

溶融燃料の炉心下部への移行挙動

1. はじめに

図 1.1 に BWR プラントにおける炉心部と炉心下部構造を示す。炉心部と炉心下部は炉心支持板によって仕切られており、その炉心支持板近傍は制御棒を挿入するための配管などの存在により、当該部分の形状が複雑であることが分かる。

従来の MAAP コード (バージョン 4.0) (以下、MAAP4) による炉心部からの溶融燃料の炉心下部への移行経路は、溶融燃料が炉心支持板に堆積し溶融破損することにより炉心下部への移行を開始するモデルとなっていた[2, 3, 4]。その MAAP4 による福島第一原子力発電所 1 号機の解析では、原子炉圧力が 3 月 11 日 22 時頃に急峻なピークを示した。このピークが現れた原因は、上述したように溶融燃料が一時的に炉心支持板上に堆積し、炉心支持板が破損後に溶融燃料が炉心下部へ一度に落下したために大量の蒸気が発生したためである。このような評価結果となった背景には、従来の事故解析コードが PWR プラントである TMI2 号機の事故に基づき作成されていたことが挙げられる。

一方、図 1.1 に示しているように BWR の炉心支持板近傍の構造物は燃料支持金具、制御棒駆動機構配管、外周部にはシュラウドが存在する複雑な構造となっている。したがって、溶融燃料の炉心部から炉心下部への移行経路には、炉心支持板が破損せずとも複数存在している。以上のことから、溶融燃料は複数の経路から炉心下部へ移行すると考えられ、MAAP4 による解析結果で見られたような、溶融燃料が一旦炉心支持板に堆積し、炉心下部へ一度に落下する可能性は低いと考えられる。しかし、溶融燃料がどの経路から炉心下部へ移行するか、その挙動は現在でも正確にはわかっていない。

そこで、本資料では福島第一原子力発電所 1 号機から 3 号機における事故進展挙動の解明ならびに炉心・格納容器の状態把握に資するために、各号機の溶融燃料の炉心下部への移行挙動について検討する。検討にあたっては、溶融燃料の炉心下部への移行挙動に関する既往試験結果および解析高度化のための最新研究を調査した。

本資料は、添付資料 2 における検討課題リスト「共通-6」に挙げられる溶融燃料の炉心下部への移行挙動について検討したものである。

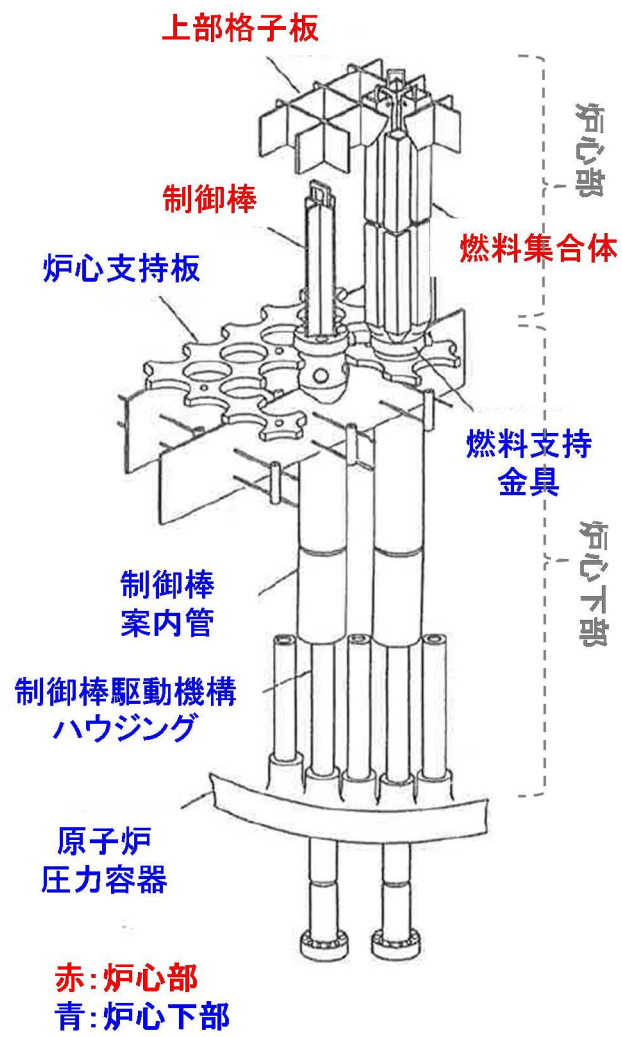


図 1.1 BWR の炉心部と炉心下部構造 [1]

2. 既往試験・最新研究で考慮されている溶融燃料の炉心下部への移行経路

図 2.1 に BWR の炉心下部構造物および既往試験[5, 6]・最新研究¹で考慮されている溶融燃料の炉心下部への移行経路を示す。本図では、想定される炉心部から炉心下部への溶融燃料移行経路として 4 つの経路が考えられている。これらの経路以外に、溶融燃料が炉心の径方向に拡がり、炉心外周部のバイパス領域へ流出後にシュラウドと接触しシュラウドを破損させる経路が考えられる。このシュラウド破損による炉心下部への溶融燃料の移行経路とは、溶融燃料がシュラウドを破損し、さらにジェットポンプを破損させた後、炉心下部へ落下するという経路である。

したがって、既往試験・最新研究で考慮されている炉心部から炉心下部への溶融燃料移行経路は以下に示す 5 経路が考えられている。

- ① 燃料支持金具の入口オリフィス (赤色)
- ② 制御棒駆動機構配管 (青色)
- ③ 破損した核計装配管 (緑色)
- ④ 破損した炉心支持板 (桃色)
- ⑤ 破損したシュラウド (紫色)

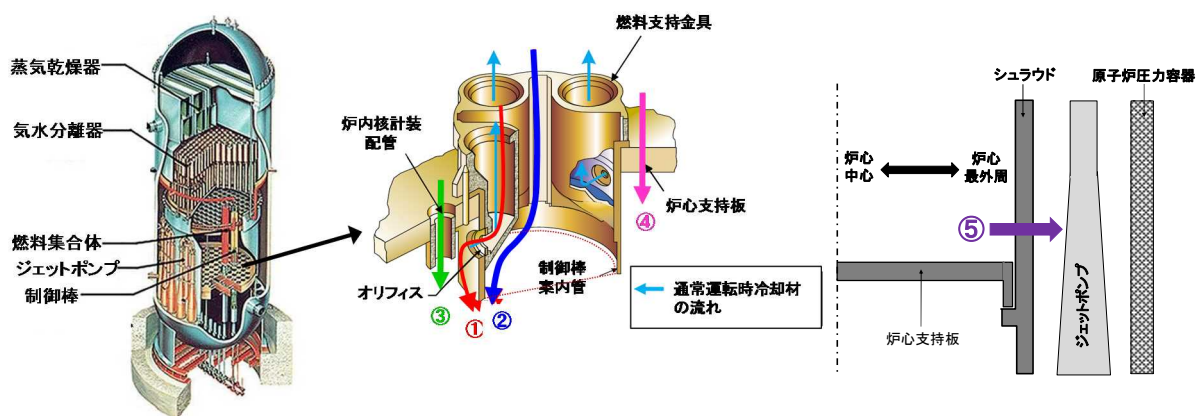


図 2.1 BWR の炉心下部構造物および既往試験・最新研究で考慮されている溶融燃料の炉心下部への移行経路 [5, 6]

¹：経産省資源エネルギー庁による平成 25 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業」で実施された「過酷事故解析コードを活用した炉内状況把握」事業

3. 既往試験結果に基づく検討

本章では、BWRにおける溶融燃料の炉心部からの炉心下部への移行挙動に関する既往試験について調査し、2章で抽出した溶融燃料移行経路の内、主にどの経路に溶融燃料が移行しているのか確認する。その結果に基づき、福島第一原子力発電所1号機から3号機における溶融物の炉心下部への落下挙動を推定する。

既往試験としては以下に示す試験を調査した。詳細は以降に示す。

1. 米国サンディア国立研究所によるXR2-1試験[5]
2. 日本原子力研究開発機構による制御棒ブレード崩落試験[6, 7]

2は経産省資源エネルギー庁による平成26年度発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業で実施された研究成果である。

3. 1 米国サンディア国立研究所によるXR2-1試験結果に基づく検討

3. 1. 1 試験概要と試験結果

<試験概要>

図3.1に試験部の概略図を示す。炉心部は、燃料集合体4体分の一部および制御棒ブレード2体分の一部で模擬されている。燃料集合体のうち、1体は約1/2集合体の体系（燃料棒28本含む）、2体は燃料棒16本を含む燃料集合体の一部の体系、残り1体は燃料棒4本を含む燃料集合体コーナー部の一部の体系で構成されている。燃料集合体の間には制御棒ブレードの領域が設けられており、そのうちの1体は22本の B_4C 制御材、残りの1体は3本の B_4C 制御材で構成されている。炉心下部構造物は、ノーズピース、燃料支持金具部2体の一部、炉心支持板および、制御棒速度リミッタで構成されている。

図3.2に溶融燃料の移行挙動を模擬するための試験装置全体の概略図を示す。炉心部上端より上方から金属ワイヤーを一定速度で挿入し、その金属ワイヤーを誘導加熱で溶融落下させ、炉心上端部からその溶融物を炉心部に流入させることにより溶融燃料の移行挙動を模擬している。金属ワイヤーは、燃料集合体被覆管および制御棒の構成物質であるZrとSteel/ B_4C の2種類が用意され、それら構成物質が存在している炉心位置に溶融物を落下させるような仕組みとなっている。

試験の流れは、まず炉心部と誘導加熱部を隔離させるためのゲートを閉じ、金属のワイヤーを溶融させるために誘導加熱部を2650Kまで温度を上昇させている。その後、ゲートを開き、まずSteel/ B_4C のみを溶融落下させ、その後Zrのみを溶融落下させている。

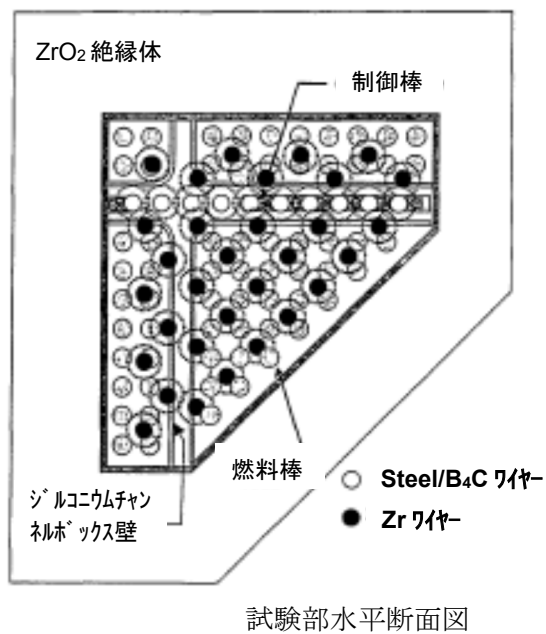
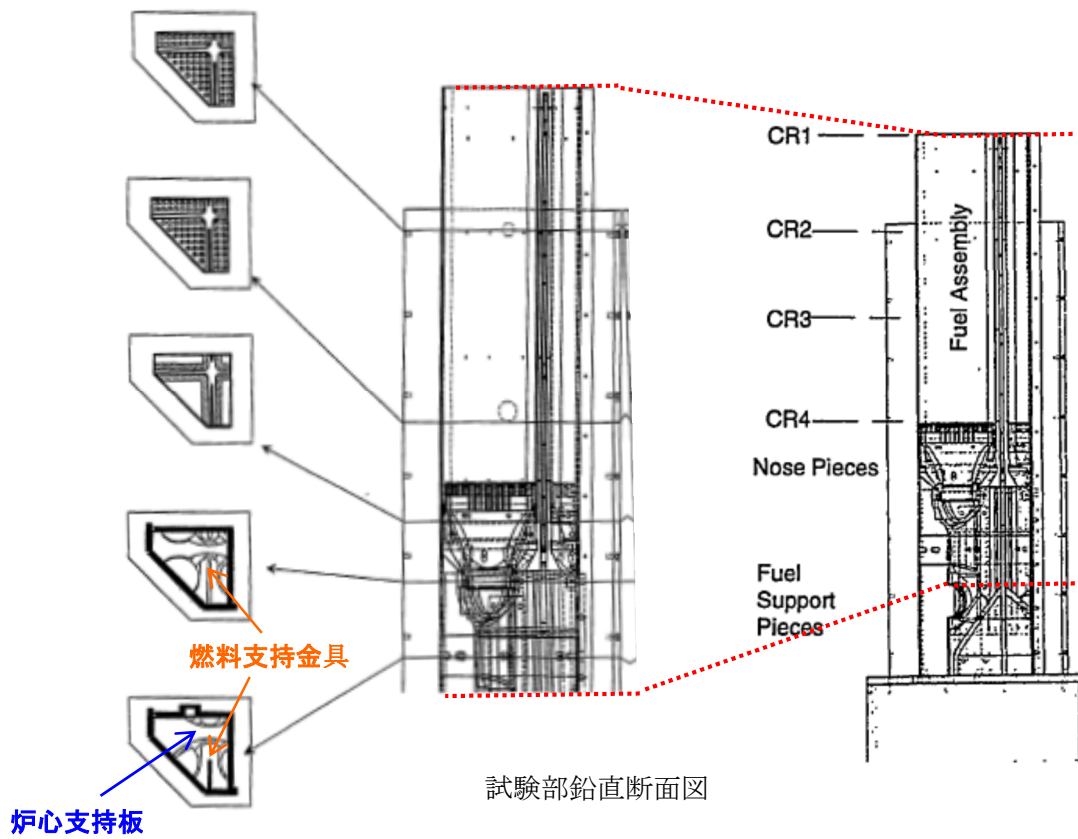


図 3.1 XR2-1 試験部の概略図 [5]

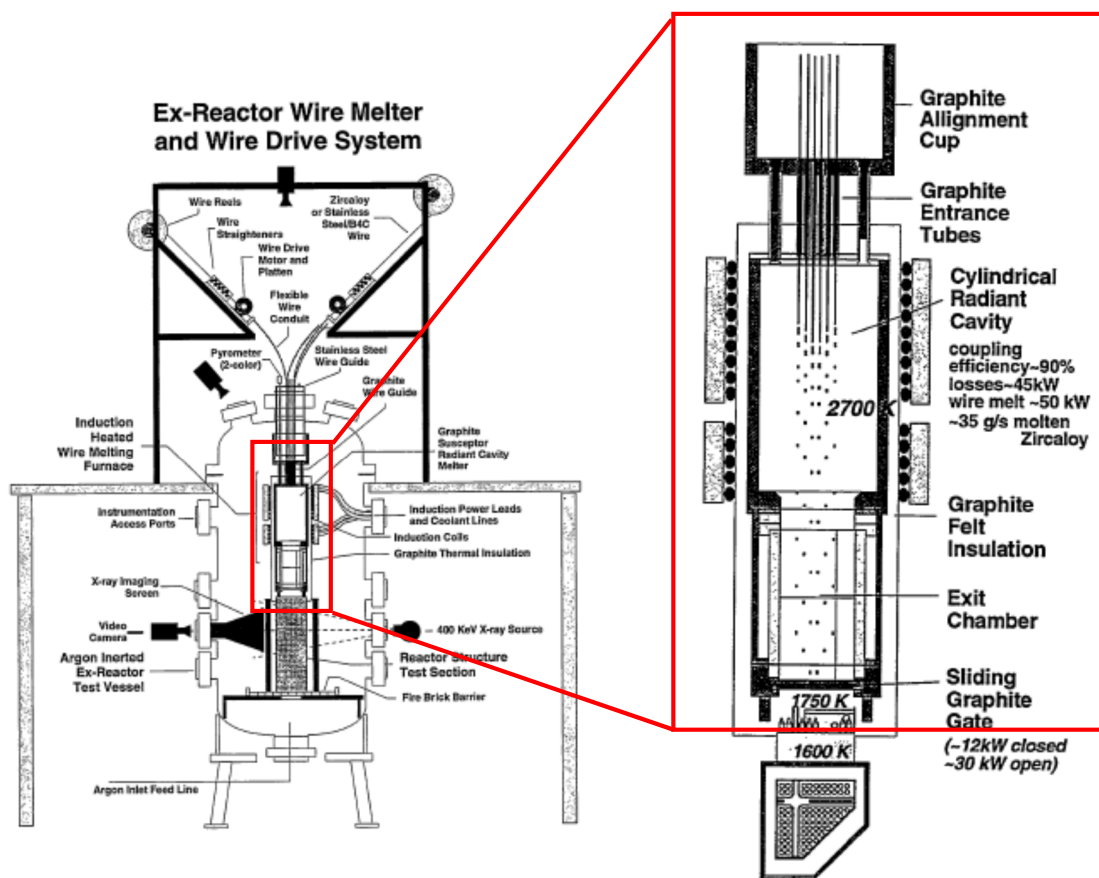


図 3.2 溶融物挙動を模擬するための試験装置全体の概略図 [5]

<試験結果>

図 3.3 に、試験終了後に試験部を X 線で撮影し、溶融物を写した結果を示す。構造物が存在する場合は黒く写ることとなるが、炉心上部の大部分が白く写っていることから、構造物はほとんど溶融し落下している。一方、炉心下部では黒く写っており、溶融物が固化していることがわかる。この溶融物の固化は、入口ノズル部と制御棒速度リミッタ上において多く確認された。また、この試験において炉心支持板は破損しなかった。

表 3.1 に試験後における溶融物の移行状況を示す。金属ワイヤーの溶融物とそれらが溶融させた燃料・構造物のうち、溶融物全体の約 81%が炉心支持板より下部に移行し、残りは炉心部に残存した。さらに炉心支持板より下部に移行した溶融物の移行位置として、燃料支持金具部から下部領域 (Catcher box 部) へ流出したものが約 33%、制御棒速度リミッタ上に 37%、残りの 11%は燃料支持

金具の入口オリフィス部に凝固した結果となった。炉心支持板上には溶融物全体の約 7%が堆積していた。

表 3.1 溶融物の位置とその体積 [5]

| Molten Material Identified at Post Test | | Molten Material Available for Relocation During Test | |
|---|----------------|---|----------------|
| Location | Volume (liter) | Molten material available | Volume (liter) |
| Material found below the core plate | 7.06 | Introduced as wire feed | 8.6 |
| Catcher box | 2.9 | SS/B ₄ C composite wire | 2.7 |
| On velocity limiter | 3.2 | Zircaloy wire | 5.9 |
| Inlet nozzle | 0.96 | Test section structural material (excluding UO ₂) | 1.5 |
| Material above core plate | 1.7 | Active control blade | 0.19 |
| Above core plate | .62 | Fuel rod cladding | 1.0 |
| In nosepieces | .77 | Fuel canister walls | 0.31 |
| Control blade gap | .31 | | |
| Volume accounted for: | 8.76 | Total volume available: | 8.6 - 10.1 |
| Volume unaccounted for: | -0.16 - 1.34 | | |

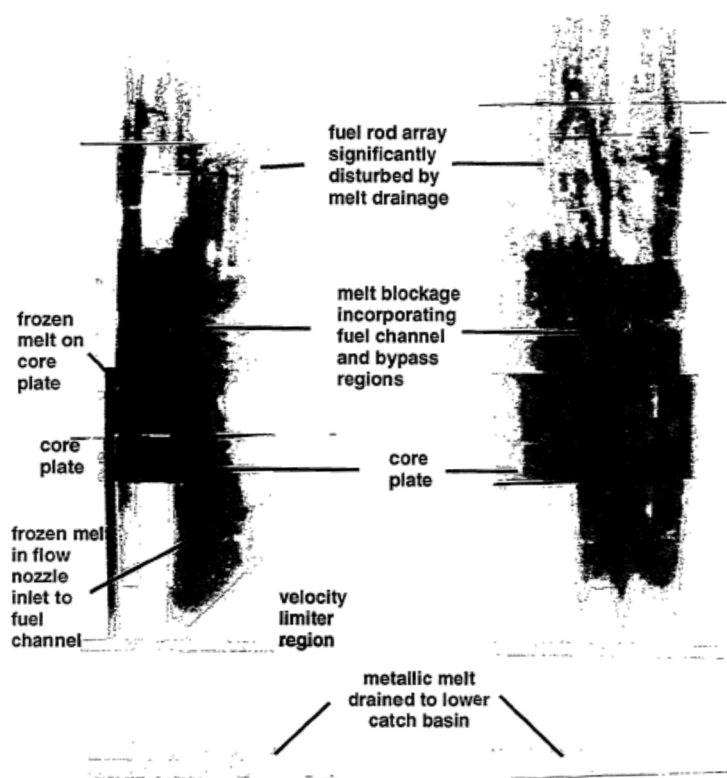


図 3.3 試験終了後の試験部の X 線投影図 [5]

3. 1. 2 試験結果に基づく熔融物移行経路の検討

以上の試験結果から、熔融物は 2 章で示した炉心部から炉心下部への熔融燃料移行経路のうち、①の燃料支持金具の入口オリフィス、②の制御棒駆動機構配管の 2 経路を通過し易いことが分かる。④の破損した炉心支持板の経路については、試験では炉心支持板に熔融物が堆積した結果となっているが破損まで至っていない。しかし、本試験の結果から実機において炉心支持板の破損が起こらないかどうかを判断することは難しい。なぜなら、本試験では、制御棒材料やチャンネルボックスなどの金属成分の熔融物移行は実現しているものの、高温となった炉心燃料が熔融し移行するような状況は実現できていないためである。このような高温の熔融燃料が炉心支持板上に落下・堆積すれば炉心支持板破損は起こりやすくなる。したがって、高温の炉心燃料が熔融する段階での熔融燃料移行挙動は不確かさが大きいと考えられる。

3. 2 日本原子力研究開発機構による制御棒ブレード崩落試験結果に基づく検討

3. 2. 1 試験概要と試験結果

<試験概要>

図 3.4 に用いられた試験体を示す。試験体は、制御棒ブレードとチャンネルボックスで構成された幅が 70mm×70mm 程度、高さが約 1200mm 程度の大きさのものである。制御棒ブレードには、 B_4C が理論密度約 70% で充填された制御棒（実機相当）が用いられている。チャンネルボックス、燃料棒についても実機相当のジルカロイ - 4 製のチャンネルボックスおよびジルカロイ - 2 製の燃料棒被覆管が用いられている。さらに、実機同様に燃料棒を固定するためにインコネル製のスペーサが用いられている。

試験は、アルゴン雰囲気中で最高温度をパラメータとして試験が行われた。試験雰囲気は蒸気を含まないドライな状態で行われている。

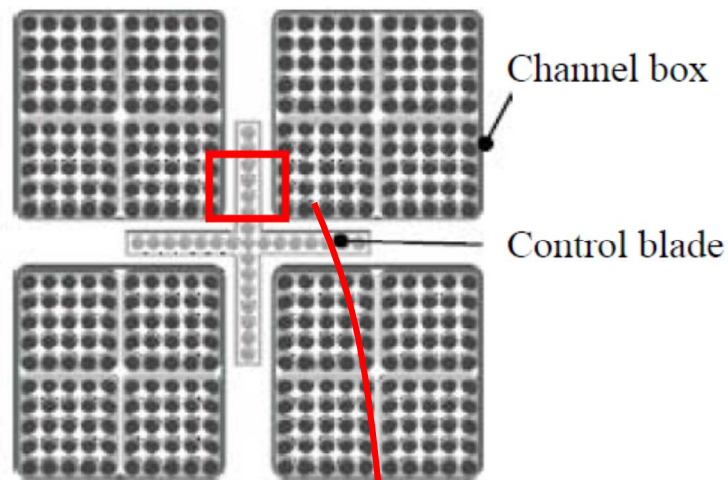


図 3.4 試験体外観写真 [6]

<試験結果>

図 3.5 に試験後の試験体の概観観察結果を示す。これらの試験では、制御棒ブレードとチャンネルボックスの間にこれらの反応溶融物が流れ落ちる様子が確認されている。これは、制御棒ブレードとチャンネルボックスが機械的に接触することにより、SUS316L 製の制御棒シース（さや）とジルカロイ-4 のチャンネルボックスとの Zr-Fe 共晶反応が発生し、生成した反応溶融物が流れ落ちたと推定されている。この反応溶融物が試験体下部まで流れ落ちていく様子が確認されている。

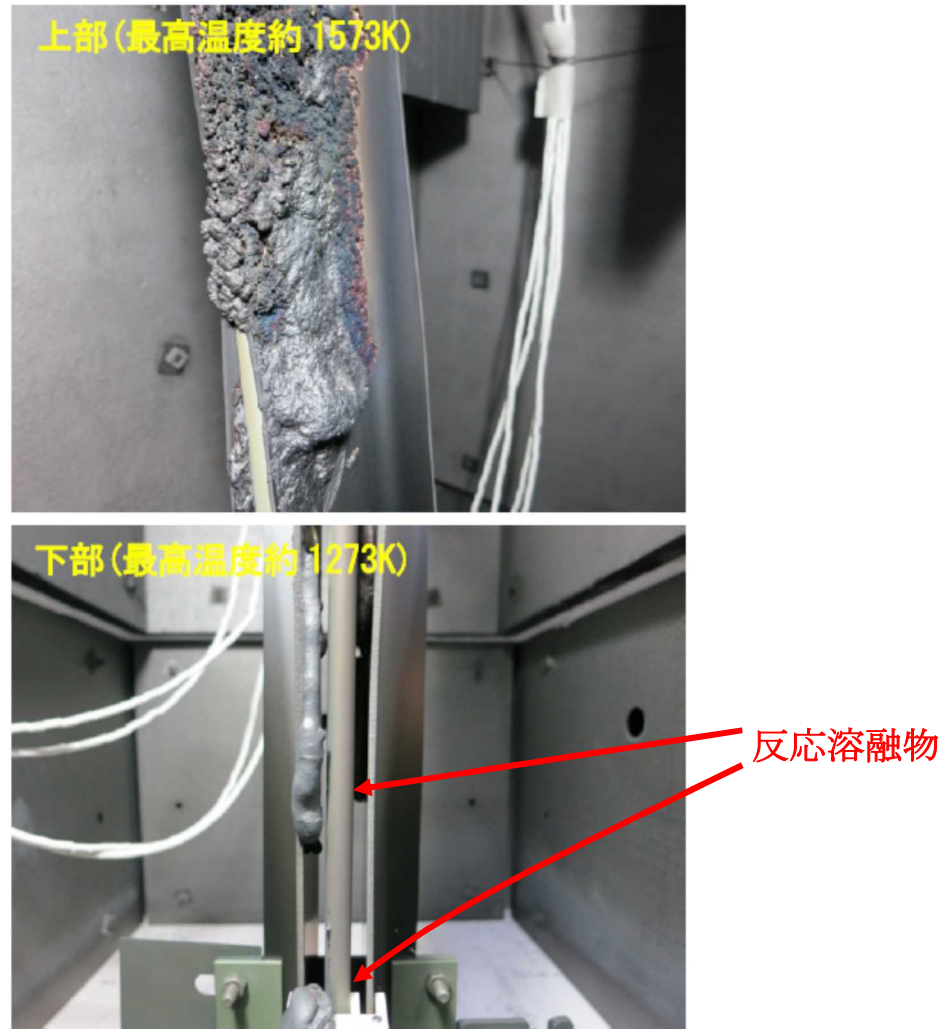


図 3.5 試験後の試験体の外観観察結果 [7]

3. 2. 2 試験結果に基づく溶融物移行経路の検討

以上の試験結果から、制御棒ブレードとチャンネルボックスが機械的に接触した場合の反応溶融物、および制御棒ブレード自体の溶融反応による溶融物は、それらが健全な時に隣接している流路の直下に移行しやすいと考えられる。すなわち、反応溶融物は制御棒駆動機構配管へ直接移行し易いと考えられる。ただし、反応溶融物が落下途中に固化することにより流路が閉塞し、炉心上部から落下してくる反応溶融物の炉心径方向の流れが発生する可能性は高い。現に前述の XR2-1 試験結果では、①の燃料支持金具の入口オリフィス側にも相当量の溶

融物が移行した形跡が見られている。

以上のことから、制御棒ブレードとチャンネルボックスが機械的に接触した場合の反応溶融物、および制御棒ブレード自体の溶融反応による溶融物は、2章で示した炉心部から炉心下部への溶融燃料移行経路のうち、②の制御棒駆動機構配管及び①の燃料支持金具部の入口オリフィスの経路を主に通過すると考えられる。

4. 最新の過酷事故解析コードより得られた結果に基づく検討

本章では、最新の過酷事故解析コードによる福島第一原子力発電所 1号機から 3号機の事故進展解析結果に基づき、溶融燃料の炉心部からの炉心下部への移行挙動について検討する。ここで、最新の過酷事故解析コードによる事故進展解析結果とは、経産省資源エネルギー庁による平成 25 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業」で実施された「過酷事故解析コードを活用した炉内状況把握」事業で得られた結果のことである。この事業において用いられた最新の過酷事故解析コードは、以下に示す解析コードである。

1. MAAP コード：バージョン 5.03 (以下、MAAP5.03)

2. SAMPSON コード：バージョン 1.4.3 (以下、SAMPSON1.4.3)

詳細は以降に示す。

4. 1 MAAP5.03 コードによる解析

MAAP5.03 コードは、従来の MAAP コードで考慮していなかった複数の溶融燃料移行経路とそれに伴う炉内構造物との熱的相互作用を考慮できるように改良されている。移行経路としては、2章で示した 5つの移行経路全てが考慮されている。また、各構造材との熱的相互作用により溶融燃料がエネルギーを失うと、移行経路途中で溶融燃料が固化し、それにより流路閉塞を起こすことも考慮されている。以降に各号機の事故進展解析結果から、溶融燃料の炉心部からの炉心下部への移行挙動についてまとめる。

4. 1. 1 解析結果

図 4.1 から図 4.3 に 1号機から 3号機における炉心損傷状態の解析結果を示す。MAAP5.03 による各号機における事故進展解析結果では、炉心損傷初期において以下に示す共通の挙動が得られている。

<各号機共通の事故進展>

まず、熔融燃料は炉心下部方向に移行している。その後、熔融燃料はクラスト化し、それにより燃料集合体非加熱部近傍にて流路閉塞が発生している。この流路閉塞により炉内に熔融プールが形成されている。

核計装配管からの熔融燃料の流出は、核計装配管が細いため貫通部内で固化すると評価している。事故進展初期において制御棒駆動機構配管への熔融物（制御棒ブレードやチャンネルボックス）の移行はあるが、燃料支持金具入口オリフィスと制御棒速度リミッタに囲まれた流路が狭く、流入量に対し燃料支持金具部の熱容量が比較的大きいことから、その流路内において固化する可能性が高いと評価している。その後、熔融燃料が移行してくると固化したものを熔融させる可能性はある。

上記の共通事故進展以降は各号機で異なる挙動を示している。以下に号機毎に事故進展の結果をまとめる。

<1号機>

熔融プール形成後、シュラウド破損が発生している。さらに、炉心支持板中央部の破損により熔融燃料は炉心下部に移行している。その後、炉心外周部の残存熔融燃料は燃料支持金具入口オリフィスおよび制御棒速度リミッタ上の経路へと移行している。最終的に、全炉心支持板が崩落し、炉心部には熔融燃料は存在しない状態となっている。

<2号機>

熔融プール形成後、熔融燃料は燃料集合体入口から炉心下部へ流出している。制御棒速度リミッタ上の経路にも同様に熔融燃料が移行している。1号機解析結果で見られたシュラウド破損は発生せず、炉心支持板の崩落も発生していない。熔融燃料は、燃料下部タイプレート上、炉心支持板、および燃料支持金具部などの炉心下部構造物上にクラスト化して存在している。

<3号機>

熔融プール形成後、熔融燃料は炉心中央部の燃料集合体入口から炉心下部へ流出している。炉心下部へ流出した熔融燃料は制御棒案内管・制御棒ハウジングを熔融させ、それら上部にある炉心支持板における炉心保持機能を喪失させ、まず炉心支持板中央部に堆積している熔融燃料などが炉心下部へ段階的に落下している。最終的に炉心部に熔融燃料は存在しない状態となっている。シュラウド破損はない。

4. 1. 2 解析結果に基づく熔融燃料移行経路の検討

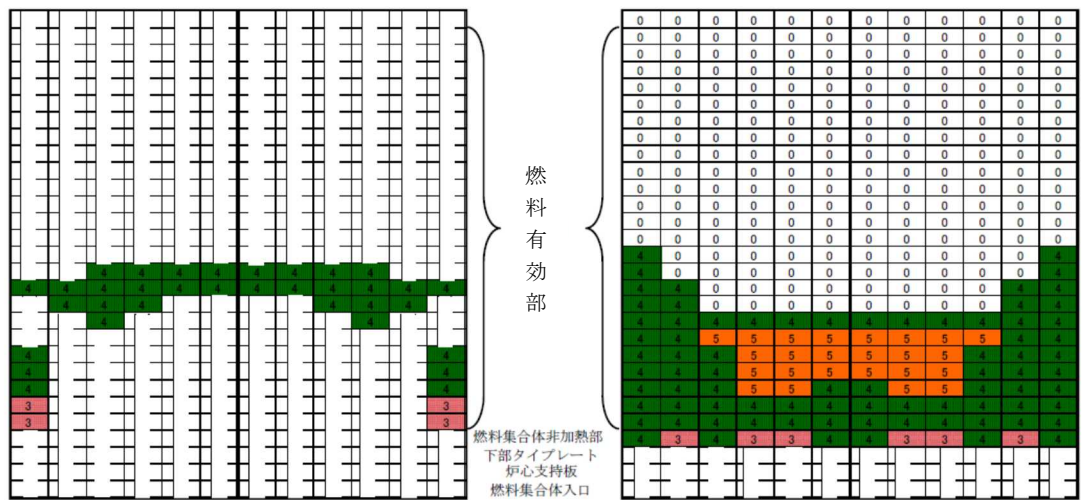
以上の MAAP5.03 による各号機の事故進展解析結果から、2 章で示した炉心部から炉心下部への熔融燃料移行経路について以下にまとめる。

| 炉心部から炉心下部への 熔融燃料移行経路 | 1 号機 | 2 号機 | 3 号機 |
|----------------------------|------|------|------|
| ① 燃料支持金具の入口オリフィス | ○ | ○ | ○ |
| ② 制御棒駆動機構配管 ⁽¹⁾ | ○ | ○ | ○ |
| ③ 破損した核計装配管 | × | × | × |
| ④ 破損した炉心支持板 | ○ | × | ○ |
| ⑤ 破損したシュラウド | ○ | × | × |

○：熔融燃料が通過した ×：熔融燃料が通過しなかった

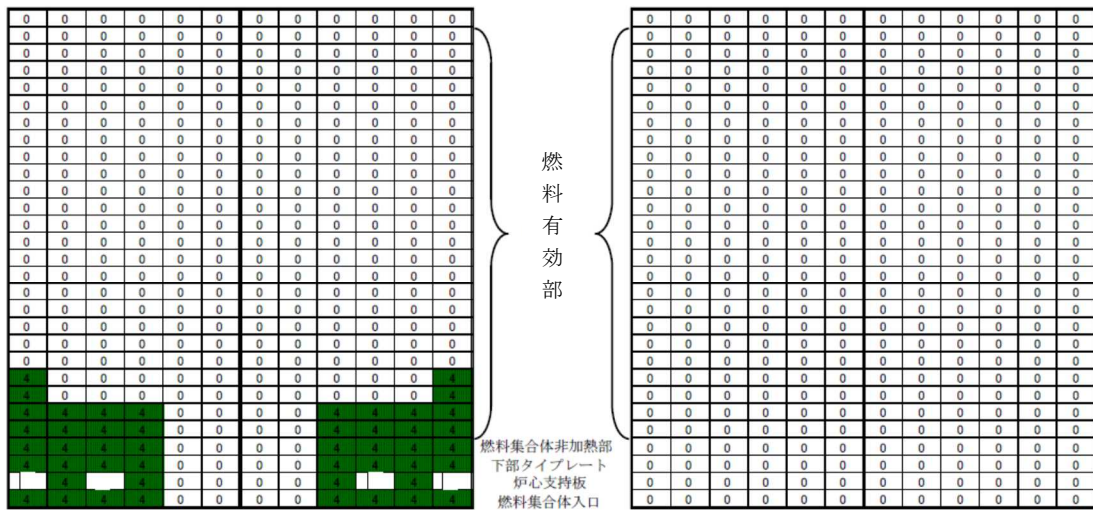
－：熔融燃料移行経路が考慮されていない

(1)：制御棒速度リミッタ上で事故進展初期の熔融物は固化すると評価している。ただし、後に熔融燃料が移行してくると固化したものを熔融させる可能性はある。



(a)事故後 4 時間
(2011/3/11 18:46 頃)

(b)事故後 8 時間
(2011/3/11 22:46 頃)



(c)事故後 15 時間
(2011/3/12 5:46 頃)

(d) 事故後 17 時間
(2011/3/12 7:46 頃)

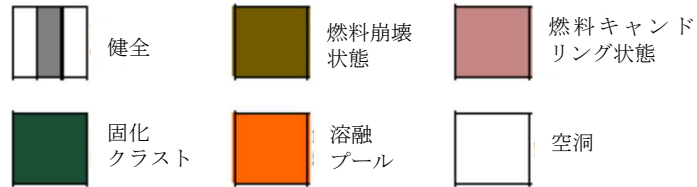
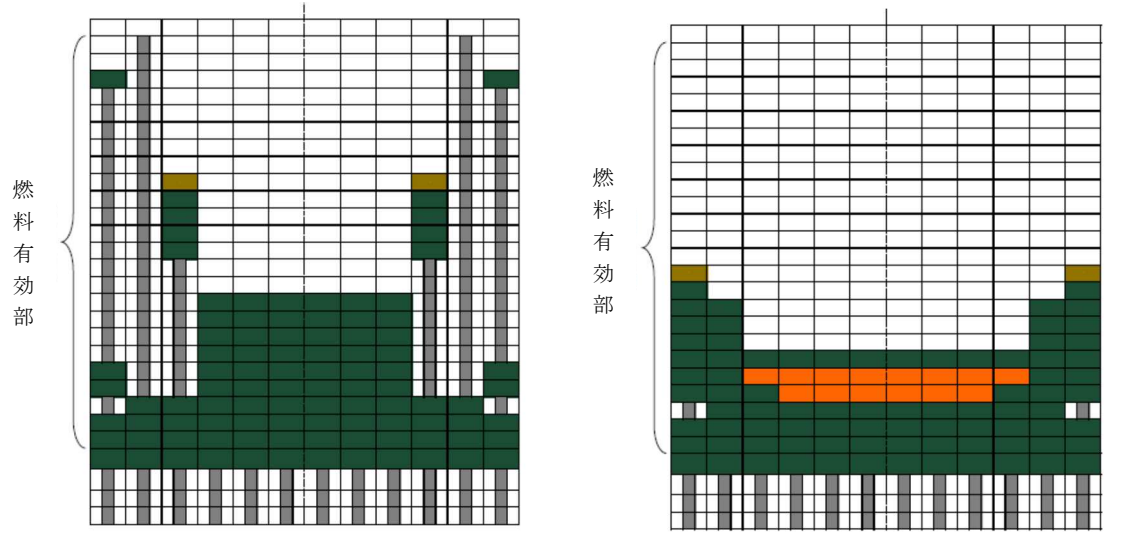
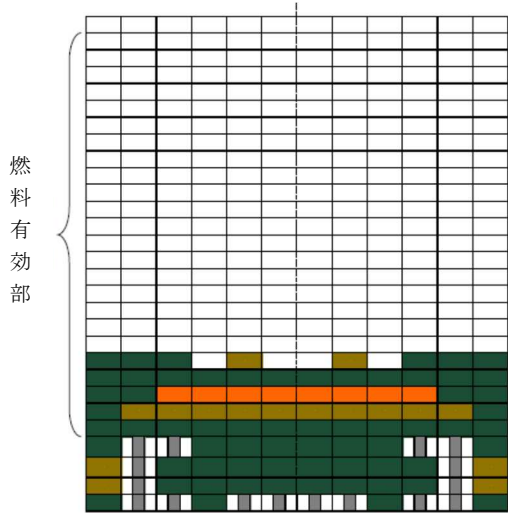


図 4.1 1 号機炉心損傷状態図



(a)スクラム後 78 時間(2011/3/14 20:34)

(b)スクラム後 92 時間(2011/3/15 10:26)



(c)スクラム後 1 週間(2011/3/18 14:46)

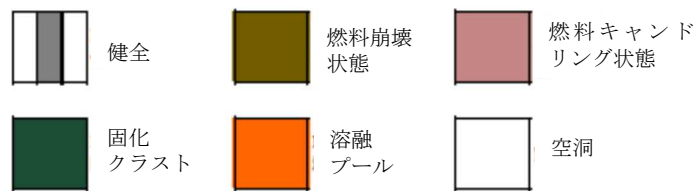
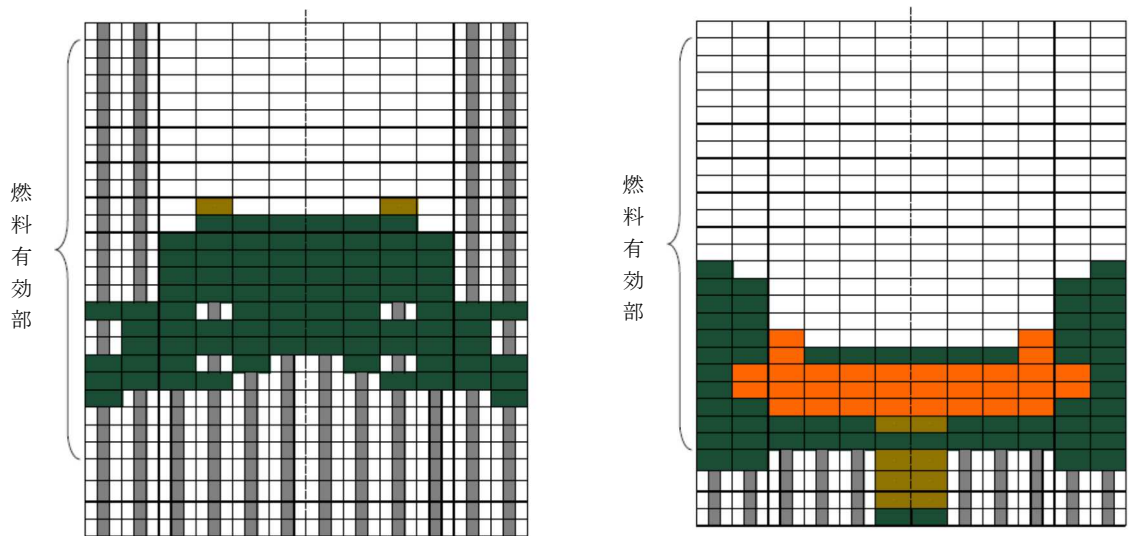
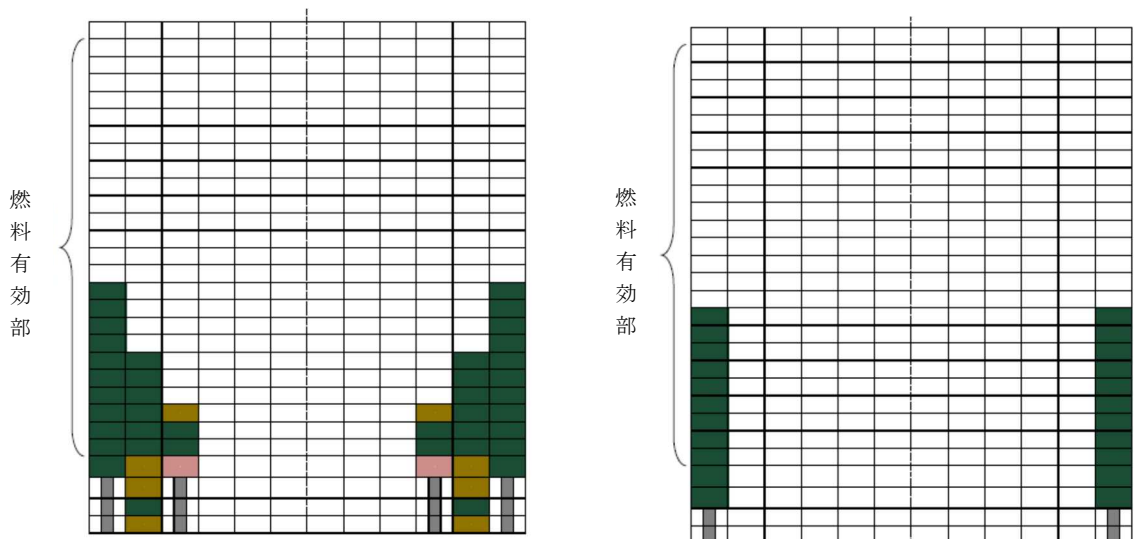


図 4.2 2号機炉心損傷状態図



(a)スクラム後約 40 時間(2011/3/13 6:46)

(b)スクラム後約 44 時間(2011/3/13 11:12)



(c)スクラム後約 48 時間(2011/3/13 14:33)

(d)スクラム後約 60 時間(2011/3/14 2:46)

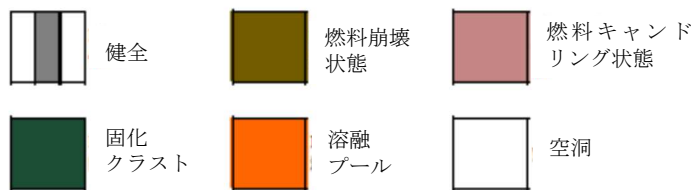


図 4.3 3号機炉心損傷状態図

4. 2 SAMPSON1.4.3 コードによる解析

SAMPSON1.4.3 コードでは、従来の SAMPSON コードで考慮していなかった複数の溶融燃料移行経路の実際の構造をできるだけ反映するように、解析領域の分割を行っている。さらに、炉心支持板が溶融して無くなると、その上部にある燃料棒は全て炉心下部に落下するようになっている。移行経路としては、2章で示した①から③の移行経路が考慮されている。④の破損した炉心支持板については、計算セル内に存在する炉心支持板の体積と物性値は考慮されているが、炉心支持板上に溶融燃料が堆積する挙動までは考慮されていない。さらに、⑤の破損したシュラウドからの溶融燃料移行は考慮されていない（シュラウド損傷は評価しているが、損傷部からの溶融燃料流出は考慮していない）。また、各構造材との熱的相互作用により溶融燃料がエネルギーを失うと、移行経路途中で溶融燃料が固化し、それにより流路閉塞を起こす挙動については MAAP5.03 と同様に SAMPSON1.4.3 でも考慮されている。以降に各号機ごとの事故進展解析結果から、溶融燃料の炉心部からの炉心下部への移行挙動をまとめる。

なお、3号機事故進展解析結果は SAMPSON1.3.1 による解析結果であるが、SAMPSON1.4.3 との違いで溶融燃料の炉心下部への移行経路を検討するのに影響はないことを確認している。

4. 2. 1 解析結果

図 4.4 から図 4.6 に1号機から3号機における炉心損傷状態の解析結果を示す。SAMPSON による各号機における事故進展解析結果では、炉心損傷初期において以下に示す共通の挙動が得られている。

<各号機共通の事故進展>

溶融燃料はクラスト化するものの流路閉鎖するまでには至らず、溶融燃料の多くは燃料集合体入口オリフィスあるいは制御棒駆動機構配管に移行している。

以下に号機毎に事故進展の結果をまとめる。

<1号機>

炉心支持板は溶融燃料の一部と接触することにより溶融破損し、炉心部の構造物が炉心下部へ落下している。一方、制御棒駆動機構配管に移行した溶融燃料も制御棒速度リミッタを溶融させている。最終的に炉心部には溶融燃料は存在しない状態となっている。シュラウドの下部が溶融した結果が得られている。

<2号機>

熔融燃料による炉心支持板、制御棒速度リミッタの全破損は発生していない。燃料下部タイプレート上、炉心支持板、および燃料支持金具などの構造物上に固化した熔融燃料が存在している。シュラウド上部の損傷が発生している。

<3号機>

炉心支持板は熔融燃料の一部と接触することにより熔融破損し、炉心部の構造物が炉心下部へ落下している。一方、制御棒駆動機構配管に移行した熔融燃料も制御棒速度リミッタを熔融させている。最終的に炉心部には熔融燃料はほとんど存在しない状態となっている。シュラウドの下部が熔融した結果が得られている。

4. 2. 2 解析結果に基づく熔融燃料移行経路の検討

以上の SAMPSON1.4.3 (3号機は SAMPSON1.3.1) による各号機の事故進展解析結果から、2章で示した炉心部から炉心下部への熔融燃料移行経路について以下にまとめる。

| 炉心部から炉心下部への 熔融燃料移行経路 | 1号機 | 2号機 | 3号機 |
|----------------------------|------------------|-----|------------------|
| ① 燃料支持金具の入口オリフィス | ○ | ○ | ○ |
| ② 制御棒駆動機構配管 | ○ ⁽¹⁾ | ○ | ○ ⁽¹⁾ |
| ③ 破損した核計装管 | — | — | — |
| ④ 破損した炉心支持板 ⁽²⁾ | ○ | × | ○ |
| ⑤ 破損したシュラウド ⁽³⁾ | ○ | × | ○ |

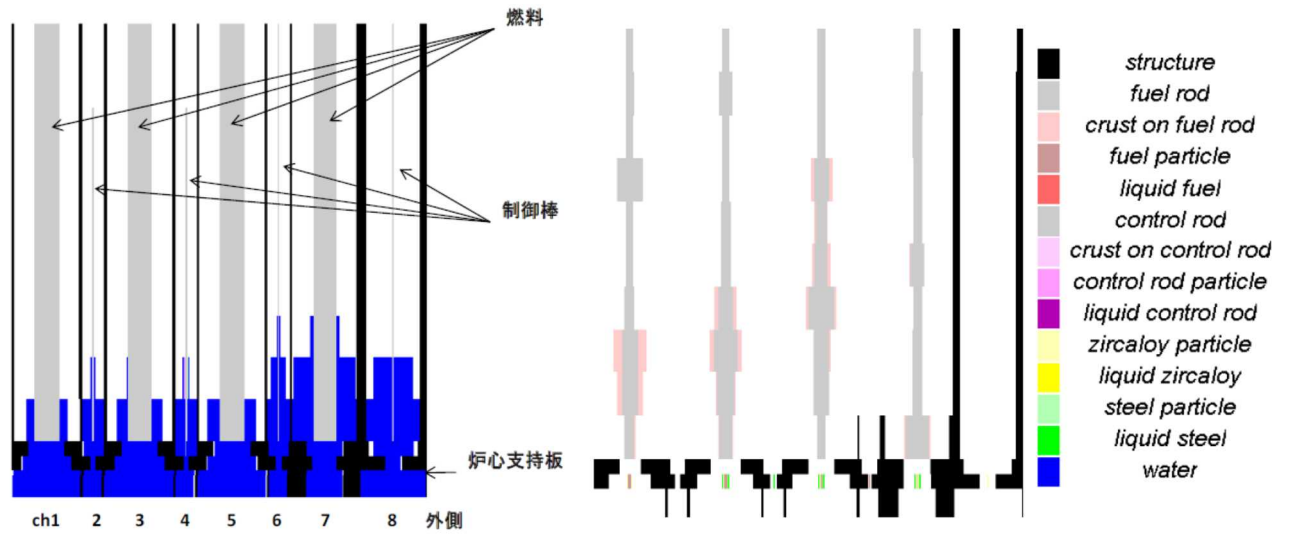
○：熔融燃料が通過した ×：熔融燃料が通過しなかった

—：熔融燃料移行経路が考慮されていない

(1)：制御棒速度リミッタが熔融すると評価している。

(2)：炉心支持板上の熔融燃料の堆積は考慮していない。

(3)：シュラウド損傷は評価しているが、損傷部からの熔融燃料流出は評価していない。熔融燃料流出可能性で判断した。



スクラム後約 4.5 時間

スクラム後約 6.5 時間

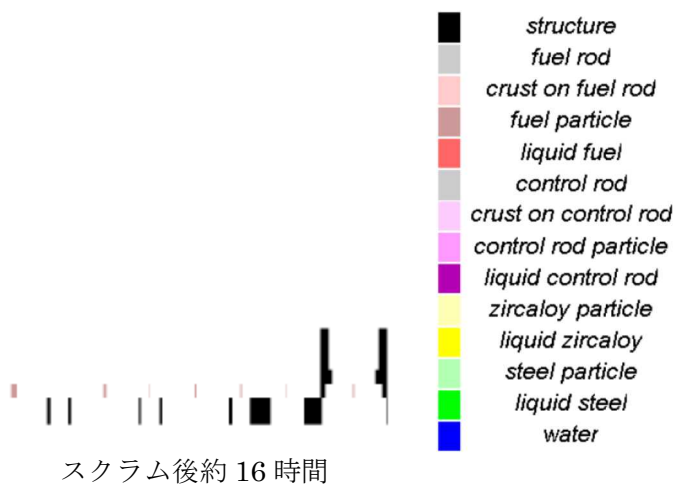


図 4.4 1 号機炉心損傷状態図 (体積率)

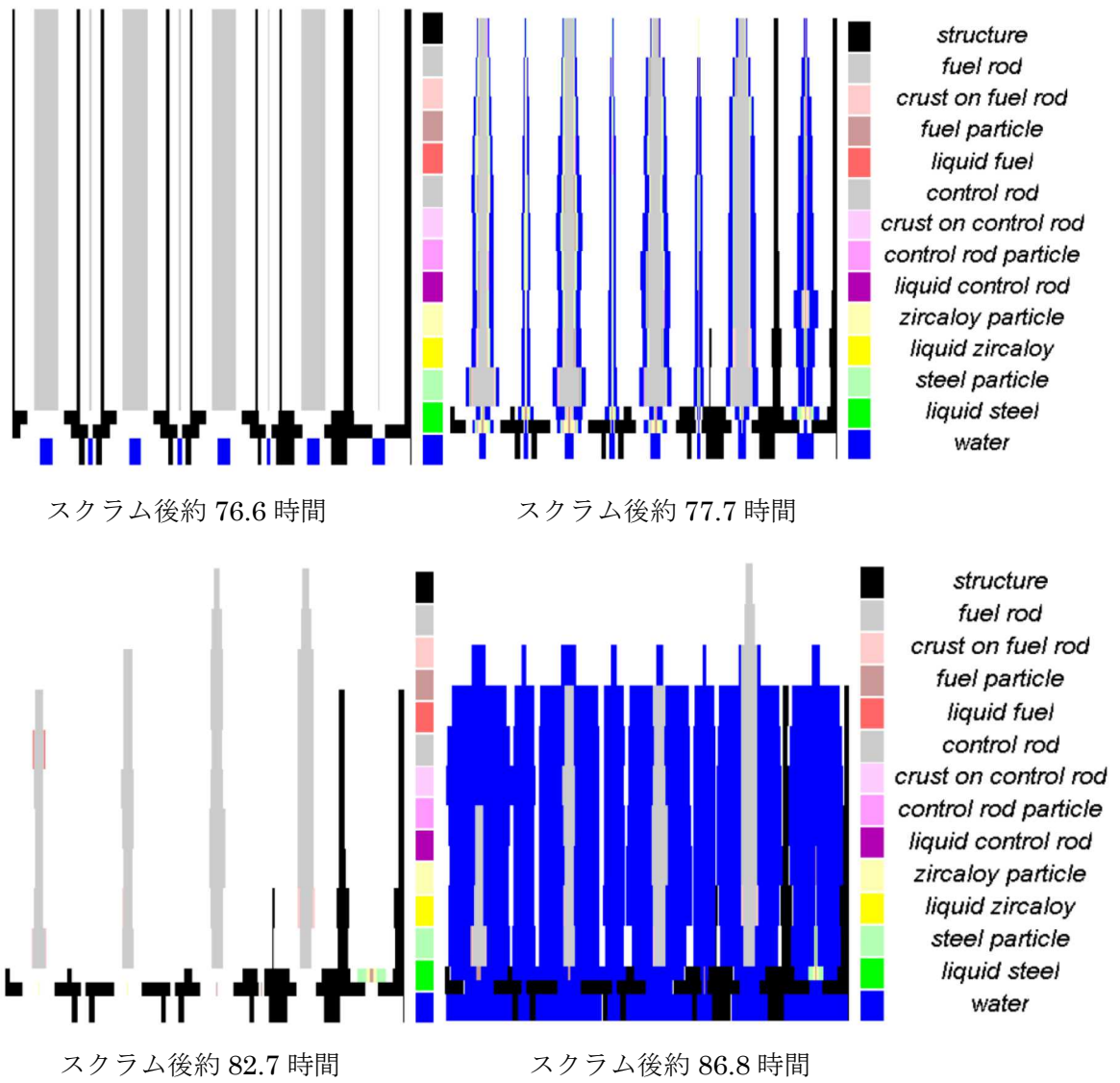


図 4.5 2号機炉心損傷状態図 (体積率)

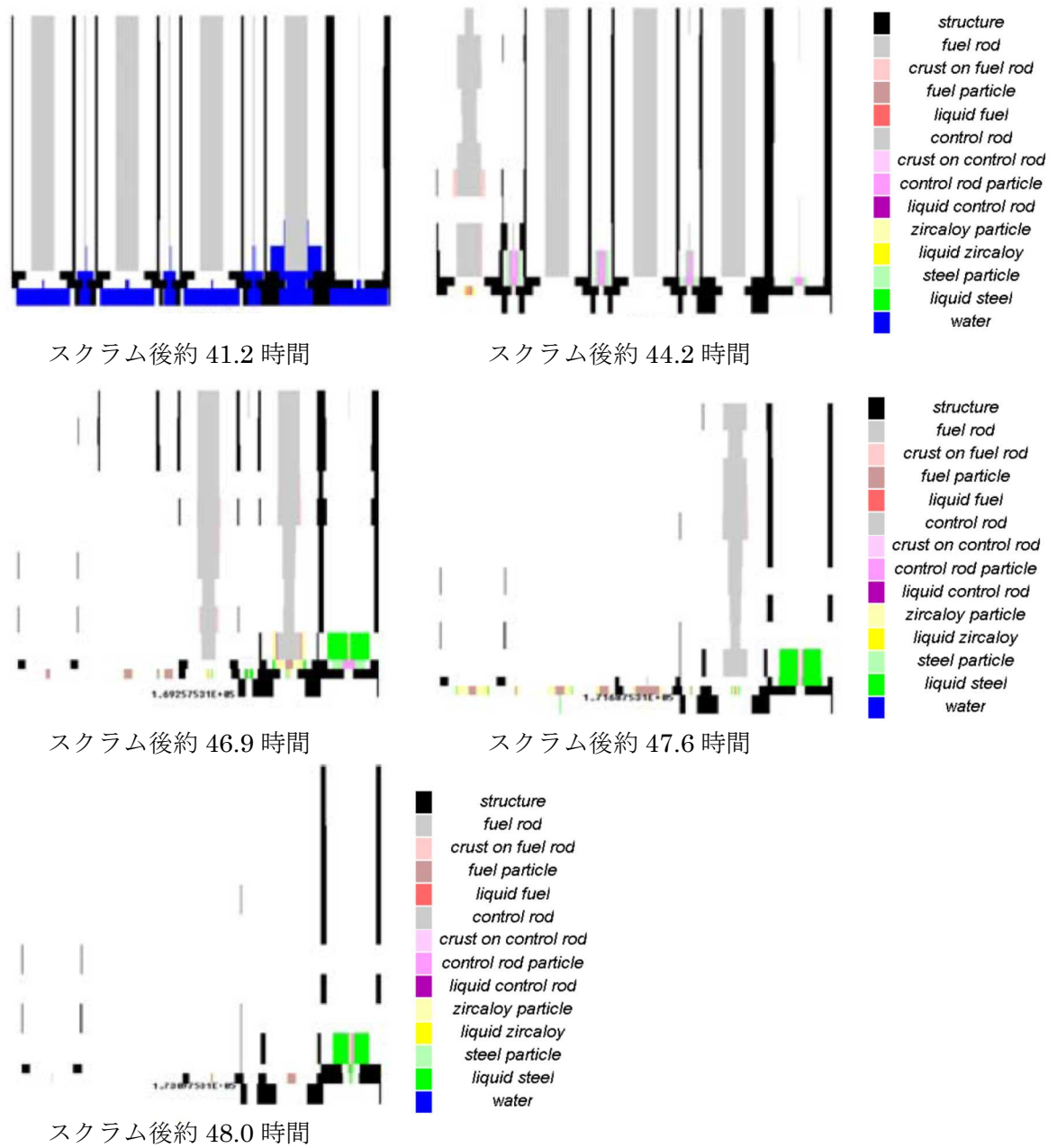


図 4.6 3号機炉心損傷状態図（体積率）

5. 福島第一原子力発電所事故における溶融燃料の炉心下部への移行挙動の推定

前章まで、各々の試験と解析コードの結果に基づいて溶融燃料の炉心から炉心下部への移行経路を検討した。それらの検討結果を 2 章で示した①から⑤の溶融燃料移行経路に分類してまとめたものを表 5.1 に示す。この表に基づき、福島第一原子力発電所 1 号機から 3 号機の事故進展における溶融燃料移行経路について推定した結果を以下に示す。

① 燃料支持金具の入口オリフィスからの溶融燃料の流出

1 号機から 3 号機の事故進展において溶融燃料は本移行経路を通り炉心下部へ移行していたと推定する。

② 制御棒駆動機構配管からの溶融燃料の流出

1 号機から 3 号機の事故進展において、溶融燃料および溶融物（制御棒ブレードおよびチャンネルボックス）は本移行経路を通り制御棒速度リミッタ上へ移行したと推定する。事故進展初期において、まず溶融物が制御棒速度リミッタ上へ移行する。炉心入口オリフィスと制御棒速度リミッタに囲まれた隙間が狭く、流入量に対し燃料支持金具部の熱容量が比較的大きいこと、制御棒駆動機構配管内に冷却材が存在し得ることなどを考慮すると、その隙間において溶融燃料が固化した可能性が高い。その後、溶融燃料が同移行経路に流入した場合は、固化した溶融物を溶融させている可能性はある。

③ 破損した核計装配管からの溶融燃料の流出

1 号機から 3 号機の事故進展において、核計装配管は細いため溶融燃料は貫通部内で固化する可能性が高い。したがって、溶融燃料は本移行経路から炉心下部へ流出していなかったと推定する。

④ 破損した炉心支持板からの溶融燃料の流出

解析では炉心支持板の溶融および崩落により溶融燃料が炉心下部へ流出する結果が得られている。一方、試験では炉心支持板の破損は確認されていない。

この破損は炉心支持板上への溶融燃料の堆積量に依存しており、さらにその堆積量は固化クラストなどによる流路閉塞挙動に関連している。解析による炉心支持板上への溶融燃料の堆積挙動は不確かが大きく、また、試験では実機形状を模擬しているものの考慮している炉心領域の範囲が狭く、かつ温度条件が実機と異なることから、炉心支持板上への溶融燃料の堆積量は実機の挙動を十分

に模擬できていないと考えられる。

以上のことから、1号機から3号機の事故進展において溶融燃料は本移行経路を通り炉心下部へ流出した可能性はあるものの、不確かさが大きく現段階では判断できない。

⑤ 破損したシュラウドからの溶融燃料の流出

異なる過酷事故解析コードによる実機解析から、1号機と3号機においてシュラウド下部が損傷する結果が得られている。以上のことから、1号機と3号機の事故進展において、溶融燃料は本移行経路を通り炉心下部へ流出した可能性はあるものの、④と同様の理由で不確かさが大きく現段階では判断できない。

2号機については「福島第一原子力発電所2号機原子炉压力容器底部における温度上昇を踏まえた対応に係る報告」[8]において、「原子炉再循環系の入口圧と給水系の注水量の関係から当該部位近傍は水が存在すると考えられそれにより冷却されていることから、総合的には原子炉の冷却は維持されているものと判断している。」と整理しており、2号機においてシュラウドは大きく破損しておらず、シュラウド破損による溶融燃料の流出の可能性はないと推定する。

表 5.1 (A)既往試験および(B)解析高度化のための最新研究成果における炉心下部への溶融燃料移行経路調査結果

| 炉心部から炉心下部への 溶融燃料移行経路 | 試験 | | 解析 | | | | | |
|-------------------------|--------------------------|----------------------------|--------------------------|------------------|------------------|---|-----|------------------|
| | (A) XR2-1 試験 (SNL) | (B) 制御棒ブレード 崩落試験 (JAEA) | (B) MAAP5.03 による 実機解析 | | | (B) SAMPSON1.4.3 による 実機解析 (3号機は SAMPSON1.3.1) | | |
| | | | 1号機 | 2号機 | 3号機 | 1号機 | 2号機 | 3号機 |
| ① 燃料支持金具の入口オリフィス | ○ | — | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ |
| ② 制御棒駆動機構配管 | ○ | ○ ⁽¹⁾ | ○ ⁽²⁾ | ○ ⁽²⁾ | ○ ⁽²⁾ | ○ ⁽³⁾ | ○ | ○ ⁽³⁾ |
| ③ 破損した核計装配管 | — | — | × | × | × | — | — | — |
| ④ 破損した炉心支持板 | × | — | ○ | × | ○ | ○ ⁽⁴⁾ | × | ○ ⁽⁴⁾ |
| ⑤ 破損したシュラウド | — | — | ○ | × | × | ○ ⁽⁵⁾ | × | ○ ⁽⁵⁾ |

○：溶融燃料が通過した ×：溶融燃料が通過しなかった —：溶融燃料移行経路が考慮されていない

(1)：試験結果より、溶融燃料が制御棒駆動機構配管へ直接移行し易いと判断されるため○とした。

(2)：制御棒速度リミッタ上で事故進展初期の溶融物は固化すると評価している。

(3)：制御棒速度リミッタが溶融すると評価している。

(4)：炉心支持板上の溶融燃料の堆積は考慮していない。

(5)：シュラウドが損傷しているが、損傷部からの溶融燃料流出を解析では評価していない。溶融燃料の流出可能性で判断した。

6. まとめ

既往試験と解析高度化のための最新研究成果を調査し、溶融燃料の炉心部から炉心下部への移行経路を整理した。検討した結果を以下に示す。

- ・各号機ともに事故進展において、溶融燃料は燃料支持金具部入口オリフィスと制御棒駆動機構配管から流出していたと推定する。制御棒駆動機構配管からの流出については、炉心入口オリフィスと制御棒速度リミッタに囲まれた隙間において溶融物が固化していた可能性が高い。
- ・各号機ともに核計装配管は細いため溶融燃料は貫通部内で固化していたと推定する。
- ・各号機ともに炉心支持板の破損により融燃料流出の可能性はある。ただし、これらの流出は炉心下部構造物近傍における溶融燃料の堆積・固化の程度に影響され、その挙動の不確かさが大きいため、実際に溶融燃料が移行したか不明である。
- ・1号機と3号機についてシュラウドの破損部からの溶融燃料流出の可能性はある。ただし、これらの流出は炉心下部構造物近傍における溶融燃料の堆積・固化の程度に影響され、その挙動の不確かさが大きいため、実際に溶融燃料が移行したか不明である。2号機については、原子炉再循環系の入口圧と給水系の注水量の関係から、当該部位近傍は水が存在すると考えられ、シュラウドは大きく損傷していないと推定する。

上記の推定における不確かさを低減するため、実プラントの調査、および以下に示す国家プロジェクトあるいは国際プロジェクトにおいて新たな知見の収集を継続する。

・国家プロジェクト

安全対策高度化技術基盤整備事業として「シビアアクシデント時の燃料破損・溶融過程解析手法の高度化」が実施中である。本プロジェクトでは、実機相当の燃料集合体や制御棒ブレードを用いて炉心溶融燃料のリロケーション試験を実施しており、今後は蒸気雰囲気で行う計画がある。さらに、詳細解析として数値流体力学的手法に基づく3次元燃料溶融複雑系シミュレーションコードJUPITER (Jaea Utility Program with Immersed boundary Technique and Equations of multiphase flow analysis for simulating Relocation behavior of molten debris) が開発されており、炉心部から炉心下部への溶融燃料移行進展解析が実施中である[9]。

- ・国際プロジェクト

経済協力開発機構・原子力機関（OECD/NEA）のプロジェクトとして、**Benchmark Study of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station (BSAF)**プロジェクトが実施中である。そのプロジェクトにおいて、世界の各機関が所有している原子炉過酷事故解析コードを用いて福島第一原子力発電所1号機から3号機までの事故進展解析を実施している[10]。

参考文献

- [1] “軽水炉発電所のあらまし”，原子力安全研究協会，平成 20 年 9 月
- [2] “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”，東京電力，2013/12/13
- [3] “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”，東京電力，2014/08/06
- [4] “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 3 回進捗報告”，東京電力，2015/05/20
- [5] “Final Result of the XR2-1 BWR Metallic Melt Relocation
Experiment”，R.O.Gauntt, L.L.Humphries, NUREG/CR-6527
SAND97-1039, 1997
- [6] “Experimental Study on Control Blade Degradation and its
Modeling”，Proceedings of WRFPM, Paper No. 100079, Sendai,
Japan, Sep. 14-17, 2014
- [7] “シビアアクシデント時の燃料破損・溶融仮定解析手法の高度化－事
業の概要と現状－”，核燃料部会セッション「シビアアクシデント及び
福島第一原発の廃炉に関する燃料関連基礎研究」，日本原子力学会
「2014 春の大会」，2014 年 9 月 8 日-10 日，京都大学
- [8] “福島第一原子力発電所第 2 号機原子炉压力容器底部における温度上
昇を踏まえた対応に係る報告について”，経済産業省 Web，平成 24 年
2 月 15 日
(<http://www.meti.go.jp/press/2011/02/20120216002/20120216002.html>)
- [9] “燃料溶融複雑系シミュレーション”，山下晋，第 26 回 CCSE ワーク
ショップ，平成 27 年 2 月 26 日
- [10] “Information Portal for the Fukushima Daiichi Accident Analysis
and Decommissioning Activities”，URL: <http://fdada.info/index>