

本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密に  
属しますので公開できません。

資料 2 - 1 - 2

重大事故等対策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  
審査会合における指摘事項の回答

(第 5 部 M A A P)

平成 27 年 10 月  
東北電力株式会社  
東京電力株式会社  
中部電力株式会社  
中国電力株式会社

ISLOCA の有効性評価において、原子炉建屋の作業環境評価で考慮している物理事象を説明するとともに、どのようにモデル化しているか説明すること。また、原子炉建屋のモデル化の格納容器温度・圧力の評価への影響を説明すること。

## 【回答】

### (1) ISLOCA の評価について

ISLOCA を想定して、原子炉建屋の作業環境評価を行う場合には、冷却材の流出とそれに伴う原子炉建屋内の圧力・温度の上昇、並びに蒸気等の気体の建屋内の移動を評価する。この評価に対しては、例えば下記の方法が適用できる。

- ・対象とする原子炉建屋内の各作業区画をノードとしてモデル化
- ・漏えいを想定する区画に対して、冷却材の流出を考慮
- ・空調ダクトやハッチ等によって他区画への開口部がある場合にはジャンクションで接続し、気体・水の移動を考慮

上記の方法に基づいた MAAP による原子炉建屋モデル化の概要（例）を図に示す。原子炉建屋及び建屋内の各作業区画をモデル化し、余熱除去系(B)熱交換器室における漏えいを考慮している。また、図中の赤及び青の矢印は、それぞれドレン配管及びダクト、ハッチによる他区画への開口部を示している。

原子炉建屋内各区画間のジャンクションを介した気体・水の移動とそれに伴う質量及びエネルギーの変化、気体と水の間熱伝達等の熱水力挙動は、MAAP コードでは、原子炉格納容器に適用されるモデル (3.3.4 格納容器モデル (2) 格納容器の熱水力モデル) と同じ計算モデルによって評価している。

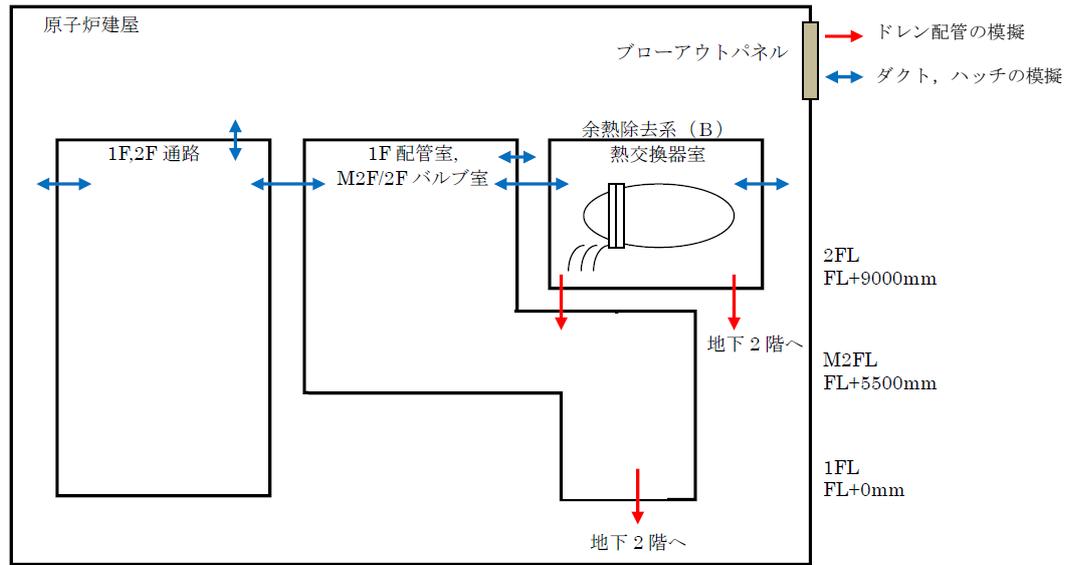


図 MAAP による原子炉建屋モデル化の概要 (例)

## (2) 原子炉建屋のモデル化について

原子炉建屋のモデル化により，原子炉格納容器から原子炉建屋への放熱評価が可能となり，放熱に伴う原子炉格納容器内の熱水力挙動の現実的評価が可能となる。この際，格納容器内雰囲気から原子炉格納容器本体並びにその周囲のコンクリート製生体遮へい壁を介した原子炉建屋への放熱が評価されるモデルとしているが，生体遮へい壁のコンクリートは熱伝導率が低いため内部の温度勾配が大きく，厚さが約 2m あるため，原子炉建屋への放熱量そのものが小さいことから，格納容器温度・圧力への影響は小さい。

本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

資料 No.MAAP-2

解析モデルのエネルギー方程式について、非線形性の強い式の場合にどのように解決されているか説明すること。

**【回答】**

MAAP コードでは、状態変数とその時間変化率を用いた時間積分にて算出しており、この過程で使用するタイムステップは、誤差を抑えるため、状態変化が急激となる場合には短くなるように、変化率が大きい状態変数によって調整される。非線形性が強い式に対しても、その式による状態変化が急激となる場合にタイムステップを短くすることにより対応している。



同様の考え方で設定した許容変化率を用いている「4.2.1 TMI 事故解析」及び「4.2.2 CORA 実験解析」にて、燃料被覆管酸化モデルの妥当性を確認しており、MAAPによる解析で得られた水素発生量、燃料被覆管の温度変化は、それぞれ TMI 事故の分析結果、CORA 実験における測定データと良く一致している。以上より、非線形性が強くなる化学反応の評価においても現状のタイムステップの設定で評価可能と考えられる。

本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

格納容器スプレイの効果について、代替設備における注水量を到達する距離等による局所的な差異を考慮した上で1ノードで評価することの妥当性を説明すること。

**【回答】**

<NUPEC で実施された低流量スプレイ試験について>

シビアアクシデント時を想定した低流量での格納容器代替スプレイによる FP 除去について、(財)原子力発電技術機構による検討「重要構造物安全評価に関する総括報告書」(2003年3月)において、BWRの格納容器を模擬した試験が行われている。

試験装置はスプレイ落下高さが実機相当となる大型容器にて実施し、一般的なスプレイ試験の模擬方法と同様に試験容器と実機との体積比に応じた低流量スプレイを試験条件としている。この試験条件は、スプレイによる熱交換効率が極めて高いためノズル近傍で急速に凝縮が進み、試験容器内に十分なミキシングの駆動力が生ずるとの考え<sup>[1]</sup>に基づいている。なお、凝縮に影響を及ぼす液滴径も適切に模擬するため試験装置のスプレイノズルは実機のものを使用し、ノズル個数は実機と同様のスプレイ流量を模擬できるように実機との体積比に応じた個数としている。

試験では、このような体系下において試験容器下部からエアロゾル (CsI) が連続的に供給され、試験容器頂部から連続的にスプレイされる状況において、試験容器内のエアロゾルの濃度変化の測定を行っている。図1に示されるように実験結果から、スプレイ流量が低流量であっても、試験容器上部・中部・下部いずれのエアロゾル濃度も速やかに低下することが確認されている。スプレイが直接カバーする範囲の狭い上部においても短時間でエアロゾル濃度が低下するのは、慣性衝突だけでなく、蒸気凝縮に伴う拡散泳動によりエアロゾル除去効果が促進されるためとされている。

[1] Kitani, S., "Containment Spray Experiments for Pressure Suppression," ICLAS '78 (the 1st International Conference on Liquid Atomization and Spray Systems)

### <実験体系と実機の比較について>

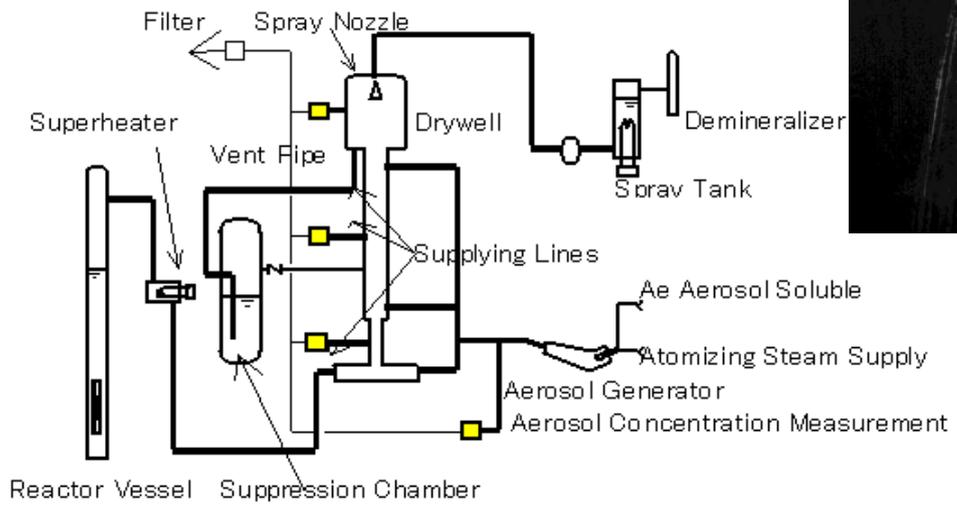
低流量時のスプレーは図 1（右上写真）に示すようにスプレーの拡がり小さく、流下液滴は試験容器壁には衝突することなく落下する状態となっている。この観測結果から、スプレーノズルからのスプレーの拡がり範囲を試験容器壁に到達しない程度である 0.3m と仮定すると、全断面積に対するスプレーがカバーする断面積の比は、試験容器上部において約 3%となる。一方、実機において同様にスプレーの広がりを 0.3m と仮定すると、全断面積に対するスプレーがカバーする断面積の比は約 6%と見積もられる（スプレーヘッドの大直径が最も大きい Mark-I 改良型格納容器の場合。図 2 参照）。また、実機におけるスプレーは下方向だけでなく斜め方向にもスプレーされ、低流量時の拡がり径は約  $\square$  m<sup>[2]</sup>との知見も得られている（図 3 参照）。また、実験体系で得られているミキシング効果については、実機のスプレー範囲ではより大きな効果が期待できると考えられ、実機では実験体系よりもスプレーによる除去効果が期待できる体系となっている。

なお、MAAP コードで見込まれるスプレーによるエアロゾルの除去効果を試験結果の図にプロットしたものを図 3 に示す。試験結果との比較により、MAAP コードでも試験結果と同様の除去効果が見込むことが出来る。

従って、低流量での格納容器代替スプレー時においても、格納容器（ドライウエル）内を 1 ノードで扱うことは妥当と考える。

[2] 共同研究報告書「放射能放出低減装置に関する開発研究」（Phase 2）、  
平成 4 年度下半期（最終報告書）、平成 5 年 3 月

スプレイは試験容器（胴部直径 0.5 m）の  
内壁にかからない状態



試験容器  
高さ：18 m  
頂部直径：1.8 m  
胴部直径：0.5 m  
底部直径：2 m

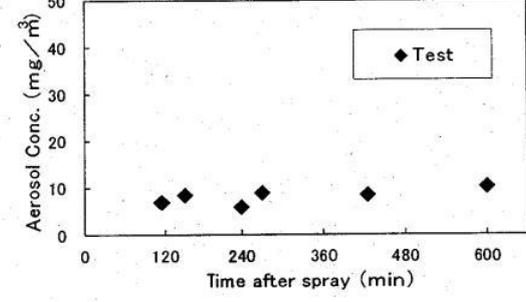
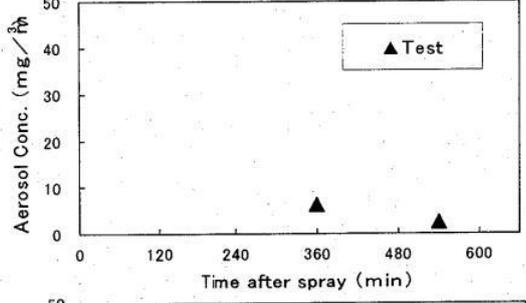
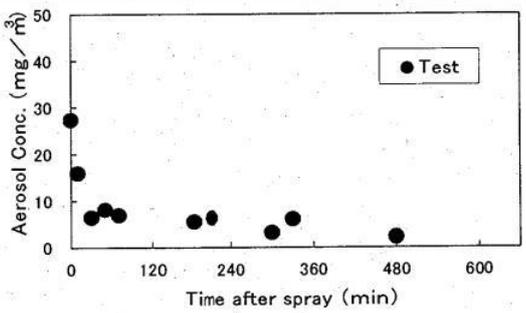
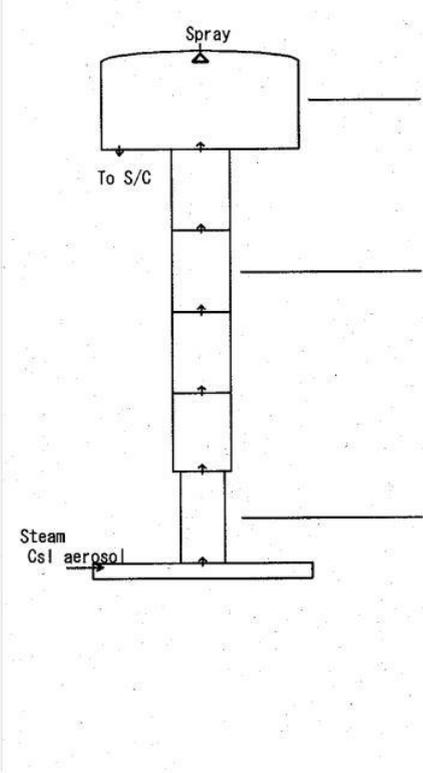


図 1 格納容器代替スプレイによるエアロゾル除去効果の例

本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

散布距離

■ : 0.3m

■ : 実機における  
拡がりを考慮

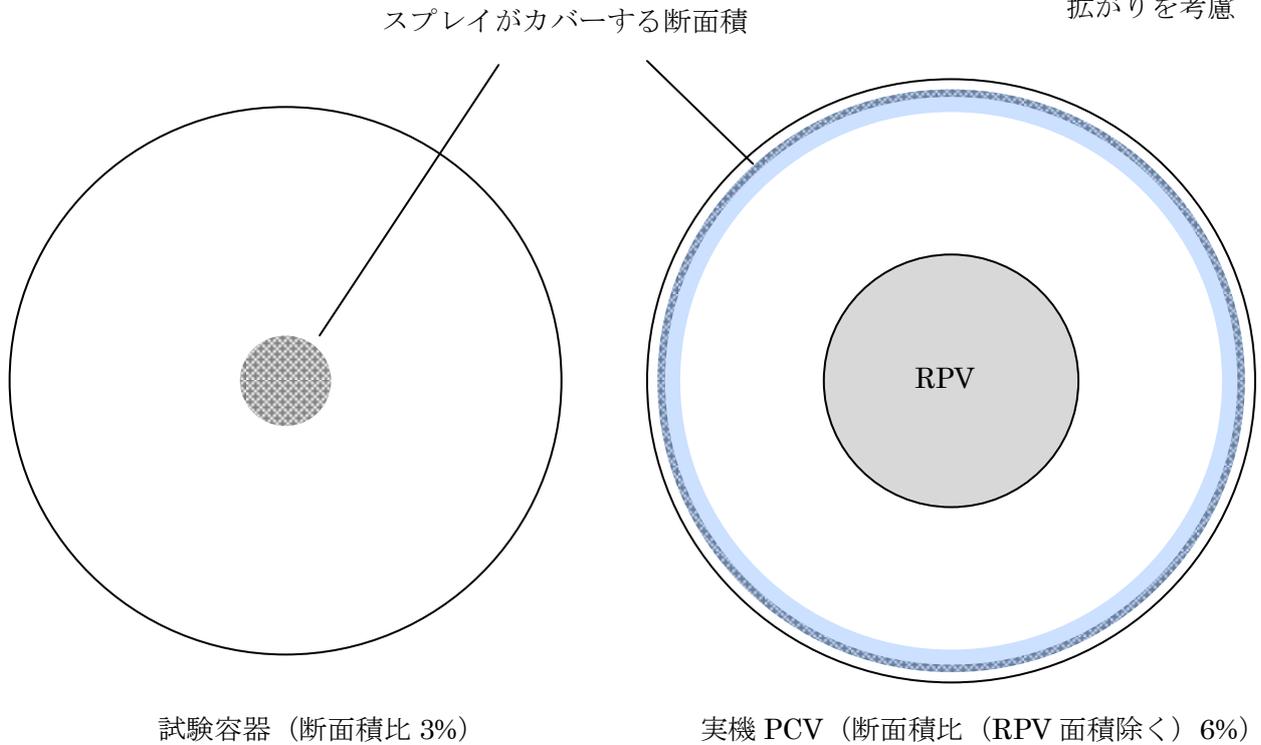


図2 実験体系と実機のスプレーカバー範囲 (断面積) の比較 (概念図)

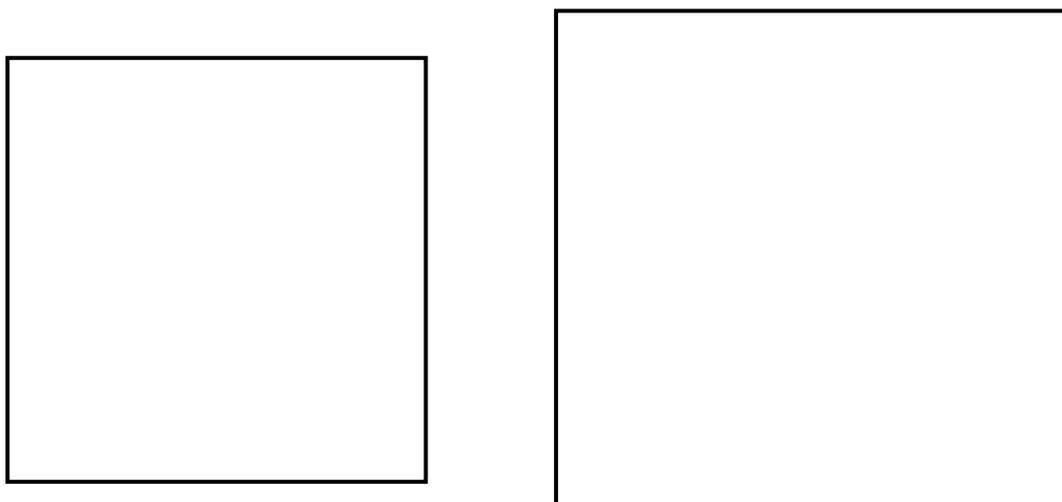


図3 実機格納容器スプレーノズルと低流量スプレー散水状態<sup>[2]</sup>

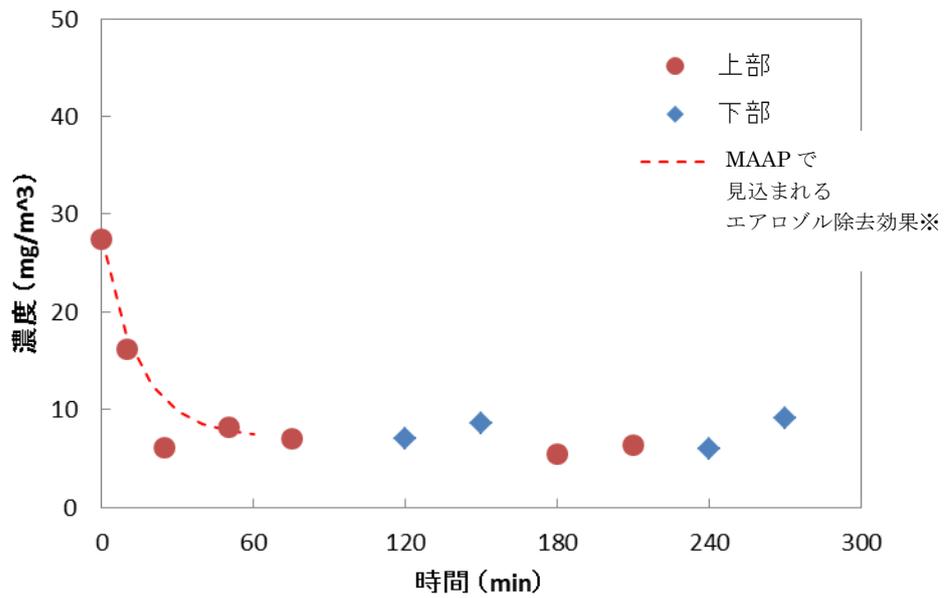


図 4 試験結果と MAAP で見込まれるエアロゾル除去効果の比較

※：エアロゾルが連続供給される実験体系であることから、  
 スprayによりエアロゾル濃度は静定時エアロゾル濃度  
 (60分から300分の平均値)に漸近すると仮定

リロケーションモデルにおいて炉心溶融の過程（溶融，崩落等）における力学的なバランスをどのように扱っているか温度別に整理して説明すること。

【回答】

MAAP コードでは，炉心部を多数のノードに分割し，燃料崩壊や溶融といった状態変化，およびそれらに伴うノード間の質量・エネルギー移動がモデル化されている。基本的には隣接するノード間の質量・エネルギーバランスに基づくモデルとなっている。

以下に，MAAP コードが想定するリロケーションモデルを示すとともに，力学的なバランスについても説明する。

a. MAAP コードが想定する炉心ノード状態

MAAP コードでは，空隙率と炉心ノード内の溶融度に応じ，図 1 に示す 6 つの炉心ノード状態（タイプ）が考慮されている。燃料破損，燃料溶融，溶融物の流下（キャンドリング），固化による燃料径の増加により，空隙率は次第に小さくなる。また，ノード内の燃料のほぼ全量が溶融した場合，溶融プールが形成される。

本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

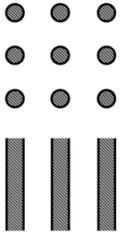
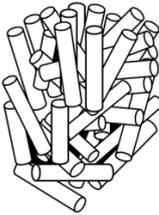
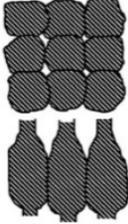
空隙率	溶融度	
	溶融無し又は部分溶融状態	全量溶融状態
1	 空洞 (タイプ0)	
1 未満 ~ 	 燃料が自立 (タイプ1)	 燃料が崩壊 (タイプ2)
 ~ 0.1 以上	 流路減少状態 (タイプ3)	
0.1 未満	 流路閉塞状態 (タイプ4)	 溶融プール状態 (タイプ5)

図1 MAAP コードにおける炉心ノード状態

b. 炉心ノード状態の変化と燃料の移動について

MAAP コードでは、各炉心ノードの損傷の段階（崩壊、熔融等）を以下により判定し、各ノードは各タイプへ変化し、下部または径方向に移動する。

・キャンドリングの発生

炉心温度上昇により、燃料被覆管表面で熔融が発生すると、熔融物は液膜となって燃料に沿って流下し、下部ノードへと移動する。この様子は、蝋燭が融けていくプロセスに類似していることから、キャンドリングと呼ばれている。

熔融物は、重力と粘性力を考慮した速度で流下し、温度の低い燃料被覆管表面で完全に固化するか、閉塞ノード（タイプ4）に達するまで流れる。

・燃料崩壊

ヒートアップ開始から、各炉心ノードでは、温度と破損時間の関係から燃料崩壊の有無の判定が行われる。例えば、 K の高温状態が  時間継続すると、燃料崩壊が判定され、その位置より上方のノードに存在する燃料は支えがなくなり、本来の形状を維持できなくなることから瓦礫状となり、燃料崩壊位置から下の各ノードの空隙を埋めるような形で落下する（タイプ2）。その際、燃料崩壊位置から上のノードは全て燃料が落下し空洞状態となる（タイプ0）。

なお、燃料崩壊の判定は、温度と時間を変数とした関数であらわされており、位置による荷重は考慮されていない。

・閉塞ノードの形成

キャンドリングにより流下した熔融燃料および落下してくる固形物により、それを受け取るノードの空隙が減少する（タイプ3）。

さらにノード内が詰まる（空隙率0.1）と、閉塞した状態が発生する（タイプ4）。この状態になったノードは、蒸気やガス流を通さなくなる（閉塞ノードの形成）。

ただし、タイプ3だけでなく、 熔融は発生し、直下のノードに空隙が存在する限り、その熔融物は下方へ流下する（キャンドリング）。

なお、タイプ3やタイプ4は空隙率で分類されているもので、いずれも固形物と熔融物が混在している状態にある。

更なる温度上昇により、ノード内燃料がすべて熔融すると、熔融プール状態（タイ

プ5)となる。タイプ5は、溶融した燃料が完全にノードを満たしている状態であるため、上方から溶融物、固形物がタイプ5のノードに入り込んでくることはない。

- ・閉塞ノードの破損

一つもしくは複数の閉塞したノード（タイプ4）が発生すると、

この判定により、固体層が破損すると、その直下のノードに溶融物が落下する。その結果として、直下のノードが閉塞すれば、同様の判定が行われることになり、次第に溶融物が下方へと移動していく。

なお、炉心最下端ノードである炉心支持板位置については、後述の炉心支持板破損判定が行われる。

- c. 半径方向への溶融物移動

MAAP コードでは、直下のノードに空隙がないなど、軸方向へ流ることができない場合で、かつ径方向の隣接ノードに空隙が存在する場合にのみ径方向への溶融物の移動が発生する。溶融物は水頭差と径方向流動に対する摩擦抵抗がバランスする速度で流れる。

- d. 炉心境界の破損と溶融物の流出

炉心境界（下方向：炉心支持板、横方向：炉心最外周境界）の MAAP における取り扱いを以下に示す。

- ・炉心支持板の破損

炉心支持板の破損は、温度と破損時間の関係式から判定される。

- ・炉心領域最外周境界の破損

TMI において、溶融プールが側面クラストの破損により、下部プレナムへ落下したとする分析に基づき、炉心側面の破損がモデル化されている。

- ・下部プレナムへのリロケーション

炉心支持板の破損もしくは、炉心領域最外周境界の破損が発生すると、溶融物の下部プレナムへのリロケーションが発生する。下部プレナムへのリロケーションが発生すると、炉心支持板が CRDハウジング/CR案内管によって支えられるモデルとなっ

ていることから、下部プレナムに落下した溶融炉心によって CRDハウジング/CR 案内管が溶融すると、炉心支持板の保持機能喪失により、炉心領域の燃料がその損傷形状にかかわらず下部プレナムへ移動する。

#### e. 事故進展挙動

以下、MAAP コードで、時間経過に伴って、こういった物理現象に伴い、状態変化が生じるかについての BWR-5, Mark-I 改良型格納容器プラントの TQUV シーケンスにおける解析例を示す。

##### <炉心損傷初期>

炉心損傷初期の状態変化について、炉心中央部の軸方向への移動に着目して説明する。図 2 は事故後約 1.3 時間において、上部からのキャンドリングによる溶融物を受け、いくつかのノードで流路が狭まった状態（タイプ 3）を示している。流路が狭くなると、下からの蒸気流・ガス流が制限されることで、その上部のノードの温度が上昇し、燃料崩壊を起こす（タイプ 2）。これにより、それより上方の炉心が瓦礫状となり下方に移動しながら堆積している。その結果、最上段ノードでは空洞（タイプ 0）が発生している。この状態が図 3 に示す状態である。

更なる溶融物の降下および崩壊燃料が下方の空隙を埋めていくことで、流路が閉塞したノード（タイプ 4）が複数発生する。この状態が図 4 である。

図 5 は、炉心全体において、閉塞領域が下方方向に更に進展した状態を表している。

##### <炉心損傷後期>

図 6 は炉心損傷が更に進展した状態を表している（事故後約 2.7 時間）。炉心損傷後期になると、固体物の落下およびキャンドリングによる更なる溶融炉心の下方方向への移動が進展し、空隙を更に埋めることで、燃料が存在するすべてのノードで閉塞した状態（タイプ 4）となっている。その結果、上半分のノードはほぼ空洞状態（タイプ 0）となっている。

図 6 に示す状態では中心部分で温度が上昇することにより、中心部分で完全に溶融した状態（タイプ 5）が発生する。図 7 がこの状態を表している。

#### f. まとめ

MAAP コードにおけるリロケーションモデルは以上のとおりである。MAAP コードでは、炉心ノード状態をタイプ別に分け、それぞれのタイプの変化を空隙率、溶融度、燃料崩壊判定などにより模擬している。TMI の知見を適宜取り込むことにより、必要に応じて力学的バランスを考慮したモデルとしている。

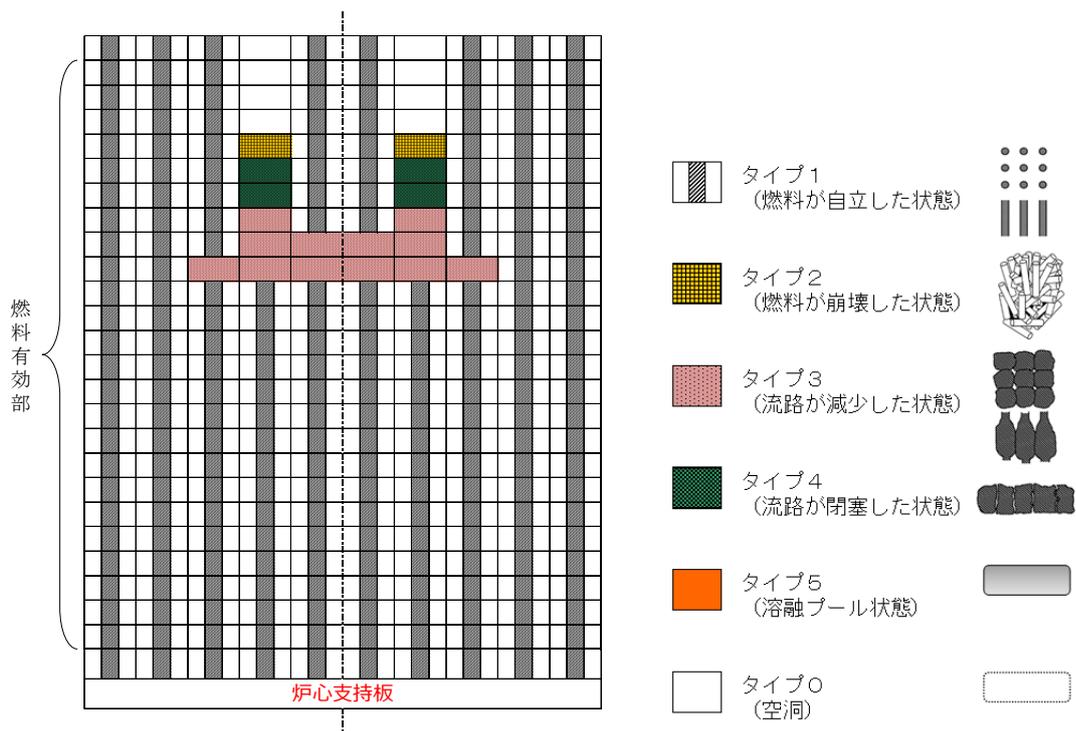


図2 炉心損傷状態 (事故後約 1.3 時間)  
(キャンドリングにより流路が減少した状態)

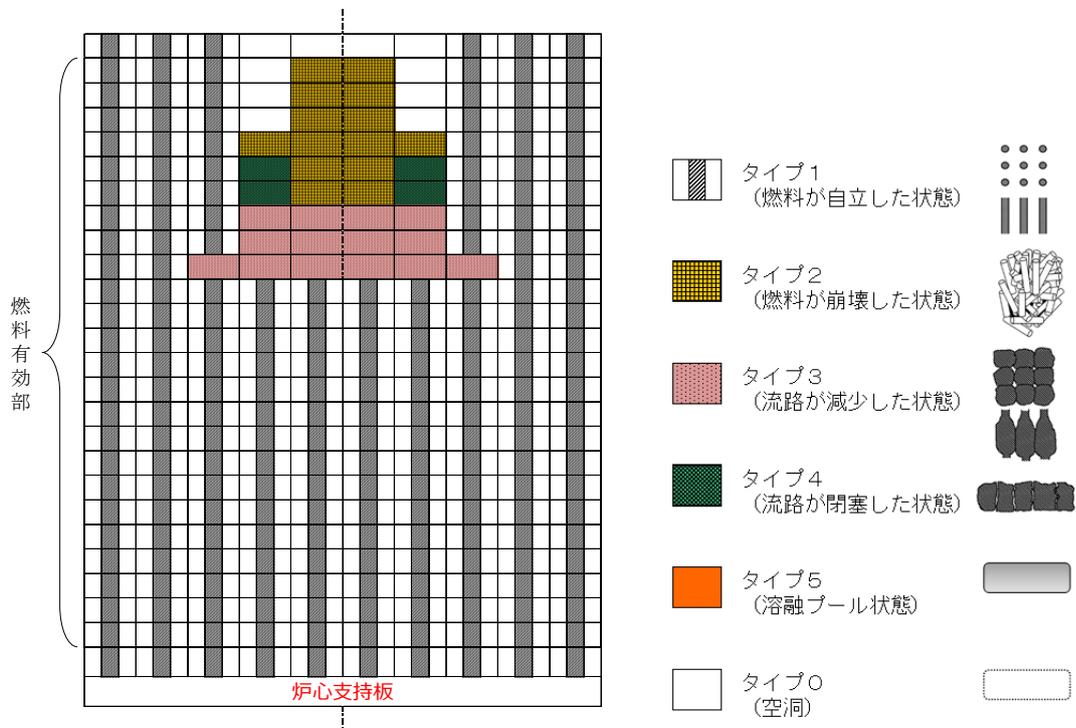


図3 炉心損傷状態 (図2の状態から 2 秒経過後)  
(燃料崩壊が生じた状態)

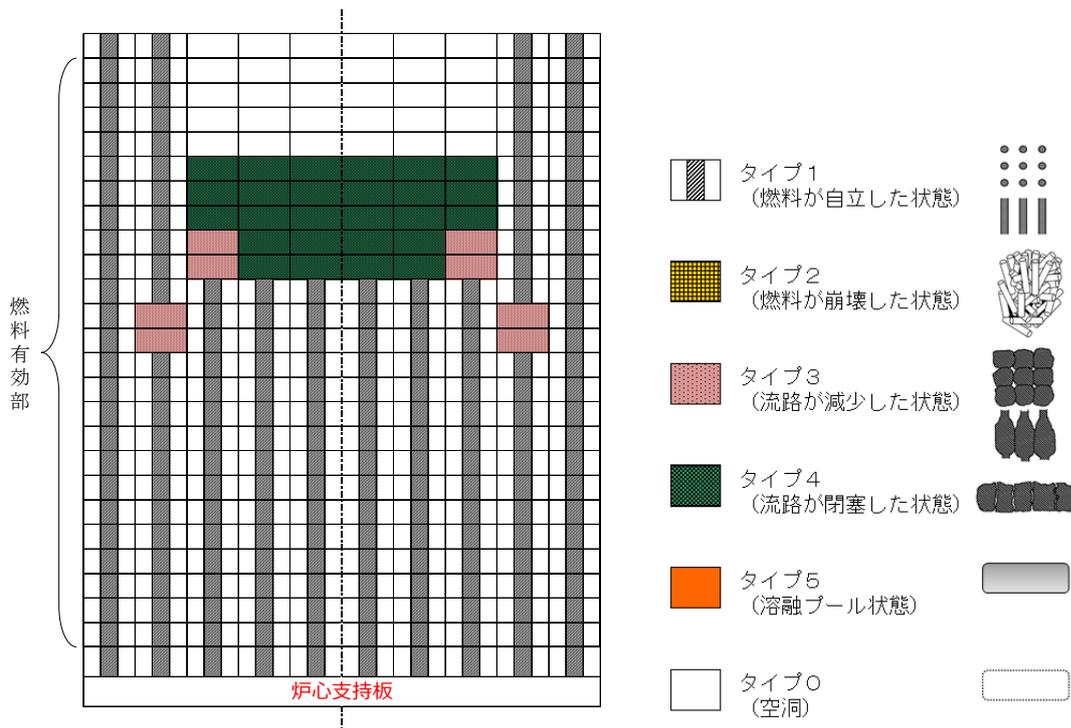


図4 炉心損傷状態 (図3から約200秒経過後)  
(崩壊した燃料によりノードが閉塞した状態)

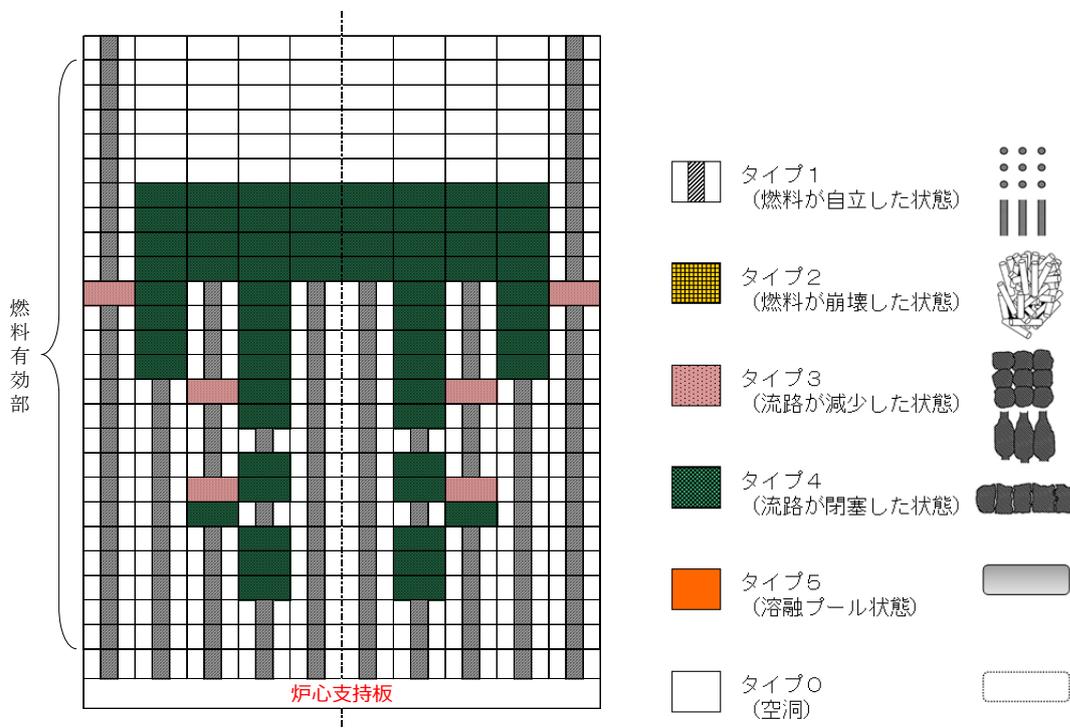


図5 炉心損傷状態 (事故後約1.6時間)  
(流路閉塞が進展した状態)

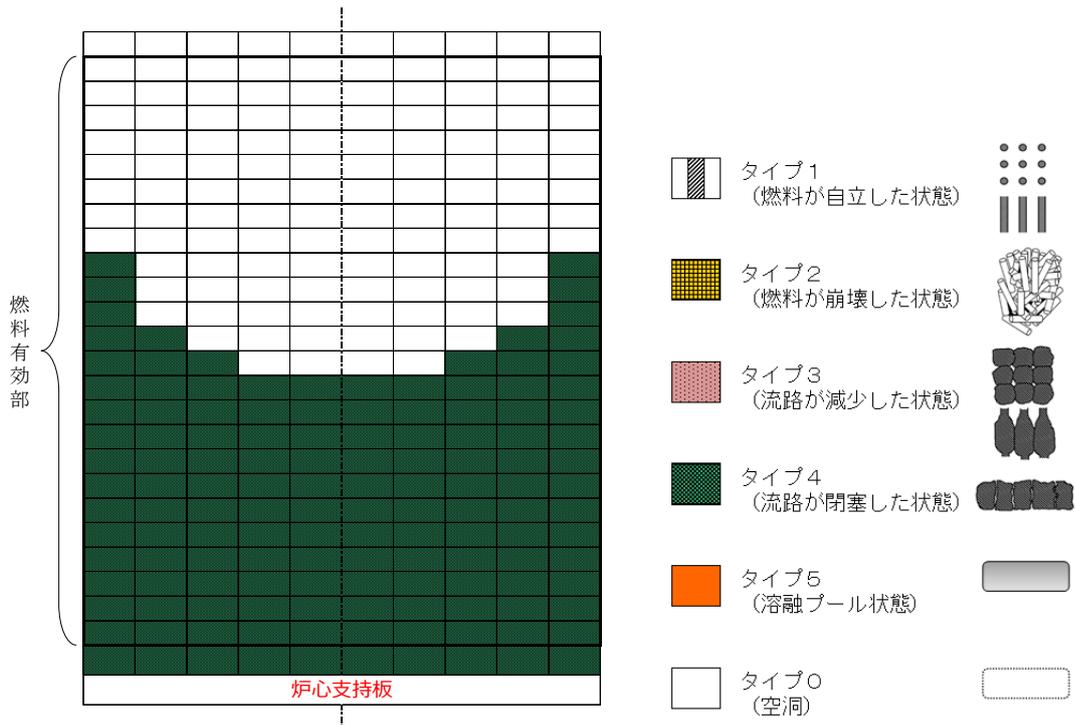


図6 炉心損傷状態（事故後約 2.7 時間）  
（炉心全体の流路が閉塞した状態）

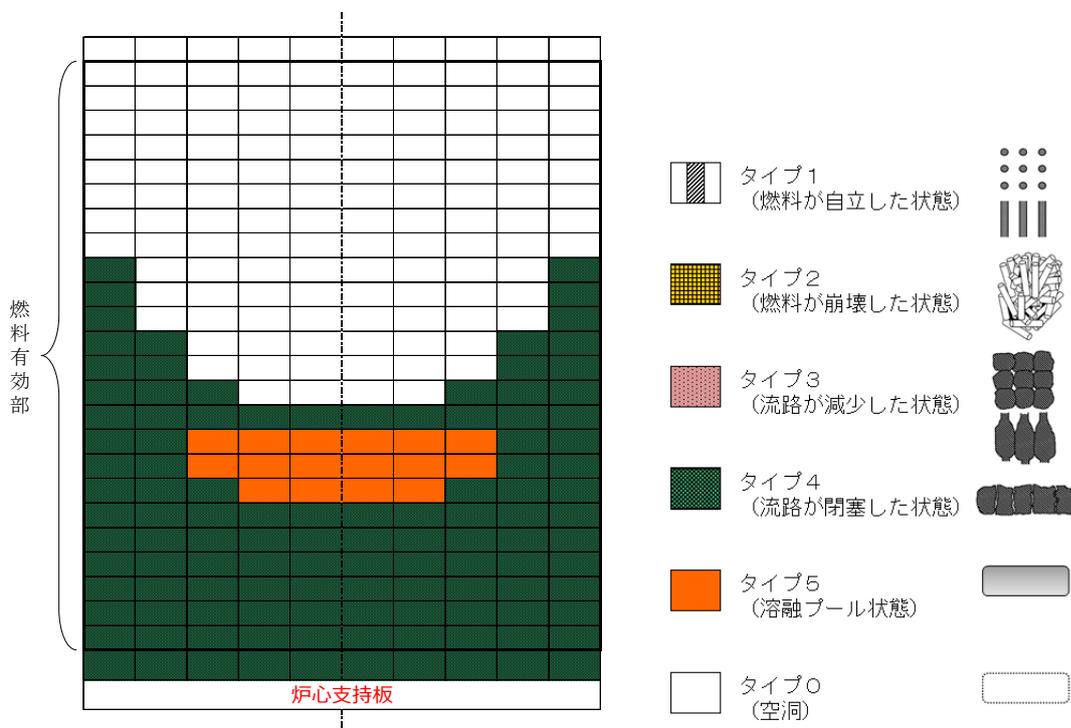


図7 炉心損傷状態後期（事故後約 2.9 時間）  
（溶融プールが形成された状態）

ハフニウム CR の影響をどのように扱っているか説明すること。

【回答】

MAAP コードでは、制御棒において用いられるハフニウム (Hf) の制御材はモデル中で取り扱っていない。Hf は周期表において第 4 族元素に属し、核的特性を除いた、化学的性質は同じ族に属し、燃料被覆管やチャンネルボックスに用いられているジルコニウム (Zr) と非常によく似かよったものとなっている。表に Hf と Zr の物理特性を示す。

密度、比熱及び融点は Zr に比べて高いことから、炉心の溶融進展挙動への影響が考えられるものの、化学的には高温でのハロゲンとの反応を含め、Zr と非常によく似ていることや、Hf 制御棒を採用しているプラントにおいても、その本数の割合は 1/8 程度であることから、寄与としての影響は小さいと考えられる。

表 1 ハフニウム(Hf)とジルコニウム(Zr)の物理特性<sup>[2]</sup>

	Hf	Zr
密度	13.28 g/cm <sup>3</sup> (25°C)	6.51 g/cm <sup>3</sup> (20°C)
熱伝導率	23 W/(m·K)	22.7 W/(m·K)
比熱	155.4 J/(mol·K) (25 °C)	25.2 J/(mol·K) (25 °C)
融点	2222 °C	1857 °C

[参考文献]

- [1] TLR-046 Rev.2, “沸騰水型原子力発電所 ハフニウム型制御棒について(改良炉心用)”,  
平成 18 年 11 月,株式会社 東芝
- [2] 村上 雅人, “元素を知る事典” 第 1 版, 株式会社 海鳴社, 2004 年
- [3] 馬淵 久夫, “元素の事典” 第 1 版, 株式会社 朝倉書店, 1994 年

事業者自身が行った実験解析の結果の例をどこかで説明すること。

### 【回答】

MAAP コードの妥当性確認のための実験解析は、MAAP コードの保守・改良を行う米国 EPRI が実施し、MAAP ユーザーズマニュアルにその結果を記載して、ユーザーに提供している。また、実験解析、ベンチマーク解析等については MAAP ユーザーズグループ会議にて議論を行う機会が設けられている。

新規バージョンが配布された際に事業者側では、付属のインプットデータを用いて解析を実施し、付属のアウトプットデータとの一致を確認するとともに、一部の代表的なケースについて、確認解析も実施している。これらに加えて、MAAP ユーザーズグループを通じて、コードに係る最新情報を入手している。

事業者側での確認解析においては、入手可能な入力データを用いた代表的なベンチマーク解析を実施し、MAAP ユーザーズマニュアルの実験解析結果や公開されている実験結果との比較を実施しているが、ここでは、4.2 章に示した実験解析のうち、BWR において特徴的な炉心構成を模擬した実験である CORA 実験の中から、試験バンドルのサイズが大きく、より実機の体系に近い CORA-18 実験を対象として解析結果を示す。

図 1 から図 3 に CORA-18 実験でのエレベーション 550mm における燃料被覆管の温度変化、チャンネルボックスの温度変化及び制御棒の温度変化をそれぞれ示す。温度挙動は実験結果に比べて高い温度で推移するものの、全体的な温度挙動は、実験期間全体において測定値の温度挙動をよく再現している。

### 【参考文献】

- [1] FZKA-6030, S. Hagen, P. Hofmann, V. Noack, L. Sepold, G. Schanz, G. Schumacher, “Large Bundle PWR Test CORA-18: Test Results”, April 1980
- [2] MAAP4 User’s Manal

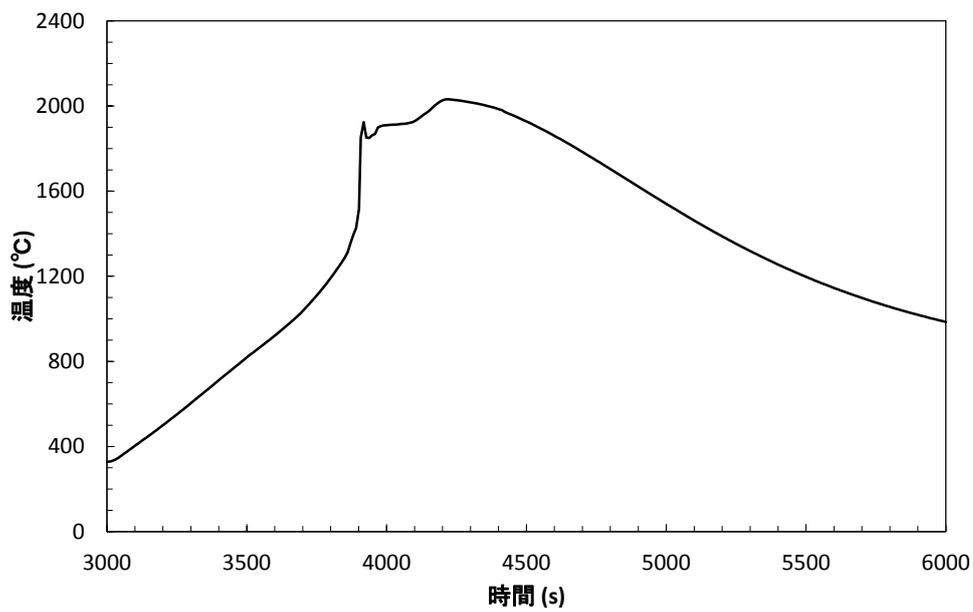
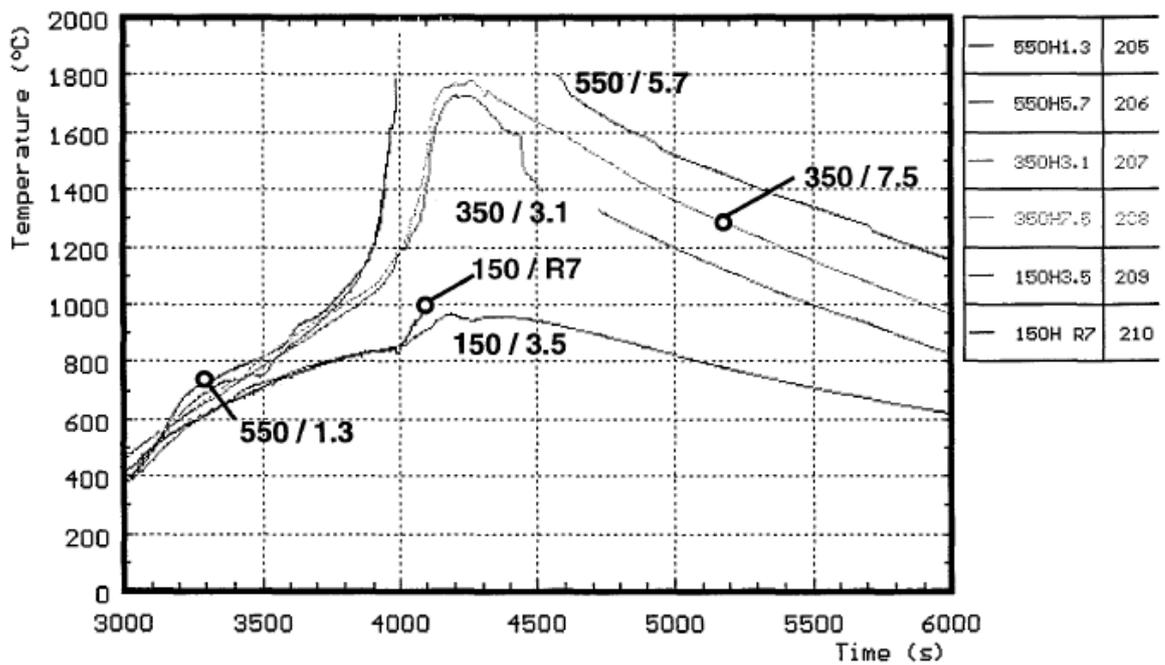


図1 CORA-18 実験 燃料被覆管温度変化 (エレベーション 550mm)

(上：参考文献[1] / 下：事業者による解析結果)

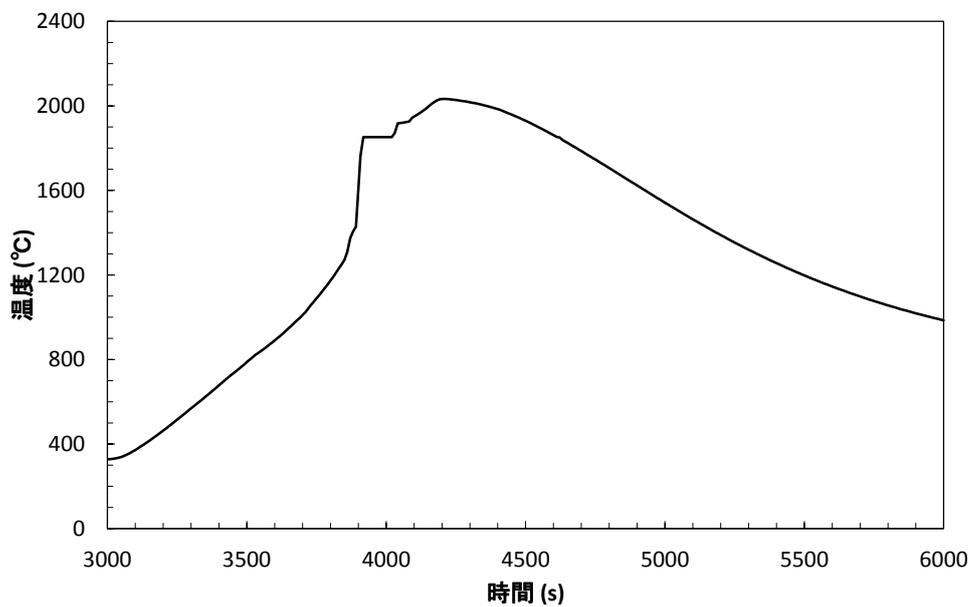
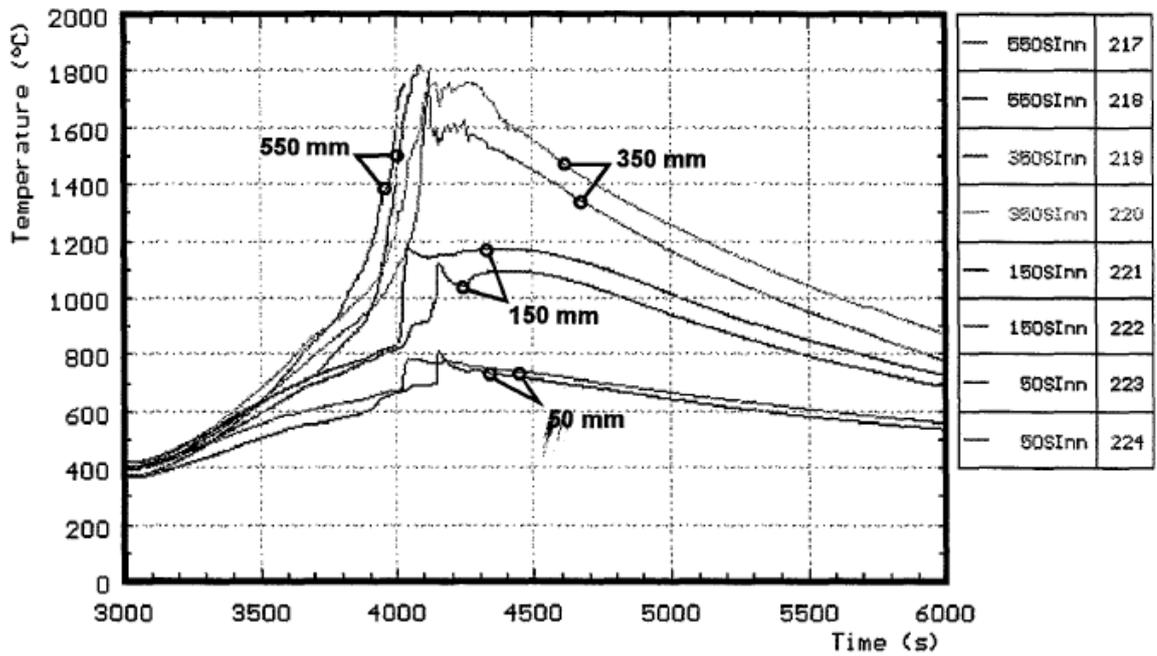


図 2 CORA-18 実験 チャンネルボックス温度変化 (エレベーション 550mm)

(上：参考文献[1] / 下：事業者による解析結果)

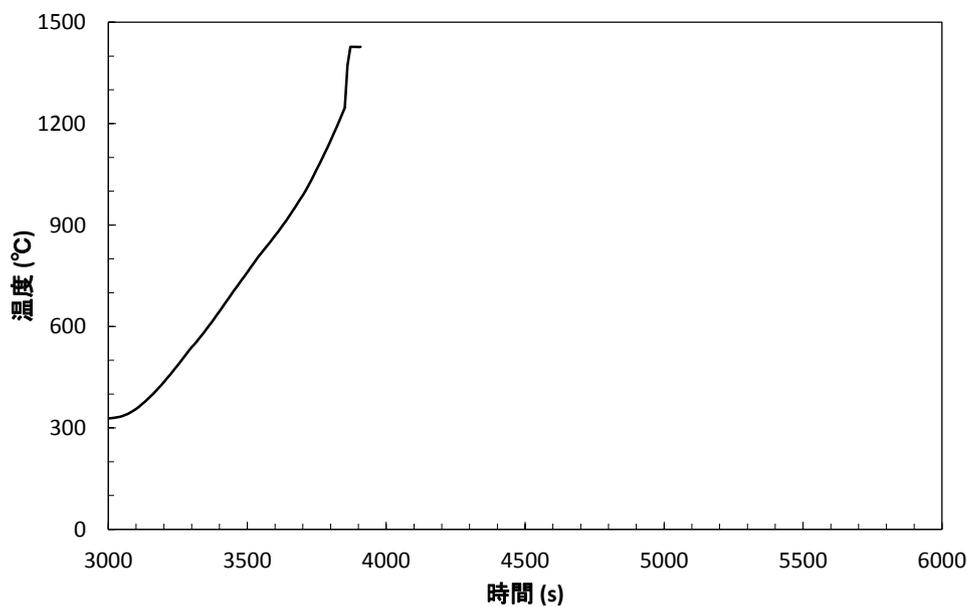
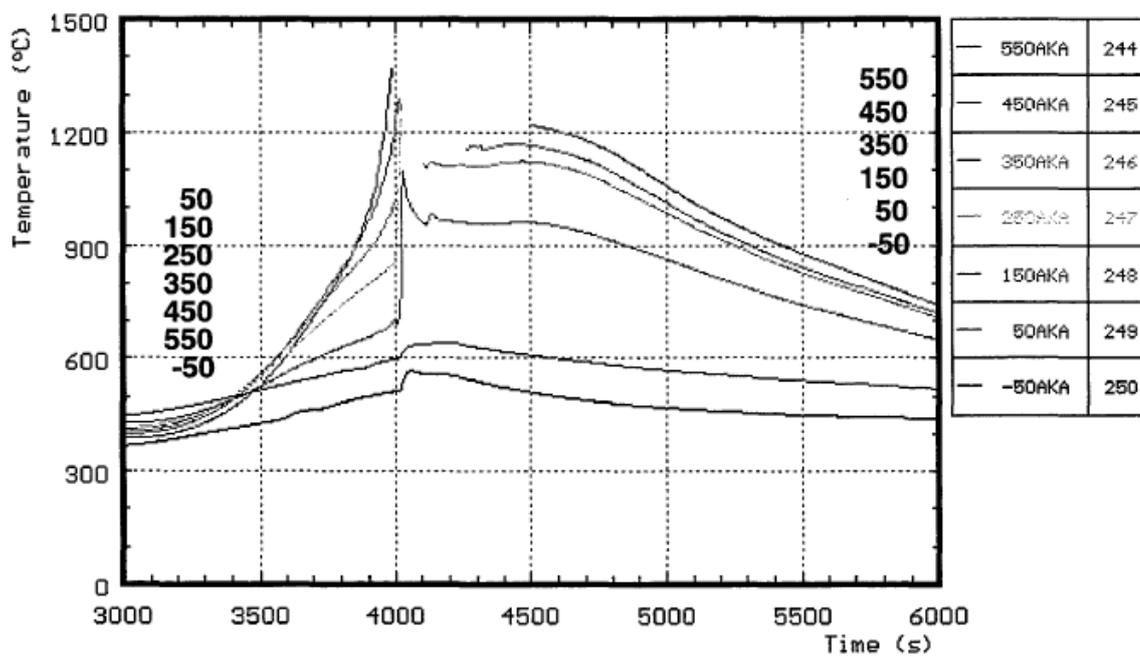


図3 CORA-18 実験 制御棒温度変化 (エレベーション 550mm)

(上：参考文献[1] / 下：事業者による解析結果)

CORA 実験解析の条件と有効性評価の条件の違いを説明すること。

【回答】

CORA-18 実験を対象として、有効性評価の条件との比較を示す。

表に有効性評価と CORA-18 実験に用いられた燃料集合体の主要諸元を示す。解析条件はこれらの主要諸元に基づいて与えており、燃料棒の形状や材質に関しては同様の条件となっている。

表 燃料集合体の主要諸元

	有効性評価 9×9 燃料(A型)	CORA-18
ペレット直径(cm)	約 0.96	約 0.91
ペレット材	UO <sub>2</sub>	UO <sub>2</sub>
被覆管外径(cm)	約 1.12	約 1.075
被覆管厚さ(mm)	約 0.71	約 0.725
被覆管材料	Zr(ジルカロイ-2)	Zr(ジルカロイ-4)
燃料棒有効長さ(m)	約 3.71	約 1.0

[参考文献]

- [1] FZKA-6030, S. Hagen, P. Hofmann, V. Noack, L. Sepold, G. Schanz, G. Schumacher, “Large Bundle PWR Test CORA-18: Test Results”, April 1980

「4.2 妥当性確認（事故解析及び実験解析）」において各重要現象の妥当性確認で示した実験解析における主要実験条件と有効性評価における条件の比較を別表に示す。

別表 主要実験条件と有効性評価における条件の比較

実験	主要実験条件		有効性評価における条件 (BWR-5/Mark-I改良型)	備考
CORA (4.2.2)	燃料集合体	表 4.2-2	9×9 燃料(A)型	BWR の燃料体系を模擬しており、バンドルサイズがより実機体系に近い CORA-18 実験では、測定データと良く一致。
	温度条件	図 4.2-9 ～ 図 4.2-16	実験条件と同様 (3.3.6 章に示したモデルにより評価)	反応温度、熔融温度は物質によって決まるが、実機相当の物質を使用。
HDR (4.2.3)	格納容器内自由体積(m <sup>3</sup> )	約 11,400	D/W 約 8,800 W/W 空間部 約 5,300	実機スケール相当。
CSTF (4.2.4) ABCOVE (4.2.8)	格納容器内自由体積(m <sup>3</sup> )	約 850	D/W 約 8,800 W/W 空間部 約 5,300	体積は 1/10 程度と小規模であるが、高さに大きな相違はない。(ABCOVE 実験では、CSTF 実験の格納容器体系試験装置を使用)
	格納容器高さ(m)	約 20	D/W 約 38 S/C 円管部断面直径 約 10	
ACE (4.2.5)	温度条件	図 4.2-36, 37, 38	添付 3 図 5-1-1b 等	コンクリート侵食時の温度条件は同様。
	コンクリート組成	表 4.2-6	添付 3 表 4-2	プラントに用いられているコンクリートの種類によって、組成や物性値を指定。
	熔融物組成	表 4.2-5	UO <sub>2</sub> , Zr, ZrO <sub>2</sub> , SUS 等全炉心相当の構造物が熔融	L7 実験では、BWR 相当の熔融炉心を模擬。
SURC-4 (4.2.6)	温度条件	図 4.2-40	添付 3 図 5-1-1b 等	コンクリート侵食時の温度条件は同様。
	コンクリート組成	玄武岩系	添付 3 表 4-2	プラントに用いられているコンクリートの種類によって、組成や物性値を指定。
	熔融物組成	ステンレス、 模擬 FP,Zr	UO <sub>2</sub> , Zr, ZrO <sub>2</sub> , SUS 等全炉心相当の構造物が熔融	実機の組成と異なるが、熱的に実機に近い条件となっており、コンクリートへの熱移動、侵食挙動は同様。
PHEBUS-FP (4.2.7)	被覆管温度	図 4.2-47 ～ 図 4.2-50	実験条件と同様 (3.3.6 章に示したモデルにより評価)	反応温度、熔融温度は物質によって決まるが、実機相当の物質を使用。

TMI の結果から考えられた溶融炉心ブロッキングなど、MAAP 固有モデルについて説明すること。

## 【回答】

TMI 事故後の分析・評価によれば、以下のような推定がなされている<sup>1)</sup>。

- ・ 一次冷却材ポンプ停止後、一次冷却材のボイルオフによって炉心損傷が生じ、炉心の約 50%が溶融した。溶融物は下方向に流れ、炉心底部付近で閉塞領域を形成した。
- ・ 一次冷却材ポンプの再起動による原子炉への注水によって、溶融物は急冷によって微細化し、デブリベッドが形成された。このデブリベッドのうち、20ton が再溶融した後、側面のクラストを崩壊させて、下部プレナムへ落下した。

MAAP コードでは、このような分析に基づいた以下のような物理現象モデルを採用している。

### (1) 炉心損傷進展に伴う炉心閉塞

TMI において、炉心底部付近で閉塞領域を形成したとする分析に基づき、炉心溶融物の流下による燃料外径の増加や燃料棒の膨れによる炉心流路の減少をタイプ 3 (冷却材流路が減少した状態) とタイプ 4 (冷却材流路が閉塞した状態) でモデル化し、タイプ 4 となった炉心ノードでは、炉心流路が閉塞され、蒸気及び非凝縮性ガスが通過しない状態を模擬している。

### (2) 側面クラストの崩壊

TMI において、溶融プールが側面クラストの破損により、下部プレナムへ落下したとする分析に基づき、炉心側面の破損がモデル化されている。

また、側面の破損が発生した場合、溶融物は下部プレナムへ移行する。

また、上記の物理現象モデルを採用した上で、TMI 事故とのベンチマーク結果に基づいたモデルとしては以下が挙げられる<sup>2)</sup>。

(a) 炉心崩壊挙動

MAAP コードでは、炉心ノードがある温度に達してから崩壊（タイプ 1（燃料自立）からタイプ 2（燃料崩壊）への遷移）するまでの時間を Larson-Miller パラメータ手法による累積損傷割合の計算に基づいて判定している。TMI 事故とのベンチマーク結果に基づき、炉心ノードが□□K 一定と仮定した場合に□□時間で炉心ノードが崩壊すると仮定している。

(b) 炉心損傷進展に伴う炉心閉塞挙動

上述のタイプ 3（冷却材流路が減少した状態）から炉心流路が閉塞するタイプ 4（冷却材流路が閉塞した状態）への遷移には、TMI 事故とのベンチマーク結果に基づき、炉心ノードの空隙率 0.1 で判定している。一方、MELCOR コードでは、炉心ノードの空隙率の最小値を 0.05 とした上で全閉塞しないモデルとしており、炉心閉塞モデルは MAAP コードの特徴である。

[参考文献]

- [1] B. R. Sehgal, “NUCLEAR SAFETY IN LIGHT WATER REACTORS”
- [2] Electric Power Research Institute, “Modular Accident Analysis Program (MAAP) –MELCOR Crosswalk Phase 1 Study,” November 2014
- [3] 電力中央研究所, 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 平成 26 年 6 月

複雑かつ表面積の大きいセパレータ、ドライヤにおける FP 沈着の考え方(知見・検証・モデル化) およびミラーインシュレイターによる断熱効果の扱いについて説明すること。

## 【回答】

### (1) セパレータ，ドライヤにおける FP 沈着について

MAAP コードでは，原子炉圧力容器 (RPV) 内 FP の RPV 内構造物 (ヒートシンク) への沈着は「(a) FP 蒸気の構造物表面への凝縮」「(b) FP エアロゾルの構造物への重力沈降」としてモデル化されている。これらの沈着率は，沈着面の等価沈着長さ (=FP の存在する RPV 内ノード体積/沈着面積) から求められ，この等価沈着長さが短くなると沈着率が大きくなる。

#### (a) FP 蒸気の構造物表面への凝縮

構造物の形状を考慮できるように，構造物の全表面積を沈着面積として等価沈着長さを算出するようモデル化されている。これにより，セパレータ，ドライヤといった複雑形状の構造物では，単純形状の構造物と比べて等価沈着長さが短くなる (沈着率が大きくなる)。

#### (b) FP エアロゾルの構造物への重力沈降

RPV 内構造物 (ヒートシンク) の水平面の面積から等価沈着長さが算出されるようモデル化されている。

MAAP コードの FP エアロゾルの沈着モデルの妥当性は ABCOVE 実験 (4.2.8 参照) との比較により妥当性確認が行われており，FP 蒸気の沈着モデルは CSE 実験<sup>[1]</sup>の知見に基づいている。

### (2) ミラーインシュレイターによる断熱効果について

RPV 廻りのミラーインシュレイター (保温材) は，複数枚の層状の金属プレートによってモデル化されており，それぞれの金属プレートの表面温度から輻射熱伝達を計算し，最終的に RPV 外面から格納容器雰囲気への輻射熱伝達係数が求められる。また，RPV 本体と保温材のギャップ部等からの対流による格納容器雰囲気への熱伝達も考慮されており，ヒートシンクに沈着した FP の崩壊熱から格納容器雰囲気への伝熱は，RPV 外面温度及び格納容器雰囲気温度をもとに，これらの輻射及び対流の熱伝達を考慮して計算される。

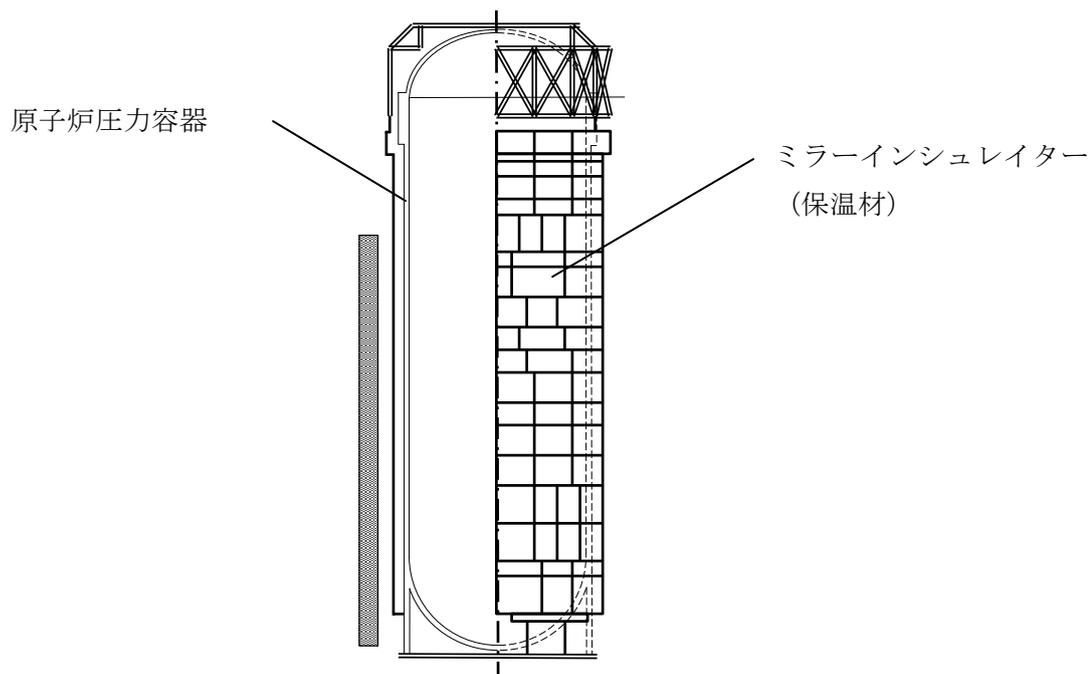


図 ミラーインシュレーター (保温材) の概要図

[参考文献]

- [1] R. K. Hilliard and L. F. Coleman. "Natural Transport Effects on Fission Product Behavior in the Containment Systems Experiments". BNWL-1457, December, 1970.

実験解析におけるジャンクションの設定値の決め方について説明するとともに、実機における設定値の決め方について考え方を説明すること。

### 【回答】

MAAP コードでは、原子炉压力容器、原子炉格納容器及び原子炉建屋をノードと呼ばれる領域で分割しており、これら各領域間を結合するために、ジャンクションと呼ばれる流体の流れを評価できるモデルを用いて評価している。このうち、原子炉压力容器内や逃がし安全弁による原子炉压力容器から原子炉格納容器への流路などは、MAAP コードにて個別にモデル化されている。ここでは、原子炉格納容器及び原子炉建屋におけるジャンクションについて説明を行う

#### (1)ジャンクションの設定値について

ジャンクションは、原子炉格納容器や原子炉建屋のノード間の流体の移動を考慮する場合に設定し、気体及び液体の流れを評価する。これらジャンクションを介した流量は、気体では圧力差及び密度差、液体では圧力差及び密度差に加えて水頭差による駆動力と流動抵抗が釣り合うように求められる。ジャンクション内に水位が形成されると、気相、液相それぞれで流体の流れを評価する。ここでは代表して、気体の流れについて説明する。気体の流れについては、以下の式(1)によって流量を計算する。

$$K|W^{n-1}|W = P_1 - P_2 + \rho_2 g(Z_2 + L - Z_1) \quad (1)$$

$K$  : ジャンクションの流動抵抗

( $n = 2$  のとき  $(1/m \cdot kg)$ ,  $n = 1$  のとき  $(1/m \cdot s)$ )

$W$  : ジャンクションの流量 (kg/s)

$n$  : 流動状態に依存した乗数 (-)

$P$  : ノード圧力 (Pa)

$\rho$  : ノード内の気相密度 (kg/m<sup>3</sup>)

$g$  : 重力加速度 (m/s<sup>2</sup>)

$Z$  : ジャンクションの接続高さ (m)

$L$  : ジャンクション長さ (m)

ジャンクションに関連する入力として以下を与えることとなる。

- ・ 流れ方向（「水平」, 「垂直」）
- ・ 接続位置（接続高さ  $Z$ ）
- ・ 開口部形状（幅  $X_W$ , 高さ  $X_H$ ）
- ・ 長さ  $L$
- ・ 流路面積  $A$

なお、流れ方向を「水平」と選択した場合は、接続位置がノード間で同じとなり、また、ジャンクション長さは評価に使用されないため、右辺第三項は0となる。

実機におけるノード分割では、壁などに囲まれた物理区画を模擬したノード（区画）として設定し、吹き抜けや扉などの開口部を模擬したジャンクションを組み合わせ、同じ特徴を有する空間を集約することを基本にして設定している。図1に実機におけるジャンクションの設定例を示す。

入力については、実機的设计情報に基づいて与えている。ジャンクションの入力の与え方の一例として、図1に○で示した、ペDESTALからドライウエルへの開口部を模擬したジャンクションの入力の設定方法について以下に述べる。

この開口部はペDESTALからドライウエルに繋がる水平の流路となっているため、流れ方向を水平とする。ペDESTALの床から、開口部下端までの高さを接続高さとして入力するが、水平ジャンクションの場合は、先述した通り式(1)で使用している項は0となる。開口部は矩形であり、実際の形状からジャンクションの幅、高さを与える。この開口部が貫通するペDESTAL壁の厚みをジャンクションの長さとして与えるが、水平ジャンクションの場合は、先述した通り評価には使用されない。さらに、開口部の面積をジャンクションの流路面積として与え、これらの入力に基づき、式(1)によってジャンクションの流量が評価される。

なお、ジャンクションの流動抵抗  $K$ については、MAAPの実験解析から導出されたものではなく、一般的な知見<sup>[4]</sup>に従っているものである。通常の流れにおいては、流動状態に依存した乗数  $n$ は2となり、この場合の流動抵抗は以下の式から算出される。



本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。



ここで、 $w$ は理想気体を仮定したモデルによる流量であり、以下の式(4)によって求められる。



(4)

ここで、である。

また、対向置換流\*が発生するような場合には  $n$  を 1 として、このときの流動抵抗  $K$  は以下の式(5)で与えられる。



(5)

※：密度差のある場合の流れの現象を考慮したもの。差圧の小さな2つの区画の間に大きな開口部があるような状況において、重い相が流路の下方から軽い相側に流れ、軽い相を押すと、圧力のバランスをとるために、軽い相の一部が重い相の上部から逆に流れ込むような状態を想定している。

## (2)実験解析によるジャンクションの模擬について

CSTF 実験解析 (4.2.4 章) においても実機と同様の考え方にに基づき、上部区画全体、遮へい壁と燃料取替キャビティより外側となる下部区画、及び燃料交換キャビティにノード分割し、アイスコンデンサ下部扉、漏えいパス及び再循環ファン流路等をジャンクションとして設定している。これらのジャンクションの入力についても実験装置の形状に従って

入力を与えている。本実験解析に用いたノード分割数やジャンクションの数は有効性評価における実機解析と同等であるが、実験解析結果は実験結果をよく再現している。

なお、HDR 実験解析（4.2.3 章）では、壁に囲まれた複数の区画を有する格納容器を模擬するためにノード分割数が多くなっているが、ノード分割やジャンクションの設定は基本的に実機と同様の考え方に基づいており、このような複雑な体系においても、実験結果はよく再現されている。

#### [参考文献]

[1]機械工学便覧基礎編 流体工学（日本機械学会）

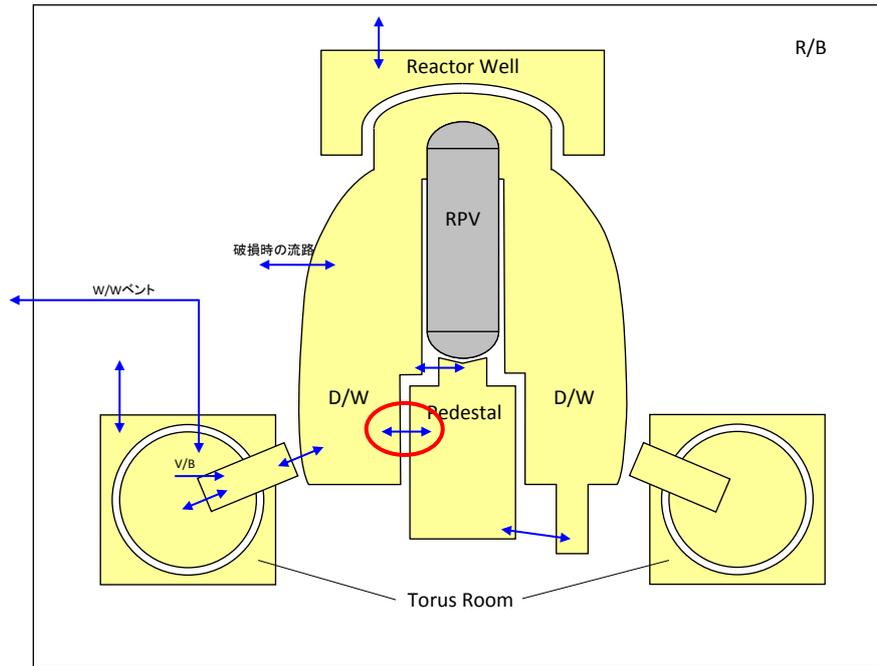
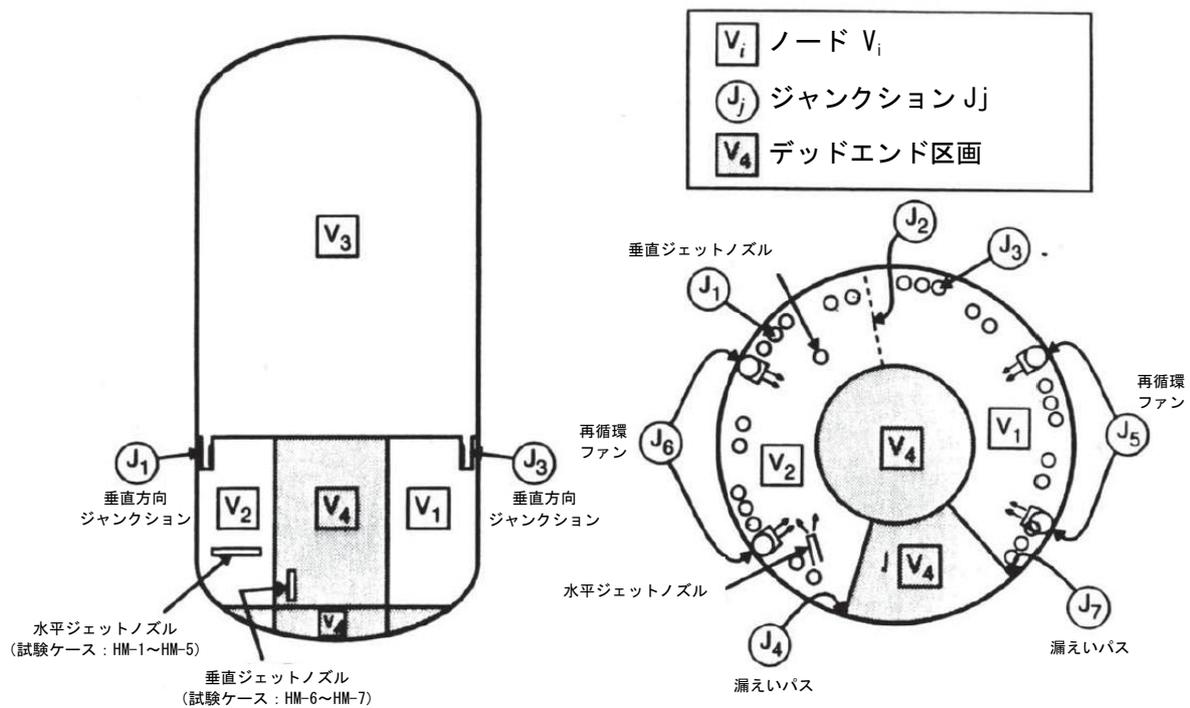
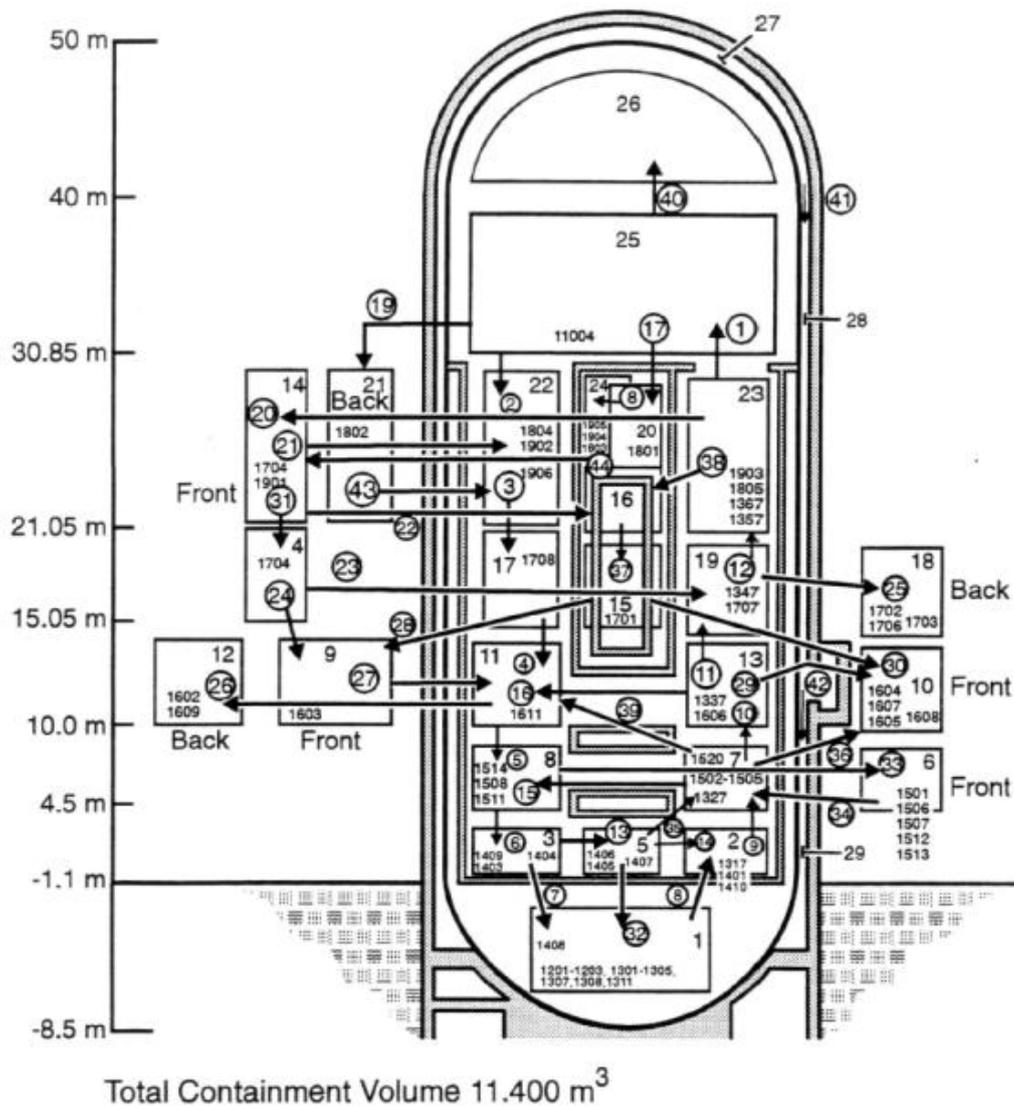


図 1 MAAP ノード分割図の例 (図 3.3-6)



出典：MAAP4User'sManual,EPRI

図 2 CSTF 実験ベンチマーク解析 MAAP ノード分割 (図 4.2-30)



出典 : MAAP4 User's Manual, EPRI

図3 HDR 実験解析におけるノード分割 (図 4.2-18)

有効性評価における不確かさにおいて、コンクリート侵食の局所性をどのように扱ったか説明すること。

**【回答】**

MAAP コードでは、コンクリート表面から侵食深さ方向に一様に侵食する扱いをしているのに対し、MCCI 実験で得られた侵食深さは、一般的に侵食面において一様ではない。以下に、有効性評価における不確かさにおいて、コンクリート侵食の局所性をどのように扱っているか説明する。

コンクリート侵食面における侵食の局所性に関して、1次元侵食の SURC-4 試験のように、床面中央部よりは外周部の侵食量が大きい場合や、2次元侵食の CCI 試験（特に側面侵食）のように、周辺部よりは中央部の侵食量が大きい場合が見られる。これらの実験におけるコンクリート侵食の局所性と、MAAP コードによるベンチマーク解析による侵食量の比較を元に、局所性の扱いを検討している。

1次元侵食の SURC-4 試験のベンチマーク解析<sup>[1]</sup>では、実験の平均的な侵食量と比較して侵食速度が良く一致していることが確認されているが、外側部の侵食量は、MAAP の侵食量を上回っている（図 1 参照）。この差分は MAAP コードによる予測侵食量に対して高々 ±20%程度の範囲にある。

また、2次元侵食の CCI 試験の CCI-2 試験と CCI-3 試験を対象に、MAAP コードによるベンチマーク解析が実施されており<sup>[3]</sup>、試験後のコンクリート侵食の終状態<sup>[2]</sup>に、MAAP コードの予測侵食量の+20%の侵食量を書き込んだものを図 2 に示す。この結果から、MAAP の予測侵食量の高々+20%程度の範囲に、実験の侵食量がある結果となっている。

以上のように、1次元侵食及び2次元侵食の実験に対する MAAP コードによるベンチマーク解析結果より、局所性を考慮した現実的なコンクリート侵食量は、MAAP の予測侵食量に対して高々+20%程度の範囲内にあると考えられる。

従って、MAAP コードによる現実的な（ノミナルベースケース）侵食量が 2.4cm 程度（床方向）であるため、局所性を考慮しても侵食量は高々 2.9cm ( $2.4\text{cm} \times 1.2$ ) 以内にあると考えられる。有効性評価において上面熱流束を保守的に設定して評価した侵食量が 22.5cm であることから、局所性を考慮した侵食量は、有効性評価の侵食量以内に収まっている。

以上より、コンクリート侵食の局所性は、有効性評価の保守性に十分にカバーされていると考えている。

---

本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

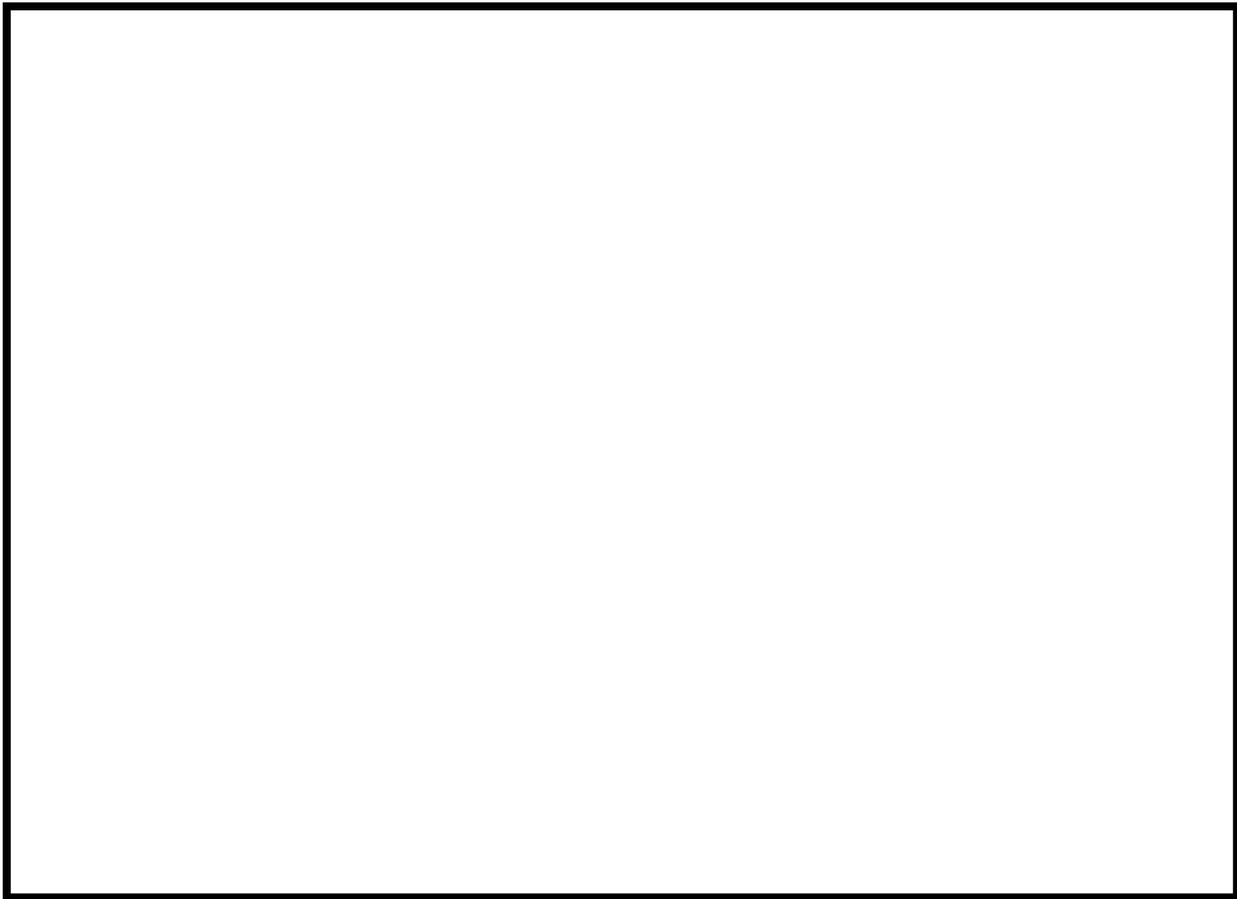


図1 SURC-4 試験と MAAP4 コード予測の侵食量の比較<sup>[1]</sup>

本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密に  
属しますので公開できません。

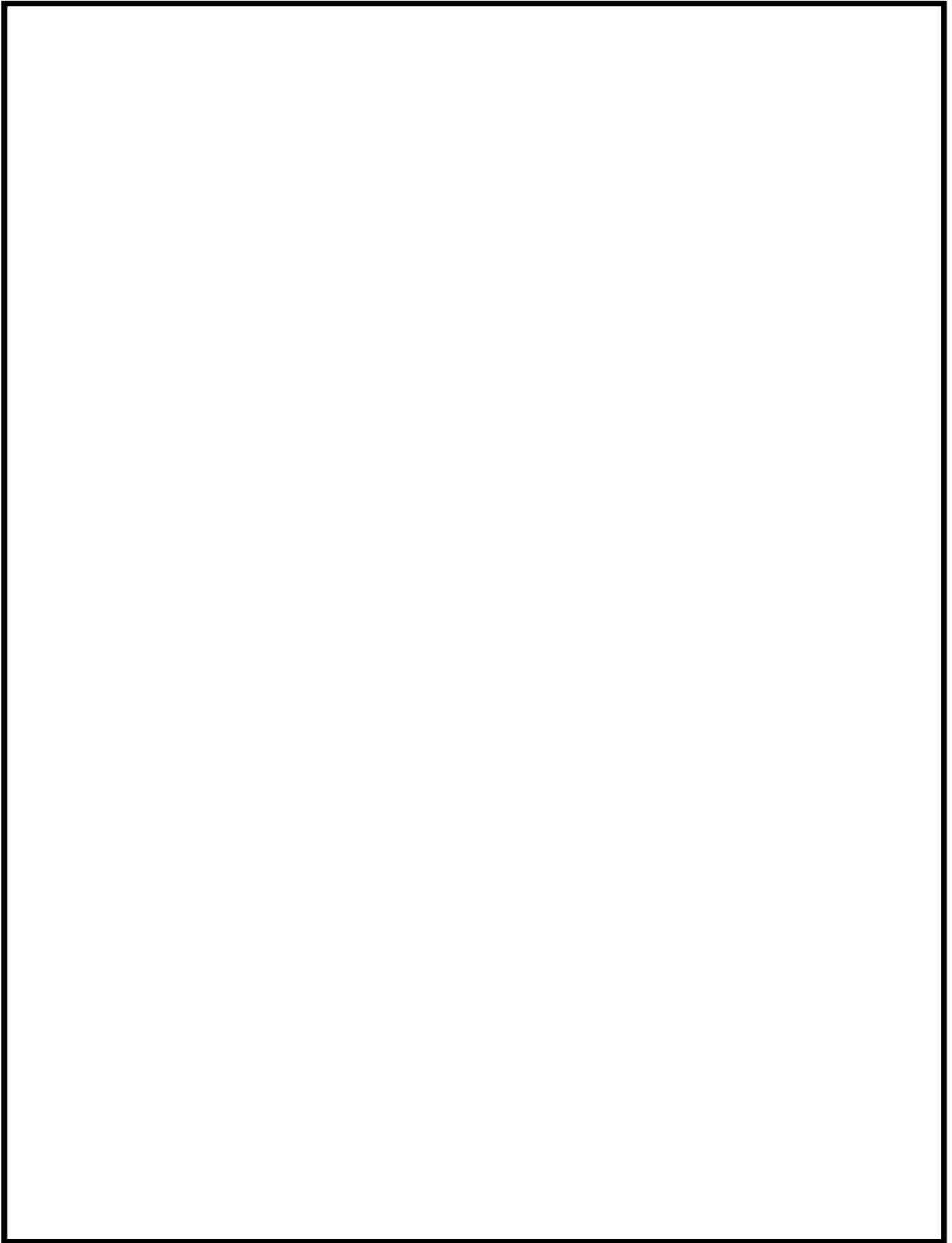


図2 CCI試験のコンクリート侵食の終状態<sup>[2]</sup>と MAAPコードによる予測侵食量<sup>[3]</sup>

参考文献：

- [1] Proceedings of the Second OECD(NEA) CSNI Specialist Meeting on Molten Core Debris-Concrete Interactions, NEA/CSNI/R(92)10, Karlsruhe, Germany (1992).
- [2] M. T. Farmer, et al., "OECD MCCI Project Final Report," OECD/MCCI-2005-TR06 (2006).
- [3] Q. Zhou, et al., "Benchmark of MCCI Model in MAAP5.02 against OECD CCI Experiment Series," Proceedings of ICAPP 2014, ICAPP-14352, Charlotte, USA, (2014)