



## 福島第一原子力発電所第1号機～第3号機の 地震から津波来襲までの時系列評価（その2）

Time series evaluation on Fukushima Daiichi NPP units 1/2/3  
from Tohoku - Pacific Ocean Earthquake to the tsunami invasion(2)

北海道大学\*                      小林 正英                      Masahide KOBAYASHI                      Non Member  
北海道大学                      奈良林 直                      Tadashi NARABAYASHI                      Member

The Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant units 1, 2, and 3 were evaluated to determine whether their safety functions were effective. These units, which were under operation when the Tohoku - Pacific Ocean Earthquake occurred at 14:46 JST on March 11, 2011, were analyzed via a time series evaluation from the time the earthquake occurred to the subsequent tsunami attack. The cooling function of each unit was analyzed and the results show that the cooling functions were effective during the evaluation period. In the first paper of this series, we proved that the stop and barrier functions were effective prior to the tsunami attack. Both papers show that the safety functions were effective until the tsunami attack.

**Keywords:** Fukushima-Daiichi NPP, Tohoku - Pacific Ocean Earthquake, tsunami, time series evaluation, safety function evaluation, stop function, cooling function, barrier function

### 1. はじめに

2011年3月11日14時46分に発生した東北地方太平洋沖地震発生時に運転中であった福島第一原子力発電所第1号機、第2号機及び第3号機(以下「1F-1」、「1F-2」、「1F-3」という。)の事故の発生直後について、第1報(その1)[1]にて、地震発生から津波来襲の影響を受ける前までは、各プラントとも「止める」機能・「閉じ込める」機能は維持されており、地震によるこれら安全機能への影響は特段発生していなかったことを示した。本論文は第2報(その2)として深層防護の第3層の「冷やす」機能が有効であったかどうかを分析・評価した。特に、1F-1では非常用復水器(以下「IC」という。)の運転員の操作について政府事故調[2]や国会事故調[3]で評価が異なるため、本論文では、記録されたデータを元に分析・評価した。使用したデータについては時系列評価(その1)と同じなので、そちらを参照願いたい[4]。

### 2. 「冷やす」機能に関する評価

炉心を安定に冷却するには、一次冷却水の冷却方法が確保されていること、及び原子炉水位を保ち常に燃料を

一次冷却水の中に保つことが必要である。BWRで炉心を冷却するのに使用出来る系統は、復水器・給復水系、非常用炉心冷却系、残留熱除去系(以下、「RHR」という。)、格納容器冷却系等がある。

時系列評価(その1)で述べたように、1F-1、1F-2及び1F-3では、外部電源喪失の影響で地震発生後、比較的早期に主蒸気隔離弁(以下「MSIV」という。)が閉鎖したことより、一番大きな熱除去能力を持った復水器及び給復水系が使用できない状態となった。

Fig.1に、1F-1のスクラム後MSIVが閉鎖している場合の一次冷却材の冷却方法を示す。

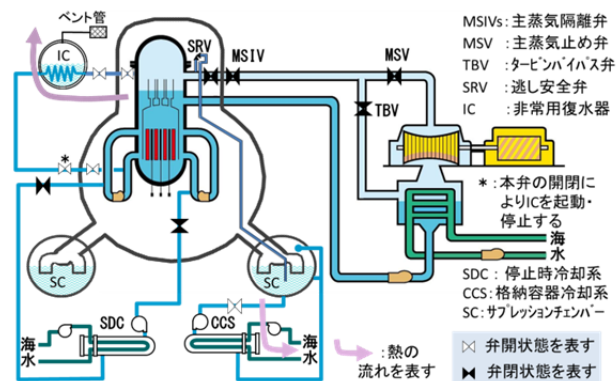


Fig.1 The Cooling method when MSIVs were closed(1F-1)

Fig.1に示す通り、1F-1ではスクラム後MSIVが閉鎖しているときにはICにより一次冷却材を直接冷却する。ICは一次冷却材を蒸気の状態に熱交換器の一次側に導き、二次側の大量に保有した水で一次側の蒸気を凝縮して一次冷却材を冷却する装置で、原子炉圧力高信号により自

\* 北海道大学大学院工学院社会人博士課程在籍中  
〒105-0001 東京都港区虎ノ門4-1-28 虎ノ門タワーズ  
オフィス(独) 原子力安全基盤機構 検査評価部プラント安全評価室  
E-mail: kobayashi-masahide@jnes.go.jp

動起動する。IC は一次冷却材を導くための弁を開くと、後は自然循環で一次冷却材が循環して冷却が進むため、ポンプ等は不要の装置であり、駆動するための電力は不要である。IC は 8 時間冷却できる水を保有している。なお、IC で凝縮された一次冷却材は原子炉へ戻されるため、原子炉から一次冷却材は放出されず減少することにはならない。

Fig.2 に、1F-2 及び 1F-3 のスクラム後 MSIV が閉鎖している場合の一次冷却材の冷却方法を示す。

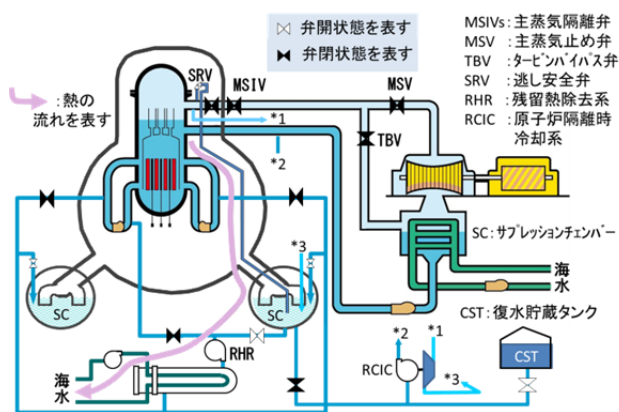


Fig.2 The Cooling method when MSIVs were closed(1F-2,3)

1F-2 及び 1F-3 ではスクラム後 MSIV が閉鎖しているときには、Fig.2 に示すように、逃し安全弁（以下「SRV」という。）を介して、一次冷却材を蒸気の状態ですパッションチェンバー（以下「SC」という。）に導き凝縮させることにより一次冷却水を冷却する。加熱された SC の水は RHR により冷却し、一次系の熱は最終的に海水に導く。SC に放出した一次冷却材の減少分は原子炉隔離時冷却系（以下「RCIC」という。）により補給する。RCIC は炉蒸気によりタービンを駆動し、タービンに直結されたポンプにより原子炉に注水する系統である。RCIC タービンの排気は SC に放出される。なお、MSIV 閉鎖よりしばらくの間は、スクラム直後で崩壊熱が大きいため原子炉圧力が上昇し、SRV が設定圧力にて自動開して原子炉圧力の過圧を回避する。

## 2.1 1F-1 の冷却状況

Fig.3 に原子炉水位、原子炉圧力等の冷却に関連したパラメータの時系列[5]を示す。

トリップシーケンス記録によると 14 時 47 分 51.73 秒に MSIV 隔離信号が発生している。[6]

MSIV 全開後は、崩壊熱により原子炉圧力が上昇するが、

14 時 53 分頃原子炉圧力高 (7.13MPa15 秒間継続) により IC が自動起動して冷却を開始するため、原子炉圧力は 7.2MPa をピークとして急速に低下している。この後の一次冷却材は温度低下率約 150°C/h で低下している。なお、一次冷却材温度変化率は、炉水温度を原子炉圧力の飽和温度に等しいとして、原子炉圧力の変化より求めた。

東京電力最終報告書[7]によると、運転員はスクラムから約 16 分後、一次冷却材温度変化率を制限値である 55°C/h 以内とするために IC を停止し、以降 IC A 系で圧力をコントロールしている。運転員は、通常、原子炉圧力が約 7~4 MPa 変化するには 1 時間程かかるのに比較して、今回は 10 分程度で変化していること、運転手順書にも一次冷却材温度変化率を 55°C/h 以内とするようになっていたことよりこのような操作をしたものと推定出来る。

このため、原子炉圧力は 4.2MPa まで低下後、再度上昇に転じており、その後は運転員が ICA 系を起動・停止する毎に下降・上昇を繰り返す。

なお、原子炉冷却材温度変化率 55°C/h は、原子炉圧力容器設計時の熱疲労評価で通常起動停止時の原子炉冷却材温度変化率として使用されている値で、保安規定で原子炉冷却材温度変化率をこの値以下で運転するよう定められている。

津波の影響は 15 時 30 分頃から出始めるが、津波の影響により信号が失われる直前は、原子炉圧力が上昇傾向にあることから、IC は停止していたことがわかる。

なお、原子炉水位はスクラムによりボイドが消滅するため一時的に低下するが、給水制御系により一時的に給水流量が急増したこと、制御棒駆動系から冷却水の流入があること等により原子炉水位はすぐに回復しその後は原子炉圧力の上昇下降に応じて変化している。

以上はスクラム後 MSIV が閉鎖した時に取られる運転操作及び挙動であり、1F-1 では、地震発生から津波来襲までの間、炉心冷却機能は維持されており、MSIV 閉鎖状態における通常の冷却操作をしていたと判断できる。

## 2.2 1F-1 の IC 動作時冷却材温度変化の妥当性評価

1F-1 では、一次冷却材温度変化率を、一次冷却材温度は原子炉圧力の飽和温度であるとして求めると、IC 動作時に約 150°C/h と大きな値を示している。この部分だけを見ると IC の冷却の他に、例えば一次冷却材の漏洩等も同時に発生していたのではないかと疑いも持たれる。そこで、この変化が IC の除熱だけにより可能なものかについて検討した。

一次冷却材の実際の除熱量を  $Q_{obj}$ 、IC の一次冷却材からの除熱可能熱量を  $Q_{IC}$  とすると、下式が成立した場合、IC の冷却により約 $-150^{\circ}\text{C/h}$  の一次冷却材の温度変化が発生したと判断できる。

$$Q_{obj} \leq Q_{IC} \cdots (1)$$

(a)  $Q_{obj}$  の推定

IC が起動した直前（サフィックス0）とIC が停止した直後の状態（サフィックス1）とすると、 $Q_{obj}$  は次のよう

に表せる。

$$Q_{obj} = (h_0 - h_1) \times m \cdots (2)$$

$h_0$ : IC が起動した直前の一次冷却材の比エンタルピー  
 — (7.2Mpa の飽和水)

$h_1$ : IC が停止した直後の一次冷却材の比エンタルピー  
 — (4.2Mpa の飽和水)

$m$ : 一次冷却材質量  
 (一次冷却材体積は  $205\text{m}^3$ [8])

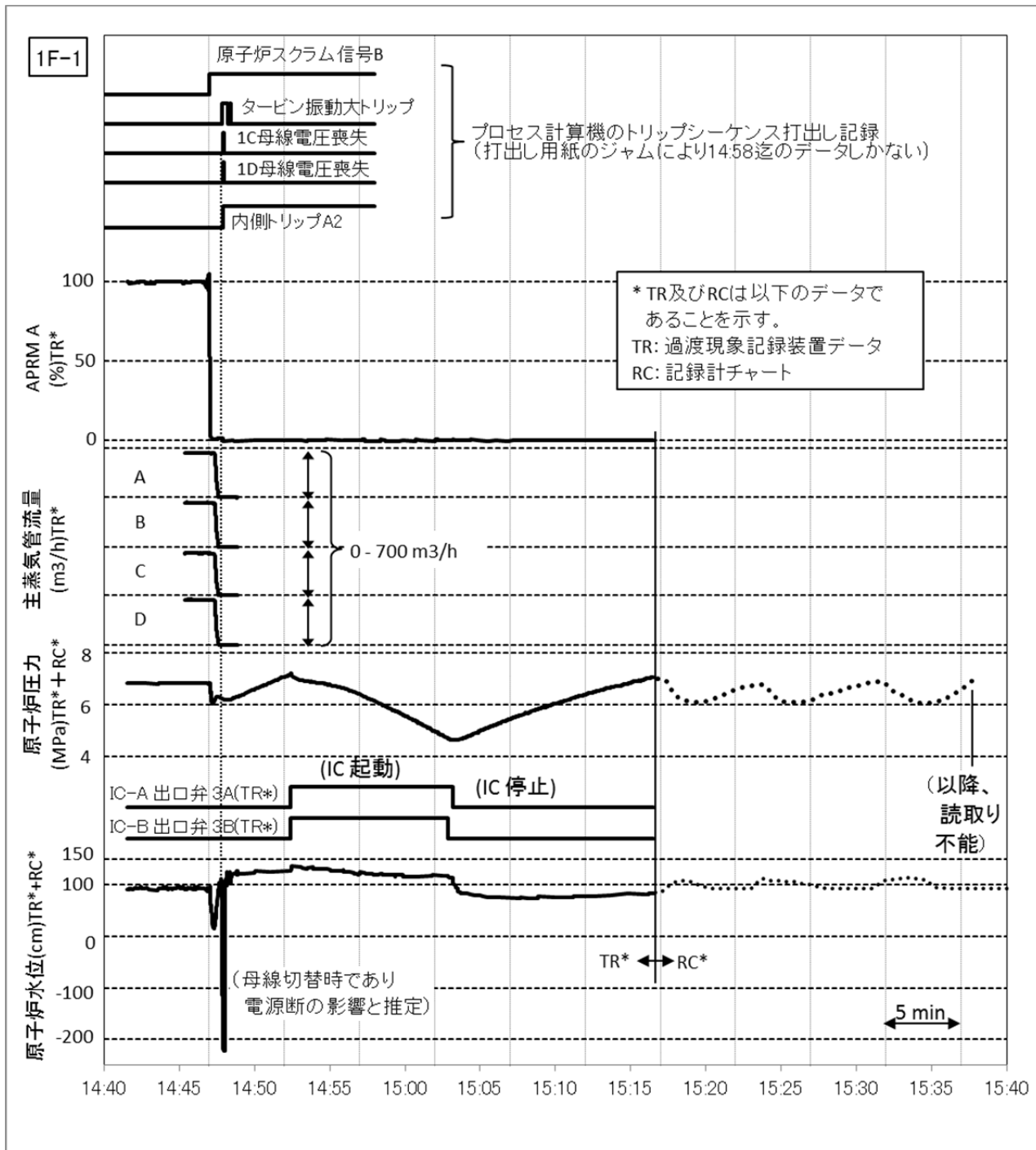


Fig.3 The important parameters for cooling function during the period from the earthquake to the tsunami at 1F-1

具体的な数値[8]を入れると、

$$Q_{obj} = (1.31 \times 10^6 - 1.16 \times 10^6) \times (205 / 0.00138213) = 2.34 \times 10^{10} \text{ J} \quad \dots (3)$$

なお、一次冷却材の質量は初期状態の比容積より求めた。

(b)  $Q_{IC}$  の推定

$Q_{IC}$  は下式により表せる。

$$Q_{IC} = Q_{ICA} + Q_{ICB} - Q_{RH} \quad \dots (4)$$

$Q_{ICA}$  : IC-A による除熱量

$Q_{ICB}$  : IC-B による除熱量

$Q_{RH}$  : IC による除熱中に発生する崩壊熱

$Q_{ICA}$ ,  $Q_{ICB}$  は、IC が設置許可申請書[8]に記載される除熱能力を発揮すると仮定すると次式で表せる。

$$Q_{ICA} = q_{IC} \times t_{ICA} \quad \dots (5)$$

$q_{IC}$  : IC の 1 台の除熱能力  
 $36.2 \times 10^6 \text{ Kcal/h/台}$  (設置許可申請書記載値)  
 $= 42.1 \text{ MW/台}$

$t_{ICA}$  : IC-A 運転時間 (Fig.3 より 649 秒)

$$Q_{ICB} = q_{IC} \times t_{ICB} \quad \dots (6)$$

$t_{ICB}$  : IC-B 運転時間 (Fig.3 より 629 秒)

$Q_{RH}$  は、IC 起動時から停止時までには短時間なので崩壊熱割合は線形に変化するとすると、次式で表せる。

$$Q_{RH} = 1/2 (R_s + R_e) \times Q_{rated} \times t_{ICRun} \quad \dots (7)$$

$R_s$  : IC 起動時の崩壊熱割合

(=0.02540 : スクラム後 323 秒の値) [9]

$R_e$  : IC 停止時の崩壊熱割合

(=0.01972 : スクラム後 972 秒の値) [9]

$Q_{rated}$  : 定格熱出力 (1380MWt)

$t_{ICRun}$  : IC A/B 運転時間 (=972-323=649 秒)

(5)~(7)式に具体的な値を入れると、

$$Q_{ICA} = 42.1 \times 649 = 2.73 \times 10^{10} \text{ J}$$

$$Q_{ICB} = 42.1 \times 629 = 2.65 \times 10^{10} \text{ J}$$

$$Q_{RH} = 2.02 \times 10^{10} \text{ J}$$

上記の値を(4)式に当てはめると、

$$Q_{IC} = 2.73 \times 10^{10} + 2.65 \times 10^{10} - 2.02 \times 10^{10} = 3.36 \times 10^{10} \text{ J} \quad \dots (8)$$

(c) IC 動作時冷却材温度変化の妥当性評価

(3)式及び(8)式より、

$$Q_{obj} < Q_{IC}$$

なので、IC2 台起動により  $-150^\circ\text{C/h}$  の一次冷却材温度変化率を達成することは可能である。なお、崩壊熱は簡

易法により求めたが、1F-1 の運転履歴を考慮した崩壊熱計算例[10]でも 1000 秒で約 2.1%と簡易法と大差はなく、燃焼履歴等に由来する崩壊熱の不確かさを考慮しても、この結論 ( $Q_{obj} < Q_{IC}$ ) は変わらない。

IC による一次冷却材からの除熱可能熱量のほうが大きいのは、本概算では設置許可記載の IC の伝熱容量をそのまま使用したが、実際は設置許可申請記載の伝熱容量を示す条件と実機の条件の違いにより生じているものと考えられる。

なお、国会事故調報告書では、この原子炉圧力の減少と関連して「小規模の LOCA (小さな配管破断などの小破口冷却材喪失事故) の可能性は独立行政法人原子力安全基盤機構 (JNES) の解析結果も示唆していること、1 号機の運転員が配管からの冷却材の漏れを気にしていたこと、そして 1 号機の主蒸気逃がし安全弁 (SRV) は作動しなかった可能性を否定できないことなどが挙げられ、特に 1 号機の地震による損傷の可能性は否定できない。」[11]としている。

上記、JNES の解析は 1F-1 で漏えい面積を  $0.3\text{cm}^2$  と仮定した場合に、実機での IC の起動停止をさせた場合の原子炉側の応答を解析したものであり、小漏えいであるので、原子炉圧力・原子炉水位が実測値とほぼ合っており、小規模の LOCA の有無が実測値より判断できないのは妥当である。しかし、JNES では更に漏えい面積を  $0.3\text{cm}^2$  と仮定した場合の格納容器側の応答解析を実施しているが、これによると格納容器圧力の解析結果は、蒸気相漏えいの場合には実機の圧力変化の約 9.7 倍、液相漏えいの場合は約 12 倍の解析結果となっており[12]、小規模の LOCA が発生している可能性は極めて小さいと判断できる。

次に、運転員が冷却材の漏れを気にしていたのは、原子炉圧力が低下している状況での運転員としては当然であり、IC を停止した場合に、一次冷却材温度変化率  $55^\circ\text{C/h}$  を遵守のためと、その際、原子炉圧力の低下が止まれば漏えいはないことも判断できることもあって IC を手動停止したのは矛盾のない判断であった。

また、1F-1 で SRV の動作音が確認できていないことから、SRV は作動しなかった可能性を否定できなく、これも小規模 LOCA 発生の可能性の一つの証拠としているが、小規模 LOCA が原子炉圧力に与える影響は非常に小さく、崩壊熱等による原子炉圧力の上昇を阻害したとは考えられない。実際、東電測定データでは 3/11 20:15 に原子炉圧力  $6.9\text{MPa}$  が確認されており、崩壊熱等により SRV が開

閉していたと考えるほうが自然である。

以上より、小規模 LOCA について、発生の可能性は極めて低いと言える。

### 2.3 1F-2 の冷却状況

Fig.4 に原子炉水位、原子炉圧力等の冷却に関連したパラメータの時系列[13]を示す。

過渡現象記録装置データによると、14時47分36秒に原子炉スクラム、14時48分21秒にMSIV 隔離信号が発

生した。

#### (a)原子炉圧力の時系列分析

原子炉圧力は、原子炉スクラムの影響で初期値 6.8MPa から一端は低下し 6.1MPa となるものの、主蒸気隔離弁が閉鎖したため原子炉は閉め切り状態となり、崩壊熱の影響で上昇している。

原子炉圧力が SRV の第 1 段設定値 (7.44 MPa) に達すると SRV が開くため原子炉圧力は降下し、SRV 吹き止まり圧力で SRV が閉まると原子炉圧力は再び上昇する。こ

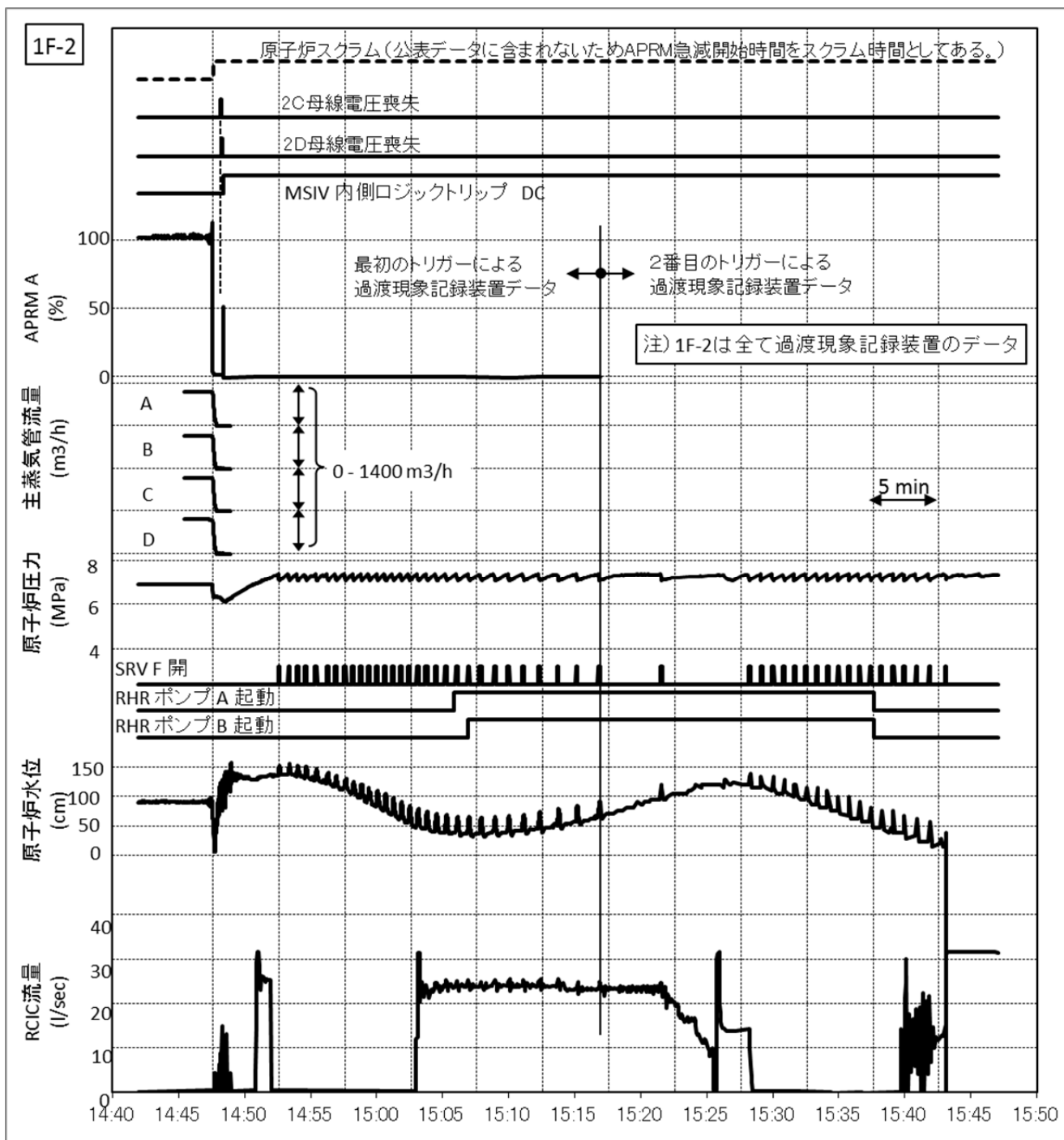


Fig.4 The important parameters for cooling function during the period from the earthquake to the tsunami at 1F-2

の繰り返しにより、原子炉圧力はのこぎり波状に約 7.1～7.4 MPa の間を変化している。

過渡現象記録装置の記録では、RHR-A ポンプが 15 時 05 分に、RHR-C ポンプが 15 時 07 分に起動しているが、SC 水の冷却のために運転員が起動したものと推定される。

これにより、SRV を介してサブプレッションプールへ移動した原子炉の熱は、RHR 熱交を介して最終ヒートシンクである海水へ導かれる。

以上は、MSIV 閉鎖時のスクラム後の通常の挙動及び操作である。

なお、津波の影響と推定されるが、RHR-A/B 両ポンプは 15 時 38 分頃に停止している。

#### (b)原子炉水位の時系列評価

原子炉水位はスクラムによりボイドが消滅するため一時的に低下する。過渡現象記録装置によると、原子炉水位はスクラム発生から約 9 秒後に約 6.2cm (有効燃料頂部 (TAF) +4232mm) まで低下している。その後、給水制御系により一時的に給水流量が急増したこと、制御棒駆動系から冷却水の流入があること、RCIC を手動起動したこと等により原子炉水位はすぐに回復する。

その後、原子炉水位は、主蒸気隔離弁が閉鎖後の SRV の開閉繰り返しによる原子炉圧力の変動により、原子炉圧力が降下すると原子炉水位は上昇、原子炉圧力が上昇すると原子炉水位は下降傾向となるため、のこぎり波状に推移している。

原子炉水位は SRV が開くと SC に蒸気として一次冷却材が流出するため全体的には低下をしていくが、スクラム発生後約 15 分後の 15 時 02 分頃から運転員が RCIC による注水を再開し、原子炉水位を回復させている。原子炉水位は一端 34cm (TAF +4510mm) まで低下後、上昇に転じている。

この後、原子炉水位は上昇を続け、15 時 26 分頃には運転員が RCIC の注入を停止している。一方、SRV は間欠的に開閉を繰り返しているため、原子炉水位は再び下降を始めている。

以上は、MSIV 閉鎖時のスクラム後の通常の挙動及び操作である。

以上、原子炉水位は RCIC の注入により保たれていること、原子炉圧力は SRV により制御されていること、原子炉の保有するエネルギーは、SRV→SC 水→RHR→海水の経路で除去する状況となっていることより、1F-2 では、津波の影響を受ける前までは、スクラム後 MSIV が閉鎖

している場合の通常の冷却状況であったと判断できる。

### 2.3 1F-3 の冷却状況

Fig.5 に原子炉水位、原子炉圧力等の冷却に関連したパラメータの時系列[14]を示す。1F-3 のプラント挙動は 1F-2 とほぼ同様である。

トリップシーケンス記録によると、14 時 47 分 4 秒 250msec に原子炉スクラム、14 時 47 分 51.74 秒に MSIV 隔離信号が発生している[15]。

#### (a)原子炉圧力の時系列分析

原子炉圧力は、原子炉スクラムの影響で初期値 7.0MPa から一端は低下し 6.3MPa となるものの、主蒸気隔離弁が閉鎖したため原子炉は閉め切り状態となり、崩壊熱の影響で上昇し始めている。

原子炉圧力が SRV の第 1 段設定値 (7.44 MPa) に達すると SRV が開くため原子炉圧力は降下し、SRV 吹き止まり圧力で SRV が閉まると原子炉圧力は再び上昇する。この繰り返しにより、原子炉圧力はのこぎり波状に約 7.1～7.4 MPa の間を変化している。

以上は、MSIV 閉鎖時のスクラム後の通常の挙動及び操作である。

#### (b)原子炉水位の時系列評価

原子炉水位はスクラムによりボイドが消滅するため一時的に低下する。過渡現象記録装置によると、原子炉水位はスクラム発生から約 7 秒後に約 1cm (TAF+4170mm) まで低下している。その後、給水制御系により一時的に給水流量が急増したこと、制御棒駆動系から冷却水の流入があること等により原子炉水位はすぐに回復している。

その後、原子炉水位は、主蒸気隔離弁が閉鎖後の SRV の開閉繰り返しによる原子炉圧力の変動により、原子炉圧力が降下すると原子炉水位は上昇、原子炉圧力が上昇すると原子炉水位は下降傾向となるため、のこぎり波状に推移している。

原子炉水位は SRV が開く度に SC に蒸気が流出するため全体的には低下をしていくが、スクラム発生後約 18 分後の 15 時 06 分頃から RCIC による注水が再開し、原子炉水位を回復している。運転員が RCIC を手動起動させ原子炉水位をコントロールしているものと推定される。この間、原子炉水位は一端 31cm (TAF+4480mm) まで低下後、上昇に転じている。

この後、原子炉水位は上昇を続け、RCIC 原子炉水位高トリップ設定値 (L8) に達したため、RCIC は 15 時 25 分 01 秒にトリップしている。このため、原子炉水位は再

び下降を始めている。

以上は、MSIV 閉鎖時のスクラム後の通常の挙動及び操作である。

1F-3 では、津波の影響を受ける前までは、原子炉圧力は SRV により制御されていること、原子炉の保有するエネルギーは、SRV→SC 水→RHR→海水の経路で除去する

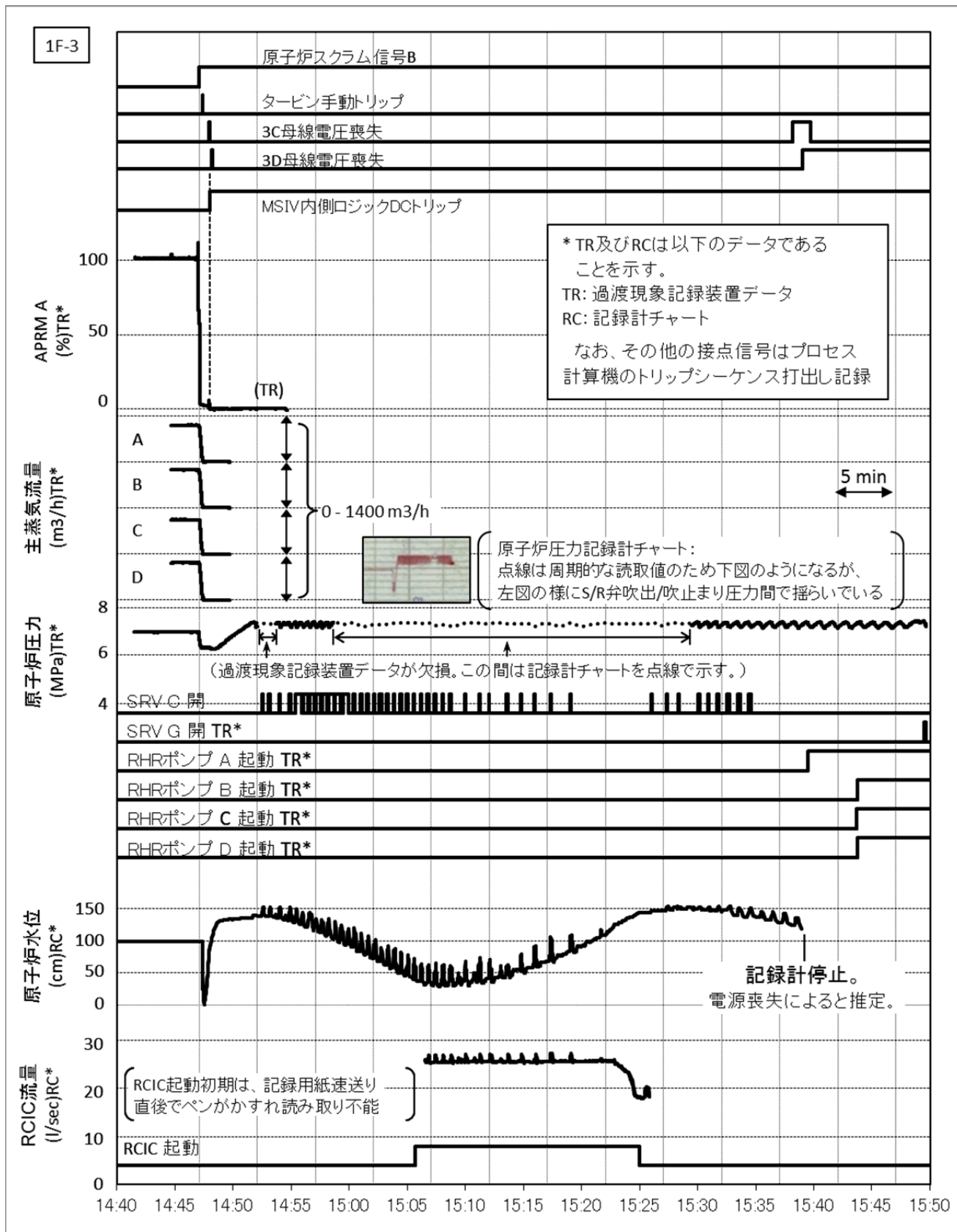


Fig.5 The important parameters for cooling function during the period from the earthquake to the tsunami at 1F-3

ための電源も確保されていたこと、原子炉水位は RCIC の注入により保たれていること等より、地震発生から津波来襲までの間、MSIV が閉鎖している場合の通常の冷却状況であったと判断できる。

### 3. 結論

以上の分析評価より次のことが判明した。

①1F-1、1F-2、1F-3 とも地震発生から津波来襲まで、MSIV 閉鎖時にスクラム後取られる運転操作を実施していること、またこの間のプラントパラメータの推移は「冷やす」機能が健全に機能していることを示していることより地震による「冷やす」機能に対する影響はなかったと判断できる。

なお、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（政府事故調）、福島原発事故独立検証委員会（民間事故調）、東京電力 福島原子力事故調査報告書（東電最終報告）、東京電力福島原子力発電所事故調査委員会（国会事故調）の結論と本評価の結論を比較した。以下に示すように、国会事故調以外は本評価とほぼ同様の結論であるが、本評価のように異種のデータを同一時間軸に合わせての評価は行われていない。異種のデータであっても同一時間軸に合わせて評価することが重要であることを示している。

- ・政府事故調報告書では、冷やす機能に関連した、非常用復水器 (IC)、原子炉隔離時冷却系、高圧注入系等の主要設備被害状況を検討している。各プラントの各設備とも津波到達前は、冷却機能を損なうような損傷はなかったとしており[16]、本評価と同様な結論を得ている。しかしながら、その分析に於いてはトリップシーケンスの打ち出しリスト、過渡現象記録装置のグラフ、記録計のチャートそのものが使われており、時間軸を合わせての議論はされていない。
- ・民間事故調報告書では、冷やす機能に関しては、IC または RCIC が動作したこと、各プラントの最終ヒートシンクの状況が特に問題ない旨の記述があるのみで[17]、根拠についての明確な説明はない。
- ・東電最終報告書では、冷やす機能に関連するものとしては、“自動停止から津波襲来までの動き”の記載がある。ここでは、1F-1 の IC の動作状況、1F-2/3 の SRV による原子炉圧力制御と RCIC による水位制御が通常操作として行われたことが記載されているが[18]、その根拠として過渡現象記録装置データや記

録計チャートをそのまま使用しており、本評価のように同じ時間軸で比較する等の議論はされていない。

- ・国会事故調報告書では、小規模の LOCA の可能性は否定できない[19]としているが、格納容器圧力の解析等からその可能性は極めて小さい。

②地震から津波来襲までの時系列評価（その1）及び（その2）の分析・評価から地震発生から津波来襲までの間、深層防護の基本である“止める”“冷やす”“閉込める”機能に関して次の事がわかった。

- ・各プラントは地震加速度大の信号で原子炉スクラムしており、原子炉は確実に停止している。
- ・各プラントで原子炉冷却に必要な電源は非常用 DG により確保されていた。
- ・各プラントで MSIV は自動閉しているが、原因は MSIV 論理回路の電源が喪失したことであり、実際に一次冷却水が流出する等 MSIV を閉鎖しなければならない状態が生じたわけではなかった。
- ・各プラントは、津波来襲の影響を受けるまで、MSIV 閉時に通常とられる手順で制御されていた。
- ・1F-1 で IC 動作時に原子炉圧力（＝一次冷却水温度）の変化率が大きかったが、IC による除熱可能範囲内の挙動であり、一次冷却水の漏洩等はなかったと判断できる。
- ・各プラントの格納容器は津波来襲の影響を受けるまでは健全性を維持しており、格納容器圧力の上昇の主要因はドライウェルクーラーが停止して格納容器内の温度が上昇したことが主因であったと判断できる。

これらより、地震加速度発生から津波来襲の影響を受ける前までは、各プラントとも“止める”“冷やす”“閉込める”機能は維持されており、地震により原子力安全への影響を及ぼすような事態は発生していなかったと判断できる。

### 参考文献

- [1]小林 正英, 奈良林 直: “福島第一原子力発電所第1号機～第3号機の地震から津波来襲までの時系列評価(その1)”, 保全学, Vol.12, No.2, pp.84-93 (2013)
- [2] 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: “最終報告書” (2012)
- [3] 東京電力福島原子力発電所事故調査委員会: “国会事故調報告書” (2012)
- [4]参考文献[1]: p.84 左 13 行目-p.85 左 11 行目



[5] 東京電力株式会社: “東北地方太平洋沖地震発生時の福島第一原子力発電所プラントデータについて”

(<http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/index10-j.html> よりダウンロード可能である。なお、本資料には頁数が付いていないため、引用頁数は、章毎にプラント別にダウンロードしたpdfファイルの頁数で示す。(以下同じ。))

①以下の信号は“3. 警報発生記録等データ ①アラームタイパー 1号機”の次の箇所を使用。

- ・原子炉スクラム信号B : p.4 下から23行目
- ・タービン振動大トリップ : p.5 上から32行目, p.8 上から28, 32, 34行目
- ・1C 母線電圧喪失 : p.7 下から3行目
- ・1D 母線電圧喪失 : p.7 上から7行目
- ・MSIV 内側トリップA2 : p.7 下から31行目

②以下の信号は“6. 過渡現象記録装置データ 1号機”の次の箇所を使用。

- ・APRMA : p.2 一番上のグラフ
- ・主蒸気管A 流量: p.46 一番上のグラフ
- ・主蒸気管B 流量: p.46 上から2番目のグラフ
- ・主蒸気管C 流量: p.46 上から3番目のグラフ
- ・主蒸気管D 流量: p.46 上から4番目のグラフ
- ・原子炉圧力: 前半はp.35 上から2番目のグラフ, 後半は“2. チャート 1号機”のp.3
- ・IC-A 出口弁3A: p.19 上から3番目のグラフ
- ・IC-B 出口弁3B: p.20 上から3番目のグラフ
- ・原子炉水位: 前半はp.8 一番上のグラフ, 後半は“2. チャート 1号機”のp.3。なお、前半は広帯域水位計、後半は狭帯域水位計であるが、チャートの広帯域水位計は記録用紙が自動的に早送りとなり、その後通常速度となっており、速度切り替わり時間が不明確な部分があるので、同等の指示を示す狭帯域水位計を使用。

[6] 参考文献[1]: p.88 Fig.12

[7] 東京電力株式会社: “福島原子力事故調査報告書”, p.85 上15から35行目(2012)

[8] 東京電力株式会社: “福島第一原子力発電所設置許可申請書(1号炉完本 平成14年4月現在)”, p.8-6-6(1997)

[9] American Nuclear Society: “Decay heat power in light water reactors”, ANSI/ANS-5.1 (2005)

[10] 下江 知弘, 奈良林 直, 辻 雅司, 千葉 豪: “福島第1原子力発電所の非常用復水器の除熱能力評価”, 日本機械学会 第17回動力・エネルギー技術シンポジウム, 福岡, 2012.6.22, p.1 Fig.1

[11] 参考文献[3]: p.13 下15から下11行目 (2012)

[12] 原子力安全基盤機構 原子力システム安全部: “配管微小リーク仮定時の原子炉水位と格納容器の圧力・温度の解析について (2) MELCOR コードによる格納容器の圧力・温度解析”, 東京電力(株) 福島第一原子力発電所事故に関する技術ワークショップ, 東京, 2012.7.23, pp.9-10(2012)

[13] 参考文献[5]: “6. 過渡現象記録装置データ 2号機”の次の箇所をグラフに使用

- ・2C 母線電圧喪失: p.13 一番上のグラフ
- ・2D 母線電圧喪失: p.13 上から2番目のグラフ
- ・MSIV 内側ロジックトリップDC : p.17 上から2番目のグラフ
- ・APRMA: p.1 一番上のグラフ
- ・主蒸気管A 流量: p.18 一番上のグラフ
- ・主蒸気管B 流量: p.18 上から2番目のグラフ
- ・主蒸気管C 流量: p.18 上から3番目のグラフ
- ・主蒸気管D 流量: p.18 上から4番目のグラフ
- ・原子炉圧力: 前半はp.15 上から2番目のグラフ, 後半はp.33 上から2番目のグラフ
- ・SRV F 開: 前半はp.16 上から4番目のグラフ, 後半はp.34 上から4番目のグラフ
- ・RHR ポンプA 起動: 前半はp.8 一番上のグラフ, 後半はp.26 一番上のグラフ
- ・RHR ポンプC 起動: 前半はp.8 上から3番目のグラフ, 後半はp.26 上から3番目のグラフ
- ・原子炉水位: 前半はp.3 上から2番目のグラフ, 後半はp.21 上から2番目のグラフ
- ・RCIC 流量: 前半はp.10 一番上のグラフ, 後半はp.28 一番上のグラフ

[14] 参考文献[5]: グラフ作成に使用した箇所を以下に示す

①以下の信号は“3. 警報発生記録等データ ①アラームタイパー 3号機”の次の箇所を使用。

- ・原子炉スクラム信号B: p.3 上から5行目
- ・タービン手動トリップ: p.7 上から13行目, p.10 上から8行目
- ・3C 母線電圧喪失: p.10 上から30行目, p.11 上から20行目
- ・3D 母線電圧喪失: p.11 下から18行目, p.13 上から6行目
- ・MSIV 内側ロジックトリップDC: p.12 の下から7行目

・SRV C 開: p.14 上から 4, 10, 下から 20, 11 行目, p.15 上から 11, 19, 下から 6 行目、p.16 上から 1, 29, 35, 下から 9 行目、p.17 上から 1, 13, 16, 下から 30, 28, 2 行目、p.18 上から 29, 下から 21, 13 行目、p.19 の上から 1, 4, 18, 22, 下から 32, 25, 14, 9 行目、p.20 上から 4, 7, 20, 24, 32, 下から 27, 15, 7 行目、p.21 上から 8, 11, 26, 28, 下から 28, 22, 10, 1 行目、p.22 上から 13, 17, 30, 34, 下から 12, 9 行目、p.23 上から 10, 20, 下から 21, 12 行目、p.24 上から 6, 13 行目、p.25 上から 9, 12 行目、p.26 下から 22, 17 行目、p.27 下から 17, 9 行目、p.28 上から 9, 10 行目、p.29 下から 17, 16 行目、p.30 下から 17, 11 行目、p.31 上から 19, 21 行目、p.32 上から 19, 25 行目、p.33 下から 22, 21 行目、p.38 下から 14, 9 行目、p.39 下から 11, 10 行目、p.40 下から 13, 11 行目、p.41 下から 17, 16 行目、p.42 上から 9, 11 行目、p.43 上から 7, 14 行目、p.44 上から 10, 14 行目、p.45 上から 10, 14 行目、p.46 上から 10, 13, 下から 25, 20 行目、p.47 上から 12, 17, 下から 24, 15 行目、p.48 上から 29, 下から 25 行目、p.50 下から 8 行目、p.56 上から 4 行目、p.60 下から 14 行目、p.61 下から 10 行目、p.62 下から 19, 17, 16, 15 行目

・RCIC 起動: p.22 上から 36 行目、p.37 上から 2 行目  
 ②以下の信号は“6. 過渡現象記録装置データ 3 号機”の次の箇所を使用。  
 ・原子炉圧力: p.1 一番下のグラフ  
 ・主蒸気流量 A, B, C, D : p.10 の 4 つのグラフ  
 ・SRV G 開: p.2 一番下のグラフ  
 ・RHR ポンプ A 起動: p.7 一番上のグラフ  
 ・RHR ポンプ B 起動: p.8 一番上のグラフ  
 ・RHR ポンプ C 起動: p.7 上から 2 番目のグラフ  
 ・RHR ポンプ D 起動: p.8 上から 2 番目のグラフ

③以下の信号は“2. チャート 3 号機”の次の箇所を使用。

・原子炉圧力 (過渡現象記録装置の欠損部) : p.16  
 ・原子炉水位: pp.3-5  
 ・RCIC 流量: pp.36-42

[15] 参考文献[1]: p.87 Fig.10, p.88 Fig.13

[16] 参考文献[2]: 本文編 pp.30-32, pp.35-36, pp.39-40 (2012)

[17] 福島原発事故独立検証委員会: “調査・検証報告書”, pp.22-24(2012)

[18] 参考文献[7]: pp.84-90(2012)

[19] 参考文献[7]: pp.234-235(2012)

(平成 25 年 5 月 13 日)