

## 消防車による原子炉注水に関する検討

## 1. はじめに

福島第一原子力発電所 1～3 号機では、事故時に作動が期待されていた注水機能を最終的に全て喪失し、臨機対応として、消防車を用いた原子炉代替注水を実施した。しかしながら、消防車から吐出された冷却水は全量が原子炉へ注水されたわけではなく、配管図面上の分岐の存在や、主復水器での溜まり水が確認されたことから、代替注水の一部が原子炉へ通ずる配管だけでなく他系統・機器へ流れ込んでいた可能性が考えられる。

本資料では、消防車による原子炉への注水量を明らかにする観点から、その準備として、代替注水の概要と注水ラインにおいてバイパス流が生じ得る経路についてまとめる。さらに、明らかとなった時系列情報およびプラントパラメータから、公表している日単位の平均注水量よりも詳細な注水流量についても検討を実施する。また、福島第一原子力発電所事故における本事象を受けて、柏崎刈羽原子力発電所において実施している対策について述べる。

## 2. 消防車を用いた原子炉代替注水について

消防車による原子炉代替注水を開始した当初は、図 1 に示すとおり、消防車を消火系（F P 系）に接続し、F P 系から復水補給水系（MUWC 系）を経由した後、1 号機では炉心スプレイ系（C S 系）、2・3 号機では残留熱除去系（R H R 系の LPCI ライン）より原子炉へ注水をしていた。

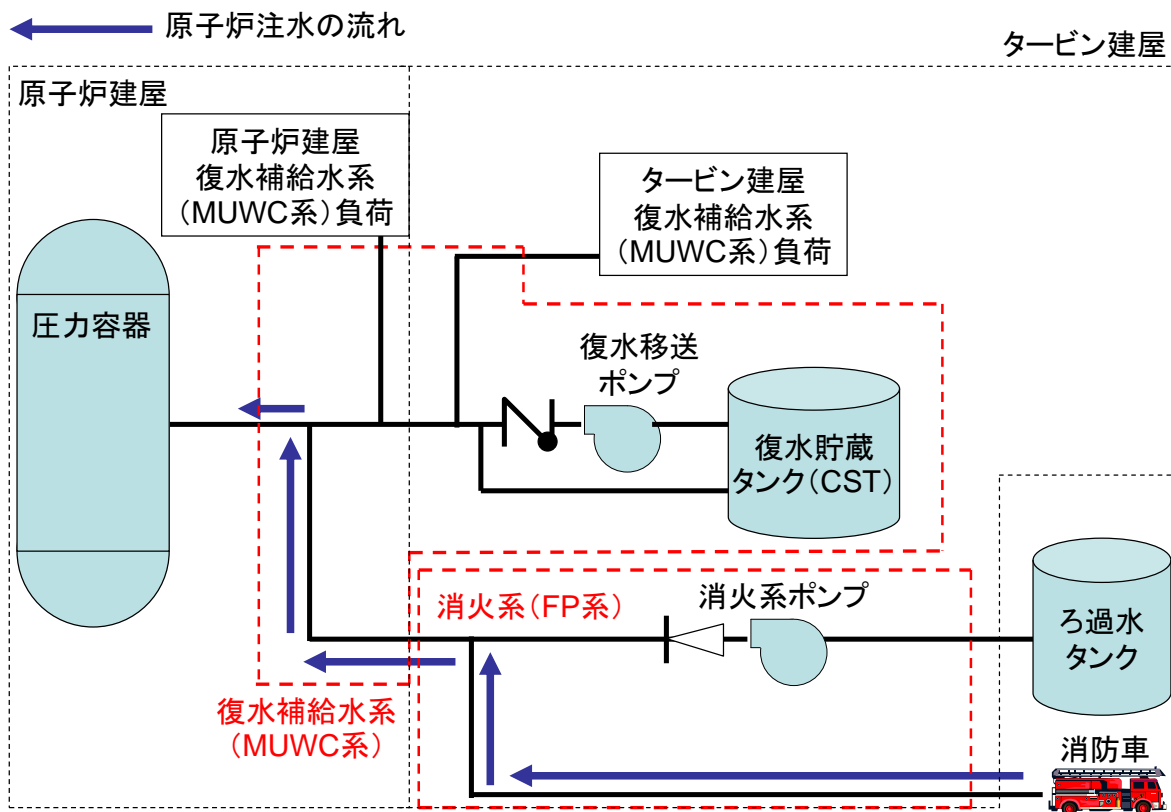


図1 消防車による原子炉代替注水のラインアップについて

各号機における消防車のポンプ吐出付近での、公表している日単位の平均海水注水量を、図2～4に示す。なお、本注水流量については、日単位の平均にしてしまっていること、また、計測値のない期間における推定値も含んでおり、実際の注水量とは異なる。

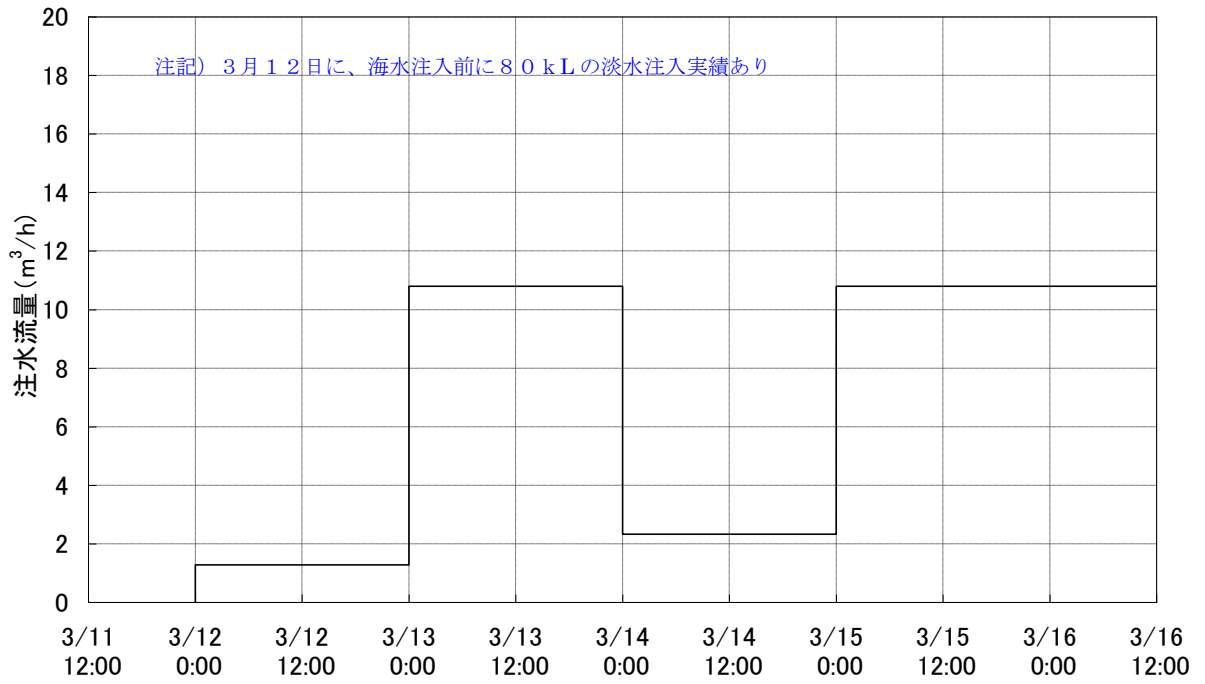


図2 1号機 消防車のポンプ吐出付近での平均海水注水量

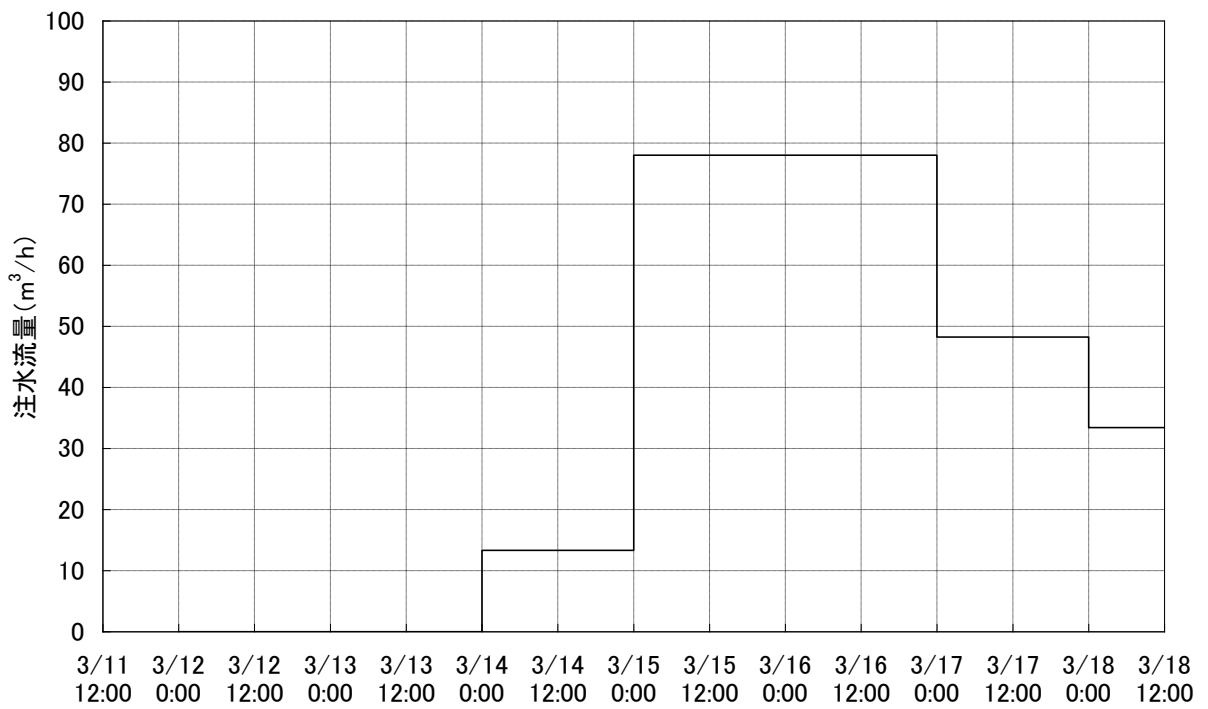


図3 2号機 消防車のポンプ吐出付近での平均海水注水量

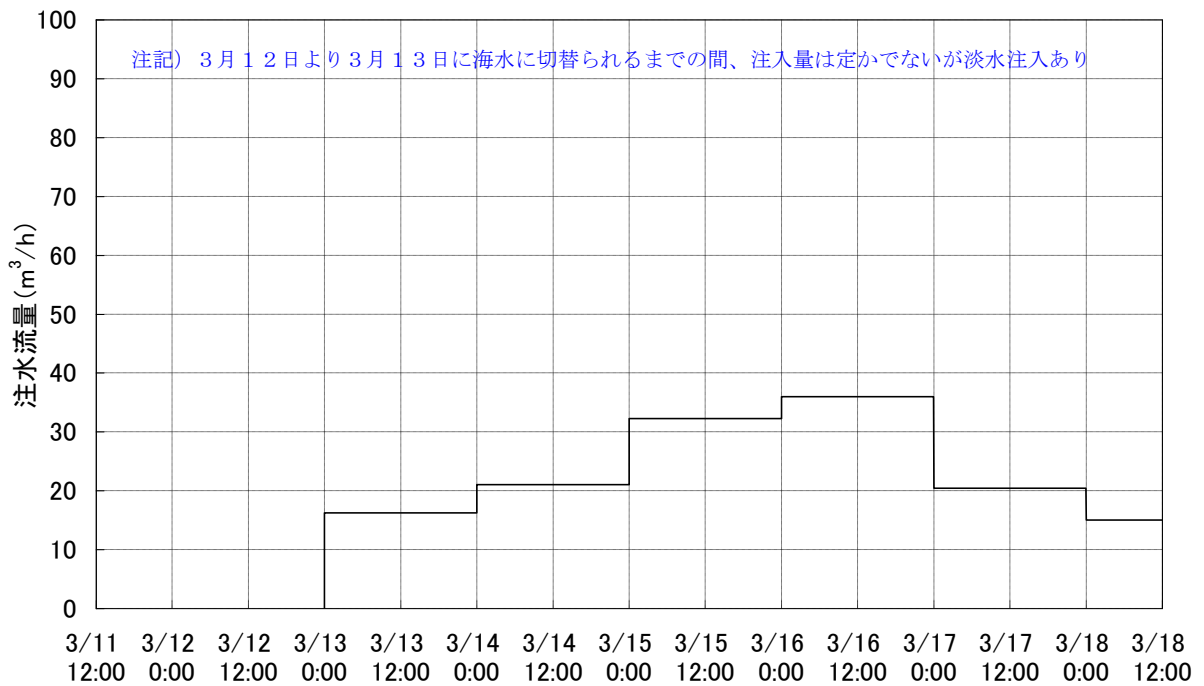


図4 3号機 消防車のポンプ吐出付近での平均海水注水量

事故初期の消防車による原子炉代替注水に関する時系列について、表1～3にまとめる。消防車による注水が中断した時期はピンク色で示した。消防車の配置、水源～消防車～FP系間の接続に関しては、当社が平成24年6月に公表した福島原子力事故調査報告書の添付10-4(3)に記述されている。

表1 1号機の代替注水に関わる運転操作時系列

日時	操作	備考
3月12日 4:00頃	消防車により消火系ラインから原子炉内に淡水注入開始。消防車に積載していた淡水1300リットルを注水。	11日20:50にディーゼル駆動消火ポンプ(DDFP)による原子炉代替注水ラインを確立。ポンプを起動し、減圧後に注水可能な状態としている。その後DDFPについては12日1:25に停止が確認されている。
4:00～5:46	消防車による注水中断	

日時	操作	備考
5:46	消防車により消火系ラインから原子炉内に淡水注入開始。	注水初期においては、防火水槽の水をくみ上げ、タービン建屋寄りに移動し、注水を実施した。その後、防火水槽から FP ラインの送水口間の連続注水ラインを構成し、注水をおこなった。
14:53	消防車による原子炉への淡水注入、約 80,000 リットル（累計）を注入完了。	
14:53 ~ 19:04	津波によって海水がたまっていた 3 号機逆洗弁ピットを水源とした、注水ライン構成中	15:36 に 1 号機原子炉建屋で爆発発生。淡水注水の実施と並行して準備をしていた海水注水のためのホースが破損。
19:04	原子炉内に消火系ラインから消防車による海水注入開始。	
21:45 ~ 23:50	消防車による海水注入が一時中断	
23:50	海水注入再開	
3 月 14 日 1:10~20:00	3 号機逆洗弁ピットの海水が残り少なくなったことから、海水注入を一時中断。	
20:00	海水注入再開	

表 2 2 号機の代替注水に関わる運転操作時系列

日時	操作	備考
3 月 12 日 1:20	DDFP の停止を確認	DDFP については、当初、屋外にある排気ダクトから出ている煙により、起動していることを確認した。しかしながら 3 月 12 日 1:20 に DDFP の排気ダクトからの煙が消えていたことにより、DDFP が停止していることを確認。
3 月 14 日 15:30 頃	原子炉への海水注入を行うため、消火系の送水口へ接続した消防車を起動。	この段階では、原子炉圧力 > 消防ポンプ圧力。原子炉減圧後に注水可能な状態。
18:02	原子炉減圧開始	

日時	操作	備考
19:20 ～ 19:54	19:20に原子炉への海水注入のための消防車が燃料切れで停止していることを確認。注水が一時中断。	19:20の30分～1時間前に注水ラインを構成している消防車が停止していたことが、19:20に確認された。
19:54	原子炉内に消火系ラインから消防車（19:54、19:57に各1台起動）による海水注入開始。	

表3 3号機の代替注水に関わる運転操作時系列

日時	操作	備考
3月13日 9:25	原子炉内に消火系ラインから消防車による淡水注入開始（五ホウ酸ナトリウム入り）。	
12:20	消防車による淡水注入終了	8:40～9:10の間にラインアップされたDDFPによる原子炉への注水は、消防車による淡水注入終了後も継続しているものと考えられる。
12:20 ～ 13:12	3号機の逆洗弁ピットの海水を注水するようライン構成中	
13:12	原子炉内に消火系ラインから消防車による海水注入開始。	
3月14日 1:10～3:20	3号機逆洗弁ピットの海水が残り少なくなったことから注水を一時中断。	
3:20	ホースの取水位置を調整することにより海水を引くことができ、3号機への注水を再開。	
11:01 ～ 15:30頃	3号機の水素爆発の影響で、原子炉への注水が停止。	
15:30頃	原子炉への海水注入を行うため、消火系の送水口へ接続した消防車を起動。	
19:20 ～ 19:54	19:20に原子炉への海水注入のための消防車が燃料切れで停止していることを確認。注水が一時中断。	19:20の30分～1時間前に注水ラインを構成している消防車が停止していたことが、19:20に確認された。
19:54	原子炉内に消火系ラインから消防車（19:54、19:57に各1台起動）による海水注入開始。	
21:14～ 3月15日 2:30	2号機への注水量確保のため、3号機への海水注入を一時中断	

日時	操作	備考
3月15日 2:30	消防ポンプによる海水注入再開	

図2～4に示した海水注水量は、日単位の平均値を表したものであるが、表1～3に示した時系列とその他の注水量の変動を考慮すると、消防車による代替注水量は、より詳細には、図5～7の通り書くことが出来る。

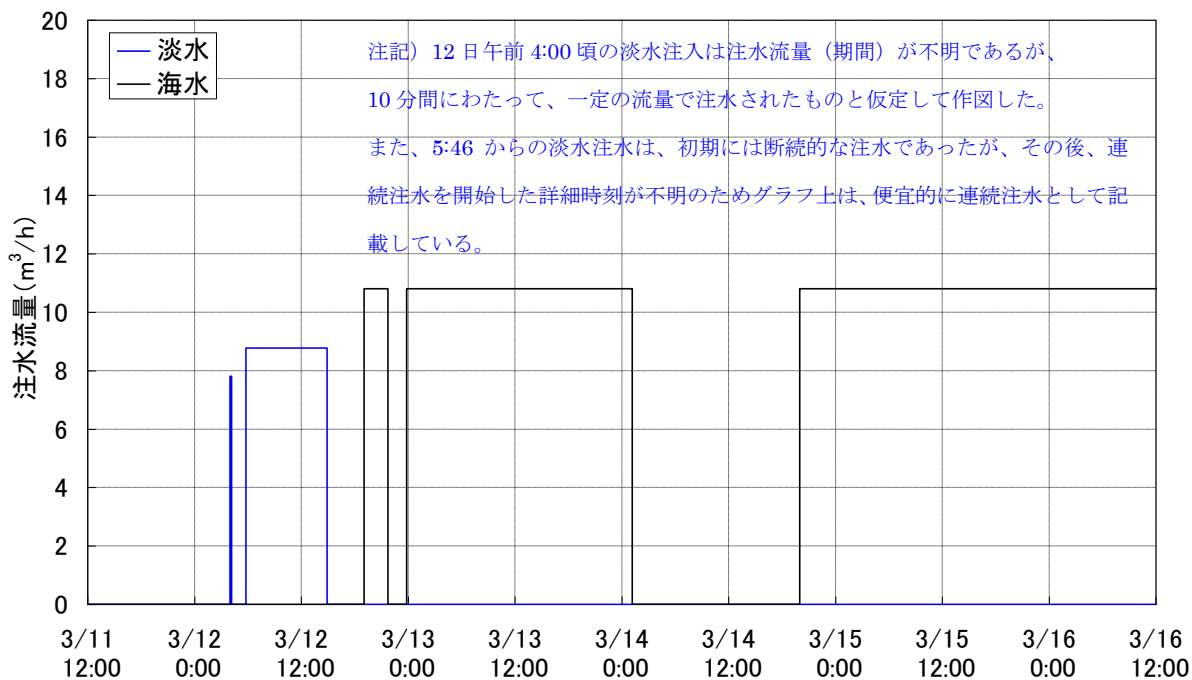


図5 1号機 消防ポンプの吐出流量

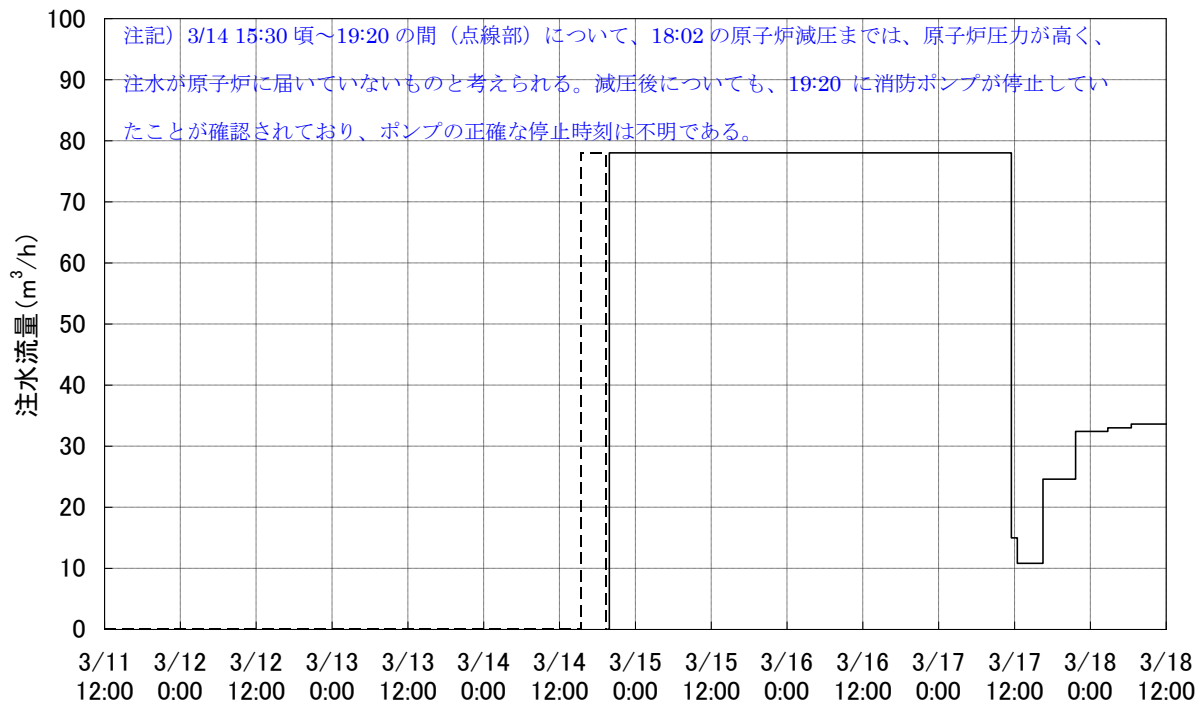


図6 2号機 消防ポンプの吐出流量

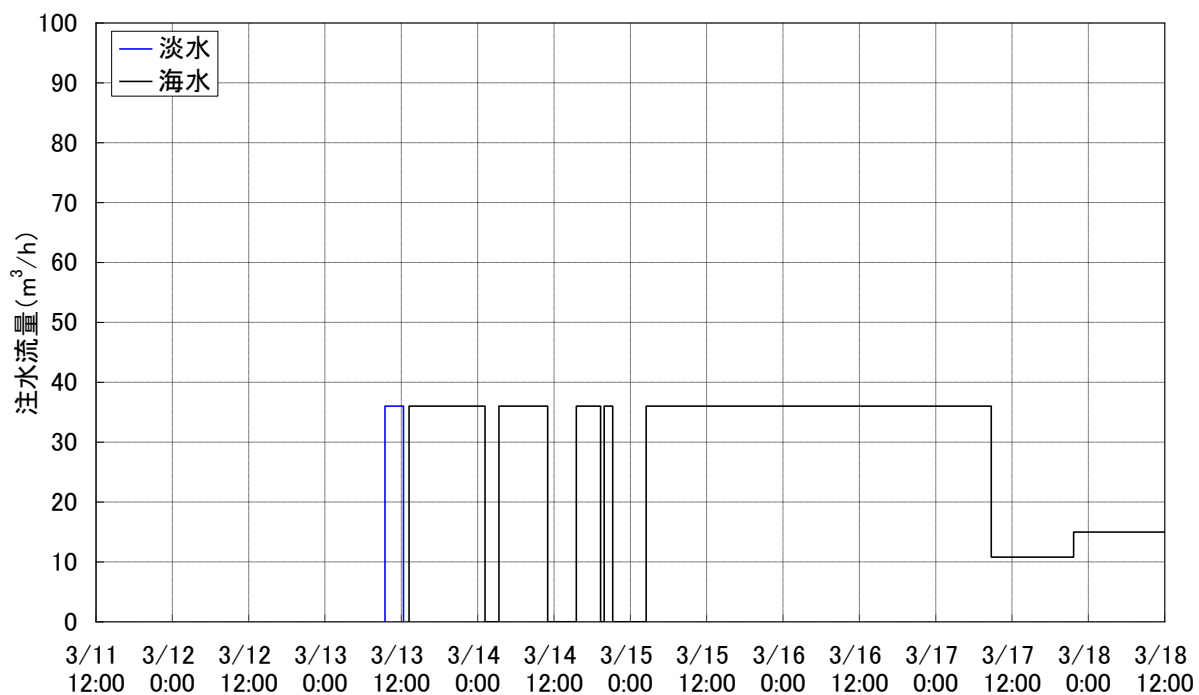


図7 3号機 消防ポンプの吐出流量

表1～3、図5～7から分るとおり、消防車による代替注水は、特に1、3号機の注水初期において、水源の枯渇、建屋の水素爆発によるホース損傷等により、



頻繁に中断を余儀なくされている。これら注水の開始（再開）／停止時のプラントの挙動について、次の章で評価する。

### 3. 消防車を用いた原子炉代替注水時のプラント挙動について

1～3号機で消防車による代替注水が開始された際には、燃料が冠水していない状態であったと考えられ、このような状態で注水がなされた場合、水蒸気や水-ジルコニウム反応で発生する水素により、原子炉圧力および格納容器圧力が上昇することが想定される。以下、各号機について、消防車による代替注水の開始／中断に対するプラントの挙動を評価する。

#### 3.1. 1号機の代替注水時におけるプラント挙動について

1号機の原子炉水位の計測値と、当社が平成24年3月に公表したMAAP解析による原子炉水位の解析値の変化を図8に示す。

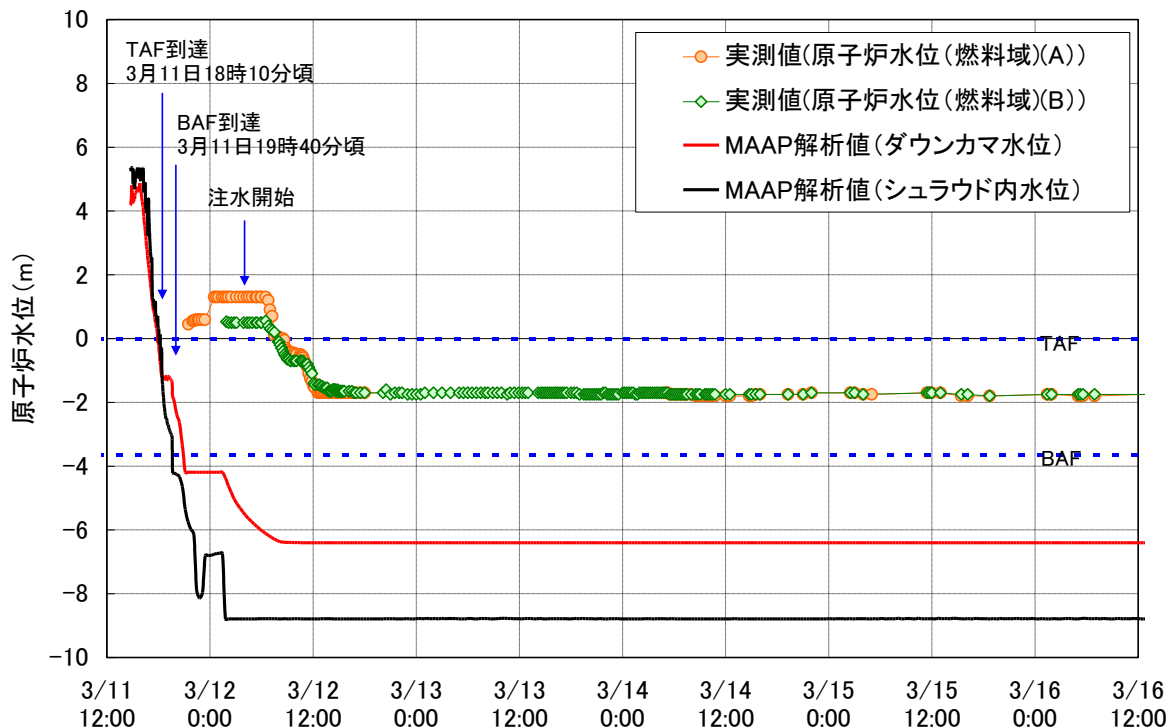


図8 1号機原子炉水位の変化

添付資料 1-2 に記載のとおり、計測された原子炉水位は、格納容器内が高温になること等で水位計内の水が蒸発し、正確な水位を示していないものと考えられる。また、図9に系統構成を示す非常用復水器（IC）については、実機において、全交流電源喪失後、11日18時18分～18時25分、および21時30分以降、MO-3A弁が開状態であったものの、格納容器内側の隔離弁（MO-1A弁、MO-4A弁）の

開度が不明であること、燃料が露出した後に発生したであろう水素ガスやその後の炉圧の低下の影響が不明であることなどから、解析においては、全交流電源喪失以降、IC は動作していないものと仮定している。

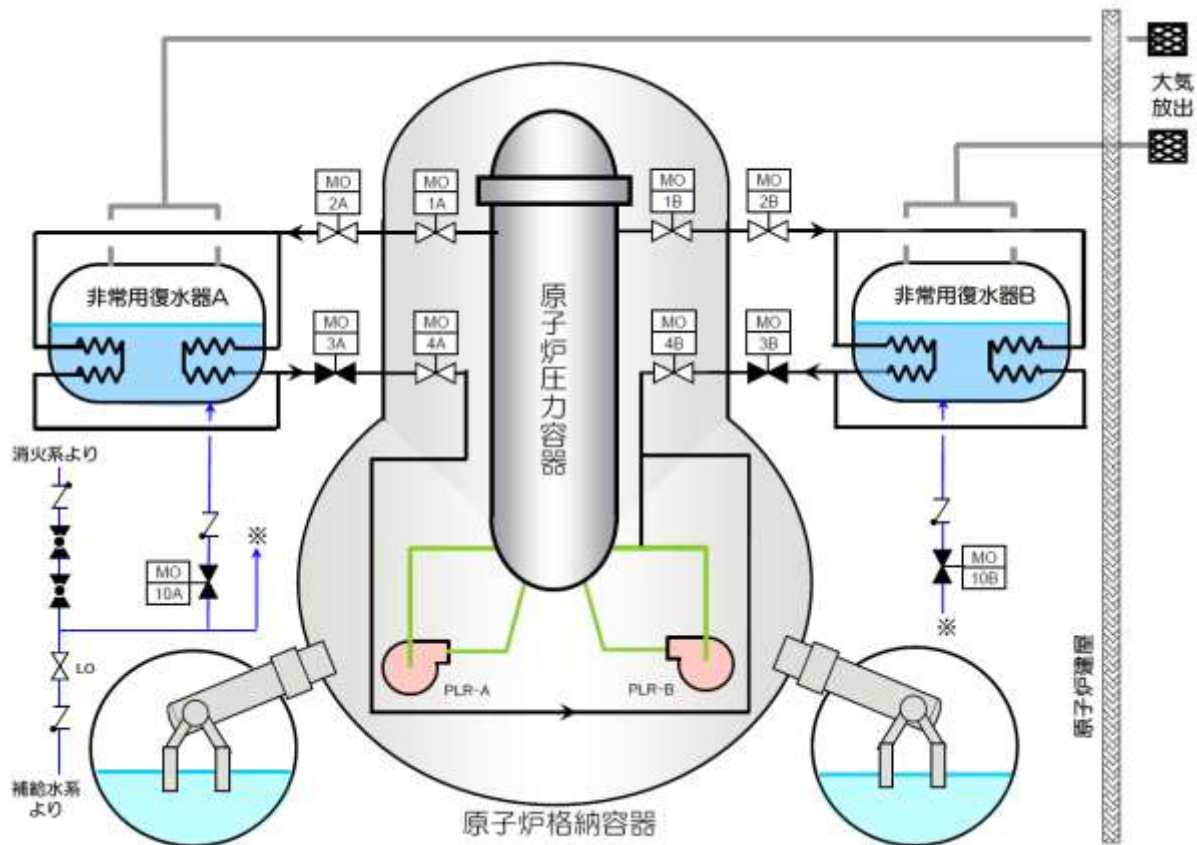


図9 非常用復水器の系統構成

原子炉水位の解析値は18時10分頃、有効燃料頂部（TAF）に、19時40分には有効燃料底部（BAF）に到達する結果となっている。なお、解析においては11日18時18分から18時25分の7分間、ICのMO-3A弁は開状態であったことを考慮していない。当社が平成24年3月に公表したMAAP解析の報告書において、11日18時18分～18時25分、および21時30分～12日8時03分の間でICが機能維持され、運転されていたと仮定した場合の解析結果を掲載している。これによればICの動作を仮定しないケースに比べ、上記ICの動作を仮定したケースでは、BAF到達時間が、若干遅れる程度である。また、実測値は正しい水位を示していなかったものと考えられるが、12日0時30分から6時30分頃、水位計測値が一定である期間においては、添付資料1-2に示すとおり、原子炉の実水位がBAFを下回り、さらに水位計の炉側配管タップ位置付近となることで、水位変動が検出されずに、水位計測値としては一定値を示した可能性が考えられ、12日0時30分には水位は水位計の炉側配管タップ位置付近となっていた。またそれ以降

についても、崩壊熱により蒸発が進んだであろうことを考えると、1号機において初めて代替注水が始まった12日午前4:00頃の断面では、原子炉压力容器内部も含めて、格納容器ドライウェル内に存在する水は、非常に少なかったものと考えられる。

次に1号機の原子炉圧力および格納容器圧力の全体推移を、消防ポンプの吐出流量とともに図10-1に示す。また、注水開始/停止時の圧力変化の詳細を、図10-2に示す。

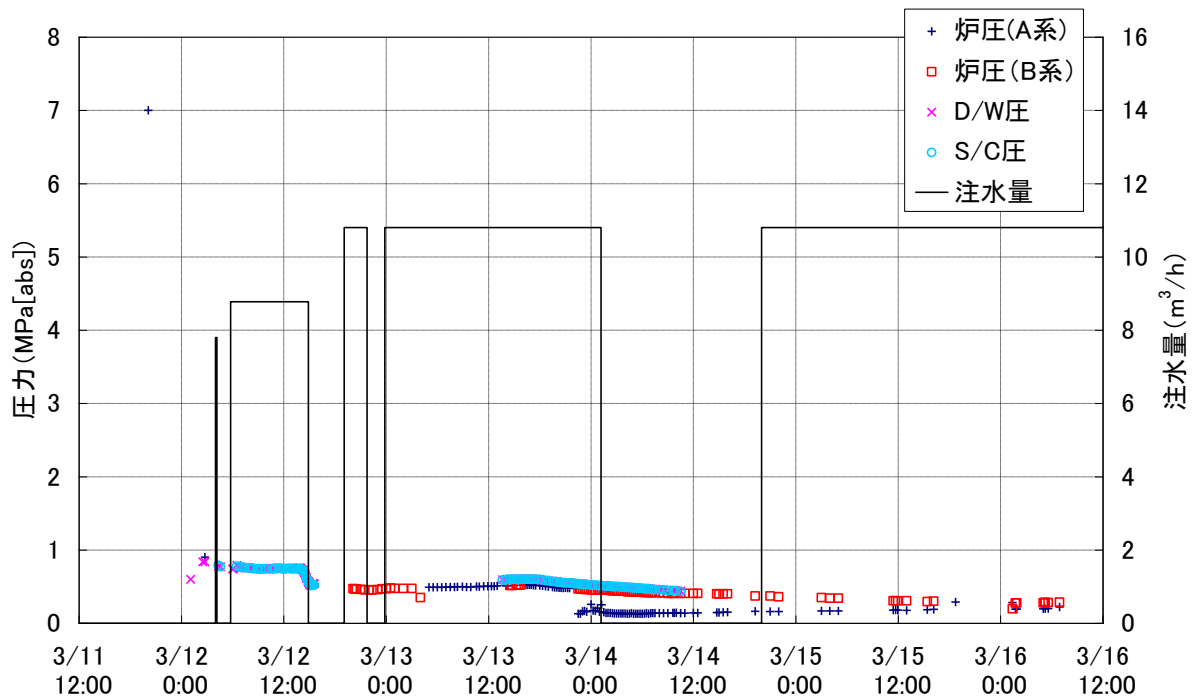


図10-1 1号機 原子炉圧力および格納容器圧力の推移

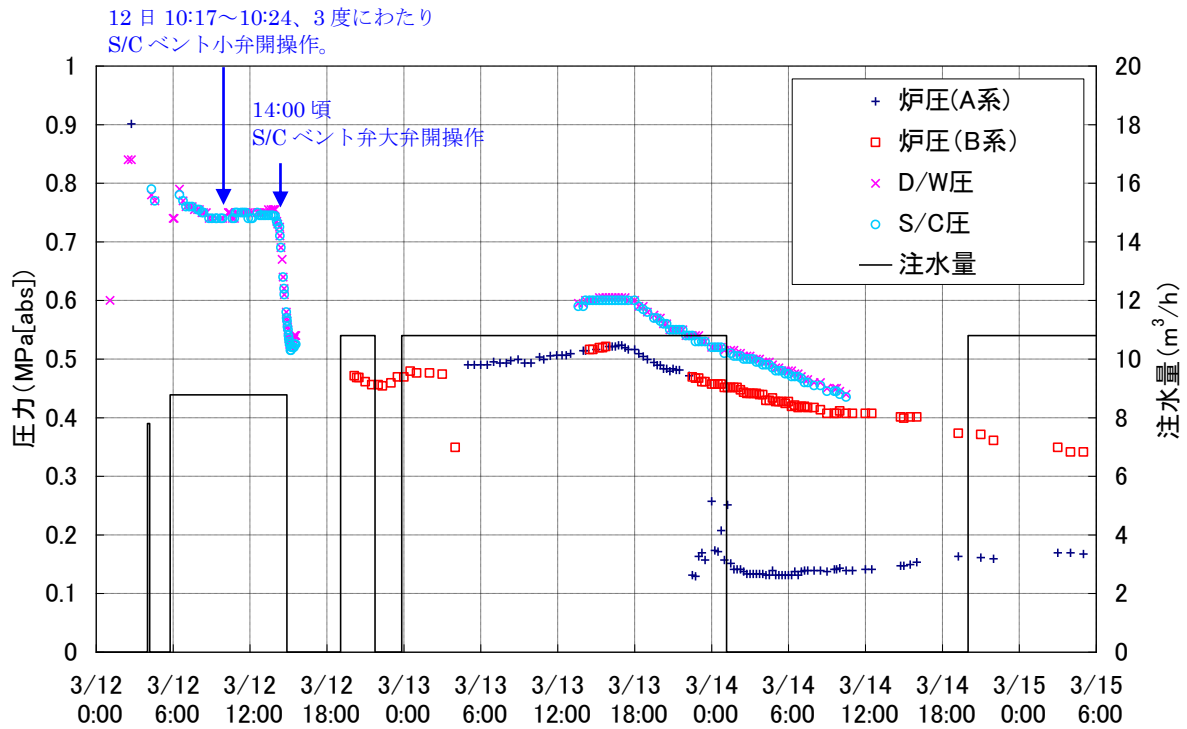


図10-2 1号機 原子炉圧力および格納容器圧力の推移（拡大図）

格納容器圧力の計測値が、午前 2 時 30 分には設計圧力の 2 倍である 0.76MPa[abs]を超えていること、午前 4 時 00 分から 4 時 23 分の間に正門付近の線量率が上昇していることを考慮すると、消防車による淡水注水が開始された午前 4 時頃に格納容器に漏えいが生じていた可能性が高く、これにより格納容器圧力は全体として低下傾向を示していたものと考えられる。しかしながら、表 4 に示す通り、淡水注入が開始／再開された 12 日午前 4 時頃および午前 5 時 46 分の前における格納容器圧力の計測値の記録は限られており、このため、注水開始／再開前の圧力計測値の傾向は不明であり、注水によって格納容器圧力がどのように変動したかについて、詳細は不明である。

表 4 淡水注水開始時および再開時前後における格納容器圧力の計測値

日時	D/W 圧力 (MPa[abs])	S/C 圧力 (Mpa[abs])
3/12 1:05	0.6	—
2:30	0.84	—
2:45	0.84	—
4:00 頃	約 1300 リットルの淡水注入実施	
4:19	0.78	0.79
4:35	0.70	0.77
5:46	淡水注入開始	
6:00	0.74	—

6:05	0.74	—
6:30	0.79	0.78

5時46分に淡水注水を再開した後、6時05分から6時30分の間で格納容器圧力が上昇しており、これについては、注水によって蒸気や水素が発生した可能性も考えられる。しかしながら、測定点は2点のみであり、必ずしも注水と格納容器圧力の上昇に関連性があるとは言えない。その他の圧力上昇の要因としては、燃料のリロケーションによって、水と燃料が接触し、蒸気や水素が発生した可能性や、コア・コンクリート反応によって水素や二酸化炭素等のガス発生したこと等が考えられる。なお、12日午前0時30分から午前6時30分まで一定値を示していた原子炉水位の計測値は、次の計測点である6時47分には低下を示しているが、添付資料1-2に示すように、格納容器内が高温となったために、水位計の炉側配管内の水が減少していく過程をとらえているものと考えられる。

同日14時すぎのS/Cベントの後、淡水注入が完了し、14時53分に注水が一時中断した後および21時45分に再度注水が中断した後に、格納容器圧力は上昇を示している。しかしながら、圧力上昇は注水の間断に対して、時間遅れがあること、上述のように、燃料のリロケーション等の他の要因によって圧力上昇することも考えられることから、注水の間断と圧力上昇の因果関係は不明である。また、その他の注水開始/停止時のタイミングにおいても、原子炉圧力および格納容器圧力は、明確な因果関係を持った変動を示していない。

冒頭で述べたとおり、代替注水は全量が原子炉へ届いていない可能性もあり、実際の注水量は不明であること、またその他、熱源である燃料の位置・分布を含むプラントの状態も事象進展に伴い複雑に変化するため、限られた計測値の中から確からしい状況を同定することは困難である。このため注水開始/停止時のプラント挙動のうち、注水開始/停止との明確な因果関係が確認できるものは無い。

### 3.2. 2号機の代替注水時におけるプラント挙動について

2号機の原子炉水位計測値と、当社が平成24年3月に公表したMAAP解析による原子炉水位の解析値の変化を図1-1に示す。

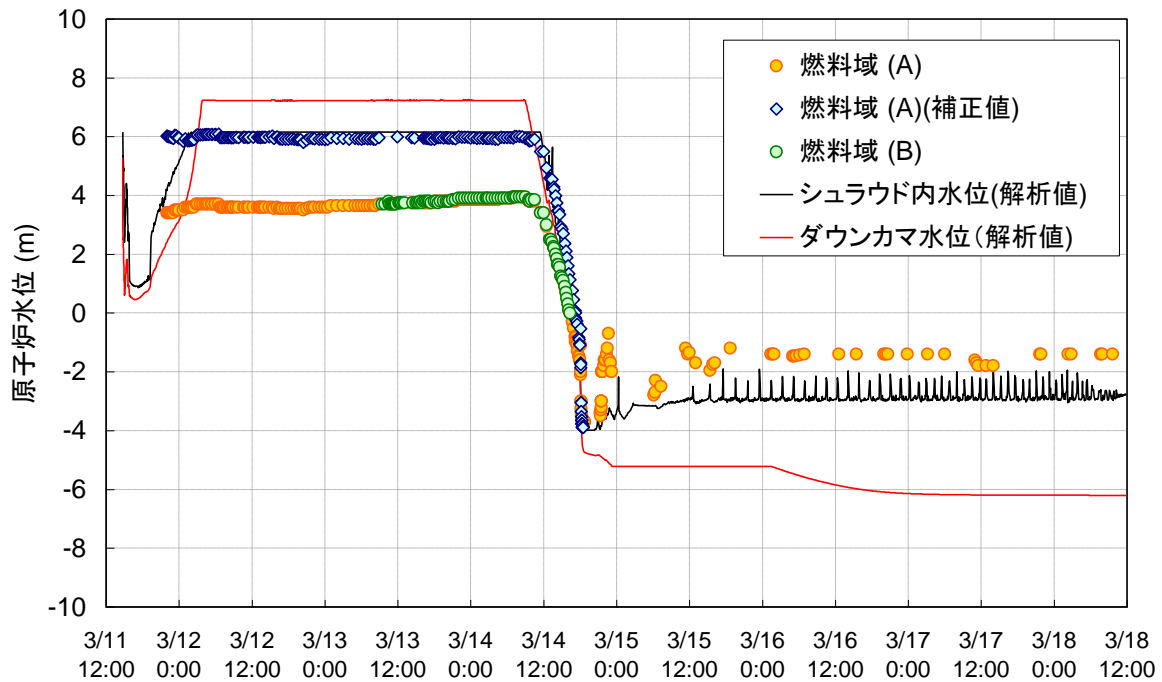


図 1 1 2 号機原子炉水位の変化

2 号機では、地震後、原子炉隔離時冷却系 (RCIC) の手動起動と水位高による自動停止を繰り返すことで原子炉水位を制御しており、3 回目に RCIC を手動起動した直後に、津波により全電源喪失に陥った。その後計測された水位等のパラメータから、津波により制御電源を喪失した後も RCIC は約 3 日間にわたって注水を継続していたものと考えられる。原子炉水位の実測値 (補正值) は、14 日 17 時 15 分頃には TAF に到達しており、その後、18:02 の SRV 強制開による減圧時の減圧沸騰により水位は大きく低下し、減圧後は BAF を下回っている。よって、原子炉減圧後の消防車による代替注水が始まった頃には、原子炉水位は BAF 以下であったと考えられる。

次に 2 号機の原子炉圧力および格納容器圧力の全体推移を図 1 2—1 に示す。また、注水開始/停止時の圧力変化の詳細を、図 1 2—2 に示す。2 号機の格納容器ベント操作としては、13 日 11:00 に S/C ベント弁 (AO 弁) 大弁を開操作し、ラプチャーディスクを除くベントラインの構成を完成している。しかしながら、14 日 11 時 01 分の 3 号機原子炉建屋の爆発の影響で、S/C ベント弁 (AO 弁) 大弁に駆動用空気を供給するラインの電磁弁励磁用回路が外れ、S/C ベント弁 (AO 弁) 大弁が閉となったことから、S/C ベント弁 (AO 弁) 大弁の復旧を進めつつも、S/C ベント弁 (AO 弁) 小弁の開操作を実施しているが、ラプチャーディスクの動作の有無を含め、ベントライン経由でベントがなされたかどうかは明確ではない。

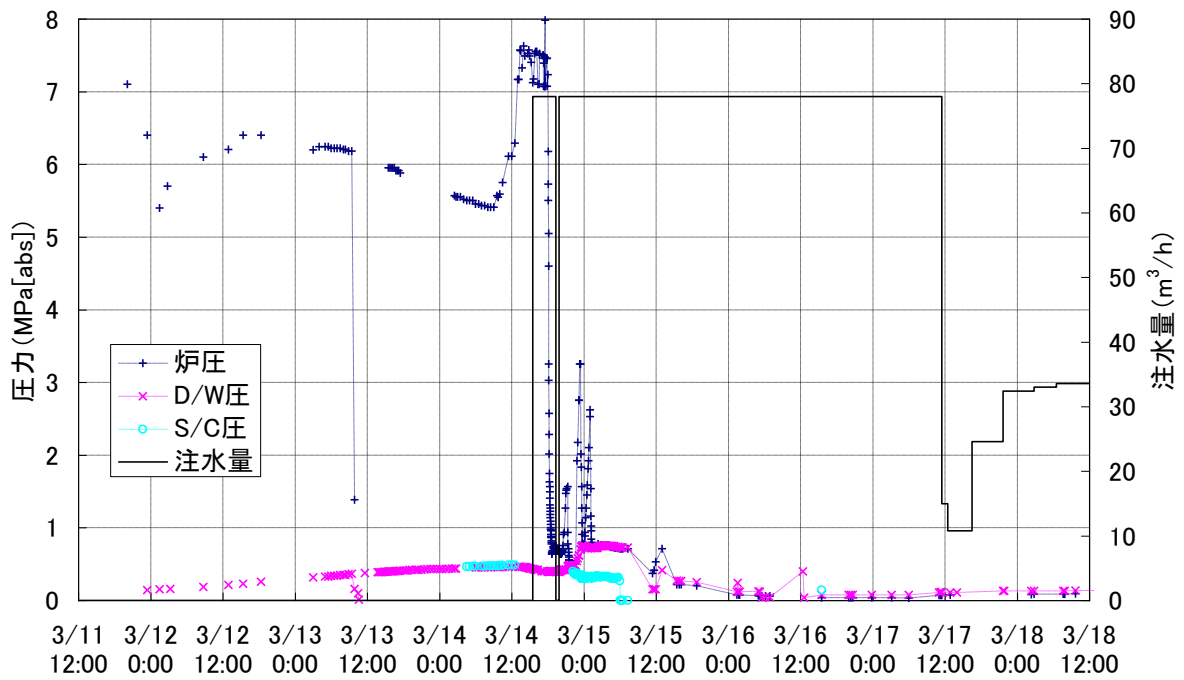


図 1 2 - 1 2号機 原子炉圧力および格納容器圧力の推移

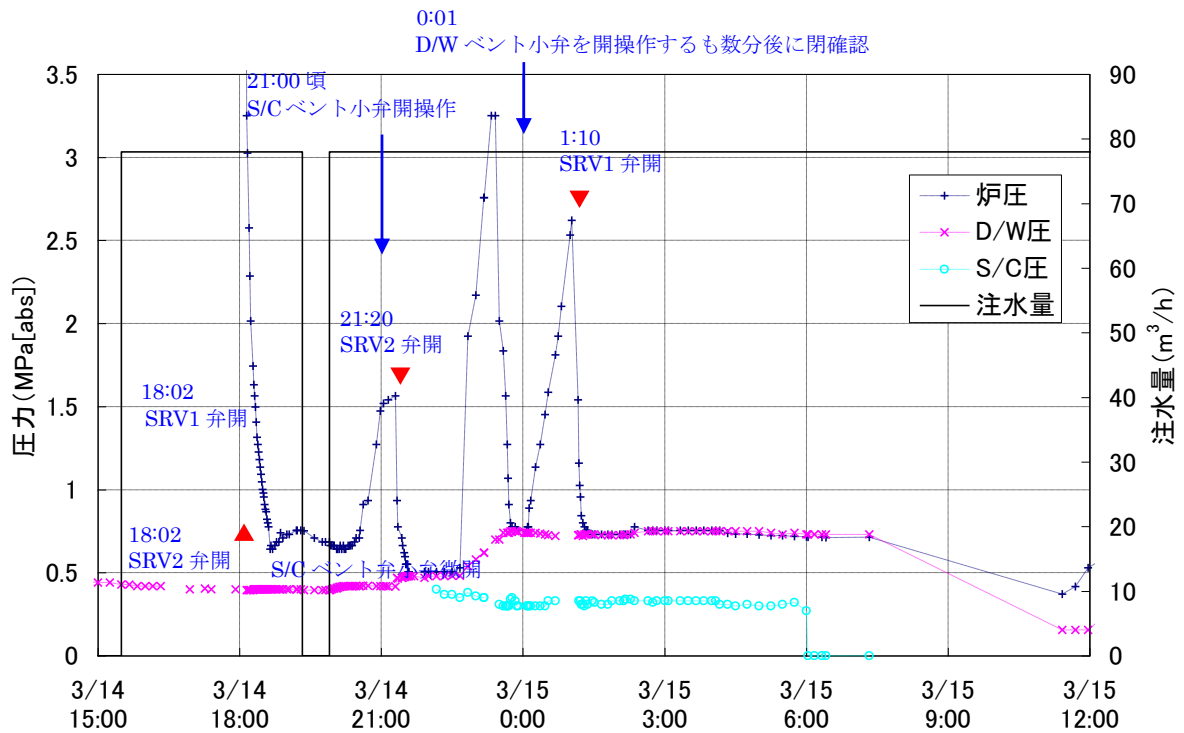


図 1 2 - 2 2号機 原子炉圧力および格納容器圧力の推移 (拡大図)

2号機では、14日18時02分に主蒸気逃し安全弁（SRV）により原子炉の減圧が開始された。その後、18時30分頃には炉圧は1MPa程度まで減圧されている。

減圧前の 15 時 30 分には消防車が起動され、減圧後に注水が可能なように準備されていたが、19 時 20 分頃の非常災害対策室の発話にて、注水ラインを構成していた消防車が発話時点の 19 時 20 分頃から約 30 分～1 時間前に停止していたことが報告されている。原子炉圧力は、減圧後 18 時 40 分以降上昇傾向を示しており、減圧により注水がなされたことによって蒸気や水素発生した可能性も考えられるが、一方で原子炉水位は 18 時 47 分まで一定値を示していることから減圧直後の注水は限定的であったものと考えられる。

同日 19:54 に消防車の注水を再開した後、20 時 15 分頃から原子炉圧力が上昇している。この後 21 時 20 分の SRV 開操作をした時間帯に、炉圧が低下するとともに、それまで一定であった格納容器圧力が上昇していることから、SRV を通じて原子炉の蒸気が S/C に放出されたものと考えられる。前述の通り、2 号機は減圧後に BAF 以下にまで水位が低下していたこと、また、2 号機は低圧注水系経由で注水しているため、注水された水はシュラウドの外側を通過して原子炉圧力容器底部からの水位上昇により炉心部に届くことから、図 1 3 に示すような過熱した燃料に水が触れることによる水蒸気の発生が予測される。そのため、原子炉圧力の上昇はこの蒸気発生によるものである可能性があり、また、水位が炉心部に届かない状態では蒸気の発生がほとんど無いと考えられることから、21 時 20 分の SRV 開操作の前に SRV が閉となっていたとしても、それがいつのタイミングであったのかは、パラメータからは推測できない。原子炉圧力は、これを含め、3 度にわたって急峻なピークを示している。これらの圧力上昇については、2 号機 - 1 2 にて詳細を検討する。

消防車の最大吐出圧力は 1MPa[gage]程度であったことから、原子炉圧力が 1MPa[gage]を超えている期間においては、注水は原子炉に届いていなかった可能性がある。水位の上昇と原子炉圧力の上昇が 1 対 1 の対応となっているのであれば、どの程度の注水がなされたのかが、圧力上昇による中断も含めて明らかとなる可能性がある。なお、当社が平成 24 年 3 月 12 日に公表した MAAP 解析では、原子炉圧力が 1MPa[gage]を超えている期間については、注水が一時中断したと仮定して解析を実施している。



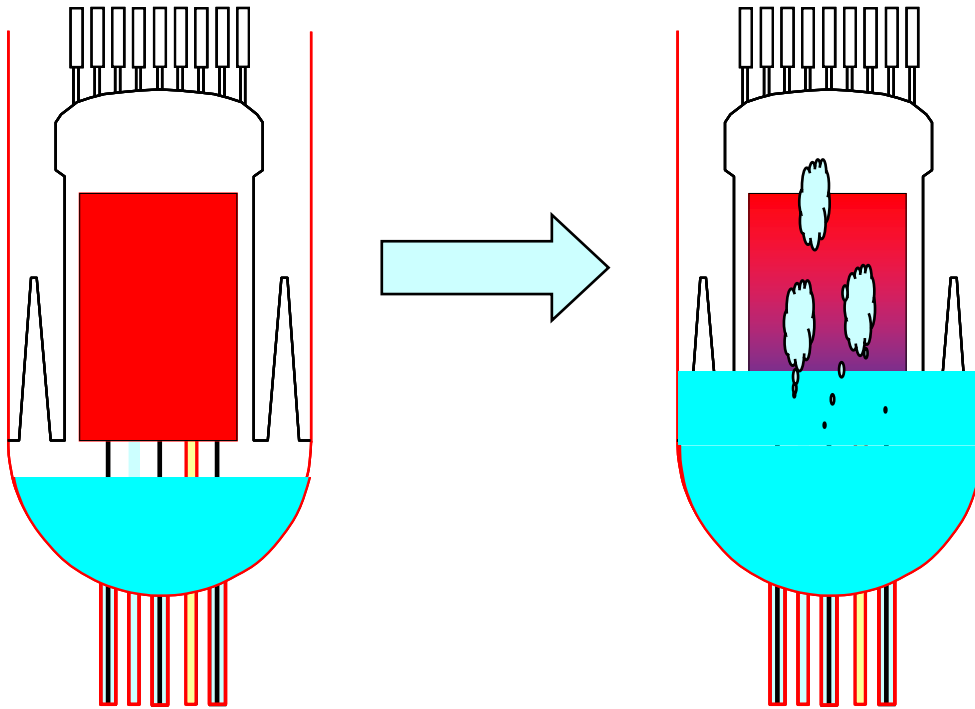


図 13 注水後の蒸気発生と圧力上昇（水位上昇ケース）

また、2号機については、炉心損傷が進展している状況での CAMS データが測定されている。図 1 4 に圧力計測値とともに CAMS 線量率の変化を示す。

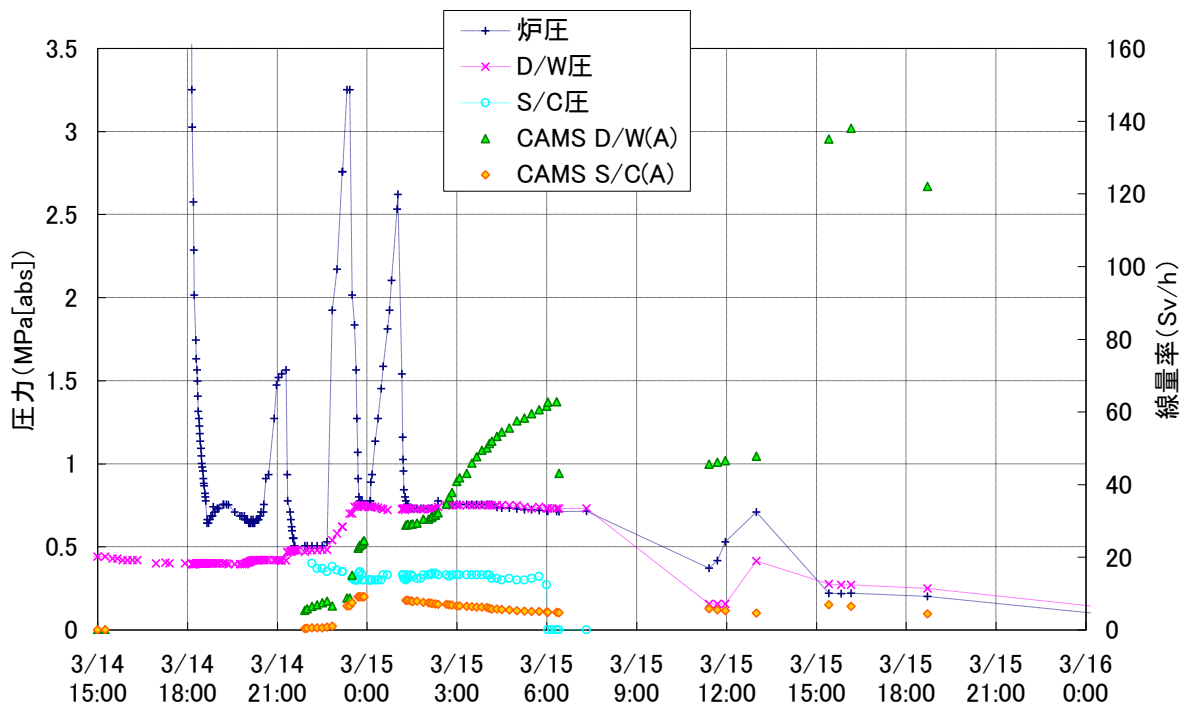


図 1 4 2号機 CAMS 線量率の推移

CAMS D/W (A) の線量率は、大きく分けて 2 回上昇しており、2 回目の 15 日 15 時過ぎの上昇後は、線量率は単調に減少している。2 号機においても最終的には、熔融した燃料が、原子炉压力容器から格納容器へ移行したものと考えられることから、15 日 15 時過ぎの CAMS D/W(A)線量率の上昇のタイミングで、熔融燃料が格納容器へ移行した可能性が考えられる。その場合、注水が中断されたと考えられる 15 日 1 時 20 分頃までの間に 3 回観察されている急峻な原子炉圧力の上昇から、半日以上が経過しており、注水も継続されていることから、注水の中断が、結果に影響を与えたとは考えにくい。

なお、CAMS D/W (A)線量率の 1 回目の上昇については、14 日の SRV 強制開による減圧直後においては、炉内で発生した気体は SRV の排気管を通じて、S/C のプール水中に導かれ、そこで凝縮できなかった分や非凝縮性の気体は、S/C 気相に移行し、その後、真空破壊弁を介して、D/W に放出される状態であったと考えられることから、注水の中断ではなく、SRV からの蒸気放出の影響と考えられる。

### 3.3. 3 号機の代替注水時におけるプラント挙動について

3 号機の原子炉水位計測値と、当社が平成 24 年 3 月に公表した MAAP 解析による原子炉水位の解析値の変化を図 1 5 に示す。

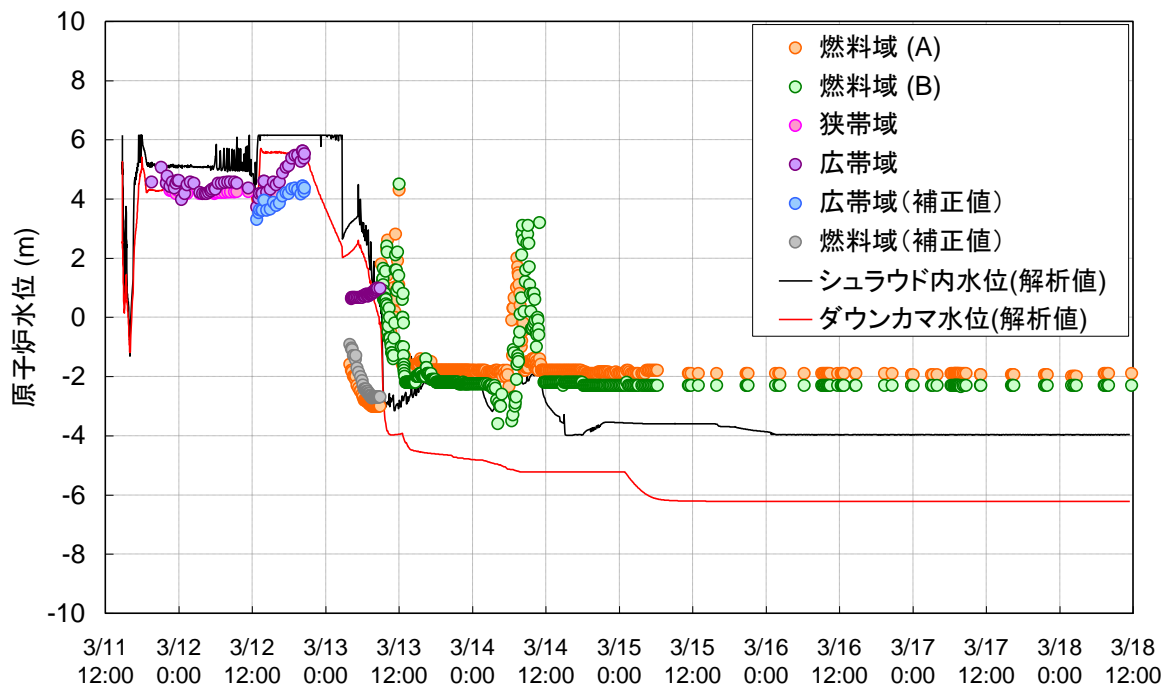


図 1 5 3 号機 原子炉水位の変化

3 号機においては、津波後も直流電源が使用可能であったことから、原子炉隔離時冷却系 (RCIC) および高圧注水系 (HPCI) により注水を継続することがで

きた。12日20時36分には水位計の電源が喪失し、次に水位計の測定値が得られたのは、HPCI停止後の13日午前4:00であり、この時の水位は燃料域水位計の指示値でTAFを下回っている。添付資料3-3に記載したとおり、13日2時42分に手動停止した時点よりも前の段階で、すで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く、HPCI停止時まで注水が継続したと仮定したMAAP解析値は、水位を過大評価している。その後、13日午前7時45分には、燃料域水位計の指示値はTAF-3mとなり、そのまま午前8時55分まで一定値を示した。有効燃料長の部分においては崩壊熱が発生していることから、水位がBAF以上の一定値で維持されることは物理的に考えにくい。このため、原子炉の実水位はこの時点で、BAF以下に到達し、一定値を維持していた可能性も考えられる。以上より、消防車による注水が開始された13日9時25分においては、原子炉水位はTAFを大きく下回っており、さらにはBAFを下回っていた可能性があるものと考えられる。

次に3号機の原子炉圧力および格納容器圧力の全体推移を図16-1に示す。また、注水開始/停止時の圧力変化の詳細を、図16-2-1、16-2-2に示す。

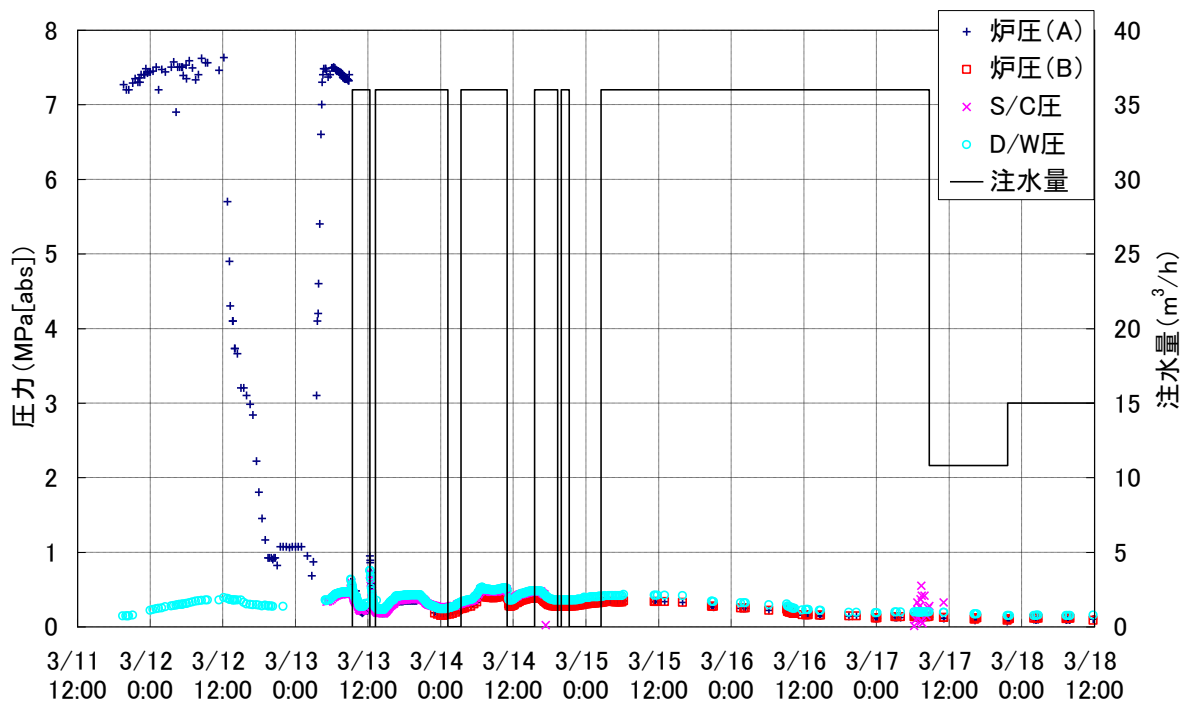


図16-1 3号機 原子炉圧力および格納容器圧力の推移

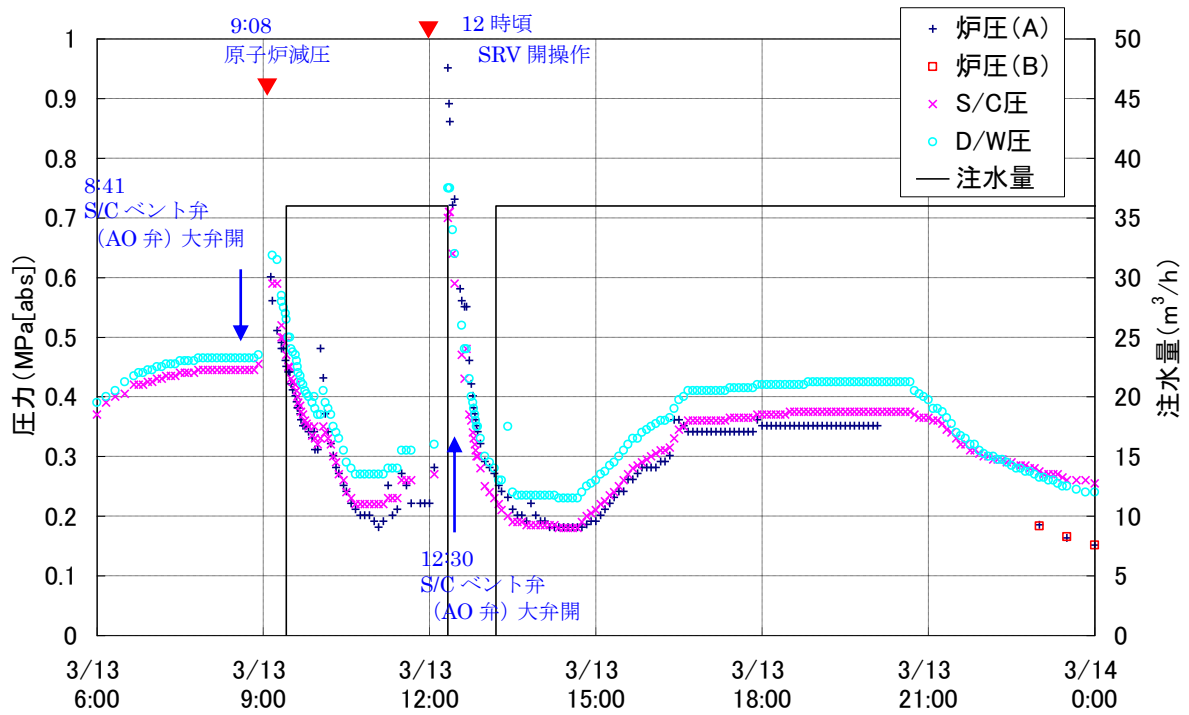


図 1 6 - 2 - 1 3号機 原子炉圧力および格納容器圧力の推移（拡大図その1）

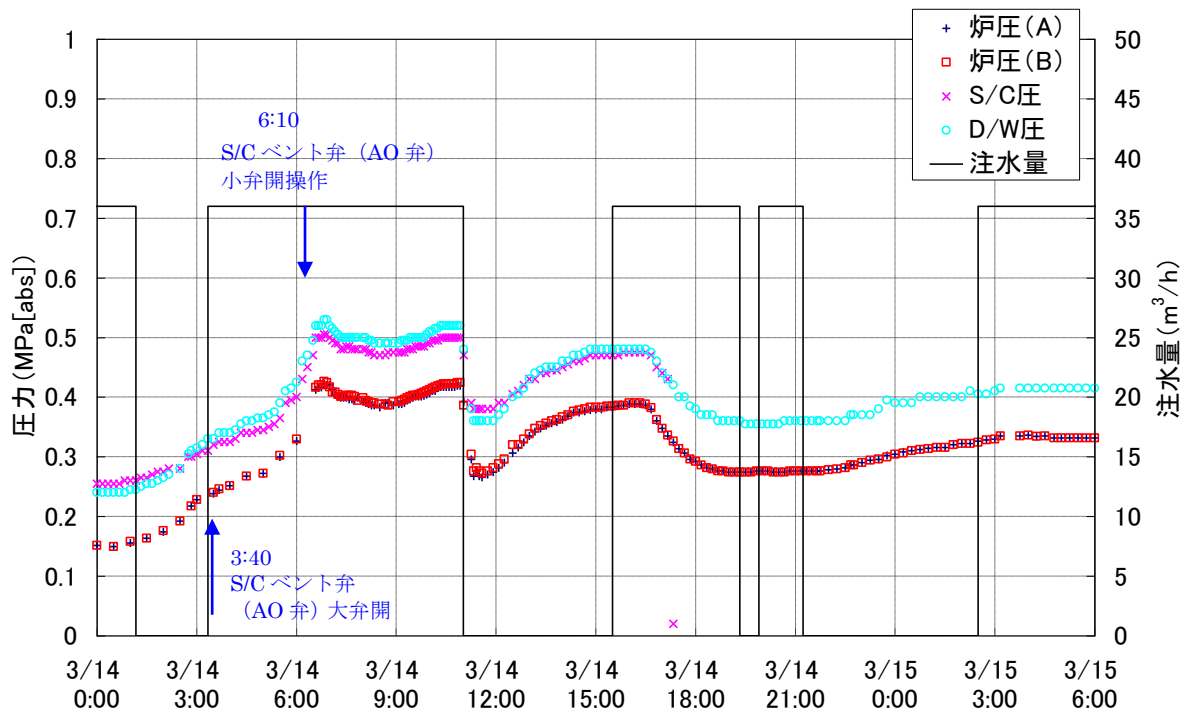


図 1 6 - 2 - 2 3号機 原子炉圧力および格納容器圧力の推移（拡大図その2）

3号機においては、格納容器ベントラインの構成が完了した後、電磁弁励磁用の仮設電源または励磁回路、駆動用の空気源の不具合が幾度か確認され、その都

度、ベント弁（AO 弁）の開状態を維持するための作業が実施されている。これらの操作時系列を表 5 にて補足する。

表 5 3号機 格納容器ベント操作に関わる操作時系列

日時	操作
3月13日 8:41	S/C ベント弁（AO 弁）大弁開により、ラプチャーディスクを除く、ベントライン構成完了
11:17	AO 弁駆動用空気ポンベの圧抜けにより、S/C ベント弁（AO 弁）大弁が閉となったことを確認。
12:30	ポンベの取替を実施し、S/C ベント弁（AO 弁）大弁の開を確認。
14:50	D/W 圧力が上昇に転じる。
19:00 頃	計装用空気圧縮系（IA）に仮設コンプレッサーを接続し、起動。 （21:10 D/W 圧力低下により S/C ベント弁（AO 弁）大弁が開となったと判断。）
3月14日 3:40	S/C ベント弁（AO 弁）大弁の電磁弁励磁回路に不具合が確認されたことから、再度励磁。
6:10	S/C ベント弁（AO 弁）小弁開操作

3号機において、消防車による注水が開始されたのは9時25分であるが、その頃のプラント状況は以下のとおりである。13日2時42分のHPCI手動停止後、DDFPおよび消防車による注水準備が進められた。これらの低圧注水系による注水を実施するための原子炉減圧操作として、SRVの空気供給ラインにある電磁弁の励磁回路にバッテリーを接続する作業をしていたところ、バッテリー接続前の13日9時08分、原子炉の減圧が開始された。本減圧挙動については、添付資料3-3で詳細な検討を実施している。さらに、表5に記載のとおり、減圧前の8時41分には、S/Cベント弁（AO弁）大弁を開操作し、ラプチャーディスクを除く、S/Cベントラインの構成を完了している。原子炉の減圧が開始された後、格納容器圧力は一旦上昇し、その後減少したことから、S/Cベントが実施されたものと考えられる。先に述べたとおり、原子炉減圧前の原子炉水位はTAFを大きく下回り、BAF以下に到達していた可能性がある。このような状況において、注水が実施されれば、蒸気発生や水素の発生により、原子炉圧力および格納容器圧力が上昇することが予想される。3号機では、10時頃、12時頃に原子炉圧力、格納容器圧力の急上昇が観測されているが、図17のとおりチャートに記録されている原子炉圧力挙動をみると、この際の圧力上昇は非常に急峻であり、2号機の圧力上昇とは異なっているように見える。そのため、3号機の圧力上昇は、図18に示すような、熔融した燃料が下部プレナムに溜まった水に落下して発生した蒸気による可能性がある。以上から、圧力上昇の形態の相違により、消防車による注水がどの程度原子炉に届いたか届いていなかったかについて、推定することがで

きる可能性がある。なお、水位計については、原子炉減圧前に TAF-3m で一定だったにも関わらず、9 時 10 分には、TAF+1.8m の水位を示し、急激に指示値が上昇していることから、この時点では、指示不良を起こしているものと考えられる。

3 号機では、14 日 11:01 の 3 号機原子炉建屋爆発の影響による注水の中絶時に、原子炉圧力、格納容器圧力ともに、低下を示していることを除いては、注水開始／停止時のタイミングにおいて、原子炉圧力および格納容器圧力はそれまでの傾向を概ね維持したまま推移しており、注水による影響は確認できない。

なお、13 日 9 時頃に原子炉が減圧された後の原子炉圧力および格納容器圧力の挙動についても不明な点が多く、これについては 3 号機-08 として課題が設定されている。

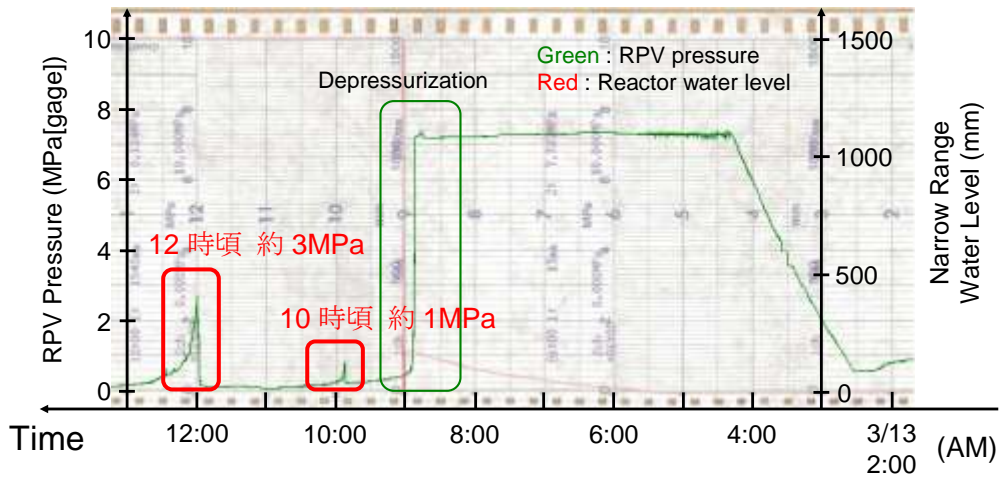


図 1 7 減圧後の原子炉圧力上昇

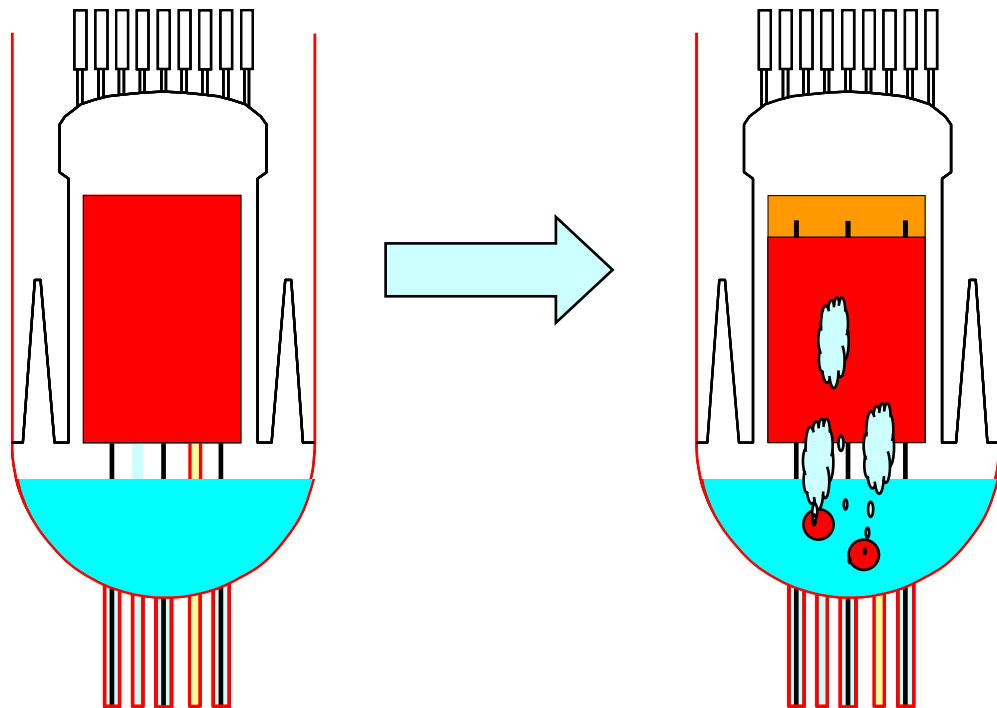


図 1 8 注水後の蒸気発生と圧力上昇（溶融燃料落下ケース）

以上、消防車による代替注水に関わるプラント挙動について調べたところ、注水の開始（再開）／停止に対して、プラントパラメータが明確な反応を示していないケースが多くあることが分かった。また、仮に消防ポンプの吐出付近で測定されている流量の全量が原子炉へ注水されていた場合、原子炉圧力容器は冠水して、事故が収束していた可能性がある。これらのことを考慮すると消防ポンプがはき出した全量が原子炉へ注水されていた可能性は低いものと考えられる。なお、当社が実施した MAAP 解析においても、消防ポンプ付近で測定された流量に比べ、大幅に少ない流量を注水量の入力値として採用している。

冒頭で述べたとおり、事故対応当時より配管図面上の分岐の存在や、主復水器での溜まり水が確認されたことから、代替注水の一部が原子炉へ通ずる配管だけでなく他系統・機器へ流れ込んでいた可能性については把握されていた。次章においては、代替注水ラインにおいて原子炉圧力容器以外への流れ込みが生じ得る経路について検討する。

#### 4. 原子炉代替注水ラインにおいてバイパス流が生じ得る経路について

事故初期の1～3号機の原子炉代替注水ラインについて、原子炉圧力容器をバイパスして、他の系統・機器への流れ込みが生じ得る経路を検討するために、当該ライン上の弁について、配管図面等により開閉状態を確認した。その結果、バイパス流が生じ得る経路を別表1～3のとおり抽出した。これらの経路について、概略イメージを図19に示す。

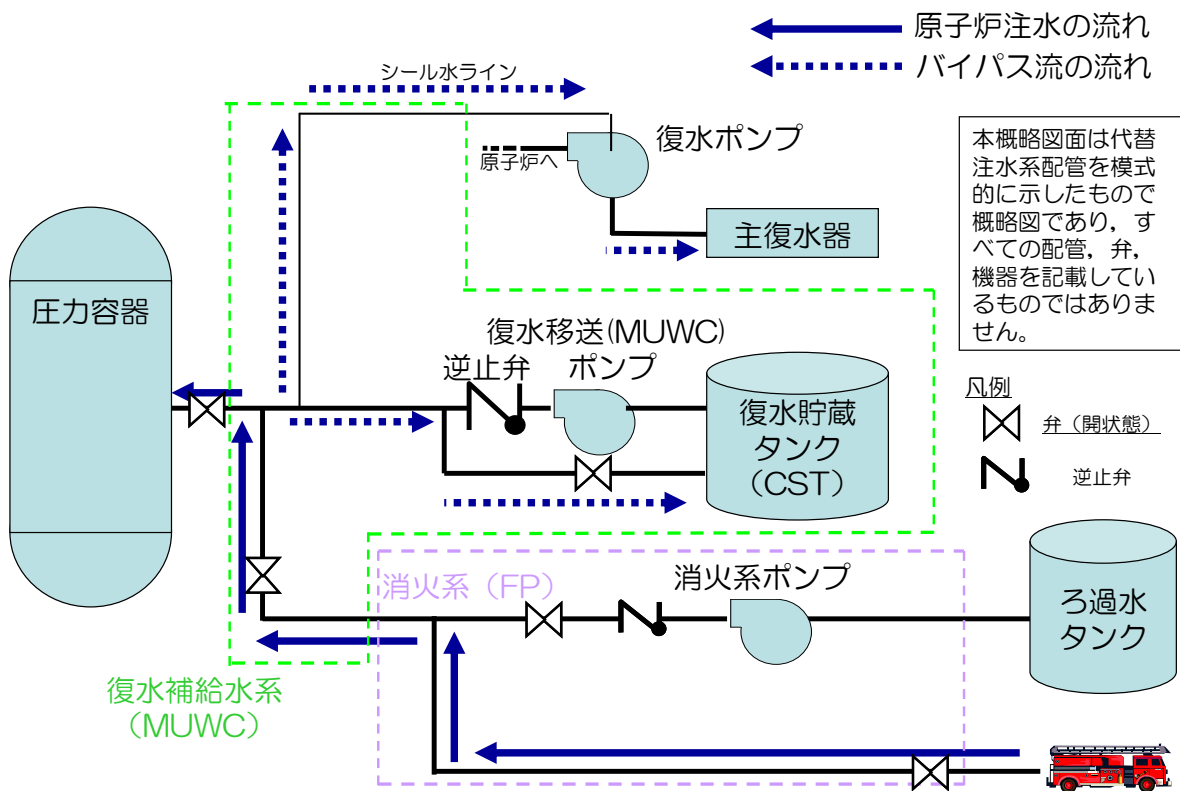


図19 バイパス流の概略イメージ

2. で述べたとおり、消防車による代替注水は、FP 系および MUWC 系を經由している。MUWC 系は、プラント内に設置される各種機器の洗浄、封水、ならびに、各タンク、機器への給水など、プラント運転中あるいは停止中に復水を供給する系統である。このため地震直前に本来の用途で MUWC 系から復水の補給を行っていた箇所が存在し、仮に地震後もライン構成が変更されていなかった場合には、その箇所へバイパス流が生じる可能性がある。

別表 1～3 に挙げたバイパス流が生じ得る経路について、以下に説明する。

#### ① 復水ポンプ（1号機）および低圧復水ポンプ（2,3号機）シール水ライン

復水ポンプは、復水器で凝縮された復水を、給水ポンプまで送る役割を持っている。ポンプの軸封水は、通常運転中には、ポンプ吐出側に接続されている自給水ラインによって供給され、ポンプ起動時には、MUWC からの他給水ラインを通過して供給される。今回の事故時には外部電源喪失に伴いポンプが停止し、代替注水の一部が、MUWC からの他給水ラインを通じ、ポンプ軸封部へと水が流れ込み、そこからポンプ吸い込み側を經由して復水器へ流入していた可能性がある。軸封部からポンプ吸い込み側へのラインには、1号機ではオリフィス、2,3号機のシール水ラインには定流量弁が設置されていることから、本ラインが漏えい経路となった場合にも流量が制限される。

#### ② 復水移送ポンプのミニマムフローライン

ポンプの保護のため設置されるラインで、ポンプの吐出側から分岐して、吸い込み側へ吐出流を戻すライン。消防車を使った代替注水時には、FP 系を經由して、MUWC 系の復水移送ポンプの吐出側に注水をしていたことから、本ラインを通じて、復水移送ポンプの水源である復水貯蔵タンクに代替注水の一部が流れ込んだ可能性がある。なお、ミニマムフローライン上には、流量制限オリフィスが設置されている。

#### ③ 主タービンの蒸化器

通常運転中、蒸化器では、タービンの抽気を熱源として、MUWC からの給水を沸騰させることで蒸気を発生させる。この蒸気を主タービン、原子炉給水ポンプ駆動用タービン(RFP-T)、およびそれらの蒸気弁のグラント部にシール蒸気として供給し、グラント部内部への空気混入及び外部への蒸気漏洩を防止する。福島第一原子力発電所事故時、1～3号機においては主蒸気隔離弁が閉止し、蒸化器は熱源を喪失した状態であった。MUWC から蒸化器への給水ライン上にある水位調整弁は電源喪失時に開となるため、代替注水が蒸化器を經由して、復水器へ流れ込んでいた可能性がある。



#### ④ 弁封水

復水器まわりの配管等で系統内が負圧の配管に設置された弁に対し、弁グランド部から配管内部への空気混入を防止する目的で、MUWC から弁グランド部に封水を実施している。通常運転中から封水のごく一部が配管側に流入しており、代替注水時にも配管側へ流入していた可能性がある。

#### ⑤ 廃液中和ポンプシール水ライン

廃液中和ポンプは、pH を調整した廃液を廃棄物集中処理施設に移送する際に起動する。1 号機においては、当該ポンプシール水の供給弁は駆動空気喪失時に開状態となる空気駆動弁であることから、MUWC を用いた代替注水の際には、系統内への流れ込みが生じていた可能性がある。

#### ⑥ 復水器真空破壊弁のシール水ライン

復水器真空破壊弁は復水器に大気を取り入れ、復水器の真空破壊を行うための弁で、通常運転中は閉状態である。復水器真空破壊弁のシール水は、弁のシート部から復水器内部への空気混入を防止する目的で、MUWC から復水器真空破壊弁の大気側に供給される。

1 号機においては、シール水の入口弁を常時微開とし、オーバーフローしたシール水を最終的に復水器で回収している。このため、消防車による代替注水時にも、通常運転時と同様に復水器への流れ込みが生じていた可能性がある。2、3 号機においては、シール水の入口弁は通常閉状態で、シール水の水位低警報により、シール水を補給する運用のため流れ込みは生じない。

#### ⑦ PLR ポンプのメカシール水ライン

通常運転中 PLR ポンプのメカニカルシールのパージ水は、制御棒駆動水圧系 (CRD) により供給される。CRD は MUWC または給復水系の復水脱塩装置 (CD) 出口を水源としており、1 号機においては、MUWC と CD 出口の間に空気喪失時開となる空気駆動弁が設置されていることから、MUWC を用いた代替注水の際には、注水の一部が PLR のメカシールへ流入し、そこから機器ドレンサンプに流入した可能性がある。

#### ⑧ 給水ポンプのシール水ライン

1 号機に関しては、CD 出口から給水ポンプのシール水を供給している。⑦で述べた通り、CRD が MUWC または CD 出口を水源としていることから、MUWC と CD 出口は配管でつながっており、MUWC を用いた代替注水の際には、注水の一部は給水ポンプの軸シールへ流入し、そこから復水器に流入した可能性がある。

#### ⑨ 復水脱塩装置

同様に、1号機に関してはCD出口から復水脱塩装置の脱塩塔へ注水の一部が流入した可能性がある。

#### ⑩ 低圧ヒータードレンポンプのシール水

1号機については、CD出口から低圧ヒータードレンポンプにシール水を供給している。当該ポンプのシール水供給弁は、プラント起動時ドレンポンプ起動前に開操作されるため、MUWCを用いた代替注水の際には、注水の一部がCD出口から低圧ヒータードレンポンプのシール部へ流入し、そこから機器ドレンサンプに流入した可能性がある。

### 5. 原子炉代替注水ラインにおけるバイパス流に関する対策について

原子炉代替注水におけるバイパス流に対し、柏崎刈羽原子力発電所では、以下の対策を実施している。

#### ①復水補給水系（MUWC系）へのタービン供給元弁（電動弁）の追設

復水補給水系（MUWC系）におけるタービン建屋での不要なバイパス流を防止する目的で、原子炉建屋からタービン建屋へ復水を供給する配管に電動弁（タービン供給元弁）を設置。緊急時対応手順（津波アクシデントマネジメント）において、大津波警報が発令された場合に本弁を閉止する手順とする。なお、本弁は中央操作室からの操作が不能な場合、現場にて手動で閉止操作が可能。

#### ②復水補給水系（MUWC系）の耐震強化工事

復水補給水系（MUWC系）について、耐震強化工事を実施。配管の損傷等によりバイパス流が発生するリスクを低減する。

#### ③消防車による代替注水のためのホース接続口の追設

上記対策①および②によって、バイパス流の発生リスクを低減した復水補給水系（MUWC系）に対し、消防車による代替注水のためのホース接続口を追設する。

なお、柏崎刈羽原子力発電所では、福島第一原子力発電所1～3号機とは異なり、復水移送ポンプ吐出側の逆止弁が、ミニマムフローラインへの分岐より下流側に設置されている。このため、ミニマムフローラインを介したバイパス流は発生しない設計となっている。図20に、7号機を例に上述の対策の概略を示す。

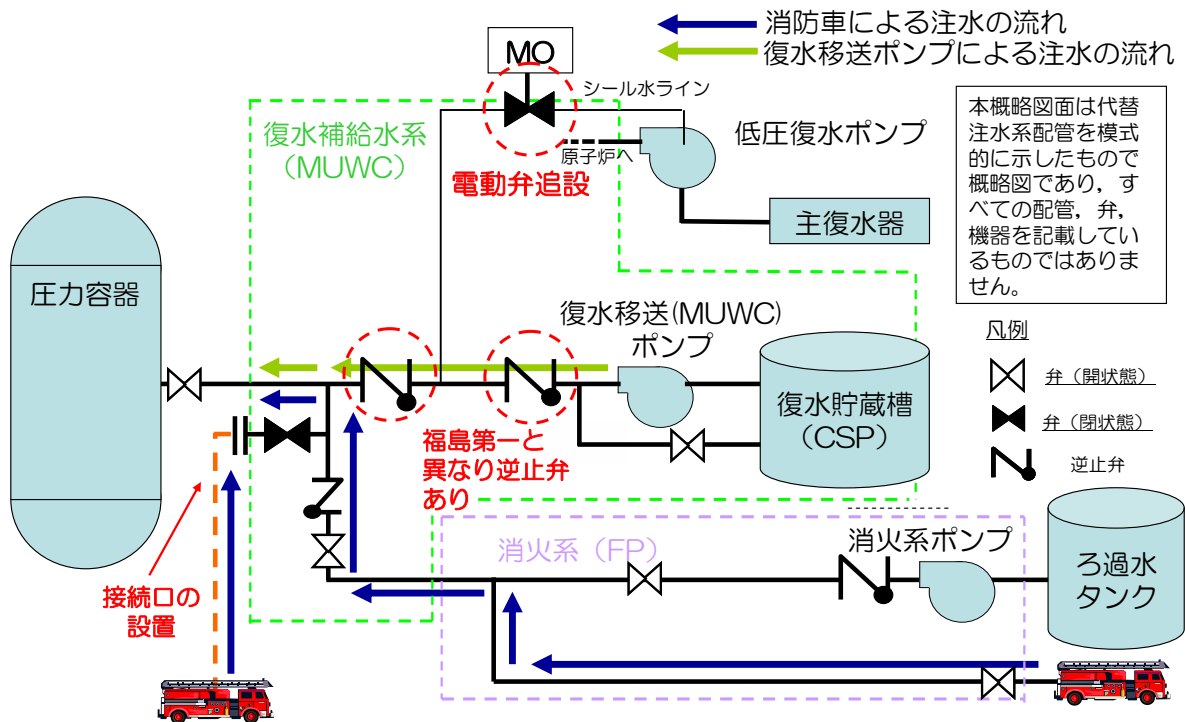


図 2 0 柏崎刈羽原子力発電所における対策の概略図（7号機の例）

## 6. まとめ

消防車による原子炉代替注水について、これまで明らかとなっている時系列情報およびプラントパラメータから、公表している日単位の平均注水量よりも詳細なポンプ吐出付近での注水流量を示した。また、配管図面の調査により、消防ポンプから原子炉圧力容器までの間でバイパス流が生じ得る経路について同定した。

以上

別表 1-1 1号機バイパス流が発生する可能性がある経路

No	漏えい箇所	呼び径	備考
1	復水ポンプのシール水ライン	3/4 インチ	復水器へ流入
2	復水移送ポンプのミニマムフローライン	4 インチ	復水貯蔵タンクへ流入
3	蒸化器補給水ライン	2 インチ	復水器へ流入
4	弁封水ライン	1/2 インチ	配管側へ流入
5	廃液中和ポンプシール水ライン	3/4 インチ	配管側へ流入
6	復水器真空破壊弁のシール水ライン	3/4 インチ	復水器へ流入
7	PLR ポンプのメカシール水ライン	3/4 インチ	機器ドレンサンプへ流入
8	給水ポンプのシール水ライン	1 インチ	復水器へ流入
9	復水脱塩装置	8 インチ	復水脱塩塔へ流入
10	低圧ヒータードレンポンプのシール水ライン	3/8 インチ	機器ドレンサンプへ流入

別表 2-1 2号機バイパス流が発生する可能性がある経路

No	漏えい箇所	呼び径	備考
1	低圧復水ポンプのシール水ライン	2 インチ	復水器へ流入
2	復水移送ポンプのミニマムフローライン	2 インチ	復水貯蔵タンクへ流入
3	蒸化器補給水ライン	2.5 インチ	復水器へ流入
4	弁封水ライン	1/2 インチ	配管側へ流入

別表 3-1 3号機バイパス流が発生する可能性がある経路

No	漏えい箇所	呼び径	備考
1	低圧復水ポンプのシール水ライン	2 インチ	復水器へ流入
2	復水移送ポンプのミニマムフローライン	2 インチ	復水貯蔵タンクへ流入
3	蒸化器補給水ライン	3 インチ	復水器へ流入
4	弁封水ライン	1/2 インチ	配管側へ流入