

## 炉心損傷後の SRV の動作について

## 1. はじめに

1～3号機では、最終的に事故時に作動が期待されていた注水機能を全て喪失し、臨機の対応として消防車を用いた原子炉代替注水を実施した。消防車のように吐出圧力の低い注水手段によって原子炉へ注水するためには、主蒸気逃がし安全弁（SRV）の開状態を維持し、原子炉圧力を減圧し、圧力の低い状態を保っておくことが不可欠である。

しかしながら、今回の事故では操作に必要な直流電源の喪失により、開操作は仮設バッテリーに頼らざるを得ず、SRV 開操作のため様々な努力がなされたが、原子炉圧力が低下しないこともあった。

SRV が作動していなかった場合、その原因として、背圧（SRV の開操作を妨げる力）となる格納容器圧力が高い状況での駆動用窒素圧の不足や、電圧の不足による電磁弁の不作動等が考えられるが、必ずしもその原因は明らかにはなっていない。炉心損傷後の原子炉圧力の応答挙動をふまえ、SRV の作動状況について明らかにする必要がある。本件は、共通-1 として課題設定している。

なお、1号機、3号機の SRV の作動にかかる検討については、それぞれ添付資料 1-3、添付資料 3-4 にて整理している。

この資料では、2号機の SRV の作動状況について検討した結果を示す。

## 2. 2号機における津波到達前の SRV の作動について

2号機の SRV の仕様を表 1 に、津波が到達し電源を喪失する前に過渡現象記録装置で記録されていた原子炉圧力と逃がし弁機能の吹出圧力が最も低い SRV（F 弁）動作の記録を図 1、図 2 に示す。

表 1 2号機 SRV の仕様

弁番号	安全弁機能	逃がし弁機能	自動減圧機能 (ADS) の有無
	吹出圧力	吹出圧力	
A	78.7 kg/cm <sup>2</sup> [g] (≒7.71MPa[g])	76.6 kg/cm <sup>2</sup> [g] (≒7.51 MPa[g])	○
B	79.4 kg/cm <sup>2</sup> [g] (≒7.78 MPa[g])	77.3 kg/cm <sup>2</sup> [g] (≒7.58 MPa[g])	○
C	79.4 kg/cm <sup>2</sup> [g] (≒7.78 MPa[g])	77.3 kg/cm <sup>2</sup> [g] (≒7.58 MPa[g])	○
D	78.7 kg/cm <sup>2</sup> [g] (≒7.71 MPa[g])	76.6 kg/cm <sup>2</sup> [g] (≒7.51 MPa[g])	×
E	78.0 kg/cm <sup>2</sup> [g] (≒7.64 MPa[g])	76.6 kg/cm <sup>2</sup> [g] (≒7.51 MPa[g])	○
F	78.0 kg/cm <sup>2</sup> [g] (≒7.64 MPa[g])	75.9 kg/cm <sup>2</sup> [g] (≒7.44 MPa[g])	×
G	78.7 kg/cm <sup>2</sup> [g] (≒7.71 MPa[g])	77.3 kg/cm <sup>2</sup> [g] (≒7.58 MPa[g])	○
H	79.4 kg/cm <sup>2</sup> [g] (≒7.78 MPa[g])	77.3 kg/cm <sup>2</sup> [g] (≒7.58 MPa[g])	○

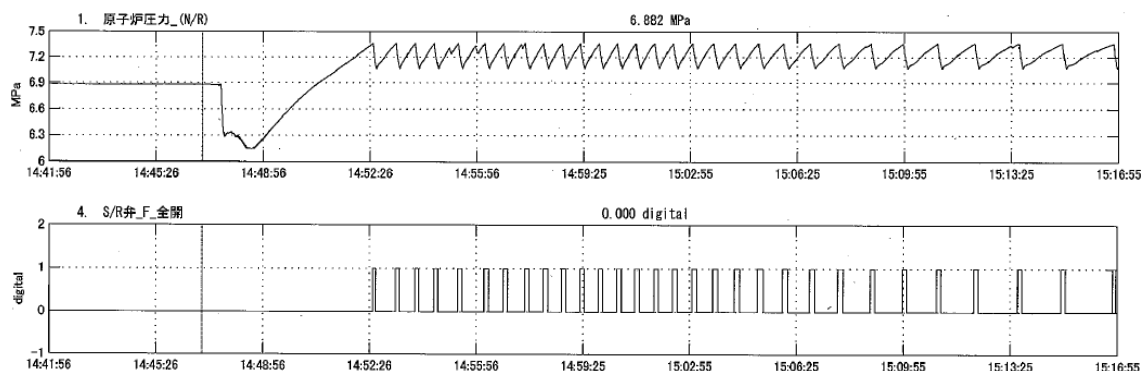


図1 原子炉圧力とSRV (F弁) 動作の記録 (過渡現象記録装置)  
(14時41分56秒～15時16分55秒)

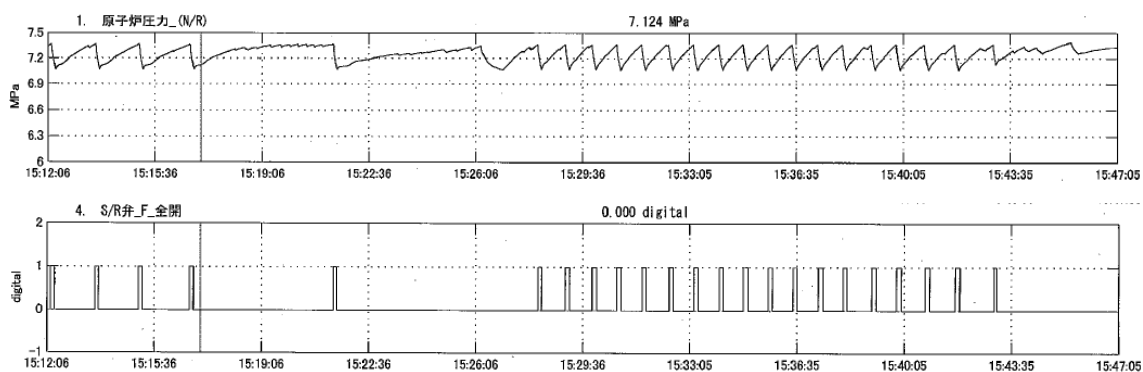


図2 原子炉圧力とSRV (F弁) 動作の記録 (過渡現象記録装置)  
(15時12分06秒～15時47分05秒)

図1, 2が示すとおり、地震後～津波が到達する前については、SRV (F弁) の逃がし弁機能が働き、原子炉圧力が制御されている。なお、津波が到達し電源を喪失する前は、SRVの駆動には計装用圧縮空気系 (IA) が使用されている。

### 3. 2号機における津波到達後のSRVの作動について

津波到達後のSRVの操作記録として、当社の事故調査報告書をまとめるにあたり整理したものを表2に示す。また、それぞれの操作を実施した際の原子炉圧力の推移を図3, 4に示す (図3, 4中の番号は、表2中の番号と対応している)。なお、表2に整理するSRVの操作記録の時間については、一部原子炉圧力の挙動から判断している点があることについて、留意する必要がある。

表 2 津波到達後の SRV の操作記録

操作順序	弁番号	操作内容	時刻	減圧有無
1	A	制御盤にバッテリーをつなぎ開操作するも開せず (逃し)	3/14 16:34	×
2	B	A→B制御盤につなぎかえ開操作するも開せず (逃し)		×
3	C	B→C制御盤につなぎかえ開操作するも開せず (逃し)		×
4	G	C→G制御盤につなぎかえ開操作するも開せず (逃し)		×
5	E	Eの電磁弁に直接つないで励磁し、減圧開始 (逃し) したが原子炉圧力は十分に下がっていない。	3/14 18:02	○
6	F, D	さらに減圧するためF, Dの電磁弁に直接つないで励磁し、原子炉圧力が低下、減圧再開 (逃し) したがしばらく後に炉圧が再上昇		○
7	A, B	再度減圧するため、別のA, Bの電磁弁 (逃し) を励磁し減圧再開したが、しばらく後に炉圧が再上昇	3/14 21:00~	○
8	不明	再度減圧するため、電磁弁を励磁し、原子炉圧力が低下 (不明)	3/14 23:00~	○
9	C	電磁弁を励磁しようとしたが、火花発生で断念 (逃し)	3/15 未明	×
10	G	電磁弁を励磁するも、原子炉圧力は低下せず(火花発生)(逃し)		×
11	E	電磁弁を励磁するも、原子炉圧力は低下せず (逃し)		×
12	A	電磁弁を励磁するも、原子炉圧力は低下せず (ADS)		×
13	B	電磁弁を励磁するも、原子炉圧力は低下せず (ADS)		×
14	E	電磁弁を励磁するも、原子炉圧力は低下せず (ADS)		×
15	G	電磁弁を励磁するも、原子炉圧力は低下せず (ADS)		×
16	H	電磁弁を励磁するも、原子炉圧力は低下せず (ADS)		×
17	C	電磁弁を励磁し、減圧再開 (3/18バッテリー切れ、交換後に再励磁) (ADS)		○
18	不明	C弁操作後、わずかな炉圧上昇により別の弁開 (ADS)	3/15 2:22	○

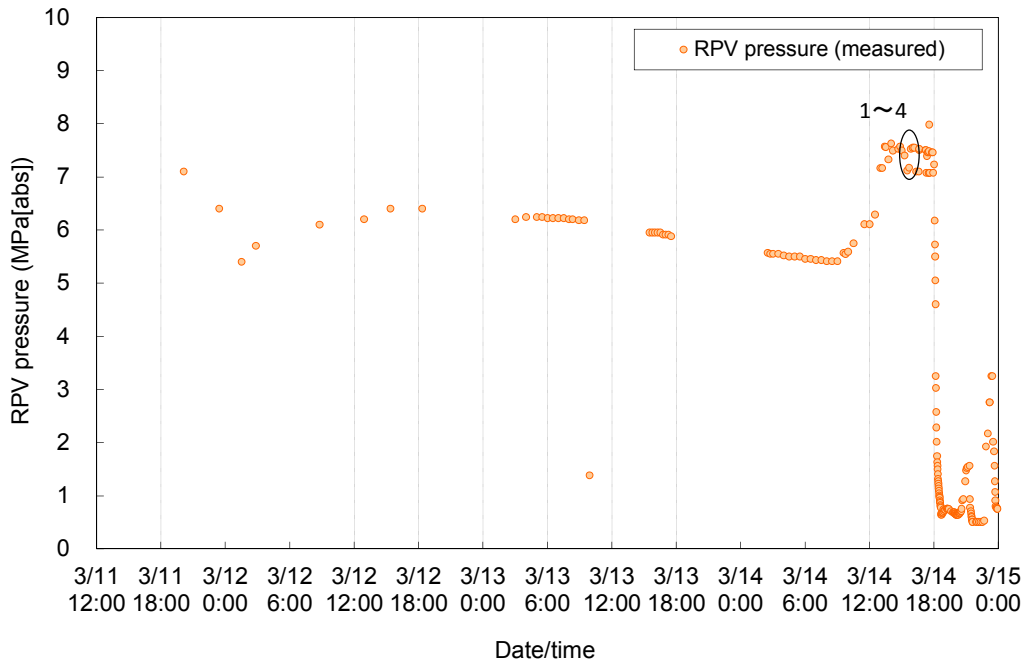


図 3 2号機 原子炉圧力の変化 (3/11 12:00~3/15 0:00)

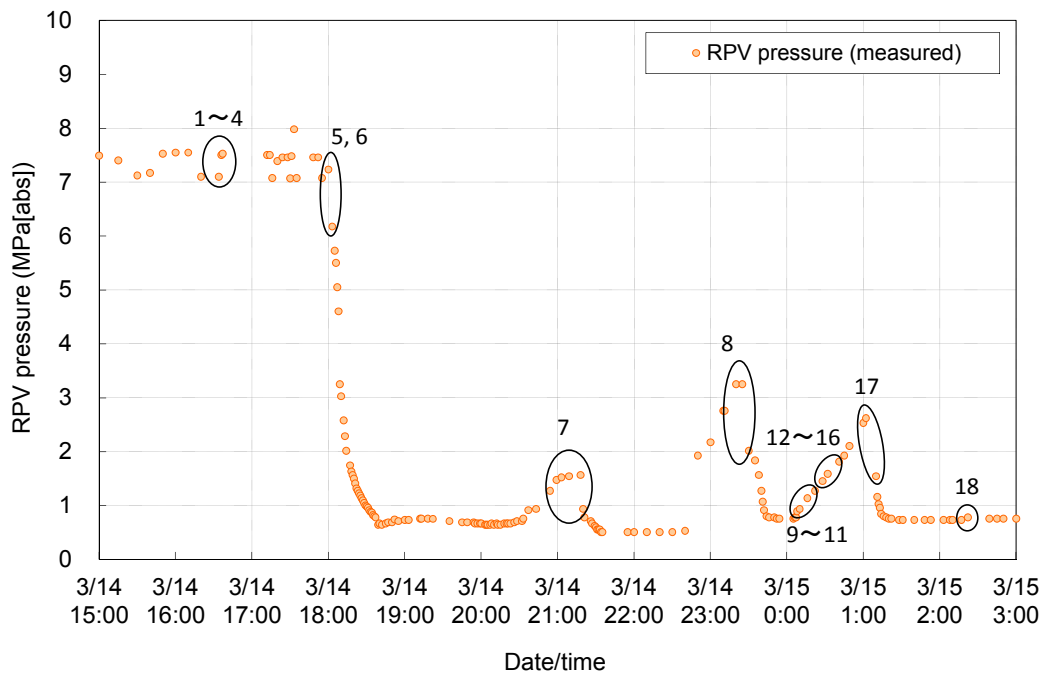


図4 2号機 原子炉圧力の変化 (3/14 12:00~3/15 3:00)

図3に示すように、原子炉圧力の計測を開始した3月11日20時07分以降、データ点数は少ないものの原子炉圧力はSRVの設定値以下で推移している。これは、津波が到達し全交流電源を喪失する直前に起動した原子炉隔離時冷却系(RCIC)の継続運転により、原子炉圧力が通常運転時より低い圧力で安定して推移したものと考えられる。(添付資料2-1参照)

したがって、RCICの機能が低下したと考えられる3月14日9時以降に原子炉圧力が上昇するまで、津波到達の直後を除けば原子炉圧力はSRVが作動する水準ではなかった。

3月13日13時10分に、中央制御室のSRV制御盤にバッテリーが繋がれ、A弁のみSRVの操作スイッチにより開操作できる状況となった。

3月14日13時~18時頃まで原子炉圧力が7.5MPa[abs]前後で安定して推移している挙動については、SRVの逃がし弁機能が作動していた可能性と、安全弁機能が作動していた可能性の2つが考えられる。表1に示すとおり7.5MPa[abs]前後はまさにF弁の逃がし弁機能の作動設定圧付近であり、逃がし弁機能が作動していた可能性は考えられる。一方、2号機は津波の影響で直流電源を喪失している状況であったが、逃がし弁機能において炉圧高を検出する機器には電源を供給していなかったという情報もある。その場合、自動で逃がし弁機能が作動する状況ではなかったと考えられ、安全弁機能が働いていた可能性も考えられる。なお、安全弁機能としての作動圧力は最も低いE弁、F

弁で 7.64MPa[gage]であり、原子炉圧力の推移からは安全弁機能の設定圧よりも低い圧力で推移しているように見える。この点については、津波到達前に F 弁が繰り返し作動していることもあり、項目 5.4 にて後述する損傷の影響(バネのへたりなど)により作動圧力が低下した可能性は考えられる。

表 2 および図 4 に示す通り、SRV の A 弁、B 弁、C 弁、G 弁 (操作 1~4) について、3 月 14 日 16 時 34 分から各制御盤にバッテリーをつなぎ強制開操作を実施したものの、原子炉圧力の低下はみられず弁は開とならなかったと考えられる。

バッテリーの配線を一度全て外し再構築した後、18 時 02 分に電源の供給範囲を狭め、電磁弁のみに電源供給することで弁を開くことができた (E 弁)。ただし、十分に圧力が下がらなかったことから、F 弁、D 弁 (操作 5, 6) の電磁弁に直接電源供給し、減圧に成功した。

20 時 30 分過ぎから原子炉圧力は再び上昇しており、SRV を 2 弁 (A 弁と B 弁 : 操作 7) 操作させたところ 21 時 20 分に原子炉圧力の低下が確認された。

22 時 40 分過ぎから原子炉圧力は再び上昇しており、減圧のため SRV を開操作したところ、23 時 30 分に原子炉圧力の低下が確認された (操作対象弁は不明)

15 日 0 時を過ぎたころから原子炉圧力は再び上昇しており、C 弁、G 弁、E 弁 (操作 9~11) の逃がし機能、A 弁、B 弁、E 弁、G 弁、H 弁 (操作 12~16) の ADS 機能を励磁するも、原子炉圧力の低下は確認されなかった。ただし、C 弁 (操作 17) の ADS 機能を励磁したところ、1 時 10 分に原子炉圧力の低下が確認された。

このように、表 2 に整理された SRV の作動状況について、SRV 制御回路の開動作用の電磁弁に直接つないで励磁する方法により強制開操作を実施したものの、原子炉圧力の低下が確認できたケースと確認できなかったケースがある。項目 4 以降で、当該の原因等について検証した内容を記す。

#### 4. SRV の開操作により原子炉圧力が低下しなかった要因について

SRV の開操作にもかかわらず原子炉圧力が低下しなかった要因について、大きく 2 つ可能性が考えられる。

- (1) SRV が何らかの要因により開かなかった可能性
- (2) SRV は開いたものの、当該の時間帯に原子炉圧力容器内で、減圧速度を上回る気体の発生があった可能性 (添付資料 2-9)

(1)SRV が不作動になりうる要因として次の 5 つの可能性が考えられる。項

目 5 において、それぞれの可能性について言及する。

- ・ 作動環境の悪化
- ・ 作動回数による N<sub>2</sub> ガスの供給圧力不足
- ・ 仮設バッテリーの接続不良や容量不足
- ・ 繰り返し作動による損傷影響
- ・ N<sub>2</sub> ガス供給圧力、原子炉圧力、格納容器圧力の関係による力学的要因

また、(2)原子炉圧力容器内での気体発生の可能性も含めた考察を項目 6 に記す。

## 5. SRV 不作動となりうる事象の可能性の検証

### 5.1 SRV の作動環境について

作動環境（温度、湿度、放射線等の影響）の変化に伴い、SRV が正常に作動しなかった可能性は考えられる。

事故時の格納容器温度について、実測のデータは得られていない。図 5 に示す MAAP5.01 の解析結果では、SRV を操作している期間において 170℃ 程度との結果が得られている（添付資料 3）。ただし、MAAP 解析の結果は、格納容器を 1 ノードとして扱った場合の計算結果でもあり、実機では局所的にそれ以上の温度となっていた可能性も十分に考えられる。SRV の非常運転時の設計温度は 171℃であり、SRV を操作させた時間帯において、SRV 周辺の温度が、設計温度を超過していた可能性は考えられる。

放射線について、一般的に有機物（例えば、N<sub>2</sub> ガスの供給系統の電磁弁シール部で使用されているフッ素系パッキンや、SRV シリンダおよびピストンに使用されているグリスなど）はその影響を受ける可能性がある。図 6 に示す CAMS の測定データによると、14 日 21 時過ぎからは燃料が損傷した影響から D/W の線量が上昇しており、線量上昇が SRV の作動に影響を及ぼした可能性は考えられる。

なお、14 日 22 時 40 分頃からみられる原子炉圧力の急激な上昇の頃、最も激しい燃料損傷が起こっていたと推定しており（添付資料 2-9）、それ以降特に格納容器内の環境が過酷になっていったと考えられる。

加えて、CAMS の測定データから、14 日 23 時 42 分以降は原子炉圧力容器から D/W への気体の漏えいが起こっていた可能性がある。その場合、D/W 内に直接蒸気が放出されることとなり、湿度の面でも過酷な環境であったと考えられる。

以上のことから、事故進展に伴い格納容器内の環境が温度・湿度・放射線等の観点で過酷になっていったと考えられるが、それらが原因で SRV の作

動に影響が及んだ可能性、例えば電磁弁等で使用しているシール材が劣化し、SRVの駆動に使用するN<sub>2</sub>ガスが漏れいすることで、SRVを開けることができなくなった可能性は否定できない。

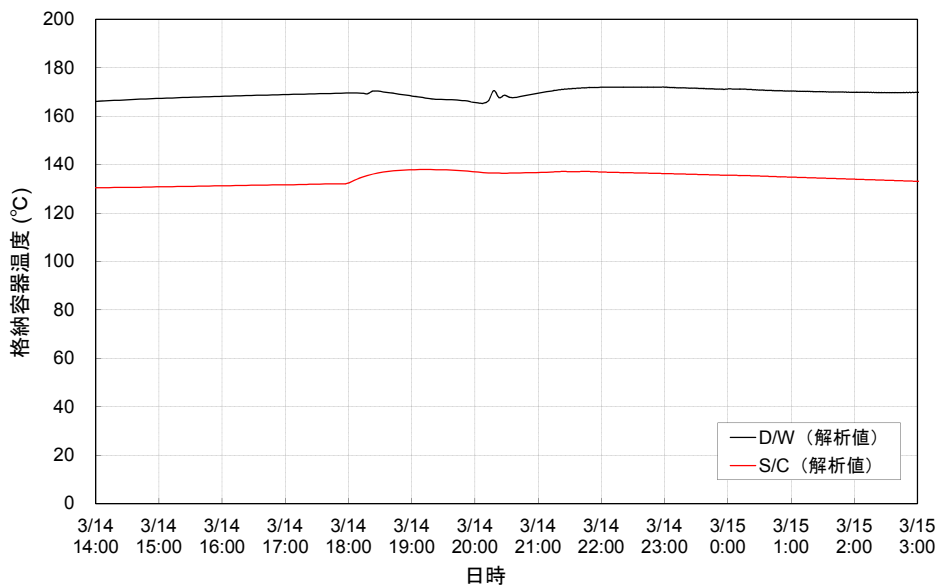


図5 2号機 格納容器温度変化 (MAAP5.01)

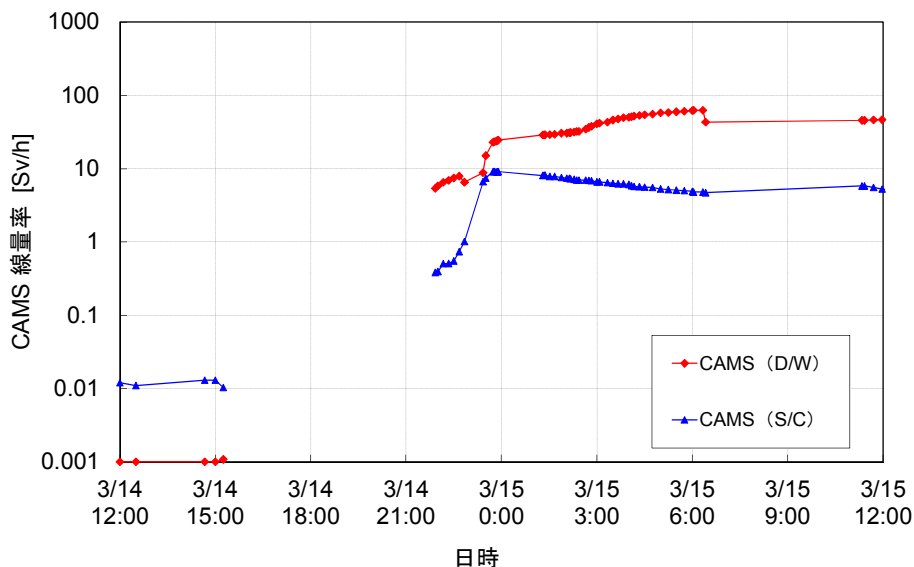


図6 2号機 CAMS 測定値

## 5.2 作動回数によるN<sub>2</sub>ガスの供給圧力について

ADS用アキュムレータ容量は、N<sub>2</sub>ポンベからの供給ができない場合でも、最低5回SRVが作動するよう設計されている。



項目 2, 3 で記載したように、表 2 で整理した SRV 開操作に至る前までに、2 号機の SRV で ADS 機能は働いていなかったと考えられる。また逃がし弁機能について、電源を喪失する前の作動は F 弁に限定され、かつ当該の F 弁の作動は IA からの供給で賄われていた。津波到達後の 14 日 13～18 時に F 弁の逃がし弁機能が作動した可能性は残るが、少なくとも表 2 に記載した F 弁以外の SRV の開操作において、アキュームレータ内の N<sub>2</sub> ガスが当該操作の前に消費されていたことにより供給圧力が不足していた可能性は低いと考えられる。

### 5.3 仮設バッテリーについて

2 号機では直流電源を喪失したことで、仮設バッテリーに接続したケーブルを回路に繋ぎこみ、電磁弁へ電源供給することで SRV の開操作を行っていた。バッテリーの使用にあたっては電圧の確認がなされていた。加えて、項目 6 で記載するように 14 日 18 時 02 分頃の操作、14 日 21 時 20 分頃の操作、15 日 1 時 10 分頃の操作で SRV の作動により原子炉圧力の減圧に成功している可能性があることから、表 2 に記載した SRV の開操作において、仮設バッテリーの容量が不足していたことで、SRV の作動電圧を確保できず、SRV 開動作に影響があった可能性は低いと考える。

ただし、14 日 16 時 34 分の操作（操作 1～4）以降に、バッテリーの配線を一度全て外して 10 個直列に繋ぎなおして、電磁弁を励磁させるための電源の供給範囲を、回路全体から電磁弁のみに限定している。したがって、16 時 34 分の操作 1～4 については、仮設バッテリーから電磁弁への電源供給が、SRV が作動したと考えられる操作 5, 6 の時と異なっており、それが原因で SRV が開かなかったと考えられる。

### 5.4 繰り返し作動について

繰り返し作動に伴う損傷の影響で SRV が正常に作動しない可能性について、損傷の種類としては、①摺動部の摩耗および固着による作動抵抗増加、②衝突部の損傷、③吹き出しによる弁座面の荒れ、④バネのへたり、⑤ピストン部のグリスやシール材の性能低下などが挙げられる。

ただし、電源喪失前に逃がし弁機能として作動していた F 弁と、3 月 14 日 13 時～18 時頃に逃がし弁機能または安全弁機能が働いた可能性のある F 弁（安全弁機能の作動であった場合は E 弁も含む）を除いては、地震後に繰り返し作動した実績はないと考えられ、SRV 開動作に繰り返し作動による影響が及んだ可能性は低いと考える。

なお、E 弁については、3 月 14 日 18 時 02 分の開操作に伴い原子炉圧力

が減少していることから、当該要因により SRV が作動不能になっていたとは考えられない。18 時 02 分以降の対応として、E 弁の開操作で原子炉圧力が十分に下がらなかったことから、D 弁および F 弁の開操作し原子炉の減圧に成功しているが、2 弁の操作であるため、F 弁が①～⑤の原因で作動不能であったかは特定できない。

### 5.5 N<sub>2</sub> ガス供給圧力、原子炉圧力、格納容器圧力の関係による力学的要因について

SRV が開くためには各部品の健全性とは別に、SRV を開ける側の力として作用する N<sub>2</sub> ガス供給圧力および原子炉圧力と、SRV を閉じる側の力として作用する格納容器圧力（背圧）のバランスについて考慮する必要がある。図 7 に SRV に作用する力の概要図を示す。

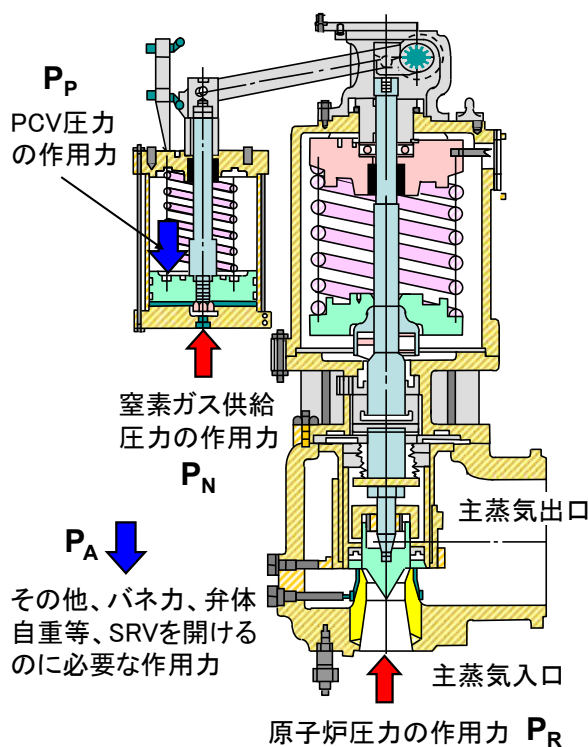


図 7 SRV 断面図

SRV が開くためには、「 $P_R + P_N > P_P + P_A$ 」である必要がある。

なお、N<sub>2</sub> ガス供給圧力について、2 号機は事故後、全交流電源喪失状態となり格納容器外部から N<sub>2</sub> ガスを供給する系統が隔離されたため、SRV は、各アキュムレータ内の N<sub>2</sub> ガスによる P<sub>N</sub> で駆動されることとなった。図 8 にアキュムレータから SRV に N<sub>2</sub> ガスを供給する系統の概要図を示す。

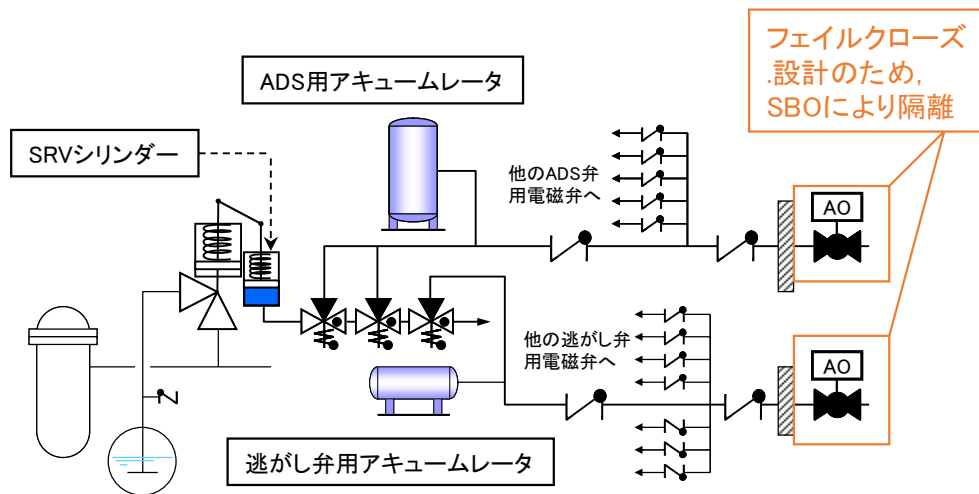


図 8 SRV への N<sub>2</sub> ガス供給にかかる系統概要図

図 9 に力学的要因の評価結果を示す。図の青線が  $P_P+P_A$  (閉じる側の力)、橙線および赤線が  $P_N+P_R$  (開ける側の力) を示すが、橙線は ADS 機能用アキュムレータを使用した場合の開ける側の力、赤線は逃がし弁機能用アキュムレータを使用した場合の開ける側の力を示す。なおこの評価は、設計上の主蒸気逃がし安全弁の作動状態として、100%開度で開ける場合を評価した内容であることに留意する必要がある。

評価結果から、以下の事がわかる。

- ・ 逃がし弁機能を作動させた場合、格納容器圧力が上昇した影響から、14 日 23 時頃以降は、設計上 SRV が作動できない領域であったこと。
- ・ ADS 機能については、設計上着目している期間全体にわたって作動できたこと。

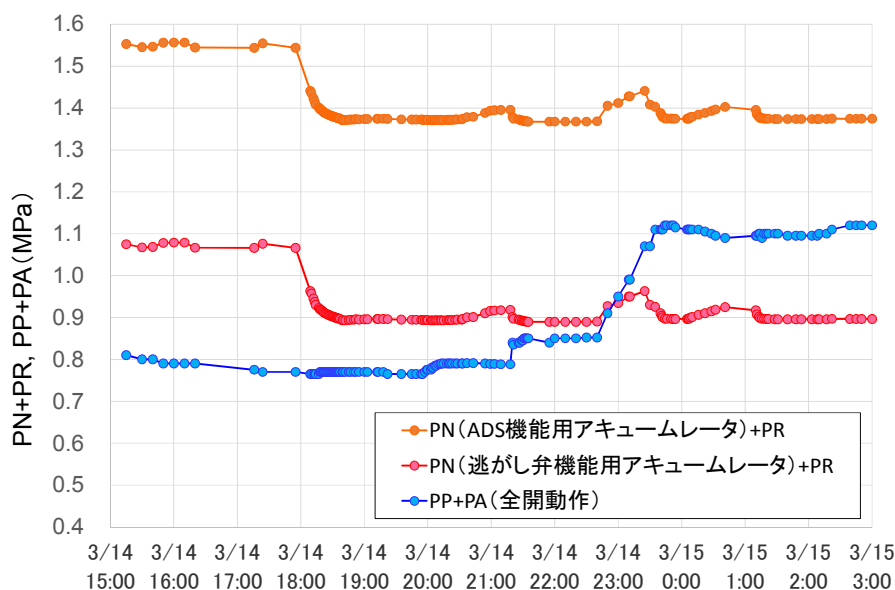


図9 力学的要因の評価結果

なお、上述の評価は、以下の仮定を用いている。したがって、①～④の観点で、不確かさを含むこととなる。

- ①SRVの開度：全開を仮定
- ②PCV温度：着目している期間にわたって170℃一定
- ③アキュムレータからのN<sub>2</sub>ガスの供給圧力：設計上の最大値
- ④SRVにN<sub>2</sub>ガスを供給する系統からのリーク：無

#### 6. 力学的要因と事象進展からみたSRV作動の状況について

項目4で記載した(2)の可能性と項目5.5で記載した力学的要因の評価を踏まえ、1～18のSRVの作動状況について考察する。

##### (a) 操作1～4および操作5,6について

操作1～4および操作5,6(減圧前)の時間帯は、原子炉圧力がSRVの逃がし弁機能または安全弁機能により制御されている状況である。実測の水位がTAFに到達したのは14日の17時過ぎ、BAFに到達したのは18時過ぎである(図10)。18時02分頃の減圧の際に、D/W圧力はほぼ一定値を示しており、SRV経路で排気された蒸気は、S/Cで凝縮されていたと考えられる(図11)。

A, B, C, G弁の逃がし弁機能を作動させようとした操作1～4において原子炉圧力が減圧された様子は見られないものの、図9より力学的には逃がし弁機能を作動させることが可能な状況であったと考えられる。一方、E, F, D

弁の逃がし弁機能を作動させた操作 5, 6 では、水位の低下はみられるものの操作 1~4 の時とほぼ同じような状況であったにも関わらず原子炉圧力が減圧されている。

差異が生じたのは、項目 5.3 で記載したように 16 時 34 分の開操作を実施して以降、バッテリーの配線を一度全て外して再構築し、さらに電磁弁を励磁させるための電源の供給範囲を、回路全体から電磁弁のみに限定したことが要因と考えられる。

なお、(b)にて後述するように、操作 5, 6 で開いた弁は、14 日 21 時頃の操作 7 の前に閉じたと考える。閉じた理由については、次の 2 つの可能性が考えられる。

- 14 日 20 時頃から消防車による注水を開始している。注水に伴う蒸気および水素の発生により、SRV は開いたまま原子炉圧力が上昇。原子炉圧力の上昇を見た運転員が、SRV が閉じたと考え仮設バッテリーに接続したケーブルを他の SRV に繋ぎかえることで、操作 5, 6 で開けた弁が閉じた可能性。
  - 電磁弁などで使用しているシール材が、格納容器内の環境（温度・湿度・放射線）が悪化したことで劣化。SRV の駆動に必要な N<sub>2</sub> ガスが漏えいし、SRV を開ける力が不足したことで、SRV が閉じた可能性。
- ただし、(c)にて後述するように、14 日 21 時頃の操作 7 で開けた弁は、15 日 0 時頃まで開維持であった可能性が考えられる。つまり、格納容器内がより過酷な環境であっても開維持できていたと考えられることから、操作 5, 6 で開けた SRV が、N<sub>2</sub> ガスが漏えいしたことで開維持ができなくなった可能性は低いと考えられる。

操作 5, 6 で操作した弁が閉じたタイミングについては特定できないものの、14 日 20 時頃に開始した注水に伴い D/W 圧力が上昇していることから（図 11）、この頃までは開いていた可能性がある。

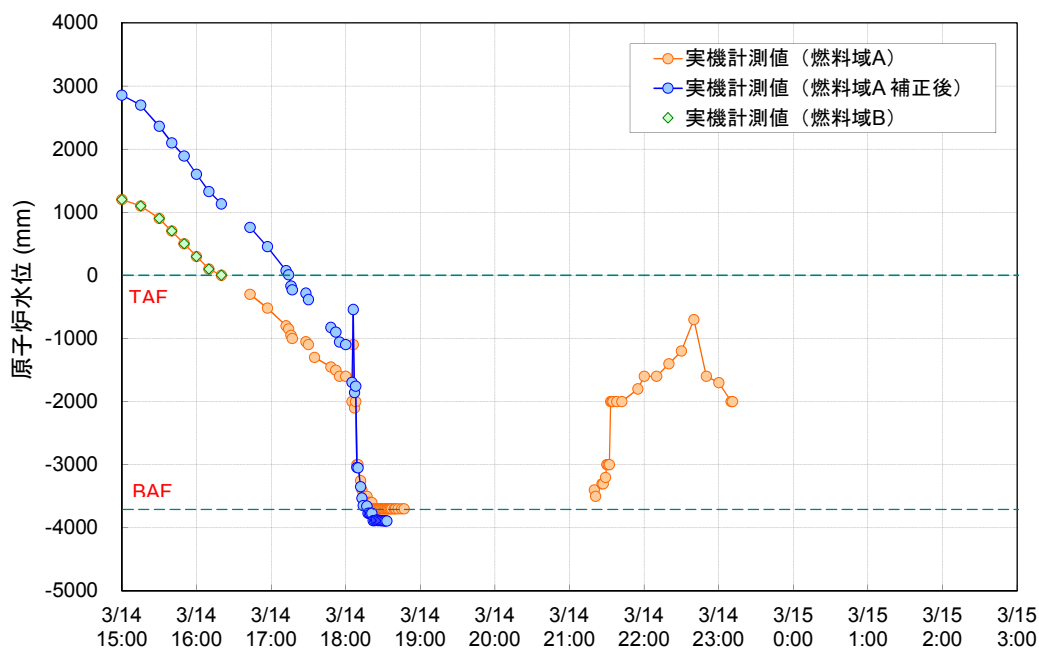


図 10 原子炉水位変化

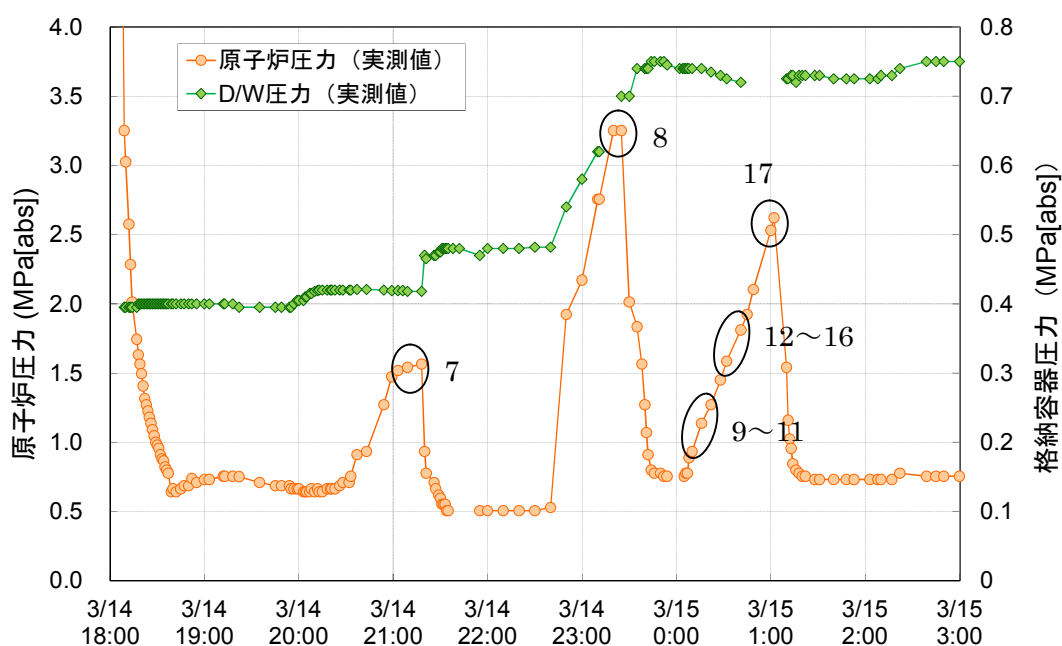


図 11 原子炉圧力と格納容器圧力変化

(b) 操作 7 について

操作 7 (A, B 弁の逃がし弁機能) の詳細な操作状況については、次のとおりである。

「14日 21:00 頃、原子炉圧力が上昇。SRV をもう 1 弁追加で開けることとし、電磁弁を励磁するも原子炉圧力は低下せず。他の SRV の電磁弁を励磁させたところ、21:20 に原子炉圧力が低下[1]」

図 9 より、14 日 21 時頃は力学的には SRV の逃がし弁機能が作動できる状況であったと考えられる。

21 時 20 分頃に原子炉圧力の低下と同時に D/W 圧力の上昇（50 kPa 程度）が観測されている。D/W 圧力の上昇は、炉内で発生した蒸気および水素がちょうどこのタイミングで S/C に流入したことによるものと考えられる。つまり、20 時 15 分～21 時 20 分について、原子炉圧力が上昇していくにも関わらず D/W 圧力が上昇していないため、この頃までに 18 時 02 分頃に開操作した SRV（操作 5, 6 で開操作した E, F, D 弁）は閉じてしまっていて、21 時 20 分頃、操作 7 に伴い SRV が開いたと考えられる（添付資料 2-9）。

なお、操作 7 において、21 時頃に操作した弁により原子炉圧力の低下が確認されなかったことについては、理由は特定できないものの SRV が開かなかったものと考えられる。

#### (c) 操作 8 について

操作 8 の対象弁は不明であり、作動させた機能も不明である。ただし、プラントデータの推移から次のことが考えられる。

図 11 より、原子炉圧力の上昇にあわせて格納容器圧力が上昇している。したがって、原子炉圧力容器から格納容器へ気体及びエネルギーの移行があったと考えられる。図 12 に示すように、CAMS の指示値は 14 日 21 時 55 分から D/W および S/C とともに上昇していたが、14 日 23 時 42 分以降 D/W 側の CAMS の指示値が上昇する一方、S/C 側の CAMS の指示値が停滞および低下している。これは、14 日 23 時 42 分以降、原子炉圧力容器から D/W へ気体の漏えい開始したことによる可能性が考えられる（添付資料 2-10）。したがって、14 日 22 時 40 分から原子炉圧力が上昇した際に D/W 圧力も上昇したことについては、ここまでは原子炉が健全な状態であり、原子炉圧力容器から D/W への気体の漏えいによる圧力上昇ではなく、操作 7 で開いた SRV（A または B 弁）が開状態を維持したまま、原子炉圧力容器内の蒸気および水素の発生量に伴い原子炉圧力が上昇し、SRV を通じて S/C に蒸気・水素が放出されることで、D/W 圧力が上昇していたと考えられる。なお、この時の SRV の開度は中間開を想定することで、当該圧力上昇を再現する解析結果を得ている（添付資料 2-9 参照）。SRV が中間開という弁開度は、この期間に  $P_R + P_N > P_P + P_A$  の関係が  $P_R + P_N$

$<P_P+P_A$  となり、設計上は SRV を全開にすることができない状態となったことで説明できる可能性がある。

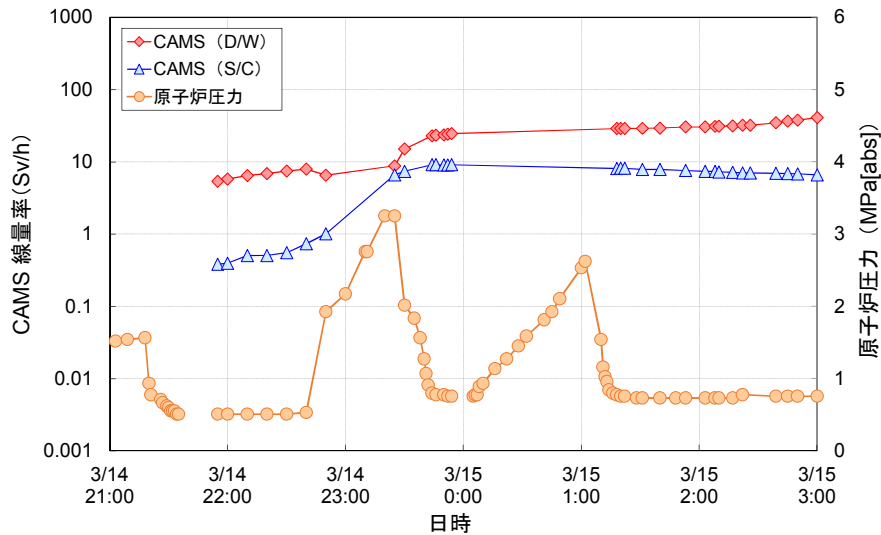


図 12 CAMS 測定値と原子炉圧力

(d) 操作 9～11 について

操作 9～11 は、C, G, E 弁の逃がし弁機能の作動を試みている。

このうち、C, G 弁については、電磁弁を励磁させようとした際に火花が発生したため、SRV の開操作を断念している。図 9 より、操作 9～11 を行った時間帯は逃がし弁機能が設計上作動させることができない領域にあることから、E 弁は力学的な要因により作動させることができなかった可能性がある。

なお、操作 7 以降開状態を維持していたと考えられる SRV については、逃がし弁機能の作動であるため、操作 9～11 を実施した頃には、図 11 に示すように格納容器圧力が上昇傾向にあり力学的に開状態を維持できない状況となった可能性がある。

(e) 操作 12～16 および操作 17 について

操作 12～16 では、A, B, E, G, H 弁の ADS 機能を作動させようとしている。この間、原子炉圧力の低下が確認できないものの、図 9 より、設計上は作動させることが可能であったと考えられる。操作 17 は C 弁の ADS 機能を作動させているが、このタイミングで原子炉圧力の低下が確認されている。このことについては、次の 2 つの可能性が考えられる。



- (i)SRV は各操作において作動していたものの、原子炉圧力容器内の蒸気および水素の発生量の変化に伴い、原子炉圧力が変化した可能性。
- (ii)操作 12～16 (A, B, E, G, H 弁の ADS 機能の作動) において、電磁弁等で使用しているシール材が劣化し、SRV の駆動に必要な窒素ガスが漏えいすることで開かなかった可能性。

(i)の可能性について、SRV が開いていたにもかかわらず D/W 圧力が上昇していないことについては、水素の発生がほとんどなく、S/C で蒸気がすべて凝縮した可能性、または、格納容器の健全性が喪失していた可能性により説明が可能となる (添付資料 2-9 参照)。

(ii)の可能性について、14 日 23 時頃に最も激しい燃料損傷があったと推定しており (添付資料 2-9 参照)、この頃には原子炉圧力容器から D/W への漏えいが発生していた可能性がある (図 12) ことから格納容器内の環境が過酷になったことで、シール材の劣化が進んだ可能性は考えられる。操作 17 (C 弁) のタイミングで減圧していることについて、C 弁では漏えいするほどまで電磁弁等で使用しているシール材の劣化が進まなかったか、漏えいがあった場合でも操作 17 の時点では、図 11 より原子炉圧力が上昇していくのに対し、D/W 圧力はわずかに減少していることから、力学的に作動させることが可能な状況に変化した可能性も考えられる。

なお、15 日 1 時過ぎの原子炉圧力の減圧挙動が、SRV の開操作によってではなく、原子炉圧力容器から格納容器への気体の漏えいの拡大によってもたらされた可能性について、原子炉圧力が上昇および下降をしている 15 日 0 時頃から 1 時過ぎまで CAMS (D/W) の測定値はないものの、当該期間前後の CAMS (D/W) 指示値に大きな変化が見られないことから、その可能性は低いと考えられる (図 12)。

#### (f) 操作 18 について

15 日 2 時 22 分頃にわずかな原子炉圧力の上昇がみられたことで、対象となる弁は不明であるものの ADS 機能を操作させている。図 13 に示すように、SRV 操作後に原子炉圧力は減少しており、図 9 より力学的にも SRV は作動可能であったと考えられ、SRV が開いた可能性はある。ただし、1 時 30 分頃から原子炉圧力と D/W 圧力は均圧しており、原子炉圧力容器から格納容器への気体の漏えいに伴い、原子炉圧力容器内の気体の発生量に伴い一端上昇した原子炉圧力が減少していった可能性も考えられる。

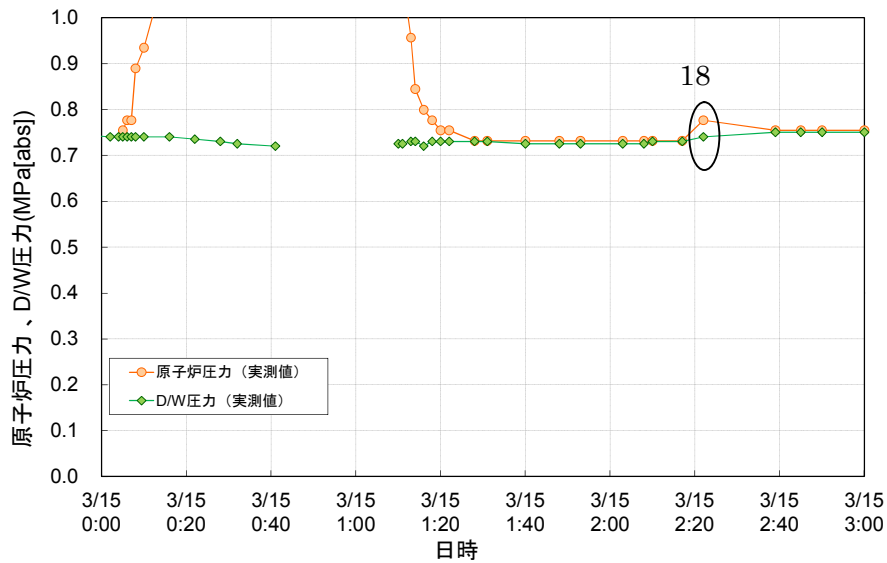


図 13 原子炉圧力、D/W 圧力変化 (3/15 0:00~3:00)

## 7. 柏崎刈羽原子力発電所の安全対策との関係

項目 6 で実施した考察から、以下の点が確認できた。

- ・電磁弁に適切に電気を供給できていなかったことが、SRV の開閉に影響した可能性が高い。
- ・事故が進展する中で格納容器圧力が上昇し、SRV の開閉に影響した可能性を確認。
- ・電磁弁等のシール材が、温度・湿度・放射線の影響で劣化し、SRV が開かなかった可能性もある。

上述の内容について、柏崎刈羽原子力発電所では現在のところ次のような安全対策が実施または試みられている。(図 14)

### <電源に関する対策>

- ①電源車の活用に加え、可搬蓄電池を配備し、直流電源喪失時にも電磁弁の作動が可能。
- ②電磁弁の排気側から SRV へ窒素ガスを供給する系統（代替逃し安全弁駆動装置）を新設。

### <窒素ガスの供給に関する対策>

- ③窒素ガス供給圧力を増加し、格納容器圧力が最高使用圧力の 2 倍時にも SRV を開けることが可能。
- ④電磁弁で使用しているシール材を、フッ素ゴムから耐環境性に優れるエチレンプロピレンゴムへと変更し、系統からの窒素ガスの漏えいを低減。
- ⑤窒素ガス供給源のバックアップとして、予備の窒素ポンペを配備。

<その他>

- ⑥自動減圧機能を強化（高圧注水系が機能を喪失し、原子炉圧力容器が減圧できない事象に備えて、「原子炉水位低 L1+10分+残留熱除去系ポンプ運転」で ADS 機能作動（4弁に論理を追加））。

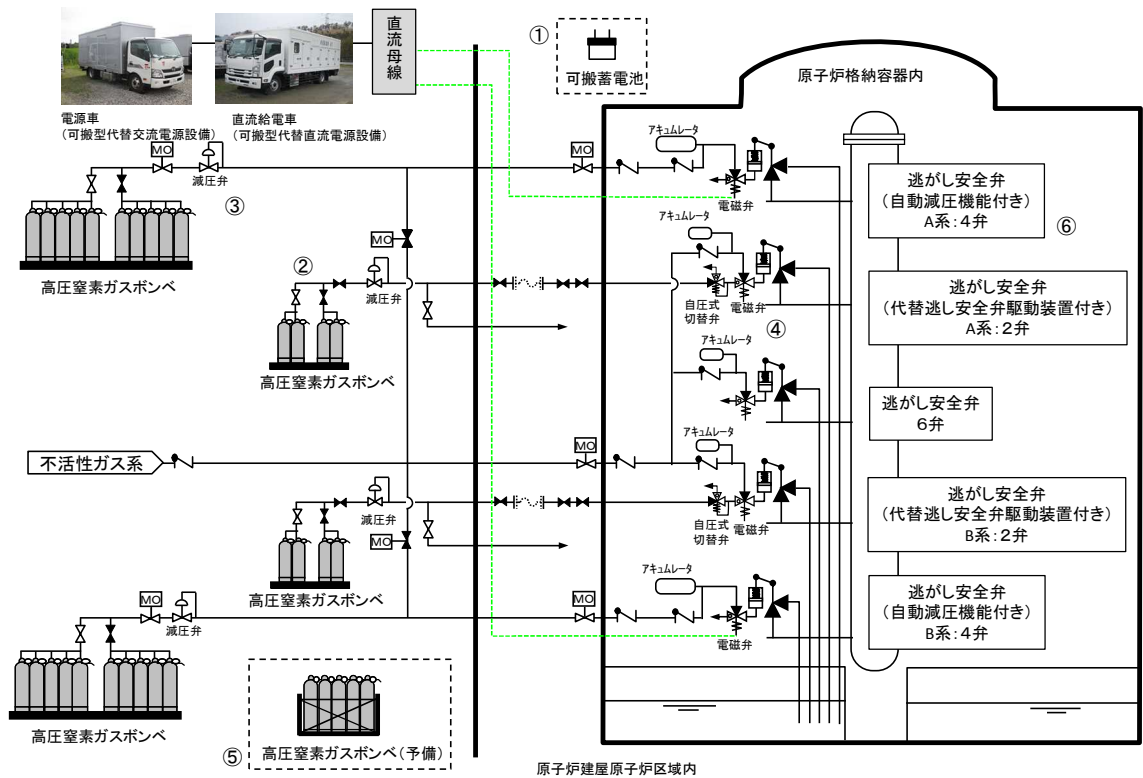


図 14 柏崎刈羽原子力発電所の安全対策の取り組みイメージ

## 8. まとめ

2号機の SRV の作動状況について、原子炉圧力、格納容器圧力の推移および力学的な評価をふまえて検証したところ、項目 7 で記載したように、電磁弁への電源の確保、窒素ガス供給圧力の確保、漏えいを低減する取り組みの重要性が確認できた。個別の SRV の作動状況については、確定できない要素があるものの、現時点で考えられる SRV の不作動要因は解消されることとなるため、現在 SRV の安全対策として検討されている内容は、SRV 操作の信頼性を高めるものであり、適切な対策といえる。

## 9. 参考文献

- [1] 平成 24 年 6 月 20 日 東京電力事故調査報告書 別紙 2