

本資料のうち、枠囲みの内容は、営業秘密あるいは防護上の観点から公開できません。

東海第二発電所 工事計画審査資料	
資料番号	工認-135 改2
提出年月日	平成30年8月29日

V-5-14 計算機プログラム（解析コード）の概要・GOTHIC

目次

1. はじめに	1
1.1 使用状況一覧	2
2. 解析コードの概要	3

別添1 蒸気拡散解析へのGOTHICコードの適用性

別添2 原子炉建屋原子炉棟の水素挙動評価へのGOTHICコードの適用性

1. はじめに

本資料は、添付書類において使用した計算機プログラム（解析コード）GOTHICについて説明するものである。

本解析コードを使用した添付書類を示す使用状況一覧、解析コードの概要を以降に記載する。なお、蒸気拡散解析への適用性について別添1に、原子炉建屋原子炉棟の水素挙動評価への適用性について別添2に補足する。

1.1 使用状況一覧

使用添付書類		バージョン
V-1-1-8-4	溢水影響に関する評価	Ver. 8.1
V-1-8-2	原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書	Ver. 8.1

2. 解析コードの概要

項目	コード名 GOTHIC
使用目的	蒸気拡散解析 (高エネルギー配管破損時の蒸気拡散影響評価) シビアアクシデント解析 (シビアアクシデント時の原子炉建屋原子炉棟内における水素分布評価及び水素処理設備による水素濃度低減性能解析)
開発機関	Numerical Application Inc. (販売元はEPRI)
開発時期	1989年
使用したバージョン	Ver. 8.1
コードの概要	<p>Electric Power Research Insuituteにより開発された汎用熱流体解析コードである。本解析コードは、気相、液体連続相及び液体分散相(液滴)の3相について、各々、質量、運動量及びエネルギーの3保存式を解く、完全3流体(9保存式)解析コードである。</p> <p>各相間の質量、運動量及びエネルギーの移動は、構成式で表され、これにより、凝縮・沸騰現象や、凝縮した液体によって随伴される気相の流れ等、複雑な混相流現象を模擬することができる。また、ファン・水素再結合器等の機器モデルが組み込まれており、これらの機器の作動及び制御を模擬できる。</p> <p>このような基本構成により、原子炉建物内における気液混相の熱流動を取り扱うことができる。GOTHICは、主に米国において設計基準事故を想定した原子炉格納容器の設計や環境条件、シビアアクシデント時の水素分布解析などに豊富な使用実績がある。</p>
検証 (Verification) 及び 妥当性確認 (Validation)	<p>今回の解析は、高エネルギー配管破損時の蒸気拡散影響評価及びシビアアクシデント時の原子炉建屋原子炉棟内における静的触媒式水素再結合装置の水素濃度低減性能評価に使用している。</p> <p>【検証 (Verification)】</p> <p>本解析コードの検証の内容は、以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・コードのサンプル問題を実行し、ユーザーマニュアルに示される同一問題の結果と比較を行い、解析解がそれを再現していることを確認している。 ・1次元熱伝導の理論解に対する解析解が再現していることを確認している。

	<ul style="list-style-type: none">・本解析コードの適用制限について、蒸気表・各種相関式・物性範囲及び数値計算手法上の制約に対し問題ないことを確認している。 <p>【妥当性確認 (Validation)】</p> <p>本解析コードの妥当性確認の内容は、以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none">・実機プラントに対する上記の目的に対しては、検証内容が事故時の状況、機器設備の作動状況、物理現象の模擬などに対し適用可能な範囲にあることを確認している。・静的触媒式水素再結合装置作動時に見られる重要な物理現象の個別効果及び、それらを重ね合わせた総合効果の再現性を確認している。・NUPEC試験など、実機解析の再現能力、適用範囲と不確かさを考慮したうえで、上記目的に対する保守性を有している。
--	--

蒸気拡散解析へのGOTHICコードの適用性

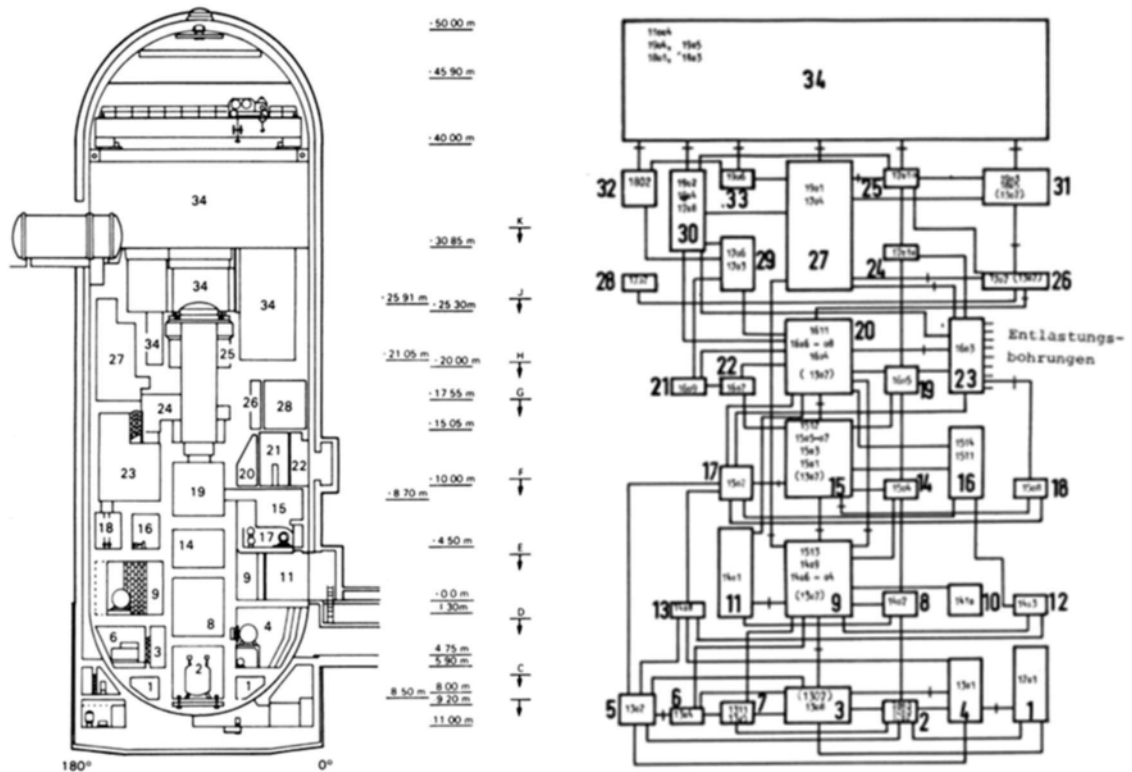
1. はじめに

蒸気拡散解析には、汎用熱流動解析コードGOTHICを用いている。GOTHICコードは、質量保存、エネルギー保存及び運動量保存の3つの保存則を気相、液相及び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、相関式等を解くことにより、流体、構造材の相互作用及び機器の動作を考慮した過渡解析が可能である。

2. GOTHICコードの妥当性について[1]

GOTHICコードは、国内の先行認可プラントにおいても蒸気拡散解析に使用されており、また、欧米では安全審査において格納容器内圧評価、事故時環境条件評価等で豊富な使用実績を有するとともに、蒸気拡散解析コードとして、AP1000、US-APWR、ABWR、EPR等での使用例がある。

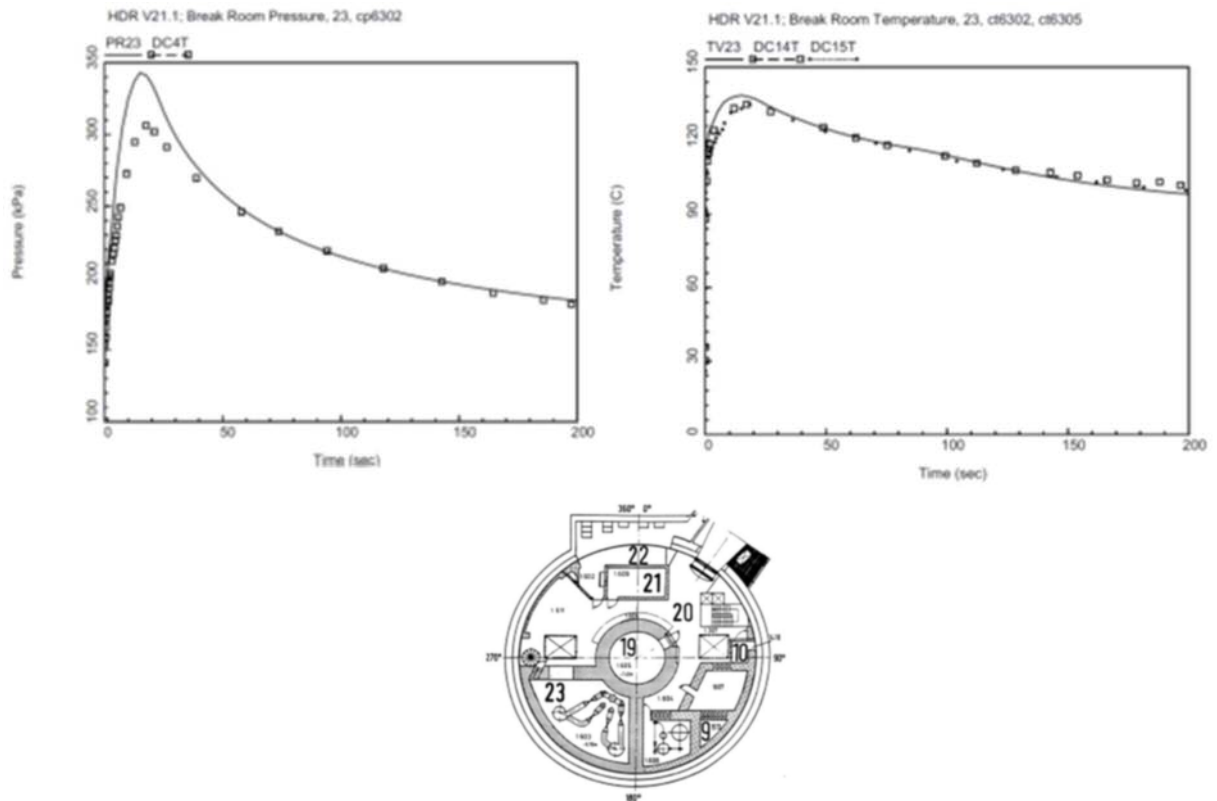
GOTHICコードによる蒸気拡散解析の妥当性を確認するため、ドイツの廃炉施設を利用したHDR実験を対象に実験解析を実施し、上記の区画間拡散挙動を適切に再現できることを確認している。HDR実験設備の概要及びGOTHICによる区画モデルを図1に示す。



出典：GOTHIC THERMAL HYDRAULICS ANALYSIS PACKAGE Qualification Report, Figure 20-1, 20-12

図1 HDR実験設備の概要及びGOTHICによる区画モデル

HDR実験を対象としたGOTHICコードの実験解析は、集中定数系で実施しており、各区画の温度予測がおおむね測定結果と一致することから、集中定数系を用いた評価方法も妥当であることを確認している。具体的には、図2に示すとおり、同一区画の異なる2点温度及び解析結果は、いずれもおおむね一致した結果が得られており、漏えい蒸気は急速に拡散し、区画内の温度変化は比較的均一に変動することがわかる。

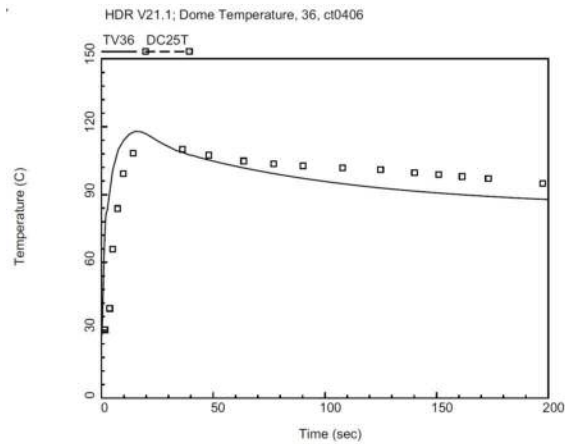


出典：GOTHIC THERMAL HYDRAULICS ANALYSIS PACKAGE Qualification Report,
Figure 20-7, 20-19, 20-23

図2 GOTHICによるHDR実験の実験解析結果

また、HDR実験の実験解析では、体積約10000 m³、高さ約20 m以上のドーム部を一つの解析区画でモデル化しているが、平均値として算出されるGOTHICの温度予測は、解析時間全般にわたって測定結果と良好な一致が得られている。HDR実験解析のドーム部温度予測を図3に示す。

なお、蒸気拡散解析の解析区画において、体積は最大4000 m³程度、高さは最大12m程度であり、HDR実験のドーム部で見られたような温度分布は生じないと言える。これより、防護対象設備の健全性に対してリスクが大きい蒸気漏えい時には、破断点近傍の雰囲気温度は全体的に上昇するため、集中定数系を用いた評価は妥当であると言え、GOTHICコードによる解析結果は妥当であると言える。



出典：GOTHIC THERMAL HYDRAULICS ANALYSIS PACKAGE Qualification Report,
Figure 20-24

図3 HDR実験解析のドーム部温度予測

3. 臨界流モデルの妥当性について[2]

破断口からの放出量算出に使用する臨界流モデルは、「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」においても妥当性が認められおり、「主蒸気管破断」の事故解析でも使用しているMoodyの臨界流モデルを使用する。Moodyの臨界流モデルは、理論式をベースに質量流量を理論上最大とするスリップ比を仮定して流出流量を計算するものであり、適用条件について表1に示す。

表1 Moodyの臨界流モデルの適用条件

	Moodyの臨界流モデル	所内蒸気系
圧力条件	約0.07～約22 MPa[gage]	0.93 MPa[gage]
流体条件	飽和蒸気, 飽和水	飽和蒸気
破断形状	規定なし*	貫通クラック

注記 * : 破断部の形状損失や配管内の摩擦損失など上流から破断部までの圧力損失を無視していることから破断形状の規定はない。

4. 参考文献

[1] GOTHIC Thermal Hydraulic Analysis Package, Version 8.1(QA). EPRI, Palo Alto, CA: 2014.

[2] F.J.Moody “Maximum Flow Rate of a Single Component, Two-Phase Mixture”, J. of Heat Transfer, Trans. ASME, Series C, Vol. 87, No. 1, Feb. 1965

原子炉建屋原子炉棟の水素挙動評価へのGOTHICコードの適用性

1. はじめに

原子炉建屋水素対策の有効性を評価するための熱流動解析において、米国E P R I (Electric Power Research Institute) により開発された汎用熱流動解析コード「GOTHIC (Generation of Thermal-Hydraulic Information for Containments)」を用いている。以下に本解析コードを用いる妥当性を示す。

2. 本解析コードの特徴

(1) 概要

本解析コードは、気相、液体連続相、及び液体分散相（液滴）の3相について、各々、質量、運動量及びエネルギーの3保存式を解く、完全3流体（9保存式）解析コードである。

各相間の質量、運動量及びエネルギーの移動は構成式で表され、これにより、凝縮・沸騰現象や、凝縮した液体によって随伴される気相の流れ等、複雑な混相流現象を模擬することができる。また、ファン・水素再結合器等の機器モデルが組み込まれており、これらの機器の作動及び制御を模擬できる。

このような基本構成により、原子炉建物内における気液混相の熱流動を取り扱うことができる。

(2) 流体

前述のように、本解析コードは気相及び液相の熱流動を取り扱うことができる。このうち気体については、蒸気だけでなく水素、窒素、酸素等の様々なガスが混合した多成分ガスを取り扱うことができる。

(3) 伝熱

流体の各相間の伝熱（エネルギー移動）は、(1)で記述したように構成式で表される。

流体と壁面等の構造体との間の伝熱は、壁面熱伝達モデルにより評価する。壁面熱伝達モデルは、自然対流熱伝達及び強制対流熱伝達、凝縮熱伝達等のモデルが組み込まれており、流体と構造物との間の熱伝達及び壁面近傍の蒸気の凝縮等を考慮できる。また、構造物内部の熱伝導を考慮できる。

(4) 形状モデル

本解析コードの形状モデル例を図1に示す。本解析コードでは、区画を複数ボリューム（サブボリューム分割）として扱う分布定数系モデルと、区画を1ボリュームとして扱う集中定数系モデルがあり、解析内容に応じて適切にモデル化することが可能である。

このうち、分布定数系モデル（サブボリュームモデル）は、いわゆる直交系の構造格子モデルであり、3次元の流体挙動が計算される。分布定数系モデルにおいては、各サブボリュームの体積や高さ等、また、サブボリューム間の流路面積や水力等価直径等の形状パラメータを設定することにより、当該部の3次元形状をモデル化することが可能である。更に、乱流モデル及び分子拡散モデルが組み込まれており、乱流拡散及び分子拡散による質量・運動量・エネルギー

ギーの移動を考慮可能である。また、壁面摩擦モデルや局所圧力損失モデルにより、壁面と流体との相互作用や、流路内の構造物を通過することによる運動量・エネルギーの損失を考慮可能である。更に、各相間の界面を通じた質量、運動量、エネルギーの移動が考慮されている。各サブボリュームについて、これらのモデルを含む質量・運動量・エネルギーの保存式を計算することにより、三次元熱流動を評価する。

集中定数系においては、各区画・各相について質量とエネルギーの保存式が計算される。一方、集中定数系の区画間の流れはフローパスモデルで模擬する。フローパスは、各相について1次元の運動量の保存式が計算され、壁面摩擦モデル、局所圧力損失モデル、各相間の界面を通じた運動量の移動等が考慮されている。

また、区画と境界条件とを接続することにより、境界との流体の流入・流出が計算される。フローパスは1次元の流れであるが、場合によって、これらを複数設置することにより、区画間の循環流れ等も模擬することができる。

形状モデルの例を図1に示す。

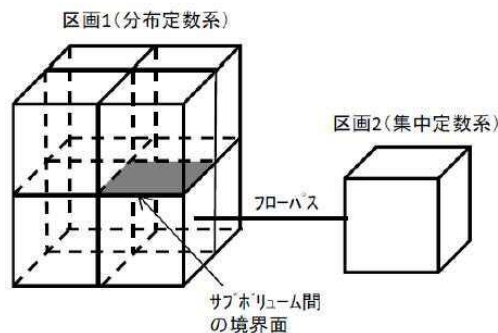


図1 形状モデル例

(5) 境界条件

流入境界から流入する流体の種類、流量、エネルギー等を設定できる。また、圧力境界条件により、境界での流体の圧力等を設定できる。一方、熱伝導体の境界においては、境界での熱流束、温度等を設定可能である。

(6) 機器モデル

ファンや水素再結合器等の機器を模擬できる。ファンモデルは、フローパスに流入・流出する流量を制御できる。水素再結合器モデルは、当該モデルに流入する水素と酸素の結合反応及び上記結合反応によって生じる反応発熱を制御できる。

ファンモデル及び水素再結合器モデルを組み合わせることにより、PARの試験データに基づく性能をモデル化することが可能である。

3. 本解析コードの妥当性確認

原子炉建屋水素対策の有効性を評価するための熱流動解析に本解析コードを用いることの妥当性を確認するため、基本的な物理現象である3次元流動によるガスの流動・拡散現象、ガスの熱流動と水素ガス濃度変化への影響が大きい水蒸気の壁面熱伝達による凝縮及び構造体内部熱伝導、PARモデルに着目する。

(1) 3次元流動解析への適用性

原子炉建屋内では、原子炉格納容器等から漏えいしたガスが拡散し混合する。原子炉建屋水素対策の有効性評価では、オペレーティングフロアに対して、複数ボリューム分割できる分布定数系モデルを適用することで、水素や水蒸気等ガスのボリューム間の拡散・混合を解析可能である。

ガスの拡散・混合に関する代表的な総合効果試験としてNUPEC試験がある（図2参照）。NUPEC試験は、表1及び図3から図5に示すように、25の区画に分割された試験体系において、ガス放出の有無、放出ガスの種類（水蒸気又は水素の代替としてのヘリウム）やスプレイの有無等を考慮した試験が行われ、雰囲気圧力・温度やガス濃度分布が測定されている。ここでは、水蒸気及び水素の代替としてのヘリウムの両方を放出し、かつスプレイを想定しない点で、原子炉建物水素対策の想定条件に近い試験ケースTestM-4-3を対象に、解析の試験データとの比較を行った。

TestM-4-3の試験条件を以下に示す。

- ・初期圧力：101 kPa[abs]
- ・初期温度：28 °C
- ・蒸気の放出条件：0.33 kg/s（1800秒で停止）
- ・ヘリウムの放出条件：0.03 kg/s（1800秒で停止）
- ・ガス放出区画：図4参照
- ・スプレイ：なし

試験解析モデルを図6及び図7に示す。試験データと比較するガス放出区画（No.8）から上部フロア（No.15）までの区画、及びドーム部（No.25）の区画について、それぞれ分布定数系でモデル化している。その他の区画については、分布定数系モデル又は集中定数系モデルを用いてモデル化している。また、区画間の開口及び熱伝導体についても試験体系に基づきモデル化している。

解析結果を図8から図10に示す。図8から、ガス放出による圧力上昇及び1800秒でのガス放出停止後の蒸気凝縮による圧力低下をよく再現できている。図9から、ドーム部の温度について、ガス放出による温度上昇及び1,800秒でのガス放出停止後の温度低下をよく再現できている。ガス放出区画におけるGOTHICの温度について、No.8, 15, 21の区画内の温度計測値と比較すると、GOTHICの結果が試験データを若干上回っており、これはGOTHICでは高温のガスが放出するノード近傍の温度をプロットしていることから妥当な結果である。図10から、ドーム部のヘリウム濃度について、1000秒程度までのヘリウム濃度約0.1までの範囲で良好に模擬できると考えられる。ガス放出区画におけるGOTHICのヘリウム濃度について、試験データは測定位置に依存すること、GOTHICが高濃度のガスが放出するノード近傍のヘリウム濃度をプロットしていることから、解析の試験との差がやや大きい。ヘリウム濃度の成層化について、試験データのガス放出区画とドーム部のヘリウム濃度は時間とともに均一化しており、GOTHIC解析で再現できている。

以上より、原子炉格納容器漏えいによる水素や水蒸気の放出を想定して、ガス拡散・混合を評価する原子炉建物水素流動解析に本解析コードを適用するのは妥当である。

表1 NUPEC試験体系の内部区画 (出典：参考文献[1]Table3-2)

ノード番号	区画
1	炉内計装チェイス
2	CV サンプ ポンプ室
3	一般部(下部) C
4	一般部(下部) D
5	一般部(下部) A
6	一般部(下部) B
7	SG 基礎部 C
8	SG 基礎部 D (Test M-4-3 ガス放出区画)
9	CV 冷却材 ドレンタンク
10	SG 基礎部 A
11	SG 基礎部 B
12	一般部(上部) C, D
13	一般部(上部) A, B
14	SG ループ室 C
15	SG ループ室 D
16	加圧器室(下部)
17	SG ループ室 A
18	SG ループ室 B
19	キャビティ
20	SG 煙突部 C
21	SG 煙突部 D
22	加圧器室(上部)
23	SG 煙突部 A
24	SG 煙突部 B
25	ドーム部

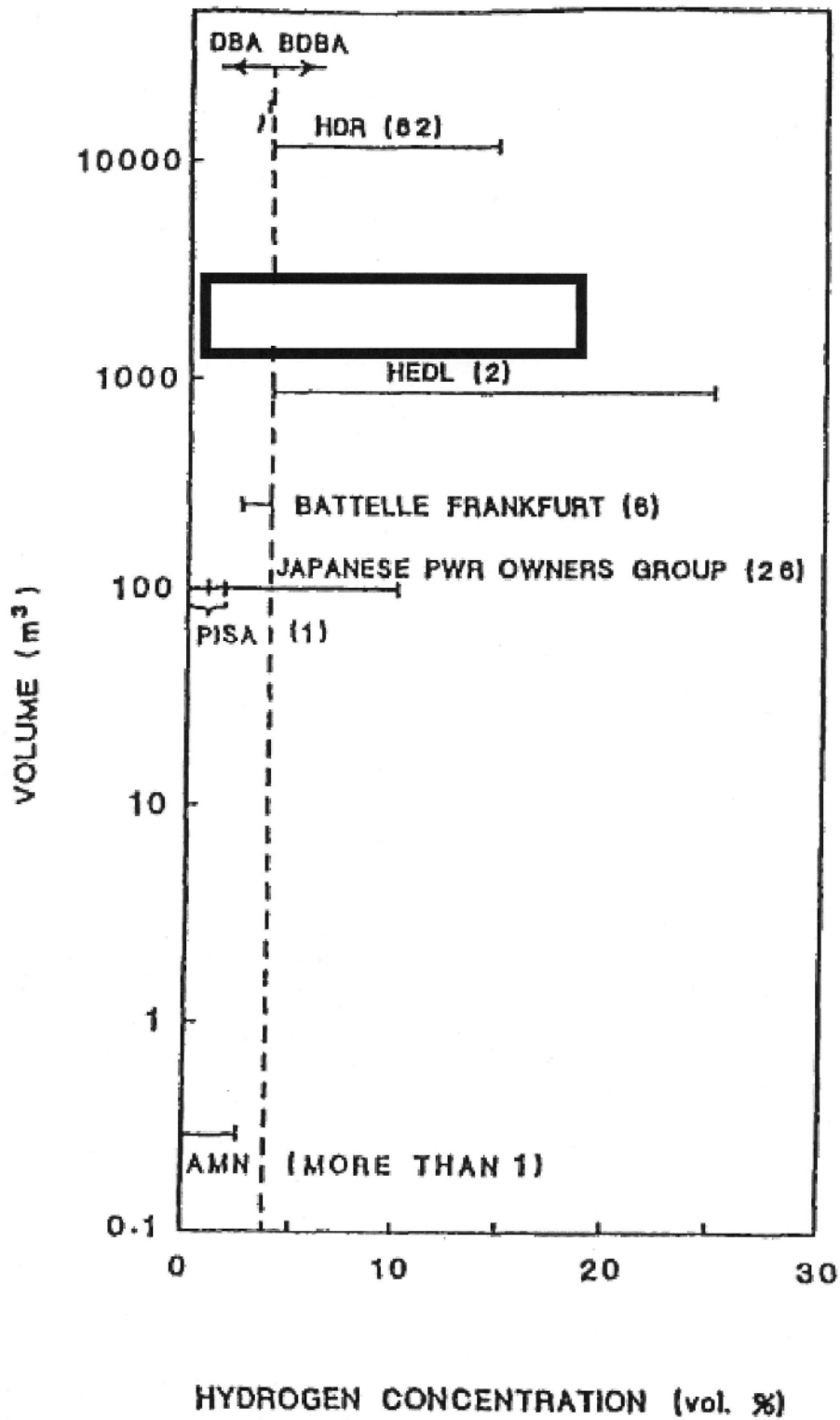


図2 水素濃度の範囲と試験スケール (出典: [1]Fig. 3-1)

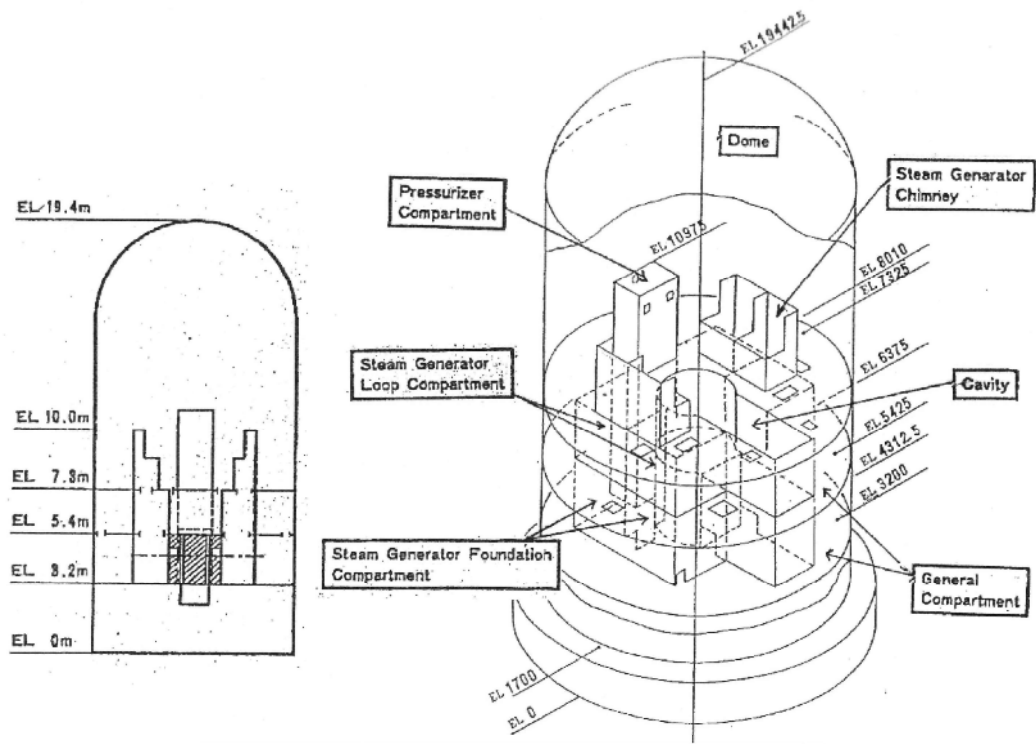


図3 NUPEC試験体系の概要 (出典：[2]Fig.17-1)

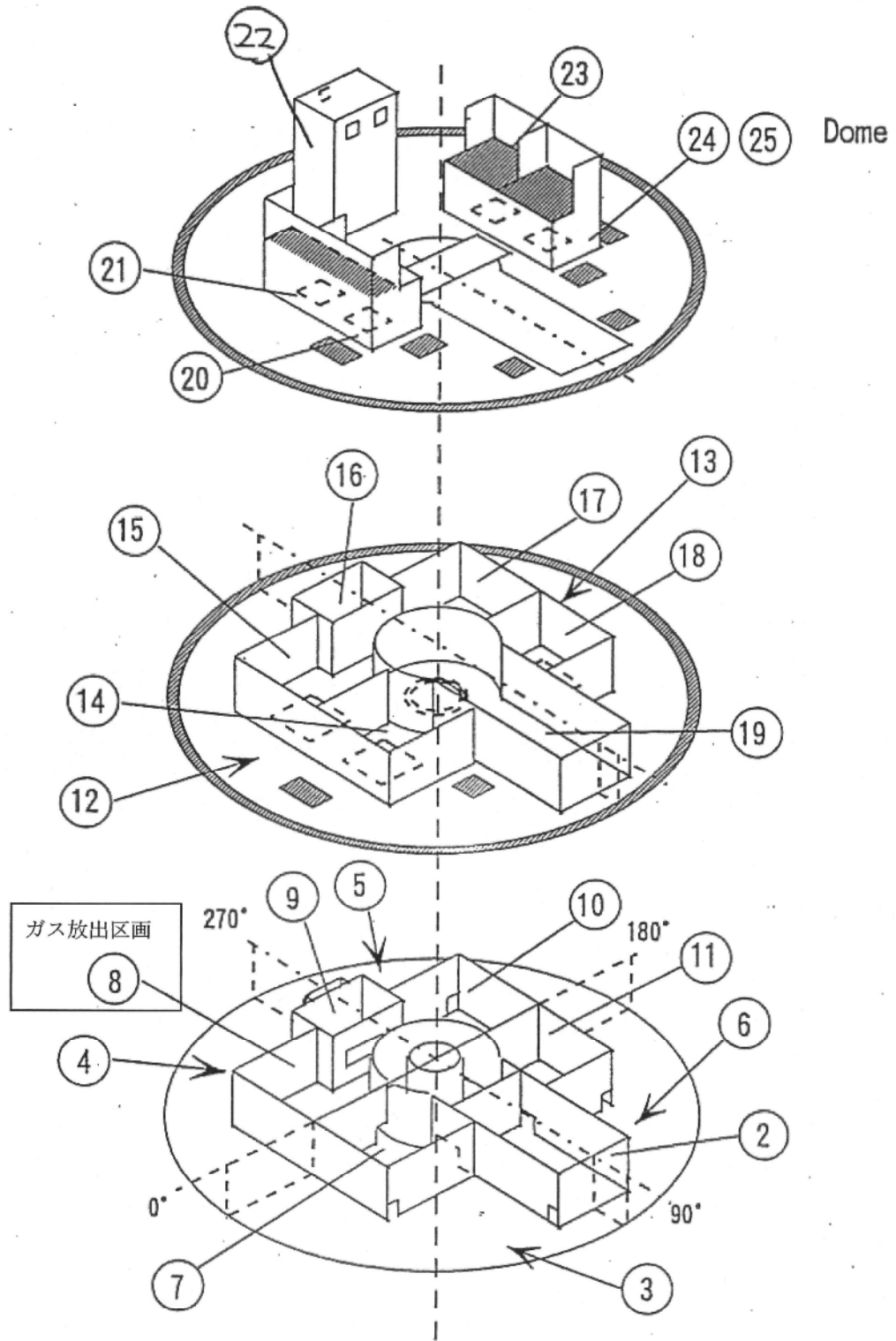


図4 NUPEC試験体系における区画と開口部 (出典：[2]Fig. 17-2)

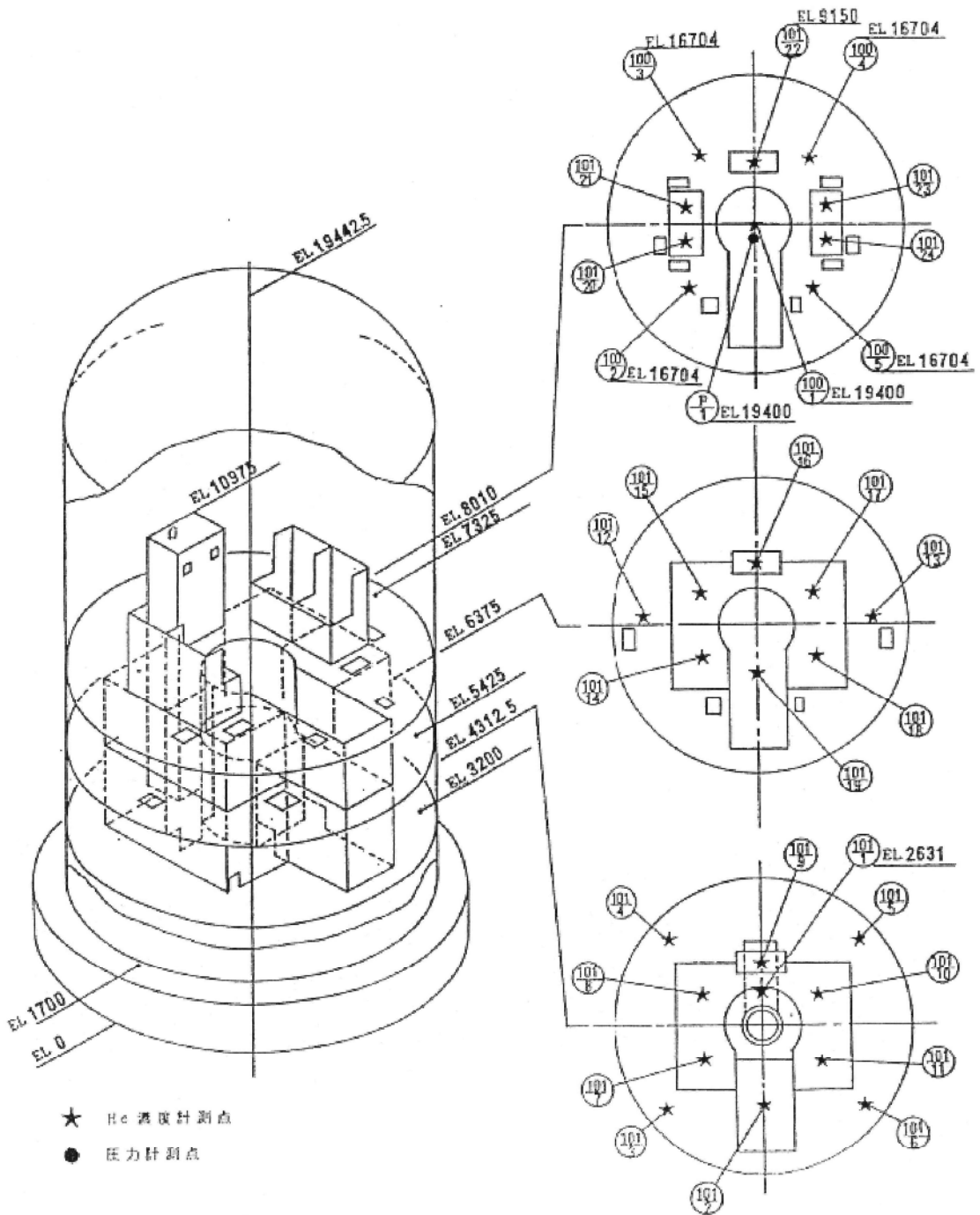
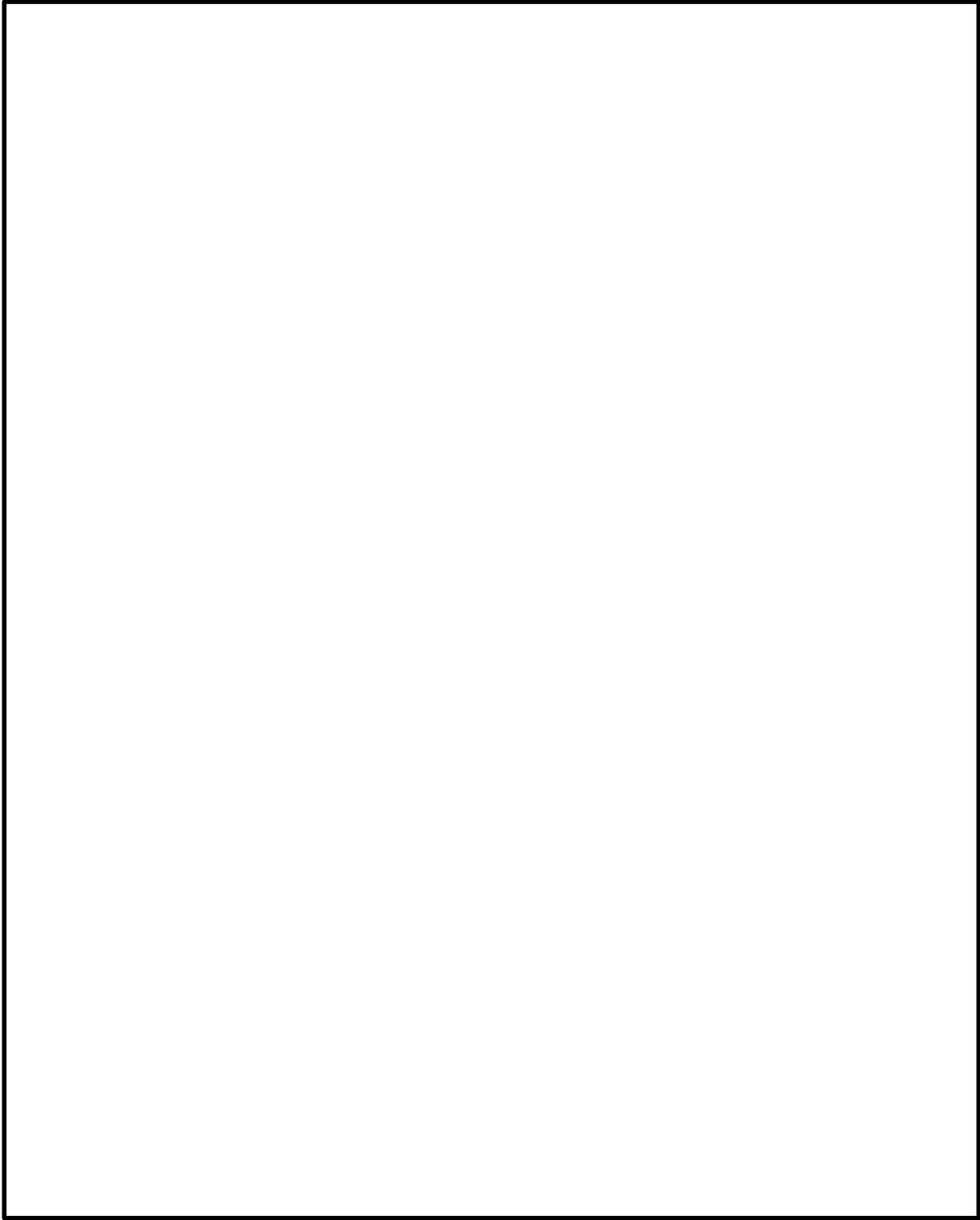


図5 NUPEC試験体系におけるヘリウム濃度及び圧力の計測点
(出典：[3]図3.1.4)



(番号1～25は試験における区画番号に対応 (第2表))
図6 NUPEC試験の解析モデル概要 (出典:[2]Fig.17-3)

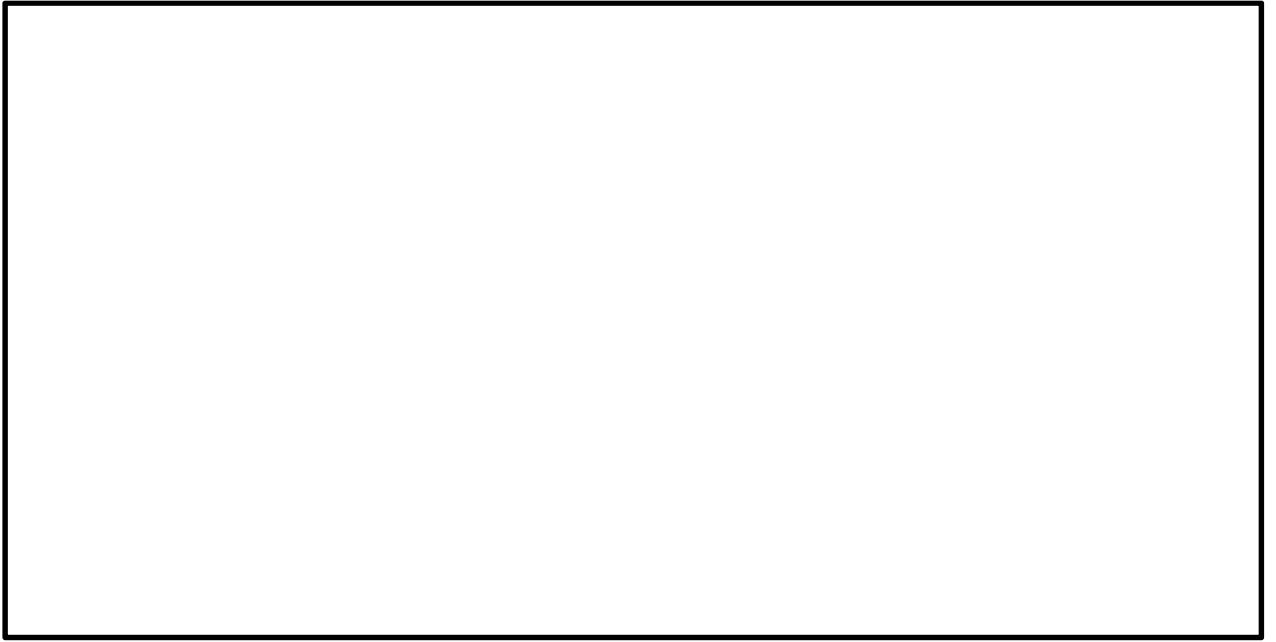


図7 NUPEC試験の解析モデルにおける分布定数系によるノード分割
(出典：[2]Fig.17-4)

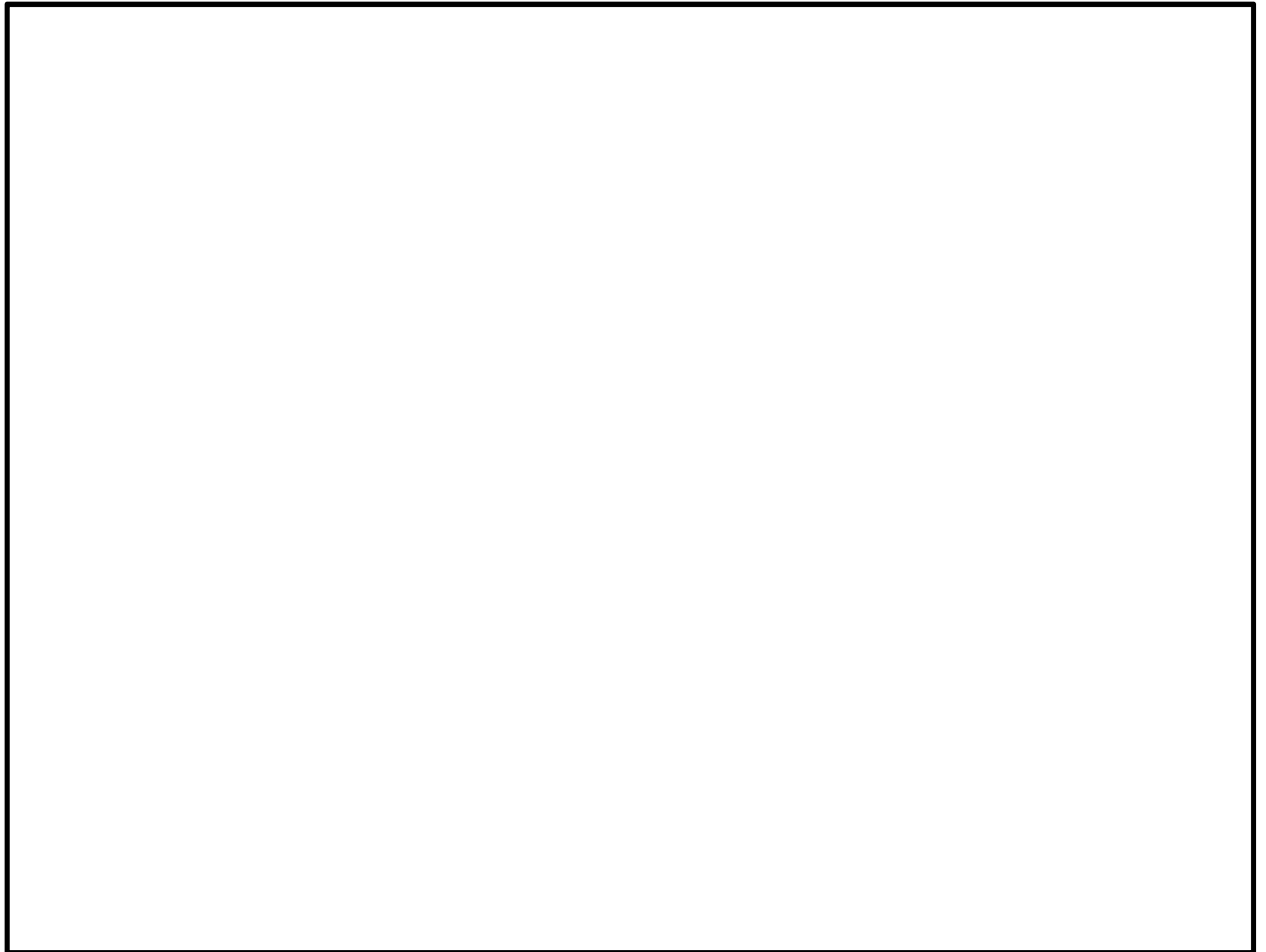


図8 格納容器圧力 (出典：[2] Fig.17-16)

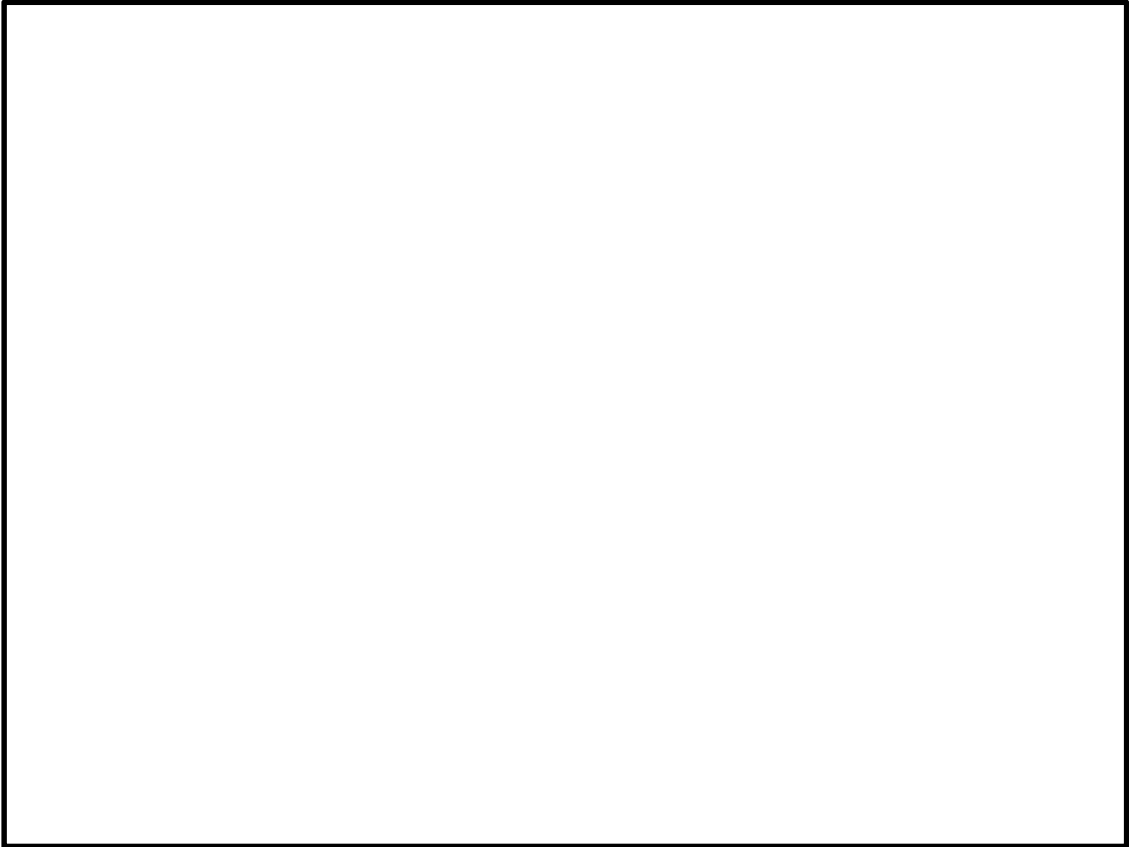


図9 格納容器温度 (出典： [2] Fig.17-17)

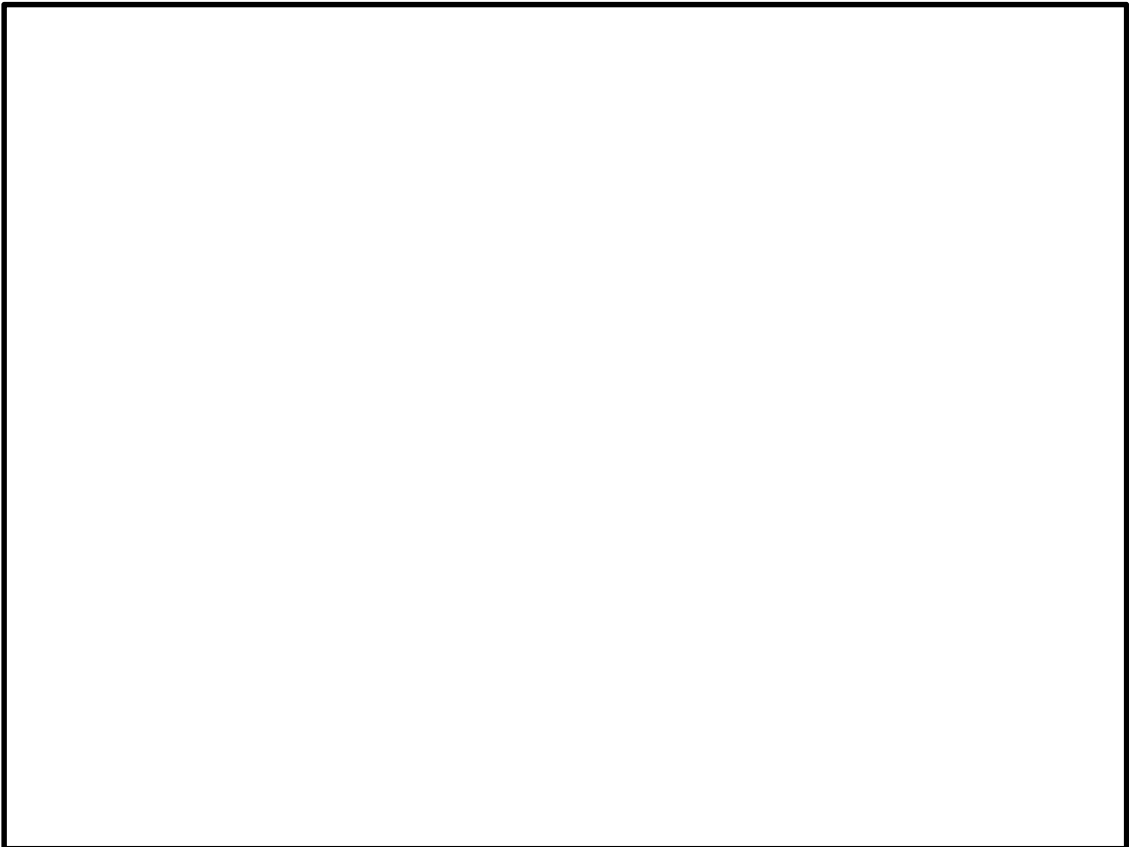


図10 ヘリウム濃度 (出典： [2] Fig.17-19)

(2) 水蒸気凝縮(壁面熱伝達)への適用性

凝縮熱伝達モデルとして、DLM-FMモデル(Diffusion Layer Model with enhancement due to Film roughening and Mist generation in the boundary layer)を使用した。本モデルは、液膜の擾乱や壁面付近での液滴発生を考慮した最適評価モデルである。

本モデルで評価した凝縮熱伝達について、個別効果試験データとの比較を図11に示す。また、比較する試験パラメータの範囲を以下に示す。



図に示すとおり、ほとんどの試験データに対して約20%以内で予測できている。想定されるパラメータ範囲は、以下に示すように試験パラメータの範囲を概ね満たすことから、本モデルを適用するのは妥当である。

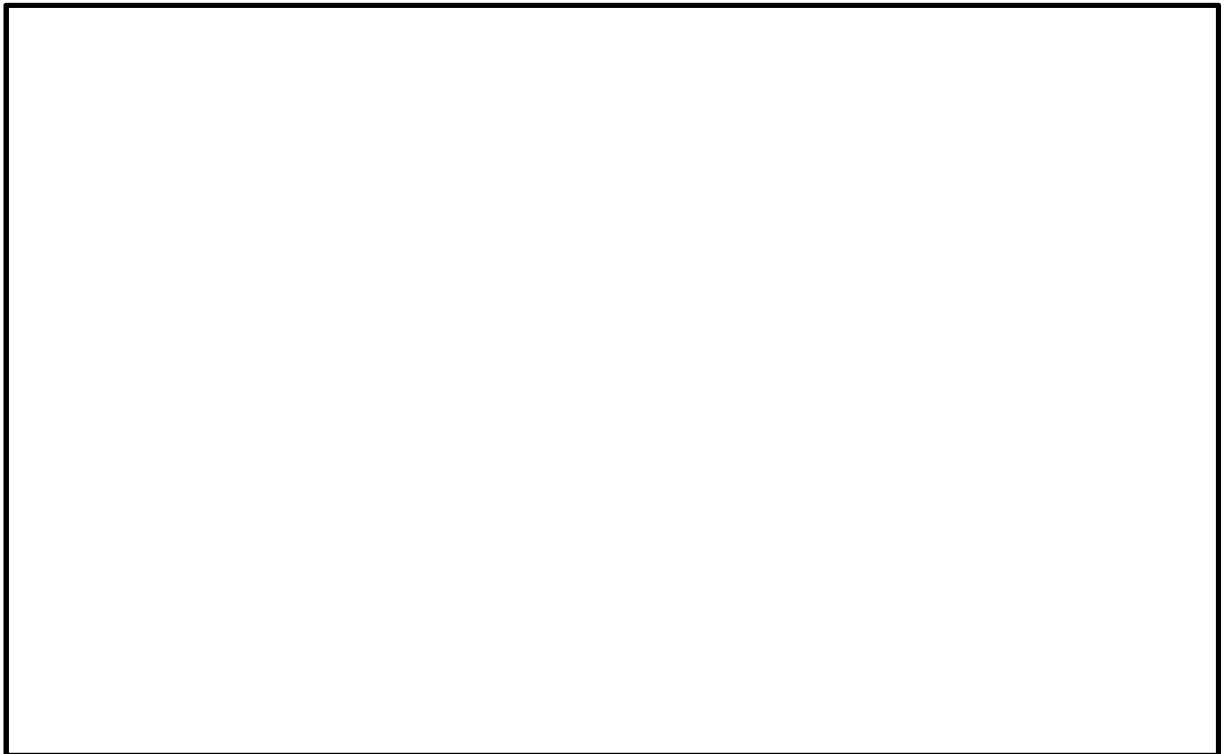


図11 DLM-FMモデルの試験データとの比較(出典:[2] Fig.5-40)

(3) 構造体内部熱伝導

オペレーティングフロアの壁及び天井の構造体を熱伝導体とみなし，GOTHICコードに内蔵されている1次元熱伝導モデルを使用している。

円筒の熱伝導体において，熱伝導体の初期温度を500 F，熱伝導体周りの流体温度を200 Fとした条件で，GOTHICコードで評価した円筒中心の温度の時間変化と理論解との比較を図12に示す。GOTHICコードは理論解とよく一致しており，原子炉建物水素対策の有効性評価の中で，構造体内部熱伝導へ本モデルを適用することは妥当である。

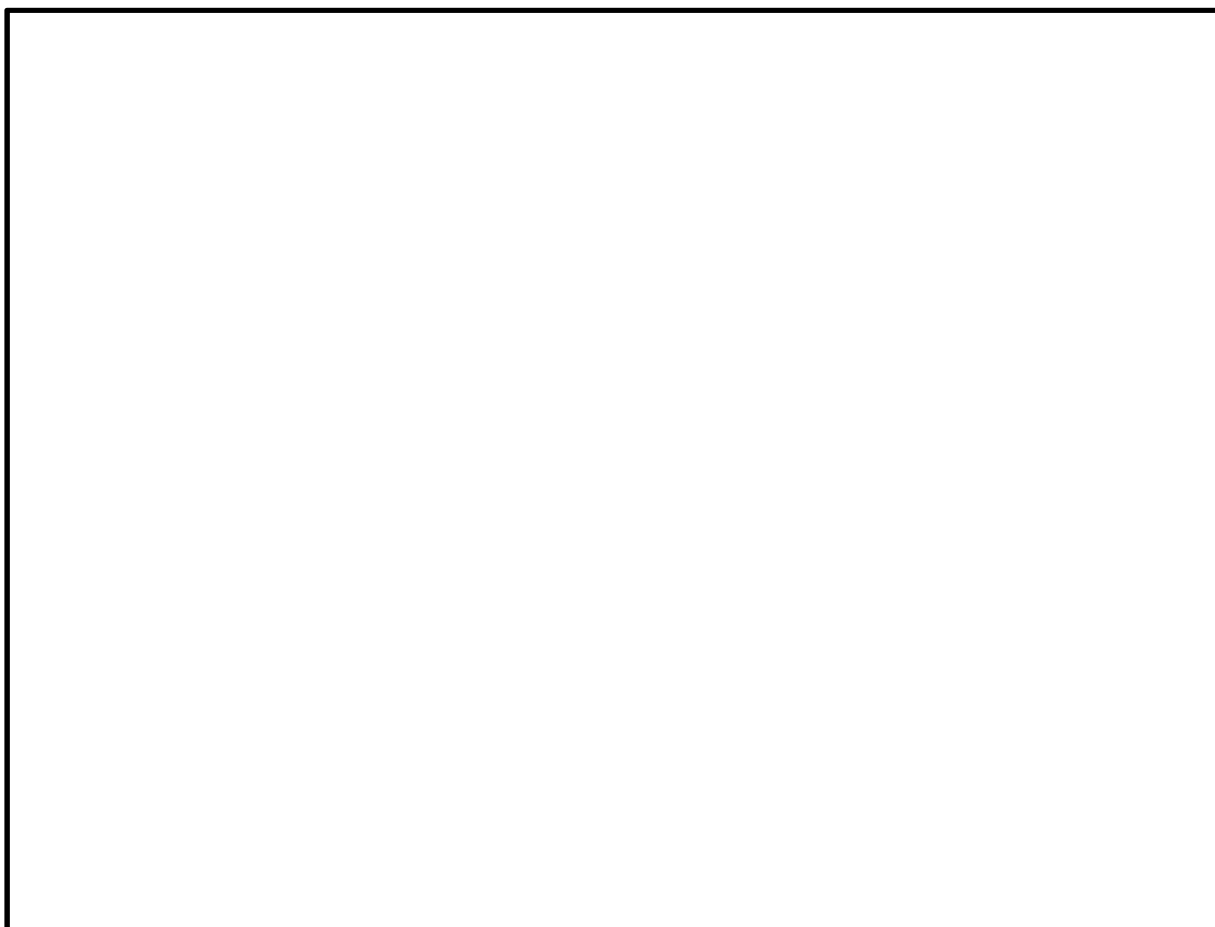


図12 円筒中心温度の1次元熱伝導モデルによる計算結果（変数名：TA3）と解析解（変数名：DC3T）との比較（出典：参考文献 [2] Fig. 4-11）

(4) PARモデル

オペレーティングフロアのような相対的に広大な空間に設置されたPARによる水素再結合挙動を、本解析コードによって適切に行えるかについては、以下の2つの点に着目して検討する必要がある。

- ・本解析コードでモデル化するPARにおいて、本来、PAR内部で生じているような局所的な熱・流動影響を伴う水素・酸素再結合を取り扱えるか
- ・PARの大きさに対して、相対的に空間スケールの大きい「粗メッシュ」モデルによっても、適正なPAR流入気体条件（水素、酸素濃度、気体温度、圧力）を与えることができるか
以下では、これらの観点に対するの考察・検討を示す。

a. PAR内の局所流動の扱い

PARの内部においては、カートリッジにおける水素・酸素の再結合開始に伴い、カートリッジでの再結合熱の流入気体への伝熱、伝熱に伴う気体の浮力による上昇流の発生、及び上昇流に対する流動抵抗の発生等、複雑な熱流動が発生していると考えられる。

KALI試験^[4]でのPARの水素処理量の基本式についての妥当性検証解析においては、

より求めた処理速度の実験値と、試験条件（温度、圧力は代表値）を相関式への入力値として与えて算出した処理速度を比較しており、これによって相関式の妥当性が確認された。すなわち、PAR内部の複雑な流動の結果としての水素処理容量を、PARの入口において計測された水素濃度、気体温度及び気体圧力の関数として整理して与えたものが、水素処理容量相関式である。水素処理容量相関式はPAR内の浮力や流動抵抗等の局所流動及び水素処理特性を内包しており、PAR入口条件として水素濃度、気体圧力、気体温度を与えれば、これらのPAR内部の局所性を陰に含んだ形で、当該PAR水素処理容量を得ることができるよう配慮されている。

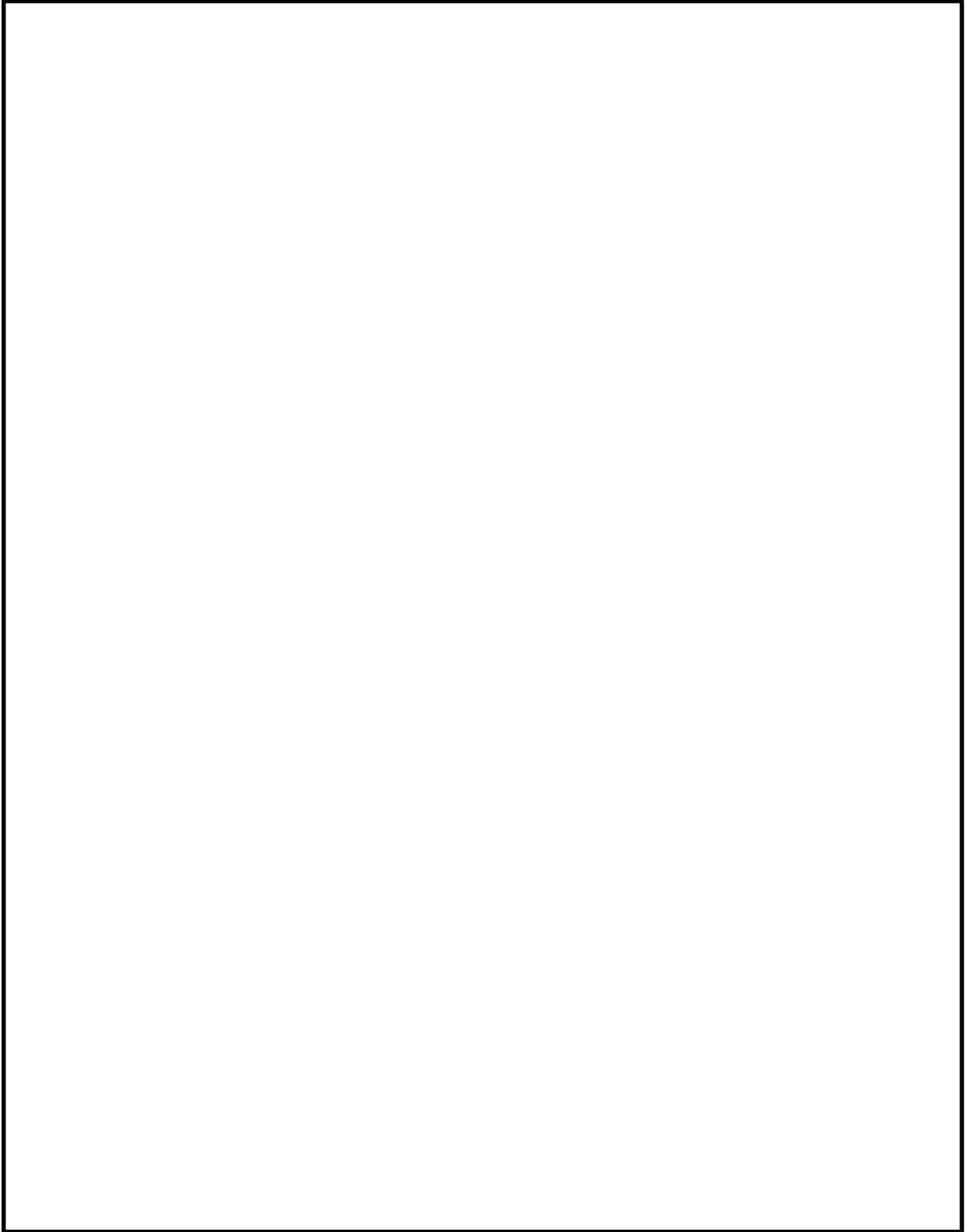


図13 KALI試験の計測位置

b. GOTHICにおけるPARのモデル化

GOTHICにおいては、NIS社製のPARによる水素処理相関式を、機器モデルの一つである [redacted] モデルで模擬している。GOTHICにおけるPARの組み込みロジックを図14に示す。 [redacted] を使用して、Fischer^[5]の相関式に示されるPAR入口から自然に引き込まれる [redacted] を模擬している。次に、 [redacted] で模擬した [redacted]、PAR入口水素濃度等のパラメータから上記の相関式で計算される水素処理量を模擬している。

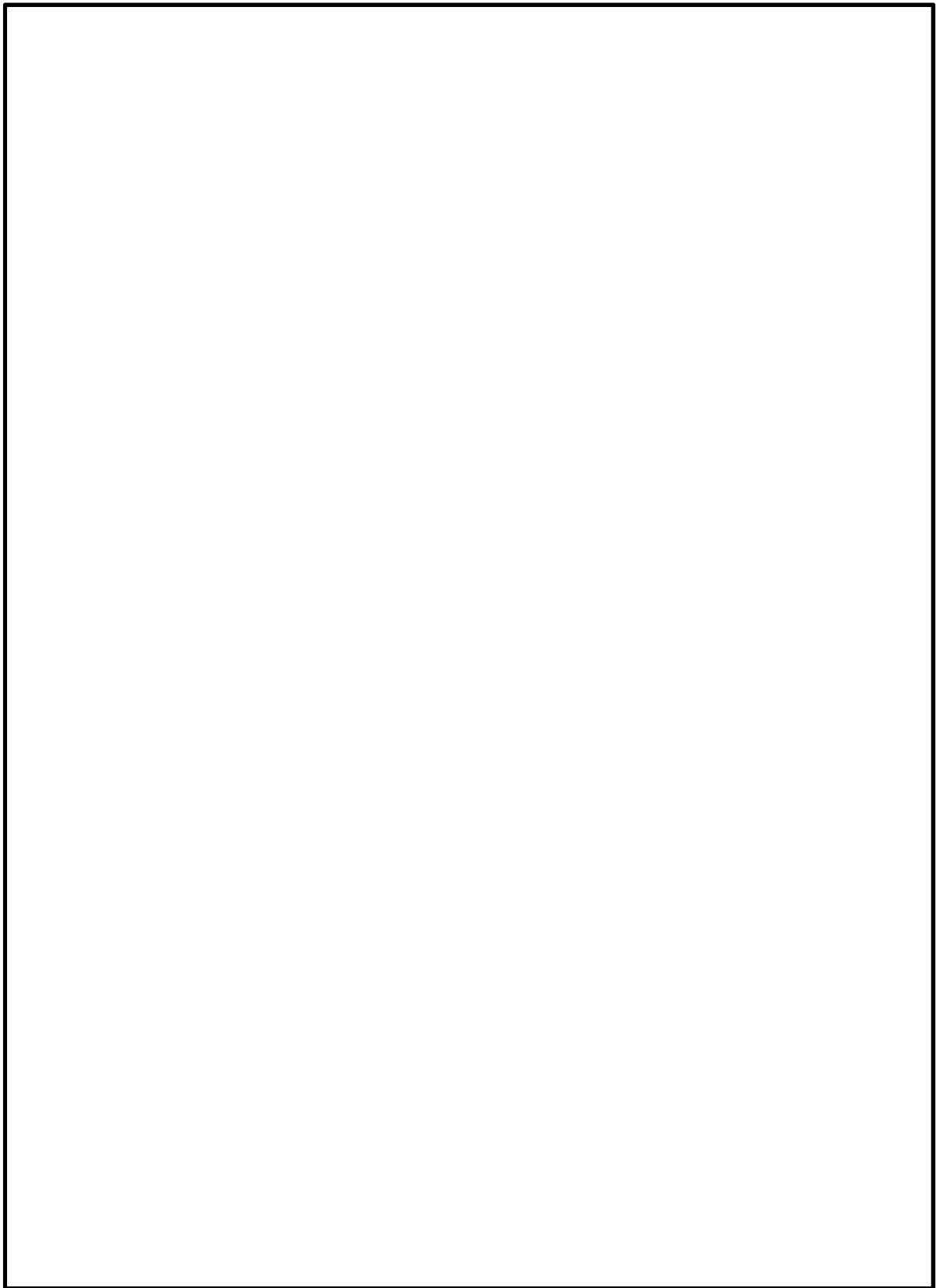


図14 PARの組み込みロジック

c. GOTHICのオペレーティングフロア解析モデルとPARモデルの関係

上記b.により、GOTHICコードにおいて、PARの水素処理容量相関式を忠実にモデル化していることを示した。また、a.により、PAR入口の水素濃度、気体圧力、気体温度を与えれば、適正な水素処理容量を計算できることを示した。

GOTHICによるPARの解析においては、オペレーティングフロア内のサブボリュームの大きさは、PARの大きさと比較して大きく、PAR入口部を局所的にモデル化はしていない。すなわち、PARの水素処理量を適正に評価するためには、PARの入口条件を適切に評価する必要がある。これについて考察を行った。

PARモデルでは、フローパスの入口と出口を同じサブボリュームに接続し、同サブボリュームの水素濃度・酸素濃度・温度をPAR入口の条件として使用している。PARが設置される実機建屋体系では、作動中のPAR排気は周囲雰囲気比べて高温であるので、上方へ立ち昇って行き、PARの周囲に留まることはないと考えられるので、このようにPAR設置ボリュームに排気を混合させるモデル化は、以下に示すとおり保守的な設定と考える。

・水素濃度

PARで処理され水素濃度が低くなったガスが、フローパスの出口より同サブボリュームに排出され混合する。そのため、同サブボリュームの水素濃度は、実際のPAR入口の水素濃度よりも低くなり、相関式で計算した水素処理容量が小さくなるため保守的な設定と考える。

・酸素濃度

PARで処理され酸素濃度が低くなったガスが、フローパスの出口より同サブボリュームに排出され混合する。そのため、同サブボリュームの酸素濃度は、実際のPAR入口の酸素濃度よりも低くなり、PARの起動の観点で保守的な設定と考える。ただし、東海第二発電所の場合、水素発生量に比べて十分な酸素量を有しており、酸素濃度による影響はない。

・気体温度

GOTHICモデルにおいては、PARの水素・酸素再結合による発生熱量が、サブノード内の気体全体を加熱するため、PAR出口温度については、実際よりも低く評価され、浮力による上昇速度が実際よりも小さくなる。これは、オペレーティングフロアの気体の混合性を小さくする。水素濃度分布の局所化や成層化の観点からは、オペレーティングフロアの気体の混合性が促進されない方が一般に厳しい評価となると考えられる。

また、PARに流入する気体温度の観点からは、実際よりも高温な気体がPARに流入することになり、これはPARの水素処理速度を実際よりも低下させる方向に作用する。

- ・気体圧力

解析においては、サブノード内の気体圧力は一定である。一方、実際の流動においては、圧力に分布がある。しかしながら、解析対象としているような、解放空間における空間内の圧力差は小さく、圧力分布を均一に扱っている影響は僅少と考えられる。

d. PAR設置状態における総合的な解析能力

3. (1)に示したNUPEC試験についての解析は、上記のa. からc. が適合する状況で行われたものであり、この結果は、3. (1)で先述のように、GOTHICで適切なPAR解析を行い得ることを示している。

以上から、GOTHICコードによるPAR解析については、

- ・ PAR内の局所性については、PAR入口条件に縮約された水素処理容量関連式により、
- ・ PAR周囲を比較的粗メッシュで扱っていることについては、その設定がPARの水素処理量やオペレーティングフロア内のガス混合性を低く見積もる定性的傾向があることにより、評価モデルとしては適正であることを示した。

また、総合的な評価能力については、3. (1)の実験解析により、適切な解析能力があることを示した。

以上の検討から、GOTHICにおけるPARのモデル化、及び同モデルを用いての水素・酸素再結合解析は適正に実施できる。

参考文献一覧

- 1 NUPEC, “Final ComPARison Reprot on ISP-35: NUPEC Hydrogen Mixing and Distorbution Test(Test M-7-1)”, CSNI Report NEA/CSNI/R(94)29, December, 1994.
- 2 GOTHIC Thermal Hydraulic Analysis Package, Version 8.1(QA). EPRI, Palo Alto, CA: 2014.
- 3 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
- 4 EPRI and EDF, “Generic Tests of Passive Autocatalytic Recombiners (PARs) for Combustible Gas Control in Nuclear Power Plants”, June 1997.
- 5 K. FISCHER, “QUALIFICATION OF A PASSIVE CATALYTIC MODULE FOR HYDROGEN MITIGATION”, Nuclear Technology VOL.112, Oct. 1995