

本資料のうち、枠囲みの内容は、
営業秘密あるいは防護上の観点
から公開できません

東海第二発電所 工事計画審査資料	
資料番号	補足-270-1 改1
提出年月日	平成30年6月15日

東海第二発電所

原子炉格納施設の設計条件に関する説明書

に係る補足説明資料

(原子炉格納容器の重大事故等時の閉じ込め機能健全性について)

平成30年6月

日本原子力発電株式会社

目 次

1. 概要

- 別紙 1. シール機能維持に対する考え方について
- 別紙 2. 改良 E P D M 製シール材の適用性について
- 別紙 3. 改良 E P D M 製シール材における各試験について
- 別紙 4. 改良 E P D M 製シール材の圧縮永久ひずみ試験について
- 別紙 5. 実機フランジ模擬試験の概要について
- 別紙 6. 改良 E P D M 製シール材における実機フランジ模擬試験結果の適用について
- 別紙 7. 改良 E P D M 製シール材の実機を模擬した小型フランジ試験について
- 別紙 8. バックアップシール材のシール機能について
- 別紙 9. バックアップシール材塗布による設計影響について
- 別紙 10. トップヘッドフランジ等の開口量評価について
- 別紙 11. 経年劣化を考慮したシール機能について
- 別紙 12. 化学薬品や核分裂生成物のシール機能への影響について
- 別紙 13. シール材の運転環境（放射線量，温度）の考慮について
- 別紙 14. 黒鉛製シール材について
- 別紙 15. 試験データの代表性・信頼性について
- 別紙 16. フランジ開口量評価の妥当性について（構造解析との関連性）
- 別紙 17. 原子炉格納容器のリーク発生順序及び各部位の裕度について
- 別紙 18. 所員用エアロック開口量評価に係る変形支点の変位の影響について
- 別紙 19. 格納容器隔離弁の S A 環境下における耐性確認試験の概要について
- 別紙 20. 移動式炉心内計装（T I P : Traversing In-core Probe）系統爆破弁について
- 別紙 21. 動的荷重の影響について
- 別紙 22. モデル化している各部位の耐震性について
- 別紙 23. フランジ部の永久変形の評価について
- 別紙 24. 原子炉格納容器 評価温度・圧力負荷後の耐震性
- 別紙 25. 原子炉格納容器 限界温度・圧力に対する経年劣化の影響について
- 別紙 24. 200℃，2Pd の適用可能時間を過ぎてから用いる限界圧力・温度について
- 別紙 25. 原子炉格納容器貫通部リスト
- 別紙 26. 原子炉格納容器圧力及び動荷重に係るプール水の温度成層化の影響

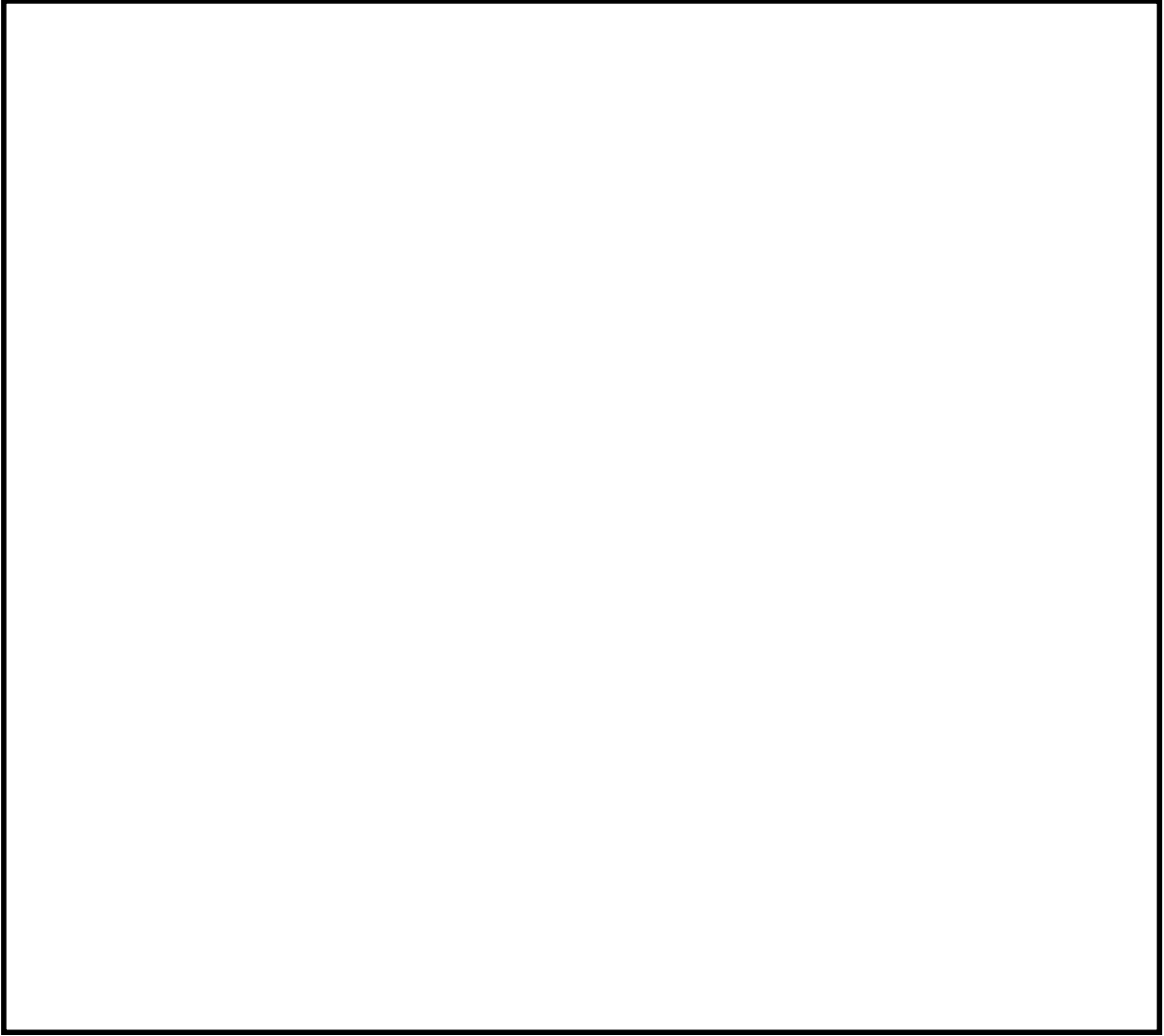
下線：本日説明

原子炉格納容器圧力及び動荷重に係るプール水の温度成層化の影響

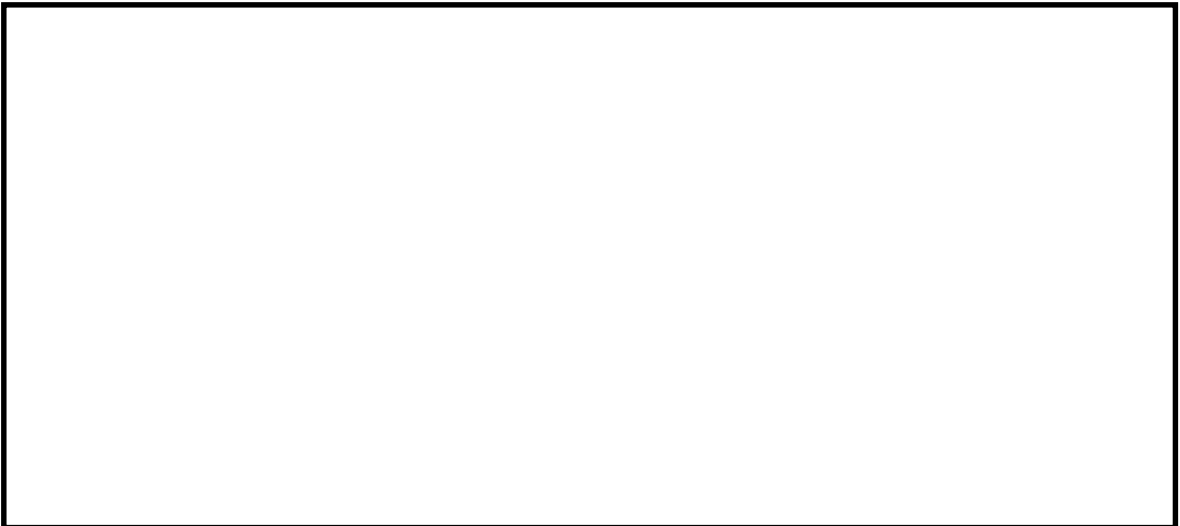
重大事故等時におけるプール水の温度成層化による原子炉格納容器の圧力及び動荷重への影響について、以下に記載する。なお、影響の検討にあたり、別紙 26（補足）で示す福島第一原子力発電所事故を踏まえて行うものとする。

第 1 図及び第 2 図に示すとおり、東海第二発電所の逃がし安全弁の排気管のクエンチャ（Xクエンチャ）及び原子炉隔離時冷却系の排気スパージャの位置関係は別紙 26（補足）で参照した福島第二原子力発電所 4 号炉と同様な位置関係である。また、事故シナリオグループ「全交流動力電源喪失」のように、原子炉隔離時冷却系の間欠運転によって原子炉水位を維持しつつ、逃がし安全弁で原子炉圧力の制御を実施する場合には、原子炉隔離時冷却系が停止している間の逃がし安全弁の動作に伴う攪拌効果により、サブプレッション・チェンバのプールの温度成層化の発生の可能性は小さくなる。

一方、原子炉隔離時冷却系を停止し、逃がし安全弁による原子炉減圧状態を維持して低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水を実施する場合には、温度成層化の発生の可能性はあるが、逃がし安全弁クエンチャの排気口はサブプレッション・チェンバの底部から約 2.2 m 程度の下部の位置に設置されていることから、この付近を境に上下の温度差が発生したとしても、サブプレッション・チェンバのプール水の多くは温度の高い層が占めるため、別紙 26（補足）で参照した福島第二原子力発電所 2 号炉と同様に格納容器圧力及び動荷重に対する影響は小さいものと考えられる。



第1図 サプレッション・プール内の逃がし安全弁クエンチャの配置図



第2図 逃がし安全弁クエンチャ及び原子炉隔離時冷却系排気スパージャの配置図

原子炉圧力制御に係るプール水の温度成層化の影響の補足説明資料

1. はじめに

福島第一原子力発電所 3 号機 (1F-3) は津波到達後の原子炉隔離時冷却系 (以下「RCIC」という。) 運転期間中, RCIC 及び主蒸気逃がし安全弁 (以下「SRV」という。) からの排気蒸気により, ドライウェル圧力が上昇傾向にあった。このドライウェル圧力の変化 (実測値) をMAAP解析の結果と比較すると実測値の上昇の方が大きく, MAAP解析では3月12日の12時頃までに観察されているドライウェル圧力の変化を再現できていない (図1) *¹。この理由として, 「圧力抑制室保有水の温度成層化による原子炉格納容器圧力等への影響等の検討」 (独立行政法人 原子力安全基盤機構, 平成24年2月1日) によれば, RCICのタービン排気蒸気により排出管近傍におけるサプレッション・チェンバ (以下「S/C」という。) のプール水温が上昇し, 高温水が水面近傍を周方向に広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可能性が示唆されている。

また, 福島第二原子力発電所 4 号機においても事故調査・検証委員会最終報告で圧力抑制プール (以下「S/P」という。) の上部と下部で温度差が発生していたことが報告されている*²。

これらのプラント状況等を比較し, 温度成層化の発生する可能性及び発生した際の影響について考察した。

なお, 福島第一原子力発電所 2 号機 (1F-2) も長期間, RCICが動作していたが, S/Cが収められているトラス室が浸水し, 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こと, また, 原子炉水位が制御されずに, RCICタービンの抽気レベル (主蒸気管) 付近まで水位が上昇し, 蒸気と水の二相流がRCICタービンへ流入した可能性等あることから, 本検討対象には含めないこととした。

2. 福島第二原子力発電所 2 号及び 4 号機圧力抑制プール水の温度

福島第二原子力発電所 2 号及び 4 号機 (2F-2, 4) では, 津波による浸水の影響により全台又は一部の非常用ディーゼル発電機が機能喪失し, RCICによって原子炉水位を維持しつつ, SRVで原子炉圧力の制御 (原子炉減圧操作) を実施した。その時のS/P水の温度のチャートを図2, 図3, 図4, 図5, 図6, 図7, 図8及び図9に示す (A系とB系で同様の挙動を示すため, A系を例示)。

なお, 福島第二原子力発電所の1号機については2F-2, 4と同様にRCICによる水位維持を実施していたが, 計器用電源喪失に伴い対象の記録計が停止していた等の理由により対象外とした。また, 福島第二原子力発電所の3号機についてはB系の交流電源母線が機能を維持しており, 事象初期からRHRによるS/Cクーリングを実施しているため, 2F-2, 4を対象とした。

これらのチャートから, RCICによって原子炉水位を維持しつつ, SRVで原子炉圧

力の制御（原子炉減圧操作）を行う事象初期では、S/Pの上部と下部の水温の差はほとんどなく、ほぼ一様に温度上昇していることが確認されている。

また、事象後半（2F-2：3月12日2時頃、2F-4：3月12日1時頃）ではS/Pの上部と下部において温度差が発生しているが、S/CクーリングやHPCS、LPCIの起動により温度差は減少した（図7及び図9）。

3. MAAPによる福島第二原子力発電所4号機のトレース解析

2F-4を対象にMAAPにより事象進展解析（トレース解析）を実施した。図10及び図11に格納容器圧力及びS/P水温の実測値（S/P上部温度）とMAAP解析結果の比較を示す。解析結果と実測値との比較により以下の傾向が確認された。

- －RCIC運転期間中は実測値（S/P上部温度）に対してMAAP解析結果はこれを良く再現している（この間、S/P上部と下部の温度差は観測されていない）
- －RCIC注水停止以降のMUWCによる注水期間中は、実測値（S/P上部温度）に対して解析結果は僅かに低い値となったがおおむね実測値は再現されている（この間、上部と下部で温度差が観測されている）

4. 福島第一原子力発電所3号機と福島第二原子力発電所2号及び4号機の差異

1F-3のS/C圧力のMAAP解析結果と実測値との差異が温度成層化の影響によるものとした場合、RCIC運転時の比較的初期（差異が大きくなる3月11日20時頃から以前）から発生していたと考えられる。一方、2F-2,4においてはRCIC運転時の後半又はRCIC隔離後（2F-2：3月12日2時頃、2F-4：3月12日1時頃）まで大きな温度差は発生しておらず、またMAAPでのトレース解析を実施したところ、S/P水温や格納容器圧力の評価結果と計測値の間に大きな差異は生じていない。

原子炉格納容器の型式（1F-3：MARK-I，2F-2,4：MARK-II改良型）、SRV排気管のクエンチャのアーム部は異なるものの、RCIC排気スパージャ、SRV排気管のクエンチャの寸法や配置の高さに大きな差異はないことから各々の原子炉圧力、RCICやSRVの運転状況と、それらの排気ラインからの蒸気の流入量が大きく関与しているものと推定される。

1F-3はRCICが自動停止に至らないよう原子炉注水ライン及びテストラインの両ラインを通水するライン構成とした上で、原子炉水位を緩やかな変化となるように流量を設定しており、これによりRCIC排気スパージャから継続的にS/Pへ蒸気が流入していたものと推定される。一方、2F-2,4では原子炉圧力をSRVにより減圧させながらRCIC運転を行っており、SRV排気管からのS/Pへの蒸気流入が比較的多かったものと推定される。これらについて整理し、表1,2及び図12,13,14にまとめた。

以上の関連について整理すると以下の可能性が示唆される。

- ・原子炉が高圧の状態ではSRVより多くの蒸気がS/Pに流入している状態では温度成層化は発生しない（2F-2,4事象初期から）。

- ・原子炉が低圧の状態ではSRVからS/Pへの蒸気の流入が少なく、温度成層化が発生する（2F-2,4 事象後半から）。
- ・原子炉の圧力状態にかかわらず、SRVをほとんど使用せず、RCICによる連続運転を実施した場合は温度成層化が発生する（1F-3 より）。

5. 想定される温度成層化の状況

1F-3 ではRCIC運転中に解析結果に対して比較的大きな温度差が発生している一方で、2F-4 のRCIC注水停止以降のMUWCによる注水期間中はトレース解析と測定値との差異は大きくない。これは以下の理由によるものと推定される。

- ・2F-4 のMUWCによる注水期間中は、原子炉で発生する蒸気はSRVを通じてS/Pへ流入するが、SRVクエンチャの排気孔はS/Pの底部から約 m 程度の下部の位置にあることから、この付近を境に上下の温度差が発生したと考えられ、S/P水の多くを上部の温度が高い層が占めるため、S/P水温を一律の温度としているMAAP評価と差異が大きくなかったと考えられる。これは図 9 の温度差が解消された後の温度にも現れている*。
- ・1F-3 のS/C圧力は事象の早くから解析結果と測定値との差異が大きいが、主な蒸気の排出口として考えられるRCICスパーージャは図 15 に示すようにS/P水面近くに排気孔が設置されており、蒸気凝縮した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、S/C圧力を大きく上昇させる要因となったと考えられる。

*発生したS/P水の上部と下部の温度差は、S/CクーリングやHPCS、LPCIの起動により2F-2：3月14日7時頃、2F-4：3月12日11時頃に減少している。この時の上部と下部の温度のそれぞれの変化を確認すると下部の温度計の上昇に比べて上部の温度計の下降が小さいことが確認される。よって、温度差の境は上部と下部の中心ではなく比較的下部の位置にある可能性があることを示している。

6. まとめ

RCICの運転方法として、1F-3と同様にテストラインを使用し注水流量を制御するような運転方法とした場合、S/Pの温度成層化による原子炉格納容器の圧力上昇が生じる可能性がある。しかしながら、RCICが間欠運転（L2とL8の自動制御）の場合、RCICが停止している間にSRVが動作することにより温度成層化の発生の可能性は小さくなる。また、RCICの注水流量調整のみによる制御とした場合においても、RCICで消費される駆動蒸気量の減少によりSRVの動作回数が増え、温度成層化の発生可能性は小さくなる可能性がある。

一方、代替低圧注水系を用いた原子炉注水時において成層化の発生可能性はあるものの、格納容器圧力に対する影響は小さいものと考えられる。

表1 1F-3, 2F-2, 4のプラントの状態と運転
(RCIC運転時の初期(3/12 0:00迄))

	原子炉圧力 (図12, 13, 14 参照)	RCIC 運転	RCIC 排気ラ インからの 蒸気量*1	SRV の動作	SRV 排気管ク エンチャ からの蒸 気量*1	S/P 水温度計の 上部と下部の 温度差	解析結果との 差異(S/C圧力)
1F-3	高圧維持 (7MPa程度)	連続運転 (16:03~)*2	大	逃がし弁機 能(推定)	小*3	—	3/11 20時頃 から発生
2F-2	原子炉減圧 (7MPa→1MPa 程度)	間欠運転 (15:43~)	中	減圧のため に適宜手動 開操作実施	大	大きな差異なし	—
2F-4	原子炉減圧 (7MPa→1MPa 程度)	間欠及び連 続運転 (15:54~)	中	減圧のため に適宜手動 開操作実施	大	大きな差異なし	大きな 差異なし

*1 原子炉圧力やRCIC, SRVの動作状況から推定

*2 RCICが自動停止に至らないよう原子炉注水ライン及びテストラインの両ラインを通水するライン構成とした上で、
原子炉水位が緩やかな変化となるように流量を設定

*3 原子炉圧力の推移及びRCICの連続運転によりSRVの動作や排気される蒸気量は少なかったと推定

表2 1F-3, 2F-2, 4のプラントの状態と運転
(RCIC運転時の後半(3/12 0:00~))

	原子炉圧力 (図12, 13, 14 参照)	RCIC 運転	RCIC 排気ラ インからの 蒸気量*1	SRV の動作	SRV 排気管ク エンチャ からの蒸 気量*1	S/P 水温度計の 上部と下部の 温度差	解析結果との 差異(S/C圧力)
1F-3	—*2						
2F-2	低圧維持 1MPa以下	RCICが隔離 するまで間 欠運転	小	原子炉の低 圧維持のため開	小*3	3/12 2時頃から 温度差発生*4	—
2F-4	低圧維持 1MPa以下	RCICが隔 離	無	原子炉の低 圧維持のため開	小*3	3/12 1時頃から 温度差発生*4	大きな 差異なし

*1 原子炉圧力やRCIC, SRVの動作状況から推定

*2 3/12 12:00以降についてはS/CスプレーやHPCIへの切替えを実施しているため、対象外とする

*3 原子炉圧力が低いことからSRV排気管クエンチャからの蒸気量は少量であったと推定

*4 2F-4はRCIC隔離とほぼ同じ時期にS/P上部・下部の温度差が発生し始めているが、2F-2はRCIC隔離より前(2~3時間前)にS/P上部・下部の温度差が発生している。これは各々のプラントの原子炉減圧過程が影響しているものと推定され(図13, 図14)、2F-2では比較的早い段階で減圧が開始され、温度差が発生する時点では原子炉圧力は0.5MPa程度となっている。一方、2F-4はRCIC隔離と同じ時期に原子炉圧力が0.5MPa程度となっており、この程度の原子力圧力下ではSRVからの蒸気量が少なく、S/Pの流況を変化させる程度の攪拌力は得られないものと推定される

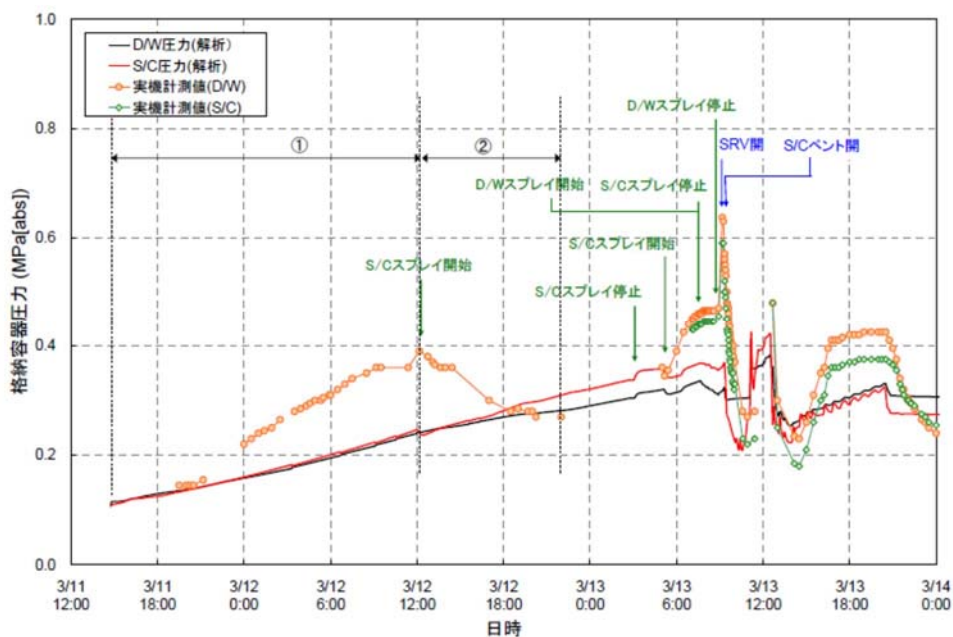


図1 福島第一原子力発電所3号機の格納容器圧力の実測値とMAAP評価結果※1

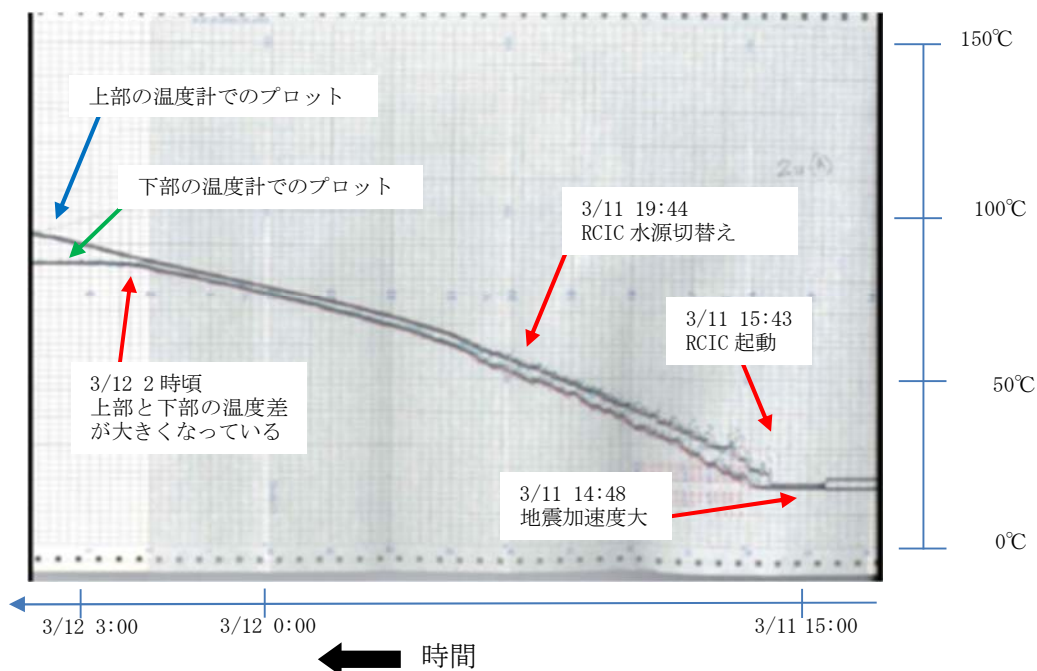


図2 福島第二原子力発電所2号機のS/P温度計A系(1/6)

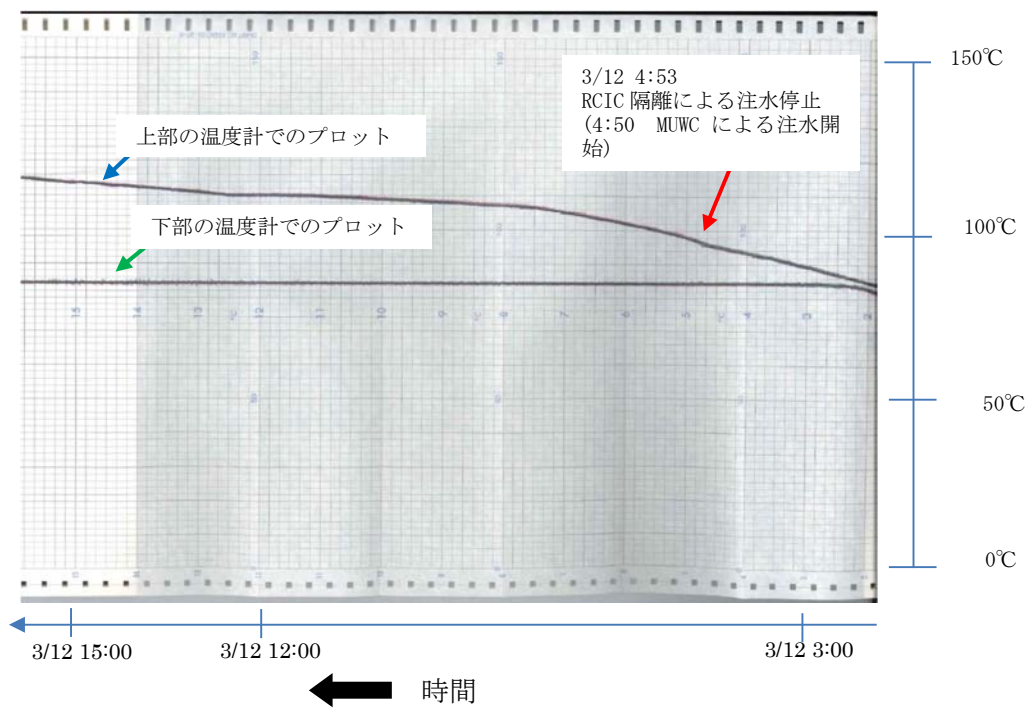


図3 福島第二原子力発電所2号機のS/P温度計A系 (2/6)

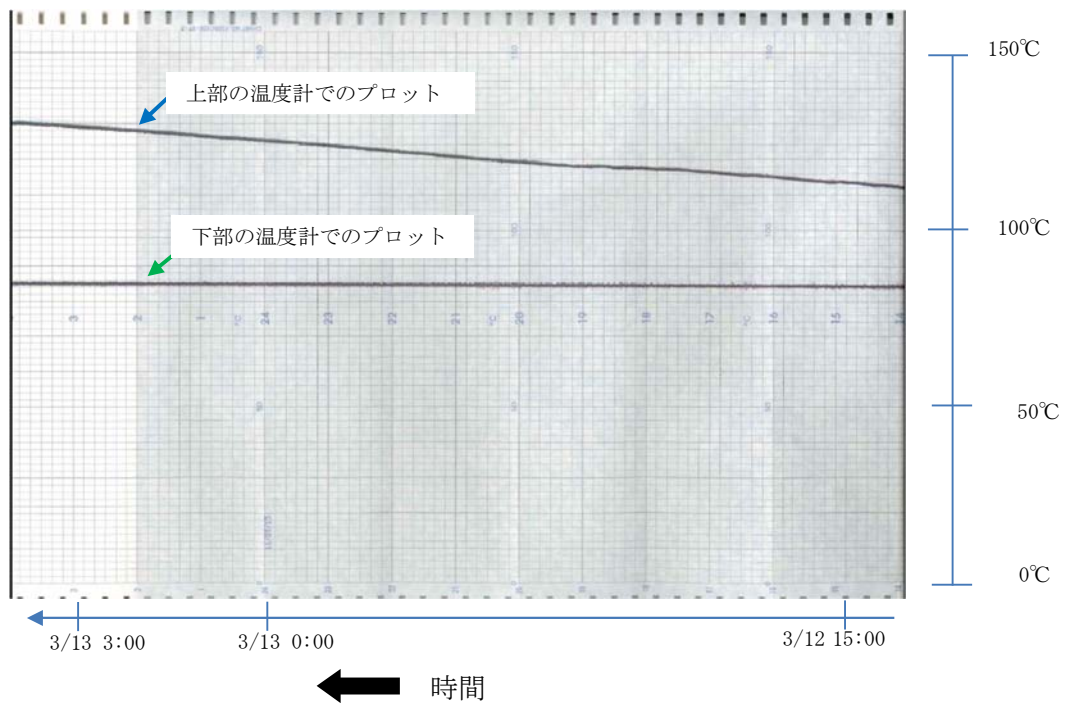


図4 福島第二原子力発電所2号機のS/P温度計A系 (3/6)

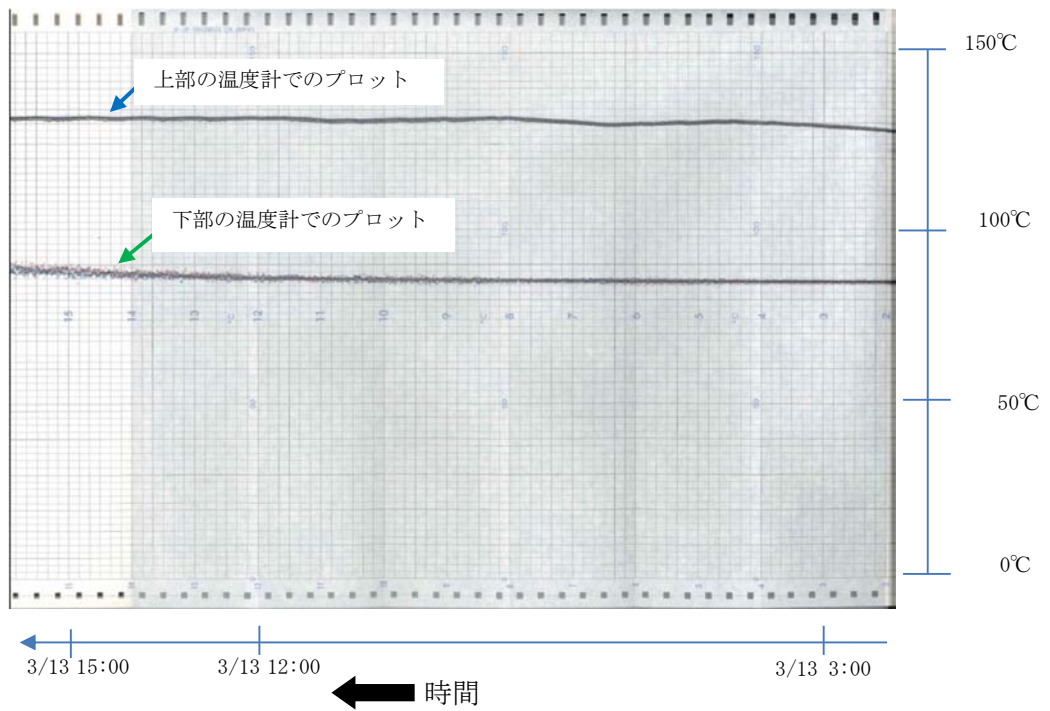


図5 福島第二原子力発電所2号機のS/P温度計A系(4/6)

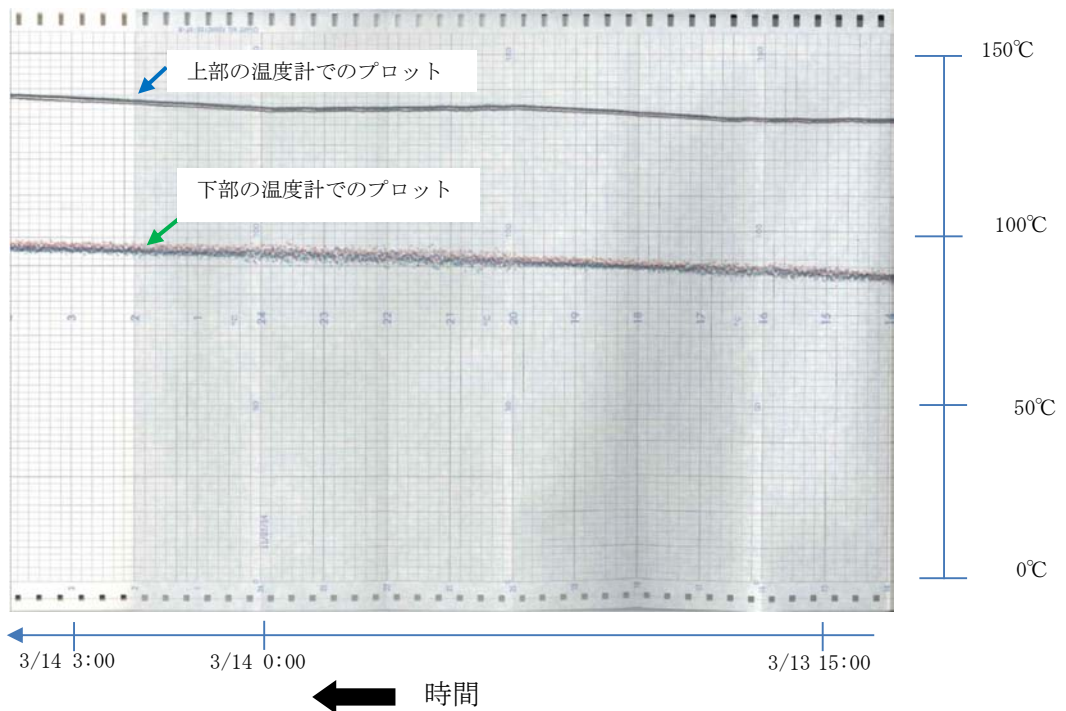


図6 福島第二原子力発電所2号機のS/P温度計A系(5/6)

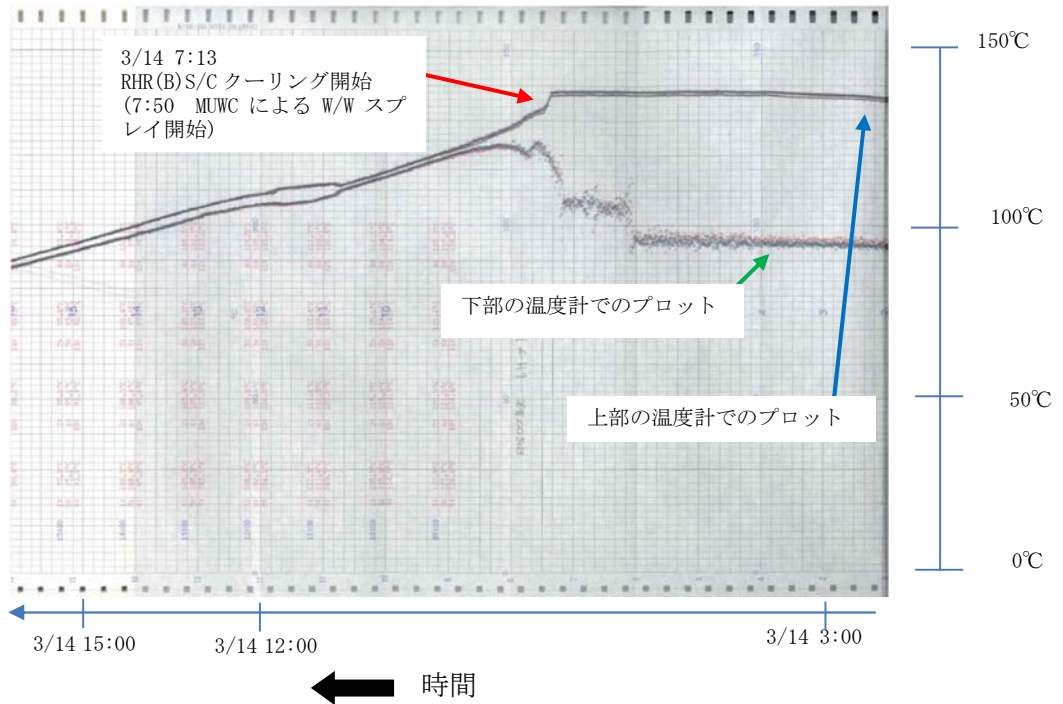


図7 福島第二原子力発電所2号機のS/P温度計A系(6/6)

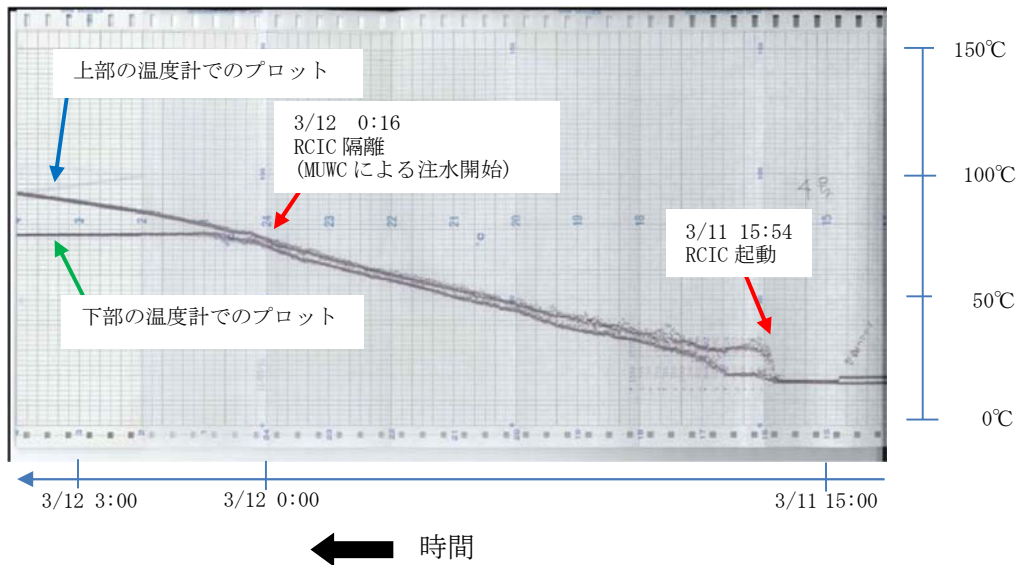


図8 福島第二原子力発電所4号機のS/P温度計A系(1/2)

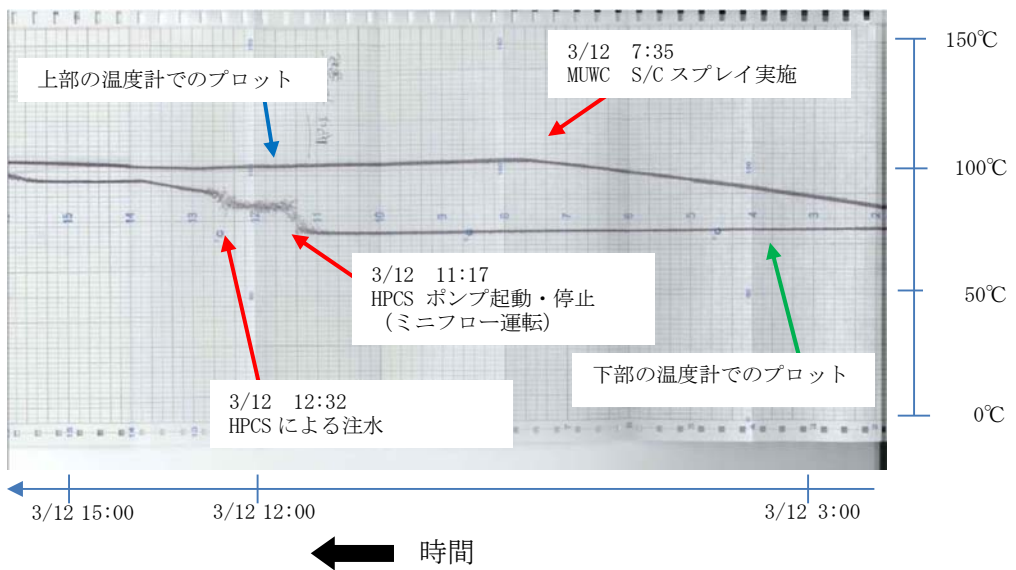


図9 福島第二原子力発電所4号機のS/P温度計A系(2/2)

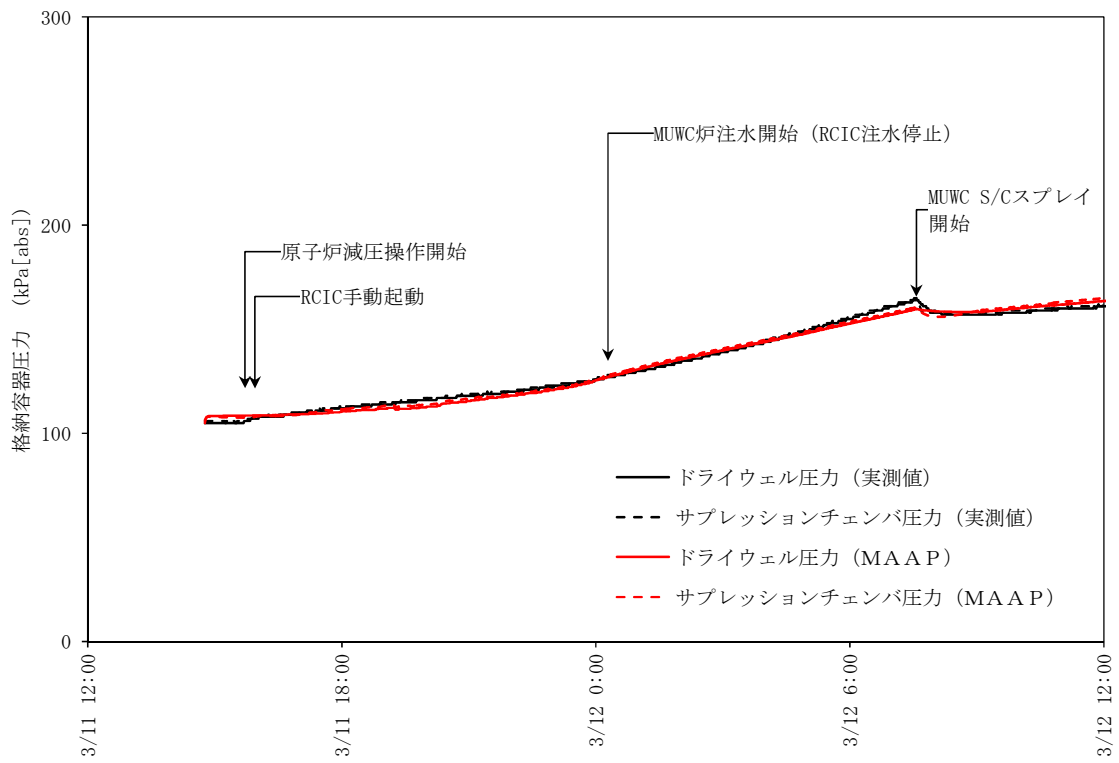


図 10 福島第二原子力発電所 4 号機の格納容器圧力変化

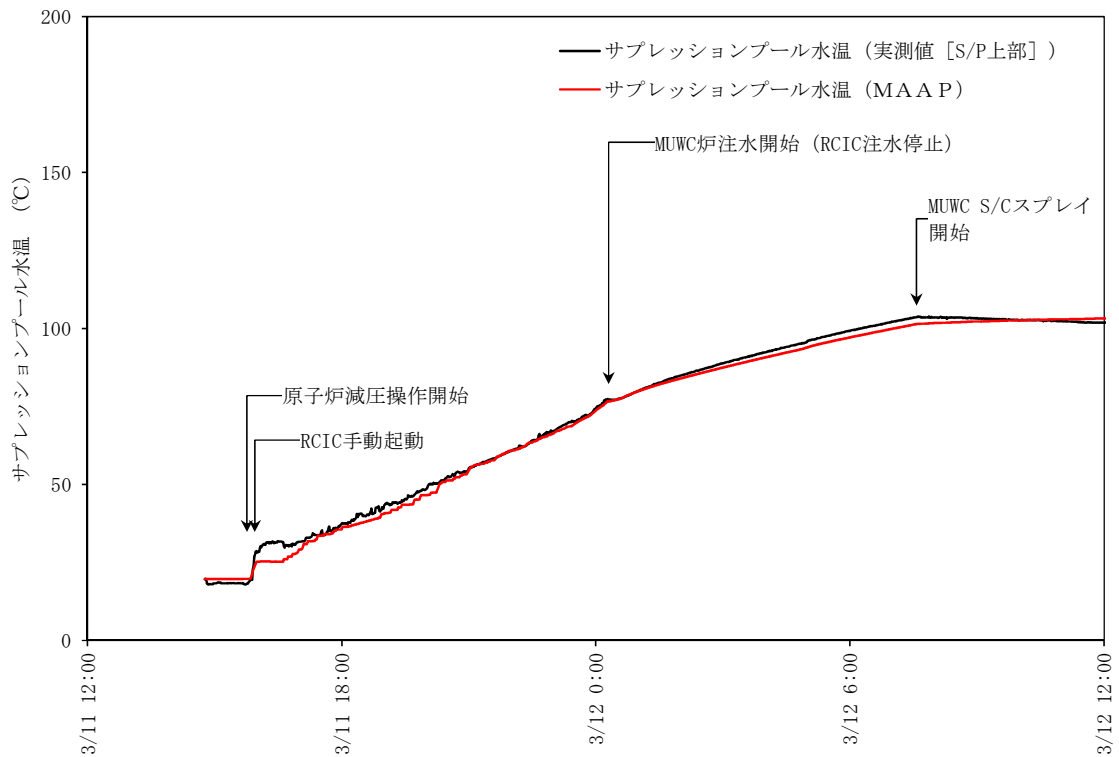


図 11 福島第二原子力発電所 4 号機の S/P 水温変化

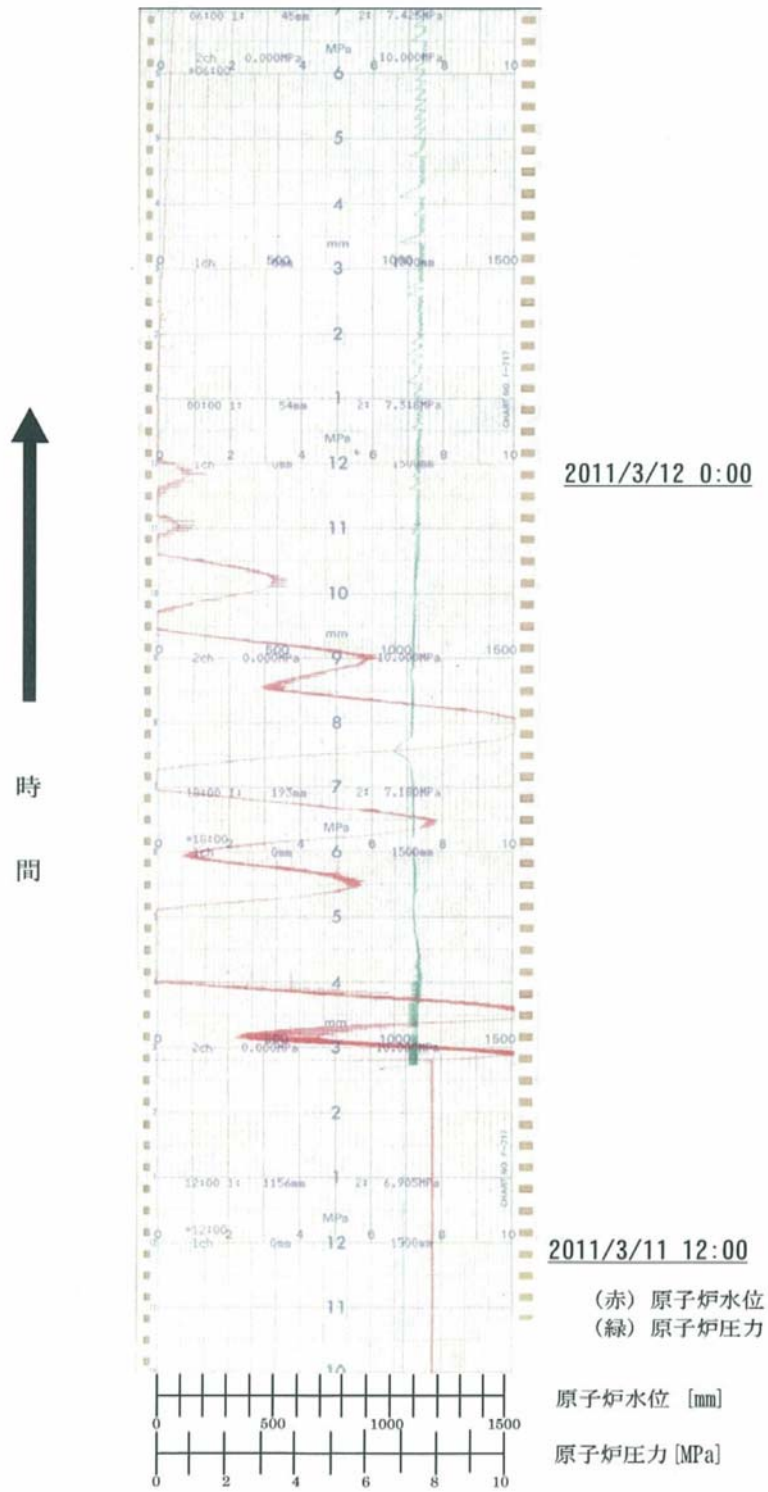


図 12 福島第一原子力発電所 3 号機の原子炉水位と原子炉圧力の変化※³

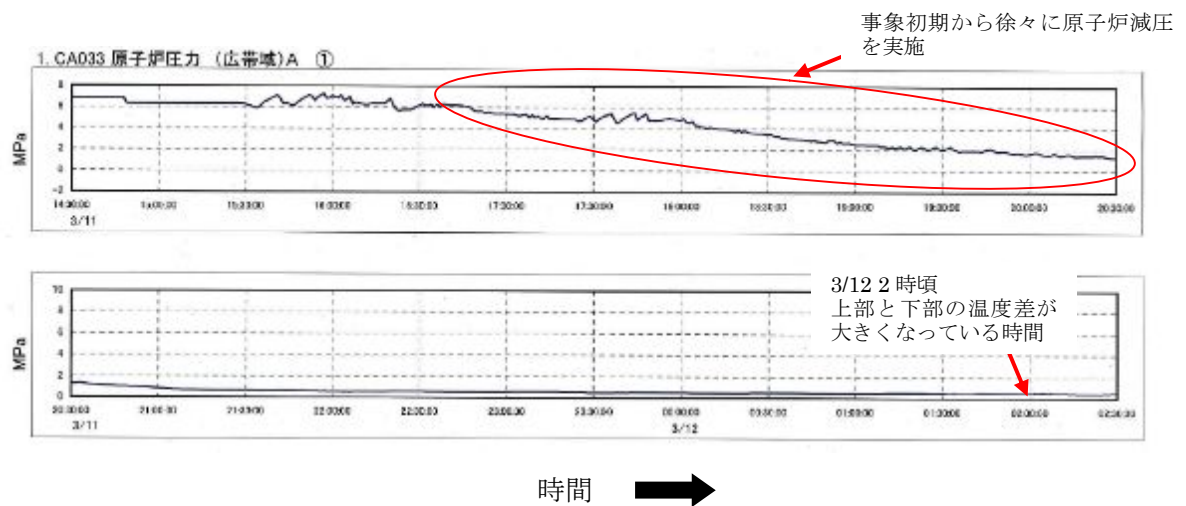


図 13 福島第二原子力発電所 2 号機の原子炉圧力の変化 (プロセス計算機データ)※3

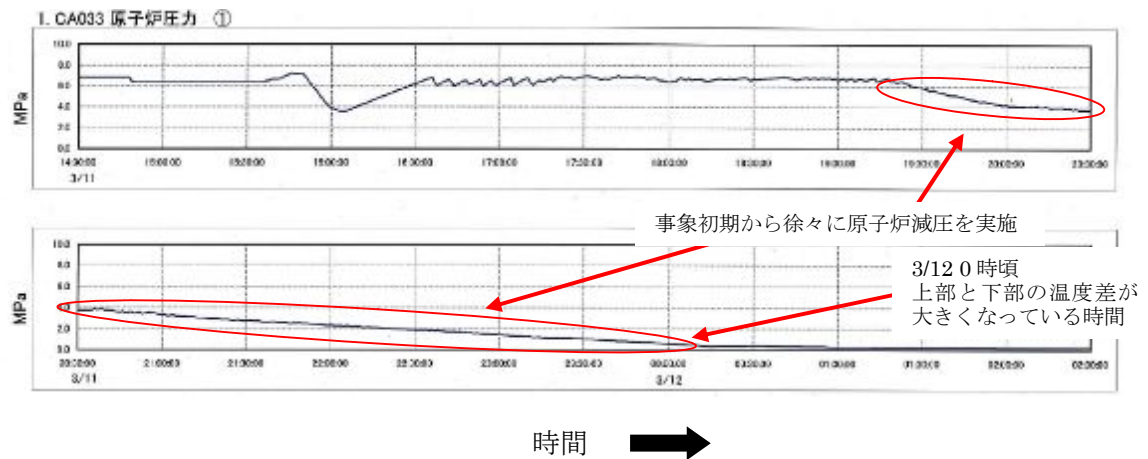


図 14 福島第二原子力発電所 4 号機の原子炉圧力の変化 (プロセス計算機データ)※3

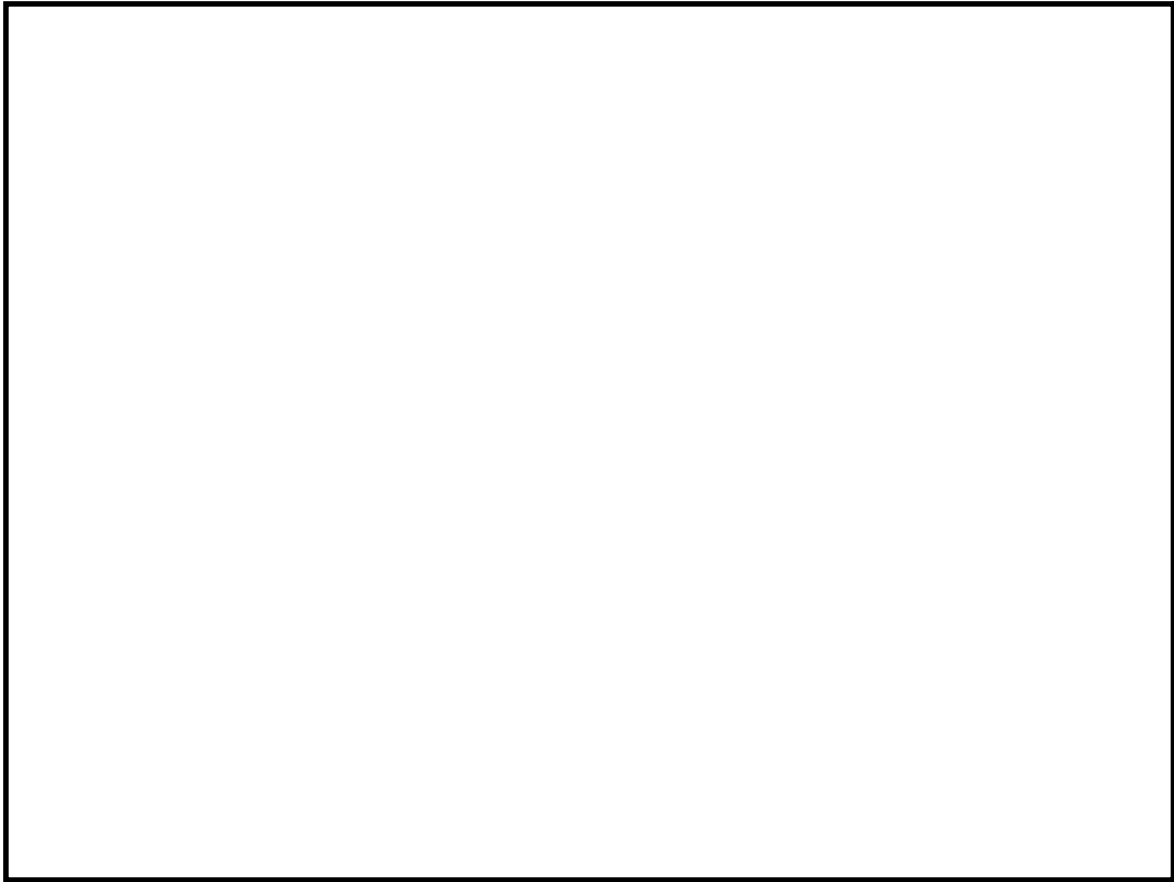


図 15 圧力抑制プール温度計各検出器（熱電対）等の概要図（例：2F-4）

※1：福島原子力事故調査報告書（平成 24 年 6 月 20 日） 8. 4 福島第一 3 号機の対応とプラントの動き http://www.tepco.co.jp/cc/press/2012/1205628_1834.html

※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（平成 24 年 7 月 23 日） II . 5 福島第二原子力発電所における事故対処
<http://www.cas.go.jp/jp/seisaku/icanps/>

※3：福島第一・第二原子力発電所の状況
<http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/index-j.html>