

# 電力中央研究所報告

MAAP5.01 及び MELCOR2.1 を用いた  
軽水炉代表プラントの過酷事故解析  
－BWR5/Mark-II 改良型プラントの全交流電源喪失解析の比較－  
研究報告：L13006

平成26年6月

**IR** 電力中央研究所

**IR**

**CRIEPI**

---

**Central Research Institute of  
Electric Power Industry**

# MAAP5.01 及び MELCOR2.1 を用いた 軽水炉代表プラントの過酷事故解析 －BWR-5/Mark-II 改良型プラントの全交流電源喪失解析の比較－

西村 聡<sup>\*1</sup>      日渡 良爾<sup>\*2</sup>      古谷 正裕<sup>\*1</sup>  
西 義久<sup>\*3</sup>

キーワード：過酷事故  
安全解析  
全交流電源喪失  
MAAP  
MELCOR

Key Words : Severe accident  
Safety analysis  
Station blackout  
MAAP  
MELCOR

## Severe accident analysis of a representative LWR plant with MAAP5.01 and MELCOR2.1 - Comparison of station blackout analysis for a BWR-5/advanced Mark-II containment type plant -

Satoshi Nishimura, Ryoji Hiwatari, Masahiro Furuya and Yoshihisa Nishi

### Abstract

In order to investigate the differences in characteristics of MAAP5.01 and MELCOR2.1, which are dedicated codes to evaluate severe accident progression, severe accident analyses for a TBU sequence (station blackout with no emergency power supply and no recovery of short- and long-term A/C power) in a BWR-5/advanced Mark-II containment type plant were conducted by using the two codes.

Based on the analysis that input settings of the decay heat of fuel, the failure criteria of fuel cladding and core support plate, and zirconium – water interaction model are adjusted between these codes, the hydrodynamic response inside the reactor pressure vessel (RPV) in the early phase (until the onset of fuel relocation) of the TBU sequence is shown to be in good agreement. However, significant differences are observed in the onset timing of the major physical phenomena after the core support plate failure. It is inferred that these disagreements are primarily caused by the differences in characteristics of analytical models in each code, such as debris relocation, coolant channel blockage, entrainment and quench of the molten debris jet in water pool, failure of the RPV lower head, and molten core – concrete interaction (MCCI).

(Nuclear Technology Research Laboratory Rep.No.L13006)

(平成 26 年 3 月 31 日 承認)

- <sup>\*1</sup> 原子力技術研究所 原子炉システム安全領域 上席研究員  
<sup>\*2</sup> 原子力技術研究所 原子炉システム安全領域 主任研究員  
<sup>\*3</sup> 原子力技術研究所 原子炉システム安全領域 上席研究員・領域リーダー

## 背景

東京電力（株）福島第一原子力発電所では、2011年3月に発生した東日本大震災に起因する全交流電源喪失（SBO）が継続して炉心が溶融し、放射性物質が外部に流出する過酷事故（SA）が発生した。これを受け、原子力規制委員会は2013年に新規規制基準を策定し、SA対策についても電力会社に義務づけることとした。SA対策の検討にあたっては、SA時の事象進展予測とその定量評価が重要となるが、事象の発生タイミングやプラントの過渡応答は、使用するSA解析コードの設計方針の違いや物理現象のモデル化の差に大きく影響される。したがって、SA時の事象進展を予測する際には、解析コードの特徴を十分把握した上で事象評価を実施し、結果を解釈する必要がある。

## 目的

BWRの代表プラントを選定し、「電源喪失：TBU<sup>注1)</sup>」シーケンスの発生を想定して代表的なSA解析コードMAAP5.01及びMELCOR2.1を用いた解析を行い、事故時挙動の予測結果に影響を及ぼす両コードの解析モデルの違いを明らかにする。

## 主な成果

BWRの代表プラントとしてBWR-5/Mark-II改良型プラントを選定し（図1、表1）、MAAP5.01及びMELCOR2.1の解析モデルに対して標準設定を用いた解析、さらに燃料の崩壊熱や燃料被覆管などの破損条件と解析モデルの調整係数を両コードで可能な限り一致させた解析（チューニング解析）を実施して、以下のことを明らかにした。

- (1) TBUシーケンスの事象進展の概要と燃料落下開始までの原子炉圧力容器（RPV）内の事象発生時間は、両コード間で比較的良く一致した（図2）。その一方で、炉心支持板破損から格納容器（PCV）破損までの事象発生時間にはコード間で大きな差が見られたが、事故開始からPCV破損発生までの全時間に着目すれば、その差は16%程度と比較的近い結果となった（図2）。
- (2) 炉心支持板破損からPCV破損までの事象発生時間やプラント過渡応答の差は、主に炉心内でのデブリの移行に伴う流路閉塞、下部プレナムでのデブリの微粒化と冷却、RPV下部ヘッドの破損、溶融炉心とコンクリートとの反応（MCCI）に関する解析モデルの違いに起因すると推定された（表2）。
- (3) TBUシーケンスにおいて格納容器直接加熱（DCH<sup>注2)</sup>の発生を考慮した場合、大部分のデブリがペDESTAL経由でドライウェルへと流入して熱的・機械的な負荷を与えるため、RPV破損直後にPCV破損が発生する（図2）。しかしながら、DCHの発生を考慮しない場合とは異なり、ペDESTAL床と壁のコンクリートの侵食は発生せず、かつMCCIによる水素もほとんど発生しない結果となった。

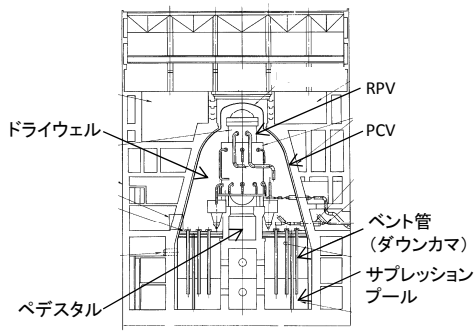


図1 BWR-5/Mark-II 改良型プラント

表1 評価対象プラントの主な仕様

原子炉形式	BWR-5
格納容器形式	Mark-II 改良型
定格熱出力	3293 MW
燃料集合体数	764
冷却材再循環ポンプ数	2
原子炉圧力	6.93 MPa(G) (70.7 kg/cm <sup>2</sup> (G))
炉心冷却材流量	48.3×10 <sup>3</sup> t/h
蒸気流量	6.41×10 <sup>3</sup> t/h
蒸気温度	286.1 °C
給水流量	6.34×10 <sup>3</sup> t/h
給水温度	215.6 °C

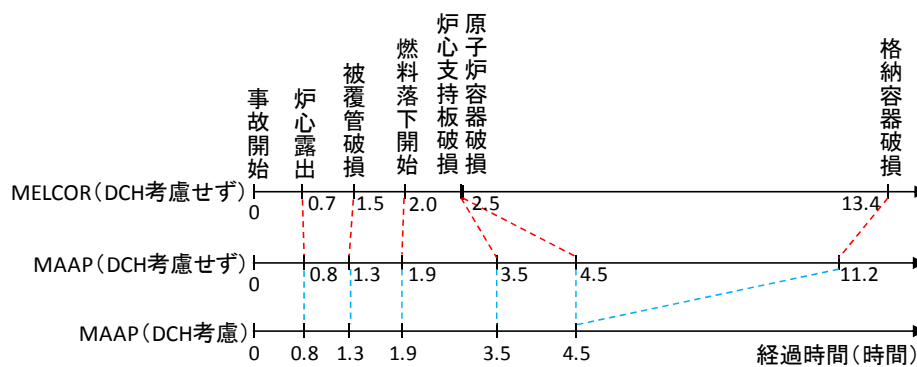


図2 主な事象の発生時刻の比較 (チューニング解析)

表2 MAAP と MELCOR の解析モデルの違いとその影響

現象	MAAP	MELCOR	モデルの違いによる影響
デブリの移行と流路閉塞	・デブリ移行により形成されたデブリプールの空隙率がユーザー指定値以下で強制的にゼロに設定(完全閉塞)	・デブリ移行により形成されたデブリプールの空隙率がユーザー指定値に到達した時点でその値に固定(部分閉塞)	・MELCORの方が炉心内に形成されたデブリプールの冷却性が高いため、MAAPより炉心温度が低くなる傾向あり ・さらに炉内で多量の蒸気が発生するためRPV内水位の低下速度が大きく、かつ金属の酸化反応による水素発生量が大
デブリの微粒化と冷却	・微粒化: Ricou and Spaldingの相関式 ・冷却: Epstein and Hauserの強制対流膜沸騰の相関式	・微粒化: ユーザー指定 ・冷却: ユーザー指定	・標準設定ではMAAPの方がデブリの粒径は小さくなるため、MELCORに比べ伝熱面積が格段に大きく、下部プレナムで冷却され易い
原子炉容器下部ヘッドの破損	・以下の5つのメカニズムをモデル化 ①貫通管(計装管、CRGT)の過温 ②RPV-PCV間差圧に起因した貫通管の逸出 ③下部ヘッドのクリープ破損 ④デブリジェット衝突によるRPV壁の侵食 ⑤デブリ金属層によるRPV壁へのアタック	・以下の3つのメカニズムをモデル化 ①貫通部(または下部ヘッド最内面ノード)の過温 ②下部ヘッドの過圧(RPV-PCV間差圧) ③下部ヘッドのクリープ破損	・標準設定ではMELCORの貫通部溶融破損温度の方がMAAPより低いため、貫通部の過温破損が早期に発生する傾向あり ・MAAPでは貫通部過温破損よりも貫通管の逸出の方が先行して発生する傾向あり
溶融炉心とコンクリートとの反応(MCCI)	・溶融プールとコンクリートとの熱交換、コンクリートの侵食、ガス生成およびデブリとガスの化学反応をモデル化 ・均質に混合された単一層の溶融デブリプールの周囲をクラストが取り囲むような体系を想定 ・溶融デブリプールからクラストへの熱伝達はユーザー指定	・溶融プールとコンクリートとの熱交換、コンクリートの侵食、キャビティ(ペダスタル)の形状変化、ガス生成およびデブリとガスの化学反応をモデル化 ・デブリの密度別に3層のデブリ層が形成され、その上面にプールが存在するような体系を想定 ・溶融デブリプールの熱伝達は自然対流の熱伝達相関式を適用	・MCCIの初期条件の違いに加え、デブリ熱伝達モデルの違いにより、PCV内の圧力と雰囲気温度、ペダスタルでの水素発生量やコンクリート侵食深さに差が発生

- 注1) BWR-5 において炉心損傷頻度が高い事故シーケンス。外部電源喪失時に非常用電源の起動に失敗し、RCIC の故障等によりすべての炉心冷却手段を失うため RPV は高圧状態で事故が進展し、炉心損傷が早期に発生。
- 注2) RPV 破損時に高温の溶融炉心デブリが水蒸気等のガスとともに高圧で PCV へ放出され、PCV に熱的・機械的な負荷が発生する事象。PCV が破損する可能性あり。

# 目 次

1. はじめに .....	1
2. 過酷事故解析コード .....	1
2.1 MAAP コードの概要 .....	1
2.2 MELCOR コードの概要 .....	3
2.3 主な解析モデルの比較 .....	3
3. BWR 代表プラントの選定 .....	4
4. 解析モデル .....	8
5. 解析対象シーケンスと解析条件 .....	11
6. 解析結果と考察 .....	13
6.1 標準設定解析 .....	13
6.1.1 TBU シーケンスの事象推移 .....	13
6.1.2 MAAP と MELCOR の解析結果の比較 .....	17
6.2 チューニング解析 .....	18
6.2.1 チューニング解析の条件設定 .....	18
6.2.2 解析モデルの違いとその影響 .....	19
6.3 DCH の影響 .....	26
7. まとめと今後の課題 .....	29
参考文献 .....	30

## 1. はじめに

東京電力（株）福島第一原子力発電所では、2011年3月に発生した東日本大震災に起因する全交流電源喪失（SBO）により炉心が溶融し、放射性物質が外部に流出する過酷事故（SA）が発生した。これを受け、原子力規制委員会は2013年に新規基準を策定し、SAに対する安全対策についても電力会社に義務づけることとした。

SA対策の検討にあたっては、SA時の事象進展予測とその定量評価が重要となる。SA解析を目的とした主な解析コードとしては、MAAP、MELCOR、RELAP/SCDAP、SAMPSON等が挙げられる。これら主要なSA解析コードの特徴を表1にまとめて示す[1]。SA解析コードがモデル化の対象とする物理現象（例えば燃料の溶融と移行、デブリの微粒化と冷却など）は、多成分・多相流の非常に複雑な現象である。このようなSA時の複雑な物理現象に対しては、これまでの実験や解析により知見は蓄積されつつあるが、依然として大きな不確かさが存在するのが現状である（例えば参考文献[2]）。また、SA解析コードのコード設計の考え方の違いや物理現象のモデル化の差が、事象進展の概要は同一ながら、事象の発生タイミングやプラント過渡応答に大きく影響することが既往研究で報告されている[3][4]。したがって、SA時の事象進展を予測する際には、解析コードの特徴を十分把握した上で評価を実施し、結果を解釈する必要がある。

そこで、本研究ではBWRの代表プラントを選定し、選定したプラントを対象にSA解析コードMAAP5.01及びMELCOR2.1を用いたSBO解析を実施して、事故時挙動の予測結果に影響を及ぼす両コードの解析モデルの違いを明らかにする。

## 2. 過酷事故解析コード

### 2.1 MAAPコードの概要

MAAP (Modular Accident Analysis Program) は、米国電力研究所 (EPRI) が開発した SA 評価用の統合解析コードであり、モデル開発とコードのメンテナンスは Fauske and Associates, LLC. (FAI) が担当している[5]。本コードは、軽水炉における SA 発生時の原子炉冷却系の熱流動、炉心の過熱と崩壊および移行（リロケーション）、原子炉圧力容器（RPV）破損、原子炉格納容器（PCV）破損から溶融炉心-コンクリート反応（MCCI）、さらには核分裂生成物（FP）の発生と移行および環境への放出に至る事故シーケンス全般を取り扱うことができる。また、本コードには実プラントに即した工学的安全施設や制御系がモデル化されているため、運転員操作を含むシステムイベントを取り扱うことが可能である。

MAAP は、以上のような多種多様の物理現象を簡略化した形状や相関式等を用いて取り扱う「一点集中定数型近似モデル」を採用している。そのため、計算の高速化が容易であるという特長を有する（表 1）。コード内では、解析対象とする領域を「ボリューム」と呼ばれる体積要素に分割し、それらを「ジャンクション」と呼ばれるパスで結合する。

MAAP の熱流動モデルでは、質量およびエネルギー保存則は解くが、運動量方程式は準静的な取り扱いとしている。そのため、流体慣性が重要となる現象、例えば LOCA 発生直後の炉心内流動など短期間に発生する現象を精緻に取り扱うことには適していない[6]。しかしながら、系内の質量・エネルギーの収支を適切に取り扱っているため、長期的な原子炉および格納容器の応答評価には適用性を有する。

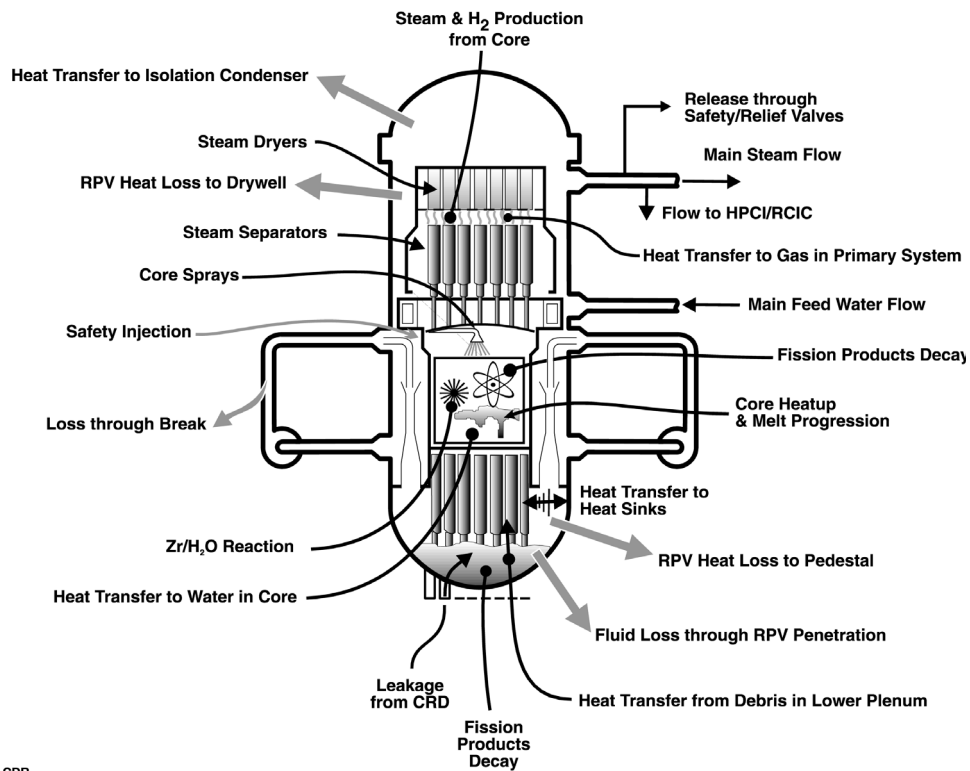
図 2.1-1 に MAAP で取り扱う BWR の RPV 内の主な現象[5]、図 2.1-2 に PCV 内の主な現象[5]を

それぞれ示す。

表 1 主要な SA 解析コードの特徴 [1]

Table 1 Characteristics of major severe accident analysis codes [1]

コード名	MAAP	MELCOR	RELAP/SCDAP	SAMPSON
開発主体	米国EPRI	USNRC	USNRC→ISS社	エネルギー総合工学研究所
解析対象	原子炉容器内/外		原子炉容器内	原子炉容器内/外
機能	水素爆発、水蒸気爆発の機能なし			想定しうる全事象
ユーザー調整係数	多い	多い	極めて少ない	なし
計算時間	極短 (実時間の1/10~1/100)	実時間~数倍	実時間の1/2~1/4	実時間の20倍
モデルの特徴	経験式を多数採用		SAMPSONに類似	理論的・機構論的
ユーザー依存性	解析者により異なる結果		解析対象による	ユーザー依存性なし
コード検証	ユーザーグループ内で実施(一部ISPに参加)			ISP、公開実験主体



KS92N099.CDR  
Color Ver. - KS920667.CDR)

図 2.1-1 MAAP の BWR モデルで取り扱う RPV 内の主な現象 [5]

Fig. 2.1-1 Typical phenomena in RPV treated by BWR model in MAAP code [5].



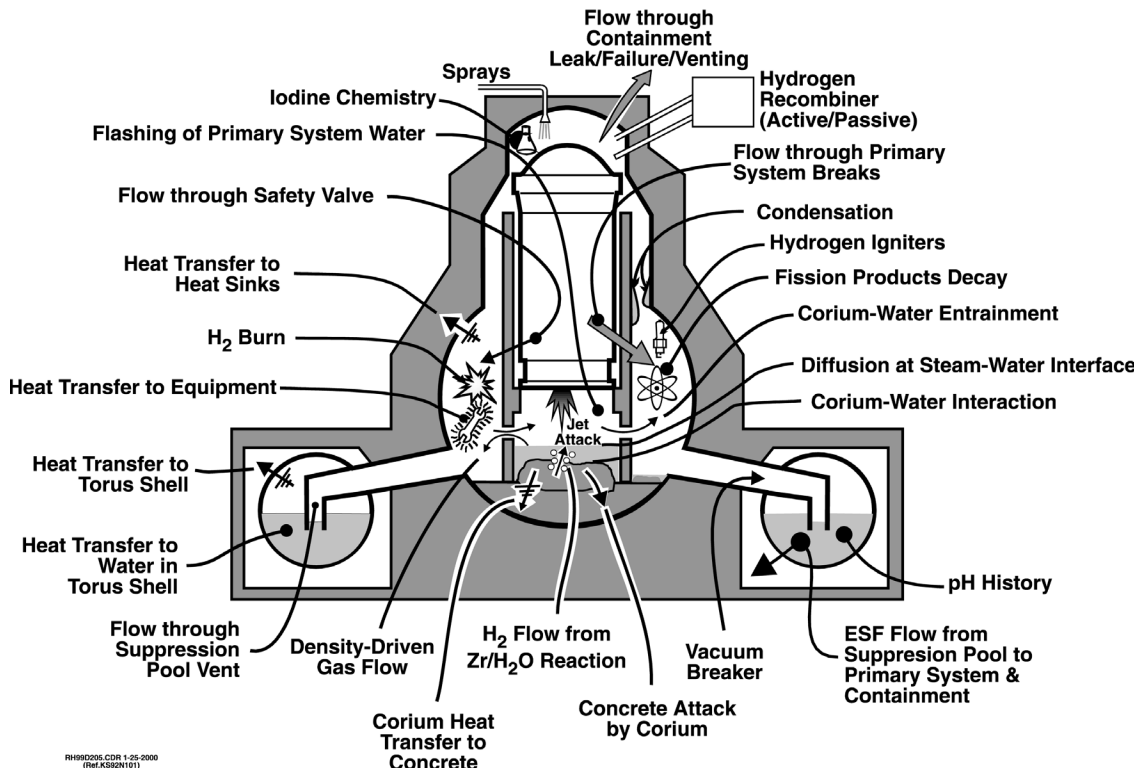


図 2.1-2 MAAP の BWR モデルで取り扱う PCV 内の主な現象 [5]

Fig. 2.1-2 Typical phenomena in PCV treated by BWR model in MAAP code [5].

## 2.2 MELCOR コードの概要

MELCOR (Method for Estimation of Leakages and Consequences of Release) は、米国原子力規制委員会 (NRC) が開発した SA 評価用の統合解析コードであり、モデル開発とコードのメンテナンスは米国サンディア国立研究所 (SNL) が担当している [7][8]。本コードは MAAP コードと同様、幅広い SA 現象を取り扱うことが可能であり、原子炉冷却系、原子炉キャビティ、格納容器および原子炉建屋内における熱流動挙動はもとより、炉心の加熱と昇温、損傷、溶融移行挙動、溶融炉心-コンクリート相互作用、水素ガスの発生と移行および燃焼挙動、さらには放射性物質の放出・移行挙動等を解析する。

MELCOR も一点集中定数型近似モデルを採用しており、解析対象とするシステム全体をボリュームで分割し、そのボリューム間をジャンクションで結ぶ。ボリューム内では質量およびエネルギー

一保存を計算し、ジャンクションではボリューム間の質量およびエネルギーの移行を計算する。

表 2.2-1 に MELCOR の概要 [10] をまとめて示す。

## 2.3 主な解析モデルの比較

表 1 からわかるように、MAAP および MELCOR は多数のユーザー調整係数を導入するなどのコード設計や、経験式を多数採用するといったモデルの特徴が、主要な SA 解析コードの中では比較的近いと言える。しかしながら、例えば同一の物理現象をモデル化する際に採用された経験式の種類や、そこに含まれる調整係数のコード推奨値は必ずしも一致せず、かつユーザーが自ら指定できるものも少なくない。このような両コードの解析モデルの差が積み重なることにより、事象進展の概要は同一ながら、事象の発生タイミングやプラント過渡応答に大きな差となって現れるものと考えられる。

MAAP および MELCOR コードの主要な解析モデルのうち、特に不確かさが大きいとの報告[2]がある燃料溶融・進展、下部プレナムへの移行、下部プレナムでのデブリ冷却および RPV 破損後のデブリ冷却に関するモデルを中心に、その概要を比較して表 2.3-1 に示す[5]～[10]。

両コードの解析モデルの違いが SA 時のプラント挙動に及ぼす影響については、第 6 章で検討する。

### 3. BWR 代表プラントの選定

本研究では、国内に設置された BWR プラントの中で主要な型式である「BWR-5/Mark-II 改良型格納容器」を代表プラントとして選定した。典

型的な BWR-5/Mark-II 改良型格納容器プラントの原子炉冷却系 (RCS) 概略図を図 3-1 に、PCV 概略図を図 3-2 にそれぞれ示す[11]。また、BWR 代表プラントの主な仕様を表 3-1 に示す。選定した BWR 代表プラントに対する MAAP および MELCOR 用入力データの作成に必要な情報は、原子炉設置許可申請書[12]やその他の公開情報を参照して収集した。公開情報から入手できない入力データについては、MAAP5.01 に付属する BWR プラント (BWR-5/Mark-II 型格納容器) のサンプル入力データを MAAP および MELCOR の両コードに使用した。

表 2.2-1 MELCOR の概要 [10]  
Table 2.2-1 Summary of MELCOR code [10]

項目	MELCORモデル
熱流動モデル	流動挙動、伝熱挙動、壁面摩擦、相間摩擦、反応度計算、崩壊熱、臨界流モデル、プール表面での凝縮・蒸発、プール中の気泡上昇および相分離
プラントモデル	原子炉モデル、制御系、安全系 (IC、RCIC、HPCI、SRVスプレイ他)、AM設備 (格納容器ベント、消火系注水、代替水源他)、他
シビアアクシデント現象	炉心損傷挙動、金属-水反応、水素発生、水素燃焼、熔融炉心の移行挙動、熔融炉心-冷却材相互作用、熔融炉心-コンクリート反応、熔融炉心高圧飛散、他
放射性物質の移行	燃料からの放射性物質の放出、凝集 (粒径成長)、拡散、沈着 (熱泳動/重力沈降)、再蒸発、捕集・除去 (スプレイ/プール除染/フィルター)、プールスクラビング等
体系のモデル化	解析対象をボリュームとジャンクションでモデル化 (1)ボリューム ・質量およびエネルギー保存を計算 (炉心、ダウンカム、下部プレナム、上部ヘッド、ドライウェル、サブプレッションチェンバ、ベデスタル、ベント管、原子炉建屋、他) (2)ジャンクション ・ボリューム間の質量/エネルギーの移行を計算

表 2.3-1 MAAP および MELCOR の主な解析モデルの比較 [5]～[10]

Table 2.3-1 Comparison of major analytical models between MAAP and MELCOR [5]～[10]

解析モデル	MAAP	MELCOR
崩壊熱	<ul style="list-style-type: none"> <li>ANSI/ANS-5.1-1979モデル</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>①ORIGENの崩壊熱計算結果に基づく崩壊熱曲線</li> <li>②ANSI/ANS-5.1-1979モデル</li> <li>③ユーザーがFPグループごとに初期インベントリや崩壊熱履歴を指定</li> </ul>
被覆管破損	<ul style="list-style-type: none"> <li>Larson-Millerクリープモデルを用いて評価</li> <li>被覆管からのFP放出は別途、被覆管のバルーニングと熱膨張に基づいたモデルにより評価</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>被覆管の未酸化層厚さがユーザー指定値以下になると粒子状デブリが生成されて被覆管は崩壊</li> <li>被覆管からのFP放出はユーザー指定温度で開始</li> </ul>
燃料溶融	<ul style="list-style-type: none"> <li>UO<sub>2</sub>とZrの共晶モデルにより、コード内で共晶物の融点を計算</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>UO<sub>2</sub>とZrの共晶モデルはなし</li> </ul>
デブリの微粒化	<ul style="list-style-type: none"> <li>デブリジェットの微粒化は、Ricou and Spaldingのエントレインメント相関式をベースにしたモデルを適用</li> <li>下部プレナムに形成された粒子状デブリベッドのポロシティはユーザー入力</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>金属の未酸化層厚さがユーザー指定値以下となった時点でただちに粒子状デブリを形成</li> <li>粒子状デブリの粒径はユーザーが指定</li> <li>固体の粒子状デブリはユーザー指定のポロシティを持つポーラスなデブリベッドを形成</li> </ul>
粒子状デブリの熱伝達	<ul style="list-style-type: none"> <li>粒子状デブリの冷却・・・強制対流膜沸騰 (Epstein and Hauserの式) およびふく射</li> <li>デブリベッド→水プール・・・対流 (沸騰) とふく射を統合したモデル</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>粒子状デブリ→水・・・対流熱伝達</li> <li>水中を落下する粒子状デブリの冷却・・・ユーザー指定値とし、デブリの先端が下部プレナムの底に到達するまで一定と仮定</li> <li>デブリベッドのドライアウト熱流束・・・0次元のLipinskiモデル</li> </ul>
デブリの移行と流路閉塞	<ul style="list-style-type: none"> <li>炉心支持板の破損に伴い、デブリは全量が一気に下部プレナムへと移動</li> <li>燃料ピンの強度低下による移行も考慮しているが、溶融による移行の方が起こりやすい</li> <li>流路の局所閉塞が起こった場合、そのノードのポロシティがユーザー指定値以下になると、そのノードは完全に閉塞したと仮定</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>炉心支持板の破損 (リングごとに評価) に伴い、当該リングに堆積していた炉心デブリが下部プレナムへ落下</li> <li>燃料ピンの強度低下による移行の方が溶融による移行よりも起こりやすいため、燃料ピンは融点到達前に崩壊しやすい</li> <li>流路の局所閉塞が起こった場合のポロシティの最小値はユーザー指定のため、これ以下とはならず→炉心セル内での流路の完全閉塞はなし</li> </ul>
溶融デブリプールの形成	<ul style="list-style-type: none"> <li>下部プレナムにおいて、①上部金属層、②酸化物プール、③底部重金属層の3層をモデル化</li> <li>酸化物プールは周囲をクラストに包囲されると仮定</li> <li>酸化物プールの上部クラストの上面では、未酸化金属が溶融酸化物プールから分離され、個別の金属層①を形成すると仮定</li> <li>微粒化され固化した粒子状デブリが溶融するまでの間は、上部金属層の上面に粒子状デブリベッドとして存在すると仮定</li> <li>溶融プールの温度は1点で模擬</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>下部プレナムにおいて、①溶融酸化物プール、②溶融金属プールをモデル化</li> <li>溶融プールは対流によって均一に混合され、一様な成分および温度を持つと仮定</li> <li>酸化物プールは金属プールよりも高密度であると仮定</li> <li>溶融プールはクラストの形成も考慮</li> </ul>
溶融デブリプールの熱伝達	<ul style="list-style-type: none"> <li>酸化物プール→下部、上部クラスト・・・自然対流</li> <li>溶融プールあるいは上部クラスト→水プール・・・クエンチ (限界熱流束)</li> <li>上部クラスト→雰囲気ガス・・・対流およびふく射</li> <li>クラストとRPV下部ヘッドのギャップにトラップされた蒸気によってもたらされる熱抵抗を考慮</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>溶融プール→下部ヘッドまたはクラスト・・・対流</li> <li>溶融プール上面→雰囲気ガス・・・対流およびふく射</li> <li>溶融プール→上部水プール・・・対流</li> </ul>

表 2.3-1 MAAP および MELCOR の主な解析モデルの比較[5]～[10] (続き)

Table 2.3-1 Comparison of major analytical models between MAAP and MELCOR [5]～[10] (cont' d)

解析モデル	MAAP	MELCOR
炉心支持構造物の破損	<ul style="list-style-type: none"> <li>・BWRの場合、炉心支持構造物として炉心支持板とシュラウドを模擬</li> <li>・炉心支持板はユーザー指定温度に達すると過温破損</li> <li>・シュラウドは、接触した溶融プールからの熱流束を計算し、壁面での冷却が不十分な場合に破損に至る</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・BWRの場合、炉心支持板とCRGTを模擬しており、炉心はCRGTにより支持</li> <li>・炉心支持板はユーザー指定温度に達すると過温破損</li> <li>・シュラウドの溶融・貫通に伴うデブリの移行はモデル化せず</li> </ul>
RPV下部ヘッドにおける熱伝達	<ul style="list-style-type: none"> <li>・クラストとRPV下部ヘッド間のギャップにトラップされた蒸気によってもたらされる熱抵抗を考慮</li> <li>・RPV下部ヘッド壁のひずみによりデブリとRPV壁との間に形成されたギャップ(クレビス)における冷却水の沸騰をMondeらのモデルを用いて評価</li> </ul>	<ol style="list-style-type: none"> <li>①デブリ→下部ヘッド・・・ユーザー指定値</li> <li>②デブリ→貫通部・・・ユーザー指定値</li> <li>③酸化物プール→下部ヘッド・・・溶融プール熱伝達モデル</li> <li>④金属プール→下部ヘッド・・・溶融プール熱伝達モデル</li> </ol>
RPV下部ヘッドの破損	<ul style="list-style-type: none"> <li>・局所破損としては、以下の5つをモデル化</li> <li>①貫通管(計装管やCRGT、ドレンライン)の過温</li> <li>②貫通管溶接部へのせん断応力とRPV-PCV間差圧による管の逸出</li> <li>③下部ヘッドのクリープ破損</li> <li>④デブリジェット衝突によるRPV壁の侵食</li> <li>⑤デブリ金属層によるRPV壁へのアタック</li> <li>・破損口の初期直径はユーザーが指定し、破損口からのデブリ流出に伴う破損口拡大も考慮</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・以下の3つの基準のいずれかが満足された時点で発生</li> <li>①貫通部温度(あるいは下部ヘッドの最内面ノードの温度)がユーザー指定の破損温度に到達</li> <li>②下部ヘッドとキャビティ(ペDESTAL)との差圧が破損圧力に到達</li> <li>③下部ヘッドのセグメントでクリープ破損が発生</li> <li>・ユーザー指定の初期直径またはデフォルトの初期直径相当の破損口が形成され、破損口からのデブリ流出に伴う破損口拡大も考慮</li> </ul>
高圧溶融物放出(HPME)/DCH(格納容器直接加熱)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・以下の2つのモデルを用意し、デフォルトは①</li> <li>①DCH1: Henryの分散モデルに基づくモデル</li> <li>②DCH2: Kimの分散モデルに基づくモデル</li> <li>・DCHモデルでは、デブリの持つ顕熱と潜熱および酸化反応熱の熱伝達を考慮</li> <li>・一部の固化したデブリはキャビティ(ペDESTAL)内に留まり、エントレインされず</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・RPVから放出された溶融デブリの放出速度が基準値を超えた場合、LPMEモデルからHPMEモデルへ移行</li> <li>・HPMEモデルは機構論的なデブリ輸送モデルを持っていないため、ユーザーはデブリの移動先とその割合、高温デブリとPCV内雰囲気との相互作用を入力で設定する必要あり</li> </ul>
MCCI(溶融炉心-コンクリート相互作用)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・溶融プールとコンクリートとの熱交換、コンクリートの侵食、ガス生成およびデブリとガスの化学反応をモデル化</li> <li>・均質に混合された単一層の溶融デブリプールの周囲をクラストが取り囲むような体系を想定</li> <li>・溶融デブリから下方、側方および上方のクラストへのノミナル熱伝達係数はユーザーが設定可能。これらの熱伝達係数に対し、コリウムの固化進展に伴う伝熱悪化の影響を考慮可能。</li> <li>・玄武岩系コンクリートを仮定しており、分解温度は1450K</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・溶融プールとコンクリートとの熱交換、コンクリートの侵食、キャビティ(ペDESTAL)の形状変化、ガス生成およびデブリとガスの化学反応をモデル化しており、CORCON-Mod3コードがベース</li> <li>・CORCONコードにおける溶融デブリ層の取り扱い: <ol style="list-style-type: none"> <li>①完全混合(MELCORのデフォルト)</li> <li>②エントレインメントおよび分離プロセスの機構論的モデル</li> </ol> </li> <li>・溶融デブリ上面に形成された水プールが溶融デブリと接触し、ブレイクアップして冷却されやすいデブリベッドを形成するという現象は考慮せず</li> <li>・各デブリ層は単一(平均)温度を持った塊状として取り扱い</li> <li>・デブリ層内では熱伝導、対流および気泡上昇による対流熱伝達促進効果を考慮</li> <li>・デブリ表面に水プールがない場合はふく射と対流、ある場合はプール沸騰(核沸騰、遷移沸騰、膜沸騰)に基づく熱伝達を考慮</li> <li>・デブリとコンクリート間の熱抵抗をガス膜モデルあるいはスラグ膜モデルのどちらかで計算</li> <li>・玄武岩系コンクリートを仮定し、分解温度は1450K</li> </ul>

表 3-1 BWR 代表プラントの主な仕様

Table 3-1 Major specifications of representative BWR plant

原子炉形式	BWR-5
格納容器形式	Mark-II 改良型
定格熱出力	3293 MW
燃料集合体数	764
冷却材再循環ポンプ数	2
原子炉圧力	6.93 MPa(G) (70.7 kg/cm <sup>2</sup> (G))
炉心冷却材流量	48.3 × 10 <sup>3</sup> t/h
蒸気流量	6.41 × 10 <sup>3</sup> t/h
蒸気温度	286.1 °C
給水流量	6.34 × 10 <sup>3</sup> t/h
給水温度	215.6 °C

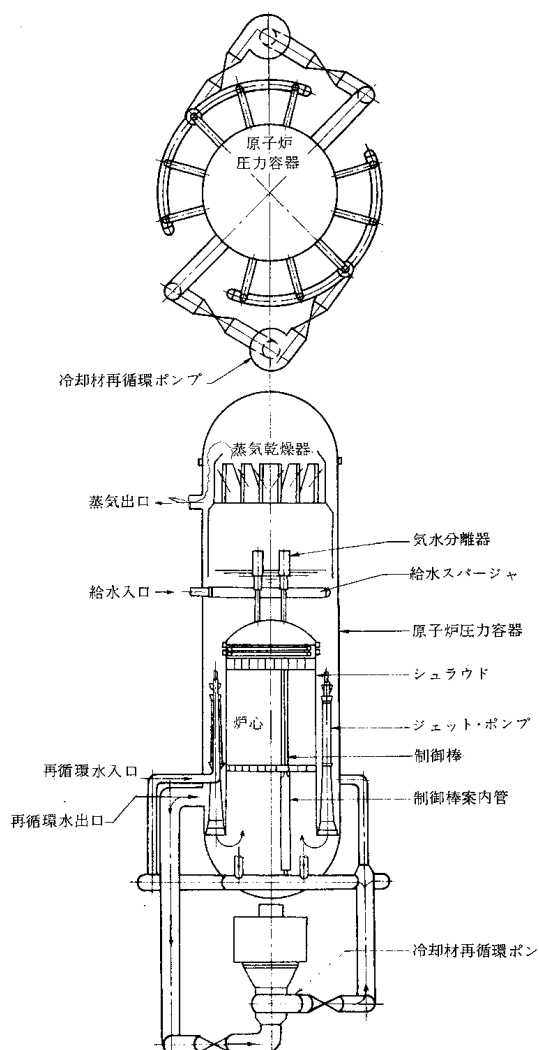


図 3-1 BWR-5 プラントの RCS の概略 [10]

Fig. 3-1 Typical appearance of RCS in BWR-5 [10].

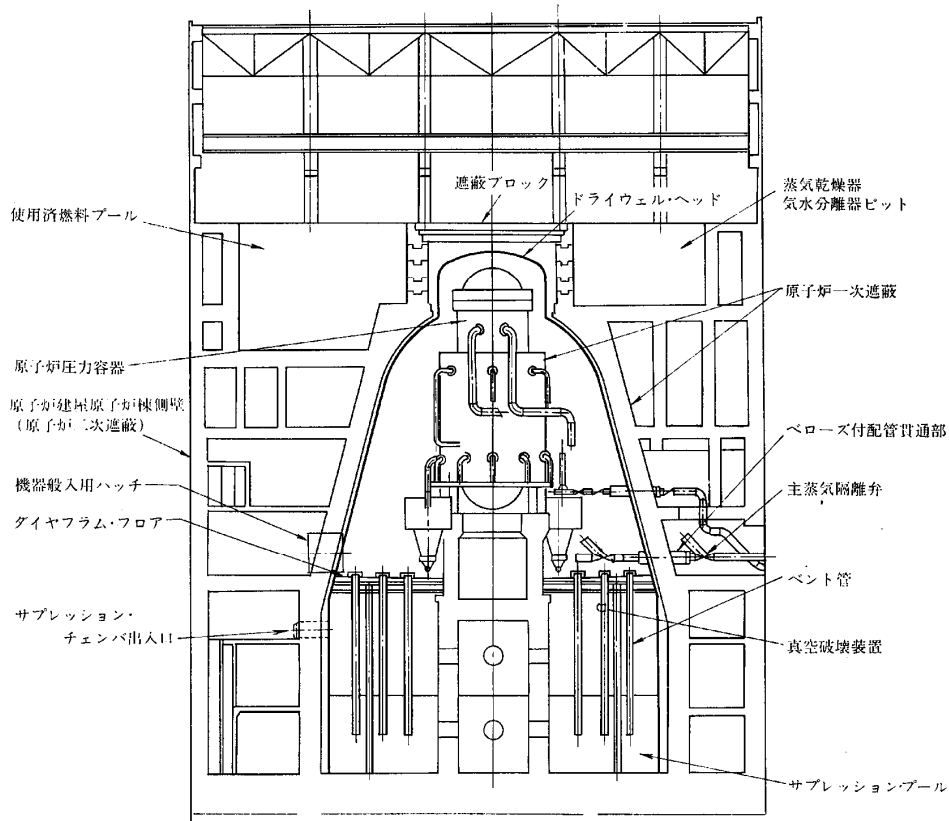


図 3-2 Mark-II 改良型原子炉格納容器の概略[11]

Fig. 3-2 Typical appearance of advanced Mark-II type PCV [11].

#### 4. 解析モデル

解析で使用した MAAP5.01 のノード分割モデルを図 4-1~4-3 に示す。RPV は、主に下部プレナム、炉心、炉心上部（上部プレナム、スタンドパイプ、気水分離器）、蒸気ドーム、上部/下部ダウンコマ、再循環ループに分割される。また、主蒸気系、給水系、逃がし安全弁（SRV）、HPCS、RCIC、LPCS、LPCI も模擬されている（図 4-1）。炉心部は、MAAP5.01 の標準設定と同じく、軸方向 33 分割（IA=3~32：有効燃料域）、径方向に 5 分割（IR=5 の外側がシュラウドに対応）としている（図 4-2）。下端 IA=1 には炉心支持板が模擬されている。PCV は、ペDESTAL、ドライウェル（D/W）、ウェットウェル（W/W）、ベント管に分割している。本解析では、原子炉建屋は模擬しておらず、PCV からジャンクションで直接環境につながる設定とした（図 4-3）。なお、PCV

内の分割は、後述する MELCOR2.1 のノード分割を参考にしている。

次に、MELCOR2.1 のノード分割モデルを図 4-4、4-5 に示す。MELCOR2.1 のノード分割は、JNES 公開報告書[13]に記載されている BWR-5/Mark-II 改良型プラントのノード分割図を参考に作成した。RPV は、下部プレナム、炉心、炉心バイパス、シュラウドヘッド、炉心上部（上部プレナム、スタンドパイプ、気水分離器）、蒸気ドーム、ダウンコマ、ジェットポンプ、再循環ループ、主蒸気管に分割される（図 4-4）。また、MAAP と同様に主蒸気系、給水系、SRV、HPCS、RCIC、LPCS、LPCI も作成した。炉心部は MAAP とは異なり、下部プレナムまで含めてモデル化する必要がある、軸方向 18 分割（IA=1~5：下部プレナム、IA=6：炉心支持板、IA=8~17：有効燃料域、IA=7、18：炉心の非発熱部）、径方向に 6 分割（IR=5 と 6 の間シュラウドに

対応)としている(図 4-5)。また MELCOR では MAAP と異なり、支持構造物として炉心支持板に加え、制御棒案内管(CRGT)を模擬している。

PCV は、MAAP と同様の分割とし、原子炉建屋以外の部分を模擬している。

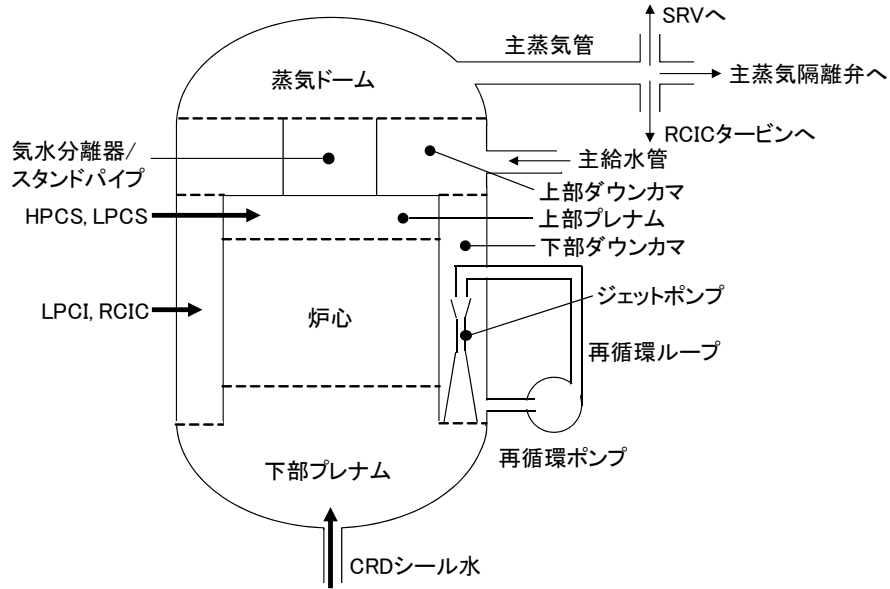


図 4-1 MAAP の RCS ノード分割  
Fig. 4-1 RCS nodalization in MAAP.

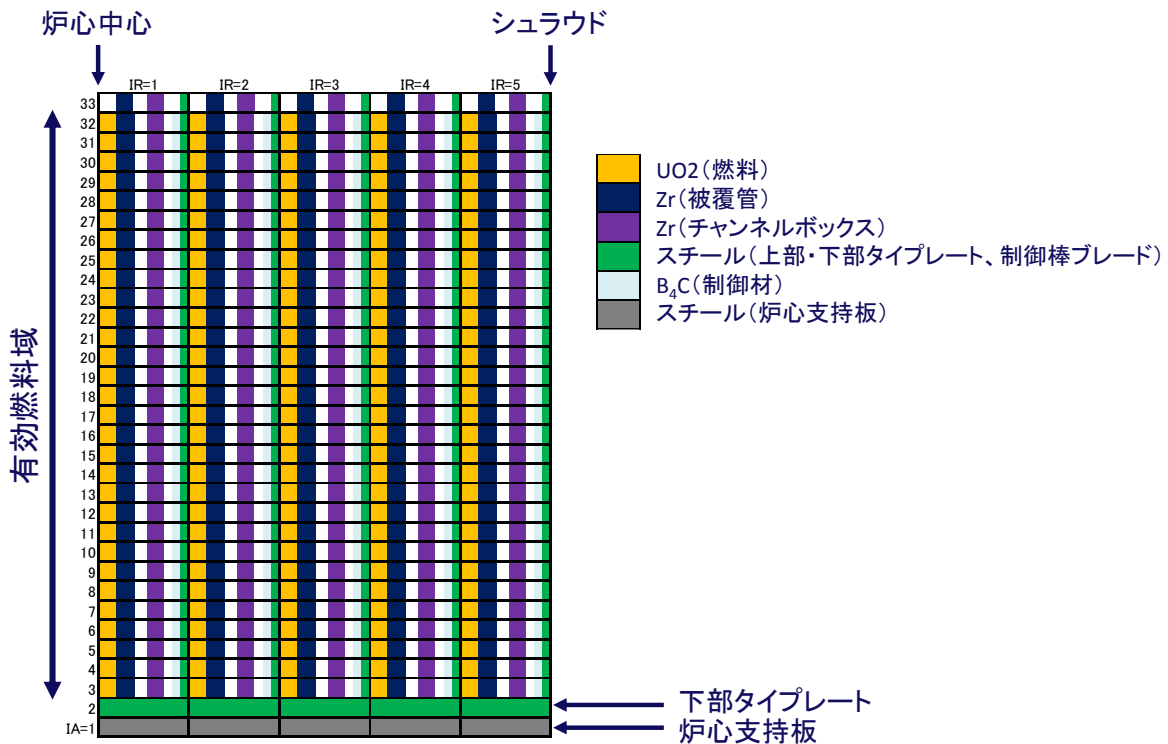
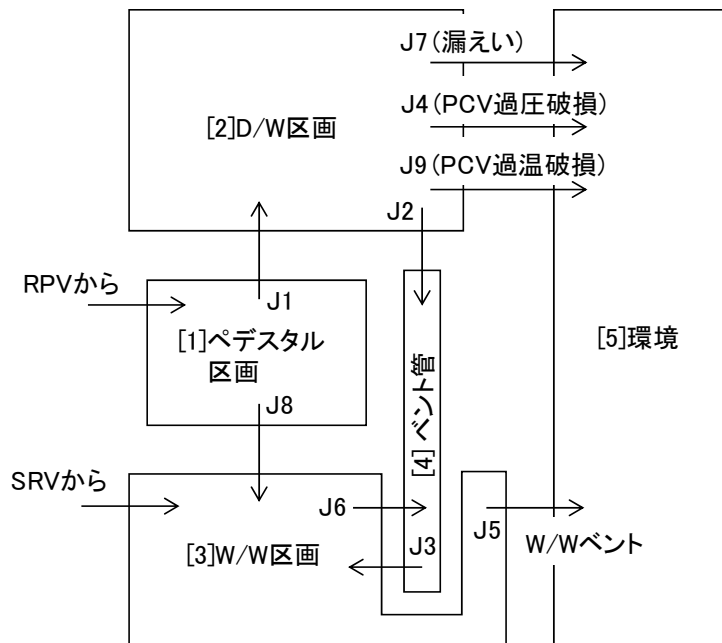


図 4-2 MAAP の炉心ノード分割  
Fig. 4-2 Core nodalization in MAAP.



[#] : 格納容器ノード番号  
 J# : ジャンクション番号

図 4-3 MAAP の格納容器ノード分割  
 Fig. 4-3 PCV nodalization in MAAP.

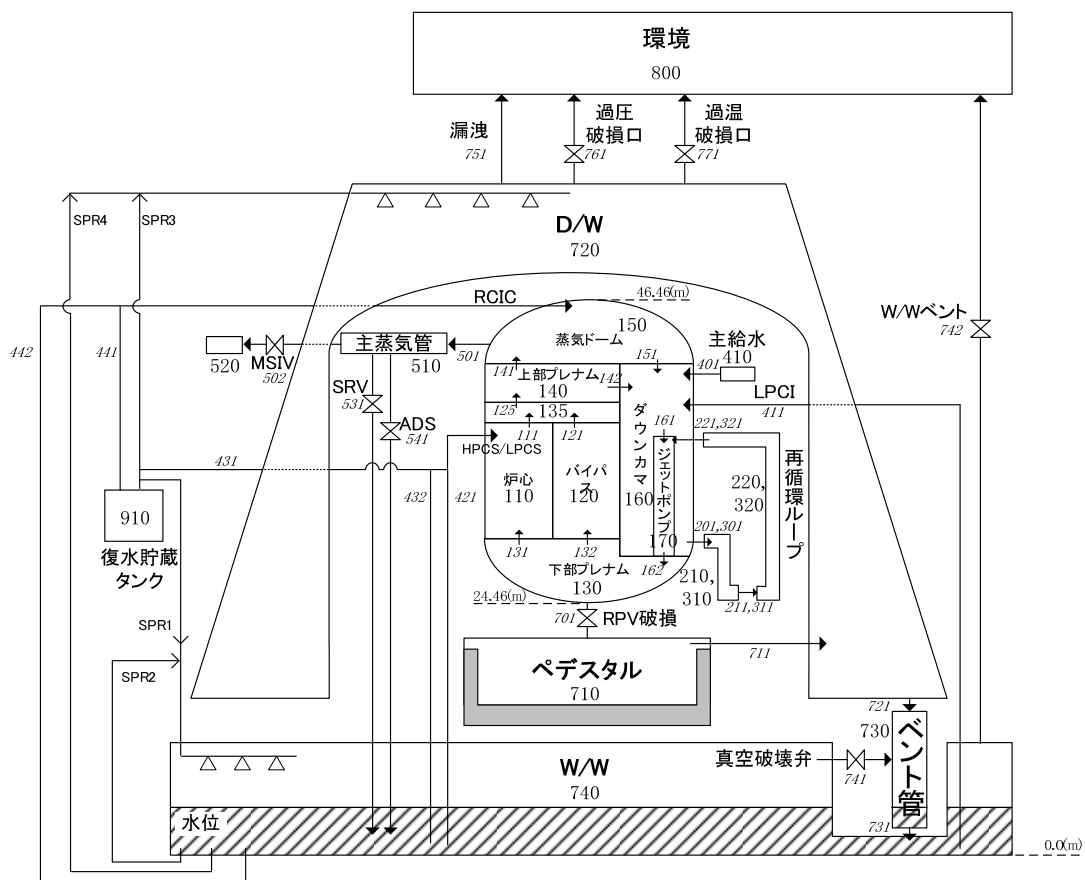


図 4-4 MELCOR の RCS および PCV ノード分割  
 Fig. 4-4 Nodalization of RCS and PCV in MELCOR.



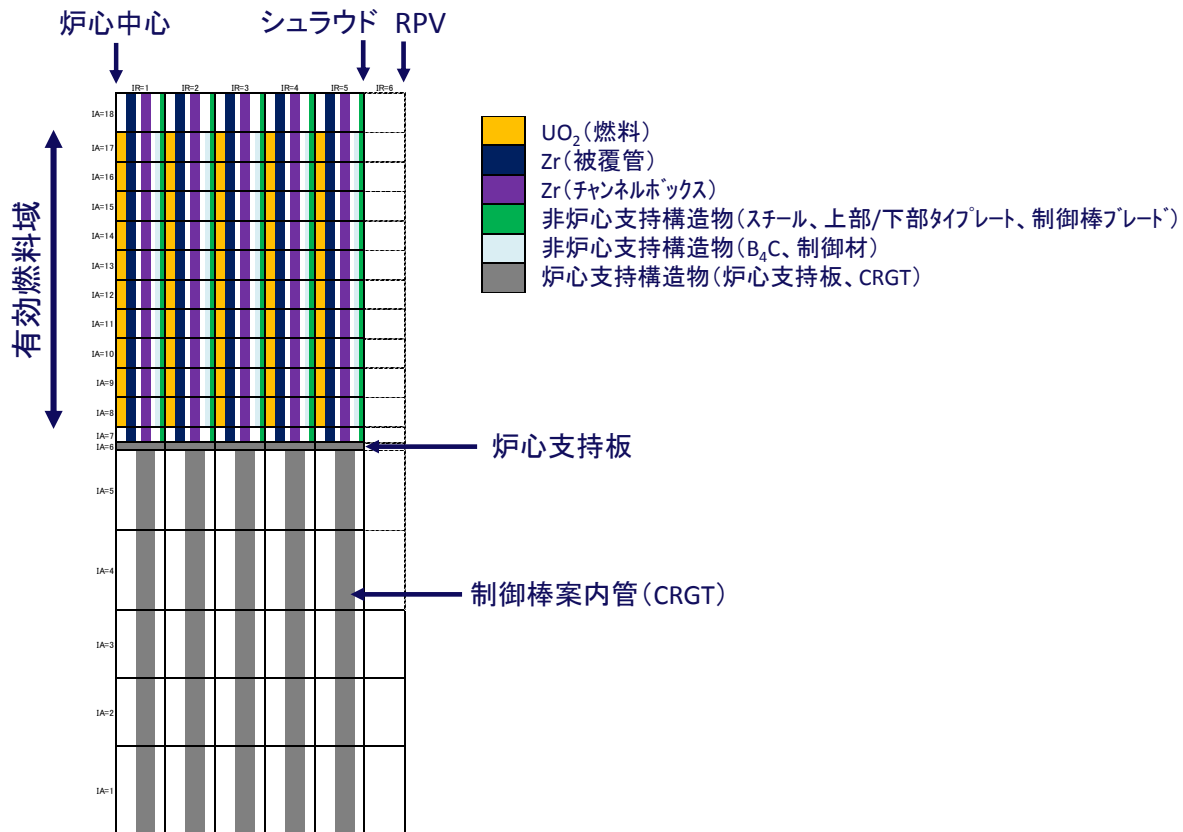


図 4-5 MELCOR の炉心ノード分割  
Fig. 4-5 Core nodalization in MELCOR.

## 5. 解析対象シーケンスと解析条件

本研究では、JNES の既往研究[14]を参照し、BWR-5 プラントの炉心損傷頻度が高い事故シーケンスの中から、RPV 破損時に 1 次系が高压となる「電源喪失（短期）：TBU」を解析対象シーケンスとして選定した。TBU は、全交流電源喪失（SBO）を起因事象とし、さらに RCIC の故障等によって炉心への注水ができない事故シーケンスであり、RPV は高压状態で事故が進展し、炉心損傷は事故後早期に発生するという特徴がある。

本研究では、MAAP5.01 および MELCOR2.1 を用い、以下に示す 3 ケースについて解析を実施した。

- ケース 1：標準設定解析
- ケース 2：チューニング解析

- ケース 3：格納容器直接加熱（DCH）の影響評価解析

ケース 1 では、各種解析モデルの設定を各コードの標準設定あるいはコード付属のサンプルデータと同一とした条件で解析を行い、両コードの結果を比較して事象進展の特徴を比較・検討する。

ケース 2 では、被覆管や炉心支持板などの主要な破損条件や解析モデルの調整係数を両コードで可能な限り一致させて解析を行い、解析モデルの違いが SA 時プラント挙動に及ぼす影響を検討する。

ここで、TBU シーケンスのように RPV が高压破損する場合、RPV 下部ヘッダの破損に伴い熔融デブリが高温・高压のガスとともにペDESTAL へと放出され（高压熔融物放出：HPME）、その一部は隣接する D/W へと飛散して雰囲気ガスを

表 5-1 TBU シーケンスにおけるプラント運転条件  
Table 5-1 Plant operation conditions in TBU sequence

起因事象	全交流電源喪失 ・外部電源喪失 ・非常用ディーゼルによる電源供給に失敗 ・交流電源の回復失敗(短期/長期)
原子炉トリップ条件	原子炉水位低: 10.385 (m)(ダウンカマ下端0.0m) 原子炉圧力高: 7.3193 (MPa) D/W圧力高: 0.11503 (MPa)
主蒸気隔離	成功
SRV(逃がし安全弁)	自動作動
ADS(自動減圧系)	不作動
格納容器隔離	成功
RCIC(原子炉隔離時冷却系)	不作動
HPCS(高圧炉心スプレイ系)	不作動
LPCS(低圧炉心スプレイ系)	不作動
LPCI(低圧注水系)	不作動
格納容器スプレイ系	不作動

表 5-2 主要な解析モデルの条件(コードの標準設定)  
Table 5-2 Major analytical models settings (default settings in each code)

	MAAP	MELCOR
金属-水反応	<ul style="list-style-type: none"> <li>・Zr酸化: Cathcart (~1800 K) Baker-Just (1800 K~)</li> <li>・SUS酸化: White's parabolic equation</li> <li>・B<sub>4</sub>C酸化: 模擬しない</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・Zr酸化: Urbanic-Heidrich</li> <li>・SUS酸化: White's parabolic equation</li> <li>・B<sub>4</sub>C酸化: MARCON 2.1Bコードモデル</li> </ul>
被覆管破損	<ul style="list-style-type: none"> <li>・被覆管温度: 1000 K (PHEBUS/FPT0試験に基づくコードデフォルト値)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>被覆管温度: 1173 K (コードデフォルト値)</li> </ul>
炉心熔融落下	<ul style="list-style-type: none"> <li>・落下条件: 各構造物の融点あるいは混合物質の平均熔融温度</li> <li>・共晶反応モデル: UO<sub>2</sub>-Zr(O), SUS-Zr, B<sub>4</sub>C-Steel, B<sub>4</sub>C-Steel-Zr</li> <li>・熔融温度: <ul style="list-style-type: none"> <li>- 被覆管(ジルカロイ): 2125 K</li> <li>- 酸化ジルコニウム: 2911 K</li> <li>- 二酸化ウラン: 3113 K</li> <li>- SUS 構造物: 1700 K</li> <li>- SUS 酸化物: 1800 K</li> <li>- 制御材: 1100 K</li> </ul> </li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・落下条件: 燃料棒が粒子状デブリになった時点</li> <li>・共晶反応モデル: SUS-Zr, B<sub>4</sub>C-Steel(UO<sub>2</sub>-Zr(O)は無し)</li> <li>・熔融温度: <ul style="list-style-type: none"> <li>- 被覆管(ジルカロイ): 2098 K</li> <li>- 酸化ジルコニウム: 2502 K(燃料-被覆管の共晶を模擬)</li> <li>- 二酸化ウラン: 2502 K(燃料-被覆管の共晶を模擬)</li> <li>- SUS 構造物: 1700 K</li> <li>- SUS 酸化物: 1870 K</li> <li>- 制御材: 1075 K</li> </ul> </li> <li>・粒子状デブリ化条件 <ul style="list-style-type: none"> <li>- 被覆管: 未酸化層厚さ&lt;0.1 mmかつ2500 K以上</li> <li>- その他: 未酸化層厚さ&lt;0.1 mm</li> <li>- 燃料: 同一セル内の健全被覆管が無くなった時点</li> </ul> </li> </ul>
支持構造物破損	<ul style="list-style-type: none"> <li>・支持板温度: 1650 K(またはシユラウド/ハッフル板破損)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・温度評価: 支持板温度1273 K(シユラウド/ハッフル板の熔融・貫通に伴う熔融デブリの移行は扱わず)</li> <li>・応力評価: 降伏、クリープ、座屈(CRGT)による破損</li> </ul>
RPV破損	<ul style="list-style-type: none"> <li>・計装管、CRGTの過温破損(2120 K)</li> <li>・計装管、CRGTの逸出</li> <li>・下部ヘッドクリープ破損</li> <li>・下部ヘッド侵食</li> <li>・RPV壁面破損</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・貫通部、下部ヘッド温度: 1525 K</li> <li>・下部ヘッド: クリープ破損</li> </ul>
MCCI	<ul style="list-style-type: none"> <li>・組成: 玄武岩系コンクリート</li> <li>・コンクリート分解温度: 1450 K</li> <li>・デブリプール: 単一層</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・組成: 玄武岩系コンクリート</li> <li>・コンクリート分解温度: 1450 K</li> <li>・デブリプール: 完全混合モデル(単一層)</li> </ul>
崩壊熱	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ANSI/ANS-5.1-1979モデル</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・コード内蔵のORIGENデータに基づく崩壊熱曲線</li> </ul>
PCV破損	<ul style="list-style-type: none"> <li>・過温破損: 破損面積 0.002 m<sup>2</sup>@D/W壁面温度 523 K</li> <li>・過圧破損: 破損面積 3 inch口径@2.5 Pd<sup>*1</sup></li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・MAAPと同条件</li> </ul>

\*1 Pd(最高使用圧力)≒0.38MPa

急激に過熱するという、いわゆる格納容器直接加熱（DCH）の発生が想定される。MAAP では、DCH は標準で考慮する設定となっているが、MELCOR は標準設定のままでは DCH は考慮されない（表 2.3-1）。

そこで本研究では、ケース 1 の標準設定解析において DCH を考慮しない設定のもとで両コードの結果を比較することとし、DCH の影響については別途、ケース 3 として MAAP を用いて DCH を考慮した解析を実施し、DCH を考慮しない場合の結果と比較・検討することとした。

TBU シーケンスにおけるプラント運転条件を表 5-1、MAAP および MELCOR の主要な解析モデルに対する標準設定を表 5-2 に示す。PCV は、デブリの崩壊熱や MCCI による発熱の影響で雰囲気温度・圧力が上昇し、やがて過温破損または

過圧破損に至る可能性がある。本解析では、JNES 公開報告書[14]を参照し、表 5-2 のとおり過温および過圧破損の各条件を設定した。

## 6. 解析結果と考察

### 6.1 標準設定解析

#### 6.1.1 TBU シーケンスの事象推移

BWR-5/Mark-II 改良型プラントを対象に MAAP5.01 および MELCOR2.1 を用いて実施した標準設定解析のクロノロジを表 6.1-1 に示す。表 6.1-1 には、参考として同型の BWR プラントを対象に MELCOR1.8.5 改良版を用いて実施した JNES の既往研究結果[14]も併せて示している。

表 6.1-1 TBU シーケンスのクロノロジ（標準設定解析）  
Table 6.1-1 Chronology of TBU sequence (default setting analysis)

主なイベント	MAAP5.01		MELCOR2.1		JNES *3 [14] (MELCOR1.8.5改)
	DCH未考慮		DCH未考慮		DCH未考慮
	発生時間	発生間隔	発生時間	発生間隔	発生時間
原子炉トリップ	1.1 秒	11.6 秒	1.0 秒	22.0 秒	—
原子炉水位低下(レベル3)	12.7 秒	6.7 分	23 秒	5.8 分	—
原子炉水位低下(レベル2)	7.0 分	23.1 分	6.1 分	26.7 分	—
原子炉水位低下(レベル1)	30.0 分	10.3 分	32.8 分	9.5 分	—
炉心露出(TAF水位)	40.3 分	21.0 分	42.3 分	45.3 分	—
燃料被覆管破損(FP放出)	1.0 時間	32.4 分	1.5 時間	33.4 分	—
燃料落下開始	1.6 時間	75.6 分	2.0 時間	26.4 分	—
炉心支持板破損	2.8 時間	66.0 分	2.5 時間	8.9 秒	約3.1時間
原子炉容器破損	3.9 時間	0.0 秒	2.5 時間	0.1 秒	3.1時間
MCCI開始	3.9 時間	17.7 秒	2.5 時間	4.8 秒	—
格納容器最高使用圧力到達 *1	3.9 時間	4.4 時間	2.5 時間	10.9 時間	—
格納容器破損 *2	8.4 時間	—	13.4 時間	—	8.5時間
解析終了時刻	50.0 時間	—	50.0 時間	—	50.0時間

\*1 D/W圧力 $\geq$ 1.0Pd

\*2 全ケースで過温破損

\*3 参考文献中の記述やグラフからの読み取り値

ただし、表中の JNES 既往研究結果の値は、当該報告書中の記述やグラフから読み取ったものであり、不確かさを含む。RPV 内圧力や温度等の物理量に対する MAAP および MELCOR の解析結果の時刻歴を図 6.1-1～6.1-16 に示す。

表 6.1-1 より、事象発生時間の差は一部見受けられるものの、TBU シーケンスの事象進展の大きな流れは MAAP と MELCOR でほぼ一致することが確認された。したがって本項では、MAAP の解析結果をもとに TBU シーケンスの事象進展の概略を述べる。

本研究で解析対象とした TBU シーケンスでは、外部電源喪失、非常用所内電源（ディーゼル発電機）の起動失敗および短期／長期電源回復失敗により全交流電源喪失（SBO）となることから、事象開始後 1.1 秒で原子炉がトリップし、炉心出力が急激に低下してその後は崩壊熱レベルとなる

（図 6.1-1）。主蒸気隔離弁の閉止により RPV 圧力が上昇するため、SRV の作動により大量の蒸気が D/W へ放出される（図 6.1-2）。また、高圧で RPV 内に冷却水を注水可能な HPCS および RCIC の不作為を仮定しているため、炉心冷却手段を確保することができず、40.3 分で炉心露出

（図 6.1-3）、1.0 時間で被覆管破損に至り、炉心が損傷し始める（図 6.1-4）。燃料や被覆管等の炉内物質は、溶融・崩壊により所定の位置に留まることができなくなり、炉心デブリとなって下方へと移動し始め、炉心支持板上に堆積する。MAAP の標準設定の場合、炉心支持板の破損温度は 1650K（1377℃）であり、本解析では事象開始後 2.8 時間で炉心支持板の破損が発生した。炉心支持板の破損をきっかけとして、高温の炉心デブリは下部プレナムへと移動を開始する。事象開始から 3.9 時間で RPV 下部ヘッドの破損が発生し、RPV 底部からほぼすべての炉心デブリが PCV のペDESTAL へと流出する（図 6.1-5、6.1-6）。

RPV 破損後は、ペDESTAL へ落下した高温のデブリにより MCCI が開始する（図 6.1-11、6.1-

12）。ペDESTAL のコンクリートの分解により発生した水蒸気や二酸化炭素等のガスがデブリに取り込まれ、ジルコニウムやステンレス等の金属と反応して水素や一酸化炭素等の可燃性ガスが生成され、PCV 内に放出される（図 6.1-14）。PCV 内は、MCCI による生成ガスと下部ヘッド破損口から流入した冷却材の蒸発に伴う水蒸気の影響で加圧・加温されるため（図 6.1-5～6.1-10）、8.4 時間で PCV は過温破損に至る。過温破損後は、PCV 内の水蒸気およびガスが環境へ放出されるため、圧力は低下傾向となる（図 6.1-5、6.1-7、6.1-9）。なお、FP は被覆管破損と同時に SRV を経由して PCV の設計漏えい口から環境へ放出される。また、RPV 破損後は、下部ヘッド破損口からも PCV へ流出し、PCV の破損に伴って大量の FP が環境へ放出される（図 6.1-15）。

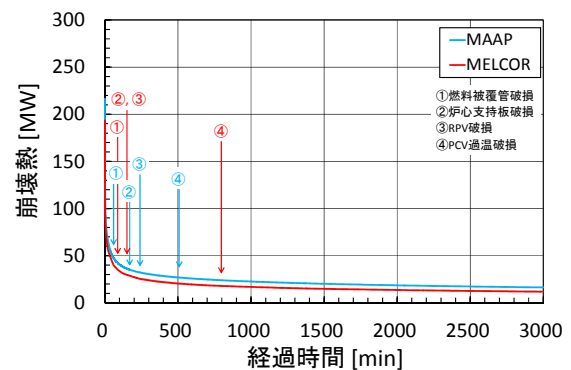


図 6.1-1 崩壊熱の時刻歴（標準設定解析）  
Fig. 6.1-1 Time history of decay heat (default setting analysis).

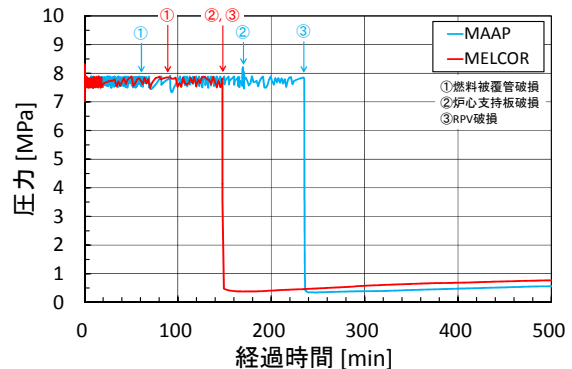


図 6.1-2 RPV 内圧力の時刻歴（標準設定解析）  
Fig. 6.1-2 Time history of pressure in RPV (default setting analysis).

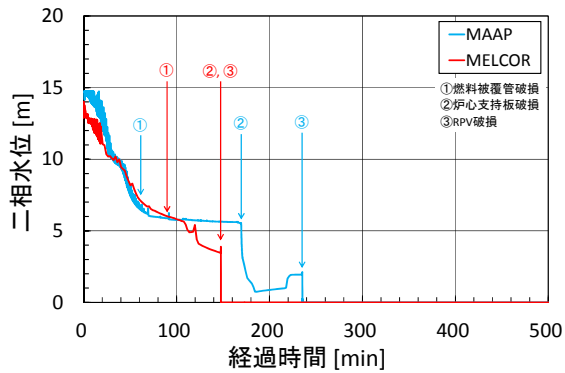


図 6.1-3 RPV 内水位の時刻歴（標準設定解析）  
Fig. 6.1-3 Time history of water level in RPV (default setting analysis).

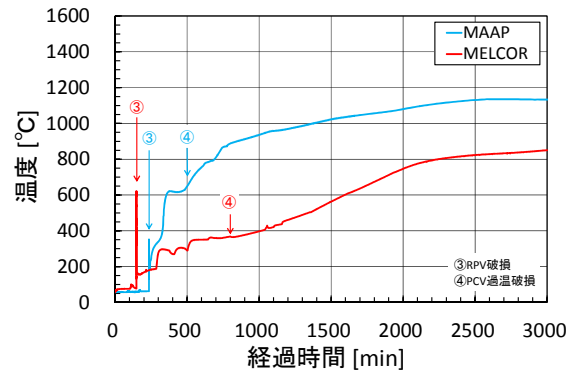


図 6.1-6 ペDESTAL 雰囲気温度の時刻歴（標準設定解析）  
Fig. 6.1-6 Time history of gas temperature in pedestal (default setting analysis).

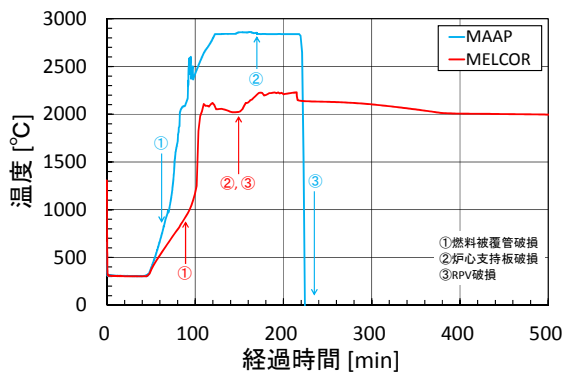


図 6.1-4 炉心最高温度の時刻歴（標準設定解析）  
Fig. 6.1-4 Time history of the highest temperature in core (default setting analysis).

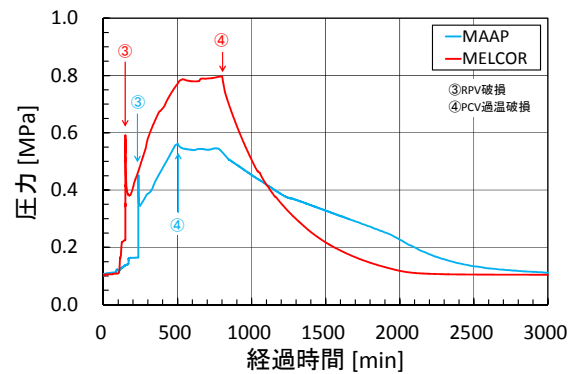


図 6.1-7 D/W 圧力の時刻歴（標準設定解析）  
Fig. 6.1-7 Time history of pressure in D/W (default setting analysis).

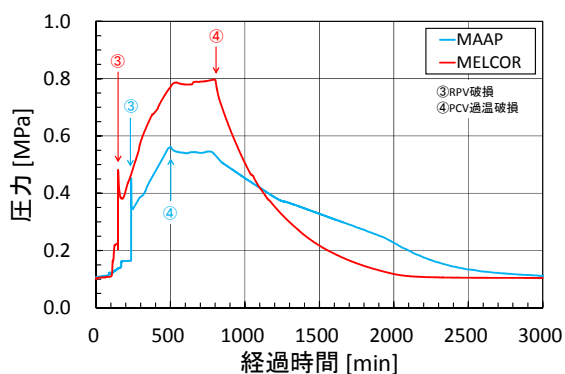


図 6.1-5 ペDESTAL 圧力の時刻歴（標準設定解析）  
Fig. 6.1-5 Time history of pressure in pedestal (default setting analysis).

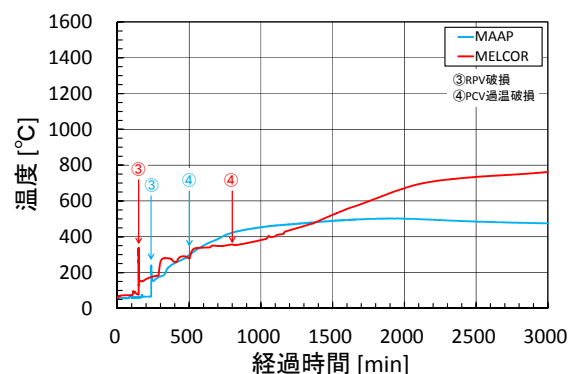


図 6.1-8 D/W 雰囲気温度の時刻歴（標準設定解析）  
Fig. 6.1-8 Time history of gas temperature in D/W (default setting analysis).

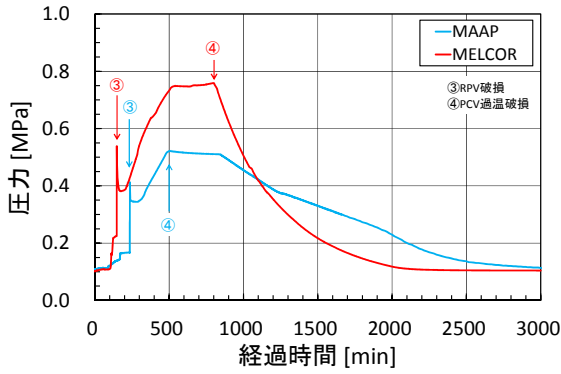


図 6.1-9 W/W 圧力の時刻歴 (標準設定解析)  
Fig. 6.1-9 Time history of pressure in W/W (default setting analysis).

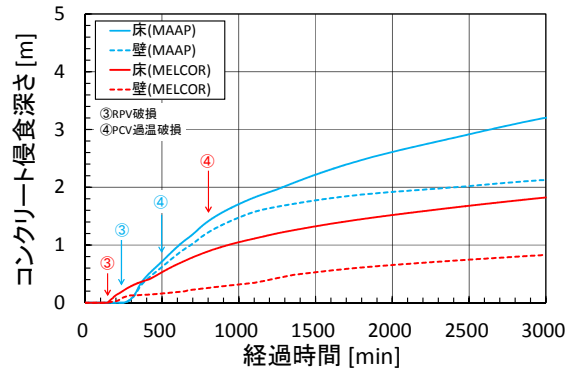


図 6.1-12 ペDESTALのコンクリート侵食量の時刻歴 (標準設定解析)  
Fig. 6.1-12 Time history of concrete ablation in pedestal (default setting analysis).

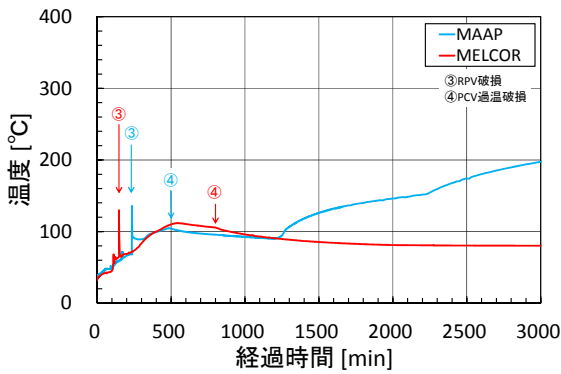


図 6.1-10 W/W 雰囲気温度の時刻歴 (標準設定解析)  
Fig. 6.1-10 Time history of gas temperature in W/W (default setting analysis).

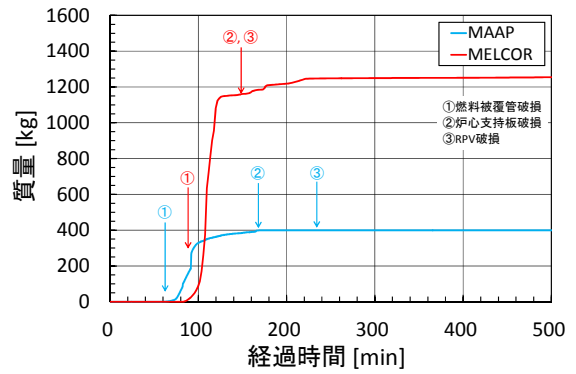


図 6.1-13 炉心内水素生成量 (累積値)の時刻歴 (標準設定解析)  
Fig. 6.1-13 Time history of cumulative mass of hydrogen production in core (default setting analysis).

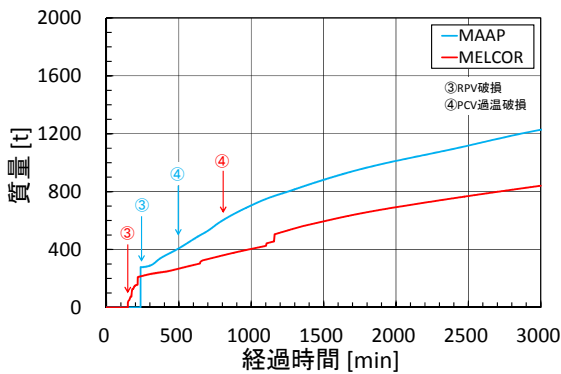


図 6.1-11 ペDESTAL内デブリ堆積量の時刻歴 (標準設定解析)  
Fig. 6.1-11 Time history of debris mass in pedestal (default setting analysis).

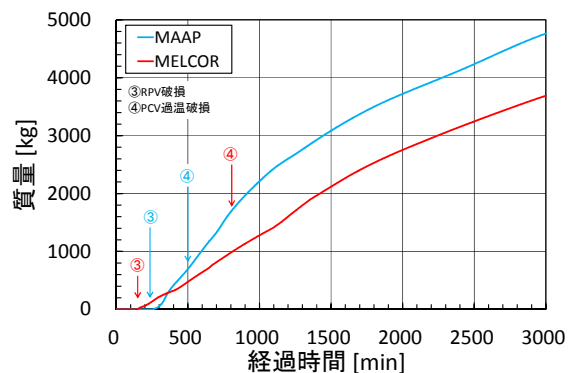


図 6.1-14 ペDESTAL内水素生成量 (累積値)の時刻歴 (標準設定解析)  
Fig. 6.1-14 Time history of cumulative mass of hydrogen production in pedestal (default setting analysis).

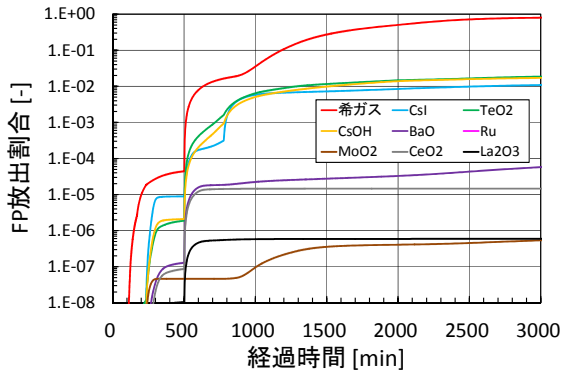


図 6.1-15 環境への FP 放出割合の時刻歴 (MAAP、標準設定解析)

Fig. 6.1-15 Time history of FP release fraction to environment (MAAP, default setting analysis).

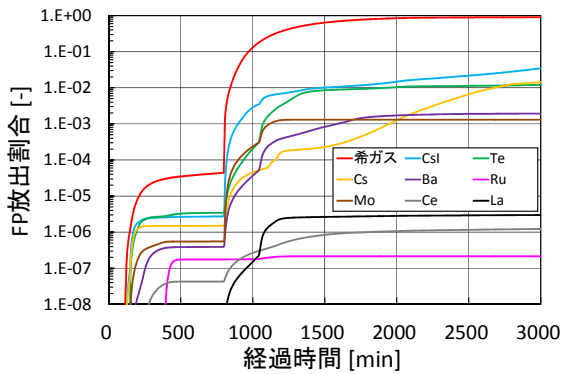


図 6.1-16 環境への FP 放出割合の時刻歴 (MELCOR、標準設定解析)

Fig. 6.1-16 Time history of FP release fraction to environment (MELCOR, default setting analysis).

## 6.1.2 MAAP と MELCOR の解析結果の比較

本項では、6.1.1 で述べた TBU シーケンスの事象推移を事象の発生タイミングに基づいていくつかの期間に分割し、その期間に要した時間に着目して MAAP と MELCOR の標準設定解析の結果を比較・検討する。

### (1) 事故発生～被覆管破損

この期間に要した時間は、MAAP が 1.0 時間、MELCOR が 1.5 時間であり、MAAP の方が約 0.5

時間短い結果となった (表 6.1-1)。

崩壊熱出力については、表 5-2 で示したように、MAAP は ANSI/ANS-5.1-1979 モデル、MELCOR は ORIGEN データに基づいた崩壊熱曲線を使用している。崩壊熱出力の結果は、事象開始から 10 時間程度までは 10～30%、それ以降は最大で 40%程度 MAAP の方が大きい (図 6.1-1)。本モデルの違いによる崩壊熱出力の差に起因し、MAAP の方が MELCOR よりも被覆管の温度上昇が早くなると考えられる。

被覆管破損温度については、MAAP は 1000K (727℃)、MELCOR は 1173K (900℃) であり、MAAP の方が破損温度は低い。

以上より、MAAP の方が被覆管の破損タイミングは早くなったものと推定される。

### (2) 被覆管破損～炉心支持板破損

この期間に要した時間は、MAAP が 1.8 時間、MELCOR が 1.0 時間であり、MAAP の方が約 0.8 時間長い結果となった (表 6.1-1)。

前述のように、崩壊熱出力は MAAP の方が大きい。その一方で、MAAP の炉心支持板破損温度は 1650K (1377℃) であり、MELCOR の 1273K (1000℃) よりも高い (表 5-2)。また、MELCOR では、SUS 等の炉内構造物は溶融に至らない場合でも、酸化により粒子状デブリとして炉内を落下するが、炉心が崩壊した体系での除熱は熱流動モデルでの取り扱いに大きく依存する。これらの効果が相乗し、結果的に MAAP の方が所要時間は長くなったものと推定される。

### (3) 炉心支持板破損～RPV 破損

この期間に要した時間は、MAAP が 1.1 時間、MELCOR がわずか 8.9 秒であり、非常に大きな差が生じる結果となった。

MELCOR の場合、崩壊熱出力は MAAP より小さいにもかかわらず、結果的に炉心支持板の破損直後に RPV 下部ヘッドの破損が発生した。RPV

の破損については、両コードともに複数の破損メカニズムをモデル化しているが（表 2.3-1）、基本的には下部ヘッドおよび貫通部の温度上昇が破損の原因となる。下部ヘッドおよび貫通部の温度上昇は、そこに堆積したデブリの温度とデブリからの熱伝達に依存する。したがって、RPV 下部ヘッドに堆積したデブリから下部ヘッドおよび周囲の冷却水への熱伝達、さらに下部ヘッドの破損モデルの違いにより、RPV 下部ヘッド破損までの所要時間にこのような大きな差が生じたものと考ええる。

#### （４）RPV 破損～PCV 破損

この期間に要した時間は、MAAP が 4.4 時間、MELCOR が 10.9 時間であり、MAAP の方が約 6.5 時間も短い結果となった。

PCV 内の温度および圧力挙動は、主な熱源となるデブリ崩壊熱と MCCI による反応熱の影響が大きいと考えられる。全炉心の崩壊熱は、前述のとおり MAAP の方が MELCOR より約 40% 大きい。また、PCV に落下したデブリ量は、ペDESTAL でのデブリ堆積量の初期値から MAAP の方が多いと読み取れるため（図 6.1-11）、PCV 内のデブリ崩壊熱および MCCI による発熱も同様に MAAP の方が大きく、温度上昇が早まったものとする。

以上、MAAP と MELCOR の標準設定解析の結果を比較したところ、事故開始から燃料落下開始

までの RPV 内の事象発生時間は両コードで比較的良く一致するものの、MAAP の方が全般的に発生タイミングは早いこと、その一方で、炉心支持板破損から PCV 破損までの事象発生時間はコード間で大きな差が見られることが明らかとなった。このような事象発生タイミングの差異は、標準設定での崩壊熱出力の差に加え、被覆管や炉心支持板等の破損基準、さらには各物理現象に対する解析モデルの違いが複合的に影響してもたらされたものと考えられる。

## 6.2 チューニング解析

### 6.2.1 チューニング解析の条件設定

6.1.2 での検討結果を受け、本節では両コードの解析モデルの違いが SA 時プラント挙動に及ぼす影響を明らかにするため、崩壊熱出力、主要な破損基準のうち容易に変更可能なもの、さらに主要な解析モデルの調整係数を両コードで可能な限り一致させた条件で解析を行い（チューニング解析と呼ぶ）、結果を比較・検討する。

チューニング解析における主要な解析モデルの条件設定を表 6.2-1 に示す。今回の解析では、基本的に MAAP の各条件を MELCOR の標準設定に一致させるよう変更し、MAAP5.01 を用いたチューニング解析を実施して MELCOR2.1 の標準設定解析の結果と比較することにより、解析モデルの違いの影響を検討する。

表 6.2-1 チューニング解析の条件設定  
Table 6.2-1 Condition settings of tuning analysis

対象パラメータ	MAAP	MELCOR
崩壊熱	崩壊熱出力が一致するように崩壊熱モデルの入力データを調整	ORIGENデータに基づく崩壊熱曲線
被覆管破損温度	1000 K → 1173 K に変更	1173 K
炉心支持板破損温度	1650 K → 1273 K に変更	1273 K
Zr-水反応モデル	Baker-Justモデル → Urbanic-Heidrichモデルに変更	Urbanic-Heidrichモデル



## 6.2.2 解析モデルの違いとその影響

本項でも 6.1.2 と同様に、TBU シーケンスを事象の発生タイミングに基づいていくつかの期間に分割し、各期間の所要時間および圧力や温度といった物理量の過渡変化の違いに着目して MAAP と MELCOR の結果を比較する。また、コード間の結果の差に及ぼす解析モデルの違いの影響についても考察する。

チューニング解析のクロノロジを表 6.2-2 に示す。また、MAAP および MELCOR の解析結果の時刻歴を図 6.2-1～6.2-15 に示す。

### (1) 事故発生～被覆管破損

この期間に要した時間は、MAAP が 1.3 時間、MELCOR が 1.5 時間であり、MAAP の方が約 0.2 時間短い結果となった (表 6.2-2)。

MAAP の入力データを調整した結果、崩壊熱出力はほぼ一致させることができた (図 6.2-1)。また、被覆管破損温度も 1173K (900℃) に統一したため、MAAP の事故発生から被覆管破損までの所要時間は、標準設定解析に比べて 0.3 時間長くなり、MELCOR の結果により近づく結果となった。

### (2) 被覆管破損～炉心支持板破損

この期間に要した時間は、MAAP が 2.2 時間、MELCOR が 1.0 時間であり、MAAP の方が約 1.2 時間長い結果となった (表 6.2-2)。標準設定解析に比べ、MAAP の崩壊熱出力が小さくなったことに起因し、本期間の所要時間は MAAP の標準設定解析よりも 0.4 時間長くなり、結果的に MELCOR との差が拡大した。

RPV 内水位は、約 1.7 時間までは両コードでほぼ同じ挙動をとるが、それ以降は MELCOR の方が水位低下速度は大きくなる (図 6.2-3)。炉心最高温度は、両コードともに炉心露出をきっかけとして急激に上昇し始める (図 6.2-4)。炉心最高温

度のピーク値は、MAAP が 2800℃以上であるのに対し、MELCOR は約 2200℃と 600℃以上も低くなる。

MELCOR の方が炉心最高温度は低いにもかかわらず、事象開始から約 1.7 時間以降の水位低下速度が大きくなるのは、両コードの RPV 内熱流動モデルの違いに起因すると考えられる。表 2.3-1 に示したように、炉心内でデブリの移行 (リロケーション) が発生し、それが冷却材流路に堆積して閉塞を起こした場合、MAAP では流路閉塞を起こしたノードの空隙率 (ポロシティ) が 0.1 以下になるとそのノードは完全に閉塞したものとみなされ、それ以降は流体が閉塞部分を通過することはできない (図 6.2-16)。一方 MELCOR の場合、流路閉塞を起こしたノードの空隙率の最小値は 0.05 に設定されているため、MAAP のような流路の完全閉塞は発生しない (図 6.2-16)。したがって、MELCOR では流路閉塞が発生しても水や水蒸気等のガスは形成されたデブリベッド内を通過でき、デブリの冷却は継続されるため、炉心最高温度は MAAP に比べて低くなり、かつ炉心支持板が破損するまでに大量の水蒸気が発生し、RPV 水位低下速度が MAAP に比べて大きくなるものと推定される。

図 6.2-13 より、炉内水素生成量は MAAP で約 400kg、MELCOR で約 1250kg となり、MELCOR の方が約 3 倍多い結果となった (いずれも計算終了時点の値)。前述のとおり、MELCOR では炉心支持板破損までに大量の水蒸気が発生し、かつ発生した水蒸気は形成されたデブリベッド内を通過することができる。このため、MAAP に比べてジルコニウム-水反応を含む金属の酸化反応が炉心内で活性化し、結果的に炉内水素生成量も大幅に増加したと考えられる。

表 6.2-2 TBU シーケンスのクロノロジ (チューニング解析)  
Table 6.2-2 Chronology of TBU sequence (tuning analysis)

主なイベント	MAAP5.01		MELCOR2.1		JNES * <sup>3</sup> [14] (MELCOR1.8.5改)
	チューニング解析、DCH未考慮		DCH未考慮		DCH未考慮
	発生時間	発生間隔	発生時間	発生間隔	発生時間
原子炉トリップ	1.1 秒	11.6 秒	1.0 秒	22.0 秒	—
原子炉水位低下(レベル3)	12.6 秒	7.3 分	23 秒	5.8 分	—
原子炉水位低下(レベル2)	7.5 分		6.1 分		26.7 分
原子炉水位低下(レベル1)	34.2 分	26.7 分	32.8 分	9.5 分	—
炉心露出(TAF水位)	45.4 分	11.2 分	42.3 分		45.3 分
燃料被覆管破損(FP放出)	1.3 時間	32.9 分	1.5 時間	33.4 分	—
燃料落下開始		37.5 分			2.0 時間
炉心支持板破損	3.5 時間	95.7 分	2.5 時間	26.4 分	約3.1時間
原子炉容器破損		57.5 分		8.9 秒	
MCCI開始	4.5 時間	0.0 秒	2.5 時間	0.1 秒	—
格納容器最高使用圧力到達* <sup>1</sup>		25.6 秒		4.8 秒	—
格納容器破損* <sup>2</sup>	11.2 時間	6.7 時間	13.4 時間	10.9 時間	8.5時間
解析終了時刻	50.0 時間		—	50.0 時間	—

\*1 D/W圧力 $\geq$ 1.0Pd

\*2 全ケースで過温破損

\*3 参考文献中の記述やグラフからの読み取り値

### (3) 炉心支持板破損～RPV 破損

この期間に要した時間は、MAAP が 1.0 時間、MELCOR が 8.9 秒であり、MAAP は標準設定解析よりも 0.1 時間短縮されたものの、依然として非常に大きな差となった (表 6.2-2)。

炉心支持板の破損が発生すると、支持板上に堆積していた炉心デブリは冷却材が残存する RPV 下部プレナムへと落下する。下部プレナムの水プール中をジェット状で落下する溶融デブリは、ジェット表面での水によるエントレインメント (剥ぎ取り) により徐々に微粒化される。エントレインメントにより形成された粒子状デブリは、周囲の水との熱伝達により急激に冷却され、同時に大量の水蒸気が発生する。エントレインされなかった残存ジェット部分はそのまま下部ヘッドに到達

し、溶融デブリプールを形成する。

下部プレナムに堆積した粒子状デブリの温度履歴を図 6.2-17 に示す。図 6.2-4 より、炉心内でのデブリ温度は MAAP の方が高いと予想されるにもかかわらず、下部ヘッドに堆積直後のデブリ温度 (1660℃) は MELCOR (1820℃) に比べて低い。その後すぐに約 1000℃まで低下している。

表 2.3-1 および図 6.2-18 に示すように、MAAP では溶融デブリジェットのエントレインメント挙動を比較的詳細にモデル化しており、デブリジェットの微粒化は Ricou and Spalding の相関式[15]をベースにしたモデル、形成された粒子状デブリの熱伝達は Epstein and Hauser の強制対流膜沸騰の式[16]およびふく射を考慮したモデルにより評価

する。一方、MELCOR は溶融デブリジェットのエントレインメント挙動を扱う詳細なモデルを持っておらず、形成された粒子状デブリの粒径および周囲流体との熱伝達係数のいずれもユーザーが入力で指定する（デフォルト値はそれぞれ 25mm、100W/m<sup>2</sup>K）。

ここで、MAAP のエントレインメントモデルを用いて今回の解析体系での粒子状デブリの粒径を見積った結果、1~2mm 程度となり、MELCOR の粒径に比べて 1 ケタ小さいことがわかった。よって、粒子状デブリから周囲流体への伝熱面積は、MAAP の方が数百倍大きくなる。

MAAP で用いている Epstein and Hauser の伝熱相関式は、プール膜沸騰熱伝達の式をベースに、伝熱面過熱度と周囲流体のサブクール度、さらに周囲流体との相対速度の効果を取り入れたものとなっている。したがって、一般的なプール膜沸騰熱伝達係数より大きい値になる。一方、MELCOR のデフォルト値は 100W/m<sup>2</sup>K であり、これは一般的なプール膜沸騰熱伝達係数と同じオーダー[17]である。

以上より、炉心支持板破損に伴い下部プレナム水中へ落下し、微粒化された粒子状デブリは、伝熱面積および熱伝達係数ともに大きい MAAP の方が冷却されやすいと推定できる。

RPV の破損については、両コードともに複数の破損メカニズムをモデル化しているが（表 2.3-1）、今回のチューニング解析では MAAP は CRGT の逸出、MELCOR は下部ヘッド貫通部の過温・溶融により破損が発生した。下部ヘッド貫通部最高温度の時刻歴を図 6.2-19 に示す。MELCOR では、炉心支持板破損に伴って炉心デブリが下部ヘッドへ落下・到達した直後に貫通部最高温度は 1350℃に達しており、貫通部過温破損温度である 1525K（1252℃）を超えたため破損に至った。一方、MAAP では下部ヘッドへの炉心デブリ到達直後の貫通部最高温度は約 320℃と MELCOR に比べてかなり低く、その後デブリの

崩壊熱により加熱されて温度は上昇する。

下部ヘッドおよび貫通部の温度上昇は、そこに堆積したデブリの温度、およびデブリから下部ヘッドあるいは貫通部への熱伝達係数に依存する。デブリ温度については、前述のとおり MAAP の方が冷却されやすいため、低くなる。デブリから下部ヘッドあるいは貫通部への熱伝達係数については、MELCOR は 1000W/m<sup>2</sup>K（標準値）であるのに対し、MAAP は具体的な数値はわからないものの、下部ヘッドとのギャップに存在する水蒸気の熱抵抗まで考慮されており、比較的小さい値となることが予想される。したがって、MAAP ではデブリ到達直後の貫通部最高温度が MELCOR よりも 1000℃以上低くなったものと推定される。

下部ヘッド貫通部の過温破損温度は、MAAP の方が約 600℃高く、MELCOR より過温破損しにくい条件となっはいるが、MELCOR と同一の破損温度を仮定しても、今回の解析では炉心支持板破損から RPV 破損までは約 32 分の時間的余裕がある（図 6.2-19）。

以上より、今回のチューニング解析では、主に下部ヘッド水中における溶融デブリジェットの微粒化と冷却のモデルの違いにより、炉心支持板破損から RPV 下部ヘッド破損までの所要時間にこのような大きな差が生じたものと推定された。なお、SA 発生時の事故対応（アクシデントマネジメント）の観点からは、事故発生から RPV 破損までの時間余裕が重要となる。この観点から両コードの解析結果を比較すると、MAAP は 4.5 時間、MELCOR は 2.5 時間でその差は 2.0 時間となり、炉心支持板破損から RPV 破損までの所要時間ほど顕著な差とはならなかった。

#### （4）RPV 破損～PCV 破損

この期間に要した時間は、MAAP が 6.7 時間、MELCOR が 10.9 時間であり、MAAP は標準設定解析よりも 2.3 時間長くなったものの、依然とし

て4時間以上の差が生じた(表 6.2-2)。

RPV 破損後の PCV 内の圧力挙動は、定性的にはほぼ一致しているものの、ピーク値は MELCOR の方が約 0.25MPa 高く、破損後の圧力低下速度は MELCOR の方が大きい傾向がある(図 6.2-5、6.2-7、6.2-9)。

PCV 内雰囲気温度は、ペDESTALにおいて MAAP の方が最大で 400°C程度高くなり、大きな差が見られた(図 6.2-6)。これに対し、D/W では事象開始から 18 時間程度まで、W/W では 35 時間程度までは比較的良好一致するものの、それ以降は両コードで挙動の違いが鮮明となった(図 6.2-8、6.2-10)。

ペDESTALにおけるデブリ堆積量を図 6.2-11 に示す。ペDESTALに落下した総デブリ量は、MAAP は約 280 トン、MELCOR は約 120 トンであり、MAAP の方が 2.3 倍多い。なお、図 6.2-11 において、デブリ堆積量が時間の経過とともに増加していくのは、本図が正味のデブリ堆積量だけでなく、MCCI により侵食されたコンクリート量も含んでいるためである。

図 6.2-12 に示したペDESTALのコンクリート侵食深さは、MAAP の方が床、壁ともに大きく、特に壁での侵食深さの差が大きくなった。これは、MAAP の方がデブリ堆積量は 2.3 倍多いため、ペDESTAL内のデブリ高さもそれに比例して高くなり、コンクリート壁との接触面積が相対的に増加し、壁での MCCI 発生量が多くなったことが一因と考えられる。

ペDESTALでの水素生成量は、事象開始から約 25 時間までは比較的良好一致した挙動となるが、それ以降は MAAP の方がほぼ一定値となるため差が拡大し、計算終了時点では MAAP が約 2450kg、MELCOR が約 3700kg となった(図 6.2-14)。前述のとおり、ペDESTALでのデブリ堆積量は MAAP の方が 2.3 倍多く、MCCI 発生量も MAAP の方が多いと考えられる。したがって、MCCI により生成される水素の量は、MAAP の方が多く

なると予想される。しかしながら、MELCOR のペDESTALでの水素生成量は MAAP とほぼ等しいか、あるいは多い結果となった。

MAAP および MELCOR における MCCI モデルの模式図をそれぞれ図 6.2-20[5]と 6.2-21[8]に示す。MAAP の場合、均質に混合された熔融デブリプールの周囲をクラストが取り囲むような体系を想定する。MELCOR の場合、下方に複数のデブリ層が形成され、その上面にプールが存在するような体系を想定するが、今回の解析では、MELCOR も MAAP と同様に均質に混合された単一のデブリ層を仮定している。

ここで、図 6.2-22 に示す下部プレナム内デブリ量を見ると、MELCOR では下部プレナムに堆積したデブリのほぼすべてが粒子状デブリとなっていることがわかる。この粒子状デブリは RPV 破損後にペDESTALに落下し、ユーザー指定のポロシティ(本解析ではサンプルファイルの 0.1 を採用)を持つデブリ層を形成する。したがって MELCOR の場合、ペDESTALに堆積したデブリは雰囲気中の水蒸気に晒されるため、デブリ中の金属の酸化反応による水素も発生すると推定される。一方の MAAP では、雰囲気中の水蒸気は熔融デブリプールと接触できないため、デブリ中の金属と雰囲気中の水蒸気との反応は発生しない。このような解析モデルの違いにより、MCCI 発生量が相対的に小さい MELCOR と MAAP のペDESTALでの水素生成量がほぼ等しくなったものと考えられる。

以上、本項では RPV 破損以降の PCV 内挙動について MCCI を中心に比較・検討してきたが、PCV 内の圧力や温度等の物理量は、MCCI に関する解析モデルの違いに加え、MCCI の初期条件となる炉心デブリの量や温度、性状(粒子状あるいは熔融メルト状)に強く依存する。したがって、解析モデルの違いが PCV 内の挙動に及ぼす影響をより定量的に明らかにするためには、RPV からの流出デブリの条件をなるべく一致させた条件

で感度解析を行う必要がある。

なお、本項では RPV 破損から PCV 破損までの所要時間に着目して解析結果の比較評価を行ったが、SA 発生時の事故対応（アクシデントマネジメント）の観点からは、事故発生から PCV 破損までのトータルの所要時間がより重要となる。この観点から両コードの解析結果を比較すると、MAAP は 11.2 時間、MELCOR は 13.4 時間でその差は 2.2 時間となる。これは、MELCOR での事故発生から PCV 破損までの全時間である 13.4 時間に対して 16% の差となり、比較的近い結果と言える。

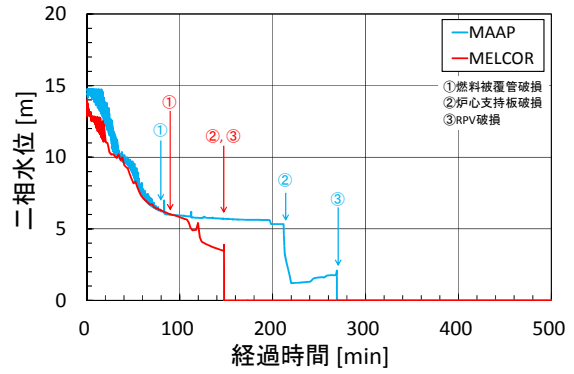


図 6.2-3 RPV 内水位の時刻歴  
(チューニング解析)

Fig. 6.2-3 Time history of water level in RPV (tuning analysis).

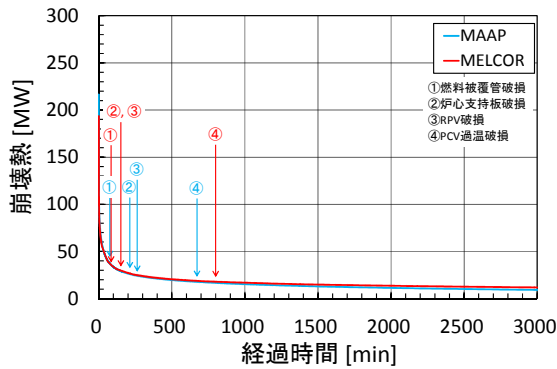


図 6.2-1 崩壊熱の時刻歴 (チューニング解析)  
Fig. 6.2-1 Time history of decay heat (tuning analysis).

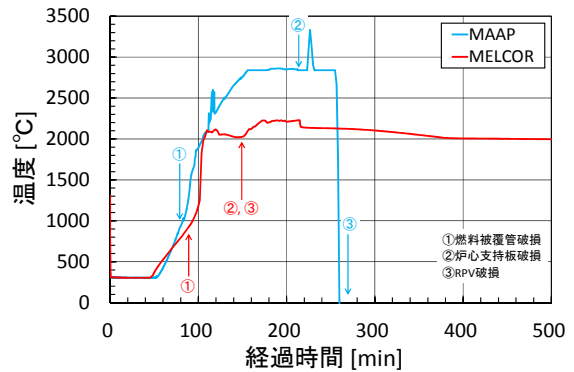


図 6.2-4 炉心最高温度の時刻歴  
(チューニング解析)

Fig. 6.2-4 Time history of the highest temperature in core (tuning analysis).

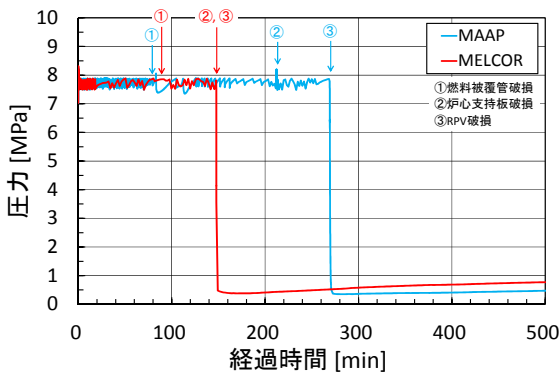


図 6.2-2 RPV 内圧力の時刻歴  
(チューニング解析)

Fig. 6.2-2 Time history of pressure in RPV (tuning analysis).

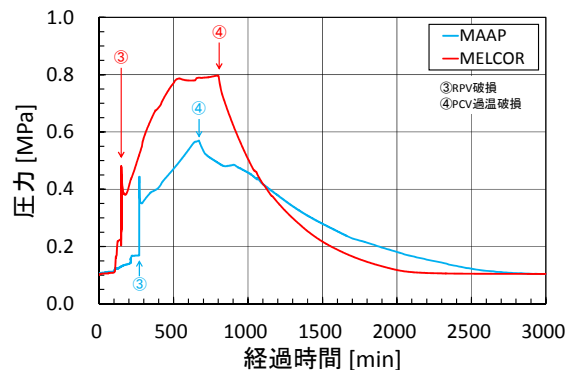


図 6.2-5 ペDESTAL 圧力の時刻歴  
(チューニング解析)

Fig. 6.2-5 Time history of pressure in pedestal (tuning analysis).

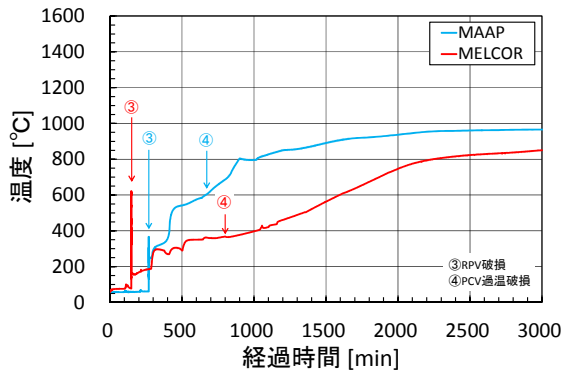


図 6.2-6 ペDESTAL 雰囲気温度の時刻歴 (チューニング解析)

Fig. 6.2-6 Time history of gas temperature in pedestal (tuning analysis).

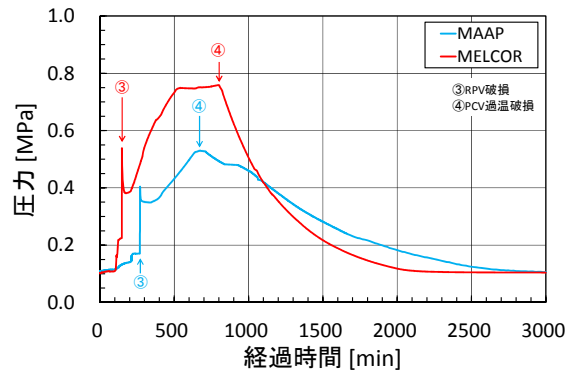


図 6.2-9 W/W 圧力の時刻歴 (チューニング解析)

Fig. 6.2-9 Time history of pressure in W/W (tuning analysis).

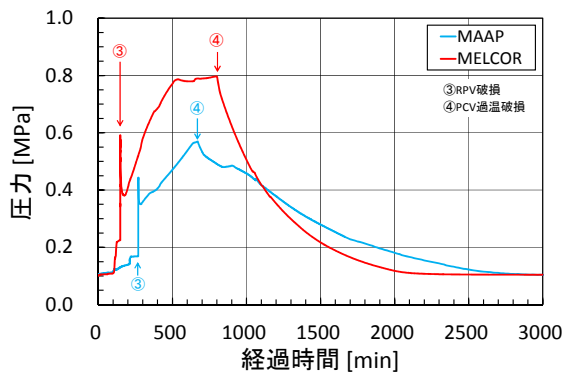


図 6.2-7 D/W 圧力の時刻歴 (チューニング解析)

Fig. 6.2-7 Time history of pressure in D/W (tuning analysis).

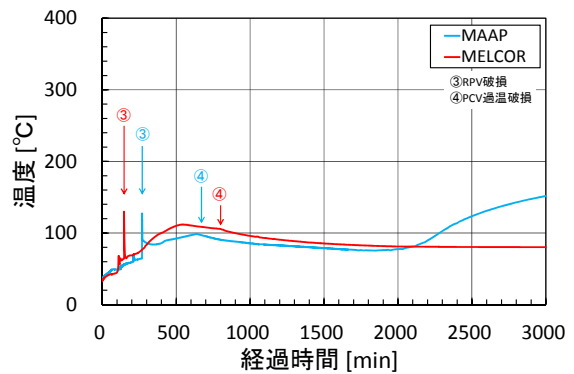


図 6.2-10 W/W 雰囲気温度の時刻歴 (チューニング解析)

Fig. 6.2-10 Time history of gas temperature in W/W (tuning analysis).

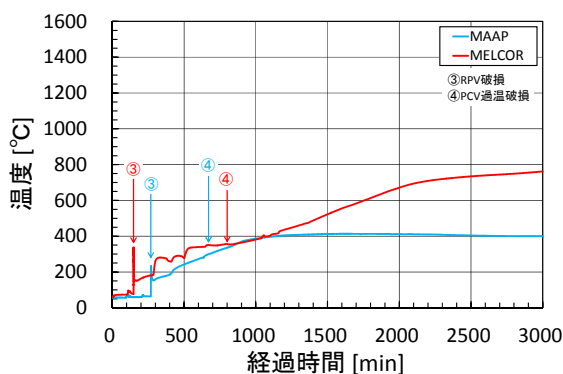


図 6.2-8 D/W 雰囲気温度の時刻歴 (チューニング解析)

Fig. 6.2-8 Time history of gas temperature in D/W (tuning analysis).

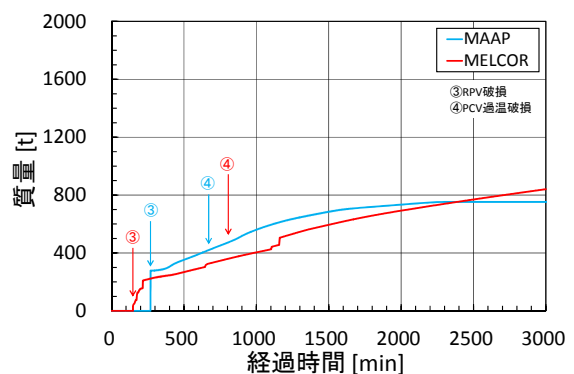


図 6.2-11 ペDESTAL 内デブリ堆積量の時刻歴 (チューニング解析)

Fig. 6.2-11 Time history of debris mass in pedestal (tuning analysis).

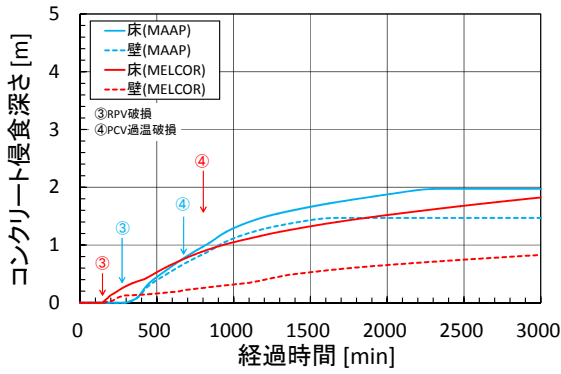


図 6.2-12 ペDESTALのコンクリート侵食量の時刻歴 (チューニング解析)

Fig. 6.2-12 Time history of concrete ablation in pedestal (tuning analysis).

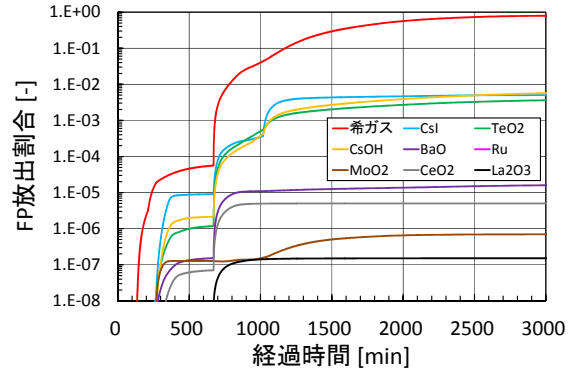


図 6.2-15 環境へのFP放出割合の時刻歴 (MAAP、チューニング解析)

Fig. 6.2-15 Time history of FP release fraction to environment (MAAP, tuning analysis).

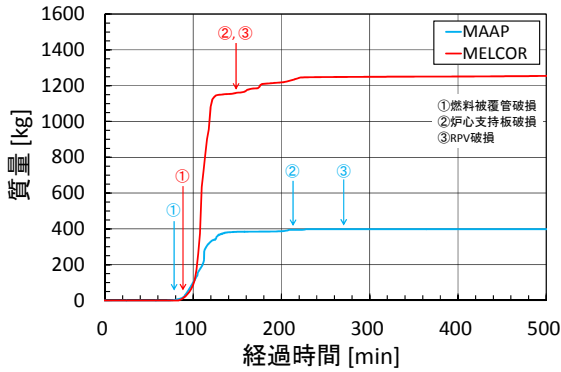
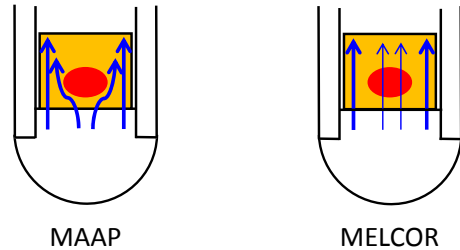


図 6.2-13 炉心内水素生成量 (累積値) の時刻歴 (チューニング解析)

Fig. 6.2-13 Time history of cumulative mass of hydrogen production in core (tuning analysis).



ポロシティ $\leq 0.1$ で完全閉塞

ポロシティの最小値は0.05(完全閉塞せず)

図 6.2-16 炉心内流路閉塞モデルの概念図

Fig. 6.2-16 Concept of channel blockage model in core.

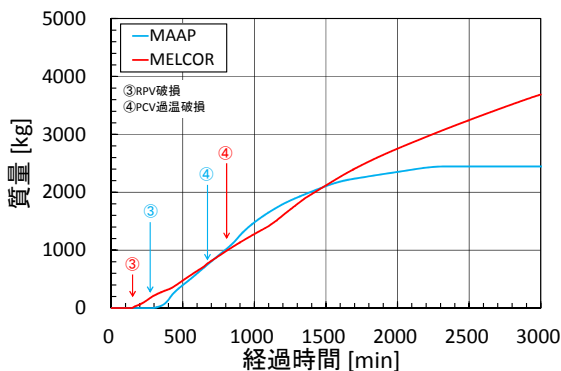


図 6.2-14 ペDESTAL内水素生成量 (累積値) の時刻歴 (チューニング解析)

Fig. 6.2-14 Time history of cumulative mass of hydrogen production in pedestal (tuning analysis).

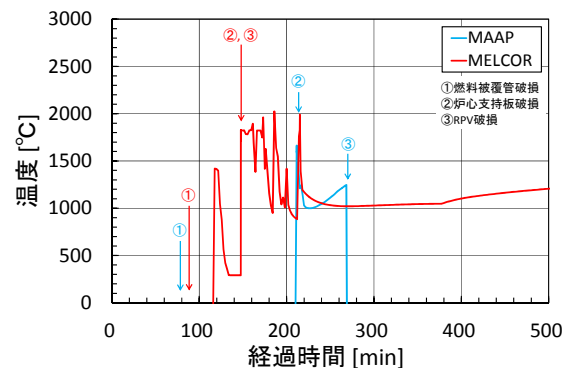


図 6.2-17 下部プレナム内粒子状デブリ温度の時刻歴 (チューニング解析)

Fig. 6.2-17 Time history of particulate debris temperature in lower plenum (tuning analysis).

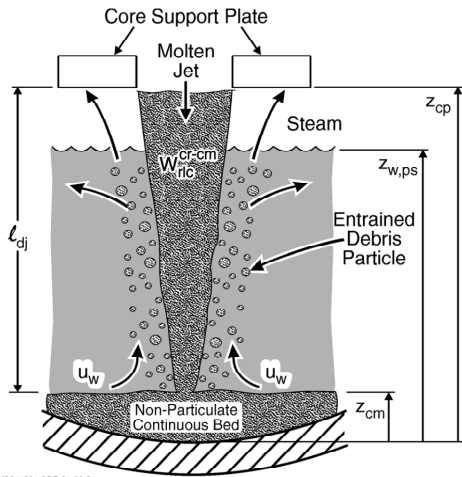


図 6.2-18 MAAP のデブリジェット微粒化挙動の概念図 [5]

Fig. 6.2-18 Concept of debris jet entrainment behavior in MAAP [5].

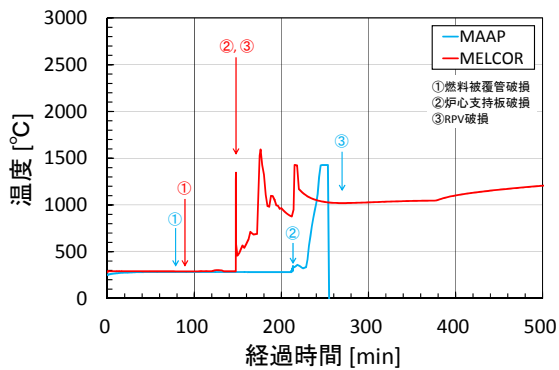


図 6.2-19 下部ヘッド貫通部最高温度の時刻歴 (チューニング解析)

Fig. 6.2-19 Time history of the highest temperature at penetration in lower head (tuning analysis).

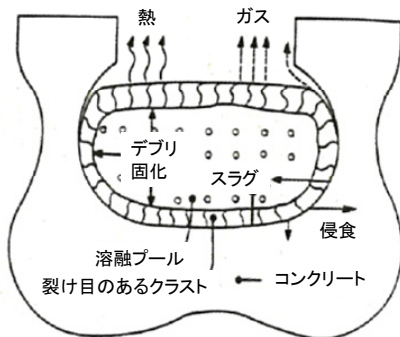


図 6.2-20 MAAP における MCCI モデルの模式図 [5]

Fig. 6.2-20 Schematic diagram of MCCI model in MAAP [5].

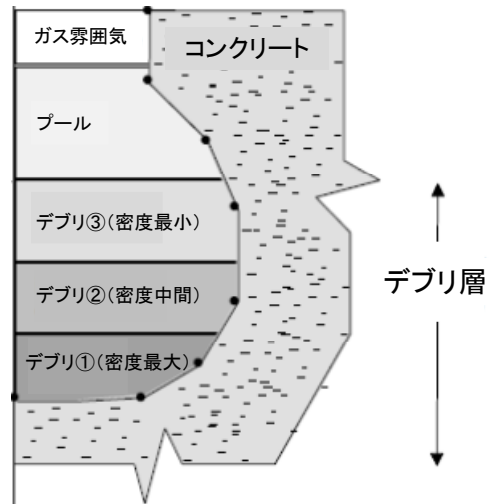


図 6.2-21 MELCOR における MCCI モデルの模式図 [8]

Fig. 6.2-21 Schematic diagram of MCCI model in MELCOR [8].

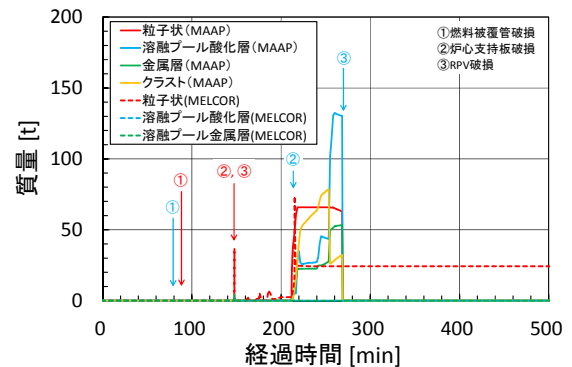


図 6.2-22 下部プレナム内デブリ量の時刻歴 (チューニング解析)

Fig. 6.2-22 Time history of debris mass in RPV lower plenum (tuning analysis).

### 6.3 DCH の影響

本研究で解析対象とした TBU シーケンスのように RPV が高圧破損する場合、RPV 下部ヘッドの破損に伴って溶融デブリが高温・高圧のガスとともにペダスタルへと噴出され（高圧溶融物放出：HPME）、その一部は隣接する D/W へと飛散する。D/W に流入した高温デブリは微粒化され、そこに含まれる金属成分は D/W 内の水蒸気により急激に酸化し、その際放出される反応熱により



D/W 内の雰囲気ガスは急加熱される（いわゆる DCH の発生、図 6.3-1）。MAAP では、DCH モデルは標準で考慮する設定となっている。一方の MELCOR は、HPME モデルとして取り扱うことはできるが、本モデルはデブリの移行を機構論的にモデル化するものではない（表 2.3-1）。したがって、HPME モデルを使用する場合には、ユーザーが RPV から放出されたデブリの飛散経路とその堆積割合、デブリの酸化や熱伝達、さらには沈降の時定数を入力で設定する必要がある。しかしながら、DCH の入力パラメータに関するコードの推奨値が明示されておらず、かつ入力によって DCH の結果が大きく影響されることから、本研

究では MAAP および MELCOR とともに DCH を考慮しない設定で標準設定解析とチューニング解析を実施した。

本節では、TBU シーケンスに及ぼす DCH の影響を調べるため、MAAP5.01 を用いて DCH モデルを考慮した条件で解析を行い、DCH 未考慮の結果と比較・検討する。

表 6.3-1 に DCH 考慮の場合と未考慮の場合のクロノロジを示す。RPV 破損までは同一の挙動となるが、DCH を考慮した場合の RPV 破損から PCV 破損までの所要時間は 10.2 秒となり、DCH の発生により RPV 破損直後に PCV が過温破損する結果となった。

表 6.3-1 TBU シーケンスのクロノロジ (DCH の影響)  
Table 6.3-1 Chronology of TBU sequence (effect of DCH)

主なイベント	MAAP5.01			
	DCH考慮		DCH未考慮	
	発生時間	発生間隔	発生時間	発生間隔
原子炉トリップ	1.1 秒	11.6 秒	←	←
原子炉水位低下(レベル3)	12.6 秒		←	←
原子炉水位低下(レベル2)	7.5 分	7.3 分	←	←
原子炉水位低下(レベル1)	34.2 分	26.7 分	←	←
炉心露出(TAF水位)	45.4 分	11.2 分	←	←
燃料被覆管破損(FP放出)	1.3 時間	32.9 分	←	←
燃料落下開始		37.5 分	←	←
炉心支持板破損	1.9 時間	95.7 分	←	←
原子炉容器破損	3.5 時間	57.5 分	←	←
MCCI開始	4.5 時間	0.0 秒	←	←
格納容器最高使用圧力到達*1	4.5 時間	12.4 秒	←	25.6 秒
格納容器破損*2	4.5 時間	-2.2 秒	4.5 時間	6.7 時間
解析終了時刻	50.0 時間	—	11.2 時間	—
			50.0 時間	—

\*1 D/W圧力 $\geq$ 1.0Pd

\*2 全ケースで過温破損

D/W 内圧力や温度等の物理量に対する MAAP の解析結果の時刻歴を図 6.3-2～6.3-4 および図 6.3-6～6.3-8 に示す。DCH を考慮した場合、DCH の発生に伴って D/W 雰囲気温度および圧力は急上昇し (図 6.3-2 および 6.3-3)、RPV 破損後 10.2 秒で PCV は過温破損するが、過圧破損 (≧ 0.95MPa) には至っていない。DCH を考慮しない場合、6.2.2 で述べたように、RPV から放出された高温の溶融デブリはペDESTAL床に堆積して MCCI を起こし、水素や一酸化炭素、水蒸気等のガスおよび高温デブリによる加熱により、RPV 破損後 6.7 時間で PCV は過温破損するが、この場合も過圧破損には至らなかった。

DCH を考慮した場合、D/W へのデブリ流出により、ペDESTAL内に残留したデブリ量はわずか 30 トンとなる (図 6.3-4)。これは、RPV からペDESTALへ流出した総デブリ量の約 11%に相当する (図 6.3-5)。このデブリは早期に冷却・固化するため MCCIは継続せず、ペDESTALのコンクリートが侵食されることもない (図 6.3-6)。さらに、MCCIによる水素発生量は約 140kgにとどまり、約 2500kgの水素が発生する DCH未考慮の場合に比べて大幅に少ない (図 6.3-7)。また、DCHを考慮した場合、考慮しない場合と同様に、PCVの過温破損をきっかけとして FPが環境へ大量に放出されるが、PCV破損時の D/W 圧力が DCH未考慮の場合よりも高いため、すべての FP核種について環境への放出割合が増加する傾向となる (図 6.3-8)。

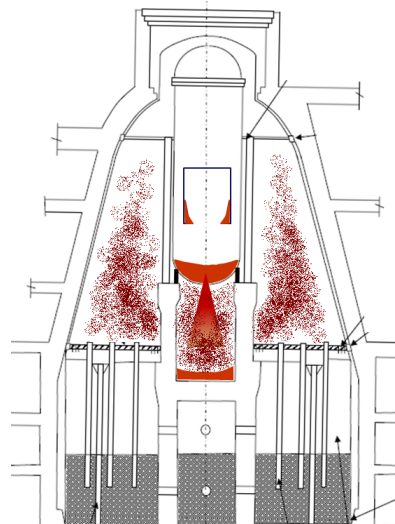


図 6.3-1 BWR プラントにおける DCH の模式図  
Fig. 6.3-1 Schematic diagram of DCH in BWR plant.

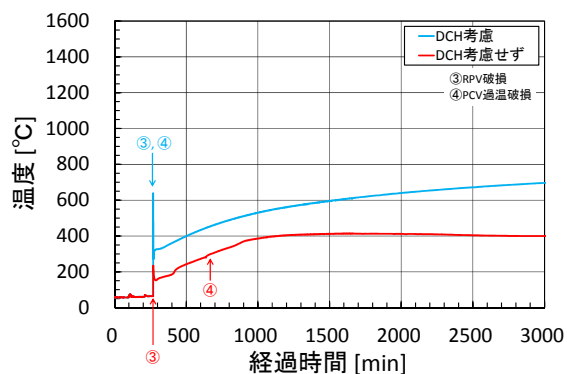


図 6.3-2 D/W 雰囲気温度の時刻歴 (MAAP)  
Fig. 6.3-2 Time history of gas temperature in D/W (MAAP).

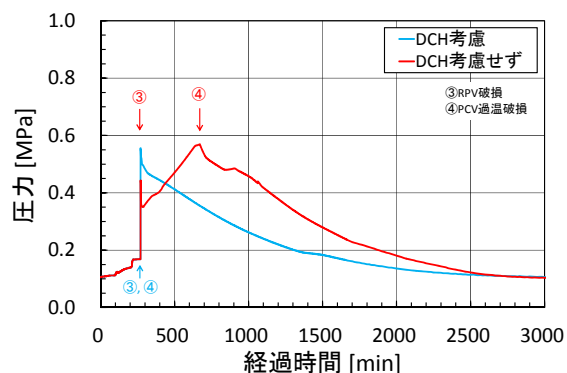


図 6.3-3 D/W 圧力の時刻歴 (MAAP)  
Fig. 6.3-3 Time history of pressure in D/W (MAAP).

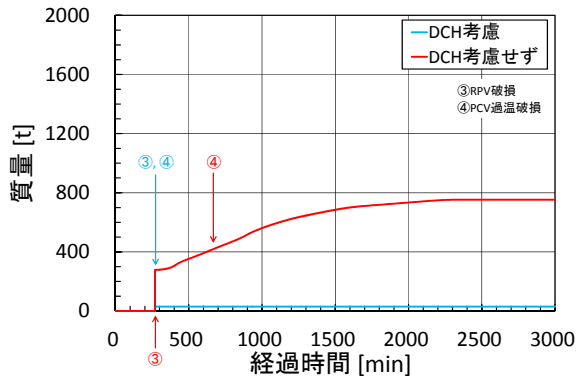


図 6.3-4 ペDESTAL内デブリ堆積量の時刻歴 (MAAP)

Fig. 6.3-4 Time history of debris mass in pedestal (MAAP).

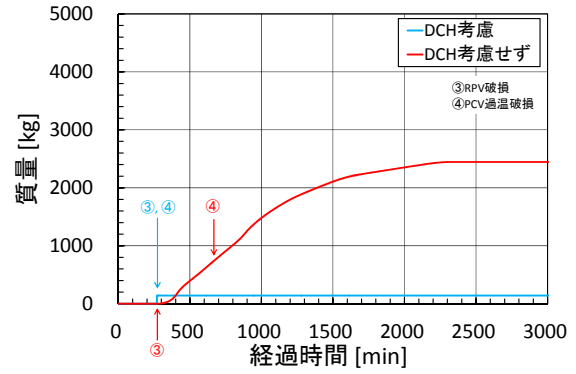


図 6.3-7 ペDESTAL内水素生成量 (累積値) の時刻歴 (MAAP)

Fig. 6.3-7 Time history of cumulative mass of hydrogen production in pedestal (MAAP).

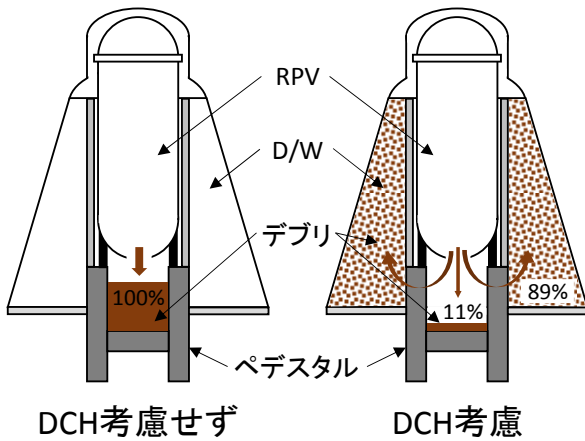


図 6.3-5 ペDESTALおよびD/Wにおけるデブリ分布 (MAAP)

Fig. 6.3-5 Debris distribution in pedestal and D/W (MAAP).

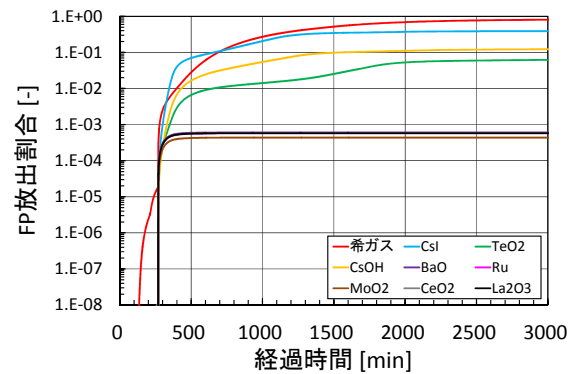


図 6.3-8 環境へのFP放出割合の時刻歴 (MAAP、DCH考慮)

Fig. 6.3-8 Time history of FP release fraction to environment (MAAP, with DCH model).

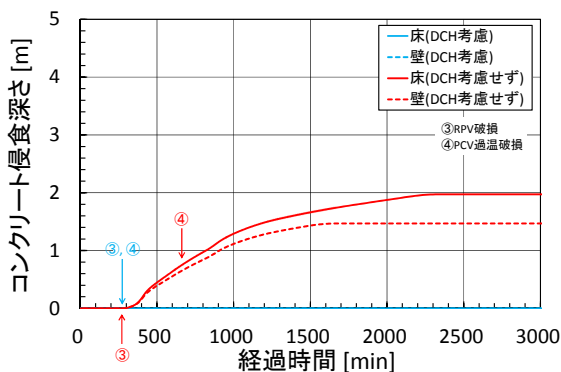


図 6.3-6 ペDESTALのコンクリート侵食量の時刻歴 (MAAP)

Fig. 6.3-6 Time history of concrete ablation in pedestal (MAAP).

## 7. まとめと今後の課題

本研究では、代表的な SA 解析コードである MAAP5.01 および MELCOR2.1 による事故時挙動の予測結果に影響を及ぼす解析モデルの違いを明らかにするため、BWR 代表プラントとして選定した BWR-5/Mark-II 改良型プラントを対象に、両コードを用いて「電源喪失 (短期) : TBU」解析を実施し、以下のことを明らかにした。

- (1) 使用する解析モデルの設定を各コードの標

準設定とした解析では、事象進展の概要と燃料落下開始までの RPV 内の事象発生時間は両コード間で比較的良く一致するものの、MAAPの方が全般的に発生タイミングは早い。一方、炉心支持板破損から PCV 破損までの事象発生時間にはコード間で大きな差が見られたが、事故発生から PCV 破損までの全時間に着目すれば、その差は 16%程度と比較的近い結果となる。

- (2) 両コードの解析モデルの違いが SA 時プラント挙動に及ぼす影響を明らかにするため、被覆管や炉心支持板などの破損条件や解析モデルの調整係数を可能な限り一致させた解析の結果に基づけば、主にデブリの移行に伴う流路閉塞、下部プレナムでのデブリの微粒化と冷却、下部ヘッ드의破損、MCCI に関する解析モデルの違いが、事象の発生タイミングやプラント過渡応答の差に影響を及ぼすと推定される。
- (3) TBU シーケンスにおいて DCH の発生を考慮した場合、大部分のデブリがペDESTAL 経路で D/W へと流入して熱的・機械的な負荷を与えるため、RPV 破損直後に PCV 破損が発生する。しかしながら、DCH を考慮しない場合と異なり、ペDESTAL 床と壁のコンクリートの侵食は発生せず、かつ MCCI による水素もほとんど発生しない。PCV 破損時間に大きな影響を及ぼす DCH の取り扱いについては、今後の最も重要な課題の一つである。

なお、本研究では MAAP5.01 及び MELCOR2.1 による解析結果の差の要因について、両コードの解析モデルの違いに着目した定性的な検討を中心に考察した。しかしながら、特に RPV 破損以降の PCV 内の事象推移や圧力・温度等のプラント過渡応答は、例えば MCCI 等の解析モデルの違いに加え、評価対象とする物理現象の初期条件

(RPV からのデブリの放出条件や PCV 内の圧力、温度等)に強く依存する。したがって、両コードの解析モデルの違いが PCV 内の挙動に及ぼす影響をより定量的に明らかにするためには、着目する現象の初期条件をなるべく一致させた条件で、解析モデルの中の鍵となる調整係数を幅広く変化させた感度解析を行う必要がある。

## 参考文献

- [1] 内藤、「我が国における軽水炉シビアアクシデント評価技術の今後」、日本原子力学会 2012 春の年会、熱流動部会・計算科学技術部会合同企画セッション、p. 8、2012.
- [2] 「アクシデントマネジメント知識ベース整備に関する報告書＝データベース (BWR) ＝」、原子力安全基盤機構、JNES-SAE06-080、pp. 2-1～2-5、2008.
- [3] M. T. Leonard, et al., “A Direct Comparison of MELCOR1.8.3 and MAAP4 Results for Several PWR & BWR Accident Sequences,” International Topical Meeting on PSA, Park City, UT, USA, 1996.
- [4] K. Ahn and D.H. Kim, “A State-of-the-art Review of the Reactor Lower Head Models Employed in Three Representative U.S. Severe Accident Codes,” Progress in Nuclear Energy, Vol. 42, No. 3, pp. 361-382, 2003.
- [5] “MAAP5 Modular Accident Analysis Program for LWR Power Plants User's Manual,” EPRI, Palo Alto, CA:2008-2011.
- [6] 「重大事故対策等の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて (第 3 部 MAAP)」、第 58 回原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査会合、配布資料 2-2-4、原子力規制委員会、p. 3-38、2013.
- [7] R. O. Gauntt, et al., “MELCOR Computer Code Manuals Vol. 1: Primer and Use's Guide Version

- 1.8.6,” NUREG/CR-6119, Vol. 1, Rev. 3 / SAND2005-5713, 2005.
- [8] R. O. Gauntt, et al., “MELCOR Computer Code Manuals Vol. 2: Reference Manuals Version 1.8.6,” NUREG/CR-6119, Vol. 2, Rev. 3 / SAND2005-5713, 2005.
- [9] Sandia National Laboratories, “MELCOR Computer Code Manuals Version 2.1,” DRAFT, 2010.
- [10] 「東京電力株式会社福島第一原子力発電所に係る 1 号機、2 号機及び 3 号機の炉心の状態に関する評価報告書」、原子力安全基盤機構、JNES-RE-2011-002、p. 2-6、2011.
- [11] 「福島第二原子力発電所原子炉設置許可申請書（2 号炉増設）（本文及び添付書類）」、1976.
- [12] 「福島第二原子力発電所原子炉設置許可申請書（3、4 号炉増設）（本文及び添付書類）」、1985.
- [13] 「平成 20 年度シビアアクシデント発生・拡大防止の知識ベース整備 —データベース（BWR）—」、原子力安全基盤機構、09 原シ報-0008、p. 2-20、2010.
- [14] 「レベル 2PSA 手法の整備（BWR）」、原子力安全基盤機構、JNES/SAE06-046, p. 1-2-16、2006.
- [15] F. B. Ricou and D. B. Spalding, “Measurements of Entrainment by Axisymmetrical Turbulent Jets,” J. of Fluid Mechanics, Vol. 11, pp. 21-32, 1961.
- [16] M. Epstein and G. M. Hauser, “Subcooled Forced-convection Film Boiling in the Forward Stagnation Region of a Sphere or Cylinder,” Int. J. Heat Mass Transfer, Vol. 23, pp. 179-189, 1980.
- [17] 甲藤、「伝熱概論」、養賢堂、p. 331、1964.

**IR**

**CRIEPI**

---

Central Research Institute of  
Electric Power Industry

## 電力中央研究所報告

---

[不許複製]

編集・発行人 一般財団法人 電力中央研究所  
原子力技術研究所長  
東京都狛江市岩戸北2-11-1  
電話 03 (3480) 2111 (代)  
e-mail [ntrl-rr-ml@criepi.denken.or.jp](mailto:ntrl-rr-ml@criepi.denken.or.jp)

---

発行・著作・公開 一般財団法人 電力中央研究所  
東京都千代田区大手町1-6-1  
電話 03 (3201) 6601 (代)

---

印刷所 株式会社 ユウワビジネス  
東京都千代田区神田須田町1-1  
電話 03 (3258) 9380

---

ISBN978-4-7983-1273-6

