

2号機の炉心損傷・炉心溶融が進展した時期における原子炉水位の推定

※本資料は、添付資料2における検討課題リスト「共通-2」に挙げられる原子炉注水量、及び「共通-3」に挙げられる水位計指示値の挙動について、株式会社テプロシステムズにより提案、検討された内容を基に作成したものである。

1. はじめに

2号機では、事故が進展する中、燃料域水位計の指示値が断片的に得られている。1号機、3号機と同様に、原子炉内・格納容器内が高温となる過程で、指示値は正確な値を示さなくなった可能性があるが、添付資料1-2に示した水位計の特徴を踏まえて指示値を分析することで、事故進展上重要な原子炉水位の挙動を推定することが可能である。そこで、これまでも着目してきた、2号機で炉心損傷・炉心溶融が進展した時期(2011年3月14日の夜)について、水位計指示値等のプラントパラメータの実測値に基づいて、実際に原子炉水位がどのように推移したかを推定した。

2. 実測値に基づく原子炉水位の推定

図1に3月14日18時～15日0時のプラントパラメータの実測値を示す。

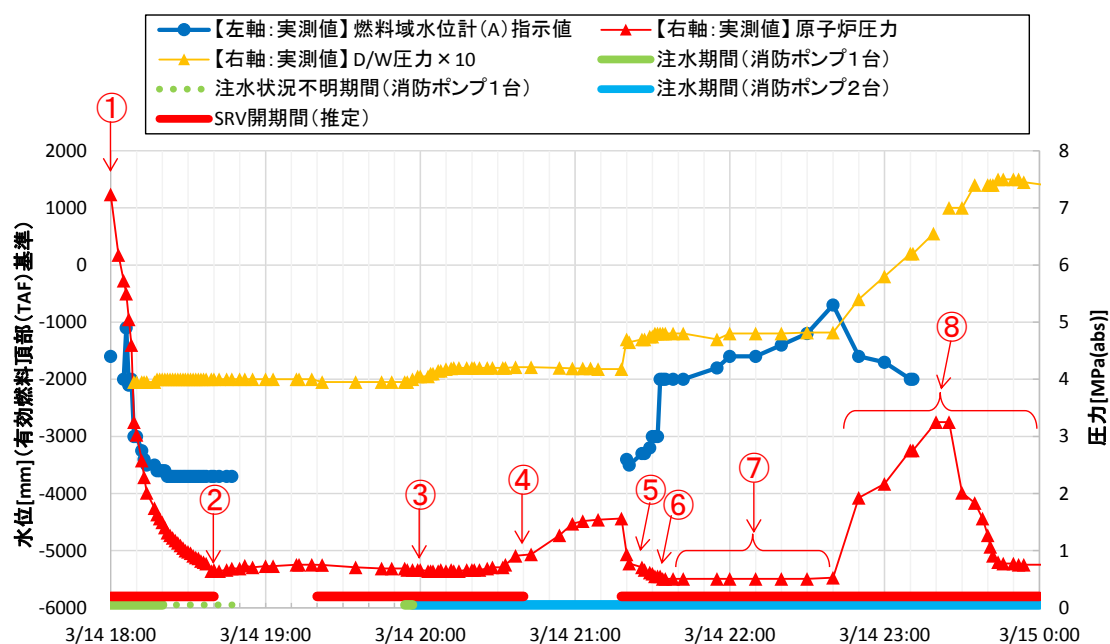


図1 プラントパラメータの実測値

図1には、記録に基づく注水の状況と、既往の検討（添付資料 2-9, 2-12）に基づく逃し安全弁（SRV）が開いていた期間の推定をあわせて示している。18:40 頃から 19:20 頃までの SRV の開度は不明であるものの、開状態を想定した場合には、同期間の原子炉圧力の上昇傾向の説明が難しくなることから、SRV は閉、あるいは閉に近い状態であった可能性がある。このためグラフ上は SRV 開と推定される期間に含めていない。なお、本添付資料においては、図1を含め、圧力は全て絶対圧で記載している。

図1には、原子炉の状態を推定するに当たって重要なタイミングに番号を振っている。図1にて番号を振ったタイミングごとに推定される原子炉の状態を表1に示す。表1では、原子炉水位の推定に関する根拠とともに、補足として原子炉水位以外の原子炉の状態の推定根拠も合わせて示している。表1より、一つのシナリオとして、以下の状況が考えられる。

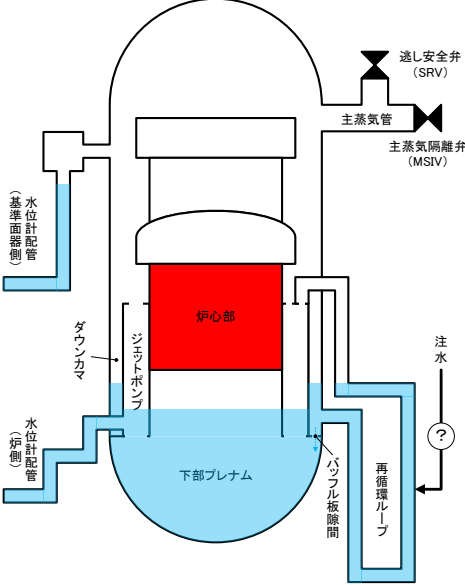
推定1：原子炉水位は、18:00～18:40 頃までの原子炉減圧によって有効燃料底部（BAF）以下まで低下した。

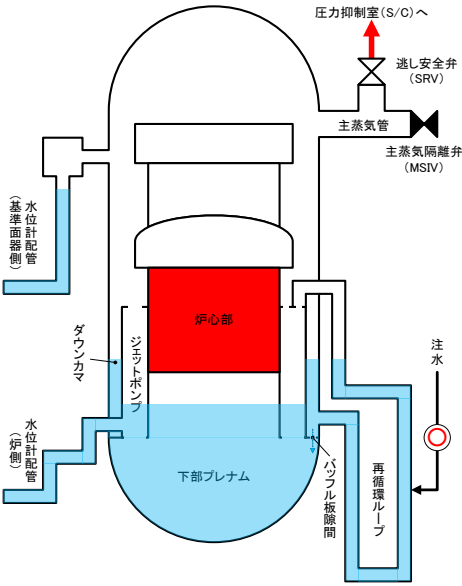
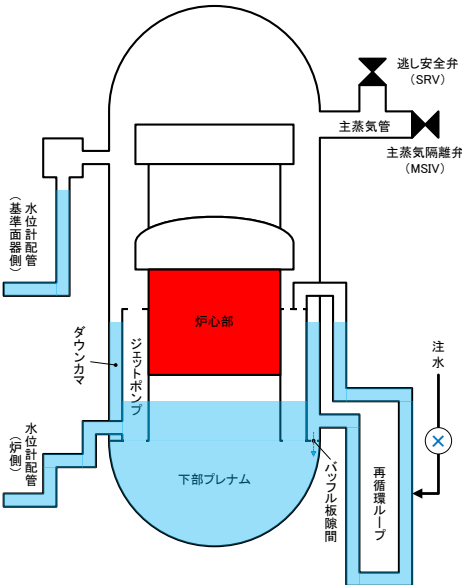
推定2：21:40～22:40 頃の期間は、原子炉水位は注水により回復しつつも BAF までは回復していなかった。

推定3：水位計基準面器側配管内の水位は、21:20～21:30 頃に大きく低下し、21:30～22:40 頃はほぼ一定であった。

表1 各時刻において推定される原子炉の状態

番号	時刻	推定される原子炉の状態	推定の根拠
①	18:00 頃		<ul style="list-style-type: none"> 18:00 時点における燃料域水位計指示値（TAF-1600mm）の補正值 <p>この頃には D/W 雰囲気温度が高温になっており、水位計配管内の水密度は低下していたと考えられる。これによって、燃料域水位計の指示値は実際の原子炉水位を低めに表示していた可能性が高い。原子炉水位の補正には、原子炉圧力と D/W 温度の実測値が必要だが、D/W 温度は実測値がないため、解析結果の値を使用して補正（添付資料 2-1 参照）すると、原子炉水位の補正值は TAF-</p>

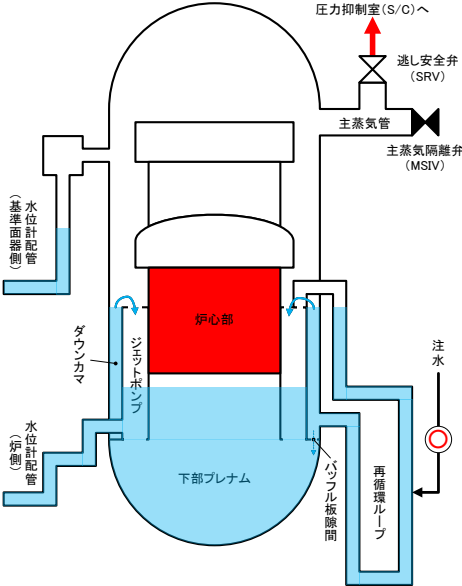
		<p>○水位</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位：TAF-1100mm 程度 ダウンカマ水位：TAF-1100mm 程度 基準面器側配管内水位：満水 炉側配管内水位：満水 <p>○注水／SRV の状況</p> <ul style="list-style-type: none"> 注水：高圧のため原子炉に到達せず SRV：開 	<p>1100mm 程度となる。なお、この補正值は、計測の誤差以外に、D/W 温度の推測に伴う誤差を含んでいる。</p> <p>補足この時点でのダウンカマ水位も原子炉水位と同等と考えられるため、TAF-1100mm 程度と推定した。これはジェットポンプ上端のスロート部付近に相当する。</p>
②	18:40 頃	 <p>○水位</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位：BAF 未満 ダウンカマ水位：ジェットポンプスロート部高さ以下 基準面器側配管内水位：満水付近 炉側配管水位：満水 <p>○注水／SRV の状況</p> <ul style="list-style-type: none"> 注水：不明 SRV：閉（もしくは閉に近い状態） 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力の低下 燃料域水位計指示値の低下 <p>原子炉の減圧にともない、原子炉内の水の減圧沸騰が生じる。これによって水位計指示値は低下している。</p> <p>減圧途中の 18:20 頃からは水位計指示値が TAF-3700mm で一定となっているが、これは測定の下限值である。減圧前の燃料域水位計の指示値から原子炉水位を見積もると、減圧沸騰によって、実際の原子炉水位はさらに低下していたと考えられる。</p> <p>補足ダウンカマ水位がジェットポンプスロート部よりも低くなると、下部プレナムとダウンカマ部の流路はジェットポンプ下端のバッフル板の隙間のみになる。この隙間は非常に小さいと考えられ、原子炉水位とダウンカマ水位は必ずしも連動しない（表 5 にて後述）。</p> <p>補足18:30 頃からは原子炉圧力が 1MPa[abs] 以下まで低下していることから、消防ポンプ 1 台によって再循環ループ部に注水された可能性がある。ただし、19:20 に消防車の燃料切れが報告されている（添付資料 1-4 参照）こと等から、この頃の注水の有無は明らかではない。</p>

<p>③</p> <p>20:00 頃</p>	 <p>○水位</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉水位：BAF 未満 ・ダウンカマ水位：ジェットポンプスロート部高さ以下 ・基準面器側配管内水位：満水付近 ・炉側配管内水位：満水 <p>○注水／SRV の状況</p> <ul style="list-style-type: none"> ・注水：原子炉にある程度到達 ・SRV：微開 	<p>・原子炉圧力は消防ポンプ吐出圧以下で比較的安定</p> <p>19:54、19:57 に消防ポンプ計 2 台が起動し、原子炉（再循環ループ）への注水が試みられている。消防車の平均的な吐出流量は把握されているが、配管中の分岐を通じて注水が他の機器等に流れ込んでいた可能性があるため（添付資料 1-4 参照）、原子炉に到達した流量は不明である。ただし、注水が始まって数分のうちに原子炉水位が BAF まで回復したとは考えにくいいため、原子炉水位は BAF 未満と推定。</p> <p>補足 運転操作上はこの頃に SRV を明確に開とした記録はないものの、原子炉圧力が徐々に低下し、格納容器圧力も徐々に上昇していることから、SRV は微開と推定（添付資料 2-9 参照）。</p>
<p>④</p> <p>20:40 頃</p>	 <p>○水位</p>	<p>・原子炉圧力が消防ポンプ吐出圧以上まで上昇</p> <p>・格納容器圧力がほぼ一定</p> <p>この頃には原子炉圧力が消防ポンプの吐出圧 1MPa を超え、原子炉に注水が届かなくなったと考えられる。この時点までの注水によって下部プレナムにどの程度水が到達したかは不明であるため、原子炉水位は不明としている。</p> <p>補足 原子炉圧力が上昇し始めるのに対し、格納容器圧力に変化が見られないことから、この前後に逃がし安全弁</p>

		<ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位：不明 ダウンコマ水位：原子炉水位～ジェットポンプスロート部高さ 基準面器側配管内水位：満水以下 炉側配管内水位：満水 <p>○注水／SRV の状況</p> <ul style="list-style-type: none"> 注水：高圧のため原子炉に到達せず SRV：閉 	<p>(SRV) が閉止したと推定している (添付資料 2-9 参照)。</p> <p>補足 21:20 頃の SRV 開による減圧まで、約 1.6MPa[abs]まで原子炉圧力が上昇している。炉内の温度上昇による圧力上昇のみではこれほどの圧力上昇は生じ得ないため、炉心部からの伝熱によって炉水が蒸発し、それによって圧力上昇しているものと考えられる。炉水への伝熱の原因としては主に以下の3つが考えられるが、いずれの原因であったかは不明である。</p> <ol style="list-style-type: none"> (1) 原子炉水位が BAF に到達したことによる伝熱 (2) 溶融物が下部プレナムへ落下したことによる伝熱 (3) 炉心シュラウドを通じたダウンコマ水への伝熱
⑤	21:20 ～ 21:30 頃	<p>○水位</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位：不明 ダウンコマ水位：原子炉水位～ジェットポンプスロート部高さ 基準面器側配管内水位：満水以下 (⑤) 	<ul style="list-style-type: none"> 燃料域水位計指示値が急上昇 原子炉圧力が消防ポンプ吐出圧以下まで低下 <p>SRV 開により原子炉が 21:20～21:30 頃までの間に約 1.6MPa[abs]から約 0.5MPa[abs]まで減圧されていることから、注水はある程度原子炉に到達していた可能性がある。</p> <p>また、減圧同時に水位計指示値が急上昇している。このような水位計指示値の急上昇の原因として、注水によって原子炉水位が実際に上昇した可能性と、水位計基準面器側配管内の水位が低下した可能性が考えられる。仮に注水によって原子炉水位が上昇したとすると、原子炉圧力がこの時よりも低い 21:40～22:40 頃にはさらに多くの注水が原子炉に届</p>

	<p>よりも前の時間帯よりも低下)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 炉側配管内水位：満水 <p>○注水状況／SRV 開状況</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 注水：ある程度原子炉に到達 ・ SRV：開 	<p>いていたと考えられるが、21:40～22:40頃の水位計指示値の上昇速度はこの時間帯よりも緩やかであることから、この仮定は観測事実と反する。一方で、仮に基準面器側配管内の水位が減圧沸騰等により低下したとすると、原子炉圧力が下がりきった 21:30～21:40 頃に水位計指示値が一定となる傾向を、減圧沸騰が終息したことによって基準面器側配管内の水位が一定となったと解釈することが可能である。これらより、21:20～21:30 頃の水位計指示値の急上昇の主要因は、減圧沸騰による基準面器側配管内水位の低下と推定した。すなわち、水位計指示値の上昇は実際の原子炉水位の上昇を反映したものではないと考え、原子炉水位は不明とした。</p> <p>なお、21:20 から 21:21 までの一分間に水位計指示値が低下している。水位計指示値が低下する原因としては、原子炉水位の低下と水位計基準面器側配管内の水位の上昇が挙げられる。減圧中に基準面器側配管の水位が上昇することは考えにくいため、減圧沸騰により原子炉水位が低下したと考えられる。</p>
--	--	---

⑥ 21:30 ~ 21:40 頃	<p>○水位</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉水位：不明 ・ダウンカマ水位：ジェットポンプスロート部高さ付近 ・基準面器側配管内水位：満水以下 (21:30 頃と同等) ・炉側配管内水位：満水 <p>○注水／SRV の状況</p> <ul style="list-style-type: none"> ・注水：低圧のため原子炉に到達 ・SRV：開 	<ul style="list-style-type: none"> ・水位計指示値が一定 ・原子炉圧力は消防ポンプ吐出圧以下まで低下 <p>この時間帯は水位計指示値が一定となっている。この頃には原子炉圧力が約 0.5MPa[abs]まで低下していることから、この時間帯にも注水は原子炉に届いていたものと考えられる。水位計指示値が変化していない原因としては以下の2つが考えられるが、どちらの状態であったかは不明である。このため、期間⑤と同様、原子炉水位は不明としている。</p> <ol style="list-style-type: none"> (1) 注水が原子炉（再循環ループ）には届いているが、ダウンカマ水位がジェットポンプスロート部以下であり、注水が炉心シュラウド内に届いていない。 (2) ダウンカマ水位がジェットポンプスロート部に達しており、注水は全量が炉心シュラウド内に届いているが、炉心シュラウド内の水の減圧沸騰と相殺され、水位計指示値の変化として現れていない。
-------------------------------	--	---

<p>⑦</p> <p>21:40 ～ 22:40 頃</p>	 <p>○水位</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉水位：BAF 以下で上昇中 ・ダウンカマ水位：ジェットポンプスロート部高さ付近 ・基準面器側配管内水位：満水以下 (21:30 頃と同等) ・炉側配管内水位：満水 <p>○注水／SRV の状況</p> <ul style="list-style-type: none"> ・注水：低圧のため原子炉に到達 ・SRV：開 	<ul style="list-style-type: none"> ・水位計指示値の緩やかな上昇 ・原子炉圧力は消防ポンプ吐出圧以下で一定 ・格納容器圧力はほぼ一定 <p>この時間帯の水位計指示値は1時間に1.3m程度、緩やかに上昇している。この原因として、注水によって原子炉水位が上昇した可能性と、水位計基準面器側配管内の水位が低下した可能性が考えられる。このうち、水位計基準面器側配管の水位低下については、以下の理由により可能性は低いと考えられる。</p> <p>(1) この時間帯の原子炉圧力は約0.5MPa[abs]で一定であることから、炉内の飽和温度も一定である。</p> <p>(2) 格納容器圧力もほぼ一定値を示していることから、格納容器温度にも大きな変動がなかったものと考えられる。</p> <p>これらより、基準面器側配管内の水が蒸発して水位低下した可能性は低いと考えられる。すなわち、この時間帯の水位計指示値の上昇は、注水によって原子炉水位が上昇した状況をとらえたものである可能性が高い。</p> <p>また、この期間中、原子炉水位はBAFに到達していないと考えられる。仮に原子炉水位がBAFに到達していたとすると、水位の上昇によって炉内の高温の構造物と水が接触し、大量の蒸気と水素が発生して原子炉圧力と格納容器圧力が上昇するものと考えられるが、原子炉圧力と格納容器圧力の測定値に有意な変化が見られないためである。</p>
---	--	---

<p>⑧</p>	<p>22:40 頃～ 24:00</p>	<p>○水位</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉水位：BAF 以下 ・ダウンカマ水位：原子炉水位～ジェットポンプスロート部高さ ・基準面器側配管内水位：満水以下（増減は不明） ・炉側配管内水位：満水 <p>○注水／SRV の状況</p> <ul style="list-style-type: none"> ・注水：高圧のため原子炉に到達せず ・SRV：開 	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉圧力の急上昇 ・格納容器圧力の急上昇 ・水位計指示値の急減少 <p>22:40 から 22:50 の 10 分間に、水位計指示値は急減少し、一方、原子炉圧力と格納容器圧力は急上昇している。この直前に水位が BAF に到達し、その後 (⑧ の期間中) に溶融物が下部プレナムに移行したと考えると、高温の溶融物と水が接触することで発生した大量の蒸気と水素によって原子炉圧力と格納容器圧力が上昇し、かつ、溶融物からの伝熱によって下部プレナムの水が蒸発して水位計指示値が低下したと解釈することが可能である。このため、原子炉水位は BAF 以下と推定した。</p> <p>補足この期間には基準面器側配管内水位も上昇し、これが水位計指示値の低下に寄与していた可能性もある。原子炉圧力の上昇により基準面器側配管内の水温が飽和温度以下になり、配管内で蒸気が凝縮した可能性があるためである。ただし、この期間には炉内で非凝縮性ガスである水素が大量に発生していたと考えられる（添付資料 2-9 参照）。1 号機の非常用復水器は、配管に水素が入り込んだことによって配管内の蒸気凝縮が阻害されたと考えられている（添付資料 1-7 参照）が、同じことが基準面器側配管でも生じる可能性は否定できない。この場合、基準面器側配管内での蒸気の凝縮（水位の上昇）は阻害される。</p>
----------	-------------------------------	--	--

3. 原子炉水位の評価

2.に示した原子炉の状態の推定と整合し、かつ水位計配管内の水位挙動と合わせて水位計指示値を再現するような原子炉水位の範囲を計算によって評価した。評価対象期間は、炉心損傷・炉心溶融が進展したと考える3月14日18:00から3月15日0:00の6時間とした。

3.1 評価の流れ

水位計指示値は、炉心シュラウド内、及び水位計配管（基準面器側配管内、炉側配管）内の水位と水密度から求められる。炉心シュラウド内の水位（原子炉水位）と水密度は、注水流量の他に、炉心部から炉水への伝熱量等のいくつかのパラメータを仮定することで、炉水の質量とエネルギーの収支から計算できる。一方、水位計配管内の水位と水密度は推定が困難である。これは水位計配管周辺のD/W雰囲気温度分布や、その時間変化の推定が困難であるためである。このため以下の手順で、前章の原子炉の状態推定と整合し、かつ水位計指示値を再現する現実的な原子炉水位の範囲を評価する。評価の流れを図2に示す。

- (1) 原子炉水位と水密度、及び水位計配管内の水密度に影響するパラメータ（注水特性以外）を仮定する。
- (2) 注水特性（原子炉圧力と注水流量の関係）を仮定する。
- (3) (1),(2)から原子炉水位と水密度を計算する。
- (4) 水位計指示値と、(3)で求めた原子炉水位と水密度から、水位計指示値を再現する水位計配管内の水位を計算する。
- (5) (3)で求めた原子炉水位、及び(4)で求めた水位計配管内水位の挙動が、前章に示した推定と整合しているかを吟味する。整合していない場合は(2)に戻り、注水特性を変更した上で、(2)～(5)の手順を繰り返す。これにより、(1)で仮定した各パラメータの条件において、前章の原子炉の状態推定と整合し、かつ水位計指示値を再現する注水量が求まる。
- (6) (1)に戻り、各パラメータを現実的な範囲で変化させた上で、(2)～(5)の手順を繰り返す。

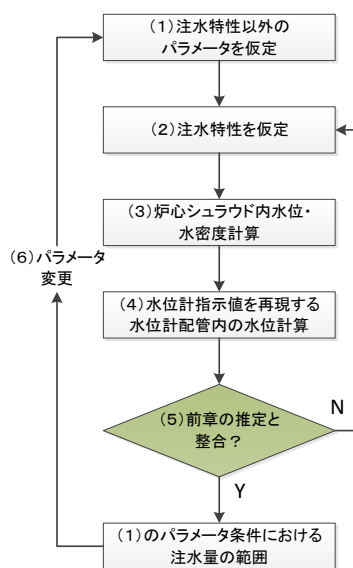


図2 評価の流れ図

このうち (1),(2)のパラメータの設定の考え方を 3.2 に、(3),(4)の計算方法を 3.3 に、(5)の判断基準を 3.4 に示す。

3.2 パラメータ設定の考え方

3.1 に示した評価の流れのうち、(1),(2)のパラメータ設定の考え方を示す。原子炉水位と水密度、及び水位計配管内の水密度に影響するパラメータを表 2～4 に、これらのパラメータの設定の考え方を表 5 に示す。なお、表 2～4 中のパラメータの番号は、表 5 のパラメータとの対応を示すために記載している。また、表中の「初期～」は 3 月 14 日 18:00 時点の値のことを示す。

表 2 原子炉水位に影響するパラメータ

パラメータ	備考
②-1 初期水位	—
②-2 原子炉圧力	減圧沸騰量に影響
②-3 初期水温	減圧沸騰量に影響
②-4 伝熱による炉水の蒸発量	炉水の減少に影響
②-5 原子炉への注水特性	炉水の増加に影響
②-6 注水期間	炉水の増加に影響
②-7 バッフル板隙間面積	ダウンコマ部からの炉水の供給量に影響

表 3 炉心シュラウド内の水密度に影響するパラメータ

パラメータ	備考※
③-1 初期水温	—
③-2 原子炉圧力	飽和温度の低下を通じて水温の低下に影響
③-3 伝熱による水温上昇	水温の上昇に影響
③-4 原子炉への注水特性	水温の低下に影響
③-5 注水期間	水温の低下に影響
③-6 注水温度	水温の低下に影響
③-7 バッフル板隙間面積	ダウンコマ部からの比較的低温の水の流入量に影響

※水密度は水温に依存するため、水温に対する影響を記載

表 4 水位計配管内の水密度に影響するパラメータ

パラメータ	備考※
④-1 D/W 雰囲気温度	配管内の水温と同等と見なせる

※水密度は水温に依存するため、水温に対する影響を記載

表5 パラメータ設定の考え方

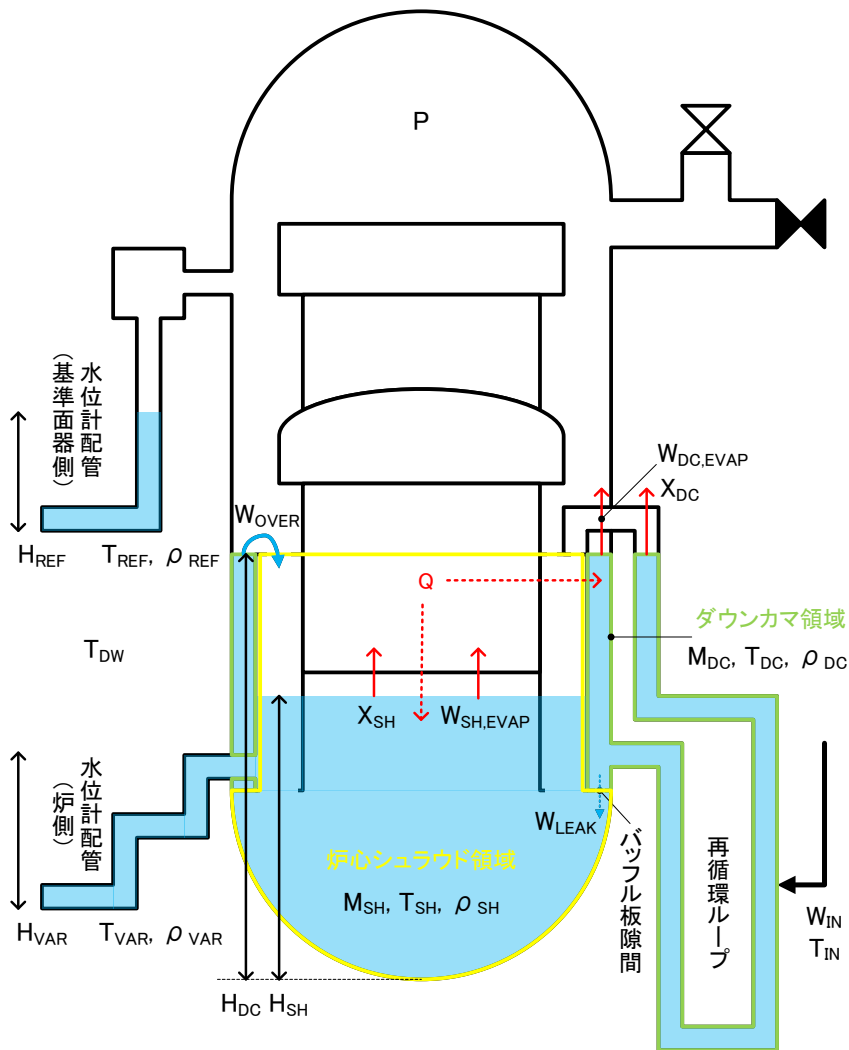
パラメータ	設定	設定の考え方
初期水位 (②-1)	TAF-1500mm ～TAF-500mm	炉心シュラウド内部とダウンカマ部で同じ初期水位を設定する。表1に示したように、水位計指示値の補正結果からは、当時の炉内水位はジェットポンプスロート部付近であったと推定される。ただし、水位計指示値の補正はD/W 雰囲気温度に依存することから、D/W 雰囲気温度の不確かさの影響も考慮する必要がある。ここでは初期水位を TAF-1500mm～TAF-500mm の範囲で設定する。これは、MAAP 解析相当の D/W 温度（170～180℃：添付資料3参照）に対して±100℃の誤差を見込んだ場合にも水位計指示値の初期値をおおよそ再現する初期水位の範囲である。
原子炉圧力 (②-2, ③-2)	実測値	実測値を使用する。
初期水温 (②-3, ③-1)	炉心シュラウド内：飽和温度 ダウンカマ部：再循環ループが減圧沸騰しない場合に想定される減圧沸騰後の水位を再現するような初期水温～飽和温度	炉心シュラウド内の初期水温は当該圧力における飽和温度とする。ダウンカマ部についても、炉心シュラウドを通じた伝熱等により飽和温度付近に保たれていると考えられる。ダウンカマ部と接続されている再循環ループ部分については、D/W への放熱により配管内部の水温が低下している可能性がある。この温度低下の度合いは不明だが、これによって減圧沸騰時のダウンカマ水位低下量が変化し、水位計指示値を再現する注水量が変化する。このため再循環ループ内の水温としては、飽和温度から、全く減圧沸騰しない程度の低温の範囲を想定する。
炉心部から炉水への伝熱による炉水の蒸発量 (②-4)	炉心シュラウド内： 原子炉圧力挙動を再現する炉内の気体発生量×(1-F _{DC})	原子炉圧力挙動を再現する炉内の気体発生量（添付資料 2-9 参照）に基づき、炉水の蒸発量を見積もる。このうち一部は炉心シュラウド内の水が、残りはダウンカマ水が蒸発したものを見なす。このうちダウンカマ水の蒸発は、炉心シュラウドを通じた炉心部からの伝熱を想定したものである。このため、ダウンカマ水位が

	<p>ダウンカマ部： 原子炉圧力挙動を再現する炉内の気体発生量×F_{DC}</p> <p>F_{DC}：炉心部からの伝熱による全蒸発量のうちダウンカマ水の蒸発量の割合。$0\sim 1$を設定</p>	<p>BAF 以下の期間はダウンカマ水の蒸発は考慮しないこととする。また、22:40 以降は下部プレナムへ大量の溶融燃料が落下したと推定しており（添付資料 2-9 参照）、炉心部の熱源が減り、ダウンカマ部への伝熱量が低下すると考えられる。そのため、22:40 以降はダウンカマ水の蒸発量が小さくなると考えられ、水位計指示値を再現するために必要な注水量の評価結果に及ぼす影響は比較的小さいと考え、考慮しないこととする。上記以外の期間については、全蒸発量のうちダウンカマ水の蒸発量の割合として $0\sim 1$ の範囲を設定する。</p>
<p>炉心部から炉水への伝熱による水温上昇 (③-3)</p>	<p>炉水の蒸発に寄与する熱量と同量の熱量が、炉水の温度上昇に寄与する設定</p>	<p>炉心部から炉水への伝熱の程度は不明である。原子炉圧力の上昇を再現する炉水の蒸発があったことは推定されるものの、どの範囲の炉水が飽和温度に達していたかが不明であるためである。本評価では、前述の炉水の蒸発に寄与する熱量と同量の熱量が、炉水の温度上昇に寄与する設定とする。この取り扱いは正確ではないものの、炉水の温度上昇に伴う密度変化により上昇する水位は、全体の水位の評価に対して影響は小さいと考えている。</p>
<p>原子炉への注水特性 (②-5, ③-4)</p>	<p>右式において P_0：0.6～1MPa ΔH：0MPa c：範囲を定めず、推定 1、2 を満たすような値を選択</p>	<p>注水流量を原子炉圧力の関数として設定する。原子炉圧力と注水流量の関係は、概ね次の式で表されることが考えられる。</p> $Q = \sqrt{\frac{P_0 - P_{RPV} - \Delta H}{c}}$ <p>ここで Q は注水流量、P_{RPV} は原子炉圧力、P_0 は注水流量が 0 となる最小の原子炉圧力（以下、注水限界圧力）、ΔH は消防ポンプから原子炉注水位置までの水頭、c は注水ライン中の抵抗係数である。3 月 14 日 16:30 以降の消防車注水では、1 台の消防車のポンプで海水を原子炉建屋 1 階高さ付近まで引き上げ、もう一台の消防車のポンプで原子炉に注水していた[1]ため、ΔH は</p>

		<p>比較的小さかったと考えられる。一方、2号機の注水ライン中には復水器等に通じる分岐があり、これによって注水ライン中の圧力分布が影響を受けていた可能性が高い（添付資料 1-4 参照）。これは P_0 と c に影響するが、その影響の程度は不明である。ここでは、ΔH は 0 と見なし、P_0 と c を感度パラメータとして扱うこととした。22:40 までにはある程度は原子炉に注水されていたと考えられるため、P_0 の範囲として 0.6~1MPa の範囲を設定する。c については範囲を定めず、2.の推定を満たすような値を選択する。また、同じ原子炉圧力においては、消防ポンプ 2 台運転時（19:54 以降）の注水流量は、1 台運転時（19:20 以前）の 2 倍と仮定する。</p>
消防ポンプ 作動期間 (②-6, ③-5)	右記の通り	<p>19:20 以前の注水については、評価開始時点から消防ポンプが作動していた設定とする。19:20 の 30~60 分前に消防ポンプが停止していたことが報告されている（添付資料 1-4 参照）ため、消防ポンプ停止時刻として 18:20~18:50 の範囲を設定する。19:54 以降の注水については、同時刻を消防ポンプ作動開始時刻とする。</p>
注水温度 (③-6)	10~30℃	<p>原子炉に到達した際の注水温度は不明であるが、10~30℃の範囲を仮定する。</p>
バッフル板 隙間面積 (③-7)	0~2.2 cm ²	<p>ダウンコマ部と下部プレナムの境界にあるバッフル板のマンホールはリークタイトでない可能性がある。2011 年 12 月から 2012 年 2 月の再循環ポンプ入口圧力の変化と注水流量の関係から見積もった隙間面積の範囲を設定する。</p>
D/W 雰囲気 温度 (④-1)	80~280℃	<p>簡単のため、D/W 雰囲気温度は位置によらず均一とし、また期間中は一定と仮定する。この時期の D/W 雰囲気温度の MAAP 評価値（170~180℃程度：添付資料 3 参照）の誤差を考慮するため、80~280℃の範囲を設定する。評価における D/W 雰囲気温度は水位計配管内の水密度にのみ影響するため、評価結果への影響は比較的小さいと考えられる。</p>

3.3 計算方法

3.1 に示した評価の流れにおける(3)の原子炉水位と水密度、及び(4)の水位計指示値を再現する水位計配管内の水位を計算する方法について示す。評価体系を図3に示す。なお、評価においては便宜上、原子炉压力容器下部プレナム部、及び、ジェットポンプ部も、「炉心シュラウド領域」に含める。また、再循環ループ部を「ダウンカマ領域」に含める。



記号の意味

P: 圧力
M: 質量
T: 温度
 ρ : 密度
W: 流量
H: 高さ
X: 減圧沸騰による蒸発率
Q: 熱量

添字の意味

SH: 炉心シュラウド
DC: ダウンカマ
IN: 注水
EVAP: 蒸発
OVER: ジェットポンプスロート部を通じたオーバーフロー
LEAK: バツフル板隙間を通じた漏えい
REF: 水位計基準面器側配管
VAR: 水位計炉側配管
DW: ドライウェル

図3 評価体系

炉心シュラウド内の領域とダウンカマ部（再循環ループ部を含む）の領域について、原子炉圧力の測定された時刻ごとに質量とエネルギーの収支を計算する。

○ダウンカマ部の炉水、及び炉心シュラウド内部の炉水の質量収支について
原子炉圧力が測定されたある時刻のダウンカマ部、及び炉心シュラウド内部の炉水の質量から、その次に原子炉圧力が測定された時刻の質量を計算する式を以下に示す。添え字は原子炉圧力測定点の番号を指す。以降は n 番目の圧力測定点の時刻を n ステップと表記する。なお式中では、 X_{DC} 、 X_{SH} は減圧沸騰による炉水の蒸発割合（減圧沸騰率）、 $W_{DC,EVAP}$ 、 $W_{SH,EVAP}$ は炉心部から炉水への伝熱による蒸発量として区別している。式中の dt は n ステップと $n+1$ ステップの時間間隔である。

$$M_{DC}^{n+1} = M_{DC}^n (1 - X_{DC}) + (W_{IN}^n - W_{LEAK}^n - W_{OVER}^n - W_{DC,EVAP}^n) dt$$

$$M_{SH}^{n+1} = M_{SH}^n (1 - X_{SH}) + (W_{LEAK}^n + W_{OVER}^n - W_{SH,EVAP}^n) dt$$

上式中の各パラメータの計算方法について以下に示す。

減圧沸騰率

n ステップにおける水温が $n+1$ ステップにおける飽和温度を超えていた場合には、減圧沸騰率 X_{DC} あるいは X_{SH} を以下の式で計算し、それ以外の場合は 0 とする。式中の h_f は飽和水エンタルピ、 h_g は飽和蒸気エンタルピである。

$$X_{(DC,SH)} = (h_f^n - h_f^{n+1}) / (h_g^{n+1} - h_f^{n+1})$$

注水量

注水量 W_{IN} は設定した注水特性に基づき、原子炉圧力に応じて定まる。

バッフル板隙間からの流出量

バッフル板隙間からの流出量 W_{LEAK} はトリチェリの定理に基づき計算する。ダウンカマ水位が原子炉水位以上の場合は、 W_{LEAK} を以下の式で計算する。式中の A はバッフル板隙間面積、 ρ_{DC} はダウンカマ水密度である。

$$W_{LEAK}^n = A\rho_{DC}^n \sqrt{2g(H_{DC}^n - H_{SH}^n)}$$

また、ダウンカマ水位が原子炉水位よりも低い場合は、 W_{LEAK} を以下の式で計算する。

$$W_{LEAK}^n = -A\rho_{DC}^n \sqrt{2g(H_{SH}^n - H_{DC}^n)}$$

ジェットポンプスロート部を通じた下部プレナムへの流出量

ジェットポンプスロート部を通じた下部プレナムへの流出量 W_{OVER} は、ジェットポンプスロート部を超えた分の水の流量とする。

炉心部から炉水への伝熱による蒸発量

炉心部から炉水への伝熱による蒸発量 $W_{DC,EVAP}, W_{SH,EVAP}$ は以下の式で計算する。式中の F_{DC} は炉心部から炉水への伝熱量 Q のうち、ダウンカマ水に与えられる割合を示す。 Q 及び F_{DC} の設定については表5における「炉心部から炉水への伝熱による炉水の蒸発量」に示している。

$$W_{DC,EVAP}^n = F_{DC} Q^n / (h_g^n - h_f^n)$$

$$W_{SH,EVAP}^n = (1 - F_{DC}) Q^n / (h_g^n - h_f^n)$$

○ダウンカマ部、及び炉心シュラウド内部のエネルギー収支について

ダウンカマ領域と炉心シュラウド内領域の水温は、エネルギー収支の式から計算する。ダウンカマ水位が原子炉水位よりも高い場合は、以下の式でエネルギーの収支を計算する。 h はエンタルピを示す。エンタルピから求まる水温が原子炉圧力における飽和温度を超えた場合は、飽和温度を与える。

$$M_{DC}^{n+1} h_{DC}^{n+1} = M_{DC}^n h_{DC}^n + \{W_{IN}^n h_{IN}^n - (W_{LEAK}^n + W_{OVER}^n + W_{DC,EVAP}^n) h_{DC}^n + Q^n F_{DC}\} dt$$

$$M_{SH}^{n+1} h_{SH}^{n+1} = M_{SH}^n h_{SH}^n + \{(W_{LEAK}^n + W_{OVER}^n) h_{DC}^n - W_{SH,EVAP}^n h_{SH}^n + Q^n (1 - F_{DC})\} dt$$

また、ダウンカマ水位が原子炉水位よりも低い場合は、バップル板隙間からの流出量 W_{LEAK} は炉心シュラウド内部からダウンカマ部へ移行する。 W_{LEAK} の値が負であることと、移行する炉水のエンタルピは炉心シュラウド内の水のエンタルピであることを考慮して、エネルギー収支を以下の式で計算する。

$$M_{DC}^{n+1}h_{DC}^{n+1} = M_{DC}^nh_{DC}^n + \{W_{IN}^nh_{IN}^n - W_{LEAK}^nh_{SH}^n - (W_{OVER}^n + W_{DC,EVAP}^n)h_{DC}^n + Q^n F_{DC}\} dt$$

$$M_{SH}^{n+1}h_{SH}^{n+1} = M_{SH}^nh_{SH}^n + \{W_{LEAK}^nh_{SH}^n + W_{OVER}^nh_{DC}^n - W_{SH,EVAP}^nh_{SH}^n + Q^n(1 - F_{DC})\} dt$$

以上よりダウンコマ水と炉心シュラウド内の水の質量と温度が計算できるため、各領域の水の密度 (ρ_{SH} 、 ρ_{DC})、及び水位 (H_{SH} 、 H_{DC}) が計算できる。

○水位計炉側配管内、及び水位計基準面器側配管内の水温について

水位計炉側配管内の水温 T_{VAR} 、及び基準面器側配管内の水温 T_{REF} は、簡易的に原子炉圧力における飽和温度と、D/W 雰囲気温度 T_{DW} のうち低い方の温度とする。

○水位計炉側配管内の水の質量収支について

原子炉水位が炉側配管の取出し口以上の場合は、炉側配管は満水とする。そうでない場合は、炉側配管内の水の質量を以下の式で計算する。なお式中では、 X_{VAR} は減圧沸騰率、 $W_{VAR,EVAP}$ は格納容器からの伝熱による蒸発量として区別している。

$$M_{VAR}^{n+1} = M_{VAR}^n(1 - X_{VAR}) - W_{VAR,EVAP}^n dt$$

上式中の各パラメータの計算方法について以下に示す。

減圧沸騰率

減圧沸騰率 X_{VAR} は炉心シュラウド内領域、及びダウンコマ領域と同様に計算する。

格納容器からの伝熱による蒸発量

格納容器からの伝熱による蒸発量 $W_{VAR,EVAP}$ は、炉側配管内の水が飽和温度の場合には以下の式で計算し、そうでない場合は 0 とする。式中における Q_{VAR} は D/W から炉側配管内水への伝熱量、 c_{VAR} は熱伝達係数、 A_{VAR} は伝熱面積である。

$$W_{VAR, EVAP}^n = Q_{VAR}^n / (h_g^n - h_f^n)$$

$$Q_{VAR}^n = c_{VAR} A_{VAR} (T_{DW}^n - T_{VAR}^n) dt$$

以上より、水位計配管内の水の密度（ ρ_{VAR} 、 ρ_{REF} ）、及び炉側配管内の水位 H_{VAR} が計算できる。

○水位計基準面器側配管内の水位について

基準面器側配管内の水位 H_{REF} は、水位計指示値から求まる基準面器側配管と炉側配管の差圧に対し、炉側配管内、炉心シュラウド内、及び格納容器外の水位計配管内の水頭（常温を仮定）を除き、基準面器側配管の密度 ρ_{REF} と重力加速度で割り戻して求める。

3.4 判断基準

3.1 に示した評価の流れにおける(5)の、2 に示した推定との整合性の判断基準を表 6 に示す。原子炉水位を計算した結果、21:40～22:40 の水位計指示値を再現する基準面器側配管の水位が完全に一定になることはないため、判断基準 3b には幅を持たせている。幅を 50cm とやや大きめに取っているのは、現実的な原子炉水位の範囲をある程度幅広に推定するためであり、測定値の精度等を勘案したものではない。

表 6 推定との整合性の判断基準

推定	判断基準
推定 1	1: 18:40 時点で原子炉水位が BAF 以下まで低下していること
推定 2	2: 21:40～22:40 の間に原子炉水位が BAF まで回復していないこと
推定 3	3a: 21:18～21:34 の間に基準面器側配管水位の低下が見られること 3b: 21:34～22:40 の間の基準面器側配管の変動幅（最大値と最小値の差）が 50cm 以下であること
その他	4: 原子炉への注水流量が消防ポンプ吐出流量の推定値約 80m ³ /h を超えないこと

3.5 評価結果

表7に原子炉への注水流量の範囲の評価結果を示す。同表は、注水限界圧力（注水流量が0となる最小の原子炉圧力）0.6～1MPaの想定に対して、3.2に示したパラメータ設定の範囲で、3.4に示した判断基準を満たす21:40～22:30（原子炉圧力が約0.51MPa[abs]で一定となっている期間）の原子炉への注水流量の範囲を示している。

表7 注水限界圧力ごとの原子炉への注水流量の範囲
(原子炉圧力約0.51MPa[abs]時)

注水限界圧力	原子炉への注水流量の範囲 (原子炉圧力約0.51MPa[abs]時)
1.0MPa	2.4～5.9kg/s (8.6～21.2m ³ /h)
0.9MPa	2.6～6.5kg/s (9.4～23.4m ³ /h)
0.8MPa	2.8～6.9kg/s (10.1～24.8m ³ /h)
0.7MPa	3.3～8.0kg/s (11.9～28.8m ³ /h)
0.6MPa	4.6～9.3kg/s (16.6～33.5m ³ /h)

表7と、表5中の「原子炉への注水特性」に示した式より推定される消防ポンプ2台運転時の原子炉注水特性の範囲を図4に示す。当時の消防車平均吐出流量約80m³/hに対し、原子炉圧力0.5MPa以上で原子炉に到達する注水流量はより少なく、残りの水は他系統へ流れ込んでいたものと考えられる。

なお、図4では、同じ原子炉圧力に対する注水流量に大きな幅が見られる。これは主に注水限界圧力と、表8に示したパラメータの幅によるものであるが、特に影響度が大きいパラメータとして、初期ダウンカマ部平均温度が挙げられる。初期のダウンカマ部の温度によって、減圧に伴い蒸発するダウンカマ水の量が大きく異なり、ダウンカマ領域を満たすために必要な注水量が大きく異なるためである（判断基準3bと関連）。3/14 18:00時点の再循環ループ内の水温を適切に見積もることによってこの幅を低減し、注水流量の不確かさの幅を狭めることが可能と考えられる。

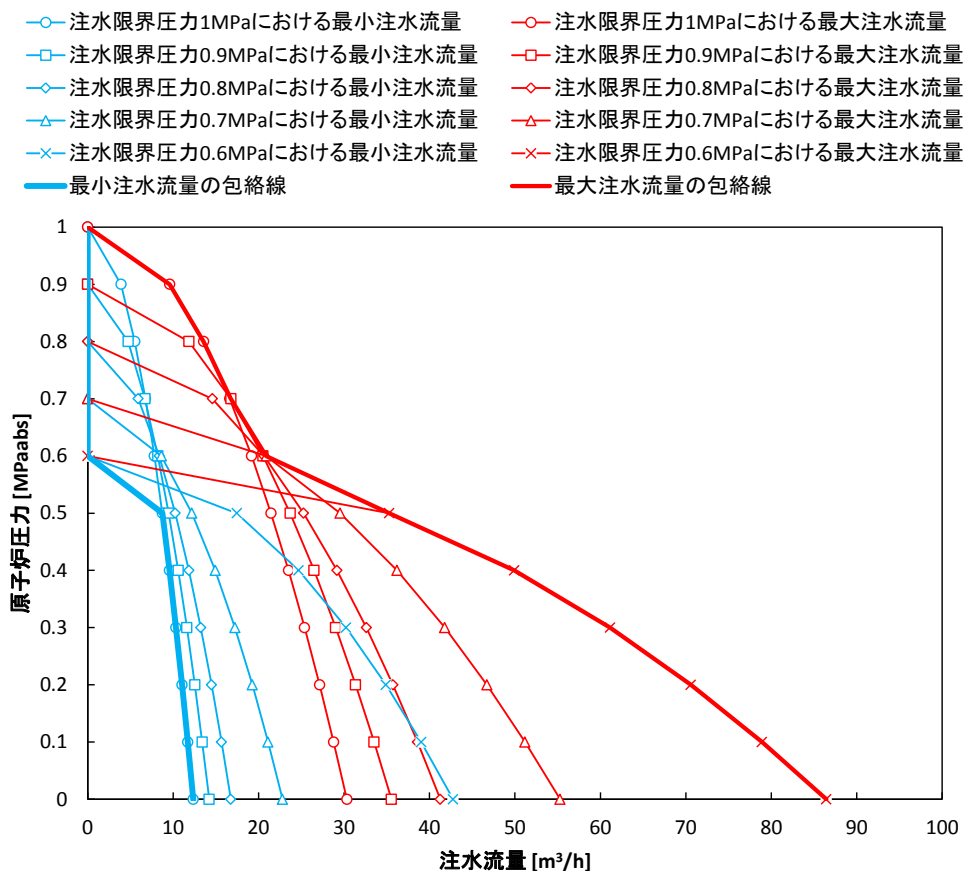


図4 消防ポンプ2台運転時の原子炉注水特性の範囲

表7に示したケースのうち、注水流量が最小となるケースと、最大となるケースの評価結果を図5、図6に示す。また、表7に示した全てのケースに対し、原子炉水位、及びダウンカム水位の最小値と最大値を各時刻でプロットしたものの幅を図7に示す。18:00頃の強制減圧によって水位がBAF以下まで低下して以降は、判断基準2に該当する時間帯より前の時間帯(21:40以前)においても、炉内水位はBAFまで回復していない結果となった。

一方で、20:30~21:20頃に原子炉圧力の上昇が観測されている。今回評価したように、原子炉水位がBAF以下であったという状況でも、熔融物が下部プレナムへ落下すること等によって、この圧力上昇が生じた可能性はある。ただし、観測された圧力上昇の速度が緩やかであったこと等も含めて考えると、原子炉水位がBAFに到達しない状況では、現状、この圧力上昇を明確に説明できるシナリオを推定できていない。このため本評価結果は、原子炉水位が低めに推移したシナリオと位置付けている。

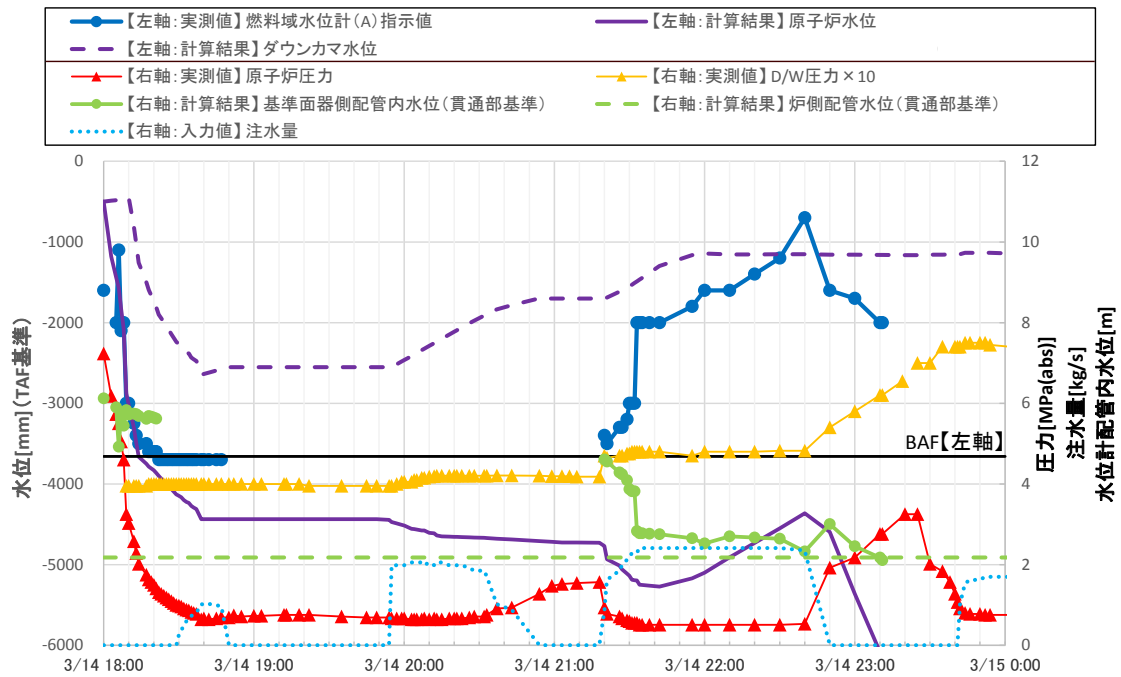


図5 評価結果：注水流量が最小となるケース
 (注水限界圧力 1MPa/21:40~22:30 の原子炉への注水流量：2.4kg/s)

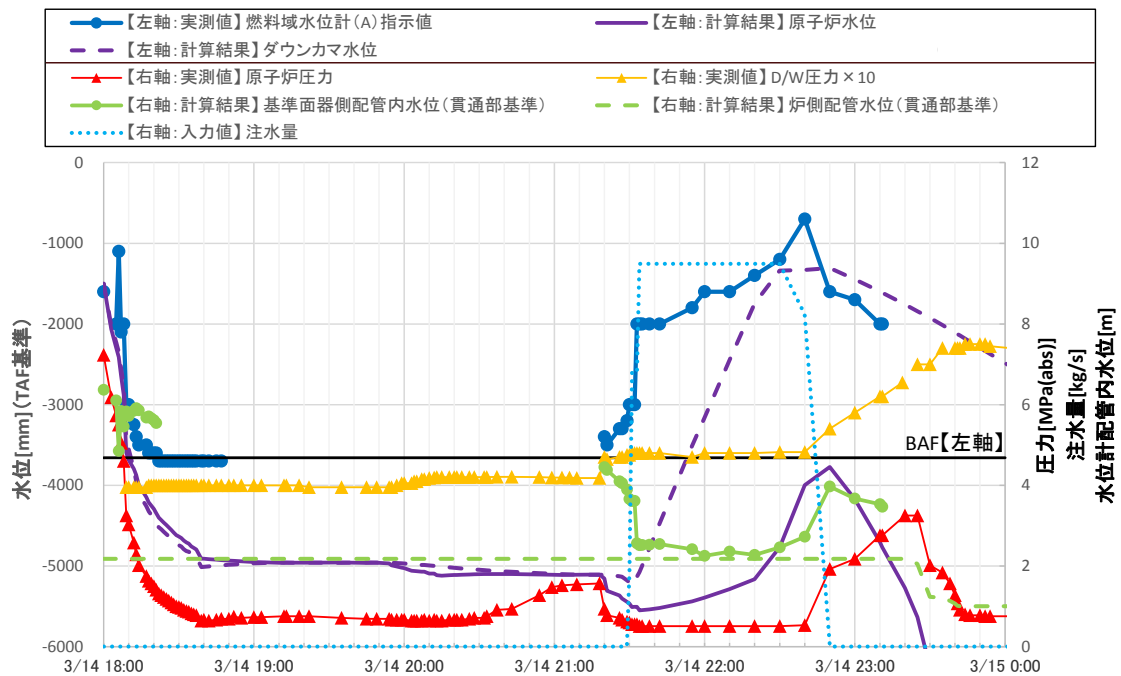


図6 評価結果：注水流量が最大となるケース
 (注水限界圧力 0.6MPa/21:40~22:30 の原子炉への注水流量：9.3kg/s)

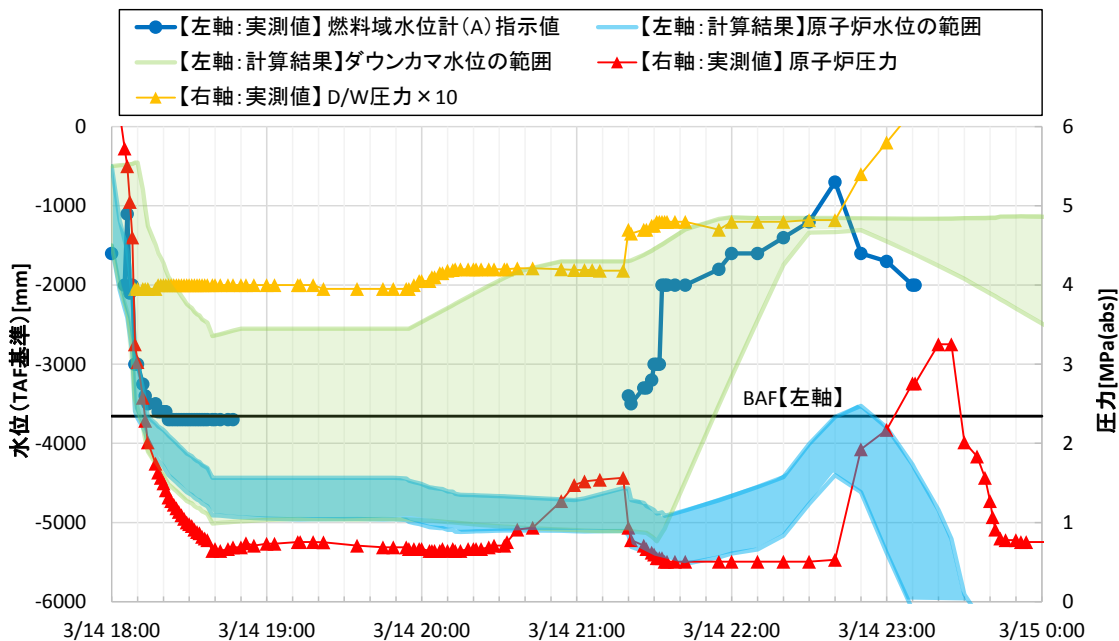


図7 原子炉水位、及びダウンカマ水位の幅の推定結果

4. まとめ

2号機で炉心損傷、炉心溶融が進展した時期（3月14日夜）の原子炉の状態を、プラントパラメータの実測値に基づいて推定し、その推定に基づいて、原子炉への注水特性、及び、原子炉水位の範囲を評価した。

本評価結果は 20:30～21:20 頃に原子炉水位が BAF に到達しておらず、同期間の原子炉圧力の上昇を明確に説明できるシナリオを現状では推定できていない。このため本評価結果は、原子炉水位が低めに推移したシナリオと位置付けている。

原子炉水位（圧力容器内の保有水量）は、水素発生や燃料の溶融挙動、下部プレナムに移行した燃料デブリの冷却状況の評価するための重要な情報となる。推定した水位の情報をもとに、事故進展を推定していく。

5. 柏崎刈羽原子力発電所の安全対策との関係

本検討より、消防車注水は行われていたものの、原子炉水位は炉心を水で満たすほどには回復していなかったと推定した。このため、原子炉へ十分な量の注水を実行するための対策が必要である。また、1号機、3号機と同様に、燃料域水位計の指示値は原子炉水位を実水位よりも高く表示していたと推定した。このため、原子炉水位を適切に把握するための対策が必要となる。これらに関する柏崎刈羽原子力発電所における対策を表8、及び図8に示す。

表8 本検討に関連する柏崎刈羽原子力発電所における安全対策

原子炉へ十分な量の注水を確実にを行うための対策	減圧維持機能の強化	電源確保・窒素供給・減圧手段の追加
	注水手段の多様化	高圧代替注水（遠隔／手動）・低圧代替注水（常設／可搬）
	原子炉注水の他系統への回り込みの防止	他系統に繋がる流路に逆止弁等を設置
原子炉水位を適切に把握するための対策	原子炉水位計の信頼性の判断	水位計基準面器（凝縮槽）に温度計を設置し、基準面水位が維持されていないと判断した場合は、水位不明時の対応をとる。
	原子炉水位を推定する手段を整備	注水流量や原子炉周りの温度計等を補完情報として水位を推定

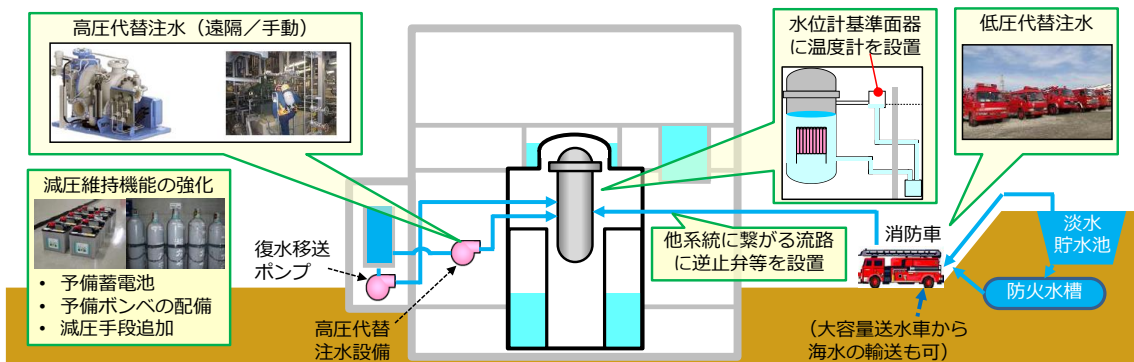


図8 本検討に関連する柏崎刈羽原子力発電所における安全対策

参考文献

[1] 東京電力「福島第一原子力発電所事故の初動対応について」(2011/12/22)