

福島第一原子力発電所 1～3号機の
炉心の状態について

目 次

1. はじめに1
2. 評価結果のまとめ1
3. 炉心の状態に関する解析及び評価3
3. 1 福島第一原子力発電所 1号機3
3. 1. 1 解析条件3
3. 1. 2 解析結果7
3. 1. 3 評価結果8
3. 2 福島第一原子力発電所 2号機19
3. 2. 1 解析条件19
3. 2. 2. 1 解析結果【解析ケース（その1）】22
3. 2. 2. 2 解析結果【解析ケース（その2）】31
3. 2. 3 評価結果32
3. 3 福島第一原子力発電所 3号機40
3. 3. 1 解析条件40
3. 3. 2. 1 解析結果【解析ケース（その1）】44
3. 3. 2. 2 解析結果【解析ケース（その2）】54
3. 3. 3 評価結果55

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、加えて全交流電源が喪失しかつ継続するといった事故に至った。今後の事故収束・復旧に向けて、地震後のプラントの事象進展や、現在のプラントの状態を把握することは重要である。

平成 23 年 4 月 25 日に経済産業省原子力安全・保安院より「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第 67 条第 1 項の規定に基づく報告の徴収について」(平成 23・04・24 原第 1 号) の指示文書を受領し、その指示文書に基づき、今回地震発生時におけるプラントデータについて可能な限り回収、整理し、平成 23 年 5 月 16 日に報告を行った。今回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、情報の整理を行った。

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

2. 評価結果のまとめ

MAAP コードにより解析を行った結果、福島第一原子力発電所 1 号機 (以下「1 号機」という) は、仮定した非常用復水系 (以下「IC」という) の停止後、比較的早期に炉心損傷が開始し、その後原子炉圧力容器は破損に至るとの解析結果となる。

福島第一原子力発電所 2 号機 (以下「2 号機」という) 及び福島第一原子力発電所 3 号機 (以下「3 号機」という) は、原子炉隔離時冷却系 (以下「RCIC」という) 又は高圧注水系 (以下「HPCI」という) の機能低下に伴う原子炉水位の低下により、炉心損傷が開始するものの、最終的には原子炉圧力容器内において炉心は保持されるとの解析結果となった。しかしながら、実際の水位が計測値より低く、有効燃料棒底部以下であった場合は、炉心損傷はさらに進展し、その後原子炉圧力容器破損に至るとの解析結果となる。

1 号機～3 号機における現在の原子炉圧力容器温度等のプラントパラメータによれば、熱源 (燃料) の大部分は原子炉圧力容器内にあることを示唆する温度挙動であり、原子炉圧力容器に損傷があったとしても、今回の解析結果のように大規模なものではないと推測されることから、解析結果は現実より厳しいものとなっていると考えられる。

よって、今回の解析結果とプラントパラメータによる考察の両者によれば、炉心の状態は、いずれのプラントにおいても相当量のペレットの溶融が進展しており、炉心の形状・

位置は大幅に変化しているものと評価された。

なお、現在の原子炉圧力容器周辺温度によれば、現時点において冷却は十分に行われていることから、現在の注水を継続することにより、今後大規模な放射性物質の放出に繋がるような事象の進展はないと考えられる。

3. 炉心の状態に関する解析及び評価

3. 1 福島第一原子力発電所 1号機

3. 1. 1 解析条件

福島第一原子力発電所 1号機の主要な解析条件について表 3. 1. 1 及び表 3. 1. 2 に示す。

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

① 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 18 時間後において格納容器（ドライウェル（以下「D/W」という））の気相部からの漏えい（約 $\phi 3\text{ cm}$ ）を仮定した。また、約 50 時間後において漏えいの拡大（約 $\phi 7\text{ cm}$ ）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（D/W）から漏えいがあったのか、計器側の問題による計測値と解析値の不整合なのかは、現時点では不明である。

② IC の動作条件に対する見解

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

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

表 3. 1. 1 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	通常水位
格納容器空間容積	D/W 空間：3410m ³ S/C 空間：2620m ³
サプレッション・プール水量	1750m ³

表3. 1. 2 事象イベント

凡例 ○：記録あり △：記録に基づき推定 □：解析上の仮定として整理

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

					定 ※1
12		15:34	IC(A)停止	△	原子炉圧力の推移 (5/16 報告 2.チャートの記録) から、IC の動作を推定 ※1
13		15:37	全交流電源喪失	○	5/16 報告 4.運転日誌類 当直長引継日誌
14		18:10	IC(A)系 2A, 3A 弁開／蒸気発生確認	□	5/16 報告 7.各種操作実績取り纏めに当該の記載はあるものの、本解析では全交流電源喪失以降 IC の機能が喪失していたものと仮定 ※2
15		18:25	IC(A)系 3A 弁閉	□	5/16 報告 7.各種操作実績取り纏めに当該の記載はあるものの、本解析では全交流電源喪失以降 IC の機能が喪失していたものと仮定 ※2
16		21:19	IC について、ディーゼル駆動消火ポンプ (D/D-FP) からのラインナップ実施	□	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		21:30	IC 3A 弁開	□	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		21:35	IC について、D/D-FP から供給中	□	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
19	3/12	1:48	IC について、D/D-FP を確認したところ、燃料切れでなくポンプ不具合により供給停止	□	5/16 報告 7.各種操作実績取り纏めに当該の記載はあるものの、本解析では全交流電源喪失以降 IC の機能が喪失していたものと仮定 ※2
20		5:46	消防ポンプによる淡水注水を開始	○	5/16 報告 7.各種操作実績取り纏め ※3
21		14:30	格納容器ベントについて、10:17 圧力抑制室側 AO 弁操作を実施し、14:30 に格納容器圧力低下を確認	△	5/16 報告 7.各種操作実績取り纏め。ベント成功は、圧力の低下が確認された 14:30 と仮定
22		14:49	格納容器ベント弁閉止	△	格納容器圧力の上昇から、解析上当該事項を仮定
23		14:53	淡水注水終了	○	5/16 報告 7.各種操作実績取り纏め

24		15:36	1号機原子炉建屋の爆発	○	5/16 報告 7.各種操作実績取り纏め
25		20:20	海水による注水を開始	○	5/16 報告 7.各種操作実績取り纏め※3

- ※1 全交流電源喪失以前の IC の動作には不明な点があるものの、2.チャートの記録 (5/16 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、機能したことの記録が不足していることから、IC の機能が喪失しているものと仮定。
- ※3 注水流量変更の時期や注水流量については、7.各種操作実績取り纏め (5/16 報告) に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。

3. 1. 2 解析結果

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

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

解析結果の詳細について以下に述べる。

原子炉水位は、仮定したICの停止後、約2時間で有効燃料棒頂部（以下、TAFという）へ到達し、その後炉心損傷に至る（図3. 1. 1参照）。

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

原子炉圧力は、仮定したICの停止後、原子炉圧力は上昇するが、逃がし安全弁により8MPa近傍で維持される。炉心損傷後、溶融したペレット等が下部プレナムに移行し、地震発生から約15時間後、原子炉压力容器が破損し原子炉圧力は急激に減少する（図3. 1. 2参照）。

格納容器圧力は、原子炉压力容器より放出された蒸気と炉内の水-金属反応で発生した水素ガスにより、一時的に上昇するが、その後、解析において仮定した格納容器からの漏えいにより、格納容器圧力は低下傾向となり、3/12のベント操作により急激に減少する（図3. 1. 3参照）。

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

格納容器漏えいの仮定に関して、漏えいを仮定した、地震発生から約18時間後では、格

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。過去に電力共通研究において、このような過温条件ではガスケットは損傷に至る可能性があるとの知見があることから、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、地震発生から約 50 時間後における格納容器からの漏えいの仮定に関しても、解析において格納容器内温度は高温で推移していることから (図 3. 1. 5 参照)、漏えい箇所が徐々に増加することは要因の一つとして考えられる。

原子炉内への注水は、仮定した IC の停止後から約 14 時間後に始まるものの、それまでに燃料は崩壊熱により溶融し、下部プレナムへ移行した後、地震発生から約 15 時間後に原子炉圧力容器破損に至る (図 3. 1. 4 及び図 3. 1. 9 参照)。

炉心が損傷することにより放出される放射性物質 (以下「FP」という) については、希ガスはベント操作によりほぼ全量が環境中へ放出されることとなる。ヨウ化セシウムについては約 1%の放出であり、その他の核種は約 1%未満の放出という解析結果となっている (図 3. 1. 7 及び図 3. 1. 8 参照)。なお、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。

発生する水素については、炉心損傷開始とほぼ同時に発生し、3/12 の爆発はこの際に発生した水素による可能性がある (図 3. 1. 6 参照)。

IC については津波到達以降の動作については不明確であるが、仮に IC が一時的に動作していたと仮定した場合のケース (3/11 18 時頃から 3/12 2 時頃までの間、片系の IC 動作を仮定) について解析を行った。原子炉水位は絶対値としては異なるものの類似の挙動を示している (図 3. 1. 10 参照)。しかしながら、この仮定により格納容器圧力は計測された値と全く異なる挙動を示すこととなり (図 3. 1. 11 参照)、全交流電源喪失以降の IC の動作状況は本解析では明らかにはできない。なお、この IC の感度解析においても燃料域内において水位は維持できないことから、炉心は損傷することとなる (図 3. 1. 12 参照)。

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

3. 1. 3 評価結果

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

各部の温度が測定できるようになった段階で、原子炉圧力容器温度は複数の測定点で 400°C を超えていた。この時期には、炉心の冷却が不十分な状態が継続していたと考えられ

るが、この後に給水ラインから原子炉へ注水することで、確実に原子炉に注水できるよう変更したことを期に、各部温度が急速に低下したため、冷却は十分に行われたものと考えられる。

また、原子炉水位計の校正を行った結果、原子炉圧力容器内の水位は燃料域内にないということが分かった。

一方、現時点においても原子炉圧力容器下部の CRD ハウジング等の温度は測定できており、仮に原子炉圧力容器が破損していた場合は、温度の測定はできていない可能性があること、現在の原子炉圧力容器の鋼材温度は 100℃～120℃付近で推移しており複数の測定点が注水量の変動等と同じように応答していること、原子炉圧力容器上部の複数の温度が高めであり熱源は原子炉圧力容器内にあると推定されることから、燃料の大部分は原子炉圧力容器内で冷却されていると考えられる。

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

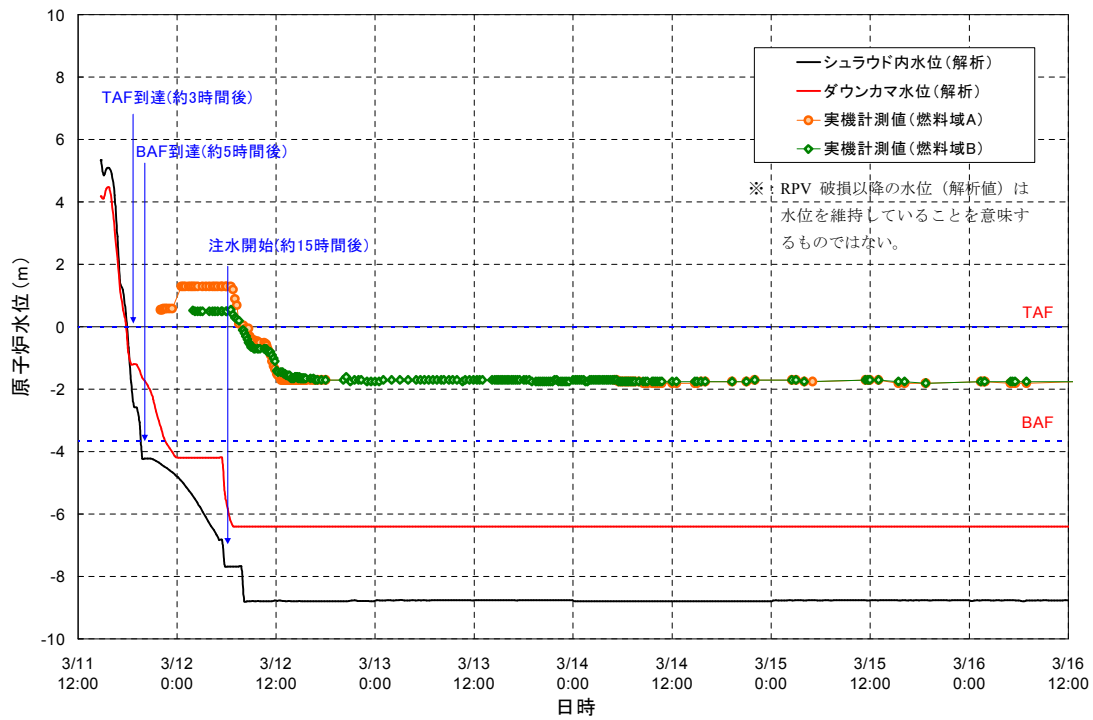


図 3. 1. 1 1号機 原子炉水位変化

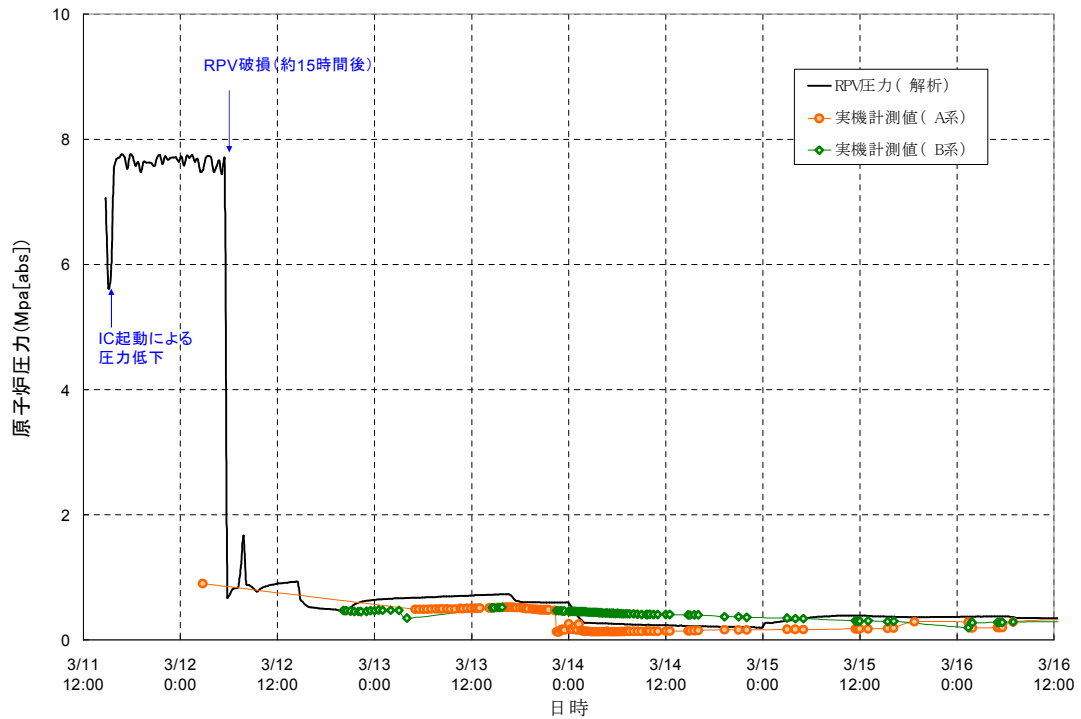


図 3. 1. 2 1号機 原子炉压力容器圧力変化

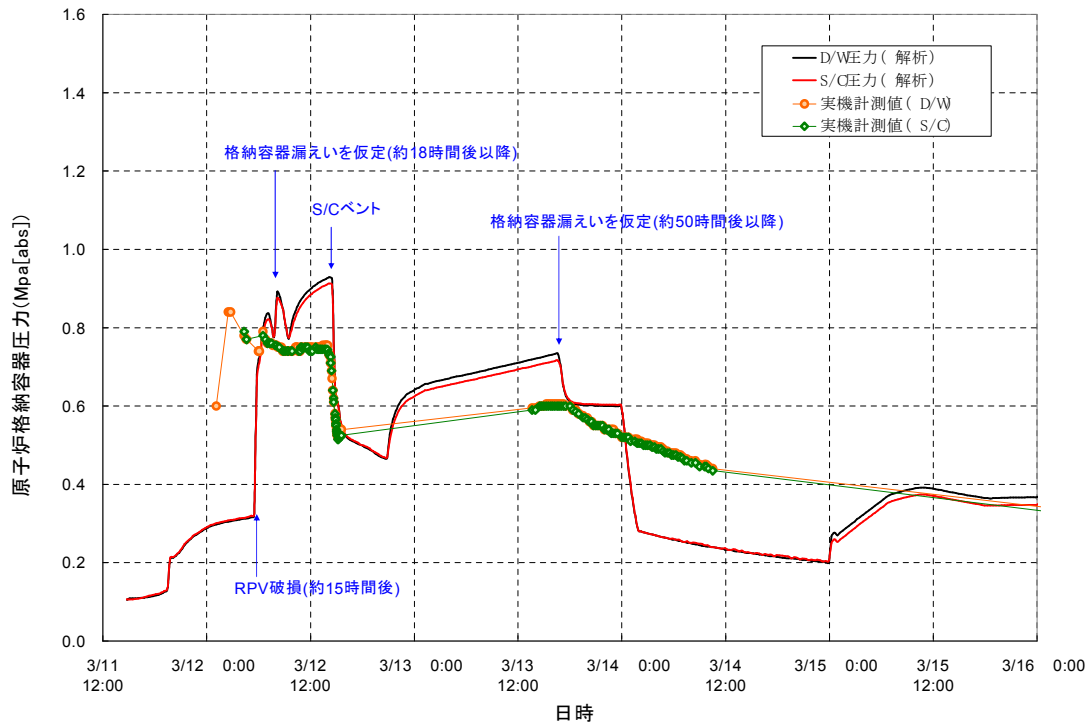


図3. 1. 3 1号機 原子炉格納容器圧力変化

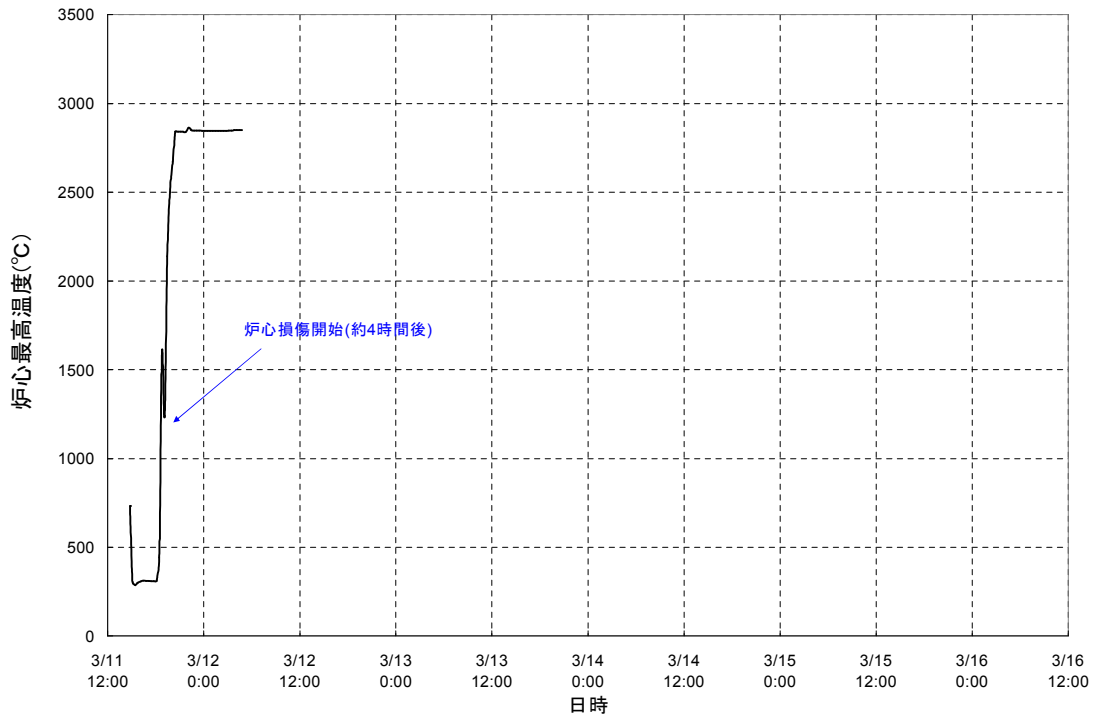


図3. 1. 4 1号機 炉心温度変化

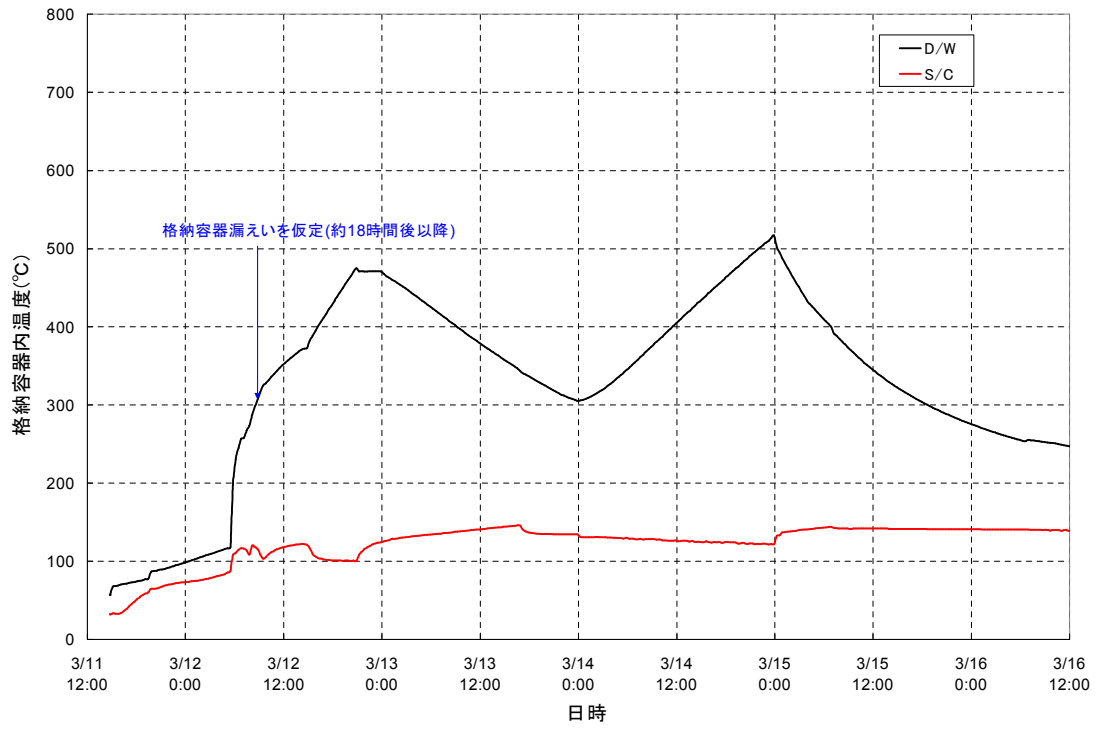


図3. 1. 5 1号機 原子炉格納容器温度変化

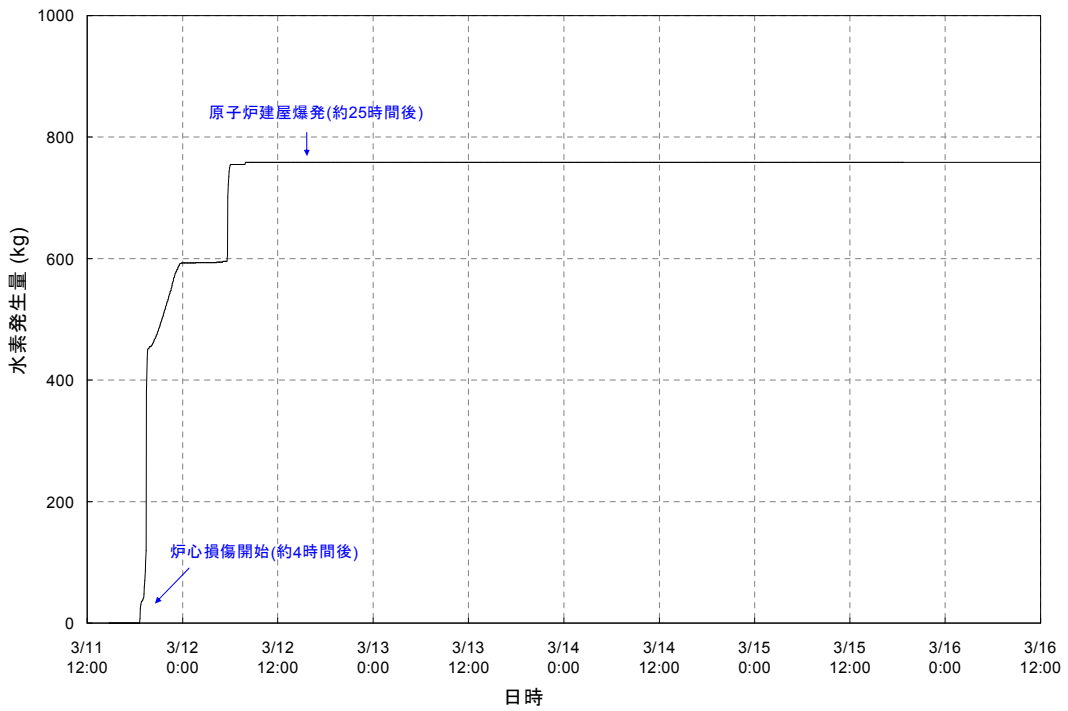


図3. 1. 6 1号機 水素発生量変化

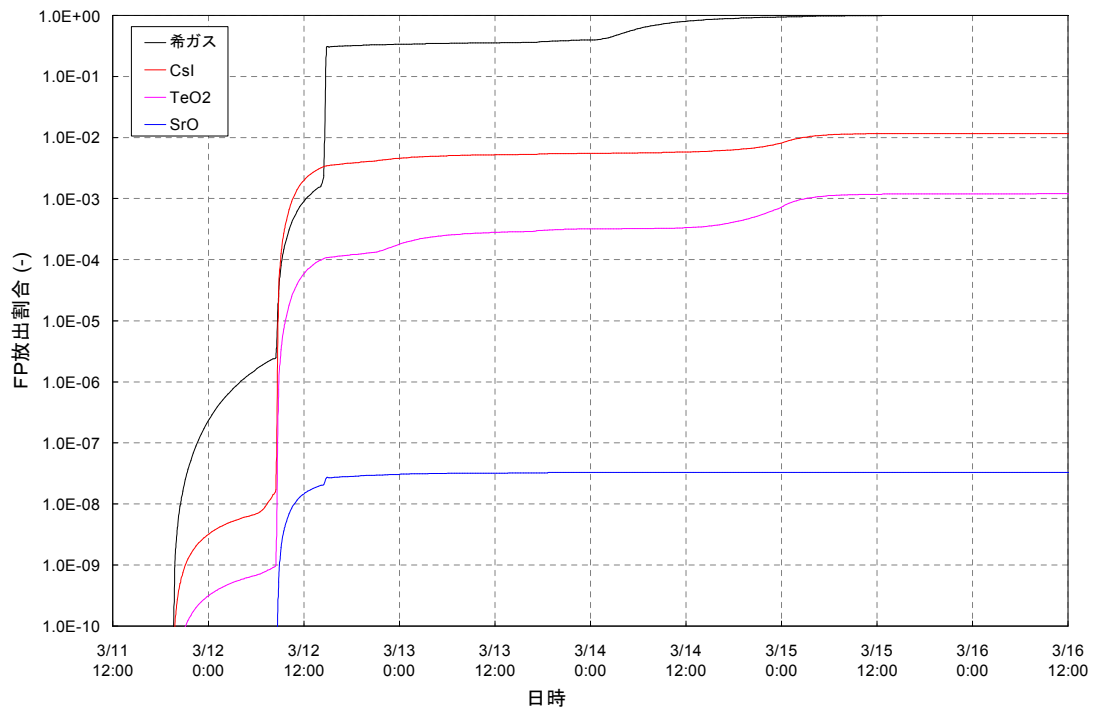


図3. 1. 7 1号機 FPの放出割合 (1/3)

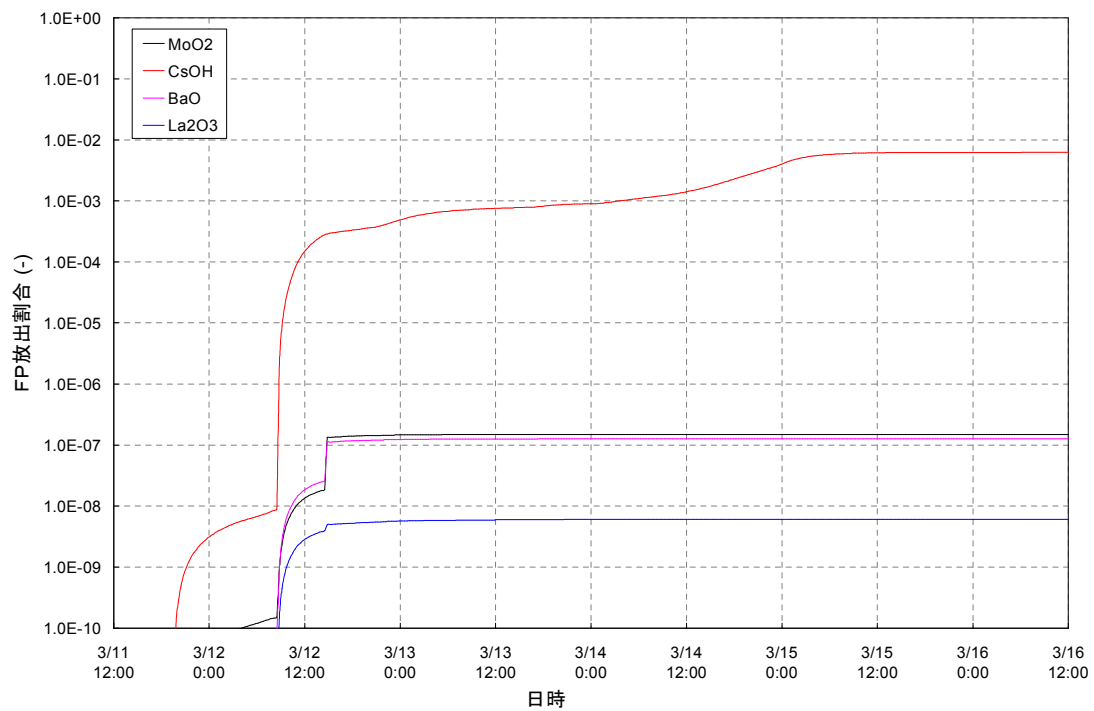


図3. 1. 7 1号機 FPの放出割合 (2/3)

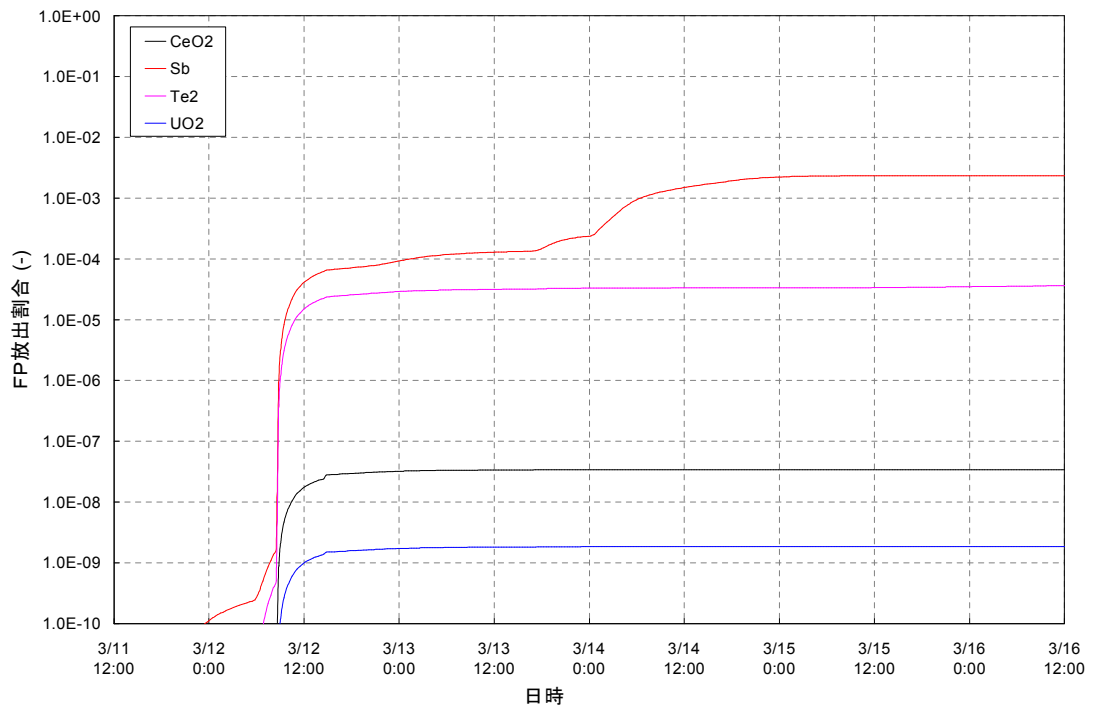


図3. 1. 7 1号機 FPの放出割合 (3/3)

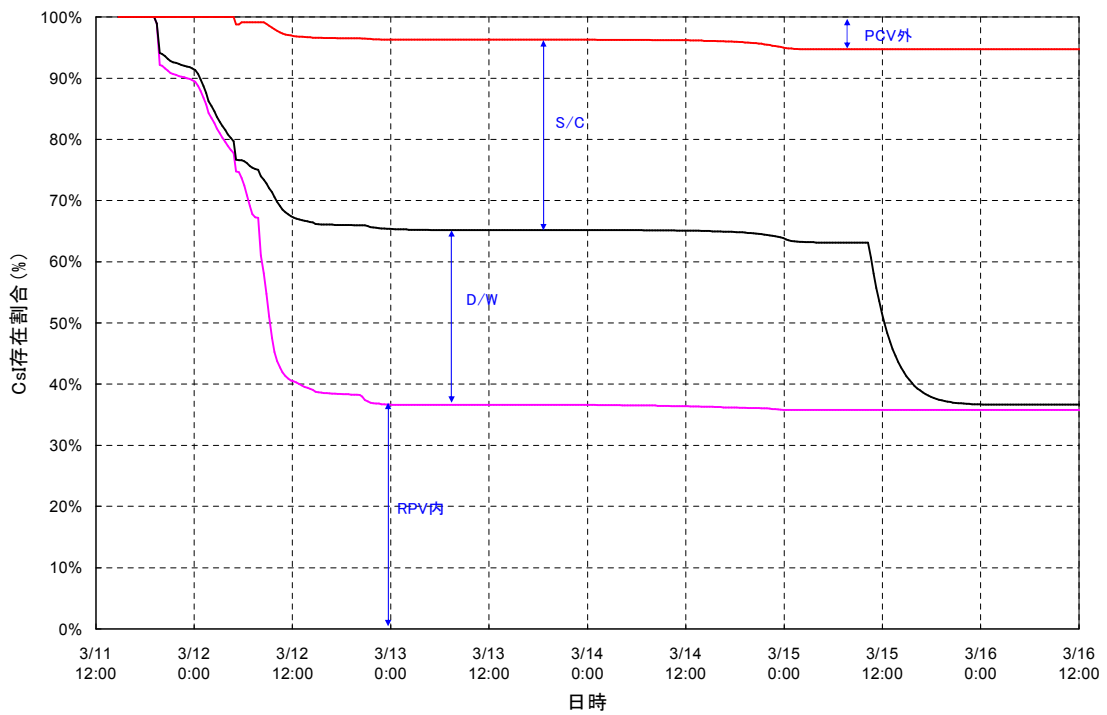


図3. 1. 8 1号機 FPの存在割合 (1/2)

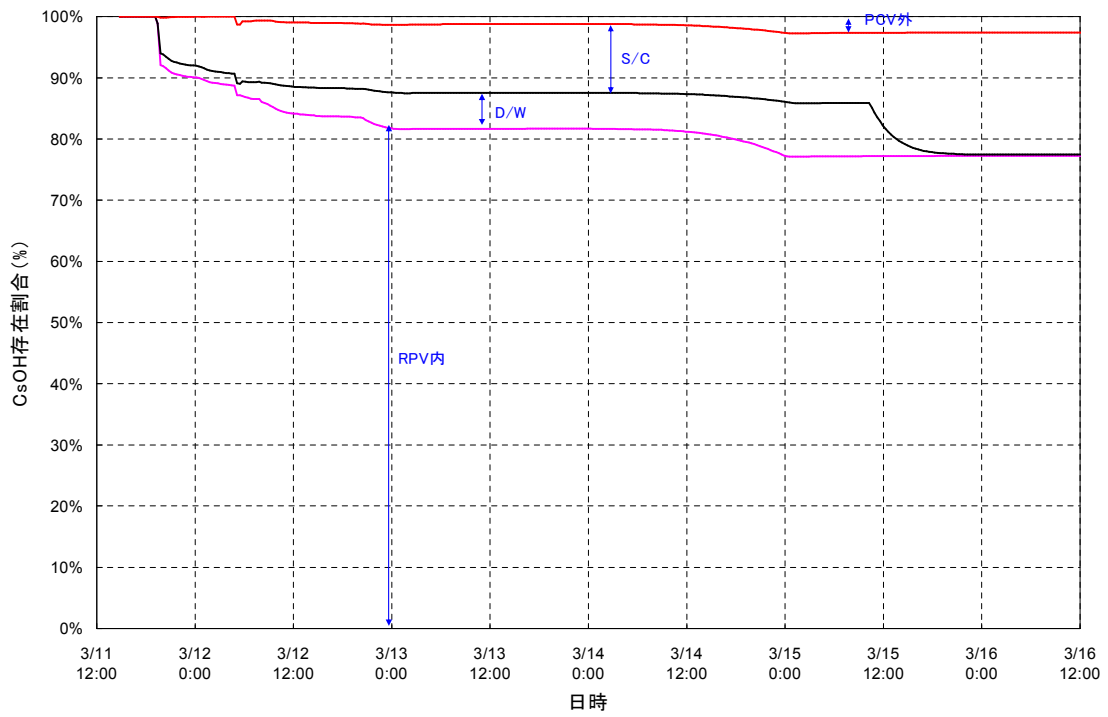
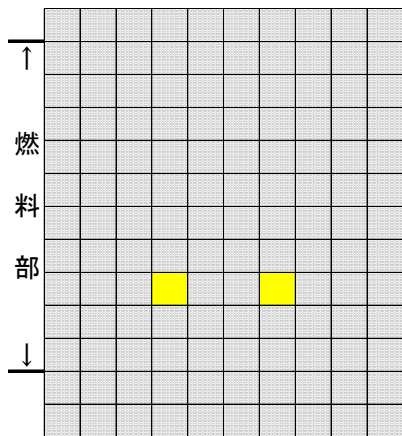
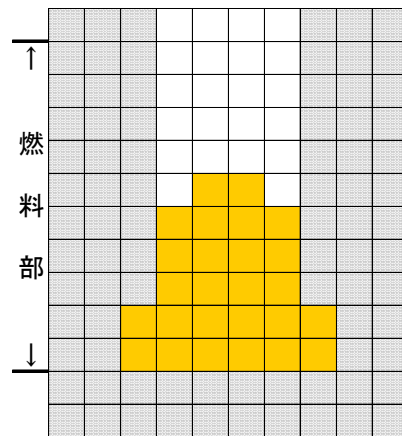


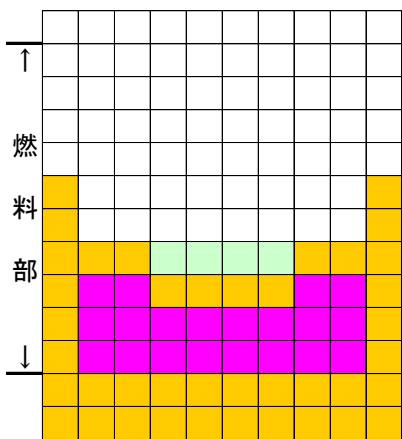
図3. 1. 8 1号機 FPの存在割合 (2 / 2)



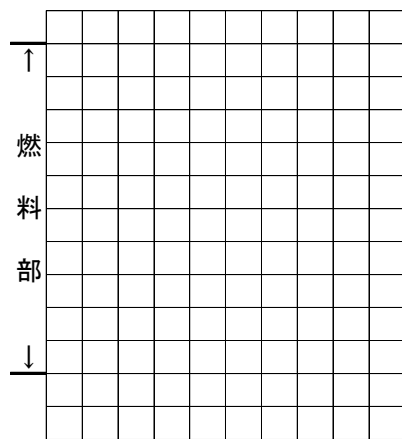
スクラム後 約4.7時間



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

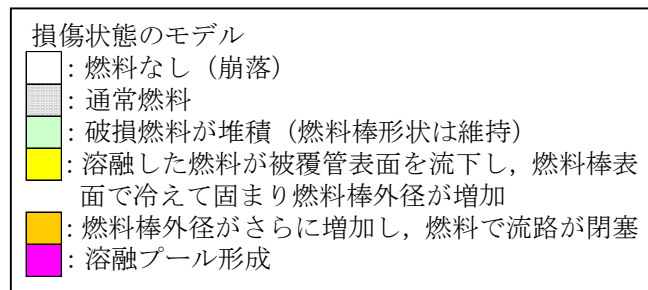


図3. 1. 9 1号機 炉心の状態図

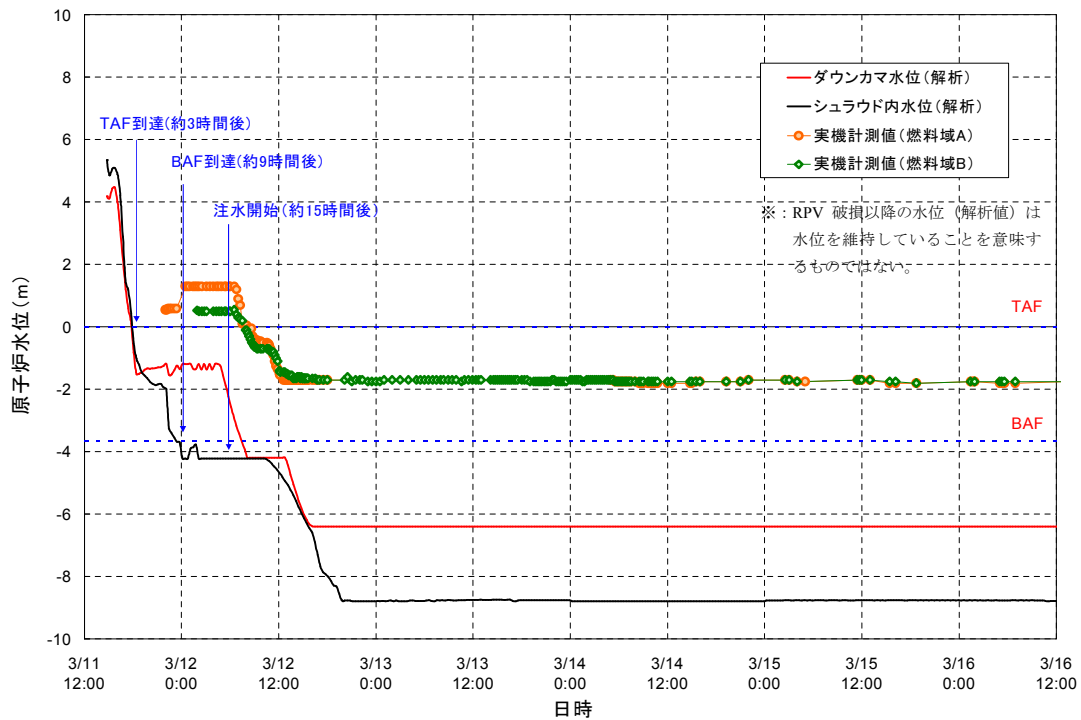


図 3. 1. 10 1号機 原子炉水位変化 (IC 継続運転)

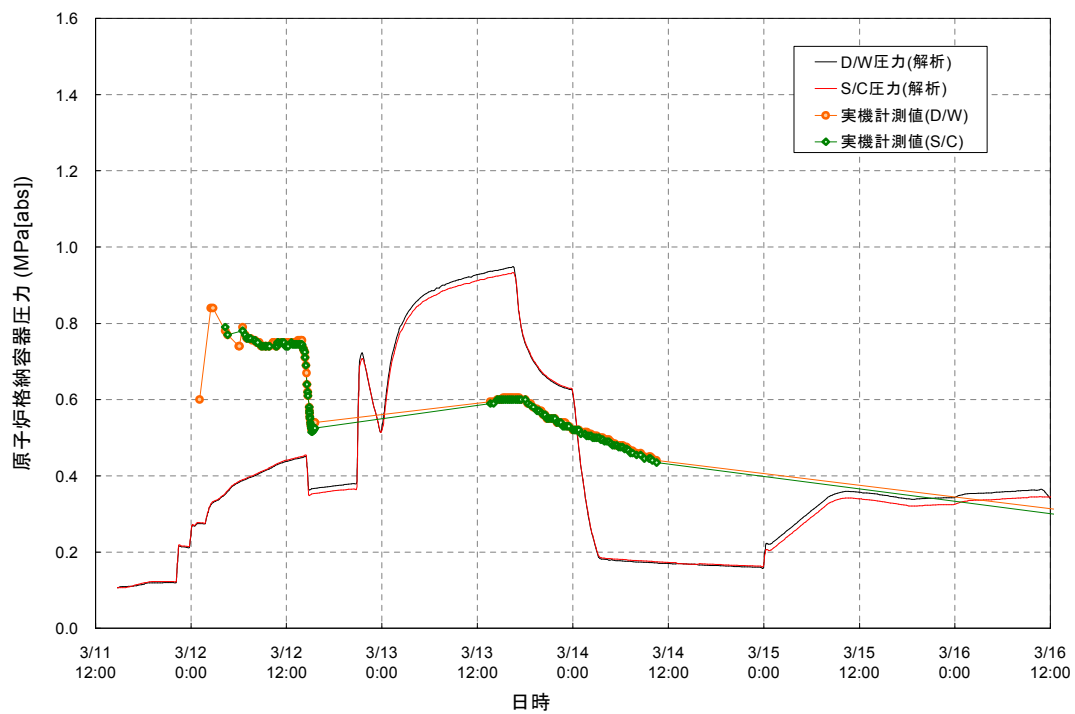


図 3. 1. 11 1号機 原子炉格納容器圧力変化 (IC 継続運転)

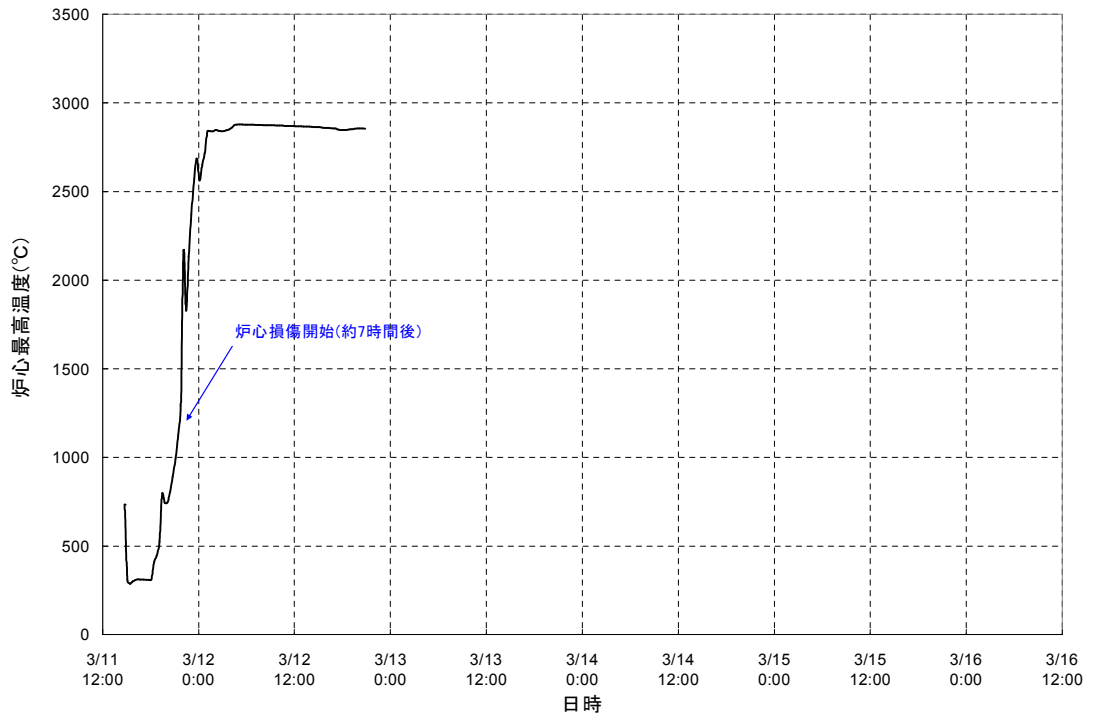


図 3. 1. 12 1号機 炉心温度変化 (IC 継続運転)

3. 2 福島第一原子力発電所2号機

3. 2. 1 解析条件

福島第一原子力発電所2号機の主要な解析条件について表3. 2. 1及び表3. 2. 2に示す。

解析は以下の2つのケースを行い、また、格納容器からの漏えいについては以下の仮定をおき解析を行っている。

① 解析ケース

【その1】：原子炉水位の計測値にあわせるため、消防ポンプの吐出側の流量ではなく、原子炉水位維持を可能な量として少なめに仮定する

【その2】：原子炉水位は燃料域内において維持できていないとして、消防ポンプの吐出側の流量ではなく、燃料域以下程度を維持する注水量を仮定する

② 原子炉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21時間後に、格納容器(D/W)の気相部からの漏えい(約φ10cm)を仮定した。また、同様に3/15の圧力抑制室(以下「S/C」という)付近で発生した異音を境に、格納容器(S/C)の気相部からの漏えい(約φ10cm)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は、現時点では不明である。

表3. 2. 1 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	通常水位
格納容器空間容積	D/W 空間 : 4240 m ³ S/C 空間 : 3160 m ³
サプレッション・プール水量	2980 m ³

表3. 2. 2 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	解析条件		解析事象	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					
1	3/11	14:46	地震発生	○	—	
2		14:47	原子炉スクラム	○	5/16 報告 4.運転日誌類 当直長引継日誌	
3		15:02	RCIC 手動起動	○	5/16 報告 7.各種操作実績取り纏め	
4		15:28	RCIC トリップ (L-8)	○	5/16 報告 7.各種操作実績取り纏め	
5		15:41	全交流電源喪失	○	5/16 報告 4.運転日誌類 当直長引継日誌	
6	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	○	5/16 報告 7.各種操作実績取り纏め	
7	3/14	13:25	RCIC 停止	○	5/16 報告 7.各種操作実績取り纏め	
8		16:34	原子炉圧力容器減圧 (SRV1 弁開) 操作開始	○	5/16 報告 7.各種操作実績取り纏め	
		16:34	消火系ラインを用いた海水注入作業開始	○	5/16 報告 7.各種操作実績取り纏め ※1	
9		18:00 頃	原子炉圧力低下確認	○	5/16 報告 7.各種操作実績取り纏め	
10		19:20	消防ポンプが燃料切れで停止	○	5/16 報告 7.各種操作実績取り纏め ※1	
11		19:54	消防ポンプ起動	○	5/16 報告 7.各種操作実績取り纏め ※1 ※2	
		19:57	消防ポンプ 2 台目起動	○	5/16 報告 7.各種操作実績取り纏め ※1	

12		21:20	SRV2 弁開により原子炉を減圧、水位が回復する	○	5/16 報告 7.各種操作実績取り纏め ※1
13		23:00 頃	SRV1 弁閉を仮定	□	23 時頃の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。
14	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	○	東京電力 HP (http://www.tepco.co.jp/index-j.html) のプレスより

※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、7.各種操作実績取り纏め（5/16 報告）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。

3. 2. 2. 1 解析結果【解析ケース（その1）】

3. 2. 1で示した条件に基づき、解析した結果を表3. 2. 3に示す。また、原子炉水位の変化等の解析結果について図3. 2. 1. 1から図3. 2. 1. 10に示す。

表3. 2. 3 2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 75 時間
炉心損傷開始時間	地震発生後約 77 時間
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 開放により炉心は完全に露出することとなり、炉心損傷が開始する（図3. 2. 1. 1参照）。ほぼ同時に注水は開始されるものの今回の解析では計測値で示した原子炉水位に見合った注水量となるよう仮定して解析を行っていることから、注水量は十分ではなく、炉心領域の半分程度が冠水する程度に維持される。このため炉心は損傷することとなる。

原子炉圧力は、RCIC が停止するまでの間は、SRV 作動圧力近傍で高圧状態に維持される。RCIC 停止後の SRV 開放により原子炉は急速に減圧され、その後大気圧近傍まで低下する。

RCIC 動作期間において原子炉圧力の計測値は解析値より低い値で推移しており、SRV を通じて S/C へのリークパスが形成されていた可能性があるが、実際にリークがあったか、計測器の問題かは現時点では不明である。SRV 開以降の挙動は解析値と計測値で概ね一致している（図3. 2. 1. 2参照）。

原子炉格納容器圧力は、サプレッション・プールの水温の上昇に伴い上昇するが、原子炉格納容器（D/W）からの漏えいを仮定しているため、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。その後、3/14 の SRV の開放により一時的な圧力上昇が生じ、その後計測値では格納容器圧力は低下傾向に転じることとなる。解析においても 3/15 の S/C 付近で観測された異音を境に、S/C の気相部において漏えいが発生したものと仮定して解析を実施した（図3. 2. 1. 3参照）。

格納容器からの漏えいの仮定に関して、仮定した時点においては、既に格納容器温度は格納容器設計温度を超えていることから、過温の影響による格納容器からの漏えいの増加は要因の一つとして考えられる（図3. 2. 1. 5参照）。格納容器に何らかの漏えいを仮定しない場合、格納容器圧力は比較的早期に 2Pd（格納容器設計圧力の 2 倍）に到達するこ

ととなる（図3. 2. 1. 10参照）。また、S/C 付近で観測された異音を境に圧力は急減しており、解析においても S/C からの漏えいを仮定しているが、これらが実際に格納容器に漏えいがあったか、もしくは計器の問題かは現時点では明らかではない。

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. 2. 1. 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週間で燃料有効部被覆管の約79%の反応に相当する量が発生する（図3. 2. 1. 6参照）。

FP の放出は、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寄与したの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. 2. 1. 7及び図3. 2. 1. 8参照）。

2号機の炉心は一部溶融プールが存在しているものの燃料域にとどまり、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、などが理由として挙げられる（図3. 2. 1. 9参照）。

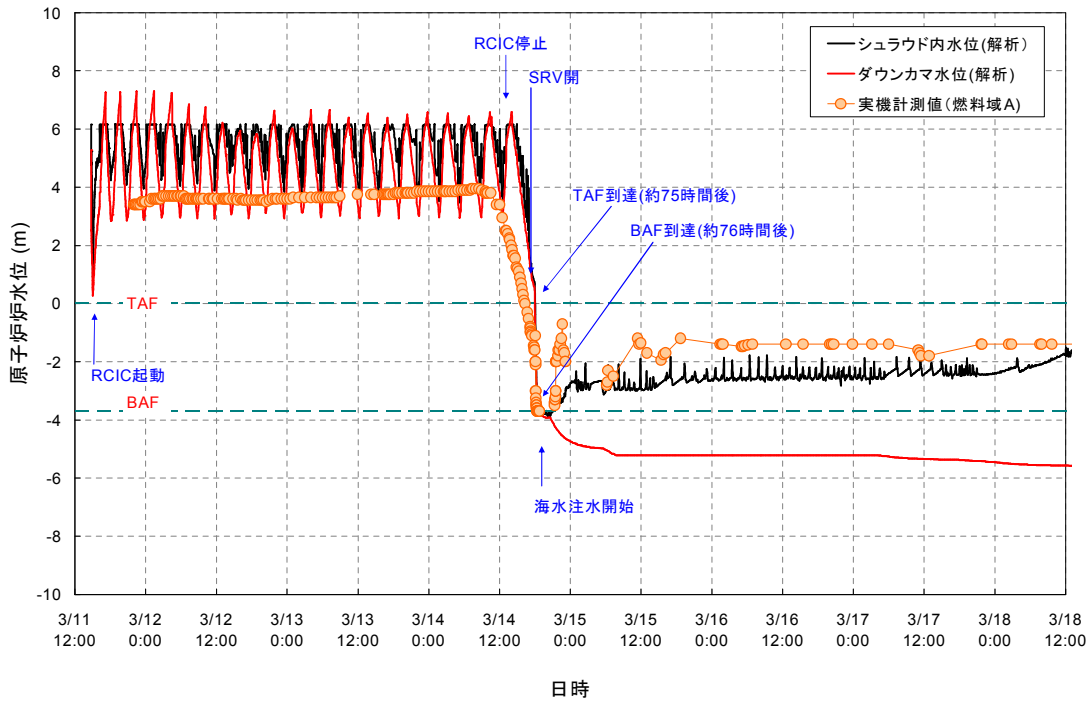


図3. 2. 1. 1 2号機 原子炉水位変化【その1】

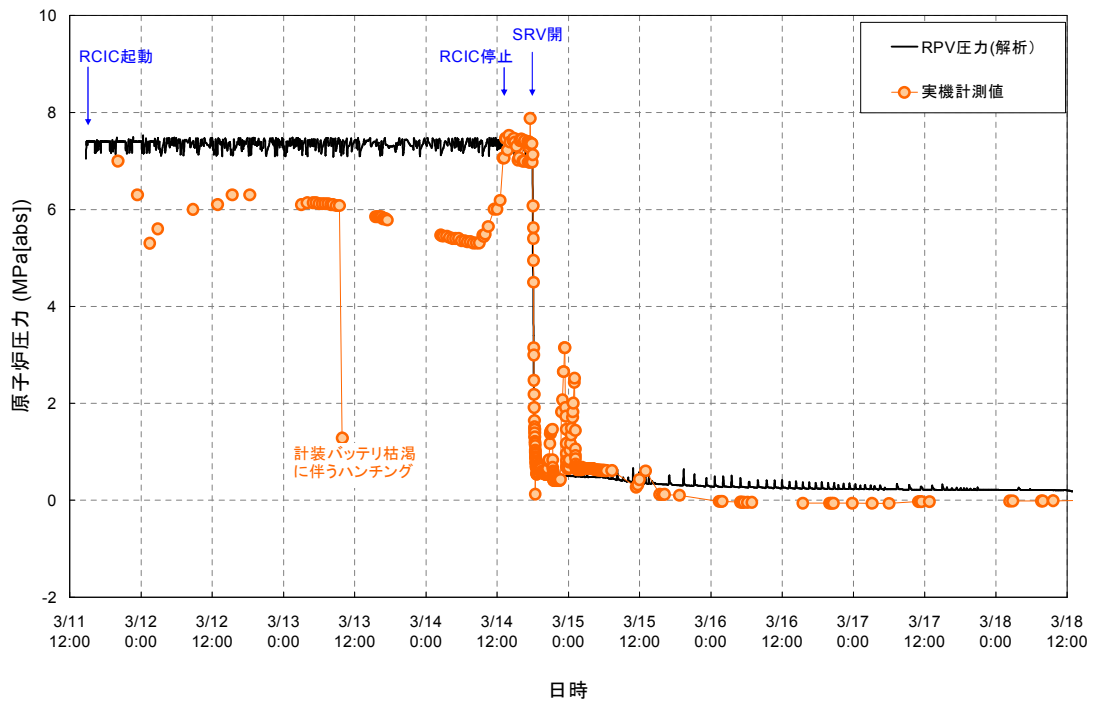


図3. 2. 1. 2 2号機 原子炉压力容器圧力変化【その1】

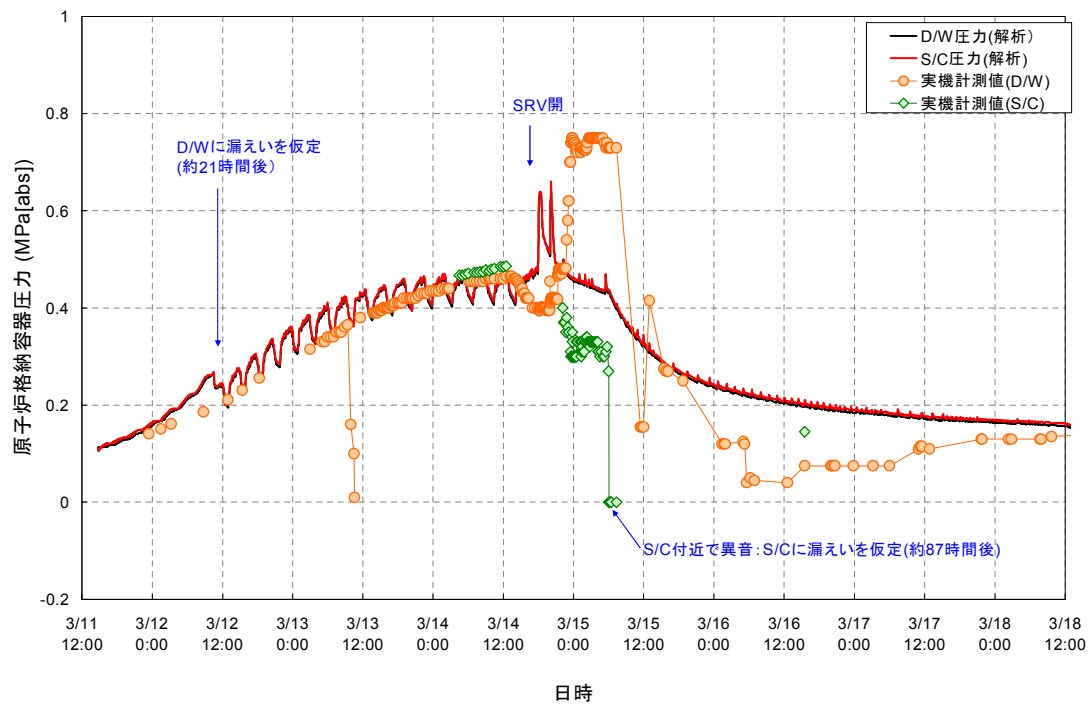


図3. 2. 1. 3 2号機 原子炉格納容器圧力変化【その1】

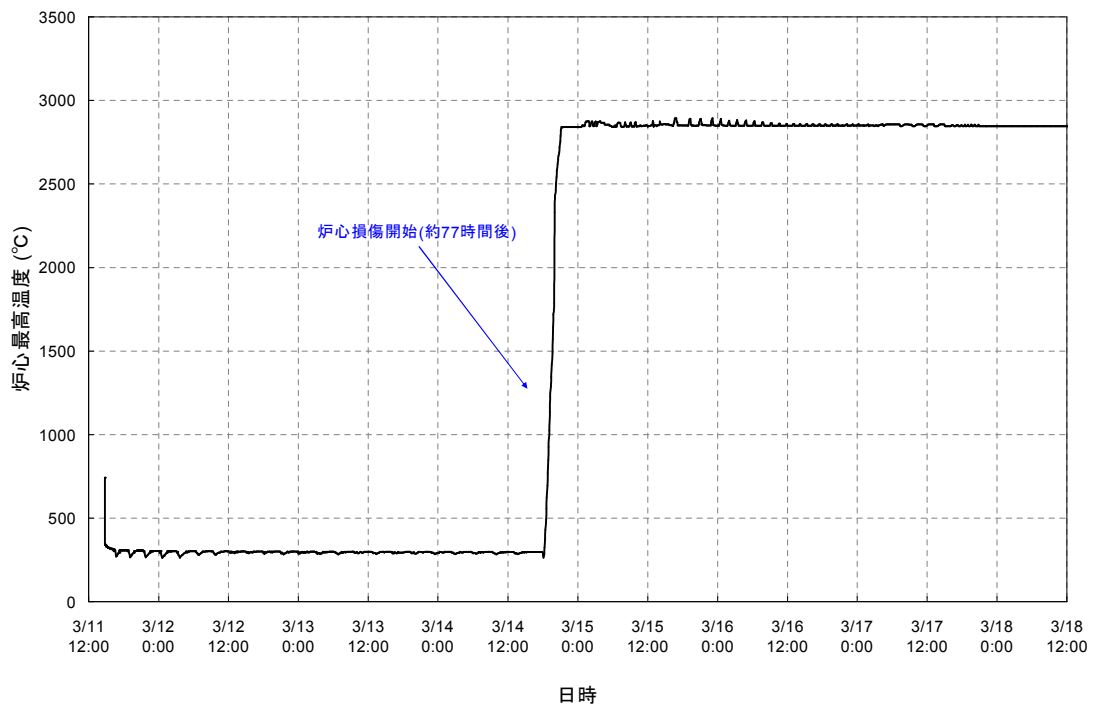


図3. 2. 1. 4 2号機 炉心温度変化【その1】

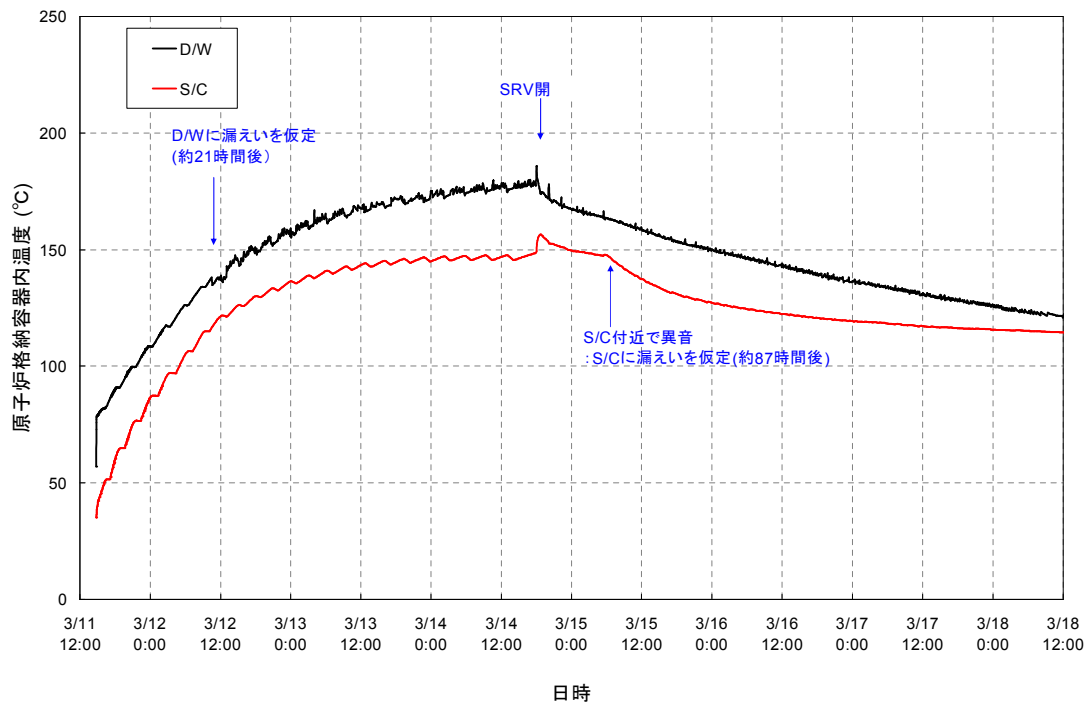


図3. 2. 1. 5 2号機 原子炉格納容器温度変化【その1】

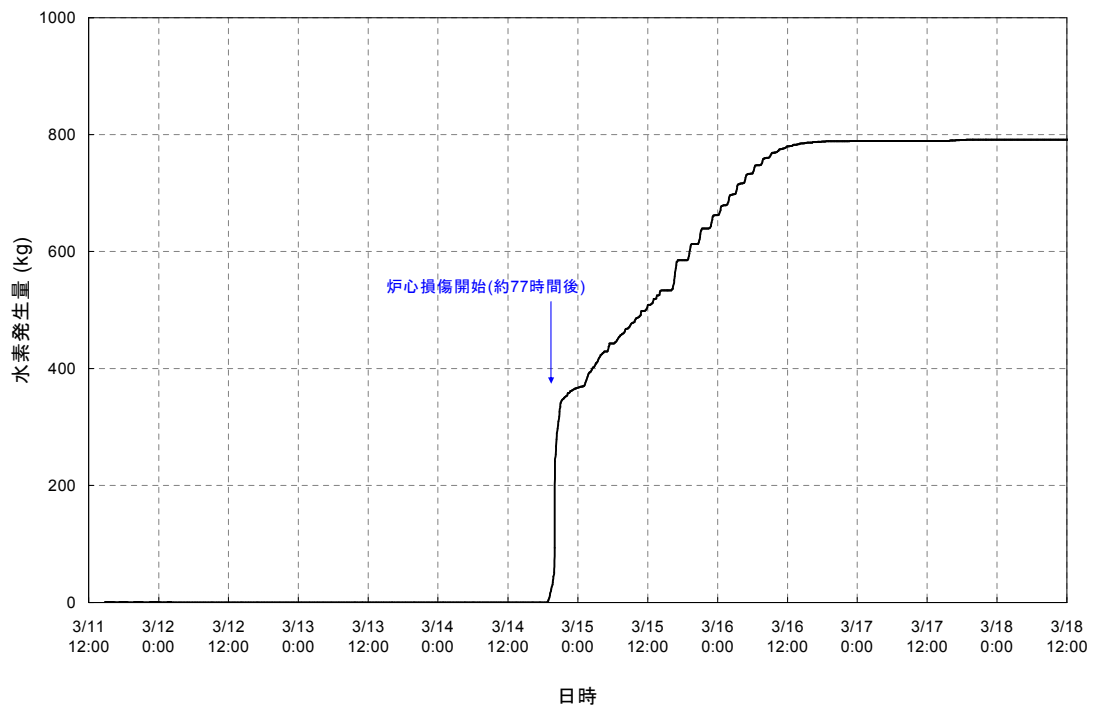


図3. 2. 1. 6 2号機 水素発生量変化【その1】

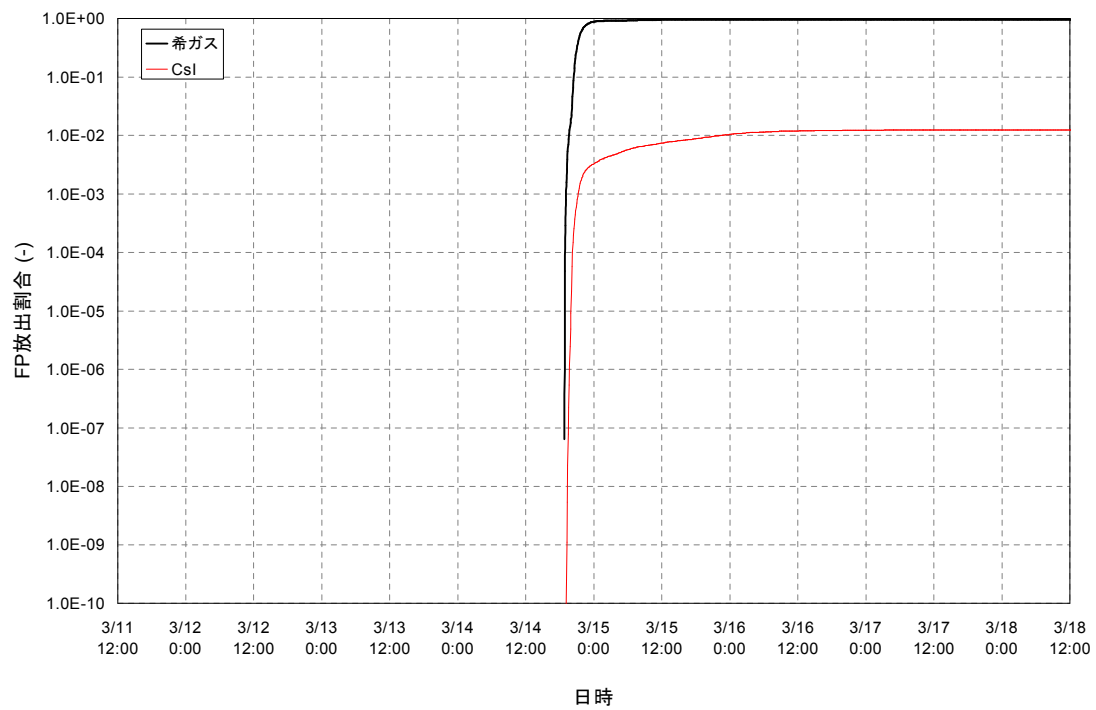


図 3. 2. 1. 7 2号機 FPの放出割合【その1】

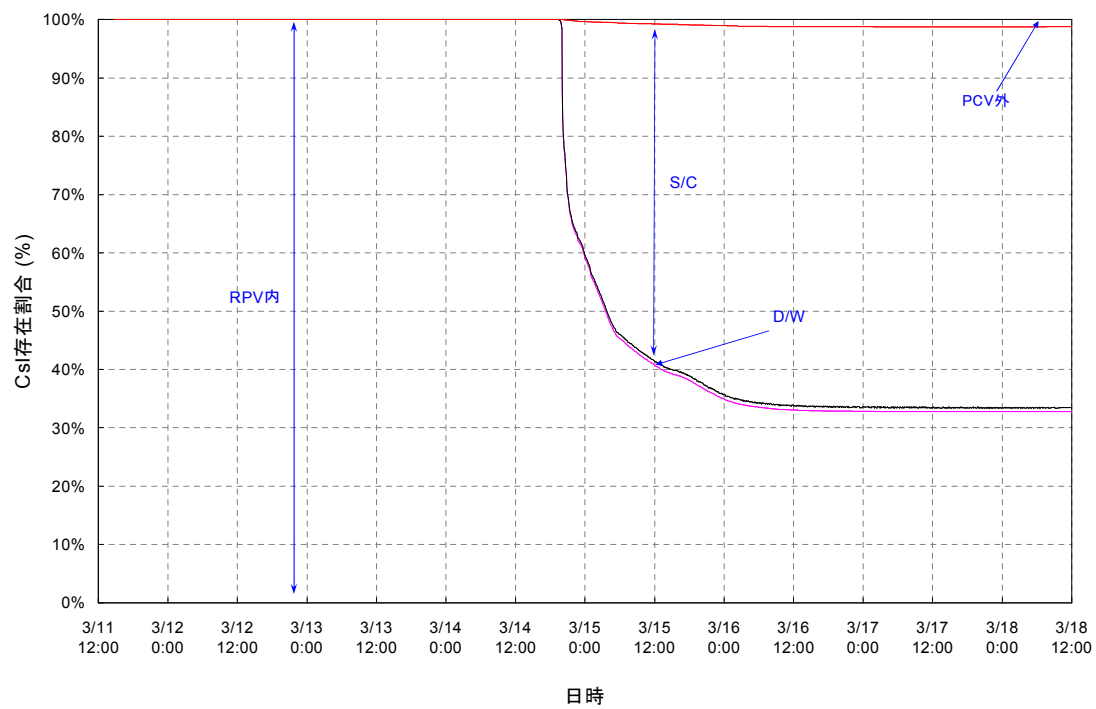


図 3. 2. 1. 8 2号機 FPの存在割合 (1/2)【その1】

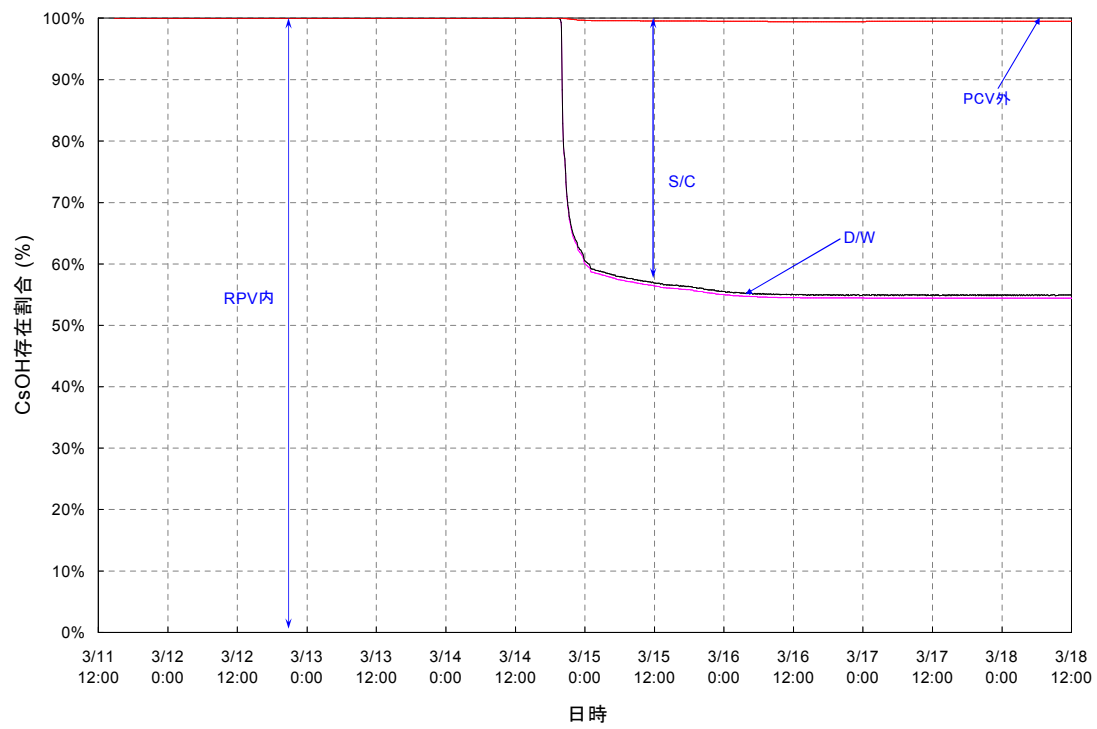
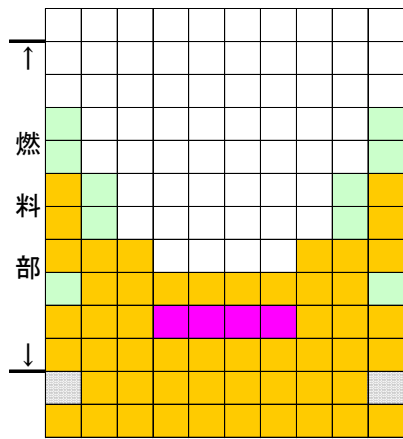
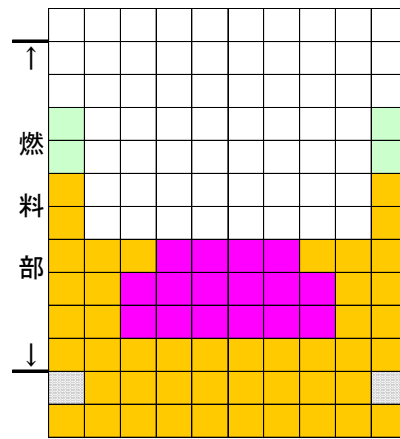


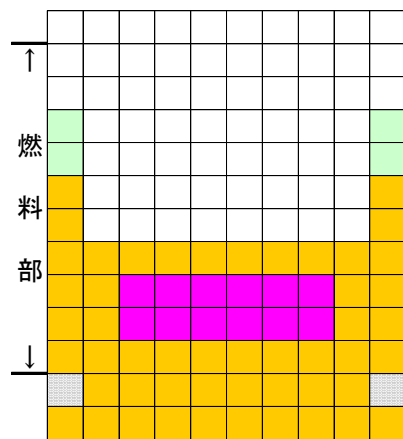
図 3. 2. 1. 8 2号機 FPの存在割合 (2/2)【その1】



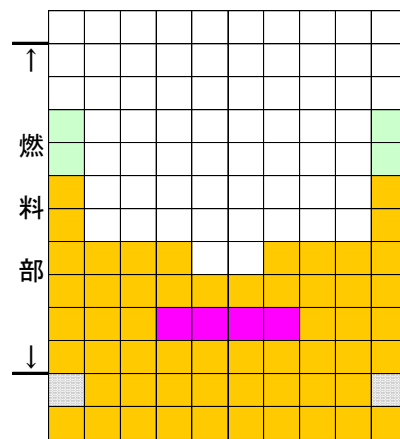
スクラム後 約 87 時間



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

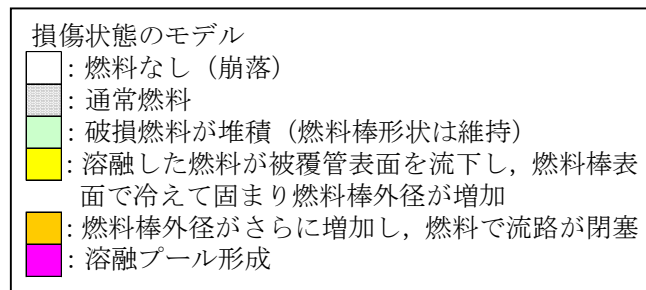


図 3. 2. 1. 9 2号機 炉心の状態図【その1】

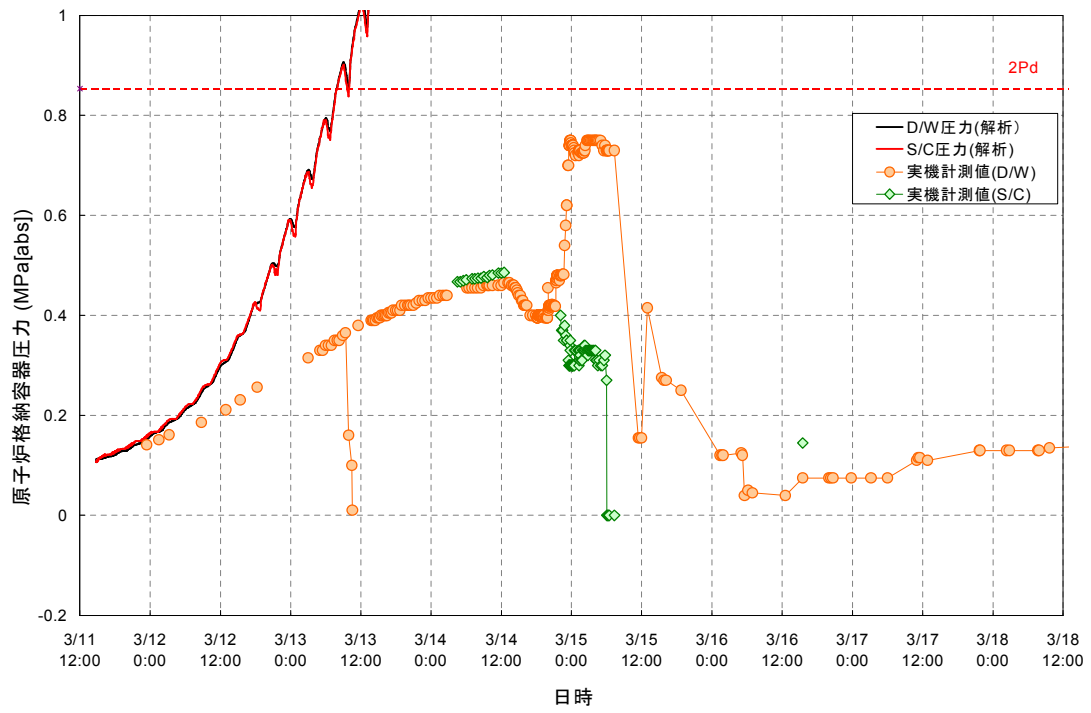


図3. 2. 1. 10 2号機 原子炉格納容器圧力変化【その1】(過温リーク想定なし)

3. 2. 2. 2 解析結果【解析ケース（その2）】

3. 2. 1で示した条件に基づき、解析した結果を表3. 2. 4に示す。また、原子炉水位の変化等の解析結果について図3. 2. 2. 1から図3. 2. 2. 9に示す。

表3. 2. 4 2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 75 時間
炉心損傷開始時間	地震発生後約 77 時間
原子炉圧力容器破損時間	地震発生後約 109 時間

解析結果の詳細について以下に述べる。

原子炉水位は RCIC 停止後、徐々に低下し、炉心が露出し始め、SRV 開放により炉心は完全に露出することとなり、炉心損傷が開始する。ほぼ同時期に注水は開始されるものの、仮定した注水量は十分でないため有効燃料棒底部以上には上がらない（図3. 2. 2. 1参照）。

原子炉圧力は、SRV による減圧以降、炉心が下部プレナムへ移行する際に発生する蒸気等による一時的な圧力の増加が見られるが、その他の挙動については、【その1】の解析結果とほぼ同様の挙動を示している（図3. 2. 2. 2参照）。

原子炉格納容器圧力は、原子炉圧力同様、炉心が下部プレナムへ移行する際に発生する蒸気等による一時的な圧力の増加が見られるが、その他の挙動については、【その1】の解析結果とほぼ同様の挙動を示している（図3. 2. 2. 3参照）。

炉心温度変化は、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生じている（図3. 2. 2. 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し、燃料有効部被覆管の約36%の反応に相当する量が発生する（図3. 2. 2. 6参照）。

放射性物質の放出について、希ガスは【その1】同様に S/C からのリークによりほぼ全量が放出されるとの結果であった。ヨウ化セシウム等他の核種は約1%以下の放出割合であった（図3. 2. 2. 7及び図3. 2. 2. 8参照）。

一部の燃料については原子炉圧力容器内にとどまる結果となったものの、原子炉圧力容器は破損する結果となった。初期の注水量を【その1】より少なめに設定したことで、炉心の損傷がさらに進展する結果となった（図3. 2. 2. 9参照）。

3. 2. 3 評価結果

【その1】における解析では、2号機の炉心は一部溶融プールが存在しているものの燃料域にとどまり、原子炉圧力容器破損には至らないとの解析結果となった。【その2】における解析では、一部の燃料については原子炉圧力容器内にとどまる結果となったものの、原子炉圧力容器は破損するとの解析結果となった。

なお、1号機では原子炉水位計の校正を行った結果、原子炉圧力容器内の水位は燃料域内にないということが分かった。同様のことが2号機で発生している可能性は否定できない。

プラントパラメータによれば、現在の原子炉圧力容器底部の温度は約100℃～約120℃付近で推移しており、複数の測定点が注水量の変動等と同じように応答していること、原子炉圧力容器上部の温度が高めであり熱源は原子炉圧力容器内にあると推定されることから、燃料の大部分は原子炉圧力容器内で冷却されていると考えられる。

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

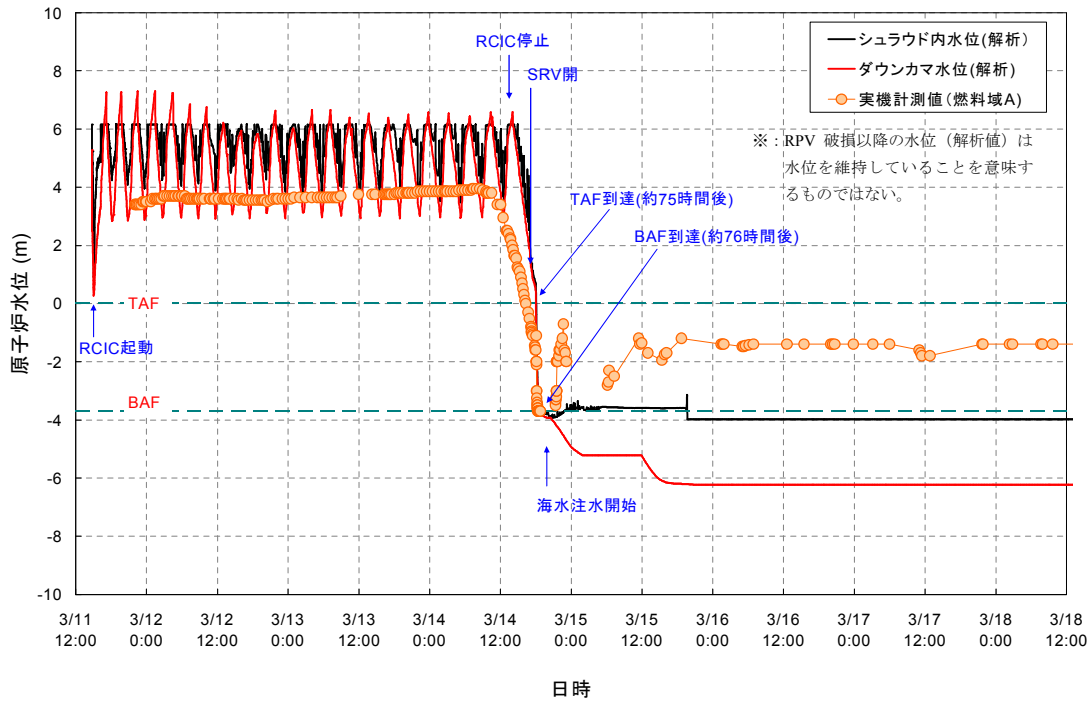


図3. 2. 2. 1 2号機 原子炉水位変化【その2】

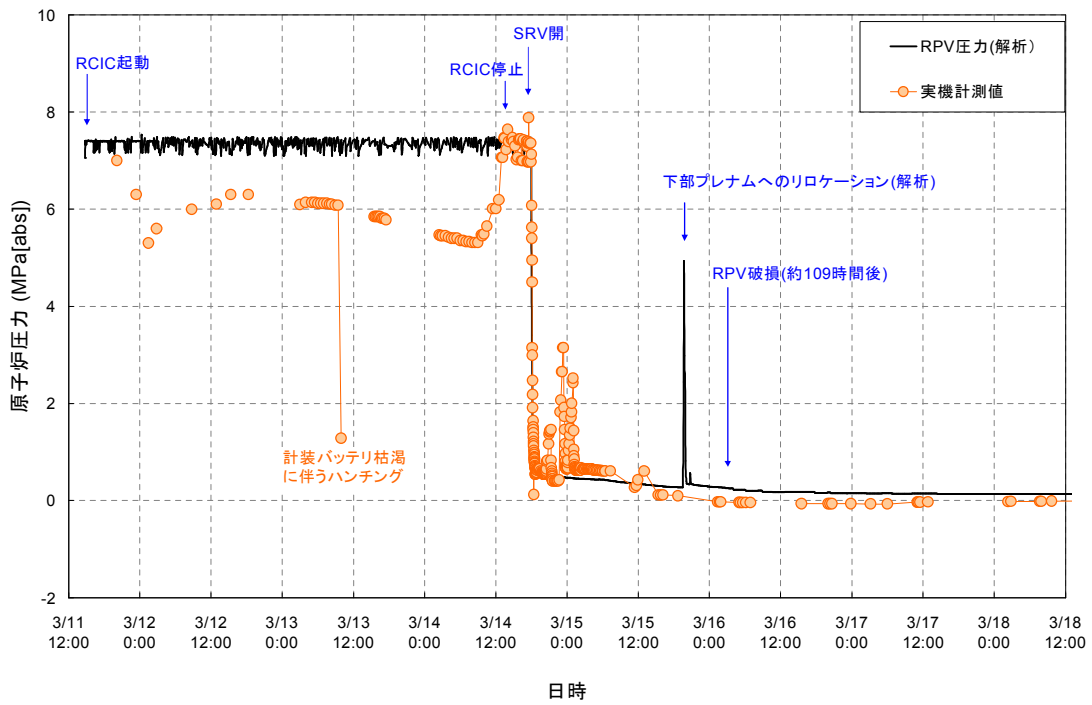


図3. 2. 2. 2 2号機 原子炉压力容器圧力変化【その2】

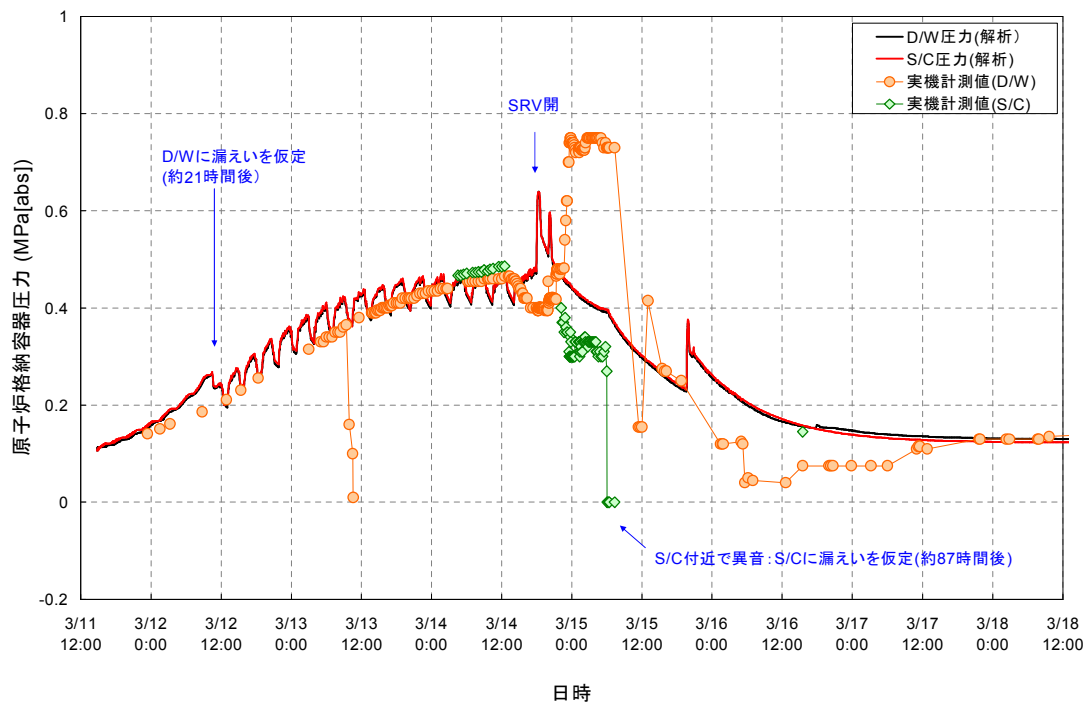


図3. 2. 2. 3 2号機 原子炉格納容器圧力変化【その2】

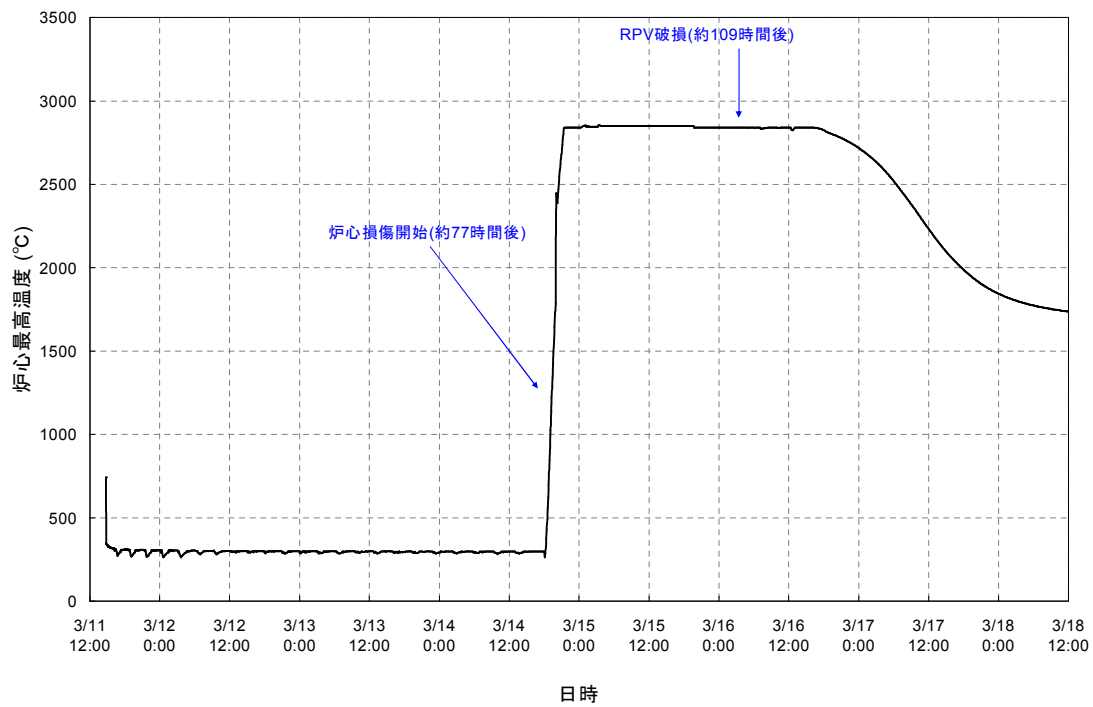


図3. 2. 2. 4 2号機 炉心温度変化【その2】

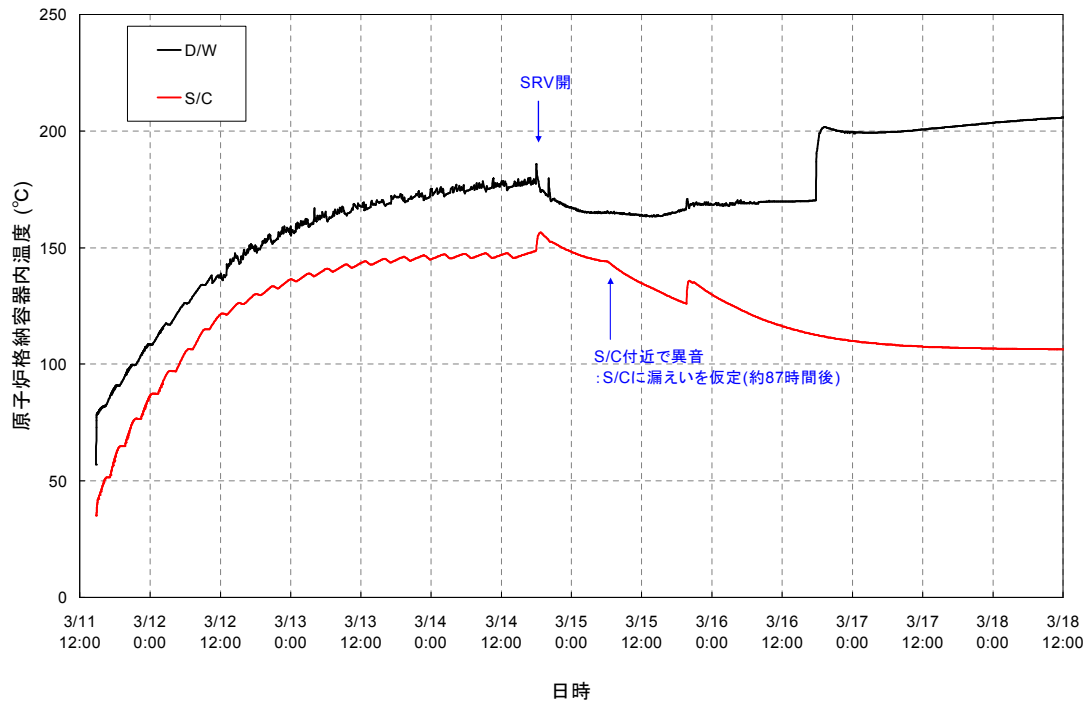


図3. 2. 2. 5 2号機 原子炉格納容器温度変化【その2】

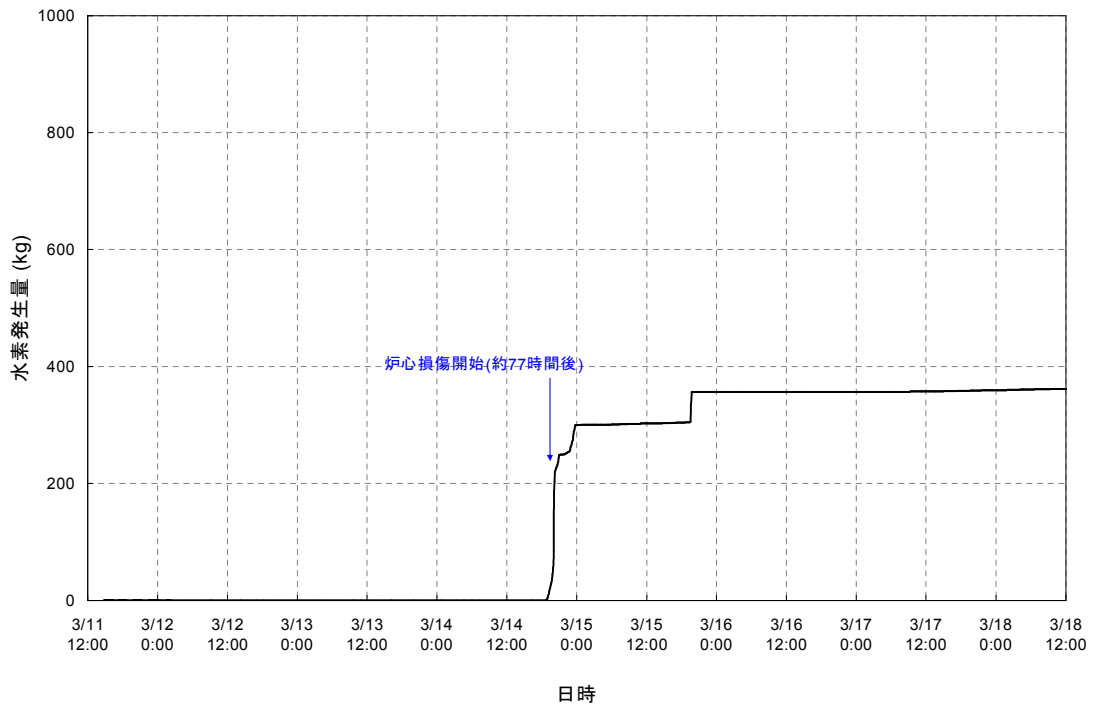


図3. 2. 2. 6 2号機 水素発生量変化【その2】

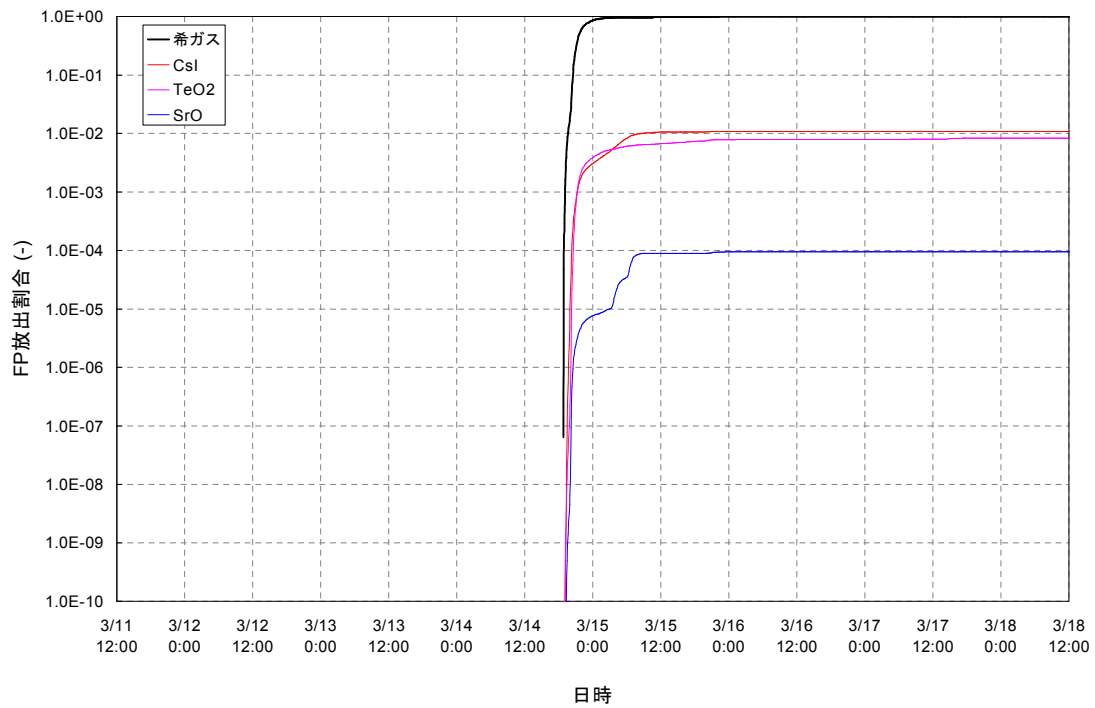


図 3. 2. 2. 7 2号機 FPの放出割合 (1 / 3) 【その2】

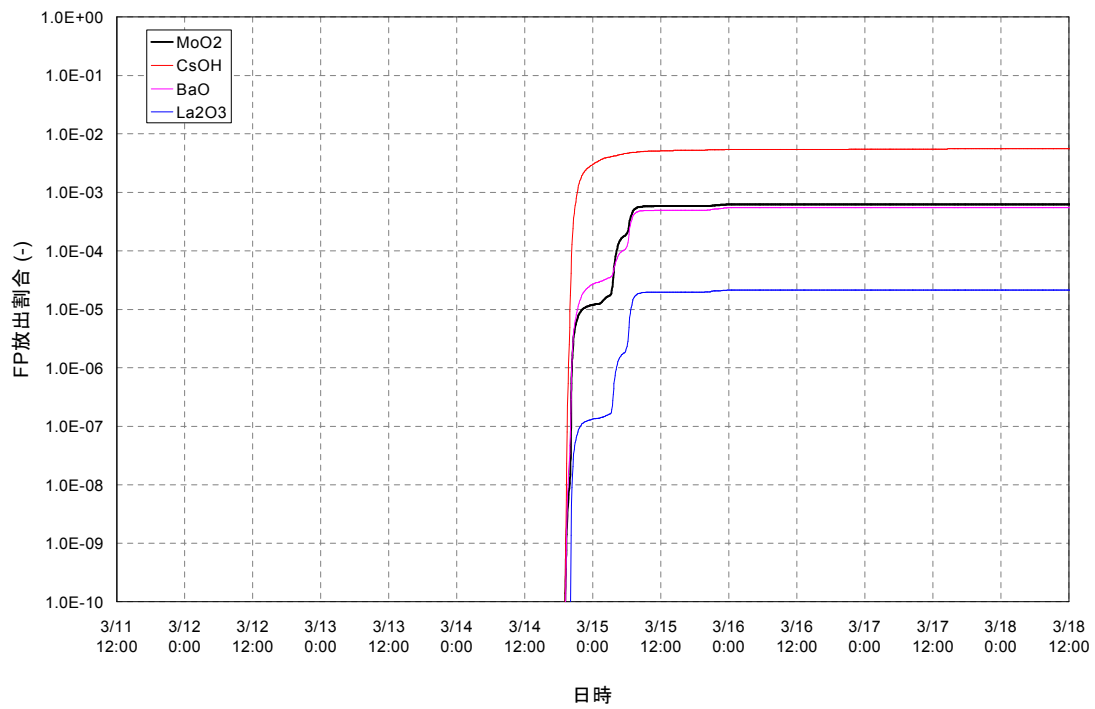


図 3. 2. 2. 7 2号機 FPの放出割合 (2 / 3) 【その2】

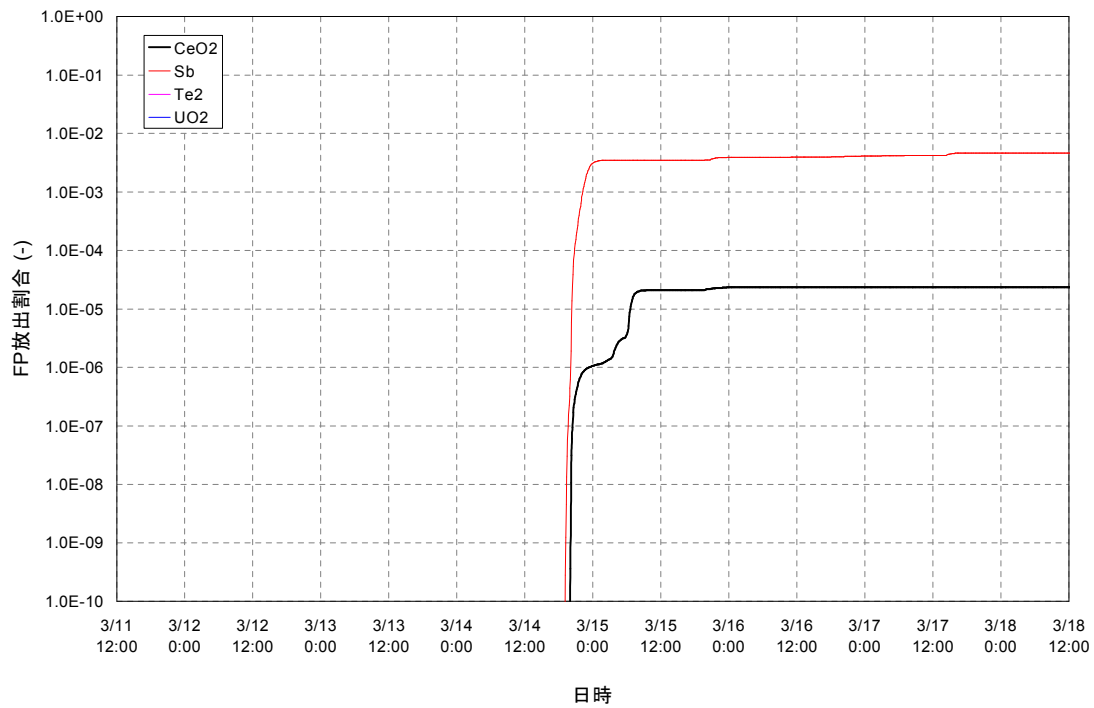


図 3. 2. 2. 7 2号機 FPの放出割合 (3 / 3) 【その2】

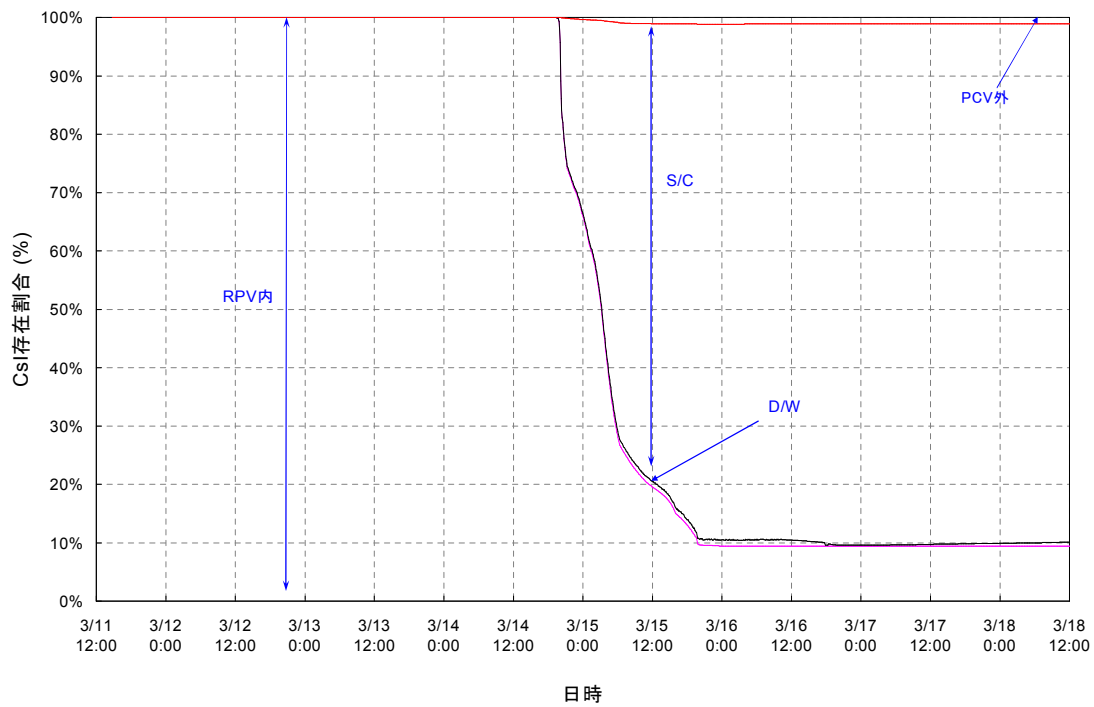


図 3. 2. 2. 8 2号機 FPの存在割合 (1 / 2) 【その2】

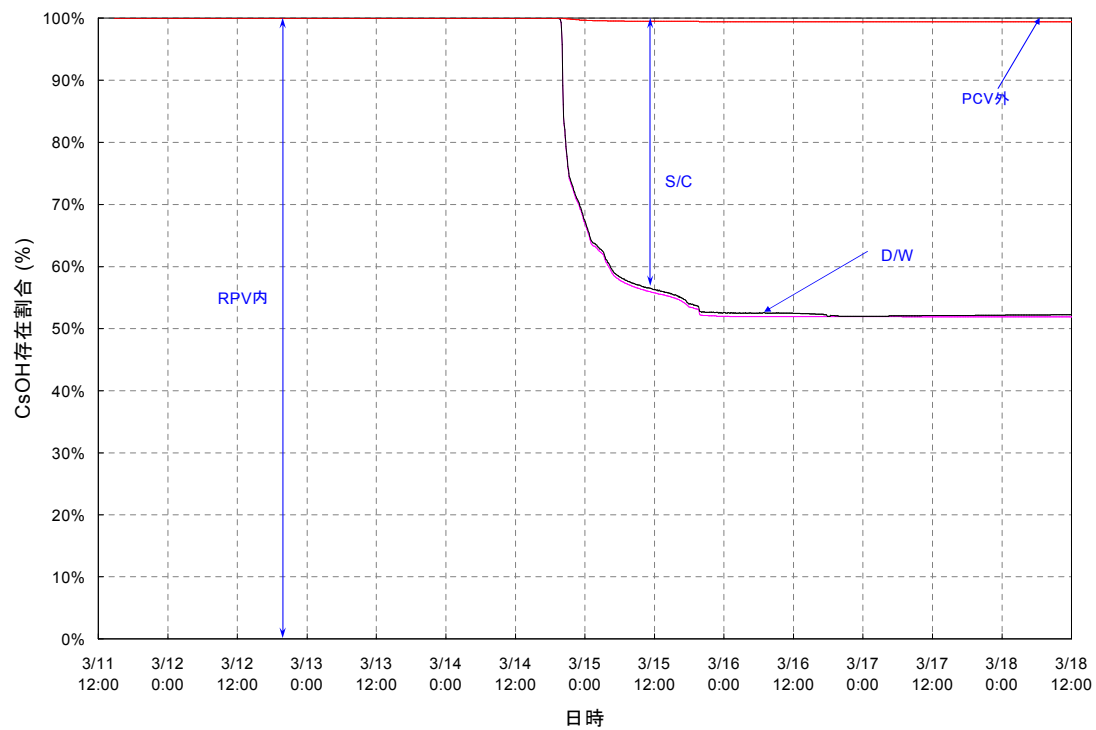
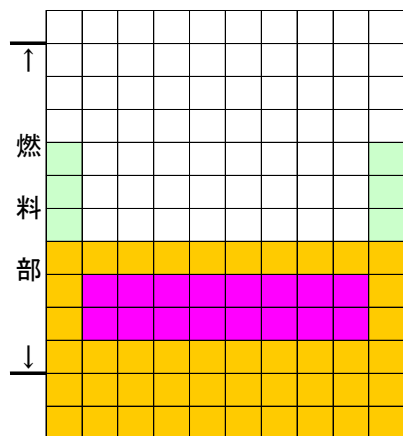
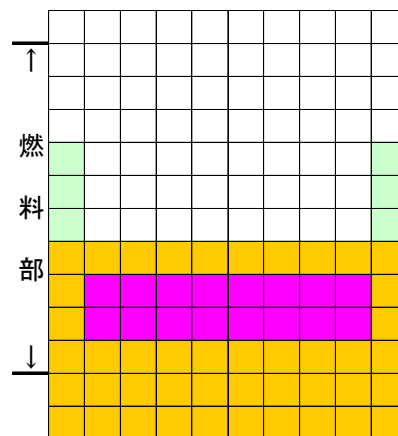


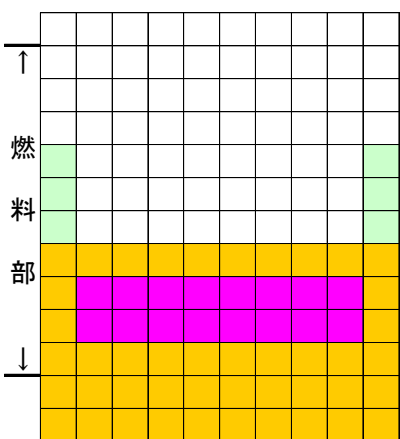
図 3. 2. 2. 8 2号機 FPの存在割合 (2 / 2) 【その2】



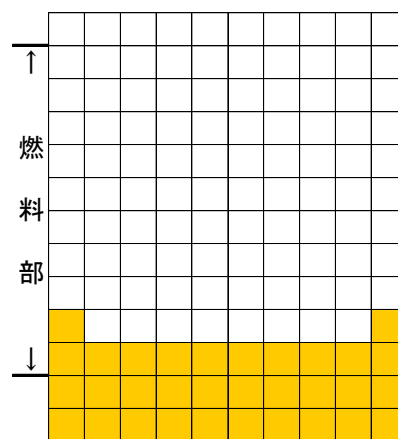
スクラム後 約 87 時間



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

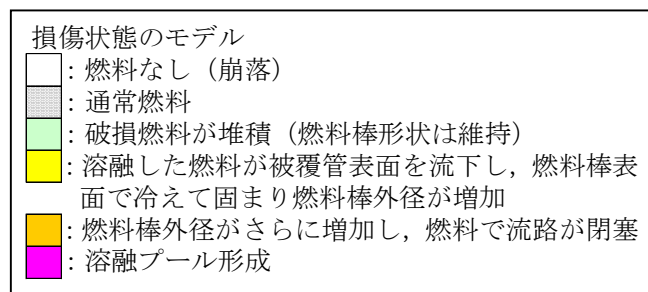


図 3. 2. 2. 9 2号機 炉心の状態図【その2】

3. 3 福島第一原子力発電所3号機

3. 3. 1 解析条件

福島第一原子力発電所3号機の主要な解析条件について表3. 3. 1及び表3. 3. 2に示す。

解析は以下の2つのケースを行った。

① 解析ケース

【その1】：原子炉水位の計測値にあわせるため、消防ポンプの吐出側の流量ではなく、原子炉水位維持を可能な量として少なめに仮定する

【その2】：原子炉水位は燃料域内において維持できていないとして、消防ポンプ吐出側の流量ではなく、燃料域以下程度を維持する注水量を仮定する

表3. 3. 1 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	通常水位
格納容器空間容積	D/W 空間 : 4240 m ³ S/C 空間 : 3160 m ³
サブレーション・プール水量	2980 m ³

表3. 3. 2 事象イベント

凡例 ○：記録あり △：記録に基づき推定 □：解析上の仮定として整理

No	解析条件		解析事象	分類	備考	○の場合：記録の参照箇所等 △、□の場合：推定、仮定した根拠等
	日時					
1	3/11	14:46	地震発生	○	—	
2		14:47	原子炉スクラム	○	5/16 報告 4.運転日誌類 当直長引継日誌	
3		15:06	RCIC 手動起動	○	5/16 報告 7.各種操作実績取り纏め	
4		15:25	RCIC トリップ (L-8)	○	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	○	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	○	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	○	5/16 報告 7.各種操作実績取り纏め	
8		12:35	HPCI 起動 (L-2)	○	5/16 報告 7.各種操作実績取り纏め	
9	3/13	2:42	HPCI 停止	○	5/16 報告 7.各種操作実績取り纏め	
10		9:08 頃	逃がし安全弁による原子炉圧力容器減 圧操作	○	5/16 報告 7.各種操作実績取り纏め	
11		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	○	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、格納容器の圧力降下が 確認された 9:20 をベントの開始と仮定	
12		9:25	淡水注入開始	○	5/16 報告 7.各種操作実績取り纏め ※1	
13		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	○	5/16 報告 7.各種操作実績取り纏め	

14		12:30	格納容器ベントについて、開操作	○	5/16 報告 7.各種操作実績取り纏め
15		13:12	淡水注入より海水注入に切替	○	5/16 報告 7.各種操作実績取り纏め ※1
16		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。なお、5/16 報告 7.各種操作実績取り纏めでは、3/15 16:00 に閉が確認されたことが記載されている
17	3/14	1:10	水源ピットへの水補給のため注水停止	○	5/16 報告 7.各種操作実績取り纏め
18		3:20	水源ピットへの水補給完了、注水開始	○	5/16 報告 7.各種操作実績取り纏め ※1
19		5:20	格納容器ベントについて、圧力抑制室側 AO 弁操作	○	5/16 報告 7.各種操作実績取り纏め
20		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、3/14 5:20 開始のベントの終了をこの時刻に仮定。なお、5/16 報告 7.各種操作実績取り纏めでは、3/15 16:00 に閉が確認されたことが記載されている
21		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
22		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、当該時刻にベントの終了を仮定
23	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	○	5/16 報告 7.各種操作実績取り纏め
24	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	△	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
25	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	△	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
26		21:30	格納容器ベントについて、圧力抑制室側弁開操作	△	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
27	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	—	5/16 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
28		5:30頃	格納容器ベントについて、圧力抑制室側弁開操作	—	5/16 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
29	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	—	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
30	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	—	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、7.各種操作実績取り纏め（5/16 報告）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。

3. 3. 2. 1 解析結果【解析ケース（その1）】

3. 3. 1 で示した条件に基づき、解析した結果を表 3. 3. 3 に示す。また、原子炉水位の変化等の解析結果について図 3. 3. 1. 1 から図 3. 3. 1. 13 に示す。

表 3. 3. 3 3号機解析結果の纏め

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	— (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 解放により炉心は完全に露出することとなり、炉心損傷が開始する（図 3. 3. 1. 1 参照）。注水は開始されるものの今回の解析では計測値で示した原子炉水位に見合った注水量となるよう仮定して解析を行っていることから、注水量は十分ではなく、炉心領域の半分程度が冠水する程度に維持される。このため炉心は損傷することとなる。

原子炉圧力は、RCIC、HPCI が停止するまでの間は、SRV 作動圧力近傍で高圧状態に維持される。HPCI 停止後の SRV 開放により原子炉は急速に減圧され、その後大気圧近傍まで低下する（図 3. 3. 1. 2）。なお、解析では RCIC と HPCI は継続して運転していると仮定しているが、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、原子炉圧力容器圧力変化及び格納容器圧力変化は概ね一致する結果となる（図 3. 3. 1. 10 及び図 3. 3. 1. 11 参照）。但し、実際に HPCI の系統にリークパスが形成されていたのか、計器の問題なのかについては現状では特定できない。

格納容器圧力は、炉内発生蒸気を S/C へ放出するため D/W 及び S/C の圧力は上昇を続ける。また、SRV の開放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。その後においてもベント操作に応じて圧力は増加・減少を繰り返す。（図 3. 3. 1. 3 参照）

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、燃料ペレットの熔融が発生しているとの結果となった。（図 3. 3. 1. 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と同時に大量に発生し、地震後約 1 週間で燃料有効部被覆管の約 70% の反応に相当する水素が発生する。解析においては、S/C ベントにより大部分が PCV 外へ放出されるが、水素発生総量では 3 号機の原子炉

建屋の爆発を引き起こすのに十分な量であると考えられる（図3.3.1.6参照）。

FPの放出は、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、ベントにより、希ガスの約86%が放出されるとの結果であった。また、ヨウ化セシウムは約0.5%の放出であり、大半はS/C内に存在する（図3.3.1.7及び図3.3.1.8参照）。

炉心の状態は、一部溶融プールが存在しているものの、燃料域にとどまり、原子炉圧力容器破損には至らない結果となった。これは初期のRCIC・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、などが理由として挙げられる（図3.3.1.9参照）。

また、本解析では、水源ピットへの水補給のため、注水を途中約2時間停止しているが、仮にこの注水が継続して行われていた場合について解析を実施した。初期の原子炉水位は若干ではあるが、高めに水位するも、燃料域を冠水するには至らないことから、炉心は損傷することとなる（図3.3.1.12及び図3.3.1.13参照）。

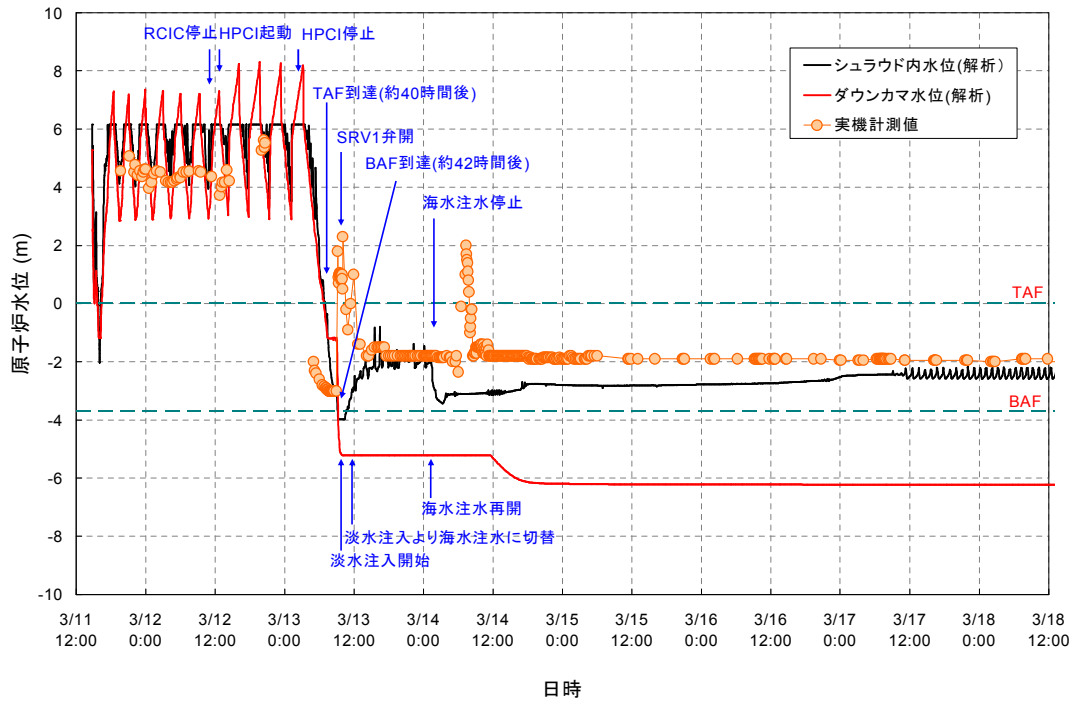


図 3. 3. 1. 1 3号機 原子炉水位変化【その1】

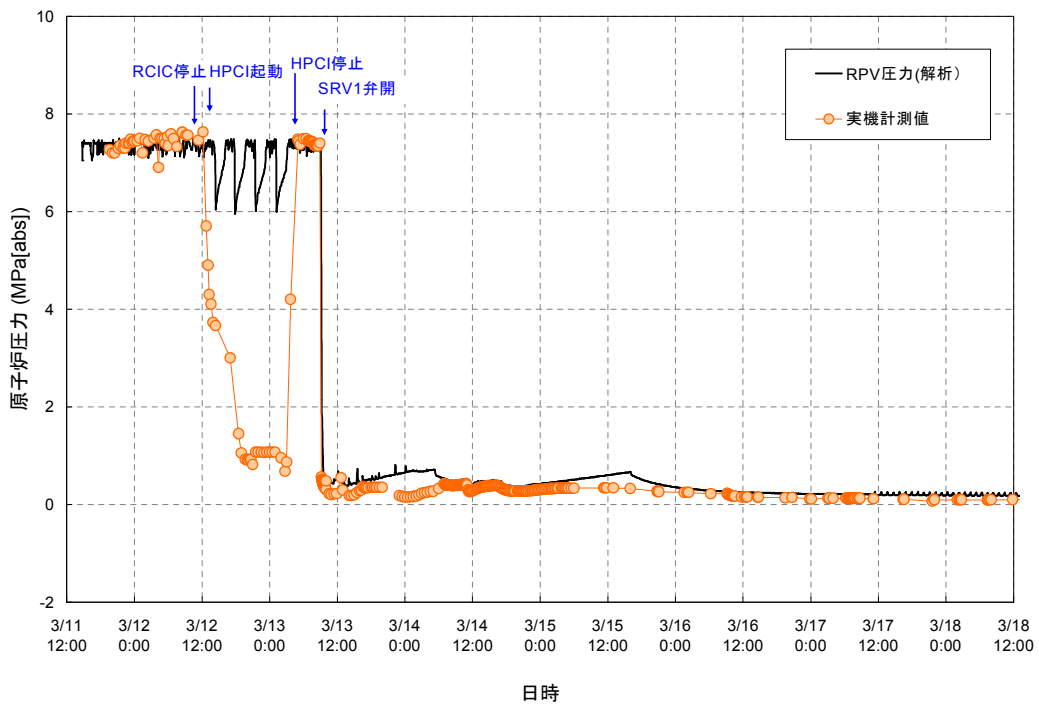


図 3. 3. 1. 2 3号機 原子炉压力容器圧力変化【その1】

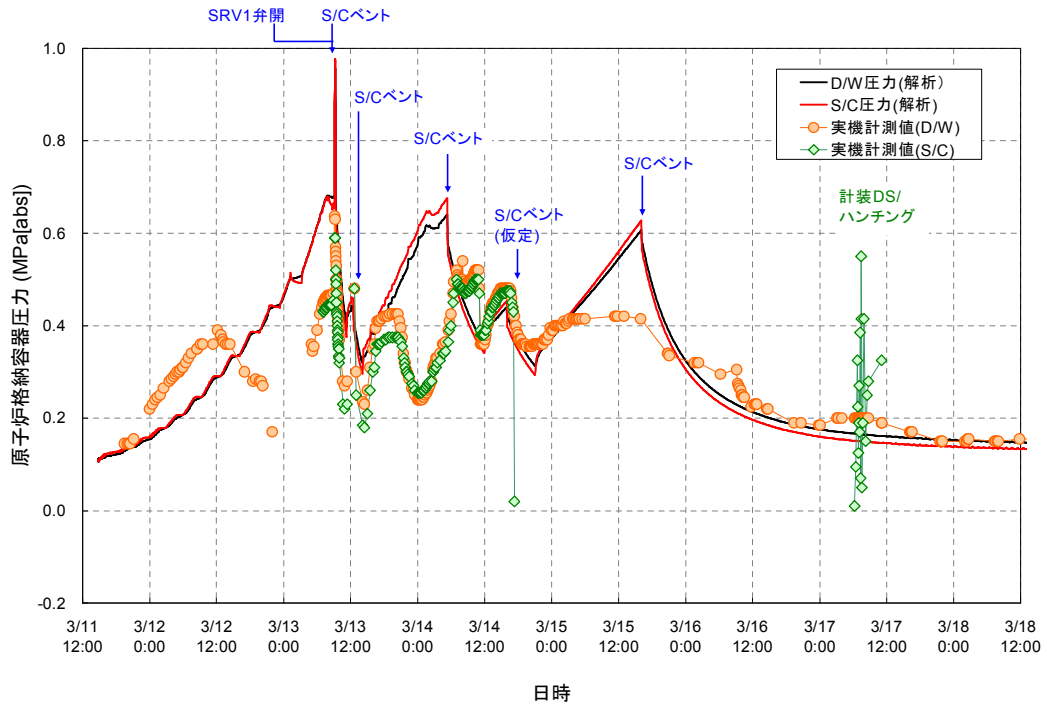


図3. 3. 1. 3 3号機 原子炉格納容器圧力変化【その1】

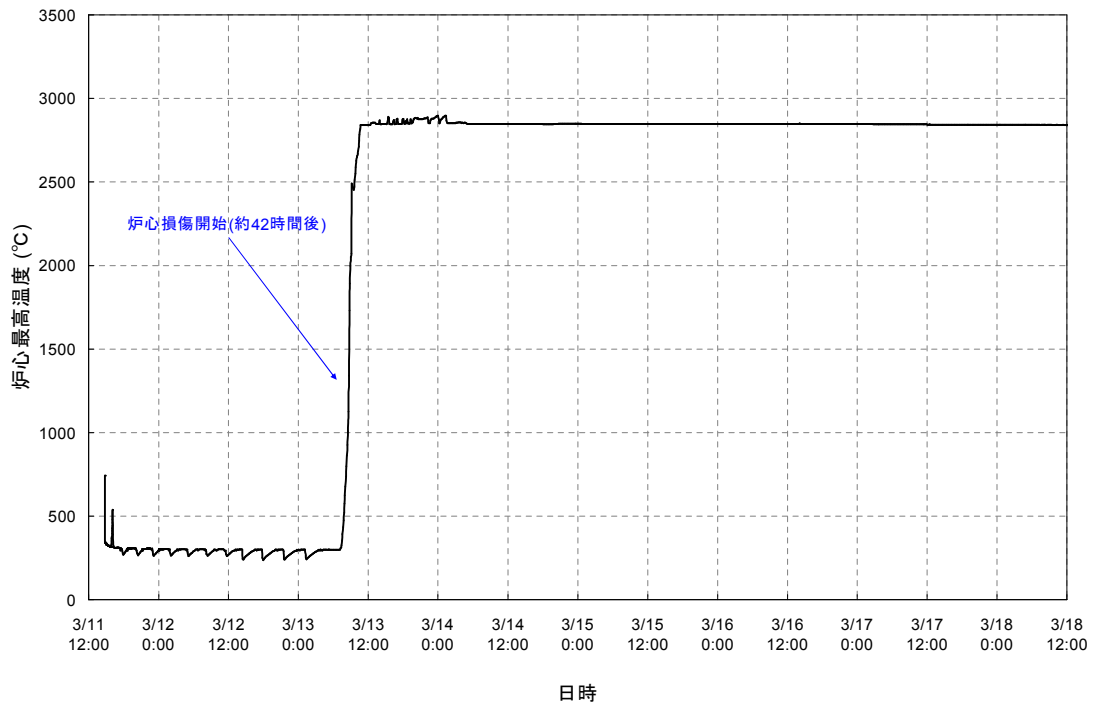


図3. 3. 1. 4 3号機 炉心温度変化【その1】

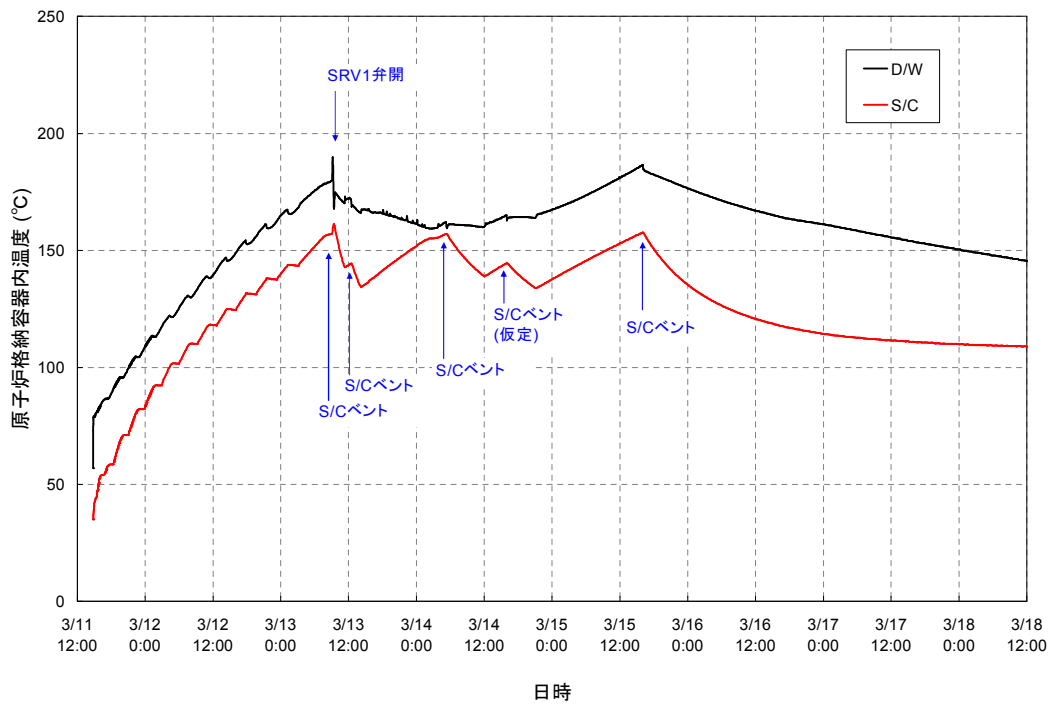


図3. 3. 1. 5 3号機 原子炉格納容器温度変化【その1】

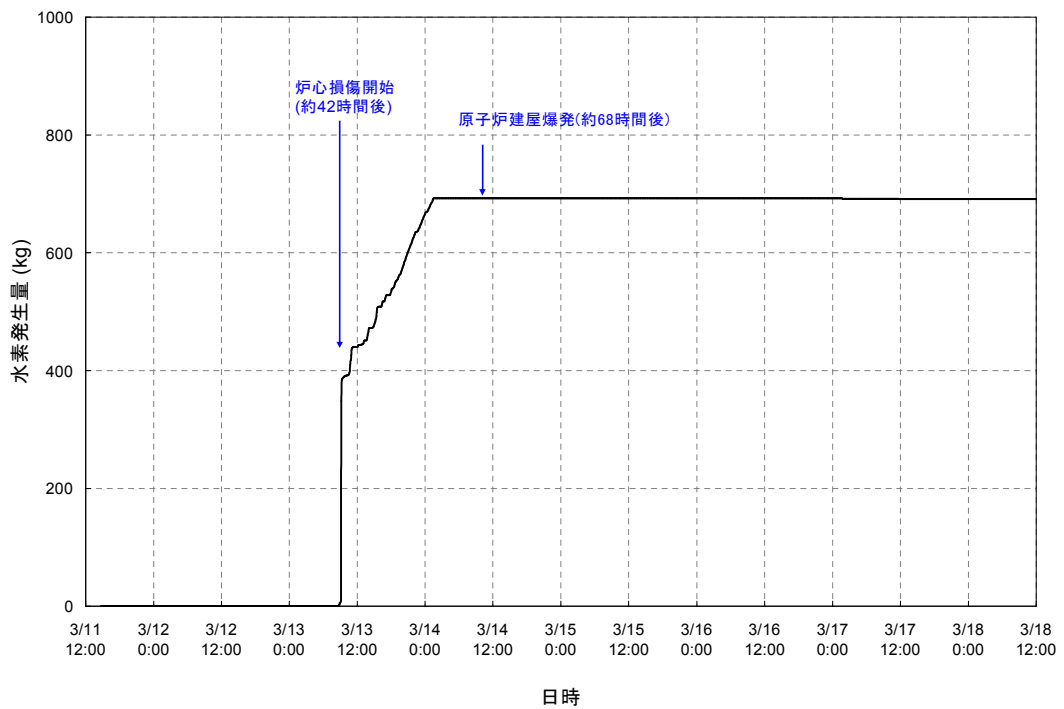


図3. 3. 1. 6 3号機 水素発生量変化【その1】

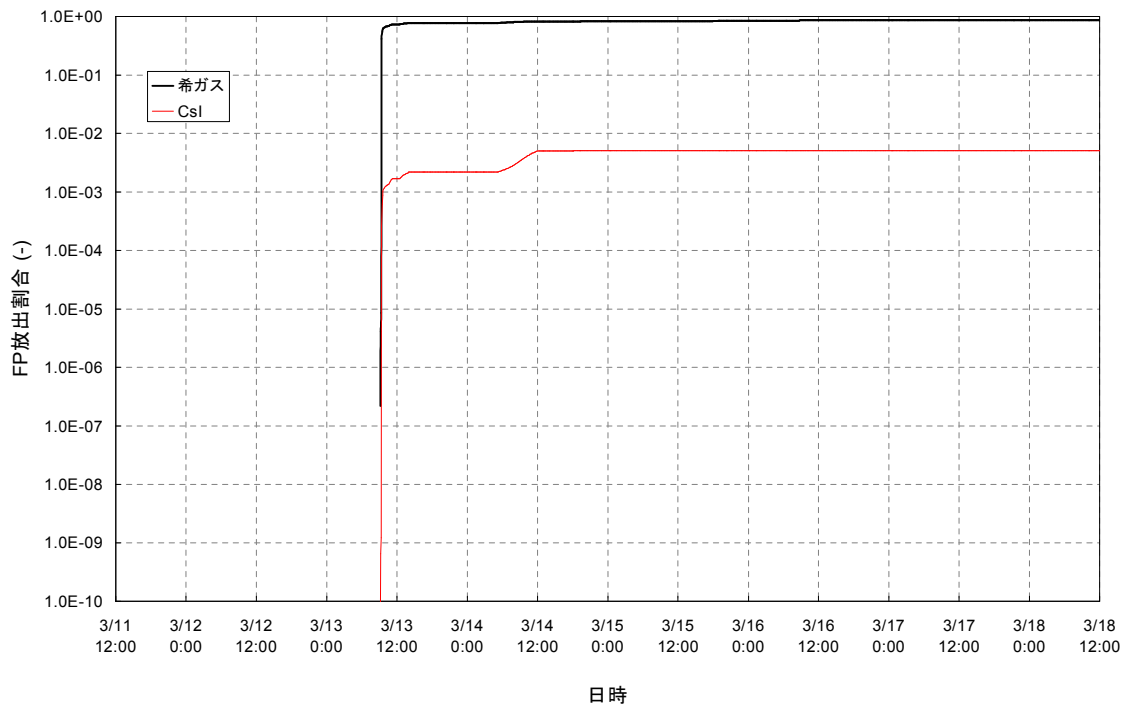


図 3. 3. 1. 7 3号機 FPの放出割合【その1】

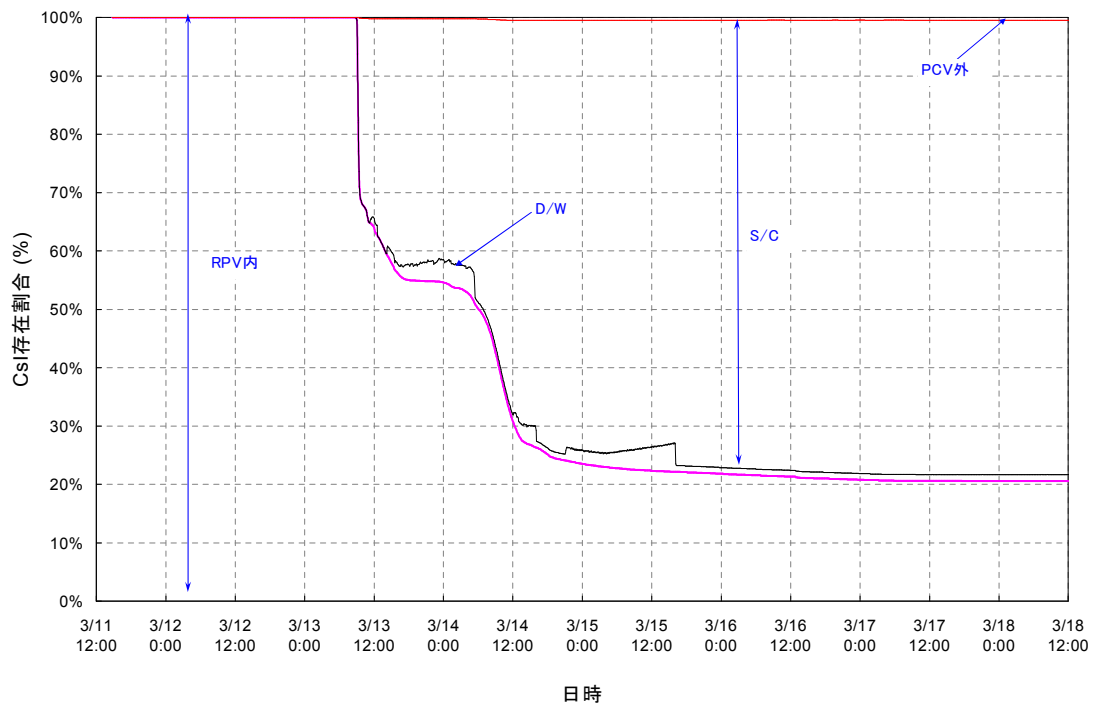


図 3. 3. 1. 8 3号機 FPの存在割合 (1/2)【その1】

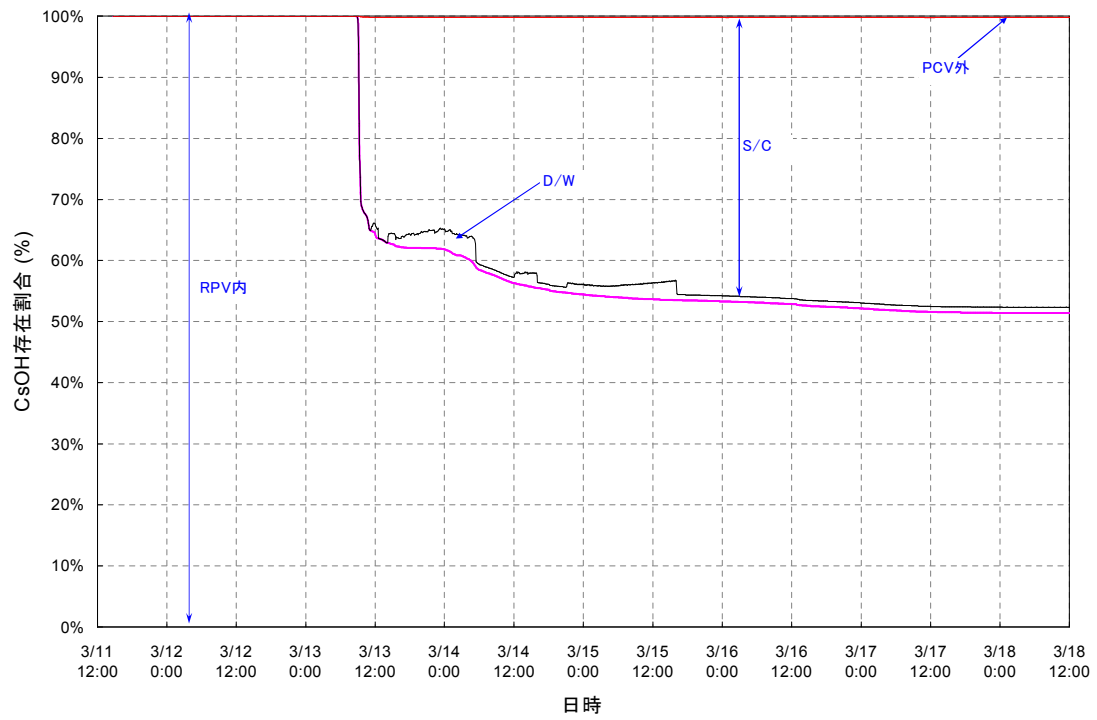
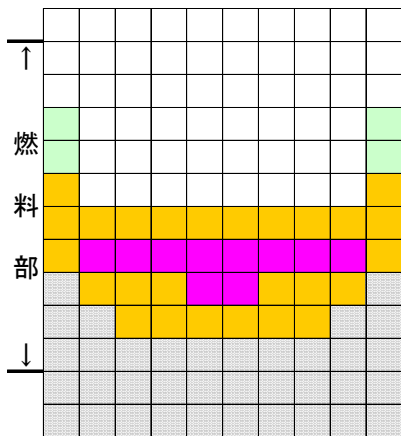
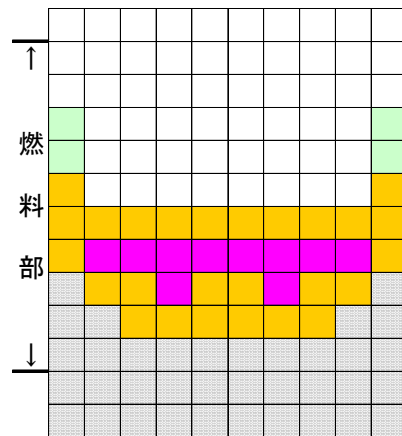


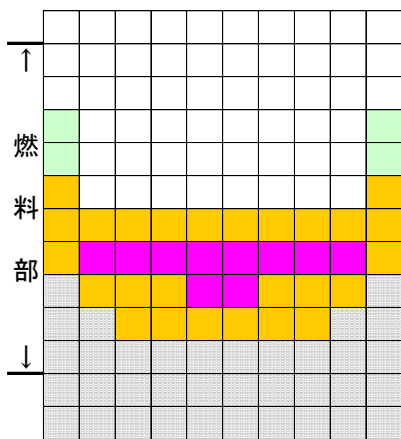
図 3. 3. 1. 8 3号機 FPの存在割合 (2/2)【その1】



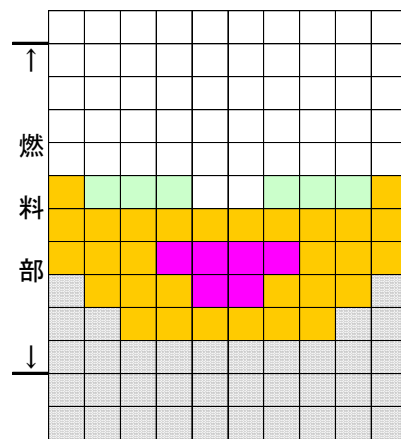
スクラム後 約64時間



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

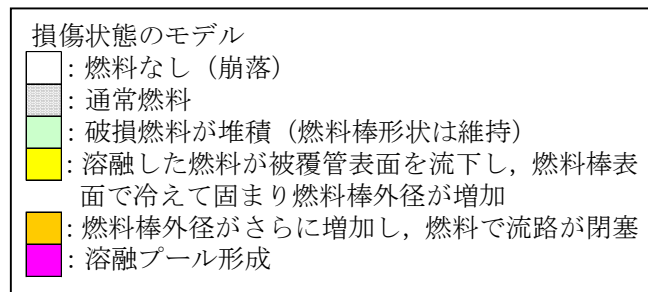


図3.3.1.9 3号機 炉心の状態図【その1】

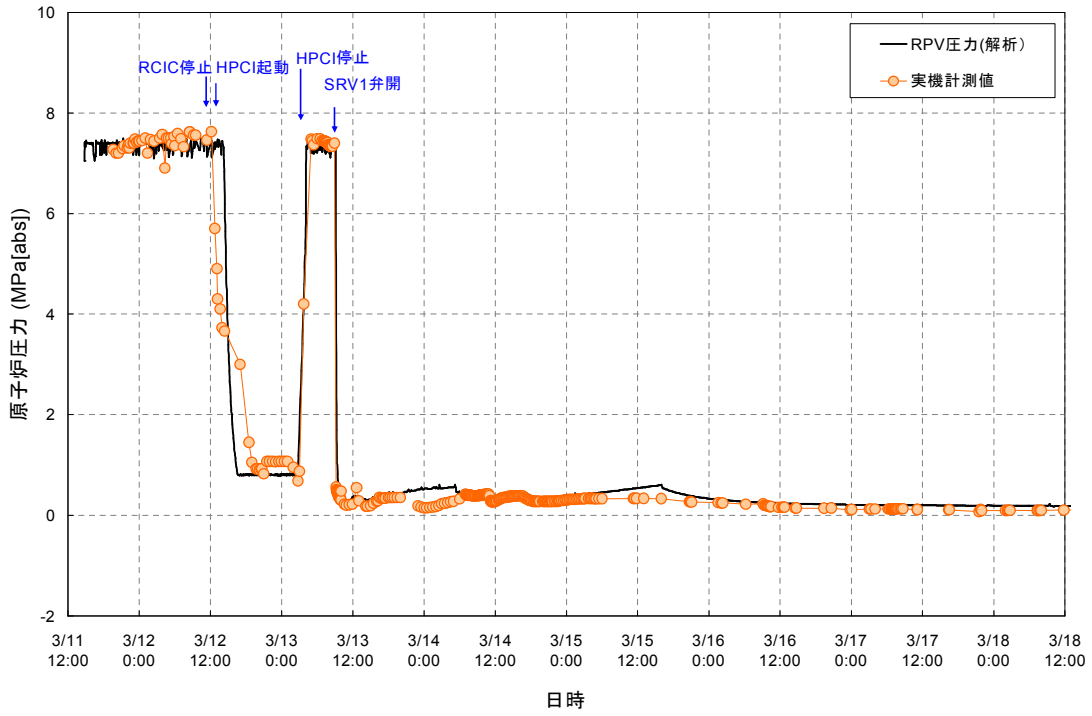


図3. 3. 1. 10 3号機 原子炉圧力変化【その1】(蒸気漏えい)

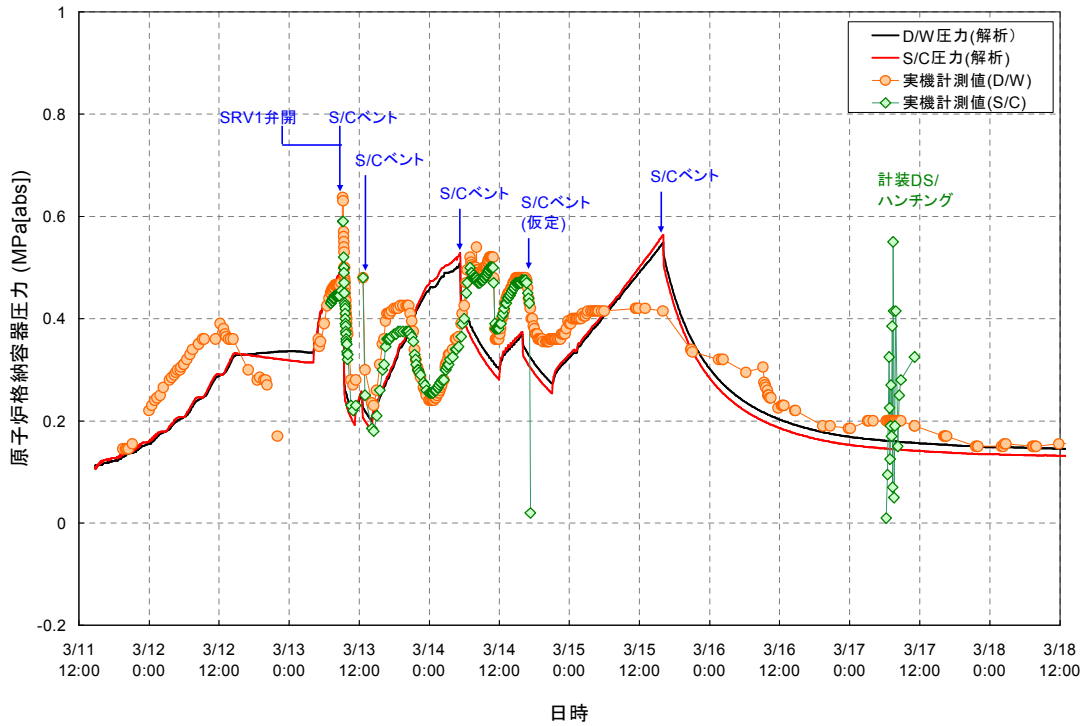


図3. 3. 1. 11 3号機 原子炉格納容器圧力変化【その1】(蒸気漏えい)

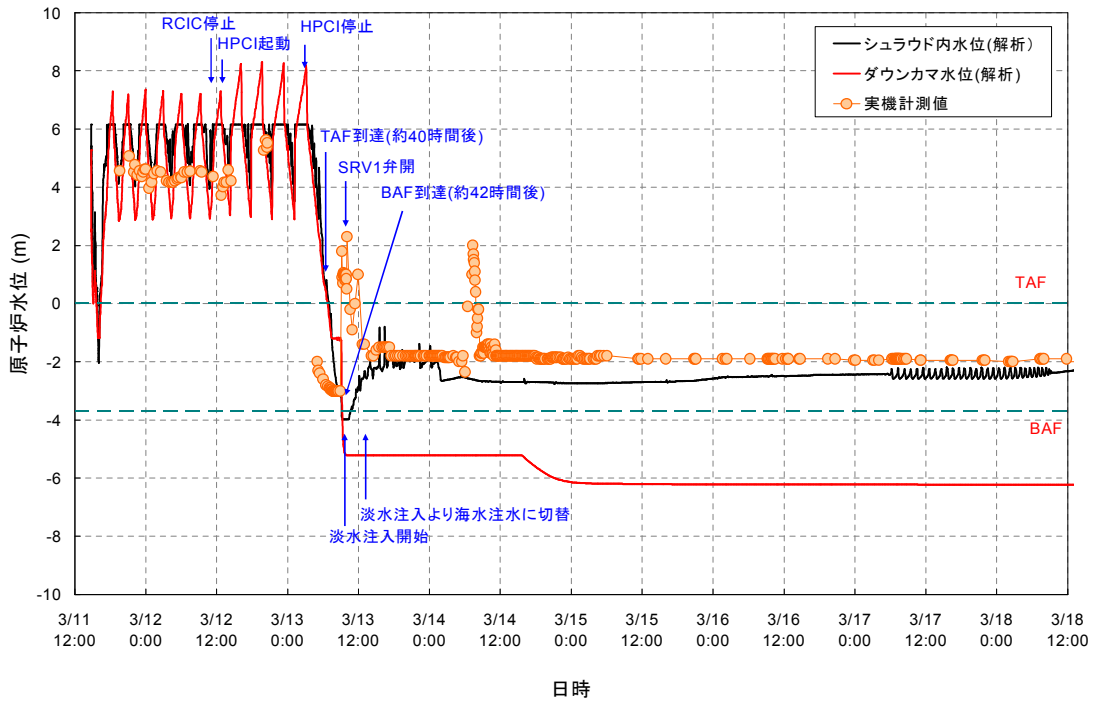


図3. 3. 1. 12 3号機 原子炉水位変化【その1】(注水継続)

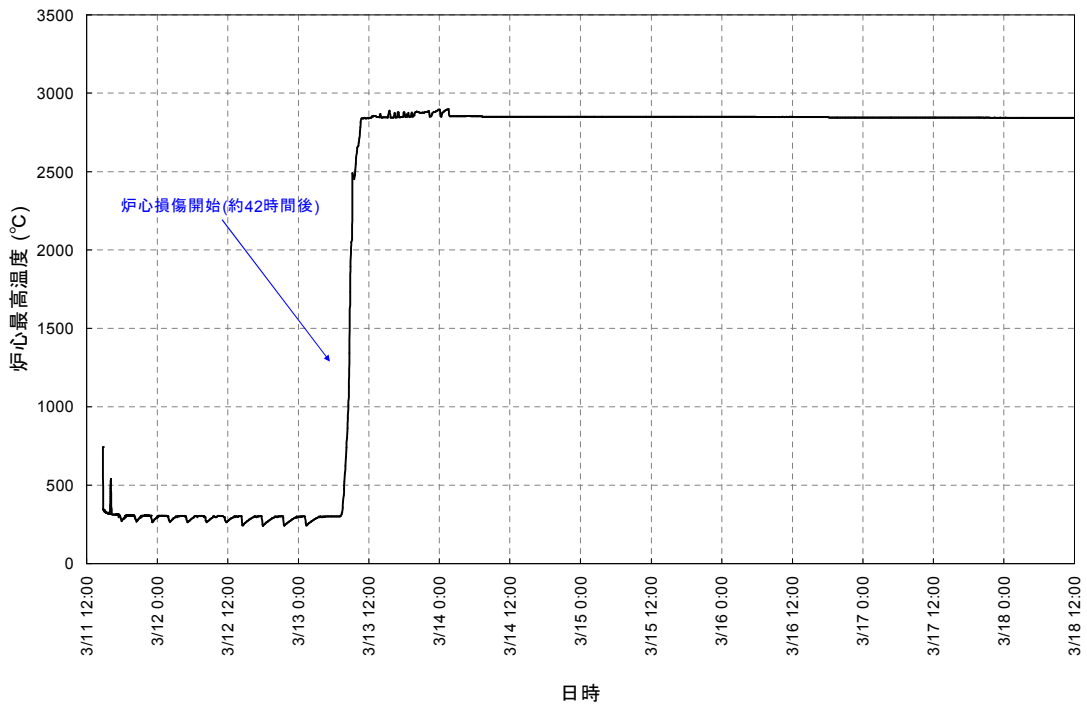


図3. 3. 1. 13 3号機 炉心温度変化【その1】(注水継続)

3. 3. 2. 2 解析結果【解析ケース（その2）】

3. 3. 1で示した条件に基づき、解析した結果を表3. 3. 4に示す。また、原子炉水位の変化等を解析結果について図3. 3. 2. 1から図3. 3. 2. 9に示す。

表3. 3. 4 3号機解析結果の纏め

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

解析結果の詳細について以下に述べる。

原子炉水位変化は、HPCI が停止して以降、徐々に低下し、炉心が露出し始め、SRV 開放により炉心は完全に露出することとなり、炉心損傷が開始する（図3. 3. 2. 1参照）。注水は開始されるものの、仮定した注水量が十分ではないため有効燃料棒底部以上には上がらず、炉心損傷は【その1】よりも進展する結果となる。

原子炉圧力は、SRV による減圧以降、炉心が下部プレナムへ移行する際に発生する蒸気により一時的な圧力の増加が見られるが、その他の挙動については、【その1】の解析結果とほぼ同様の推移を示している（図3. 3. 2. 2参照）。

原子炉格納容器圧力は、原子炉圧力同様、炉心が下部プレナムへ移行する際に発生する蒸気により一時的な圧力の増加が見られるが、その他の挙動については、【その1】の解析結果とほぼ同様の推移を示している（図3. 3. 2. 3参照）。

炉心温度変化は、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、燃料ペレットが融点に達するとの結果が得られた（図3. 3. 2. 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し、燃料有効部被覆管の約 59%の反応に相当する量が発生する。解析においては、S/C ベントにより大部分が PCV 外へ放出される。水素発生総量は、3号機の原子炉建屋の爆発を引き起こすのに十分な量であると考えられる（図3. 3. 2. 6参照）。

放射性物質の放出は、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、ベントにより、希ガスのほぼ全量が放出されるとの結果であった。また、ヨウ化セシウムは約 0.5%の放出であり、大半は S/C 内に存在するとの結果であった。（図3. 3. 2. 7及び図3. 3. 2. 8参照）

一部の燃料については原子炉圧力容器内にとどまる結果となったものの、原子炉圧力容器は破損する結果となった。初期の注水量が【その1】より少ないため、炉心の損傷がさ

らに進展する結果となった（図3.3.2.9参照）。

3.3.3 評価結果

【その1】における解析では、3号機の炉心は一部溶融プールが存在しているものの、燃料域にとどまり、原子炉压力容器破損には至らないとの解析結果となった。【その2】における解析では、一部の燃料については原子炉压力容器内にとどまる結果となったものの、原子炉压力容器は破損するとの解析結果となった。

なお、1号機では原子炉水位計の校正を行った結果、原子炉压力容器内の水位は燃料域内にないということが分かった。同様のことが3号機で発生している可能性は否定できない。

プラントパラメータによれば、現在の原子炉压力容器の鋼材温度は約100℃～約200℃付近で推移しており、複数の測定点が注水量の変動等に同じように応答していること、5月に入り数点の温度が上昇を示しており、現在炉心流量を増加し経過を観察中であるが、このことから熱源は原子炉压力容器内にあると推定されること、原子炉压力容器底部の温度は約100℃～約170℃とその他の原子炉压力容器周りの温度と同程度で推移していることから、燃料の大部分は原子炉压力容器内で冷却されていると考えられる。

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

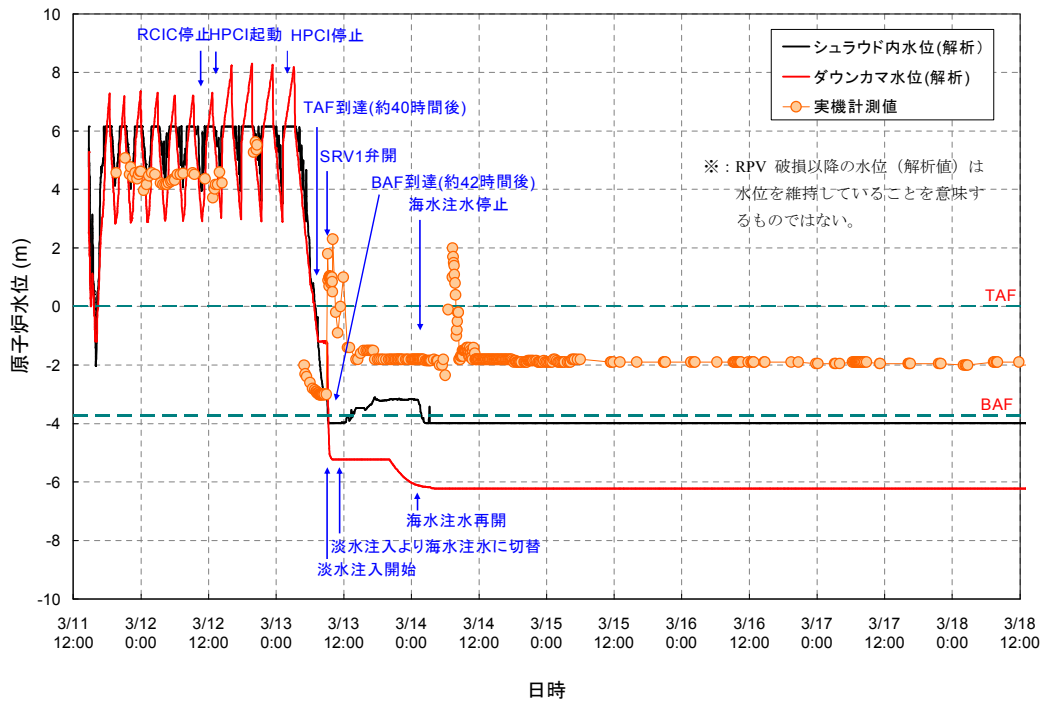


図 3. 3. 2. 1 3号機 原子炉水位変化【その2】

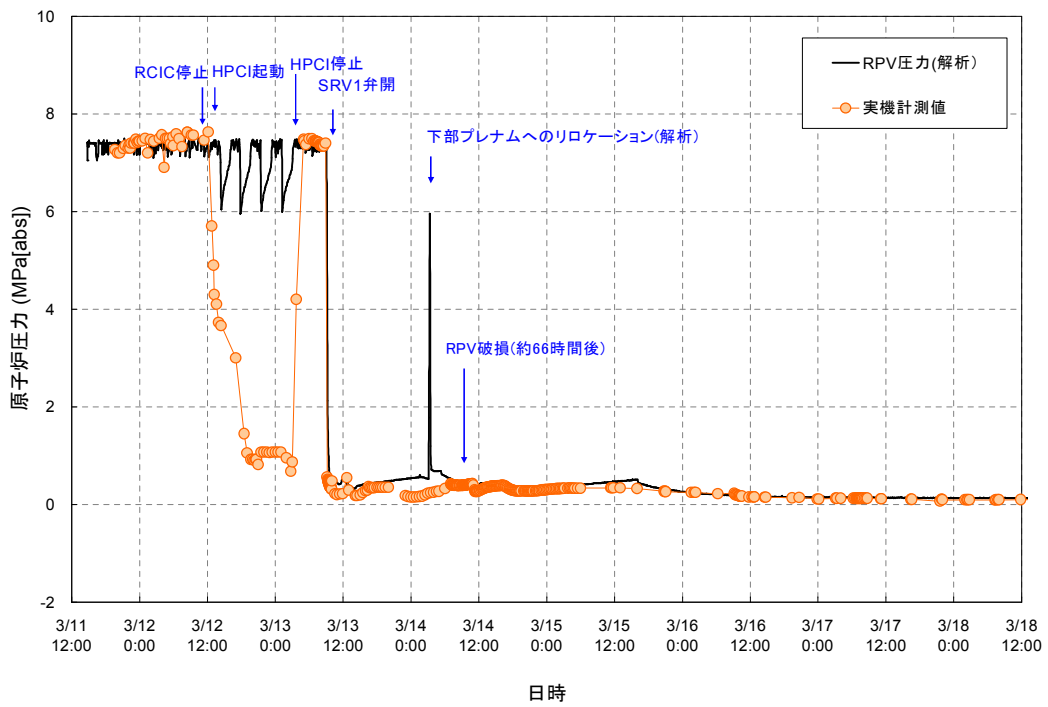


図 3. 3. 2. 2 3号機 原子炉压力容器圧力変化【その2】

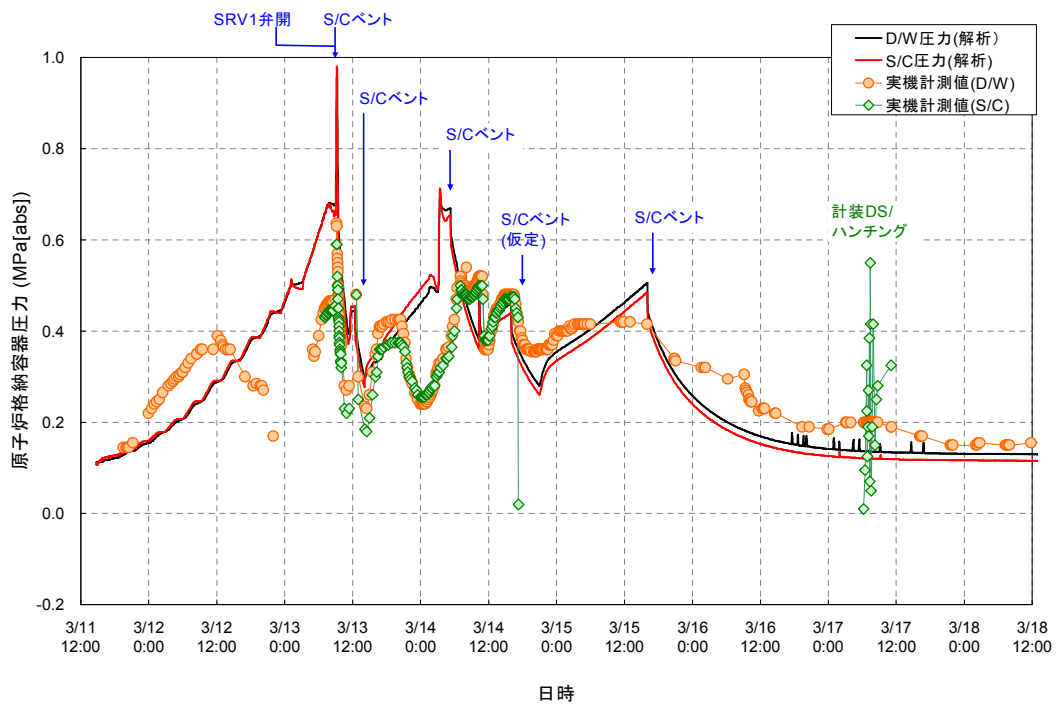


図3. 3. 2. 3 3号機 原子炉格納容器圧力変化【その2】

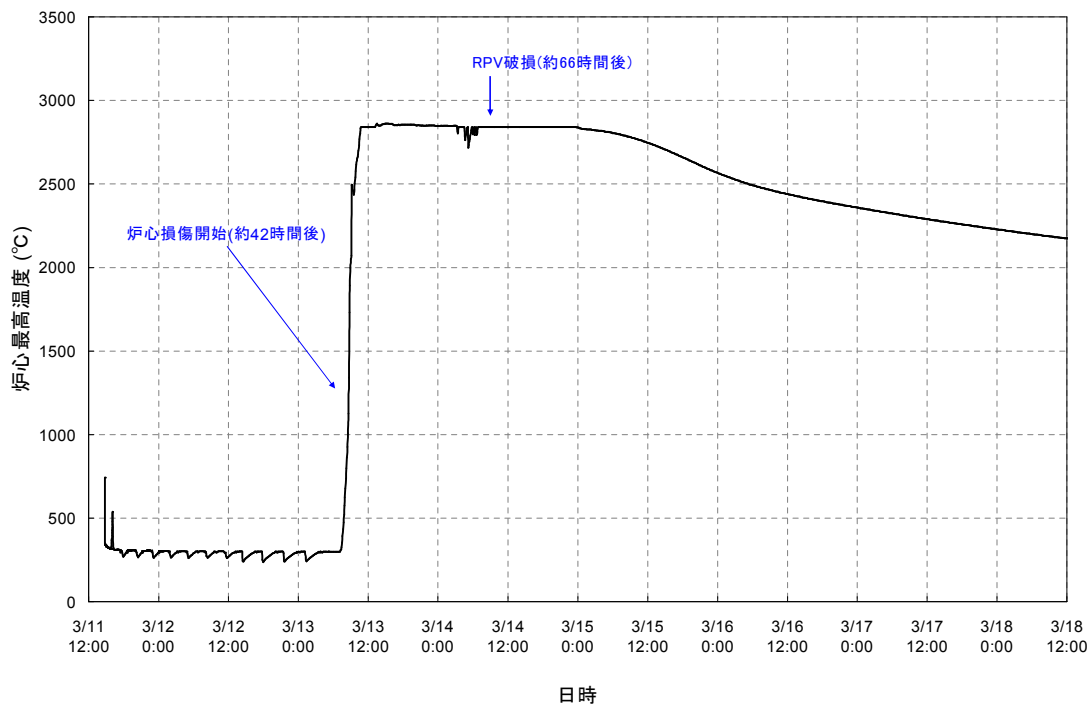


図3. 3. 2. 4 3号機 炉心温度変化【その2】

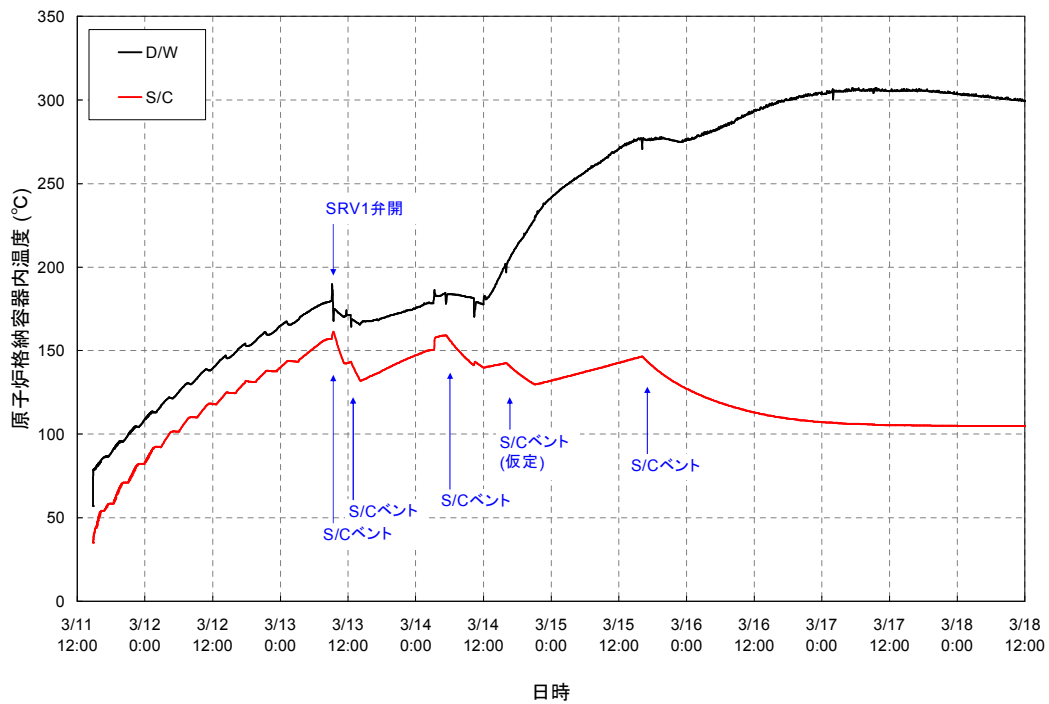


図 3. 3. 2. 5 3号機 原子炉格納容器温度変化【その2】

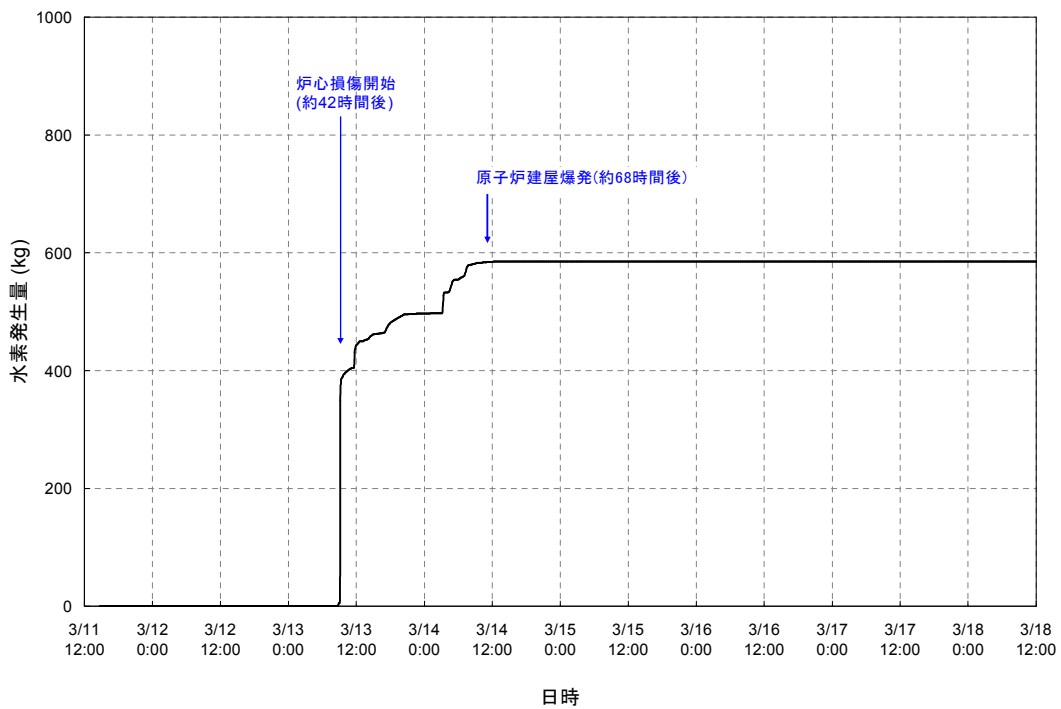


図 3. 3. 2. 6 3号機 水素発生量変化【その2】

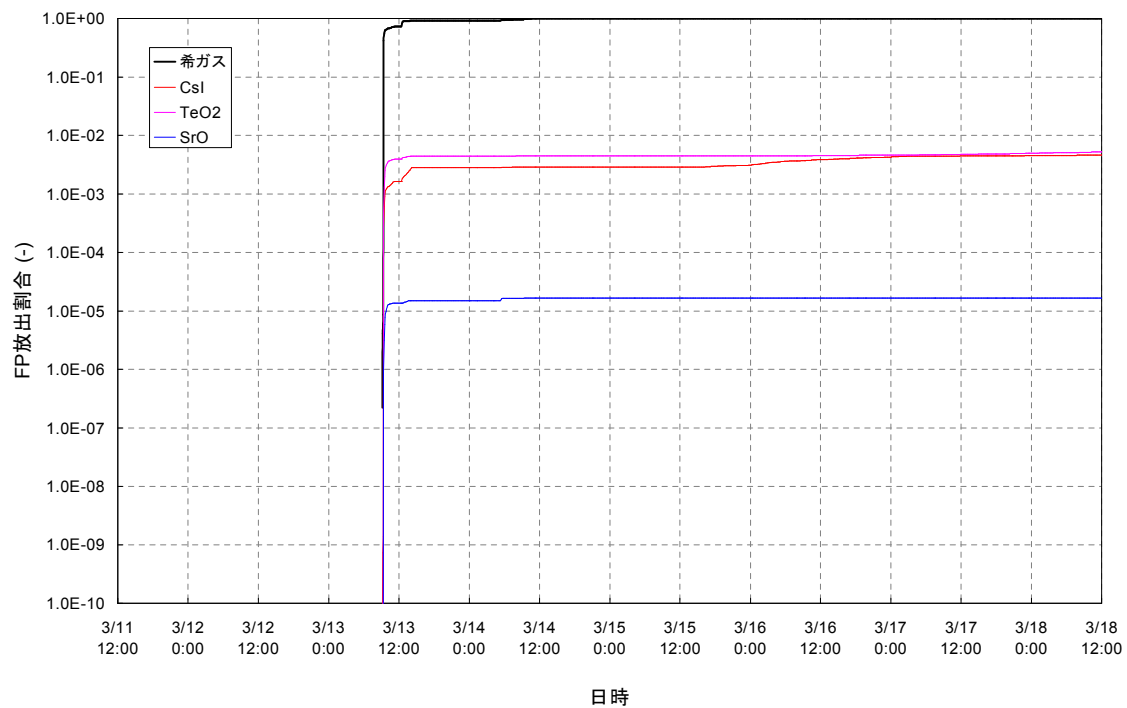


図 3. 3. 2. 7 3号機 FPの放出割合 (1 / 3) 【その2】

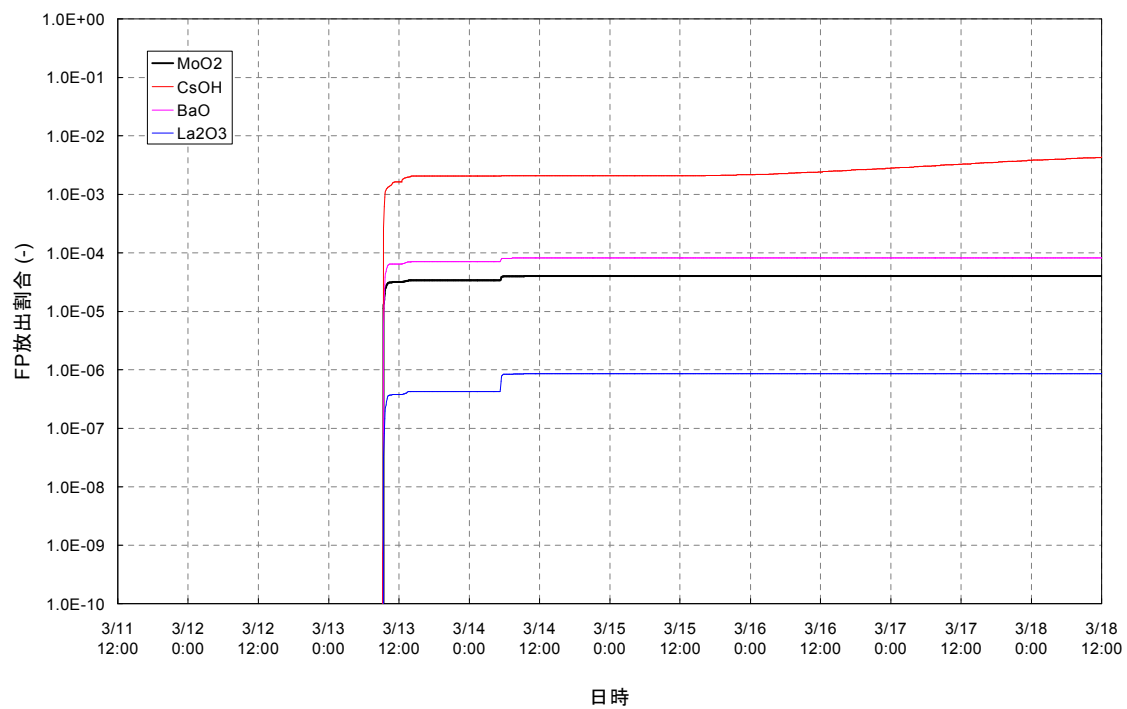


図 3. 3. 2. 7 3号機 FPの放出割合 (2 / 3) 【その2】

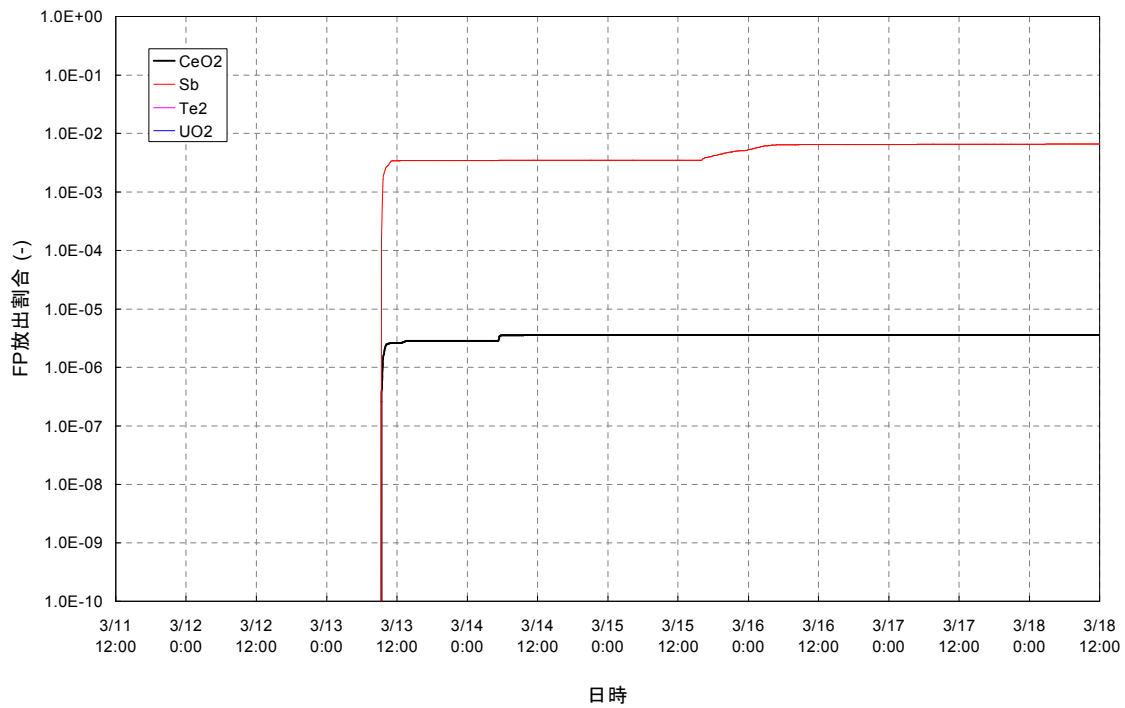


図 3. 3. 2. 7 3号機 FPの放出割合 (3 / 3) 【その2】

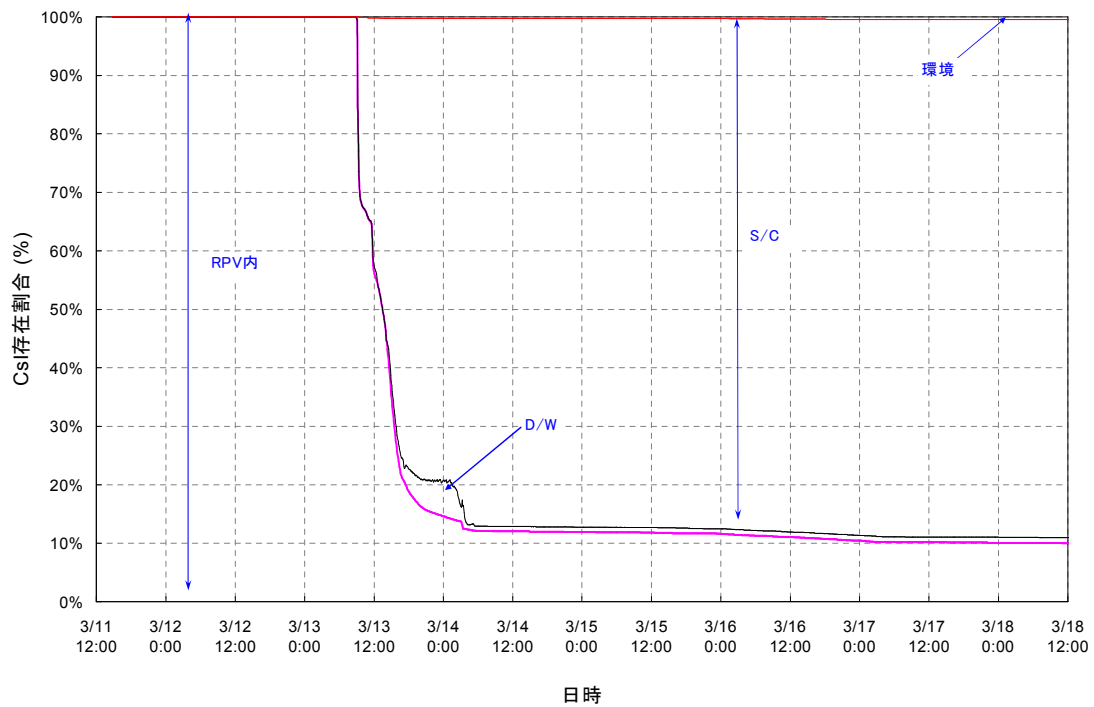


図 3. 3. 2. 8 3号機 FPの存在割合 (1 / 2) 【その2】

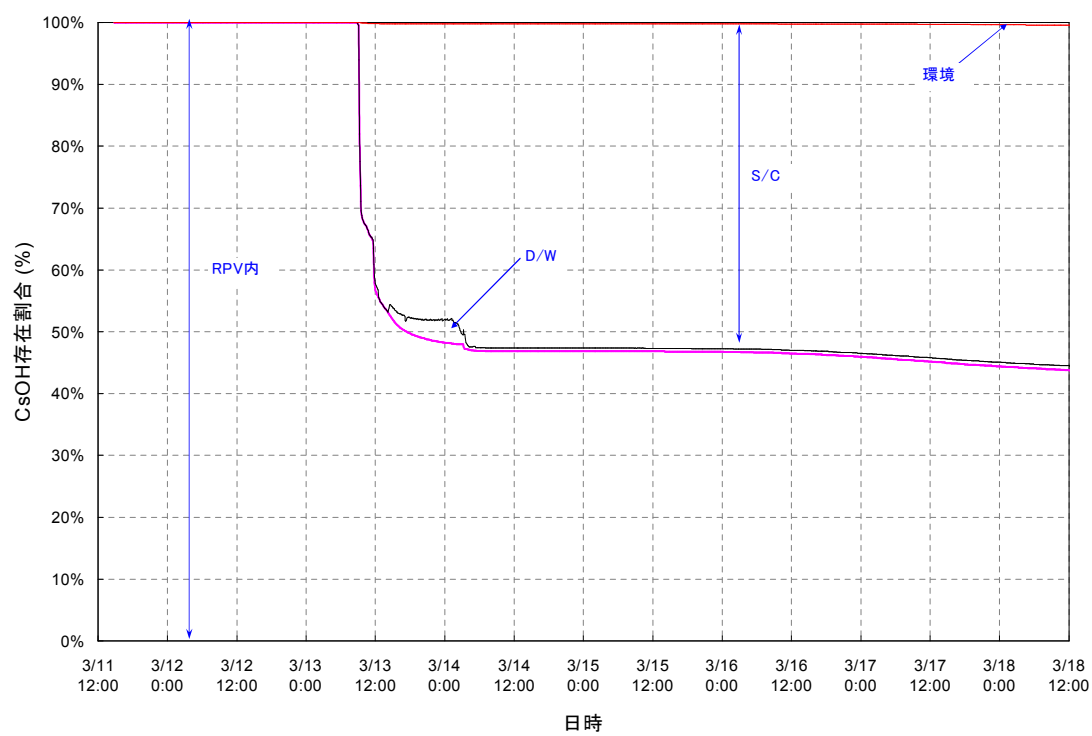
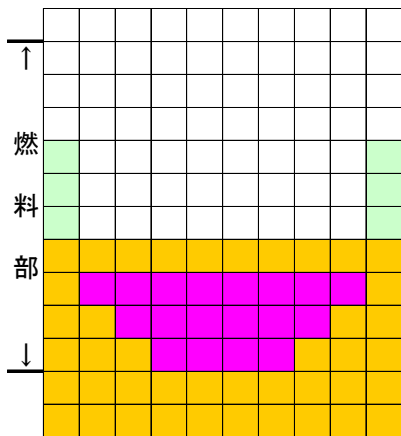
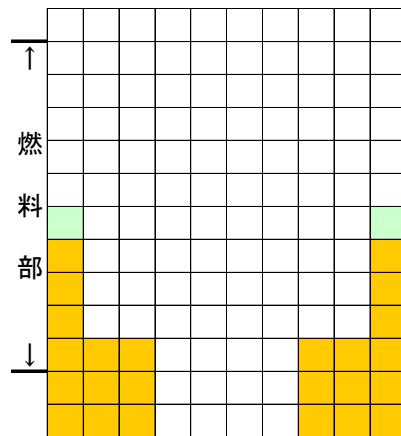


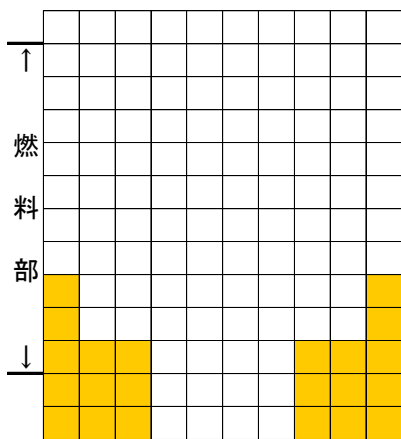
図 3. 3. 2. 8 3号機 FP の存在割合 (2 / 2) 【その 2】



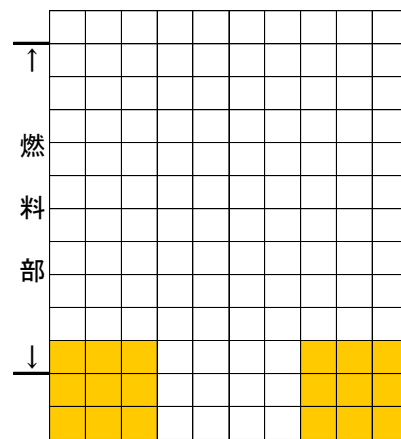
スクラム後 約58時間



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

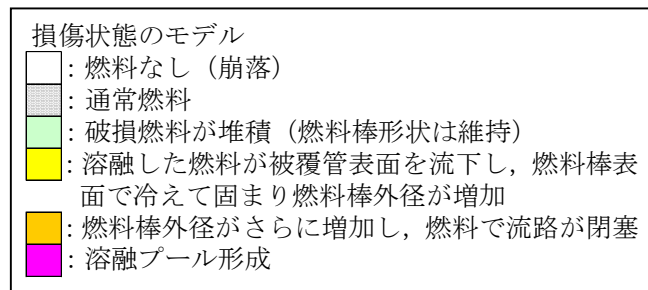


図3.3.2.9 3号機 炉心の状態図【その2】