

3号機 13日9時頃に発生した原子炉圧力の低下挙動について

1. 現象の概要と検討課題

福島第一原子力発電所3号機では、2011年3月13日2時42分に高圧注水系（HPCI）を手動停止して以降、原子炉圧力が上昇に転じ、5時間ほど約7MPaをキープしていたが、13日9時頃、急速に低下し1MPaを下回った。この原子炉圧力の低下挙動は、運転員による計測データ（図1）、チャートの記録（図2）と2つの観測記録から確認できる。計測データは離散的な圧力変化しか捉えられていないが、チャートでは正確な数値はわからないものの連続的な変化が捉えられており、そこから減圧の速度を評価すると、2～3分程度の間、7MPa程度の圧力から1MPa程度の圧力まで急激に減圧していることが判明した。本資料では、この原子炉圧力低下挙動の要因について言及し、今後必要な対策を検討する。

なお、2012年7月に公表された政府事故調査報告書において、この圧力挙動は、圧力容器又はその周辺部（主蒸気逃がし安全弁（SRV）のフランジガスケット部等）から格納容器（D/W）への気相漏えいによる可能性があると言及している（資料編 P.158～）。

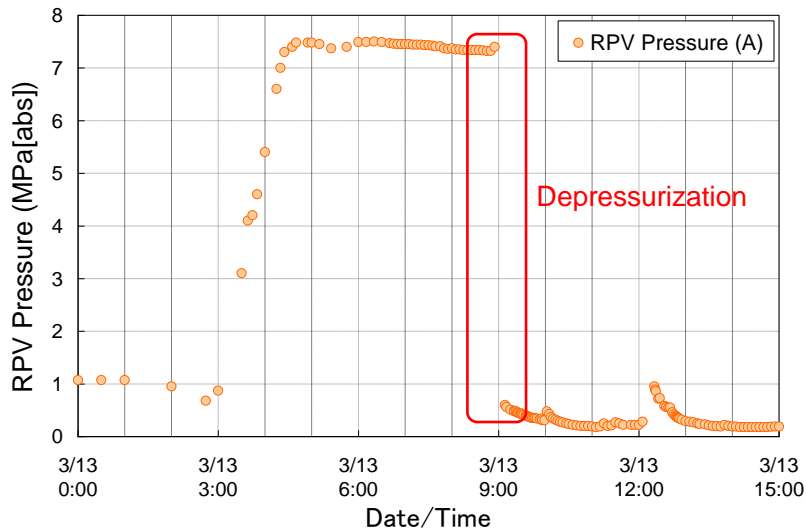


図1 運転員による計測データ

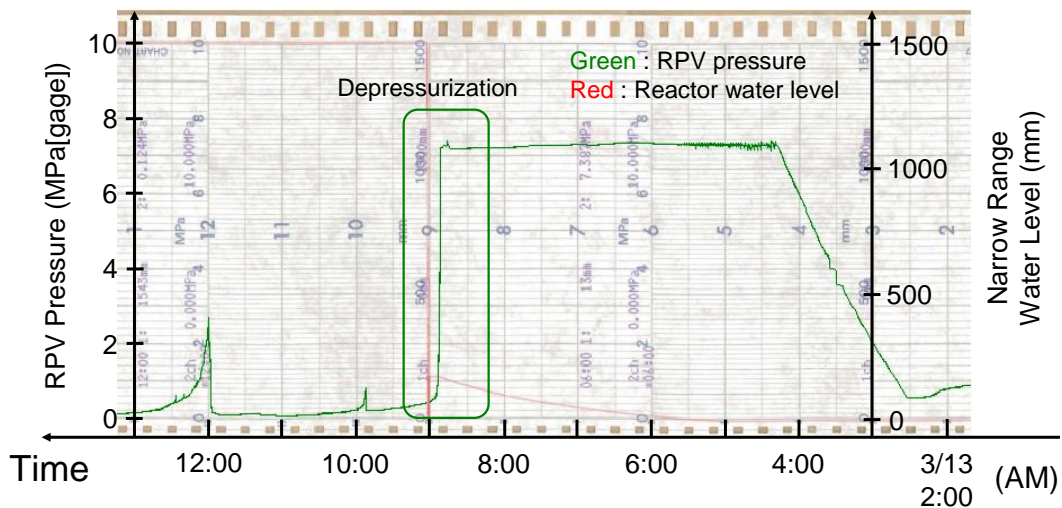


図 2 チャートの記録

2. 事象発生時における中央制御室内の状況

事象発生時における中央制御室内の状況を以下に記載する。

- 13日9時8分頃、中央制御室では復旧班2名が12Vバッテリーを10個直列に接続する作業を開始していたところ、運転員が原子炉圧力の低下を確認した。この時、バッテリーをSRV制御盤に接続する作業は終了していない。
- SRV制御盤の状態表示灯は、SRV(A)が開(作動)を表す赤ランプがチカチカと点滅を繰り返し、閉を表す緑ランプと両方が点灯した状態となった。
- 直後、SRV(G)も同様に赤と緑のランプが両方点灯し、(A)(G)二つのSRVが中間開の状態となった。



SRV 制御盤

3. 原子炉圧力低下挙動の要因について

3.1. MAAPコードによる解析結果

当社は2012年3月にMAAPコードを用いた炉心・格納容器の状態の推定について公表している。この解析では、当時の最新時系列を基に13日9時8分にSRV1弁を開けたものとして解析を実施した。解析結果を図3-1に示す。

公表当時は、図3-1において赤枠で囲った2つの測定値を結んだ線と、解析結果の減圧速度がほぼ同じであるという判断を下した。ただし、2MPaを下回った辺りから解析の圧力低下挙動は赤枠で囲った2つの測定値を結んだ線よりも緩やかになっている。また、そもそも赤枠で囲った2つの測定点を結んだ線は実際の圧力低下速度を表しているわけではなく、この2つの測定点の間に圧力低下が起こったことを示しているに過ぎず、チャートの情報からは実際の圧力低下挙動はこれよりも速いことがわかっている。

そこで、2012年3月に公表したMAAP解析の条件において、9時8分にSRVを開けた数を2, 4, 6, 8弁とした感度解析の結果と、チャートに記録された圧力低下挙動とを比較した。結果を図3-2に示す。SRVが4弁開より少ないケースではチャートの示す圧力の低下速度を再現しきれていないが、6弁、8弁開のケースではチャートで記録された原子炉圧力の低下速度とおおよそ一致する結果が得られた。SRV6弁、8弁程度の開口部面積があれば減圧挙動を再現可能であり、SRVの弁数以外の要因が解析に影響を与えることがないか確認が必要であるものの、当該の減圧挙動を再現できる見込みが得られた。

感度解析の結果から、以下の2つの可能性が考えられる。

- ▶ 減圧はSRV開によるものではなく、SRV6弁以上の開口部断面積に相当する大きな漏えい孔から原子炉圧力容器から格納容器へ漏えいが生じたことによる可能性。(政府事故調の主張と同様)
 - ▶ SRVが1弁ではなく、6弁以上が同時に開となった可能性。
- 次の項目3.2, 3.3において、この2つの可能性について検討する。

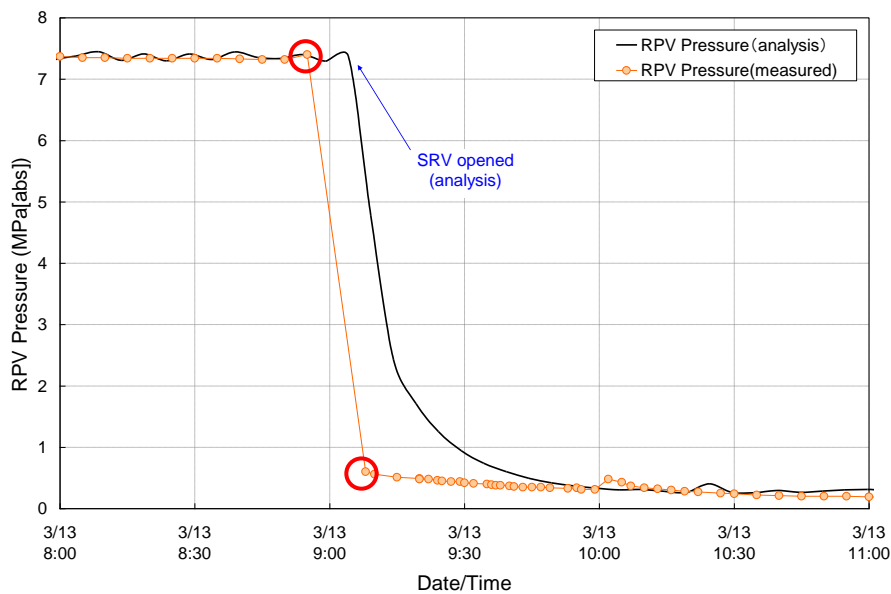


図 3-1 MAAP 解析結果 (2012 年 3 月公表)

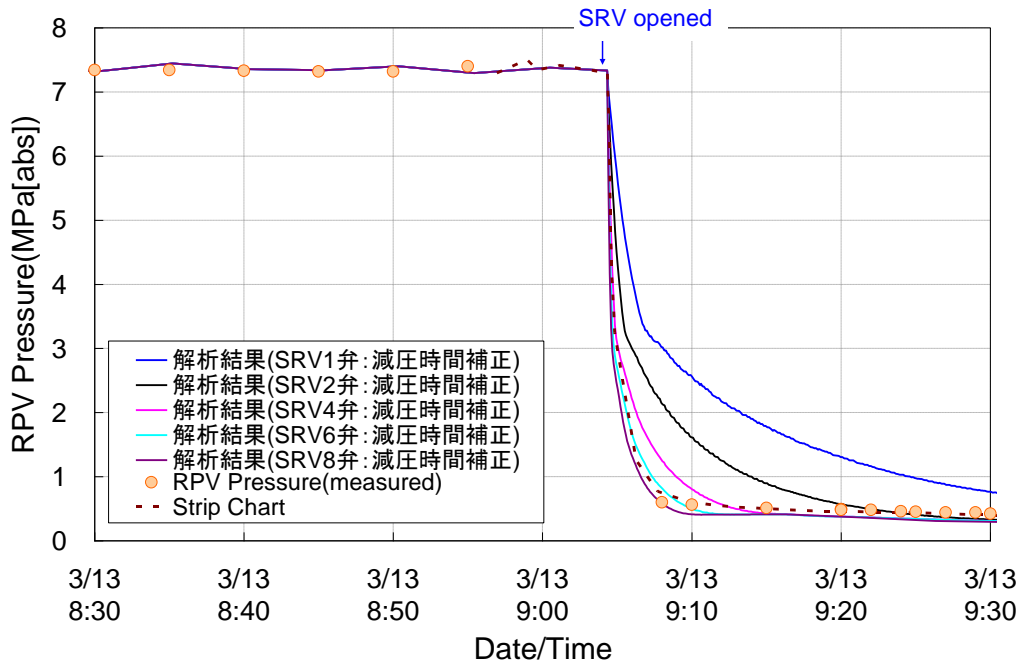


図 3-2 SRV 開数による感度解析

3.2. 原子炉压力容器から格納容器への漏えいの可能性

当社が 2012 年 3 月に公表した MAAP コードを用いた炉心・格納容器の状態の推定において、1 号機では中性子源モニタ (SRM) /中間領域モニタ (IRM) や移動式炉内計装系 (TIP) といった炉内核計装配管のドライチューブから気相漏えいが生じたと仮定している。さらに SRV のフランジガスケット部から気相漏えいが生じたと仮定している。

3 号機についても同様の気相漏えいは最終的に生じていたと考えられる。ただし、仮に 13 日 9 時頃の減圧が原子炉压力容器から格納容器 (D/W) への漏えいであったとすると、図 4 に示すチャートに記録されている 13 日 10 時頃に約 1MPa、13 日 12 時頃に約 3MPa へと圧力上昇していることの説明が困難である。確かに、大きな漏えい孔がある状態でも、大きな溶融デブリのリロケーションや水素発生に伴い、瞬時の圧力上昇が生じる可能性はある。ただし、特に 12 時の減圧挙動に着目すると、9 時の段階で SRV 複数個開 (4 弁程度以上) に相当する大きな漏えい孔が生じていたとすると、さらに SRV を開いた程度で、原子炉圧力が減少に転ずるとは考えがたい。また、大きな漏えい孔が原子炉底部に有るとすると、水は原子炉压力容器に留まらずに格納容器へ落下するため、大きな漏えい孔があつて、かつ、大量の蒸気発生が起こる場合には、漏えい孔は原子炉压力容器の上部もしくは主蒸気配管等の配管に存在することになるが、溶融燃料により漏えい孔ができるというシナリオには反する。そのため、このときの原子炉圧力上昇は、図 5 に示すような、溶融燃料の落下による蒸気発生であるとする、原子炉压力容器底部は健全で、ある程度の水が溜まっている状態であった可能性が高い。従って、

当該の減圧挙動が原子炉圧力容器から格納容器（D/W）への気相漏えいによる可能性は低いと考えられる。なお、9時と12時に原子炉圧力の上昇の前にSRVが閉まったとの記録があるが、これは原子炉圧力の挙動を見て解釈された可能性が高いため、このときのSRVの開閉状態は必ずしも明確ではない。

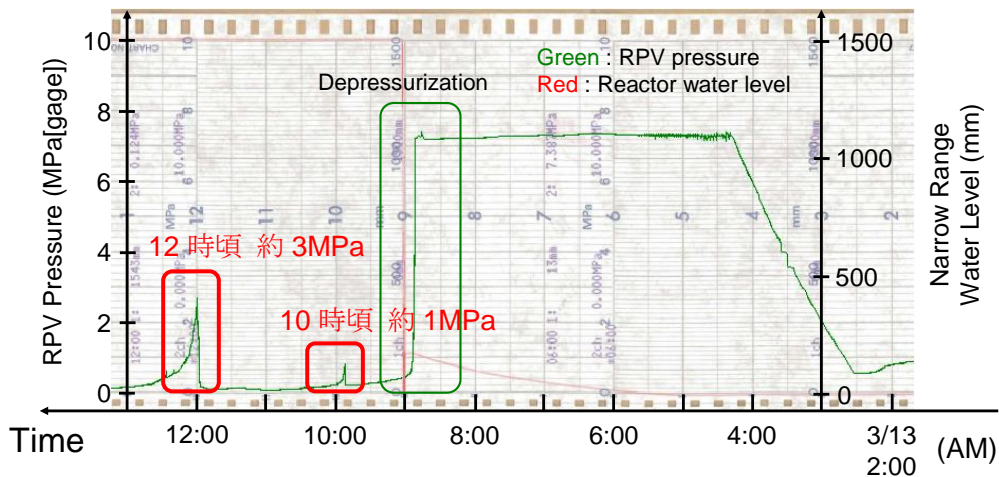


図4 減圧後の原子炉圧力上昇

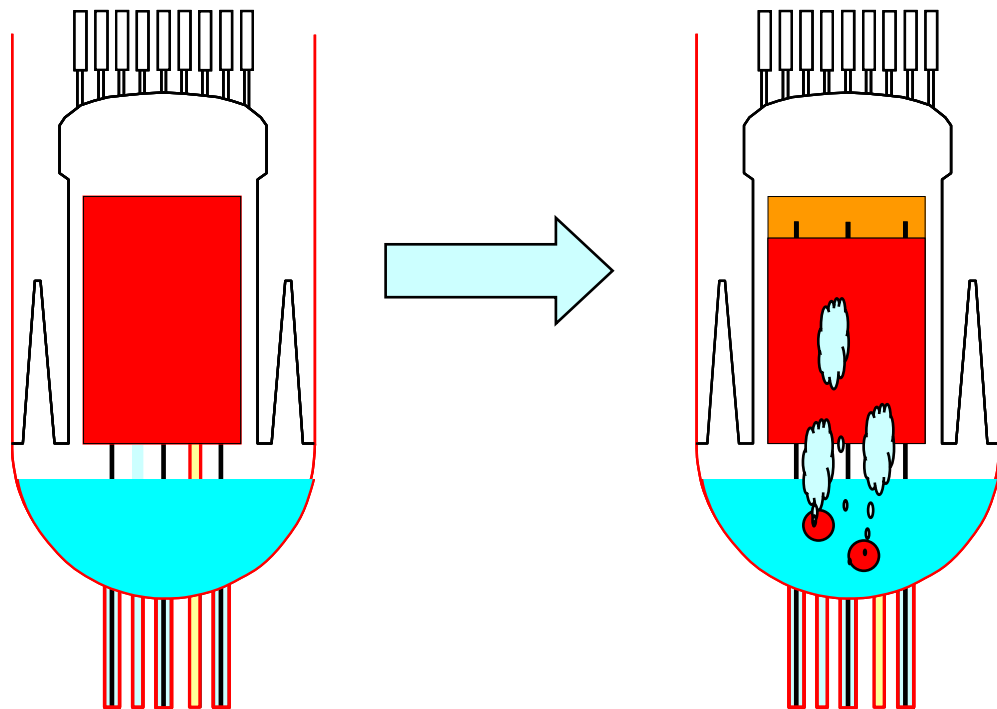


図5 注水後の蒸気発生と圧力上昇（溶融燃料落下ケース）

3.3. 原子炉減圧のシナリオについて

項目 3.2 で述べたように原子炉圧力容器から格納容器への漏えいにより減圧した可能性は低く、中央制御室において一部のSRVが開表示をしていることから、13日9時頃の減圧はSRV開によるものである可能性がある。

SRVのうち、開動作したものの個数については、図3-2において、9時10分～9時20分頃になると、減圧沸騰の寄与が小さくなる事で原子炉圧力容器からの蒸気発生量が減少しているにもかかわらず、図3-2におけるその時間帯の2弁、4弁開時の原子炉圧力低下速度は、なおチャートに記録された減圧速度よりも遅い。これは、少ない弁数では蒸気を逃がしきることができないことの現われであり、つまり、SRVが開いた数は1弁ではなく6弁以上程度の複数の弁が開いたものと考えられる。複数のSRVが同時に開くような事象としては、SRVの自動減圧系(ADS)機能が作動(6弁開)したこと、アクシデントマネジメント(AM)策のインターロックにより逃がし弁が作動(2弁開)したことが考えられる。そこで4章では、SRVのインターロックによる動作の可能性について究明する。

4. SRVのADS機能が作動した可能性について

4.1. SRVの作動ロジックについて

SRVは(A)～(H)の8つある。各々のSRVの設定圧を表1に示す。また、図6にSRV作動のロジック図を示す。

このうち、一番下に記載した逃がし弁動作については、チャートの記録を確認すると一番低い作動設定圧7.44MPa[gage]に到達していないこと、項目3での検討から減圧時にはSRVが複数作動した可能性が高いこと、逃がし弁機能であれば吹き止まり圧で弁が閉鎖し、炉圧が高い状態が維持されるので、その可能性は低いと考えられる。

また、AM策のインターロックによる(A)(E)の逃がし弁動作については、項目2で記載したように中央制御室のSRV制御盤にて開表示を示したSRVが(A)(G)であること、解析で得られた減圧挙動をみると2弁開では減圧速度が遅く、減圧速度を再現するためにはより多くのSRVが同時に開く必要性が高いことから、可能性としては低いと考えられる。

そこで、ADS機能が作動した可能性について検討を進める。ADS機能を有しているのは(A)(B)(C)(E)(G)(H)の6つである。

表1 SRVの逃がし弁機能と安全弁機能の作動圧 単位：MPa[gage]

	A	B	C	D	E	F	G	H
逃がし弁機能	7.51	7.58	7.44	7.58	7.51	7.58	7.51	7.58
安全弁機能	7.71	7.78	7.64	7.71	7.64	7.78	7.71	7.78
ADS機能の有無	有	有	有	—	有	—	有	有

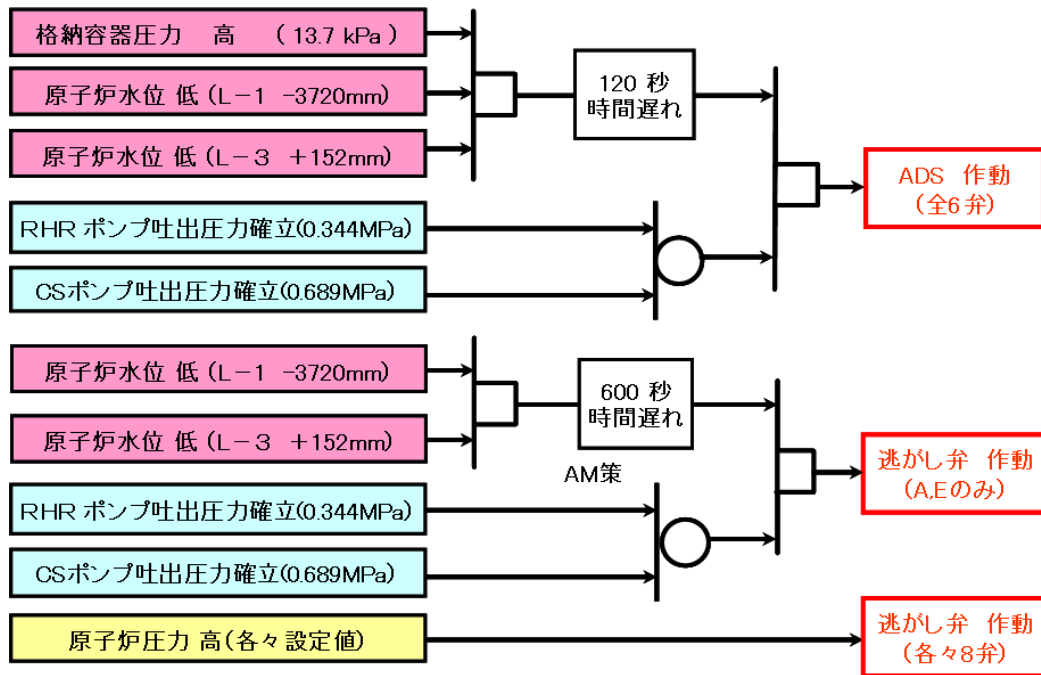


図 6 SRV の作動ロジック

4.2. SRV の ADS 機能が作動した可能性について

図 6 の上部に示した ADS の作動条件について、一つ一つ成立性を検証する。

まず、格納容器圧力について、図 7 に示したように、減圧前の 13 日 8 時 55 分の段階で 13.7kPa[gage]を十分に超える圧力が計測されており、この条件については達成されたものと考えられる。

次に原子炉水位について、作動に必要なインターロックは 2 つあり、広帯域水位計にて原子炉水位低 (L-1 -3720mm = 有効燃料頂部 (TAF) +450mm) と、狭帯域水位計にて原子炉水位低 (L-3 +152mm = TAF+4322mm) を達成することである。後者については、例えば HPCI 作動中の 12 日 15 時 30 分に TAF+4170mm を計測するなど達成されている。前者については、図 8 に示したように記録された水位の中では達成したか確認できない。しかし、運転員引継日誌に記載のあるように 13 日 3 時 51 分に TAF+570mm を記録するなど、ADS の作動条件と比較して非常に近い値を計測しており、また、実際には原子炉水位は TAF 以下にまで達していた可能性が高いことから、この条件も達成した可能性が高い。

なお、13 日 3 時 51 分から 8 時 55 分まで計測されている広帯域水位計の指示値は、この期間注水が無いにも関わらず、漸次上昇している。従って、この頃には格納容器内の温度が上昇する、もしくは、広帯域水位計の基準配管内の水が蒸発するなど、水位を正しく示さなくなっていたものと考えられる。

最後に低圧注水系の吐出圧力について、運転員は残留熱除去系 (RHR)、炉心スプレイ系 (CS) とともに作動させていない。しかし、図 7 に示したように、8 時 55

分の段階で計測された圧力抑制室 (S/C) 圧力 $0.354\text{MPa}[\text{gage}]$ は RHR の吐出圧力条件 $0.344\text{MPa}[\text{gage}]$ と非常に近い値である。

RHR の系統構成を確認すると図 9 のようになっており、RHR の吐出圧力計は水源である S/C と配管でつながっており、さらに途中の弁は開運用である。従って、図 9 中に矢印で示したように、S/C の圧力が配管を通じて吐出圧力計に伝播し、圧力計が RHR の吐出圧力が確立したものと誤検知した可能性が考えられる。

つまり、低圧注水系の吐出圧力確立という ADS 作動条件が達成される可能性がある。

上述のように、ADS 作動に必要な条件は全て達成された可能性があり、13 日 9 時頃に生じた原子炉圧力の低下挙動は、SRV の ADS 機能が作動したことによる可能性があり、減圧挙動からも複数の SRV が同時に開となった可能性を示唆している。また、MAAP コードによる感度解析結果からも、ADS 作動による 6 弁開の条件下で減圧挙動を再現できることがわかっている。ただし、中央制御室において、(A)(G)の SRV が中間開表示を示し、残りの 4 弁が開表示を示さなかったことは、検討の余地がある。

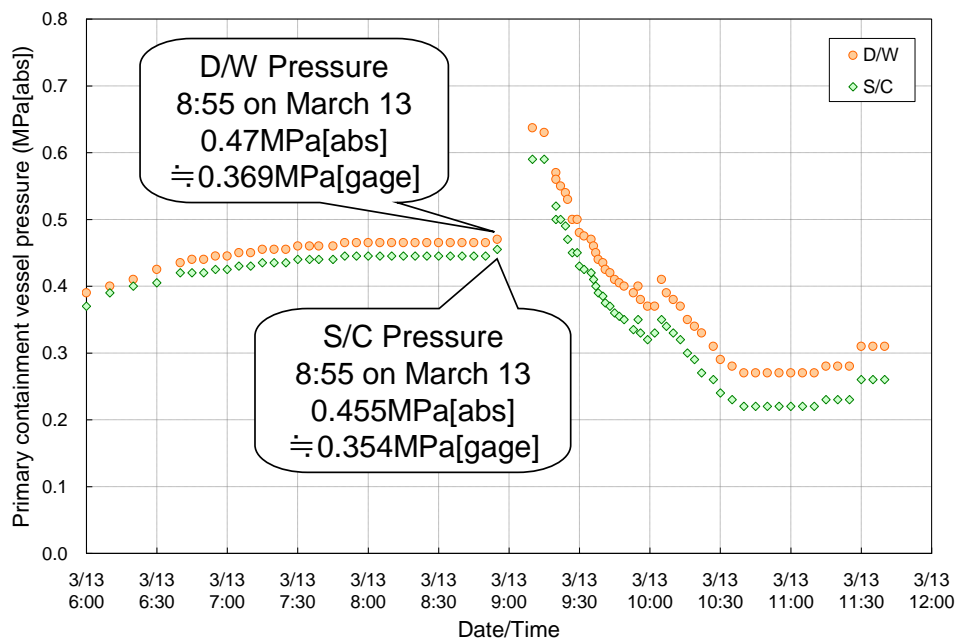


図 7 格納容器圧力の実測値

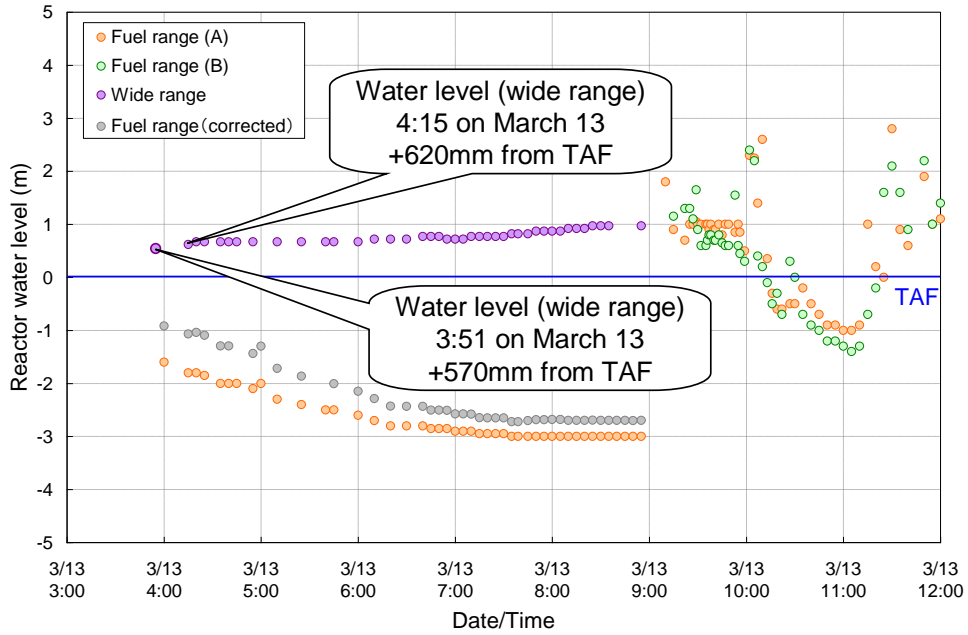


図 8 原子炉水位の実測値

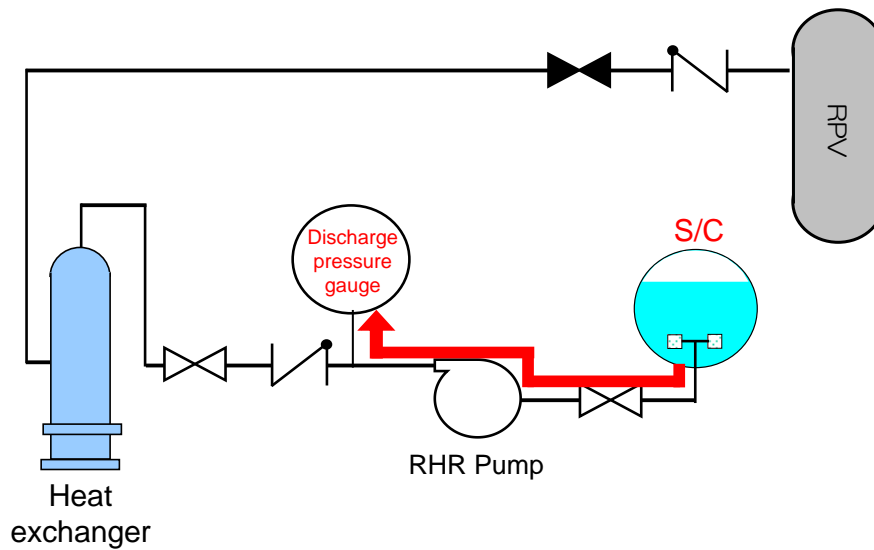


図 9 RHR の系統構成

4.3. 駆動電源と駆動窒素について

ADS 機能が作動するためには当然駆動電源が必要となる。図 10 に SRV(A)の制御装置展開接続図 (ECWD) を示す。駆動電源は直流 (DC) 125V(A)もしくは(B)である。

当時 DC125V 電源が活用できたかどうかを確認するため、関連する時系列情報を確認すると、以下のとおり。

- HPCI 停止直後の 13 日 2 時 45 分に SRV(A)を開操作（逃がし弁機能、ADS 機能）したが開せず。
- その後、SRV 全弁を開操作（逃がし弁機能、ADS 機能）したが開せず。
- 13 日 3 時 38 分、再度 SRV 全弁を開操作（逃がし弁機能、ADS 機能）したが開せず。
- 13 日 3 時 39 分、HPCI の補助油ポンプ（AOP）を停止。
- 13 日 4 時 6 分、HPCI 復水ポンプを停止。

時系列に記載したように、13 日 9 時より前の段階で、ADS 機能を手動操作させようとした際に、SRV は開していない。13 日 9 時の段階で復旧班が SRV を作動させるためにバッテリー接続を試みていることから分かるように、SRV の駆動に必要な電源は枯渇していた可能性がある。ただし、HPCI の AOP および復水ポンプは DC 駆動であり、これを順次停止させたことで、DC 電源の負荷が軽減され、SRV の ADS 機能が作動するのに必要な電源容量を確保できていた可能性がある。

また、駆動窒素について、津波到達前の段階では、ADS 機能が作動するロジックが成立しておらず、津波到達以降も ADS 機能が作動した形跡が見られないことから、アキュムレーター内の窒素は充填されたままだったと考えられる。

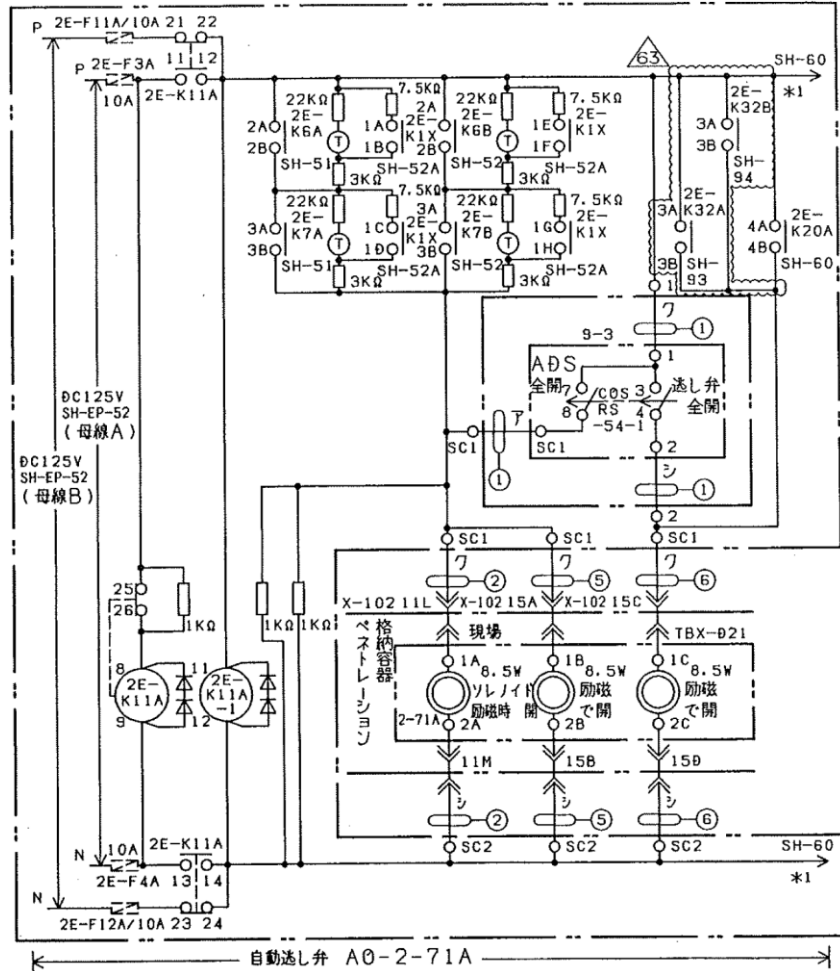


図 10 SRV(A)の ECWD

4.4. 減圧沸騰による蒸気発生量についての検討

図 11 に、解析で得られた原子炉圧力容器から発生した蒸気量の推移を示す。SRV 開までは崩壊熱による 5kg/s 程度の蒸気発生であったが、SRV 開に伴う減圧沸騰により、各ケースとも発生蒸気量が大幅に上昇している。なお、図 11 の解析結果は解析点数が粗いものであり、8 弁開では瞬間的に 300kg/s の蒸気が発生する結果となった。

このように、崩壊熱による蒸気発生量と比べて減圧沸騰による蒸気発生量は非常に大きく、原子炉圧力の低下速度は減圧沸騰による蒸気発生量により決定されている事がわかる。

減圧沸騰は圧力変化による飽和温度の変化により発生するものであるため、原子炉圧力容器内の保有水量が多いほど、原子炉圧力容器からの蒸気発生量が多くなる。つまりは原子炉水位が高ければ高いほど減圧沸騰による蒸気発生量が多くなるということである。2012 年 3 月に公表した MAAP 解析での、原子炉圧力の低下挙動が観測された 13 日 9 時時点における原子炉水位は、測定結果との比較か

ら、実際の原子炉水位より高かった可能性があり、これを理由とした蒸気発生量の過大評価によって、原子炉の減圧挙動が誤って評価される可能性がある。

そこで、解析において原子炉水位を高めに見積もっていた可能性について検討する。図 12 は原子炉水位の実測値と、2012 年 3 月に公表した解析で得られた原子炉水位を示している。この頃の原子炉水位を検討するにあたって、13 日 2 時 42 分まで運転していた HPCI の運転状況に着目する必要がある。運転状況は次の段落に記載のとおり。

12 日 12 時 35 分に HPCI が原子炉水位低 (L-2) で自動起動した。運転員は原子炉水位高 (L-8) に水位が到達して HPCI が自動停止しないよう、流量制御器 (FIC) による流量調整と、テストラインを用いて注水の一部を復水貯蔵タンク (CST) に戻す運転を行っていた。12 日 20 時 36 分頃、原子炉水位の電源が喪失し、原子炉水位の監視ができなくなった。運転員は原子炉へ確実に注水されるよう、HPCI の流量の設定値を若干上げて、原子炉圧力と HPCI の吐出圧力等により、HPCI の運転状態を確認した。その後、HPCI のタービンの回転数が操作手順書に記載のある運転範囲を下回る低速度となり、また HPCI の吐出圧力と原子炉圧力が拮抗し、原子炉へ注水されているか不明な状態となった。このような状況の中、設備損傷に伴う蒸気漏えいを懸念したこと、ディーゼル駆動消火ポンプ (DDFP) による低圧注水のため運転員が現場に向かってから暫く時間が経過していたこと、SRV の状態表示灯が点灯しており操作可能と考えられたことから、13 日 2 時 42 分に HPCI を手動停止した。

解析では、水位が見えなくなった 12 日 20 時 36 分以降、HPCI による注水量を 20t/h→8t/h へと減らしているが、13 日 4 時頃から計測が可能となった燃料域水位計の原子炉水位は TAF を大きく下回っており、解析値と大きく異なっている。

上述したように、原子炉水位の解析値が実測値より高いこと、HPCI 運転中に原子炉圧力と HPCI 吐出圧力が拮抗していたことから、HPCI は 13 日 2 時 42 分の手動停止より前の時点で、既に原子炉への注水能力をほとんど喪失していた可能性が高い。

HPCI による原子炉への注水が 2 時 42 分よりも前に途絶えていたとすれば、解析において原子炉水位を高めに見積もっていた理由となりうる。

SAMPSON コードの解析結果ではあるものの、図 13 に減圧時の水位の違いをみた解析結果を示す。減圧時の水位は有効燃料底部 (BAF) +300mm で、6 弁開時のみ水位が BAF でのケースも実施している。

原子炉水位が BAF の場合 (=炉内の水量が少ない場合) の解析結果は、よりチャートの示す原子炉圧力の低下挙動に近づいていることが分かる。

以上のことから、2012 年 3 月に公表した MAAP 解析では、13 日 9 時頃の原子

炉水位を高めに見積もっていたが、当該時刻の原子炉圧力の低下挙動への影響は小さいことがわかった。

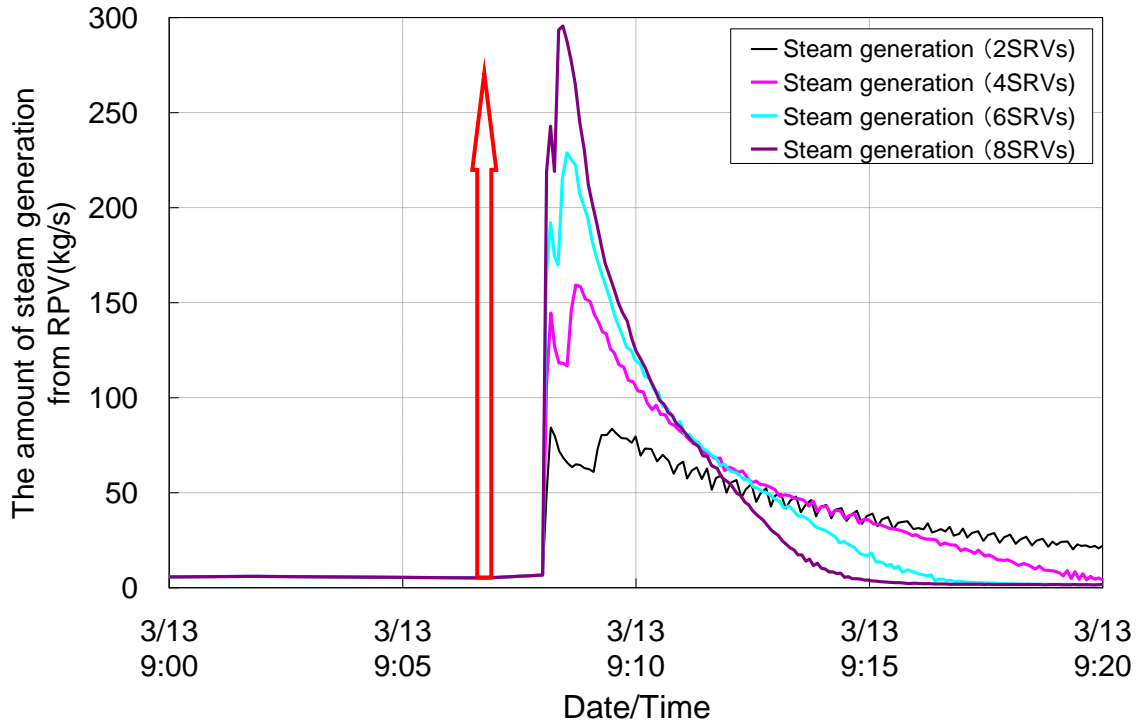


図 11 原子炉圧力容器からの蒸気発生量

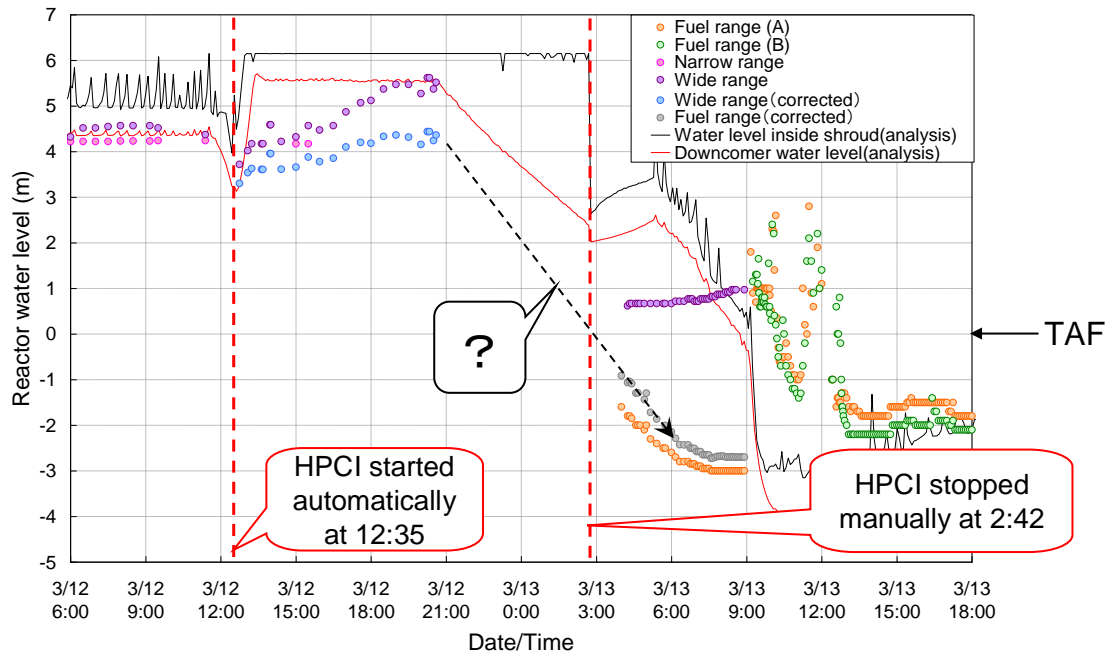


図 12 原子炉水位の実測値と解析値

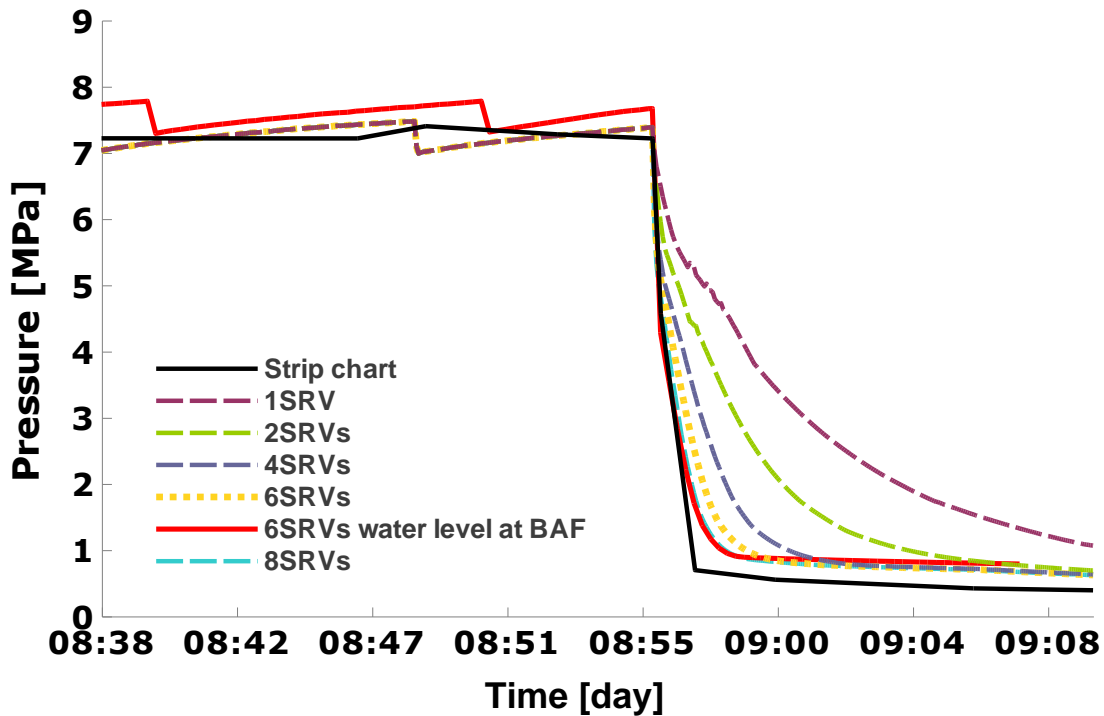


図 13 SAMPSON コードの解析結果

5. 減圧挙動の原因に関するまとめ

13日9時頃の原子炉圧力の低下挙動の要因等について、項目3,4で検討した内容を以下にまとめる。

- 政府事故調の主張のように、原子炉圧力容器またはその周辺部から格納容器(D/W)への漏えいにより原子炉が減圧した可能性は低い。
- チャートの減圧速度は2012年3月に公表したMAAP解析で得られた減圧速度よりも早い。
- HPCIは手動停止前に注水能力を喪失していた可能性が高い。
- SRV弁開数の感度解析の結果や中央制御室のSRV状態表示灯の様子から、13日9時の減圧に際しては、複数(6弁程度以上)のSRVが開したと考えられる。
- 13日9時の減圧は、SRVのADS機能が作動したことによる可能性が高い。

6. 抽出した課題と対策との関係

本事象に鑑み抽出した課題と現状取り組んでいる対策を以下に記載する。なお、記載した対策はこれで十分というわけではなく、抽出した課題に対して適切なものとなっているか、検討していく必要がある。

- 低圧注水に移行する際、SRV開操作に時間を要している

- 原子炉減圧維持は低圧注水実施に際し重要であり、「主蒸気逃がし安全弁操作用の予備蓄電池・予備窒素ポンベの配備」といった対策を実施した。しかしながら、HPCIの補助油ポンプおよび復水ポンプを停止しDCの負荷を切り離れた後に、SRVにバッテリーを繋ぐまでの間でSRV手動開操作を実施した場合には、SRVを開ることができたとの指摘がある。これは、予備蓄電池、予備窒素ポンベ等がどのような場合に必要となるかの把握の重要性に関する問題である。すなわち、通常運転時からの減圧能力の劣化をどのように検知するのかというソフト的な対策の十分性を確保する事もあわせて重要である。
- HPCIの運転～停止について、原子炉への注水は最優先でその状態を把握すべき事項である。中操および緊急時対策所において、これを正確に把握し、適切な時期に的確な判断が下せていない。
- 本減圧事象はS/C圧力上昇に伴い、低圧系注水設備の吐出圧確立(RHR)と誤検知した事によるADSの作動による可能性がある。そのため、注水手段が充分でない状態において、減圧沸騰による冷却材の大量喪失を招いた。ただし、この減圧により、ベントラインのラプチャーディスクが破られたこと、また、減圧の早期達成はいずれにしても必須であったことから、この設定がプラント状態の悪化を招いたとは言えない。

以上