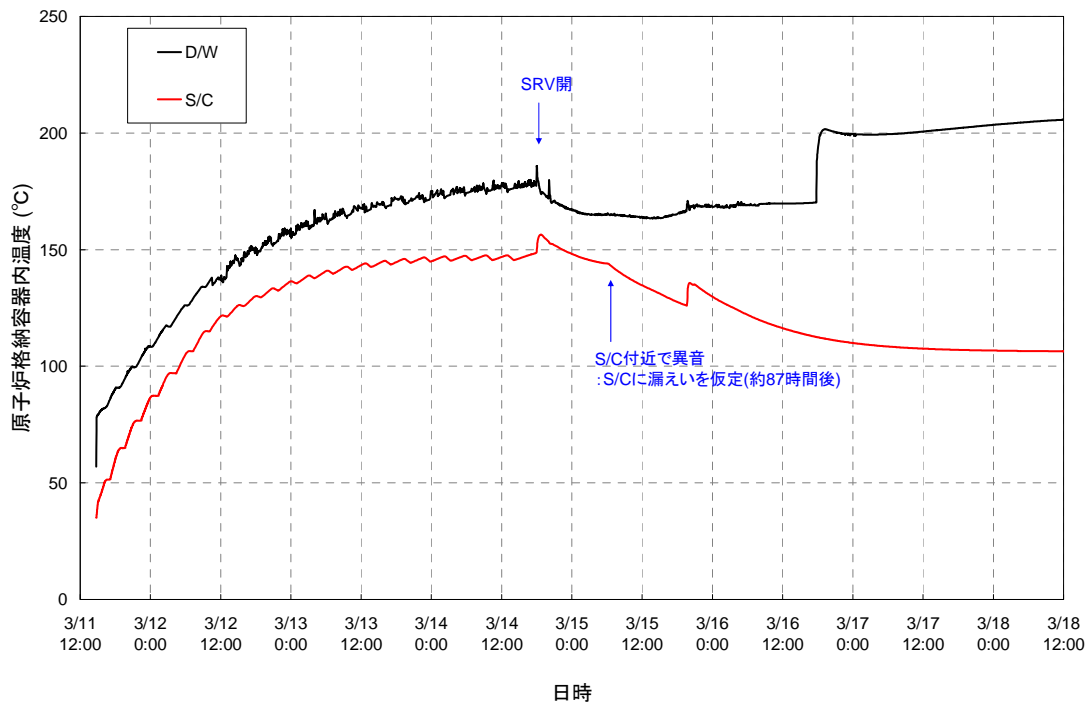


図 3. 2. 2. 5 2号機 原子炉格納容器温度変化【その2】

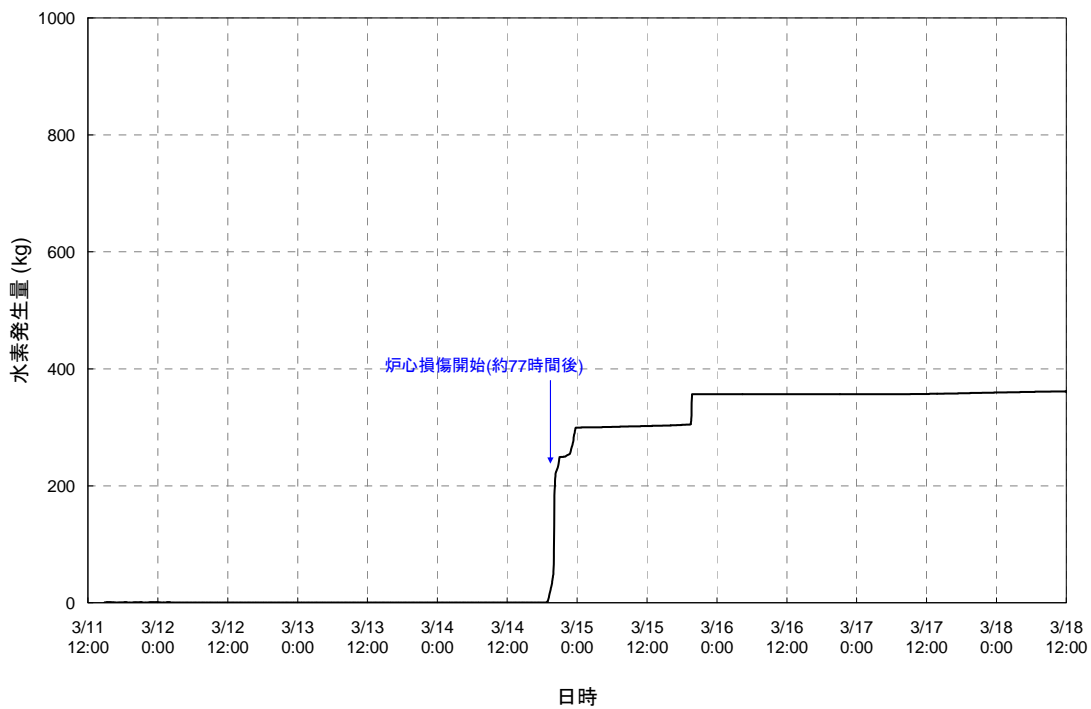


図3. 2. 2. 6 2号機 水素発生量変化【その2】

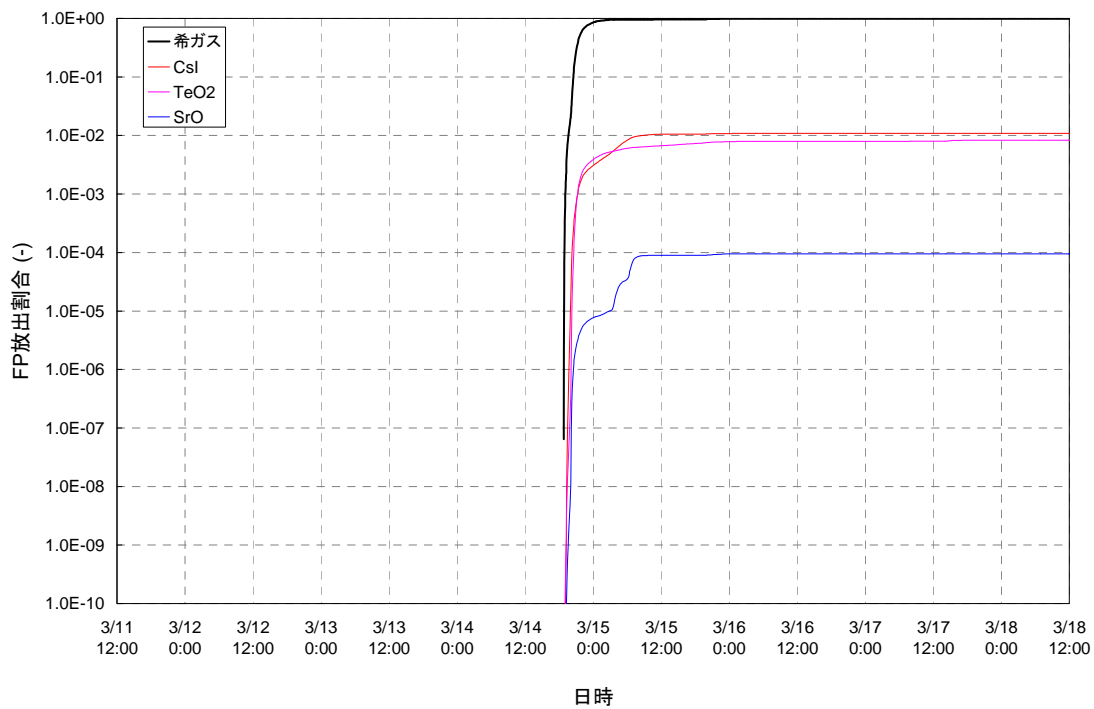


図3. 2. 2. 7 2号機 FPの放出割合 (1/3)【その2】

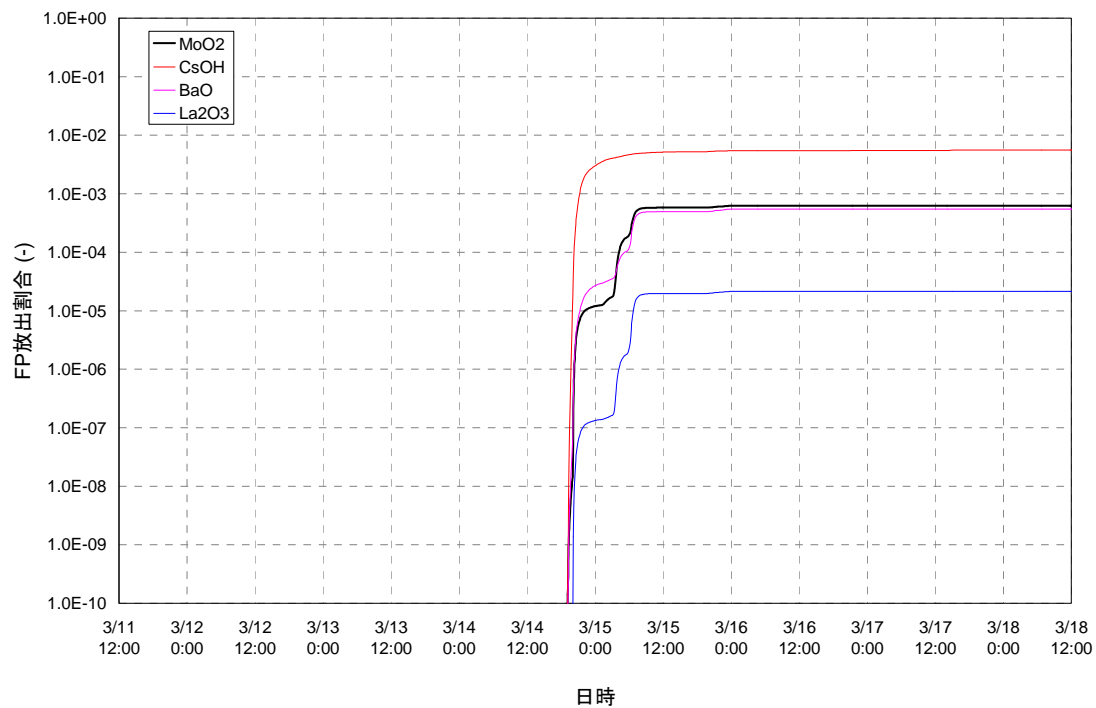


図 3. 2. 2. 7 2号機 FPの放出割合 (2 / 3) 【その2】

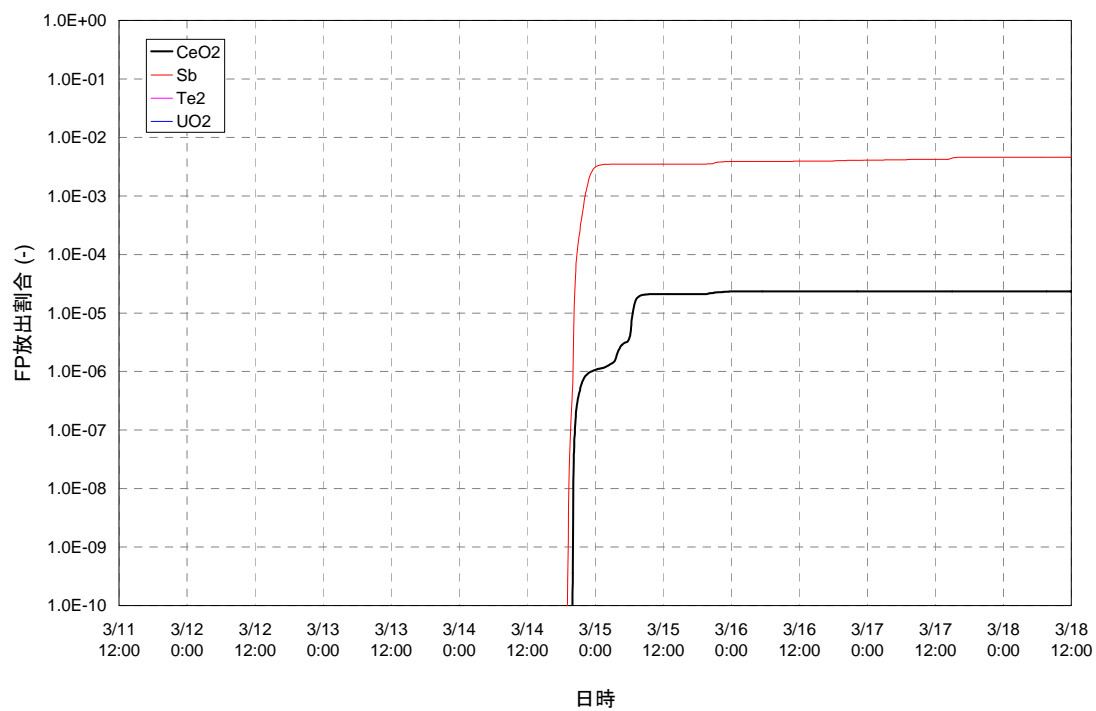


図 3. 2. 2. 7 2号機 FPの放出割合 (3 / 3) 【その2】

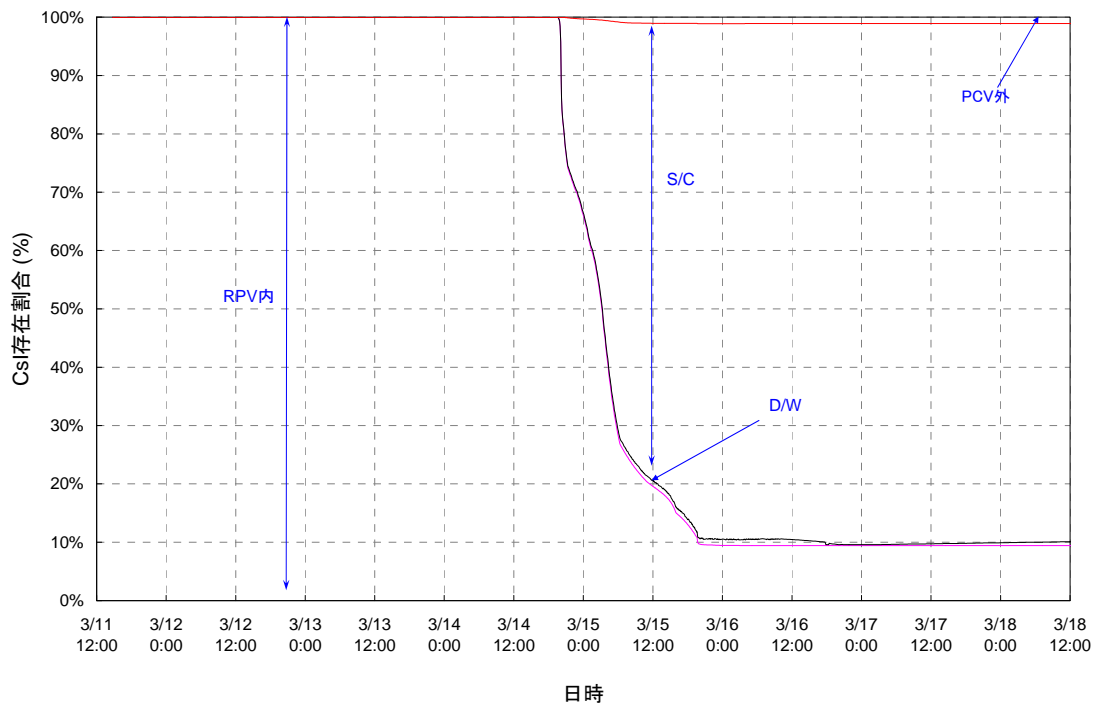


図 3. 2. 2. 8 2号機 FP の存在割合 (1 / 2) 【その 2】

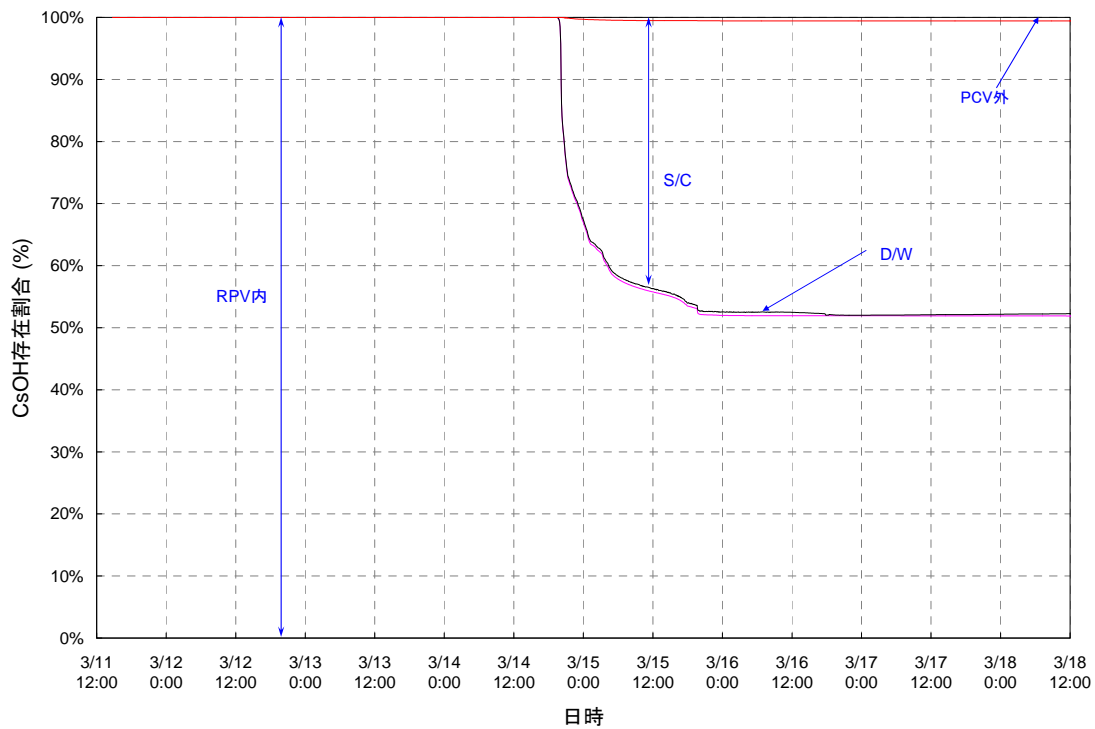
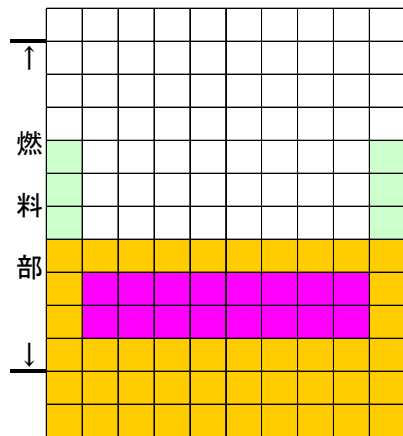
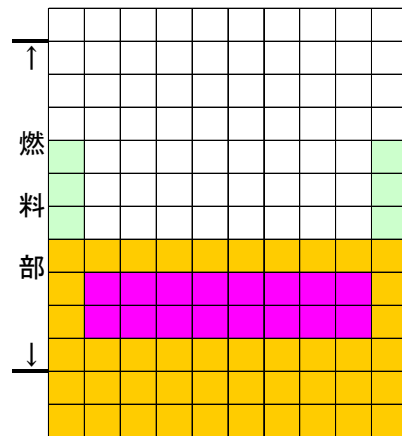


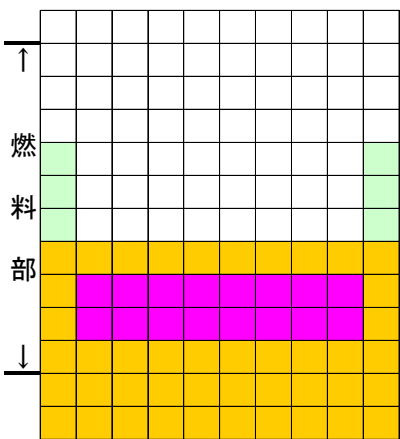
図 3. 2. 2. 8 2号機 FP の存在割合 (2 / 2) 【その 2】



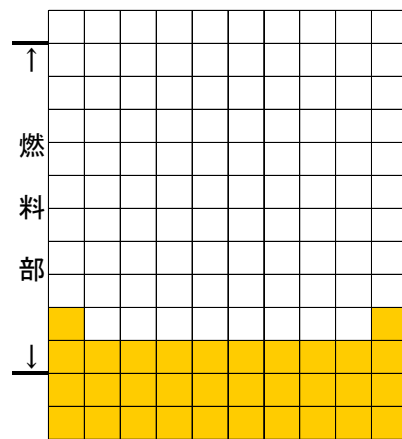
スクラム後 約 87 時間



スクラム後 約 96 時間



スクラム後 約 100 時間



スクラム後 約 109 時間

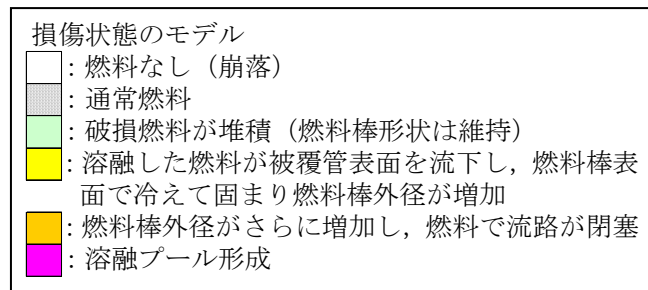


図 3. 2. 2. 9 2号機 炉心の状態図【その2】

表 3. 3. 3 3号機解析結果の纏め【その1】

項目	結果
炉心露出開始時間	地震発生後約 40 時間
炉心損傷開始時間	地震発生後約 42 時間
原子炉压力容器破損時間	— (本解析では原子炉压力容器破損に至らず)

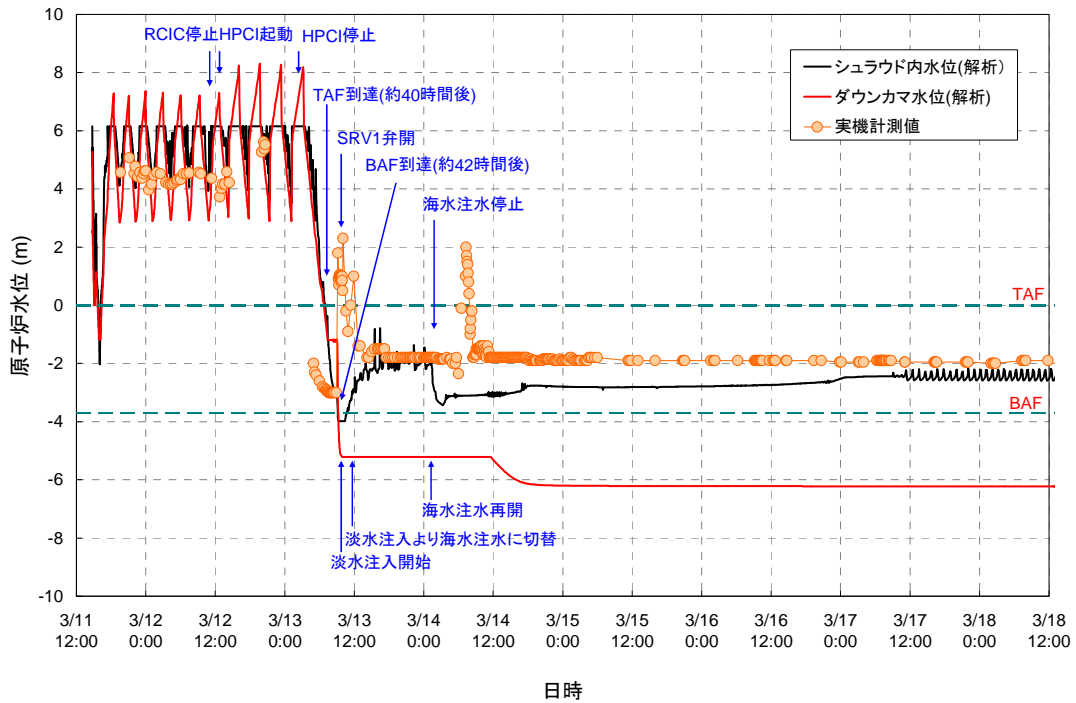


図 3. 3. 1. 1 3号機 原子炉水位変化【その1】

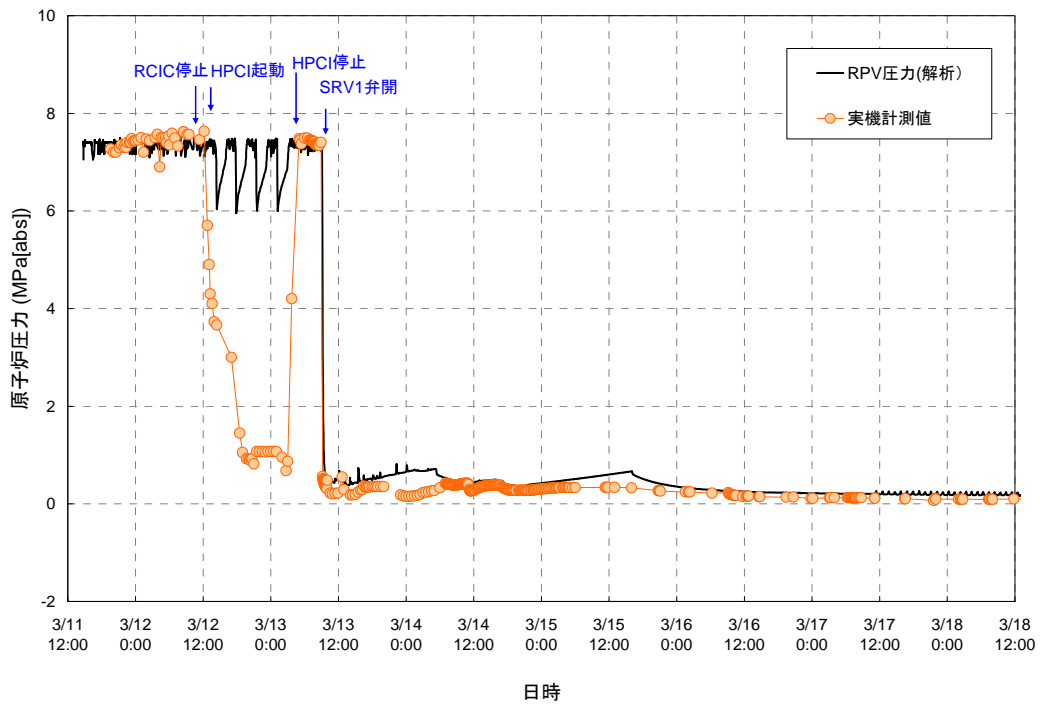


図3. 3. 1. 2 3号機 原子炉压力容器圧力変化【その1】

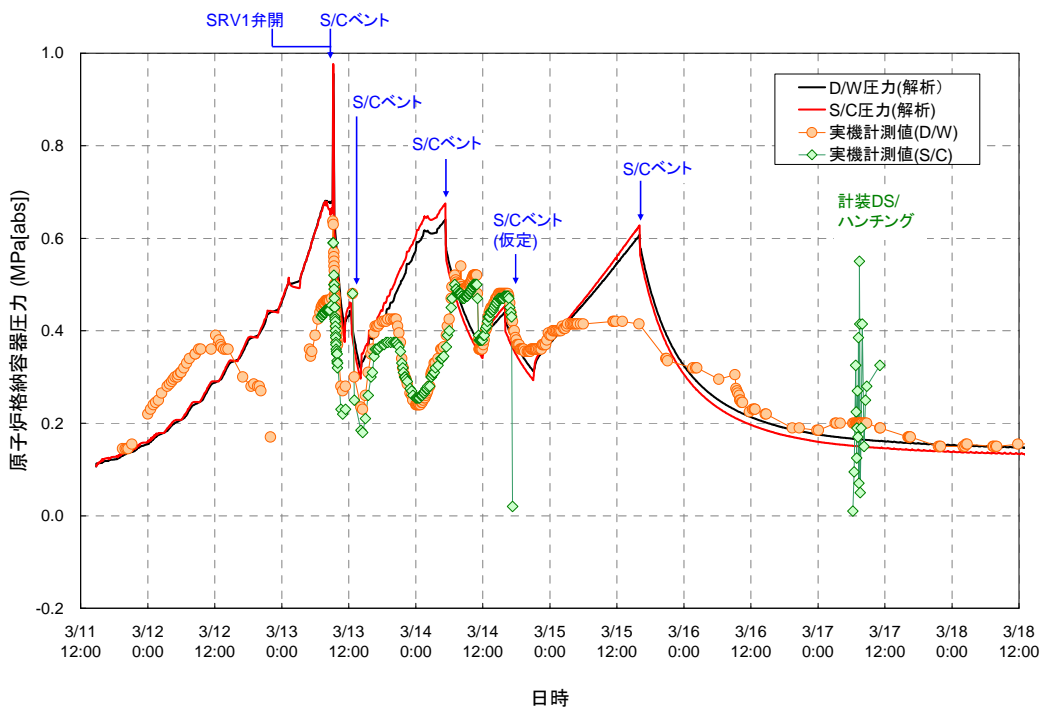


図3. 3. 1. 3 3号機 原子炉格納容器圧力変化【その1】

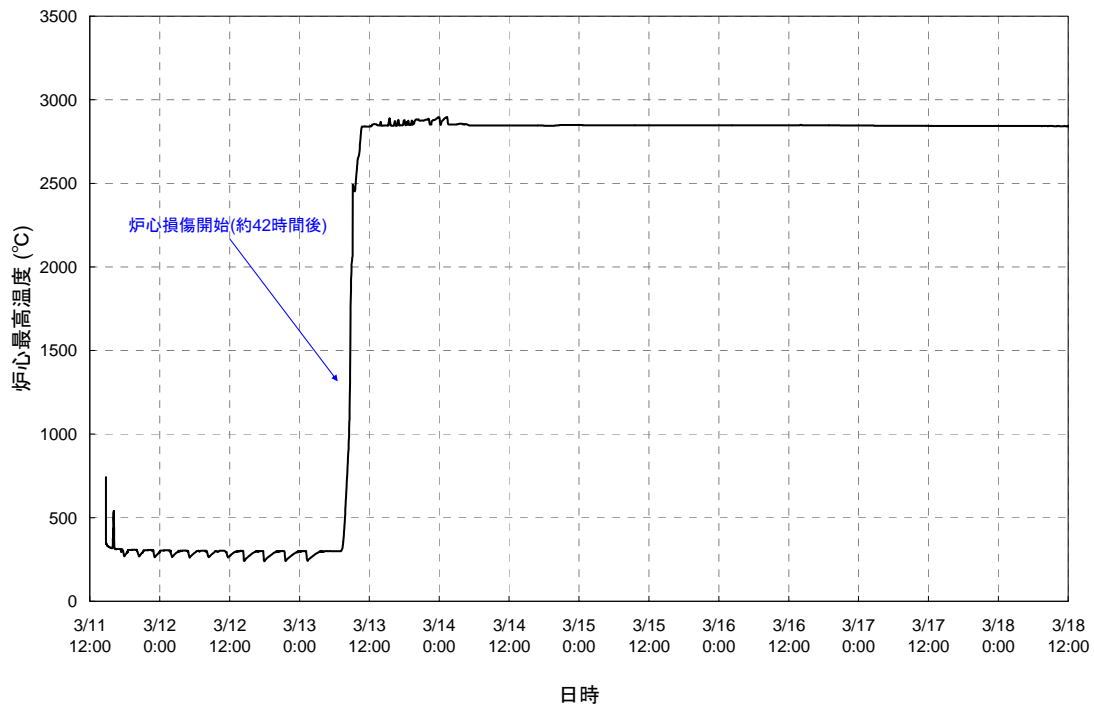


図 3. 3. 1. 4 3号機 炉心温度変化【その1】

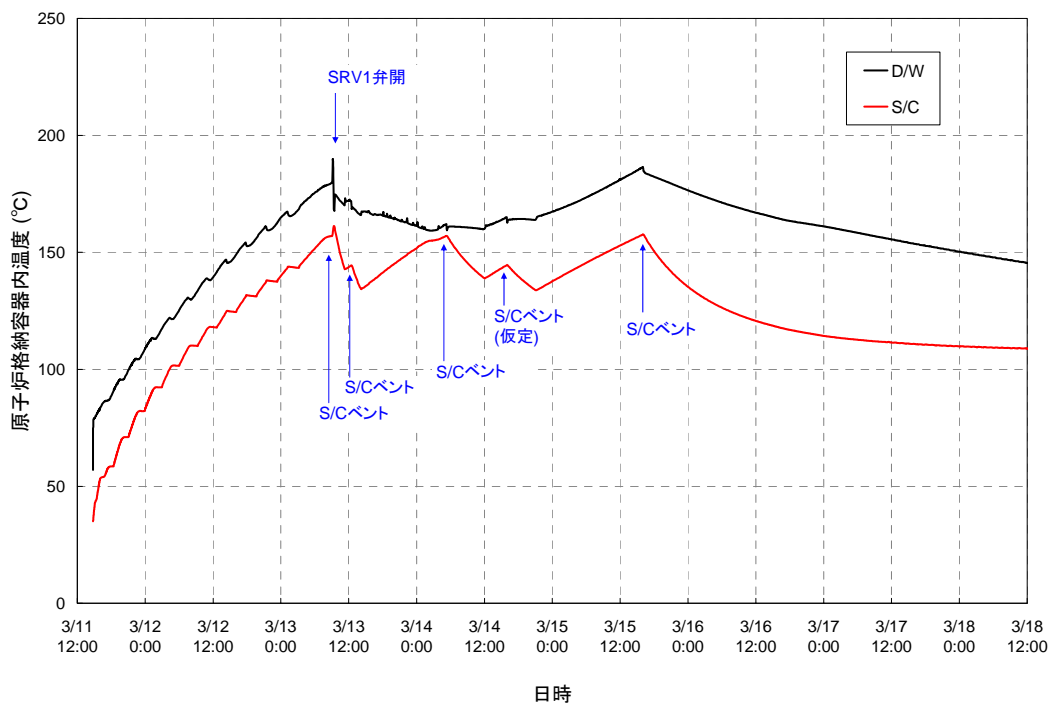


図 3. 3. 1. 5 3号機 原子炉格納容器温度変化【その1】

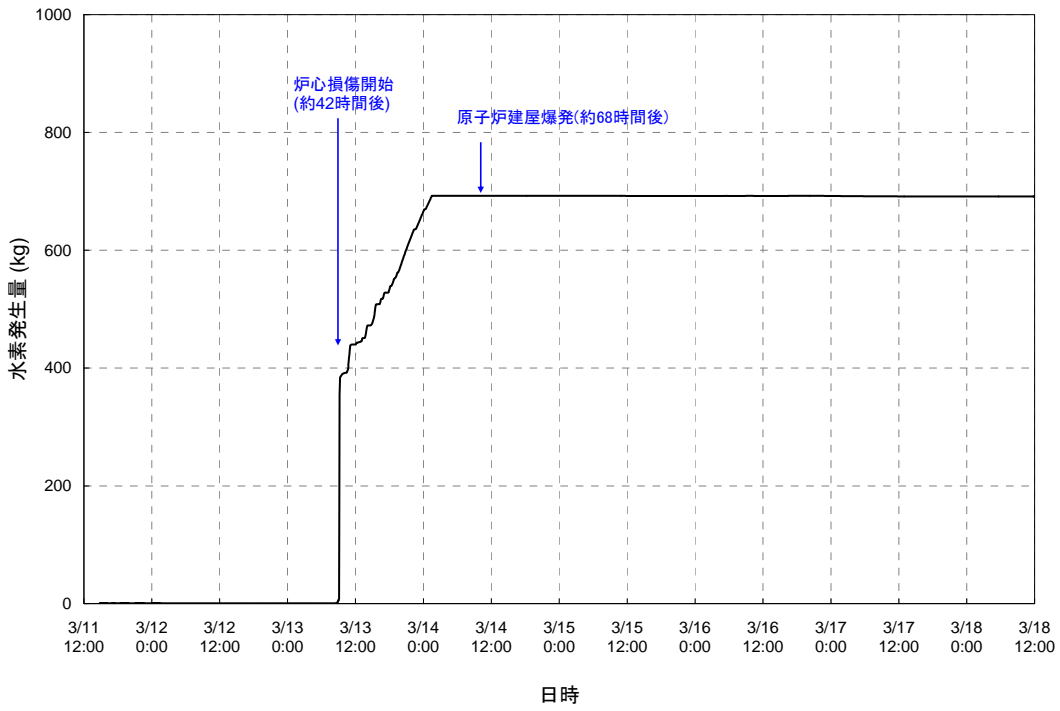


図 3. 3. 1. 6 3号機 水素発生量変化【その1】

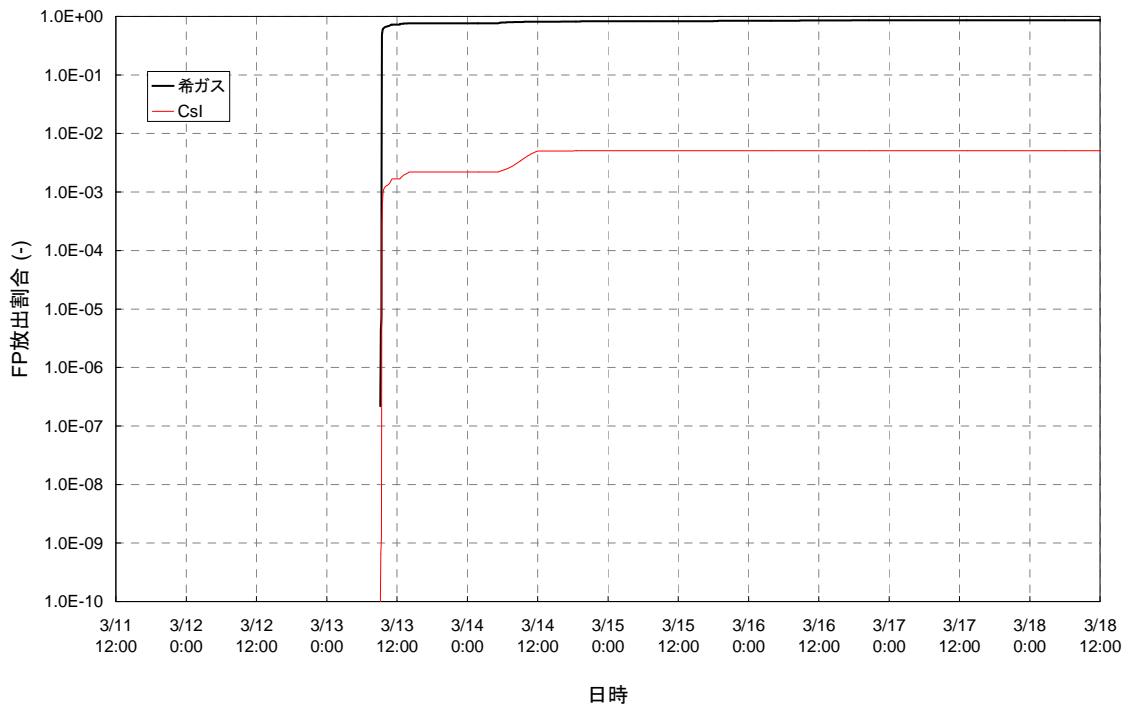


図 3. 3. 1. 7 3号機 FPの放出割合【その1】

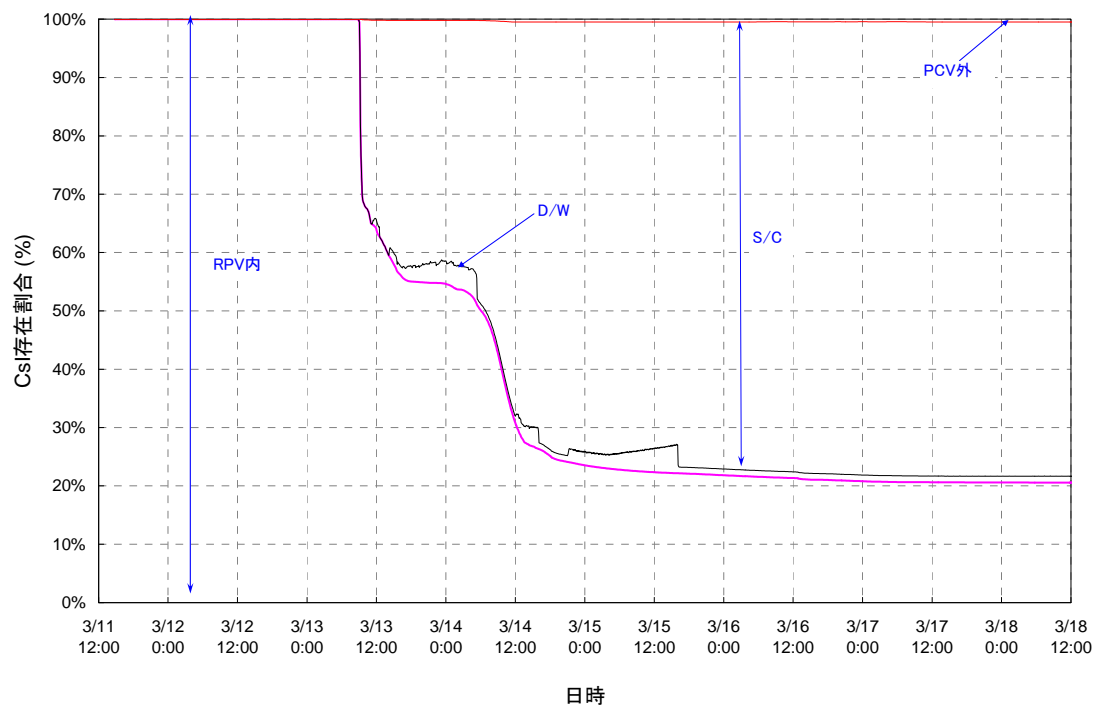


図 3. 3. 1. 8 3号機 FPの存在割合 (1 / 2) 【その1】

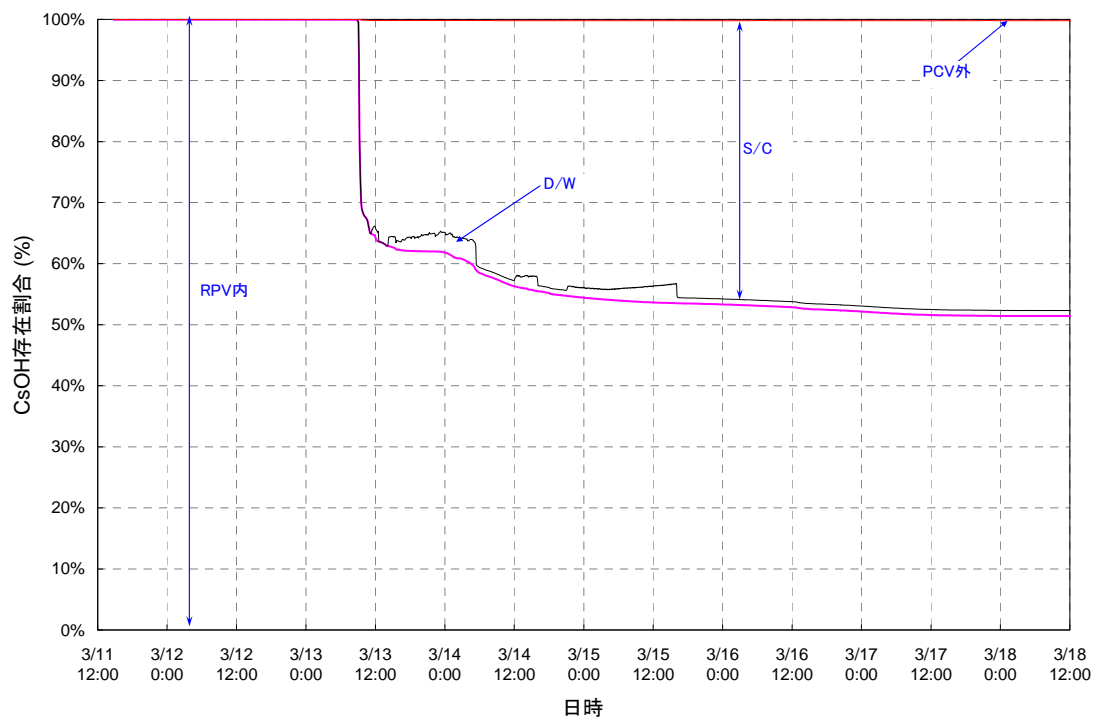
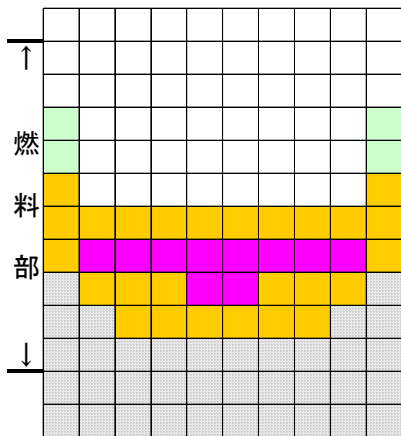
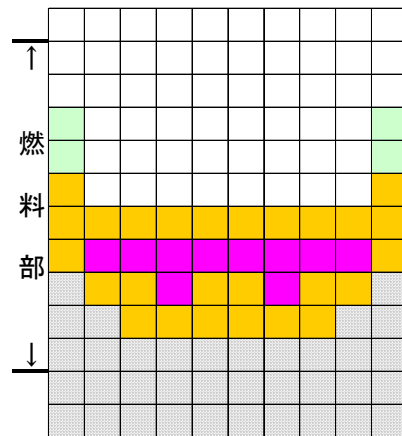


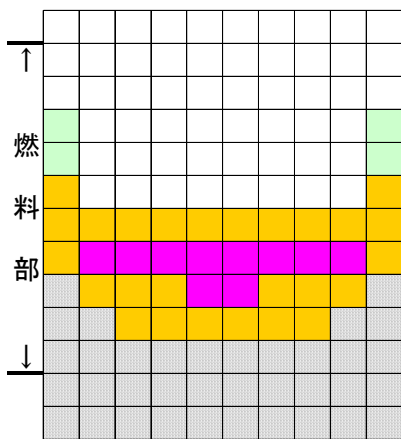
図 3. 3. 1. 8 3号機 FPの存在割合 (2 / 2) 【その1】



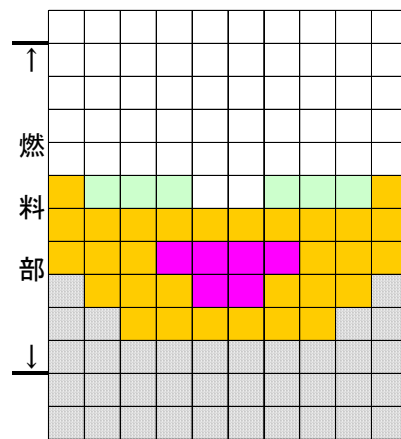
スクラム後 約64時間



スクラム後 約68時間



スクラム後 約72時間



スクラム後 約1週間

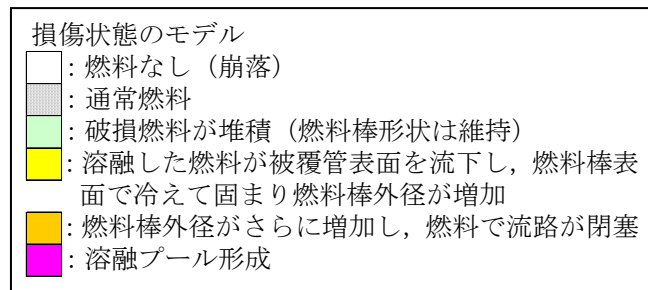


図3. 3. 1. 9 3号機 炉心の状態図【その1】

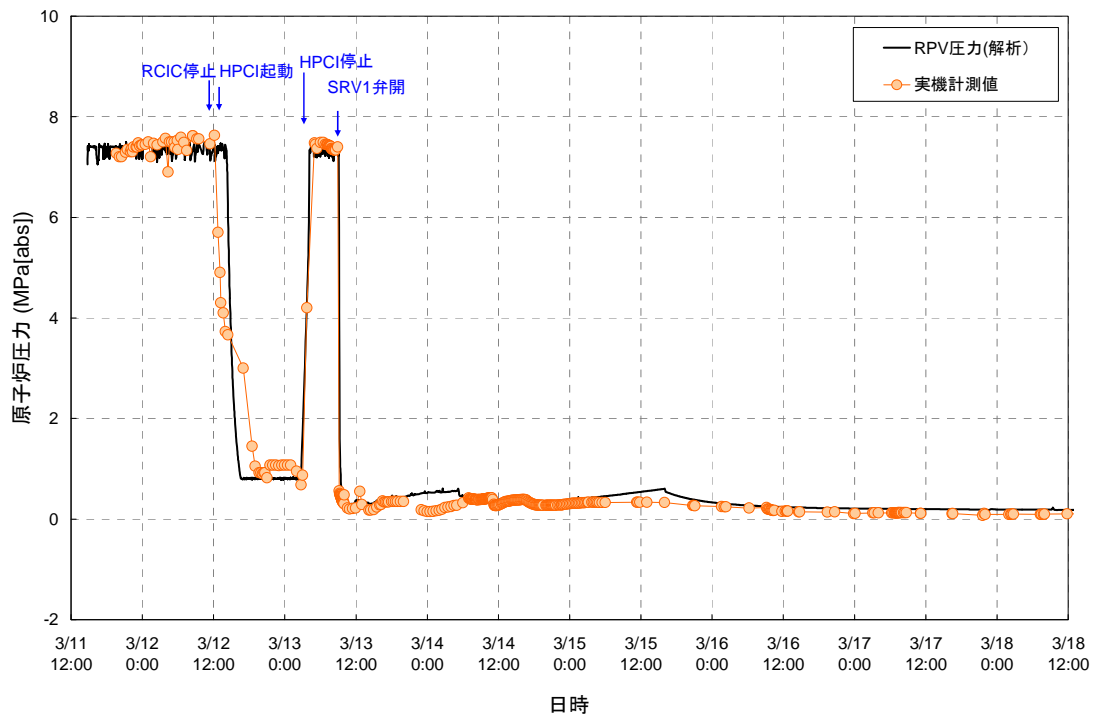


図3. 3. 1. 10 3号機 原子炉圧力変化【その1】(蒸気漏えい)

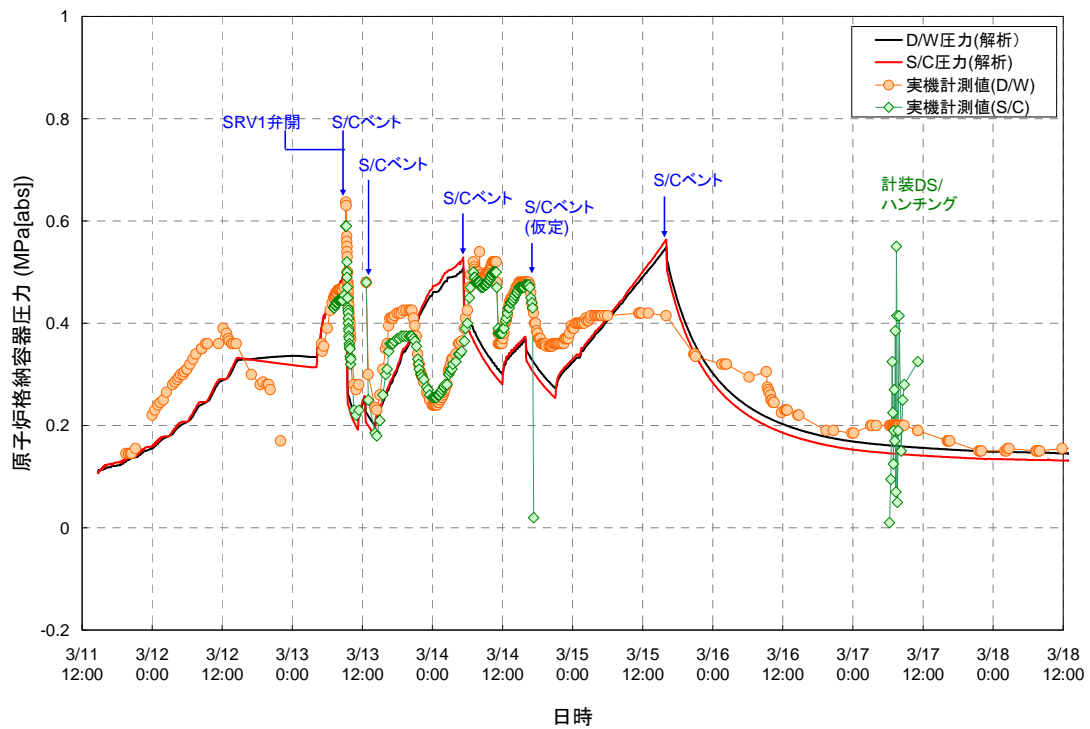


図3. 3. 1. 11 3号機 原子炉格納容器圧力変化【その1】(蒸気漏えい)

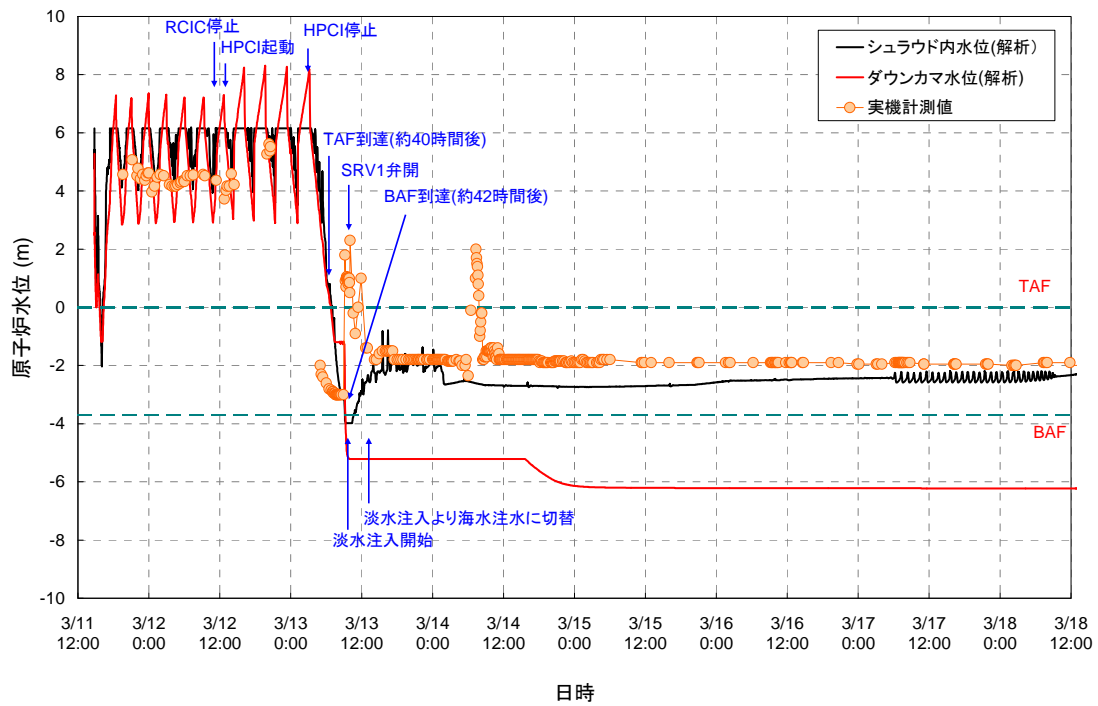


図3. 3. 1. 12 3号機 原子炉水位変化【その1】(注水継続)

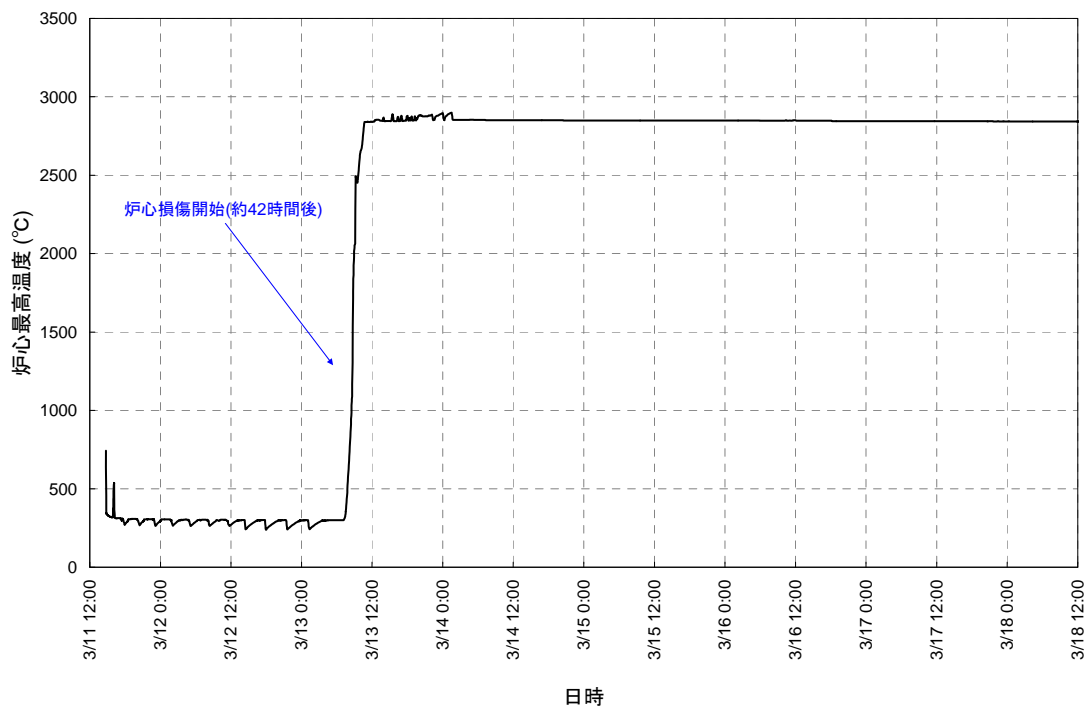


図3. 3. 1. 13 3号機 炉心温度変化【その1】(注水継続)

表 3. 3. 4 3号機解析結果の纏め【その2】

項目	結果
炉心露出開始時間	地震発生後約 40 時間
炉心損傷開始時間	地震発生後約 42 時間
原子炉圧力容器破損時間	地震発生後約 66 時間

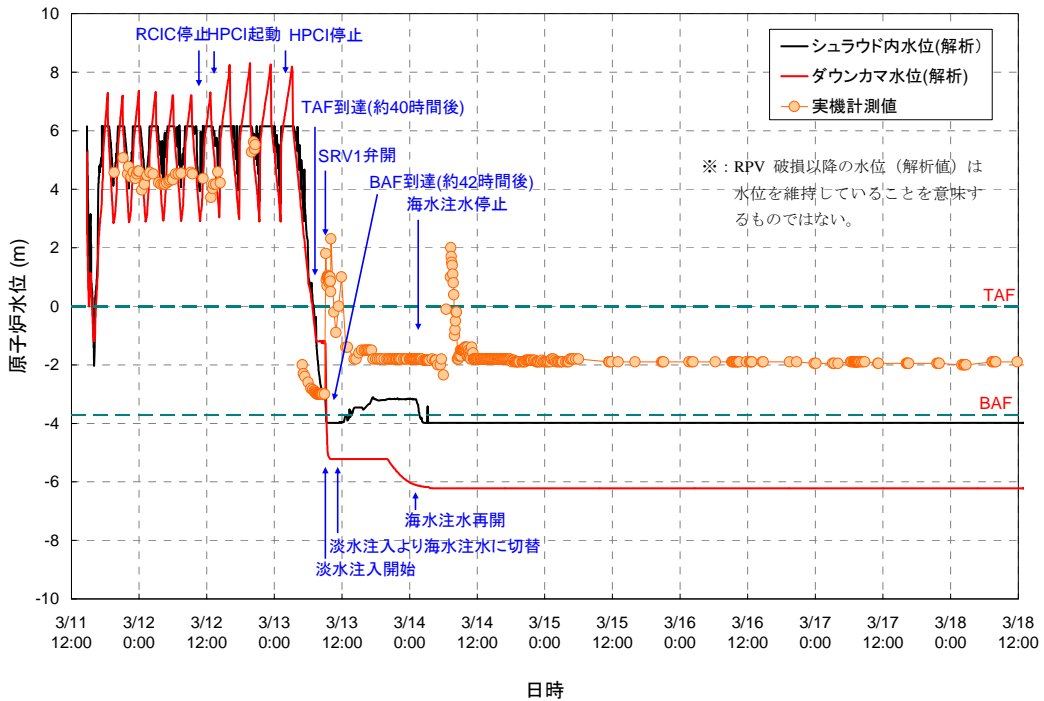


図 3. 3. 2. 1 3号機 原子炉水位変化【その2】

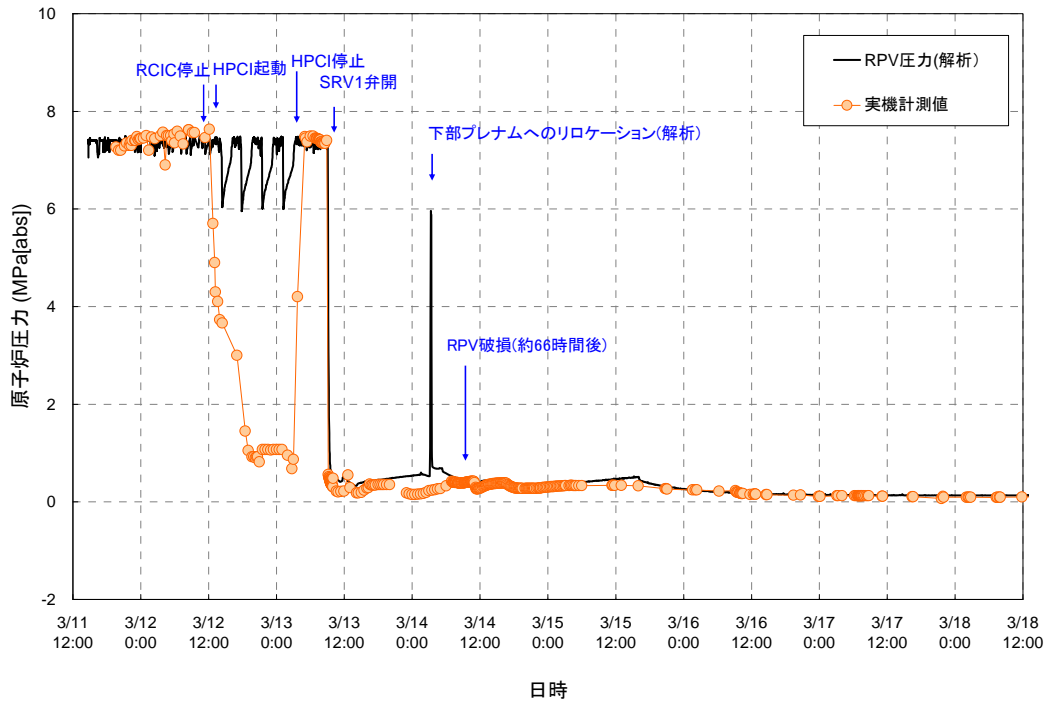


図3. 3. 2. 2 3号機 原子炉压力容器圧力変化【その2】

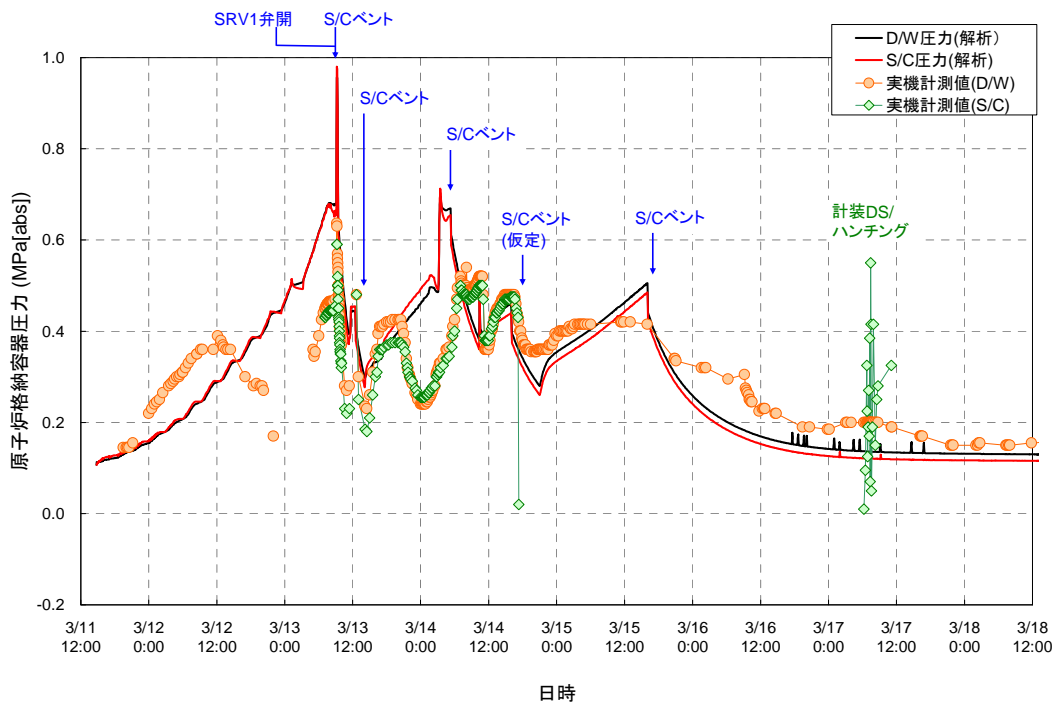


図3. 3. 2. 3 3号機 原子炉格納容器圧力変化【その2】

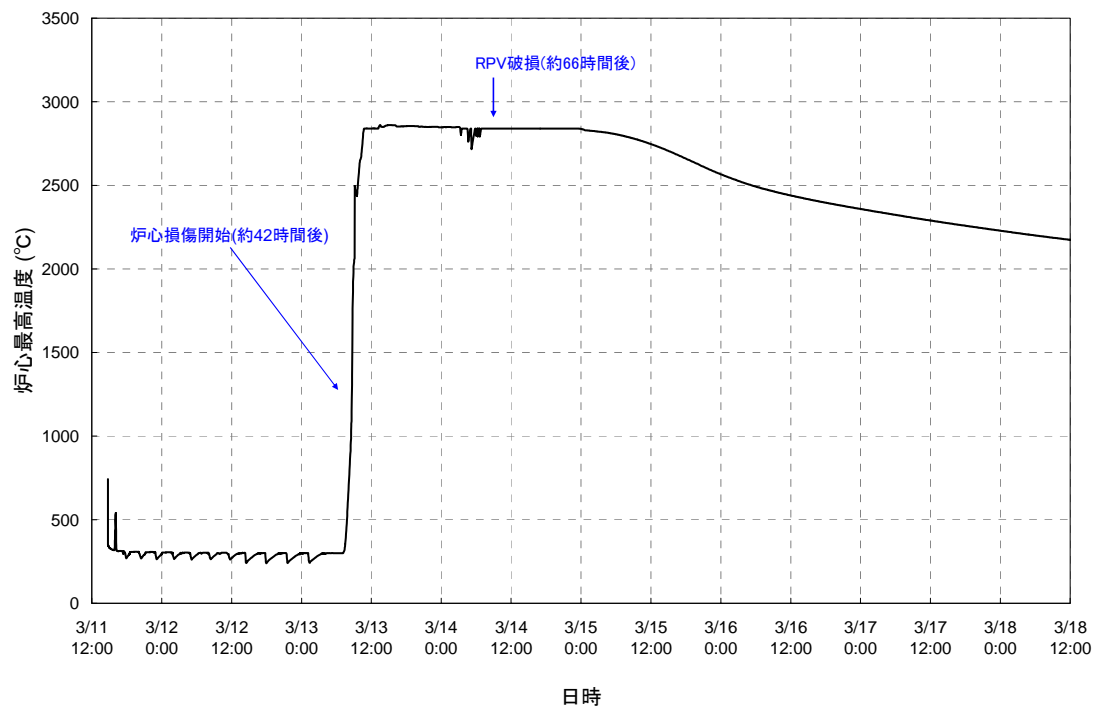


図 3. 3. 2. 4 3号機 炉心温度変化【その2】

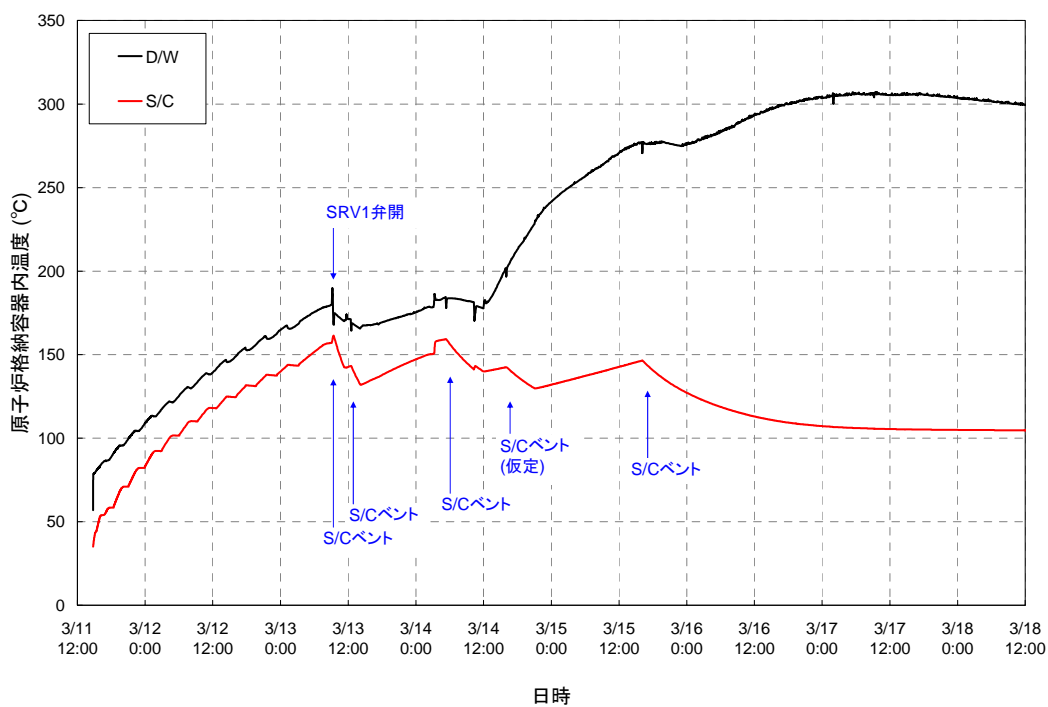


図 3. 3. 2. 5 3号機 原子炉格納容器温度変化【その2】

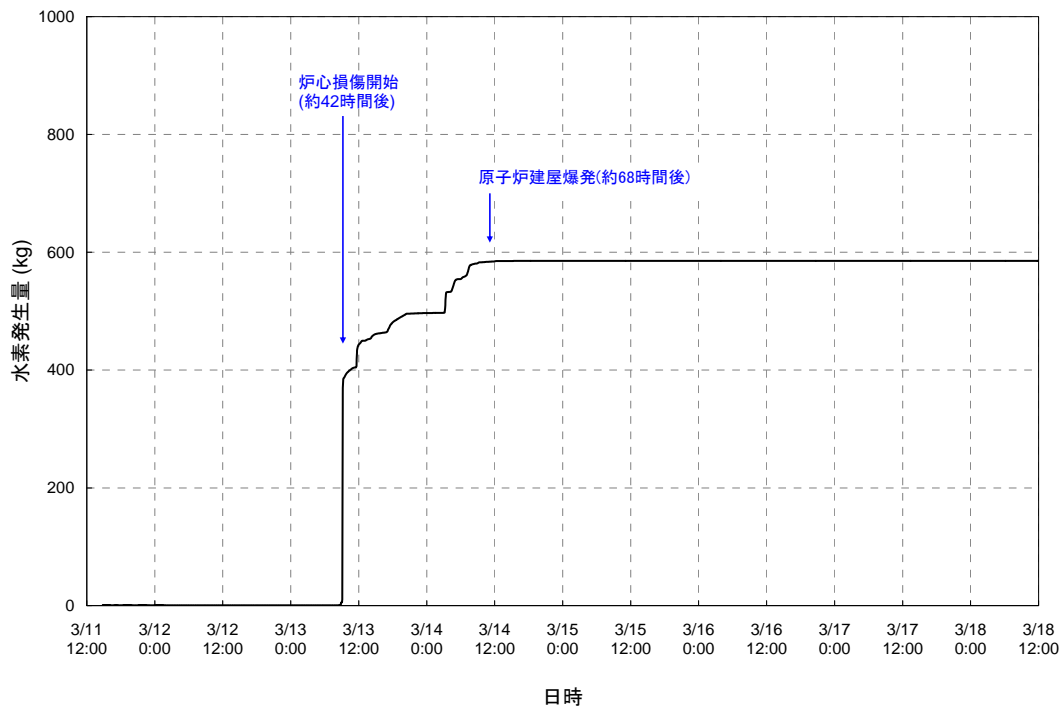


図 3. 3. 2. 6 3号機 水素発生量変化【その2】

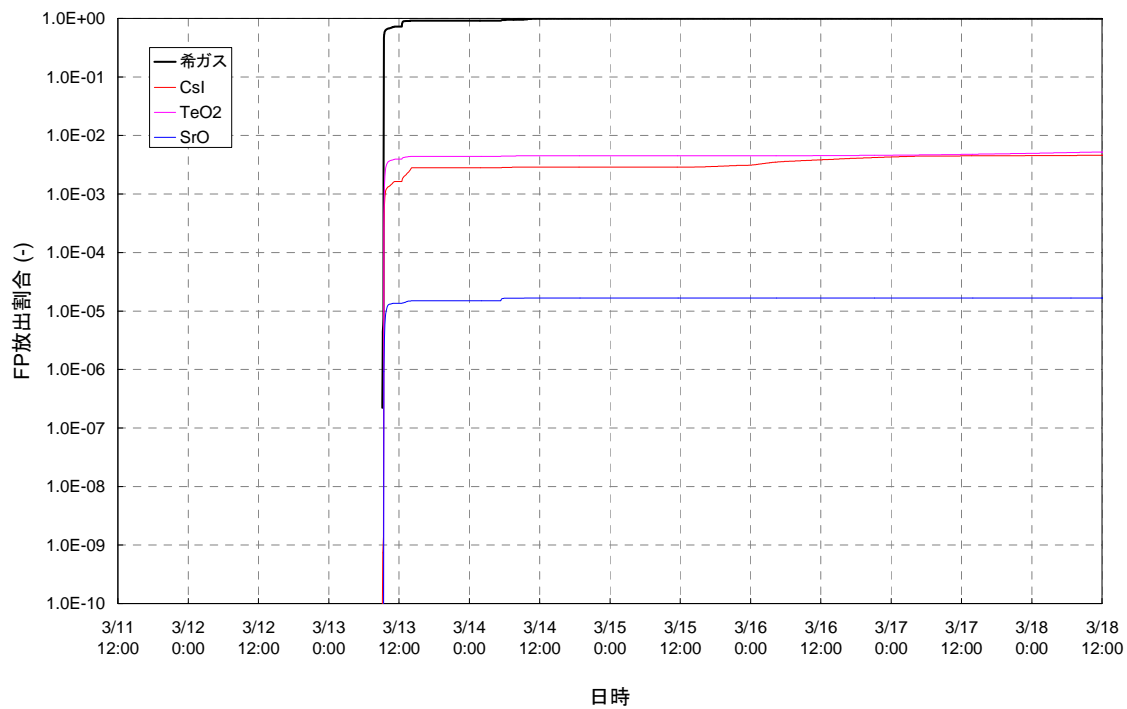


図 3. 3. 2. 7 3号機 FPの放出割合 (1/3)【その2】

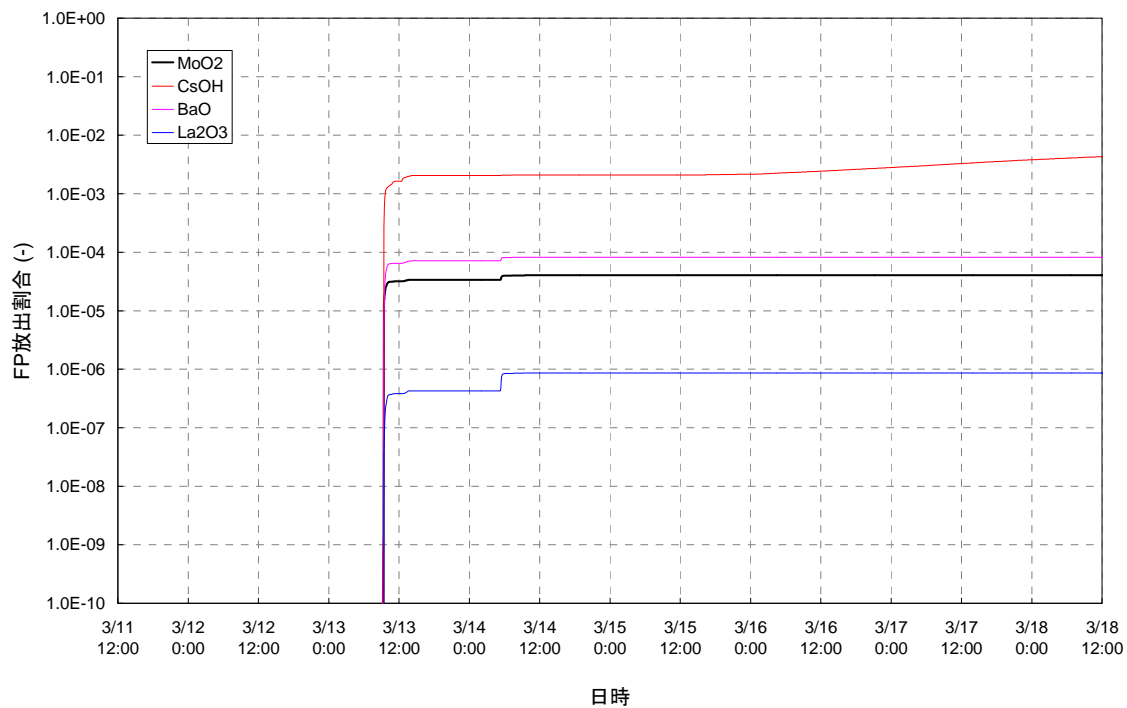


図 3. 3. 2. 7 3号機 FPの放出割合 (2 / 3) 【その2】

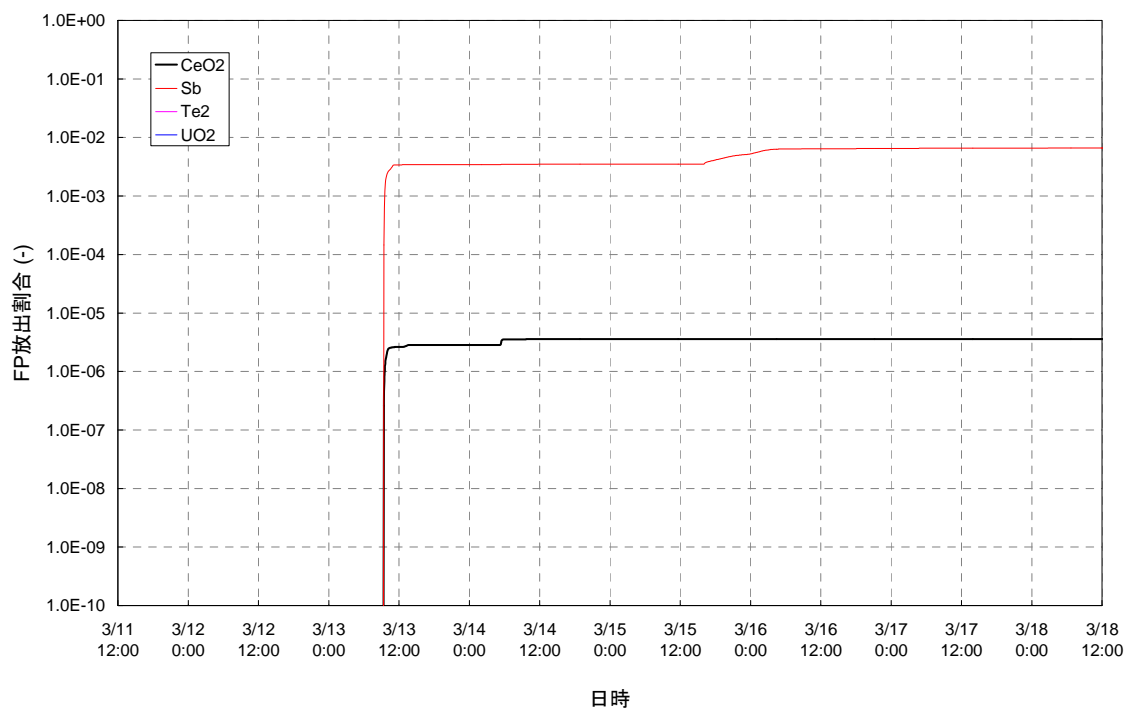


図 3. 3. 2. 7 3号機 FPの放出割合 (3 / 3) 【その2】

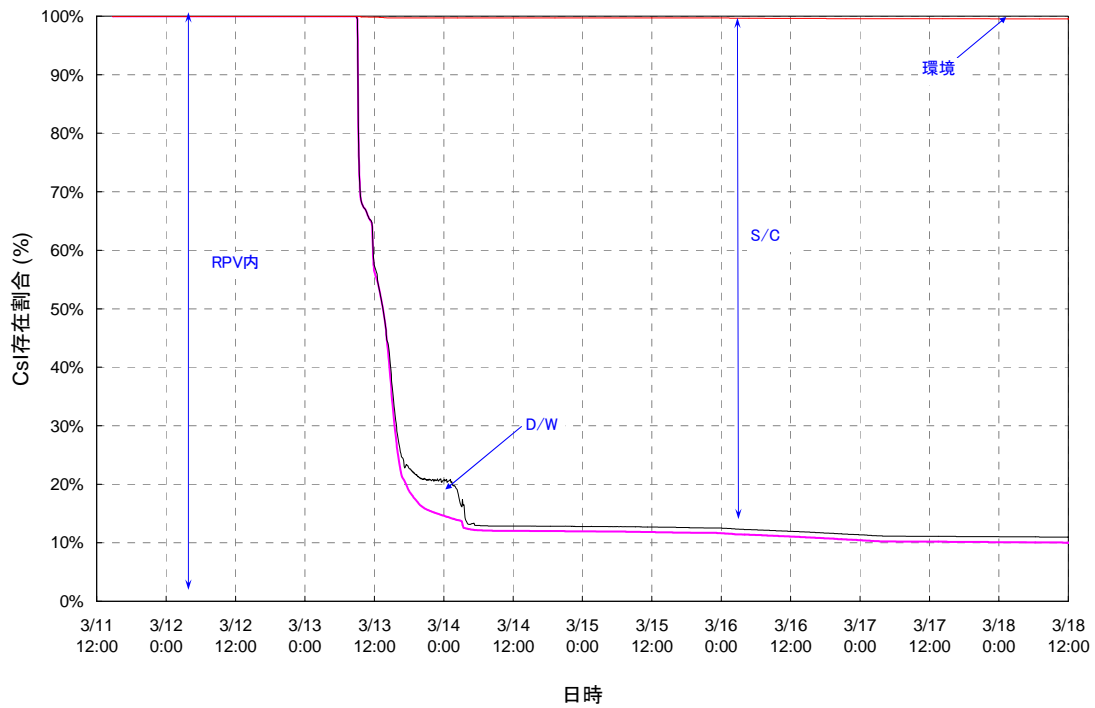


図 3. 3. 2. 8 3号機 FP の存在割合 (1 / 2) 【その 2】

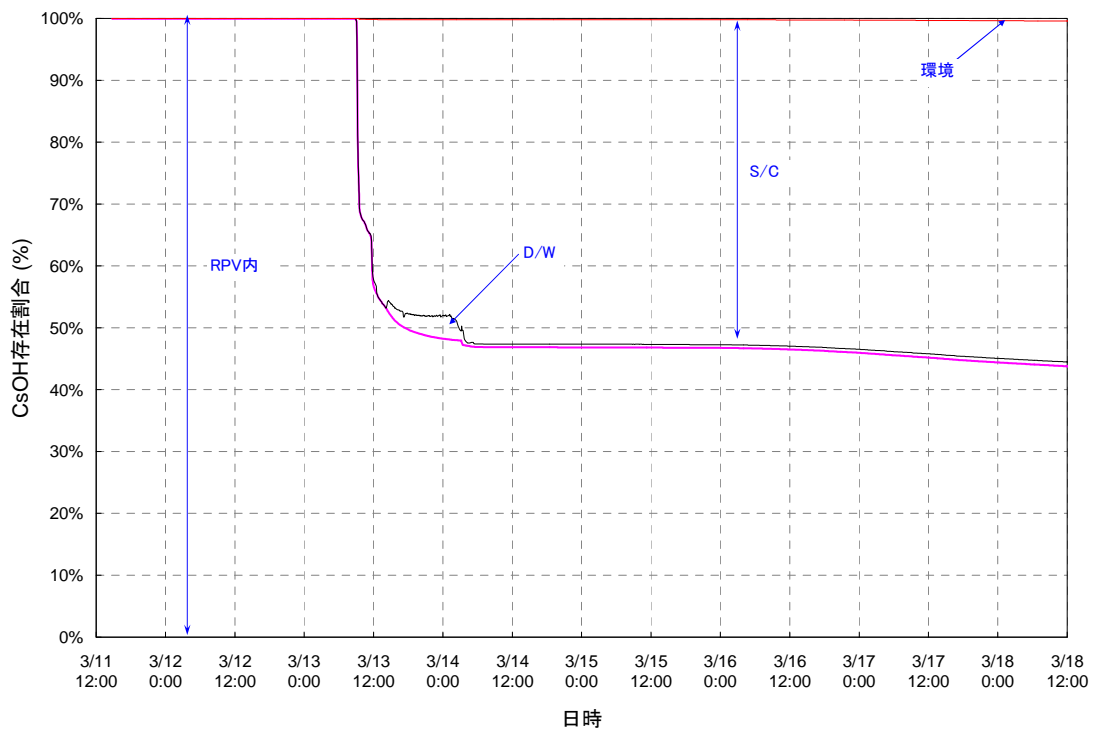
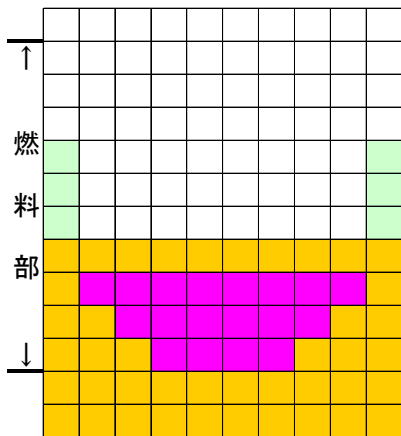
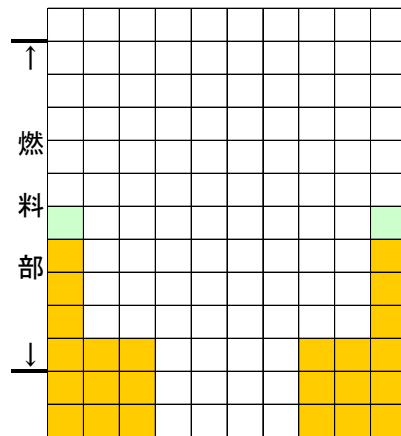


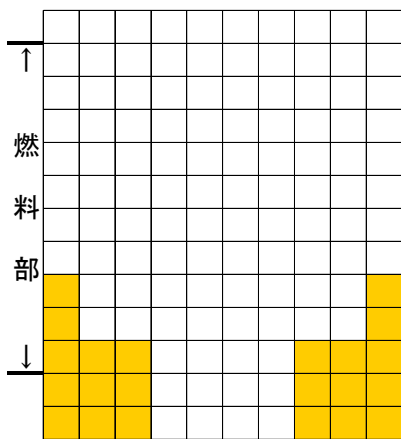
図 3. 3. 2. 8 3号機 FP の存在割合 (2 / 2) 【その 2】



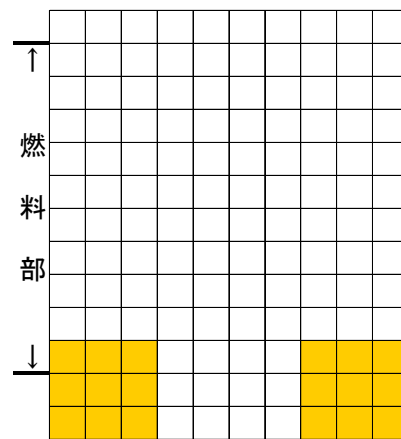
スクラム後 約58時間



スクラム後 約62時間



スクラム後 約66時間



スクラム後 約96時間

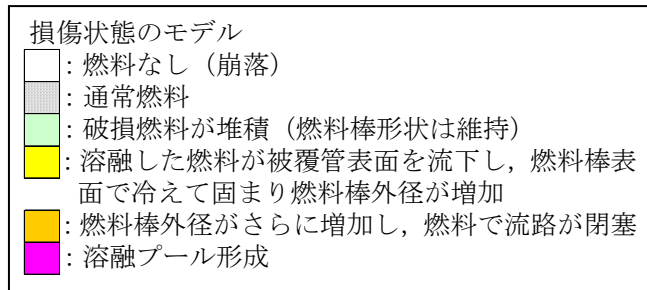


図3. 3. 2. 9 3号機 炉心の状態図【その2】

2. 平成 23 年 12 月 22 日 「東京電力株式会社福島第原子力発電所の事故状況及び事故進展の状況調査結果に係る事実関係資料等の提出について(指示)」(平成 23 年 12 月 16 日付平成 23・12・16 原院第 3 号)に対する回答について
 別添 福島第一原子力発電所の事故状況及び事故進展の状況調査結果について

図表番号は原典と同一とした。

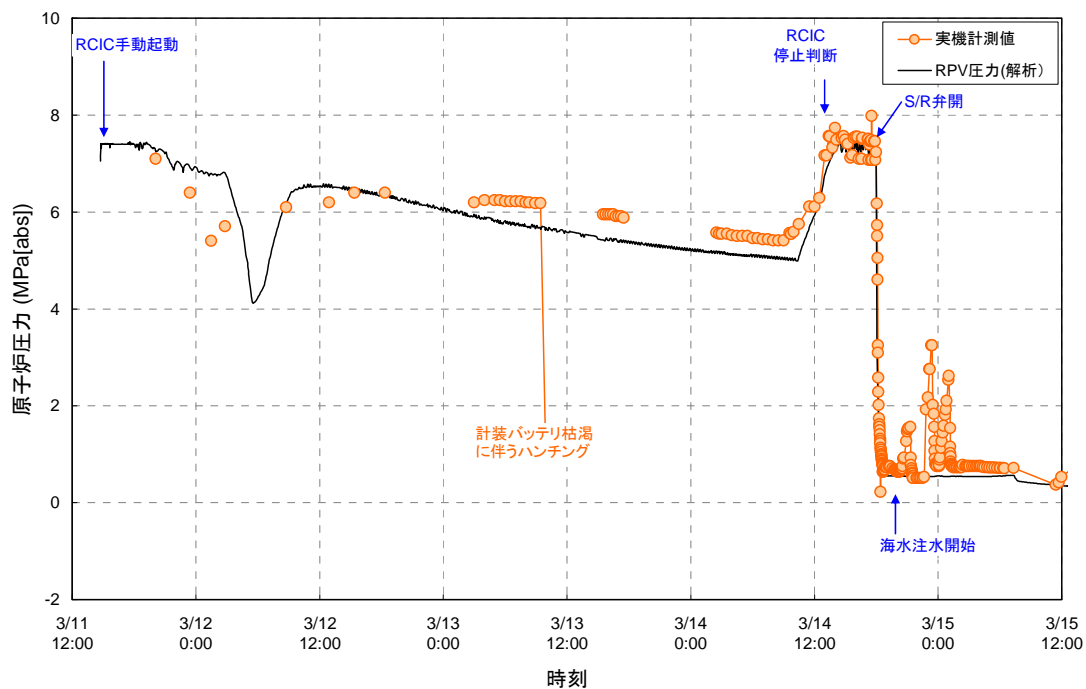


図 1-7 2 号機 原子炉圧力変化

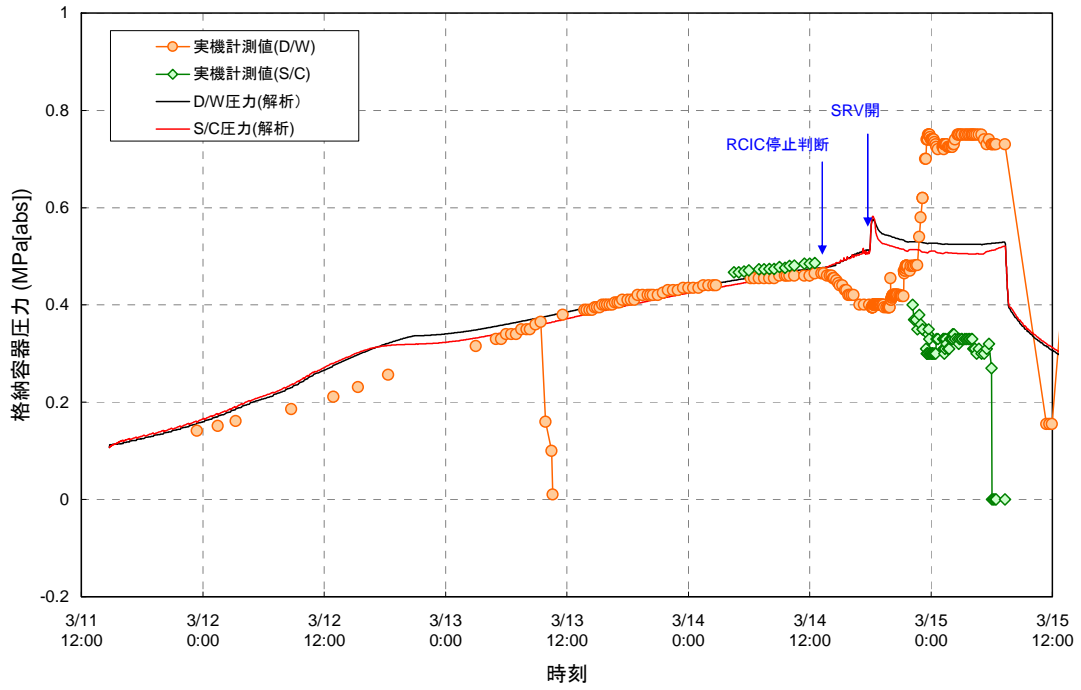


図 1-9 2号機 格納容器圧力変化

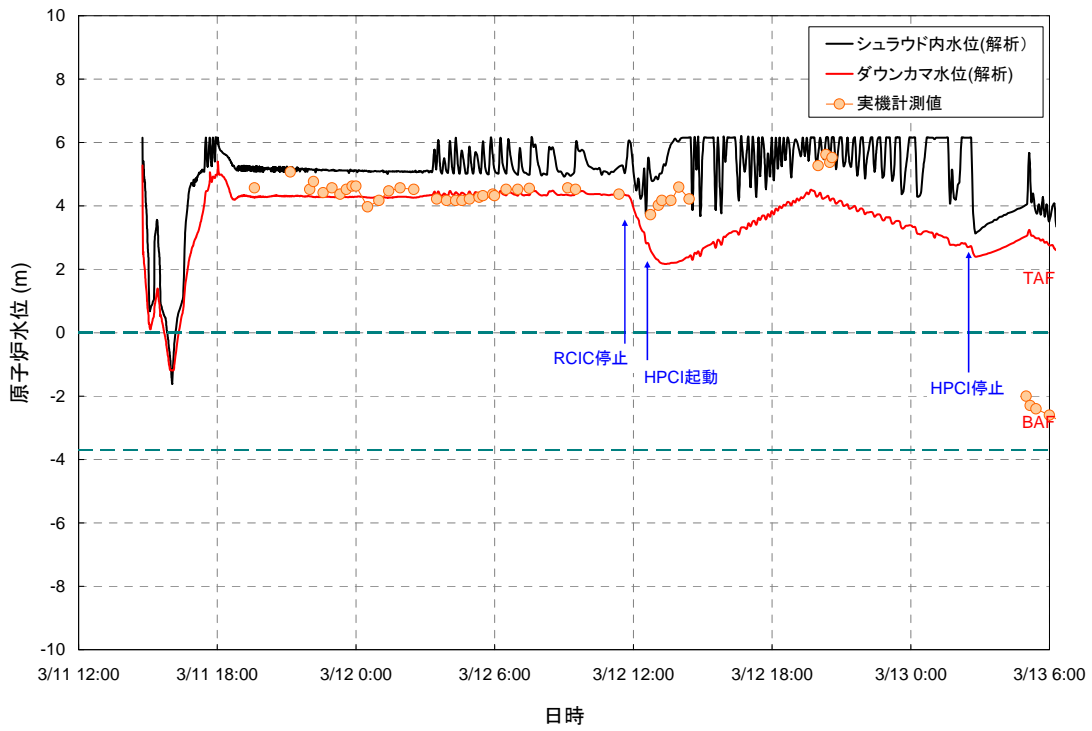


図 2-3 3号機 原子炉水位変化

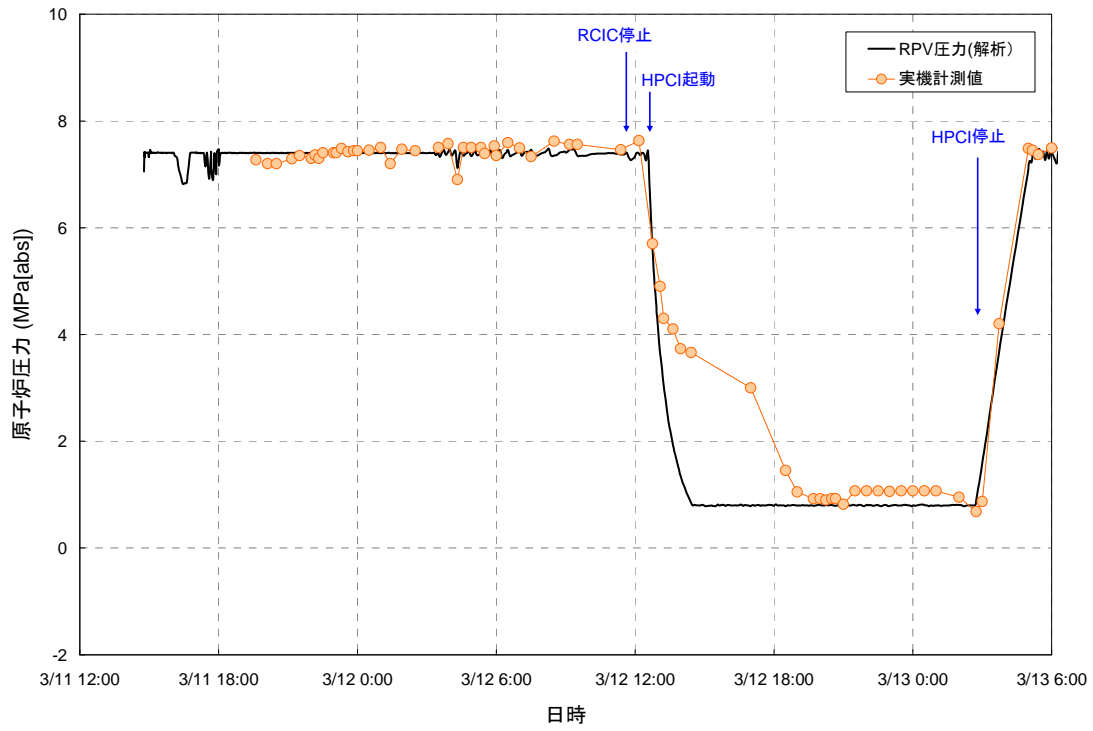


図 2-4 3号機 原子炉压力变化

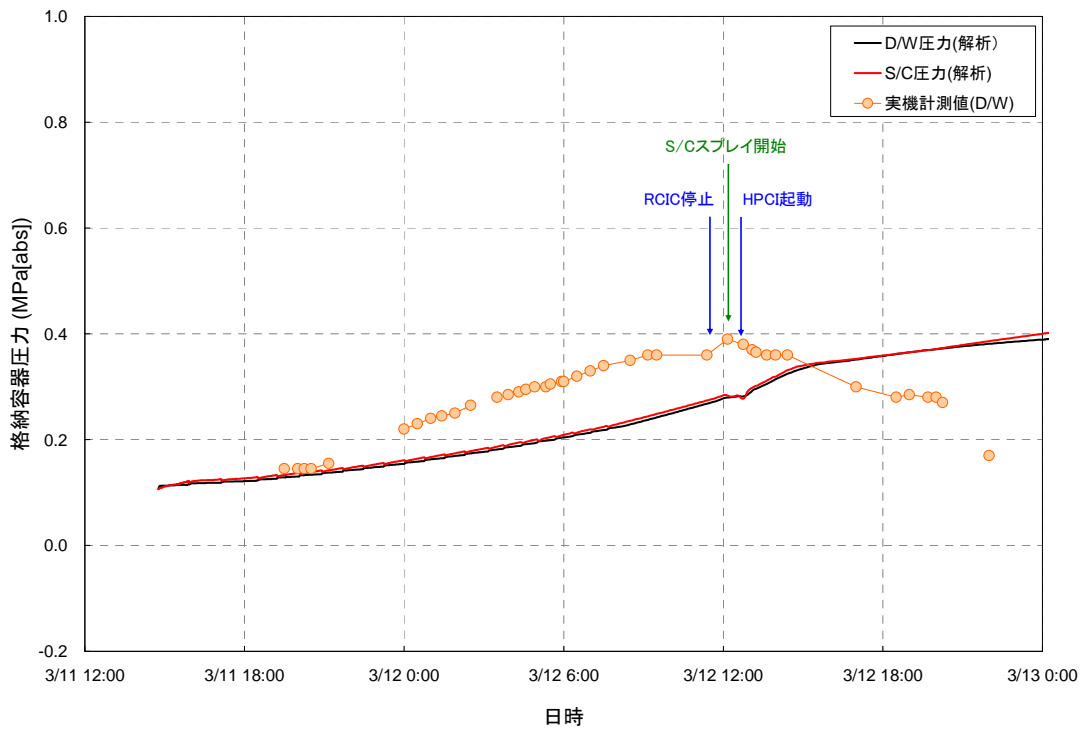


図 3-3 3号機 格納容器压力变化

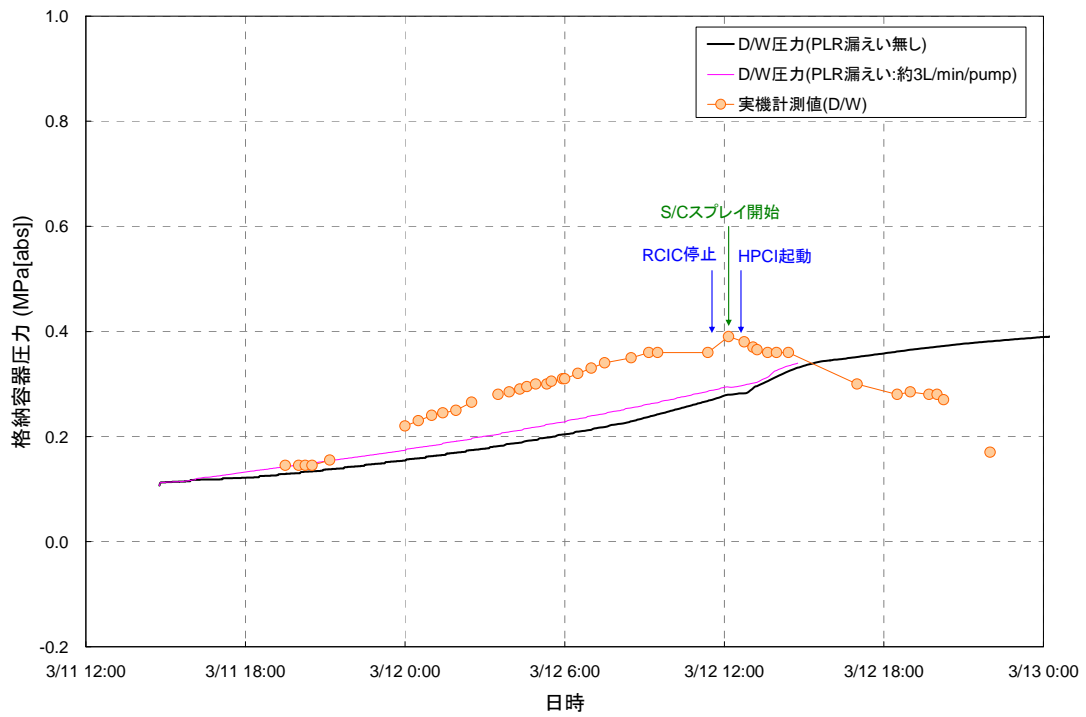


図 3-4 3号機 格納容器圧力変化 (PLR ポンプメカシール漏えい)