

ヘリウムガス冷却炉プラント動特性解析評価
(研究報告)

2003年8月

核燃料サイクル開発機構
大洗工学センター

本資料の全部または一部を複写・複製・転載する場合は、下記にお問い合わせください。

〒319-1184 茨城県那珂郡東海村村松4番地49
核燃料サイクル開発機構
技術展開部 技術協力課
電話：029-282-1122（代表）
ファックス：029-282-7980
電子メール：jserv@jnc.go.jp

Inquiries about copyright and reproduction should be addressed to :
Technical Cooperation Section,
Technology Management Division ,
Japan Nuclear Cycle Development Institute
4-49 Muramatsu , Tokai-mura , Naka-gun , Ibaraki 319-1184 ,
Japan

© 核燃料サイクル開発機構
(Japan Nuclear Cycle Development Institute)
2003

ヘリウムガス冷却炉プラント動特性解析評価 (研究報告)

佐藤 学¹ 西村 元彦¹ 大島 宏之²

要 旨

核燃料サイクル開発機構（機構）では、高速炉の実用化像を構築することを目的として、実用化戦略調査研究を実施している。ここでは従来機構が開発してきたナトリウム冷却高速炉に留まらず、幅広い選択肢として、ヘリウムや炭酸ガスを利用するガス冷却炉や鉛冷却炉等も、そのスコープに取り入れ検討している。

本研究では、これらの炉型のうち被覆粒子燃料ヘリウムガス炉の平成13年度設計案を対象として、想定事故事象を評価すべくプラント動特性解析を実施した。直接ガスタービン発電を行なうこのプラントに対して、ガスタービン系統と炉心核-熱流動を連成させた現実的な評価が求められているが、そのような例はこれまでにはない。よって、本検討では炉心一点集中核特性モデル、炉容器内多次元解析モデル、及びガスタービン発電系ボリュームジャンクションモデルを連成させた解析モデルの整備を実施した。その上で、5種類の想定事故事象に対してプラント動特性解析を実施した。

解析の結果、補助冷却系の強制循環について検討したケースでは、SASS挿入の有無にかかわらず事故時の被覆粒子温度の制限目安である2200°Cを満たすことが明らかになった。また、自然循環を想定した事象では、減圧を伴わない事象については制限目安温度を満足したが、減圧を伴う場合は制限目安を満たすことができなかつた。この原因として、集合体内において温度上昇による流動抵抗の増加が高温部である炉心領域の流量を低下させ、さらに炉心領域の温度を上昇させるという循環が生じていることが明らかとなった。この対策としては、コンパートメントの水力等価直徑をドライバー部で大きく、ブランケット部で小さくすることが考えられる。

1: 川崎重工業株式会社

2: 大洗工学センター 要素技術開発部 流体計算工学グループ

Numerical Study on Plant Dynamic Characteristics of Helium Gas Cooled Fast Reactor

Manabu SATO¹, Motohiko NISHIMURA¹ and Hiroyuki OHSHIMA²

Abstract

A feasibility study is being carried out at Japan Nuclear Cycle Development Institute to create new design concepts of commercialized fast reactors and harmonious fuel cycle. In this feasibility study, a helium-gas-cooled fast reactor with coated-particle-type fuel, which can provide good thermal efficiency owing to high core outlet temperature, is examined as a candidate of the reactor design concepts. This plant design has two remarkable features: Helium gas as coolant passes through the fuel particle region of the fuel assembly "laterally" to reduce pressure loss and a gas-turbine direct cycle is adopted for improvement in economical competitiveness by remove of secondary coolant system. In order to confirm the feasibility of such a reactor type, safety assessment taking the above two features into account is required. Therefore, the objective of this study is to offer a methodology to perform safety assessment and to understand the plant dynamic characteristics of this type of helium-gas-cooled fast reactor.

A new program for the plant dynamic response analysis was developed. This program has the calculation functions including point reactor kinetics, multi-dimensional in-vessel thermal-hydraulics, volume junction gas turbine system dynamics and these interactions. Especially the multi-dimensional treatment of the core region enables a proper modeling of the lateral flow in the fuel particle region that is inevitable from the viewpoint of the coolability evaluation of the core.

Using the new program, numerical simulations were carried out to clarify plant dynamic characteristics under several accident conditions. Since detailed design specifications of the plant are still under consideration, tentative data and several assumptions based on the design proposal in JFY2002 were utilized in the simulations. The results showed that the present design satisfied the tentative fuel particle temperature limit for beyond design basis accident when the cooling by forced circulation was available, regardless of SASS insertion. In case of natural circulation, coolability could be maintained as far as the depressurization did not occur. However, the local hot spot temperature appeared in the fuel region and exceeded the temperature limit under the condition of both the depressurization accident with the total blackout and the failure of reactor scram following SASS insertion. This phenomenon was caused by unbalanced flow redistribution between the fuel region and the axial blanket region during transient after the initial event. High gas temperature gives rise to the increase of flow resistance due to the negative temperature dependence of helium gas viscosity. It can be avoided by devising the balance of flow resistance between the driver region inlet structure and the axial blanket region one.

1: Kawasaki Heavy Industries, Ltd.

2: Thermal-Hydraulic Research Group, Advanced Technology Division, O-arai Engineering Center

目 次

	頁
1. 緒言	1
2. 目的	2
3. 評価対象	2
4. 解析条件	2
4.1 解析範囲	2
4.2 使用解析コード	2
4.3 解析モデル	4
5. 解析事象と判断基準	11
5.1 解析事象	11
5.2 判断基準	13
6. 解析結果と考察	13
6.1 定格運転解析結果	13
6.2 プラント過渡応答解析結果	14
6.2.1 CASE1 : (減圧事故+原子炉スクラム失敗+SASS 作動)	14
6.2.2 CASE2 : (減圧事故+原子炉スクラム失敗+SASS 不作動)	15
6.2.3 CASE3 : (減圧事故+原子炉スクラム失敗+全電源喪失+SASS 作動)	15
6.2.4 CASE4 : (タービントリップ+原子炉スクラム失敗+全電源喪失+SASS 作動)	17
6.2.5 CASE5 : (除熱源喪失+原子炉スクラム失敗+SASS 作動)	18
7. 結 言	58
— 参考文献 —	59

表リスト

表 3.1 解析対象ヘリウムガス冷却高速炉主要目	19
表 3.2 動特性パラメータ	20
表 4.2.1 多次元解析部の解析対象事項と解析項目	21
表 4.2.2 多次元解析部の基本解析モデルと数値計算法	21
表 4.3.1 径方向メッシュ分割	22
表 4.3.2 軸方向メッシュ分割	23
表 4.3.3 原子炉容器上部半球形鏡板多孔率及び透過率	24
表 4.3.4 内容器上部正半楕円形鏡板多孔率及び透過率	25
表 4.3.5 内容器下部正半楕円形鏡板多孔率及び透過率	26
表 4.3.6 各集合体モデル入口平均流量（目標値）及び平均出力	27
表 6.1.1 燃料集合体出入口温度、及び燃料最高温度	27

図リスト

図 3.1 プラント系統概念図	28
図 3.2 炉心断面図	28
図 4.1.1 原子炉本体解析対象領域説明図	29
図 4.2.1 ガスタービン発電系統解析モデル	30
図 4.3.1 炉心リングモデル集合体区分図	31
図 4.3.2 炉容器内メッシュ分割概念図	32
図 4.3.3 炉容器内メッシュ分割図	33
図 4.3.4 千鳥配列管群説明図	34
図 4.3.5 軸方向出力分布	35
図 6.1.1 炉容器内流速分布、及び温度分布	36
図 6.1.2 炉心内流速分布、及び温度分布	37
図 6.1.3 上下プレナム内流速分布	38
図 6.1.4 燃料集合体内側コンパートメント内流速軸方向分布	39
図 6.2.1.1 炉内流量、出力、圧力履歴（CASE1）	40
図 6.2.1.2 燃料最高温度、集合体出口最高温度、 及び炉容器出入口温度履歴（CASE1）	41
図 6.2.1.3 ドップラー反応度及び減圧反応度挙動（CASE1）	42
図 6.2.1.4 ドップラー反応度及び減圧反応度挙動（CASE1 : 425 秒付近）	43
図 6.2.2.1 炉内流量、出力、圧力履歴（CASE2）	44

図 6.2.2.2 燃料最高温度、集合体出口最高温度、 及び炉容器出入口温度履歴 (CASE2)	45
図 6.2.2.3 ドップラー反応度及び減圧反応度挙動 (CASE2)	46
図 6.2.3.1 炉内流量、出力、圧力履歴 (CASE3)	47
図 6.2.3.2 燃料最高温度、集合体出口最高温度、 及び炉容器出入口温度履歴 (CASE3)	48
図 6.2.3.3 ドップラー反応度及び減圧反応度挙動 (CASE3)	49
図 6.2.3.4 ホットスポット集合体における径方向流速分布の推移	50
図 6.2.3.5 圧力損失係数のレイノルズ依存性	51
図 6.2.4.1 炉内流量、出力、圧力履歴 (CASE4)	52
図 6.2.4.2 燃料最高温度、集合体出口最高温度、 及び炉容器出入口温度履歴 (CASE4)	53
図 6.2.4.3 ドップラー反応度及び減圧反応度挙動 (CASE4)	54
図 6.2.5.1 炉内流量、出力、圧力履歴 (CASE5)	55
図 6.2.5.2 燃料最高温度、集合体出口最高温度、 及び炉容器出入口温度履歴 (CASE5)	56
図 6.2.5.3 ドップラー反応度及び減圧反応度挙動 (CASE5)	57

1. 緒言

核燃料サイクル開発機構では（以下「機構」とする）では、将来の高速炉の実用化像を構築することを目的として、実用化戦略研究を実施している。当戦略研究では従来、機構の扱ってきたナトリウム冷却高速炉に留まらず、幅広い選択肢として、ヘリウムや炭酸ガスを利用するガス冷却炉や鉛冷却炉等も検討対象としている。

本検討ではこれらの炉型の中から被覆粒子燃料ヘリウムガス炉平成13年度設計案を対象として、想定事故事象を評価すべくプラント動特性解析を実施するものとする。被覆粒子燃料を用いたヘリウムガス冷却炉の既往研究において、ガスタービン系統と炉心核-熱流動を連成させて安全評価を行った例がなく、より現実的な当該プラントの動特性評価が求められている。

また、想定事故事象の一つである全電源喪失による長期の自然循環崩壊熱除去特性について着目すると、冷却材が液体と気体の場合の自然循環特性と比較において、まず冷却材が液体の場合には、温度上昇と共に流体の粘性係数は減少し、従って流動抵抗も低下して、かつ高温のチャンネルでは浮力も大きくなるので、高温チャンネルの流量が相対的に増加する流量再配分が生じる。従って液体物性の温度依存性は、発熱分布による炉心径方向の温度差は解消する方向に作用する。一方、本検討の対象である冷却材が気体の場合には、温度の上昇とともに流体粘性は増し、流動抵抗は大きくなるため、高温集合体の流量は低下する。さらに、層流域においては、圧力損失の大部分を占める燃料コンパートメントの流動抵抗係数は流量すなわち流速に反比例するため、温度上昇→粘性（抵抗）増加→流量（流速）低下はさらなる温度上昇を招き、結果として流量低下と流体温度上昇の悪循環を生じる。唯一、浮力だけが温度上昇とともに増加し、流量を増す方向に作用するが、浮力のゲインにあたる気体の熱膨張率は気体の絶対温度に反比例するため、高温になるほど温度上昇による浮力の増大率は低くなる。従って、ガス冷却炉においては、ナトリウム炉のように高発熱集合体が流量再配分によって優先的に冷却される保証はなく、また同様に集合体内において高温となる炉心領域から上下プランケット領域への流量逸走の可能性もあるため、自然循環崩壊熱除去の成立性については注意深い検討が必要である。

本検討においては、原子炉スクラム失敗にタービン保護動作、除熱源喪失、全電源喪失、減圧事故及びSASS作動のいずれか複数を組み合わせた事象における炉心及びガスタービン直接発電系の動特性評価を実施する。

2. 目的

ガスタービン直接発電ヘリウムガス冷却高速炉の定格運転から崩壊熱除去運転に至る熱過渡挙動を模擬する解析ツールを整備し、除熱成立性の検討に資する。

3. 評価対象

被覆粒子燃料ヘリウムガス冷却高速炉平成 13 年度設計案を解析対象とする。ヘリウムガス冷却高速炉の主要目を表 3.1 に、プラント系統概念図を図 3.1 に、炉心断面図を図 3.2 に示す。また、表 3.2 に炉心の動特性パラメータを示す。本検討で解析対象となる領域は、原子炉本体（炉心、上下プレナム）、ガスタービン発電ユニット（一次系流路、ガスタービン、高圧、低圧圧縮機、再生熱交換器、前置、中間冷却器、冷却水系、発電機）、及び補助炉心冷却系である。

4. 解析条件

4.1 解析範囲

炉心、一次主冷却系および補助炉心冷却系を解析範囲とする。また、炉心定格運転状態から事故事象へ至る過渡時については、事故事象開始から SASS が挿入されるまで、または出力が定格の 1.8%以下になるまでは、1 点近似動特性方程式を解くことにより出力を算出し、それ以降は ANS 標準の崩壊熱曲線より崩壊熱を求めるここととする。

原子炉本体の解析対象領域を図 4.1.1 に示す。軸方向は下部プレナムから原子炉容器上端及び補助炉心冷却器であり、径方向は原子炉容器内とする。原子炉容器内は 2 次元軸対称モデルにて模擬する。ガスタービン発電ユニットに関しては、ボリュームジャンクション系の分布定数流路網として取扱う。冷却材のヘリウムガスは理想気体とし、質量保存則、エネルギー保存則、運動量保存則を適用し、状態方程式を用いることにより、各部の圧力、温度、流量を計算する。タービン等の各付属機器の取扱については、以下の計算コードの説明に示す。

4.2 使用解析コード

計算には当社所有のガス冷却高速炉用核熱結合炉心動特性コード MR-X の一点近似動特性方程式機能、及びガスタービン直接発電系とその二次冷却系の動特性解析機能を使用し、炉容器内はポーラスボディモデルを用いた多次元解析モデルを適用する。

解析コードの特徴を以下に示す。

- A) 多次元熱流動解析コード部（原子炉本体熱流動解析に使用）
 - ◆ 表4.2.1、表4.2.2に概要を記載する

B) ガス冷却高速炉用核熱結合炉心動特性コードMR-X（1点近似動特性方程式機能）

- ◆ 炉心を1点近似モデルで模擬し、原子炉出力は1点近似動特性方程式に従う
- ◆ 数値解法は修正ルンゲ・クッタ法を使用
- ◆ 反応度補償として、ドップラ効果、制御棒挿入効果等取扱可能
- ◆ 炉心への外乱は、制御棒引抜き等による反応度外乱、原子炉圧力の変動、送風機停止等による強制循環流量および冷却材入口温度の変動を扱うことができる

C) ガスタービン直接発電系とその二次冷却系の動特性解析機能（図4.2.1参照）

- ◆ 一次系流路
 - ボリュームジャンクション系の分布定数流路網として扱い
 - 流体は理想気体として扱い、質量保存則、エネルギー保存則、運動量保存則を適用し、状態方程式を用いることにより、各部の圧力、温度、流量を計算
 - 複数のループの模擬を可能とし、現状は全4ループ、非対称挙動2グループを扱う
- ◆ タービン、圧縮機
 - 流量：特性曲線から多項式近似し（圧力と修正回転数→修正流量）の関係から求める
 - 断熱効率：特性曲線を多項式近似し、（圧力比 & 修正回転数→修正流量→断熱効率）の関係から求める
- ◆ 再生熱交換器
 - プレートフィン型対向流モデルとし、設計で使用の伝熱相関式を組み込み
 - 流れ方向分割数は任意
 - 流体温度：一次、二次側ともに流れ方向で1次元計算
 - 伝熱管温度：分割位置ごとに1点集中で計算
- ◆ 前置冷却器、中間冷却器
 - ヘリカルコイル型対向流モデルとし、設計で使用の伝熱相関式を忠実に組み込み
 - 流れ方向分割数は任意
 - 流体温度：一次、二次側ともに流れ方向で1次元計算
 - 伝熱管温度：分割位置ごとに1点集中で計算
- ◆ 冷却水系
 - 圧縮水閉ループとしてモデル化し、ヒートポンプ、ポンプ（駆動力源）を考慮

- 流れ方向を1次元とし、流体の慣性、自然循環力を考慮して、質量保存則、エネルギー保存則、運動量保存則を適用
- ◆ 回転系
 - タービン、圧縮機、発電機の1軸構成
 - タービン、圧縮機、発電機のトルクバランスにより、角運動保存則を適用して回転数を計算（ただし発電機併入時は理想的な電力網の負荷特性を仮定して、3600rpm一定）

4.3 解析モデル

4.3.1 原子炉容器（伝熱流動相関式の組込・検証）

原子炉容器の2次元軸対称モデルにおいて、炉心を中心から同心円状に分割し、同心円内の集合体を一つのコントロールボリューム(CV)に取り扱うリングモデルを採用した。図4.3.1に炉心リングモデルにおける領域区分を示す。内側炉心領域に関しては、中心にホットチャンネルを想定して1集合体を模擬し、その外側に内側炉心集合体303体を4層のリングモデルで模擬した。各々の層はそれぞれ6体、24体、90体、及び183体の燃料集合体を一つのリングモデルとして表したものである。内側炉心の外側に外側炉心集合体240体を1層のリングモデルで模擬し、その外側に径方向ブランケット集合体186体を1層のリングモデルで模擬した。

各集合体リングモデルは径方向内側下部から冷却材が入り、被覆粒子燃料領域を横切り、径方向外側上部から上部プレナムへ冷却材が流れるモデルとした。

原子炉容器出入口である二重管、及び補助炉心冷却系は4系統設置されているが、2次元モデルであるため流路断面積等を保存する形でポーラスボディ近似を施し、リングモデルとして模擬した。

(1) メッシュ分割

図4.3.2にメッシュ分割概念図を、表4.3.1に径方向のメッシュ分割を表4.3.2に軸方向のメッシュ分割を示す。メッシュ分割幅を決定する際に隣接する2メッシュの幅の比が1.5以下となるように設定した。計算コードの特性上、計算対象領域の境界には仮想メッシュを必要とするため、メッシュ数は径方向が47、軸方向が91とした。

また、2次元モデルによるメッシュ分割の制約から、閉塞空間となる径方向I=2～31、軸方向J=52～62領域の冷却材は今回の解析では考慮しないこととした。（図4.3.2の濃いブルーの領域）本検討において使用した計算メッシュを図4.3.3に示す。

(2) 物理モデル

① ポーラスボディモデル

集合体内被覆粒子燃料領域、補助炉心冷却器有効伝熱部、原子炉容器上部

半球形鏡板、内容器上下正半梢円形鏡板、および原子炉容器内側流路の一部には多孔率、透過率を設定することにより解析対象との流路面積の整合性保持を図った。以下に各領域における多孔率、及び透過率を示す。

- 集合体内被覆粒子燃料領域

多孔率=0.4

透過率=0.4（径方向、軸方向共に同一の値を設定）

- 燃料コンパートメント内管

ホットチャンネルは軸対象モデルにて模擬したことから下記仕様の透過率をそのまま計算に使用した。一方リングモデルで模擬した集合体群は、（リングモデル周長）と（コンパートメント周長×1リング当たりの集合体数）との比によって生じる流速の変化を抑えるために、透過率を補正して計算に供した。詳細は「②炉心部のモデル化・流動抵抗モデル」にて示す。

DRIVER領域透過率=0.05（径方向）

軸方向ブランケット領域透過率=0.03（径方向）

- 燃料コンパートメント外管

透過率=0.4（径方向）

- 原子炉容器上部半球形鏡板

半球形鏡板は以下の式を使用し、メッシュとの交点から算出した多孔率、及び透過率を表4.3.3に示す。

$$r^2 + (z - 16985)^2 = 4480^2 \quad (4.3-1)$$

ここで、

r : 径方向位置 (mm)

z : 軸方向位置 (mm)

- 内容器上部正半梢円形鏡板

半球形鏡板は以下の式を使用し、メッシュとの交点から算出した多孔率、及び透過率を表4.3.4に示す。

$$r^2 + 4(z - 13260)^2 = 3830^2 \quad (4.3-2)$$

ここで、

r : 径方向位置 (mm)

z : 軸方向位置 (mm)

- 内容器下部正半梢円形鏡板

半球形鏡板は以下の式を使用し、メッシュとの交点から算出した多孔率、及び透過率を表4.3.5に示す。

$$r^2 + 4(z - 2240)^2 = 3830^2 \quad (4.3-3)$$

ここで、

r : 径方向位置 (mm)

z : 軸方向位置 (mm)

- 原子炉容器内側流路の一部

I=46,K=33から48には、流路にあわせるために以下の多孔率及び透過率を設定した。

多孔率=0.759

透過率=0.759 (軸方向)

② 炉心部のモデル化

a. 流動抵抗モデル

集合体内被覆粒子燃料領域、燃料コンパートメント内外管、集合体出入口、及び下部プレナム入口に流動抵抗モデルとして圧力損失相関式を設定した。

- 集合体内被覆粒子燃料領域

集合体内被覆粒子燃料領域における圧力損失相関式としてErgunの式^[1]を適用する。

$$f = \frac{\Delta P d_p / l}{\rho V^2 / 2} = \left[3.5 \frac{(1-\varepsilon)}{\varepsilon^3} + 300 \frac{(1-\varepsilon)^2}{\varepsilon^3} Re_d^{-1} \right] \quad (4.3-4)$$

ここで、

d_p : 球径

V : 接近流速 (球が無い場合の流速) = εu

Re_d : 球径および接近流速に基づく Reynolds 数 = $\frac{V d_p}{\nu}$

ε : 空隙率

- 燃料コンパートメント内管及び外管

燃料コンパートメント内管についてはRe数依存性を考慮するために、参考資料[6]より圧力損失係数を以下に示す式で算出した。ただし、本解析では2次元円筒モデルを採用したために、半径方向外側に模擬されたものほど流速が早くなる。したがってコンパートメントを通過する流速を一致させることを目的として、コンパートメントの透過率を実際のコンパートメント透過面積とモデル上のコンパートメント透過面積の比から補正した。

$$f = \frac{\Delta P}{\rho V^2 / 2} = \frac{33}{(Re \cdot \varepsilon^2)} \quad (4.3-5)$$

ここで、

d_h : コンパートメント開口部直径 ($= 5.0 \times 10^{-4} \text{m}$)

V ：コンパートメント内流速

$$\text{Re} : \text{コンパートメント内流速に基づく Reynolds数} = \frac{Vd_h}{\nu}$$

ϵ : 空隙率

- 集合体出入口

各集合体入口には縮流の圧力損失係数として0.5を、集合体出口には拡大圧力損失係数として1.0を一様に設定したのち、各集合体への流量配分を目標値とあわせるために、オリフィスを仮定して集合体に圧力損失係数を設定した。流量配分の目標値を表4.3.6に示す。

- 下部プレナム入口

下部プレナム入口には、縮流と拡大の効果を考慮し、損失係数として1.5を設定した。

- 下部炉心支持板

下部炉心支持板による圧力損失を模擬するために、 $J=8$ ($I=2 \sim 39$) の下面境界に透過率=0.10、圧力損失係数1.5のプレートを設定した。また、同時に $I=40$ の左側境界 ($J=8 \sim 12$) に円筒壁面を設定した。

b. 伝熱モデル

- 被覆粒子燃料領域熱伝達率

集合体内被覆粒子燃料領域における球表面の熱伝達率は次式により計算する^[2]。PrRe. 100に対して、

$$Nu = 2.0 + 1.8 Re_d^{1/2} Pr^{1/3} \quad (4.2-5)$$

ここで

$$h_p = Nu \frac{\lambda}{d_p} \quad (4.2-6)$$

- 被覆粒子間熱伝導、及び放射熱伝達のモデル化

被覆粒子層における粒子間の熱伝導及び放射伝熱は、SZBモデルに基づき被覆粒子層の等価熱伝導率を求め、この等価熱伝導率と温度の関係から近似式を得た。

③ 補助炉心冷却系モデル

① 補助炉心冷却器

a. 脊側1次系

(a) 圧力損失相関式

当熱交換器の脊側直交流に対して、HEDH^[3]の千鳥配列管群直交流の圧力損失相関式を適用する。すなわち、

$$\Delta P = C_{yaw} \zeta \frac{\rho}{2} u_{max}^2 \quad (4.2-7)$$

ここで、

C_{yaw} : 流れと管軸の傾き β による圧力損失の減少係数^[3]

$$C_{yaw} = 1.245 \times e^{(-0.478\beta^{-1.733})} \quad (4.2-8)$$

ζ : 圧力損失係数

$$\zeta = N_t Eu \quad (4.2-9)$$

ρ : 流体密度

N_t : 管列数

Eu : Euler数

$7000 < Re$

$$Eu = 5.2 \left(\frac{1}{S_T/d - 1} \right)^{0.25} Re^{-0.29} \quad (4.2-10)$$

$Re \leq 7000$

$$Eu = 1.42 \left(\frac{1}{S_T/d - 1} \right)^{0.33} Re^{-0.15} \quad (4.2-11)$$

Re : Reynolds数

$$Re = \frac{u_{max} d}{\nu} \quad (4.2-12)$$

u_{max} : 最大流速

$$u_{max} = \frac{S_T}{2(S'_L - d)} V \quad (4.2-13)$$

V : 管群が無い場合の見かけの流速

d, S_T, S_L, S'_L : 図4.5.4参照

である。本解析対称において補助炉心冷却器の d, S_T, S_L , ならびに S'_L はそれぞれ、31.8、65.0、32.5 および 46.0mm である。また、伝熱管肉厚 t は 3.5mm である。

(b) 伝熱相關式

本検討では、想定事象が強制循環冷却と自然循環冷却の場合で異なつ

た伝熱モデルを使用した。自然循環の場合は2次系である管側のモデル化を行わず、胴側ヘリウム領域において流体吸熱としてモデルを構築した。自然循環除熱量として、DH X1基の設計計画値を8.25MWtと設定した。

また、強制循環の場合は熱交換モデルとして管側2次系を模擬し、以下に示す熱伝達率を使用した。

管外表面熱伝達率は次式で定義される。

$$\alpha = \frac{\lambda}{d} \quad (4.2-14)$$

ここで、レイノルズ数1000以上の領域では管群直交流の相関式を、1000以下の領域については管群に対して整理・検証された相関式が無いため円柱直交流の相関式を用いることとする^[4]。

Nu : Nusselt数

$$2 < S_T / S_L, 1000 < \text{Re} < 2.0 \times 10^5$$

$$\text{Nu}_t = 0.40 \text{Re}^{0.60} \text{Pr}^{0.36} \quad (4.2-15)$$

$$40 < \text{Re}$$

$$\text{Nu}_t = 0.51 \text{Re}^{0.50} \text{Pr}^{0.37} \quad (4.2-16)$$

$$\text{Re} \leq 40$$

$$\text{Nu}_t = 0.75 \text{Re}^{0.40} \text{Pr}^{0.37} \quad (4.2-17)$$

Pr : Prandtl数

λ : 流体の熱伝導率

d : 伝熱管外径

添字

w : 壁面(管外面)における値

である。

b. 管側2次系(強制循環の場合)

(a) 圧力損失相関式

円管内流の摩擦損失相関式として、層流の理論解およびBlasiusの式を適用する。すなわち、

$$\Delta P = f \frac{L}{d_i} \frac{\rho}{2} u^2 \quad (4.2-18)$$

ここで、

f : 摩擦損失係数

$$f_t = 0.3164 \text{Re}^{-0.25} \quad (4.2-19)$$

$$f_l = \frac{64}{\text{Re}} \quad (4.2-20)$$

$$f = \max[f_t, f_l] \quad (4.2-21)$$

L : 流路長

u : 管内流速

d_i : 管内径

である。ここで、 d_i は 23.8mm である。

(b) 伝熱相関式

層流 Nusselt 数の理論解および円管内の流れに対する Dittus-Boelter の相関式を用いる。すなわち、

$$\alpha = \text{Nu} \frac{\lambda}{d_i} \quad (4.2-22)$$

ここで、

Nu : Nusselt数

$$\text{Nu}_t = 0.023 \text{Re}^{0.8} \text{Pr}^{0.4} \quad (4.2-23)$$

d_i : 伝熱管内径

である。

(3) 発熱領域

集合体内の発熱領域は被覆粒子燃料領域（図4.3.2参照）に設定した。出力密度の径方向分布に関して、炉心中心部に設置されたホットチャンネル領域は炉心内の最大出力集合体における出力値5.24MWに対応する出力密度を使用し、それ以外は表4.3.6に示す各領域の平均出力から算出される出力密度を使用した。また、軸方向に関しては、すべての集合体に対して図4.3.5に示す同一の出力密度分布を設定した。

(4) 境界条件

境界条件は炉心熱出力とガスタービン発電ユニットの前置冷却器、及び中間冷却器の水側流量とその入口温度とした。

(5) 物性値

(1) 多次元計算部のヘリウム物性値^[5]

- 密度

$$\rho = \frac{P}{R(T + 273.16)} - \rho^2 \left(4.5 \times 10^{-4} + \frac{5.42}{2163.16 + T} \right) \quad (4.5-1)$$

ρ : 冷却材密度 (kg/m³)

P : 冷却材圧力 (bar)

T : 冷却材温度 (°C)

R : ガス定数 (=0.0205)

- 冷却材定圧比熱

$$C_P = 5193.0 \quad (4.5-2)$$

C_P : 冷却材定圧比熱 (kJ/(kg·K))

- 冷却材熱伝導率

$$\lambda = 2.97 \times 10^{-3} (T + 273.16)^{0.69} + \frac{9.23 \times 10^9 \cdot T}{T^5 + 4.29 \times 10^{14}} + 2.33 \times 10^{-4} \rho + 2.39 \times 10^{-6} \rho^2 \quad (4.5-3)$$

λ : 冷却材熱伝導率 (W/(m·K))

- 冷却材動粘性係数

$$\nu = \left(3.78 \times 10^{-7} (T + 273.16)^{0.69} + \frac{5.0 \times 10^{-7}}{569.6 \times 0.52 + (T + 273.16)} + 2.67 \times 10^{-10} \rho^2 \right) / \rho \quad (4.5-4)$$

ν : 冷却材動粘性係数 (m²/s)

5. 解析事象と判断基準

5.1 解析事象

プラント動特性解析を実施する上で、解析対象として以下に示す 5 つの想定事象及び想定条件を設定した。

- (1) CASE1 : 減圧事故+原子炉スクラム失敗+SASS作動
- (2) CASE2 : 減圧事故+原子炉スクラム失敗+SASS不作動
- (3) CASE3 : 減圧事故+原子炉スクラム失敗+全電源喪失+SASS作動
- (4) CASE4 : タービントリップ+原子炉スクラム失敗+全電源喪失+SASS作動
- (5) CASE5 : 除熱源喪失+原子炉スクラム失敗+SASS作動 (ULOHS)

また、上記の事象設定との関連において、以下の条件を適用する。

- ・ 全電源喪失、減圧同時発生 (実効開口面積 : 50cm²)
- ・ SASS 落下条件 (設定値 : 950°C、応答遅れ : 300 秒、ただし出力レベルが定格の 1.8% になった場合は SASS 落下以前でも ANS 崩壊熱曲線による出力計算に移行する。)
- ・ 崩壊熱除去系自然循環 4 系統 (DG2 台起動失敗)
- ・ DHX 伝熱中心高さ 19m
- ・ バイパス系統との流路切り替えによる保護動作考慮 (応答遅れ : 1.5 秒)
- ・ 計算開始から 50 秒間定常状態を維持したのち事故事象が開始する

上記を踏まえた各ケースにおけるシーケンスを以下に示す。

(1) CASE1 : 減圧事故+原子炉スクラム失敗+SASS作動

50.0 秒 : 減圧事故発生 (実効開口面積 : 50cm²)

t1 秒 : 炉容器内圧力 20%減による減圧検知、発電機解列、補助冷却系起動
重力落下弁開 (強制循環開始)

t1+1.5 秒 : タービンバイパス弁開

t2 秒 : 炉心出口温度 950°Cに達したのち 300 秒の遅れで SASS 挿入

(当解析では炉心出口温度として保守的に炉容器出口温度を参照する。また、
減圧検知時刻 t1 より SASS 挿入時刻 t2 のほうが早い場合は時刻 t2 に発電機解
列、補助冷却系起動が行われる)

(2) CASE2 : 減圧事故+原子炉スクラム失敗+SASS不作動

50.0 秒 : 減圧事故発生 (実効開口面積 : 50cm²)

t1 秒 : 炉容器内圧力 20%減による減圧検知、発電機解列、補助冷却系起動
重力落下弁開 (強制循環開始)

t1+1.5 秒 : タービンバイパス弁開

(3) CASE3 : 減圧事故+原子炉スクラム失敗+全電源喪失+SASS作動

50.0 秒 : 減圧事故発生 (実効開口面積 : 50cm²)、全交流電源喪失、発電機解
列、補助冷却系起動

51.5 秒 : タービンバイパス弁開

t1 秒 : 炉心流量 20%により補助冷却系重力落下弁開 (自然循環開始)

t2 秒 : 炉容器出口温度 950°Cに達したのち 300 秒の遅れで SASS 挿入

(4) CASE4 : タービントリップ+原子炉スクラム失敗+全電源喪失+SASS作動

50.0 秒 : 全交流電源喪失、発電機解列、補助冷却系起動

51.5 秒 : タービンバイパス弁開

t1 秒 : 炉心流量 20%により補助冷却系重力落下弁開 (自然循環開始)

t2 秒 : 炉容器出口温度 950°Cに達したのち 300 秒の遅れで SASS 挿入

(5) CASE5 : 除熱源喪失+原子炉スクラム失敗+SASS作動 (ULOHS)

50.0 秒 : 全交流電源喪失、除熱源喪失 (前置冷却系、中間冷却系の断熱化)
発電機解列、補助冷却系起動

51.5 秒 : タービンバイパス弁開

t1 秒 : 炉心流量 20%により補助冷却系重力落下弁開 (自然循環開始)

t2 秒 : 炉容器出口温度 950°Cに達したのち 300 秒の遅れで SASS 挿入

5.2 判断基準

被覆粒子燃料の健全性判断基準として、すでに使用実績のある熱中性子炉に関する知見より、「燃料の追加破損に因る FP 放出を許容できる範囲に制限する」という考え方方が用いられ、このための制限目安として以下の値を適用する。

運転中の異常な過渡変化	: 被覆材最高温度 1600°C以下
過酷運転時	: 被覆材最高温度 2200°C以下

6 解析結果と考察

6.1 定格運転解析結果

6.1.1 計算条件

以下に定格運転解析における計算条件を示す。

- 炉容器入口温度 : 460°C
- 炉容器入口流量 : 296kg/s (1/4 炉心モデル)
- 炉容器入口圧力 : 6.0MPa
- 流量調整用集合体入口圧力損失係数値 (オリフィスを仮定)
 - ホットチャンネル、内側炉心 1~3 : なし
 - 内側炉心 4 : CD=2.0
 - 外側炉心 : CD=4.0
 - 径方向ブランケット : CD=200.0

解析結果を以下の図に示す。

表 6.1.1 燃料集合体出入口温度、及び燃料最高温度

図 6.1.1 炉容器内流速分布、及び温度分布

図 6.1.2 炉心内流速分布、及び温度分布

図 6.1.3 上下プレナム内流速分布

図 6.1.4 燃料集合体内側コンパートメント内流速軸方向分布

原子炉容器内の圧力損失合計は $2.23 \times 10^5 \text{ Pa}$ であり、出口温度は 850.2°C、炉心領域の合計出力は、1/4 炉心体系で 600.3MW である(全炉心の 2401.2MW に相当)。

各集合体領域の流量を設定値と比較すると、炉心領域内は設定値の 3%以内に収まっている。また径方向ブランケット領域は設定流量より 6%大きい値となっている。

燃料粒子の最高温度は 1075.7°C であり、ホットチャンネル集合体に位置する。

6.2 プラント過渡応答解析結果

6.2.1 CASE1：減圧事故+原子炉スクラム失敗+SASS 作動

解析結果を以下の図に示す。

図 6.2.1.1 炉内流量、出力、圧力履歴 (CASE1)

図 6.2.1.2 燃料最高温度、集合体出口最高温度、及び炉容器出入口温度履歴 (CASE1)

図 6.2.1.3 ドップラー反応度及び減圧反応度挙動 (CASE1)

図 6.2.1.4 ドップラー反応度及び減圧反応度挙動 (CASE1 : 425 秒付近)

シーケンスにおける t_1 、 t_2 、は以下に示す時刻である。

減圧検知時刻 $t_1=425[\text{sec}]$

SASS 插入時刻 $t_2=724[\text{sec}]$

50 秒に減圧事故が発生すると、圧力、及び流量の低下により炉容器内の温度が上昇する(400秒で約 100°C の上昇)。425秒に圧力が定格の 80%まで下がることにより、減圧検知が行われ、発電機解列、補助冷却系起動（重力落下弁開）が行われ、その後 1.5 秒後に安全保護動作として、タービンバイパス系への流路切り替えが行われる。この時圧力、流量ともに急激に低下するために燃料最高温度、ホットスポット集合体出口温度、炉容器出口温度は急激に上昇する（燃料最高温度で約 300°C）。一方で炉容器入口温度が低下するのは、タービンバイパスにより再生熱交換器にタービンからの冷却材とそれよりも低温の高圧圧縮器からの冷却材が混合して供給されるために、一時的に受熱側の炉心へ向かう冷却材との温度差が小さくなり、交換熱量が減少するためである。また、出力は一度スパイク的に上昇し、その後低下する。この原因を図 6.2.1.4 の 425 秒付近の反応度挙動と共に示す。425 秒の減圧検知により、タービン保護動作としての流路切り替えが行われ、その結果急激な流量、圧力低下、及び温度上昇が起こる。ここで圧力低下と比べると温度上昇はその変化時間が長いので、先に正の減圧反応度が入り、その後徐々に負のドップラー反応度が効いてくる。そのため、出力は流路切り替え後一度急激に上昇した後低下するという挙動を示す。

その後圧力の低下に伴う流量の低下により炉内温度は上昇し、燃料最高温度は 1764°C (720 秒) に達するが、724 秒に SASS が插入されることで出力及び炉内温度は急激に低下する。797 秒には一次系は遮断され、補助冷却系のみの強制循環に移行するために質量流量は低下する。その際、除熱源が補助冷却系のみとなるために、一時的に炉心入口温度は上昇するものの、出力が低下しているため各部温度は下降する。

このケースの燃料最高温度は SASS 挿入直前の 1764°C (720 秒) であり、したがって過酷事象時の制限目安 2200°C を満たすことが明らかとなった。

6.2.2 CASE2：減圧事故+原子炉スクラム失敗+SASS 不作動

解析結果を以下の図に示す。

図 6.2.2.1 炉内流量、出力、圧力履歴 (CASE2)

図 6.2.2.2 燃料最高温度、集合体出口最高温度、及び炉容器出入口温度履歴 (CASE2)

図 6.2.2.3 ドップラー反応度及び減圧反応度挙動 (CASE2)

シーケンスにおける t_1 は以下に示す時刻である。

減圧検知時刻 $t_1=425[\text{sec}]$

本事象においては、CASE1において SASS が挿入された時刻に該当する 724 秒以前の挙動は CASE1 と同じである。炉内温度は減圧と流量の低下により上昇し、793 秒に一次系は遮断され、補助冷却系のみの強制循環に移行するために、炉心通過流量が低下し、燃料最高温度は上昇する。この時点における燃料最高温度は 1837°C (850 秒) である。その後、温度上昇とともに負のドップラー反応度が入ることによって出力は低下するものの、温度の変動に従いドップラー反応度の大きさも増減するため出力は多少振動しつつ一定値 (-90 ϕ) に漸近していく。また、1200 秒以降において炉容器入口温度は低下するが、燃料最高温度、ホットスポット集合体出口温度、及び炉容器出口温度が上昇する原因是、補助冷却系のプロアは体積流量一定運転のため減圧により質量流量が低下する一方で、炉心出力はほぼ一定のため、燃料最高温度やホットスポット集合体出口温度等の炉心内温度や炉容器出口温度と炉容器入口温度との差は大きくなることによる。そのため、燃料最高温度は暫時上昇をつづけるが、7200 秒には 2134°C にてほぼ静定する。よって、過酷事象時の制限目安 2200°C を満たすものと見通される。

6.2.3 CASE3：減圧事故+原子炉スクラム失敗+全電源喪失+SASS 作動

解析結果を以下の図に示す。

図 6.2.3.1 炉内流量、出力、圧力履歴 (CASE3)

図 6.2.3.2 燃料最高温度、集合体出口最高温度、及び炉容器出入口温度履歴 (CASE3)

図 6.2.3.3 ドップラー反応度及び減圧反応度挙動 (CASE3)

シーケンスにおける t_1 、 t_2 、は以下に示す時刻である。

重力落下弁開時刻	$t_1=170[\text{sec}]$
SASS挿入時刻	$t_2=362[\text{sec}]$

50 秒に減圧事故、及び全交流電源喪失事象が発生すると、その 1.5 秒後に安全保護動作として、タービンバイパス系への流路切り替えが行われる。この時出力は上昇し、圧力、流量は急激に低下するために燃料最高温度、ホットスポット集合体出口温度、炉容器出口温度は急激に上昇する（燃料最高温度で約 500°C）。一方で炉容器入口温度が低下するのは、タービンバイパスにより再生熱交換器にタービンからの冷却材とそれよりも低温の高圧圧縮器からの冷却材が混合して供給されるために、一時的に受熱側の炉心へ向かう冷却材との温度差が小さくなり、交換熱量が減少するためである。

その後温度上昇による負のドップラー反応度により出力は低下するものの、減圧と流量の低下により炉内温度は上昇する。そして 170 秒に重力落下弁が開き、一次系は遮断され、補助冷却系のみの自然循環に移行するために、急激に炉心通過流量が低下し、同時に各部温度が急上昇する。335 秒には出力が定格の 1.8%以下となるために、出力計算は ANS 標準の崩壊熱曲線に移行する。この時点において、燃料最高温度は 1936°C（341 秒）を示す。

炉容器入口温度は 290 秒において 686°C をピークとして低下傾向となり、また炉容器出口温度も 5500 秒付近をピークとして低下するが、燃料最高温度は低下することなく上昇しづづけ、3330 秒で制限目安温度である 2200°C を超える。この原因は減圧の継続とそれによるドライバー領域における流量の低下である。図 6.2.3.4 にホットスポット集合体における径方向流速分布の推移を示す。ここでは定格状態と重力落下弁が開いた直後（210 秒）、及び 7200 秒における径方向流速分布を示す。これより、7200 秒におけるドライバー領域の流量低下は明らかであり、これはドライバー領域の温度上昇がさらなる動粘性係数の増大とレイノルズ数の低下、すなわち圧力損失係数の増大を招き、冷却材であるヘリウムが高温部であるドライバー領域を避けて通過することを示している。図 6.2.3.5 には内側コンパートメントと粒子燃料領域における圧力損失係数のレイノルズ依存性をプランケット領域とドライバー領域に分けて示した。これより、レイノルズ数の低下による圧力損失係数の増大は明らかである。また、レイノルズ数低下の原因是、コンパートメントの水力等価直径を一様とする一方で透過率をドライバー部のみ大きくしていることで同じ流量においてはドライバー部の流速が低くなるためである。

上記に示したことが原因で CASE3 では過酷事象時の制限目安 2200°C を満たすことできなかった。

また、1800 秒から 4900 秒付近におけるホットスポット集合体出口温度が若干低下している原因を以下に示す。ホットスポット集合体出口温度としてモニタしているのは、集合体出口上部のプレナム内セル温度であり、このセルにおける流速ベクトルを確認したところ、1800 秒、及び 4900 秒において出口近傍の流動状況が変化していることが確認できた。この流動状況の変化がホットスポット集合体出口付近のプレナム領域の温度推移に不連続性を与えていた原因である。

6.2.4 CASE4：タービントリップ+原子炉スクラム失敗+全電源喪失+SASS 作動 解析結果を以下の図に示す。

図 6.2.4.1 炉内流量、出力、圧力履歴 (CASE4)

図 6.2.4.2 燃料最高温度、集合体出口最高温度、及び炉容器出入口温度履歴 (CASE4)

図 6.2.4.3 ドップラー反応度及び減圧反応度挙動 (CASE4)

シーケンスにおける t_1 、 t_2 、は以下に示す時刻である。

重力落下弁開時刻 $t_1=171[\text{sec}]$

SASS 握入時刻 $t_2=362[\text{sec}]$

50 秒にタービントリップ、及び全交流電源喪失事象が発生すると、その 1.5 秒後に安全保護動作として、タービンバイパス系への流路切り替えが行われる。この時圧力、流量ともに急激に低下するために燃料最高温度、ホットスポット集合体出口温度、炉容器出口温度は急激に上昇する（燃料最高温度で約 500°C）。

その後炉内温度は減圧及び流量の低下により上昇し、171 秒に重力落下弁が開き、一次系は遮断され、補助冷却系のみの自然循環に移行するために、急激に流量が低下し、同時に各部温度が急上昇する。ただし炉容器入口温度は一時的に低下するが、これは補助冷却系から下降してきた低温のヘリウムが炉容器入口部分に流入するからである。

また、200 秒から 300 秒にかけて炉容器出口温度履歴にみだれがあるが、これは容器出口計算セルにおいて一方向に限定されていた流速が 171 秒に重力落下弁が開くことで一次系が遮断、炉容器出口からの冷却材流出はなくなることにより自由度を持つようになる。このことが原因となり、注目セルの流速は変動しながら低下し（50 秒間でオーダーとして 3 枠低下）、流れ方向も変動するために、温度の変動が発生する。

このケースの燃料最高温度は 1892°C (561~831 秒) であり、したがって CASE4 は過酷事象時の制限目安 2200°C を満たすことが明らかとなった。なお、362 秒に SASS

が挿入されるモデル化となっているが、この時刻における炉出力はすでに崩壊熱レベルに落ちている。

このケースでは出力は崩壊熱レベルまで低下し、また減圧しないことにより集合体内における流量逸走も発生しないため、燃料最高温度も CASE3 とは異なりピーク値以降は低下していく。

6.2.5 CASE5：除熱源喪失+原子炉スクラム失敗+SASS 作動 (ULOHS)

解析結果を以下の図に示す。

図 6.2.5.1 炉内流量、出力、圧力履歴 (CASE5)

図 6.2.5.2 燃料最高温度、集合体出口最高温度、及び炉容器出入口温度履歴 (CASE5)

図 6.2.5.3 ドップラー反応度及び減圧反応度挙動 (CASE5)

シーケンスにおける t_1 、 t_2 、は以下に示す時刻である。

重力落下弁開時刻 $t_1=106[\text{sec}]$

SASS 挿入時刻 $t_2=362[\text{sec}]$

50 秒に全交流電源喪失事象、及び除熱源喪失が発生すると、その 1.5 秒後に安全保護動作として、タービンバイパス系への流路切り替えが行われる。この時圧力、流量ともに急激に低下するために燃料最高温度、ホットスポット集合体出口温度、炉容器出口温度は急激に上昇する（燃料最高温度で約 500°C）。

その後炉内温度は流量の低下により上昇し、106 秒に重力落下弁が開き、一次系は遮断され、補助冷却系のみの自然循環に移行するために、急激に流量が低下し、同時に各部温度が急上昇する。ただし炉容器入口温度は一時的に低下するが、これは補助冷却系から下降してきた低温のヘリウムが炉容器入口部分に流入するためである。また CASE5 が CASE4 と比較して流量低下が速いのは、前置、及び中間冷却器の断熱により、圧縮機に入る冷却材温度が高くなるので、圧縮機の効率が下がり結果的に流量も少なくなることによる。

このケースの燃料最高温度は 1795°C (451~661 秒) であり、したがって CASE5 は過酷事象時の制限目安 2200°C を満たすが明らかとなった。

CASE4 と比較して前置、及び中間冷却器が断熱となり熱的にも厳しい条件にもかかわらずピーク温度が低くなる原因是、CASE4 よりも燃料温度の上昇が早いために、ドップラー反応度の絶対値も CASE4 の場合よりも早く大きくなることによる。結果としてドップラー反応度の積分値も大きくなり、出力の積分値は CASE4 よりも小さくなるためにピーク温度は低く抑えられる。

表 3.1 解析対象ヘリウムガス冷却高速炉主要目

No.	項目	単位	データ
一次主冷却系			
寸法・員数関連項目			
1	燃料種	—	塗化物
2	内側炉心集合体本数	体	303
3	外側炉心集合体本数	体	240
4	炉心有効発熱長	mm	1800
5	炉心支持板-有効発熱部中心間距離	mm	1800
6	燃料集合体全長	mm	3930
7	コンパートメント全長	mm	2600
8	コンパートメント透過率(有効発熱部／プランケット部)	%	5
9	外側コンパートメント肉厚	mm	4
10	外側コンパートメント外径	mm	209
11	内側コンパートメント肉厚	mm	4
12	内側コンパートメント外径	mm	92
13	被覆粒子燃料外径	mm	1.94
14	燃料核外径	mm	1.50
15	下部軸方向プランケット長	mm	400
16	上部軸方向プランケット長	mm	400
17	径方向プランケット長	mm	2600
18	燃料集合体配列ピッチ	mm	222.3
19	燃料理論密度	%	95
20	燃料集合体材質	—	SiC
21	炉心槽外径	mm	7960
22	上部プレナム径	mm	7660
23	燃料集合体頂部-炉心支持板間距離	mm	3750
24	燃料集合体頂部-補助冷却器伝熱部下端間距離	mm	16,560
25	補助冷却器有効伝熱部高さ	mm	980
26	差圧駆動弁設置円筒内径	mm	898
熱バランス関連項目			
27	炉心定格熱出力	MWt	2400
28	炉心入口温度	°C	460
29	炉心出口温度	°C	850
30	冷却材流量	t/h	4,262
31	径方向発熱分布あるいは最大発熱集合体の平均集合体に対するピーピングファクター	—	1.27
制限目安			
32	定格時燃料被覆層温度	°C	1600
33	設計基準内事象時燃料被覆層温度	°C	1600
34	設計基準外事象時燃料被覆層温度	°C	2200
減圧事故関係			
35	冷却材流出孔面積	cm ²	50
36	事故時格納容器雰囲気圧	MPa	0.55

表 3.2 動特性パラメータ

遅発中性子 <i>i</i>	崩壊定数 λ_i (1/s)	遅発中性子割合 β_i
1	0.0129	1.33×10^{-4}
2	0.0311	9.80×10^{-4}
3	0.134	7.56×10^{-4}
4	0.331	1.15×10^{-3}
5	1.26	3.61×10^{-4}
6	3.21	1.23×10^{-4}
合 計	—	3.50×10^{-3}
即発中性子寿命(sec)	7.25×10^{-7}	—
ドップラ反応度係数 $T\Delta k/\Delta T$	0.00929	
減圧反応度*		100φ
SASS 反応度		-257 φ

* : 定格圧力から真空まで減圧した場合の挿入反応度

表 4.2.1 多次元解析部の解析対象事項と解析項目

事象	解析項目
1.定常状態 (定格、部分負荷)	流体領域: 速度分布 温度分布
2.過渡状態	構造物: 温度分布 ・伝熱管モデル 管側流量配分 管側温度分布

表 4.2.2 多次元解析部の基本解析モデルと数値計算法

1 基本解析モデル基礎式: (ρ, u, v, w, p, h) 形式その他:
ポーラスモデル
流動抵抗モデル(流動抵抗係数は、レイノルズ数
の依存性を考慮)

伝熱モデル

(熱伝達率は、レイノルズ数、及
びプラントル数の依存度を考慮)**2 数値計算法**

計算アルゴリズム: SIMPLEST-ANL法

線形化法: 逐次代入法

マトリクス解法: MICCG法(圧力)
P-SOR法(圧力、エンタルピ)**3 差分法**

対流項: 1次精度、SkewUpwind 法

拡散項: 2次精度、中心差分

時間的積分法: オイラー陰解法

表 4.3.1 径方向メッシュ分割

	メッシュ番号	メッシュ間隔 (mm)	メッシュ境界 (mm)
ホット チャンネル	2	42.0	42.0
	3	28.0	70.0
	4	19.0	89.0
	5	15.5	104.5
	6	22.2	126.7
	7	28.9	155.6
内側炉心	8	41.9	197.5
	9	41.9	239.4
	10	41.9	281.3
	11	37.5	318.8
	12	52.3	371.1
	13	75.6	446.7
	14	75.6	522.3
	15	75.6	597.9
	16	72.0	669.8
	17	92.4	762.3
	18	105.8	868.0
	19	105.8	973.8
	20	105.8	1079.6
	21	105.8	1185.4
	22	98.5	1283.9
	23	120.1	1404.0
	24	126.4	1530.4
	25	126.4	1656.8
	26	126.4	1783.2
	27	126.4	1909.6
	28	125.4	2035.0
外側炉心	29	101.5	2136.5
	30	116.0	2252.5
	31	116.0	2368.5
	32	116.0	2484.4
	33	116.0	2600.4
	34	90.7	2691.1
径方向 ブランケット	35	90.7	2781.9
	36	97.0	2878.8
	37	97.0	2975.8
	38	97.0	3072.8
	39	80.7	3153.5
遮蔽体 内容器肉厚 側面流路	40	88.5	3242.0
	41	108	3350.0
	42	130	3480.0
	43	150	3630.0
	44	200	3830.0
	45	250	4080.0
	46	400	4480.0

表 4.3.2 軸方向メッシュ分割

	メッシュ番号	メッシュ間隔 (mm)	メッシュ境界 (mm)		メッシュ番号	メッシュ間隔 (mm)	メッシュ境界 (mm)
下部プレナム	2	400	400	上部プレナム	46	500	14210
	3	400	800		47	500	14710
	4	445	1245		48	465	15175
炉心	5	400	1645	内容器肉厚	49	400	15575
	6	315	1960		50	300	15875
	7	280	2240		51	300	16175
	8	380	2620		52	400	16575
	9	370	2990		53	410	16985
	10	350	3340		54	480	17465
	11	285	3625		55	500	17965
	12	200	3825	原子炉容器	56	500	18465
	13	200	4025		57	500	18965
	14	200	4225		58	500	19465
	15	200	4425		59	500	19965
	16	200	4625		60	500	20465
	17	200	4825		61	500	20965
	18	200	5025		62	500	21465
	19	200	5225		63	500	21965
	20	200	5425		64	500	22465
	21	200	5625		65	400	22865
上部プレナム	22	200	5825		66	350	23215
	23	200	6025	補助冷却器	67	300	23515
	24	200	6225		68	250	23765
	25	200	6425		69	200	23965
	26	200	6625		70	150	24115
	27	200	6825		71	110	24225
	28	200	7025		72	100	24325
	29	200	7225		73	100	24425
	30	200	7425		74	100	24525
	31	200	7625		75	100	24625
	32	200	7825		76	100	24725
上部プレナム	33	250	8075	熱交換領域	77	100	24825
	34	300	8375		78	100	24925
	35	400	8775		79	100	25025
	36	460	9235		80	100	25125
	37	535	9770		81	100	25225
	38	540	10310		82	120	25345
	39	550	10860		83	150	25495
	40	500	11360		84	200	25695
	41	500	11860		85	300	25995
	42	500	12360		86	400	26395
	43	400	12760	補助冷却器	87	500	26895
	44	500	13260		88	500	27395
	45	450	13710		89	500	27895
					90	500	28395

表 4.3.3 原子炉容器上部半球形鏡板多孔率及び透過率

透過率(径方向)

	J=62	J=61	J=60	J=59	J=58	J=57
I=3	1.000					
I=4	0.999					
I=5	0.999					
I=6	0.998					
I=7	0.996					
I=8	0.995					
I=9	0.991					
I=10	0.987					
I=11	0.982					
I=12	0.977					
I=13	0.969					
I=14	0.955					
I=15	0.939					
I=16	0.923					
I=17	0.899					
I=18	0.869					
I=19	0.830					
I=20	0.786					
I=21	0.736					
I=22	0.681					
I=23	0.624					
I=24	0.549					
I=25	0.461					
I=26	0.365					
I=27	0.260					
I=28	0.145					
I=29	0.022					
I=30		0.915				
I=31		0.785				
I=32		0.645				
I=33		0.496				
I=34		0.336				
I=35		0.203				
I=36		0.063				
I=37			0.905			
I=38			0.738			
I=39			0.560			
I=40			0.404			
I=41			0.224			
I=42				0.989		
I=43				0.683		
I=44				0.291		
I=45					0.688	
I=46						0.741

透過率(軸方向)

	I=46	I=45	I=44	I=41	I=36	I=29
J=54						
J=55	0.936					
J=56	0.729					
J=57	0.371					
J=58		0.755				
J=59			0.505			
J=60				0.955		
J=61					0.408	
J=62						0.214

表 4.3.4 内容器上部正半梢円形鏡板多孔率及び透過率

透過率(径方向)

	J=48	J=47	J=46	J=45
I=3	1.000			
I=4	0.999			
I=5	0.999			
I=6	0.998			
I=7	0.998			
I=8	0.997			
I=9	0.995			
I=10	0.992			
I=11	0.989			
I=12	0.986			
I=13	0.981			
I=14	0.972			
I=15	0.962			
I=16	0.951			
I=17	0.937			
I=18	0.918			
I=19	0.893			
I=20	0.865			
I=21	0.833			
I=22	0.798			
I=23	0.762			
I=24	0.713			
I=25	0.657			
I=26	0.595			
I=27	0.526			
I=28	0.452			
I=29	0.371			
I=30	0.300			
I=31	0.212			
I=32	0.118			
I=33	0.016			
I=34		0.912		
I=35		0.825		
I=36		0.732		
I=37		0.626		
I=38		0.511		
I=39		0.386		
I=40		0.274		
I=41		0.139		
I=42			0.956	
I=43			0.700	
I=44			0.321	

多孔率	J=48	J=47	J=46	J=45
I=2	1.000			
I=3	1.000			
I=4	0.999			
I=5	0.999			
I=6	0.998			
I=7	0.997			
I=8	0.996			
I=9	0.993			
I=10	0.990			
I=11	0.987			
I=12	0.983			
I=13	0.976			
I=14	0.967			
I=15	0.956			
I=16	0.944			
I=17	0.927			
I=18	0.905			
I=19	0.879			
I=20	0.849			
I=21	0.815			
I=22	0.780			
I=23	0.738			
I=24	0.685			
I=25	0.626			
I=26	0.561			
I=27	0.489			
I=28	0.411			
I=29	0.335			
I=30	0.256			
I=31	0.165			
I=32	0.067			
I=33	0.001	0.963		
I=34		0.869		
I=35		0.779		
I=36		0.679		
I=37		0.569		
I=38		0.449		
I=39		0.330		
I=40		0.206		
I=41		0.054	0.995	
I=42			0.828	
I=43			0.511	
I=44			0.129	0.759

透過率(軸方向)

	I=33	I=41	I=44
J=48	0.150		
J=47		0.773	
J=46			0.464

表 4.3.5 内容器下部正半梢円形鏡板多孔率及び透過率

透過率(径方向)

	J=2	J=3	J=4	J=5	J=6	J=7
I=3	1.000					
I=4	0.999					
I=5	0.999					
I=6	0.998					
I=7	0.998					
I=8	0.997					
I=9	0.995					
I=10	0.992					
I=11	0.989					
I=12	0.986					
I=13	0.981					
I=14	0.972					
I=15	0.962					
I=16	0.952					
I=17	0.937					
I=18	0.918					
I=19	0.894					
I=20	0.866					
I=21	0.835					
I=22	0.800					
I=23	0.765					
I=24	0.718					
I=25	0.663					
I=26	0.603					
I=27	0.537					
I=28	0.466					
I=29	0.389					
I=30	0.322					
I=31	0.241					
I=32	0.153					
I=33	0.060					
I=34		0.960				
I=35		0.877				
I=36		0.790				
I=37		0.691				
I=38		0.586				
I=39		0.475				
I=40		0.378				
I=41		0.265				
I=42		0.118				
I=43			0.934			
I=44			0.714			
I=45			0.375			
I=46				0.826		

透過率(軸方向)

	I=33	I=42	I=45	I=46
J=3	0.609			
J=4		0.628		
J=5			0.735	
J=6				0.598
J=7				0.912

多孔率	J=2	J=3	J=4	J=5	J=6	J=7
I=2	1.000					
I=3	1.000					
I=4	0.999					
I=5	0.999					
I=6	0.998					
I=7	0.997					
I=8	0.996					
I=9	0.993					
I=10	0.990					
I=11	0.987					
I=12	0.983					
I=13	0.976					
I=14	0.967					
I=15	0.957					
I=16	0.944					
I=17	0.928					
I=18	0.906					
I=19	0.880					
I=20	0.851					
I=21	0.818					
I=22	0.783					
I=23	0.741					
I=24	0.691					
I=25	0.633					
I=26	0.570					
I=27	0.502					
I=28	0.427					
I=29	0.356					
I=30	0.281					
I=31	0.197					
I=32	0.107					
I=33	0.018	0.992				
I=34		0.919				
I=35		0.833				
I=36		0.740				
I=37		0.638				
I=38		0.531				
I=39		0.426				
I=40		0.321				
I=41		0.192				
I=42		0.037	0.988			
I=43			0.824			
I=44			0.545			
I=45			0.138	0.977		
I=46				0.247	0.755	0.956

表 4.3.6 各集合体モデル入口平均流量（目標値）及び平均出力

		ホット チャンネル	内側炉心1	内側炉心2	内側炉心3	内側炉心4	外側炉心1	径方向 プランケット
領域内集合体 平均流量 (目標値)	kg/s/体	2.22	2.22			2.03	1.84	0.45
領域内集合体 平均出力	MW	5.24	5.19	5.20	5.12	4.55	3.75	0.89

注) 内側炉心1、2及び3は一つの流量領域である。

表 6.1.1 燃料集合体出入口温度、及び燃料最高温度

		ホット チャンネル	内側炉心1	内側炉心2	内側炉心3	内側炉心4	外側炉心1	径方向 プランケット
集合体数	体	1	120			183	240	186
平均流量	kg/s	2.21	2.17			2.04	1.83	0.47
平均流量 (目標値)	kg/s	2.22	2.22			2.03	1.84	0.45
目標値との比	-	0.99	0.98			1.00	1.00	1.06
入口温度	°C	460.0	460.0			460.0	460.0	460.0
出口温度	°C	908.5	893.8	881.4	878.4	863.3	829.8	805.5
集合体内 最高温度	°C	1075.7	1053.0	1035.1	1029.5	1008.7	962.8	931.1

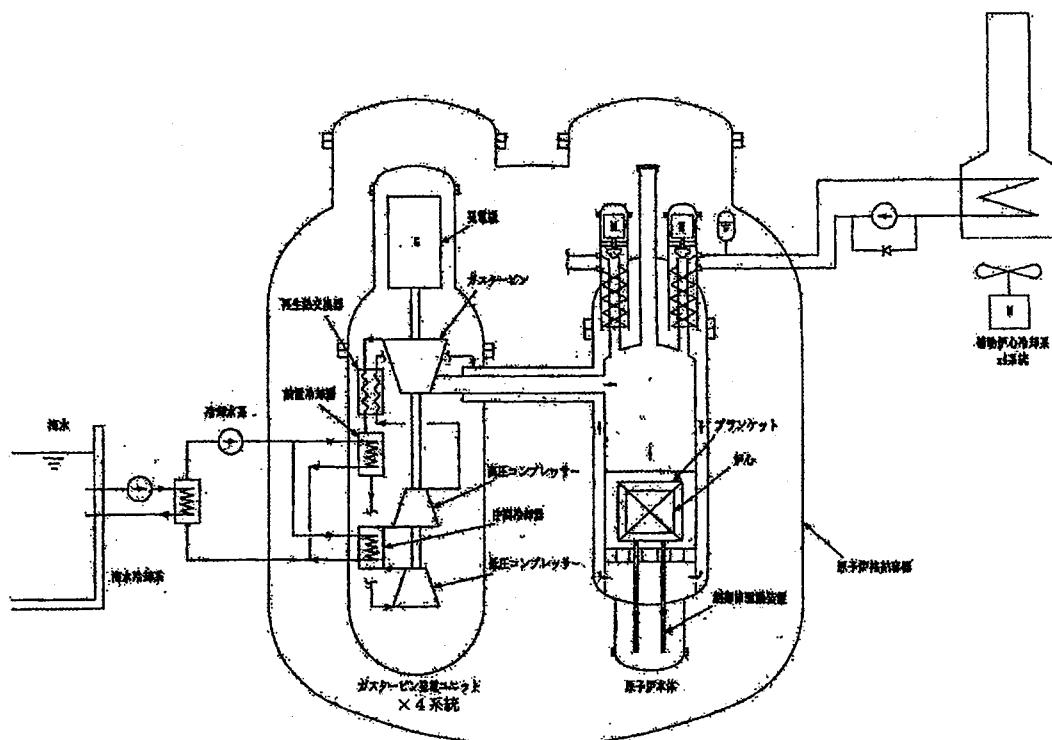
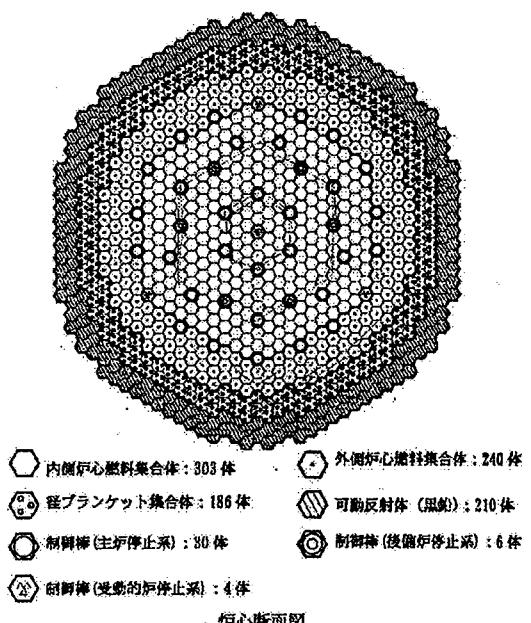


図 3.1 プラント系統概念図



主要核特性		
項目	単位	説明
プラント仕様		
熱出力	MWe	2400
電気出力	MWe	1124
冷却材		
圧力	MPa	He
給水入口／出口温度	°C	6.0
		400 / 350
炉心・燃料		
炉心形式		均質2領域炉心
燃料形式		被覆粒子燃料
燃料材質		Pu・U 混合酸化物
被覆材		TIN
構造材		SIC
炉心高さ	cm	180
炉心等価直徑	cm	564
径プランケット	cm	276
制御ブランケット厚（上／下）	cm	40 / 40
燃料集合体		
集合体ピッチ	mm	222.3
燃料核体積比	%	16.20
被覆材体積比	%	18.85
SIC 構造体体積比	%	3.00
He 冷却材体積比	%	56.95
主要炉心特性		
運転サイクル長さ	月	18.7
燃料交換バッチ数		7
Pu 密度（内／外）	wt%	17.1 / 22.6
燃焼欠損反応度	%Δk/k'	0.34
平均出力密度	W/cc	48
取出平均燃焼度	MWh/t	9.6×10^4
増殖比		1.21
ドップラー係数	Tdk/dT	8.85×10^{-4}
He 反応度	s	0.94

図 3.2 炉心断面図

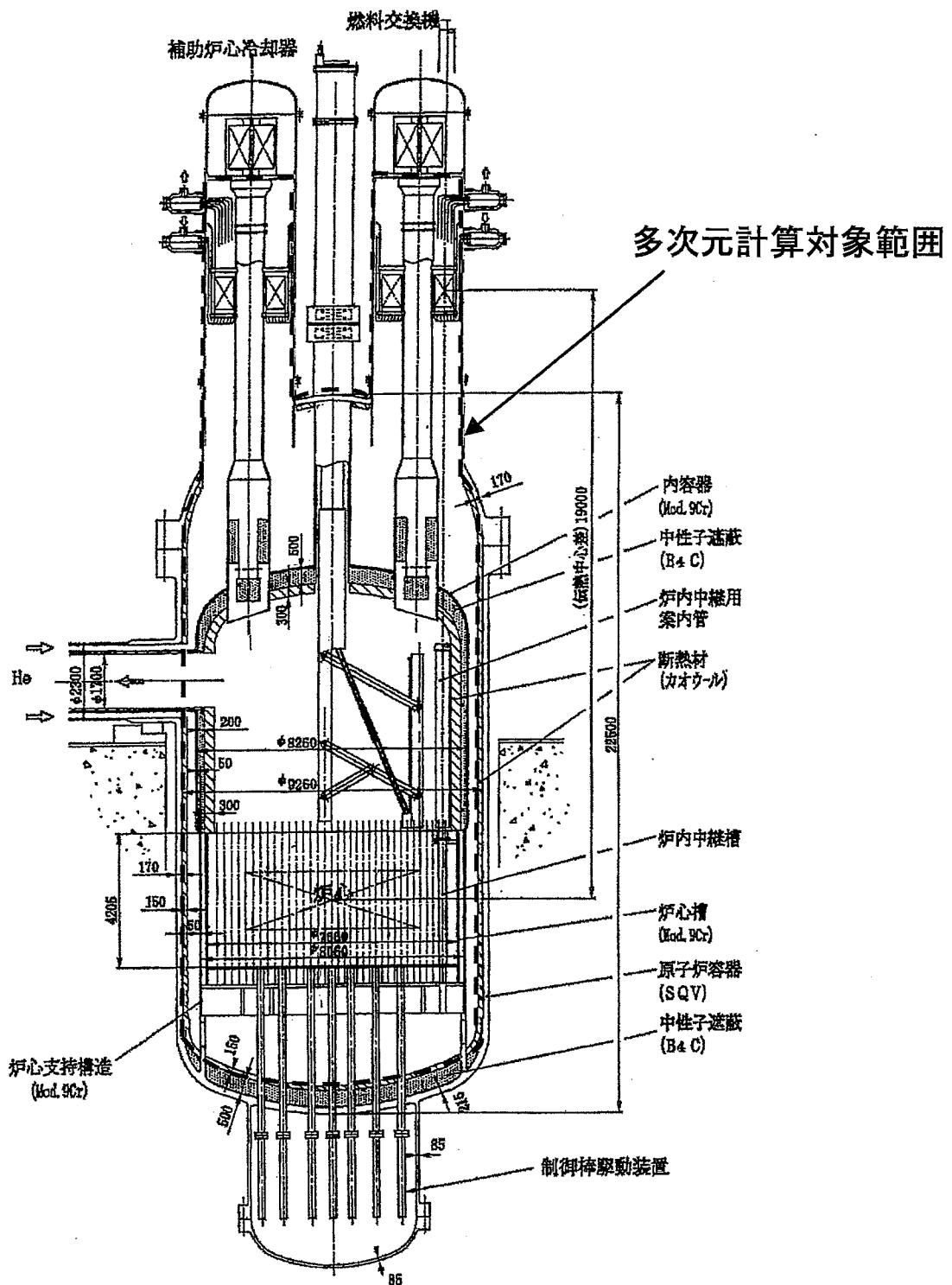


図 4.1.1 原子炉本体解析対象領域説明図

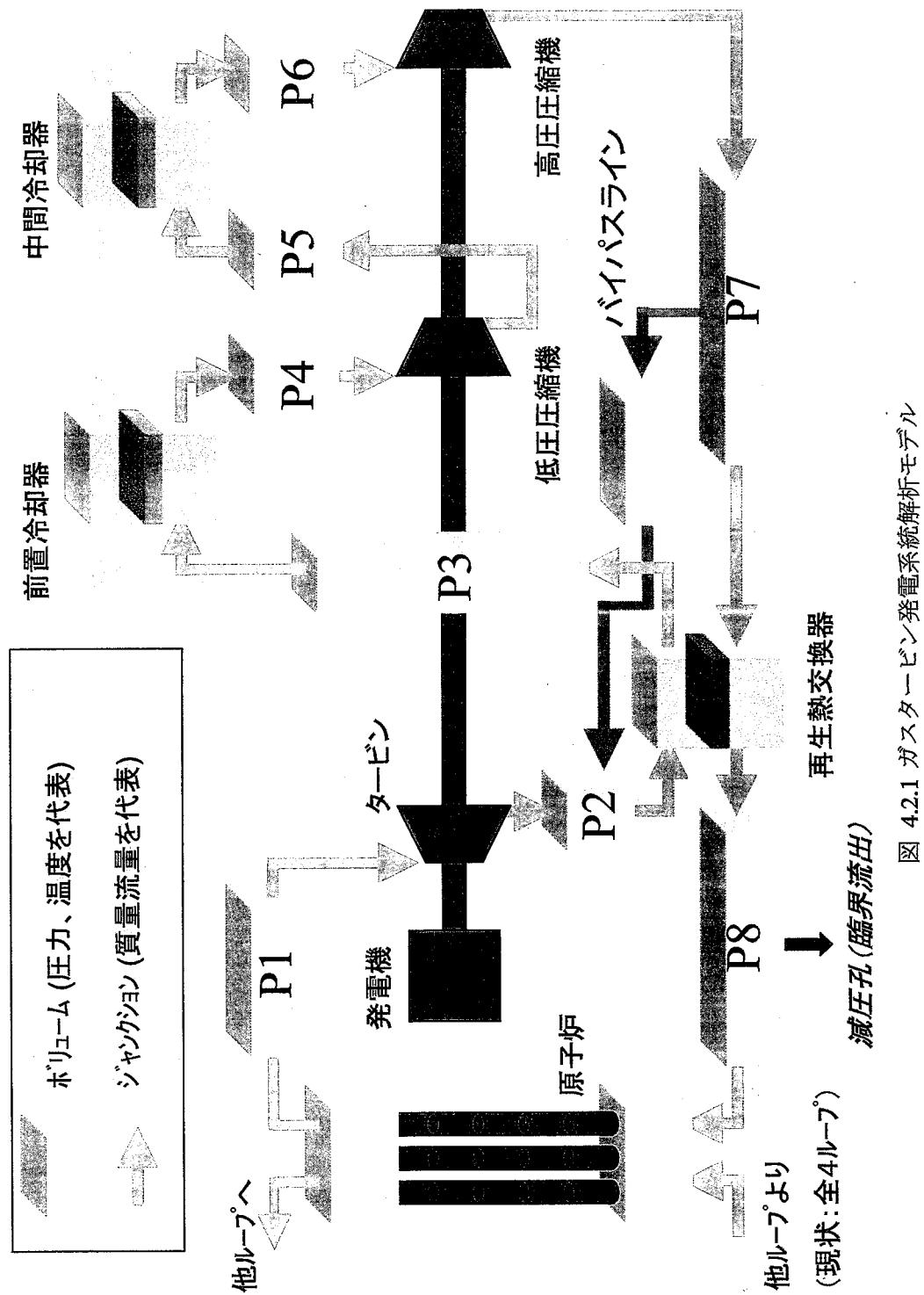
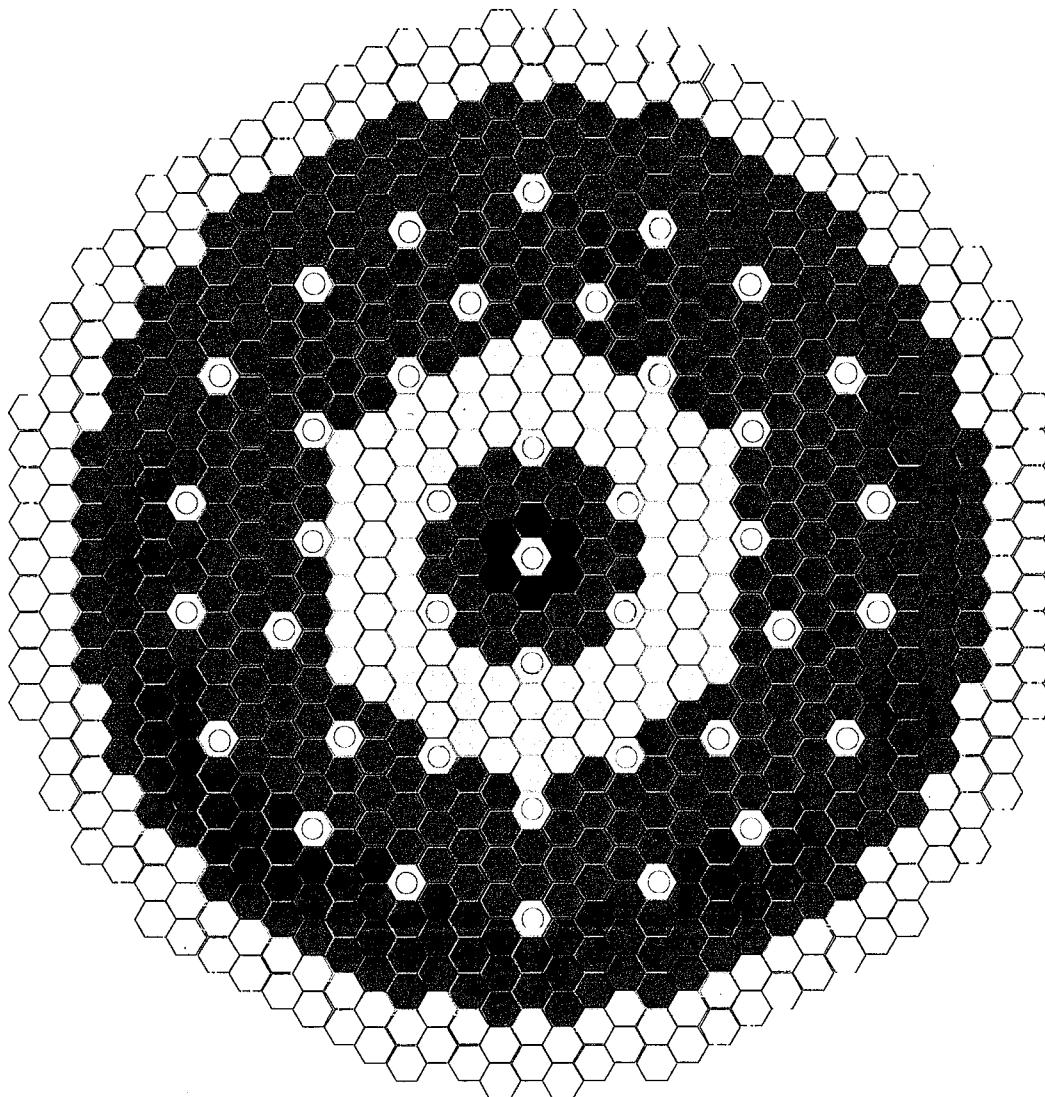


図 4.2.1 ガススタービン発電系統解析モデル



- ◆ 内側炉心1
- ◆ 内側炉心2
- 内側炉心3
- ◆ 内側炉心4
- ◆ 外側炉心
- 径方向ブランケット
- 制御棒

図 4.3.1 炉心リングモデル集合体区分図

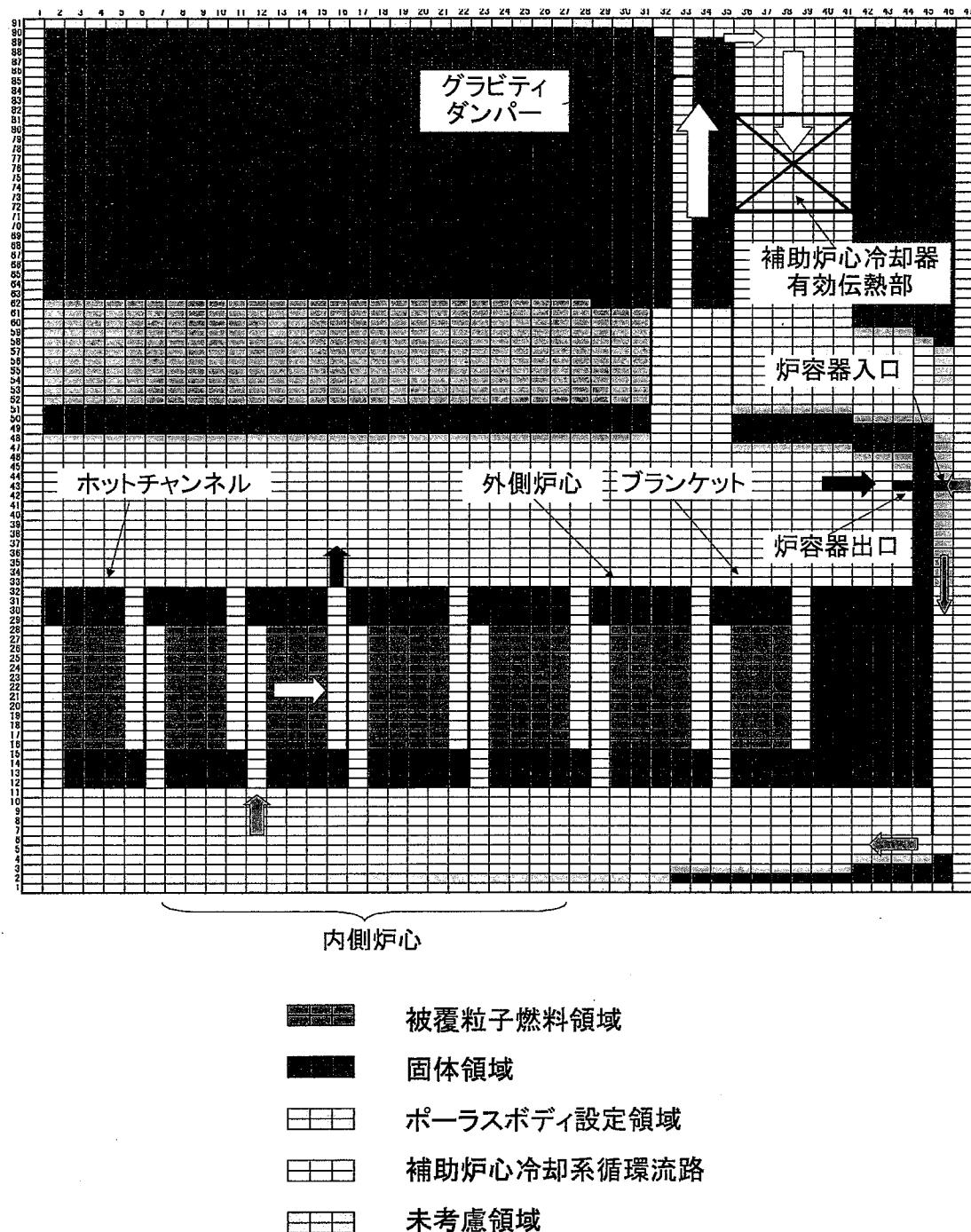


図 4.3.2 炉容器内メッシュ分割概念図

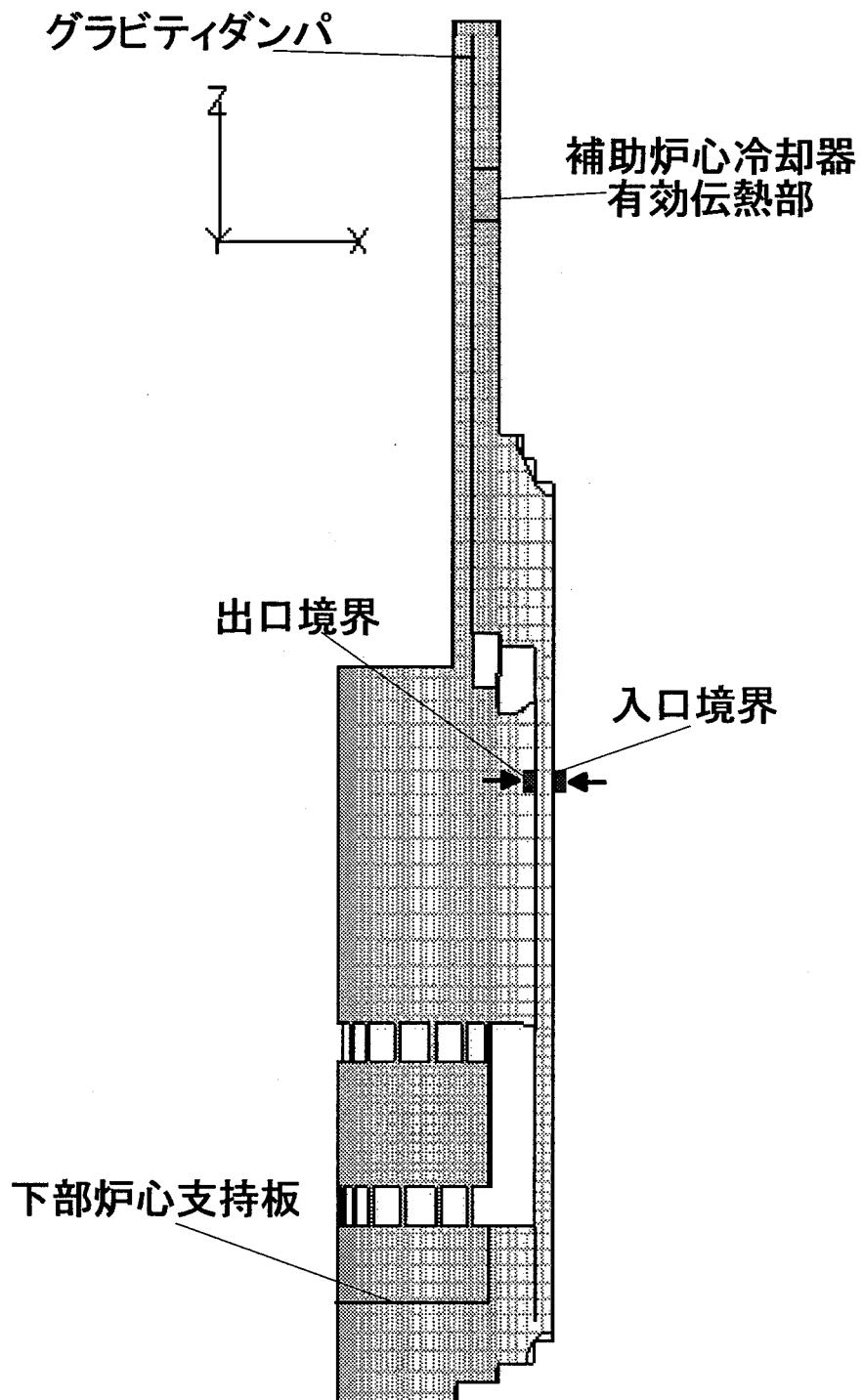


図 4.3.3 炉容器内メッシュ分割図

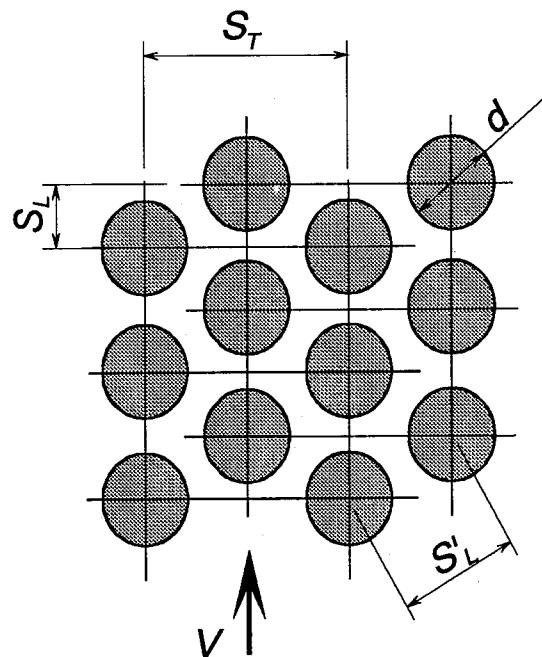


図 4.3.4 千鳥配列管群説明図

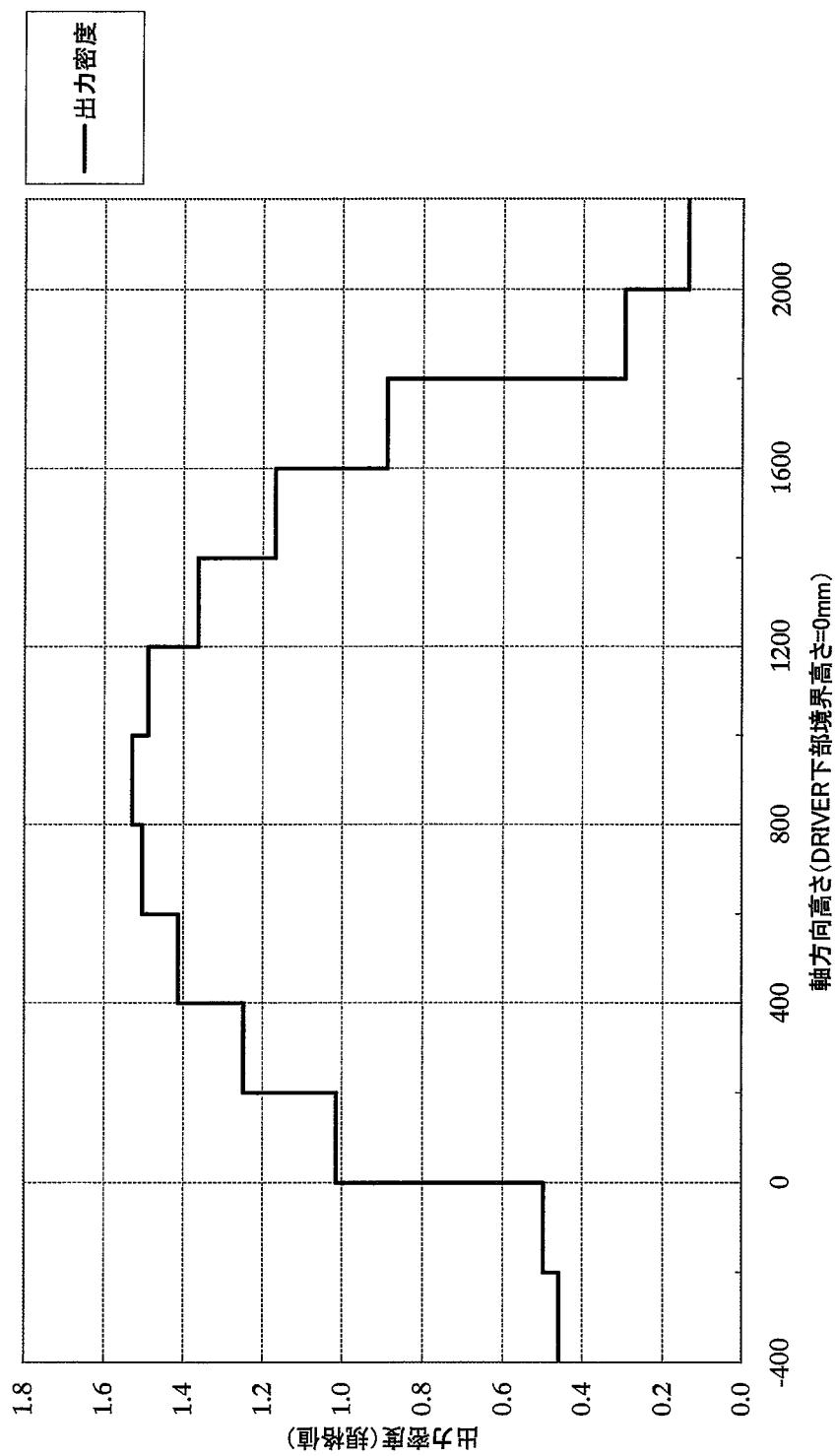


図 4.3.5 軸方向出力分布

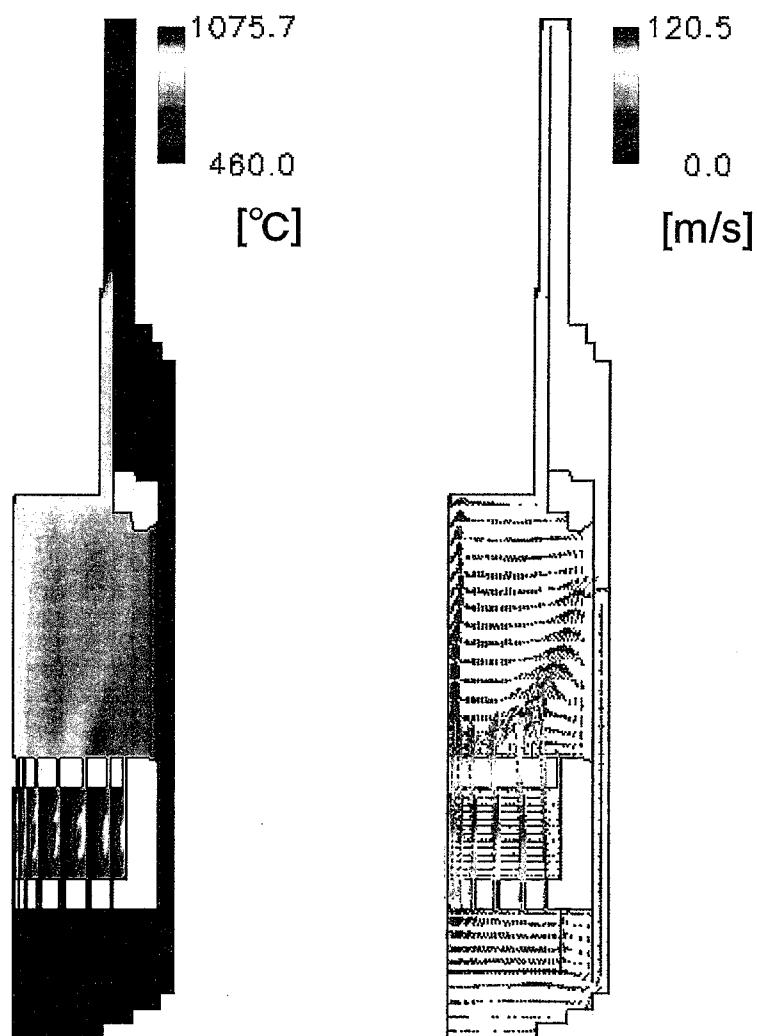
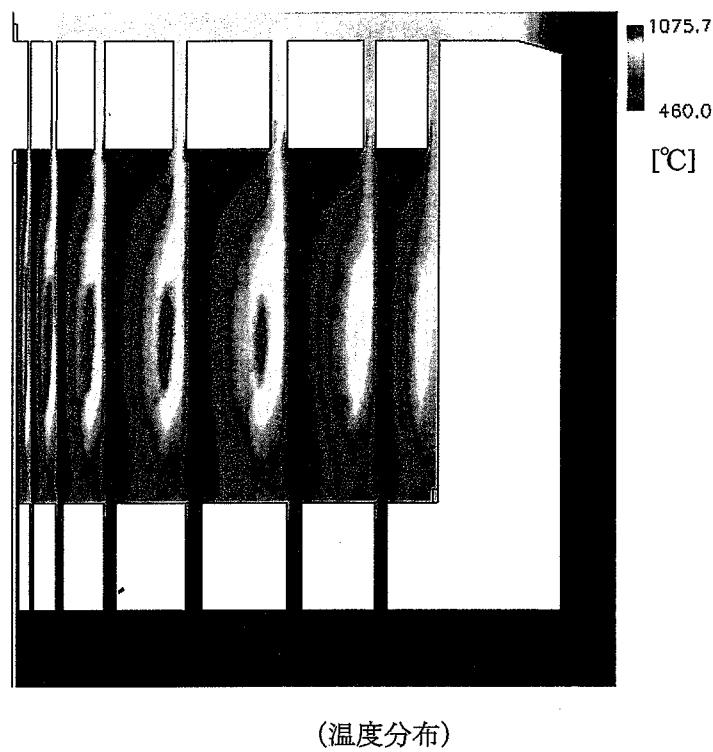
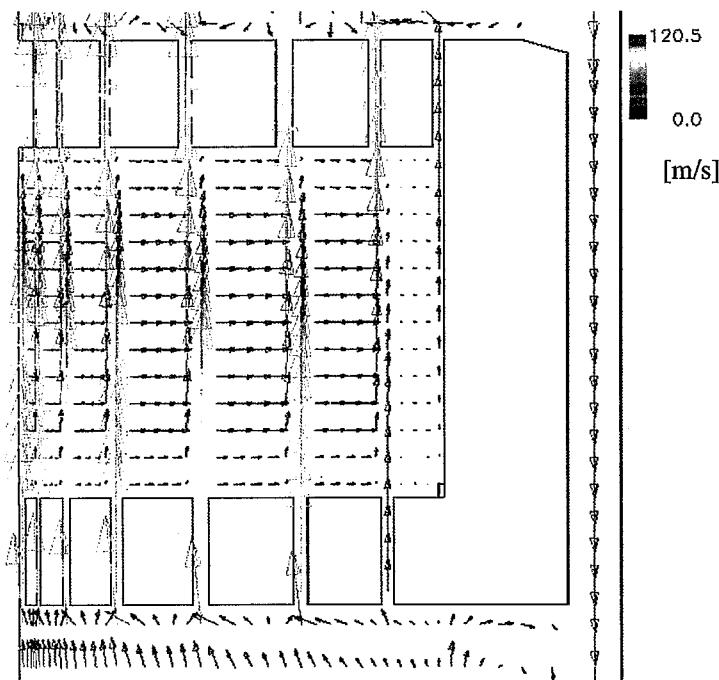


図 6.1.1 炉容器内流速分布、及び温度分布



(温度分布)



(流速分布)

図 6.1.2 炉心内流速分布、及び温度分布

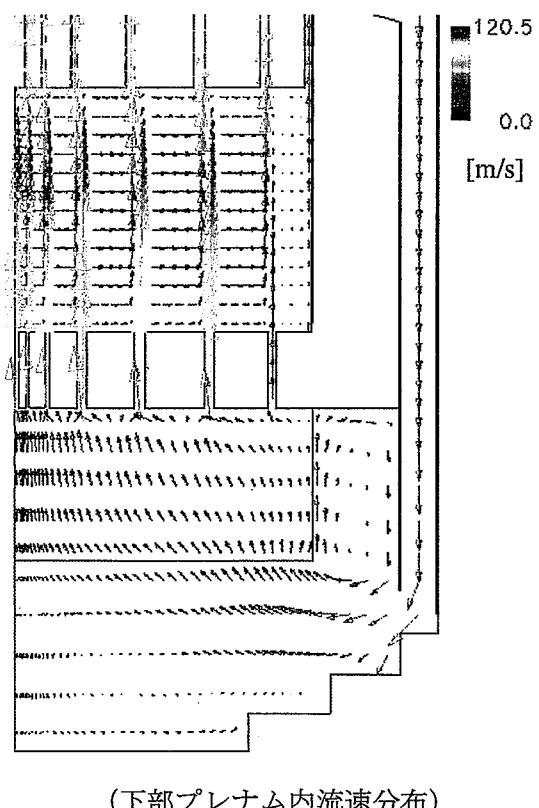
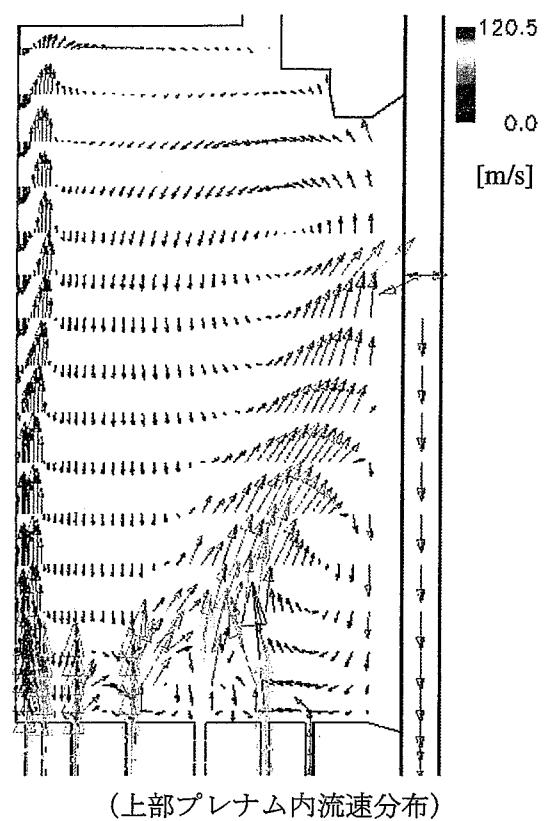


図 6.1.3 上下プレナム内流速分布

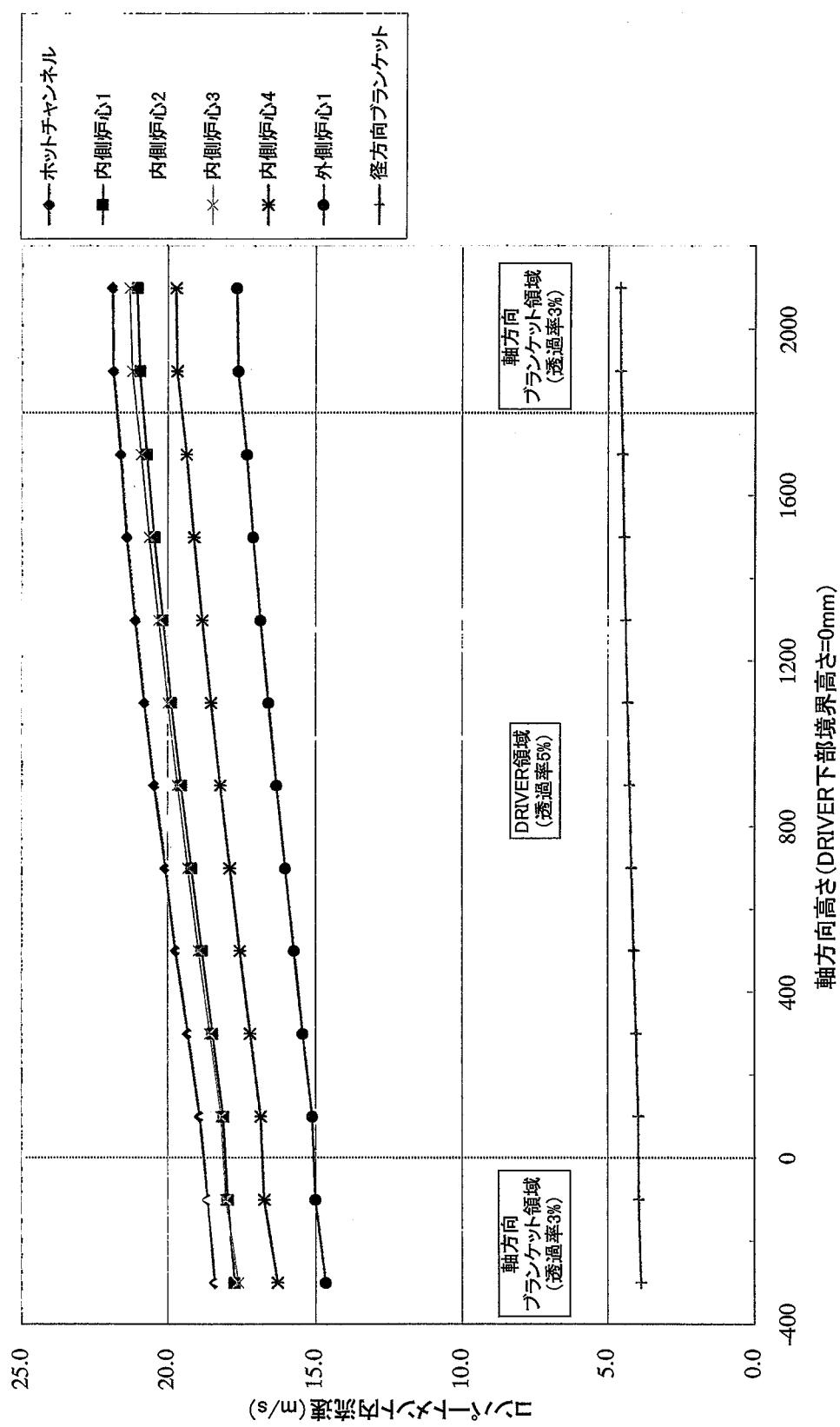
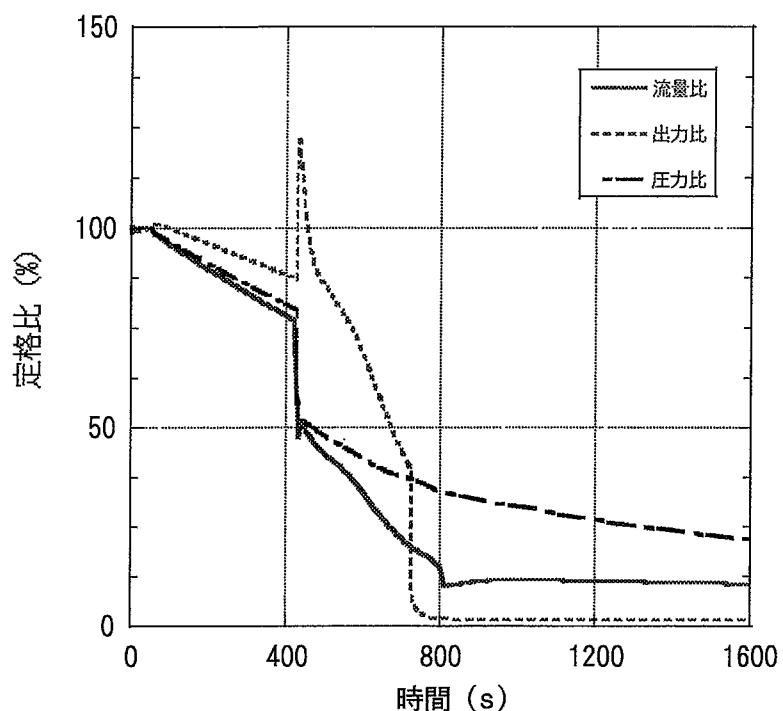
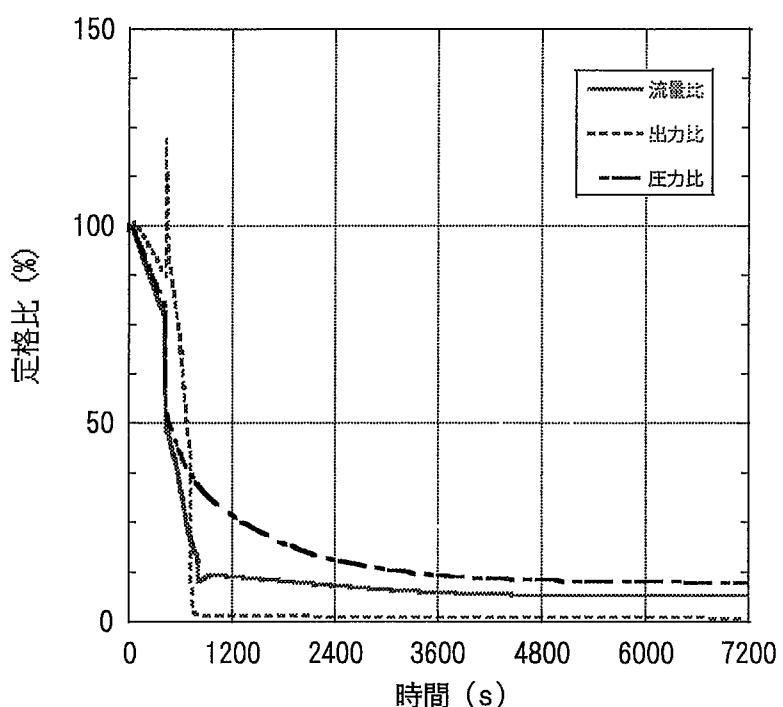


図 6.1.4 燃料集合体内側コンパートメント内流速軸方向分布

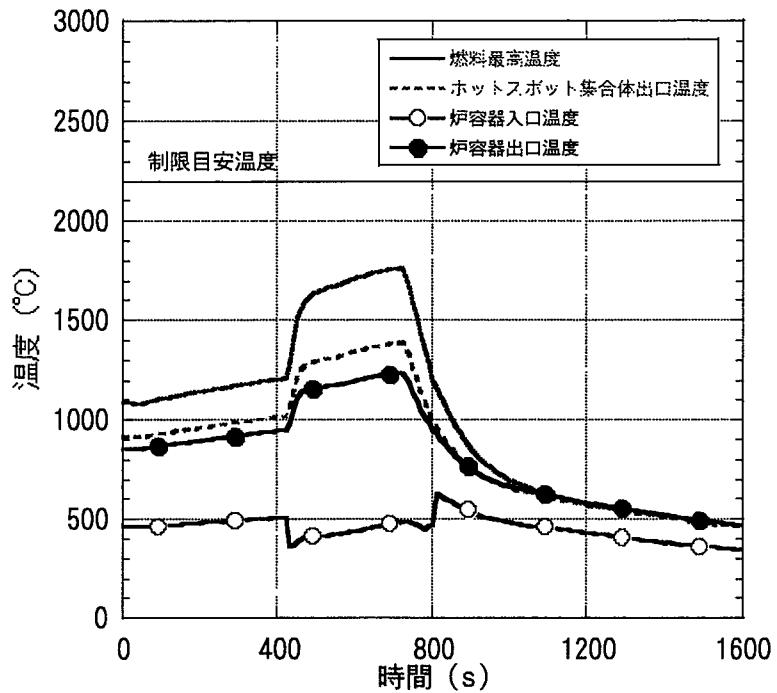


(a) 短期挙動

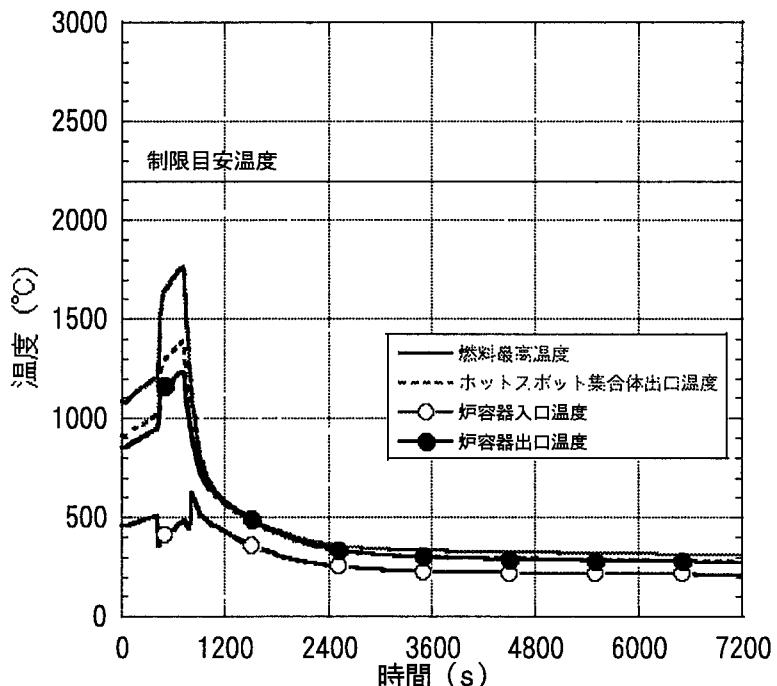


(b) 長期挙動

図 6.2.1.1 炉内流量、出力、圧力履歴 (CASE1)

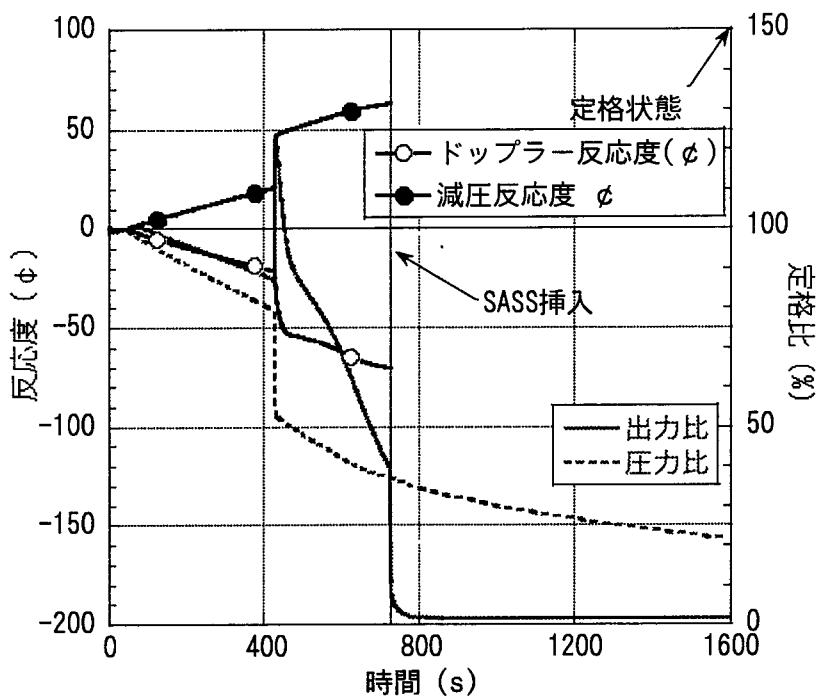


(a) 短期挙動

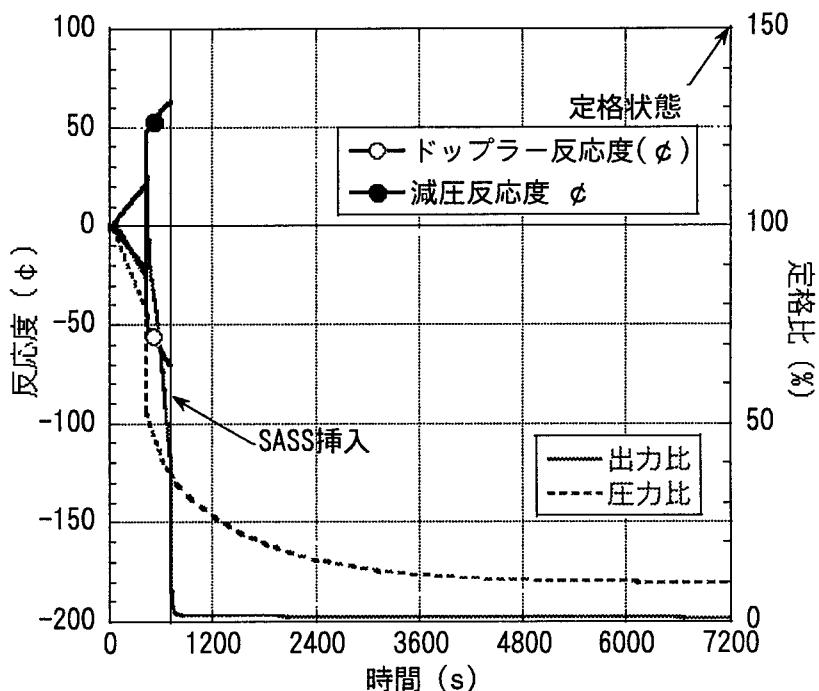


(b) 長期挙動

図 6.2.1.2 燃料最高温度、集合体出口最高温度、及び炉容器出入口温度履歴 (CASE1)



(a) 短期挙動



(b) 長期挙動

図 6.2.1.3 ドップラー反応度及び減圧反応度挙動 (CASE1)

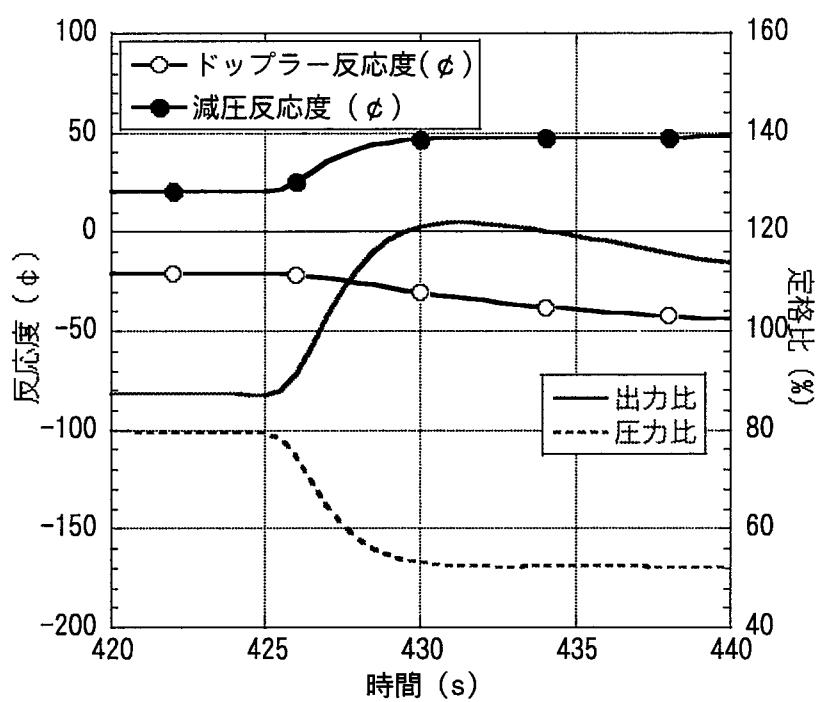
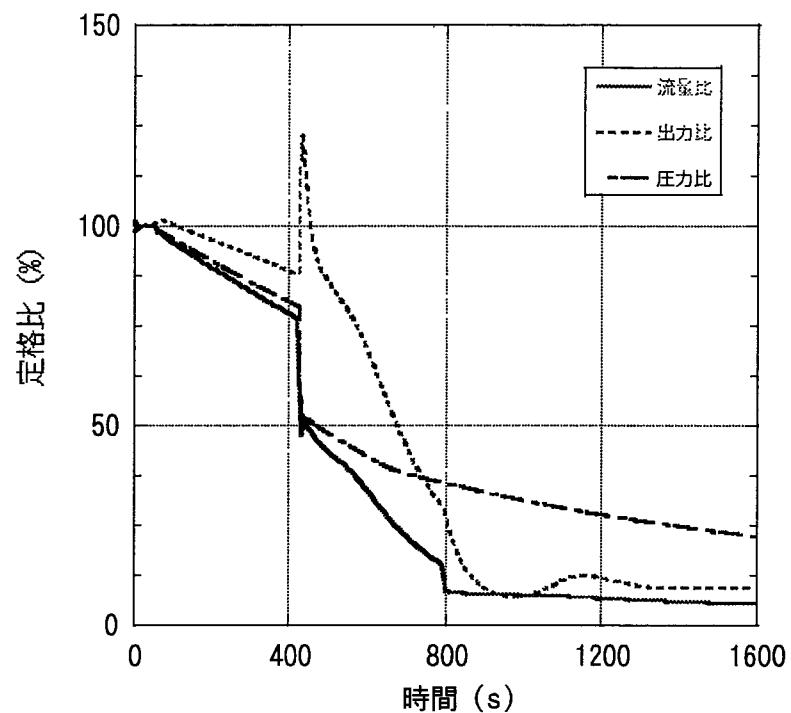
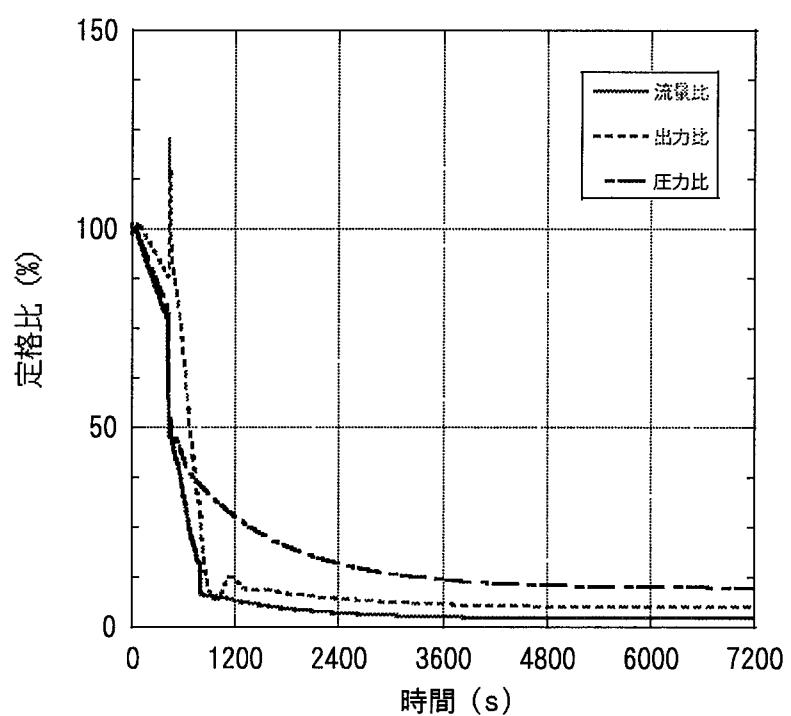


図 6.2.1.4 ドップラー反応度及び減圧反応度挙動 (CASE1 : 425 秒付近)

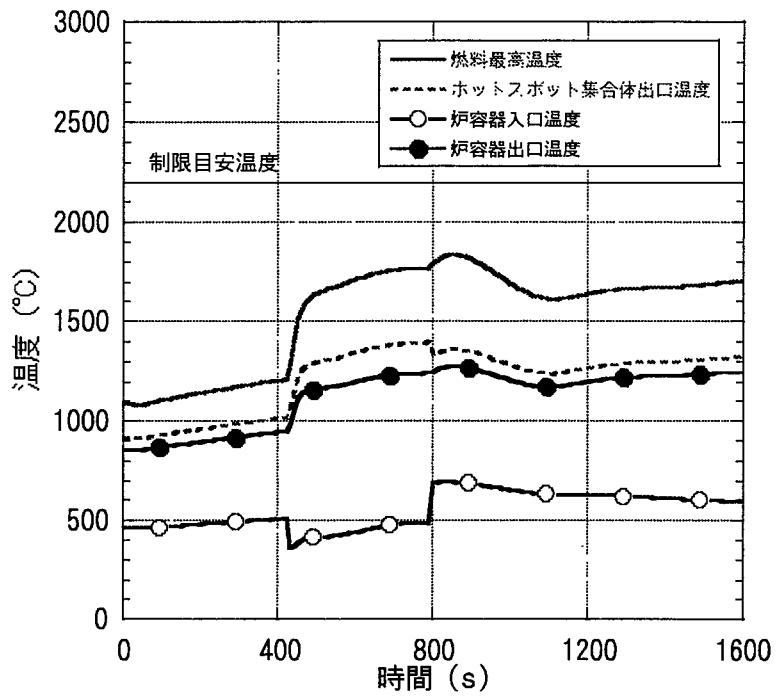


(a) 短期挙動

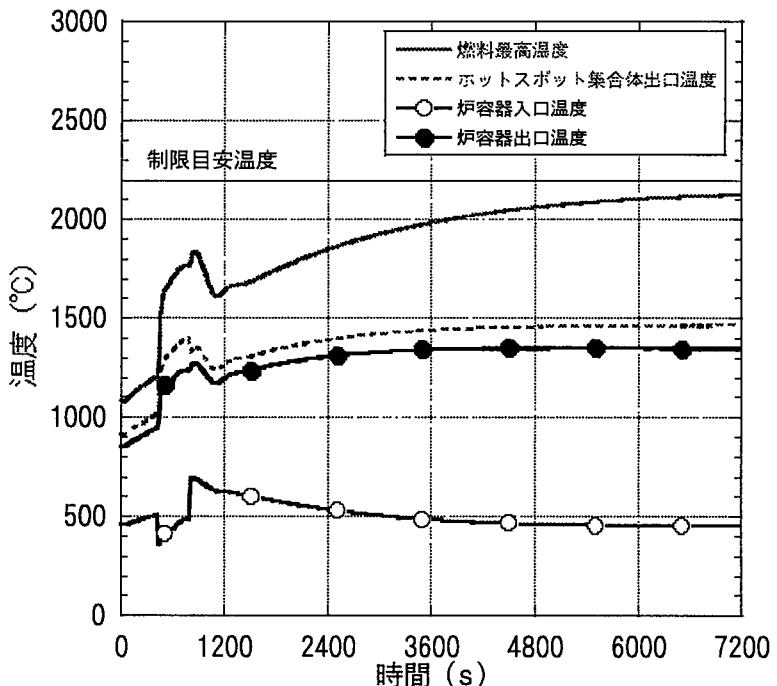


(b) 長期挙動

図 6.2.2.1 炉内流量、出力、圧力履歴 (CASE2)

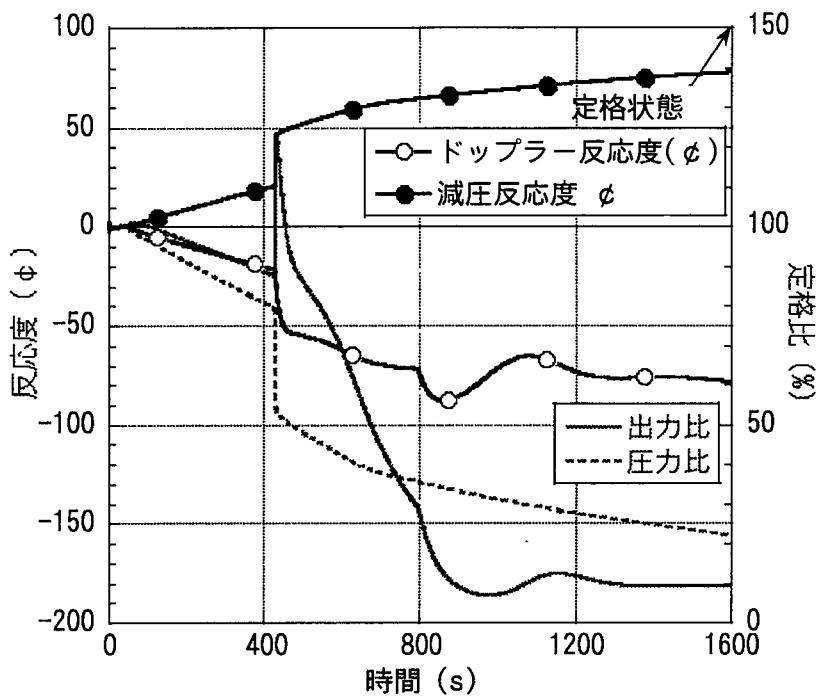


(a) 短期挙動

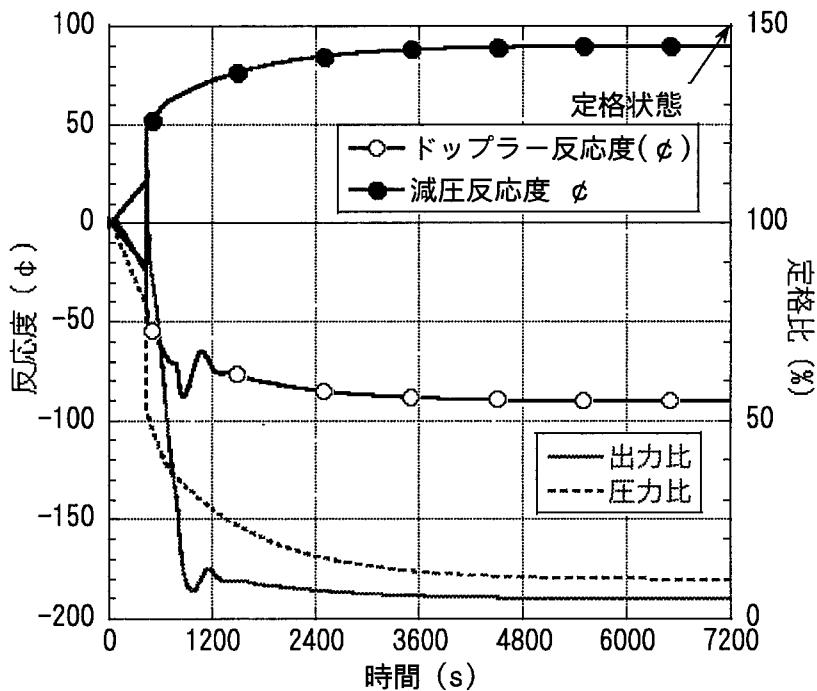


(b) 長期挙動

図 6.2.2.2 燃料最高温度、集合体出口最高温度、及び炉容器出入口温度履歴 (CASE2)

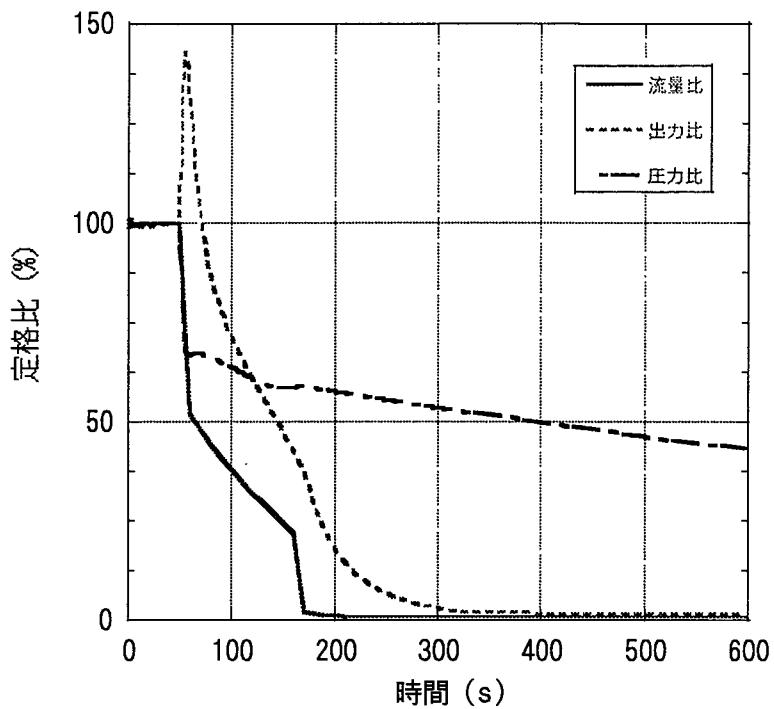


(a) 短期挙動

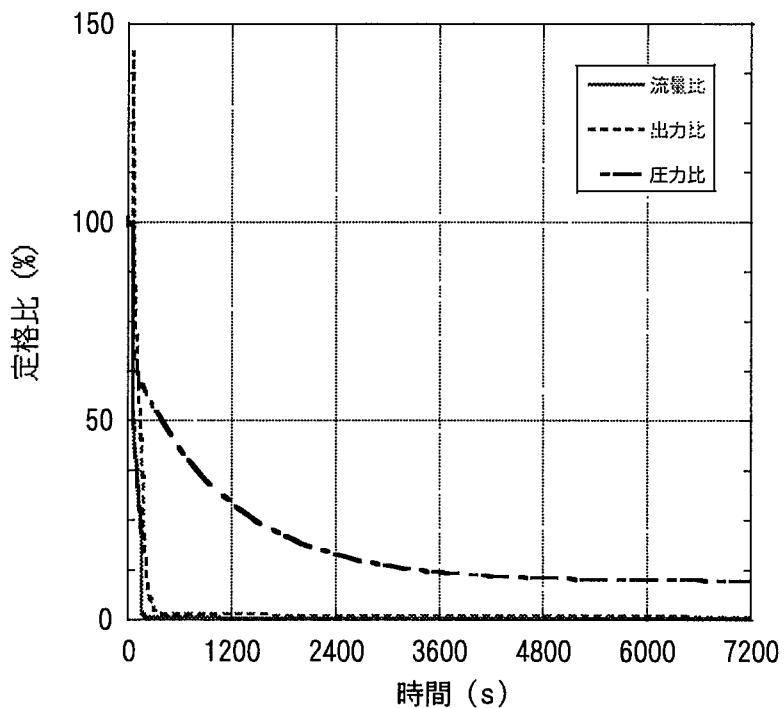


(b) 長期挙動

図 6.2.2.3 ドップラー反応度及び減圧反応度挙動 (CASE2)

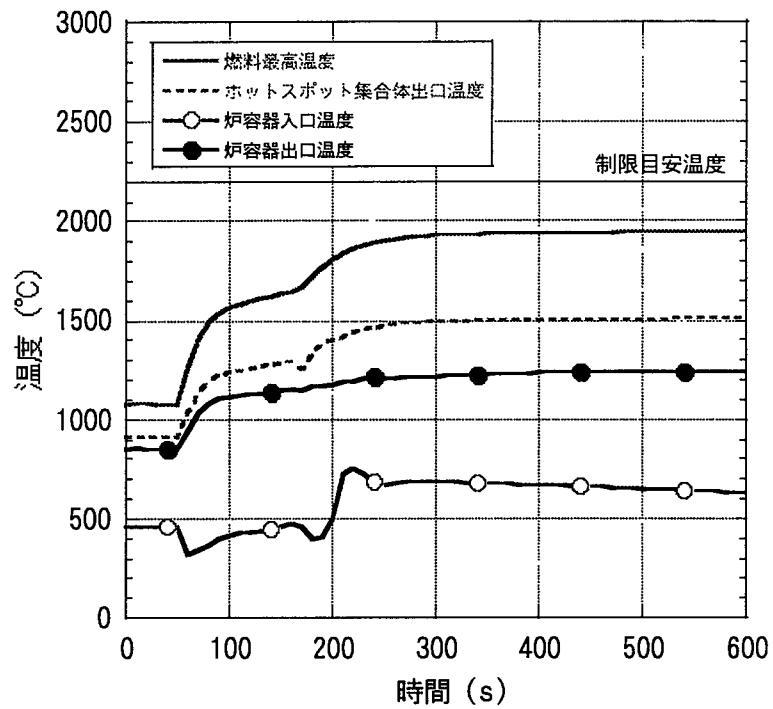


(a) 短期挙動

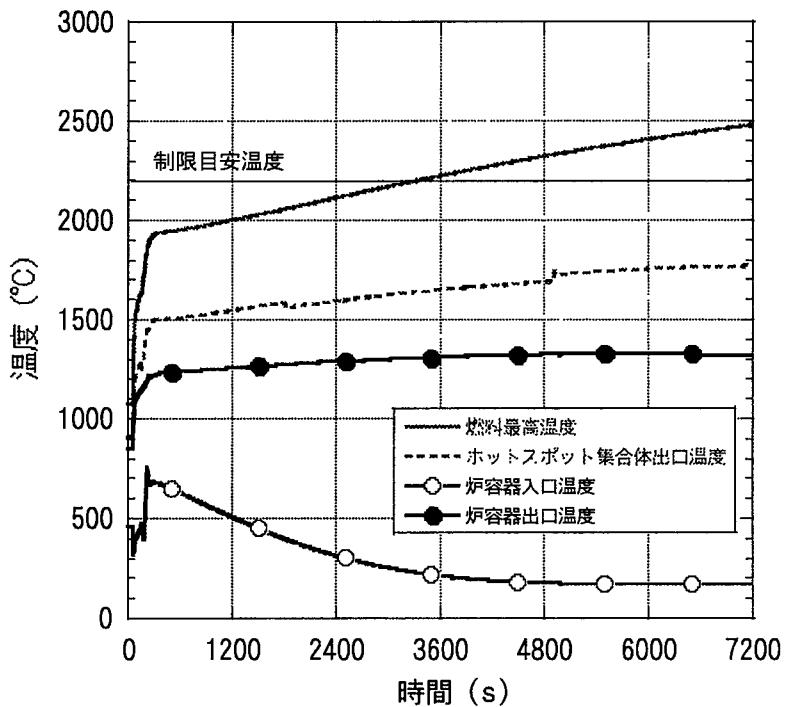


(b) 長期挙動

図 6.2.3.1 炉内流量、出力、圧力履歴 (CASE3)

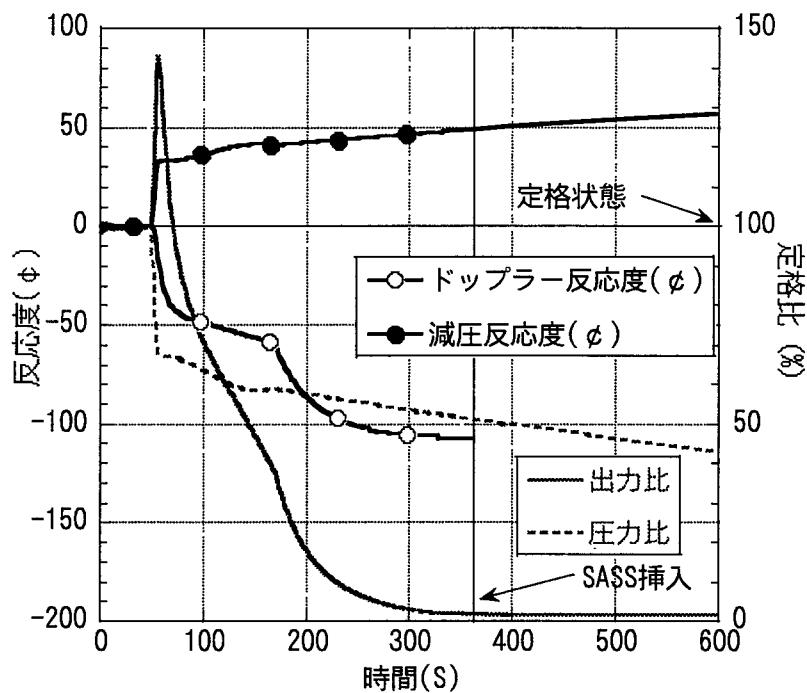


(a) 短期拳動

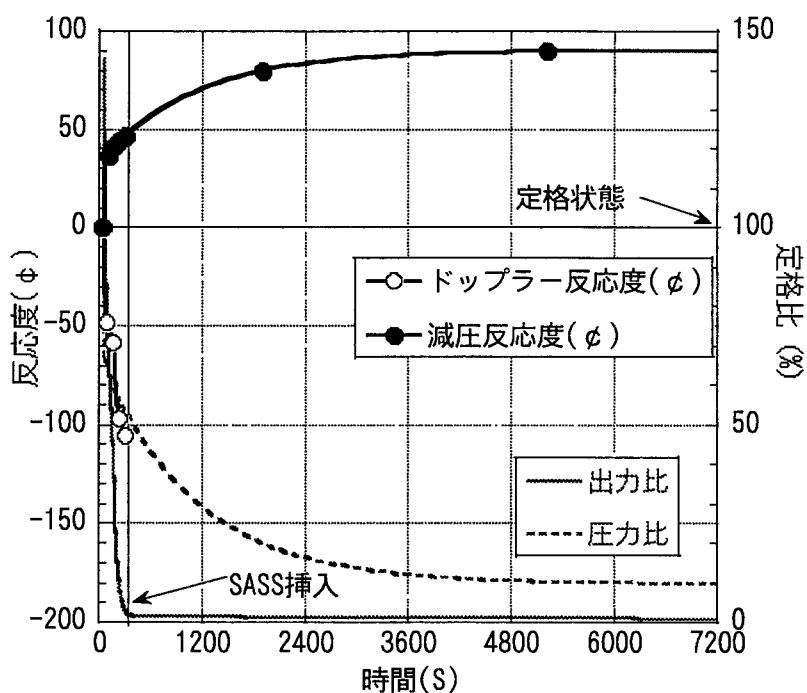


(b) 長期拳動

図 6.2.3.2 燃料最高温度、集合体出口最高温度、及び炉容器出入口温度履歴 (CASE3)



(a) 短期挙動



(b) 長期挙動

図 6.2.3.3 ドップラー反応度及び減圧反応度挙動 (CASE3)

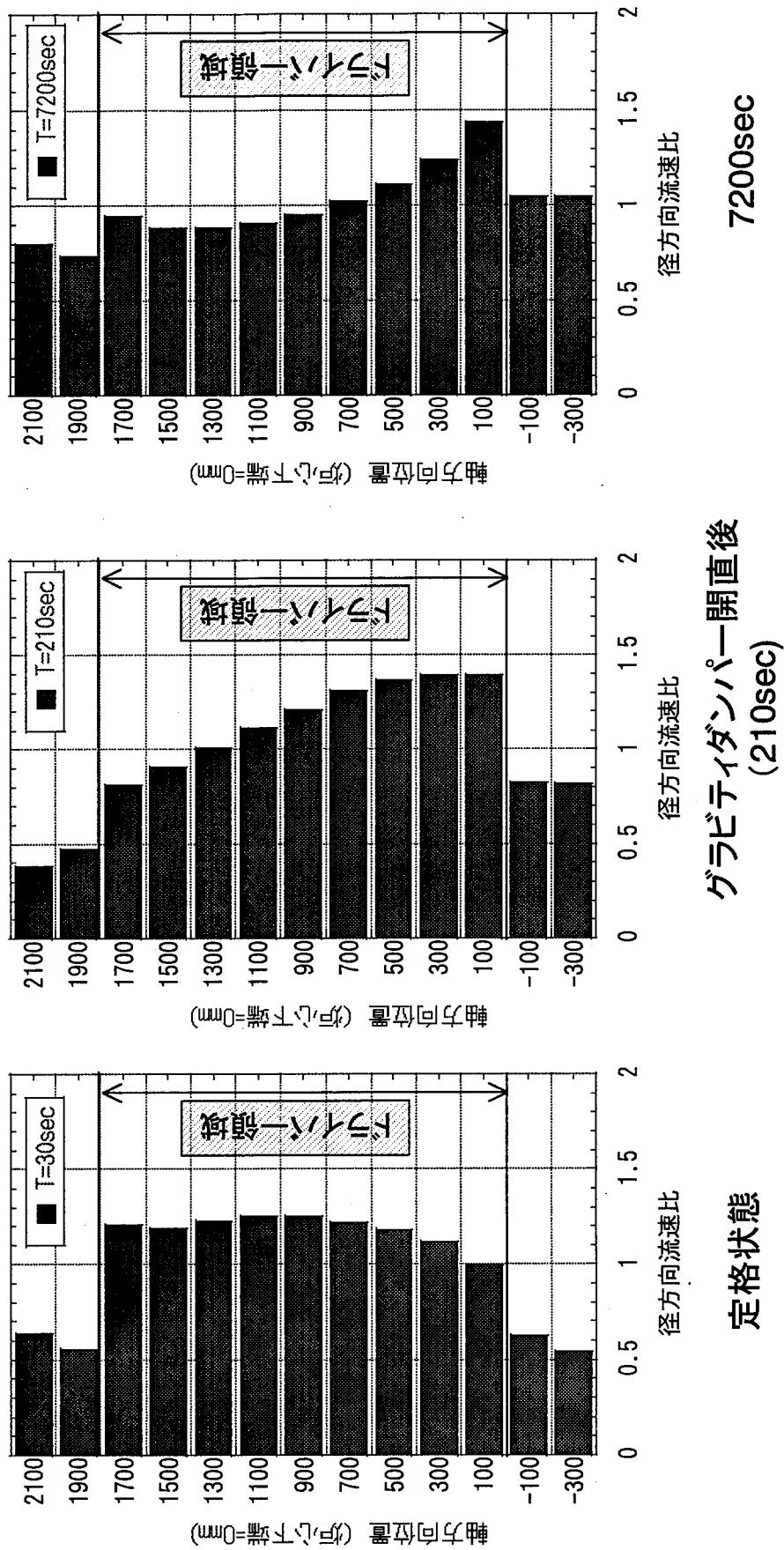


図 6.2.3.4 ホットスポット集合体における径方向流速分布の推移

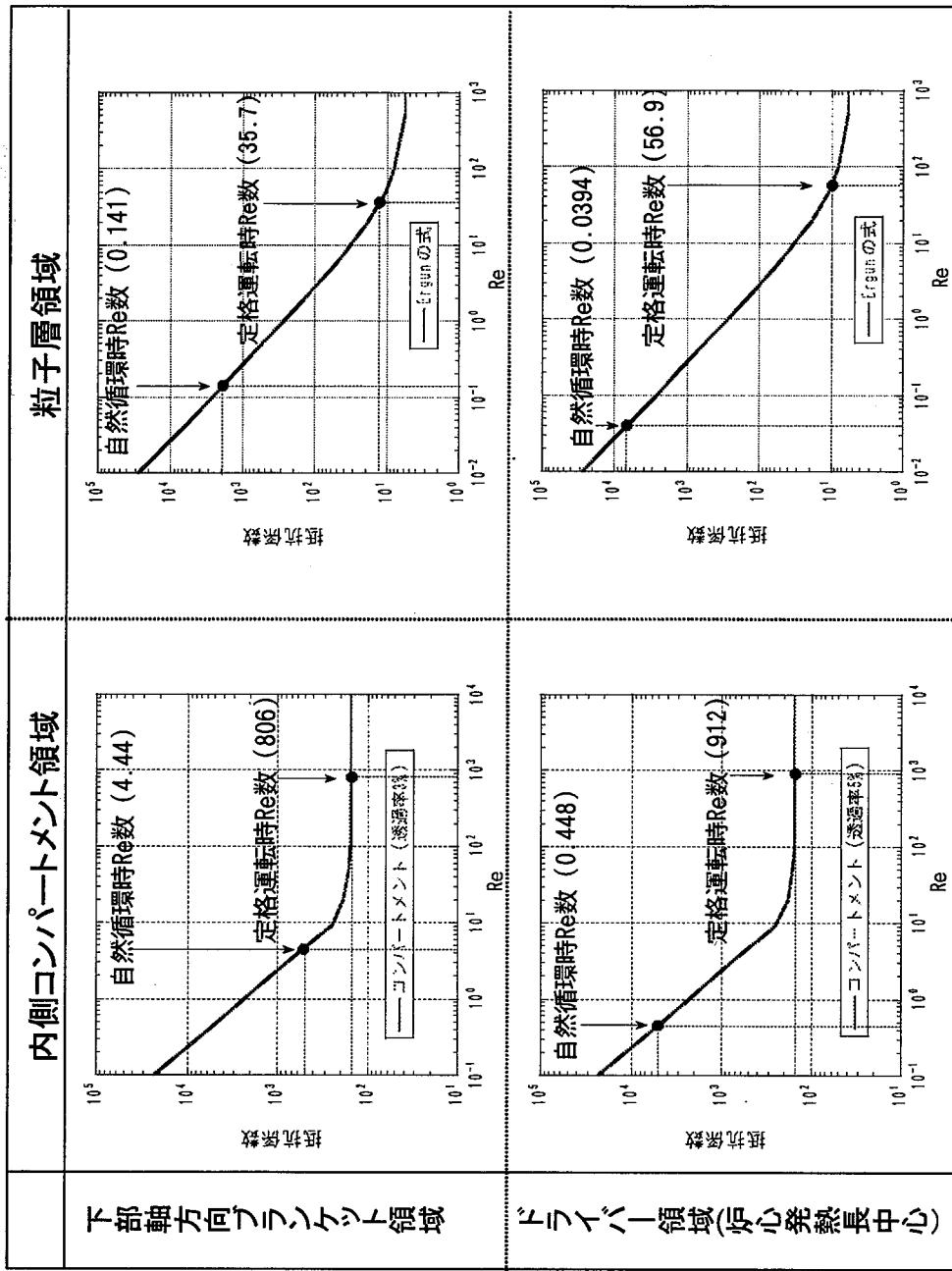
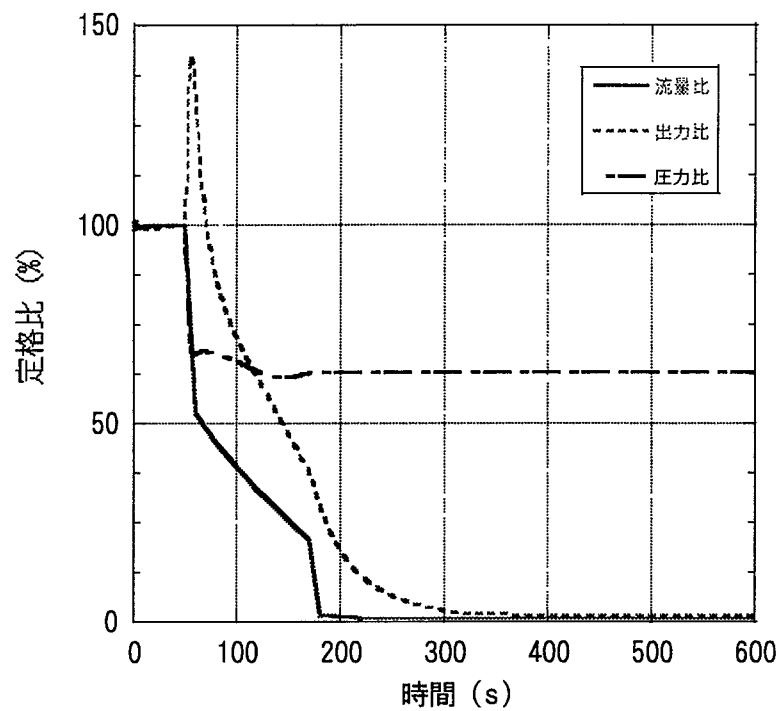
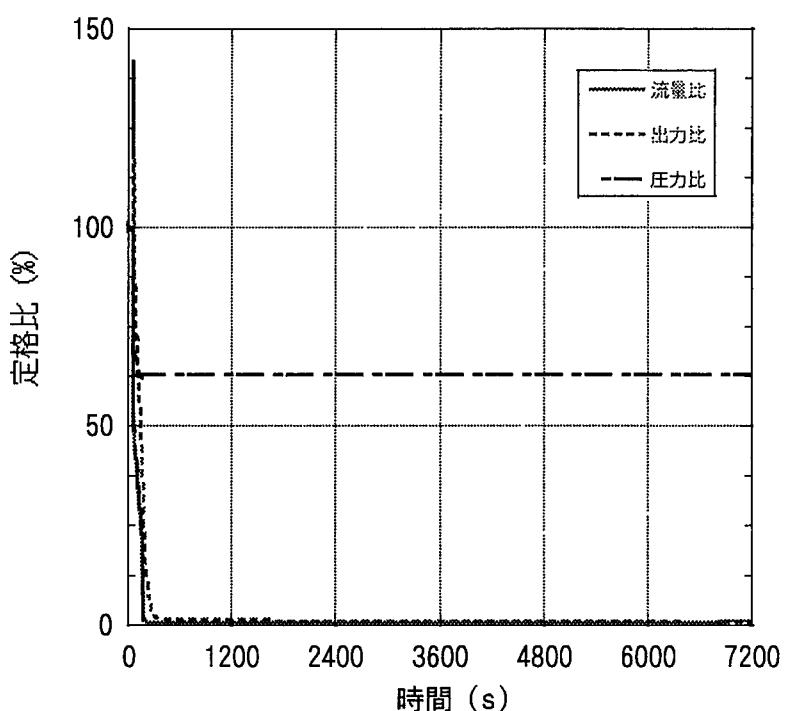


図 6.2.3.5 壓力損失係数のレイノルズ依存性

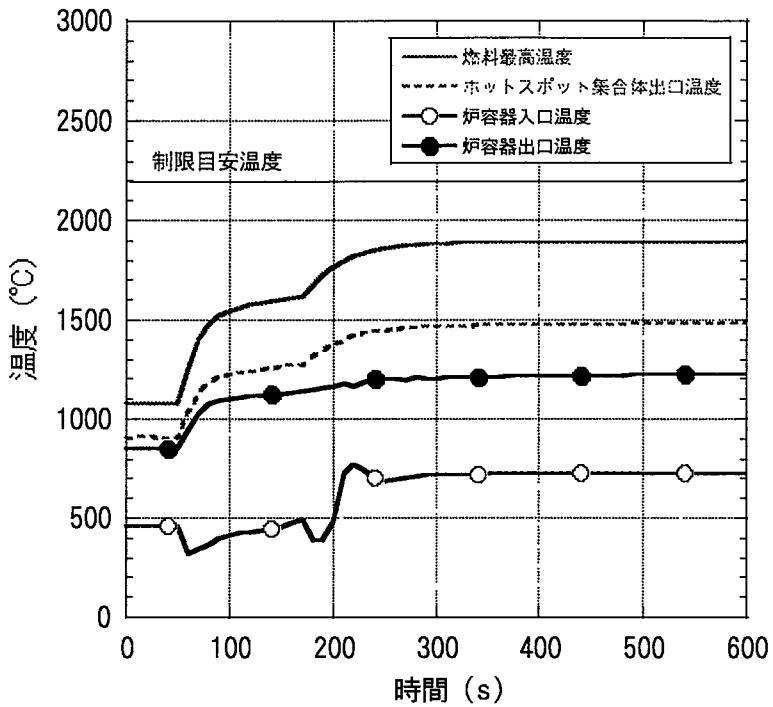


(a) 短期挙動

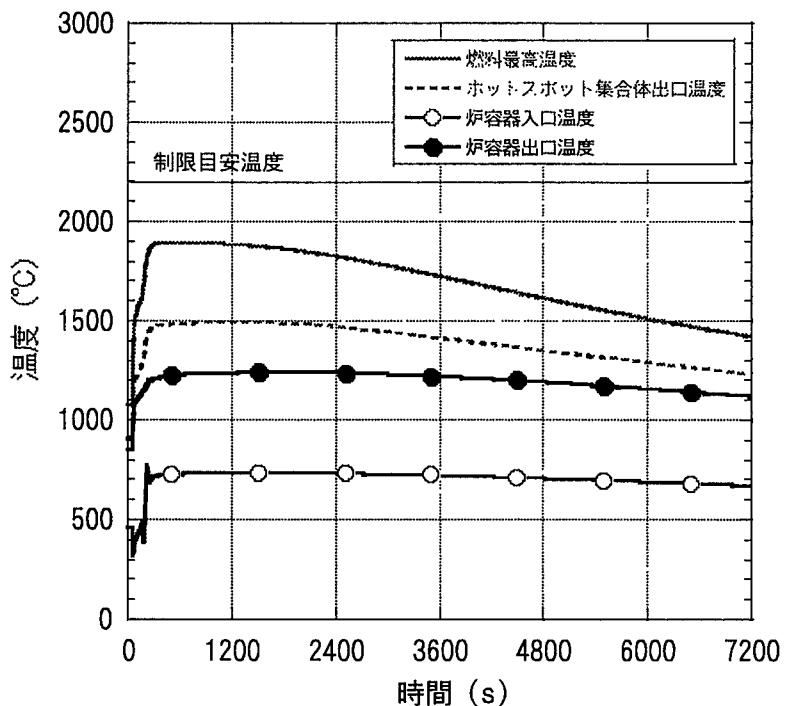


(b) 長期挙動

図 6.2.4.1 炉内流量、出力、圧力履歴 (CASE4)

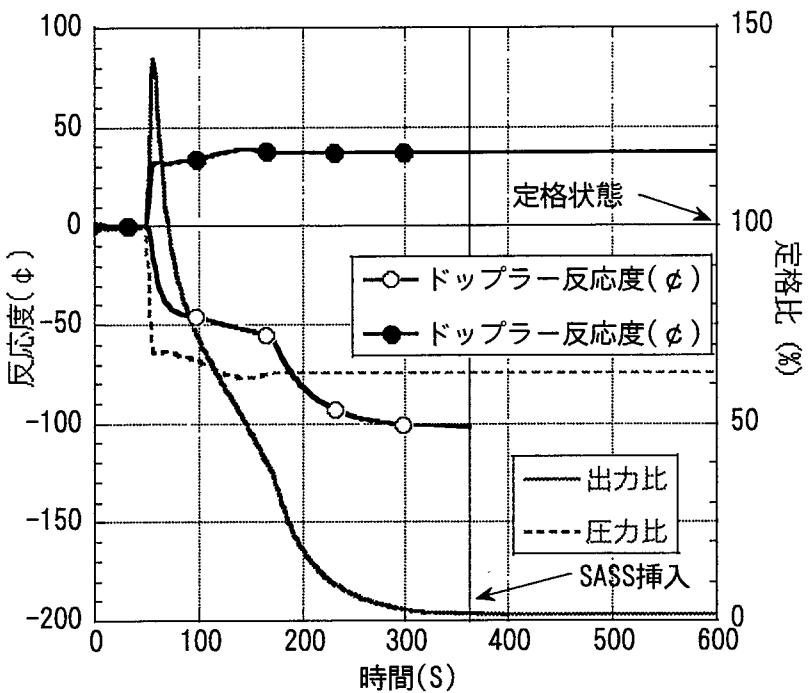


(a) 短期挙動

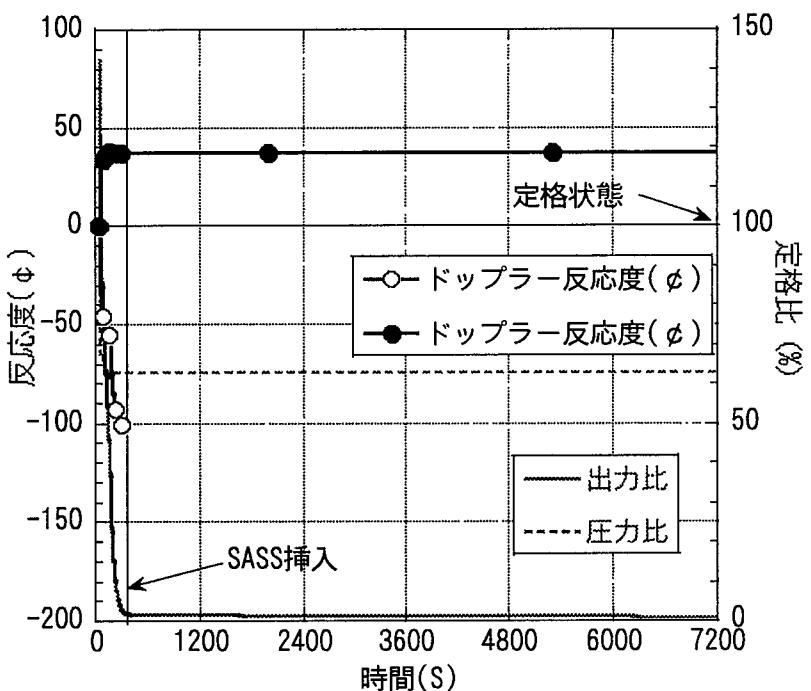


(b) 長期挙動

図 6.2.4.2 燃料最高温度、集合体出口最高温度、及び炉容器出入口温度履歴 (CASE4)

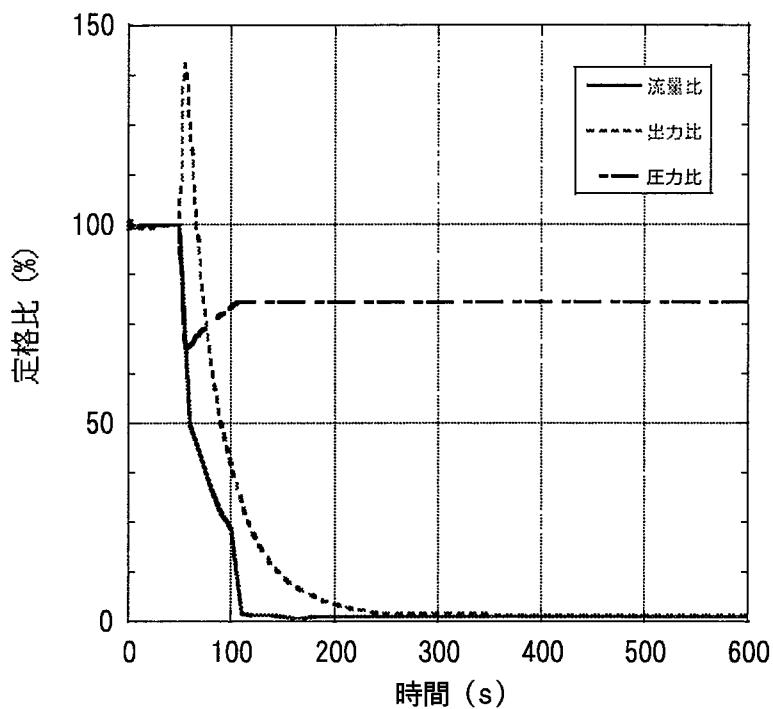


(a) 短期挙動

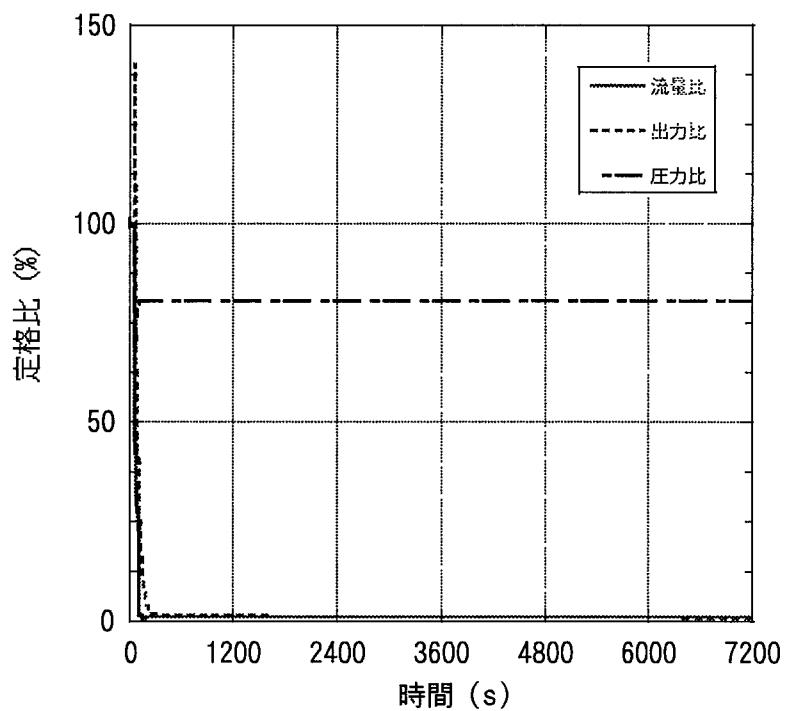


(b) 長期挙動

図 6.2.4.3 ドップラー反応度及び減圧反応度挙動 (CASE4)

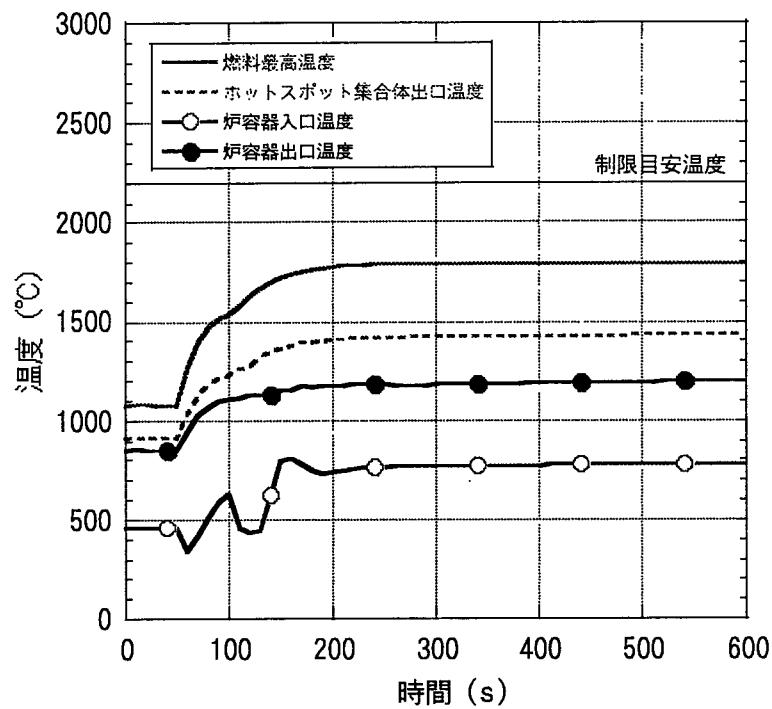


(a) 短期挙動

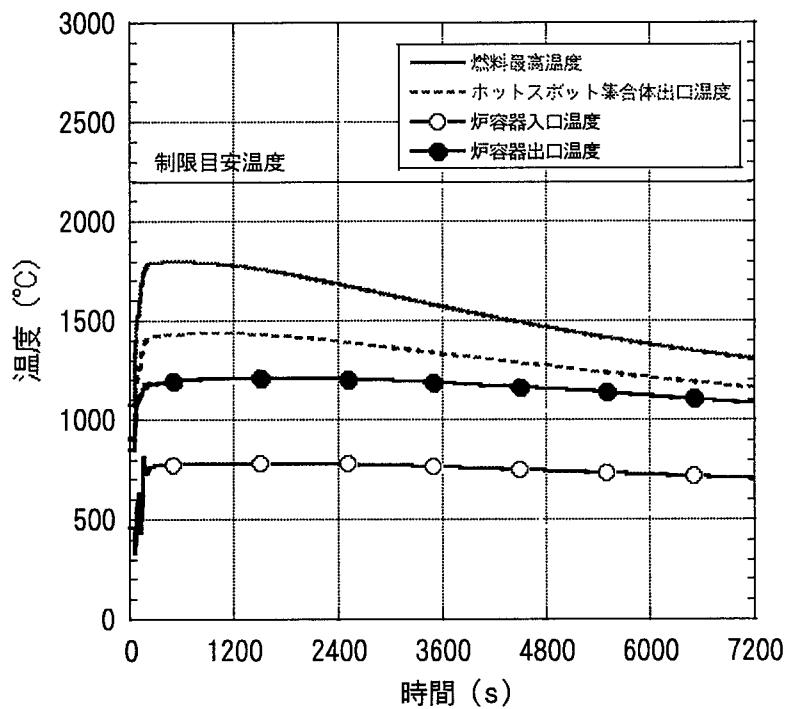


(b) 長期挙動

図 6.2.5.1 炉内流量、出力、圧力履歴 (CASE5)

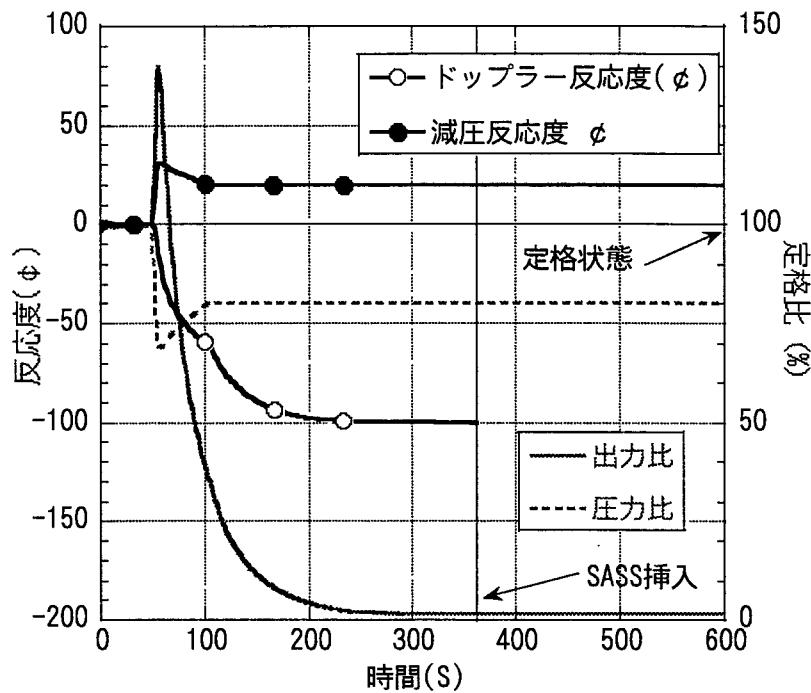


(a) 短期挙動

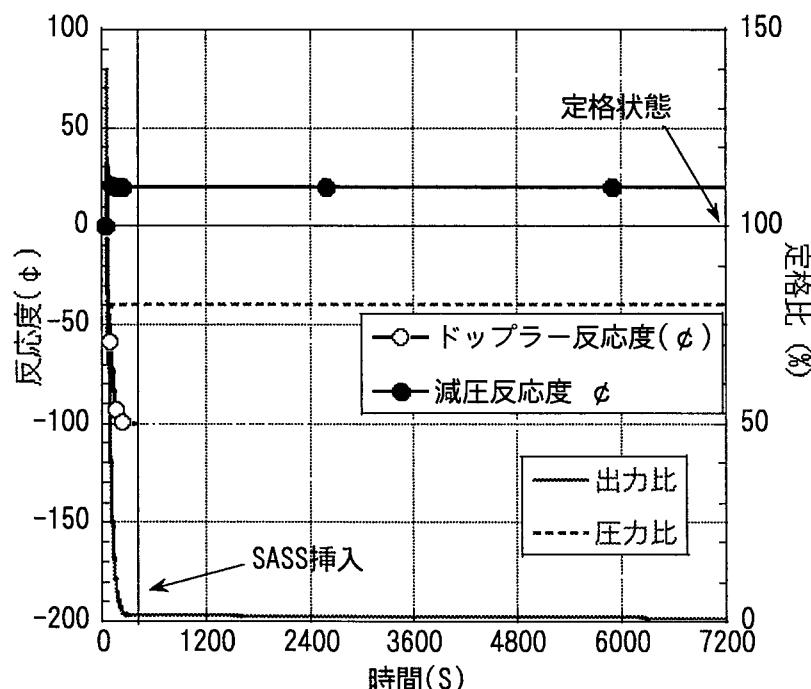


(b) 長期挙動

図 6.2.5.2 燃料最高温度、集合体出口最高温度、及び炉容器出入口温度履歴 (CASE5)



(a) 短期挙動



(b) 長期挙動

図 6.2.5.3 ドップラー反応度及び減圧反応度挙動 (CASE5)

7.結言

被覆粒子燃料を用いたヘリウムガス冷却炉のガスタービン系統と炉心核-熱流動を連成させた安全評価を行った。本検討では炉心一点集中核特性モデル、炉容器内多次元解析モデル、及びガスタービン発電系ボリュームジャンクションモデルを連成させた解析モデルの整備を実施した。その上で、被覆粒子燃料ヘリウムガス炉平成13年度設計案を対象として、5種類の想定事故事象に対してプラント動特性解析を実施した。

その結果、補助冷却系の強制循環について検討した CASE1 及び CASE2 では SASS の挿入の有無にかかわらず過酷運転時の制限目安である 2200°Cを満たすことが明らかになった。また、自然循環を想定した事象では、減圧を伴わない CASE4 と 5 については制限目安温度を満足したが、減圧を伴う CASE3 においては制限目安を満たすことができなかった。すなわち、減圧事故+原子炉スクラム失敗+全電源喪失+SASS 作動を想定した CASE3 においては、炉容器出入口温度は下降するにもかかわらず、燃料最高温度は上昇する傾向を示した。この原因として、以下の 2 点が挙げられる。

- 1) コンパートメントの水力等価直径を一様とする一方で透過率をドライバー部のみ大きくしていることで同じ流量においてはドライバー部の流速が低く、レイノルズ数も低くなるため、層流域ではドライバー部のコンパートメント圧力損失係数がブランケット部よりも大きくなる。
- 2) ドライバー部の温度上昇がさらなる動粘性係数の増大とレイノルズ数の低下、すなわち圧力損失係数の増大を招き、冷却材であるヘリウムが高温部を避けて流れている。

この対策としては、コンパートメントの水力等価直径をドライバー部で大きく、ブランケット部で小さくすることが考えられる。

-参考文献-

- [1]粉体工学便覧, 粉体工学会, p.157, (1990).
- [2]伝熱工学資料, 日本機械学会, p.91, (1986).
- [3]A. Zukauskas and R. Ulinskas, "Banks of plain and finned tubes, in Heat Exchanger Hand Book", Hemisphere Publishing Corp., pp.2.2.4-1-2.2.4-17 (1983).
- [4]伝熱工学資料, 日本機械学会編, pp.61-64, pp.257-258, (1986).
- [5]R. Harth et al., Thermodynamische Stoffwerte von HELIUM im Bereich von 0 bis 300°C und 0.2 bis 200 bar, Jul-666-RB,(1970).
- [6] I. E. Idel'chik, Handbook of Hydraulic Resistance, 3rd Edition, p521, (1996)