

福島第一原子力発電所の事故状況及び事故進展の状況調査結果について

福島第一原子力発電所第2号機及び第3号機の原子炉压力容器及び原子炉格納容器ドライウェル(D/W)の圧力挙動、並びに福島第一原子力発電所第1号機、第2号機、第3号機のベント操作について、現時点までの調査結果を以下に示す。

なお、ここで記載した情報は聞き取り等により現時点で得られた情報であり、また、解析上必要な条件の一部には、機器の設計情報やプラントデータに基づく推定・仮定が含まれることから、今後調査が進むに従い、異なる情報、異なる解析結果が得られる可能性がある。

1. 2号機の原子炉圧力および格納容器圧力についての見解

(1) はじめに

平成23年9月9日に原子力安全・保安院へ報告した「福島第一原子力発電所東北地方太平洋沖地震に伴う原子炉施設への影響について」(以下、「報告書」という)における図8-13-2および図8-13-12について原子炉圧力変化の実測値と解析値が整合していない理由、図8-13-3および図8-13-13について格納容器(D/W)圧力変化の実測値と解析値が整合していない理由について以下にその推定を述べる。報告書に記載の図8-13-2、図8-13-12、図8-13-3、図8-13-13、について図1-1～図1-4に示す。なお、図中の赤枠は解析値と実測値が整合していない部分を示している。

(2) 原子炉圧力変化について

(2)-1 報告書における解析について

2号機は津波の影響により制御電源を喪失したが、原子炉隔離時冷却系(RCIC)の動作は継続していた。原子炉水位の低下からRCIC停止を判断したのは3月14日13時25分のことであり、地震発生から2日以上にわたり炉心に注水することが出来ていた。その間の原子炉水位測定値は燃料域水位計で有効燃料棒頂部(TAF)上、約3400mm～3950mm、原子炉圧力測定値は3月11日20時07分に計測された約7.1MPa[abs]から低下し、約5.4～6.4MPa[abs]と通常運転時より若干低い値で安定していた。

報告書における解析では、電源を喪失した状況でのRCICの運転状態が不明であること、RCICが運転していた期間において原子炉水位が維持できていたことに鑑み、RCICは定格流量(95m³/h)で運転を継続し、原子炉水位L-2とL-8の間で自動起動と自動停止を繰り返す設定とした。そのため、解析上、原子炉圧力は逃し安全弁の開閉により圧力が保たれることとなり、実測値と

整合しない結果となった。なお、原子炉への注水が停止するまでの RCIC の運転状態は、原子炉水位が維持されている限り、注水停止後の炉心の状態への影響はほとんどない。

原子炉圧力変化の挙動には RCIC の運転状態が大きく関与していると考えられることから、以下に推定される RCIC の運転状態について検討した。

(2)-2 想定される RCIC の運転状態について

下記 の観点から、制御電源を喪失した RCIC は、設計上の運転モード（定格流量）で運転していたものではなく、また、原子炉水位による起動停止（L-2 と L-8）を繰り返していたものではなかったと考えられる。

原子炉水位の補正について

2号機では、3月11日の事故発生から燃料域水位計にて原子炉水位を計測していた。燃料域水位計は原子炉冷却材喪失事故時の水位監視等を使用目的としていることから、大気圧、飽和温度で校正されている。したがって、原子炉が高圧時および D/W が高温時には、実際の水位を示しておらず値の補正が必要となる。

計測された原子炉水位を原子炉圧力および D/W 温度で補正したところ、水位計の基準面器水面（TAF+約 5916mm）辺りを指示する結果となった（図 1-5）。本来、原子炉水位が L-8（TAF+5653mm）に到達した時点で RCIC はトリップするため、L-8 以上の水位になることはないが、制御電源の喪失により RCIC は制御されることなく運転継続していたと推測される。したがって、崩壊熱の減少も考慮すると L-8 以上の水位になっていた可能性が高いものと考えられる。また、水位計の構造上、原子炉水位が基準面器水面以上となると基準面器側配管と炉側配管の差圧（図 1-6 に示す $H_s - H_r$ ）が変化しなくなるため、見かけ上の原子炉水位は基準面器水面の高さで一定となる。

以上のことから、RCIC 運転期間中は原子炉水位が L-8 を越えて、さらに基準面器水面以上であったと考えられる。

原子炉水位の補正に際しては、原子炉水位が測定された時刻における原子炉圧力及び D/W 温度の実測値が必要となる。原子炉圧力の実測値がない時刻の水位を補正する際は、測定されている他の時刻の原子炉圧力をもとに線形補完することで当該時刻の原子炉圧力の概算値を求め、使用した。また、D/W 温度は実測値がないため平成 23 年 5 月 23 日に原子力安全・保安院に報告した「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運転記録及び事故記録の分析と影響評価について」に記

載の解析結果の値を用いた。

したがって、図 1-5 で得られた原子炉水位の補正值は、計測の誤差以外に、原子炉圧力と D/W 温度の推測に伴う誤差を含んでいる。

なお、原子炉圧力、格納容器温度に基づく原子炉水位の補正曲線については、事故時運転操作手順書に記載がある。

RCIC の駆動蒸気について

上述のように原子炉水位は水位計の基準面器水面を越えていた可能性がある。さらに、主蒸気管高さ (TAF+約 7301mm) 以上に水位が上昇していた場合には、主蒸気管への水滴のキャリーオーバーが無視できなくなると考えられ、RCIC の駆動蒸気は二相流となっていた可能性がある。駆動蒸気が二相流となり、クオリティーが低下した状態での RCIC の注水能力については定量的な評価は困難であるものの、タービンの回転数は通常より少なくなり、RCIC は定格より少ない流量で注水していた可能性がある。

(2)-3 MAAP 解析結果

項目(2)-2 の推定をもとに、MAAP 解析を実施し、得られた原子炉圧力の挙動を図 1-7 に示す。RCIC の流量を定格 $95\text{m}^3/\text{h}$ の約 $1/3$ である $30\text{m}^3/\text{h}$ と仮定した場合に、実測の原子炉圧力の挙動をおおよそ再現できる結果が得られた。

RCIC 運転期間中に原子炉圧力が通常運転時よりも低い圧力 (約 $5.4 \sim 6.4\text{MPa}[\text{abs}]$) で安定的に推移した要因としては、飽和状態のエネルギーが蒸気より大きくなる二相流で RCIC を駆動していたことが考えられる。この場合、原子炉圧力容器からサブプレッションチェンバ (S/C) への熱の移行量が通常の運転状態より大きくなり、原子炉圧力容器からの熱の持ち出しが崩壊熱分のエネルギーとバランスしていた可能性がある。

(2)-4 設計上の観点からの RCIC の運転について

一般に、RCICタービンへ流入する蒸気クオリティーが設計条件より多少悪化しても直ちに翼破損やブレーキにはならず、かつ、ドレン水はS/C方向へ排出されて直ちにタービン内に蓄積されるわけではないと考えられるため、二相流駆動の運転が継続される可能性がある。

さらに水位が上昇し、主蒸気管 (RCIC蒸気供給ライン) が水没、もしくはそれに近い状態となった場合には、RCICタービンへ蒸気供給が十分でなくなることから、タービンは減速し、停止に至る可能性がある。ただし、タービンが直ちに停止はせず、減速に伴う注水量の減少により炉水位が低下して蒸気が流入する状態に戻るなど、原子炉水位が主蒸気管高さ近傍で維持される可能性

も考えられる。

なお、RCICの制御電源が喪失した場合、設計上、加減弁はバネにより全開となり流量調整はできなくなる（図1-8にRCICの系統概略図を示す）。

(2)-5 RCIC の機能低下にかかる推定

RCIC については、原子炉水位の低下から、3月14日13時25分に停止の判断をした。しかしながら、前述のように圧力補正後の水位計指示値は基準面器水面程度の一定値を示していたものと考えられることから、12時前後からみられる実測値の水位低下は、より高位置にあった水位が、その位置まで低下してきたものを表していると考えられる。したがって、RCIC は水位の低下が観測される12時前後の時期より早い段階で機能が低下したものと考えられる。プラントデータの推移を見ると、3月14日9時頃から原子炉圧力が上昇しているが、これはRCICの機能低下によりRCICからの注水量が減少したこと、及び、RCICタービンへの蒸気供給量が減少したことが原因と考えられる。

なお、この圧力上昇はRCICの通常の停止（タービン止め弁閉による蒸気供給停止）から想定される圧力上昇よりも緩やかであるが、制御電源が喪失していたことで、蒸気供給側の弁が閉じなかったことによるものと考えられる。

(2)-6 まとめ

以上のことから、不確かさは残るものの、制御電源の喪失によりRCICが制御されることなく運転継続したことで原子炉水位がL-8以上となり、低クオリティーの二相流で崩壊熱相当のエネルギーが原子炉外に持ち出されていたこと、RCICタービンが低クオリティーの二相流で運転することで定格の流量よりも少ない流量で注水されたこと等から、逃し安全弁の作動が無くとも原子炉圧力容器内のエネルギーがバランスし、原子炉圧力は通常運転時よりも低い圧力で安定して推移していたものと考えられる。

(3) 格納容器圧力変化について

(3)-1 報告書における解析について

格納容器からの除熱が十分でない場合、D/W圧力およびS/C圧力は、炉心で発生した蒸気がRCICやSRVを経由してS/Cに排気されることに伴い上昇する。2号機のD/W圧力、S/C圧力の実測値は平成23年3月12日0時頃～14日12時頃において、推測される挙動よりも緩慢な上昇を見せている。

報告書における解析（図1-3、図1-4）では、限られた情報しか得られていない中で、この緩慢な格納容器の圧力上昇を模擬するため、現実的には考えにくいD/Wの漏えいを仮定した。漏えいのタイミングは、解析値において格納

容器が設計温度（138℃）を超過した時点とした。

しかしながら、過去の研究で得られた知見によれば、過温による格納容器からの漏えいはガスケット等から発生する可能性が高く、その際の温度は300℃程度との知見が得られており、設計温度（138℃）に到達した段階において、格納容器からの漏えいの発生は考えにくい。また、格納容器からの漏えいを仮定しているため、3月14日22時40分頃からの急激な格納容器圧力の上昇及び高い圧力状態が維持されていることを解析で再現できていない。

以上のことから、格納容器圧力の上昇を抑制していた漏えい以外のシナリオがあると考えられる。以下に、そのシナリオについて検討した。

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)-2 漏えい以外の可能性について

報告書の解析では、漏えいの仮定を採用して解析を実施したが、RCICの排気蒸気等でS/Cに熱が移行する中、D/W圧力、S/C圧力上昇が抑制される状態を再現するためには、格納容器からの除熱メカニズムを考慮する必要がある。具体的には、外部水源からのスプレー等により格納容器内を冷却するか、格納容器の壁面での表面熱伝達により外部へ十分な熱の流出が起こる状態が考えうる。3月12日0時頃～14日12時頃の期間において、格納容器を冷却する運転操作は実施していないため、格納容器の壁面での表面熱伝達の可能性がある。

S/Cはドーナツ型をしており、非常に大きな表面積があるが、空気による熱伝達は限定的であるため、十分な熱伝達は起こらないと考えられる。一方、当時、津波による影響で建屋地下階が浸水していたとすると、シナリオの1つとして、S/Cが収まっているトラス室が浸水し、S/Cに移行した熱が、S/Cの壁を介してトラス室に浸水した水に与えられるという熱伝達経路が考えられる。水による表面熱伝達は効率が良いため、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。

そこで、徐々にトラス室が海水（約10℃）の侵入により水没し、最終的にS/Cが半分程度水没していたものと仮定してMAAP解析を実施したところ、3月12日0時頃～14日12時頃の緩慢な圧力上昇をおおむね再現できる結果が得られた（図1-9）。なお、3月14日22時40分頃からの急激な圧力上昇について、解析値が実測値より低めに算出される結果となった。これは、解析における水素発生量が実際の値より少なめであった等の要因が考えられるが、格

納容器の漏えいを仮定しなかったことで、上昇した格納容器圧力が維持されている挙動など、実測値の格納容器圧力の挙動をおおむね再現できる結果が得られた（図 1-9）。

(3)-3 トーラス室が浸水する可能性について

トーラス室が実際に浸水していたか否かに関する証言は現在得られていない。ただし、事故後早い段階で RCIC 室、タービン建屋地下階等が浸水していたことは確認されていること、水が各建屋間のケーブル貫通部等を通じて移動していることは、現在の滞流水の各建屋における水位等から判断できること等を考えると、原子炉建屋の最下層にあるトーラス室が津波の影響により浸水していた可能性はあると考えられる。

なお、2号機とほぼ同じ構造である4号機のトーラス室はS/C高さの半分程度水没していることがわかっており（図 1-10）4号機は定期検査中で2号機は運転中であったという状況の違いはあるものの、トーラス室の浸水が4号機と同様に2号機でも同様に起こっていた可能性はあると考えられる。

(3)-4 まとめ

報告書の解析における格納容器が設計温度に達した段階で仮定した漏えいは、設計の観点から現実には発生していないと考えられる。

今回実施した格納容器の除熱はトーラス室に滞留した水によるものと仮定した解析では、3月12日0時頃～14日12時頃の緩慢な格納容器圧力の上昇と3月14日22時40分頃からの急激な圧力上昇をよりの確に再現できることから、このようなメカニズムによりD/W圧力の上昇が抑制されたものと考えられる。

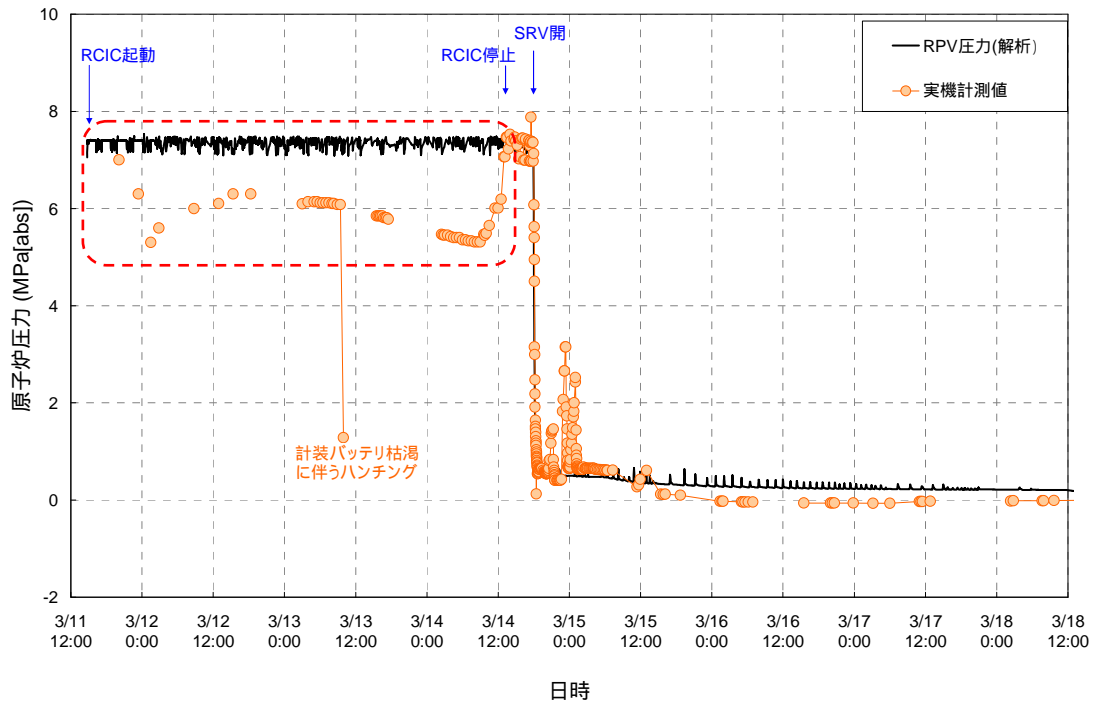


図 1-1 2号機 原子炉圧力の挙動 (報告書 図 8-13-2)

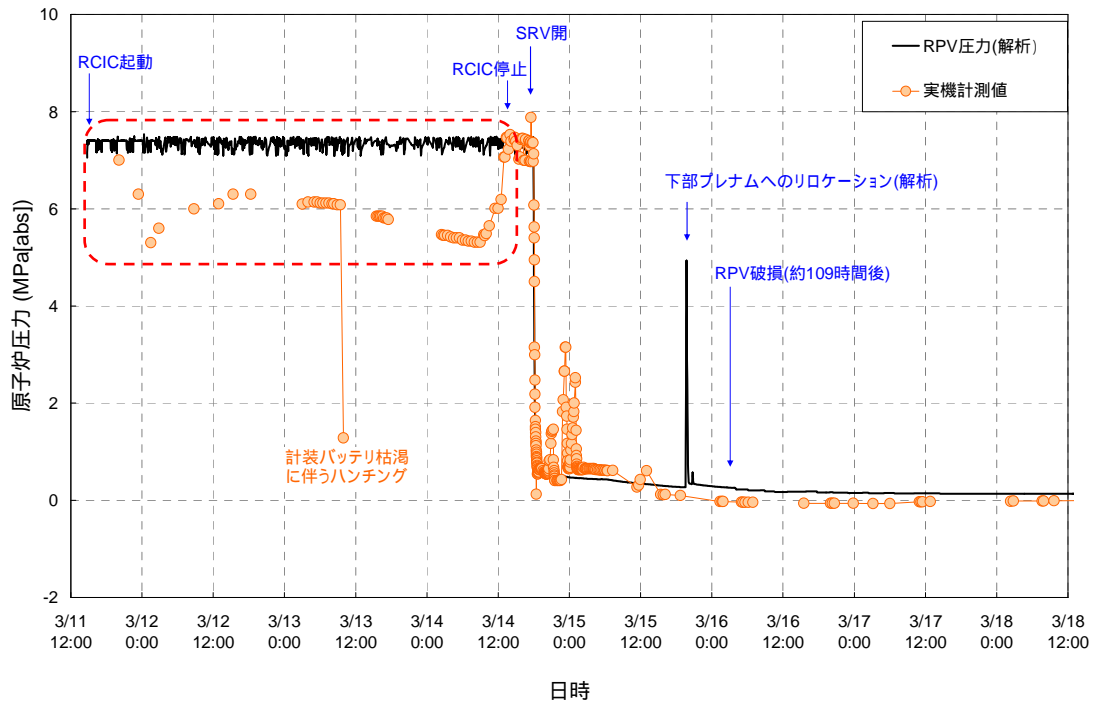


図 1-2 2号機 原子炉圧力の挙動 (報告書 図 8-13-12)

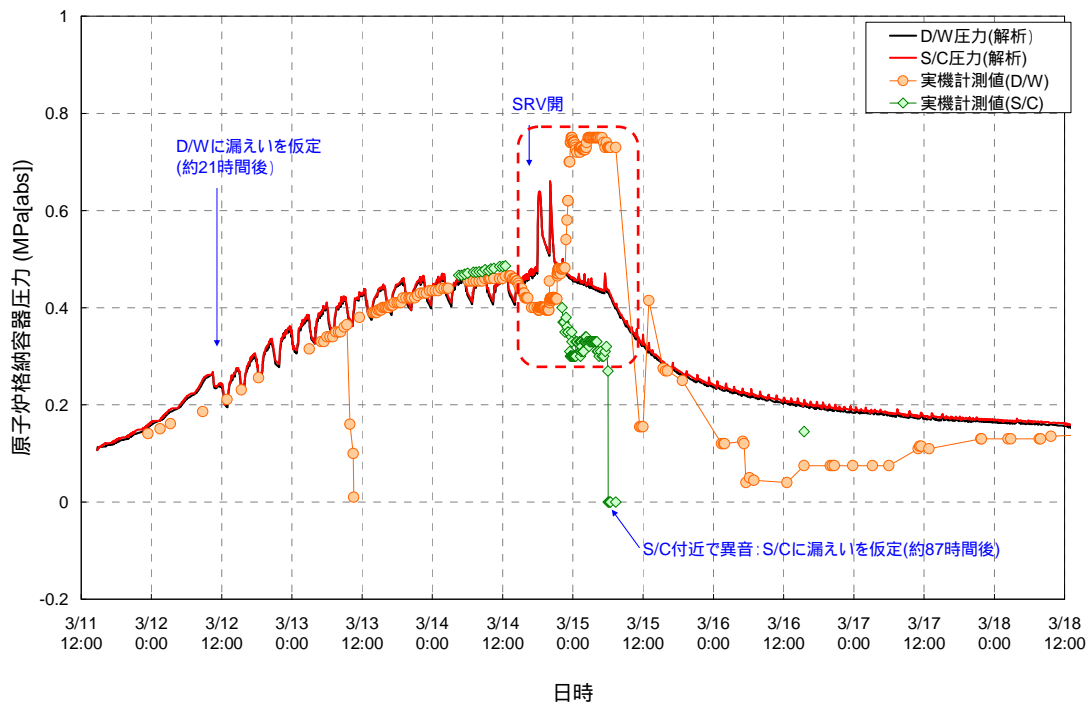


図 1-3 2号機 格納容器圧力の挙動 (報告書 図 8-13-3)

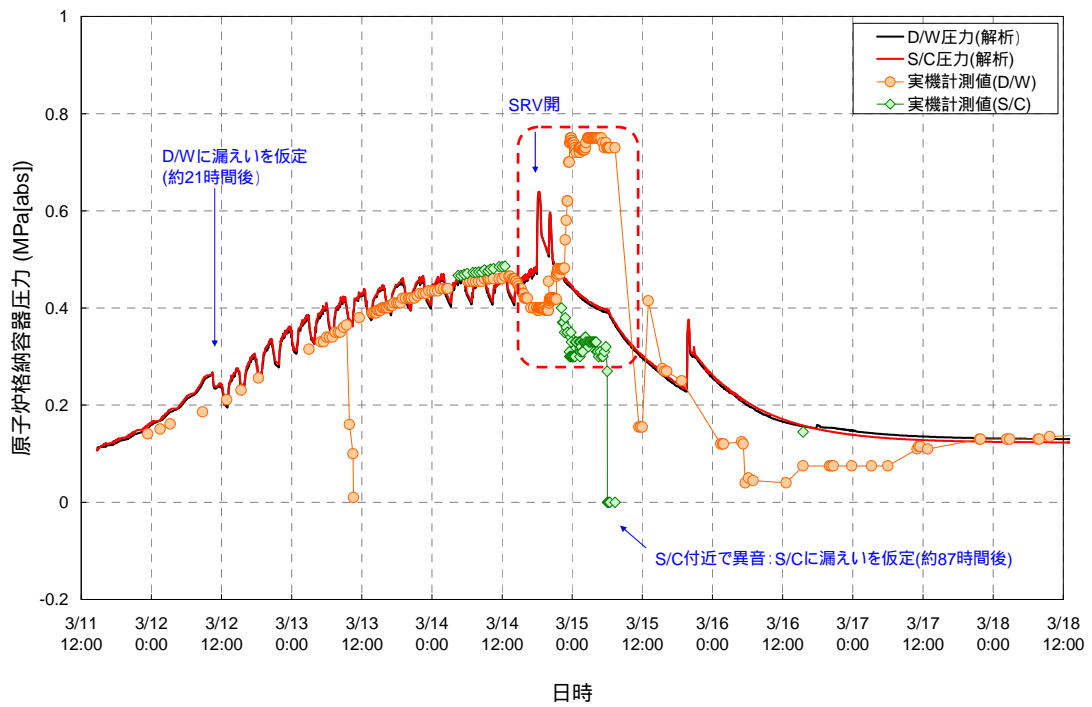


図 1-4 2号機 格納容器圧力の挙動 (報告書 図 8-13-13)

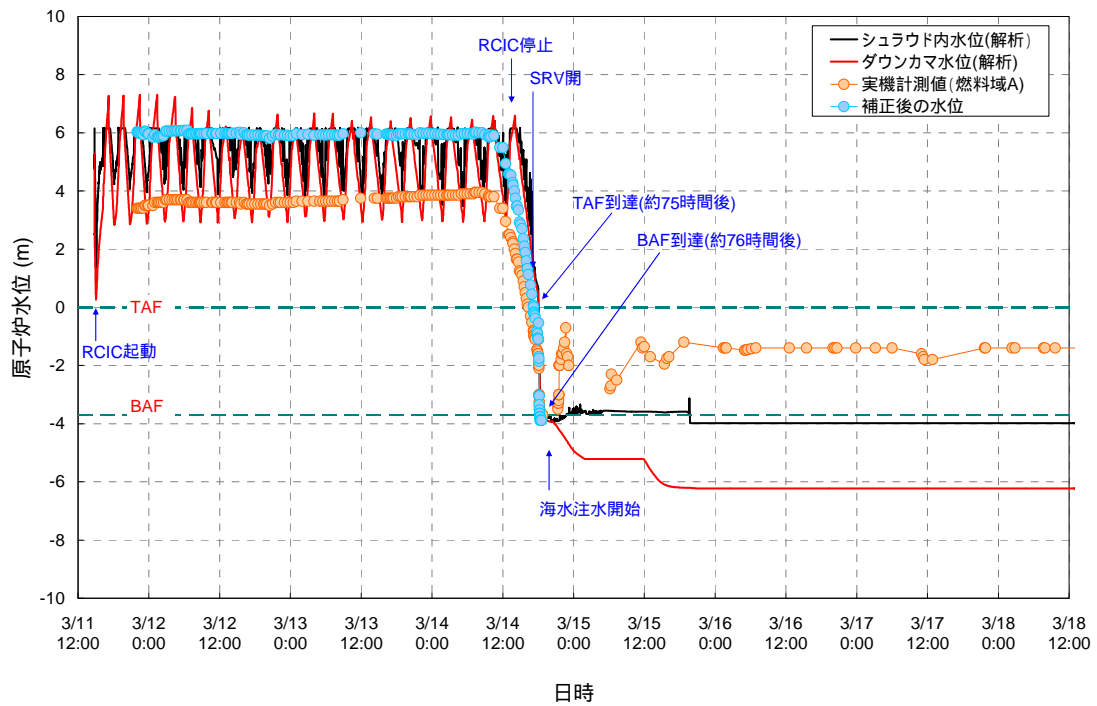


図 1-5 2号機 原子炉水位の変化
 (平成 23 年 5 月 23 日 MAAP 解析結果【その 2】に補正後の水位追加)

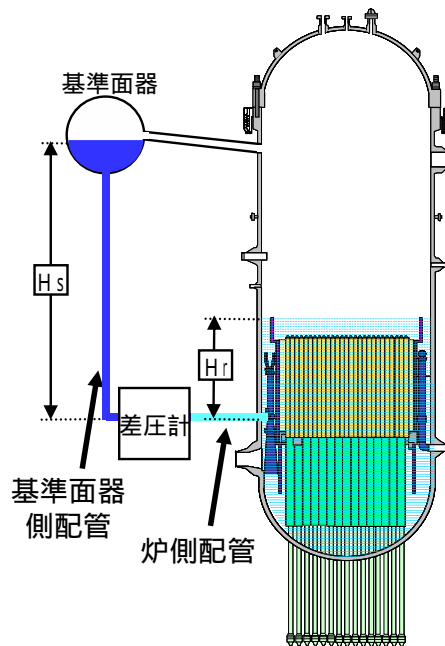


図 1-6 原子炉水位計の構造

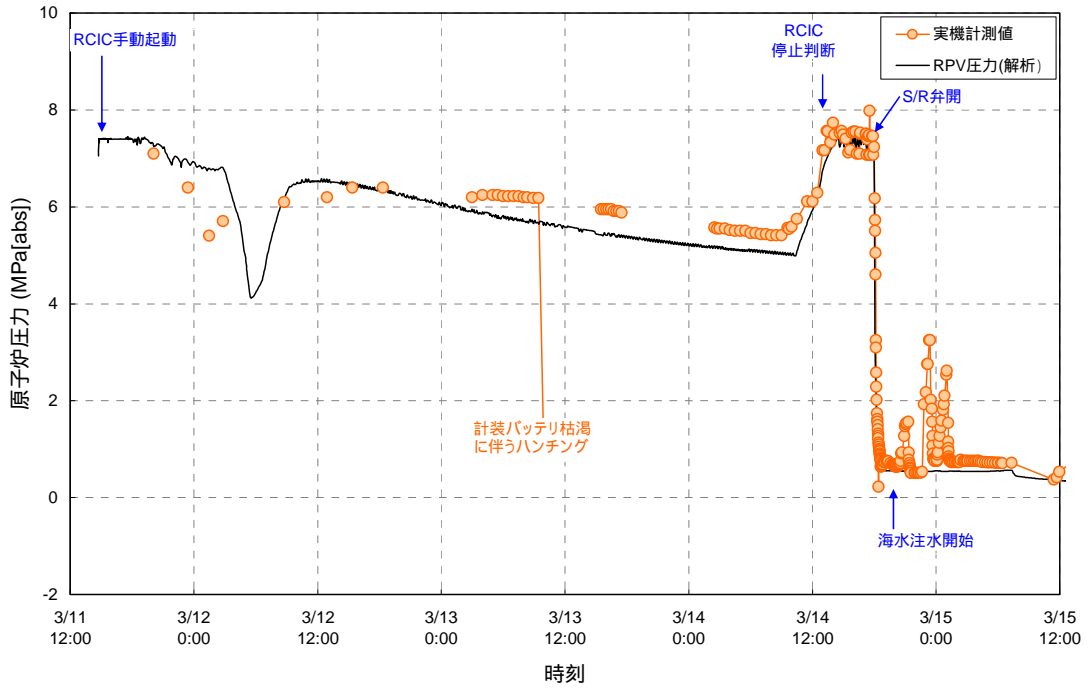


図 1-7 2号機 原子炉圧力変化

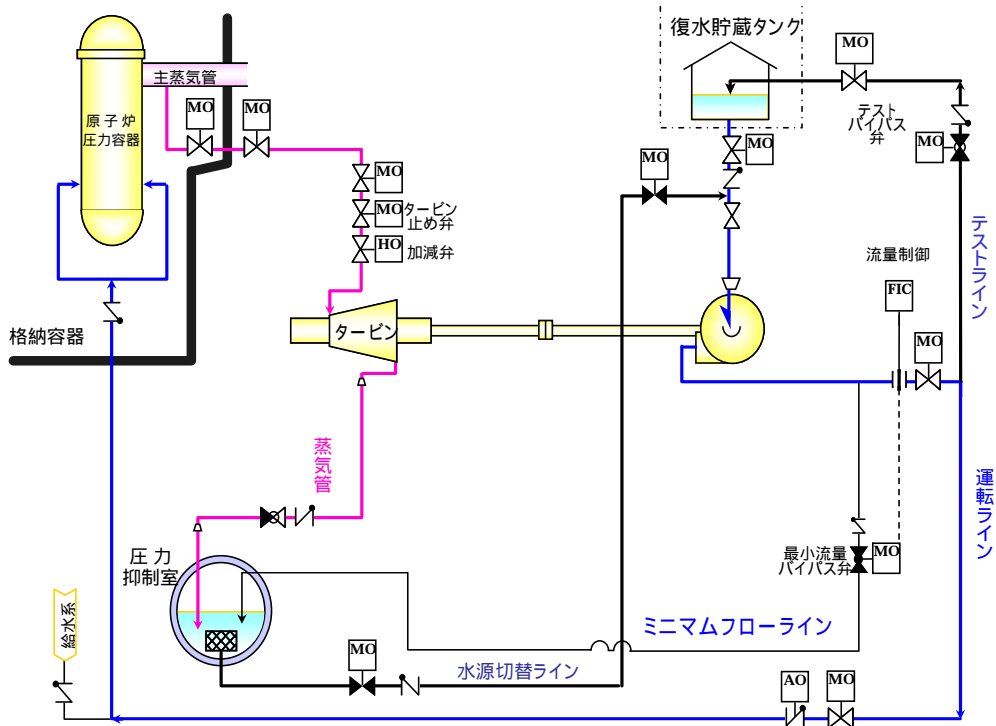


図 1-8 RCIC 系統概略図

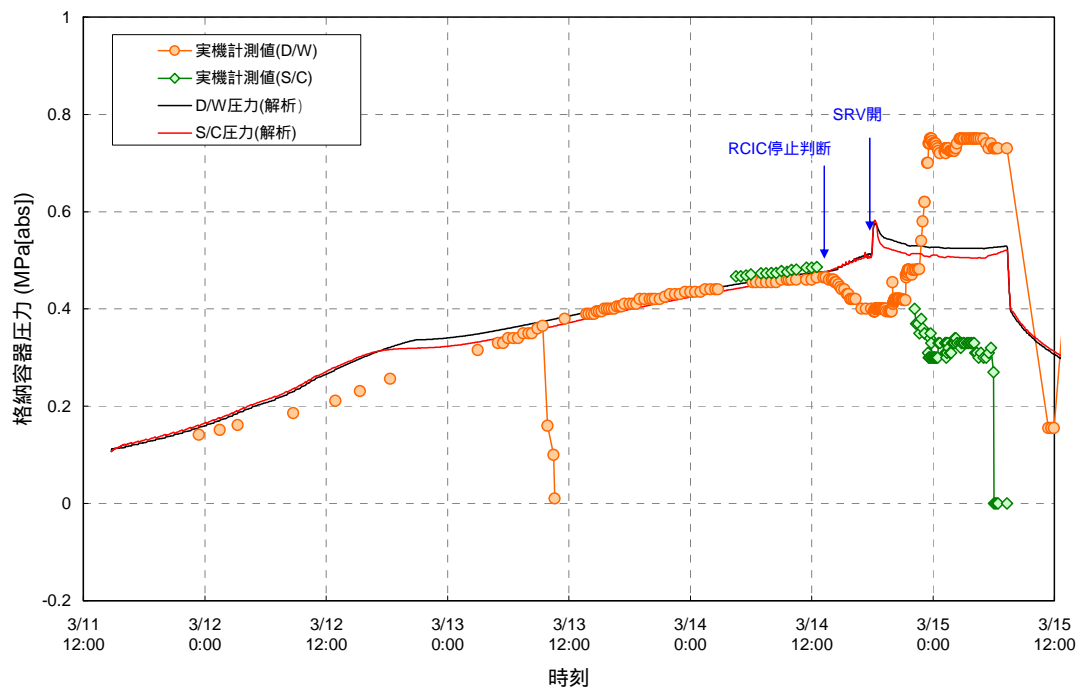


図 1-9 2号機 格納容器压力变化



図 1-10 4号機トラス室キャットウォークから真下を撮影

2.3 号機の高圧注水系（HPCI）作動時における運転状態及び原子炉圧力についての見解

2.1 3号機のHPCI作動時における運転状態

HPCI 作動時における流量調整等の手動操作を含めた運転状態及び HPCI 作動時の原子炉圧力の状況は以下のとおり。HPCI の系統概略図を図 2-1 に示す。

- ・3月12日11時36分にRCICが自動停止したことを確認。その後、12時35分に原子炉水位低によりHPCIが自動起動し原子炉への注水を再開した。HPCIの駆動用タービンが原子炉の蒸気を消費することにより、原子炉減圧が開始された。
- ・HPCIのライン構成としては原子炉への注水ライン及びテストラインの両ラインを通水するように中央制御室のHPCI制御盤で操作を行った。なお、ミニマムフローラインはS/Cの水位が上昇することを懸念し全閉となるようにした。
- ・HPCIは流量の容量が大きいいため、原子炉水位の水位調整範囲を広く取ったうえで原子炉水位高によるHPCIの自動停止に至らないように原子炉水位を確保した。
- ・流量調整については、バッテリーの節約の観点から、原子炉水位が緩やかな変化となるようにテストラインの弁の開度調整や流量制御器（FIC）にて流量を設定し、原子炉水位が水位調整範囲の上側または下側に近づいたら流量の設定値を変更（定格流量100%から約75%）する方法を繰り返した。
- ・12日20時36分に原子炉水位計の電源が喪失し、原子炉水位の監視ができなくなったことから、HPCIの流量の設定値を若干上げて、原子炉圧力やHPCI吐出圧力等により運転状態を監視した。
- ・13日2時に、これまで約1MPaで安定していた原子炉圧力が低下傾向を示した。原子炉圧力の低下によりHPCIのタービン回転数がさらに低下し、タービンの振動が大きくなり設備損傷が起きることを懸念した。さらに原子炉圧力とHPCIの吐出圧力が同程度となっていたことから、HPCIによる原子炉注水はなされていないと考えた。これらのことから、ディーゼル駆動消火ポンプ（DDFP）による代替原子炉注水とHPCIの停止を早急を実施することとした。
- ・13日2時42分、中央制御室のHPCI制御盤にてHPCIを手動にて停止し、DDFPによる代替原子炉注水への移行を図った。

2.2 3号機の HPCI 作動時における原子炉圧力についての見解

(1) これまでの経緯

3号機の HPCI の動作については、平成 23 年 5 月 23 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運転記録及び事故記録の分析と影響評価について」の別紙-1「福島第一原子力発電所 1～3号機の炉心の状態について」において、3号機の炉心の状態の評価の記載の一部に、“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、原子炉圧力及び格納容器圧力の挙動と概ね一致する解析結果となる”旨、計測された挙動に合う条件の一例を記載している。

その後、調査及び評価を進めている段階で、HPCI は流量調節をしながら連続運転を実施していたことが判明した。ミニマムフローラインを通じて、一定流量の HPCI 流量を維持するために復水貯蔵タンクを水源とする水が S/C へ流れ込むとの仮定をおくことで、原子炉圧力、格納容器圧力の挙動を説明できる解析結果が得られたことから、平成 23 年 7 月 28 日に上述の内容を公表している。

この度、新たな情報として「ミニマムフローラインは S/C の水位が上昇することを懸念して全閉操作していたこと」、「HPCI の流量調整は、原子炉への注水の一部をテストラインにまわすことで実施していたこと」、「格納容器を冷却するためスプレイを実施していたこと」が明らかになったことから、以下に HPCI の運転状況を整理した。

なお、7月28日時点での HPCI 運転状態の推定は実際の運転状態とは異なっていたものの、原子炉からは HPCI の蒸気配管を通じて蒸気の流出を継続させていたこと、S/C に外部から低温の水を持ち込むことで格納容器圧力の上昇が抑制されたこと、という大きな特徴についての変更はなく、結果として、今回の解析結果は 7 月 28 日時点の解析結果と同等の傾向を示すものとなった。また、高圧注水系の作動期間において原子炉水位は維持されていることから、3号機の炉心の状態の解析結果には特段の影響はない。

(2) 現場の状況及び操作について

現場の状況について

- ・ HPCI の蒸気配管を通じて格納容器外へ大量に蒸気がリークしていた場合は、HPCI 室含め原子炉建屋内は高温又は高い蒸気雰囲気となり建屋に人が立ち入ることは不可能であると考えられるが、3月13日に HPCI が停止した後、RCIC の再起動を試みるため HPCI 室を経由して RCIC 室に入った運転員がいた。

高圧注水系の操作について

- ・ HPCI が起動した後、原子炉水位高による HPCI の起動と停止の繰り返しを回避するため、原子炉水位を確認しながら HPCI の流量調整を実施していた。この流量調整はテストラインを活かし実施していた。なお、ミニマムフローラインは S/C の水位が上昇することを懸念して全閉操作していた(図 2-1)。
- ・ また、この時 HPCI は復水貯蔵タンクを水源として原子炉への注水を行っていた。

格納容器スプレイについて

- ・ 格納容器の圧力 / 温度を低下させるため、表 2-1 の時系列で格納容器スプレイを実施していた(図 2-2)。

表 2-1 3号機 格納容器スプレイに関する時系列

日付	時刻	事象
3/12	12:06	DDFP による S/C スプレイ開始
3/13	3:05	DDFP による S/C スプレイ停止
	5:08	DDFP による S/C スプレイ開始
	7:39	DDFP による D/W スプレイ開始
	7:43	DDFP による S/C スプレイ停止
	8:40 ~ 9:10	DDFP による D/W スプレイ停止

：操作手順において、原子炉水位低 (L-2) / 原子炉水位高 (L-8) による起動、停止の繰り返しによって HPCI の運転継続を損なわせるはならない旨が定められている。

(3) 設備の設計という観点での HPCI 配管破断の可能性について

5月23日に公表した解析においては、計測された原子炉圧力及び格納容器圧力の挙動に合う条件の一例として、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した場合について記載しているが、7月28日に公表したとおり、設備の設計という観点で HPCI 配管が破断し大量の蒸気が漏えいしていたということは考えられない。

- ・ HPCI 動作期間においては原子炉水位が維持されていたことから、原子炉から発生する蒸気は HPCI に供給され、原子炉への注水が行われていた。
- ・ 仮に HPCI の蒸気配管が破断し、格納容器外に蒸気が流出した場合、HPCI 蒸気管破断 (蒸気流量大) により隔離信号が寄せられること、また、HPCI 蒸気配管周りには、HPCI タービン / ポンプ室、蒸気供給ラインペネ室等に

温度検出器が設置されており、雰囲気温度高により隔離信号が発せられることから、HPCIは動作しない、もしくは停止すると考えられ、原子炉水位が維持できていたことと整合しない。

(4) 原子炉圧力低下等のプラント挙動の要因について

HPCIの流量を調整し、表2-1の操作を考慮したMAAP解析の結果（原子炉水位変化、原子炉圧力変化）を図2-3、図2-4に示す。なお、RCIC、HPCIは実測の水位を模擬するよう注水量を変化させた解析を行った。

- ・通常はHPCIによる注水が始まると、原子炉圧力はHPCIの注入に伴い減少するが、HPCIの注入に使用された蒸気はS/Cで凝縮されるためS/Cの水温は上昇し、格納容器圧力は上昇することとなる。
- ・今回の挙動は、HPCIの継続的な運転により原子炉圧力は低下するものの、原子炉水位高（L-8）によるHPCIの不必要な停止を避けるためHPCI注水量を調整し、その際にテストラインを使用していた。また、格納容器の圧力および温度については、スプレイを実施することで上昇が抑制されていたものと考えられる。

(5) まとめ

平成23年7月28日に公表した内容と同じく、建屋に人が立ち入っていること、また、設備の設計の観点からも原子炉圧力の低下はHPCIの配管が破断したことによるものではなく、HPCIの継続的な運転によるものと考えられる。なお、ミニマムフローラインは全閉操作がなされていたことから、格納容器圧力は格納容器スプレイにより上昇が抑制されていたものと考えられる。

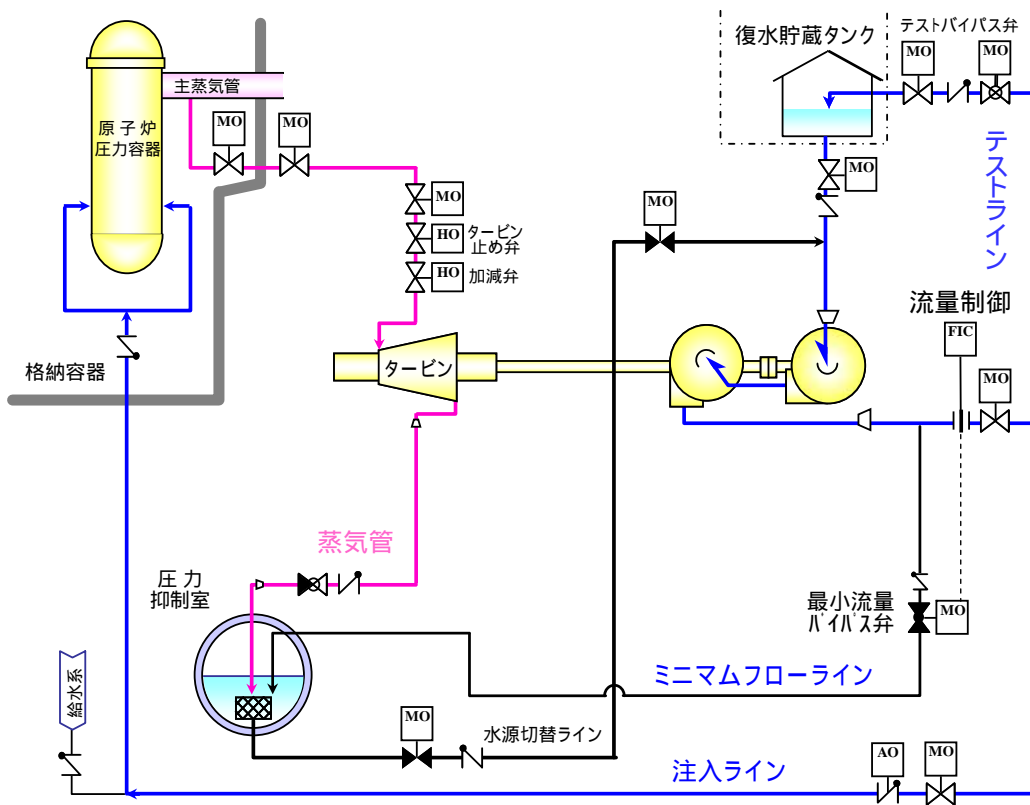


図 2-1 HPCI 系統概略図

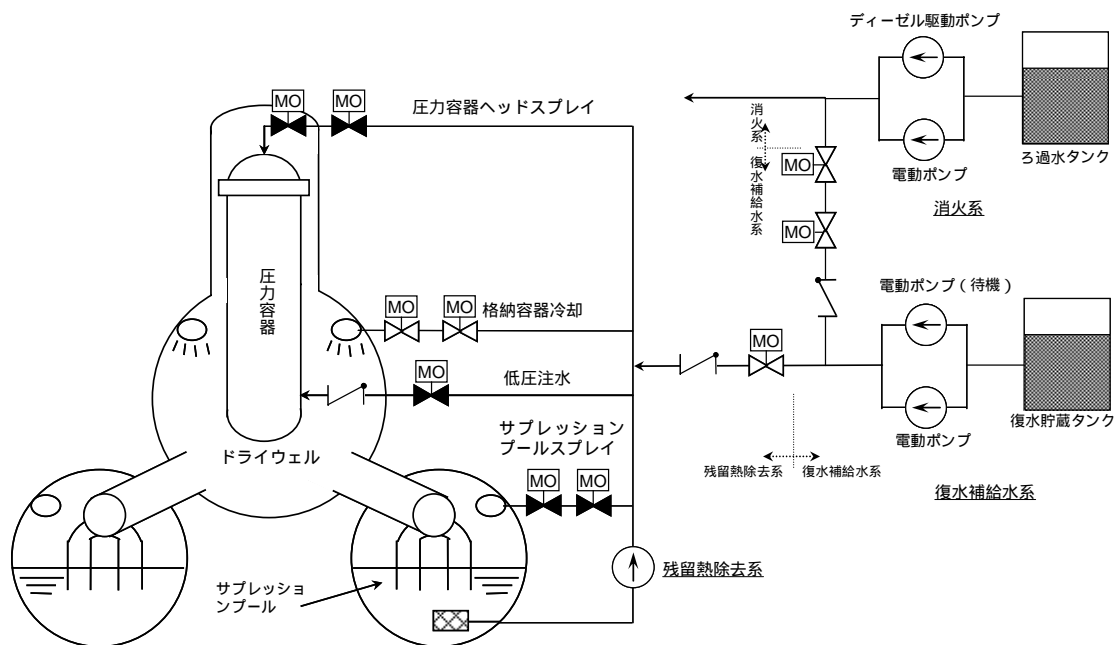


図 2-2 3号機 代替格納容器スプレイ系統概略図

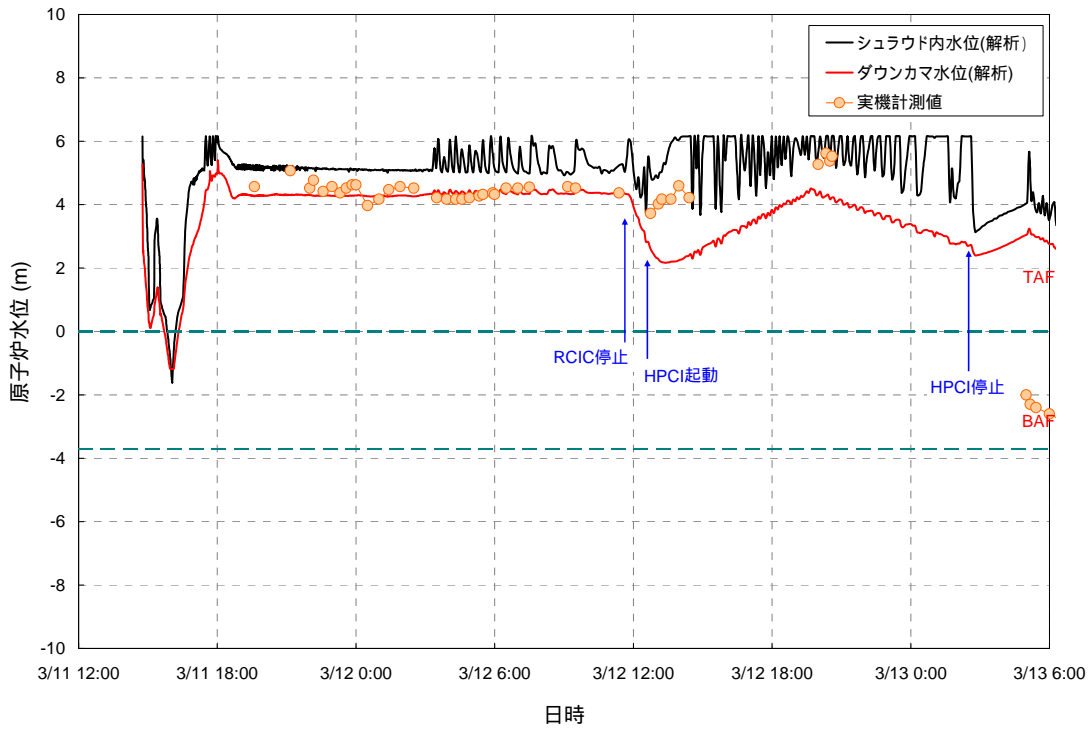


図 2-3 3号機 原子炉水位変化

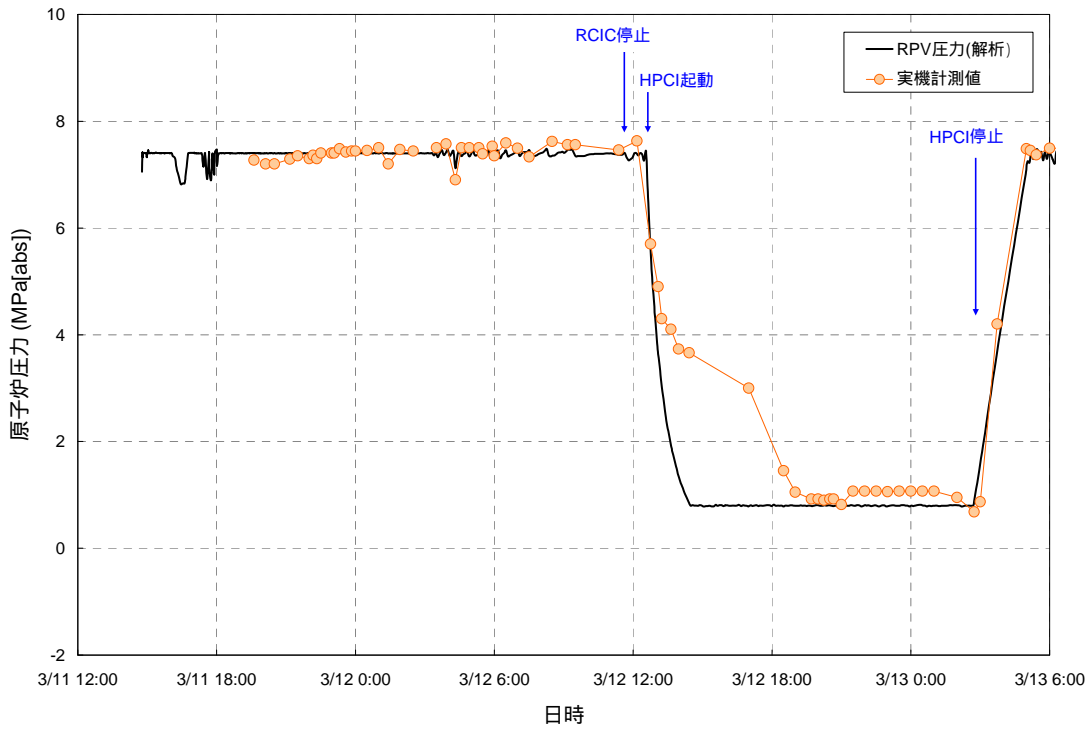


図 2-4 3号機 原子炉圧力変化

3. 3号機の格納容器スプレイ又はS/Cスプレイ等の手動操作の実績ならびにD/W圧力変化に係る解析値と実機計測値が整合しないことについての見解

3-1 格納容器スプレイ又はS/Cスプレイ等の手動操作の実績

【3月12日】

・3月12日午前中に残留熱除去系（RHR）等の弁を手動で開け、S/Cスプレイラインを構成。

12日12時06分、DDFPを起動させて代替S/Cスプレイを開始。

【3月13日】

・13日3時05分に代替S/Cスプレイから代替原子炉注入ラインの構成が完了したことを中央制御室へ伝達。（代替S/Cスプレイの停止）

・13日5時08分、格納容器の圧力を抑えるために代替S/Cスプレイを開始。

・13日7時39分、代替S/CスプレイラインからD/Wスプレイラインへ切り替えを実施し、D/Wスプレイを開始。7時43分にS/Cスプレイ弁を手動にて閉操作。

・13日8時40分～9時10分にかけて、D/Wスプレイから代替原子炉注水ラインに切り替え。（D/Wスプレイの停止）

3-2. 3号機D/W圧力変化に係る解析値と実機計測値が整合しないことについての見解

(1) 報告書における解析結果と実機計測値の相違

報告書における図9-13-3および図9-13-14にて、格納容器圧力変化の実測値と解析値に整合していない部分が見られる。具体的には、3号機の格納容器圧力の実測値は、平成23年3月12日12時頃まで上昇を続け、その後3月12日22時頃にかけて低下する推移を示しているが、解析の結果と比較すると、3月12日12時頃までの期間においては、実測値の方が最大で100kPa程度高い推移を示し、その後の3月12日22時頃までの実測値の低下傾向を解析では再現できていない。

報告書に記載の図9-13-3、図9-13-14について図3-1、図3-2に示す。なお、図3-1、図3-2中の の期間は実測値と解析値が整合していない部分を示している。

(2) 格納容器圧力の推移に関する検討

検討は、地震発生から3月12日12時10分までの期間（実測値の格納容器圧力が上昇している期間）と、3月12日12時10分から3月12日22時00分までの期間（実測値の格納容器圧力が低下している期間）の2つに分けて実

施した。

なお、格納容器圧力の挙動に寄与する冷却系の動作状況を、前述のとおり表 3-1 に整理した。表 3-1 の時系列をもとに MAAP コードを用いて解析した結果を図 3-3、図 3-4 に示す。(解析結果は「2.2 3号機の HPCI 作動時における原子炉圧力についての見解」と同一)

表 3-1 冷却系の動作に関する時系列

日付	時刻	事象
3/11	16:03	RCIC 起動
3/12	11:36	RCIC 停止
	12:06	DDFP による S/C スpray 開始
	12:35	HPCI 起動
3/13	2:42	HPCI 停止
	3:05	DDFP による S/C スpray 停止
	5:08	DDFP による S/C スpray 開始
	7:39	DDFP による D/W スpray 開始
	7:43	DDFP による S/C スpray 停止
	8:40 ~ 9:10	DDFP による D/W スpray 停止

(2)-1 の期間について

この期間においては、解析値より実測値の方が最大で 100kPa 程度高い値を示している。この期間の格納容器圧力の上昇は、主に、逃がし安全弁(SRV)の動作および RCIC の排気蒸気によるものと考えられる。両者ともに、S/C のプール水において蒸気凝縮することから、格納容器の圧力上昇は抑制される。そこで、S/C ではなく、D/W に直接エネルギーが移行する経路を想定すると、格納容器圧力の上昇を再現することが可能であると考えられる。なお、地震後のプラントパラメータから、原子炉圧力容器バウンダリは健全であると考えられることから、バウンダリの損傷以外のメカニズムについて検討した。

メカニズムの 1 つとして、図 3-3 に示す MAAP 解析では考慮していない再循環系 (PLR) ポンプメカシールからの炉水の漏えいが考えられる。通常、PLR ポンプメカシールでは、制御棒駆動機構 (CRD) ポンプから供給されるシール水により炉水をシールし、シール水の一部が PLR ポンプ主軸部から D/W 機器ドレンサンプに滴下する構造 (この滴下量をコントロールブリードオフ流量という) となっているが、外部電源喪失時には CRD ポンプからのシール水の供給が失われるため、高温の炉水が PLR ポンプ主軸部から D/W 機

器ドレンサンプに滴下していたものと考えられる。

PLR ポンプメカシールからの漏えい量をコントロールブリードオフ流量と同じ約 3 l/min と仮定した解析では、初期の挙動を再現できる結果が得られたが、その後の圧力上昇は再現できていない(図 3-4)。

現時点では、実測された格納容器圧力を再現することはできていないが、格納容器の圧力を上昇させるその他の要因の有無について、今後も調査を継続する予定である。

(2)-2 の期間について

3月12日12時06分からS/Cスプレイを実施しており、この期間における格納容器圧力の挙動に影響を与えたものと考えられる。しかしながら、MAAP解析結果(図3-3)によると格納容器圧力の上昇を抑制する効果はあるものの、格納容器圧力を低下させるには至っていない。RCIC、HPCIの運転中は水位が保たれ、燃料の除熱ができている状態であるため、原子炉压力容器の圧力、格納容器の圧力は、津波により海水系のヒートシンクを喪失してからの崩壊熱の積分量が、炉水、構造物、D/W、S/Cの気相、水相のそれぞれにどのように配分されたかによって決定される。したがって、現在の解析ではHPCI運転時の水位等を実測値との相違が存在しているため、その配分が現実と異なっている可能性があり、その結果として格納容器圧力を過大に評価している可能性がある。格納容器圧力が低下するその他の要因の有無について、今後も調査を継続する予定である。

なお、項目(2)-1で記載したPLRポンプメカシールからの漏えいは、原子炉水位を維持できているこの期間においても発生していると考えられるが、3月12日12時35分から動作しているHPCIの影響により原子炉圧力が大きく低下していることから、漏えい水量は減少しており、かつ漏えい水のエンタルピーも減少していると考えられる。従って、PLRポンプメカシールからの漏えい水による格納容器圧力の上昇については、この期間よりも寄与が小さいものと考えられる。

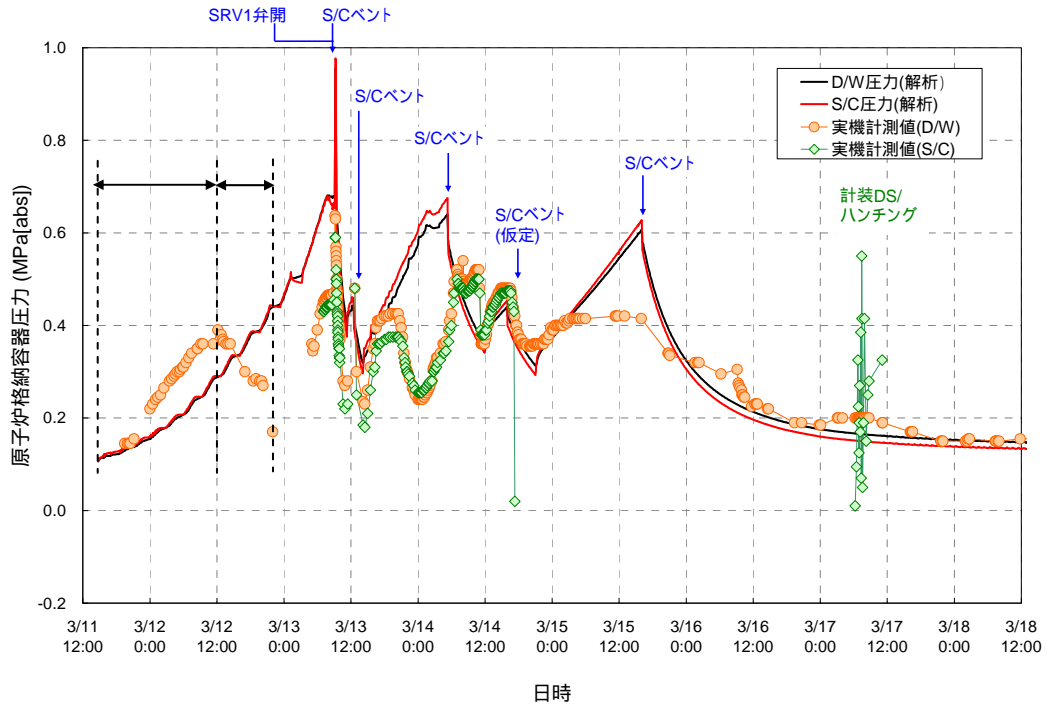


図 3-1 3号機 格納容器圧力変化 (報告書 図 9-13-3)

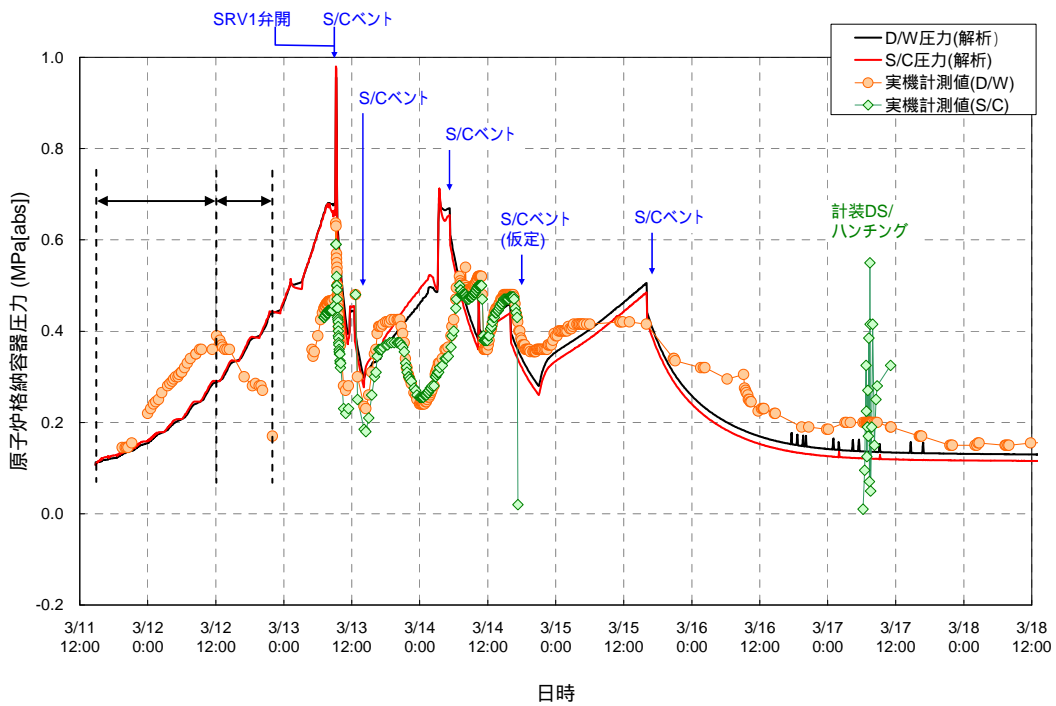


図 3-2 3号機 格納容器圧力変化 (報告書 図 9-13-14)

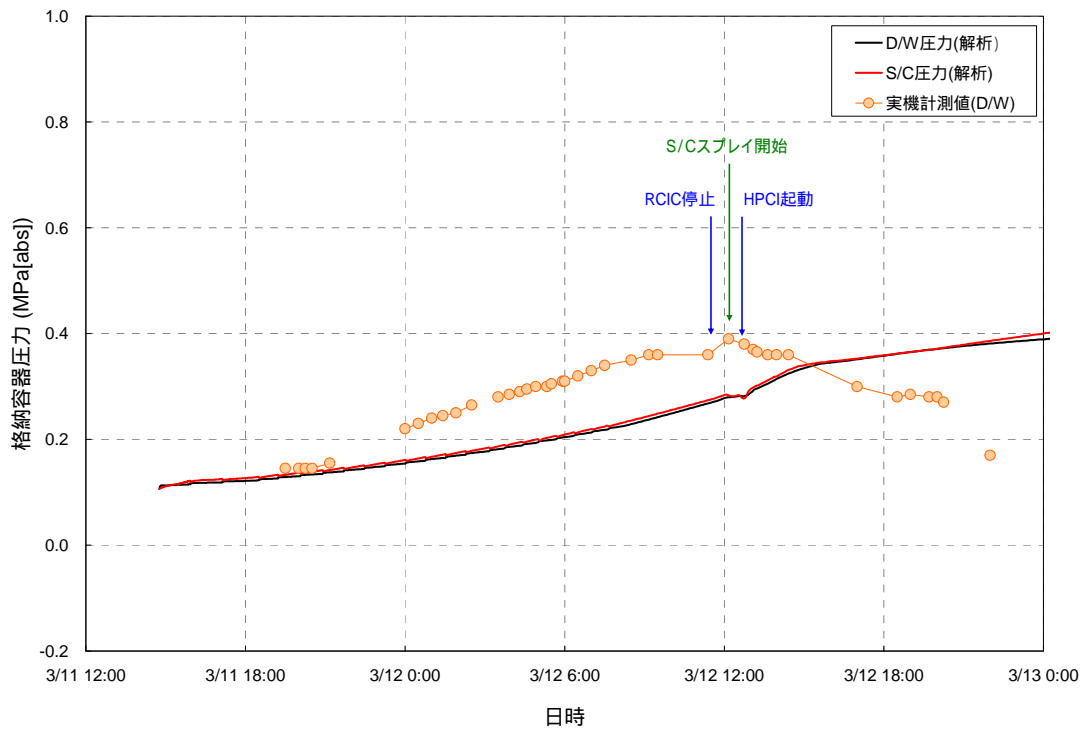


図 3-3 3号機 格納容器圧力変化

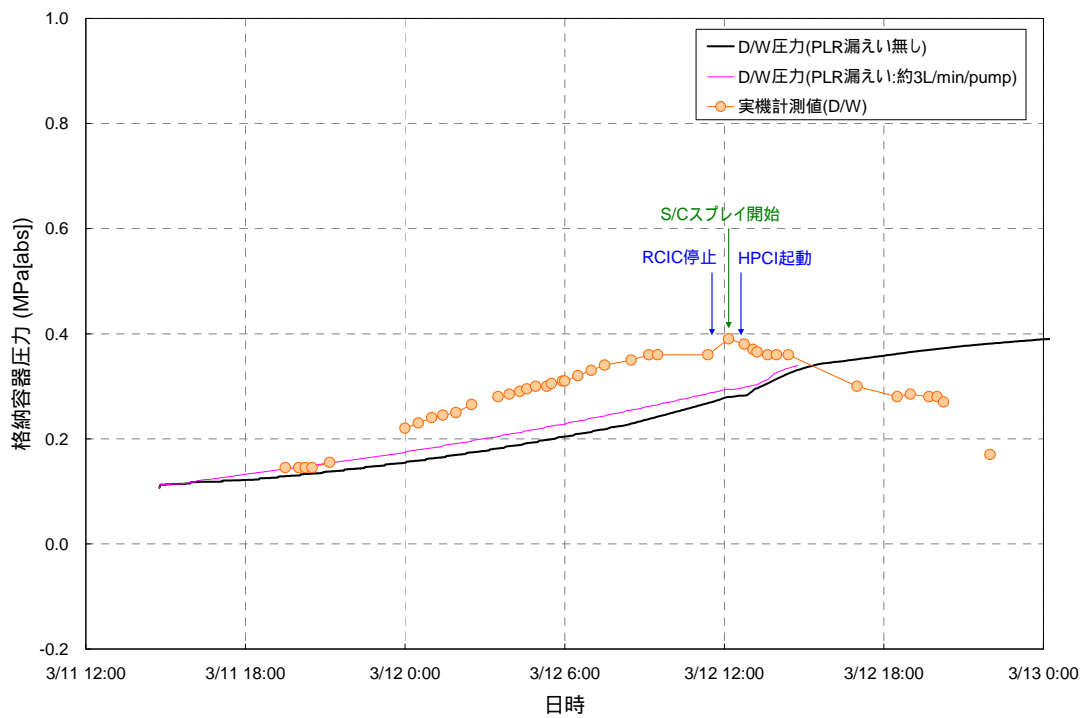


図 3-4 3号機 格納容器圧力変化 (PLR ポンプメカシール漏えい)

4. 1号機、2号機、3号機のベント操作における非常用ガス処理系出口弁の全閉操作を含めた必要な隔離操作の実績及び隔離状態の確認にかかる事実関係
- ・今回の福島事故においては、想定した条件を外れる事態となったことから、アクシデントマネジメント操作手順をもとに手順の検討を実施したが、検討結果の手順は、現時点でも見つかっていないことから、ご質問の整合性については現時点で確認できない状況である。
 - ・津波後の全交流電源が喪失している状況においては、計装用圧縮空気系が停止しており、圧縮空気により駆動する弁（AO弁）の駆動源が無くなっていることから、非常用ガス処理系の弁の状態は、図4-1、図4-2に示すようになっていたと想定される。12月22日の3号機現場調査において、SGTS排気ファン出口弁等の弁開閉状態を確認したところ、確認できた弁（図4-2中の丸囲み）についての開閉状態は、電源喪失時の状態であった。1、2号機も含め、現場での弁状態確認は必要と考えており、今後も現場の線量等を踏まえ可能な範囲で調査を行っていきたい。

