

JAERI-M
93-106

燃料照射・炉特性研究用試験炉の概念検討

1993年5月

稻邊 輝雄・中田 宏勝・秋江 拓志・与能本泰介
小林日出雄・坪 長・伊藤 治彦・岩村 公道
大久保 努・大杉 俊隆・梅田 巍*

日本原子力研究所
Japan Atomic Energy Research Institute

JAERI-M レポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。
入手の問合せは、日本原子力研究所技術情報部情報資料課（〒319-11茨城県那珂郡東海村）
あて、お申しこしください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター
(〒319-11 茨城県那珂郡東海村日本原子力研究所内) で複写による実費頒布をおこなって
おります。

JAERI-M reports are issued irregularly.

Inquiries about availability of the reports should be addressed to Information Division,
Department of Technical Information, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura,
Naka-gun, Ibaraki-ken 319-11, Japan.

© Japan Atomic Energy Research Institute, 1993

編集兼発行 日本原子力研究所
印 刷 (株)原子力資料サービス

燃料照射・炉特性研究用試験炉の概念検討

日本原子力研究所東海研究所軽水炉将来技術開発計画特別チーム

稻邊 輝雄・中田 宏勝・秋江 拓志・与能本泰介

小林日出雄・坪 長・伊藤 治彦・岩村 公道

大久保 努・大杉 俊隆・梅田 巍*

(1993年4月1日受理)

本報告書は、軽水炉将来技術開発計画特別チームが検討を行ってきた「軽水炉将来技術総合試験施設」計画の中核をなす、燃料照射・炉特性研究のための試験炉について、システム構成、構造概念、核熱特性等の面から技術的検討を行い、試験炉としての概念の成立性を検討した結果をまとめたものである。検討の対象としたのは、PWR 条件及び BWR 条件の両モードの運転を実施し燃料照射試験を行うとともに炉特性試験を行う「PWR/BWR 両用型試験炉」、PWR 条件あるいは BWR 条件のみのモードの運転を実施し燃料照射試験及び炉特性試験を行う「PWR 専用型試験炉」及び「BWR 専用型試験炉」、並びに、燃料照射試験のみを効率的に行うこと目標とした「燃料照射専用型試験炉」の 4 種類である。

小型動力炉の特徴を有する前 3 者の試験炉については、炉心中央部 1 体の照射ループ及び炉心周辺部の複数の燃料集合体を試験燃料の照射領域として、照射能力を評価した。その結果、照射ループ中で試験燃料 1 本を過渡照射し、また、炉心周辺部で試験燃料を集合体規模で長期照射するための能力は、確保できる見通しを得た。炉特性試験については、受動的安全炉に係る試験等を想定して、試験炉の構造概念等に配慮した。

「燃料照射専用型試験炉」については、原子炉の運転圧力を低圧とすることにより、原子炉容器を多数の照射用ループ等が貫通できるよう考慮し、炉心内に 4 体の照射ループ、反射体内に合計 18 体の照射ループあるいは照射キャップセルを装荷することとして、各照射領域における試験燃料の照射能力を評価した。その結果、炉心内照射ループ中で複数本バンドルの試験燃料を長期照射し、また、反射体内照射ループあるいは照射キャップセル中で試験燃料を過渡照射するための能力は、確保できる見通しを得た。

Conceptual Study of Test Reactor for Fuel
Irradiation/Reactor Performance Research

Teruo INABE, Hirokatsu NAKATA, Hiroshi AKIE
Taisuke YONOMOTO, Hideo KOBAYASHI, Cho AKUTSU
Haruhiko ITO, Takamichi IWAMURA, Tsutomu OKUBO
Toshitaka OSUGI and Iwao UMEDA*

Advanced LWR Technology Development Program Team
Tokai Research Establishment
Japan Atomic Energy Research Institute
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received April 1, 1993)

This report describes the results of conceptual design study of a test reactor for fuel irradiation research and/or reactor performance research as a central facility of the "Integrated Test Facilities for the Future LWR Technology" which have been developed by JAERI's Advanced LWR Technology Development Program Team. The conceptual design study included the activities concerning reactor system and structural design, and nuclear and thermal performance analyses. Four different types of test reactors were examined. They were a "PWR/BWR dual type test reactor" to conduct fuel irradiation tests and reactor performance tests under either PWR conditions or BWR conditions, a "PWR type test reactor" to conduct those tests under PWR conditions, a "BWR type test reactor" to conduct those tests under BWR conditions, and a "fuel irradiation test reactor" to conduct fuel irradiation tests only.

For the former three test reactors, a central loop in the core and multiple core fuel assemblies in the outer region of the core were intended as fuel irradiation regions. The analyses indicate that these test reactors have a good capability of subjecting a test fuel rod to

* NKK Corporation

transient irradiation in the central loop and subjecting test fuel rod bundles to long-term steady irradiation in the core outer regions. As for reactor performance tests, a passive safety reactor was postulated as a test object, and necessary test reactor systems were considered.

The fuel irradiation test reactor was designed to be operated under a low pressure and a low temperature and to have four irradiation loops in the core region and 18 vertical holes in the reflector region for irradiation loops and capsules. The analyses indicate that the test reactor has a good capability of subjecting test fuel rod bundles to long-term steady irradiation in the core region and subjecting test fuel rods to transient irradiation in the reflector region.

Keywords: Future LWR Technology, Fuel Irradiation Test, Reactor Performance Test, PWR/BWR Dual Type Test Reactor, PWR Type Test Reactor, BWR Type Test Reactor, Fuel Irradiation Test Reactor, Irradiation Loop, Irradiation Capsule.

目 次

1.はじめに	1
2.試験炉の基本的考え方	2
3.PWR/BWR両用型試験炉	3
3.1 目的	3
3.2 原子炉施設の構成	3
3.3 原子炉核熱特性	8
3.4 技術的開発課題	10
3.5 その他の留意事項	13
4. PWR専用型試験炉	31
4.1 目的	31
4.2 原子炉施設の構成	31
4.3 原子炉核熱特性	39
4.4 技術的開発課題	40
4.5 その他の留意事項	41
5. BWR専用型試験炉	60
5.1 目的	60
5.2 原子炉施設の構成	60
5.3 原子炉核熱特性	63
5.4 技術的開発課題	64
5.5 その他の留意事項	65
6. 燃料照射専用型試験炉	80
6.1 目的	80
6.2 原子炉施設の構成	80
6.3 原子炉核熱特性	85
6.4 技術的開発課題	86
6.5 その他の留意事項	87
7.まとめ	103
謝辞	104
参考文献	104

Contents

1. Introduction	1
2. Fundamental Concept of Test Reactor	2
3. PWR/BWR Dual Type Test Reactor	3
3.1 Objective	3
3.2 Reactor Systems	3
3.3 Nuclear and Thermal Characteristics	8
3.4 Technical Development Matters	10
3.5 Other Problems	13
4. PWR Type Test Reactor	31
4.1 Objective	31
4.2 Reactor Systems	31
4.3 Nuclear and Thermal Characteristics	39
4.4 Technical Development Matters	40
4.5 Other Problems	41
5. BWR Type Test Reactor	60
5.1 Objective	60
5.2 Reactor Systems	60
5.3 Nuclear and Thermal Characteristics	63
5.4 Technical Development Matters	64
5.5 Other Problems	65
6. Fuel Irradiation Test Reactor	80
6.1 Objective	80
6.2 Reactor Systems	80
6.3 Nuclear and Thermal Characteristics	85
6.4 Technical Development Matters	86
6.5 Other Problems	87
7. Concluding Remarks	103
Acknowledgement	104
References	104

1. はじめに

原研の「軽水炉将来技術開発計画特別チーム」においては、軽水炉主流時代の長期化を背景に、21世紀に展開する軽水炉将来技術の主要課題とその研究方策の検討が必要であるとの認識に立ち、原研でここ数年来検討・提案してきた炉概念・燃料サイクルに係わる軽水炉将来技術について、原子力トータルシステムの視点から検討するとともに、それらの技術的成立性評価と広い研究領域（炉物理、熱流動、燃料・材料、再処理、高レベル廃棄物等）の基礎的・基盤的研究の実施に供する種々の試験施設から構成される総合試験施設の概念検討を進めてきた。⁽¹⁾

具体的には、長期的視点に立ち次の主要課題への取り組みが重要であると位置づけた：①単純化・革新的安全炉システム、②プルトニウム利用技術の可能性を追求した炉心機能の高度化、③TRUの消滅も含めた高レベル廃棄物処分技術、④上記②、③に対応した燃料リサイクル技術。これらの主要課題を具現化する案として、原研で提案されている受動的安全炉、高転換炉、超高燃焼炉、TRU消滅炉、及び将来型燃料サイクルシステムの各概念⁽²⁾について検討を行い、それらの研究開発課題を明確にして、総合試験施設の基本仕様と試験計画に反映させることとした。

総合試験施設は、中核となる試験炉、並びに、その周辺に設置する炉工学関連試験施設及び燃料関連試験施設から構成するものである。このうち、試験炉は、将来の軽水炉に係わる燃料あるいは炉特性の研究のための試験を行う施設として構想したものである。

本報告書は、この試験炉について、システム構成、構造概念、核熱特性等の面から技術的検討を行い、試験炉としての概念の成立性を検討した結果をまとめたものである。

2. 試験炉の基本的考え方

検討の対象とした試験炉は、主として、新型軽水炉に係る燃料照射研究、炉特性研究に資するための施設として位置付けるものである。

このうち、燃料照射研究のための試験（以下、「燃料照射試験」という）は、新型軽水炉燃料の開発に必要な、燃料の燃焼特性、物性変化等を把握するための長期照射試験及びこれら燃料の異常な過渡変化時等における健全性を確認するための過渡照射試験を行うものである。なお、以下では、燃料照射試験の対象とする燃料を、「試験燃料」という。

また、炉特性研究のための試験（以下、「炉特性試験」という）は、高転換炉、受動的安全炉（S P W R）等の新炉概念の検討に必要な、定常運転時及び過渡時の炉心規模での特性を把握するための試験を行うものである。

燃料照射試験及び炉特性試験のいずれについても、将来のP W R及びB W Rが対象となることから、先ず、試験炉1基によってこれらの目的を達成するために、総合機能型試験炉としての「P W R／B W R両用型試験炉」の概念の検討を進めた。「P W R／B W R両用型試験炉」は、P W R運転条件及びB W R運転条件の両モードの運転を実施し、燃料照射試験を行うとともに炉特性試験を行うものである。同炉の概念検討の結果、技術的には成立性の見通しを得たが、運用面等で多くの問題があることが明らかになった。

このため、今後の試験炉選定の際の判断に資するため、さらに、より現実的な運用性等を考慮した機能分離型試験炉としての「P W R専用型試験炉」、「B W R専用型試験炉」及び「燃料照射専用型試験炉」についても、あわせて概念検討を進めた。このうち、「P W R専用型試験炉」あるいは「B W R専用型試験炉」は、それぞれ、P W R運転条件あるいはB W R運転条件のみのモードの運転を実施し、当該運転モードにおいて燃料照射試験及び炉特性試験を行うものである。

なお、「P W R／B W R両用型試験炉」、「P W R専用型試験炉」及び「B W R専用型試験炉」は、いずれも、小型動力炉としての特徴を有するものであり、原子炉容器を貫通して炉内に取り付ける試験燃料照射用ループの設置数は、原子炉容器の構造設計上、1体に制限されることとなる。1体の照射用ループの用途は、特定の燃料の長期照射試験に向けるよりも、複数の種類の燃料を対象とした短期的な過渡照射試験に向けるのが現実的と考えられる。このため、P W R型燃料及びB W R型燃料を同時に長期照射すること、必要に応じそれら燃料の過渡照射試験を行うこと、照射中の燃料に関する炉内計装を充実させること等の、燃料照射試験機能を重視する観点から検討対象としたものが、「燃料照射専用型試験炉」である。同炉は、原子炉の運転圧力を低圧とすることにより、原子炉容器を多数の照射用ループ等が貫通できるよう考慮したものであり、炉特性試験を行うことはできないが、燃料照射試験を効率的に行うことを目指したものである。

以下には、上記の4種類の試験炉について、それらの概念の技術的検討結果を示す。

3. PWR / BWR 両用型試験炉

3.1 目的

PWR / BWR 両用型試験炉は、PWR 及び BWR の両者を対象として、燃料照射試験及び炉特性試験を実施することを目的とする試験炉であり、概念検討に当たっては、次のことを目標とした。

- ① 1基の原子炉によって、PWR 運転条件及び BWR 運転条件の両モードの運転が実現できること。
- ② 燃料照射試験は、試験炉の複数の炉心燃料集合体中で、炉水環境のもとに多数本の試験燃料を長期照射できること。
- ③ また、炉内の照射用ループ中で、少数本の試験燃料を炉水と独立の冷却材条件のもとで過渡照射試験できること。
- ④ 炉特性試験は、対象とする炉心を適宜形成して、定常運転試験及び過渡運転試験できること。

3.2 原子炉施設の構成

(1) 炉心構成

炉心は、 UO_2 燃料又は MOX 燃料で構成し、炉心燃料の配置は、試験燃料に対する照射能力を高める観点から、硬目の中性子スペクトラムが得られるように稠密型とする。このためには、燃料格子を三角形状とし燃料集合体形状を六角形状とする。

具体的には、 MOX 炉心における幾何学的燃料対減速材体積比 (V_m/V_p) が約1.5となる体系を目標とする。この場合、 MOX 燃料棒の外径をPWR燃料棒の外径 (9.5mm) と同一とすると、燃料棒間ピッチは12.6mmとなる。

UO_2 炉心についても、PWR条件において MOX 炉心と同等の中性子スペクトルが得られる V_m/V_p を核計算によって求めた結果、その値は約0.9であった。この V_m/V_p をもたらす UO_2 燃料棒外径は、燃料棒ピッチを12.6mmとすると、10.5mmとなる。これらの検討結果に基づく炉心燃料集合体を図3.1に示す。

炉心外周部には、プランケット燃料集合体を配置する。プランケット燃料集合体は、炉心燃料集合体と同一寸法とし、燃料は天然ウランとし、燃料棒外径は UO_2 炉心燃料と同一の10.5mmとする。

炉心サイズは、燃料照射試験及び炉特性試験を行うために、ある程度の大きさを必要とし、等価直径及び有効高さをそれぞれ1.5mとする。また、試験の目的上、炉心の出力密度

は動力炉と同程度に高いことが望ましく、上記の炉心サイズに基づく最大熱出力は約300M Wとする。図3.2には炉心構成の概要を示す。

炉心中央部には試験燃料照射用のループを、また、炉心周辺部の複数の集合体中には試験燃料照射用の領域を設ける。図3.3には燃料照射用のループ及び集合体の概念を示す。

なお、1000日間（約3年）の燃焼に必要な炉心燃料の濃縮度を核計算によって求めた結果、PWR条件での運転の場合、UO₂燃料の濃縮度は6%、MOX燃料の富化度は8.5%となつた。一方、BWR条件での運転の場合には、蒸気相（ボイド）の存在により、燃料集合体中の実効的なV_m/V_pは減少する。この結果、BWR条件での高速中性子束はPWR条件での値の1.5倍程度になり、中性子増倍率及び燃料取出燃焼度は減少する。このため、BWR条件で1000日間の燃焼に必要な燃料の濃縮度等は、UO₂燃料の濃縮度9%、MOX燃料の富化度10.5%となつた。

表3.1には、炉心の仕様の概要を示す。

（2）制御棒

稠密型の燃料集合体からなる炉心に適合する制御棒は、クラスタ型の構造とし、集合体内部に制御棒クラスタが挿入される方式とする必要がある。

動力炉の通常運転時に原子炉を停止する場合には、PWRにあっては定格出力状態から高温停止状態に至る反応度を制御棒によって制御し、高温停止状態から低温停止状態に至る反応度をボロン水によって制御する方法がとられ、また、BWRにあっては定格出力状態から低温停止状態に至る全反応度を制御棒のみによって制御する方法がとられている。

本試験炉においては、BWR運転を考慮し、炉心中央部1体（ループ挿入部）及び炉心周辺部6体（燃料集合体照射部）を除く30体の燃料集合体の全てに制御棒クラスタを配置する。また、制御棒のみによって定格出力状態から低温停止状態に至るために必要な制御棒本数は、核計算の結果、燃料集合体1体当たり24本（90%濃縮B4C使用）と評価される。

なお、MOX炉心によって高転換炉を模擬する場合には、制御棒に水排除用のフォロアを設け、制御棒引き抜き時の中性子スペクトル軟化を防止する必要性が考えられる。

制御棒駆動機構については、動力炉の場合には、PWRにおいて炉心上方に、BWRにおいて炉心下方に駆動部を設置する方式が採用されている。しかし、本試験炉については、PWR及びBWRのいずれの条件で運転する場合にも、制御棒駆動部は炉心の上方又は下方のいずれか一方とするのが望ましく、高転換型BWRについて上方設置の駆動部の設計が検討されていることを勘案し、本試験炉における制御棒駆動部は、上方設置を考える。なお、制御棒駆動機構を取り付ける原子炉容器上蓋には、燃料照射用ループの貫通部が設けられることから、制御棒駆動機構の数を抑制することが望まれる。このため、図3.4に示すように、1駆動機構当たり3集合体分の制御棒（制御棒クラスタ3体）を接続する方法を用いる。図3.5には、炉内における制御棒駆動機構の配置を示す。炉心周辺部では、制御棒クラスタ3体のうち1体がブランケット集合体に挿入されるものもあるが、これについてはダミーの制御棒を用いるものとする。

(3) 炉心支持構造物

動力炉の炉心支持方法は、PWRの場合には炉心を上方から支持し、BWRの場合には炉心を下方から支持する方法が採用されており、PWR、BWRの炉内構造物も、この支持方法に基づいて定められている。本試験炉の場合には、炉心を下方から支持する方法により、PWR及びBWRの両条件の運転を行うことを考える。なお、炉特性試験に際しては、炉心支持構造物を交換する必要性が考えられる。このため、詳細設計に当たっては、後述する炉心支持構造物の交換性を可能とする「PWR専用型試験炉」及び「BWR専用型試験炉」の設計を考慮する必要がある。

(4) 原子炉容器

本試験炉は、PWR及びBWRの両条件で運転できるようにするために、原子炉容器は、圧力の高いPWR条件(16MPa)に耐えられる設計とする。原子炉容器の最小寸法は、内径約3m、内高約12m程度と予測される。原子炉容器の上蓋、下蓋には、燃料照射用ループ、制御棒駆動機構及び炉内計装用配管のための貫通孔を設ける。

図3.6には、PWR及びBWRの両条件の運転を行うことを前提とした制御棒駆動機構上方設置型の原子炉容器の概念を示す。

(5) 原子炉冷却系

本試験炉においては、炉水中での試験燃料の照射において、万一の試験燃料の破損を想定しても問題がないように、運転モードに係わらず、原子炉冷却系を1次系及び2次系から構成する。原子炉冷却系の系統構成を図3.7に示す。同図において、原子炉容器を中心に、右側にはBWRモードでの運転時に使用する系統の構成を、左側にはPWRモードでの運転時に使用する系統の構成を示す。1次系は、1次熱交換器、循環ポンプ等で構成され、炉心で発生した熱は、熱交換器を介して2次側へ伝えられる。本試験炉は、表3.2に示すように、現行BWR及びPWRと同等な1次系熱水力条件で運転する。

なお、BWRモードの運転に関しては、本試験炉が2次系を有することから、1次系の蒸気クオリティを高める必要はなく、このため、炉心上方に蒸気乾燥器を設置する必要はないものと考えられる。（気水分離器についても、炉心上方の空間が十分に確保できる場合には不可欠なものではないと考えられる。ただし、ここでは、原子炉容器の高さを抑制する観点から、炉心上方に気水分離器を設置することを想定した。）炉心を通過した気液二相流は、炉心上方で気相と液相に分離された後、蒸気は1次熱交換器に導かれ、そこで凝縮する。凝縮水はサブクーラーでさらに冷却された後、原子炉容器のダウンカマー部に戻される。飽和水はダウンカマに流入し、1次熱交換器からのサブクール水と混合した後、循環ポンプにより外部ループを循環する。

PWRモードの運転時には、現行PWRと同様に、1次系冷却水は全量循環ポンプによ

り炉心と1次熱交換器の間を循環し、圧力は加圧器で制御される。サブクーラーは、PWRモードの運転時には使用しない。

1次熱交換器としては、図3.8に示すような、シェルアンドチューブ式縦置直管型熱交換器の使用を考える。1次冷却材は、胴側の上部ノズルより流入し、下向きに流れ、下部のノズルより流出する。BWRモードでは、蒸気は直管外面で凝縮し、全量水となって流出する。2次側冷却水は、ダウンカマーを通り下部水室に導かれた後、上向きに流れる。この時、1次側からの伝熱により蒸気が発生する。発生した蒸気は、タービンを用いた発電に使用することもできる。BWRモード運転時にも、外部ループで冷却水の循環を行い、炉心で発生した蒸気を直接タービンに導かず1次熱交換器で凝縮させることにより、循環ポンプ、熱交換器等の機器をBWR及びPWR運転モードで供用し設備の有効利用を図ることができる。

(6) 原子炉格納容器

原子炉格納容器には、原子炉容器、1次冷却系、熱交換器、非常用炉心冷却系（ECCS）、使用済燃料プール、燃料交換機天井クレーン等の一般的な原子炉で要求される系統、機器が設置されるほか、本試験炉の利用上必要とされる、燃料照射用ループ設備、SPWR炉特性試験用機器等が設置されるため、十分な大きさを有するものとする必要がある。また、格納容器は、想定される事故に起因する圧力、温度、動荷重、可燃性ガス、放射性物質に対応できる容量と構造を有する必要がある。

以上のことから勘案し、本試験炉の格納容器は、内径40m程度の鋼製円筒型のものを考える。図3.9には本試験炉の格納容器の概念の1例を示す。なお、鋼製格納容器については、本試験炉の場合板厚が30mm程度と予想されるが、鋼板肉厚が38mmを超える場合には、一般的に溶接後の焼鈍を行うことに留意する必要がある。

(7) 燃料照射ループ設備

試験燃料を照射するためのループ設備は、炉内照射部（炉内管）及び炉外循環部より構成する。炉内管は、内部で燃料が破損することを想定して、原子炉容器と同等の第1種容器としての構造設計を行う。炉内管は、図3.10に示すように、外管、内管及び仕切管から構成する。外管は試験炉の冷却材条件に耐えるためのものであり、内管は試験燃料の冷却水条件に耐えるためのものである。外管と内管の中間部には真空の断熱層を設ける。内管の内部には仕切管が置かれ、その内側には試験燃料が配置される。内管内部での冷却水の流れは、仕切管の外側において下向流となり、仕切管の内側（試験燃料領域）において上向流となる。

仕切管の内径は、外径の大きなBWR燃料を正方格子状に3×3本まで収納することを想定すると、62mmとなる（外径66mm）。内管及び外管にかかる圧力として、それぞれ、最も厳しいPWR条件を想定して求めた各部の寸法は、次の通りである。

内管： 内径 76mm、 外径 96mm

外管： 内径 104mm、 外径 164mm

なお、炉内中央部の高速中性子束の値を約 $3 \times 10^{14} \text{n/cm}^2 \cdot \text{s}$ と仮定すると、炉内管が1年間（300日）に受ける高速中性子照射量は、約 $1 \times 10^{22} \text{n/cm}^2 \cdot \text{s}$ となる。

炉外循環部については、試験燃料に対する冷却水の温度・圧力・流量の制御、浄化及び放射性物質除去のための設備が必要となる。図3.11には、ループ・システム全体の構成概要を示す。

（8）その他の主要な設備

1) S P W R 炉特性試験用機器

本試験炉を用いて受動的安全炉 S P W R の炉特性試験を実施することを想定する。S P W R 炉特性試験は、P W R 運転モードでのみ実施するため、本試験に係わる機器構成、設備容量等に関する検討結果は、第4章の「P W R 専用型試験炉」にて詳細に示す。

2) カナル等

燃料照射ループの炉内管は、照射試験後、高放射性となるため、原子炉容器から取り出した後は、カナル（水路）を通して、原子炉格納容器の外のホットラボ施設に搬出する必要がある。また、試験燃料として、照射済燃料を用いる場合にあっては、予めホットラボにて試験燃料を組み込んだ炉内管を、カナルを通して原子炉格納容器の内部に搬入する必要がある。なお、カナルは、万一の事故の場合に、原子炉格納容器バウンダリを確保するよう設計する必要がある。

3) 発電設備

本試験炉の熱出力を発電に利用する場合には、発電・給配電設備が必要となる。本試験炉の設計目標上、発電は副次的なものであるので、発電効率は熱出力の10%程度（電気出力約30MW）と想定するのが妥当と考えられる。発生した電気出力は、試験炉を含む軽水炉将来技術総合試験施設の運転に利用する。

必要とされる発電・給配電設備には、蒸気タービン設備、発電機設備、主回路開閉装置、変圧器等がある。

3. 3 原子炉核熱特性

(1) 核特性

本試験炉におけるPWR運転モード及びBWR運転モードでの核特性は、「PWR専用型試験炉」及び「BWR専用型試験炉」における核特性と同一であり、第4章及び第5章にそれぞれ述べる。ここでは、各運転モードの炉心に係わる仕様設定の考え方と核計算方法の概要を示す。

炉心の核特性は、基本的には、燃料対減速材体積比 (V_m/V_p) と燃料の濃縮度（富化度）とで定まる。ただし、 UO_2 燃料とMOX燃料とでは核特性は大きく異なる。本試験炉では、試験燃料照射領域での中性子束トラップ効果を考慮して、 V_m/V_p の値が現行軽水炉よりも小さな、三角格子型燃料棒配列を採用した。MOX燃料炉心においても十分な負のボイド反応度係数が得られること、及び UO_2 燃料炉心とMOX燃料炉心とで同等な中性子スペクトルが得られることを目標とし、 UO_2 燃料炉心について約0.9、MOX燃料炉心について約1.5という V_m/V_p 値（燃料集合体平均の幾何学的体積比）を選択した。六角型集合体のピッチ258mm、燃料棒のピッチ12.6mmの条件で、燃料棒外径は、それぞれ10.5mm (UO_2 炉心)、9.5mm (MOX炉心)となる。

PWR条件及びBWR条件 (BWR条件での炉心平均減速材ボイド率は40%を仮定) における UO_2 燃料、MOX燃料体系での格子平均中性子スペクトルを、図3.12に示す。

試験炉の核計算は以下のようない手順で進めた。まず、燃料集合体平均の V_m/V_p 値を持つ実効燃料格子モデルを設定する。この格子に対する燃焼計算より、炉心燃焼計算に用いる巨視的断面積 Σ を、燃焼度Eや、BWR条件の炉心では履歴ボイド率U（ある燃焼度まで、その格子が置かれていた燃焼度平均のボイド率条件）及び瞬時ボイド率V（ある燃焼度時点での瞬時のボイド率条件）に依存したテーブル、 $\Sigma(E, U, V)$ として用意する。格子計算はSACシステム⁽³⁾の衝突確率法ルーチンを用いて行った。表3.3に、試験炉の計算に用いた実効セルモデルの主な仕様をまとめる。（この表には、第6章の「燃料照射専用型試験炉」に関するセルモデルも、あわせて示してある。同炉に関する核計算の手順は、「PWR専用型試験炉」の場合と全く同一である。）

次に、格子計算により準備した断面積テーブルを用いて、炉心燃焼計算をCOREBNコード⁽³⁾により行う。COREBNコードは、CITATIONコード⁽⁴⁾に基づく拡散計算による出力分布の計算を行い、出力分布と燃焼期間とから炉心内の領域ごとの燃焼度増分を求めて、断面積テーブルの内挿によって各領域の断面積を更新し、これを入力された燃焼ステップ数だけ繰り返す。さらに、BWR解析用に開発されたCOREBN-BWRコード⁽⁵⁾では、出力分布計算（核計算）に続く減速材ボイド率分布計算（熱計算）と、これらの反復計算による出力分布とボイド率分布の収束計算機能が追加されている。また、燃焼初期の出力分布と燃焼末期の燃焼度分布（出力分布）の繰り返し計算により、燃焼期間中変化のない理想化された出力分布を計算する機能（Haling計算機能）も持つ。「BWR専用型試験炉」の炉心性能は、この出力分布に基づき評価した。COREBN-BWR

コードによる計算フローの概要を図3.13に示す。

COREBNコードは、二次元R-Z（円柱型）炉心計算による初装荷燃料の濃縮度（富化度）決定、及び二次元三角（六角）メッシュ（「BWR専用型試験炉」の場合には、炉心軸方向を含めた三次元）炉心計算による燃料シャッフリングを考慮した燃焼計算による出力分布や中性子束分布の評価に使用した。

初装荷燃料濃縮度（富化度）は、3バッチ燃料交換方式のもとでサイクル期間300日を達成する条件から定めた。濃縮度（富化度）やボイド率分布を考えず初装荷燃料のみの同一燃料の格子からなるR-Z体系の炉心燃焼計算を行い、燃焼日数600～700日で中性子実効増倍率が1.0となる燃料濃縮度（富化度）を求めた。3バッチ燃料交換炉心では、このような炉心の1.5倍程度の燃焼度（約1000日）が得られるので、1サイクル当たりの燃焼日数300日が達成できる。「BWR専用型試験炉」の場合には、炉心平均ボイド率40%を仮定した。図3.14には各試験炉に対するR-Z計算体系モデルの概念図を示す。

初装荷燃料の濃縮度（富化度）の決定に統いて、SRAC/CITATION(SRAC格子計算/CITATION体系計算)による二次元三角メッシュ計算により、炉心内の燃料装荷及びシャッフリングパターンを決定した。初装荷燃料、及び1サイクルあるいは2サイクル燃焼後の組成に相当する燃料の3種類を、図3.2のような実際の炉心構成に従って配置した体系の計算を行った。出力分布がなるべく平坦化できる燃料装荷パターンを求め、この装荷パターンを基にシャッフリングパターンを定めた。

「BWR専用型試験炉」については、炉心軸方向の減速材ボイド率分布により、ボイドの少ない炉心下部に出力のピークが生じため、COREBN-BWRによる軸方向一次元計算に基づき、軸方向に2領域の濃縮度（富化度）分布をつけて出力平坦化を図った。

以上により決定した燃料装荷パターンに従い、二次元三角メッシュ（「BWR専用型試験炉」の場合には、軸方向を加えた三次元）炉心燃焼計算を、燃料シャッフリングを行いながら平衡サイクルに達するまで実施し、平衡サイクルにおける中性子実効増倍率、燃焼サイクル期間、出力分布、中性子束分布等を評価した。

炉心の核特性評価に引き続き、燃料照射ループ内の試験燃料の発熱密度や中性子束を評価した。照射ループ及びその周囲の炉心燃料集合体を二次元R-Z体系に近似し、炉心の平衡サイクル時の出力分布を用いてSRAC/CITATIONにより試験燃料の出力密度と中性子束密度を求めた。CITATIONコードを用いた理由は、出力密度の計算の便利のためであるが、照射ループ内の構造をそのまま拡散計算で解くには非均質性が強いと予想される。今回の評価では、照射ループの外管、内管、仕切管の3重の壁とその間の冷却材層、断熱層を均質化して取り扱った（図3.15）。

なお、照射ループ内中性子束の評価については、計算手法の相違による評価結果への影響の程度を調べるために、「燃料照射専用型試験炉」の場合について、比較計算を行ってみた。その結果を、図3.16に示す。適用した計算手法は、上記の方法(CITATION(homo))、照射ループの3重の壁を非均質に取り扱ったCITATION計算(CITATION(hetero))、並びに、照射ループの3重の壁を非均質に取り扱ったANISN⁽⁶⁾及びSRACの衝突確率法(Collision prob.)による輸送計算の4種類（いずれもSRAC衝突確率法による定

数を使用)であり、体系モデルは一次元無限円筒とした。この図に見られるように、計算手法による照射ループ中心の試験燃料位置での高速中性子束、熱中性子束の評価結果の差は、±10%程度のものである。

(2) 热特性

本試験炉の各運転モードにおける熱特性については、第4章の「PWR専用型試験炉」及び第5章「BWR専用型試験炉」でそれぞれ述べる。

3. 4 技術的開発課題

本試験炉は、稠密型燃料配置炉心、PWRモード/BWRモードの切り替え、原子炉容器内燃料照射ループ設置等の要求に対応するために、幾つかの技術的課題を有している。以下には、これまでの検討によって抽出した主要な技術的開発課題を示す。

なお、以下の課題は、解析あるいは設計を進めるこことによって解決できる問題は除外し、新たに実証試験等を実施する必要がある問題を整理したものである。

(1) 炉心燃料集合体

1) 現行の動力炉における燃料は、PWR及びBWRの間で、被覆材質、燃料棒内圧等が異なるほか、冷却材条件(温度、圧力、化学的成分、沸騰状態、流体振動)が異なる。また、動力炉の燃料集合体については、PWRの場合には集合体側部は開放状態にあるが、BWRの場合にはチャンネルボックスにより集合体側部は密閉状態になり、冷却材の流动条件が異なる。このため、同一の燃料集合体をPWRモード及びBWRモードに共用するとした場合には、既存の設計技術を越えた技術開発が必要となる。

さらに、同一の燃料をPWR及びBWRの異なる条件下で長期間照射した実績がなく、安全審査に耐えるデータを準備することが困難である。

2) 以上のことと加え、両運転モードで使用する燃料が必要とする濃縮度(富化度)は異なる(BWR条件下ではボイドによる減速材密度低下のため、PWR条件の場合よりも高い濃縮度(富化度)を要する)ため、PWRモード用及びBWRモード用の燃料を区別して設計するのが合理的である。

3) いずれにしても、稠密型燃料集合体に対しては、次の項目を測定、確認するための試験が必要となる。

- ・燃料限界出力、限界熱流束
- ・燃料集合体水力振動、圧力損失

- ・燃料集合体機械的強度
- ・燃料集合体交換時取扱性

(2) 制御棒及び制御棒駆動機構

- 1) 制御棒駆動機構は、原子炉容器蓋の構造条件を支配する因子であることから、運転モードによらず、一定の構造とする必要がある。高転換型BWRの設計例では、上方駆動のクラスタ型制御棒の採用も検討されていることから、運転モードに係わらず、クラスタ型上方駆動の制御棒を考える。ただし、この場合に以下の問題点がある。
- 2) BWR条件に対し、クラスタ型制御棒を適用するのは、未経験の技術である。
- 3) BWR条件に対し、制御棒駆動機構を炉上部に設置するのは、未経験の技術である。特に、この場合、二相流・蒸気中での制御棒、駆動軸、案内管の受ける影響（水力振動、エロージョン、コロージョン）を確認する必要がある。また、制御棒駆動機構中に蒸気が混入する使用条件は、動力炉のPWRでも未経験のことであり、駆動機構の強度、動作特性等を確認する必要がある。
- 4) 制御棒及び制御棒駆動機構に、既存の技術を適用する場合であっても、次の項目を測定、確認するための試験が必要となる。

- ・制御棒水力振動
- ・制御棒及び制御棒駆動機構機械的強度、耐久性
- ・制御棒駆動特性、スクラム挿入特性
- ・制御棒及び制御棒駆動機構交換時取扱性

(3) 炉内構造物

- 1) 原子炉容器の構造（冷却材出入口配管部等）、燃料集合体の構造、制御棒案内管の配置等が動力炉の場合と異なるために、炉内構造物は、動力炉の場合と異なる流動条件下に置かれる。特に、PWRモード及びBWRモードで共通の炉内構造物を使用する場合には、運転モードの相違によっても、炉内構造物は、異なる流動条件を受ける。
- 2) SPWR炉特性試験に当たっては、炉内構造物を置き換える必要があるため、炉内構造物には、遠隔操作による取り付け・取り外しが可能な構造が要求されるとともに、十分な機械的強度と耐震性が要求される。
- 3) 以上のことから、炉内構造物に対して、次の項目を確認するための試験が必要となる。
 - ・炉内構造物水力振動

- ・炉内構造物機械的強度
- ・炉内構造物交換時取扱性

(4) 燃料照射ループ

1) 燃料照射ループは、試験燃料を破損させた場合にも核分裂生成物に対する障壁としての健全性が求められ、耐圧性、耐震性、気密性等を考慮した第1種容器としての構造設計が要求されるほか、限られた空間内に試験燃料及び実験計装を組み込み、また、実験後には、ループから試験燃料を取り出す作業が円滑に行えるような設計上の考慮が求められる。

2) 特に、照射済燃料を試験燃料とする場合には、ループへの試験燃料の組み込み、実験後の試験燃料の取り出しは、遮蔽された条件下で、多くの遠隔操作によって進めることが要求される。したがって、ループ本体の設計に加え、試験燃料をループに組み込み、取り出すための遠隔操作設備の設計開発も、別途必要となる。このような設備の設計は、当該試験の実施スケジュールに対応させ、試験燃料、実験計装、試験条件の仕様の明確化とあわせて、その開発を進めることとなる。

3) ループは原子炉容器の上蓋を貫通するため、原子炉容器上蓋貫通部の耐圧・気密性が十分確保される構造とするほか、ループの取り付け・取り外し作業に当たっては、原子炉容器上部に配置される制御棒駆動機構と干渉しない構造上の配慮が求められる。

4) 燃料照射ループは、試験目的、試験内容に対応して、種々のタイプのものが必要になるが、開発の初期の段階においては、基本的な仕様のループに対して、以下の項目を確認するための試験が必要となる。

- ・ループ耐圧性、気密性
- ・ループ組立、解体取扱性

(5) その他

1) 本試験炉は、万一の炉水中での試験燃料の破損を想定しても問題がないように、原子炉冷却材系統を1次系及び2次系から構成するが、BWRモードでの1次熱交換器については、既存の設計技術で対応できると考えられるものの、設計条件によっては、新たな実証試験が必要とされる可能性もある。

2) PWRモードの後にBWRモードの運転を実施する場合には、運転モードの切り替え時に1次冷却材系統のほう酸の除去を行うが、その際のほう酸除去性能の予測、残存ほう素によるBWRモードでの炉心燃料、炉内構造物及び1次冷却材系統機器に及ぼす影響の予測を行う必要があり、場合によっては、実証試験が必要とされる可能性もある。

3. 5 その他の留意事項

(1) PWR運転、BWR運転の運用について

試験炉1基において、PWR運転モード及びBWR運転モードを実施する場合に、各モードの切り替えを短期間毎に行なうことは考え難く、以下の理由により、一つのモードでの運転は長期間継続する必要があると考えられ、このことを前提として試験計画スケジュールを考える必要がある。

- ① 炉心燃料は、運転モードによって設計条件が異なるため、運転モードの切り替え時には、全炉心燃料の交換が必要となる。
- ② PWR運転モードからBWR運転モードの切り替え時には、ほう酸水を含む原子炉1次冷却材系統の十分な洗浄が必要となる。
- ③ PWR運転モードとBWR運転モードでは、原子炉の制御方式、スクラム条件等が異なるため、運転モードの切り替え時には、新たなモードでの計測制御系、安全保護系等の機能確認試験を含むプラント及び原子炉の特性試験を、比較的長時間をかけて行なうことが必要となる。
- ④ 炉水中で試験燃料を照射する場合には、一般的には、試験燃料に対する炉水条件（PWR条件、BWR条件）を長期間一定としておく必要がある。

以上のはか、一つの運転モードで使用した炉心燃料及び系統、機器を、他のモードの運転後、試験炉に再使用する場合には、他のモードの運転期間中、腐食、劣化、機能低下を起こさないように保管し、性能の維持を図らなければならないことに留意する必要がある。

(2) 燃料照射ループについて

燃料照射ループは、第1種容器としての構造設計が求められるが、本試験炉の場合、耐高圧性の圧力容器（原子炉容器）をさらに圧力容器（燃料照射ループ）が貫通する構造上の困難性を考慮すると、ループの設置数は1体が限度である。したがって、1体のループの利用法は、特定の燃料の長期間照射に向けるよりも、短期的な過渡時燃料挙動試験に向けるのが現実的と考えられる。

表 3. 1 試験炉炉心燃料集合体及び炉心仕様概要

燃料集合体

集合体ピッチ (mm)	258
燃料棒本数 (本)	373
制御棒案内管本数 (本)	24
燃料棒ピッチ (mm)	12.6
燃料棒外径 (mm)	10.5 (UO ₂ 炉心) 9.5 (MOX炉心)
平均線出力密度 (kW/m)	14.5 *

炉心

熱出力 (MWt)	300
等価直径 (m)	1.6
高さ (m)	1.5
燃料集合体数	37
径方向ブランケット集合体数	24
平均出力密度 (MW/m ³)	100 *

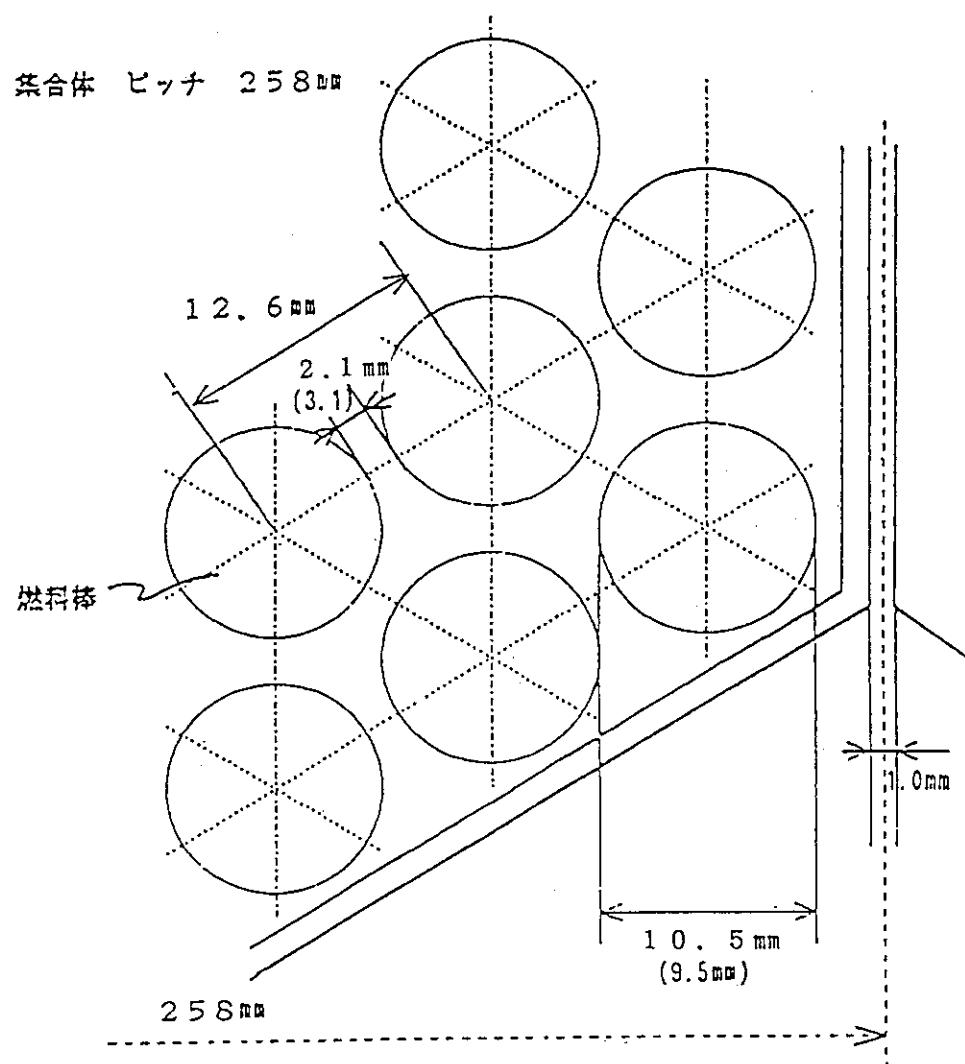
(* ブランケット内出力を除く)

表 3. 2 試験炉熱水力条件概要 (PWR モード, BWR モード)

	BWR モード	PWR モード
最高使用圧力 (kg/cm ²)	87.9	175
最高使用温度 (°C)	302	343
運転圧力 (kg/cm ²)	73.8	158
運転温度 (°C)	275/286	289/325
炉心流量 (*10 ⁶ kg/h)	4.36	5.26
炉心出力密度 (kW/l)	100	100

表3.3 試験炉実効格子モデルの主な仕様

	U O ₂ 炉心	M O X 炉心	径方向ブランケット
<u>P W R 型試験炉</u>			
ピン径 (mm)	10.5	9.5	10.5
被覆管材質	ジルカロイ	ジルカロイ	ジルカロイ
被覆管厚さ (mm)	0.61	0.57	0.61
実効格子ピッチ (mm)	13.549	13.549	13.115
V m/V p	0.95	1.5	0.85
<u>B W R 型試験炉</u>			
ピン径 (mm)	10.5	9.5	10.5
被覆管材質	ジルカロイ	ジルカロイ	ジルカロイ
被覆管厚さ (mm)	0.61	0.57	0.61
実効格子ピッチ (mm)	13.486	13.486	12.949
V m/V p	0.95	1.5	0.85
<u>照射専用型試験炉</u>			
ピン径 (mm)	10.5	—	—
被覆管材質	ジルカロイ	—	—
被覆管厚さ (mm)	0.61	—	—
実効格子ピッチ (mm)	13.556	—	—
V m/V p	0.93	—	—



注) 燃料棒外径は UO_2 燃料の値
(括弧内は MOX 燃料の値)

図 3.1 試験炉炉心燃料集合体概念

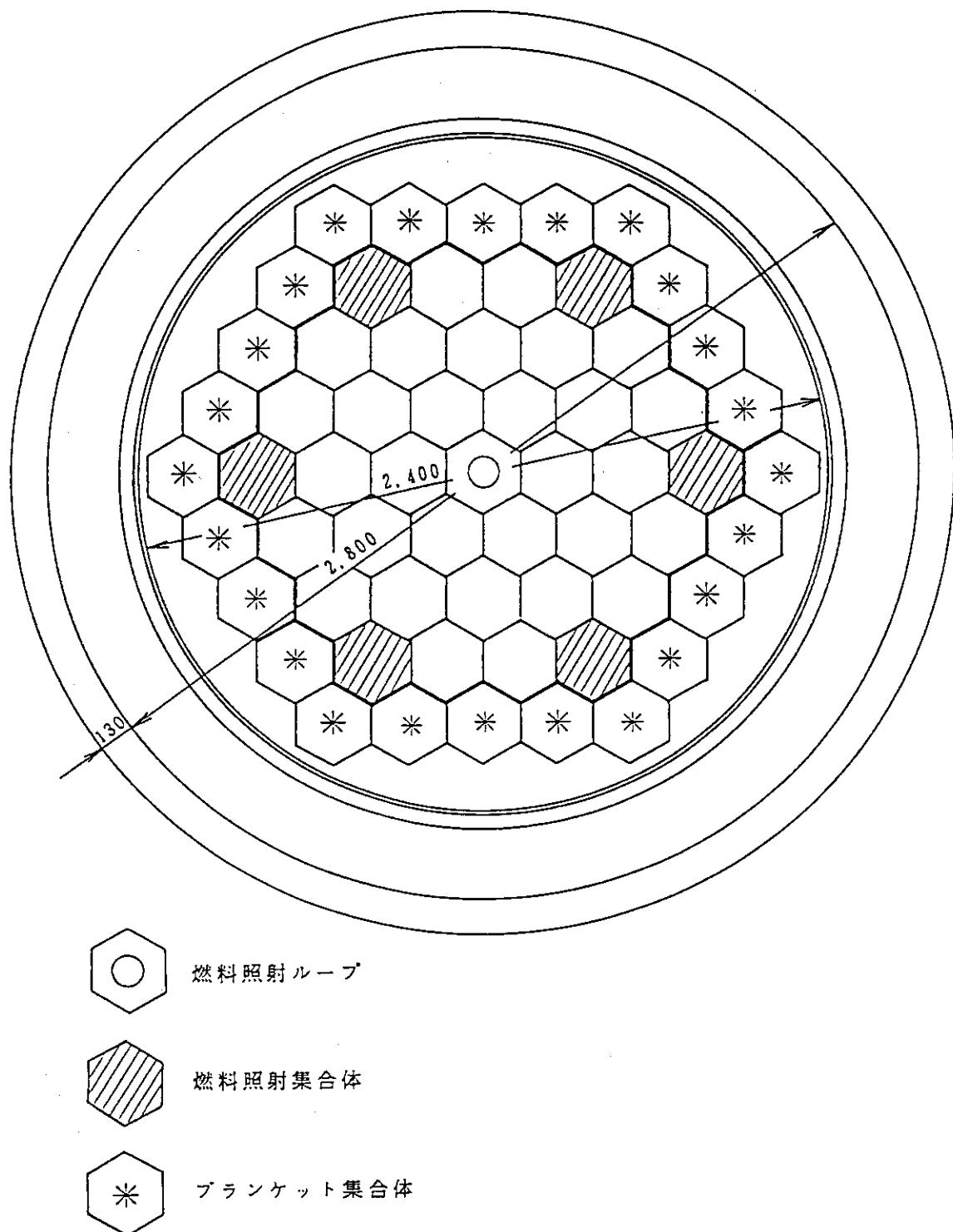
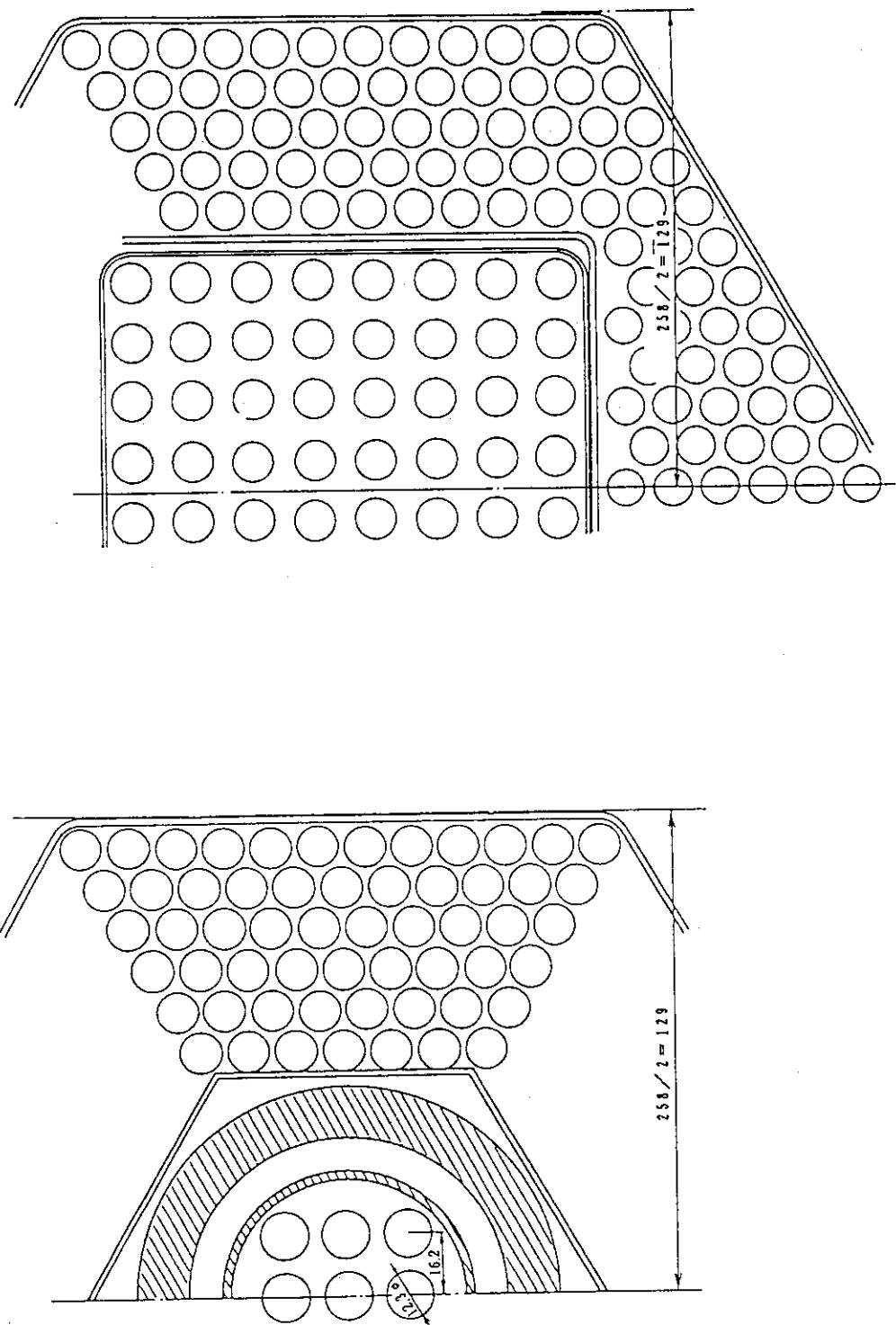


図 3.2 試験炉炉心構成概念



照射試験用燃料集合体の概念

照射試験用ループ設備の概念

図 3.3 燃料照射試験用ループ及び集合体の概念

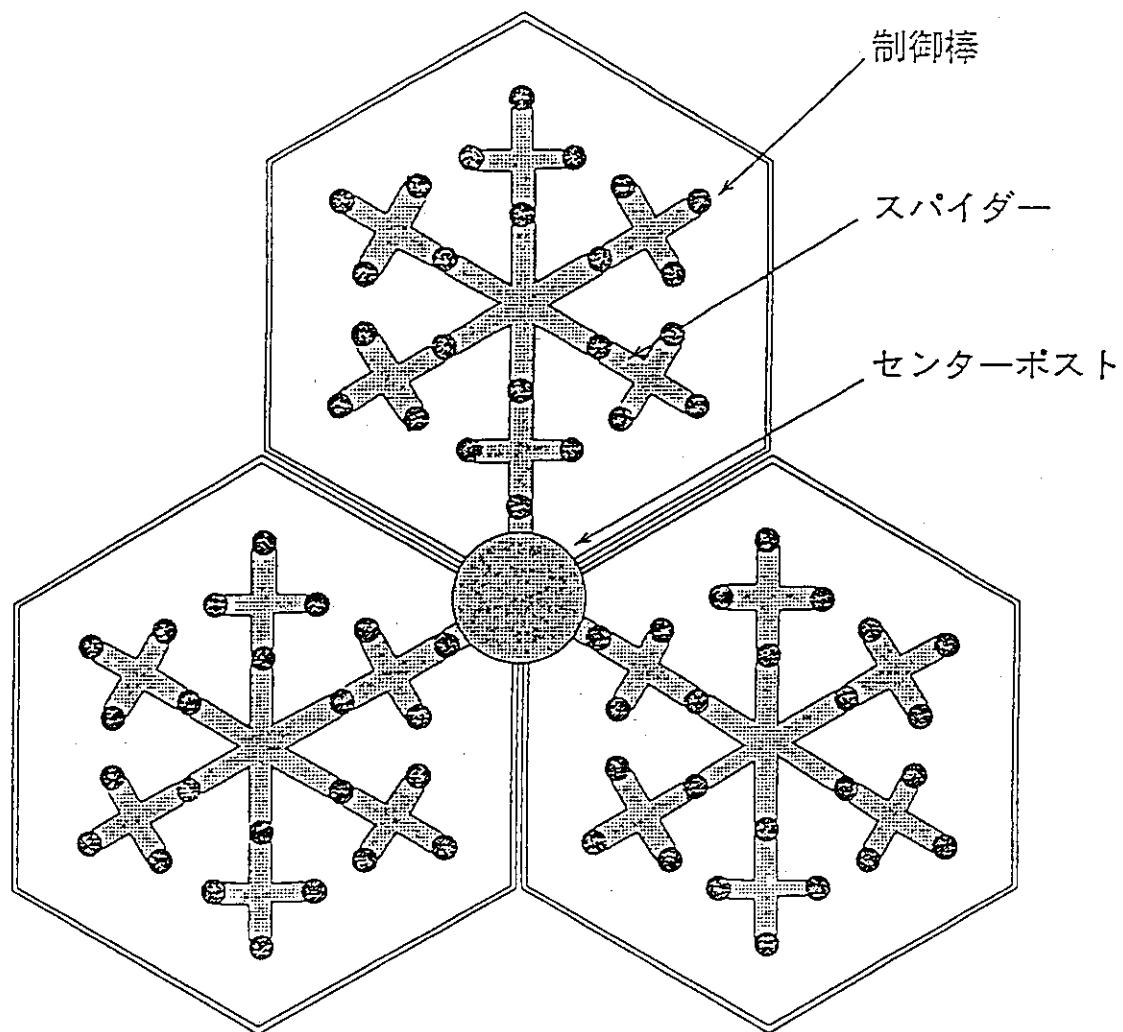


図3.4 試験炉制御棒クラスタ概念

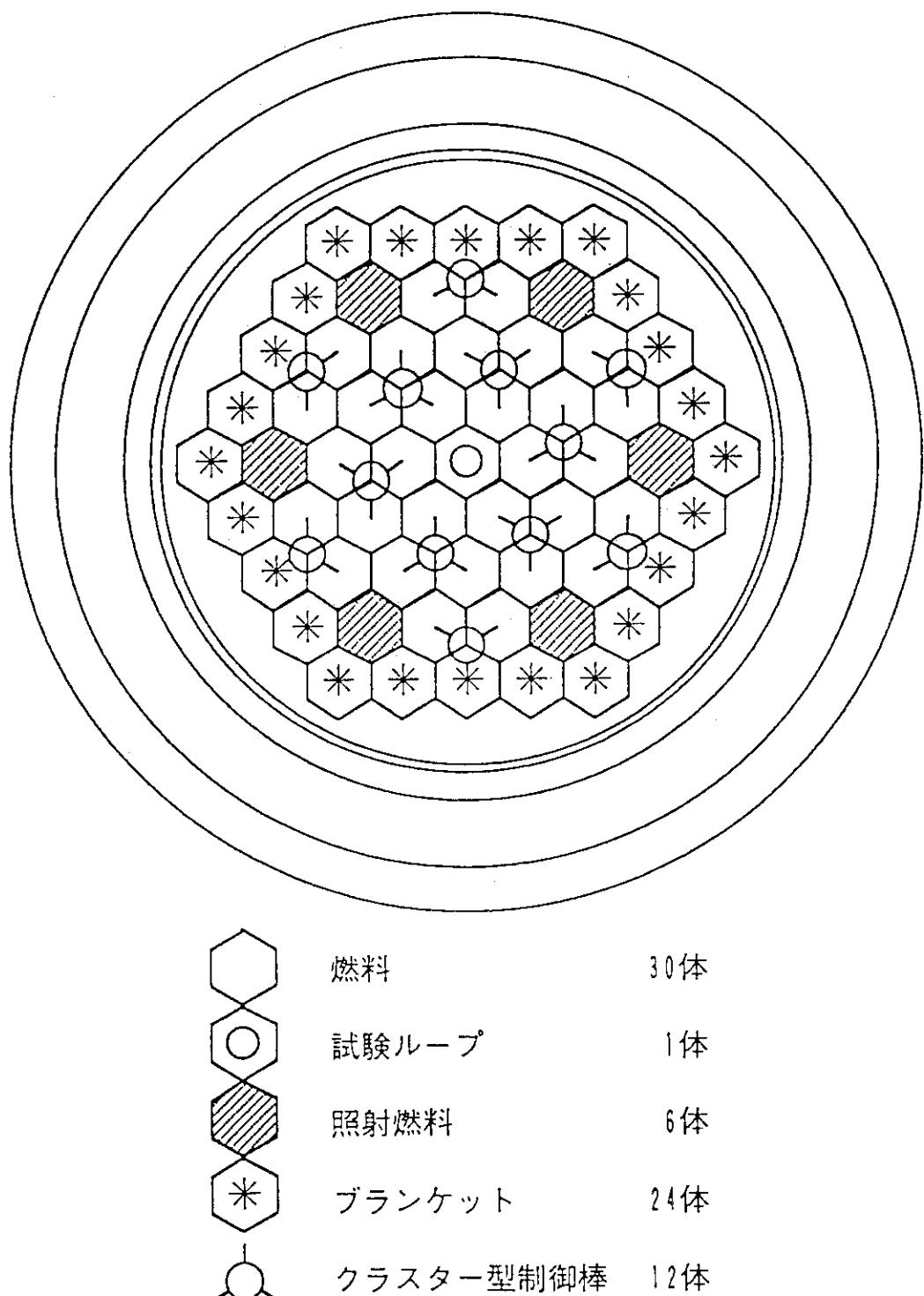


図3.5 試験炉制御棒炉内配置概念

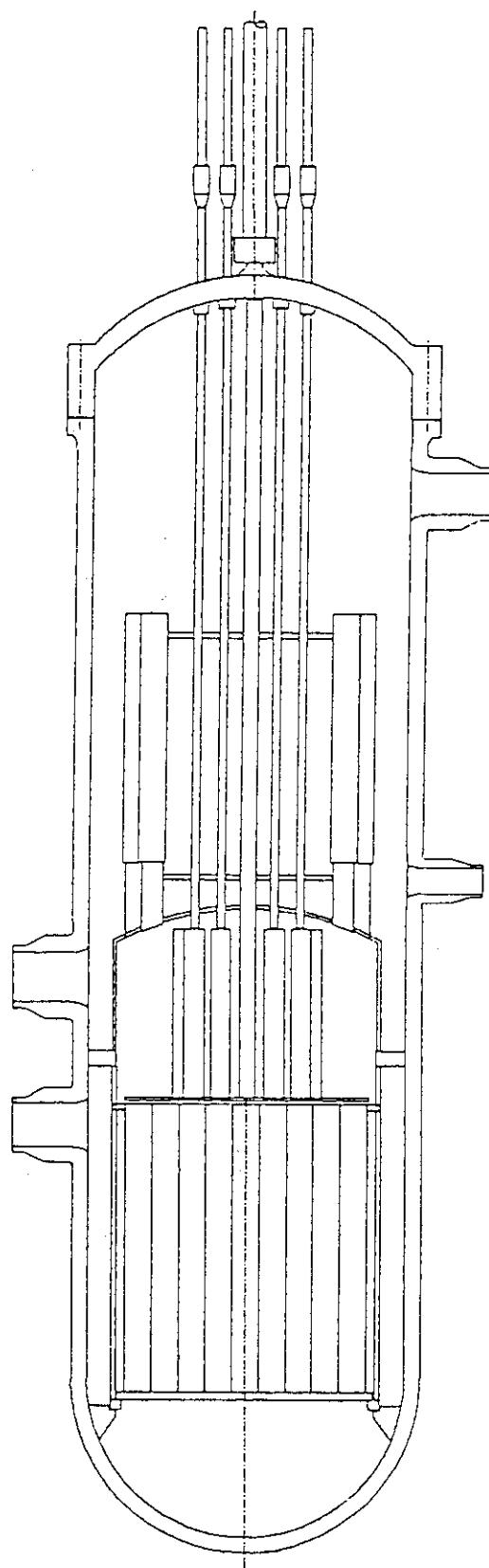


図3.6 試験炉原子炉容器構造概念

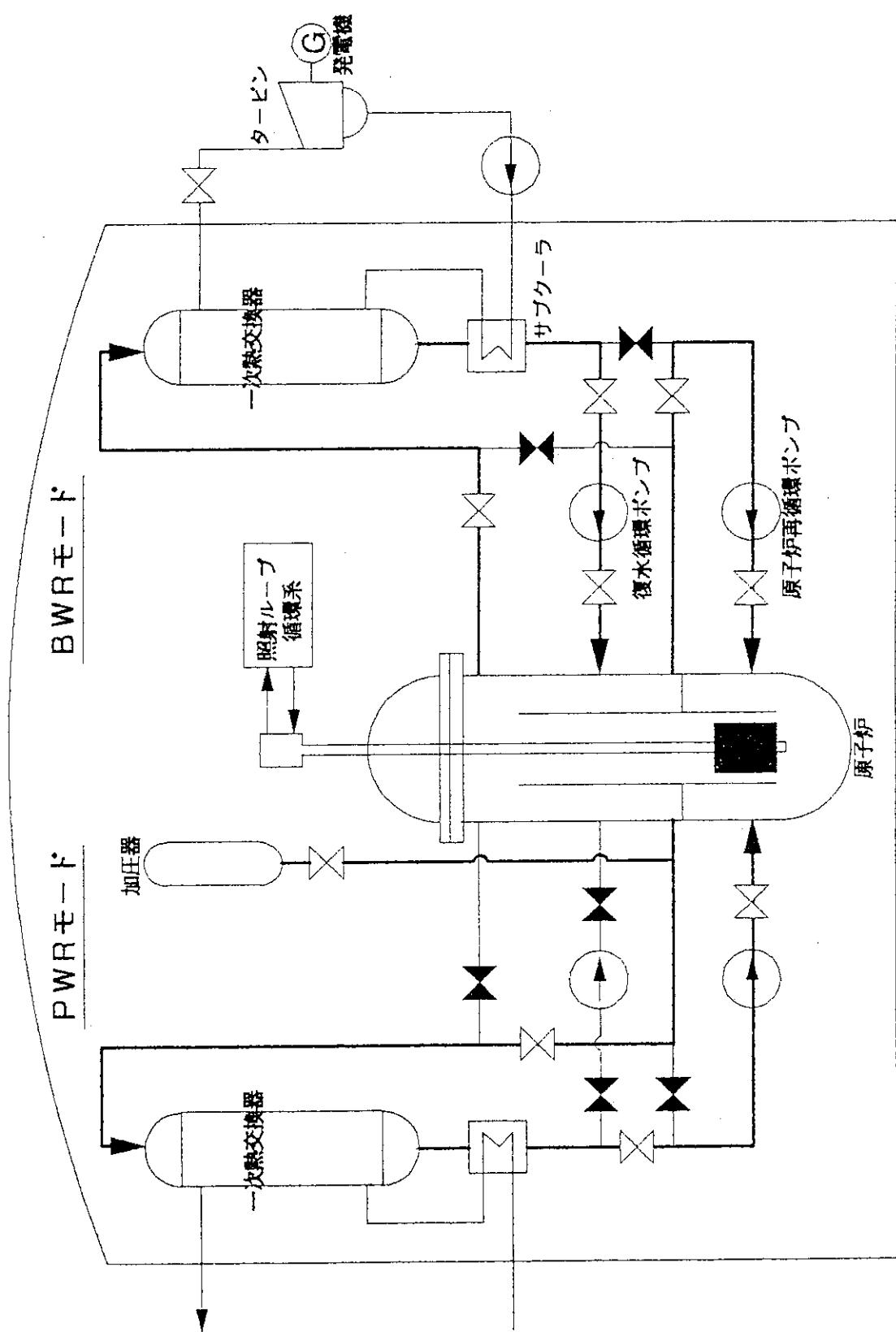


図3.7 試験炉原子炉冷却系系統構成概念

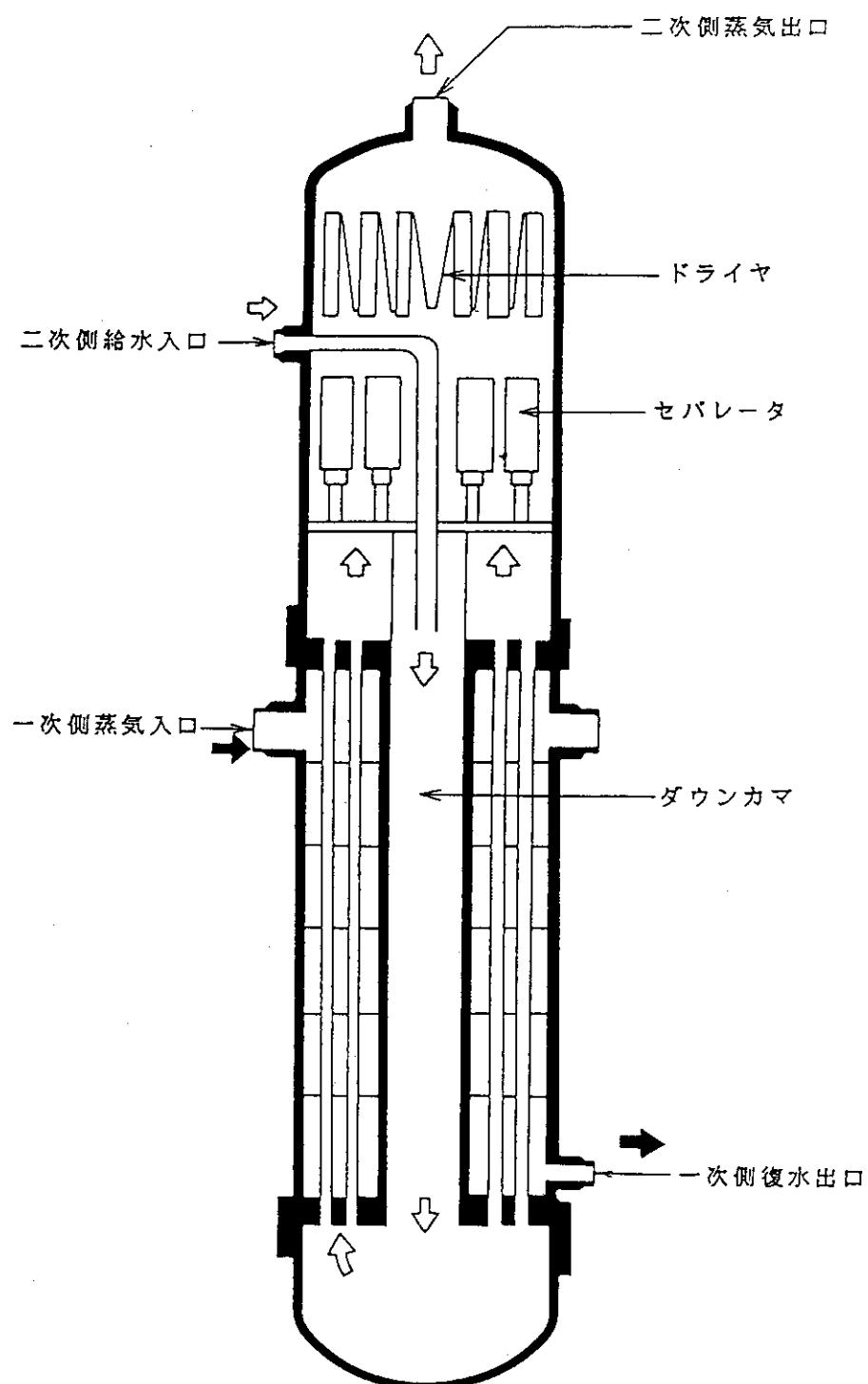


図 3.8 試験炉原子炉冷却系 1 次熱交換器概念

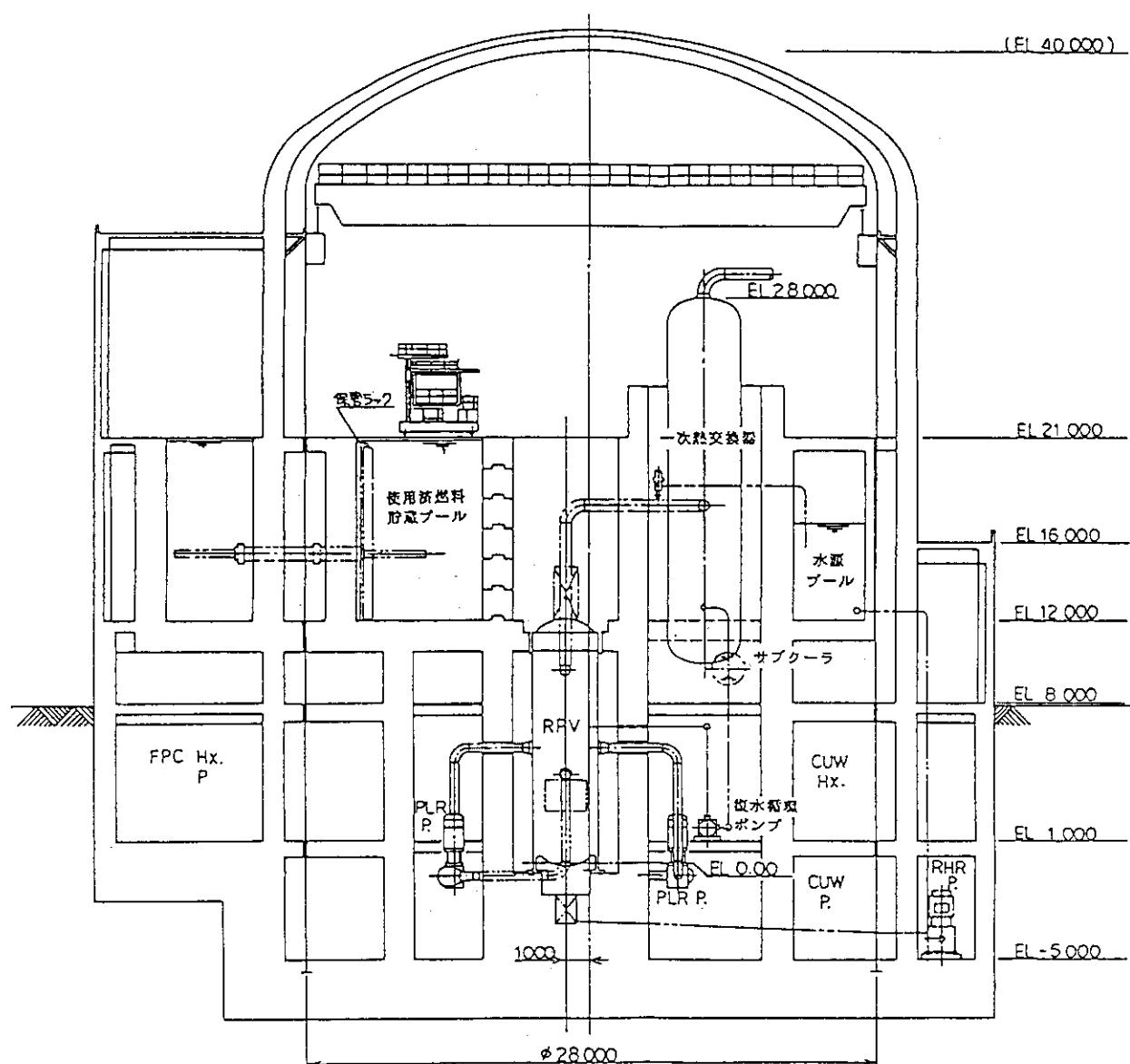


図3.9 試験炉格納容器概念

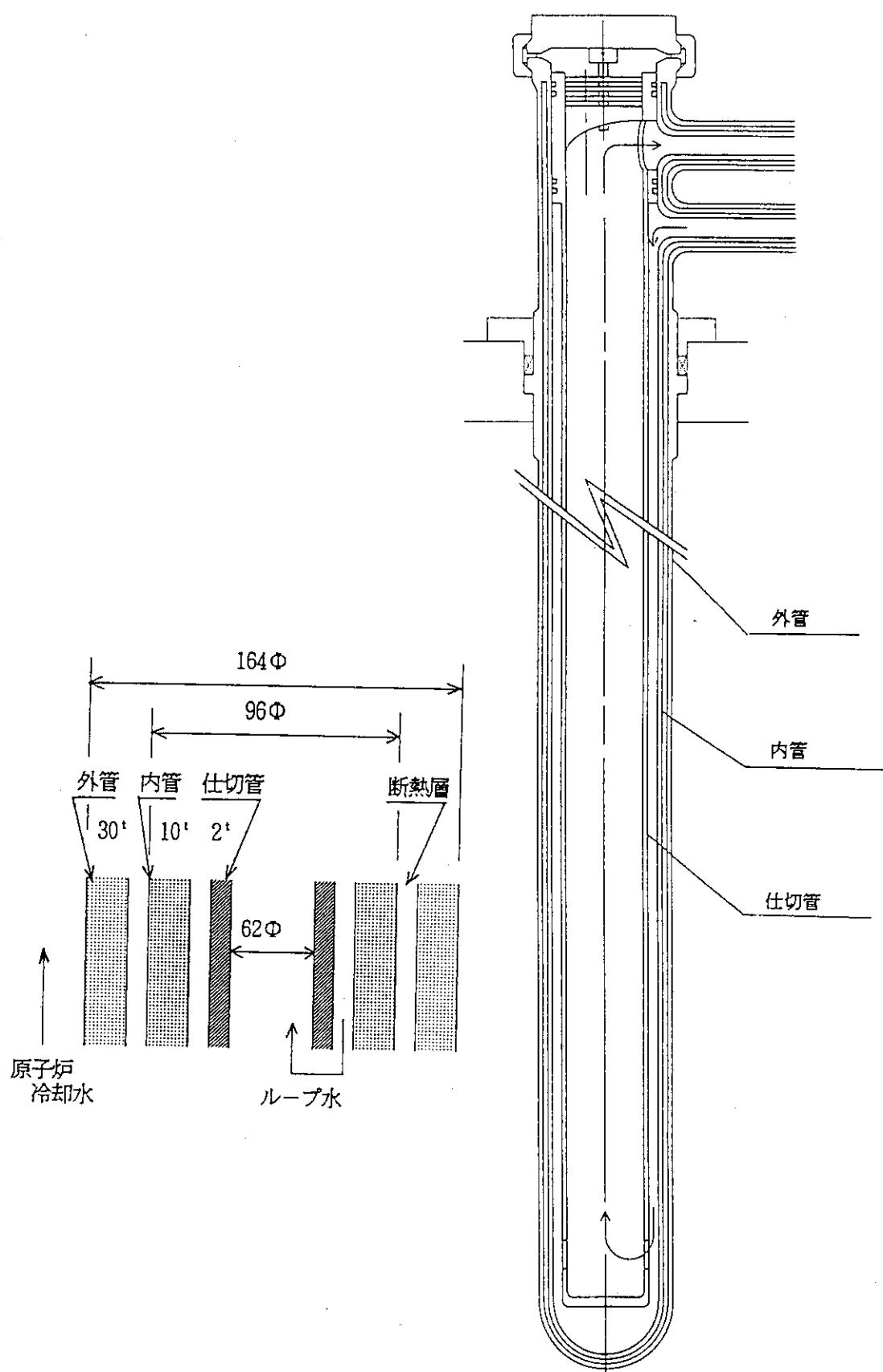


図3.10 燃料照射ループ炉内管構成概要

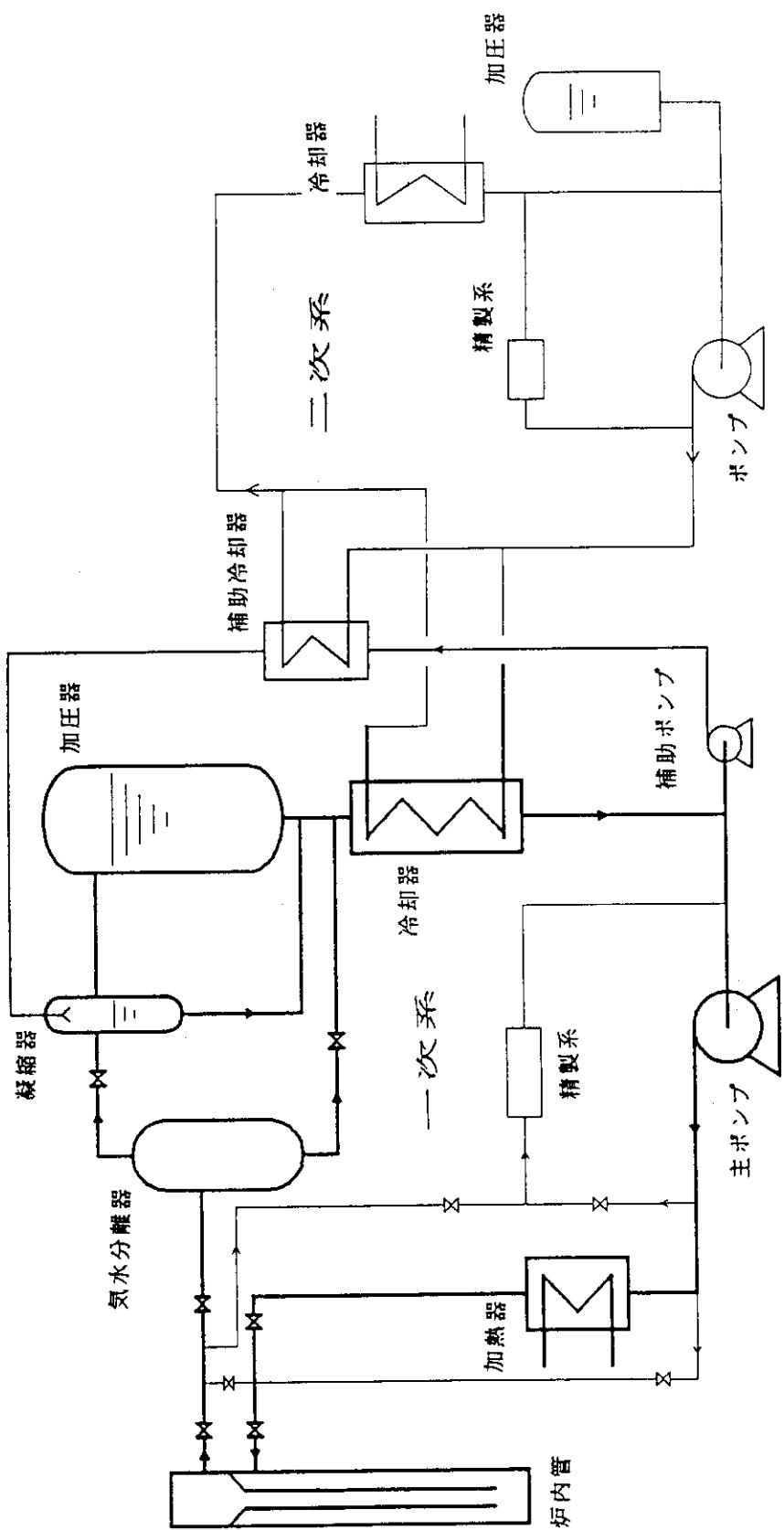


図 3.11 燃料照射ループ系統構成概念図

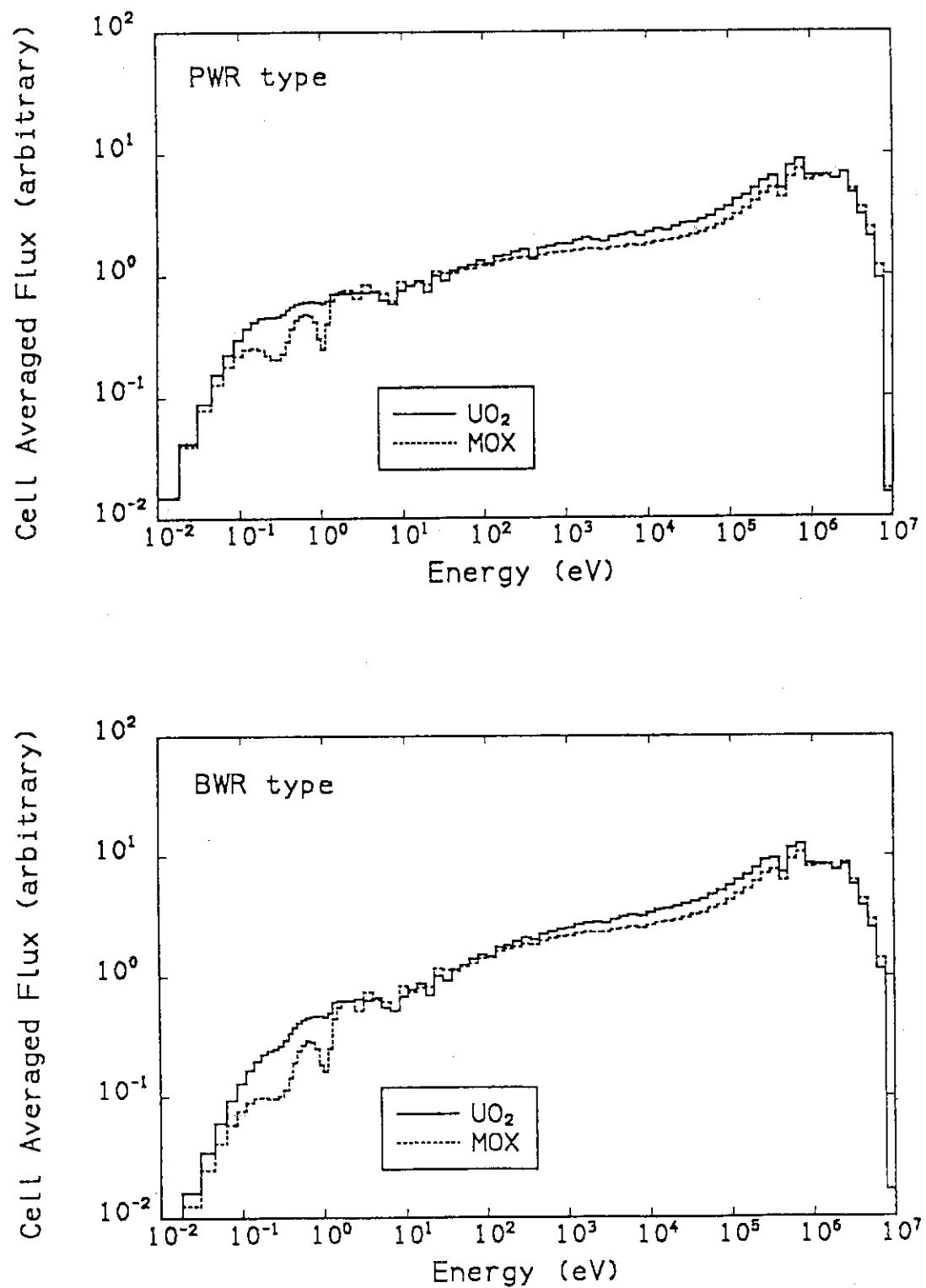


図 3.12 試験炉炉心平均中性子スペクトル (PWR モード, BWR モード)

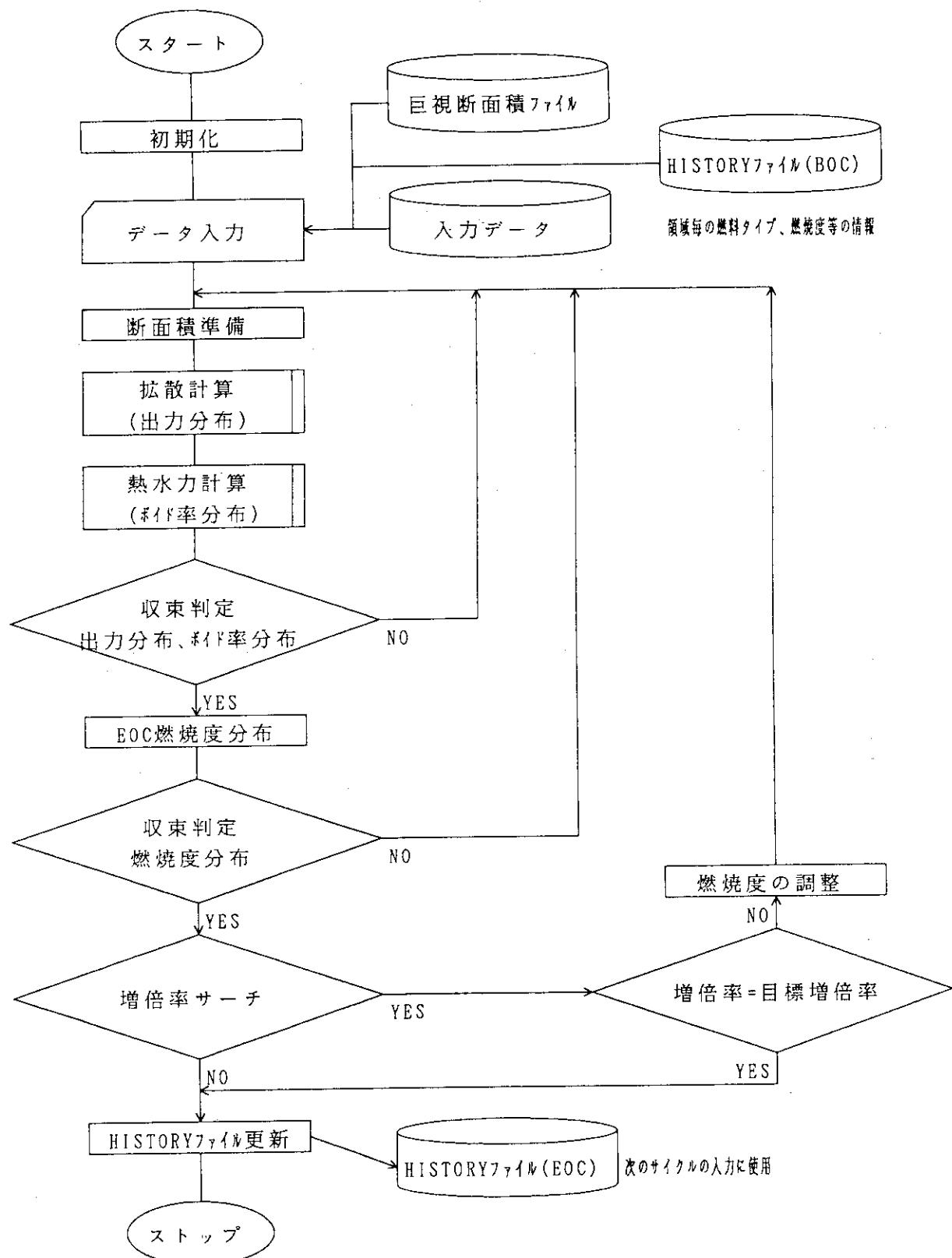


図3.13 CORE BN-BWRコードの計算フロー概念図
(Haling計算モード時)

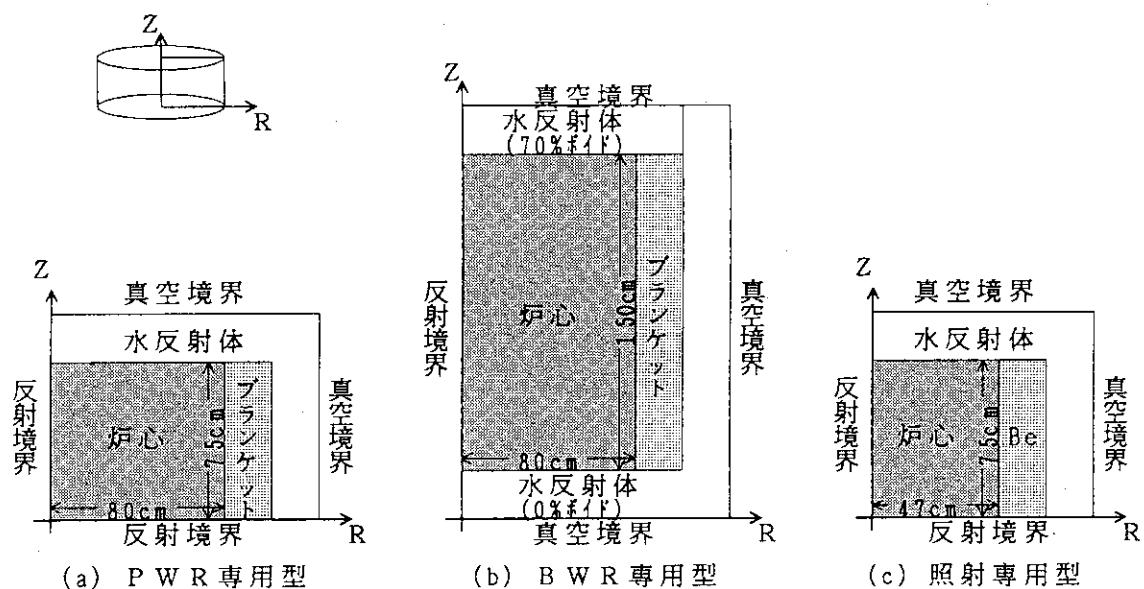


図 3.14 試験炉 R-Z 計算体系モデル

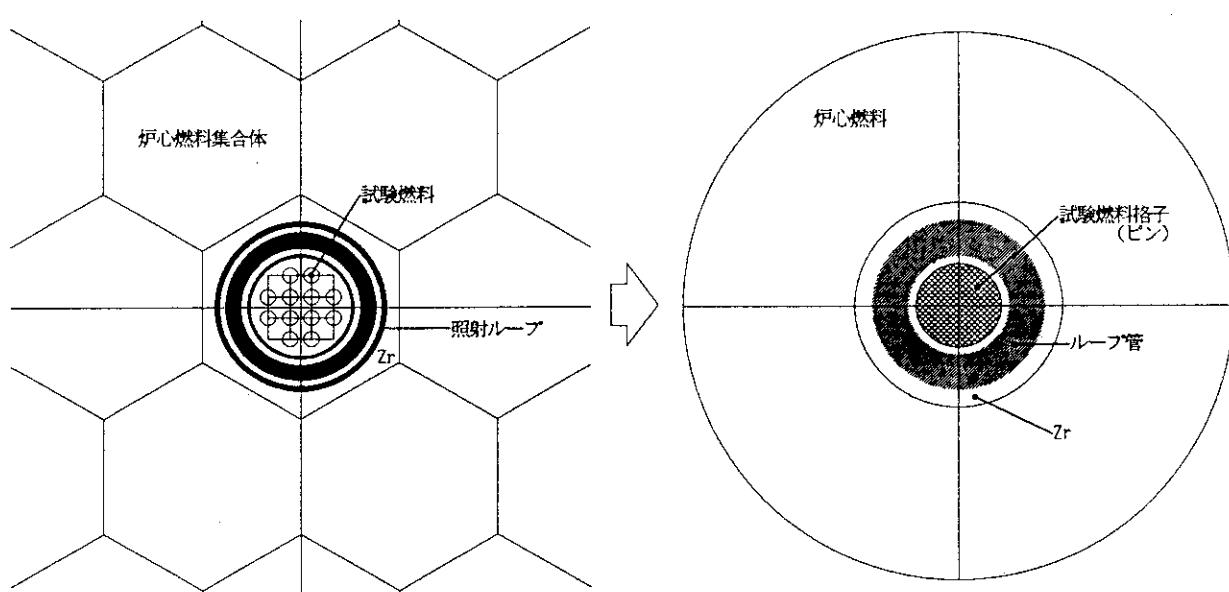


図 3.15 照射ループ計算 R-Z 体系の径方向モデル化

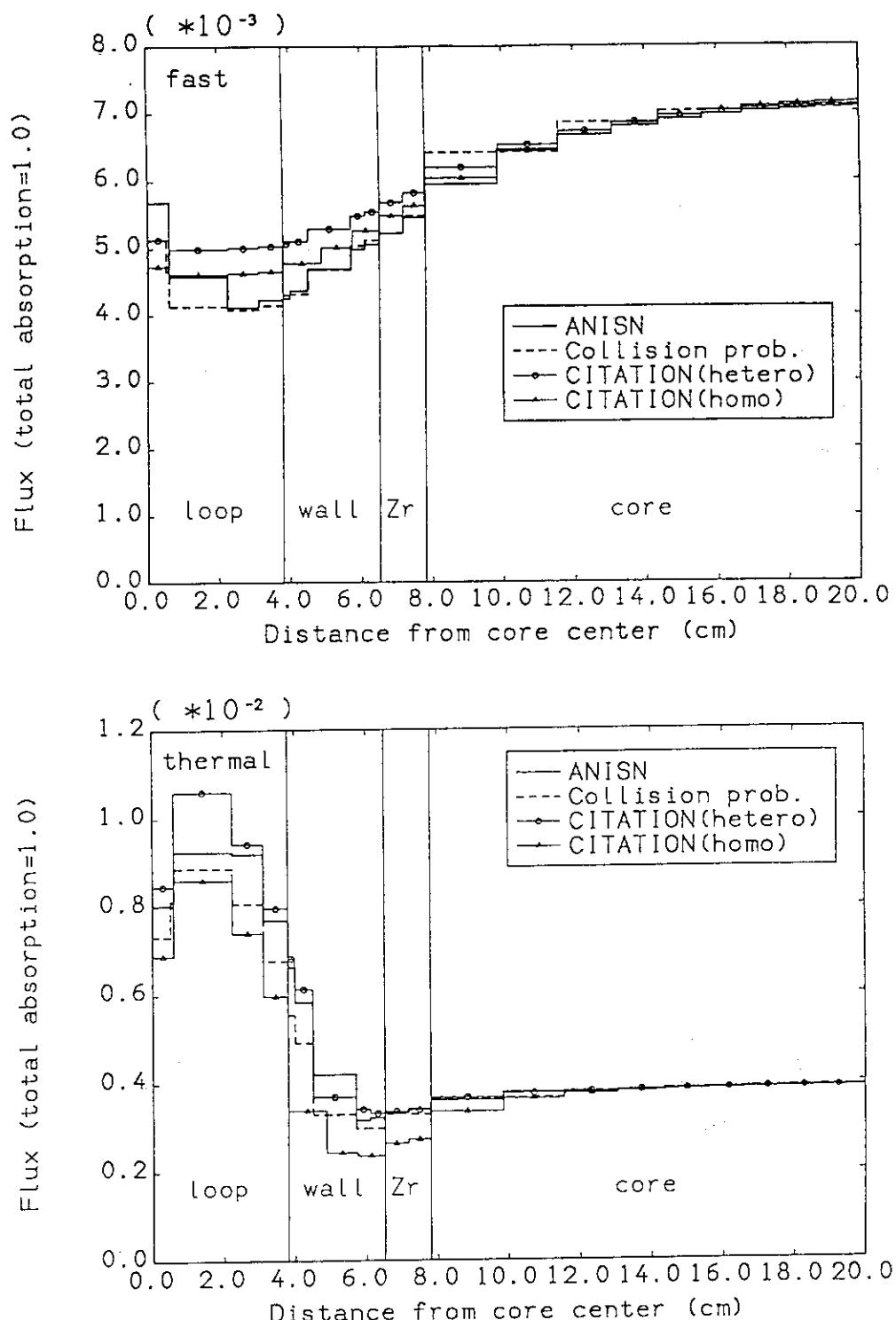


図 3.16 計算手法の違いによる燃料照射ループ内径方向中性子束分布の比較
 (一次元円筒体系, 全中性子吸収率 = 1.0 に規格化した相対中性子束,
 燃料照射専用型試験炉, 試験燃料 BWR 燃料棒 1 本の場合,
 fast : $E > 1.0 \text{ MeV}$, thermal : $E < 0.5 \text{ eV}$, loop : 仕切管内側領域,
 wall : 仕切管～外管領域 (“home” はこれを均質化したケース))

4. PWR 専用型試験炉

4.1 目的

「PWR専用型試験炉」は、PWR条件の運転を行う原子炉であり、炉水中及び炉水と独立のループ水中での燃料照射試験を行うこと、並びに、高転換型PWR、受動的安全炉（SPWR）等に関する炉特性試験を行うことを目的とする。燃料照射試験に関しては、試験炉の複数の炉心燃料集合体中で、炉水環境（PWR条件）のもとに多数本の試験燃料を長期照射できること、及び、炉内のループ中で、少數本の試験燃料を炉水と独立の冷却材条件（PWR条件、BWR条件等）のもとで過渡照射試験できることを、目標とする。

4.2 原子炉施設の構成

(1) 炉心構成

炉心は、「PWR/BWR両用型試験炉」の場合と同様に、 UO_2 燃料又はMOX燃料で構成し、燃料配置は三角形格子配列（燃料棒間ピッチ12.6mm）とし、燃料集合体形状を六角形状とする。炉心燃料は、 UO_2 ペレット又はMOXペレットをジルカロイ4製被覆管内に挿入したものを用いる。燃料棒外径は UO_2 燃料では10.5mm、MOX燃料では9.5mmとする。燃料の有効長は、1.5mとする。燃料集合体は上部ノズル、下部ノズル、燃料棒、制御棒シングル管、計装管、スプリング等より構成する。燃料棒の長手方向には、支持格子（グリッド）を多段に設ける。燃料集合体構造概念を図4.1に示す。

炉心構成は、「PWR/BWR両用型試験炉」の場合と同様であり、等価直径を約1.5mとし、また、最大熱出力を約300MWとする。炉心中央部には試験燃料照射用のループを、また、炉心周辺部の複数の集合体中には試験燃料照射用の領域を設ける。炉心外周部には、プランケット燃料集合体を配置する。プランケット燃料集合体は、炉心燃料集合体と同一寸法とし、燃料は天然ウランとし、燃料棒外径は UO_2 炉心燃料と同一とする。

(2) 制御棒

稠密型の燃料集合体からなる炉心に適合する制御棒は、クラスタ型の構造とし、集合体内部に制御棒クラスタが挿入される方式とする。

制御棒のみによって原子炉停止能力を確保するために必要な制御棒本数を核計算によって求めた結果、炉心中央部1体（ループ挿入部）及び炉心周辺部6体（燃料集合体照射部）を除く30体の燃料集合体の全てについて、1集合体当たり24本の制御棒が必要となる。

なお、MOX炉心によって高転換炉を模擬する場合には、制御棒に水排除用のフォロアを設け、制御棒引き抜き時の中性子スペクトル軟化を防止する必要性が考えられる。

制御棒駆動機構の配置については、設置スペースの観点から、1駆動機構当たり3集合体分の制御棒（制御棒クラスタ3体）を接続する方法を用いる。制御棒の駆動部は、PWR動力炉の場合と同様に、炉心上方に設置する。制御棒駆動機構の配置は、第3章に示した「PWR/BWR両用型試験炉」の場合と同様である。

（3）炉心支持構造物

本試験炉では、SPWR炉特性試験の運転モードにも対応できる炉心支持構造とする必要があるが、基本的には、炉心槽に燃料集合体を装荷し、燃料集合体の保持のため上部炉心板を設け、その上に制御棒クラスタ案内管を設置する構造となる。

すなわち、炉心支持構造は、燃料集合体支持を主目的とする炉心槽、制御棒クラスタを支持する内槽、冷却材を出口ノズルに導くためのプレナムを形成する制御棒クラスタ案内管上部のカランドリアの三つの基本構造からなる。

SPWR炉特性試験に当たっては、（8）項に示す機器を原子炉容器内に設置する。

（4）原子炉容器

原子炉容器の寸法は、SPWR炉特性試験用機器（下部ポイズンタンク、ポイズン下降管：（8）項参照）の設置を考慮すると、内径約3.4m、高さ約14m程度となると予測される。原子炉容器の上蓋には、制御棒駆動機構と干渉しないように燃料照射用ループ（炉内管）を取り付ける必要がある。このため、原子炉容器頂部には長さ約1.5mのループ支持管を接続した構造とする。図4.2には、原子炉容器の構造概念を示す。

原子炉容器の下鏡には、炉内計装用配管のための貫通孔が設けられる。現行のPWRと同様、原子炉容器は上方から支持し、炉心支持構造は原子炉容器上蓋フランジ部から吊り下げる方式とする。

（5）原子炉冷却系

原子炉1次冷却系の系統構成は、SPWR炉特性試験用機器以外については、現行の2ループ型PWRと同様である。図4.3に示すように、1次系は、循環ポンプ、加圧器、熱交換器及び必要に応じSPWR炉特性試験用機器で構成する。

なお、発電を行う場合には、現行PWRと同様に、熱交換器として蒸気発生器を使用する。発電を行わない場合には、1次熱交換器として、蒸気発生器を使用する場合と、中間ループ側で蒸気を発生させず水単相流で冷却する方法がある。前者の場合には、現行PWRと同様であるため、試験炉の制御等が現行炉と同様にできるという利点がある。後者の場合には、中間ループ側圧力を1次側より高くすることにより、伝熱管が損傷した場合

でも1次系冷却材中の放射能が中間ループ側に流入しないようにできるという利点があるが、中間ループ側圧力を1次系と同様に加圧器で制御する必要があり、システム全体の制御が複雑になるという欠点がある。このため、発電を行わない場合であっても、1次熱交換器には蒸気発生器を使用する。

炉心で発生した熱を最終的に冷却塔（乾式又は湿式）を用いて大気中に放熱する場合の系統構成概念を、図4.4～4.5に示す。冷却塔を乾式冷却型とする場合には、蒸気発生器2次側にスチームコンバータを有する中間冷却系を設け、蒸気発生器で発生した蒸気をスチームコンバータで凝縮させ、スチームコンバータの冷却塔側で発生した蒸気は、冷却塔に導き空冷する。冷却塔を湿式冷却型とする場合には、スチームコンバータに代わって凝縮器を用い、冷却塔側には温水を循環させる。なお、この場合には、冷却塔に補給水設備が必要となる。乾式及び湿式の冷却塔の概念を、図4.6に示す。

冷却塔の寸法は、冷却塔内を自然通風する場合よりも強制通風する場合の方が、小さなものとできる。乾式冷却塔について、強制通風する場合の概略寸法を評価した結果、冷却用空気の入口温度を30°C、被冷却水の入口温度及び出口温度を85°C及び70°Cとすると、矩形配置の場合、図4.7に示すように高さ約8m、長さ約170m、幅約13mとなる。

海水へ放熱する場合については、上記の大気中放熱用系統の湿式冷却塔を海水冷却設備に置き替えることによって成立する。この場合、発電設備の復水器が、凝縮器に相当する。

ECCSについては、現行PWRの場合（蓄圧注入系、高圧注入系、低圧注入系から構成）とほぼ同様に考えられるが、高圧注入用及び低圧注入用のポンプを共通にするなどの簡素化を図ることも考えられる。

(6) 原子炉格納容器

原子炉格納容器の内部に設置される主要設備は、以下の通りである。

- ・試験炉本体：原子炉容器、1次冷却系（蒸気発生器、加圧器、ポンプ等）
- ・S P W R 炉特性試験用機器：上部ポイズンタンク、ポイズン冷却系・充填系
- ・燃料照射ループ設備
- ・工学的安全施設、化学体積制御設備等：蓄圧タンク、格納容器再循環サンプ、再生冷却器、冷却材ドレンタンク等
- ・燃料取扱施設：新燃料貯蔵施設、使用済燃料貯蔵設備、炉内構造物仮置きエリア、燃料取扱クレーン、ポーラクレーン等
- ・換気空調設備：格納容器内空気浄化装置、制御棒駆動装置冷却装置、格納容器再循環装置
- ・計測設備：炉外中性子検出設備、炉内核計装設備

格納容器内の主要機器配置例の平面図を図4.8に、立面図を図4.9に示す。これらの配置検討結果から、格納容器の内径は約40m程度必要と想定される。

格納容器は、現行のPWRプラントに採用されている鋼製円筒格納容器を考える。なお、本試験炉の原子炉容器は出力と比較して相対的に大きいので、格納容器は現行の2ループ

PWR プラント（60万kW級）の場合と同程度となる。格納容器の上部形状については、現行の2ループプラントでは自由体積の確保のため半球ドーム型としているが、本試験炉の場合には、事故時格納容器内圧の上昇が大きくないと予想されることから、皿型形状とし、高さを小さくすることが可能と考えられる。

また、本試験炉の格納容器内圧条件が現行プラントに比べて厳しくないとの前提のもとに、格納容器の板厚を地震時の構造健全性の観点から予備検討した結果、板厚は30mm必要と評価される（S1地震動180Galを仮定）。この場合の許容内圧は、約 $1.8\text{kg/cm}^2\text{G}$ となる。

なお、原子炉格納容器と外部のホットラボ施設を結ぶカナルを設け、高放射性の燃料照射ループ炉内管の搬出入に用いる。カナルは、万一の事故の場合に、原子炉格納容器バウンドリを確保するよう設計する。現行PWRに対する設計基準として、原子炉格納容器に開口部を設ける場合には、開口部の形状を円形又は楕円形とする必要があるため、カナル設置のための格納容器開口部は縦型矩形とはせずに円形状とする。したがって、この場合には、原子炉から取り出した燃料照射ループの炉内管は、横置きにした状態でカナルを通しホットラボ施設に搬出する。図4.10には、原子炉格納容器のカナル部とループ炉内管移送部の概念を示す。

（7）燃料照射ループ設備

本試験炉の炉心中央部に装荷する燃料照射ループは、構造、寸法とも、第3章に示した「PWR/BWR両用型試験炉」の場合と同様である。

（8）S PWR炉特性試験用機器

1) 構造概念の検討

S PWRは、制御棒を持たず、原子炉の運転制御に係る反応度は1次冷却系のボロン濃度によって調節する特徴を有している。また、原子炉の緊急停止に当たっては、原子炉容器に内蔵したポイズンタンク中の高濃度ボロン水が、炉心下方から自動的に上方の炉心部に流入し、負の反応度を添加する。⁽¹⁾

本試験炉においては、S PWR炉特性試験として、制御棒を用いない原子炉の運転及び緊急停止の機能等を確認することを想定している。この試験のためには、緊急停止用のポイズンタンクを導入する必要があるが、本来のS PWRで考えられている大型のポイズンタンク全体を試験炉の原子炉容器内部に設置する必要はなく、原子炉容器の外部と内部にポイズンタンクを分割して設置し、両者を配管で結ぶ系統構成が、本試験炉の設計上合理的である。

試験炉の原子炉容器内部に導入するポイズンタンクは炉心下方に設置し（以下、このポイズンタンクを「下部ポイズンタンク」という）、下部ポイズンタンクに高濃度ボロン水を供給する配管（ポイズン下降管）も原子炉容器内部に設置する。この配管は、原子炉容

器を貫通し、外部のポイズンタンク（以下、これを「上部ポイズンタンク」という）に接続させる。下部ポイズンタンク及びポイズン下降管の原子炉容器内設置については、以下の3案が考えられる。

- ① 下部ポイズンタンク及びポイズン下降管を、原子炉容器内部に固定し、取り外しは行わない。
- ② 下部ポイズンタンク及びポイズン下降管を、使用後原子炉容器から取り出す。ポイズン下降管は、現行PWRの原子炉容器出口ノズルと炉心槽の接合部の場合と同様に突合わせ方式とする。
- ③ 下部ポイズンタンク及びポイズン下降管を、使用後原子炉容器から取り出す。ポイズン下降管は原子炉容器上部から取り出し、下部ポイズンタンクとの接続は嵌合構造とする。

これら3案の長所・短所は、次のとおりである：①案は、ポイズンの漏洩の問題は生じないが、SPWR用機器を取り外すことはできない。②案は、接合部でのポイズン漏洩の可能性があるが、漏洩の程度を予測することは可能である。③案は、接続部での漏洩をほぼ零にできると考えられ、接合部からの漏洩については②案よりも信頼性の高い方式であるが、炉外のSPWR機器への配管の引き回しの問題がある。

以上を総合的に見て②案が適当であると判断し、本検討では②案を採用する。

2) 構造概要

SPWR炉特性試験用機器の基本構成を、図4.11に示す。また、図4.12には、これら機器の系統構成を示す。SPWR炉特性試験用機器は、以下の要素から構成される。

① 原子炉容器外

- ・上部ポイズンタンク（2個）
- ・水圧作動弁（各ポイズンタンクに1個、計2個）
- ・電動弁（各ポイズンタンクに1個、計2個）
- ・ポイズン濃度調節機構（2個のポイズンタンク接続配管より分岐）
- ・ポイズン温度調節機構（上部ポイズンタンクのうち1個に内蔵）
- ・ポイズン循環ポンプ
- ・ポイズン流量計

② 原子炉容器内

- ・下部ポイズンタンク
- ・下部インターフェイス
- ・ポイズン下降管（2本）

3) 系統構成

SPWR炉特性試験用機器の系統構成（図4.12）としては、上部ポイズンタンクから下

部ポイズンタンクを循環冷却する冷却ライン、及びタンク水を原子炉圧力容器外のポイズン系体積制御タンクに抽出しほう素濃度調整を行う充てん・抽出ラインから成る。

冷却ラインには循環ポンプと補機冷却水（CCW）によるポイズン冷却器を設け、循環流量の設定及び冷却器流量の調整により、ポイズンタンクの温度維持を行う。

充てん・抽出ラインは、タンク水を減圧・減温して抽出し、ポイズン系体積制御タンク出口にはう酸水及び1次系純水を添加してほう素濃度調整を行う。

S P W R 炉特性試験時を除く本試験炉の一般運転時には、注入ライン弁を閉止する運用が考えられる。この場合、系全体はsolid状態となり、温度膨張等により過圧が生じる可能性があるため、加圧器逃がしタンクへの安全弁ラインを設ける。

4) 機器の容量検討

(a) ポイズンタンク容量

ポイズンタンク容量の検討条件として、注入後の1次系ほう素濃度は高温停止濃度とする。

$$\frac{W_1 C_1 + (V_{p1} + V_{p2}) \rho C_p}{W_1 + (V_{p1} + V_{p2}) \rho} \geq C_s$$

W₁ : 1次冷却材保有水量(ton)
 V_{p1}+V_{p2} : ポイズンタンク容量(m³)
 ρ : ポイズンタンク水密度(ton/m³)
 $\rho = 1.0 \text{ ton/m}^3$ (280°C)
 C₁ : 1次冷却材ほう素濃度
 C_s : 高温停止ほう素濃度(ppm)

$$\frac{W_1(C_s - C_1)}{(V_{p1} + V_{p2})} \geq \frac{1}{C_p - C_s} / \rho$$

ここで、

- 1次冷却材保有水量 W₁=約 80ton (概略見積値)
- 高温停止ほう素濃度 C_s=約2200ppm (サイクル初期(BOL))
約 850ppm (サイクル末期(EOL))

より、

$$\text{BOL : } \frac{80 \times (2200 - 1500)}{4000 - 2200} / 0.761 = 40.9 \approx 42 (\text{m}^3)$$

$$\text{EOL : } (\text{VP1+VP2}) \geq \frac{80 \times (850-10)}{4000-850} / 0.761 \\ = 28.0 \approx 30 \text{ (m}^3\text{)}$$

従って、タンク容量は $(\text{VP1+VP2})=42\text{m}^3$ とし、

- ・下部ポイズンタンク 10m^3 * (*暫定値)
- ・上部ポイズンタンク $16\text{m}^3 \times 2$

とする。

(b) ポイズンタンク必要高さ

上部ポイズンタンク→下部ポイズンタンク→炉心→H/L →上部ポイズンタンクまでの循環ライン圧力損失は

$$\Delta P_1 = (K1+K2+K3+\lambda(L/d+L'/d) \times 1/2 \times \rho (Q/2S)^2 + K0 \times 1/2 \times \rho H (Q/2S')^2 + \Delta P_{\text{CORE}}$$

$K1$: 下部インターフェイス形状抵抗係数 $K1=0.64$

$K2$: 上部ポイズンタンク出口抵抗係数 $K2=0.5$

$K3$: 下部ポイズンタンク入口抵抗係数 $K3=1.0$

$K0$: 圧力作動弁の形状抵抗係数 $K0=0.3$

L : 注入ライン長 $L=15\text{m}$

L' : 注入ラインエルボ等価長 $L'/d=20 \times 3$

d : 注入ライン内径

S : 注入ライン断面積 $S=\pi d^2/4$

Q : 注入流量 $Q=0.068\text{m}^3/\text{s}$

S' : 圧力作動弁部配管断面積 $S'=\pi D^2/4, D=0.72\text{m}$

ρ : ポイズンタンク水密度

ρ_H : 高温側1次冷却材密度 $\rho_H=672.5\text{kg/m}^3$

λ : 摩擦損失係数 ムーディー線図より $\lambda=\lambda(\varepsilon/d, Re)=0.0131$

ε : ステンレス鋼表面粗さ ($\varepsilon=15\mu\text{m}$)

Re : レイノルズ係数

ΔP_{CORE} : 炉心部圧損

$$\Delta P_{\text{CORE}} = \text{約}2\text{kg/cm}^2 \times (2 \times 0.0068 \times 3600 / 7200)^2 \\ = 0.0092\text{kg/cm}^2 \approx 0.91\text{kPa}$$

一方、ポイズンタンクの自然循環ベッドは、炉心内の温度分布を無視すると、

$$\Delta P_N = (\rho - \rho_H)H' \cdot g + (\rho - \rho_L)h \cdot g \geq \Delta P_1$$

ρ_L : 1次冷却材密度 (低温側) $\rho_L = 745\text{kg/m}^3$ (289°C)

H' : 炉心下部～ポイズンタンク上部高さ
 h : 下部ポイズンタンク～炉心下部高さ h = 1.5m

これより、

$$H' \geq \frac{\Delta P_1 - (\rho - \rho_{\infty})h \cdot g}{(\rho - \rho_H) \cdot g}$$

従って、下部ポイズンタンクからの必要高さHは、

$$H = H' + h$$

以上より、ポイズンタンク水温度Tpが150°C ($\rho = 924 \text{ kg/m}^3$) 及び280°C ($\rho = 761 \text{ kg/m}^3$) の場合の必要高さHは、注入ライン口径をパラメータとすると下表のようになる。必要高さHを6.5m程度にするためには、注入ライン口径は8B×Sch. 160 (内径170.3mm、外径216.3mm) となる。

口径 (内径(mm))	4B (87.3)	6B (128.8)	8B (170.3)	10B (210.2)
必要高さ H(m)				
Tp = 150°C	32.1	6.5	2.5	1.5
Tp = 280°C	75.6	15.6	6.3	3.9

(9) 発電設備

本試験炉の熱出力を発電に利用する場合には、発電・給配電設備が必要となる。本試験炉の設計目標上、発電は副次的なものであるので、発電効率は熱出力の10%程度（電気出力約30MW）と想定するのが妥当と考えられる。発生した電気出力は、試験炉を含む軽水炉将来技術総合試験施設の運転に利用する。

必要とされる発電・給配電設備には、蒸気タービン設備、発電機設備、主回路開閉装置、変圧器等がある。図4.13には、発電設備を有する場合の施設全体配置概念を示す。

4. 3 原子炉核熱特性

(1) 核特性

減速材／燃料体積比が約0.9 (UO_2 炉心) 及び約1.5 (MOX 炉心) の燃料格子について、円柱型炉心の燃焼計算を行い、それぞれ、燃焼サイクル日数300日を達成できる $\text{U}-235$ 濃縮度及び核分裂性Pu富化度を決定した。図4.14に、 UO_2 炉心及び MOX 炉心における燃焼反応度変化の濃縮度(富化度)依存性の様子を示す。これらの計算結果から、燃料交換3サイクルの条件のもとで、 UO_2 炉心では6% $\text{U}-235$ 、 MOX 炉心では8.5%核分裂性Puという新燃料の必要濃縮度(富化度)を得た。

次に、炉心内の出力分布や中性子束分布を平坦化できるように、各燃焼サイクルに相当する3種類の燃料集合体の装荷パターンを決めた(図4.15)。さらに、この装荷パターンに従い、燃料シャッフリングを考慮した二次元三角メッシュ炉心燃焼計算を、平衡サイクルに達するまで実施した。

各炉心について、平衡燃焼サイクルにおける炉心内径方向出力密度分布を図4.16に、中性子束分布を図4.17に示す。ここで、高速中性子束は0.1MeV以上、熱中性子束は0.5eV以下のエネルギーの中性子束を表わす。なお、径方向の二次元計算の結果であるため、出力密度及び中性子束は、炉心の軸方向の平均値である。出力分布の平坦化が図られているため、各燃焼サイクルの初期と末期、あるいは1サイクル目から平衡サイクルまでの出力分布や中性子束分布の変化は、小さいものとなっている。

また、炉心のボイド反応度係数を評価した結果、平衡サイクル初期の状態で、 UO_2 炉心では $-0.50\%\Delta k/k/\%void$ 、 MOX 炉心では $-0.24\%\Delta k/k/\%void$ という値が得られた。

炉心中央部の試験燃料照射ループ及び炉心周辺位置の試験燃料照射用集合体位置における試験燃料の出力密度、中性子束密度を評価した結果を、表4.1に示す。試験燃料の濃縮度は、すべて4% $\text{U}-235$ と仮定した。試験燃料照射用集合体については、PWR型燃料棒を10本×10本の正方格子状に配列したもの(うち、10本は支持棒)を対象とし、これを炉心部最外周に配置した場合と、最外周より1層内側に配置した場合について評価を行った。

この結果より、炉心中央部照射ループ中に試験燃料1本を装荷した場合には、試験燃料に約50～60kW/mの線出力密度を与えることができ、また、試験燃料を10本×10本の集合体として炉心周辺部に装荷した場合には、装荷位置が炉心最外周の場合に約20kW/m、装荷位置が炉心最外周より1層内側の場合に約30kW/mの線出力密度を与えることができると評価される。

(2) 热特性

本試験炉の热的な余裕を把握するために、炉心限界熱流束比(DNBR)の評価を、下記の条件で行った。

原子炉熱出力

300 MWt

原子炉圧力	15.4 MPa
1次冷却材流量	1700 kg/s
冷却材入口温度	289 °C
炉心半径方向出力ピーキング	1.5
炉心軸方向出力ピーキング	1.55

解析では、PWR熱設計コードTHINC⁽⁷⁾を用い、炉心を5チャンネルに分割した。DNB相関式としては、稠密度の高い炉心形状への適用性を有するKFK相関式⁽⁸⁾を用いた。解析の結果、115%過出力条件での最小DNBRは、UO₂炉心について1.93、MOX炉心について1.88と評価され、いずれの場合も、制限値1.3と比べて十分余裕のある値となっている。

4. 4 技術的開発課題

本試験炉は、既存のPWRに関する技術を適用することを基本としているが、本試験炉特有の技術的開発課題をも有している。以下には、解析あるいは設計を進めることによって解決できる問題を除外し、新たに実証試験等を実施する必要があると考えられる問題を整理する。

(1) 炉心燃料集合体

本試験炉では、稠密燃料配置による六角形燃料集合体を用いるため、次の項目を測定、確認する試験が必要となる。

- ・燃料限界熱流束
- ・燃料集合体水力振動、圧力損失
- ・燃料集合体機械的強度
- ・燃料集合体交換時取扱性

(2) 制御棒及び制御棒駆動機構

本試験炉では、燃料集合体3体分の制御棒クラスタを1体の駆動機構に接続する方法を用いるため、次の項目を測定、確認する試験が必要となる。

- ・制御棒及び制御棒駆動機構機械的強度、耐久性
- ・制御棒駆動特性、スクランプ挿入特性
- ・制御棒及び制御棒駆動機構交換時取扱性

(3) 炉内構造物

炉特性試験に当たっては炉内構造物を交換するため、遠隔操作による交換の容易性とともに、十分な機械的強度と耐震性が要求される。このため、次の項目を確認する試験が必要となる。

- ・炉内構造物水力振動
- ・炉内構造物機械的強度
- ・炉内構造物交換時取扱性

(4) 燃料照射ループ

燃料照射ループは、試験内容等に対応して種々のタイプのものが必要になるが、開発の初期の段階では、基本的な仕様のループに対して、次の項目を確認する試験が必要となる。

- ・ループ耐圧性、気密性
- ・ループ組立、解体取扱性

4. 5 その他の留意事項

1) 本試験炉は、PWR条件の運転を行うことを目的とした原子炉であるので、軽水炉のための炉特性試験については、当然ながら、BWRは対象外とされる。

2) 燃料照射試験については、炉水環境下での試験燃料の照射に関しては、当然ながら、PWR燃料が主たる対象とされる。

ループ水中での試験燃料の照射に関しては、ループ水の条件を炉水とは独立に設定できるため、PWR燃料及びBWR燃料のいずれも対象となり得る。ただし、原子炉容器の構造設計上、ループの設置数は1体が限度であるため、ループの使用目的は、短期的な過渡時燃料挙動試験に向けるのが現実的と考えられる。

表 4.1 PWR 専用型試験炉における照射ループ内及び照射用集合体内試験
燃料の中性子束と線出力密度の評価値（炉心軸方向最大値）

炉心	ν -フ 内 試験 燃 料	ϕ_f (n/cm ² /s)	ϕ_t (n/cm ² /s)	線出力 (kW/m)
UO_2 炉心	BWR燃料棒 1本	4.0×10^{13}	5.4×10^{13}	46
	BWR燃料棒 9本	4.4×10^{13}	2.0×10^{13}	19
	PWR燃料棒 1本	3.8×10^{13}	9.5×10^{13}	48
	PWR燃料棒 13本	5.0×10^{13}	5.1×10^{13}	25
MOX 炉心	BWR燃料棒 1本	6.1×10^{13}	6.9×10^{13}	59
	BWR燃料棒 9本	6.6×10^{13}	2.5×10^{13}	25
	PWR燃料棒 1本	5.6×10^{13}	1.2×10^{14}	63
	PWR燃料棒 13本	7.4×10^{13}	6.6×10^{13}	33
炉心	照射集合体 / 位置 試験燃料	ϕ_f (n/cm ² /s)	ϕ_t (n/cm ² /s)	線出力 (kW/m)
UO_2 炉心	PWR燃料棒 10本 × 10本 ^{*1} / 最外周 *2	4.4×10^{13}	3.0×10^{13}	15
	PWR燃料棒 10本 × 10本 ^{2 層目} *2	8.5×10^{13}	5.8×10^{13}	29
MOX 炉心	PWR燃料棒 10本 × 10本 ^{2 層目}	5.6×10^{13}	3.3×10^{13}	17
	PWR燃料棒 10本 × 10本 ^{2 層目}	8.8×10^{13}	5.3×10^{13}	27

試験燃料濃縮度：PWR燃料：4.0%， BWR燃料：4.0%、 ϕ_f :E>1MeV、 ϕ_t :E<0.5eV

*1: 試験燃料10本×10本（うち10本は支持棒）

*2: 最外周: 照射用集合体を炉心部最外周に配置、

2層目: 同じく最外周より1層内側に配置

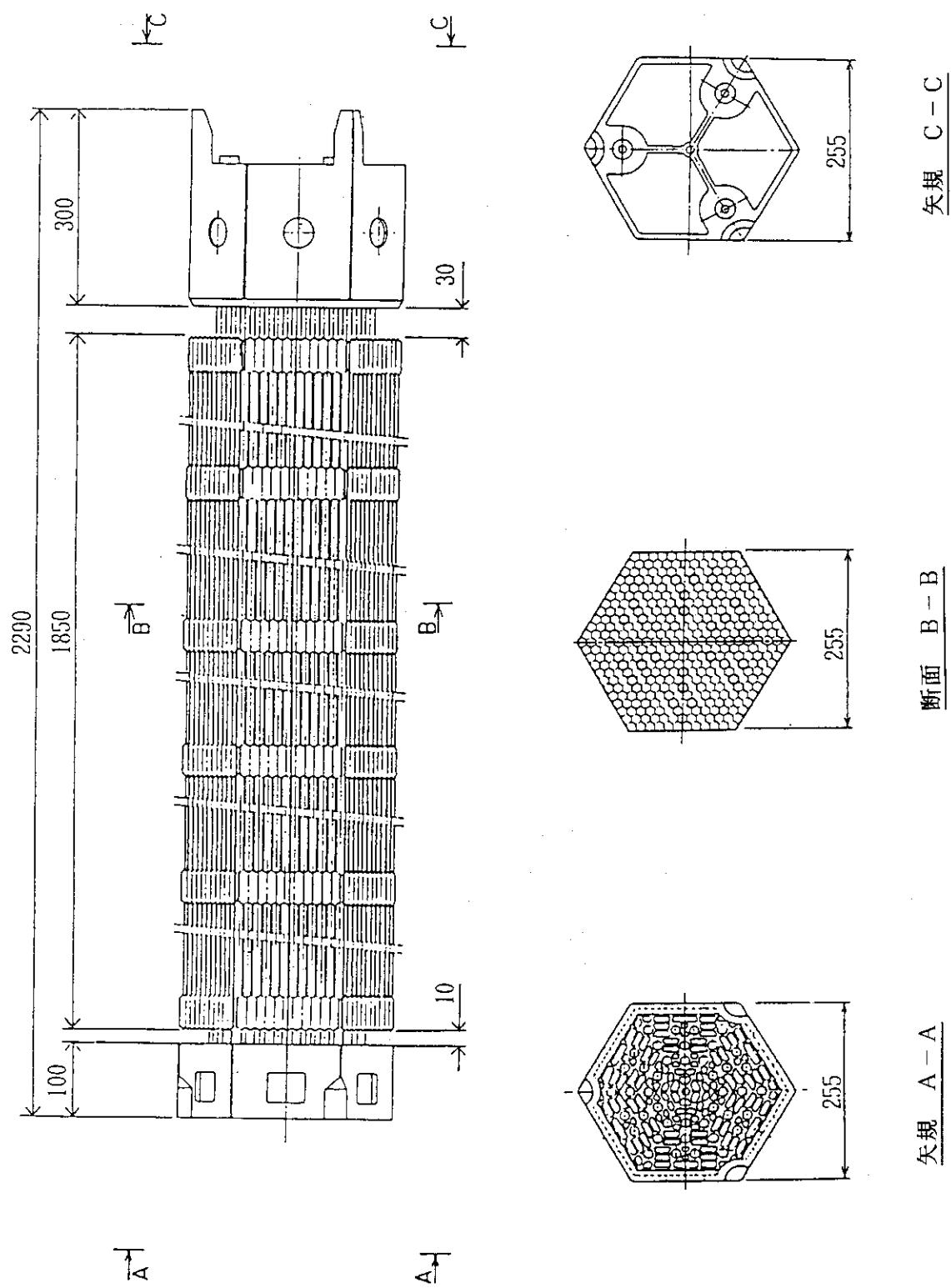


図 4.1 試験炉炉心燃料集合体構造概念

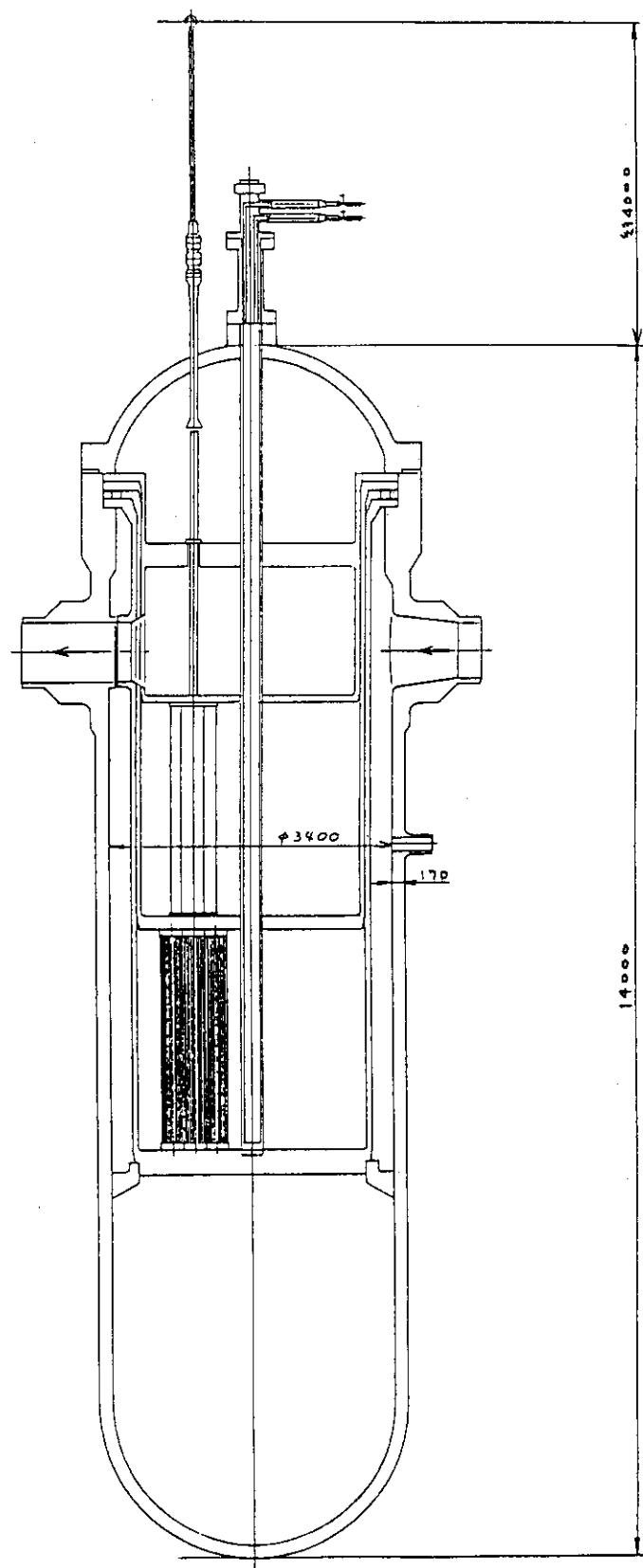
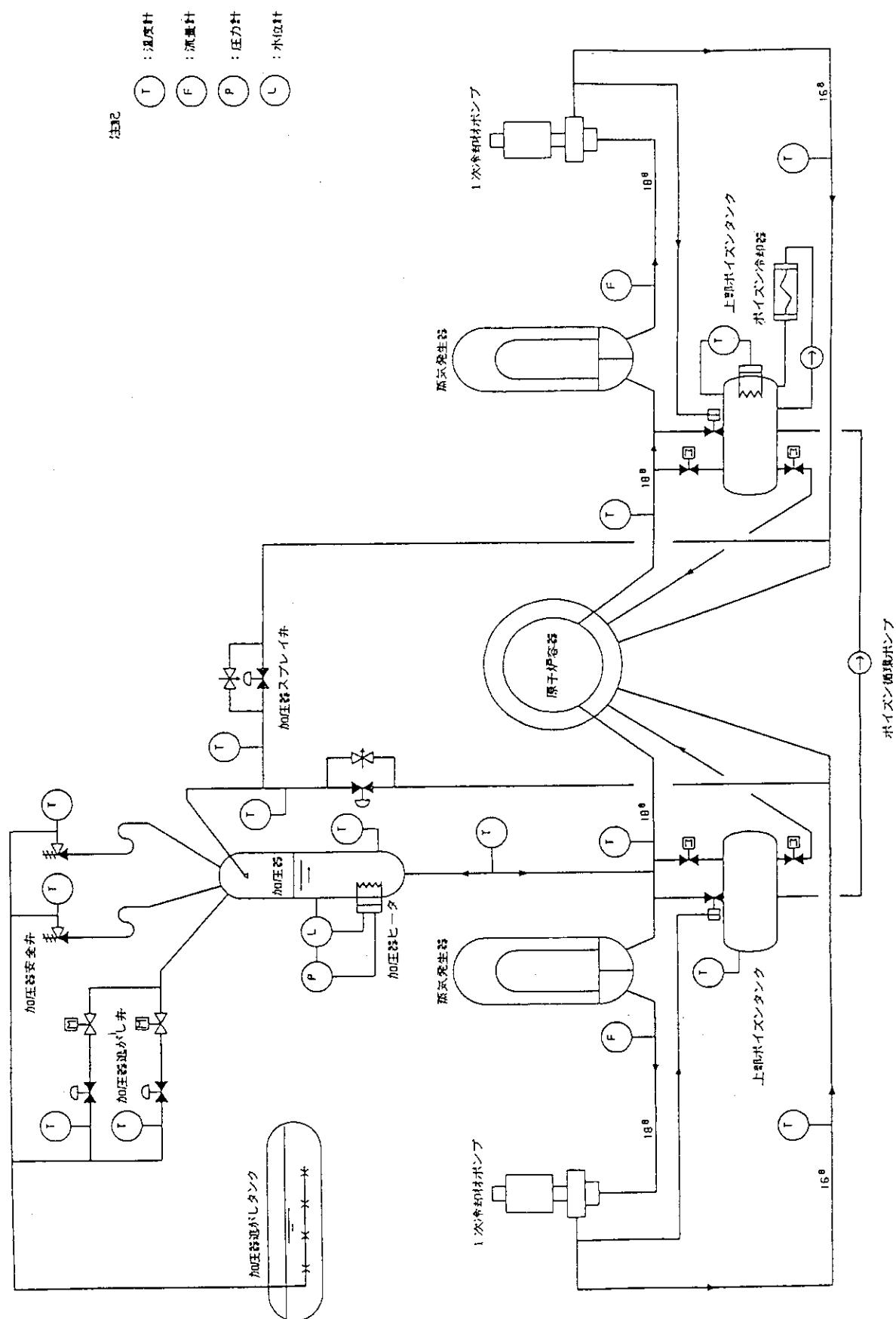


図4.2 試験炉原子炉容器構造概念



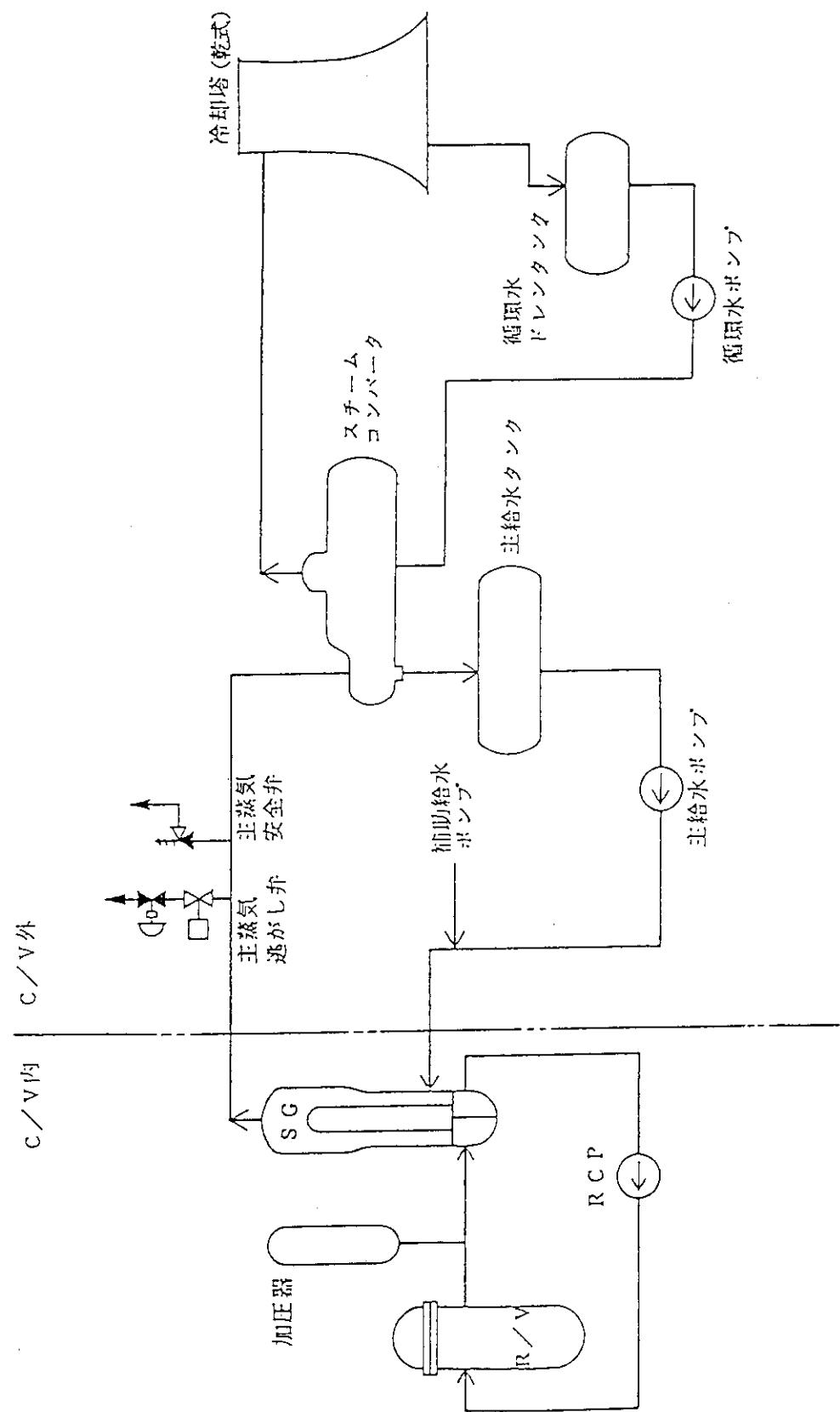


図4.4 試験炉原子炉冷却系大気中放熱設備系統概念（中間冷却系：蒸気、冷却塔：乾式）

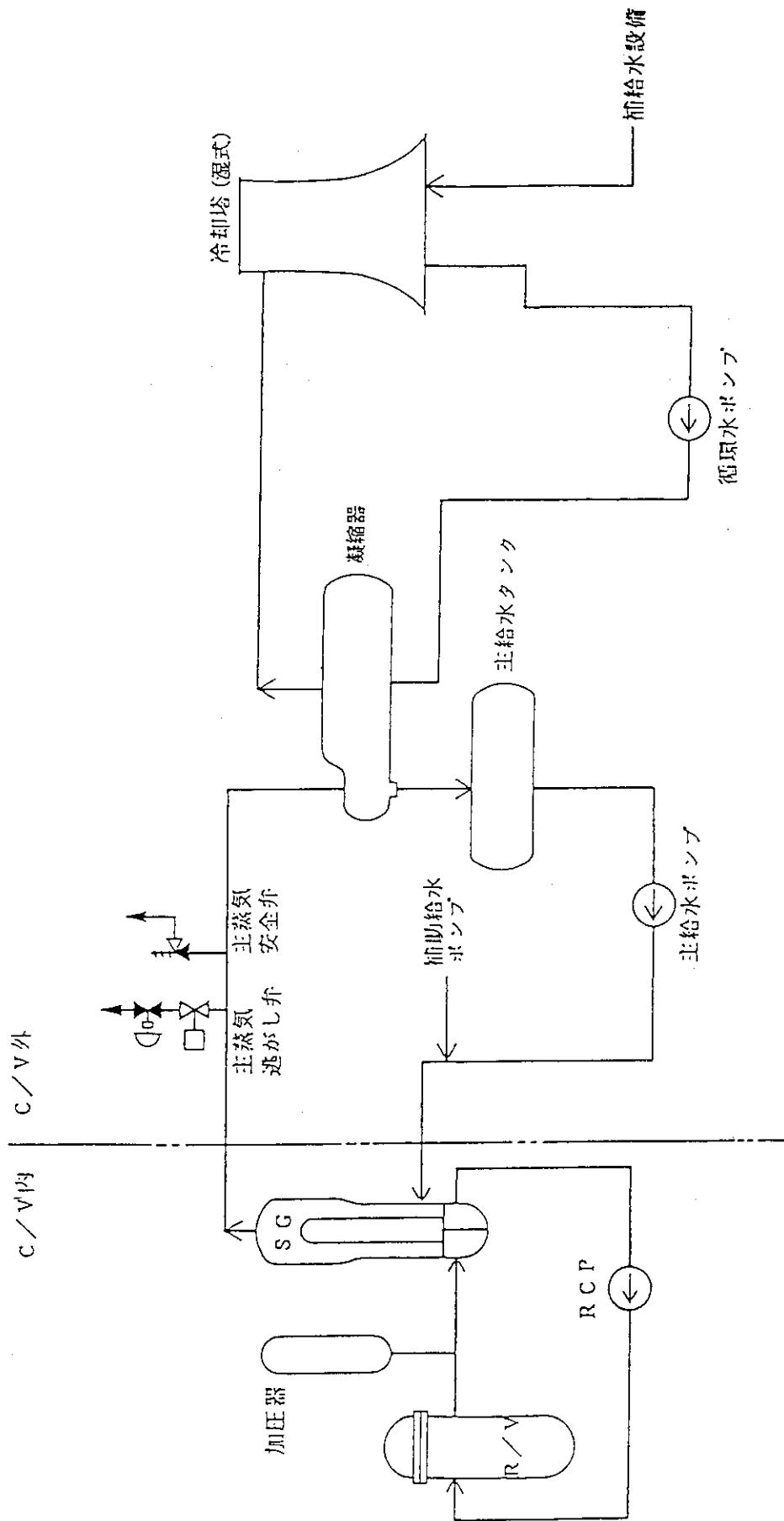


図4.5 試験炉原子炉冷却系大気中放熱設備系系統概念（中間冷却系：蒸気、冷却塔：乾式）

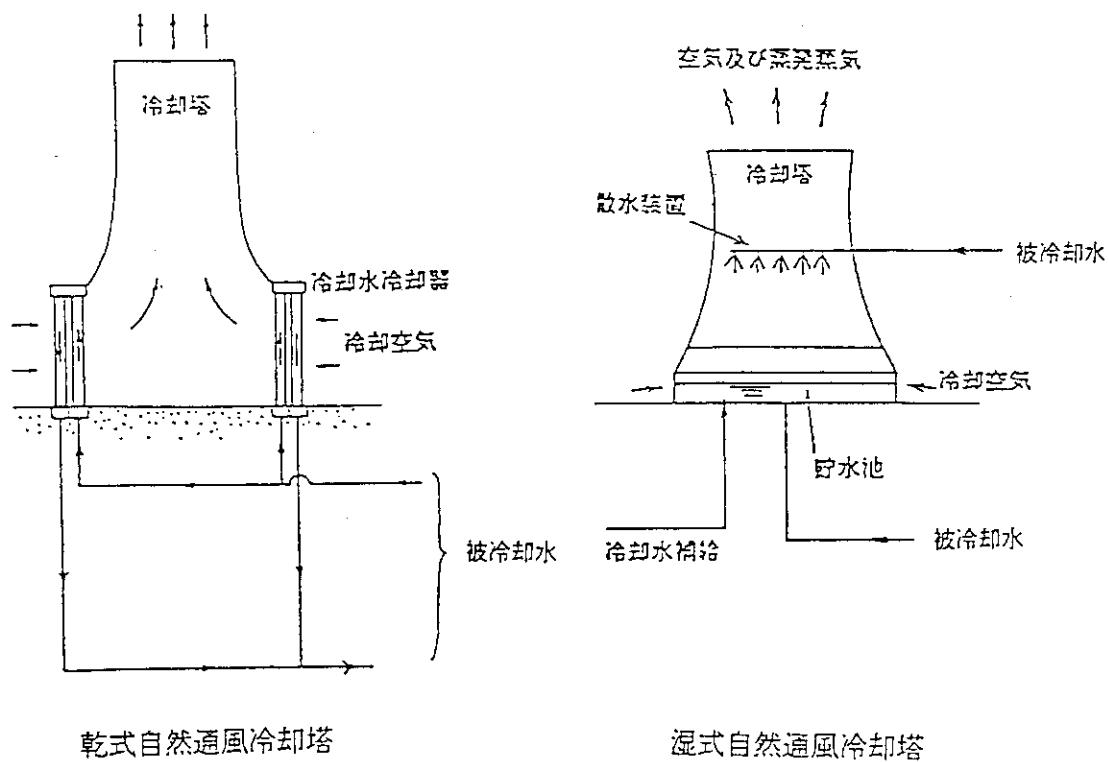


図4.6 試験炉冷却塔の外形

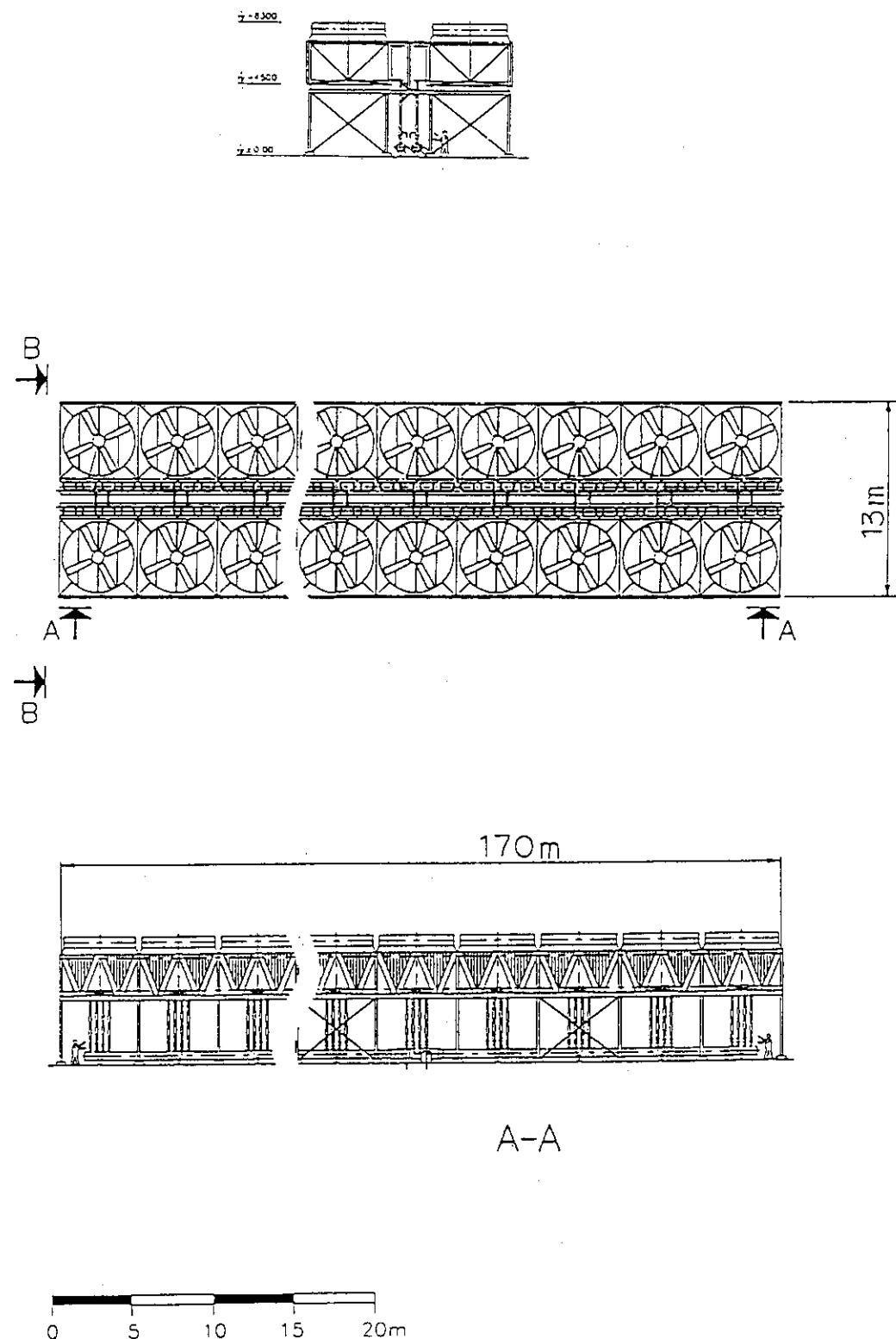


図4.7 試験炉強制通風乾式冷却塔概念（矩形配置）

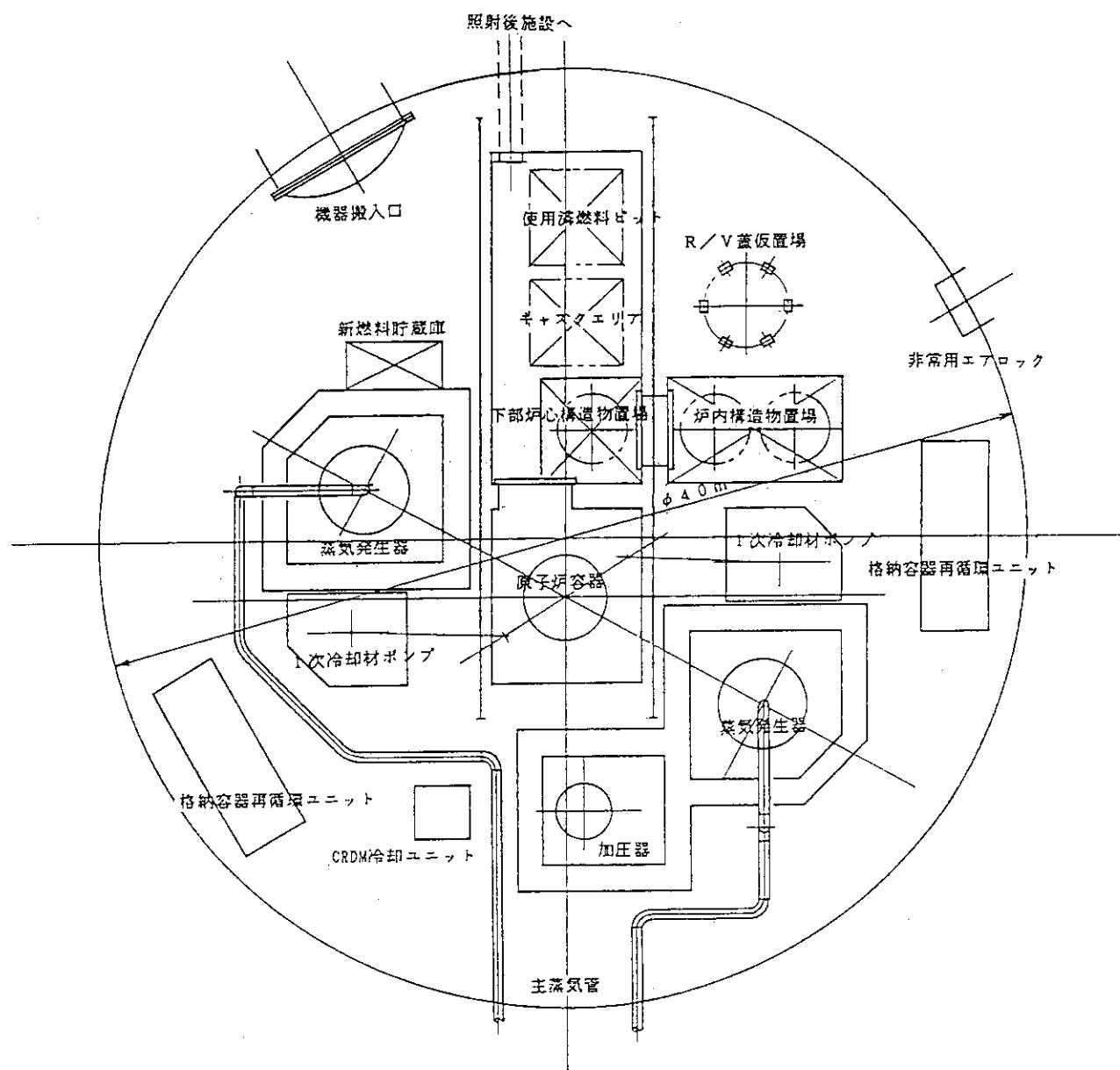


図 4.8 試験炉格納容器内主要機器配置概要（平面図）

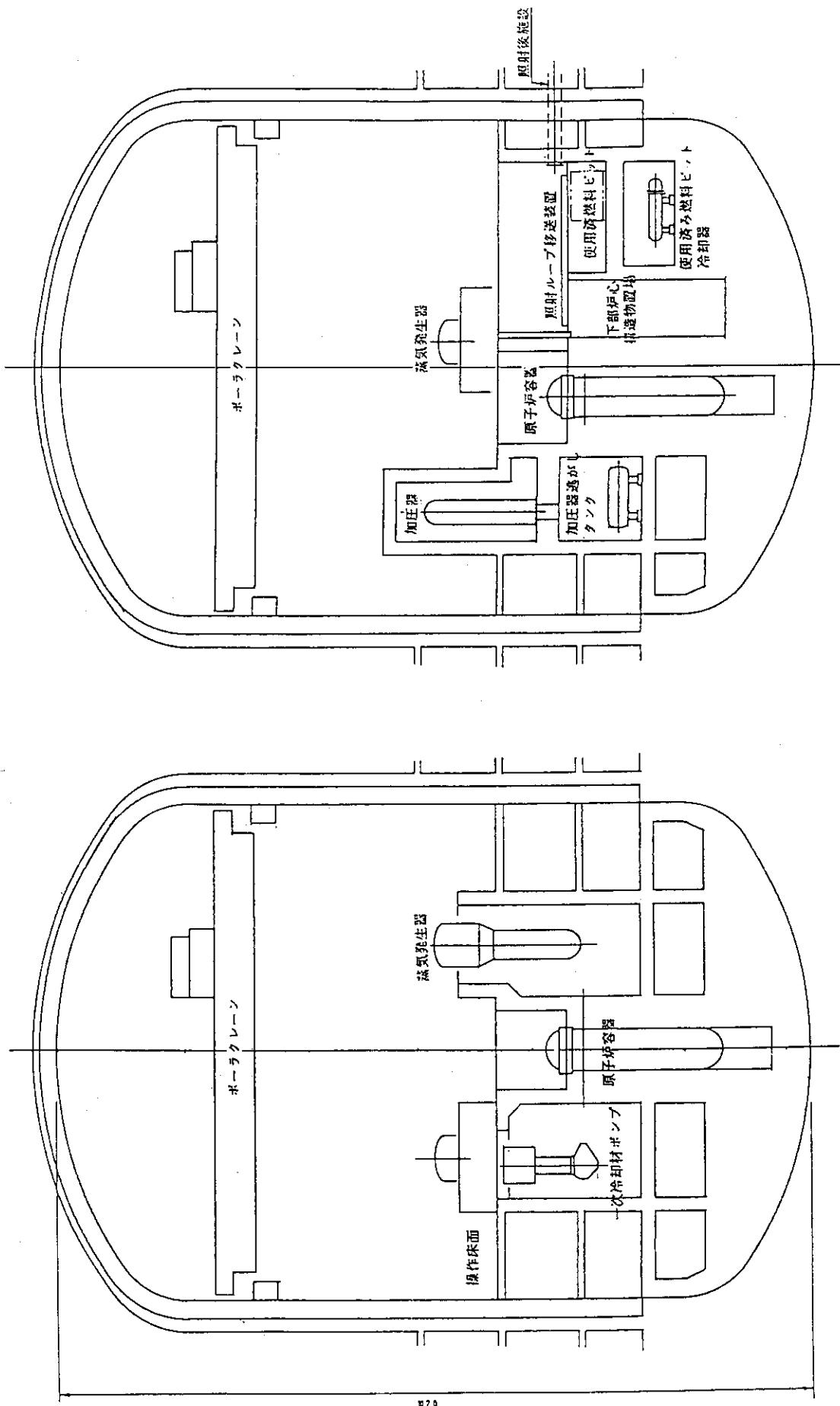


図 4.9 試験炉格納容器内主要機器配置概要(立面図)

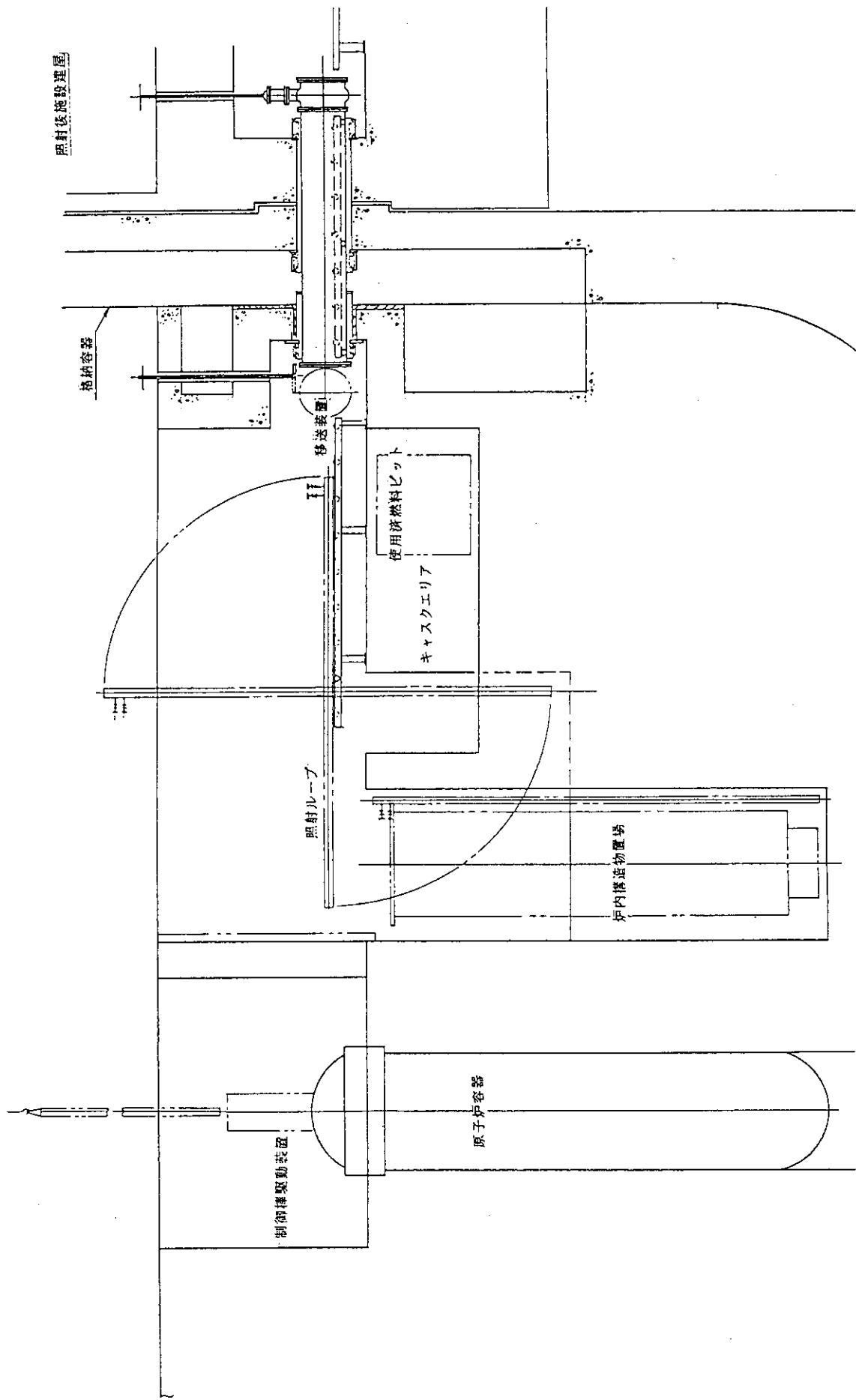


図4.10 試験炉格納容器内ナル部概念

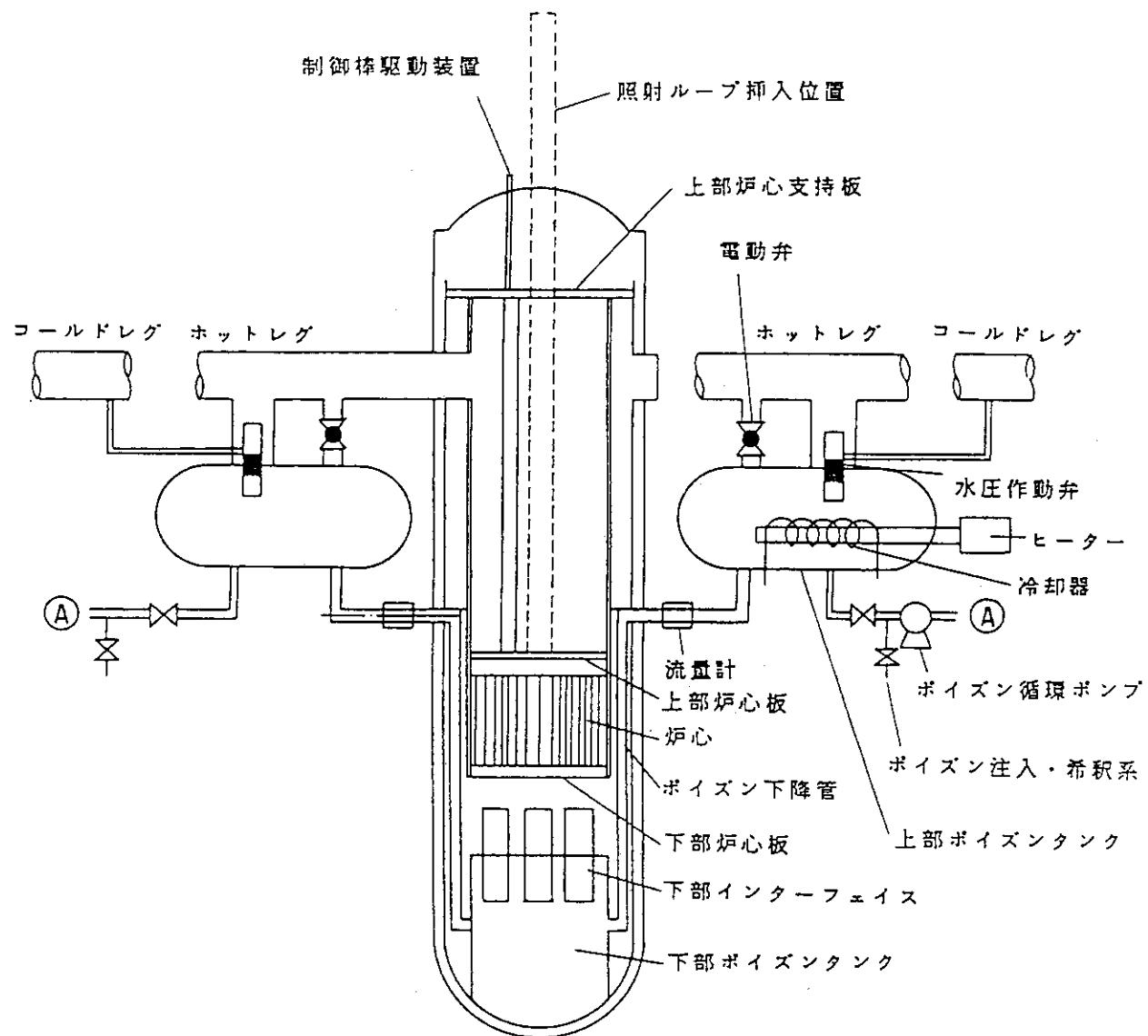


図4.11 受動的安全炉特性試験用機器構成概念

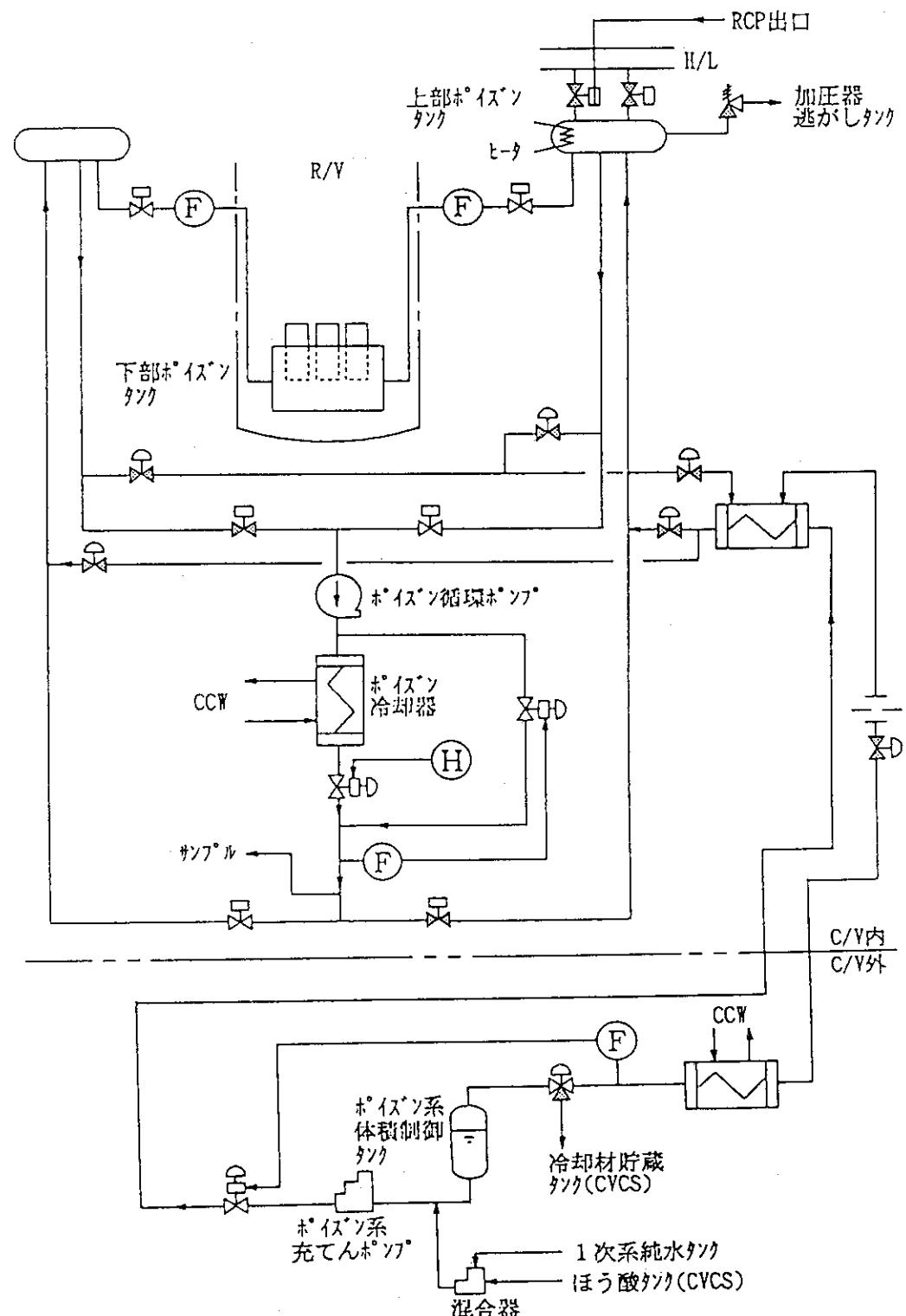


図4.12 受動的安全炉特性試験用機器系統構成概念

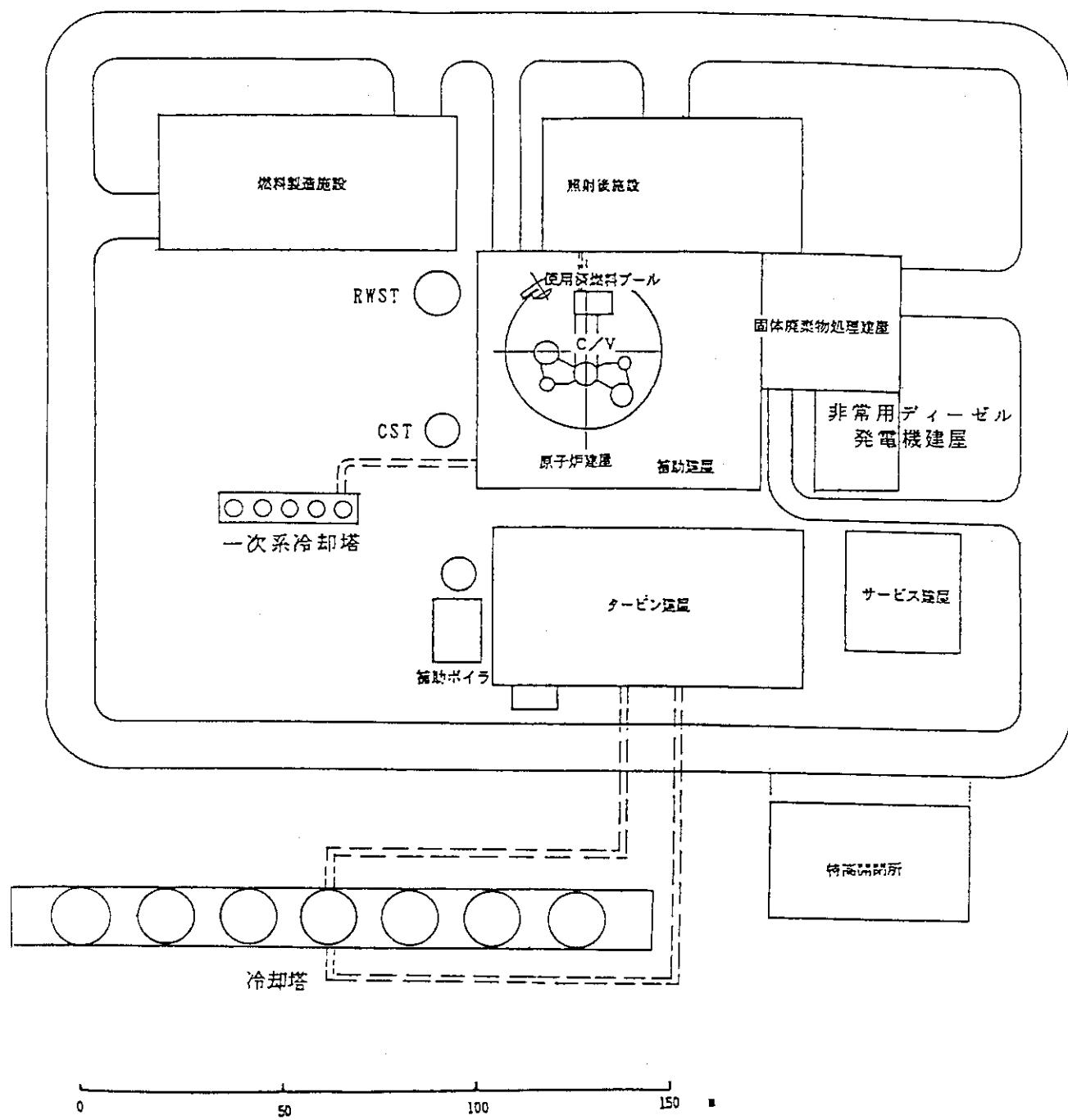


図 4.13 試験炉施設全体配置例（強制通風冷却。発電設備を有する場合）

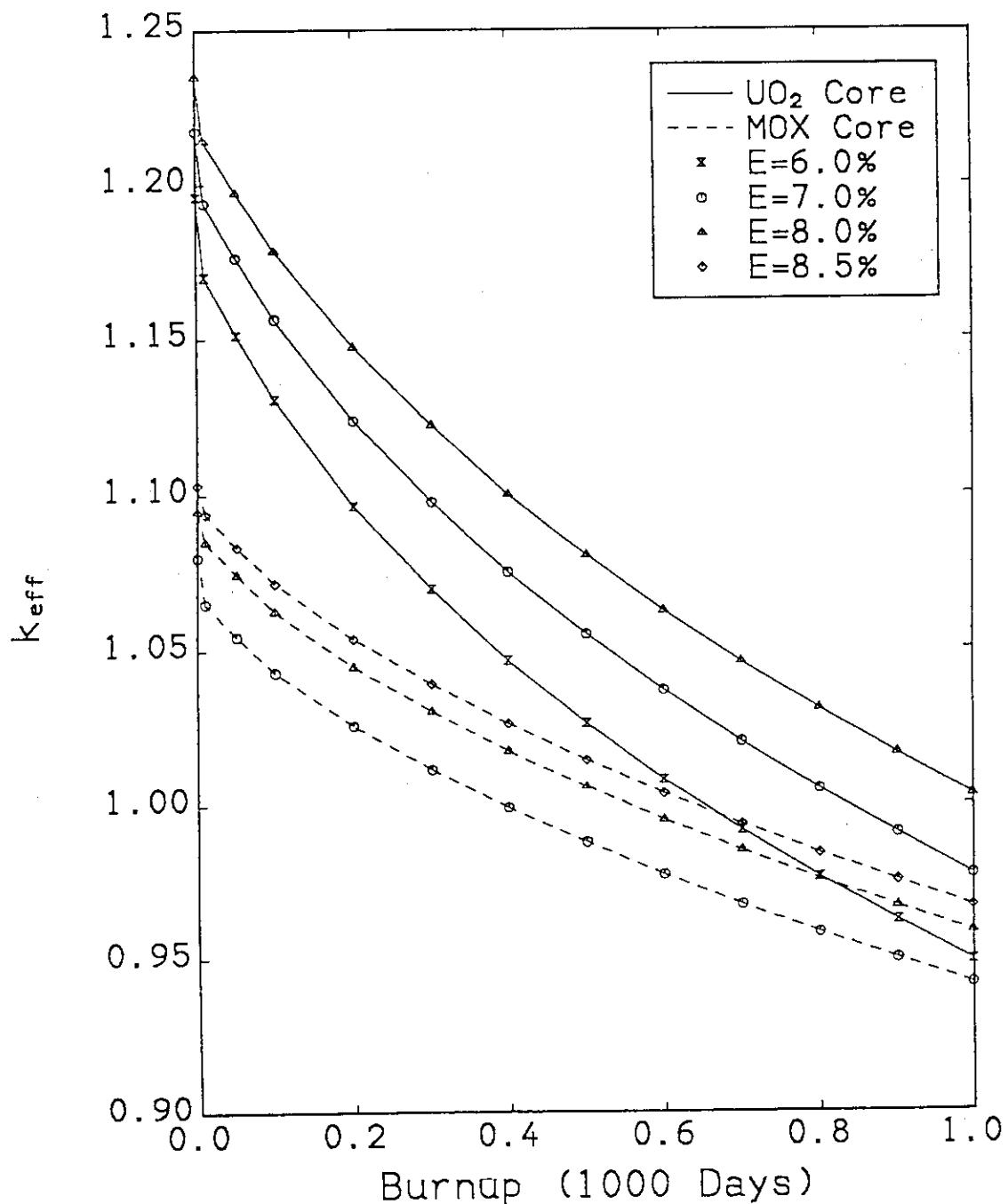


図 4.14 試験炉の燃焼に伴う中性子実効増倍率の変化
 (PWR 運転条件 UO_2 廉心及び MOX 廉心/
 E : U-235濃縮度又は核分裂性 Pu 富化度)

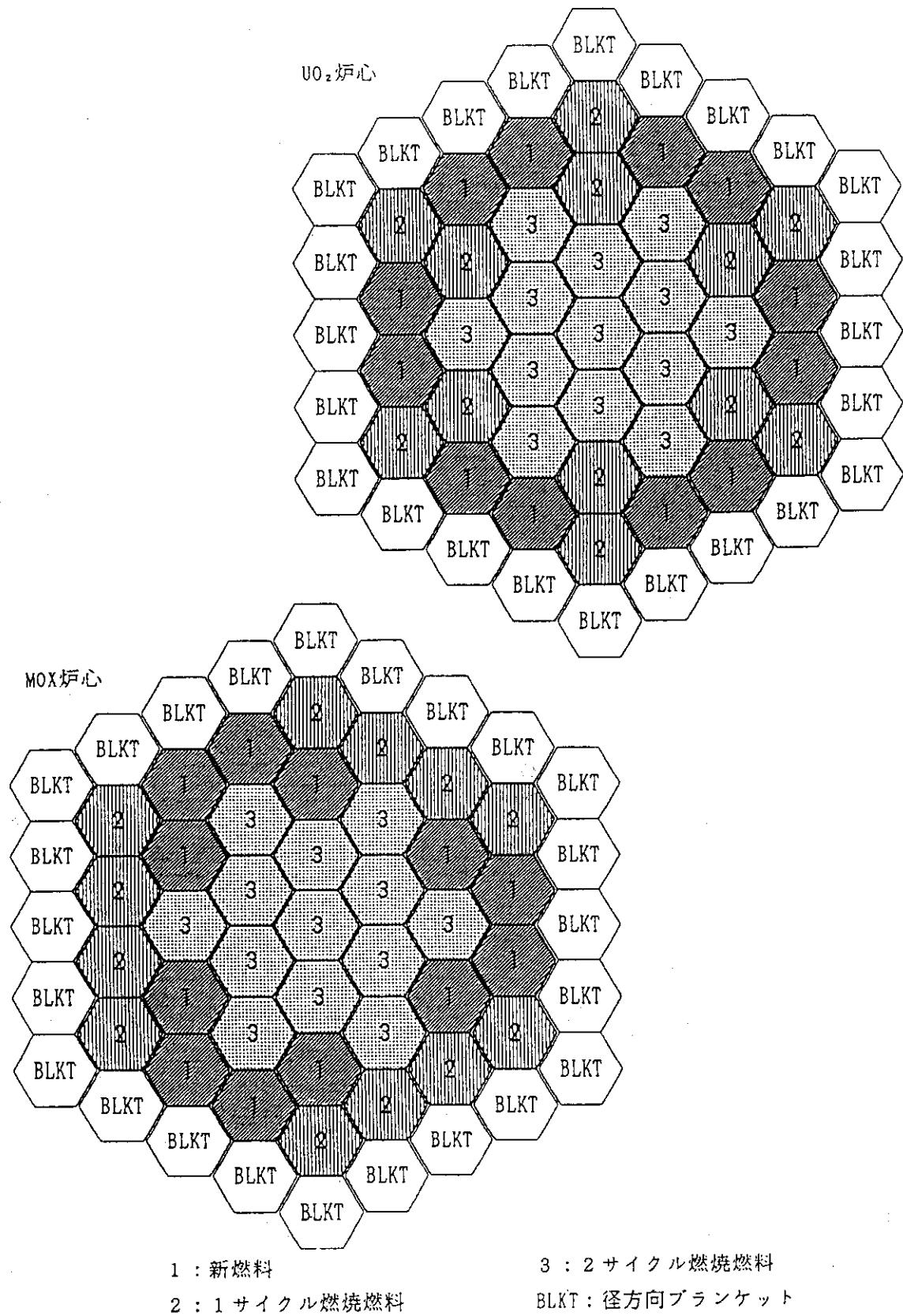


図 4.15 試験炉炉心内燃料装荷パターン
(PWR運転条件 UO₂炉心及びMOX炉心)

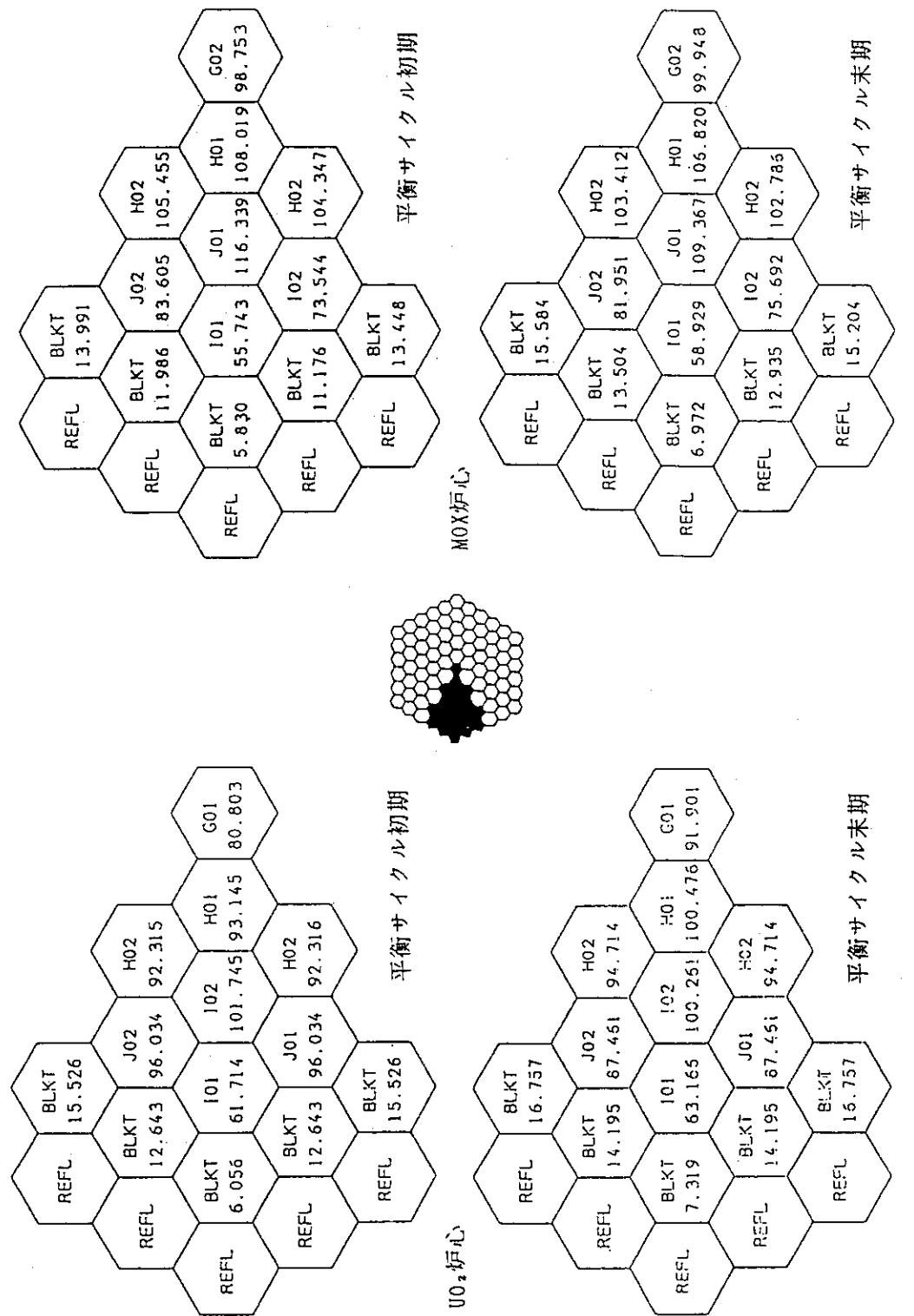


図 4.16 試験炉平衡サイクルにおける径方向出力密度 [W/cm³]
(PWR 運転条件 UO₂炉心及 MOX 炉心)

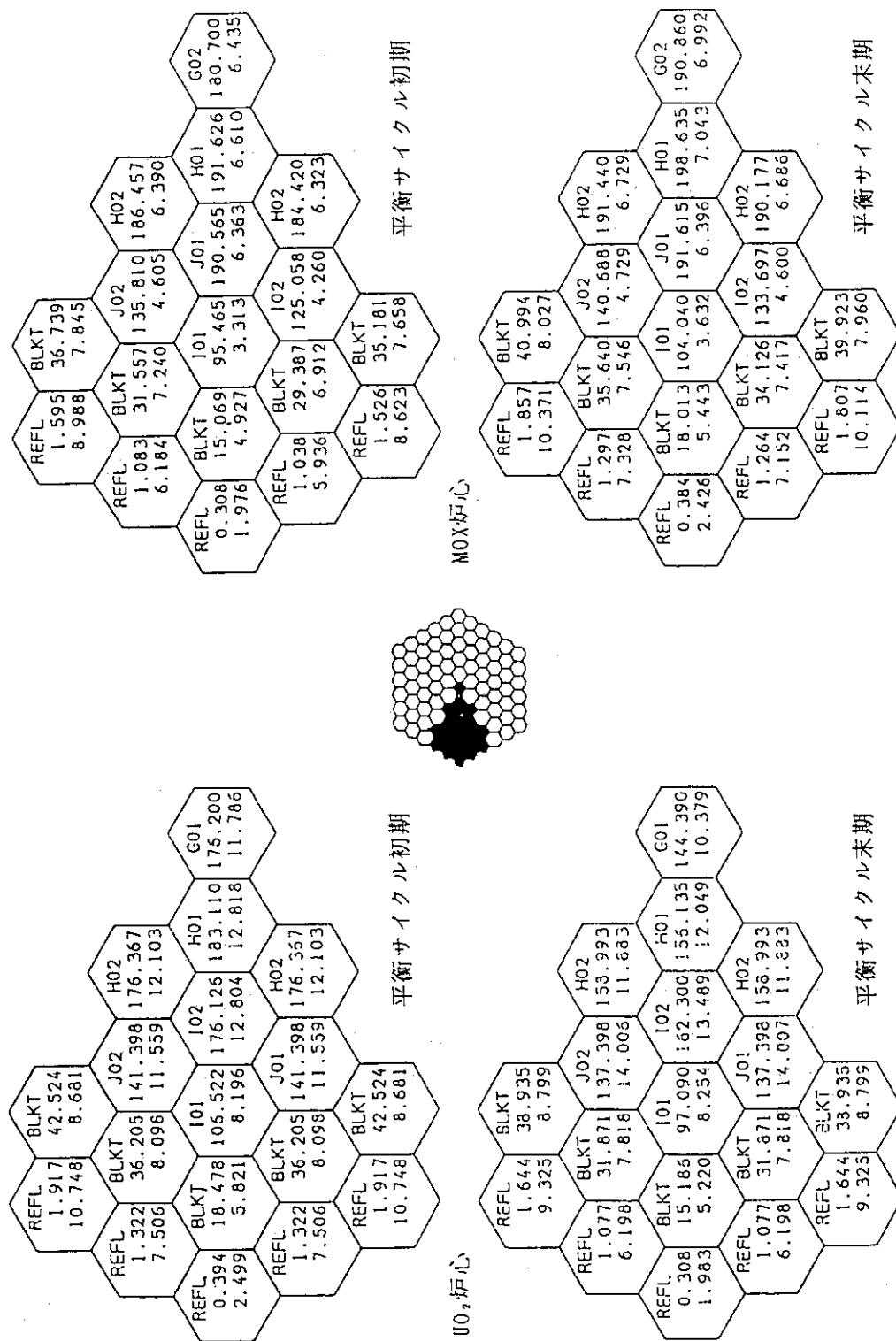


図 4.17 試験炉サイクルにおける径方向中性子束 ($\times 10^{12} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{s}$)
(PWR 運転条件 UO_2 炉心及び MOX 炉心 /

上段 : 高速中性子束 $> 0.1 \text{ MeV}$, 下段 : 熱中性子束 $< 0.5 \text{ eV}$)

5. BWR 専用型試験炉

5.1 目的

「BWR専用型試験炉」は、BWR条件の運転を行う原子炉であり、炉水中及び炉水と独立のループ水中での燃料照射試験を行うこと、並びに、高転換型BWR等に関する炉特性試験を行うことを目的とする。燃料照射試験に関しては、試験炉の複数の炉心燃料集合体中で、炉水環境（BWR条件）のもとに多数本の試験燃料を長期照射できること、及び、炉内のループ中で、少数本の試験燃料を炉水と独立の冷却材条件（PWR条件、BWR条件等）のもとで過渡照射試験できることを、目標とする。

5.2 原子炉施設の構成

(1) 炉心構成

炉心は、「PWR/BWR両用型試験炉」の場合と同様に、 UO_2 燃料又は MOX 燃料で構成し、燃料配置は三角形格子配列（燃料棒間ピッチ12.6mm）とし、燃料集合体形状を六角形状とする。炉心燃料は、 UO_2 ペレット又は MOX ペレットをジルカロイ2製被覆管内に挿入したものを用いる。燃料棒外径は UO_2 燃料では10.5mm、 MOX 燃料では9.5mmとする。燃料の有効長は、1.5mとする。燃料集合体はチャンネルボックス、上部タイプレート、下部タイプレート、燃料棒、制御棒シングル管、計装管、スペーサ等より構成する。燃料集合体構造概念を図5.1に示す。

炉心構成は、「PWR/BWR両用型試験炉」の場合と同様であり、等価直径を約1.5mとし、また、最大熱出力を約300MWとする。炉心中央部には試験燃料照射用のループを、また、炉心周辺部の複数の集合体中には試験燃料照射用の領域を設ける。炉心外周部には、ブランケット燃料集合体を配置する。ブランケット燃料集合体は、炉心燃料集合体と同一寸法とし、燃料は天然ウランとし、燃料棒外径は UO_2 炉心燃料と同一とする。

(2) 制御棒

稠密型の燃料集合体からなる炉心に適合する制御棒は、クラスタ型の構造とし、集合体内部に制御棒クラスタが挿入される方式とする。

炉心中央部1体（ループ挿入部）及び炉心周辺部6体（燃料集合体照射部）を除く30体の燃料集合体の全てについて、1集合体当たり24本の制御棒を設置する。

なお、 MOX 炉心によって高転換炉を模擬する場合には、制御棒に水排除用のフォロア

を設け、制御棒引き抜き時の中性子スペクトル軟化を防止する必要性が考えられる。

制御棒駆動機構の配置については、設置スペースの観点から、1駆動機構当たり3集合体分の制御棒（制御棒クラスタ3体）を接続する方法を用いる。制御棒の駆動部は、BWR動力炉の場合と同様に、炉心下方に設置する。制御棒駆動機構の配置は、第3章に示した「PWR/BWR両用型試験炉」の場合と同様である。

（3）炉心支持構造物

炉心支持構造物は、上部支持板及び下部支持板により、燃料集合体全体の外周部を支持する構造とする。上下支持板で受ける水平荷重は、シュラウドを介して原子炉容器下部鏡板に伝える。垂直方向荷重は燃料支持金具、制御棒案内管及び制御棒駆動機構ハウジングを介して原子炉容器下部鏡板で受ける構造とする。

（4）原子炉容器

原子炉容器及び炉内構造物の構造概念図を図5.2に示す。

基本的には、現行のABWRプラントの概念に基づき、下部挿入制御棒駆動機構、インターナルポンプの採用を考えたものである。本試験炉では、特に蒸気クオリティを高める必要性がないので、炉心上方には、蒸気乾燥器及び気水分離器を設置する必要はないものと考えられる。蒸気乾燥器及び気水分離器がない場合であっても、原子炉の安定運転上必要な気相容積、水相容積、炉水位許容幅等を確保することとする。このことを前提とした原子炉容器の寸法は、内径約4.1m、高さ約16m程度と予測される。

原子炉容器の上蓋には、燃料照射ループ、下鏡にはインターナルポンプ、制御棒駆動機構、炉内計装用配管のための貫通孔が設けられる。

現行BWRと同様に、原子炉容器は下方から支持し、炉心支持構造はシュラウドを介して原子炉容器下鏡部で支える方式とする。

（5）原子炉冷却系

本試験炉においては、炉水中での試験燃料の照射において、万一の試験燃料の破損を想定しても問題がないように、原子炉冷却系を1次系及び2次系から構成する。

1次冷却系は、図5.3に示すように、炉心、中間熱交換器、バッファタンク、インターナルポンプ等から成る。炉心を通過した二相流は、炉心上方の液面で気液に分離する。蒸気は、熱交換器に送られて凝縮し、給水ポンプによりダウンカマに戻される。バッファタンクは、通常運転時のダウンカマ水位制御を安定して行なうために設置するものである。飽和水は、ダウンカマに入り、給水と混合された後、インターナルポンプにより下部プレナムに押込まれ、炉心に供給される。発電を行う場合には、図5.4に示すように、蒸気発生器を追加する。

炉心で発生した熱は、熱交換器において中間ループに伝えられ、中間ループに伝えられた熱は、最終的に大気又は海水中に放出される。

ECCSは、高圧注水系、低圧注水系、原子炉隔離時冷却系、自動減圧系で構成することが考えられるが、注水系の容量については、現行炉と本試験炉の原子炉容器の断面積比に基づき縮小できるものと考えられる。

(6) 原子炉格納容器

本試験炉の格納容器については、BWRに採用されている圧力抑制型格納容器を基本として検討を行った。圧力抑制型格納容器は、冷却材喪失事故時等に、ドライウェル内に放出される1次系の蒸気・水を、ベント管を通してサプレッションチャンバーに導き、そこで凝縮冷却することによりエネルギーを吸収し、格納容器内の圧力上昇を抑えるものである。

格納容器のドライウェル内に設置される主要機器・構造物は、以下の通りである。

- ・原子炉容器
- ・インターナルポンプ及び制御棒駆動機構交換機
- ・インターナルポンプ熱交換器
- ・主蒸気逃がし安全弁
- ・中間熱交換器
- ・給水ポンプ
- ・換気空調設備
- ・原子炉遮蔽壁

格納容器内の配置検討例を、図5.5に示す。格納容器の寸法は、ドライウェル全高が約3.6m、円筒部内径が約20m程度と予測される。

原子炉格納容器と関連主要設備（非常用炉心冷却系設備、原子炉冷却材浄化系設備、使用済燃料プール、非常用ガス処理系、等）は、原子炉建屋に収納する。図5.6には、原子炉建屋の概要を示す。なお、原子炉建屋と外部のホットラボ施設を結ぶカナルを設け、高放射性の燃料照射ループ炉内管の搬出入に用いる。

カナルの設置に当たっては、原子炉容器頂部の地表面位置からの高さに配慮する必要がある。すなわち、燃料照射ループ炉内管を取り出すために原子炉容器の上部を開放する場合には、原子炉容器の上部開放後、原子炉容器頂部の上方まで水没状態とし、水位を隣接する燃料貯留プールの水位と同一レベルとした上で、ループ炉内管をカナルに導く必要がある。現行のBWRの場合には、原子炉容器頂部は地表面より20m程度上方にあるのが一般的である。一方、ホットラボ施設側のカナルの水位は、ほぼ地表面位置に相当する。このため、本試験炉の場合には、原子炉容器の設置深度を現行のBWRの場合よりも深い位置とし、原子炉容器隣接部のカナル水位とホットラボ施設側のカナル水位が、図5.7に示すように、地表面に相当するように考慮する必要がある。

(7) 燃料照射ループ設備

本試験炉の炉心中央部に装荷する燃料照射ループは、基本的な構造、寸法とも、第3章に示した「PWR/BWR両用型試験炉」の場合と同様であるが、炉内管を構成する外管については、炉水のBWR条件に耐えれば良く、必要肉厚は15mmとなる。すなわち、本試験炉の場合の燃料照射ループ炉内管の各部の寸法は、次のとおりとなる。

仕切管：	内径 62mm、外径 66mm
内管：	内径 76mm、外径 96mm
外管：	内径 104mm、外径 134mm

(8) 発電設備

本試験炉の熱出力を発電に利用する場合には、発電・給配電設備が必要となる。本試験炉の設計目標上、発電は副次的なものであるので、発電効率は熱出力の10%程度（電気出力約30MW）と想定するのが妥当と考えられる。発生した電気出力は、試験炉を含む軽水炉将来技術総合試験施設の運転に利用する。必要とされる発電・給配電設備には、蒸気タービン設備、発電機設備、主回路開閉装置、変圧器等がある。

5. 3 原子炉核熱特性

(1) 核特性

本試験炉の炉心は、「PWR専用型試験炉」の場合と同一の燃料格子を用いるが、BWR条件での運転による炉心平均ボイド率を40%と仮定すると、減速材／燃料体積比は約0.6（UO₂炉心）及び約0.9（MOX炉心）となる。このような燃料格子について、円柱型炉心の燃焼計算を行った結果の燃焼反応度変化を、図5.8に示す。燃焼サイクル日数300日を達成できるU-235濃縮度及び核分裂性Pu富化度を、燃料交換3サイクルの条件のもとで求めた結果、UO₂炉心では9%U-235、MOX炉心では10.5%核分裂性Puという値を得た。

次に、炉心軸方向の減速材ボイド率変化による出力分布の歪みを平坦化するため、軸方向に2領域の濃縮度(富化度)分布を与えることとし、UO₂炉心（平均濃縮度9%）では炉心上部で11%、炉心下部で7%の濃縮度、MOX炉心（平均富化度10.5%）では炉心上部で12%、炉心下部で9%の富化度とした。また、炉心内の径方向出力分布や中性子束分布を平坦化できるように、各燃焼サイクルに相当する3種類の燃料集合体の装荷パターンを決めた（図5.9）。

これらの装荷パターンに従い、燃料シャッフリングを考慮した核計算（出力分布）－熱計算（ボイド率分布）結合の三次元炉心燃焼計算を行った。平衡サイクル末期における、軸方向平均の径方向出力密度分布を図5.10に、中性子束分布を図5.11に示す。

炉心中央部の試験燃料照射ループ及び炉心周辺位置の試験燃料照射用集合体位置における試験燃料の出力密度、中性子束密度を評価した結果を、表5.1に示す。試験燃料の濃縮度は、すべて4%U-235と仮定した。試験燃料照射用集合体については、BWR型燃料棒を8本×8本の正方格子状に配列したものを対象とし、これを炉心部最外周に配置した場合と、最外周より1層内側に配置した場合について評価を行った。

この結果より、炉心中央部照射ループ中に試験燃料1本を装荷した場合には、試験燃料に約70～80kW/mの線出力密度を与えることができ、また、試験燃料を8本×8本の集合体として炉心周辺部に装荷した場合には、装荷位置が炉心最外周の場合に約20kW/m、装荷位置が炉心最外周より1層内側の場合に約30kW/mの線出力密度を与えることができる評価される。

(2) 热特性

炉心の熱的余裕に関する評価を、下記の条件で行った。

原子炉熱出力	300 MWt
原子炉圧力	7.1 MPa
1次冷却材流量	4000 ton/hr
炉心入口サブクール	13 kcal/kg
炉心半径方向出力ピーキング	1.42
炉心軸方向出力ピーキング	1.65

解析に際しては、東芝稠密格子用限界出力相関式⁽⁹⁾を用いて行った。線出力密度、最小限界出力比及びボイド率に関する解析結果を、図5.12～5.14に示す。最小限界出力比は、炉心出力300MWの時に1.8であり、基準値1.3と比べて十分余裕のある値となっている。

5. 4 技術的開発課題

本試験炉は、既存のBWRに関する技術を適用することを基本としているが、本試験炉特有の技術的開発課題をも有している。以下には、解析あるいは設計を進めることによって解決できる問題を除外し、新たに実証試験等を実施する必要がある問題を整理する。

(1) 炉心燃料集合体

本試験炉では、稠密燃料配置による六角形燃料集合体を用いるため、次の項目を測定、確認する試験が必要となる。

- ・燃料限界熱流束
- ・燃料集合体水力振動、圧力損失
- ・燃料集合体機械的強度

- ・燃料集合体交換時取扱性

(2) 制御棒及び制御棒駆動機構

本試験炉では、燃料集合体3体分の制御棒クラスタを1体の駆動機構に接続する方法を用いるため、次の項目を測定、確認する試験が必要となる。

- ・制御棒及び制御棒駆動機構機械的強度、耐久性
- ・制御棒駆動特性、スクラム挿入特性
- ・制御棒及び制御棒駆動機構交換時取扱性

(3) 炉内構造物

炉特性試験に当たっては炉内構造物を交換するため、遠隔操作による交換の容易性とともに、十分な機械的強度と耐震性が要求される。このため、次の項目を確認する試験が必要となる。

- ・炉内構造物水力振動
- ・炉内構造物機械的強度
- ・炉内構造物交換時取扱性

(4) 燃料照射ループ

燃料照射ループは、試験内容等に対応して種々のタイプのものが必要になるが、開発の初期の段階では、基本的な仕様のループに対して、次の項目を確認する試験が必要となる。

- ・ループ耐圧性、気密性
- ・ループ組立、解体取扱性

5. 5 その他の留意事項

1) 本試験炉は、BWR条件の運転を行うことを目的とした原子炉であるので、軽水炉のための炉特性試験については、当然ながら、PWRは対象外とされる。

2) 燃料照射試験については、炉水環境下での試験燃料の照射に関しては、当然ながら、BWR燃料が主たる対象とされる。

ループ水中での試験燃料の照射に関しては、ループ水の条件を炉水とは独立に設定できるため、PWR燃料及びBWR燃料のいずれも対象となり得る。ただし、原子炉容器の構造設計上、ループの設置数は1体が限度であるため、ループの使用目的は、短期的な過渡時燃料挙動試験に向けるのが現実的と考えられる。

表 5.1 BWR 専用型試験炉における照射ループ内及び照射用集合体内試験
燃料の中性子束と線出力密度の評価値（炉心軸方向最大値）

炉心	N-ア内試験燃料	ϕ_f (n/cm ² /s)	ϕ_t (n/cm ² /s)	線出力 (kW/m)
UO_2 炉心	BWR燃料棒 1本	6.3×10^{13}	7.6×10^{13}	65
	BWR燃料棒 9本	6.8×10^{13}	2.8×10^{13}	27
	PWR燃料棒 1本	5.9×10^{13}	1.4×10^{14}	70
	PWR燃料棒 13本	6.8×10^{13}	5.5×10^{13}	29
MOX 炉心	BWR燃料棒 1本	8.5×10^{13}	8.8×10^{13}	76
	BWR燃料棒 9本	9.1×10^{13}	3.2×10^{13}	32
	PWR燃料棒 1本	7.9×10^{13}	1.6×10^{14}	82
	PWR燃料棒 13本	9.1×10^{13}	6.4×10^{13}	34
炉心	照射集合体 / 位置 試験燃料	ϕ_f (n/cm ² /s)	ϕ_t (n/cm ² /s)	線出力 (kW/m)
UO_2 炉心	BWR燃料棒 / 最外周 * 8本 × 8本	4.9×10^{13}	1.8×10^{13}	17
	BWR燃料棒 / 2 層目 * 8本 × 8本	9.1×10^{13}	3.4×10^{13}	31
MOX 炉心	BWR燃料棒 / 最外周 8本 × 8本	5.8×10^{13}	1.9×10^{13}	18
	BWR燃料棒 / 2 層目 8本 × 8本	1.0×10^{14}	3.4×10^{13}	32

試験燃料濃縮度：PWR燃料：4.0%， BWR燃料：4.0%、 $\phi_f : E > 1\text{MeV}$ 、 $\phi_t : E < 0.5\text{eV}$

* : 最外周 : 照射用集合体を炉心部最外周に配置、

2 層目 : 同じく最外周より 1 層内側に配置

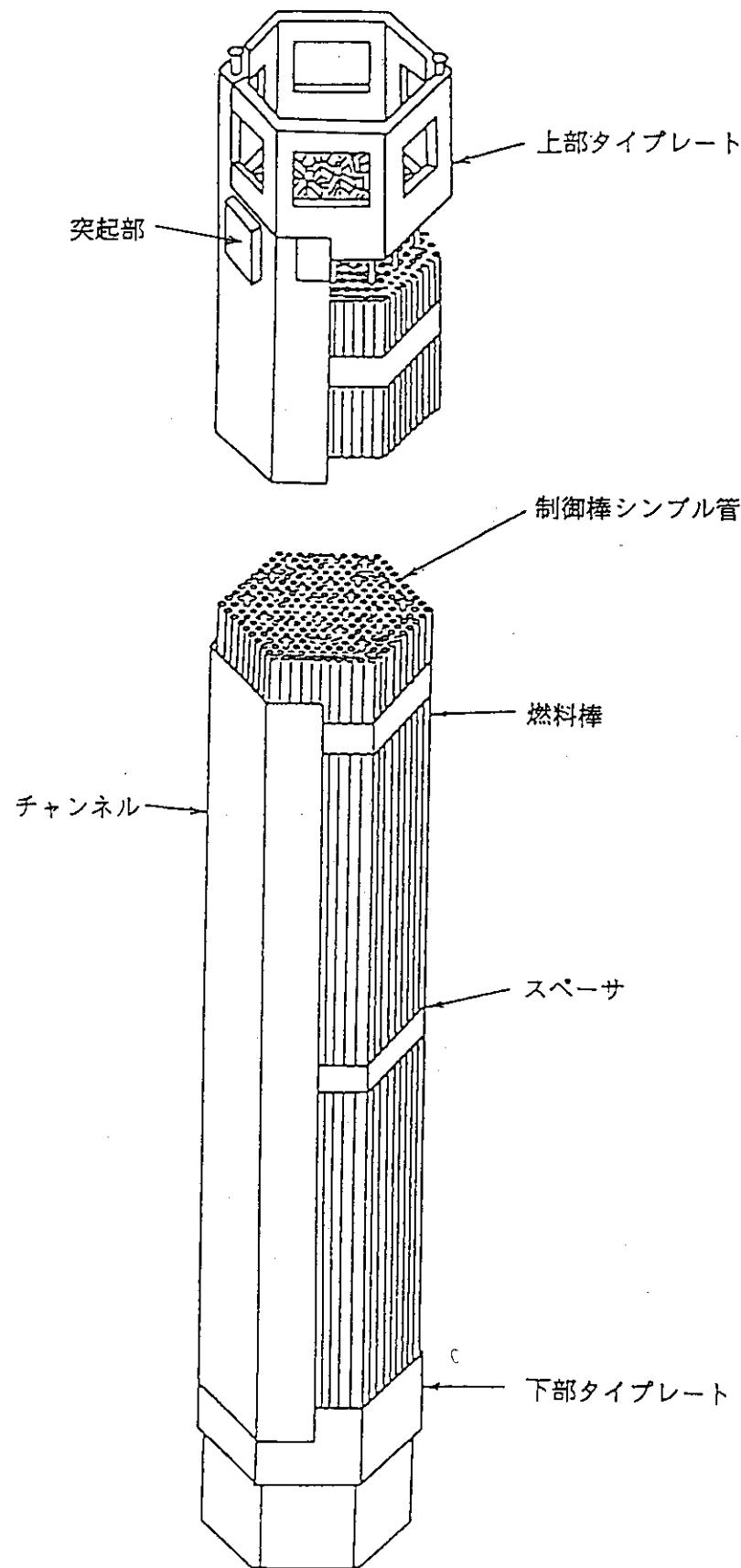


図 5.1 試験炉炉心燃料集合体構造概念

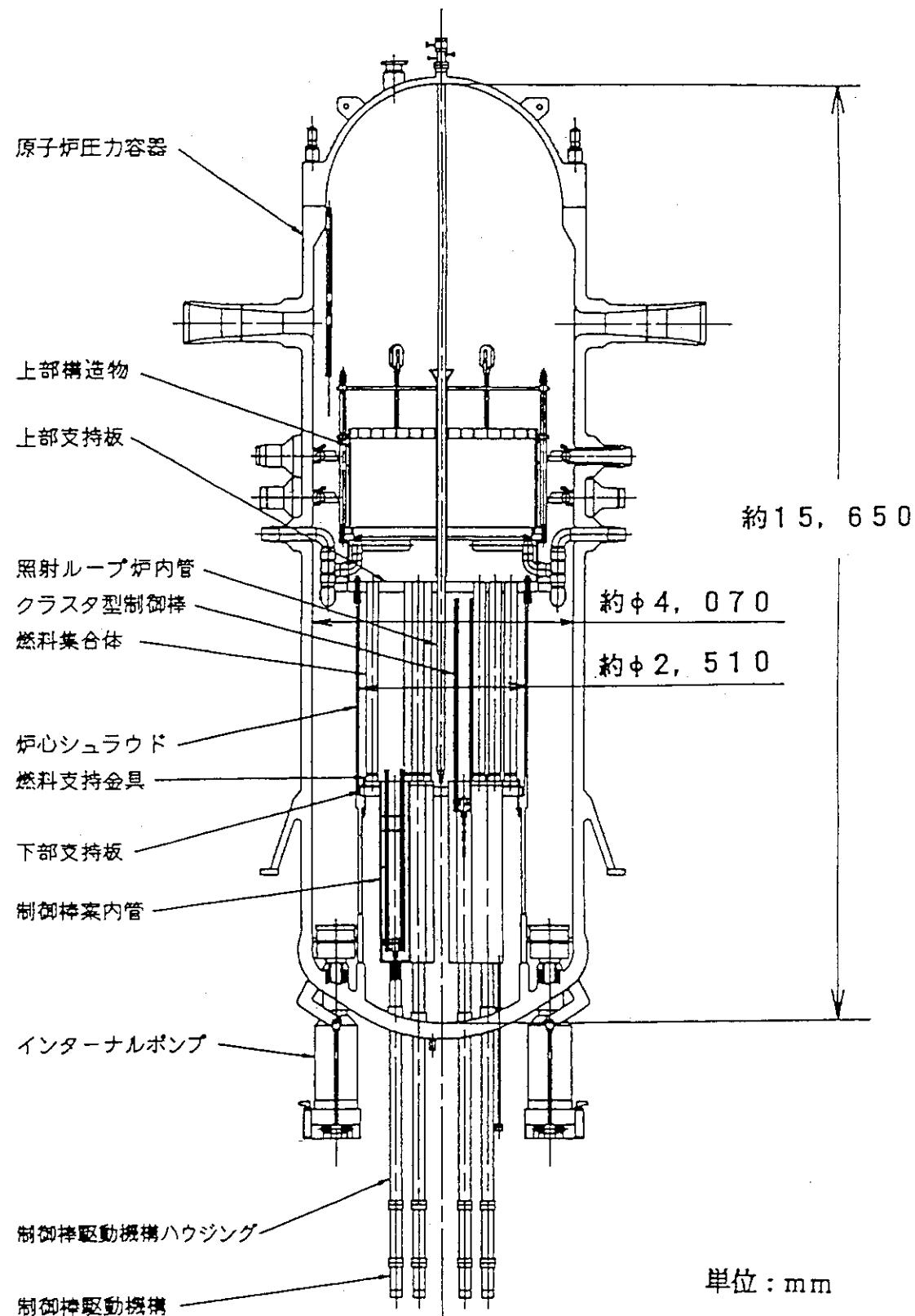


図5.2 試験炉原子炉容器構造概念

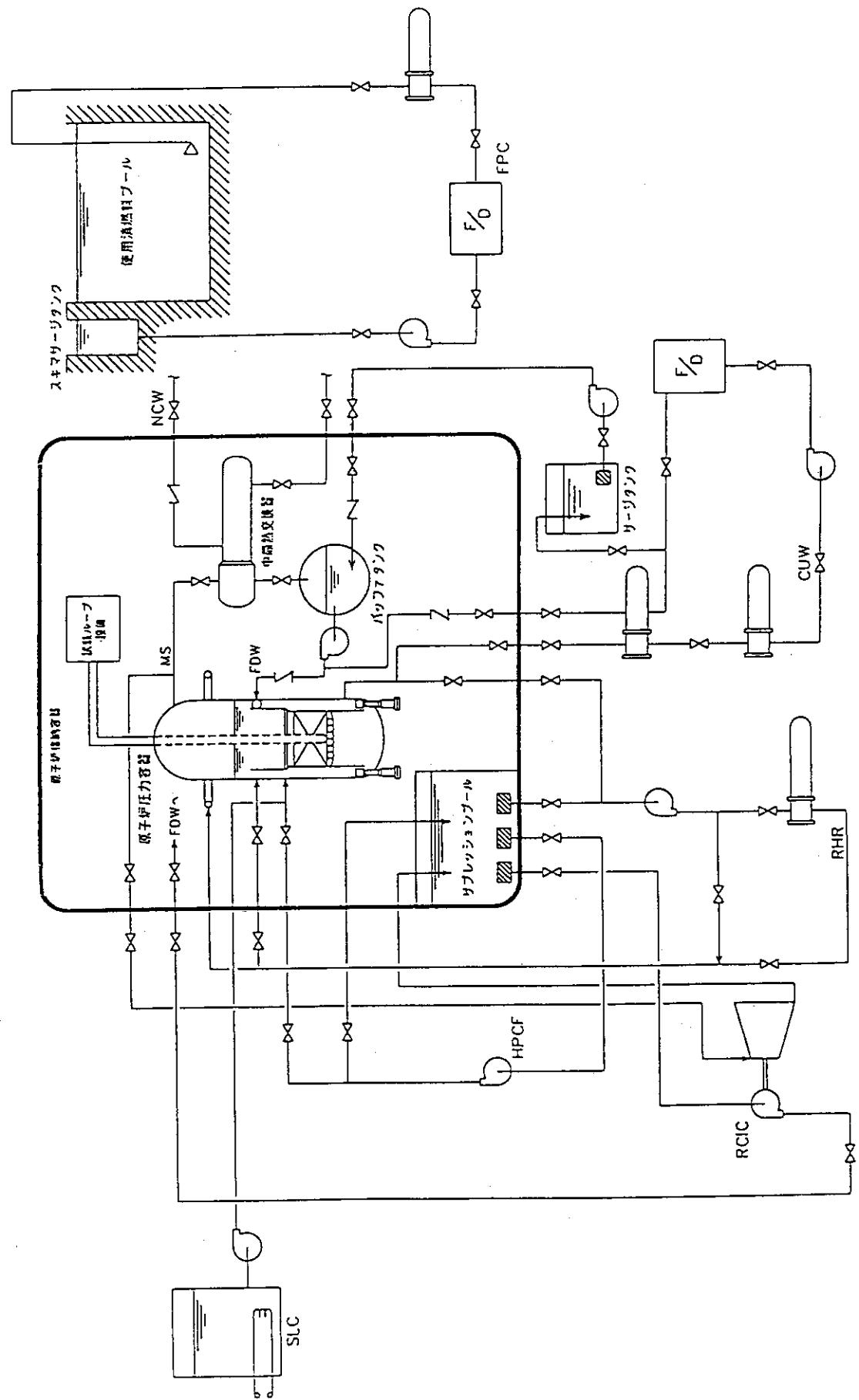


図 5.3 試験炉原子炉冷却系系統構成概念

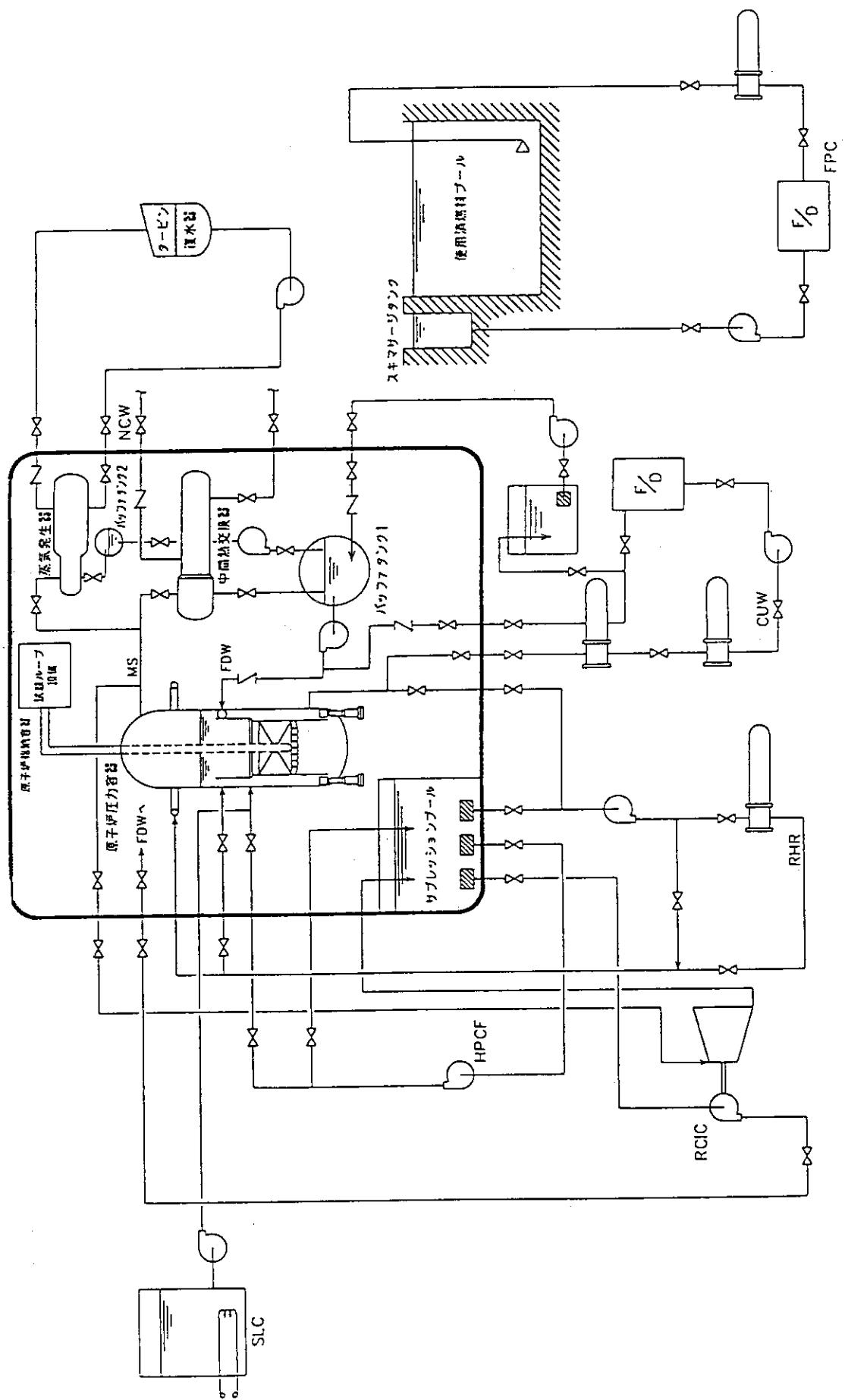


図5.4 試験炉原子炉冷却系系統構成概念（発電設備併設）

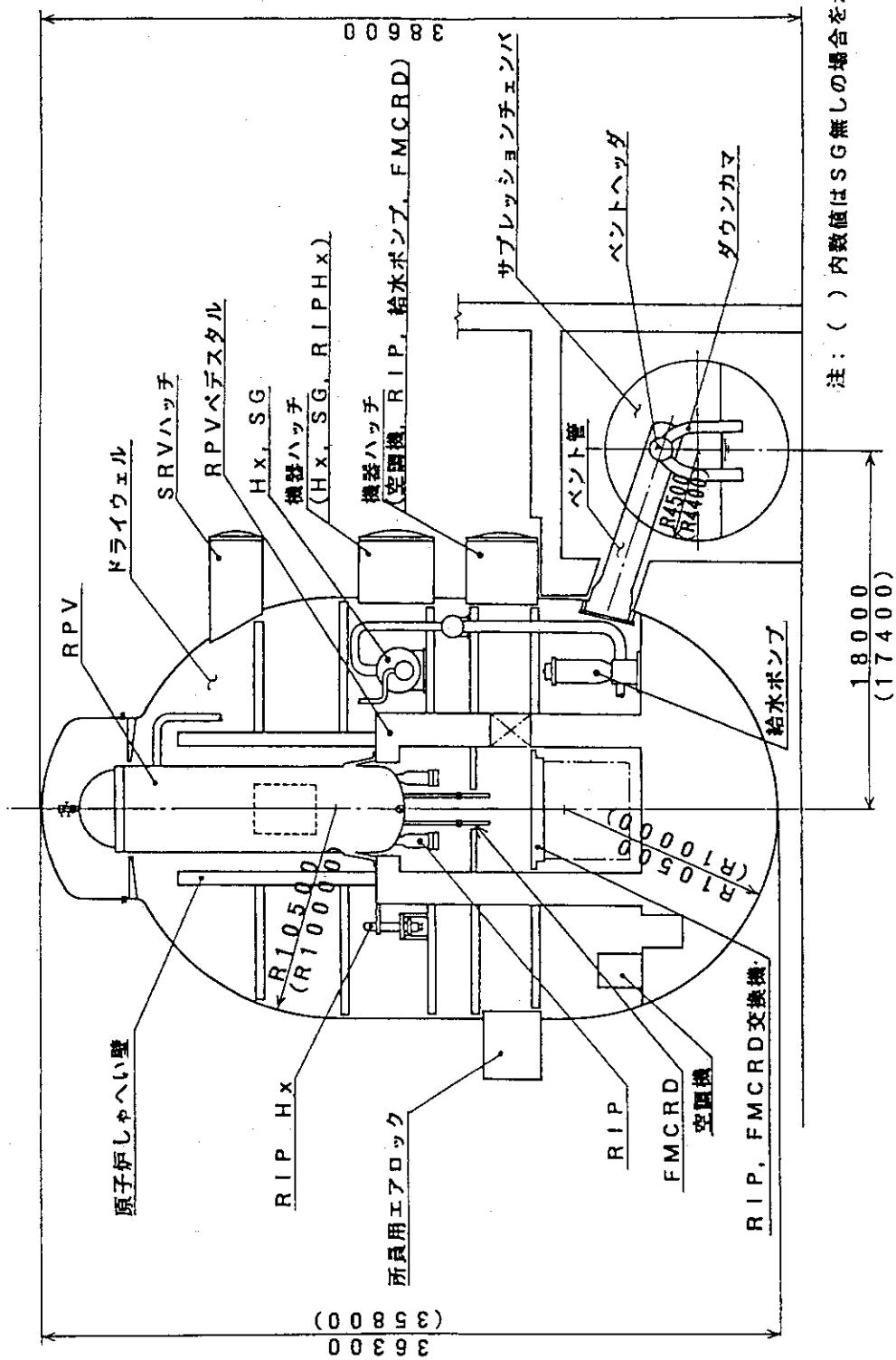
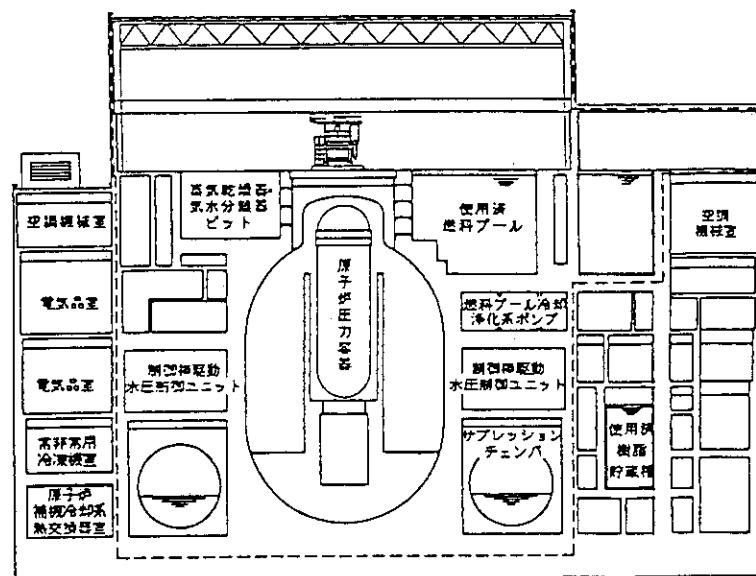
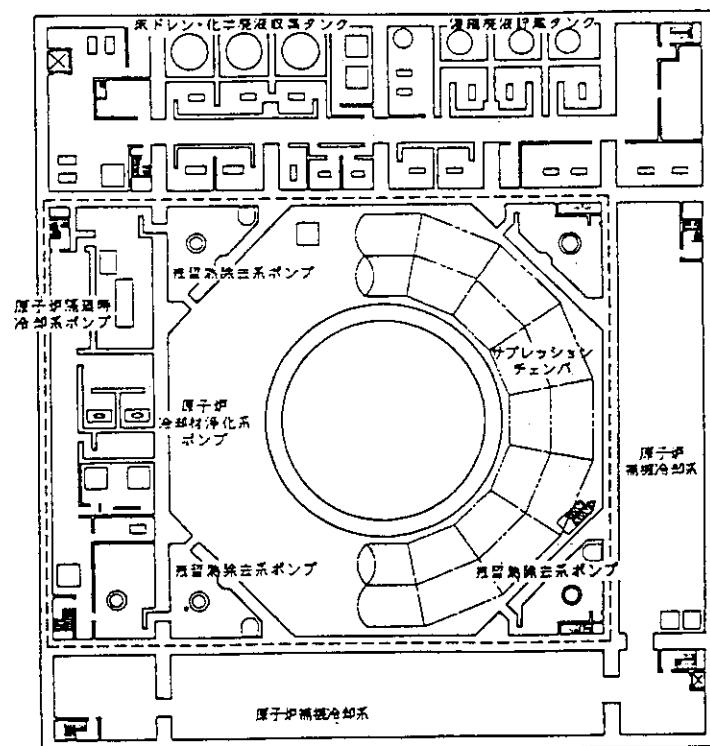


図 5.5 試験炉格納容器概念



断面図



最地下階平面図

図5.6 試験炉原子炉建屋概念

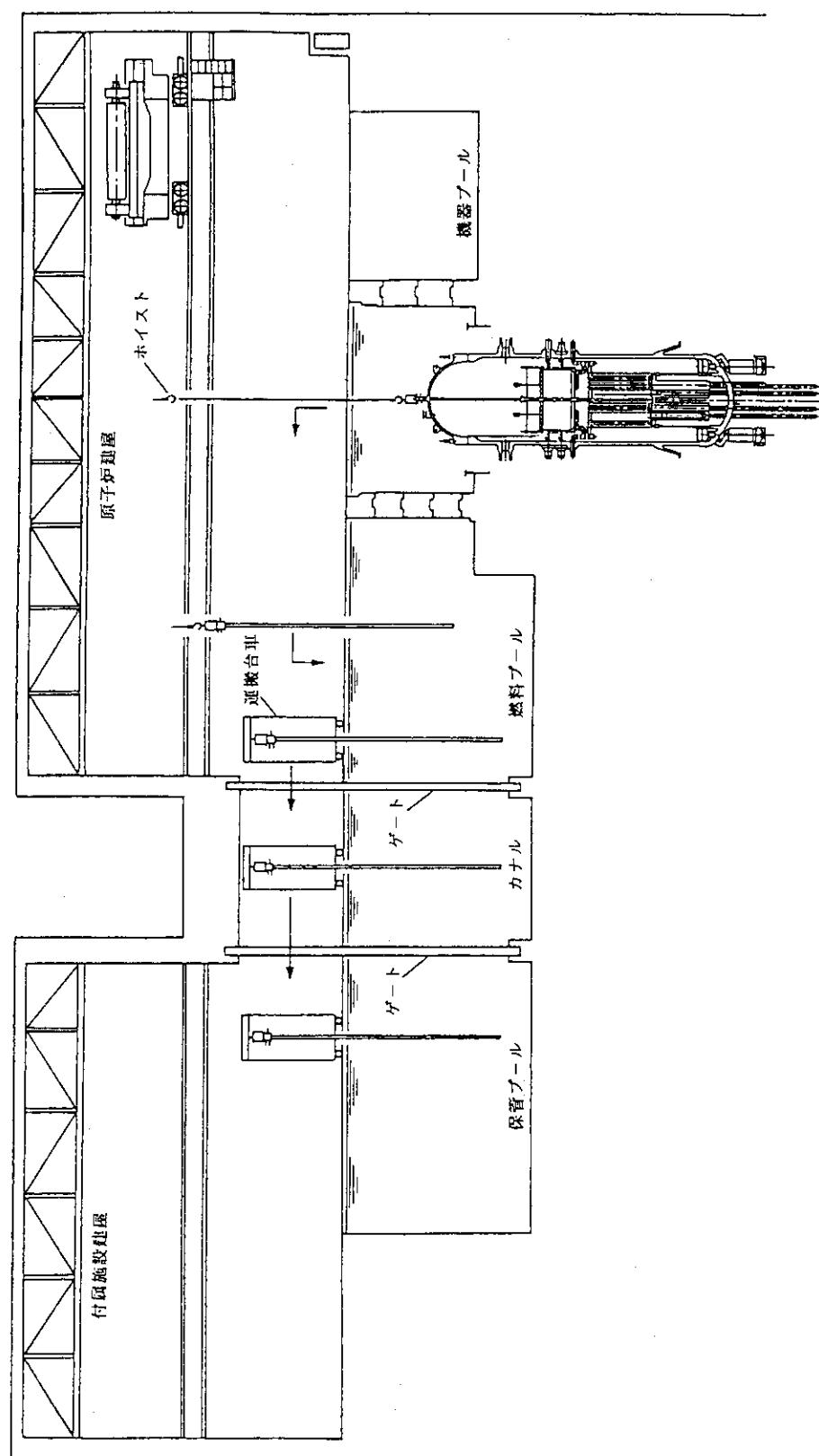


図 5.7 試験炉原子炉建屋内力ナル部概念

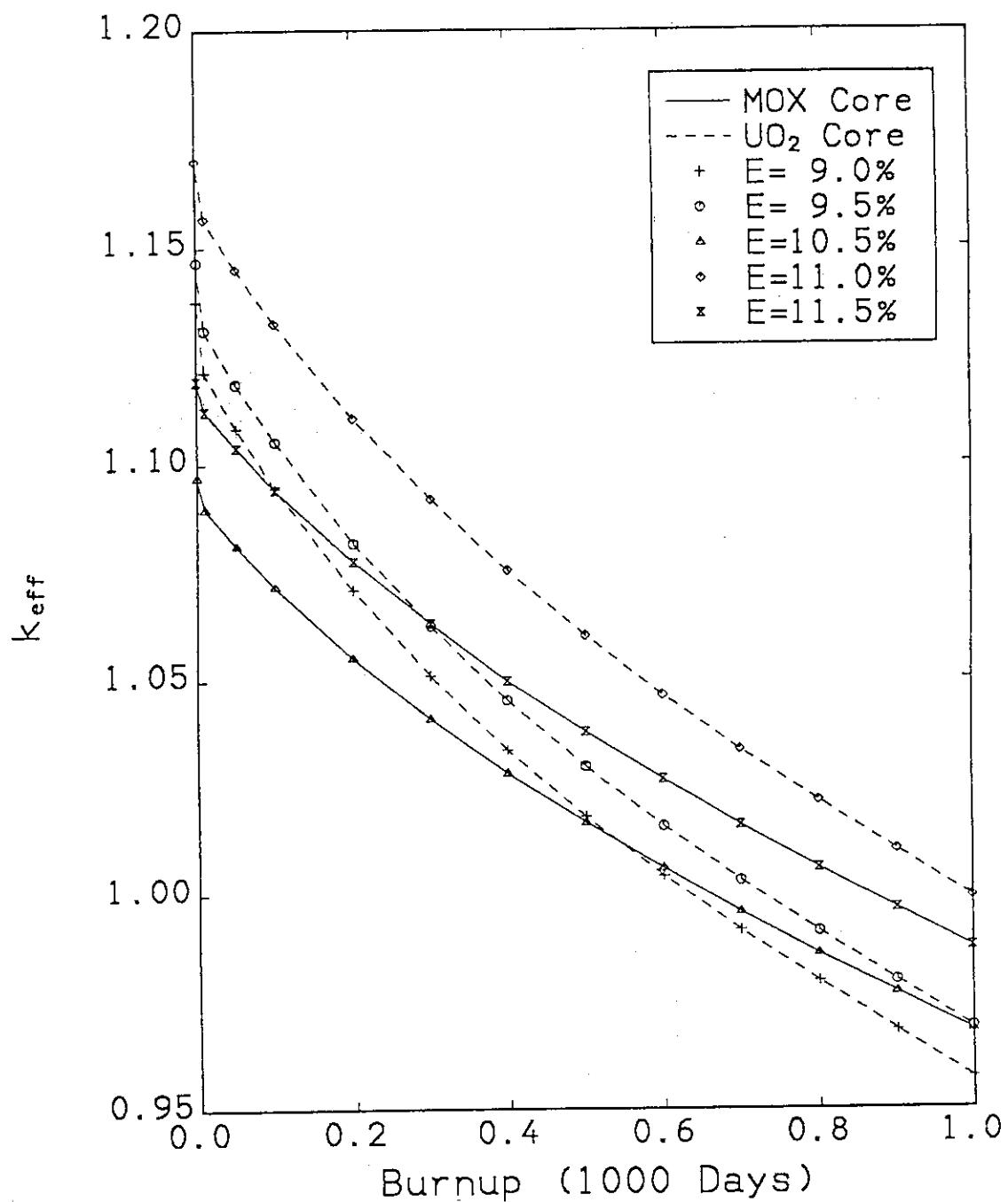
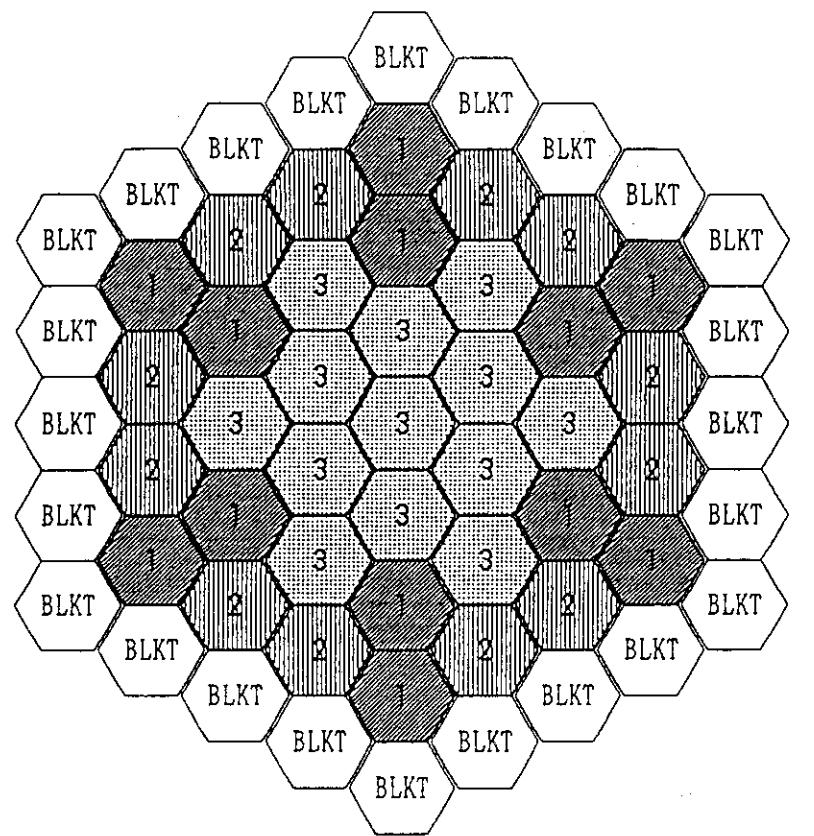


図 5.8 試験炉の燃焼に伴う中性子実効増倍率の変化
 (BWR 運転条件 UO_2 廉心及び MOX 廉心)
 E : U-235濃縮度又は核分裂性 Pu 富化度)



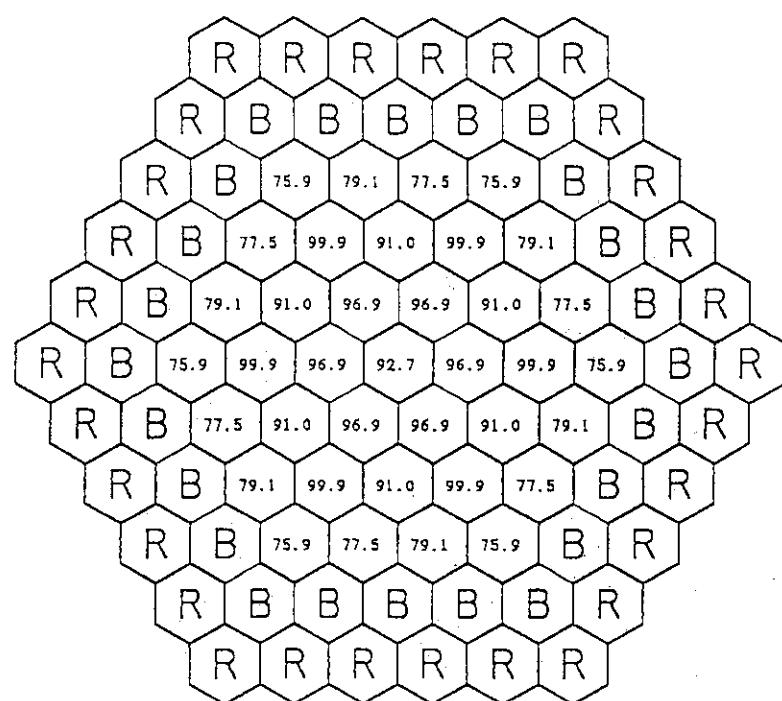
1 : 新燃料

3 : 2 サイクル燃焼燃料

2 : 1 サイクル燃焼燃料

BLKT : 径方向ブランケット

図 5.9 試験炉炉心内燃料装荷パターン
(BWR 運転条件 U₂炉心及びMOX炉心)

UO₂炉心

MOX炉心

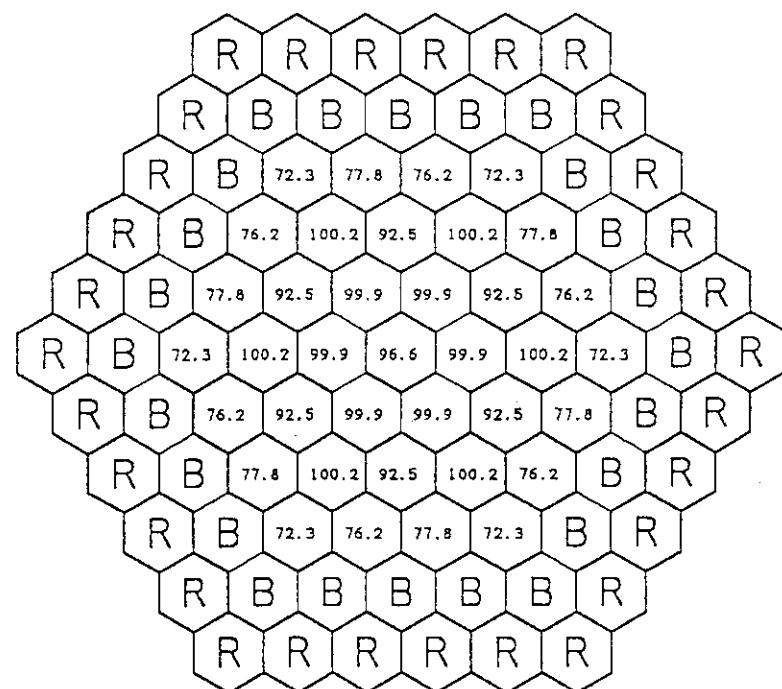
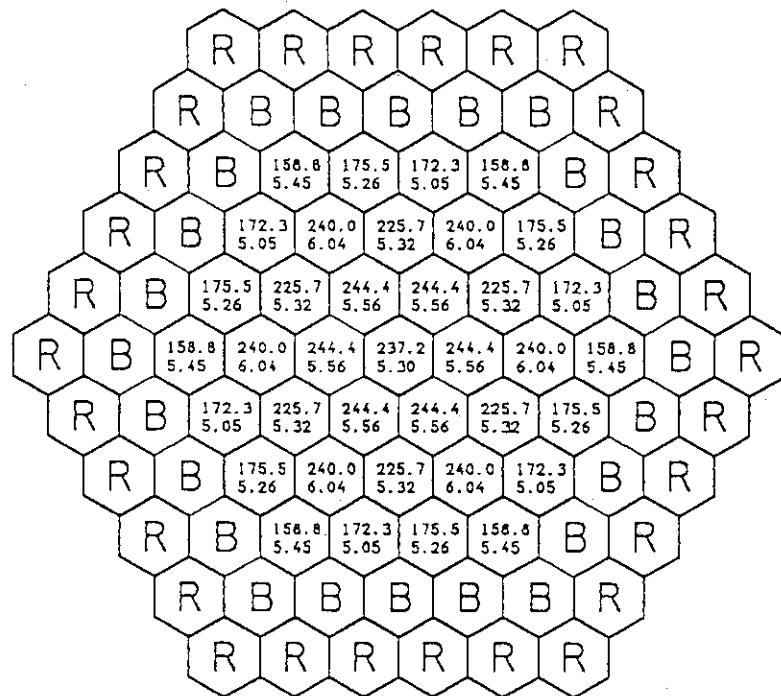


図 5.10 試験炉平衡サイクル末期における径方向出力密度 [W/cm²]
(BWR運転条件 U₂炉心及びMOX炉心)

UO₂炉心

MOX炉心

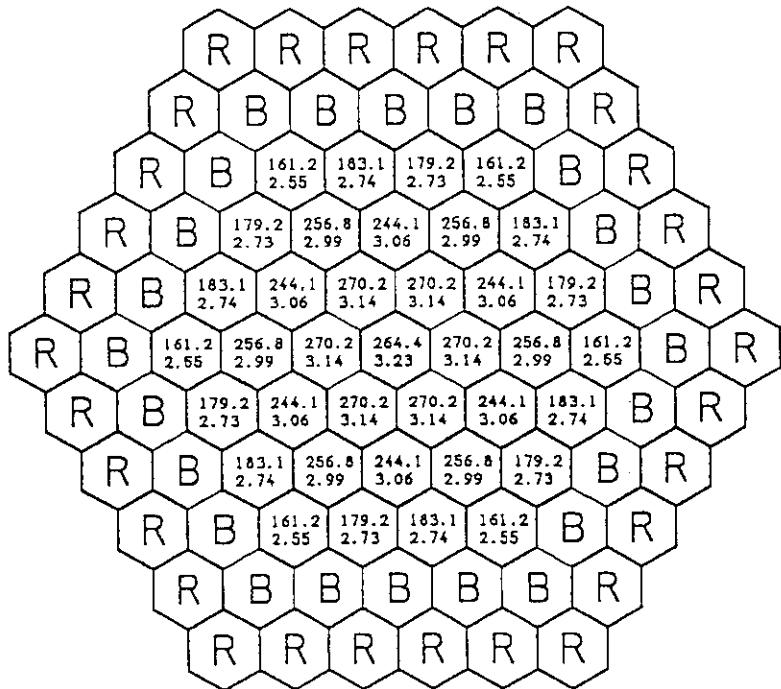


図 5.11 試験炉平衡サイクル末期における径方向中性子束 ($\times 10^{12} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{s}$)
(BWR 運転条件 UO₂炉心及び MOX 炉心/
上段 : 高速中性子束 > 0.1 MeV, 下段 : 热中性子束 < 0.5 eV)

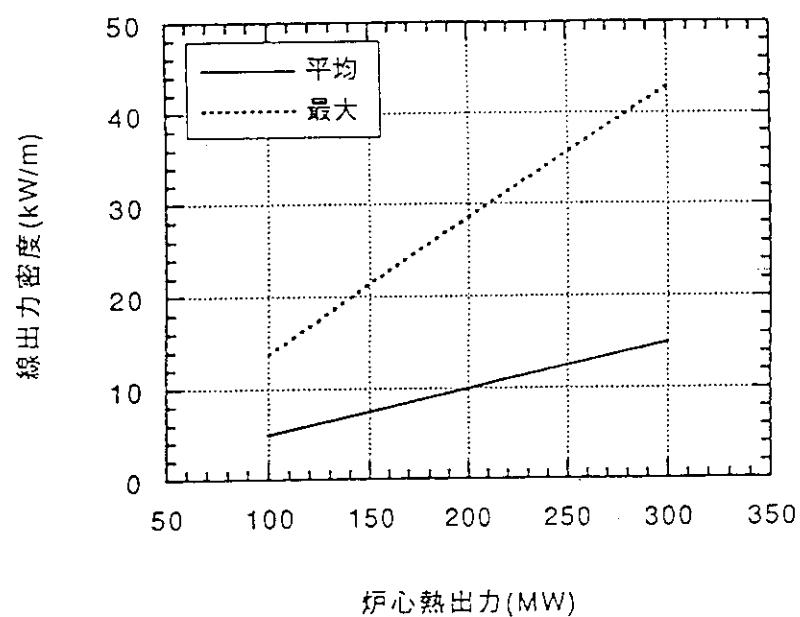


図 5.12 試験炉炉心線出力密度

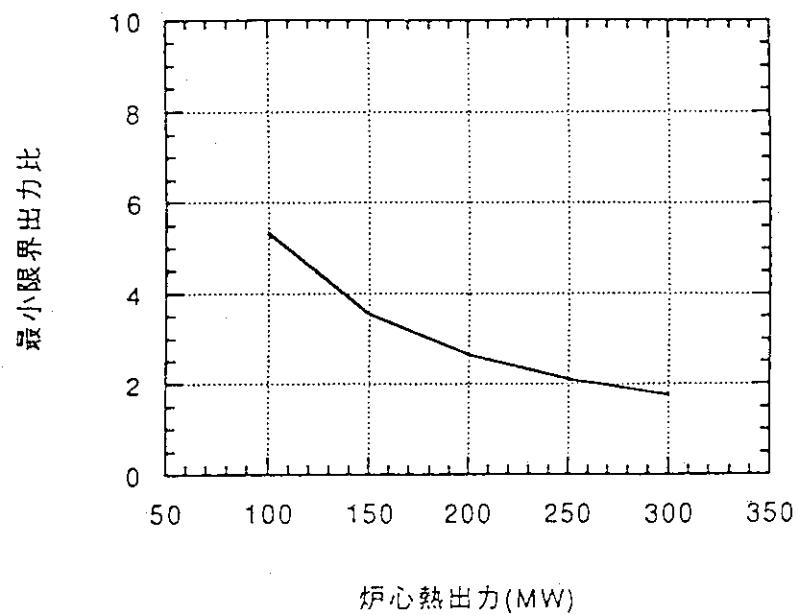


図 5.13 試験炉炉心最小限界出力比

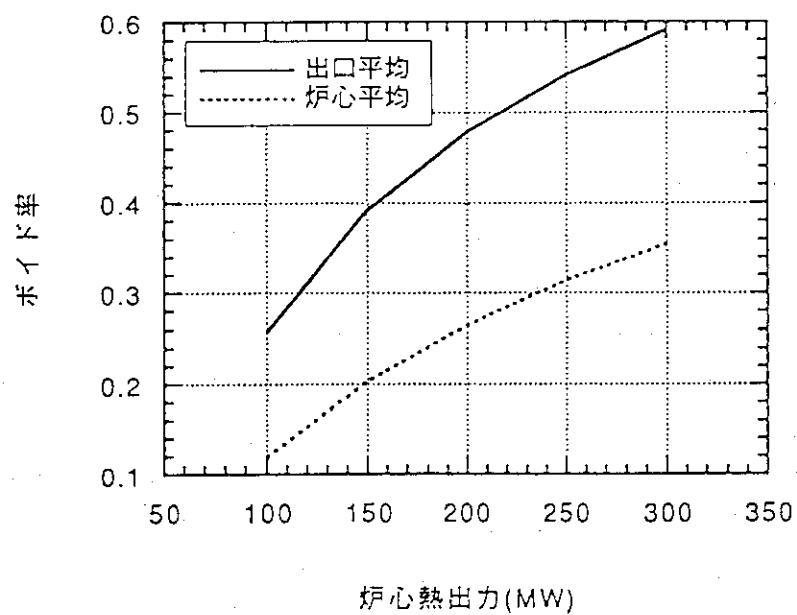


図 5.14 試験炉炉心ボイド率

6. 燃料照射専用型試験炉

6.1 目的

「燃料照射専用型試験炉」は、燃料照射用ループ、キャプセルを多数炉内に設置することにより、炉水（圧力数気圧）とは独立の冷却材条件（PWR条件、BWR条件等）のもとで燃料照射試験を行うことを目的とする。試験燃料の照射領域としては、炉心内に長期照射用の複数のループを設置するとともに、炉心周辺部反射体中に過渡照射試験用及び長期照射用の複数のループ、キャプセルを設置する。また、原子炉容器外にも、照射領域を確保する。

6.2 原子炉施設の構成

(1) 炉心構成

炉心で高中性子束を得る観点からは、板状燃料を用いるのが有利であるが、板状燃料の製作は国外のメーカーに依存せざるをえないため、本検討では、国内で入手し得る軽水炉型燃料の採用を考えた。すなわち、炉心燃料は、 UO_2 ペレットをジルカロイ製被覆管内に挿入したもの用いる。

燃料棒は、「PWR/BWR両用型試験炉」の場合と同様に、照射能力を高める観点から稠密配列とし、燃料棒外径10.5mm、燃料棒間ピッチ12.6mmの三角格子配列とし、燃料集合体形状を六角形とする。燃料集合体の寸法は、大型の燃料照射ループ（炉内管外径13cm）を炉内に設置できるように、六角形断面の対辺間距離を14.85cmとし、有効長を1.5mとする。集合体内燃料棒の配置を、図6.1に示す。

燃料集合体側部にはチャンネルボックスを設けることを想定する（ただし、原子炉の運転は、炉心が非沸騰状態で行うため、チャンネルボックスは不可欠の要件ではないと考えられる）。制御棒は、次項に示すようにフォロア型とするため、燃料集合体のチャンネルボックスの長さは、炉心有効長の2倍の約3mとする。炉心の等価直径は、約1mとする。通常運転時の燃料線出力最大値を約40kW/mとすると、炉心の最大熱出力は150MWとなる。

炉心は、図6.2に示すように、燃料集合体33体で構成し、炉心内に燃料照射ループ（炉内管）4体を設置する。炉心の周辺部には、ベリリウム反射体を設け、反射体領域には燃料照射用のループ、キャプセルを合計18体設置できるようにする。炉内及び反射体領域に設置するループ、キャプセルの詳細については、本節の(8)項に示す。

(2) 制御棒

稠密型の燃料集合体からなる炉心に適合する制御棒は、クラスタ型の構造とし、集合体内部に制御棒クラスタが挿入される方式とする。制御棒駆動機構は、炉心下方に設置し、スクラン時には、制御棒を炉心上方より下方に自由落下させるものとする。制御棒クラスタは、引き抜き時の中性子スペクトル軟化を防止するために、上部に長さ1.5mのB₄C中性子吸収体、下部に同長のジルカロイ製フォロアを配した構造とする。

制御棒のみによって原子炉停止能力を確保するために必要な制御棒本数を核計算によって求めた結果に基づき、12体の燃料集合体に各集合体当たり12本の制御棒を配置する。

本試験炉においては、原子炉停止系として制御棒による系統のみを用いるため、制御棒を安全棒及び調整棒の2種類に大別する。安全棒は、原子炉停止のためにのみ用い、通常運転時には炉心上方に全引き抜き状態となるが、調整棒は、出力調整及び原子炉停止のために用い、通常運転時には一般的に半挿入状態となる。燃料集合体12体分の制御棒のうち、3体分の制御棒は安全棒とし、他の9体分の制御棒は調整棒とする。炉内における制御棒の配置を、図6.2にあわせて示す。

制御棒駆動機構は、1制御棒クラスタ当たり1台を接続する（安全棒用駆動機構合計3台、調整棒用駆動機構合計9台）。なお、調整棒用の制御棒クラスタに関しては、制御棒駆動機構の台数を削減するために、3クラスタ当たり1台の制御棒駆動機構を接続する方法の採用も考えられる（安全棒用駆動機構合計3台、調整棒用駆動機構合計3台）。

(3) 炉心支持構造物

炉心支持構造物は、図6.3に示すように、炉心上部支持板、炉心下部支持板、整流板等より成る。燃料集合体重量は、炉心下部支持板を介し、原子炉容器下方で支持する。なお、次項に示すように、原子炉容器の材質はアルミニウム合金とするため、熱膨張等を考慮し、炉心支持構造物もアルミニウム合金製とする。

(4) 原子炉容器

原子炉容器は、内径約1.4m、長さ約9mの円筒縦型容器とする。原子炉容器の材質は、同容器の外部にも試料の照射領域を設けることを考慮し、中性子経済の観点から、アルミニウム合金とする。なお、原子炉容器は、次項に示す内径約10mの原子炉プールの内部に設置し、下部を支持させる。原子炉容器胴体には、上部に冷却水入口ノズル、下部に冷却水出口ノズルを設ける。原子炉容器下蓋には、制御棒駆動機構を接続させる。

原子炉容器上蓋には、図6.4に示すように、照射ループ貫通孔用フランジ8個及び照射キャップセル貫通孔用フランジ11個、並びに、炉心燃料交換用の大口径ハッチ3個及び小口径ハッチ3個を設ける。

(5) 原子炉プール

原子炉プールは、図6.5に示すように、内径約10m、深さ約20mの上部開放型円筒形プールであり、内部には純水を満たし、原子炉容器を収納するとともに、カナルを介して原子炉格納容器外部のホットラボと接続し、高放射性の照射ループ、キャプセル、試料等の移送に用いる。

原子炉プール内の原子炉容器外周部には、試料照射用の領域を設ける。原子炉容器外周部の中性子束は、比較的低いものとなるが、この領域を大型の試料の照射に利用することができる。また、原子炉プール内には、照射試料等の内部状態を観察するための中性子ラジオグラフィ設備を設ける。

(6) 原子炉冷却系

前述したように、原子炉容器上蓋には多数の照射ループ、キャプセルが貫通することから、原子炉容器は比較的低圧用の構造とするため、原子炉冷却材（純水）の圧力を0.5MPaとし、炉心の入口及び出口温度は50°C及び80°Cとし、入口流速を5m/sとする。また、スクラン時の制御棒の挿入性（炉心上方より下方に挿入）を考慮し、炉心中での冷却材の強制流は下向流とする。

原子炉冷却系は、1次系及び2次系から構成し、2次系の熱は、大気中放出又は海水中放出とする。図6.6に、大気放熱方式の場合の原子炉冷却系の系統図を示す。いずれの場合にも、炉心で発生した熱は、水単相の1次冷却材によって熱交換器に伝えられる。

大気放熱の場合、2次側ポンプの吐出圧を利用し、熱交換器の低温側の圧力を炉心側より高くする。これにより熱交換器でのリークが生じた場合でも、1次冷却材中の放射能が2次系に流出するのを防ぐ。海水冷却の場合には、中間ループを設け、中間ループの圧力を1次系圧力及び海水側ループ圧力より低くすることにより、1次冷却材水質の劣化の防止、及び放射性物質の海水への拡散の防止を図る。

原子炉容器は原子炉プール水中に置かれるため、原子炉プール水の冷却も別途必要となる。このため、プール冷却系を設ける。プール冷却系には、熱交換器を設け、原子炉冷却系の2次系（海水冷却方式の場合には、海水側ループ）を利用して冷却する。

本試験炉では、圧力、水温が低く、原子炉容器がプール水中に設置されることから、1次配管の破断事故を想定した場合であっても、サイフォンブレーク弁、冠水弁等の使用で炉心の冠水を維持することができると考えられる。

(7) 原子炉格納容器

原子炉格納容器は、図6.7～6.8に示すように、直径約50m、地上高約30m、地下約30mの円筒形建物であり、鉄筋コンクリート造りとする。内部には、原子炉容器、原子炉プール、原子炉冷却系機器、燃料照射設備、使用済燃料貯蔵プール、ホットセル等を収納する。

原子炉プール及びカナルの上部には台車移動用のレールを設置し、台車には炉心燃料集合体あるいは燃料照射用水キャップセル等を交換するための装置を置くことができるようになる。なお、原子炉格納容器と外部のホットラボ施設を結ぶカナルについては、万一の事故の場合に、原子炉格納容器バウンダリを確保するように設計する。

(8) 燃料照射設備

1) 燃料照射設備の配置

本試験炉における燃料照射設備としては、図6.2に示したように、炉心内に4体の大型ループ（以下、これを「炉内水ループ」という）を配置するとともに、炉心周辺部反射体中には、合計18個のループ、キャップセルを設置できる縦型照射孔を設ける。反射体中の18個の照射孔のうち、4箇所は「水ループ」あるいは「水キャップセル」の設置のために用い、他の11箇所は「計装キャップセル」あるいは「無計装キャップセル」の設置のために用い、残りの3箇所は「無計装キャップセル」の設置のためのみに用いる。また、原子炉容器の外側にも、試料の照射領域を設ける。

2) 炉内水ループ

炉内水ループは、試験燃料をPWRあるいはBWRの冷却材条件の下で長期照射に供することを目的とする。本ループは、「PWR/BWR両用型試験炉」における燃料照射ループと同様の構造を持ち、炉内管は、外管、内管及び仕切管から構成する。

試験燃料を収納する仕切管は、内径を76mmとし、図6.9に示すように、PWR燃料を21本まで、BWR燃料を12本まで、それぞれ正方格子状に配置できるようにする。炉内管のうち、内管は最大PWR条件の冷却水圧力に耐えるようにし、外管は試験炉の冷却材圧力に耐えるようにする。この条件を満たす内管及び外管の寸法は、次のとおりである。

内管： 内径 90mm、 外径 114mm

外管： 内径 122mm、 外径 130mm

照射後における試験燃料のループからの取出しについては、試験燃料が破損していない場合には、原子炉容器内に炉内管を設置した状態のまま、炉内管の上蓋を開放し、試験燃料を炉内管から取り出すことができる。試験燃料が破損している場合には、試験燃料を密封した状態のまま炉内管を原子炉容器から引き抜く。

3) 反射体内ループ及びキャップセル

(a) 水ループ

反射体領域に設置する水ループは、主として、試験燃料の冷却条件の変化に起因する過渡時燃料挙動の試験に供することを目的とする。本ループの構造は、上記炉内水ループと

同様であるが、一般的に試験燃料が破損に至ることを想定し、核分裂生成物によって汚染されるループ水の容量を抑えるため、炉内管の寸法を相対的に小さなものとする（仕切管外径56mm、内管外径86mm、外管外径100mm）。照射試験後における試験燃料のループからの取出しについては、上記炉内水ループの場合と同様である。

(b) 水キャップセル

反射体領域に設置する水キャップセルは、主として、試験燃料の出力変化に起因する過渡時燃料挙動の試験に供することを目的とする。本キャップセルは、図6.10に示すように、上記(a)の水ループと類似のループ炉内管中に設置し、ループ水の循環によって冷却する。キャップセルの内部は、高温高圧水（PWR条件、BWR条件等）で満たされ、通常試験燃料1本を挿入する。キャップセルの外周部には、中性子吸収物質であるHe-3ガスを満たした円筒が配置され、この円筒内のHe-3ガス圧力を変えることによって、試験燃料の出力を変化させる。照射試験後は、ループ炉内管上部からキャップセルを引き抜く。

(c) その他のキャップセル

その他のキャップセルとして、内部を不活性ガスで満たし、あるいは、真空としたキャップセル（ドライキャップセル）を反射体領域に設置する。ドライキャップセルは、燃料やその他の試料を長期照射するのに用いる。ドライキャップセルには、燃料や試料の状態を計測するための計装を取り付けた計装キャップセルと、計装を取り付けない無計装キャップセルの2種類がある。

計装キャップセルにあっては、計装用信号線を原子炉容器の外部に導く案内管を必要とするため、原子炉容器上蓋に専用の貫通孔を設ける。計装キャップセルの挿入・取出しは、この原子炉容器上蓋貫通孔を通して行う。無計装キャップセルの挿入・取出しは、直上の原子炉容器上蓋貫通孔を通して行うか、近傍の炉心燃料交換用ハッチを通して行う。

4) 原子炉容器外照射設備

原子炉プール内の原子炉容器表面付近に、試料を照射できる領域を確保する。この領域の中性子束は、相対的に低いものとなるが、比較的寸法の大きい材料試料等の照射に利用することができる。

(9) その他の主要な設備

1) 中性子ラジオグラフィ設備

原子炉プール内に、原子炉からの中性子を利用して試験燃料や試料の内部を撮影するための中性子ラジオグラフィ（NRG）設備を設ける。撮影用の試料等は、原子炉プール水中を移動して、NRG設備に設定する。フィルムや転写板等を入れたカセットは、プール中を

上方より吊り下げて NRG 設備内に設置する。中性子コリメータは、長さ／直徑比が100以上のものを1列に垂直に並べる。

2) 作業プール、ホットセル

カナルに接続する位置に、照射ループ、キャップセル、照射試料等の一時保管、取扱作業等のための作業プールを設ける。また、作業プールに隣接して、ホットセルを設け、キャップセルからの試料取出し等の作業を行う。

3) 燃料交換設備

本試験炉においては、年間300日の連続運転を行うことを目標とし、また、定期検査期間を可能な限り短縮するため、燃料照射ループ（炉内管）を炉内に設置した状態のまま原子炉容器上蓋を撤去することなく、炉心燃料集合体の交換を行うこととする。炉心燃料集合体の交換は、原子炉容器上蓋に設けた燃料交換用ハッチを開放し、マニピュレータを炉内に挿入することによって行う。

6. 3 原子炉核熱特性

(1) 核特性

本試験炉における核特性を、「PWR 専用型試験炉」の場合と同様の手法により解析した。炉心の燃料棒直徑、燃料棒配列、燃料棒間ピッチは PWR 専用型試験炉 (UO_2 炉心) と同一である。ただし、冷却材の密度は $1g/cm^3$ で、高温高圧水の場合と異なる。また、解析対象の炉心は、燃料集合体33体（集合体間ピッチ 148.5 mm ）と4体の照射ループ炉内管から成り、炉心外周部にはループ、キャップセルが配置された Be 反射体領域を有する。

この炉心について、図6.11に示す炉心燃焼計算の結果から、300日のサイクル日数を達成できる条件として、 UO_2 燃料の濃縮度を5%とした。

また、図6.12に示す燃料集合体配置パターンのもとに、二次元三角メッシュ炉心計算を行った。その結果得られた平衡サイクル初期炉心の径方向出力密度分布及び中性子束分布を、図6.13～6.14に示す。なお、図中の数値は、二次元計算の結果に軸方向のピーニング係数を乗じている。この軸方向ピーニング係数は、図6.11の計算として行った R-Z 二次元体系の炉心計算結果から得た値である。

さらに、二次元炉心計算の結果をもとに、照射ループあるいはキャップセルを模擬した円筒体系計算を実施し、試験燃料の発熱量及び照射位置の中性子束レベルを評価した。

計算対象は、4体の炉内水ループ並びに2体の反射体内水ループ及び2体の反射体内水キャップセルである。炉内水ループ中の試験燃料としては、BWR 燃料棒12本、BWR 燃料

棒1本、PWR燃料棒21本、あるいは、PWR燃料棒1本の場合を考えた。反射体内水ループ中の試験燃料としては、BWR燃料棒4本あるいはPWR燃料棒7本の場合を、また、水キャップセル中の試験燃料としては、BWR燃料棒1本あるいはPWR燃料棒1本の場合を、それぞれ考えた。水キャップセルについては、中性子吸収物質のHe-3がない場合を想定した（これは、出力急昇試験における出力急昇後の条件に相当する）。

なお、以上の計算は、当初炉心の熱出力を100MWと仮定して行ったものである。しかし、その後の熱的特性の再検討の結果、出力を1.5倍に高め、150MWとすることが可能であることが明らかになった。このことを勘案し、炉心熱出力を150MWとした場合の、ループあるいはキャップセル内試験燃料の線出力密度及び中性子束（いずれも、軸方向最大出力位置における値）を、表6.1に示す。この結果より、炉内水ループ中に複数本バンドルの試験燃料を装荷した場合に約35~40kW/m、反射体内水ループ中に複数本の試験燃料を装荷した場合に約45~55kW/mの線出力密度を、それぞれ与えることができ、また、反射体内水キャップセル中に1本の試験燃料を装荷した場合に、中性子吸収物質除去後、試験燃料が破損するに十分な線出力密度を与えることができると評価される。

(2) 热特性

本試験炉における最大熱出力を、下記の条件で検討した。

最大線出力密度	44 kW/m
炉心燃料集合体数	33
集合体当たりの燃料棒本数	127
炉心有効長	1.5 m
炉心半径方向出力ピーキング	1.3
炉心軸方向出力ピーキング	1.2
局所ピーキング	1.1

この条件における熱出力の最大値は161MWとなるが、現行BWRの場合と同様に7%の余裕を確保するものとすると、最大定格熱出力は150MWとなる。次に、炉心の伝熱特性を、水単相流熱伝達相関式としてDittus-Boelterの式、バーンアウト熱流束としてMacbethの式を用いて検討した。表6.2に整理して示すように、炉心燃料棒表面最高温度の評価結果は、113°Cである。この値は飽和温度以下であり、したがって、定格運転時に炉心でサブクール沸騰は起こらず、十分な熱的余裕がある。また、Macbethの式より、流速0.358 m/s以上の時バーンアウトは生じないことが示された。この値は、炉心流速5.25m/sと比べて十分小さく、余裕のあるものである。

6. 4 技術的開発課題

本試験炉は、既存の研究炉、材料試験炉等に関する技術を適用することを基本としている。

るが、解析あるいは設計を進めることによって解決できる問題を除き、以下に示すように新たな実証試験等を必要とする事項もある。

(1) 炉心燃料集合体

本試験炉では、通常運転時の冷却条件を非沸騰領域としているため、熱的余裕等に関しては解析評価で対応できると考えられるが、次の項目については、測定、確認のための試験が必要となる。

- ・燃料集合体水力振動、圧力損失
- ・燃料集合体機械的強度

(2) 制御棒及び制御棒駆動機構

制御棒及び制御棒駆動機構については、次の項目を測定、確認する試験が必要となる。

- ・制御棒及び制御棒駆動機構機械的強度、耐久性
- ・制御棒駆動特性、スクラム挿入特性

(3) 燃料交換設備

本試験炉の炉心燃料集合体の交換は、原子炉容器上蓋に設ける限定された寸法のハッチを通して、マニピュレータの操作により行うため、新たに開発する燃料交換設備について、次の項目を確認する試験が必要となる。

- ・燃料集合体交換時取扱性

(4) 燃料照射ループ

燃料照射ループは、試験内容等に対応して種々のタイプのものが必要になるが、開発の初期の段階では、基本的な仕様のループに対して、次の項目を確認する試験が必要となる。

- ・ループ耐圧性、気密性
- ・ループ組立、解体取扱性

6. 5 その他の留意事項

本試験炉は、燃料照射試験のみを目的とした低温・低圧条件での運転を行う原子炉であるので、当然ながら、軽水炉のための炉特性試験を行うことはできない。

表 6.1 燃料照射領域における中性子束及び試験燃料線出力密度
(平衡サイクル初期炉心, 炉心熱出力 150MWに換算)

	q' (kW/m)	ϕ_i (n/cm ² /s)	ϕ_{th} (n/cm ² /s)
炉内水ループ			
BWR 燃料棒(12 本)	41	9.6E13	4.7E13
BWR 燃料棒(1 本)	104	8.7E13	1.3E14
PWR 燃料棒(21 本)	36	9.7E13	7.0E13
PWR 燃料棒(1 本)	107	8.1E13	2.2E14
反射体内水ループ			
BWR 燃料棒(4 本)	56	6.3E13	7.2E13
PWR 燃料棒(7 本)	45	6.2E13	9.5E13
反射体内水キャップセル			
BWR 燃料棒(1 本)	211	7.6E13	2.7E14
PWR 燃料棒(1 本)	143	7.2E13	2.9E14

註1 : ϕ_i :E>1MeV, ϕ_{th} :E<0.5eV.

註2 : 試験燃料濃縮度、PWR:4.0%, BWR:4.0%

表 6.2 試験炉熱特性概要

炉心熱出力	150 MW
最大線出力	440 W/cm
炉心流路面積	0.25 m ²
炉心入口溫度	50 °C
炉心出口溫度	80 °C
燃料棒表面最高度	113 °C
炉心流速	5.25 m/s
炉心入口圧力	0.5 MPa
炉心圧力損失	0.1 MPa

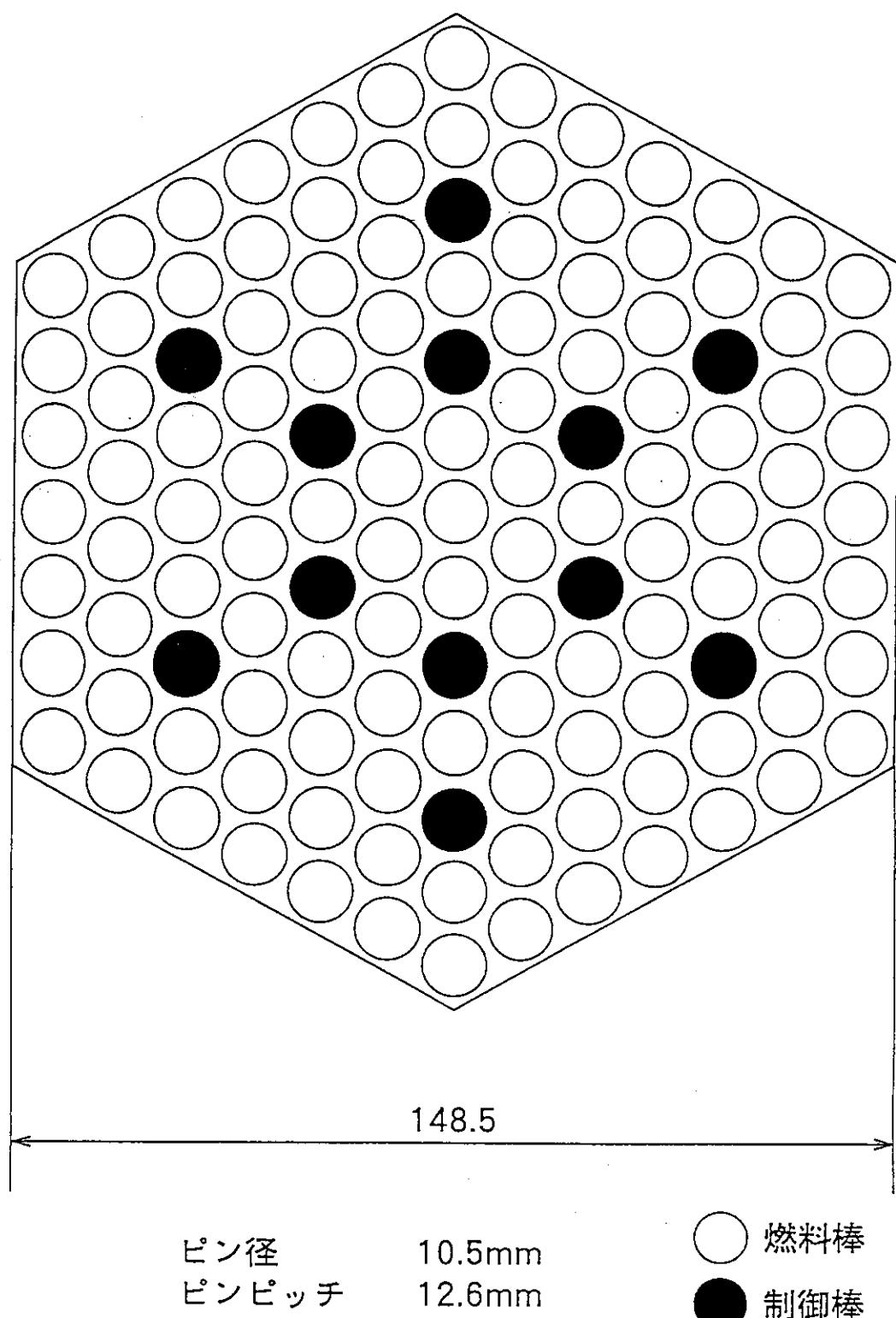
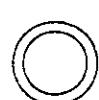
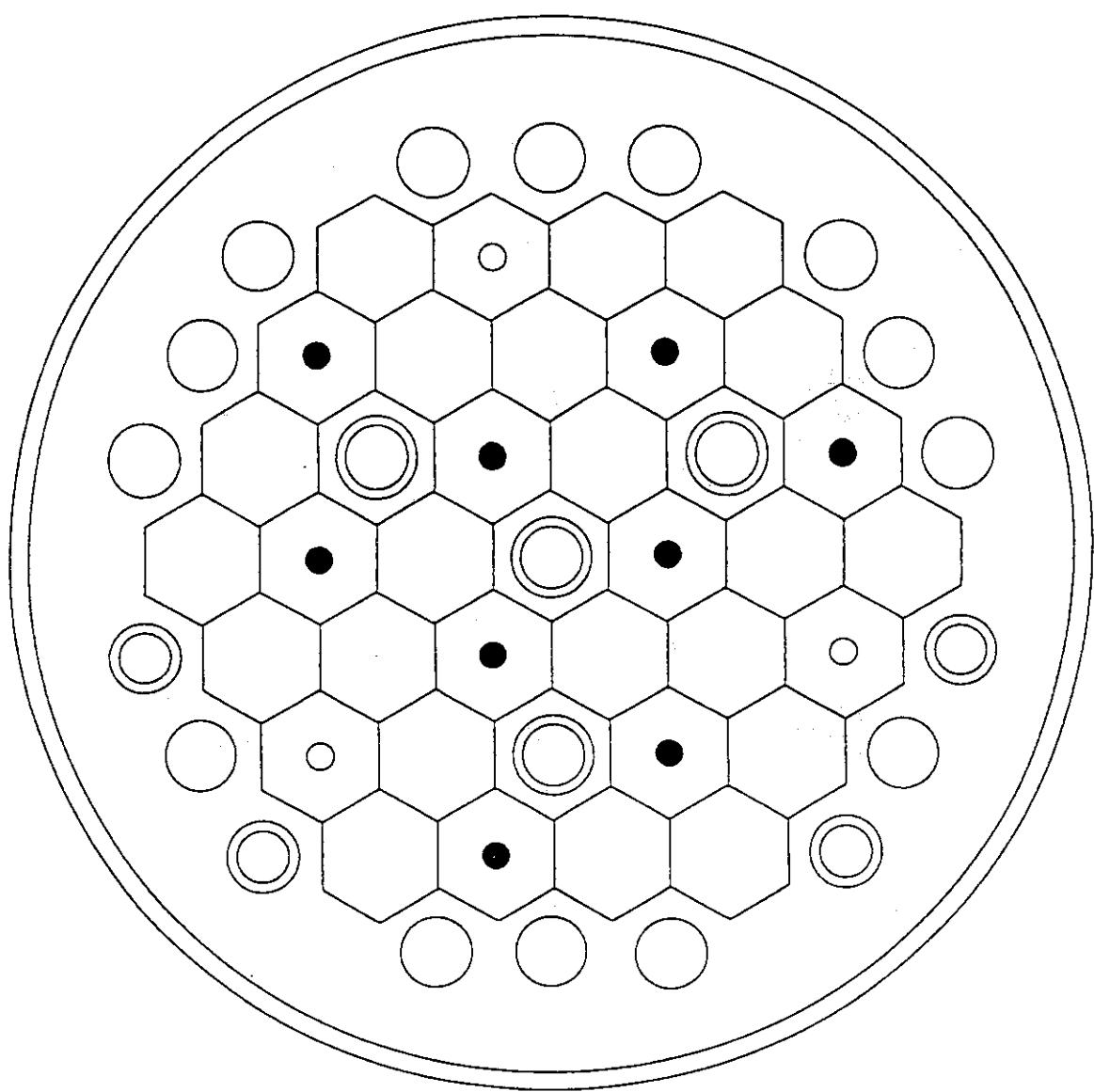
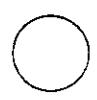


図 6.1 試験炉炉心燃料集合体内燃料配置概要



ループ



反射体領域のカプセル用孔



調整棒



安全棒

図 6.2 試験炉炉心構成概要

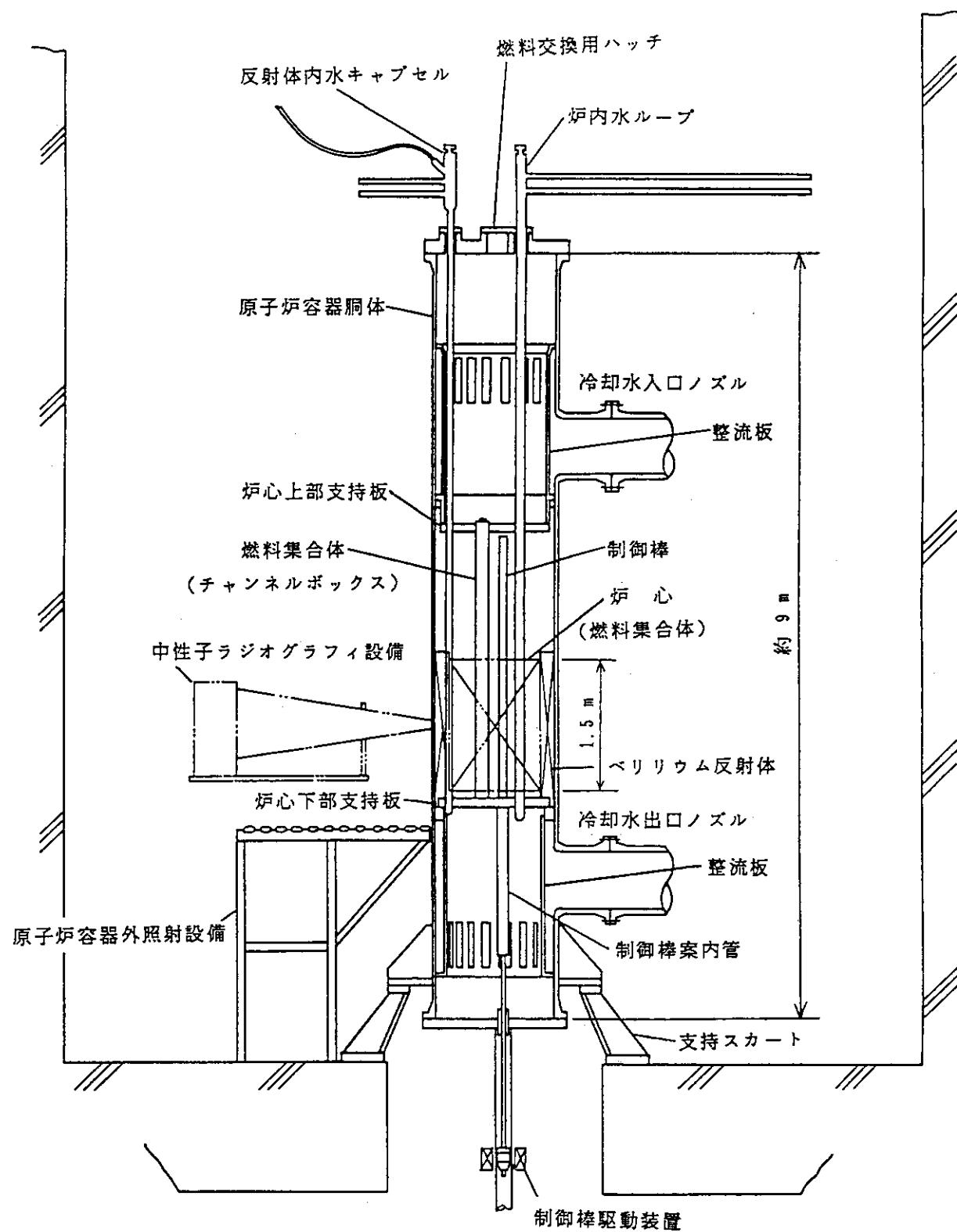


図 6.3 試験炉炉心支持構造物及び原子炉容器の概念

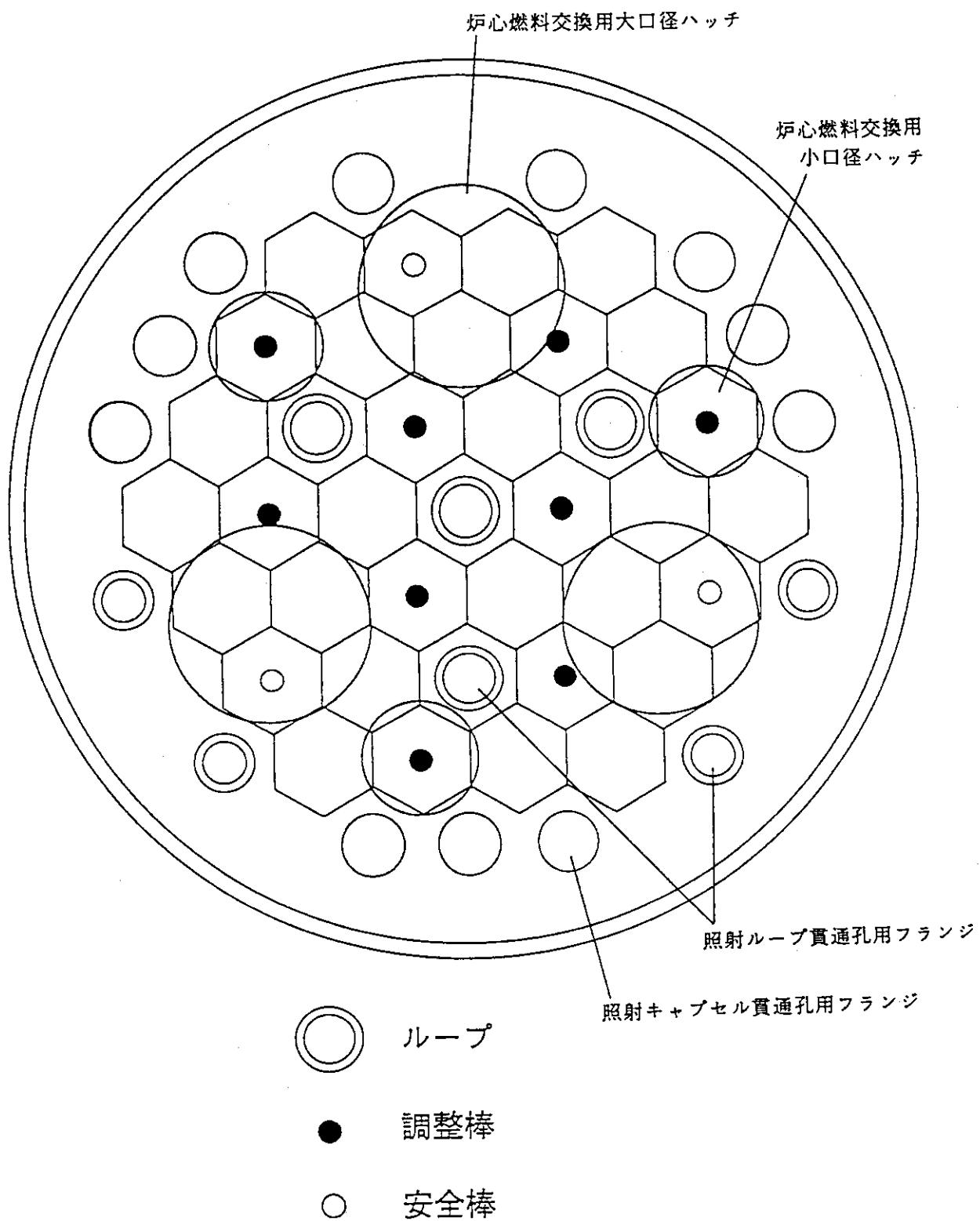


図 6.4 試験炉原子炉容器上蓋貫通孔配置概要

(炉心燃料交換用大口径ハッチ 3 個, 小口径ハッチ 3 個,
照射ループ貫通孔用 フランジ 8 個,
照射キャプセル貫通孔用 フランジ 11 個)

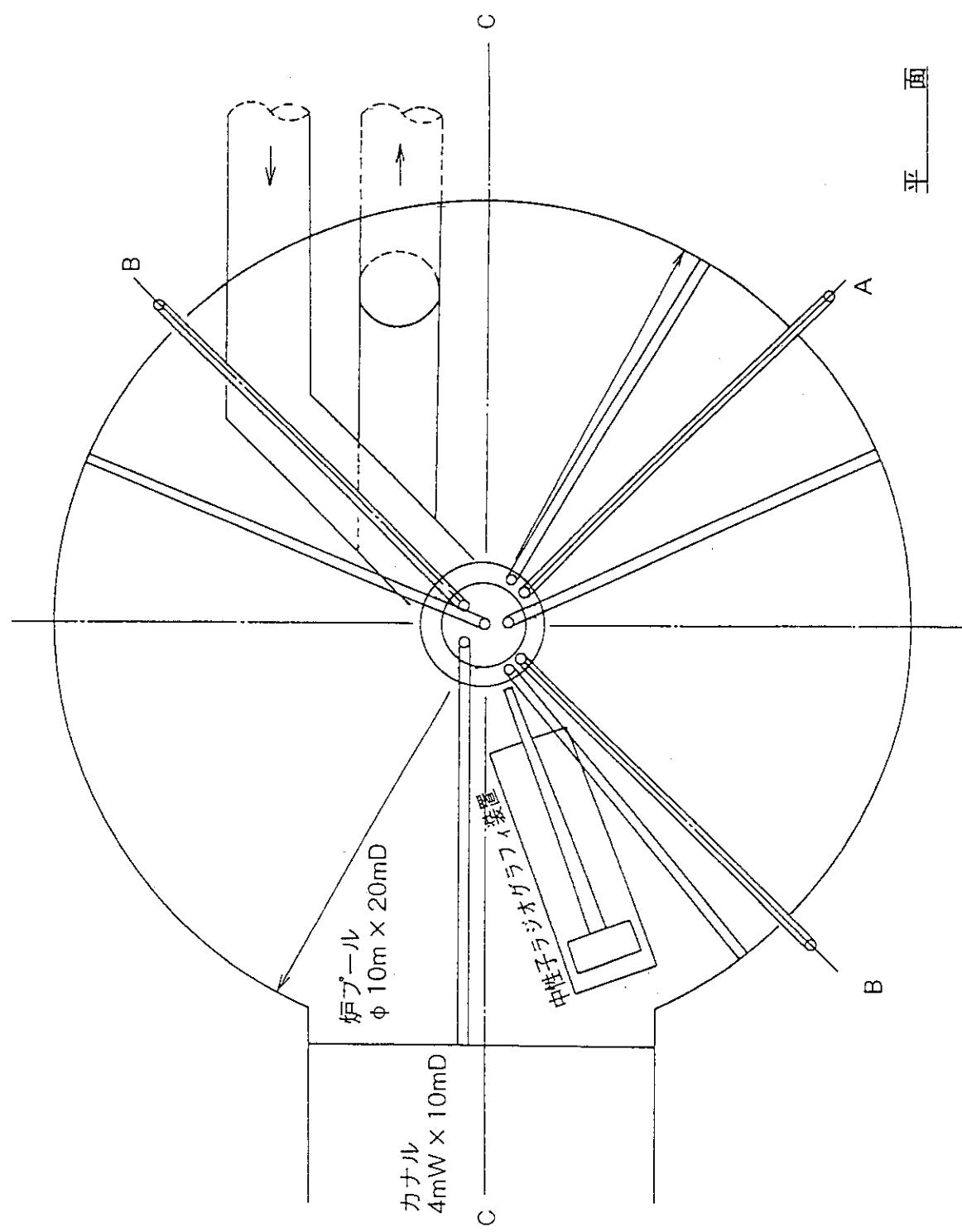


図 6.5 試験炉原子炉プール概念

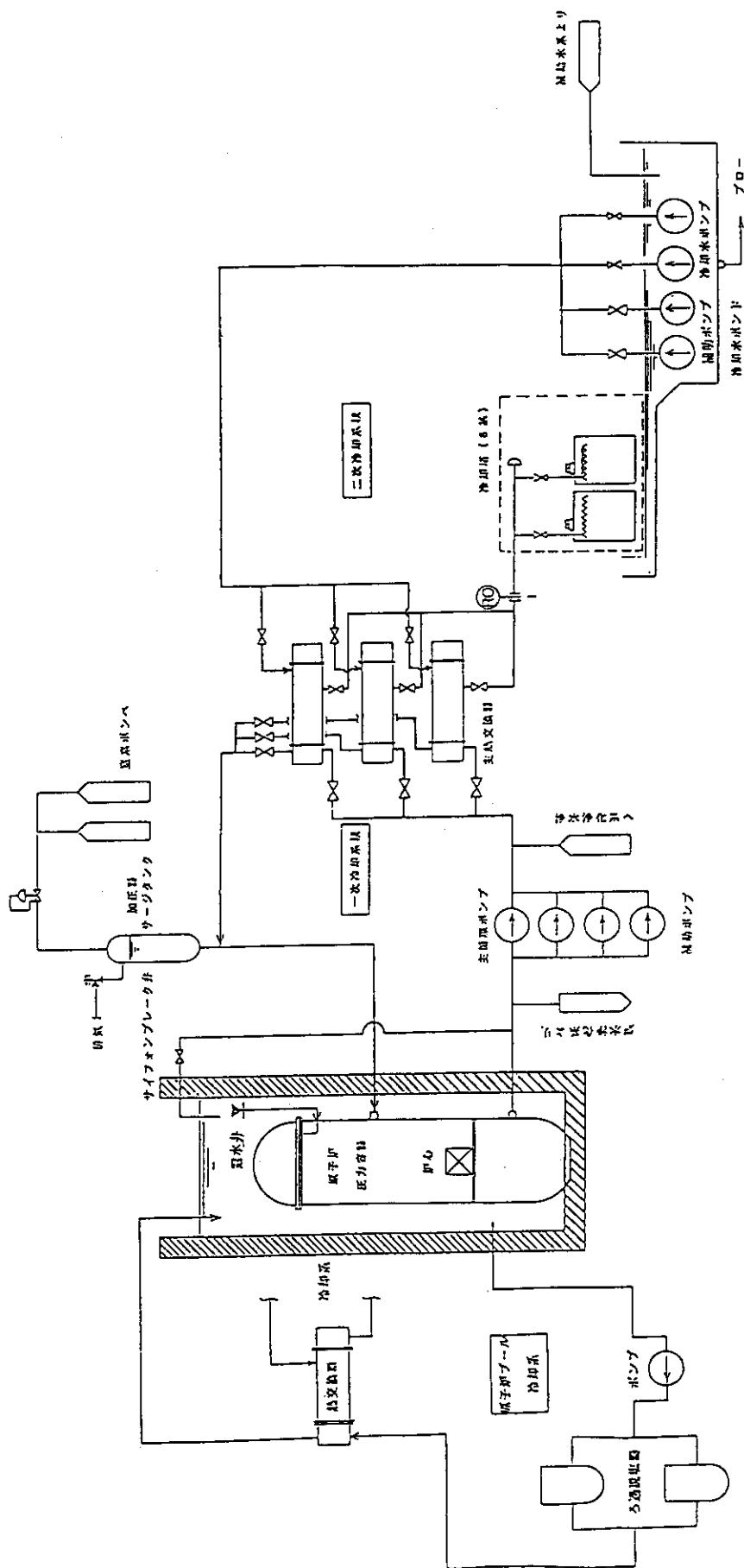
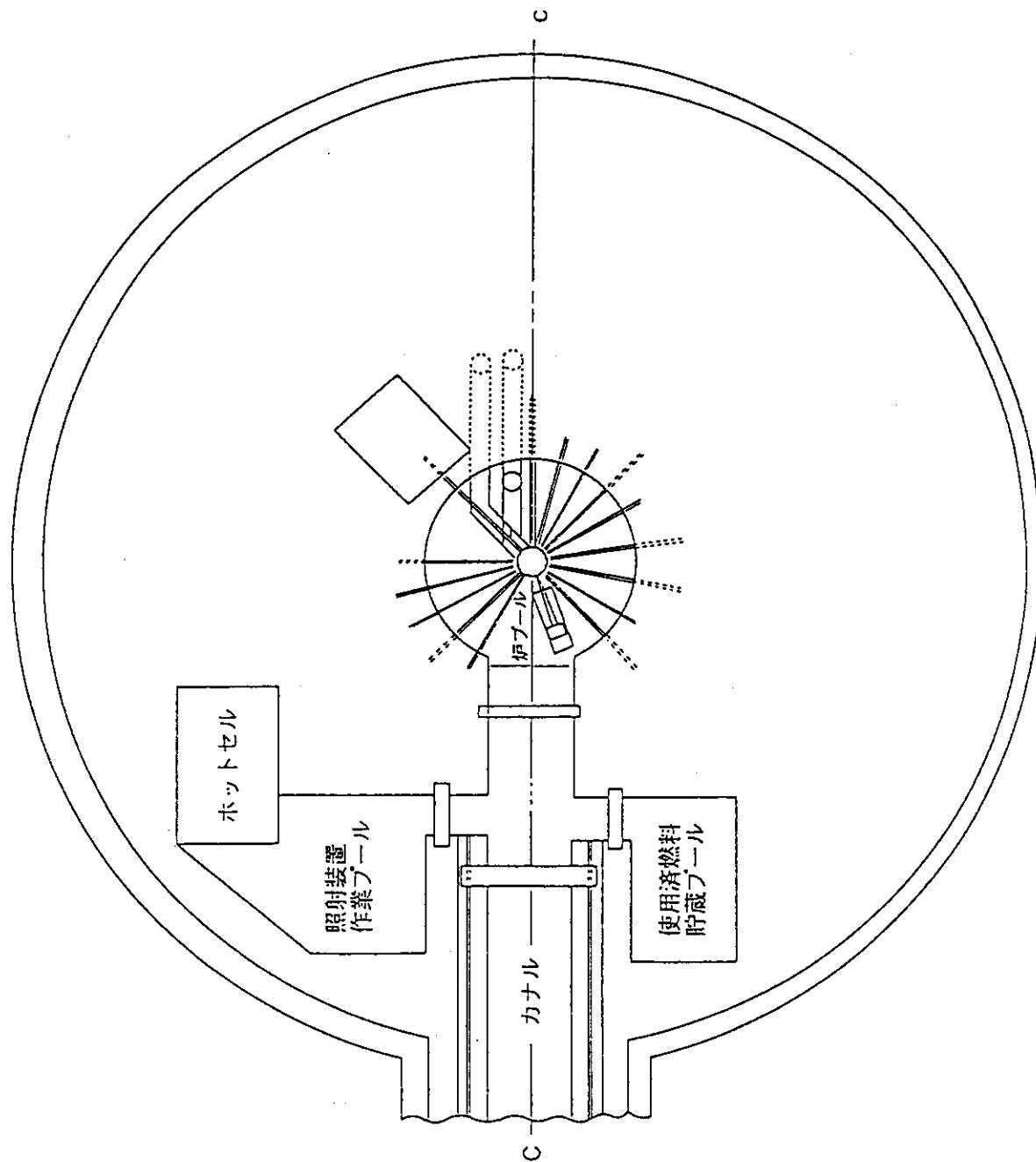


図 6.6 試験炉原子炉冷却系系統構成概念（大気冷却方式）

図 6.7 試験炉格納容器概念(平面図)



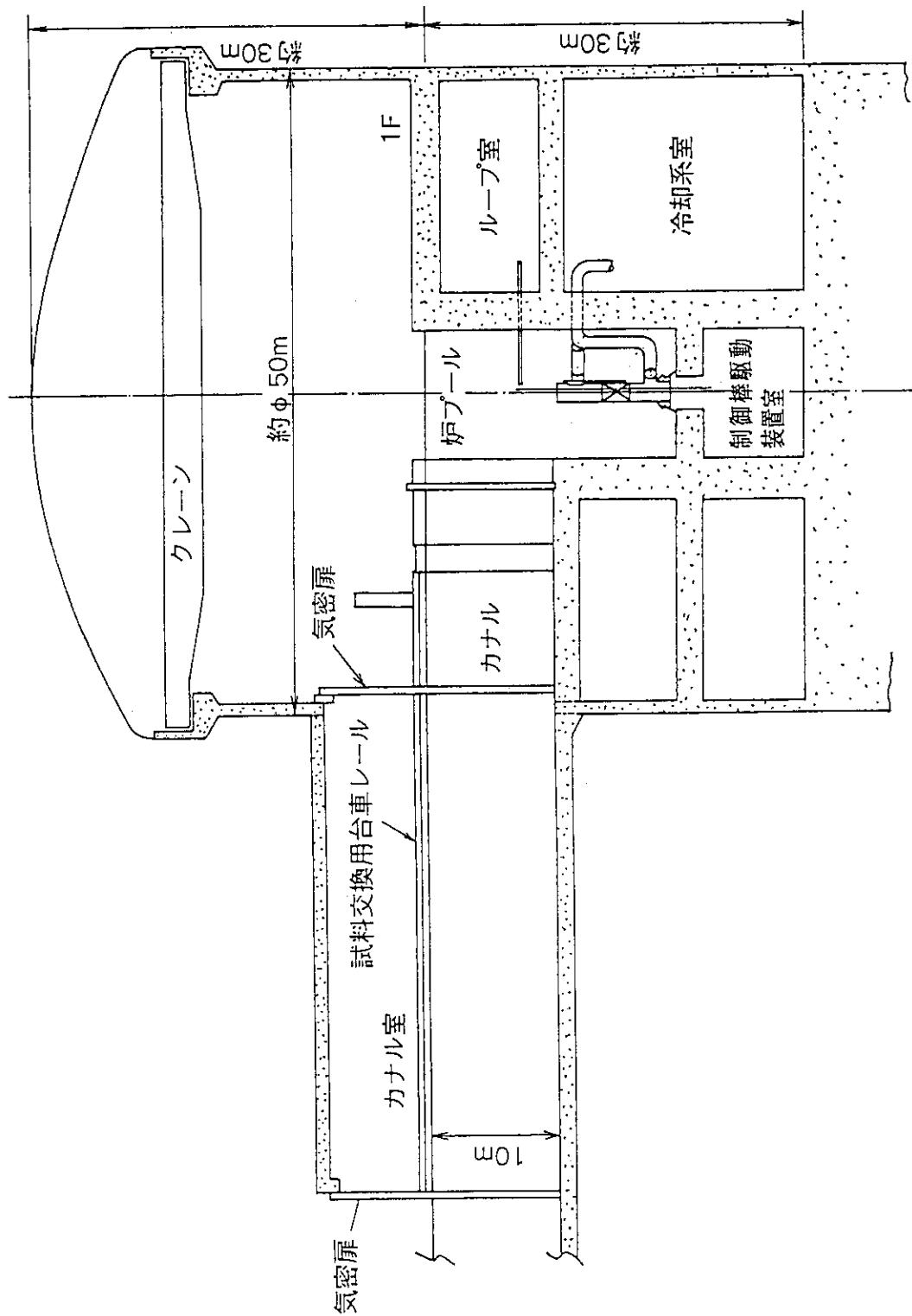


図 6.8 試験炉格納容器概念図(立面図)

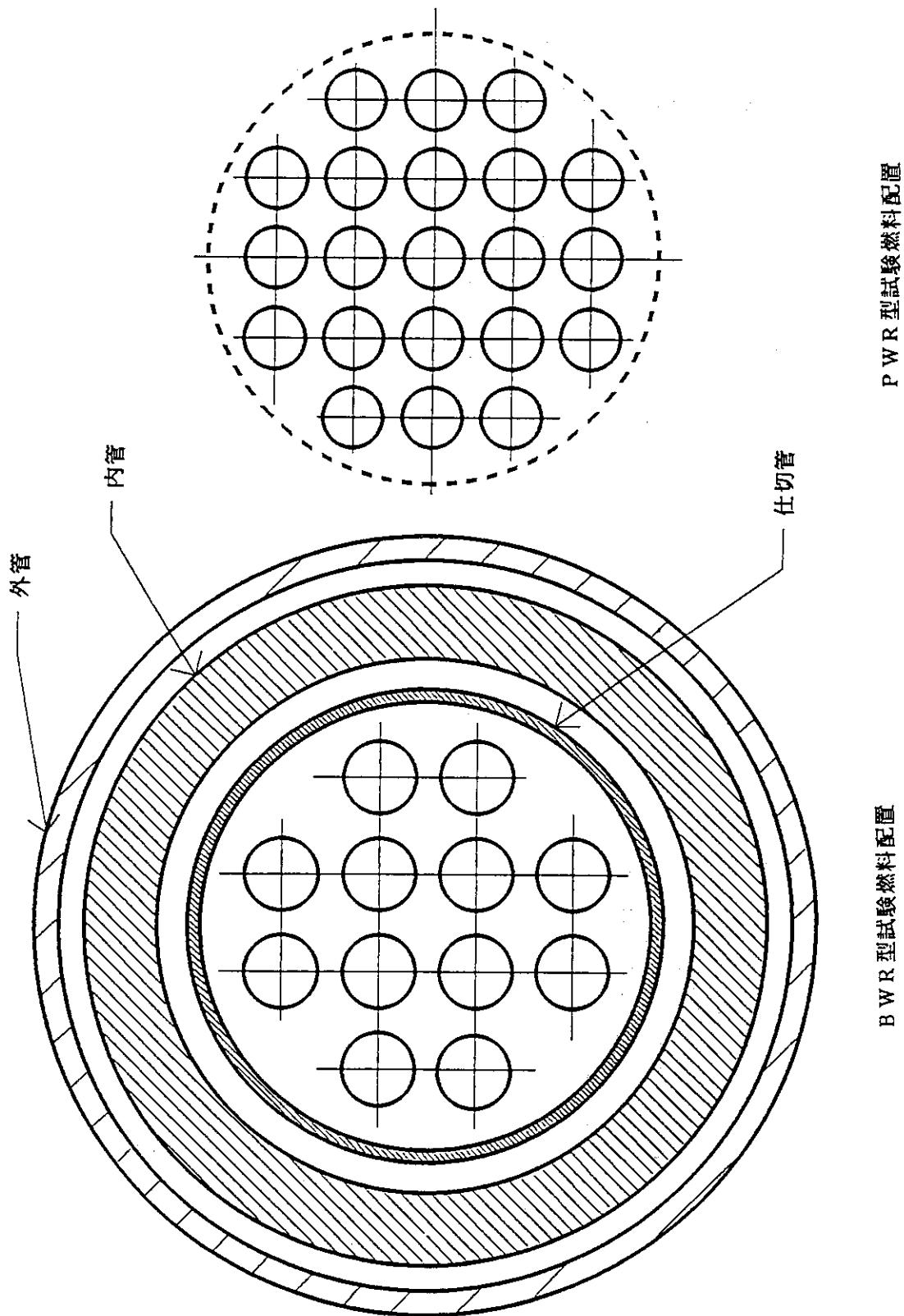


図 6.9 炉内水ループ中試験燃料配置概念

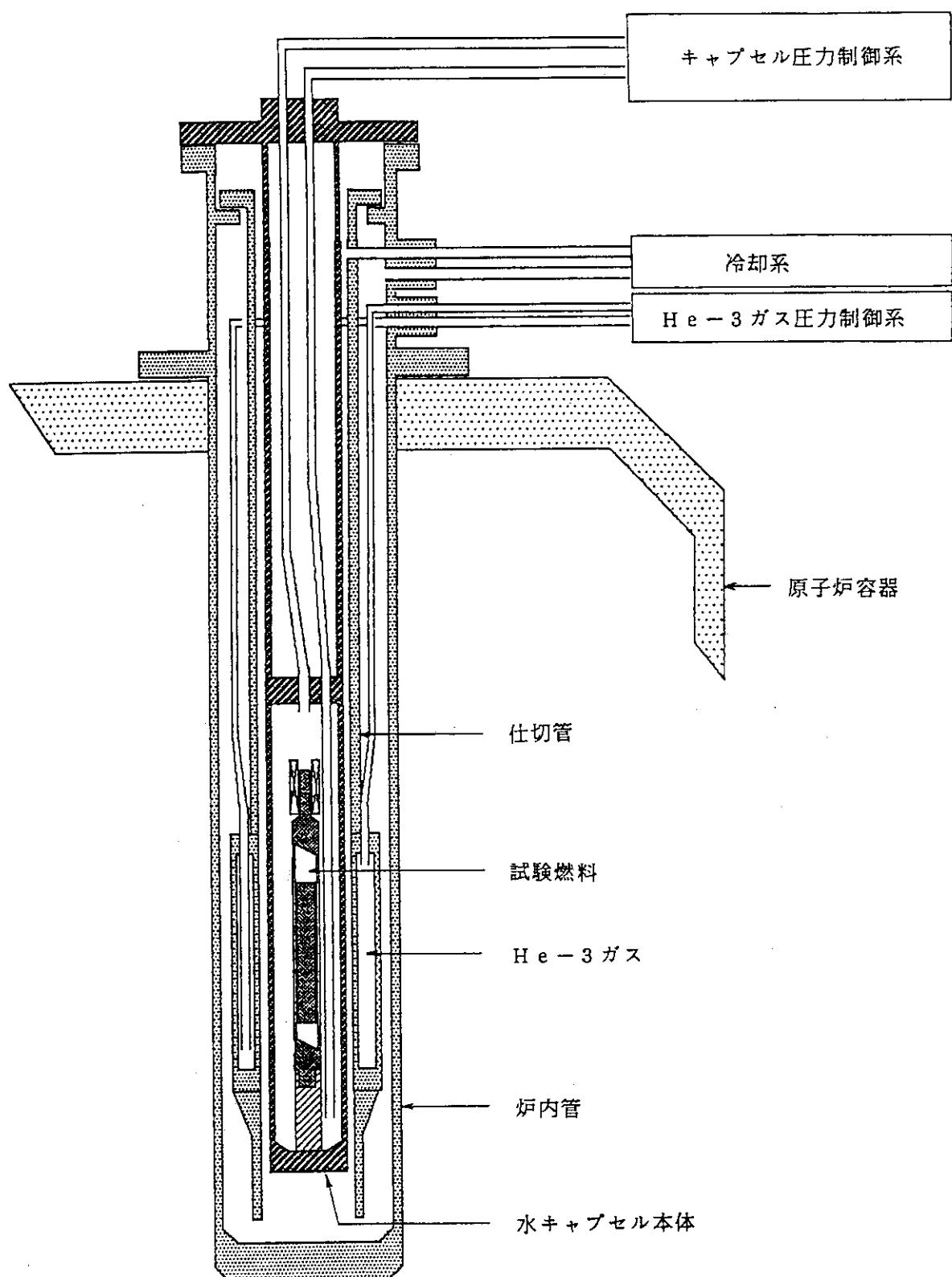


図 6.10 反射体内水キャップセル構造概念

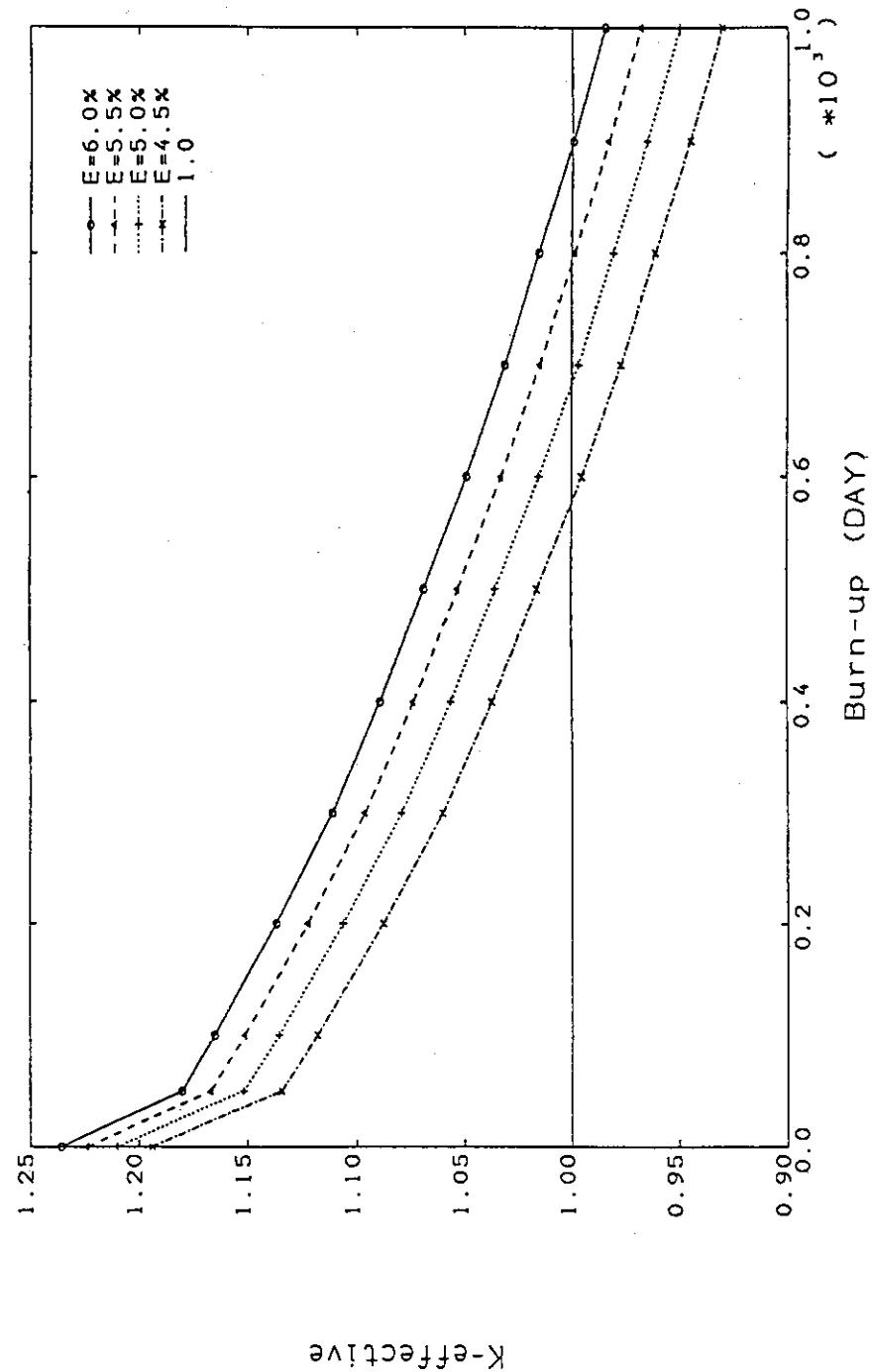


図 6.11 試験炉の燃焼に伴う中性子実効増倍率の変化 ($E : \text{U}-235$ 濃縮度)

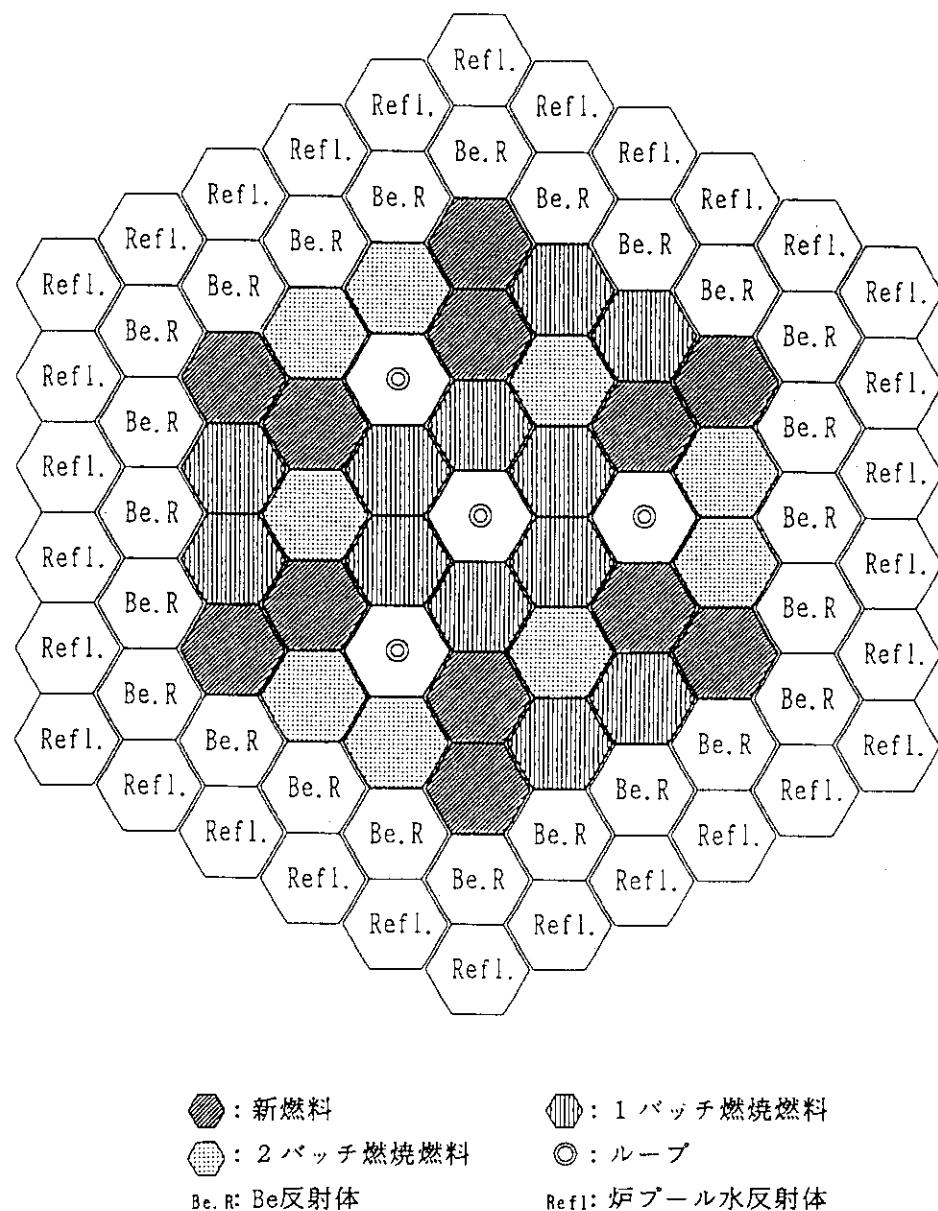


図 6.12 試験炉炉心核計算体系

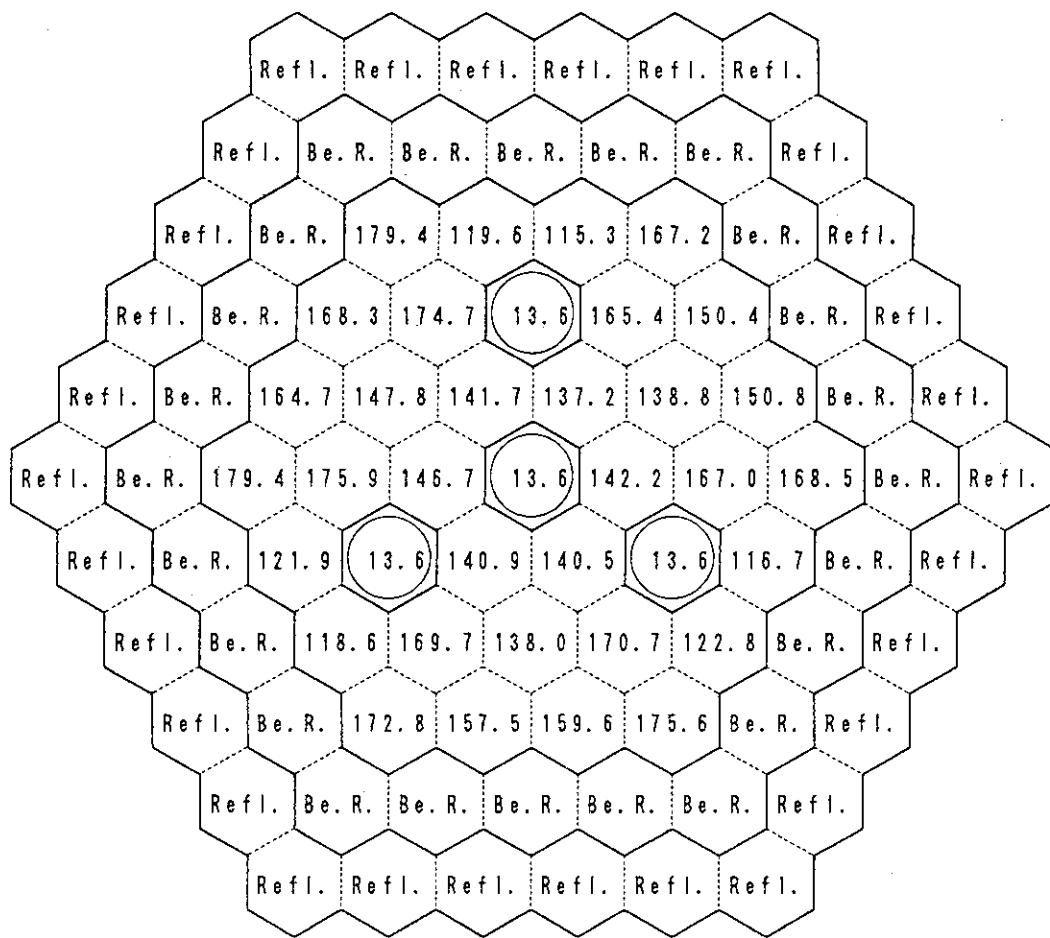


図 6.13 試験炉平衡サイクル初期における径方向出力密度 [W/cm³]
(炉心軸方向最大値, 炉心熱出力100MW)

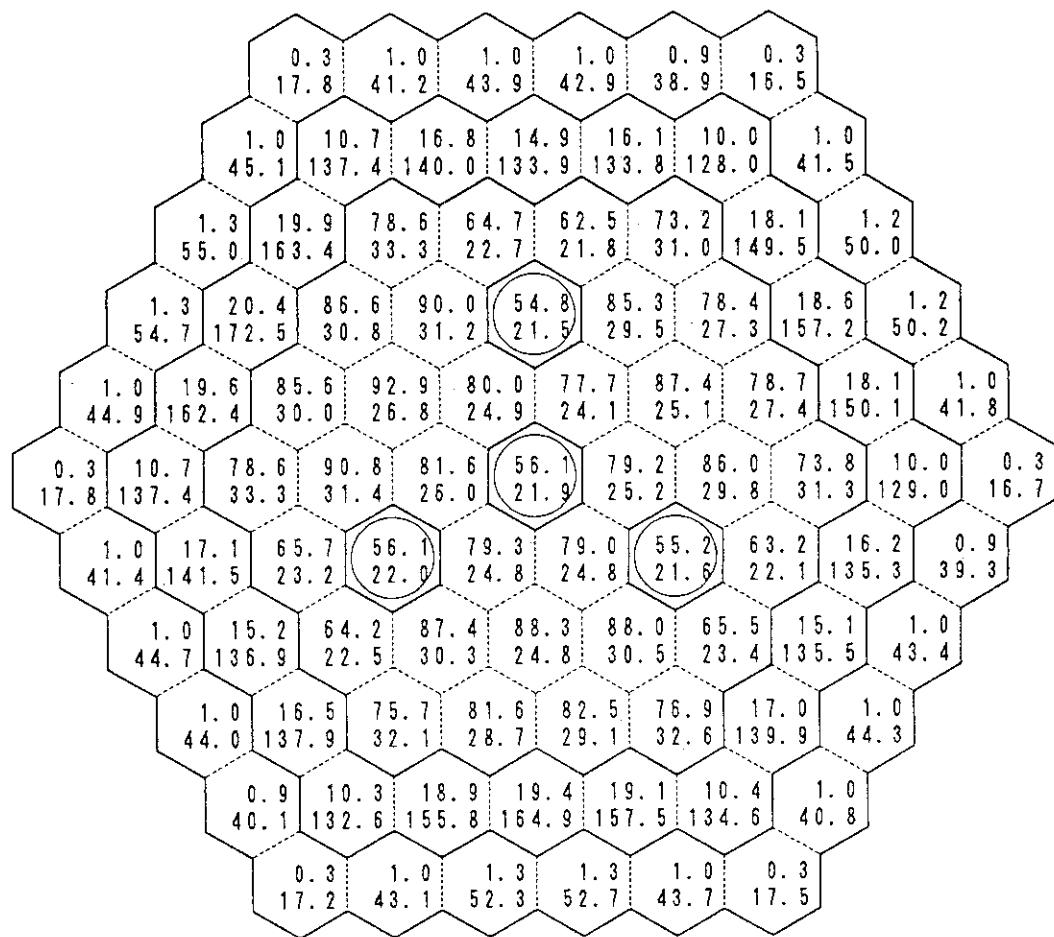


図 6.14 試験炉平衡サイクル初期における径方向中性子束 [n/cm²·s]

(上段：高速中性子束／1.0MeV, 下段：熱中性子束<0.5eV)

炉心軸方向最大値, 炉心熱出力100MW)

7. まとめ

将来の新型軽水炉に係る燃料照射研究、炉特性研究に資するための試験炉について、システム構成、構造概念、核熱特性等の面から技術的検討を行った。検討の対象としたのは、総合機能型試験炉としての「PWR/BWR両用型試験炉」、並びに、機能分離型試験炉としての「PWR専用型試験炉」、「BWR専用型試験炉」及び「燃料照射専用型試験炉」の4種類である。

「PWR/BWR両用型試験炉」は、PWR運転条件及びBWR運転条件の両モードの運転を実施し、燃料照射試験を行うとともに炉特性試験を行うものであり、「PWR専用型試験炉」あるいは「BWR専用型試験炉」は、それぞれ、PWR運転条件あるいはBWR運転条件のみのモードの運転を実施し、当該運転モードにおいて燃料照射試験及び炉特性試験を行うものである。これら小型動力炉の特徴を有する3種類の試験炉については、炉心中央部1体の照射ループ及び炉心周辺部の複数の燃料集合体を試験燃料の照射領域とし、試験燃料の照射能力を評価した。その結果、照射ループ中で試験燃料1本を過渡照射し、また、炉心周辺部で試験燃料を集合体規模で長期照射するための能力は、確保できる見通しを得た。なお、炉心周辺部の燃料照射領域としては、炉心最外周位置とした場合に比べ、炉心最外周から1層内側の位置とした場合の方が、試験燃料の線出力密度を1.5~2倍程度高めることができると評価された。炉特性試験については、受動的安全炉に係る試験等を想定して、試験炉の構造概念等に配慮した。なお、総合機能型試験炉としての「PWR/BWR両用型試験炉」は、技術的に成立するとの見通しを得たが、運用面等で困難が予想され、機能分離型試験炉としての「PWR専用型試験炉」あるいは「BWR専用型試験炉」は、試験範囲としての運転モードが限定されるものの、運用面では有利であると考えられる。

一方、「燃料照射専用型試験炉」は、原子炉の運転圧力を低圧とすることにより、原子炉容器を多数の照射用ループ等が貫通できるよう考慮したものであり、炉特性試験を行うことはできないが、燃料照射試験を効率的に行うこと目標としたものであり、炉心内に4体の照射ループ、反射体内に合計18体の照射ループあるいは照射キャップセルを装荷することとして、各照射領域における試験燃料の照射能力を評価した。その結果、炉心内照射ループ中で複数本バンドルの試験燃料を長期照射し、また、反射体内照射ループあるいは照射キャップセル中で試験燃料を過渡照射するための能力は、確保できる見通しを得た。

以上の4種類の試験炉について、熱特性評価を行った結果、いずれについても、通常運転時の熱的余裕は、十分確保されると評価される。

謝　　舌辛

試験炉の概念検討に当たっては、原研・軽水炉将来技術開発計画特別チーム・東稔達三リーダーの御指導を頂いた。また、システム設計等の技術的検討に当たっては、株式会社日立製作所、株式会社東芝、三菱重工業株式会社及び三菱原子力工業株式会社の御協力を賜った。ここに、上記の各位に対し、深甚なる謝意を表する。

参考文献

- (1) 東稔達三、他：「21世紀を展望した軽水炉将来技術」、原子力工業、37巻、6号（1991）。
- (2) 東稔達三：「軽水炉将来技術」、原子力工業、38巻、11号（1992）。
- (3) Tsuchihashi, K. et al.: "Revised SRAC Code System", JAERI 1302 (1986).
- (4) Fowler, T.B., Vondy, D.R.: "Nuclear Reactor Core Analysis Code: CITATION", ORNL-TM-2496 (1969).
- (5) 森本 裕一、奥村 啓介：「沸騰水型原子炉の炉心核熱水力特性解析コードCOREBN-BWR の開発」、JAERI-M 92-068 (1992)。
- (6) Engle Jr. W.W.: "A User's Manual for ANISN", K-1693 (1967).
- (7) 三菱原子力工業：「THINC-IIIコードの概要」、MAPI-1072 (昭和59年)。
- (8) Dalle Domme, M. et al.: "Critical Heat Flux Correlation for Triangular Arrays of Rod Bundles with Tight Lattices, Including the Spiral Spacer Effect", Nuclear Technology 71 (1985).
- (9) Arai, K. et al.: "Critical Power Characteristics of a High Conversion Boiling Water Reactor", IAEA Technical Committee Meeting on Technical & Economic Aspects of High Converters, Nuremberg, Germany (1990).

謝 舌辛

試験炉の概念検討に当たっては、原研・軽水炉将来技術開発計画特別チーム・東稔達三リーダーの御指導を頂いた。また、システム設計等の技術的検討に当たっては、株式会社日立製作所、株式会社東芝、三菱重工業株式会社及び三菱原子力工業株式会社の御協力を賜った。ここに、上記の各位に対し、深甚なる謝意を表する。

参 考 文 獻

- (1) 東稔達三、他：「21世紀を展望した軽水炉将来技術」、原子力工業、37巻、6号（1991）。
- (2) 東稔達三：「軽水炉将来技術」、原子力工業、38巻、11号（1992）。
- (3) Tsuchihashi, K. et al.: "Revised SRAC Code System", JAERI 1302 (1986).
- (4) Fowler, T.B., Vondy, D.R.: "Nuclear Reactor Core Analysis Code: CITATION", ORNL-TM-2496 (1969).
- (5) 森本 裕一、奥村 啓介：「沸騰水型原子炉の炉心核熱水力特性解析コードCOREBN-BWR の開発」、JAERI-M 92-068 (1992)。
- (6) Engle Jr. W.W.: "A User's Manual for ANISN", K-1693 (1967).
- (7) 三菱原子力工業：「THINC-IIIコードの概要」、MAPI-1072 (昭和59年)。
- (8) Dalle Domme, M. et al.: "Critical Heat Flux Correlation for Triangular Arrays of Rod Bundles with Tight Lattices, Including the Spiral Spacer Effect", Nuclear Technology 71 (1985).
- (9) Arai, K. et al.: "Critical Power Characteristics of a High Conversion Boiling Water Reactor", IAEA Technical Committee Meeting on Technical & Economic Aspects of High Converters, Nuremberg, Germany (1990).