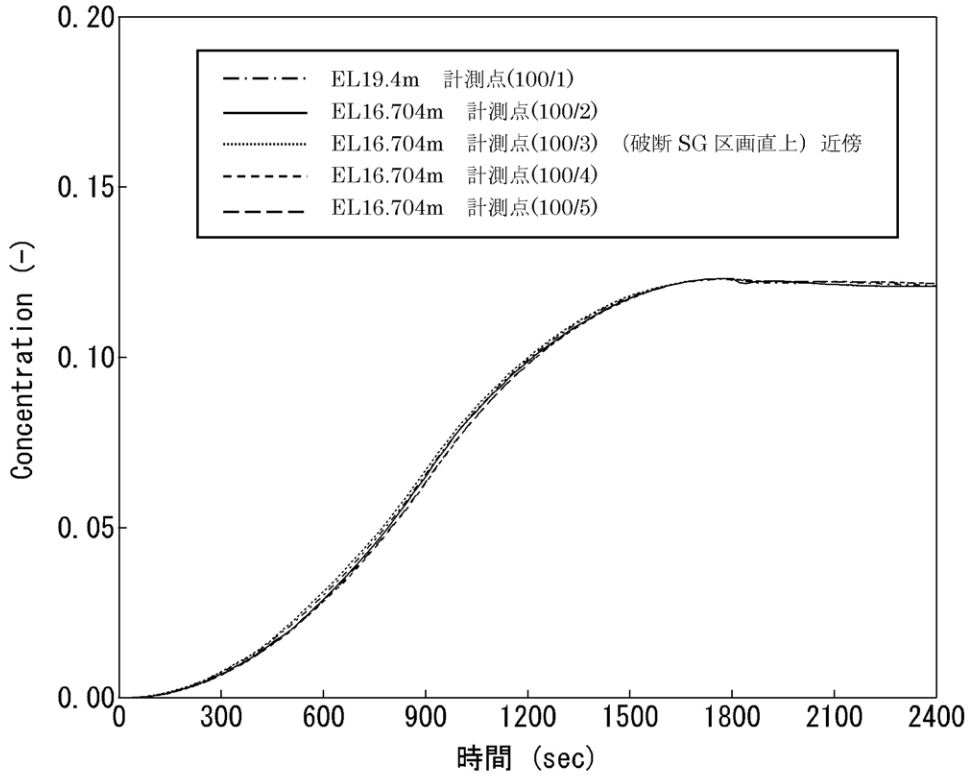
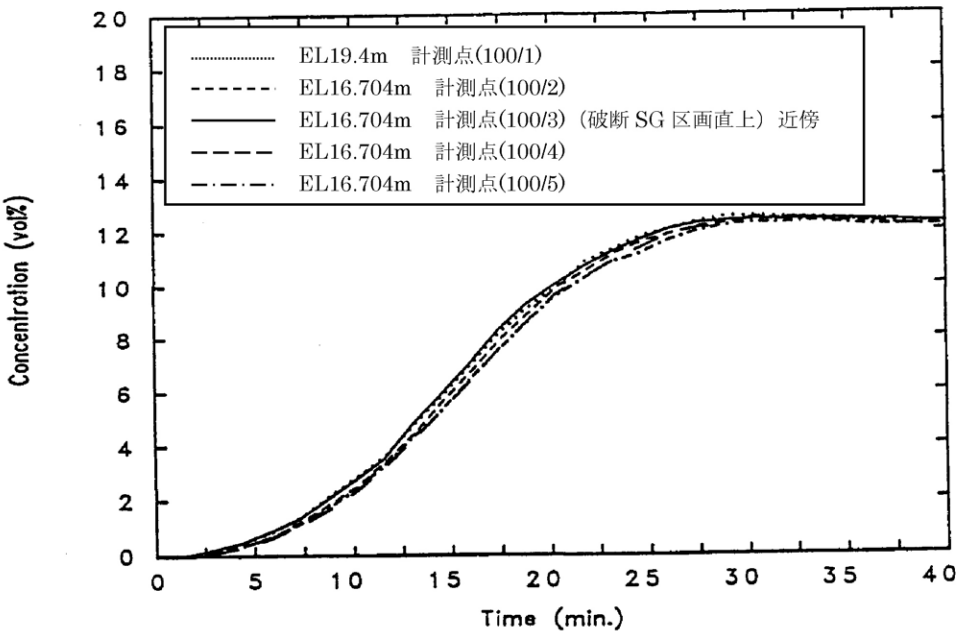


(a) 解析結果



(b) 試験データ

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

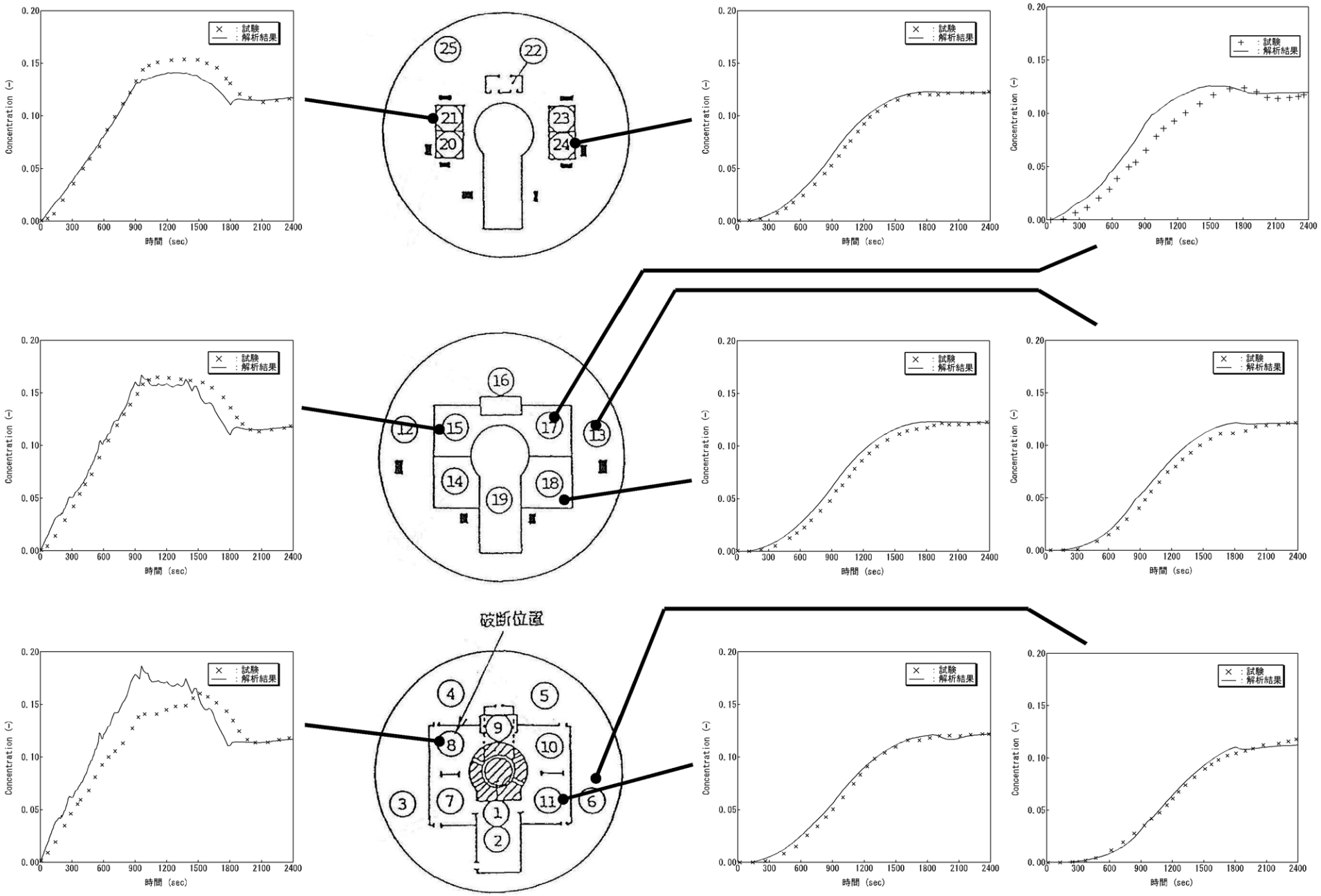
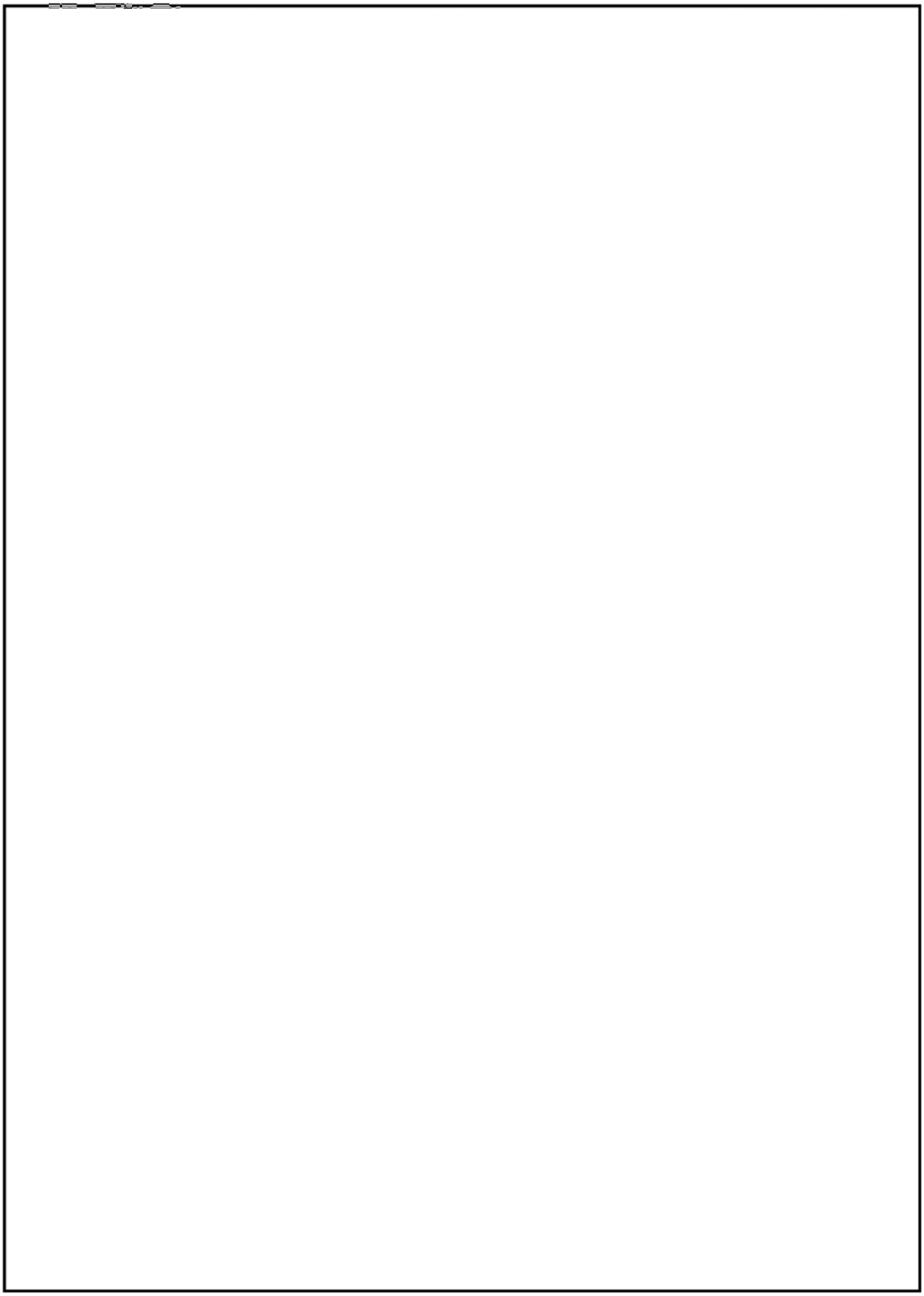
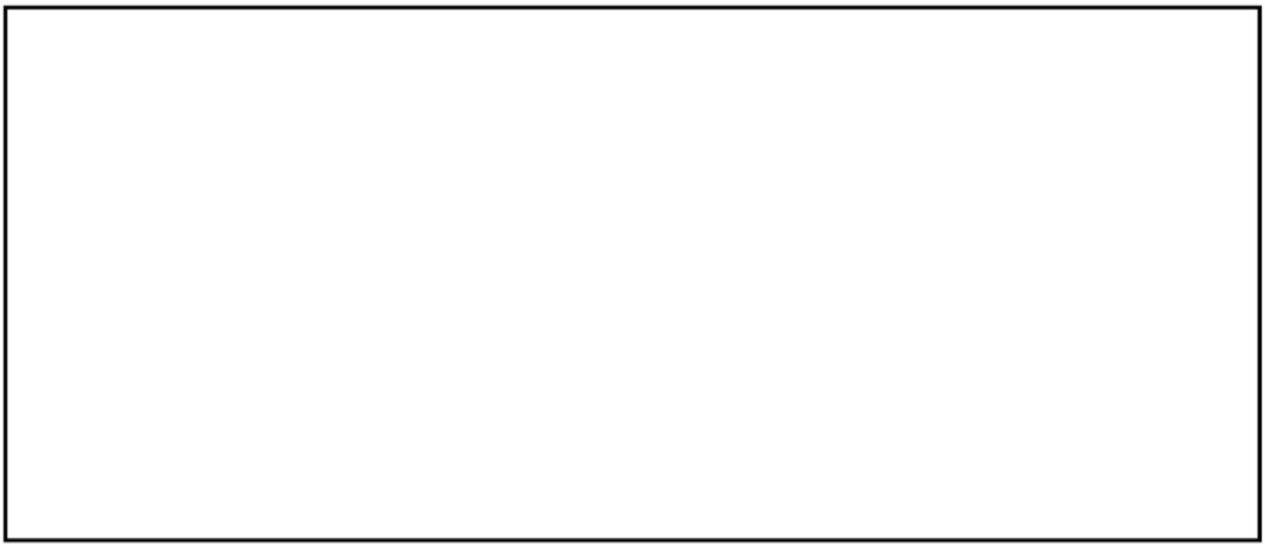


図 4-12 原子炉格納容器内各部のヘリウム濃度（Test M-7-1）

4.2.3.2　Test M-4-3（スプレイ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。



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
初期条件	
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	－
気相（ヘリウム及び蒸気）放出	
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
スプレイ	
スプレイ流量	－
スプレイ水温	－
放出期間	－
スプレイ液滴径（平均液滴径）	－
スプレイノズル個	－
放出位置	－

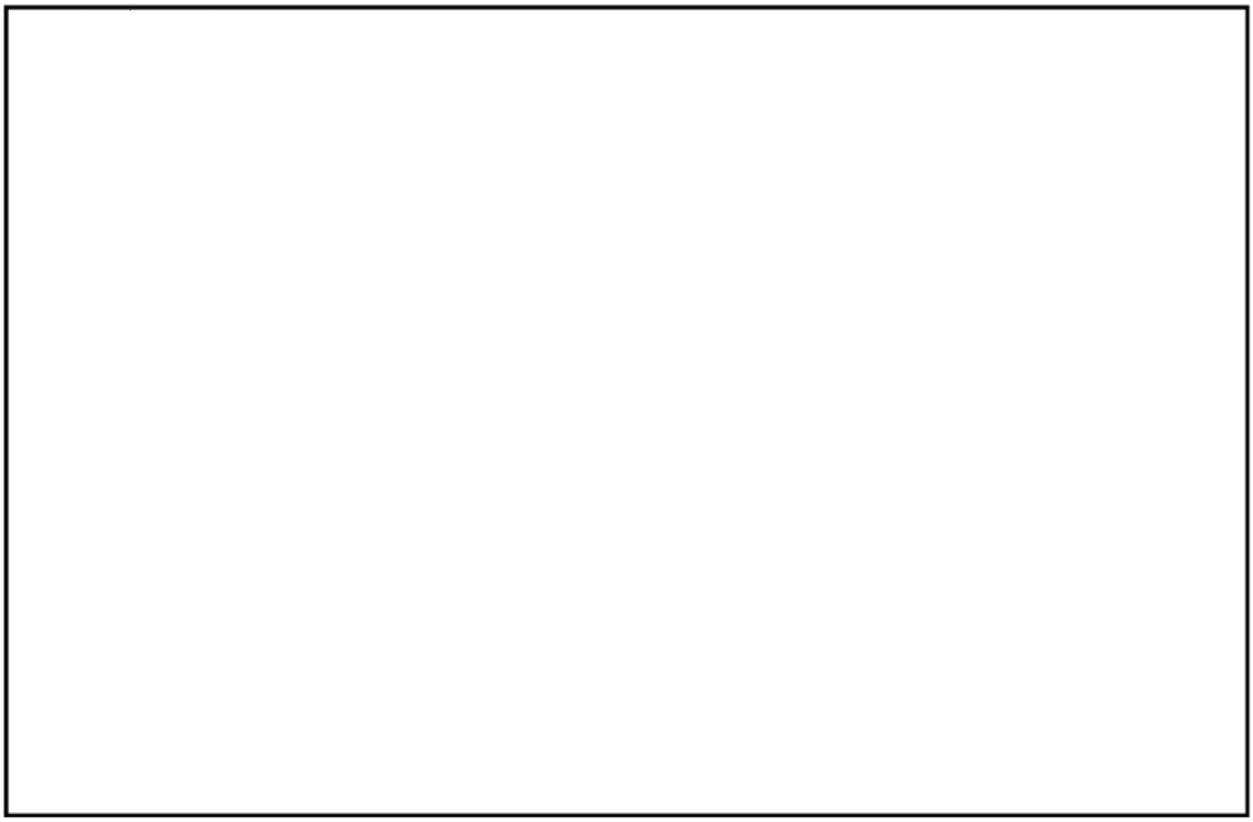


図 4-13　原子炉格納容器圧力（Test M-4-3）（ノード 25）

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。

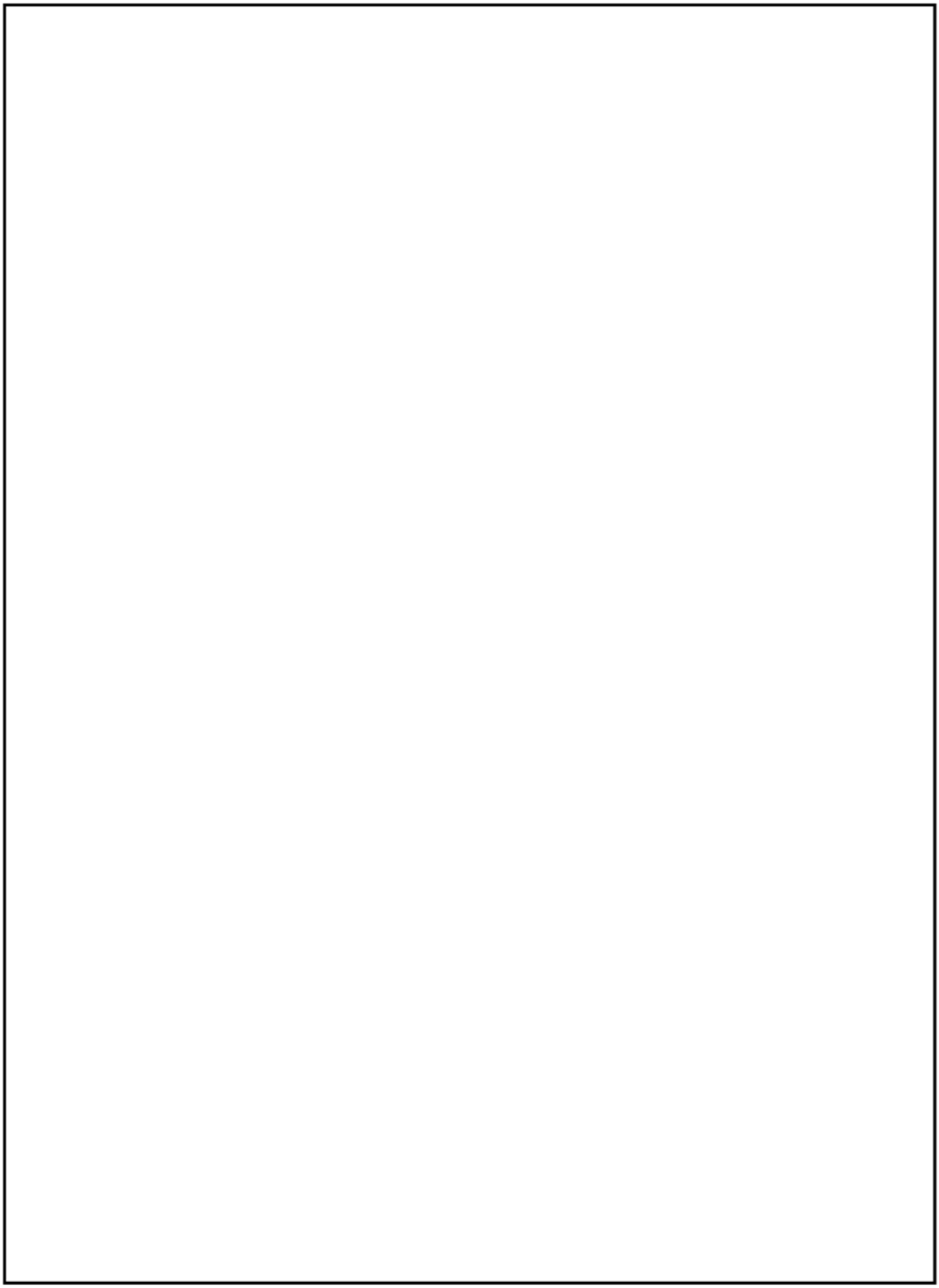


図 4-14　原子炉格納容器ドーム部雰囲気温度（Test M-4-3）

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。

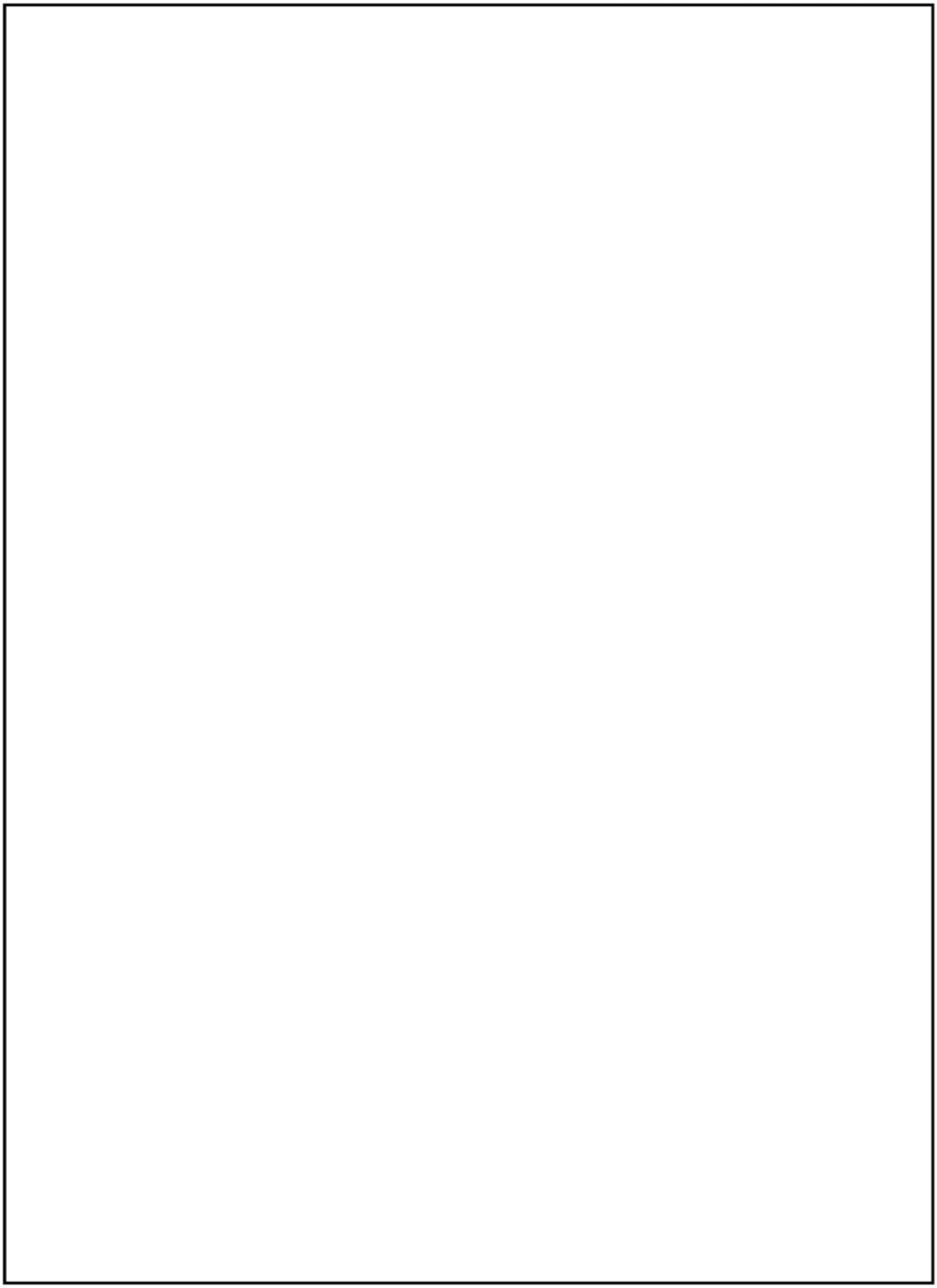


図 4-15　原子炉格納容器ドーム部ヘリウム濃度（Test M-4-3）

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。

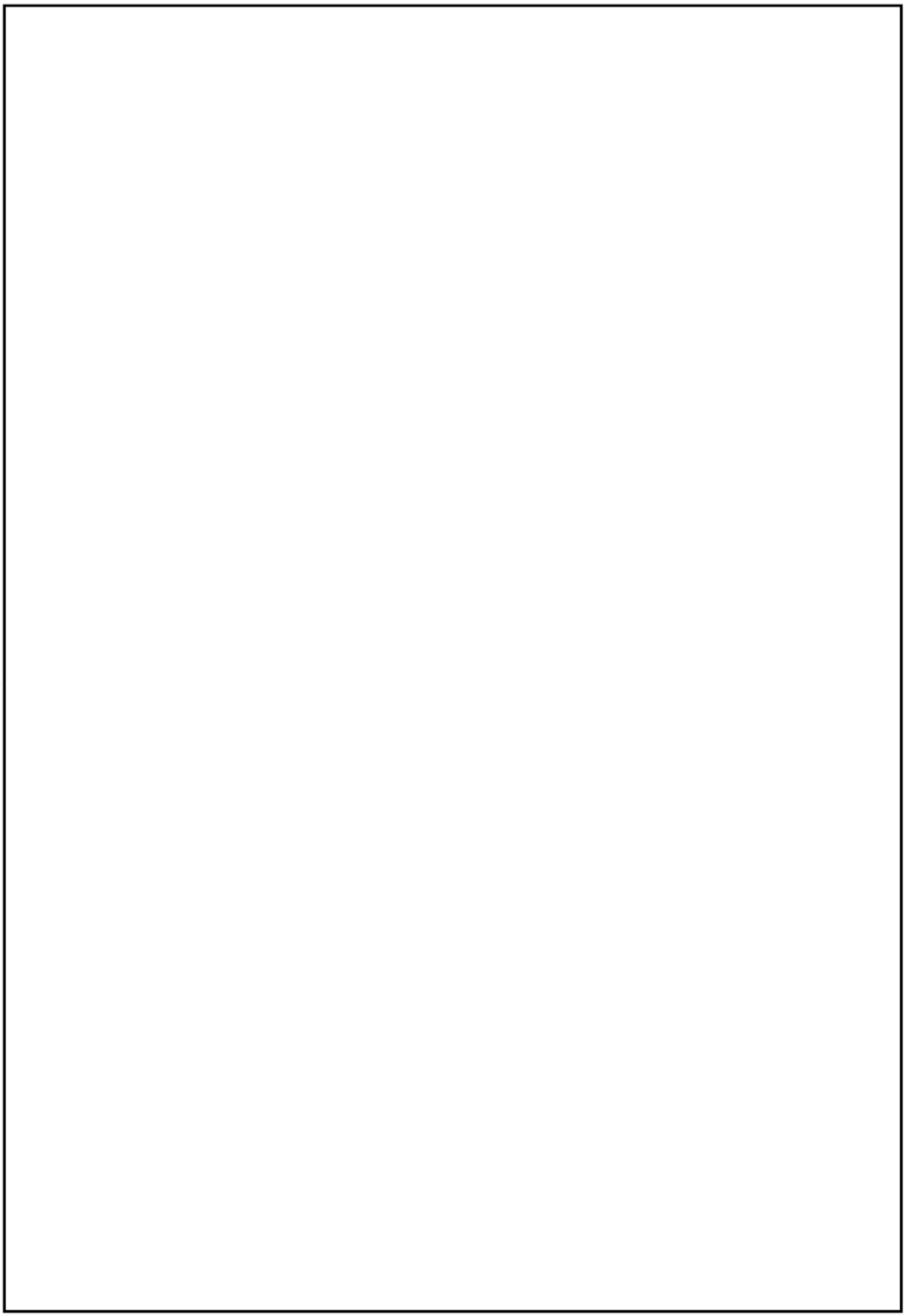


図 4-16　原子炉格納容器内各部のヘリウム濃度（Test M-4-3）

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。

4.2.4 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	σ value	Unit
Temperature	Each compartment and walls	0.2	°C
Pressure	Dome top	1079 (0.011)	Pa (kg/cm^2)
	Helium, steam primary circuit	2648 (0.027)	Pa (kg/cm^2)
	Differential pressure of He,steam	132 (13.5)	Pa (mmH_2O)
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、も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）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。

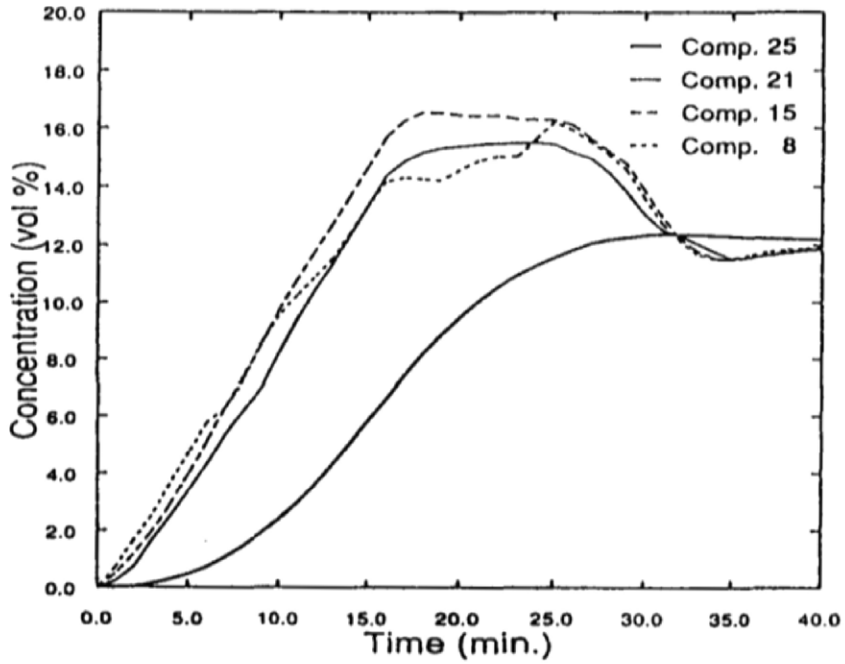


図 4-17 ヘリウム濃度（Test M-7-1）

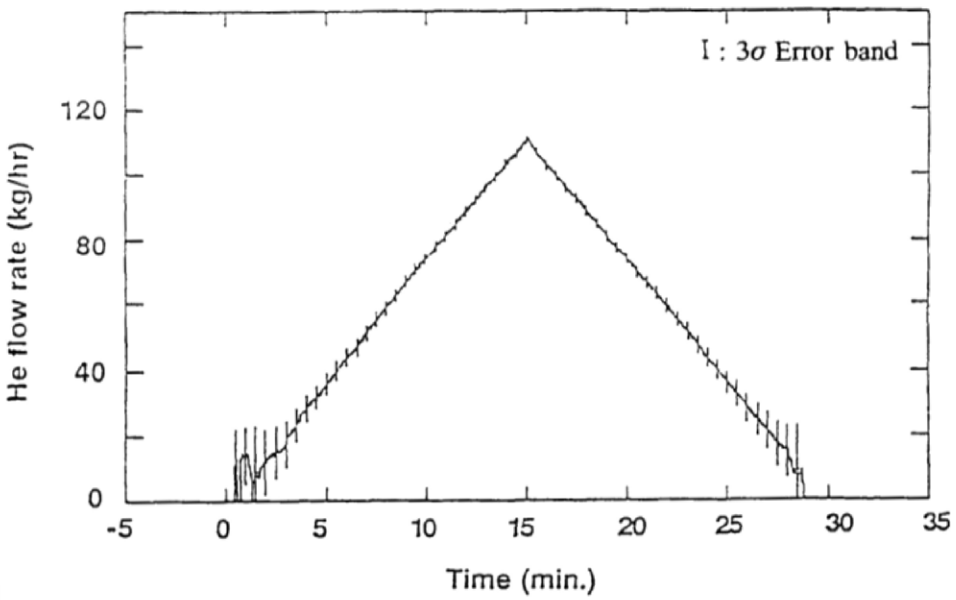


図 4-18 ヘリウム放出量（Test M-7-1）

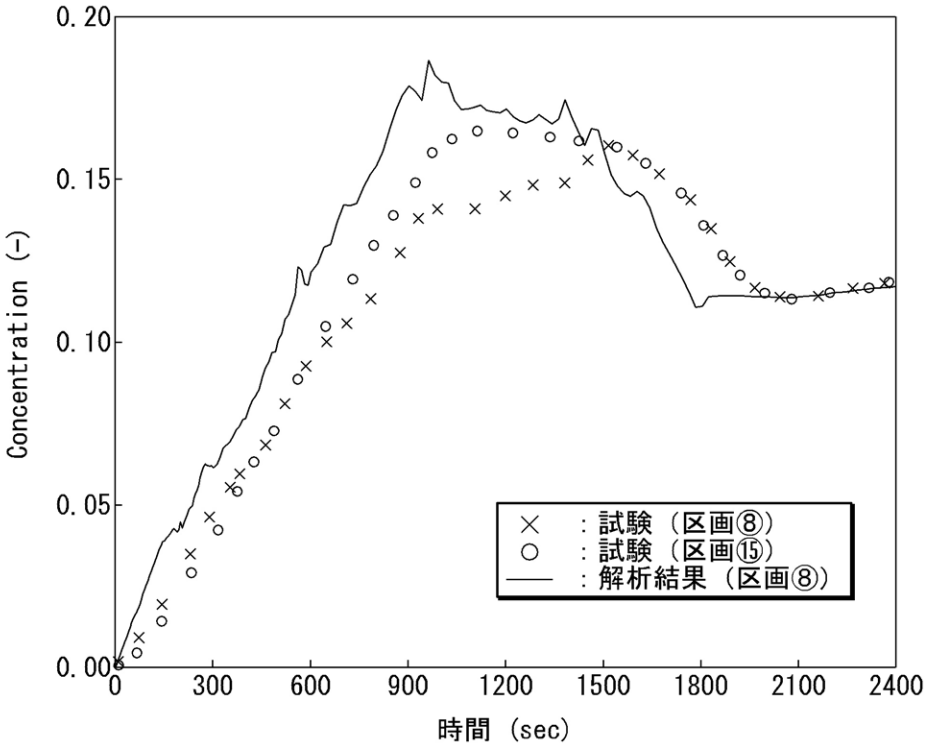


図 4-19　ヘリウム濃度比較（Test M-7-1）

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。

解析結果破断区画（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いて試験結果（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。

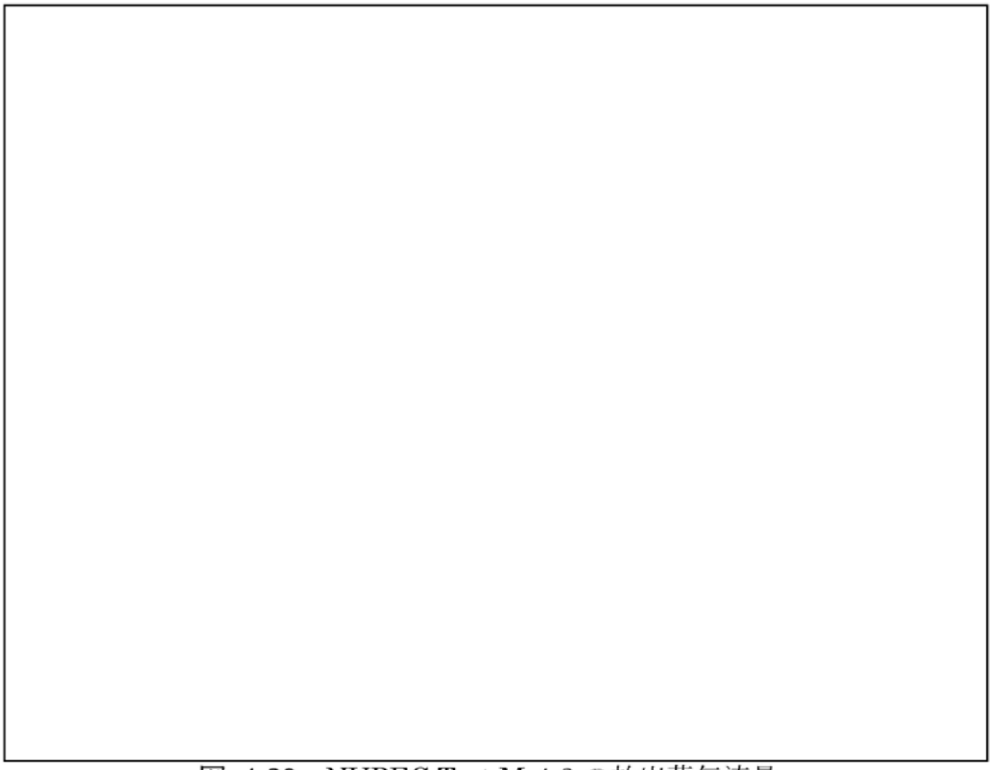


図 4-20　NUPEC Test M-4-3 の放出蒸気流量



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。

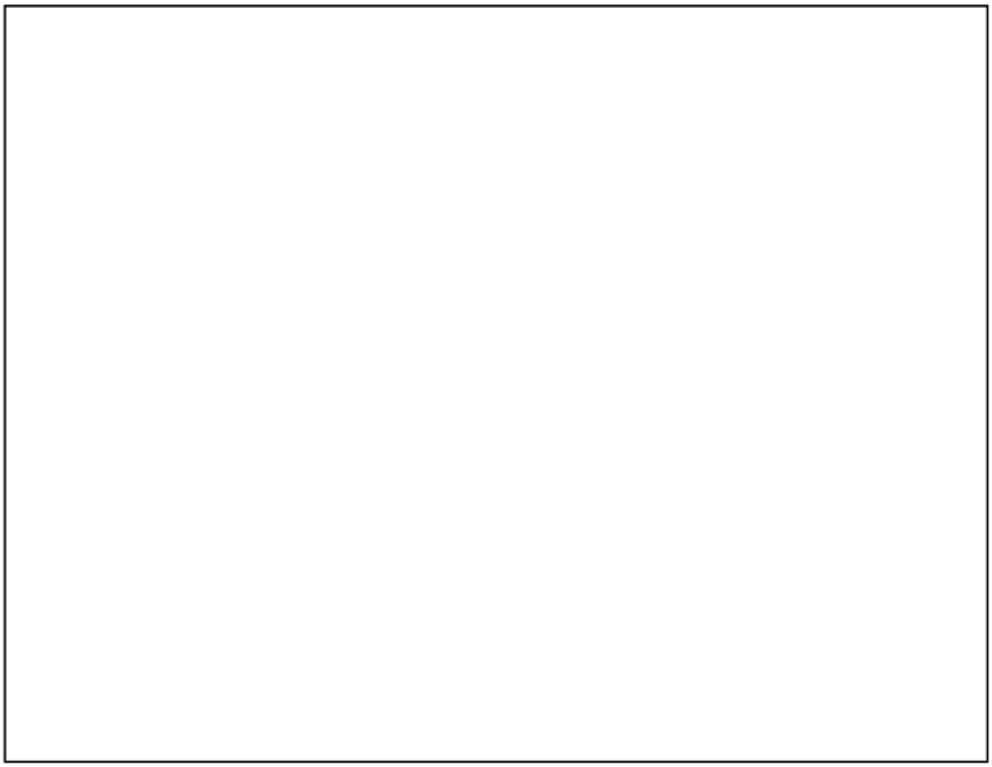


図 4-22　破断区画（区画⑧）ヘリウム濃度

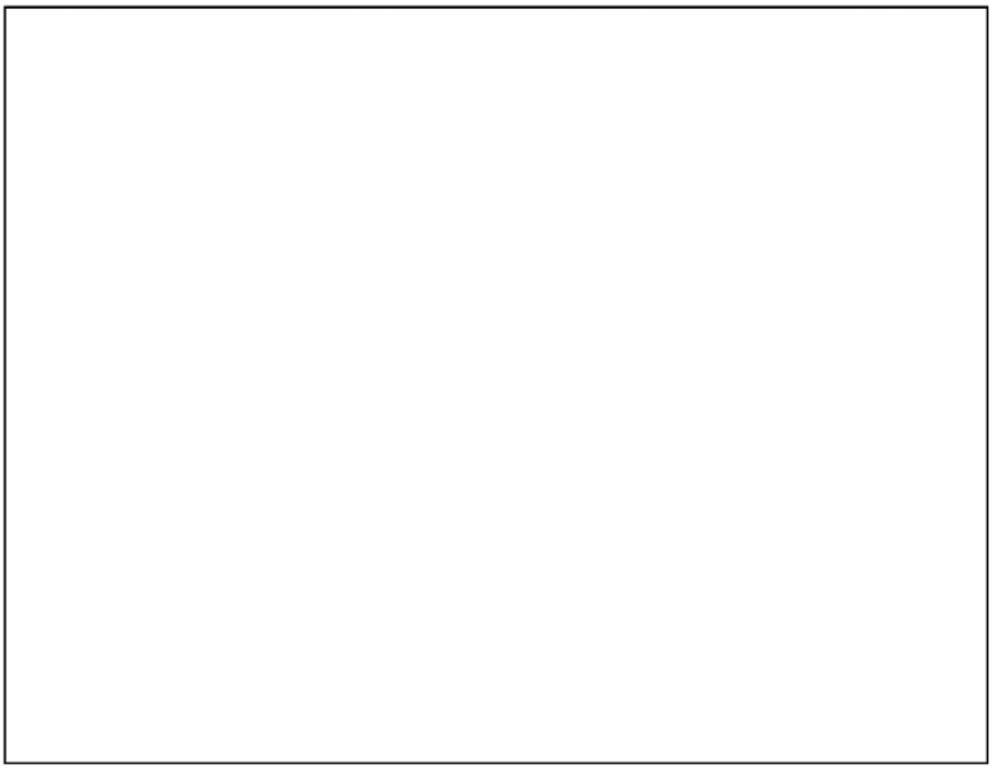


図 4-23　破断区画上部（区画⑮）ヘリウム濃度

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）

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 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イ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（格納容器スプレイ成功）」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。

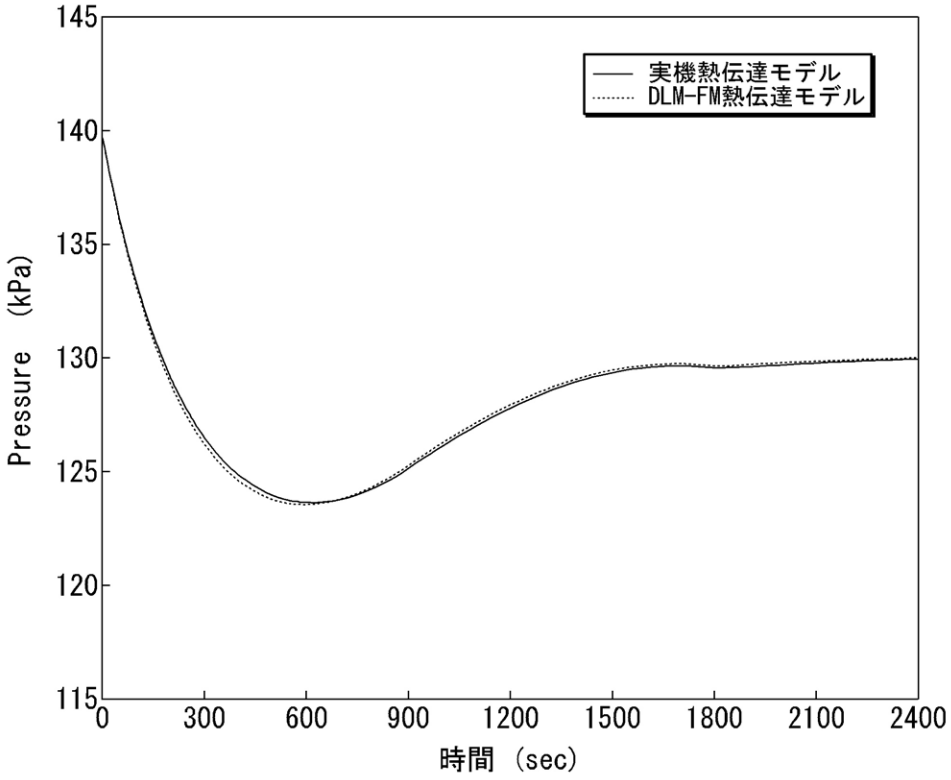


図 4-26　原子炉格納容器圧力（Test M-7-1、構造材熱伝達モデル感度ケース）

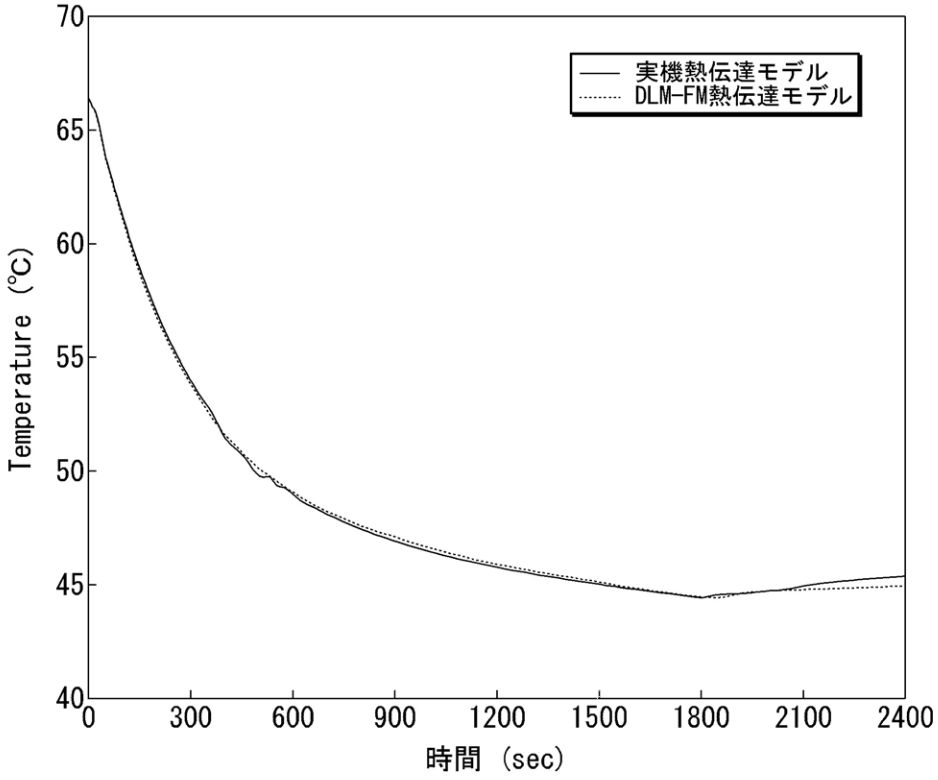


図 4-27　原子炉格納容器ドーム部雰囲気温度（Test M-7-1、構造材熱伝達モデル感度ケース）

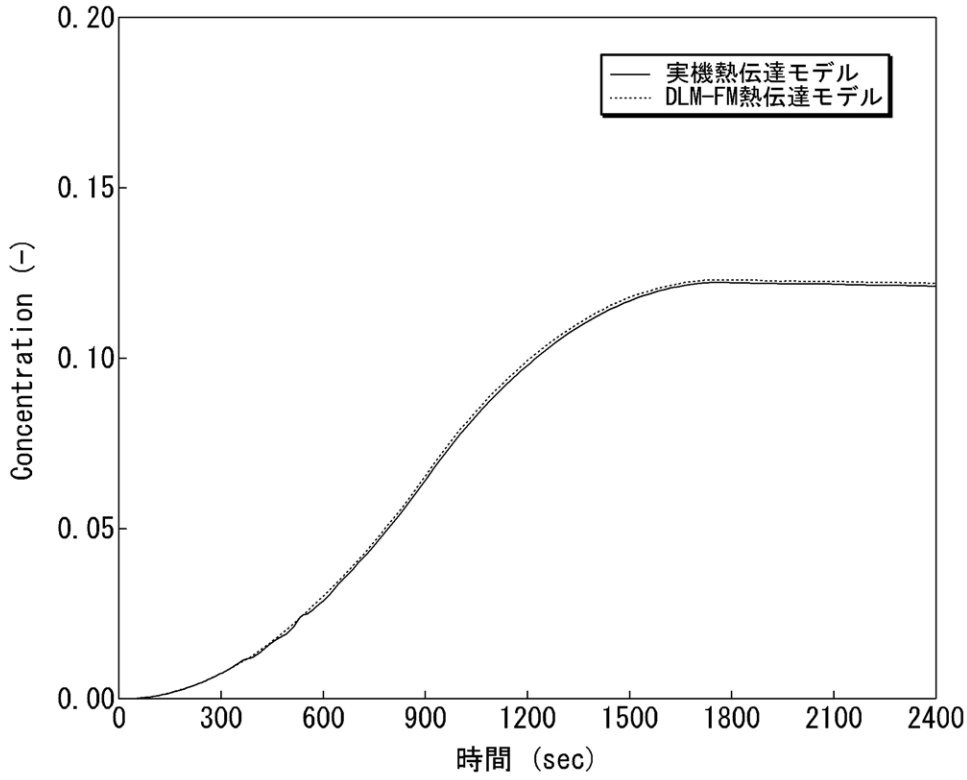


図 4-28　原子炉格納容器ドーム部ヘリウム濃度（Test M-7-1、構造材熱伝達モデル感度ケース）

4.4 熱伝達試験との比較

実機プラントにおけるシビアアクシデント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。

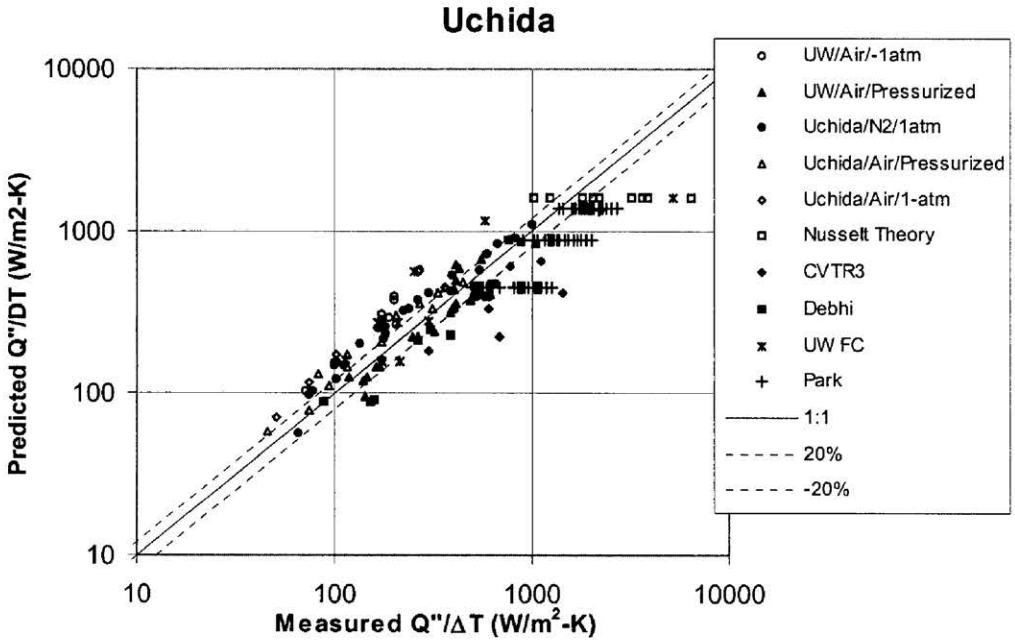
Gido-Koestelモデルは、対流による熱及び物質伝達のアナロジに基づく凝縮に加え、構造材表面液膜の流れによる伝熱促進効果を考慮している。このため、非凝縮性ガスの存在下、かつ飽和あるいは過熱環境においても適用可能である。スプレイ起動により原子炉格納容器内の雰囲気は飽和に近づき、当該条件下で使用実績の高い内田による凝縮熱伝達が適用される。実機プラントの解析では、特に空間体積の大きな原子炉格納容器ドーム部でスプレイが継続することから、内田による飽和凝縮モードが支配的となる。内田モデルによる予測と実験データとの比較を図 4-29に示す。このうち、実機解析において見られるオーダは10^1～10^3(W/m^2-K)のオーダであり、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イ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。

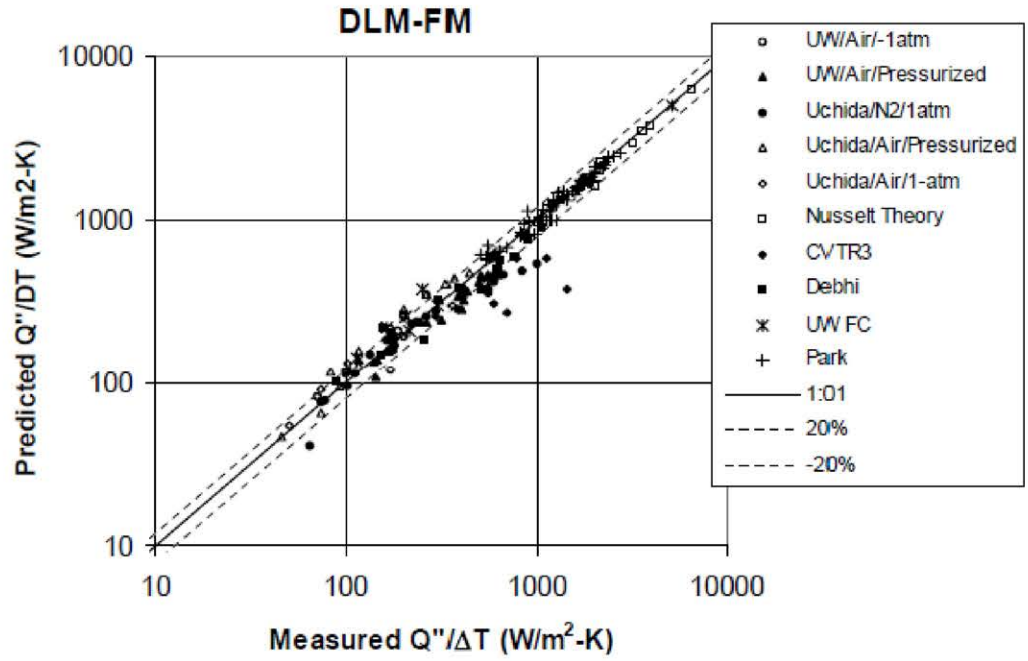
なお、NUPEC試験検証においては、構造材表面の凝縮熱伝達係数としてDLM-FMモデルを適用している。これは、同試験ではスプレイ冷却が支配的となるが、ヒートシンクとなる構造材との熱授受が気相の対流挙動に与える影響は無視できるものではないため、最適評価性の高いDLM-FMモデルを適用してヒートシンク伝熱に係る不確かさを小さくすることで、流動に係るコードモデルの適用性を評価するためである。

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

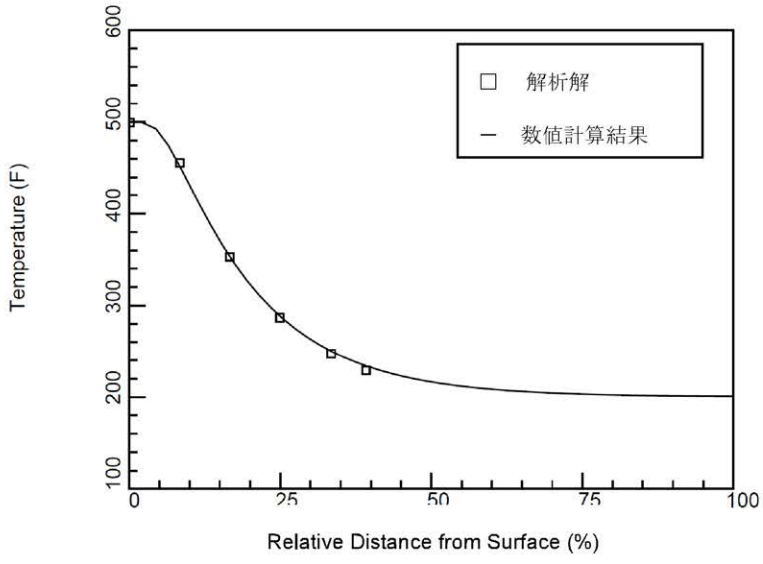
図 4-30　DLM-FM の実験予測特性

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、定常状態の温度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. Btu/hr−ft−R
- 比熱 ＝cp＝0.1 Btu/lbm−R
- 密度 ＝ρ＝400. lbm/ft^3
- 円筒直径＝2. in　※円筒の場合。
- 初期温度 ＝500. F
- 流体温度＝200. F



出典：EPRI Product 1013072, GOTHIC Qualification Report, Figure 4-8 (Labels were modified)

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。

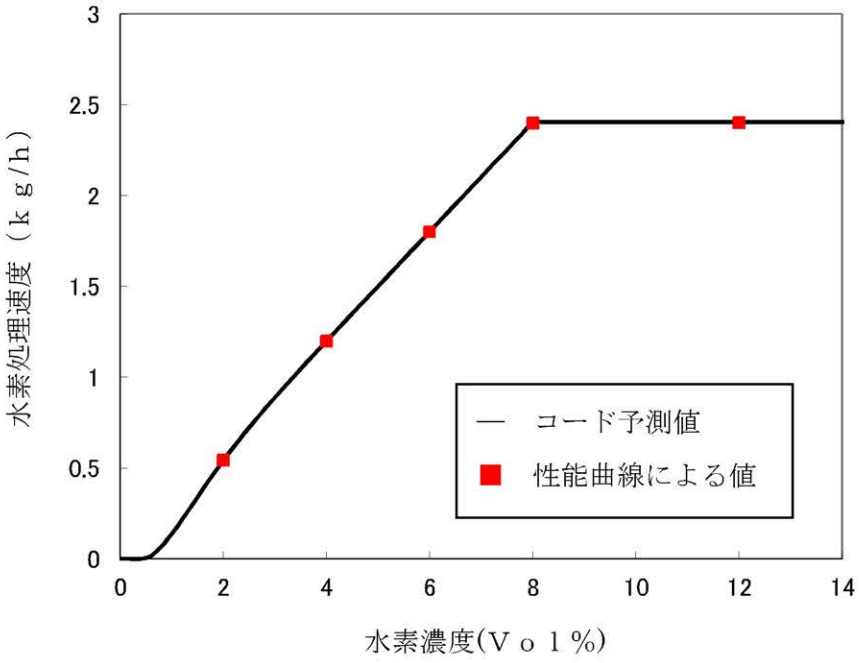


図 4-32　1.5bar における PAR 性能曲線組み込み結果

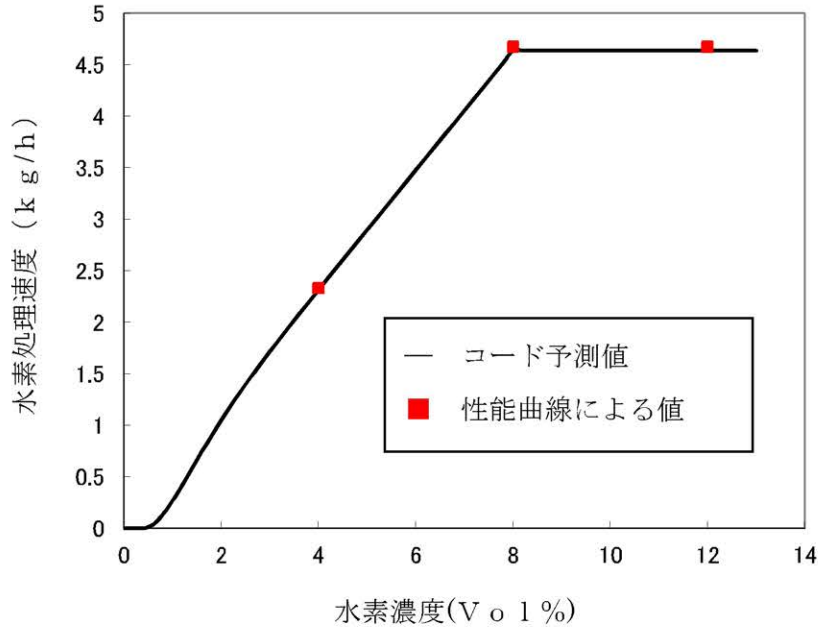


図 4-33　4.0bar における PAR 性能曲線組み込み結果

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^3、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。

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 67,400m³（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/m³（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。

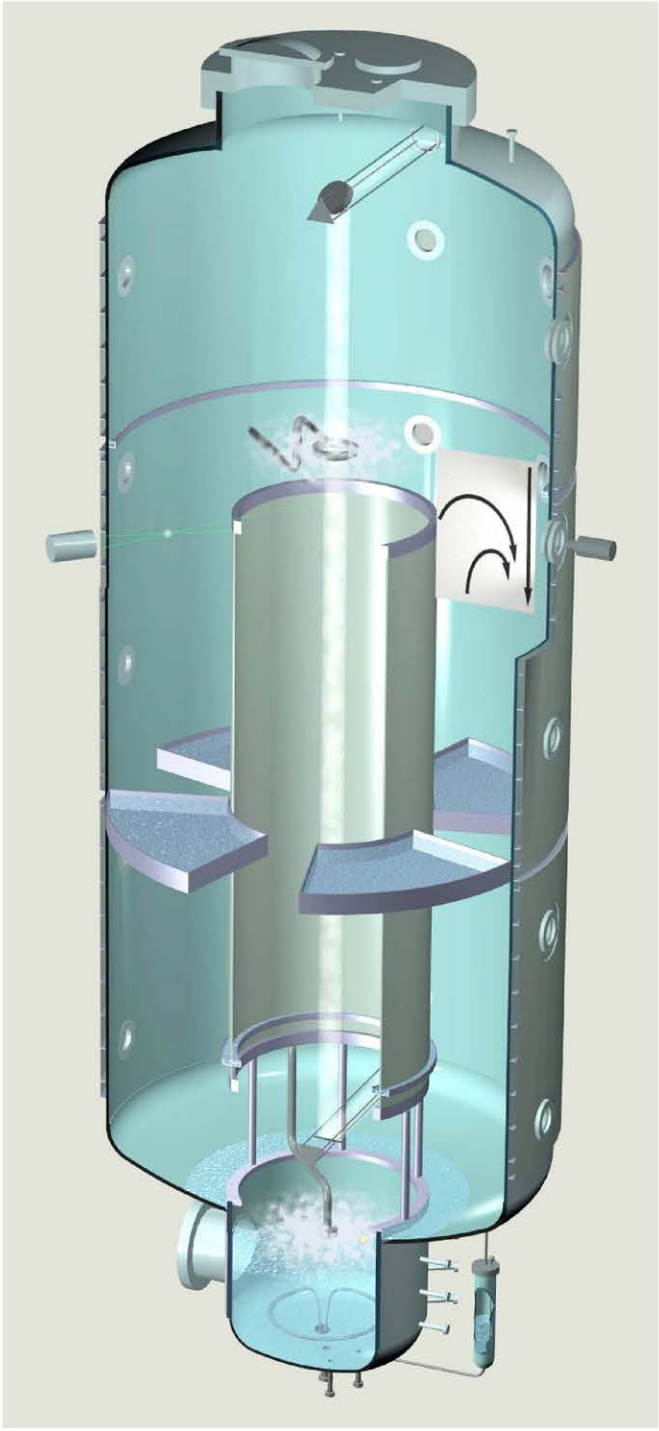


図 4-34　HR 試験設備概要

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。

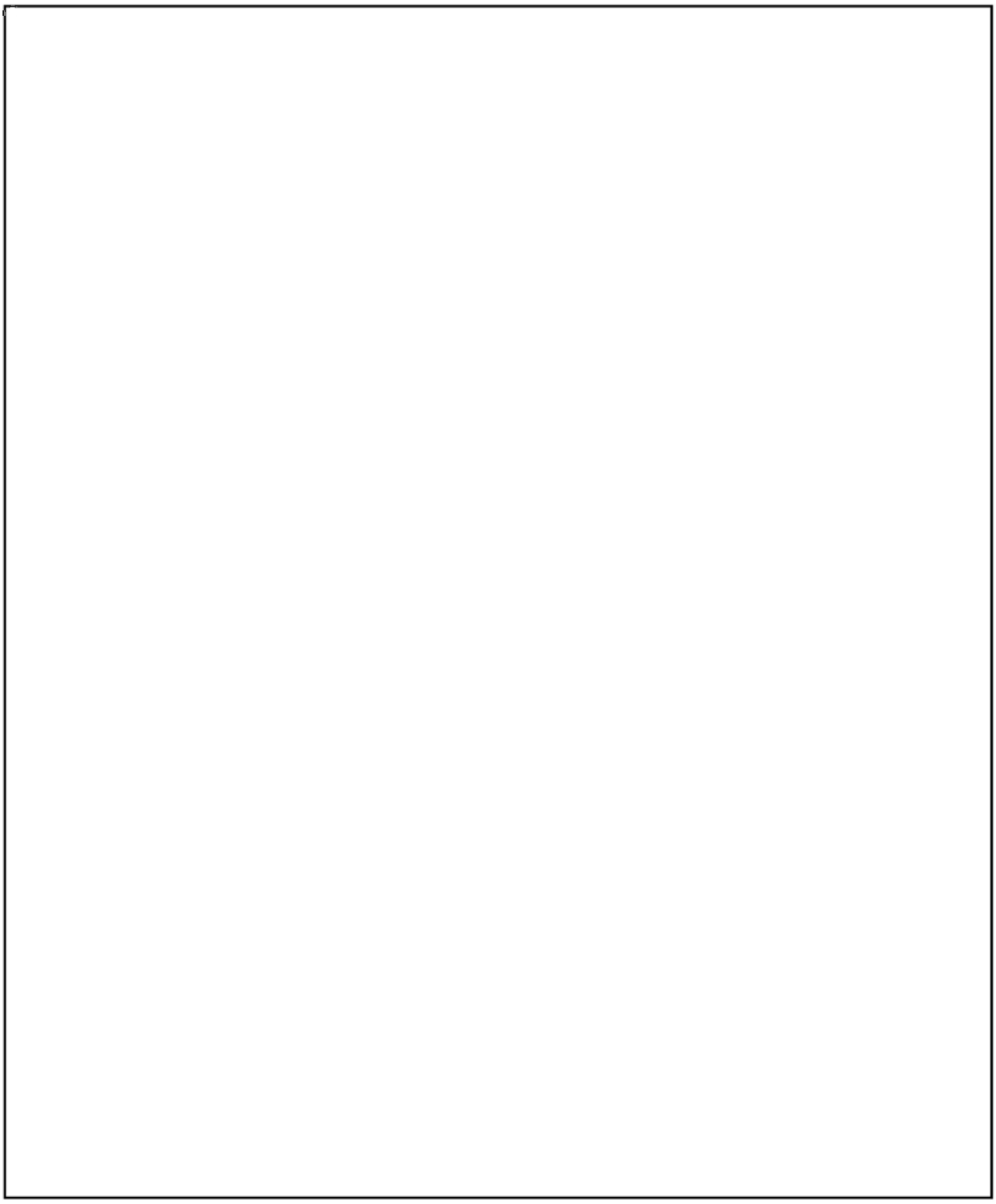


図 4-35　HR 試験設備寸法

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。

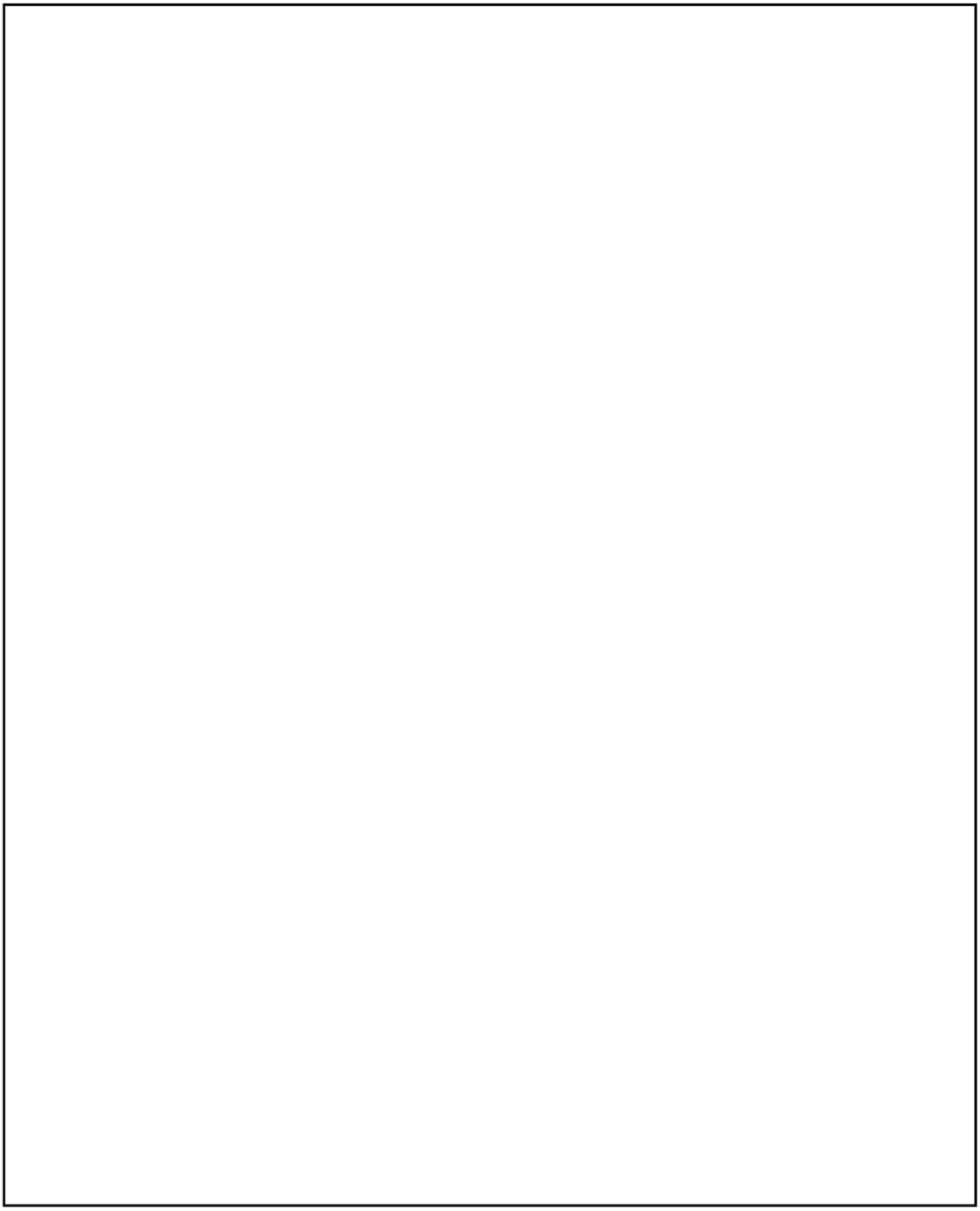


図 4-36　THAI 試験装置及び水素濃度計及び温度計の設置場所

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。

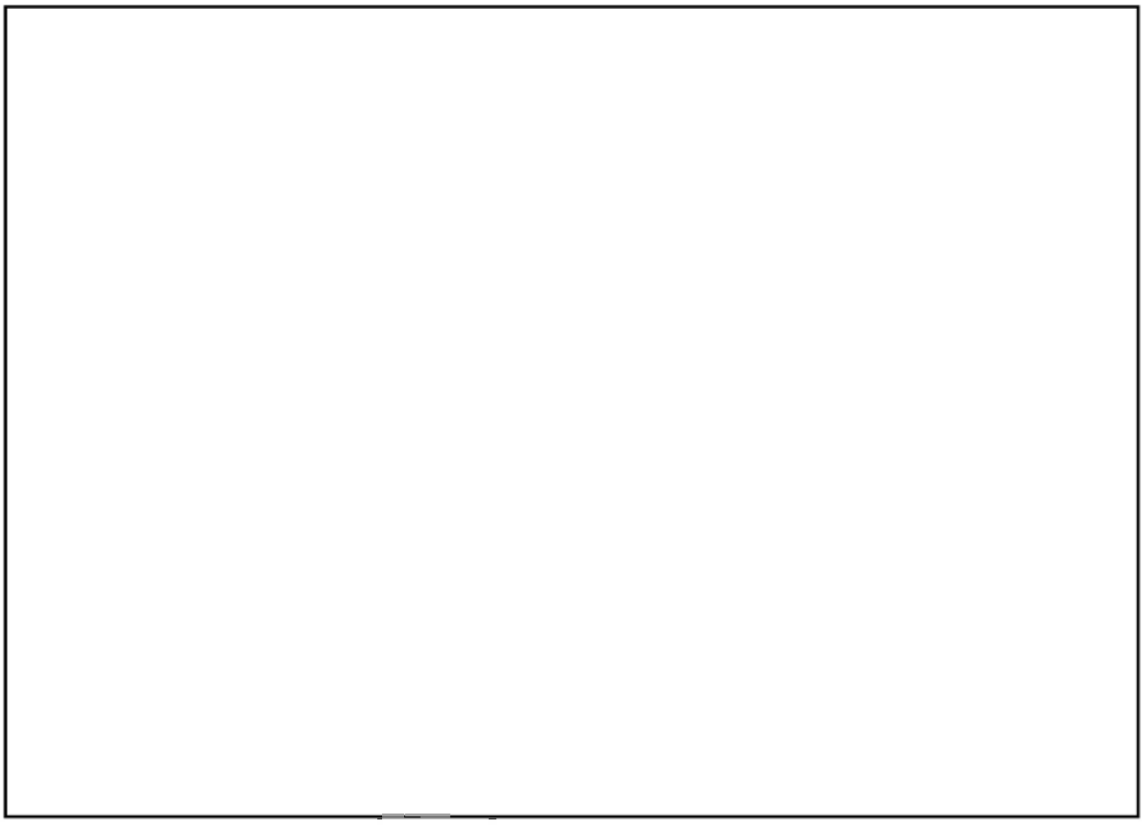


図 4-37　HR-3 試験水素注入流量

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。

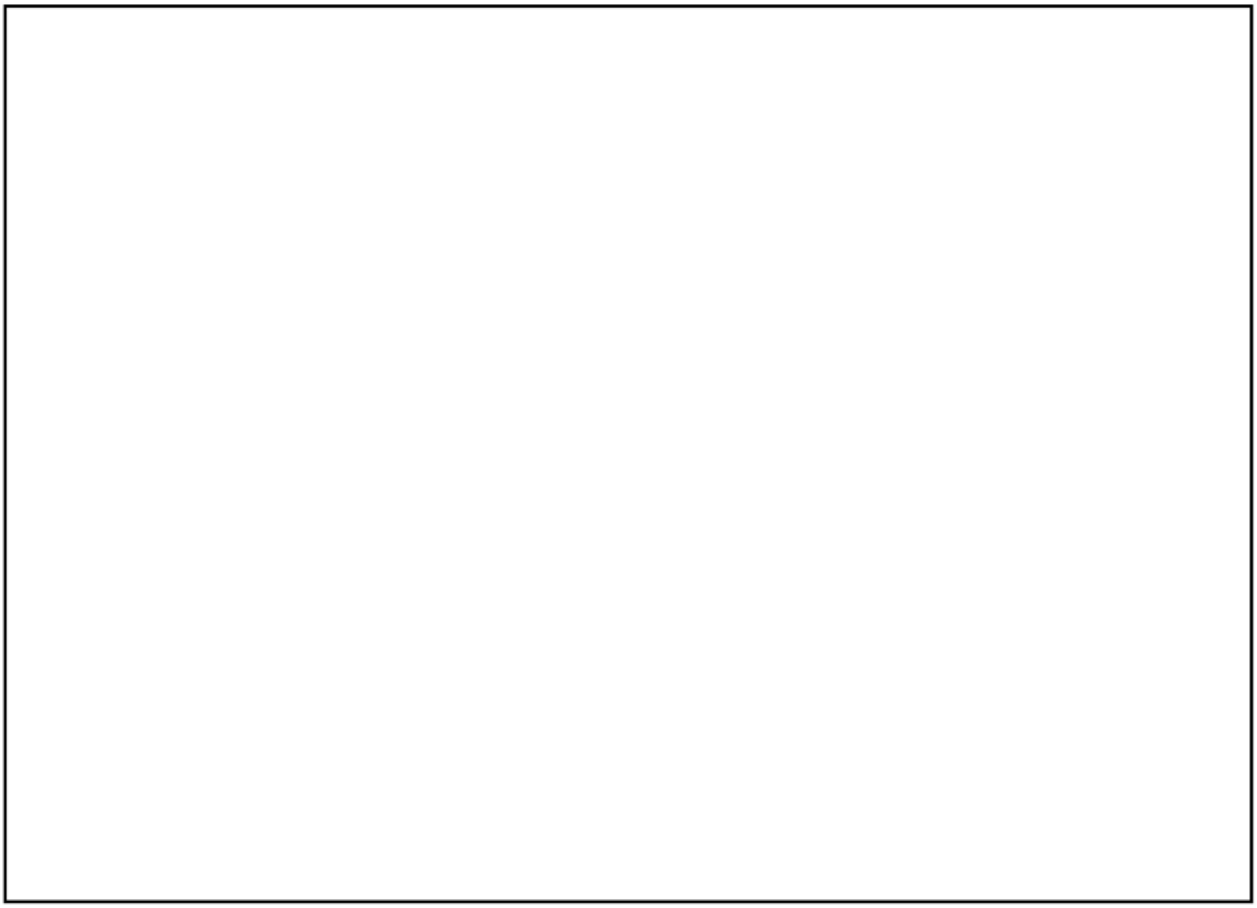


図 4-38　水素除去率の評価式と試験の比較

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。

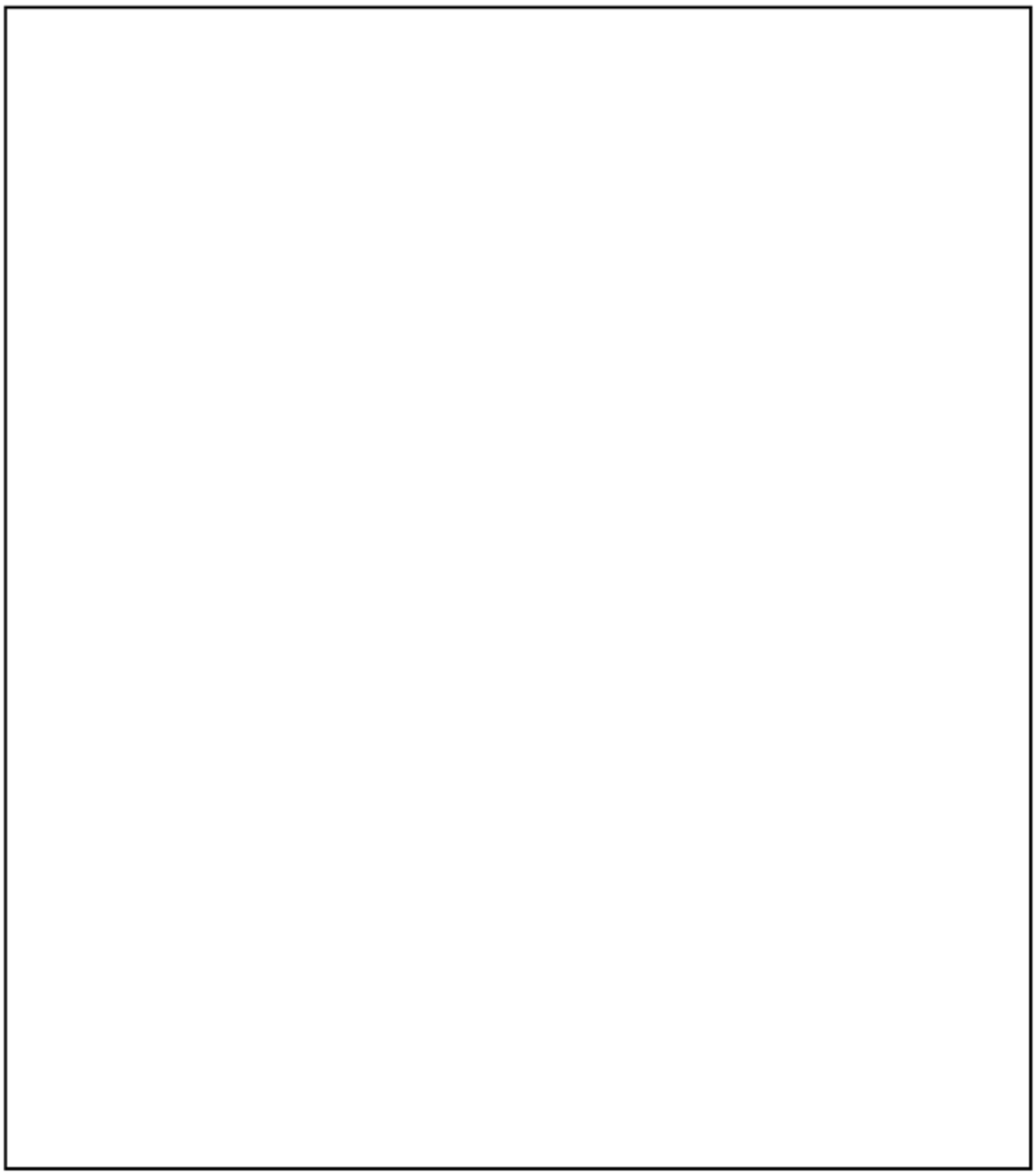


図 4-39　THAI 試験（HR-3）のＧＯＴＨＩＣコードによるノーディング（1 区画模擬）

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。

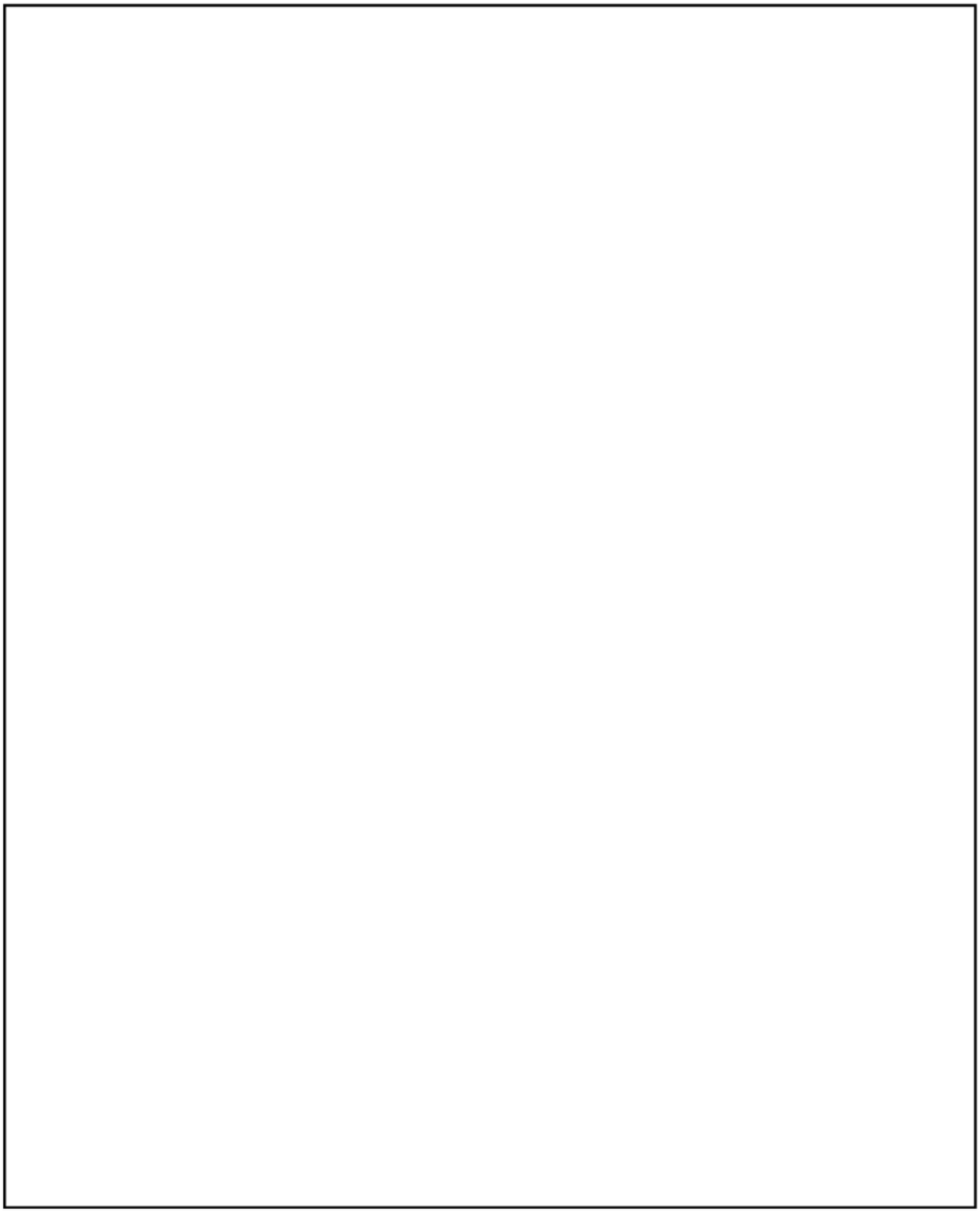


図 4-40　THAI 試験（HR-3）のＧＯＴＨＩＣコードによるノーディング（多区画模擬）

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。

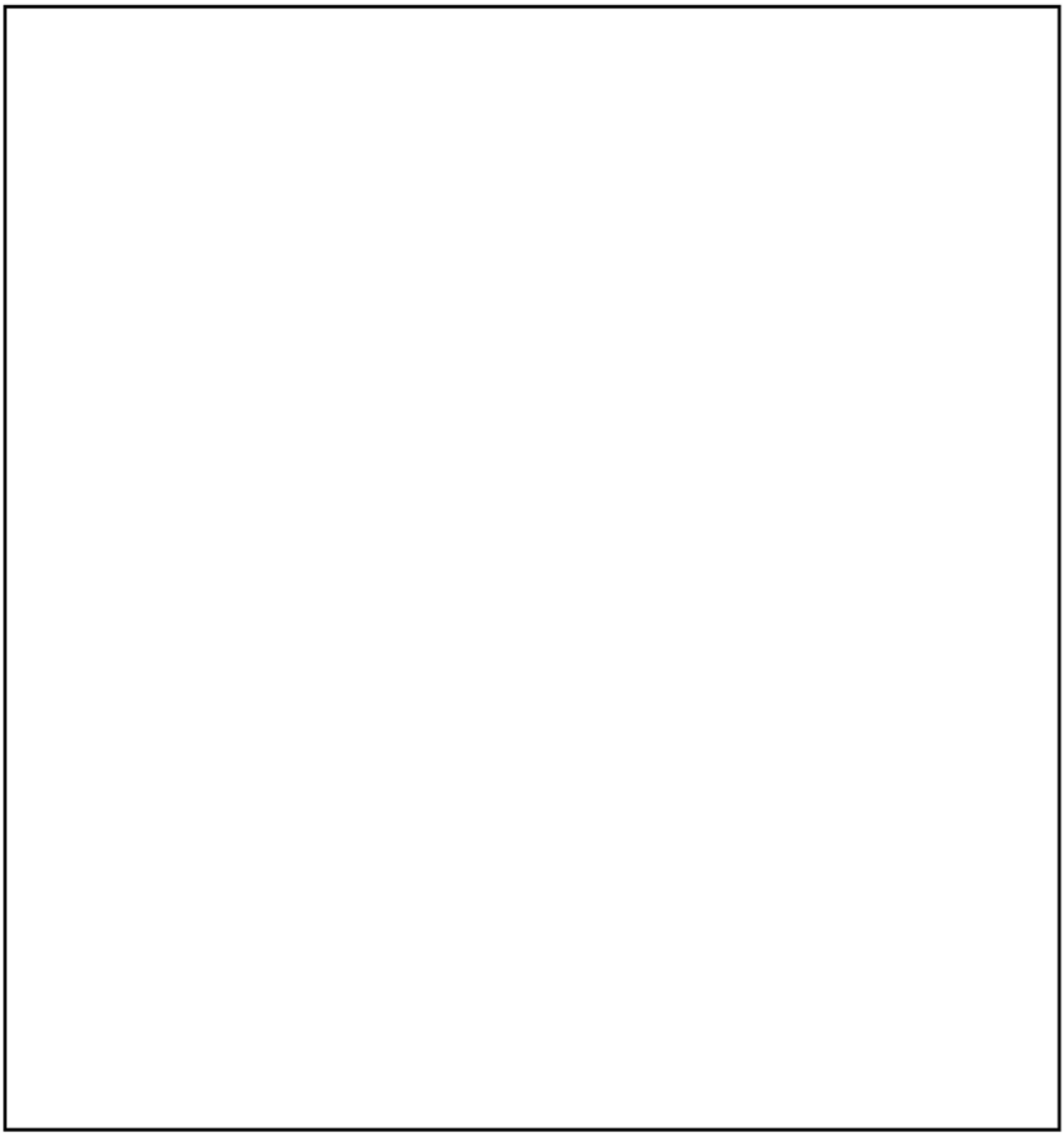


図 4-41　容器内圧力比較（1 区画模擬）

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。

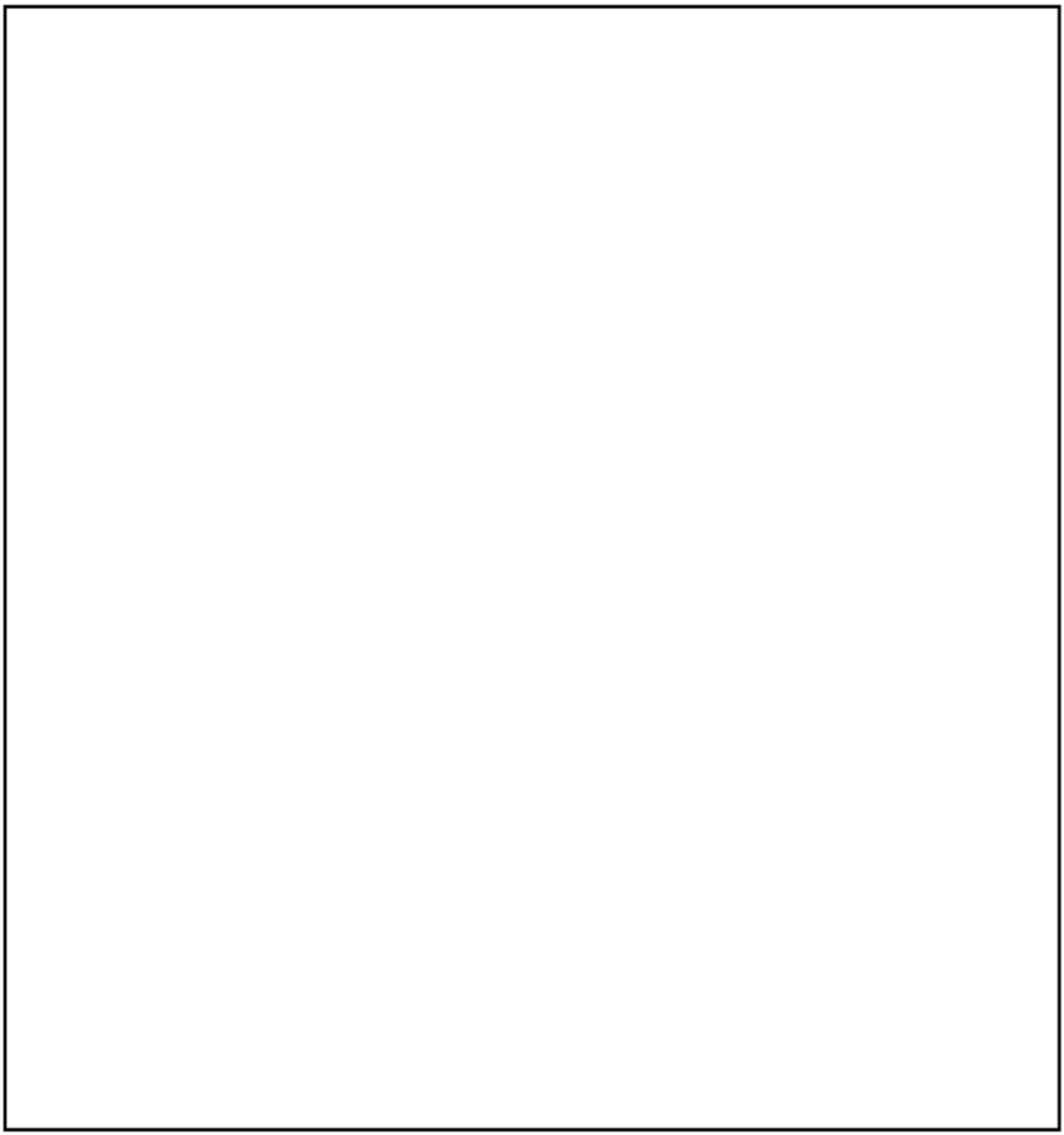


図 4-42　容器内温度分布比較（1 区画模擬）

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。

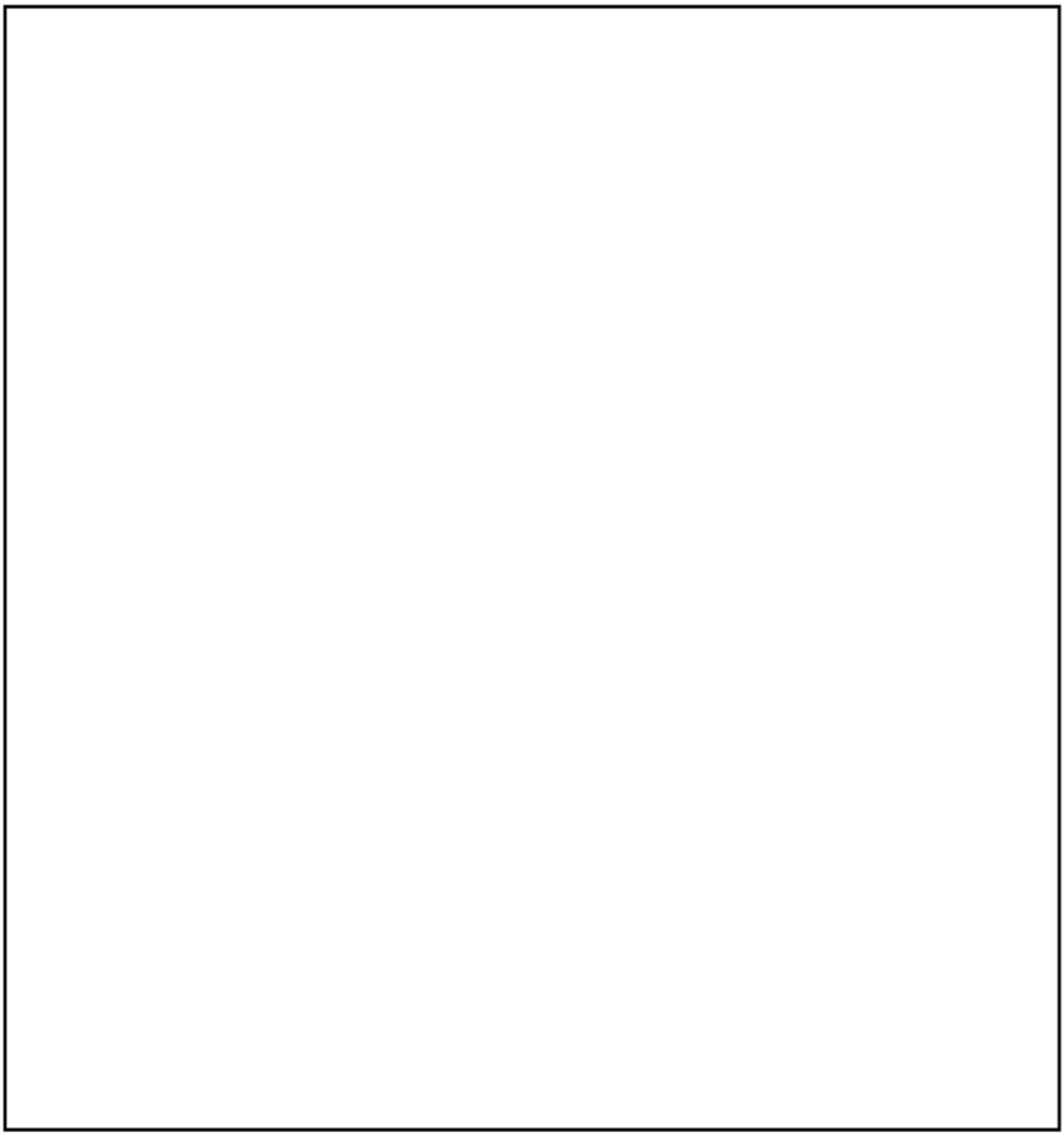


図 4-43　容器内水素濃度分布比較（1 区画模擬）

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。

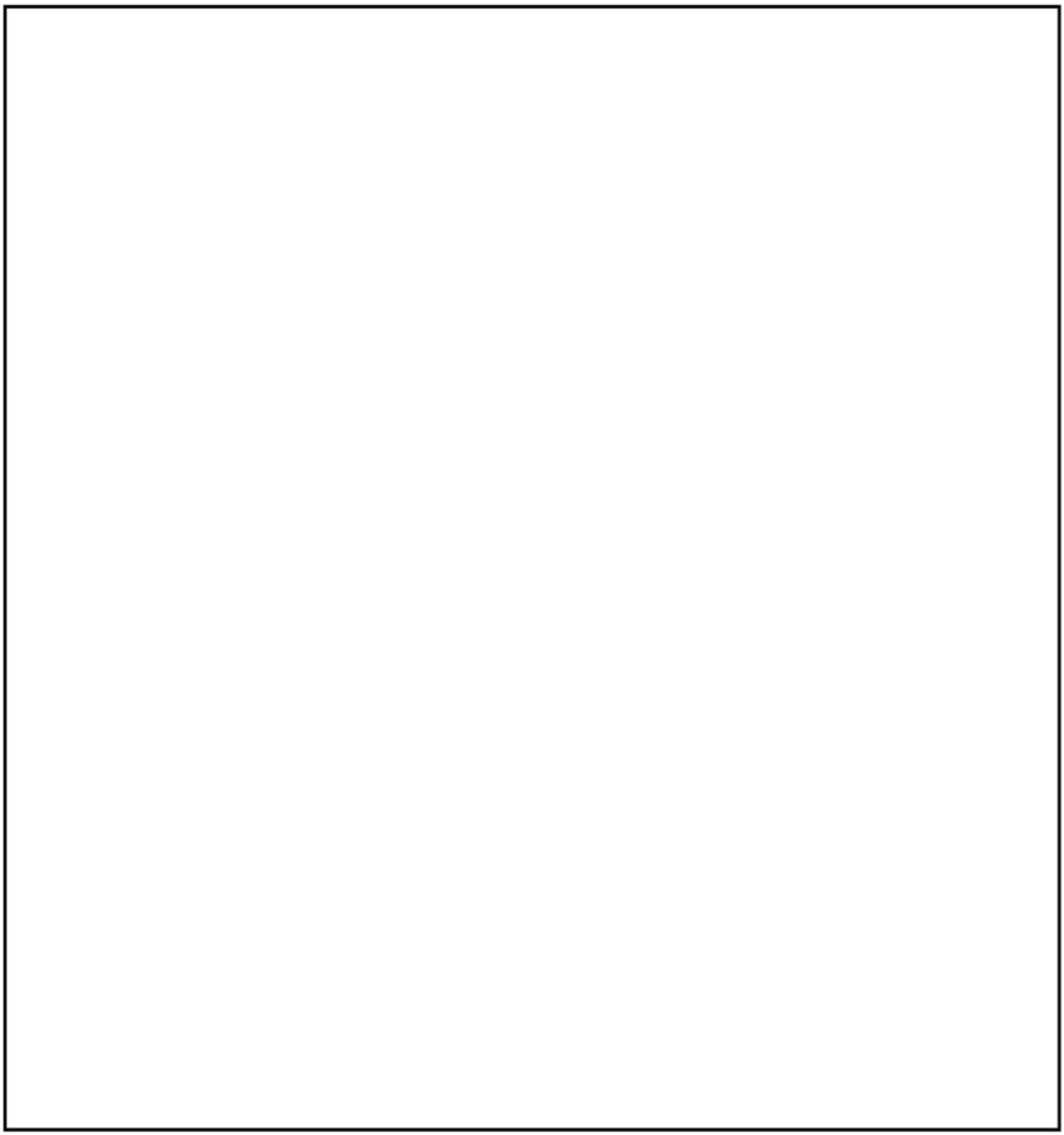


図 4-44　水素処理量の比較（1 区画模擬）

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。

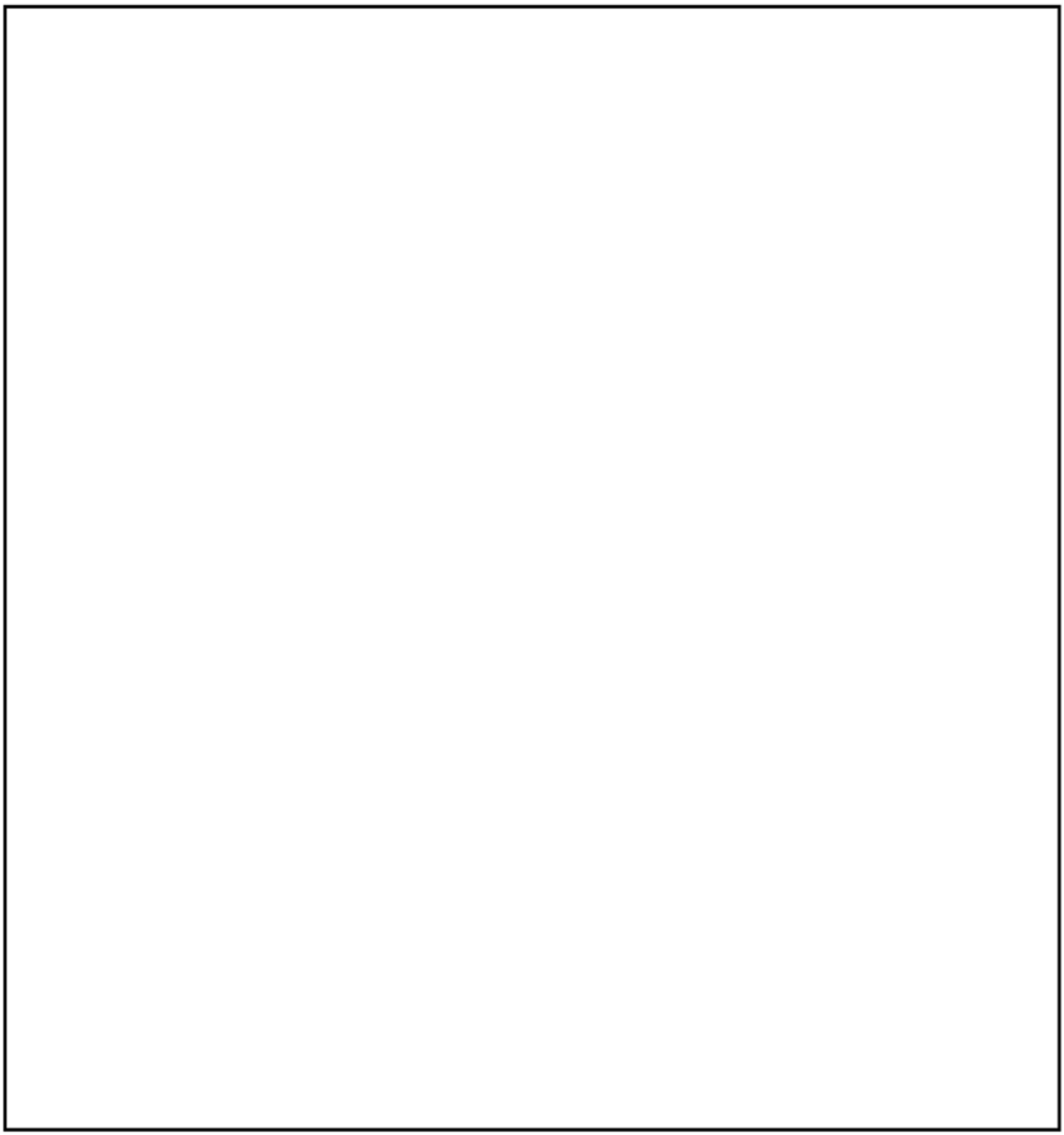


図 4-45　容器内圧力比較（多区画模擬）

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。

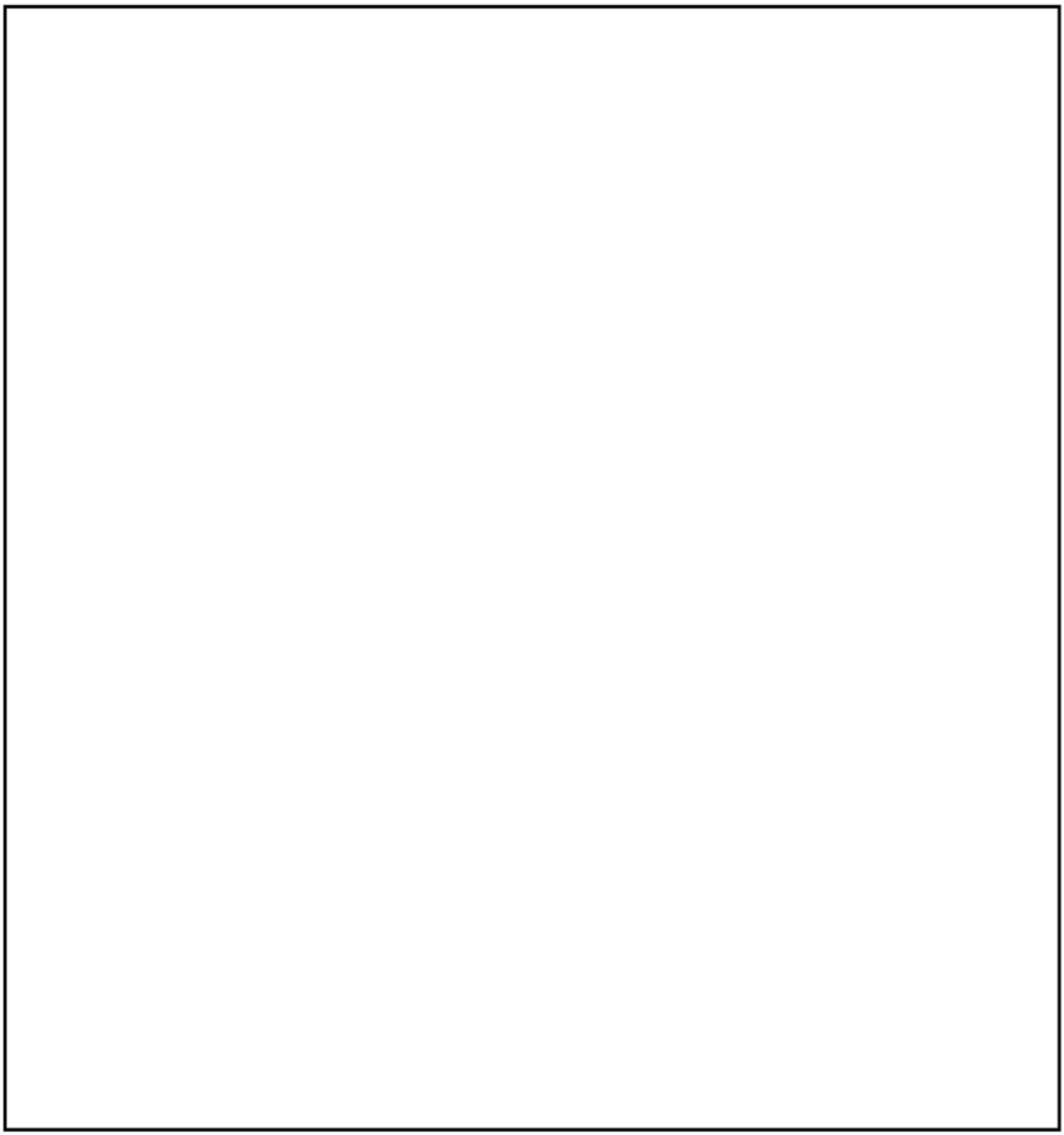


図 4-46　容器内温度分布比較（多区画模擬）

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。

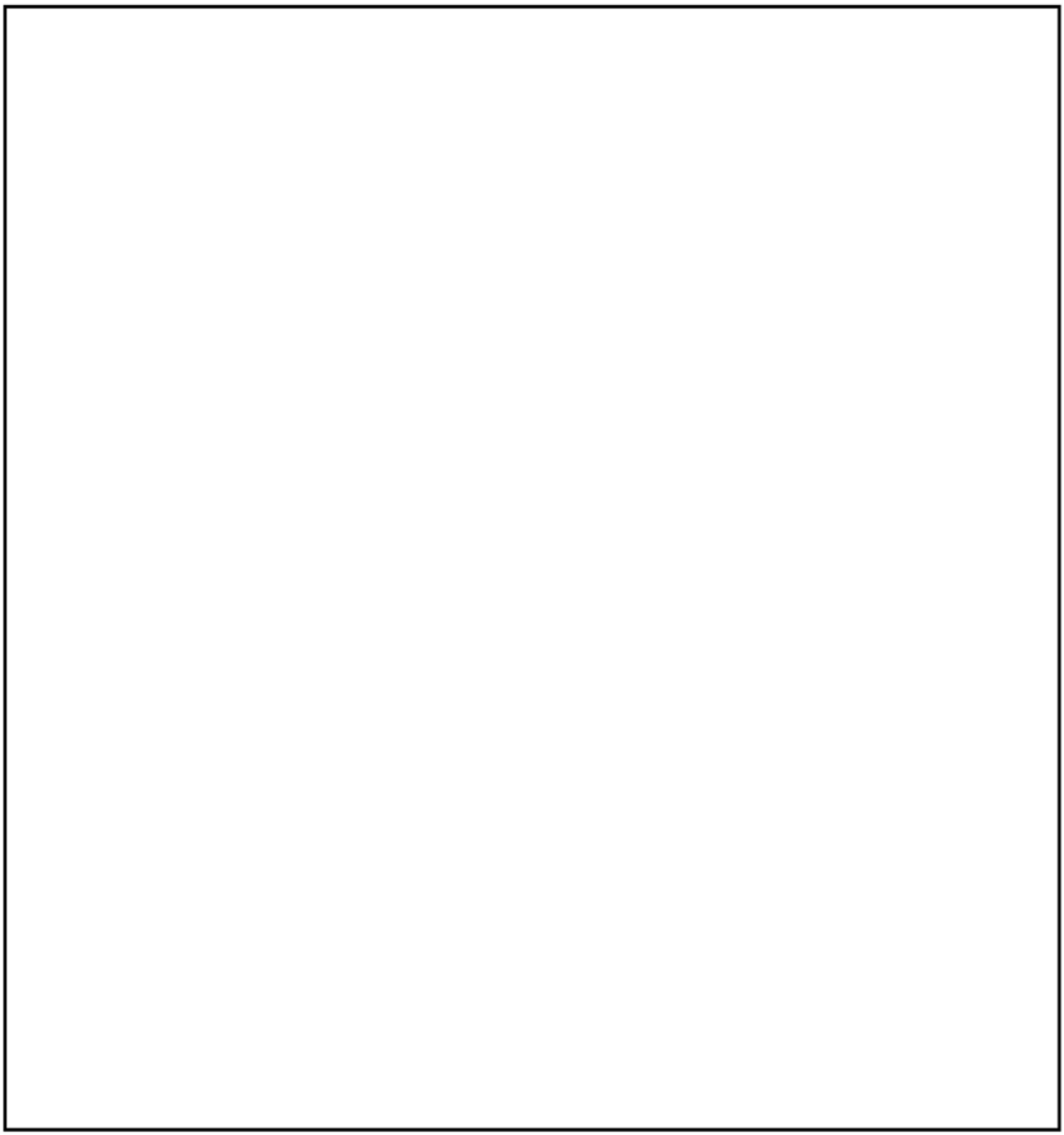


図 4-47　容器内水素濃度分布比較（多区画模擬）

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。

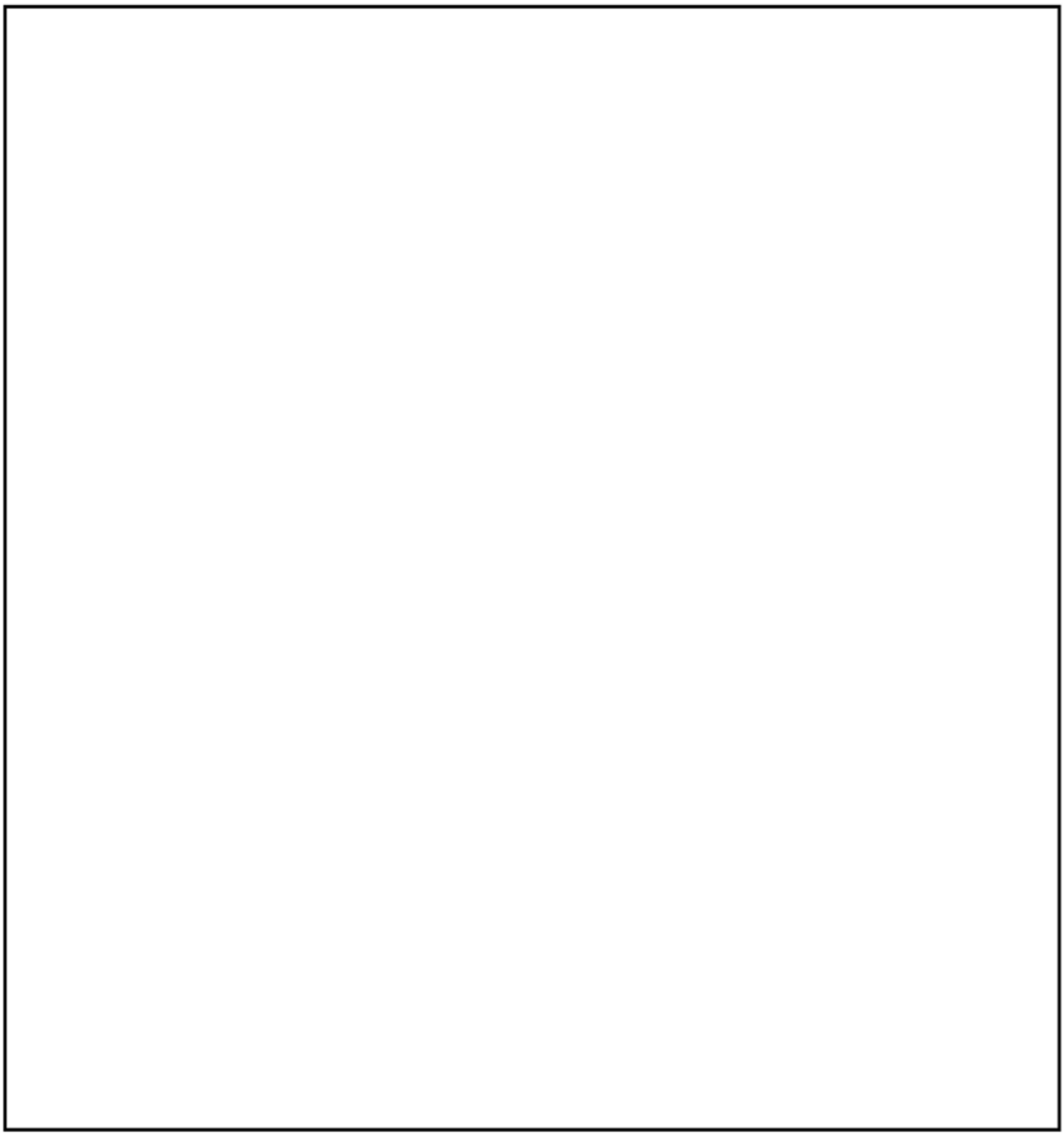


図 4-48　水素処理量の比較（多区画模擬）

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 区画内・区画間の流動

（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、凝縮等の熱的変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温度分布が小さく、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、スプレイの有無に関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、更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関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、スプレイがない場合において濃度成層化現象が観察されたが、スプレイがある場合においてはスプレイによる原子炉格納容器内の撹拌効果により濃度成層化現象は観察されなかった。これはスプレイ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イ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イ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イが、事故時の原子炉格納容器冷却に必要となる液滴径は確保されており、また原子炉格納容器内の水素撹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イが、本設スプレイと同様に原子炉格納容器全体における動的な撹拌効果及び蒸気凝縮による原子炉格納容器内の撹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経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[redacted]により一つのボリュームを[redacted]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。

[redacted]
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

プラント / 項目	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^3	67,900 m^3	73,700 m^3	1,300m^3

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 (℃)	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 (℃)	温度 (℃)	流量 (kg/s)	時間 (min)		
CV 内ヘリウム濃度分布・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
放出水蒸気による濃度分布・混合試験	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 (18m³/h)	30	加圧器逃がしタンク	なし
スプレイによるヘリウム濃度分布・混合試験	M-7-1	(初期) ～70	0.0 ↓ 0.03 ↓ 0.0	0 ↓ 15 ↓ 30	0.08 ↓ 0.03	0 ↓ 30	~110	(初期) 40	19.4 ↓ 19.4 (70m³/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 ↓ 0.03	0.08 ↓ 30	90	40	19.4 ↓ 19.4 (70m³/h)	0 ↓ 30	加圧器逃がし弁(加圧器室)	なし

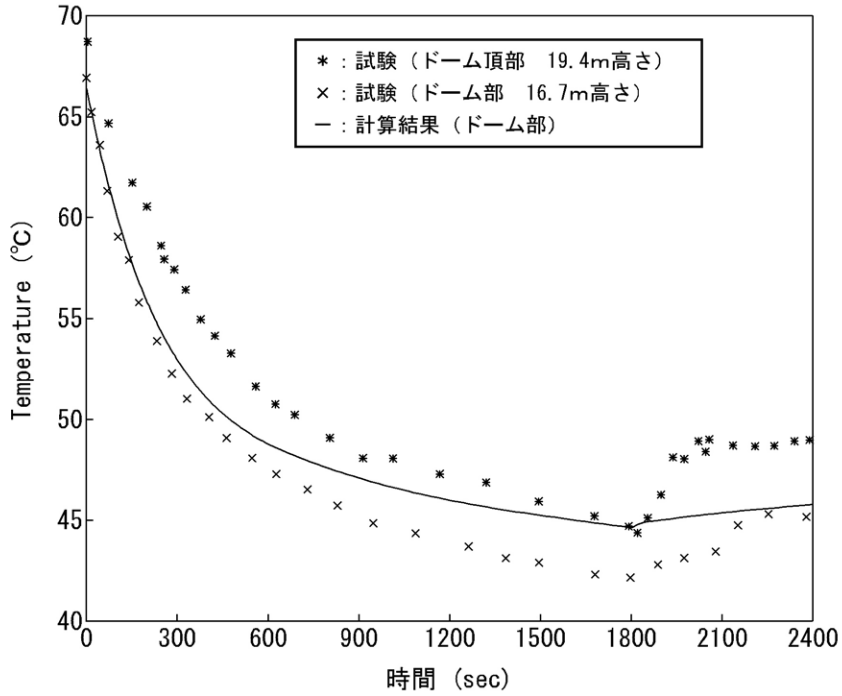


図 4-49　解析結果（原子炉格納容器ドーム部 1 区画模擬）　原子炉格納容器ドーム部温度分布（Test M-7-1）

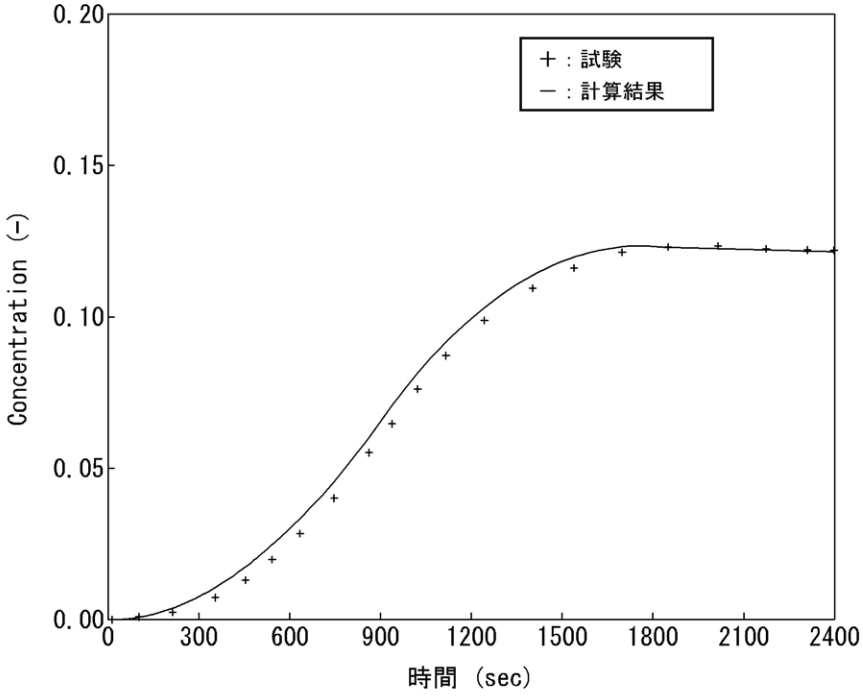


図 4-50　解析結果（原子炉格納容器ドーム部 1 区画模擬）　原子炉格納容器ドームヘリウム濃度（Test M-7-1）

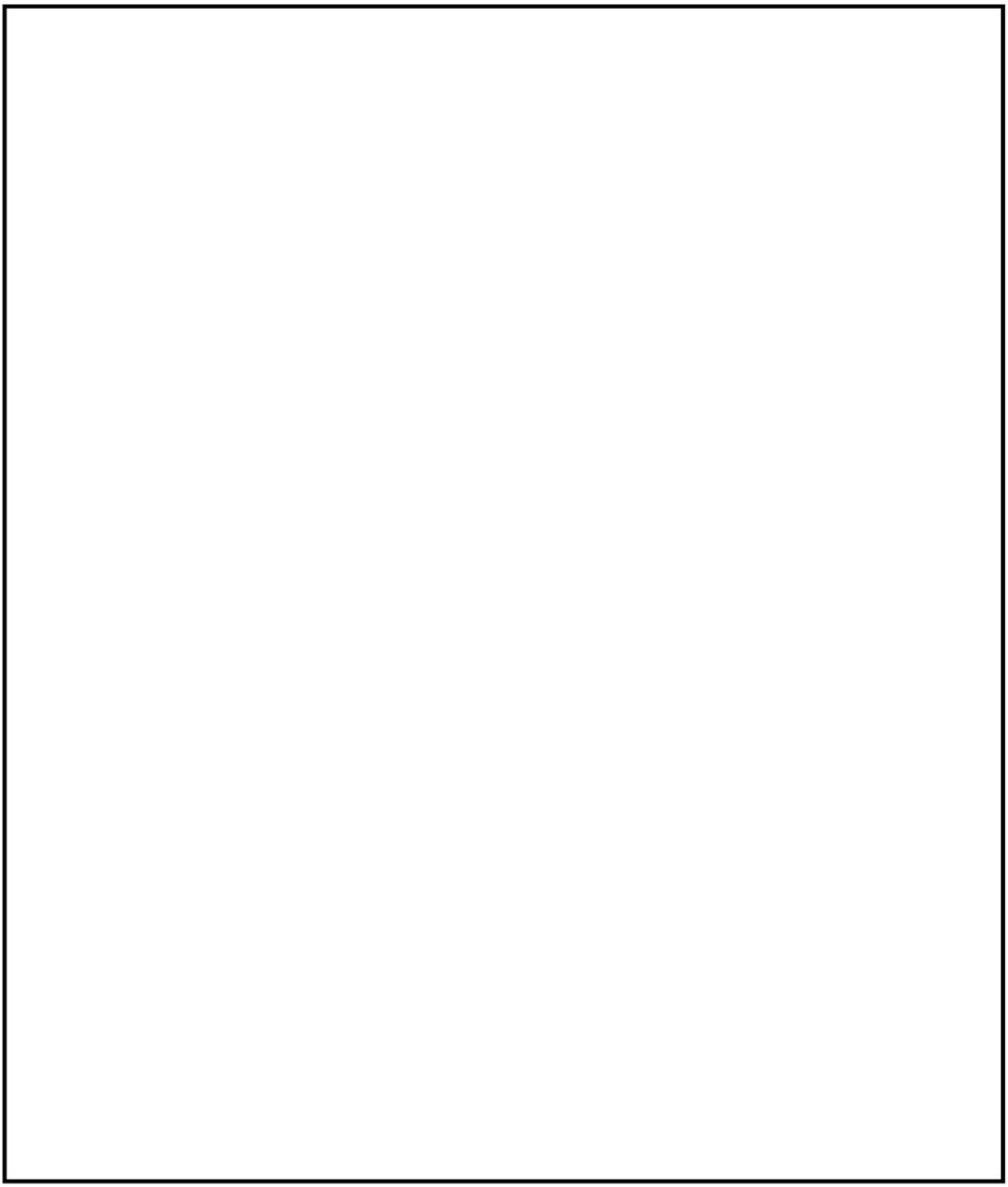
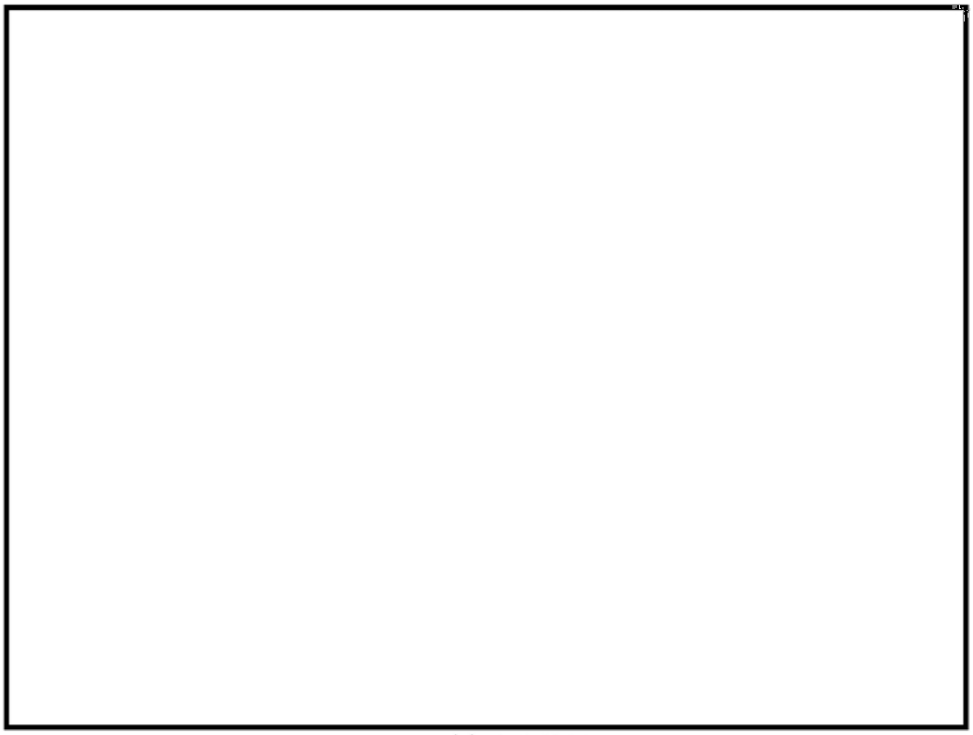
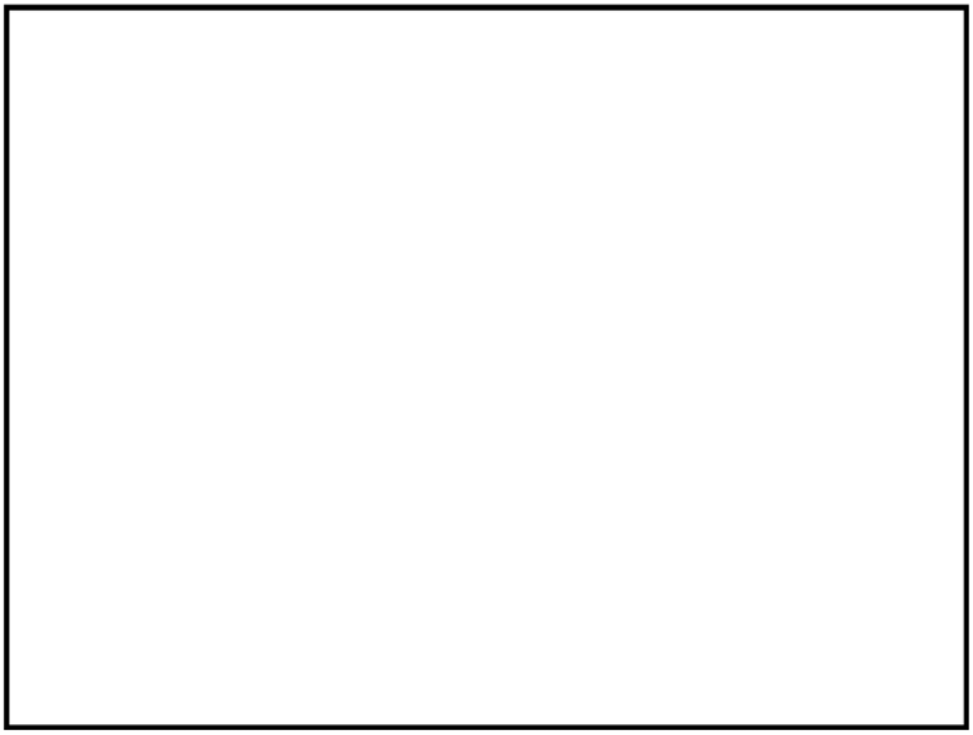


図 4-51　Test M-8-1 原子炉格納容器ドーム部ノーディング図

枠囲いの内容は、機密に属しますので公開できません。



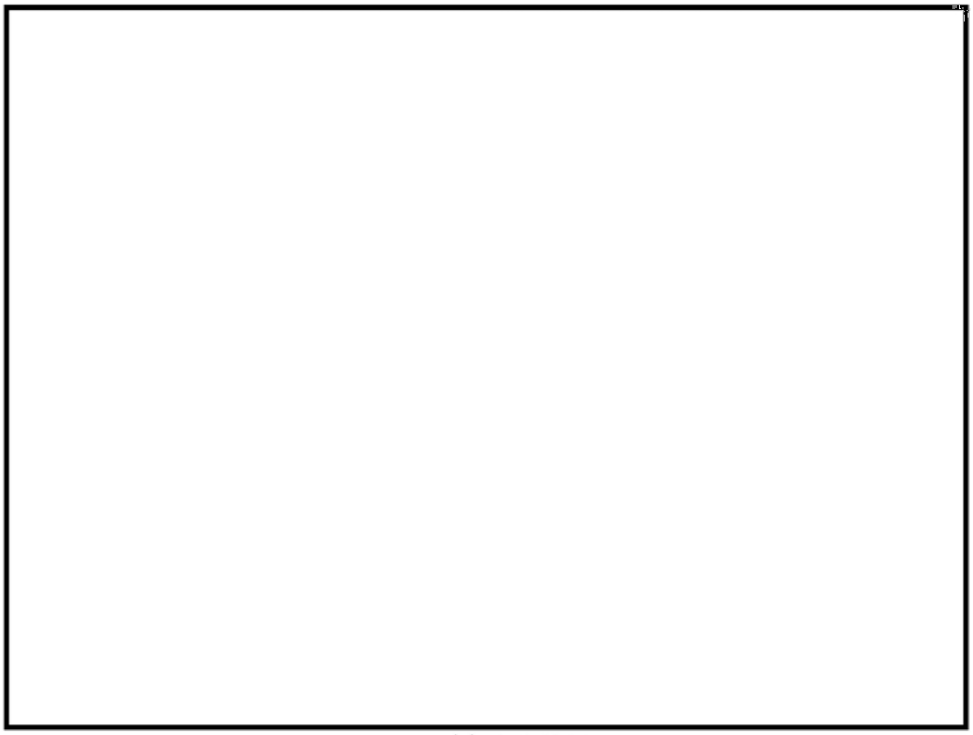
(a)試験結果



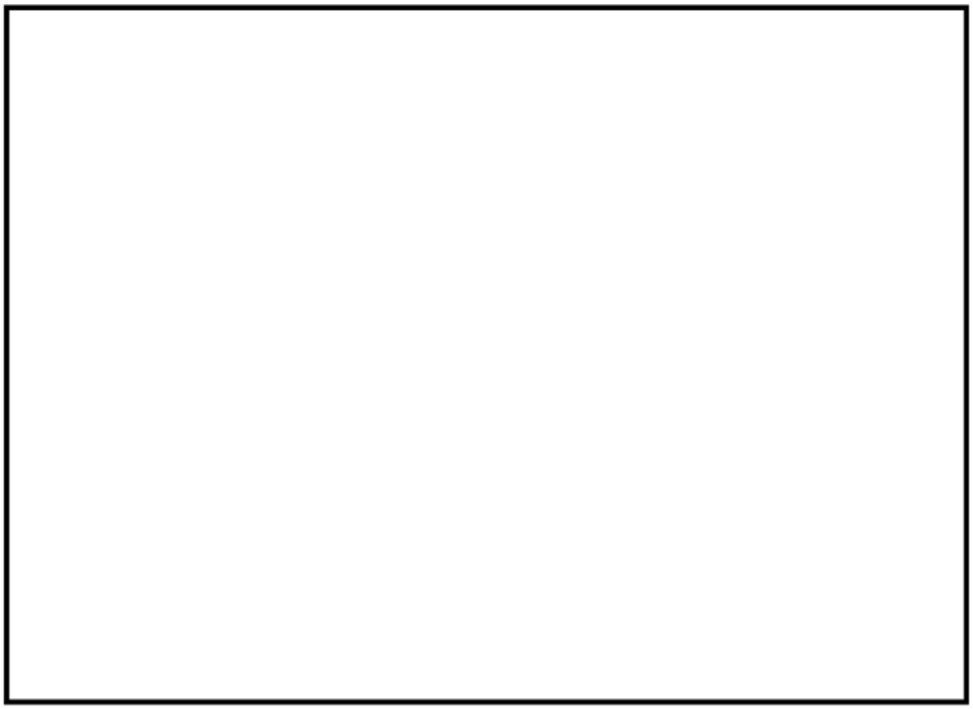
(b)解析結果

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的挙動は、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イ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（格納容器スプレイ成功）”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イ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 SA 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。

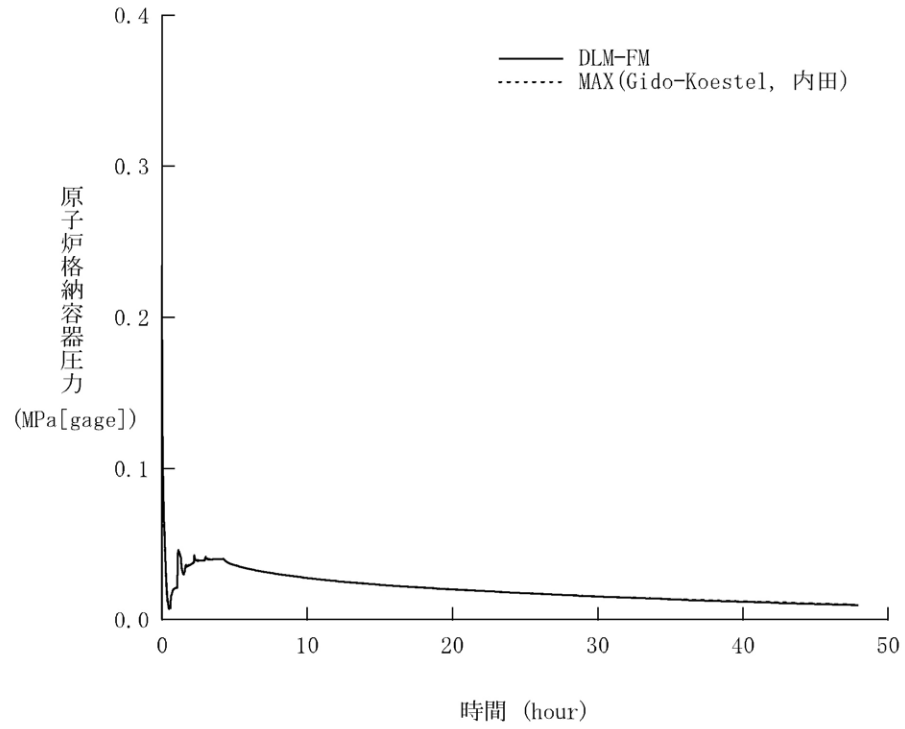


図 4-54 構造材凝縮熱伝達モデル感度（原子炉格納容器圧力）

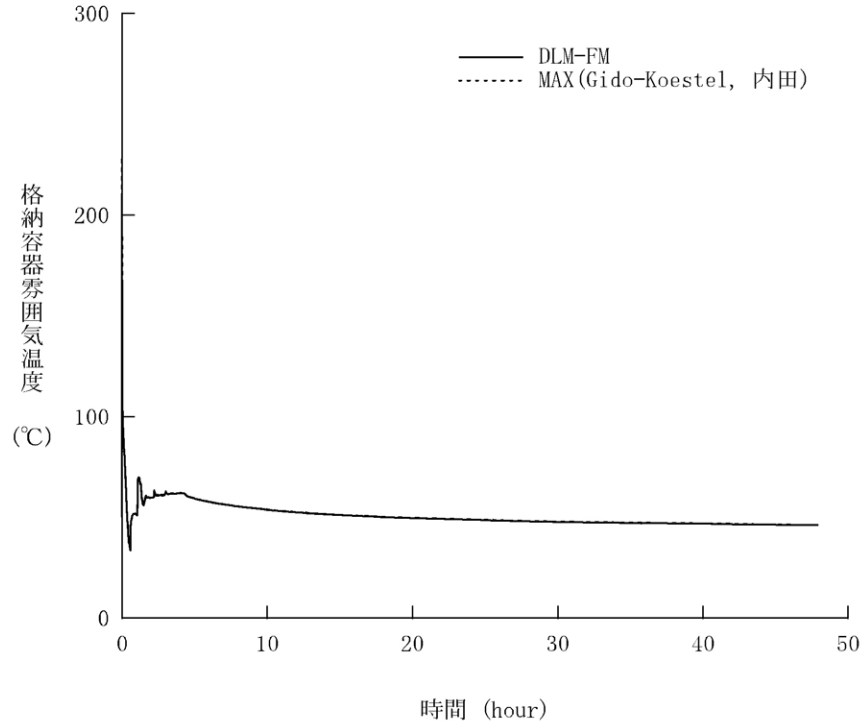


図 4-55 構造材凝縮熱伝達モデル感度（原子炉格納容器内温度）

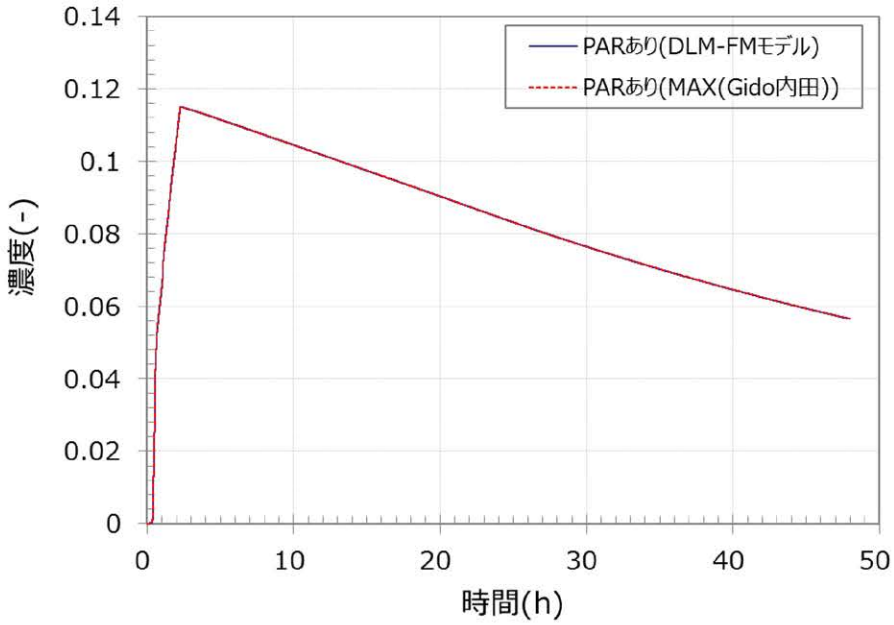


図 4-56 構造材凝縮熱伝達モデル感度（原子炉格納容器平均水素濃度、ドライ換算）

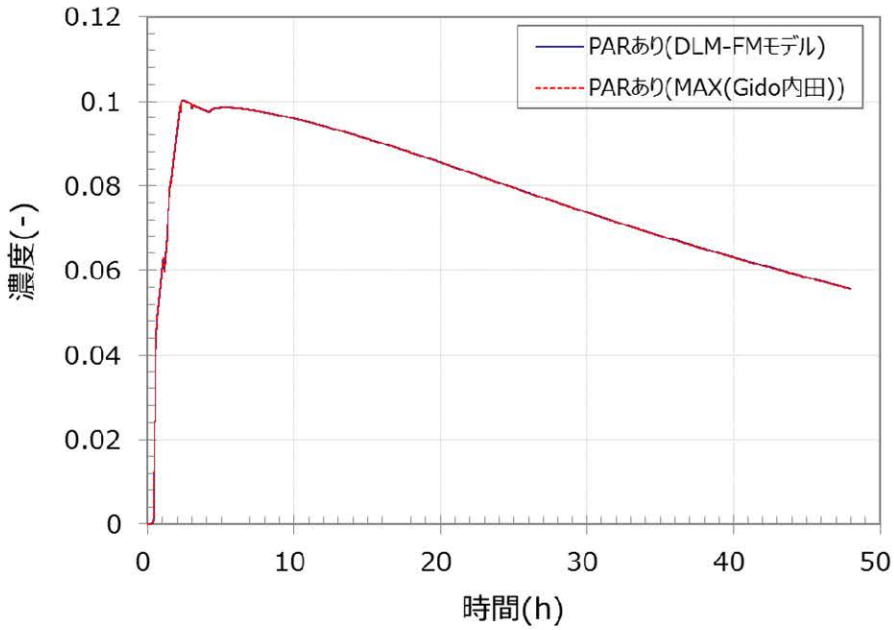


図 4-57 構造材凝縮熱伝達モデル感度（原子炉格納容器平均水素濃度、ウェット換算）

4.8.3　スプレイ冷却

スプレイ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、スプレイ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、スプレイ水と流体との質量、エネルギ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、スプレイ特性として液滴径、流量及び温度が設定されれば、これらスプレイによる効果は適切に模擬される。したがって、スプレイ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の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間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^{3}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^3/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℃（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、単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も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 非凝縮性ガスの輸送モデル ノーディングスキーム	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
	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 界面積モデル 界面伝達モデル	NUPEC 試験 Test M-7-1	区画間・区画内の流動と同じ
	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。
		イグナイタによる水素燃焼モデル	イグナイタ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。実機プラントのシビアアクシデント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撹拌が大きく、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場合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 SA 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, Technisher 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, Battlle-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	[redacted]
		[redacted]
		[redacted]及び[redacted]
	スプレイ	[redacted]
		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。

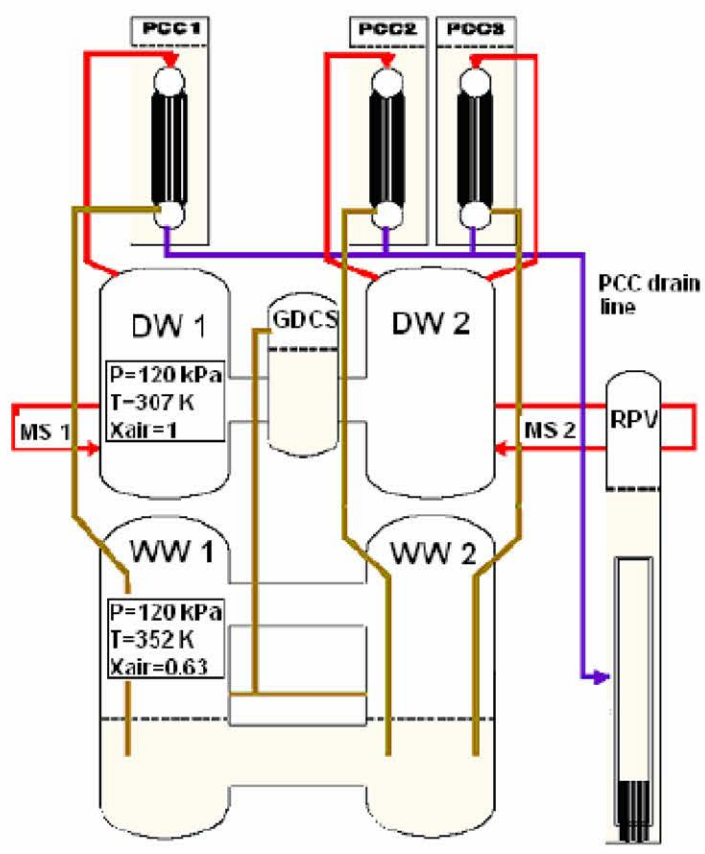
（２）　PANDA 試験概要（参考文献 2）

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^3 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次元的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）。

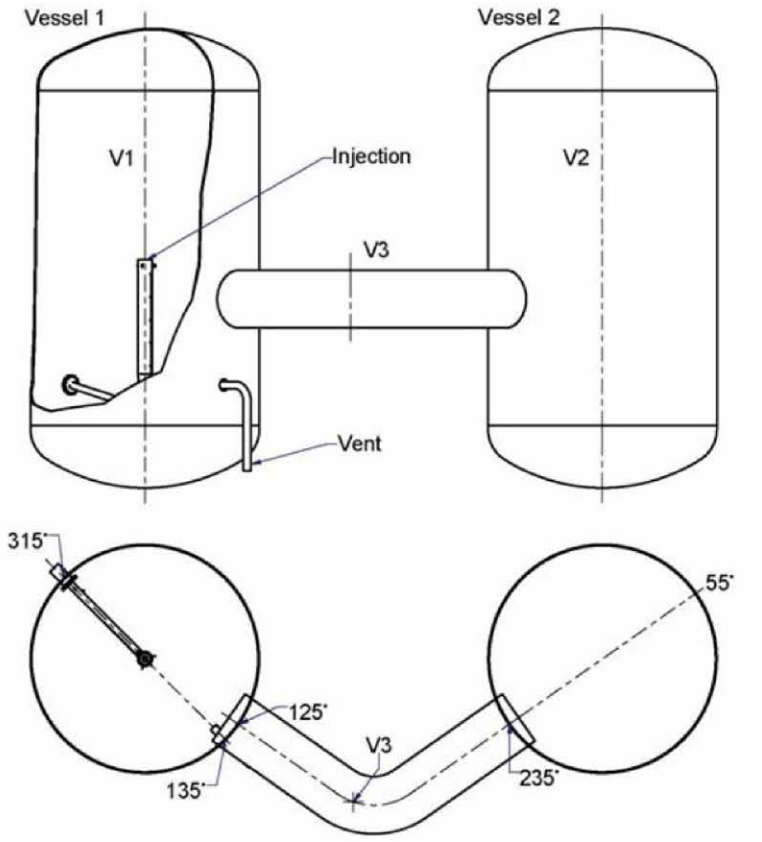
タンク上部では凝縮により蒸気成分が少なくなっており、ヘリウムも同時に冷却されて密度に変化が起き、下降流が発生する。しかしながらこの効果は過渡的であり、拡散による分布強度と相まって、タンク内のヘリウムは均質な拡散に向かう。時間経過に伴い、蒸気成分の減少、成分間の温度の平衡が進む。破断流が継続しているため、タンク 1 及び 2 共にヘリウムは上部に滞留したままとなる。結果的に、タンク 1 の上部に微量のヘリウムが、タンク 2 の上半分においては顕著に成層化したヘリウムが見られる（付図 2-4）。

付表 2-1　Test 25 試験条件

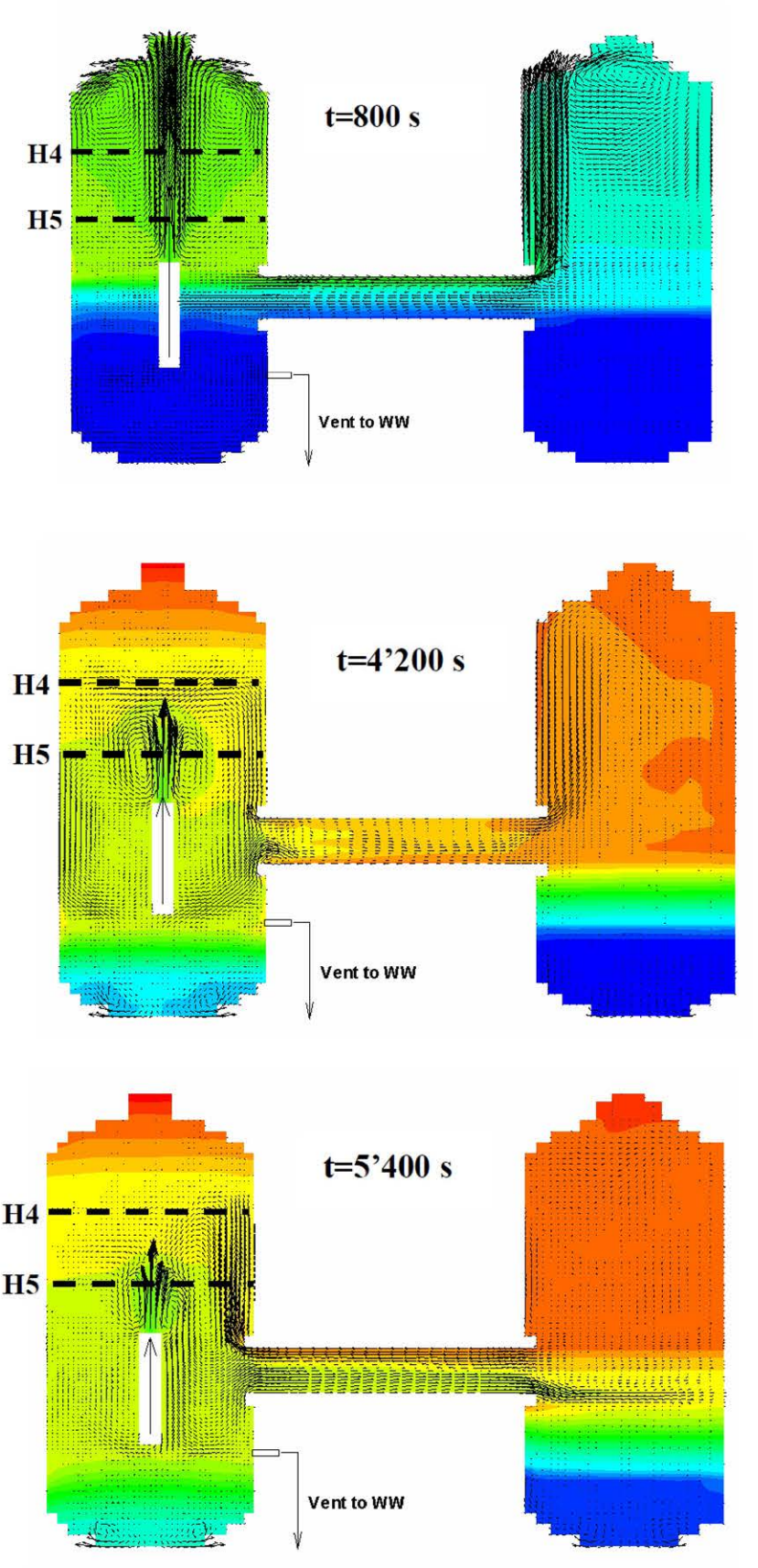
Test	Flow	Pipe diameter (m)	Fluid injected
Phase-1 ~2hours	垂直上方ジェット	0.2	過熱蒸気及びヘリウム混合
Phase 2 2 hours~	噴水状、のち垂直上方ジェット	0.2	過熱蒸気

付表 2-2　Test 25 解析条件

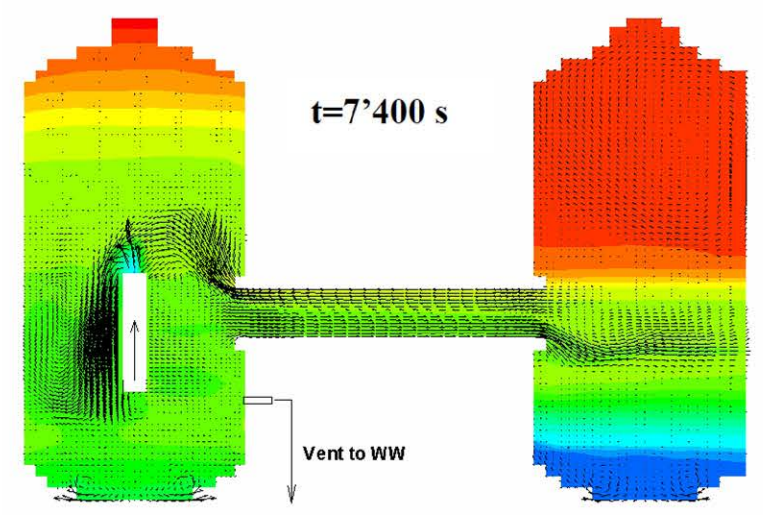
メッシュ	形状	タンク 1	接続配管	タンク 2	壁面熱伝達
詳細	シリンダー 半球（ドーム）	21　19　50	15　5　10	13　15　48	・自然及び強制対流 ・Direct（DLM-FM）

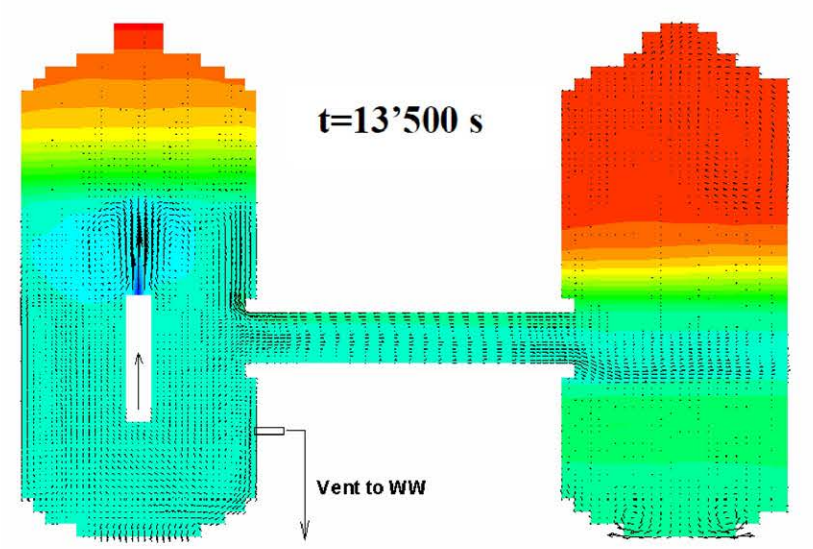


付図 2-2　３種ガス混合試験(Test25)装置体系



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　代替スプレイポンプの撹拌効果について

(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、シビアアクシデントにおける水素成層化時における代替スプレイでの撹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（α-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撹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。

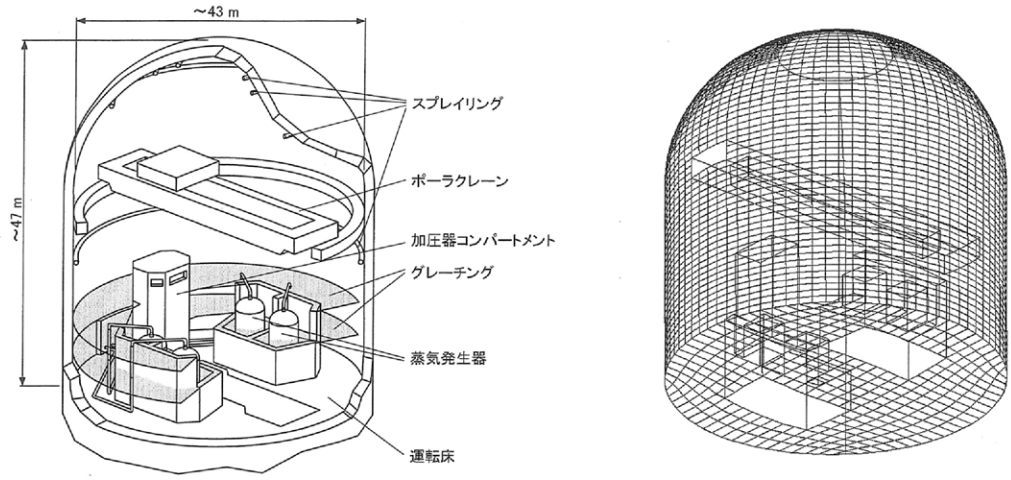
・水素は上部に滞留（上部にモル分率 1.0、下部は大気条件（平均モル分率約 0.21））
・初期圧力：0.3MPa（定格使用圧力の約 1/2）
・初期温度：400K（飽和温度相当）
・代替スプレイポンプ流量：120m^3/h/台（本設スプレイ定格流量の約 1/10）

（2）解析結果

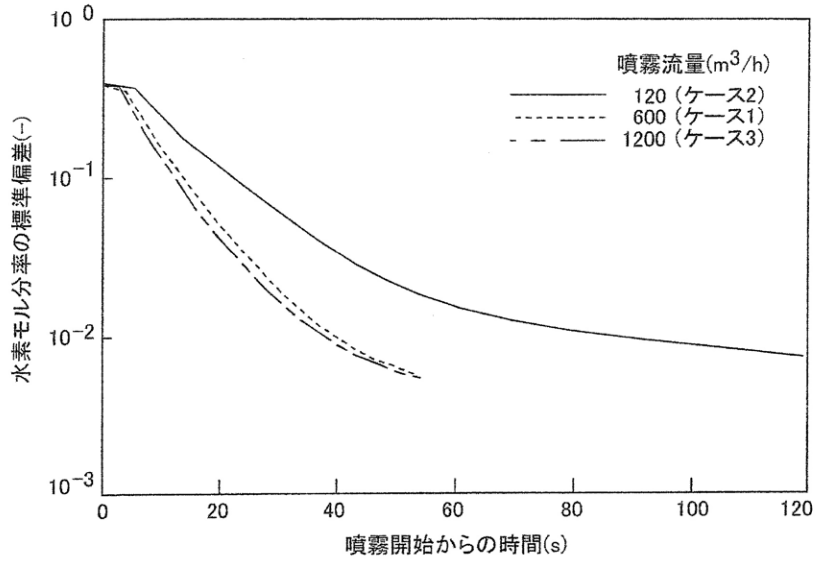
混合挙動に関するスプレイ流量の依存性を付図 3-2 に示すが、スプレイ流量が本設スプレイ流量の 1/10 となった場合においても、混合までの時間は長くなる傾向とはなるが、スプレイ開始から 120 秒後には原子炉格納容器内の水素モル分率の分布の標準偏差が 10^{-2} にまで低下し、水素は原子炉格納容器内で混合することが確認される。

（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撹拌について、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撹拌効果も遅れる傾向となるが、代替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コードについて、

・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、送電系統また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次系強制冷却があり、１次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、または重要でない現象	評価指標及び運転員等操作へ影響を与えないか、また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、放出エネルギ流量（1 次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	評価指標 物理現象	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様とし、各々の系について質量及びエネルギ保存則を解く。

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＞

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

$$\frac{d[M_{s1} + M_{w1}]}{dt} = \sum (m_s)i + \sum [(m_s)v - m_C + m_B] \quad \cdots ①$$

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

ここで、