

JAERI-Research  
2001-004



JP0150310



深海調査船用原子炉DRX  
(Deep Sea Reactor X) 炉心の核的検討

2001年3月

小田野 直光・石田 紀久

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

本レポートは、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。  
入手の問合わせは、日本原子力研究所研究情報部研究情報課（〒319-1195 茨城県那珂郡東海村）あて、お申し越してください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-1195 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。

This report is issued irregularly.

Inquiries about availability of the reports should be addressed to Research Information Division, Department of Intellectual Resources, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken, 319-1195, Japan.

© Japan Atomic Energy Research Institute, 2001

編集兼発行 日本原子力研究所

深海調査船用原子炉 DRX (Deep Sea Reactor X) 炉心の核的検討

日本原子力研究所東海研究所エネルギーシステム研究部

小田野 直光・石田 紀久

(2001年 1月 15日受理)

熱出力 750 kW の超小型原子炉 DRX (Deep Sea Reactor X) は、深海科学調査船の動力源として用いられる一体型加圧炉である。DRX の炉心設計として、原子炉負荷率 30%を仮定した場合に燃料無交換で 4 年間の炉心寿命を達成する炉心の核的検討を行った。燃料の  $^{235}\text{U}$  濃縮度、反射体材質について検討し、8.3 wt%の濃縮度で設計条件を満足できる炉心仕様を得た。特に、超小型炉においては中性子の漏れが大きくなるので、反射体の設計は濃縮度とともに炉心寿命を左右する重要な因子である。本設計では、反射体材質として Be 金属を使用することにした。また、燃料棒配列については、正方配列と三角配列の検討を行い、制御棒駆動装置の構造の観点から前者を採用した。また、種々の核的安全性に係わるパラメータについて確認を行うとともに、反応度係数、出力分布等の核特性を評価し、設計条件を十分満足するものであることを明らかにした。

Neutronic Study of DRX (Deep Sea Reactor X) Core for Deep Sea Research Vessel

Naoteru ODANO and Toshihisa ISHIDA

Department of Nuclear Energy System  
Tokai Research Establishment  
Japan Atomic Energy Research Institute  
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received January 15, 2001)

A very small reactor, DRX (Deep Sea Reactor X), whose thermal output is 750 kW, is an integral-pressurized type reactor to be used as a power source for a scientific research vessel in deep sea. Neutronic study has been carried out for design of the DRX core which could achieve continuous operation without refueling for 4 years considering 30 % of load factor of the core. In the present study,  $^{235}\text{U}$  enrichment of  $\text{UO}_2$  fuel rods and reflector materials were surveyed. The  $^{235}\text{U}$  enrichment has been determined to be 8.3 wt% to satisfy design criteria. Design of the reflector as well as that of the fuel enrichment is one of important factors for determination of the core life because leakage of neutrons from a very small reactor is large. In the present study Be metal was adopted as a reflector material. The square and triangle arrangements of fuel rods were studied and the former one was adopted for the present design from a viewpoint of structural design considering arrangements of the control rod driving mechanisms. Reactor physics parameters including reactivity coefficients and power distributions were evaluated for the determined core specifications. Reactor physics parameters related to core safety were also confirmed and the evaluated parameters indicated that the determined core specifications in this study satisfied design conditions.

Keywords: Deep Sea, Power Source, DRX, Light Water Reactor, Neutronics, Core Design, Burnup, Reactivity Coefficients, Power Distribution

## 目次

1. 序論	1
1.1 背景	1
1.2 深海調査船用原子炉 DRX	2
2. DRX 炉心の核設計方針	6
2.1 基本方針	6
2.2 炉心配置	9
3. 炉心仕様の決定	11
3.1 核特性評価手法の概要	11
3.2 燃料濃縮度及び反射体材料の決定	14
3.3 材料組成	15
4. 核特性の評価	18
4.1 燃焼特性	18
4.2 核的安全性の評価	20
4.3 反応度係数	23
4.4 出力分布	27
4.5 核特性のまとめ	32
5. 結論	33
謝辞	33
参考文献	34
付録	35

## Contents

1. Introduction .....	1
1.1 Background .....	1
1.2 Deep Sea Reactor DRX for Deep Sea Research Vessel .....	2
2. Design Policy of DRX Core .....	6
2.1 Basic Policy .....	6
2.2 Core Configuration .....	9
3. Determination of Core Specifications .....	11
3.1 Outline of Methodology for Neutronic Analysis of Core .....	11
3.2 Determination of Fuel Enrichment and Reflector Material .....	14
3.3 Material Compositions .....	15
4. Evaluation of Core Characteristics .....	18
4.1 Core Burnup Characteristics .....	18
4.2 Assessment of Neutronic Safety of Core .....	20
4.3 Reactivity Coefficients .....	23
4.4 Power Distribution .....	27
4.5 Summary of Core Characteristics .....	32
5. Conclusions .....	33
Acknowledgement .....	33
References .....	34
Appendix .....	35

## 1. 序論

### 1.1 背景

地球の表面積の 71%を占める海洋は、地球温暖化に代表される地球規模の環境変動に大きく係わっており、環境変動の理解のために、近年ますます海洋観測の重要性が指摘されている。深海は、地球環境に影響を及ぼしていると考えられている海洋物質循環に深く係わっているとともに、深海における過去から現在にいたる海底の変動現象は鉱物資源・環境・防災問題とも深く係わっており、深海における物理・化学・生物学・地質学的な観測研究が必要とされている。

深海を対象とした調査は、日本の「しんかい 6500」、米国の「シークリフ」、「アルビン」、フランスの「ノーチル」といった 4000~6500m 級の深海調査船により、これまでベールに包まれてきた深海の世界の一部を垣間見ることができるようになったが、解明すべき未知の部分が依然多い。深海域の潜水調査の特徴は、広範囲の海域を連続的に観測することであり、このため、動力源の確保が重要な課題である。例えば、「しんかい 6500」の場合は、動力源として蓄電池を使用しているので一回の調査時間が数時間と短く、調査範囲は非常に限られたものになっている。このような現状により、高速で長時間の連続航行を可能とする動力源の開発が課題とされており、海中における海洋観測をこれまで以上に進展させるには、大出力を長時間維持できる動力源を有する観測船が不可欠である。

海中調査用の動力源としては、蓄電池のような化学電池の他に、燃料電池、ディーゼルエンジン、スターリングエンジン等の熱機関、アイソトープ電池、小型原子炉等がある。このうち原子炉を用いた動力源は、大出力を長時間にわたって持続可能な動力源であり、酸素を必要としないという特長から、海洋観測の動力源としての活用が期待できる。このように、深海科学調査船の動力源としては、原子炉を用いた原子動力の採用が合理的であると考えられる。

## 1.2 深海調査船用原子炉 DRX

日本原子力研究所では、改良船用炉の設計研究の一貫として、深海を含む海洋観測の動力源として利用できる最適な原子動力源の設計研究を行い、小型原子炉による発電システム DRX (Deep Sea Reactor X) の概念を確立した<sup>1)</sup>。

深海科学調査船は高い水圧環境下で運転されること、小人数での運転が要求されること等から、原子炉発電プラントには、(1) 耐圧性の確保、(2) 軽量・小型化、(3) 安全性の確保、(4) 運転の容易性、が要求される。DRX は、これらの条件を満足する設計となっている。図1に DRX プラントの概念図を示す。

DRX は、蒸気発生器を原子炉容器内に内蔵する一体型軽水炉であり、さらにタービン及び発電機をも格納容器に相当する耐圧殻内に内蔵し、超小型発電ユニットとすることを意図したものである。小型化、受動的安全性の確保を基本的設計方針とし、深海科学調査船に適用するため、小人数の運転員による容易な運転が可能な原子炉を目指している。

図2に DRX プラント系統図を示す。系統を簡素化するために、原子炉は一次冷却水ポンプ及び加圧器を設置しない自然循環・自己加圧方式とした。耐圧殻内の水は二次冷却水であり、給水ポンプにより原子炉容器内に配置されたヘリカルコイル型蒸気発生器に供給され、タービンから排気された蒸気は復水器内で凝縮され耐圧殻内に放出される。復水器から海水中への放熱は、ヒートパイプを用いて行う。また、DRX の反応度制御には可溶性ボロンを使用しない設計としており、化学体積制御系を不要とすることができ、系統の簡素化に寄与している。

原子炉プラントの概念設計においては、深海科学調査船が必要とする出力規模や運航形態をあらかじめ仮定し、DRX の概念設計を行った。表1に DRX の主要目を示す。表中、炉心に関する項目には、炉心設計の前提条件となるパラメータのみ記した。

DRX 炉心の熱出力は 750 kWt で、炉心等価直径が 38.5 cm、有効高さが 34.4 cm と非常に小さい炉心となっており、原子炉物理的観点からは中性子の漏れが非常に大きい体系である。炉心の熱出力は、深海調査船の排水量、速力から決まる電力需要 (150 kW<sub>e</sub>) から決定されたものである。炉心サイズは、線出力密度、燃料棒本数等によって決まるが、表1に示した値は、文献(1)で示されているものである。また、原子炉は負荷率 30%を仮定し、4年間にわたって燃料無交換により運転することが必要である。このため、炉心核設計においては、所要の出力及び炉心寿命を得るための、燃料棒配置、燃料濃縮度の検討などが必要になる。

燃料棒を三角格子配列にした方が正方配列にしたよりも炉心サイズを小さくできるという利点から、当初の DRX の炉心は、三角配列で設計された<sup>1)</sup>。しかし、三角配列とした炉心では、日本原子力研究所で研究開発を進めている原子炉容器内装型制御棒駆動装置<sup>2)</sup>を構造上適切に炉心内に配置することができないことが明らかになった。そこで、燃料棒配置を正方配列とした炉心の核的検討を新たに行う必要がでてきた。

本研究では、DRX 炉心の核的検討として、燃料棒を正方配列とした炉心について、設計条件を満足する炉心の核的パラメータを決定し、熱水力特性及び動特性解析に必要な出力分布、反応度係数等の炉物理パラメータを算出した。



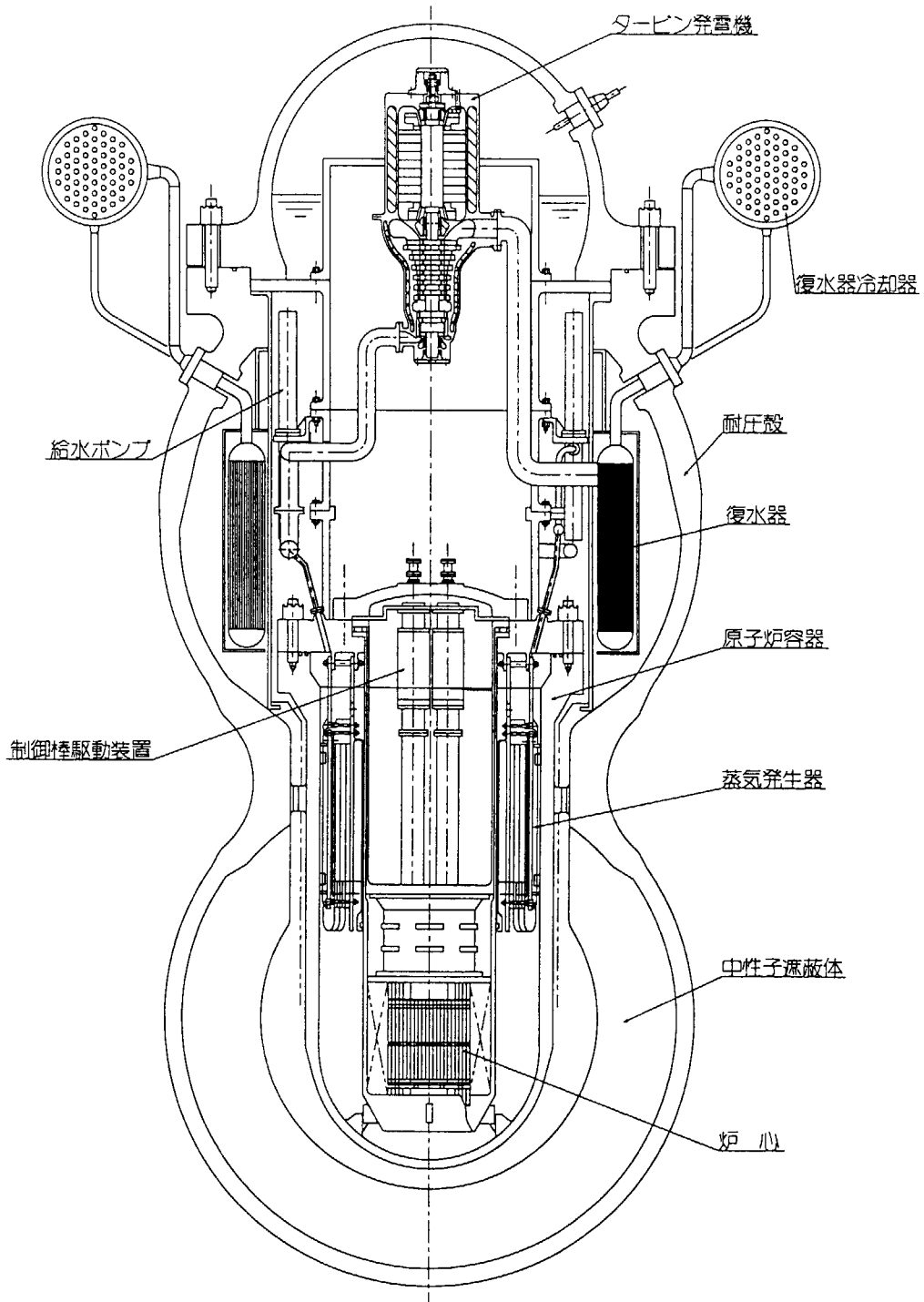


図1 DRX プラント概念図

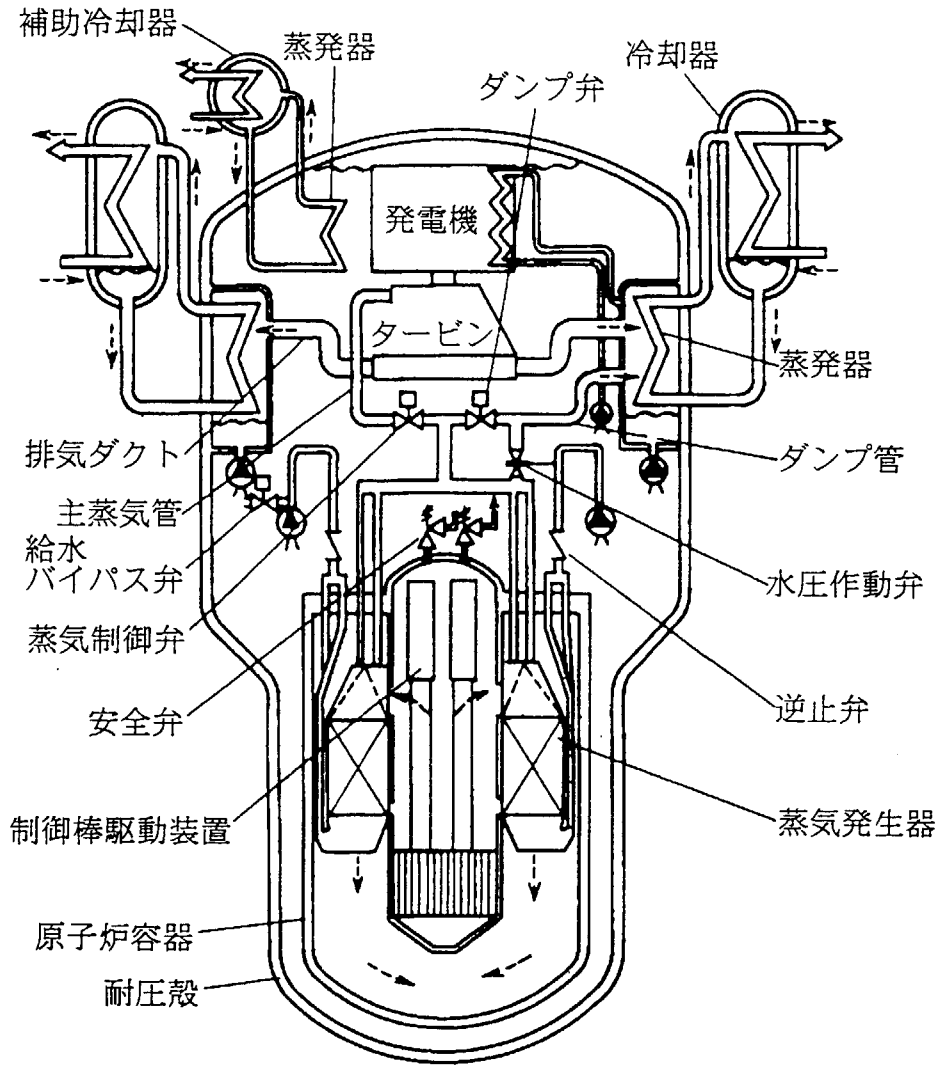


図2 DRXプラント系統図

表1 DRX プラント設計主要目

項目	設計値
原子炉出力 (MWt)	0.75
電気出力 (MWe)	0.15
炉形式	一体型加圧水炉 (自己加圧)
一次冷却系	
循環方式	自然循環
運転圧力 (MPa)	8.4
炉心入口/出口温度 (°C)	282 / 298
流量 (t/h)	20
炉心	
等価直径 (m)	0.385
有効高さ (m)	0.344
燃料型式	ジルカロイ被覆 UO <sub>2</sub> 燃料棒
寿命 (年)	4
制御棒	
制御棒要素型式	ロッドクラスター
制御棒駆動装置型式	原子炉容器内装型
制御棒駆動基数	4
蒸気発生器	
型式	貫流式ヘリカルコイル型
伝熱管材質	インコロイ 800
伝熱管外径 (mm)	19
伝熱面積 (m <sup>2</sup> )	7.2
蒸気温度 (°C)	242.4
蒸気圧力 (MPa)	3
蒸気流量 (t/h)	1.052
耐圧殻	
寸法 (内矩) : 球形部×高さ (m)	φ 2.2×5.4

## 2. DRX 炉心の核設計方針

### 2.1 基本方針

DRX 炉心設計における基本的な考え方として、これまでに我が国で蓄積されてきた発電用加圧水型軽水炉の技術を十分に活用することとする。また、原子炉の安全設計については、原子力潜水船のような特殊原子炉施設に対する明確な設計指針は存在しないので、我が国の原子力安全委員会が決定した「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」<sup>3)</sup>を準用することにした。

DRX 炉心の核設計を行う際の前提条件は、

- |           |                                      |
|-----------|--------------------------------------|
| (1) 熱出力   | : 750 kW                             |
| (2) 設備利用率 | : 30 %                               |
| (3) 炉心寿命  | : 4 年                                |
| (4) 線出力密度 | : 5.9 kW/m                           |
| (5) 燃料交換  | : 炉心寿命期間中は燃料交換を行わない                  |
| (6) 反応度制御 | : 可溶性ボロンを使用しない                       |
| (7) 燃料仕様  | : ジルカロイ 4 被覆 $\text{UO}_2$ 燃料 (正方配列) |
| (8) 炉内構造  | : 既に設計済みの炉心槽寸法に変更を加えない               |

である。DRX は一次冷却系に自然循環方式を採用し、また、船体動揺及び加速度条件などの負荷があることを考慮し、核沸騰限界 (DNB) 等の熱水力的なパラメータの制限から、線出力密度を、陸上の発電用 PWR の  $18 \sim 20 \text{ kW/m}^4$  に比べて低く抑えている。また、DRX では、既存の現行 PWR 技術を活用するという観点から、発電用軽水炉において十分使用実績のある  $17 \times 17$  燃料集合体に用いられているものと同一仕様の燃料棒及び制御棒を短尺化して用いることとする。表 2 に燃料棒及び制御棒の基本的な仕様を示す。

炉心の大きさは、熱出力、線出力密度、燃料棒本数、燃料棒ピッチより決めることができる。しかし、燃料棒を三角配列にする炉心仕様に基づいて、炉内構造物の配置等がすでに決められているため、内径 55.0 cm の炉心槽内に、燃料集合体及び反射体を設置しなければならない。

設備利用率を 30% と仮定し、燃料無交換で炉心寿命 4 年を達成するという条件からは、 $\text{UO}_2$  燃料の濃縮度が決定される。DRX 炉心は、非常に小さい炉心であり、中性子の漏れが非常に大きいため、燃料濃縮度 5 wt% 以下の低濃縮燃料では、炉心寿命 4 年という条件を達成することは困難である。燃料濃縮度を高くすることで設計条件を満足することができるが、核拡散抵抗性の観点から燃料濃縮度の上限は 10 wt% とし、必要最小限の濃縮度でとどめることとする。

DRX では反応度制御のための可溶性ボロンを使用しない設計となっており、原子炉停止系は制御棒による系統のみである。このため、スクラム方式の異なる 2 種類の制御棒制御系による制御棒クラスター挿入系を設けて多様化し、原子炉停止系の独立性を担保する。原子炉停止系の独立性及び制御棒による原子炉の停止余裕については、核特性解析により確認する。

DRX は炉心寿命期間中に燃料交換をしない設計であり、炉心寿命後に燃料交換をする場合には、耐圧殻一括搬出後陸上施設内で実施するため、燃料取扱施設は深海科学調査船内には設けな

表 2 燃料棒及び制御棒要素の基本仕様

燃料要素	
被覆管	
材質	ジルカロイ-4
外径/内径 (mm)	9.50 / 8.36
肉厚 (mm)	0.57
UO <sub>2</sub> ペレット	
直径 (mm)	8.21
密度 (g/cm <sup>3</sup> )	10.40
ペレット-被覆管ギャップ (mm)	0.075
制御棒要素	
制御棒案内管シンプル	
材質	ジルカロイ-4
外径/内径 (mm)	12.0 / 10.0
肉厚	1.0
被覆管	
材質	SUS304
外径 (mm)	9.5
肉厚 (mm)	0.5
吸収材	
材質	B <sub>4</sub> C
直径 (mm)	8.2
密度 (g/cm <sup>3</sup> )	1.76
吸収材-被覆管ギャップ (mm)	0.015

い。本研究では、燃料取扱施設の臨界安全性の観点からの詳細な検討は行わず、燃料の臨界安全性については、炉心組立時の臨界安全性についてのみ考慮する。

以上のような観点から、DRXにおける炉心設計方針を以下のように決めた。

#### (1) 反応度停止余裕

制御棒クラスターは、最大反応度効果を持つ制御棒クラスター1体が、全引抜き位置のまま挿入できない場合でも、炉心を低温状態で臨界未満 ( $k_{\text{eff}} < 0.99$ ) にできる設計とする。

#### (2) 原子炉停止系の独立性

原子炉停止系に含まれる独立した2種類の制御棒制御系のうち、1種類の制御棒制御系の制御棒により、低温停止状態で炉心を未臨界 ( $k_{\text{eff}} < 0.99$ ) にでき、かつ、低温状態で臨界未満を維持できる設計とする。

#### (3) 反応度係数

炉心が負の反応度フィードバック特性を持つように、ドップラー係数と減速材温度係数が負になるように設計し、これらを総合した反応度出力係数が運転時の異常な過渡変化時及び低温炉停止時においても出力抑制効果を持つように設計する。

#### (4) 出力分布

通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料中心最高温度を二酸化ウランの容融点未満とする。定格出力時の最大線出力密度は、燃料焼きしまりの効果を含めずに 41 kW/m 以下となるように設計する。また、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において最小限界熱流束比が 1.3 以下という制限を越えるような出力分布が起こらないように設計する。

(5) 燃料集合体の未臨界性の確保

燃料集合体 1 体は、いかなる湿度雰囲気に置かれたとしても、臨界未満 ( $k_{\text{eff}} < 0.95$ ) を維持できるように設計する。

(6) 燃料濃縮度

燃料濃縮度は 10 wt% を越えないように設計する。

## 2.2 炉心配置

上記の炉心設計方針に基づいて、炉心の核特性の評価を行うにあたり、炉心全体の基本的な仕様について検討した。検討事項としては、燃料棒の本数、燃料棒及び制御棒の配置である。

付録に示すように、当初 DRX 炉心は燃料棒を三角配列で配置する設計であった。制御棒駆動装置(CRDM)を7基装備する設計であったが、CRDMの外径は14 cmであり、36.8 cmの等価直径内にCRDMを7基配置することは構造上不可能である。一方、燃料棒を正方配列にした場合には、等価直径が38.5 cmと若干大きくなることと、CRDMが4基となることから、CRDMを適切に配置することが可能となる。

制御棒本数及びその配置については、原子炉停止余裕の評価結果によっては変更が有り得るが、暫定的な炉心仕様として表3のような仕様とした。炉心の有効高さ及び平均線出力については、当初の設計である三角配列の場合と同じにし、燃料棒ピッチを調整した。燃料棒の本数は、炉心の有効高さ及び線出力密度から暫定的な値を決め、燃料棒が等価直径内に適切に配置されるように燃料棒の本数を調整した。制御棒配置は、制御棒クラスターの構造の制限から、制御棒が隣接して配置されることのないように配慮した。図3に炉心部分の断面図を示す。

表3 炉心仕様

炉心	
等価直径 (m)	0.385
有効高さ (m)	0.344
燃料棒ピッチ (mm)	16.75
燃料棒数 (本)	368
燃料装荷量 (t)	0.061
平均線出力 (kW/m)	5.9
制御棒駆動装置数 (基)	4
制御棒数 (本) (駆動装置1基当たり)	12

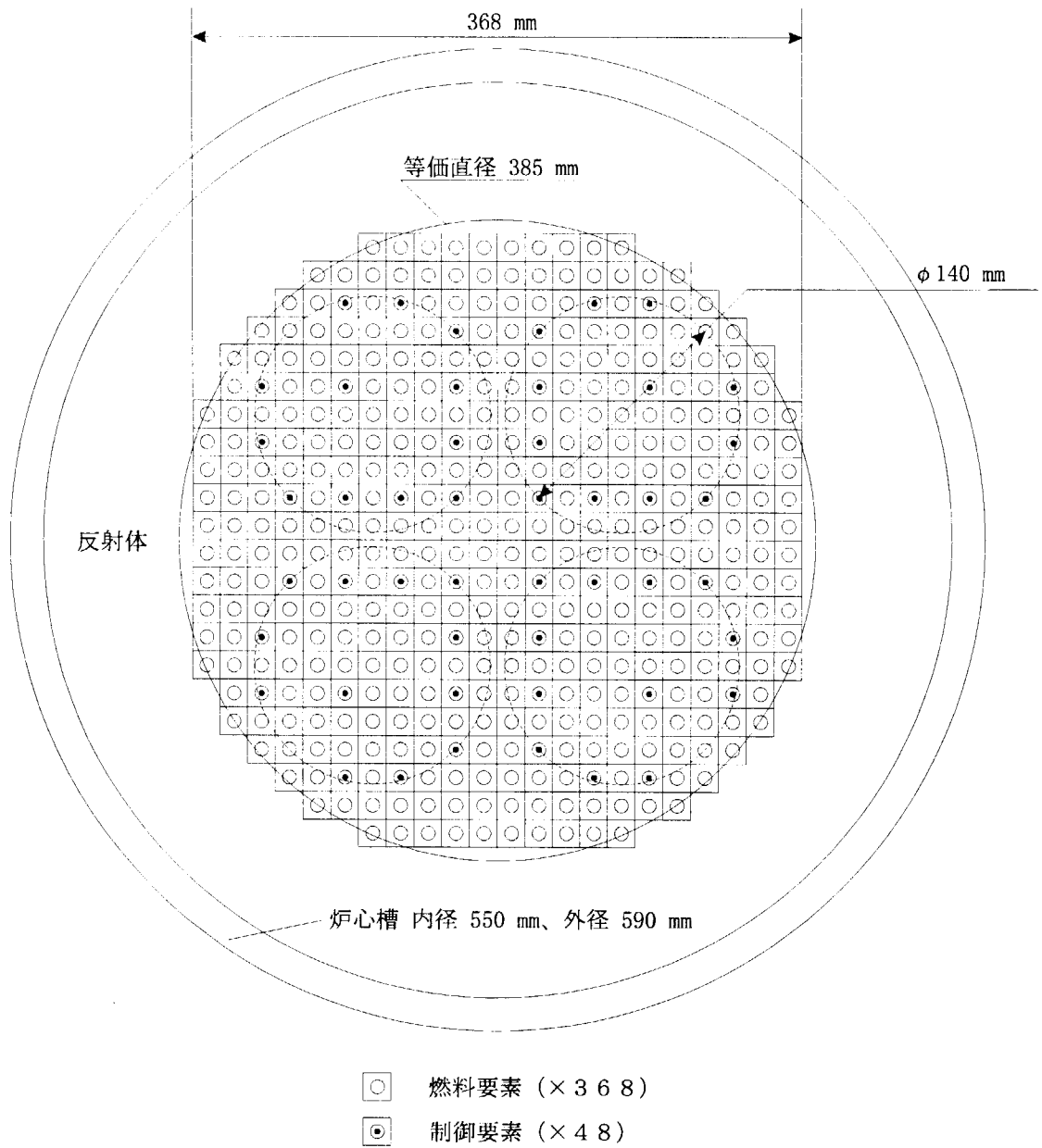


图3 DRX断面图



### 3. 炉心仕様の決定

#### 3.1 核特性評価手法の概要

炉心核特性の解析は SRAC コードシステム<sup>5)</sup>を用い、核データライブラリには JENDL-3.2<sup>6)</sup>に基づくものを使用した。

格子計算では、図4に示すような格子モデルを採用し、エネルギー及び領域依存の中性子分布からセル平均実効断面積を計算し、1点炉近似のスペクトル計算を行った。さらに、同スペクトルを使用して炉心計算のための少数群（高速5群、熱群5群）の実効断面積を計算した。少数群の群構造を表4に示す。その際、幾何学バックリングを炉心等価半径  $R$  と炉心高さ  $H$  から

$$B^2 = \left(\frac{\pi}{H}\right)^2 + \left(\frac{2.405}{R}\right)^2 \quad (1)$$

で与え、炉心からの中性子の漏れを考慮した。なお、共鳴エネルギー領域については超詳細群衝突確率法により厳密に取り扱った。また、燃焼物質を含む格子については、格子燃焼計算を実施した。格子燃焼計算においては、平均線出力を与え、SRAC コード内の simple-FP チェーンを用い、燃焼期間は0～5,500 MWd/t の燃焼度に相当する期間とした。

全炉心の計算は、格子計算で得られた少数群の実効断面積を用い、SRAC の拡散計算モジュール CITATION の3次元 XYZ 体系によって行った。図5に1/4 炉心モデルの概念図を示す。なお、DRX では制御棒ストロークを短くするという観点から、プレナム部を燃料棒下部に設置している。

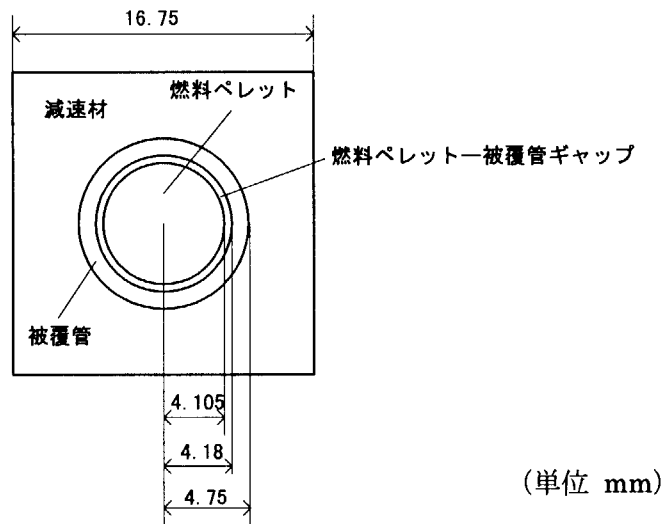
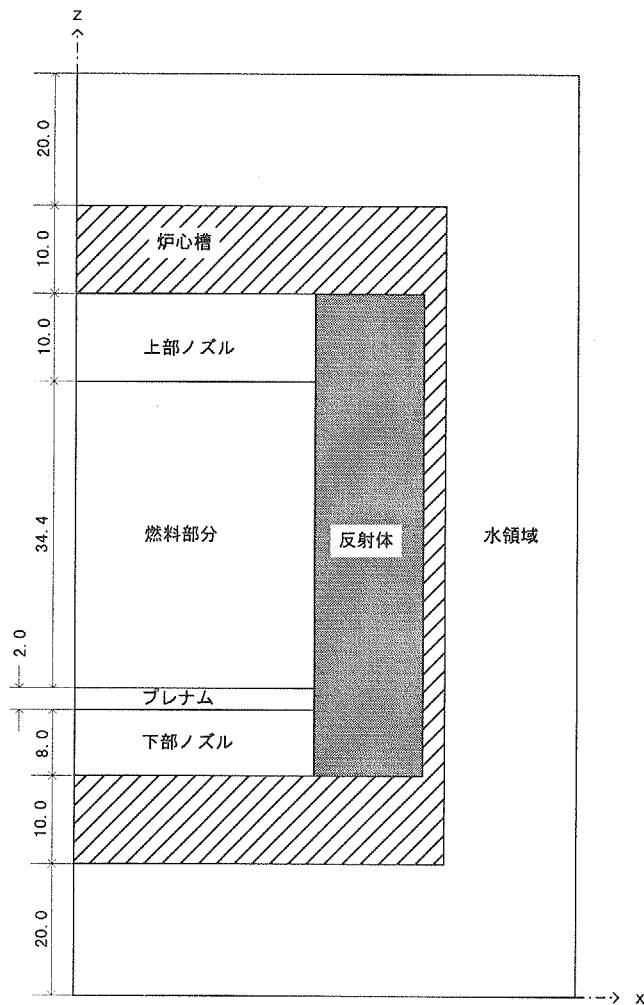
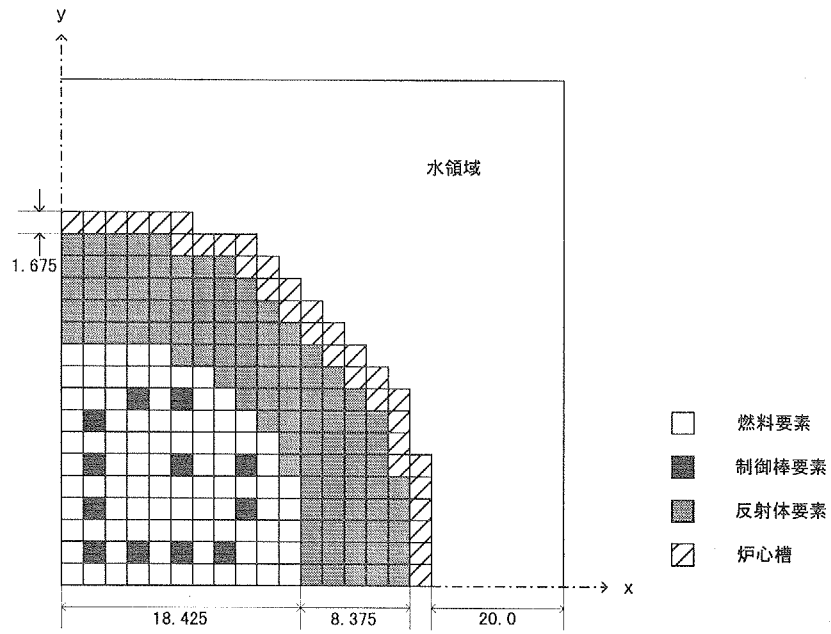


図4 燃料領域の格子モデル



(単位 cm)

図5 炉心モデル図

表 4 少数群定数のエネルギー群構造

	群数	エネルギー上限 (eV)	エネルギー下限 (eV)
高速群	1	$1.0000 \times 10^7$	$1.3534 \times 10^6$
	2	$1.3534 \times 10^6$	$1.1109 \times 10^5$
	3	$1.1109 \times 10^5$	$2.0347 \times 10^3$
	4	$2.0347 \times 10^3$	$3.7266 \times 10^1$
	5	$3.7266 \times 10^1$	$1.8554 \times 10^0$
熱群	6	$1.8554 \times 10^0$	$2.7699 \times 10^{-1}$
	7	$2.7699 \times 10^{-1}$	$1.3700 \times 10^{-1}$
	8	$1.3700 \times 10^{-1}$	$6.4017 \times 10^{-2}$
	9	$6.4017 \times 10^{-2}$	$1.8467 \times 10^{-2}$
	10	$1.8467 \times 10^{-2}$	$1.0000 \times 10^{-5}$

## 3.2 燃料濃縮度及び反射体材料の決定

DRX のように非常に小さい炉心では、反射体を適切に選ぶことで、燃料濃縮度を低減することができる。濃縮度の設計目標は 10 wt%以下であり、濃縮度 10 wt%程度でも所要期間燃焼後に核計算の不確かさを考慮して 0.5%程度の余剰反応度を確保できるようにする。反射体の材料として、ジルカロイ-4、ベリリウム、SUS304、グラファイトを考慮した。反射体中には、冷却材の流路を確保しておく必要があることから、体積割合で 8%の冷却材を混合した原子組成を用いた。図6に示すように、濃縮度 10 wt%で EOL において余剰反応度を有するのは、反射体にベリリウムを用いたときのみであった。従って、反射体にはベリリウムを使用することにした。

一方、濃縮度 10 wt%では EOL における余剰反応度が 3.5%と大きくなりすぎている。本検討では、拡散計算の不確かさとして 0.5%の余裕を考慮し、EOL で  $k_{\text{eff}}$  が 1.005 程度になる濃縮度をサーベイした。その結果、濃縮度は 8.3 wt%で十分であることが明らかとなった。

DRX 炉心の熱中性子束は  $5 \times 10^{12}$  n/cm<sup>2</sup>/sec であり、原子炉停止後の Xe の蓄積に伴い添加される負の反応度は 0.1%程度である。拡散計算の不確かさとして 0.5%の余剰反応度の余裕をとっているので、DRX 炉心については原子炉停止時の Xe 反応度を考慮しなくても、十分余剰反応度を確保していると考えられる。

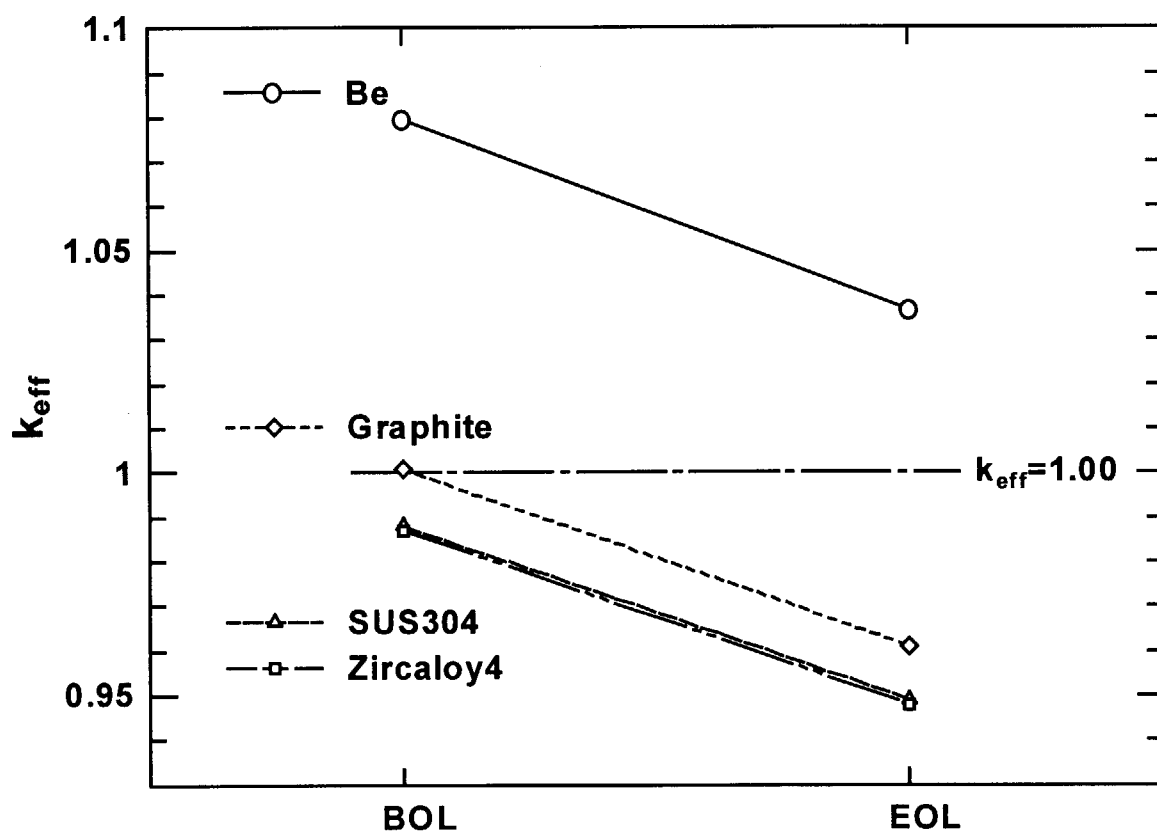


図6 反射体の材質と  $k_{\text{eff}}$  の関係 (濃縮度 10 wt%)

## 3.3 材料組成

計算に使用した、材料組成を以下にまとめる。制御棒要素については、モデル図もあわせて示す。

## (1) 燃料要素

燃料要素領域は、燃料ペレット、燃料被覆管、冷却材で構成される。燃料は  $\text{UO}_2$  で、 $\text{UO}_2$  ペレットは 95%理論密度になるように焼結されると仮定し、密度を  $10.4 \text{ g/cm}^3$  とした。燃料要素に含まれる物質の原子組成を表5に示す。燃料ペレットー被覆管ギャップは被覆管にスミアした。また、燃料要素領域に含まれる減速材（水）の密度は、表6に示す温度条件について、原研科学計算サブルーンプッケージ JSSL の STEAMZ ルーチン<sup>7)</sup>を使用して計算し、各密度に対応した原子個数密度を計算した。ジルカロイの組成は JAERI-M 6928<sup>8)</sup>から引用した。

表5 燃料棒要素の元素組成

構成物質	原子個数密度 ( $\times 10^{24}$ 個/ $\text{cm}^3$ )
UO <sub>2</sub> 燃料ペレット	
<sup>235</sup> U (8.3 wt%濃縮)	$1.927 \times 10^{-3}$
<sup>238</sup> U	$2.129 \times 10^{-2}$
<sup>16</sup> O	$4.643 \times 10^{-2}$
ジルカロイ-4 (被覆管) *	
Zr-nat (含 Sn)	$4.298 \times 10^{-2}$
Cr-nat	$7.589 \times 10^{-5}$
Fe-nat	$1.484 \times 10^{-4}$

\*燃料ペレットー被覆管ギャップは被覆管にスミア

表6 減速材組成

条件	高温全出力	低温停止
圧力	8.4 MPa	8.4 MPa
温度	290°C *	26.85°C
	563.15 K	300 K
密度	0.7341	1.0003
核種	原子個数密度 ( $\times 10^{24}$ 個/ $\text{cm}^3$ )	
<sup>1</sup> H	$4.908 \times 10^{-2}$	$6.688 \times 10^{-2}$
<sup>16</sup> O	$2.454 \times 10^{-2}$	$3.344 \times 10^{-2}$

\*炉心入口温度と出口温度の平均

## (2) 制御棒要素

制御棒に使用する吸収材は  $\text{B}_4\text{C}$  である。 $\text{B}_4\text{C}$  の密度は  $1.76 \text{ g/cm}^3$ 、<sup>10</sup>B 濃度は 90 wt% とした。図7に制御棒領域の格子計算モデルを示す。制御棒引抜き時には、水ロッド領域となる。表7に

制御棒要素領域の  $B_4C$ 、被覆管、制御棒案内管シンプルの元素組成を示す。なお、 $B_4C$  ペレットと被覆管の間のギャップは被覆管へスミアした。減速材組成は、燃料領域と同一である。ジルカロイの組成は JAERI-M 6928<sup>8)</sup>から引用した。

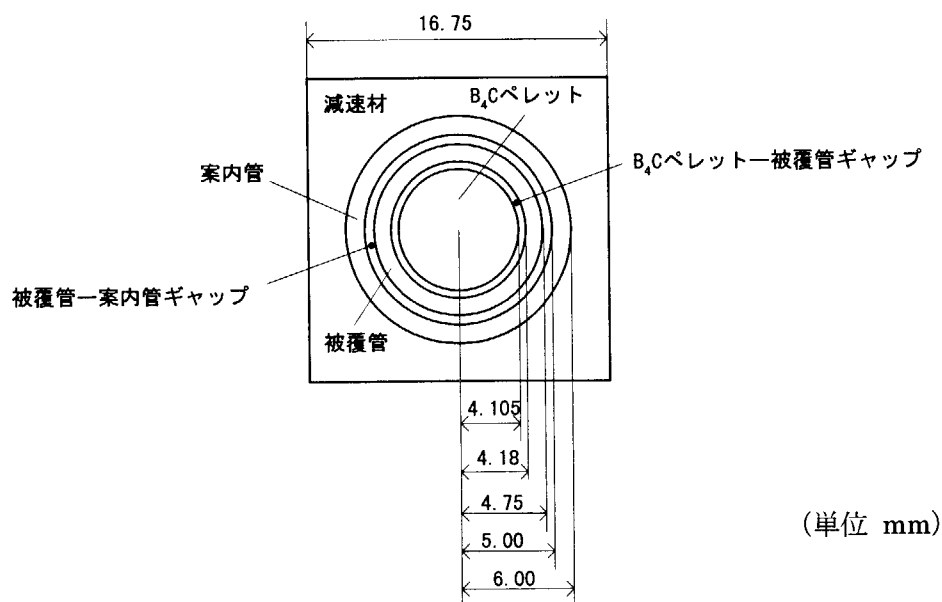


図7 制御棒要素領域の格子計算モデル

表7 制御棒要素の元素組成

構成物質	原子個数密度 ( $\times 10^{24}$ 個/cm <sup>3</sup> )
$B_4C$	
$^{10}B$	$7.3441 \times 10^{-2}$
$^{11}B$	$7.4216 \times 10^{-2}$
$^{12}C$	$2.0216 \times 10^{-2}$
SUS304 (被覆管) *	
$^{12}C$	$3.173 \times 10^{-4}$
Si	$1.692 \times 10^{-3}$
P	$6.921 \times 10^{-5}$
S	$4.457 \times 10^{-5}$
Cr	$1.741 \times 10^{-2}$
$^{55}Mn$	$1.734 \times 10^{-3}$
Fe	$5.787 \times 10^{-2}$
Ni	$8.112 \times 10^{-3}$

\* $B_4C$  ペレット-被覆管ギャップは被覆管にスミア

### (3) 構造材領域

図5に示すように全炉心モデルでは、構造材として、反射体、炉心槽、プレナム、上下ノズルを考慮した。これらの材料の元素組成を表8に示す。プレナム、ノズル部分の組成は JAERI-

表 8 構造材領域の組成

元素	構造材				
	上部ノズル	プレナム	下部ノズル	反射体 (Be)	炉心槽 (鉄)
原子個数密度 ( $\times 10^{24}$ 個/cm <sup>3</sup> )					
<sup>1</sup> H	$4.7870 \times 10^{-2}$	$3.4802 \times 10^{-2}$	$4.6722 \times 10^{-2}$	-	-
<sup>9</sup> Be	-	-	-	$1.236 \times 10^{-2}$	-
<sup>12</sup> C	$5.6370 \times 10^{-5}$	$2.5700 \times 10^{-5}$	$5.6460 \times 10^{-5}$	-	-
<sup>14</sup> N	-	$1.0750 \times 10^{-5}$	-	-	-
<sup>16</sup> O	$2.3935 \times 10^{-2}$	$1.7401 \times 10^{-2}$	$2.3361 \times 10^{-2}$	-	-
<sup>27</sup> Al	$2.8790 \times 10^{-5}$	-	$4.4420 \times 10^{-5}$	-	-
Si	$2.9780 \times 10^{-4}$	$1.4660 \times 10^{-4}$	$2.8540 \times 10^{-4}$	-	-
Cr	$3.3430 \times 10^{-3}$	$1.4180 \times 10^{-3}$	$3.4820 \times 10^{-3}$	-	-
<sup>55</sup> Mn	$2.7350 \times 10^{-4}$	$1.4050 \times 10^{-4}$	$2.5530 \times 10^{-4}$	-	-
Fe	$9.5680 \times 10^{-3}$	$4.7020 \times 10^{-3}$	$9.1950 \times 10^{-3}$	-	$8.465 \times 10^{-2}$
Ni	$2.8000 \times 10^{-3}$	$6.5700 \times 10^{-4}$	$3.5410 \times 10^{-3}$	-	-
Zr	$2.5790 \times 10^{-3}$	$4.2550 \times 10^{-3}$	$3.0520 \times 10^{-3}$	-	-
Mo	$1.4780 \times 10^{-4}$	-	$2.2800 \times 10^{-4}$	-	-

M 6928 <sup>8)</sup>から引用した。なお、反射体領域には冷却材流路が確保されており、反射体領域でのベリリウムと水の体積比をベリリウム : 水 = 92 : 8 とした。

## 4. 核特性の評価

## 4.1 燃焼特性

DRX 炉心の  $k_{\text{eff}}$  の燃焼度依存性を図 8 に示す。 $k_{\text{eff}}$  は燃焼初期において Xe 及び Sm の効果により急激に減少し、その後、燃焼度の増加とともに単調減少し、5.5 GWd/t で  $k_{\text{eff}}$  が 1.00719 となる。5.5 GWd/t の燃焼度は 451 日間の連続全出力運転に相当し、炉心の負荷率を 30% と仮定すると、炉心の寿命は 4.1 年となり、設計目標を満足する。DRX 炉心の熱中性子束は  $5 \times 10^{12}$  n/cm<sup>2</sup>/sec であり、原子炉停止後の Xe の蓄積に伴い添加される負の反応度は 0.1% 程度であるので、EOL においても十分余剰反応度が確保されている。

図 9 及び図 10 に燃料ペレット内での主要核分裂性物質、超ウラン元素、反応度毒効果を持つ <sup>135</sup>Xe 及び <sup>149</sup>Sm 等核分裂生成物の原子個数密度の燃焼度依存性を示す。

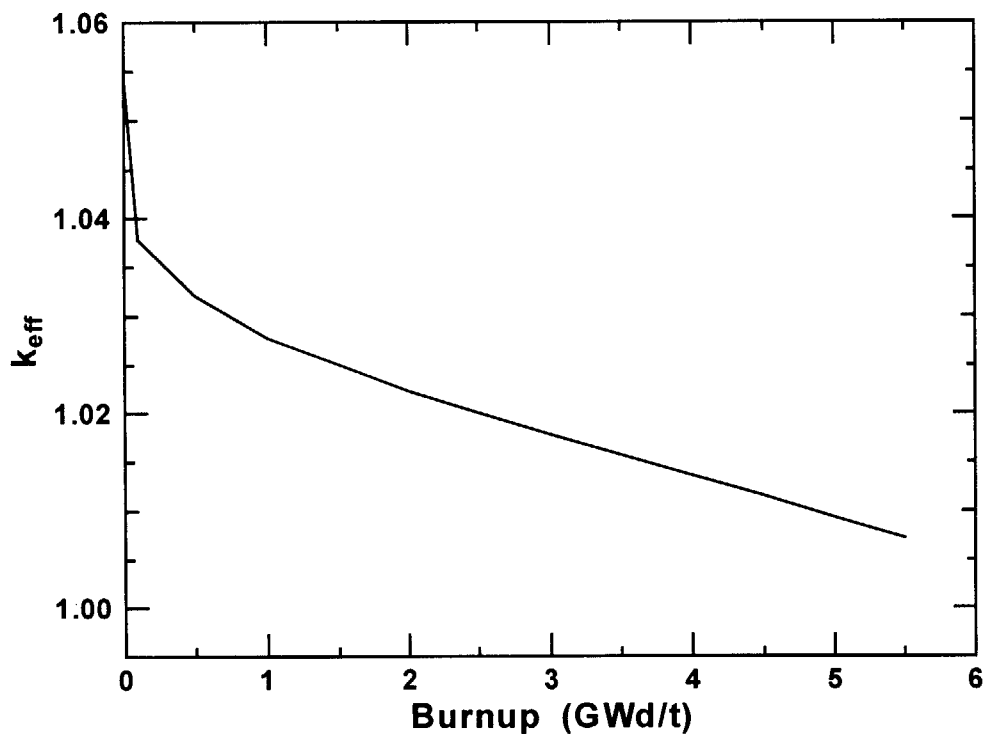


図 8  $k_{\text{eff}}$  の燃焼度依存性



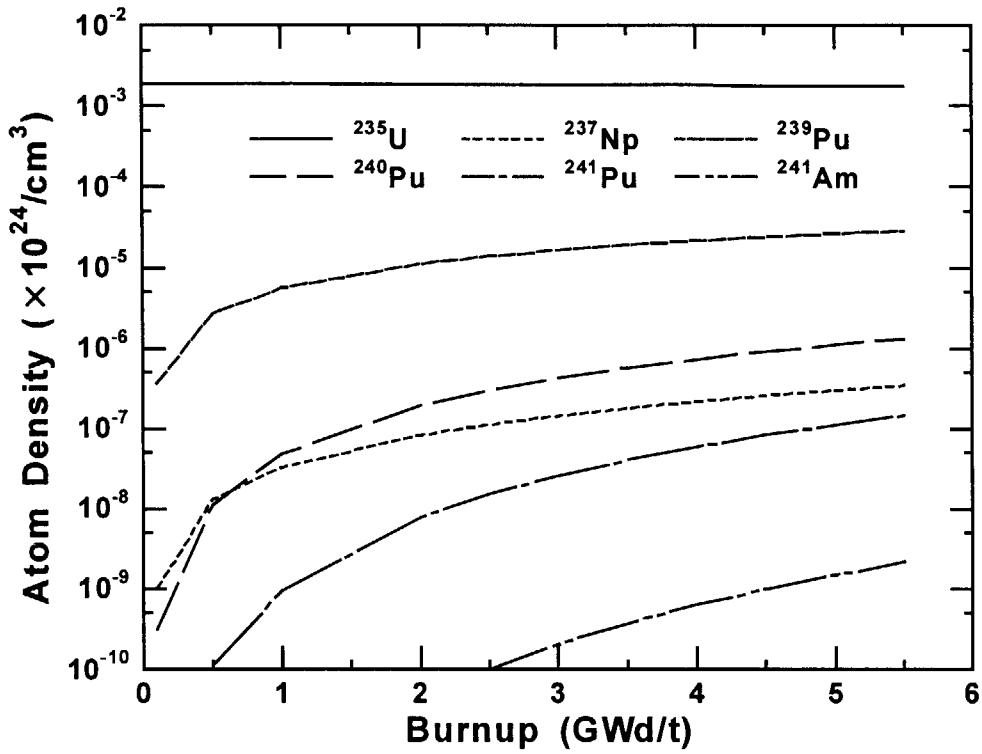


図9  $^{235}\text{U}$  及び超ウラン元素の燃料棒内原子個数密度の燃焼度依存性

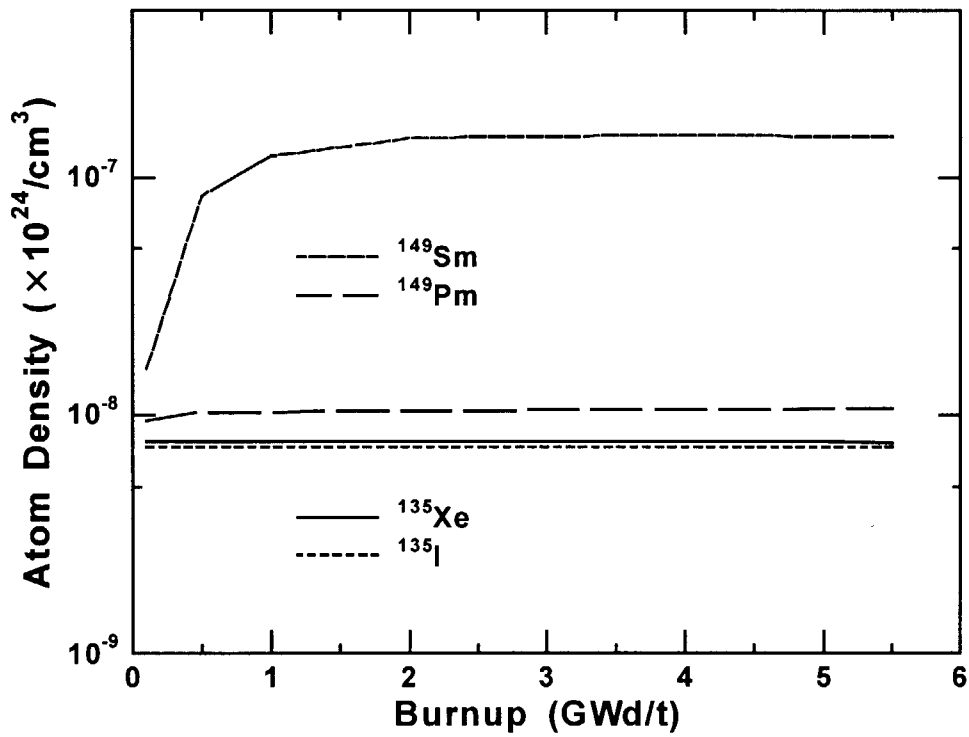


図10 反応度毒効果を持つ核分裂生成物及びそれらの先行核の燃料棒内原子個数密度の燃焼度依存性

## 4.2 核的安全性の評価

DRX 炉心の反応度停止余裕、原子炉停止系の独立性、燃料集合体の未臨界性についての解析を行い、核的安全性の評価を行った。

### (1) 反応度停止余裕

DRX 炉心の制御棒クラスターは4体で構成されている。2.1 章で述べたように制御棒クラスターは、最大反応度効果を持つ制御棒クラスター1体が、全引抜きのまま挿入できない場合でも、炉心を低温状態で臨界未満 ( $k_{\text{eff}} < 0.99$ ) にできる設計とする必要がある。この設計条件は、one-rod-stuck と呼ばれているものである。DRX の制御棒クラスターは全て同一の制御棒配置であり、DRX 炉心は全制御棒引抜き状態では XY 平面上の中心について 90 度回転対称となっているので、いずれの制御棒クラスターの制御棒値は同一である。したがって、反応度停止余裕の解析においては、4体の制御棒クラスターのうち、いずれか1体が全引抜きのまま挿入できない場合に、残りの3体の制御棒クラスターで、原子炉を低温状態で未臨界にできることを確認する。

解析では新燃料を対象とし、低温状態は冷却材温度を 26.85 °C と仮定し、冷却材の原子個数密度は表6に示すものを用い、CITATION の3次元 XYZ モデルにより、one-rod-stuck に対する解析を行った。解析の結果、one-rod-stuck に対しては、低温状態で  $k_{\text{eff}}$  は 0.90773 となり、設計条件を満足していることが明らかとなった。

### (2) 原子炉停止系の独立性

発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針の指針 15 (原子炉停止系の独立性及び試験可能性) では、「原子炉停止系は、高温待機状態又は高温運転状態から、炉心を臨界未満にでき、かつ、高温状態で臨界未満を維持できる少なくとも二つの独立した系を有する」ことを要求している。

DRX では4体の制御棒クラスターを、制御用制御棒クラスター2体、後備停止用制御棒クラスター2体に振り分け、それぞれの制御棒クラスターのスクラム時の制御棒切り離し方式に異なる機構を採用している。それらの機構は、制御用制御棒クラスターについては機械的な制御棒の保持を開放する方法であり、後備停止用制御棒クラスターについては電磁石の非励磁化により制御棒の保持を開放する方法である。このように異なる制御棒切離し方式を採用していることから、制御用及び後備停止用制御棒クラスターは互いに独立の系とみなすことができる。

また、同指針 17 (原子炉停止系の停止能力) では、「原子炉停止系に含まれる独立した系の少なくとも一つは、低温状態で炉心を臨界未満にでき、かつ、低温状態で臨界未満に維持できる設計であること。」を要求している。

DRX では原子炉停止系として、前述のように制御用と後備停止用の2系統の原子炉停止系を有しており、いずれか一方の制御棒クラスターで、低温状態での未臨界性を確保できることを確認すればよい。解析では、図11に示すような制御棒クラスターのグループ分けとし、制御系と後備停止系が交互に配置されるようにした。解析では新燃料を対象とし、制御用制御棒を全て挿

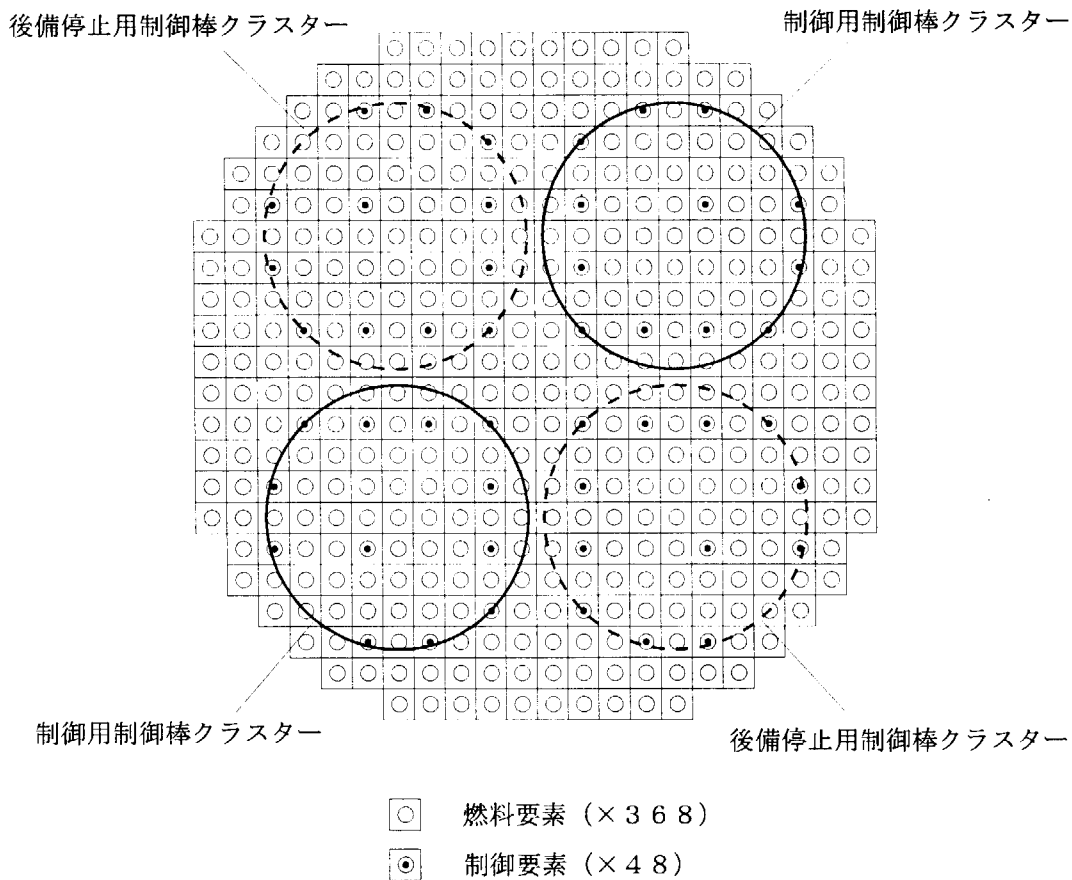


図 1 1 制御棒クラスターのグループ分け

入し、後備停止用制御棒を全引抜きとした体系で、低温時の  $k_{eff}$  を CITATION の 3 次元 XYZ モデルにより評価した。解析の結果、制御棒クラスター 2 体挿入による低温時の  $k_{eff}$  は 0.96794 となり、設計基準  $k_{eff} < 0.99$  を満足している。

### (3) 燃料集合体の未臨界性

燃料集合体は、炉心組立時の燃料取扱の観点から、集合体 1 体がいかなる状態に置かれても未臨界を維持できることが必要である。DRX 炉心は、当初、燃料交換時に制御棒を全数挿入したまま燃料集合体を全体として取扱うこととし、1 体の燃料集合体で構成する設計であった。しかし、安全評価上、未臨界性について全制御棒の引抜きを要求された場合、炉心を集合体 1 体で構成する場合には、全制御棒引抜き条件においては、寿命期間中に高温全出力状態で臨界を維持するのに十分な余剰反応度を持っているので、低温状態で未臨界とはならない。従って、DRX 炉心は複数の集合体から構成するように設計変更することとした。DRX 炉心の制御棒クラスターは 4 体で構成されているので、炉心も 4 体の燃料集合体で構成する設計とすることが合理的である。

燃料集合体の未臨界性の確認についての解析では、図 1 2 に示すように、炉心を燃料棒 92 本で構成される集合体 4 体に分割すると仮定し、新燃料が室温の水に冠水するものとした。解析は

CITATION-XYZ モデルで行い、図5の炉心モデルから側部反射体、炉心槽等の構造物を取り除き、水を配置した体系で  $k_{eff}$  の計算を行った。表9に  $k_{eff}$  の評価結果を示す。燃料集合体4体で炉心を構成するとした場合には、燃料集合体1体に対する  $k_{eff}$  は0.73268であり、設計基準  $k_{eff} < 0.95$  を十分下回っており、設計基準を満足する。従って、DRX 炉心は燃料集合体4体で構成されるよう設計することで、燃料集合体1体についての未臨界性を確保することができる。

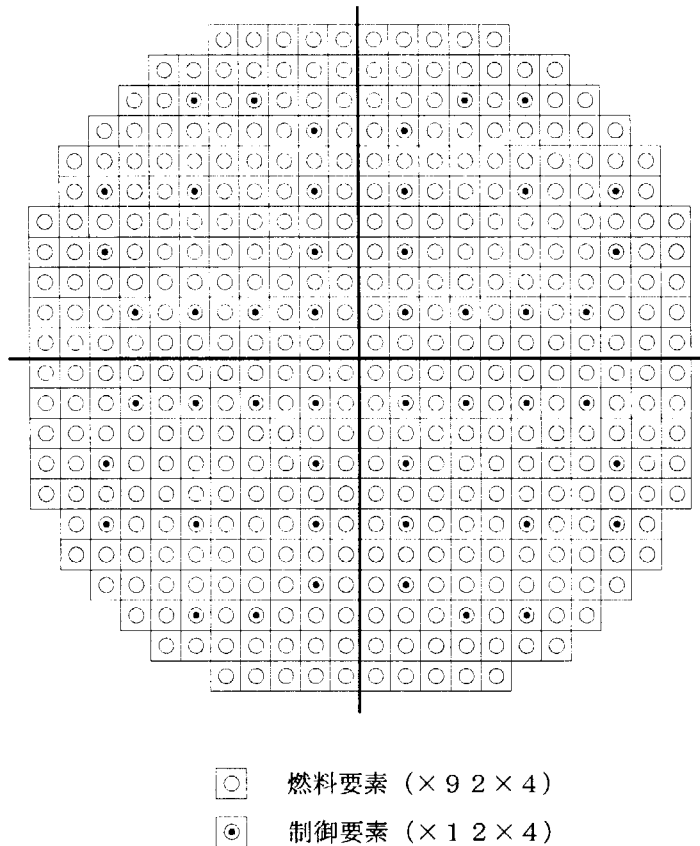


図12 燃料集合体の構成

表9 燃料集合体の未臨界性 (低温、新燃料)

	$k_{eff}$
炉心を集合体1体で構成	1.06501
炉心を集合体4体で構成	0.73268

### 4.3 反応度係数

反応度係数は、出力制御の観点から重要なパラメータであるとともに、プラントの動特性解析において必要となる。ここでは、反応度係数、制御棒価値等の炉物理パラメータを評価した結果を示す。反応度係数としては、減速材温度係数、減速材密度係数、ドップラー反応度係数について、高温全出力時の燃焼初期（BOL）と燃焼末期（EOL）において評価した。BOLにおいては、制御棒価値の評価結果を用いて、 $k_{\text{eff}}$  が 1.000 近傍となる制御用制御棒を挿入した状態で計算を行った。また、BOL での評価は、平衡 Xe 濃度での評価とするため、0.1 GWd/t と極短期間燃焼後の燃料組成で反応度係数等の評価を行った。一方、EOL については、全制御棒引抜き状態で反応度係数等の評価を行った。

#### (1) 制御棒反応度価値

表 10 に DRX の制御棒クラスター 2 体の制御棒価値の評価結果を示す。制御棒価値の計算は Xe 濃度平衡条件で行った。図 13 に制御棒挿入量と  $k_{\text{eff}}$  の関係を示す。表より、燃焼初期においては、制御用制御棒クラスター 2 体を 9.0 cm 挿入することで、 $k_{\text{eff}} = 1.001$  近傍での運転とすることができる。

表 10 制御棒反応度価値

制御棒挿入量 (cm)	制御棒相対挿入 割合 (%)	$k_{\text{eff}}$	反応度 (% $\Delta k/k$ )	制御棒反応度価値 (% $\Delta k/k$ )
0.0	0.0	1.03777	3.64	0.000
2.0	5.8	1.03178	3.08	0.560
4.0	11.6	1.02476	2.42	1.22
6.0	17.4	1.01629	1.60	2.04
8.0	23.3	1.00625	0.621	3.02
8.5	24.7	1.00356	0.355	3.29
9.0	26.2	1.00071	0.0709	3.57
10.0	29.1	0.99473	-0.530	4.17
12.0	34.9	0.98168	-1.87	5.51
16.0	46.5	0.95147	-5.10	8.74
20.0	58.1	0.91723	-9.02	12.7
24.0	69.8	0.88279	-13.3	16.9
28.0	81.4	0.85405	-17.1	20.7
32.0	93.0	0.83628	-19.6	23.2
34.4	100.0	0.83012	-20.5	24.1

#### (2) 減速材温度係数

減速材温度を 26.85 °C から 298 °C の範囲で変化させ、BOL（平衡 Xe 濃度、制御用制御棒 9.0 cm 挿入）及び EOL（全制御棒引抜き）における減速材温度係数を評価した。評価結果を表 11 に示す。減速材温度を定常運転時の 290 °C から 298 °C に上昇させたときの反応度係数は BOL、EOL とともに  $-1.1 \times 10^{-3} \Delta k/k/^\circ\text{C}$  であり、設計条件として挙げた負の減速材温度係数を持つという条件を満足している。また、発電用大型軽水炉の減速材温度係数と比較すると、DRX では絶対

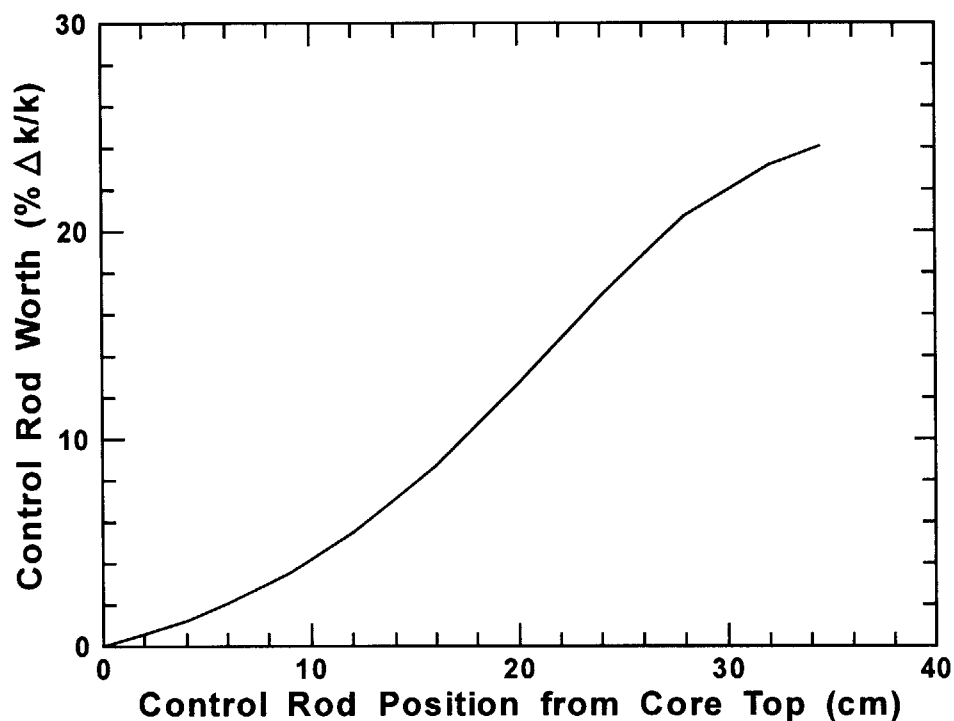


図 1.3 制御棒反応度価値

表 1.1 減速材温度係数

減速材温度 (°C)	BOL			EOL		
	$k_{\text{eff}}$	反応度 (% Δk/k)	反応度係数 (% Δk/k/°C)	$k_{\text{eff}}$	反応度 (% Δk/k)	反応度係数 (% Δk/k/°C)
26.85	1.11022	9.93		1.11015	9.91	
100.00	1.09897	9.01	$-1.3 \times 10^{-2}$	1.09947	9.01	$-1.2 \times 10^{-2}$
150.0	1.08469	7.81	$-2.4 \times 10^{-2}$	1.08609	7.92	$-2.2 \times 10^{-2}$
200.00	1.06454	6.06	$-3.5 \times 10^{-2}$	1.06723	6.28	$-3.3 \times 10^{-2}$
250.00	1.03568	3.45	$-5.2 \times 10^{-2}$	1.04016	3.85	$-4.9 \times 10^{-2}$
282.00	1.00905	0.897	$-8.0 \times 10^{-2}$	1.01509	1.48	$-7.4 \times 10^{-2}$
290.00	1.00071	0.0709	$-1.0 \times 10^{-1}$	1.00719	0.695	$-9.7 \times 10^{-2}$
298.00	0.99132	-0.876	$-1.1 \times 10^{-1}$	0.99831	-0.200	$-1.1 \times 10^{-1}$

値では大きな値を持つ。従って、原子炉の出力制御において、良好な負荷追従性を期待することができる。

## (3) ドップラー係数

燃料温度を 26.85 °C から 926.85 °C まで変化させて、BOL (平衡 Xe 濃度、制御用制御棒 9.0 cm 挿入) 及び EOL (全制御棒引抜き) におけるドップラー係数を評価した。評価結果を表 1 2 に示す。燃料温度を定常運転時の 441.05 °C から 626.85 °C に上昇させたときのドップラー係数は、BOL、EOL ともに  $-1.3 \times 10^{-5} \Delta k/k/^{\circ}C$  である。

表 1 2 ドップラー係数

燃料温度 (°C)	BOL			EOL		
	$k_{\text{eff}}$	反応度 (% $\Delta k/k$ )	反応度係数 (% $\Delta k/k/^{\circ}C$ )	$k_{\text{eff}}$	反応度 (% $\Delta k/k$ )	反応度係数 (% $\Delta k/k/^{\circ}C$ )
26.85	1.00737	0.732	$-1.7 \times 10^{-3}$	1.01397	1.38	$-1.7 \times 10^{-3}$
290.00	1.00283	0.282	$-1.4 \times 10^{-3}$	1.00941	0.932	$-1.4 \times 10^{-3}$
441.05	1.00071	0.0709	$-1.4 \times 10^{-3}$	1.00719	0.714	$-1.3 \times 10^{-3}$
626.85	0.99820	-0.180	$-1.3 \times 10^{-3}$	1.00466	0.464	$-1.3 \times 10^{-3}$
926.85	0.99444	-0.559		1.00087	0.0869	

## (4) 減速材密度係数

減速材の密度を定常運転時の密度を基準にして密度を 0.1~1.1 倍に変化させて、 $k_{\text{eff}}$  を計算し、BOL (Xe 平衡濃度、制御用制御棒 9.0 cm 挿入) 及び EOL (全制御棒引抜き) における減速材密度係数を評価した。評価結果を表 1 3 に示す。

表 1 3 減速材密度係数

減速材 密度比	BOL			EOL		
	$k_{\text{eff}}$	反応度 (% $\Delta k/k$ )	反応度係数 (% $\Delta k/k/(g/cm^3)$ )	$k_{\text{eff}}$	反応度 (% $\Delta k/k$ )	反応度係数 (% $\Delta k/k/(g/cm^3)$ )
0.1	0.41664	-140.	$5.0 \times 10^2$	0.42785	-134.	$5.0 \times 10^2$
0.2	0.49234	-103.	$4.0 \times 10^2$	0.50649	-97.4	$3.9 \times 10^2$
0.3	0.57650	-73.5	$3.0 \times 10^2$	0.59240	-68.8	$2.8 \times 10^2$
0.4	0.65859	-51.8	$2.1 \times 10^2$	0.67479	-48.2	$2.0 \times 10^2$
0.5	0.73404	-36.2	$1.6 \times 10^2$	0.74956	-33.4	$1.5 \times 10^2$
0.6	0.80170	-24.7	$1.2 \times 10^2$	0.81587	-22.6	$1.1 \times 10^2$
0.7	0.86159	-16.1	$9.1 \times 10^1$	0.87403	-14.4	$8.5 \times 10^1$
0.8	0.91420	-9.39	$7.2 \times 10^1$	0.92475	-8.14	$6.7 \times 10^1$
0.9	0.96034	-4.13	$5.7 \times 10^1$	0.96886	-3.21	$5.3 \times 10^1$
1.0	1.00071	0.0709	$4.6 \times 10^1$	1.00719	0.714	$4.3 \times 10^1$
1.1	1.03592	3.47		1.04044	3.89	



## 4.4 出力分布

DRX 炉心の出力分布に関するパラメータを、BOL（平衡 Xe 濃度、制御用制御棒 9.0 cm 挿入）及び EOL（全制御棒引抜き）において評価した結果を示す。BOL における水平方向及び軸方向出力分布を図 1 4 及び図 1 5 にそれぞれ示す。同様に EOL における水平方向及び軸方向出力分布を図 1 6 及び図 1 7 にそれぞれ示す。

ピーキング係数は表 1 4 にまとめた。BOL では制御棒が炉心上部より 9.0 cm 挿入されているため、全制御棒引抜き状態の EOL に比べて、ピーキング係数が厳しくなっている。BOL でのピーキング係数は、水平方向 1.28、軸方向 1.58 であり、トータルピーキング係数は 2.02 である。

核的エンタルピー上昇熱水路係数  $F_{\Delta H}^N$  は、炉心最大燃料棒出力と炉心平均燃料棒出力の比で定義される。 $F_{\Delta H}^N$  は水平方向ピーキング係数  $F_{xy}$  の上限値に基づいて評価する。ここでは、10% の設計裕度をとったものを  $F_{xy}$  の炉心設計上の制限値とすることとする。さらに通常の我が国における PWR の設計では、この  $F_{xy}$  に対し、運転上の余裕及び計測誤差として 8% を考慮したものを  $F_{\Delta H}^N$  としている。DRX 炉心でも同様の考え方にに基づき  $F_{\Delta H}^N$  を評価した。

核的熱流束熱水路係数  $F_Q^N$  は、炉心最大線出力密度と炉心平均線出力密度の比であり、以下の因子から成り立っている。

$$F_Q^N = \text{Max} \{F_{xy}^N(Z) \times P(Z)\} \times F_U^N \quad (2)$$

$F_{xy}^N(Z)$  : 炉心高さ Z における水平方向ピーキング

$P(Z)$  : 炉心高さ Z における炉心平均軸方向相対出力

$F_U^N$  : 核的不確定性因子（陸上 PWR と同じ 1.05 とする）

(2) 式より  $F_Q^N$  を評価した。なお、(2) 式には燃料焼きしまり効果を含めていない。

工学的熱流束熱水路係数  $F_Q^E$  は、燃料製造上の公差が熱流束熱水路係数に与える影響を考慮する因子であり、ペレットの直径、密度、濃縮度及び被覆管直径の製作公差を統計的に組み合わせた設計値 1.03 を使用する。

熱流束熱水路係数  $F_Q$  は、炉心最大線出力密度と炉心平均線出力密度の比であり、

$$F_Q = F_Q^N \times F_Q^E \quad (3)$$

により評価する。以上のようにして求めた熱水路係数を表 1 4 に示す。また、発電用 PWR と

表 1 4 ピーキング係数及び熱水路係数

	BOL	EOL
平均出力密度 (W/cc)	21.1	21.1
ピーキング係数		
トータルピーキング ( $F_{xy} \times F_z$ )	2.02	1.85
水平方向ピーキング ( $F_{xy}$ )	1.28	1.25
軸方向ピーキング ( $F_z$ )	1.58	1.48
熱水路係数		
核的エンタルピー上昇熱水路係数 ( $F_{\Delta H}^N$ )	1.52	1.49
核的熱流束熱水路係数 ( $F_Q^N$ )	1.66	1.55
熱流束熱水路係数 ( $F_Q$ )	1.71	1.60

表 1 5 定格出力時の核的熱水路係数の比較

	DRX	関西電力 大飯 1 号 <sup>9)</sup>	九州電力 玄海 1 号 <sup>10)</sup>
熱出力(MWt)	0.75	3423	1650
$F_{\text{Q}}^{\text{N}}$	1.66	2.09	2.25
$F_{\Delta\text{H}}^{\text{N}}$	1.52	1.60	1.60

の比較を表 1 5 に示す。DRX 炉心の  $F_{\Delta\text{H}}^{\text{N}}$  は発電用 PWR 炉心とほぼ同じであるが、 $F_{\text{Q}}^{\text{N}}$  は発電用 PWR 炉心と比較して約 20%程度低くなっている。これは、DRX では水平方向と軸方向のピーキングがともに小さな値となっていることに起因すると考えられる。このことから、DRX 炉心の核的熱水路係数は、最小限界熱流束比の評価に対して余裕があるものと考えられる。

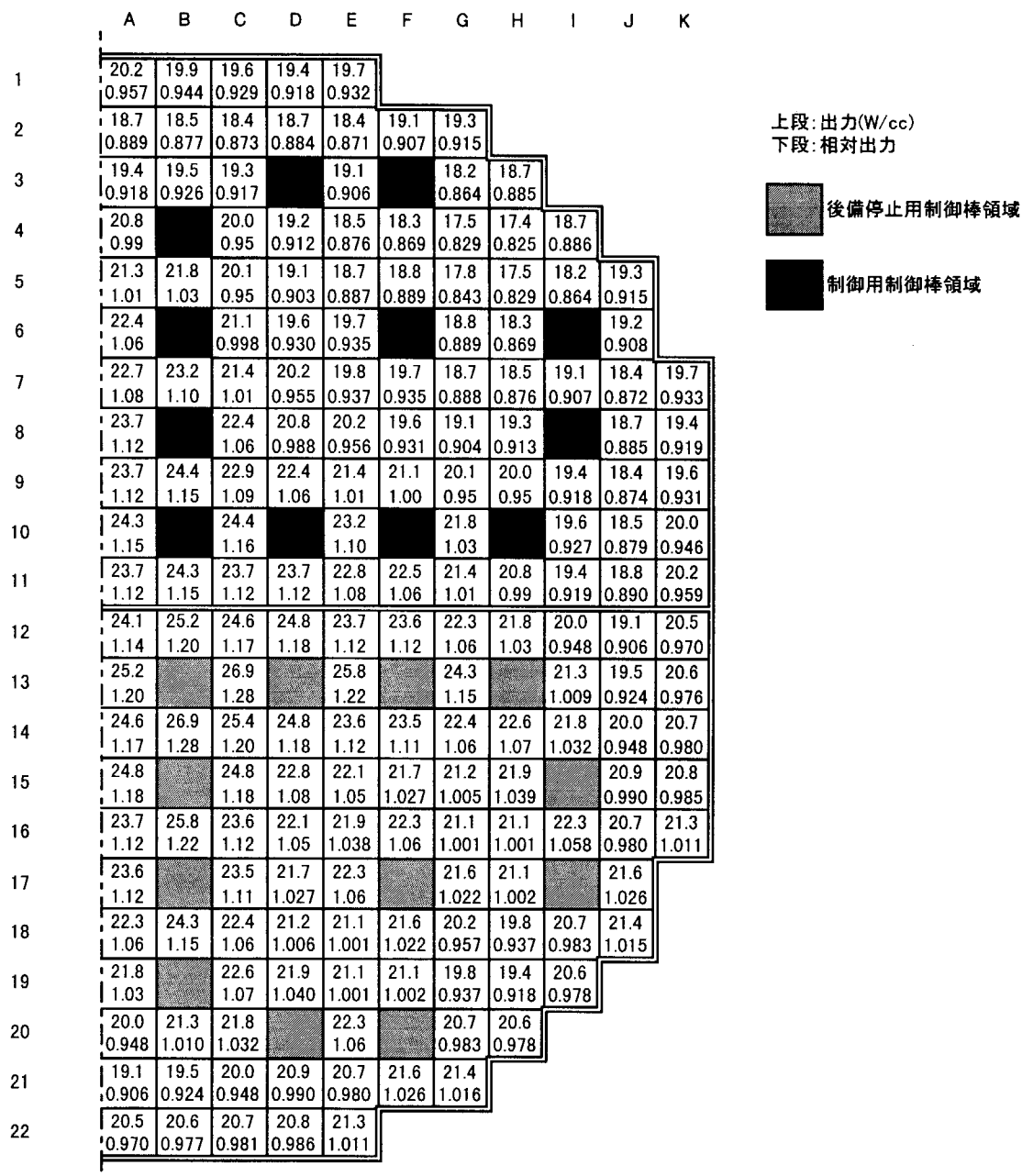


図 1 4 BOL における水平方向出力分布

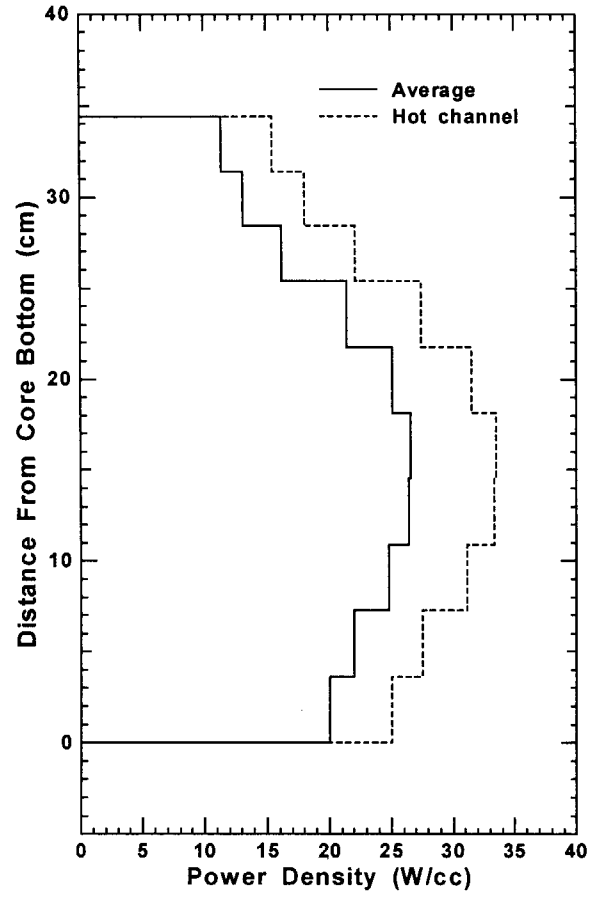


図15 BOLにおける軸方向出力分布

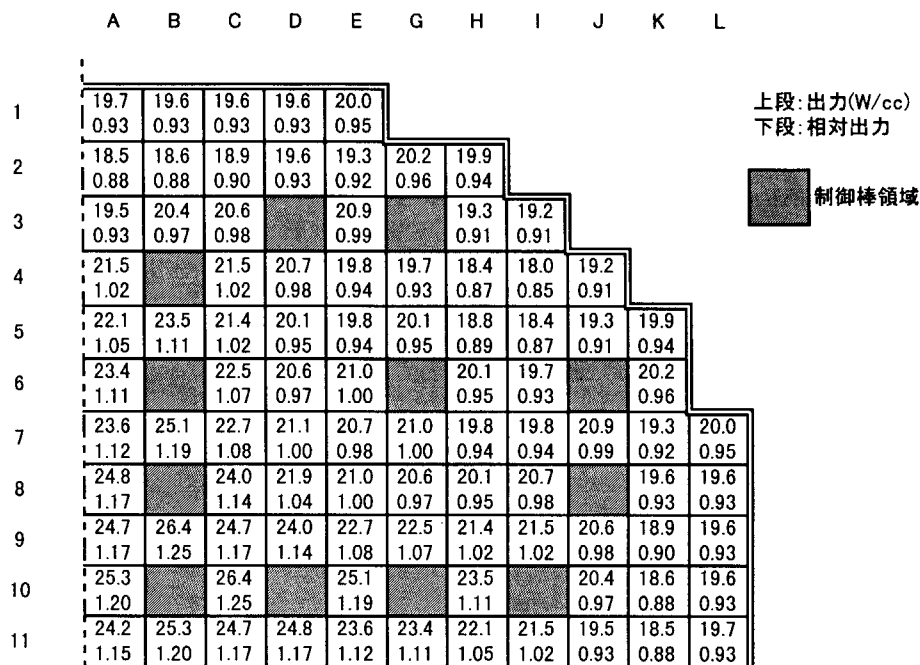


図 1 6 EOL における水平方向出力分布

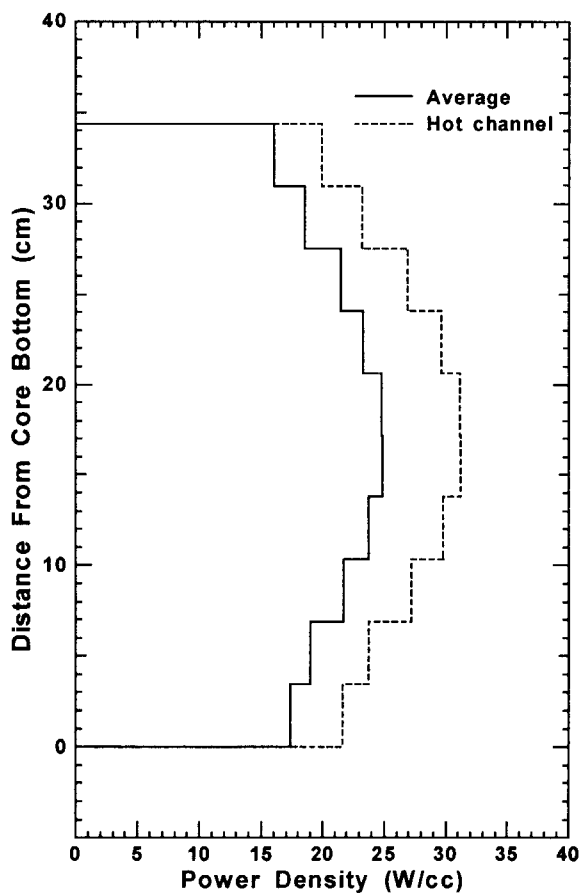


図 1 7 EOL における軸方向出力分布

## 4.5 核特性のまとめ

本研究において評価した核設計値を表16にまとめる。

表16 核設計値

炉心			
有効高さ		34.4 cm	
等価直径		38.5 cm	
燃料集合体数		4 体	
燃料棒数 (集合体1体当たり)		92 本	
燃料棒数 (全炉心)		368 本	
濃縮度		8.3 wt%	
平均燃焼度		5.5 GWd/t	
核的熱水路係数 (定格出力時)			
$F_{\text{Q}}^{\text{N}}$		1.66	
$F_{\Delta\text{H}}^{\text{N}}$		1.52	
線出力密度			
定格出力時平均		5.92 kW/m	
定格出力時最大		12.0 kW/m	
実効増倍率			
低温停止 (全制御棒クラスタ挿入、BOL)		0.73482	
高温全出力 (高温、全制御棒引抜き、EOL)		1.00719	
反応度制御能力 ( $k_{\text{eff}}$ )			
制御棒クラスタ1体挿入不能時 (低温、BOL)		0.90773	
制御棒クラスタ2体挿入 (他は全引抜き)		0.96794	
反応度停止余裕			
制御棒クラスタ1体挿入不能時 (低温、BOL)		9.1 % $\Delta k/k$	(10%の設計上の裕度差引き)
燃料集合体1体冠水時 ( $k_{\text{eff}}$ )			
全制御棒引抜き、BOL		0.73267	
反応度係数			
		BOL	EOL
減速材温度係数 ( $\Delta k/k/^{\circ}\text{C}$ )		$-1.3 \times 10^{-4} \sim -1.1 \times 10^{-3}$	$-1.2 \times 10^{-4} \sim -1.1 \times 10^{-3}$
ドップラー係数 ( $\Delta k/k/^{\circ}\text{C}$ )		$-1.3 \times 10^{-5} \sim -1.7 \times 10^{-5}$	$-1.3 \times 10^{-5} \sim -1.7 \times 10^{-5}$
減速材密度係数 ( $\Delta k/k/(\text{g}/\text{cm}^3)$ )		0.46 $\sim$ 5.0	0.43 $\sim$ 5.0
実効遅発中性子割合			
BOL		0.0077	
EOL		0.0075	
即発中性子寿命 ( $\mu\text{s}$ )			
BOL		35	
EOL		35	

## 5. 結論

深海調査船用超小型原子炉 DRX について、既存の現行 PWR 技術に立脚して、原子炉負荷率 30%を仮定した場合に燃料無交換で4年間の炉心寿命を達成する炉心の核的検討を行った。検討では、核設計の前提条件から炉心の基本的仕様のうち、燃料濃縮度、反射体材質を決めた。さらに、原子炉安全設計審査指針が要求する種々の核的安全性に関する項目を確認し、最終的な炉心仕様を決定した。最終的な炉心仕様に対して、反応度係数等の炉物理パラメータを計算し、基本的な原子炉の制御性について検討した。

本研究における検討から、以下の結論を得た。

- (1) 反射体をベリリウム金属とすることで、燃料濃縮度を 8.3 wt%と低くおさえつつ、燃料無交換で4年間の炉心寿命（原子炉負荷率 30%）を達成することが可能である。
- (2) 燃料集合体1体がどのような湿度雰囲気になされた場合も未臨界性を保つために、DRX 炉心は集合体4体で構成する必要がある。
- (3) DRX 炉心には4体の制御棒クラスターが装備されるが、最大反応度効果を持つ制御棒クラスター1体が、全引抜き位置のまま挿入できない場合であっても、炉心を低温状態で臨界未滿にすることができる。このときの炉停止余裕は、設計上の余裕として 10%を差し引いても 9.1 % $\Delta k/k$  である。
- (4) DRX は原子炉制御に可溶性ボロンを使用せず、制御棒のみによって原子炉を制御する。原子炉停止系の独立性を確保するため、制御棒の系統を出力制御用と後備停止用に分類するとともに、両者の制御棒クラスター制御棒切離し方式に異なる方法を採用し、多様化を図っている。また、一方の制御棒クラスターのみで、原子炉を低温停止状態に維持するのに十分な制御棒価値を持っていることを確認した。
- (5) 反応度係数は、減速材温度係数、ドップラー係数、減速材密度係数について評価した。ドップラー係数と減速材温度係数はいずれも負であり、炉心は負の反応度フィードバック特性を持つ。また、減速材温度係数の絶対値は陸上用 PWR と比較して大きな値となっており、良好な負荷追従性を期待することができる。
- (6) 出力分布については、トータルピーキングファクタは 2.00 以下であり、定格出力時の最大線出力密度は、12.0 kW/m と低く抑えられていることが明らかとなった。今後、詳細な熱水力解析を行い、最小限界熱流束比の評価を行う必要がある。

このように、本研究で検討した炉心仕様は、設計条件を十分満足するものである。本研究で導出した核特性データは熱水力特性及び動特性解析のための基礎データとして活用できる。

## 謝辞

本研究を進めるにあたり、エネルギーシステム研究部炉物理研究グループ副主任研究員奥村啓介氏には SRAC コードシステムの使用に関してご指導いただきました。また、エンジニアリング開発株式会社の嶋田昭一郎氏には、原子炉核設計に関して有益なご助言をいただきました。エネルギーシステム研究部炉物理研究グループリーダー森貴正氏には、本報告書の執筆にあたり有

益なご助言をいただきました。ここに深く感謝いたします。

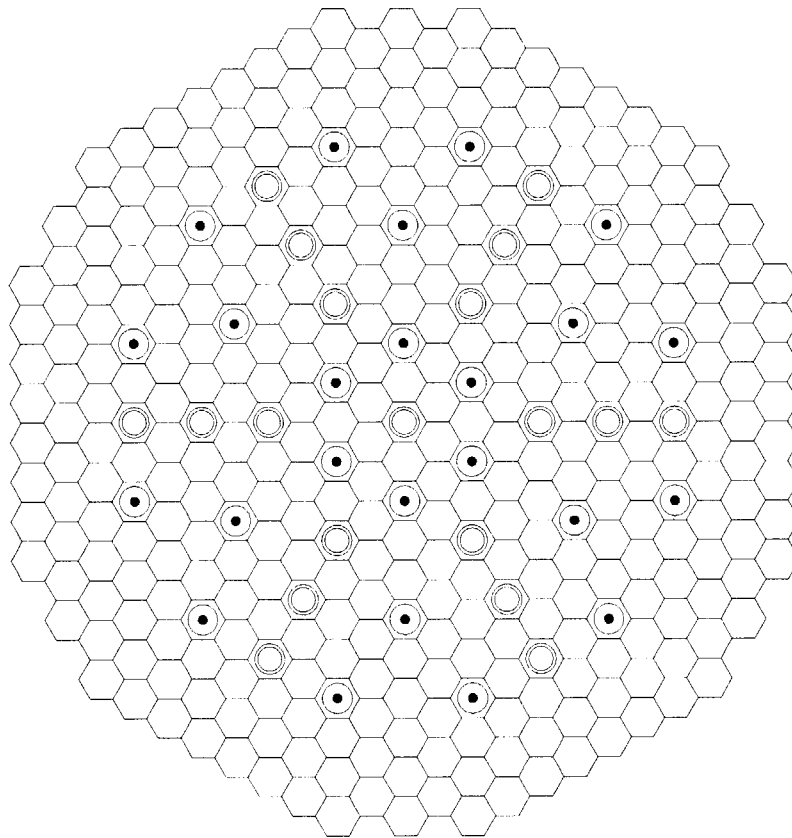
### 参考文献

- 1) Iida, H., Ishizaka, Y., Kim, Y. and Yamaguchi, C.: "Design Study of the Deep-Sea Reactor X", Nucl. Technol., 107, 38 (1994).
- 2) Yoritsune, T., Nunokawa, H., Ishida, T. and Imayoshi, S.: "Development of an In-vessel Type Control Rod Drive Mechanism Adopted in Advanced Marine Reactor", Proc. Int. Workshop on Utilization of Nuclear Power in Oceans, Tokyo, Japan, pp. 231 – 236 (2000).
- 3) 科学技術庁原子力安全局原子力安全調査室監修：“改正9版 原子力安全委員会安全審査指針集”，大成出版 (1998).
- 4) 原子力安全研究協会実務テキスト（プラント・システム）編集委員会：“軽水炉発電所のあらまし”，原子力安全研究協会 (1984).
- 5) 奥村啓介，金子邦男，土橋敬一郎：“SRAC95；汎用核計算コードシステム”，JAERI-Data/Code 96-015 (1996).
- 6) Nakagawa, T., Shibata, K., Chiba, S., Fukahori, T., Nakajima, Y., Kikuchi, Y., Kawano, T., Kanda, Y., Ohsawa, T., Matsunobu, H., Kawai, M., Zukeran, A., Watanabe, T., Igarasi, S., Kosako, K. and Asami, T.: "Japanese Evaluated Nuclear Data Library, Version 3, Revision 2: JENDL-3.2", J. Nucl. Sci. Technol., 32, 1259 (1995).
- 7) 藤村統一郎、西田雄彦、浅井清：“JSSL（原研版・科学用サブルーチン・ライブラリ）マニュアル”，JAERI-M 8479 (1979).
- 8) 小山謹二，奥村芳弘，吉田公人，宮坂駿一：“遮蔽材料の群定数”，JAERI-M 6928 (1977).
- 9) 関西電力株式会社：“大飯発電所原子炉設置変更許可申請書” (1990).
- 10) 九州電力株式会社：“玄海原子力発電所原子炉設置変更許可申請書” (1993).



付録

DRX 炉心の燃料棒配置を三角配列とした場合の炉心配置を図 A-1 に、炉心の主要パラメータを表 A-1 に示す。





-  燃料要素 (× 336本)
-  制御要素 (× 43本)

図 A-1 燃料棒を六角格子配列とした DRX 炉心断面

表 A-1 燃料棒を六角格子配列とした DRX 炉心の仕様

炉心	
等価直径 (m)	0.368
有効高さ (m)	0.344
燃料型式	ジルカロイ被覆 UO <sub>2</sub> 燃料
燃料集合体数	1
燃料棒数	336
燃料棒外径 (mm)	9.5
燃料装荷量 (t)	0.056
寿命 (年)	4
平均燃焼度 (GWd/t)	5.5
平均線出力 (kW/m)	6.5
平均出力密度 (kW/cc)	22
<sup>235</sup> U 濃縮度 (wt%)	11
制御棒	
制御要素型式	ロッドクラスター
制御棒駆動装置型式	原子炉容器内装式
制御棒駆動基数	7

# 国際単位系 (SI) と換算表

表1 SI基本単位および補助単位

量	名称	記号
長さ	メートル	m
質量	キログラム	kg
時間	秒	s
電流	アンペア	A
熱力学温度	ケルビン	K
物質質量	モル	mol
光度	カンデラ	cd
平面角	ラジアン	rad
立体角	ステラジアン	sr

表3 固有の名称をもつSI組立単位

量	名称	記号	他のSI単位による表現
周波数	ヘルツ	Hz	s <sup>-1</sup>
力	ニュートン	N	m·kg/s <sup>2</sup>
圧力、応力	パスカル	Pa	N/m <sup>2</sup>
エネルギー、仕事、熱量	ジュール	J	N·m
工率、放射	ワット	W	J/s
電気量、電荷	クーロン	C	A·s
電位、電圧、起電力	ボルト	V	W/A
静電容量	ファラド	F	C/V
電気抵抗	オーム	Ω	V/A
コンダクタンス	ジーメンス	S	A/V
磁束密度	ウェーバ	Wb	V·s
インダクタンス	ヘンリー	H	Wb/A
セルシウス温度	セルシウス度	°C	
光強度	ルーメン	lm	cd·sr
照射度	ルクス	lx	lm/m <sup>2</sup>
放射線量	ベクレル	Bq	s <sup>-1</sup>
吸収線量	グレイ	Gy	J/kg
線量等量	シーベルト	Sv	J/kg

表2 SIと併用される単位

名称	記号
分、時、日	min, h, d
度、分、秒	°, ', "
リットル	l, L
トン	t
電子ボルト	eV
原子質量単位	u

1 eV=1.60218×10<sup>-19</sup>J  
1 u=1.66054×10<sup>-27</sup>kg

表5 SI接頭語

倍数	接頭語	記号
10 <sup>18</sup>	エクサ	E
10 <sup>15</sup>	ペタ	P
10 <sup>12</sup>	テラ	T
10 <sup>9</sup>	ギガ	G
10 <sup>6</sup>	メガ	M
10 <sup>3</sup>	キロ	k
10 <sup>2</sup>	ヘクト	h
10 <sup>1</sup>	デカ	da
10 <sup>-1</sup>	デシ	d
10 <sup>-2</sup>	センチ	c
10 <sup>-3</sup>	ミリ	m
10 <sup>-6</sup>	マイクロ	μ
10 <sup>-9</sup>	ナノ	n
10 <sup>-12</sup>	ピコ	p
10 <sup>-15</sup>	フェムト	f
10 <sup>-18</sup>	アト	a

表4 SIと共に暫定的に維持される単位

名称	記号
オンクストローム	Å
バ	b
バール	bar
ガリ	Gal
キュリー	Ci
レントゲン	R
ラド	rad
レム	rem

1 Å=0.1nm=10<sup>-10</sup>m  
1 b=100fm<sup>2</sup>=10<sup>-28</sup>m<sup>2</sup>  
1 bar=0.1MPa=10<sup>5</sup>Pa  
1 Gal=1cm/s<sup>2</sup>=10<sup>-2</sup>m/s<sup>2</sup>  
1 Ci=3.7×10<sup>10</sup>Bq  
1 R=2.58×10<sup>-4</sup>C/kg  
1 rad=1cGy=10<sup>-2</sup>Gy  
1 rem=1cSv=10<sup>-2</sup>Sv

(注)

- 表1-5は「国際単位系」第5版、国際度量衡局1985年刊行による。ただし、1eVおよび1uの値はCODATAの1986年推奨値によった。
- 表4には海里、ノット、アール、ヘクタールも含まれているが日常の単位なのでここでは省略した。
- barは、JISでは流体の圧力を表わす場合に限り表2のカテゴリーに分類されている。
- E C関係理事会指令では bar, barnおよび「血圧の単位」mmHgを表2のカテゴリーに入れている。

## 換算表

力	N (=10 <sup>5</sup> dyn)	kgf	lbf
	1	0.101972	0.224809
	9.80665	1	2.20462
	4.44822	0.453592	1

精度 1 Pa·s(=N·s/m<sup>2</sup>)=10 P(ポアズ)(g/(cm·s))

動粘度 1m<sup>2</sup>/s=10<sup>6</sup>St(ストークス)(cm<sup>2</sup>/s)

圧	MPa (=10bar)	kgf/cm <sup>2</sup>	atm	mmHg(Torr)	lbf/in <sup>2</sup> (psi)
	1	10.1972	9.86923	7.50062×10 <sup>2</sup>	145.038
力	0.0980665	1	0.967841	735.559	14.2233
	0.101325	1.03323	1	760	14.6959
	1.33322×10 <sup>-4</sup>	1.35951×10 <sup>-3</sup>	1.31579×10 <sup>-3</sup>	1	1.93368×10 <sup>-2</sup>
	6.89476×10 <sup>-3</sup>	7.03070×10 <sup>-2</sup>	6.80460×10 <sup>-2</sup>	51.7149	1

エネルギー・仕事・熱量	J (=10 <sup>7</sup> erg)	kgf·m	kW·h	cal(計量法)	Btu	ft·lbf	eV
	1	0.101972	2.77778×10 <sup>-7</sup>	0.238889	9.47813×10 <sup>-4</sup>	0.737562	6.24150×10 <sup>18</sup>
	9.80665	1	2.72407×10 <sup>-5</sup>	2.34270	9.29487×10 <sup>-3</sup>	7.23301	6.12082×10 <sup>19</sup>
	3.6×10 <sup>6</sup>	3.67098×10 <sup>7</sup>	1	8.59999×10 <sup>5</sup>	3412.13	2.65522×10 <sup>6</sup>	2.24694×10 <sup>20</sup>
	4.18605	0.426858	1.16279×10 <sup>-6</sup>	1	3.96759×10 <sup>-3</sup>	3.08747	2.61272×10 <sup>19</sup>
	1055.06	107.586	2.93072×10 <sup>-4</sup>	252.042	1	778.172	6.58515×10 <sup>19</sup>
	1.35582	0.138255	3.76616×10 <sup>-7</sup>	0.323890	1.28506×10 <sup>-3</sup>	1	8.46233×10 <sup>18</sup>
	1.60218×10 <sup>19</sup>	1.63377×10 <sup>20</sup>	4.45050×10 <sup>-24</sup>	3.82743×10 <sup>19</sup>	1.51857×10 <sup>22</sup>	1.18171×10 <sup>19</sup>	1

1 cal= 4.18605J (計量法)  
= 4.184J (熱化学)  
= 4.1855J (15°C)  
= 4.1868J (国際蒸気表)  
仕事率 1 PS(馬力)  
= 75 kgf·m/s  
= 735.499W

放射能	Bq	Ci
	1	2.70270×10 <sup>-11</sup>
	3.7×10 <sup>10</sup>	1

吸収線量	Gy	rad
	1	100
	0.01	1

照射線量	C/kg	R
	1	3876
	2.58×10 <sup>-4</sup>	1

線量当量	Sv	rem
	1	100
	0.01	1

深海調査船用原子炉DRX(Deep Sea Reactor X)炉心の核的検討