

別紙4
(第4回意見聴取会資料3-2一部改訂)

福島第一原子力発電所1号機 非常用復水器(IC)作動時の原子炉挙動解析

平成23年12月9日
(平成24年3月27日 一部改訂)

独立行政法人 原子力安全基盤機構
原子力システム安全部

別添4
(平成24年6月1日
一部改訂)

目次

1. 目的
2. 実測値データ
3. 解析体系
4. 初期事象解析
5. 原子炉圧力急減に関する検討
6. 再循環ポンプ入口温度挙動の考察
7. 非常用復水器の継続運転を仮定した感度解析
8. まとめ

付録1 原子炉圧力急減に関するFTA

付録2 原子炉圧力急減に関する感度解析

付録3 IC蒸気流量の検討

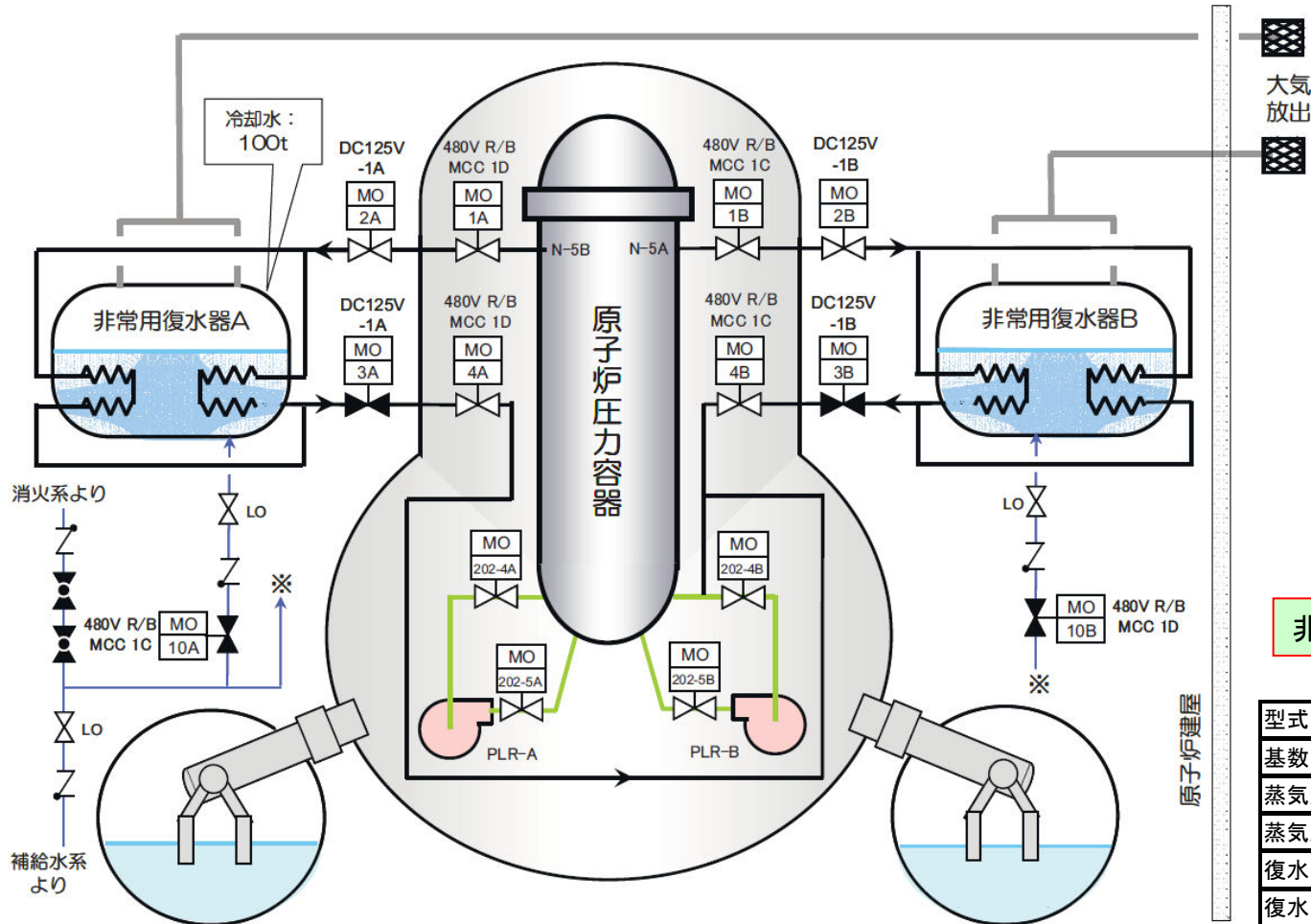
- (1) IC蒸気流量の検討
- (2) IC戻り水温度の検討
- (3) 伝熱管汚れ度の感度解析

※本改訂版では、IC戻り水温度等の情報に基づいて「付録3 IC蒸気流量の検討」を追加している。

1. 目的

- 福島第一原子力発電所1号機について、事故の初期事象を解析し、実測値と比較することにより、非常用復水器(IC)作動時の原子炉挙動を検討する。

非常用復水器(IC)の構成



(東電報告書に記載の図)

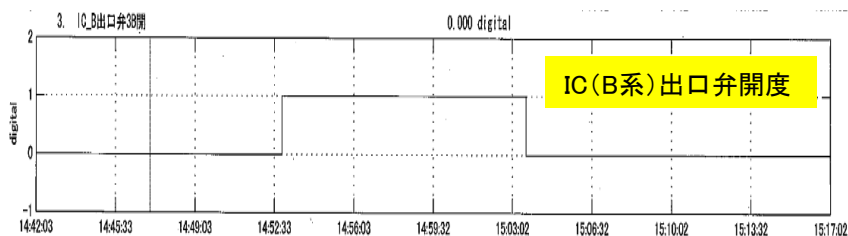
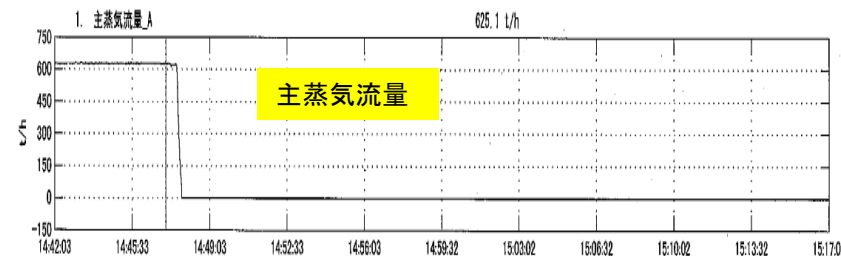
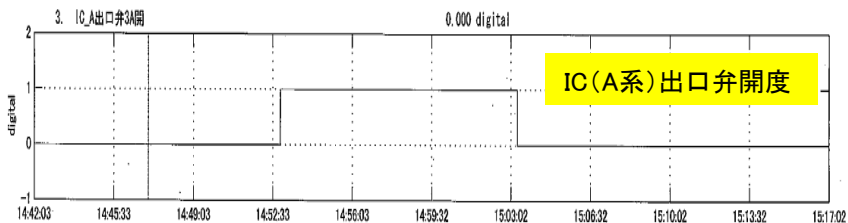
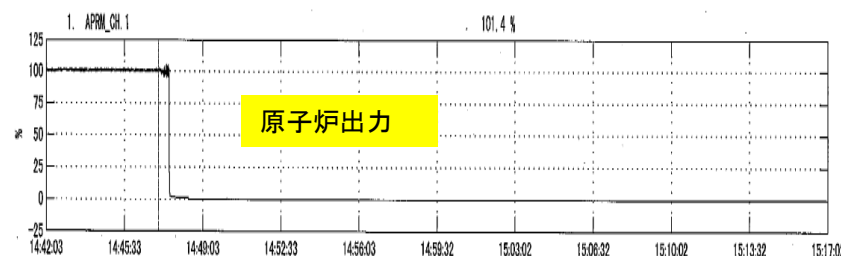
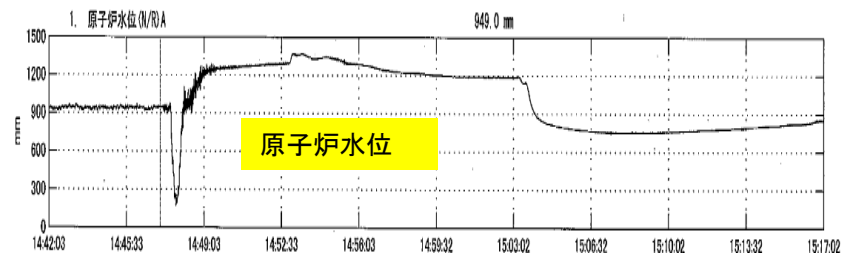
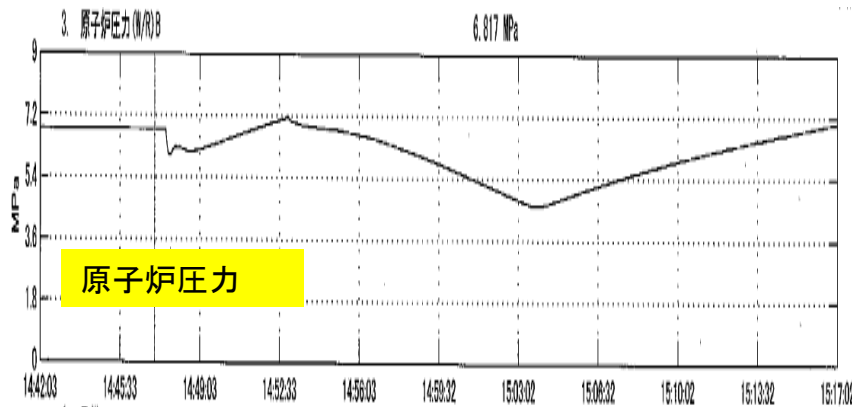
非常用復水器(IC)の仕様

型式	タンク型
基数	2
蒸気流量	100.6 t/h
蒸気温度	286 °C
復水出口圧力	70.3 kg/cm ² g
復水出口温度	286 °C
伝熱容量	36.2 × 10 ⁶ kcal/h
タンク有効保有水量	106 m ³

(設置許可申請書に記載の数値)

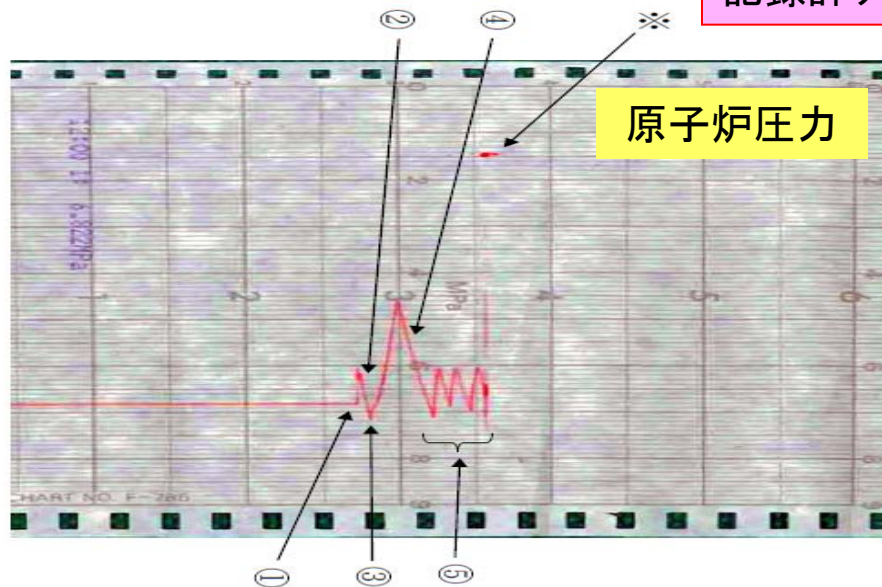
2. 実測値データ

過渡現象記録装置データ



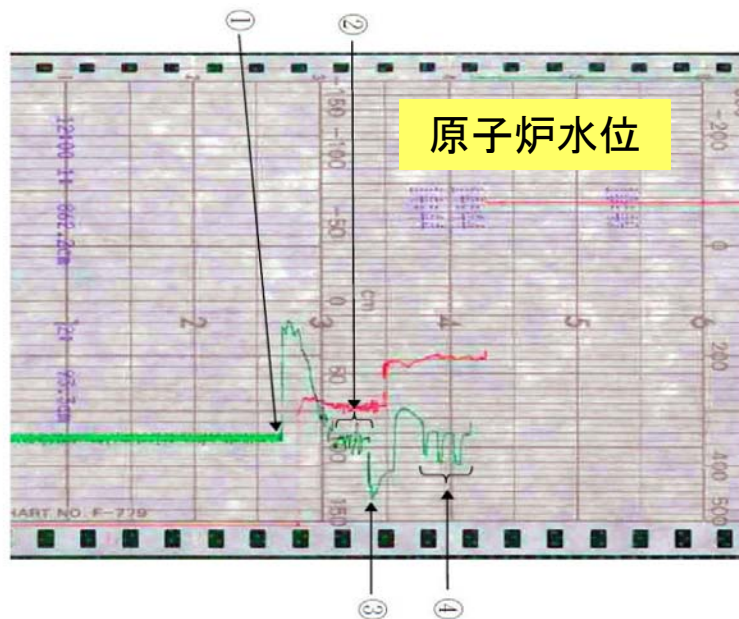
・事故初期の短時間の時系列データとしては、過渡現象記録装置データ(約30分間)と記録計チャート(多くは約50分間)が得られている。

記録計チャートのデータ



時間
↓
圧力 高

- ① 14時46分 地震によるスクラム
- ② 主蒸気隔離弁閉止に伴う圧力上昇
- ③ 14時52分 非常用復水器作動とそれに伴う減圧
- ④ 非常用復水器停止に伴う圧力上昇
- ⑤ 非常用復水器によると思われる圧力変動
- ※ 15時30分過ぎに津波が到来したと想定される。津波の影響によると思われる記録終了。



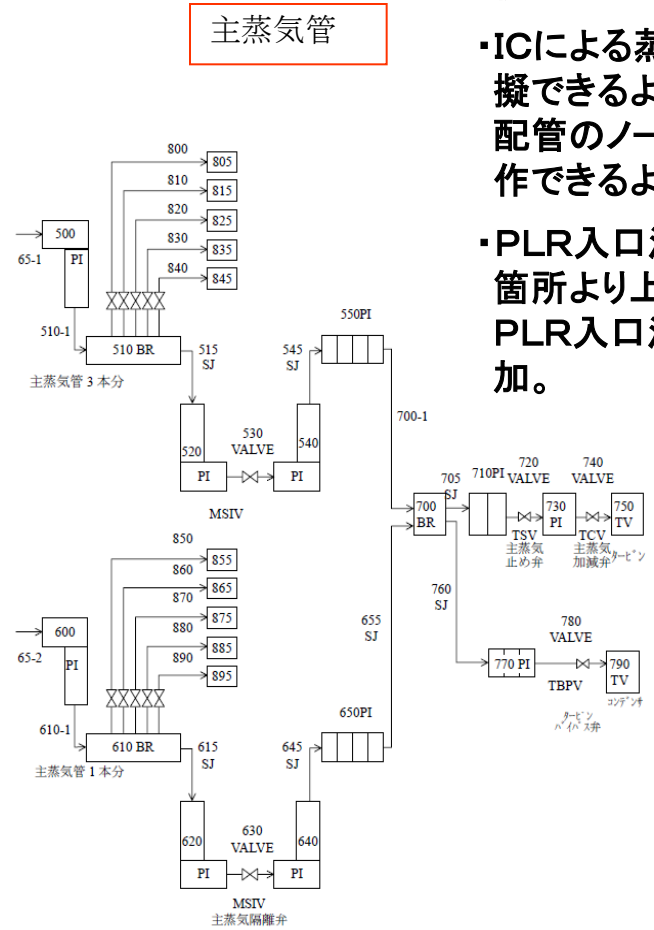
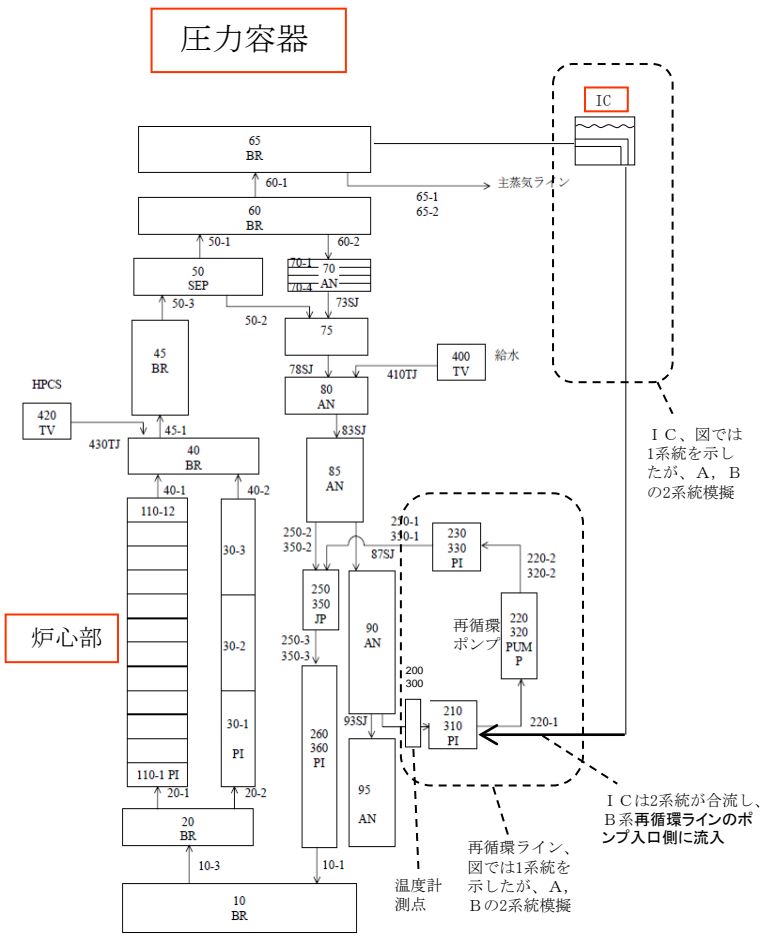
時間
↓
水位 高

- ① 14時46分 地震によるスクラム (チャート早送り: 60倍の速度、1時間が1分)
- ② このあたりで外部電源喪失、主蒸気隔離弁閉 (電源喪失でチャート早送りリセット)
- ③ 非常用復水器自動起動
- ④ 非常用復水器の動作によると思われる水位変動

緑 原子炉水位
赤 原子炉水位 (燃料域)

3. 解析体系

- ・RELAP5/MOD3.3 コードにより炉心溶融発生までの事象を解析。
- ・圧力容器内のノーディング、各部の体積、構造材等のデータは、実機プラントデータを元に作成。
- ・ICによる蒸気凝縮、自然循環を模擬できるように、タンク水、伝熱管、配管のノードを追加。独立して操作できるように2基をモデル化。
- ・PLR入口温度計測点が、IC注入箇所より上流にある点を考慮して、PLR入口温度計測点のノードを追加。



RELAP5コードの解析体系

解析条件

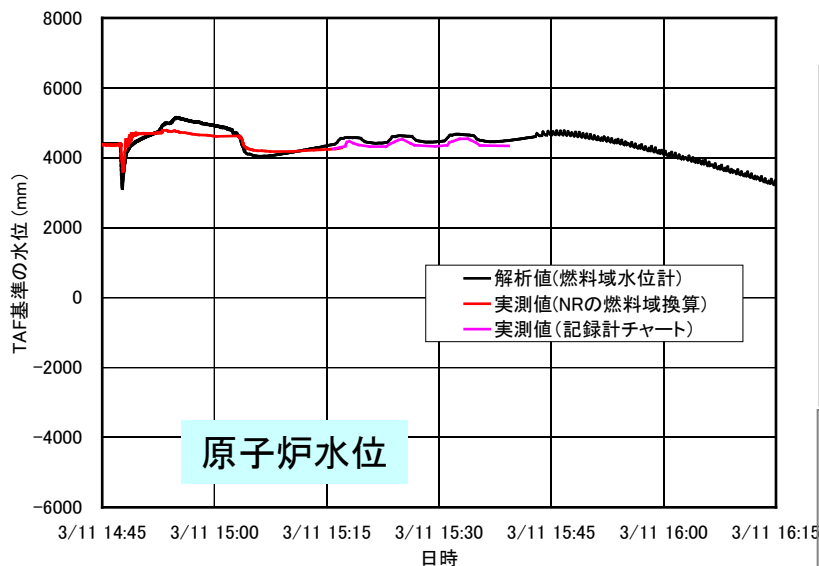
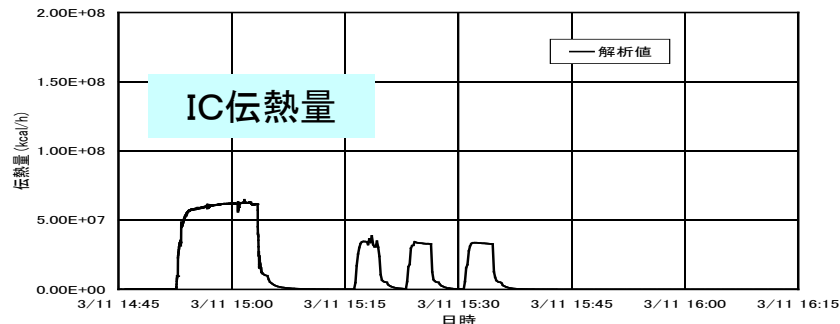
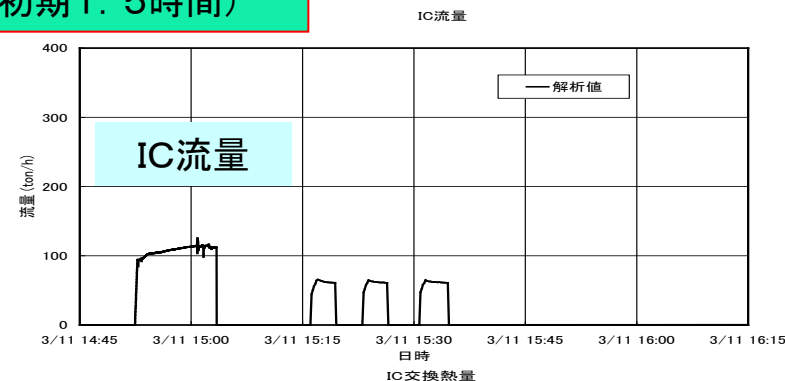
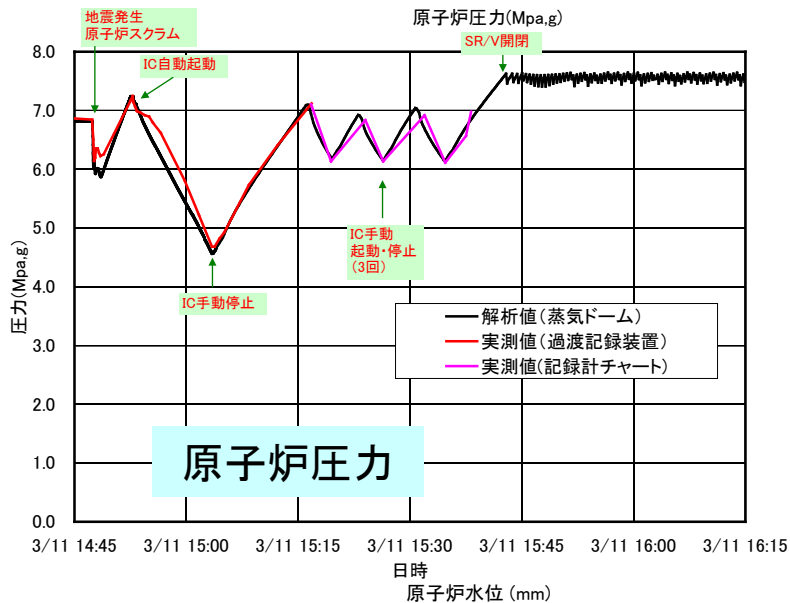
初期条件

項目	条件
初期原子炉出力	1380MWt(定格出力)
初期原子炉圧力	6.817MPa[gage](実機データ)
初期原子炉水位	通常水位

- 解析条件は、できる限り実機の状態と一致させた。
- ① 初期原子炉出力、圧力は、過渡記録装置のデータと一致させた。
- ② 崩壊熱は、MELCORコードでを使用した値（ORIGENモデル）を使用した（RELAPコードの標準は保守的なANSモデル）。
- ③ 逃し安全弁は、安全弁モードでの開閉を仮定。
- ④ ICの伝熱特性は、伝熱管の伝熱面積（工認記載値）を入力して模擬した。

4. 初期事象解析

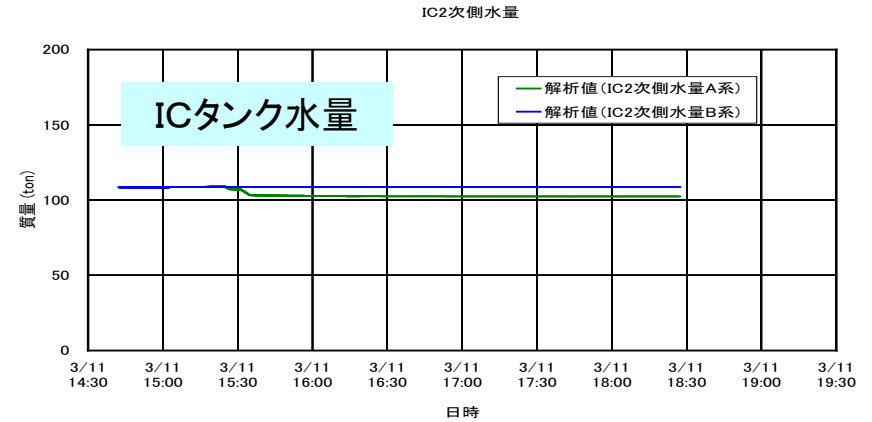
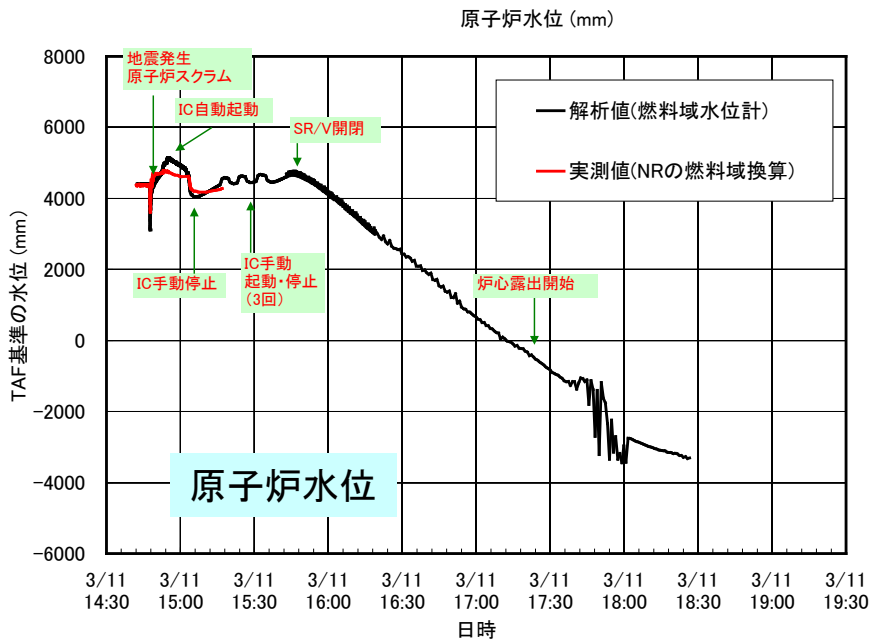
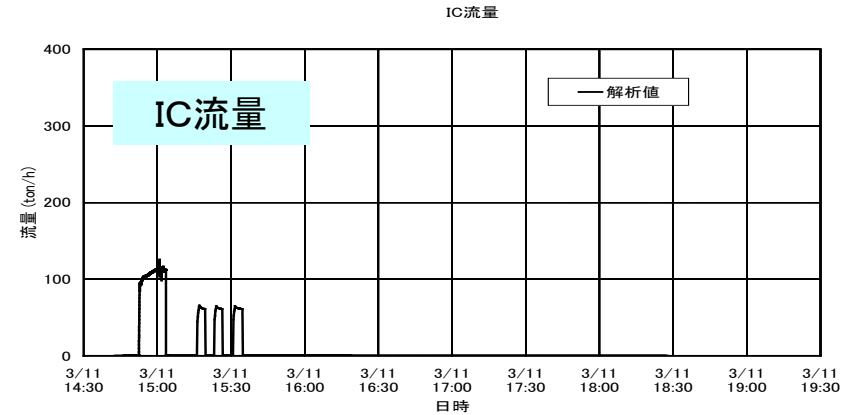
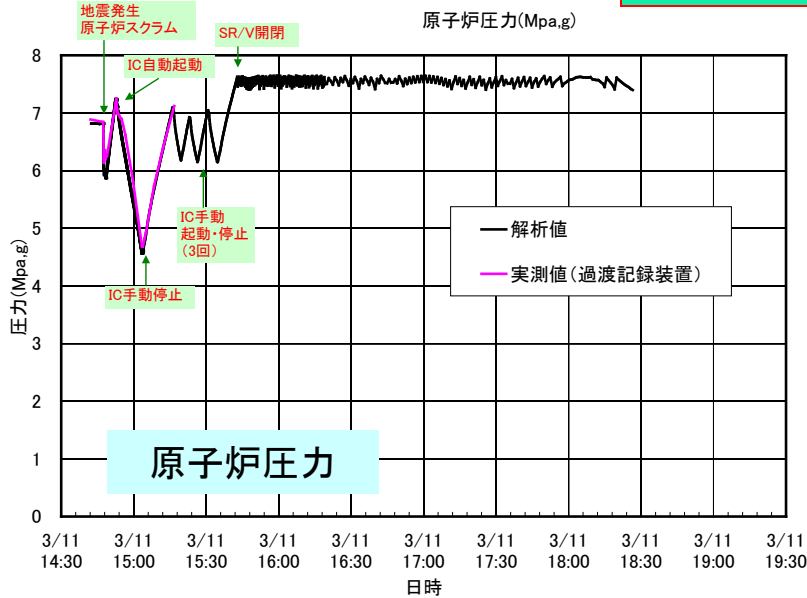
解析結果(初期1.5時間)



- 2台のIC起動時に実測値は、約7.2MPa→約4.6MPa[gage]、約2.6 MPa低下、解析値もほぼ同様の变化を示した。
- 伝熱容量は2台のIC起動時に約 6.3×10^7 kcal/h、1台のIC起動時に約 3.3×10^7 kcal/hとの解析結果となった。
その際の蒸気流量はそれぞれ約110t/h及び約60t/hであり、設置許可申請書記載値(100.6t/h/台)とは一致していないが、これは「付録3」に示すように、作動時の条件が設定条件とは異なっていることによるものと考えられる。
- 水位の解析値は、減圧時にやや高目、圧力上昇時にやや低目になっている。炉心ボイド率が解析の方がやや大きい可能性がある。

- IC(1台)の手動起動・停止操作が3回行われた部分の水位の解析値は、記録計チャートのデータと良く一致している。
- 最後にICが停止した後は、原子炉圧力は上昇し、主蒸気逃し安全弁の開放設定圧まで上昇し、逃し安全弁の開閉が続いている。

解析結果(初期3時間)



・逃し安全弁の開閉が続くと、蒸気が压力容器から失われるため、原子炉水位は、低下していく。事象開始から約2.5時間後(17:20頃)に炉心の露出が開始している。

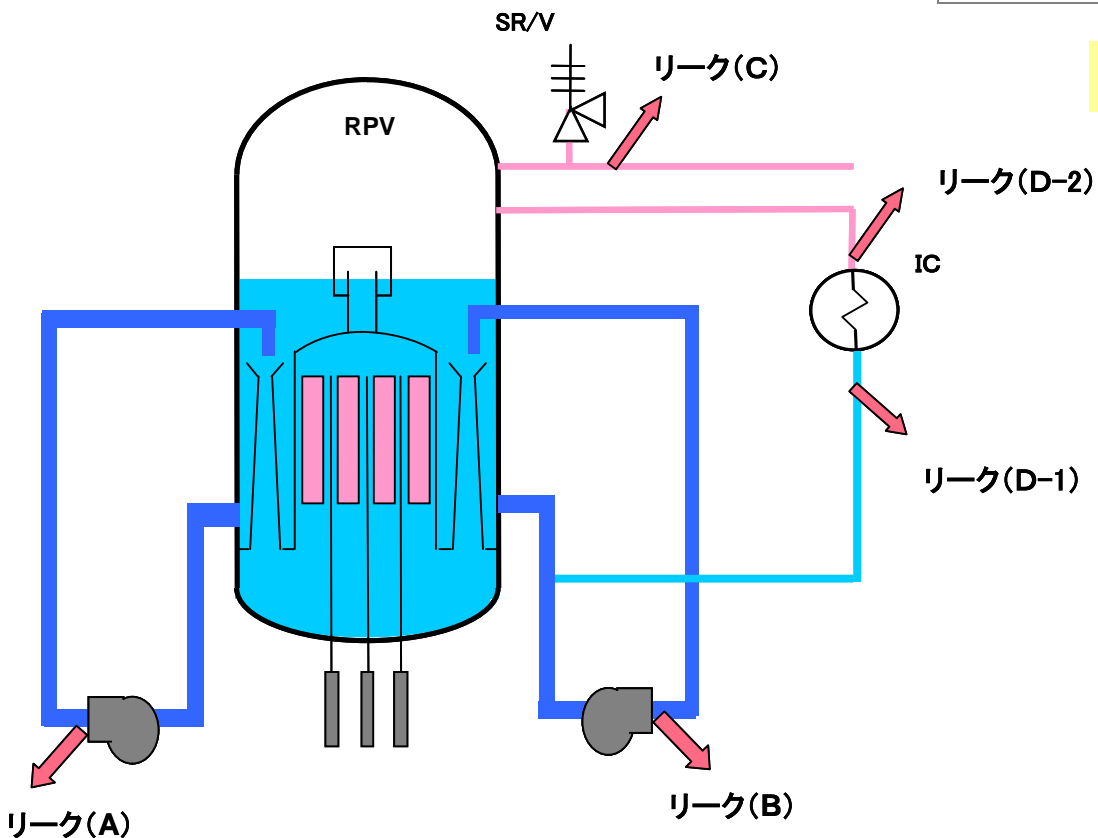
5. 原子炉圧力急減に関する検討

- 地震スクラム後にMSIVが閉鎖することにより、原子炉圧力は上昇する。その後、IC2台が自動起動すると、原子炉圧力は急速に低下している。この圧力低下が、漏えい等の他の原因で生じている可能性が議論されている。
- この検討のため、FTAにより圧力低下に至る要因を抽出し検討を行った(付録1参照)。
- IC以外に原子炉圧力低下に至る要因として、特に一次系からのインベントリ流出の観点から、漏えい(気相、液相)、SRV作動(手動)考えられる。これらの事象について解析を行い、検討した(付録2参照)。

漏えい解析結果

・申請書記載の中小破断事故(破断面積 74cm^2)や大破断事故(破断面積 0.28m^2)の場合は、水位が数十秒の短時間で炉心露出まで低下している。今回の事象初期に漏えいが発生したとしても、極小の漏えい面積と考えられる。直径 2cm 程度の配管破断に相当するリーク面積(3cm^2)の場合を中心に解析を行った。

漏洩箇所の設定



ここでは、液相漏えい、気相漏えいの代表ケースとして下記の網掛けの結果を示す。(他のケースは、付録2参照)

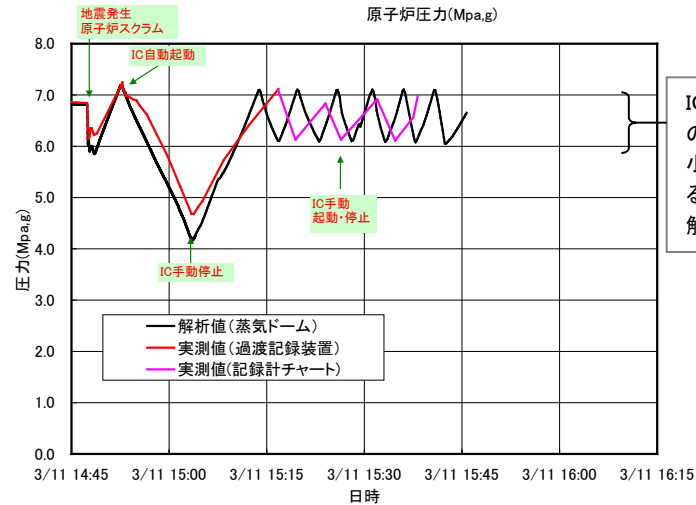
解析ケース

漏えい箇所	漏えい面積(cm^2)
再循環ライン、IC非接続側(A)	0.1
	0.3
	3
再循環ライン、IC接続側(B)	0.3
	3
蒸気相(主蒸気ライン)	0.1
	0.3
	3
IC戻り水配管(液相)	3
IC配管(蒸気相)	3

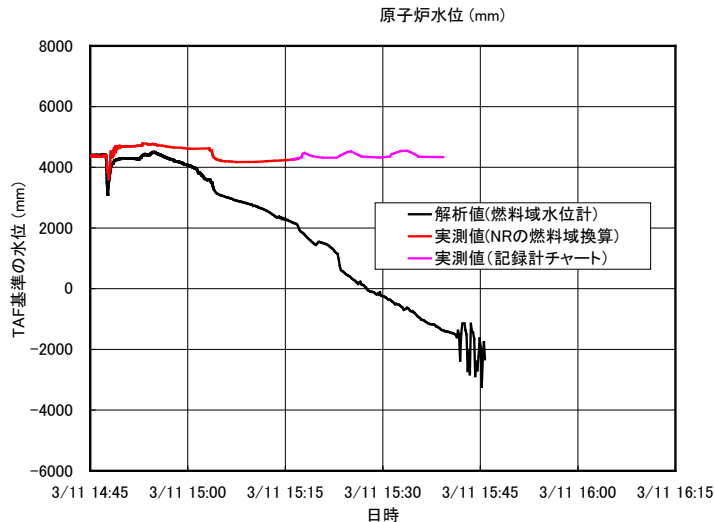
【1】再循環ライン漏えい、IC非接続側(A)

漏えい面積 3cm² のケース

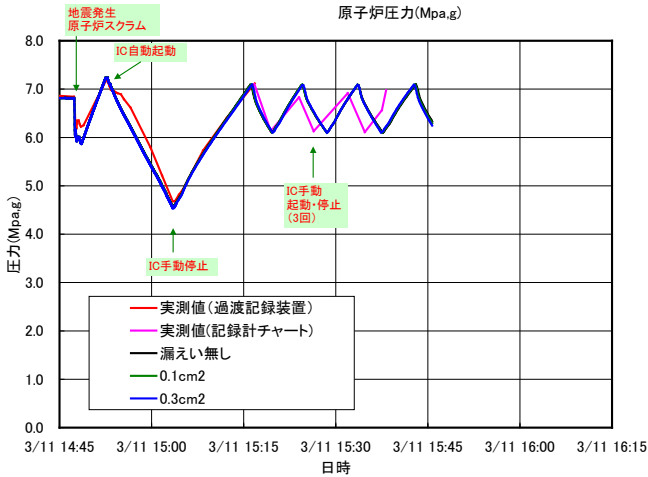
(初期の漏えい流量は約72T/H (20kg/s))



ICの手動操作は、実際の圧力データの最大最小の幅の中で、操作するとして解析した。他の解析も同様。



- ・漏えいが発生するとインベントリが失われていくので、次第に原子炉圧力の上昇速度は大きくなる。(同じ崩壊熱に対して、水が少ないため。)このため圧力を一定範囲に保つため頻繁に起動・停止する必要がある。
- ・水位は、漏えいにより低下し、実測値と次第に乖離していく。

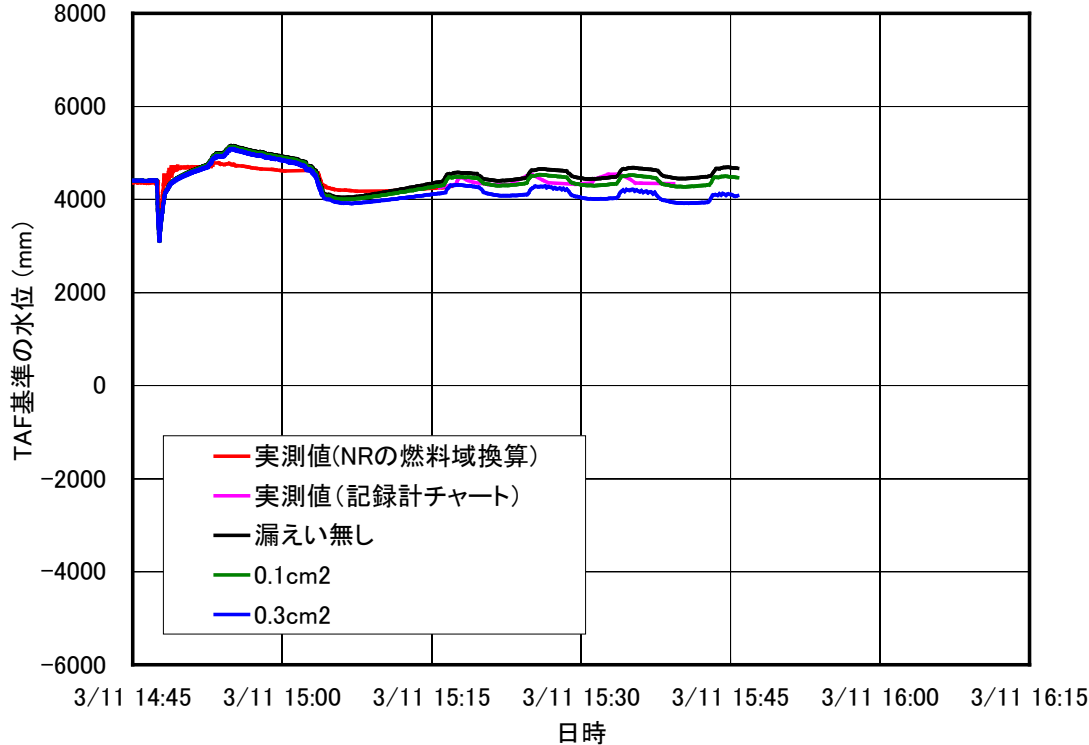


【1】再循環ライン漏えい、IC非接続側(A)

漏えい面積 0~0.3cm²のケース

(0.3cm²の場合、初期の漏えい流量は約7.2T/H (2.0kg/s))

原子炉水位 (mm)

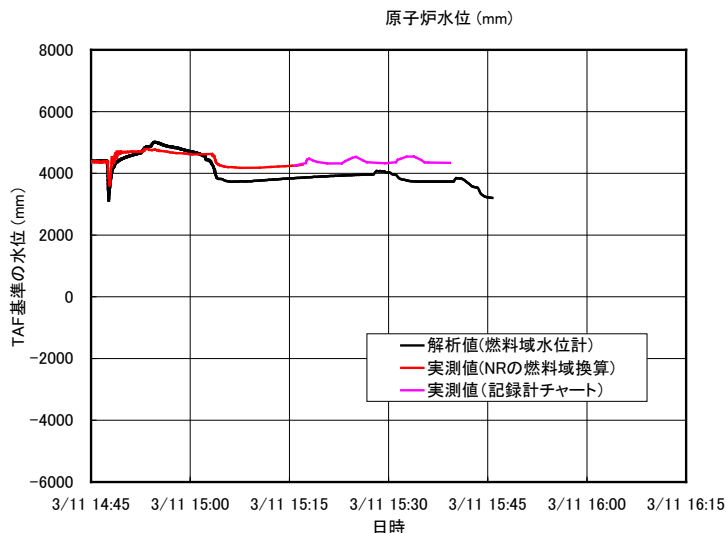
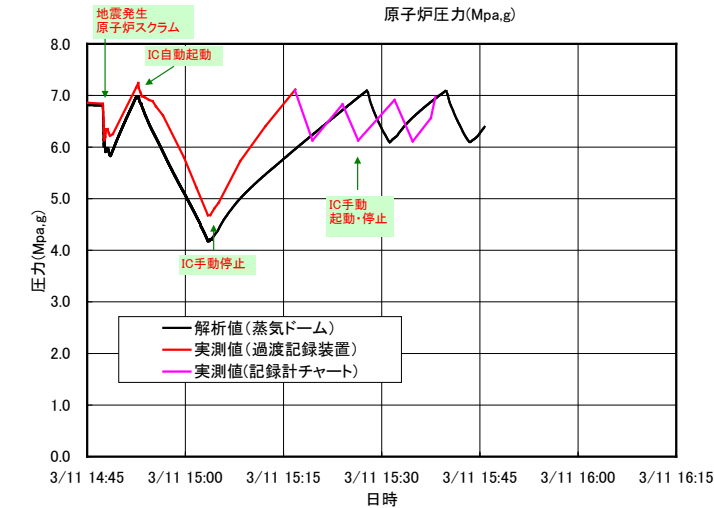


・漏えい面積が0.3cm²以下の場合は、原子炉圧力や原子炉水位の応答の実測データとの差はほとんど無い。

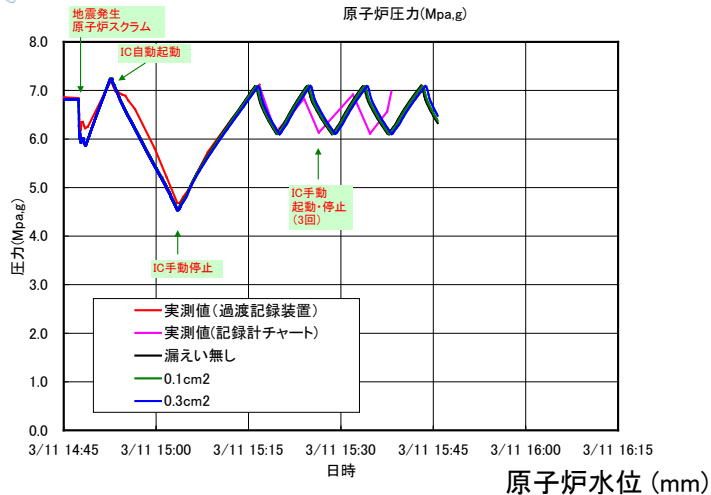
【2】 蒸気相漏えい(主蒸気ライン)

漏えい面積 3cm² のケース

(初期の漏えい流量は約9.0T/H (2.5kg/s))



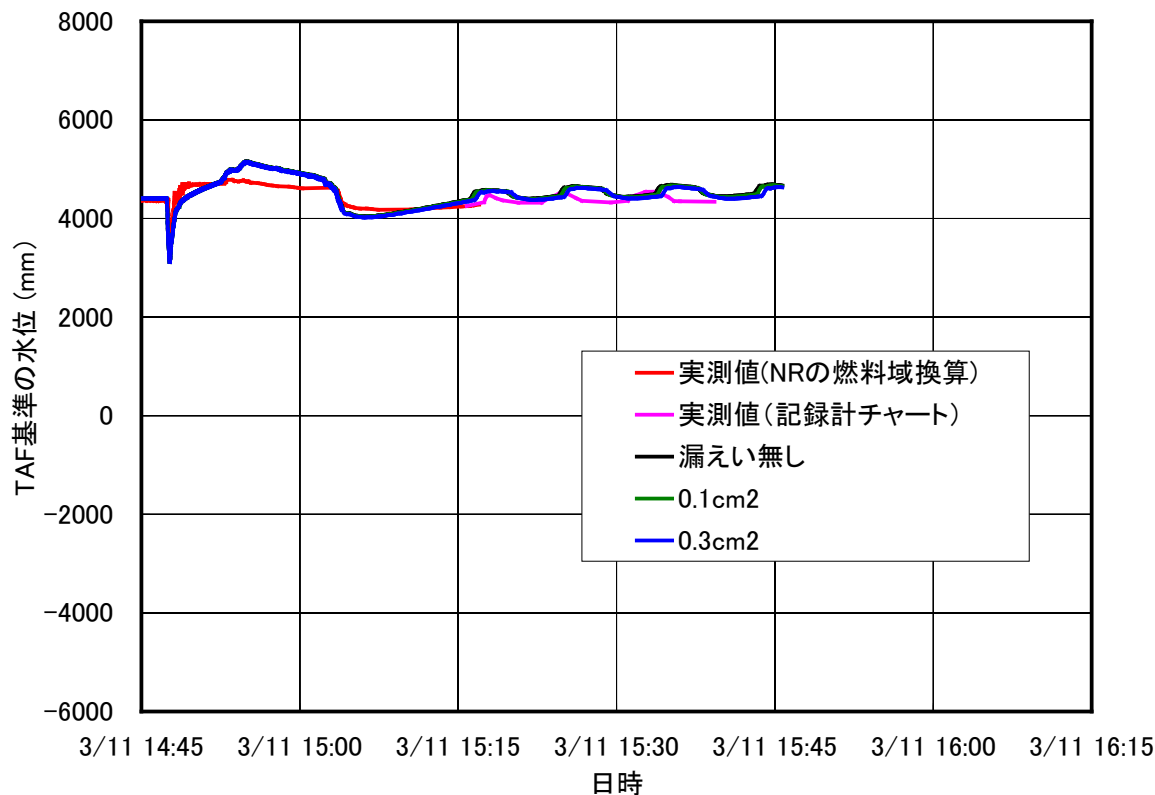
- ・蒸気相の漏えいの場合、圧力の低下が大きい。圧力の上昇速度も小さくなる。
- ・水位は、漏えいにより低下し、実測値と次第に乖離していくが、蒸気相の漏えいの場合には同じ漏えい面積に対し質量流量は小さいので、水位変化も小さい。



【2】 蒸気相漏えい(主蒸気ライン)

漏えい面積 0~0.3cm²のケース

(0.3cm²の場合、初期の漏えい流量は約0.72T/H (0.2kg/s))



・漏えい面積が0.3cm²以下の場合
は、原子炉圧力や原子炉水位の応
答の実測データとの差はほとんど
無い。

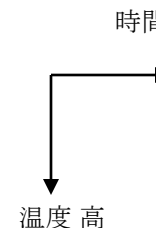
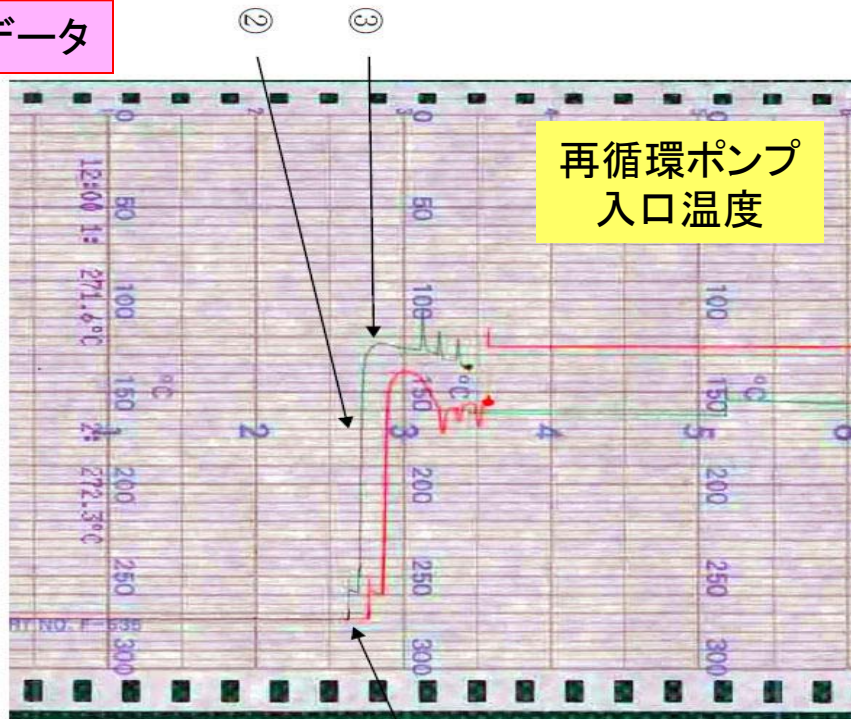
6. 再循環ポンプ入口温度挙動の検討

ICからの戻り水配管は、IC2基分が合わせてB系の再循環ポンプ入口に接続されている。IC作動時、冷たい戻り水により再循環ポンプB系入口温度が低下するが、IC戻り水配管が接続されていないA系も、B系の温度挙動に呼応した挙動を示している。

このため、A系再循環配管の漏えい等の異常の可能性が議論されている。この温度挙動について検討した。

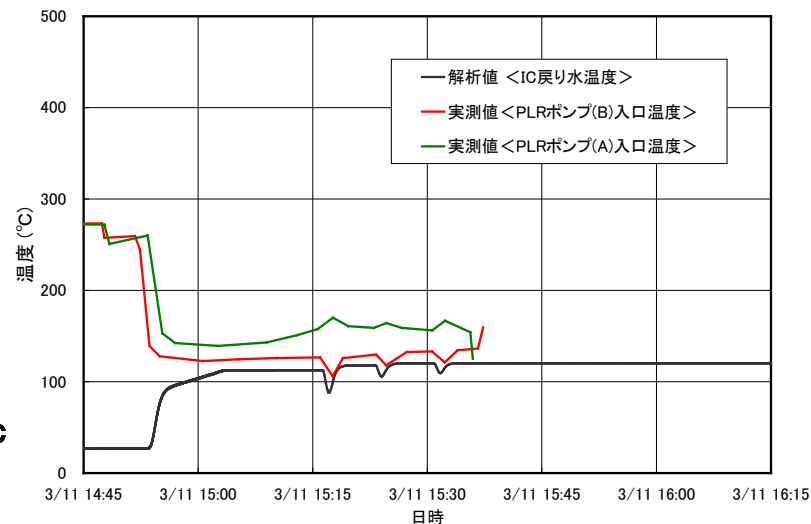
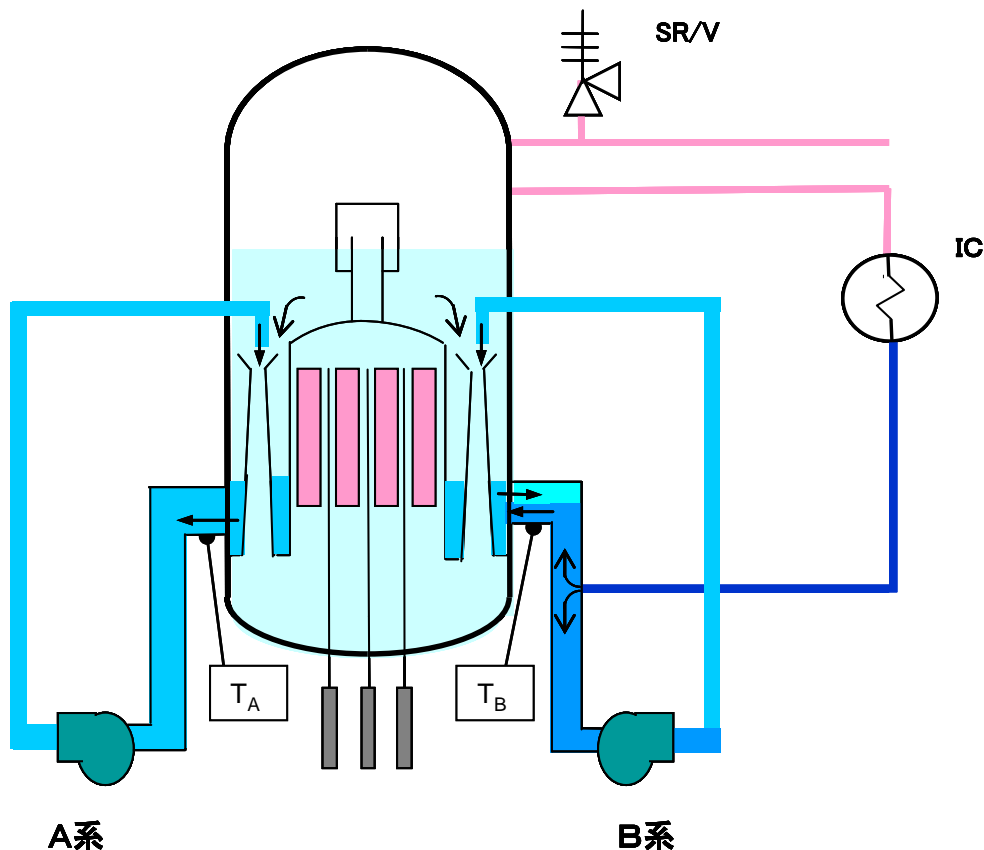
記録計チャートのデータ

TR-260-11	
No.1	原子炉再循環ポンプ(A)入口温度
No.2	原子炉再循環ポンプ(B)入口温度



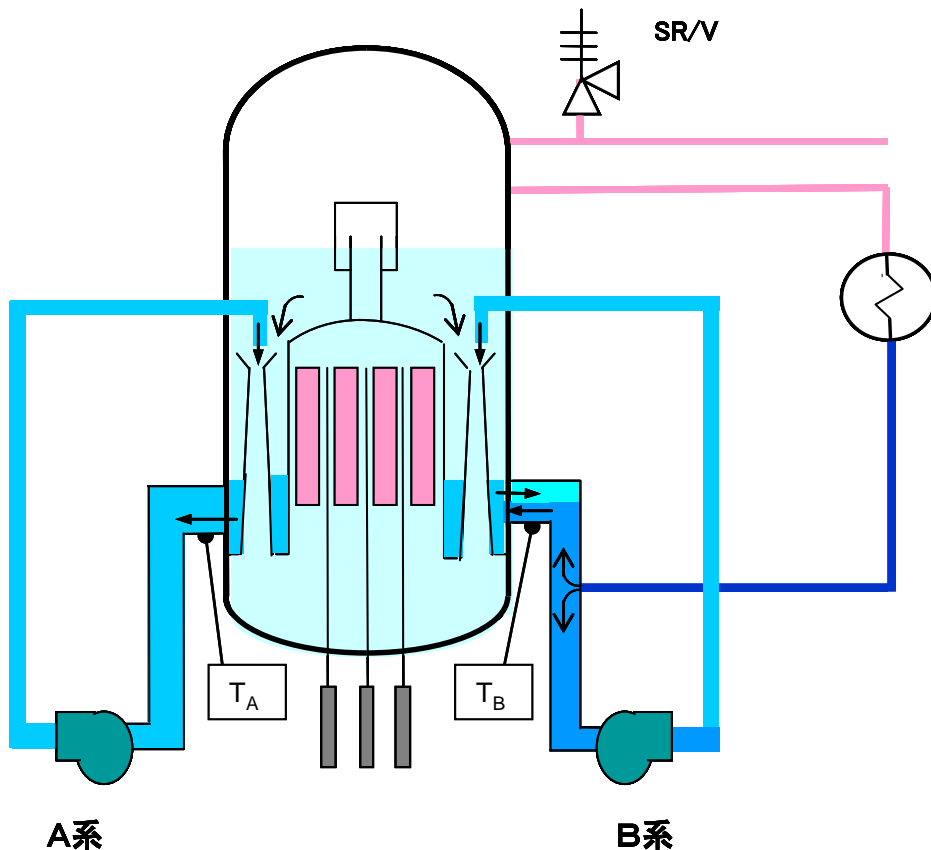
- ① 14時46分 地震によるスクラム
- ② スクラムによる出力低下、非常用復水器作動による減圧、低温水注入による温度低下
- ③ 自動起動した非常用復水器の停止

再循環ポンプ入口温度挙動の考察



- ①ICの作動により、再循環ラインB系に冷たい水が注入されると、再循環ラインの自然循環が減少していく。
- ②IC戻り水の一部は、ダウンカマ側に逆流する。温度計(B)は、IC注入箇所より圧力容器側に設置されているため、この温度が低下する。
- ③ダウンカマ下部は流れが停滞している部分なので、この部分の温度も低下していく。
- ④再循環ラインA系は、ポンプトリップ後もわずかに自然循環しているため、このダウンカマの低温の水が、流れ込んでいく。このため、温度計(A)の温度も低下する。
- ⑤ICが停止すると、これらの部分の温度は上昇していくが、圧力容器内のダウンカマ部の温度の上昇が大きい。
- ⑥IC(1台)が3回操作されたときには、温度計(B)は、戻り水と同じように、温度低下する。
- ⑦A系の温度計(A)は、ダウンカマの高温水が流入するので、IC作動時に高くなるような変化をする。

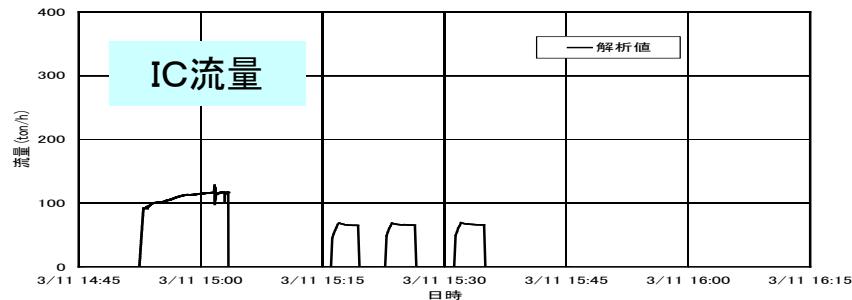
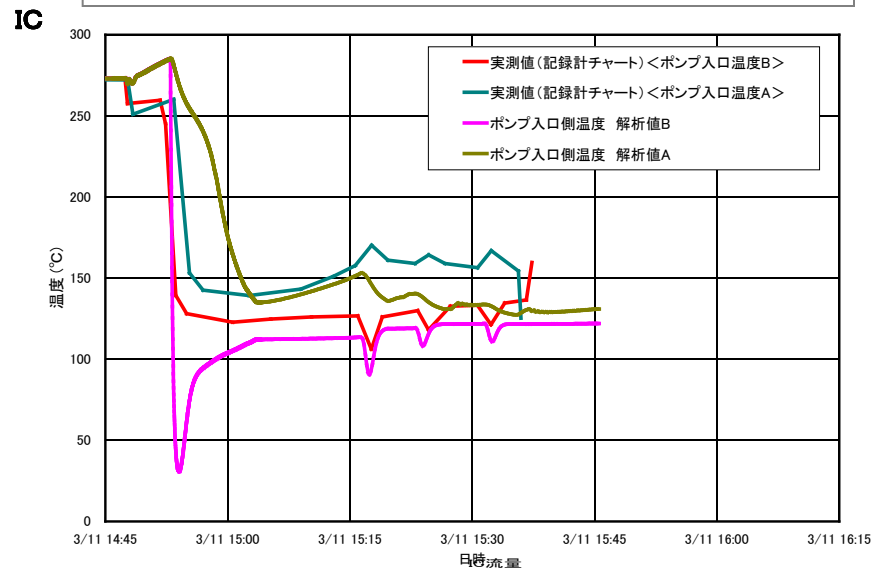
再循環ポンプ入口温度挙動の検討



・RELAPコードは、1次元コードであり、低温水が管内の下方を逆向きに流れる様な状態は模擬できない。1次元コードでは、正味の流れに対するバランスを解いている。

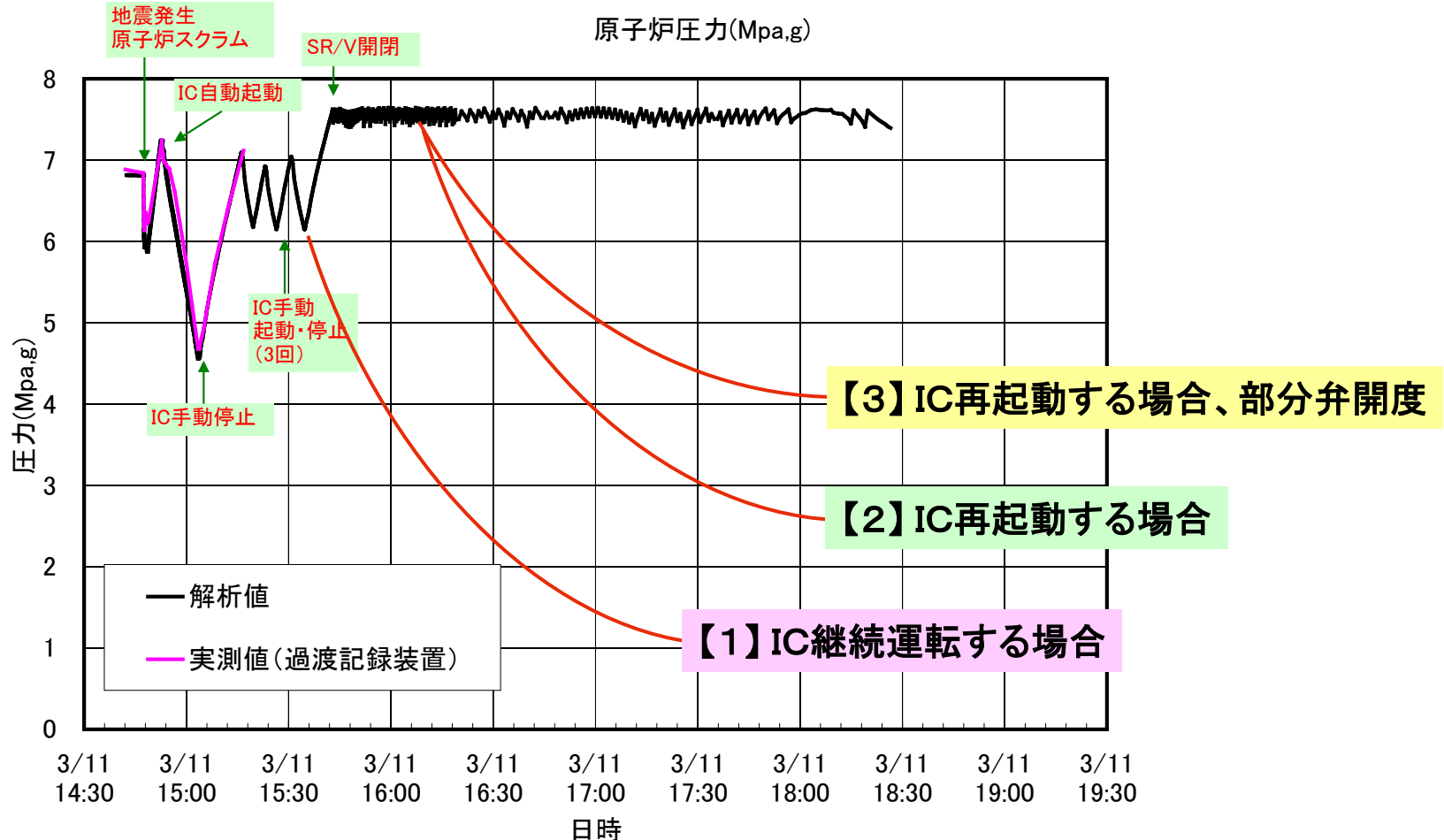
・IC注入時に強制的にB系の流動抵抗を大きくし、冷水が全て逆流する極端なケースを解析した。ICからの注入水が逆流し、温度計(B)が低下する。ダウンカマを通過し、温度計(A)も低下する様子が、解析されている。

・さらに検討する必要があるが、ある程度、温度挙動が説明可能と思われる。



7. 非常用復水器の継続運転を仮定した感度解析

ICの運転操作とそれに伴う原子炉挙動を検討するため、津波襲来以降、仮にICが継続運転された場合、あるいは直流電源が復旧されるなどによりICが再起動された場合を仮定して感度解析を行った。ICが再起動のケースについては、弁が全開でない場合についても検討した。



IC継続運転を仮定した感度解析ケース

【1】IC継続運転の場合（津波襲来時にICが運転状態）

- ・ ケース1A : ICタンクへの補給水無しの場合
- ・ ケース1B : ICタンクへの補給水有りの場合

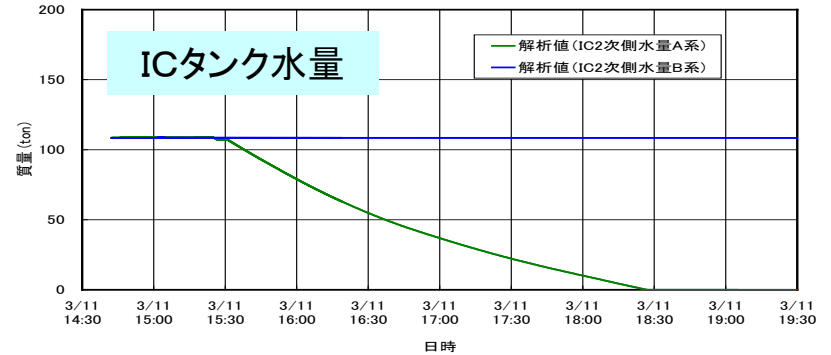
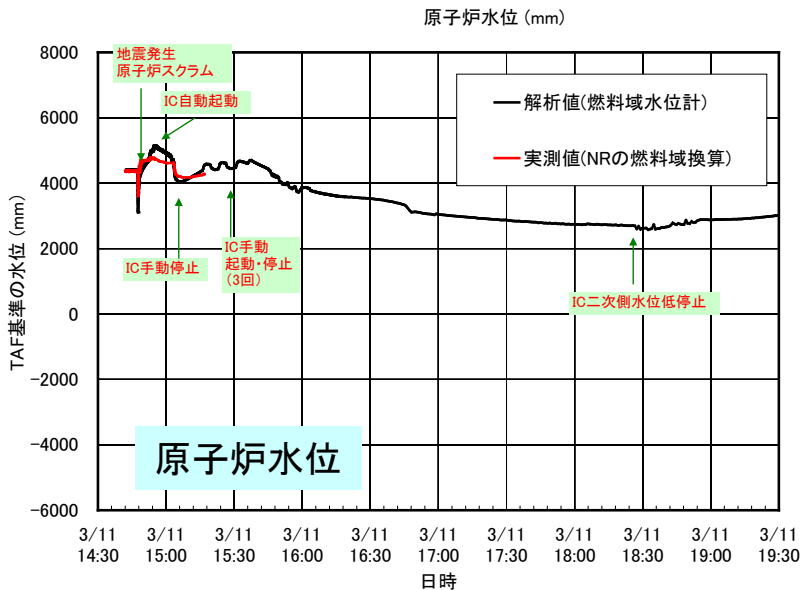
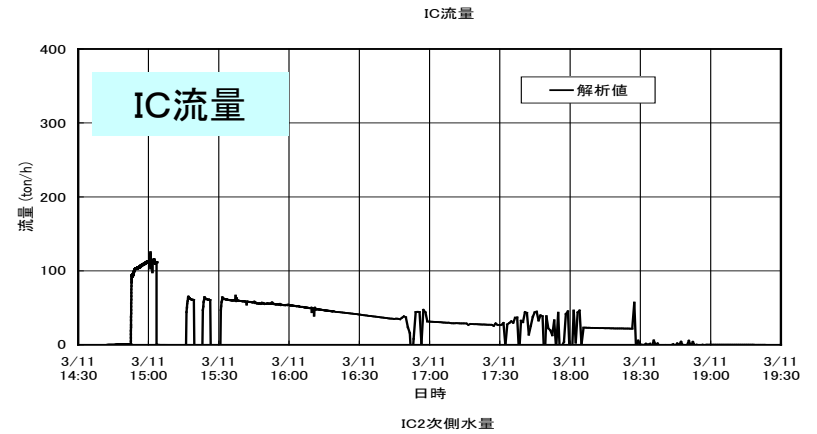
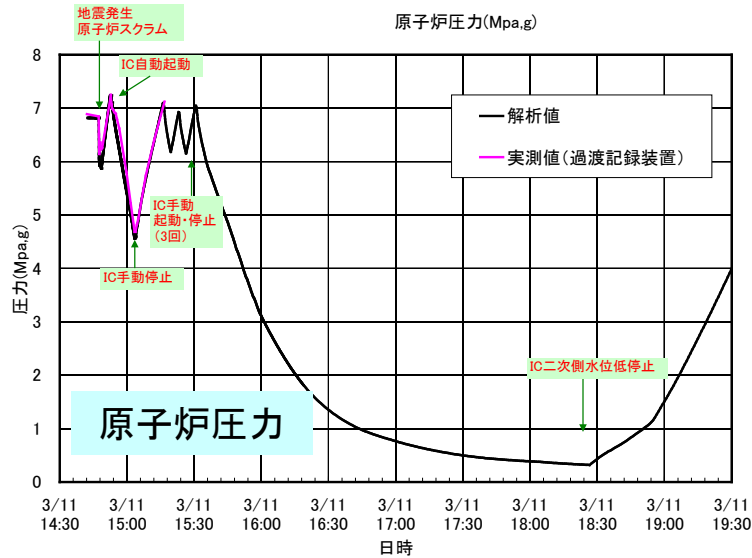
【2】IC再起動に成功する場合（津波襲来時にICが停止状態）

- ・ ケース2A : 炉心が露出後にIC再起動の場合
- ・ ケース2B : 炉心が露出前にIC再起動の場合

【3】IC再起動に成功する場合、部分開度の影響

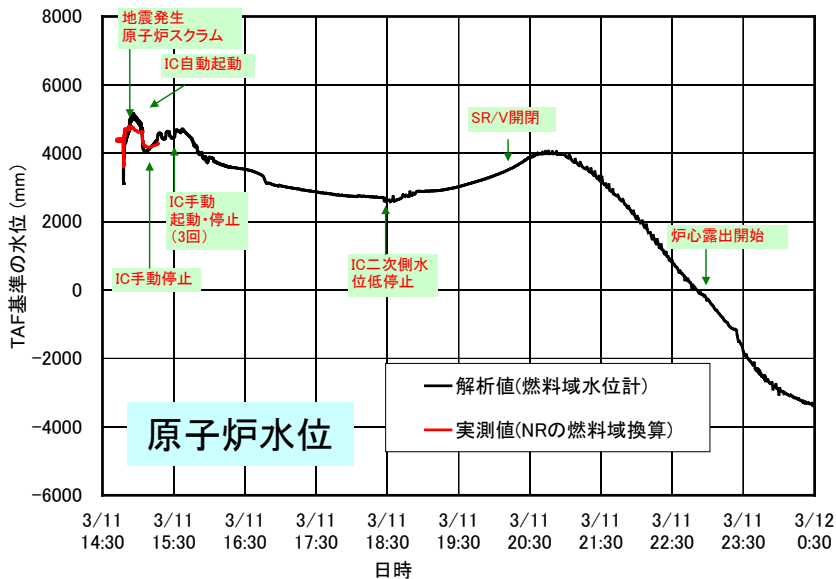
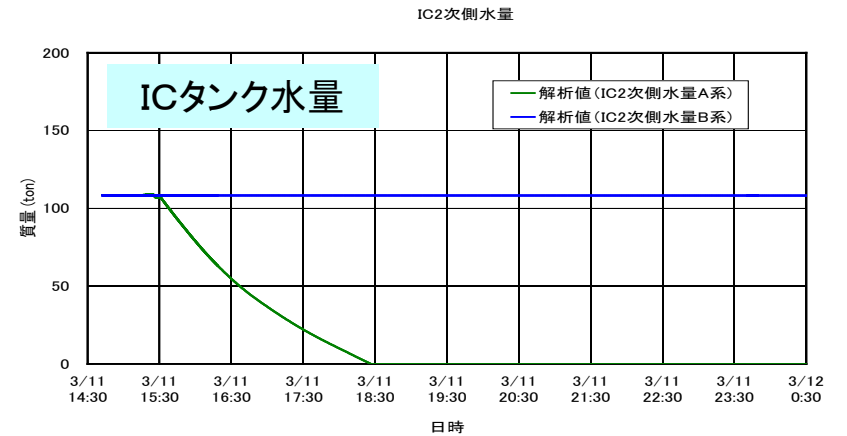
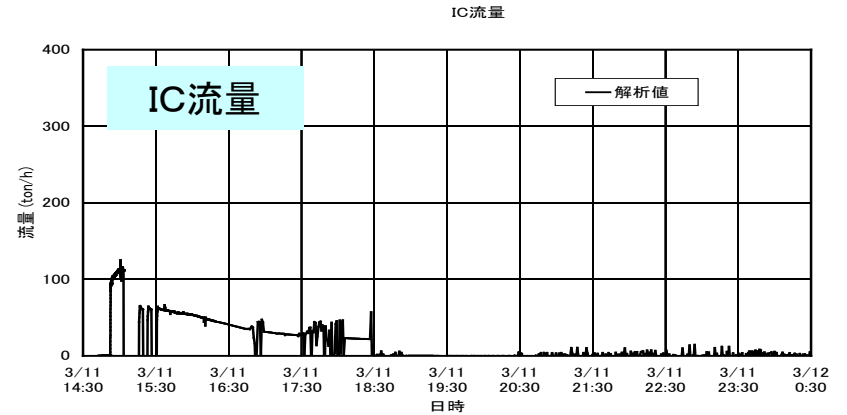
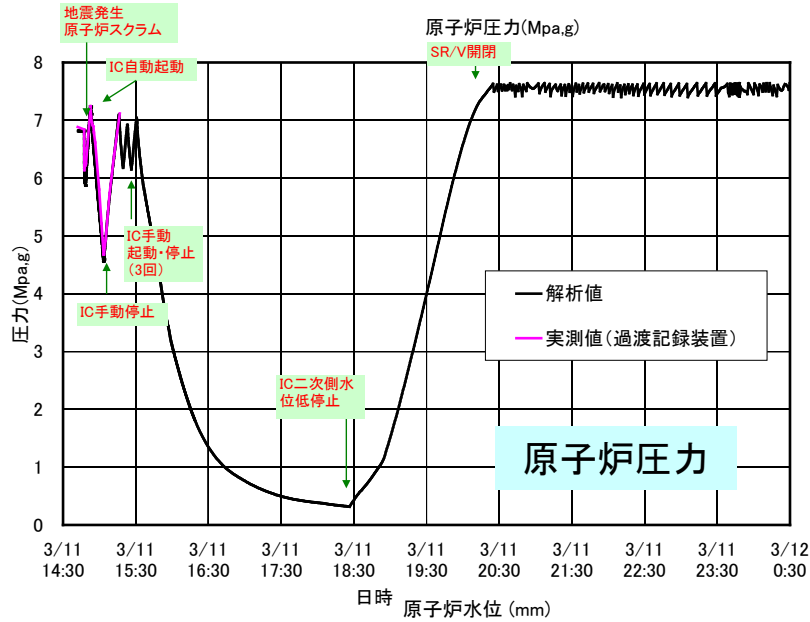
- ・ ケース3A : 50%開度のケース
- ・ ケース3B : 25%開度のケース
- ・ ケース3C : 10%開度のケース

【1】ケース1A : IC継続運転、ICタンクへの補給水無し(初期5時間)



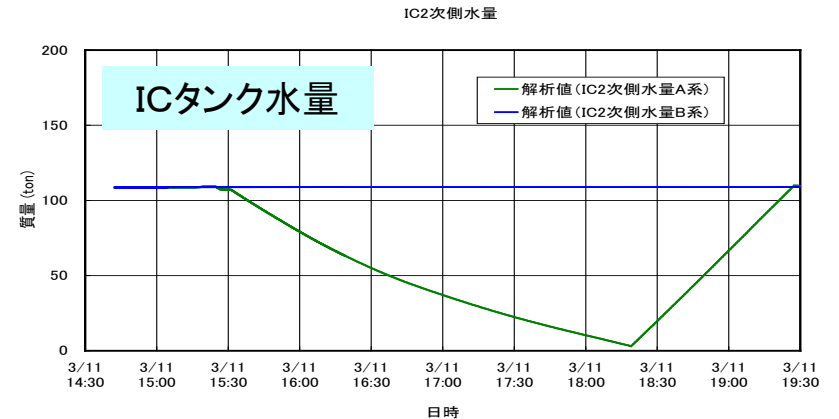
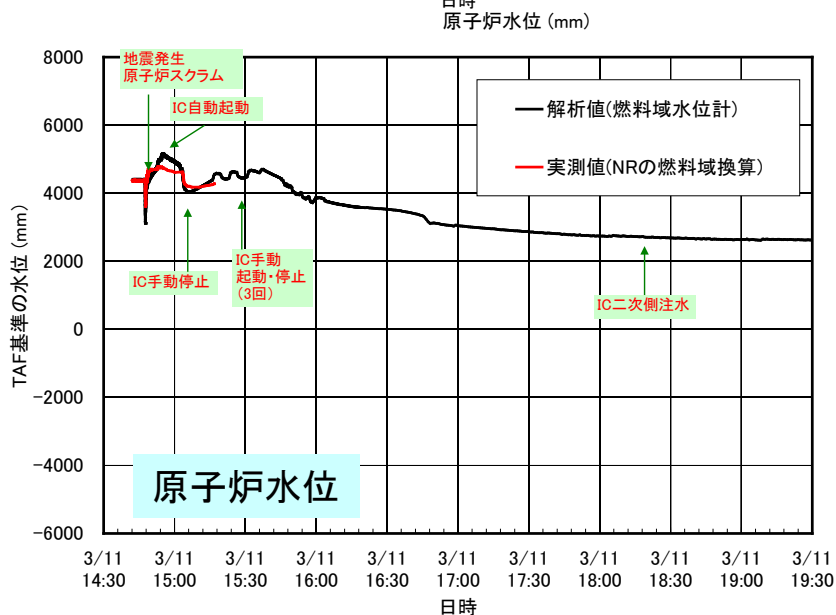
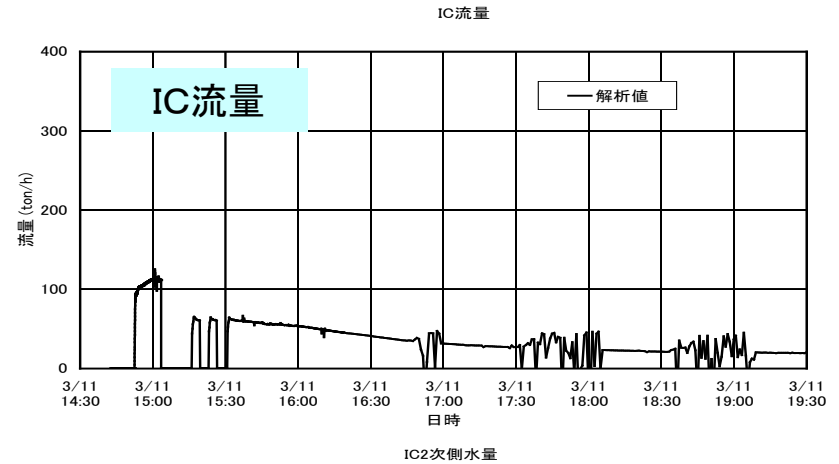
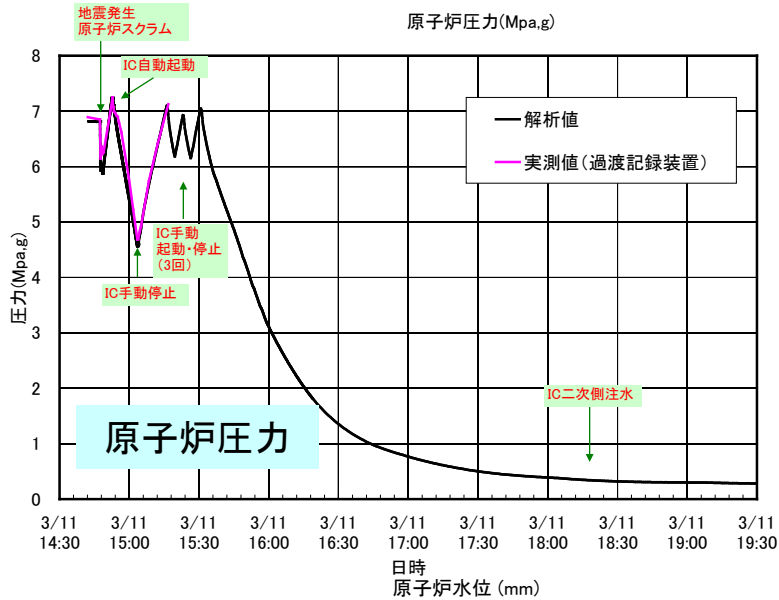
・津波襲来時にICが運転状態であり、運転が継続できた場合は、原子炉圧力は低下していくが、原子炉水位は維持される。事象開始後約3.5時間には、ICの二次側保有水が無くなるので、ICが停止する。このため、原子炉圧力は上昇していく。

【1】ケース1A : IC継続運転、ICタンクへの補給水無し(初期10時間)



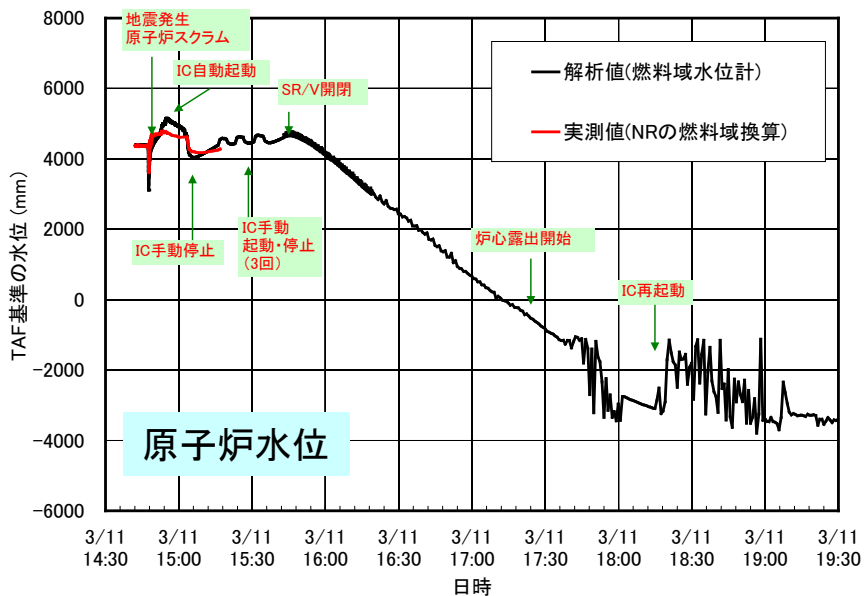
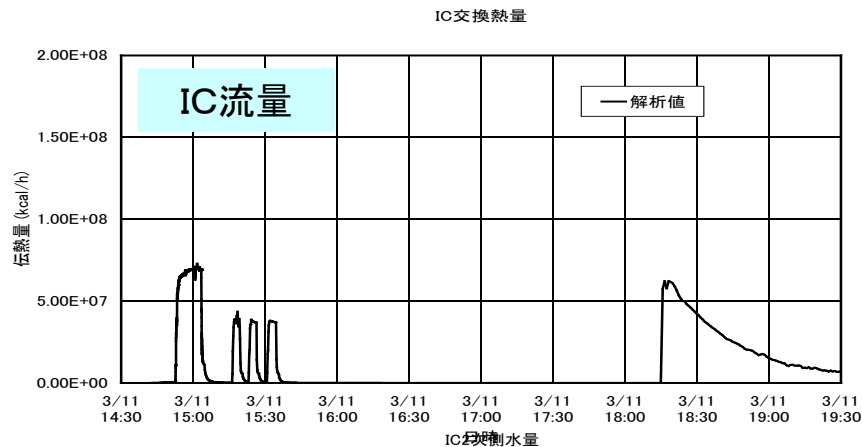
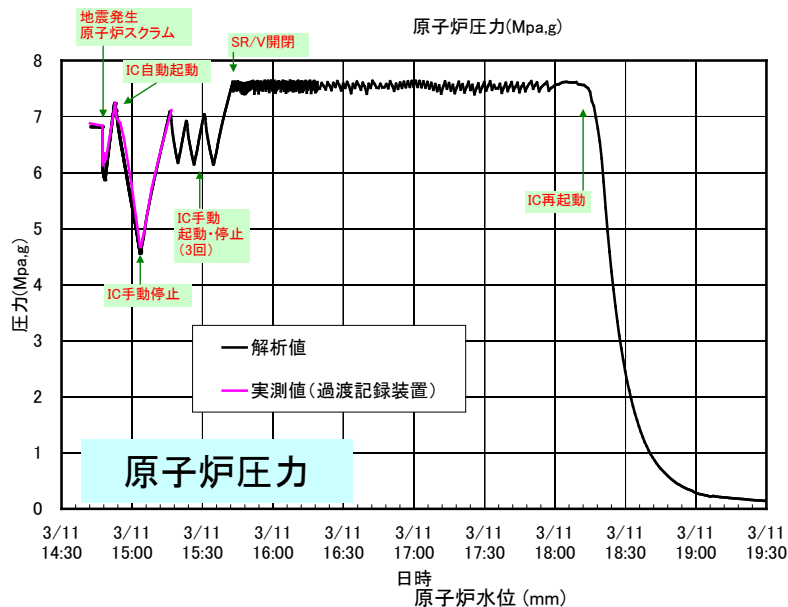
・ 事象開始後約5時間には逃し安全弁が開き、開閉が続く。これにより、原子炉水位が低下して行き、事象開始後約8時間(22:40頃)に炉心の露出が開始している。

【1】ケース1B : IC継続運転、ICタンクへの補給水有り(初期5時間)



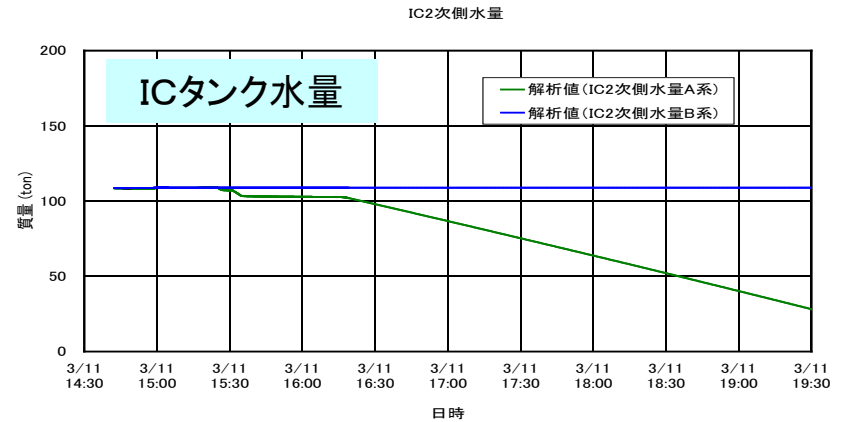
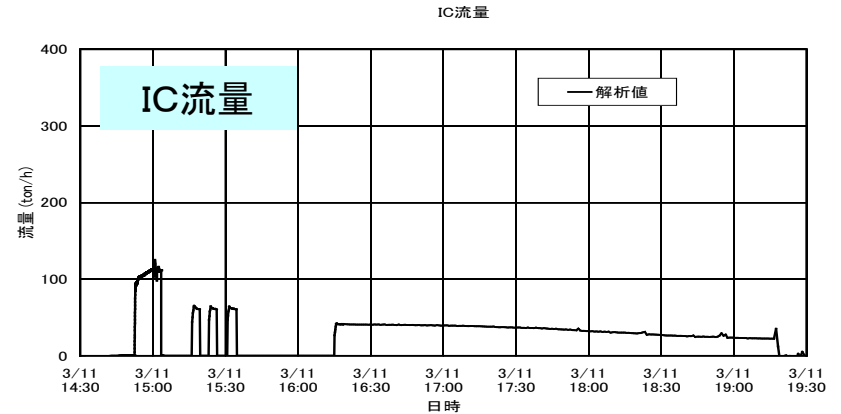
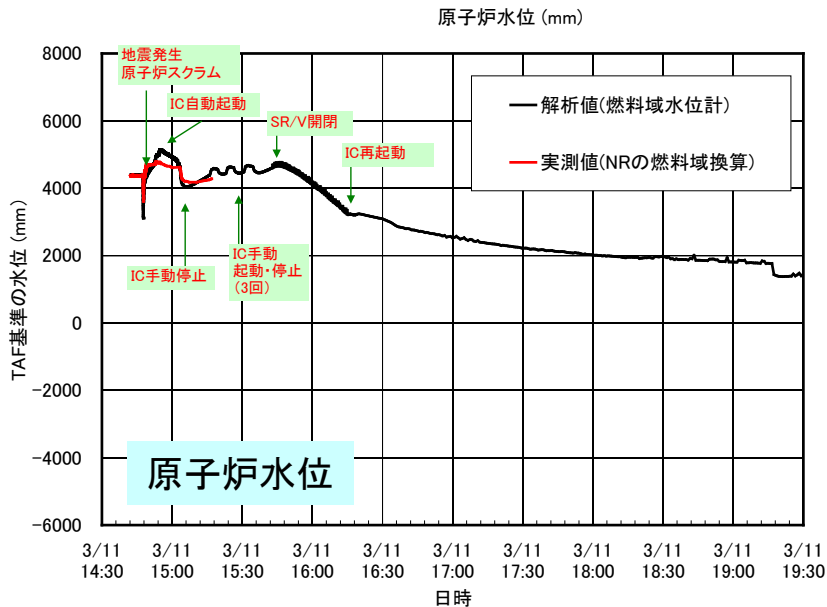
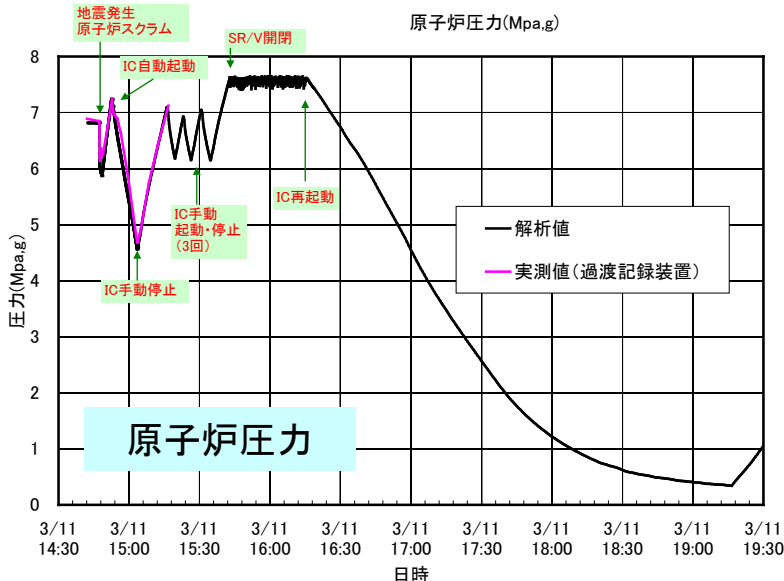
・津波襲来時にICが運転継続できた場合は、事象開始から約3.5時間後には、ICの二次側保有水が無くなるが、さらに、ICタンクへの補給水が成功した場合は、ICの運転が継続する。逃し安全弁は開かないため原子炉水位は低下せず、炉心は健全に保たれる。

【2】ケース2A : IC再起動、炉心露出後(初期5時間)



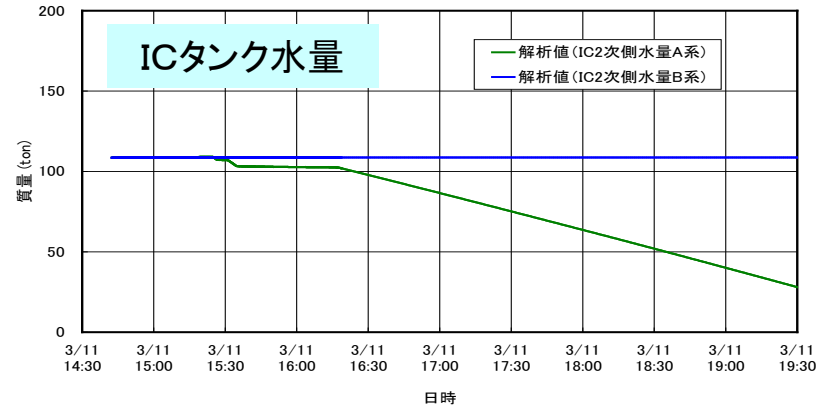
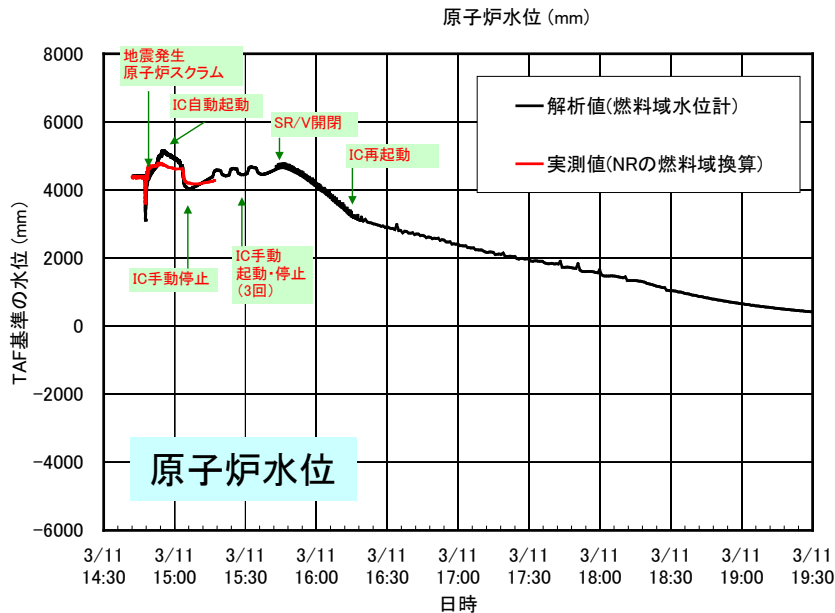
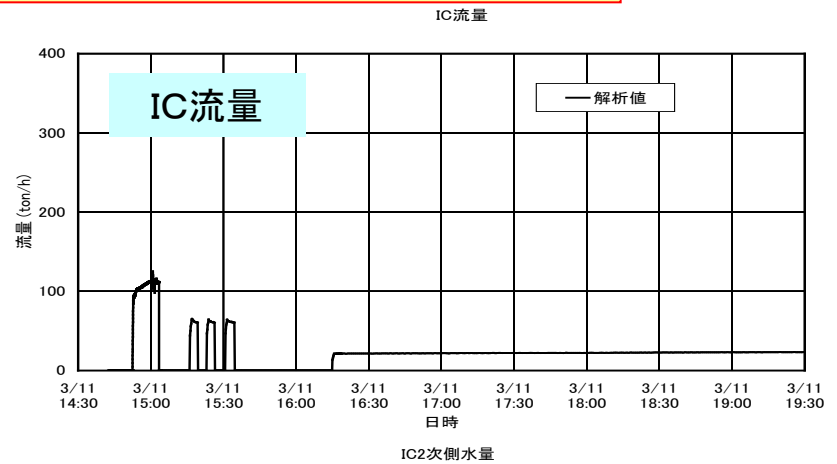
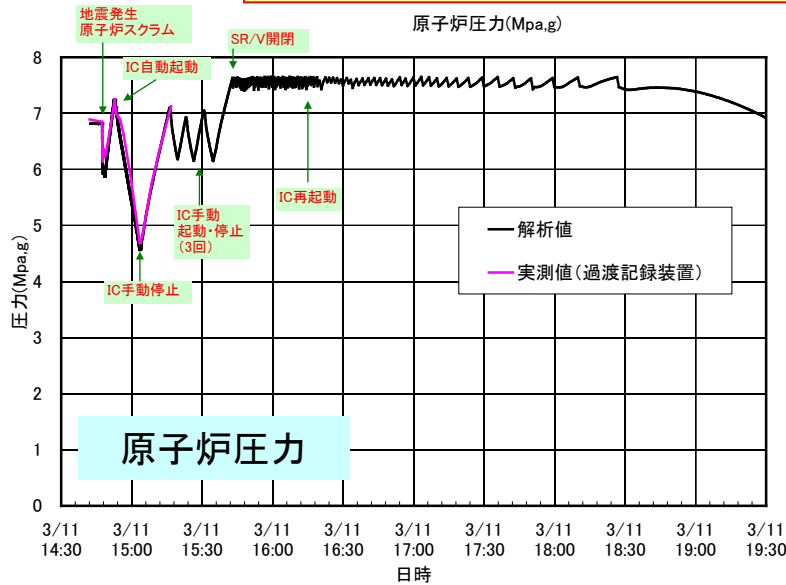
・ICの弁操作により、ICが再起動した(18:15と仮定)ケースを解析した。(時系列記録によれば、18:18頃にICの弁開操作が行われている。)この時点で、炉心は露出しているため、原子炉水位は回復することなく、炉心露出が継続している。

【3】ケース3A : IC再起動、50%開度(初期5時間)



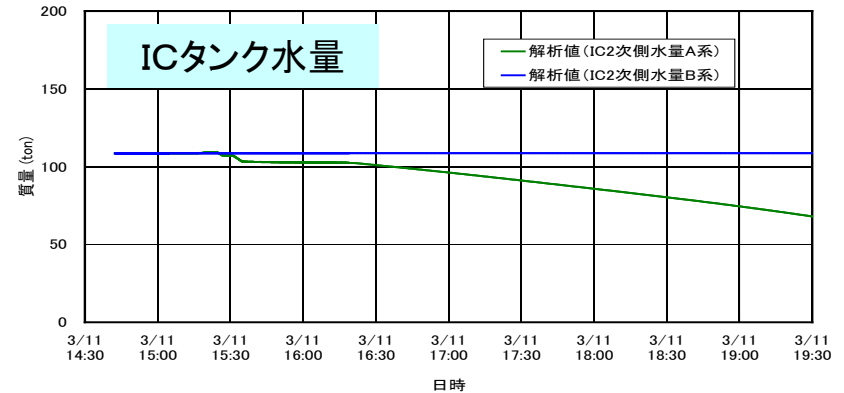
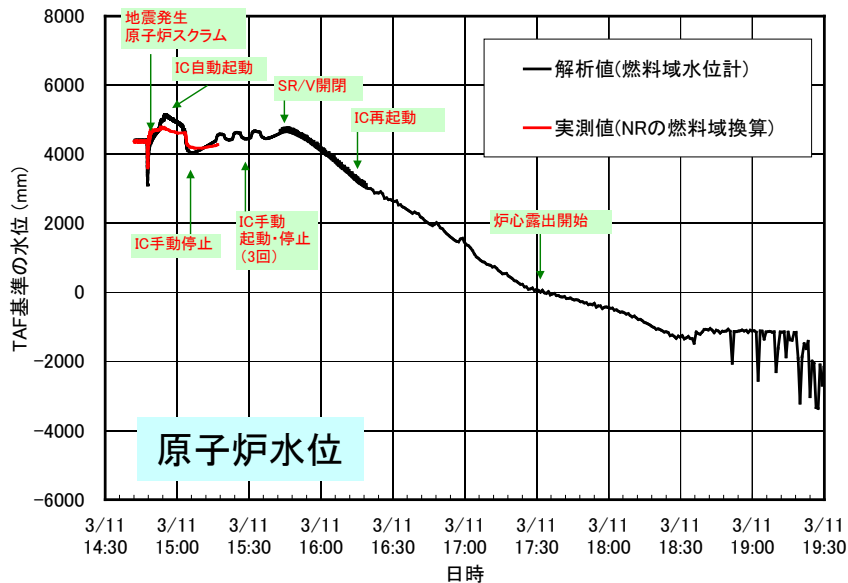
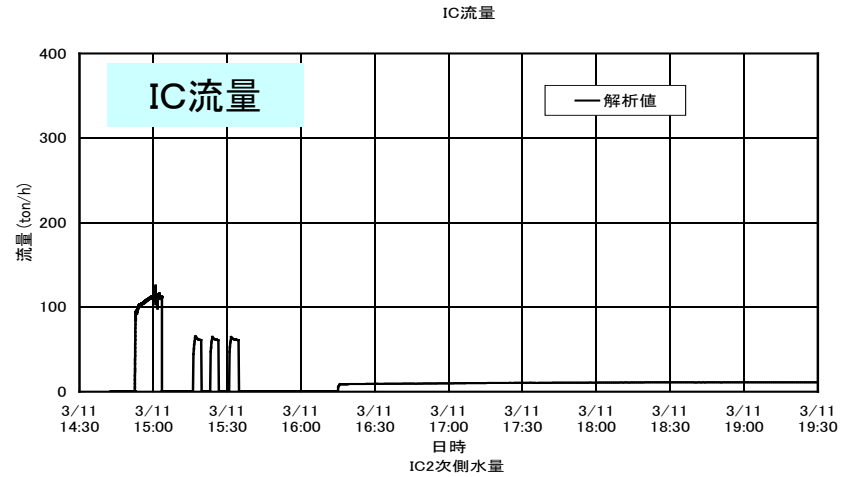
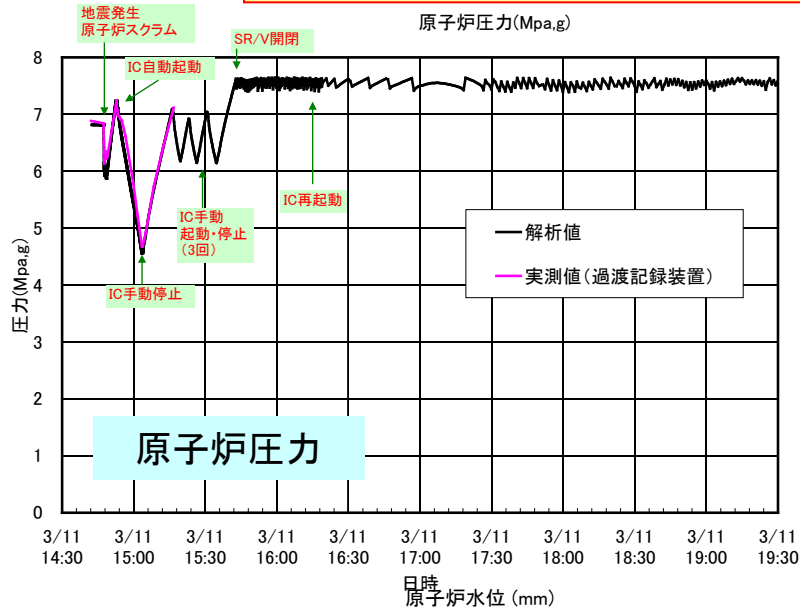
・ICの弁操作により、ICが再起動した(16:15と仮定)条件で、かつ、弁が全開で無い場合の解析を行った。弁開度を50%に絞り、ICの流量を60%程度とした。このIC流量でも崩壊熱は除去されるため、原子炉圧力は低下して、原子炉水位は維持される。

【3】ケース3B : IC再起動、25%開度(初期5時間)



・弁開度を25%に絞り、ICの流量を30%程度とした。このIC流量では、原子炉圧力は低下せず逃し安全弁の開閉が続き、原子炉水位は低下していく。崩壊熱が減衰し、ICの除熱量が勝る時間になると原子炉圧力は低下し、逃し安全弁は閉止する。水の流出が無くなるため、その後は原子炉水位は維持されることとなる。

【3】ケース3C : IC再起動、10%開度(初期5時間)



・弁開度を10%に絞り、ICの流量を10%程度とした。
 このIC流量では、原子炉圧力は低下せず逃し安全弁の開閉が続き、原子炉水位は低下していく。崩壊熱がICの除熱量より大きいため、逃し安全弁の開閉が続き、炉心露出に至ることとなる。

8. まとめ

- 福島第一原子力発電所1号機について、事故の初期事象を解析し、実測値(過渡記録装置データ及び記録計チャート)と比較することにより、非常用復水器(IC)作動時の原子炉挙動を検討した。
- IC作動時に原子炉圧力が急速に低下している点に関して、破損による漏えい等の可能性が議論されているため、漏えいを仮定した感度解析を行った。ここで仮定した漏えい面積 0.3cm^2 以下の場合には、原子炉圧力・原子炉水位の解析結果と実機データとに有意な差は無い。
- IC作動時の再循環ポンプ入口温度(A,B)挙動に関して検討した。解析コードの制約により詳細な模擬は出来ないが、B系に注入されたIC戻り水が、ダウンカマを介してA系へ流入しているものと推定される。
- 津波襲来以降、仮にICが継続運転された場合、あるいは再起動された場合の原子炉挙動について検討した。炉心露出以前にICが作動し、ICタンクへの補給水が可能な場合には、逃し安全弁の長時間の作動が回避され、原子炉水位が維持される。

【付録1】原子炉圧力急減に関するFTA

原子炉圧力急減に関するFTA

地震スクラム後のMSIV閉鎖による原子炉圧力の上昇は、IC作動による急速圧力低下により抑制されたとされている。IC作動の圧力低下はかなり大きいため、他の要因(漏洩等)も考えられ、議論が行われている。

この検討のため、次頁のFTAにより圧力低下に至る要因を抽出し検討した。IC以外に原子炉圧力低下に至る要因としては、

- (1) SRV等の作動
- (2) 漏洩・破断(液相、気相)
- (3) 一次系の急速冷却
- (4) 原子炉出力急減

が考えられるが、ここでは(3)(4)は考えにくいことから、(1)(2)について解析を行うこととした。

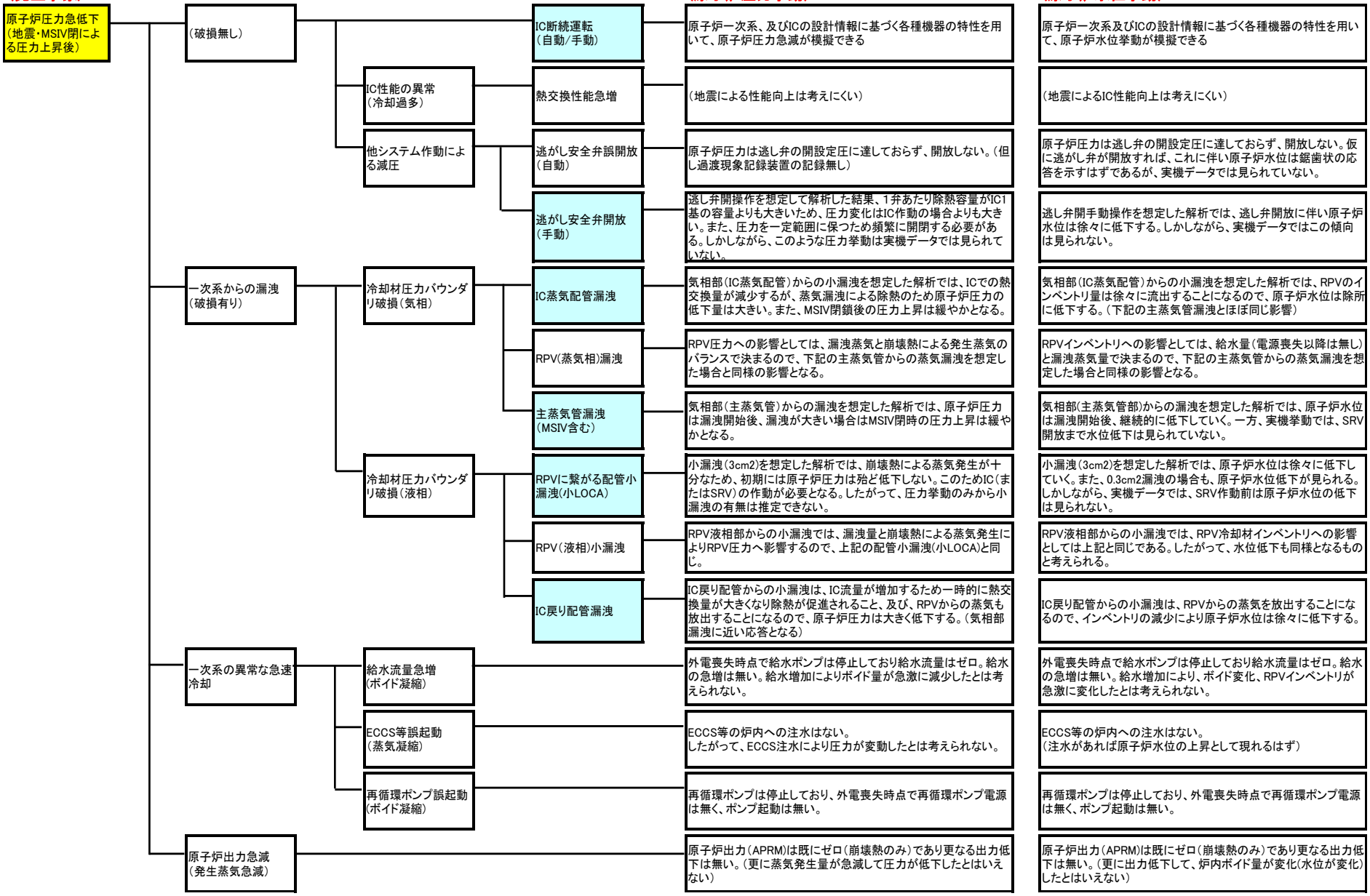
福島第一原子力発電所1号機 原子炉圧力急速低下に関するFTA

解析ケース

***** 評価結果 *****

(発生事象)

原子炉圧力急低下
(地震・MSIV閉による
圧力上昇後)



【付録2】原子炉圧力急減に関する感度解析

原子炉圧力急減に関する感度解析

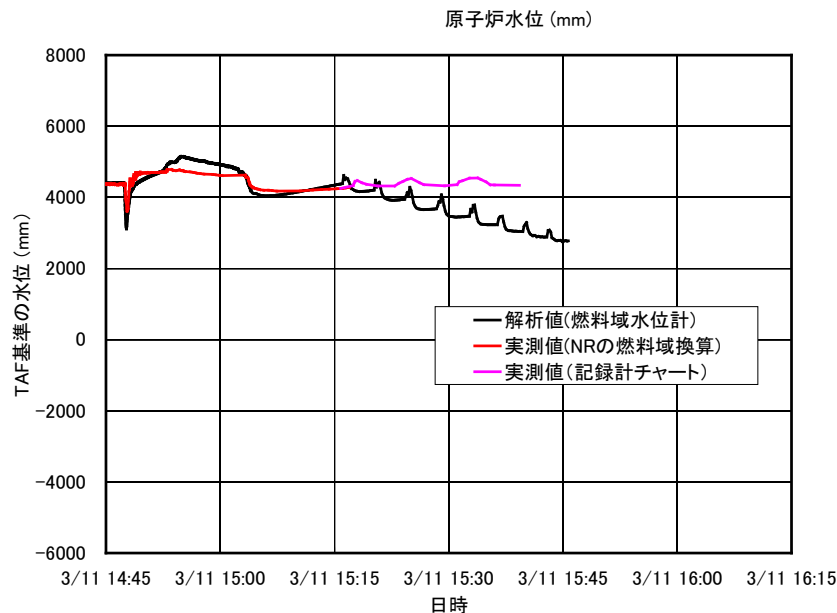
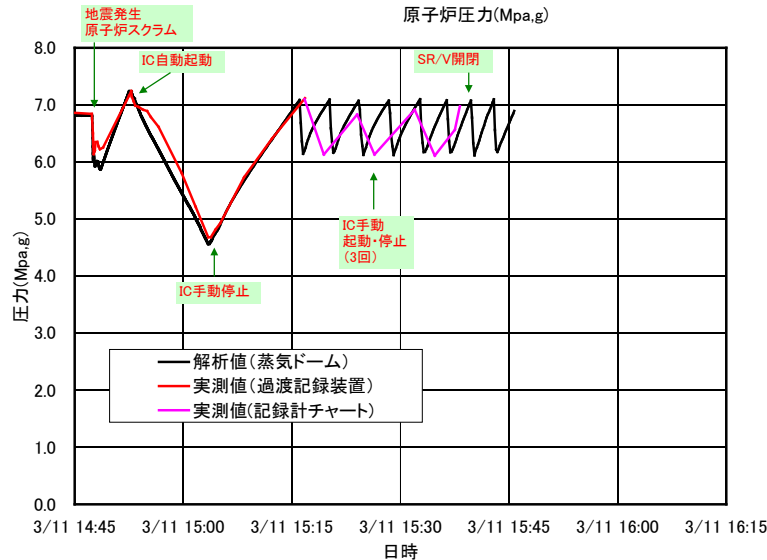
炉圧急速低下の要因(付録1参照)のなかで、可能性が考えられる以下の解析を実施した。

(1) 圧力抑制として、ICではなくSRVが作動した場合について、原子炉圧力、原子炉水位への影響を評価した。

(2) 炉内インベントリの変化の観点から主蒸気漏えい(気相)、再循環配管漏えい(液相)について、原子炉圧力、原子炉水位への影響を評価した。

また、今回の注目機器であるICの入口蒸気配管、戻り水配管からの漏えいについても評価した。

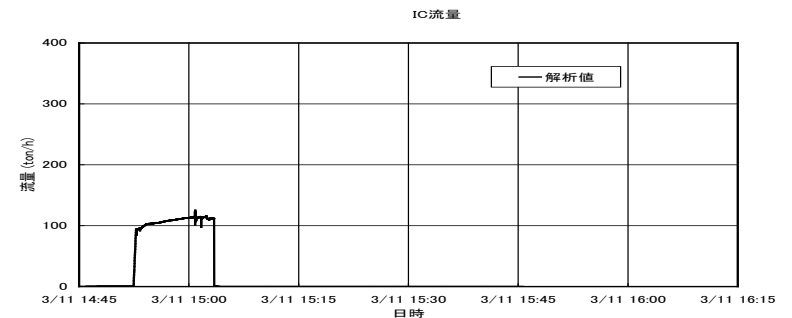
(1) 逃し弁による圧力調整操作の解析



・IC(1台)の手動起動・停止操作が3回行われたとされているが、この圧力調整操作が、逃し安全弁で行われたとした場合の解析を行った。

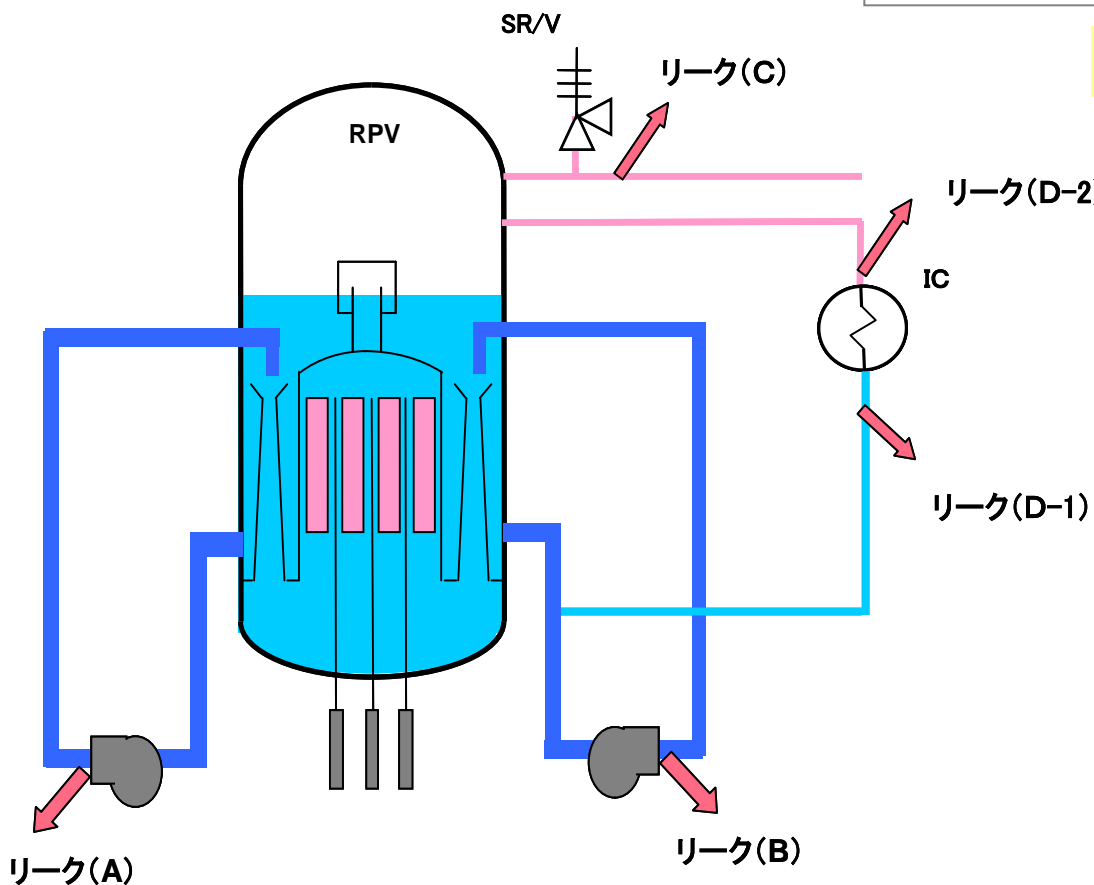
・逃し安全弁1弁の方が、IC1台の蒸気流量より大きいので、圧力変化は大きくなる。このため圧力を一定範囲に保つため頻繁に開閉する必要がある。また、水位がこれにより、低下していく。

・しかしながら、このような圧力・水位挙動は実機データでは見られていないことから、逃し弁が操作された可能性は、小さいものと考えられる。



(2) 漏えい解析

漏洩箇所の想定



・申請書記載の中小破断事故(破断面積74cm²)や大破断事故(破断面積0.28m²)の場合は、水位が数十秒の短時間で炉心露出まで低下している。今回の事象初期に漏えいが発生したとしても、極小の漏えい面積と考えられる。直径2cm程度の配管破断に相当するリーク面積(3cm²)の場合を中心に解析を行った。

解析ケース

漏えい箇所	漏えい面積(cm ²)	ケース名
再循環ライン、IC非接続側(A)	0.1	A-1
	0.3	A-2
	3	A-3
再循環ライン、IC接続側(B)	0.3	B-1
	3	B-2
蒸気相(主蒸気ライン)	0.1	C-1
	0.3	C-2
	3	C-3
IC戻り水配管(液相)	3	D-1
IC配管(蒸気相)	3	D-2

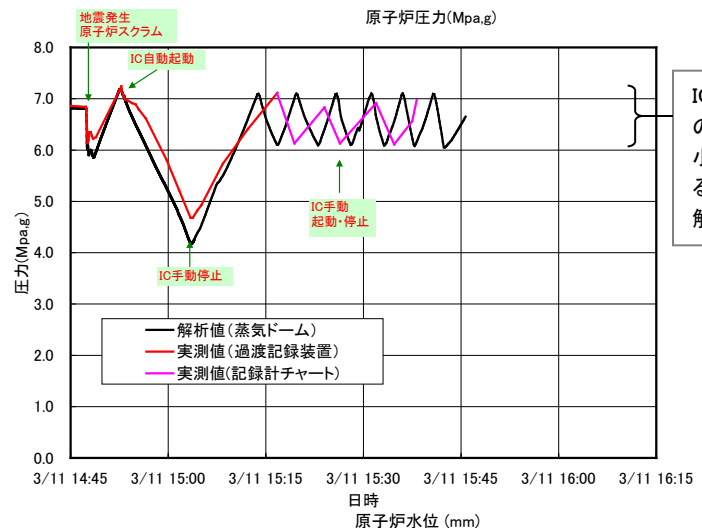
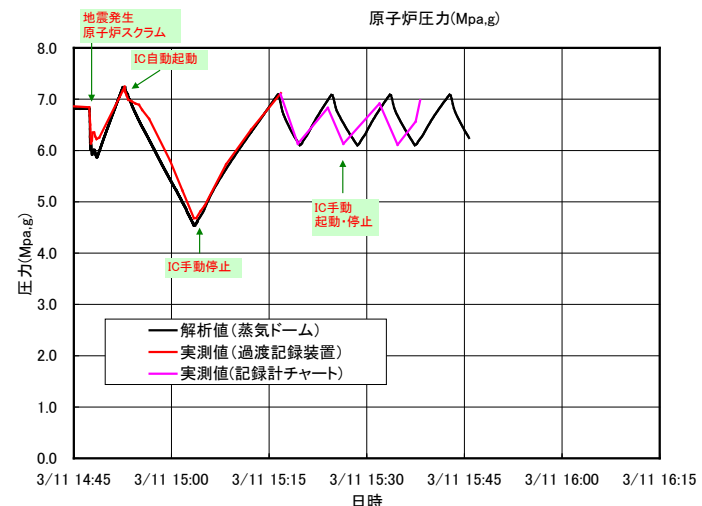
A-1、C-1の図は、A-2、C-2の図とほぼ類似であり、本文中に示したので、以下では省略した。

① 再循環ライン漏えい、IC非接続側(A)

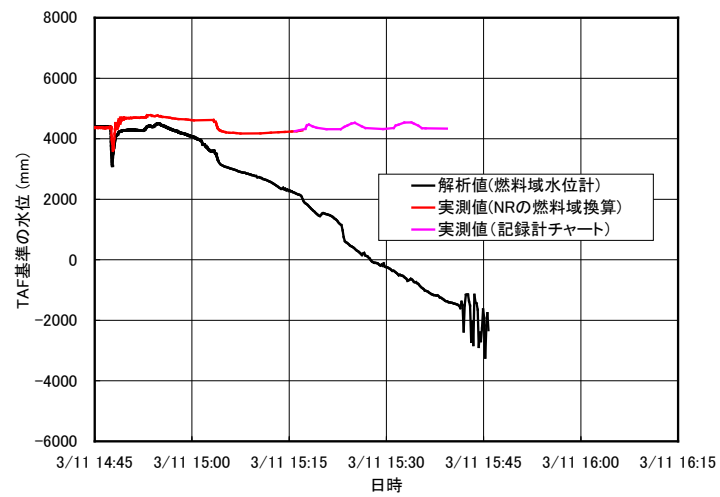
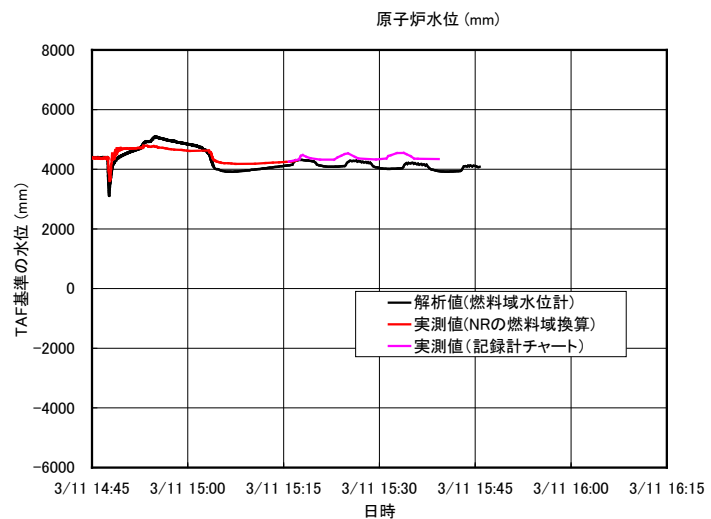
・漏えいが発生するとインベントリーが失われていくので、次第に圧の上昇速度は大きくなる。(同じ崩壊熱に対して、水が少ないため。) 水位は、実測値と次第に乖離していく。

A-2 漏えい面積 0.3cm²

A-3 漏えい面積 3cm²



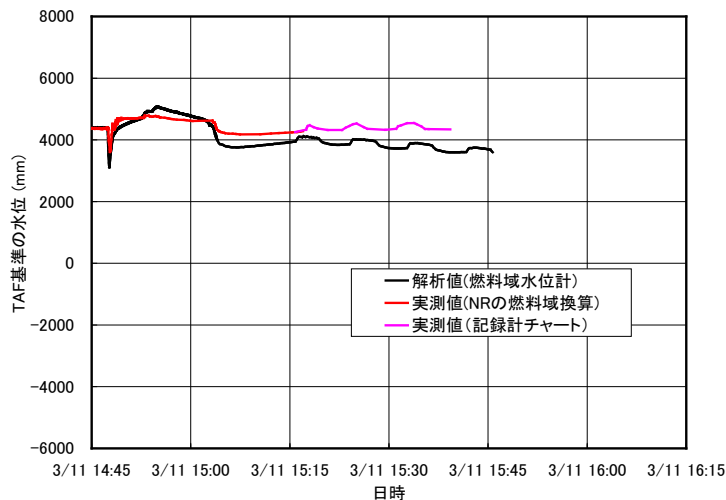
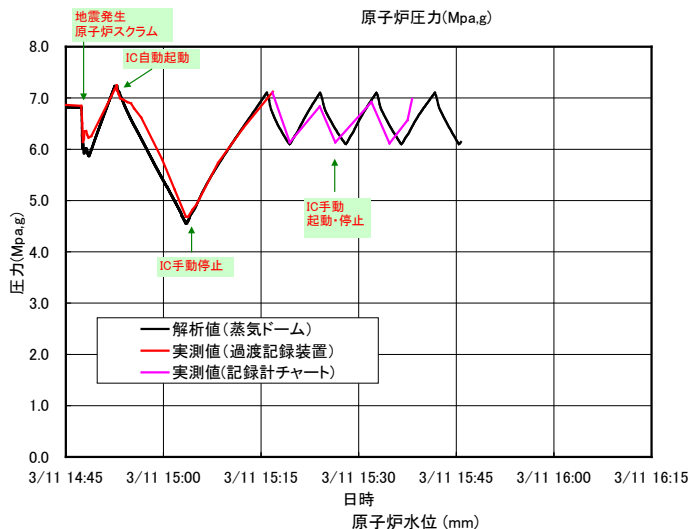
ICの手動操作は、実際の圧力データの最大最小の幅の中で、操作するとして解析した。他の解析も同様。



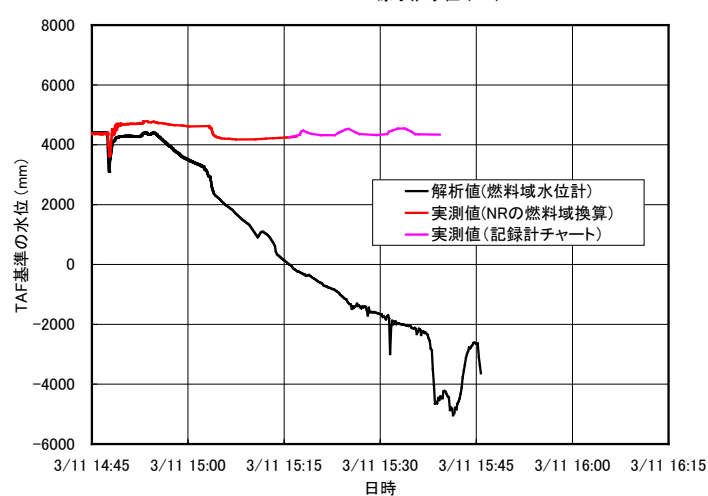
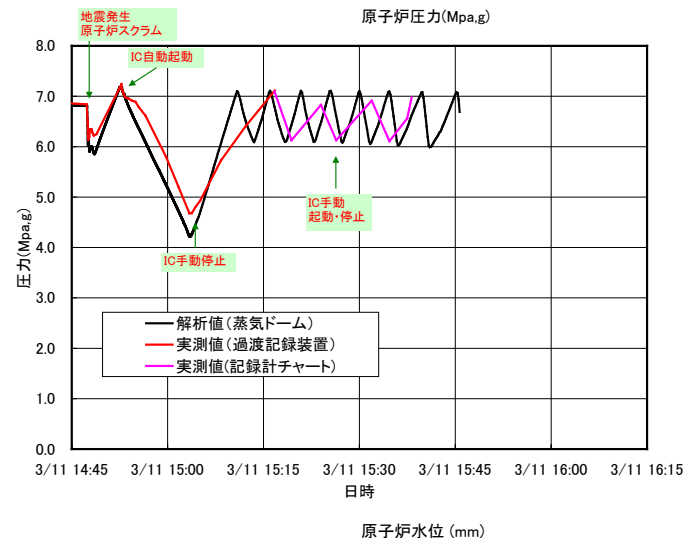
② 再循環ライン漏えい、IC接続側(B)

・IC接続側の漏えいの方が、漏えい水のエンタルピー小さい(冷たい)ために、臨界流量は大きくなり、水位の低下速度は、やや大きくなる。

B-1 漏えい面積 0.3cm²



B-2 漏えい面積 3cm²

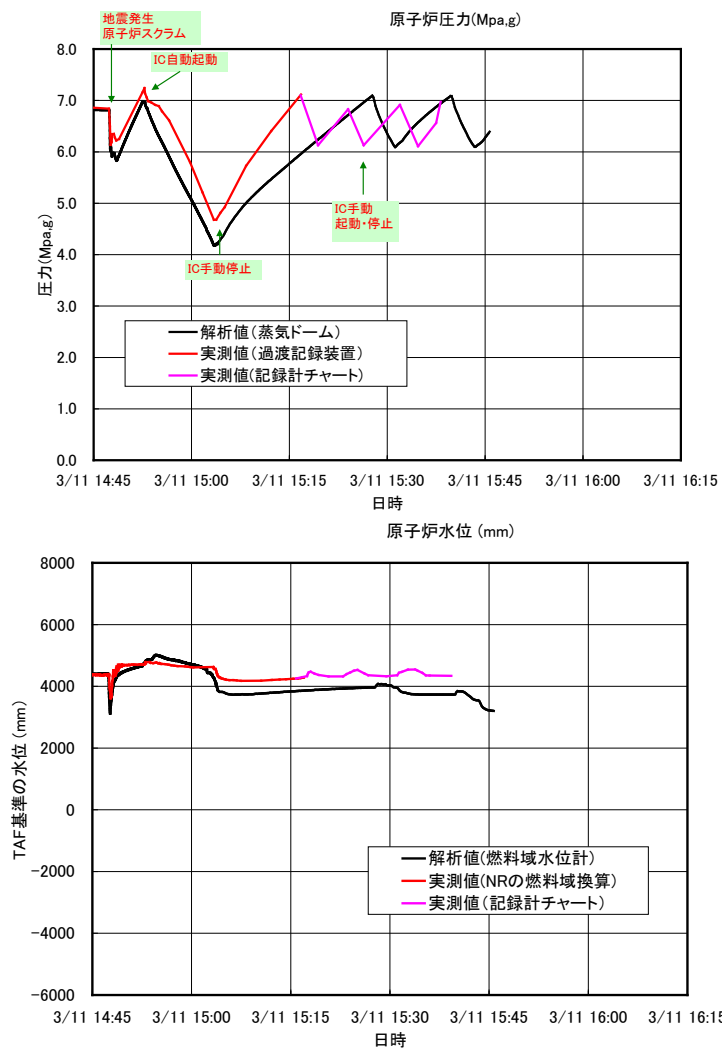
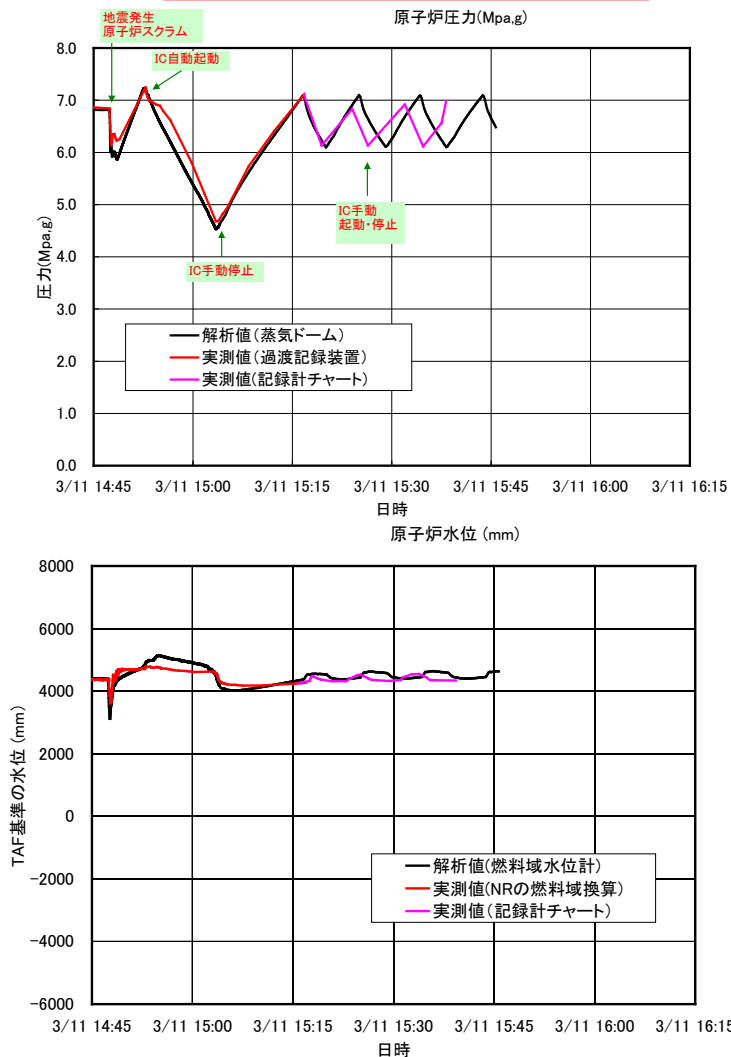


③ 蒸気相漏えい(主蒸気ライン)

・蒸気相の漏えいの場合、圧力の低下が大きい。圧力の上昇速度も小さくなる。

C-2 漏えい面積 0.3cm²

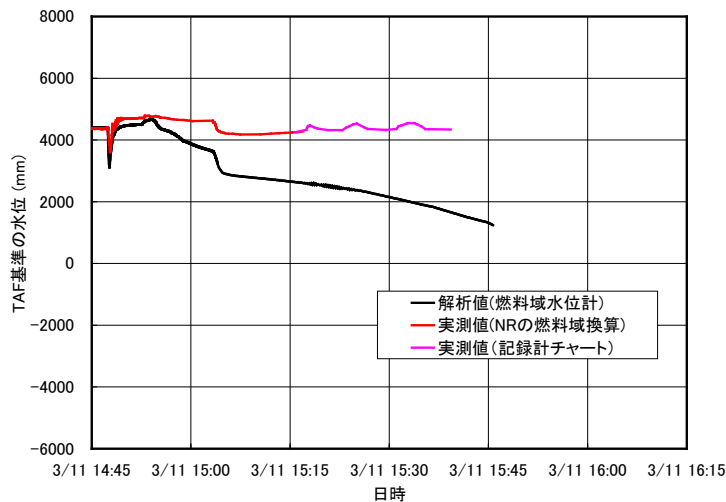
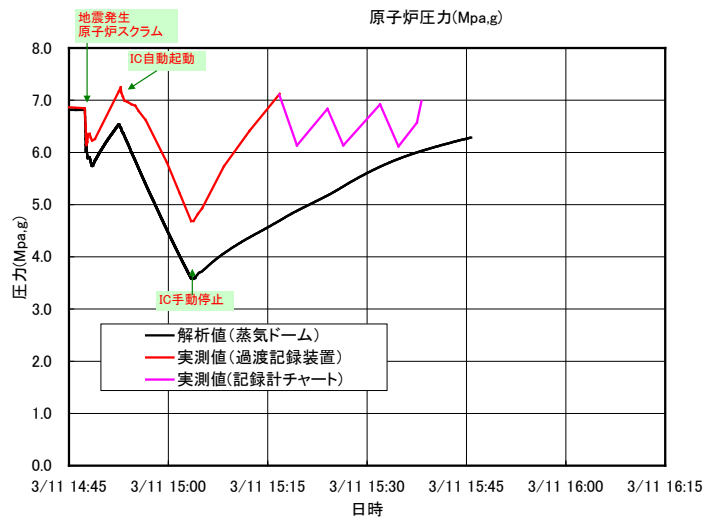
C-3 漏えい面積 3cm²



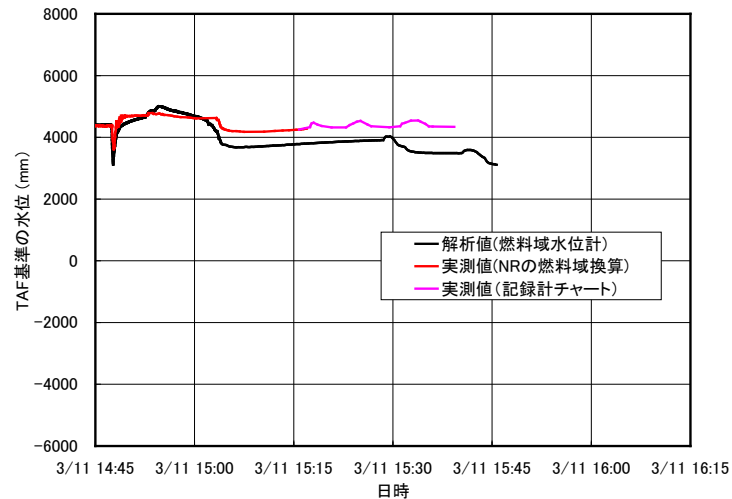
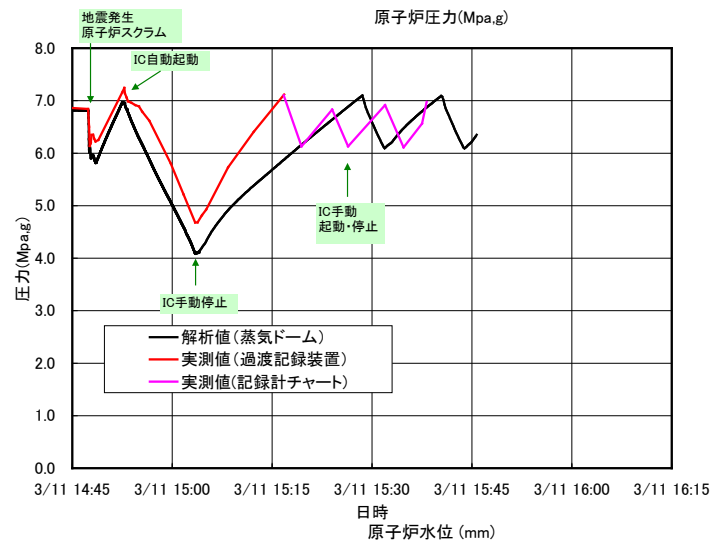
④ IC配管漏えい

・液相漏えいの場合は、ICでの蒸気の凝縮量が増え、圧力の低下は大きくなる。蒸気相の漏えいの場合は、主蒸気ラインの蒸気漏えいと同様である。

D-1 液相、漏えい面積 3cm²



D-2 蒸気相、漏えい面積 3cm²



【付録3】IC蒸気流量の検討

- (1) IC蒸気流量の検討
- (2) IC戻り水温度の検討
- (3) 伝熱管汚れ度の感度解析

(1) IC蒸気流量の検討

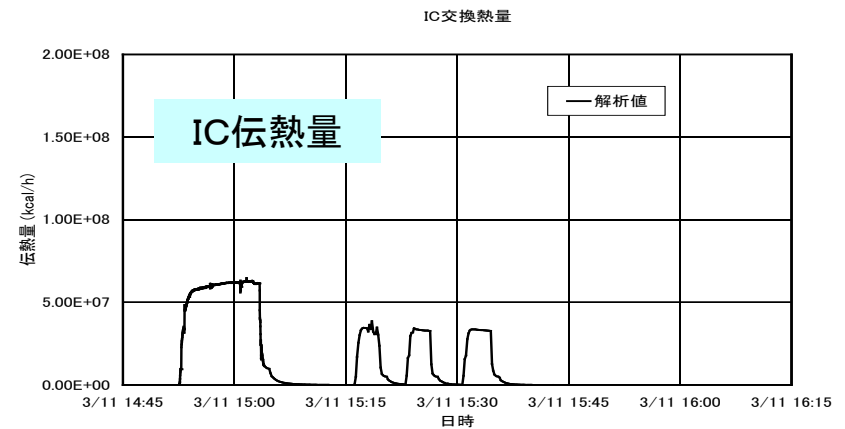
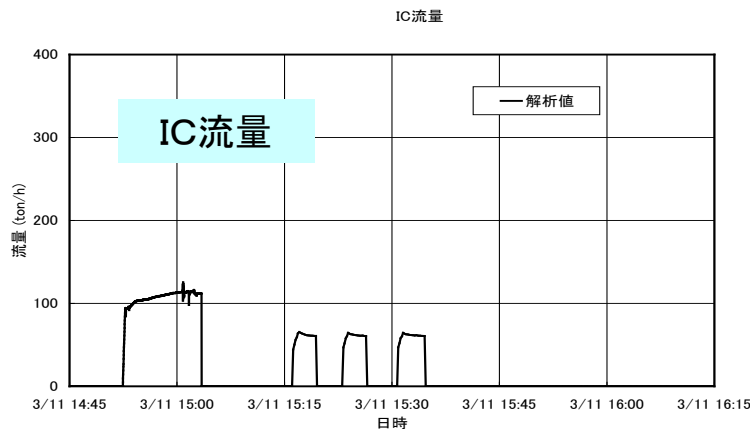
・申請書では、ICの蒸気流量は100.6t/hと記載されているが、解析値は下図のように、2台作動時に110t/h程度、1台作動時に60t/h程度と申請書記載値と異なっている。

・この原因は、実機と設計計算の条件との違いによるものと考えられ、これについて検討した。

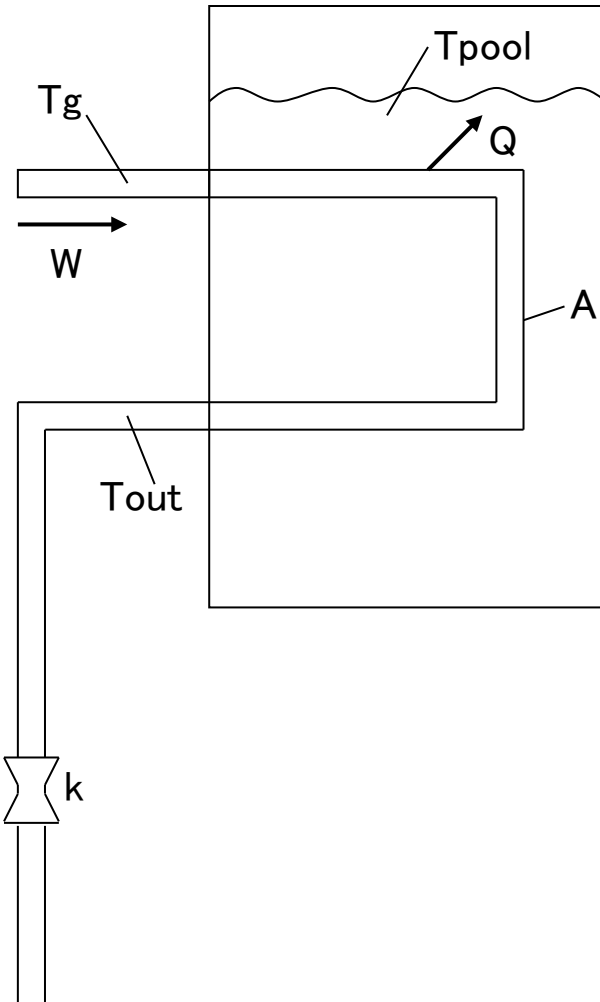
非常用復水器(IC)の仕様

型式	タンク型
基数	2
蒸気流量	100.6 t/h
蒸気温度	286 °C
復水出口圧力	70.3 kg/cm ² g
復水出口温度	286 °C
伝熱容量	36.2 × 10 ⁶ kcal/h
タンク有効保有水量	106 m ³

(設置許可申請書に記載の数値)



$$Q = W (H_g - H_{out})$$



ICの熱バランス

- ICでの除熱量をQ、流量をW、流入蒸気のエンタルピーを H_g 、出口水のエンタルピーを H_{out} とすると、

$$Q = W (H_g - H_{out})$$

が成立する。

設計計算の条件

- 申請書には、 $W=100.6\text{t/h}$ の蒸気流量が記載されている。

設計では、 $70.3\text{kg/cm}^2\text{g}$ の圧力、 $Q=36.2 \times 10^6\text{kcal/h}$ の除熱量の下で、飽和蒸気が飽和水となる ($H_{out} = H_f$) 条件としていると推定される。

この場合、流量については、

$$W = Q / (H_g - H_f) \quad \text{となるが、}$$

$Q=36.2 \times 10^6\text{kcal/h}$ 、 $H_g=662\text{kcal/kg}$ 、 $H_f=302\text{kcal/kg}$ を入力し、 $W=100.6\text{t/h}$ となることが確認できる。

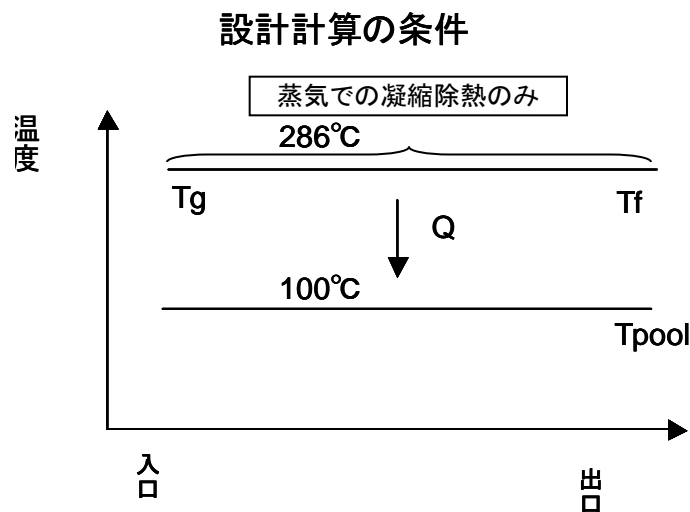
設計の条件

- ・2台ICの除熱量は崩壊熱の約6%

$Q=36.2 \times 10^6 \text{kcal/h}$ は、定格出力1380MWtの約3%の除熱容量(2台で約6%)となる。

- ・蒸気相での除熱

ICは、飽和蒸気が出口で飽和水となる条件で、必要伝熱面積を求め、この面積に余裕を加えて設計していると推定される。



実機の条件

- ・IC起動時の崩壊熱は約2%

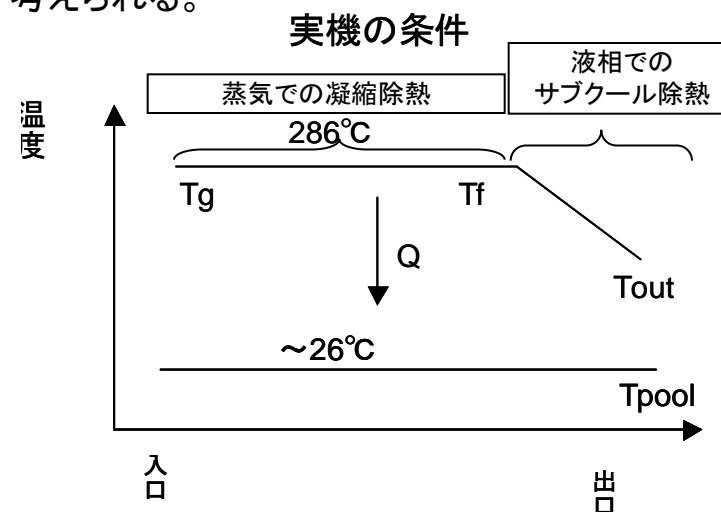
ICが2台起動したときの崩壊熱レベルは、約2%であり、設計の条件の約6%(2台)と異なっている。

- ・蒸気相及び液相での除熱

- ①崩壊熱レベル(2%)はICの設計条件(6%)に比べて低かった。
- ②実機のICでは、伝熱面積は設計より余裕を持って製作されている。
- ③実機の2次側プールの温度は、設計の100°Cではなく26°Cである。

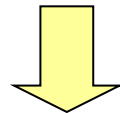


実機では、蒸気を飽和水まで凝縮し、さらに液相でも除熱し、その結果出口はサブクール水となったと考えられる。



設計計算と実機の条件の違い

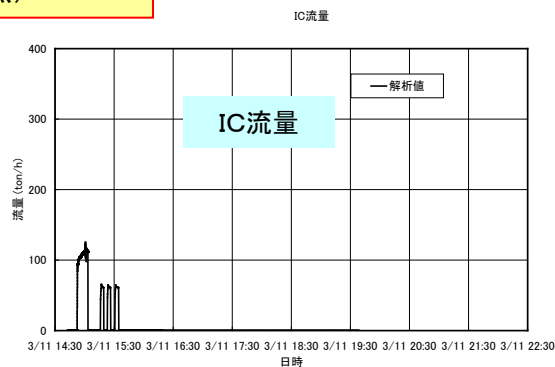
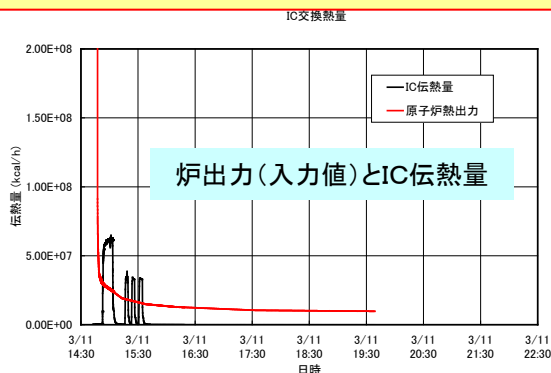
- 設計: 2系統で崩壊熱の6%を除熱
今回のIC起動時: 崩壊熱は2%
→ 作動条件が異なっている
- 設計: 蒸気はIC伝熱管内で凝縮され出口は飽和温度(蒸気での凝縮除熱のみ)
今回のIC起動時: 蒸気凝縮後さらに液相が除熱され出口温度はサブクール水となる
→ 除熱状態が異なっている



設計条件を再現するため、

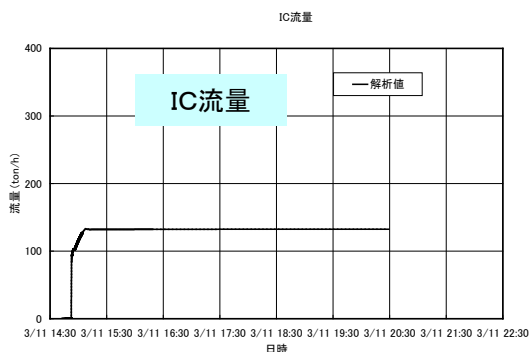
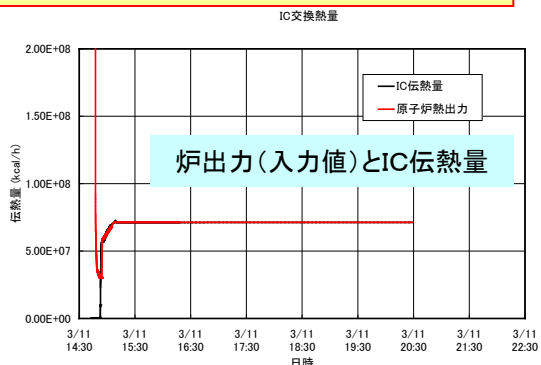
- IC2台起動時に崩壊熱を6%に増加させ、作動条件を設計条件に近づける。
- 設計の条件(蒸気凝縮のみ)となるように、伝熱面積を設定し、除熱状態を合わせる。
の二段階の解析を行い、ICの蒸気流量に関して、解析値と申請書記載値との差を説明できるか検討した。

(1) 再現解析 (崩壊熱2%、蒸気凝縮+サブクール除熱)



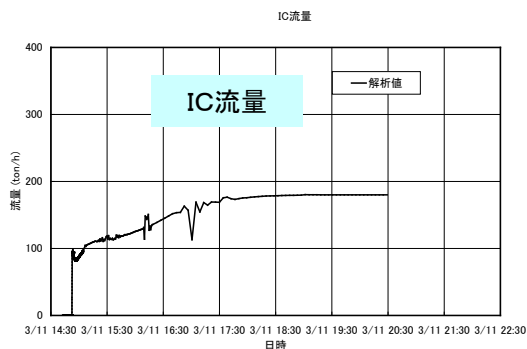
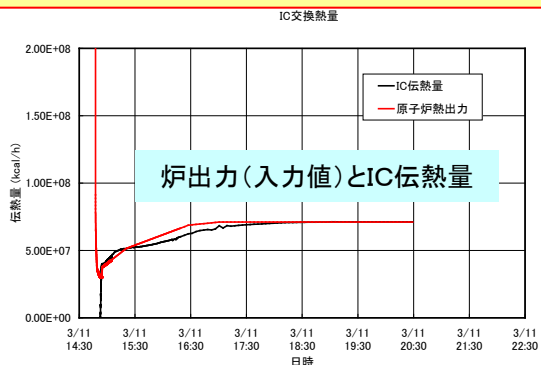
・ICが2台作動する時点で、崩壊熱は、約2%となっており、IC蒸気流量は、120t/h程度となっている。

(2) IC2台起動時に崩壊熱を6%に変更



・崩壊熱を6%とした場合、ICの除熱量もそれに相応して増加し、IC蒸気流量は、140t/h程度となる。

(3) 蒸気での凝縮除熱のみの伝熱現象に変更

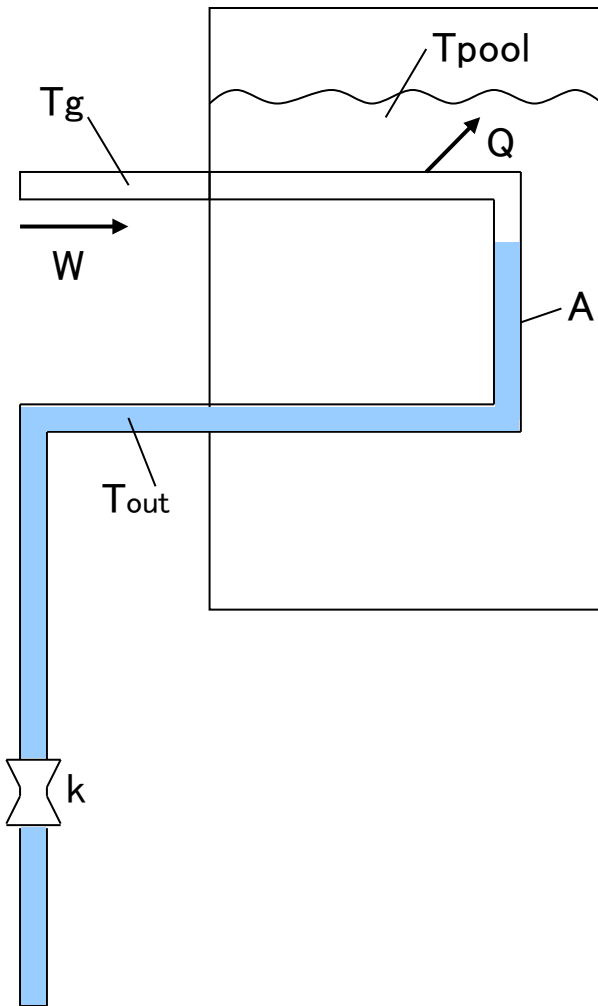


・蒸気凝縮のみの除熱としたことで、崩壊熱はすべて蒸気で凝縮除熱され、(2)のケースに比べて蒸気流量が増え、180t/h程度となり、申請書記載値(1台で100.6t/h)の2倍(2台分)に近づいた。

再現解析では、崩壊熱が低かったことと、伝熱面積に余裕があったため、IC出口はサブクール水となり、炉心からの蒸気発生量は減少するため、IC蒸気流量が低下していると考えられる。

(2) IC戻り水温度の検討

$$W = Q / (H_g - H_{out})$$



●ICでの除熱量 Q は、蒸気相での凝縮除熱($W H_{fg}$)と、サブクール除熱($W \Delta H$)となる。

$$Q = W H_{fg} + W \Delta H$$

●IC戻り水温度の計測値(*)があるため、同戻り水温度と比較することにより、サブクール除熱を介して流量の予測精度が評価できる。

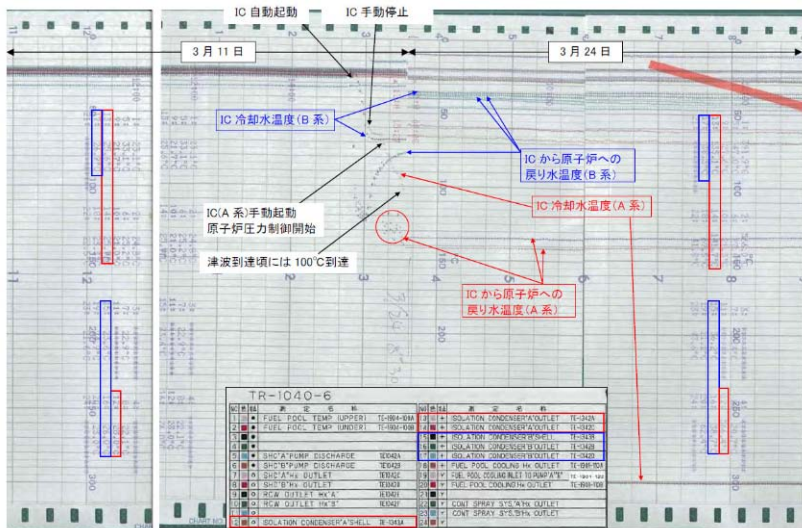
(計測値の戻り水温度より ΔH を求め、 W の解析精度を推定することができる。)

$$W = Q / (H_{fg} + \Delta H)$$

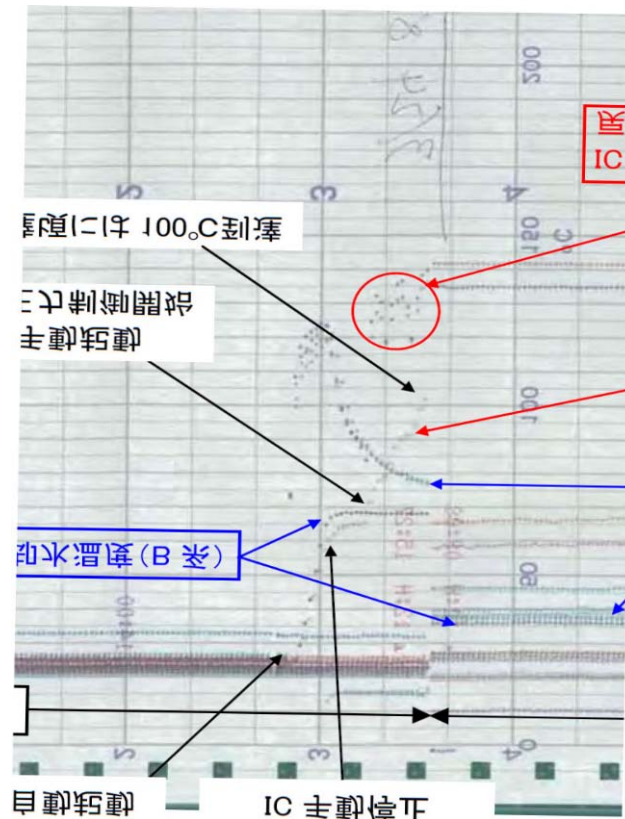
ただし、 H_{fg} : 気化潜熱、 ΔH : サブクール度、 W : IC流量、 Q : IC除熱量、 T_g : 蒸気温度、 T_{pool} : ICプール水温度、 T_{out} : 戻り水温度、 A : 伝熱面積を示す。

IC戻り水温度の計測値

チャートの温度データ



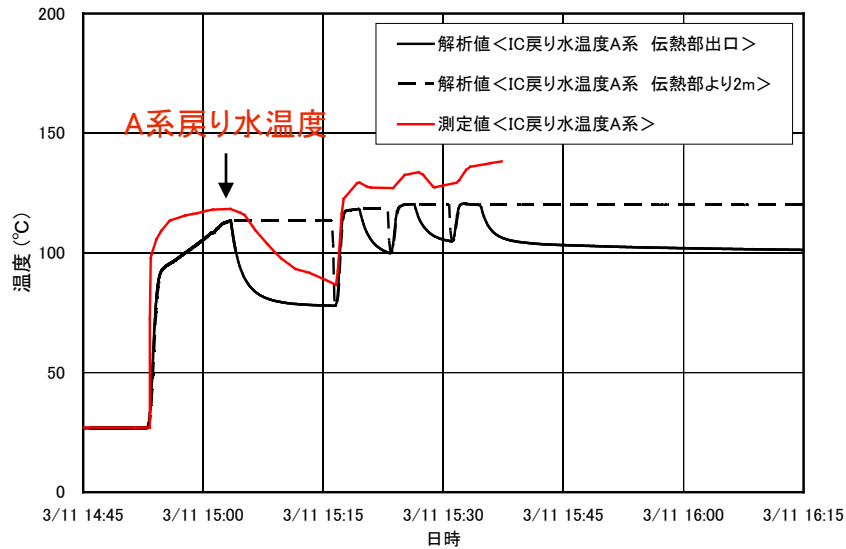
拡大図



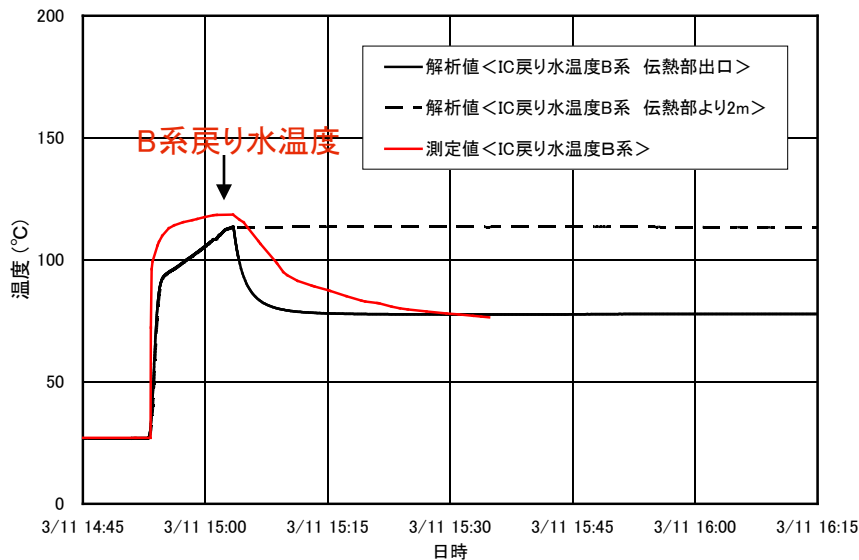
・事故時の戻り水の温度に関しては、ICの出口部近くに設置されている温度計データが、チャートに記録されている(*)。図にこれを示す。この図からデータ点を読み取り、解析と比較している。データ点はばらついており、戻り水温度の測定値には±5°C程度の幅がある。

(*) 出典: 東京電力株式会社, “福島原子力事故調査報告書(中間報告書), 添付10-5”, 平成23年12月2日.

IC戻り水温度の計測値と解析値の比較

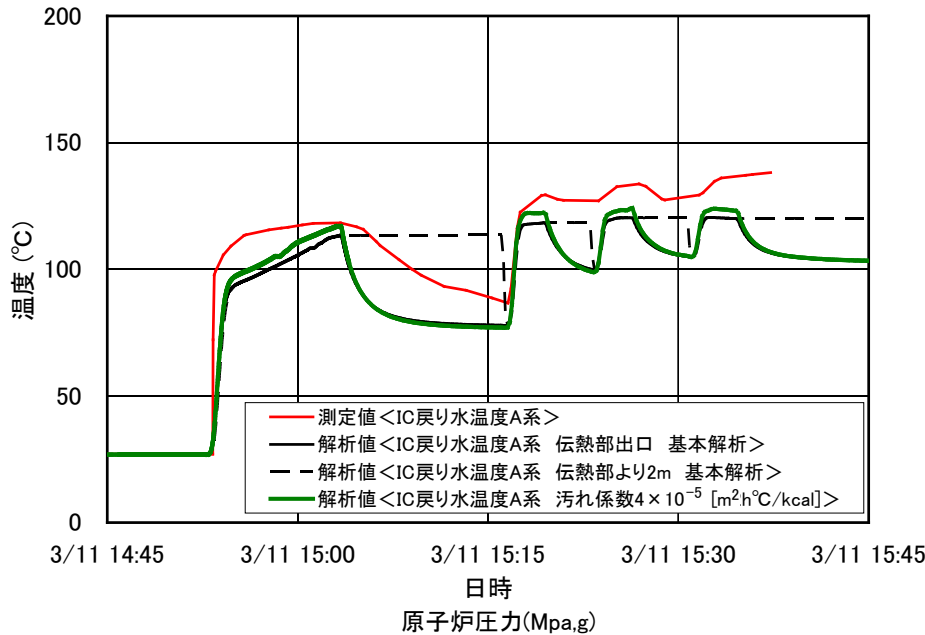


- ・解析は一点で温度を代表するため、IC出口での温度を実線で、出口から2m下流での温度を破線で示す。
- ・赤線の実測値に±5°C程度のデータのばらつきが有るので、ICの作動時の戻り水温度の解析は実測値と良く合っていると考えられる。
- ・従って、蒸気流量(自然循環流量)に関しても適切に模擬されているものと考えられる。

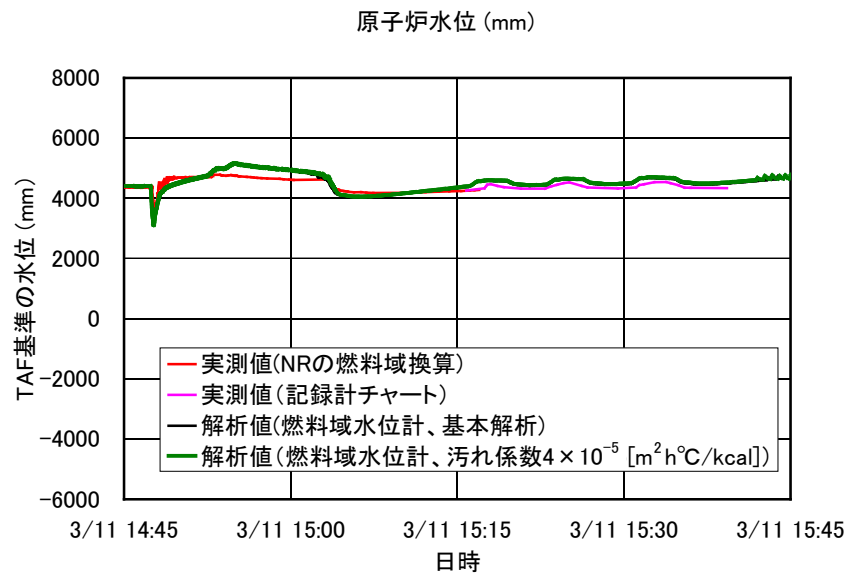
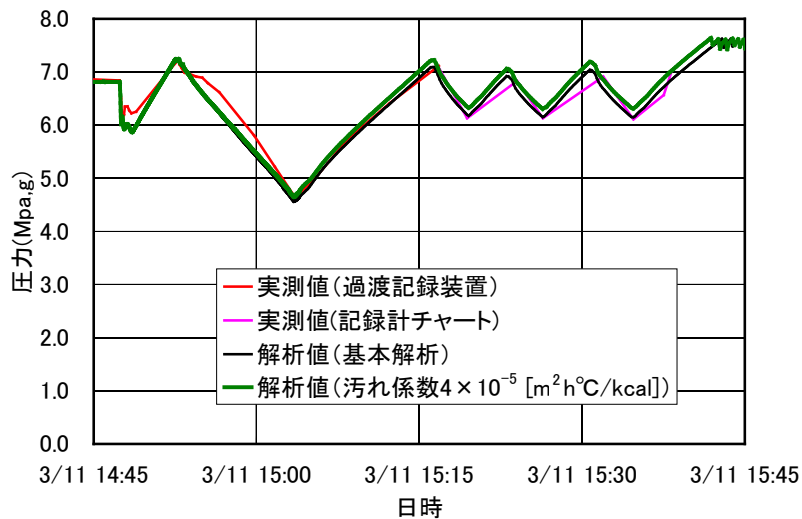


- ・B系のICは後半停止した。IC出口上部からの熱対流によりIC側から冷水が流れ込み、温度が徐々に低下していくものと考えられる。

(3) 伝熱管汚れ度の感度解析



- ・IC伝熱管における熱伝達は、表面状態によっても変動し、基本解析(黒色)では表面がきれいな状態を仮定しているが、ここでは、仮に伝熱管表面の汚れ係数が大きくなった状態を想定して解析した(緑色)。
- ・本解析(緑色)は、基本解析(黒色)に比べて、実機の戻り水温度(赤色)に近づく傾向があった。
- ・以上の解析から、基本解析の戻り水温度はやや低い可能性があるが、実機の汚れ係数は正確には分からないため、汚れは考慮せずに評価した。



〈縮小版〉

福島第一原子力発電所
原子炉設置許可申請書

(1号炉完本)

本文及び添付書類

東京電力株式会社

水によって、原子炉冷却材を浄化フィルタ、脱塩装置に支障のない温度までさらに冷却する。

原子炉冷却材浄化系の主要設計仕様は次のとおりである。

原子炉冷却材の水質

電 導 度	1 $\mu\text{S}/\text{cm}$ 以下
p H (25°C)	5.6 ~ 8.6
Cl ⁻	0.1 ppm以下
全固形分 (添加物除く)	1 ppm 以下
シリカ (SiO ₂ として)	1 ppm 以下
ボ ロ ン	1 ppm 以下

浄化系設備

(1) 脱塩装置

基 数	2
容 量	86 t/h/基

(2) 浄化系熱交換器

再生熱交換器

基 数	1
-----	---

非再生熱交換器

基 数	1
-----	---

(3) 系統設計条件

系 統 数	1
設 計 温 度	285 °C
設 計 圧 力	87.9 kg/cm ² g
設 計 流 量	172,000 kg/h

6.3 原子炉停止時冷却系

原子炉停止時冷却系は、原子炉停止後、炉心崩壊熱及び原子炉容器、配管、冷却材中の保有熱を除去して、原子炉を冷却するためのものである。

炉心は、原子炉停止直後には主復水器で冷却され、原子炉温度が約135°Cになれば、原子炉停止時冷却系によって冷却される。

原子炉停止時冷却系は、原子炉水温度を20時間以内に約135°Cから約52°Cに下げることができるように設計する。約52°Cの温度は燃料装荷、取替、あるいは原子炉冷却系機器の保守が行なわれるための最高温度である。

原子炉停止時冷却系の系統構成は第6.3-1図のようになっていて、ポンプ2台、熱交換器2基からなり、原子炉水は原子炉再循環ポンプ入口側再循環回路から停止時冷却系のポンプ及び熱交換器を経て原子炉水循環ポンプ出口側再循環回路に戻される。熱交換器は原子炉補機冷却系によって冷却される。

6.4 非常用復水器

非常用復水器は、タービントリップ時にタービンバイパス弁の開放失敗、または主復水器真空低下、あるいは主蒸気管破断事故による主蒸気隔離弁閉鎖時のように、主復水器が利用できない場合に、原子炉の崩壊熱を除去するためのものである。

非常用復水器は、第6.4-1図に示すように2基設けられている。冷却水を満した復水器タンクが、原子炉の約6~8m上方に設置されていて、この冷却水のなかにコイルがあって、原子炉と連絡されている。連絡管は、原子炉上部から出て非常用復水器にいたる蒸気管及び復水器タンクで冷却されて凝縮してできた復水を原子炉下部にもどすドレン管からなり、全体として閉回路を形成している。蒸気管とドレン管にはそれぞれ2個の弁が直列に設けられていて、発電所通常運転中は、ドレン管の2個の内1個の

弁は閉鎖され、ほかの1個の弁及び蒸気管の2個の弁は開いており、原子炉からコイルまでは蒸気で満たされ、コイルからドレン管の閉鎖されている弁までは復水で満たされて平衡状態を保っている。なお、これら各2個の弁は、ドライウェルの内外に設けられていて、ドライウェルの隔離弁ともなっている。

非常用復水器の作動条件は、原子炉圧力高であって、ある時間原子炉圧力高が続くとドレン管の閉鎖している弁が自動的に開く。この作動上の遅延は、瞬間的に原子炉圧力高となる過渡現象によって、非常用復水器が作動するのを防ぐためのものである。

ドレン管の弁が開かれると、蒸気管内の蒸気とドレン管内の復水の重さの差による自然循環によって、炉心が冷却される。すなわち、原子炉内の蒸気は蒸気管を通して、復水器タンク内のコイルにいたり、冷却され凝縮して復水となり、ドレン管を通して原子炉へもどる。タンク内の冷却水は沸騰し、発生蒸気はベント管を通して、大気中へ放出される。

復水器タンクの冷却水はもちろん、補給しなくても2基のタンクで8時間原子炉を冷却することができる。また、原子炉を冷却減圧した後、原子炉停止時冷却系にきりかえて原子炉を冷温停止状態にすることができる。

非常用復水器の主要な設計仕様は次のとおりである。

非常用復水器の設計仕様

形 式	タンク型
基 数	2
蒸 気 流 量	100.6 t/h
蒸 気 温 度	286 °C
復水出口圧力	70.3 kg/cm ² g
復水出口温度	286 °C
復水器胴最高圧力	1.1 kg/cm ² g

最大蒸発率	67,880 kg/h
伝熱容量	36.2 × 10 ⁶ kcal/h
タンク有効保有水量	106 m ³
材 料	管 ステンレス鋼 胴 炭素鋼

6.5 炉心スプレイ系

炉心スプレイ系は、再循環回路破断のような冷却材喪失事故によって炉心が露出した場合に、燃料の過熱による燃料及び被覆の破損を防ぎ、さらに、これにともなうジルコニウムと水との反応を防止するためのものであり、サブプレッション・チェンバ内のプール水を炉心上にとりつけられたスパーチャ・ヘッダのノズルから、燃料集集体上にスプレイすることによって、炉心を冷却する。スプレイされた水は炉心の約1/3を再び浸す。ジェットポンプ混合室上端から溢れ出た水は、破断口より溢流しドライウェル底部にたまり、水位がベント管口に達すると、サブプレッション・チェンバにもどり、再びスプレイ水として循環する。サブプレッション・チェンバのプール水は、格納容器冷却系の熱交換器によって冷却される。

炉心スプレイ系の系統構成は、第6.5-1図に示すように完全に独立な2系統からなり、さらに各系統に2台のポンプが並列に設けられていて、十分な多重性を備えている。炉心スプレイ系は、2系統で燃料被覆の破損及びジルコニウム-水反応を防止できる容量をもっている。

炉心スプレイ系の作動は自動であり、原子炉水位異常低下信号またはドライウェル圧力高信号によって2系統が起動する。

炉心スプレイ・ポンプ4台は、外部電源喪失時でも、非常用ディーゼル発電機によって起動することができるので、外部電源がない場合でも、機能になんら支障をきたさない。