

表 3-4 ノード分割の考え方

対象区画	ノード分割の考え方
全体的な考え方	
原子炉格納容器 ドーム	
下部	
水素処理設備	

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

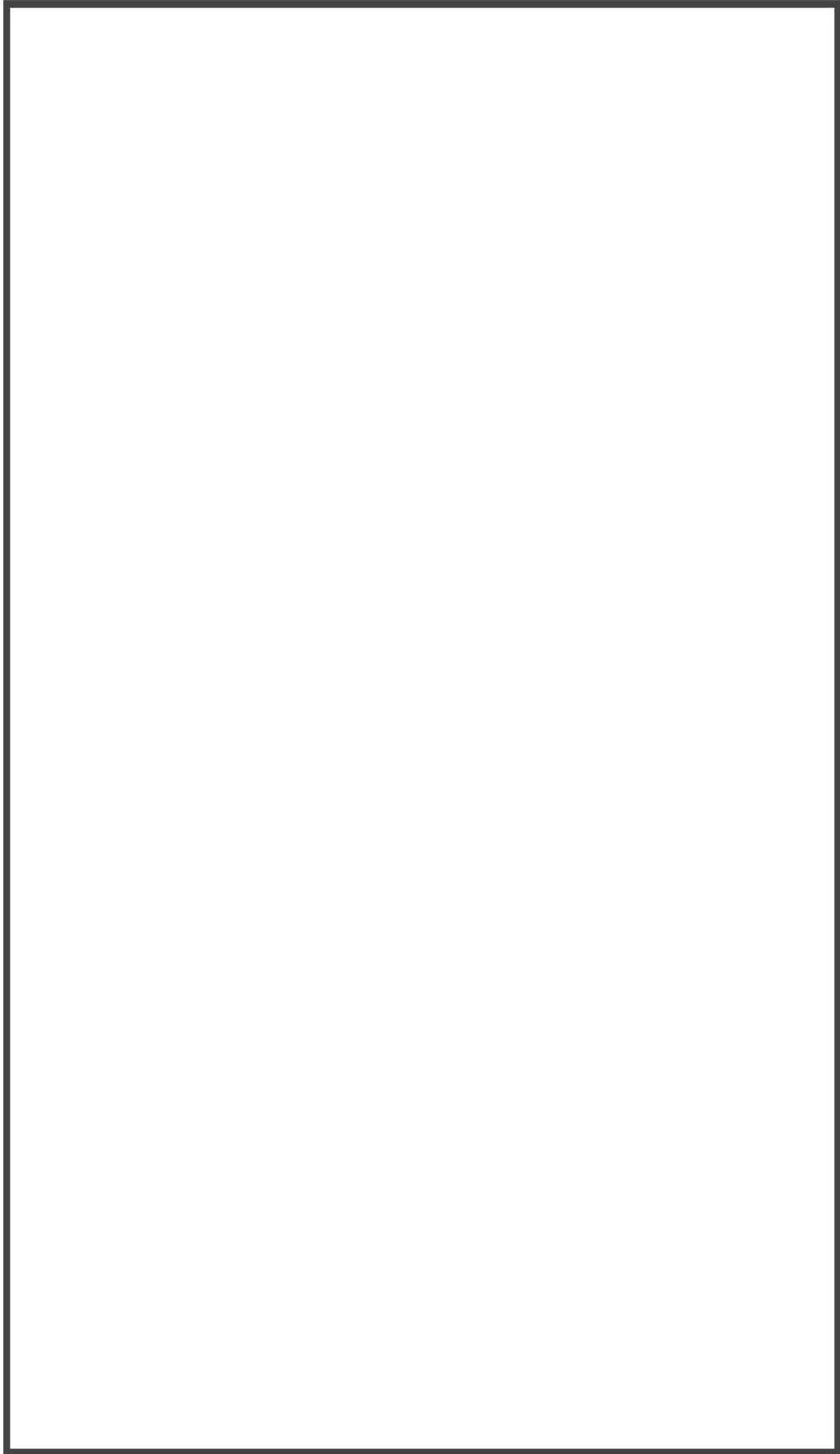


図 3-8 GOTHIC コードによる水素濃度評価解析ノード図と実機プラントの対応 (3ルーブプラントの例)

枠囲いの内容は、商業機密に属します  
ので公開できません。

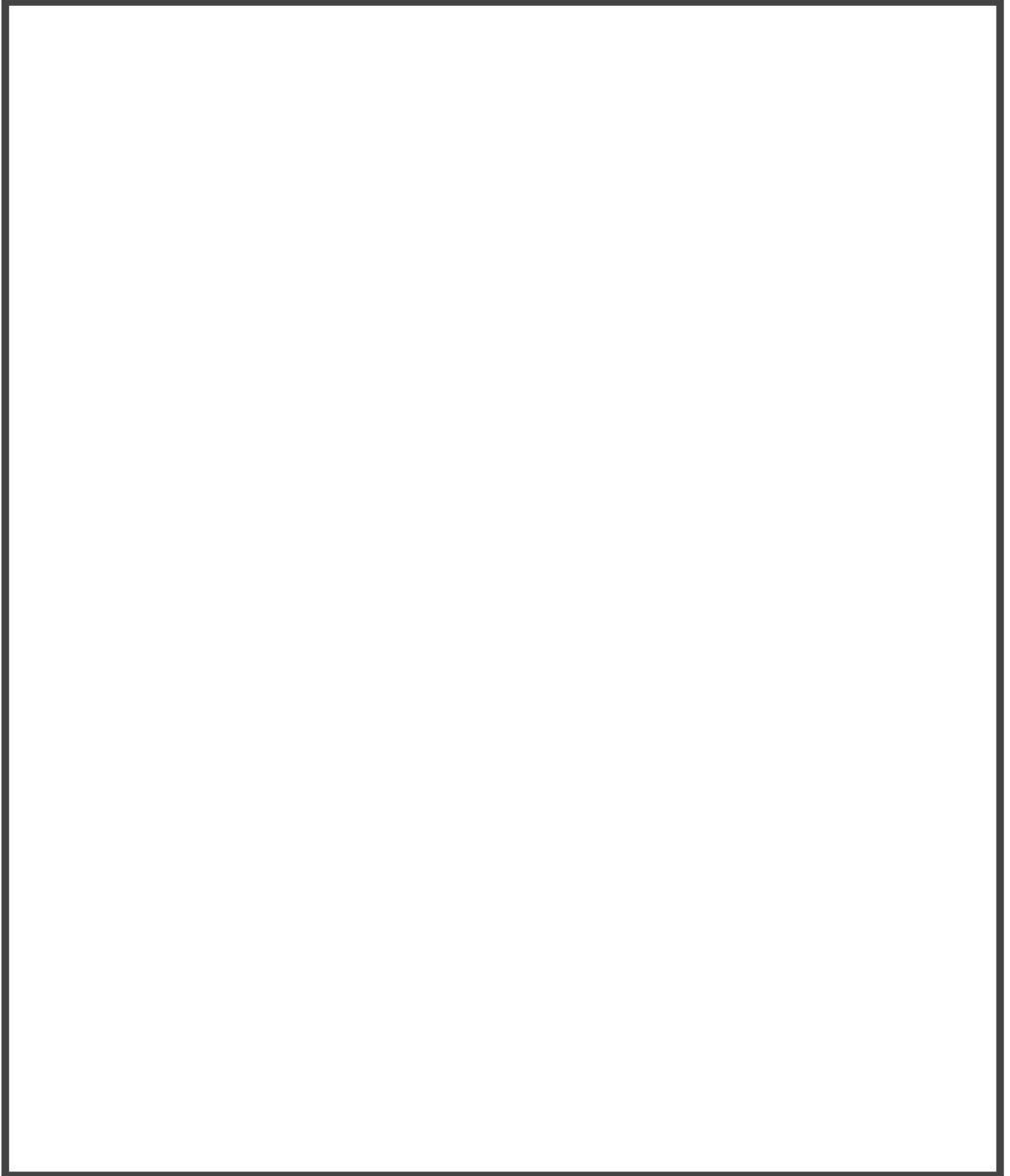


図 3-9 GOTHIC コードによる水素濃度評価解析ノード図 (代表 3 ループプラント)

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

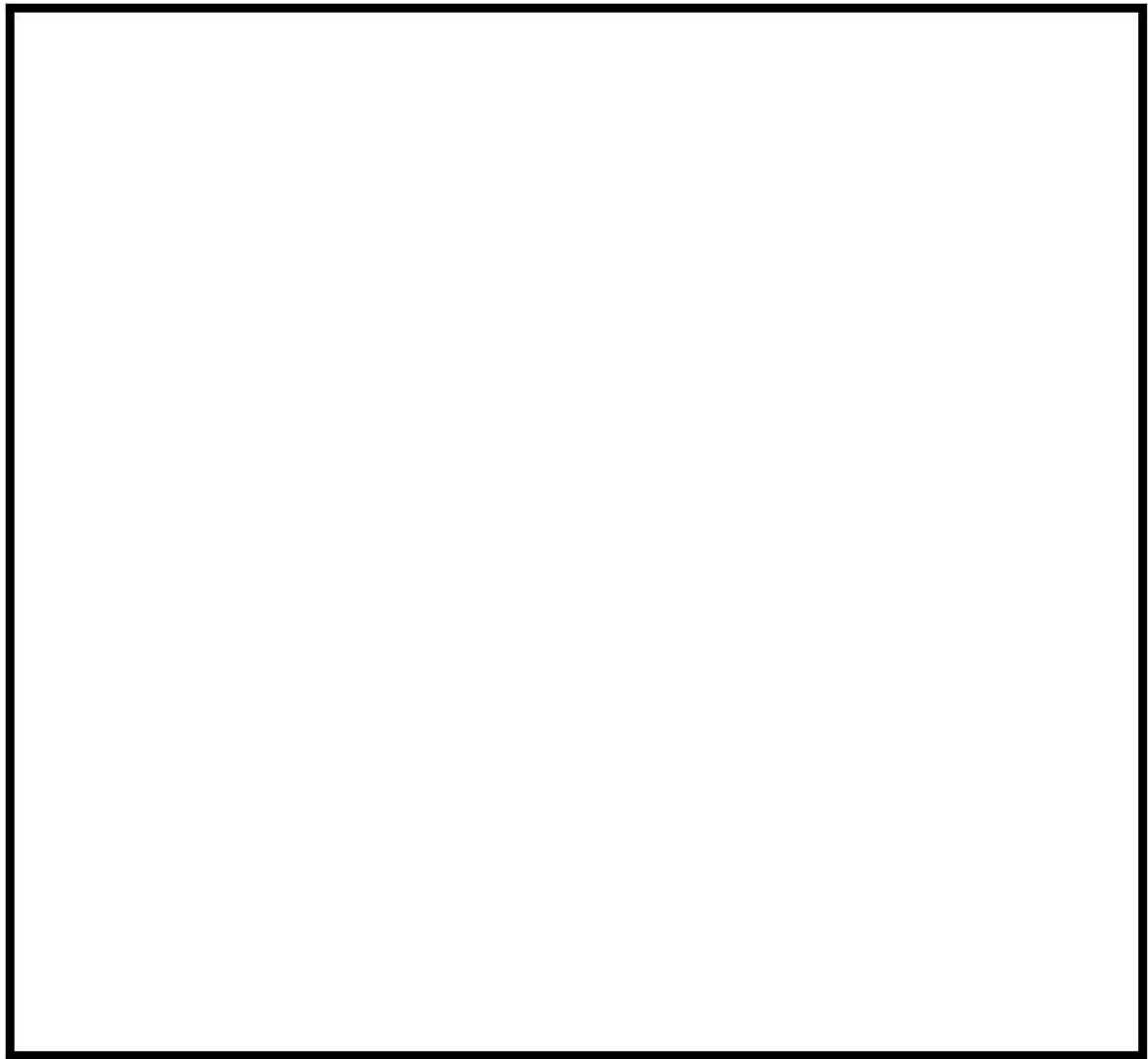


図 3-10 GOTHIC コードによる原子炉格納容器ドーム部ノーディング例  
(代表 3 ループプラント)

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

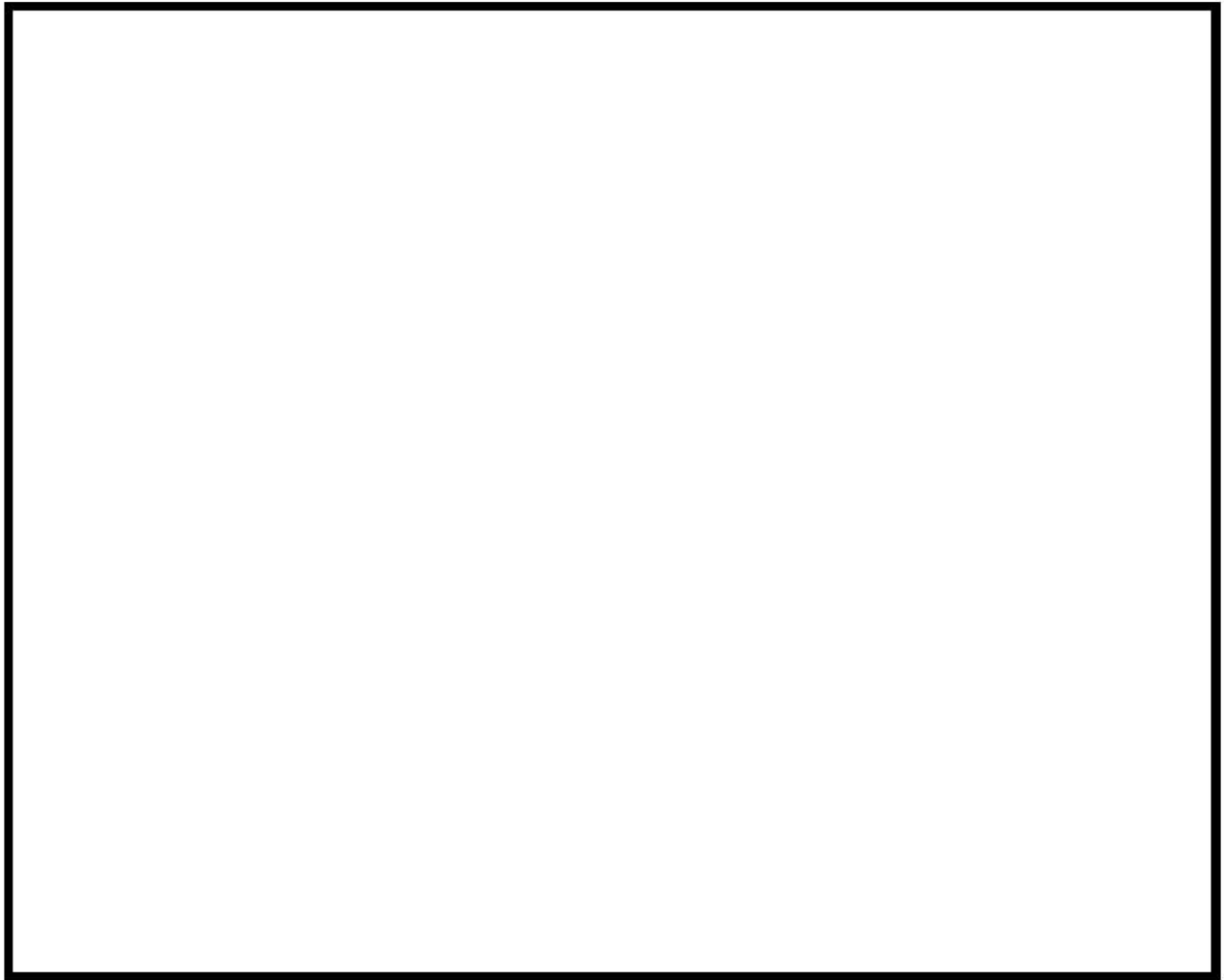


図 3-11 GOTHIC コードによる原子炉格納容器ドーム部ノーディング例  
(代表 3 ループプラント) 付番詳細

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

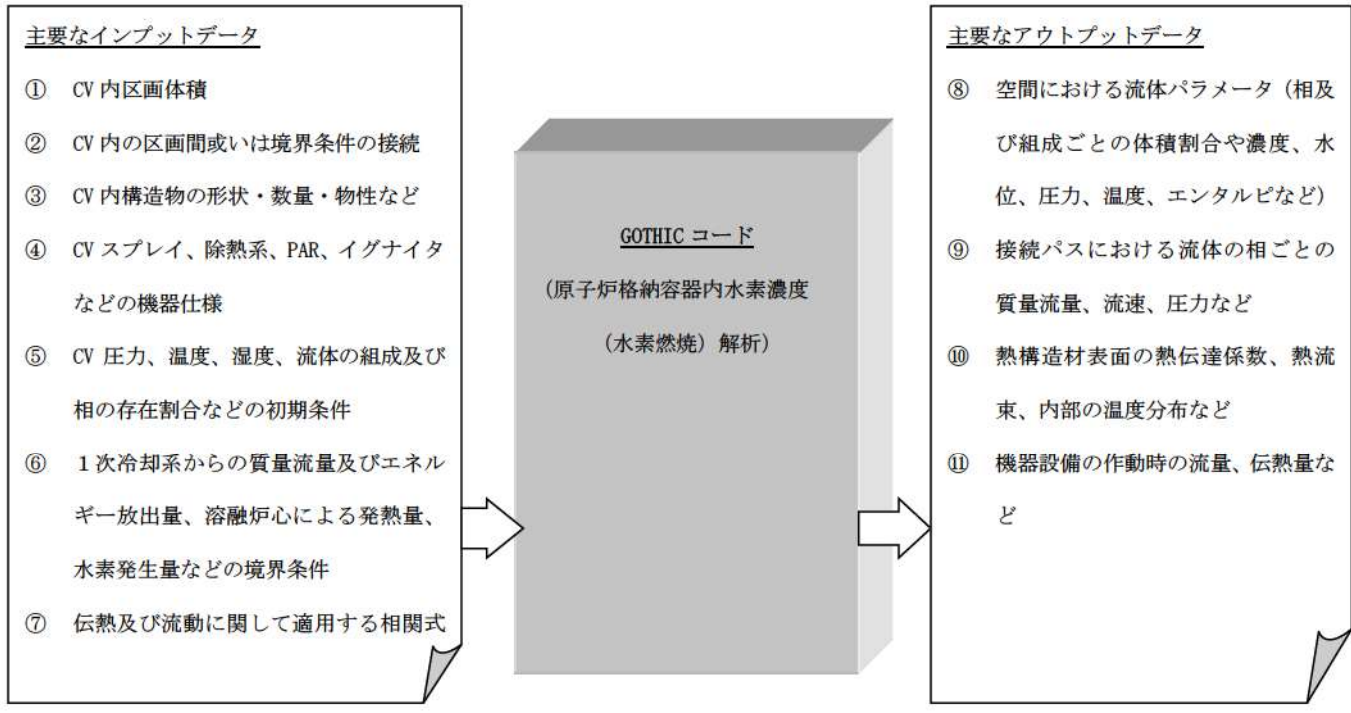
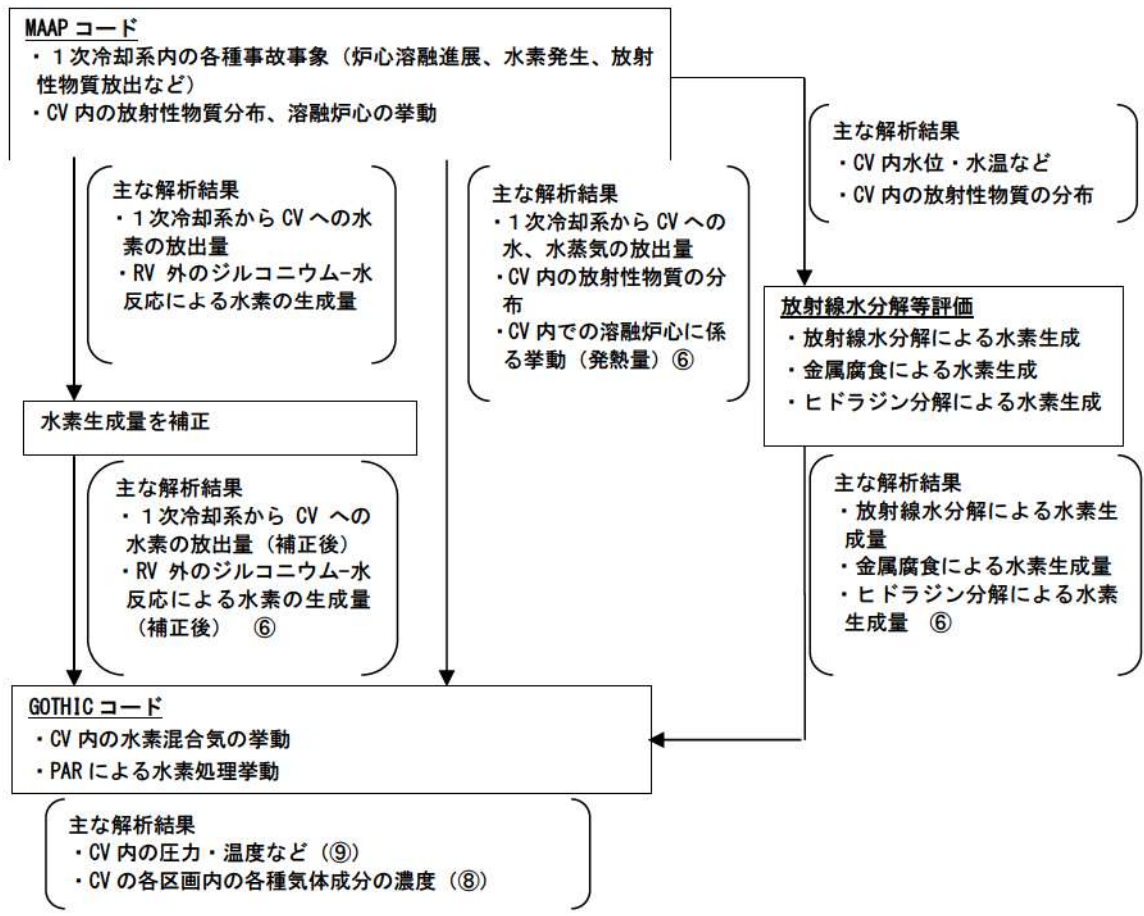


図 3-12 実機プラントにおける原子炉格納容器内水素濃度評価の概要

### 3.5 入出力

GOTHIC コードによる水素濃度評価の入出力を図 3-12に示す。また、主要なインプットデータは以下のとおり構成される。インプットデータの元となる「原子炉格納容器関連データ」、「事象収束に重要な機器及び操作」等を整理した解析条件を添付 1 に示す。

- ① CV 内の区画体積及びそれに係る諸元（高さ、水力等価径など）
- ② CV 内の区画間或いは境界条件の接続に係る諸元（断面積、水力等価径など）
- ③ CV 内構造物の形状、数量及び物性など
- ④ CV スプレイ、除熱系、PAR、イグナイタなどの機器仕様
- ⑤ CV 内圧力、温度、湿度、流体の相及び組成の存在割合などの初期条件
- ⑥ 1 次冷却系からの質量流量及びエネルギー放出量、溶融炉心による発熱量、水素発生量などの境界条件
- ⑦ 伝熱及び流動に関して適用する相関式及び流体場に対し有効とする項目の指定（熱伝達相関式、流動様式など）

上記をインプットデータとして過渡解析を実施し、以下のアウトプットデータを得る。

- ⑧ 空間における流体パラメータ（相及び組成ごとの体積割合や濃度、水位、圧力、温度、エンタルピなど）
- ⑨ 接続パスにおけるパラメータ（流体の相ごとの質量流量、流速、圧力など）
- ⑩ 熱構造材の熱的パラメータ（表面の熱伝達係数、熱流束、内部の温度分布など）
- ⑪ 機器設備の作動パラメータ（流量、伝熱量など機器の諸量に係るものと作動状況など）

#### 4. 検証, 妥当性確認

GOTHIC コードの水素分布解析に対する適用性を以降に示す。

##### 4.1 重要現象に対する検証, 妥当性確認方法

GOTHIC コードの評価マトリックスを表 4-1に示す。表 4-1では, 評価対象となる現象のうち「H」ランクとなるものを列挙している。各実験解析及び実機解析の内容について要約を 4.1.1 章から 4.1.5章に示す。なお, 水素生成については, MAAP コードによる解析結果に基づいて, 時系列の境界条件として GOTHIC コードに与えられることから, GOTHIC コードの妥当性確認の対象外とする。



表 4-1 評価マトリックス

												関連モデル	
区画間・区画内の流動	NUPEC 試験解析 M-7-1	NUPEC 試験解析 M-4-3	熱伝導率と熱伝導率との比較※	熱伝導率解析との比較	PAR 特性検証	イグナイタによる水素燃焼モデルの検証	保存式モデル 流動を模擬する構成式及び相関式 非凝縮性ガスの輸送モデル ノーデザインスキーム (空間離散化モデル)	図 4-13 ～ 図 4-16	図 4-29 ～ 図 4-30	図 4-31	図 4-32 図 4-33 図 4-44 図 4-48	表 4-7	多相流モデル 熱伝達モデル (自然及び強制対流, 輻射, 凝縮) 熱伝導モデル
構造材との熱伝達及び内部熱伝導	図 4-8 ～ 図 4-12	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	多相流モデル 界面積モデル 界面熱伝達モデル (凝縮では相変化アナロジを考慮)
スプレー冷却	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	多相流モデル 界面積モデル 界面熱伝達モデル (凝縮では相変化アナロジを考慮)
水素処理	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	PAR 特性モデル イグナイタによる水素燃焼モデル

※ 複数の試験による凝縮熱伝達モデルの実験検証。

#### 4.1.1 NUPEC 試験解析

NUPEC 試験は、実機プラントの重大事故等時に発生する水素の代替としてヘリウムガスを用いた非凝縮性ガスの拡散及び混合挙動に関する総合効果試験である。ここでは、水素燃焼評価に対する重要事故シーケンスとなる大破断 LOCA+ECCS 注入失敗（格納容器スプレイ）を想定し、評価で重要となる区画間・区画内の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、スプレイに係るモデルを中心としたコードの水素濃度予測に係る性能について検証を行い、GOTHIC コードが実機プラントの解析に適用できることを確認する (Test M-7-1)。また、NUPEC 試験ではスプレイなし条件 (Test M-4-3) でも実験がなされており、これらに対するコードの適用性についても確認し、スプレイ及び蒸気放出が評価結果に与える影響を検討する。

#### 4.1.2 熱伝達試験との比較

構造材との熱伝達及び内部熱伝導に係るモデルのうち、実機プラント解析に用いられる構造材表面の熱伝達モデルについて、解析予測と各種試験データとの比較を行った。実機プラントの解析では Gido-Koestel モデルと内田モデルの最大値に保守性を考慮することで、ウェット条件に換算した水素濃度を保守的に見積もるアプローチを採用する。ここでは、広範囲にわたり適用される内田モデルの試験データに対するバラつきを確認する。

また、前述の NUPEC 試験解析では、コードの流動に係る模擬性を適切に評価することから、より最適予測性の高い Diffusion Layer Model FM (DLM-FM) を適用している。各種試験に対する同モデルの予測性能についても確認する。

#### 4.1.3 熱伝導解析解との比較

構造材との熱伝達及び内部熱伝導に係るモデルのうち、内部熱伝導に係るモデルについて検証した。具体的には、コードによる数値計算が解析解を適切に再現することを確認し、同モデルがコード内に適切に組み込まれていることを検証する。

#### 4.1.4 PAR 特性検証

水素処理設備のうち、重大事故等対策として設置される PAR について、設備製造元が供給する水素処理性能評価式が、コードに適切に組み込まれていることを検証する。

PAR の特性が適切にコードに組み込まれている点に対しては、理論値とコードの予測値を比較する。

また、実機プラント解析に際し、空間の分割手法などの点から PAR の性能曲線の適用可否に対しては、THAI 試験においてノード分割を変更した実験解析により検証を行う。

#### 4.1.5 イグナイタによる水素燃焼モデルの検証

水素処理設備のうち、イグナイタによる水素燃焼モデルについて、コード内モデルの妥当性検証を示す。

#### 4.2 NUPEC 試験解析

NUPEC で実施された原子炉格納容器挙動試験（参考文献 19, 20）では，原子炉格納容器内で形成される非凝縮性ガスと空気の密度差による自然循環試験，放出水蒸気及び格納容器スプレイによる可燃性ガス濃度分布及び混合挙動試験などの 35 試験が実施された。実機で想定される非凝縮性ガスは水素となるが，本試験では代替ガスとしてヘリウムを用いている。NUPEC 試験と他機関で実施された試験との比較を図 4-1（参考文献 20）に示す。

ここでは，重要事故シーケンスとなる LOCA 時の ECCS 注入失敗（格納容器スプレイ成功）を想定した Test M-7-1 を選択する。Test M-7-1 は OECD/NEA の ISP35 に採用されており，海外 10 か国，15 機関にて確認解析が実施されている。また，スプレイを仮定しないシーケンスとなる Test M-4-3 についても解析を実施し，スプレイ有無がコード予測性に与える影響について確認する。

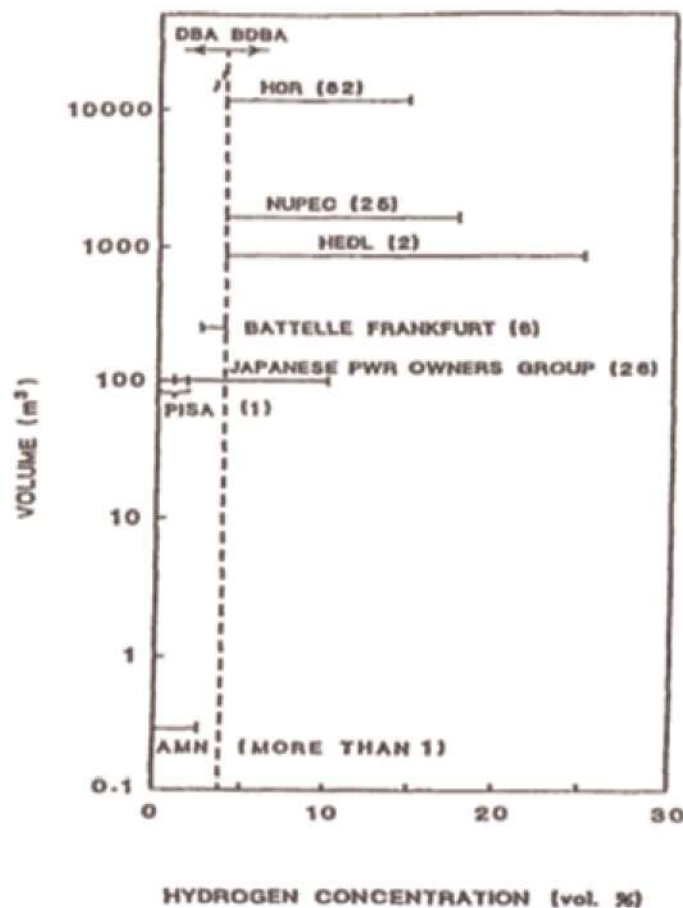


図 4-1 濃度分布及び混合挙動試験の規模と水素濃度範囲

#### 4.2.1 NUPEC 試験設備

NUPEC 試験設備の概要図を図 4-2及び図 4-3に示す。また、原子炉格納容器スケール設備、ガス放出設備等の主要な試験設備を以下に示す。

##### (1) 原子炉格納容器

原子炉格納容器はドライ型4ループPWRの1/4規模であり、4ループ相当の区画が模擬されている。自由体積は1,300m<sup>3</sup>である。

##### (2) ガス放出設備

試験は安全性の観点から水素ガスの代わりにヘリウムガスが使用されている。

##### (3) 格納容器スプレイ

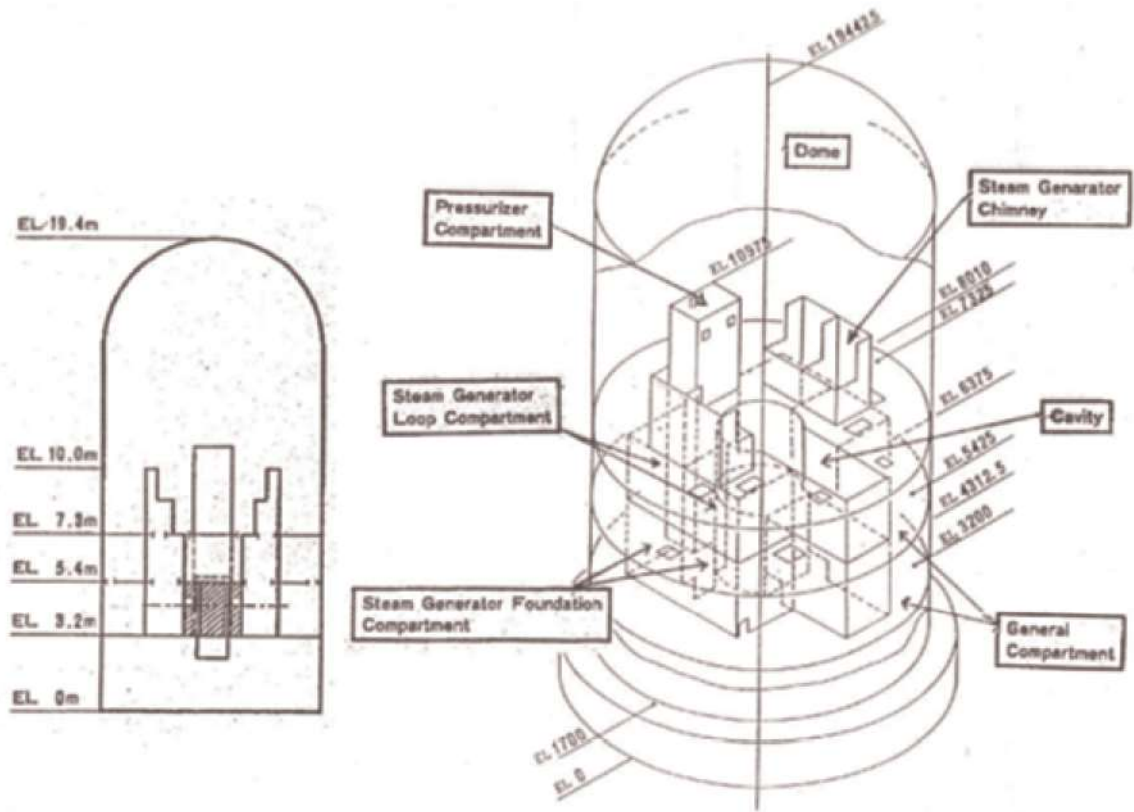
原子炉格納容器全体をカバーするため合計21個のスプレイノズルが設置されている。スプレイ液滴径は約0.75mmである。

##### (4) 蒸気供給設備

配管破断時の放出蒸気を模擬するため蒸気供給設備を設けている。

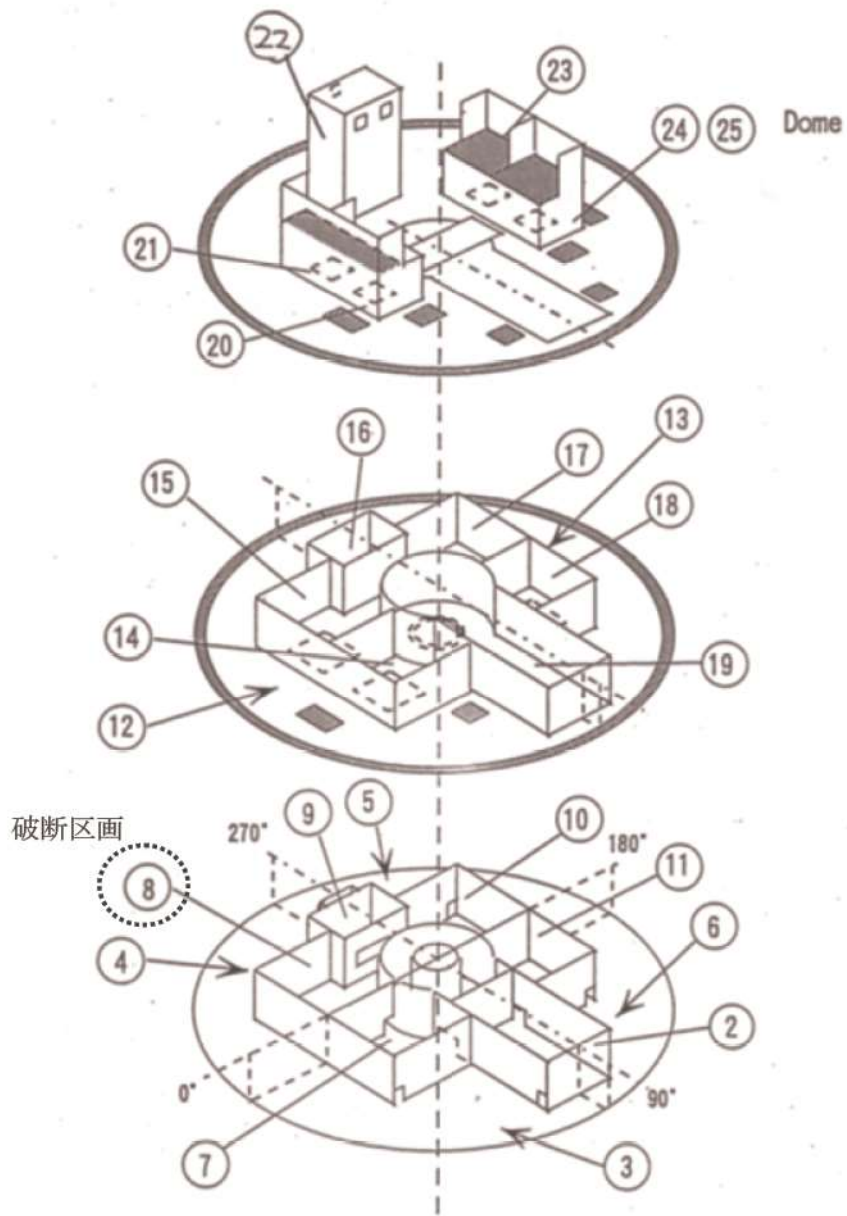
##### (5) 計測設備

ヘリウム濃度、雰囲気温度、圧力、原子炉格納容器壁面温度、区画壁面温度が計測されている。ヘリウム濃度は、図4-4（参考文献19）に示すとおり、原子炉格納容器内の5か所（原子炉格納容器ドーム頂部（赤線、EL. 19.4m）及び原子炉格納容器ドーム上部4か所（青線、EL. 16.7m））に設置されたサンプリングチューブにより計測される。圧力は区画間圧力損失が微少であることから原子炉格納容器ドーム部の圧力を代表して測定している。区画壁面温度及び空間温度は熱電対により計測している。



出典：EPRI Product 1013072, GOthic Qualification Report, Figure 16-1

図 4-2 NUPEC 試験設備の概要図



出典：EPRI Product 1013072, GOTHIC Qualification Report, Figure 16-2

図 4-3 NUPEC 試験設備内部区画の概要図

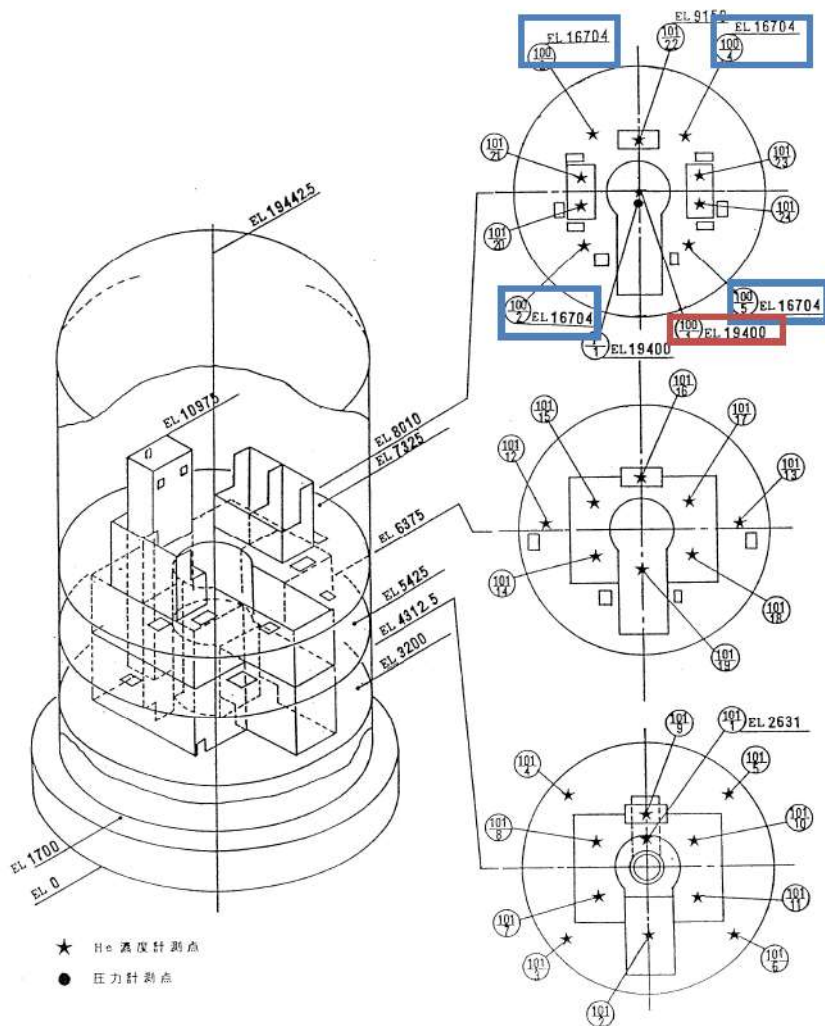


図 4-4 ヘリウム計測位置



#### 4.2.2 解析モデル



GOTHIC コードによる NUPEC 試験施設のノード分割モデルを図 4-5に, 原子炉格納容器ドーム部の分割を図 4-6に示す。

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

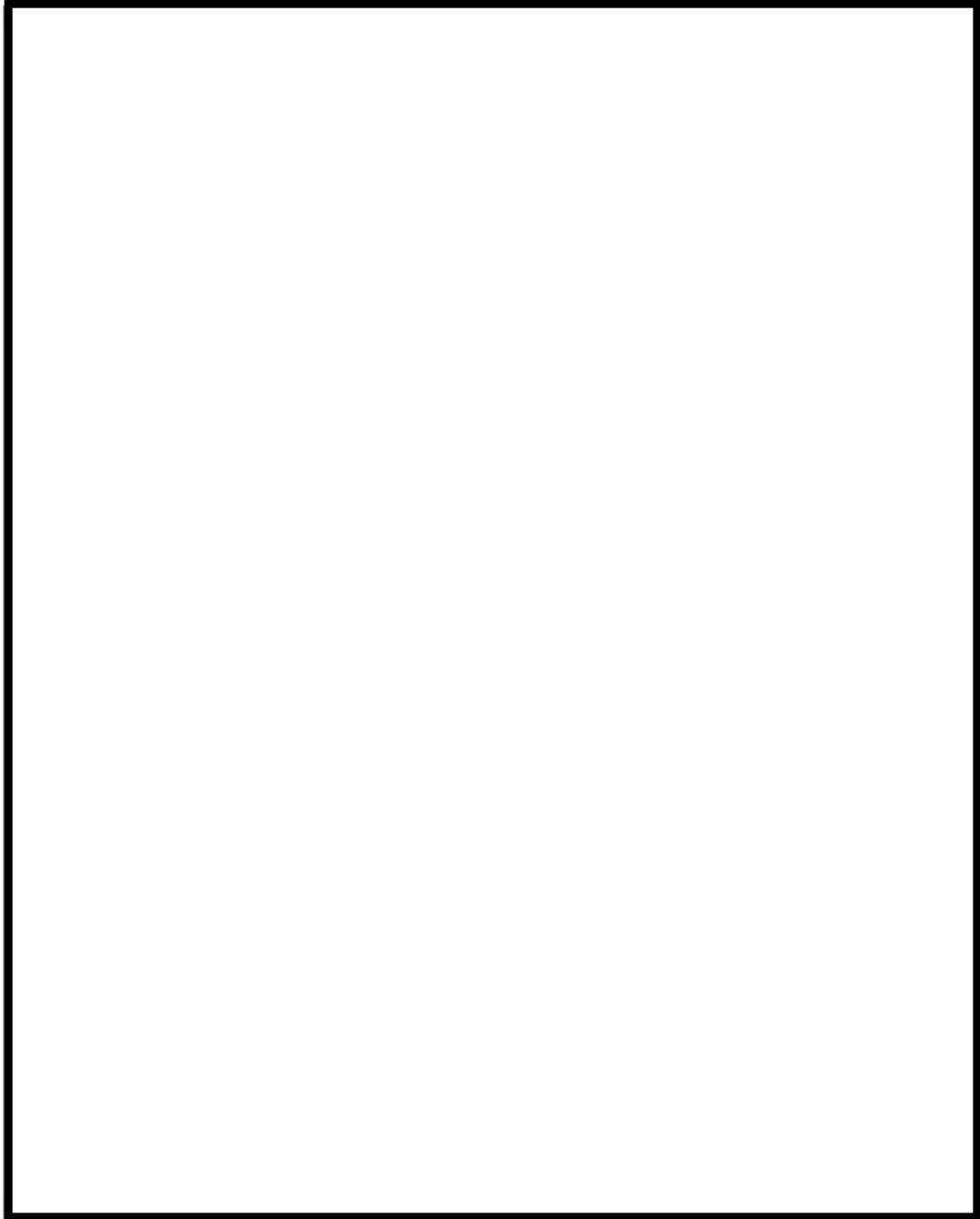


図 4-5 NUPEC 試験 (Test M-7-1) の GOTHIC コードによるノード分割モデル

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

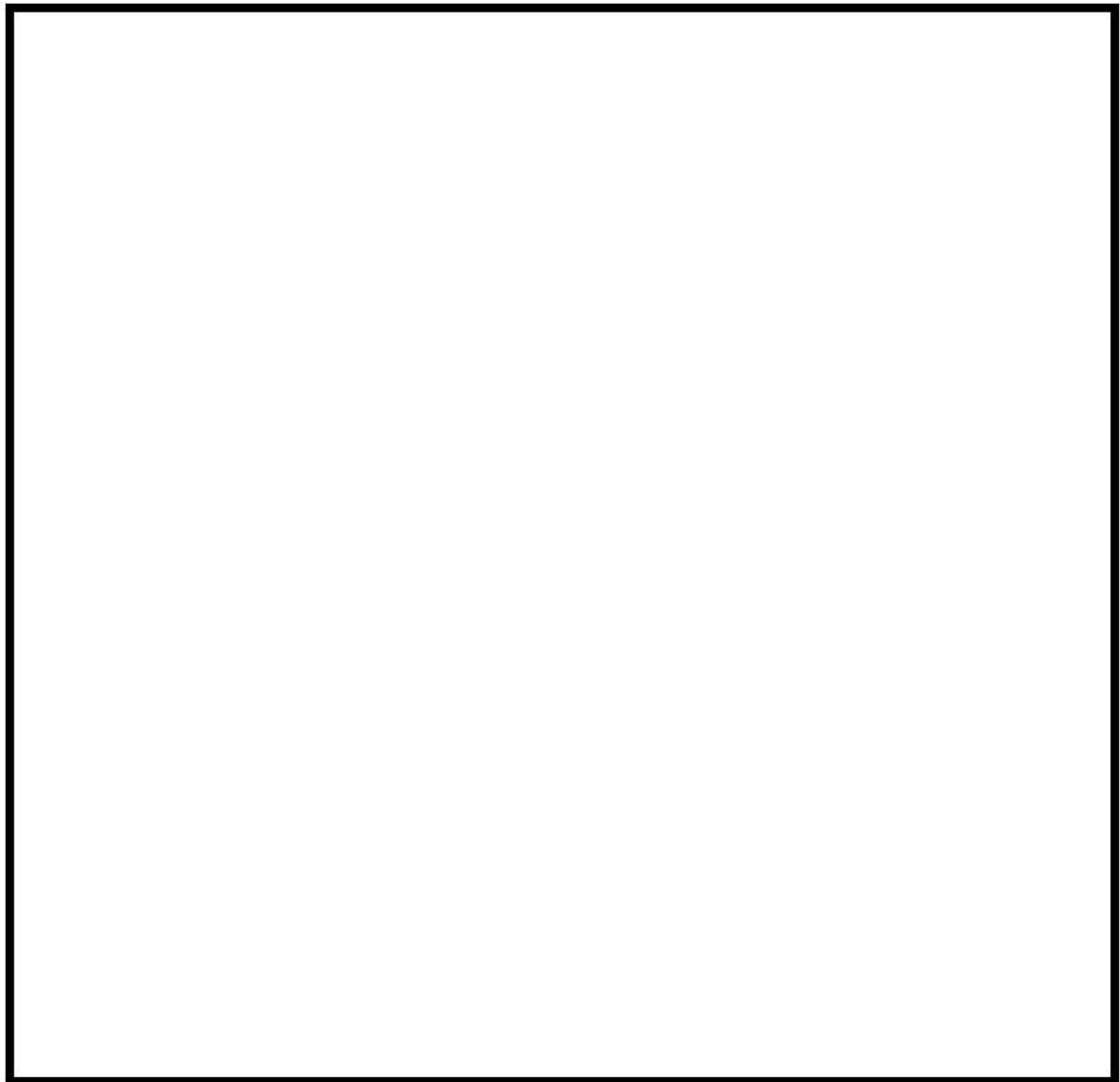


図 4-6 原子炉格納容器ドーム部のヘリウム濃度測定位置と実験解析におけるノード分割

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

#### 4.2.3 解析結果

NUPEC 試験の実験解析結果を示す。

##### 4.2.3.1 Test M-7-1 (スプレイ及び蒸気放出あり)

###### (a) 試験条件

Test M-7-1 の試験条件を表 4-2に示す。試験は蒸気発生器下部での配管破断を想定し、原子炉格納容器下部から水蒸気及びヘリウムを放出すると同時に、格納容器スプレイを作動させる。初期温度設定のため蒸気放出による事前加熱を行った後、ヘリウム及び蒸気の放出、格納容器スプレイの作動を同時に行っている。ヘリウム及び蒸気の放出、格納容器スプレイの運転は30分間行われ、ヘリウムの放出は試験開始から15分間で0.03kg/sまで放出量を増加させたのち、以降の15分間で0.0kg/sまで放出量を減少させている。蒸気の放出は試験開始から30分間で0.08kg/sから0.03kg/sまで放出量を減少させている。格納容器スプレイは30分間19.4kg/s一定の放出である(図4-7参照)。

###### (b) 解析結果

###### (1) 原子炉格納容器圧力

GOTHIC コードによる原子炉格納容器圧力の評価結果を図4-8に試験データと比較する。原子炉格納容器圧力は試験開始から10分後に約125kPaまで低下したのち、緩やかに上昇する。これは、格納容器スプレイの蒸気凝縮による圧力低下と、ヘリウム放出により非凝縮性流体が増加して熱伝達率が低下することによる圧力低下抑制効果の複合的な結果及び、ヘリウム及び蒸気放出による圧力上昇効果によるものであると考えられる。解析結果もこれら複合的な挙動をよく予測しており、試験と良好に一致している。

###### (2) 原子炉格納容器内温度

原子炉格納容器ドーム部の雰囲気温度比較を図4-9に示す。試験結果としては、原子炉格納容器ドーム部頂部(EL. 19.4m)と原子炉格納容器ドーム上部4か所(EL. 16.7m)で最も温度の低い結果を示しており、その温度差は最大で5℃程度に留まる。解析結果として、原子炉格納容器ドーム部頂部付近のノードと原子炉格納容器ドーム上部近傍ノードでの雰囲気温度を同図に比較するが、試験データ程の温度差は現れない。即ち、解析結果は試験データに対して5℃程度の不確かさが残る。しかし、解析結果は原子炉格納容器ドーム部の雰囲気温度の時間変化を良好に予測しており、コードは事象進展を適切に模擬していることが確認できる。

### (3) 原子炉格納容器内のヘリウム混合（水素混合挙動）

配管からの放出位置上部（図 4-3におけるノード 21）及び原子炉格納容器ドーム部（図 4-3におけるノード 25）におけるヘリウム濃度の時間変化の比較を、各々、図 4-10及び図 4-11に示す。また、各蒸気発生器室及び外周部下部のヘリウム濃度に対して図 4-12に示す。

ヘリウムは破断流と同じく、放出位置（ノード 8）から上方に放出され、その上部領域（ノード 21）を抜けて原子炉格納容器ドーム部（ノード 25）に到達する。この過程において、想定破断区画の上部から別ループの蒸気発生器室（ノード 17）に横流れが生じ、そこから上方の蒸気発生器煙突部（ノード 23）に至り原子炉格納容器ドーム部に放出される。

原子炉格納容器ドーム部においてはヒートシンク及びスプレイによる冷却により、他の 2つの蒸気発生器室上部及び外周部を經由し下降流が生じる。蒸気発生器室上部（ノード 20 及び 24）からループ室（ノード 11 及び 7）に達した流れは、蒸気及びヘリウムによる上昇流に巻き込まれる形で想定破断区画（ノード 8）に再び集約される。原子炉格納容器ドームから外周部上部に向かう下降流はその下部区画（ノード 3～6）に達したのち、ループ室（ノード 7, 8, 10, 11）に流れ込み、再び放出流量とともにノード 8 から上昇する。このように、破断口からの蒸気放出とスプレイによる循環流が形成され、原子炉格納容器ドーム部での水素濃度の成層化、また、原子炉格納容器の上部と下部の有意な水素濃度差は発生していない。

解析では、図 4-10に見られるように、放出位置上部（ノード 21）のヘリウム濃度が試験に比べ、900 秒以降一時的に低めに推移している。900 秒時点においては、放出されるヘリウム流量が減少に転じており、ヘリウム濃度の変曲点として現れる主因と考えられる。この時、試験ではノード 21 の濃度の変曲は顕著ではなく、解析結果は測定値と比較してヘリウム濃度を過小評価する傾向にある。解析においては、破断区画から上部区画へ向かう上昇流におけるヘリウムのプルームが崩れたような挙動が得られているものと考えられる。このため破断ループの蒸気発生器区画内でヘリウムが拡散し、破断区画及びその上部に位置する区画（いずれも区画 21 の下部に位置）において、隣接する A ループ蒸気発生器等の隣接区画へのヘリウムの分散が多めに評価され、即ち、解析が破断区画から上方のみならず周辺へのヘリウムの移流を試験より大きく評価していることを示唆している。

図 4-11に原子炉格納容器ドーム部の 5 か所に設置されたヘリウム濃度の計測結果（図 4-4、参考文献 20 参照）と、当該位置での GOTHIC コードによる評価結果を示す。格納容器スプレイによる拡散効果があり、原子炉格納容器ドーム部ではヘリウム混合が促進され、試験終了時にはほぼ完全な混合状態となる。図 4-12のヘリウムの濃度の応答から分かるように、破断区画に放出されたヘリウムは、蒸気発生器室を經由して原子炉格納容器ドーム部に到達する。

ム部に流入し、ここでスプレイ及びヒートシンクによる凝縮により、流体は破断区画と分離された蒸気発生器室及び外周区画を下降する。このように、破断口からの蒸気放出と原子炉格納容器ドーム部での蒸気凝縮が駆動力となり、原子炉格納容器内を循環する流れが形成され、ヘリウムは原子炉格納容器内で均一に混合される。

GOTHIC コードは原子炉格納容器内の各区画全体にわたり、過渡から平衡に至るまでのヘリウム濃度の時間変化を良好に予測しており、原子炉格納容器内の流動ならびにヘリウム拡散を良好に再現していることが分かる。なお、破断区画であるノード8におけるヘリウム濃度は、解析結果と測定結果において差異が生じている。この原因として破断区画で放出される蒸気が検出器へ与える影響が考えられる。

表 4-2 NUPEC 試験条件 (Test M-7-1)

試験ケース	Test M-7-1
<u>初期条件</u>	
原子炉格納容器ドーム部圧力	139.7 kPa
原子炉格納容器ドーム部温度	66.4 °C
原子炉格納容器ドーム部湿度	100 %
外気温度	11 °C
<u>気相 (ヘリウム及び蒸気) 放出</u>	
ヘリウム放出流量	0.0-0.03-0.0 kg/s
蒸気放出流量	0.08-0.03 kg/s
放出ヘリウム温度	14 °C
放出蒸気温度	165 °C
放出期間	30 min
放出位置	D ループ 蒸気発生器基礎区画
<u>スプレイ</u>	
スプレイ流量	19.4 kg/s (70 m <sup>3</sup> /h)
スプレイ水温	40 °C
放出期間	30 min
スプレイ液滴径 (平均液滴径)	0.75 mm
スプレイノズル個	21 個
放出位置	原子炉格納容器ドーム部

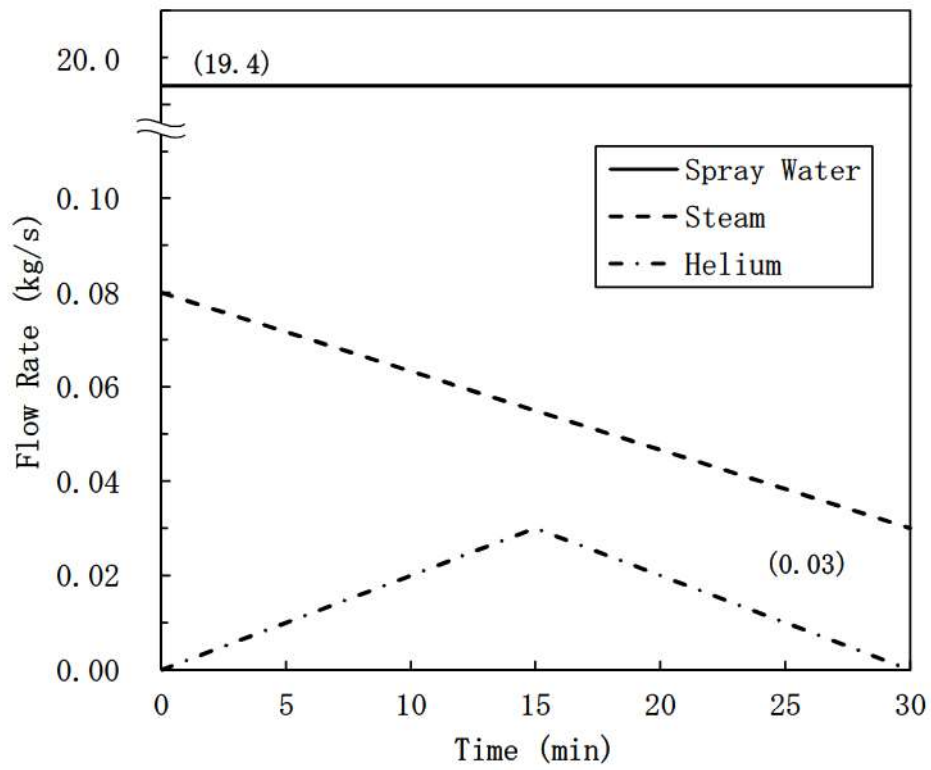


図 4-7 供給流体の流量条件 (Test M-7-1)

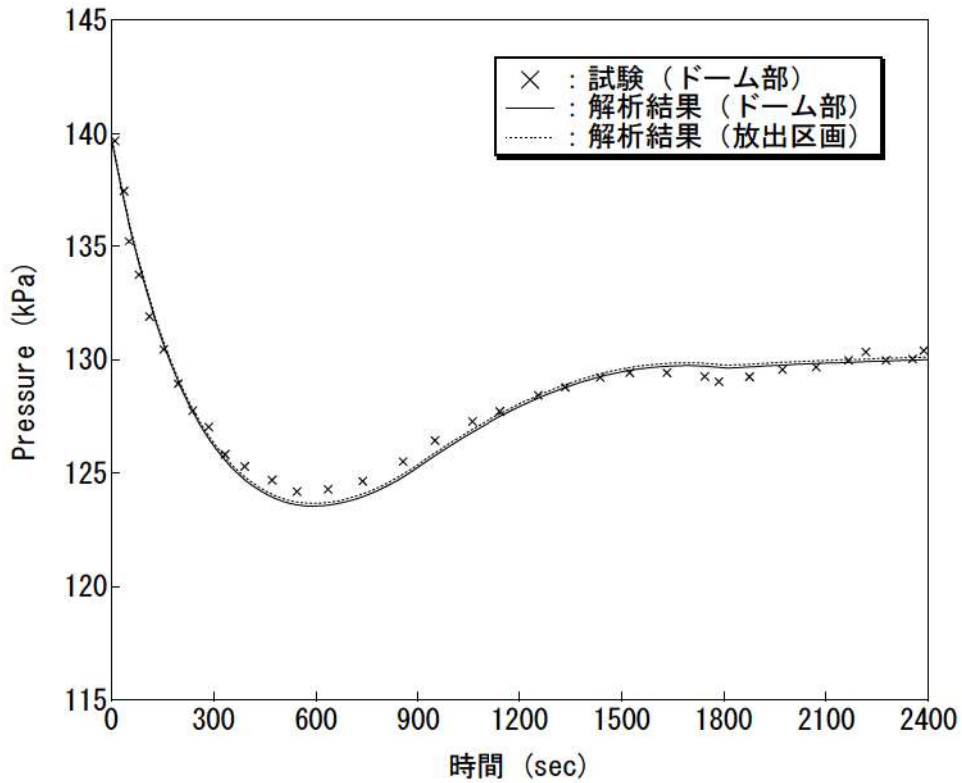


図 4-8 原子炉格納容器圧力 (Test M-7-1) (ノード 25)

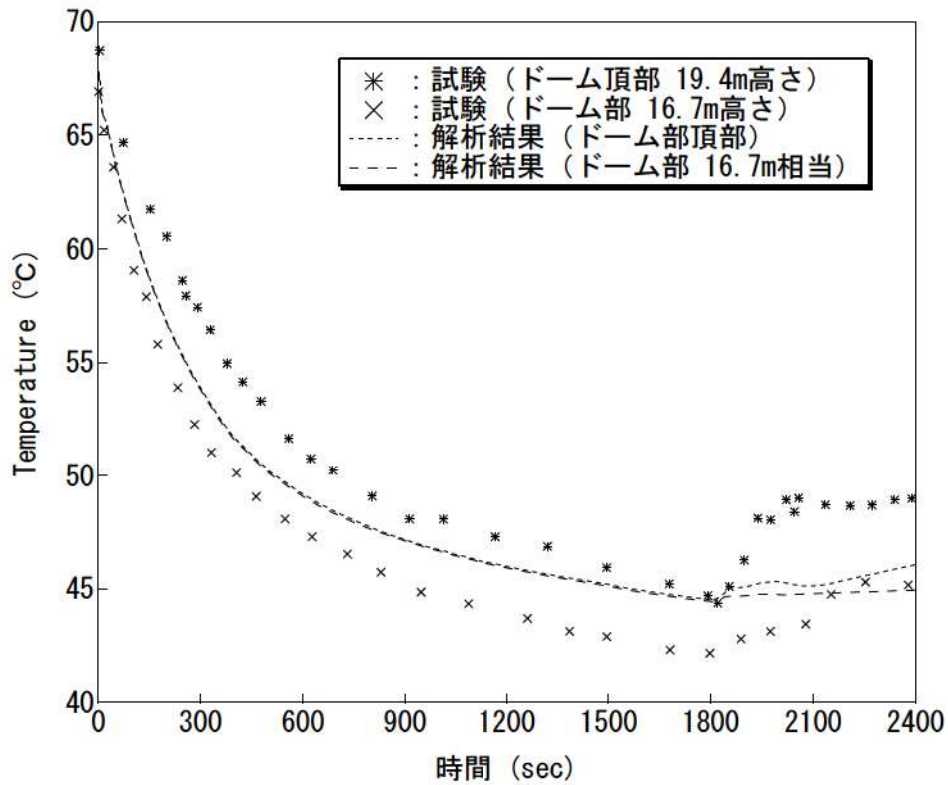


図 4-9 原子炉格納容器ドーム部雰囲気温度 (Test M-7-1) (ノード 25)



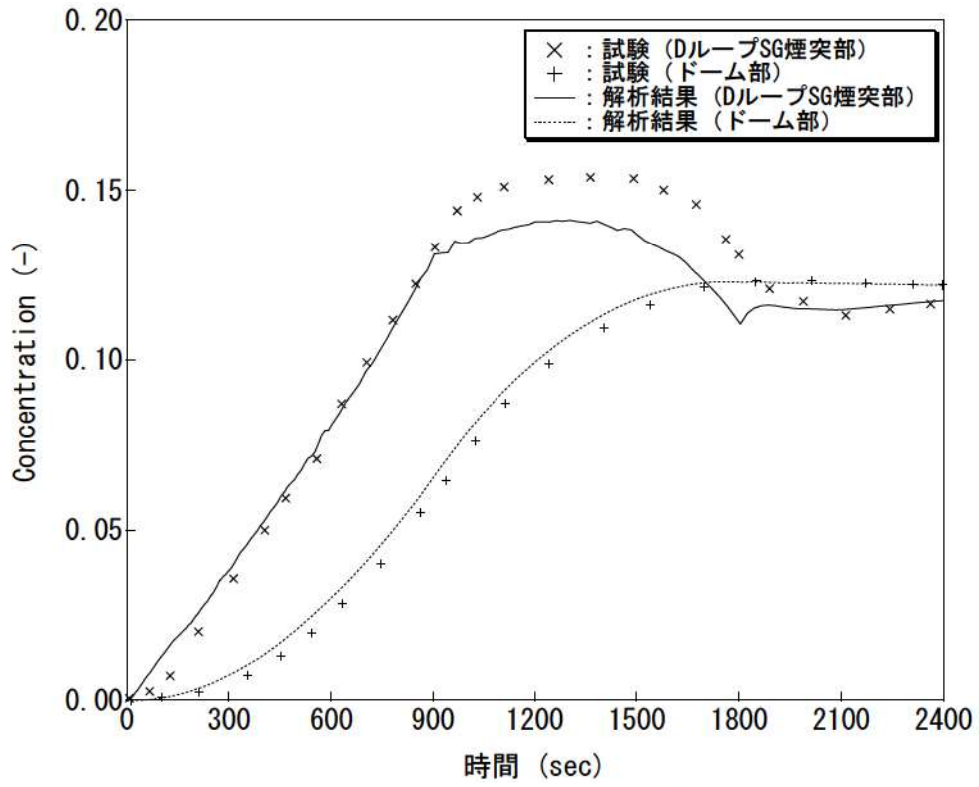
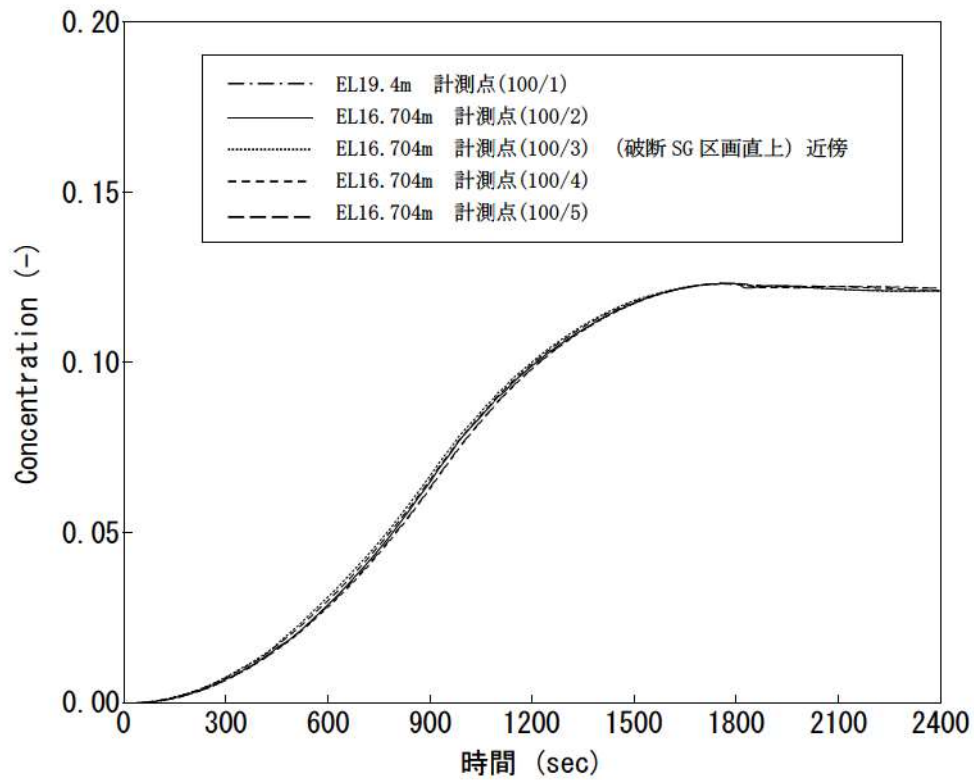
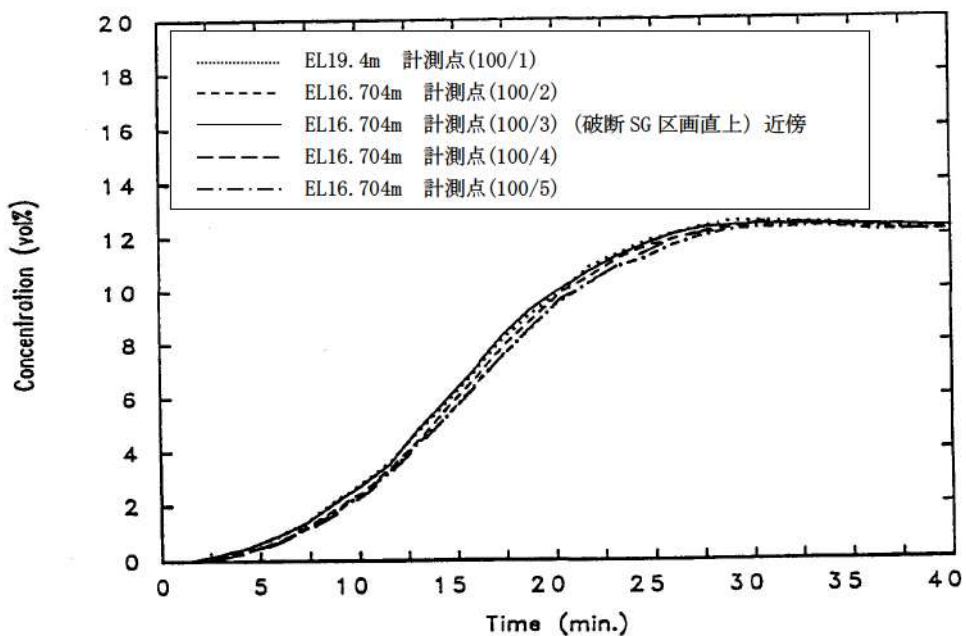


図 4-10 ノード 21, ノード 25 へリウム濃度 (Test M-7-1)



(a) 解析結果



(b) 試験データ

図 4-11 原子炉格納容器ドーム部へリウム濃度 (Test M-7-1) (ノード 25)

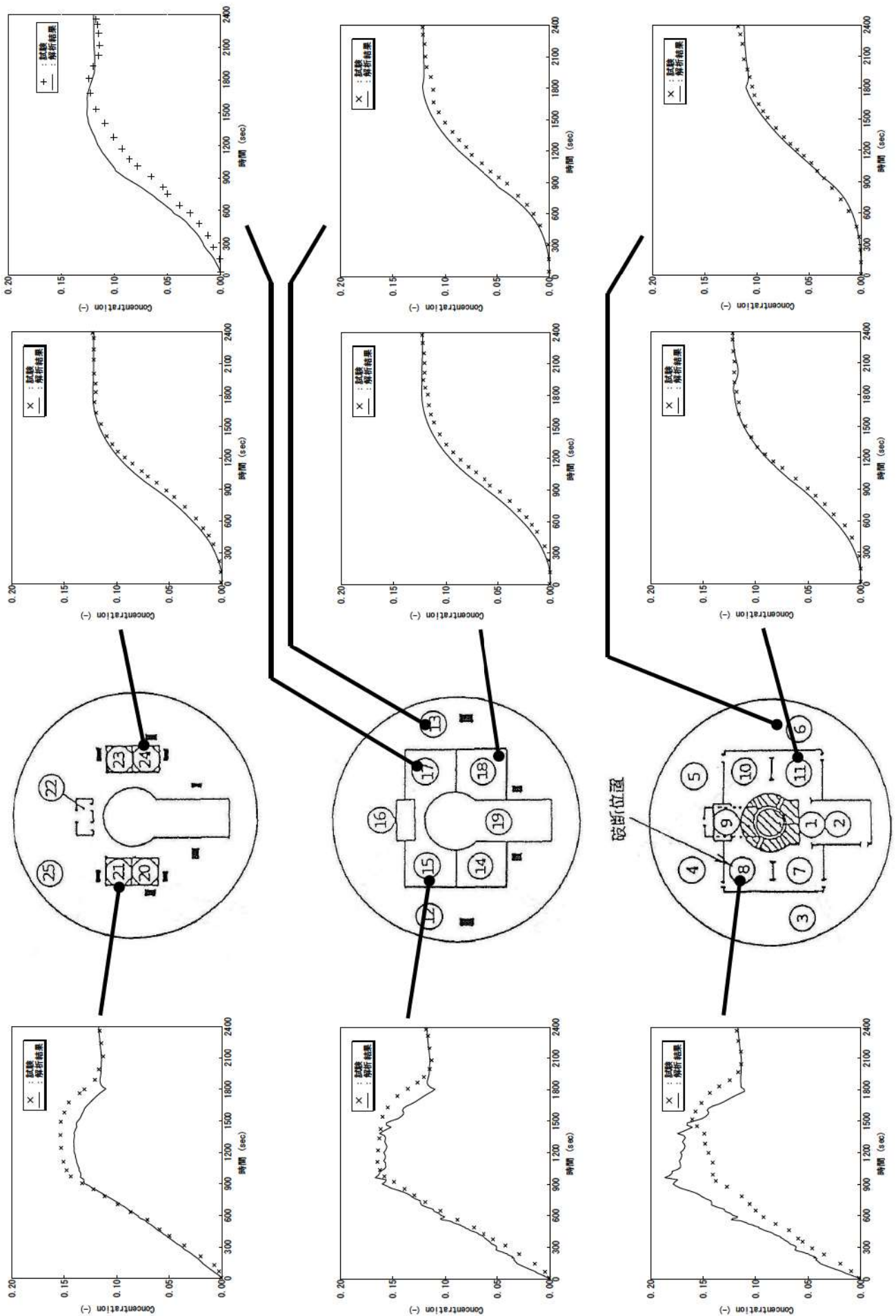
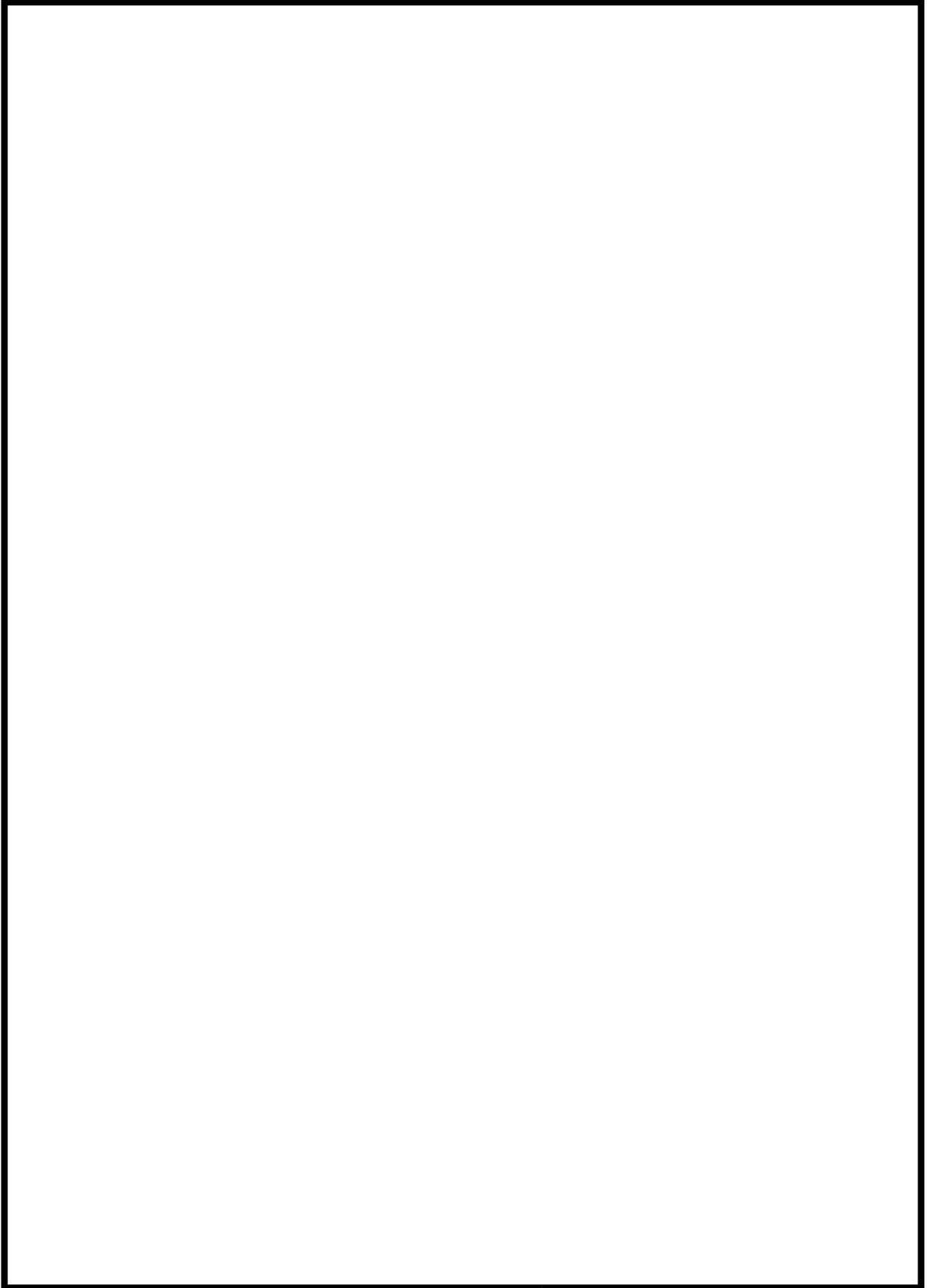


図 4-12 原子炉格納容器内各部のヘリウム濃度 (Test M-7-1)

4.2.3.2 Test M-4-3 (スプレーなし及び蒸気放出あり)





枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

表 4-3 NUPEC 試験条件 (Test M-4-3)

試験ケース	Test M-4-3
<u>初期条件</u>	
原子炉格納容器ドーム部圧力	101kPa (大気圧)
原子炉格納容器ドーム部温度	28℃
原子炉格納容器ドーム部湿度	—
外気温度	—
<u>気相 (ヘリウム及び蒸気) 放出</u>	
ヘリウム放出流量	0.027 kg/s
蒸気放出流量	0.33 kg/s
放出ヘリウム, 蒸気温度	115 ℃
放出期間	30 min
放出位置	D ループ 蒸気発生器基礎区画
<u>スプレー</u>	
スプレー流量	—
スプレー水温	—
放出期間	—
スプレー液滴径 (平均液滴径)	—
スプレーノズル個	—
放出位置	—

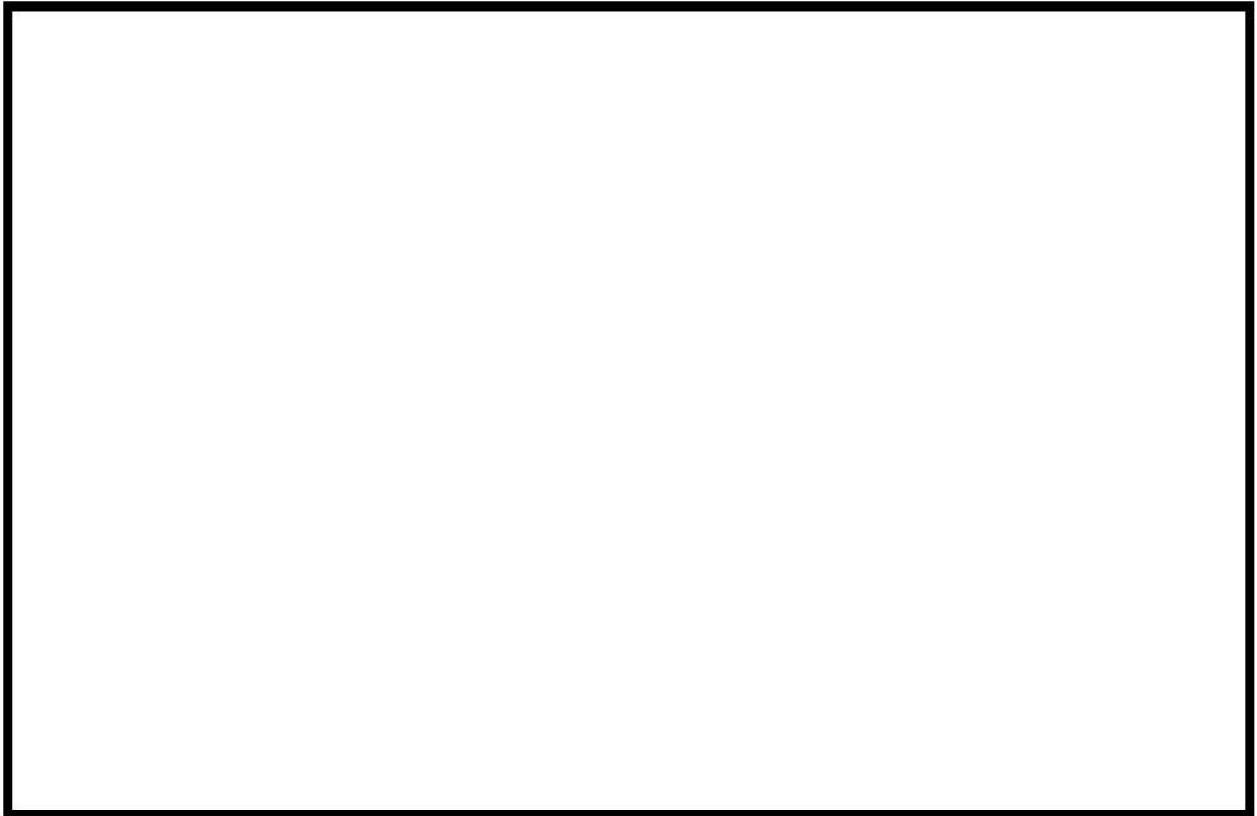


図 4-13 原子炉格納容器圧力 (Test M-4-3) (ノード 25)

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので  
公開できません。

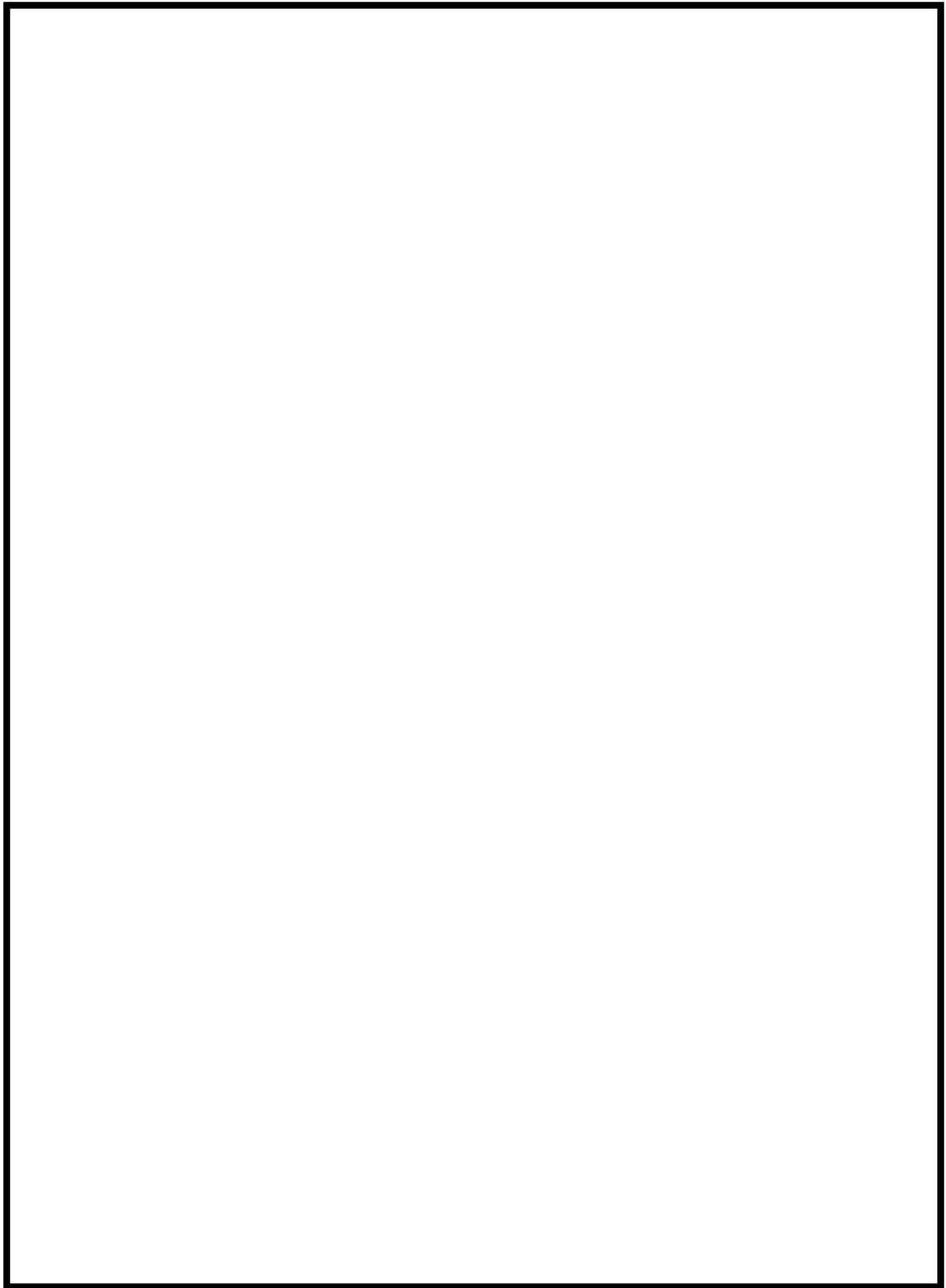


図 4-14 原子炉格納容器ドーム部雰囲気気温度 (Test M-4-3)

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので  
公開できません。

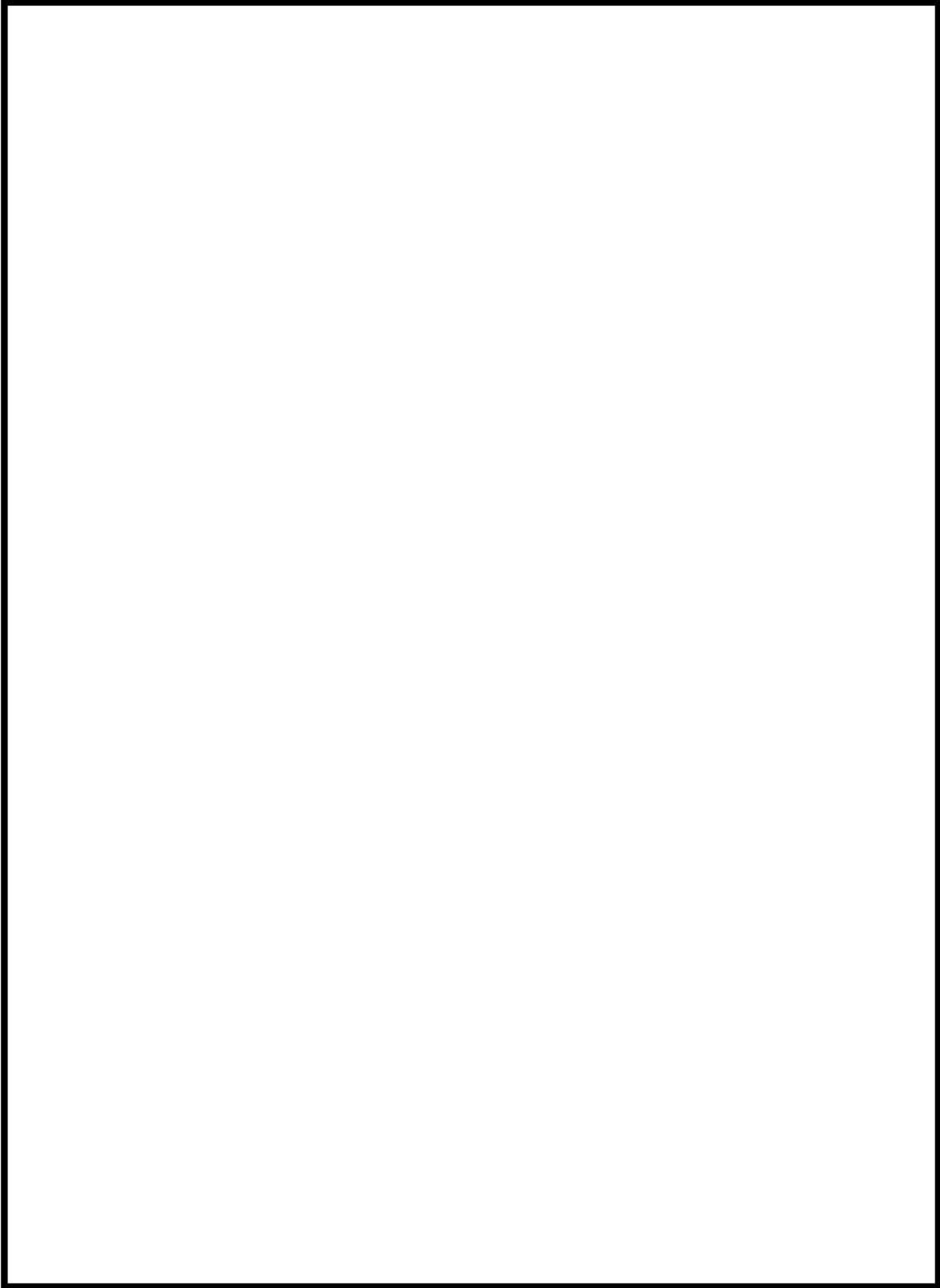


図 4-15 原子炉格納容器ドーム部ヘリウム濃度 (Test M-4-3)

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので  
公開できません。



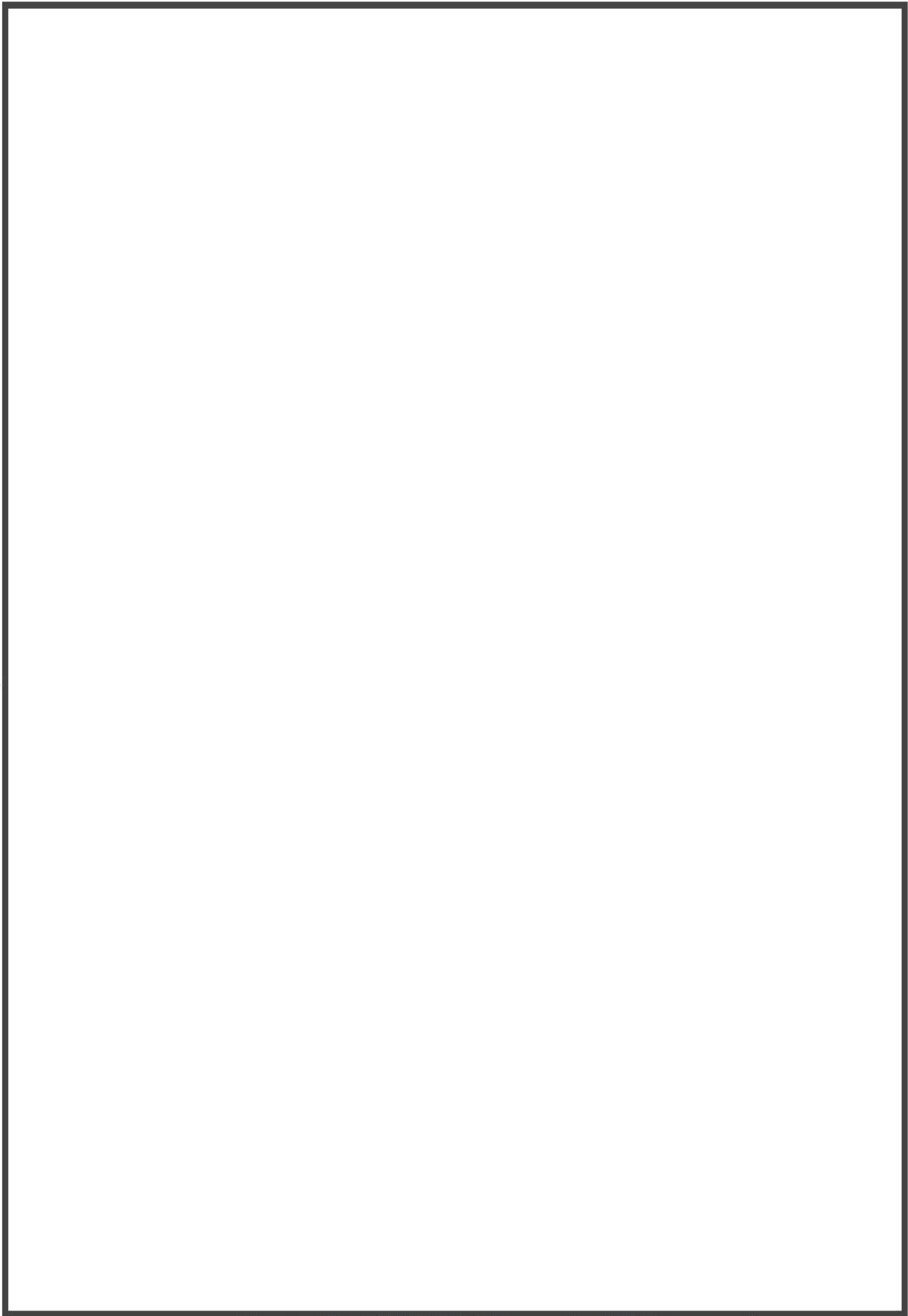


図 4-16 原子炉格納容器内各部のヘリウム濃度 (Test M-4-3)

#### 4.2.4 NUPEC 試験におけるヘリウム濃度の検討

NUPEC 試験におけるヘリウム濃度の測定は、熱伝導度検出器を使用したガスクロマトグラフィーにより測定されている。サンプリングは、区画の中央部でスプレイ水等の影響を受けにくい測定方法が取られている。計測誤差については表 4-4（参考文献 20）のとおりであり、ヘリウム濃度計測値に大きな誤差はない。

ただし、蒸気及びヘリウムを下部区画から放出するという点において同様に実施された Test M-4-3 (Test M-9-2) と Test M-7-1 の破断区画及び破断区画上部の区画におけるヘリウム濃度の比較において、ヘリウム濃度の挙動に有意な差が見られた。したがって、計測誤差以外にもヘリウム濃度の測定に影響を及ぼす要因があると考えられる。

表 4-4 ヘリウム濃度計測誤差について

Quantity	location	$\sigma$ value	Unit
Temperature	Each compartment and walls	0.2	°C
Pressure	Dome top	1079 (0.011)	Pa (kg/cm <sup>2</sup> )
	Helium, steam primary circuit	2648 (0.027)	Pa (kg/cm <sup>2</sup> )
	Differential pressure of He,steam	132 (13.5)	Pa (mmH <sub>2</sub> O)
He concentration	Each compartment	0.01x[Vol%]+0.002	Vol%

#### 4.2.4.1 Test M-7-1 における区画 8 のヘリウム濃度の差異について

NUPEC 試験 Test M-7-1 において破断区画及び破断区画上部のヘリウム濃度の挙動のうち、破断区画（区画 8）のヘリウム濃度と破断区画上部（区画 15 等）のヘリウム濃度を比較すると、破断区画の方が破断区画上部に比べて高い濃度、若しくは同程度の濃度となっている。しかしながら、Test M-7-1 では図 4-17（参考文献 20）に示す試験結果のとおり、試験開始後 10 分（600 秒）以降から破断区画（区画 8）のヘリウム濃度よりも破断区画上部（区画 15）のヘリウム濃度が高くなっている。Test M-7-1 では 600 秒以降においても破断区画でヘリウム及び蒸気を放出しており（図 4-18（参考文献 20））、破断区画よりも破断区画上部のヘリウム濃度が高くなるというのは考えにくい。Test M-7-1 における破断区画の測定値が異なる挙動を示す理由として以下が推察される。

- a) 破断区画（区画 8）のヘリウム計測位置は、ヘリウム及び蒸気放出位置に近い。Test M-7-1 では蒸気放出を含む試験となるため、破断区画においてはサンプリングの際に蒸気凝縮による液相を採取してしまい、成分分離が不完全又は、熱伝導度を計測する際の測定に影響が出ている可能性がある。

上記のとおり、Test M-7-1 の破断区画のヘリウム濃度については、破断区画のヘリウム計測の不確かさに起因して測定値に差異が生じている可能性がある。ここで、図 4-19 に破断区画（区画 8）の試験結果と解析結果の比較図に破断区画上部（区画 15）の試験結果を追加した図を示す。解析結果は破断区画上部（区画 15）に比べてもヘリウム濃度を高めに予測しているが、試験結果においても試験開始後 5 分までは破断点のヘリウム濃度の方が高い。この傾向から、破断区画（区画 8）が破断区画上部（区画 15）よりヘリウム濃度が高い、或いは同程度であると仮定すると、解析結果とほぼ同程度のヘリウム濃度となると考えられる。

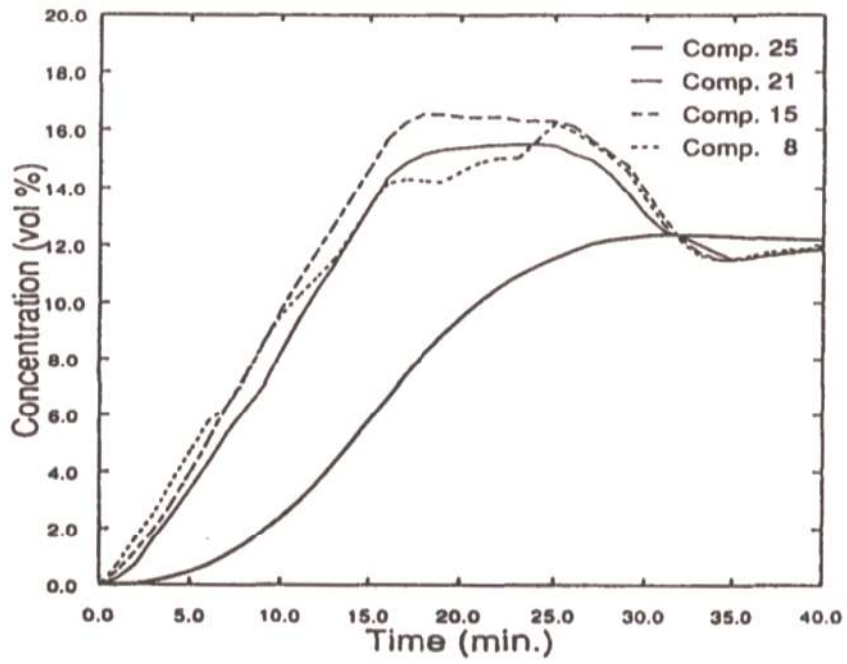


図 4-17 ヘリウム濃度 (Test M-7-1)

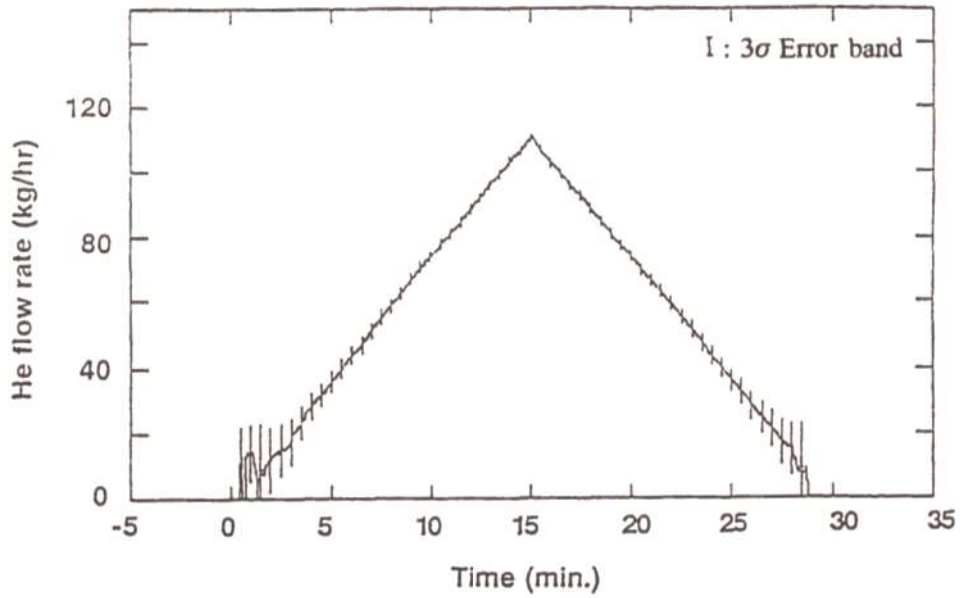


図 4-18 ヘリウム放出量 (Test M-7-1)

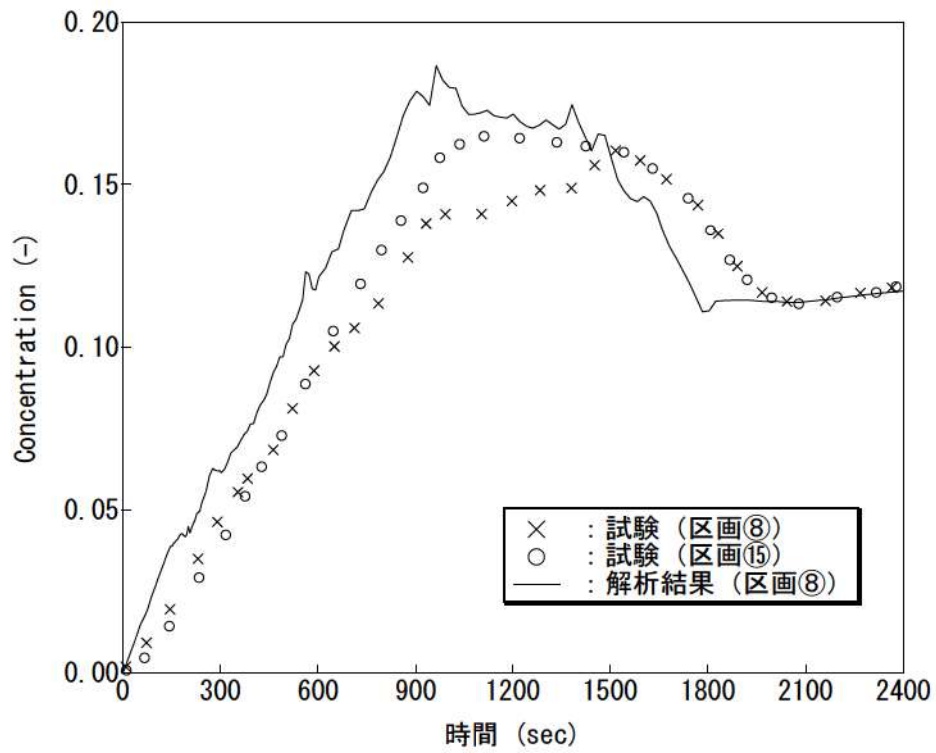


図 4-19 ヘリウム濃度比較 (Test M-7-1)

#### 4.2.4.2 Test M-4-3 の下部区画のヘリウム濃度について

NUPEC 試験 Test M-4-3 においては解析結果のヘリウム濃度に比べ、試験結果のヘリウム濃度が全体的に高い傾向である。図 4-20 に計測グラフからの読み取り流量 (約 0.32kg/s) と試験レポートの蒸気放出量記載値 (0.33kg/s) を示す。解析では試験レポートの蒸気放出量記載値 (0.33kg/s) を使用している。このために、破断流における蒸気量を相対的に多く仮定している GOTHIC コードでは、ヘリウム濃度を試験より低く評価していると思われる。

Test M-4-3 に対する計測点の代表性確認試験として、ヘリウム放出、蒸気放出量、及び放出区画が同条件となる試験 Test M-9-2 が行われている。図 4-21 に、全体的な挙動に対し支配的である原子炉格納容器ドーム部のヘリウム濃度を比較すると、Test M-4-3 のヘリウム濃度が全体的に高くなっている。Test M-9-2 で実測の蒸気放出量は 0.33kg/s であり、Test M-4-3 に対し実施した GOTHIC コードの解析と同じ破断蒸気流量である。また、Test M-9-2 は Test M-4-3 と初期温度が異なるが、初期温度はヘリウム濃度に対し有意な影響がないことから、破断蒸気流量の整合性の観点を重視し、Test M-4-3 として実施した GOTHIC コードの解析と Test M-9-2 の試験結果を以降に比較する。

破断区画 (区画 8)、破断区画上部 (区画 15)、及び原子炉格納容器ドーム部における解析結果と試験結果 (Test M-4-3, Test M-9-2) との比較を図 4-22～図 4-24 に示す。解析結果はヘリウム濃度を全体的に低めに予測しているが、Test M-9-2 と一致する傾向となり、また、過渡から平衡に至るまでのヘリウム濃度の時間変化を良好に予測している。次に、下部区画のヘリウム濃度に対し Test M-9-2 との比較を図 4-25 に示す。破断区画及び破断蒸気発生器区画において GOTHIC コードによる予測がやや過小評価となっているが、隣接する外周部では良好な一致或いはわずかに過大傾向である。したがって、GOTHIC コードは再現試験となる Test M-9-2 に対し原子炉格納容器内のヘリウム分布を適切に予測しているものと判断できる。

以上により、Test M-4-3 の解析では、試験計測値に不確かさが残るものの、解析結果が Test M-9-2 と一致する傾向であり、過渡から平衡に至るまでのヘリウム濃度の時間変化を良好に予測していることから、GOTHIC コードは区画間の熱的挙動及びヘリウム拡散挙動を適切に評価できているといえる。



図 4-20 NUPEC Test M-4-3 の放出蒸気流量



図 4-21 ヘリウム濃度比較 (Test M-4-3, Test M-9-2)

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

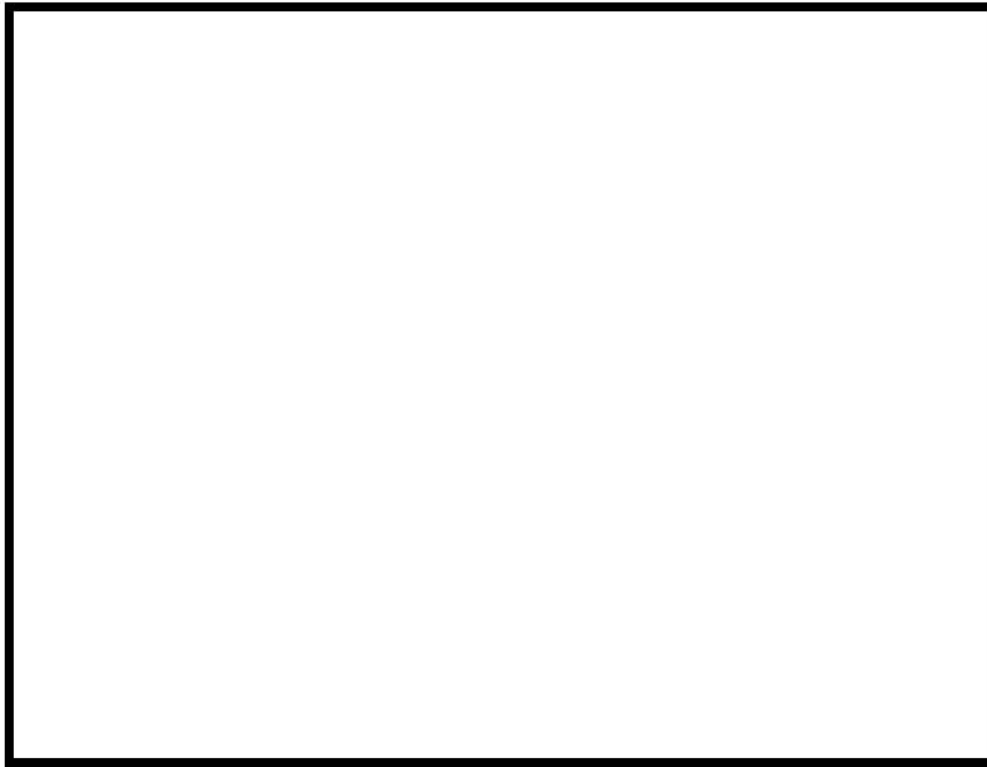


図 4-22 破断区画（区画⑧）ヘリウム濃度

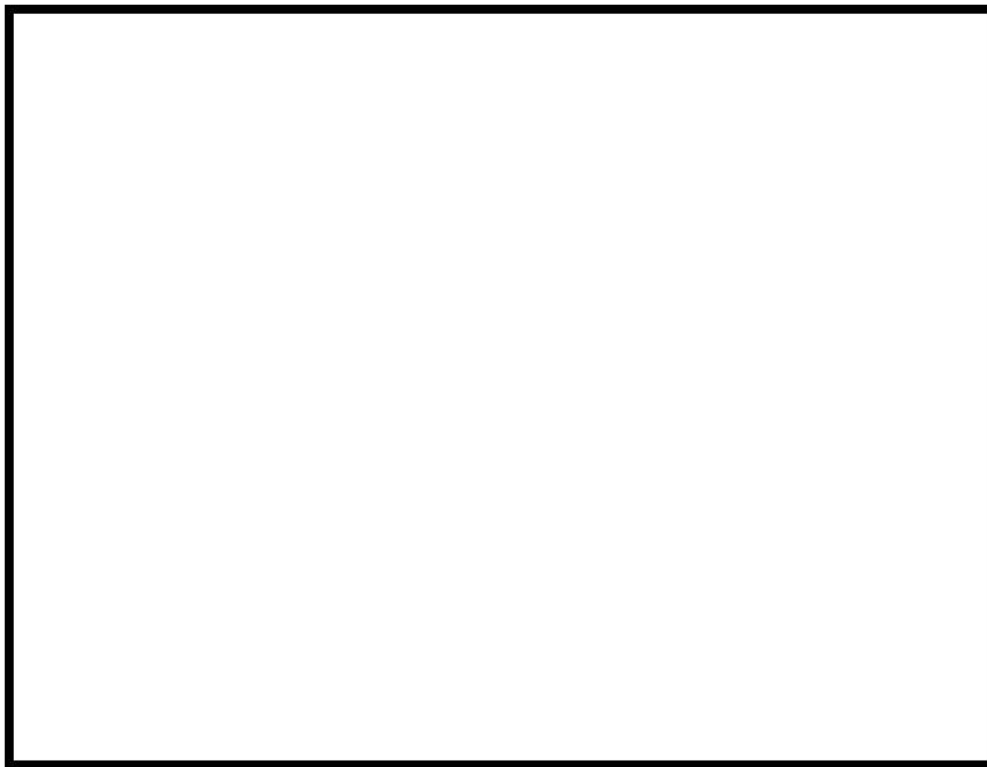


図 4-23 破断区画上部（区画⑮）ヘリウム濃度

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。





図 4-24 原子炉格納容器ドーム部ヘリウム濃度

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

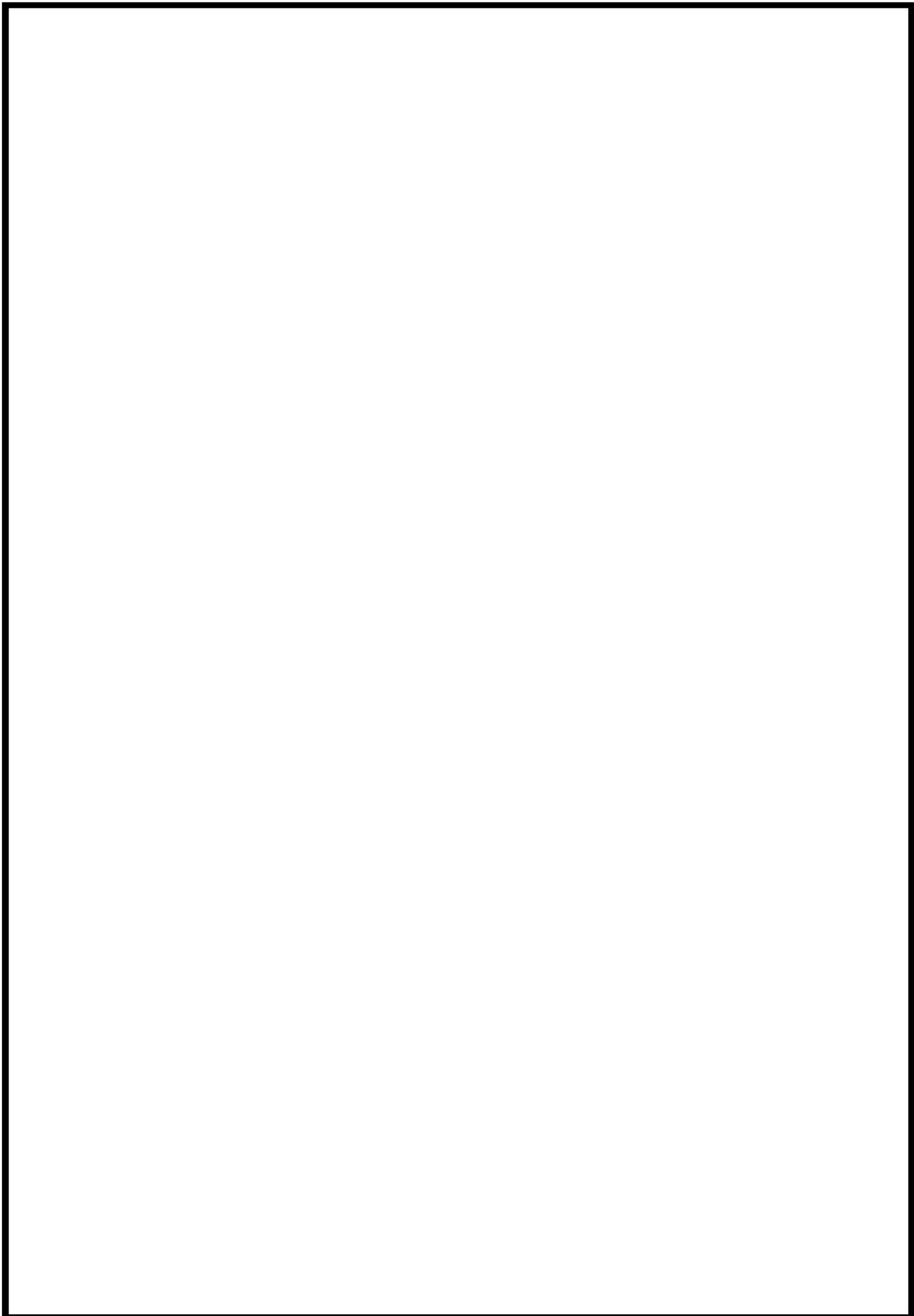


図 4-25 原子炉格納容器内各部のヘリウム濃度 (解析：M-4-3、試験結果：M-9-2)

#### 4.3 構造材凝縮熱伝達モデルの感度検討

##### 4.3.1 NUPEC 試験解析における構造材凝縮熱伝達モデルの感度解析について

NUPEC 試験解析では主として原子炉格納容器内の流動，非凝縮性ガスの拡散及び混合挙動のコード予測性を検討するため，構造材への熱伝達についてはより最適評価性の高い DLM-FM モデルを適用する。一方，実機プラントの解析では，原子炉格納容器内での構造材ヒートシンク効果による蒸気凝縮を大きめに見積り，ウェット換算水素濃度を高めに予測するためにより保守的な構造材熱伝達モデル（Gido-Koestel モデルと内田モデルの最大値に保守ファクタとして  を乗じる）を適用する。ここでは，NUPEC 試験のうち代表ケースとなる Test M-7-1 を対象に，適用する構造材熱伝達を実機プラントモデルとした場合の感度影響について確認する。なお，これら凝縮熱伝達モデルについては 3.3.2 章にて説明する。

原子炉格納容器ドーム部の圧力，雰囲気温度及びヘリウム濃度について，ベースケース（DLM-FM モデル）と感度ケース（Gido-Koestel モデルと内田モデルの最大値に保守ファクタとして  を乗じる）を，図 4-26 ～ 図 4-28 に比較する。感度ケースでは構造材への凝縮熱伝達が大きくなることから圧力が低下する傾向になるが，その低下量はわずかである。これは，原子炉格納容器雰囲気の除熱にはスプレー冷却と構造材ヒートシンクが寄与するが，前者がより支配的となることから構造材の凝縮熱伝達モデルの影響が相対的に軽微となるためである。同様に，原子炉格納容器ドーム部の雰囲気温度及びヘリウム濃度についてもモデル間の差異は小さい。

以上より，NUPEC 試験解析では，実機プラント解析で用いる構造材の凝縮熱伝達モデルについて，より最適評価性の高い DLM-FM モデルを用いているが，水素燃焼の重要事故シーケンスとして選択される「大破断 LOCA+ECCS 注入失敗（格納容器スプレー成功）」に対してはその影響が軽微であるものと判断される。

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

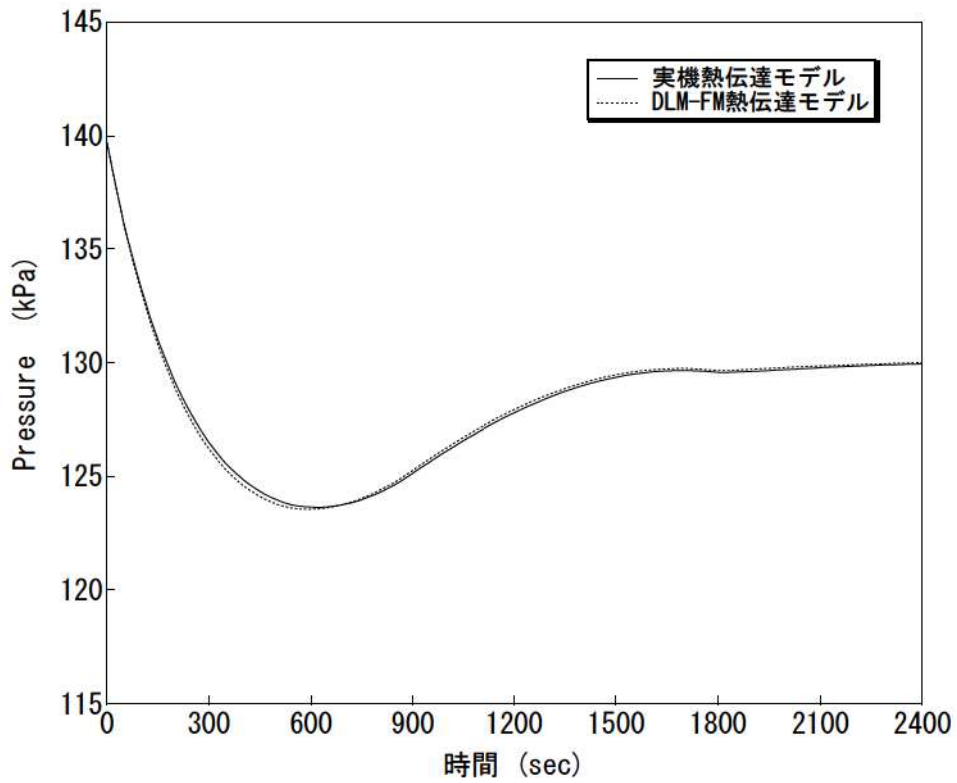


図 4-26 原子炉格納容器圧力 (Test M-7-1, 構造材熱伝達モデル感度ケース)

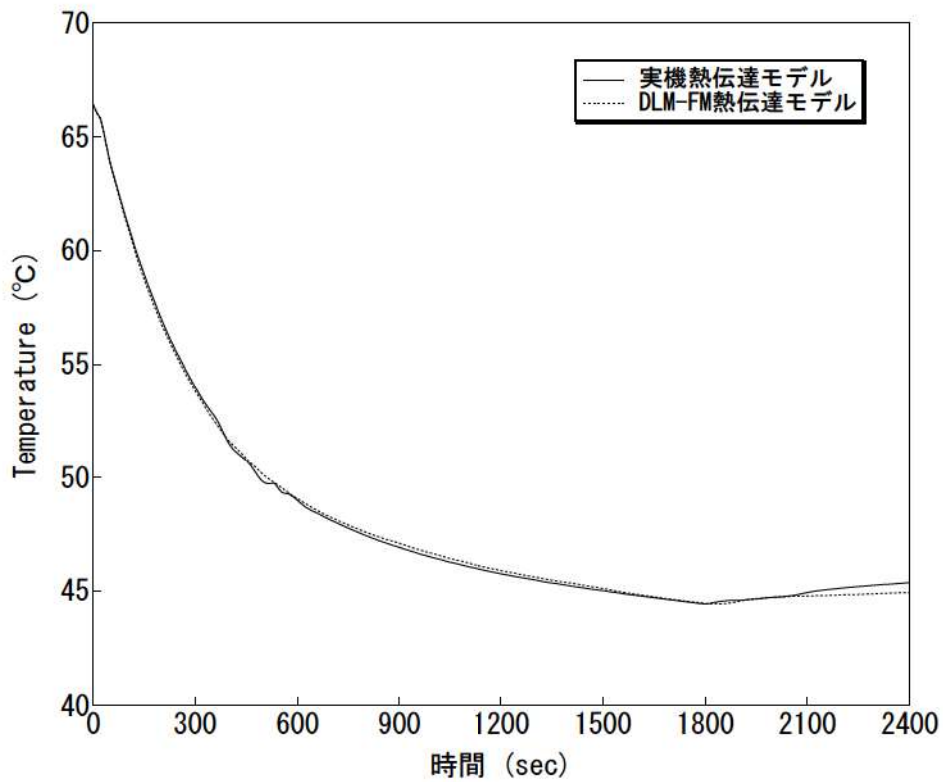


図 4-27 原子炉格納容器ドーム部雰囲気温度 (Test M-7-1, 構造材熱伝達モデル感度ケース)

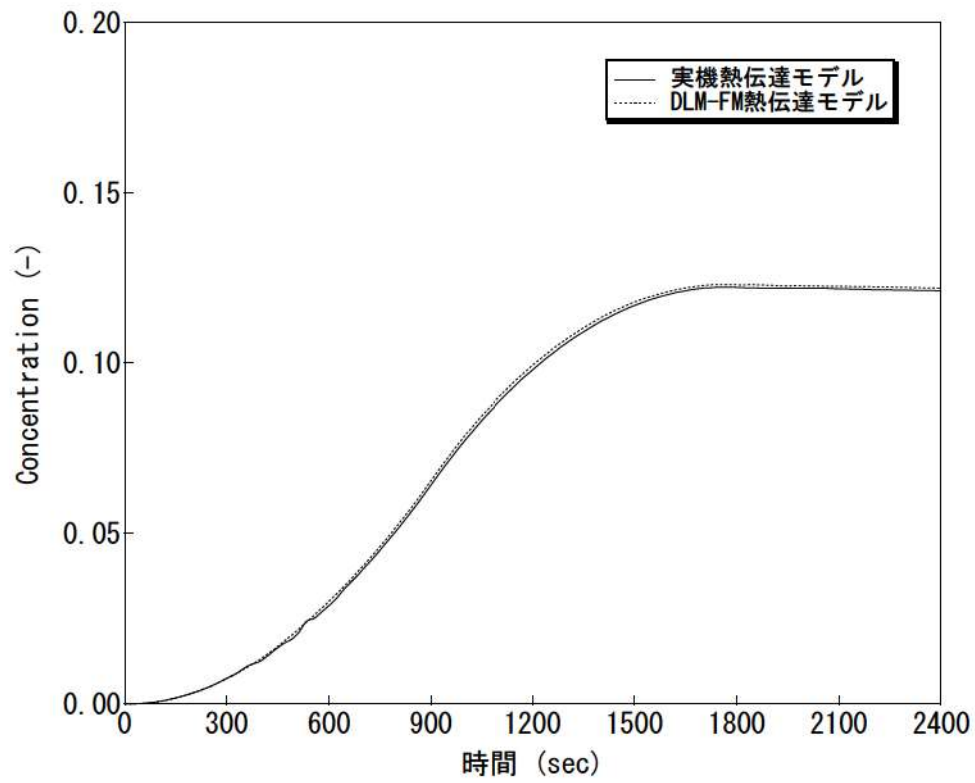


図 4-28 原子炉格納容器ドーム部ヘリウム濃度 (Test M-7-1, 構造材熱伝達モデル感度ケース)

#### 4.4 熱伝達試験との比較

実機プラントにおける重大事故等対策の有効性評価ではGido-Koestel（参考文献7）と内田（参考文献5）の最大値に保守性を考慮した凝縮熱伝達係数を適用している。これは、当該モデルの安全解析等への使用実績が多く、また保守的に凝縮係数を大きくすることで蒸気凝縮を促進させ、ウェット水素濃度を保守的に評価するためである。

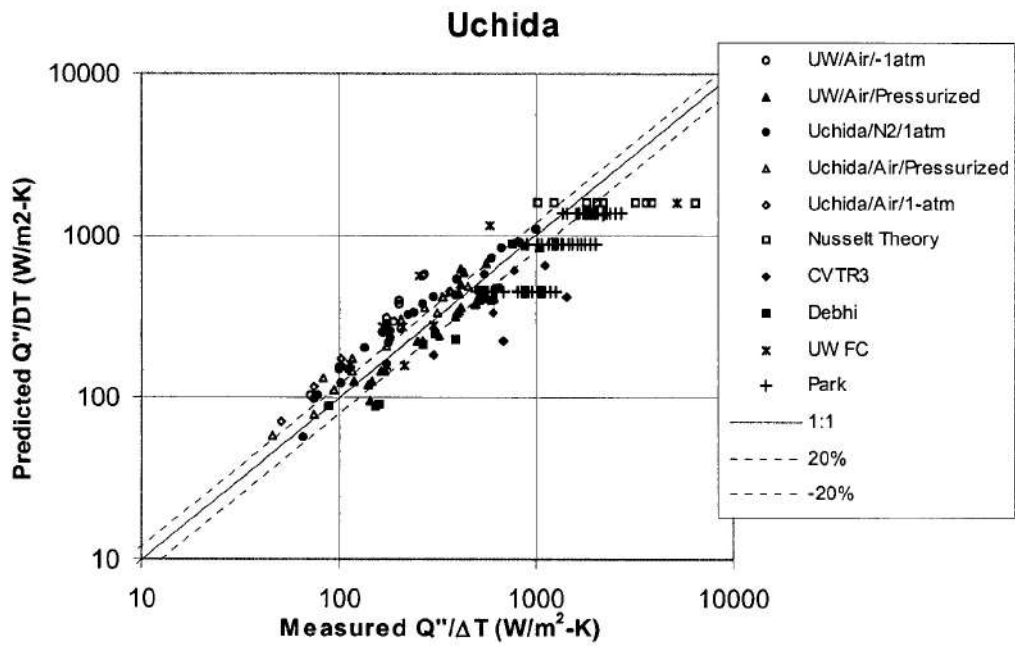
Gido-Koestel モデルは、対流による熱及び物質伝達のアナログに基づく凝縮に加え、構造材表面液膜の流れによる伝熱促進効果を考慮している。このため、非凝縮性ガスの存在下、かつ飽和あるいは過熱環境においても適用可能である。スプレー起動により原子炉格納容器内の雰囲気は飽和に近づき、当該条件下で使用実績の高い内田による凝縮熱伝達が適用される。実機プラントの解析では、特に空間体積の大きな原子炉格納容器ドーム部でスプレーが継続することから、内田による飽和凝縮モードが支配的となる。内田モデルによる予測と実験データとの比較を図 4-29に示す。このうち、実機解析において見られるオーダーは  $10^1 \sim 10^3$  (W/m<sup>2</sup>-K) のオーダーであり、過熱状態などにより極端な逸脱を含む試験を除けば、誤差はおおむね±40%程度に収まる。

実機プラントの解析では、上記モデルによる凝縮熱伝達係数に  を乗じることで凝縮を過大に仮定し、ウェット水素濃度を高めに評価することを指向している。これは原子炉格納容器内の雰囲気と構造材に温度差が生じる期間に有効となる。ただし、有効性評価のシナリオではスプレーが継続してこれによる凝縮が支配的となること、また、長時間の評価となり、特に原子炉格納容器ドーム部については雰囲気と構造材が熱平衡に漸近することからその影響は限定的である。

一方、凝縮熱伝達モデルとして最適評価性の高い Diffusion Layer Model FM (DLM-FM) が GOTHIC コード内に内蔵されている（参考文献8）。同モデルは、構造材表面の液膜の擾乱及び構造材表面近傍の気相部におけるミストの存在を考慮することで予測精度を向上させている。図 4-30に、各種の実験におけるヒートシンク表面の凝縮レートの測定値対 DLM-FM の予測値を示す。凝縮レートの予測は、測定値に対し高い精度で合致しており、95%以上が±20%の予想精度に含まれていることから、その最適評価性は十分に高い。

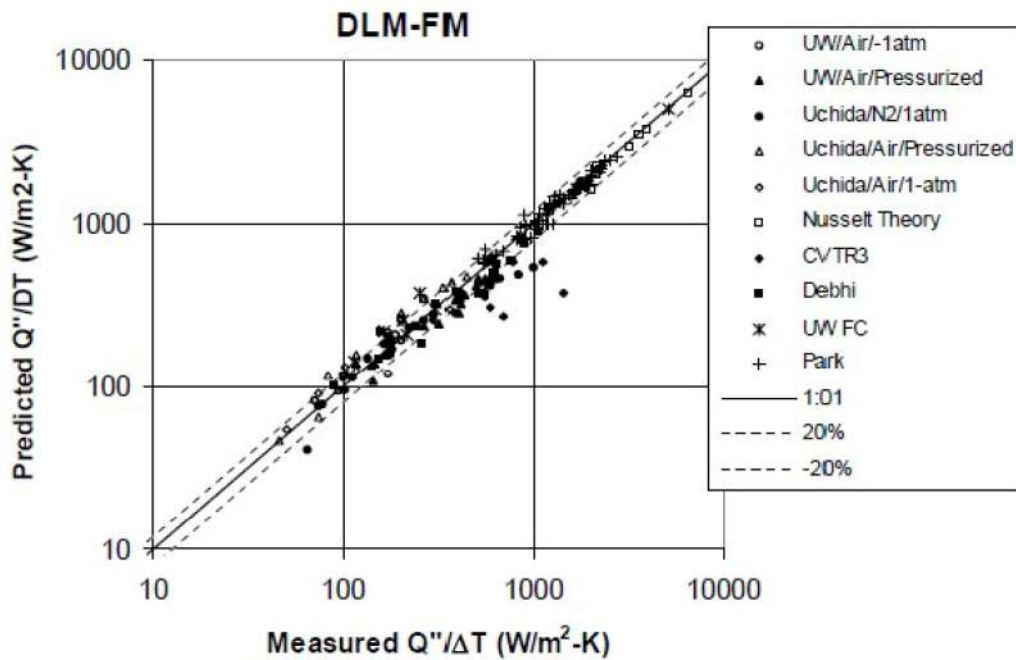
なお、NUPEC 試験検証においては、構造材表面の凝縮熱伝達係数として DLM-FM モデルを適用している。これは、同試験ではスプレー冷却が支配的となるが、ヒートシンクとなる構造材との熱授受が気相の対流挙動に与える影響は無視できるものではないため、最適評価性の高い DLM-FM モデルを適用してヒートシンク伝熱に係る不確かさを小さくすることで、流動に係るコードモデルの適用性を評価するためである。

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。



出典：EPRI Product 1013072, GOthic Qualification Report, Figure 5-42

図 4-29 内田凝縮相関式の実験予測特性



出典：EPRI Product 1013072, GOthic Qualification Report, Figure 5-40

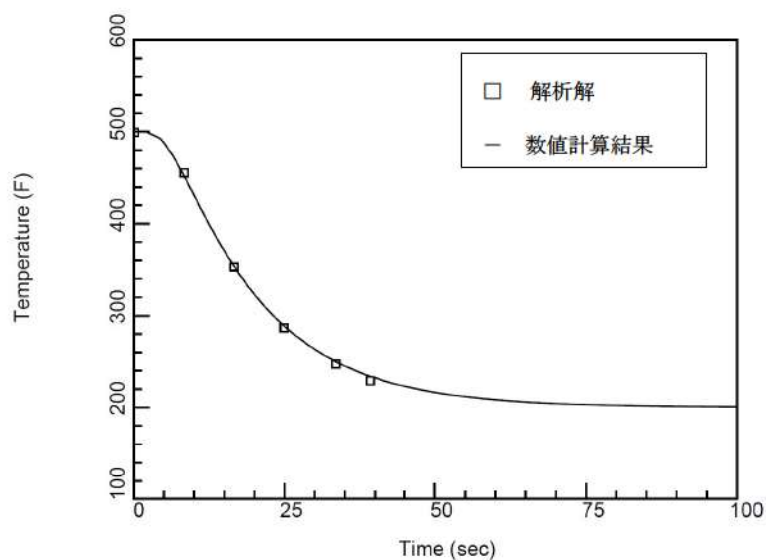
図 4-30 DLM-FM の実験予測特性

#### 4.5 熱伝導解析解との比較

コード開発元により、1次元熱伝導に対する解析解と GOTHIC コードによる複数の形状（平板、円柱、円筒）による熱構造材の温度変化の予測に対し比較が行われている（参考文献 21）。これは、熱構造材の片面に一定の熱流束を与え、もう片面を温度一定とするものである。この仮定により、熱構造材の温度履歴及びプロファイルが解析解として得られる。図 4-31に、評価条件及び解析解と数値計算結果の比較を示す。数値計算結果は良好に解析解と一致している。

これより、GOTHIC コードに組み込まれる伝熱モデルが適切に構造材内部の熱伝導を解くことが検証された。

- ・ 熱伝導率 =  $k = 12. \text{ Btu/hr-ft-R}$
- ・ 比熱 =  $c_p = 0.1 \text{ Btu/lbm-R}$
- ・ 密度 =  $\rho = 400. \text{ lbm/ft}^3$
- ・ 円柱直径 = 2. in ※円柱の場合。
- ・ 初期温度 = 500. F
- ・ 流体温度 = 200. F



出典：EPRI Product 1013072, GOTHIC Qualification Report, Figure 4-8

図 4-31 1次元熱伝導モデルと解析解の比較



## 4.6 PAR 特性検証

### 4.6.1 PAR による水素処理性能評価式の組み込み

水素処理設備となる PAR について、製造元が供給する水素処理に係る性能評価式が GOTHIC コードに適切に組み込まれていることを以下に検証する。

PAR の水素処理に関する性能評価式は 3.3.5 節にて説明したとおりである。同性能評価式を GOTHIC コードに組み込み、コードが計算する水素の再結合率（ここでは水素処理速度と同義とする）を、想定される事故時環境の範囲で理論値と比較し、その誤差が十分に小さいことを検証している。解析では一定の区画を定義し、その雰囲気における酸素及び水素の体積比と圧力を定義する。同区画の水素濃度（体積比）を連続的に増加させ、コードで計算される水素処理速度と性能評価式で得られる値とを比較する。圧力条件 1.5bar 及び 4.0bar において、GOTHIC コードによる組み込み計算結果と性能曲線による値の比較を図 4-32 及び図 4-33 に示す。結果を統計処理した理論値対予測を比較した結果、GOTHIC コードに組み込まれる性能評価式は理論値に対し、誤差 0.3% 以内という結果により良好に再現していることが確認でき、PAR の水素処理に関する特性式は GOTHIC コードに適切に組み込まれていることが検証された。

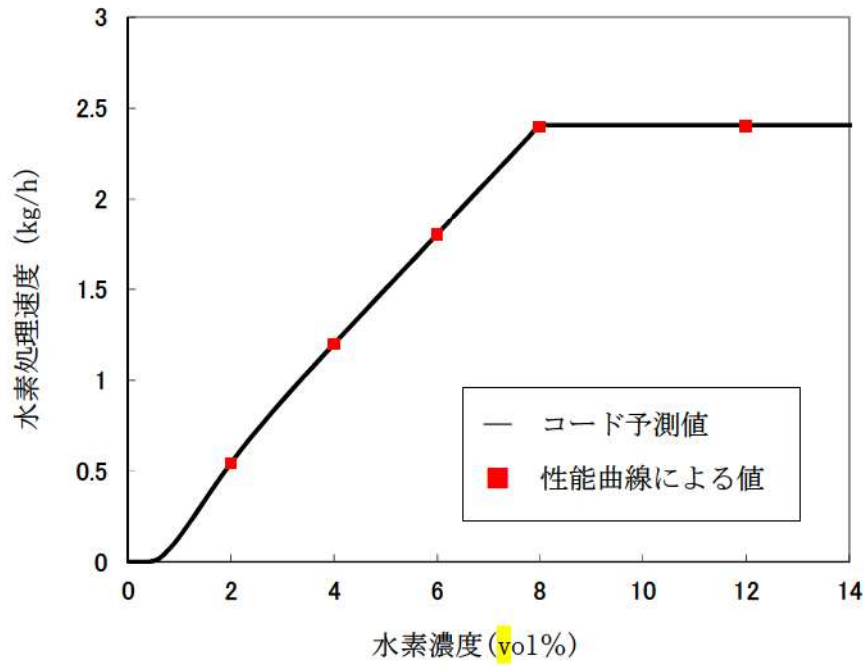


図 4-32 1.5bar における PAR 性能曲線組み込み結果

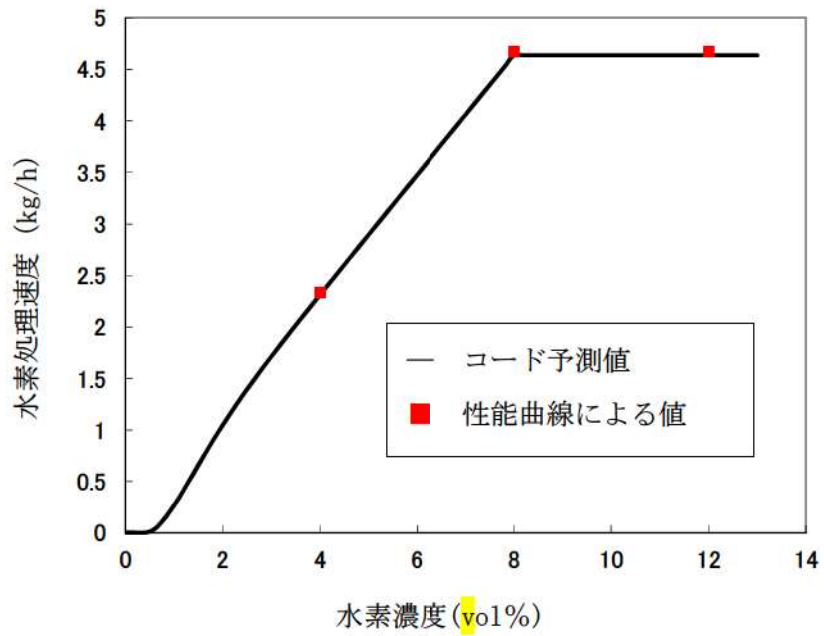


図 4-33 4.0bar における PAR 性能曲線組み込み結果

#### 4.6.2 THAI 試験

有効性評価に使用する PAR の性能評価式は THAI 試験(参考文献 22)において検証されている。THAI 試験のうち、HR 試験はドイツ連邦経済技術省の後援により、ドイツエッシュボルンの Becker Technologies GmbH (ドイツの委託研究工学及びプラント製造会社) により THAI 格納容器試験設備で行われた。うち、容器内に PAR のみを設置し、水素を流入させることで PAR による水素処理性能及び容器内の流体状況を計測した HR-3 試験に対し、GOTHIC コードにより実験解析を行う。これにより、有効性評価における PAR 模擬及び空間分割手法の妥当性を示す。

##### 4.6.2.1 THAI 試験条件及び設備

THAI 試験のうち、HR-3 試験の試験条件を表 4-5 に示す。試験は、水素放出時における PAR による水素処理能力及び水素放出を停止し自然循環による処理能力を確認している。試験で使用した圧力容器、水素処理設備及び各種計測設備、水素放出条件を以下に示す。また、THAI 試験と実機プラントとの条件比較を表 4-6 に示す。

##### (1) 圧力容器

HR 試験シリーズで使用した圧力容器を図 4-34 及び図 4-35 に示す。これは総体積 60m<sup>3</sup>、高さ 9.2m、直径 3.2m のステンレス鋼製容器である。最高許容圧力は 180℃において 14bar である。

##### (2) 水素処理設備及び計測設備

HR-3 試験では、圧力容器内部に AREVA 社の商用 PAR が取り付けられている。また、水素濃度及び温度の計測位置を図 4-36 に示す。

##### (3) 水素放出

表 4-5 に示すように、HR-3 試験では 4 つの時間帯により水素の放出状況が異なる。PAR が作動開始するまでは試験容器に低流量の水素を放出する。PAR 作動後は水素注入量を試験条件に切り替え、水素濃度及び水素再結合割合が増加する様子を測定する (Phase 1)。PAR 入口の水素濃度がおよそ 5.8vol% に到達したことを確認すると水素注入を一度中断して、PAR の処理による水素濃度の減少を測定する (Phase 2)。水素処理により、PAR 入口の水素濃度がおよそ 0.75vol% に到達後、再び水素注入を開始し、自然発火に至るまで水素濃度を上昇させたのち (Phase 3)、水素放出を停止する (Phase 4)。水素注入流量の変化を図 4-37 に示す。

##### 4.6.2.2 実験結果と PAR 性能評価式との比較

試験容器内部に温度計及び水素体積比計を配置し、試験容器内の温度や水素体積比の分布を確認している。PAR の入口及び出口に設置した水素体積比計、PAR 入口部の流速計等の測定パラメータ

より試験時の PAR 単体の水素除去割合 (g/s) を求め、試験時の試験容器内の計測圧力を入れた PAR 性能評価式による水素除去割合 (g/s, kg/h) との比較を行った結果、図 4-38のとおりよく一致する結果が得られた。

#### 4.6.2.3 GOTHIC コードによる解析結果と試験との比較

##### (1) 解析モデル

THAI 試験の実験解析を、実機における水素燃焼解析において適用している GOTHIC コードにより実施した。

GOTHIC コードによる THAI 試験設備のモデル化は、試験容器を 1 区画の集中定数系ノードにより模擬する 1 区画評価と (図 4-39)、多区画分割による多区画評価を実施した (図 4-40)。

なお、いずれの評価においても構造材への熱伝達については、最適評価性の高い DLM-FM モデルを適用する。PAR モデルは、試験装置の再現として適切な高さに配置し、水素の再結合率は AREVA 社より提供された相関式を入力条件として与える。境界条件は容器下部の水素放出位置に設定し、試験条件に設定されたデータを与える。

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

##### (2) 解析結果

#### A. 1 区画模擬による解析結果

##### ① 圧力

容器圧力の解析結果と試験データとの比較を図 4-41に示す。解析結果は試験の挙動を概ね良好に予測していると考ええる。しかし、試験では開始 92 分後に水素の燃焼による急激な圧力上昇が、また、92 分後以降においては試験データと比較して解析結果の圧力が高めに推移する傾向となっている。この原因として、試験においては Phase 3 で PAR の自然発火が生じているのに対し、解析においては水素の燃焼を模擬しないことから、解析では急激な圧力上昇は見られないこと、また容器内に存在する非凝縮性気体が多く残ることから圧力が下がらないものと考えられる。

##### ② 温度

容器内の各高さ位置における雰囲気温度の解析結果と試験データとの比較を図 4-42に示す。解

析では PAR の排気が PAR 設置区画内に一様に拡散するよう模擬し、影響は軽微であるが区画における水素濃度を過小評価することで、水素処理量及び処理に伴う発熱を過小評価する傾向にある。また、燃焼を模擬しないことから容器内の発生熱量は少なく評価されるものの、結果は試験の挙動を概ね良好に予測していると考ええる。

試験においては開始 92 分後 (Phase 3) に水素の燃焼により、容器上部で急激な温度上昇が見られるが、解析では水素の燃焼を模擬していないことからこの挙動は見られない。

解析は容器を 1 区画で模擬していることから、解析結果はおおよそ試験結果の平均温度を再現することとなるが、試験では容器下部は水素処理による発熱の影響を受けにくいことから解析結果に比べて低い傾向を示している。

### ③ 水素濃度

容器内の各高さ位置における水素濃度の解析結果と試験データの比較を図 4-43 に示す。解析結果は試験の挙動を概ね良好に予測していると考ええる。

試験においては開始 92 分後 (Phase 3) に水素の燃焼により水素濃度が減少するのに対し、解析では水素の燃焼を模擬していないことから、開始 92 分以降においては水素濃度が解析結果の方が試験データに比べて高く推移することとなる。また、その傾向については図 4-44 から確認でき、解析結果は試験結果と比較して、PAR による水素処理量の積分値が少なく、一方容器内に残留している水素量を多く予測する。

## B. 多区画模擬による評価

### ① 圧力

容器圧力の解析結果と試験データとの比較を図 4-45 に示す。解析結果は試験の挙動を概ね良好に予測しており、解析結果と試験データの差異の原因については 1 区画模擬での議論と同様である。

### ② 温度

容器内の各高さ位置における雰囲気温度の解析結果と試験データとの比較を図 4-46 に示す。下部サンプル区画と水素放出区画を除いて解析結果は試験データに比べ全体的に低い温度傾向となっている。その原因としては、解析では PAR の排気が PAR 設置区画内に一様に拡散するよう模擬し、影響は軽微であるが区画における水素濃度を過小評価することで、PAR による水素処理量及び処理に伴う発熱を過小評価する傾向にある。また、Phase 3 以降で見られる水素の燃焼を模擬していないことから発生熱量を少なく予測する。さらに、区画分割を実施したことにより、各所の対流熱伝達に基づくヒートシンクによる除熱が過大に評価されることによるものと考えられる。これは 1 区画模擬による結果と比較することでも推測が可能である。なお、1 区画模擬での議論と同様、試験では開始 92 分後 (Phase 3) に水素の燃焼により、容器上部で急激な温度上昇が見られるが、解析で

は水素の燃焼を模擬していないことからこの挙動は見られない。

### ③ 水素濃度

容器内の各高さ位置における水素濃度の解析結果と試験データの比較を図 4-47に示す。解析結果は試験の挙動を概ね良好に予測していると考ええる。

試験では水素注入を停止する期間（Phase 2 及び Phase 4）において、水素供給領域及び内部シリンダに水素が滞留している。これは、下部水素供給領域からの水素供給及び PAR により発生する上昇流れと、上部領域の下降流れとが拮抗することで、下部の水素供給領域を介さずに中間領域の外周部のみで循環流れが発生してしまうためであると考えられる。



水素濃度の過渡変化としては 1 区画模擬での議論と同様、試験においては開始 92 分後（Phase 3）に水素の燃焼により水素濃度が減少するのに対し、解析では水素の燃焼を模擬していないことから、開始 92 分以降においては水素濃度が解析結果の方が試験データに比べて高く推移することとなる。その傾向は図 4-48からも確認でき、解析結果は試験結果と比較して、PAR による水素処理量の積分値が少なく、一方容器内に残留している水素量を多く予測する。

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

表 4-5 HR-3 の試験条件

--

表 4-6 THAI 試験条件と実機プラント条件の比較

体系	THAI 試験条件 (HR-3)	3 ループプラント	コメント
PAR		実機向け PAR	
PAR 設置位置		蒸気発生器煙突部(原子炉格納容器ドーム部), 外周部	
PAR 台数		5 台	
再結合率		約 1.2kg/h/台	
容器(体積)		約 67,400m <sup>3</sup> (原子炉格納容器体積)	
圧力		0.4MPa[gage]未満	
温度		50~約 140℃	
水素濃度		平均 13vol%未満	
蒸気濃度		0~100%	
スプレイ		10.6g/s/m <sup>3</sup> (NaOH 含む)	
水素放出量		770kg	

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

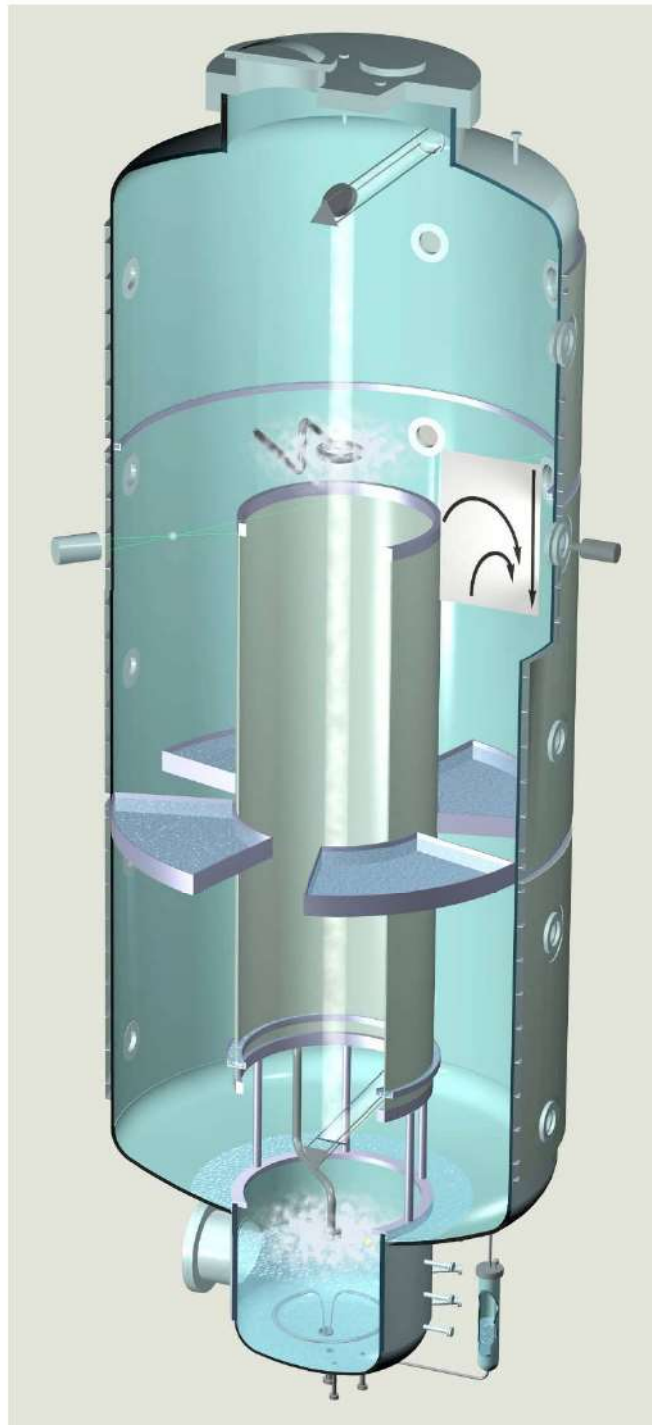


図 4-34 HR 試験設備概要

注：内部の円筒の上半分及び付随する水平板は，HR-3 試験では取り外されている。



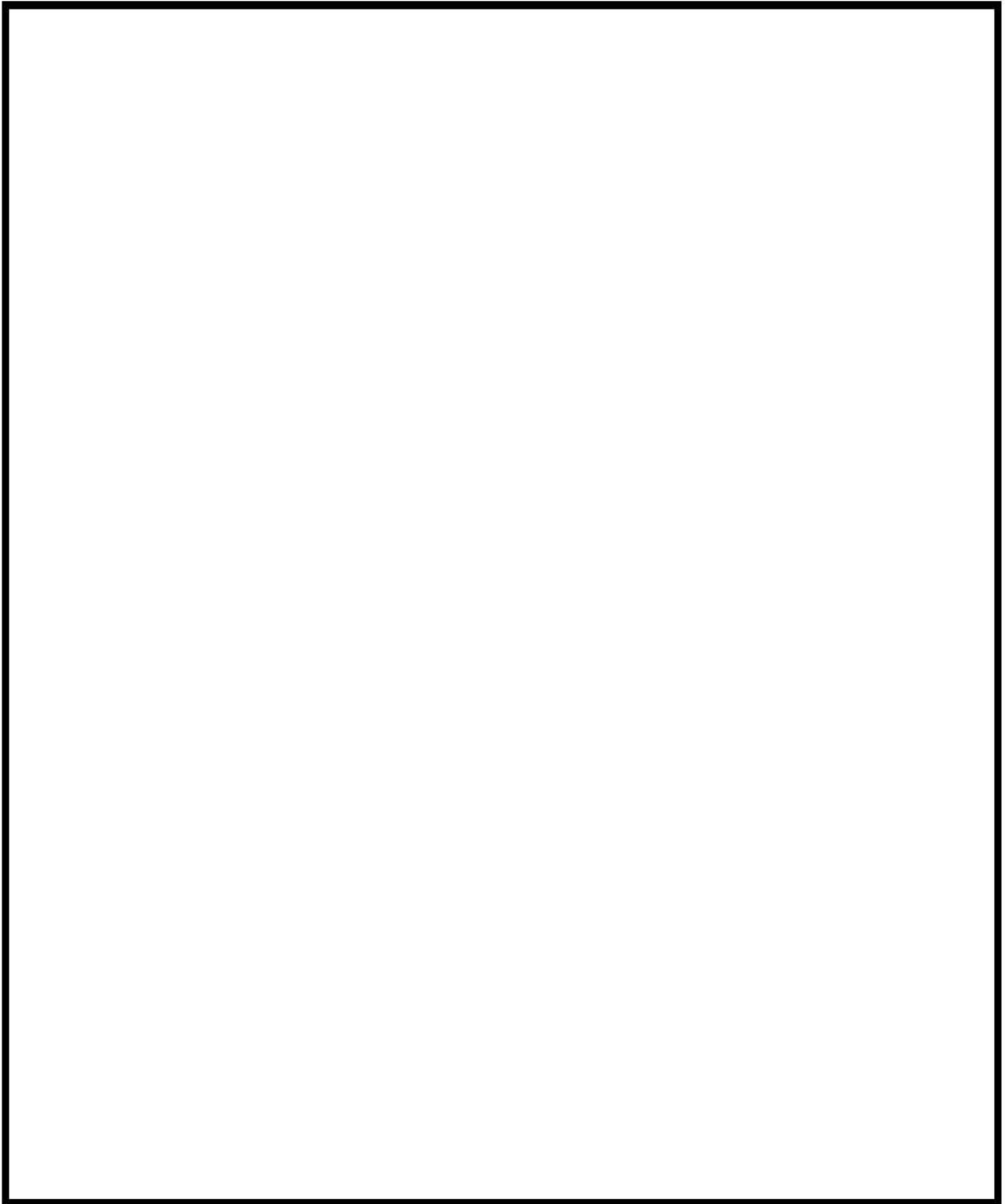


図 4-35 HR 試験設備寸法

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

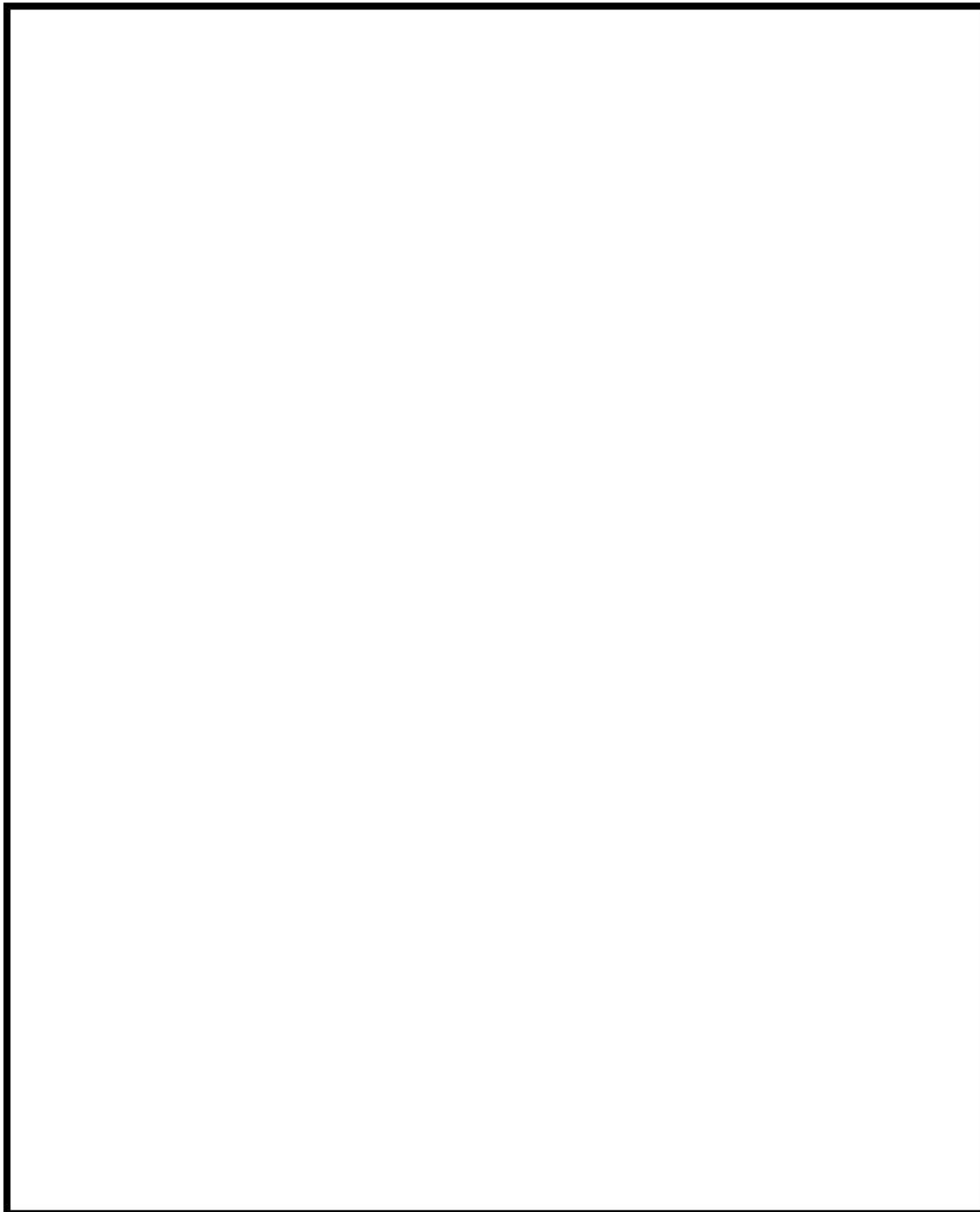


図 4-36 THAI 試験装置及び水素濃度計及び温度計の設置場所

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

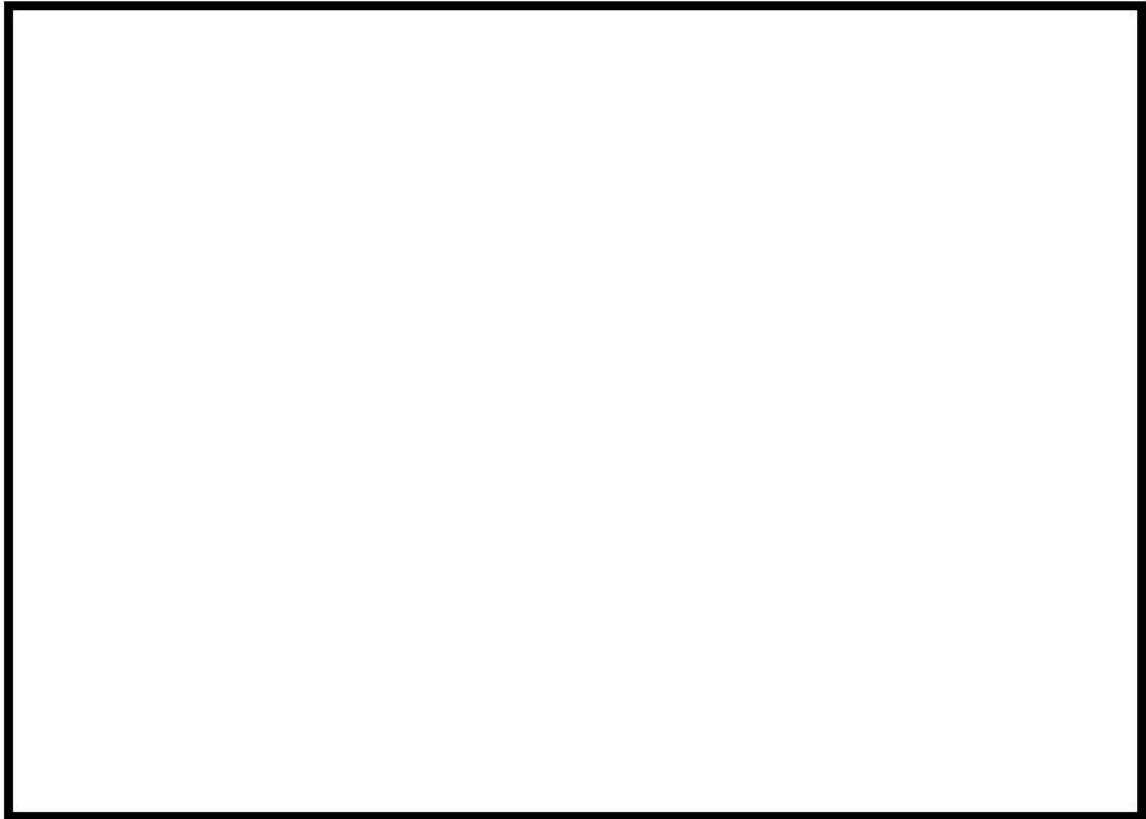


図 4-37 HR-3 試験水素注入流量

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

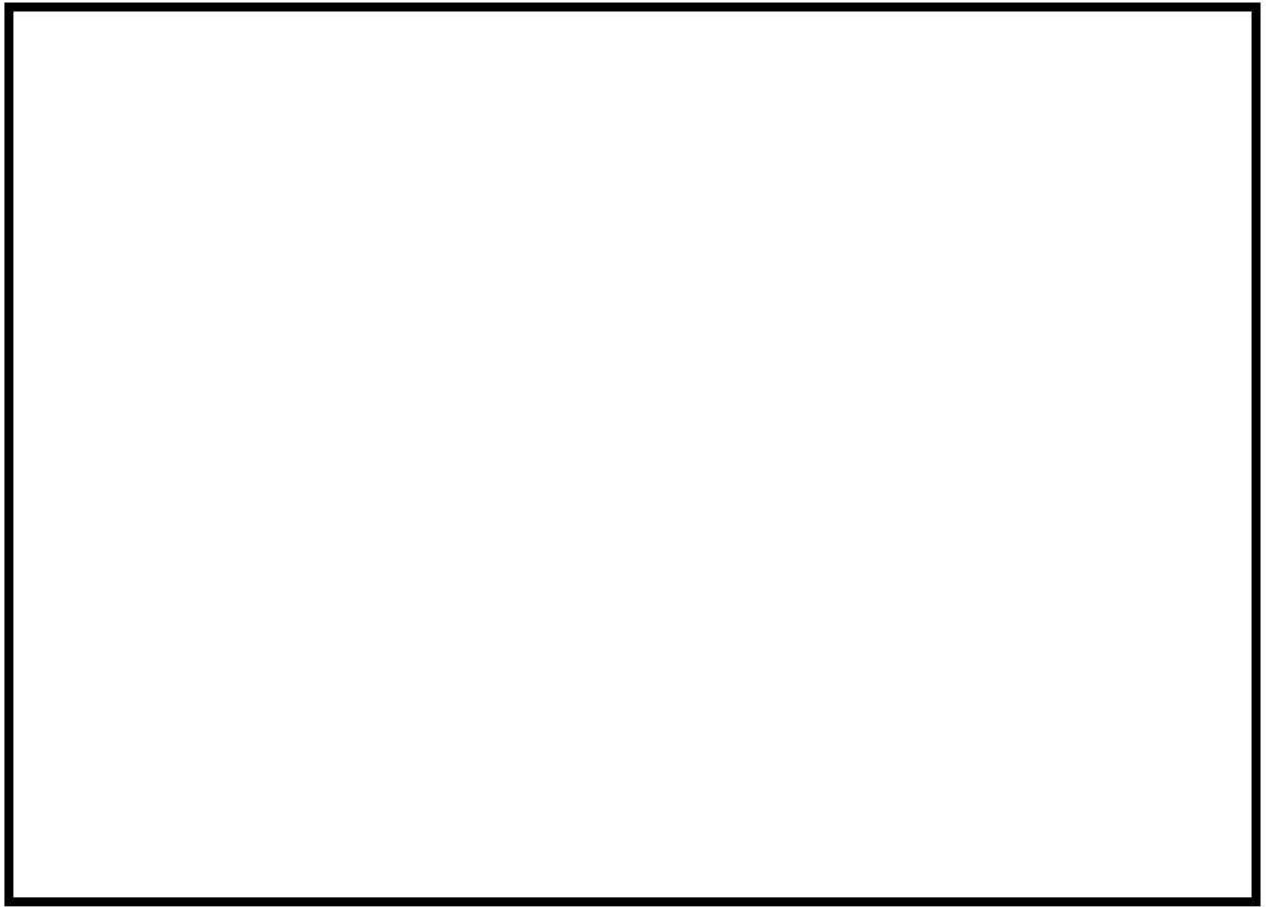


図 4-38 水素除去率の評価式と試験の比較

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

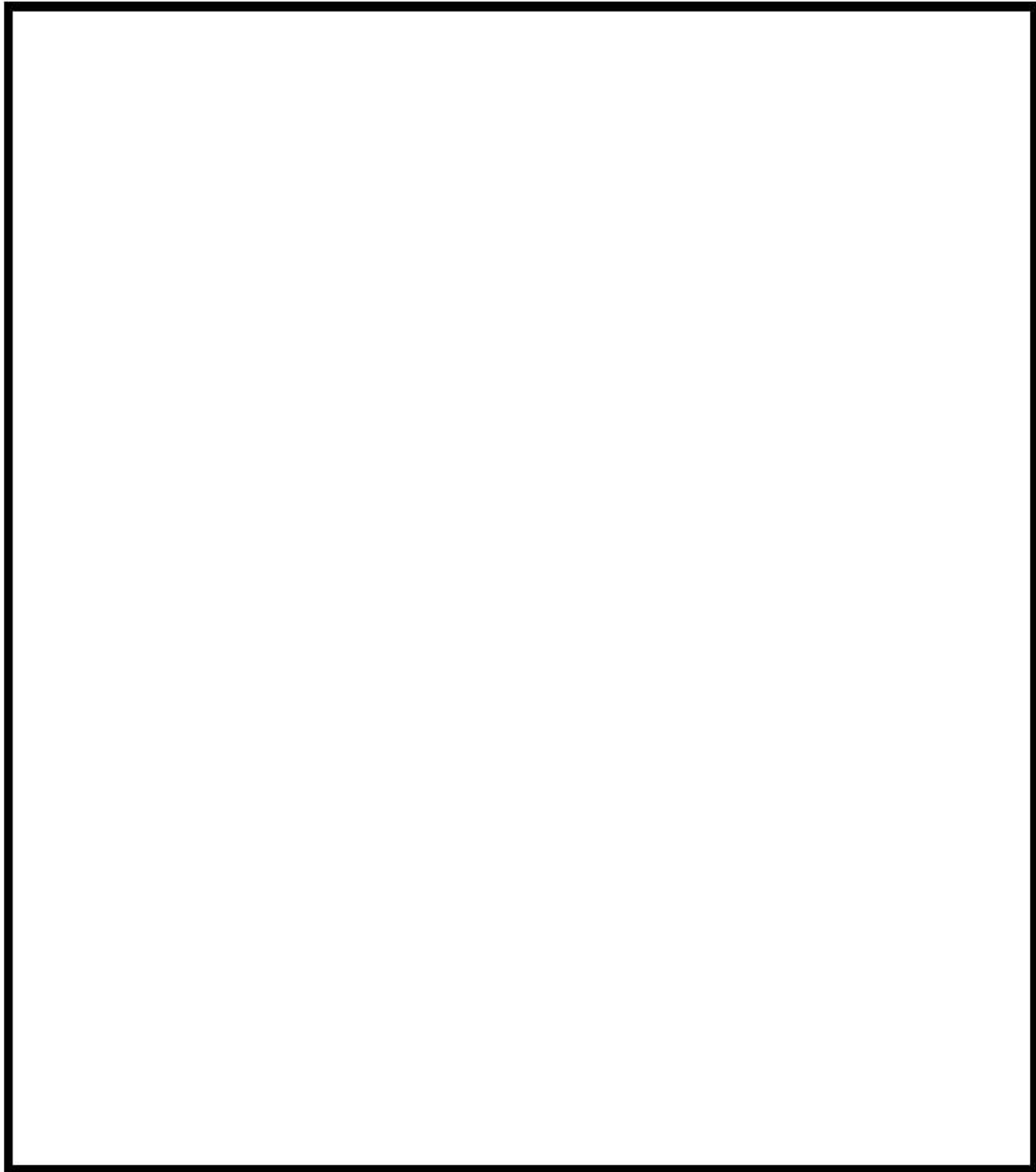


図 4-39 THAI 試験 (HR-3) の GOTHIC コードによるノーディング (1 区画模擬)

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

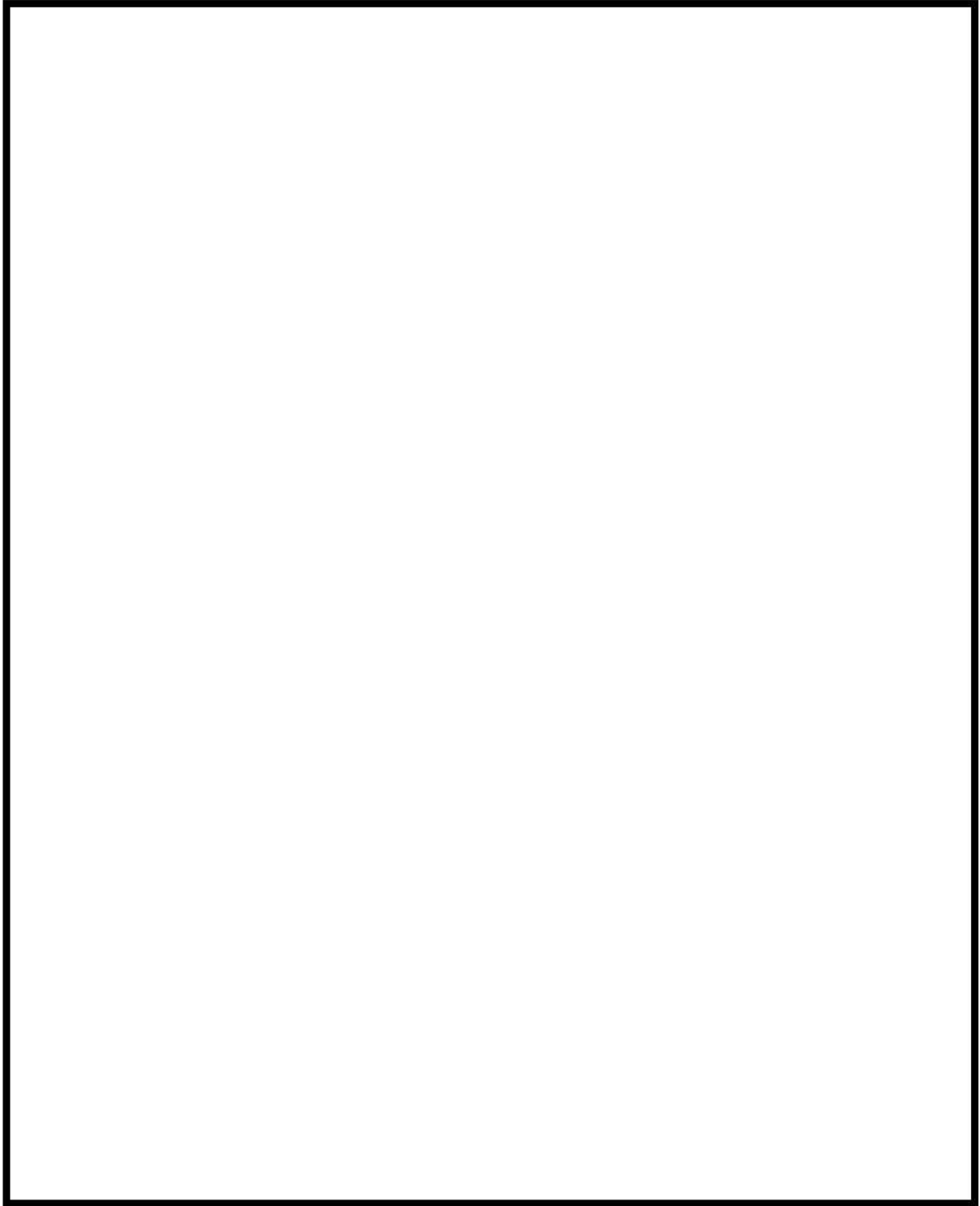


図 4-40 THAI 試験 (HR-3) の GOTHIC コードによるノーディング (多区画模擬)

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

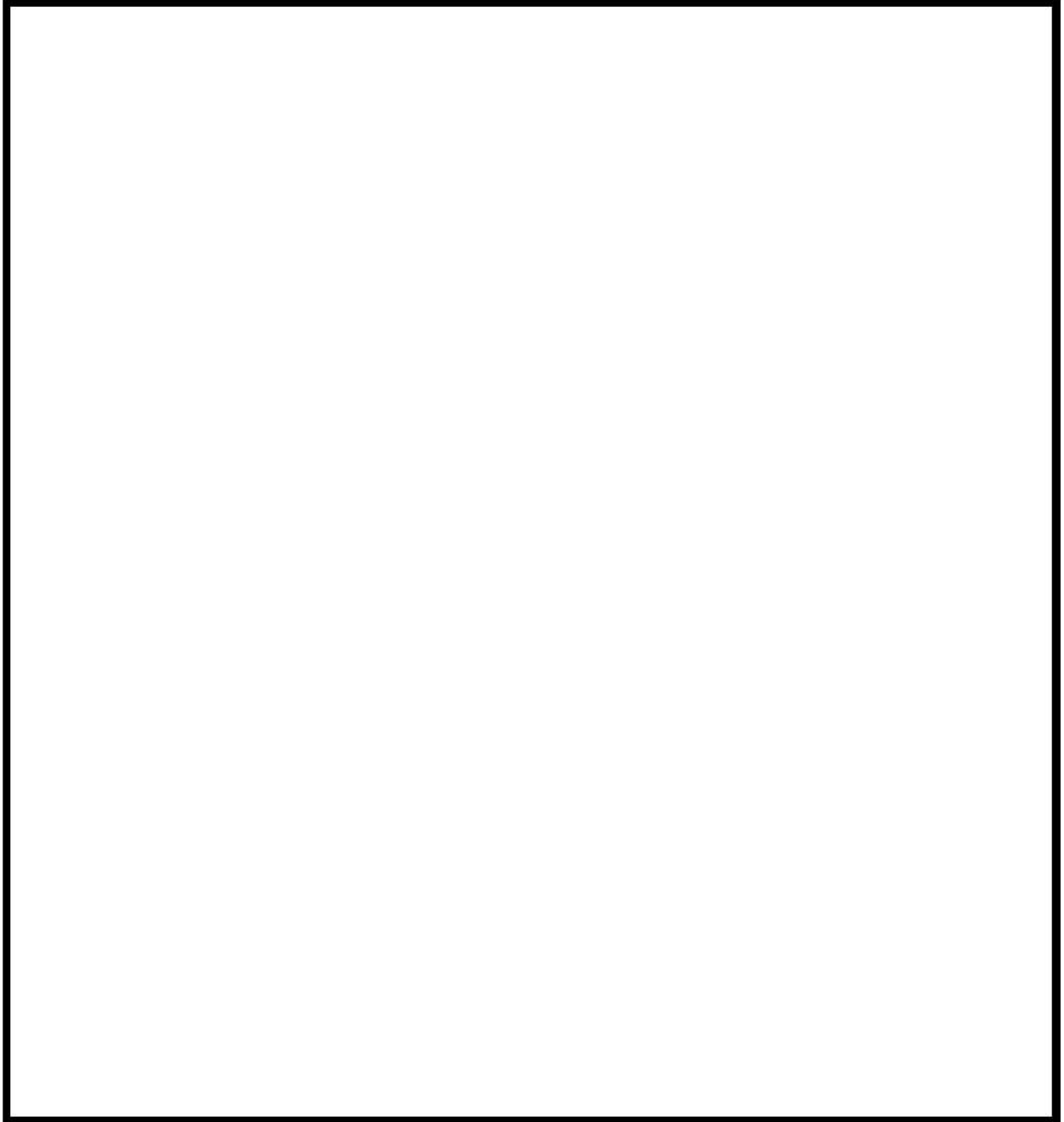


図 4-41 容器内圧力比較（1区画模擬）

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

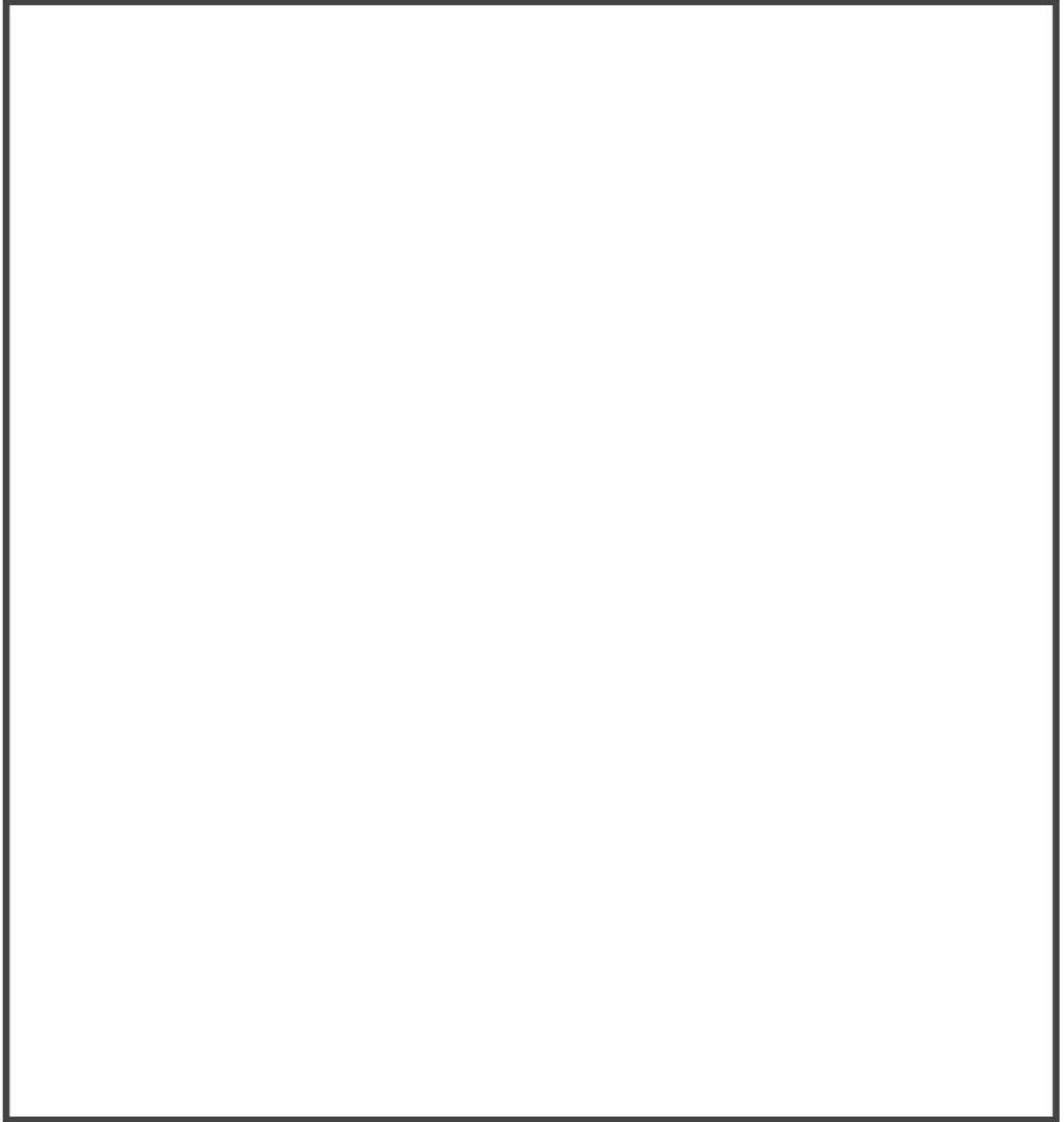


図 4-42 容器内温度分布比較（1区画模擬）

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。



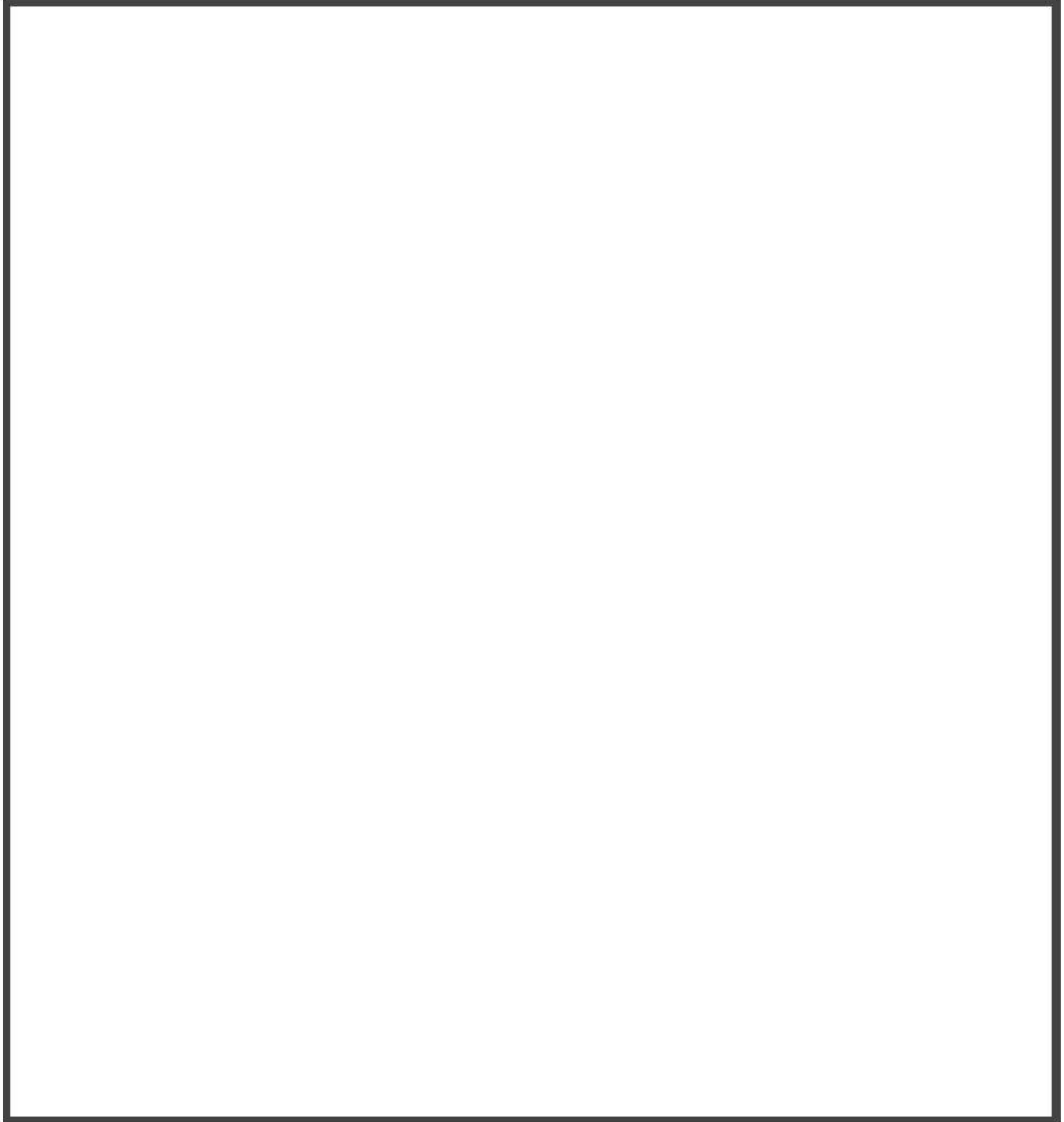


図 4-43 容器内水素濃度分布比較（1区画模擬）

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

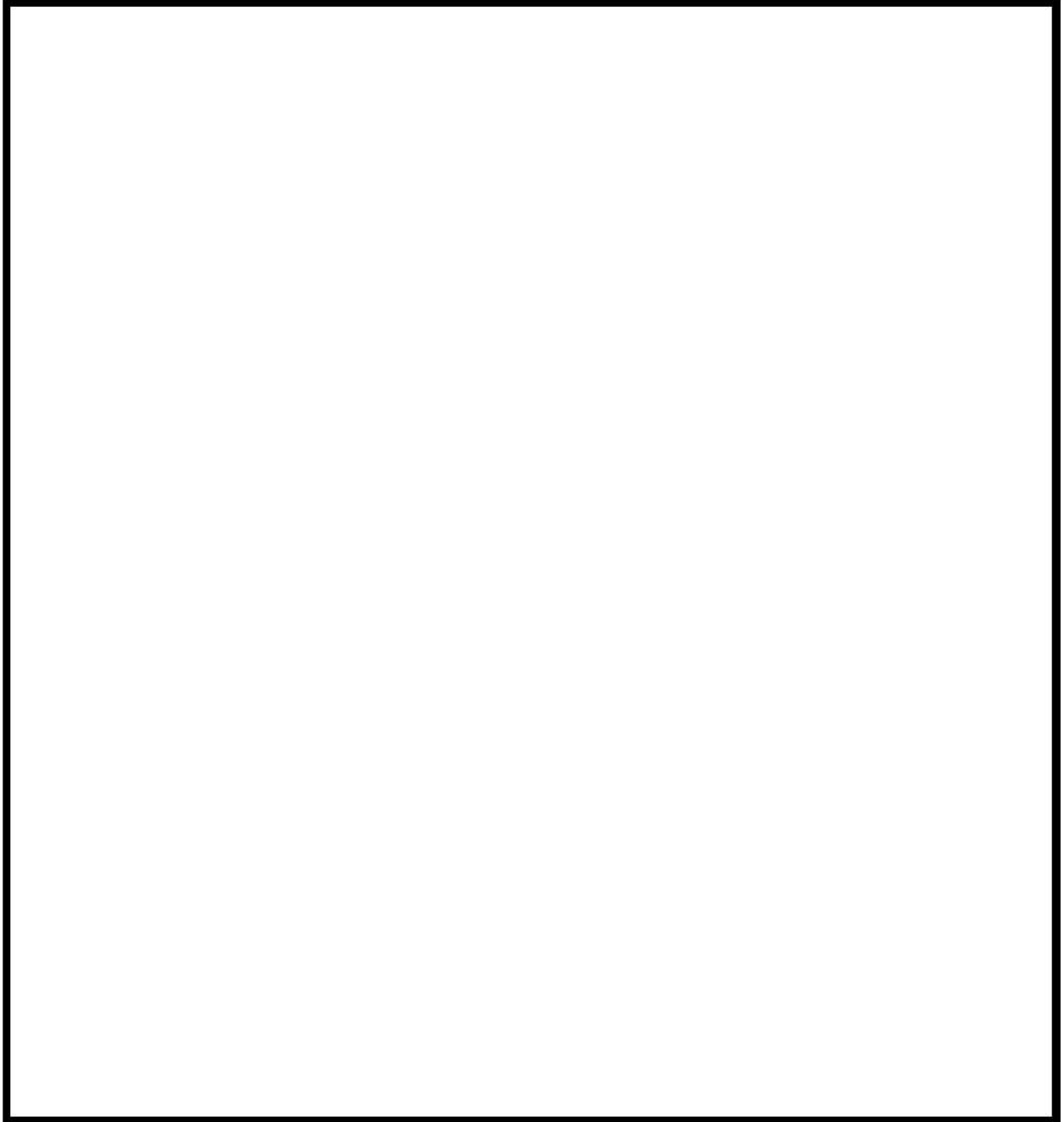


図 4-44 水素処理量の比較（1区画模擬）

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

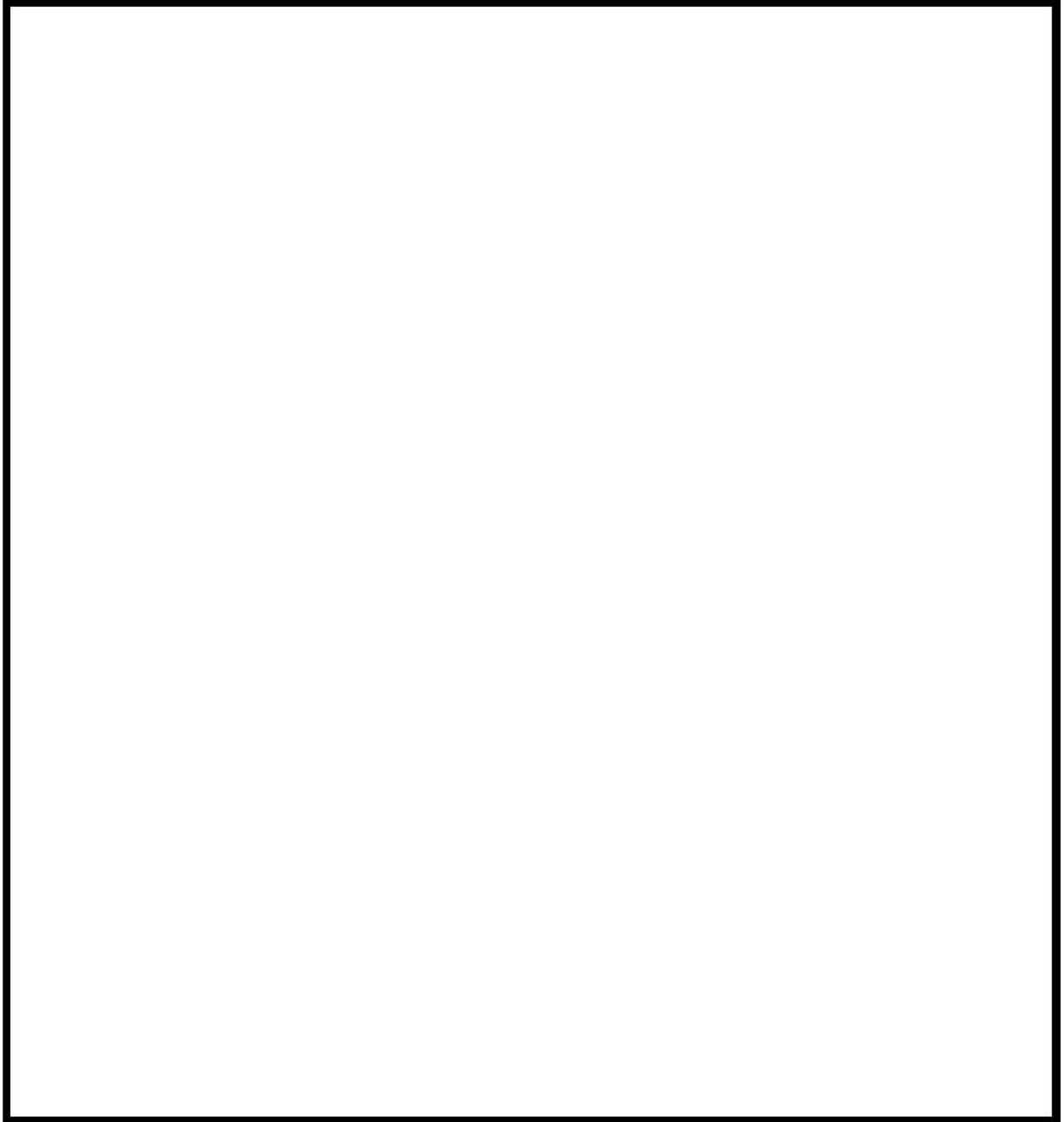


図 4-45 容器内圧力比較（多区画模擬）

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

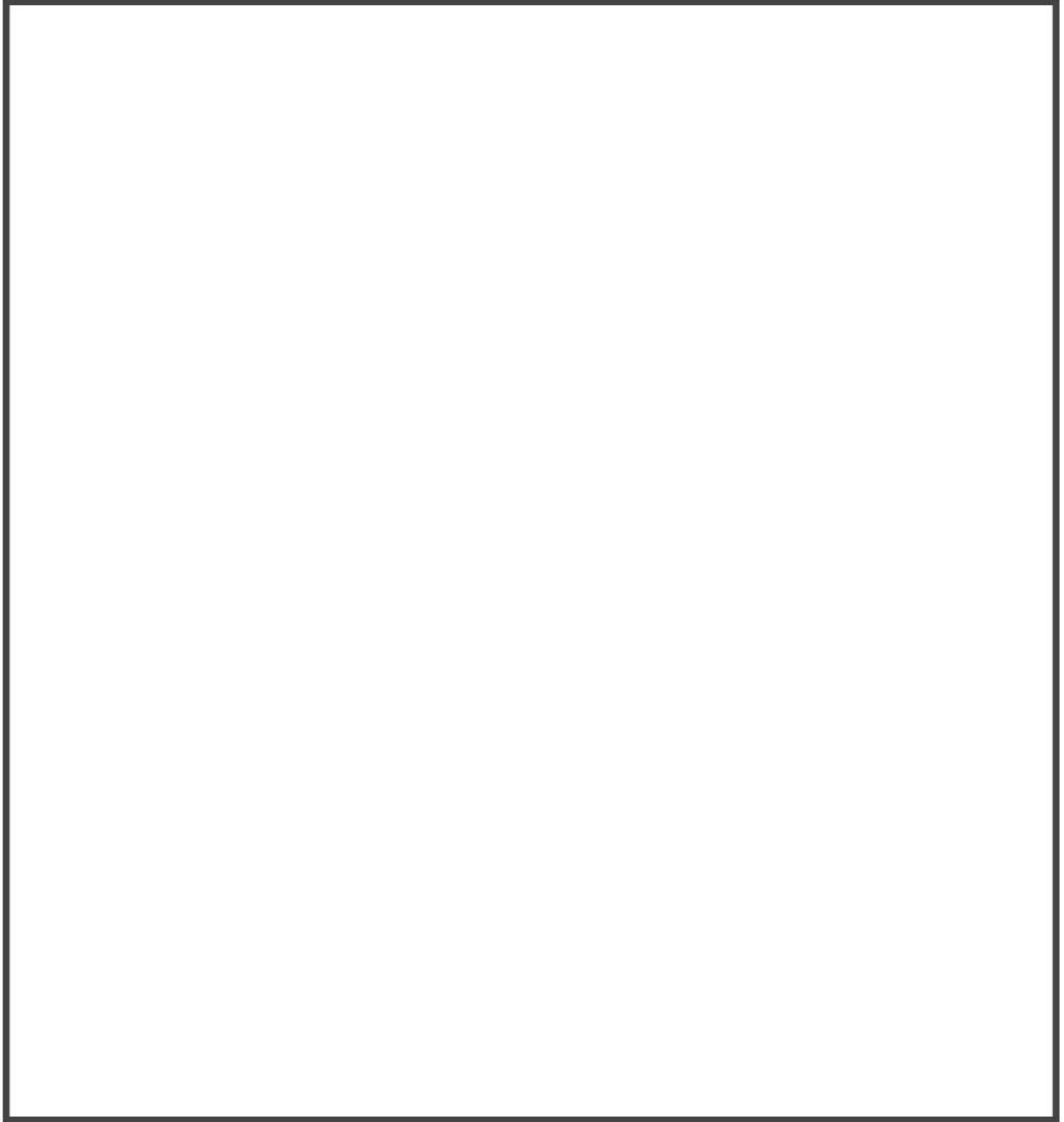


図 4-46 容器内温度分布比較 (多区画模擬)

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

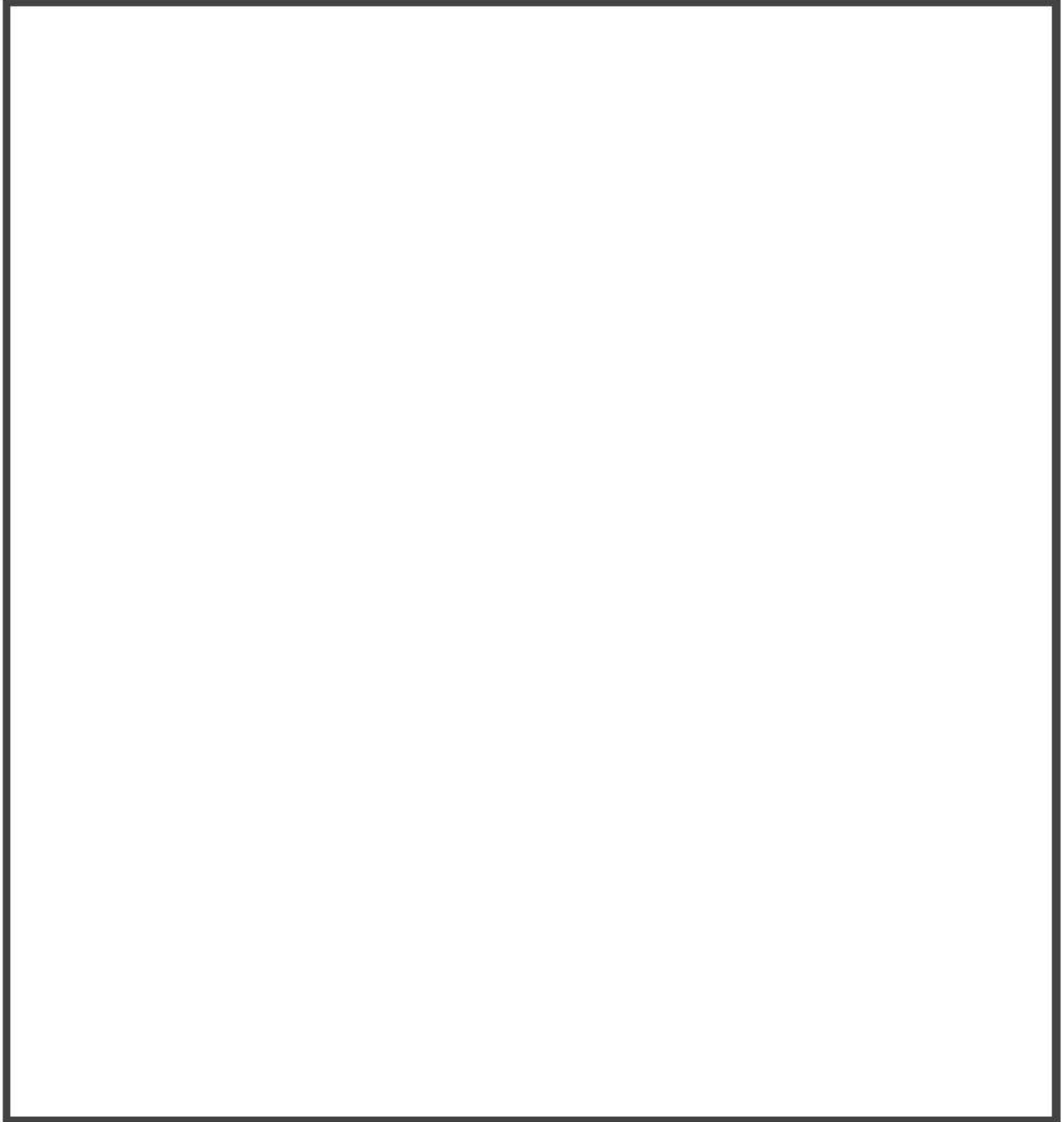


図 4-47 容器内水素濃度分布比較（多区画模擬）

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

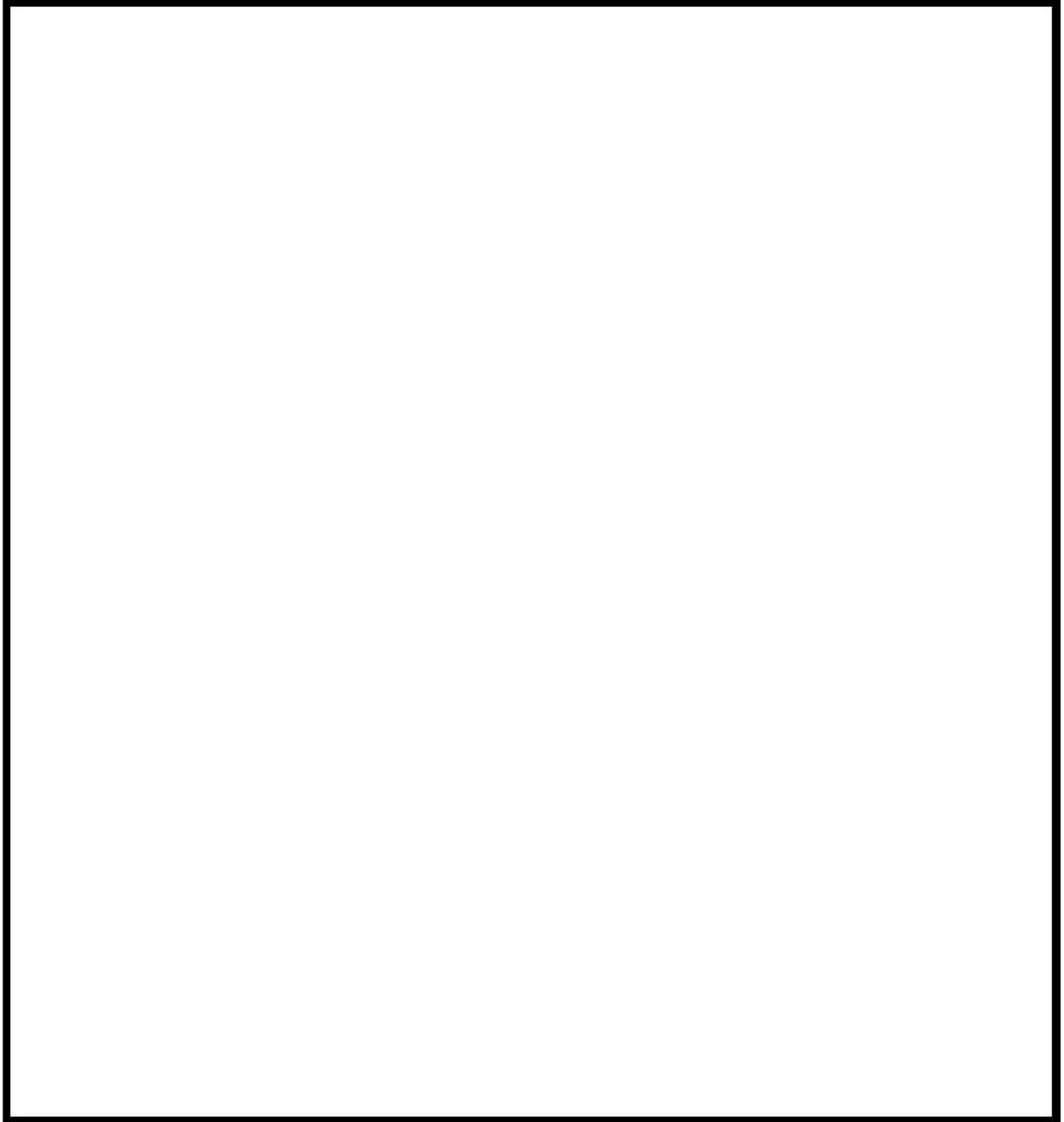


図 4-48 水素処理量の比較（多区画模擬）

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

#### 4.7 イグナイタによる水素燃焼モデルの検証

水素処理設備となるイグナイタについて、コード開発元が供給する水素処理に係る燃焼モデルが適切に組み込まれていることを以下に検証する。

GOTHIC コードに具備されている燃焼モデルは、コード開発元となる NAI により水素燃焼に関して熱バランスを考慮することで得られる解析解と比較することで検証されている。表 4-7に解析解とコードの予測の結果を比較して示す。GOTHIC コードに組み込まれている3つの燃焼モデルは、解析解と比べ温度に対し最大約1%、圧力に対し最大約0.5%の差であり適切にモデル化されていることが分かる。

表 4-7 解析解と GOTHIC コード予測の結果比較



枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

#### 4.8 実機解析への適用性

妥当性確認の結果より、実機解析にてモデル化が必要となる現象に対する GOTHIC コードの適用性を検討する。

##### 4.8.1 区画間・区画内の流動

###### (1) 実験解析による実機適用性検討

原子炉格納容器内の、破断区画に放出される 1 次冷却材及び水素の流動と、各区間及び原子炉格納容器ドーム部内での水素の拡散及び混合挙動は、流体挙動を模擬するための質量、エネルギー及び運動量の保存式に加え、各種の構成式及び相関式、非凝縮性ガスの輸送モデルが支配要素となる。これら関連するモデルの総合的な実機プラント解析への適用性について、NUPEC 試験 Test M-7-1 データを用いて検証した。同試験の試験条件は、重要事故シーケンスとして選択される LOCA 時の ECCS 注入失敗（格納容器スプレイ成功）に相当し、GOTHIC コードは原子炉格納容器圧力の時間変化、雰囲気温度及びヘリウム（水素）濃度の時間及び空間変化を良好に再現している。これにより、GOTHIC コードは水素を含む流体の原子炉格納容器内の混合挙動を適切に模擬できるものと判断できる。

また、スプレイ有無の影響についても Test M-4-3 試験を用いたコード適用性の検討を実施した。スプレイがないことにより原子炉格納容器ドーム部での蒸気凝縮、蒸気及びヘリウムの均一拡散及び混合の影響が弱まる。しかし、Test M-7-1 と同様に、試験では原子炉格納容器ドーム部内での水素濃度の成層化、また、上下区画間の有意な水素濃度差は生じず、原子炉格納容器全体にわたりヘリウムは均一に混合していることが確認された。また、GOTHIC コードは、スプレイの有無にかかわらず、原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器ドーム部の雰囲気温度及びヘリウム濃度、また、原子炉格納容器内の各区画の水素濃度を良好に予測する。即ち、スプレイの有無にかかわらず、コードは原子炉格納容器内の流動を適切に模擬できるものと判断できる。

なお、NUPEC 試験 Test M-7-1 では、破断口の直上に存在する蒸気発生器室出口部のヘリウム濃度に対し、GOTHIC コードが過小評価する傾向が確認された。これは、試験では区画内で蒸気及びヘリウムを上方に放出していることから解析でも同様の境界条件を設定しているが、区画内での流体の異方性に対する模擬が、隣接する区画に対し多めの流量を与えることでやや損なわれているものと考えられる。

しかし、水素燃焼の重要事故シーケンスとして選定される事象では、配管の両端破断を想定しており、破断口からの蒸気及び水素が区画内に満たされるように放出を仮定するのが適切であると考えられる。これは、破断口となるループ室に隣接する比較的狭い原子炉下部キャビティや外周区画への水素の流入を増やす傾向となり、過渡的にこれら局所の水素濃度を高めることとなる。また、同試験解析では実機プラント解析で重要となる原子炉格納容器ドーム部の雰囲気温度及びヘリウム濃



度を良好に模擬している。これは、破断区画からの流れの異方性について実験と解析では差異が見られるものの、原子炉格納容器内の構造上、結果として複数の経路を経て原子炉格納容器ドーム部に流入する全体の流れをコードが適切に模擬している。したがって、NUPEC 試験 Test M-7-1 に見られた蒸気発生器室解析予測の誤差が実機プラント解析に与える影響はないものと判断できる。

また、ループ数が異なるプラントにおいても、破断口から流出する冷却材や水素は原子炉格納容器内の各区画を通過し、液相は床面に、蒸気及び水素は上部区画に流入する基本的な流動は共通である。ループ数が異なることにより、冷却材や水素の移流の駆動力、凝縮等の熱的变化の度合いが異なるが、GOTHIC コードは NUPEC 試験の Test M-7-1 及び Test M-4-3 という異なる事象進展に対して適切な予測を与えている。これは、コードの能力と模擬手法が適切であることを示しており、ループ数が異なることによる原子炉格納容器内の流動の差は、コードにより十分に模擬されるものと判断できる。

## (2) 原子炉格納容器ドーム部のノード分割の妥当性

実機プラントの解析への適用に係る不確かさの一つとして、解析におけるノーディングが挙げられる。PWR プラントと NUPEC 試験装置規模及びノーディングの比較を表 4-8 及び表 4-9 に示す。

NUPEC 試験解析では原子炉格納容器を、                    により一つのボリュームを □ 分割している。NUPEC 試験 Test M-7-1 について、ノーディングの分割数による解析結果への影響評価を実施するため、原子炉格納容器ドーム部を 1 区画とした集中定数系による解析を実施した。

NUPEC 試験 Test M-7-1 における原子炉格納容器ドーム部の温度分布の試験測定値及び、Test M-7-1 を対象とし、原子炉格納容器ドーム部を                     による □ 分割した GOTHIC コードによる実験解析結果を図 4-9 に示す。試験結果と試験測定値を比較すると、GOTHIC コードの予測は試験に対し最大 5℃ 程度の誤差が見られるものの、原子炉格納容器内の温度挙動を適切に再現している。また、ヘリウム濃度に対する試験測定値と GOTHIC コードの予測結果の比較を図 4-11 に示す。原子炉格納容器内のヘリウム濃度の挙動についても、良好に一致している。

次に、Test M-7-1 の実験解析について、原子炉格納容器ドーム部の分割を 1 区画とした集中定数系による解析を実施した。原子炉格納容器ドーム部の温度の比較を図 4-49 に、原子炉格納容器ドーム部のヘリウム濃度の比較を図 4-50 に示すが、試験測定値及び上記の □ 分割した解析結果と比較しても大きな差異が見られていない。この理由としては、原子炉格納容器ドーム部において比較的溫度分布が小さく、局所温度による熱構造材の除熱効果の影響が小さいためであると考えられる。

Test M-7-1 のように原子炉格納容器ドーム部の温度分布が比較的小さい場合においては、上記の原子炉格納容器ドーム部の温度及びヘリウム濃度等の結果から、原子炉格納容器ドーム部の空間の分割により定義される各セルのバルク温度の変化による解析結果への影響は小さいと考えられる。

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

実機プラントの有効性評価で想定するシーケンスは、大破断 LOCA+ECCS 注入失敗（格納容器スプレイ成功）であり、NUPEC 試験 Test M-7-1 の結果を踏まえても、破断流による流れの形成及び格納容器スプレイ、水素処理設備の作動等によって、原子炉格納容器ドーム部における混合が良好であることが予想される。

したがって、上記の NUPEC 試験 Test M-7-1 の原子炉格納容器ドーム部分割を変えた場合の評価結果を踏まえれば、原子炉格納容器ドームの分割を [ ] による [ ] 分割とした場合において、構造材との凝縮計算に使用する原子炉格納容器ドーム部各セルのバルク温度を使用しても、有効性評価結果に与える影響は小さいと考える。

なお、壁面との熱伝達を有限体積における数値計算モデルで評価する際は、その壁面が存在する有限体積の代表温度を定め、壁面の表面温度との温度差により伝熱量を定義する。したがって、セルのサイズを詳細にすると局所的な温度分布が再現され、場所ごとの伝熱量が異なる場合がある。しかし、評価対象とする空間全体の温度分布を適切に模擬できる程度のセルサイズが選択されていれば、壁面近傍において温度勾配が生じた場合も、伝熱量の増加により温度差が縮小すること、境界層に対して主流からの流れ込みが発生することにより補償的な作用が生じる。このため、結果的に局所的な温度分布があっても壁面に対する総量としての伝熱量は保存され、評価結果に与える影響は小さくなる。なお、GOTHIC コードにおいて使用可能な熱伝達モデルは、一般的に壁面近傍において見られる温度勾配の影響外にある主流の温度計測結果から導かれており、極端に詳細なセルサイズを要求するものではない。

また、NUPEC 試験においては表 4-10に示すように破断箇所、流量及び破断流組成及びスプレイの有無を変えた様々な条件により、水素の代替気体であるヘリウムの分布挙動が測定されている。

表 4-10に示すように、蒸気発生器基礎部及び加圧器逃がしタンクといった原子炉格納容器下部区画からの放出時においては流量及び破断流組成、スプレイの有無にかかわらず濃度成層化現象は確認されず、原子炉格納容器内は概ね一様に混合している。また、加圧器気相部破断のように破断位置が原子炉格納容器内の上部に位置し、さらに格納容器スプレイ等の循環流がないケースで試験が行われた Test M-8-1 では、破断位置より上方に熱成層化が生じ、これにより原子炉格納容器ドーム部の高さ方向及び下部区画との間で濃度差が生じるという濃度成層化現象が確認されたものの、Test M-8-1 と破断箇所及び流量及び破断流組成について概ね同様の条件であり、スプレイがある場合の試験として Test M-8-2 では、原子炉格納容器ドーム部においては Test M-8-1 と異なり濃度成層化現象は確認されなかった。

上記の破断箇所、流量及び破断流組成、スプレイの有無を変えた様々な条件で実施している NUPEC 試験の知見から、以下のとおり推測される。

- ・原子炉格納容器下部区画からの放出においては、放出量及びスプレイの有無にかかわらず原子炉格納容器ドーム部において濃度成層化現象は観察されない。

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

- ・原子炉格納容器上部区画からの放出においては、スプレーがない場合において濃度成層化現象が観察されたが、スプレーがある場合においてはスプレーによる原子炉格納容器内の攪拌効果により濃度成層化現象は観察されなかった。これはスプレーに伴う水素の拡散及び混合が促進されるためと考えられる。実機プラントにおいては、本設の格納容器スプレーポンプよりも流量の少ない代替ポンプによる格納容器スプレーを実施することがあるが、代替ポンプによる格納容器スプレーが、事故時の原子炉格納容器冷却に必要な液滴径は確保されており、また原子炉格納容器内の水素攪拌に必要な流量についても確保できていると評価される(添付3参照)。したがって、原子炉格納容器内における水素拡散及び混合の観点からも、代替ポンプによる格納容器スプレーが、本設スプレーと同様に原子炉格納容器全体における動的な攪拌効果及び蒸気凝縮による原子炉格納容器内の攪拌効果が期待できるといえる。

したがって、上記の NUPEC 試験の結果を踏まえると、実機解析においても多くのケースにおいて原子炉格納容器ドーム部の温度分布については概ね一様となると考えられることから、実機においても原子炉格納容器ドーム部のノーディングの差により解析結果において大きな差異が生じないと予測されるため、実機解析において原子炉格納容器ドーム部を[ ]により一つのボリュームを[ ]分割としていることは妥当であると考ええる。

### (3) 濃度成層化が生じる場合における原子炉格納容器ドーム部のノード分割について

(2)においては原子炉格納容器内の混合が十分になされている場合の原子炉格納容器ドーム部のノード分割について考察を行なったが、原子炉格納容器ドーム部において濃度成層化が発生する場合について考察を実施する。

原子炉格納容器ドーム部において濃度成層化が確認された NUPEC 試験のケースとして、NUPEC Test M-8-1 が挙げられる。Test M-8-1 は加圧器気相部破断を想定した試験であり、本試験において加圧器室内で発生したヘリウム及び水蒸気は加圧器室上端の開口部を經由して原子炉格納容器ドーム部へ直接放出されることから、原子炉格納容器ドーム部のヘリウム濃度が顕著に高くなることが同試験の特徴である。この挙動を GOTHIC コードで模擬するためには、加圧器室開口部から原子炉格納容器ドーム部への流れを適切に模擬する必要があり、原子炉格納容器ドーム部の分割を[ ]による[ ]分割とし、検証解析を行った。なお、原子炉格納容器ドーム部の分割の概要を図 4-51に示す。

上記のとおり原子炉格納容器ドーム部について分割をした際の原子炉格納容器のヘリウム濃度及び温度の GOTHIC コードによる解析結果と試験結果の比較を図 4-52及び図 4-53に示す。

原子炉格納容器のヘリウム濃度については図 4-52に示すように、原子炉格納容器上下部の濃度差については、試験結果で確認される顕著な濃度差の予測には至らないものの、下部区画と比較して原子炉格納容器ドーム部でよりヘリウム濃度が高くなる傾向は再現することができた。また、破断位置より上部においてヘリウムは高い濃度で均一になる傾向、即ち原子炉格納容器ドーム部にお

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので  
公開できません。

ける成層化の傾向についても再現することができた。

原子炉格納容器の温度については図 4-53に示すように、原子炉格納容器のドーム部における温度測定点、蒸気発生器煙突部及び下部区画の温度を再現することができ、また原子炉格納容器ドーム部がその他の区画に比べ温度が高くなる傾向についても再現することができた。

以上の結果から、水素成層化するようなケースについても原子炉格納容器ドーム部のノード分割を細かくすることで、GOTHIC コードにより十分に再現可能である。

したがって、実機解析のノーディングについては基本的には格納容器ドーム部を [ ] [ ] により一つのボリュームを [ ] 分割とすることで、水素濃度挙動等については十分に確認することができると考えられる。一方で水素成層化が懸念される場合については、流体の流れを再現するために、より細かいノーディングにより原子炉格納容器ドーム部を分割すれば良いと考えられる。

なお、濃度成層化が確認された試験として PANDA 試験もあるが、PANDA 試験は 2つの圧力容器が配管で接続された特殊な試験体系（ESBWR を想定）であり、接続配管で接続された別の DW に放出区画からヘリウムが移動して成層化が発生している（添付 2 参照）。しかし、PWR の原子炉格納容器においては PANDA 試験装置のような構造の箇所は存在しないため、このようなメカニズムによる成層化は考えられない。

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

表 4-8 PWR と NUPEC 実験装置の比較

項目 \ プラント	2 ループ	3 ループ	4 ループ	NUPEC
プラント熱出力	1, 650 MWt	2, 652 MWt	3, 411 MWt	—
スプレイ系 (全能力)	2 トレイン	2 トレイン	2 トレイン	1 トレイン
原子炉格納容器内自由体積	42, 400 m <sup>3</sup>	67, 900 m <sup>3</sup>	73, 700 m <sup>3</sup>	1, 300m <sup>3</sup>

表 4-9 NUPEC 実験解析 (Test M-7-1) 及び 3 ループプラント解析の空間分割

	NUPEC実験解析	3 ループプラント
原子炉格納容器ドーム部		
下部		

( ) 内は原子炉格納容器内空間のセル数を示す。

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

表 4-10 NUPEC 試験条件比較

試験条件	Test NO.	試験条件												成層化	
		CV 初期温度 (°C)		ヘリウム放出			水蒸気放出			スプレイ水			ヘリウム、水蒸気放出位置		
		流量 (kg/s)	時間 (min)	流量 (kg/s)	時間 (min)	ヘリウム、水蒸気温度 (°C)	温度 (°C)	流量 (kg/s)	時間 (min)	流量 (kg/s)	時間 (min)				
CV 内ヘリウム濃度分布・混合試験 放出水蒸気による濃度分布・混合試験	M-2-2	RT	0.027	30	—	—	—	—	—	—	—	—	—	蒸気発生器基礎部	なし
	M-2-3	RT	0.027	30	—	—	—	—	—	—	—	—	—	加圧器逃がしタンク	なし
	M-4-1	RT	0.027	30	0.04	30	68	—	—	—	—	—	—	蒸気発生器基礎部	なし
	M-4-3	RT	0.027	30	0.33	30	115	—	—	—	—	—	—	蒸気発生器基礎部	なし
スプレイによるヘリウム濃度分布・混合試験	M-5-1	RT	0.027	30	—	—	—	—	—	—	RT	5 (18m <sup>3</sup> /h)	30	加圧器逃がしタンク	なし
	M-7-1	(初期) ~70	0.0 ↓ 0.03 ↓ 0.0	0 ↓ 15 ↓ 30	0.08 ↓ 0.03 ↓ 0.0	0 ↓ 15 ↓ 30	~110	(初期) 40	19.4 ↓ 19.4 (70m <sup>3</sup> /h)	0 ↓ 30	蒸気発生器基礎部	なし			
上部破断による混合試験	M-8-1	RT	0.027	30	0.33	30	115	—	—	—	—	—	—	加圧器逃がし弁 (加圧器室)	有り
	M-8-2	(初期) ~70	0 ↓ 0.033 ↓ 0	0 ↓ 15 ↓ 30	0.08 ↓ 0.03 ↓ 0	0 ↓ 15 ↓ 30	90	40	19.4 ↓ 19.4 (70m <sup>3</sup> /h)	0 ↓ 30	加圧器逃がし弁 (加圧器室)	なし			

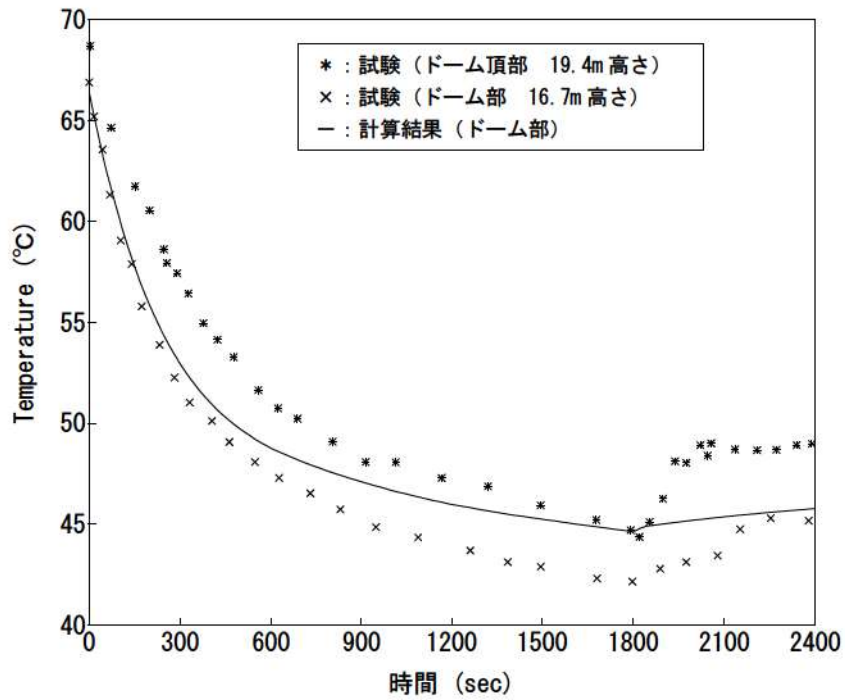


図 4-49 解析結果（原子炉格納容器ドーム部1区画模擬） 原子炉格納容器ドーム部温度分布  
(Test M-7-1)

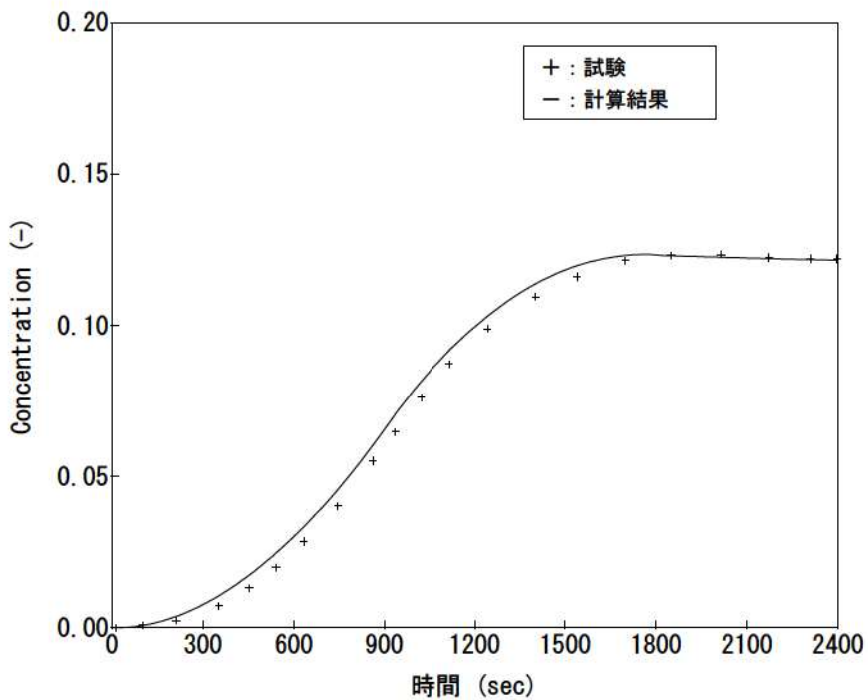


図 4-50 解析結果（原子炉格納容器ドーム部1区画模擬） 原子炉格納容器ドームヘリウム濃度  
(Test M-7-1)

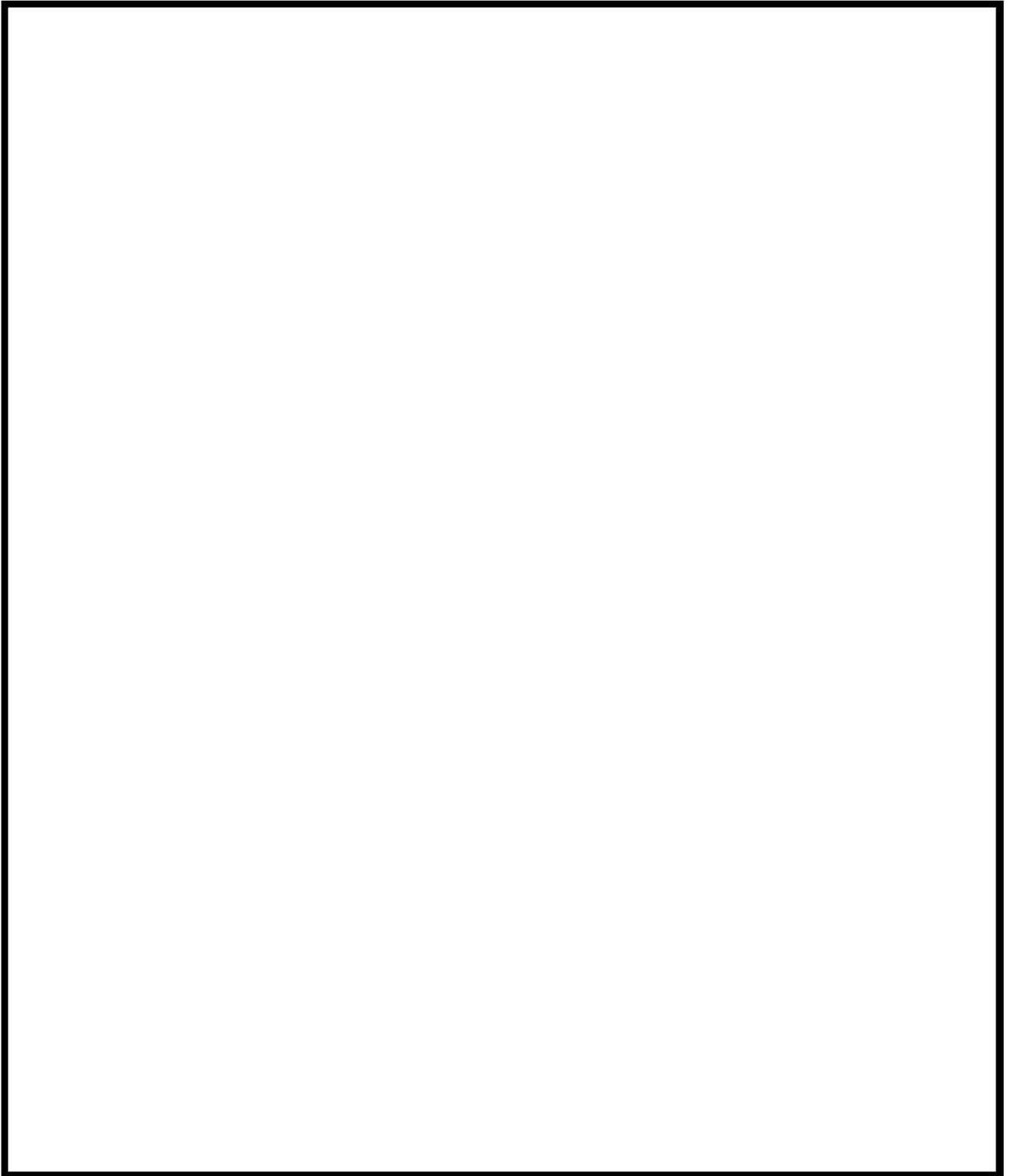


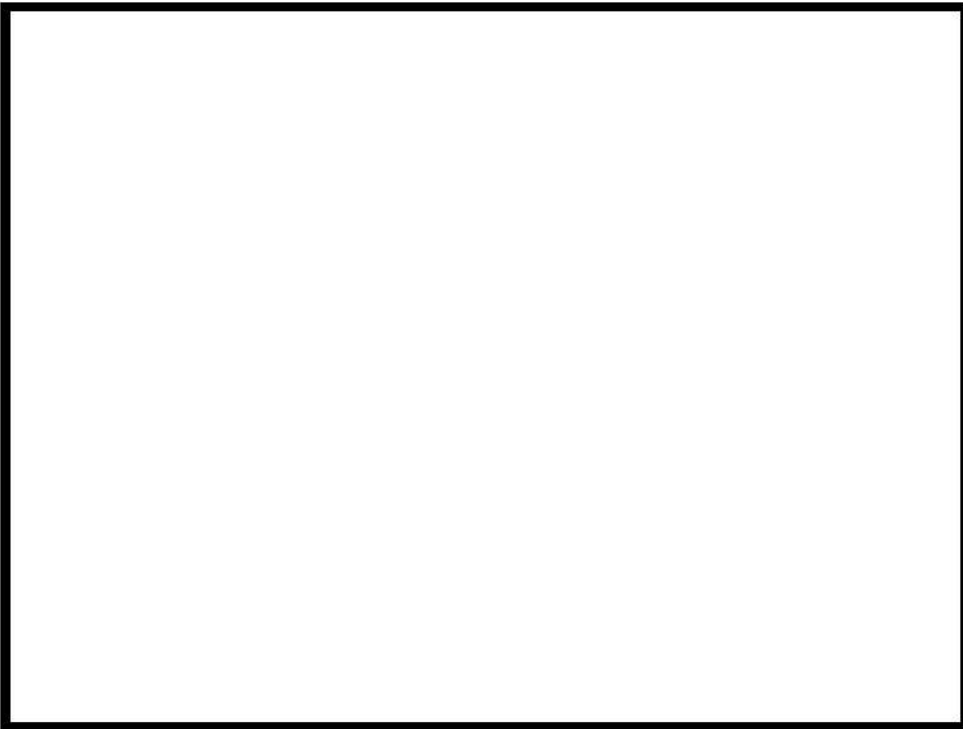
図 4-51 Test M-8-1 原子炉格納容器ドーム部ノーディング図

枠囲いの内容は、機密に属します  
ますので公開できません。





(a) 試験結果



(b) 解析結果

図 4-52 原子炉格納容器ドームヘリウム濃度 (Test M-8-1)

枠囲いの内容は、機密に属しますので公開できません。



(a) 試験結果



(b) 解析結果

図 4-53 原子炉格納容器内温度分布 (Test M-8-1)

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

#### 4.8.2 構造材との熱伝達及び内部熱伝導

##### (1) 熱構造材との熱伝達

実機解析に用いられる熱構造材表面、界面に対する熱及び物質伝達の挙動は、上記の NUPEC 試験検証解析結果により、適切に原子炉格納容器圧力及び温度を予測し、さらに、流動モデルと相まって、水素の拡散及び混合挙動を適切に模擬されることが確認された。また、実機プラント解析に適用される熱伝達モデルの中でも、水素濃度に影響する凝縮熱伝達でも主要となる内田モデルについて、各種の試験データとの比較からモデルの予測特性を確認した。同モデルのバラつきを包絡する大きい凝縮熱伝達を実機プラント解析に適用することで蒸気凝縮を促進し、ウェット条件での水素濃度を大きく評価することを指向している。構造材の凝縮熱伝達を大きくすることの影響は、雰囲気と構造材に温度差が生じる期間に有効となるが、有効性評価のシナリオではスプレーが継続してこれによる凝縮が支配的となること、また、原子炉格納容器ドーム部については雰囲気と構造材が熱平衡に漸近する期間が長いことからその影響は限定的である。

NUPEC 試験について、実機プラント解析に用いる構造材凝縮熱伝達モデルを適用した感度を 4.3.1 章で確認したが、その影響は小さい。また、NUPEC 試験解析で用いた DLM-FM モデルを実機プラント解析に適用した場合の感度評価を示すが、原子炉格納容器圧力、温度及び水素濃度に与える影響は小さいことを以下のとおり確認している。

##### (2) 実機プラント解析における構造材凝縮熱伝達モデルの感度解析について

実機プラントにおける水素燃焼について重要事故シーケンスとして選定される“大破断 LOCA+ ECCS 注入失敗（格納容器スプレー成功）”に対し、構造材の凝縮熱伝達係数としてより最適評価性の高い DLM-FM モデルを適用した場合の感度影響について以下に確認する。対象は 3 ループ PWR プラントであり、ベースケースの構造材凝縮熱伝達モデルでは Gido-Koestel と内田の最大値に  を乗じている。

図 4-54 及び図 4-55 に原子炉格納容器ドーム部の圧力及び雰囲気温度について、ベースケースと感度ケースの比較を示す。同様に図 4-56 及び図 4-57 に原子炉格納容器平均のドライ換算及びウェット換算の水素濃度を示す。

図 4-54 及び図 4-55 より、構造材凝縮熱伝達モデルが原子炉格納容器圧力及び温度に与える影響が小さいことが示される。これは、当該シーケンスではスプレー冷却が有効に作用するため、原子炉格納容器からの除熱に占める構造材ヒートシンクの影響が小さいためである。また、ドライ及びウェット換算の原子炉格納容器平均の水素濃度にもケース間の差異は見られない。このように、構造材の凝縮熱伝達に保守的なモデルを用いても重要事故シーケンスに対する重大事故等対策有効性評価の結果に大きく影響しないことが分かる。

枠囲いの内容は、商業機密に属  
しますので公開できません。

上記のように長時間に渡る事故シーケンスの評価では、原子炉格納容器の構造材と雰囲気温度が熱平衡状態に漸近し、温度差がつきにくくなることから、熱伝達モデルの差異が現れにくい。しかし、原子炉1次冷却系からの蒸気放出が著しく増加する、また、スプレイ停止が生じた場合の直後等、構造材と雰囲気が熱的に非平衡な状態に遷移する一時的な期間、熱伝達モデルの差異が現れてくる。特に、実機プラント解析に適用する凝縮熱伝達を大きく評価するモデルでは、蒸気凝縮が進み、ウェット換算の水素濃度が大きく評価される傾向になる。

したがって、有効性評価に対する感度解析ではその効果が表れにくいものの、実機プラントの解析では凝縮熱伝達を大きく評価するモデルを採用している。

以上より、構造材との熱伝達は、原子炉格納容器内の雰囲気と構造材の温度差が著しくなる期間にのみ影響が現れ、事故後の緩やかな過渡条件下ではモデル差の影響は小さい。したがって、個別効果的に検証されたモデルに対して、そのバラつきを包絡する大きい凝縮熱伝達を適用すれば、有効性評価結果に大きな歪を与えることなくウェット換算の水素濃度を保守側に予測できる。

### (3) 構造材の内部熱伝導

解析解との比較により、GOTHIC コードは構造物内の熱伝導を精度よく解くことが確認できた。また、NUPEC 試験解析では原子炉格納容器の構造材を実機と同様にモデル化しているが、前述のとおり、コードは原子炉格納容器圧力、温度及びヘリウム（水素）の挙動を良好に予測している。このことから、構造材内部の熱伝導モデルは十分に実機に適用できるものである。

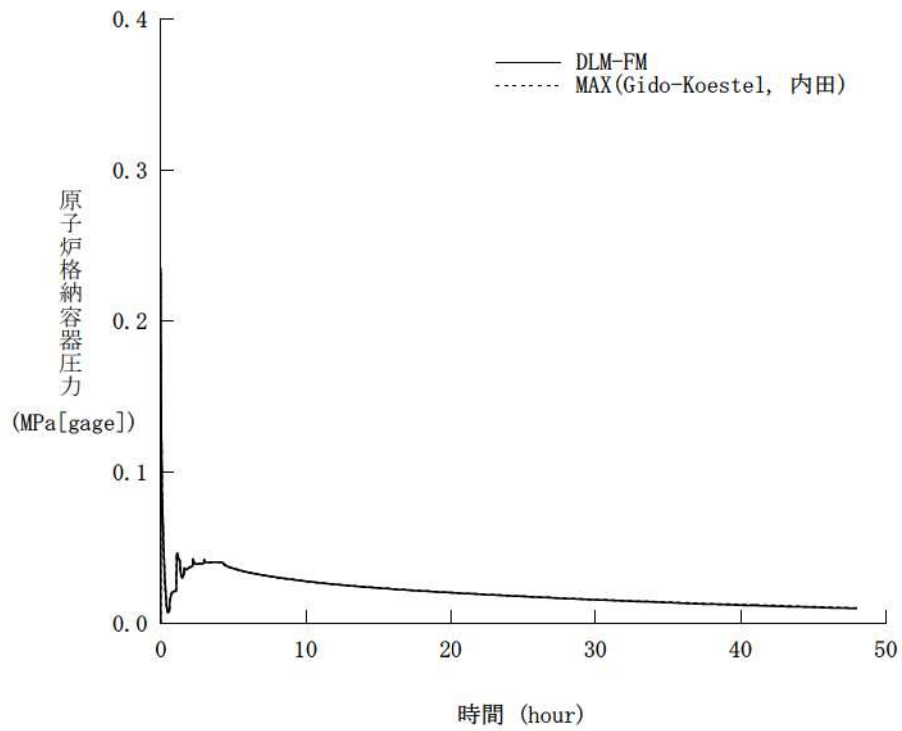


図 4-54 構造材凝縮熱伝達モデル感度 (原子炉格納容器圧力)

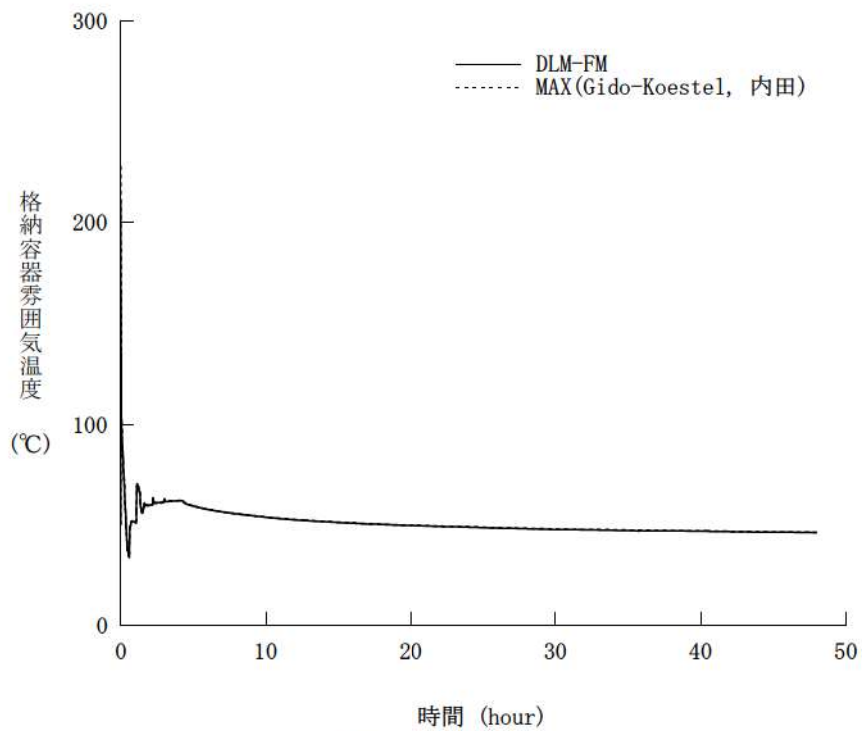


図 4-55 構造材凝縮熱伝達モデル感度 (原子炉格納容器内温度)

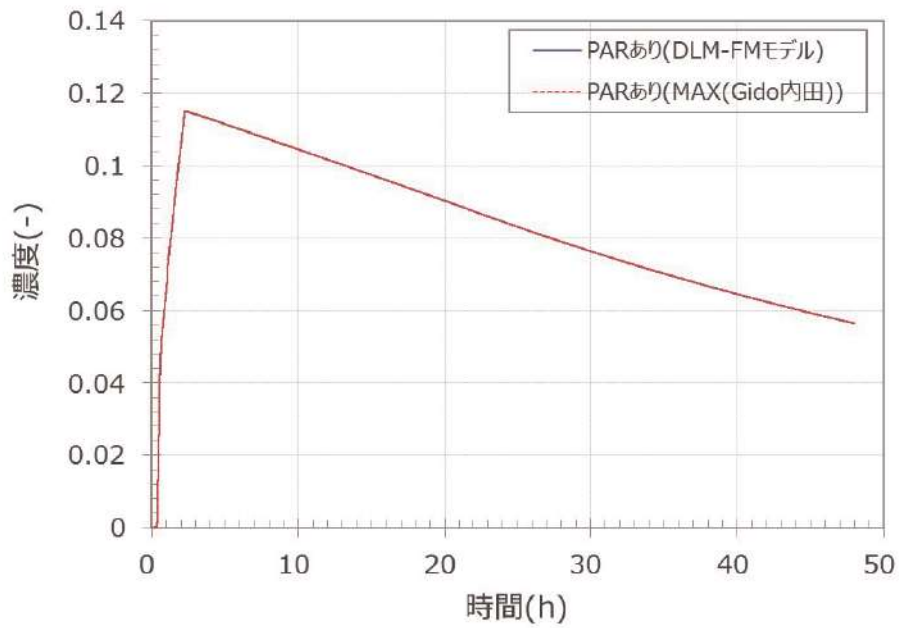


図 4-56 構造材凝縮熱伝達モデル感度 (原子炉格納容器平均水素濃度, ドライ換算)

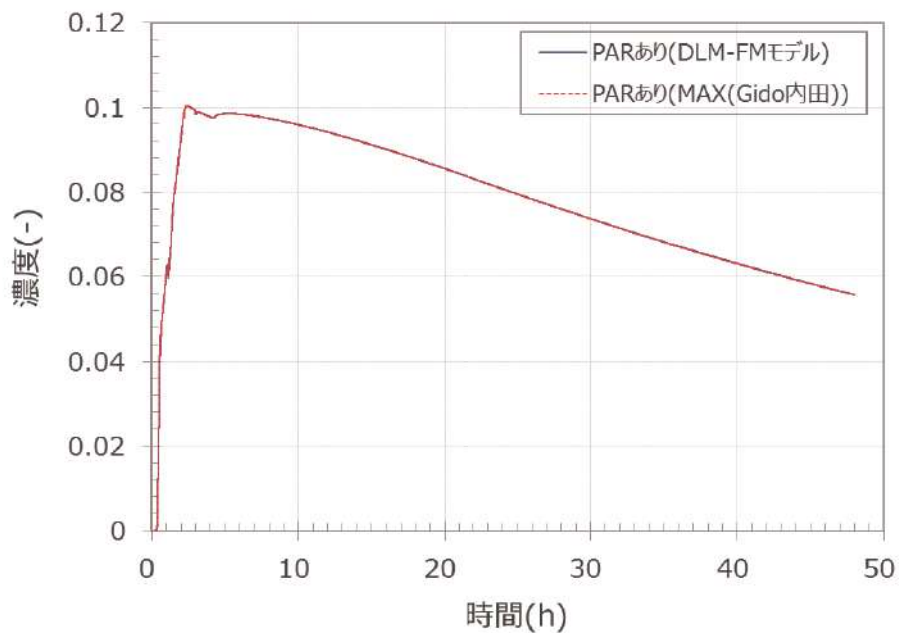


図 4-57 構造材凝縮熱伝達モデル感度 (原子炉格納容器平均水素濃度, ウェット換算)

### 4.8.3 スpray冷却

Sprayによる原子炉格納容器圧力及び温度挙動に与える影響、また、原子炉格納容器ドーム部における蒸気凝縮と水素の拡散及び混合挙動の予測が重要となるが、NUPEC 実験解析において、Spray冷却の有無を含めて、GOTHIC コードはこれを適切に模擬できることが確認された。コードは、Spray水と流体との質量、エネルギー及び運動量交換を直接的に模擬できる3流体モデルを採用しており、Spray特性として液滴径、流量及び温度が設定されれば、これらSprayによる効果は適切に模擬される。したがって、Sprayに係る流体モデルは実機プラント解析にも十分に適用できる。

### 4.8.4 水素処理

#### 4.8.4.1 PARによる水素処理モデルの実機適用性検討

水素処理設備であるPARについては、GOTHIC コードにその特性モデルを組み込む。これは製造元により整備された性能評価式が含まれ、水素処理（再結合）に関する理論評価値との比較により検証した。また、THAI 試験 HR-3 による検証解析を実施し、実機への適用性を以下のとおり検討した。

##### (1) 実機条件と試験条件の比較

実機条件と試験条件について表 4-5及び表 4-6に記載する。表 4-6のとおり、圧力、温度及び水素放出量については実機条件と試験条件は同等である。

##### (2) PAR 単体によるスケーリング効果

PARは同一規格の触媒プレート（幅290mm、高さ140mmの両側に触媒が付いている薄板）を複数枚同じ間隔（10mm）で並べ、下方から水素を含むガスが通り抜ける時の触媒反応で水素を処理するものである。ここで、THAI 試験のPARと各プラントにおいて設置したPARの触媒プレートは実機で使用しているものと同じ規格であり、設置する間隔も同じである。したがって、触媒プレート間で形成される流路断面形状が同じとなるため、水素濃度が同じであれば触媒の発熱によって触媒プレート間に生じる上昇流の流速も同じとなる。このため、PARの触媒反応を律する拡散現象も同等と考えられ、いずれのPARも触媒との相互作用は同じとなる。

##### (3) PARによる水素処理に伴う水素濃度の局所的な濃度分布の影響

###### A. THAI 試験において見られた水素滞留現象の実機プラントにおける発生可能性

THAI 試験における水素の濃度分布（主に容器内シリンダ下部における滞留）は、水素放出及

び PAR による上昇流と下降流が拮抗してしまうことにより発生すると考えられる。THAI 試験装置のように系のサイズが小さく空間分割が少ない空間においては、各部の断面積及び水力等価径が小さいことから気相部の流動に対する自由度が低い。そのような系であるシリンダに対しては、上部の圧力が高いことから垂直方向上向き的一次元的な流れが阻害されていると推測される。

しかし、実機プラントにおいては、事故時において下部区画に放出された水素は各ループ室間或いは外周部の周回流などの平面方向における区画間の流れに加え、蒸気発生器区画と原子炉格納容器ドーム部、外周部と原子炉格納容器ドーム部の上昇及び下降流により原子炉格納容器内の巨視的な流れにより拡散していくことから気相部の流動に対する自由度が高いといえる。また、PWR の原子炉格納容器は区画間の循環を生じさせる思想に基づいた配置設計がなされており、特に原子炉格納容器ドームと下部区画の垂直方向の接続には多様性が存在するため、水素の滞留が生じるような流況は見られにくい。したがって、実機プラントは THAI 試験と比較すると、上記のように空間的な特性が異なることから、試験と同様な水素の滞留が発生することは考えにくい。

#### B. PAR 排気による PAR 入口における水素濃度への影響

濃度分布の観点では、試験体系が小さい場合は PAR 出口からの排気により PAR 入口近傍における局所的な濃度分布が生じることで、PAR 入口における水素濃度の測定値と、実際に PAR に流入する水素濃度との間に差異が生じることが考えられる。しかしながら、THAI 試験は 60m<sup>3</sup> の試験容器を用いており、試験に用いた PAR の発熱によるガス流量は約 0.07m<sup>3</sup>/s（試験における実測値と設備形状に基づく）であり、1 秒間あたりのガス処理量は試験容器全体の約 1/1,000（体積比）であるため、PAR 出口からの排気が PAR 入口近傍における局所的な濃度分布に影響を与えることは考えにくい。

以上より、THAI 試験体系においても実機体系においても、PAR 排気に伴う水素濃度の局所的な濃度分布による影響は小さいといえる。

#### (4) PAR 内を上昇する流量の影響

PAR 内を上昇する流量が大きい方が水素処理は増加する。一方で、PAR 内の流量が大きいと、触媒表面の除熱が促進され、触媒温度の低下に伴う処理効率低下が考えられる。THAI 試験における PAR 触媒表面温度は、水素濃度 4vol% 時において約 600°C（試験実測値）まで上昇しているが、この場合に PAR 出口で生じる上昇流は高々 1m/s 程度（試験実測値）である。一方、触媒温度を有意に低下させるような PAR 内を通過する強制対流は、单相を仮定すると計算上では数十 m/s 程度である。実機プラントに設置する PAR は、処理蒸気が上部側面から放出される設計であり、原子炉格納容器内の対流により PAR 内が強制対流となるような状況は起こりえず、触媒温度の低下に伴い水素処理効率が低下することはない。

また、水素燃焼により PAR 及び周辺の流体状況に変化が及んだ場合も、水素処理性能に不可逆



的な変化が生じていることは図 4-38からは特段認められない。

#### (5) 水素濃度分布に伴う GOTHIC コードによる評価への影響

GOTHIC コードで用いられている PAR の性能評価式は PAR 入口における水素体積比ではなく、PAR を配置している区画の水素体積比を処理量計算の入力としているため、PAR 入口近傍において水素濃度分布が生じるような体系であれば、実際の水素処理量と評価値の間に差異が生じる (PAR 排気を再び吸い込むため、定性的には水素濃度がやや過小に評価される)。

しかしながら、(3) で示したとおり、実機においても THAI 試験体系においても PAR 入口近傍の局所における水素濃度分布の影響は小さいと考えられ、GOTHIC コードにおいて区画における水素体積比を入力と用いても、影響は軽微であると考えられる。

また、(4) において示したように、原子炉格納容器内部の対流が PAR の水素処理能力を低下させる状況は考えにくく、GOTHIC コードにより PAR の作動を模擬する際、設置区画における流れの状態が影響を及ぼすことはないと言える。

なお、解析においては燃焼を模擬していないため、PAR において燃焼が生じるような場合においては、水素処理量を小さく見積もるため、解析結果は保守的な水素濃度を与えることとなる。

#### (6) GOTHIC コードによる PAR の空間設置模擬手法による影響

GOTHIC コードによる実機プラントの評価では、PAR を比較的大きな体積の分布定数系セル或いは集中定数系ボリュームに設置している。これにより、PAR 出入口における局所的な濃度分布は PAR が存在する有限体積内で一様となり、その結果 PAR 排気によって体積内の水素濃度が低く計算されるため、影響は軽微であるものの計算上は水素処理量が定性的に低下する傾向となる。ただし、THAI 試験における解析体系を 1 区画及び多区画により模擬した際において、水素処理量に大きな差が見られなかった。このことから、実機解析の結果に対しても PAR が設置される有限体積ボリュームの大きさにより有意な感度がないと判断できる。

以上の考察から、THAI 試験より得られた検証結果を実機に適用すること及び実機体系における PAR 設置空間模擬手法は妥当であると考えられる。

#### 4.8.4.2 イグナイタによる水素燃焼の実機適用性

同じく、イグナイタにより発生する水素燃焼の評価に対しては、燃焼が想定される空間に対してコードの内部モデルを適用する。このモデルは、コード開発元により解析解との比較を行うことで妥当性が検証されている。

個別効果的なモデル組込みの検証に限られるものの、水素処理設備は、周辺の水素再結合を評価するものであることから、①設備の特性が適切に模擬され、また、②その効果を考える区画若しくはノードに対し実プラントでの設備配置を適切に考慮することにより、実機プラントの水素濃度評

価は適切に行える。

#### 4.8.5 まとめ

以上より、本章に記載している妥当性確認結果より得られた不確かさについても、実機 PWR の有効性評価解析に適用できると言える。重要現象に対する GOTHIC コードの不確かさを表 4-11に示し、実機解析における不確かさの取扱いを 5 章にて述べる。

表 4-11 重要現象に対する不確かさ

分類	重要現象	解析モデル	検証, 妥当性確認	不確かさ
原子炉格納容器	区画間・区画内の流動	保存式, 流動を模擬する構成式及び相関式	NUPEC 試験 Test M-7-1 NUPEC 試験 Test M-4-3	ヘリウム濃度のコード予測性から, モデル不確かさが各区画の水素濃度予測に与える影響は約 2.4%と推定
		非凝縮性ガスの輸送モデル		
		ノーディングスキーム		
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	多相流モデル	NUPEC 試験 Test M-7-1 NUPEC 試験 Test M-4-3	区画間・区画内の流動と同じ
		熱伝達モデル	熱伝達試験との比較	流動に影響する凝縮熱伝達モデルについて±40%程度
		熱伝導モデル	熱伝導解析解との比較	不確かさはない
	スプレイ	多相流モデル	NUPEC 試験 Test M-7-1	区画間・区画内の流動と同じ
		界面積モデル		
		界面伝達モデル		
	水素処理	PAR 特性モデル	PAR 特性検証 THAI 試験 HR-3	実規模試験に基づき, 製造元が供給する水素処理に係る性能評価式を使用(組込誤差約 0.3%) THAI 試験再現性より, 水素処理量を少なく予測する傾向となる。
イグナイトによる水素燃焼モデル		イグナイトによる水素燃焼モデルの検証	コード開発元による解析解との比較により, 圧力で 0.5%, 温度で 1%	

## 5. 有効性評価への適用性

4章に記載した試験解析をふまえ、重要現象についての不確かさ、及びその不確かさが評価指標の視点と運転員等操作の視点から有効性評価解析へ与える影響について表 5-1に纏めた。以下にその不確かさについて記述する。

### 5.1 不確かさの取扱いについて（評価指標の観点）

#### 5.1.1 区画間・区画内の流動

原子炉格納容器の水素濃度に影響する重要モデルの一つとなる区画間・区画内の流動及びスプレイ冷却について、NUPEC 試験解析を行うことで、コードが現象を適切に予測できることが確認された。実機プラントの重大事故等対策の有効性評価で想定するシナリオは、大破断 LOCA を起因事象としたスプレイ継続を仮定するシーケンスとなることから、原子炉格納容器内の流体の攪拌が大きく、水素濃度は均一化する傾向にある。NUPEC 試験は同様のシーケンスを模擬したものであり、その傾向が実験的にも確認され、かつコードもこの傾向を適切に予測している。NUPEC 試験検証解析では、原子炉格納容器内の各区画で測定されたヘリウム濃度のピーク値に対し、解析予測のバラつきは約 2.4%（測定誤差の大きい破断区画及びループ室を除く。含めた場合約 4.4%）となる。

#### 5.1.2 構造材との熱伝達及び内部熱伝導

また、構造材との熱伝達及び内部熱伝導のうち、水素濃度評価に影響する凝縮熱伝達モデルについては、コードに組み込まれるモデルと試験データとのバラつきを評価し、その不確かさを同定した。実機プラント解析への適用においては、その不確かさを包絡するよう凝縮熱伝達モデルを設定し、ウェット条件換算の水素濃度を保守的に予測するアプローチとしている。原子炉格納容器内流動ならびに水素濃度に影響する凝縮熱伝達モデルについて、実機プラント解析で用いるモデルは約 40%の不確かさを有する。これを包絡的する実機プラント解析用のモデルと、不確かさが約 20%となり最適評価性の高い DLM-FM モデルを NUPEC 検証解析及び実機プラント解析に適用し、両者を比較したとしてもヘリウム濃度及び水素濃度に与える影響は無視できる程度であることを確認している。

#### 5.1.3 水素処理

水素処理設備となる PAR については、製造元が供給する水素処理特性モデルが GOTHIC コードに組み込まれることを検証した。実機プラント解析では、PAR 設置位置を考慮した原子炉格納容器ノーディングとし、設備周辺の水素濃度等の環境が適切に考慮されるようモデル化している。THAI 試験を対象とした実験解析より、水素処理量は定性的に小さく見積もることとなり、特に PAR において燃焼が生じる場合においてその傾向は顕著に現れる。実機プラント解析においては水素処理量

を、小さく見積もるため、水素濃度の解析結果については保守的な値となる。また、イグナイタによる水素燃焼モデルに対しては、コード開発元により解析解との比較が行われており、その誤差はごく軽微であり水素濃度の評価値に与える影響が無視できる程度であると言える。

なお、NUPEC 検証解析において、GOTHIC コードは、破断区画からの経路の一部で局所的かつ過渡的な水素濃度の変化を過小評価する可能性があることが確認された。これは試験装置では蒸気及び非凝縮性ガスが上方放出となり流れの異方性が大きく、ヘリウム流量が減少に転じた際、側面に隣接する区画への流れをコードが過大に予測するためである。これは、実機プラント解析においては、原子炉 1 次冷却系からの水素の流出が減少する際に、広大な原子炉格納容器ドーム部への経路において水素濃度を過小評価する傾向となるが、側面に隣接する相対的に狭い原子炉下部キャビティや外周区画への水素の流入を一時的に過大に予測する傾向となることを示している。また、このように放出口から原子炉格納容器ドーム部に至るまでの水素の流れに差異が見られたとしても、スプレイの有無にかかわらず、原子炉格納容器ドーム部の水素濃度は適切に予測できることが NUPEC 試験解析にて確認されている。以上より、NUPEC 試験解析で見られた一時的かつ局所的なヘリウム濃度の予測の不確かさは、実機プラントの重大事故等対策有効性評価に影響を与えるものではないと判断できる。

以上、解析コードの凝縮熱伝達モデル、流動ならびにスプレイ冷却に係るモデルが有する不確かさが、原子炉格納容器内の各区画の水素濃度に与える影響は限定的であり、また、実機プラントの評価上、最も重要となる原子炉格納容器ドーム部の水素濃度をコードは良好に予測することができるものと判断される。

## 5.2 不確かさの取扱いについて（運転員等操作の観点）

GOTHIC コードによる水素燃焼解析は、MAAP コードによって検討された事象進展を反映することにより実施する。したがって、運転員等操作の設定は MAAP コードのものを受け継ぐ。

水素分布評価の観点から運転員等操作に反映される項目はない。

表 5-1 重要現象に対する不確かさの取扱い

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	有効性評価解析への影響
原子炉格納容器	区画間・区画内の流動	保存式, 流動を模擬する構成式及び相関式	NUPEC 検証解析より水素濃度に与える影響を推定	ヘリウム濃度のコード予測性から, モデル不確かさが各区画の水素濃度予測に与える影響は約 2.4%と推定
		非凝縮性ガスの輸送モデル		
		ノーディングスキーム		
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	多相流モデル	NUPEC 検証解析より水素濃度に与える影響を推定	区画間・区画内の流動と同じ
		熱伝達モデル	流動に影響する凝縮熱伝達モデルについて±40%程度	モデル感度解析により水素濃度への影響は無視できることを確認
		熱伝導モデル	解析解と一致	なし
	スプレイ	多相流モデル	NUPEC 検証解析より水素濃度に与える影響を推定	区画間・区画内の流動と同じ
		界面積モデル		
		界面伝達モデル		
	水素処理	PAR 特性モデル	実規模試験に基づき, 製造元が供給する水素処理に係る性能評価式を使用 (組込誤差約 0.3%) THAI 試験再現性より, 水素処理量を常に少なく予測する傾向となる。	燃焼が生じる水素濃度範囲においては, 水素処理量を少なく予測する傾向となる。
イグナイタによる水素燃焼モデル		イグナイタの水素燃焼モデルの検証により推定	コード開発元による解析解との比較により, 圧力で 0.5%, 温度で 1%	

## 6. 参考文献

- [1] 原子力規制委員会「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」原規技発第 13061915 号, 平成 25 年 6 月 19 日制定
- [2] 三菱 PWR 格納容器損傷に係る重要事故シーケンスへの GOTHIC コードの適用性について, MHI-NES-1057 改 0, 三菱重工業, 平成 25 年
- [3] McAdams, W. H., Heat Transmission, Third Edition, McGraw-Hill, New York, 1954.
- [4] Dittus, F. W., and L. M. K. Boelter, University of California, Publ. Eng., 2, 443, 1930.
- [5] Uchida, H., A. Oyama and Y. Togo, Evaluation of Post-Incident Cooling Systems of Light Water Power Reactors, U. of Tokyo, International Conference on Peaceful Uses of Atomic Energy, New York, 1965.
- [6] Tagami, T., Interim Report on Safety Assessments and Facilities Establishment Project in Japan for Period Ending June 1965 (No. 1), unpublished work, 1965.
- [7] Gido, R. G., and A. Koestel, Containment Condensing Heat Transfer, Second International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal-Hydraulics, Santa Barbara, CA, January, 1983.
- [8] Electric Power Research Institute, “GOTHIC Containment Analysis Package Technical Manual version 7.2a(QA)”, EPRI Product 1013072, NAI 8907-06 Rev.16, January 2006
- [9] 凝縮熱伝達相関式に関わる SAFE プロジェクト報告書
- [10] MH Anderson, “Steam Condensation on Cold Walls of Advanced PWR Containments”, PhD Dissertation, University of Wisconsin, Madison, 1998
- [11] I Huhtiniemi, A Pernsteiner and ML Corradini, “Condensation in the Presence of a Noncondensable Gas: experimental Investigation”, Dept. of Nuclear Engineering and Engineering Physics, University of Wisconsin, Madison, Wisconsin, April 1991.
- [12] AA Debhi, “The Effects of Noncondensable Gases on Steam Condensation Under Turbulent Natural Convection Conditions”, Ph. D. Thesis, Department of Nuclear Engineering, MIT, 1991.
- [13] RC Shmitt, GE Bingham and JA Norberg, “Simulated Design Basis Accident Tests of the Carolinas Virginia Tube Reactor Containment – Final Report”, Idaho Nuclear Corporation, Idaho Falls, Idaho, prepared for the US Atomic Energy Commission, UC-80, December 1970.

- [14] Investigation of the Phenomena Occurring within a Multi-Compartment Containment after Rupture of the Primary Cooling Circuit in Water-Cooled Reactors, Technischer Bericht BF RS 50-32-C13-1, Battelle-Institute e. V., 6000 Frankfurt am Main 90, Am Romerhof 35, Postfach 900160, July, 1976, (German).
- [15] Investigation of the Phenomena Occurring within a Multi-Compartment Containment after Rupture of the Primary Cooling Circuit in Water-Cooled Reactors, Technischer Bericht BF RS 50-32-C15-1, Battelle-Institute e. V., 6000 Frankfurt am Main 90, Am Romerhof 35, Postfach 900160, July, 1976, (German).
- [16] Die Containment-Versuchsanlage (C-und D-Versuche), Detailbericht BF-RS 50-21-1, Battelle-Institute e. V., 6000 Frankfurt am Main 90, Am Romerhof 35, Postfach 900160, March, 1978, (German with English Summary). Design Report for the HDR Containment Experiments V21.1 to V21.3 and V42 to V44 with Specification for the Pre-Test Computations, Report No. 3.280/82, January, 1982.
- [17] PHDR 38-83, Test V44, May, 1983.
- [18] W. Nusselt, Z. VDI, 60, P. 541-569, 1916
- [19] 独立行政法人 原子力安全基盤機構, 「溶接部等熱影響部信頼性実証試験 (原子炉格納容器) に関する報告書 (平成 4 年度)」, 平成 5 年 3 月
- [20] NUPEC, “Final Comparison Report on ISP-35: NUPEC Hydrogen Mixing and Distribution Test (Test M-7-1) ”, CSNI Report NEA/CSNI/R(94)29, December, 1994.
- [21] Electric Power Research Institute, “GOTHIC CONTAINMENT ANALYSIS PACKAGE QUALIFICATION REPORT Version 7.2a(QA)”, EPRI Product 1013072, NAI8907-09 Rev9, January 2006.
- [22] Reactor Safety Research Project 150 1326 OECD-NEA THAI Project(contract 18 July 2007) Quick Look Report Hydrogen Recombiner Tests HR-1 to HR-5, HR-27 and HR-28 (Tests without steam, using an Areva PAR)



添付1 解析コードにおける解析条件

表 解析コードにおける解析条件

分類	解析条件	
原子炉格納容器関連データ	区画データ	自由体積
		底部高さ
		区画高さ
		初期圧力
		初期温度
	区画間データ	底部高さ
		開口高さ
		断面積
		水力等価径
		圧力損失
	ヒートシンク（伝熱面， 表面積，厚さ，材質の物 性，初期温度）	原子炉格納容器ドーム部及びリングガータ
		原子炉格納容器シリンダ部
		原子炉格納容器コンクリート
		スチールラインドコンクリート
		雑鋼材（炭素鋼）
雑鋼材（ステンレススチール）		
雑鋼材（銅フィン及びチューブ）		
配管（ステンレススチール（内部に水有））		
配管（ステンレススチール（内部に水無））		
配管（炭素鋼（内部に水有））		
配管（炭素鋼（内部に水無））		
検出器等（アルミニウム）		
境界条件データ	破断流	圧力
		温度（或いはエンタルピ）
		流量
	水素	圧力
		温度（或いはエンタルピ）
		流量
溶融炉心及び核分裂生成物による発熱	発熱量	
事象収束に重要な機器及び操作関連	PAR	□及び□
	スプレイ	□ 流量 温度

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

## 添付2 PANDA 試験

濃度成層化発生については OECD/CSNI で実施された PANDA 試験において、成層化事象が発生していると報告されている。以下では PANDA 試験の概要及びその実験解析結果について示す。

### (1) PANDA 試験装置 (参考文献1)

PANDA 試験装置は、ESBWR(Economic Simplified Boiling Water Reactor)の格納容器と安全系を実機の1/40にスケールダウンしたものである。付図2-1に示すように、PANDA 試験装置は6つの大型圧力容器から構成されている。

一つは蒸気生成を目的とした原子炉容器(RPV)である。RPVは出力系として2本の主蒸気ラインにてドライウェル(DW)と接続されている。RPVへの入力ラインは受動的格納容器冷却(PCC)ドレンラインと重力駆動冷却系(GDCS)ドレンラインである。

2つのDWは高さ8mの円筒型容器であり、各々が大口径の接続配管で接続されている。DWの出力はDWの頂部とPCC熱交換器の上部ドラムと接続するPCCフィードラインである。

2つのWWは高さ10.11mの円筒型容器であり、約4mの水位で水が満たされ、各々が2本の大口径の配管で気相部と液相部で接続されている。WWはPCCベントライン経由でPCC熱交換低ドラムと、2本の圧力均衡ライン経由でGDCS気相部と各々接続されている。

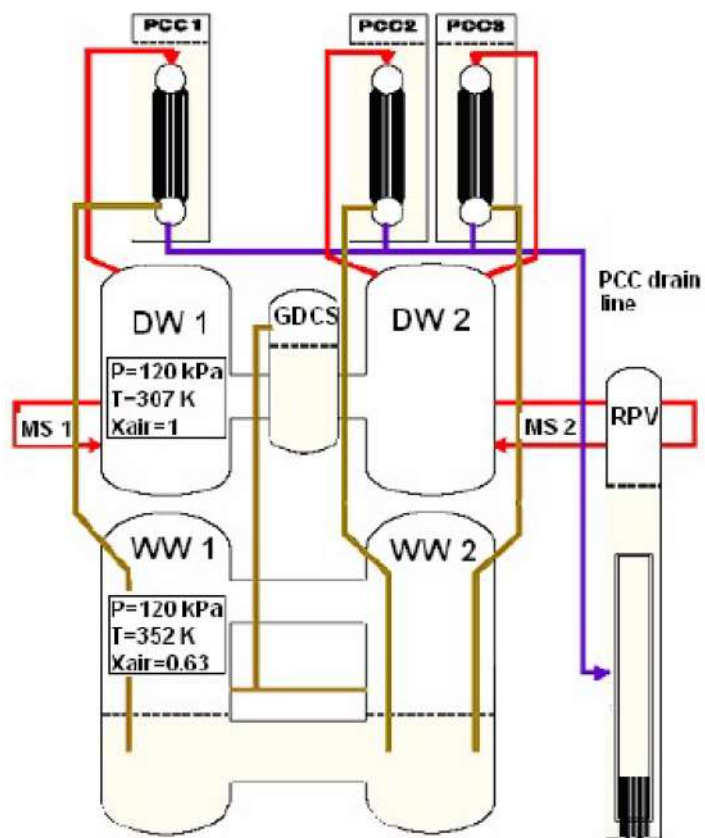
### (2) PANDA 試験概要 (参考文献2)

PANDA 試験は、PANDA 試験装置のうち、内径0.9mの連結管で接続された直径4m、高さ8m、容積90m<sup>3</sup>の円筒型圧力容器2体からなるドライウェルを対象として、放出ジェット流や自然対流、水素成層化等の事故時の格納容器内の諸現象を対象とした、自由区間における混合気体の3次元挙動及び多区画形状容器内における移行、混合、濃度分布の3次元挙動の詳細を把握し、緩和系の効果や、解析コードの検証のためのデータの提供を目的としている。

LOCA等を想定した1次冷却系からの高速ジェット吹き出し流及び緩やかな吹き出し流(プルーム)の2種類のパターンを中心に以下の5つのシリーズからなる計25ケースの試験が実施された。

- ・水平ジェット流試験(水蒸気及び空気系) Test-1~4
- ・水平ジェット流試験(水蒸気及びヘリウム系) Test-5~8
- ・器壁近傍のプルーム挙動試験 Test-9~17
- ・自由空間中のプルーム挙動試験 Test-18~24
- ・総合試験(水蒸気、ヘリウム及び空気系) Test-25

上記の試験のうちヘリウム濃度の成層化が確認された総合試験であるTest25については、実験解析と共に以降で説明する。



付図 2-1 PANDA 試験装置

### (3) PANDA 試験解析

NAI(Numerical Applications Inc.)社と PSI(Paul Scherrer Institut)により執筆された文献(参考文献3)において、PANDA 試験の Test 25 に対し GOTHIC コードによる再現解析が実施されている。本解析は、PANDA 試験 Test 25 における配管で接続されたタンク(付図 2-2)間の蒸気及びヘリウムの移流に起因する蒸気の熱成層ならびにヘリウムの成層化に対して、詳細なセル分割を採用することで GOTHIC コードが再現性能を有することを確認するものである。対象となる試験設備と条件を付表 2-1 及び付表 2-2 に示す。

対象となる試験では空気が満たされたタンク(DW)の片側に、内部の上向きノズルを経てヘリウム及び水蒸気が放出され、配管で接続された別のタンクへの移流などを含む挙動が観測されている。注入される気体は、2時間までは過熱蒸気とヘリウムの混合気体、以降は過熱蒸気のみである。

タンク形状を模擬し、詳細メッシュにより実施した再現解析は過渡挙動を比較的良好に再現している。片側のタンク(注入ノズルあり)においては、時間経過に伴いヘリウムがタンク上部に滞留することにより、上向きのプルームがタンク上端に至らず下方向に向けて流れ方向を変える様子が見られる。これに伴い隣接するタンクへの気体の流れ込みが増加し、隣接するタンクにおいてもヘリウムの存在割合が増加する。隣接タンクにおいては、蒸気及びヘリウム混合気体の流入に対し、壁面での凝縮が見られる。このため、タンク上部にヘリウムが滞留し、中～下部エレベーション近傍では混合気体の割合が高くなる(付図 2-3)。

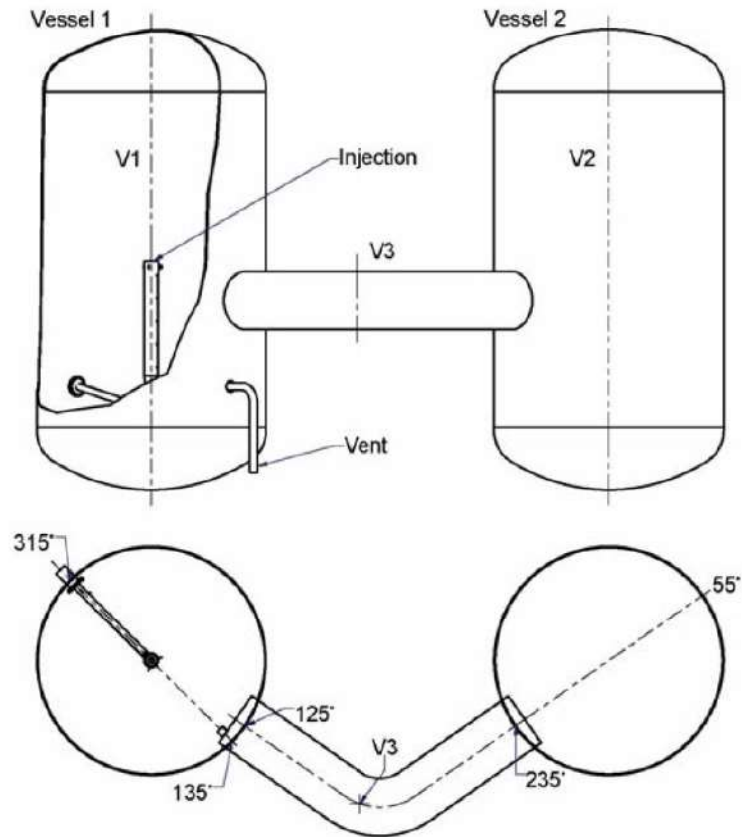
タンク上部では凝縮により蒸気成分が少なくなっており、ヘリウムも同時に冷却されて密度に変化が起き、下降流が発生する。しかしながらこの効果は過渡的であり、拡散による分布強度と相まって、タンク内のヘリウムは均質な拡散に向かう。時間経過に伴い、蒸気成分の減少、成分間の温度の平衡が進む。破断流が継続しているため、タンク 1 及び 2 共にヘリウムは上部に滞留したままとなる。結果的に、タンク 1 の上部に微量のヘリウムが、タンク 2 の上半分においては顕著に成層化したヘリウムが見られる(付図 2-4)。

付表 2-1 Test 25 試験条件

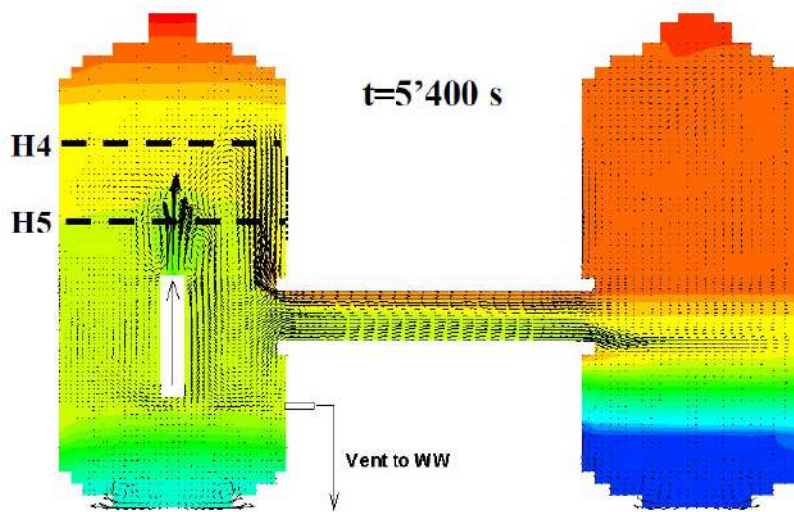
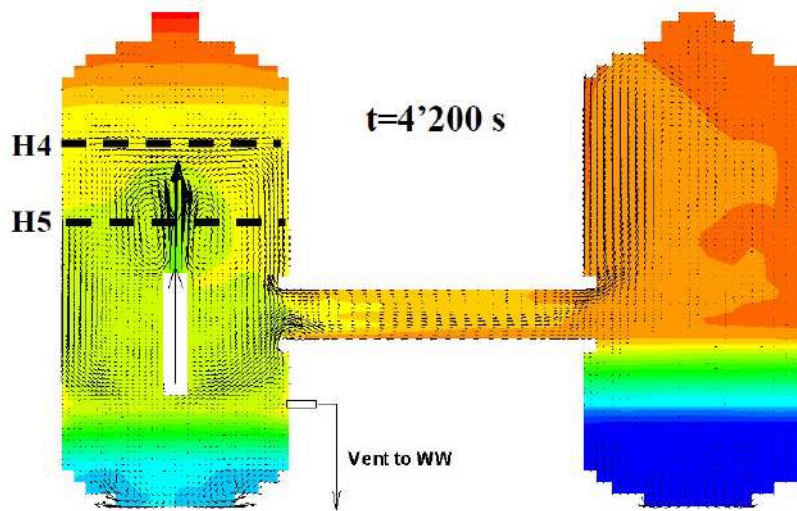
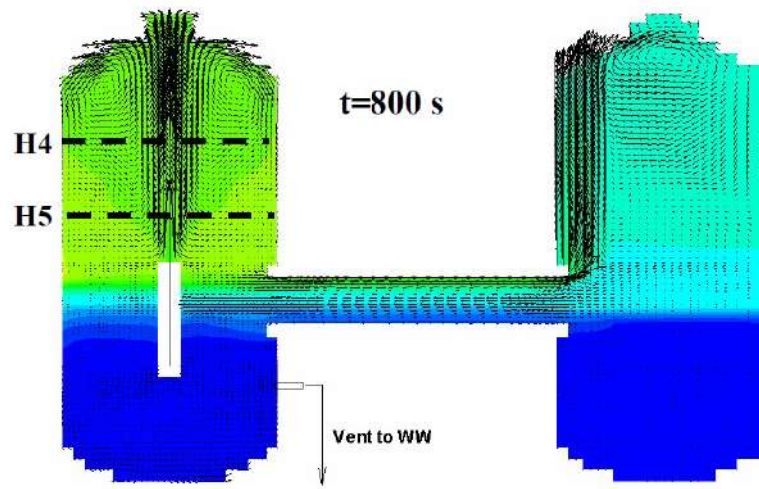
Test	Flow	Pipe diameter (m)	Fluid injected
Phase1 ~2 hours	垂直上方ジェット	0.2	過熱蒸気及びヘリウム混合
Phase2 2 hours~	噴水状, のち垂直上方ジェット	0.2	過熱蒸気

付表 2-2 Test 25 解析条件

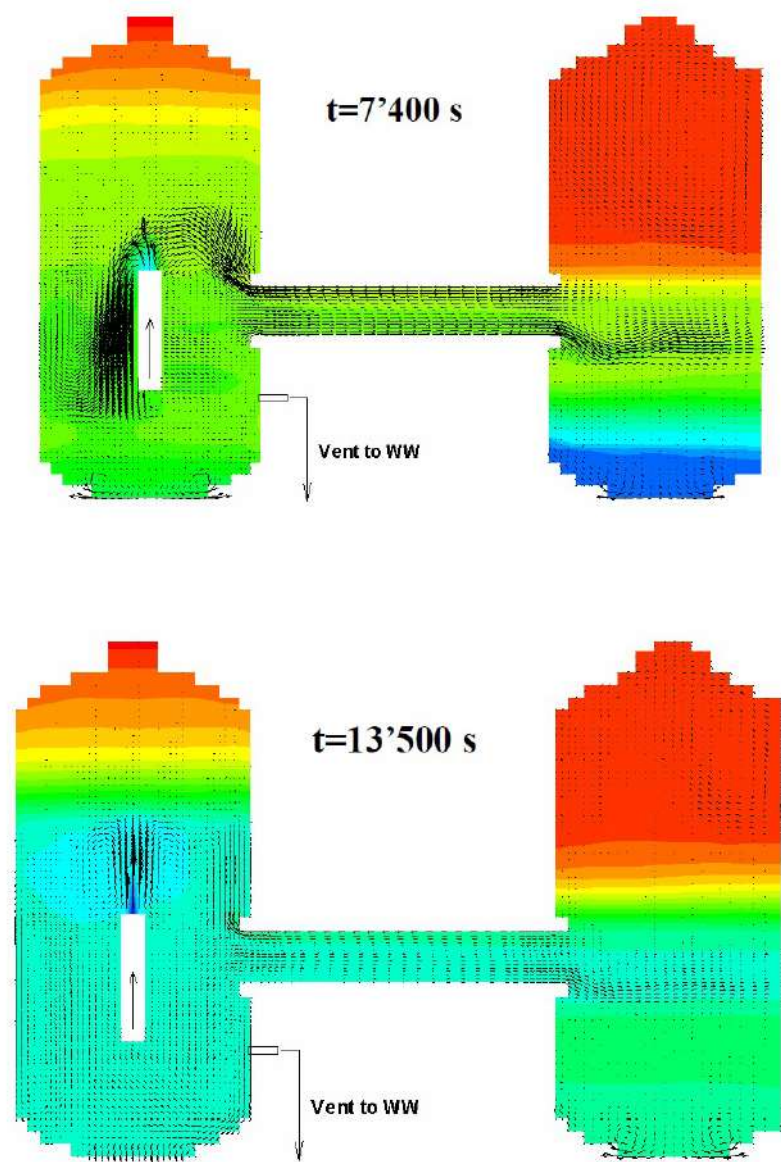
メッシュ	形状	タンク 1	接続配管	タンク 2	壁面熱伝達
詳細	シリンダー 半球 (ドーム)	21 19 50	15 5 10	13 15 48	・自然及び強制対流 ・Direct (DLM-FM)



付図 2-2 3種ガス混合試験 (Test25) 装置体系



付図 2-3 ヘリウムモル分率と流速(Phase1)



付図 2-4 ヘリウムモル分率と流速(Phase2)

(参考文献)

- [1] Analysis of OECD/CSNI ISP-42 Phase A PANDA Experiment Using RELAP5/mod3.3 and GOthic 7.2a Codes (International Conference Nuclear Energy for New Europe 2009)
- [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=格納容器内多次元流動解析手法の検証と自然対流冷却 AM 策への適用 (JNES/SAE06-057 H18 年 8 月)
- [3] SIMULATIONS OF BASIC GAS MIXING TESTS WITH CONDENSATION IN THE PANDA FACILITY USING THE GOthic CODE (Proceedings of the 16th International Conference on Nuclear Engineering ICONE16)



### 添付3 代替格納容器スプレイポンプの攪拌効果について

(財)原子力発電技術機構による平成11年度「格納容器内水素挙動解析評価に関する報告書」(参考文献1)では、重大事故等発生による水素成層化時における代替格納容器スプレイでの攪拌効果について検討がなされている。概要を以下にまとめる。

#### (1) 解析モデル概要

同検討では、INSPAT/CVコード( $\alpha$ -FLOWコードの非圧縮性流体解析モジュールに液滴、液膜モデル及びコンパートメントモデルを追加したコード)を用いて、原子炉格納容器上部での水素成層化状態におけるスプレイの攪拌挙動が解析されている。

解析は付図3-1に示されるとおり、原子炉格納容器の上部コンパートメントを対象に、約22,000メッシュに空間分割したモデルにより解析が実施される。解析の初期条件としては以下のとおり。

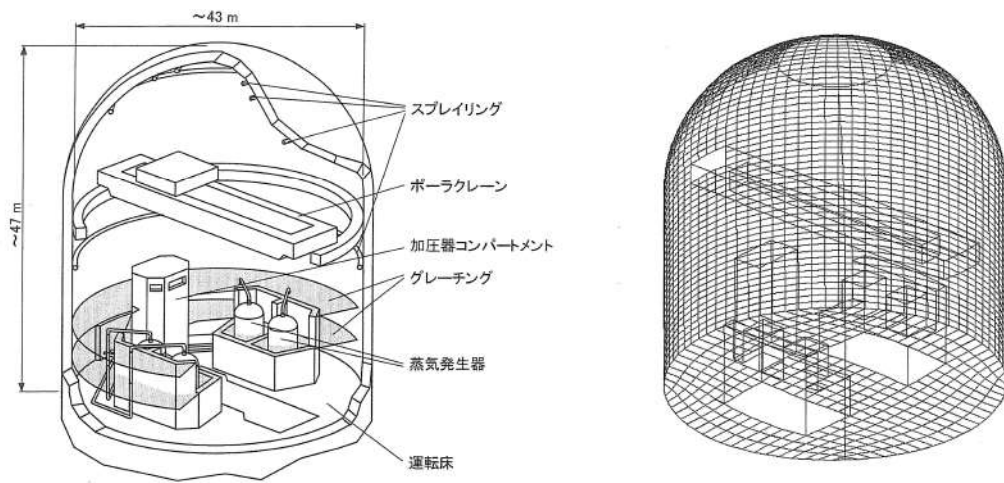
- ・水素は上部に滞留(上部にモル分率1.0, 下部は大気条件(平均モル分率約0.21))
- ・初期圧力: 0.3MPa(定格使用圧力の約1/2)
- ・初期温度: 400K(飽和温度相当)
- ・代替格納容器スプレイポンプ流量: 120m<sup>3</sup>/h/台(本設スプレイ定格流量の約1/10)

#### (2) 解析結果

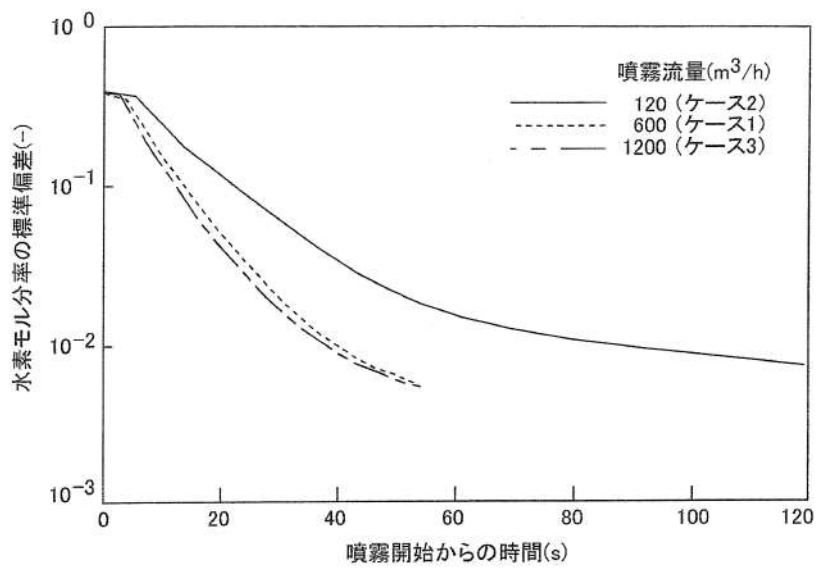
混合挙動に関するスプレイ流量の依存性を付図3-2に示すが、スプレイ流量が本設スプレイ流量の1/10となった場合においても、混合までの時間は長くなる傾向とはなるが、スプレイ開始から120秒後には原子炉格納容器内の水素モル分率の分布の標準偏差が $10^{-2}$ にまで低下し、水素は原子炉格納容器内で混合することが確認される。

#### (3) 結論

原子炉格納容器のドーム部で水素が滞留(成層化)した場合のスプレイによる水素濃度分布の攪拌について、INSPAT/CVコードを用いた解析により評価した。スプレイ流量が低下すると攪拌効果も遅れる傾向となるが、代替格納容器スプレイポンプとして想定される流量(本設スプレイ流量の約1/10)とした場合においても、スプレイ開始後の120秒程度で水素濃度が均一化することが確認された。



付図 3-1 原子炉格納容器概略構造と解析メッシュ



付図 3-2 水素モル分率の時間変化のスプレイ流量依存性

(参考文献)

- [1] (財)原子力発電技術機構, 平成 11 年度「格納容器内水素挙動解析評価に関する報告書」(平成 12 年 3 月)

(第5部 COCO コード)

## 目 次

### － 第5部 COCOコード －

1. はじめに .....	5-3
2. 重要現象の特定 .....	5-4
2.1 事故シーケンスと評価指標 .....	5-4
2.2 ランクの定義 .....	5-5
2.3 物理現象に対するランク付け .....	5-6
3. 解析モデルについて .....	5-8
3.1 コード概要 .....	5-8
3.2 解析モデル .....	5-8
3.3 入出力 .....	5-11
4. 妥当性確認 .....	5-14
4.1 重要現象に対する妥当性確認方法 .....	5-14
4.2 CVTR試験 .....	5-15
4.3 実機解析への適用性 .....	5-20
5. 有効性評価への適用性 .....	5-22
5.1 不確かさの取り扱いについて（評価指標の視点） .....	5-22
5.2 不確かさの取り扱いについて（運転員等操作の観点） .....	5-22
6. 参考文献 .....	5-23
添付1 解析コードにおける解析条件 .....	5-24
添付2 CVTR Test-3 測定温度について .....	5-25
添付3 NUPEC試験（M-3シリーズ）について .....	5-27

## 1. はじめに

本資料は、炉心損傷防止に関する重大事故対策の有効性評価（以下、「有効性評価」と称す。）に適用するコードのうち、COCO Ver.1（以下、「COCO コード」と称す。）について、

- ・有効性評価において重要となる現象の特定
- ・解析モデル及び入出力に関する説明
- ・妥当性確認
- ・有効性評価への適用性

に関してまとめたものである。

## 2. 重要現象の特定

### 2.1 事故シーケンスと評価指標

COCO コードが適用される、炉心損傷防止対策における重要事故シーケンスグループについて、具体的な重要事故シーケンス、及びその事象の推移と評価指標について記述する。

#### 2.1.1 炉心損傷防止対策のシーケンスグループ

##### (1) 全交流動力電源喪失 (RCP シール LOCA が発生する場合)

全交流動力電源喪失は、原子炉の出力運転中に、送電系統又は所内主発電設備の故障等により外部電源が喪失するとともに、非常用所内電源系統も機能喪失し、重要度が特に高い安全機能を有する構築物、系統及び機器の交流電源が喪失する事象を想定する(全交流動力電源喪失発生)。

その後、全交流動力電源喪失による原子炉補機冷却水系の機能喪失に伴い、1次冷却材ポンプシール部へのシール水注入機能及びサーマルバリアの冷却機能が喪失し、1次冷却材ポンプシール部からの冷却材喪失に至り、ECCS 等による冷却材の補給が行われない場合には炉心損傷に至る。また、原子炉格納容器内に1次冷却材が放出されることから、原子炉格納容器内の圧力及び温度が上昇し格納容器スプレイ等の除熱手段が作動しない場合には格納容器破損に至る。

この事象に対する炉心損傷防止対策としては、タービン動補助給水および主蒸気逃がし弁を用いた2次冷却系強制冷却があり、1次冷却系を冷却及び減圧し、蓄圧注入を促進させることで事故初期の炉心冷却を確保することができる。また、代替交流電源の確立後は、燃料取替用水タンクを水源とした代替炉心注入手段により、炉心損傷を防止することができる。また、格納容器破損防止策としては、再循環ユニットに通水を実施して格納容器内自然対流冷却を実施することで、原子炉格納容器内の圧力及び温度の上昇を抑制する事ができる。

COCO コードによる評価は、原子炉格納容器の健全性に問題がない事を確認することが目的であることから、評価指標は「原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器内温度」である。

(炉心冷却能力については M-RELAP5 コードによる解析で確認する)

##### (2) 原子炉補機冷却機能喪失

(1) 全交流動力電源喪失と同様である。

## 2.2 ランクの定義

本資料の本文「2. 有効性評価における物理現象の抽出」で抽出された物理現象のうちCOCOコードで評価する事象において、考慮すべき物理現象を対象に、表2-1の定義に従って「H」、「M」、「L」及び「I」のランクに分類し、「H」及び「M」に分類された物理現象を重要現象として抽出する。

表2-1 ランクの定義

ランク	ランクの定義	本資料での取り扱い
H	評価指標に対する影響度が大きいと考えられる現象	物理現象に対する不確かさを実験との比較や感度解析等により求め、実機評価における評価指標及び運転員等操作への影響を評価する
M	評価指標に対する影響が中程度と考えられる現象	事象推移を模擬する上で一定の役割を担うが、影響が「H」に比べて顕著でない物理現象であるため、必ずしも不確かさによる実機評価における評価指標及び運転員等操作への影響を評価する必要はないが、本資料では実機評価への影響を感度解析等により評価するか、「H」と同様に評価することとする
L	評価指標に対する影響が小さいと考えられる現象	事象推移を模擬するためにモデル化は必要であるが、評価指標及び運転員等操作への影響が明らかに小さい物理現象であるため、検証及び妥当性評価は記載しない
I	評価指標に対し影響を与えないか、又は重要でない現象	評価指標及び運転員等操作へ影響を与えないか、又は重要でない物理現象であるため、検証及び妥当性評価は記載しない



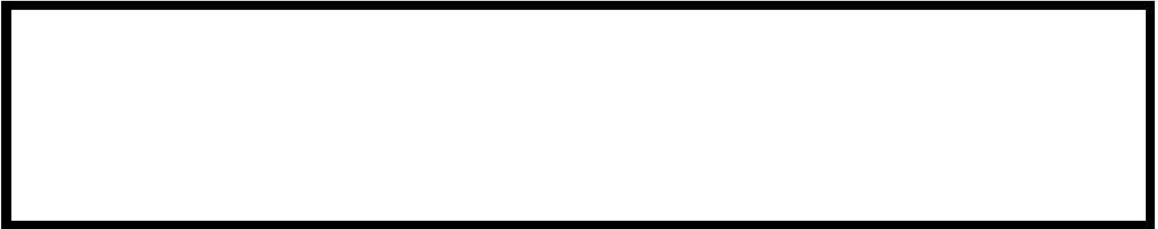
### 2.3 物理現象に対するランク付け

原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器内温度を評価指標とし、表 2-1 の定義に従い評価指標に対する影響度合いに応じて、事故シーケンスグループに対して抽出された物理現象について、表 2-2 のとおりランク付けを行い、「H」及び「M」に分類された物理現象を重要事象として抽出した。

なお、COCO コードを適用する事故シーケンスとしては「全交流動力電源喪失」時及び「原子炉補機冷却機能喪失」時の格納容器健全性評価である。両シーケンスに対する炉心冷却性確認のための解析は M-RELAP5 コードで実施しているが、解析としては共通である。したがって、本資料中では「全交流動力電源喪失」を代表として記載するものとする。

#### 2.3.1 原子炉格納容器関連

##### (1) 放出質量流量、放出エネルギー流量（1次冷却系からの冷却材放出）



##### (2) 気液界面の熱伝達



##### (3) 構造材との熱伝達及び内部熱伝導



##### (4) 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却



枠囲いの内容は、商業機密に属します  
ので公開できません。

表 2-2 各物理現象に対して重要度の分類

分類	物理現象	評価指標
		全交流動力電源喪失 (原子炉補機冷却機能喪失)
		原子炉格納容器圧力 原子炉格納容器内温度
原子 炉 格 納 容 器	放出質量流量・放出エネルギー流量	H (COCO コードでは計算しないため「I」)
	気液界面熱伝達	L
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	H
	格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却	H (COCO コードでは計算しないため「I」)

### 3. 解析モデルについて

#### 3.1 コード概要

COCO コード(Ref. [1])は, LOCA 時の原子炉格納容器内の圧力, 温度変化の評価を主目的に, 米国 Westinghouse 社により開発された原子炉格納容器内圧解析コードであり, 原子炉格納容器内を気相系と液相系に大別し, 各系内では状態は一樣とし, 各々の系について質量及びエネルギー保存則を解く。

気相部の蒸気については過熱及び飽和状態, 液相部の水については飽和及び未飽和状態を模擬することができ, どの状態にあるかは圧力, 流体温度を内蔵された蒸気表に照らして蒸気及び水の状態を判別して, 対応した状態方程式を用いる。また, 原子炉格納容器スプレイ設備等の減圧系のみならず, 原子炉格納容器内構造物との間の熱の授受もモデルとして組み込まれている。

#### 3.2 解析モデル

COCO コードの評価モデル図を図 3-1 及び図 3-2 に示す。

##### 3.2.1 ノード

対象とする流体としては空気, 蒸気を取扱い, 空気は理想気体として取扱う。ノードは単一であり, ノードの中は空気-蒸気混合相と液相の 2 相に分離し, 各相内の温度, 圧力は均一であるとして取扱う。ノード内の状態量は次の 4 区分に分けて模擬する。

- (i) 過熱蒸気とサブクール水
- (ii) 飽和蒸気とサブクール水
- (iii) 過熱蒸気と飽和水
- (iv) 飽和蒸気と飽和水

##### 3.2.2 保存則

原子炉格納容器内の空気-蒸気混合相, 液相の温度, 圧力は質量保存式, エネルギーの保存式, 体積方程式, 状態方程式等を数値解法により解き求めている。

<質量保存則>

$$\frac{dM_a}{dt} = \sum (m_a)_v$$

$$\frac{d[M_{s1} + M_{w1}]}{dt} = \sum (m_s)_i + \sum [(m_s)_v - m_C + m_B] \quad \dots \textcircled{1}$$

$$\frac{d(M_{w2})}{dt} = \sum (m_w)_i - m_R + m_{SP} + m_C - m_B$$

ここで,

- $M_a$  : 空気質量
- $(m_a)_v$  : 空気ベント流量
- $M_{s1}$  : 蒸気質量 (蒸気相)
- $M_{w1}$  : 水質量 (蒸気相)
- $(m_s)_i$  : 放出質量流量 (蒸気相)
- $(m_s)_v$  : 蒸気ベント流量
- $m_c$  : 凝縮質量流量
- $m_B$  : 沸騰質量流量
- $M_{w2}$  : 水質量 (液相)
- $(m_w)_i$  : 放出質量流量 (液相)
- $m_R$  : 格納容器再循環サンプル取水流量
- $m_{SP}$  : 格納容器スプレー流量

サンプル水がサブクール水の場合には沸騰質量流量  $m_B=0$  となり、蒸気が過熱状態の場合には凝縮質量流量  $m_c=0$  となる。

質量保存則は原子炉格納容器内の空気、蒸気、水に対し各々考慮している。①式の右辺は各相への質量の収支を表すが、破断流の他、蒸気相に対しては凝縮による減少、格納容器再循環サンプル水の沸騰による増加も考慮している。また、水 (液相) に対しては、さらに格納容器再循環サンプルからの再循環時の取水による減少、格納容器スプレー水による増加も考慮している。

<エネルギー保存則>

$$\frac{d(M_i h_i)}{dt} - V \frac{dP}{dt} = \sum(m_i h_i) + \sum Q \dots \textcircled{2}$$

但し、  $M_i$  : 原子炉格納容器内の各相質量 (i = 空気 - 蒸気, 液相)

$h_i$  : エンタルピー (i = 空気 - 蒸気, 液相)

$t$  : 時間

$V$  : 原子炉格納容器有効体積

$P$  : 圧力

$m$  : 原子炉格納容器内の質量流量

$Q$  : 熱量

エネルギー保存則は原子炉格納容器内の空気 - 蒸気相、水 (液相) に対し各々考慮している。②式の右辺の第1項は、原子炉格納容器内各相への放出エネルギー流量である。右辺の第2項は原子炉格納容器減圧装置 (スプレー系, 空調系), ヒートシンク, 再循環運転に起因して流出入する熱量である。

<体積方程式>

$$V = V_{as} + V_{\ell} \cdots \textcircled{3}$$

但し、 $V$  : 原子炉格納容器有効体積  
 $V_{as}$  : 空気-蒸気相体積  
 $V_{\ell}$  : 液相体積

原子炉格納容器体積は一定であるので、原子炉格納容器内の空気-蒸気相体積と液相体積の合計が保存される。

### 3.2.3 ヒートシンク

原子炉格納容器本体及び内部構造物は平板として模擬され、表面熱伝達係数は修正田上-内田の式が内蔵されている。全交流動力電源喪失時の格納容器健全性評価においては内田の式を適用している。

ヒートシンクとしての原子炉格納容器本体及び構造物内部の温度は厚み方向の分布を考慮し、縦、横方向の分布は一定であるとする。ヒートシンクの温度分布は、一般的な1次元熱伝導方程式(④式)を厚さ方向に分割して解く事により求める。但し、内表面及び外表面については雰囲気との熱伝達も考慮する。

$$\rho C_p \frac{dT}{dt} = \frac{d}{dX} \left[ k \frac{dT}{dX} \right] \cdots \textcircled{4}$$

但し、 $\rho$  : 密度  
 $C_p$  : 定圧比熱  
 $T$  : 温度  
 $t$  : 時間  
 $k$  : 熱伝導率  
 $X$  : 厚さ方向位置

### 3.2.4 その他

工学的に必要とされる以下の項目を選択模擬して評価することができる。

- ① 格納容器スプレイによる除熱量計算
- ② 格納容器空調装置による除熱量の計算
- ③ 格納容器再循環サンプル水温度、格納容器スプレイ冷却器、余熱除去冷却器、原子炉

補機冷却水冷却器間の熱平衡量の計算とこれらによる空気-蒸気混合相、液相からの除熱量の計算

- ④ ノードへの空気の添加，除去の影響
- ⑤ 外気との熱伝達（太陽熱，輻射，対流）の影響

### 3.3 入出力

COCO コードによる評価の入出力を図 3-1 に示す。また，主要なインプットデータは以下の通り構成される。インプットデータの元となる「原子炉格納容器関連データ」，「境界条件データ」を整理した解析条件を添付 1 に示す。

- ① 原子炉格納容器の自由体積
- ② 原子炉格納容器内構造物の形状，数量，物性，初期温度など
- ③ 格納容器スプレイ，減圧系の特性及び作動パラメータ
- ④ 原子炉格納容器圧力，温度，湿度などの初期条件
- ⑤ 破断流（放出質量流量及び放出エネルギー流量）（全交流動力電源喪失時の評価で M-RELAP5 コードの計算結果を入力）

上記をインプットデータとして，原子炉格納容器内圧解析を実施し，以下のアウトプットデータを得る。

- ① 原子炉格納容器圧力変化
- ② 原子炉格納容器内温度変化
- ③ 格納容器再循環サンプル水の温度変化
- ④ 熱構造体（ヒートシンク）温度

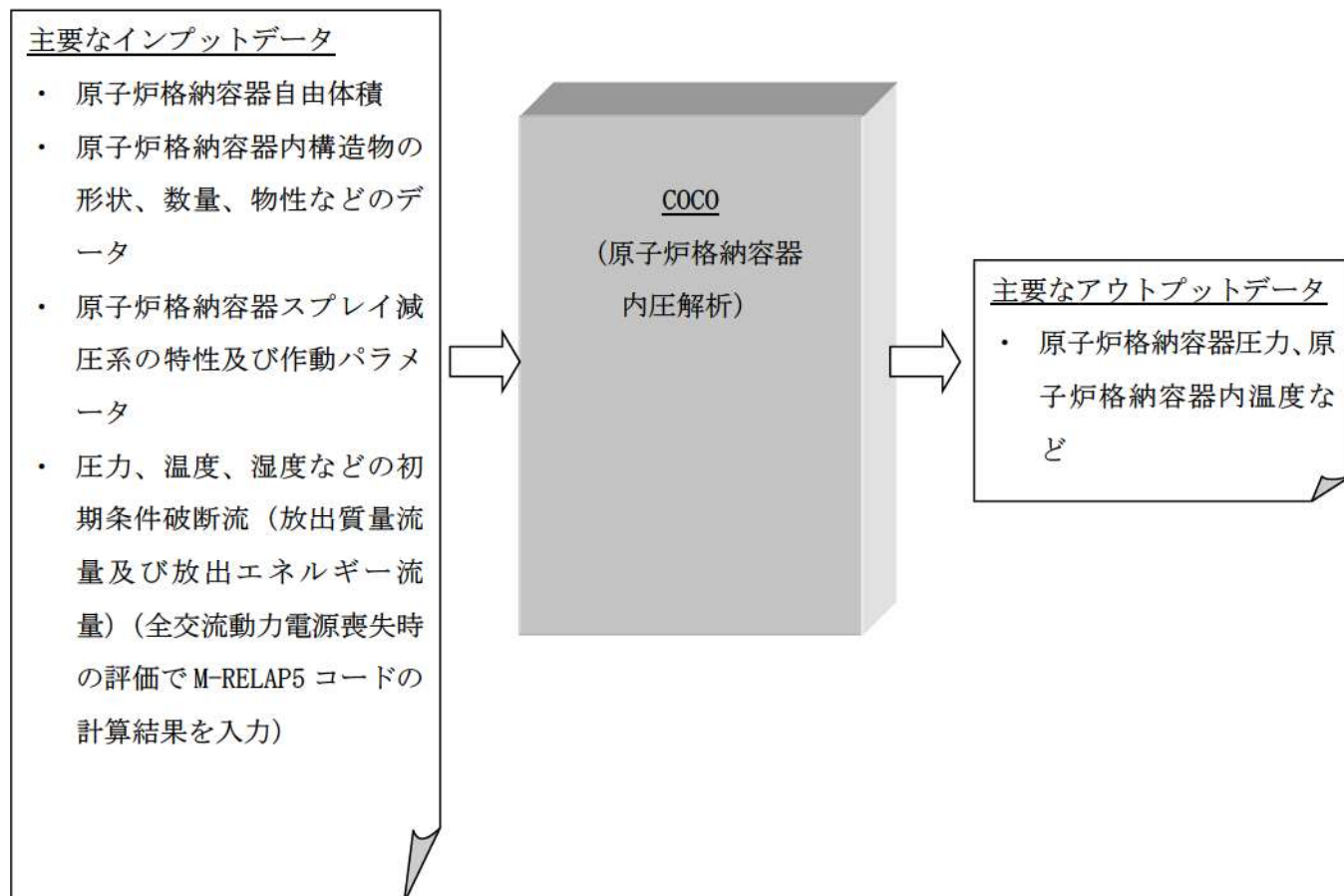


図 3-1 COCO コードモデル

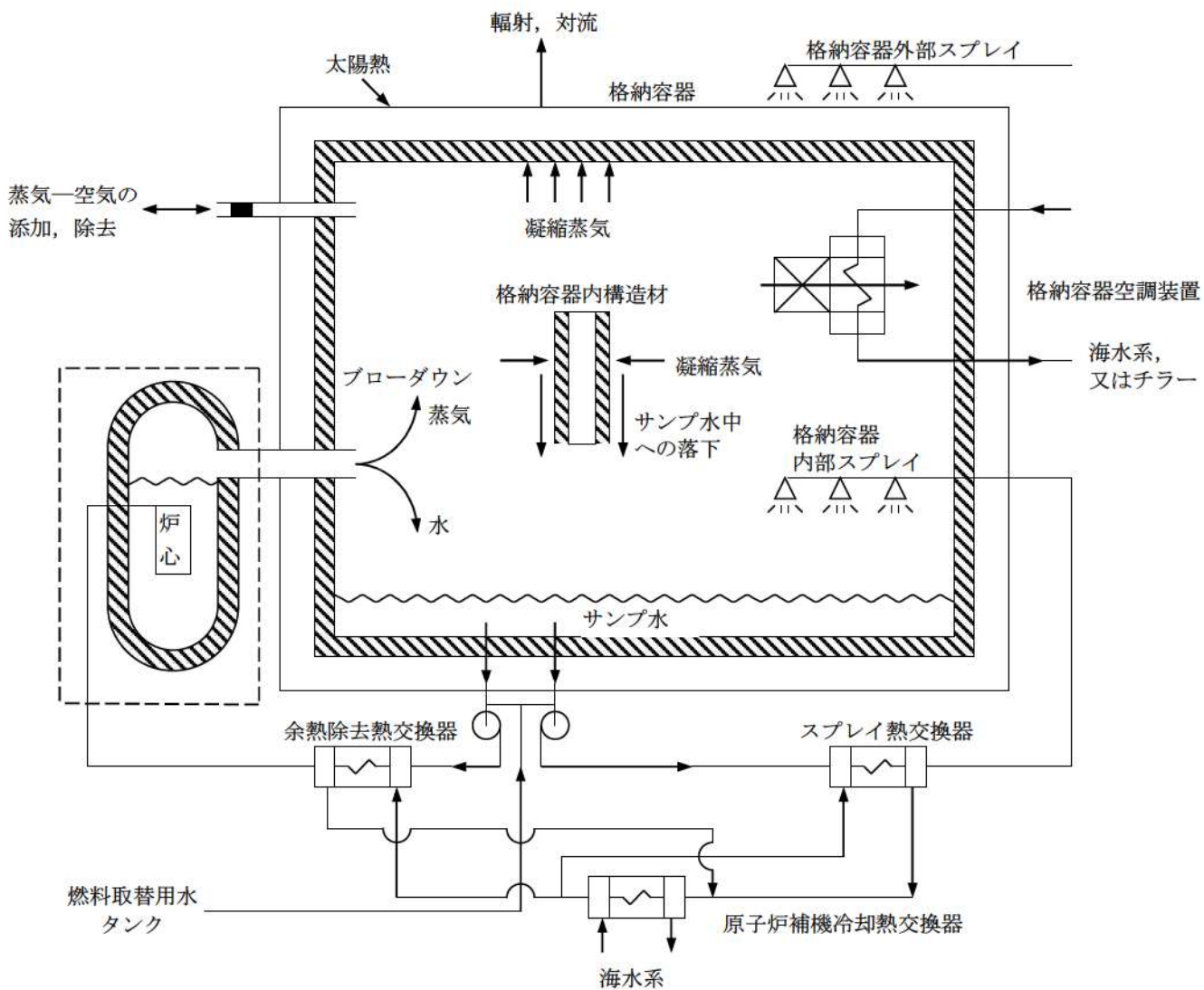


図 3-2 COCO コードモデル概念図



#### 4. 妥当性確認

##### 4.1 重要現象に対する妥当性確認方法

COCO コードの原子炉格納容器健全性評価への適用性検証のため、CVTR (Carolina Virginia Tube Reactor) 実験解析を実施した。CVTR 実験は設計基準事故 (DBA) を模擬した総合試験であるが、前述の通り、重要となる原子炉格納容器への放出質量流量及び放出エネルギー流量に対する原子炉格納容器の除熱性能を確認するための試験データとして採用する。対象とした実験ケースは Test-3 であり、一定時間の蒸気放出後、格納容器スプレイを作動させずに蒸気の凝縮及び自然対流による減圧挙動を観測したケースである。

また、表 4-1 に「H」ランクとして抽出された重要現象とその妥当性確認方法を示す。

表 4-1 重要現象に対する妥当性確認方法

分類	物理現象	CVTR Test-3 実験解析	関連モデル
原子炉格 納容器	構造材との熱伝達 及び内部熱伝導	図 4-3 図 4-4	ヒートシンク熱伝達モデル ヒートシンク内熱伝導モデル

## 4.2 CVTR 試験

実験は 1969 年に U.S. Atomic Energy Commission's Water Reactor Safety Program の一部として実施された。このプロジェクトの目的は、CVTR 格納容器を用いて発電用原子炉の安全評価に直接適用可能な情報を得ることにあつた。(Ref. [2])

### 4.2.1 試験装置の概要

#### (a) 格納容器

格納容器は鉄筋コンクリート製で、平らな底板のあるシリンダ構造物に半円球ドームをかぶせた構造になっている。自由体積は約 6,400m<sup>3</sup>である。

#### (b) 蒸気注入設備

試験で用いる蒸気は、格納容器近隣にある石炭火力発電所より供給される。

#### (c) 格納容器スプレイ

格納容器の減圧用散水スプレイシステムが DBA 模擬実験のために設置された。スプレイノズルは格納容器をカバーできるように配置されている。

#### (d) 計測設備

CVTR 試験では格納容器内圧力、格納容器内空気温度、格納容器壁面温度などが計測されている。

### 4.2.2 試験条件 (Test-3)

初期格納容器圧力：大気圧

初期格納容器温度：約 27 (°C)

注入質量流量 : 45 (kg/sec)

エネルギー注入流量 :  $3 \times 10^4$  (kcal/sec)

蒸気注入終了時刻 : 166.4 (sec)

格納容器スプレイ : 作動無し

### 4.2.3 試験結果 (Test-3)

最高圧力 : 1.27 (kg/cm<sup>2</sup>G)

最高圧力発生時刻 : 163 (sec)

最高温度 : 113 (°C)

最高温度発生時刻 : 163 (sec)

### 4.2.4 解析結果

図 4-1 に COCO コードの解析モデル概念図を、図 4-2 に CVTR 格納容器構造の概略図を

示す。COCO コードでは、原子炉格納容器内部の熱的状态を単一ノードで模擬し、その内部で空気-飽和蒸気混合相と液相の2相に分離し各相内の圧力、温度は均一であるとして扱われる。

ヒートシンク表面の熱伝達モデルとしては修正内田の式を使用している。なお、本モデルは全交流動力電源喪失時の原子炉格納容器健全性評価で使用しているモデルと同様である。なお、解析においては外部との熱伝達を考慮せず、断熱扱いとしている。また、自由体積やヒートシンクデータについては特に保守性を考慮せずに As Built データを使用している。

COCO コードを用いた検証解析の結果を図 4-3、図 4-4 に示す。図 4-3 に示すように、原子炉格納容器圧力については解析結果が実験結果（原子炉格納容器最高圧力）を上回って推移していることが確認できる。また、原子炉格納容器内温度については、解析結果が測定位置を勘案して算出した CVTR 実験装置の平均温度を上回って推移していることが確認できる。これは修正内田の式がヒートシンク表面の熱伝達を過小評価していることを示しており、これにより試験結果に対してピーク圧力は約 1.6 倍、ピーク温度は約 40° F（約 20°C）それぞれ高めの解析値を得ている。

従って、放出された蒸気がヒートシンク表面で凝縮するような事象に対して、熱伝達モデルとして修正内田の式を使用した COCO コードによる解析は原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器内温度を高めに評価しているといえる。

表 4-2 CVTR と実機 PWR の比較

	CVTR	PWR プラント(注 1)
格納容器自由体積(m <sup>3</sup> )	6,400	約 42,000～約 73,000
放出質量流量 (kg/sec)	45	約 85～5 (注 2)
放出エネルギー流量 (kcal/sec)	30,000	約 27,000～1,000 (注 2)

(注 1) 代表 2, 3, 4 ループプラント

(注 2) 全交流動力電源喪失事象における 24 時間までの解析結果

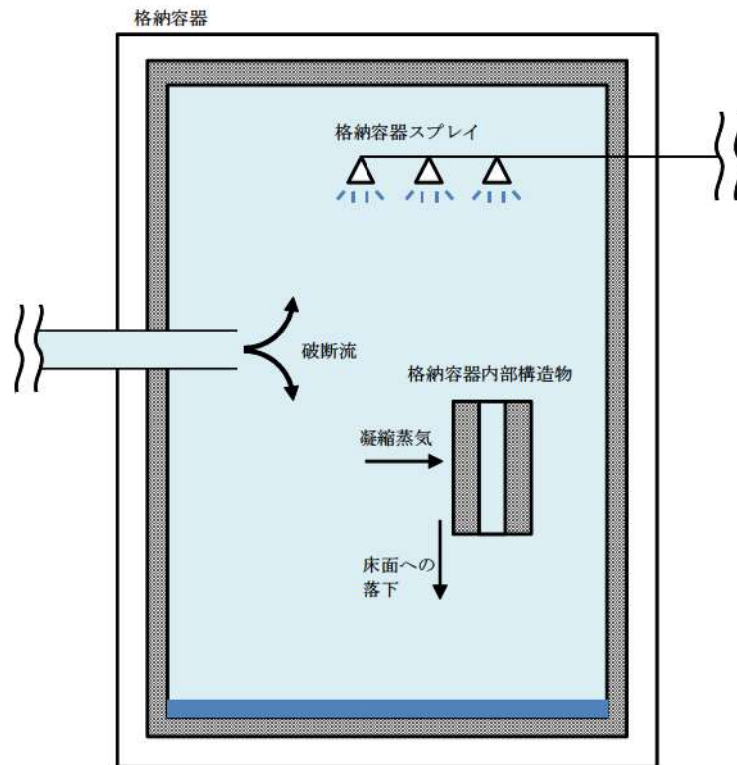


図 4-1 COCO コード解析モデル概念図

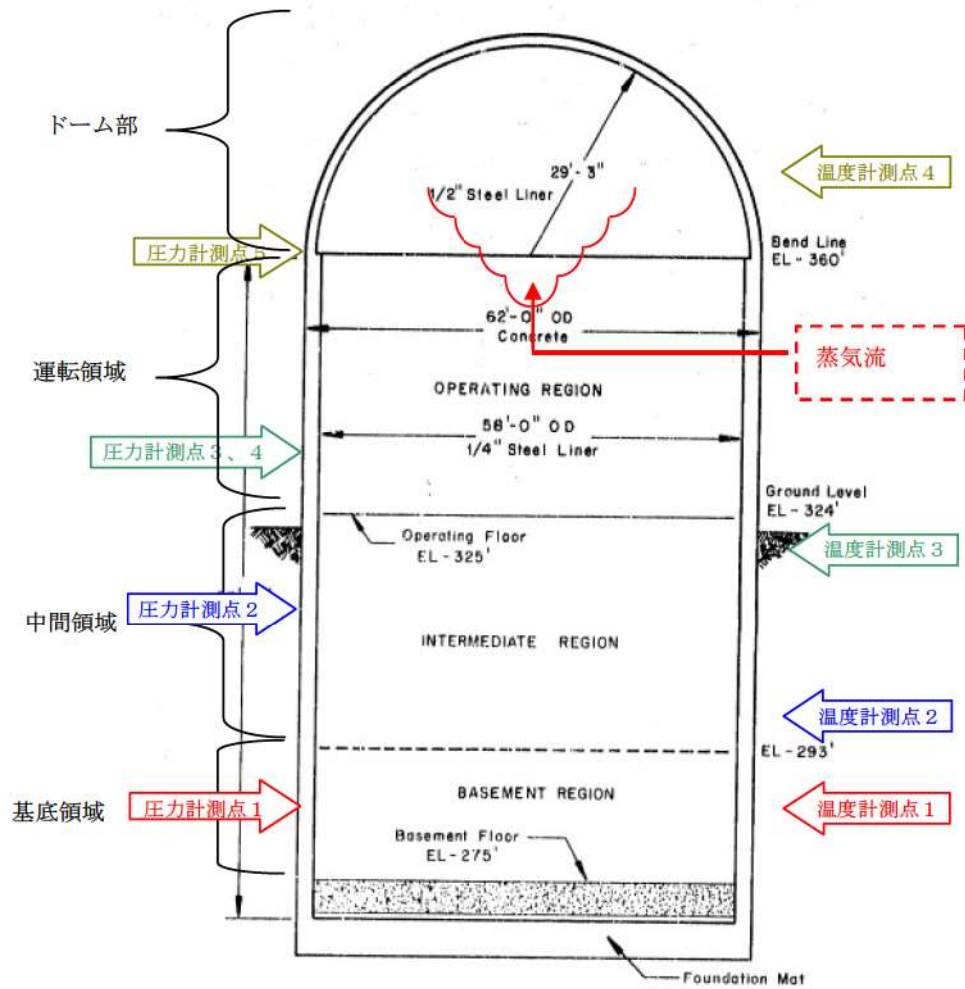


図 4-2 CVTR 格納容器構造概要図

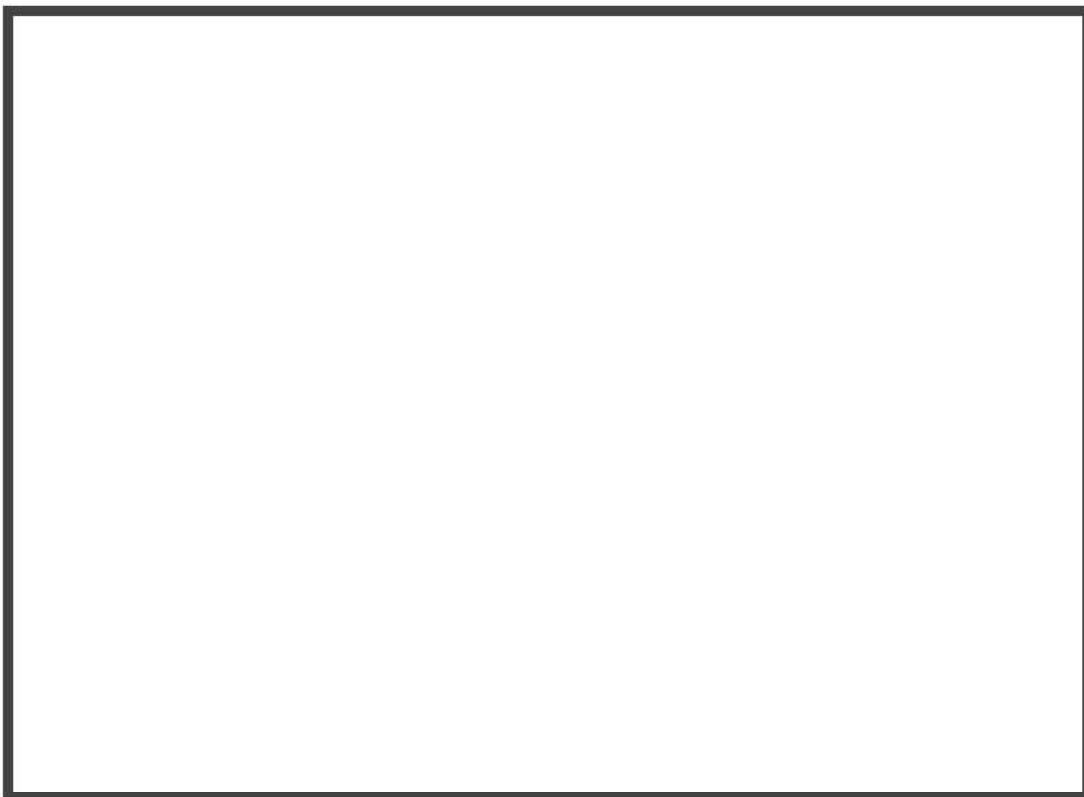


図 4-3 CVTR 実験 (Test-3) 圧力変化



図 4-4 CVTR 実験 (Test-3) 温度変化

枠囲いの内容は、商業機密に属  
しますので公開できません。

#### 4.3 実機解析への適用性

COCO コードを使用した実機解析で対象とする事故シーケンスは全交流動力電源喪失であり、RCP シール部の破損により 1 次冷却材が原子炉格納容器内に放出され、原子炉格納容器内圧、雰囲気温度が上昇する状況を COCO コードにより解析評価を実施している。内圧及び温度の上昇を抑制する効果としては原子炉格納容器内の構造物によるヒートシンク効果しか期待できないため、検証解析としては CVTR 試験 Test-3 を選定している。この試験は 4.2 で述べたとおり、格納容器内に蒸気を一定時間放出させて、その後ヒートシンク効果により減圧及び冷却させており、内圧及び温度の抑制効果として、ヒートシンクにのみ期待している点が全交流動力電源喪失事象と類似している。CVTR 試験装置と実機 PWR の比較を表 4-2 に示す。自由体積は実機 PWR に対して 1/10 程度であるが、放出質量流量及び放出エネルギー流量については、実機 PWR における「全交流動力電源喪失時」のそれらとほぼ同等である。この点が、実験検証と実機 PWR における「全交流動力電源喪失時」の条件の大きな違いであるものの、添付 3 に示す漏えい量の小さい NUPEC 試験の知見(Ref. [3][4])から、COCO コードを実機 PWR における「全交流動力電源喪失時」の原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器内温度を評価する場合に用いることは妥当であるといえる。

また、ヒートシンク表面における熱伝達の不確かさについては、熱伝達モデルとして修正内田の式を適用することで、格納容器圧力についてはピーク圧力を約 1.6 倍高く、格納容器雰囲気温度については約 40° F (約 20°C) 高めに評価することを確認している。したがって、CVTR 試験 Test-3 で妥当性が確認された COCO コードを実機 PWR の「全交流動力電源喪失」時の原子炉格納容器健全性解析に使用することは妥当である。

CVTR 検証解析では、格納容器自由体積やヒートシンク物量として最適値を使用しているが、格納容器圧力及び温度を高めに予測している。この過大評価の傾向はヒートシンク表面の凝縮熱伝達を小さく見積もることによるが、特にドーム部についてフルスケール規模に外挿すると、自由体積、即ち熱源となる蒸気量に対してヒートシンクとなる壁面の割合が相対的に小さくなることから、過大評価傾向は緩和される傾向になるものと考察される。しかし、熱伝達による凝縮を小さく予測するモデルであること、さらには実機 PWR の解析では不確かさを考慮して自由体積やヒートシンク物量がそれぞれ小さく設定されることから、実機 PWR の原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器内温度を高めに評価されると判断できる。

実機の「全交流動力電源喪失」事象に対する有効性評価解析では事故後 24 時間までの解析を実施しており、CVTR 実験や NUPEC 試験よりも長期間となるが、放出された蒸気が原子炉格納容器内の構造物(ヒートシンク)との熱伝達により凝縮することで原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器内温度の上昇を抑制するという現象は事象発生直後から長期に至るまで継続する。したがって、CVTR 実験に対する検証解析や NUPEC 試験の結果から得られる COCO コードの実機解析への適用性は、長期にわたる有効性評価解析に対しても当てはまると判断

できる。

また、COCO コードによる解析は原子炉格納容器を単一ノードとした原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器内温度等の解析であることから、ループ数が異なるプラントにおいても適用が可能である。

以上より、COCO コードは実機の「全交流動力電源喪失」への適用性を有するとともに、本章の検証及び妥当性確認によりヒートシンク熱伝達モデル及びヒートシンク内部熱伝導モデルの不確かさについても、実機の「全交流動力電源喪失」に適用できるといえる。



## 5. 有効性評価への適用性

4章にて議論した実験解析を踏まえ、COCO コードでHランクとした物理現象の不確かさについては、下記の通りである。

構造材との熱伝達については修正内田の式を用いることで、熱伝達率を小さく見積もることができ、評価指標である原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器内温度を高め評価できることが確認された。

以下においては、COCO コードを用いて評価を実施する重要事故シーケンスにおいて評価指標の視点及び運転員等操作の視点から、上記の不確かさがどのような影響を与えるか考察を行った。

### 5.1 不確かさの取り扱いについて（評価指標の視点）

COCO コードが適用される重要事故シーケンスは炉心損傷防止対策における「全交流動力電源喪失（RCP シール LOCA）」である。本事象では、1次冷却材ポンプシールからの1次冷却材漏えいが発生し、漏えいに伴い質量及びエネルギーの放出が生じるが、原子炉格納容器内のヒートシンクによる除熱により、圧力及び雰囲気温度の上昇が抑制される。従って、1次冷却系からの放出質量流量及び放出エネルギー流量と原子炉格納容器内ヒートシンクによる吸熱が重要な物理現象となり、COCO コードではプラント過渡解析コードであるM-RELAP5 コードで計算される放出質量流量及び放出エネルギー流量を境界条件として与え、原子炉格納容器内のヒートシンク量やヒートシンク表面の熱伝達係数を小さく設定（修正内田の式を適用）することで、原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器内温度を高め評価することができる。

### 5.2 不確かさの取り扱いについて（運転員等操作の観点）

本事象における運転員等操作としては、原子炉格納容器圧力が最高使用圧力まで上昇した時に、格納容器再循環ユニットに通水を実施して格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器内温度の上昇を抑制することであるが、最高使用圧力に到達するまでには十分な時間余裕があるため、不確かさが運転員等操作に影響を与えることはない。

## 6. 参考文献

- [1] 三菱PWR原子炉格納容器内圧評価解析手法, MHI-NES-1016, 改0 三菱重工業, 平成12年
- [2] R. C. Schmitt, et al., “Simulated Design Basic Accident Tests of The Carolinas Virginia Tube Reactor Containment”, TID-4500, Dec. 1970
- [3] 財団法人 原子力発電技術機構, 原子炉格納容器信頼性実証試験 可燃性ガス濃度分布・混合挙動試験 (最終試験報告書), 平成5年3月 (非公開資料)
- [4] 独立行政法人 原子力安全基盤機構 (財団法人 原子力発電技術機構), 「溶接部等熱影響部信頼性実証試験 (原子炉格納容器) に関する報告書 (平成4年度)」, 平成5年3月

添付1 解析コードにおける解析条件

表 解析コードにおける解析条件

分 類	解析条件	
原子炉格納容器関連データ	原子炉格納容器内自由体積	
	初期温度	
	初期圧力	
	ヒートシンク（伝熱面，表面積，厚さ，材質の物性，初期温度）	原子炉格納容器ドーム部およびリングガータ
		原子炉格納容器シリンダ部
		原子炉格納容器コンクリート
		スチールラインドコンクリート
		雑鋼材（炭素鋼）
		雑鋼材（ステンレス・スチール）
		雑鋼材（銅フィン・チューブ）
		配管（ステンレス・スチール（内部に水有））
		配管（ステンレス・スチール（内部に水無））
		配管（炭素鋼（内部に水有））
	配管（炭素鋼（内部に水無））	
	検出器等（アルミニウム）	
境界条件データ	破断流	
	放出質量流量	
	放出エネルギー流量	

## 添付2 CVTR Test-3 測定温度について

CVTR 試験では、4カ所の異なる高さ位置に温度計を設置して温度測定を実施している。  
(Ref. [2])

付図 2-1 に 4カ所での測定値と COCO コードでの解析値を示す。Test-3 試験では格納容器の上部に直接蒸気を放出しているため、上部の温度が高くなりやすい傾向にある。放出蒸気によって暖められた空気-蒸気の混合気体が拡散することで下部の温度も上昇しているが均一に混ざるには至っていない。

一方、COCO コードでは解析体系を 1 ノードで扱うため、算出された温度は系全体の平均温度となる。COCO コードによる解析結果と試験結果を比較するために、試験結果の平均値を算出した。平均温度の算出方法は次項に示す。

この平均温度と比較して COCO コードの解析結果は全解析期間にわたって高めの温度を予測していることから、全交流動力電源喪失時の原子炉格納容器健全性評価で使用している熱伝達モデル(修正内田の式)を使えば試験結果を高めに予測できるといえる。

なお、本試験では高温蒸気を格納容器の上部に放出しているため、密度差による対流が起こりにくい状況であると考えられるが、PWR プラントにおける SBO 時 RCP シール LOCA の事象では格納容器の下部に高温の 2 相流体が放出され、蒸気が密度差によって原子炉格納容器上部に拡散すると考えられるため、Test-3 のような広い空間における顕著な温度分布は生じないと考えられる。



付図 2-1 CVTR Test-3 測定温度と COCO コードの解析結果の比較

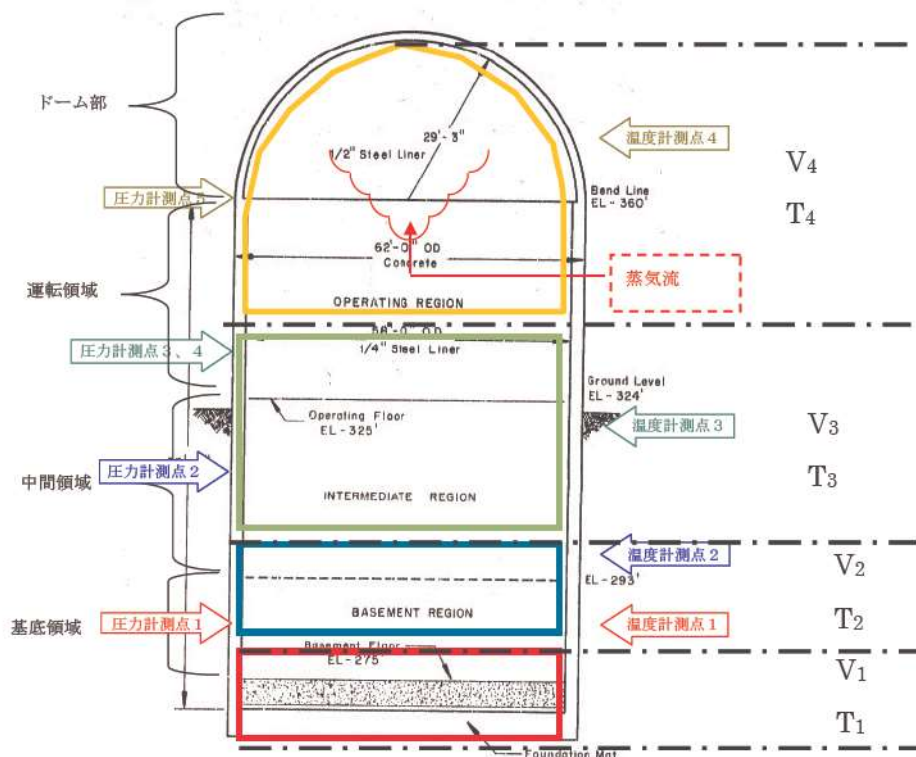
<平均温度の算出方法>

各測定点（高さ）の担当範囲の境界を測定点の中間高さとして、担当範囲の体積を求めて、各測定点の担当体積に応じた重みを掛けて平均温度を算出した。

$$T_{avg} = \frac{T_1 \times V_1 + T_2 \times V_2 + T_3 \times V_3 + T_4 \times V_4}{V_1 + V_2 + V_3 + V_4}$$

$V_i$  : 測定点  $i$  の担当する体積

$T_i$  : 測定点  $i$  における測定温度



付図 2-2 平均温度算出のための体積区分

### 添付3 NUPEC 試験 (M-3 シリーズ) について

(財)原子力発電技術機構 (NUPEC) において昭和 62 年～平成 4 年に実施された可燃性ガス濃度分布・混合挙動試験であり、炉心損傷事故時における格納容器内水素の濃度分布と混合挙動及び格納容器内水素の燃焼挙動を把握するとともに、放出蒸気等による水素燃焼抑制効果も併せて確認し、また格納容器内の放射性物質の捕集特性の把握ならびに格納容器の耐圧機能限界の把握を行い、格納容器の健全性について総合的評価を実施したものである。

一連の試験の中で、格納容器内に水蒸気のみを放出した試験が実施されており (M-3 シリーズ)、ここではこの試験結果を参照して COCO コードの実機解析への適用の妥当性について確認する。

#### <試験の概要>

##### (1) 格納容器

格納容器はドライ型 4 ループ PWR の 1/4 規模であり、4 ループ相当の区画が模擬されており、自由体積は 1,300m<sup>3</sup>である。付図 3-1 に試験設備の概要図を示す (Ref. [4])。

##### (2) 蒸気供給設備

配管破断時の放出蒸気を模擬するため蒸気供給設備を設けている。

##### (3) 計測設備

雰囲気温度、圧力、格納容器壁面温度、区画壁面温度が計測されている。圧力は区画間圧力損失が微小であることからドーム部の圧力を代表して測定している。区画壁面温度及び空間温度は熱電対により計測している。

#### <試験条件 (M-3 シリーズ) >

放出水蒸気による格納容器内循環確認試験として、格納容器内に水蒸気のみを流入させて、各区画内温度分布、圧力計測を実施している。

M-3-1～4 の各試験条件を付表 3-1 に示す (Ref. [4])。

#### <試験結果 (M-3 シリーズ) >

試験結果を付図 3-2～5 に示す (Ref. [3])。ドーム部及び一般部について複数の高さ位置について温度が計測されているが、いずれの試験においてもドーム部については各測定位置で顕著な温度差は認められない。これは放出水蒸気により格納容器内循環が発生しており、ドーム部において温度成層化していない事を示している。

#### <COCO コードの実機解析への適用性>

本試験は水蒸気の放出量として実機の「全交流動力電源喪失」時相当若しくはそれよりも

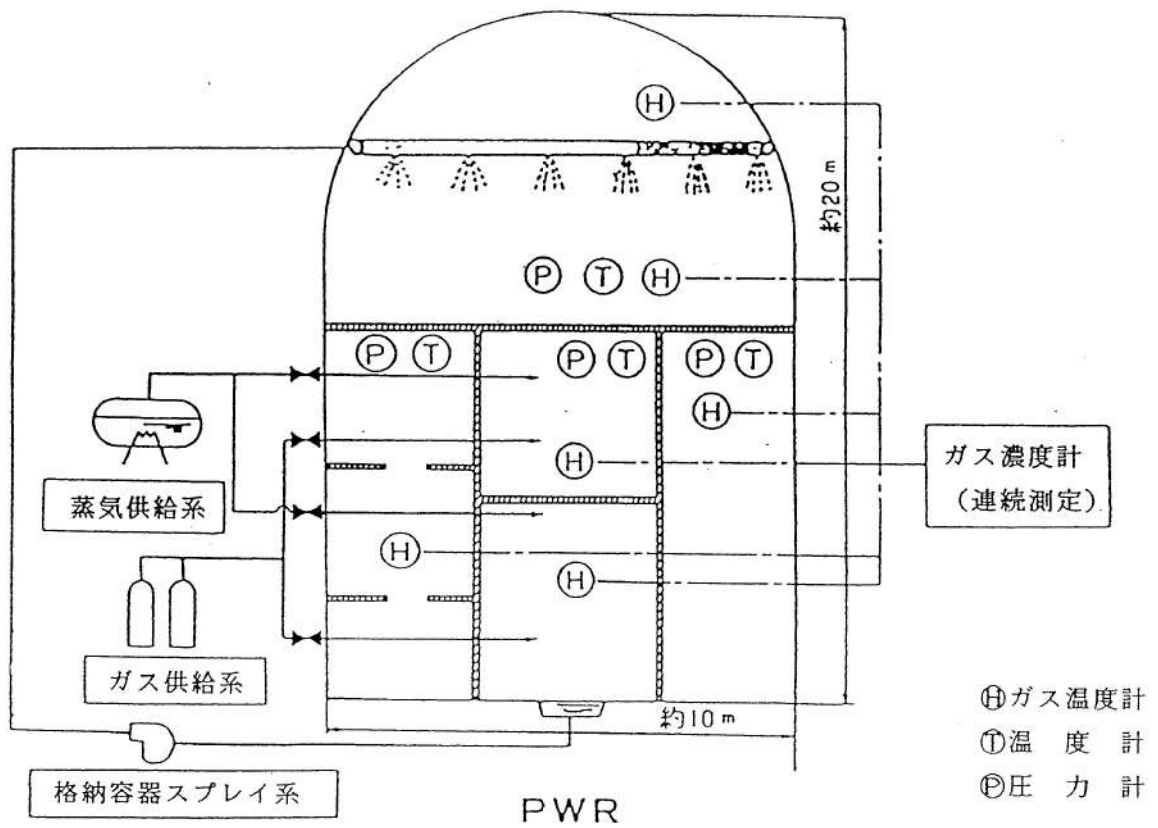
少ない条件において試験を実施している。本試験結果からもドーム部においては有意な温度成層化は認められていない。したがって、本試験のように小さい漏えい量においても原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器内温度を評価する場合に原子炉格納容器内を1ノードで模擬するCOCOコードを用いることは妥当であるといえる。

付表 3-1 NUPEC 試験の試験条件 (M-3 シリーズ)

Run No.	格納容器初期温度 (°C)	水蒸気放出			放出位置	格納容器自由体積 (m <sup>3</sup> )
		流量 (kg/sec)	時間 (min)	気体温度 (°C)		
M-3-1	室温	0.08	30	105	SG ループ室 下部基礎部	1,300
M-3-2	室温	0.33	30	128	SG ループ室 下部基礎部	
M-3-3	82	0.33	30	130	SG ループ室 下部基礎部	
M-3-4	室温	0.33	30	128	加圧器逃し タンク	
(参考) 実機 PWR (注 1)	約 50°C	約 85~5 (二相放出) (注 2)	—	約 300 (1次冷却系初期温度)	SG ループ室 下部	約 42,000~ 約 73,000

(注 1) 代表 2, 3, 4 ループの「全交流動力電源喪失事象」における解析条件及び解析結果

(注 2) NUPEC 試験における水蒸気放出量を実機の規模に換算した場合、約 19~3kg/sec



付図 3-1 NUPEC 試験設備概念図





付図 3-2 NUPEC 試験 (M-3-1) 試験結果



付図 3-3 NUPEC 試験 (M-3-2) 試験結果

枠囲いの内容は、非公開資料(Ref. [3])の内容ですので公開  
できません。



付図 3-4 NUPEC 試験 (M-3-3) 試験結果



付図 3-5 NUPEC 試験 (M-3-4) 試験結果

枠囲いの内容は、非公開資料(Ref. [3])の内容ですので公開  
できません。

## JASMINE コード

## 目次

1. はじめに .....	参考 1- 3
2. 使用実績及び解析モデルについて .....	参考 1- 3
2.1 使用実績 .....	参考 1- 3
2.2 解析モデル .....	参考 1- 6
2.2.1 背景 .....	参考 1- 6
2.2.2 解析モデルの構成 .....	参考 1- 6
2.2.3 解析モデルの説明 .....	参考 1- 9
2.3 入出力 .....	参考 1-21
2.3.1 入力例 .....	参考 1-22
2.3.2 出力例 .....	参考 1-28
3. 解析結果の例示 .....	参考 1-28
4. 水蒸気爆発実験への適用例 .....	参考 1-30
4.1 粗混合実験解析 .....	参考 1-30
4.1.1 解析条件 .....	参考 1-30
4.1.2 解析結果 .....	参考 1-34
4.2 爆発実験解析 .....	参考 1-36
4.2.1 解析条件 .....	参考 1-36
4.2.2 解析結果 .....	参考 1-41
5. 参考文献 .....	参考 1-48
添付 1 水蒸気爆発実験と実プラントの水蒸気爆発評価における エネルギー変換効率の比較について .....	参考 1-49

## 1. はじめに

格納容器破損モード「原子炉压力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」では、発電用原子炉の運転中に LOCA が発生するとともに、ECCS 注水機能、格納容器スプレイ再循環機能等の安全機能の喪失が重畳する。このため、緩和措置がとられない場合には、溶融炉心と原子炉容器外の水が接触し、このときに発生するエネルギーが大きい場合に構造物が破壊され原子炉格納容器破損に至る可能性がある。

この原子炉压力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による水蒸気爆発事象発生の可能性は、これまでの知見からも極めて低いと考えられる。しかしながら、水蒸気爆発が発生した場合についても考慮し、ペDESTAL 等の原子炉格納容器の構造部材の支持機能に対する影響を確認しておくことは、格納容器下部への水張り等の格納容器破損防止対策の適切性を確認する上でも有益な参考情報になると考える。

本資料では、水蒸気爆発の現象を評価する解析コードである JASMINE コードについて、以下の内容をまとめる。

- ・使用実績及び解析モデル
- ・実験結果とのベンチマーク

## 2. 使用実績及び解析モデルについて

### 2.1 使用実績

水蒸気爆発解析コード JASMINE (JAEA Simulator for Multiphase INteractions and Explosions) <sup>[1]</sup> は、日本原子力研究開発機構 (以下「JAEA」という。) にて開発された水蒸気爆発の現象を評価する解析コードであり、水蒸気爆発の粗混合過程及び伝播膨張過程 (爆発過程) における伝熱流動現象のシミュレーションを行うことができる。

表 2-1 に JASMINE コードの主な適用実績を示す。JASMINE コードは、FARO 及び KROTOS における各種実験結果とのベンチマークにより水蒸気爆発時の挙動を適切に模擬できることが確認されている他、SERENA 実験解析への適用<sup>[2]</sup>、炉外水蒸気爆発による格納容器破損確率評価への適用実績<sup>[3]</sup>がある。

#### (1) 格納容器破損確率評価への適用

BWR 及び PWR モデルプラントにおける炉外水蒸気爆発による格納容器破損確率を、水蒸気爆発の解析コードである JASMINE コードと確率論的手法を組み合わせ、評価した事例が文献<sup>[3]</sup>にて示されている。

PWR モデルプラントを対象とした原子炉下部キャビティ内水蒸気爆発解析の概要は以下のとおりである。

既存の確率論的安全評価より、頻度の高いプラント損傷状態で原子炉下部キャビティ冠水の可能性があるものとして「小破断 LOCA, 早期炉心損傷, 格納容器スプレイ作動」, 「小破断 LOCA, 後期炉心損傷, 格納容器スプレイ作動」, 「小破

断 LOCA, 早期炉心損傷, 格納容器スプレイ不作動」, 「小破断 LOCA, 後期炉心損傷, 格納容器スプレイ不作動」が選定され, 事故解析コードによる解析等に基づき原子炉容器破損時の原子炉格納容器内熱水力条件及び熔融炉心条件が設定されている。

解析体系は二次元円筒座標系であり, 径方向 18×軸方向 36 セルの解析格子で原子炉下部キャビティ周辺が模擬されている。爆発解析では, 体系の中心軸上で底から 2 番目のセルに爆発源を置き, トリガリングを与えている。

JASMINE コードは炉外水蒸気爆発による負荷の確率分布を評価するために用いられている。評価の入力条件である水蒸気爆発の初期・境界条件, 及び解析モデルに含まれるパラメータは, それぞれの不確かさを表す確率分布関数で与えられ, JASMINE 解析により, その不確かさを伝播させ, 水蒸気爆発による負荷の確率分布が評価される。負荷を示す指標としては, プール水に与えられる運動エネルギーのピーク値, 壁面の力積の飽和値がそれぞれ評価され, 水蒸気爆発による負荷の累積確率分布が評価されている。

## (2) SERENA 実験解析への適用

国際協力プロジェクトとして実施されている最新の OECD-NEA/SERENA 実験データを用いて, JASMINE コードを用い, SERENA 実験 TROI 装置体系を対象にメッシュモデルを作成し, 試験体系内での粗混合過程及び微細化過程における熱流動解析が実施<sup>[2]</sup>されている。

SERENA 実験 FARO 装置は炉容器と圧力容器の 2 つに大別され, 試験時には, 炉容器内で融解した熔融デブリが開放弁及びノズルを通じて圧力容器内に設置された試験容器に流入する。試験容器は, 直径 600mm, 高さ 1.5m の円筒容器であり, 水面高さが 1 m となるように水が溜められている。解析体系は, 圧力容器, 圧力容器内の試験容器, メルト流入位置としてノズルが考慮されており, 試験容器形状が軸対称形状であることから, 二次元軸対称としてモデル化されている。

表 2-1 JASMINE コードの主な適用実績

1	研究名称	軽水炉シビアアクシデント時の炉外水蒸気爆発による格納容器破損確率の評価
	解析実施者	JAEA
	実施時期	2007年11月
	研究概要	BWR 及び PWR モデルプラントにおける炉外水蒸気爆発による格納容器破損確率を評価した。水蒸気爆発による負荷の確率分布を評価するために、ラテン超方格サンプリング (LHS) による確率論的手法を用い、その中で水蒸気爆発コード JASMINE コードを物理モデルとして使用した。評価対象は BWR Mark-II 型のペDESTAL 及び圧力抑制プール、PWR のキャビティにおける水蒸気爆発である。
2	研究名称	改良型軽水炉のシビアアクシデント対策に係る検討
	解析実施者	独立行政法人 原子力安全基盤機構
	実施時期	平成 21 年度
	研究概要	FCI解析コードJASMINE Ver.3を用いて、SERENA実験体系を対象にメッシュモデルを作成し、容器内熱流動解析を実施することによりその適用性について検討を実施。また作成したモデルを適用して感度解析を実施し、模擬溶融デブリ及びプール水の温度、プールの形状、模擬溶融デブリの組成について水蒸気爆発に対する影響を確認した。

## 2.2 解析モデル

### 2.2.1 背景

図 2-1 で示すとおり，水蒸気爆発は，熱的デトネーションモデル<sup>[4]</sup>において，4つの段階があると考えられている。それぞれの過程に関する現象を以下に示す。

- ・粗混合 低温冷却材内で高温の融体が粗い粒子として分散（細粒化）し，混合しながら蒸気膜によって断熱されている状態。（タイムスケール：0.1秒～数秒）
- ・トリガリング 蒸気膜の不安定化による急速な冷却材の蒸発及び溶融した液滴の微細化の開始
- ・伝播 衝撃波の伝播に伴う溶融液滴の微細化及び急速な熱伝達が生じる状態。（タイムスケール：数ミリ秒単位）
- ・膨張（爆発） 冷却材の蒸発と，周囲に負荷を生じさせる可能性のある混合物の膨張（爆発）

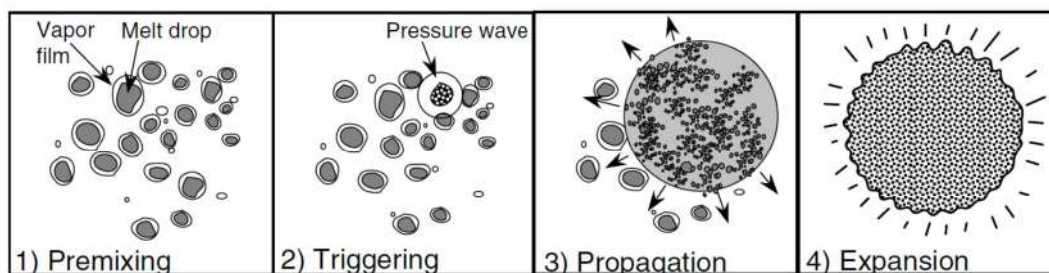


図2-1 水蒸気爆発の現象論的な4つの段階<sup>[1]</sup>

上で示した現象論的な4つの段階の仮定に基づくと，水蒸気爆発による発生エネルギーの評価は，通常次の2ステップを通して行われる。

- ・冷却材と粗混合状態にあり，続く爆発過程に関与し得る高温液体がもつ内部エネルギーの評価
- ・伝播と膨張（爆発）の過程を介する力学的エネルギーの評価

### 2.2.2 解析モデルの構成

原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用（以下「FCI」という。）で想定される現象と JASMINE コードの概念と構成を図 2-2 に示す。JASMINE コードは溶融炉心挙動モデルと冷却材の多相流動モデルの2つで構成される。溶融炉心モデルは融体ジェット，融体プール，融体粒子の3つのサブモデルを含む。冷却材の熱水力挙動を扱う多相流動モデルは，日本原子力研究所（JAERI）で開発された ACE-3D コード<sup>[5]</sup>の修正版である。

JASMINE コードは，粗混合過程と爆発過程の2段階に分けて水蒸気爆発の全過程



を解析する。初めに、流動体系や流入する溶解物に関する初期・境界条件を与えることで粗混合過程が解析され、次に、解析時刻における粗混合計算の出力データに、爆発モデルオプションの指定を与えることで、爆発過程、即ち伝播と膨張過程が解析される。

粗混合過程と爆発過程の物理特性を表 2-2 にまとめる。

表 2-2 粗混合過程及び爆発過程の物理特性

	粗混合	爆発（伝播，膨張）
物理特性		
支配的な物理過程	重力（浮力）による対流	衝撃波の伝播
時間スケール	0.1-10 s	0.1-10ms
融体サイズスケール	1-10mm	1-100 $\mu$ m

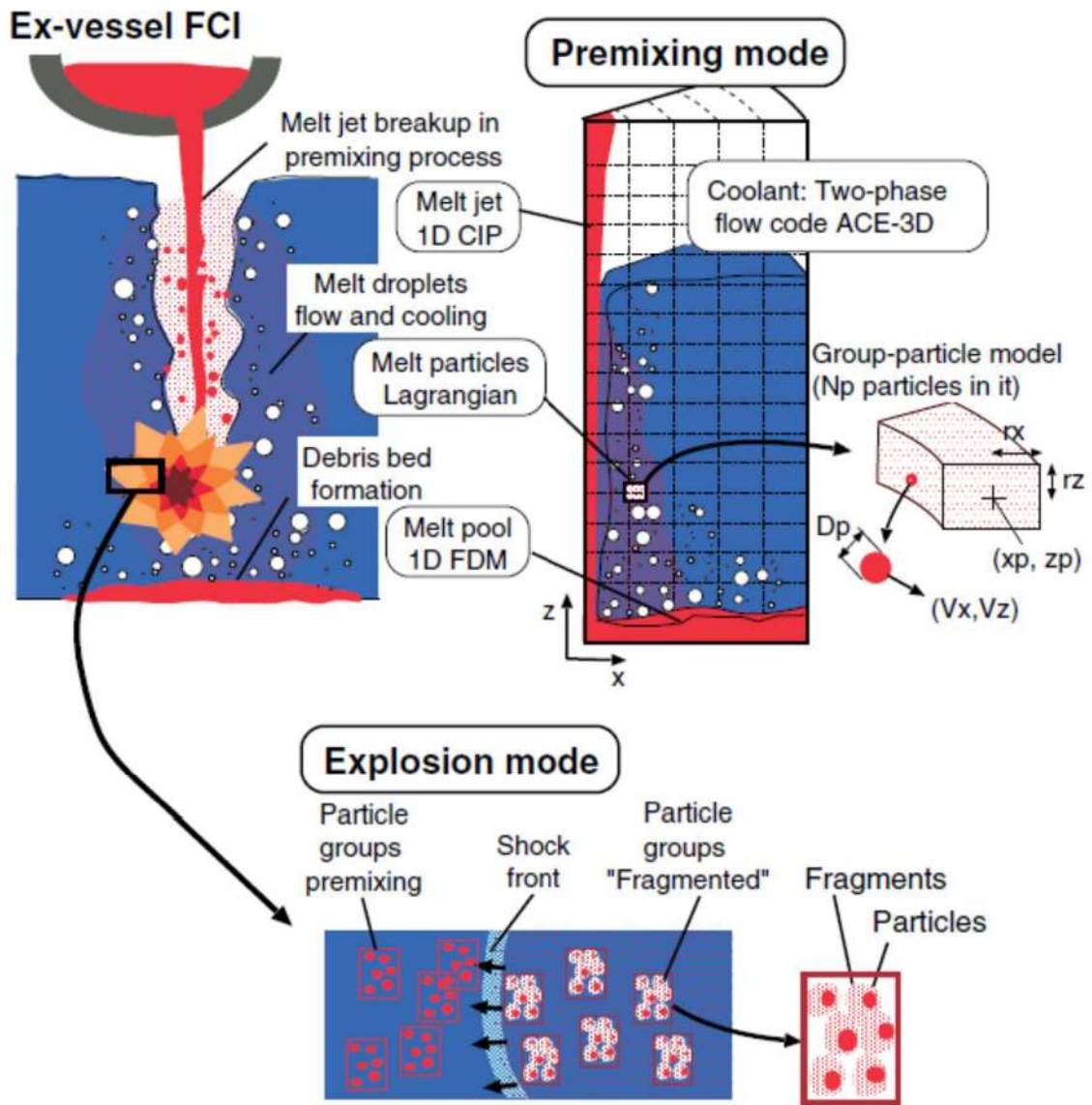


図 2-2 JASMINE コードの概念と構成 [1]

### 2.2.3 解析モデルの説明

#### (1) 融体ジェットモデル

融体ジェットに対しては、Z方向一次元の質量、内部エネルギー及び運動量保存則が解かれる。融体ジェット表面からの液滴の発生（融体ジェットからの質量エントレインメント）は、ジェット分裂長に対する実験相関式と融体ジェットの質量保存則に基づき求められる。図2-3は、融体ジェットがプール水で侵食され、下方に進むに従ってジェット直径が減少する様を表している。ジェットが完全に消失する水深をジェット分裂長  $L_{brk}$  と呼ぶ。

ジェット分裂長は、Bond 数  $Bo_J > 50$  の条件では Taylor 型相関式<sup>[6]</sup>が用いられ、それ以外の場合は Saito らの相関式<sup>[7]</sup>によって次のとおり算出される。

$$\frac{L_{brk}}{D_{ji}} = \begin{cases} 10 \left( \frac{\rho_J}{\rho_l} \right)^{1/2} & Bo_J = \frac{\rho_J g D_{ji}^2}{\sigma_J} \geq 50 \\ 2.1 \left( \frac{\rho_J}{\rho_l} \right)^{1/2} \left( \frac{V_{ji}^2}{g D_{ji}} \right)^{1/2} & Bo_J = \frac{\rho_J g D_{ji}^2}{\sigma_J} < 50 \end{cases} \quad (2.2-1)$$

ここで、 $\rho_J$  と  $\rho_l$  はそれぞれジェットと水の密度、 $\sigma_J$  はジェットの表面張力、 $D_{ji}$  は水面でのジェットの直径、 $V_{ji}$  は水面でのジェット流速、 $g$  は重力加速度である。

融体液滴発生量、すなわち質量エントレインメントに対応する体積エントレインメント流量 ( $V_e$ ) は、ジェット直径が水深とともに線形的に減少するという仮定で計算される。

$$V_e = \frac{V_J}{2} \left( \frac{D_{ji}}{L_{brk}} \right) \sqrt{\frac{H_{pl}}{\max(L_{brk}, H_{pl})}} \quad (2.2-2)$$

ここで、 $H_{pl}$  はプール深さ、 $V_J$  はジェットの流速である。

質量エントレインメント流量  $\dot{m}_e$  は、次のように求められる。

$$\dot{m}_e = C_{ent} \rho_J V_e \quad (2.2-3)$$

ここで、 $C_{ent}$  は定数である。定数  $C_{ent}$  を 1 として設定した場合、ジェットは実験に基づく相関式によって決定されたジェット分裂長で崩壊する。 $C_{ent}$  を大きくするにつれ、ジェット分裂長は短くなる。

本融体ジェットモデルでは、ジェットからの伝熱は、表面積と冷却水内の移動時間のどちらにおいても、融体粒子や融体プールの場合と比較して小さいので、現在のところ考慮されていない。したがって、ジェットから冷却水への熱流束は 0 と設定される。

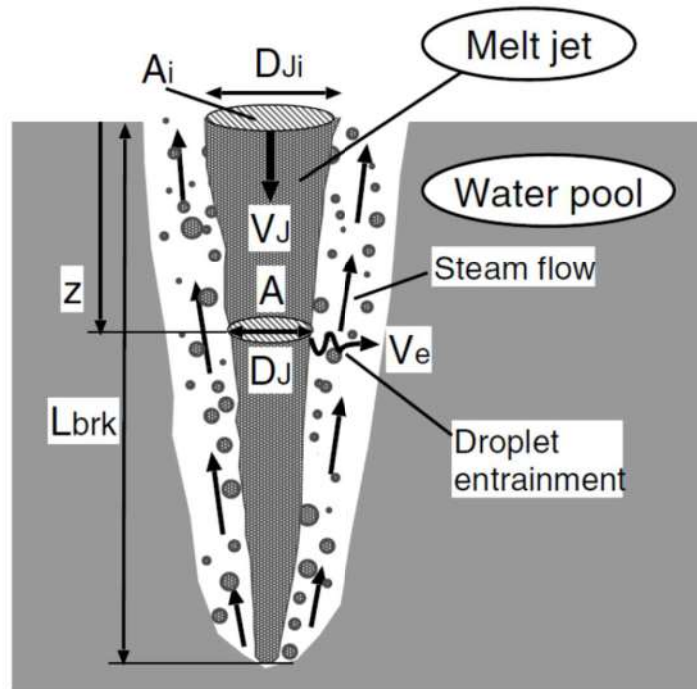


図 2-3 ジェット分裂モデルの概要 [1]

## (2) 融体プールモデル

ジェット又は粒子群が底面に到達する際には、連続した融体を形成する可能性がある。図 2-4 に、融体プールモデルの模式図を示す。融体プールモデルの概要を以下に示す。

- X方向一次元の質量，エネルギー及び運動量保存則を解く。
- ジェットや粒子群から加わった融体質量を考慮する。
- 融体プール表面における二相流及び床との摩擦影響は無視する。
- 融体プール端の凝固を取り扱う。
- 二相流と融体プール間の伝熱を考慮する。(図 2-5)
- 流動様式が気泡流以外，すなわち核沸騰，膜沸騰状態となって気相体積が増加することによる熱流束緩和効果（ボイド効果）は，ベース熱流束にボイド率の関数としての係数を乗じることで考慮する。

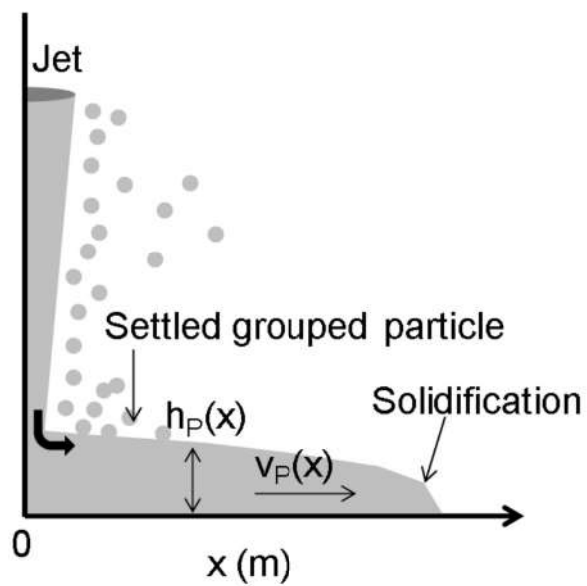


図 2-4 融体プールモデル模式図<sup>[1]</sup>

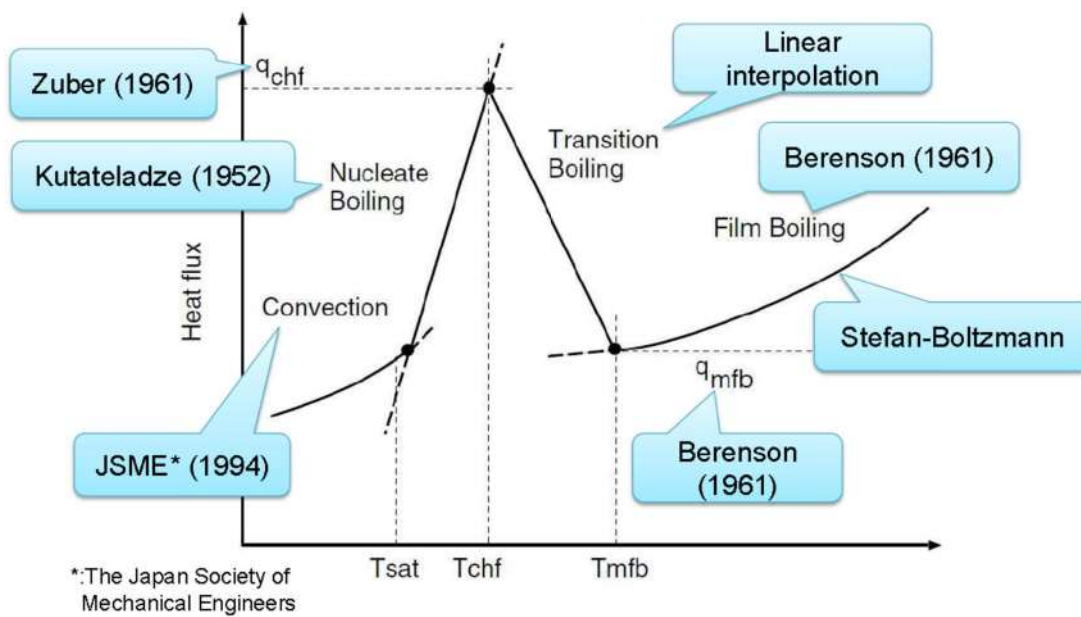


図 2-5 各沸騰状態において用いられる伝熱モデル (融体プール)

### (3) 融体粒子モデル

実機体系のような大規模シミュレーションを可能とするために、グループ化された粒子（粒子群）の概念が導入された。図 2-6 に融体粒子モデルの概要図を示す。融体粒子モデルの概要を以下に示す。

- “粒子群” とは、同じ特性を持ち、X-Z 平面上の有限な空間を占める粒子のグループである。
- 粒子群の実際の形状、回転、拡散特性のような属性は無視される。
- それぞれの粒子群の代表粒子の動きやヒートバランスは、ラグランジュ方程式によって計算される。
- ジェット表面から粒子群が離れる前に、一定量以上の粒子を蓄える “前粒子群” 概念が導入されている。前粒子群の融体ジェット表面からの放出基準を以下に示す。
- 粒子群質量  $> 0$ ，かつ下記に示す少なくとも 1 つの状況に該当すること。
  - 粒子数が  $N_{per}$  の値を超える。
  - 前粒子群の X 方向のサイズが、格子の X 方向サイズの 4 分の 1 より大きい。
  - 前粒子群の X 方向の外側のエッジ位置が最初のセル境界を超える。
  - 存続時間が時間制限値  $n_{limit}$  を超える。

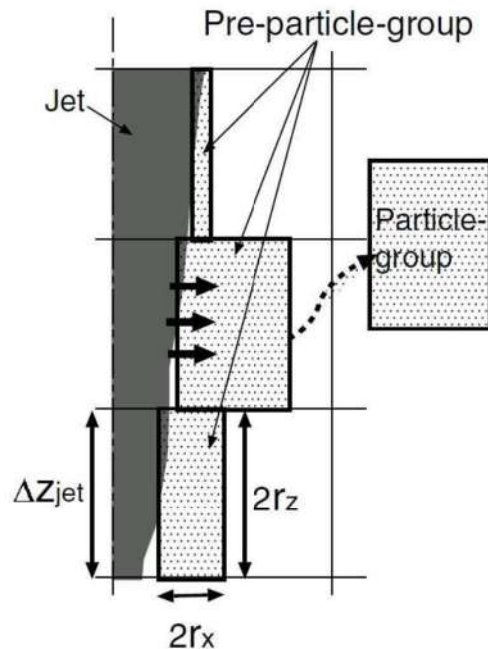


図 2-6 融体粒子モデル概要図 [1]

次に、粒子群の取り扱い手法について説明する。

図 2-7 に、物理的に非現実的な状況の発生を回避するために設けられた粒子群間のインターフェースにおける三つのモデルを示す。これらのモデルの特徴を以下に示す。

1. 接触する二つの粒子群の粒子の体積割合の総和が融合制限  $\alpha_{\text{pack}} (=0.6)$  以上となる場合は、二つの粒子群は減衰係数 0.5 の条件で反発する。
2. 上記の条件を満たさず、かつ二つの接する粒子群が同じような特性を持つ場合、すなわち温度、粒子径、速度が 20%以内の差で一致する場合は、それらは融合して一つの粒子群となる。
3. 上記二つの条件を満たさない場合、二つの粒子群は干渉を起こさずにすり抜ける。

図 2-8 に、解析体系の境界において粒子群に適用する取扱い条件を示す。

1. 粒子群が中心境界に到達した場合、境界内側へ弾性衝突する。
2. 粒子群が頂部又は側部の境界に達した際は、減衰係数 0.1 の条件で境界内側へと反発する。
3. 粒子群が底へ到達した際、デブリプールと粒子群のどちらかが溶融している場合には粒子群はデブリプールと融合する。そうでない場合には、粒子群は冷え固まったデブリプール上に堆積し、デブリベッドを形成する。

図 2-9 に粒子に対する抗力係数の評価条件を示す。抗力係数は球体に対する一般的な評価式を用いる。

融体粒子に対する伝熱モデルの概要を以下に示す。

- ・粒子表面における熱伝達率は、図 2-10 に示す相関式により評価される。粒子が固化するかどうかは、その粒子の表面温度により判断される。
- ・粒子群周囲のボイド及び床への粒子群堆積に伴う伝熱効果の劣化の影響が考慮される。

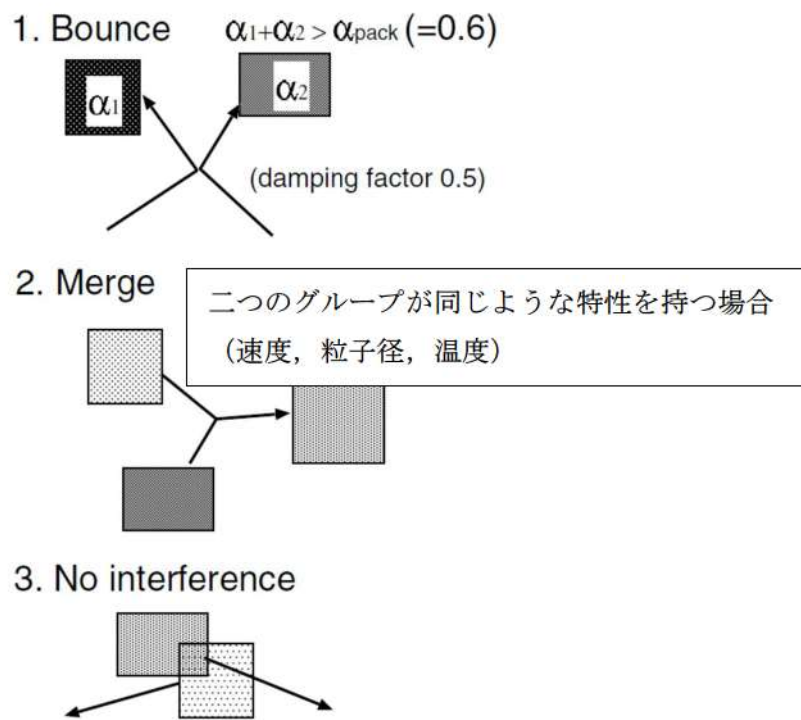


図 2-7 粒子群間のインターフェースモデル [1]

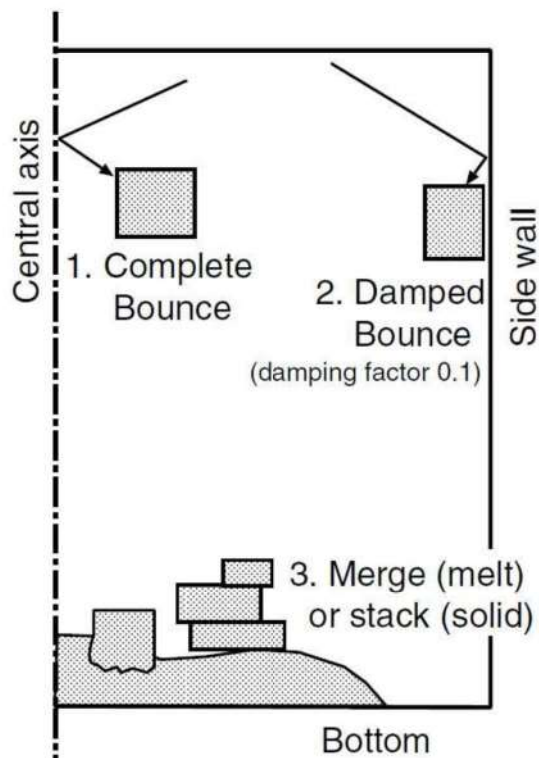


図 2-8 粒子群の境界での取扱い [1]



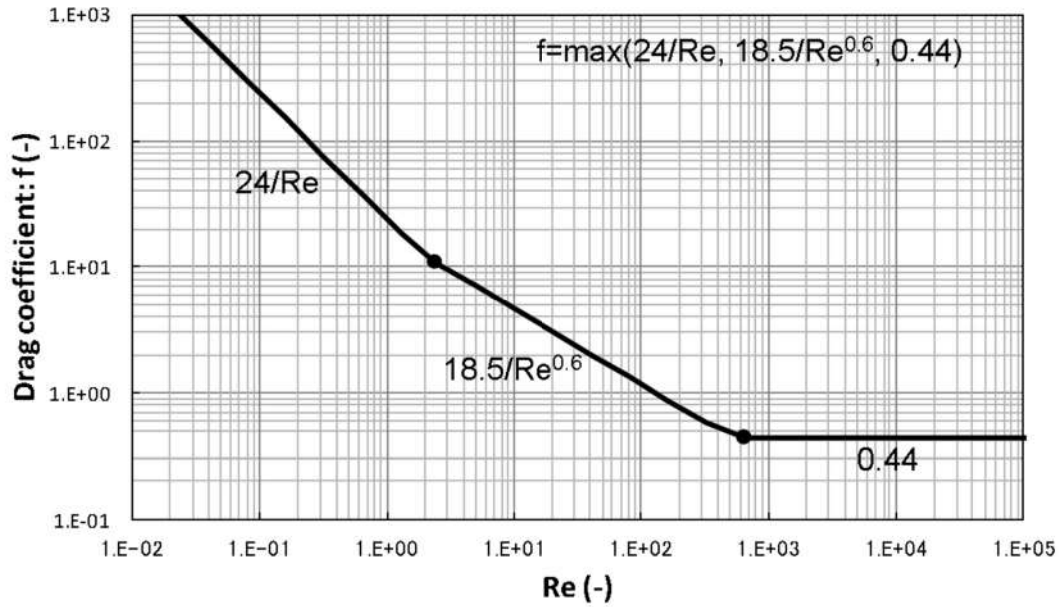


図 2-9 融体粒子の流体抗力係数

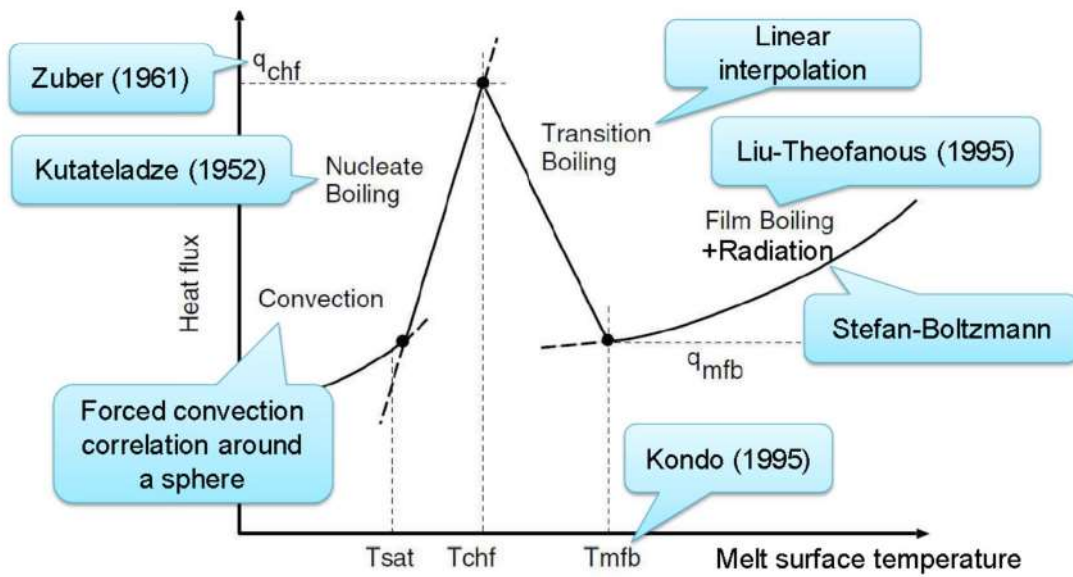


図 2-10 各沸騰状態において用いられる伝熱モデル (粒子群)

#### (4) トリガリングモデル

JASMINE コードを用いた解析では、粗混合計算結果を爆発計算に引き継ぐ際に、トリガリングと呼ばれる爆発のきっかけをユーザーが任意のタイミングで与えることにより、爆発解析を実施する。トリガリングモデルの特徴を以下に示す。

- ・局所的な圧力上昇と瞬時のガス膨張によりトリガリングを与える。
- ・圧力伝播は微細化を誘発する。

#### (5) 微細化モデル

爆発過程は以下の概念を基本としてモデル化されている。

- ・粗混合で発生した粒子が衝撃波、即ち周囲冷却材の極端に大きな相対速度に晒されると、流体力により粒子表面の融体が微細化する。
- ・微細化粒子は  $\mu\text{m}$  オーダーで熱放出が非常に早く、瞬時に水を蒸発させることで、衝撃波を増幅させる。熱放出は微細化粒子の発生率に依存する。

上記過程を評価するために、図 2-11 に示す粒子群モデルにおいて、融体モデル構成要素として”微細粒群”が追加された。

微細粒群は粒子群から発生した微細化粒子の集合体である。微細粒群は以下のように扱われる。

- ・微細化粒子の発生：

微細化粒子質量は母粒子群から水力的な相互作用により分離される。質量保存則は次のように表せる。

$$\frac{dm_p}{dt} = -\dot{m}_f \quad (2.2-4)$$

$$\frac{dM_f}{dt} = n_p \dot{m}_f \quad (2.2-5)$$

ここで、 $m_p$  は粒子群中の一粒子の質量、 $m_f$  は一粒子から生成する微細粒群の質量、 $M_f$  は粒子群全体から生成する微細粒群の質量、 $n_p$  は粒子群の粒子数である。一粒子からの微細化率  $\dot{m}_f$  は構成式(2.2-7)により与えられる。

- ・伝熱とエネルギー保存：

微細化粒子表面の熱伝達率は非常に大きいと考えられることから、微細化粒子内の熱伝導が、この過程における伝熱量の律速となる。微細化粒子の外部の熱伝達率は非常に大きいと考えられ、定常状態でのいかなる伝熱式もこの特異に過度的な状況には適用できない。微細化粒子の単位質量当たりの熱放出量  $\dot{q}_f$  を用いて、微細化粒子のエネルギー保存は以下のように表せる。

$$\frac{de_f}{dt} = e_p \frac{n_p m_f}{M_f} - q_f \quad (2.2-6)$$

ここで、 $e_f$  と  $e_p$  は微細化粒子と粒子群の粒子の比内部エネルギーである。母粒子（粒子群の粒子）の比内部エネルギーは爆発過程では一定であると仮定する。

微細化粒子の主要な作用は急速熱放出で、運動論的な観点は重要ではないことから、微細化粒子に対する運動方程式は解かず、微細化粒子は母粒子群に付随すると仮定する。

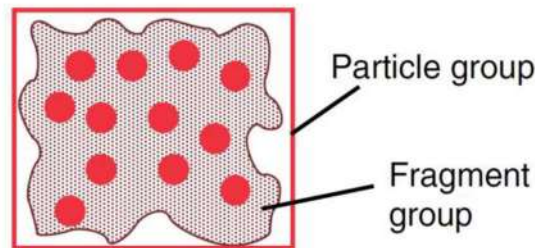


図 2-11 粒子群と微細粒群 [1]

一融体粒子からの微細化率  $m_f$  は以下のように求める。

$$m_f = C_{frg} \frac{1}{t_b^*} \frac{\pi}{6} D_p^2 v_r (\rho_c \rho_p)^{1/2} \quad (2.2-7)$$

$$t_b^* = \begin{cases} 1 & \text{: Carachario setal. model} \\ 18.7/Bo^{1/4} & \text{: Yuen etal. model} \end{cases} \quad (2.2-8)$$

$$Bo = \frac{3}{16} \frac{C_D \rho_c D_p v_r^2}{\sigma_p} \quad (2.2-9)$$

$$t_b = t_b^* \sqrt{\frac{\rho_p D_p}{\rho_c v_r}} \quad (2.2-10)$$

ここで、 $t_b$  は分裂時間、 $t_b^*$  は分裂の無次元時間、 $D_p$  は粒子径、 $v_r$  は粒子と冷却材間の相対速度、 $\rho_c$  と  $\rho_p$  は冷却材と融体粒子の密度、 $\sigma_p$  は融体粒子の表面張力である。抗力係数  $C_D$  はニュートン域の値 0.44 を使用する。 $C_{frg}$  は実験定数である。

## (6) 二相流モデル

JASMINE コードにおける二相流モデルは、二相流コード ACE-3D [6] を基に開発された。二相流モデルの特徴を以下に示す。

- ACE-3D は円筒座標系の三次元保存方程式を解くことができるが、JASMINE コ

ードでは二次元座標系での計算機能が適用されている。

- 水、蒸気、非凝縮性ガスの質量及び内部エネルギー方程式が解かれる。対して、運動量方程式においては、蒸気と非凝縮性ガスは平衡状態であると仮定して、水、混合性ガスの質量及び内部エネルギー方程式を解く。
- 融体プールと融体粒子、微細化粒子からの伝熱を扱うことができる。
- 水-ガス間の熱伝達係数（図 2-12 参照）は、TRAC-PF1 コードの気泡流と液滴流のモデルを採用。
- 二相間の相対速度が終端速度に等しいと仮定（図 2-13 参照）。
- 水滴/気泡径は臨界  $We$  数を用いて評価。臨界  $We$  数は、水滴は 4.0、気泡は 7.5（図 2-13 参照）。
- 抗力係数は融体粒子の場合とほぼ同じ（図 2-14 参照）。
- 融体粒子から二相流への伝熱量分配機構を図 2-15(a)に示す。図 2-15(a)において  $f_{htint}$ ,  $f_{hilkill}$ ,  $f_{higkill}$  は粗混合解析にて冷却材の蒸発を制御するパラメータである。 $f_{htint}$  は、融体からの放熱量のうち、冷却材の蒸発に直接寄与する熱量の割合を示す。 $f_{hilkill}$ ,  $f_{higkill}$  は、それぞれサブクール水と気液界面の熱伝達係数、過熱蒸気と気液界面の熱伝達係数の乗数である。
- 微細化粒子から二相流への伝熱量分配機構を図 2-15(b)に示す。 $K_{ev}$  は爆発解析にて微細化粒子からの放熱量のうち、冷却材の蒸発に直接寄与する熱量の割合を表す。

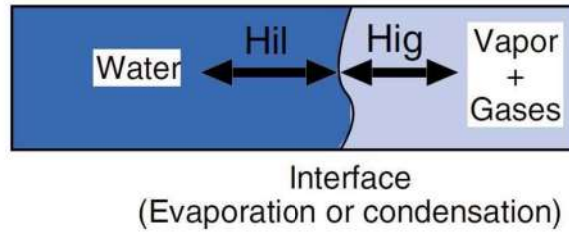


図 2-12 水とガスの界面における熱伝達 [1]

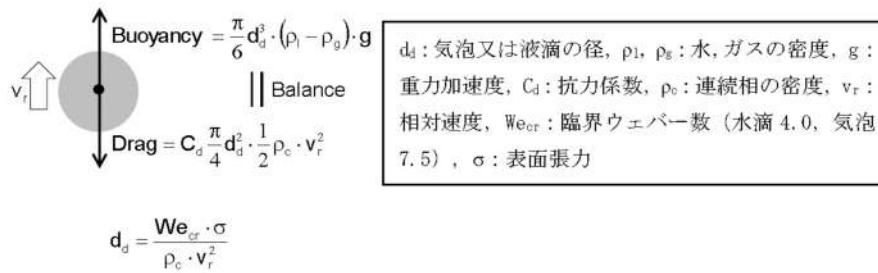


図 2-13 水滴及び気泡における力のつり合い

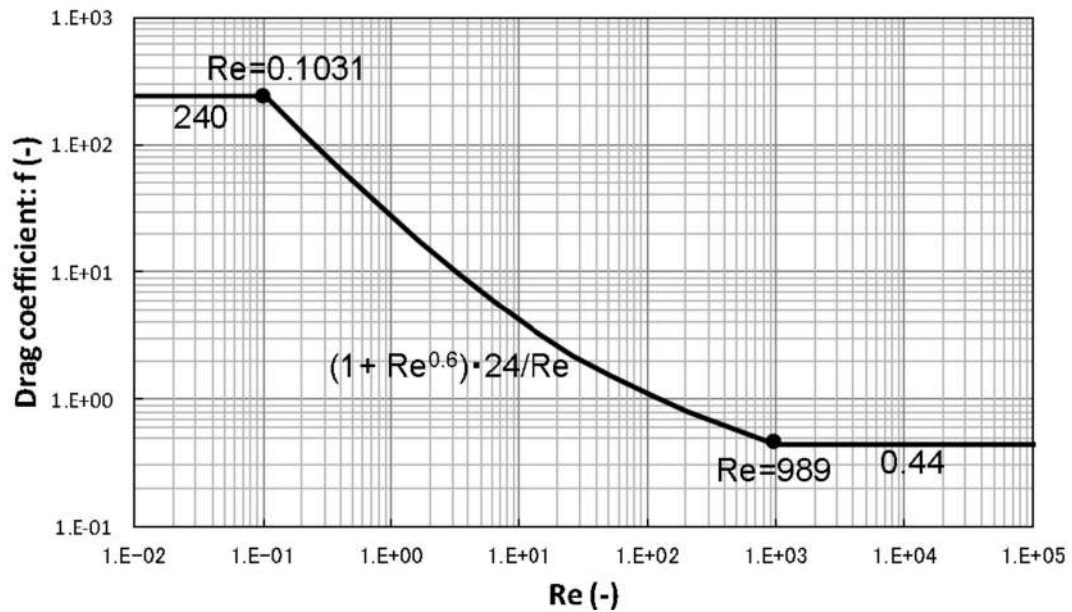
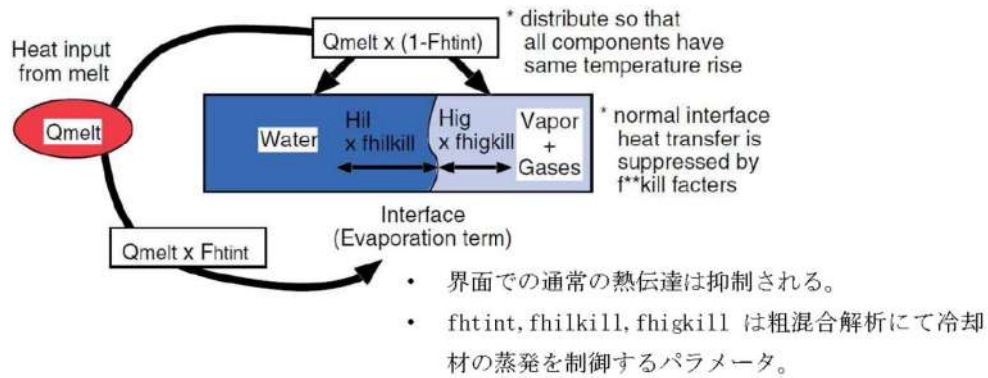
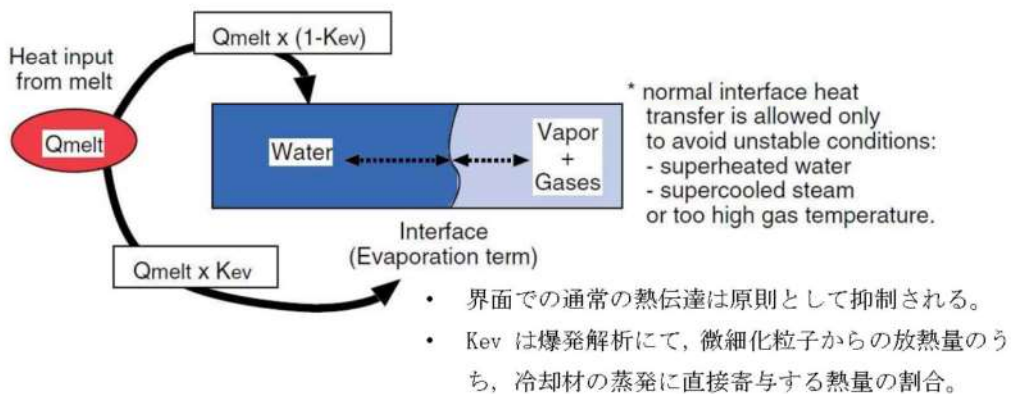


図 2-14 水滴及び気泡の流体抗力係数



(a) 融体粒子から二相流への伝熱量分配機構 [1]



(b) 微細化粒子から二相流への伝熱量分配機構

図 2-15 二相流への伝熱量分配機構 [1]

### 2.3 入出力

本章では、JASMINE コードによる水蒸気爆発解析時の入出力例を示す。

図 2-16 に水蒸気爆発解析のフロー図を示す。幾何形状等のプラント固有条件や事象進展解析 (MAAP) に基づく溶融燃料条件等に基づき JASMINE コードの入力条件の設定を行う。

JASMINE 解析の評価結果は、水蒸気爆発時の原子炉格納容器の健全性評価を実施するための構造応答評価コードの負荷条件として用いられる。水蒸気爆発負荷を直接受け渡す場合には、動圧を含めた壁面での圧力履歴が構造応答評価コードに引き渡される。

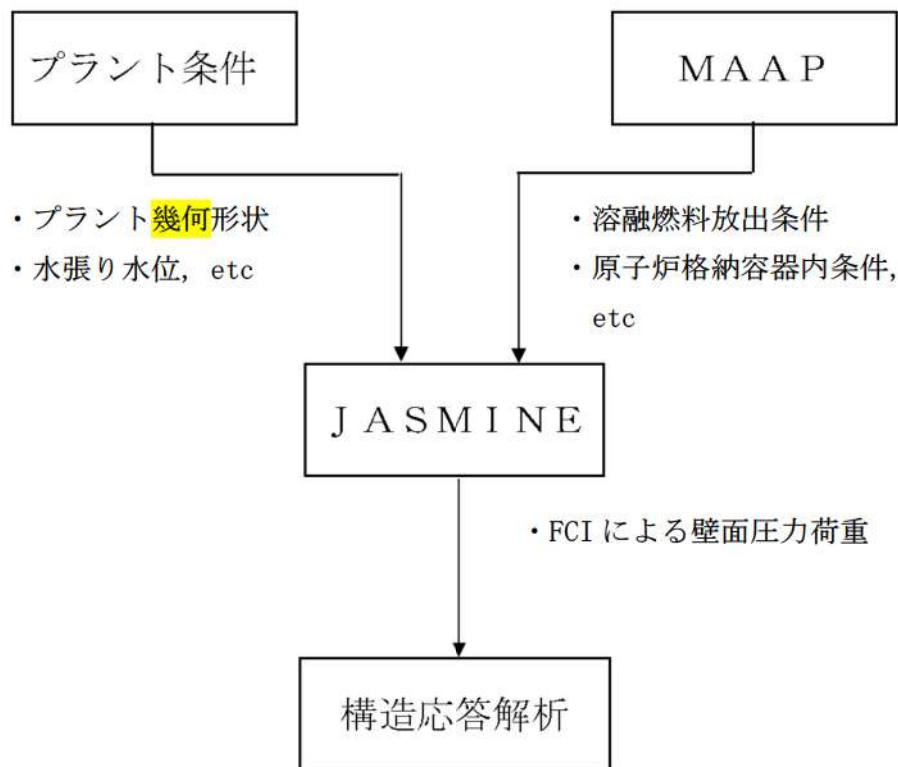


図 2-16 水蒸気爆発解析の流れ

### 2.3.1 入力例

#### (1) 計算体系の幾何形状

計算領域は、図 2-17 に示すとおり、円筒座標系における角度  $\theta$  のセクターとして定義され、体積は X-Z 平面のグリッドとして離散化される。

原子炉容器破損時における原子炉下部キャビティ領域での水蒸気爆発解析を実施する場合、計算体系を原子炉容器、原子炉下部キャビティ壁面、床面で形成される原形状の中からモデル化することができる。

X-Z 平面でのメッシュ分割は、JASMINE コードの制限値【X方向(=30)、Z方向(=40)】以内で任意に設定することができ、原子炉下部キャビティ領域について、ベッセル、原子炉下部キャビティ空間（液相、気相）、原子炉下部キャビティ壁面等を定義することが可能である。図 2-18 にメッシュ分割の例を示す。

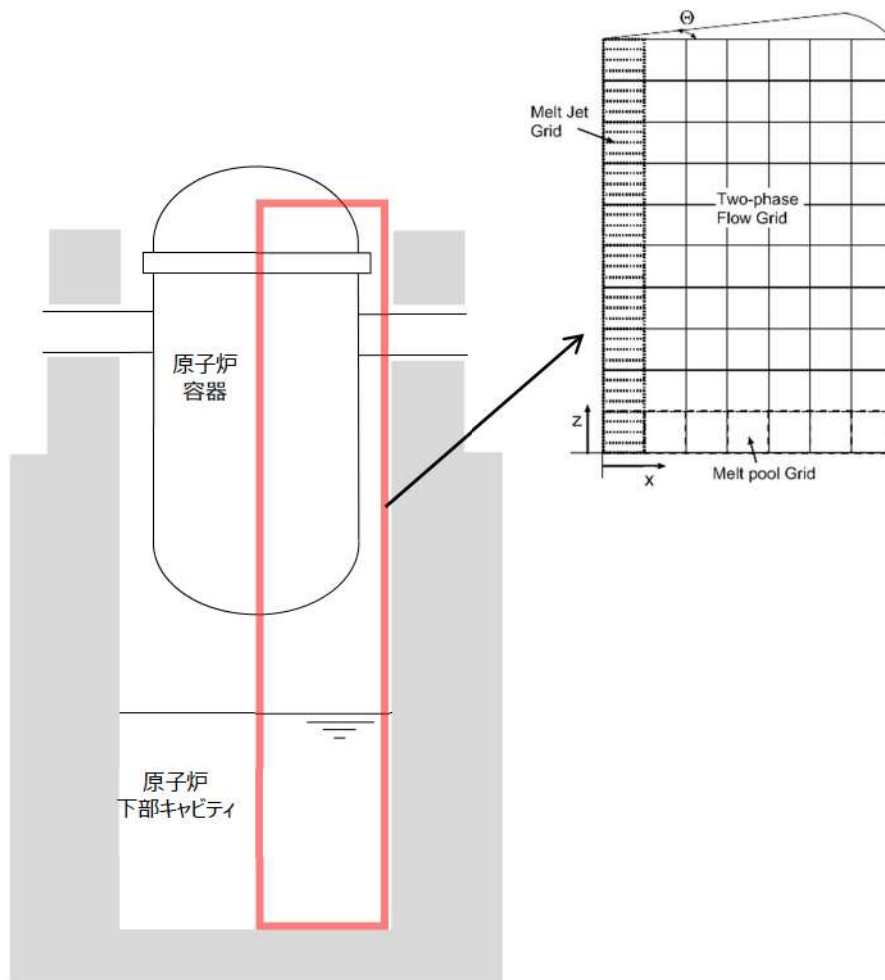


図 2-17 計算体系の幾何形状の例



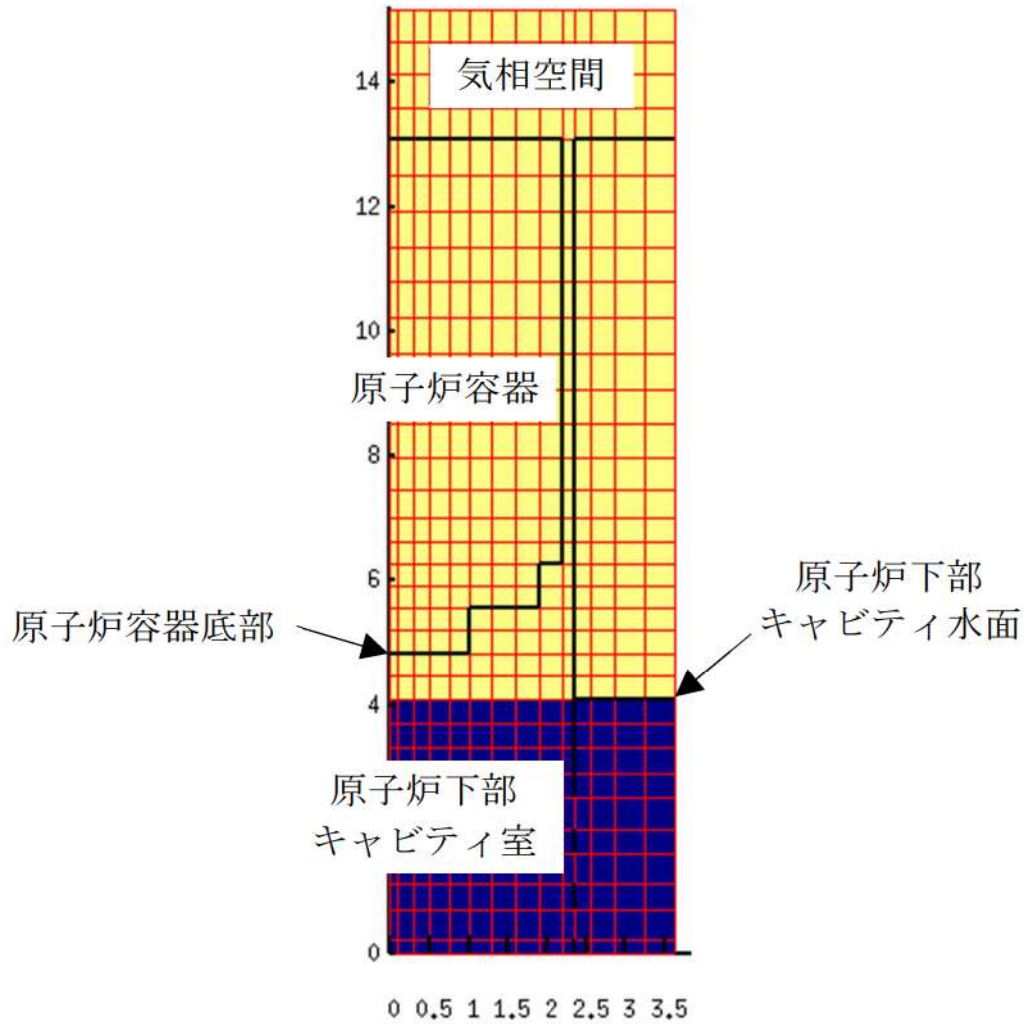


図 2-18 JASMINE 解析のメッシュ分割の例

## (2) 溶融炉心物性値

溶融炉心物性値については、溶融コリウムの物性値ライブラリ (jasmine.corium, jasmine.corium2, jasmine.corium3) が、JASMINE コードに付属されており、ユーザーは目的に応じてこれらを活用することができる。各物性値ライブラリの主要な特性は以下のとおりである。表 2-3 に jasmine.corium2 の物性値を例示する。

jasmine.corium : FARO/KROTOS 実験条件 ( $UO_2/ZrO_2=80/20wt\%$ )

jasmine.corium2 : FARO/KROTOS 実験条件 ( $UO_2/ZrO_2=80/20wt\%$ ), 融点, リキダス, ソリダスを実機相当条件に設定

jasmine.corium3 : TROI 実験条件 ( $UO_2/ZrO_2=70/30wt\%$ )

## (3) 主要入力値

表 2-4 に(1), (2)以外の主要な入力例を示す。

## (4) 入力条件の設定の考え方

入力条件は、表 2-4 に示された入力条件の例で示すように、代表的な水蒸気爆発実験を最適に再現するために設定した入力値をベースとし、水蒸気爆発事象に伴う不確かさを踏まえて、以下の保守性を考慮して設定している。なお、評価結果に対して各々が相互に影響し得る条件については、総合的に保守性が担保できることを考慮した設定としている。

- ・メルト放出速度：メルト放出速度は、破損口にかかるデブリ堆積圧等の圧力から計算される。メルト放出速度としては、原子炉容器（以下「RV」という。）の低圧破損時に溶融デブリが下部プレナムに堆積した場合を想定した値を設定。
- ・メルト放出口径：粗混合融体質量を保守的に評価するために、RV 底部の計装案内管口径 0.038m の値を保守的に丸めて  として設定。
- ・粗混合時液滴径：既存の FCI 実験 (KROTOS, FARO, TROI, CCM) のザウター平均粒径は 0～3mm 程度<sup>[8]</sup>とされている。一般に粗混合時液滴径が大きい程、粒子から冷却材への伝熱が低下して粒子が固化しにくくなり、冷却材ボイド率も低下することで、粗混合融体質量が大きい傾向があると考えられ、このような傾向は、トリガリング位置を底部、トリガリングタイミングを粗混合融体質量がピークとなる条件において、感度解析により確認されている。上述のトリガ条件を前提として、爆発の強度が大きくなりやすい条件として、上述のザウター平均粒径を包絡する  を設定。

: 枠囲みの内容は機密情報に属  
しますので公開できません。

- ・トリガリング位置：爆発に関与し得る融体の質量が最大に近く，爆発の強度が大きくなりやすい条件として，中心軸上の底部から軸方向7セル目を選定。
- ・トリガリングタイミング：水蒸気爆発により発生する運動エネルギーが最も大きくなると考えられる条件として設定。

表 2-3 JASMINE 解析における物性値

No.	項目	物性値	備考
1	溶融点	[K]	組み込みライブラリ (jasmine.corium2) に基づく値
2	固相線温度	[K]	
3	液相線温度	[K]	
4	固相密度	[kg/m <sup>3</sup> ]	
5	液相密度	[kg/m <sup>3</sup> ]	
6	液相比熱	[J/(kg・K)]	
7	固相比熱	[J/(kg・K)]	
8	溶融潜熱	[J/kg]	
9	熱伝導率	[W/(m・K)]	
10	粘性係数	[Pa・s]	
11	表面張力	[N/m]	
12	輻射率	[-]	

□：枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

表 2-4 JASMINE 解析における主な入力条件の例 (1/2)

No.	入力	値(定義)	単位	備考
1	初期圧力		[Pa]	MAAP 解析結果に基づき設定。
2	プール水温		[K]	MAAP 解析結果に基づき設定。
3	落下メルト総重量		[kg]	コードへは「5メルト放出速度」として入力。
4	メルトジェット温度		[K]	MAAP 解析によると下部プレナム内の溶融デブリの酸化物層の過熱度は約 <input type="text"/> であることから、溶融デブリの融点は jasmine 付属のメルトの物性値パッケージ jasmine.corium2 のリキダス <input type="text"/> に、過熱度 <input type="text"/> に対して保守的に 10K を考慮した値を設定。
5	メルト放出速度		[m/s]	MAAP 解析に基づく RV 破損時の落下メルト総重量約 <input type="text"/> までのデブリ流入速度の最大値を設定。
6	メルト放出口径		[m]	RV 底部の貫通部（計装案内管）口径 0.038m を保守的に丸めて <input type="text"/> を設定。
7	プール水深		[m]	MAAP 解析結果に基づき設定。原子炉容器底部から原子炉下部キャビティ床面までの水深は約 5m。
8	粗混合時液滴径		[m]	大規模 FCI 実験結果 (FARO, COTELS 等) の粒径分布から代表粒子径として設定。
9	爆発後粒子径	0.00005	[m]	文献 <sup>[1]</sup> 記載の JAEA が実施した検証解析に用いられる条件を採用。
10	ブレイクアップ係数	1.0	[-]	文献 <sup>[1]</sup> 記載の JAEA が実施した検証解析に用いられる条件を採用。
11	液滴速度ファクタ	5	[-]	文献 <sup>[1]</sup> 記載の JAEA が実施した検証解析に用いられる条件を採用。
12	トリガリング位置	原子炉下部キャビティ円筒部の中心、底からから 2.7m	[m]	トリガ位置には中心軸上の底部から軸方向 7 セル目を選定。これは爆発により発生する運動エネルギーが最も大きくなると考えられる条件を選定したものである。
13	トリガリングタイミング	粗混合融体質量の最初のピークとなる時刻	[sec]	水蒸気爆発により発生する運動エネルギーが最も大きくなると考えられる条件として設定。
14	トリガ閾値	$5 \times 10^5$	[Pa]	マニュアルによるトリガ圧力の設定範囲 500kPa-10MPa より、500kPa を設定。

: 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

表 2-4 JASMINE 解析における主な入力条件の例 (2/2)

No.	入力	値 (定義)	単位	備考
15	フラグメンテーションモデル	Caracharios (1983)モデル	[-]	-
16	フラグメンテーション条件	粒子温度の平均温度が融点以上	[-]	-
17	フラグメンテーション係数	0.35	[-]	文献 <sup>[1]</sup> 記載の JAEA が実施した検証解析に用いられる条件を採用。
18	フラグメンテーション時間	$10^{-3}$	[sec]	
19	蒸発に用いられるエネルギー割合	融体の寄与 : 0.02 フラグメント放熱の寄与 : 0.7	[-]	
20	フラグメンテーションにおけるボイド緩和係数	ボイド率 0.3~0.75 でカットオフ	[-]	文献 <sup>[1]</sup> 記載の JAEA が実施した検証解析に用いられる条件を採用。
21	トリガ点圧力	$2 \times 10^6$	[Pa]	ピーク圧力よりも低くかつトリガ閾値圧力 500kPa よりも十分大きい圧力として設定。
22	トリガ点ガス割合	粗混合解析結果の引き継ぎ	[-]	トリガ気相割合は, 粗混合解析結果に基づきトリガ発生時点でのトリガセルでの気相割合を設定。
23	トリガ点ガス温度	1000	[K]	文献 <sup>[1]</sup> 記載の JAEA が実施した検証解析に用いられる条件を採用。

### 2.3.2 出力例

JASMINE 解析は、「粗混合過程」と「爆発過程」の2段階に分かれている。それぞれの解析における主要な出力を以下に示す。

#### (1) 粗混合過程

- ・放出されたメルト及び粗混合領域におけるメルト粒子の全質量

粗混合解析は、爆発解析の初期条件を評価するために実施する。重要な物理量は、粗混合過程において熔融状態で水中に分散した融体の質量であり、この物理量に基づきトリガリングタイミングを設定する。

JASMINE コードではこの物理量を定量化する指標として、粗混合融体質量（ボイド率 0.75 以下の領域に存在し、温度が融点以上の融体質量）の時間変化を出力することができる。爆発の強度が大きくなるように粗混合融体質量が最初にピークとなったタイミングでトリガリングタイミングを設定する。

#### (2) 爆発過程

- ・流体の運動エネルギーの時間変化

流体の運動エネルギーを用いて構造健全性評価を実施する場合には、水蒸気爆発発生時にトリガセルから周囲へ圧力波が伝播し、その発生エネルギーの大部分が流体の運動エネルギーに変換されると想定し、全領域の流体の運動エネルギーの時間変化からその最大値を設定することが考えられる。

### 3. 解析結果の例示

本項では、泊発電所3号炉における JASMINE 解析結果例を示す。

評価条件はそれぞれ以下の通りである。

- ・評価体系：図 2-18
- ・主な評価条件：表 2-3, 表 2-4

#### (1) 粗混合過程

放出されたメルト及び粗混合領域におけるメルト粒子の全質量を図 3-1 に示す。

図 3-1 により、粗混合融体質量が最初にピークとなる約 0.6 秒後にてトリガリングタイミングを設定している。

#### (2) 爆発過程

流体の運動エネルギーの時間変化を図 3-2 に示す。図 3-2 より、流体の運動エネルギーのピーク値約 2MJ が水蒸気爆発時に発生するエネルギーと設定することができる。

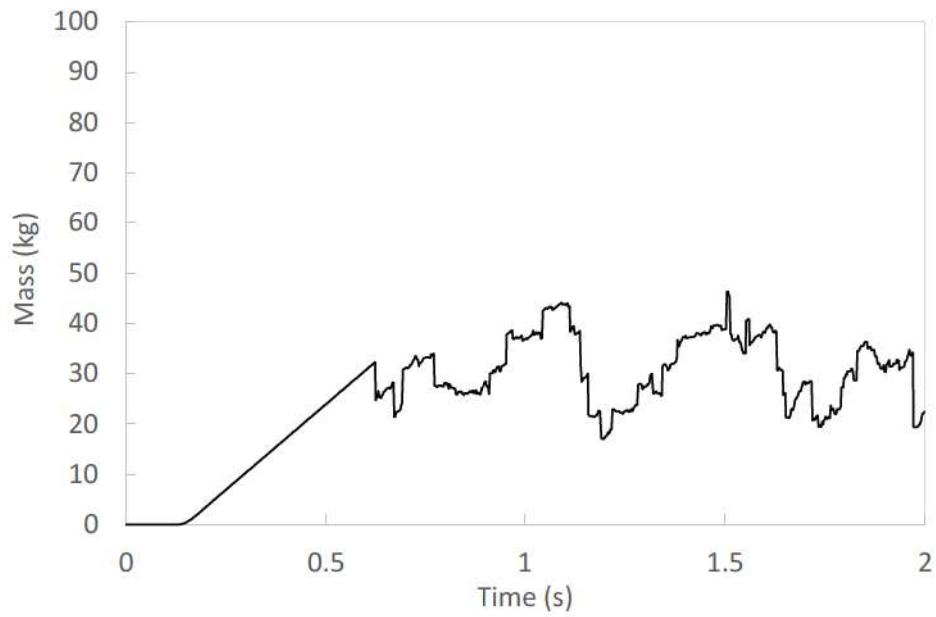


図 3-1 粗混合融体質量（温度が融点以上かつボイド率 0.75 以下の領域に存在する融体質量）の時間的推移

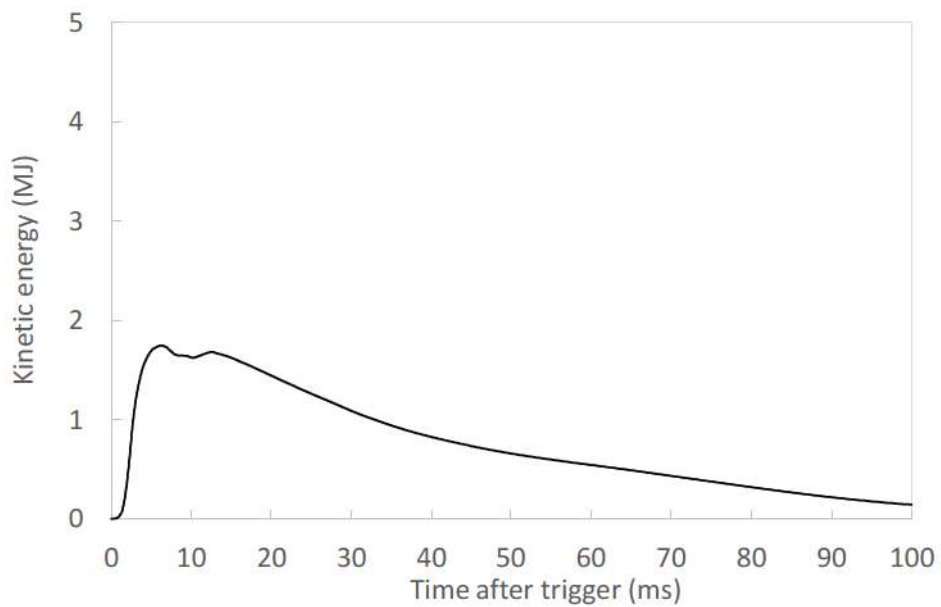


図 3-2 流体運動エネルギーの時間的推移

## 4. 水蒸気爆発実験への適用例

### 4.1 粗混合実験解析

粗混合に関するモデルの機能を確認するため、及び実験を最適に再現することを目的としたパラメータ調整のため、JRC-Ispra 研究所で実施された FARO 実験に関するシミュレーションを、JAEA が実施している<sup>[1]</sup>。FARO 実験では、熔融燃料としてウラン(UO<sub>2</sub> と ZrO<sub>2</sub> の混合物)を使用し、これらを水プールに落下させたときの、融体ジェット分裂やクエンチ時の加圧および水蒸気発生によるプール水位上昇等のデータが得られている。FARO 実験における実験装置の概要を図 4-1 に示す。JASMINE コードにおけるベンチマークでは、サブクール度、圧力、ジェット径等のパラメータの異なる 3 種類の実験ケースを選択している。これらの実験では水蒸気爆発が発生せず、かつ粗混合状態が確認できたため、粗混合に関するベンチマーク実験として選定された。以下に各ケースの特徴を簡単に述べる。

L14 ケース : デブリの温度は 3073K, 水位は 2.05m, サブクール度は 1 K と小さく, 圧力は高圧 (5MPa) であり, ジェット径は 92mm と大きい。雰囲気ガスは蒸気である。

L28 ケース : デブリの温度は 3053K, 水位は 1.44m, サブクール度は 1 K と小さく, 圧力は低圧 (0.51MPa) であり, ジェット径は 44mm と小さい。雰囲気ガスは蒸気である。

L31 ケース : デブリの温度は 2990K, 水位は 1.45m, サブクール度は 104K と大きく, 圧力は最も低圧 (0.22MPa) であり, ジェット径は 48mm と小さい。雰囲気ガスはアルゴンである。

#### 4.1.1 解析条件

ベンチマーク対象の実験ケース (L14, L28, L31) の実験条件及びそれぞれのベンチマーク解析条件を表 4-1 に示す。また, 実験装置を模擬した解析モデルを図 4-2 に示す。



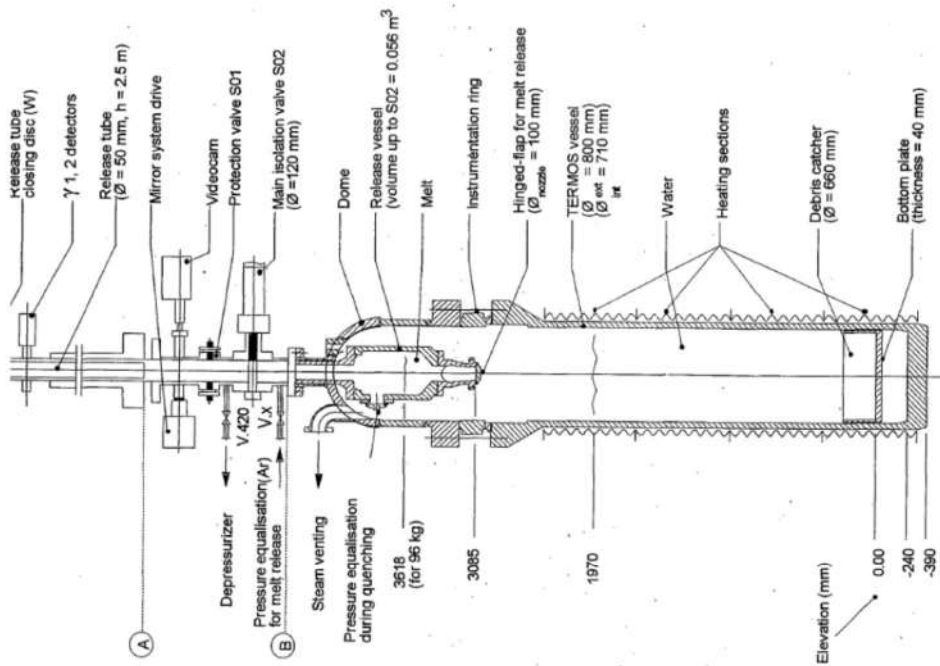
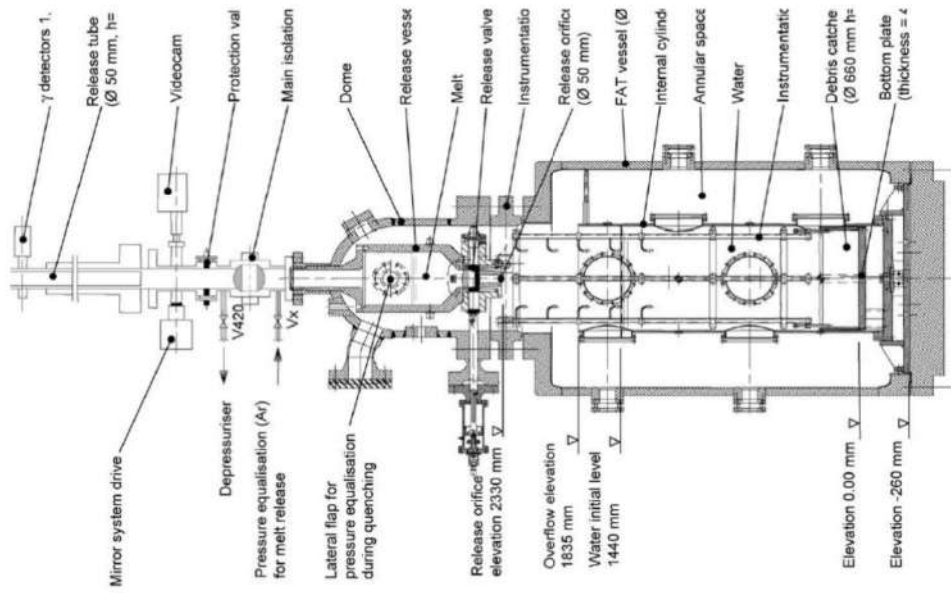


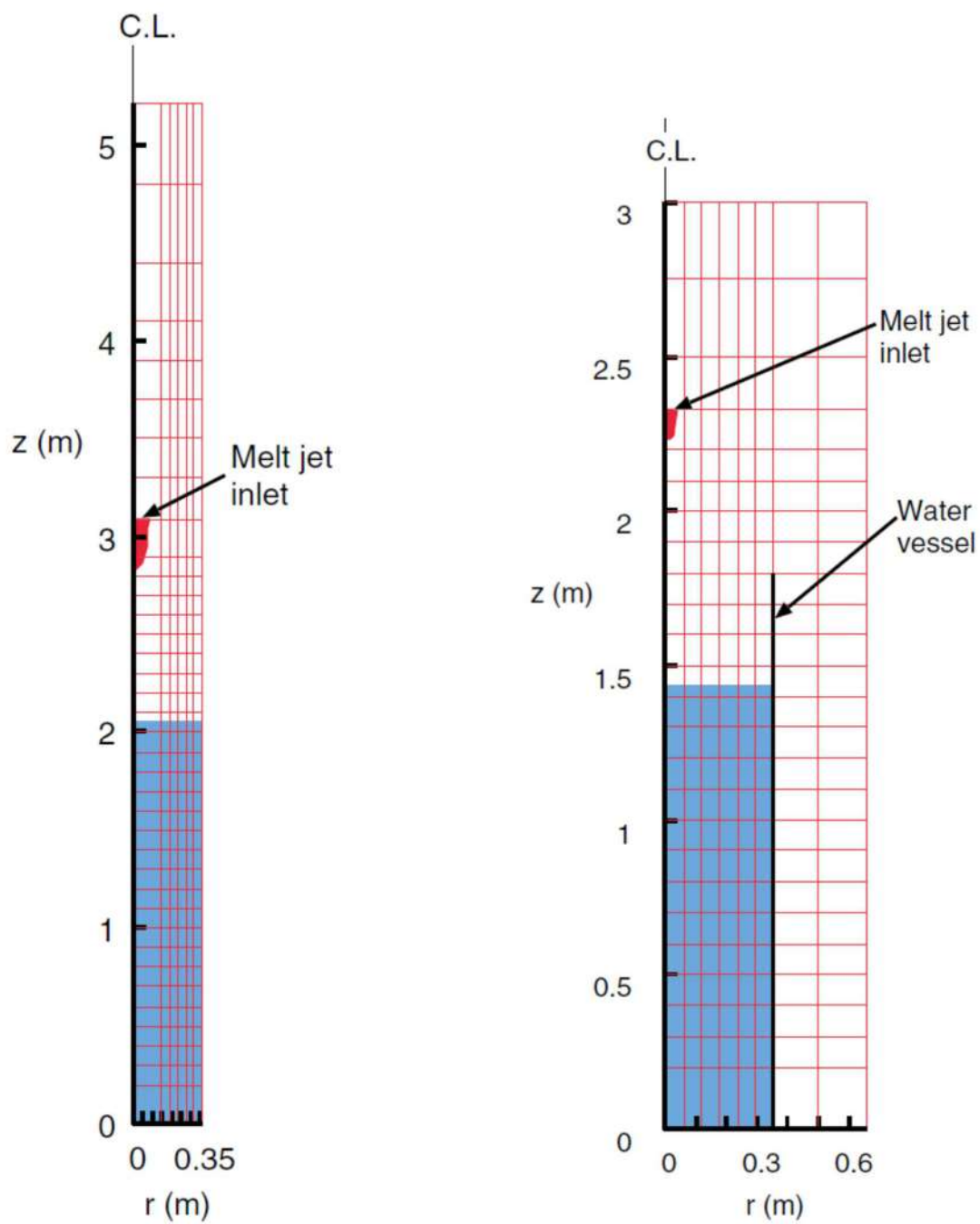
图 4-1 FARO 实验装置 [9], [10]

表 4-1 FARO 実験 (L14, L28 及び L31) の実験条件及び解析条件

	L14	L28	L31
<b>Melt</b>			
Material	Corium ( $T_{sol}/T_{liq} = 2830/2850(K)$ , 80wt% $UO_2$ -20wt% $ZrO_2$ )		
Released mass (kg)	125	175	92
Temperature (K)	3073	3053	2990
Jet diameter at inlet (mm)	92	44	48
<b>Water</b>			
Temperature (Subcool) (K)	537 (1)	424 (1)	291 (104)
Pool depth (m)	2.05	1.44	1.45
Water vessel diameter (m)	0.71	0.71	0.71
<b>Cover gas</b>			
Atmosphere	Steam	Steam	Argon
Initial pressure (MPa)	5.0	0.51	0.22
Cover gas volume(m <sup>3</sup> )	1.26	3.53	3.49
<b>Results</b>			
Pressure rise at plateau (MPa)	2.5	1.2	0.04
Level swell (m)	~1.4	~0.6	~0.3
Agglomerated mass (kg)	20 (16%)	77 (44%)	0
Debris mean dia. <sup>a)</sup> (mm)	5.0	3.0	3.3
<b>Analytical</b>			
Grid (Water pool zone)	6×37(6×20)	8×25(6×14)	
Central column radius (m)	0.15	0.10	0.10
Time step (ms)		~0.5	
Jet initial velocity(m/s)	3.0	~3.0	~2.7
Jet flow-in duration(s)	0.80	5.2	2.5
Melt particle dia.(const.)(mm)	5.0	3.0	3.0
Jet break-up length model <sup>b)</sup>	Taylor type, $C_{ent} = 1$		
Surface temperature drop model	Use		
$N_{pcr}$ <sup>c)</sup>	1000		
$n_{hist}$ <sup>c)</sup>	1000		
$F_{htint}$ <sup>d)</sup>	0.02		

a) mass median diameter b) see 2.2.1 c) see 2.2.3 d) see 2.3.2

出典 : Steam Explosion Simulation Code JASMINE v.3 User's Guide, JAEA<sup>1)</sup>

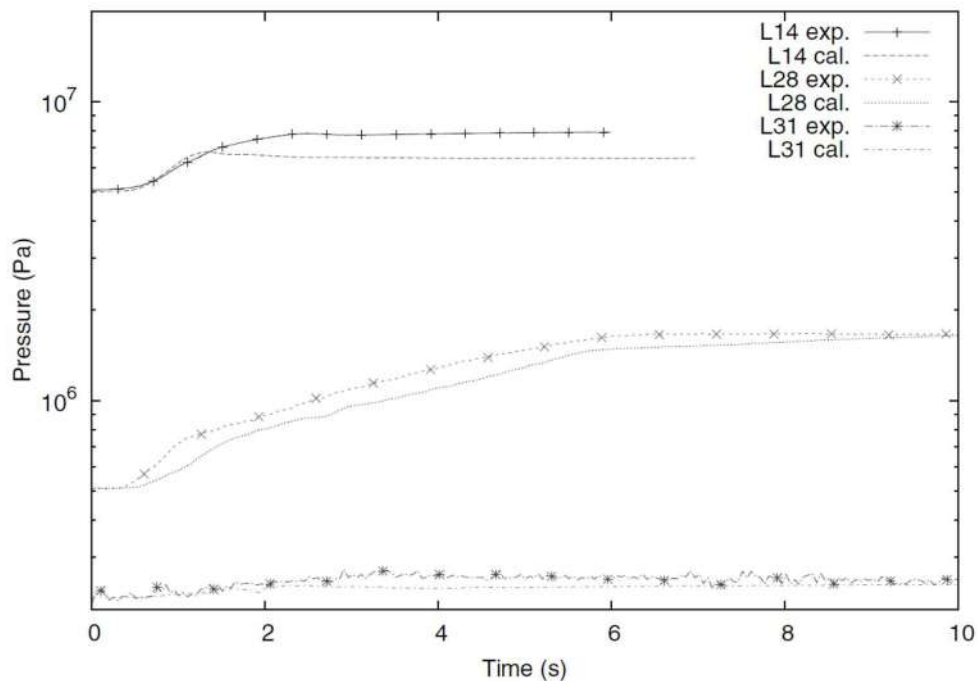


出典：Steam Explosion Simulation Code JASMINE v.3 User's Guide, JAEA<sup>10)</sup>

図 4-2 FARO L-14 (左) 及び FARO L28, L31 (右) の解析モデル

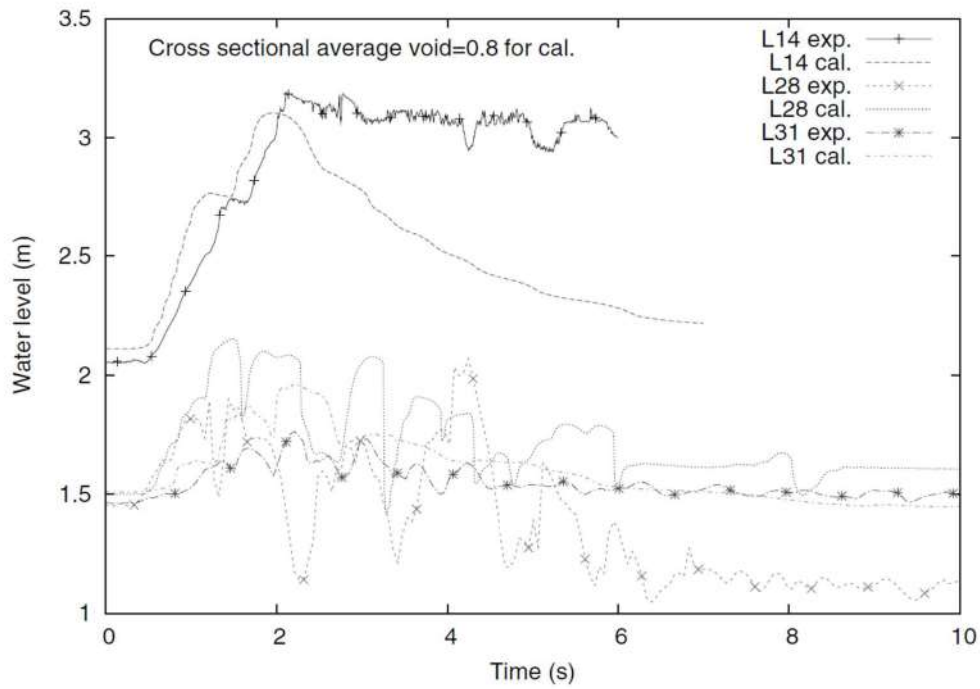
#### 4.1.2 解析結果

圧力履歴の解析結果を図 4-3 に、プール水位挙動の解析結果を図 4-4 に示す。図において、exp. が実験結果で、cal. が解析結果である。全体として実験結果はおおむね良く再現されている。詳細にみると、圧力がやや低めに評価されているのに対し、特に低圧実験（L28 と L31）において水位は高めに評価されている。



出典：Steam Explosion Simulation Code JASMINE v.3 User's Guide, JAEA<sup>[1]</sup>

図 4-3 圧力履歴比較



出典：Steam Explosion Simulation Code JASMINE v.3 User's Guide, JAEA<sup>(1)</sup>

図 4-4 プール水位挙動比較

## 4.2 爆発実験解析

爆発に関するモデルの機能を確認するため、及び実験を最適に再現することを目的としたパラメータ調整のため、JRC-Ispra 研究所にて実施された実験のうち、FCI に伴うエネルギーの発生が確認された KROTOS-44, 42 実験及び FARO-L33 実験に加え、エネルギーの発生が確認できなかった KROTOS-37 実験についても解析対象として選定した。これらの検証解析は、JAEA にて実施されている。<sup>[1]</sup>

KROTOS 実験では、1～3 kg 程度の溶融アルミナ又はコリウム ( $UO_2$  と  $ZrO_2$  の混合物) を円柱形状の水槽に落下させ、圧縮アルゴンガスによる圧力パルスによってトリガがかけられている。FARO 実験は、大規模スケールの実験であり、100kg の溶融コリウムを水プールに落下させ、起爆装置からの圧力パルスによってトリガがかけられている。これらの実験結果から、各位置での圧力過渡変化及び微細化粒子の粒子径分布に関するデータに対する検証を実施した。

### 4.2.1 解析条件

解析条件を表 4-2 に、KROTOS 及び FARO 実験の解析メッシュモデル図を、図 4-5 に示す。水蒸気爆発解析では粗混合過程と爆発過程の 2 つの過程を解析する。粗混合過程では、計算モデルを調整することで実験結果を適切に模擬することが可能である。具体的には、ジェット分裂長の相関式と調整係数は、同等の状況で水蒸気爆発が発生しない場合のジェット分裂長を再現できるよう選択される。

トリガ時刻における全体のボイド率等の実験パラメータの一致性を確認し、粗混合過程の解析結果が妥当であることを確認した。そして、それらの結果を爆発過程の初期条件に設定した。

爆発解析では融体物質やその他の実験条件に関係なくモデルパラメータの値を一定とする。これらは、解析値が KROTOS のアルミナ実験での圧力パルス、水蒸気爆発により発生した微細化粒子の質量分率と一致するように設定している。爆発過程でのモデルパラメータの調整にアルミナを用いた実験を採用した理由を以下に示す。図 4-6 に、KROTOS 実験のアルミナとコリウムの総質量、融体質量及びボイド率 0.75 以下の融体質量についての比較結果を示す。アルミナでは粗混合過程において常に溶融状態であり、過度に水蒸気が発生することはない。そのため、理想的な粗混合条件（融体物質の大部分が固化せず、水と十分に混合されている）が達成できている。一方、コリウムではトリガ時刻における融体の大部分が固化あるいは高ボイド率領域に含まれているため、水蒸気爆発に寄与する融体量はわずかとなる。この相違は物質の物理的特性や初期温度に関係する。アルミナはコリウムと比較して、融点、初期温度及び密度が低く、潜熱が大きい。そのため、液滴径が大きくなり、融体が冷却されるまでに要する時間が長くなる。また、アルミナの融体温度が低く、体積当たりの表面積が小さいため、水への熱伝達は小

さくなる。これらの理由により、コリウムではアルミナほど大規模な水蒸気爆発は発生しない。以上より、理想的な粗混合状態が得られるアルミナを用いた実験のほうが、爆発過程の微細化モデルパラメータの調整には適切と考えられる。

外部トリガは、中心底部のセルに与える。外部トリガ条件は、KROTOS では、実験で使用したガス室の条件 ( $15\text{cm}^3$ ,  $14\text{MPa}$ ,  $pV$ =約  $220\text{kJ}$ ) から設定する。また、FARO-L33 では、起爆エネルギー  $1\text{kJ}$  と等価な体積と圧力 ( $28.6\text{cm}^3$ ,  $35\text{MPa}$ ) から設定する。

表 4-2 KROTOS-37, 42, 44 及び FARO-L33 の実験条件及び解析条件

		K44	K42	K37	L33
Melt	Material	Alumina <sup>a)</sup>		Corium <sup>b)</sup>	
	Released mass (kg)	1.50	1.54	3.22	100
	Temperature(K)	2673	2465	3018	3070
	Jet release dia. (mm)	30			48
	Free fall height(m)	0.44			0.77
Water	Temperature(Subcool) (K)	363(10)	293(80)	296(77)	294(124)
	Depth (m)	1.105			1.62
	Vessel diameter (m)	0.20			0.71
Cover gas	Atmosphere	Steam	Argon		
	Pressure (MPa)	0.10			0.41
	Cover gas volume(m <sup>3</sup> )	0.290			3.496
Premixing results	Level swell (cm)	12	3	30	9
	Jet break-up length (m)	~0.3		~0.8	~1.1
Explosion results	Pressure peaks (MPa)	~50	~50	NA <sup>c)</sup>	~6
	Half height width (ms)	~1.5	~1	NA <sup>c)</sup>	~3
	Debris <0.106mm (%)	47	31	1.4	~8 <sup>d)</sup>
Analytical conditions	Time step ( $\mu$ s)	~2			
	Jet initial velocity(m/s)	3.0			~2.9
	Jet flow-in duration(s)	0.270	0.255	0.191	2.6
	Melt Particle dia.(mm)	10		2	3
	Jet break-up length model <sup>e)</sup>	S: $C_{ent} = 2.5$		S: $C_{ent} = 1.7$	T: $C_{ent} = 1$
	Surface temperature drop model	Use			
	$N_{pcr}$ <sup>f)</sup>	100			1000
	$n_{hist}$ <sup>f)</sup>	500			1000
	External trigger	14.8MPa-15cm <sup>3</sup>			35MPa-29cm <sup>3</sup>
	Trigger time (s)	0.9		0.5	1.12
	$C_{frg}$ <sup>g)</sup>	0.35			
	$d_{frg}$ ( $\mu$ m) <sup>g)</sup>	50			
	$t_{triglifc}$ (ms) <sup>g)</sup>	1.0			
	$p_{trig}$ (MPa) <sup>g)</sup>	0.2			0.5
Fragmentation criterion	$T_{av} \geq T_{mp}$				
$K_{ev}$ <sup>h)</sup>	0.7				

a)  $T_{melt} = 2300(K)$  b)  $UO_2(80)-ZrO_2(20)$  (wt%),  $T_{sol}/T_{liq} = 2830/2850(K)$

c) Reportedly “no propagating energetic explosions” [37].

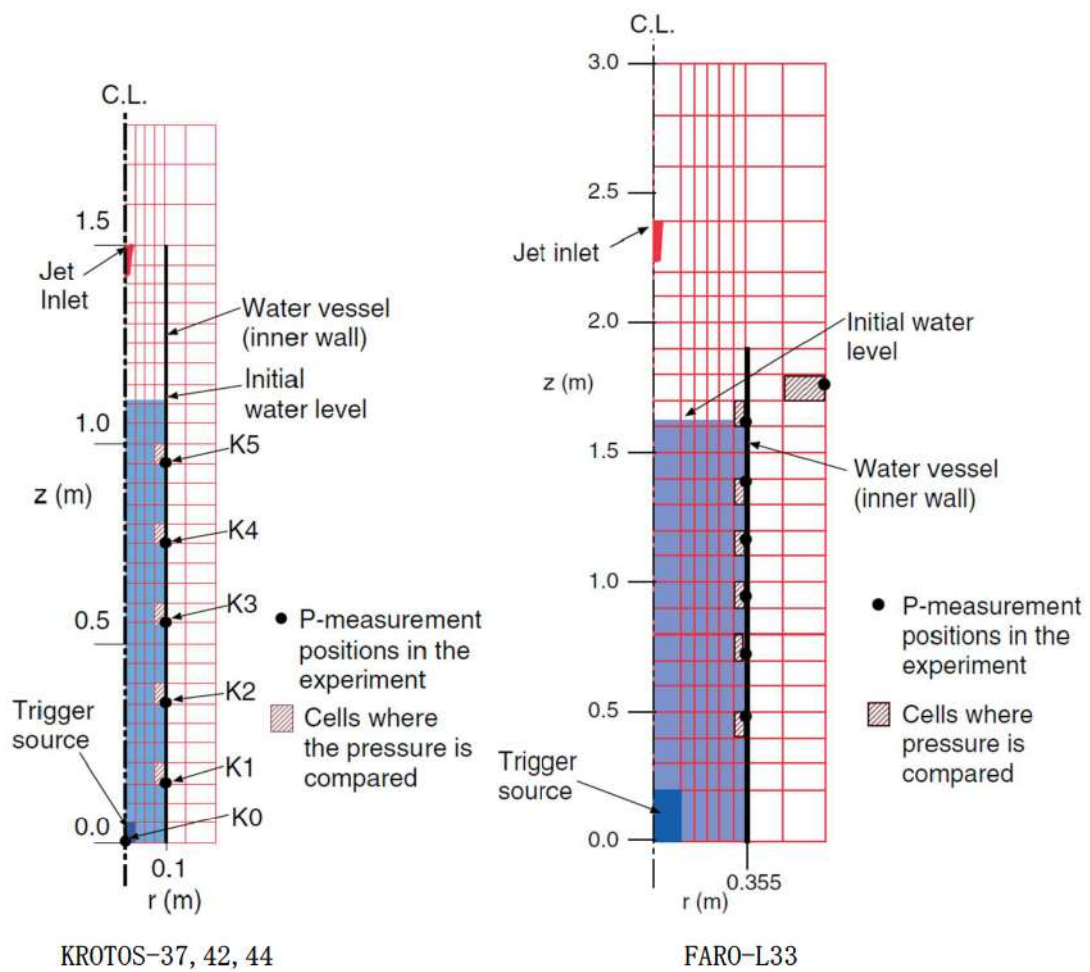
d) Extrapolated from the size distribution reported in [41]. The ratio to the melt mass in the system at the triggering time, ~40kg, is ~20%.

e) S: Saito et al. correlation, T: Taylor type correlation (see 2.2.1)

f) see 2.2.3 g) see 2.2.4 h) see 2.3.2

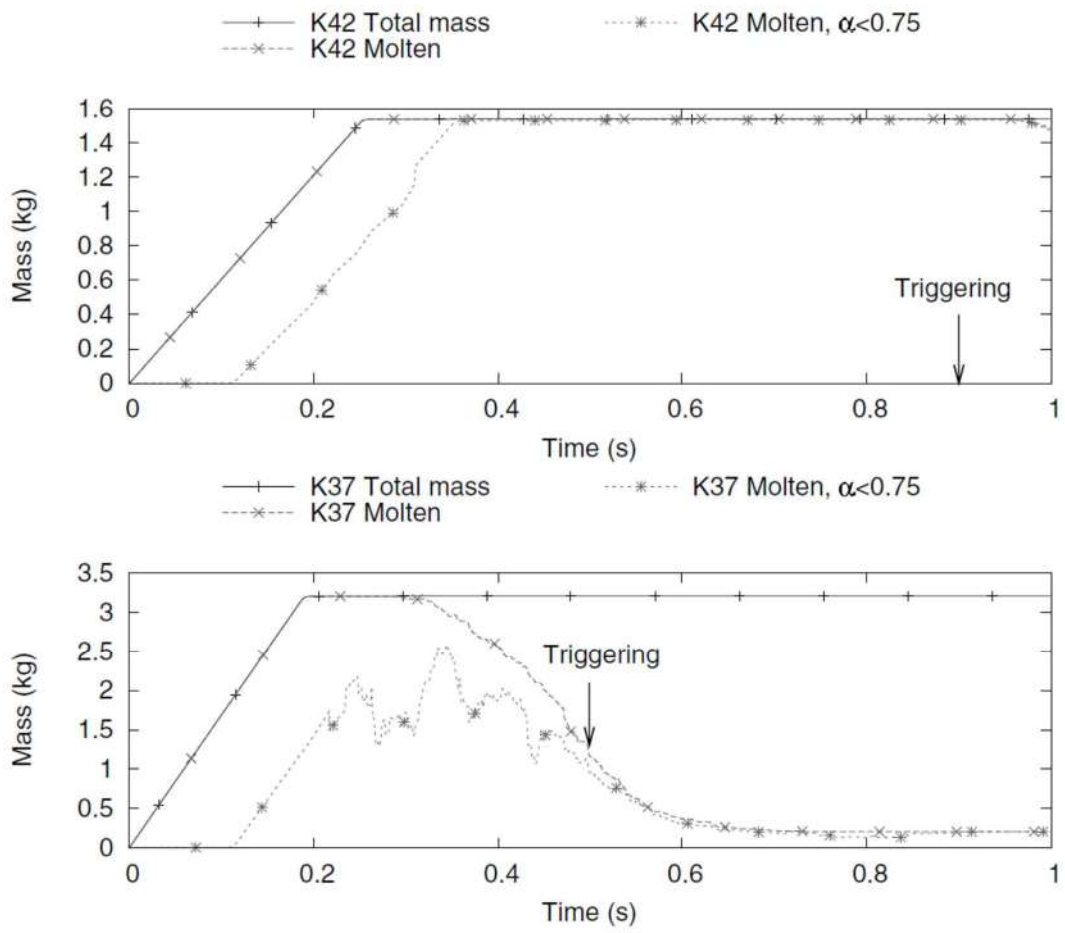
出典：Steam Explosion Simulation Code JASMINE v.3 User's Guide, JAEA<sup>1)</sup>





出典：Steam Explosion Simulation Code JASMINE v.3 User's Guide, JAEA<sup>(1)</sup>

図 4-5 解析モデル (KROTOS-37, 42, 44 及び FARO-L33)



出典：Steam Explosion Simulation Code JASMINE v.3 User's Guide, JAEA<sup>(1)</sup>

図 4-6 粗混合過程での融体質量  
(上：アルミナ (K42) , 下：コリウム (K37) )

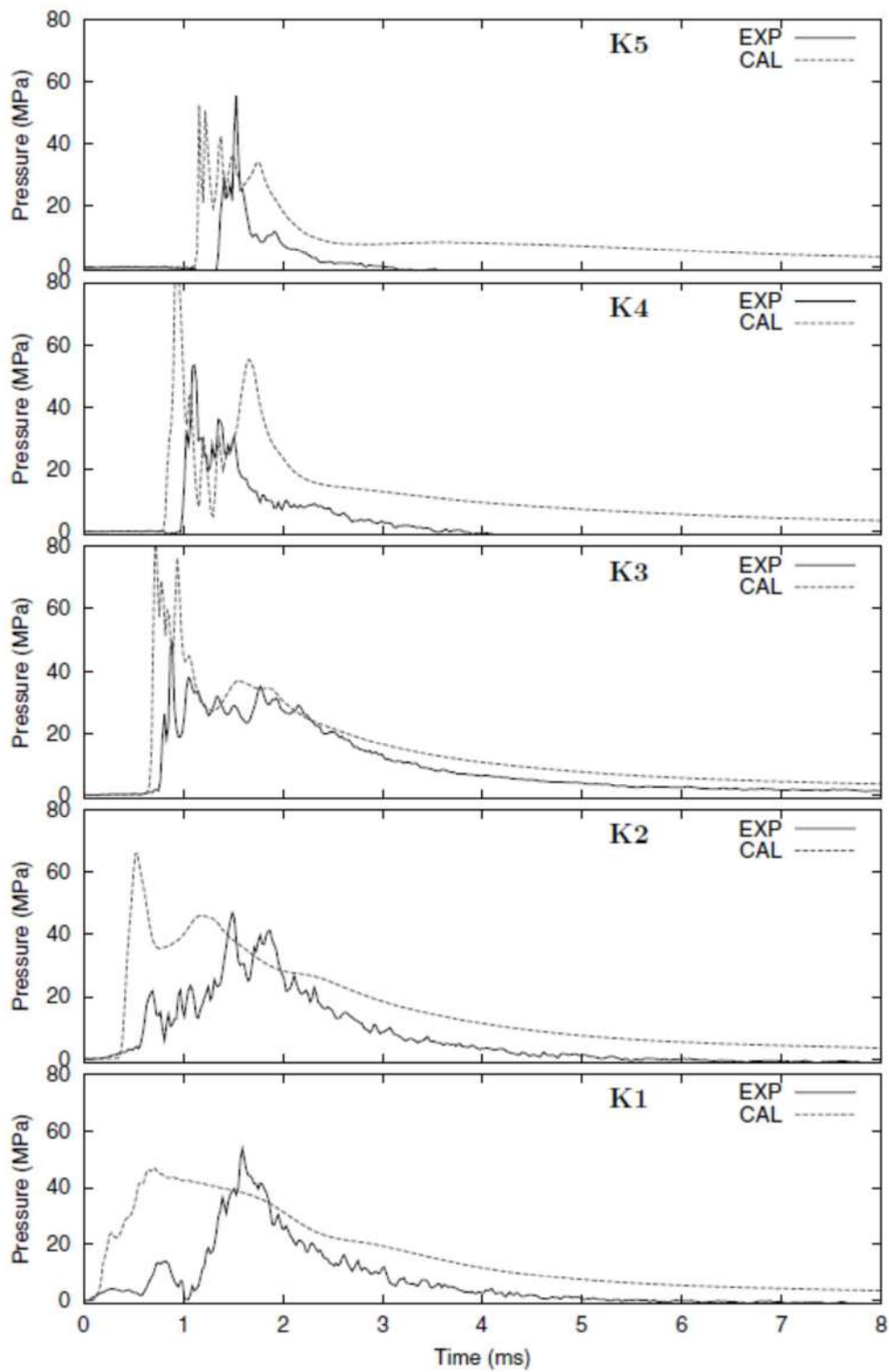
#### 4.2.2 解析結果

図 4-7 及び図 4-8 に、KROTOS のアルミナ実験 (KROTOS-44, 42) における垂直に位置した各測定点での圧力履歴の実験結果と解析結果の比較を示す。解析結果は実験結果とよく一致していることが確認できる。また、水のサブクール度が相違する KROTOS-44, 42 の解析・実験結果の傾向が一致していることより、サブクールの影響は小さいものと考えられる。

図 4-9 に、KROTOS のコリウム実験 (KROTOS-37) の解析結果を示す。この実験では水蒸気爆発が生じていないことが報告されている。解析では、トリガリング圧力パルスは爆発源に近い底部の K1 及び K2 のみで局所的にピークとなるが、それ以外の測定点ではピーク値はない。また、K1 及び K2 のピーク値を過ぎるとそれ以降は減衰している。

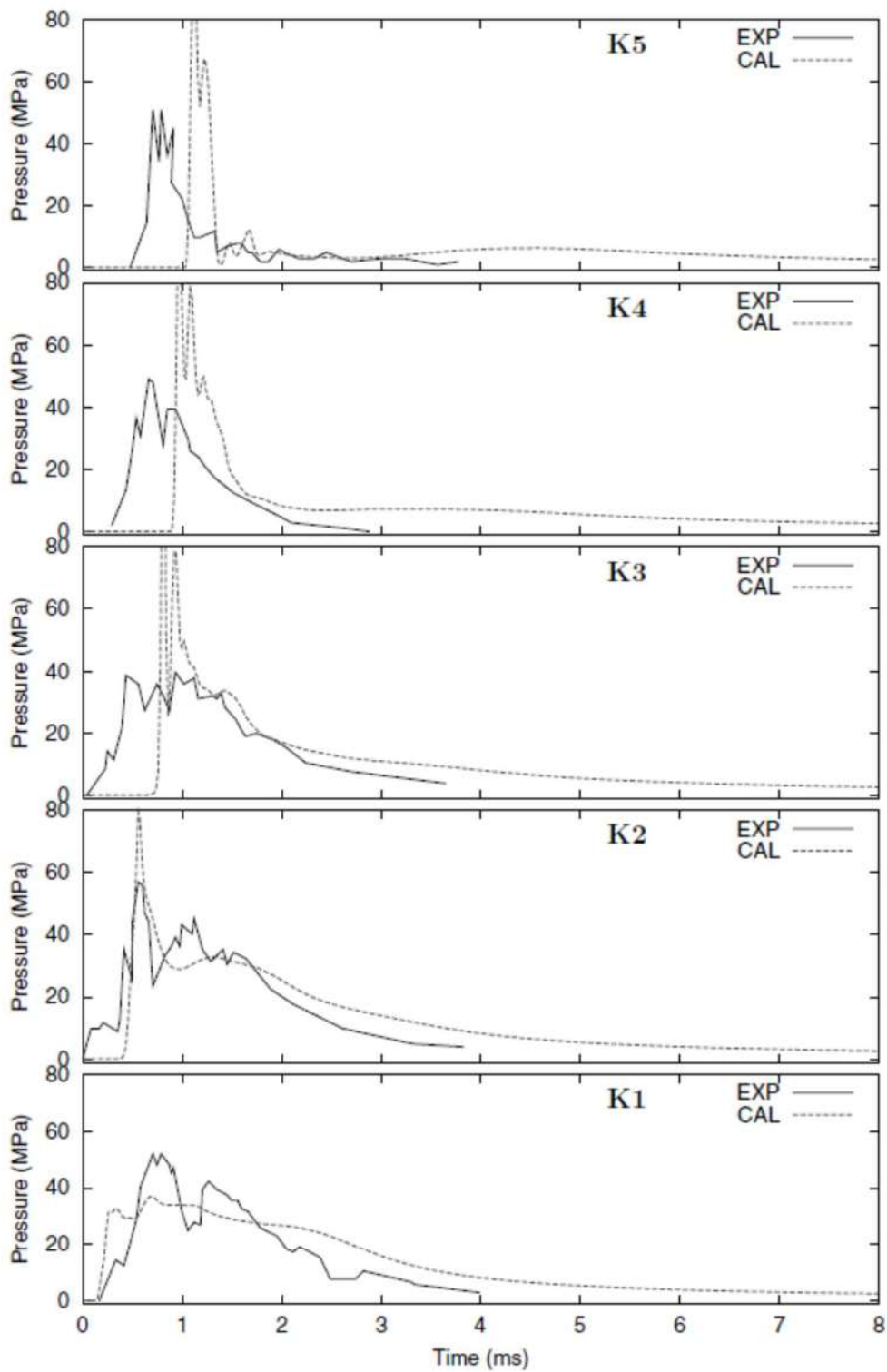
図 4-10 に、FARO-L33 における垂直に位置した各測定点での圧力履歴の実験結果と解析結果の比較図を示す。図 4-10 より、圧力パルスの傾向が良く一致していることがわかる。なお、水面近傍である  $Z=1615\text{mm}$  での圧力挙動について、実験結果では大きな圧力上昇は確認されておらず、解析結果との差異が生じているが、これは解析による爆発時の水位挙動と実験結果との相違が圧力伝播挙動に影響している可能性が考えられる。図 4-11 及び図 4-12 に、KROTOS 実験 (44, 42, 37) 及び FARO 実験 (L33) の流体運動エネルギーの解析結果と実験結果の比較図を示す。KROTOS のアルミナ実験 (44, 42) と FARO-L33 において、解析結果と実験結果はよく一致していることがわかる。KROTOS-37 では流体運動エネルギーが小さくなっており、これは実験において、水蒸気爆発が生じていない事実と一致している。

一般的に、水蒸気爆発により粒子径  $0.1\text{mm}$  より小さい微細化粒子が発生する。解析では、この粒子径を  $50\ \mu\text{m}$  としている図 4-13 及び図 4-14 に、KROTOS 実験 (44, 42) 及び FARO 実験 (L33) の微細化粒子の質量分率の比較結果を示す。実験と解析で粒子径が異なる為、正確な比較はできないが、解析結果の微細化粒子の質量分率は実験結果と同程度となることが確認できる。



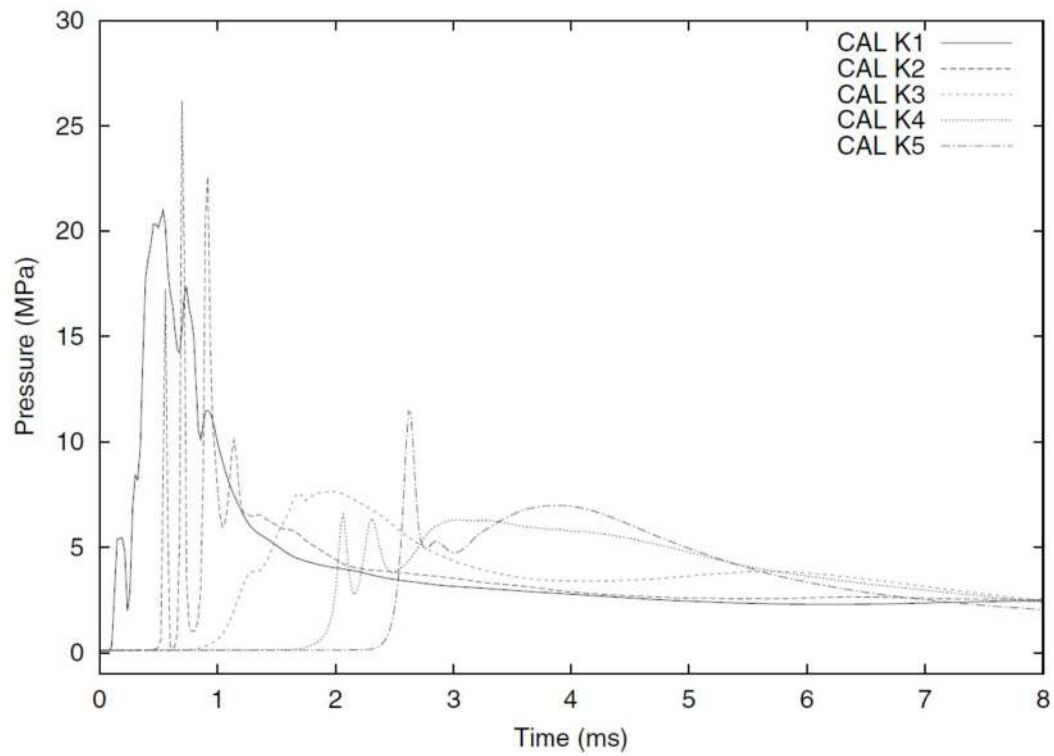
出典：Steam Explosion Simulation Code JASMINE v.3 User's Guide, JAEA<sup>1)</sup>

図 4-7 圧力履歴 (KROTOS-44)



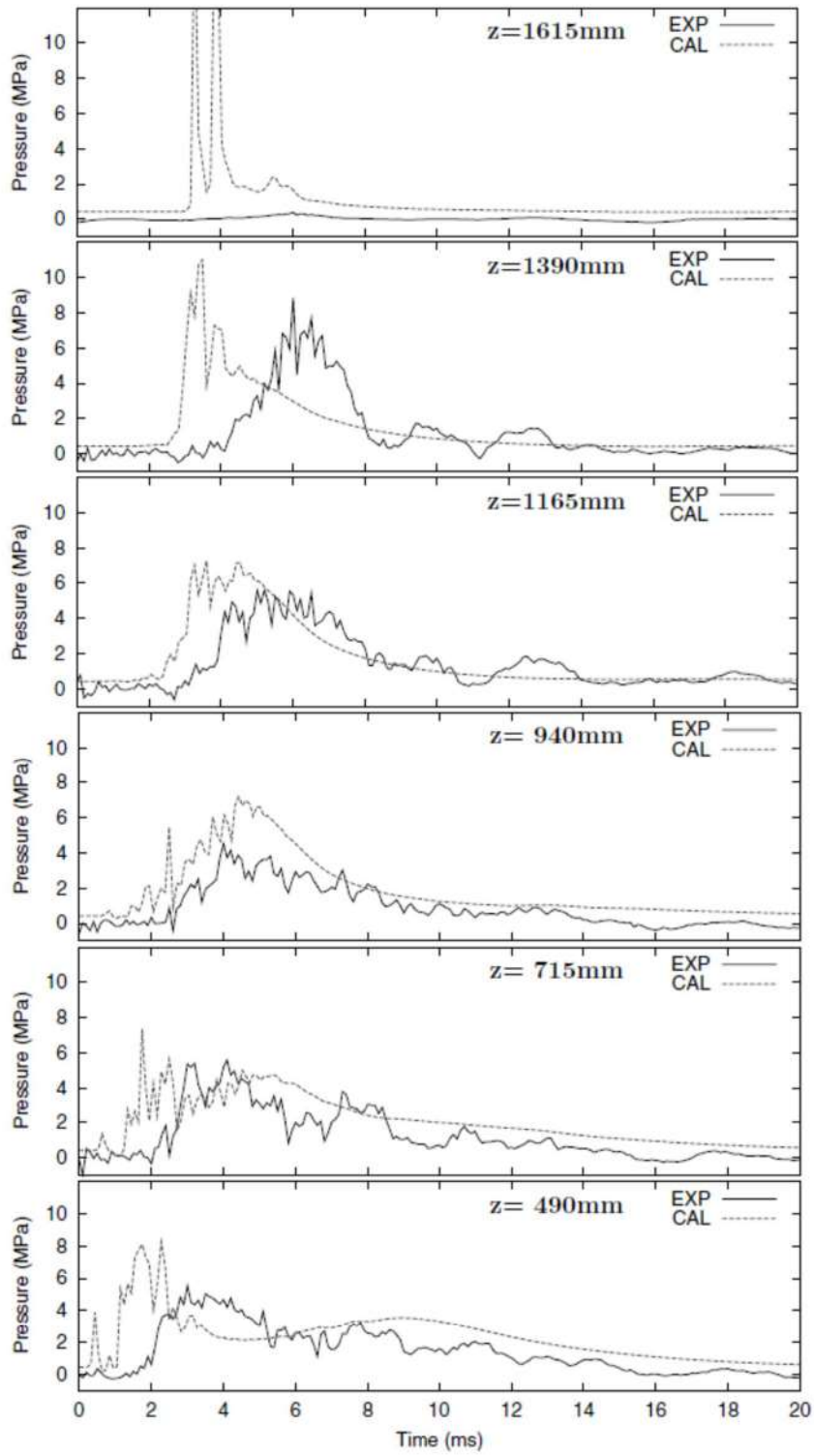
出典：Steam Explosion Simulation Code JASMINE v.3 User's Guide, JAEA<sup>6)</sup>

図 4-8 圧力履歴 (KROTOS-42)



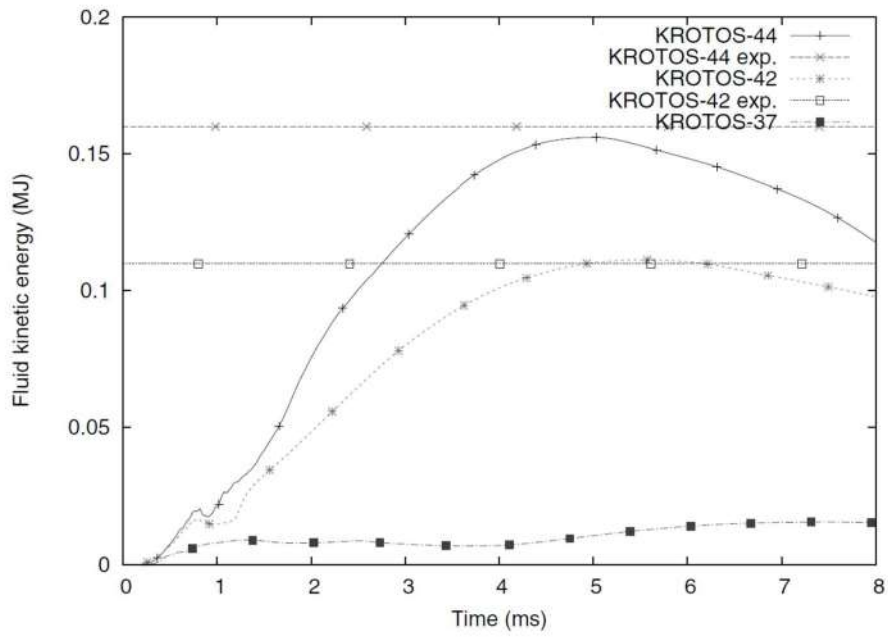
出典：Steam Explosion Simulation Code JASMINE v.3 User's Guide, JAEA<sup>14</sup>

図 4-9 圧力履歴 (KROTOS-37)



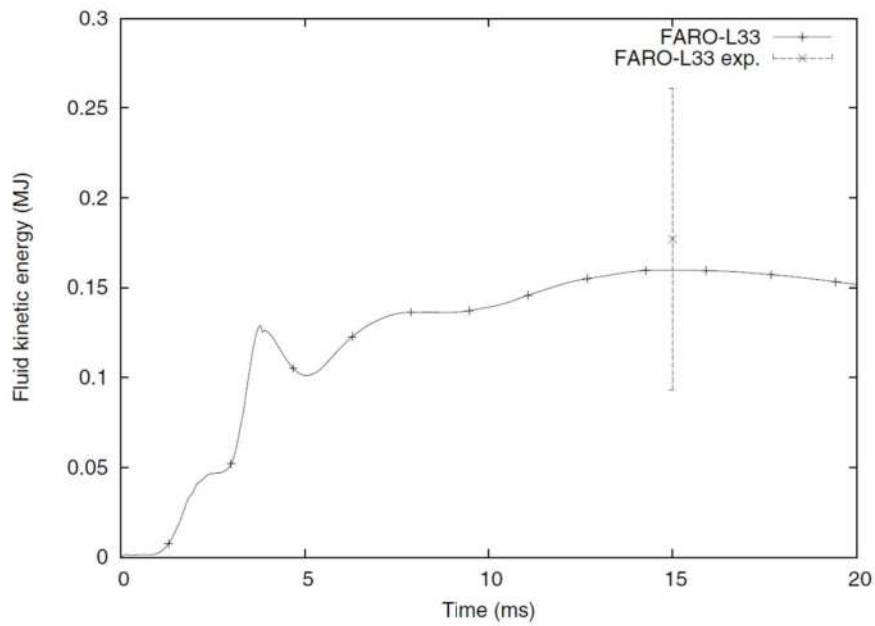
出典：Steam Explosion Simulation Code JASMINE v.3 User's Guide, JAEA<sup>6</sup>

図 4-10 圧力履歴 (FARO-L33)



出典：Steam Explosion Simulation Code JASMINE v.3 User's Guide, JAEA<sup>6</sup>

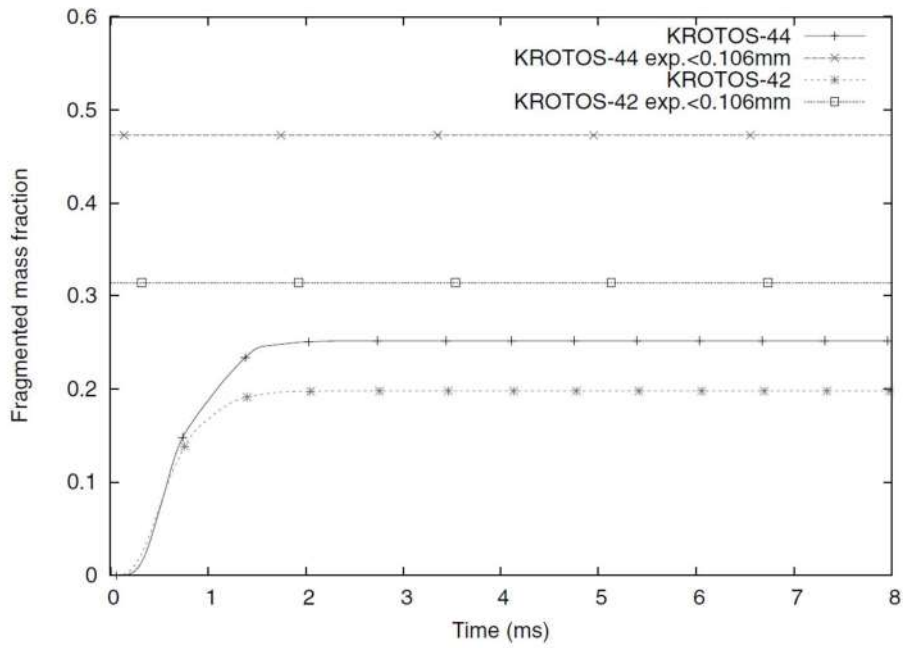
図 4-11 流体運動エネルギー (KROTOS)



出典：Steam Explosion Simulation Code JASMINE v.3 User's Guide, JAEA<sup>6</sup>

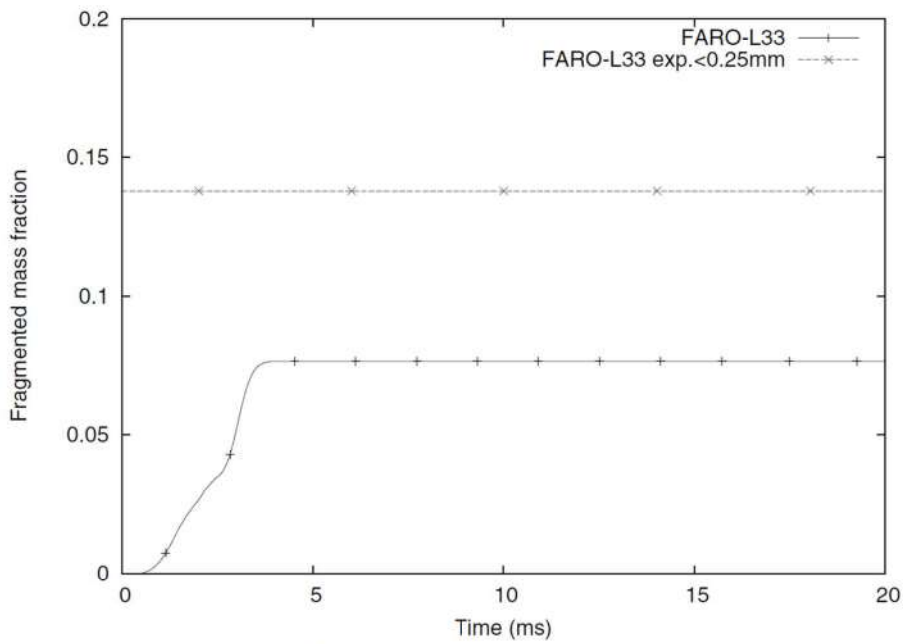
図 4-12 流体運動エネルギー (FARO-L33)





出典：Steam Explosion Simulation Code JASMINE v.3 User's Guide, JAEA<sup>6)</sup>

図 4-13 微細化粒子の質量分布 (KROTOS)



出典：Steam Explosion Simulation Code JASMINE v.3 User's Guide, JAEA<sup>6)</sup>

図 4-14 微細化粒子の質量分布 (FARO-L33)

## 5. 参考文献

- [1] K.Moriyama, et al, Steam Explosion Simulation Code JASMINE v.3 User's Guide, JAEA-Data/Code 2008-014, July 2008.
- [2] 改良型軽水炉のシビアアクシデント対策に係る検討, 独立行政法人 原子力安全基盤機構, 平成 21 年度
- [3] 森山 清史 他, 軽水炉シビアアクシデント時の炉外水蒸気爆発による格納容器破損確率の評価, 日本原子力研究開発機構, JAEA-Reserch-2007-072.
- [4] S.J. BOARD, R.W. HALL, R.S. HALL, Detonation of fuel coolant explosions, Nature254, 319-321, 1975.
- [5] 大貫 晃 他, 多次元二流体モデル構成方程式評価用コード ACE-3D の開発, JAERI-Data/Code 96-033, 1996 年 11 月
- [6] G.I. Taylor. The dispersion of jets of metals of low melting point in water. G.K.Batchelor, editor, The scientific papers of Sir Geoffrey Ingram Taylor, vol.3Aerodynamics and the mechanics of projectiles and explosion, pp.304-305.Cambridge University Press, Cambridge, 1963.
- [7] M. Saito, K. Sato, S. Imahori, Experimental study on penetration behaviors ofwater jet into freon-11 and liquid nitrogen, ANS Proc. National Heat TransferConference, Houston, U.S., vol.3, pp.173--183, 1988.
- [8] R.Meignen, et al, The challenge of modeling fuel-coolant interaction: Part I -Premixing, Nucl.Eng.Des. 280 511-527, 2014.
- [9] A. Annunziato, et al, FARO TEST L-14 ON FUEL COOLANT INTERACTION AND QUENCHINGComparison Report, Volume I: Analysis of the Results, OECD/CSNI InternationalStandaard Problem 39, 1998.
- [10] D. Magallon, Characteristics of corium debris bed generated in large-scalefuel-coolant interaction experiments, Nuclear Engineering and Design 236, 1998-2009, 2006.

## 添付1 水蒸気爆発実験と実プラントの水蒸気爆発評価におけるエネルギー変換効率の比較について

### 1. はじめに

水蒸気爆発時の発生エネルギーを議論するうえで、デブリの持つ熱エネルギーが機械的エネルギーに変換されるエネルギー変換効率は重要なパラメータであり、各研究機関で実施された水蒸気爆発実験においても、実験時に確認されたパラメータに基づきエネルギー変換効率が評価されている。また、水蒸気爆発解析において、粗混合過程、爆発過程の解析モデルの妥当性を確認するためのベンチマークの一つとして、実験時に確認されているエネルギー変換効率との比較が実施されている。

本資料では、水蒸気爆発実験と実プラントの水蒸気爆発評価におけるエネルギー変換効率の比較結果をまとめる。

### 2. 水蒸気爆発実験でのエネルギー変換効率

#### (1) エネルギー変換効率について

一般的には以下の式①によりエネルギー変換効率は評価されている。

$$\textcircled{1} \text{エネルギー変換効率 (\%)} = \text{機械的エネルギー} / \text{デブリの持つ熱エネルギー} \times 100$$

機械的エネルギー：試験容器内の温度、圧力挙動からの評価、構造材への荷重評価等より機械的エネルギーを評価

デブリの持つ熱エネルギー：落下させる全デブリ質量、温度、比熱からデブリの持つ保有エネルギーを評価

上式①に基づくエネルギー変換効率は、粗混合過程と爆発過程の二つのプロセスが影響するパラメータとして扱う必要がある。粗混合過程は、落下デブリ質量に対して、デブリ注入速度、プール水位等といった実験条件が、粗混合融体質量に大きく影響する。一方、爆発過程は、粗混合粒子の微細化から爆発的な伝熱挙動といった物理現象であるため、体系等の実験条件の影響は低いと考えられる。

したがって、以下の式②により定義されたエネルギー変換効率を用いることで、実験条件の影響を小さくできると考える。

$$\textcircled{2} \text{エネルギー変換効率 (\%)} = \text{機械的エネルギー} / \text{粗混合融体の持つ熱エネルギー} \times 100$$

粗混合融体の持つ熱エネルギー：温度がデブリ融点以上かつボイド率 0.75%以下の領域に存在する融体質量のエネルギー

#### (2) TROI 実験におけるエネルギー変換効率

UO<sub>2</sub> デブリを用いた水蒸気爆発実験において、比較的高いエネルギー変換効率が確認されている TROI 実験を対象に式②でエネルギー変換効率を評価した結果を表 1 に

示す。

表1 TROI 実験におけるエネルギー変換効率

	TS1	TS2	TS3	TS4	TS6	備考
式①	0.12%	0.28%	0.22%	0.35%	0.66%	参考文献[1]より
式②	0.36%	0.81%	0.54%	1.25%	2.49%	参考文献[2]より

### 3. 実プラントの水蒸気爆発評価におけるエネルギー変換効率との比較

実プラントの水蒸気爆発評価結果に基づき式①と式②より算出したエネルギー変換効率を表2にまとめる。

ここで、TROI 実験並びに実プラントの条件におけるジェット分裂長を評価した結果、TROI 実験 (TS1~TS4, TS6) の実験条件におけるジェット分裂長は約1mであり、プール水位は1mであるため、TS1~TS4, TS6 はプール底部到達までにジェットがほぼ完全に分裂すると推測される。また、泊3号の水蒸気爆発評価におけるジェット分裂長は、約1.4mであり、原子炉下部キャビティに4.1mの水張りがされている場合、原子炉下部キャビティ床面到達までにジェットが完全に分裂されることが推定される。

したがって、実験条件の影響の小さい式②によるエネルギー変換効率で比較を行うと、TS1~TS4, TS6 にて確認されたエネルギー変換効率を泊3号の水蒸気爆発評価が上回る結果となることが確認できた。

上記より泊3号の水蒸気爆発評価においては、同等の条件の実験と比較するとエネルギー変換率は保守的な結果を与えていることが確認できた。

表2 泊3号の水蒸気爆発評価におけるエネルギー変換効率

	水位 4.1m
式①	約2.5%
式②	約3.3%

### 4. 参考文献

- [1] NEA/CSNI/R (2014) 15, OECD/SERENA Project Report Summary and Conclusions
- [2] 堀田, 森田, 梶本, 丸山. 「JASMINE Version 3 による溶融燃料-冷却材相互作用 SERENA2 実験解析」, 日本原子力学会和文論文誌 (2017)

## LS-DYNA コード

## 目次

1. はじめに .....	参考 2- 3
2. 適用対象事象及び適用実績 .....	参考 2- 3
3. 解析モデルと解析結果の例示 .....	参考 2- 4
3.1 計算要素 .....	参考 2- 5
3.2 境界条件 .....	参考 2- 6
3.3 材料モデル .....	参考 2- 8
3.4 衝撃圧力の設定方法 .....	参考 2-13
3.5 解析フロー .....	参考 2-14
3.6 入出力 .....	参考 2-15
3.7 解析結果の例示 .....	参考 2-16
4. 解析結果の検証 .....	参考 2-24
5. 参考文献 .....	参考 2-31
添付 1 反射波の考慮について.....	参考 2-32
添付 2 原子炉下部キャビティ構造応答評価における判定基準について .....	参考 2-39

## 1. はじめに

本資料は、格納容器破損防止に関する重大事故対策の有効性評価（以下、「有効性評価」と称す。）において、格納容器破損モード「原子炉压力容器外の熔融燃料 - 冷却材相互作用」（以下、「FCI」と称す。）に対して参考として示した水蒸気爆発の発生を仮定した場合の原子炉格納容器の健全性への影響評価に適用するコードのうち、LS-DYNA コードについて、

- ・適用対象事象及び適用実績
- ・解析モデルと解析結果の例示
- ・解析結果の検証

に関してまとめたものである。

なお、JASMINE コードの計算結果をインプットする必要があるが、この JASMINE コードに対する説明は別資料（解析コード（JASMINE）説明資料（参考資料））にて行う。

## 2. 適用対象事象及び適用実績

LS-DYNA コードは、原子炉容器外において FCI による水蒸気爆発の発生を想定した場合、原子炉容器の支持構造物である原子炉下部キャビティ壁への荷重を評価し、その健全性を確認することを目的として使用する。

### (1) 適用対象事象

シビアアクシデント発生時に原子炉容器の破損を想定する場合、熔融炉心・コンクリート相互作用の緩和策として、原子炉格納容器下部への水張りが実施される。原子炉容器から熔融炉心が落下した場合において、この原子炉格納容器下部の冷却水と熔融炉心の接触による水蒸気爆発事象発生の可能性は、これまでの知見からも極めて低いと考えられる。しかしながら、水蒸気爆発が発生した場合についても考慮し、原子炉格納容器の健全性に対する影響を確認しておくことは、原子炉格納容器下部への水張り等の格納容器破損防止対策の適切性を確認する上でも有益な参考情報になると考える。

この炉外における FCI による水蒸気爆発発生時の評価は、水蒸気爆発解析コード JASMINE により実施し、水蒸気爆発現象に伴う流体の圧力及び運動エネルギー並びに融体デブリの振る舞いを評価する。

LS-DYNA コードでは、この JASMINE コードによって得られた評価結果に基づき、水蒸気爆発発生時の原子炉下部キャビティ壁に作用する圧力履歴を入力条件として与え、原子炉下部キャビティ壁の構造応答を評価する。

### (2) 適用実績

LS-DYNA コードは、ローレンスリバモア国立研究所（LLNL）で開発された DYNA3D コードに基づき、リバモアソフトウェアテクノロジー社（LSTC）が開発した汎用有限要素解析コードである<sup>[1]</sup>。

DYNA3D コードは、重量物の構造材衝撃問題を対象として開発されており、衝撃波による非線形動的応答評価を目的とするため、陽解法による解析を採用している。LS-DYNA コードは、自動車の衝突安全解析への適用を目的として開発されており、DYNA3D と同様に、衝撃問題に対して陽解法を適用する。

LS-DYNA コードは、自動車製造分野への適用を主目的として開発されているが、時間と共に接触条件や構造物形状が変化するような非線形解析が可能であり、衝撃や爆発的燃焼による圧力伝播、構造物の塑性歪み、健全性の解析に対応している。このため、自動車産業に限らず、航空宇宙、防衛、電気機器、建設・土木分野等にも応用されており、原子炉容器外において水蒸気爆発が発生した際の原子炉下部キャビティ壁への荷重応答評価にも適していると言える。

原子力分野における爆発、爆轟及び飛来物の衝突に伴う衝撃荷重の構造材応答評価に LS-DYNA コードを適用した例について概要を以下に示す。

a. 竜巻飛来物の衝突による原子力施設防護対策評価<sup>[2]</sup>

この研究は原子力発電所施設等における竜巻防護施設の鋼板試験体に竜巻飛来物の一つである鋼製パイプを衝突させる鋼板貫通試験に対して、LS-DYNA コードによる試験模擬解析を実施している。耐貫通防護設計評価手法として、解析で得られた、飛来物の衝突荷重により鋼板に生じる相当塑性ひずみと SA ガイドラインで提案されている局所的な破損のひずみ制限値を比較する手法が有用であることが確認されており、LS-DYNA コードによる耐貫通性能問題への適用が可能であるとの知見が得られている。

b. 原子力発電施設等に係る構造物の爆発衝撃挙動解析<sup>[3]</sup>

この研究では、原子力発電所施設等での爆発衝撃荷重に対する構造物の堅牢性を評価するための解析モデルを構築する目的で実施されており、水中爆轟バブル挙動解析手法の確立と地中に設置された構造物の衝撃荷重に対する挙動評価手法の確立を主課題として検討されている。LS-DYNA コードによるこれらの課題に対する評価の結果、水中爆轟バブル挙動については、必要な時間スケールでの解析が適切に実施できることが確認され、地中構造物に対する堅牢性評価については、試験結果とトレース解析の比較から、爆発衝撃問題に対する解析モデルが構築可能であるとの知見が得られている。

3. 解析モデルと解析結果の例示

LS-DYNA コードは、構造物などの大変形応答を解析するための非線形動的構造解析ソフトウェアであり、静的問題から準静的な塑性加工問題、波動の伝播を考慮するような衝撃問題などの解析が可能である。時刻歴応答解析では、時間積分に中央差分によ



る収束計算が不要な陽解法を用いて解析するため、落下・衝突のような非線形性の強い問題でも解が発散せず、安定して解が得られる。

また LS-DYNA コードの使用実績としては、自動車・航空宇宙・造船などの産業で製品の安全性対応や高品質化などに幅広く活用されている。

陽解法の特徴は、着目している要素の隣接する過去の要素情報しか現在の状態に影響を与えないということである。したがって衝撃解析では、波動の伝搬速度である音速  $c$  が重要な意味を持っており、いま着目する要素（要素サイズ  $\Delta e$ ）で、音速  $c$  の影響による現象を陽解法で安定に実行するためには、時間積分の刻み幅（ $\Delta t$ ）に Courant 条件と言われる制約がある。

$$\Delta t = \frac{\Delta e}{c}$$

ここで連続体が構造体の場合、ヤング率  $E$ 、密度  $\rho$  とすると、構造体内での音速  $c$  は、

$$c = \sqrt{\frac{E}{\rho}}$$

である。FCI 時の構造応答解析で取扱う連続体のおよその音速  $c$  は、鋼材で 5000m/s、コンクリートで 3400m/s である。

LS-DYNA コードでは、時間積分の刻み幅  $\Delta t$  を、すべての要素で決定される時間増分の中で最小のものを自動的に用いている。

### 3.1 計算要素

LS-DYNA コードでは、構造物を記述する一般的な手法として Lagrange 要素を用いる。また、原子炉下部キャビティの 3 次元的な幾何形状をモデル化するために Solid 要素、Shell 要素を用いる。各要素の概要を以下に示す。

#### (a) Lagrange 要素

物質の位置、速度、圧力などの物理量の時間変化と共に座標が変形する。境界面が移動または変形しても、メッシュが追従するので主として固体に対して適用性がある。

#### (b) Solid 要素

標準的な三次元体積要素。8 節点 6 面体 Solid 要素や 6 節点 5 面体 Solid 要素などがある。

#### (c) Shell 要素

三次元モデルでは、3 節点あるいは 4 節点の薄板シェル要素として、板厚方向の寸法がそれ以外の寸法よりもきわめて小さい構造物をモデル化するのに使用される。二

次元モデルでは、平面ひずみ要素や軸対称要素などに使用される。

構造材の各メッシュ分割は、原子炉下部キャビティ壁の壁厚方向、周方向及び高さ方向に十分に解析精度を確保できるサイズとする。

固体の連続体の挙動を記述する基礎式としては、連続の式（質量保存則）・運動方程式（運動量保存則）・エネルギー保存式の3式が必要となる。この3式と物質の性質を表現するための材料構成式とが連立して解かれることにより、連続体の運動、すなわち、固体の移動、変形を求めることができる。数値解法上は、有限要素法による空間の離散化・中心差分に基づく、陽解法と呼ばれる極めて微少な時間幅で数値的に積分する方法が用いられている。

### 3.2 境界条件

原子炉容器を支持する原子炉下部キャビティ壁の構造を考慮して、解析モデルは三次元体系とする。図3-1に示すように原子炉下部キャビティ底部は十分厚い基礎コンクリートであること、及び側面は十分な広がりを持つ平面であることから、図3-2に示す構造応答解析時の拘束条件として、原子炉下部キャビティの底面は鉛直方向拘束とし、側面は完全拘束とする。

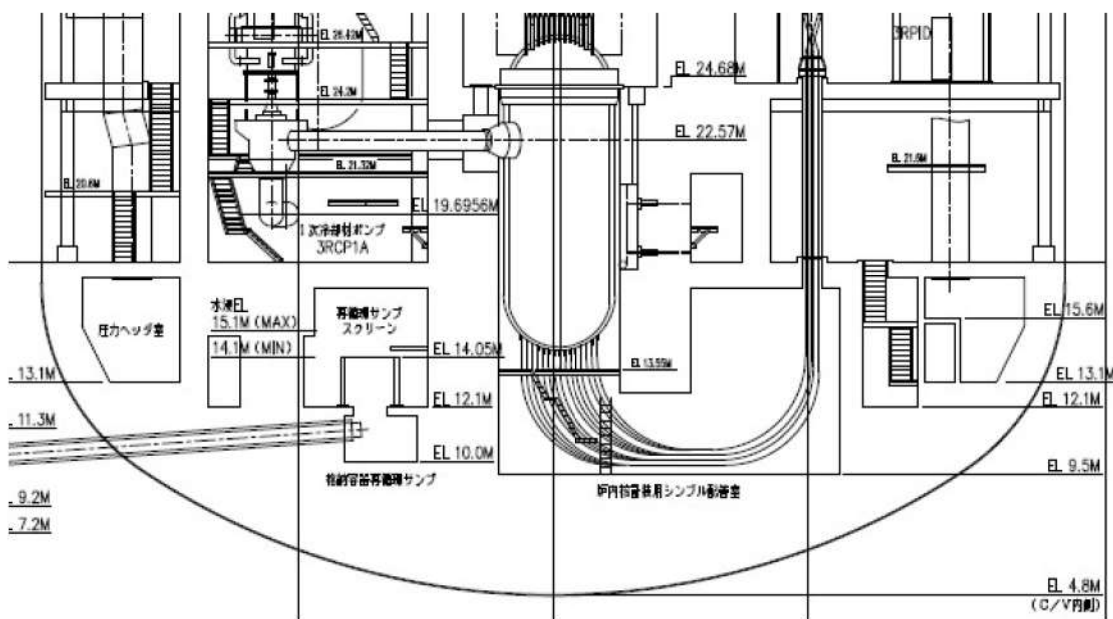


図 3-1 原子炉下部キャビティの構造

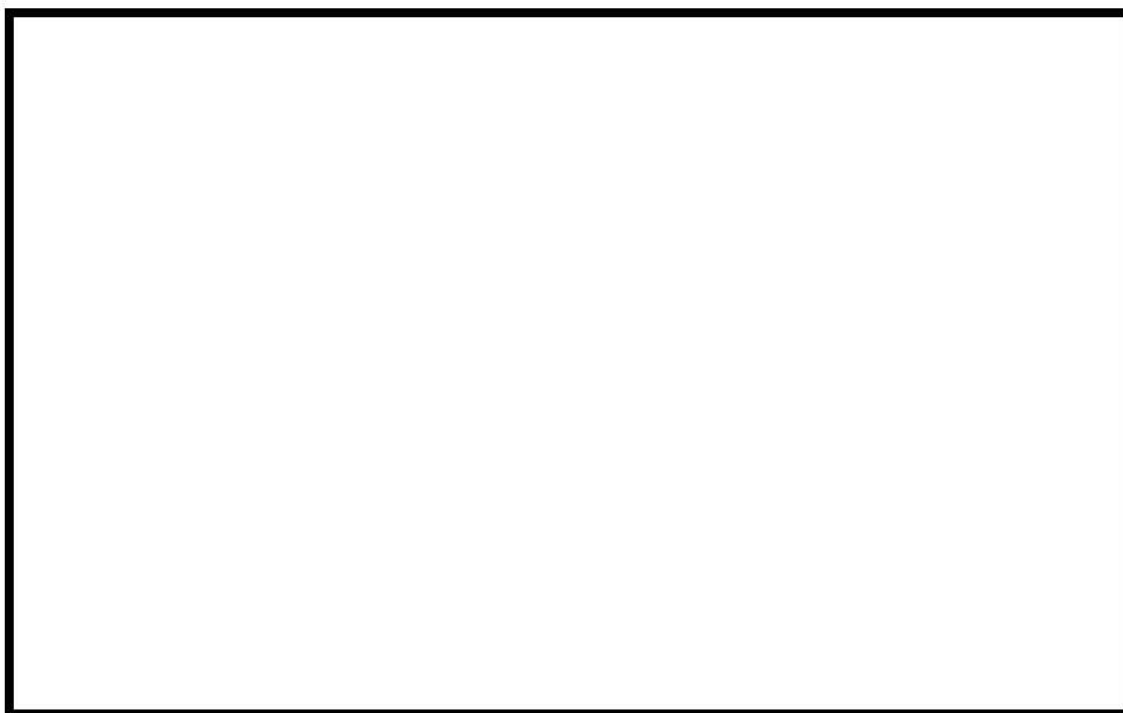


図 3-2 構造応答解析時の拘束条件

□ : 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

### 3.3 材料モデル

#### 3.3.1 計算体系

今回の評価では三次元モデルを用い、1/1体系で評価を実施している。本評価では、鉄筋及びコンクリートをモデル化している。

#### 3.3.2 構造材モデル

構造材の変形を考慮する際、構造材メッシュの変形を考慮する必要がある。メッシュ自体の変形を考慮する場合、粒子の集まりが時間とともに、どのように動いていくか（メッシュ点がどのように動いていくか）に着目する Lagrange 手法を用いるのが適当である。以下に構造材要素のプロパティ一覧を示す。なお、鉄筋には、縦方向と横方向それぞれの断面積をピッチで除した等価板厚の Shell モデルを採用し、コンクリートの Solid モデルとカップリングする構成とする。

表 3-1 要素プロパティ一覧

部位	要素
コンクリート	Lagrange 要素 (Solid)
鉄筋	Lagrange 要素 (Shell)

### 3.3.3 材料モデル

表 3-2 と表 3-3 に鉄筋とコンクリートの材料特性を示す。表 3-1 の設定に基づき、解析にあたっては個別プラントの密度、ヤング率、降伏応力等を入力する。

構造材に力が掛かることで応力が発生する。この応力により構造材に歪みが発生する。このときの応力歪み曲線をコンクリート及び鉄筋について図 3-3 及び図 3-4 に示す。なお、コンクリートに関しては、引張・圧縮の軟化挙動を考慮した非線形材料モデル (KCC モデル<sup>[4]</sup>) を適用する。

表 3-2 鉄筋の材料特性

項目	設定
構成則	等方硬化則
破壊則	— (入力では考慮せず、解析結果を見て判断)
密度	個別プラントの設計強度による値 (建屋強度設計により部位毎に異なる材料を使用) 例：SD390, 345 (部位の使い分けについては図 3-9 を参照)
ヤング率	
降伏応力	
塑性ひずみ特性	

表 3-3 コンクリートの材料特性

項目	設定
構成則	引張・圧縮の軟化特性を考慮した非線形材料モデル (KCC モデル)
破壊則	— (入力では考慮せず、解析結果を見て判断)
密度	個別プラントの設計強度による値 (建屋強度設計により部位毎に異なる材料を使用) 例：Fc24, 36 (部位の使い分けについては図 3-9 を参照)
ヤング率	
降伏応力	
塑性ひずみ特性	

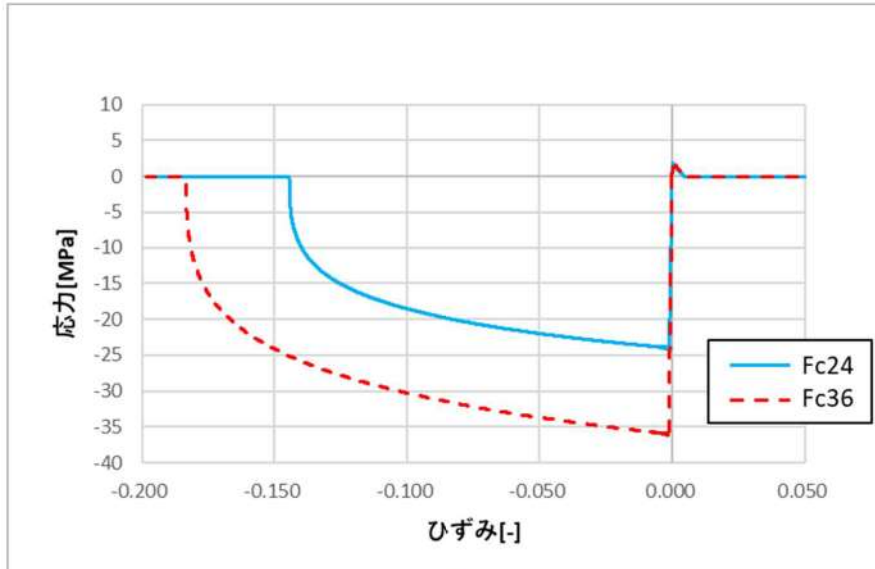


図 3-3 コンクリートの応力歪み曲線 (設計基準強度  $F_c$  : 24MPa/36MPa)

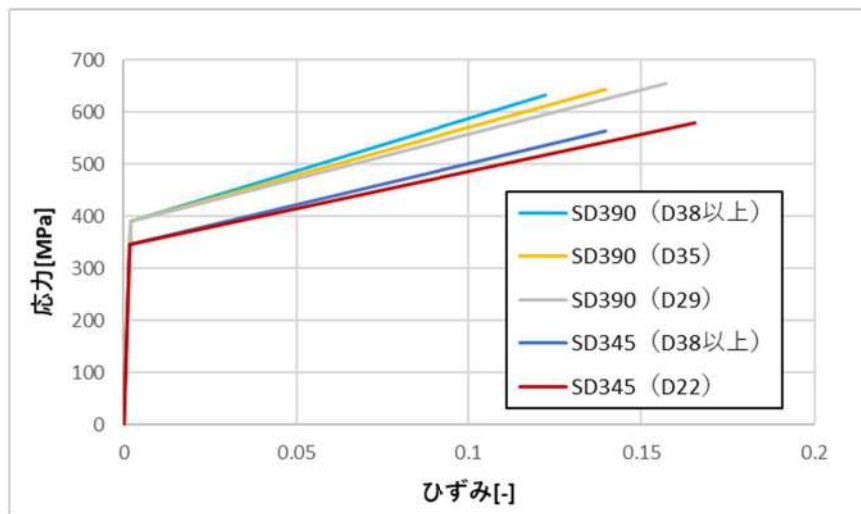


図 3-4 鉄筋の応力歪み曲線

### 3.3.4 メッシュ分割

図 3-5～図 3-6 に各部のメッシュ分割について示す。原子炉下部キャビティの構造応答の観点から、爆発荷重に対する変形挙動を精度よく模擬できるように、高さ方向及び壁厚方向に十分な分割数が確保できる寸法として要素幅  mm 程度で基本的な要素数を設定する。なお、LS-DYNA コードでは三次元の構造材を模擬するため、構造材の形状に則してより詳細な要素幅も考慮している。以下に各要素のメッシュ分割例を示す。

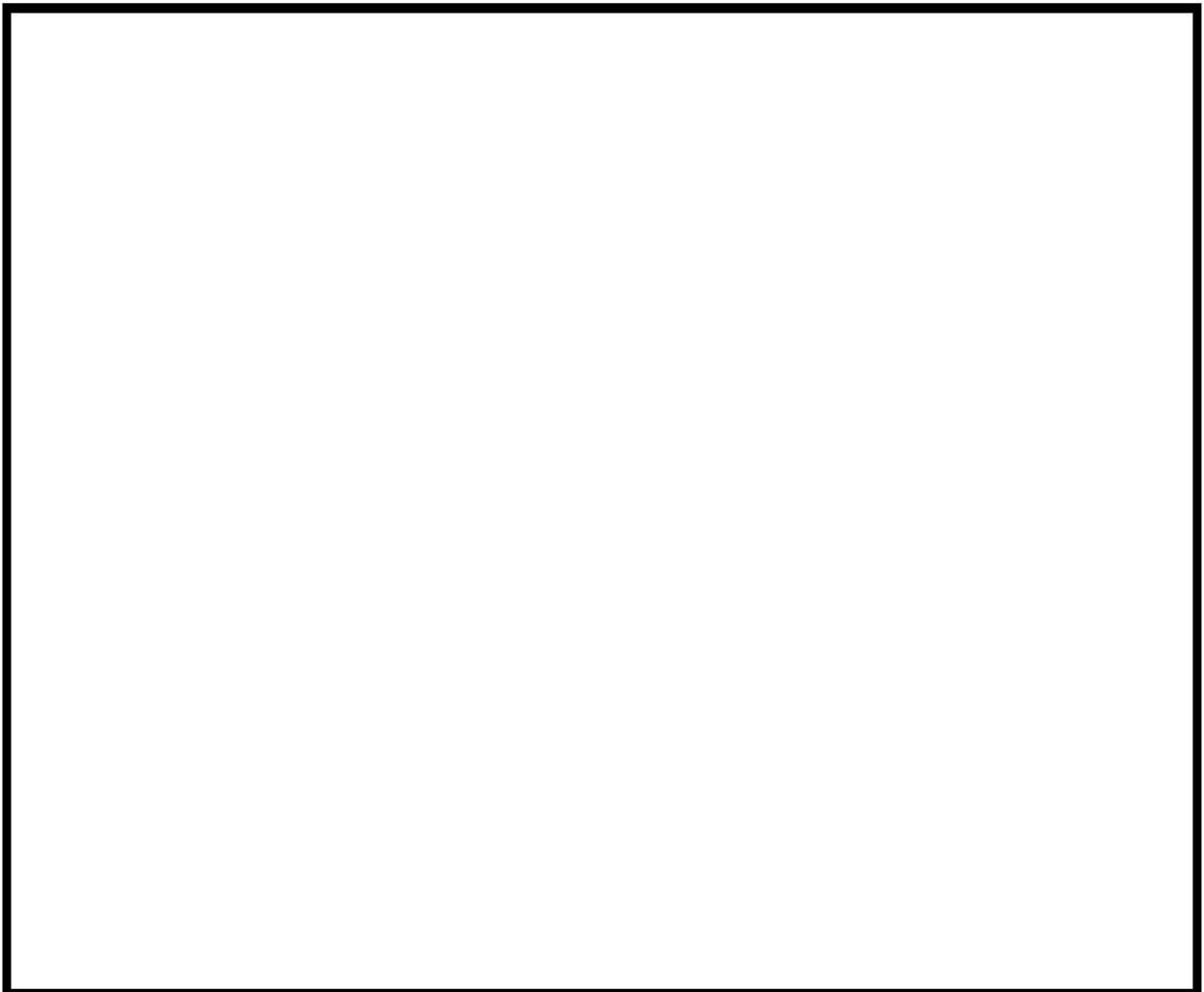


図 3-5 コンクリート部のメッシュ例

: 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



図 3-6 鉄筋部のメッシュ例

: 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



### 3.4 衝撃圧力の設定方法

LS-DYNA コードでは、JASMINE コードの解析結果から出力された原子炉下部キャビティ壁に対する高さ方向の圧力履歴分布を、対応する高さ位置における各要素に境界条件として入力する。

なお、JASMINE コードでは、原子炉下部キャビティを2次元軸対称の円筒形モデルで模擬しているが、LS-DYNA コードではトンネル部を含めた実機と同等の躯体形状にてモデル化しているため、トンネル部に差し掛かる範囲は圧力入力範囲をトンネル部側面まで拡張する。下図 3-7 に JASMINE コードのセルと LS-DYNA コードの要素の対応を示す。

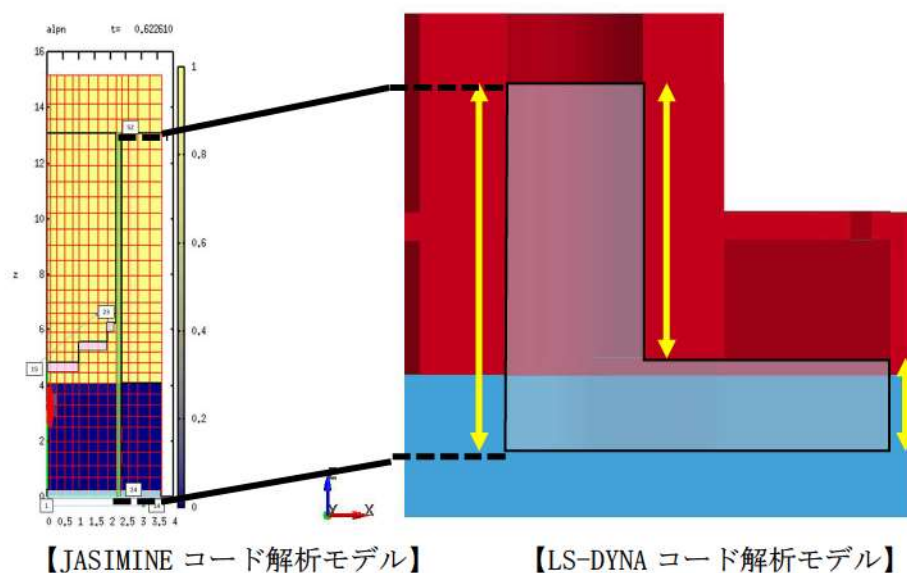


図 3-7 JASMINE コードのセルと LS-DYNA コードの要素の対応

### 3.5 解析フロー

LS-DYNA コードの入力は、JASMINE コードの解析結果である原子炉下部キャビティ壁の衝撃圧力時刻歴を入力条件として引き継ぎ、解析を実施する。

解析フローを図 3-8 に示す。

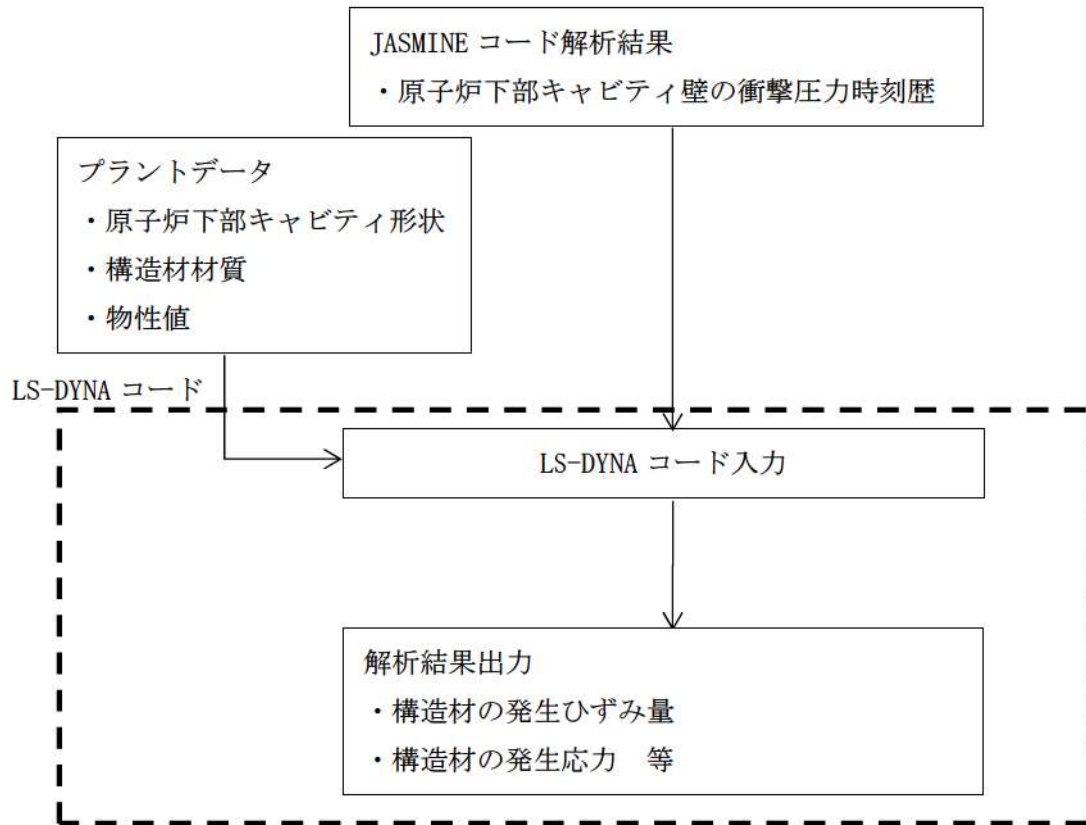


図 3-8 LS-DYNA コード解析フロー図

### 3.6 入出力

LS-DYNA コードの主要な入出力は図 3-8 に示した解析フロー図にも示されるとおりである。LS-DYNA コードのインプットデータは以下のとおり構成される。

- ① 原子炉下部キャビティ構造物の幾何形状
- ② 各構造物に対する拘束条件
- ③ 構造物の物性値
- ④ 構造材のメッシュデータ
- ⑤ 構造材の要素タイプ
- ⑥ 原子炉下部キャビティ壁の衝撃圧力時刻歴（JASMINE コードによる評価結果に基づく）

上記をインプットデータとして、水蒸気爆発発生時の構造材衝撃荷重応答を評価し、以下の主要なアウトプットデータを得る。

- ① 構造材の発生ひずみ量
- ② 構造材の発生応力

### 3.7 解析結果の例示

代表プラントの解析入力条件と解析結果について例示する。

#### (1) 解析モデル及び境界条件

LS-DYNA コードによる解析モデルについて図 3-9 に示す。この図に示す通り、コンクリート及び鉄筋を模擬している。拘束条件については、図 3-9 に示すようにコンクリート底面は Z 方向のみ拘束とし、側面部は完全拘束されているとした。模擬する部位毎の要素タイプと要素数について、表 3-4 に示す。

表 3-4 要素分割の詳細

部位	要素	要素数
コンクリート	Lagrange 要素 (Solid)	
鉄筋	Lagrange 要素 (Shell)	

#### (2) 材料物性

代表プラントの原子炉下部キャビティの構成材料（コンクリート及び鉄筋）の密度，ヤング率，ポアソン比を表 3-5 に示す。また，これらの構成材の応力歪み曲線については，図 3-3 及び図 3-4 に示すとおりである。

表 3-5 原子炉下部キャビティの構成材料の物性値

材料	密度 (g/cm <sup>3</sup> )	ヤング率 (Pa)	ポアソン比
コンクリート	2.35 <sup>*1</sup>	2.27E+10 (Fc24) <sup>*1</sup> 2.59E+10 (Fc36) <sup>*1</sup>	0.2 <sup>*1</sup>
鉄筋	7.85 <sup>*2</sup>	2.05E+11 <sup>*1</sup>	0.3 <sup>*3</sup>

\* 1 : 鉄筋コンクリート構造計算規準<sup>[5]</sup>による。

\* 2 : JIS G 3193<sup>[6]</sup>による。

\* 3 : 鋼構造設計規準<sup>[7]</sup>による。

□ : 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

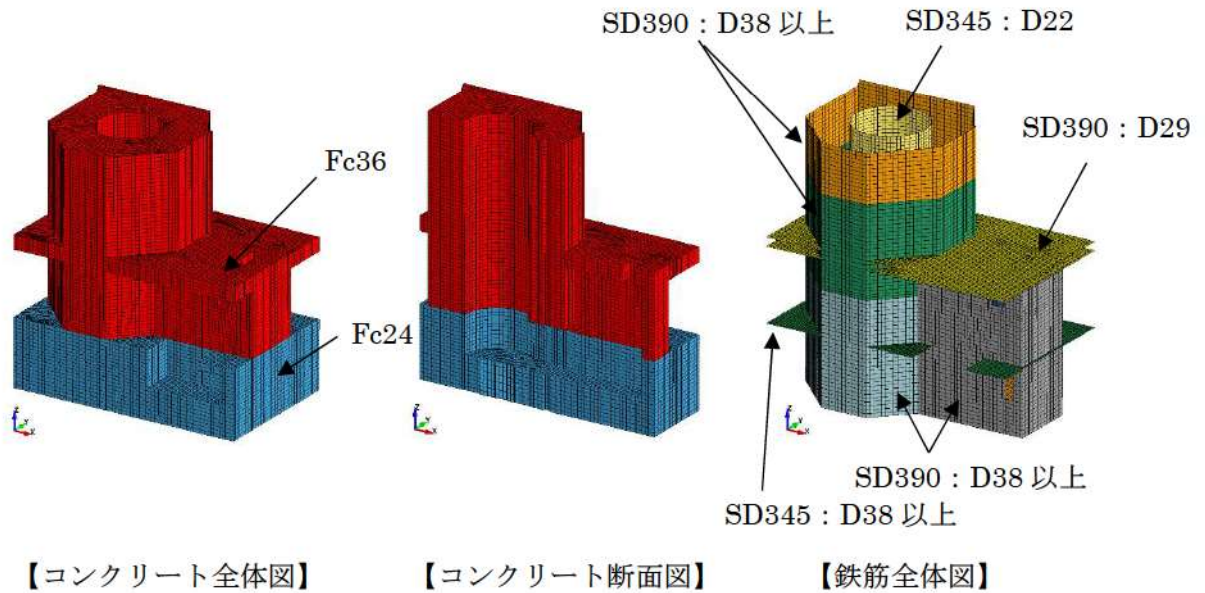
### (3) 衝撃圧力の条件

JASMINE コード解析結果より引き継ぐ原子炉下部キャビティ壁の衝撃圧力時刻歴を図 3-10 に示す。

### (4) 解析結果

(1) ～ (3) の入力条件に基づき、解析を実施した結果について、爆発発生から 0.2 秒後までの鉄筋の相当塑性ひずみの最大値分布を図 3-11 に、コンクリートのせん断ひずみの最大値分布及び最大値発生位置でのせん断ひずみの時刻歴を図 3-12 及び図 3-13 にそれぞれ示す。また、コンクリートの最小主ひずみの最小値分布及び最小値発生位置での最小主ひずみの時刻歴を図 3-14 及び図 3-15 にそれぞれ示す。

平板に近い構造である基礎板に比べ、原子炉下部キャビティは自立した長尺構造であり、基礎板との接続部にて地震荷重に耐えるため高強度の材料が必要となっている。また、鉄筋についても上記に応じて部位毎に使用部材を設定している。



【コンクリート全体図】

【コンクリート断面図】

【鉄筋全体図】

図 3-9 代表プラントの LS-DYNA コードの解析モデル

□ : 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

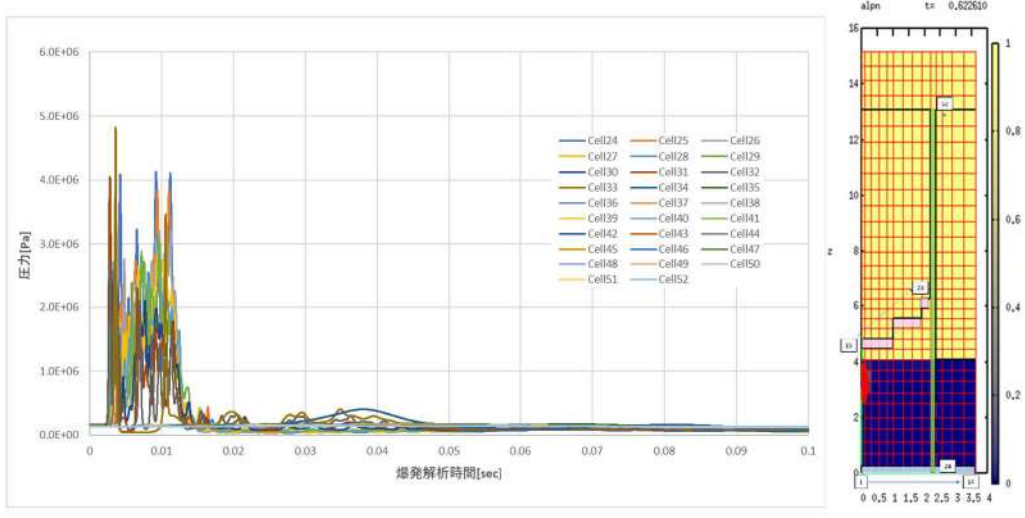


図 3-10 原子炉下部キャビティ壁の衝撃圧力時刻歴

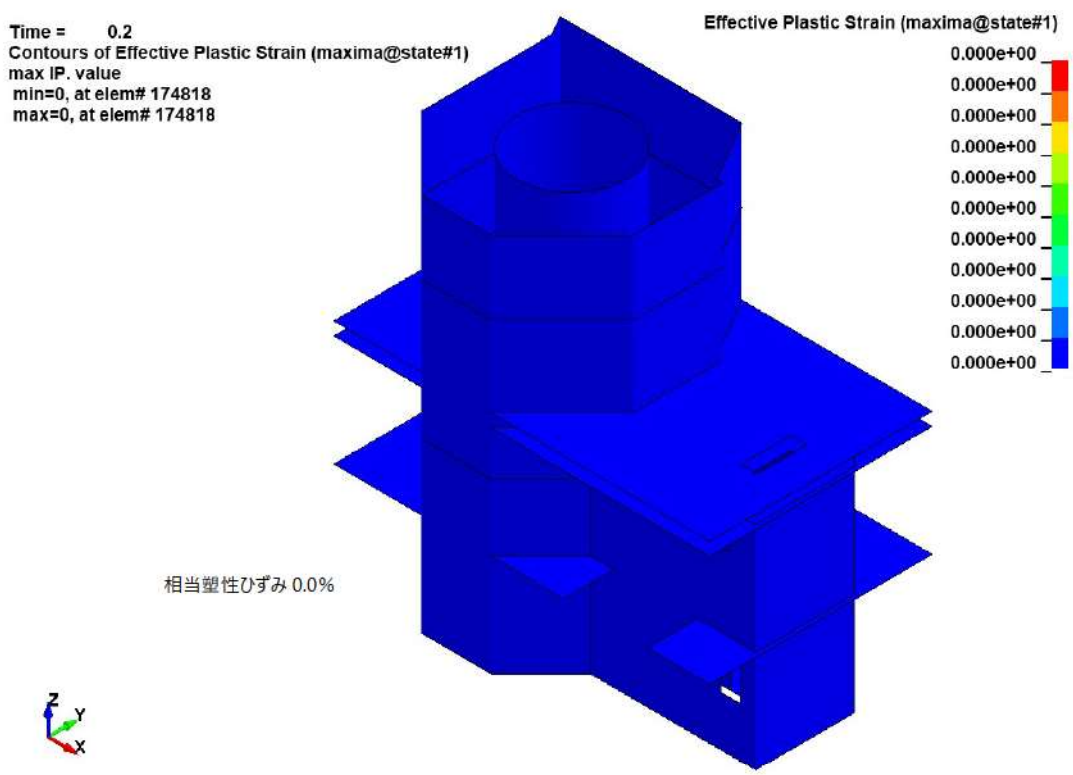
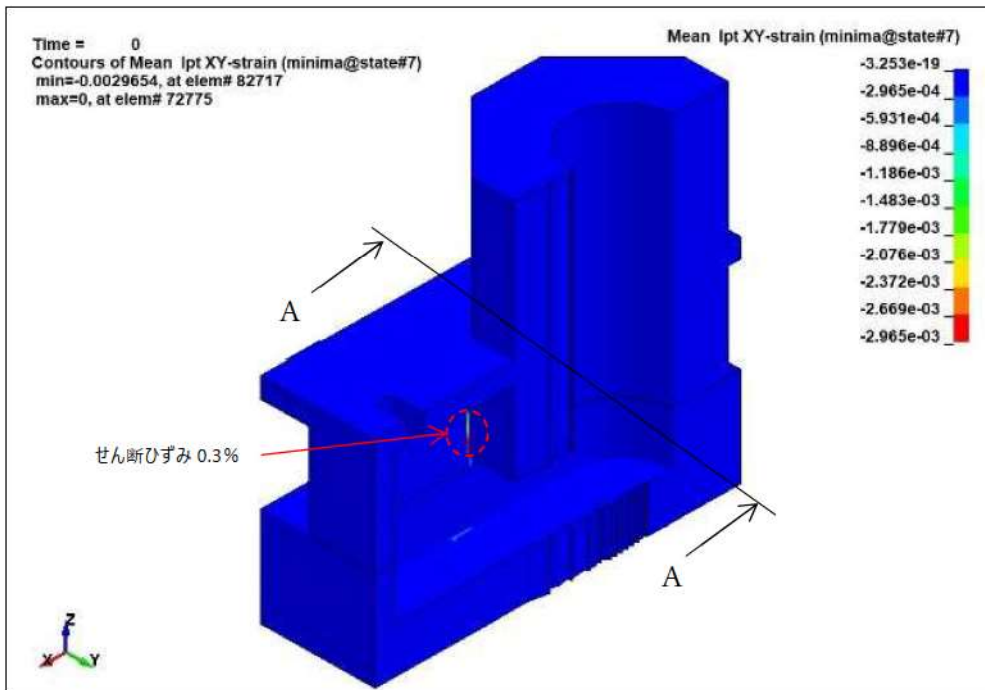
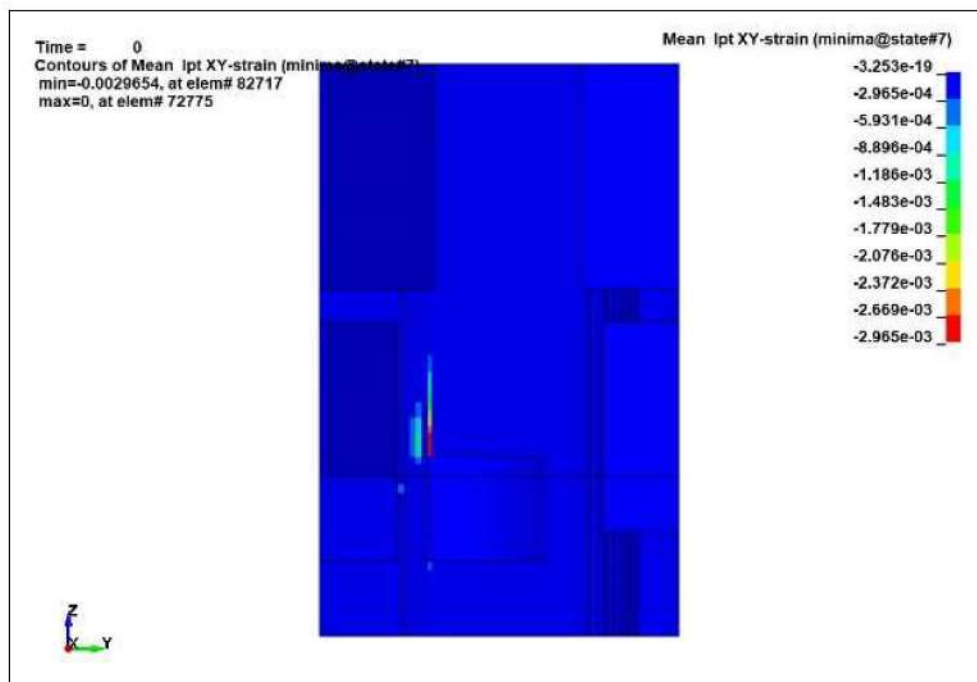


図 3-11 爆発発生から 0.2 秒後までの鉄筋の相当塑性ひずみの最大値分布



(a) 最大発生箇所 (絶対最大値評価)



(b) A-A 断面

図 3-12 爆発発生から 0.2 秒後までのコンクリートのせん断ひずみの最大値分布



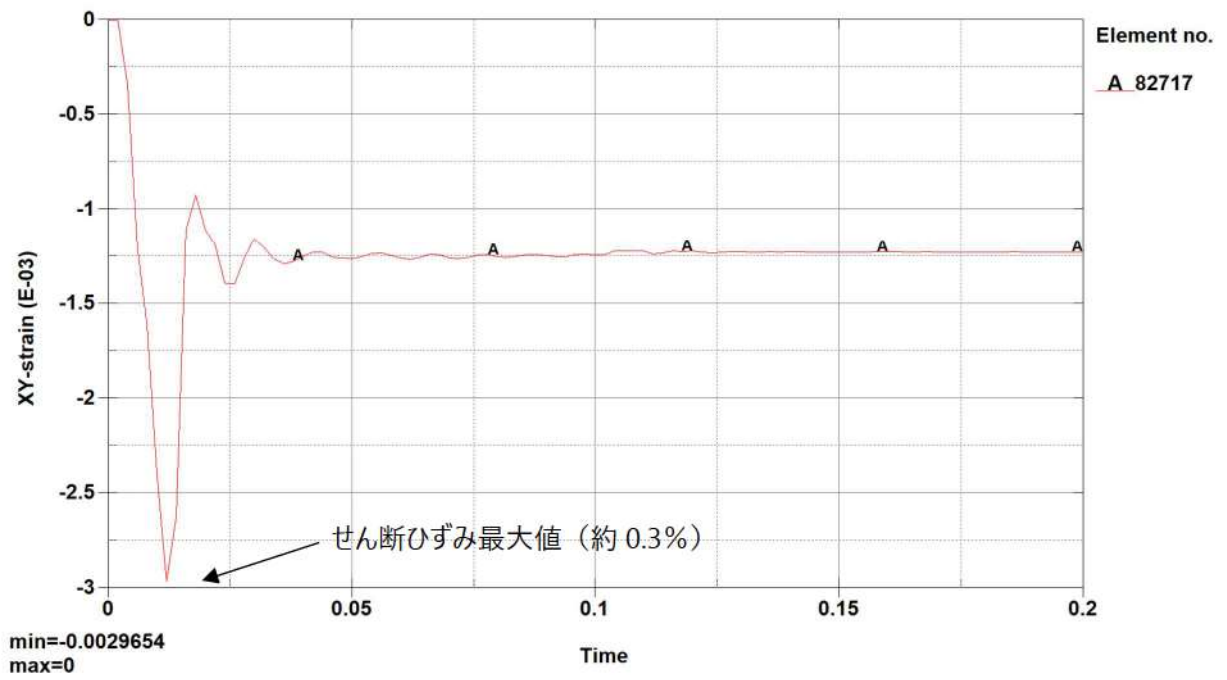
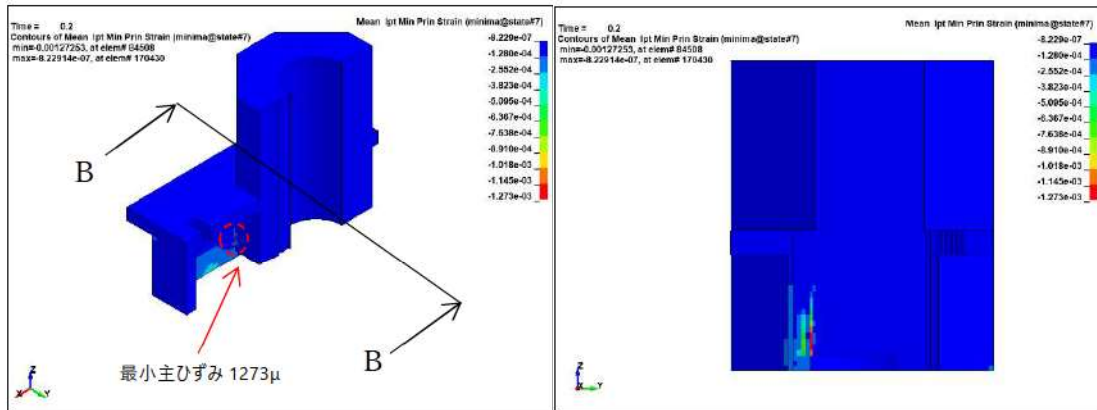


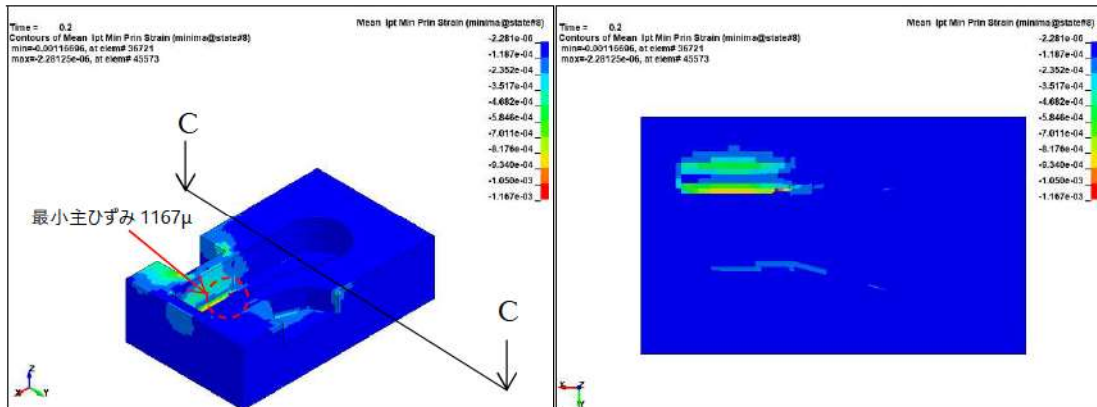
図 3-13 コンクリートのせん断ひずみ最大値発生位置でのせん断ひずみの時刻歴



(a) 最小値発生箇所

(b) B-B 断面

【上部コンクリート】

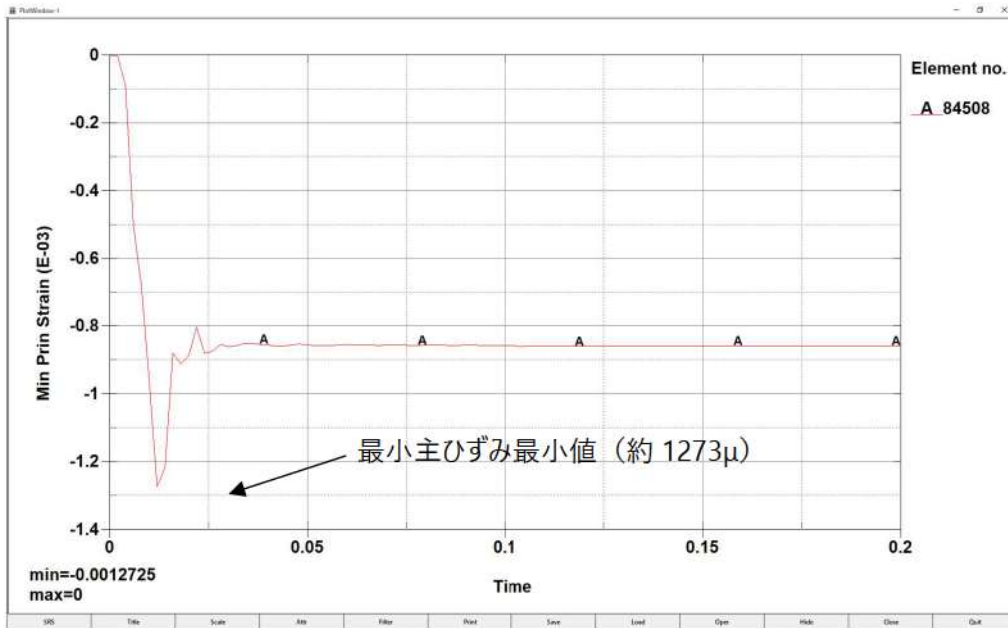


(a) 最小値発生箇所

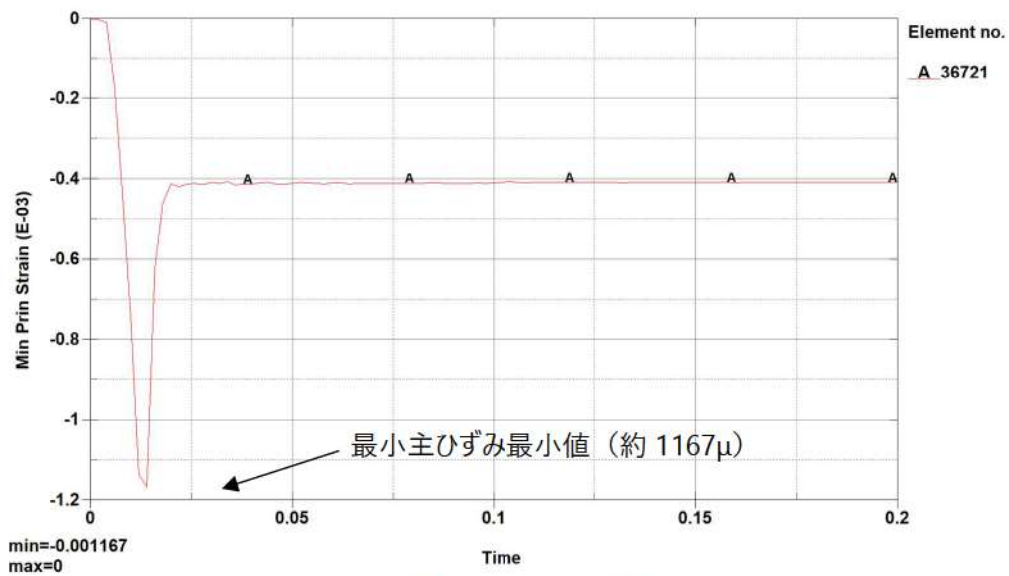
(b) C-C 断面

【下部コンクリート】

図 3-14 爆発発生から 0.2 秒後までのコンクリートの最小主ひずみの最小値の分布  
(上：上部コンクリート，下：下部コンクリート)



【上部コンクリート】



【下部コンクリート】

図 3-15 コンクリートの最小主ひずみ最小値発生位置での最小主ひずみの時刻歴  
(上：上部コンクリート，下：下部コンクリート)

#### 4. 解析結果の検証

本章では、LS-DYNA コードを用いた解析解と試験結果の比較検証結果を示す。LS-DYNA コードを用いた原子炉下部キャビティ壁の構造応答解析では、鉄筋の弾塑性挙動やコンクリートが一部破損するような挙動を評価するため、検証には同様の事象が発生する山口らの鉄筋コンクリート製ロックシェッド模型への重錘落下試験の結果<sup>[8]</sup>を用いる。

##### (1) 試験との比較

山口らの試験におけるロックシェッド模型及び重錘の概略図を図 4-1 に示す。原子炉下部キャビティ壁と同条件となるように、ロックシェッド模型はコンクリートをソリッド要素、鉄筋を等価板厚のシェル要素でモデル化し、ソリッド要素でモデル化した重錘の落下高さに相当する入力エネルギーに対するコンクリートの挙動を試験結果と比較する。解析モデル図を図 4-2 に示す。

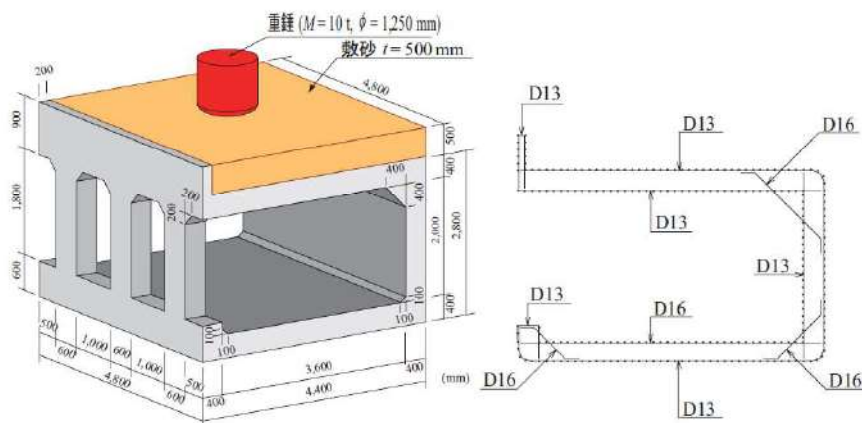


図 4-1 ロックシェッド模型及び重錘の概略図

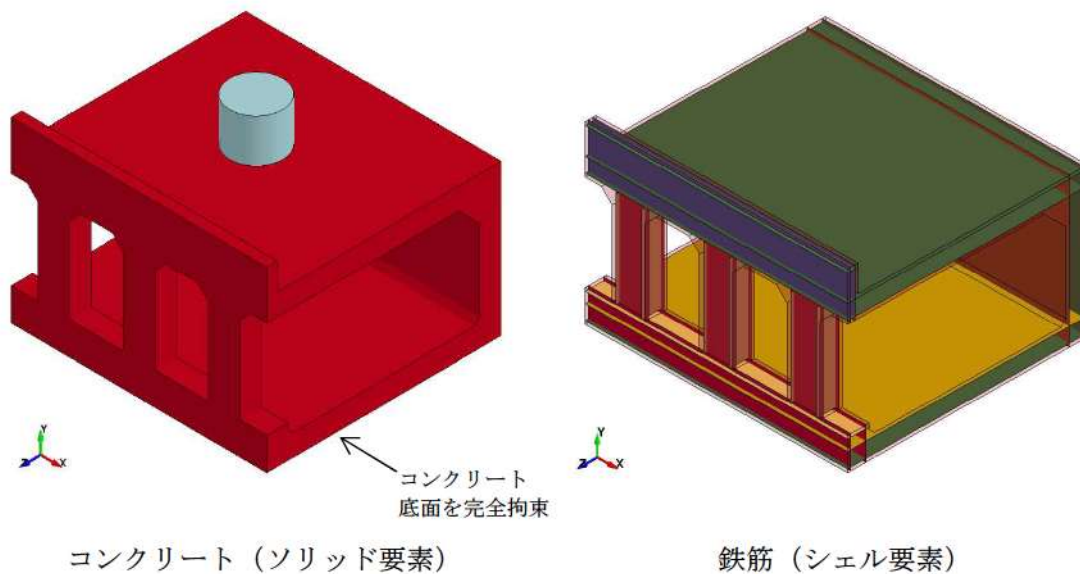


図 4-2 解析モデル図

(a) コンクリートに作用する最大衝撃力と最大変位

鉄筋コンクリートの落下高さに対応する入力エネルギーに対する最大衝撃力とコンクリートの最大変位の比較を図4-3に、衝撃力と変位の時刻歴の比較を図4-4にそれぞれ示す。試験と解析結果は概ね一致しており、解析結果は試験結果より保守的な値となっている。

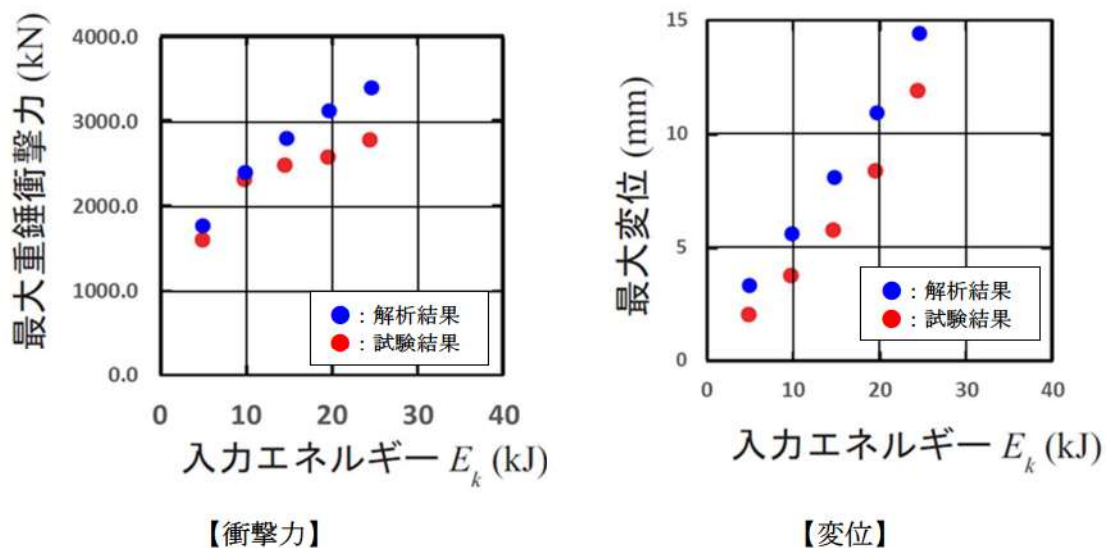
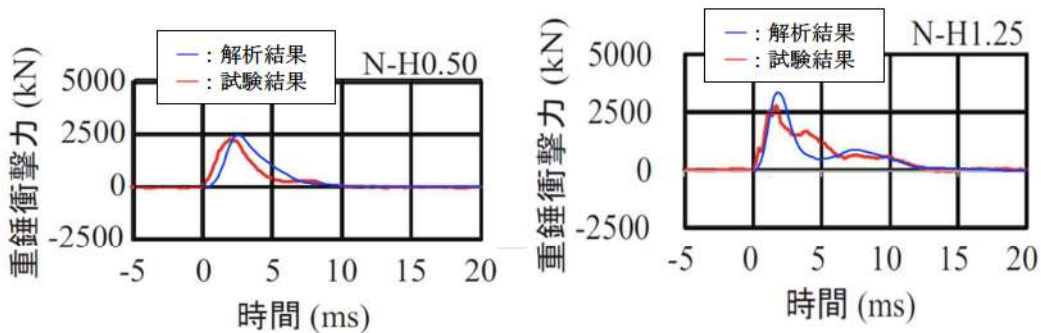
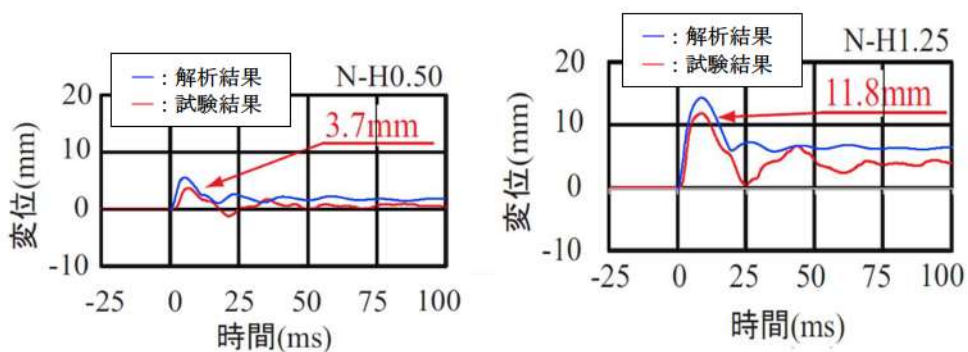


図 4-3 衝撃力と変位の最大値の試験結果と解析結果の比較



【衝撃力】

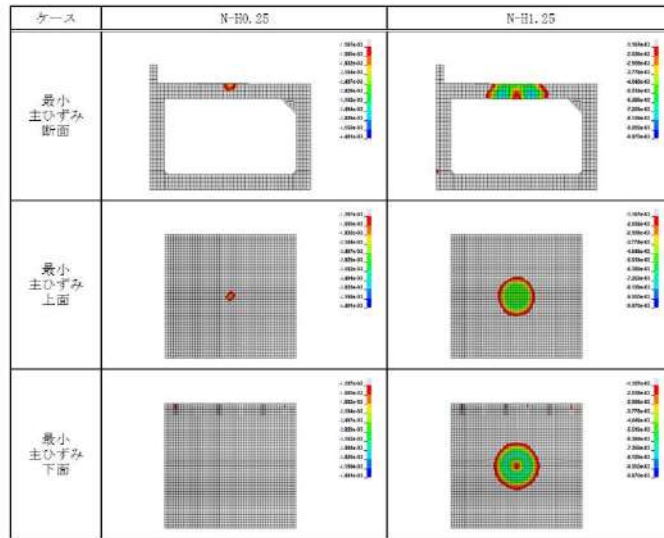


【変位】

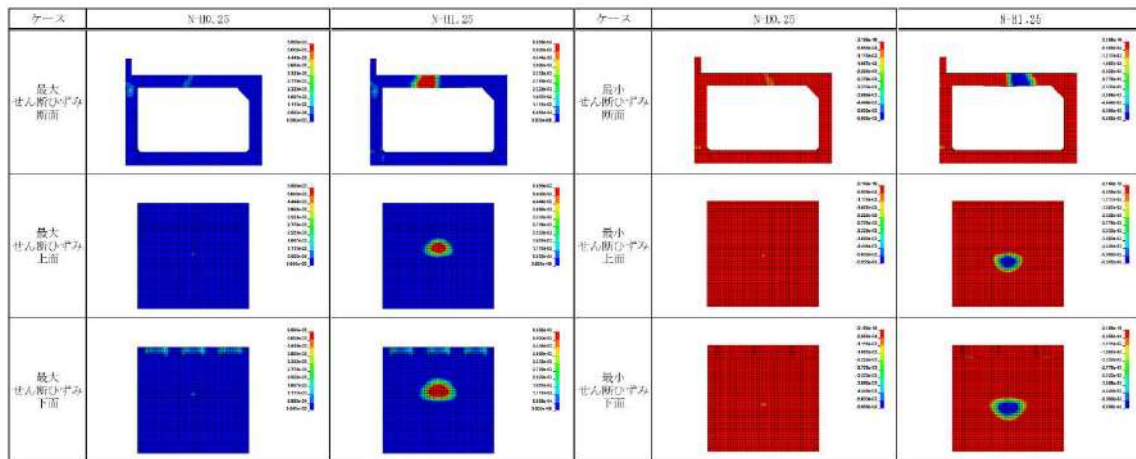
図 4-4 衝撃力と変位の時刻歴の試験結果と解析結果の比較

(b) コンクリートに作用する最大衝撃力と最大変位

ロックシェッド模型頂版コンクリートの上面と下面におけるひずみの分布を図 4-5 に示す。最小主ひずみの分布では、着色した圧縮強度を超えるひずみ発生箇所、最大及び最小せん断ひずみ分布では、赤色または青色で着色した絶対値が許容せん断ひずみ 0.5%を超える範囲に、コンクリートの損傷が発生すると考えられる。これらは図 4-6 に示す試験結果の押し抜きせん断破壊の範囲と概ね一致しており、衝撃荷重に対する問題に LS-DYNA コードを用いることは妥当である。



【最小主ひずみ】



【最大せん断ひずみ】

【最小せん断ひずみ】

図 4-5 ロックシェット模型頂版コンクリートのひずみ分布

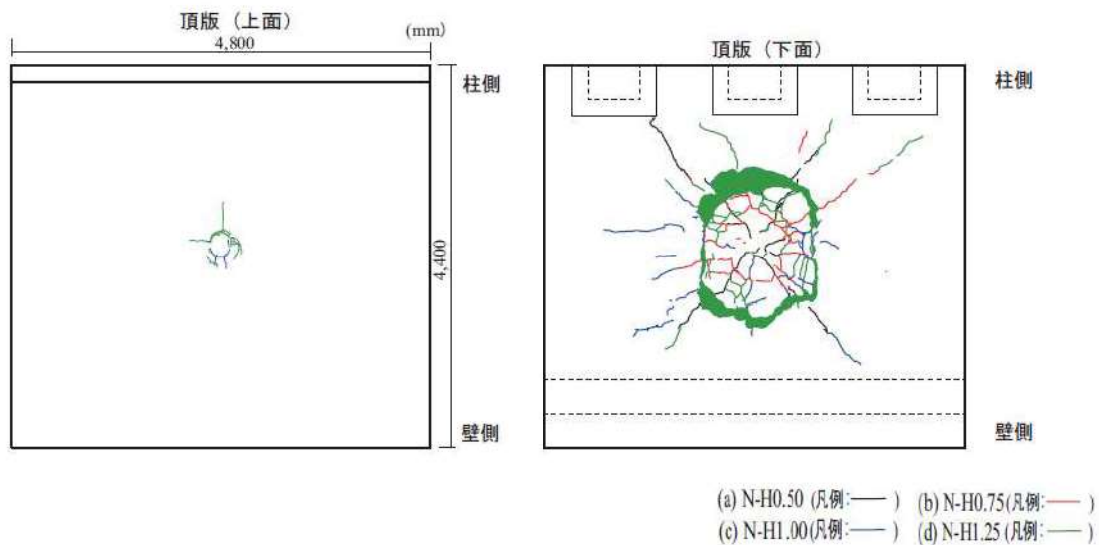


図 4-6 試験のひび割れ状況

## (2) メッシュ分割の感度解析

ロックシェッド落錘試験との比較解析では、構造体を模擬する Lagrange Solid 要素及び Lagrange Shell 要素の要素幅を、 に設定している。

ここで、設定したメッシュ分割が適切なのかを確かめるために、試験との比較解析モデルにてメッシュ分割数の異なる二つのモデルに対して落錘試験の解析を行い、解析結果を比較した。図 4-7 に検討した解析モデルの概要、図 4-8 に解析結果の比較を示す。図 4-8 に示すように、落錘試験との比較解析時に設定した要素サイズ（モデル 1）と各要素辺長さを 1/2 としたモデル（モデル 2）の衝撃力と変位の時刻歴、及び最小主ひずみ分布は概ね一致しており、解析結果に対して影響を与えるような大きな差は無く、 でメッシュ分割は妥当である。

: 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



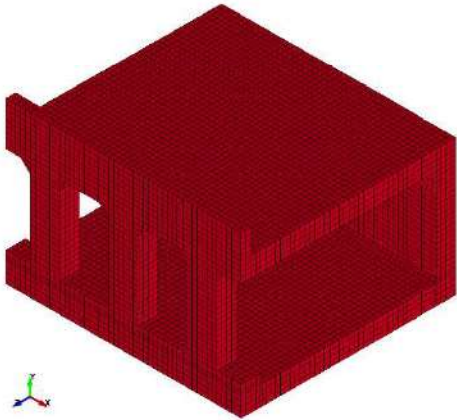
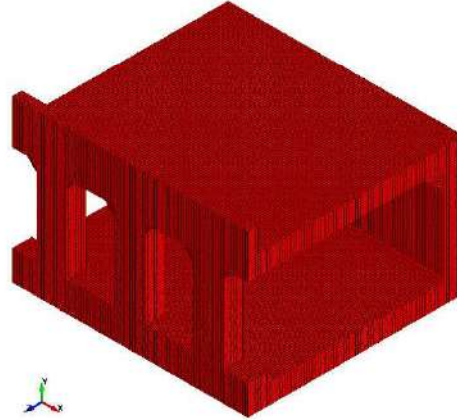
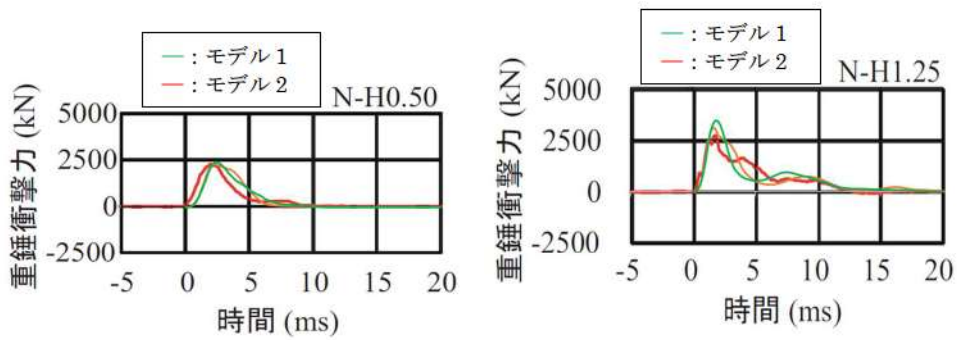
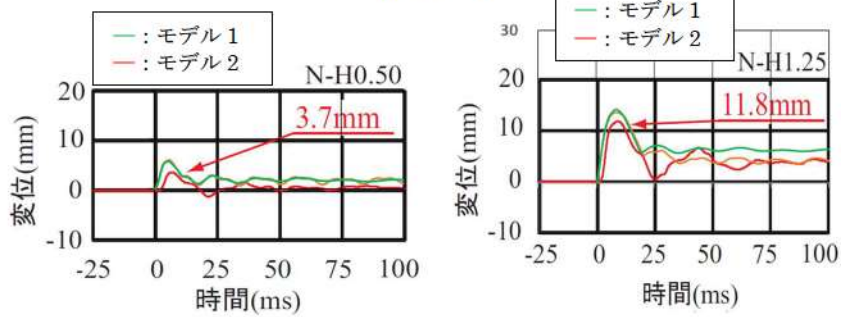
	モデル1	モデル2
要素幅		
解析モデル		

図 4-7 要素サイズの比較検討に用いた解析モデルの概要

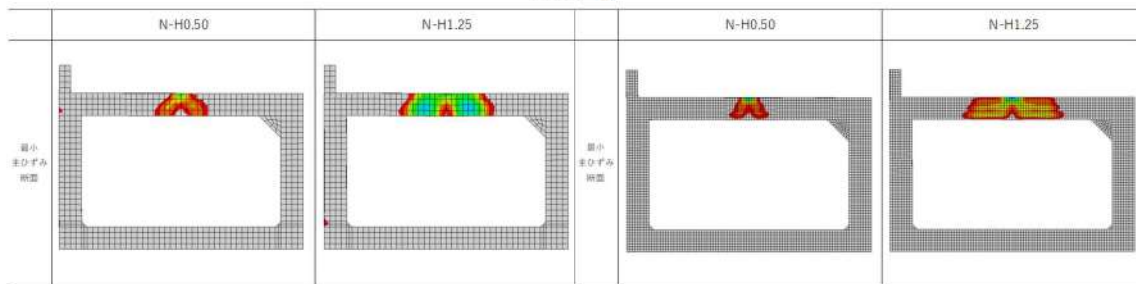
: 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



【衝撃力】



【変位】



【モデル 1】

【モデル 2】

【最小主ひずみ分布】


図 4-8 要素サイズの異なるモデルの解析結果の比較

## 5. 参考文献

- [1] Livermore Software Technology Corporation, LS-DYNA KEYWORD USER' S MANUAL VOLUME I, 2007
- [2] 「竜巻飛来物の衝突による原子力施設防護対策評価手法」, 2019年, 電力中央研究所
- [3] 「原子力発電施設等に係る建造物の爆発衝撃荷重挙動解析」, 平成20年11月, 原子力安全基盤機構
- [4] “Use and Validation of the Release III K&C Concrete Material Model in LS-DYNA”, Technical Report TR-11-36.5, 2011, Crawford, J. E., Wu, Y., Choi, H. J., Magallanes, J. M., Lan, S.
- [5] 「鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説 ー許容応力度設計法ー」, 1999, (社) 日本建築学会
- [6] 「熱間圧延鋼板及び鋼帯の形状, 寸法, 質量及びその許容差」, JIS G 3193:2019, 日本産業規格
- [7] 「鋼構造設計規準 ー許容応力度設計法ー」, 2005, (社) 日本建築学会
- [8] 「敷砂緩衝材の有無によるRC製ロックシェッド模型(2/5)の重錘落下衝撃実験」, 2011年5月, 山口 悟, 西弘明, 今野 久志, 岸 徳光

## 添付1 反射波の考慮について

LS-DYNA コードは非線形動的構造解析ソフトウェアであり、時刻歴応答計算では陰解法を採用した有限要素法解析ツールとは異なり、収束計算を必要としない陽解法を採用しているため、特に爆発荷重・衝撃荷重のような非線形性の強い問題を扱うことが可能である。

今回の FCI 時の原子炉下部キャビティ壁の構造応答は、構造体を模擬する Lagrange 要素（要素幅約  mm）を設定し解析している。

Lagrange 要素の幅は、原子炉下部キャビティ壁の構造応答の観点から、爆発荷重に対する変形挙動を精度よく模擬できるように、壁厚方向に十分な分割数が確保できる寸法として設定したものである。

なお、一般的に陽解法では、荷重等の伝播速度と要素サイズから自動的に時間刻みを計算することで、解析の精度を確保している。

したがって、今回の解析体系においても、要素サイズ、時間刻みは適切に設定されており、構造体内部での圧力伝播や反射の影響については適切に模擬できているものと考えている。

ここで、反射波の影響確認を目的として、単純な Lagrange 要素のモデルにパルス状の荷重を負荷した場合の構造物内部の応力履歴を調査した。解析体系と荷重条件を添付図 1-1 に示す。

添付図 1-1 に示す条件で圧力波の伝播挙動を解析した結果として、代表点の Lagrange 要素の応力時刻歴を抽出した結果を添付図 1-2 に、時刻毎の応力分布を添付図 1-3 に示す。添付図 1-2 に示す通り、圧力波の進行と反射の影響により、要素が受ける応力の時刻歴は圧縮応力と引張応力が周期的に変動しており、境界面で圧力波の反射が考慮されていることを確認した。

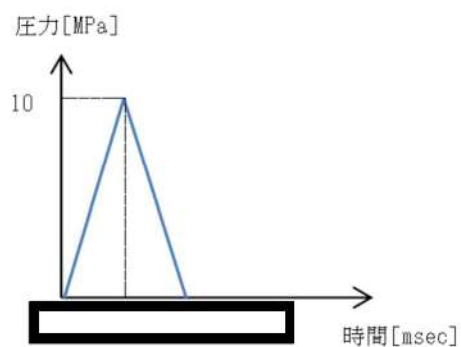
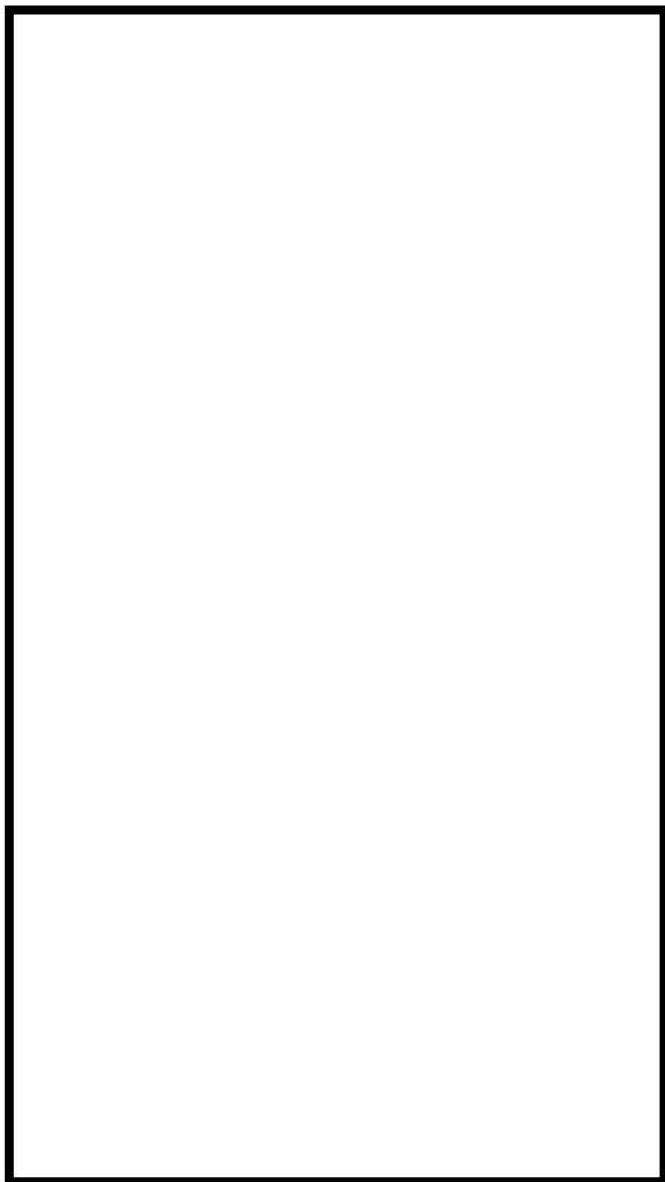
また、同様のモデルを用いて反射波の重畳の効果についても確認した。解析モデルと荷重条件を添付図 1-4 に示す。添付図 1-4 に示す条件で圧力伝播挙動を解析した結果として、圧力測定点の Lagrange 要素の圧力時刻歴を抽出した結果の比較を添付図 1-5 に示す。

添付図 1-5 に示す通り、ケース 1 とケース 2 の入力を重ね合わせたケース 3 の解析結果は、ケース 1 とケース 2 の解析で得られた個々の圧力波形の重ね合わせとして表現されていることが確認された。これにより、LS-DYNA コードでは圧力伝播と反射、及び反射波の重畳が適切に模擬されていることを確認した。


また、添付図 1-6 に 3 章に示す原子炉下部キャビティ構造解析において原子炉下部キャビティ外側壁面に負荷される圧力荷重の時刻歴を示す。

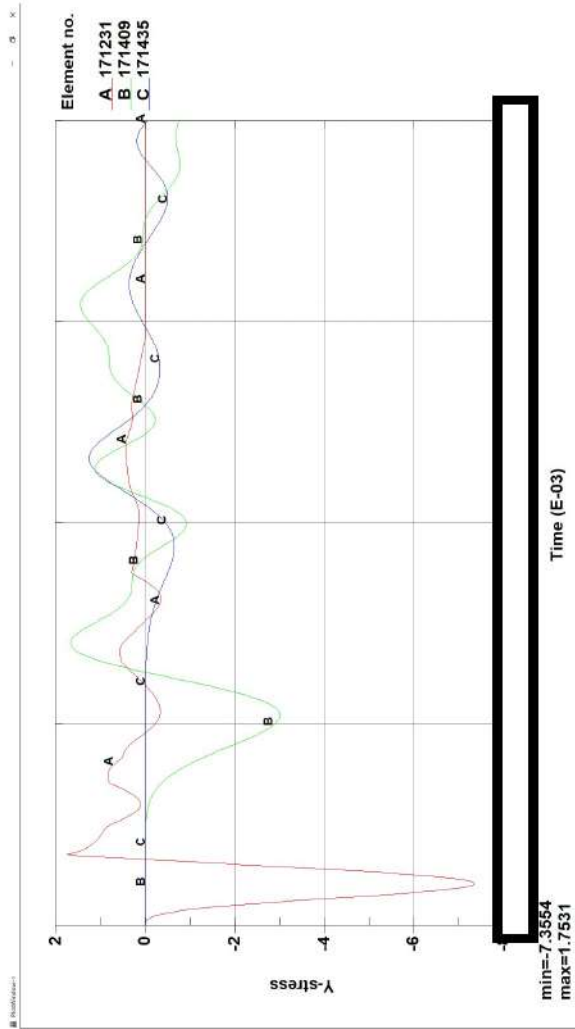
今回の解析対象である水蒸気爆発は、高い圧力の荷重がごくわずかな時間（ミリ秒単位）で作用する事象であり、爆発エネルギーの開放直後の圧力波による発生応力が支配的となると考えられる。実際の解析評価においても、添付図 1-6 に示したように、水蒸気爆発によって生じる圧力波の爆発初期のピークによる圧力が、以降の反射波による圧力ピー

クに比べて大きく、爆発初期の圧力波が構造応答評価に対して支配的となることを確認できる。



添付図 1-1 解析モデルと荷重条件

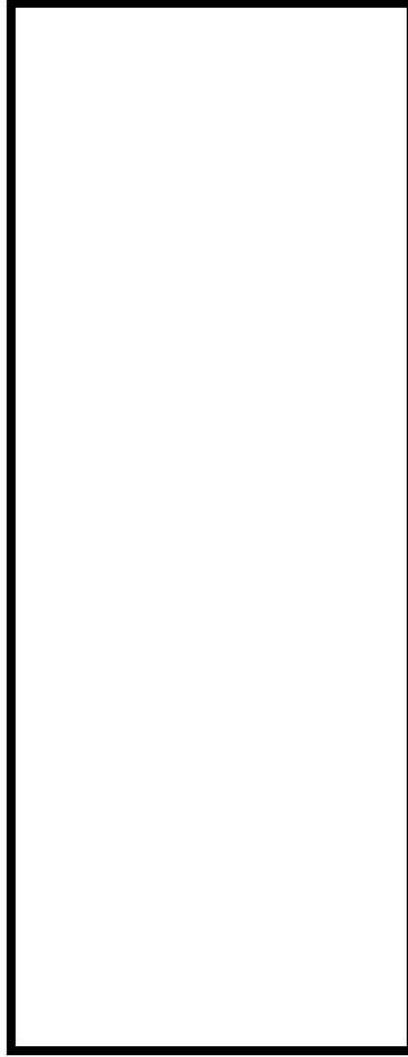
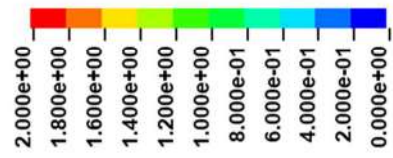
 : 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



添付図 1-2 Lagrange 要素の代表点における応力場の履歴

: 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

応力値 (MPa)



添付図 1-3 応力場分布の推移

□：枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



添付図 1-4 解析モデルと荷重条件

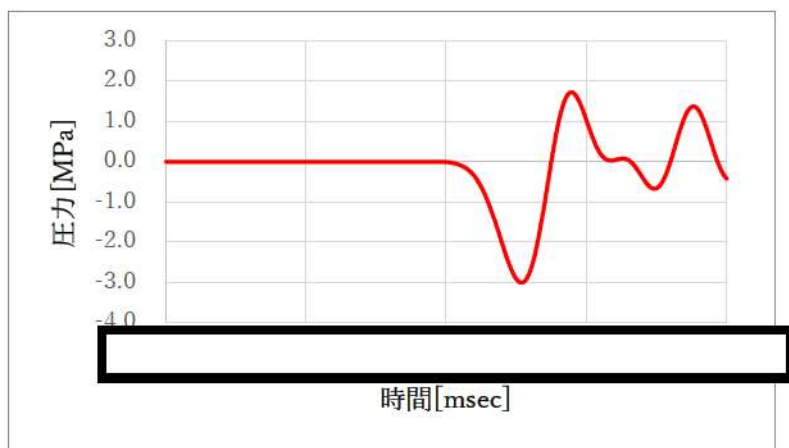
: 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



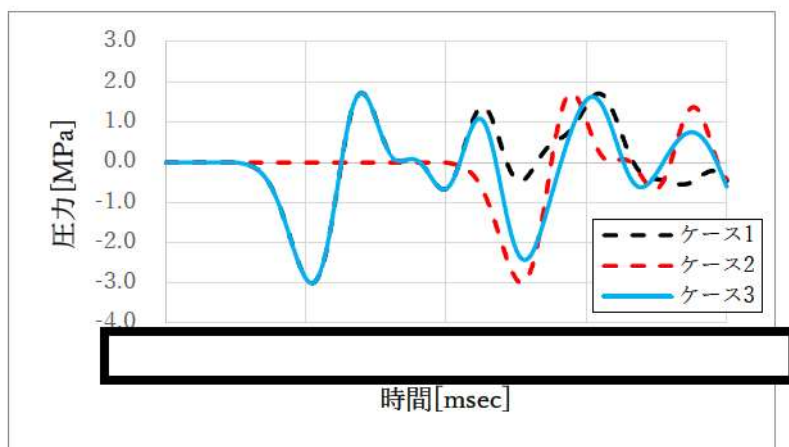
<ケース 1>



<ケース 2>

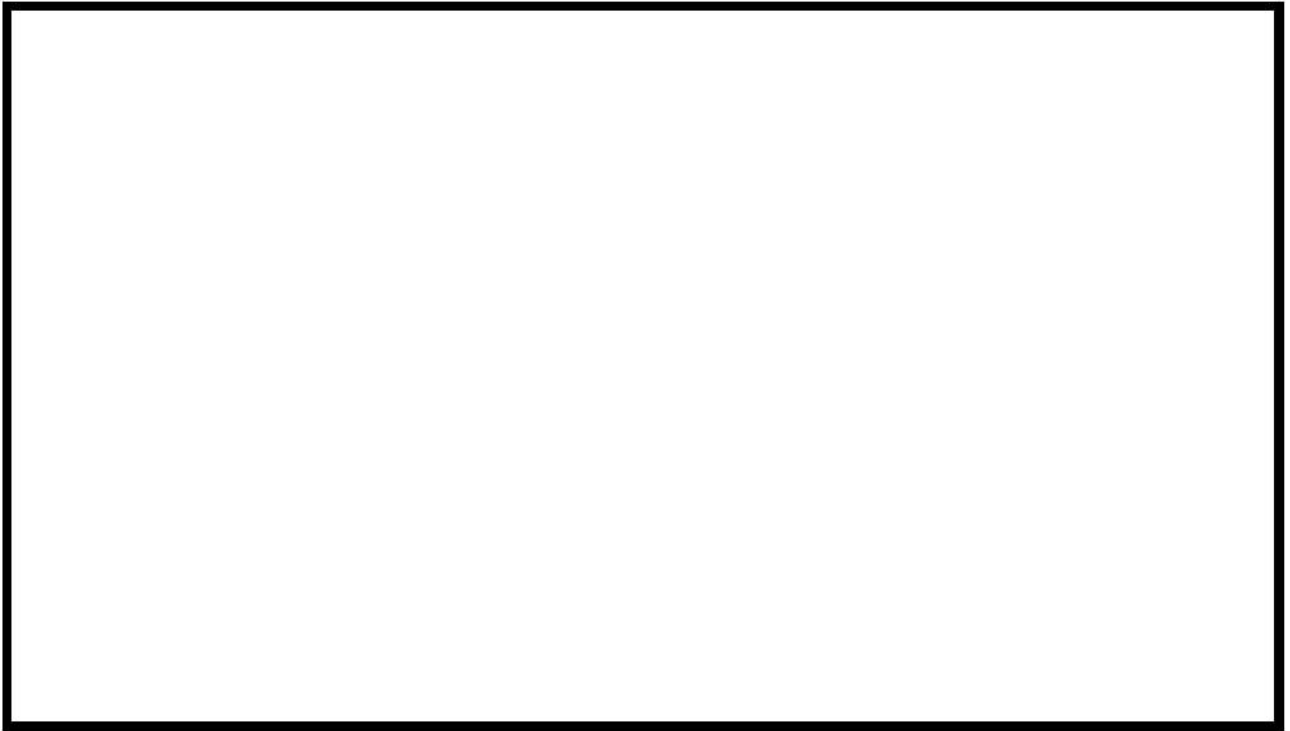


<ケース 3>



添付図 1-5 各ケースの圧力履歴

□ : 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



添付図 1-6 圧力によって原子炉下部キャビティ外側壁面に作用する荷重

: 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

## 添付2 原子炉下部キャビティ構造応答評価における判定基準について

### 1. 原子炉下部キャビティ壁の支持機能について

炉外 FCI の水蒸気爆発評価においては、爆発による衝撃荷重により、原子炉下部キャビティ壁が原子炉容器等を支持する機能を損なわないことが健全性の判断基準となる。

### 2. 許容ひずみについて

鉄筋コンクリート構造の破壊モードとしては、引張側の鉄筋が破断する曲げ引張破壊、コンクリートにせん断力が作用し脆性的に破壊されるせん断破壊、及び圧縮側のコンクリートが圧壊する曲げ圧縮破壊が考えられ、鉄筋コンクリートの健全性は、爆発荷重によって生じるひずみを各破壊モードにおける許容値と比較評価し、構造が全体的に崩壊する挙動とならないことをもって確認する。

曲げ引張破壊モードにおいては、JSME S NX3-2015<sup>[1]</sup>で示される破断ひずみを真値に換算した値 11.9%を鉄筋の相当塑性ひずみの許容ひずみとして採用する。

せん断破壊モードにおいては、NEI07-13<sup>[2]</sup>で示される許容せん断ひずみ 0.5%をコンクリートのせん断ひずみの許容ひずみとして採用する。

曲げ圧縮破壊モードにおいては、コンクリートが圧縮強度に達するひずみ ( $Fc24:1114\mu$ ,  $Fc36:1349\mu$ ) をコンクリートの最小主ひずみの許容ひずみとして採用する。

### 3. 代表的な解析結果と判断基準に対する傾向の確認

今回の評価結果を添付表 3-1 に示す。曲げ引張破壊モードにおいては、原子炉下部キャビティ壁の鉄筋に塑性ひずみは発生しておらず、許容ひずみ 11.9%を超過していない。また、せん断破壊モードにおいては、コンクリートのせん断ひずみが最大 0.3%に達しているものの、許容せん断ひずみ 0.5%を超過していない。曲げ圧縮破壊モードについては、最小主ひずみが下部コンクリートで最大  $1167\mu$  に達しており、許容ひずみ  $1114\mu$  を超過しているものの、添付図 3-1 に示す通りトンネル内壁及び階段室の表層に限定されており、全断面では許容値を超過していない。

以上より、コンクリートは表層部の限定された範囲以外の部分が許容値である圧縮強度相当のひずみ以内であり、鉄筋には塑性ひずみが発生しておらず弾性範囲内であることから、水蒸気爆発による衝撃荷重により原子炉下部キャビティ壁の鉄筋コンクリート構造が全体的に崩壊する挙動とはならず、構造健全性が維持され原子炉格納容器の健全性が保たれると判断できる。

### 4. 参考文献

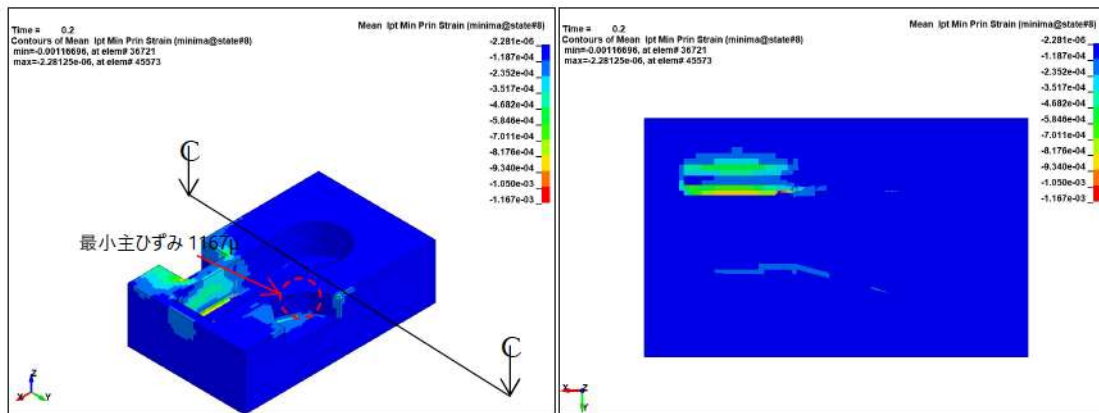
[1] 「シビアアクシデント時の構造健全性評価ガイドライン (PWR プレストレスコンクリ

ート製格納容器編)」，日本機械学会，JSME S NX3-2015，2015年9月

[2] “Methodology for Performing Aircraft Impact Assessments for New Plant Design”，Nuclear Energy Institute(NEI)，NEI07-13(Rev. 8P)，2011.4

添付表 3-1 LS-DYNA 解析結果

部位	評価パラメータ	発生値	許容値
鉄筋	塑性ひずみ	0%	11.9%
コンクリート	せん断ひずみ	0.3%	0.5%
	最小主ひずみ (下部(Fc24))	1167 $\mu$ (トンネル内壁及び 階段室の表層のみ)	1次遮蔽壁全断面で1114 $\mu$ 以上とならないこと
	最小主ひずみ (上部(Fc36))	1273 $\mu$	1次遮蔽壁全断面で1349 $\mu$ 以上とならないこと



(a) 最小値発生箇所

(b) C-C 断面

添付図 3-1 爆発発生から 0.2 秒後までのコンクリートの最小主ひずみの最小値の分布