5.参考文献

[1] Pavel Kudinov, et al.," Experimental Results on Pouring and Underwater Liquid Melt Spreading and Energetic Melt-Coolant Interaction," The 9th International Topical Meeting on Nuclear Thermal-Hydraulics, Operation and Safety (NUTHOS-9), Kaohsiung, Taiwan, September 9-13, 2012.

[2] Sehgal, B.R., Dinh, T.N., Green, J.A., Konovalikhin, M.J., Paladino, D.,Leung, W.H., Gubaidulin, A.A., "Experimental Investigation of Melt Spreading in One-Dimensional Channel", RIT/NPS Research Report for European Union EU-CSC-1D1-97, 86p., 1997.

[3] Greene, G.A., Finrock, C., Klages, J., and Schwarz, C.E., "Experimental Studies on Melt Spreading, Bubbling Heat Transfer and Coolant Layer Boiling," Proceedings of 16th Water Reactor Safety Meeting, NUREG/CP-0096, pp.341-358, (1988).

[4] Suzuki, H., et al., "Fundamental Experiment and Analysis for Melt Spreading on Concrete Floor," Proceedings of 2nd ASME/JSME Nuclear Engineering Conference, Vol. 1, pp. 403-407, (1993).

[5] Fieg, G., et al., "Simulation Experiments on the Spreading Behavior of Molten Core Debris", Proceedings of the 1996 National Heat Transfer Conference, in the session "Fundamental Phenomena in Severe Accidents", Houston, Texas, August 3-6, 1996, HTC-Vol.9, pp.121-129.

[6] Alsmeyer H., et al., "Overview on the Results of the RCA Project on Molten Core - Concrete Interactions", FISA-95 Proceedings, Luxemburg, EUR 16896 EN, pp.231-255 (1996).

[7] Konovalenko A. and Kudinov P., "Development of Scaling Approach for Prediction of Terminal Spread Thickness of Melt Poured into a Pool of Water," Proceedings of The 9th International Topical Meeting on Nuclear Thermal-Hydraulics, Operation and Safety (NUTHOS-9), Kaohsiung, Taiwan, September 9-13, N9P0302, 2012.

[8] Dinh,T.N.Konovalikhin,M.J., Sehgal,B.R., "Core melt spreading on a reactor containment floor", Progress in Nuclear Energy,36(4),pp.405-468,(2000).

[9] Maxim J.K., Investigations on Melt Spreading and Coolability in a LWR SevereAccident, Doctoral Thesis, Royal Institute of Technology Stockholm, 2001.

（第４部　ＧＯＴＨＩＣコード）

目　次

－　第４部　－　ＧＯＴＨＩＣコード　－

1.　はじめに 4-3
2.　重要現象の特定 4-4
2.1　重要事故シーケンスと評価指標 4-4
2.2　ランクの定義 4-4
2.3　物理現象に対するランク付け 4-5
3.　解析モデルについて 4-9
3.1　コード概要 4-9
3.2　重要現象に対する解析モデル 4-11
3.3　解析モデル 4-12
3.4　ノード分割 4-27
3.5　入出力 4-35
4.　検証、妥当性確認 4-36
4.1　重要現象に対する検証、妥当性確認方法 4-36
4.2　NUPEC試験解析 4-40
4.3　構造材凝縮熱伝達モデルの感度検討 4-71
4.4　熱伝達試験との比較 4-74
4.5　熱伝導解析解との比較 4-76
4.6　PAR特性検証 4-77
4.7　イグナイタによる水素燃焼モデルの検証 4-99
4.8　実機解析への適用性 4-100
5.　有効性評価への適用性 4-120
5.1　不確かさの取扱いについて（評価指標の観点） 4-120
5.2　不確かさの取扱いについて（運転員等操作の観点） 4-121
6.　参考文献 4-123
添付1　解析コードにおける解析条件 4-125
添付2　PANDA試験 4-126
添付3　代替スプレイポンプの撹拌効果について 4-133

1. はじめに

本資料は、格納容器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。）のうち、水素燃焼解析において適用しているＧＯＴＨＩＣ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

・ＧＯＴＨＩＣコードの解析モデル及び入出力に関する説明

・妥当性評価

・有効性評価への適用性

に関してまとめたものである。

* GOTHIC Code, Version 7.2a-p5 Windows 2000/XP (with associated GOTHIC Documentation), EPRI Palo Alto, CA, EPRI Product 1013072, 9-Feb-2006

2. 重要現象の特定

2.1 重要事故シーケンスと評価指標

ＧＯＴＨＩＣコードが適用される、格納容器破損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。

（１）水素燃焼

格納容器損傷防止に係る重要事故シーケンスグループである水素燃焼では、事故時の原子炉格納容器内の熱流動ならびに原子炉及び原子炉格納容器内で発生する水素の拡散・混合挙動を評価する。

水素燃焼において想定するシナリオとして、大破断 LOCA+ECCS 注入失敗（格納容器スプレイ成功）を想定する。事象初期においては１次系からの破断流による原子炉格納容器内への質量エネルギ放出が顕著であり、原子炉格納容器内の圧力・温度上昇が見られる。また、破断流の一部は、スプレイ及びそれに伴う凝縮、構造材表面における蒸気凝縮に伴い、液相が形成されサンプへの流入に至る。

炉心は、ECCS の炉心注入失敗により、冷却能力が長期的に不足するため、燃料が高温状態に至り、溶融する。燃料の過熱過程において水素が発生し、破断口から原子炉格納容器内に放出される。溶融した燃料は原子炉容器を貫通し原子炉下部キャビティに落下し、原子炉格納容器内には原子炉内のジルコニウムー水反応で生成された水素が大量に放出される。また、原子炉格納容器内における放射線水分解・金属腐食及び溶融炉心・コンクリート相互作用などによっても水素が発生する。

発生した水素は、原子炉格納容器内に設置された水素処理設備により処理され、原子炉格納容器内の水素濃度の増加が抑制される。この過程において、原子炉格納容器内部の圧力及び温度は、原子炉格納容器気相部における質量エネルギにより変動する。

評価指標は原子炉格納容器内の水素濃度であり、審査ガイド（参考文献 1）に示されるとおり、原子炉格納容器内の水素濃度がドライ条件に換算して 13vol%以下又は酸素濃度が 5vol%以下であれば爆轟は防止できると判断される。

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ＧＯＴＨＩＣ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。

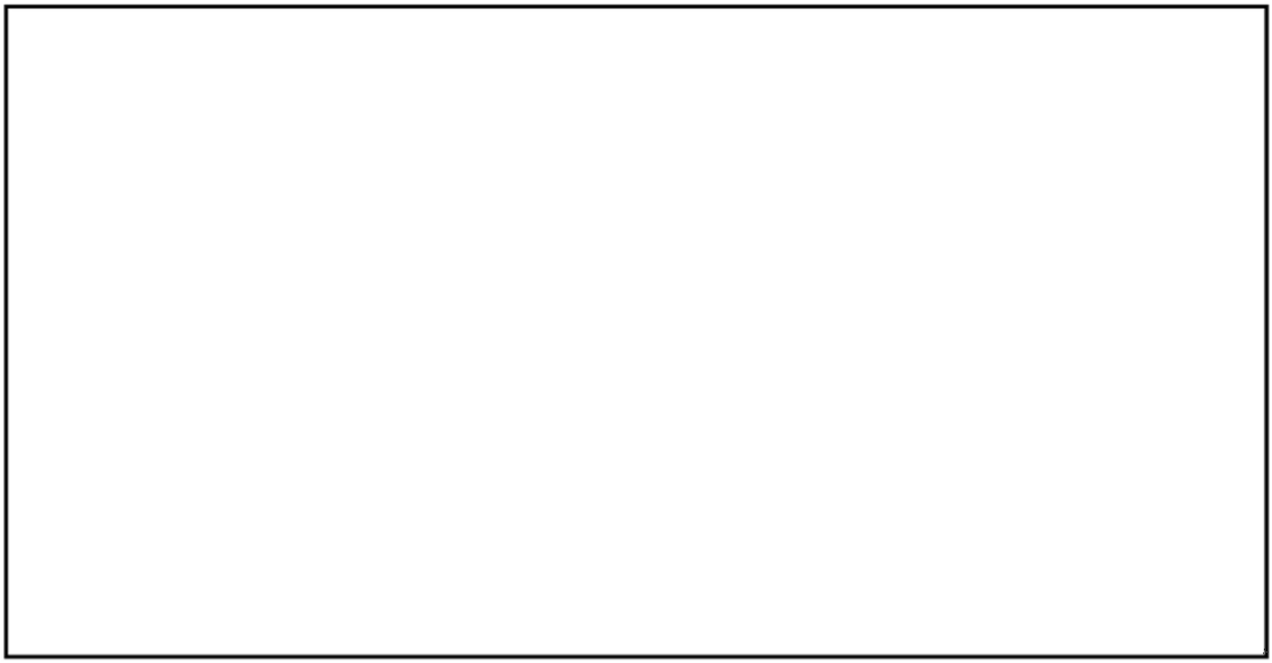
表 2-1　ランクの定義

ランク	ランクの定義	本資料での取扱い
H	評価指標に対する影響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、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、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

水素濃度を評価指標とした物理現象とランクの関係を表 2-2に示し、以下に説明する。表 2-1の定義に従い、物理現象に対してランク付けを行い、「H」及び「M」に分類された物理現象を重要現象として抽出した。

2.3.1 区画間・区画内の流動



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。

2.3.2 気液界面の熱伝達

2.3.3 構造材との熱伝達及び内部熱伝導

2.3.4 スプレイ冷却

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。

2.3.5 水素発生

2.3.6 水素処理

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　格納容器破損防止対策の有効性評価（水素燃焼）のランク

分類	評価指標 / 物理現象	水素燃焼 水素濃度
原子炉格納容器	（１）区画間・区画内の流動	H
	（２）気液界面熱伝達	L
	（３）構造材との熱伝達及び内部熱伝導	H
	（４）スプレイ冷却	H
	（５）水素発生	H （ＧＯＴＨＩＣコードでは計算しないため「I」）
	（６）水素処理	H

3. 解析モデルについて

3.1 コード概要

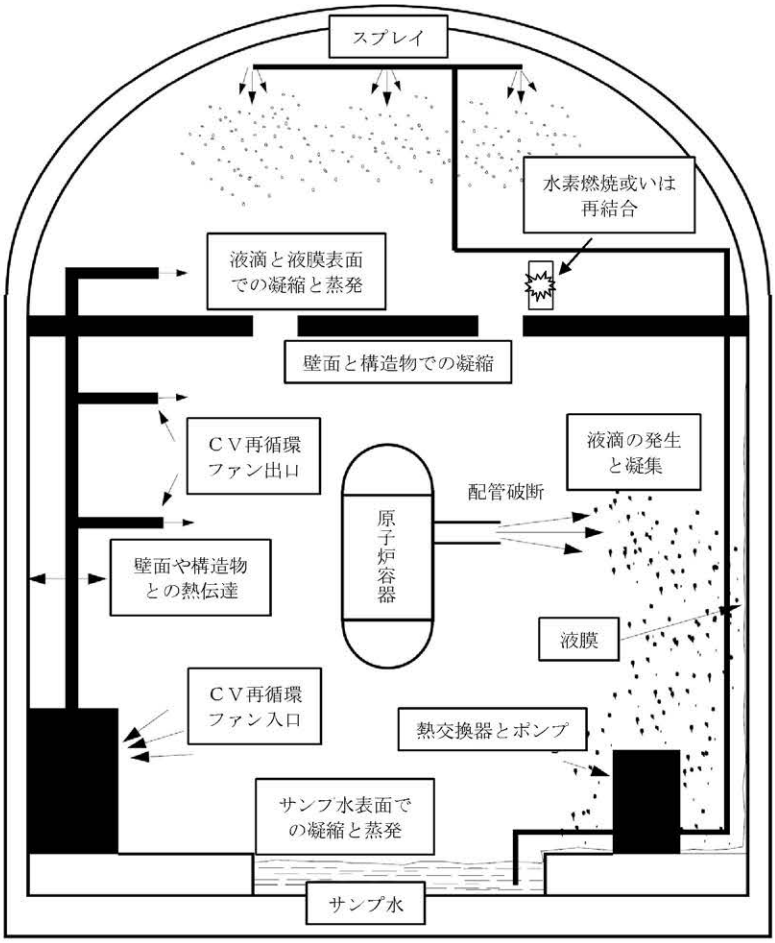
ＧＯＴＨＩＣ（Generation of Thermal-Hydraulic Information for Containments）コードは、原子力発電プラントの格納システムの事故解析を主目的に、米国 NAI（Numerical Applications Inc.）により開発された汎用熱流動解析コードである（参考文献 2)。

コードは質量、エネルギ及び運動量の３保存則を気相・液相・液滴相の各流体場に適用し、状態方程式、熱伝導方程式、各種構成式及び相関式などを解くことにより流体、構造材の相互作用、機器の作動を考慮した過渡解析が可能である。流体場においては各種ガス組成の考慮が可能である。空間はノードとして模擬され、それらはパスにより接続される。ノードは集中定数系、或いは有限差分法で分割する分布定数系による模擬が適用可能である。

また、ポンプ、バルブ、スプレイ、ファン、空調機器、熱交換器、イグナイタ、PAR 等の機器設備の作動及び制御に対しても組み込みのコンポーネントモデルにより模擬可能である。

これらにより、想定した事故シーケンスに従って原子炉格納容器（CV）内の水素を含む流体の過渡状態が計算される。

ＧＯＴＨＩＣコードによる解析モデルを図 3-1に示す。また、以下にコードの構成要素の概要を示す。



出典：EPRI Product 1013072, GOTHIC Technical Manual, Figure 2-1

図 3-1　ＧＯＴＨＩＣコードモデル概念図及びサンプルモデル

3.2 重要現象に対する解析モデル

2 章で示した現象のうち、評価目的に対し影響が大きいと判断した重要現象（表 2-2において「H」に分類された物理現象）について、その物理現象を評価するために必要となる解析モデルを表 3-1 に示す。

表 3-1　重要現象に対する解析モデル

重要現象	必要な解析モデル
区画間・区画内の流動	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 ノーディングスキーム（空間離散化）
構造材との熱伝達及び内部熱伝導	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
スプレイ冷却	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

3.3 解析モデル

ＧＯＴＨＩＣコードの主要な解析モデルを以降に示し、その概要を表 3-2に纏める。

表 3-2　ＧＯＴＨＩＣコードのモデル一覧

項　目	モデル
基本式	・気相、液相、液滴からなる３相の流体場 ・質量保存則、エネルギ保存則、運動量保存則 ・各種構成式・相関式及び状態方程式 ・沸騰・凝縮など多相状態の変化（二相流況、相間摩擦、物質輸送、熱伝達など） ・気相には蒸気及びガス組成を考慮
数値解法	・陰解法、半陰解法、陽解法から選択（実機・検証解析では半陰解法を使用）
区画間・区画内の流動	・離散化モデル（パス及びジャンクションでノード間を接続） ・集中定数系では気液分離と気相部における液滴の存在を模擬する流況モデルを適用 ・分布定数系では二相流況をすべてモデル化
構造材との熱伝達及び内部熱伝導	・自由対流（McAdams）、強制対流熱伝達（Dittus-Boelter）及び混合領域をモデル化 ・輻射モデル ・凝縮モデル（実験相関式或いは熱・物質伝達のアナロジ） ・熱伝導モデル
スプレイ	・液滴径・流量、温度 ・流動様式モデル ・自由対流（McAdams）、強制対流熱伝達（Dittus-Boelter）及び混合領域モデル ・相変化（物質伝達）は界面を定義しアナロジにより計算
水素処理	・PAR 特性を組込関数として模擬 ・イグナイタによる水素燃焼モデル

3.3.1 区画間・区画内の流動

原子炉格納容器内の区画・区画内の流動を適切に模擬するため、原子炉格納容器を適切にノード分割する。流動計算で取り扱われる流体は各種ガス組成及び蒸気を含む気相、液相及び液滴相となり、これら各相に対して質量、エネルギ、運動量の保存式を各種の構成式及び相関式と合わせて数値的に解き、原子炉格納容器内の流動を模擬する。流体の各相に対しては非平衡状態の模擬が可能であり、多相の流況及び界面状態、相間の相互作用が考慮される。また、これら流体に合わせ、アイス及びミストも考慮することが可能である。

（1）空間に対するモデル

ノードモデルには集中定数系モデル、ノードを有限差分法で分割する分布定数系モデルがある。

集中定数系ノードでは、熱水力学的諸量がノード平均として扱われ、流体各相のノード間の質量、エネルギ及び運動量の伝ぱは、ノード間接続の流路面積、慣性長及び流動抵抗を考慮したパスにより模擬される。ノード内の流体が二相となる場合、ノード内の床面側に液相が、天井側に気相が存在する Pool/Drop 流動様式となる（図 3-2参照）。また、ノード内に構造材等のヒートシンク、破断口等の境界条件を設定することができる。

分布定数系ノードでは、ノードを複数のサブノードに分割することで流体の熱水力学的諸量の空間変化が詳細に模擬される。ノード内の質量、エネルギ及び運動量の空間変化は、サブノードに分割されたメッシュ構造体系で、有限差分法により求められる。また、乱流を考慮した多次元のモデル化が可能である。分布定数系ノードでは、図 3-2に示される流動様式が考慮され、流動様式に応じた界面熱伝達等を表す構成式、構造材表面の熱伝達等を表す相関式により二相流れが模擬される。分布定数系ノードはパスにより集中定数系ノードと接続することができる。

（2）気液界面の熱伝達

PWR のシビアアクシデント時において、原子炉格納容器内で水素が発生するような状態で考慮されるべきである流体間の熱・物質伝達に関する相互作用を図 3-3に示す。流体は液相（水）・気相（蒸気）・液滴の三相による流体場を想定している。流体間では、液相・気相間、液滴・気相間において凝縮・蒸発・沸騰・フラッシング等が、液滴相・液相間では、デポジット・ディエントレイン・凝集等が考えられる。構造材表面では流体との熱・物質伝達の相互作用が計算され、構造材表面を介して流体の相や保有エネルギに変化が及ぶ。これらの相互作用のうち、流体間の界面における熱・物質伝達に関し、ＧＯＴＨＩＣコードにおけるモデルと取扱いを示す。

流体の相間における相互作用は、空間における流況を判断した上で界面積・状態量等から判断される。流況（Flow Regime）を識別することにより、相間（液相・気相間、液滴・気相間）の熱伝達及び抗力が作用する界面積が定義される。集中定数系ボリュームでは Pool/Drop 流動様式が、分布定数系においては図 3-2に示される流動様式が考慮される。液相・気相間、液滴・気相間の熱・物質伝達モデル概念図を図 3-4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。

流体が相変化を伴う場合、それによる輸送量は界面に対し作用する。この界面に対し、相間の物質伝達、熱伝達、運動量などの輸送量は、界面の両面における質量エネルギバランスから算出される。

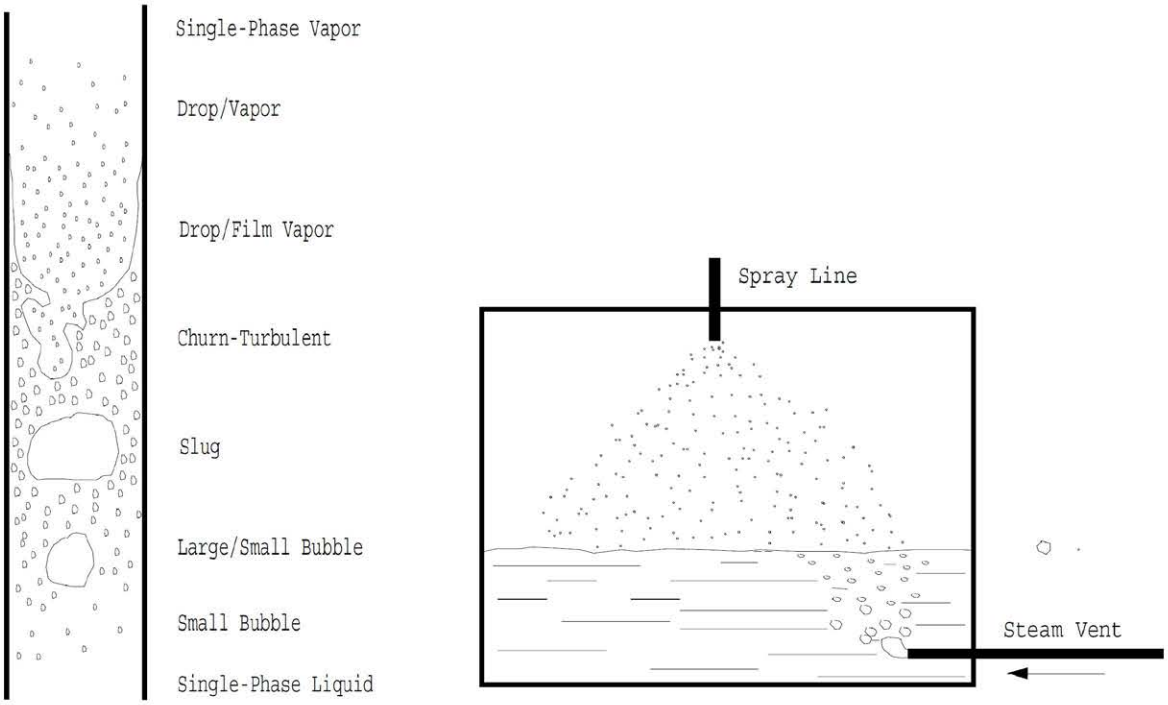
蒸気の凝縮に対しては、熱及び物質伝達間のアナロジを考慮する機構論的なモデルにより伝達量が計算される。伝熱量は以下のとおりとなる。

$$Q_{vI} = H_{vI} A_{vI}(T_{II} - T_v) + \Gamma_I h_{vs}$$
$$Q_{II} = H_{II} A_{vI}(T_{II} - T_I) - \Gamma_I h_I$$

H_{vI}, H_{II} ：熱伝達係数
Γ_I ：相変化質量
$\blacksquare_{vs}, \blacksquare_I$ ：接触表面割合
A_{vI} ：界面積
T_v, T_I, T_{II} ：温度

（3）まとめ

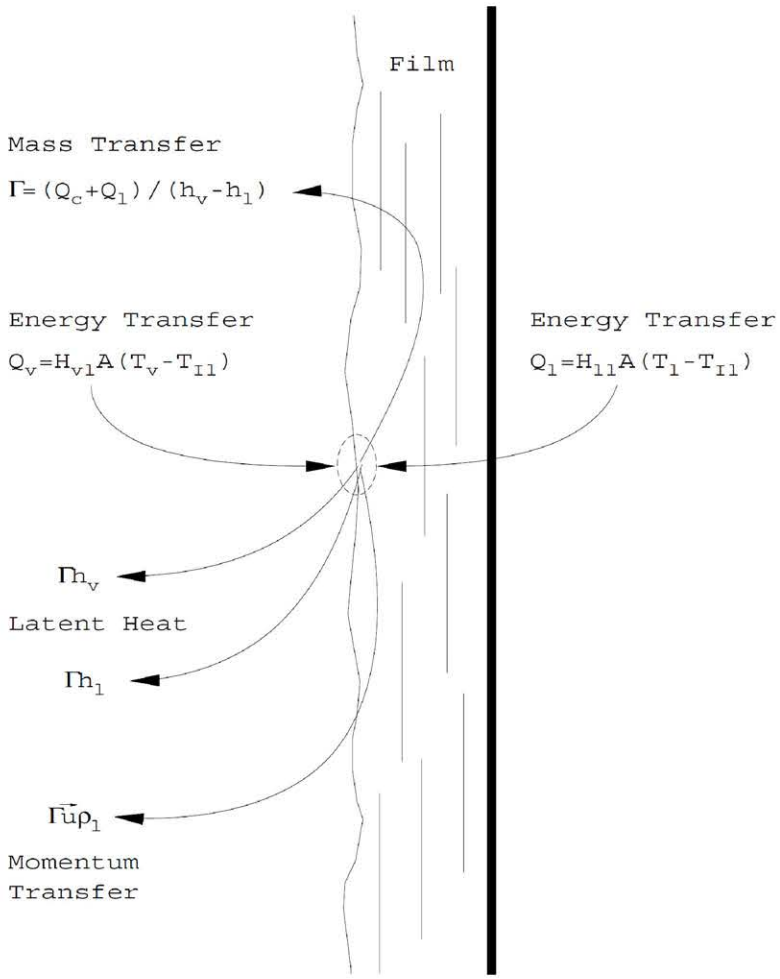
このように原子炉格納容器内の空間を適切にノード分割した上で、気液界面の熱伝達や後述する構造物との熱伝達を表記する構成式・相関式と合わせて流体の保存式を解くことで、区画間・区画内の流動が模擬される。



分布定数系における Flow Regime　　集中定数系における Flow Regime

出典：EPRI Product 1013072, GOTHIC Technical Manual, Figure 8-1 and 8-3

図 3-2　二相流モデル



出典：EPRI Product 1013072, GOTHIC Technical Manual, Figure 8-6

図 3-3　界面伝達モデル

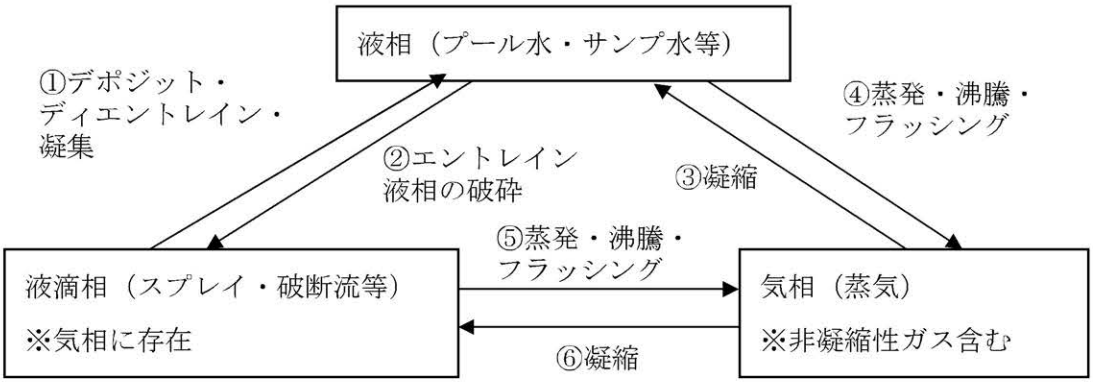


図 3-4　流体間の相互作用（界面における熱・物質伝達）

3.3.2 構造材との熱伝達及び内部熱伝導

流体と構造物表面との間の、単相、輻射、凝縮熱伝達が考慮される（図 3-5参照）。以下に、ＧＯＴＨＩＣコードに具備される代表的な熱伝達モデルを示す。

・単相熱伝達（McAdams（参考文献 3）：自由対流、Dittus-Boelter（参考文献 4）：強制対流）
・輻射熱伝達（壁面-気相、壁面-壁面、Stefan-Boltzman（参考文献 3）式に基づく）
・凝縮熱伝達（内田（参考文献 5）・田上（参考文献 6）、Gido-Koestel（参考文献 7）、Diffusion Layer Model（参考文献 8））

熱伝達モデルにより、凝縮伝熱量は以下のとおりとなる。

$$Q_{cond} = \lambda_t \lambda_{wv} H_{cond} A_{cn} \Delta T_{cond}$$

H_{cond} ：凝縮熱伝達係数
λ_t ：強制関数
λ_{wv} ：接触表面割合
A_{cn} ：伝熱面積
ΔT_{cond} ：温度差

なお、構造物表面での伝熱量は以下のとおりとなる。

$$Q_{\blacksquare} = Q_{cond} + Q_{conv_v} + Q_{conv_l} + Q_{rad}$$

熱構造材表面の凝縮は、気体の流動強度と境界部分の密度差、非凝縮性ガスの存在など気体組成・状態量、表面の液膜の状況に影響を受ける。コードでは、実験相関式或いは構造材表面の液膜濡れの影響を考慮する機構論的モデルを用いてこれら影響が考慮される。

事故時に原子炉１次系から冷却材が放出されると原子炉格納容器内に蒸気が広がるが、構造材はヒートシンクとなり表面で蒸気凝縮が作用し、上昇する原子炉格納容器圧力及び温度の抑制に寄与する。一方、格納容器スプレイによる冷却、再循環ユニットによる気相部の自然対流冷却が開始されると、構造材表面にある液相が再蒸発を始める。これら冷却材－構造材熱伝達は、これらに対応するための上記の凝縮及び対流熱伝達モデルにより模擬される。以下に構造材表面の凝縮熱伝達モデルの概要を示す。

（１）田上ブローダウン式（参考文献 6）

日本で実施した Safe Project（参考文献 9）において、１区画の閉空間に対する大破断 LOCA ブローダウン（二相放出）を想定し得られた実験相関式である。対象となる区画の自由体積、放出エネルギ積分値、放出期間の関数により、ブローダウン時のピーク凝縮熱伝達係数を定義する。なお

本式をベースにした修正田上相関式が、日本国内の設置許可申請書添付十における原子炉格納容器健全性評価及び長期内圧評価に使用されている。

（2）直接凝縮モデル

構造材表面における直接凝縮モデルを示す。なお、本節で示す凝縮モデルは、濡れ面における凝縮膜が継続的に落下することで、気相と構造材との接触性が確保される状態を仮定している。

① 内田相関式（参考文献 5）

熱構造材との熱流束が過度に大きい、或いは過度に少ない場合を除いて適用可能である。対象となる領域の蒸気・非凝縮性ガスの比のべき乗により凝縮熱伝達係数を定義する。過熱状態に対しては適用しないものとする。本式をベースにした修正内田相関式が整備されており、LOCA を想定した設計基準事故（DBA）の解析で、修正田上相関式と組み合わせて使用されている実績がある。

② Gido-Koestel 相関式（参考文献 7）

熱・物質伝達のアナロジにより、熱構造材表面における凝縮に伴う物質伝達を算出、これにより等価的な熱伝達係数を定義する。気相が過熱・飽和いずれの状態においても適用可能である。表面の凝縮膜による伝熱促進を組み込んでおり、液膜厚さ・流速が考慮される。

（3）Diffusion Layer Model（参考文献 8）

Diffusion Layer Model（DLM）は、熱・物質伝達のアナロジを用いて凝縮率と顕熱伝達率を計算する。このモデルは開発元（NAI）の検証により、最適な熱伝達予測であることが確認されている。うち、DLM-FM は構造材近傍の気相におけるミストの発生及び構造材表面の液膜擾乱効果を考慮することで、最確評価が可能である。

ＧＯＴＨＩＣコードの実験検証においては、例えば NUPEC 試験解析などで DLM-FM を使用している。他のモデル検証解析を以下に示す。

・内田試験
・Wisconsin 大学 大気圧試験（参考文献 10）
・Wisconsin 大学 加圧試験（参考文献 10）
・Wisconsin 大学 Flat Plate Tests（参考文献 11）
・Debhi 試験（参考文献 12）
・CVTR 試験（参考文献 13）
・BFMC 試験（参考文献 14、15、16）
・HDR 試験（参考文献 16、17）
・ヌッセルト理論（参考文献 18）

（4）膜状凝縮モデル（Film）

原子炉格納容器内の壁面のような熱構造物とは異なり、液相で浸されている濡れ面（配管内部など）に対しては、膜状凝縮モデルを適用する。このモデルでは膜状凝縮のみならず、周辺の流体との単相熱伝達及び沸騰も模擬可能である。凝縮のモデルは内田と Gido-Koestel の組み合わせ、或いはそれらの最大値が適用される。

その他、ＧＯＴＨＩＣコードによるモデル化で考慮される事項は以下のとおりである。

・溶融炉心による輻射は、ソースタームとして境界条件で考慮する。

・原子炉格納容器外面での大気との熱伝達の影響は模擬しない。

・ヒートシンクモデルは、表面における流体及び空間からの伝熱を内部の熱伝導モデルに渡す。

原子炉格納容器本体及び構造物内部の伝熱は平板体系（場合によっては円柱或いは円筒）により模擬される。即ち、構造物の厚さ方向に離散化された体系において１次元熱伝達方程式が数値的に解かれ、構造物内の温度分布が求められる。熱伝導の計算においては、厚さ方向に分割した層ごとの密度、熱伝導率及び比熱が入力データとして与えられる。厚さの分割は、計算における温度拡散の強度に従い設定する。

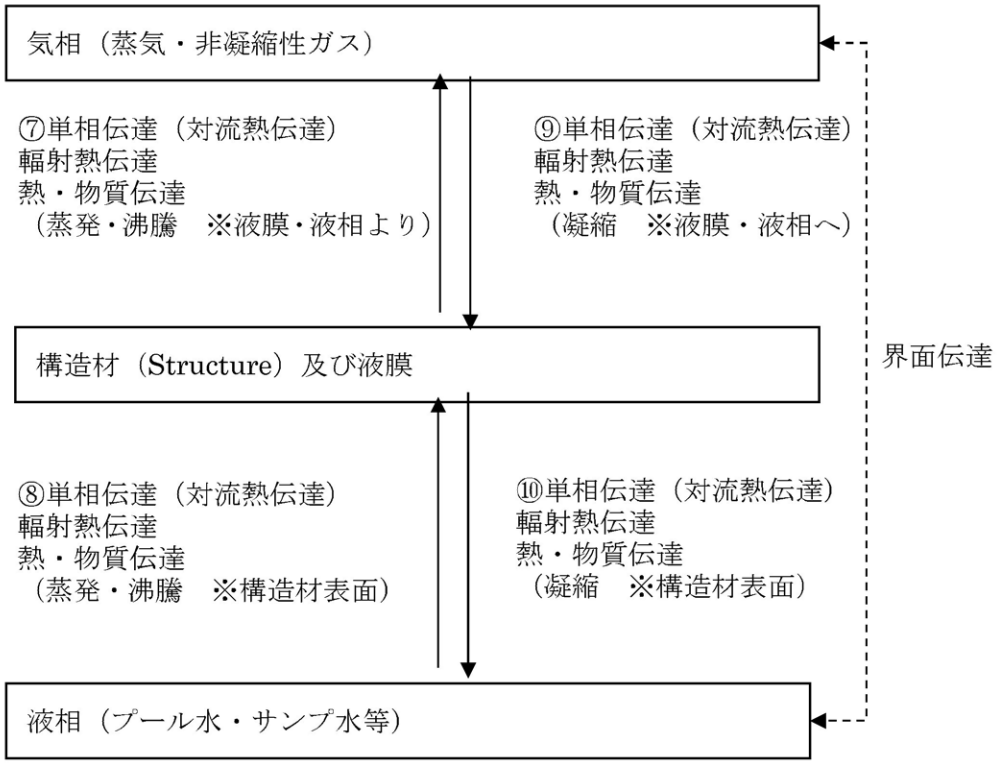


図 3-5　流体と構造物の相互作用（構造材表面における熱及び物質伝達）

3.3.3 スプレイ冷却

3.3.1章（２）における気液界面の熱伝達のうち原子炉格納容器内の全体的な圧力に大きく影響するスプレイ冷却は、分散液滴を考慮する３流体モデルを採用することから、スプレイ液滴を独自の流体場として、質量、エネルギ及び運動量の保存則において考慮する。スプレイの模擬に当たっては、ノミナルパラメータ（液滴径及び流量、温度）が入力により与えられる。スプレイモデルが設定されるノードでは、設定されたスプレイ液滴がノード内に分散すると仮定され、通常、重力に従って落下する動きとなる。また、パスを用いてスプレイ液滴の流れ方向を定義することもできる。スプレイによる流体の冷却及び凝縮は、気液界面の熱伝達、流体の相変化は、相間の運動量交換とともに、界面積、界面熱伝達、界面抗力からなる構成式により模擬される。構成式について、集中定数系ボリュームでは Pool/Drop 流動様式が、分布定数系においては以下に示される流動様式が考慮される。

・Pool
・Small Bubble
・Large/Small Bubble
・Churn-Turbulent
・Film/Drop
・Single Phase Vapor

流動様式はノードのボイド率等に判定され、また、同様にパスに対しても適用される。相間の自由対流熱伝達、強制対流熱伝達及び混合領域に対しては以下のモデルが適用される。

・Dittus-Boelter
・McAdams
・それらの混合効果

蒸気の凝縮においては、熱及び物質伝達間のアナロジを考慮する機構論的なモデルが具備されている。また、コードは３流体を考慮することから、対向流及び気相中の分散液滴を陽にモデル化することができる。

3.3.4 原子炉格納容器内の水素発生

実機プラントの解析では、水素の発生源として以下を考慮する。

・炉内でのジルコニウムー水反応による水素発生
・原子炉格納容器内での溶融炉心による水素発生
・原子炉格納容器内での放射線水分解による水素発生
・原子炉格納容器内での金属腐食による水素発生
・原子炉格納容器内でのヒドラジン分解による水素発生

いずれについても、ＭＡＡＰコードによる解析結果に基づいて時刻歴の水素発生量が評価され、

境界条件としてＧＯＴＨＩＣコードに与える。発生する水素は、３ループプラントの場合、大破断LOCA+ECCS 注入失敗（格納容器スプレイ成功）において、以下の区画に放出されるものとしている。ＭＡＡＰコードとＧＯＴＨＩＣコードで水素放出先のノード分割が異なる場合は、ノードの体積による重みで放出量を分割している。

＜炉内及び溶融炉心による水素発生＞

・破断口が存在する区画（蒸気発生器室）

・加圧器逃がしタンクのラプチャディスクが存在する区画（蒸気発生器室）

・ＲＶ破損口存在区画（原子炉下部キャビティ）

＜放射線水分解、金属腐食、ヒドラジン分解による水素発生＞

・オペレーションフロア以下の各区画

なお、境界条件は時系列による水素の放出質量流量、圧力及び温度である。流量に対しては後述するように補正を行っている。適用する圧力及び温度は、炉心から発生する水素に対してはＭＡＡＰコードの計算結果によるもの、それ以外については発生量算出の時点で参照したＭＡＡＰコードによる計算結果を使用している。

3.3.5 水素処理

実機プラントの解析では、水素処理設備の特性を模擬し水素の再結合もしくは燃焼を化学的に解いた上で熱及び流動の観点から周辺領域への影響を考慮した計算体系とする。具体的には、水素処理設備が広域な原子炉格納容器ドーム部に設置される場合には、３次元的なノード分割を考慮した上で、水素処理設備の設置位置を定義する。また、下部区画等の１次元的或いは限定された範囲で等方的な流動が予想される位置に設置される場合は、単一の評価ボリューム内で水素処理設備による効果を考慮し、それが周囲に与える影響についてはボリューム間を接続するパスにより模擬される。

以降に、水素処理設備である PAR、水素燃焼設備となるイグナイタについて説明する。

（１）PAR による水素処理

PAR の性能評価式は製造元より提示されており、実証試験において試験結果との相関関係の確認が行われている。水素処理速度は再結合率の性能評価式に基づき、PAR 設置場所における水素及び酸素の体積比、圧力の関数となる。触媒の反応度は温度に依存するが、触媒温度は水素濃度に、ガス温度は圧力に依存するため、評価式はこれらを含む形となる。また、PAR の入口流量は、触媒温度（水素濃度に依存）と圧力によるため、入口流量を直接的なパラメータとする必要がないが、水素処理速度は圧力条件に制約される。水素の再結合率に係る性能評価式を以下に示す。

$$\gamma = \eta \cdot \min(XH_2, 2 \cdot XO_2, 8.0) \cdot (A \cdot P + B) \cdot \tanh(XH_2 - 0.5)$$

ここで、

γ ：再結合率（g/s）

η ：1.0（$XO_2 > XH_2$）

XH_2 ：水素体積比（vol%）

XO_2 ：酸素体積比（vol%）

P ：圧力（MPa）

A，B：係数

A 及び B は試験結果に基づき設定される係数となる。

また、PAR では水素の再結合により、以下のように量論的に化学反応熱が発生するが、この発生熱はＧＯＴＨＩＣコードにおいて考慮される。

$$H_2 + 0.5 \times O_2 = H_2O + 286kJ$$

ＧＯＴＨＩＣコードでは、PAR が設置されるノードの水素及び酸素の体積比、圧力が性能評価式の入力として与えられ、性能評価式に基づいて再結合率、即ち、ノード内の水素処理速度が計算される。計算された水素処理速度に基づき発生する化学反応熱量が計算され、当該ノードの雰囲気への熱源として考慮される。

（2）イグナイタによる水素燃焼

ＧＯＴＨＩＣコードに組み込まれるイグナイタモデルについて説明する。イグナイタへ通電されると、その表面部が 900℃まで上昇することで、周囲空気温度を水素の自己発火温度である約 560℃まで上昇させ、イグナイタ周囲の水素を自己燃焼させる。イグナイタ周囲の水素が燃焼する

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。

ことで、更にその周囲の水素も火炎伝ぱによって燃焼し、瞬時に原子炉格納容器内の水素濃度を低下させる効果が期待できる。

ＧＯＴＨＩＣコード内において水素燃焼を模擬する場合、対象となるボリュームの種別に応じ適用される燃焼モデルが異なる。集中定数系においてはＨＥＣＴＲコードと同様なモデルを使用する。これは、ガスの状態がクライテリアに適合した場合に、対象区画における一定割合の水素が燃焼するとし、パスを経由して隣接区画に燃焼が伝ぱするものとする Discrete Burn Model と、外からの水素供給に基づき燃焼が継続する Continuous Burn Model による。Discrete Burn Model はイグナイタによる着火で区画燃焼が生じるとする。Continuous Burn Model では、イグナイタによる燃焼判定によらず自然着火のみの模擬に対し使用するが、パスを経由した隣接区画への燃焼伝ぱは評価されない。分布定数系においては、機構論的な燃焼モデルが適用される。これは、対象セルの気相成分（水素及び酸素濃度）及び乱流要素により層状或いは乱流燃焼のうち最大のものが生じるとするものである。

図 3-7に水素濃度に応じたイグナイタによる一般的な火炎伝ぱ挙動を示す。水素濃度が 4vol%から可燃限界に入り、約 4vol%から 6vol%では火炎は上方伝ぱのみ、約 6vol%から 8vol%では上方と水平に伝ぱ、約 8vol%以上で下方伝ぱも起きる。このため、水素濃度が約 8vol%未満ではイグナイタより高い領域が燃焼し、8vol%以上では区画全体に火炎が広がる。水素濃度が低い場合には、火炎は上方にしか伝ぱしないが、水素濃度が高まるにつれて水平方向への火炎伝ぱが生じ、ついには下方への火炎伝ぱが生じることを示している。

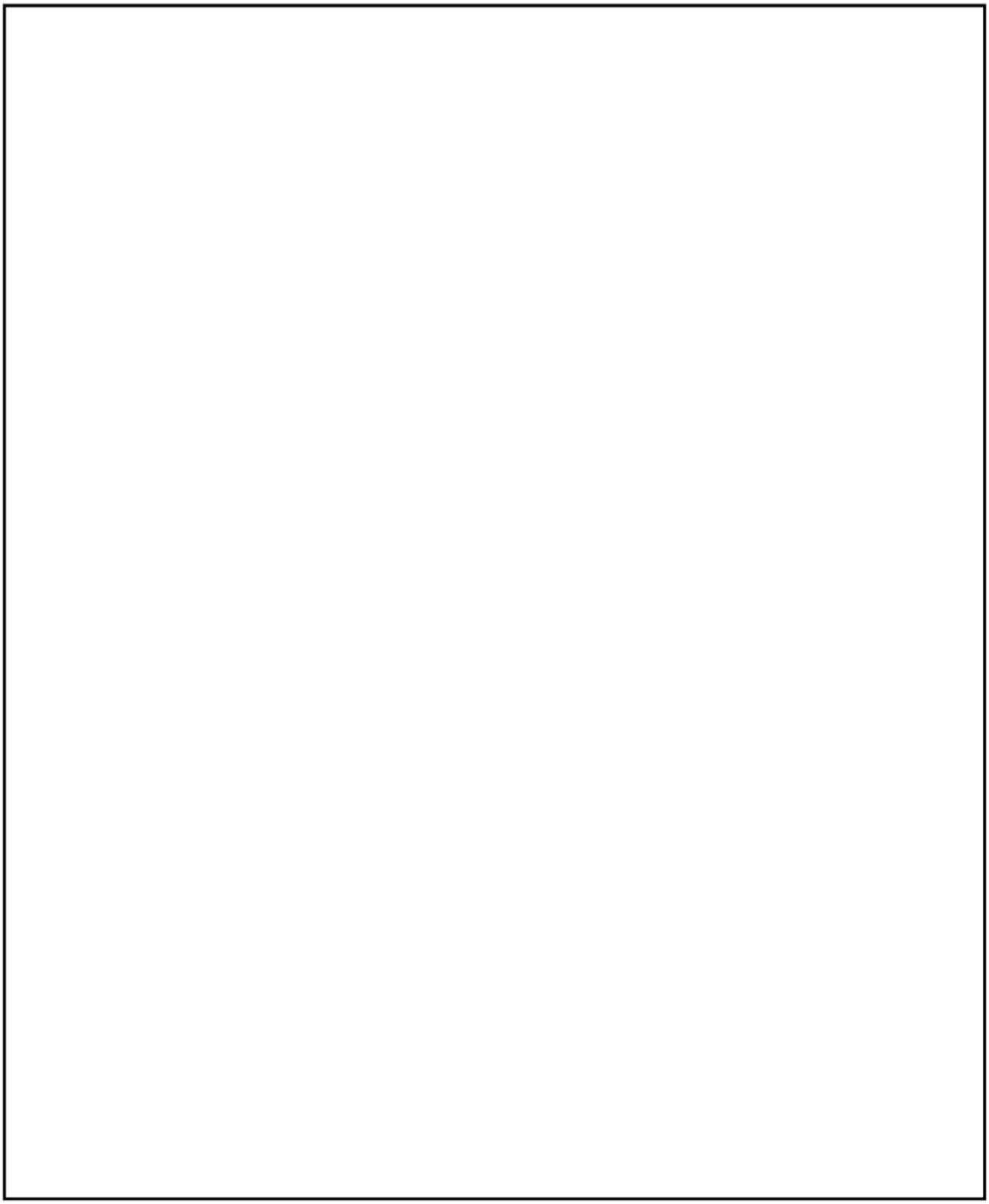
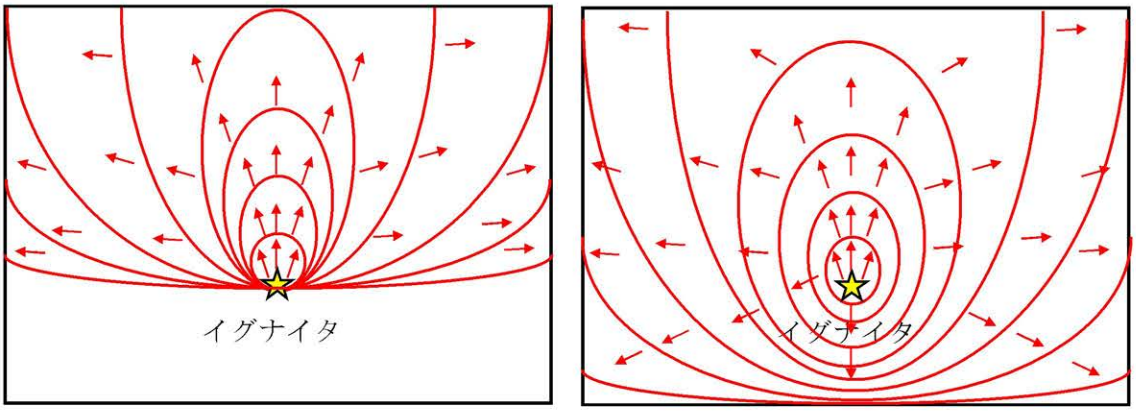


図 3-6　PAR 組み込みロジック

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。

（6vol%≦水素濃度＜8vol%）　　（8vol%≦水素濃度）



[補足]　火炎伝ぱの方向

・4vol%≦水素濃度＜6vol%　：　上方のみ

・6vol%≦水素濃度＜8vol%　：　上方・水平

・8vol%≦水素濃度　　：　上方・水平・下方

図 3-7　イグナイタによる水素燃焼挙動

3.4 ノード分割

有効性評価における実機プラントのノーディングスキームは、形状、模擬する物理現象の強度、数値計算上の必要条件により基本的な分割を定める。

ＧＯＴＨＩＣコードによる空間の模擬に対し適用する解法には集中定数系及び分布定数系があり、それらの比較を表 3-3に示す。集中定数系で考慮できるものは、基本的に分布定数系によっても模擬可能である。

プラントノーディングを図 3-8から図 3-11に示す。なお、ノード分割は想定される物理現象及びその模擬の要否、数値計算上の扱い等によって検討すべきものであり、解析により得られる結果がこの分割方針により大きく変わることがないようにする必要がある（表 3-4参照）。

また、想定する事故シーケンスによって支配的な現象が異なる場合などは、その模擬の必要性に応じて分割手法を見直す必要が生じることがある。

解析では、原子炉からの冷却材と水素の放出源としてループ室の破断口に境界条件が設定される。また、原子炉容器の破損による放出についても同様に、境界条件として原子炉下部キャビティに設定される。これ以外で、放射線水分解及びヒドラジン分解、原子炉格納容器内の金属腐食に伴う水素発生に関しても、それぞれの箇所において境界条件により模擬している。同様に水素の重要事故シーケンスとして想定される事象では格納容器スプレイに期待することから、スプレイモデルを設定し、原子炉格納容器ドーム部の各ノードに境界条件として設定される。実機解析全体の評価の流れ及びインプット及びアウトプットの関係を図 3-12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。

表 3-3　集中定数系と分布定数系の比較

項目	集中定数系ノード	分布定数系ノード
特徴	ノード内の物理諸量を平均値として表す。他ノードとの流体の伝ぱはパスにて模擬され、移流慣性はパスで考慮されるが、ノード内では瞬時に一様に拡散及び混合する。	ノード内をサブノードに詳細分割し、ノード内の物理諸量の空間及び時間変化を模擬。集中定数系ノードとパスで接続することができる。流体の対流及び乱流を模擬することができる。
適用例	原子炉格納容器下部区画	原子炉格納容器ドーム部
保存式	質量保存則 エネルギ保存則 運動量保存則 （いずれも流体場である気相、液相及び液滴相に対し考慮）	質量保存則 エネルギ保存則 運動量保存則 （いずれも流体場である気相、液相及び液滴相に対し考慮）
流動様式	Pool/Drop	Pool, Small Bubble, Large/Small Bubble, Churn-Turbulent, Film/Drop, Single Phase Vapor
構造材と流体の熱伝達	流体と構造物表面との間の、単相、輻射、凝縮熱伝達が考慮される。	流体と構造物表面との間の、単相、輻射、凝縮熱伝達が考慮される。
乱流モデル	使用しない	k-ε モデルなど
数値解法	ノードーパス	有限体積における差分法（スタッガード格子）

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。

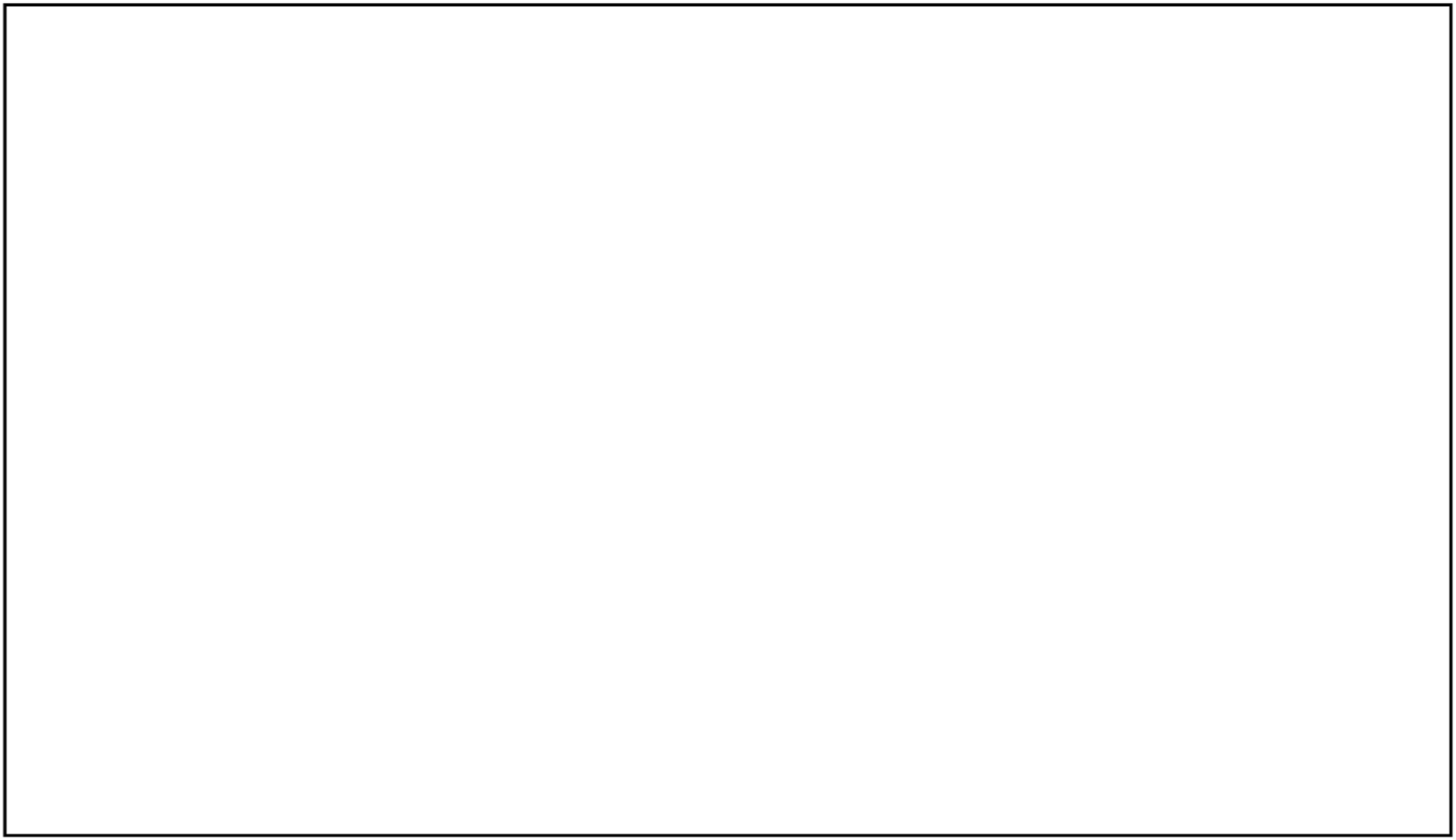


図 3-8　ＧＯＴＨＩＣコードによる水素濃度評価解析ノード図と実機プラントの対応（３ループプラントの例）

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。

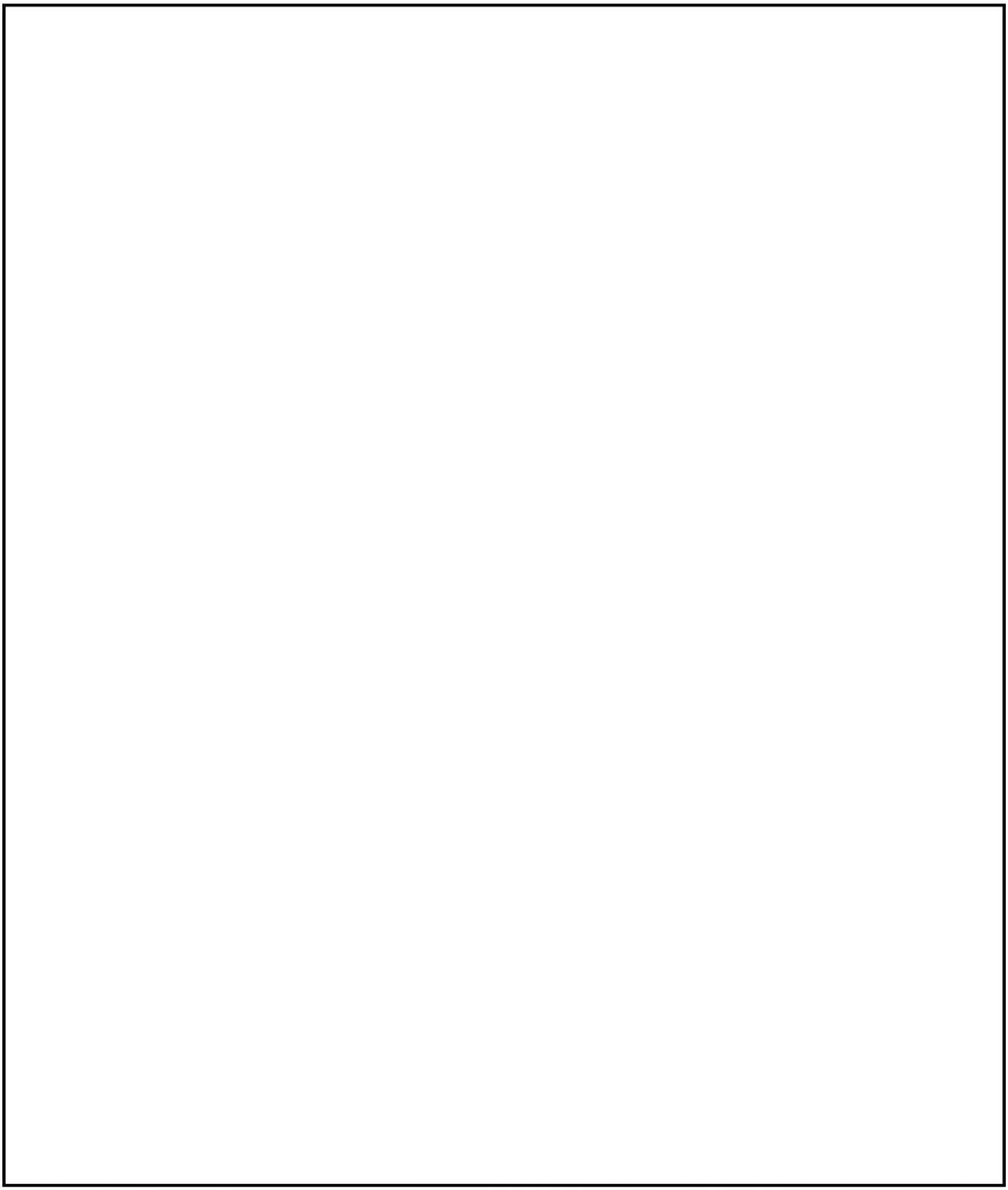


図 3-9　ＧＯＴＨＩＣコードによる水素濃度評価解析ノード図（代表３ループプラント）

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。

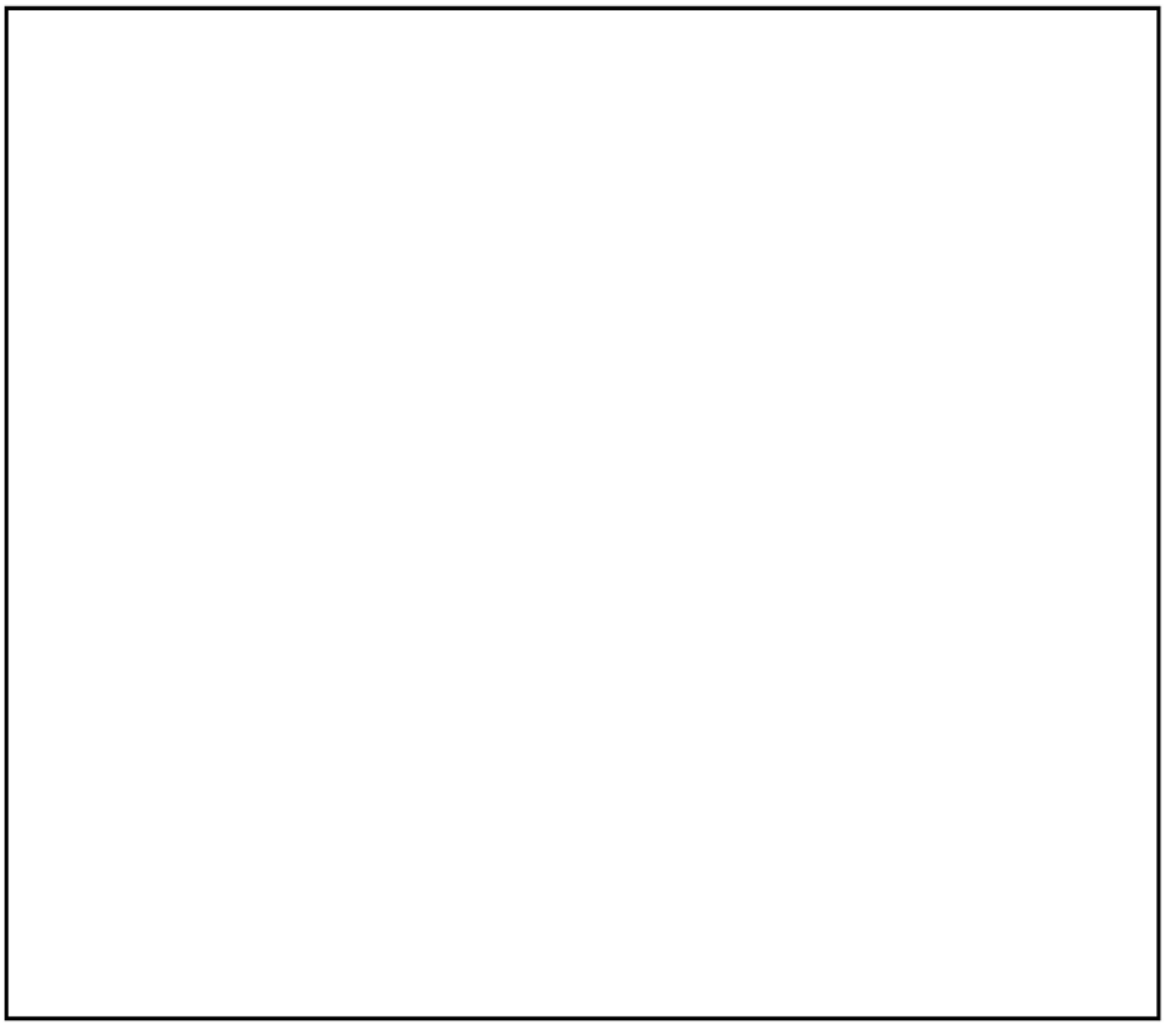


図 3-10　ＧＯＴＨＩＣコードによる原子炉格納容器ドーム部ノーディング例
（代表３ループプラント）

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。

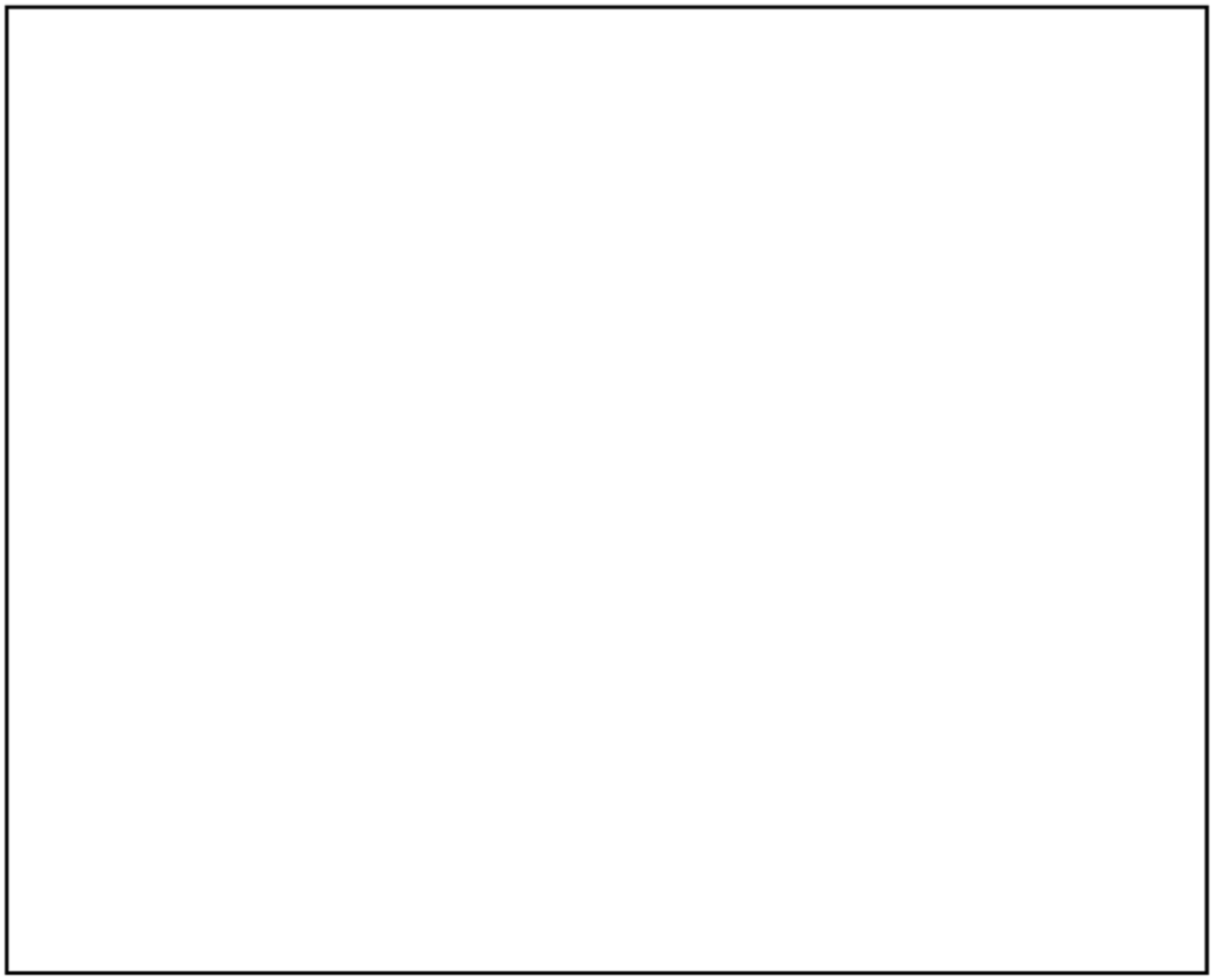


図 3-11　ＧＯＴＨＩＣコードによる原子炉格納容器ドーム部ノーディング例
（代表３ループプラント）付番詳細

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。

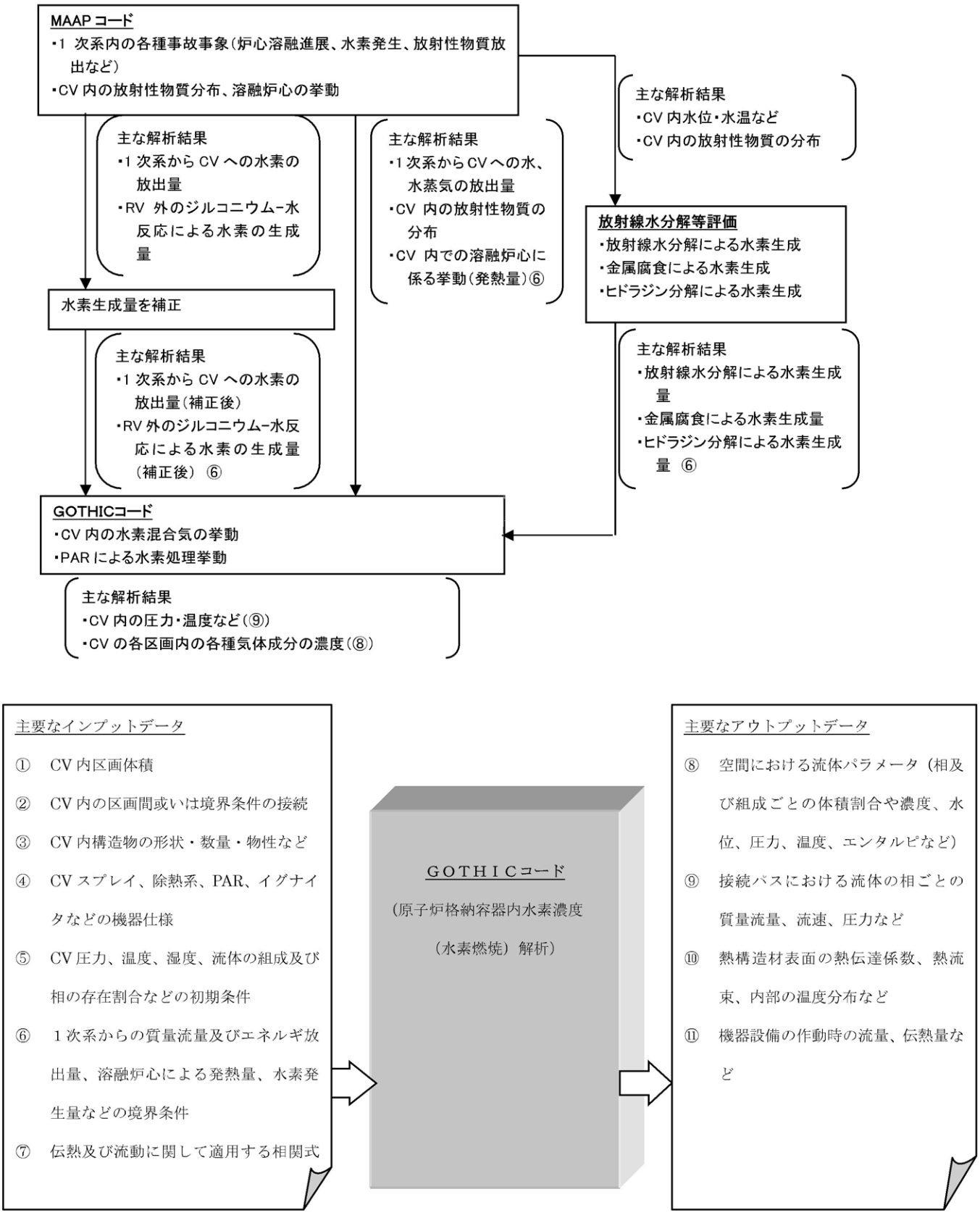


図 3-12　実機プラントにおける原子炉格納容器内水素濃度評価の概要

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次系からの質量流量及びエネルギ放出量、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

	NUPEC 試験解析　M-7-1	NUPEC 試験解析　M-4-3	熱伝達試験との比較※	熱伝導解析解との比較	PAR 特性検証	イグナイタによる水素燃焼モデルの検証	関連モデル
区画間・区画内の流動	図 4-8 ～ 図 4-12	図 4-13 ～ 図 4-16	—	—	—	—	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 ノーディングスキーム（空間離散化モデル）
構造材との熱伝達及び内部熱伝導			図 4-29 ～ 図 4-30	図 4-31	—	—	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
スプレイ冷却		—	—	—	—	—	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	—	—	—	—	図 4-32 図 4-33 図 4-44 図 4-48	表 4-7	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、実機プラントのシビアアクシデント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、シビアアクシデント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。

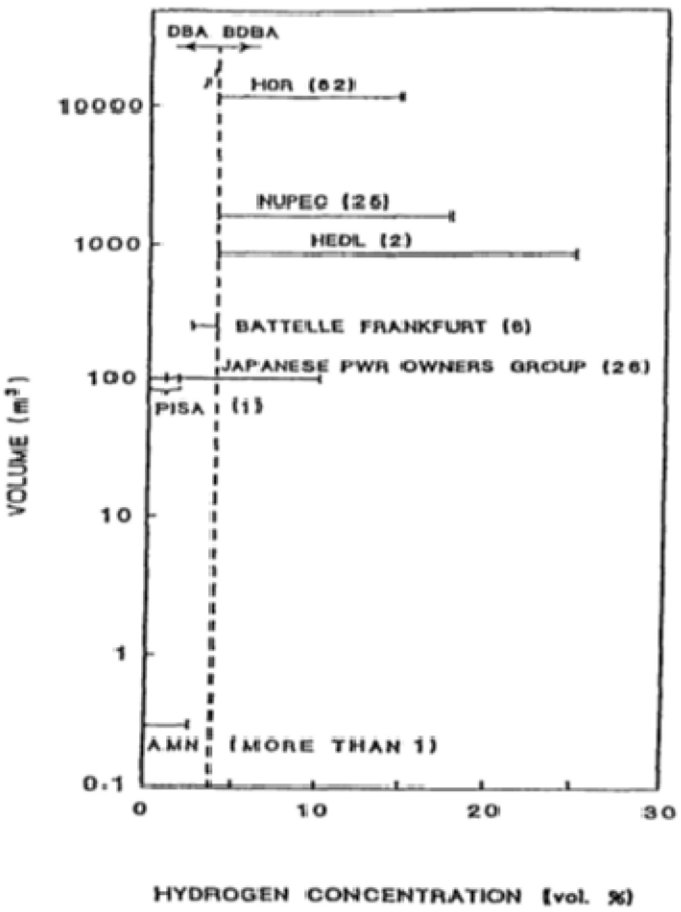


図 4-1　濃度分布及び混合挙動試験の規模と水素濃度範囲

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^3 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

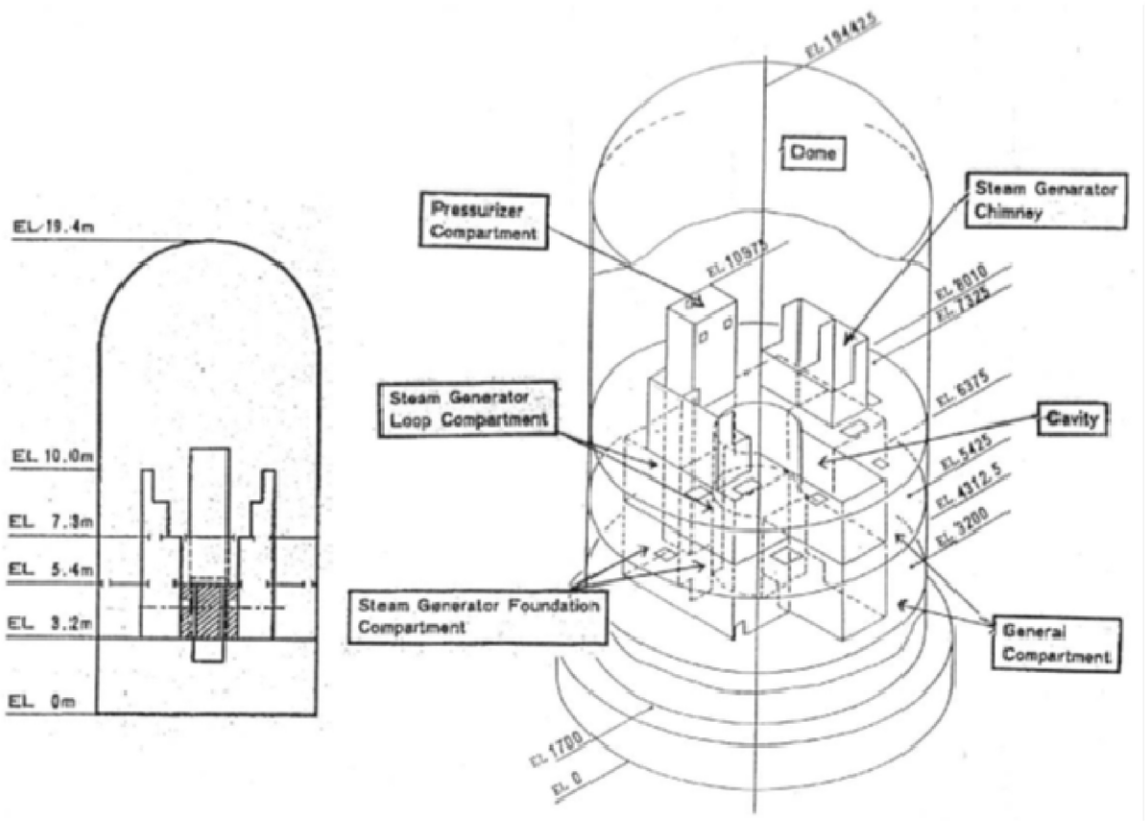
原子炉格納容器全体をカバーするため合計 21 個のスプレイノズルが設置されている。スプレイ液滴径は約 0.75mm である。

(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。

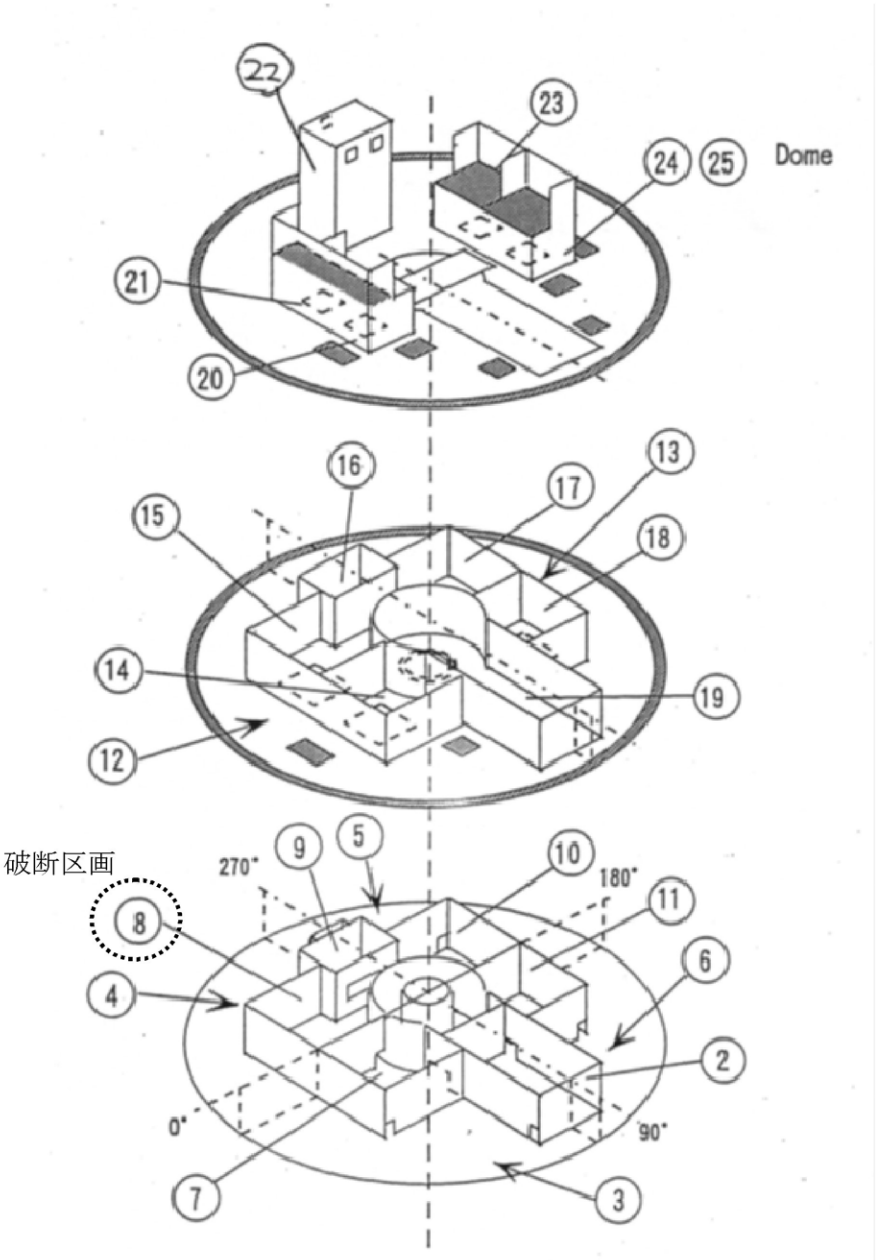
(5) 計測設備

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

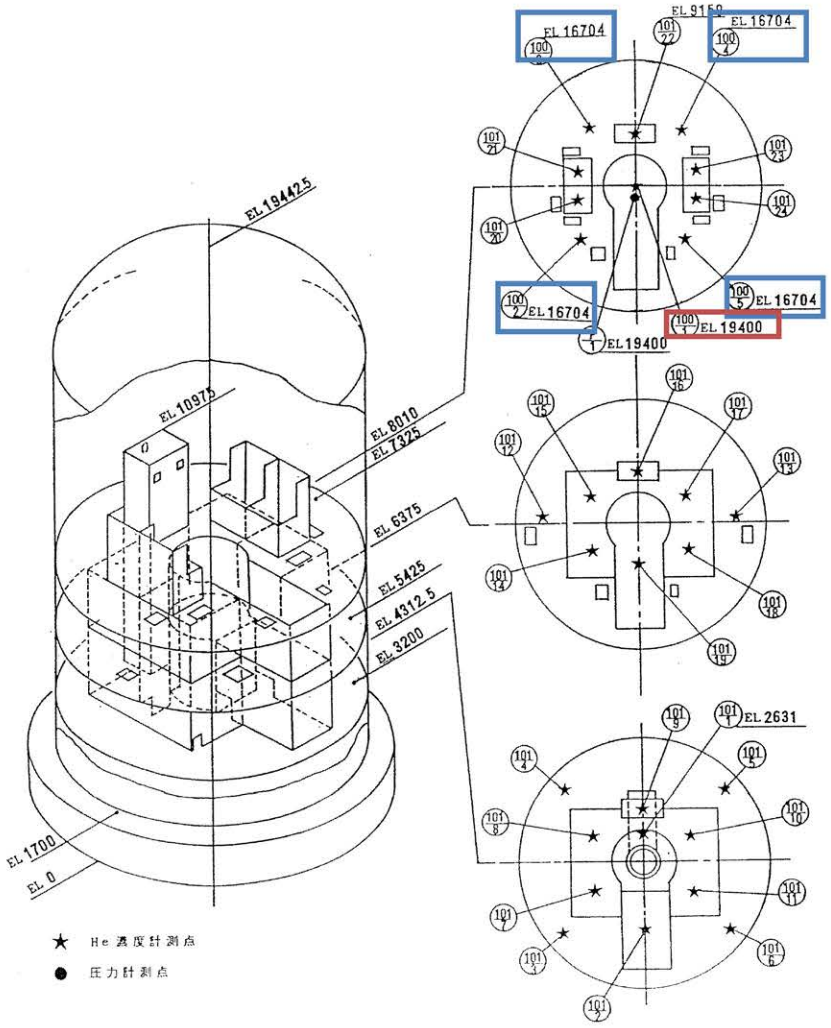


図 4-4　ヘリウム計測位置

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。

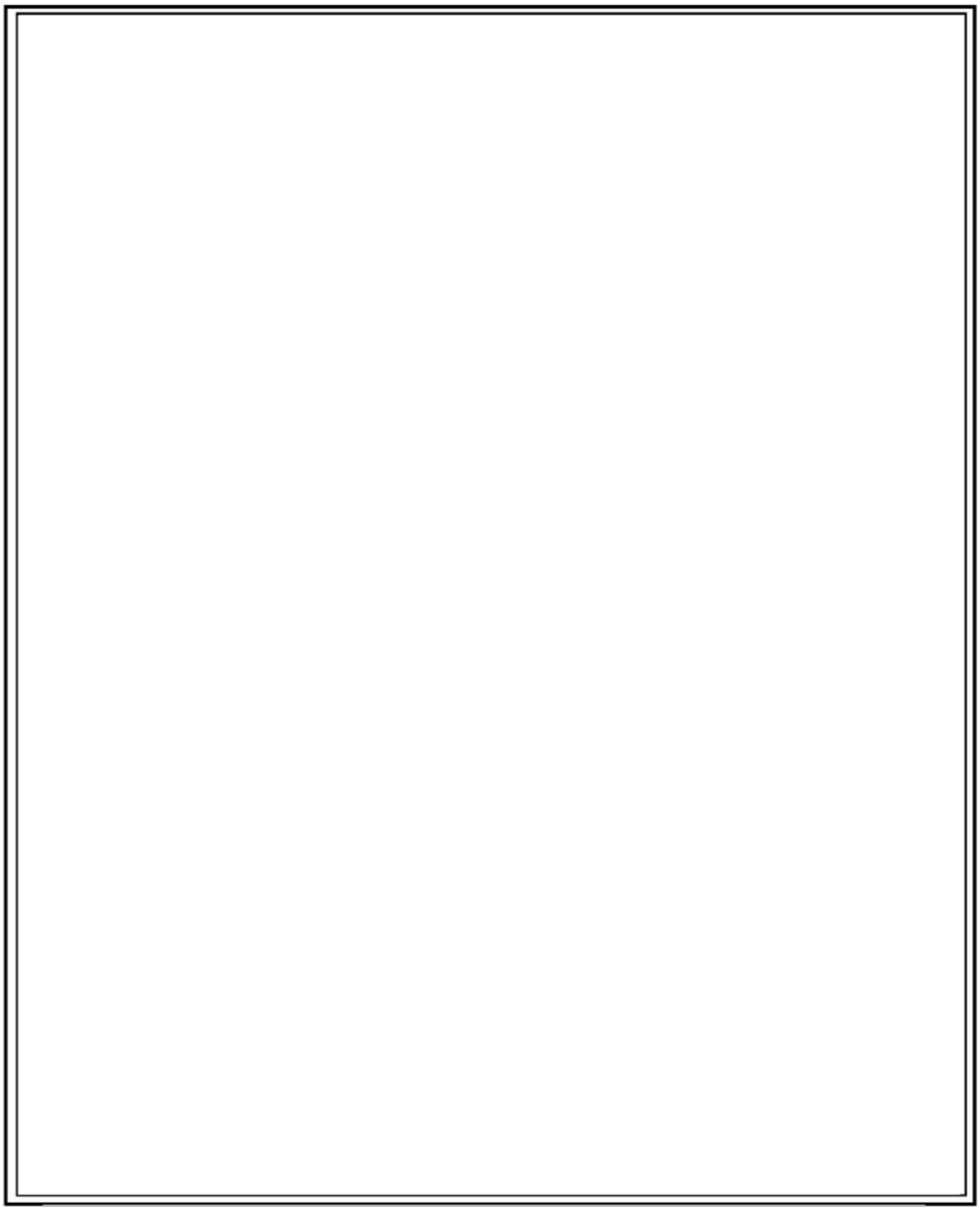


図 4-5　NUPEC 試験(Test M-7-1）のＧＯＴＨＩＣコードによるノード分割モデル

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。

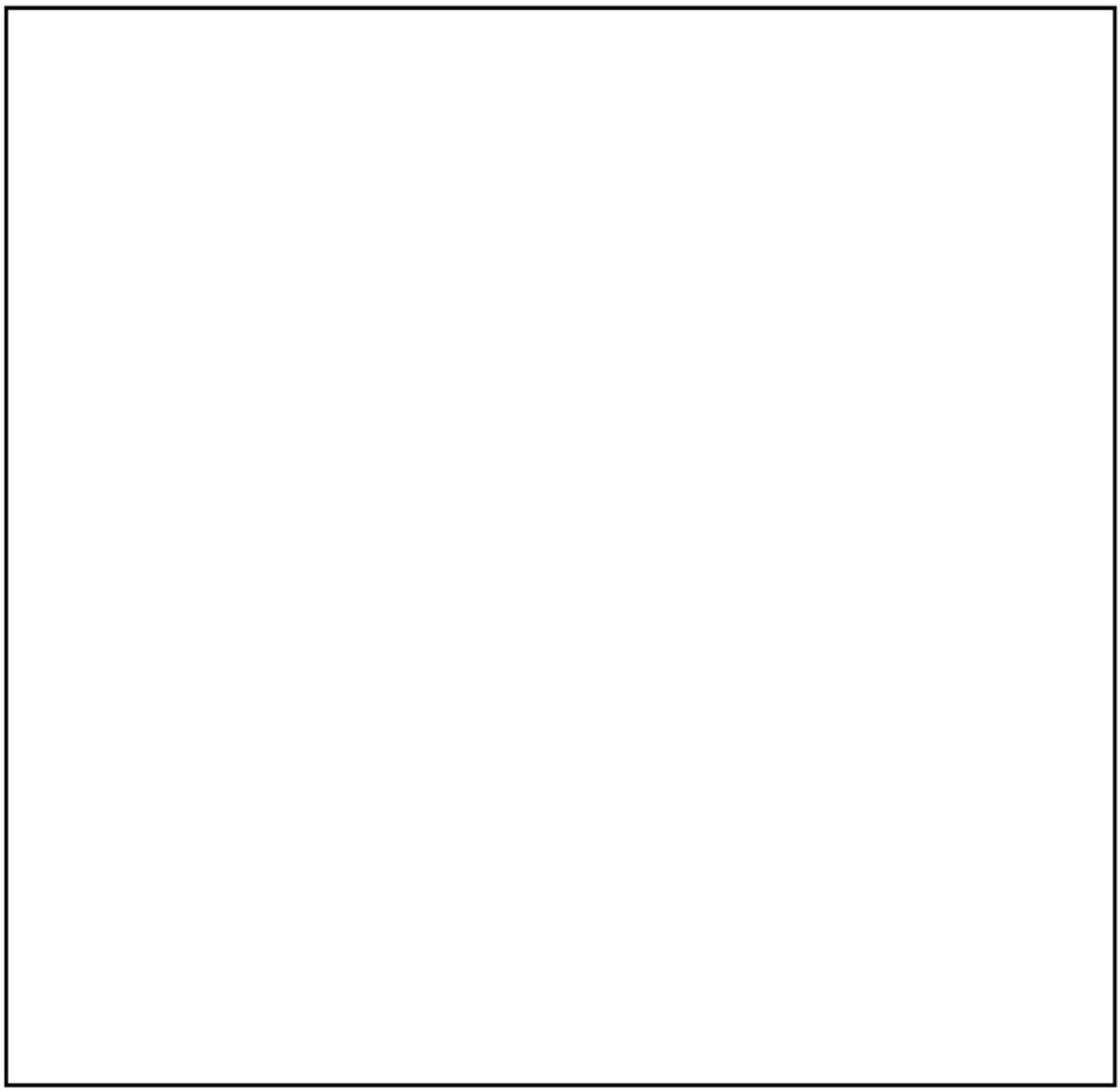


図 4-6　原子炉格納容器ドーム部のヘリウム濃度測定位置と実験解析におけるノード分割

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経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、蒸気発生器室を経由して原子炉格納容

器ドーム部に流入し、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
初期条件	
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 ℃
原子炉格納容器ドーム部湿度	100 %
外気温度	11 ℃
気相（ヘリウム及び蒸気）放出	
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 ℃
放出蒸気温度	165 ℃
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	19.4 kg/s (70 m^3/h)
スプレイ水温	40 ℃
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

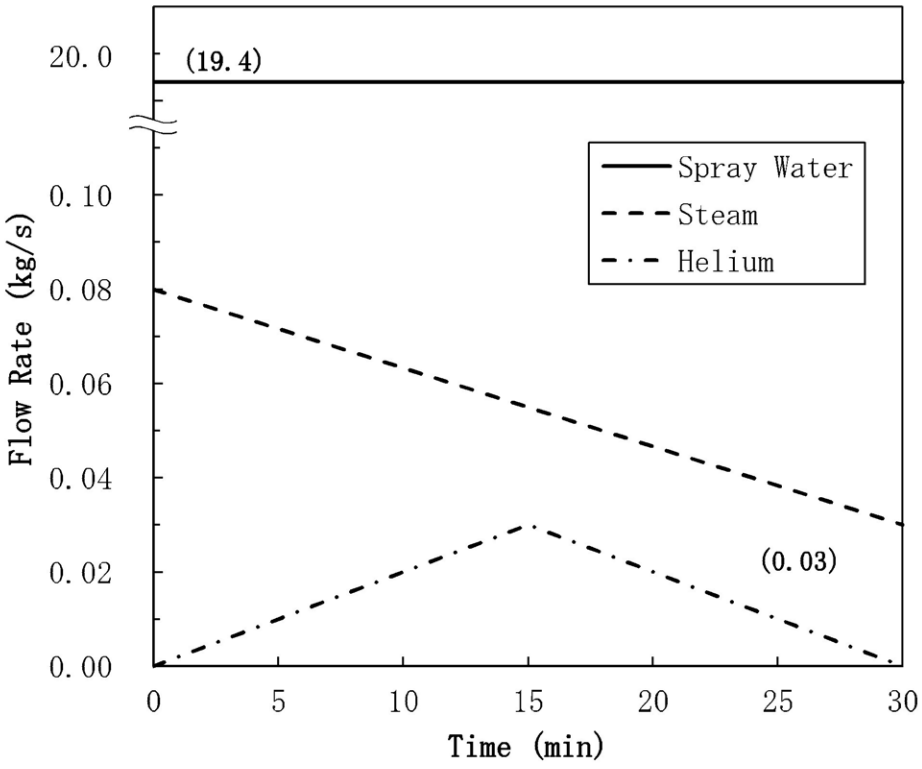


図 4-7　供給流体の流量条件（Test M-7-1）

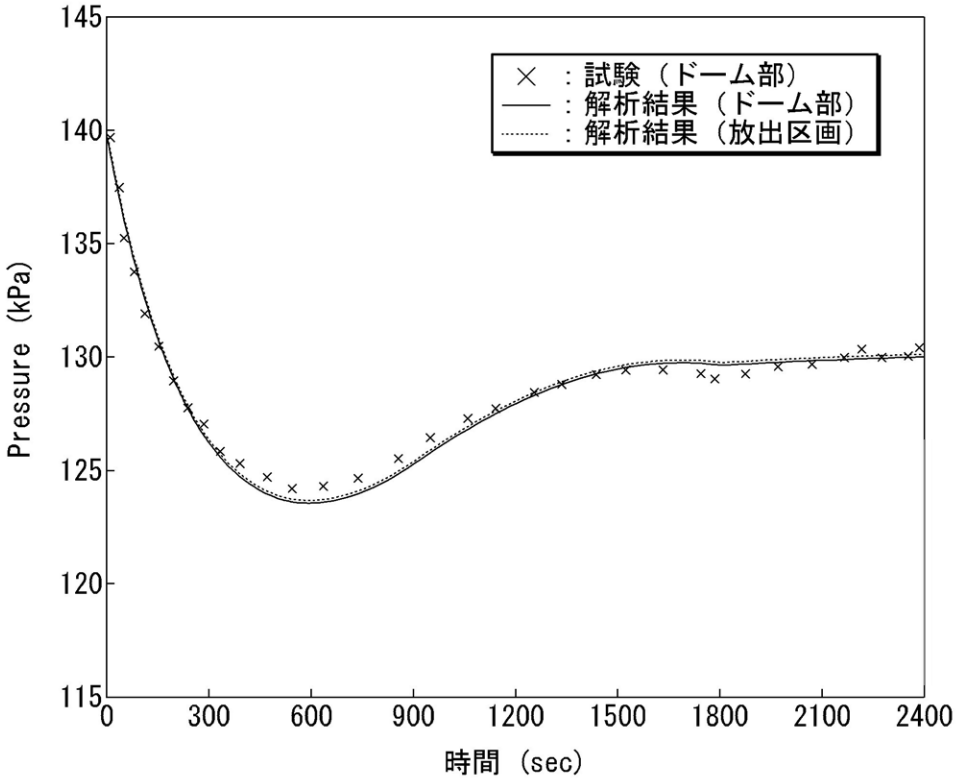


図 4-8　原子炉格納容器圧力（Test M-7-1）（ノード 25）

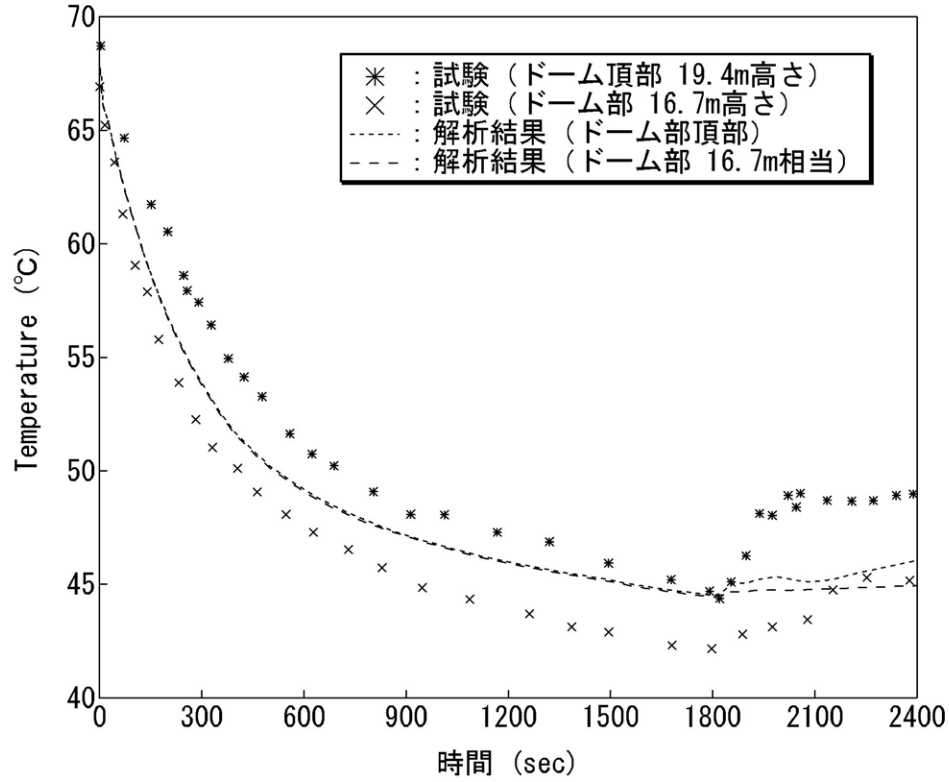


図 4-9　原子炉格納容器ドーム部雰囲気温度（Test M-7-1）（ノード 25）

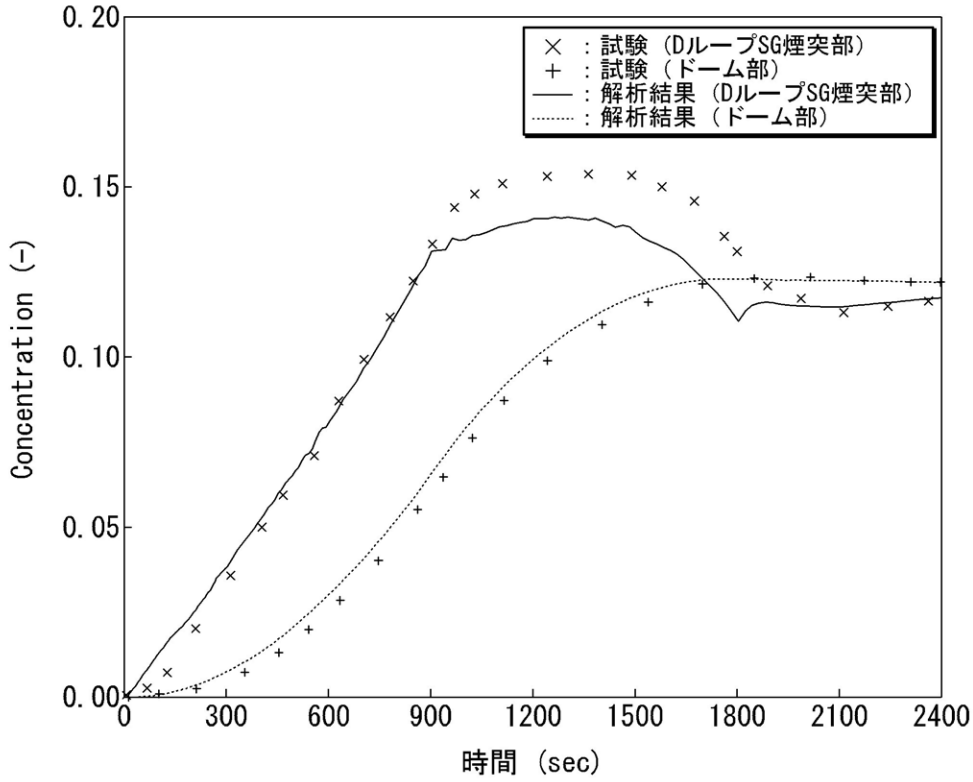
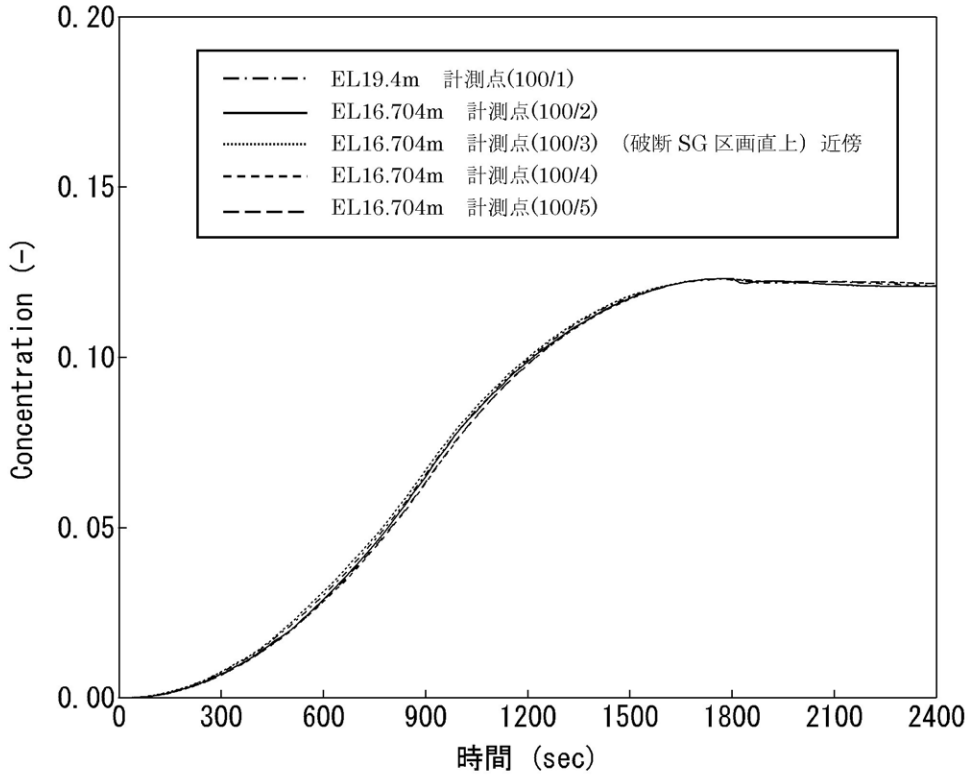
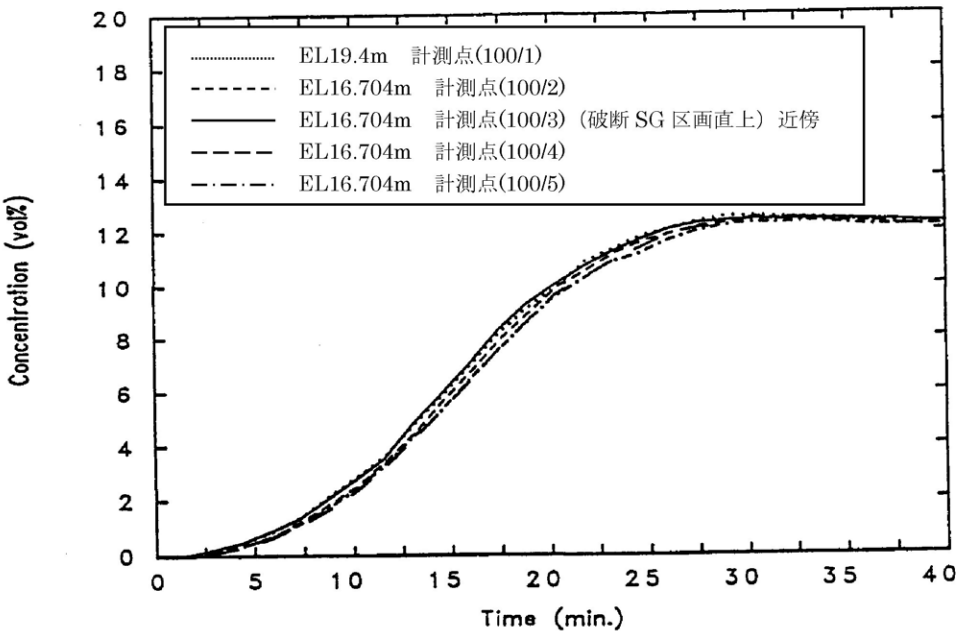


図 4-10　ノード 21、ノード 25 ヘリウム濃度（Test M-7-1）



(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)

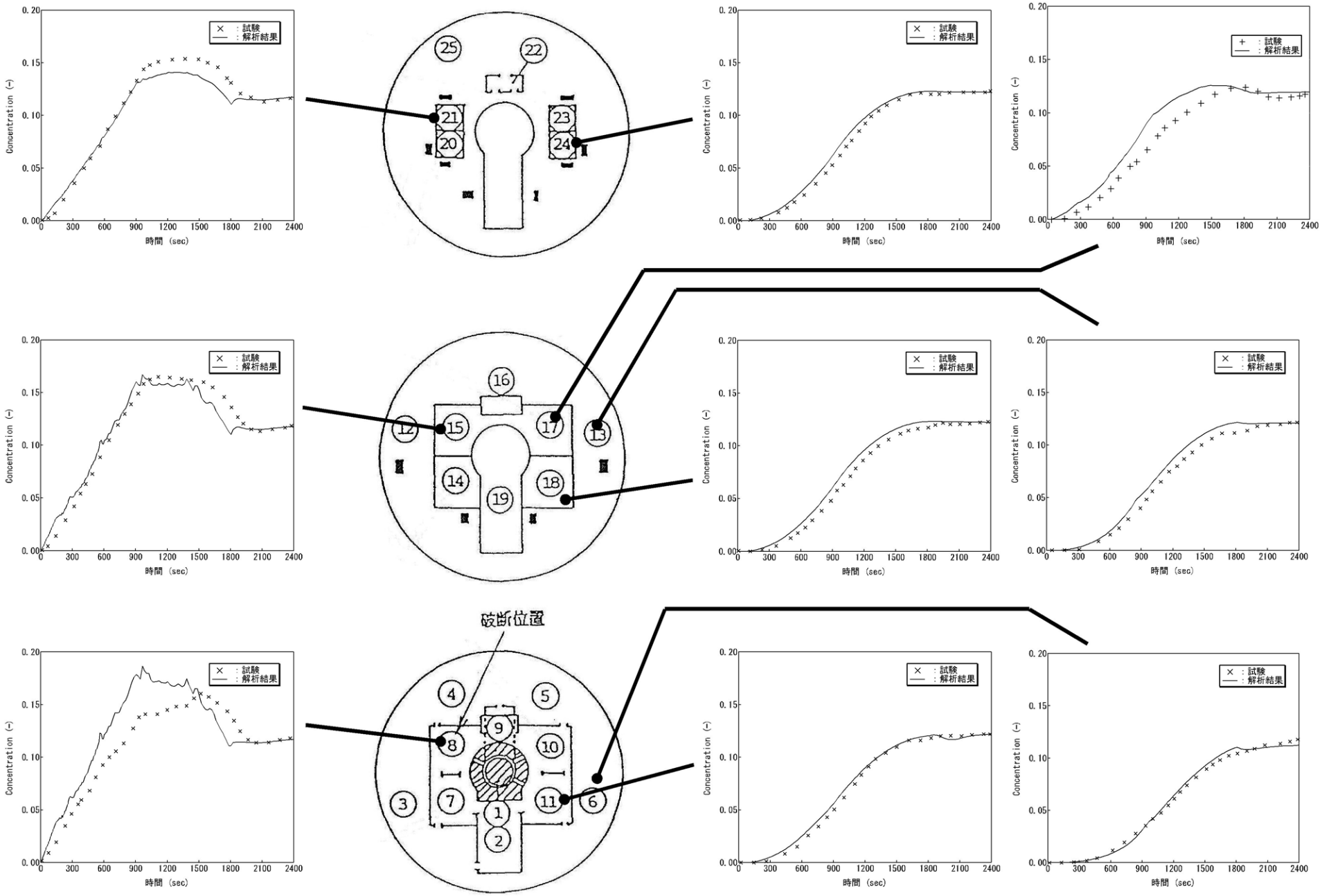
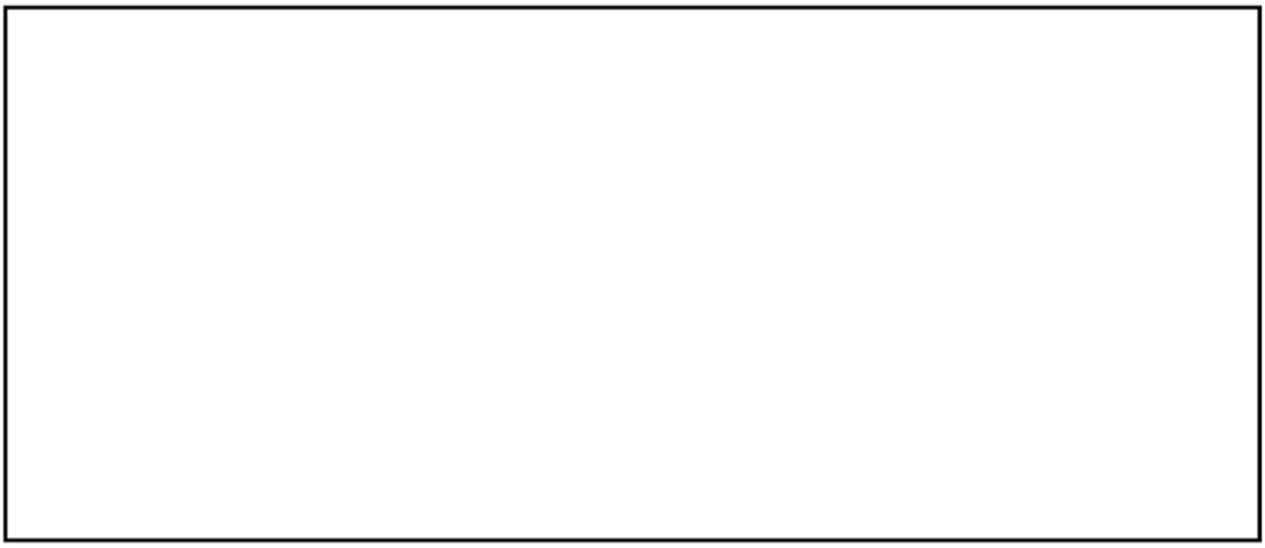


図 4-12 原子炉格納容器内各部のヘリウム濃度（Test M-7-1）

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	－

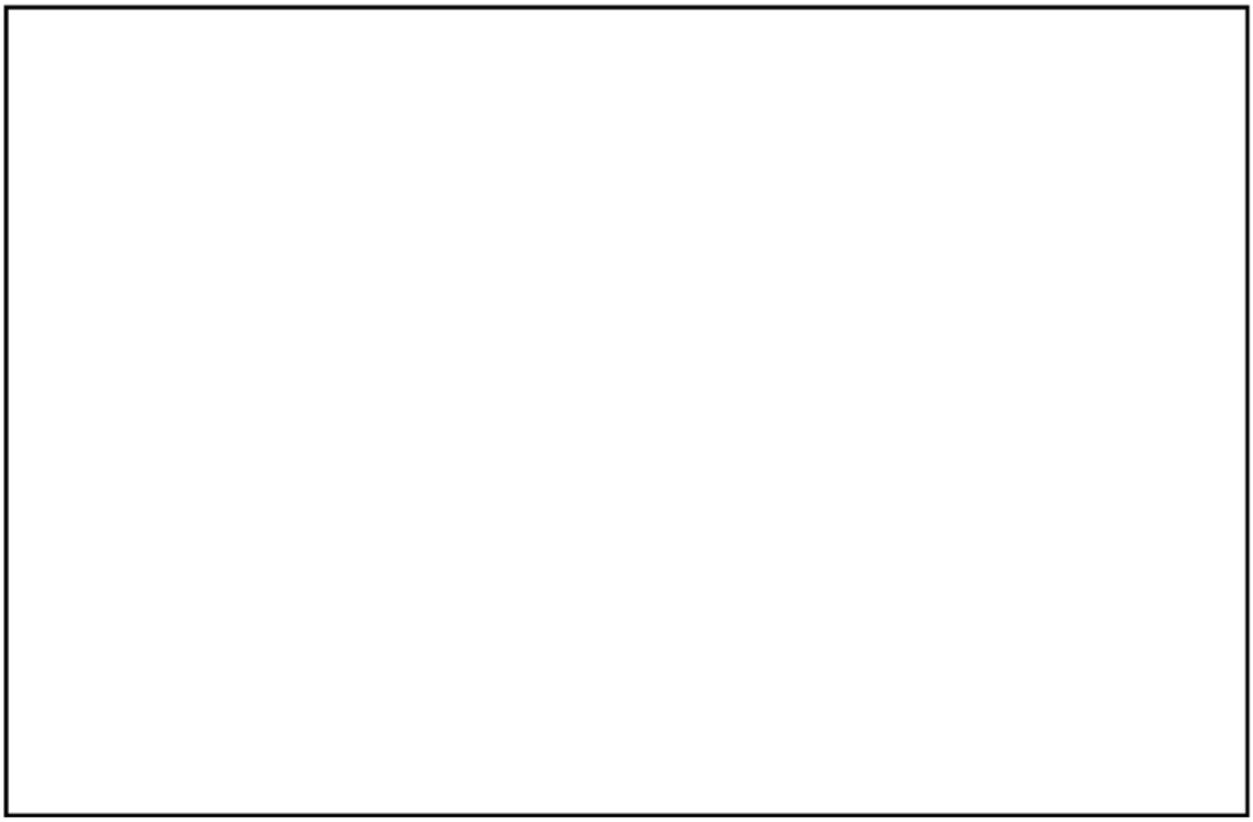


図 4-13　原子炉格納容器圧力（Test M-4-3）（ノード 25）

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。

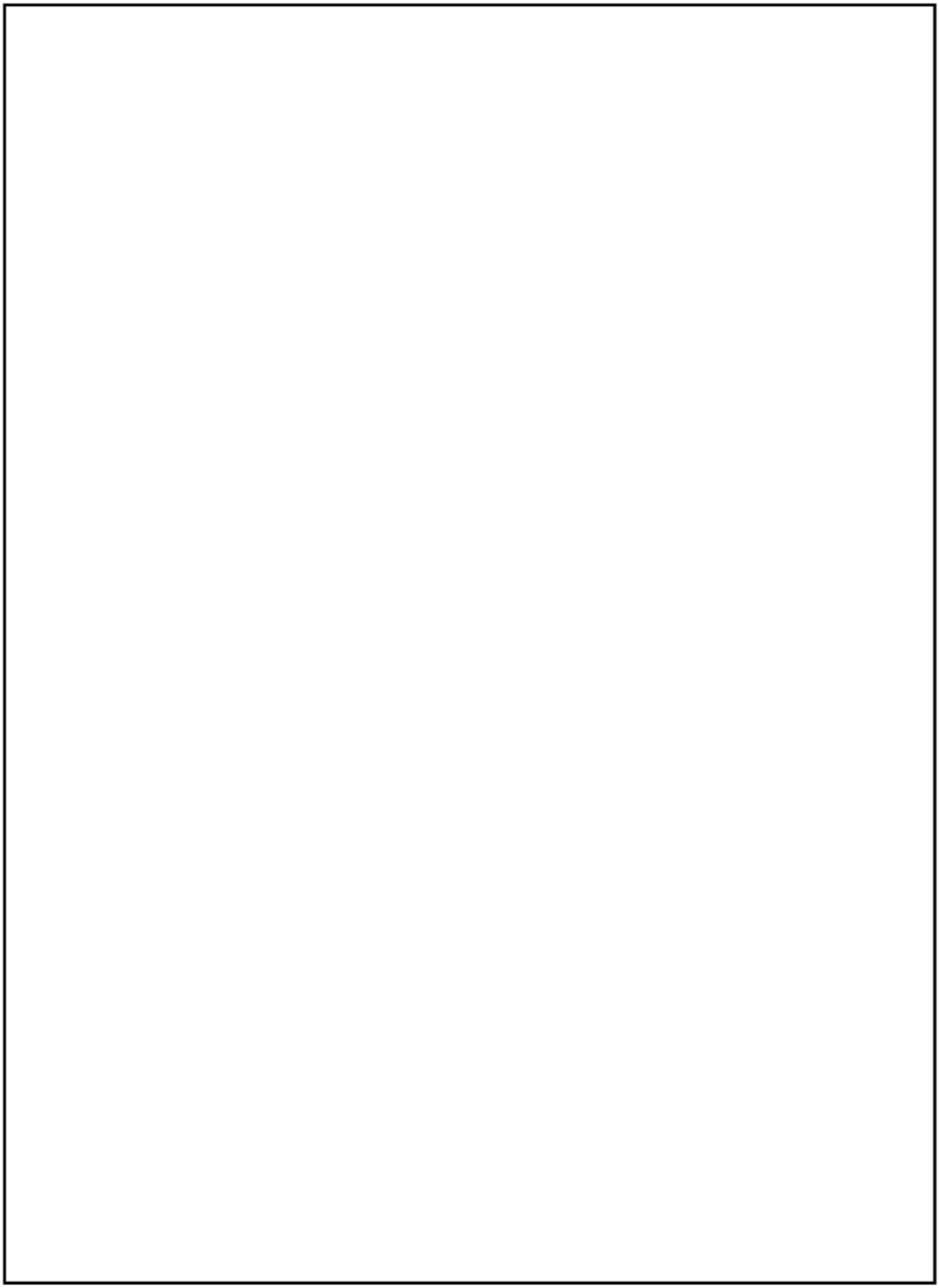


図 4-14　原子炉格納容器ドーム部雰囲気温度（Test M-4-3）

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。

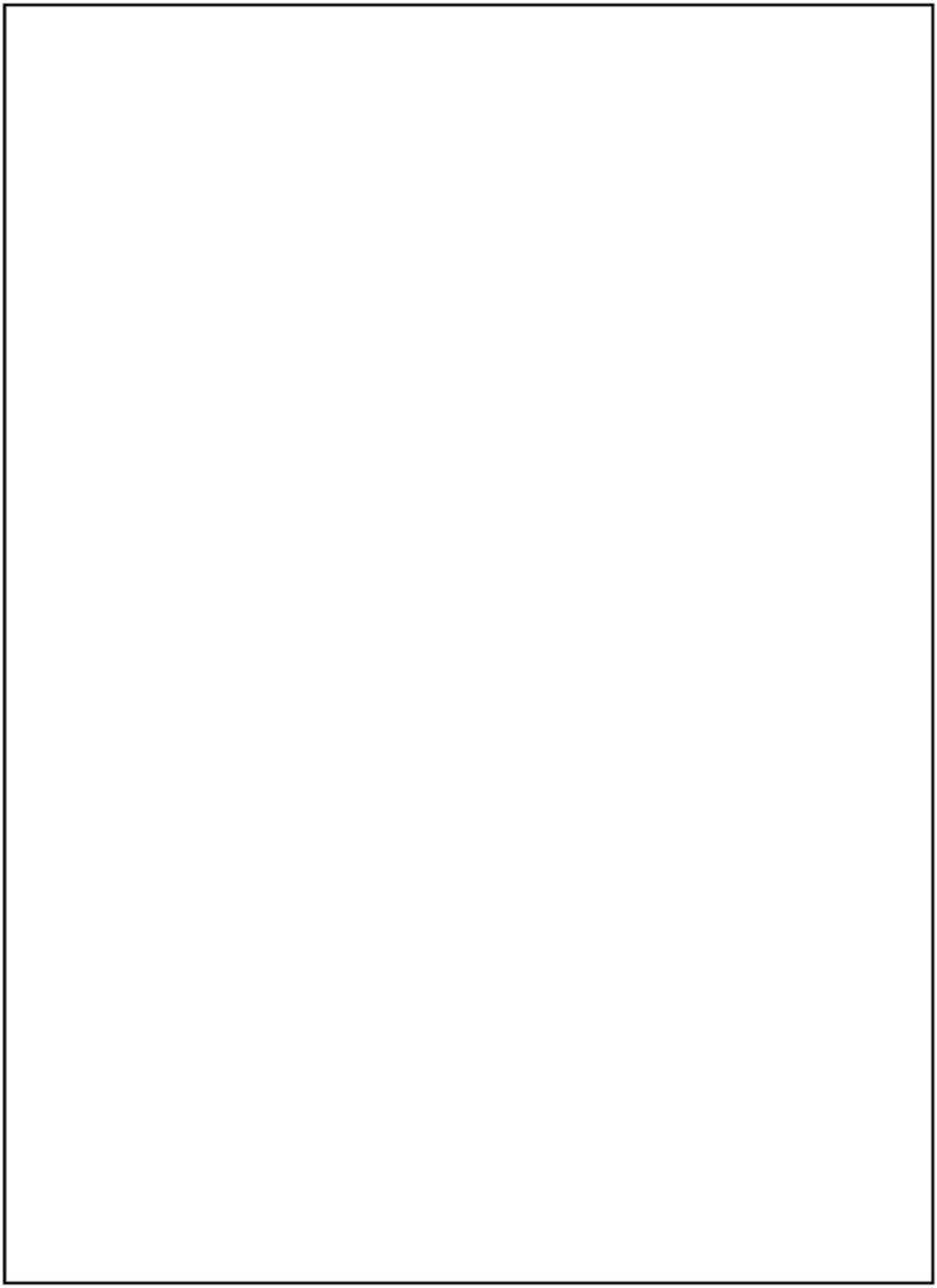


図 4-15　原子炉格納容器ドーム部ヘリウム濃度（Test M-4-3）

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。

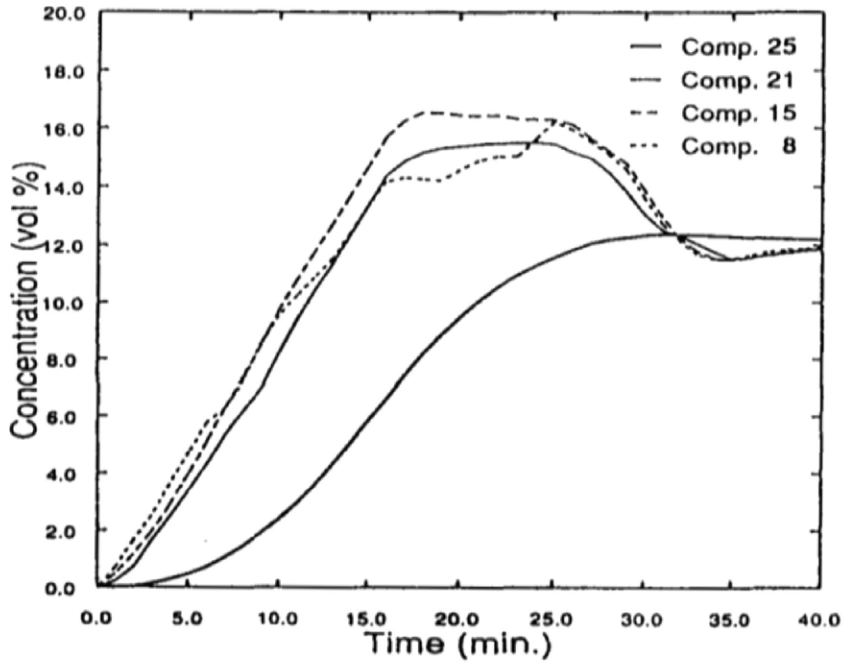


図 4-17 ヘリウム濃度（Test M-7-1）

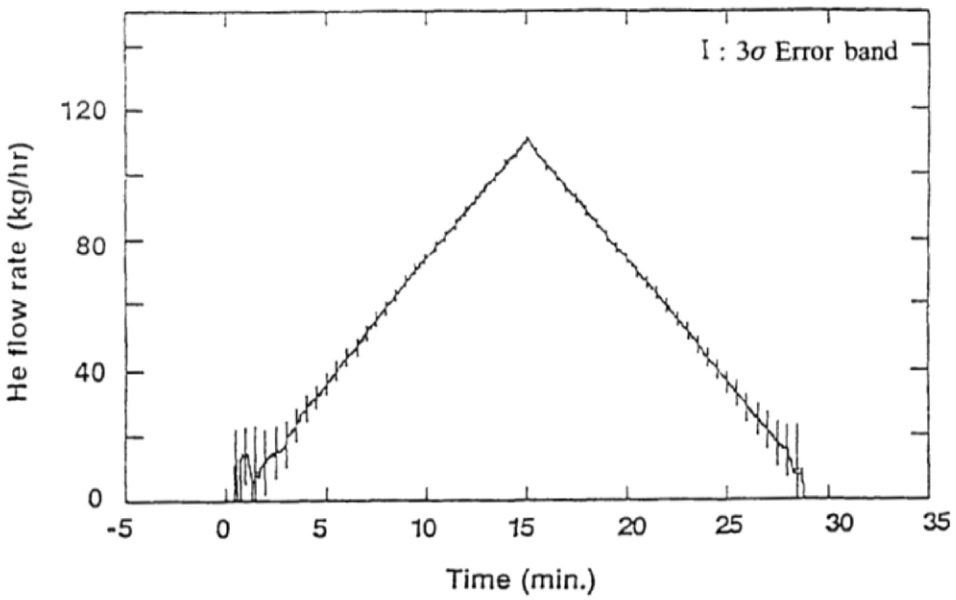


図 4-18 ヘリウム放出量（Test M-7-1）

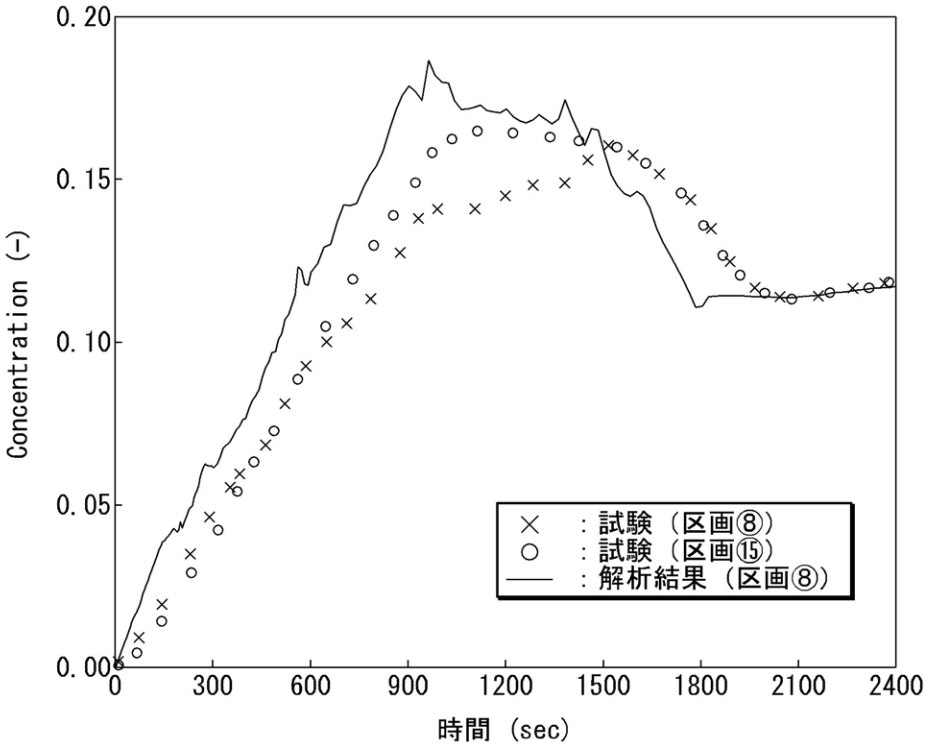


図 4-19　ヘリウム濃度比較（Test M-7-1）

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。

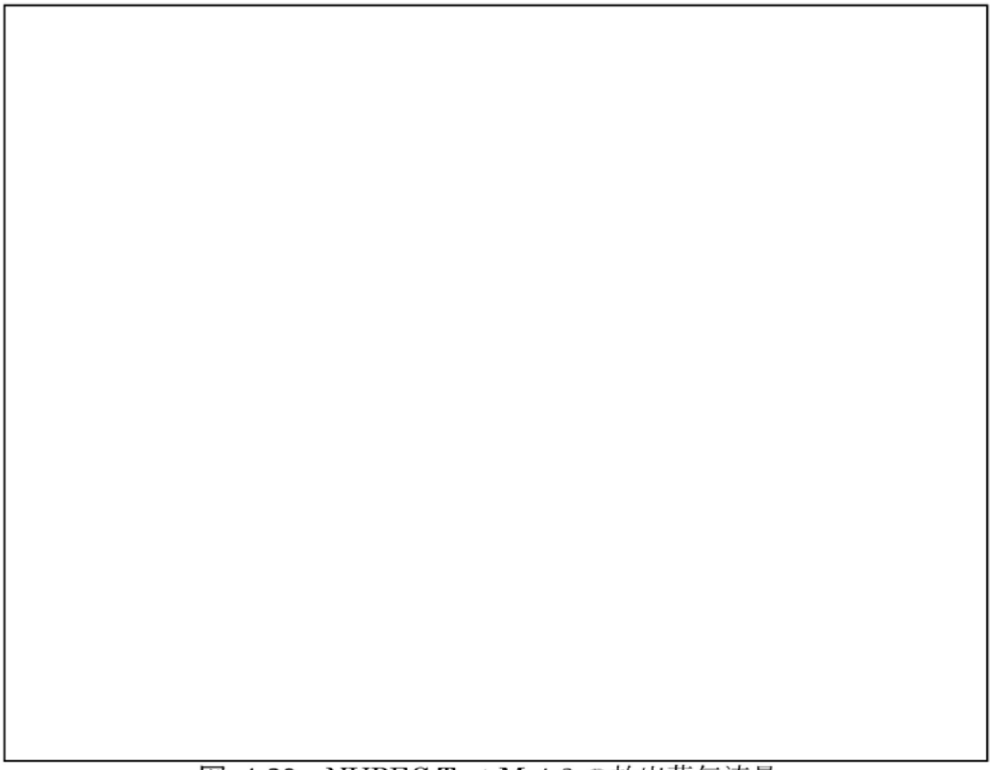


図 4-20　NUPEC Test M-4-3 の放出蒸気流量



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。

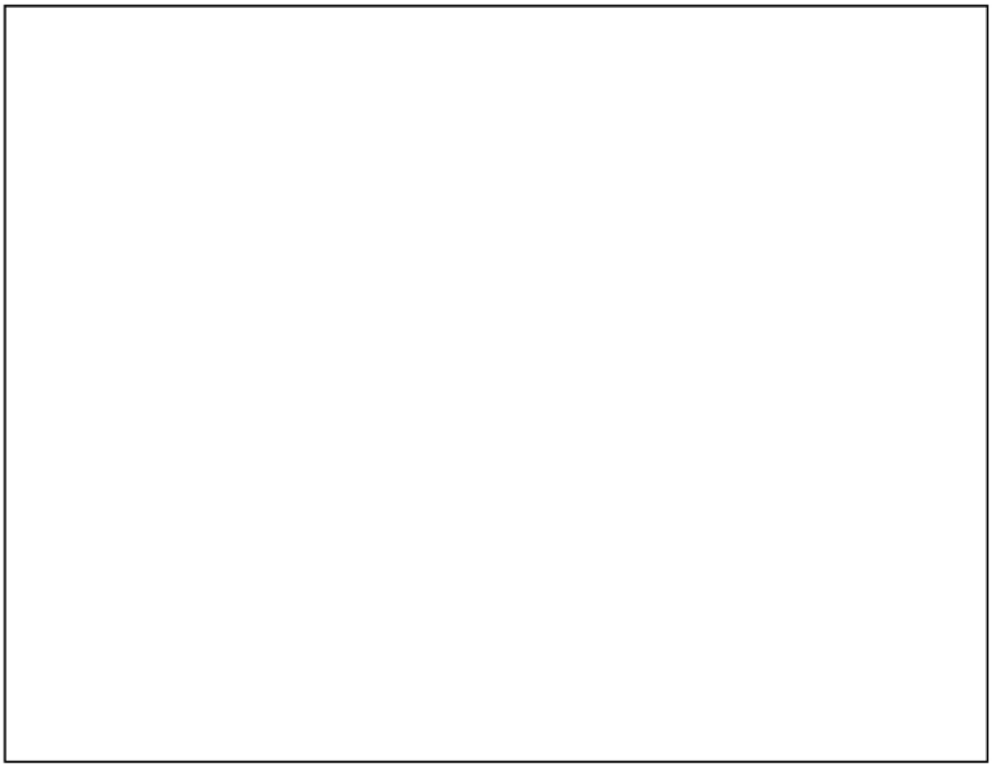


図 4-22　破断区画（区画⑧）ヘリウム濃度

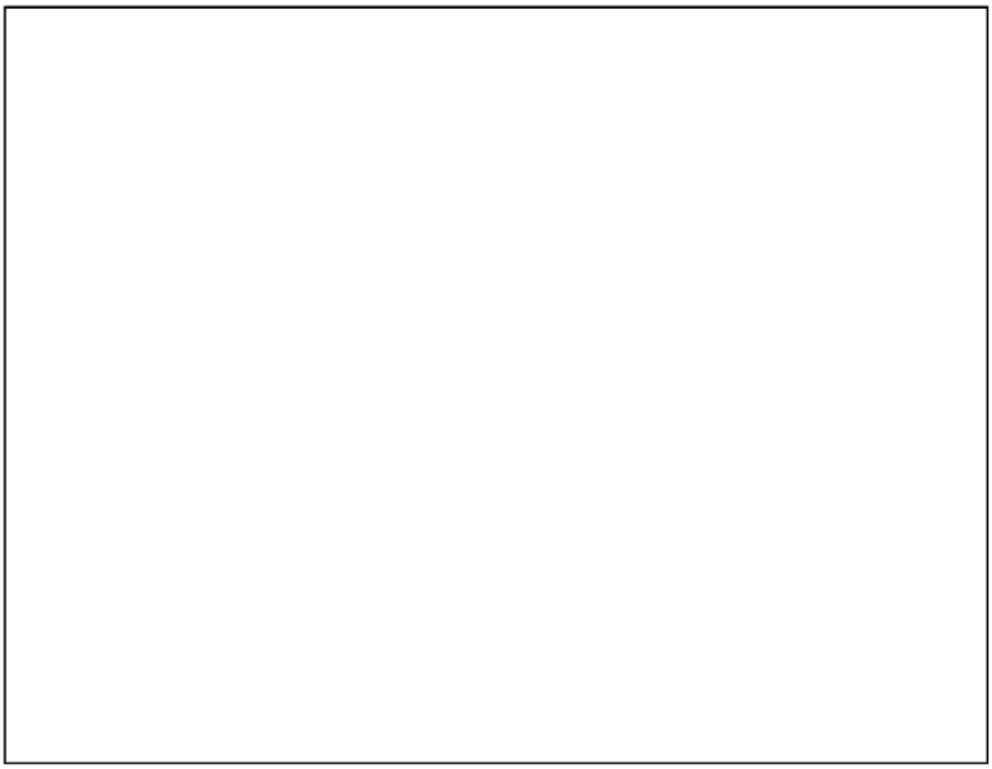


図 4-23　破断区画上部（区画⑮）ヘリウム濃度

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。

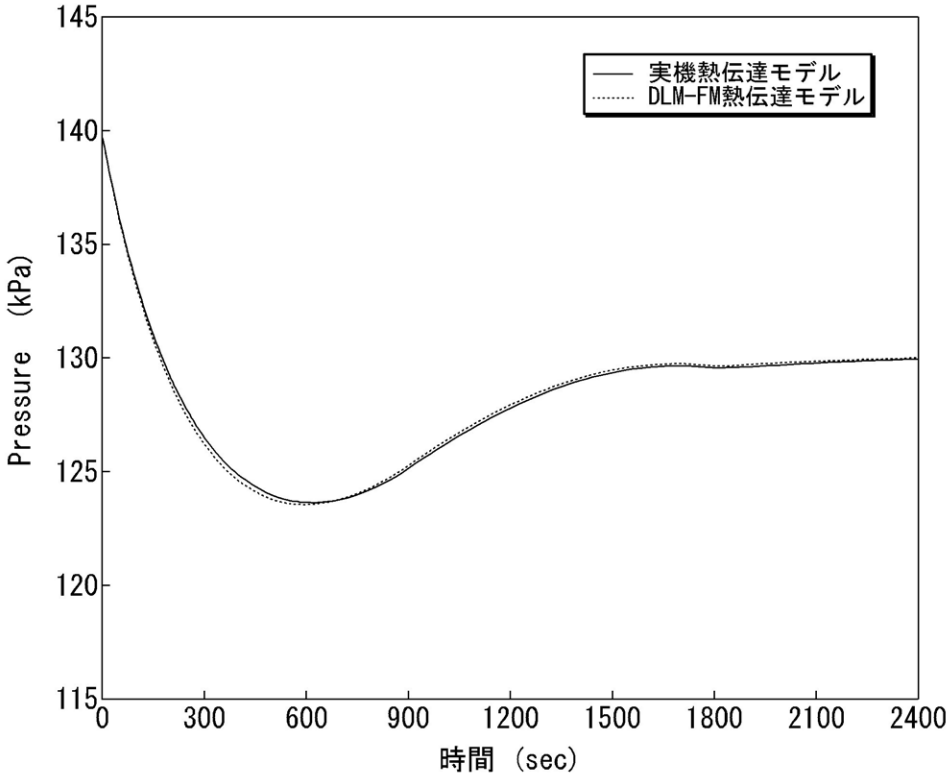


図 4-26　原子炉格納容器圧力（Test M-7-1、構造材熱伝達モデル感度ケース）

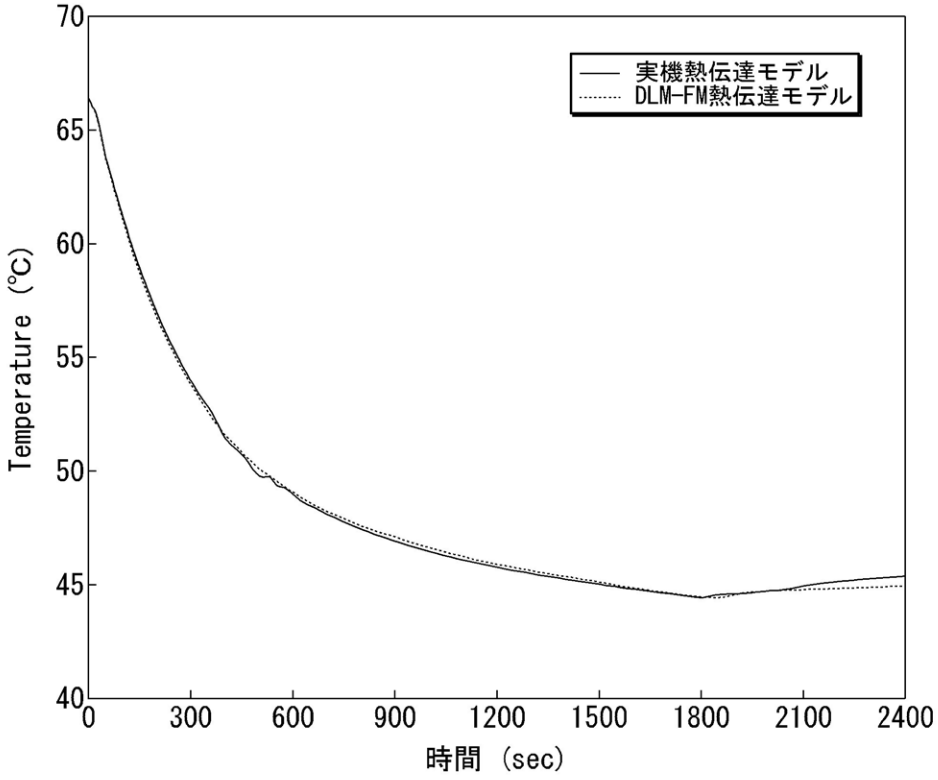


図 4-27　原子炉格納容器ドーム部雰囲気温度（Test M-7-1、構造材熱伝達モデル感度ケース）

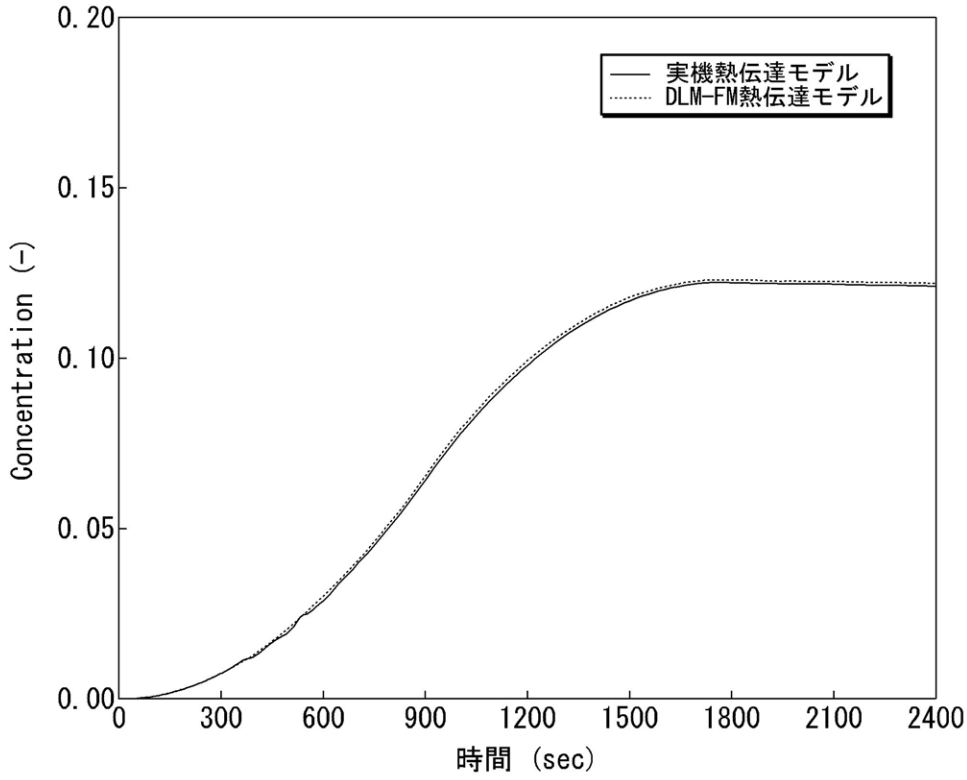


図 4-28　原子炉格納容器ドーム部ヘリウム濃度（Test M-7-1、構造材熱伝達モデル感度ケース）

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。

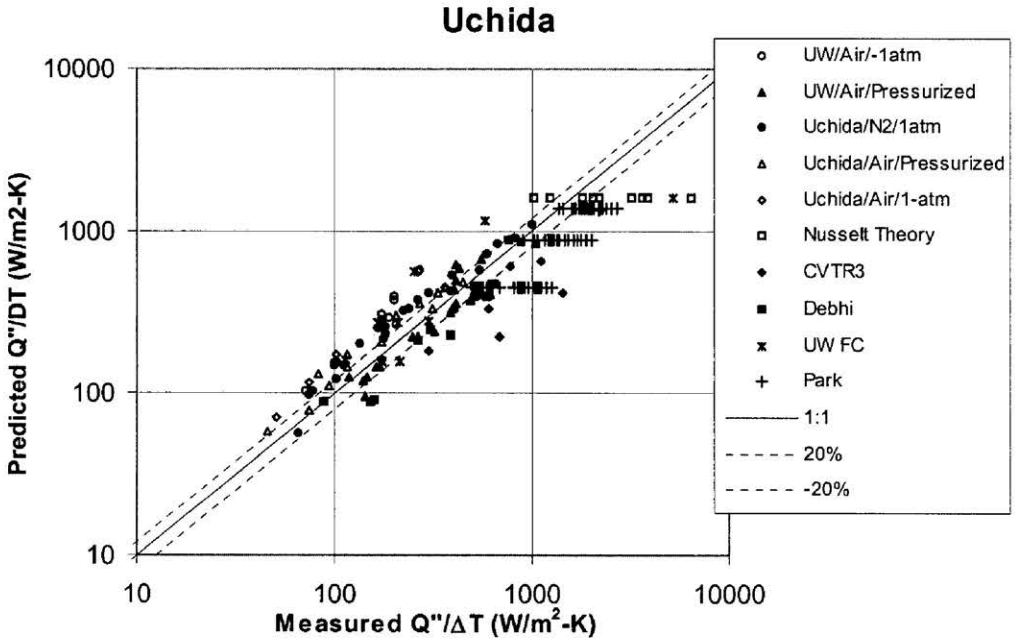
Gido-Koestelモデルは、対流による熱及び物質伝達のアナロジに基づく凝縮に加え、構造材表面液膜の流れによる伝熱促進効果を考慮している。このため、非凝縮性ガスの存在下、かつ飽和あるいは過熱環境においても適用可能である。スプレイ起動により原子炉格納容器内の雰囲気は飽和に近づき、当該条件下で使用実績の高い内田による凝縮熱伝達が適用される。実機プラントの解析では、特に空間体積の大きな原子炉格納容器ドーム部でスプレイが継続することから、内田による飽和凝縮モードが支配的となる。内田モデルによる予測と実験データとの比較を図 4-29に示す。このうち、実機解析において見られるオーダは10^1～10^3(W/m^2-K)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

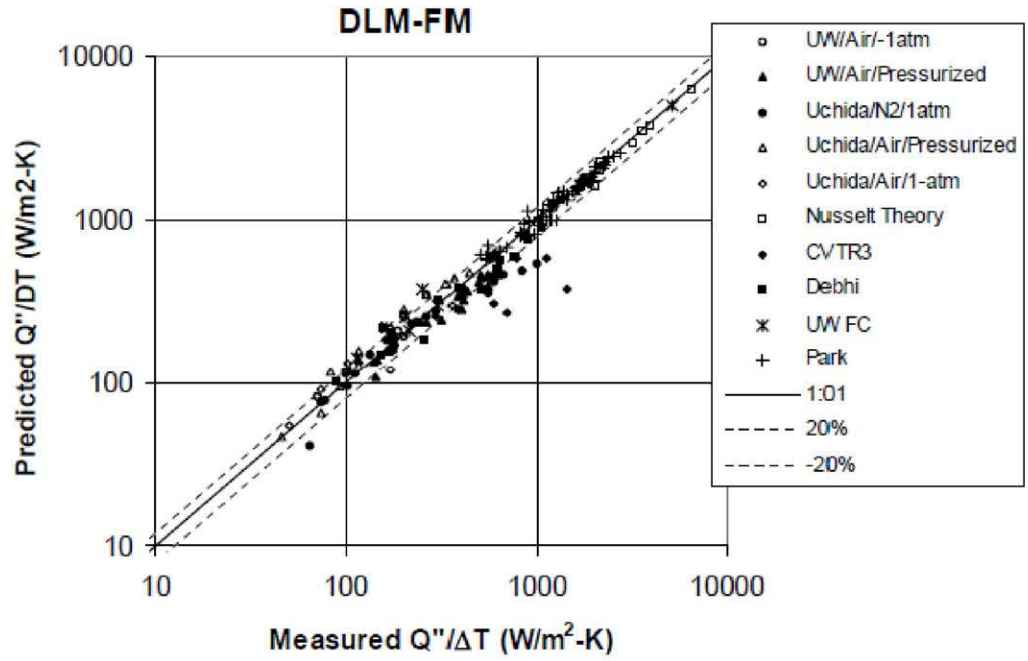
なお、NUPEC 試験検証においては、構造材表面の凝縮熱伝達係数として DLM-FM モデルを適用している。これは、同試験ではスプレイ冷却が支配的となるが、ヒートシンクとなる構造材との熱授受が気相の対流挙動に与える影響は無視できるものではないため、最適評価性の高いDLM-FMモデルを適用してヒートシンク伝熱に係る不確かさを小さくすることで、流動に係るコードモデルの適用性を評価するためである。

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

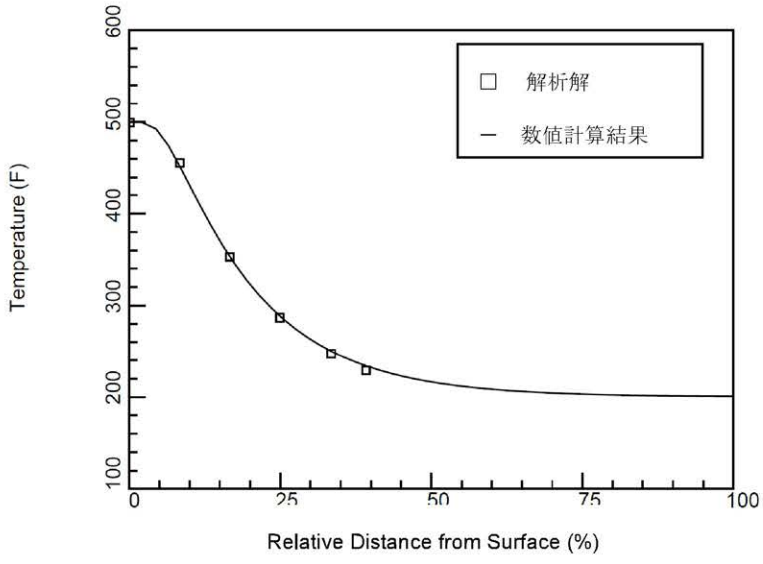
図 4-30　DLM-FM の実験予測特性

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。

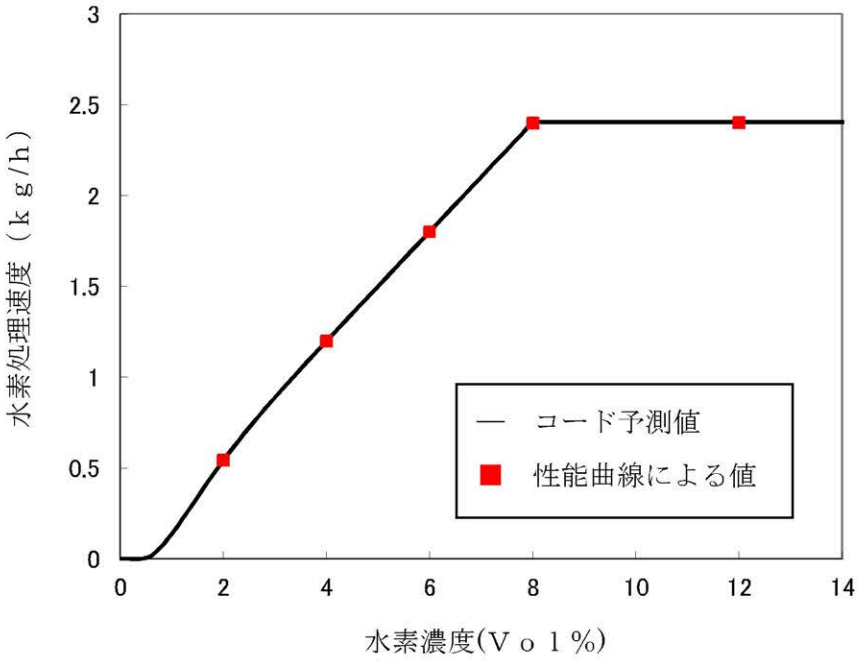


図 4-32　1.5bar における PAR 性能曲線組み込み結果

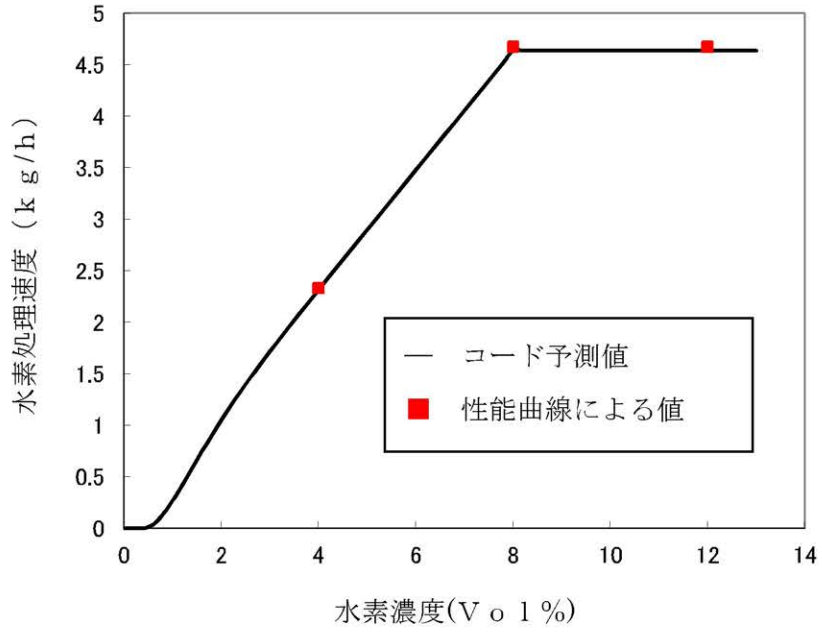


図 4-33　4.0bar における PAR 性能曲線組み込み結果

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

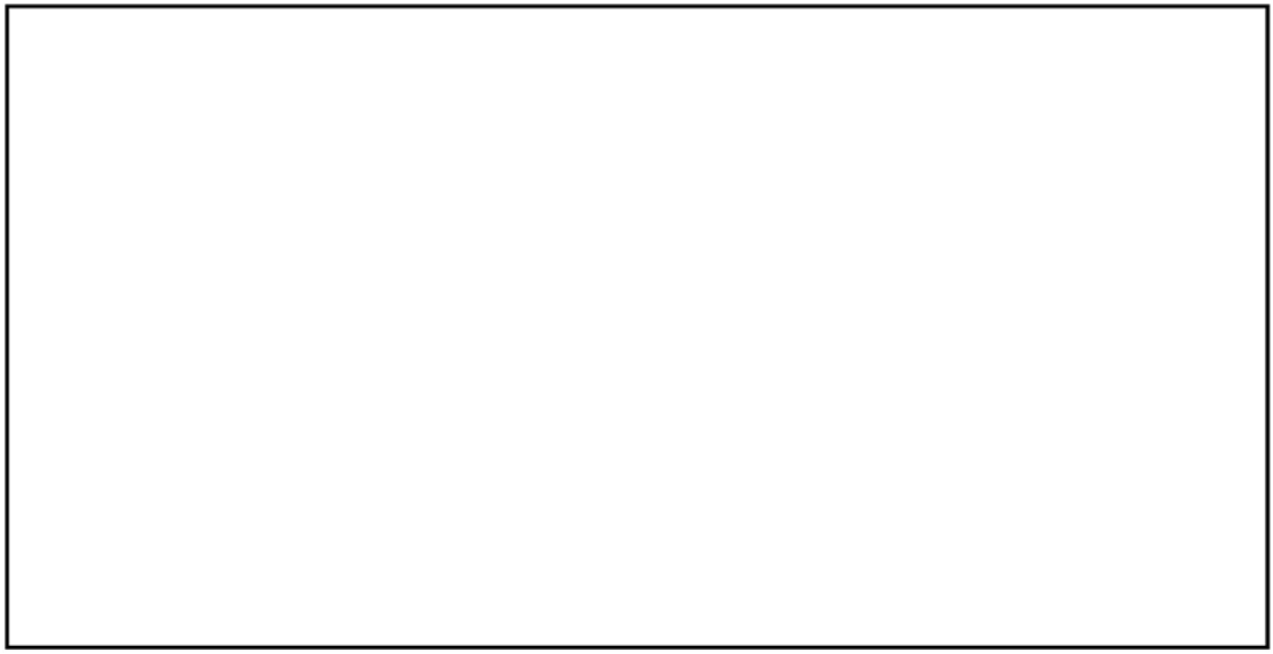
容器内の各高さ位置における雰囲気温度の解析結果と試験データとの比較を図 4-46に示す。下部サンプ区画と水素放出区画を除いて解析結果は試験データに比べ全体的に低い温度傾向となっている。その原因としては、解析では PAR の排気が PAR 設置区画に一様に拡散するよう模擬し、影響は軽微であるが区画における水素濃度を過小評価することで、PAR による水素処理量及び処理に伴う発熱を過小評価する傾向にある。また、Phase 3 以降で見られる水素の燃焼を模擬していないことから発生熱量を少なく予測する。さらに、区画分割を実施したことにより、各所の対流熱伝達に基づくヒートシンクによる除熱が過大に評価される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。

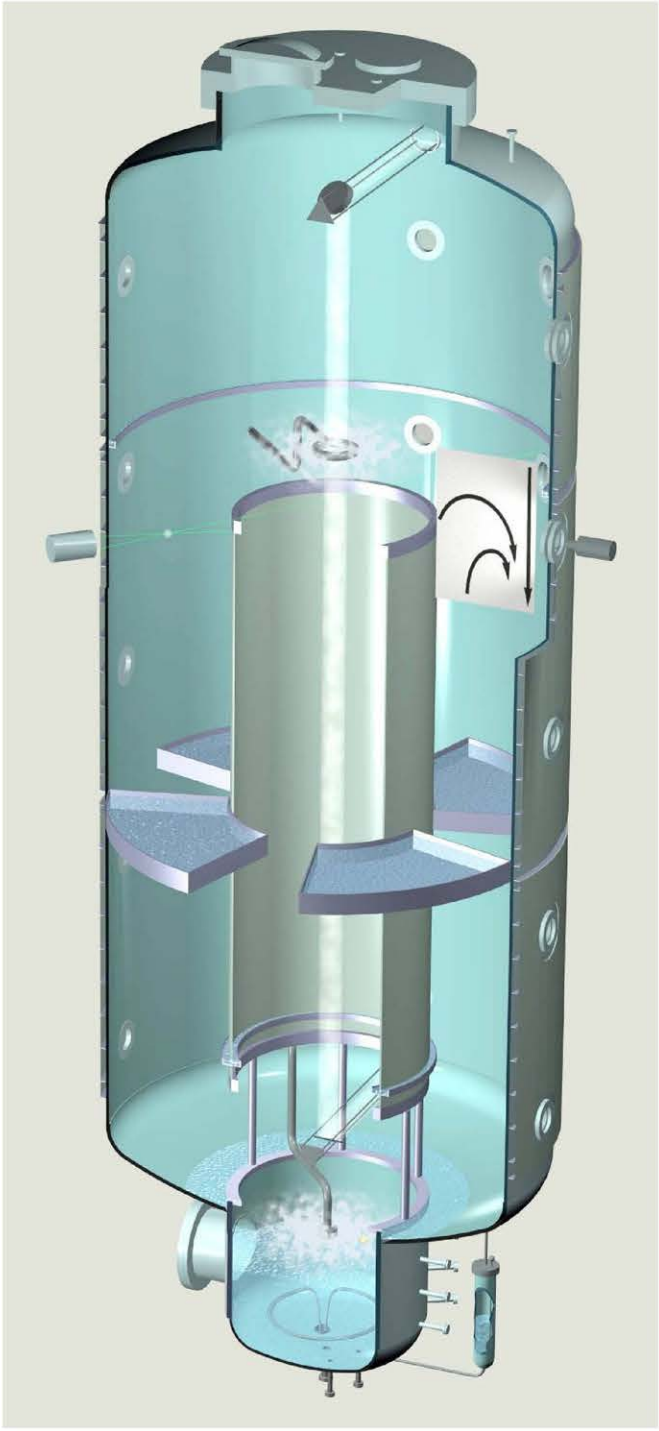


図 4-34　HR 試験設備概要

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。

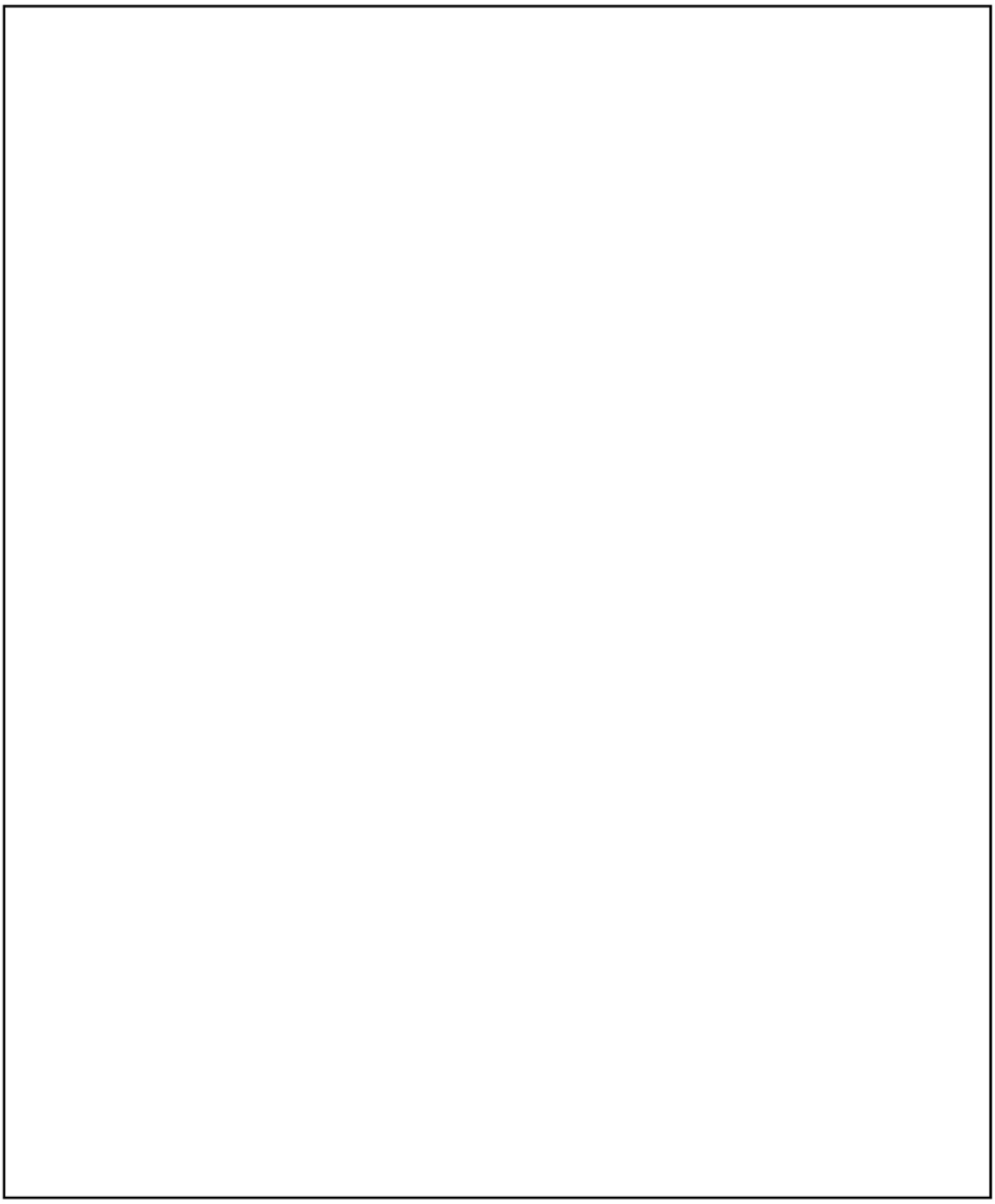


図 4-35　HR 試験設備寸法

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。

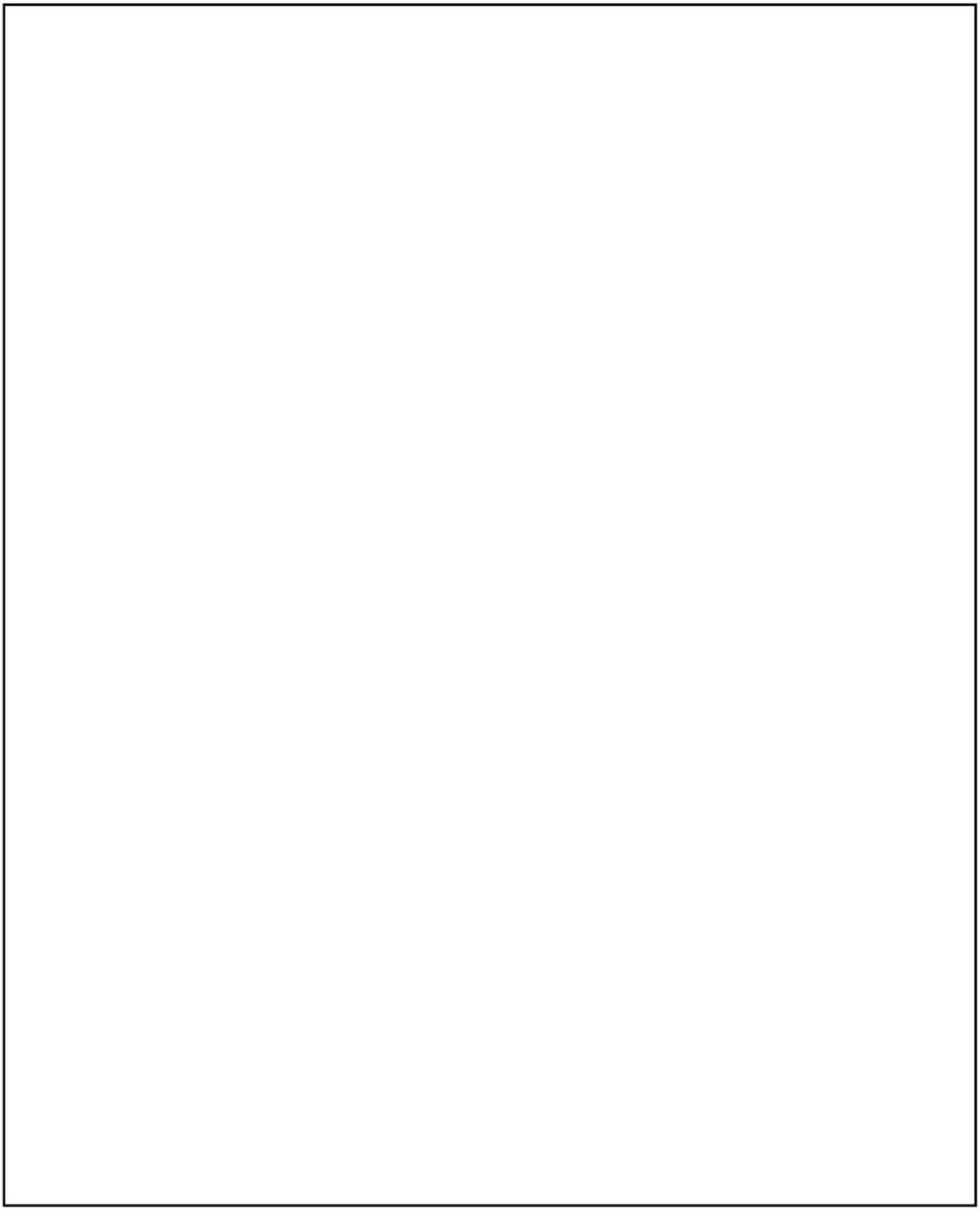


図 4-36　THAI 試験装置及び水素濃度計及び温度計の設置場所

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。

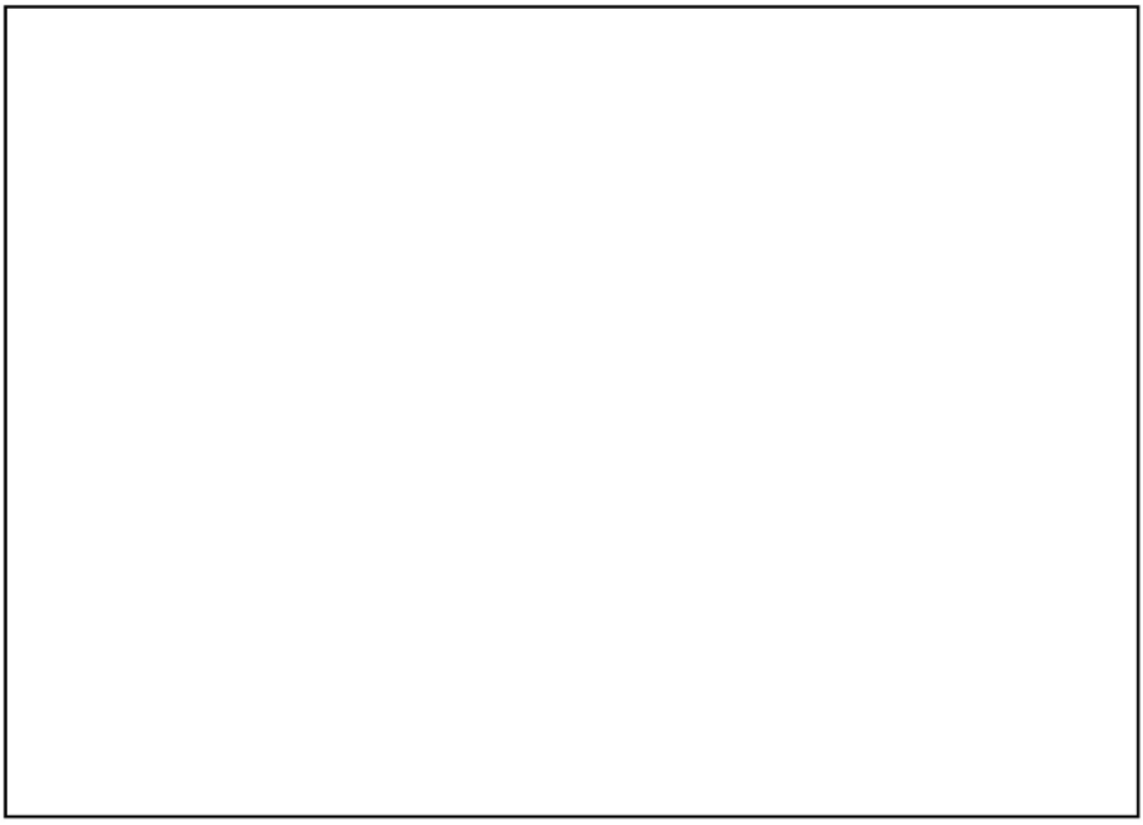


図 4-37　HR-3 試験水素注入流量

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。

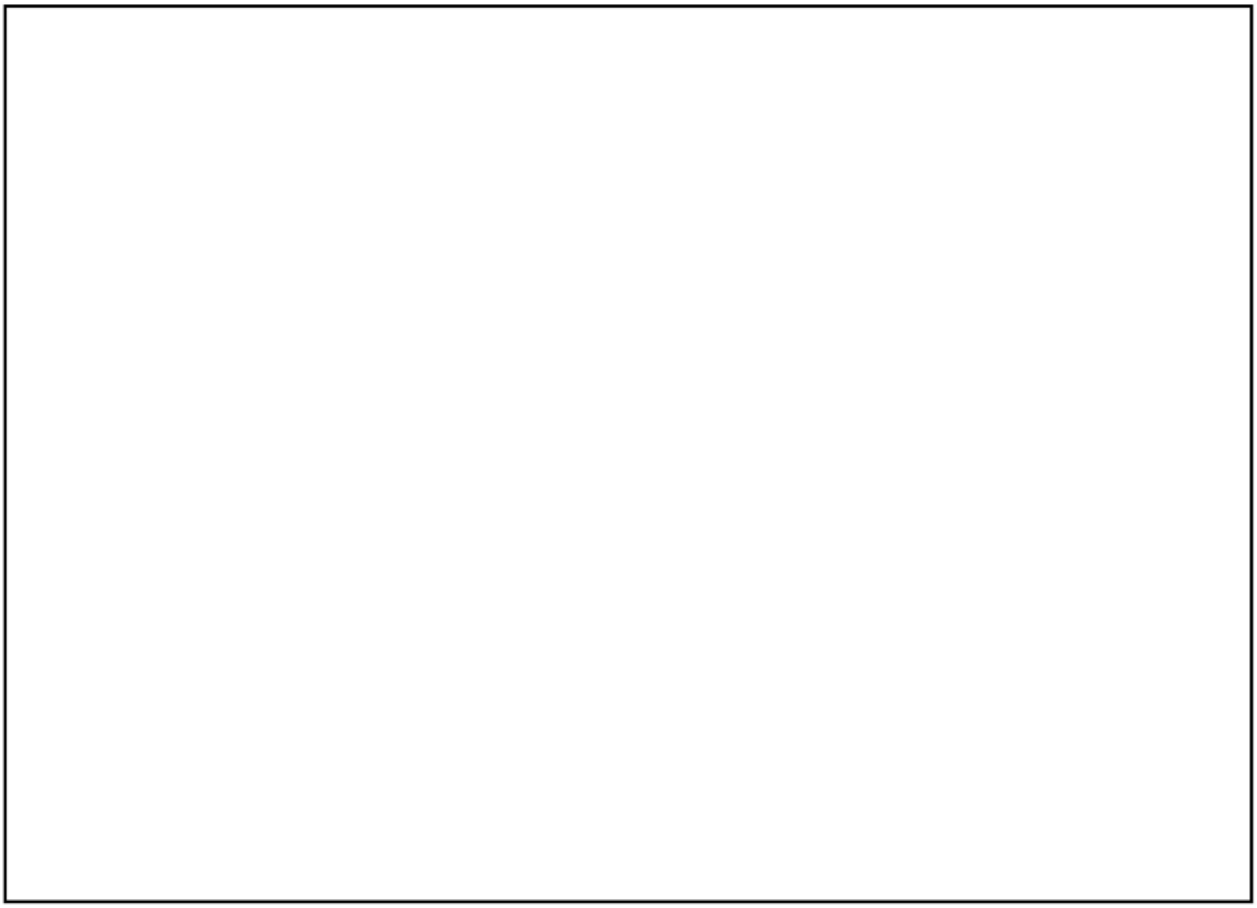


図 4-38　水素除去率の評価式と試験の比較

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。

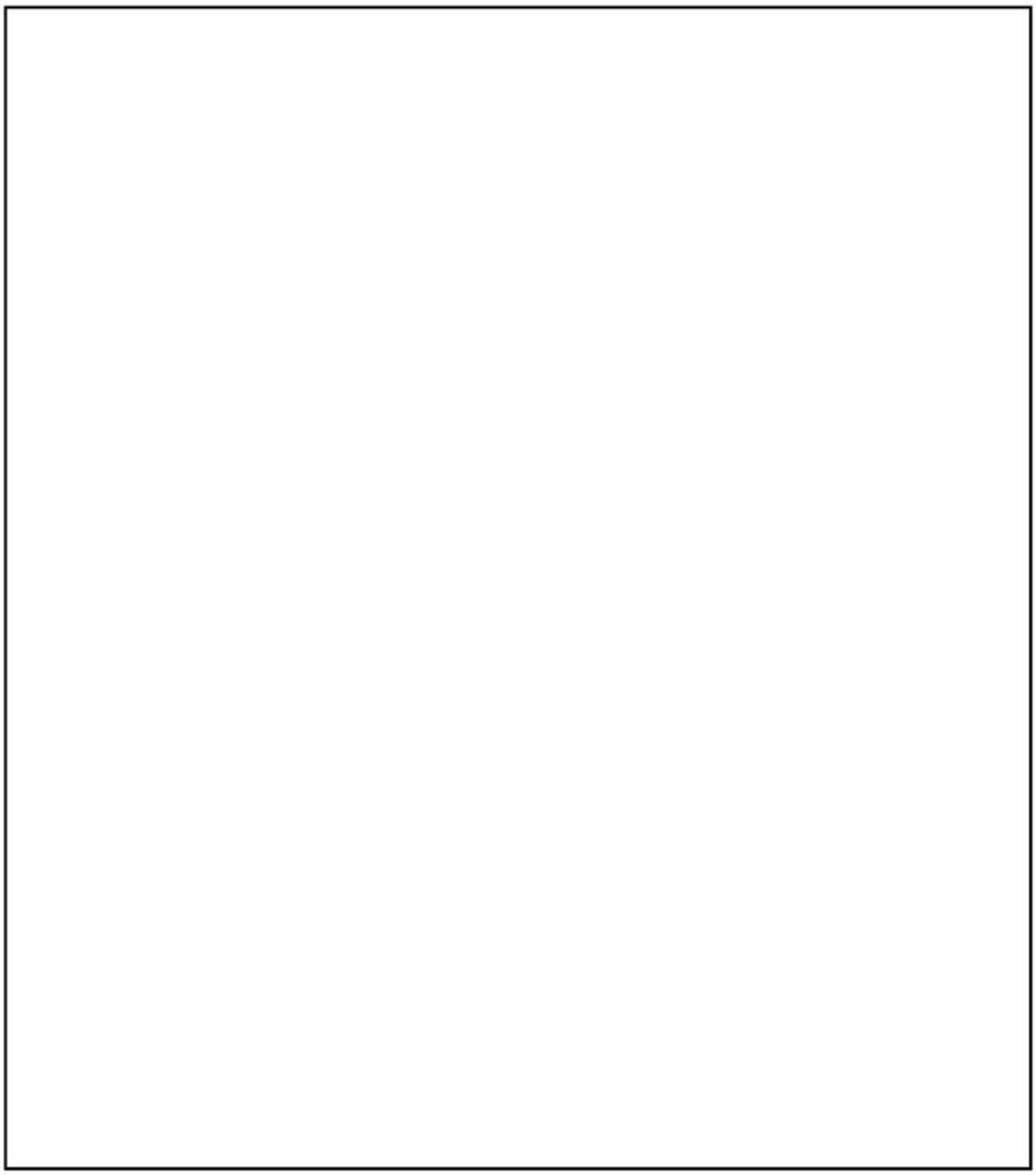


図 4-39　THAI 試験（HR-3）のＧＯＴＨＩＣコードによるノーディング（1 区画模擬）

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。

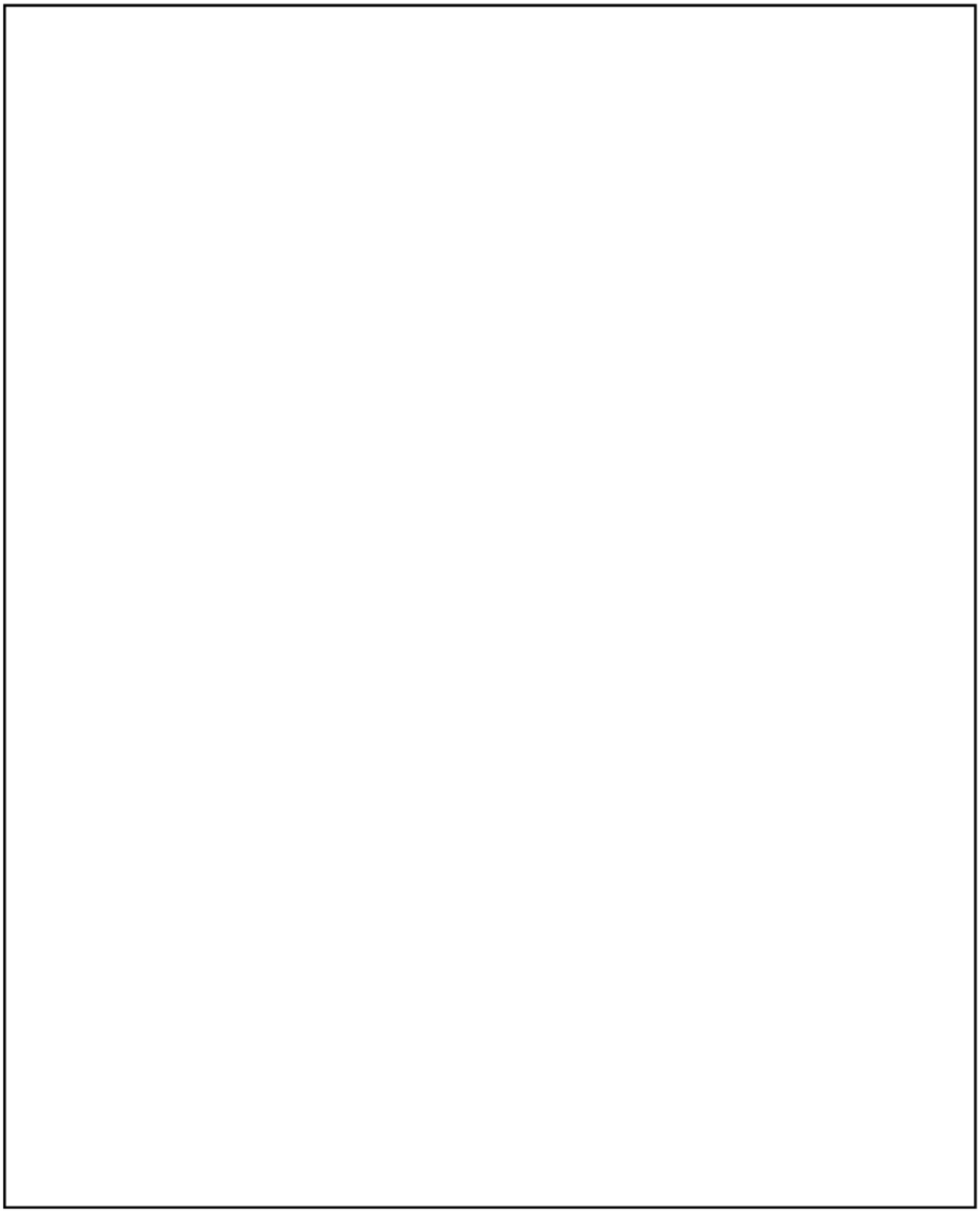


図 4-40　THAI 試験（HR-3）のＧＯＴＨＩＣコードによるノーディング（多区画模擬）

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。

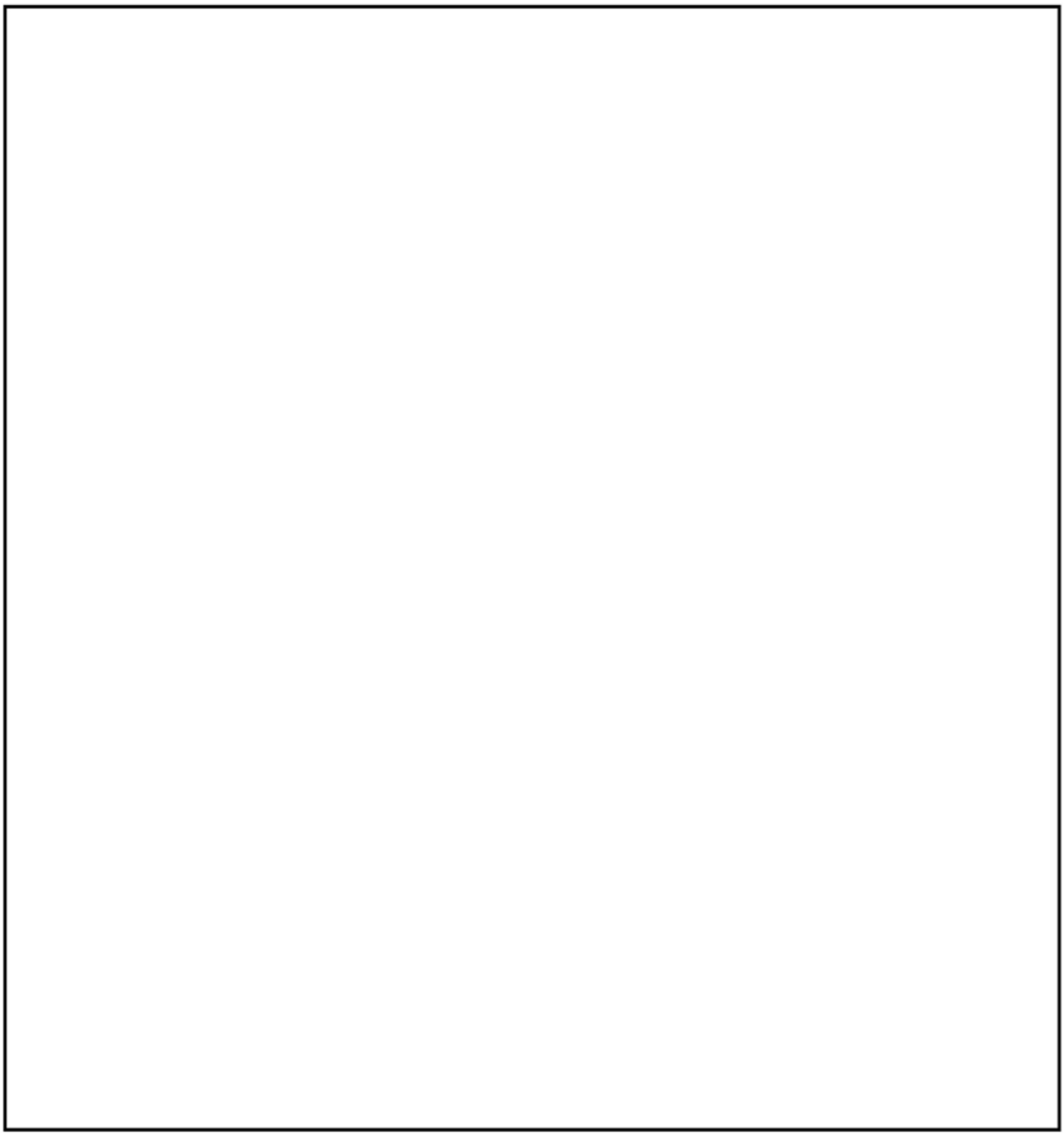


図 4-41　容器内圧力比較（1 区画模擬）

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。

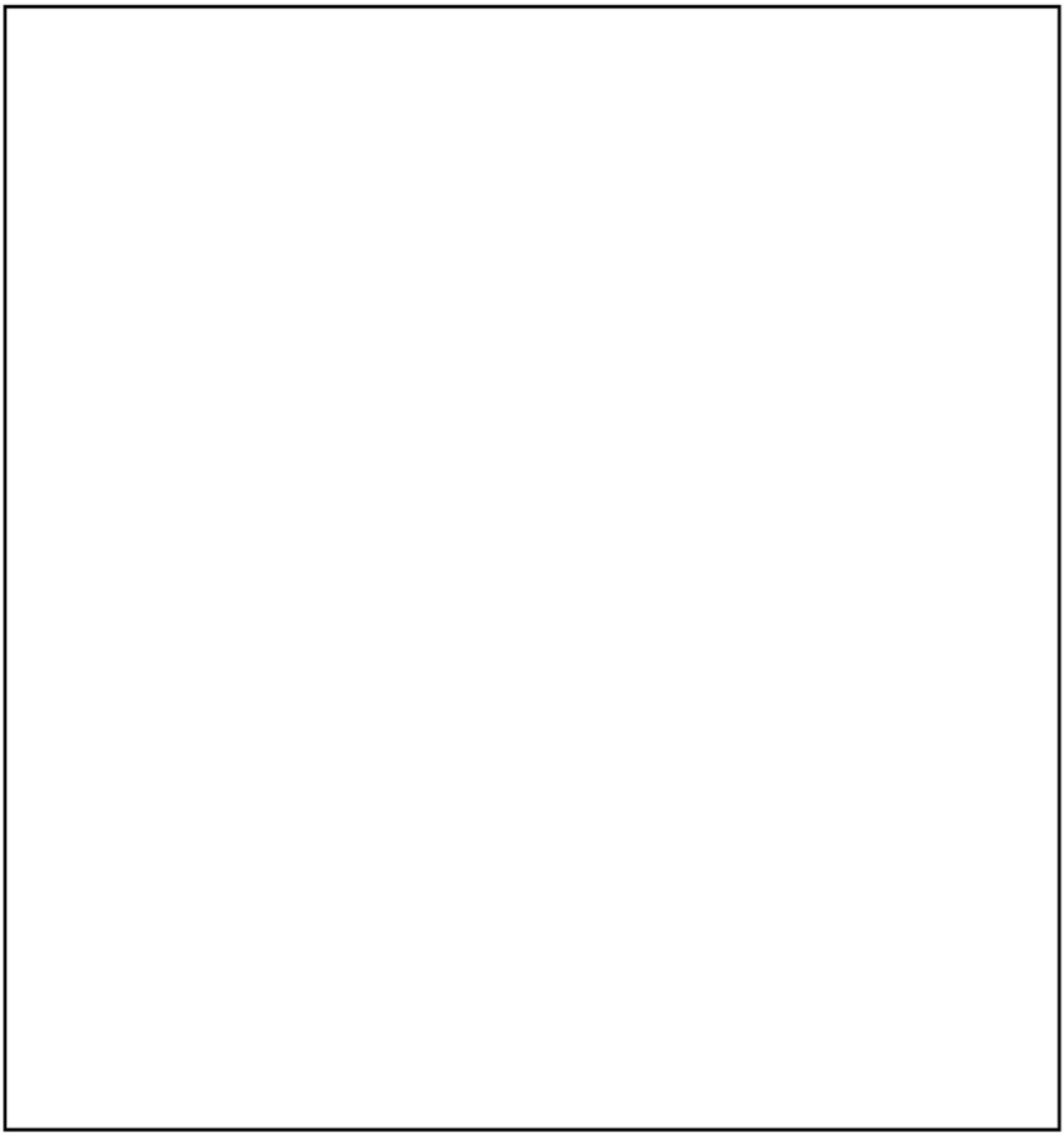


図 4-42　容器内温度分布比較（1 区画模擬）

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。

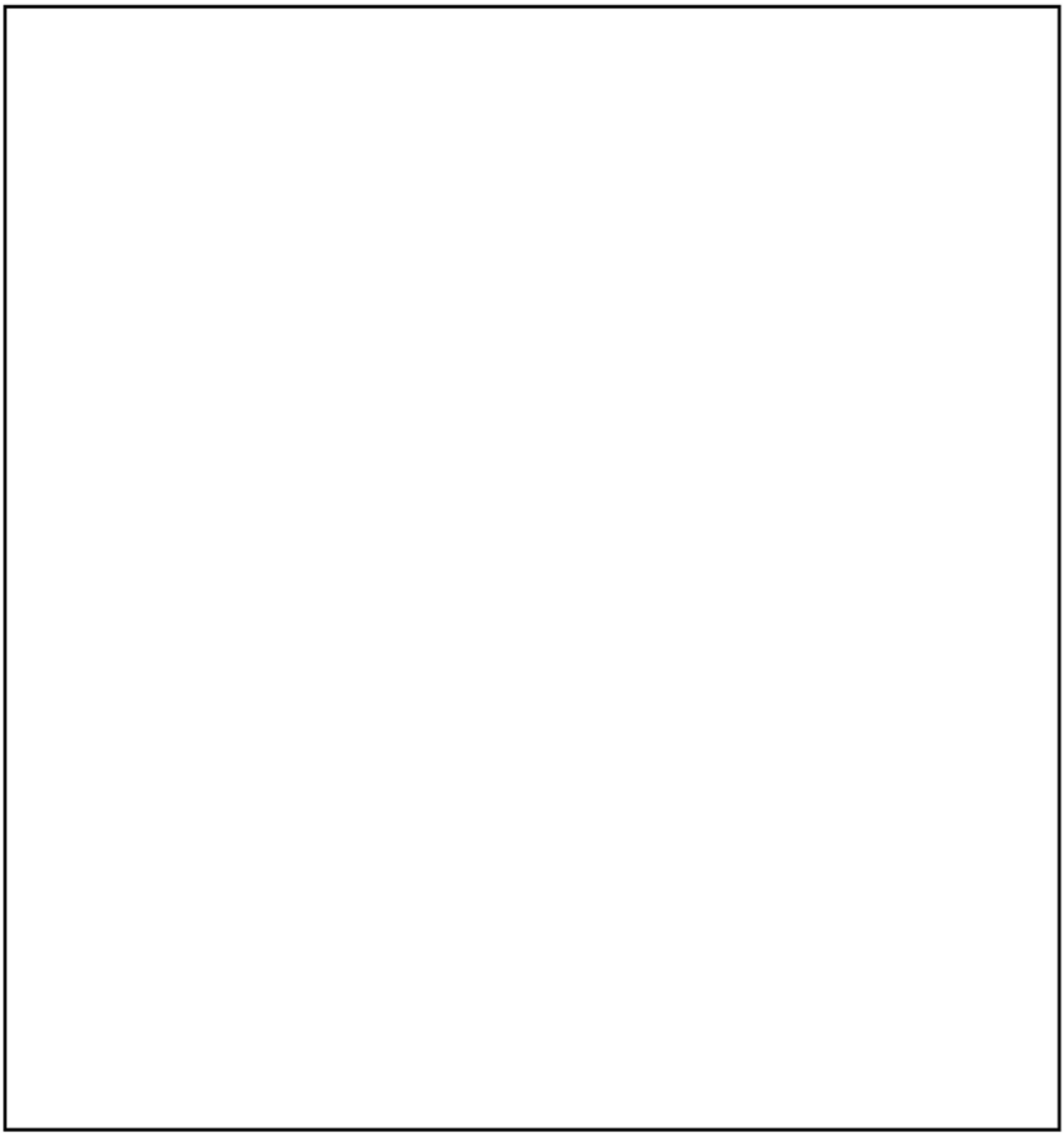


図 4-43　容器内水素濃度分布比較（1 区画模擬）

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。

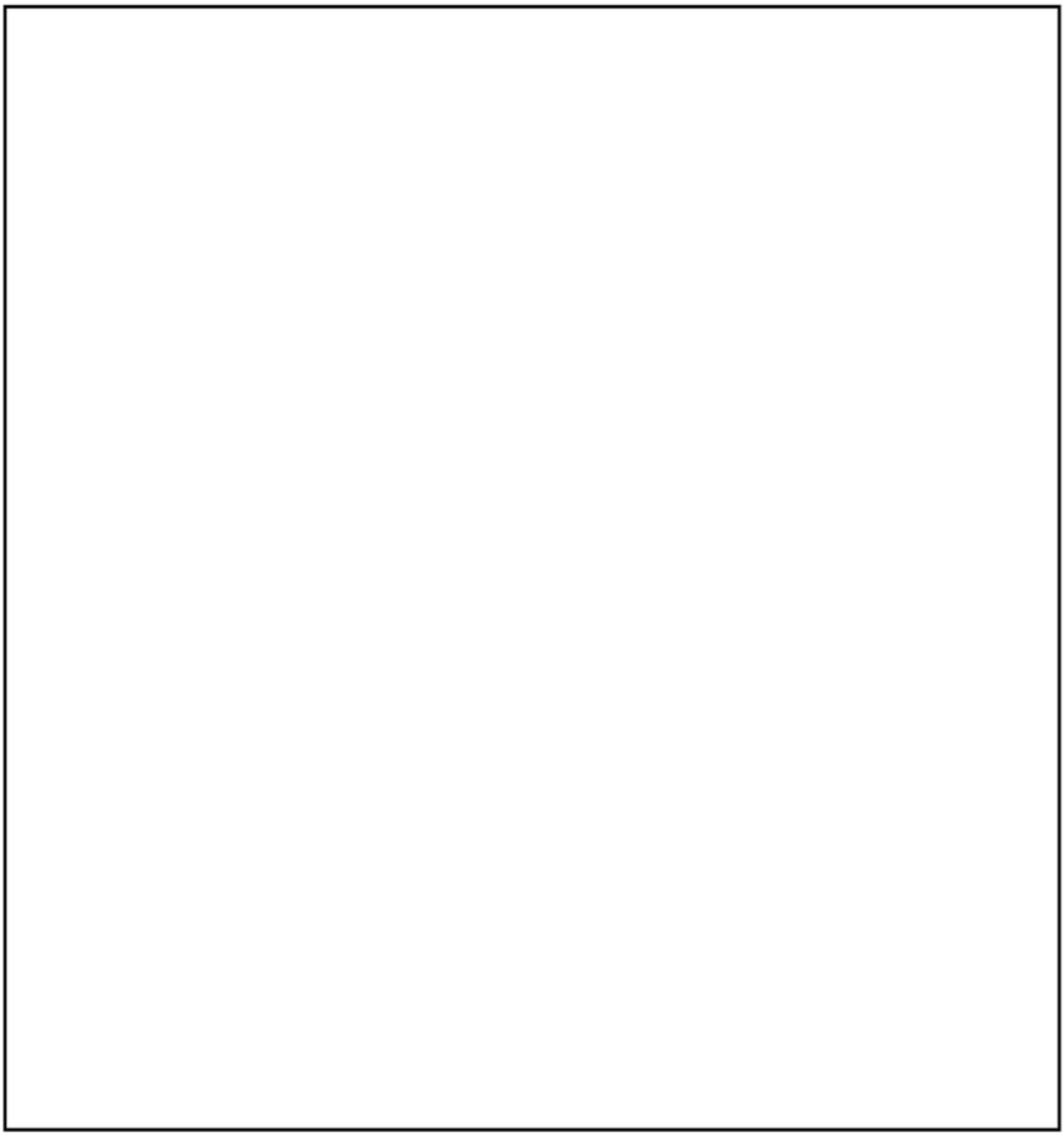


図 4-44　水素処理量の比較（1 区画模擬）

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。

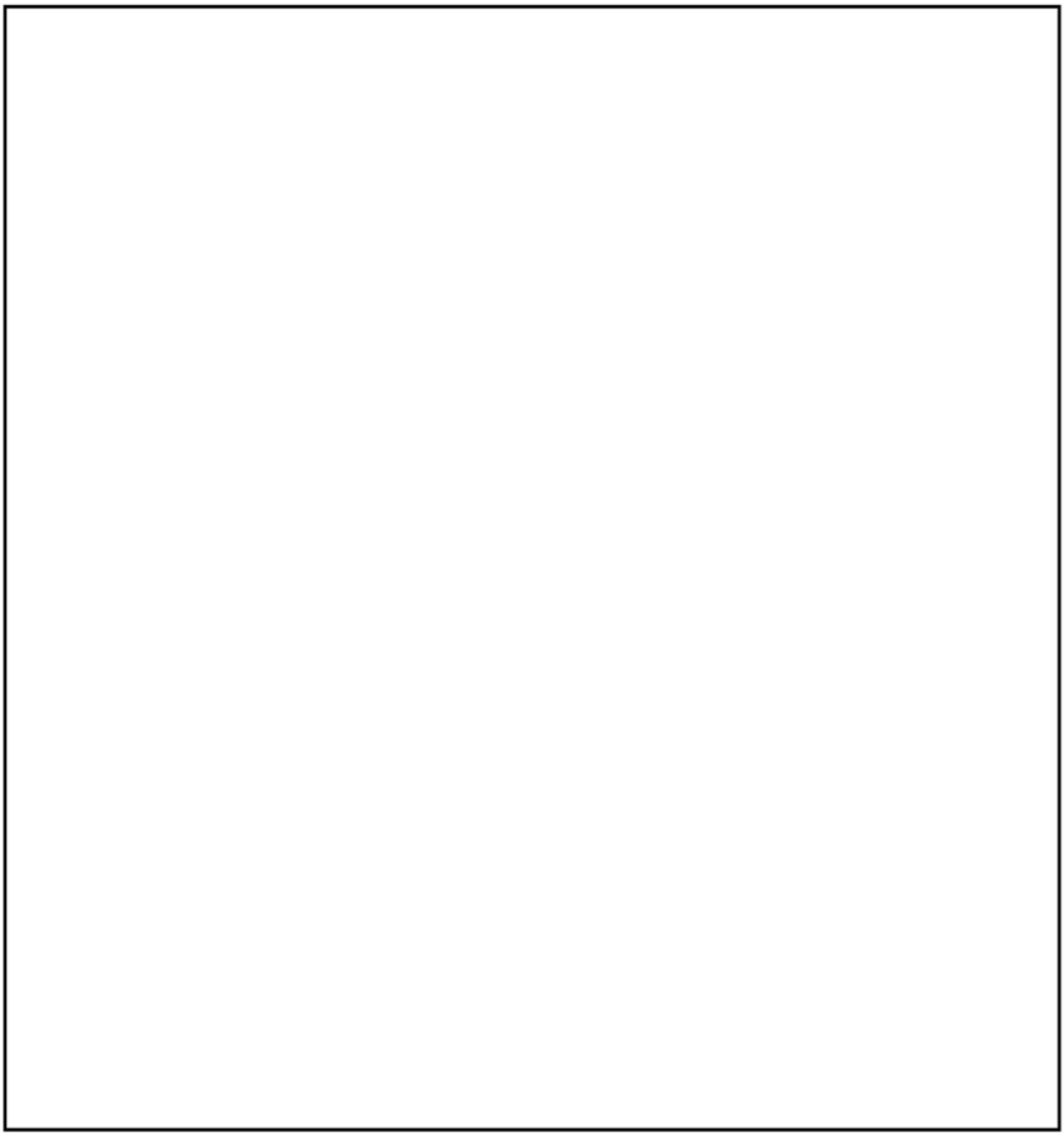


図 4-45　容器内圧力比較（多区画模擬）

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。

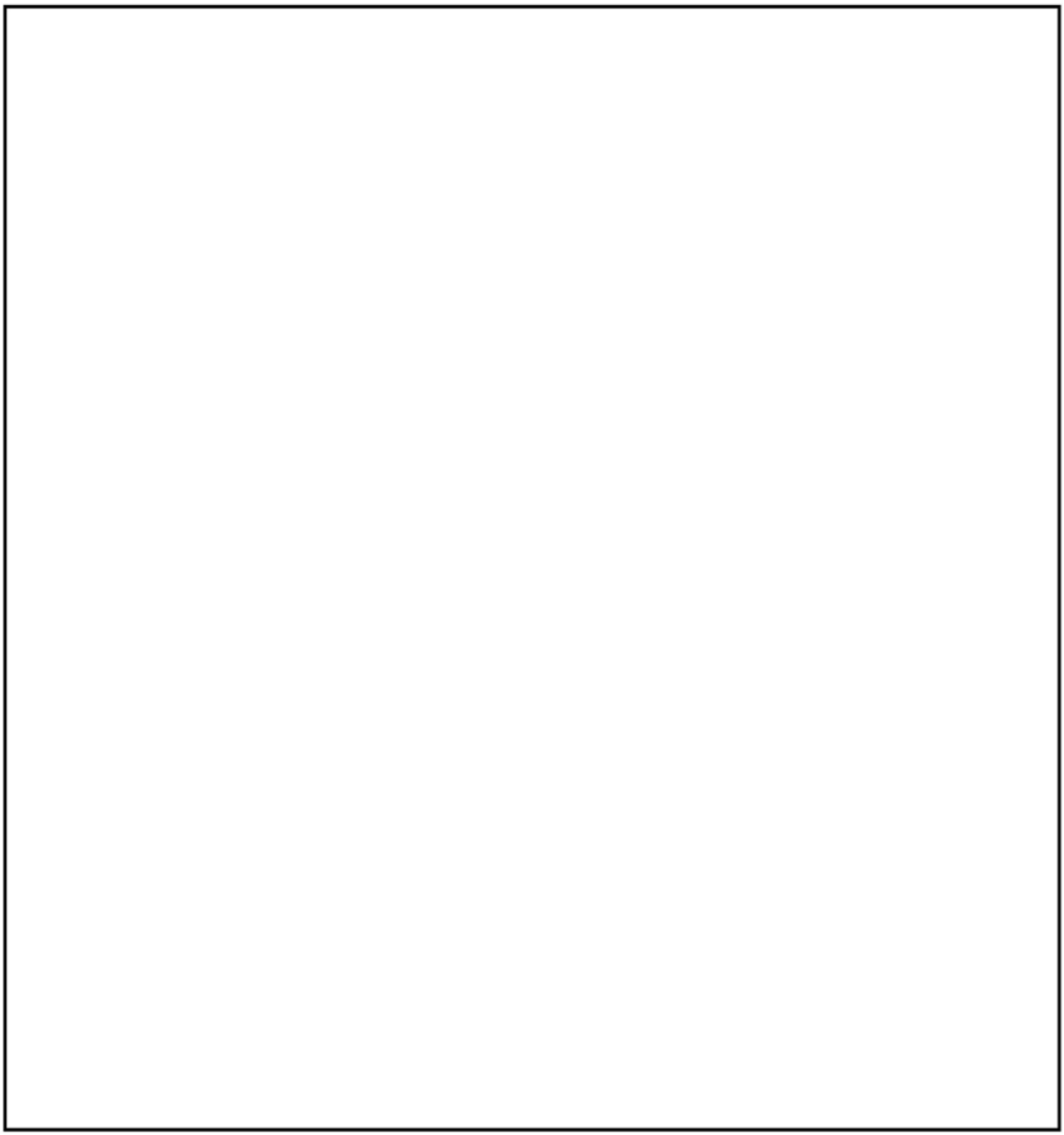


図 4-46　容器内温度分布比較（多区画模擬）

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。

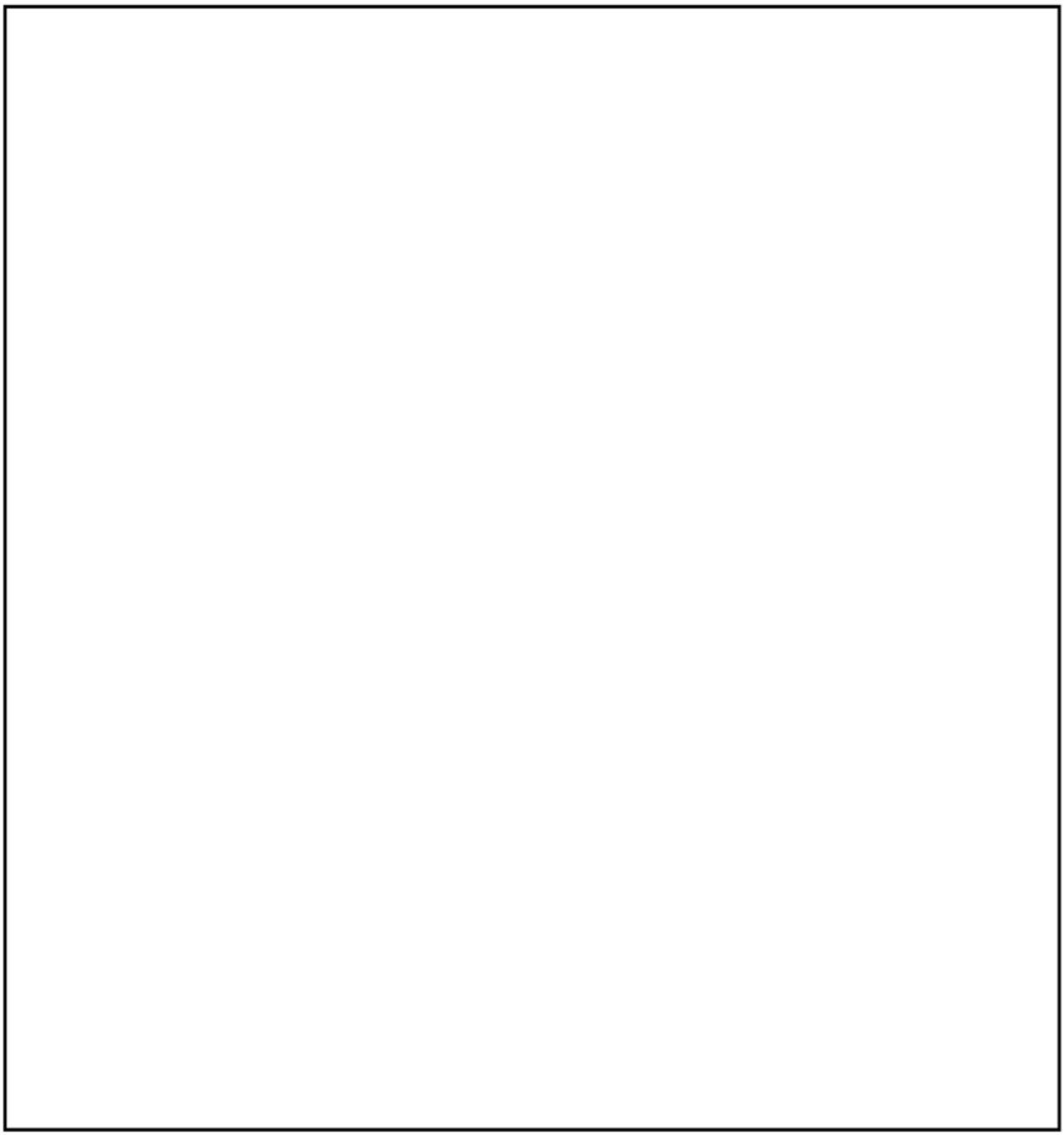


図 4-47　容器内水素濃度分布比較（多区画模擬）

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。

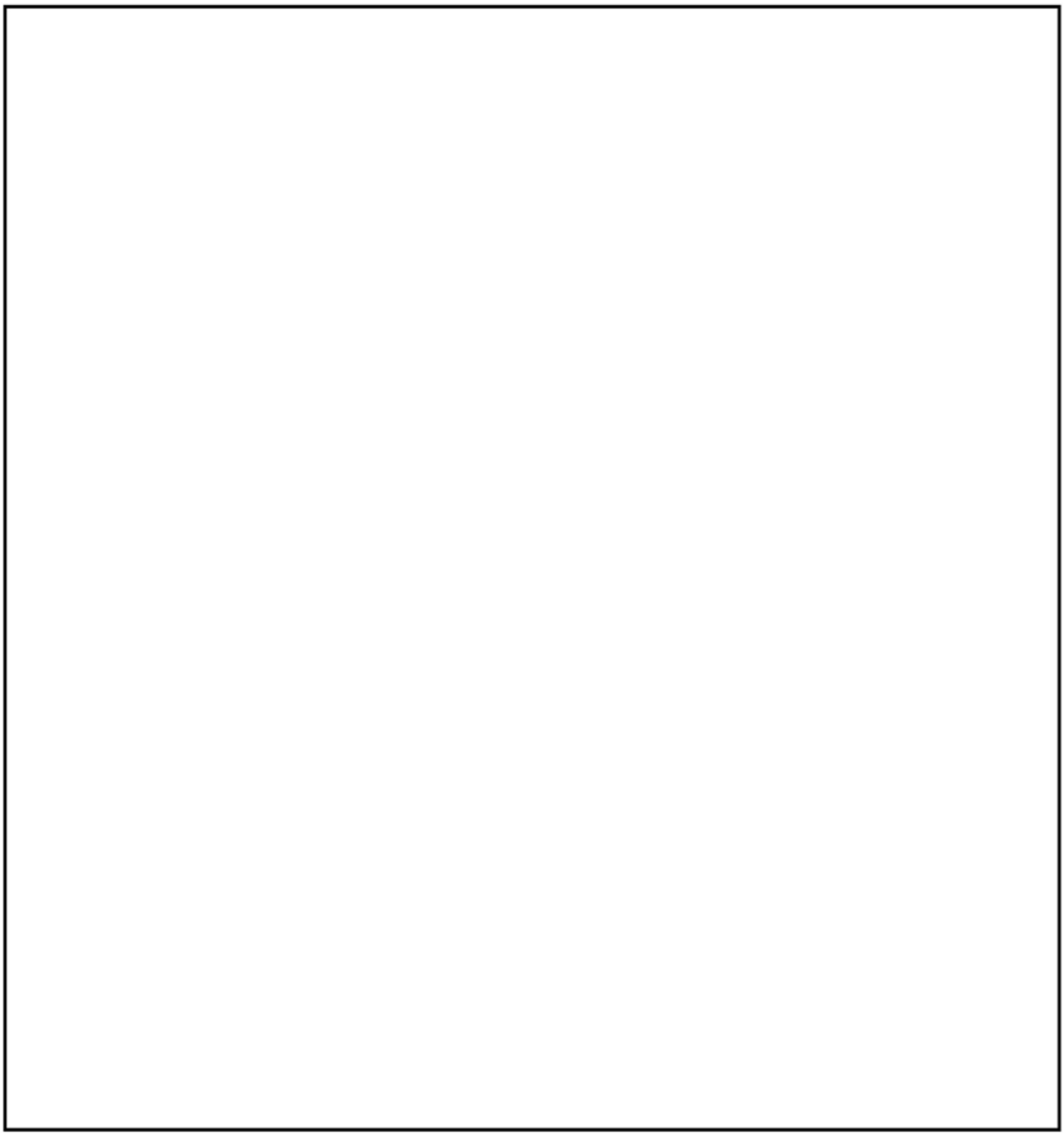


図 4-48　水素処理量の比較（多区画模擬）

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