

FBRプラントエンジニアリングシステムの開発

2005年3月

核燃料サイクル開発機構
敦賀本部 国際技術センター

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 4 9
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
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 Muramatu, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki 319-1184, Japan

© 核燃料サイクル開発機構
(Japan Nuclear Cycle Development Institute)
2005

FBR プラントエンジニアリングシステムの開発

南 正樹^{*1}, 坂田英明, 吉川信治, 山田文昭

要 旨

将来の多様な高速炉プラントの概念設計を支援することを目的として、「もんじゅ」の設計手法をベースとした、FBR プラントエンジニアリングシステムの開発を進めている。これまでに本システムは、「もんじゅ」の予備設計から概念設計までの設計手法を対象に、炉心燃料及び主冷却系の基本的な設計仕様を評価することができる「FBR プラント概念検討システム」と、設計仕様の相互の関係が複雑かつ設計手順が必ずしも明らかとなっていない設計に対して、マトリクス処理とグラフ理論を適用して設計支援する「先進的設計支援ツール」をパソコン上に開発した。

本システム開発の主な成果は以下の通り。

- ① 「もんじゅ」の予備設計から概念設計段階で検討した基本的かつ主要な設計仕様の選定の経緯及び根拠を調査し、概念設計支援を行なうために必要な設計手法を集約した。
- ② 電気出力や主蒸気条件などの基本的な要件から、炉心燃料及び主冷却系の基本的な設計仕様の評価を行う、FBR プラント概念検討システムをパソコン上に開発した。
- ③ FBR プラント概念検討システムを用いて、「もんじゅ」の仕様値が模擬できることを確認した。また、「もんじゅ」以外の FBR プラントについて設計仕様値の試計算を行い、FBR プラント概念設計支援に適用できる見通しを得た。
- ④ マトリクス処理とグラフ理論を適用した先進的設計支援機能は、膨大な設計仕様の相互の関係を整理し、複雑な設計手順を効率良く把握する方法として有効であることを明らかにした。

敦賀本部 国際技術センター システム技術開発グループ

*1: 株NCSI (国際技術センター システム技術開発グループ 在籍)

Development of "FBR Plant Engineering System"

Masaki.Minami^{*1}, Hideaki.Sakata , Shinji.Yoshikawa, and Fumiaki.Yamada

Abstract

A software system for straightforward and quick conceptual studies and technical evaluations of fast breeder reactor plants has been developed, mainly targeting the Japanese Demonstration Fast Breeder Reactor Monju. The studies and evaluations by this system used to be limited within steady and nominal conditions, excluding influences by changing specification values in accidental conditions.

In this fiscal year, a new software component has been included in the system for simplified evaluation of transient characteristics, which is an essential for complete design of an FBR plant. This new evaluation function enabled to detect specifications to vary over acceptable range in transient conditions, and to notify necessity for re-adjustment of steady state design specification values.

This system was also utilized to generate a sensitivity survey program in order to evaluate appropriateness of Monju design. The appropriateness of Monju design was evaluated in two ways. The first one is to follow specification selecting sequence as the as-built Monju has actually been designed. The second one is hypothetical deviations of major specifications of Monju and observation of the influences on other specifications. As a result, Monju design was confirmed to be adequate from the view point of need to meet design limitations at the design stage of Monju.

This system is expected to be systematically re-arranged, because the system has now considerably complicated configuration after additions of various programs for many objects. This arrangement will facilitate future contribution of this system to technical studies in order for development of FBRs.

目 次

1. 緒言 -----	1-1
2. FBR プラントエンジニアリングシステム開発の概要-----	2-1
3. 概念設計の設計手法の集約-----	3-1
3.1. 概念設計の概要 -----	3-1
3.2. 設計手法の集約 -----	3-1
4. FBR プラント概念検討システムの開発 -----	4-1
4.1. システム開発 -----	4-1
4.2. システム適用性評価 -----	4-6
5. 先進的設計支援ツールの開発-----	5-1
5.1. マトリクス処理を用いた設計仕様間の関係の分析-----	5-1
5.2. グラフ理論を用いた設計仕様間の関係の分析-----	5-4
6. 結言 -----	6-1
7. 謝辞 -----	7-1
8. 参考文献 -----	7-1

付録-1 FBR プラント概念検討システムの開発に用いた計算式について

付録-2 行列処理手順詳細

付録-3 設計問題へ適用する Dulmage-Mendelsohn 分解の説明

図　表　目　次

表 3.1 基本的な設計仕様	3-5
表 3.2 設計仕様の選定根拠	3-6

図 2.1 FBR プラントエンジニアリングシステム開発の概要	2-3
図 3.1 「もんじゅ」設計経過	3-13
図 3.2 基本的な設計仕様の選定経緯	3-14
図 3.3 基本的な設計仕様の設計手順	3-15
図 3.4 基本的な設計仕様の相関図	3-16
図 4.1 FBR プラント概念検討システムの概要	4-12
図 4.2 設計仕様の計算条件（前提条件、入力、出力）	4-13
図 4.3 設計仕様の計算フロー	4-14
図 4.4 燃料要素及び燃料集合体における幾何学的構成の計算	4-15
図 4.5 炉心部全体の幾何学的構成の計算	4-16
図 4.6 炉物理の計算（中性子束・発熱分布）	4-17
図 4.7 主冷却系ヒートバランスの計算	4-18
図 4.8 入力支援機能	4-19
図 4.9 入力支援機能 表示例 1（入力条件の解説）	4-20
図 4.10 入力支援機能 表示例 2（「もんじゅ」設計根拠）	4-20
図 4.11 入力支援機能 表示例 3（国内外 FBR 発電プラント設計データ）	4-20
図 4.12 計算結果出力機能	4-21
図 4.13 計算結果出力機能 表示例 1（仕様要目表出力）	4-22
図 4.14 計算結果出力機能 表示例 2（複数ケース計算結果一括出力）	4-22
図 4.15 計算結果出力機能 表示例 3（全変数値ダンプ出力）	4-23
図 4.16 計算結果出力機能 表示例 4（計算結果図表示）	4-23
図 4.17 設計支援計算結果（もんじゅ）	4-24
図 4.18 設計支援計算結果（電力実証炉）	4-25
図 4.19 設計支援計算結果（SPX）	4-26
図 4.20 設計支援計算結果（CEFR）	4-27
図 5.1 マトリクス処理を用いた設計仕様の分析手法の概要	5-6
図 5.2 FBR プラント概念検討システムのマトリクス（計算式による仕様間の関係）	5-7
図 5.3 FBR プラント概念検討システムのマトリクス（行列処理を行うために整形）	5-7
図 5.4 FBR プラント概念検討システムのマトリクス（行列処理結果）	5-8
図 5.5 FBR プラント概念検討システムにおける仕様間の関係（グラフ表現）	5-8
図 5.6 グラフ理論を用いた設計仕様の分析手法（例題処理結果）	5-9
図 5.7 FBR プラント概念検討システムのグラフ（グラフ処理結果）	5-10
図 5.8 FBR プラント概念検討システムのグラフ（条件と仕様が同数でない場合の処理結果）	5-11

1. 緒言

高速増殖原型炉もんじゅ（以下「もんじゅ」という。）は、昭和42年度から予備設計が開始され、以降、概念設計、調整設計などを経て設工認に至るまで約20年にわたって設計が行われた。このうち、予備設計および概念設計では、電気出力など原型炉としての主要概念、さらには炉心や主要機器に関する概念が検討され、プラントシステム全体の基本的な仕様が選定された。

ここで得られた知識や経験は「もんじゅ」の原点を理解するうえで大変重要なものであるだけでなく、将来の高速炉実用化に向けた研究開発においても活用されるべき有益なものである。しかしながら、「もんじゅ」は設計から既に四半世紀近くが経過しているため、その知識や経験を確実に後世に継承し、これを有効活用するための取り組みが重要な検討課題として挙げられている。

国際技術センターシステム技術開発グループでは、「もんじゅ」の概念設計で得られた経験に基づき、多様な高速炉の概念設計を支援することを目的に、FBR プラントエンジニアリングシステムの開発を行った。

ここでは、「もんじゅ」予備設計から概念設計段階で決定したプラントの基本的な設計仕様選定の経緯及び根拠を収集し、「もんじゅ」概念設計の設計手法を集約した。次に、この成果を活用して多様な高速炉の概念設計における基本的な設計仕様の概算を行う設計支援システムを開発（FBR プラント概念検討システムの開発）、さらには、設計仕様間の関係の分析を行う設計支援ツールを開発した（先進的設計支援ツールの開発）。

本報は、これら FBR プラントエンジニアリングシステム開発の成果についてまとめたものである。

2. FBR プラントエンジニアリングシステム開発の概要

「もんじゅ」の概念設計で得られた経験に基づき、多様な高速炉の概念設計を支援することを目的に、FBR プラントエンジニアリングシステムの開発を行った。

具体的には、以下に示す各項目について開発を進め、総合的な設計支援システムの構築を図った。

FBR プラントエンジニアリングシステム開発の概要を図 2.1 に示す。

まず、(1)概念設計の設計手法の集約では、「もんじゅ」の基本的な設計仕様の選定に関する情報を収集・整理し、「もんじゅ」の概念設計の設計手法としてまとめた。

次に、(2)FBR プラント概念検討システムの開発では、(1)の成果に基づき、多様な高速炉の概念設計における基本的な設計仕様の概算を行う設計支援システムを開発した。さらに、代表的な FBR プラントの基本的な設計仕様について確認計算を行った。

さらに、(3)先進的設計支援機能として、設計における仕様間の関係および設計手順の分析を行うためのツールを開発した。これを(2)の FBR プラント概念検討システムに適用し、基本的な設計仕様の算出のための計算手順の妥当性、および、開発した分析ツールの適用性を確認した。

以下に、それぞれの概要を示す。

(1) 概念設計の設計手法の集約

多様な高速炉の基本的な設計仕様の検討を支援するために、まずは「もんじゅ」予備設計から概念設計段階で決定したプラントの基本的な設計仕様選定の経緯及び根拠を収集し、整理した。収集方法は、予備設計から概念設計までの設計検討報告書の内容を調査するとともに、有識者から情報収集を行なった。さらに、「もんじゅ」以外の FBR プラントの基本的な設計仕様についても設計検討を支援する情報として収集した。

さらに、これらをもとに設計仕様の決定手順を整理するとともに、設計仕様間の相関図を作成し、「もんじゅ」概念設計における設計手法を明らかにした。

(2) FBR プラント概念検討システムの開発

FBR プラント概念検討システムは、基本的な設計仕様の検討段階で炉心仕様と主冷却系仕様の整合性が取れた基本的な設計仕様を短時間で算出するものである。

本システムは「もんじゅ」の炉心及び主冷却系の基本的な設計計算式を核として、燃料形状仕様やタービン入口蒸気温度などを入力し、炉心燃料の形状および特性、主冷却系ヒートバランスの計算結果を得るものである。

開発にあたっては(1)で集約した設計仕様の経緯及び根拠を活用し、これを設計仕様算出にかかる計算モデルのベースとしている。また、設計者を支援する機能として、計算条件入力の際にこれらの情報を参照するための機能を設けた。

(3) 先進的設計支援ツールの開発

設計手順が明らかでない新たな設計問題に対する先進的設計支援ツールの開発を行うことにした。これは、設計仕様の複雑な依存関係の把握、さらには効率的な設計手順の把握を行うためのものである。ここでは、マトリクスを用いた手法と、これを高度化したグラフ理論を用いた手法による分析ツールを開発した。これを用いて、「もんじゅ」の概念検討段階における基本的な設計仕様を扱う「FBR プラント概念検討システム」の設計仕様の依存関係の分析を行い、同システムにおける計算手順の妥当性確認を行うとともに、分析ツールの適用性を確認した。

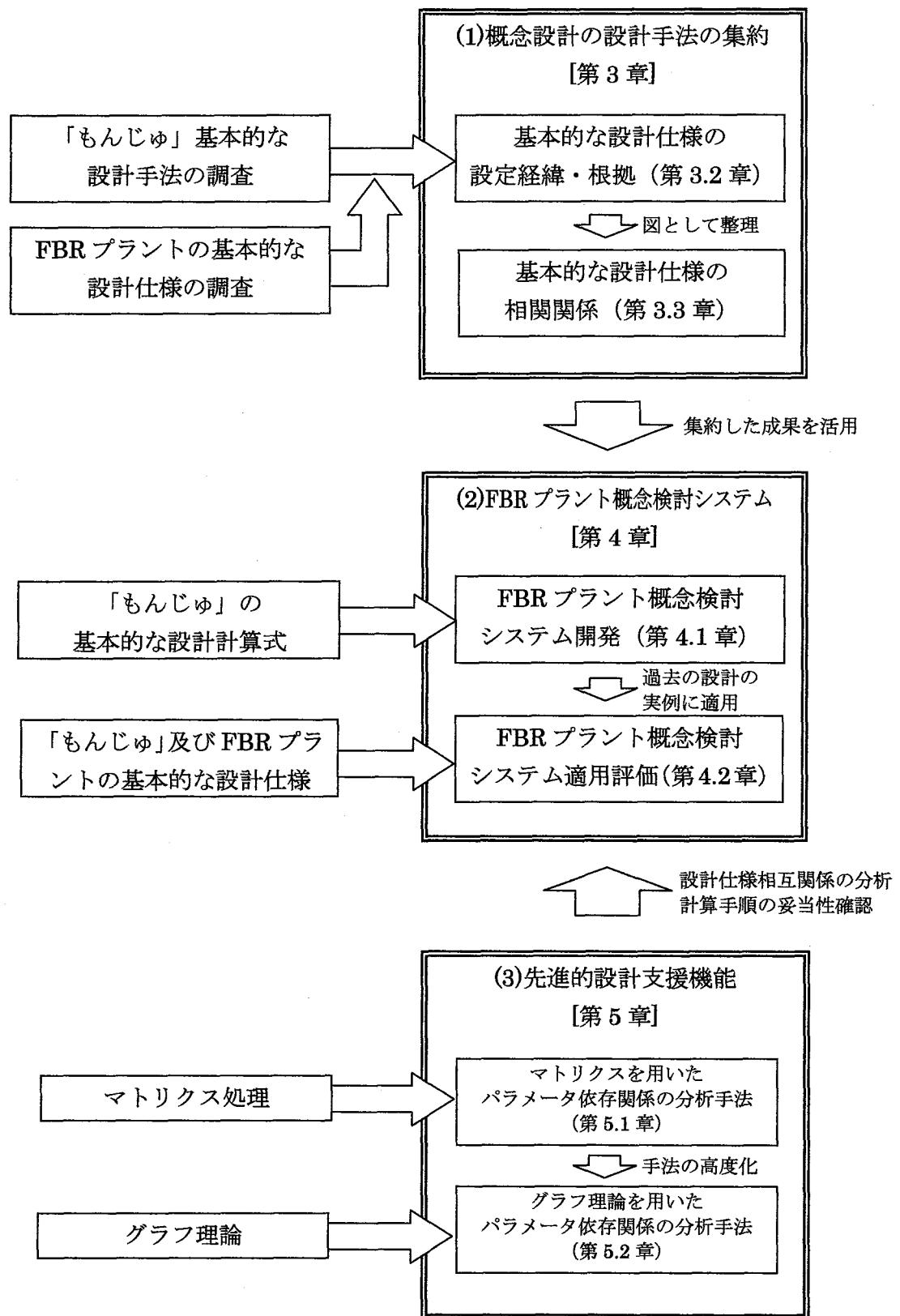


図2.1 FBRプラントエンジニアリングシステム開発の概要

3. 概念設計の設計手法の集約

「もんじゅ」の予備設計および概念設計段階で検討された、基本的かつ主要な設計仕様の選定経緯を調査した。また、調査結果に基づき、概念設計の設計手順を整理した。

3.1 概念設計の概要

「もんじゅ」設計経過を図3.1に示す。昭和43年から予備設計が開始され、以降、概念設計、調整設計、製作準備設計、詳細設計が行われた。

設計の最も初期の段階である予備設計、概念設計で主に検討された項目を以下に示す。予備設計では、主要なFBRの概念である電気出力、冷却材、燃料、型式、ポンプ位置を設定した。概念設計では、原型炉1次設計、もんじゅ1次設計、もんじゅ2次設計、もんじゅ3次設計が行われた。原型炉1次設計では、原子炉出口温度、炉容器下部流入方式、ノズルの取付位置などの原子炉の概念設計が行われた。次いでもんじゅ1次設計では、原子炉出口温度、蒸気条件などの主要機器の概念設計、次のもんじゅ2次設計では、蒸気発生器を中心とした設計、概念設計の最後の段階であるもんじゅ3次設計では、安全性概念を導入し、1次冷却系配管引き回し方式の変更、補助冷却系配置箇所の変更、原子炉格納施設の格納法の変更などが行われた。

このように、概念設計においてプラントの基本的な設計仕様が一通り選定され、続く調整設計以降では、これらを基に詳細なプラント設計が進められた。

3.2 設計手法の集約

本検討で対象とした設計仕様項目を表3.1に示す。ここでは、「もんじゅ」設計の最も初期の段階である予備設計および概念設計において検討された、代表的かつ基本的な設計仕様を調査の対象範囲とした。

調査にあたっては、資料調査のほか、当時設計に携わった有識者からも情報収集を行なった。

これらの情報をもとに設計仕様の選定経緯と選定根拠を集約するとともに、設計仕様間の相関図を作成し、「もんじゅ」概念設計における設計手法を整理した。

(1) 設計仕様の選定経緯

図3.2に各設計仕様の選定経緯と選定値を示す。

これらの設計仕様は概念設計までに基本的な仕様が選定されているが、調整設計以後でさらに調整が行われ最終的な仕様となっているものが多くある。ここではこれらの経緯も併せて記載した。

さらに、図3.3には選定経緯をもとに設計仕様間のつながりを整理し、設計手順としてまとめた。

それぞれの設計仕様についての選定経緯の概要は以下の通り。

1) プラント規模

電気出力は、基本方針で200～300MWeとされ、予備設計で300MWeに設定された。最終的に、再熱サイクルから非再熱サイクルへの変更が行われた製作準備設計で280MWeが選定された。

2) システム

炉形式は、設計と並行して実施する機器開発の成果が取り込みやすいことなどから、ループ型が予備設計で選定された。

主冷却系循環ポンプは、起動・停止時の熱衝撃の問題からコールドレグ配置とすることが、予備設計で選定された。

冷却材確保方策は、もんじゅ2次設計まで、「常陽」と同じ二重管構造低所配管引き回し方式を採用していたが、もんじゅ3次設計当時に改定された技術基準により二重管の製作性に問題が生じ、一重管構造に変更された。また、その後の技術開発の成果から、1次系主配管全てにおいて、一重管構造・高所引き回し方式が選定された。

原子炉停止系は、もんじゅ3次設計まで停止系1系統を採用していたが、調整設計(I)で独立2系統に変更され、最終的には調整設計(IV)で、主炉停止系13体(粗調整棒10体および微調整棒3体)、後備炉停止棒6体が選定された。

崩壊熱除去系は、調整設計(IV)まで中間熱交換器内部に補助冷却用コイルを内蔵した1次主冷却系共用方式を採用していたが、蒸発器などの2次主冷却系機器の熱過渡緩和の理由から、製作準備設計(I)で2次冷却系分岐方式に変更・選定された。

3) 燃料

燃料は、基本方針でウラン-プルトニウム混合酸化物燃料が選定された。

被覆管材質は、予備設計で、冷却材との共存性、照射損傷への耐性からオーステナイト系ステンレス鋼(SUS)を候補材とし、もんじゅ1次設計で、先行炉実績からSUS316が選定された。

被覆管最高温度は、予備設計で目標値700°Cが設定され、調整設計(I)で、クリープ強度評価から肉厚中心で675°C以下とすることが選定された。

燃料組成は、軽水炉の使用済燃料を東海工場で再処理した燃料の組成が選定された。

燃料の核分裂性プルトニウム富化度は、概念設計・詳細設計で検討が行われ、最終的に、製作準備設計(I)で、初装荷炉心の場合、内側領域16%，外側領域21%，

平衡炉心の場合、内側領域 15%、外側領域 20%が選定された。

被覆管外径は、予備設計で選定候補とした 6.0mm, 6.3mm, 6.4mm を含めたパラメータサーベイを原型炉 1 次設計で行い、6.5mm が選定された。

集合体当たり燃料要素数は、予備設計で選定候補とした 169 本と 271 本の比較・検討を原型炉 1 次設計で行い、169 本が選定された。

燃料最高線出力密度は、もんじゅ 1 次設計で目標値 400W/cm が設定され、最終的に、設計準備設計で 360W/cm が選定された。

燃料の取出平均燃焼度は、予備設計で目標値 10 万 MWd/t が設定され、もんじゅ 1 次設計で 8 万 MWd/t が選定された。その後、さらに炉内における中性子照射試験による耐スエーリング性の確認が必要との判断から、その結果が出るまでは、当面、5 万 5 千 MWd/t に制限することとしている。しかし、現時点では、炉内試験において、約 26,000 本の燃料要素、500 体以上の燃料集合体の照射試験実績が得られており、当初計画値の炉心燃料取出平均燃焼度 8 万 MWd/t を達成できる見通しにつき確認中である。

4) 炉心

炉心構成の型式は、予備設計で、先行炉実績や炉心熱出力の平坦化などの理由から、径方向 2 領域均質炉心が選定された。

炉心サイズは、原型炉 1 次設計でパラメータサーベイが行われ、原子炉炉心高さ 900mm、原子炉等価直径 1,730mm が設定された。最終的に、調整設計(I)で原子炉炉心高さ 930mm、原子炉等価直径 1,790mm が選定された。

増殖比は、予備設計で目標値 1.2 以上が設定された。この値は、その後の設計で 1.2 前後の結果を得たため、そのまま選定値となった。

炉心支持構造は、原型炉 1 次設計で、原子炉容器の小型化、ループ型炉での使用実績から側部支持方式が選定された。

5) 冷却系

冷却材は、基本方針でナトリウム冷却方式が選定された。

ループ数は、予備設計で選定候補とした 3 ループ、4 ループを含めた比較検討が原型炉 1 次設計で行われ、安全確保や経済性の観点から 3 ループが選定された。

冷却系構造材は、予備設計で、冷却材との共存性から候補材としてオーステナイト系ステンレス鋼(SUS)が設定され、もんじゅ 1 次設計で、先行炉実績を加味して SUS304 が選定された。

原子炉出口温度は、ナトリウム冷却方式の利点を強調する目的から、予備設計で 550~580°C が志向され、最終的に、設計裕度の確保から原子炉出口温度 529°C、原子炉入口温度 397°C が、調整設計(I)で選定された。一方、蒸気発生器入口ナトリウム温度も同様の選定が行われ、非再熱サイクルへの見直しから、製作準備設計で 505°C が選定された。

主蒸気条件は、ナトリウム冷却の利点を強調する目的から、原型炉 1 次設計で 510°C, 16.6MPa (169 kg/cm²) が設定された。しかし、原子炉出口冷却材温度の変更や炉心の詳細な熱流力設計、蒸気発生器構造材料の温度制限条件等を考慮し、もんじゅ 1 次設計で主蒸気温度 483°C、主蒸気圧力 12.5MPa (127kg/cm²) へ変更された。

原子炉容器内の冷却材流入方式は、原型炉 1 次設計で A 型（下部流入、上部流出、下部グリッド支持）、B 型（上部流入、上部流出、吊り胴上部支持）、C 型（中部流入、上部流出、吊り胴中間部支持）の 3 方式について比較検討が行われ、原子炉容器サイズなどから、冷却材下部流入上部流出方式が選定された。

その後、調整設計(I)で、冷却材入口を下部横に配置する横流入方式が選定された。

炉壁保護方式は、製作準備設計で、a.低温冷却材を炉壁に沿って循環する方式、b.炉壁に熱遮へい用のライナを設ける方式、c.炉壁にガスダムを設ける方式、の 3 方式について比較検討が行われ、製作性などから、ライナ方式およびバケット内 2 液位制御方式が選定された。

中間熱交換器は、原型炉 1 次設計で、熱効率から、並行流型がレファレンスデザインとして設定された。その後、もんじゅ 1 次設計で、構造健全性から、たて型直管伝熱管方式並行向流型が選定された。

蒸気発生器型式は、予備設計で、コンパクトで大型化が容易なことから、一体型ヘリカルコイル型伝熱管方式が選定された。その後、もんじゅ 2 次設計で、ナトリウム一水反応の危険分散を考慮し、分離型が選定された。

(2) 設計仕様の選定根拠の集約と設計仕様の相関図

基本的な設計仕様の選定根拠を調査し、表 3.2 にまとめた。ここでは、参考となる「もんじゅ」以外の先行炉の情報¹⁾についても併せて記載した。

さらに、この選定根拠から設計仕様間の関係を分析し、相関図として図 3.4 にまとめた。図中の矢印は設計仕様間の関係を表しており、それぞれの矢印には設計仕様間の関係における具体的な選定条件を記載した。

この相関図は、「もんじゅ」の予備設計および概念設計段階で検討された基本的な設計仕様について、その選定根拠をもとに設計仕様間の関係を整理・集約したものであり、この図から「もんじゅ」の概念設計における設計手法の全体像を知ることができる。

ここで集約した「もんじゅ」の設計手法に関する知見は、FBR プラントの基本的な設計仕様の算出手法の基礎として、次章の FBR プラント概念検討システムの開発に活用した。

表3.1 基本的な設計仕様

項目	単位	仕様値
プラント 目的 出力	- MWe	高速増殖原型炉 電気出力 約280
システム 炉形式 冷却材確保方策 原子炉停止系 ポンプ位置(1次系/2次系) 崩壊熱除去系	- - - - -	ループ型 高所配管引き回し・低所機器ガードベッセル方式 独立2系統(調整棒13体、後備炉停止棒6体) コールドレグ/コールドレグ 2次主冷却系分岐空気冷却器方式
燃料 燃料種類 被覆管材質 被覆管最高温度 燃料・プルトニウム富化度(内側/外側) 被覆管直径 燃料要素数(集合体あたり) 燃料最高線出力密度 燃料燃焼度(取出平均)	- - °C % mm 本 W/cm MWd/t	プルトニウム・ウラン混合酸化物燃料 SUS316相当ステンレス鋼 675(肉厚中心) 15/20(核分裂性プルトニウム) 約6.5 169 360 約80,000
炉心 炉心構成型式 炉心サイズ(高さ/直径) 増殖比 炉心支持構造	- m/m - -	径方向2領域均質炉心 0.93/1.8 約1.2 側部支持方式
冷却系 冷却材(種類) ループ数(1次系/2次系) 構造材材質 冷却材温度(原子炉出口) 主蒸気条件(タービン入口) 原子炉容器冷却材流出入方式 炉壁保護方式 中間熱交換器型式 蒸気発生器型式	- - - °C kg/cm ² /°C - - - -	液体ナトリウム 3/3 SUS304 529 127/483 下部流入上部流出方式 パケット内2液位制御方式 たて型無液面直管伝熱管平行向流型 ヘリカルコイル形分離ユニット貫流型

表3.2(1) 設計仕様の選定根拠

設計仕様 (設計値)		根拠	先行炉例※
出力 (電気出力280MWe, 热出力 714MW)	原型炉としての位置づけから、高速運転炉「常陽」の熱出力100MW(常陽 Mk. II 当時。常陽Mk. IIIは140MW)と実用化炉の想定電気出力1,000～ 1,300MWe熱出力2,500MW～4,200MW程度の中間規模であり、5倍程度ま でのスケールアップが可能であるとの工学的判断から電気出力約300MWe、 原子炉出力14MWが選定された。 その後、非再燃蒸気サイクルに変更になったのに伴い、電気出力は約 280MWeに変更されているが、原子炉熱出力は変更されていない。	常陽 PFR Phenix SNR-300 CRBRP BN-350	:— :電気出力 250MWe : 250MWe : 327MWe : 380MWe : 150MWe+200MWe脱塩 (1000MW) (热出力 100MW) (MK-III : 140MW) (670MW) (563MW) (762MW) (975MW) (1000MW)
炉形式 (ループ型)	当時は、英國PFRや仏国Phenixにみられるタンク型炉が着工され的一方、米 国CRBRPや独国SNR-300のループ型炉の設計が行なわれており、それぞれの 比較検討が行われた。 結果、タンク型には技術的に不確定な点が多く、短期間の開発は難しこと どさらに、設計と並行して実施している機器開発の成果を取り込みやすいことなど からループ型が原子炉型式として選定された。	常陽 PFR Phenix SNR-300 CRBRP BN-350	:ループ型 :タンク型 :タンク型 :ループ型 :ループ型 :ループ型
冷却材確保方策 (萬所配管引き回し ・低所機器ガードベッセル方式)	もんじゅ1次設計まで、1次主冷却系配管は、「常陽」と同じ二重管方式が採 用されていた。 しかし、構造が複雑であり、製作性、検査性等に技術的困難が多いこと、構 造設計方針の進展により配管引き回しが可能になってきたことから、低レベル 設置機器および接続配管には機器ガードベッセルを、その他の配管等につい ては萬所配管引き回し方式を採用している。	常陽 PFR Phenix SNR-300 CRBRP BN-350	:二重管 :リーケジャケット方式 :炉容器ガードベッセル方式 :炉容器ガードベッセル方式 :配管ガードベッセル方式 :タンクおよび配管ガードベッセル方式 :タンクおよび配管ガードベッセル方式
原子炉停止系 (合計19体 (調整棒13体、後備炉停止棒6 体))	もんじゅ3次設計まで、原子炉停止系は1系統として設計されただが、その 後の安全設計指針などから停止系を独立2系統とし、調整棒、安全棒にそれ ぞれスクラム機能を持たせた。 また、炉物理解析、プラント動特性解析の検討から、調整棒13本(粗調整棒 10本および微調整棒3本)、後備炉停止棒6本が選定された。	常陽 PFR Phenix SNR-300 CRBRP BN-350	:合計6体、[0.089] :合計11体(制御棒5体、停止棒5体、安全棒1体)、[0.14] :合計6体、[0.050] :合計12本(制御棒9本、停止棒3本)、[0.058] :合計19本(主制御棒15本、2次制御棒4本)、[0.096] :合計12本(制御棒9本、停止棒3本)
ポンプ位置 (1次系/2次系) (コールドレグ/コールドレグ)	1次主冷却系ポンプ位置は、コールドレグ、ホットレグ方式の得失などを比較 し、その結果、実験炉での経験が活用できること、ポンプ吸込圧力からホットレ グの管径が大きくなるものの中間熱交換器1次側圧力を低減することが可能 で、放射性物質防歷の観点に沿うこと、ホットレグポンプの場合より衝 撃が少ないのでから、コールドレグポンプが採用された。 一方、2次主冷却系ポンプは、1次主冷却系ポンプの開発成績がそのまま利 用できるなどからコールドレグポンプが採用された。	常陽 PFR Phenix SNR-300 CRBRP BN-350	:コールドレグ/コールドレグ :コールドレグ/コールドレグ :ポンプ/コールドレグ :ポンプ/コールドレグ :コールドレグ/コールドレグ

表3.2(2) 設計仕様の選定根拠

※[出典]参考文献1),2)、常陽はMK-IIの例

設計仕様 (設計値)	根拠	先行炉例※
崩壊熱除去系 (2次主冷却系分岐 空気冷却器方式)	高速増殖炉の崩壊熱除去システムが從来の熱中性子炉の崩壊熱除去シス テムと異なる点は、崩壊熱の量的および時間的継続性の違いから、定格出力 からその1%出力程度までの範囲で、過渡変化時も含めた熱除去能力の確保 が要求される点にある。「もんじゅ」の場合、補助冷却系、ベンチアンス冷却系 の2系統独立の崩壊熱除去系の考え方が採用された。 そのうち補助冷却系は、蒸気発生器の長期補修時ににおいても、蒸 気発生器、バイパス運転により2ループ運転が可能なる状態でも、ホットレグの高温ナトリウムが循 環でき、蒸発器やコールドレグ機器に対して厳しい熱過渡現象を与えないこ と、蒸気発生器を工学的安全設計から除外し、耐震上の設計条件を緩和でき ること、空気冷却系と2次主配管との合流点に設置する丁寧さの熱 過渡条件を緩和して信頼性を向上できることから、空氣による冷却器を2次主 冷却系から分岐して蒸気発生器に向うように配置する2次主冷却系分岐方 式が採用された。	常陽 PFR Phenix SNR-300 CRBRP BN-350 炉容器内直接冷却方式 1次ボンベモータ+2次主系統の自然循環 炉容器内直接冷却方式(ナトリウムカリウム) 炉容器外水冷却および蒸気発生器系統空気冷却方式 炉容器外直接冷却系(ナトリウム)及び蒸気発生器分離冷却方式 蒸気ドラム冷却及びナトリウムオーバフロー系冷却方式 —
燃料種類 (アルミニウム・ウラン 混合酸化物燃料)	燃料の候補材である金属燃料は、軽水炉にもウラン酸化物燃料として使用されている実績 われ、酸化物燃料は、融点が高く、高燃焼度にも耐えられた。 などから、酸化物燃料が選定された。 また、国内における核燃料サイクルの確立を図るために、減韻ウラン及びブル トニウムを利用することが必要とされ、基本方針で、アルミニウムとウランの混合 酸化物系燃料を用いることが規定された。	常陽 PFR Phenix SNR-300 CRBRP BN-350 PuO ₂ -UO ₂ PuO ₂ -UO ₂ UO ₂ (初期), PuO ₂ -UO ₂ (後期)
被覆管材質 (SUS316相当ステンレス鋼)	燃料やナトリウムとの共存性、高遠中性子による照射損傷への耐性や高溫 強度の観点から、オーステナイト系ステンレス鋼を候補材とし、海外先行炉 績のあるSUS316ステンレス鋼が選定された。 また、当時間題とされたスウェーリング対策としてSUS316ステンレス鋼に微量添 加物を調整する検討がなされ、加速試験の結果、8万MWd/tの燃焼度におい ても良い結果が得られた。これからSUS316相当ステンレス鋼とされている。	常陽 PFR Phenix SNR-300 CRBRP BN-350 SUS316ステンレス鋼 SUS316ステンレス鋼 SUS316ステンレス鋼 16Cr-15Ni-3Mo-Ti鋼 SUS316ステンレス鋼 16Cr-15Ni-3Mo鋼
被覆管最高温度 (675°C(肉厚中心))	ナトリウムとの共存性、照射損傷の耐性や高溫強度の観点から、燃料被覆管 材料にステンレス鋼を採用したが、ステンレス鋼の場合、650～700°C以上でク リープ強度が顕著に低下する。 当初、燃料被覆管最高温度は高目の700°Cに設定していたが、所定の燃料 燃焼度到達時のクリープ強度評価から肉厚中心で675°C以下とすることが選 定された。	常陽 PFR Phenix SNR-300 CRBRP BN-350 650°C 670°C 650°C 600°C 732°C 680°C

表3.2(3) 設計仕様の選定根拠

設計仕様 (設計値)	根拠	先行炉例※	
		内側炉心	外側炉心
核分裂性 プルトニウム富化度 (内側/外側: 15%/20%)	高速増殖炉の場合、高中性子エネルギー領域では核分裂断面積が数倍して大きくなるため、燃料のプルトニウム富化度は軽水炉のウラン濃縮度と比較して1桁程度高くなる必要がある。この高富化度、および運転中にも燃料が生産されることがから、燃料の長期間燃焼が可能となり、軽水炉に比較して燃料交換頻度が少なくなっている。また、「んじゅ」に使用する燃料は軽水炉で再処理したものを使用する。「んじゅ」のプルトニウム富化度は、平衡サイクル末期での実効増倍率を1.0を十分に確保できることを条件とした結果、内側炉心/外側炉心、=16/21% 平衡炉心燃料が選定された。また、初接荷燃料についてでは、初期の過剰反応度を押さえ、かつ燃料燃焼度が低いことから、内側炉心/外側炉心=15/20% (初接荷燃料) が選定されている。	常陽 PFR Phenix SNR-300 CRBRP BN-350	30% 23% 22% 16% 25% Pu (tot) 32.8% 17%
被覆管外径 (約6.5mm)	燃料中心温度、被覆管温度、冷却材流速等の制限条件の下で、燃料直径、燃料要素間隔、炉心寸法、原子炉出入口温度差、燃料被覆管厚さ等をパラメータにして、燃料線出力、炉心熱出力密度、燃焼特性、増殖比等の検討が行われ、燃焼度による内圧を考慮し、燃料被覆管外径5.4mm、被覆管厚さ0.45mmから、燃料被覆管外径6.5mmが選定された。	常陽 PFR Phenix SNR-300 CRBRP BN-350	: 6.3mm : 5.8mm : 6.6mm : 6.0mm : 5.84mm : 6.1mm
燃料要素数 (集合体あたり169本)	予備設計、及び先行炉実績とした要素数217本と169本を比較・検討し、169本の場合、リセットとして、スペーサーワイヤーによって生じる冷却材の旋回流による集合体のねじれの問題を克服できる、燃料集合体の重量が軽くなり、取扱機器の小型化が可能、崩壊熱量が小さく、冷却却が容易になる。燃料交換体数は多くなるが、作業性が良く交換期間はあまり変わらない。水プール中での未臨界性の確保に有利である、集合体照射試験の実施可能な点では有利である、が挙げられる。 一方、リセットとしては、炉内流量配分がやや複雑になる、燃料対構造材比率が小さくなり、核特性上は若干不利となる、が挙げられ、それらを総合的に判断し、169本が選定された。	常陽 PFR Phenix SNR-300 CRBRP BN-350	91本 325本 217本 166本 217本 —
燃料最高線出力 (360W/cm)	燃料最高線出力は、通常運転時および運転時の異常な過渡変化時ににおいて、燃料の最高温度がプルトニウム・ウラン混合酸化物燃料ペレットの融点に達しないようにすることを条件にして、設計によって決められるものである。「んじゅ」1次設計において、定格時最高線出力の目標値を約400W/cmとして設計を開始したが、炉心設計が詰まつてから、360W/cmとなっていました。	常陽 PFR Phenix SNR-300 CRBRP BN-350	400 W/cm (MK-III: 420W/cm) 420 W/cm 430 W/cm 355 W/cm 365 W/cm 440 W/cm

※[出典]参考文献1.2)、常陽はMK-IIの例

表3.2(4) 設計仕様の選定根拠

設計仕様 (設計値)		根拠	先行炉例※
燃料取出燃焼度 (取出平均:約80000MWd/t)	取出平均燃焼度の目標を105MWd/tとしたが、炉心、燃料の詳細検討結果、および、核種管材であるSUS316相当ステンレス鋼の耐スエリング性への加速度試験の結果から8万MWd/tとした。 その後、さらに炉内における中性子照射試験による耐スエリング性の確認が必要との判断から、その結果が出るまでは、当面、5万5千MWd/tに制限することとしている。 現時点では、炉内試験において、約26000本の燃料要素、500体以上の燃料集合体の照射試験実績が得られており、当初計画値の炉心燃料取出平均燃焼度8万MWd/tを達成できる見通しつき確認中である。	常陽 PFR Phenix SNR-300 CRBRP BN-350	:50,000 MWd/t (MK-II:90,000 MWd/t) :67,000 MWd/t :110,000 MWd/t (ピーク値) :57,000 MWd/t :50,000 MWd/t :-
炉心型式 (径方向2領域均質炉心)	炉心型式は、多くの原型炉クラスの海外先行炉で径方向2領域均質炉心が採用されていたこと、炉心熱出力を平坦化することにより効果的に熱を取り出し、かつホットチャレンジル係数を低減できること、また、過渡時の燃料設計許容限界に対する裕度に有利であること、これ以上多領域にして「もんじゅ」規模ではメリットがないこと、などから、径方向2領域均質炉心を選定した。	常陽 PFR Phenix SNR-300 CRBRP BN-350	:炉心1領域均質炉心 (MK-II:炉心2領域均質炉心) :径方向2領域均質炉心 同上 同上 同上 同上
炉心サイズ (高さ/直径:0.93m/1.8m)	炉心のサイズは、基本的には、炉出力と炉心構成要素の物理特性と幾何学的配置などがベースとなり、炉心における炉物理特性と流動伝熱特性を考慮して決定される。 まず、原型炉1次設計で、燃料中心温度、燃料被覆管温度、冷却材流速等の制限条件の下で、燃料要素直径、燃料要素間隔、原子炉出入口温度差、被覆管厚さなどをパラメーターにして、炉物理特性および炉心伝熱流動特性などの炉心性能、および炉心サIZESの評価が行われた。 さらに、ボイド反応度、冷却材流動圧損、制御棒耐震性、崩壊熱除去能力等の観点から、その後の全体設計に大きな影響を与える燃料集合体長さに統一して、炉心高さが求められた。 その結果を、さらに炉心全体に展開、評価し、炉心直径等の設計仕様が定められ、その後の詳細設計で、炉心、高さ930mm、炉心等価直径1790mmが確定された。	常陽 PFR Phenix SNR-300 CRBRP BN-350	:高さ 550mm 直径 730mm : 910mm 1,470mm : 850mm 1,390mm : 950mm 1,780mm : 914mm 2,020mm : 1,060mm 1,520mm
増殖比 (約1.2)	増殖比は、かなり高めと考えられる1.2以上が予備設計で設定されたが、その後の詳細設計によって1.2前後の結果を得、これから、約1.2を目標として選定している。	常陽 PFR Phenix SNR-300 CRBRP BN-350	: 1.01 (MK-I) :- 1.0 : 1.16 : 1.10 : 1.24 : 1.0

表3.2(5) 設計仕様の選定根拠

設計仕様 (設計仕様)		根拠	先行炉例※
炉心支持構造 (側部支持方式)	原子炉の炉心心支持構造の基本的な形式として、炉心を直接炉容器下部の鋼板部で支持する下部支持方式、炉容器側部の支持装置で支持する側部支持方式、炉心を吊り下げる方式がある。 「もんじゅ」では、支持部の剛性が高くとれること、支持部を低温構造とすることができること、重心部で支持が可能となり振動抑制が容易であること、さらに、容器が小型にできること、燃料交換系との取り合いが容易であることなどから、側部支持方式を選定している。	常陽 PFR Phenix SNR-300 CRBRP BN-350	:側部支持方式 :上部吊り下げ方式 :下置き方式 :側部支持方式 :—
冷却材種類 (液体ナトリウム)	中性子をなるべく減速しないこと、中性子の吸収がなるべく小さいこと、冷却能力が優れること、を合わせ持ち、かつ、構造材として使用する材料との共存性がよいこと、放射線に対する安定なこととともに、さらに、比較的安全面であることなどの高速炉の冷却材として必要とされる要件からナトリウムが選定されている。	常陽 PFR Phenix SNR-300 CRBRP BN-350	:ナトリウム :同上 :同上 :同上 :同上 :同上
ループ数 (1次系/2次系:3/3)	冷却系の系統数、すなわちループ数は、原子炉の最大熱発生量と製作可能な機器の大きさ、さらに、安全確保や経済性の観点から検討される。「もんじゅ」の場合、ループ数は少ない方が利点が多いが、2ループでは1ループ停止時の更なる安全性確保のために、1次系/2次冷却系ともに、3ループが選定された。	常陽 PFR Phenix SNR-300 CRBRP BN-350	:2/2ループ :3/3ループ :3/3ループ :3/3ループ :3/3ループ :6/6ループ
構造材材質 (SUS304)	原子炉冷却系の構造材料としては、延性に富んでいること、高温強度に優れていること、ナトリウムとの共存性に優れていること、一般的に使用されており材料データが豊富であることなどからステンレス鋼が選択され、さらに、製作工性に優れていますこと、比較的に安価であること、多くの理由により、SUS304当時の名前はSUS27が選定された。高温強度についてはその後、規格の枠内で成分を調整し、向上が図られている。	常陽 PFR Phenix SNR-300 CRBRP BN-350	:SUS304 :SUS321 :SUS316 :SUS304 :SUS304 :SUS304相当 (18Cr-9Ni SS)

※[出典]参考文献1),2)、常陽はMK-IIの例

表3.2(6) 設計仕様の選定根拠

※[出典]参考文献1),2)、常陽はMK-IIの例

設計仕様 (設計値)	根拠	先行炉例※
冷却材温度 (原子炉出口:529°C)	<p>I. 1次系定格運転条件 原子炉出口温度は、予備設計当時、550～580°Cの少し高い温度を志向したが、原型炉1次設計にて、火力発電の実績から、蒸気条件を510°Cとした。さらに、もんじゅ1次設計で、炉心熱流力設計や蒸気発生器構造材料の温度制限条件等の詳細な検討によって、原子炉出口温度540°C、蒸気温度483°Cとした。しかし、調整設計において、現在の原子炉出口温度529°Cに決定された。 なお、総合的ヒートバランスから、原子炉入口温度は397°Cとなつた。</p> <p>II. 2次系定格運転条件 原型炉1次設計で設定された蒸気発生器入口ナトリウム温度510°Cが、調整設計段階までそのまま維持されましたが、製作準備設計で、非再熱サイクルへの見直しなどを行い、現在の505°Cになつた。</p>	<p>常陽 PFR Phenix SNR-300 CRBRP BN-350</p> <p>: 原子炉出口温度 500°C、中間熱交換器2次出口 470°C : 540°C : 550°C : 521°C : 502°C : 450°C</p>
主蒸気条件 (タービン入口:127kg/cm ² /483°C)	<p>原型炉1次設計では、ナトリウム冷却材の利点を利用して、できるだけ高温高压のタービンを採用したこと。したがって、主蒸気条件は、既存の新規火力の蒸気タービンをそのまま、あるいは、わずかに改良して使用できること、過熱部にフェライト鋼が使用でき、火力技術が使用できること、燃料被覆管温度(700°C)と整合がとれそうであることから、温度950°F(510°C)、圧力2400psi(169kg/cm²)を採用した。</p> <p>しかし、もんじゅ1次設計において、原子炉出口冷却材温度の変更と、炉心の詳細な熱流力設計や蒸気発生器構造材料の温度制限条件等を考慮し、主蒸気温度を483°C(900°F)、主蒸気を127kg/cm²(1800psi)に変更された。</p>	<p>常陽 PFR Phenix SNR-300 CRBRP BN-350</p> <p>: - : 165 kg/cm² : 160 kg/cm² : 164 kg/cm² : 105 kg/cm² : 48 kg/cm²</p> <p>: 513°C : 510°C : 495°C : 482°C : 435°C</p>
原子炉容器冷却材 流入入方式 (下部流入上部流出方式)	<p>原子炉容器の構造検討の際に、各種の冷却材流出入方式についての検討が行われ、原子炉容器が過度に大きくならないこと、炉内構造物の圧力差、熱膨張差に対応しやすいこと、冷却材の流れの均一性が図りやすいこと、燃料交換系との配置調整が容易であること、炉心を下部グリッド板を通して原子炉容器で支える方式を採用すること、などから、冷却材下部流入上部流出方式が選定された。</p>	<p>常陽 PFR Phenix SNR-300 CRBRP BN-350</p> <p>: 下部鏡板部流入 上部流出 方式 : - : 上部流入 上部流出 方式 : 下部側部横流人 上部流出 方式 : 下部流入 上部流出 方式</p>

表3.2(7) 設計仕様の選定根拠

設計仕様 (設計値)	根拠	先行炉例※
炉壁保護方式 (ペケット内2液位制御方式)	原子炉の起動・停止やスクラム時に、原子炉容器の液面近傍に生ずる熱応力の低減対策としては、基本的には、低温冷却材を炉壁に沿って循環する方式、炉壁にカスタムを設ける方式、炉壁にガスマスを設ける方式がある。 「もんじゅ」では、これら的方式を各種の熱過渡条件の下に検討した結果、構造が簡単で確実性があること、周方向の温度均一性に難がないこと、構造の流力振動防止や耐震性に問題がないこと、ナトリウムミスト等の問題がないことから、ライナ方式を採用し、さらに、「もんじゅ」の運転条件を考慮して、当時発達していた応力解析評価技術を活用し、熱応力をさらに緩和する方策としてペケット内2液位制御方式を選定した。	常陽 PFR Phenix SNR-300 CRBRP BN-350 :ライナ一層造方式 :低温冷却材循環方式 :低温冷却材循環方式 :ライナ一層造方式 :-
中間熱交換器型式 (たて型無液面直管伝熱管 平行向流型)	中間熱交換器は、1次系の冷却材ナトリウムと2次系ナトリウムの間の障壁となると同時に、熱伝導を安全かつ確実に行なうことが要求される機器であるが、冷却材ナトリウムの流動伝熱特性を考慮し、安定した均一な流動分布特性を有することと、部分負荷特性がよいため、ポンプ位置の関係から1次系の流動圧損をできるだけ低減することなどの考慮が払われた。 一方で、放射性を持つ1次系のドレンが容易なように1次系の液面制御容易性のため、さらに万一のサイフォンブレーキ防止などに極めて有効な無液面方式を探用し、かつ、管板を含む構造の健全性や熱膨張差対策、放熱線遮へい、保守補修の容易性、予熱対策、伝熱管の腐食対策が充分に講じられ、たて型無液面直管伝熱管式並行向流型が選定されている。	常陽 PFR Phenix SNR-300 CRBRP BN-350 :たて型シェルアンドチューブ有液面直管向流型 (1次系管側) :たて型シェルアンドチューブ直管向流型 :たて型下部ヘッダー直管向流型 :たて型シェルアンドチューブ直管向流型 :たて型3Uチューブバンドル内蔵型 :-
蒸気発生器型式 (ヘリカルコイル形 分離ユニット貫流型)	蒸気発生器型式については、先行炉実績など、多くの型式があるものの、「もんじゅ」では、構造は複雑であるが、伝熱性能が良く、コンパクトで大型化が容易であることなどから、伝熱管型式はヘリカルコイル型式とした。 また、蒸気発生器試験における伝熱管材料の高温強度結果を反映し、ナトリウム-水反応の危険分散なども考慮して分離型とした。 さらに、ボイラ技術の活用や経済性評価から貫流型とし、ヘリカルコイル型式分離ユニット貫流型が選定された。	常陽 PFR Phenix SNR-300 CRBRP BN-350 :なし :Uチューブ型ユニット再循環型 :S字型モジホール貫流型 :2ルート直管型及びヘリカルコイル型分離モジホール貫流型 :ホックベースティック型分離モジホール再循環型 :蒸発器バイオネット及び過熱器Uチューブ型分離型

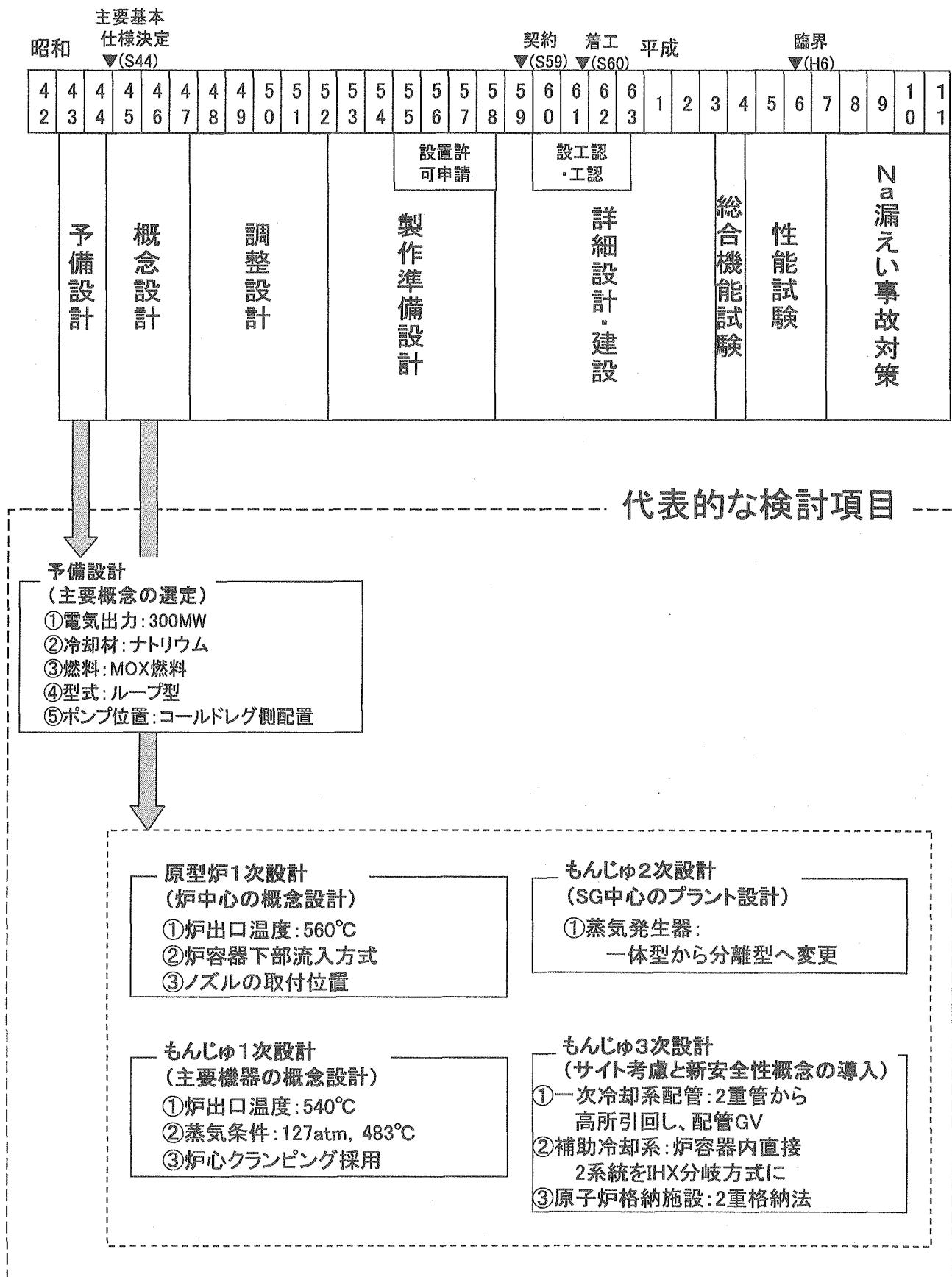


図3.1 「もんじゅ」設計経過

		基本方針	予備設計	概念設計	調整設計	製作準備設計	詳細設計
1) プラント規模	出力	200~300MW 300MW				280MW	~
2) システム	炉形式 冷却材確保方策	ループ型		(二重管構造) 低所配管引き回し方式 (一重壁(管)構造) 低所配管ガードベッセル方式			
	原子炉停止系		(1系統) 安全棒4体 安全棒7体	(独立2系統) 調整棒12体+安全棒7体 調整棒13体+後備炉停止棒6体			
	ポンプ位置 (1次系/2次系)	ロードレグポンプ					
	崩壊熱除去系				1次主冷却系共用方式 1次主冷却系分岐方式		
3) 燃料	燃料種類	プルトニウム利用 混合酸化物系燃料					
	被覆管材質	SUS32 または AISI 316SS SUS316 SUS316相当ステンレス鋼(スウェーリング対策としての添加物調整)					
	被覆管最高温度	最高700度(650度予備検討)		675°C (被覆管肉厚中心)			
	プルトニウム富化度 (内側/外側) (核分裂性Pu)	13.82% / 20.08% 16.3% / 22.3% 16.0% / 21.8%					
	被覆管外径	6.0, 6.3 または 6.4mm 6.5mm					
	燃料要素数 (集合体あたり)	169本 または 271本 169本					
	燃料最高線出力密度	400W/cm 368W/cm 359 W/cm (設置許可申請 : 360 W/cm)					
	燃焼度(取出平均)	10万MWd/t(目標) 8万MWd/t		当面5万5千MWd/tに制限(照射試験により確認)			
4) 炉心	炉心構成型式	偏方向2領域均質炉心					
	炉心サイズ (高さ/等価直径)	900mm / 1730mm 900mm / 1755mm 930mm / 1790mm					
	増殖比	1.2以上(目標)					
	炉心支持構造	側部支持方式					
5) 冷却系	冷却材(種類)	ナトリウム冷却高速増殖炉					
	ループ数 (1次系/2次系)	3または4ループ 3/3ループ					
	構造材材質	SUS27を候補材 SUS304					
	冷却材温度 (原子炉出口)	550~580°C 540~550°C程度 540°C 529°C					
	主蒸気条件 (タービン入口)	169kg/cm ² , 510°C 127kg/cm ² , 483°C					
	原子炉容器冷却材 流入方式	下部流入上部流出方式 横流入方式(下部)					
	炉壁保護方式				バケット内2液位制御方式		
	中間熱交換器型式	並行流型 逆流直管伝熱管式平行向流型			(崩壊炉心冷却系の内臓伝熱コイル削除)		
	蒸気発生器型式	(一体型) ヘリカルコイル型式(本案)、直管型(バックアップ) (分離型) ヘリカルコイル型式			非再熱型		

(■は、最終的に選定された時期を示す。)

図3.2 基本的な設計仕様の選定経緯

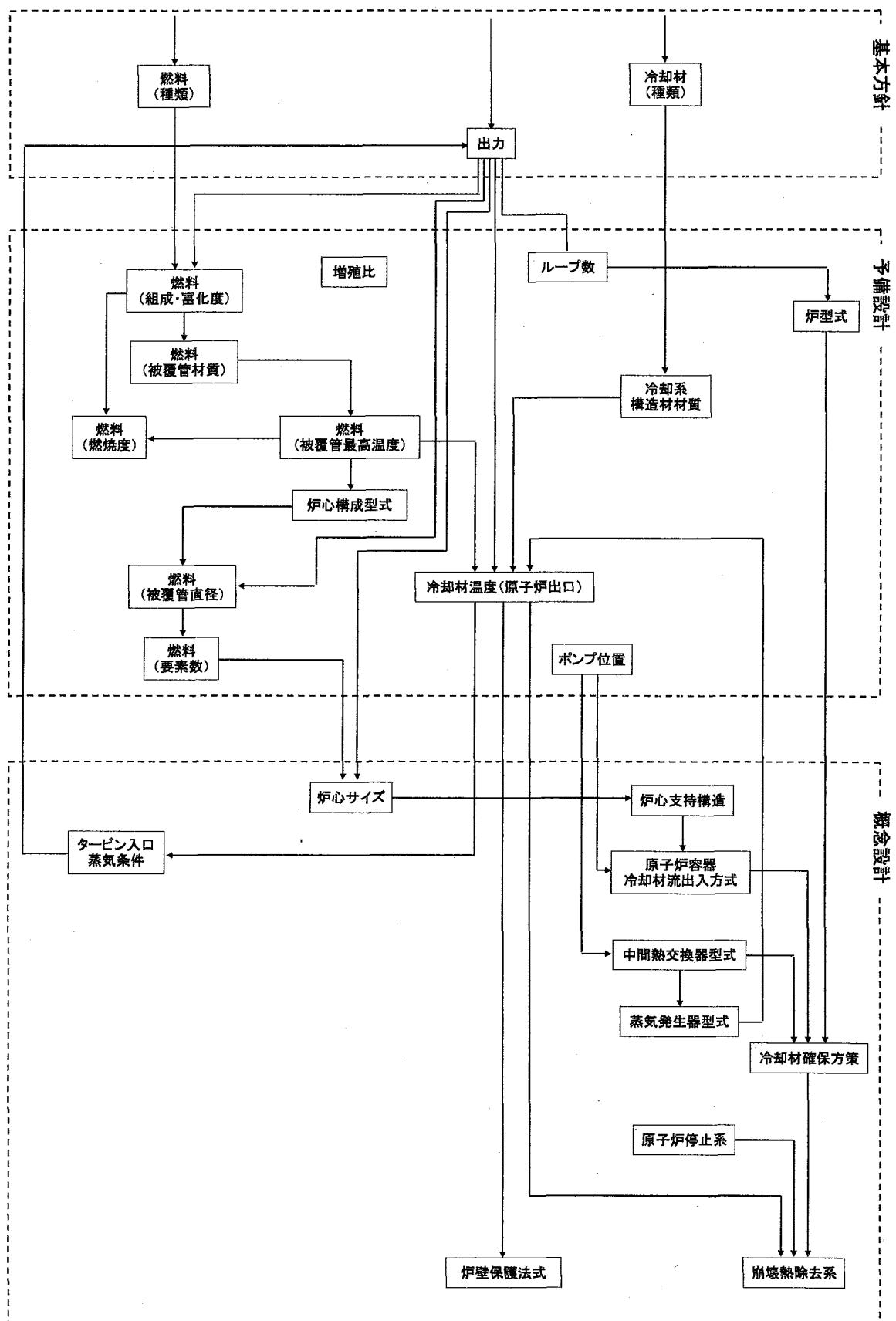


図3.3 基本的な設計仕様の設計手順

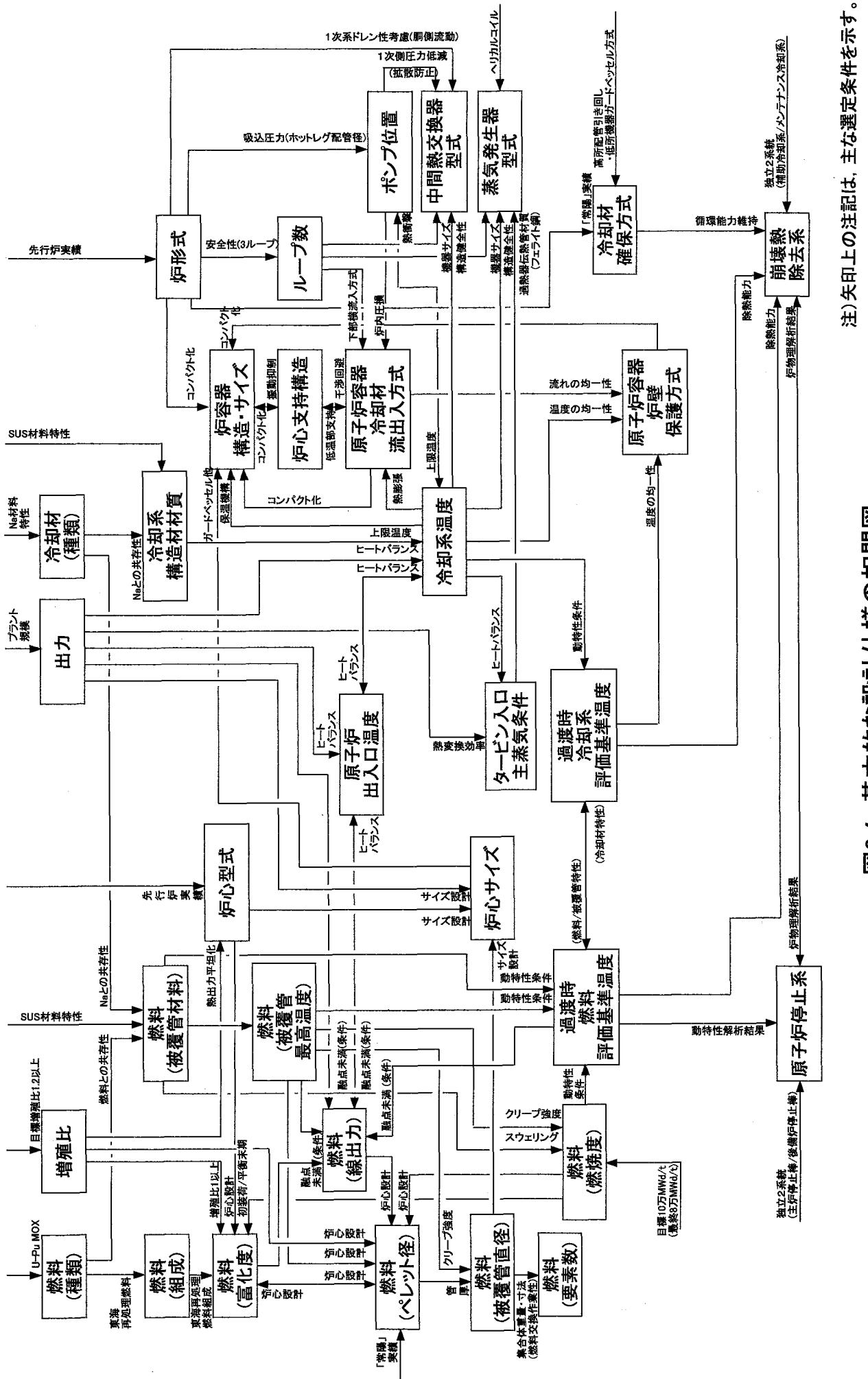


図3.4 基本的な設計仕様の相関図

注) 矢印上の注記は、主な選定条件を示す。

4. FBR プラント概念検討システムの開発

FBR プラントの概念設計を支援するシステムとして、プラントの概念設計で検討対象とされる基本的な設計仕様（以下「基本的な設計仕様」という。）の概算を行う「FBR プラント概念検討システム」を開発した。

次に、開発したシステムを用いて代表的な FBR プラントの基本的な設計仕様について確認計算を行い、システムの適用性評価を行った。

本システムは、炉心及び冷却系を含めたプラント全体にわたる基本的な設計仕様の概算を同時に行い、可能な限り簡単にプラント概念の構築を行うものである。

そのため、システムで扱う設計仕様はプラントの定常状態におけるエネルギーバランスに関する項目に絞っている。言い換えれば、動特性に関するポンプの慣性、炉心及び冷却系機器の圧力損失特性、また各種熱交換器の 1 次－2 次間温度差等に関する評価式を含まない。従ってこのシステムで構築されたプラント概念の実際の成立性を評価するためには、これら動特性や熱荷重に関する指標を別途検討する必要があることを断つておく。

4.1 システム開発

(1) システム構成

図 4.1 にシステム全体の構成を示す。このシステムは電気出力や主蒸気条件などの基本的な要件を入力条件として与えることにより、計算部において炉心仕様と主冷却系仕様の整合性が取れるよう炉物理計算やプラントヒートバランス計算を行い、計算結果としてプラントの基本的な設計仕様を出力する。

また、入力条件の作成、及び、結果出力について、設計者を支援するための機能を設けた。

(2) 前提条件・入力条件・出力仕様の選定

システムで使用する前提条件、入力条件、出力仕様は次のとおり。これらを一覧としてまとめたものを図 4.2 に示す。

1) 前提条件

入力条件、及び、出力結果として扱う設計仕様以外の設計仕様値や物性値などについては「もんじゅ」の設計に基づいた値や条件を採用しており、計算上の前提条件となっている。具体的には、炉心形状構築にかかる部分では、a. 集合体中の燃料要素を六角形型配列、b. 均質2領域炉心、c. 径・軸方向ブランケット装荷炉心、を前提条件とした。

2) 入力条件

a. 電気出力, b. タービン入口蒸気温度・圧力, などの予備設計段階で決定すべき基本的な設計仕様を入力条件とした。

3) 出力仕様

与えられた条件から炉物理やプラント熱収支などを計算した結果として, a. 炉心形状, b. 炉心性能, c. 燃料温度, d. 冷却材温度, の仕様値を出力する。

(3) 計算式の選定

本システムは FBR プラント全体にわたる設計仕様を扱う設計支援システムであるため, 計算式は計算精度を求めた複雑なものではなく, 簡易的な代数式(以下, 「基本方程式」という。)を採用した。

基本方程式は物理的な基礎式に基づいているが, 「もんじゅ」の設計に基づいて作成した近似式も一部採用している。基本方程式の詳細について, 付録-1に示す。

(4) 計算手順の設定

前述の入力条件を与えることにより, 必要とする基本仕様が算出されるよう, プログラム内部の計算手順(以下「計算ステップ」という。)を設定した。

計算ステップは全体で約 200 ステップ存在し, それらは大きく 8 つに分類される。

- 1) プラント規模
- 2) 原子炉の幾何学的構成の計算
- 3) プラント構成
- 4) 物性値
- 5) 炉物理計算
- 6) 炉心流動伝熱計算
- 7) プラントヒートバランス計算
- 8) 燃料・被覆管最高温度計算

全体の計算フローを図 4.3 に示す。計算内容の概要は以下のとおり。

1) プラント規模

プラント規模を表す電気出力を入力し, 熱効率を用いて熱出力を計算する。熱効率は, 別途入力するタービン入口蒸気温度から求める。

2) 原子炉の幾何学的構成の計算

被覆管外径や制御棒本数などの基本仕様を入力して, 集合体の構成などの炉心の形状に関わる仕様について計算する。

ここではまず集合体内に配置する燃料要素の幾何学的構成に関する計算を行う。入

出力条件、及び、計算過程について図 4.4 に示す。ここでは、燃料要素の直径や集合体内に配置する燃料要素の層数、ワイヤスペーサ径などを入力条件として計算を行い、ペレット径、集合体の大きさ、冷却材の占有面積などを求める。なお、中実型燃料ペレット、ワイヤスペーサで燃料ピンを固定、燃料ピン正三角形配列、集合体形状（六角形状）、などについては「もんじゅ」の条件を採用しており、これが計算上の前提条件となっている。なお、通常、被覆管厚さは被覆管外径に応じて、ラッパ間厚さ・間隔は集合体ピッチに応じて選定されるが、本システムでは入力条件及び計算内容を簡単にするためにこれらを固定値として扱う。

次に、燃料集合体の配列や炉心全体の冷却材流路面積など炉心全体に関する計算を行う。入出力条件、及び、計算過程について図 4.5 に示す。ここでは、2 領域均質炉心、径・軸方向ブランケット装荷炉心、制御棒は内側炉心のみに配列、などの「もんじゅ」設計方針にしたがって炉心全体の構成を構築する。炉心概略半径や制御棒本数を入力条件として計算を行い、各炉心領域での集合体数、集合体数に応じた炉心等価半径、炉心部冷却材流路断面積などを求める。なお、通常、ブランケット領域の層数はブランケット層の厚さ 30cm を目安に選定され、外側炉心領域の層数は内側炉心の条件に応じて選定されるが、本システムでは入力条件及び計算内容を簡単するためにこれらを固定値として扱う。

ここで計算結果は、後段の炉物理計算や伝熱計算で用いる。

3) プラント構成

主冷却系のループ数などの冷却系の基本的構成を入力する。ここで入力した条件は、後段のプラントヒートバランス計算にて用いる。

4) 物性値

冷却材や構造材の比熱や熱伝達率などの物性値や、被覆管一ペレットのギャップ幅などの内部固定値、さらに燃料組成の計算などで用いられる構成物質の高速中性子に対する各種反応断面積などを設定する。

5) 炉物理計算

ここでは前段の 1)~4)で求めた結果を用いて炉物理計算を行い、最高線出力密度などの炉心性能を求める。

炉物理計算に関する前提条件、及び、基礎としている計算式を図 4.6 に示す。ここでは、エネルギー 1 群 2 次元拡散方程式による単純な体系において、

- 炉心中央でピークとなるよう中性子束の大まかな分布形状(一般解)を設定する。
- 内側炉心中心部と外側炉心最内部で出力密度が等しくなるよう、内外炉心領域でのプルトニウム富化度を設定する。
- 前段で求めた熱出力から燃料組成、中性子束、及び、熱出力分布を定量化する。の順で計算を行う。さらに炉心の臨界が達成できるよう、a, b, c, 各計算段階において計算に用いる仕様群を再設定しながら繰り返し計算を行う。

ここで求めた熱出力分布は、後段の炉心流動伝熱計算で用いる。

6) 炉心流動伝熱計算

ここでは前段までに求めた熱出力分布, ペレット径, ギャップ幅, 被覆管肉厚などを入力条件としてペレットから冷却材までの熱伝達計算を行い, 原子炉出入口冷却材温度差を求める。また, 燃料中心, 及び, 被覆管肉厚中心における温度上昇を計算する。

ここで求めた設計仕様は, 後段のプラントヒートバランス計算, 炉心最高温度計算に用いる。

7) プラントヒートバランス計算

ここでは先に求めた原子炉出入口温度差, タービン入口蒸気の温度, 圧力, 及び, 各熱交換器伝熱面積などを用いてヒートバランス計算を行い, 各冷却系統における冷却材流量, ホットレグ温度, コールドレグ温度を求める。

ヒートバランス計算に関する入力条件, 及び, 計算過程を図 4.7 に示す。一般的な計算コードにおける入力条件は給水温度であるが, 本システムでは, タービン入口蒸気温度を入力条件としている。

8) 燃料・被覆管最高温度計算

ここでは炉心流動伝熱計算, 及び, プラントヒートバランス計算の結果を用いて燃料中心最高温度, 被覆管肉厚中心最高温度を計算する。

(5) 入力支援機能と計算結果出力機能

入力条件の作成を支援するための入力支援機能と, 計算結果の評価を支援するための計算結果出力機能について, 以下に述べる。

1) 入力支援機能

図 4.8 に入力支援機能の概要を示す。この機能は入力条件の作成を支援するために, システムで入力条件となる設計仕様に関する技術情報を設計者に提供するものである。

提供する技術情報として, a.仕様の解説, b.「もんじゅ」設計値, 及び, 選定根拠, c.国内外 FBR 発電プラント設計データの早見表(電気出力の関係グラフとして表示), とした。

例としてタービン入口主蒸気温度に関する画面を図 4.9~4.11 に示す。

図 4.9 の画面では, 仕様項目の設計上の意味や, 仕様選定の際に制限となる他仕様など, この仕様に関して解説を示した。

図 4.10 の画面では, 「もんじゅ」の設計における仕様選定根拠や設計経緯を示した。この「もんじゅ」の設計値は必要に応じてそのままプログラムの入力条件として用いることができる。

図 4.11 の画面では, 電力実証炉, スーパーフェニックス, 中国実験炉, BN-1600 など世界各国の FBR における設計の実例について, 電気出力と設計値の関係をグラフ表示した。この電気出力と設計値の関係を用いて, 設計者が指定した電気出力に応じた

設計値を算出し、これを参考値としてプログラムの入力条件に用いることもできる。

2) 計算結果出力機能

計算結果の評価を支援するために、計算結果は表形式、及び、図形式で出力される。

図 4.12 に示すとおり、表形式としては、a.仕様要目表、b.複数ケース計算結果一括出力機能、c.全変数値ダンプ出力機能、を設けた。このうち b と c は Excel データとして出力される。

計算結果の例を図 4.13～4.15 に示す。

図 4.13 に a.仕様要目表 の画面表示例を示す。仕様要目表により、このシステムで構築されたプラントの主要な設計仕様を一覧することができる。

図 4.14 に b.複数ケース計算結果一括出力 の例を示す。この機能は、複数の計算結果を Excel シートに数値を並べて出力するものである。これによりパラメータサーベイによる計算結果の分析が容易となる。

図 4.15 に c.全変数値ダンプ出力 の例を示す。この機能は、仕様値算出の過程を詳細に把握するために、計算過程で用いられた全ての仕様(変数)の値を計算が行われた順に Excel シートに出力するものである。

図 4.16 に 計算結果の図表示の例を示す。この図はプラントヒートバランスの計算結果を示しており、温度・流量の計算結果を図の中に示した。

4.2 システム適用性評価

「もんじゅ」及び「もんじゅ」以外のFBRプラントの基本的な設計仕様を入力条件として試計算を行い、システムの適用性評価を行った。

プラント設計において要求される計算精度は、各設計仕様項目ごとに異なるが、本システムは簡易的にプラント概念の構築を行うものであることから、ここでは設計値に対して各設計仕様とも一律約5%の計算精度を有することを目安として評価した。

(1) 「もんじゅ」

基本的な設計仕様について、「もんじゅ」の設計値^{1),2)}と本システムによる計算結果の比較を図4.17に示す。図の左側ではプラント概要として、炉心形状、冷却系構成について比較し、図の右側では基本的な設計仕様をプラント規模、炉心、冷却系、最高温度に分類し、「もんじゅ」の設計値、入力値、計算結果を示した。

プラント規模は、電気出力280MWeとタービン入口主蒸気温度483°Cを入力条件として計算を行った。計算結果は、熱出力712MWtとなり、「もんじゅ」の設計値714MWtを模擬した。

炉心形状は、被覆管外径6.5mm、ワイヤスペーサ径1.3mm、燃料要素数169（1集合体あたり）、炉心高さ0.93mを入力条件として計算を行った。計算結果は、集合体ピッチ115.6mm、内側/外側炉心領域集合体数108体/90体、ブランケット集合体数172となり、いずれも「もんじゅ」の設計値を良く模擬した。

炉心性能は、過剰反応度0.057を入力条件として計算を行った。計算結果は、内側炉心領域プルトニウム富化度は「もんじゅ」の16.0に対し計算結果は15.5、外側炉心領域プルトニウム富化度21.0に対し20.6、最高線出力360に対し377、増殖比1.20に対し1.15となり、いずれも「もんじゅ」の設計値を5%以内の精度で模擬した。

冷却系システムは、1次系、2次系、及び水・蒸気系それぞれのループ数3、炉心中央冷却材流速7.5m/s、1次/2次冷却材流量比0.7255、2次冷却材/水・蒸気流量比0.1027を入力条件とした。計算結果は、1次系ホットレグ温度は「もんじゅ」の設計値529°Cに対し計算結果530°C、1次系コールドレグ温度は397°Cに対し398°Cとなり、それぞれの「もんじゅ」の設計値を良く模擬した。

最高温度は、「もんじゅ」の被覆管肉厚中心の設計値675°C、燃料中心の2,350°Cに対し、計算結果は664°C、2,445°Cとなり、いずれも「もんじゅ」の設計値を良く模擬した。

以上、「もんじゅ」に対する適用性評価計算では、全ての基本的な設計仕様において、設計値を5%以内の精度で模擬した。

(2) 「もんじゅ」以外のFBRプラント

1)電力実証炉, 2)スーパーフェニックススー1(以下, SPX), 3)中国実験炉(以下, CEFR)の基本的な設計仕様に対する試計算を行い、システムの適用性について確認を試みた。各プラントのプラント概要、及び、設計値^{1,2)}、本システムの適用性評価計算における入力値とその計算結果を図4.18~4.20にそれぞれ示す。

各プラントの概要、及び「もんじゅ」との主な相違点は次の通り。

1) 電力実証炉

660MWe出力のループ型プラント。主冷却系は3ループ。蒸気発生器は一体型。燃料ペレットは中空型を採用しており、「もんじゅ」設計と異なる。高出力化の措置として、燃料ピン径を8.5mm、集合体燃料要素数217本としており、「もんじゅ」と比べて稠密な構造となっている。

2) SPX

1,240MWe出力のタンク型プラント。主冷却系は4ループ。蒸気発生器は一体型。燃料ペレットは中空型、集合体配列は円形型であり、「もんじゅ」と異なる。電力実証炉と同じく高出力化の措置として、燃料ピン径を8.5mm、集合体燃料要素数271本としており、「もんじゅ」と比べて稠密な構造となっている。

3) CEFR

23.4MWe出力のループ型プラント。主冷却系は2ループ。当初の炉心では増殖を指向していないため、炉心領域にはブランケット燃料集合体を設けない設計仕様としており、「もんじゅ」と異なる。また本炉は実験炉であるため、炉心直径が「もんじゅ」の1/3程度の約0.6mとなっている。

1)~3)の各プラントに対するシステム適用評価の結果を以下に示す。

1) 電力実証炉

プラント規模は、電気出力660MWeとタービン入口主蒸気温度495°Cを入力条件として計算を行った。計算結果は、熱出力1,623MWtとなり、設計値の1,600MWtを模擬した。

炉心形状は、被覆管外径8.5mm、ワイヤスペーサ径1.15mm、燃料要素数217(1集合体あたり)、炉心高さ1.00mを入力条件として計算を行った。このうち、ワイヤスペーサ径は設計値が公表されていないことから、「もんじゅ」よりも稠密な配列であることを配慮し、1.15mmに仮設定した。

計算結果は、集合体ピッチ 156.4mm となり、設計値 158.1mm を模擬した。内側/外側炉心領域集合体数は 199 体/96 体となり、設計値 187 体/114 体と差を生じた。これは、本システムでは制御棒集合体が「もんじゅ」と同じく内側炉心領域のみに配置することを前提条件としており、外側炉心領域にも制御棒を配置したFBR プラントへの適用が不充分なためである。また、ブランケット集合体数は 208 体となり、設計値 138 体より大きく算出した。

これは、本システムではブランケット領域を「もんじゅ」と同じ炉心の外側 3 層としているのに対し、炉心外側 1 層目を Gas Expansion Module とし、その外側 2 層をブランケット領域としているためである。

これらは、炉心の幾何学的構成の部分の前提条件を任意に選択可能とする機能をシステムに追加することで、より設計値を模擬することが可能となるものと思われる。

炉心性能は、内側/外側炉心領域の燃料プルトニウム富化度で 12.7%/16.6% となり、設計値 17.0%/25.0% と差を生じた。これは、燃料ペレットを中実型として計算していることが要因と推察される。最高線出力では 403W/cm、増殖比では 1.20 となり、それぞれの設計値 406W/cm、1.20 を模擬した。

冷却系システムは、1 次系、2 次系、及び水・蒸気系それぞれのループ数 3、炉心中央冷却材流速 6.5m/s、1 次/2 次冷却材流量比 0.8325、2 次冷却材/水・蒸気流量比 0.1058 を入力条件とした。このうち、炉心中央冷却材流速と 2 次冷却材/水・蒸気流量比は設計値が公表されていないことから、冷却系流量の設計値に準ずる値を仮設定した。計算結果は、1 次系ホットレグ温度で 544°C、1 次系コールドレグ温度で 388°C となり、それぞれの設計値 550°C、395°C を模擬した。

以上、電力実証炉に対する適用性評価計算では、熱出力及び炉心形状においては設計値を 5% 以内の精度で模擬する結果を得た。また、炉心性能は、プルトニウム富化度を除いては設計値を 5% 以内の精度で模擬した。冷却系ヒートバランスにおいても、設計値を 5% 以内の精度で模擬する結果を得た。

プルトニウム富化度で差が生じたのは、燃料ペレットを中実型として計算したことが主たる要因であるものと推測される。このことから、燃料ペレット形状として中空型を選択可能とする機能をシステムに追加することで、これらの設計値をより良く模擬することが可能になるものと思われる。

2) SPX

プラント規模は、電気出力 1,240MWe とタービン入口主蒸気温度 487°Cを入力条件として計算を行った。計算結果は、熱出力 3,119MWt となり、設計値の 3,000MWt を 5%以内の精度で模擬した。

炉心形状は、被覆管外径 8.5mm, ワイヤスペーサ径 1.3mm, 燃料要素数 271 (1 集合体あたり), 炉心高さ 1.00m を入力条件として計算を行った。このうち、ワイヤスペーサ径は設計値が公表されていないことから、1.3mm に仮設定した。

計算結果は、集合体ピッチ 176.1mm, 内側/外側炉心領域集合体数 193 体/180 体、プランケット集合体数は 226 体となり、それぞれの設計値を模擬した。

しかし、「SPX」の場合、集合体が円形配列であり、本システムが前提条件とする炉心形状（六角形配列）から計算した場合には集合体数に差異が生じるものと推測される。一方で、1)でも述べた制御棒集合体配列による差異も考えられるため、今回の結果は、両者の差異が互いを相殺したものと推測される。

また、ただし、この結果についても上記と同様に炉心形状の違いによる影響が考えられるため、システムの機能追加が必要である。

炉心性能は、内側/外側炉心領域の燃料プルトニウム富化度で 12.3%/16.1%となり、設計値 16.0%/19.7%と差を生じた。これはシステムが、燃料ペレットを中実型として計算していることが要因と推察される。一方、最高線出力では 476W/cm、増殖比では 1.12 となり、それぞれの設計値 480W/cm, 1.18 を模擬した。

冷却系システムは、1 次系、2 次系、及び水・蒸気系それぞれのループ数 3、炉心中央冷却材流速 7.7m/s、1 次/2 次冷却材流量比 0.8344、2 次冷却材/水・蒸気流量比 0.1038 を入力条件とした。このうち、炉心中央冷却材流速と 2 次冷却材/水・蒸気流量比は設計値が公表されていないことから、冷却系流量の設計値に準ずる値を仮設定した。計算結果は、1 次系ホットレグ温度で 551°C、1 次系コールドレグ温度で 396°C となり、それぞれの設計値 545°C、395°C を模擬した。

以上、SPX に対する適用性評価計算では、プルトニウム富化度を除いて、熱出力及、炉心形状、冷却系ヒートバランスにおいて設計値を約 5%以内の精度で模擬する結果を得た。

プルトニウム富化度で差が生じたのは、燃料ペレットを中実型として計算したことが主たる要因であるものと推測される。また、円形配列の炉心形状を六角形配列として計算していることによる影響も考えられるため、これらに対応する機能をシステムに追加することで、設計値をより良く模擬することが可能になるものと思われる。

3) CEFR

プラント規模は、電気出力 1,240MWe とタービン入口主蒸気温度 487°Cを入力条件として計算を行った。計算結果は、熱出力 62MWt となり、設計値の 65MWt を模擬した。

炉心形状は、被覆管外径 6mm, ワイヤスペーサ径 1.0mm, 燃料要素数 61 (1集合体あたり), 炉心高さ 0.45m を入力条件として計算を行った。このうち、ワイヤスペーサ径は設計値が公表されていないことから、1.0mm に仮設定した。

計算結果は、集合体ピッチ 67.8mm となり、設計値 61.5mm と差を生じた。この差は、本システムで固定値として扱っているラッパ管厚さ (片側 3mm), 集合体間隔 (5mm) に対し、「CEFR」はより稠密に配置・設計されていることによるものと推測される。また、内側/外側炉心領域集合体数は、それぞれ 53 体/30 体、ブランケット集合体数は 100 体と算出されたが、「CEFR」は 1 領域炉心 81 体で、ブランケット集合体数の装荷は無い。

これらにより、現システムでの炉心形状の計算モデルでは、「CEFR」の設計を模擬できていないことが確認できる。したがって、この計算の後段である炉心性能、冷却系ヒートバランス、冷却系システム、最高温度でも、設計値と差を生じる計算結果となり、炉心性能以降の計算結果に対する考察は控えることにした。

以上、CEFR に対する適用性評価計算では、熱出力は設計値を 5%以内の精度で模擬する結果を得たものの、炉心形状に大きな差が生じ、それ以降の炉心性能、冷却系ヒートバランスにも影響を及ぼす結果となった。この解決のためには、「もんじゅ」と大きく異なる炉心形状にも対応できるよう、より柔軟な計算モデルを新たに検討・開発する必要がある。

(3) 適用性評価のまとめ

まず、本システムにおいて計算モデルのベースとなっている「もんじゅ」について計算を行ない、「もんじゅ」の設計値を 5%以内の精度で模擬できることを確認した。

次に、1)電力実証炉、2) SPX、3) CEFR の基本的な設計仕様に対する試計算を行い、「もんじゅ」とは異なる出力規模、主冷却系ループ数、蒸気発生器型式を持つプラントにおいても、おおむね設計値を 5%以内の精度で模擬できる結果を得たが、中空燃料ペレットや、ブランケット領域の有無といった炉心形状に関する基本的な設計仕様の違いにより、炉心形状、炉心性能に関連する設計仕様の計算結果において差を生じる結果となった。

現システムの炉心形状に関する計算モデルは「もんじゅ」の条件を固定的に採用している部分が多いが、これをより汎用性の高いものへと改良することにより、計算精度の

向上、更にはシステムの適用範囲の拡大が見込めるなどを確認した。

また、現システムにおいては炉心形状の構築の際に炉心の圧力損失を考慮していないが、これは設計上重要な制約条件であるため、炉心の圧力損失を評価する機能の追加も今後の開発課題として挙げられる。

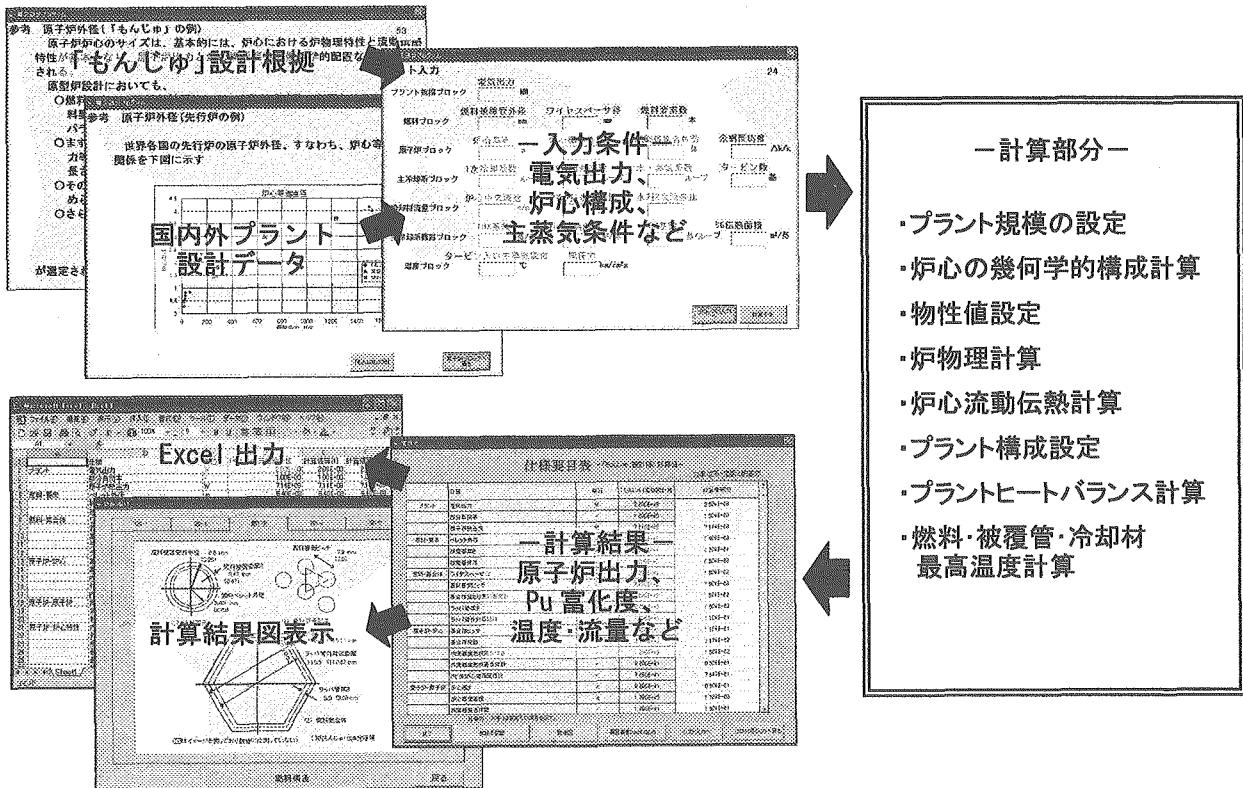


図 4.1 FBR プラント概念検討システム概要

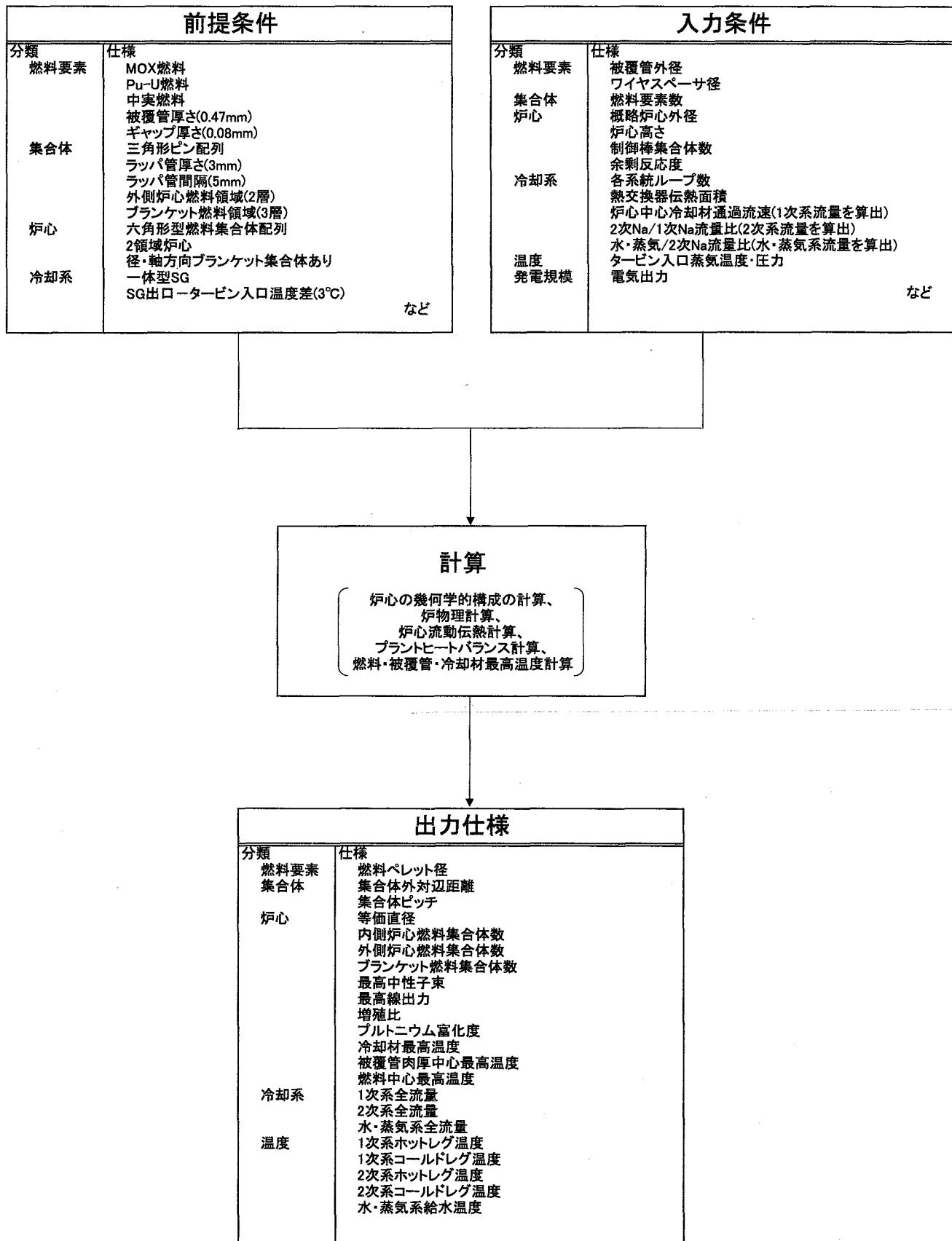


図4.2 設計仕様の計算条件(前提条件、入力、出力)

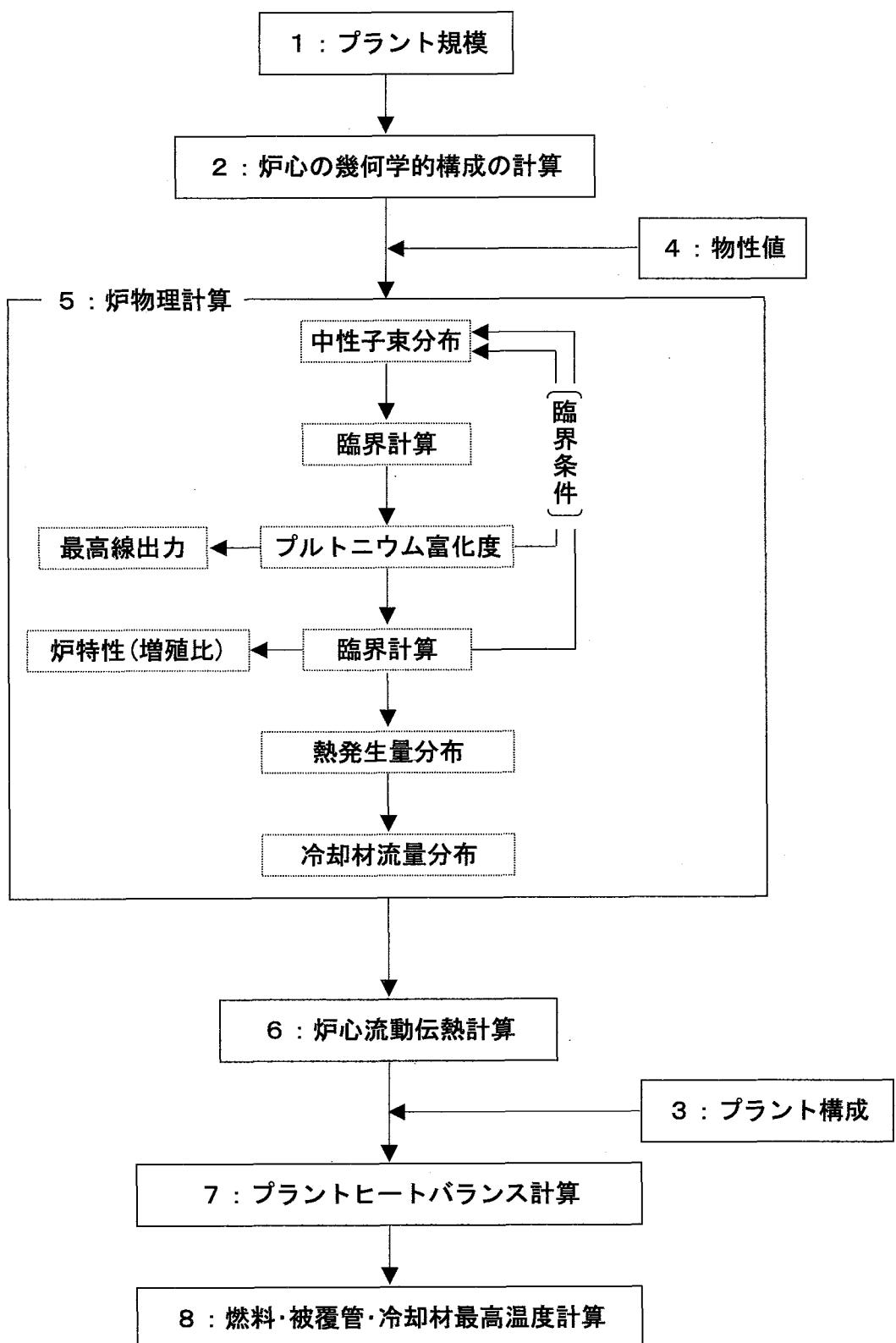
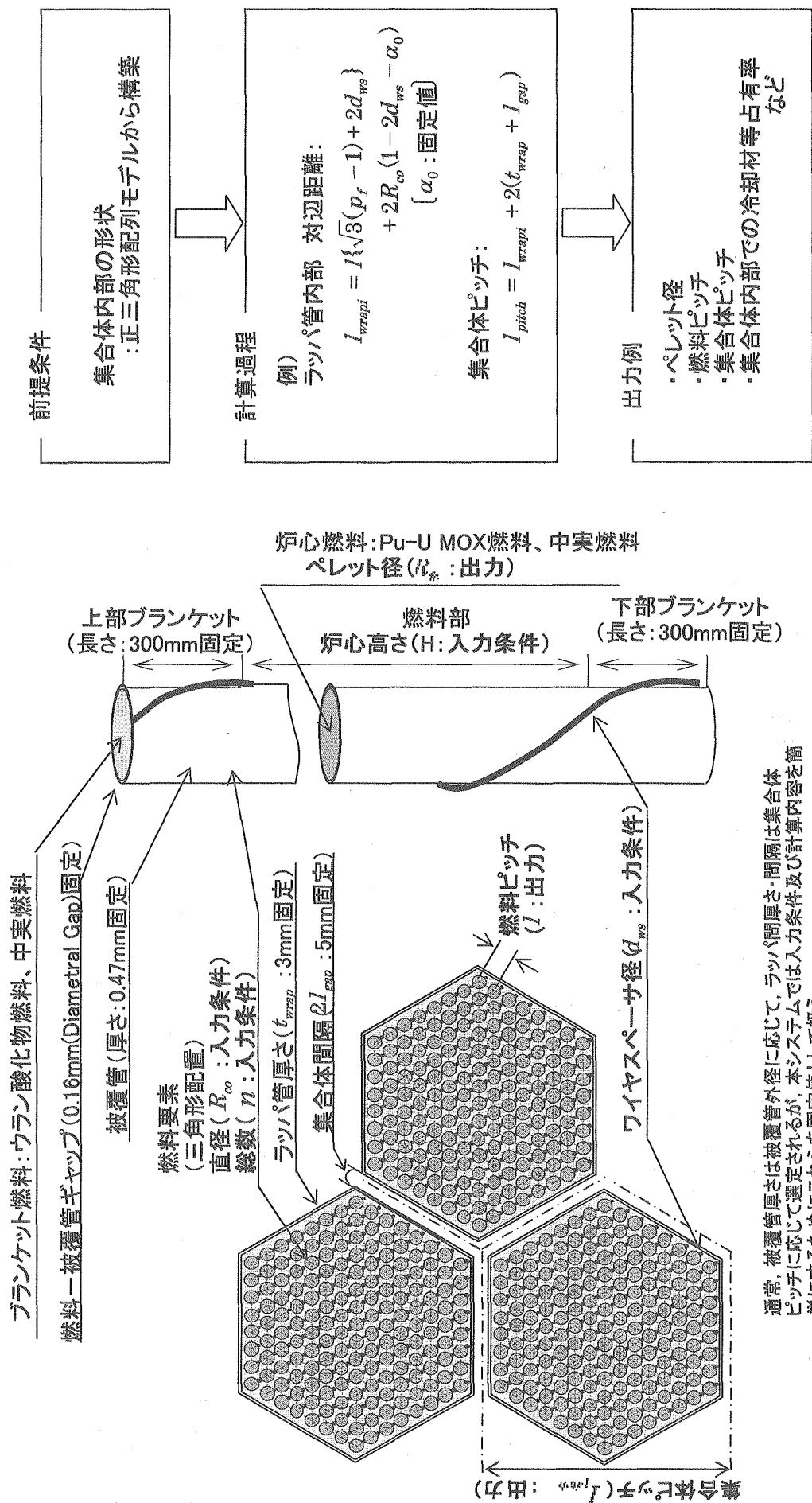
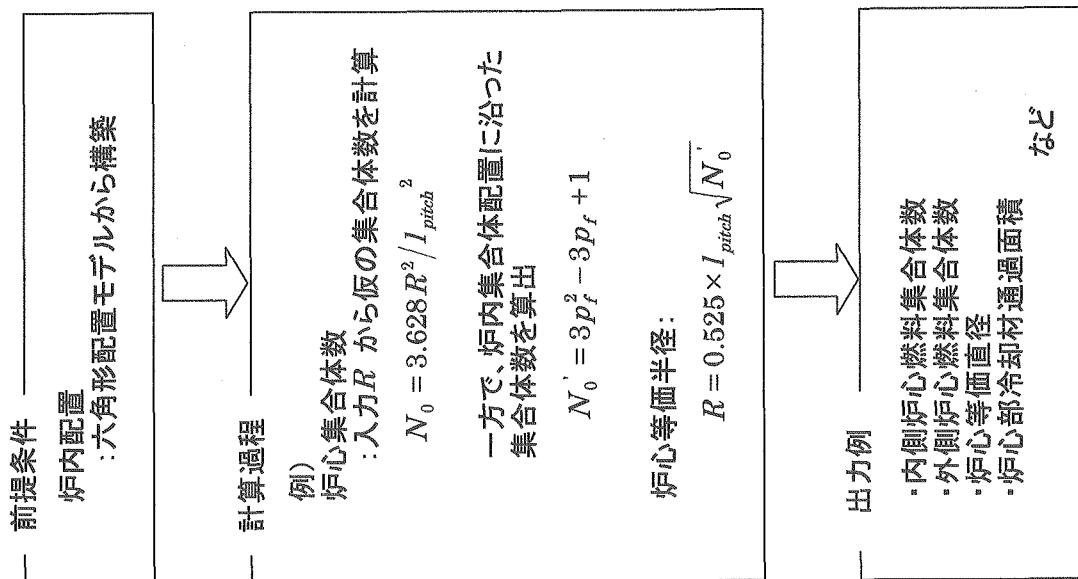
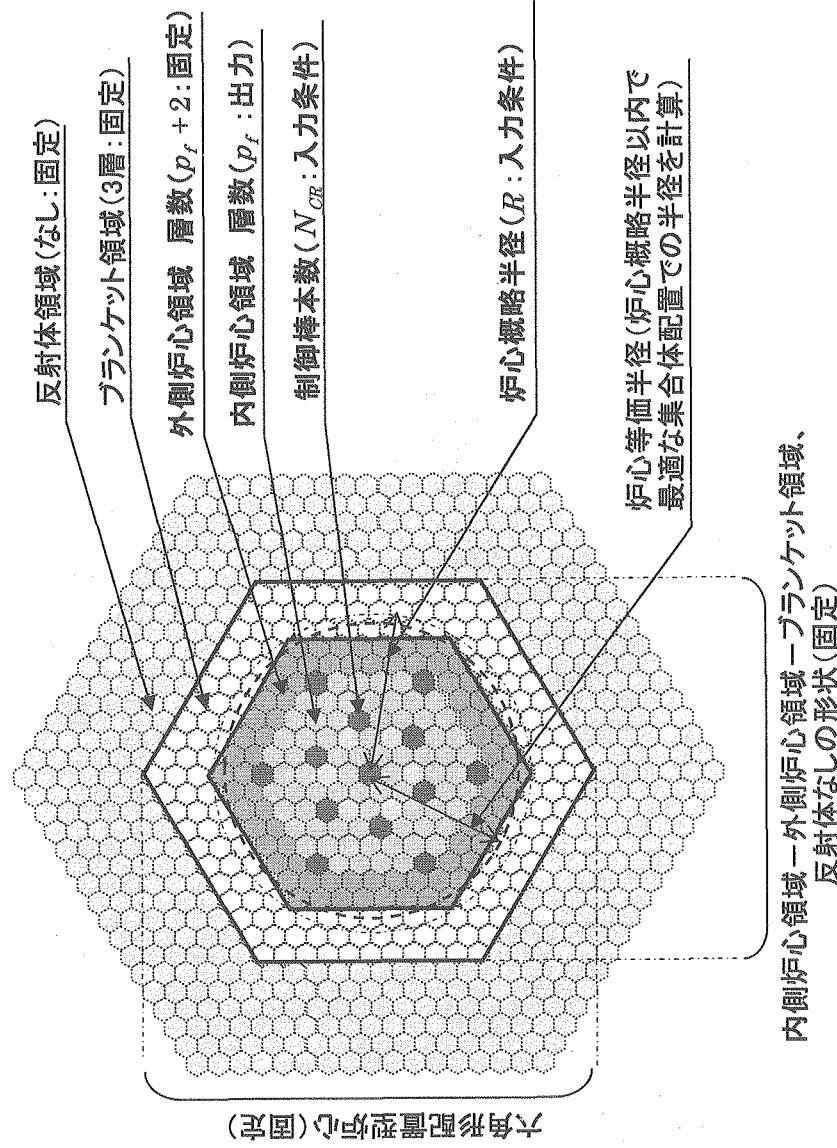


図4.3 設計仕様の計算フロー

図4.4 燃料要素及び燃料集合体における幾何学的構成の計算





通常、ブランケット領域の層数はブランケット層の厚さ30cmを目標に選定され、外側炉心領域の層数は内側炉心の条件に応じて選定されるが、本システムでは入力条件及び計算内容を簡単にするためにこれらを固定値として扱う。

図4.5 炉心部全体の幾何学的構成の計算

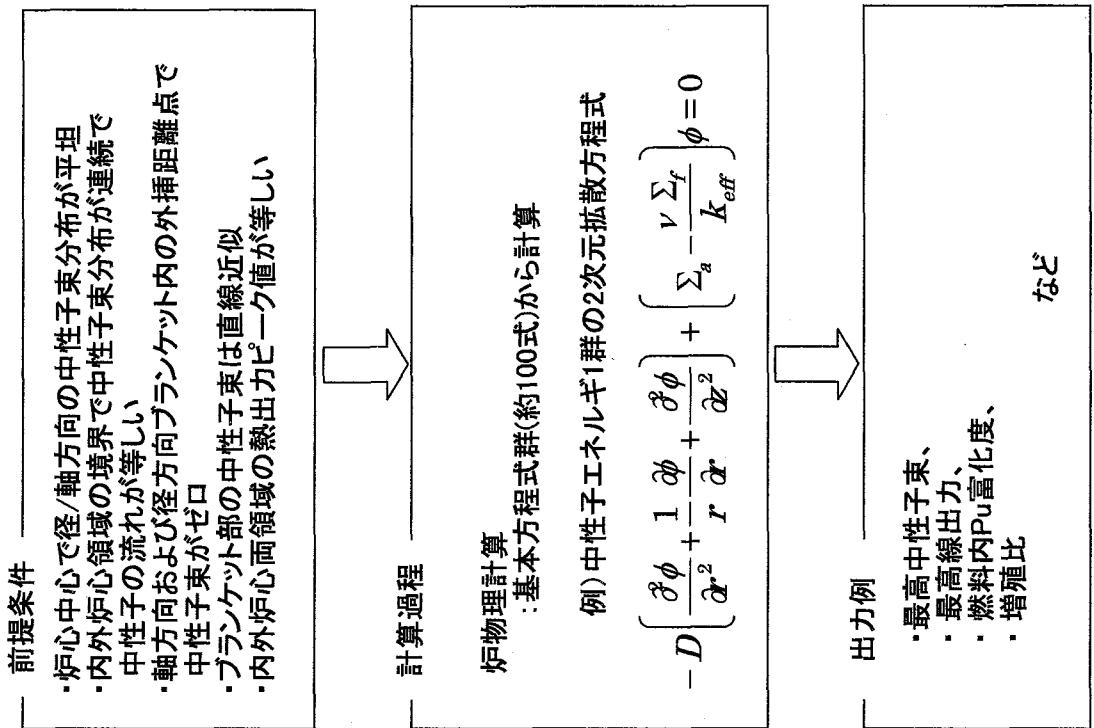
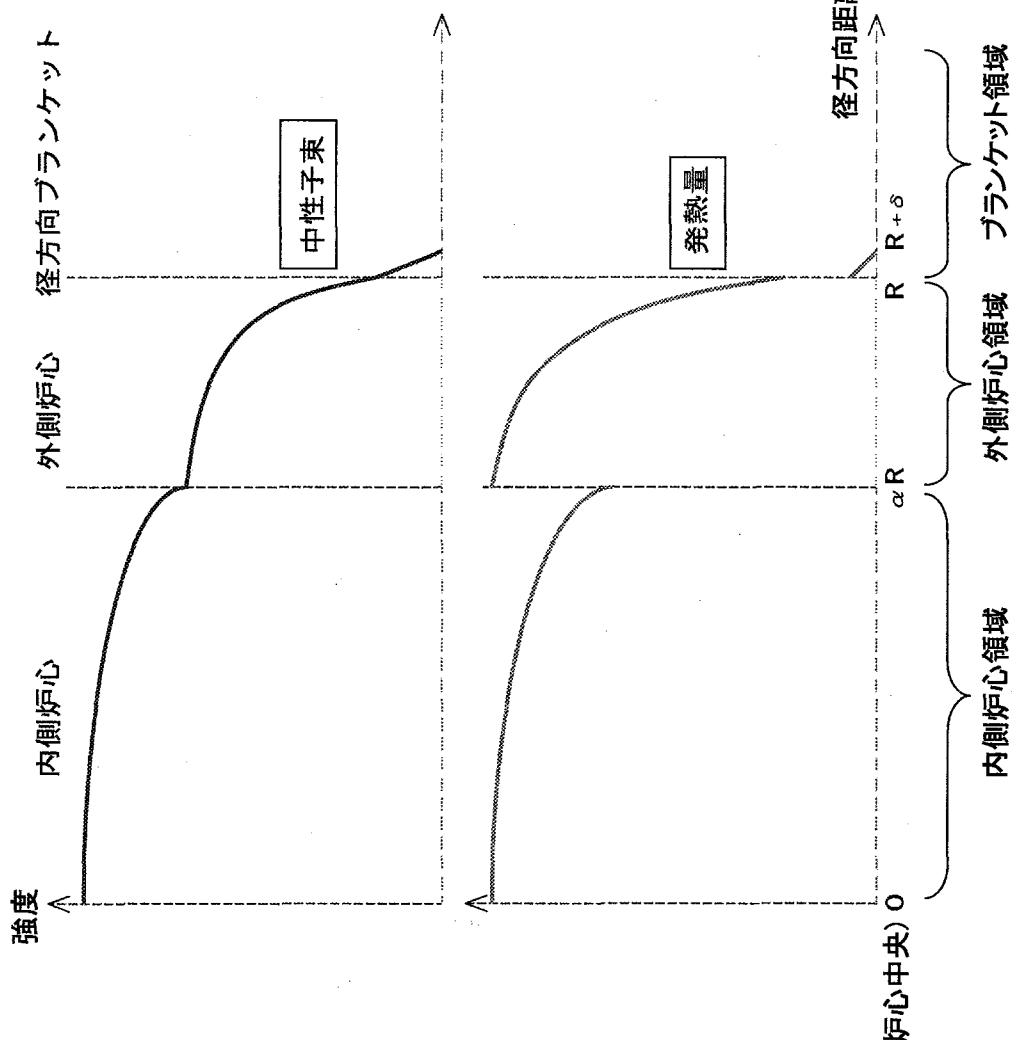


図4.6 炉物理の計算(中性子束・発熱分布)

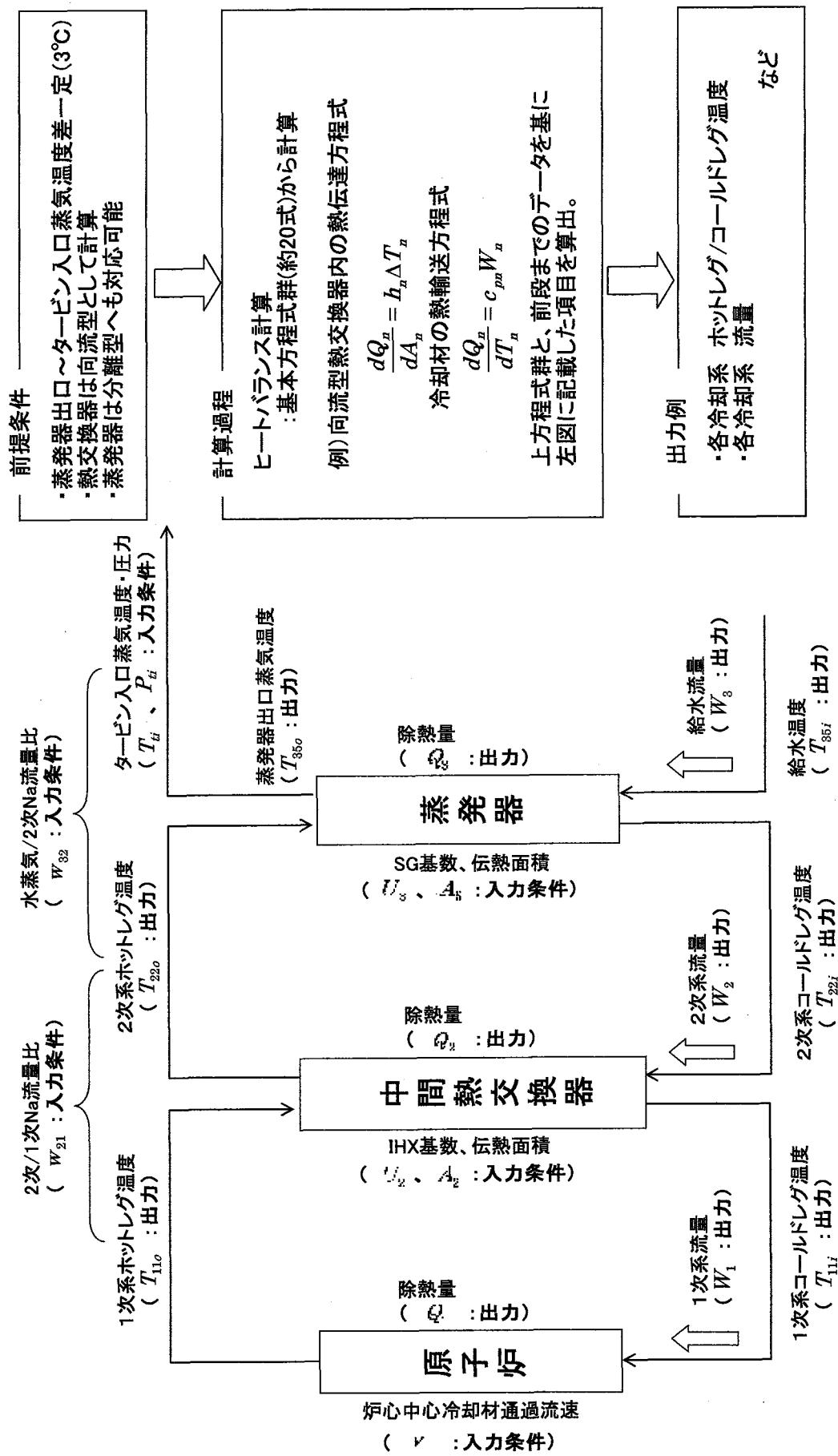


図4.7 主冷却系ヒートバランスの計算

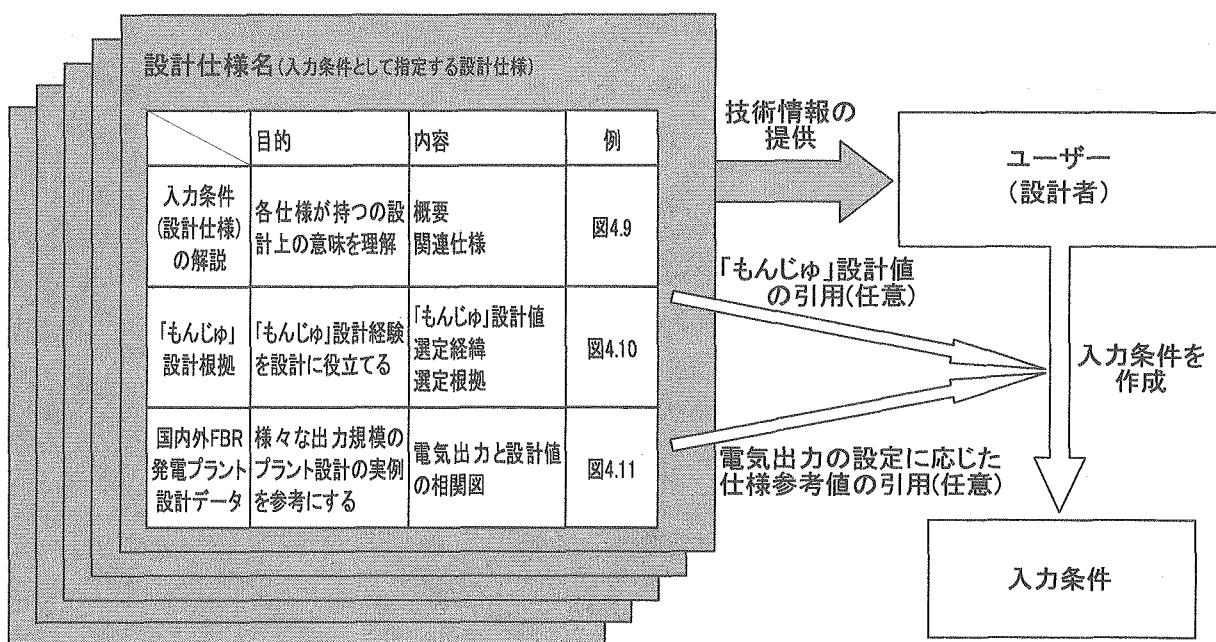


図 4.8 入力支援機能

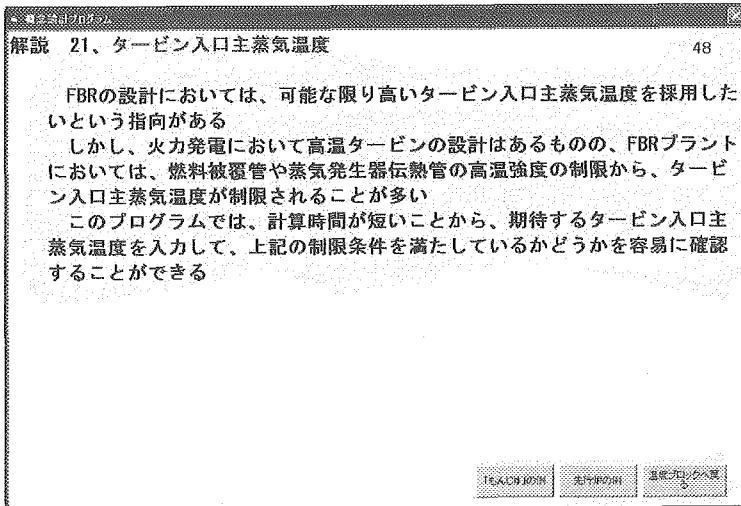


図 4.9 入力支援機能 表示例1(入力条件の解説)

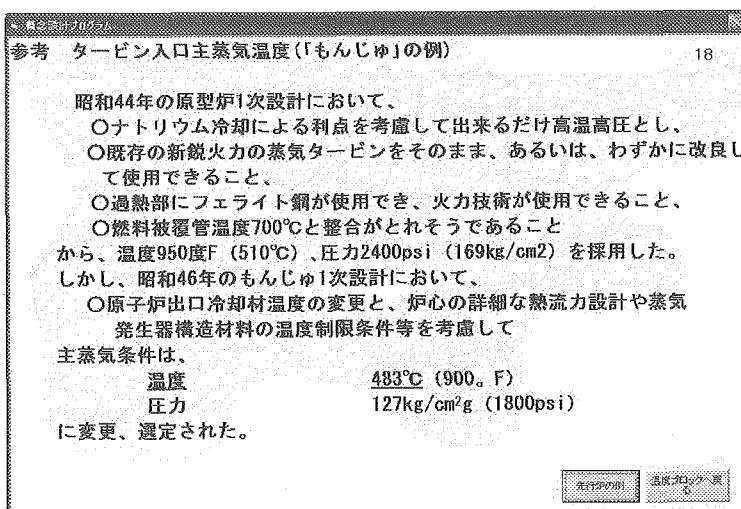


図 4.10 入力支援機能 表示例2(「もんじゅ」設計根拠)

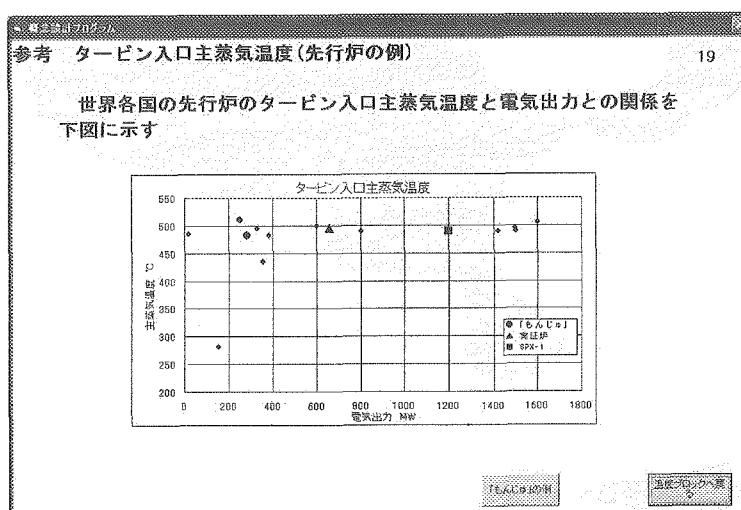


図 4.11 入力支援機能 表示例3(国内外 FBR 発電プラント設計データ)



	形式	目的	内容	例
出力	表形式	主要な設計仕様を一覧	・仕様要目表	図 4.13
		パラメータサーバイ支援	・複数ケース計算結果一括出力	図 4.14
		設計仕様値算出過程の詳細把握	・全変数値ダンプ出力	図 4.15
	図形式	計算結果の理解を支援	計算結果を図を用いて表示 ・原子炉炉心構成図 ・燃料構造図 ・中性子束分布、熱出力密度分布図 ・炉心内温度分布図 ・プラントヒートバランス図	図 4.16

図 4.12 計算結果出力機能

仕様要目表

（もんじゅ）電気設計と計算結果

（電気機器系）

	仕様	単位	「もんじゅ」電気設計値	計算値等[1]
プラント	発熱出力	MW	200	200
	原子炉熱出力	MW	714	714.0
燃料・製品	ペレット荷役	mm	6.4	6.40
	燃液槽厚さ	mm	0.47	0.47
	燃液管外径	mm	6.5	6.5
燃料集合体	ワイヤスベーリング	mm	1.3	1.30
	燃料要素ビッチ	mm	7.9	7.90
	気泡せきたり燃料要素数	-	169	169
	ラバーランク	mm	8.0	8.0
	ラバーランク	mm	110.6	110.6
原子炉-炉心	集合体ピッチ	mm	115.6	115.6
	集合体絶縁	-	217	217
	内側鋼筋燃料集合体数	-	108	108
	外側鋼筋燃料集合体数	-	50	50
原子炉-炉心炉	炉心高さ	m	0.93	0.930
	炉心等価直徑	m	1.79	1.788
	制御棒集合体数	-	19	19

図 4.13 計算結果出力機能 表示例1(仕様要目表出力)

Microsoft Excel - 積算ケース計算結果一括出力.xls

	A	B	C	D	E	F	G	H
1	仕様	単位	「もんじゅ」計算値等[1]計算値等[2]計算値等[3]					
14	集合体総数	-	217E+02	217E+02	217E+02	217E+02		
15	内側鋼筋燃料集合体数	-	1.09E+02	1.08E+02	1.08E+02	1.08E+02		
16	外側鋼筋燃料集合体数	-	9.00E+01	9.00E+01	9.00E+01	9.00E+01		
17	内外炉心等面直対比	-	7.65E-01	7.65E-01	7.65E-01	7.65E-01		
18	原子炉-原子炉	m	9.30E-01	9.30E-01	9.30E-01	9.30E-01		
19	炉心等面直対比	m	1.79E+00	1.79E+00	1.79E+00	1.79E+00		
20	制御棒集合体数	-	1.90E+01	1.90E+01	1.90E+01	1.90E+01		
21	原子炉-炉心特性	-	1.00E-01	1.00E-01	1.00E-01	1.00E-01		
22	内側鋼筋アルミニウム富化度	-	2.10E-01	2.10E-01	2.10E-01	2.10E-01		
23	外側鋼筋アルミニウム富化度	-	6.70E-02	5.70E-02	5.70E-02	5.70E-02		
24	最高燃焼熱出力	W/m	3.60E+04	3.60E+04	3.40E+04	3.20E+04		
25	燃費比	-	1.29E+00	1.20E+00	1.20E+00	1.20E+00		
26	主冷却系	-	3.00E+00	3.00E+00	3.00E+00	3.00E+00		
27	1次主冷却系ループ数	-	3.00E+00	3.00E+00	3.00E+00	3.00E+00		
28	2次主冷却系ループ数	-	3.00E+00	3.00E+00	3.00E+00	3.00E+00		
29	水・蒸気系ループ数	-	1.00E+00	1.00E+00	1.00E+00	1.00E+00		
30	主冷却材流量	m³/s	7.50E+00	7.50E+00	7.50E+00	7.50E+00		
31	2次系/1次系冷却材流量比	-	7.26E-01	7.26E-01	7.26E-01	7.26E-01		
32	水・蒸気系/2次系冷却材流量比	-	1.03E-01	1.03E-01	1.03E-01	1.03E-01		
33	1次冷却材流量	kg/s	4.25E+03	4.25E+03	4.25E+03	4.25E+03		
34	2次冷却材全流量	kg/s	3.08E+03	3.08E+03	3.08E+03	3.08E+03		
35	水・蒸気全流量	kg/s	3.17E+02	3.17E+02	3.17E+02	3.17E+02		
36	主冷却系-機器	-	1.00E+00	1.00E+00	1.00E+00	1.00E+00		
37	ループあたり中間熱交換器系数	-	1.14E+03	1.14E+03	1.14E+03	1.14E+03		
38	中間熱交換器1基当たり伝熱面積	m²	-	-	-	-		
39	ループあたり蒸気発生器系数	-	1.00E+00	1.00E+00	1.00E+00	1.00E+00		
40	蒸気発生器1基当たり伝熱面積	m²	1.26E+03	1.26E+03	1.26E+03	1.26E+03		
41	原子炉人口冷却材温度	°C	5.20E+02	5.29E+02	5.42E+02	5.56E+02		
42	中間熱交換器人口2次冷却材温度	°C	5.05E+02	5.05E+02	5.19E+02	5.34E+02		
43	中間熱交換器人口2次冷却材温度	°C	3.25E+02	3.25E+02	3.49E+02	3.74E+02		
44	蒸気発生器人口2次冷却材温度	°C	4.87E+02	4.87E+02	5.00E+02	5.14E+02		
45	蒸気発生器給水温度	°C	2.40E+02	2.40E+02	2.74E+02	3.07E+02		
46	タービン入口蒸気温度	°C	4.83E+02	4.83E+02	4.93E+02	5.05E+02		
47	タービン入口主蒸気圧力	kg/m²	1.29E+07	1.39E+07	1.29E+07	1.29E+07		
48	温度-最高温度	°C	6.72E+02	6.72E+02	6.78E+02	6.84E+02		
49	燃料中心島最高温度	°C	2.34E+03	2.34E+03	2.25E+03	2.16E+03		
50								

図 4.14 計算結果出力機能 表示例2(複数ケース計算結果一括出力)

Microsoft Excel - S-CALCU2.xls

STEP 内容 計算記号 値

STEP	内容	計算記号	値
19	燃料要素ピッチの計算	l	8.333E-03
20 2.14	燃料要素ピッチパラメータの計算(燃料)	l	7.800E-03
21 2.18-1	燃料要素ピッチパラメータの計算(燃料)	ε	1.216E+00
22 2.18	集合体内燃却材断面積の計算	Alcsl	3.333E-03
23 2.11	最外辺要素断面積の計算	p1	8.000E+00
24 2.10	ランバース内冷却材断面積の計算	lwapi	1.048E-01
25 2.10	ランバース内冷却材断面積の計算	lwapo	1.048E-01
26 2.08	ランバース外冷却材断面積の計算	lwapo	1.100E-01
27 2.03	集合体内冷却材断面積の計算	lxSA	2.333E-03
28 2.01	集合体内冷却材断面積の計算	lpitch	1.158E-01
29 2.18	セル内燃却材断面積の計算	Afcell	1.145E-05
30 2.19	サブチャネル内冷却材断面積の計算	ANeSSL	9.768E-06
31 2.20	サブチャネル内冷却材断面積の計算	Dcell	9.827E-08
32 2.21	集合体内燃却材断面積の計算	ATSA	3.870E-03
33 2.22	集合体内ギャップ断面積の計算	AgapSA	2.329E-04
34 2.23	集合体内冷却材断面積の計算	ANeSA	3.411E-03
35 2.24	燃料要素端部内冷却材断面積の計算	AnSA	2.016E-05
36 2.26	燃料要素端部内冷却材断面積の計算	DnSA	3.858E-03
37 2.26	等価集合体内冷却材断面積の計算	AeqSA	1.167E-02
38 2.27	等価集合体内構造材断面積の計算	AnSA	2.847E-08
39 2.28	等価集合体内冷却材断面積の計算	AeqNSA	4.623E-03
40 2.29	フランジ内冷却材断面積の計算	AdflSA	4.308E-03
41 2.29	フランジ内冷却材断面積の計算	AdflSA	4.308E-03
42 2.21	フランジ内冷却材断面積の計算	ArflSA	3.008E-03
43 2.24	フランジ内冷却材断面積の計算	DsfSA	1.504E-03
44 2.39	フランジ内冷却材断面積の計算	UflSA	1.005E-01
45 2.24	フランジ内冷却材断面積の計算	UhsSA	1.005E-01
46 2.35	集合体内プラグケット断面積の計算	AdplSA	5.182E-03
47 2.04-2	燃料被覆管厚さパラメータの計算(プランケット)	tbls	0.621E-02
48 2.16-2	燃料要素ピッチパラメータの計算(プランケット)	εtbls	1.138E+00
49 2.13-2	ワイヤスチールパラメータの計算(プランケット)	dwsbla	9.376E-01
50 2.36	等価プランケット集合体内構造材断面積の計算	AnplsSA	2.290E-03
51 2.37	等価プランケット集合体内ギャップ断面積の計算	AgpplsSA	2.012E-04
52 2.38	等価プランケット集合体内冷却材断面積の計算	AeqplsSA	3.800E-03
53 2.38	等価プランケット集合体内冷却材断面積の計算	AdplsSA	3.800E-03
54 2.40	熱流束分布(等価)の計算	UeqSA	4.100E-02
55 2.41	熱流束分布(等価)の計算	UeqSA	4.100E-02

図 4.15 計算結果出力機能 表示例3(全変数値ダンプ出力)

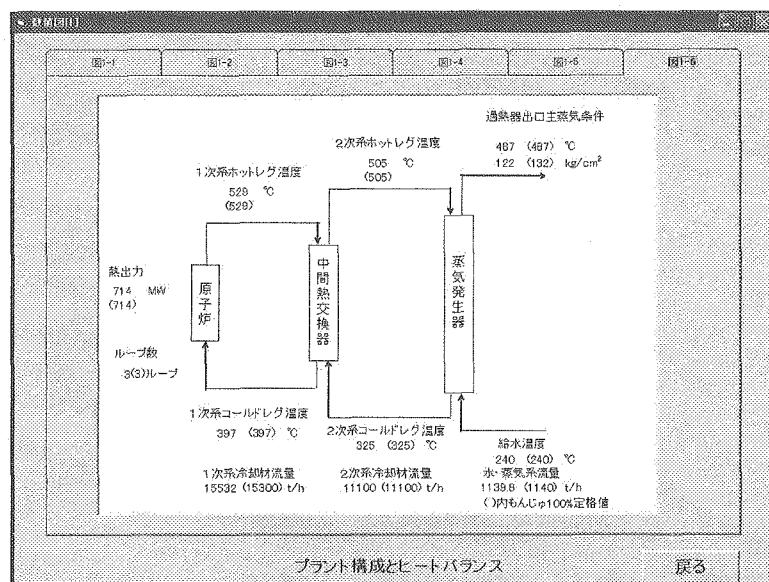


図 4.16 計算結果出力機能 表示例4(計算結果図表示)

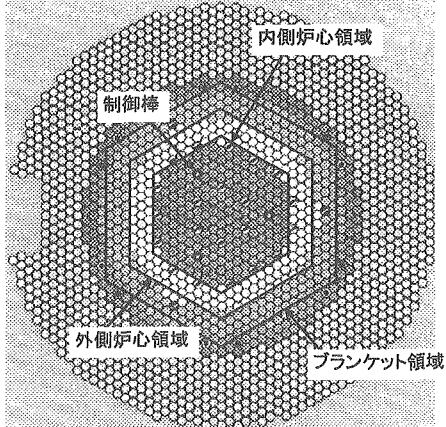
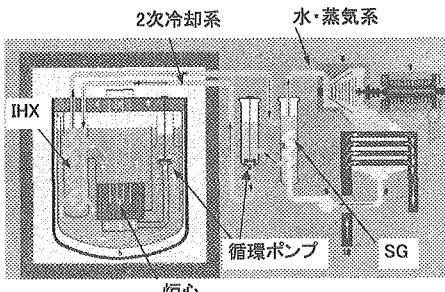
プラント概要																																																																																																																																																																																																											
電気出力	280MWe																																																																																																																																																																																																										
炉心形状	<p>「もんじゅ」 「概念システム」</p> <ul style="list-style-type: none"> ・燃料ペレット形状: 中実型 ・集合体配置: 六角形型 ・炉心構成: 均一2領域 ・径/軸方向ブランケット装荷 ・中実型 ・六角形型 ・均一2領域 ・径/軸装荷 																																																																																																																																																																																																										
冷却系構成	<p>「もんじゅ」 「概念システム」</p> <ul style="list-style-type: none"> ・冷却システム: 3ループ ・分離型蒸気発生器 ・ループ型炉 ・3ループ ・一体型 ・ループ型 																																																																																																																																																																																																										
<table border="1"> <thead> <tr> <th>分類</th><th>仕様名</th><th>単位</th><th>「もんじゅ」</th><th>入力値</th><th>計算結果</th></tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">プラント規模</td><td>電気出力</td><td>MWe</td><td>280</td><td></td><td></td></tr> <tr> <td>熱出力</td><td>MWt</td><td>714</td><td></td><td>712</td></tr> <tr> <td rowspan="8">炉心</td><td>被覆管外径</td><td>mm</td><td>6.5</td><td></td><td></td></tr> <tr> <td>ワイヤスペーサ径</td><td>mm</td><td>1.3</td><td></td><td></td></tr> <tr> <td>燃料要素数 (1集合体あたり)</td><td>—</td><td>169</td><td></td><td></td></tr> <tr> <td>炉心高さ</td><td>m</td><td>0.93</td><td></td><td></td></tr> <tr> <td>炉心等価直径</td><td>m</td><td>1.79</td><td></td><td>1.79</td></tr> <tr> <td>集合体ピッチ</td><td>mm</td><td>115.6</td><td></td><td>115.6</td></tr> <tr> <td>内側炉心領域 集合体数</td><td>—</td><td>108</td><td></td><td>108</td></tr> <tr> <td>外側炉心領域 集合体数</td><td>—</td><td>90</td><td></td><td>90</td></tr> <tr> <td rowspan="4">性能出力</td><td>ブランケット 集合体数</td><td>—</td><td>172</td><td></td><td>172</td></tr> <tr> <td>過剰反応度</td><td>—</td><td>0.057</td><td></td><td></td></tr> <tr> <td>内側炉心領域 ブルトニウム富化度</td><td>%</td><td>16.0</td><td></td><td>15.5</td></tr> <tr> <td>外側炉心領域 ブルトニウム富化度</td><td>%</td><td>21.0</td><td></td><td>20.6</td></tr> <tr> <td rowspan="3">性能出力</td><td>最高線出力密度</td><td>W/cm</td><td>360</td><td></td><td>377</td></tr> <tr> <td>増殖比</td><td>—</td><td>1.20</td><td></td><td>1.15</td></tr> <tr> <td>1次系ループ数</td><td>—</td><td></td><td></td><td></td></tr> <tr> <td>2次系ループ数</td><td>—</td><td>3</td><td></td><td></td></tr> <tr> <td rowspan="8">冷却系</td><td>水・蒸気系ループ数</td><td>—</td><td></td><td></td><td></td></tr> <tr> <td>炉心中央冷却材流速</td><td>m/s</td><td>7.5</td><td></td><td></td></tr> <tr> <td>2次系/1次冷却材 流量比</td><td>—</td><td>—</td><td>0.7255</td><td></td></tr> <tr> <td>水・蒸気/2次冷却材 流量比</td><td>—</td><td>—</td><td>0.1027</td><td></td></tr> <tr> <td>1次系全流量</td><td>t/h</td><td>15300</td><td></td><td>15402</td></tr> <tr> <td>2次系全流量</td><td>t/h</td><td>11100</td><td></td><td>11174</td></tr> <tr> <td>水・蒸気系全流量</td><td>t/h</td><td>1140</td><td></td><td>1148</td></tr> <tr> <td>IHX基数 (ループあたり)</td><td>—</td><td>1</td><td></td><td></td></tr> <tr> <td>IHX伝熱面積 (1基あたり)</td><td>m²</td><td>1141</td><td></td><td></td></tr> <tr> <td rowspan="8">ヒートバランス</td><td>SG基数 (ループあたり)</td><td>—</td><td>1</td><td></td><td></td></tr> <tr> <td>SG伝熱面積 (1基あたり)</td><td>m²</td><td>1261</td><td></td><td></td></tr> <tr> <td>タービン入口 主蒸気温度</td><td>°C</td><td>483</td><td></td><td></td></tr> <tr> <td>タービン入口 主蒸気圧力</td><td>kg/cm²</td><td>127</td><td></td><td></td></tr> <tr> <td>1次系 ホットドレグ温度</td><td>°C</td><td>529</td><td></td><td>530</td></tr> <tr> <td>1次系 コールドドレグ温度</td><td>°C</td><td>397</td><td></td><td>398</td></tr> <tr> <td>2次系 ホットドレグ温度</td><td>°C</td><td>505</td><td></td><td>508</td></tr> <tr> <td>2次系 コールドドレグ温度</td><td>°C</td><td>325</td><td></td><td>330</td></tr> <tr> <td rowspan="3">温度最高</td><td>SG給水温度</td><td>°C</td><td>240</td><td></td><td>248</td></tr> <tr> <td>被覆管肉厚中心 最高温度</td><td>°C</td><td>675</td><td></td><td>664</td></tr> <tr> <td>燃料中心最高温度</td><td>°C</td><td>2350</td><td></td><td>2445</td></tr> </tbody> </table>	分類	仕様名	単位	「もんじゅ」	入力値	計算結果	プラント規模	電気出力	MWe	280			熱出力	MWt	714		712	炉心	被覆管外径	mm	6.5			ワイヤスペーサ径	mm	1.3			燃料要素数 (1集合体あたり)	—	169			炉心高さ	m	0.93			炉心等価直径	m	1.79		1.79	集合体ピッチ	mm	115.6		115.6	内側炉心領域 集合体数	—	108		108	外側炉心領域 集合体数	—	90		90	性能出力	ブランケット 集合体数	—	172		172	過剰反応度	—	0.057			内側炉心領域 ブルトニウム富化度	%	16.0		15.5	外側炉心領域 ブルトニウム富化度	%	21.0		20.6	性能出力	最高線出力密度	W/cm	360		377	増殖比	—	1.20		1.15	1次系ループ数	—				2次系ループ数	—	3			冷却系	水・蒸気系ループ数	—				炉心中央冷却材流速	m/s	7.5			2次系/1次冷却材 流量比	—	—	0.7255		水・蒸気/2次冷却材 流量比	—	—	0.1027		1次系全流量	t/h	15300		15402	2次系全流量	t/h	11100		11174	水・蒸気系全流量	t/h	1140		1148	IHX基数 (ループあたり)	—	1			IHX伝熱面積 (1基あたり)	m ²	1141			ヒートバランス	SG基数 (ループあたり)	—	1			SG伝熱面積 (1基あたり)	m ²	1261			タービン入口 主蒸気温度	°C	483			タービン入口 主蒸気圧力	kg/cm ²	127			1次系 ホットドレグ温度	°C	529		530	1次系 コールドドレグ温度	°C	397		398	2次系 ホットドレグ温度	°C	505		508	2次系 コールドドレグ温度	°C	325		330	温度最高	SG給水温度	°C	240		248	被覆管肉厚中心 最高温度	°C	675		664	燃料中心最高温度	°C	2350		2445
分類	仕様名	単位	「もんじゅ」	入力値	計算結果																																																																																																																																																																																																						
プラント規模	電気出力	MWe	280																																																																																																																																																																																																								
	熱出力	MWt	714		712																																																																																																																																																																																																						
炉心	被覆管外径	mm	6.5																																																																																																																																																																																																								
	ワイヤスペーサ径	mm	1.3																																																																																																																																																																																																								
	燃料要素数 (1集合体あたり)	—	169																																																																																																																																																																																																								
	炉心高さ	m	0.93																																																																																																																																																																																																								
	炉心等価直径	m	1.79		1.79																																																																																																																																																																																																						
	集合体ピッチ	mm	115.6		115.6																																																																																																																																																																																																						
	内側炉心領域 集合体数	—	108		108																																																																																																																																																																																																						
	外側炉心領域 集合体数	—	90		90																																																																																																																																																																																																						
性能出力	ブランケット 集合体数	—	172		172																																																																																																																																																																																																						
	過剰反応度	—	0.057																																																																																																																																																																																																								
	内側炉心領域 ブルトニウム富化度	%	16.0		15.5																																																																																																																																																																																																						
	外側炉心領域 ブルトニウム富化度	%	21.0		20.6																																																																																																																																																																																																						
性能出力	最高線出力密度	W/cm	360		377																																																																																																																																																																																																						
	増殖比	—	1.20		1.15																																																																																																																																																																																																						
	1次系ループ数	—																																																																																																																																																																																																									
2次系ループ数	—	3																																																																																																																																																																																																									
冷却系	水・蒸気系ループ数	—																																																																																																																																																																																																									
	炉心中央冷却材流速	m/s	7.5																																																																																																																																																																																																								
	2次系/1次冷却材 流量比	—	—	0.7255																																																																																																																																																																																																							
	水・蒸気/2次冷却材 流量比	—	—	0.1027																																																																																																																																																																																																							
	1次系全流量	t/h	15300		15402																																																																																																																																																																																																						
	2次系全流量	t/h	11100		11174																																																																																																																																																																																																						
	水・蒸気系全流量	t/h	1140		1148																																																																																																																																																																																																						
	IHX基数 (ループあたり)	—	1																																																																																																																																																																																																								
IHX伝熱面積 (1基あたり)	m ²	1141																																																																																																																																																																																																									
ヒートバランス	SG基数 (ループあたり)	—	1																																																																																																																																																																																																								
	SG伝熱面積 (1基あたり)	m ²	1261																																																																																																																																																																																																								
	タービン入口 主蒸気温度	°C	483																																																																																																																																																																																																								
	タービン入口 主蒸気圧力	kg/cm ²	127																																																																																																																																																																																																								
	1次系 ホットドレグ温度	°C	529		530																																																																																																																																																																																																						
	1次系 コールドドレグ温度	°C	397		398																																																																																																																																																																																																						
	2次系 ホットドレグ温度	°C	505		508																																																																																																																																																																																																						
	2次系 コールドドレグ温度	°C	325		330																																																																																																																																																																																																						
温度最高	SG給水温度	°C	240		248																																																																																																																																																																																																						
	被覆管肉厚中心 最高温度	°C	675		664																																																																																																																																																																																																						
	燃料中心最高温度	°C	2350		2445																																																																																																																																																																																																						

図4.17 設計支援計算結果(もんじゅ)

プラント概要					
電気出力	660MWe				
炉心形状	<p>Gas Expansion Module領域</p> <p>内側炉心領域 外側炉心領域 ブランケット領域</p>				
	<table border="1"> <thead> <tr> <th>「DFBR」</th><th>「概念システム」</th></tr> </thead> <tbody> <tr> <td> <ul style="list-style-type: none"> 燃料ペレット形状: 中空型 集合体配置: 六角形型 炉心構成: 均一2領域 径/軸方向ブランケット装荷 ブランケット領域第一層が Gas Expansion Module </td><td> <ul style="list-style-type: none"> 中実型 六角形型 均一2領域 径/軸装荷 </td></tr> </tbody> </table>	「DFBR」	「概念システム」	<ul style="list-style-type: none"> 燃料ペレット形状: 中空型 集合体配置: 六角形型 炉心構成: 均一2領域 径/軸方向ブランケット装荷 ブランケット領域第一層が Gas Expansion Module 	<ul style="list-style-type: none"> 中実型 六角形型 均一2領域 径/軸装荷
「DFBR」	「概念システム」				
<ul style="list-style-type: none"> 燃料ペレット形状: 中空型 集合体配置: 六角形型 炉心構成: 均一2領域 径/軸方向ブランケット装荷 ブランケット領域第一層が Gas Expansion Module 	<ul style="list-style-type: none"> 中実型 六角形型 均一2領域 径/軸装荷 				
冷却系構成	<p>水・蒸気系</p> <p>1次冷却系 IHX 2次冷却系 SG 炉心 循環ポンプ 水・蒸気系</p>				
	<table border="1"> <thead> <tr> <th>「DFBR」</th><th>「概念システム」</th></tr> </thead> <tbody> <tr> <td> <ul style="list-style-type: none"> 冷却システム: 3ループ 一体貫流型蒸気発生器 ループ型炉 </td><td> <ul style="list-style-type: none"> 3ループ 一体型 ループ型 </td></tr> </tbody> </table>	「DFBR」	「概念システム」	<ul style="list-style-type: none"> 冷却システム: 3ループ 一体貫流型蒸気発生器 ループ型炉 	<ul style="list-style-type: none"> 3ループ 一体型 ループ型
「DFBR」	「概念システム」				
<ul style="list-style-type: none"> 冷却システム: 3ループ 一体貫流型蒸気発生器 ループ型炉 	<ul style="list-style-type: none"> 3ループ 一体型 ループ型 				

分類	仕様名	単位	「DEFR」	入力値	計算結果
プラント規模	電気出力	MWe	660		
	熱出力	MWt	1600	1623	
炉心	被覆管外径	mm	8.5		
	ワイヤスペーサ径	mm	—	1.15	
	燃料要素数 (1集合体あたり)	—	217		
	炉心高さ	m	1		
炉心	炉心等価直径	m	2.990	2.987	
	集合体ピッチ	mm	158.1		156.4
	内側炉心領域 集合体数	—	199	187	
	外側炉心領域 集合体数	—	96	114	
性能	ブランケット 集合体数	—	138	208	
	過剰反応度	—	—	0.066	
	内側炉心領域 ブルトニウム富化度	%	17.0	12.7	
	外側炉心領域 ブルトニウム富化度	%	25.0	16.6	
システム	最高線出力密度	W/cm ²	406	403	
	増殖比	—	1.20	1.20	
	1次系ループ数	—			
	2次系ループ数	—		3	
冷却系	水・蒸気系ループ数	—			
	炉心中央冷却材流速	m/s	—	6.5	
	2次/1次冷却材 流量比	—	—	0.8325	
	水・蒸気/2次冷却材 流量比	—	—	0.1058	
ヒートバランス	1次系全流量	t/h	29370	29434	
	2次系全流量	t/h	24450	24455	
	水・蒸気系全流量	t/h	—	4912	
	IHX基数 (ループあたり)	—	1		
出力	IHX伝熱面積 (1基あたり)	m ²	1760		
	SG基数 (ループあたり)	—	1		
	SG伝熱面積 (1基あたり)	m ²	3300		
	タービン入口 主蒸気温度	°C	495		
温最高	タービン入口 主蒸気圧力	kg/cm ²	169		
	1次系 ホットレグ温度	°C	550	544	
	1次系 コールドレグ温度	°C	395	388	
	2次系 ホットレグ温度	°C	520	504	
出力	2次系 コールドレグ温度	°C	335	328	
	SG給水温度	°C	240	241	
	被覆管肉厚中心 最高温度	°C	—	696	
	燃料中心最高温度	°C	—	2551	

図4.18 設計支援計算結果(電力実証炉)

プラント概要					
電気出力	1240MWe				
炉心形状					
	<table border="1"> <thead> <tr> <th>「SPX」</th> <th>「概念システム」</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td> <ul style="list-style-type: none"> 燃料ペレット形状: 中空型 集合体が円形型配列 炉心構成: 均一2領域 径/軸方向ブランケット装荷 </td> <td> <ul style="list-style-type: none"> 中実型 六角形型 均一2領域 径/軸装荷 </td></tr> </tbody> </table>	「SPX」	「概念システム」	<ul style="list-style-type: none"> 燃料ペレット形状: 中空型 集合体が円形型配列 炉心構成: 均一2領域 径/軸方向ブランケット装荷 	<ul style="list-style-type: none"> 中実型 六角形型 均一2領域 径/軸装荷
「SPX」	「概念システム」				
<ul style="list-style-type: none"> 燃料ペレット形状: 中空型 集合体が円形型配列 炉心構成: 均一2領域 径/軸方向ブランケット装荷 	<ul style="list-style-type: none"> 中実型 六角形型 均一2領域 径/軸装荷 				
冷却系構成					
	<table border="1"> <thead> <tr> <th>「SPX」</th> <th>「概念システム」</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td> <ul style="list-style-type: none"> 冷却システム: 4ループ 一体貫流型蒸気発生器 タンク型炉 </td> <td> <ul style="list-style-type: none"> 3ループ 一体型 ループ型 </td></tr> </tbody> </table>	「SPX」	「概念システム」	<ul style="list-style-type: none"> 冷却システム: 4ループ 一体貫流型蒸気発生器 タンク型炉 	<ul style="list-style-type: none"> 3ループ 一体型 ループ型
「SPX」	「概念システム」				
<ul style="list-style-type: none"> 冷却システム: 4ループ 一体貫流型蒸気発生器 タンク型炉 	<ul style="list-style-type: none"> 3ループ 一体型 ループ型 				

分類	仕様名	単位	「SPX」	入力値	計算結果
プラント規模	電気出力	MWe	1240		
	熱出力	MWt	3000		3119
炉心	被覆管外径	mm	8.5		
	ワイヤスペーサ径	mm	—	1.30	
	燃料要素数 (1集合体あたり)	—	271		
	炉心高さ	m	1		
	炉心等価直径	m	3.70		3.68
性能	集合体ピッチ	mm	180.0		176.1
	内側炉心領域 集合体数	—	193		193
	外側炉心領域 集合体数	—	171		180
	ブランケット 集合体数	—	234		226
	過剰反応度	—	—	0.06	
システム	内側炉心領域 ブルトニウム富化度	%	16.0		12.3
	外側炉心領域 ブルトニウム富化度	%	19.7		16.1
	最高線出力密度	W/cm	480		476
	増殖比	—	1.18		1.12
	1次系ループ数	—			
冷却系	2次系ループ数	—		4	
	水・蒸気系ループ数	—			
	炉心中央冷却材流速	m/s	7.7		
	2次/1次冷却材 流量比	—	—	0.8344	
	水・蒸気/2次冷却材 流量比	—	—	0.1038	
ヒートバランス	1次系全流量	t/h	56520		56729
	2次系全流量	t/h	47160		47333
	水・蒸気系全流量	t/h	—		4912
	IHX基数 (ループあたり)	—	2		
	IHX伝熱面積 (1基あたり)	m ²	1550		
出力	SG基数 (ループあたり)	—	1		
	SG伝熱面積 (1基あたり)	m ²	2570		
	タービン入口 主蒸気温度	°C	487		
	タービン入口 主蒸気圧力	kg/cm ²	177		
	1次系 ホットレグ温度	°C	545		551
温度最高	1次系 コールドレグ温度	°C	395		396
	2次系 ホットレグ温度	°C	525		517
	2次系 コールドレグ温度	°C	345		332
	SG給水温度	°C	235		221
	被覆管肉厚中心 最高温度	°C	—		721
出力	燃料中心最高温度	°C	—		3242

図4.19 設計支援計算結果(SPX)

プラント概要	
電気出力	23.4MWe
炉心形状	<p>23.4MWe</p>
<p>「CEFR」</p> <ul style="list-style-type: none"> ・燃料ペレット形状: 中実型 ・集合体配置: 六角形型 ・プランケット装荷なし ・1領域炉心 <p>「概念システム」</p> <ul style="list-style-type: none"> ・中実型 ・六角形型 ・径/軸装荷 ・均一2領域 	
<p>冷却系構成</p>	
<p>「CEFR」</p> <ul style="list-style-type: none"> ・冷却システム: 2ループ ・分離型蒸気発生器 ・タンク型炉 <p>「概念システム」</p> <ul style="list-style-type: none"> ・2ループ ・一体型 ・ループ型 	

分類	仕様名	単位	「CEFR」	入力値	計算結果
プラント規模	電気出力	MWe	23.4		
	熱出力	MWt	65		62
炉心	被覆管外径	mm	6		
	ワイヤスペーサ径	mm	—	1.00	
	燃料要素数 (1集合体あたり)	—	61		
	炉心高さ	m	0.45		
	炉心等価直徑	m	0.60	0.68*	0.68
	集合体ピッチ	mm	61.5		67.8
	内側炉心領域 集合体数	—	81		53
	外側炉心領域 集合体数	—			30
	プランケット 集合体数	—	—		100
性能出力	過剰反応度	—	—	0.052	
	内側炉心領域 ブルトニウム富化度	%	49.0		32.9
	外側炉心領域 ブルトニウム富化度	%			43.1
	最高線出力密度	W/cm	430		322
	増殖比	—	—		1.470
冷却系	1次系ループ数	—			
	2次系ループ数	—		2	
	水・蒸気系ループ数	—			
	炉心中央冷却材流速	m/s	5		
	2次/1次冷却材 流量比	—	—	0.7425	
	水・蒸気/2次冷却材 流量比	—	—	0.09	
	1次系全流量	t/h	1426		1341
	2次系全流量	t/h	986		995
	水・蒸気系全流量	t/h	—		25
ヒートパンクス	IHX基数 (ループあたり)	—	2		
	IHX伝熱面積 (1基あたり)	m ²	88.9		
	SG基数 (ループあたり)	—	1		
	SG伝熱面積 (1基あたり)	m ²	131		
	タービン入口 主蒸気温度	°C	480		
	タービン入口 主蒸気圧力	kg/cm ²	141		
	1次系 ホットレグ温度	°C	514		603
	1次系 コールドレグ温度	°C	360		467
	出力 2次系 ホットレグ温度	°C	495		534
温度最高	2次系 コールドレグ温度	°C	310		367
	SG給水温度	°C	190		186
出力	被覆管肉厚中心 最高温度	°C	—		730
	燃料中心最高温度	°C	—		2170

*集合体数をあわせるために炉心直径を大きめに設定した。（燃料要素配列が「もんじゅ」より密に設計されているため）

図4.20 設計支援計算結果(CEFR)

5. 先進的設計支援ツールの開発

前章までに、「もんじゅ」の概念設計の集約と、「もんじゅ」の設計経験を活かした設計支援システムの開発について述べたが、ここでは設計手順が明らかでない新たな設計問題に対する先進的設計支援機能の開発について述べる。

プラントの設計においては、広範囲かつ複雑な依存関係を持った仕様(パラメータ)を扱い、これらすべての要求仕様を満たすべくパラメータの調整を繰り返して、最適な仕様を決定していくが、規模が大きく相互の関係が複雑になればなるほどこの作業は困難なものとなる。

このような課題に対し設計者を支援するためのツールとして、パラメータ依存関係の分析ツールを開発した。この分析ツールに、設計の対象とする全パラメータの依存関係を入力として与えると、相互に関連を有する部分集合に分割し、さらにその部分集合の関係を整理した結果を導き出すことが出来る。これを用いることで、設計仕様の相互依存関係の把握、あるいは、効率的な設計手順の検討に役立てることが出来る。

分析手法としてはマトリクス処理を用いた分析手法とグラフ理論を用いた分析手法があり、本章ではそれについて述べる。これを「FBR プラント概念検討システム」に適用して基本方程式と設計仕様に分析を行い、同システムの計算手順の妥当性の確認を行った。

5.1 マトリクス処理を用いた設計仕様間の関係の分析

(1) マトリクス処理を用いた設計仕様の分析手法

マトリクスを用いた分析手法とは、設計問題の条件(設計式)とパラメータ(設計仕様)をマトリクス上に表現し、これを行列処理することでパラメータ依存関係の分析を行うものである。分析手法の概要を図 5.1 に示す。ここでは、8 つの条件(式)によって A～H で表す 8 つのパラメータ(仕様)が相互に関係を持つ設計問題を例に、マトリクス処理を用いた分析手法の流れを示している。最初に、条件とパラメータの関係の有無をマトリクス上に 0 と 1(0 : 関係なし, 1 : 関係あり)で表現する。次に、これに対して後述する行列処理を施す。その結果、パラメータ間の関係が整理されたマトリクスが得られる。これにより、パラメータの決定順序、すなわち、設計手順が明らかになる。

行列処理結果のマトリクスの意味は次の通り。

- ・斜めに並んだ網掛け部分のそれぞれが、パラメータの関係を分割できる最小範囲。
- ・網掛け範囲の大きさが 2×2 以上の部分は相互に依存関係を有するパラメータの集合。
すなわち、これを数学的に解く場合は連立計算を行うことを意味する。
- ・網掛け部分の並び順は、パラメータの効率的決定手順を表している。順序は右下から左上で、これが仕様決定順序となる。

- ・太い罫線はレベルの境界を表す。レベルとはパラメータの決定手順を表す順位で、同じレベル内のパラメータは同順位である。図の例では3つのレベルに分割されている。

(2) 分析ツール「マトリクス分割・並べ替え処理プログラム」の開発

「パラメータ×パラメータ」の関係を分析するための行列処理としてはレベル分割手法^⑨が知られているが、ここでは設計支援を目的とするために、「式×パラメータ」の関係を表したマトリクスを扱う必要がある。そこで、レベル分割手法を応用し、「式×パラメータ」のマトリクスを処理するための行列処理手法を開発した。行列処理の詳細な内容を付録-2に示す。

この行列処理を計算機上で処理するために、「マトリクス分割・並べ替え処理プログラム」を開発した。処理プログラムでは、Excelのワークシート上に作成した「式×パラメータ」マトリクスに対し分割・並べ替え処理を行い、処理結果を同じExcel上の別シートに出力する。この処理結果のシートから、パラメータの依存関係、決定・評価手順を読み取る事ができる。

(3) 「FBR プラント概念検討システム」への適用

「FBR プラント概念検討システム」を効果的に活用するためには、どのような理由でそのような仕様値となったのか、すなわち、設計仕様間の関係を把握することが重要となってくる。しかし、このシステムではプラント全体を扱うために、仕様を表すパラメータ数は数百個におよび、その関係の把握は容易ではない。

そこで、同システムで扱われている設計仕様間の関係把握を目的に、マトリクス処理を用いた手法によって全設計仕様の整理・分析を行った。

①設計仕様相関図（マトリクス）の作成

「FBR プラント概念検討システム」で扱う全ての仕様とその算出に用いる基本方程式を全て抽出し、その相関を表すマトリクス図を作成した。

図5.2に示したマトリクスは、同システムの計算部分で用いられている全ての仕様と計算式を8つに分類し、その分類間の関係の有無を表したものである。

これに行列処理を行うために整形したマトリクスを図5.3に示す。ここでは太枠線内が正方形行列となるよう、計算で求める仕様を左側に集めている。なお、「3. プラント構成」については計算で求める仕様が存在しないため、該当する部分を削除した。

②設計仕様相関図の並べ替え

図5.3のマトリクスに対し、「マトリクス分割・並べ替え処理プログラム」による行列処理を施した。処理結果のマトリクスを図5.4に示す。ここではマトリクス

が分割されて網掛け部分で示され、その順序は右下から 2,1,4,5,6,7,8 の順に並んだ結果となった。

③設計仕様間の相関と計算手順の分析

図 5.4 のマトリクスから仕様間の関係を読み取り、それをグラフ表現したものを作成した。これにより、「FBR プラント概念検討システム」における設計仕様の大まかな関係および効率的計算手順が視覚的に読み取れるようになった。

ここで示された計算手順と、4 章で示した「FBR プラント概念検討システム」の計算フローを比較した結果、全くの同一ではないものの、両者には矛盾がなく同等の手順であることが確認できた。

この分析結果により、「FBR プラント概念検討システム」の計算部分について、基本方程式を用いた計算手順、すなわち、同システムによる設計支援のための仕様値算出手順に無駄が無く、効率面での妥当性について確認できた。

(4) まとめ

マトリクス処理を用いた手法を「FBR プラント概念検討システム」の基本方程式と設計仕様に適用して分析を行い、同システムの計算手順の妥当性の確認を行った。

また、大規模な設計問題を整理・分析する手法として、マトリクス処理を用いた分析手法の有効性を確認した。

一方、この手法では、パラメータの数と各パラメータの依存関係を表す条件式の数を同数としてマトリクスを作成する必要がある。そのため、処理対象が正方形行列となるよう、人為的にパラメータ及び条件式の区分けを行う必要があるが、この作業は多くの労力を要する。また、この区分けの仕方によって結果が大きく変わることもあるため、このような区分けなしに非正方形行列のままで処理が行えるような手法が求められる。課題解決の方策としては、次節で述べるグラフ理論を用いた手法が有効である。

5.2 グラフ理論を用いた設計仕様間の関係の分析

これまで説明したように、マトリクス処理を用いた手法によって設計問題内部の各仕様決定ステップ間の依存関係が導かれる。ここで紹介するグラフ理論による方法は、数学的にはマトリクス処理による方法とほぼ等価であるが、図5.1の左上のように表記された条件一仕様関係から同図の左下の関係図を直接導く手法である。

図5.1左上と同じ設計問題を例にこの手法の概要を説明する。

グラフ理論では、この図のように、ある集合と、もう一つの集合があり、前者の集合の各要素が後者の集合のどれと関係があるか、という情報で表現されるものを2部グラフと称する。

仕様間の<条件>は自然法則や法律等、設計者の裁量を超えて定まっているものであり、これに従って設計者が<仕様>を定めていくのが設計問題であることから、設計問題を<条件>群から<仕様>群への2部グラフとして表現する。

グラフ理論を用いて、図5.1の左上の2部グラフから、同図の右側のマトリックスに拠らずに左下の関係図を直接導く手順を以下に示す。

(ステップ1)

他の仕様に先行してその値を決定できる仕様とは、その仕様だけで成否が決定される条件と関係付けられた仕様であり、この例題では仕様Hが該当する。つまり条件8を成立させるために仕様Hの値を決定することは、他のすべての意思決定よりも先に行わなければならない。

(ステップ2)

こうして条件8の成立が保証され、仕様Hが決定されると、これを除いた問題が次に解くべき設計問題となる。この残りの問題の中では、条件3の成否を仕様Bが単独で支配するので次の意思決定は、条件3を成立させる値を仕様Bに与えることとなる。

(ステップ3)

また条件6、7は、この段階で値が決まっていない仕様の中では仕様FとGだけで成否が決定する。従って、条件6及び7を満たすように仕様FとGを決定する。

(ステップ4)

仕様Fの値を受けて、条件1を成立させるように仕様Aの値を決める。

(ステップ5)

仕様H、仕様Bの値を受けて、条件2を成立させるように仕様Cの値を決める。

(ステップ6)

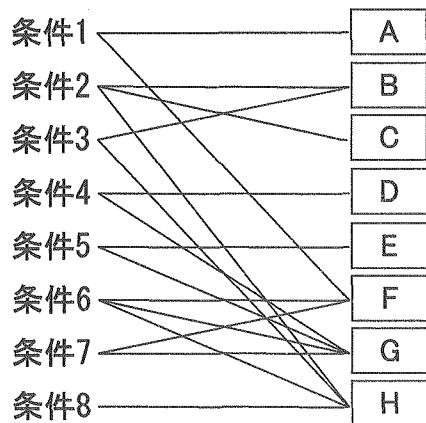
仕様Gの値を受けて、条件4を満たすように仕様D及び仕様Eの値を決める。

この例では、複数の条件に照らして複数の仕様の値を決定するステップは（ステップ3）で2項目を同時に扱う場合のみであったが、一般には更に多くの条件と仕様を同時に扱う場合が考えられる。そのような場合までを含めたアルゴリズムが、グラフ理論において Dulmage-Mendelsohn 分解として定義されている⁴⁾。詳細は付録3に示す。このアルゴリズムに基づいて、条件から仕様への2部グラフを分解、構造化するソフトウェアを開発した。このソフトウェアによって図5.1にある上記の例題を処理した結果を図5.6に示す。個々の仕様値決定ステップとそれらの間の依存関係を直接出力することができるので、将来、各々の仕様決定に際して、考慮すべき条件、仕様決定を委託すべき専門家、といった設計に関わる広範囲な詳細情報を割り当てることにより、プラント概念の検討に際して、より現実的な設計ケーススタディが可能になると考えられる。

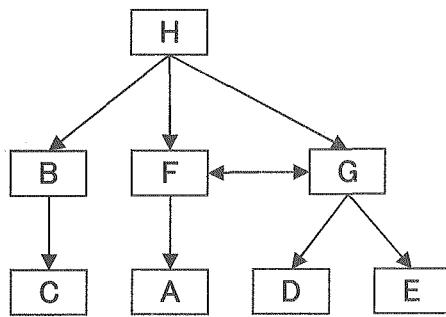
同様に、図5.3に示された設計問題を、「入力条件・前提条件となる仕様」をそれぞれ所与条件として処理した結果を図5.7に示す。

さらに、グラフ理論による手法の大きな特徴として、設計条件と設計仕様の項目数が同数でなくともアルゴリズムが成立することが上げられる。例えば、図5.3の問題の「入力条件・前提条件となる仕様」の7項目内、「プラント規模で設定する仕様」、「プラント構成で設定する仕様」及び「炉心流動伝熱で設定する仕様」の3項目のみを所与の条件とし、条件よりも仕様の方が4項目多い問題を処理しても、図5.8のように一応の分解を行うことができる。

設計問題に多くの仕様項目が含まれる場合、最初から目標値あるいは制限値を与えられる仕様項目があることは当然であるが、それらを所与の条件としても、残りの仕様項目の数はなお条件の数よりも多いと仮定することが自然であり、その状態で設計問題の全体の構造を把握して後に、その中で円滑に設計を開始するために予め値を仮設定する対象となる仕様を選択する、というアプローチが、合理的で良い設計解を得るために必要であると考えられる。この点、グラフ理論による設計問題の構造分析はマトリクス処理による方法に比して有利だと考えられる。



複雑な関係を持つ設計問題
この例では、8つの条件(式)によって
仕様(パラメータ A~H)が関係を持っている



複雑な仕様間の関係が整理され、
仕様決定順序が明らかになる

マトリクスを用いた手法の範囲

マトリクスで表現

1:関係あり
0:関係なし

	A	B	C	D	E	F	G	H
条件01	1				1			
条件02		1	1				1	
条件03	1							1
条件04				1			1	
条件05					1		1	
条件06						1	1	1
条件07						1	1	
条件08								1

行列処理

マトリクスを読み取る

網掛けは関係を分割
できる最小範囲
その並び順が効率的
設計手順(右下→左上)

	C	A	D	E	B	F	G	H
条件02	1				1			1
条件01		1				1		
条件04			1				1	
条件05				1			1	
条件03					1			1
条件07						1	1	
条件06						1	1	1
条件08								1

Level3 Level2 Level1

図5.1 マトリクス処理を用いた設計仕様の分析手法の概要

		仕様							
式	1.プラント規模の計算	1	1	1	1	1	1	1	1
	2.原子炉の幾何学的構成の計算		1	1					
	3.プラント構成の計算				1				
	4.物性値の計算		1	1		1	1		
	5.炉物理の計算	1	1	1		1	1	1	
	6.炉心流動伝熱の計算		1	1		1	1	1	
	7.プラントヒートバランスの計算	1			1			1	1
	8.最高温度の計算							1	1

図5.2 FBRプラント概念検討システムのマトリクス(計算式による仕様間の関係)

		計算で求める仕様				入力条件・前提条件となる仕様			
式	1.プラント規模の計算	1	2.原子炉の幾何学的構成で計算する仕様	4.物性値で計算する仕様	6.炉心流動伝熱で計算する仕様	7.プラントヒートバランスで計算する仕様	8.最高温度で計算する仕様	1.プラント規模で計算する仕様	2.原子炉の幾何学的構成で設定する仕様
	2.原子炉の幾何学的構成の計算	1						1	
	4.物性値の計算	1	1					1	
	5.炉物理の計算	1	1	1				1	
	6.炉心流動伝熱の計算		1	1				1	
	7.プラントヒートバランスの計算	1			1			1	
	8.最高温度の計算				1	1	1		1

図5.3 FBRプラント概念検討システムのマトリクス(行列処理を行うために整形)

		計算で求める仕様				入力条件・前提条件となる仕様							
		3.炉心最高温度で計算する仕様	7.プラントヒートバランスで計算する仕様	6.炉心流動伝熱で計算する仕様	5.炉物理で計算する仕様	4.物性値で計算する仕様	1.プラント規模で計算する仕様	2.原子炉の幾何学的構成で計算する仕様	3.プラント構成で設定する仕様	4.物理で設定する仕様	5.炉物理で設定する仕様	6.炉心流動伝熱で設定する仕様	7.プラントヒートバランスで設定する仕様
式	8.最高温度の計算	1	1	1									
	7.プラントヒートバランスの計算		1	1			1			1			1
	6.炉心流動伝熱の計算			1	1			1	1	1	1		
	5.炉物理の計算				1	1	1	1	1		1		
	4.物性値の計算					1		1	1	1			
	1.プラント規模の計算						1		1				
	2.原子炉の幾何学的構成の計算								1				

図5.4 FBRプラント概念検討システムのマトリクス(行列処理結果)

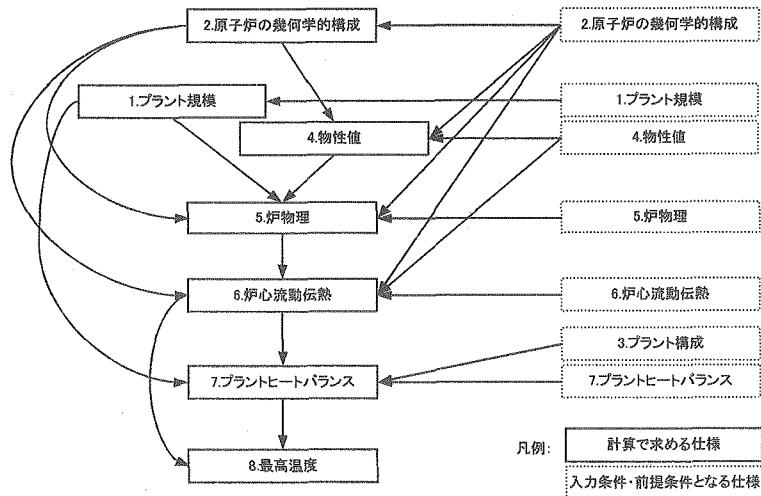


図5.5 FBRプラント概念検討システムにおける仕様間の関係(グラフ表現)

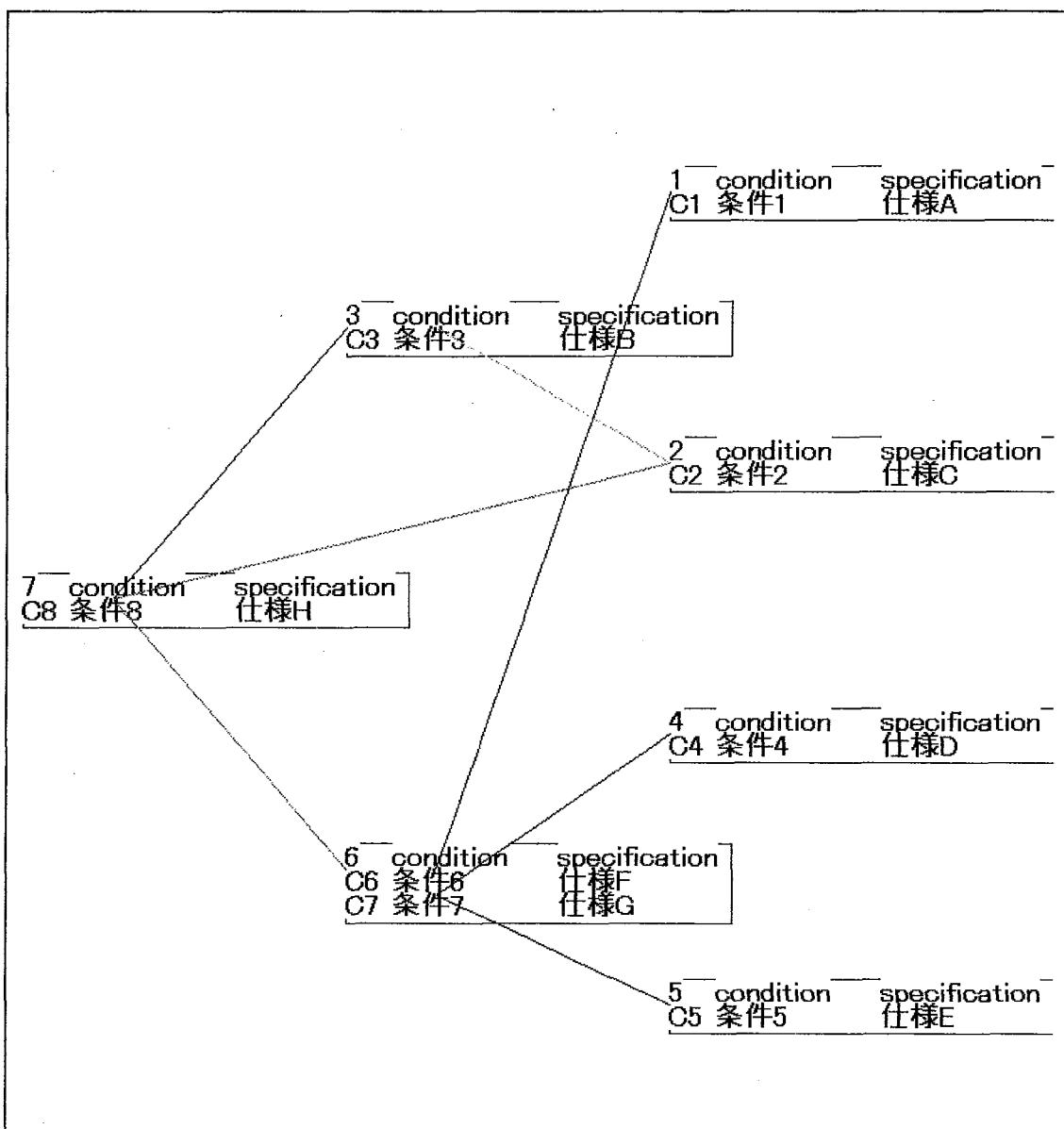


図 5.6 グラフ理論を用いた設計仕様の分析手法(例題処理結果)

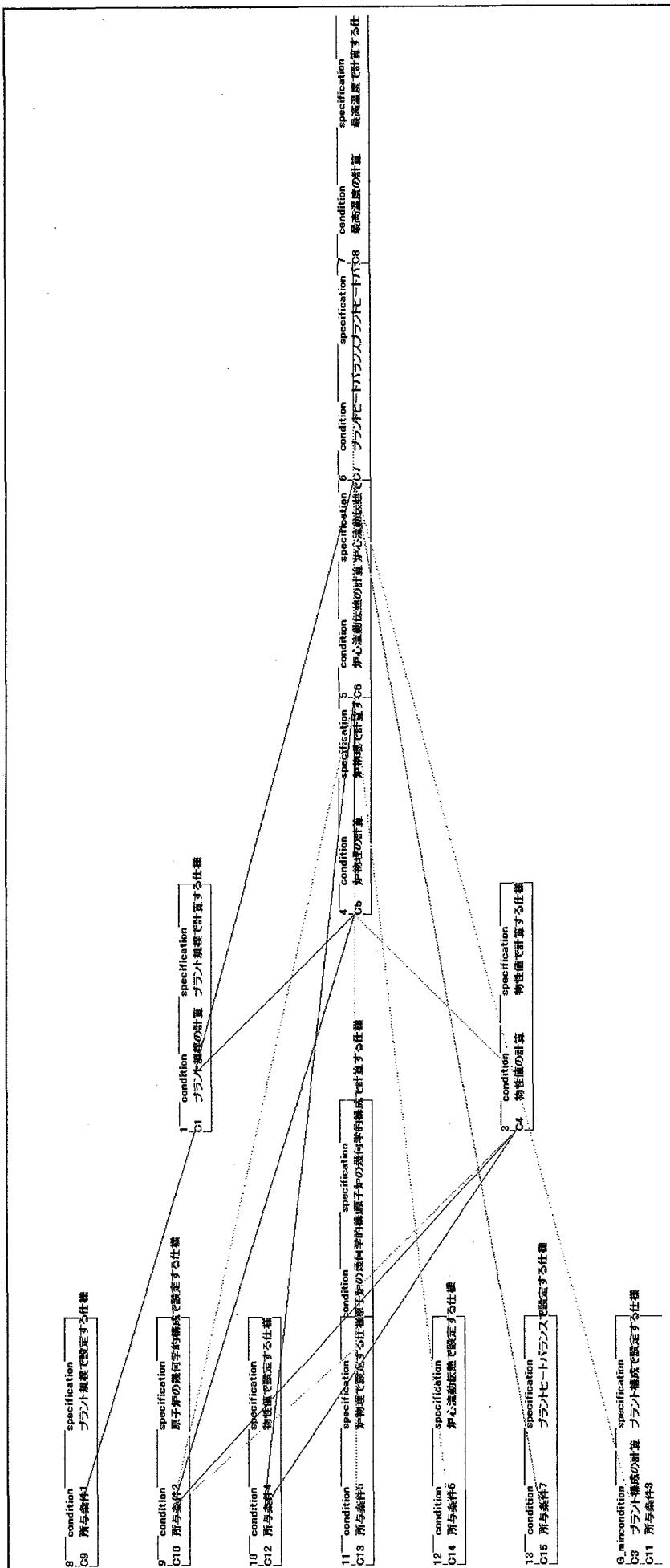


図5.7 FB-Rプラント概念検討システムのグラフ(グラフ処理結果)

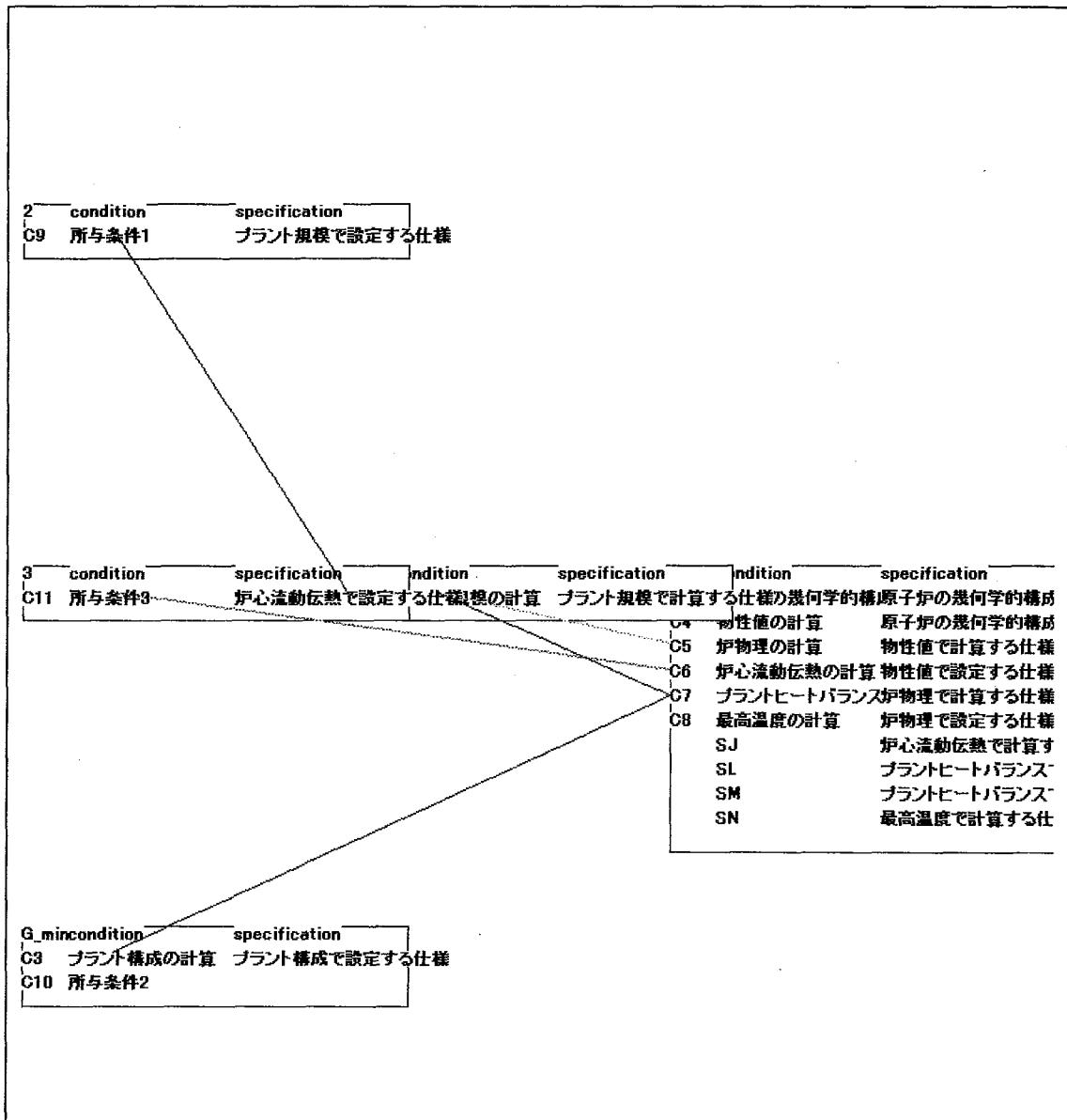


図 5.8 FBR プラント概念検討システムのグラフ(条件と仕様が同数でない場合の処理結果)

6. 結言

「もんじゅ」の概念設計で得られた経験に基づき、多様な高速炉の概念設計を支援することを目的とした、「FBR プラントエンジニアリングシステム」の開発を行った。ここでは、高速炉設計の最も初期の段階、すなわち、「もんじゅ」の予備設計および概念設計に着目し、これを設計支援の対象とした。

多様な高速炉の基本的な設計仕様の検討を支援するために、まずは「もんじゅ」予備設計から概念設計段階で決定したプラントの基本的な設計仕様選定の経緯及び根拠を収集し、整理した。収集方法は、予備設計から概念設計までの設計検討報告書の内容を調査するとともに、有識者から情報収集を行なった。さらに、「もんじゅ」以外の FBR プラントの基本的な設計仕様についても設計検討を支援する情報として収集した。

さらに、これらをもとに設計仕様の決定手順を整理するとともに、設計仕様間の相関図を作成し、「もんじゅ」概念設計における設計手法を明らかにした。

次に、FBR プラントの概念設計を支援するシステムとして、「FBR プラント概念検討システム」を開発した。このシステムは、「もんじゅ」概念設計で得られた経験に基づき、多様な高速炉の基本的な設計仕様の概算を行うものである。

開発にあたっては、先に収集した「もんじゅ」の設計仕様選定の経緯及び根拠の情報を活用し、その情報を参照するための機能を設けた。また、システム内部の計算モデルも「もんじゅ」の設計をベースとして開発した。

適用性の確認では、電気出力や主蒸気条件などのプラントの最も基本的な要件を指定することにより、プラント全体の基本的な設計仕様の概算を行う事ができることを、「もんじゅ」の他、いくつかの FBR プラントの設計例にて確認した。

これにより、「もんじゅ」の設計経験を活かした FBR プラントの設計支援システムの基礎が構築できた。

さらに、設計手順が明らかでない新たな設計問題に対して設計仕様間の関係の整理と効率的な設計手順の導出を行う、進的設計支援機能の開発を行った。これを用いて「FBR プラント概念検討システム」の基本方程式と設計仕様の分析を行い、同システムの計算手順が妥当であることを確認した。

プラントの設計においては、広範囲かつ複雑な関係を持った仕様を扱い、これらすべての要求仕様を満たすべくパラメータの調整を繰り返して、最適な仕様を決定してゆくが、規模が大きく依存関係が複雑になればなるほどこの作業は困難なものとなる。この機能は、このような課題に対する設計者支援ツールとして有効である。

以上、FBR プラントエンジニアリングシステムの開発として、まず、「もんじゅ」の概念

設計手法の集約を行い、次にこれを活用した FBR プラントの設計支援システムの開発、さらには先進的な設計支援機能を開発した。

これらの成果は、「もんじゅ」で得られた貴重な設計経験を有効活用した総合的な FBR プラント設計支援システムとして、「もんじゅ」設計の知識保存、さらには、将来の高速炉実用化への設計検討に資するものと考える。

7. 謝辞

本研究の遂行にあたっては、内外の多数の有識者からご指導、ご協力頂いた。

特に、「もんじゅ」概念設計の設計手法の集約と FBR 概念検討システムの開発において多大なご尽力を頂いた FBR 高等研究所の高橋忠男氏（旧動燃理事）、先進的設計支援ツールの開発についてご指導頂いた故 遠藤昭氏、そして本研究を実施した国際技術センターシステム技術開発グループ戸田信一氏（現、川崎重工業㈱）、笠川勇介氏（現、原子力安全基盤機構）に感謝したい。

8. 参考文献

- 1) 堀雅夫(監修) 基礎高速炉工学編集委員会(編) : 基礎高速炉工学, 日刊工業新聞社(1993)
- 2) IAEA: "Fast reactor database", IAEA-TECDOC-866 (1996)
- 3) John N. WARFIELD: "Binary Matrices in System Modeling", IEEE Transactions on Systems Man and Cybernetics, Vol. SMC-3, No. 5, pp. 441~449 (1973)
- 4) 伊理正夫, 他 : 演習グラフ理論, 基礎と応用, コロナ社 (1983)

付録－1 FBR プラント概念検討システムの開発に用いた計算式について

ここでは本システムの開発において、プログラムに内蔵した計算式（基本方程式）について説明する。

1. 電気出力

本システムは FBR 発電炉を対象としていることから電気出力を基本的な仕様としている。一方、本システムで検討する炉物理計算、熱収支計算において検討するには電気出力から熱出力に換算する必要がある。

これに伴い、熱効率を介して変換することになるが、熱効率を一定値とすることは適切ではないと考えるもの、熱効率は実際のプラントでは水・上記計の系統設計などに影響されるものであり、その決定は容易ではない。しかし、熱効率がタービン入口蒸気条件に依存する要素が大きいことから、FBR 先行炉の例を参考として、タービン入口温度の関数を設定して使用することとした。

これにより、指定した電気出力(Q_e)からタービン入口蒸気条件に依存した熱効率(η)を考慮して熱出力(Q)を計算することができる。

つまり本システム内臓の先行炉例を用いてタービン入口蒸気温度 460°C で 36%, 530°C で 46% を通る直線近似式を用いる。

$$\eta = 0.00181T_{st} - 0.481$$

$$Q = Q_e / \eta$$

2. 原子炉の幾何学的構成

「もんじゅ」の原子炉設計では、FBR の基本的な考え方によつた幾何学的形状が採用されている。そこで、炉物理に始まる設計計算にはいる前に、その構成を明示しておくこととする。

2.1 炉形式

FBR の設計で最初に議論となる炉形式については、「もんじゅ」ではループ型を採用しているが、ここで行う計算プログラム作成の段階ではいずれの炉形式でも共通に使用できる方式を採用することとする。

2.2 燃料構造

1) 燃料要素

① 燃料被覆管外半径

最初に設定する燃料被覆管の外半径を R_{co} とする。

「もんじゅ」の値は 3.25mm である。

② 燃料被覆管厚さ

燃料被覆管の厚さは、燃料末期における被覆管の内圧と被覆管材料の強度で決められるが、燃料要素内のガスプレナムの設計や被覆管材料によって異なってくる。

「もんじゅ」の被覆管材料が SUS316 相当鋼であり、ガスプレナム容積がわかっていることから、この強度計算方式を採用することができるが、ここではそれと同等な効果を持つ燃料被覆管厚パラメータ(t)を採用する。すなわち、

$$t = t_c / R_{co} = (S \times P / \sigma_\theta) \quad (\text{燃料構造-1})$$

ちなみに「もんじゅ」の燃料被覆管厚は 0.47mm である。

③ 燃料ペレット・燃料被覆管間ギャップ

この値は、燃料と被覆管の相互作用や燃料製造上の観点などから決められる。

ギャップに起因する熱伝達率（：ギャップコンダクタンス(t_{gap})）については固定値を使用した。

$$t_{gap} = 0.08\text{mm} \quad (\text{燃料構造-2})$$

④ 燃料ペレット外半径

上記の設定からペレットの外半径は、

$$R_{fo} = R_{co} - t_c - t_{gap} \quad (\text{燃料構造-3})$$

となる。また「もんじゅ」値は 2.7mm である。

2) 集合体ラッパ管

① ラッパ管厚さ

ラッパ管厚さ(t_{wrap})は、考慮する現象と発生圧力、形状保持強度などによって決まってくるが、ここでは「もんじゅ」の値 3.0mm をそのまま採用している。

② ラッパ管半間隔

ラッパ管半間隔(I_{gap})は集合体ピッチとラッパ管外対辺距離の差の半分であり、本システムでは「もんじゅ」値 2.5mm 固定とする。

③ ラッパ管内対辺距離

本システムでは「もんじゅ」をモデルとした一般 FBR プラント簡易評価システムであるため、一般 FBR プラントへの適用性を考慮し、燃料集合体ピッチ(I_{wrapi})を燃料要素ピッチ(I)、最外層の燃料要素の数(p_f)、ワイヤスペーサパラメータ(d_{ws})、最外層燃料要素とラッパ管内面との間隔調整パラメータ(α_0)を使用して、

$$I_{wrapi} = I\{\sqrt{3}(p_f - 1) + 2d_{ws}\} + 2R_{co}(1 - 2d_{ws} - \alpha_0) \quad (\text{集合体- } 1)$$

から算出する。

④ ラッパ管外対辺距離

$$I_{wrapo} = I_{wrapi} + 2t_{wrap} \quad (\text{集合体- } 2)$$

から算出する。

⑤ 燃料集合体ピッチ

$$I_{pitch} = I_{wrapi} + 2(t_{wrap} + I_{gap}) \quad (\text{集合体- } 3)$$

から算出する。

3) 燃料・冷却材セル

① 燃料集合体内燃料要素本数

燃料要素を正三角形配置とすると、燃料要素の本数はある決まった数列の値をとることになる。

最も外辺の燃料要素の本数を p_f とすると、燃料要素本数 n は、

$$n = 3p_f^2 - 3p_f + 1 \quad (\text{集合体- } 4)$$

となる。すなわち、

$$1, 7, 19, 37, 61, 91, 127, 169, 217, 271, 331, 397, 469, 547, 631\cdots$$

である。逆に、これに対応する最外層の燃料要素数は 1, 2, 3, 4, 5…であり、

$$p_f = \frac{1}{2} + \sqrt{\frac{1}{4} + \frac{n-1}{3}} \quad (\text{集合体- } 5)$$

となる。

② ワイヤスペーサ径

本システムにおけるワイヤスペーサ径(D_{ws})は、炉心熱流動計算のみならず、プラント熱収支計算における冷却材流量に関連してくる仕様であり、したがって変数として扱う。

またワイヤスペーサ径は燃料との相互作用や組立性などから決められるが、1に極めて近いパラメータ(d_{ws})を導入して、

$$d_{ws} = \frac{D_{ws}}{1 - 2R_{co}} \quad (\text{集合体- } 6)$$

③ 燃料要素ピッチ

燃料要素ピッチは、後に述べる炉物理計算において重要なパラメータ、燃料と冷却材との断面積比を決定する重要な仕様である。

$$I = \frac{l_{wrapi}/2 - R_{co} - 2R_{co} \times d_{ws} + \alpha_0}{\sqrt{3}/2 \times (p_f - 1) + d_{ws}} \quad (\text{集合体- } 7)$$

ここで α_0 は最外層の燃料要素とラッパ管内面との間隔を調整しているパラメータである。

このピッチを表すパラメータとして、下記を導入する。

$$\varepsilon = \frac{I}{2R_{co}} \quad (\text{集合体- } 8)$$

ここでこのような形式のパラメータを採用した理由は、基本的な仕様として採用した燃料被覆管外半径で標準化したいことと、わかりやすいパラメータ、例えば1に近い数値となることなどによる。これは、この計算プログラムをFBR一般に展開する際に有力な手法となることも考慮している。

「もんじゅ」の燃料要素ピッチは7.9mmである。

4) セル内構成

燃料と冷却材の熱伝達に関するセル内冷却材断面積と等価直径を求める。

① セル内燃料断面積

セル内の燃料の断面積(A_{fuel})は

$$A_{fuel} = \frac{1}{2} \pi R_f^2 \quad (\text{集合体- } 9)$$

② セル内冷却材断面積 (サブチャンネル冷却材断面積)

サブチャンネル内の冷却材断面積(A_{Nacell})は、ワイヤスペーサの平均占有率を考慮して、

$$A_{Nacell} = \frac{\sqrt{3}}{4} I^2 - \frac{1}{2} \pi (R_{co}^2 + \frac{D_{ws}^2}{4}) \quad (\text{集合体- } 10)$$

③ サブチャンネル等価直径

これらから、等価直径(D_{cell})は、

$$D_{cell} = \frac{4A_{Nacell}}{\pi R_{co}} \quad (\text{集合体- } 11)$$

5) 燃料集合体内構成

① 集合体内燃料断面積

集合体内の燃料の断面積(A_f)は、

$$A_f = n\pi R_f^2 = n\pi R_{co}^2 (1 - t - \frac{t_{gap}}{R_{co}})^2 \quad (\text{集合体- } 12)$$

② 集合体内ギャップ断面積

集合体内の燃料棒内のギャップ断面積(A_{gap})は、

$$A_{gap} = n\pi R_f^2 \{(1-t)^2 - (1-t - \frac{t_{gap}}{R_{co}})^2\} \quad (\text{集合体- } 13)$$

③ 集合体内冷却材断面積

集合体内の冷却材断面積(A_{NaSA})は、

$$A_{NaSA} = \frac{\sqrt{3}}{2} I_{wrapi}^2 - n\pi (R_{co}^2 + \frac{D_{ws}^2}{4}) - A_{gap} \quad (\text{集合体- } 14)$$

④ 集合体内 1 燃料要素あたりの冷却材断面積

集合体内の燃料要素 1 本あたりの冷却材断面積(A_{nSA})は、

$$A_{nSA} = \frac{\frac{\sqrt{3}}{2} I_{wrapi}^2 - n\pi (R_{co}^2 + \frac{D_{ws}^2}{4}) - A_{gap}}{n} \quad (\text{集合体- } 15)$$

⑤ 燃料要素あたりの冷却材等価直径

燃料要素の流動伝熱計算に使用する冷却材等価直径(D_{nSA})は,

$$D_{nSA} = \frac{\frac{\sqrt{3}}{2} I_{wrapi}^2 - n\pi(R_{co}^2 + \frac{D_{ws}^2}{4}) - A_{gap}}{2\pi R_{co}} \quad (\text{集合体-16})$$

6) 等価燃料集合体構成

ここでは1対の燃料集合体が炉心内で占める構成について考える。すなわち、集合体間に隙間があり、これを含めた等価的な燃料集合体の占める断面積等を求める。

しかし考えておかなければならないのは、存在する物質をベースとする炉物理計算と、漏れ程度しかないラッパ管間の冷却材流動を除いた炉心伝熱流動との計算上の差異である。

① 集合体内燃料断面積

ここでは集合体間の隙間まで考慮した等価的な集合体断面積(A_{eqSA})を考える。

$$A_{eqSA} = \frac{\sqrt{3}}{2} I_{wrapi}^2 \quad (\text{集合体-17})$$

② 等価燃料集合体内燃料断面積

等価集合体内の燃料断面積は集合体内の燃料断面積と同じであるから、

$$A_{fSA} = A_f \quad (\text{集合体-18})$$

③ 等価燃料集合体内構造材断面積

等価集合体内の燃料被覆管、ワイヤスペーサおよびラッパ管の断面積の和を、ここでは構造材断面積(A_{mSA})と呼ぶとすると、

$$A_{mSA} = n\pi R_{co}^2 [\{1 - (1-t)^2\} - d_{ws}^2(\varepsilon - 1)^2] + \sqrt{3}(I_{wrapo} + I_{wrapi})I_{wrap} \quad (\text{集合体-19})$$

④ 等価燃料集合体ギャップ断面積

等価集合体内のギャップ断面積(A_{gapSA})は集合体内のギャップ断面積と同じであり、

$$A_{gapSA} = A_{gap} \quad (\text{集合体-20})$$

⑤ 等価燃料集合体冷却材断面積

上記から、等価集合体の冷却材断面積(A_{eqNaSA})は、

$$A_{eqNaSA} = A_{eqSA} - A_{fSA} - A_{eqmSA} - A_{gapSA} \quad (\text{集合体-21})$$

7) 等価プランケット燃料集合体構成

プランケットは軸方向と半径方向がある。

軸方向の幾何学的形状は燃料部と同じであるが、半径方向は形状が異なるので、断面積を下記により計算する。

① 等価プランケット集合体断面積

これは、(集合体-17)の A_{eqSA} に等しい。

② 等価プランケット集合体燃料断面積

$$A_{fblaSA} = n_{bla} \pi R_{fbla}^2 \quad (\text{集合体-22})$$

③ 等価プランケット集合体構造材断面積

$$A_{mblaSA} = n_{bla} \times \pi R_{cobla}^2 \left\{ \left[1 - \left(1 - \frac{t_{cbla}}{R_{cobla}} \right)^2 \right] - d_{wsbla}^2 (\varepsilon_{bla} - 1)^2 \right\} + \sqrt{3} (I_{wrapo} + I_{wrapi}) I_{wrap} \quad (\text{集合体-23})$$

④ 等価プランケット集合体ギャップ断面積

$$A_{gapblaSA} = n_{bla} \times \pi R_{cobla}^2 \left\{ \left(1 - \frac{t_{cbla}}{R_{cobla}} \right)^2 - \left(1 - \frac{t_{cbla}}{R_{cobla}} - \frac{t_{gap}}{R_{cobla}} \right)^2 \right\} \quad (\text{集合体-24})$$

⑤ 等価プランケット集合体冷却材断面積

$$A_{eqNablaSA} = A_{eqSA} - A_{fblaSA} - A_{mblaSA} - A_{gapblaSA} \quad (\text{集合体-25})$$

⑥ 等価プランケット燃料集合体の仕様

計算に取り入れる数値は、「もんじゅ」の下記数値を用いる。なお、数値右の()は燃料部の値である。

ラッパ管 : 燃料集合体と同じ

被覆管 : 外半径 5.8mm(3.25mm), 厚さ 0.5mm(0.47mm)

ペレット : 外半径 5.2mm(2.7mm)

ワイヤスペーサ : 直径 1.5mm(1.3mm)

要素数 : 61 本(169 本)

要素配列ピッチ : 13.2mm(7.9mm)

8) 等価制御棒集合体構成

制御棒集合体には、ラッパ管がなく、案内管と保護管を持つなど、燃料集合体と幾何学的形状が異なるので、断面積を下記により計算する。

① 等価制御棒集合体断面積

これは、(集合体-17)の A_{eqSA} に等しい。

② 等価制御棒集合体燃料断面積

$$A_{fCRSA} = n_{CR} \pi R_{fCR}^2 \quad (\text{集合体-26})$$

③ 等価制御棒集合体構造材断面積

$$\begin{aligned} A_{mCRSA} = & n_{CR} \times \pi R_{coCR}^2 \left[\left\{ 1 - \frac{t_{cCR}}{R_{coCR}} \right\}^2 \right] - d_{wsCR}^2 (\varepsilon_{CR} - 1)^2 \\ & + \pi \left\{ R_{oguideCR}^2 - \left(1 - \frac{t_{cCR}}{R_{coCR}} \right)^2 \right\} - d_{wsCR}^2 (\varepsilon_{CR} - 1)^2 \end{aligned} \quad (\text{集合体-27})$$

④ 等価制御棒集合体ギャップ断面積

$$A_{gapblaSA} = n_{bla} \times \pi R_{cobla}^2 \left\{ \left(1 - \frac{t_{cbla}}{R_{cobla}} \right)^2 \right\} - \left(1 - \frac{t_{cbla}}{R_{cobla}} - \frac{t_{gap}}{R_{cobla}} \right)^2 \quad (\text{集合体-28})$$

⑤ 等価プランケット集合体冷却材断面積

$$A_{eqNablaSA} = A_{eqSA} - A_{fblaSA} - A_{mblaSA} - A_{gapblaSA} \quad (\text{集合体-29})$$

⑥ 等価制御棒燃料集合体の仕様

計算に取り入れる数値は、「もんじゅ」の下記数値を用いる。なお、数値右の()は燃料部の値である。

ラッパ管	: なし
案内管	: 外半径 55.3mm, 厚さ 3.0mm(案内管なし)
保護管	: 外半径 47.0mm, 厚さ 2.0mm(保護管なし)
被覆管	: 外半径 8.45mm(3.25mm), 厚さ 2.0mm(0.47mm) (後備炉停止棒の厚さは 1.0mm)
制御材	: 外半径 6.1mm(2.7mm) (後備炉停止棒は 7.1mm)
ワイヤスペーサ	: 直径 1.2mm(1.3mm)
要素数	: 19 本(169 本)
要素配列ピッチ	: 18.2mm(7.9mm)

2.3 炉心構成

1) 炉心断面

① 集合体総数

集合体の配置外径は正六角形から円形に近い形まで種々の形状が採用されているが、

ここでは「もんじゅ」を踏襲して正六角形とすると、集合体の体数はある定まった数列の値となり、燃料集合体数はこの値から制御棒集合体などの体数を除いた値をとることになる。

最も外辺の集合体の体数を p_{wrap} とすると、集合体総数 N_0 は、

$$N_0 = 3p_{wrap}^2 - 3p_{wrap} + 1 \quad (\text{炉心構成-1})$$

となる。すなわち、

…7, 19, 37, 61, 91, 127, 169, 217, 271, 331, 397, 469, 547, 631, 721, 817…

である。

「もんじゅ」の値は p_{wrap} は 9 で、217 体構成炉心（燃料集合体 198 体、制御棒 19 体）である。

② 制御棒集合体数

制御棒集合体の体数と配置は炉心特性や燃焼特性、安全性などを考慮した炉物理計算から決められる。体数はそれぞれの炉によって特有の値になっているが、配置は一部の炉を除いて、2領域炉心の内側炉心内のみに配置されていることが多い、この理由としては、中性子束平坦化に対する効果や、外側炉心は集合体数の割には層数が少なくなるためなどである。

「もんじゅ」の場合は内側炉心のみに 19 体配置されている。

③ 燃料集合体総数

燃料集合体の総数 N は、

$$N = N_0 - N_{CR} \quad (\text{炉心構成-2})$$

となる。

④ 2領域炉心集合体数

高速増殖炉の炉心は一部の炉を除いて、中性子束平坦化を狙って半径方向 2領域炉心を採用しているものが多い。

この両炉心領域の関係を幾何学的に検討する。

両炉心領域は層によって分割されているために、それぞれの層数は整数を取ること、および、一般に外側と内側の燃料集合体数はほぼ同数で、かつ内側の方がやや体数が多い構成となっている。これは、燃料の製作上は富化度の異なる 2つの領域の燃料数をできるだけ同じとし、差が生じれば富化度の低い内側の数をやや増やすのが得策であるとする考え方を表れているといえる。

のことから、各領域の集合体数は全体の集合体総数からきまる特定の数値をとることになることを示している。

したがって、内側炉心の燃料集合体数 N_1 は、内側炉心最外辺の集合体数を p'_{wrap} とすると、

$$N_1 = 3p_{wrap}^2 - 3p_{wrap} + 1 - N_{CR} \quad (\text{炉心構成-3})$$

となり、外側炉心の燃料集合体数 N_2 は

$$N_2 = 3(p_{wrap}^2 - p_{wrap}^2) - 3(p_{wrap}^2 - p_{wrap}^2) - N_{CR} \quad (\text{炉心構成-4})$$

となる。

「もんじゅ」は p_{wrap} は 7 であり、内側 108 体、外側 90 体である。

⑤ 内/外炉心等価半径比

内側と外側の炉心 2 領域の境界を示す係数として炉心等価半径にかかる係数を採用すると、内側集合体数/全集合体総数の平方根になる。

これは、幾何学的計算では、炉心の最外辺の集合体数 p_{wrap} と、内側領域の最外辺の

集合体数 p'_{wrap} を用いて表すと、

$$\alpha = \frac{p'_{wrap} - 1}{p_{wrap} - 1} \quad (\text{炉心構成-5})$$

となる。

これを(集合体-1 3)および、後に求められる炉心等価半径を用いると、

$$\alpha = \sqrt{\frac{\frac{\sqrt{3}}{2} I_{pitch}^2 (N_1 + N_{CR})}{\pi R^2}} \quad (\text{炉心構成-6})$$

と表すことができる。

このように、この内側と外側炉心の等価半径の比は選択的な数値をとることになる。
(炉心構成-5)による「もんじゅ」の場合の計算値は 0.765 である。

⑥ 炉心断面積に対する内側領域(制御棒を含む)の断面積割合

$$a_{core1} = \alpha^2 \quad (\text{炉心構成-7})$$

⑦ 炉心断面積に対する外側領域の断面積割合

$$a_{core2} = 1 - \alpha^2 \quad (\text{炉心構成-8})$$

⑧ 内側領域内の燃料集合体割合

$$\alpha_{fcore1} = N_1 / N \quad (\text{炉心構成-9})$$

⑨ 外側領域内の燃料集合体割合

$$\alpha_{fcore2} = N_2 / N \quad (\text{炉心構成-10})$$

2.4 原子炉炉心等

1) 原子炉構造

① 炉心高さ

原子炉では、ごく小さい原子炉をのぞいて表面積/体積が最も小さい最小臨界体積(高さ=0.923×直径)を採用せず、特に高速増殖炉では、むしろ中性子を逃すために、これより高さの低い、直径の大きい、いわゆる扁平な炉心形状を採用している。

先行炉の例をみると、炉出力によって高さは高くなるが、大型になると約1m程度の値を採用していることが特徴的である。

「もんじゅ」炉心高さ H の値は、この値に近い0.93mである。

② 炉心等価半径その1 (炉心外径から炉心構成へ)

原子炉の高さは任意に選定できるのに対して、原子炉の外径は燃料集合体の大きさの関数となることから、その関係に従う値を採用することになる。

ここでは、原子炉の概略の等価直径が選定されて入力され、それからその大きさに収まる燃料数総数の総数を計算して、さらにその値をもとに正確な等価直径を計算する方式とする。

すなわち、選定され入力された概略等価直径 R から、必ずしも整数とならない仮の燃料要素数 N_0

$$N_0 = 3.628R^2/I_{pitch}^2 \quad (\text{原子炉炉心}-1)$$

を計算して、

$$n = 3p_f^2 - 3p_f + 1 \quad (\text{原子炉炉心}-2)$$

で、 p_f を増加させていって始めて零か負となる p_f を最外層の燃料集合体数と決定する。

③ 炉心等価半径その2 (炉心構成から炉心等価半径へ)

一方で、上記結果をもとに改めて原子炉の等価半径をもとめる。

$$R = 0.525 \times I_{pitch} \sqrt{N_0} \quad (\text{原子炉炉心}-3)$$

ここで N_0 は 1, 7, 9, 37…といった決められた数列のうちの値をとることになる。

④ 炉心体積

上記の炉心高さと炉心等価半径から、炉心の体積 V は、

$$V = \pi R^2 H \quad (\text{原子炉炉心}-4)$$

となる。

2) 炉心内断面積割合

これまでに算出した数値を用いて、炉心内の燃料・冷却材・構造材・その他(制御体を含む)の断面積割合をそれぞれ計算する。

① 炉心断面積

$$A_{core} = N_0 \times A_{eqSA} \quad (\text{原子炉炉心}-5)$$

② 炉心燃料断面積割合

$$a_{fcore} = N \times \frac{A_{fsA}}{A_{core}} \quad (\text{原子炉炉心- } 6)$$

③ 炉心冷却材断面積割合

$$a_{Nacore} = (N \times A_{eqNaSA} + N_{CR} \times A_{eqNaCRSA}) / A_{core} \quad (\text{原子炉炉心- } 7)$$

④ 炉心構造材断面積割合

$$a_{mcore} = (N \times A_{mSA} + N_{CR} \times A_{mCRSA}) / A_{core} \quad (\text{原子炉炉心- } 8)$$

⑤ 炉心その他断面積割合

$$a_{etccore} = (N_{CR} \times A_{fCRSA} + N_{CR} \times A_{gapCRSA} + N_1 \times A_{gapSA}) / A_{core} \quad (\text{原子炉炉心- } 9)$$

3) 内側炉心領域内体積割合

内側炉心領域について、燃料、冷却材、構造材、その他についての断面積割合を計算する。
ここで、制御棒はこの領域のみにあることを留意する。

① 内側領域 断面積

$$A_{core1} = (N_1 + N_{CR}) \times A_{eqSA} \quad (\text{原子炉炉心- } 10)$$

② 内側領域 燃料断面積割合

$$a_{fcore1} = N_1 \times \frac{A_{fsA}}{A_{core1}} = \nu_f V_{f1} \quad (\text{原子炉炉心- } 11)$$

③ 内側領域 冷却材断面積割合

$$a_{Nacore1} = (N_1 \times A_{eqNaSA} + N_{CR} \times A_{eqNaCRSA}) / A_{core1} \quad (\text{原子炉炉心- } 12)$$

④ 内側領域 構造材断面積割合

$$a_{mcore1} = (N_1 \times A_{mSA} + N_{CR} \times A_{mCRSA}) / A_{core1} \quad (\text{原子炉炉心- } 13)$$

⑤ 内側領域 その他断面積割合

$$a_{etccore1} = (N_{CR} \times A_{fCRSA} + N_{CR} \times A_{gapCRSA} + N_1 \times A_{gapSA}) / A_{core1} \quad (\text{原子炉炉心- } 14)$$

4) 外側炉心領域内体積割合

外側炉心領域について、燃料、冷却材、構造材、その他についての断面積割合を計算する。
ここで、制御棒はこの領域のみにあることを留意する。

① 外側領域 断面積

$$A_{core2} = N_2 \times A_{eqSA} \quad (\text{原子炉炉心-15})$$

② 外側領域 燃料断面積割合

$$\alpha_{fcore2} = N_2 \times \frac{A_{fSA}}{A_{core1}} = \nu_f \quad (\text{原子炉炉心-16})$$

③ 外側領域 冷却材断面積割合

$$\alpha_{Nacore2} = N_2 \times A_{eqNaSA} / A_{core2} \quad (\text{原子炉炉心-17})$$

④ 外側領域 構造材断面積割合

$$\alpha_{mcore2} = N_2 \times A_{mSA} / A_{core2} \quad (\text{原子炉炉心-18})$$

⑤ 外側領域 その他断面積割合

$$\alpha_{etccore2} = N_2 \times A_{gapSA} / A_{core2} \quad (\text{原子炉炉心-19})$$

5) プランケット構成

① 径方向プランケット厚さ

中性子束の計算から求められた外挿距離までプランケットが存在するとして炉物理計算を求めてるので、この距離を十分に越える層数までプランケットが存在している必要がある。

「もんじゅ」では、外挿距離の計算値が、集合体ピッチのほぼ 2 倍に等しいので、プランケット層数は 3 層を採用している。

すなわち、

$$p_{corebla} = p_{wrap} + 3 \quad (\text{原子炉炉心-20})$$

$$N_{corebla} = 3p_{corebla}^2 - 3p_{corebla} + 1 - 6 - 2 - N_0 \quad (\text{原子炉炉心-21})$$

ここで 6 を引いているのは、正六角形の角にはプランケット燃料がおかれていないこと、さらに 2 を引いているのはプランケット領域に中性子源 2 体があることによる。

「もんじゅ」では、 $p_{corebla} = 12$ 、 $N_{corebla} = 172$ である。

したがって、

$$\pi(R_{corebla}^2 - R^2) = N_{corebla} \times A_{eqSA} \quad (\text{原子炉炉心-22})$$

② 軸方向プランケット厚さ

「もんじゅ」における軸方向プランケット厚さは、上部 0.30m、下部 0.35m となっている。

したがって、プランケット部を含む炉心高さは、

$$H_{corebla} = H + 0.30 + 0.35 \quad (\text{原子炉炉心-23})$$

③ プランケット部を含む炉心体積

$$V_{corebla} = \pi R_{corebla}^2 \times H_{corebla} \quad (\text{原子炉炉心-24})$$

3. 使用する核種の組成、定数、および物性値

3.1 組成・断面積・拡散係数

1) 燃料の組成

① 燃料中のプルトニウム同位体組成

「もんじゅ」では、軽水炉再処理燃料を使用することとしており、その同位体組成である。

$$^{239}Pu / ^{240}Pu / ^{241}Pu / ^{242}Pu = 58/24/14/4 \text{ wt\%} \quad (\text{同位体組成-1})$$

を採用している。

② 燃料中のウラン同位体組成

「もんじゅ」では劣化ウランを使用することとしており、その同位体組成である。

$$^{235}U / ^{238}U = 0.3/99.7 \text{ wt\%} \quad (\text{同位体組成-2})$$

を採用している。

2) 微視的断面積

① 核種の微視的断面積

計算に使用する核種の微視的断面積は JFS ライブライリの 18 群から求めた 1 群の値を使用する。内側炉心、外側炉心、ブランケット炉心部それぞれにおける各反応断面積を付表 2.1~2.3 に示す。

② SUS316 の微視的断面積

燃料被覆管に使用している SUS316 相当鋼の成分は、ほぼ

Cr/Ni/Mo/C/Fe=0.16/0.140.025/0.02/その他

であることから、みかけの微視的断面積 $\times 10^{28}$ は付表 2.4 のようになる。

この結果から、吸収断面積に対する Ni の影響が大きいことがわかる。

3) 巨視的断面積、拡散係数、拡散距離

内側炉心領域、外側炉心領域、軸方向ブランケット部、および半径方向ブランケット部について巨視的断面積、拡散係数、拡散距離を下記の式にしたがって計算する。

① 巨視的断面積

$$\Sigma = N_{ab} \left\{ \sum_{Pu^{239}, 242, U^{235}, 238} \left(\rho_f 10^3 \frac{M_f}{m_f} e \sigma_f a_f \right) + \sum_{Na, SUS} \left(\rho 10^3 \frac{M}{m} \sigma a \right) \right\}$$

(巨視的断面積-1)

ここで Σ は、 Σ_f 、 Σ_a 、 Σ_{tr} 、 $\Sigma_{c=a-f}$ について計算する。

また、拡散係数と拡散距離は、

② 拡散係数

$$D = \frac{1}{3\Sigma_{tr}} \quad (\text{巨視的断面積}-2)$$

③ 拡散距離

$$L = \sqrt{\frac{D}{\Sigma_a}} \quad (\text{巨視的断面積}-3)$$

である。

3.2 燃料の巨視的核分裂断面積の近似式

あとで原子炉の中性子束分布や発生熱量の計算をするが、この際に使用する燃料の巨視的断面積は燃料の組成やプルトニウム富化度、燃料の体積割合などに関係する非常に複雑な式となる。したがって、ここではこれらの計算をする際に、燃料のみについては近似式を使用することとして、以下にその式を求める。

1) 燃料のみの巨視的断面積の近似式

プルトニウムおよびウランの同位対比を考慮すると、それぞれの核種における内側炉心での核分裂断面積、同位体比、および両者の積をプルトニウム富化度 e の関数として換算すると以下の表にて示すことができる。

	^{239}Pu	^{240}Pu	^{241}Pu	^{242}Pu	和
$\sigma_f \times 10^{28}$	1.84	0.396	2.55	0.277	
同位体比(%)	58e	24e	14e	4e	100e
積 $\times 10^{28}$	1.0672e	0.09504e	0.357e	0.01108e	1.53032e

さらに ^{235}U , ^{238}U の核分裂効果を考慮すると、

	^{235}U	^{238}U	上表和	総和
$\sigma_f \times 10^{28}$	1.96	0.0481	1.53032	
同位体比(%)	0.003(1-e)	0.997(1-e)	e	
積 $\times 10^{28}$	0.00588(1-e)	0.048(1-e)	1.53032e	0.054+1.476e

したがって、下式

$$\frac{\Sigma_{ff}}{e\sigma_f} = \frac{\rho_f 10^3 M_f N_0}{m_f} = 2.154 \times 10^{28} \quad (\text{断面積近似式}-1)$$

を上表に入れて内側炉心領域、外側炉心領域での各種物性値を代入することでプルトニウム富化度(e)の近似式とする。すなわち、

① 内側炉心燃料の巨視的断面積近似式

$$\Sigma_{ff} = 0.1163 + 3.17e \quad (\text{断面積近似式}-2)$$

② 外側炉心燃料の巨視的断面積近似式

同様に外側炉心では、

$$\Sigma_{ff} = 0.1353 + 3.10e \quad (\text{断面積近似式}-3)$$

③ 炉心燃料の巨視的断面積近似式

両炉心の体積比例をして平均を求めるとき、

$$\Sigma_{ff} = 0.1242 + 3.14e \quad (\text{断面積近似式-4})$$

ここで、計算を容易にするために燃料のみの巨視的断面積の近似式を使用する。

この Σ_{ff} に、平均的な $e=0.18$ を代入して計算してから、さらに0.18で割って近似すると、

$$\Sigma_{ff} = 3.830e = \gamma e \quad (\text{断面積近似式-5})$$

この式から求められる燃料のみの巨視的断面積の精度を実機の値と比較してみると、

内側炉心・・・計算値 0.613 実機の値 0.619

外側炉心・・・計算値 0.804 実機の値 0.777

となり、この近似式を採用しても誤差は小さいことがわかる。

2) 燃料の実効巨視的断面積

燃料の体積割合を考慮した実効的な巨視的断面積は、

① 内側炉心燃料の実効巨視的断面積

$$\Sigma_{f1} = \nu_f V_{f1} \Sigma_{ff1} \quad (\text{断面積近似式-6})$$

② 外側炉心燃料の実効巨視的断面積

$$\Sigma_{f2} = \nu_f \Sigma_{ff2} \quad (\text{断面積近似式-7})$$

ここで、 ν_f は等価集合体内の燃料の断面積割合であり、 V_{f1} は内側炉心のみに制御棒集合体が存在するとして、その断面積割合を示す。すなわち、

③ 等価集合体内の燃料の断面積割合

$$\nu_f = \frac{A_{fsA}}{A_{eqSA}} \quad (\text{断面積近似式-8})$$

④ 内側炉心の燃料集合体が占める割合

$$V_{f1} = \frac{N_1}{N_1 + N_{CR}} \quad (\text{断面積近似式-9})$$

3.3 燃料、冷却材、その他の物性値等

計算プログラムで使用する物性値等を付表2.5に示す。

これらは基本的には「もんじゅ」の原子炉設置許可申請書で使用されているものを採用している。

また、いくつかの物性値については、計算の煩雑さを減じるために代表温度や圧力を設定値として使用しているものがある。

4. 炉物理

「もんじゅ」を対象とすることから、燃料は中実燃料、軸方向にプランケット部、炉心は半径方向2領域炉心で、その外側に半径方向プランケット燃料集合体を有する構成を考える。

4.1 中性子束分布

簡単のために、

- a) 一群中性子エネルギー
- b) 炉外に中性子が漏れ出ない
- c) 臨界定常状態

モデルでの拡散方程式を採用する。

1) 拡散方程式

① 基本方程式

拡散方程式は、

$$-D\nabla^2\phi + \Sigma_a\phi = \frac{1}{k_{eff}}\nu\Sigma_f\phi \quad (\text{中性子束- } 1)$$

すなわち、

$$\nabla^2\phi + \frac{1}{D}(\frac{\nu\Sigma_f}{k_{eff}} - \Sigma_a)\phi = 0 \quad (\text{中性子束- } 2)$$

ただし、

$$D = \frac{1}{3\Sigma_{tr}} \quad (\text{中性子束- } 3)$$

② 変数分離方程式

これを

$$\nabla^2\phi + B^2\phi = 0 \quad (\text{中性子束- } 4)$$

とおいて、有限高さの円筒炉心を考えて、変数分離し

$$\phi = A_0\phi_r\phi_z \quad (\text{中性子束- } 5)$$

とおくと、

$$\nabla^2\phi_r + B_r^2\phi_r = 0 \quad (\text{中性子束- } 6)$$

$$\nabla^2\phi_z + B_z^2\phi_z = 0 \quad (\text{中性子束- } 7)$$

となる。ただし、

$$B_r^2 + B_z^2 = B^2 \quad (\text{中性子束- } 8)$$

ここで求められている中性子束は、該当する領域での平均核定数によるものである。

2) 軸方向の解

① 軸方向のバックリング

内側炉心および外側炉心について、 B_z が等しいと仮定すると、

$$B_{1z} = B_{2z} = B_z \quad (\text{中性子束- } 9)$$

② 軸方向の拡散方程式

軸方向については、内側領域および外側領域ともに同じ方程式、すなわち、

$$\nabla^2 \phi_z + B_z^2 \phi_z = 0 \quad (\text{中性子束- } 7)$$

を解けばよいことになる。

③ 方程式の境界条件

軸方向の境界条件として、

- ・炉心の高さ中心で中性子束が平坦であるから、 $z=0$ で $\partial\phi_z / \partial z = 0$
- ・外挿距離を考慮した軸方向境界で中性子束がゼロであるので

$$z = \pm(H/2 + \delta) \text{ で } \phi_z = 0$$

であり、これを用いて方程式を解くと、

$$\phi_z = \cos(B_z z) \quad (\text{中性子束- } 10)$$

ここで、バックリングの平方根 B_z は、

$$B_z = \frac{\pi}{H + 2\delta} \quad (\text{中性子束- } 11)$$

であり、外挿距離 δ は、

$$\delta = \frac{D_{core}}{D_{bla}} \sqrt{\frac{D_{bla}}{\Sigma_{abla}}} \quad (\text{中性子束- } 12)$$

である。

3) 径方向の解

① 径方向の拡散方程式

径方向については、内側領域および外側領域についてそれぞれ、

$$\nabla^2 \phi_{1r} + B_{1r}^2 \phi_{1r} = 0 \quad (\text{中性子束- } 13)$$

$$\nabla^2 \phi_{2r} + B_{2r}^2 \phi_{2r} = 0 \quad (\text{中性子束- } 14)$$

を解けばよいことになる。

② 方程式の境界条件

径方向の境界条件として、

- ・内側領域と外側領域の境界($r = \alpha R$)で中性子束が等しいことから、

$$\phi_{1r}(r = \alpha R) = \phi_{2r}(r = \alpha R) \quad (\text{中性子束- } 15)$$

・内側領域と外側領域の境界($r = \alpha R$)で中性子の流れが等しい条件から,

$$-D_1 \frac{\partial \phi_{1r}(r = \alpha R)}{\partial r} = -D_2 \frac{\partial \phi_{2r}(r = \alpha R)}{\partial r} \quad (\text{中性子束-16})$$

・外側領域の外側($r = R + \delta_{2r}$)で中性子束がゼロであることから,

$$\phi_{2r}(r = R + \delta_{2r}) = 0 \quad (\text{中性子束-17})$$

③ 方程式の一般解

(中性子束-6)の一般解は,

$$\phi_r = J_0(B_r r) + C Y_0(B_r r) \quad (\text{中性子束-18})$$

④ 内側領域の解

内側領域では、中心軸上 $r=0$ で中性子束が有限であることから,

$$\phi_{1r} = J_0(B_{1r} r) \quad (\text{中性子束-19})$$

⑤ 外側領域の解

$$\phi_{2r} = A_1 \{J_0(B_{2r} r) + C_1 Y_0(B_{2r} r)\} \quad (\text{中性子束-20})$$

4) 热出力ピーク値を等しくする条件

ここで中性子束分布に関係する条件を新たに導入する。

① 出力分布の制約条件

中性子束分布を平坦化するために、炉心を2領域に分割して、それぞれ異なる富化度のプルトニウムを使用するが、この条件を決めるための制約として、内側領域と外側領域での出力ピークを等しいと仮定する。

言い換れば内側領域で最高となる炉中心と、内側領域と外側領域との熱的制約条件を同じにして中性子束分布の平坦化の最大効果を狙ったものである。

これを式で表すと、

$$\Sigma_{\text{ff1}} \phi_{1r}(r = 0) = \Sigma_{\text{ff2}} \phi_{2r}(r = \alpha R) \quad (\text{中性子束-21})$$

5) 標準化した中性子束分布の計算

① 境界条件の計算

(中性子束-15)から、

$$J_0(B_{1r} \alpha R) = A_1 \{J_0(B_{2r} \alpha R) + C_1 Y_0(B_{2r} \alpha R)\} \quad (\text{中性子束-22})$$

(中性子束-16)から、

$$D_1 B_{1r} J_1(B_{1r} \alpha R) = D_2 B_{2r} A_1 \{J_1(B_{2r} \alpha R) + C_1 Y_1(B_{2r} \alpha R)\} \quad (\text{中性子束-23})$$

(中性子束-17)から、

$$A_1 [J_0(B_{2r} (R + \delta_{2r})) + C_1 Y_0(B_{2r} (R + \delta_{2r}))] = 0 \quad (\text{中性子束-24})$$

② 出力分布制約条件の計算

(中性子束-21)から、

$$\frac{\Sigma_{ff1}}{\Sigma_{ff2}} = A_1 \{ J_0(B_{2r}\alpha R) + C_1 Y_0(B_{2r}\alpha R) \} \quad (\text{中性子束-25})$$

これは(中性子束-22)を使用すれば、下記のように書き換える。

$$\frac{\Sigma_{ff1}}{\Sigma_{ff2}} = J_0(B_{1r}\alpha R) \quad (\text{中性子束-26})$$

③ 係数の解の求め方

ここで幾何学的係数と材料的係数を分離して、計算の進め方を容易にするために近似的に

$$D_1 = D_2 \quad (\text{中性子束-27})$$

とおくこととする。

また、(断面積近似式-5)から、

$$\frac{\Sigma_{ff1}}{\Sigma_{ff2}} = \frac{e_1}{e_2} = \frac{1}{e_{21}} \quad (\text{中性子束-28})$$

とする。

これを取り入れることにより、(中性子束-22)、(中性子束-23)、(中性子束-24)、および(中性子束-26)の4つの方程式を用いて、4つの未知数、すなわち A_1 、 C_1 、 B_{1r} 、 B_{2r} を求めることができる。

具体的には、まず(中性子束-28)の e_{21} を仮設定して

$$\frac{1}{e_{21}} = J_0(B_{1r}\alpha R) \quad (\text{中性子束-29})$$

から B_{1r} を求める。また、(中性子束-24)から

$$C_1 = -\frac{J_0\{B_{2r}(R+2\delta_{2r})\}}{Y_0\{B_{2r}(R+2\delta_{2r})\}} \quad (\text{中性子束-30})$$

これと、(中性子束-22)から

$$A_1 = \frac{J_0(B_{1r}\alpha R)Y_0\{B_{2r}(R+2\delta_{2r})\}}{J_0(B_{2r}\alpha R)Y_0\{B_{2r}(R+2\delta_{2r})\} - J_0\{B_{2r}(R+2\delta_{2r})\}Y_0(B_{2r}\alpha R)} \quad (\text{中性子束-31})$$

これらと(中性子束-23)から

$$\begin{aligned} \frac{B_{1r}}{B_{2r}} \times \frac{J_1(B_{1r}\alpha R)}{J_0(B_{1r}\alpha R)} &= \\ \frac{J_1(B_{2r}\alpha R)Y_0\{B_{2r}(R+2\delta_{2r})\} - J_0\{B_{2r}(R+2\delta_{2r})\}Y_1(B_{2r}\alpha R)}{J_0(B_{2r}\alpha R)Y_0\{B_{2r}(R+2\delta_{2r})\} - J_0\{B_{2r}(R+2\delta_{2r})\}Y_0(B_{2r}\alpha R)} & \end{aligned} \quad (\text{中性子束-32})$$

この(中性子束-32)から B_{2r} をもとめて、(中性子束-30)により C_1 が、一方(中性子束-31)により A_1 が求まる。

これにより、 e_{21} の仮設定のもとに中性子束分布(炉心中央で標準化した形)を求めることができた。

4.2 臨界計算

ここでは、まず炉心を構成する材料の核定数を計算し、これを使って計算する実効増倍率が「もんじゅ」の設計実効増倍率と等しくなるようなプルトニウム富化度を決定する。

つぎに、このプルトニウム富化度のもとで、ちょうど臨界となる条件を設定する。

1) 臨界にかかる基本方程式

① 核種の巨視的断面積の計算

巨視的断面積の計算には核種の微視的断面積、体積割合、燃料組成のほかに、これまで定まっていないプルトニウム富化度が必要になる。

ここでは、内側領域および外側領域、軸方向および径方向プランケット部の巨視的断面積を計算するが、そのために、炉心領域については外側/内側領域におけるプルトニウム富化度比 e_{21} のほか、内側領域のプルトニウム富化度の値を仮設定して、(巨視的断面積 - 1)を使用して計算する。

② 拡散係数、拡散距離、外挿距離の計算

上記の巨視的断面積を使用して、(巨視的断面積 - 2)により、各領域における拡散係数を、一方(巨視的断面積 - 3)により拡散距離を求める。

③ 軸方向バックリングの平方根の再計算

軸方向の外挿距離が求まったので、仮設定していたバックリングの平方根を、(中性子束 - 1 1)により再計算する。

④ 内側領域の半径方向バックリングの平方根の再計算

内側領域における半径方向のバックリングの平方根 B_{1r} は、 e_{21} の仮設定のもとに計算してきたが、ここで下記の式により再計算を行い、両者が一致するように e_{21} を決定する。

$$B_{1r} = \sqrt{\frac{1}{D_1} \left\{ \frac{\nu\Sigma_{1f}}{k_{eff}} - \Sigma_{1a} - D_1 \frac{\pi^2}{(H+2\delta_z)^2} \right\}} \quad (\text{臨界計算 - 1})$$

⑤ 外側領域の半径方向バックリングの平方根の確認計算

ちなみに、外側領域における半径方向のバックリングの平方根 B_{2r} についても下記の式により、確認計算を行う。

$$B_{2r} = \sqrt{\frac{1}{D_2} \left\{ \frac{\nu\Sigma_{2f}}{k_{eff}} - \Sigma_{2a} - D_2 \frac{\pi^2}{(H+2\delta_z)^2} \right\}} \quad (\text{臨界計算 - 2})$$

⑥ 積分定数 A_1 , C_1 の確認

上記の結果をもちいて、改めて積分定数 A_1 , C_1 を再計算する。

⑦ 半径方向のバックリングの平方根等の計算

半径方向のバックリングは、内側領域および外側領域の体積割合を積算したものを使用する。すなわち、

$$B_r^2 = a_{core1} B_{1r}^2 + a_{core2} B_{2r}^2 \quad (\text{臨界計算-3})$$

⑧ 巨視的断面積、拡散係数等の確認

同様に今までの結果を用いて各領域における各種巨視的断面積、拡散係数などを計算する。

⑨ 実効増倍率の計算

設計している炉の実効増倍率は、(中性子束-2), (中性子束-4), (中性子束-8)から求まる関係、

$$B_r^2 + B_z^2 = \frac{1}{D} \left(\frac{\nu \Sigma_f}{k_{eff}} - \Sigma_a \right) \quad (\text{臨界計算-4})$$

を利用して、下記のように求められる。

$$k_{eff} = \frac{\nu \Sigma_f}{D(B_r^2 + B_z^2) + \Sigma_a} = \frac{\nu \Sigma_f}{DB^2 + \Sigma_a} \quad (\text{臨界計算-5})$$

この計算プログラムでは、核分裂中性子発生数 ν は3.08としている。

2) 余剩反応度に関する計算

① 臨界計算

すでに計算されている B_z , B_{zx} , B_{2r} および、プルトニウム富化度の関数として計算されている D , Σ_f , Σ_a を(臨界計算-3)に代入して、プルトニウム富化度をパラメータにして、実効増倍率が所定の値に合致するように臨界計算を行う。ここで、最終的なプルトニウム富化度が選定されると、これに関連する D , Σ_f , Σ_a などは、すべてこれにしたがった値をとることに留意する必要がある。

② 臨界計算の成立性とその方法

もし、プルトニウム富化度を増加させても所定の実効増倍率が得られないか、過度のプルトニウム富化度になった場合には次のような手法で計算をやり直すことになる。

すなわち、このプログラムでは、燃料外半径、燃料要素ピッチ、およびプルトニウム富化度の3要素によって臨界の成立性を満たす条件としている。

したがって、ここで臨界が成立しない場合には、燃料要素ピッチの設定の段階へ戻るか、さらに最初の段階である燃料外半径の設定に戻るかして再計算を行うことが必要である。

この計算プログラムにより、新しい炉の設計を行う場合には、燃料外半径と燃料要素ピッチ、およびプルトニウム富化度の選定によって臨界が達成されることが物理的にも容易にわかるであろう。

3) 反応度調整に関する計算

ここでは、上記で求められた所定の余剩反応度を持つ炉心に、内側領域に粗調整棒が挿入されて、ちょうど臨界状態になる条件を設定する。

① 制御材全体のモル分率

$$M_{B10} = \frac{\pi R_{fco}^2 H_{CR} \rho_{CR} e_{B10}}{m_{CR}} \quad (\text{臨界計算-6})$$

② 制御材全体の巨視的断面積

$$\Sigma_{aB10} = N_{0ab} \times M_{B10} \times \sigma_{aB10} \quad (\text{臨界計算-7})$$

③ 挿入制御材の吸収断面積

$$\Sigma_{aCRi} = CR \times \Sigma_{aB10} \quad (\text{臨界計算-8})$$

これを、内側領域の巨視的吸収断面積に加算して、余剰反応度がちょうど 1 になる挿入率を求める。

4.3 炉心特性

ここでは、上記で臨界条件を達成して算出された中性子束分布を用いて炉心部分全体の熱出力分布を積算した結果と、「もんじゅ」の炉心部分の熱発生量を比較して、中性子束分布の絶対値を計算する。これを用いて、出力密度、最高中性子束、最高線出力、炉心内の熱出力割合、それに増殖比などの炉心の特性を求める。

1) 出力密度

① 出力密度の一般式

一般に、熱出力密度は

$$q_f = 207 \times 1.602 \times 10^{-13} \Sigma_f \phi = \beta \Sigma_{ff} \phi \quad (\text{炉心特性-1})$$

ここで β は 3.316×10^{-11} である。

一方で燃料の巨視的断面積は

$$\Sigma_{ff} = \frac{\rho_{CR} \times 10^3 \times M_f N_0}{m_f} e \times \sigma_f \quad (\text{炉心特性-2})$$

② 出力密度

(断面積近似式-5) の γ を用いて、

$$q_f = \beta \gamma e \phi = 1.270 \times 10^{-10} e \phi \quad (\text{炉心特性-3})$$

2) 炉心熱出力

① 炉心燃料部分の熱出力積分

軸方向の上下プランケット部、および径方向プランケット部を除く炉心の熱出力は、

$$Q_{core} = \int_{Vf} q_f dV \quad (\text{炉心特性-4})$$

$$= \beta \int_{Vf} \Sigma_{ff} \phi dV$$

$$= \beta A_0 \int_{Vf} \phi_z dz \int_{Vf} 2\pi r \Sigma_{ff} \phi_r dr$$

$$\begin{aligned}
&= \frac{4\pi\beta A_0}{B_z} \sin \frac{B_z H}{2} \left[\nu_f V_f \int_0^{\alpha R} \Sigma_{ff1} \phi_{1r} r dr + \nu_f \int_{\alpha R}^R \Sigma_{ff2} \phi_{2r} r dr \right] \\
&= 2\beta A_0 \times \pi R^2 H \nu_f \times \frac{\sin \frac{B_z H}{2}}{\frac{B_z H}{2}} \\
&\quad \times \left[\frac{\alpha V_{1f} \Sigma_{ff1}}{B_{1r} R} J_1(B_{1r} \alpha R) \right. \\
&\quad \left. + \frac{A_1 \Sigma_{ff2}}{B_{2r} R} [J_1(B_{2r} R) + C_1 Y_1(B_{2r} R) - \alpha \{J_1(B_{2r} \alpha R) + C_1 Y_1(B_{2r} \alpha R)\}] \right] \\
&= 2\beta \gamma A_0 \times \pi R^2 H \nu_f e_1 \times \frac{\sin \frac{B_z H}{2}}{\frac{B_z H}{2}} \times \frac{1}{J_0(B_{1r} \alpha R)} \\
&\quad \times \left[\frac{\alpha V_{1f} \Sigma_{ff1}}{B_{1r} R} J_0(B_{1r} \alpha R) J_1(B_{1r} \alpha R) \right. \\
&\quad \left. + \frac{A_1}{B_{2r} R} [J_1(B_{2r} R) + C_1 Y_1(B_{2r} R) - \alpha \{J_1(B_{2r} \alpha R) + C_1 Y_1(B_{2r} \alpha R)\}] \right]
\end{aligned}$$

(炉心特性-5)

この(炉心特性-5)のうち、第一項が内側領域の熱出力に相当し、第二項が外側領域の熱出力に該当する。

3) 中性子束

① 最高中性子束

これらから、中性子束の基準値、炉心中央の中性子束最高値を表す A_0 は、

$$\begin{aligned}
A_0 &= \frac{Q_{core}}{\pi R^2 H \nu_f e_1 \beta \gamma} \times \frac{\frac{B_z H}{2}}{\sin \frac{B_z H}{2}} \times \frac{J_0(B_{1r} \alpha R)}{2} \\
&\quad \div \left[\frac{\alpha V_{1f}}{B_{1r} R} J_0(B_{1r} \alpha R) J_1(B_{1r} \alpha R) \right. \\
&\quad \left. + \frac{A_1}{B_{2r} R} [J_1(B_{2r} R) + C_1 Y_1(B_{2r} R) - \alpha \{J_1(B_{2r} \alpha R) + C_1 Y_1(B_{2r} \alpha R)\}] \right]
\end{aligned}$$

(炉心特性-6)

② 炉心軸方向中性子束の平均比率

(炉心特性-6)を書き直すと、炉心内の軸方向中性子束の平均値の比率は、

$$\bar{\phi}_z = \frac{\sin \frac{B_z H}{2}}{\frac{B_z H}{2}} \quad (\text{炉心特性 - 7})$$

③ 炉心経方向中性子束の平均比率

また、径方向の中性子束の平均値の比率は、内側領域、外側領域および炉心でそれぞれ、

$$\bar{\phi}_{1r} = \frac{2}{B_{1r}\alpha R} J_1(B_{1r}\alpha R) \quad (\text{炉心特性 - 8})$$

$$\bar{\phi}_{1r} = \frac{2A_1}{(1-\alpha^2)B_{2r}R} [J_1(B_{2r}R) + C_1Y_1(B_{2r}R) - \alpha\{J_1(B_{2r}\alpha R) + C_1Y_1(B_{2r}\alpha R)\}]$$

(炉心特性-9)

$$\bar{\phi}_r = \frac{A_{core1}\bar{\phi}_{1r} + A_{core2}\bar{\phi}_{2r}}{A_{core1} + A_{core2}} \quad (\text{炉心特性 - 10})$$

と表すことができる。

④ ブランケット内中性子束の平均比

ブランケット内の中性子束を直線で近似すると、中性子束の平均値の比は、

$$\bar{\phi}_{zbla} = \frac{1}{2} \phi_z \left(\frac{H}{2} \right) \times \bar{\phi}_r \quad (\text{炉心特性 - 1 1})$$

$$\bar{\phi}_{zbla} = \frac{(3R + \delta_r)}{3(2R + \delta_r)} \times \phi_{2r}(R) \quad (\text{炉心特性 - 1 2})$$

4) 熱出力割合

① 内側領域における熱出力

(炉心特性-5)の計算の経緯から、

$$Q_{core1} = 2\beta\gamma A_0 \times \pi R^2 H v_f e_1 \times \frac{\sin \frac{B_z H}{2}}{\frac{B_z H}{2}} \times \frac{\alpha V_{1f}}{B_{1r} R} J_1(B_{1r} \alpha R)$$

(炉心特性 - 1 3)

② 外側領域における熱出力

同様に、

$$Q_{core2} = 2\beta\gamma A_0 \times \pi R^2 H v_f e_1 \times \frac{\sin B_z H / 2}{B_z H / 2}$$

$$\times \frac{A_1}{B_{2r}R} \times \frac{J_1(B_{2r}R) + C_1 Y_1(B_{2r}R) - \alpha \{ J_1(B_{2r}\alpha R) + C_1 Y_1(B_{2r}\alpha R) \}}{J_0(B_{1r}\alpha R)} \quad (\text{炉心特性-14})$$

③ 軸方向プランケット部の熱出力

プランケット部の中性子束分布は、ここでは炉心とプランケット部の境界の中性子束から外挿距離における中性子束ゼロまで直線的に変化していると仮定する。

また、軸方向プランケット部とは、炉心上部のプランケット部、すなわち、半径 R で高さ δz の円筒形の 2 倍の部分をさしている。

軸方向について、炉心上下端の中性子束は、

$$\phi_z(r = \pm \frac{H}{2}) = \cos(\frac{B_z H}{2}) \quad (\text{炉心特性-15})$$

であるから、

$$Q_{zbla} = \beta A_0 \times \pi R^2 \delta_z \times \sum_{fzbla} \phi_z \left(\frac{H}{2} \right) \times \bar{\phi}_r \times \theta'_{zbla} \quad (\text{炉心特性-16})$$

ここで、 $\bar{\phi}_r$ は炉心領域の径方向の中性子束の平均値と最大値の比率であり、 θ'_{zbla} は

燃料中に発生するプルトニウムに起因する発熱量の倍率を表している。

④ 径方向プランケット部の熱出力

径方向プランケット部とは、半径が $R + \delta r$ と R の間にあり、高さが $H + 2\delta z$ の環状部分を指している。

径方向について、炉心外面の中性子束は、

$$\phi_{2r}(r = R) = A_1 \{ J_0(B_{2r}R) + C_1 Y_0(B_{2r}R) \} \quad (\text{炉心特性-17})$$

であるから、

$$Q_{zbla} = \beta A_0 \times \pi \frac{3R + \delta_r}{3} \delta_z \times (H + 2\delta_z) \times \sum_{frbla} \phi_{2r}(R) \times \bar{\phi}_z \times \theta'_{rbla} \quad (\text{炉心特性-18})$$

ここで、 $\bar{\phi}_z$ は炉心領域の軸方向の中性子束の平均値と最大値の比率であり、 θ'_{rbla} は

燃料中に発生するプルトニウムに起因する発熱量の倍率を表している。

⑤ 全炉心出力

$$Q = Q_{core1} + Q_{core2} + Q_{zbla} + Q_{rbla} \quad (\text{炉心特性-19})$$

$$Q = A_0 \left(\frac{Q_{core1}}{A_0} + \frac{Q_{core2}}{A_0} + \frac{Q_{zbla}}{A_0} + \frac{Q_{rbla}}{A_0} \right) \quad (\text{炉心特性-20})$$

⑥ 各領域の出力割合

$$Q_{core1} = \theta_{core1} \times Q \quad (\text{炉心特性-21})$$

$$Q_{core2} = \theta_{core2} \times Q \quad (\text{炉心特性-22})$$

$$Q_{rbla} = \theta_{rbla} \times Q \quad (\text{炉心特性-23})$$

$$Q_{zbla} = \theta_{zbla} \times Q \quad (\text{炉心特性-24})$$

⑦ 炉心燃料部の熱発生割合

$$Q_{core} = Q_{core1} + Q_{core2} = \theta_{core} Q \quad (\text{炉心特性-25})$$

⑧ 炉心領域軸方向の出力割合

$$Q_{zcore1} = \left(\frac{1}{2} \theta_{zbla1} + \theta_{core1} + \frac{1}{2} \theta_{zbla1} \right) Q \quad (\text{炉心特性-26})$$

$$Q_{zcore2} = \left(\frac{1}{2} \theta_{zbla2} + \theta_{core1} + \frac{1}{2} \theta_{zbla2} \right) Q \quad (\text{炉心特性-27})$$

ここで、 Q_{zbla} を半分に分けたのは、あの計算で使用するために上下ブランケット部に分割したことによるものである。

5) 最高線出力等

① 燃料の最高出力密度

ピーク出力密度の算出式を以下に示す。

$$\begin{aligned} q_{f0,peak} &= A_0 \beta \Sigma_{ff1} \phi_1(r=0) = A_0 \beta \gamma e_1 \phi_1(r=0) \\ &= A_0 \beta \gamma e_1 \\ &= \frac{\theta_{core} Q}{\pi R^2 H \nu_f} \times \frac{(B_z H / 2)}{\sin(B_z H / 2)} \times \frac{J_0(B_{1r} \alpha R)}{2} \\ &\div \left[\frac{\alpha V_{1f}}{B_{1r} R} J_0(B_{1r} \alpha R) J_1(B_{1r} \alpha R) \right. \\ &\quad \left. + \frac{A_1}{B_{2r} R} [J_1(B_{2r} R) + C_1 Y_1(B_{2r} R) - \alpha \{J_1(B_{2r} \alpha R) + C_1 Y_1(B_{2r} \alpha R)\}] \right] \end{aligned}$$

(炉心特性-28)

$$q_{f0} = q_{f0,peak} \times HSF_q \quad (\text{炉心特性-29})$$

② 炉心平均出力密度

$$q_{core} = \frac{\theta_{core} Q}{\pi R^2 H} \quad (\text{炉心特性-30})$$

③ 燃料ピーク線出力

$$p_{f0} = \pi R_{f0}^2 \times q_{f0} \quad (\text{炉心特性-31})$$

④ 燃料最高線出力

$$p_{f0,peak} = HSF_f \times p_{f0} \quad (\text{炉心特性-32})$$

⑤ 炉心平均燃料線出力

$$P_{core} = \frac{\theta_{core} Q}{nNH} \quad (\text{炉心特性-33})$$

6) 増殖比

① 定義

核分裂により消費される燃料は Pu239, Pu241 とし、新たに生成される燃料として U238, Pu240 が中性子を捕獲してできる Pu239 および Pu241 を考慮した増殖比を考える。

② 消費される燃料の量

$$M_{fsum} = \int_{V_f} \Sigma_{ff(Pu239+Pu241)} \phi dV \quad (\text{炉心特性-34})$$

これを内側領域および 2, 軸方向および半径方向ブランケットの各領域で計算する。

③ 生産される燃料の量

$$M_{fpro} = \int_{V_f} (\Sigma_{fa} - \Sigma_{ff(U238+Pu240)}) \phi dV \quad (\text{炉心特性-35})$$

同様に、これを内側領域および 2, 軸方向および半径方向ブランケットの各領域で計算する。

④ 増殖比

$$BR = \frac{\sum_{core1+core2+zbla+rbla} M_{fpro}}{\sum_{core1+core2+zbla+rbla} M_{fsum}} \quad (\text{炉心特性-36})$$

となる。

⑤ 各領域における増殖比の内訳

それぞれの領域で生産される量を全領域での消費量の和で割ることにより、各領域における増殖比の内訳が求まる。

5. 炉心流動伝熱

ここでは燃料—被覆管—冷却材の温度に関する基本方程式を解く。

すなわち、炉中央燃料集合体中心の燃料要素（仮想）について、燃料—被覆管—冷却材に関する定常流動伝熱方程式をたてて、これを炉心燃料部分について積分することにより解を求めるこにする。

5.1 流動伝熱基本方程式

1) 基本方程式

流動伝熱に関する基本方程式は、

① 燃料内の温度分布

燃料内の温度については、

$$\frac{\partial^2 T_f}{\partial r^2} + \frac{1}{r} \frac{\partial T_f}{\partial r} + \frac{q_f(z)}{k_f} = 0 \quad (\text{流動伝熱-1})$$

② 被覆管内の温度分布

被覆管内の温度については、

$$\frac{\partial^2 T_c}{\partial r^2} + \frac{1}{r} \frac{\partial T_c}{\partial r} = 0 \quad (\text{流動伝熱-2})$$

③ 冷却材内の温度分布

冷却材の温度上昇は、

$$\rho_{Na} c_{pNa} w_{Na0} A_{Na} \frac{\partial T_{Na}}{\partial z} - A_f q_f(z) = 0 \quad (\text{流動伝熱-3})$$

④ 軸方向の熱発生分布

軸方向の熱発生分布は、(中性子束-10)を利用して、 $z = -\frac{H}{2} \sim \frac{H}{2}$ の間では、

$$q_f(z) = q_{f0} \cos(B_z z) \quad (\text{流動伝熱-4})$$

2) 热流速の連続条件

熱流速が径方向に連続している条件として、

① 燃料内の熱流束

燃料内部では、

$$\pi r^2 q_f(z) = -2\pi r k_f \frac{\partial T_f}{\partial r} \quad (\text{流動伝熱-5})$$

② 燃料要素内ギャップの熱伝達

燃料と被覆管のギャップでは、

$$\pi R_{f0}^2 q_f(z) = 2\pi R_{f0} h_{gap} \{T_{f0}(z) - T_{ci}(z)\} \quad (\text{流動伝熱-6})$$

③ 被覆管内の熱流束

被覆管内部では,

$$\pi R_{f0}^2 q_f(z) = -2\pi R_{f0} k_c \frac{\partial T_e}{\partial r} \quad (\text{流動伝熱-7})$$

④ 被覆管-冷却材間皮膜の熱伝達

被覆管と冷却材の熱伝達は

$$\pi R_{f0}^2 q_f(z) = 2\pi R_{c0} h_{film} \{T_{c0}(z) - T_{Na}(z)\} \quad (\text{流動伝熱-8})$$

3) 軸方向の温度分布

以下に上に示した方程式群を解くが、燃料物性の変化しない炉心燃料部のみについて、すなわち、 $z = -\frac{H}{2} \sim +\frac{H}{2}$ の範囲について積分する。

すなわち、炉心燃料部分の寄与分のみについて計算することになる。計算は、

① 冷却材の軸方向温度分布

$$T_{Nacore}(z) = T_{Nacoreinlet} + \frac{q_{f0} A_{fsA}}{\rho_{Na} c_{pNa} w_{Na0} A_{NaSA}} \times \frac{\pi}{B_z H} \times \frac{H}{\pi} \left\{ \sin(B_z z) + \sin\left(\frac{B_z H}{2}\right) \right\} \quad (\text{温度解-1})$$

② 被覆管肉厚中心での軸方向温度分布

$$T_{cavcore}(z) = T_{Nacore}(z) + \frac{R_{fo}^2 q_{f0}}{2} \left\{ \frac{1}{k_c} \ln\left(\frac{2R_{co}}{R_{co} + R_{ci}}\right) + \frac{1}{R_{co} h_{film}} \right\} \cos(B_z z) \quad (\text{温度解-2})$$

③ 燃料中心での軸方向温度分布

$$T_{f0core}(z) = T_{Nacore}(z) + \frac{R_{fo}^2 q_{f0}}{2} \left\{ \frac{1}{2k_f} + \frac{1}{R_{fo} h_{gap}} + \frac{1}{k_c} \ln\frac{R_{co}}{R_{ci}} + \frac{1}{R_{co} h_{film}} \right\} \cos(B_z z) \quad (\text{温度解-3})$$

となる。ここで、 $R_{ci} = R_{co} - t_c$ である。

4) ピーク温度

① 冷却材出口温度差

$$dT_{Nacore} = T_{Nacoreoutlet} - T_{Nacoreinlet} = \frac{2q_{f0} A_{fsA} H}{\pi \rho_{Na} c_{pNa} w_{Na0} A_{NaSA}} \left(\frac{\pi}{B_z H} \right) \sin\left(\frac{B_z H}{2}\right) \quad (\text{寄与温度差-1})$$

② 冷却材ピーク温度

(流動伝熱-9)において、

$$T_{Napeak} = T_{Nacoreinlet} + \frac{q_{f_0} A_{fsA}}{\rho_{Na} c_{pNa} w_{Na0} A_{NaSA}} \times \left(\frac{\pi}{B_z H} \right) \times \frac{H}{\pi} \left\{ \sin(B_z Z_{Na}) + \sin\left(\frac{B_z H}{2}\right) \right\}$$

(寄与温度差-2)

このピーク温度は、 $z = -\frac{H}{2} \sim +\frac{H}{2}$ で冷却材への熱入力が最大になる点、すなわち、

燃料部上端 $Z_{Na} = \frac{H}{2}$ における値になり、(寄与温度差-1)に等しくなる。

③ 被覆管肉厚中心ピーク温度

$$T_{cavcorepeak} = T_{Nacoreinlet} + \frac{q_{f_0} A_{fsA}}{\rho_{Na} c_{pNa} w_{Na0} A_{NaSA}} \times \left(\frac{\pi}{B_z H} \right) \times \frac{H}{\pi} \left\{ \sin(B_z Z_c) + \sin\left(\frac{B_z H}{2}\right) \right\}$$

$$+ \frac{R_{fo}^2 q_{f_0}}{2} \left\{ \frac{1}{k_c} \ln \frac{2R_{co}}{R_{ci} + R_{co}} + \frac{1}{R_{co} h_{film}} \right\} \cos(B_z Z_c)$$

(寄与温度差-3)

但し、

$$\tan(B_z Z_c) = \frac{2A_{fsA} \left(\frac{\pi}{B_z H} \right) \times \left(\frac{H}{\pi} \right)}{\rho_{Na} c_{pNa} w_{Na0} A_{NaSA} R_{fo}^2 \left\{ \frac{1}{k_c} \ln \frac{2R_{co}}{R_{ci} + R_{co}} + \frac{1}{R_{co} h_{film}} \right\}}$$

(寄与温度差-4)

ここで求められる z_c が $-\frac{H}{2} \sim \frac{H}{2}$ の間の値であればこの式をそのまま適用する

ことができるが、 z_c が $\frac{H}{2} \sim \frac{H}{2} + \delta_z$ の間の値の場合には $z_c = \frac{H}{2}$ となることに留意する必要がある。

④ 燃料中心ピーク温度

$$T_{f0corepeak} = T_{Nacoreinlet} + \frac{q_{f_0} A_{fsA}}{\rho_{Na} c_{pNa} w_{Na0} A_{NaSA}} \times \frac{\pi}{B_z H} \times \frac{H}{\pi} \left\{ \sin(B_z Z_f) + \sin\left(\frac{B_z H}{2}\right) \right\}$$

$$+ \frac{R_{fo}^2 q_{f_0}}{2} \left\{ \frac{1}{2k_f} + \frac{1}{R_{fo} h_{gap}} + \frac{1}{k_c} \ln \frac{R_{co}}{R_{ci}} + \frac{1}{R_{co} h_{film}} \right\} \cos(B_z Z_f)$$

(寄与温度差-5)

但し、

$$\tan(B_z Z_f) = \frac{2A_{fsA} \left(\frac{\pi}{B_z H} \right) \times \left(\frac{H}{\pi} \right)}{\rho_{Na} c_{pNa} w_{Na0} A_{NaSA} R_{fo}^2 \left\{ \frac{1}{2k_f} + \frac{1}{R_{fo} h_{gap}} + \frac{1}{k_c} \ln \frac{R_{co}}{R_{ci}} + \frac{1}{R_{co} h_{film}} \right\}}$$

(寄与温度差-6)

念のため記すと、この式から求められるピーク温度は通常炉心燃料部にあり、この式をそのまま使用して差し支えはない。

5) 炉心内各領域の熱出力割合を用いた温度表示

ここで、炉心内の熱発生割合として、前に計算した core 部 θ_{core} 、軸方向ブランケット部 θ_{zbla} 、半径方向ブランケット部 θ_{rbla} を用いる。

① 炉心燃料部寄与分と原子炉全体との関係

原子炉炉心燃料部による寄与と軸方向上下ブランケットを含む原子炉全体の関係は、

$$T_{Nacoreinlet} = T_{Nainlet} + \frac{\theta_{zbla}}{2\theta_{core}} (T_{Nacoreoutlet} - T_{Nacoreinlet}) \quad (\text{温度表示-1})$$

から、

$$T_{Nacoreoutlet} - T_{Nacoreinlet} = \frac{2q_{f0} A_{fsA} H}{\pi \rho_{Na} c_{pNa} w_{Na0} A_{NaSA}} \left(\frac{\pi}{B_z H} \right) \sin \left(\frac{B_z H}{2} \right) \quad (\text{温度表示-2})$$

を用いて、

$$T_{Nacoreinlet} = T_{Nainlet} + \frac{\theta_{zbla}}{2\theta_{core}} \times \frac{2q_{f0} A_{fsA} H}{\pi \rho_{Na} c_{pNa} w_{Na0} A_{NaSA}} \left(\frac{\pi}{B_z H} \right) \sin \left(\frac{B_z H}{2} \right) \quad (\text{温度表示-3})$$

② ピーク温度差

これらをまとめると、

$$dT_{NaSA} = T_{NaSAoutlet} - T_{Nainlet} = \frac{\theta_{core} + \theta_{zbla}}{\theta_{core}} \times \frac{2q_{f0} A_{fsA} H}{\pi \rho_{Na} c_{pNa} w_{Na0} A_{NaSA}} \left(\frac{\pi}{B_z H} \right) \sin \left(\frac{B_z H}{2} \right)$$

(温度表示-4)

$$\begin{aligned} dT_{cavpeak} &= T_{cavpeak} - T_{Nainlet} \\ &= \frac{q_{f0} A_{fsA}}{\rho_{Na} c_{pNa} w_{Na0} A_{NaSA}} \times \left(\frac{\pi}{B_z H} \right) \times \frac{H}{\pi} \left\{ \sin(B_z Z_c) + \left(\frac{\theta_{core} + \theta_{zbla}}{\theta_{core}} \right) \sin \left(\frac{B_z H}{2} \right) \right\} \\ &\quad + \frac{R_{fo}^2 q_{f0}}{2} \left\{ \frac{1}{k_c} \ln \frac{2R_{co}}{R_{ci} + R_{co}} + \frac{1}{R_{co} h_{film}} \right\} \cos(B_z Z_c) \end{aligned} \quad (\text{温度表示-5})$$

$$dT_{f0 peak} = T_{f0 peak} - T_{Nainlet}$$

$$\begin{aligned}
&= \frac{q_{f_0} A_{fsA}}{\rho_{Na} c_{pNa} w_{Na0} A_{NaSA}} \times \left(\frac{\pi}{B_z H} \right) \times \frac{H}{\pi} \left\{ \sin(B_z Z_f) + \left(\frac{\theta_{core} + \theta_{zbla}}{\theta_{core}} \right) \sin\left(\frac{B_z H}{2}\right) \right\} \\
&+ \frac{R_{f0}^2 q_{f_0}}{2} \left\{ \frac{1}{2k_f} + \frac{1}{R_{f0} h_{gap}} + \frac{1}{k_c} \ln \frac{R_{co}}{R_{ci}} + \frac{1}{R_{co} h_{film}} \right\} \cos(B_z Z_f) \quad (\text{温度表示-6})
\end{aligned}$$

ただし、 Z_c 、 Z_f は、それぞれ、(寄与温度差-4)、(寄与温度差-6) から求まる値である。

5.2 冷却材速度と流量

これまで熱出力密度 q_{f_0} は炉心中央の燃料要素について定義してきたが、原子炉中心部では中性子束がほぼ平坦であることから、この炉心中央燃料要素の熱出力の値を炉中央燃料集合体についても適用する。

また、それぞれの燃料集合体出口の冷却材温度が一定であるように設計されていることから、それぞれの燃料集合体の冷却材流量はそれぞれの燃料集合体熱出力に比例することになり、したがつて燃料部分、すなわち炉心分から半径方向ブランケット部分および制御棒部分を差し引いた部分の冷却材流量は、この熱出力との関係を利用して求めることができる。

ただし、ここでの流量は燃料集合体中を流れるものであり、集合体ギャップ間の冷却材は停滞状態に近く、あとで述べるその他の流量として考慮することとする。

1) 冷却材速度

FBR プラントの概念設計をするにあたって、1 次主冷却系流量の数値をどのような値にするかを選定することは困難である。それよりも、原子炉内のナトリウムの流速、それも最高流速を選定する方が、ナトリウムの特性からかなり限定した範囲内にあることから容易であろう。このことから、このプログラムでは、原子炉炉心の中央に存在すると考える燃料集合体内の冷却材ナトリウムの流速を選定する方法を探る。

また、炉内冷却材流速 w_{0Na} から内側領域燃料集合体 1 本あたりの流量は以下で表すことができる。

$$W_{Na0} = \rho_{Na} A_{NaSA} w_{Na0} \quad (\text{冷却材速度-1})$$

2) 炉中央燃料集合体内冷却材速度と炉心全流量

① 冷却材流量

$$\begin{aligned}
W_{Nafuel} &= \rho_{Na} \int_R 2\pi v_{Na} w_{Na0} \frac{\sum_{ff} \phi_r}{\sum_{ff1} \phi_1(r=0)} dr \\
&= 2\pi \rho_{Na} w_{Na0} \left[v_f V_{f1} \int_0^{aR} \phi_{1r} r dr + v_f \frac{\sum_{ff2}}{\sum_{ff1}} \int_{aR}^R \phi_{2r} r dr \right] \\
&= \pi R^2 w_{Na0} \rho_{Na} v_f
\end{aligned}$$

$$\times \frac{\left[\frac{\alpha V_{f1}}{B_{1r}R} J_0(\alpha B_{1r}R) J_1(\alpha B_{1r}R) + \frac{A_1}{B_{2r}R} [J_1(B_{2r}R) + C_1 Y_1(B_{2r}R) - \alpha \{J_1(\alpha B_{2r}R) + C_1 Y_1(\alpha B_{2r}R)\}] \right]}{\frac{J_0(\alpha B_{1r}R)}{2}}$$

(冷却材速度-2)

3) 径方向プランケット燃料集合体内全流量

一方、プランケット燃料集合体出口冷却材温度は、運転が進んでプランケット内に溜まるプルトニウムなどの発熱による温度上昇が炉心燃料集合体の出口冷却材温度を超えることがないように設計されている。この考え方を採用すると、燃料の燃焼計算が必要となるが、ここではそこまで進めないことにして、運転初期のプランケット発熱量の θ_{rbla} 倍に対応する流量の ω'_{rbla} 倍の流量が流れているとし、さらに実機では径方向プランケットが3層配置されていることを考慮する。また、軸方向プランケット部の発熱量の θ_{zbla} 倍についても同じ考え方を導入する。

すなわち、

$$W_{Narbla} = (W_{Na} - W_{CR} - W_{etc}) \times \frac{\theta_{rbla} \times \frac{3l_{pitch}}{\delta_r}}{\theta_{core} + \theta_{zbla} + \theta_{rbla} \times \frac{3l_{pitch}}{\delta_r}} \\ = \omega_{Narbla} W_{Na} \quad (\text{冷却材速度-3})$$

4) 燃料集合体内全流量

前に求めた冷却材流量は、燃料炉心部と軸方向プランケット部の発熱量の和に相当するものであり、したがって、

$$W_{Nafuel} = \frac{\theta_{core} + \theta_{zbla}}{\theta_{core} + \theta_{zbla} + \theta_{rbla} \times \frac{3l_{pitch}}{\delta_r}} \times (W_{Na} - W_{CR} - W_{etc}) \\ = \omega_{Nafuel} W_{Na} \quad (\text{冷却材速度-4})$$

5) 制御棒集合体内冷却材全流量

制御棒集合体内の冷却材流量は、制御棒の健全性確保に必要な量を確保しているが、この計算は簡単ではないので、ここでは「もんじゅ」の流量割合を借用する。

すなわち、

$$W_{NaCR} = \omega_{CR} W_{Na} \quad (\text{冷却材速度-5})$$

6) その他の流量

上記以外の流量として、集合体ギャップ間への漏れや炉心槽内外の流量、「もんじゅ」ではないが炉内貯蔵燃料冷却や原子炉容器冷却などに使われる流量などがある。ここでは、「もんじゅ」の流量割合を借用する。

$$W_{Naetc} = \omega_{etc} W_{Na} \quad (\text{冷却材速度}-6)$$

7) 全流量

ここで、

$$\omega_{Nafuel} + \omega_{Narbla} + \omega_{NaCR} + \omega_{Naetc} = 1 \quad (\text{冷却材速度}-7)$$

である。

5.3 2次冷却系・水蒸気系流量の設定

1次主冷却材流量は前項の原子炉炉心中央燃料集合体中の冷却材流速から計算されるが、2次主冷却系と水・蒸気系の流量の値を選定することは、これも難しいことである。ここでは、これらの流量の変わりに、2次主冷却材流量と1次主冷却材流量との比、および、水・蒸気系流量と2次主冷却材流量との比を選定することにする。その理由は、タービン入口主蒸気温度を指定した場合には、2次主冷却系／1次主冷却系流量比は2次系のコールドレグ温度を、また、水・蒸気系／2次主冷却系流量の比は蒸気発生器給水温度を決定する大きな要因になっていることによる。

2次主冷却材／1次主冷却材流量比 w_{21} 、水・蒸気系／2次主冷却材流量比 w_{32} から、1次主冷却系冷却材流量 W_1 を利用して、2次主冷却系と水・蒸気系の流量 W_2 と W_3 を、

$$W_2 = w_{21} W_1 \quad (\text{冷却材流量}-1)$$

$$W_3 = w_{32} W_2 = w_{32} w_{21} W_1 \quad (\text{冷却材流量}-2)$$

から計算することができる。

5.4 原子炉出入口冷却材温度差

ここで、制御棒集合体およびその他の部分を流れる冷却材の温度上昇はないとして、

$$W_{Na} (T_{Naoutlet} - T_{Nainlet}) = (W_{Nafuel} + W_{Narbla}) \times (T_{NaSAoutlet} - T_{Nainlet}) \quad (\text{出口温度}-1)$$

したがって、原子炉出入口冷却材温度差は、

$$dT_{Na} = T_{Naoutlet} - T_{Nainlet} = \frac{W_{Nafuel} + W_{Narbla}}{W_{Na}} \times (T_{NaSAoutlet} - T_{Nainlet}) \quad (\text{出口温度}-2)$$

5.5 工学的安全係数の設定

1) 工学的安全係数

「もんじゅ」の工学的安全係数は、各種の工学的安全因子、すなわち、出力分布や流量配分などの誤差による乗算処理因子と、ペレット製作公差やペレット偏心効果などの統計処理因子が求められて使用されているが、ここでは、各種の温度上昇、すなわち、冷却材、フィルム熱伝達、被覆管内、燃料と被覆管のギャップ、および燃料内の温度上昇に乘算する形に整理して使用することとする。

したがって、それぞれの最高温度差を計算する場合には、該当する温度差に上記の係数をかけてから、和を求ることになる。

すなわち、

$$dT_{NaNom} = dT_{NaSA} \times HSF_{Na} + dT_{Nafilm} \times HSF_{film} \quad (\text{最高温度差-1})$$

$$dT_{cavNom} = dT_{NaSA} \times HSF_{Na} + dT_{Nafilm} \times HSF_{film} + dT_{cav} \times HSF_{cav} \quad (\text{最高温度差-2})$$

$$\begin{aligned} dT_{f0Nom} = & dT_{NaSA} \times HSF_{Na} + dT_{Nafilm} \times HSF_{film} \\ & + dT_{cav} \times HSF_{cav} + dT_{gap} \times HSF_{gap} + dT_{f0} \times HSF_{f0} \end{aligned} \quad (\text{最高温度差-3})$$

2) グローバルホットスポットファクタ

ホットスポットに対する最高温度差は、それぞれ該当するグローバルホットスポットファクタ GHSF を用いる。

$$dT_{Namax} = GHSF_{Na} \times dT_{NaNom} \quad (\text{最高温度差-4})$$

$$dT_{cavmax} = GHSF_{cav} \times dT_{cavNom} \quad (\text{最高温度差-5})$$

$$dT_{f0max} = GHSF_{f0} \times dT_{f0Nom} \quad (\text{最高温度差-6})$$

6. プラントヒートバランス

ここではまずプラントヒートバランスに大きく関わってくる主冷却系熱交換器の基数、および伝熱面積に関する説明を行う。また一方で、前項で計算した1次冷却系の温度、流量をベースにして、2次冷却系および水・蒸気系のヒートバランス方程式を解いて、プラント全体の温度・流量を求める。

6.1 主冷却系熱交換器

1) 主冷却系熱交換器の基数

基本的な主冷却系の系統構成として、各系統の各1ループにここで選定する数の機器が設置され、次の各系統では選定された数の機器からの冷却材は合流して各1ループを構成すると考える。

選定された中間熱交換器の機器数 U_{n2} と蒸気発生器の機器数 U_{n3} を使用して熱移送の計算を行うプログラムに変更するが、1基当たりの移送伝達される熱量は機器数の数に反比例することに留意する必要がある。

2) 主冷却系熱交換器の伝熱面積

中間熱交換器と蒸気発生器の伝熱面積は、熱伝達性と機器製作性および経済性を考慮した非常に高度な設計から決定されるのが通常である。このプログラムの簡易性から考えると、それらの伝熱面積の決定は他の複雑な設計式に任せることはない。

しかし、このプログラムでは、期待する系統温度を得るためにどのような伝熱面積が必要かの観点からプラントの概念を求めてゆくこととする。

ここでは、中間熱交換器と蒸気発生器、それぞれ各1基当たりの伝熱面積 A_2 、 A_3 を選定したプログラムに変更している。

6.2 プラントヒートバランスに関する一般的な方程式

1) 伝熱量バランスの式

$$Q_I = W_I (i_{II} - i_{Io}) \quad (\text{熱交換基礎-1})$$

$$Q_{II} = W_{II} (i_{Ilo} - i_{II}) \quad (\text{熱交換基礎-2})$$

$$Q_I = Q_{II} \quad (\text{熱交換基礎-3})$$

2) 伝熱の式

$$Q_I = hA \frac{(T_{II} - T_{Ilo}) - (T_{Io} - T_{III})}{\ln \frac{T_{II} - T_{Ilo}}{T_{Io} - T_{III}}} \quad (\text{熱交換基礎-4})$$

3) 热貫流率の式

$$h = \frac{1}{\left(\frac{1}{h_0} + \frac{1}{f_0} \right) + \frac{d_0}{2k} \ln \frac{d_0}{d_1} + \frac{d_0}{d_1} \left(\frac{1}{h_1} + \frac{1}{f_1} \right)} \quad (\text{熱交換基礎-5})$$

4) 連結する熱交換器の出入口温度を等しいとおく式

$$T_{No} = T_{N+1i}$$

(熱交換基礎-6)

$$T_{N+1o} = T_{Ni}$$

(熱交換基礎-7)

ここで

Q : 热量 N : ループ数 T : 温度 i : 比エンタルピ

h : 热貫流率または热伝達率 A : 伝热面積

f : 汚れ係数 d : 伝熱管径 k : 伝熱管热伝導率

添字 系統 I: 入力側 II: 出力側

場所 i: 入口 o: 出口

0: 外側 I: 内側

5) 相変化を伴う熱交換器の式

上記に列記した方程式は、該当する熱交換器内で热伝達率等が一定と見なせる場合に成立するが、蒸発器のように水側の相変化を伴うような場合においては熱伝達率等が変化するために特別な考慮を必要とする。

ここでは、相変化を伴う蒸発器内部の水・蒸気側の状況に応じて、

予 热 域 : 添字として sc

核沸騰域 : nb

膜沸騰域 : fb

過 热 域 : sh

をつけて、それぞれ方程式をたてることとする。

しかしながら、全体のヒートバランスを解くにあたって、蒸発器について上記の4領域を考慮した方程式を同時に取り扱うことは大変複雑になることから、ここで取り扱う簡易計算では、各領域の伝熱面積を考慮した蒸発器全体の平均熱貫流率を算定して、蒸発器を一つの均一な伝熱特性を持つ熱交換器として取り扱うこととする。

6.3 基本方程式

ここで計算に使用する全ての基本方程式をあげる。

添字 系統	1:1 次系	2:2 次系	3:水・蒸気系	
機器	1:原子炉	2:中間熱交換器	3:蒸気発生器(一体型)	4: 蒸発器 5: 過熱器
場所	i:入口	o:出口		

1) 伝热量バランスの式

$$Q_1 = W_1(i_{11o} - i_{11i}) \quad (\text{熱バラ基本-1})$$

$$Q_2 = W_1(i_{12i} - i_{12o}) \quad (\text{熱バラ基本-2})$$

$$Q_2 = W_2(i_{22o} - i_{22i}) \quad (\text{熱バラ基本-3})$$

$$Q_1 = Q / LN \quad (\text{熱バラ基本-4})$$

$$Q_2 = Q_1 \quad (\text{熱バラ基本-5})$$

「もんじゅ」のような分離型蒸気発生器では、

$$Q_4 = W_2(i_{24i} - i_{24o}) \quad (\text{熱バラ基本-6})$$

$$Q_4 = W_3(i_{34o} - i_{34i}) \quad (\text{熱バラ基本-7})$$

$$Q_5 = W_2(i_{25i} - i_{25o}) \quad (\text{熱バラ基本-8})$$

$$Q_5 = W_3(i_{35o} - i_{35i}) \quad (\text{熱バラ基本-9})$$

$$Q_4 + Q_5 = Q_2 \quad (\text{熱バラ基本-10})$$

2) 伝熱の式

$$Q_2 = h_2 A_2 \frac{(T_{11o} - T_{25i}) - (T_{11i} - T_{24o})}{\ln \frac{T_{11o} - T_{25i}}{T_{11i} - T_{24o}}} \quad (\text{熱バラ基本-11})$$

$$Q_5 = h_5 A_5 \frac{(T_{25i} - T_{35o}) - (T_{25o} - T_{35i})}{\ln \frac{T_{25i} - T_{35o}}{T_{25o} - T_{35i}}} \quad (\text{熱バラ基本-12})$$

3) 熱貫流率の式

$$h_2 = \frac{1}{\left(\frac{1}{h_{12}} + \frac{1}{f_{Na}} \right) + \frac{d_{2o}}{2k_2} \ln \frac{d_{2o}}{d_{2i}} + \frac{d_{2o}}{d_{2i}} \left(\frac{1}{h_{22}} + \frac{1}{f_{Na}} \right)} \quad (\text{熱バラ基本-13})$$

$$h_5 = \frac{1}{\left(\frac{1}{h_{25}} + \frac{1}{f_{Na}} \right) + \frac{d_{5o}}{2k_5} \ln \frac{d_{5o}}{d_{5i}} + \frac{d_{5o}}{d_{5i}} \left(\frac{1}{h_{35}} + \frac{1}{f_w} \right)} \quad (\text{熱バラ基本-14})$$

4) 連結する熱交換器の出入口温度を等しいとおく式

$$T_{12i} = T_{11o} \quad (\text{熱バラ基本-15})$$

$$T_{12o} = T_{11i} \quad (\text{熱バラ基本-16})$$

ここで、上記の式（熱バラ基本-15）と（熱バラ基本-16）は組み合わせて式（熱バラ基本-5）と同じことを表している。

$$T_{22o} = T_{25i} \quad (\text{熱バラ基本-17})$$

$$T_{22i} = T_{24o} \quad (\text{熱バラ基本-18})$$

$$T_{25o} = T_{24i} \quad (\text{熱バラ基本-19})$$

$$T_{35i} = T_{34o} \quad (\text{熱バラ基本-20})$$

また、上記の式（熱バラ基本-17）と（熱バラ基本-19）および式（熱バラ基本-18）と（熱バラ基本-20）はそれぞれ組み合わせて式（熱バラ基本-10）と同じことを表している。

5) 相変化を伴う熱交換器の式

$$h_{4sc} = \frac{1}{\left(\frac{1}{h_{24}} + \frac{1}{f_{Na}} \right) + \frac{d_{4o}}{2k_4} \ln \frac{d_{4o}}{d_{4i}} + \frac{d_{4o}}{d_{4i}} \left(\frac{1}{h_{34sc}} + \frac{1}{f_w} \right)} \quad (\text{熱バラ基本-21})$$

$$h_{4nb} = \frac{1}{\left(\frac{1}{h_{24}} + \frac{1}{f_{Na}} \right) + \frac{d_{4o}}{2k_4} \ln \frac{d_{4o}}{d_{4i}} + \frac{d_{4o}}{d_{4i}} \left(\frac{1}{h_{34nb}} + \frac{1}{f_w} \right)} \quad (\text{熱バラ基本-22})$$

$$h_{4jb} = \frac{1}{\left(\frac{1}{h_{24}} + \frac{1}{f_{Na}} \right) + \frac{d_{4o}}{2k_4} \ln \frac{d_{4o}}{d_{4i}} + \frac{d_{4o}}{d_{4i}} \left(\frac{1}{h_{34jb}} + \frac{1}{f_w} \right)} \quad (\text{熱バラ基本-23})$$

$$h_{4sh} = \frac{1}{\left(\frac{1}{h_{24}} + \frac{1}{f_{Na}} \right) + \frac{d_{4o}}{2k_4} \ln \frac{d_{4o}}{d_{4i}} + \frac{d_{4o}}{d_{4i}} \left(\frac{1}{h_{34sh}} + \frac{1}{f_w} \right)} \quad (\text{熱バラ基本-24})$$

ここでは、伝熱面積を考慮して、核沸騰域および膜沸騰域の平均熱貫流率を計算し、さらに、予熱域、沸騰域および過熱域の伝熱面積を考慮した総合的な平均熱貫流率を計算して、蒸発器の伝熱量を求める。

$$h_4 = \frac{1}{\left(\frac{1}{h_{24}} + \frac{1}{f_{Na}} \right) + \frac{d_{4o}}{2k_4} \ln \frac{d_{4o}}{d_{4i}} + \frac{d_{4o}}{d_{4i}} \left(\frac{1}{h_{34}} + \frac{1}{f_w} \right)} \quad (\text{熱バラ基本-25})$$

$$Q_4 = h_4 A_4 \frac{(T_{24i} - T_{34o}) - (T_{24o} - T_{34i})}{\ln \frac{T_{24i} - T_{34o}}{T_{24o} - T_{34i}}} \quad (\text{熱バラ基本-26})$$

6.4 热交換器の热貫流率の計算

1) 中間热交換器

中間热交換器の热貫流率 h_2 は下式にて求める。

$$\frac{1}{h_2} = \frac{1}{h_{12h}} + \frac{1}{f_{Na}} + \frac{d_{2o}}{2k_2} \log \frac{d_{2o}}{d_{2i}} + \frac{d_{2o}}{d_{2i}} \left(\frac{1}{h_{22h}} + \frac{1}{f_{Na}} \right)$$

h_{12h} : 1 次ナトリウム側 热貫流率

h_{22h} : 2 次ナトリウム側 热貫流率

f_{Na} : 伝热管 汚れ係数

k_2 : 伝热管材 热伝導率

d_{2i} : 伝热管 内径

d_{2o} : 伝热管 外径

2) 蒸気発生器

蒸気発生器の場合、一般 FBR プラントへの適用を考慮し、一体型でのヒートバランスを行っている。したがって、もんじゅを計算する場合は蒸発器・過熱器の伝熱面積の和を用いて計算を行うこととなる。

また蒸気発生器内部では、沸騰現象によって伝熱管内部で大きく

- a) 予熱域 (沸騰前 領域)
- b) 膜沸騰域 (伝熱管表面の一部が蒸気に変化)
- c) 核沸騰域 (伝熱管表面の大半が蒸気に変化)
- d) 過熱域 (伝熱管内の水が全て蒸気に変化)

に領域分けされ、それぞれの領域で熱貫流率に差がある。

したがって、

- ① 前述の入力条件である蒸気発生器伝熱面積A3を内部でそれぞれの領域毎に分割し、
- ② それぞれの領域における熱貫流率を別途計算によって得、
- ③ ①、②で得た結果をあわせて総合的な熱伝達率を得ることにしている。

以下にそれぞれの計算過程を示す。

① 領域毎の伝熱面積を算出

前述のとおり、予熱域、膜沸騰域、核沸騰域、過熱域における伝熱面積をそれぞれ

$$A_{3sc}, A_{3nb}, A_{3fb}, A_{3sh} \text{ とおくと,}$$

$$A_{3sc} = A_3 * 0.273$$

$$A_{3nb} = A_3 * 0.286$$

$$A_{3fb} = A_3 * 0.053$$

$$A_{3sh} = A_3 * 0.388$$

の割合で分割し、以後の計算を行っている。

② 領域毎の熱貫流率を算出

それぞれの領域における熱貫流率を換算する。計算過程は中間熱交換器での計算に使用した伝熱式を利用している。それぞれの領域における熱貫流率の算出式は以下のとおり。

(蒸気発生器予熱域)

$$\frac{1}{h_{3sc}} = \frac{1}{h_{23h}} + \frac{1}{f_{Na}} + \frac{d_{3o}}{2k_4} \log \frac{d_{3o}}{d_{3i}} + \frac{d_{3o}}{d_{3i}} \left(\frac{1}{h_{33sc}} + \frac{1}{f_w} \right)$$

$$\left. \begin{array}{l} h_{3sc} : \text{蒸気発生器予熱域 熱貫流率} \\ h_{23h} : 2\text{次ナトリウム側 熱貫流率} \\ h_{33sc} : \text{水・蒸気側予熱域 熱貫流率} \\ f_{Na} : \text{ナトリウム側 伝熱管 汚れ係数} \\ f_w : \text{水・蒸気側 伝熱管 汚れ係数} \\ k_4 : \text{伝熱管材 熱伝導率} \\ d_{2i} : \text{伝熱管 内径} \\ d_{2o} : \text{伝熱管 外径} \end{array} \right\}$$

(膜沸騰域)

$$\frac{1}{h_{3fb}} = \frac{1}{h_{23h}} + \frac{1}{f_{Na}} + \frac{d_{3o}}{2k_4} \log \frac{d_{3o}}{d_{3i}} + \frac{d_{3o}}{d_{3i}} \left(\frac{1}{h_{33fb}} + \frac{1}{f_w} \right)$$

$$\left. \begin{array}{l} h_{3fb} : \text{蒸気発生器膜沸騰域 熱貫流率} \\ h_{33fb} : \text{水・蒸気側膜沸騰域 熱貫流率} \end{array} \right\}$$

(核沸騰域)

$$\frac{1}{h_{3nb}} = \frac{1}{h_{23h}} + \frac{1}{f_{Na}} + \frac{d_{3o}}{2k_4} \log \frac{d_{3o}}{d_{3i}} + \frac{d_{3o}}{d_{3i}} \left(\frac{1}{h_{33nb}} + \frac{1}{f_w} \right)$$

h_{3nb} : 蒸気発生器核沸騰域 熱貫流率]
h_{33nb} : 水・蒸気側核沸騰域 熱貫流率	

(過熱域)

$$\frac{1}{h_{3sh}} = \frac{1}{h_{23h}} + \frac{1}{f_{Na}} + \frac{d_{3o}}{2k_4} \log \frac{d_{3o}}{d_{3i}} + \frac{d_{3o}}{d_{3i}} \left(\frac{1}{h_{33sh}} + \frac{1}{f_w} \right)$$

h_{3sh} : 蒸気発生器過熱域 熱貫流率]
h_{33sh} : 水・蒸気側過熱域 熱貫流率	

③ 全体の熱伝達率を算出

上式群を用いて、蒸気発生器の平均熱貫流率を求めると下式で表すことができる。

$$h_3 = \frac{h_{3sc} A_{3sc} + h_{3nb} A_{3nb} + h_{3fb} A_{3fb} + h_{3sh} A_{3sh}}{A_{3sc} + A_{3nb} + A_{3fb} + A_{3sh}}$$

6.5 基本方程式の解

1) 基本方程式の解法について

これまで示してきた基本方程式の解を求めるにあたっては、設計上与えられる条件から、残った未知数の数と方程式の数の関係を考慮して、過不足ない設計条件から全ての未知数を一通り決定するか、設計条件を少なくして最適条件を求める等の方法が考えられる。

ここでは、「もんじゅ」データによる計算をベースとしているので、下記のように考えることとするが、ここで示す方法は FBR プラント設計の基本的なプロセスであることを付記しておきたい。

- ① 原子炉の出力および冷却系ループ数を与える。
- ② 発電プラントの設計上で条件として与えられるタービン入口主蒸気条件(温度、圧力)を与える。
- ③ この主蒸気条件から決められる蒸気発生器出口主蒸気条件を与える。
- ④ 主蒸気流量は、ここではすでに炉心伝熱流動で定められた 1 次冷却系流量から、2 次冷却系および水・蒸気系の流量比を用いて計算する。
- ⑤ 過熱器入口蒸気温度は、蒸気圧力に相当する飽和温度に 30°C を加算した温度とする。
- ⑥ 過熱器と蒸発器の間に湿分分離器があることから、そこで生じる温度差および圧力差を設定して、蒸発器出口蒸気条件を定める。
- ⑦ 2 次冷却材流量は、すでに、水・蒸気系流量との比を用いて計算されている。

- ⑧ 中間熱交換器、蒸発器および過熱器の伝熱面積は、「もんじゅ」実機のデータを使用する。
- ⑨ 中間熱交換器、蒸発器および過熱器の熱貫流率は、「もんじゅ」実機プラントの各冷却材の流量等を用いて計算した結果を使用する。
- ⑩ 各熱交換器の温度については、ヒートバランスから計算する。
- ⑪ 冷却材、被覆管、および、燃料の各最高温度は炉心流動伝熱で求めた温度差を使って計算する。
- これらの計算により、必要なすべての仕様値が計算できる。

2) 温度と水・蒸気系の流量の計算

まず、最初にタービン入口主蒸気条件を設定する。

「もんじゅ」の値を使用して、蒸気温度 483°C、圧力 12.8Mpa とする。

これから、配管系の熱損失と圧力低下により蒸気発生器出口主蒸気条件を計算することになるが、ここでは、「もんじゅ」の値を使用して、過熱器出口蒸気の温度 487°C、圧力 13.4Mpa を設定する。

また、過熱器入口蒸気温度はその圧力 14.1Mpa に相当する飽和蒸気温度プラス 30°C と設計上で設定されていることを利用する。すなわち、

$$T_{35i} = T_{sat}(P_{35i}) + 30 \quad (\text{基本解-1})$$

蒸発器出口蒸気条件は、

$$T_{34o} = T_{35i} + 1.8 \quad (\text{基本解-2})$$

および、圧力 14.7Mpa とする。

一方、2 次冷却材流量は、1 次系流量との比 $w_{2/1}$ を用いると

$$W_2 = w_{2/1} \times W_1 \quad (\text{基本解-3})$$

また、水・蒸気系流量は、2 次系流量との比 $w_{3/2}$ を用いると、

$$W_3 = w_{3/2} \times W_2 = w_{2/1} \times w_{3/2} \times W_1 \quad (\text{基本解-4})$$

「もんじゅ」の値は、 $W_1=4.250 \times 10^3$ 、 $W_2=3.083 \times 10^3$ 、 $W_3=3.167 \times 10^2$ であり、したがって、 $w_{2/1}=0.7255$ 、 $w_{3/2}=0.1027$ である。

これらを使用して、

$$Q_5 = W_3 (i_{350} - i_{35i}) \quad (\text{基本解-5})$$

$$Q_4 = Q_2 - Q_5 \quad (\text{熱バラ基本-10})$$

$$i_{34i} = i_{34o} - \frac{Q_4}{W_3} \quad (\text{基本解-6})$$

さらに、

$$Q_5 = h_5 A_5 \frac{(T_{25i} - T_{35o}) - (T_{25o} - T_{35i})}{\ln \frac{T_{25i} - T_{35o}}{T_{25o} - T_{35i}}} \quad (\text{基本解-7})$$

$$Q_5 = a W_2 (T_{25i} - T_{25o}) \quad (\text{基本解-8})$$

から、

$$T_{25i} = \frac{T_{35o} - (\frac{Q_5}{\alpha W_2} + T_{35i}) e^{\frac{h_5 A_5}{a} \left(\frac{1}{W_2} - \frac{1}{W_3} \right)}}{1 - e^{\frac{h_5 A_5}{a} \left(\frac{1}{W_2} - \frac{1}{W_3} \right)}} \quad (\text{基本解-9})$$

$$T_{25o} = T_{25i} - \frac{Q_5}{\alpha W_2} \quad (\text{基本解-10})$$

さらに,

$$T_{24o} = T_{25o} - \frac{Q_4}{\alpha W_2} \quad (\text{基本解-11})$$

一方,

$$Q_2 = h_2 A_2 \frac{(T_{11o} - T_{25i}) - (T_{11i} - T_{24o})}{\ln \frac{T_{11o} - T_{25i}}{T_{11i} - T_{24o}}} \quad (\text{基本解-12})$$

$$Q_2 = a W_1 (T_{11o} - T_{11i}) \quad (\text{基本解-13})$$

$$T_{11o} = \frac{T_{25i} - (\frac{Q_2}{\alpha W_1} + T_{24o}) e^{\frac{h_2 A_2}{a} \left(\frac{1}{W_1} - \frac{1}{W_2} \right)}}{1 - e^{\frac{h_2 A_2}{a} \left(\frac{1}{W_1} - \frac{1}{W_2} \right)}} \quad (\text{基本解-14})$$

$$T_{11i} = T_{11o} - \frac{Q_2}{\alpha W_1} \quad (\text{基本解-15})$$

$$= T_{11o} - dT_{Na} \quad (\text{基本解-16})$$

これらから得られた数値を用いて,

$$Q_4 = h_4 A_4 \frac{(T_{25o} - T_{35i}) - (T_{24o} - T_{34i})}{\ln \frac{T_{25o} - T_{35i}}{T_{24o} - T_{34i}}} \quad (\text{基本解-17})$$

が成立するような 蒸発器の総合平均熱貫流率や水・蒸気側の流動状態別伝熱面積割合などを精査する。必要により、 $w_{2/1}$ と $w_{3/2}$ を設定し直す。さらに、各熱交換器の伝熱面積と熱貫流率を再考する場合がある。

7. 炉心最高温度

ここでは、プラントのヒートバランスから求められた原子炉および各熱交換器の温度から、炉心伝熱流動に戻って、冷却材、燃料被覆管、および、燃料の最高温度を求める。燃料—被覆管—冷却材の温度に関する基本方程式を解く。

1) 公称値としての値

各最高温度(公称値)は、前項で求めた原子炉入口冷却材温度に、2.6 項で計算されたそれぞれの最高温度差を加算することより求められる。

$$T_{NaNom} = dT_{NaNom} + T_{Nainlet} \quad (\text{最高温度}-1)$$

$$T_{cavNom} = dT_{cavNom} + T_{Nainlet} \quad (\text{最高温度}-2)$$

$$T_{f0Nom} = dT_{f0Nom} + T_{Nainlet} \quad (\text{最高温度}-3)$$

2) ホットスポットに対する最高温度

ホットスポットに対する最高温度差は、上と同様に、原子炉入口冷却材温度にそれぞれ該当するグローバルホットスポットファクタ GHSF を用いて計算した温度差を加算することにより求められる。

$$T_{Na\max} = dT_{Na\max} + T_{Nainlet} \quad (\text{最高温度}-4)$$

$$T_{cav\max} = dT_{cav\max} + T_{Nainlet} \quad (\text{最高温度}-5)$$

$$T_{f0\max} = dT_{f0\max} + T_{Nainlet} \quad (\text{最高温度}-6)$$

付録－2 行列処理手順詳細

「式×パラメータ」の関係を分析するための行列処理手順の詳細について以下に記す。

- (1) 処理手順概要
- (2) 処理手順詳細
- (3) レベル分割手法の解説

(1) 処理手順概要

処理手順は【前処理】【レベル分割処理】【後処理】の3つに分けられる。以下にその概要を示す。なお、ここで用いているレベル分割処理、隣接行列、可到達行列、階層化可到達行列についての解説は本付録の最後に記載した。

【前処理】

レベル分割処理を行うために、「式×パラメータ」マトリクスを「項目番号×項目番号」マトリクスに変換する。

【手順1】 対角成分が全て"1"になるよう並べ替え

【手順2】 行・列を反転

【手順3】 「パラメータ×式」を「項目番号×項目番号」に置き換えて隣接行列を作成

【レベル分割処理】

「項目番号×項目番号」マトリクスにレベル分割処理を行う。

【手順4】 隣接行列から可到達行列を求める

【手順5】 可到達行列のレベル分割・並べ替えを行い、階層化可到達行列を導く

【後処理】

前処理の逆の処理を行い、「式×パラメータ」マトリクスに戻す。

【手順6】 階層化可到達行列を隣接行列に戻す

【手順7】 隣接行列を「パラメータ×式」マトリクスに戻す

【手順8】 行・列を反転 (処理完了)

(2) 処理手順詳細

ここでは各処理手順(手順1～8)の詳細について述べる。

【手順1】 対角成分が全て"1"になるよう並べ替え

「式×パラメータ」のマトリクスに対し、対角成分が全て"1"となるような並べ替えを施す。

- ① 「交差する成分が"1"」である行・列組合せをひとつ選択する(複数存在する場合でもその中からひとつだけ選択する)。
- ② 選択した行と列をマトリクスの一番右下に移動(並べ替え)させる。
- ③ 移動させた行・列を除外した範囲を新たな処理対象範囲として①に戻る。この処理を繰り返して処理対象が無くなれば処理完了。この時に対角成分が全て"1"となる。

なお、途中で"1"がなくなった場合は処理を巻き戻して行・列の選択をやり直す。全ての行・列の組合せを試しても処理完了できない場合は、処理不可能なマトリクスであることを意味するため処理を中断する。

	P1	P2	P3	P4	P5
式1	1	1	0	0	0
式2	0	0	1	1	0
式3	0	0	0	0	1
式4	1	1	1	1	0
式5	0	0	1	1	1

初期状態(例題)

	P1	P2	P3	P4	P5
式1	1	1	0	0	0
式2	0	0	1	1	0
式4	1	1	1	1	0
式5	0	0	1	1	1
式3	0	0	0	0	1

式3, P5を選択して右下へ移動

	P2	P3	P4	P1	P5
式2	0	1	1	0	0
式4	1	1	1	1	0
式5	0	1	1	0	1
式1	1	0	0	1	0
式3	0	0	0	0	1

式1, P1を選択して右下へ移動

	P3	P4	P2	P1	P5
式2	1	1	0	0	0
式5	1	1	0	0	1
式4	1	1	1	1	0
式1	0	0	1	1	0
式3	0	0	0	0	1

式4, P2を選択して右下へ移動

	P3	P4	P2	P1	P5
式2	1	1	0	0	0
式5	1	1	0	0	1
式4	1	1	1	1	0
式1	0	0	1	1	0
式3	0	0	0	0	1

残りの 2x2 マトリクスは対角セルが
全て"1"なので処理を終了

[手順 2] 行・列を反転

隣接行列の表現に合わせるために、まず、行・列を反転させる。

	P3	P4	P2	P1	P5
式2	1	1	0	0	0
式5	1	1	0	0	1
式4	1	1	1	1	0
式1	0	0	1	1	0
式3	0	0	0	0	1

「式×パラメータ」マトリクス



	式2	式5	式4	式1	式3
P3	1	1	1	0	0
P4	1	1	1	0	0
P2	0	0	1	1	0
P1	0	0	1	1	0
P5	0	1	0	0	1

「パラメータ×式」マトリクス

[手順3] 「パラメータ×式」を「項目番号×項目番号」に置き換えて隣接行列を作成

隣接行列の表現に合わせるために行・列の表現を「パラメータ×式」を「項目番号×項目番号」に置き換える。ここまで処理で隣接行列が出来上がる。

	式	式	式	式	式	
	2	5	4	1	3	
P3	1	1	1	0	0	
P4	1	1	1	0	0	
P2	0	0	1	1	0	
P1	0	0	1	1	0	
P5	0	1	0	0	1	

「パラメータ×式」マトリクス



	1	2	3	4	5
1	1	1	1	0	0
2	1	1	1	0	0
3	0	0	1	1	0
4	0	0	1	1	0
5	0	1	0	0	1

隣接行列

[手順4] 隣接行列から可到達行列を求める

[手順3]までの処理で求められた隣接行列を $p \times 1$ 乗(ブール演算)することによって可到達行列が求まる。(pは項目の数)

	1	2	3	4	5	
1	1	1	1	0	0	
2	1	1	1	0	0	
3	0	0	1	1	0	
4	0	0	1	1	0	
5	0	1	0	0	1	

隣接行列



	1	2	3	4	5
1	1	1	1	1	0
2	1	1	1	1	0
3	0	0	1	1	0
4	0	0	1	1	0
5	1	1	1	1	1

可到達行列

[手順5] 可到達行列のレベル分割・並べ替えを行い、階層化可到達行列を導く

可到達行列の項目 s に対し、次の 2 種類の集合を定義する。

可到達集合 $R(s)$: 項目 s の行で "1" となっている項目の集合

先行集合 $A(s)$: 項目 s の列で "1" となっている項目の集合

これらをテーブルで整理して $R(s)=R(s) \cap A(s)$ となる項目の集合を見つけ出し、これを最上位レベル集合(top-level set)として抜き出し、マトリクス左上にくるよう並べ替える。

次に、抜き出した項目以外の範囲で同じ処理を行い、その中の最上位レベルを抜き出す。この処理を項目がなくなるまで繰り返すことによって全てのレベル分割・並べ替えが完了する。こうして得られた行列を階層化可到達行列と呼ぶ。

	?	?	?	?	?	
	1	2	3	4	5	
1	1	1	1	1	0	
2	1	1	1	1	0	
3	0	0	1	1	0	
4	0	0	1	1	0	
5	1	1	1	1	1	

可到達行列



	?	?	?	?	?
1	1	2	3	4	5
1	1	1	1	1	0
2	1	1	1	1	0
3	0	0	1	1	0
4	0	0	1	1	0
5	1	1	1	1	1

TABLE Lv.1

項目 s	可到達集合 R(s)	先行集合 A(s)	$R(s) \cap A(s)$
1	1,2,3,4	1,2,5	1,2
2	1,2,3,4	1,2,5	1,2
3	3,4	1,2,3,4,5	3,4
4	3,4	1,2,3,4,5	3,4
5	1,2,3,4,5	5	5

最上位レベル集合: 3,4

	Lv.1	?	?	?	?
3	4	1	2	5	
3	1 1	0 0	0 0	0 0	
4	1 1	0 0	0 0	0 0	
1	1 1	1 1	1 1	0 0	
2	1 1	1 1	1 1	0 0	
5	1 1	1 1	1 1	1 1	



	Lv.1	?	?	?	?
3	4	1	2	5	
3	1 1	0 0	0 0	0 0	
4	1 1	0 0	0 0	0 0	
1	1 1	1 1	1 1	0 0	
2	1 1	1 1	1 1	0 0	
5	1 1	1 1	1 1	1 1	

TABLE Lv.2

項目 s	可到達集合 R(s)	先行集合 A(s)	$R(s) \cap A(s)$
1	1,2	1,2,3	1,2
2	1,2	1,2,3	1,2
5	1,2,5	5	5
-	-	-	-
-	-	-	-

最上位レベル集合: 1,2

	Lv.1	Lv.2	?	
3	4	1	2	5
3	1 1	0 0	0 0	0 0
4	1 1	0 0	0 0	0 0
1	1 1	1 1	1 1	0 0
2	1 1	1 1	1 1	0 0
5	1 1	1 1	1 1	1 1



	Lv.1	Lv.2	?	
3	4	1	2	5
3	1 1	0 0	0 0	0 0
4	1 1	0 0	0 0	0 0
1	1 1	1 1	1 1	0 0
2	1 1	1 1	1 1	0 0
5	1 1	1 1	1 1	1 1

TABLE Lv.3

項目 s	可到達集合 R(s)	先行集合 A(s)	$R(s) \cap A(s)$
5	5	5	5
-	-	-	-
-	-	-	-
-	-	-	-
-	-	-	-

最上位レベル集合: 5

	Lv.1	Lv.2	Lv.3	
3	4	1	2	5
3	1 1	0 0	0 0	0 0
4	1 1	0 0	0 0	0 0
1	1 1	1 1	1 1	0 0
2	1 1	1 1	1 1	0 0
5	1 1	1 1	1 1	1 1

階層化可到達行列

[手順 6] 階層化可到達行列を隣接行列に戻す

前処理で用いた隣接行列を基に、"0", "1" を入れなおす。

([手順 4]の逆の操作に相当する)

	Lv.1		Lv.2		Lv.3	
	3	4	1	2	5	
3	1	1	0	0	0	
4	1	1	0	0	0	
1	1	1	1	1	0	
2	1	1	1	1	0	
5	1	1	1	1	1	

階層化可到達行列

	Lv.1		Lv.2		Lv.3	
	3	4	1	2	5	
3	1	1	0	0	0	
4	1	1	0	0	0	
1	1	0	1	1	0	
2	1	0	1	1	0	
5	0	0	0	1	1	

隣接行列

[手順 7] 隣接行列を「パラメータ×式」マトリクスに戻す

行×列の表現を「項目番号×項目番号」から「パラメータ×式」へ戻す。

([手順 3]の逆の操作に相当する)

	Lv.1		Lv.2		Lv.3	
	3	4	1	2	5	
3	1	1	0	0	0	
4	1	1	0	0	0	
1	1	0	1	1	0	
2	1	0	1	1	0	
5	0	0	0	1	1	

隣接行列

	Lv.1		Lv.2		Lv.3	
	式4	式1	式2	式5	式3	
P2	1	1	0	0	0	
P1	1	1	0	0	0	
P3	1	0	1	1	0	
P4	1	0	1	1	0	
P5	0	0	0	1	1	

「パラメータ×式」マトリクス

[手順 8] 行・列を反転 (処理完了)

行・列を入れ換えて「パラメータ×式」マトリクスを「式 × パラメータ」マトリクスに戻す。([手順 2]の逆の操作に相当する)

	Lv.1		Lv.2		Lv.3	
	式4	式1	式2	式5	式3	
P2	1	1	0	0	0	
P1	1	1	0	0	0	
P3	1	0	1	1	0	
P4	1	0	1	1	0	
P5	0	0	0	1	1	

「パラメータ×式」マトリクス

	Lv.1		Lv.2		Lv.3	
	式4	式1	式3	式2	式5	
P2	1	1	1	1	0	
P1	1	1	0	0	0	
P3	0	0	1	1	0	
P4	0	0	1	1	1	
P5	0	0	0	0	1	

「式 × パラメータ」マトリクス
(処理完了)

(3) レベル分割手法の解説

レベル分割手法の概要を図付2.1に示す。レベル分割処理とは、有向グラフで描かれるような項目間の因果関係を行列で表現した隣接行列と呼ばれる正方行列から、可到達行列を導き、これに行列処理を行う事によって階層化可到達行列と呼ばれる項目間の因果関係の階層化した行列を導くものである。

①隣接行列(Transition Matrix)

隣接行列は項目間の直接的な因果関係を表す。

隣接行列 A の成分を a_{ij} とすると、 a_{ij} は以下の意味を持つ。

$a_{ij}=1$: 項目 i から項目 j へ直接の影響がある

$a_{ij}=0$: 項目 i から項目 j へ直接の影響がない

②可到達行列(Reachability Matrix)

可到達行列は項目間の直接的な因果関係だけでなく、有向グラフ上の矢印をたどつていく事によって到達可能な間接的な因果関係も全て含めて行列上に表したものである。

可到達行列 R の成分を r_{ij} とすると、 r_{ij} は以下の意味を持つ。

$r_{ij}=1$: 項目 i から項目 j へ直接あるいは間接的に影響がある

$r_{ij}=0$: 項目 i から項目 j へ直接あるいは間接的にも影響がない

③階層化可到達行列

可到達行列に対して並べ替えを施し、項目間の因果関係の階層化した行列を階層化可到達行列と呼ぶ。

①→② 隣接行列から可到達行列を求める

隣接行列と可到達行列には次のような関係が成り立つ。

隣接行列 A の対角成分が全て"1"すなわち、

$$A = A + I \quad (I \text{ は単位行列, } + \text{ はブール演算})$$

を満たす A について、

$A^2 = A \cdot A, A^3 = A^2 \cdot A, A^4 = A^3 \cdot A \dots$ として A の累乗(ブール演算)を求めていくと、 A^{p-1} 以降はそれ以上変化しない行列となる (p は A における項目数)。この行列が隣接行列 A の可到達行列 R である。

$$A^{p-1} = A^p = A^{p+1} = A^{p+2} \dots = R$$

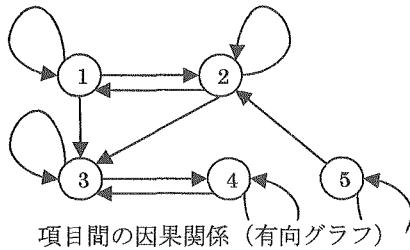
②→③ 可到達行列から階層化可到達行列を求める(レベル分割処理)

可到達行列の項目 s に対し、次の2種類の集合を定義する。

可到達集合 $R(s)$: 項目 s の行で"1"となっている項目の集合

先行集合 $A(s)$: 項目 s の列で"1"となっている項目の集合

これらをテーブルで整理して $R(s) = R(s) \cap A(s)$ となる項目の集合を見つけ出し、これを最上位レベル集合(top-level set)として抜き出し、マトリクス左上にくるよう並べ替える。次に、抜き出した項目以外の範囲で同じ処理を行い、その中の最上位レベルを抜き出す。この処理を項目がなくなるまで繰り返すことによって階層化可到達行列が得られる。



	1	2	3	4	5
1	1	1	1	0	0
2	1	1	1	0	0
3	0	0	1	1	0
4	0	0	1	1	0
5	1	1	1	1	1

隣接行列

	1	2	3	4	5
1	1	1	1	1	0
2	1	1	1	1	0
3	0	0	1	1	0
4	0	0	1	1	0
5	1	1	1	1	1

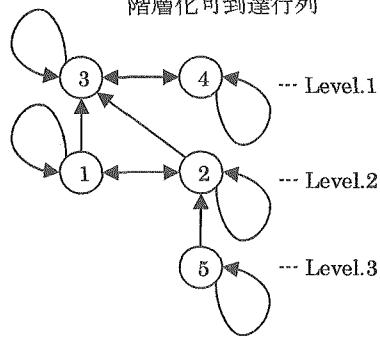
可到達行列

→
レベル
分割

	Lv.1		Lv.2		Lv.3
	3	4	1	2	5
3	1	1	0	0	0
4	1	1	0	0	0
1	1	0	1	1	0
2	1	0	1	1	0
5	0	0	0	1	1

階層化可到達行列

→
→
レベル
分割



階層化された項目間の因果関係
(有向グラフ)

図付2.1 レベル分割手法

付録－3：設計問題へ適用する Dulmage-Mendelsohn 分解の説明

設計問題を表すグラフを G、矢印の集合を A、条件の集合を V_+ 、仕様の集合を V_- 、マッチングを M とする。

付 3-1：<条件>とそれに関わる<仕様>の1対1の組を何れの側の重複も無しに最大数設定する（最大マッチング）

この例題のように小規模な問題では最大マッチングは自明だが、大規模問題に適用できるアルゴリズムをこの例題によって説明する。

最初に設定できたマッチングが図 付 3-1 のように、条件 3 一仕様 C であったとする。（実際には、条件 1 一仕様 A、から始めて、条件、仕様ともこれと異なるマッチングを、条件 3 一仕様 B、条件 4 一仕様 C … と設定した状態から開始するが、この例題ではこれで最大マッチングが設定できてしまうので、このように仮定して、最大ではないマッチングから最大マッチングを見出すアルゴリズムを説明する）

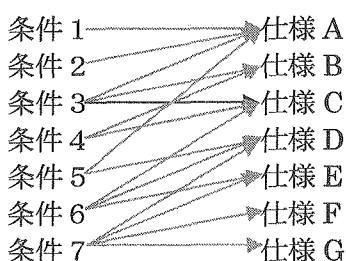


図 付 3-1: 最初に設定された
マッチング

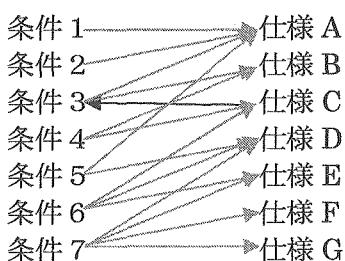
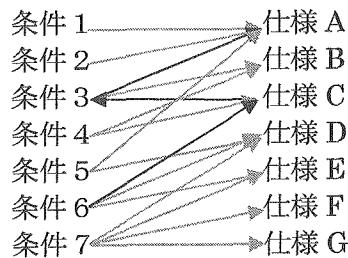
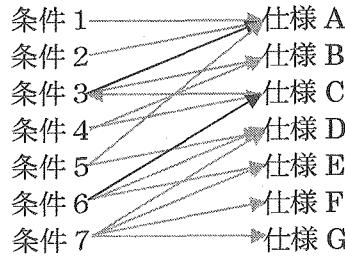


図 付 3-2: マッチングの矢印
を逆転する

その時点でのマッチングに相当する矢印を逆転して（図 付 3-2）、まだマッチングに含まれない<条件>からマッチングに含まれない<仕様>に矢印に沿って至る経路を探す。上述のように、それまでのマッチングに含まれない<条件>から同じく含まれない<仕様>に直接至る矢印があればそれを新たなマッチングに加えて良い。また新しく見出された経路が<条件>群と<仕様>群の間の往復を含む場合（図 付 3-3）は、見つかった経路から、マッチングに含まれた矢印（つまり逆転された矢印）に該当するものをマッチングから除き、含まれていなかった矢印の始点：条件と終点：仕様の組をマッチングに加える（図 付 3-4）。この操作一回につきマッチングは一組ずつ増える。



図付 3-3：経路を見つける



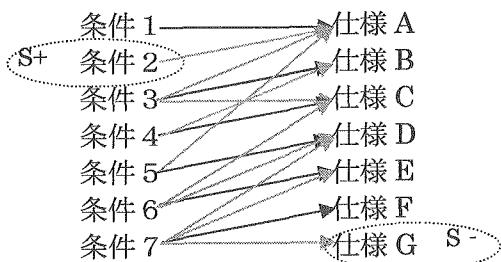
図付 3-4：新たなマッチング

グ：条件 3－仕様 A と条件 6
－仕様 C

この操作を繰り返し、各マッチングに該当する矢印を逆転した図の上で、マッチングに含まれない<条件>からマッチングに含まれない<仕様>まで至る経路が無くなった時点のマッチングが「最大マッチング」である。これを M と置く。

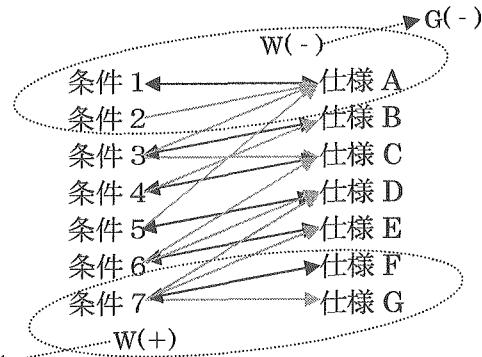
(注：この最大マッチングは、一般には一意的に定まるものではないが、以下に述べる分解・順序付けの結果はこの最大マッチングに依存せずに一意的に定まる)

付 3-2：最大マッチングに含まれない<条件>、<仕様>の集合をそれぞれ S^+ 、 S^- と置く（図付 3-5）。グラフ G に M の逆を加えたグラフ G_m 上で、 S^+ から到達可能な条件と仕様の集合を $W(-)$ 、 S^- へ到達可能な条件と仕様の集合を $W(+)$ と置く。（図付 3-6）



図付 3-5：最大マッチングと、

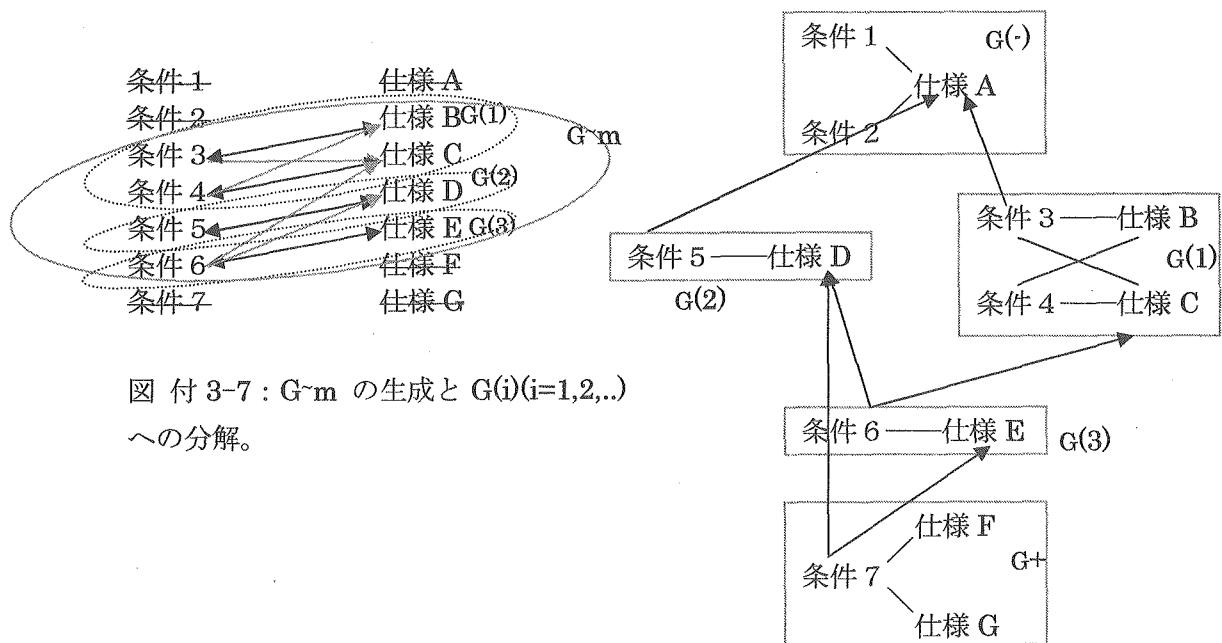
S^+ ：条件 2、 S^- ：仕様 G



図付 3-6： S^+ ：条件 2 から到達できる

のは仕様 A と条件 1、 S^- ：仕様 G に到達できるのは仕様 F と条件 7

$W(-)$ と $W(+)$ に相当する部分グラフをそれぞれ $G(-)$ と $G(+)$ とし、 G_m から、 $G(-)$ と $G(+)$ を除去して得られるグラフを $G_{\sim m}$ とし、強連結成分（その中のどの点からどの点へも矢印伝いに到達できるような集合）へ分解し（図付 3-7）、その各成分及び $G(-), G(+)$ の間の矢印に従つて相互の順序関係を付ける（図付 3-8）



図付3-7: $G \sim m$ の生成と $G(i)$ ($i=1,2,\dots$)への分解。

図付3-8: 分解・順序付けされたグラフ

ただし、この順序付けは、条件→仕様の「向き」に従ったものなので、意思決定手順としては下のグループから順次矢印に沿って上のグループへと進むことになる。