

1 号機の測定データ、及び既往の解析結果による事故進展の推定について

※本資料は、添付資料 2 における検討課題リスト「1 号機-3」に挙げられる水位計指示値の挙動について、株式会社テプコシステムズにより提案、検討された内容[1]を基に作成したものである。

1. はじめに

添付資料 1-2「1 号機燃料域水位計の挙動による推定について」にて、水位計の測定原理を示すとともに、燃料域水位計指示値の変化の原因について考察した。本資料ではそれに加え、他の測定データ（原子炉圧力、格納容器圧力）の傾向や既往の解析結果から得られた知見を考慮して 1 号機の事故進展を推定した。さらに、推定した事故進展に基づいて解析コードによる測定データの再現解析を行い、推定した事故進展によって測定データの傾向を説明できることを確認した。

2. 測定データ、及び既往の解析結果に基づく 1 号機事故進展挙動の推定

測定データ（水位計指示値、原子炉圧力、格納容器圧力）、及び既往の解析等により得られた知見に基づいて 1 号機の主要な事故進展を推定する。このうち、特に水位計の指示値は事故の影響により正しい水位を表してはいないものの、指示値は水位計配管内の水頭に対応するものであるため、これを再現するような配管内の水位を推定することにより、事故進展に関する情報を得ることが期待できる。

これらの情報に基づいて推定した 1 号機の主要な事故進展を表 1 に示す。表中の各イベントの発生、及び発生時刻の推定根拠は、測定データに基づく推定 (2.1)、及び既往の解析結果に基づく推定 (2.2) にて後述する。

表 1 1号機の主要な事故進展の推定結果

| 番号 | 日 | 時刻 | イベント | 推定根拠 |
|-----|------|-------------|--|--------------|
| E1 | 3/11 | 15:37 | 全電源喪失 | 文献[2] |
| E2 | | 18:10 | 炉心水位 TAF 到達 | 2.2 |
| E3 | | 18:50 | 燃料損傷開始 水素発生開始 RPV からの小規模な漏えい（例：計装配管損傷） | 2.1.2 2.2 |
| E4 | | 19:40 | 炉心水位 BAF 到達 | 2.2 |
| E5 | | 20:00～21:00 | RPV からの主要な漏えい（例：主蒸気配管損傷） | 2.1.1 2.2 |
| E6 | | 21:00～22:20 | 原子炉圧力が格納容器圧力まで減圧 | 2.1.1 2.2 |
| E7 | | 23:24～0:30 | 下部プレナムへの溶融デブリ移行開始（小規模） | 2.2 |
| E8 | 3/12 | 1:05～2:30 | 下部プレナムへの溶融デブリ移行開始（大規模） | 2.1.2 |
| E9 | | 4:00 頃 | 淡水注入開始 | 文献[2] |
| E10 | | 6:00 頃 | RPV 下部ヘッド損傷 | 2.1.1 |

2.1. 測定データに基づく推定

2.1.1. 燃料域水位計指示値に基づく推定

図 1 に 1 号機の全電源喪失から約 24 時間後までの燃料域水位計指示値を示す。測定された水位計 (A 系) の指示値は 3/11 の 21:19 に燃料有効長上端 (TAF) +0.2m を示しているが、この時間までには RPV 内には注水されていないため、炉内の実水位はすでに燃料有効長下端 (BAF) 以下まで低下していたと考えられる。このため、指示値は実水位を過大評価していたことになる。また、この時点の指示値は上昇傾向にあるが、注水のない状態で指示値が上昇する要因は水位計の基準面器側配管の水位低下しかない。これらより、この時点ですでに基準面器側配管内の水位が大きく低下しており、さらに低下中であったと考えられる。

21:30 頃には指示値の上昇が緩やかになり、22:20 には指示値の上昇が止まり、以降 23:24 まで TAF+0.59m で一定値を示す。これらより、基準面器側配管の水位を低下させるような状況の変化は 21:00~22:20 頃にはほぼ収束したものと推定される (表 1 におけるイベント番号 E6 の推定根拠)。その後 12 日 0:30 には指示値は+1.3m まで上昇し、以降 6:00 頃まで一定値を示す。このときの指示値は基準面器側配管の水位が格納容器貫通部まで低下し、炉側配管はほぼ満水であり、炉内水位は炉側配管取出し口以下であることを想定した状態の値とほぼ一致する。その後 12:00 頃までに指示値は TAF-1.7m 程度まで徐々に低下し、以降ほぼ一定値を示す。このときの指示値は炉側配管内の水も全て蒸発したことを想定した値とほぼ一致する。なお、3/21 に測定された格納容器温度は 400°C 付近[2]であり、この状態では水位計配管内の水は全て蒸発すると考えられるが、その時点まで指示値がほぼ一定であったことから 12 日の 12:00 頃の時点ですでに水位計配管内に水はなかったと考えられる。B 系の指示値は 12 日の 2:30 から測定されており、6:00 頃までは TAF+0.5m 程度でほぼ一定値を示している。A 系の指示値よりも 0.8m 程度低いことから、B 系の基準面器側配管には 80cm 程度の水位がこの時点で残っていたと推定される。12 日の 6:00 頃以降は A 系と同様に炉側配管内の水が蒸発し、12:00 頃には基準面器側配管、炉側配管ともに水がなくなったものと推定される。

上述のように水位計配管内の水が蒸発したとすれば、その原因は格納容器の温度が上昇し水位計配管内の水が飽和温度に達したためと考えられる。格納容器の温度上昇の要因は、原子炉圧力容器 (以下 RPV と略す) からドライウェル (以下 D/W と略す) への放熱、冷却材の漏えい、溶融デブリの漏えい等が考えられる。RPV からの放熱について、RPV は保温材で覆われているため放熱は制限され、短時間に格納容器温度を大きく上昇させることはないと考えられる。

RPV から D/W へ冷却材が漏えいした場合には、格納容器温度が上昇すると同時に RPV の減圧により飽和温度が低下し、水位計配管内の水はより蒸発しやすい状況になる。これは 11 日 21:00 頃の基準面器側配管の水位低下の要因と考えられる（表 1 におけるイベント番号 E5 の推定根拠）。また、RPV から溶融デブリが漏えいした場合には、高温のデブリからの直接的な放熱により格納容器雰囲気温度は短時間で上昇し、水位計配管内の水は蒸発するものと考えられる。これは 12 日 6:00 頃からの水位計指示値低下の要因と考えられる。このことから、12 日の 6:00 頃に RPV 下部ヘッドが損傷し、溶融デブリが格納容器に移行したものと推定する（表 1 におけるイベント番号 E10 の推定根拠）。

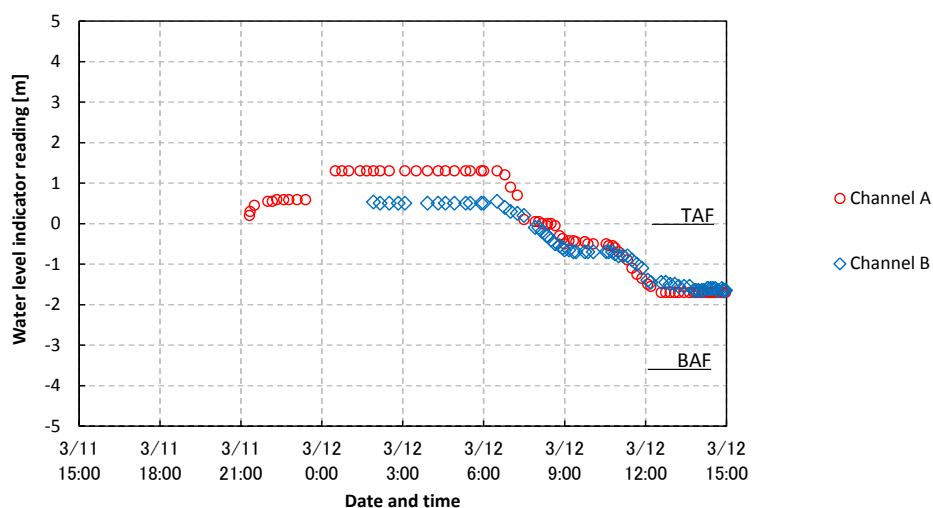


図 1 燃料域水位計指示値の測定値

2.1.2. 原子炉圧力、格納容器圧力に基づく推定

図 2 に 1 号機の全電源喪失から約 24 時間後までの原子炉圧力、及び格納容器圧力を示す。原子炉圧力は 11 日の 20:07 に 7MPa[abs]、12 日の 2:45 に 0.9MPa[abs]が測定されている。全電源喪失後は逃し安全弁の安全弁機能が作動し、その作動圧は約 7.7MPa[abs][9]である。20:07 の時点の測定値は安全弁機能の作動圧の下限值よりもやや低いと考えられるため、この時点ですでに RPV からの漏えいが生じていた可能性がある（表 1 におけるイベント番号 E3 の推定根拠）。漏えいの要因として、炉内計装配管の溶融損傷や、主蒸気配管の損傷の可能性が指摘されている[3][4][5][6]。

格納容器圧力は 11 日の 23:50 と 12 日の 1:05 に 0.6MPa[abs]が測定されている。2.2 節にて後述するように、この圧力は RPV から D/W への漏えいがな

ければ到達しない圧力であるため、11日 23:50 までに RPV から D/W への漏えいが生じていたと考えられる。その後 12日 2:30 に 0.84MPa[abs]が測定されている。12日 2:45 の原子炉圧力は 0.9MPa[abs]であり、この時点では RPV と格納容器はほぼ均圧していたことになる。その後格納容器圧力は徐々に低下し、12日 6:00 頃に上昇している。本検討では 12日 6:00 頃に RPV 下部ヘッドが損傷したと推定しており、このときの圧力上昇は RPV の損傷に伴う溶融デブリの格納容器への移行によるものと考えた。すなわちそれ以前の圧力上昇はそれ以外の要因によるものと推定することとし、ここでは 12日 1:05 から 2:30 までの圧力上昇の要因を大規模な下部プレナムへのデブリ移行と推定した（表 1 におけるイベント番号 E8 の推定根拠）。

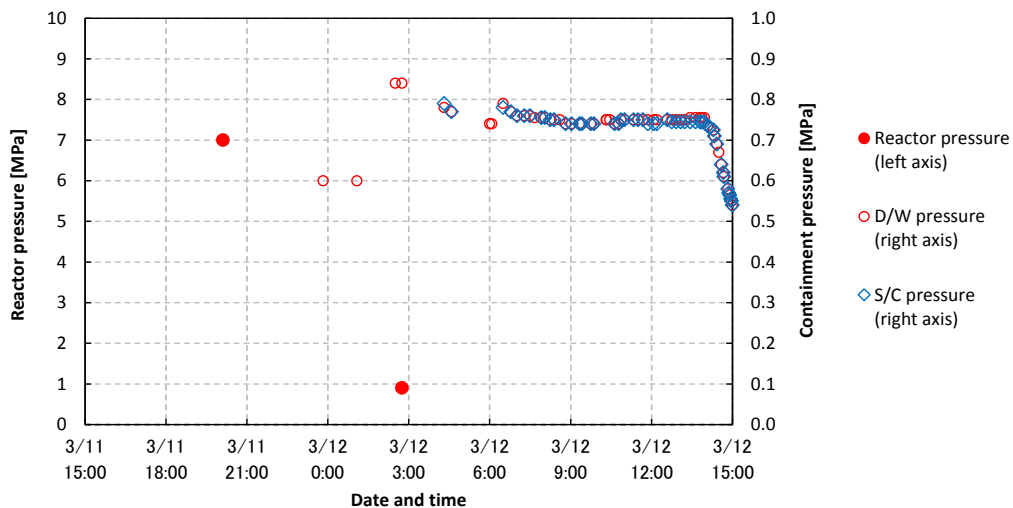


図 2 原子炉圧力、及び格納容器圧力の測定値

2.2. 既往の解析結果に基づく推定

炉内水位の低下挙動については崩壊熱と保有水量に基づく比較的単純な計算であるため解析コードによる予測は概ね信頼できる。MAAP 解析結果[3]は 11日 16:42~16:56 の水位計測定値をよく再現しており、炉心水位の TAF 到達時刻は 11日の 18:10 頃、BAF 到達が 11日 19:40 頃と評価している。本検討では 19:40 までの炉心水位挙動については同 MAAP 解析結果を採用する（表 1 におけるイベント番号 E2、E4 の推定根拠）。

MAAP 解析[3]では炉心水位が TAF 以下になると炉心温度は上昇し始め、11日 18:50 頃には 1000K 程度に達して燃料が損傷すると評価されている。このような状況では、炉内計装配管から格納容器下部への気相漏えいが生じる可能性が出てくる。また、主蒸気配管フランジのガスケットは 450℃程度の温度環境

でシール性を喪失する可能性があることが指摘されているが、11日 20:00～21:00頃には主蒸気配管中の温度がこの程度に達すると評価されている[3][4][5]。このような状況から、解析上は比較的早期にRPVからD/Wへの気相漏えいが仮定されている。なお、逃し安全弁が開状態で固着した場合には蒸気がサプレッションチェンバ（以下S/Cと略す）に移行するが、その場合は11日 23:50のD/W圧力を解析上再現しないことが分かっている[3][4][5][6]。

本検討では11日 18:50に炉心損傷が開始するとともに、炉内計装配管から格納容器ペDESTAL部への気相漏えいが発生したと推定する(表1におけるイベント番号E3の推定根拠)。ただし漏えい量は小さく、その後も水位がBAFに到達する11日 19:40までは逃がし安全弁（以下SRVと略す）の安全弁機能によって圧力が維持され、水位がBAFに到達する19:40の時点でSRVが閉となったものとする。そこから20:07までの約30分の期間に圧力が7.5MPa[abs]（SRVの安全弁機能作動中の圧力の平均値を想定）から7.0MPa[abs]まで低下する程度の漏えい量であったとする。

後述するように、この程度の漏えい量では格納容器温度は大きくは上昇せず、水位計配管内の水を蒸発させるには至らない。このため、水位計指示値の挙動を説明するためには追加の仮定が必要となる。ここでは前述の解析結果を参考とし、11日 20:00～21:00に主蒸気配管からD/Wへの気相漏えいが開始したと推定する(表1におけるイベント番号E5の推定根拠)。漏えい期間については、基準面器側配管の水位低下が21:00～22:20頃にはほぼ収束していたと考えられることから、この頃には大規模な漏えいは終了しており、RPVと格納容器はほぼ均圧していたものと推定する(表1におけるイベント番号E6の推定根拠)。

炉心内で発生する水素量については不確かさが大きいですが、各組織の評価では概ね400～800kg程度と見積もられている[3][4][5][6]。本検討では水素発生量は800kgと仮定する。水素発生の開始時期は炉心損傷と同じ18:50と推定する(表1におけるイベント番号E3の推定根拠)。

下部プレナムへの溶融デブリ移行の開始やRPV下部ヘッド損傷のタイミングについては、解析コードごとに、また解析を行った組織ごとに異なる解析結果が得られている。下部プレナムへの溶融デブリ移行の時期については、11日の22時頃に溶融デブリが大量に下部プレナムに移行する解析結果[3]や、20時頃にごく一部の溶融デブリが移行し、その後23:00頃に大量に移行する解析結果[5]、21:00頃に1/3程度が移行して、23:00頃に残りが移行する解析結果[6]、12日の1:00～2:00頃に大量に移行する解析結果[4][7]など様々である。RPV下部ヘッドの損傷時期についても、12日の1:00～3:00頃[3][6][8]、12日の5:00～6:00頃[4][5]、12日の12:00頃[7]と解析結果に差が見られる。

このように結果がばらつく要因は下部プレナムへのデブリ移行やRPV下部

ヘッド損傷は現象として非常に複雑であり、解析コードのモデル等に不確かさが大きいと考えられる。ただし、コード間で構造物への熱量の配分や構造物の損傷条件が異なっている可能性はあるものの、これらの解析は同様の崩壊熱[2]に基づいている。本検討で推定した大規模な下部プレナムへの溶融デブリ移行の時期、RPV 下部ヘッドの損傷時期はいずれも既往の解析結果で予測された範囲内にあり、熱バランスの観点で非現実的な推定ではないと考えられる。

11日 23:24 から 12日 0:30 までの水位計指示値の上昇の原因について述べる。この時点ではすでに RPV から D/W への気相漏えいもほぼ収束しており、また大規模な下部プレナムへの溶融デブリ移行は 12 日の 1:05 以降と推定した。このような状況で基準面器側配管の水位を低下させる要因として、小規模な下部プレナムへの溶融デブリ移行が発生したと推定する（表 1 におけるイベント番号 E7 の推定根拠）。なお、11日 23:50 と 12日 1:05 に格納容器圧力 0.6MPa[abs] が測定されていることから、この期間の冷却材の漏えいは小規模であったと推定したため、「小規模な」溶融デブリ移行との表現とした。

3. 推定した事故進展に基づく 1 号機水位計指示値の再現解析

2 で推定した事故進展の妥当性を確認するため、推定した事故進展に基づく 1 号機水位計指示値の再現解析を行う。水位計配管内の水位の変化を模擬するためには、原子炉圧力の変化と格納容器内の局所的な温度変化を評価する必要がある。本検討ではこれらに係る条件を仮定に基づいて境界条件として設定し、これを用いて格納容器内熱流動解析コード GOTHIC[10][11]による格納容器内の温度変化、及び水位計配管内の水位挙動の解析を行う。

3.1. 解析体系

図 3 に解析体系を示す¹。水位計配管、及び格納容器を複数の領域、流路（矢印）、及び熱構造物（着色部）で模擬している。各熱構造物は接する領域と熱交換をする。RPV 内部の構造物は模擬していない。温度境界は RPV 内壁と原子炉建屋の空間である。

水位計配管は内部の水が蒸発して水位が低下する様子を模擬できるように、配管の形状を複数の領域と熱構造物で格納容器空間内にモデル化している。形状は基本的に設計データに基づき設定している。水位計配管周辺の気体の温度分布や自然対流を模擬するため、図中の点線で示すように格納容器空間内の領域をさらに詳細に分割している。これにより高さ位置等による格納容器温度の違いが模擬される。図では省略するが周方向（図の奥行き方向）にも領域を分割しており、A 系と B 系の基準面器側配管は周方向に異なる領域内でそれぞれ模擬している。これにより A 系と B 系の水位計配管の水位挙動の違いが模擬される。炉側配管は簡単のため A 系と B 系で共通の設定をしている。

図中の星形のマークは本検討で想定した漏えい箇所を示したものである。計装配管からペDESTALへの漏えいは表 1 における RPV からの小規模な漏えいに対応するものである。RPV からの主要な漏えい箇所として、後述するベースケース解析では主蒸気配管上部を仮定する。また比較のため、漏えい箇所を SRV 位置とした感度解析も行う。なお、主蒸気配管は計算上模擬していないが、漏えいを想定する位置をイメージしやすくするために記載したものである。

¹ 図中の「Reference leg」は基準面器側配管を、「Variable leg」は炉側配管を指す。

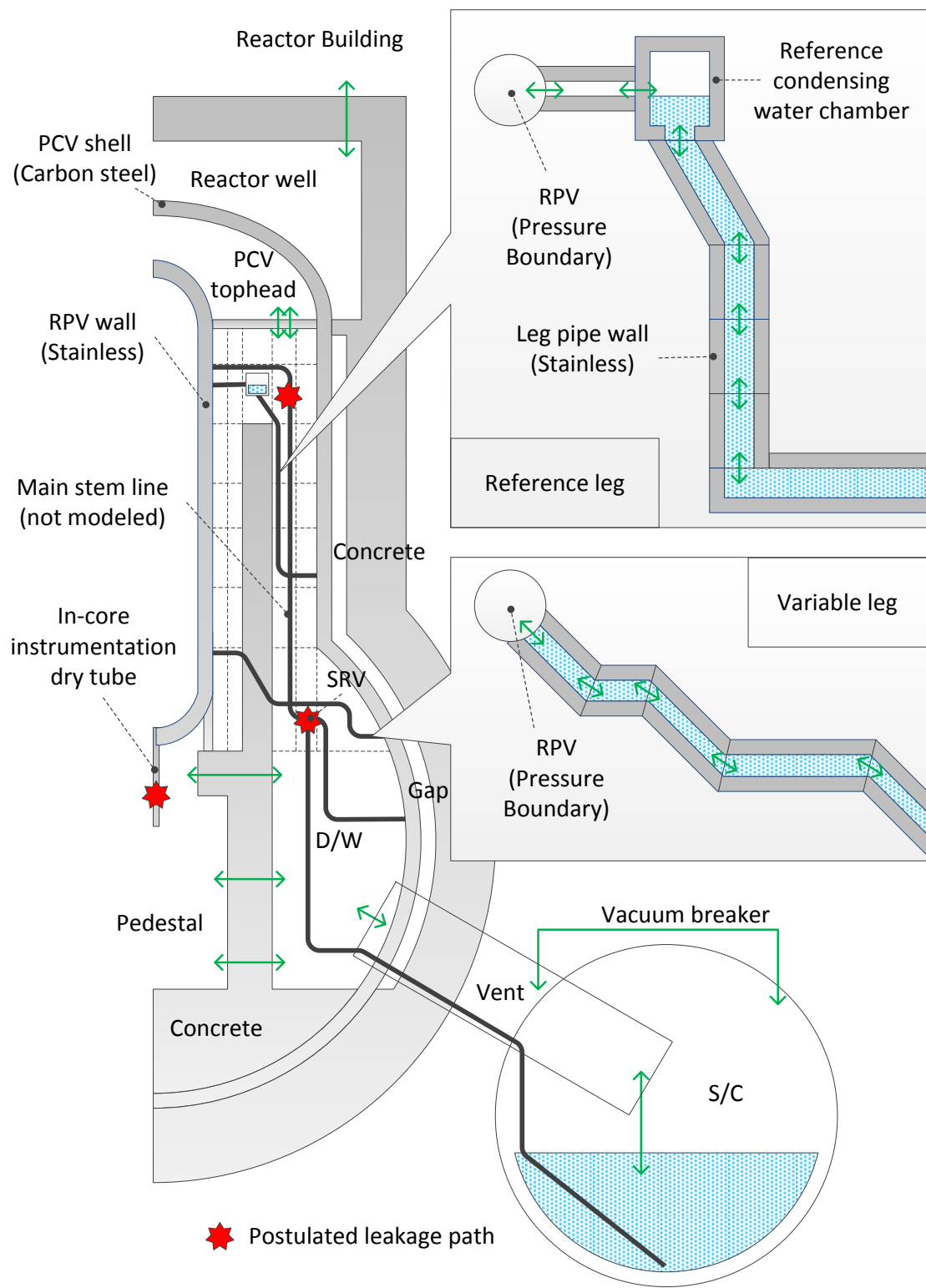


图 3 解析体系

3.2. 解析条件

解析対象の期間は全電源喪失時から 12 日の 14:00 までとする。初期温度の設定を表 2 に、熱構造物の物性値の設定を表 3 に示す。蒸気表はコード内蔵のものを用いた。

基準面器側配管に接続する圧力境界は蒸気と水素の混合気体とする。これは基準面器側配管内の水位が急速に低下する時期（11 日 20:30～22:20）においては、炉内で水素が発生していると考えられるためである。炉側配管の接続する圧力境界は想定される原子炉水位に応じて水から蒸気に切り替わるものとする。

境界条件（原子炉圧力、格納容器の温度変化に係る条件）の設定を表 4 に示す。これらの設定は推定した事故進展に基づいている。それぞれの設定とその根拠を参考情報として本添付資料の末尾に示している。なお、本解析では 12 日 4:00 頃以降の注水は事故進展への影響が小さいと考え、考慮していない。また、格納容器からの気体の漏えいは解析期間を通じて考慮していない。

表 2 初期温度の設定

| 領域 | 設定 | 備考 |
|--------|-----|---------------------|
| D/W | 50℃ | 構造物と水位計配管内の水も同様とする。 |
| S/C | 30℃ | 圧力抑制プール水温も同様とする。 |
| 原子炉ウェル | 50℃ | D/W と同様とする。 |
| 原子炉建屋 | 25℃ | 期間中の温度変化は考慮しない。 |

表 3 熱構造物の物性値の設定

| 材質 | 密度 | 熱伝導率 | 比熱 |
|--------|------------------------|------------|---------------|
| ステンレス | 7920 kg/m ³ | 16 W/m-K | 0.499 kJ/kg-K |
| コンクリート | 2400 kg/m ³ | 1.2 W/m-K | 0.9 kJ/kg-K |
| 炭素鋼 | 7850 kg/m ³ | 51.5 W/m-K | 0.473 kJ/kg-K |

表 4 境界条件の設定

| 境界条件 | 設定 |
|----------------------------------|-----------|
| 原子炉圧力 | 参考図 1 |
| RPV 内壁温度 | 参考図 2 |
| SRV から S/C へのガス流量 | 参考図 3 |
| 炉内計装配管からペDESTAL への漏えいガス量 | 参考図 4 |
| 主蒸気配管から D/W への漏えいガス流量 | 参考図 5 |
| ペDESTAL 落下後の溶融デブリから PCV 雰囲気への伝熱量 | 崩壊熱の約 15% |

3.3. 解析結果

3.1、3.2 に示した解析体系と解析条件に基づく水位計指示値の再現解析の結果を示す。RPV からの主要な漏えいの位置を主蒸気配管上部としたベースケースの解析結果を 3.3.1 に、SRV 位置とした感度解析の結果を 3.3.2 に示す。

3.3.1. ベースケース解析結果

図 4 にペDESTAL 部、D/W 上部（A 系、B 系基準面器側配管近傍）、D/W 中部（炉側配管付近）の雰囲気温度挙動の解析結果を示す²。計装配管からの漏えいを仮定した 11 日 18:50 までは温度上昇は比較的緩やかになっている。また、計装配管からペDESTAL への漏えいが開始した後も、20:30 までは格納容器雰囲気温度は高々 100°C 程度となっており、水位計配管内の水を蒸発させるような顕著な温度上昇は見られない。これは RPV からの放熱量やペDESTAL への気相の漏えい量が小さいことに加えて、格納容器内の熱構造物の熱容量が大きく、雰囲気温度が上昇しにくいためである。その後 20:30 に主蒸気配管からの漏えいが開始すると、流出する蒸気は大量かつ高温であるため格納容器全体の温度が急激に上昇している。その後漏えい量が減少すると共に、格納容器内の熱構造物に熱を奪われて雰囲気温度は低下している。23:30 の小規模な溶融デブリ移行、及び 12 日 1:30 の大規模な溶融デブリ移行の際にも同様に、格納容器温度はスパイク状に上昇し、また低下している。その後 12 日 6:00 の RPV 下部ヘッド損傷に伴う溶融デブリ流出により、溶融デブリの熱が格納容器雰囲気に直接的に伝わり、格納容器温度が上昇し続ける結果となっている。

主蒸気配管からの漏えい時に B 系よりも A 系のピーク温度が高温となるのは、漏えい位置によるものである。今回漏えいを仮定した位置は主蒸気配管上部であり、B 系の凝縮層の近傍である。すなわち解析では、B 系配管の上方の漏えいによってむしろ A 系配管位置でより高温となっている。これは高温の漏えいガスによって B 系配管位置で上方向、及び横方向に向かうガスの流れを生じ、そのガスの流れによって A 系配管が比較的高温になっているためである。図 5 に D/W 気相温度がピークとなる 11 日 20:35 時点における D/W 気相温度分布を示す。炉側配管周辺は漏えい箇所よりもかなり低い位置にあり、高温の漏えい蒸気が到達するまでに構造物によってある程度冷却されるため、基準面器側配管周辺と比較してピーク温度は低くなっている。

² 図中の「LP relocation」は下部プレナムへの溶融デブリの移行を指す。

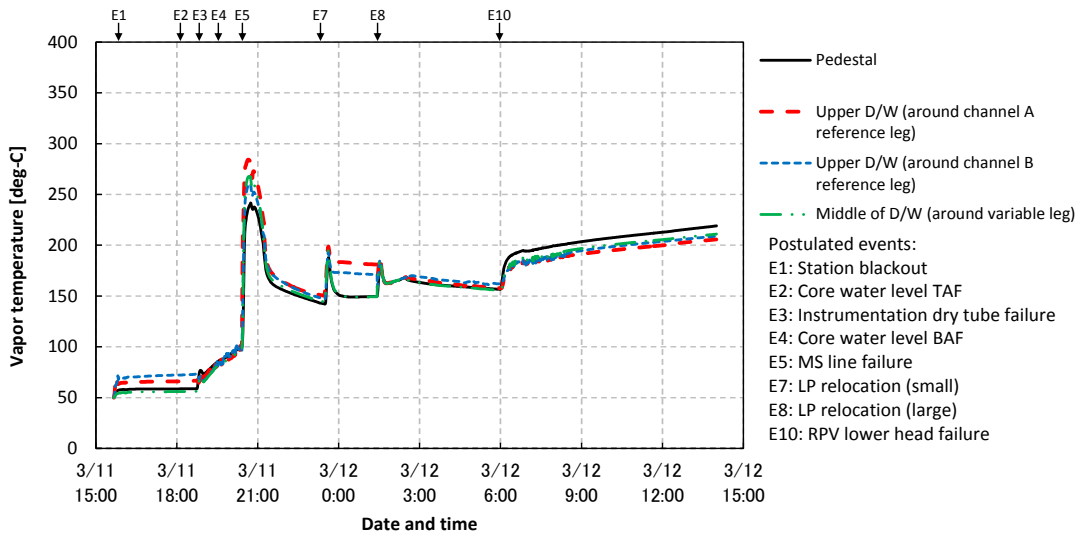


図4 D/W 各部の雰囲気温度 (ベースケース解析)

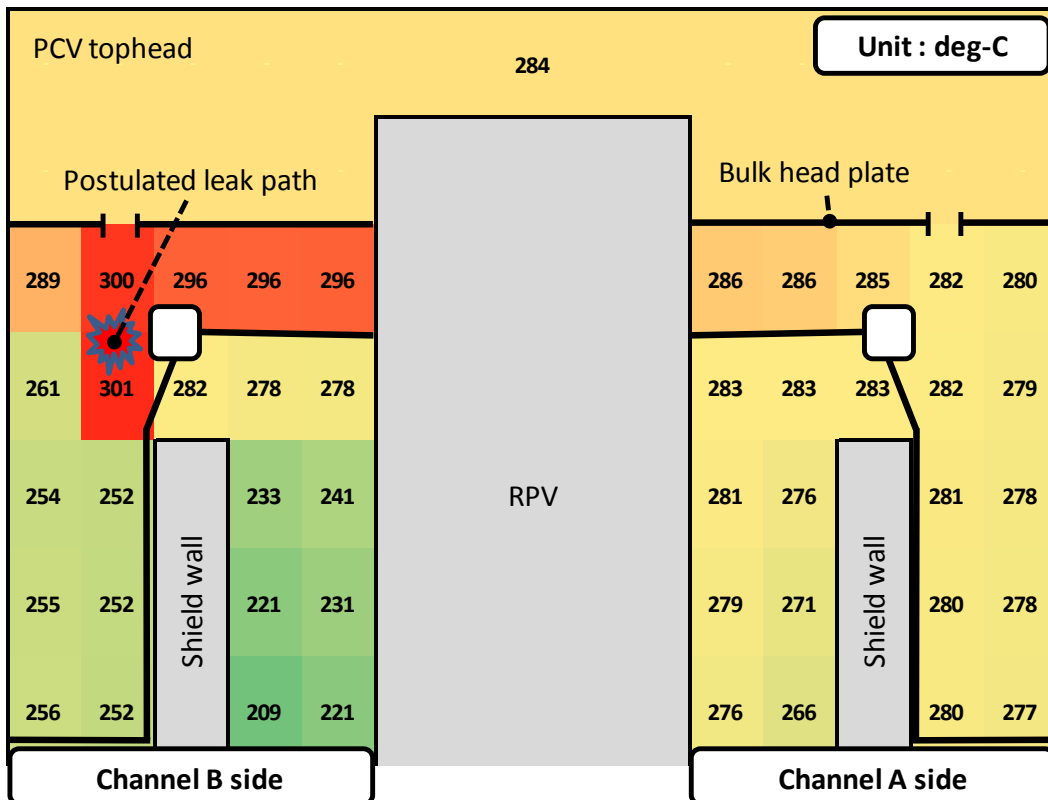


図5 D/W 気相温度分布 (3/11 20:35 時点) (ベースケース解析)

図 6 に原子炉水位の推定値と、基準面器側、及び炉側の各水位計配管内の水位挙動の解析結果を示す。原子炉水位は推定した事故進展に基づいて仮定したものである。RPV 減圧が収束した時点で原子炉水位は炉側配管取出し口とほぼ同程度となり、この後 11 日 23:30 に小規模な溶融デブリ移行が生じるまで炉側配管取出し口付近を維持すると仮定する。ここで推定した原子炉水位挙動は水位計指示値を求める際に用いる。

格納容器雰囲気温度の上昇により水位計配管内の水温が上昇し、これが減圧により低下した飽和温度を超えたタイミングで基準面器側配管内の水の蒸発が開始している。基準面器側配管は全体的に高温となり、配管各部での蒸発により 22:00 頃までに大きく水位低下している。その後の 2 回の下部プレナムへの溶融デブリ移行によってさらに水位が低下している。A 系よりも B 系の水位低下量が小さいのは、B 系配管周辺の雰囲気温度が比較的低いためである(図 5)。なお、水位がスパイク状に上昇する箇所が見られるが、これは水平管内での水の蒸発により水平管内の気相の体積率が増え、上部配管の水位が一時的に上昇したものである。

炉側配管水位は基本的には RPV 下部ヘッドの損傷を仮定した 12 日 6:00 まではほぼ満水を維持し、その後徐々に低下して 12:00 頃に水がなくなる結果となっている。11 日 21:00 以降、途中何度か水位が低下しているが、これは主蒸気配管からの漏えいガスによる一時的な温度上昇によるものである。その後に炉側配管の水位が回復しているのは、図 4 に見られるように漏えいガスによる温度上昇の期間は短く、炉側配管周辺の温度が低下するため、圧力境界から供給される蒸気が凝縮しているためである。

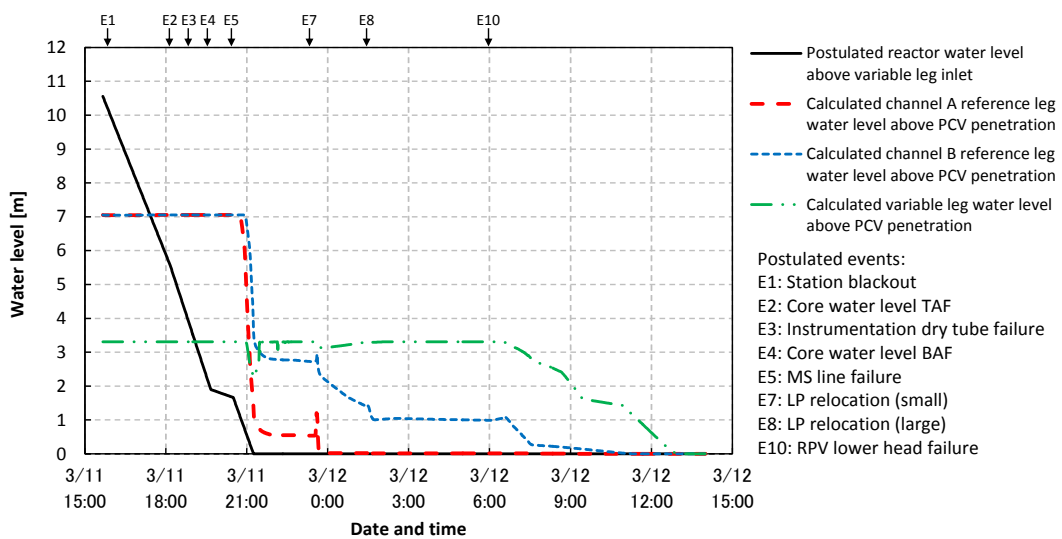


図 6 炉内と水位計配管内の水位 (ベースケース解析)

図 6 に示した水位挙動を水位計指示値に変換した結果を測定値と比較して図 7 に示す。燃料域水位計は常温大気圧時に正しい水位を示すよう校正されているため、水位計配管内の水位が満水であっても実水位とは異なる指示値を示すことに留意が必要である。解析結果は測定値の傾向を A 系と B 系の違いを含めて概ね再現しており、表 1 に示した事故進展に基づく境界条件の設定によって測定値の傾向を再現できることが確認された。なお、12 日 9:00~11:00 頃に指示値の低下傾向が緩やかになっている期間は、水位が炉側配管の水平部にある期間に対応しており、水位計配管形状を解析で模擬することによって再現されたものである。

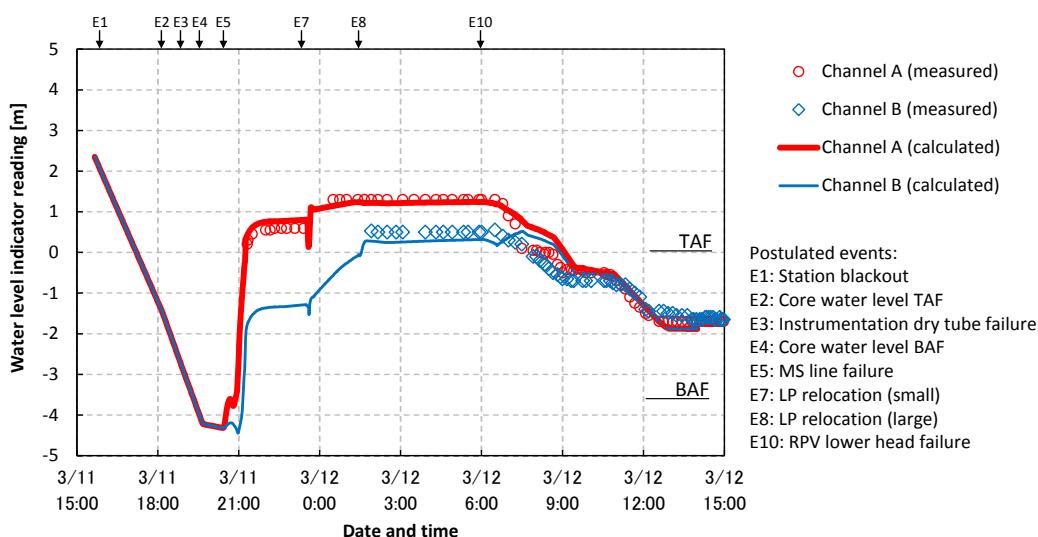


図 7 水位計指示値の実測値との比較 (ベースケース解析)

図 8 に D/W 圧力と S/C 圧力の解析結果を測定値と比較して示す。解析では主に S/C への水素の流出と主蒸気配管からの蒸気と水素の漏えいにより 11 日 21:15 までに格納容器圧力は大きく上昇している。その後雰囲気温度 (図 4) とともに圧力は低下するが、23:30 に仮定した小規模な下部プレナムへの溶融デブリ移行に伴い発生した蒸気によって上昇し、その後崩壊熱による一定の蒸気漏えいにより圧力はほぼ横ばいとなっている。12 日 1:30 に想定した大規模な下部プレナムへの溶融デブリ移行の後には急激に圧力が上昇し、その後温度低下により徐々に減圧した後、6:00 頃の溶融デブリ移行に伴う格納容器の温度上昇により圧力は上昇傾向となっている。

測定値と比較すると、11 日 23:50 と 12 日 1:05 に測定された 0.6MPa[abs] をよく再現している。この期間の圧力が横ばいとなるのは、図 4 に示すように

格納容器雰囲気温度がほぼ一定となっているためであり、これは崩壊熱により発生した蒸気の漏えいによる加熱と格納容器内の構造物による冷却がバランスしているためである。12日 1:30 に仮定した大規模な溶融デブリ移行では圧力が大きく上昇するが、2:30 時点での測定値 0.84MPa[abs]には至っていない。本解析では下部プレナムへの溶融デブリ移行に伴う水素の発生を仮定していないため、圧力を過小評価した可能性が考えられる。なお、既往の解析結果の中には溶融デブリ移行時に新たに水素が発生しているものも見られる[5]。

測定された圧力は12日 6:00~6:30 にかけて 0.05MPa 程度上昇しているが、同期間の解析結果の上昇幅は測定値と比較すると小さい。この時点で RPV 下部ヘッドが損傷して溶融デブリが格納容器に流出していたとすると、溶融デブリとコンクリートの反応（以下、MCCI と略す）に伴う非凝縮性ガスが発生して圧力が上昇することになるが、本解析では MCCI に伴うガスの発生を模擬していないため圧力上昇を少なめに評価している可能性が考えられる。また、その後の圧力の測定値はほぼ一定となるが、解析結果は上昇傾向となっている。これは格納容器からの漏えいを考慮していないためと考えられる。

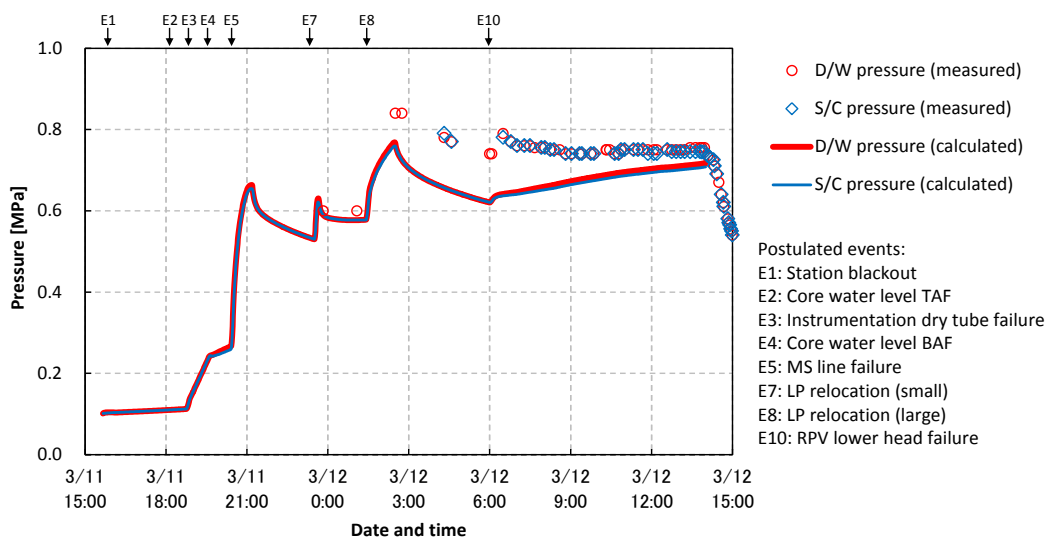


図8 格納容器圧力の実測値との比較（ベースケース解析）

3.3.2. 感度解析ケース解析結果

漏えい位置による解析結果への影響を確認するため、SRV に相当する位置からの漏えいを想定した感度解析を行った。SRV から D/W への漏えいガスの温度については、11日 22:20 頃までの水位計（A系）指示値の再現性がよい条件として同期間中に 620℃を設定した。図9に水位計指示値の解析結果を示す。

23:30 に仮定した下部プレナムへの熔融デブリ移行後に炉側配管の水位が低下し、実測値を再現しない結果となっている。これは図 3 に示したように SRV は炉側配管に隣接しており、漏えいしたガスによって早期に炉側配管の温度が上昇し、内部の水が蒸発したためである。また、A 系よりも B 系の水位低下が速い結果となっている。B 系基準面器側配管の格納容器貫通部付近には 3m 程度の周方向の取り回しがあるが、この部分が高温となり内部の水が蒸発することで上部の配管内の水位が早めに低下する結果となっている。この点も測定値の傾向と異なる。漏えい位置が格納容器上部となるベースケース解析ではこのような傾向は見られない。これらの結果から、推定した事故進展に基づけば、RPV から D/W への主要な漏えいは格納容器の上部で生じた可能性が示唆される。

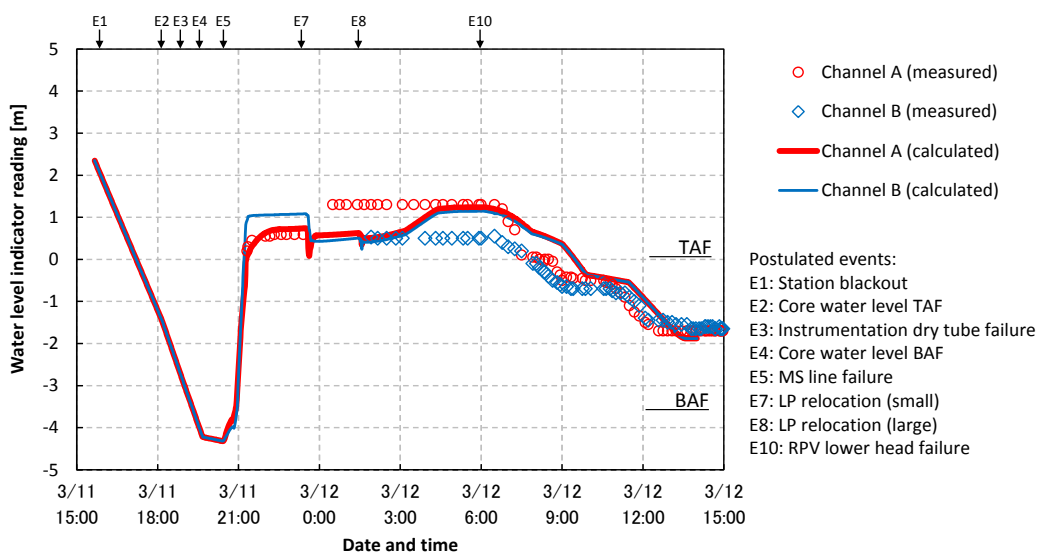


図 9 水位計指示値の測定値との比較（感度解析ケース）

4. まとめ

以上のことから、推定した事故進展（表 1）によって 1 号機の燃料域水位計指示値の挙動を含む測定値の挙動を概ね説明できることが確認された。また、RPV から D/W の主要な漏えいは格納容器上部で生じた可能性が示唆された。

以上

(参考) 境界条件の設定について

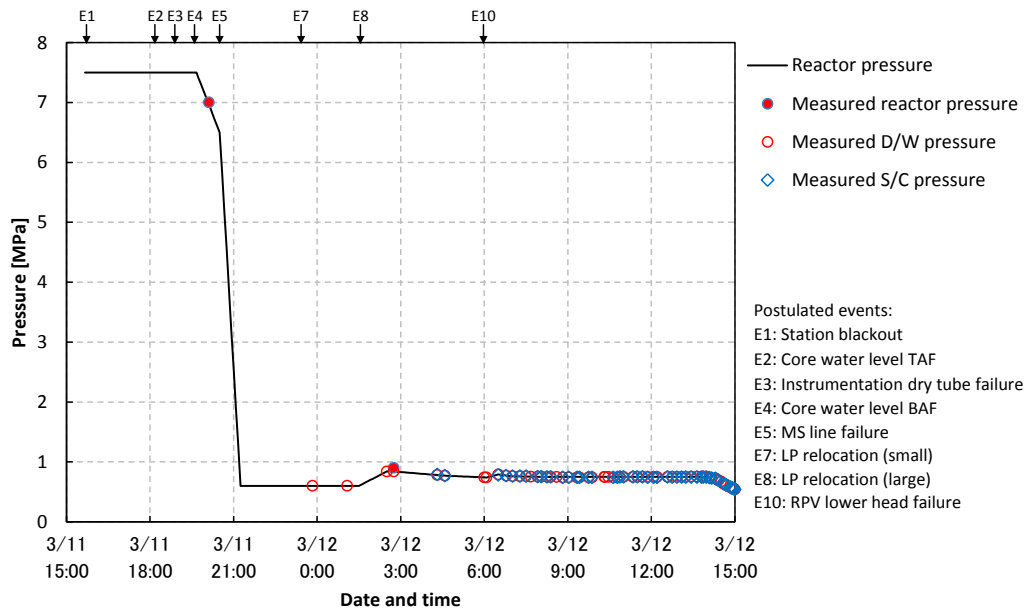
表 1 に示した事故進展の推定に基づく境界条件（原子炉圧力、格納容器の温度変化に係る条件）の設定について以下に示す。なお、文中の「予備解析」とは事象のタイミング、漏えいガスの温度、溶融デブリからの伝熱量等のパラメータを想定し得る範囲で変化させ、測定値の再現性のよい値を探索することを指す。

a. 原子炉圧力

本解析における原子炉圧力の設定を参考図 1 に示す。全電源喪失時から原子炉水位が BAF に到達する 11 日の 19:40 までは原子炉圧力は SRV の安全弁機能の設定圧程度に保持されるものとし、簡単のため 7.5MPa[abs] で一定とした。水位が BAF に達すると炉水の蒸発量は低下し、計装配管からの漏えいによって 20:07 の測定値である約 7MPa[abs] まで徐々に減圧するものとした。その後 20:30 に主蒸気配管からの漏えいが発生し、21:15 までに 0.6MPa[abs]（23:50 の格納容器圧力の測定値）まで減圧するものと仮定した。その後は圧力の変化が小さい期間が続き、12 日の 1:30 に大規模な下部プレナムへの溶融デブリ移行に伴い 2:30 までに 0.84MPa[abs] まで上昇した後、測定された格納容器圧力と同様の挙動を示すものと仮定した。上記の主蒸気配管からの漏えい発生時刻と減圧終了までの時刻、及び大規模な下部プレナムへの溶融デブリ移行開始の時刻は予備解析を通じて決定した。

なお、既往の解析では大規模な下部プレナムへの溶融デブリ移行が生じた際には原子炉圧力が急速に上昇する結果が得られている[3][4][6][7]が、溶融デブリ移行時の圧力挙動については不確かさが大きいいため、本検討では急激な圧力上昇は考慮しないこととした³。

³ 仮に下部プレナムへの溶融デブリ移行時に顕著な圧力上昇があった場合には、飽和温度が上昇し、水位計配管内の水は蒸発しにくくなるため、本解析は大規模な溶融デブリ移行時の配管内の水位低下量を過大評価する可能性があることに留意する必要がある。



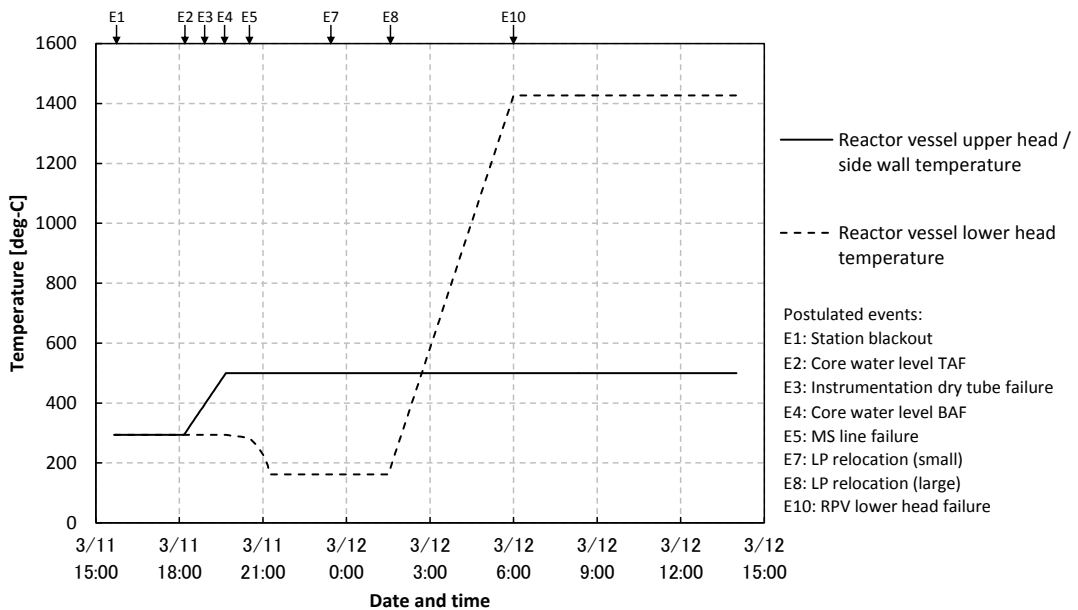
参考図 1 原子炉圧力の設定

b. 格納容器の温度変化に係る条件

本評価においては、格納容器の温度上昇の要因として、RPV から D/W への放熱、冷却材の流出、溶融デブリの漏えいを想定した。それぞれの設定について以下に示す。

b.1. RPV から D/W への放熱

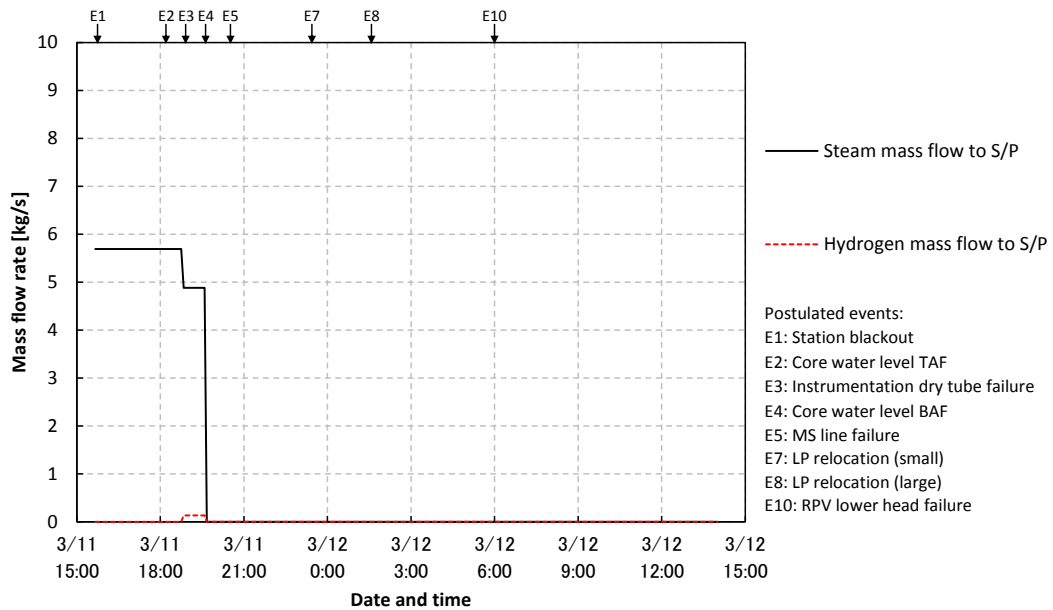
全電源喪失以降は D/W クーラーが停止し、RPV 壁と D/W 雰囲気との間の保温材を介した熱伝達により D/W 温度が徐々に上昇する。RPV 内壁温度の設定を参考図 2 に示す。11 日の 18:10 までは水位は TAF 以上であるため RPV 内壁温度は当該圧力における飽和温度とみなした。それ以降は炉内が高温となり、過熱蒸気や炉心からの輻射伝熱によって水位以上の RPV 内壁の温度は上昇すると考えられる。ここでは MAAP 結果[3][4]を参考として、19:40 以降の下部プレナム部より上の RPV 内壁の温度を 500°C と仮定し、18:10~19:40 の間は線形内挿した。下部プレナム壁に関しては、大規模な下部プレナムへの溶融デブリ移行が生じたと推定した 12 日 1:30 までは、設定した RPV 圧力における飽和温度を仮定した。それ以降は溶融デブリの接触により下部プレナム壁の温度は徐々に上昇すると考えられるが、この温度挙動については既往の解析結果 [5]を参考に、RPV 下部ヘッド損傷を仮定した 6:00 まではステンレスの融点である 1700K まで線形に上昇し、その後は一定値と保つものとした。保温材の熱伝達係数については通常運転時の原子炉からの放熱量から推定した値を用いた。



参考図 2 RPV 内壁温度の設定

b.2. SRV から S/C への流出

参考図 3 に SRV を通じた S/C へのガス流量の設定を示す。BAF 位置から全電源喪失時の水位（通常運転時付近）までの炉水が 11 日 19:40 までの約 4 時間で一定流量の蒸気として流出したものと仮定した。なお、18:50 以降は後述するように計装配管からの漏えいを仮定するため、その分は流量から差し引いている。水素については 18:50 から発生したものとし、19:40 までの 50 分間のうちに推定生成量 800kg のうち半分の 400kg が SRV を通じて S/C に一定流量で流出したものと仮定した。これは MAAP 解析[3][4]において減圧までに炉内発生量の 60%程度、減圧中に 40%程度の水素が発生していることを参考に、概ね半分と考え設定した。流出温度については当該圧力における飽和温度とした。なお、流出した気体の熱量は S/C に吸収されるため、S/C への流出気体の温度は水位計配管の水位挙動の解析結果に大きく影響しない。



参考図 3 SRV 流量条件

b.3. 炉内計装配管を通じたペDESTALへの漏えい

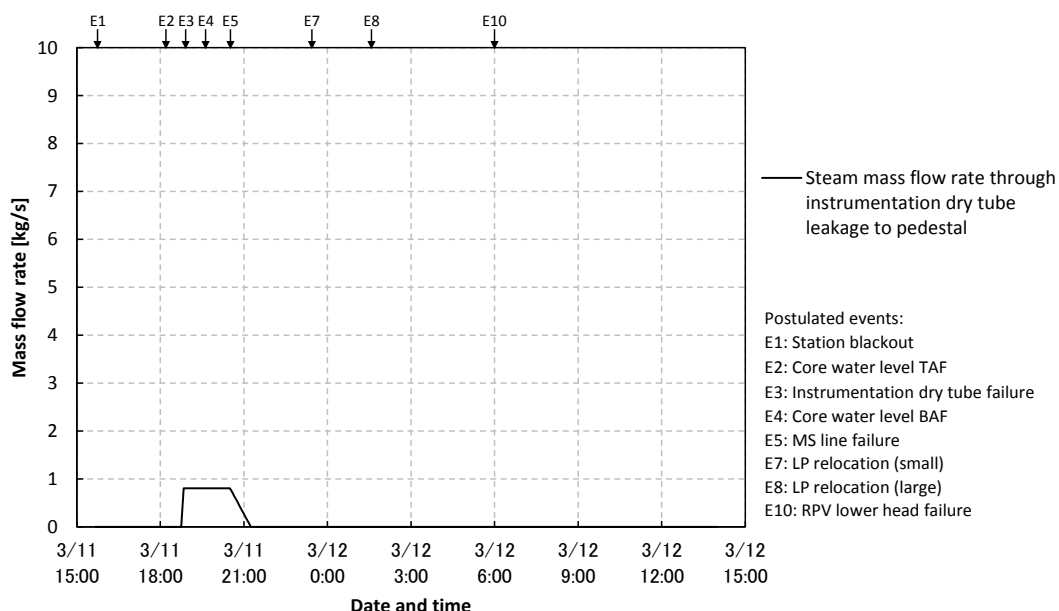
参考図 4 に炉内計装配管を通じたペDESTALへの漏えい流量の設定を示す。この位置からの漏えいに関しては蒸気のみとし、水素は SRV を通じて流出するものとした。減圧時の炉水の蒸発量は以下の式に基づいて評価した。

$$M = V\rho x \quad (1)$$

$$x = \frac{h_f(P_1) - h_f(P_2)}{h_g(P_2) - h_f(P_2)} \quad (2)$$

ここで M は蒸発量[kg]、 V は RPV 内 (ダウンカマ、再循環ループ含む) に残存する水の体積[m³]、 ρ は減圧時の平均的な水密度[kg/m³]、 x は蒸発率[-]、 h_g 、 h_f はそれぞれ飽和蒸気エンタルピと飽和水エンタルピ[J/kg]、 P_1 、 P_2 はそれぞれ減圧前と減圧後の圧力[Pa]を示す。原子炉水位が BAF まで低下したと推定した 11 日 19:40 に SRV が閉となり、その後計装配管から蒸気が流出して、19:40 から 20:07 までに 7.5MPa[abs]から 7.0MPa[abs]まで減圧されたと想定し、式 (1)(2)よりその間の蒸発量は約 1300kg と見積もった。このため平均的な漏えい流量は約 0.8kg/s とした。計装配管からの漏えいを仮定した 18:50 から主蒸気配管からの漏えいを仮定した 20:30 までは、簡単のため上記の一定流量で流出するものとし、以降の流量は漏えいがほぼ収束すると推定した 21:15 まで線形

に減少するものとした。流出する気体の温度は設定した RPV 圧力における飽和温度とした。流出する気体は計装配管内を通過する際、配管周囲の炉水によりある程度冷却されると考えたためである。



参考図 4 計装配管からの漏えい流量条件

b.4. 主蒸気配管を通じた D/W への漏えい

参考図 5 に主蒸気配管を通じた D/W への漏えいガス流量の設定を示す。漏えいは 11 日 20:30 の主蒸気配管損傷から 21:15 までの減圧沸騰によるもの、小規模な溶融デブリ移行（予備解析を通じて 23:30 に設定）に伴う蒸気発生によるもの、12 日 1:30 の大規模な溶融デブリ移行に伴う蒸気発生によるものに大別される。それぞれの期間の漏えい流量の設定について以下に示す。

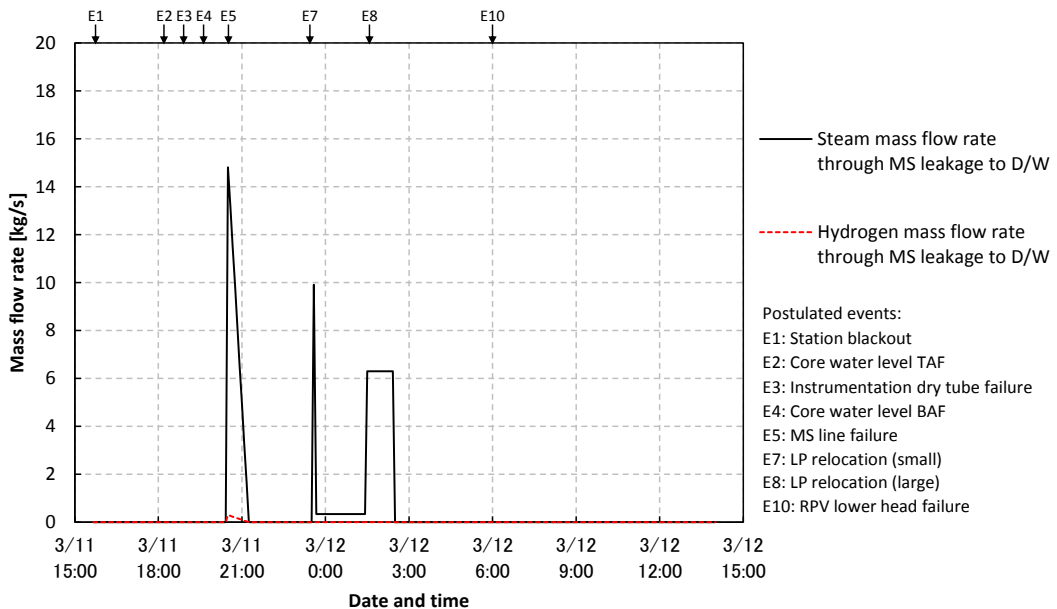
11 日 20:30 から 21:15 までの漏えい流量については以下のように設定した。(1)(2)式によって 7.5MPa[abs]から 0.6MPa[abs]まで減圧された場合の蒸発量を評価し、そこから参考図 4 に示した計装配管からの漏えい量を差し引いた結果、主蒸気配管からの漏えい蒸気量は約 20000kg と見積もられた。圧力の急激な低下に応じた漏えい量の変化を模擬するため、漏えい開始時の 20:30 から 21:15 まで流量が線形に減少するものとし、漏えい量の総量が上記の値となるようにした。なお、水素は推定生成量 800kg のうち 400kg がこの間に D/W に流出するものとした。減圧時に発生した蒸気は炉心あるいはダウンカムを通過して昇温されるため、主蒸気配管からの流出する気体の温度はある程度高温となると考えられるが、温度の不確かさは大きい。このため流出する気体の温度

については測定結果を再現するような値として、予備解析を通じて 600°Cの一定値を設定した。

23:30 の小規模な溶融デブリ移行では、炉心全体のうちの一部が溶融デブリとして下部プレナムに移行するものと仮定した。移行時にはデブリが細粒化して急速に冷却されると想定した。移行時の下部プレナム水の蒸発量については、溶融デブリ温度を 2500K、比熱を 300J/kg-K と仮定し、これが 0.6MPa[abs]の飽和温度まで冷却される熱量を蒸発潜熱で除して見積もった。10分程度でデブリの急激な冷却は終了し、以降 1:30 までは下部プレナム中のデブリの崩壊熱による緩やかな蒸発が続くと仮定した。予備解析を通じて、全溶融炉心の約 7% (10000kg) が溶融デブリとして下部プレナムに移行するものとした。また、この時の流出温度は 450°Cの一定値を仮定した。

12日 1:30 の大規模な溶融デブリ移行では、炉心に残存する溶融物が下部プレナムに全て移行することを仮定した。これにより下部プレナムに残存する水量が 2:30 までに全て蒸発すると仮定し、その間の漏えい流量を蒸発量の時間平均値とした。この時の流出温度は、当該圧力の飽和温度とした。溶融デブリが下部プレナムに移行することにより、発生した蒸気が漏えい口に至るまでに過熱されにくくなると考えたためである。

なお、参考図 3～参考図 5 に示した蒸気流量を積分した値は全電源喪失時の RPV 内の水保有量（再循環ループ配管内の水を除く）に等しい。



参考図 5 主蒸気配管からの漏えい条件

b.5. RPV からペDESTALへの溶融デブリの移行

ペDESTALに移行したデブリから格納容器雰囲気への伝熱量については予備解析を実施し、崩壊熱の約 15%がデブリから格納容器雰囲気へ伝達されるものとした。溶融デブリとペDESTALコンクリートとの反応（MCCI）による非凝縮性ガスの発生については、水位計指示値の再現の観点からは影響が小さいと判断し、考慮しないこととした。なお、ペDESTALに移行した溶融デブリの影響は伝熱量としてのみ考慮するため、溶融デブリの具体的な物性値の設定は行っていない。

以 上

参考文献

- [1] Nozaki et al., "Discussion of Accident Progression of Fukushima Daiichi Unit 1 based on Behavior of Fuel Range Water Level Indicator Readings," Proc. NUTHOS-10, Okinawa, Japan, December 14-18, 2014, paperID: NUTHOS10-1130 (2014)
- [2] "Information Portal for the Fukushima Daiichi Accident Analysis and Decommissioning Activities," URL : <https://fdada.info/index>
- [3] 東京電力 "福島第一原子力発電所 1～3 号機の炉心・格納容器の状態の推定と未
解明問題に関する検討 第 1 回進捗報告" 2013/12/13
- [4] 東京電力 "福島第一原子力発電所 1～3 号機の炉心・格納容器の状態の推定と未
解明問題に関する検討 第 2 回進捗報告" 2014/8/6
- [5] Sandia National Laboratories, "Fukushima Daiichi accident study," Report
No. SAND2012-6173 (2012).
- [6] Electric Power Research Institute, "Fukushima technical evaluation: phase
1-MAAP5 analysis," Report No. 1025750 (2013).
- [7] Electric Power Research Institute, "Modular Accident Analysis Program
(MAAP) 5.03 Simulation of Accidents at Fukushima Dai-ichi Units 1, 2, and
3," Report No. 3002002670 (2014).
- [8] Naitoh et al., "Analysis of accident progression of Fukushima Daiichi NPP
with SAMPSON code -(1) unit 1," San Diego California, November 11-15
(2012).
- [9] 東京電力 "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" 2012/5/9
- [10] Electric Power Research Institute, "GOTHIC thermal hydraulic analysis
package technical manual: version 8.0(QA)," Report No. NAI 8907-06 Rev
19 (2012).
- [11] Electric Power Research Institute, "GOTHIC thermal hydraulic analysis
package qualification report: version 8.0(QA)," Report No. NAI 8907-09 Rev
12 (2012).