

【取扱い厳重注意】

平成24年6月29日

## 聴取結果書

東京電力福島原子力発電所における事故調査・検証委員会事務局

局員 松本 朗

平成24年3月13日、東京電力福島原子力発電所における事故調査・検証のため、関係者から聴取した結果は、下記のとおりである。

### 記

#### 第1 被聴取者、聴取日時、聴取場所、聴取者等

##### 1 被聴取者

日立 GE ニュークリア・エナジー株式会社 原子力計画部 原子炉計画グループ

主任技師 [REDACTED]

同グループ

技師 [REDACTED]

##### 2 聴取日時

平成24年3月13日午後2時5分から同日午後5時50分まで

##### 3 聴取場所

東京都千代田区大手町1丁目3番3号 大手町合同庁舎3号館9階

東京電力福島原子力発電所における事故調査・検証委員会事務局 919号室

##### 4 聴取者

チーム長 越塚 誠一

チーム員 大井川宏之

チーム員 中曾根祐司

参事官補佐 加藤 経将

参事官補佐 松本 朗

##### 5 ICレコーダーによる録音の有無等

あり

なし

【取扱い厳重注意】

第2 聴取内容

MAAPコードによる福島第一原発1号機の炉心・格納容器の状態に関する解析等

第3 特記事項

なし

以上

## 【取扱い厳重注意】

### 別紙

#### 第1 MAAP解析の実施状況、東京電力との役割分担等

東京電力は、平成23年5月、「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自己記録の分析と影響評価について」と題する報告書を公表しているが、その報告書に添付された「福島第一原子力発電所1～3号機の炉心の状態について」と題する解析結果（以下「5月解析」という。）のうち、1号機の解析結果は、日立が、東京電力からの依頼に基づき、MAAP解析コード（バージョン4.0.4）を用いて行った解析結果に基づくものである。

東京電力は、平成24年3月にも「MAAPコードによる炉心・格納容器の状態の推定」と題する解析結果（以下「3月解析」という。）（資料1）を公表したが、これについても同様に、日立が1号機の解析を担当した。

解析を行うに当たっては、東京電力が、福島第一原発1号機で当時どのような運転が行われたかに関する情報をまとめ、日立は、東京電力から提供を受けたプラントの運転内容に関する情報やプラント関連パラメータを基に、MAAP解析コードを用いて解析を行った。

5月解析に係る報告書及び3月解析に係る報告書にそれぞれ記載されている1号機の解析に関する内容は、日立が東京電力からの依頼を受けて解析を実施した結果に基づいているが、報告書自体は、東京電力が作成している。

#### 第2 MAAP解析コードの概要

##### 1 MAAP解析コード（資料2）

MAAP解析コードは、元来、過酷事故時における放射性物質（以下「FP」という。）の発生、移行、放出の各挙動を分析し、FPの最終的な所在を明らかにするためのものであり、FPが生成される化学反応を惹起させる温度、圧力等に注目して解析を行う仕組みとなっている。

MAAP解析コードの詳細については、本日持参した「シビアアクシデント解析コード（MAAP）の概要」と題する資料（資料2）を参照されたい。

##### 2 MAAP解析における注水量の重要性

MAAP解析を実施する際、燃料の崩壊熱量の推移を模擬していく上で、原子炉水位、注水量、注水時間等は非常に重要な意味を持つこととなる。

ところが、今回の解析では、肝心の注水量が不明であることから、実際の注水量が入力した注水量の値と異なる可能性がある。そのため、解析結果と実現象が異なる可能性がある点に注意する必要がある。

##### 3 崩壊熱量のモデル

MAAPコードには、あらかじめANSI/ANS5.1-1979モデルという崩壊熱モデルが組み込まれており、5月解析ではこのモデルだけを用いて崩壊熱量の計算を行った。

3月解析では、解析の精度を上げるため、ORIGEN2という燃料の燃焼計算を詳細

## 【取扱い嚴重注意】

に計算するコードを用いて燃料装荷履歴を反映した崩壊熱量を計算し、その計算結果に合うように ANSI/ANS5.1-1979 の入力条件を調整した。これにより、崩壊熱量は、ANSI/ANS5.1-1979 だけを用いるよりも少なくなる。

### 4 炉心露出開始時・炉心損傷開始時間

今回の解析では、シュラウド内水位が TAF に到達した時点をもって、炉心露出開始時間としている。

また、炉心最高温度が 1200 °C に達した時点をもって、炉心損傷開始時間としている。

### 5 溶融燃料の挙動と圧力容器の破損評価

#### (1) 溶融燃料が下部プレナムに落下するまで

溶融燃料は、実際には、被覆管表面を流下し、ステンレス製の炉心支持板（燃料支持板）の上に一旦たまるが、その後、燃料支持板と計装配管の隙間から、ポロポロッ、ポロポロッと徐々に下部プレナムに落下していくと同時に、一定量の溶融燃料が燃料支持板の上にたまることにより、燃料支持板が徐々に溶け始め、たまった溶融燃料を支えきれなくなつて破損し、そこからまとまった量の溶融燃料が一気に下部プレナムに落下していくものと考えられる。

しかしながら、MAAP 解析コードでは、このような溶融燃料の複雑な挙動を全て模擬することはできないことから、同コードには、「燃料支持板が破損するまでは、溶融燃料が支持板の上にとどまり、燃料支持板を構成するステンレス鋼が、その溶融温度である 1,700K に達した段階で燃料支持板が破損し、溶融燃料が一気に下部プレナムに落下する。」という単純化されたモデルが組み込まれている。

先述したとおり、溶融燃料は、炉心支持板の隙間等から少しずつ下部プレナムに流下していくなど、実際には複雑な挙動を見せるのであるが、MAAP 解析コード上の限界により、そのような複雑な実現象まで再現することは、現時点ではできない。

#### (2) 溶融燃料が下部プレナムへ落下した後

MAAP 解析コードには、圧力容器の代表的な破損態様として、五つのモデル、すなわち、①圧力容器を貫通する計装配管又は制御棒案内管自体に溶融燃料が入り込むことによる破損、②圧力容器を貫通する計装配管、制御棒案内管等と圧力容器との溶接部が破損し、溶接されていた制御棒案内管等が落下する態様での破損、③圧力容器下部ヘッドのクリープ破損、④デブリジェットによる浸食、⑤金属層による熱損傷が、それぞれ圧力容器の破損モデルとして組み込まれている（資料2）。

解析では、これらのうち、いずれかのモデルが発生した段階で圧力容器が破損したと評価し、その時点をもって圧力容器破損時間とする。

ただ、実際には、圧力容器の破損態様として、後述するような炉内核計装のドライチューブ、計装配管の破損による漏えい、SR 弁等の主蒸気配管フランジのガスケット部からの漏えいといった破損も考えられるところ、MAAP 解析コード上は、かかる圧力容器の複雑な破損態様まで再現することはできない。これは、解析コード上の限界であり、今後コードを改良していくことが課題と考えている。

## 【取扱い嚴重注意】

なお、MAAP コードでは、下部プレナムに落下した熔融燃料は、同所に水がある場合、一定程度冷却されるという考え方に基づいていることから、压力容器下部ヘッドがすぐには破損しない解析結果となる傾向がある。

### 第3 1号機の解析結果について

#### 1 条件設定

##### (1) 注水量

消防車による注水量については、東京電力から、XXXXXXXXXX注水量の数字を提示された。

しかし、その注水量を前提に解析を実施すると、炉心損傷の進展が遅くなり過ぎるので、日立が解析を実施するに当たっては、東京電力から提供された注水量より少ない注水量を入力して計算することにつき、東京電力の了解をもらって解析を実施した。

3月解析に係る報告書中に「1号機 MAAP 解析における注水量の設定」と題するグラフ（同報告書の別添 4-1）が添付されているが、このグラフの黒いラインが、東京電力から「このくらいは入っていると思う」として説明を受けた注水量であり、それを上回らない範囲で、日立が注水量として入力した値が赤いラインである。

実際の注水量は不明であることから、入力した注水量についても、これといった具体的な根拠がある数値ではなく、実際の注水状況を正しく反映しているわけではない。

##### (2) 压力容器からの気相漏えいの仮定

解析を行うに当たり、压力容器からの気相漏えい箇所について東京電力と協議した。その際、気相漏えいが生じ得る箇所として、東京電力は炉内核計装のドライチューブを、日立は SR 弁管台のような主蒸気配管フランジのガスケット部を、それぞれ指摘した。そこで、解析を行うに当たっては、このような箇所から気相漏えいが生じ得ることを踏まえ、压力容器からの気相漏えいを仮定した。

他に気相漏えいが生じ得る場合として、SR 弁が開閉を繰り返しているうちに閉まりが悪くなる、いわゆる開固着した場合が挙げられる。

なお、今述べたような漏えい箇所から漏えいが生じたとしても、MAAP 解析上は、これを压力容器の破損とは評価しない仕組みとなっている。

##### (3) 格納容器からの気相漏えいの仮定

解析を行うに当たり、格納容器雰囲気温度が 300℃程度になったら、格納容器からの気相漏えいを仮定し、だんだんその漏えい面積を大きくしていくことについては、東京電力と合意していた。

報告書に記載されているとおり、解析によれば、地震発生から約 12 時間後、格納容器雰囲気温度は、その設計温度である 138℃を超える約 300℃以上となっていることから、格納容器からの気相漏えいを仮定した。

ただ、格納容器雰囲気温度が 300℃に達しない段階であっても、ドライウェル（以

## 【取扱い厳重注意】

下「D/W」という。)圧力が高ければ、200℃台後半でも、ガスケット部からの気相漏えいが生じ得る。

さらに、解析結果を実測値に合わせるため、地震発生から約50時間後に0.0008 m<sup>3</sup>、約70時間後に0.004 m<sup>3</sup>というふうに漏えい面積を増加させる仮定条件を設定した。実際には、漏えい箇所の面積が徐々に大きくなっていくものと考えられるが、MAAP解析コードでは、漏えい面積のきめ細かな拡大までは再現できない。

### 2 原子炉水位に関する3月解析の結果

平成23年3月11日夜に、ダウンコマ水位の低下が-4m程度で止まり、しばらく水位が維持されているが、これは、炉内の水を蒸発させる熱源である燃料が、溶融して炉心部から下部プレナムへ落下したことにより、水の蒸発量が一時的に少なくなったことによるものと考えられる。

同日夜に、シュラウド内水位が-8mまで低下した後、1m程度上昇しているが、これは、MAAP解析コード上、溶融燃料が下部プレナムに落下することにより、その分水位が上昇すると計算する仕組みになっていることから、このような解析結果となったものである。

同月12日未明以降、ダウンコマ水位及びシュラウド内水位がずっと横ばいになっているが、これは両水位ともゼロであることを表しており、原子炉に注水された水は、压力容器にたまることなく、そのままD/Wに移行していたと考えられる。

### 3 原子炉圧力に関する3月解析の結果

平成23年3月11日夜に、溶融燃料が下部プレナムへ落下したことにより、原子炉圧力が一時的に急上昇しているが、これは、水がたまっている下部プレナムへ溶融燃料が落下することにより、多量の水蒸気が発生したことによるものと考えられる。

しかしながら、実際には、3月解析に係る報告書に記載されているとおり、原子炉压力容器底部の構造は複雑であり、融点に達した燃料は、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て下部プレナムに流下したり、制御棒を溶かした燃料デブリが制御棒案内管に落ち込んで下部プレナムに流下した可能性があり、溶融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ことに注意する必要がある。

### 4 格納容器圧力に関する3月解析の結果

平成23年3月11日夜に、溶融燃料が下部プレナムへ落下したことにより、D/W及び圧力抑制室(以下「S/C」という。)の各圧力が一時的に急上昇する旨の解析結果が得られているが、これは、原子炉圧力に関する解析結果のところで述べたとおり、溶融した燃料が、水がたまっている下部プレナムへ溶融燃料が落下することにより、多量の水蒸気が発生して原子炉圧力が上昇し、さらに、压力容器からの気相漏えいにより、D/W及びS/Cの各圧力も一時的に急上昇したことによるものと考えられる。

しかしながら、原子炉圧力に関する解析結果のところで述べたとおり、当該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ことに注意する必要がある。

## 【取扱い厳重注意】

解析では、今述べた D/W 及び S/C の各圧力が一時的に急上昇した後、D/W 及び S/C の各圧力は一時的に約 0.2Mpa abs 急低下している。これは、解析の過程で、圧力容器から D/W に漏えいした高圧の水蒸気が、S/C に移行して凝縮したことにより、D/W 及び S/C の圧力が低下したことによるものと考えられる（注：実際には、圧力容器から D/W に漏えいした水蒸気は、徐々に S/C へ移行して凝縮する過程をたどるのが自然な挙動であり、当該解析結果は、前同様、実現象を反映していない可能性が高い。）。

### 5 炉心温度変化に関する 3 月解析の結果

炉心温度変化の解析結果では、炉心最高温度が平成 23 年 3 月 12 日零時少し前に 0℃になっているが、これは、解析上、燃料が全て溶融して下部プレナムに落下したことにより、炉心部に燃料が存在しなくなったためである。

### 6 水素発生量変化に関する 3 月解析の結果

平成 23 年 3 月 11 日 18 時 50 分頃以降の大量の水素発生は、水-ジルコニウム反応によるものと考えられる。同月 12 日零時少し前に、一旦水素が発生しなくなるが、同日零時過ぎ頃から再び水素が発生しているが、これは、コアコンクリート反応によるものと考えられる。

なお、MAAP コードによる解析上、水素発生原因となり得る水の放射線分解は考慮していない。なぜなら、かかる態様での水素発生量は考慮するに値しない程少量だからである。ボロン・カーバイド酸化反応も同様である。

### 7 放射性物質（FP）の放出に関する 3 月解析の結果

FP の放出割合に関するグラフの縦軸は、元々の存在量を 1 として、そのうちどの程度の割合に相当する放射性物質が放出されたかを表している。

FP の存在割合につき、ヨウ化セシウム (CsI) と水酸化セシウム (CsOH) を特に取り上げているのは、XXXXXXXXXX 環境に与える影響が大きいからである。

なお、3 月解析の報告書に記載されているとおり、MAAP コードを用いた解析では、解析条件設定における不確実性、解析モデルの不確実性があり、結果としての事象進展にも不確実性があり、特に放出される FP 量については、これら不確実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であると考えられる。

解析条件設定における不確実性として、具体的には、注水量並びに漏えい箇所及びその面積がいずれも不明であることなどが挙げられる。解析モデルの不確実性としては、例えば、D/W の内部は非常に複雑な構造となっており、実際の D/W 内における FP の挙動は一様ではないのだが、解析上は、D/W 内部を一つの単純な空間として取り扱い、その雰囲気は一様に均質なものと擬制していることから、FP の複雑な実際の挙動を解析に反映させることが困難である点を挙げる事ができる。

このような不確実性があるので、MAAP コードを用いた解析結果については、あり得る一つのシナリオとして取り扱うべきであると考えられる。

### 8 圧力容器の破損に関する 3 月解析の結果

3 月解析の結果、圧力容器破損時間が 5 月解析よりも 3 時間早まり、地震発生後約 11 時間という結果となった。その理由は、5 月解析と比較して 3 月解析では、原子炉水位が BAF を下回ってからの蒸気発生量が増えたこと、燃料が溶融して落下して

## 【取扱い厳重注意】

ゆく速度が速まったことによると考えられる。

また、先述したとおり、1号機では、制御棒案内管と圧力容器との溶接部が破損する様による破損が生じ、制御棒案内管が落下したものと考えられる。しかしながら、先述したとおり、MAAP 解析コード上の圧力容器破損モデルが、実際の熔融燃料の挙動とは異なる単純化されたモデルであることから、MAAP 解析によって得られた圧力容器破損時刻は、圧力容器が実際に破損した時刻とは異なる可能性がある。

### 9 原子炉水位計の挙動による推定

3月解析に係る報告書中の「1号機燃料域水位計の挙動による推定について」(同報告書の別添3)と題する検討の中で、1号機燃料域水位計の挙動から炉の状態を推定した。これは、日立が検討を行い、その検討結果に基づき、東京電力が別添3の書面を作成したものであり、記載内容については、日立としても適切なものと考えている。

ここに記載されているとおり、1号機燃料域水位計が、平成23年3月11日21時30分頃、TAF + 450mmを示し、その後注水していないにもかかわらず指示値が上昇したのは、同時刻頃、既に、実水位は、BAFを下回り、基準面器側配管内の水位が低下していた可能性があると考えられ、その低下要因としては、圧力容器の気相漏えいにより、D/W気相温度が上昇して配管内の水が蒸発した可能性が考えられる。

また、同月12日0時30分頃から、水位計がTAF + 1300mmをずっと指示したのは、基準面器側配管内の水が更に蒸発するなどして、実水位よりも高い値を示していた可能性がある。

以上



MAAPコードによる炉心・格納容器の状態の推定

平成24年3月12日

東京電力株式会社

## 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 <sup>3</sup> S/C 空間 : 2620m <sup>3</sup>
サブプレッション・プール水量	1750m <sup>3</sup>
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

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 アラームタイムパ	
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 系トラスクーリング(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 系トラスクーリング(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	

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

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 弁開		□	H23.5.16 報告 7.各種操作実績取り纏めに当該の記載はあるものの、本解析では全交流電源喪失以降 IC の機能が喪失していたものと仮定 ※2
18		20:50	原子炉代替注水ラインが完成し、ディゼル駆動消火ポンプ (以下、DDFP) を起動 (減圧後に注水可能な状態)		□	H23.12.22 プレス 「福島第一原子力発電所事故の初動対応について」 原子炉圧力が高く、DDFP による注水は RPV に届いていなかったものと推定
19		21:30	IC 3A 弁開/蒸気発生確認		□	H23.5.16 報告 7.各種操作実績取り纏めに当該の記載はあるものの、本解析では全交流電源喪失以降 IC の機能が喪失していたものと仮定 ※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 A0 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どのように 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どのように 15:08 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（0.00014m<sup>2</sup>、0.00136m<sup>2</sup>）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 ( $0.0004\text{m}^2$ ) 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 ( $0.0008\text{m}^2$ 、 $0.004\text{m}^2$ ) 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  $300^\circ\text{C}$  以上となっており、格納容器設計温度 ( $138^\circ\text{C}$ ) 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  $70^\circ\text{C}$  程度で温度上昇がとまっていることから、冷却水の氷位変化を伴う冷却水の蒸発は少なかったものと考えられる。また、A 系は津波到達時点と同じ頃に飽和温度である

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

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

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

#### ④ 注水量の設定について

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)
原子炉压力容器破損時間	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、原子炉压力容器内雰囲気が高く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、実際の原子炉压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  $\text{PuO}_2$  として  $\text{UO}_2$  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あること、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ベ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。

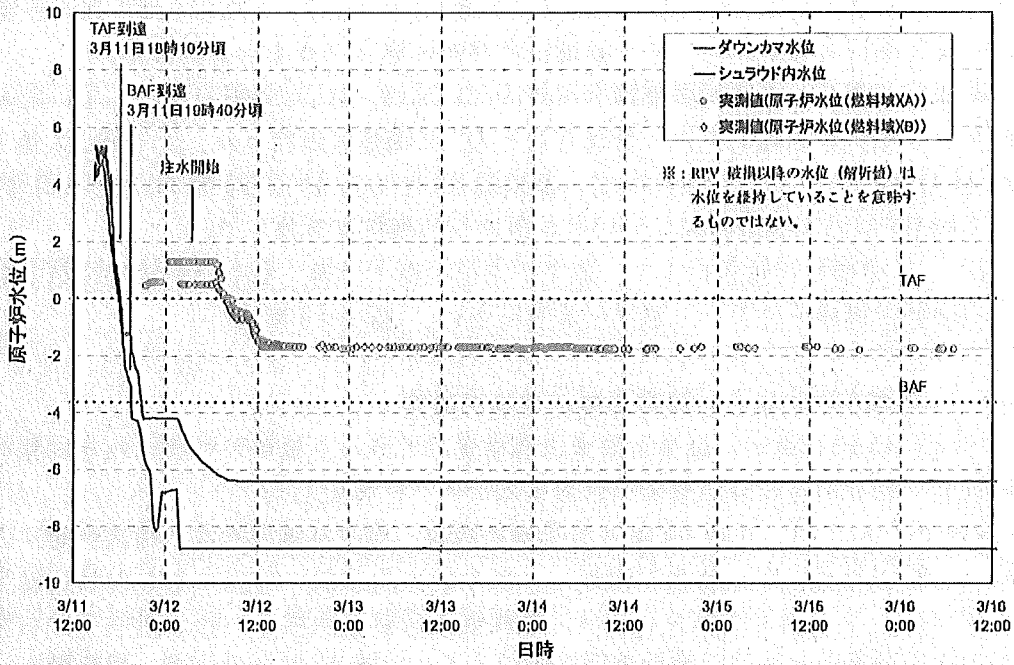


図 2-1 1号機 原子炉水位変化

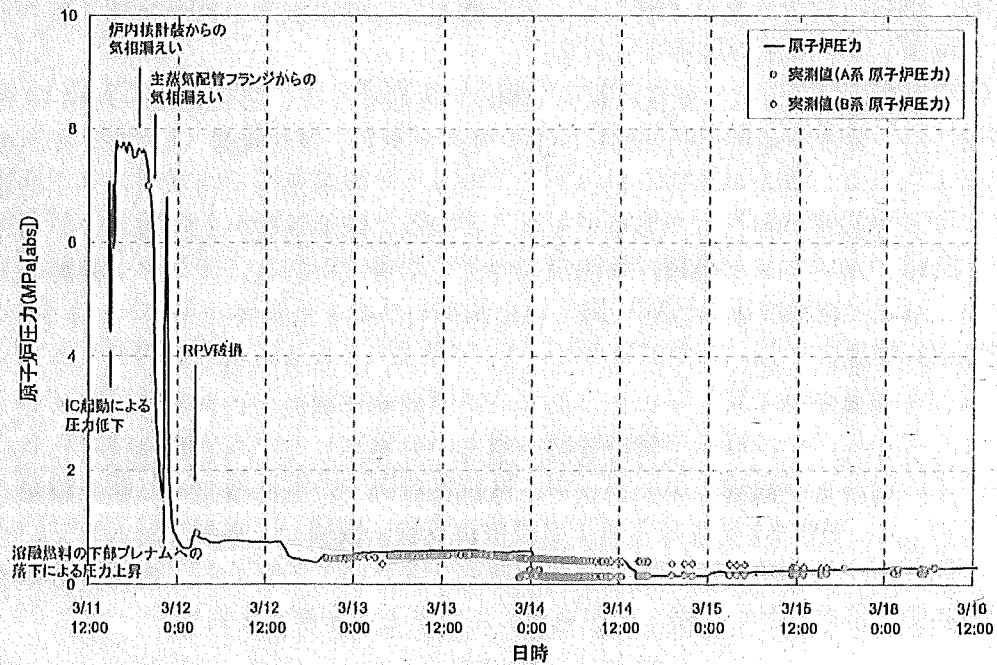


図 2-2 1号機 原子炉压力容器圧力変化

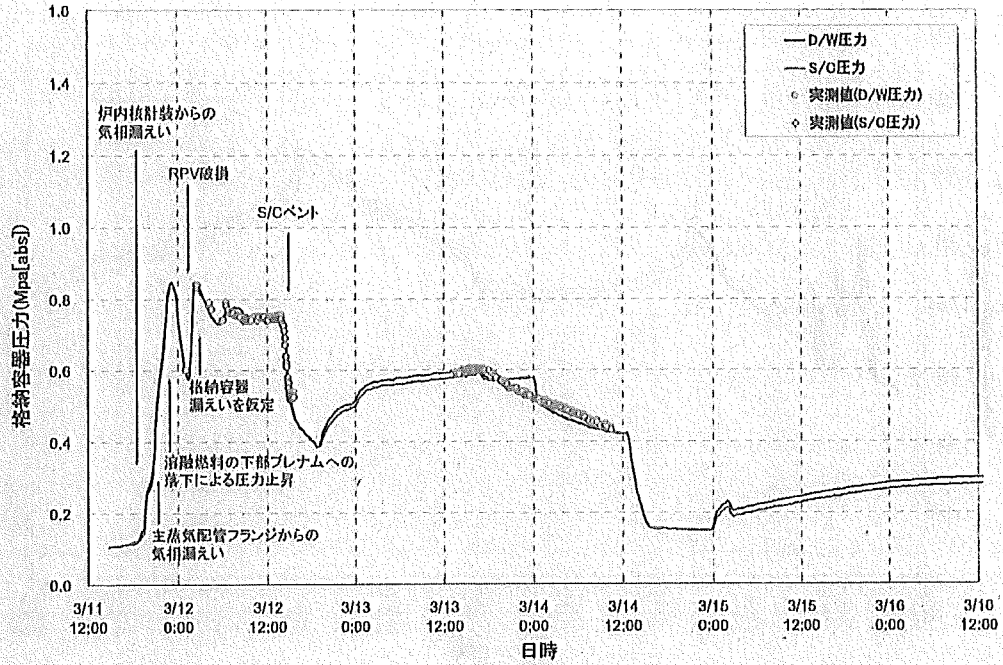


図 2-3 1号機 格納容器圧力変化

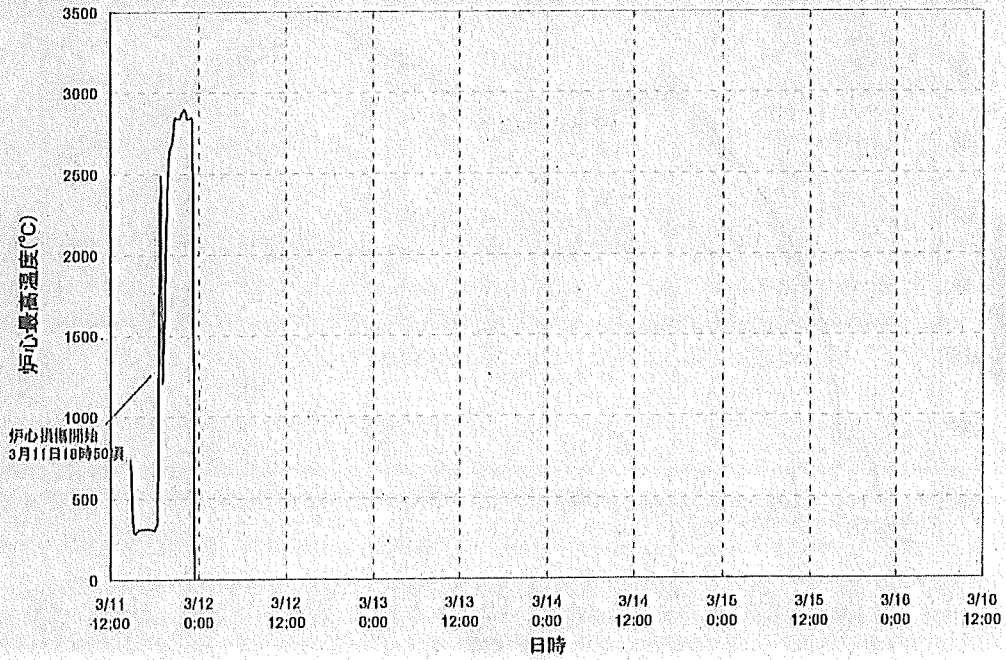


図 2-4 1号機 炉心温度変化

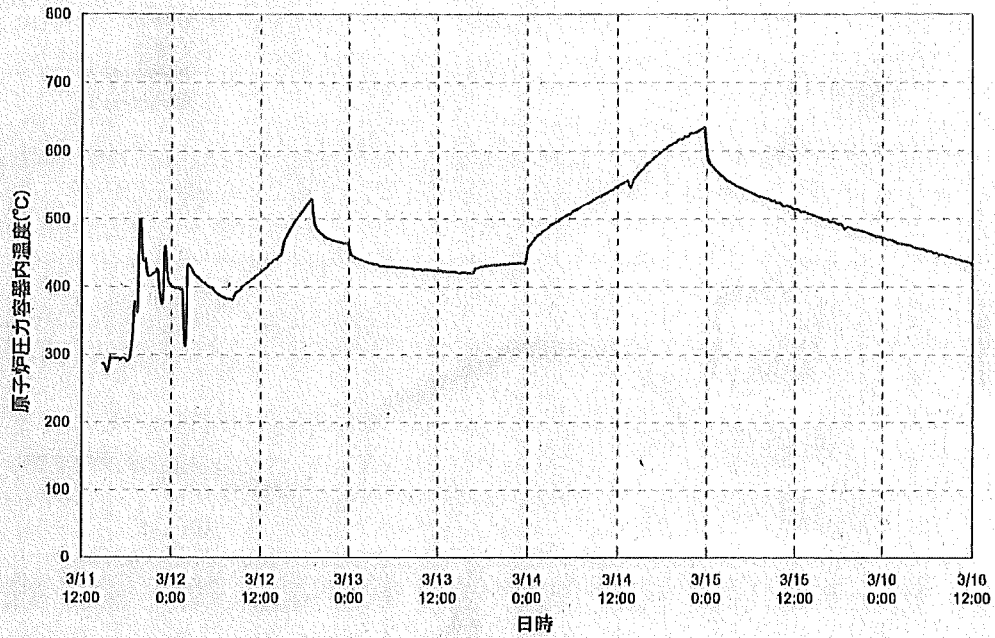


图 2-5 1号機 原子炉压力容器内氦体温度

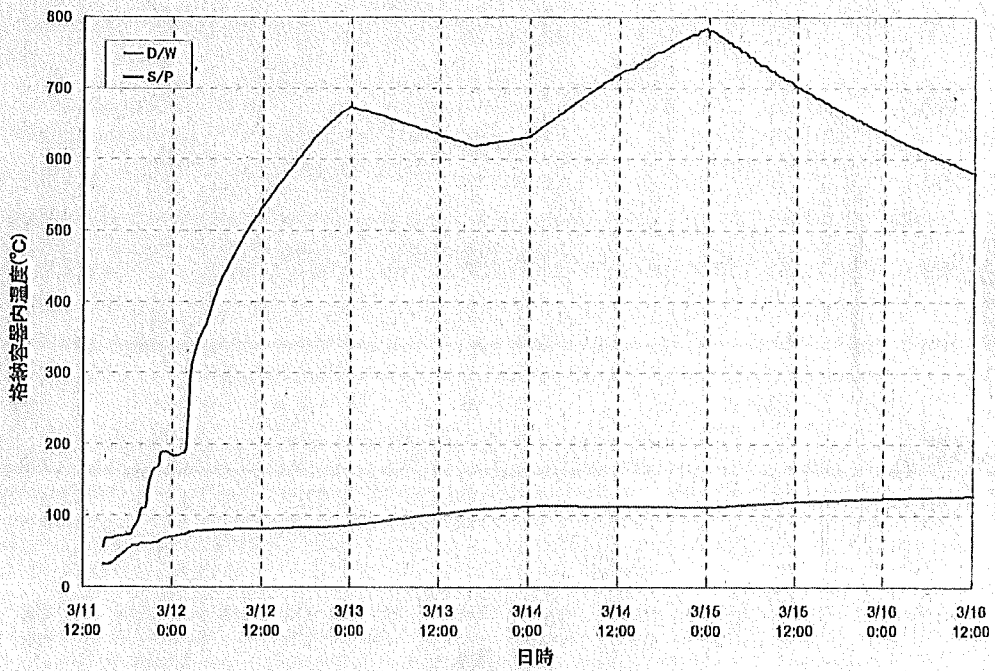


图 2-6 1号機 格納容器温度变化



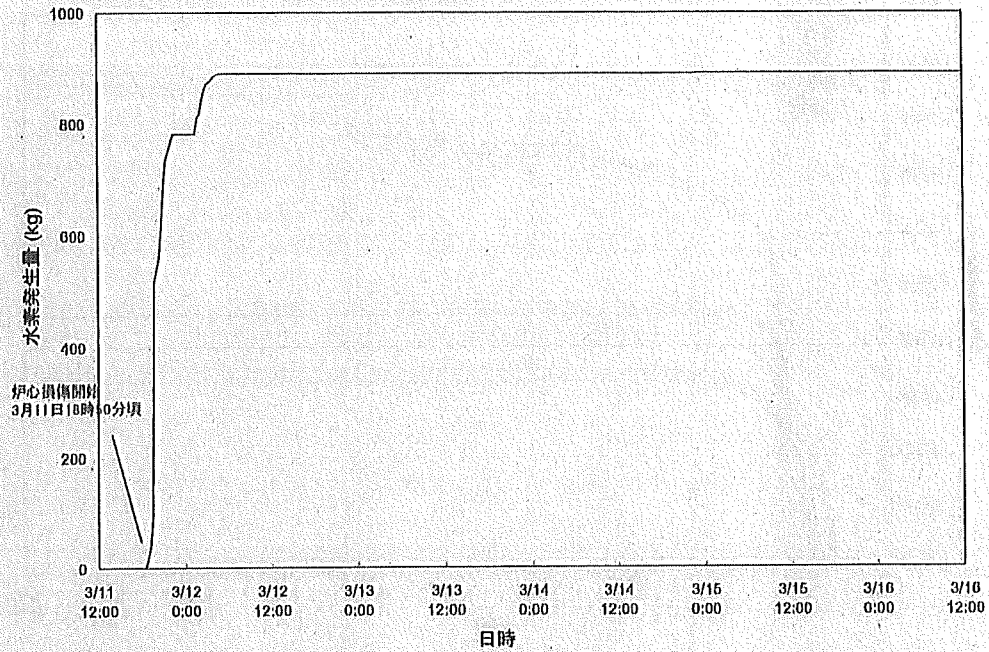


図 2-7 1号機 水素発生量変化

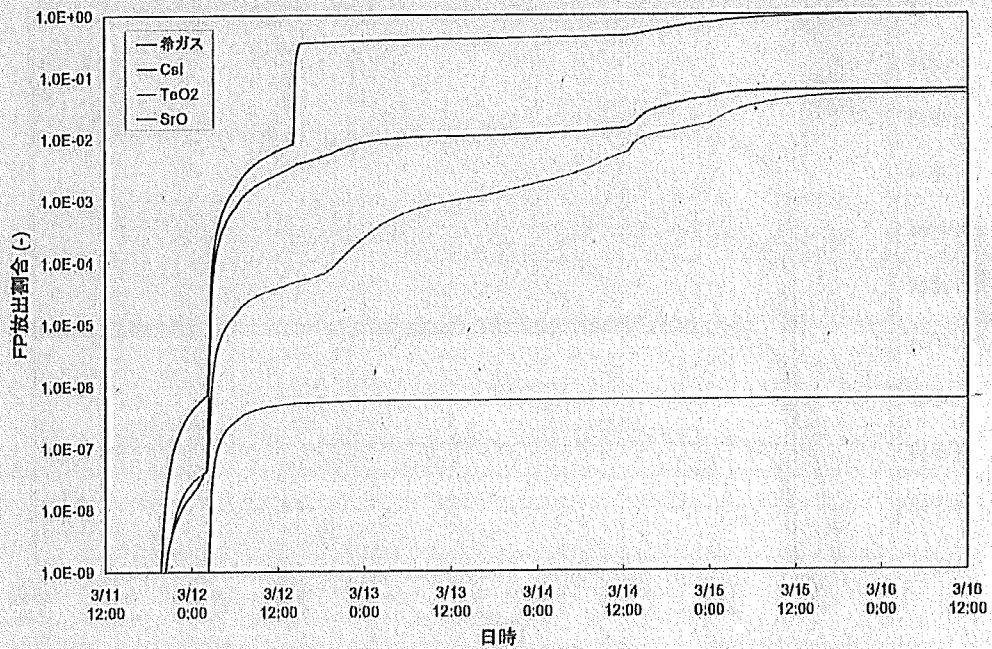


図 2-8 1号機 FPの放出割合 (1/3)

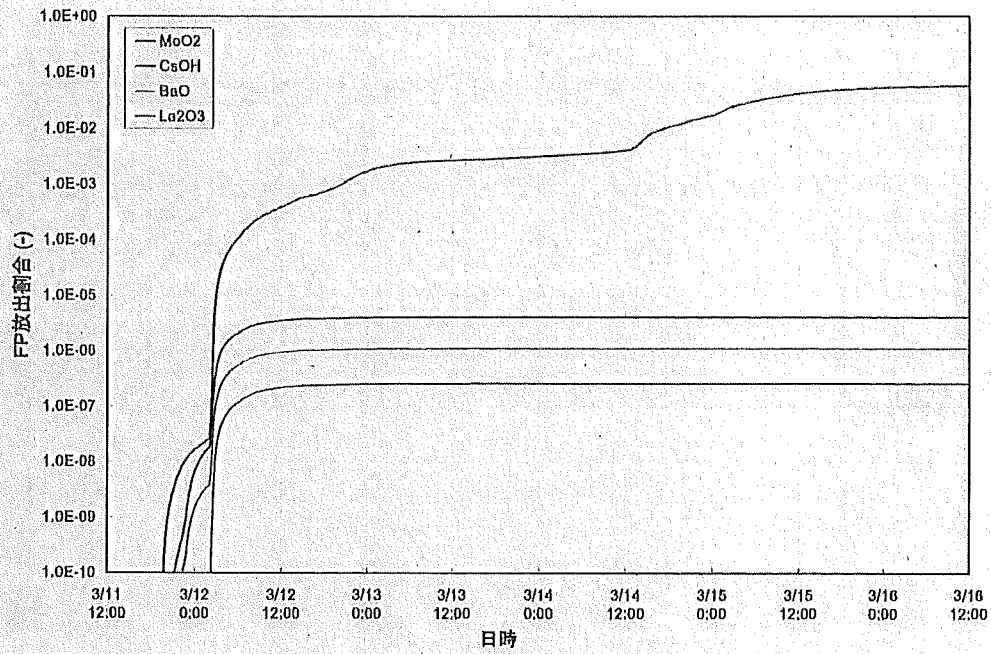


図 2-9 1号機 FP の放出割合 (2/3)

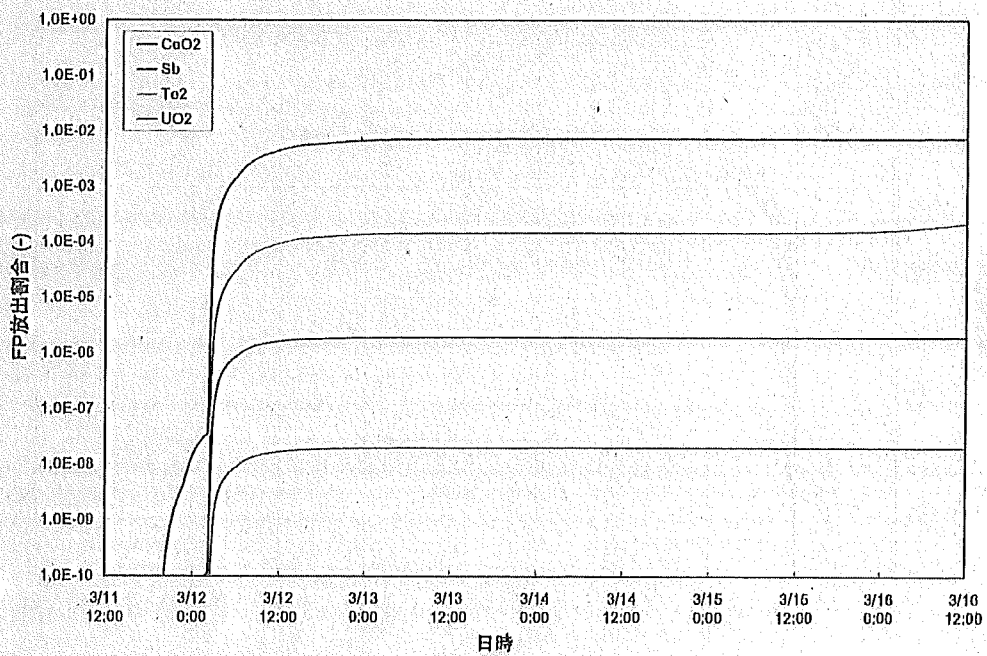


図 2-10 1号機 FP の放出割合 (3/3)

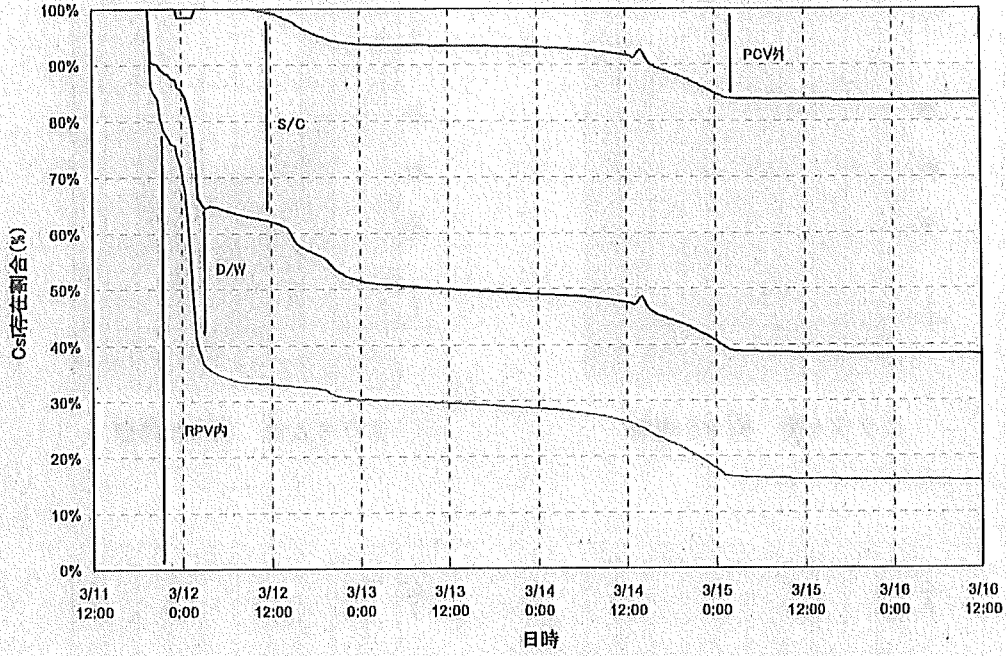


図 2-11 1号機 FP の存在割合 (1/2)

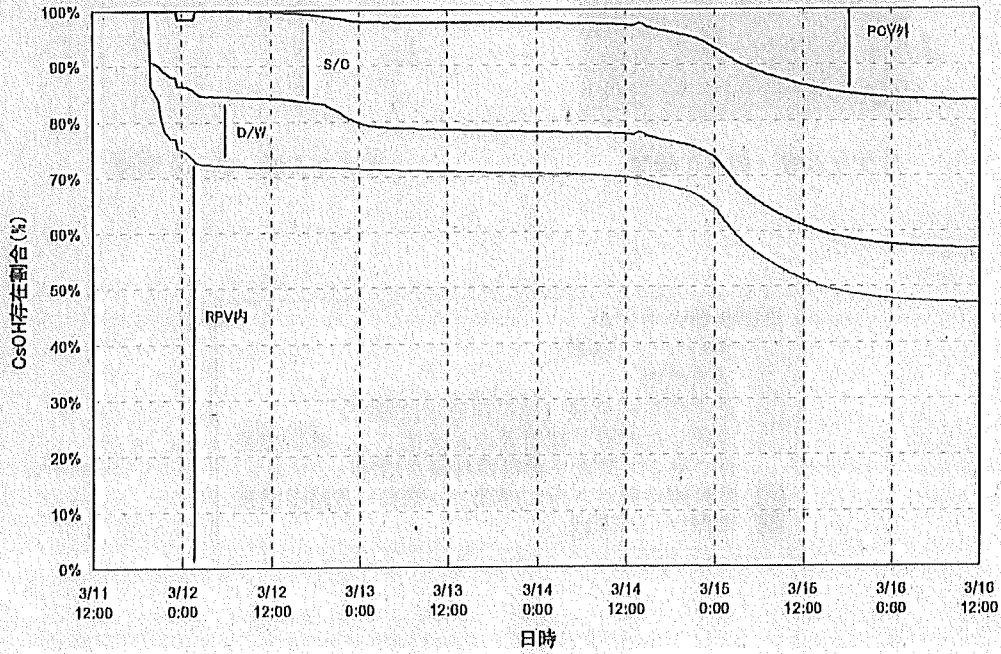
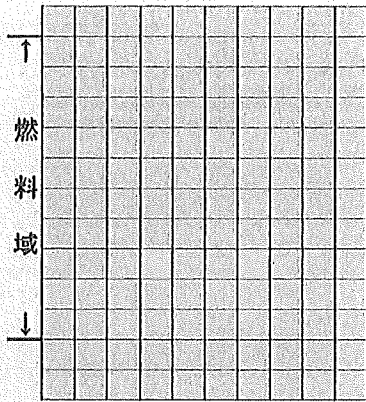
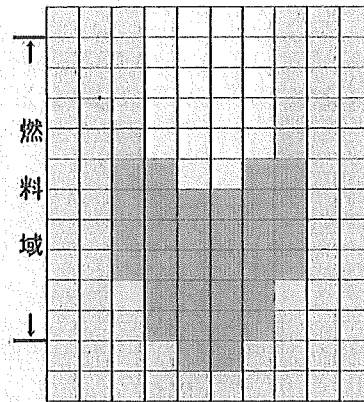


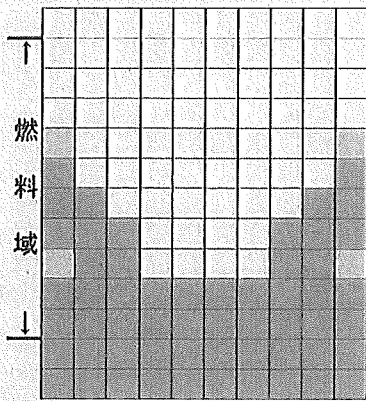
図 2-12 1号機 FP の存在割合 (2/2)



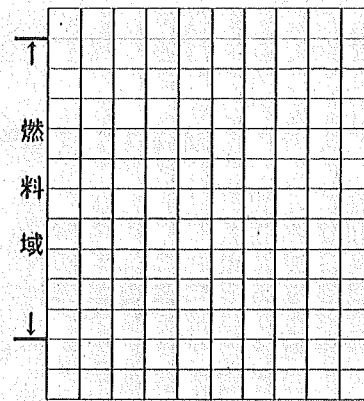
スクラム後 約 4.8 時間



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

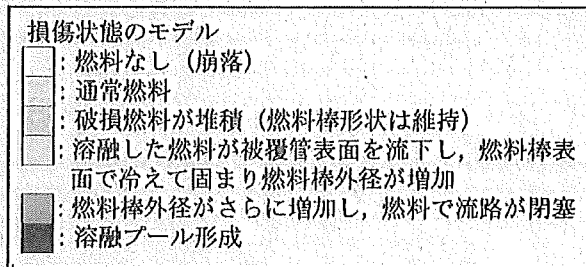


図 2-13 1号機 炉心の状態図

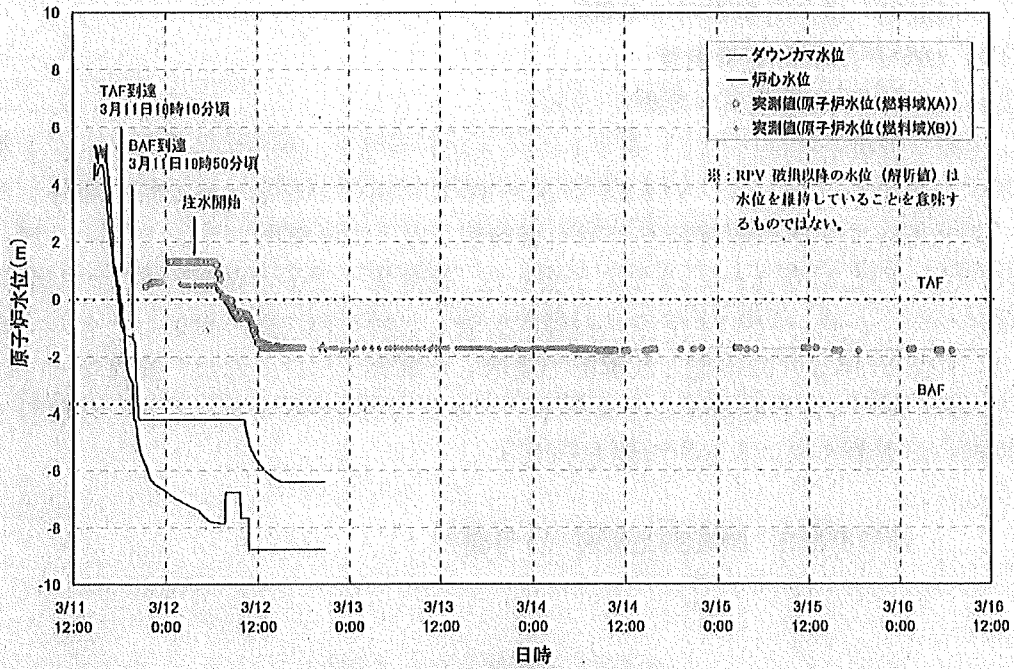


図 2-14 1号機 原子炉水位変化 (全交流電源喪失後の IC の運転を仮定)