

JAERI-M

83-217

アクチノイド専焼高速炉概念の検討

1983年12月

大杉 俊隆・吉田 弘幸・田中 良信*

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、このほかに財團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 Section, Division of Technical Information, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-11, Japan.

©Japan Atomic Energy Research Institute, 1983

編集兼発行 日本原子力研究所
印 刷 いばらき印刷株

アクチノイド専焼高速炉概念の検討

日本原子力研究所東海研究所原子炉工学部

大杉俊隆・吉田弘幸・田中良信*

(1983年11月11日受理)

アクチノイド廃棄物問題の解決の一方法として、He冷却のアクチノイド専焼高速炉の設計研究を実施した。Heを冷却材として用いることにより、Na冷却と比較してより硬いスペクトル場を形成でき、しきい核分裂反応を利用してより効率的なアクチノイド核種の消滅処理が可能となる。ウラニウムを除いたアクチノイド廃棄物を年間約300kg消滅処理するとして、炉の出力規模を～1000MWtとした。この消滅処理量は10基の発電炉から年間に排出されるアクチノイド廃棄物量に相当する。利用可能なアクチノイド核種の核データ・物性データを用いて、He冷却によるアクリチノイド専焼高速炉のパラメータサーベイを実施し、アクチノイド廃棄物のみを燃料とした専焼炉が炉物理的・熱流動的観点から成立し得るものであることを示した。また、Heを冷却材とする専焼高速炉は、長寿命のアクチノイド核種を効率良く消滅させる有力な方式の一つであることを示した。同時に、上記の検討結果から、アクチノイド廃棄物の消滅処理効率を高めるため、アクチノイド所要量の最小化が必須の要件となること、さらに、アクチノイド核種からの高放射線・崩壊熱等が燃料加工施設などに新たな問題を持込む可能性があることを指摘した。

* 川崎重工株式会社

Conceptual Design study on Actinide Burning Fast Reactor

Toshitaka OSUGI, Hiroyuki YOSHIDA and Ryokichi TANAKA*

Department of Reactor Engineering,
Tokai Research Establishment, JAERI

(Received November 11, 1983)

In order to alleviate actinide waste issues, a conceptual design study on helium-cooled ABFR (He-ABFR) has been made, since helium cooling provides much harder neutron spectrum than sodium cooling and hence permits more efficient utilisation of threshold fission reaction potential of actinides to be transmuted. The nominal reactor power was selected to be around 1000 MWt, considering that the annual actinide transmutation ability of the reactor should be 300 kg/yr of actinide waste excluding U-238 which corresponds to amount annually produced from 10 units of 1000 MWe power reactors.

An extensive parametric study on the He-ABFR, basing on the currently available neutron cross-section data and material data of actinides, showed that the He-ABFR operated entirely on the actinide waste is conceptually feasible from the viewpoints of neutronics and thermo-hydraulics and also showed that the He-ABFR is one of the effective tools to transmute hazardous and extremely long-lived actinides. Simultaneously, the study pointed out that the minimisation of initial actinide inventory should be needed, when considering very low actinide productivity of conventional power reactors, and that the problems concerning high radiation and the decay heat release from actinides would impose some penalties in actinide handling facilities such as fabricating plants.

Keywords : He-ABFR, Conceptual Design, Actinide Waste, Transmutation, GCFR, Neutronic Performance, Thermo-hydraulic Performance, Actinide Inventory, Plant Design, PCRV

* Kawasaki Heavy Industries, Ltd

目 次

1. 序	1
2. 再処理施設からのアクチノイド廃棄物	1
3. アクチノイド専焼高速炉（ABFR）の基本炉特性の検討	4
3.1 He冷却アクチノイド専焼高速炉（He-ABFR）の核的特性の検討	4
3.1.1 原子炉モデルと核データ	4
3.1.2 アクチノイド燃料の組成と臨界性に関する検討	5
3.1.3 燃焼特性	6
3.2 He冷却アクチノイド専焼高速炉（He-ABFR）の熱性能の検討	7
3.2.1 He-ABFR 燃料の物性	8
3.2.2 熱的性能からみたHe-ABFR 炉心の選定	10
3.2.3 被覆管ラフネス効果の検討	11
3.2.4 冷却材出口温度と冷却材圧力の効果	12
3.3 Na冷却アクチノイド専焼高速炉（Na-ABFR）の熱性能の検討	12
4. He冷却アクチノイド専焼高速炉（He-ABFR）の概念設計	52
4.1 プラントの概要	52
4.2 He-ABFR 基準炉心の核的特性	53
4.2.1 計算モデルと計算方法	53
4.2.2 アクチノイド所要量と消滅処理量の検討	54
4.2.3 出力分布特性と燃焼特性	55
4.3 He-ABFR 基準炉心の熱的性能	55
4.3.1 燃料交換方式と出力平坦化	55
4.3.2 計算モデルと計算手法	56
4.3.3 He-ABFR 基準炉心の熱的性能の検討	58
4.3.4 出力規模増加の可能性に関する考察	59
4.3.5 熱性能評価における熱伝導率の効果	59
5. 結 言	84
謝 辞	84
参考文献	85

CONTENTS

1. Introduction	1
2. Actinide wastes from reprocessing plant	1
3. Evaluation of principal core performances of Actinide Burning Fast Reactor (ABFR)	4
3.1 Nuclear performances of He-ABFR	4
3.1.1 Reactor model and nuclear data	4
3.1.2 Composition of actinide fuels and its criticality	5
3.1.3 Burnup characteristics	6
3.2 Thermo-hydraulic performances of He-ABFR	7
3.2.1 Material data of He-ABFR fuel	8
3.2.2 Selection of He-ABFR core based on thermo-hydraulic performances	10
3.2.3 Effect of cladding surface roughness	11
3.2.4 Effect of coolant outlet temperature and coolant pressure ..	12
3.3 Thermo-hydraulic performances of Na-ABFR	12
4. Conceptual design of He-ABFR	52
4.1 Plant design	52
4.2 Nuclear performances of reference He-ABFR	53
4.2.1 Calculational model and method	53
4.2.2 Actinide inventory and transmutation	54
4.2.3 Power distribution and burnup	55
4.3 Thermo-hydraulic performances of reference He-ABFR	55
4.3.1 Refueling pattern and power flattening	55
4.3.2 Calculational model and method	56
4.3.3 Thermo-hydraulic performances of reference He-ABFR	58
4.3.4 Discussion on possibilities of higher reactor power	59

4.3.5 Effect of thermal conductivities on thermo-hydraulic performances	59
5. Conclusion	84
Acknowledgement	84
References	85

1. 序

原子炉から排出されるアクチノイド廃棄物は寿命が長く高放射能を有するので、その恒久的処分の成否は、原子力エネルギーの大量使用の可否を決する重要な問題である。この問題の解決の一方法として、アクチノイド廃棄物のみを燃料とした原子炉（アクチノイド専焼炉）により、中性子核分裂反応を利用して長寿命アクチノイド核種の消滅処理を図る試みが提案されている¹⁾。これは、アクチノイド核種と核分裂生成物の半減期に大きな差があることに着目し、アクチノイド核種を核分裂反応により核分裂生成物に変換し廃棄物の管理期間の短縮化を図ろうというものである。

本論文では、He冷却によるアクチノイド専焼高速炉の核熱特性のサーベイを実施し、加えて、冷却系統を含む専焼炉のプラント設計を進め、原子炉システムを総合的に評価する。He冷却アクチノイド専焼高速炉（He-ABFR）は、Na冷却炉と比較して、プラント構造が簡単となり、また、より硬い中性子スペクトル場が達成できることから、アクチノイド核種の闘核分裂反応を有効に利用でき効率的な核種変換を期待できる。

第2章で、軽水炉および高速炉から排出されるアクチノイド廃棄物の組成と量とに検討を加える。その結果に基づき専焼炉の基本条件として、1000 MWe級発電炉10基から排出するアクチノイド廃棄物（Uを除く）を消滅処理する能力を有することとし、炉の出力規模を設定する。

第3章では、He-ABFRの基本炉特性のパラメータサーベイを実施する。熱的性能の検討に際しては、以下の暫定的許容条件を課して、パラメータのとり得る範囲を設定する。

- (1) 燃料ノミナル最高温度 $\leq 1950^{\circ}\text{C}$
- (2) 被覆管ノミナル最高温度 $\leq 650^{\circ}\text{C}$
- (3) He冷却材最高流速 $\leq 100 \text{ m/s}$
- (4) 炉心圧力損失 $\leq 2 \text{ kg/cm}^2$

最終的な炉心諸元（燃料ピン径、燃料ピンピッチ、炉心高さ等）は核的検討に基づいて得られる最適条件を加味して決定し、基準炉心を選定する。

第4章にて、プラント設計を含めた基準炉心の概念設計を実施し、原子炉システムの有する核的・熱的性能を記述する。

2. 再処理施設からのアクチノイド廃棄物

使用済燃料中のアクチノイド核種の組成は、原子炉の型、燃焼度等によって異なり、また、計算に使用した核データによっても大巾な相違が生じる。田坂ら²⁾は百万KW電気出力規模の沸騰水型軽水炉、加圧水型軽水炉、圧力管型重水炉、高温ガス炉、Na冷却高速増殖炉を対象に、低濃縮ウラン燃料或いはPu混合酸化物燃料を利用した場合の各炉1基毎の、(1)炉内に於

1. 序

原子炉から排出されるアクチノイド廃棄物は寿命が長く高放射能を有するので、その恒久的処分の成否は、原子力エネルギーの大量使用の可否を決する重要な問題である。この問題の解決の一方法として、アクチノイド廃棄物のみを燃料とした原子炉（アクチノイド専焼炉）により、中性子核分裂反応を利用して長寿命アクチノイド核種の消滅処理を図る試みが提案されている¹⁾。これは、アクチノイド核種と核分裂生成物の半減期に大きな差があることに着目し、アクチノイド核種を核分裂反応により核分裂生成物に変換し廃棄物の管理期間の短縮化を図ろうというものである。

本論文では、He冷却によるアクチノイド専焼高速炉の核熱特性のサーベイを実施し、加えて、冷却系統を含む専焼炉のプラント設計を進め、原子炉システムを総合的に評価する。He冷却アクチノイド専焼高速炉（He-ABFR）は、Na冷却炉と比較して、プラント構造が簡単となり、また、より硬い中性子スペクトル場が達成できることから、アクチノイド核種の闘核分裂反応を有効に利用でき効率的な核種変換を期待できる。

第2章で、軽水炉および高速炉から排出されるアクチノイド廃棄物の組成と量とに検討を加える。その結果に基づき専焼炉の基本条件として、1000 MWe級発電炉10基から排出するアクチノイド廃棄物（Uを除く）を消滅処理する能力を有することとし、炉の出力規模を設定する。

第3章では、He-ABFRの基本炉特性のパラメータサーベイを実施する。熱的性能の検討に際しては、以下の暫定的許容条件を課して、パラメータのとり得る範囲を設定する。

- (1) 燃料ノミナル最高温度 $\leq 1950^{\circ}\text{C}$
- (2) 被覆管ノミナル最高温度 $\leq 650^{\circ}\text{C}$
- (3) He冷却材最高流速 $\leq 100 \text{ m/s}$
- (4) 炉心圧力損失 $\leq 2 \text{ kg/cm}^2$

最終的な炉心諸元（燃料ピン径、燃料ピンピッチ、炉心高さ等）は核的検討に基づいて得られる最適条件を加味して決定し、基準炉心を選定する。

第4章にて、プラント設計を含めた基準炉心の概念設計を実施し、原子炉システムの有する核的・熱的性能を記述する。

2. 再処理施設からのアクチノイド廃棄物

使用済燃料中のアクチノイド核種の組成は、原子炉の型、燃焼度等によって異なり、また、計算に使用した核データによっても大巾な相違が生じる。田坂ら²⁾は百万KW電気出力規模の沸騰水型軽水炉、加圧水型軽水炉、圧力管型重水炉、高温ガス炉、Na冷却高速増殖炉を対象に、低濃縮ウラン燃料或いはPu混合酸化物燃料を利用した場合の各炉1基毎の、(1)炉内に於

ける Pu 及び超 Pu 核種の生成量, (2) 使用済燃料中に含まれる Pu と超 Pu 核種の冷却時間に対する生成・消滅挙動と放射能の時間変化, (3) 再処理後の廃棄物中の Pu と超 Pu 核種の貯蔵時間に対する放射能の時間変化を解析した。核データの不確かさが, アクチノイド核種の生成・消滅量に及ぼす影響については向山ら³⁾により, 感度解析手法を用いて検討されている。

本報告書で採用した軽水炉および高速炉からのアクチノイド廃棄物の組成を 1000 MWD について Table 2.1 に示す⁴⁾。但し, 再処理効率を 99.5 % とし, 使用済燃料中の 0.5 w/o の U 及び Pu が再処理後も残ると仮定してある。軽水炉, 高速炉共再処理廃棄物中のアクチノイド核種の量はほぼ等しく, 1000 MWD につき 174 g である。軽水炉燃料に特徴的なのはワス・スルーアサイクルに基くので Np-237 が多いことであり, U と Pu を除くアクチノイド核種の 83 w/o を占める。また, 高速炉燃料では Am (Am-241 + Am-243) が多くなり, U と Pu を除くアクチノイド核種の 82 w/o を占めている。また, U と Pu を除くアクチノイド核種の量も, 兩原子炉型共ほぼ等しく約 27 g である。1000 MWe 級の発電炉 1 基から 1 年当たりに放出されるアクチノイド廃棄物の量は, 軽水炉の場合約 143 kg, 高速炉の場合 119 kg である。但し, 軽水炉の熱出力を 3,000 MW, 高速炉の熱出力を 2,500 MW とし, 負荷率を兩炉型共 0.75 とした。上記のアクチノイド廃棄物から U を除くと, 軽水炉の場合約 24 kg/year 高速炉の場合 28 kg/year となる。

アクチノイド専焼高速炉は, 基本的にはアクチノイド廃棄物から U を除いたアクチノイド核種のみを燃料として使用する原子炉であり, 高速炉の硬いスペクトルを利用してアクチノイド核種自身の核分裂反応を利用して効率良く消滅させようとするものである。アクチノイド廃棄物中の U の存在は, 系の反応度を低下させ, かつ, その非弾性散乱により系のエネルギースペクトルを軟化させる要因となるので, アクチノイド専焼高速炉の燃料からは除去することとする。1 g の燃料の核分裂によるエネルギー発生量は約 1 MWD であるので, 熱出力が 1000 MW のアクチノイド専焼炉を 1 年間 0.8 ~ 0.9 の負荷率で運転すると(アクチノイド専焼炉は発電を主目的としていないので, 原子炉を含めたプラントのシステムや運転管理が簡単であり, 発電炉と比較して負荷率の大幅な上昇を期待できる), 核分裂反応により 1 年間当たりに消滅可能なアクチノイドの量は 290 kg ~ 330 kg となる。即ち, 10 基の 1000 MWe の商用発電炉から放出されるアクチノイド廃棄物 (U を除く) を処理するために, 1 基のアクチノイド専焼高速炉を投入した場合, 必要とされるアクチノイド専焼炉の熱出力は ~ 1000 MW である。

Table 2.1 Actinide waste from reactors per
1000 MWD
(g)

Reactor Nuclide \	Fast Reactor	Thermal Reactor
U-235	0.215	1.21
U-236	0.006	0.618
U-238	133.0	143.0
Np-237	3.82	23.1
Pu-238	0.101	0.025
Pu-239	8.83	0.815
Pu-240	2.92	0.327
Pu-241	0.797	0.154
Pu-242	0.494	0.053
Am-241	14.7	1.61
Am-243	7.72	2.74
Cm-242	0.6	0.177
Cm-244	0.564	0.094

Reprocessing plant efficiency 99.5% for
U and Pu.

3. アクチノイド専焼高速炉(ABFR)の基本炉特性の検討

本章では、アクチノイド専焼高速炉の核的および熱流動特性の両面から検討し、合わせてその基本的な特性を明確にする。加えて、パラメータサーベイを実施することにより、所要の性能を有し、かつ、現実的諸条件を満足するアクチノイド専焼炉の基本的諸次元、ピン径、ピンピッチ、炉心高さ、炉心径等を設定する。アクチノイド専焼炉の燃料は、アクチノイド酸化物と希釈剤であるMgOとから成る⁷⁾が、アクチノイド酸化物の混合比 v_{AcOx} ($= AcOx / (AcOx + MgO)$; v/o) が炉の臨界性のみならず燃料の熱伝導率にひいては熱的特性に大きな影響を与えることから、核一熱を結合したパラメータサーベイをより複雑なものにしている。即ち、核的特性を満足するように決定された v_{AcOx} を用いて熱的特性が検討され、その検討の結果得られた諸次元を用いて核的特性の再検討がなされた場合、 v_{AcOx} の値の変更もありパラメータサーベイの繰返しが必要となるからである。熱伝導率のみならずアクチノイド燃料の物性には基本的データの不足が目立ち、その特性が明確ではなく、粗い近似をせざるを得ない面もあるので、本章の検討の目的は最適値を求めるというよりはむしろその特性を明確にすることに重点をおくことにする。

3.1節では、He冷却アクチノイド専焼高速炉に関してアクチノイド燃料の組成と臨界性および燃焼特性等の核的特性の検討を実施し、現実的な原子炉モデルが成立し得るか否かを検討する。

3.2節では、3.1節にて得られた v_{AcOx} の値と、別に定められた制限条件とを用いて熱的性能の観点から成立し得る専焼炉の諸次元を設定する。また、熱流動特性に影響を与えると考えられる被覆管ラフネス効果、冷却材出口温度と冷却材圧力の効果について検討を加える。

Na冷却アクチノイド専焼高速炉の熱性能に関しては3.3節にて検討する。

3.1 He冷却アクチノイド専焼高速炉(He-ABFR)の核的特性の検討

3.1.1 原子炉モデルと核データ

He-ABFRの核的特性の検討に際して想定した原子炉モデルをFig. 3.1に示す。炉心は1領域のみとし炉心高さ $H = 110\text{ cm}$ 、炉心直径 $D = 220\text{ cm}$ と設定したので $H/D = 0.5$ となる。炉心を構成する燃料、構造材、冷却材の体積比 v_F 、 v_S 、 v_C はそれぞれ 28.61 v/o 、 16.05 v/o 、 55.35 v/o とした。これらの諸次元は、原型炉級(300 MWe) He冷却高速炉の設計例を参考にして設定したものである。但し、炉心の周囲にはブランケット燃料の代りに軸方向および径方向不銹鋼反射体を設けることとした。これは、中性子を炉心側に反射させ炉心内の中性子束を高め、アクチノイド核種の消滅効率を良くすると同時に、ブランケット領域を設けることにより新たにアクチノイド核種が生成されるのを避けるためである。

不銹鋼反射体の構造材、冷却材の体積比は $v_S/v_C = 80/20$ とした。反射体領域および炉心領域の構造材、冷却材核種の原子数密度をTable 3.1に示す。

各領域の均質炉定数は、ENDF/B-Vおよび-Vを処理して作成したJFS-V2型の群定数セットを用いて算出した。主なアクチノイド核種について、それぞれ、25群のエネルギー構造と

中性子捕獲反応断面積、核分裂断面積の無限希釈25群定数を Table 3.2, Table 3.3 に示す。

臨界性の解析には拡散理論に基づく PHENIX⁵⁾ コードを使用し、燃焼解析には Bateman 法に基づく生成崩壊計算コード DCHAIN⁶⁾ を使用した。

3.1.2 アクチノイド燃料の組成と臨界性に関する検討

アクチノイド専焼炉の燃料は、基本的には Table 2.1 に示したアクチノイド廃棄物から U を除いた核種のみにて構成される。但し、アクチノイド酸化物の熱伝導率を向上させるため MgO を希釈剤として加え、AcOx-MgO なる混合酸化物として加工成型する (AcOx-MgO 系の物性値については後節にて検討する)。アクチノイド核種の組成と臨界性について情報を得るため次の 6 つの燃料モデルについて検討を加えた。

高速炉からのアクチノイド燃料

- (1) F1 ; U を 100% 除去した組成
- (2) F1 (U-1w/o) ; U を 99% 除去した組成、即ち、Table 2.1 に示した U の 1w/o が燃料中に残存するとしたモデルである。

軽水炉からのアクチノイド燃料

- (3) L1 ; U を 100% 除去した組成、上記 F1 に対応した組成である。後述するように、多量の ^{237}Np の存在によりこの組成のままでは系の臨界性を保つのは困難である。そこで代案として次の 2 つのモデルを設定した。
- (4) L2 ; U を 100%, ^{237}Np を 100% 除去した組成。このモデルは ^{237}Np の消滅処理は当面見送り、Am, Cm 等の消滅処理のみを目的とした方法である。残された ^{237}Np は、将来高炉からのアクチノイド廃棄物が多量に放出された時点で、それらと混合し消滅処理を図ることになる。
- (5) L1 (Pu) ; L1 の ^{237}Np の存在をそのままにしておき、系の臨界を保つために Pu を加える、あるいは、再処理の際の Pu の抽出効率を落とし、廃棄物中に残存する Pu の割合を大きくした組成をもつモデルである。
- (6) L2 (U-1w/o) ; L2 モデルの組成中に、Table 2.1 に示した U の 1w/o が残存すると仮定したモデルである。

燃料モデル F1, L1, L2, L1 (Pu) の検討を進めることにより、アクチノイド専焼炉を臨界に保つためのアクチノイド所要量の目安を得ることができ、後節の熱的性能のパラメータサーベイの入力として必要な情報を得ることができる。また、F1 (U-1w/o) および L2 (U-1w/o) のモデルの検討を進めることにより、アクチノイド廃棄物から U をさらに分離する際の分離効率が系の臨界性にどの程度の影響を与えるかの情報を得ることが可能である。

炉心領域の燃料の体積比 v_F を 28.61v/o と固定し、混合酸化物 AcOx-MgO 中のアクチノイド酸化物の混合割合 v_{AcOx} をパラメータとして F1, F1 (U-1w/o), L2, L2 (U-1w/o) の各モデルについて臨界計算を実施した。結果を Fig. 3.2 に示す。臨界条件として、系の実効増倍率を 1.07 とした。これは、Fig. 3.1 に示したモデルでは無視している制御棒チャンネルを設けることによる反応度低下、また燃焼による反応度低下の補償として実効増倍率に余裕を持たせたためである。Fig. 3.2 から、特に軽水炉からのアクチノイド燃料の場合、U の混入の臨界性にお

よぼす影響が大きいことが判る。これは、L2燃料を用いた場合、Uの分離が重要な因子となることを意味する。高速炉排出のアクチノイド燃料の場合、Uの混入が系の臨界性におよぼす影響は小さく、多少のUの存在は許されると考えてよい。L1(Pu)モデルは、 v_{AcOx} を50w/oと固定し、系の実効増倍率を1.07とするアクチノイド廃棄物中のPu残存割合を算出した。結果として、Puに対する再処理効率が96.61%，またはPuが再処理廃棄物中に3.39w/o残るとしたことに相当するPuの残存割合を得た。この時のアクチノイド核種中のPuの割合は25.13w/oとなる。

以上をまとめて、F1, L2, L1(Pu)の各モデルについて実効増倍率1.07を与える v_{AcOx} の値とその際のアクチノイド所要量を以下に示す。

燃料モデル	v_{AcOx}	アクチノイド所要量 (kg)
	(w/o)	
F1	48.12	5110
L2	59.13	6283
L1(Pu)	50.00	6751

上記の表から結論されることは、いずれの燃料モデルを採用するにしても、1000MWe級の発電炉1基当たり年間に排出されるアクチノイド核種の量と比較して、専焼炉を臨界に保つのに必要なアクチノイド所要量が非常に多く、専焼炉の設計に際してはアクチノイド所要量の低減化が重要な因子となるということである。

専焼炉内でどの核種がどの程度核分裂反応を起こしているかを検討するため、核分裂割合を各燃料モデル毎に比較してTable 3.4に示す。同表には参考のため、 $PuO_2 - UO_2$ 混合酸化物燃料に基づくGCFRの場合について、同じ原子炉モデルにて計算して併記した。このGCFRのPu装荷量は1882kg, Pu+Uで10,223kgである。

He-ABFRでは、Puが主要な核分裂源ではあるが、その相対的割合は大幅に減少し、代りにAm, Np等の核種の核分裂割合が増大している。Table 3.5に各燃料モデルによるHe-ABFRの核分裂反応と中性子捕獲反応の比を比較した。Table 3.4と同様通常のGCFRにおける値をも併記した。GCFRと比較して、いずれの燃料モデルに基づくHe-ABFRにおいても σ_f/σ_c 値は大きくなっている。特に核分裂断面積に閾値を有する核種においてその増大は著しい。各燃料モデルの中ではL1(Pu)モデルでの σ_f/σ_c 値が大きく、スペクトルの観点からみでみれば、効率の良い消滅処理が期待できると言える。

3.1.3 燃焼特性

300日を1サイクルとし連続的に燃焼させ実効増倍率の変化およびアクチノイド核種の生成、消滅を検討した。Table 3.6に、燃料モデルF1, L2, L1(Pu)に基づくHe-ABFRの初期3サイクルの(450日まで)実効増倍係数を示した。

Fig. 3.3には、燃焼初期と比較して各燃焼ステップ毎の反応度ロスを図示したが、L1(Pu)燃料モデルの場合が燃焼による反応度ロスが最も小さく、900FPD(Full Power Day)で約-2.0% $\Delta k/k$ である。これは、L1(Pu)モデルの場合、大量に存在する ^{237}Np が親物質の役割

を果たし、中性子捕獲反応により²³⁸Puに変わり、系の反応度維持に貢献しているためである。燃焼による反応度ロスはF1モデルにて最も大きく900FPDにて-6.4%Δk/kに達する。3つの燃料モデル共燃焼初期の反応度ロスは小さく、燃焼が進むに従い反応度ロスが大きくなる。燃焼に併うアクチノイド燃料の組成変化をTable 3.7に示す。またそれらの組成変化が炉心の核分裂割合にどのような影響を与えるかを見るため、Table 3.8に燃焼ステップ毎の核分裂割合を示す。いずれの燃料モデル共、初期において主要な核分裂核種であった²³⁹Puの割合が減少し、代って²³⁸Puの核分裂割合が増大している。各燃料モデルについて初期と900FPDとで比較すると、F1モデルでは²³⁹Puの核分裂割合が0.53→0.38と減少し、²³⁸Puの核分裂割合が0.04→0.14と増大している。L2モデルでは²³⁹Puが0.40→0.28、²³⁸Puが0.01→0.11、L1(Pu)モデルでは²³⁹Puが0.37→0.28、²³⁸Puが0.008→0.21と変化する。また、L1(Pu)モデルでは、燃焼初期において²³⁹Puと並び主要な核分裂源であった²³⁷Npの核分裂割合が0.42から0.32へと減少している。この他では、燃焼の進行と共に²⁴¹Pu、²⁴¹Am、²⁴³Amの核分裂割合が減少し、^{242m}Am、²⁴⁴Cm、²⁴⁵Cmの核分裂割合が増大している。長期燃焼によるアクチノイド核種の組成変化を検討するため、15サイクル(4500FPD)連続的に燃焼させた場合の各アクチノイド核種の平均原子数密度の変化をL1(Pu)燃料モデルについて、Fig. 3.4に図示した。但し、²⁴²Am、²⁴²Cmについてはその半減期が短かく、適当な冷却期間を置くことにより²⁴²Am $\xrightarrow{-\beta(84\%)}$ ²⁴²Cm $\xrightarrow{\alpha}$ ²⁴²Am $\xrightarrow{163d}$ ²³⁸Puと崩壊する。ほとんどの核種は4500FPDの時点では減少傾向に移るが、²⁴⁵Cm、²⁴⁶Cmは僅かながら増大傾向にある。しかしながら²⁴⁵Cmの σ_f/σ_c は約9.0と大きいので程なく平衡あるいは減少し始めると思われる。

アクチノイド廃棄物をHe-ABFR内にて15サイクル(4500 Full Power Day)燃焼させた後冷却した場合と、燃焼させないそのまま冷却した場合のアクチノイド核種の崩壊による全放射能の時間的変化をF1、L2燃料モデルについてFig. 3.5、Fig. 3.6に示す。冷却初期の30年間についてみると全放射能は燃焼させた場合の方が高くなるが、それ以降は低くなる。即ち、専焼炉内での中性子捕獲反応による副次的な放射能の増大は冷却初期において僅か存在するが、長期的には、核分裂反応による消滅効果が働き全放射能は4500FPD程度の燃焼に対しても1桁近く減少すると言える。

3.2 He冷却アクチノイド専焼高速炉(He-ABFR)の熱性能の検討

アクチノイド専焼高速炉(ABFR)では、軽水炉あるいは高速炉の使用済燃料を再処理した後の高レベル廃棄物中に含まれるアクチノイド核種を燃料核種とする。燃料体はこのアクチノイド酸化物(AcOx)と希稀材MgOから構成されるAcOx-MgOである。燃料要素は、AcOx-MgOペレットを被覆管で被覆したピン状を有し、被覆材として当面不銹鋼SUS-316を考える。冷却材については、プラント構造の単純さ、硬中性子スペクトル達成による多くのアクチノイド核種のしきい核分裂反応の有効利用などを考慮してHeとするが、Naについても後節において検討する。燃料集合体は、3角ピッチ配列をした燃料要素とそれを囲むラッパ管からなり、全体として6角形状を有する。

ABFRは、1000MWe級原子力発電炉10基から排出されるアクチノイド廃棄物を処理する能

力を有することを前提条件とし、その熱出力規模を～1000MWtと定めた。熱流動特性解析では、この出力規模を達成し、かつ後述する燃料最高温度、被覆最高温度、冷却材最高流速および圧力損失の制限条件下において、所要アクチノイド量を最小にする炉心諸元を設定することを目的とする。

3.2.1 He-ABFR 燃料の物性

ABFR 燃料はアクチノイド酸化物固溶体と MgO との二相混合セラミックスとして取扱うことに対するが、このような複雑な体系の物性値を予測する確実な方法は現存しない。したがって、本論文で採用した ABFR 燃料物性値には大きな不確かさがあると考えられるが、設定根拠について示しておく。

アクチノイド酸化物と MgO からなる多成分系 ABFR 燃料では、非常に複雑な相平衡状態が予想されるが、格子定数の類似性などから AmO_2 , UO_2 , PuO_2 , $\text{CmO}_{1.5}$ は相互に固溶し、固溶体 AcOx を形成すると考えられる⁷⁾。更に、MgO はアクチノイド酸化物とは格子定数の違いによって一般に固溶しないと考えられる⁷⁾。これらの考察に基き、ABFR 燃料をアクチノイド酸化物固溶体と MgO との二相混合セラミックスとして取扱うことにした。しかし、 $\text{CmO}_{1.5}$ は結晶構造が異なるために固溶しない可能性がある⁷⁾こと、Fig. 3.7 に示した $\text{UO}_{2+x} - \text{MgO} - \text{ThO}_2$ 系のようにアクチノイド酸化物と MgO の固溶性も考えられる、などの問題点は依然として残されている。

(1) He-ABFR 燃料の融点

アクチノイド固溶体 AcOx の融点は、成分酸化物それぞれの融点のモル%などによる加重平均値程度になると考えられる。高速炉排出アクチノイド廃棄物に基く酸化物燃料の成分毎の分子数比 f_i と融点 T_{mi} を Table 3.9 に示した。ここでは融点の高い UO_2 は含まれていないが、それは前節で述べたように²³⁸ U の核的性質が劣ることによって取除かれているからである。したがって、 AcOx の平均融点 \bar{T}_m は低融点物質 AmO_2 の存在比が高いこともあって極めて低く 2270°C 程度になる。一方、 $\text{AcOx}-\text{MgO}$ の融点は、分子数相対比で 30% MgO を混合した場合について Table 3.9 に併記しているが、この場合の平均融点は 2430°C と、 AcOx の場合より約 160°C 高くなる。しかし、 AcOx と MgO の共融点が存在するならば、 $\text{AcOx}-\text{MgO}$ の融点は更に低くなると考えなければならない。現状では、 $\text{AcOx}-\text{MgO}$ 系の相平衡は不明であるが、Fig. 3.8 に示すように $\text{PuO}_{2-x} - \text{MgO}$ の共融点は約 2000°C となる。⁸⁾

(2) He-ABFR 燃料の熱伝導率

$\text{AcOx}-\text{MgO}$ の熱伝導率 k_n は燃料ペレット構造に依存する。そこで、2つの燃料ペレット構造を仮定して、それぞれの熱伝導率を定式化した。

1つは、酸化マグネシウムと各アクチノイド酸化物が均質に混合している場合であるが、この場合の k_d は、フォノンに対する熱抵抗の考え方に基き、

$$\frac{1}{k_n} = \sum_i \frac{f_i}{\lambda_i} \quad (1)$$

で表わされる。ここで、 λ_i : 理論密度に対する MgO を含む酸化物 i の熱伝導率、 f_i : 酸化物 i の体積比、である。

一方、酸化マグネシウムのマトリックス中にアクチノイド酸化物固溶体が分散する燃料ペレッ

ト構造モデルがある。このモデルに対する理論的、経験的な熱伝導率評価式は多数報告されているが、ここでは、一般的なKingeryによる評価式^{9), 10)}を採用する。この評価式では、AcOxとMgOのいずれの成分が連続相あるいは分散相になるかの問題があり、それは系の種類、界面エネルギー関係、焼結条件などに依存するが、AcOx-MgO系では熱伝導率のすぐれたMgOを連続相、AcOxを分散相であると考える(Fig. 3.9参照)。Kingeryによると、AcOx-MgOの熱伝導率 k_n は、

$$k_n = k_c (1-p)^{\frac{2}{3}} \frac{1 + 2v_d(1-k_c/k_d)/(2k_c/k_d+1)}{1-v_d(1-k_c/k_d)/(k_c/k_d+1)} \quad (2)$$

となる。ここで、 k_c ；理論密度に対する連続相MgOの熱伝導率、 k_d ；分散相AcOxの熱伝導率、 v_d ；分散相AcOxの体積比、である。

分散相AnOxの熱伝導率 k_d は、AnOxの構成酸化物成分が均質に混合していると考えると、(1)式と同様の考え方によって求めることができ、

$$\frac{1}{k_d} = \sum_j \frac{f_j}{\lambda_j} \quad (3)$$

で表わされる。ただし、 λ_j ；理論密度に対するアクチノイド酸化物各単体の熱伝導率、 f_j ；アクチノイド酸化物各単体の体積比、である。また、(2)式中の p はボロシティである。

MgOおよびアクチノイド酸化物の熱伝導率は以下の通りである。⁷⁾

$$\begin{aligned} \lambda_{UO_2} &= 0.073 - 6.375 \times 10^{-5} T + 1.64 \times 10^{-8} T^2 \\ \lambda_{PuO_2} &= \lambda_{UO_2} \text{と仮定} \\ \lambda_{NpO_2} &= 0.048 - 1.75 \times 10^{-5} T + 5.47 \times 10^{-9} T^2 \\ \lambda_{AmO_2} &= 0.015 - 1.125 \times 10^{-5} T + 3.91 \times 10^{-9} T^2 \\ \lambda_{OmO_{1.5}} &= 0.022 - 6.25 \times 10^{-6} T + 1.56 \times 10^{-9} T^2 \\ \lambda_{MgO} &= 0.271 - 3.255 \times 10^{-4} T + 1.246 \times 10^{-7} T^2 \end{aligned}$$

ただし、 λ はW/cm²Kの単位、Tは°C単位を有する。

(3) He-ABFR燃料の熱膨脹係数

多相セラミックスなどの複合体の体膨脹係数については、Turnerの式などがあるが、AcOx-MgO系燃料の場合、必要なデータが不足してそのまま適用できない。AcOx-MgO系の体膨脹係数 α は

$$\alpha = \frac{\sum_j \alpha_j K_j F_j / \rho_j}{\sum_j K_j F_j / \rho_j}$$

で表わされる。ここで、 K_j ；体積弾性率、 α_j ；体膨脹係数、 ρ_j ；密度、 F_j ；重量分率、である。したがって、各酸化物単体の弾性率 F_j が等しい場合には α は各酸化物単体の体膨脹係数 α_j の体積分率による平均値となる。したがって、本論文では、AcOx-MgOの熱膨脹係数 α として

$$\alpha = \sum_j f_j \alpha_j$$

を近似的に採用することにした。ここで、 f_j ；各酸化物単体の体積比、 α_j ；各酸化物単体の熱膨脹係数、である。 α_j に関してはTable 3.10に格子定数と共に示した。

3.2.2 热的性能からみた He-ABFR 炉心の選定

He-ABFR 炉心の検討では、以下の暫定的許容条件を課し、燃料ピン径、燃料ピンピッチおよび炉心高さのとり得る範囲を設定し、核的検討に基くアクチノイド燃料所要量最小条件によって基準となる炉心諸元を最終的に設定することとした。許容条件は、

- | | |
|-----------------|-----------------------------|
| (1) 燃料ノミナル最高温度 | $\leq 1950^{\circ}\text{C}$ |
| (2) 被覆管ノミナル最高温度 | $\leq 650^{\circ}\text{C}$ |
| (3) He 冷却材最高流速 | $\leq 100 \text{ m/s}$ |
| (4) 炉心圧力損失 | $\leq 2 \text{ kg/cm}^2$ |

である。

燃料ピン径については、ピン径 7 mm と 6 mm について検討したが、ピン径 7 mm の場合には、アクチノイド所要量の低減、燃料中心温度条件の緩和を考慮すると、いわゆる中空燃料ピン概念を採用する必要がある。この場合、燃料ペレット径は 6 mm であり、その中に 2 ~ 3 mm の中空領域を設けることになる。したがって、燃料ペレット加工上の問題があると共に、核的要件を考慮すると中空ペレットは必ずしも性能向上につながらないという結論を得たので、燃料ピン径を 6 mm と暫定的に設定した。この場合は、ペレット径 5.1 mm、被覆管内、外径はそれぞれ 5.24 mm、6.0 mm であり、ペレット中心に中空領域を設けない。

炉心高さについては、 $H = 80 \text{ cm} \sim 150 \text{ cm}$ について検討したが、最高線出力一定と軸方向出力ピーキング係数およびチャンネル流動条件の制限下においては、炉心高さが低い方がピンピッチをせばめ、結果としてアクチノイド所要量を減少することが期待できるという結論を得た。しかし、炉心高さが低すぎれば、核的な臨界条件から、径方向に炉心が拡大し、逆にアクチノイド所要量を増大させるか、あるいは径方向を限定すると燃料中の MgO 含有率が極端に低くなることが考えられる。以上の点を考慮して、炉心高さを暫定的に 100 cm に設定した。

以上の結果に基き、He-ABFB 炉心の熱的性能に関する検討では、ピンピッチと最高線出力をパラメータとして、許容条件が与えられた特性を定量化し、許容条件を満すパラメータ範囲を明らかにする。解析には単チャンネル熱流動解析法に基くが、解析における固定条件を Table 3.11 にまとめて示した。熱伝導率には、(2)と(3)式に基く MgO 連続相中に AcOx 固溶体が分散するペレット構造モデルを採用した。このモデルに基く熱伝導率を MgO 体積比をパラメータとして Fig. 3.10 に示した。この図には(1)式に基く MgO と AcOx の均質混合モデルに対する値も示しているが、前者が後者より高い熱伝導率を与えてることがわかる。また、ギャップコンダクタンスとして $8600 \text{ kcal/m}^2 \text{ h}^{\circ}\text{C}$ という高い値を採用しているが、これは燃焼をある程度進んだ時の値である。新燃料では低い値 ($\sim 4300 \text{ kcal/m}^2 \text{ h}^{\circ}\text{C}$) をとるので、初装荷時および平衡サイクル初期の新燃料の温度については問題が残る。Table 3.12 に、ピンピッチと最高線出力をパラメータとした時の熱流動特性、炉心組成体積比、炉心高さと直徑比 (H/D) および概算でのアクチノイド所要量、についてまとめて示した。この結果に基き、Fig. 3.11 には熱流動特性、Fig. 3.12 には H/D とアクチノイド所要量、Fig. 3.13 には組成比をピンピッチと最高線出力の関数としてそれぞれ示した。Fig. 3.14 には、燃料ノミナル最高温度 $< 1950^{\circ}\text{C}$ 、冷却材最高速度 $< 100 \text{ m/s}$ 、炉心圧力損失 $< 2.0 \text{ kg/cm}^2$ の制限条件を満足するピンピッチと最高線出力の範囲を図示した。制限条件には被覆管ノミナル最高温度 $< 650^{\circ}\text{C}$ が設けられていたが、Table 3.12 の結果

から明らかなように対象としたパラメータ範囲ではすべてこの条件を満足しているので Fig.3.14 では考慮していない。

すべての熱的制限条件を満足し、かつアクチノイド所要量最小を達成するケースは、ピンピッチ 8.5 mm, 最高線出力 280 W/cm のケースであり、その時のアクチノイド所要量は約 6370 kg である。冷却材最大流速は構造材の震動および冷却管のエロージョン、コロージョンを考慮して決定されるものであり、ここではこれまでの実績を参考にして最大と思われる値を暫定的に用いている。ただし、この値については更に技術的に追求すればより大きな値をとりうる可能性がある。したがって、冷却材最大流速の条件を考慮しなければ、残る制限条件を満足しアクチノイド所要量を最小にするケースは、ピンピッチ 8.0 mm, 最高線出力 300 W/cm のケースとなる。この場合、アクチノイド所要量は 5320 kg であるが、冷却材最大流速は約 133 m/s となる。

以上の検討結果より、冷却材最大流速に関して技術的進展を期待し、He-ABFR の基準炉心としてアクチノイド所要量が最小（約 5 トン）になるケースを選定した。すなわち、燃料ピン直径 6 mm, ピンピッチ 8.0 mm, 炉心高さ 100 cm, 炉心高さ／直径 0.446 の炉心であり、これを基準炉心-1 と呼ぶことにする。バックアップとして、すべての熱的制限条件を満足しかつアクチノイド所要量を最小（約 6.3 トン）にする、燃料ピン直径 6 mm, ピンピッチ 8.5 mm, 炉心高さ 100 cm, 炉心高さ／直径 0.409 の炉心を基準炉心-2 とした。基準炉心-1, -2 の炉心部主要目と熱流動特性を Table 3.13 にまとめて示した。

3.2.3 被覆管ラフネス効果の検討

ガス冷却高速炉の設計では、被覆管温度条件を満足させるために、被覆管表面に乱流促進体として粗面（ラフネス）を設け熱伝達特性の向上を図る。今回の He-ABFR では出力密度が極めて低くなるなど、被覆管温度条件よりも燃料温度条件の方が厳しくなる可能性が強くなると考えられたので、He-ABFR の被覆管表面にはラフネスを設けていない。そこで、被覆管表面にラフネスを設けることによる熱特性に与える効果を検討した。

固定条件は Table 3.11 と同じであり、燃料ピン直径、炉心高さも 6 mm, 100 cm に固定している。被覆管表面にラフネスを設ける場合には、冷却材流れが上昇流であることを考慮し、炉心燃料部下端から 30% を平滑面、それ以上炉心燃料部上端までにラフネスを設ける。ラフネス特性の代表的評価法として粗面(r)と平滑面(s)におけるスタントン数比 (Str/Strs) と摩擦比 (fr/fs) を用いることが多い。これらの値の設定には原子炉熱出力とポンプ動力の比によって定義されるパラメタが必要となるが、ここではこれまでのガス冷却高速炉の設計に用いられてきた $\text{Str}/\text{Strs} = 2$, $\text{fr}/\text{fs} = 4$ を暫定的に設定した。

Table 3.14 には、ラフネスを設けない場合、Table 3.15 には上述の特性を有するラフネスを設けた場合、について熱流動特性を含む炉心要目を示した。ただしラフネスを有する場合には冷却材最大流速を含む 4 つの制限条件を満足し、ラフネスなしの場合には冷却材最大流速のみを制限から除いている。

2 つの Table を比較することによって、ラフネスを設けることは炉心圧力損失を増大させ、圧力損失 2 kg/cm^2 の制限条件が問題となり、その分だけ線出力が下降することになる。その結果として、アクチノイド所要量が著しく増大することになる。ただし、ラフネスなしの場合には、

制限条件と冷却材入口、出口温度が 250°C , 500°C の固定条件を同時に満足するために、冷却材流速が著しく増大することになる。したがって、前節の基準炉心-1で述べたように、アクチノイド所要量を5トン程度に抑えるためには、冷却材最大流速は 100 m/s を越え、今後の技術的進展に期待しなければならなくなる。

3.2.4 冷却材出口温度と冷却材圧力の効果

基準炉心-1では、設定した制限条件に関し、燃料最高温度および被覆管最高温度については幾分余裕があるが、冷却材最大流速は著しく制限条件を超えており、設計の固定条件として与えた冷却材圧力と冷却材出口温度を変更することによって冷却材流速を減少させる方法について検討した。基準炉心-1を対象とし、燃料最高温度 T_f 、被覆管最高温度 T_c 、炉心圧力損失 ΔP 、冷却材最大流速 U に対する冷却材圧力 P および冷却材出口温度 T_{out} の効果を Fig. 3.15 に示した。

冷却材圧力の変化は、 T_f , T_c に対してほとんど影響を与えないが、 ΔP , U にはかなり大きな影響を及ぼす。したがって、冷却材圧力固定条件 $80\text{ kg/cm}^2 \cdot \text{G}$ を $100\text{ kg/cm}^2 \cdot \text{G}$ に増加すると、 ΔP , U についてかなりの改善が期待される。基準炉心-1において、 $T_{out} = 500^{\circ}\text{C}$ に固定し、冷却材圧力 $80\text{ kg/cm}^2 \cdot \text{G}$ を $100\text{ kg/cm}^2 \cdot \text{G}$ まで増加すると、圧力損失は $1.36\text{ kg/cm}^2 \cdot \text{G}$ から $1.09\text{ kg/cm}^2 \cdot \text{G}$ に低下し、冷却材最大流速は 133 m/s から 106 m/s へとほとんど制限条件に近い値にまで低下する。冷却材圧力 $100\text{ kg/cm}^2 \cdot \text{G}$ はこれまでのガス冷却高速炉に採用されてきた値であり、非現実的なものではない。

一方、冷却材出口温度を増加することによっても、 ΔP , U を低下させることができるのである。しかし、この場合には T_f , T_c の上昇を伴なうので注意が必要である。基準炉心-1で冷却材圧力を $80\text{ kg/cm}^2 \cdot \text{G}$ と固定し、冷却材出口温度を 500°C から 540°C に増加させると、Fig. 3.15 から明らかなように、圧力損失は $1.36\text{ kg/cm}^2 \cdot \text{G}$ から $1.00\text{ kg/cm}^2 \cdot \text{G}$ に、冷却材最大流速は 133 m/s から 114 m/s にそれぞれ低下するが、燃料最高温度は 1850°C から 1890°C 、被覆管最高温度は 600°C から 650°C にそれぞれ上昇することになる。このように冷却材出口温度を上昇することによる冷却材最大流速低減化の効果はあるが、特に被覆管最高温度が厳しくなるので、冷却材出口温度 500°C から増加することは好ましくない。

以上の検討結果から、基準炉心-1の設定においては、冷却材入口、出口温度はそれぞれ 250°C , 500°C と今まで通りの設定値とするが、冷却材圧力については $80\text{ kg/cm}^2 \cdot \text{G}$ を $100\text{ kg/cm}^2 \cdot \text{G}$ に変更するべきかもしれない。

3.3 Na冷却アクチノイド専焼高速炉 (Na-ABFR) の熱性能の検討

冷却材として Na を用いることは、中性子減速効果が大きく、多くのアクチノイド核種が有するしきい核分裂反応を有効に利用できない可能性がある。しかし、すでに前節までにみてきたように、冷却材 He を使用する He-ABFR では熱的性能が厳しいものであった。このことに鑑み、伝熱特性にすぐれた Na を冷却材として使用する Na-ABFR の熱的検討を行なった。

解析には、He-ABFR の場合と同じ単チャンネル熱流動解析法を使用したが、その主な条件

をTable 3.16にまとめて示した。出力ピーキング因子、ギャップコンダクタンス値および燃料熱伝導率評価法についてはHe-ABFRの場合と同じである。しかし、Na-ABFRの出力規模は1000MWtとNa冷却高速原型炉「もんじゅ」と同規模であるので、燃料ピン形状については「もんじゅ」に準ずることとした。炉心高さとして80cm, 100cm, ピンピッチ7.5mm~8.1mm, 最高線出力280w/cm~480w/cmをパラメータとして用いた。熱流動制限条件は、冷却材最大速度<10m/sとした以外はHe-ABFRの場合と同じである。

パラメータ・サーベイによって得られたNa-ABFRの熱流動性能をTable 3.17にまとめて示した。Fig. 3.16とFig. 3.17には、炉心高さ80cm, 100cmの場合について、燃料最高温度、被覆管最高温度、圧力損失、冷却材最大流速をピンピッチと最高線出力の関係として図示した。Fig. 3.18には、Fig. 3.16とFig. 3.17の結果に基き、炉心高さ80cm, 100cmのそれぞれの場合について、制限条件を満足する設計範囲を横軸に燃料ピンピッチ、縦軸に最高線出力をとって示した。Fig. 3.19とFig. 3.20には炉心高さ80cm, 100cmの場合について炉心高さ／炉心直径(H/D)とアクチノイドの概略所要量をピンピッチと最高線出の関数として図示した。また、Fig. 3.21には炉心内の燃料、構造材、冷却材の体積比(v_f, v_s, v_c)と燃料内のアクチノイド酸化物混合体積比($v_a = \text{AcOx}/(\text{AcOx} + \text{MgO})$)、とピンピッチとの関係を図示した。

一般に、アクチノイド所要量を最小とするためには、可能なかぎり最高線出力を大きくとることが望ましい。このことに基き、サーベイケースのうち可能なかぎり最適値に近いNa-ABFRとして2ケースを選定した。Na-ABFRに関する基準炉心-1と基準炉心-2の炉心主要目と熱的性能をTable 3.18に示した。基準炉心-1では、炉心高さ80cm, 炉心高さ／直径0.380, アクチノイド所要量3730kgであり、基準炉心-2では、炉心高さ100cm, 炉心高さ／直径0.49, アクチノイド所要量4330kgとなる。いずれも熱流動制限条件を満足する。

以上の検討結果から、He-ABFRとNa-ABFRのアクチノイド所要量はそれぞれ5.3トン、3.7トンとなり、この点でNa-ABFRはすぐれているが、長寿命アクチノイド核種(多くはしきい核分裂反応を有する)の効果的な消滅能力について核的な検討が必要である。熱・流動特性の見地からはNa-ABFRの方が若干有利であるが、He-ABFRでも技術的困難性は見当らず、安全性、構造の複雑さ、コストなどを含む総合的な評価に基き、いずれかを選択することが必要である。

Table 3.1 Atomic number densities of structure
and coolant materials for He-ABFR
(one-region core model : see Fig. 3.1)

$(10^{22} \cdot n \cdot cm^{-3})$

Nuclide \ Region	Core	Axial and Rad Reflector
He	0.04862	0.01757
Cr	0.2310	1.063
Fe	0.9170	4.577
Ni	0.1810	0.9045
Mo	0.02660	0.1327

Table 3.2 Energy structure and fission spectrum of JFS-V2-25G set

Group	Upper energy	Lower energy	DU	Pu-239 CHI (I)	U-235 CHI (I)
1	10.5 (MeV)	6.5 (MeV)	0.4800	0.023372	0.019000
2	6.5 (MeV)	4.0 (MeV)	0.4800	0.099585	0.089549
3	4.0 (MeV)	2.5 (MeV)	0.4800	0.184727	0.177317
4	2.5 (MeV)	1.4 (MeV)	0.5700	0.261464	0.262604
5	1.4 (MeV)	0.8 (MeV)	0.5700	0.195521	0.202274
6	0.8 (MeV)	0.4 (MeV)	0.6900	0.137327	0.144635
7	0.4 (MeV)	0.2 (MeV)	0.6900	0.060323	0.064229
8	0.2 (MeV)	100 (keV)	0.6900	0.023788	0.025468
9	100 (keV)	46.5 (keV)	0.7700	0.009395	0.010087
10	46.5 (keV)	21.5 (keV)	0.7700	0.003078	0.003310
11	21.5 (keV)	10.0 (keV)	0.7700	0.000977	0.001051
12	10.0 (keV)	4.65 (keV)	0.7700	0.000312	0.000336
13	4.65 (keV)	2.15 (keV)	0.7700	0.000100	0.000107
14	2.15 (keV)	1000 (ev)	0.7700	0.000031	0.000034
15	1000 (ev)	465 (ev)	0.7700		
16	465 (ev)	215 (ev)	0.7700		
17	215 (ev)	100 (ev)	0.7700		
18	100 (ev)	46.5 (ev)	0.7700		
19	46.5 (ev)	21.5 (ev)	0.7700		
20	21.5 (ev)	10.0 (ev)	0.7700		
21	10.0 (ev)	4.65 (ev)	0.7700		
22	4.65 (ev)	2.15 (ev)	0.7700		
23	2.15 (ev)	1.0 (ev)	0.7700		
24	1.0 (ev)	0.465 (ev)	0.7700		
25	0.465 (ev)	0.215 (ev)	0.7700		

Table 3.3-1

U 234 INFINITE DILUTION CROSS SECTION

GROUP	CAPTURE	FISSION	NU*FISSION
1	1.0000E-03	1.9432E+00	6.3672E+00
2	1.0000E-03	1.4977E+00	4.4060E+00
3	2.1914E-03	1.5149E+00	4.1216E+00
4	1.7391E-02	1.4689E+00	3.7712E+00
5	4.7252E-02	1.2040E+00	2.9809E+00
6	4.2031E-02	6.9669E-01	1.6796E+00
7	5.0096E-02	1.1206E-01	2.6600E-01
8	7.9132E-02	3.8682E-02	9.0952E-02
9	1.3601E-01	2.3851E-02	5.5887E-02
10	2.4749E-01	4.8180E-03	1.0738E-02
11	4.8557E-01	0.0	0.0
12	9.2586E-01	0.0	0.0
13	1.8491E+00	0.0	0.0
14	3.6802E+00	0.0	0.0
15	5.5000E+00	0.0	0.0
16	8.0000E+00	0.0	0.0
17	2.1000E+01	0.0	0.0
18	3.0000E+01	0.0	0.0
19	3.3000E+01	0.0	0.0
20	2.0000E-01	0.0	0.0
21	7.3500E+02	0.0	0.0
22	9.0000E+00	0.0	0.0
23	7.2000E+00	0.0	0.0
24	1.8500E+01	0.0	0.0
25	4.4600E+01	0.0	0.0

Table 3.3-2

U 235 INFINITE DILUTION CROSS SECTION

GROUP	CAPTURE	FISSION	NU*FISSION
1	1.0756E-02	1.6373E+00	5.7340E+00
2	1.9984E-02	1.1038E+00	3.3675E+00
3	3.3614E-02	1.2081E+00	3.3677E+00
4	5.9048E-02	1.2787E+00	3.3535E+00
5	1.0659E-01	1.2038E+00	3.0580E+00
6	1.6291E-01	1.1585E+00	2.8854E+00
7	2.5047E-01	1.2805E+00	3.1531E+00
8	3.6826E-01	1.4760E+00	3.6140E+00
9	5.1940E-01	1.7110E+00	4.1762E+00
10	7.2721E-01	2.0071E+00	4.8924E+00
11	1.0044E+00	2.4768E+00	6.0351E+00
12	1.4181E+00	3.3830E+00	8.2433E+00
13	1.6942E+00	4.9222E+00	1.1994E+01
14	3.0033E+00	7.1526E+00	1.7429E+01
15	4.6969E+00	1.1299E+01	2.7533E+01
16	7.1959E+00	1.6346E+01	3.9831E+01
17	1.1539E+01	2.0496E+01	4.9943E+01
18	1.6565E+01	3.5561E+01	8.6651E+01
19	2.3952E+01	4.3159E+01	1.0516E+02
20	4.4745E+01	5.1190E+01	1.2474E+02
21	3.7278E+01	4.8442E+01	1.1805E+02
22	7.0231E+00	1.7143E+01	4.1771E+01
23	1.2390E+01	3.5949E+01	8.7605E+01
24	7.9680E+00	6.5379E+01	1.5933E+02
25	3.4403E+01	1.5822E+02	3.8550E+02

Table 3.3-3

U 236 INFINITE DILUTION CROSS SECTION

GROUP	CAPTURE	FISSION	NU*FISSION
1	1.8930E-02	1.5501E+00	5.2952E+00
2	3.0394E-02	8.7173E-01	2.6471E+00
3	5.0495E-02	8.5263E-01	2.3819E+00
4	1.1224E-01	7.8511E-01	2.0654E+00
5	3.1252E-01	4.5236E-01	1.1429E+00
6	2.8217E-01	1.7820E-02	4.4082E-02
7	2.7794E-01	0.0	0.0
8	3.2515E-01	0.0	0.0
9	4.2392E-01	0.0	0.0
10	6.1749E-01	0.0	0.0
11	9.0284E-01	0.0	0.0
12	1.2262E+00	0.0	0.0
13	1.7468E+00	0.0	0.0
14	2.7592E+00	0.0	0.0
15	4.6974E+00	0.0	0.0
16	5.8450E+00	0.0	0.0
17	1.6050E+01	0.0	0.0
18	2.0391E+01	0.0	0.0
19	3.4748E+01	0.0	0.0
20	1.0386E-01	0.0	0.0
21	3.5792E+02	0.0	0.0
22	2.6013E+00	0.0	0.0
23	1.0085E+00	0.0	0.0
24	1.1455E+00	0.0	0.0
25	1.5477E+00	0.0	0.0

Table 3.3-4

U 238 INFINITE DILUTION CROSS SECTION

GROUP	CAPTURE	FISSION	NU*FISSION
1	3.6945E-03	9.4625E-01	3.3149E+00
2	9.4011E-03	5.8254E-01	1.7960E+00
3	2.3388E-02	5.5098E-01	1.5446E+00
4	5.8134E-02	4.5879E-01	1.2034E+00
5	1.1084E-01	3.4147E-02	8.5678E-02
6	1.1260E-01	8.7117E-04	2.1114E-03
7	1.2019E-01	7.5590E-05	1.7893E-04
8	1.6399E-01	4.6641E-05	1.0928E-04
9	2.6299E-01	4.0000E-05	9.3217E-05
10	4.3155E-01	6.9478E-05	1.6147E-04
11	6.0810E-01	8.6996E-05	2.0194E-04
12	8.4135E-01	8.9854E-06	2.0856E-05
13	1.3130E+00	2.6354E-10	6.2178E-10
14	1.8558E+00	1.2568E-04	2.9152E-04
15	3.3811E+00	5.7922E-04	1.3434E-03
16	4.6573E+00	1.4969E-08	3.4950E-08
17	2.0917E+01	1.0440E-08	2.4332E-08
18	1.6874E+01	1.1969E-08	2.7824E-08
19	5.7141E+01	1.5864E-08	3.6867E-08
20	8.1188E+01	2.2264E-08	5.1694E-08
21	1.7177E+02	3.1976E-08	7.4318E-08
22	6.7675E-01	4.6708E-08	1.0834E-07
23	4.9844E-01	6.8851E-08	1.5970E-07
24	5.9538E-01	5.6694E-08	1.3150E-07
25	8.1187E-01	2.6341E-08	6.1098E-08

Table 3.3-5

NP 237 INFINITE DILUTION CROSS SECTION

GROUP	CAPTURE	FISSION	NU*FISSION
1	8.3262E-03	2.1727E+00	8.2993E+00
2	1.5473E-02	1.5424E+00	5.2726E+00
3	2.8795E-02	1.6496E+00	5.2074E+00
4	5.9355E-02	1.6534E+00	4.9252E+00
5	1.2795E-01	1.4793E+00	4.2311E+00
6	3.0695E-01	6.9666E-01	1.9451E+00
7	6.2671E-01	9.0789E-02	2.4936E-01
8	9.4042E-01	3.2456E-02	8.8333E-02
9	1.2942E+00	1.8013E-02	4.8827E-02
10	1.7823E+00	1.0412E-02	2.8163E-02
11	2.5740E+00	9.6517E-03	2.6081E-02
12	3.9018E+00	1.0764E-02	2.9074E-02
13	6.0928E+00	8.7615E-03	2.3660E-02
14	9.5603E+00	2.2861E-02	6.1731E-02
15	1.4866E+01	2.9332E-02	7.9198E-02
16	2.2849E+01	3.9247E-02	1.0597E-01
17	3.2993E+01	8.3680E-02	2.2594E-01
18	5.8230E+01	7.5063E-03	2.0267E-02
19	8.1617E+01	1.4435E-01	3.8974E-01
20	9.2390E+01	1.9306E-03	5.2126E-03
21	9.2840E+01	9.7609E-03	2.6354E-02
22	5.0329E+01	4.4084E-03	1.1903E-02
23	2.4625E+02	9.6523E-03	2.6061E-02
24	2.8899E+02	1.1566E-02	3.1228E-02
25	1.1096E+02	5.4457E-03	1.4703E-02

Table 3.3-6

PU 238 INFINITE DILUTION CROSS SECTION

GROUP	CAPTURE	FISSION	NU*FISSION
1	1.9322E-02	2.6119E+00	1.0521E+01
2	2.1605E-02	2.2342E+00	8.0947E+00
3	4.3080E-02	2.2684E+00	7.6348E+00
4	9.6542E-02	2.1672E+00	6.8913E+00
5	1.7396E-01	2.0502E+00	6.2670E+00
6	2.5041E-01	1.5484E+00	4.6189E+00
7	3.5673E-01	9.4250E-01	2.7699E+00
8	4.8094E-01	7.0898E-01	2.0678E+00
9	6.4087E-01	6.1380E-01	1.7833E+00
10	8.6077E-01	6.9101E-01	2.0037E+00
11	1.1728E+00	7.0499E-01	2.0425E+00
12	1.8595E+00	1.3766E+00	3.9867E+00
13	2.7726E+00	1.5670E+00	4.5371E+00
14	3.6097E+00	1.9430E+00	5.6255E+00
15	6.2621E+00	2.7072E+00	7.8377E+00
16	1.1566E+01	4.1535E+00	1.2025E+01
17	2.7351E+01	6.5035E+00	1.8828E+01
18	1.3163E+01	1.7894E+00	5.1805E+00
19	9.5990E-02	5.6043E-03	1.6224E-02
20	5.1244E+01	2.7710E+00	8.0220E+00
21	6.5168E+00	1.3732E+00	3.9754E+00
22	4.8256E+01	1.5911E+00	4.6063E+00
23	5.7649E+00	1.8368E-01	5.3174E-01
24	1.9578E+01	6.0317E-01	1.7462E+00
25	6.0351E+01	1.8400E+00	5.3268E+00

Table 3.3-7

PU 239 INFINITE DILUTION CROSS SECTION

GROUP	CAPTURE	FISSION	NU*FISSION
1	5.3944E-04	2.2161E+00	8.8749E+00
2	1.5010E-03	1.7323E+00	6.2261E+00
3	3.0762E-03	1.8471E+00	6.1451E+00
4	9.1358E-03	1.9318E+00	6.0710E+00
5	2.4092E-02	1.7525E+00	5.3058E+00
6	9.1742E-02	1.6111E+00	4.7617E+00
7	1.7523E-01	1.5143E+00	4.4098E+00
8	2.1848E-01	1.5342E+00	4.4388E+00
9	3.5812E-01	1.5989E+00	4.6100E+00
10	5.0693E-01	1.6234E+00	4.6737E+00
11	8.8092E-01	1.7521E+00	5.0383E+00
12	1.5254E+00	2.1241E+00	6.1052E+00
13	2.7159E+00	3.0939E+00	8.8912E+00
14	3.7888E+00	4.5389E+00	1.3044E+01
15	6.7327E+00	8.4281E+00	2.4218E+01
16	1.2802E+01	1.2166E+01	3.4955E+01
17	1.7131E+01	1.8804E+01	5.4024E+01
18	3.7207E+01	5.6553E+01	1.6247E+02
19	3.4116E+01	2.2404E+01	6.4371E+01
20	6.6864E+01	1.0463E+02	3.0062E+02
21	2.6400E+01	3.4816E+01	1.0004E+02
22	1.1459E+00	1.1052E+01	3.1754E+01
23	7.7059E+00	2.4173E+01	6.9457E+01
24	4.4506E+01	9.8955E+01	2.8436E+02
25	1.1030E+03	1.6403E+03	4.7133E+03

Table 3.3-8

PU 240 INFINITE DILUTION CROSS SECTION

GROUP	CAPTURE	FISSION	NU*FISSION
1	6.9213E-03	1.7332E+00	6.9409E+00
2	1.3545E-02	1.5323E+00	5.4967E+00
3	2.8790E-02	1.6449E+00	5.4776E+00
4	5.7338E-02	1.6353E+00	5.1485E+00
5	1.0188E-01	1.5290E+00	4.6364E+00
6	1.4996E-01	6.0983E-01	1.8066E+00
7	1.7538E-01	1.2828E-01	3.7382E-01
8	2.2570E-01	7.9749E-02	2.3058E-01
9	3.3934E-01	6.0212E-02	1.7341E-01
10	6.4656E-01	8.1832E-02	2.3523E-01
11	1.0419E+00	7.5305E-02	2.1628E-01
12	1.4124E+00	8.3040E-02	2.3839E-01
13	2.0573E+00	1.8215E-01	5.2281E-01
14	3.2599E+00	2.1772E-01	6.2486E-01
15	5.5588E+00	3.2118E-01	9.2177E-01
16	8.3336E+00	2.1679E-01	6.2217E-01
17	2.5261E+01	3.2548E-01	9.3408E-01
18	4.2293E+01	2.9490E-01	8.4630E-01
19	6.7530E+01	3.1794E-01	9.1243E-01
20	2.6338E+01	1.6185E-01	4.6447E-01
21	8.8439E-01	7.3711E-04	2.1153E-03
22	8.9598E+00	2.4313E-03	6.9772E-03
23	9.6335E+03	1.8400E+00	5.2803E+00
24	1.2430E+03	2.3869E-01	6.8500E-01
25	1.6052E+02	3.1299E-02	8.9823E-02

Table 3.3-9

PU 241 INFINITE DILUTION CROSS SECTION

GROUP	CAPTURE	FISSION	NU*FISSION
1	2.9635E-02	2.1015E+00	8.4711E+00
2	4.5357E-02	1.5340E+00	5.5799E+00
3	6.9074E-02	1.5847E+00	5.3553E+00
4	9.7065E-02	1.7373E+00	5.5664E+00
5	1.1674E-01	1.6098E+00	4.9725E+00
6	1.3725E-01	1.5075E+00	4.5446E+00
7	1.9282E-01	1.6754E+00	4.9814E+00
8	2.8395E-01	1.9898E+00	5.8754E+00
9	4.1197E-01	2.3194E+00	6.8243E+00
10	5.5383E-01	2.5513E+00	7.4929E+00
11	7.4785E-01	3.0215E+00	8.8664E+00
12	1.1709E+00	4.3357E+00	1.2718E+01
13	1.8694E+00	6.6182E+00	1.9409E+01
14	2.6921E+00	9.1876E+00	2.6943E+01
15	4.3904E+00	1.3928E+01	4.0841E+01
16	7.4812E+00	2.3144E+01	6.7866E+01
17	1.0020E+01	3.0533E+01	8.9531E+01
18	1.2292E+01	4.5157E+01	1.3241E+02
19	5.9465E+00	6.4333E+01	1.8864E+02
20	4.1179E+01	1.3224E+02	3.8775E+02
21	1.7932E+01	2.3984E+02	7.0329E+02
22	4.2619E+01	1.0955E+02	3.2123E+02
23	2.7687E+00	2.7690E+01	8.1196E+01
24	1.3861E+01	4.4599E+01	1.3078E+02
25	3.5571E+02	8.1540E+02	2.3910E+03

Table 3.3-10

PU 242 INFINITE DILUTION CROSS SECTION

GROUP	CAPTURE	FISSION	NU*FISSION
1	4.5078E-03	1.9754E+00	7.6841E+00
2	7.7673E-03	1.7874E+00	6.2742E+00
3	2.1146E-02	1.6566E+00	5.3983E+00
4	4.1898E-02	1.3700E+00	4.2191E+00
5	5.7325E-02	1.3559E+00	4.0208E+00
6	1.1071E-01	4.0818E-01	1.1833E+00
7	1.2090E-01	7.0282E-02	2.0045E-01
8	1.4254E-01	3.2304E-02	9.1389E-02
9	2.3560E-01	3.2764E-02	9.2320E-02
10	4.1484E-01	4.5745E-02	1.2866E-01
11	5.7890E-01	6.0683E-02	1.7053E-01
12	8.8277E-01	0.0	0.0
13	1.4017E+00	0.0	0.0
14	2.4715E+00	0.0	0.0
15	4.5850E+00	0.0	0.0
16	6.9311E+00	0.0	0.0
17	1.1787E+01	0.0	0.0
18	4.3148E+01	0.0	0.0
19	4.6039E+00	0.0	0.0
20	9.8450E-02	0.0	0.0
21	7.3002E-01	0.0	0.0
22	1.3625E+03	0.0	0.0
23	1.5303E+01	0.0	0.0
24	6.3479E+00	0.0	0.0
25	6.6229E+00	0.0	0.0

Table 3.3-11

AM 241 INFINITE DILUTION CROSS SECTION

GROUP	CAPTURE	FISSION	NU*FISSION
1	9.3524E-05	2.3923E+00	1.0446E+01
2	2.6372E-03	2.0575E+00	8.1487E+00
3	2.1693E-02	1.8856E+00	6.9605E+00
4	9.0081E-02	1.8322E+00	6.4214E+00
5	2.4912E-01	1.2983E+00	4.4012E+00
6	4.9032E-01	1.7118E-01	5.6804E-01
7	6.8730E-01	2.3299E-02	7.6056E-02
8	9.8631E-01	3.2885E-02	1.0663E-01
9	1.3506E+00	1.1053E-02	3.5694E-02
10	1.8203E+00	3.3264E-02	1.0723E-01
11	2.4172E+00	1.2053E-01	3.8824E-01
12	3.5774E+00	9.3293E-02	3.0041E-01
13	5.5427E+00	1.2797E-01	4.1200E-01
14	8.7458E+00	1.9436E-01	6.2568E-01
15	1.3810E+01	2.2468E-01	7.2327E-01
16	2.1626E+01	2.3089E-01	7.4325E-01
17	4.0221E+01	2.2977E-01	7.3965E-01
18	5.4632E+01	1.9372E-01	6.2360E-01
19	7.2259E+01	3.5477E-01	1.1420E+00
20	1.0504E+02	4.6013E-01	1.4812E+00
21	1.6569E+02	1.6535E+00	5.3226E+00
22	1.8840E+02	6.9371E-01	2.2331E+00
23	6.7843E+02	4.4708E+00	1.4391E+01
24	7.2454E+02	2.4851E+00	7.9997E+00
25	1.7398E+03	1.0714E+01	3.4488E+01

Table 3.3-12

AM 242 INFINITE DILUTION CROSS SECTION

GROUP	CAPTURE	FISSION	NU*FISSION
1	9.4102E-02	8.4816E-01	2.8514E+00
2	1.1474E-01	1.0341E+00	3.4767E+00
3	1.2820E-01	1.1555E+00	3.8845E+00
4	1.3760E-01	1.2402E+00	4.1693E+00
5	1.4382E-01	1.2962E+00	4.3578E+00
6	1.4768E-01	1.3311E+00	4.4749E+00
7	1.4987E-01	1.3508E+00	4.5413E+00
8	1.5097E-01	1.3607E+00	4.5746E+00
9	1.5154E-01	1.3658E+00	4.5917E+00
10	1.5182E-01	1.3684E+00	4.6004E+00
11	1.6157E-01	1.4562E+00	4.8957E+00
12	4.4491E-01	3.2711E+00	1.0995E+01
13	7.6774E-01	4.7647E+00	1.6012E+01
14	1.2044E+00	7.0678E+00	2.3750E+01
15	1.8236E+00	1.0468E+01	3.5174E+01
16	2.7411E+00	1.5566E+01	5.2304E+01
17	4.0189E+00	2.2767E+01	7.6497E+01
18	4.0025E+00	3.6025E+01	1.2104E+02
19	5.9509E+00	5.3561E+01	1.7997E+02
20	8.7702E+00	7.8937E+01	2.6523E+02
21	1.3490E+01	1.2142E+02	4.0796E+02
22	1.1279E+01	1.0152E+02	3.4110E+02
23	1.3490E+01	1.2142E+02	4.0796E+02
24	3.0054E+01	2.7051E+02	9.0890E+02
25	5.6843E+01	5.1161E+02	1.7190E+03

Table 3.3-13

AM .242M INFINITE DILUTION CROSS SECTION

GROUP	CAPTURE	FISSION	NU*FISSION
1	5.5181E-03	2.4500E+00	1.1249E+01
2	4.8488E-03	2.0390E+00	8.3958E+00
3	4.3406E-03	2.2730E+00	8.6412E+00
4	6.5898E-03	1.9247E+00	6.9055E+00
5	1.2166E-02	2.3669E+00	8.1649E+00
6	2.5530E-02	2.2416E+00	7.5402E+00
7	5.8896E-02	2.4283E+00	8.0436E+00
8	1.2226E-01	2.8455E+00	9.3574E+00
9	2.2678E-01	3.4530E+00	1.1311E+01
10	4.9680E-01	3.7974E+00	1.2416E+01
11	8.7405E-01	4.9873E+00	1.6291E+01
12	1.3422E+00	8.2939E+00	2.7081E+01
13	2.0955E+00	1.2719E+01	4.1520E+01
14	3.2177E+00	1.9239E+01	6.2800E+01
15	4.8682E+00	2.8766E+01	9.3896E+01
16	7.3322E+00	4.2928E+01	1.4012E+02
17	1.0969E+01	6.3775E+01	2.0816E+02
18	1.6265E+01	9.4089E+01	3.0711E+02
19	2.4171E+01	1.3930E+02	4.5469E+02
20	3.5682E+01	2.0511E+02	6.6948E+02
21	5.2466E+01	3.0104E+02	9.8260E+02
22	4.0306E+01	3.1879E+02	1.0405E+03
23	3.9947E+01	4.1121E+02	1.3422E+03
24	1.5298E+02	8.8785E+02	2.8979E+03
25	4.6748E+02	2.3296E+03	7.6037E+03

Table 3.3-14

AM 243 INFINITE DILUTION CROSS SECTION

GROUP	CAPTURE	FISSION	NU*FISSION
1	5.4120E-03	2.4597E+00	1.1562E+01
2	6.7512E-03	1.6644E+00	6.9949E+00
3	1.2505E-02	1.5652E+00	6.0366E+00
4	2.7508E-02	1.5861E+00	5.7549E+00
5	5.5944E-02	1.2094E+00	4.2111E+00
6	1.2374E-01	1.5381E-01	5.2212E-01
7	2.3683E-01	2.2920E-02	7.6262E-02
8	4.6432E-01	1.2424E-02	4.0965E-02
9	9.0020E-01	1.4136E-02	4.6407E-02
10	1.3971E+00	1.5348E-02	5.0278E-02
11	1.8666E+00	1.9914E-02	6.5172E-02
12	2.9364E+00	1.5663E-02	5.1241E-02
13	4.8620E+00	5.0157E-03	1.6405E-02
14	7.8566E+00	1.6443E-03	5.3774E-03
15	1.2387E+01	5.1114E-04	1.6715E-03
16	1.8905E+01	1.4525E-04	4.7496E-04
17	3.2362E+01	0.0	0.0
18	3.5923E+01	0.0	0.0
19	6.1880E+01	0.0	0.0
20	1.1759E+02	0.0	0.0
21	1.6064E+02	0.0	0.0
22	7.6882E+01	0.0	0.0
23	1.7646E+03	0.0	0.0
24	8.0001E+01	0.0	0.0
25	4.1760E+01	0.0	0.0

Table 3.3-15

CM 242. INFINITE DILUTION CROSS SECTION

GROUP	CAPTURE	FISSION	NU*FISSION
1	1.5235E-03	2.5618E+00	1.2197E+01
2	1.3847E-03	1.8943E+00	8.1467E+00
3	3.6587E-03	1.5350E+00	6.1278E+00
4	1.2619E-02	1.3339E+00	5.0388E+00
5	2.8322E-02	5.9480E-01	2.1647E+00
6	4.2877E-02	7.1538E-02	2.5431E-01
7	6.6533E-02	1.0700E-02	3.7374E-02
8	9.5303E-02	4.8714E-03	1.6883E-02
9	1.6953E-01	4.1912E-03	1.4471E-02
10	3.4125E-01	5.4430E-03	1.8753E-02
11	4.9968E-01	7.0126E-03	2.4141E-02
12	8.3539E-01	6.7797E-03	2.3331E-02
13	1.5632E+00	4.6438E-03	1.5977E-02
14	2.8635E+00	3.2640E-03	1.1229E-02
15	5.1058E+00	2.1945E-03	7.5494E-03
16	9.9310E+00	1.0744E-03	3.6961E-03
17	2.0279E+01	1.8454E-05	6.3484E-05
18	3.0041E+01	1.1886E-04	4.0887E-04
19	4.7928E+01	7.3120E-04	2.5153E-03
20	7.9931E+01	4.0384E-03	1.3892E-02
21	2.9211E-01	1.8700E-02	6.4329E-02
22	5.0540E-01	6.7896E-02	2.3356E-01
23	1.1602E+00	1.8586E-01	6.3935E-01
24	2.3456E+00	3.9761E-01	1.3678E+00
25	4.1449E+00	7.1799E-01	2.4699E+00

Table 3.3-16

CM 243. INFINITE DILUTION CROSS SECTION

GROUP	CAPTURE	FISSION	NU*FISSION
1	2.0000E-03	2.0176E+00	9.7121E+00
2	2.0000E-03	1.7733E+00	7.6253E+00
3	2.4171E-03	1.9866E+00	7.9126E+00
4	4.5742E-03	2.3411E+00	8.8147E+00
5	9.1760E-03	2.2679E+00	8.2227E+00
6	2.0720E-02	1.8582E+00	6.5716E+00
7	5.1334E-02	1.5849E+00	5.5174E+00
8	1.2320E-01	1.1908E+00	6.1876E+00
9	2.2802E-01	2.0885E+00	7.1894E+00
10	3.0856E-01	2.3787E+00	8.1723E+00
11	3.8370E-01	3.0081E+00	1.0326E+01
12	6.9014E-01	4.5851E+00	1.5732E+01
13	1.1371E+00	7.3607E+00	2.5251E+01
14	1.8263E+00	1.1543E+01	3.9596E+01
15	2.8700E+00	1.7766E+01	6.0941E+01
16	4.4620E+00	2.7133E+01	9.3066E+01
17	6.8486E+00	4.1030E+01	1.4073E+02
18	1.0368E+01	6.1388E+01	2.1056E+02
19	1.7855E+01	9.5460E+01	3.2743E+02
20	2.8675E+01	1.5194E+02	5.2114E+02
21	2.9753E+01	3.7120E+02	1.2732E+03
22	1.4509E+02	8.3434E+02	2.8618E+03
23	5.5852E+01	6.9003E+02	2.3668E+03
24	1.8970E+01	2.3030E+02	7.8991E+02
25	1.9213E+01	2.3252E+02	7.9754E+02

Table 3.3-17

CM 244 INFINITE DILUTION CROSS SECTION

GROUP	CAPTURE	FISSION	NU*FISSION
1	3.0000E-03	2.5485E+00	1.2409E+01
2	6.4077E-03	1.9885E+00	8.6933E+00
3	1.7902E-02	1.9380E+00	7.8355E+00
4	5.3947E-02	1.8502E+00	7.0550E+00
5	1.3442E-01	1.9178E+00	7.0174E+00
6	2.3125E-01	7.8163E-01	2.7976E+00
7	3.7177E-01	1.1460E-01	4.0311E-01
8	5.4154E-01	4.7559E-02	1.6585E-01
9	8.8693E-01	5.8482E-02	2.0309E-01
10	1.2134E+00	6.4689E-02	2.2420E-01
11	1.5760E+00	5.8004E-02	2.0086E-01
12	1.8617E+00	6.2784E-02	2.1731E-01
13	2.4941E+00	9.3339E-02	3.2301E-01
14	3.6028E+00	1.3457E-01	4.6563E-01
15	6.9617E+00	2.3829E-01	8.2450E-01
16	1.2859E+01	3.0519E-01	1.0560E+00
17	9.9457E+00	3.2894E-01	1.1382E+00
18	1.5057E+01	4.3068E-01	1.4902E+00
19	2.1263E+01	1.6956E+00	5.8667E+00
20	3.3886E+01	1.2664E+00	4.3816E+00
21	6.5751E+02	9.2492E+00	3.2002E+01
22	2.2567E+00	3.8090E-02	1.3179E-01
23	1.7110E+00	4.2271E-02	1.4626E-01
24	2.1010E+00	7.5148E-02	2.6001E-01
25	2.9579E+00	1.3540E-01	4.6849E-01

Table 3.3-18

CM 245 INFINITE DILUTION CROSS SECTION

GROUP	CAPTURE	FISSION	NU*FISSION
1	3.7762E-03	2.0797E+00	1.0967E+01
2	4.4946E-03	1.8642E+00	8.8748E+00
3	6.0730E-03	2.0000E+00	8.8391E+00
4	1.6139E-02	2.1312E+00	8.9341E+00
5	3.6975E-02	1.8184E+00	7.3421E+00
6	7.6752E-02	1.8263E+00	7.1934E+00
7	1.5901E-01	2.0672E+00	8.0279E+00
8	2.0672E-01	2.2557E+00	8.7008E+00
9	2.8529E-01	2.4004E+00	9.2250E+00
10	4.5132E-01	2.6381E+00	1.0120E+01
11	8.0105E-01	3.5019E+00	1.3422E+01
12	9.8444E-01	3.8131E+00	1.4609E+01
13	1.0009E+00	5.4183E+00	2.0755E+01
14	1.1038E+00	8.1307E+00	3.1143E+01
15	1.5905E+00	1.1929E+01	4.5689E+01
16	2.3428E+00	1.7571E+01	6.7298E+01
17	3.3749E+00	2.5312E+01	9.6944E+01
18	4.9277E+00	3.6957E+01	1.4155E+02
19	7.2369E+00	5.4277E+01	2.0788E+02
20	1.0091E+01	7.4753E+01	2.8630E+02
21	2.5727E+01	1.7971E+02	6.8830E+02
22	2.5456E+01	1.9910E+02	7.6255E+02
23	3.7899E+01	2.4769E+02	9.4863E+02
24	3.4276E+01	2.2831E+02	8.7441E+02
25	6.4907E+01	3.9042E+02	1.4953E+03

Table 3.4 Comparison of fission ratios at start-up core

Reactor	He-ABFR			GCFR
Fuel Type Nuclide	F1	L2	L1(Pu)	PuO ₂ -UO ₂
U-235	—	—	—	0.0116
U-238	—	—	—	0.1207
Np-237	0.0563	—	0.4194	—
Pu-238	0.0041	0.0083	0.0079	—
Pu-239	0.5300	0.3995	0.3699	0.7963
Pu-240	0.0457	0.0418	0.0420	0.0339
Pu-241	0.0627	0.0978	0.0881	0.0340
Pu-242	0.0063	0.0055	0.0056	0.0035
Am-241	0.1947	0.1738	0.0259	—
Am-243	0.0853	0.2476	0.0373	—
Cm-242	0.0049	0.0120	0.0018	—
Cm-244	0.0101	0.0137	0.0020	—

Table 3.5 Comparison of fission-capture reaction ratios (σ_f/σ_c) at start-up core

Reactor	He-ABFR			GCFR
Fuel Type Nuclide	F1	L2	L1(Pu)	PuO ₂ -UO ₂
U-235	—	—	—	3.442
U-238	—	—	—	0.177
Np-237	0.338	—	0.424	0.249
Pu-238	1.862	1.922	2.142	1.602
Pu-239	4.198	4.440	4.976	3.759
Pu-240	1.072	1.117	1.326	0.806
Pu-241	5.732	5.863	6.166	5.441
Pu-242	1.304	1.371	1.647	0.901
Am-241	0.305	0.314	0.370	0.216
Am-243	0.376	0.396	0.485	0.254
Cm-242	0.979	1.070	1.339	0.615
Cm-244	0.727	0.743	0.872	0.546

Table 3.6 Multiplication factor with burnup

Burnup Fuel Model \	0 FPD	300 FPD	600 FPD	900 FPD
F1	1.0700	1.0490	1.0269	1.0019
L2	1.0700	1.0641	1.0496	1.0322
L1(Pu)	1.0700	1.0649	1.0576	1.0485

FPD : Full Power Day

Table 3.7-1 Composition changes in actinide fuel
with burnup --- fuel model : F1 ---

Burnup Nuclide \	(kg)			
Nuclide	0 FPD	300 FPD	600 FPD	900 FPD
Np-237	481.5	418.3	363.4	315.8
Pu-238	12.7	157.0	278.0	366.3
Pu-239	1113.0	927.7	780.6	663.9
Pu-240	368.1	379.3	385.4	387.5
Pu-241	100.5	88.7	79.9	73.4
Pu-242	62.3	88.9	110.1	126.9
Am-241	1852.2	1605.7	1392.0	1206.9
Am-242	0.0	0.5	0.4	0.4
Am-242M	0.0	26.0	40.8	48.2
Am-243	973.3	879.7	796.4	722.1
Cm-242	75.7	92.5	87.5	77.9
Cm-243	0.0	1.7	3.0	3.9
Cm-244	71.1	126.9	169.3	200.6
Cm-245	0.0	5.7	12.9	20.7
Total	5110.4	4798.4	4499.9	4214.6

Table 3.7-2 Composition changes in actinide fuel
with burnup — fuel model : L2 — (kg)

Nuclide \ Burnup	0 FPD	300 FPD	600 FPD	900 FPD
Np-237	0.0	1.9	3.3	4.4
Pu-238	26.2	186.9	272.3	322.8
Pu-239	854.3	718.2	610.2	523.3
Pu-240	342.8	349.3	355.9	362.2
Pu-241	161.4	134.4	113.9	98.4
Pu-242	55.6	80.7	100.9	116.8
Am-241	1686.6	1472.9	1286.1	1122.9
Am-242	0.0	0.4	0.4	0.3
Am-242M	0.0	22.8	36.1	43.1
Am-243	2871.8	2605.2	2364.8	2147.4
Cm-242	185.5	112.7	85.4	71.1
Cm-243	0.0	2.4	3.6	4.2
Cm-244	98.5	265.7	395.1	492.9
Cm-245	0.0	10.2	26.3	45.2
Total	6282.8	5963.8	5654.5	5355.3

Table 3.7-3 Composition changes in actinide fuel
with burnup — fuel model : L1(Pu) — (kg)

Nuclide \ Burnup	0 FPD	300 FPD	600 FPD	900 FPD
Np-237	4212.8	3793.4	3401.4	3035.2
Pu-238	30.9	329.5	568.5	757.9
Pu-239	1005.8	881.3	779.3	696.2
Pu-240	403.8	403.3	401.3	397.9
Pu-241	190.1	163.1	140.8	122.3
Pu-242	65.5	69.9	73.5	76.4
Am-241	293.5	270.4	247.8	225.7
Am-242	0.0	0.1	0.1	0.1
Am-242M	0.0	3.1	5.4	6.9
Am-243	499.5	465.1	432.0	400.2
Cm-242	32.3	17.0	12.6	11.0
Cm-243	0.0	0.3	0.4	0.5
Cm-244	17.1	37.9	55.9	71.4
Cm-245	0.0	1.1	3.0	5.3
Total	6751.3	6435.5	6122.3	5807.4

Table 3.8-1 Fission ratio changes with burnup

— fuel model : F1 —

(kg)

Burnup Nuclide	0 FPD	300 FPD	600 FPD	900 FPD
Np-237	0.056	0.050	0.045	0.041
Pu-238	0.004	0.053	0.098	0.136
Pu-239	0.530	0.469	0.417	0.376
Pu-240	0.046	0.049	0.051	0.054
Pu-241	0.063	0.059	0.057	0.056
Pu-242	0.006	0.009	0.012	0.014
Am-241	0.195	0.174	0.156	0.140
Am-242	0.000	0.000 ₂	0.000 ₂	0.000 ₂
Am-242M	0.000	0.027	0.045	0.058
Am-243	0.085	0.079	0.074	0.069
Cm-242	0.005	0.006	0.006	0.006
Cm-243	0.000	0.001	0.002	0.003
Cm-244	0.010	0.019	0.026	0.031
Cm-245	0.000	0.004	0.010	0.017

Table 3.8-2 Fission ratio changes with burnup

— fuel model : L2 —

(kg)

Burnup Nuclide	0 FPD	300 FPD	600 FPD	900 FPD
Np-237	0.000	0.000 ₂	0.000 ₄	0.000 ₅
Pu-238	0.008	0.061	0.092	0.113
Pu-239	0.400	0.346	0.307	0.276
Pu-240	0.042	0.043	0.045	0.048
Pu-241	0.098	0.084	0.075	0.068
Pu-242	0.006	0.008	0.010	0.012
Am-241	0.174	0.154	0.138	0.124
Am-242	0.000	0.000 ₂	0.000 ₂	0.000 ₁
Am-242M	0.000	0.022	0.037	0.046
Am-243	0.248	0.228	0.212	0.197
Cm-242	0.012	0.007	0.006	0.005
Cm-243	0.000	0.002	0.003	0.003
Cm-244	0.014	0.038	0.057	0.074
Cm-245	0.000	0.007	0.018	0.033

Table 3.8-3 Fission ratio changes with burnup
— fuel model : L1(Pu) —
(kg)

Nuclide \ Burnup	0 FPD	300 FPD	600 FPD	900 FPD
Np-237	0.419	0.383	0.350	0.318
Pu-238	0.008	0.087	0.154	0.212
Pu-239	0.370	0.335	0.306	0.284
Pu-240	0.042	0.043	0.043	0.044
Pu-241	0.088	0.078	0.071	0.064
Pu-242	0.006	0.006	0.007	0.007
Am-241	0.026	0.024	0.023	0.021
Am-242	0.000	0.000	0.000	0.000
Am-242M	0.000	0.002	0.004	0.006
Am-243	0.037	0.035	0.033	0.031
Cm-242	0.002	0.001	0.001	0.001
Cm-243	0.000	0.000 ₁	0.000 ₂	0.000 ₃
Cm-244	0.002	0.005	0.007	0.009
Cm-245	0.000	0.001	0.002	0.003

Table 3.9 Melting points of AcOx-MgO and its constituents

Constituents	Density TD(g/cm ³)	Melting point (°C)	Mol. fraction	
			without MgO	with MgO
UO ₂	10.96	2840	—	—
NpO ₂	11.16	2550	0.0941	0.0659
PuO ₂	11.46	2440	0.3236	0.2265
AmO ₂	11.66	2120	0.5535	0.3874
CmO ₂	10.66	2275	0.0288	0.0202
MgO	3.58	2800	—	0.3000

$$\text{Melting point of AcOx-MgO} = \begin{cases} 2268^\circ\text{C} & \text{without MgO} \\ 2428^\circ\text{C} & \text{with MgO} \end{cases}$$

Table 3.10 Thermal expansion coefficients of actinide oxides

Compound	Lattice constant a [Å]	$\alpha (10^{-6}/^{\circ}\text{C})$ 25 °C	$\alpha (10^{-6}/^{\circ}\text{C})$ 900 °C
ThO_2	5.5959	8.22	10.2
UO_2	5.4675	8.36	12.2
UO_2	5.4701	8.73	12.2
NpO_2	5.4316	8.93	10.9
PuO_2	5.3948	8.73	12.0
AmO_2	5.3733	8.21	12.9
CmO_2	5.3569	10.20	-
CmO_2	5.3559	8.10	-
BkO_2	5.3304	8.25	13.2
MgO	4.203	-	14.2 *
ZrO_2	5.065	-	9.4 **

* at 20 to 1000 °C

** at 1500 °C

from Salmang, H. = Ceramics - Physical and chemical fundamentals
 London, Butterworths, 1961

Table 3.11 Fixed design condition of He-ABFR

Reactor thermal power	1,000 MWt
Coolant	He (80 kg/cm ² ·G)
Inlet temperature	250 °C
Outlet temperature	500 °C
Cladding	SUS316
Thermal conductivity	16.5 Kcal/mh°C
Gap conductance	8,600 Kcal/m ² h°C
Fuel	90%TD AcOx-MgO
Thermal conductivity	Eq.s (2) & (3)
Power peaking factor	1.6
Axial	1.30
Radial	1.173
Local	1.05
Fuel pin	
Pellet outer diameter	5.10 mm
Clad inner diameter	5.24 mm
Clad outer diameter	6.0 mm
Active core height	100 cm
No. of pins/assembly	271
Fuel pin pitch	7.5 ~ 9.0 mm
Max. linear heat rate	180 ~ 300 W/cm

Table 3.12 Thermal-hydraulic performances and principal parameters of He-ABFRs

— Pin diameter; 6.0mm and core height; 100cm —

CASE	P(p/d) [mm]	q_{fmax} [W/cm]	T_{fmax} [°C]	T_{cmax} [°C]	ΔP [kg/cm ²]	U_{max} [m/s]	v_f [%]	v_s [%]	v_c [%]	v_{AcOx} [%]	H/D	M _{inv} [ton]
He-111 (7.5 (1.250)	180	1105	556	1.259	105.09	34.6	21.5	44.0	48.6	0.3749	7.84	
112		200	1208	559	1.533	117.27					0.3939	7.03
113		220	1308	562	1.812	128.70					0.4119	6.39
114		240	1414	565	2.133	140.88					0.4302	5.84
115		260	1510	568	2.454	152.30					0.4456	5.42
116		280	1601	570	2.795	163.73					0.4598	5.04
117		300	1690	573	3.181	175.91					0.4754	4.68
121 (8.0 (1.333)	180	1244	579	0.539	79.19	30.4	19.5	50.1	55.3	0.3516	8.91	
122		200	1362	583	0.656	88.37					0.3695	7.99
123		220	1471	586	0.776	96.98					0.3864	7.26
124		240	1581	590	0.913	106.16					0.4035	6.64
125		260	1676	593	1.050	114.77					0.4179	6.16
126		280	1763	597	1.196	123.38					0.4312	5.72
127		300	1848	600	1.361	132.56					0.4459	5.32
He-131 (8.5 (1.417)	180	1402	605	0.266	62.58	27.3	17.9	54.8	61.5	0.3332	9.92	
132		200	1528	609	0.324	69.83					0.3502	8.90
133		220	1639	615	0.383	76.63					0.3662	8.09
134		240	1747	619	0.450	83.89					0.3824	7.40
135		260	1838	623	0.518	90.69					0.3961	6.85
136		280	1921	627	0.590	97.49					0.4087	6.37
137		300	2000	631	0.672	104.75					0.4226	5.92
141 (9.0 (1.5)	180	1582	635	0.146	51.30	24.7	16.6	58.7	68.1	0.3166	10.99	
142		200	1710	641	0.178	57.24					0.3328	9.85
143		220	1819	646	0.211	62.82					0.3480	8.96
144		240	1922	651	0.248	68.77					0.3634	8.19
145		260	2009	656	0.285	74.34					0.3764	7.59
146		280	2087	661	0.325	79.92					0.3884	7.06
147		300	2162	666	0.370	85.87					0.4016	6.56

P; pin pitch, q_{fmax} ; max. linear heat rate, T_{fmax} ; max. fuel temp., T_{cmax} ; max. clad temp., ΔP ; active core pressure drop, U_{max} ; max. coolant velocity, v_f, v_s, v_c ; volume fractions of fuel, structure and coolant, v_{AcOx} ; volume fraction of AcOx in AcOx-MgO, H/D; core height/diameter and M_{inv} ; actinide inventory

Table 3.13 Principal core parameters and thermal-hydraulic performances of selected He-ABFRs

Items	Ref.-1	Ref.-2
<u>Principal parameters</u>		
Fuel pin dia (mm)	6.0	6.0
Fuel pin pitch (mm)	8.0	8.5
Wrapper across flat distance (mm)	138	146
Core height (cm)	100	100
Total No. of fuel pins	53,658	57,723
No. of pins/assembly	271	271
No. of fuel assemblies	198	213
No. of control rod assemblies	19	19
Equivalent core diameter (cm)	224.3	244.7
Core height/diameter (H/D)	0.446	0.410
Volume fractions (%)		
- Fuel	30.4	27.3
- Structure	19.5	17.9
- Coolant	50.1	54.8
Volume fraction of AcOx in AcOx-MgO (%)	55.3	61.5
Actinide inventory (ton)	5.32	6.37
Actinide specific power (MW/ton)	188	157
<u>Thermal performance</u>		
Max. linear heat rate (W/cm)	300	280
Av. linear heat rate (W/cm)	188	175
Av. power density (W/cm ³)	253	213
Max. fuel temperature (°C)	1,848	1,921
Max. clad temperature (°C)	600	627
Active core pressure drop (kg/cm ²)	1.36	0.590
Max. coolant velocity (m/s)	133	97.5

Table 3.14 Thermal-hydraulic performances of He-ABFR with smoothed pins

Item	Case No.					
	1	2	3	4	5	6
Pin dia. (mm)	6.0	6.0	6.0	6.0	6.0	6.0
Pin pitch (mm)	8.0	8.5	8.0	8.5	8.0	8.5
No. of pin layers	9	9	10	10	11	11
Core height (cm)	100	100	100	100	100	100
Ass'ly across flat (cm)	138	146	151	161	165	175
No. of pins/Ass'ly	271	271	331	331	397	397
No. of assemblies	197	212	162	174	135	145
Equivalent core dia. (cm)	224.3	244.7	223.2	245.1	224.1	246.2
Volume fraction (%)						
fuel	30.4	27.3	31.3	27.7	31.7	28.3
structure	19.5	17.9	19.1	17.4	18.7	17.1
coolant	50.1	54.8	49.6	55.0	49.7	54.7
AcOx/AcOx-MgO (V/O)	55.3	61.5	53.7	60.7	53.1	59.4
Actinide inventory (ton)	5.32	6.37	5.19	6.31	5.13	6.17
Max. linear heat rate (W/cm)	300	280	300	280	300	280
Av. linear heat rate (W/cm)	188	175	188	175	188	175
Max. fuel temp. (°C)	1848	1921	1821	1906	1810	1881
Max. clad temp. (°C)	600	627	600	627	600	627
Max. coolant velocity (m/s)	133	97.5	133	97.5	133	97.5
Core pressure drop (kg/cm ²)	1.36	0.59	1.36	0.59	1.36	0.59
Av. power density (W/cm ³)	253	213	256	212	254	210
Power rating (MW/t-HM)	188	157	193	159	195	162

Table 3.15 Thermal-hydraulic performances of He-ABFR with roughened pins

Item \ Case No.	1	2	3	4	5	6
Pin dia. (mm)	6.0	6.0	6.0	6.0	6.0	6.0
Pin pitch (mm)	8.0	8.5	8.0	8.5	8.0	8.5
No. of pin layers	9	9	10	10	11	11
Core height (cm)	100	100	100	100	100	100
Ass'ly across flat (cm)	138	146	151	161	165	175
No. of pins/Ass'ly	271	271	331	331	397	397
No. of assemblies	296	228	242	187	202	156
Equivalent core dia. (cm)	270.6	252.5	268.5	254.4	269.7	252.8
Volume fraction (%)						
fuel	30.4	27.3	31.3	27.7	31.7	28.3
structure	19.5	17.9	19.1	17.4	18.7	17.1
coolant	50.1	54.8	49.6	55.0	49.7	54.7
AcOx/AcOx-MgO (V/O)	55.3	61.5	53.7	60.7	53.1	59.4
Actinide inventory (ton)	7.99	6.85	7.76	6.78	7.68	6.64
Max. linear heat rate (W/cm)	200	260	200	260	200	260
Av. linear heat rate (W/cm)	125	163	125	163	125	163
Max. fuel temp. (°C)	1248	1730	1223	1713	1213	1686
Max. clad temp. (°C)	538	556	538	556	538	556
Max. coolant velocity (m/s)	88.4	90.7	88.4	90.7	88.4	90.7
Core pressure drop (kg/cm ²)	2.13	1.68	2.13	1.68	2.13	1.68
Av. power density (W/cm ³)	174	200	177	197	175	199
Power rating (MW/t-HM)	125	146	129	148	130	151

Table 3.16 Fixed design conditions of Na-ABFR

Reactor thermal power	1,000 MWt
Coolant	Na
Inlet temperature	370 °C
Outlet temperature	500 °C
Cladding	SUS316
Thermal conductivity	16.5 Kcal/mh°C
Gap conductance	8,600 Kcal/m ² h°C
Fuel	90%TD AcOx-MgO
Thermal conductivity	Eq.s (2) & (3)
Power peaking factor	1.6
Axial	1.30
Radial	1.173
Local	1.05
Fuel pin	
Pellet outer diameter	5.4 mm
Clad inner diameter	5.56 mm
Clad outer diameter	6.5 mm
Active core height	80 cm, 100 cm
No. of pins/assembly	271
Fuel pin pitch	7.5 ~ 8.1 mm
Max. linear heat rate	280 ~ 480 W/cm

Table 3.17-1 Thermal-hydraulic performances and principal core parameters of Na-ABFRs

- Pin diameter; 6.5mm and core height; 100cm -

CASE	P(p/d) [mm]	q _{fmax} [W/cm]	T _{fmax} [°C]	T _{cmax} [°C]	ΔP [kg/cm ²]	U _{max} [m/s]	v _f [%]	v _s [%]	v _c [%]	v _{AcOx} [%]	H/D	M _{inv} [ton]
Na-111	7.5 (1.154)	280	1427	519	2.983	10.08	38.75	25.56	35.69	43.36	0.4598	5.01
112		300	1519	521	3.377	10.80					0.4754	4.68
113		320	1605	522	3.794	11.52					0.4891	4.39
114		340	1685	524	4.229	12.24					0.5041	4.13
115		360	1758	526	4.687	12.96					0.5163	3.92
116	↓	380	1825	528	5.167	13.68	↓	↓	↓	↓	0.5294	3.71
121	7.7 (1.185)	280	1473	519	1.864	8.62	36.57	24.39	39.04	45.94	0.4466	5.31
122		300	1566	521	2.110	9.24					0.4618	4.96
123		320	1652	523	2.370	9.85					0.4751	4.66
124		340	1730	525	2.642	10.46					0.4897	4.38
125		360	1803	527	2.929	11.08					0.5015	4.15
126	↓	380	1869	529	3.228	11.70	↓	↓	↓	↓	0.5142	3.93
Na-131	7.9 (1.215)	280	1510	520	1.229	7.50	35.05	23.57	41.38	47.93	0.4373	5.54
132		300	1603	522	1.391	8.04					0.4521	5.17
133		320	1689	524	1.563	8.57					0.4652	4.86
134		340	1767	526	1.742	9.11					0.4794	4.57
135		360	1839	528	1.931	9.64					0.4910	4.33
136	↓	380	1904	530	2.129	10.18	↓	↓	↓	↓	0.5035	4.10
141	8.1 (1.246)	280	1550	521	0.845	6.62	33.62	22.80	43.58	49.97	0.4283	5.78
142		300	1642	523	0.957	7.09					0.4428	5.39
143		320	1728	525	1.075	7.57					0.4556	5.06
144		340	1805	527	1.198	8.04					0.4696	4.76
145		360	1876	529	1.328	8.51					0.4809	4.52
146	↓	380	1940	531	1.464	8.99	↓	↓	↓	↓	0.4931	4.27

Nomenclatures in the table are same as in Table 4.

Table 3.17-2 Thermal-hydraulic performances and principal parameters of Na-ABFRs

- Pin diameter; 6.5mm and core height; 80cm -

CASE	P(p/d) [mm]	q _{lmax} [W/cm]	T _{fmax} [°C]	T _{cmax} [°C]	ΔP [kg/cm ²]	U _{max} [m/s]	v _f [%]	v _s [%]	v _c [%]	v _{AcOx} [%]	H/D	M _{inv} [ton]
Na-211	7.5 (1.1538)	340	1685	524	2.264	9.79	38.75	25.56	35.69	43.36	0.3631	4.14
212		360	1758	526	2.509	10.37					0.3727	3.91
213		300	1826	528	2.765	10.94					0.3830	3.71
214		400	1888	530	3.035	11.52					0.3913	3.52
215		420	1945	532	3.313	12.10					0.4002	3.34
216		440	1998	534	3.603	12.67					0.4097	3.19
217		460	2047	537	3.902	13.25					0.4164	3.06
218	↓	480	2093	539	4.213	13.83	↓	↓	↓	↓	0.4235	2.93
Na-221	7.7 (1.1846)	340	1731	525	1.415	8.37	36.57	24.39	39.04	45.94	0.3528	4.39
222		360	1803	527	1.568	8.86					0.3620	4.15
223		380	1870	529	1.728	9.36					0.3720	3.93
224		400	1931	531	1.896	9.85					0.3801	3.73
225		420	1987	534	2.070	10.34					0.3887	3.54
226		440	2039	536	2.251	10.84					0.3980	3.38
227		460	2088	538	2.438	11.33					0.4045	3.24
228	↓	480	2133	540	2.632	11.82	↓	↓	↓	↓	0.4114	3.10
Na-231	7.9 (1.2154)	340	1767	526	0.933	7.29	35.05	23.57	41.38	47.93	0.3454	4.58
232		360	1839	528	1.034	7.71					0.3544	4.33
233		380	1905	530	1.139	8.14					0.3642	4.10
234		400	1965	533	1.250	8.57					0.3721	3.89
235		420	2021	535	1.365	9.00					0.3806	3.70
236		440	2072	537	1.484	9.43					0.3896	3.53
237		460	2120	539	1.608	9.86					0.3960	3.38
238	↓	480	2165	542	1.736	10.29	↓	↓	↓	↓	0.4028	3.24
Na-241	8.1 (1.2462)	340	1805	527	0.641	6.43	33.62	22.80	43.58	49.97	0.3383	4.77
242		360	1876	529	0.711	6.81					0.3471	4.51
243		380	1941	532	0.784	7.19					0.3567	4.27
244		400	2001	534	0.860	7.57					0.3645	4.05
245		420	2056	536	0.939	7.95					0.3728	3.85
246		440	2107	538	1.021	8.32					0.3816	3.68
247		460	2155	541	1.106	8.70					0.3879	3.53
248	↓	480	2199	543	1.194	9.08	↓	↓	↓	↓	0.3945	3.37

Table 3.18 Principal core parameters and thermal-hydraulic performances of selected Na-ABFRs

Items	Ref.-1	Ref.-2
<u>Principal parameters</u>		
Fuel pin dia (mm)	6.5	6.5
Fuel pin pitch (mm)	7.7	7.9
Wrapper across flat distance (mm)	133	136
Core height (cm)	80	100
Total No. of fuel pins	50,406	44,715
No. of pins/assembly	271	271
No. of fuel assemblies	186	165
No. of control rod assemblies	19	19
Equivalent core diameter (cm)	210.5	203.7
Core height/diameter (H/D)	0.380	0.491
Volume fractions (%)		
- fuel	36.6	35.0
- structure	24.4	23.6
- coolant	39.0	41.4
Volume fraction of AcOx in AcOx-MgO (%)	45.9	47.9
Actinide inventory (ton)	3.73	4.33
Actinide specific power (MW/ton)	268	231
<u>Thermal performance</u>		
Max. linear heat rate (W/cm)	400	360
Av. linear heat rate (W/cm)	250	225
Av. power density (W/cm ³)	359	307
Max. fuel temperature (°C)	1,931	1,839
Max. clad temperature (°C)	531	528
Active core pressure drop (kg/cm ²)	1.90	1.93
Max. coolant velocity (m/s)	9.85	9.64

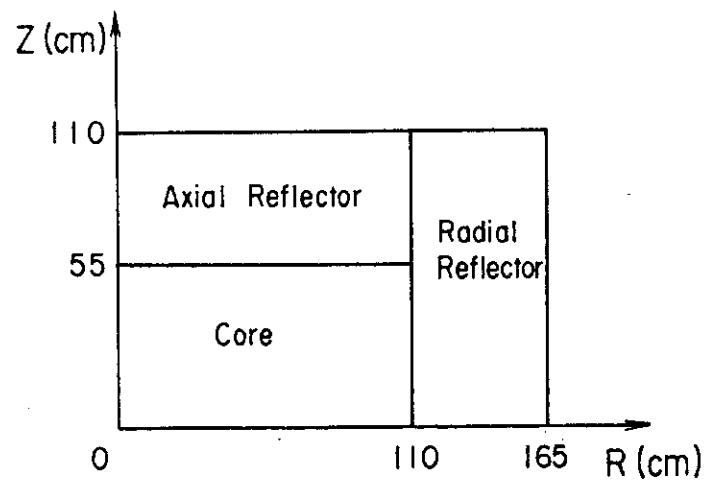


Fig. 3.1 Cylindrical model of He-ABFR
(One-region core model)

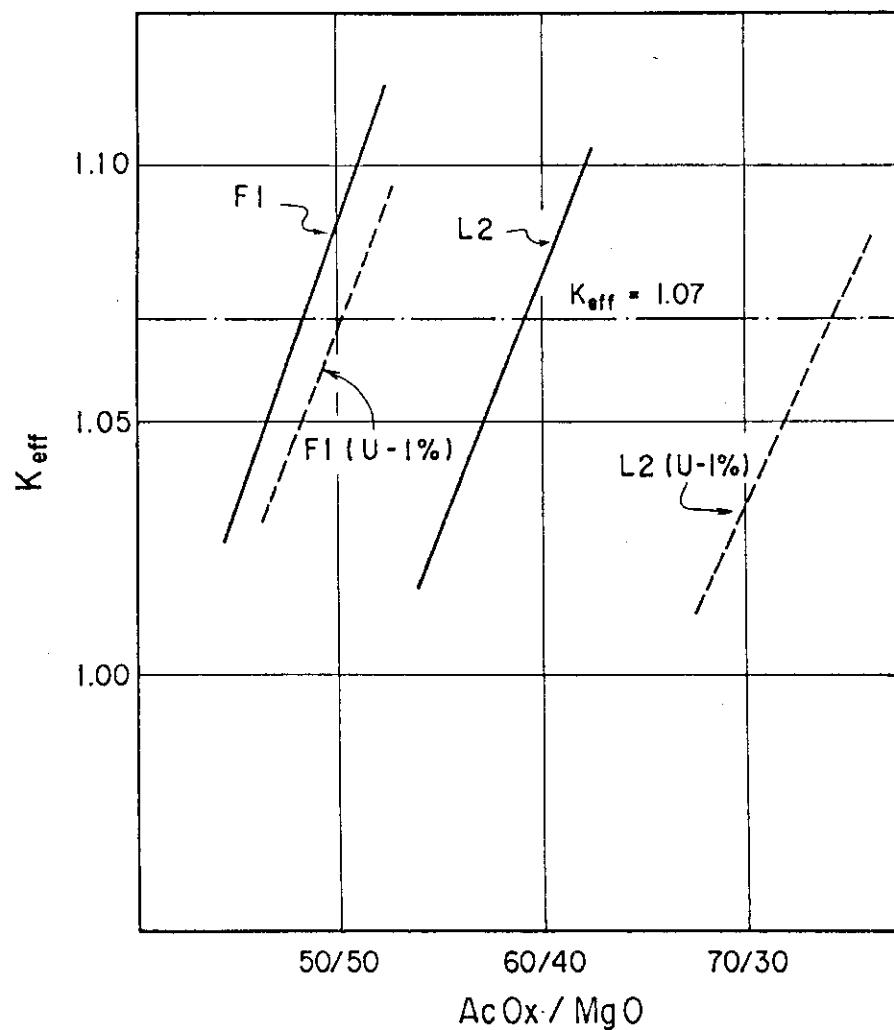


Fig. 3.2 Critical survey for He-ABFR (One-region core model) with various fuel type

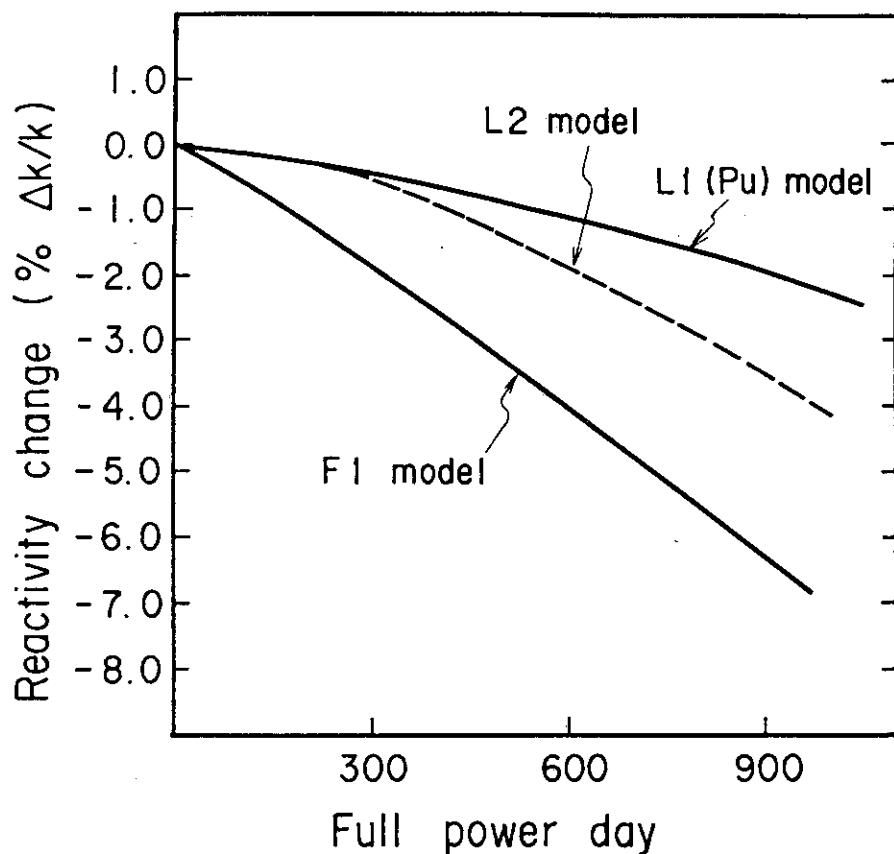


Fig. 3.3 Burnup reactivity loss for He-ABFR
(One-regin core model) with various
fuel type

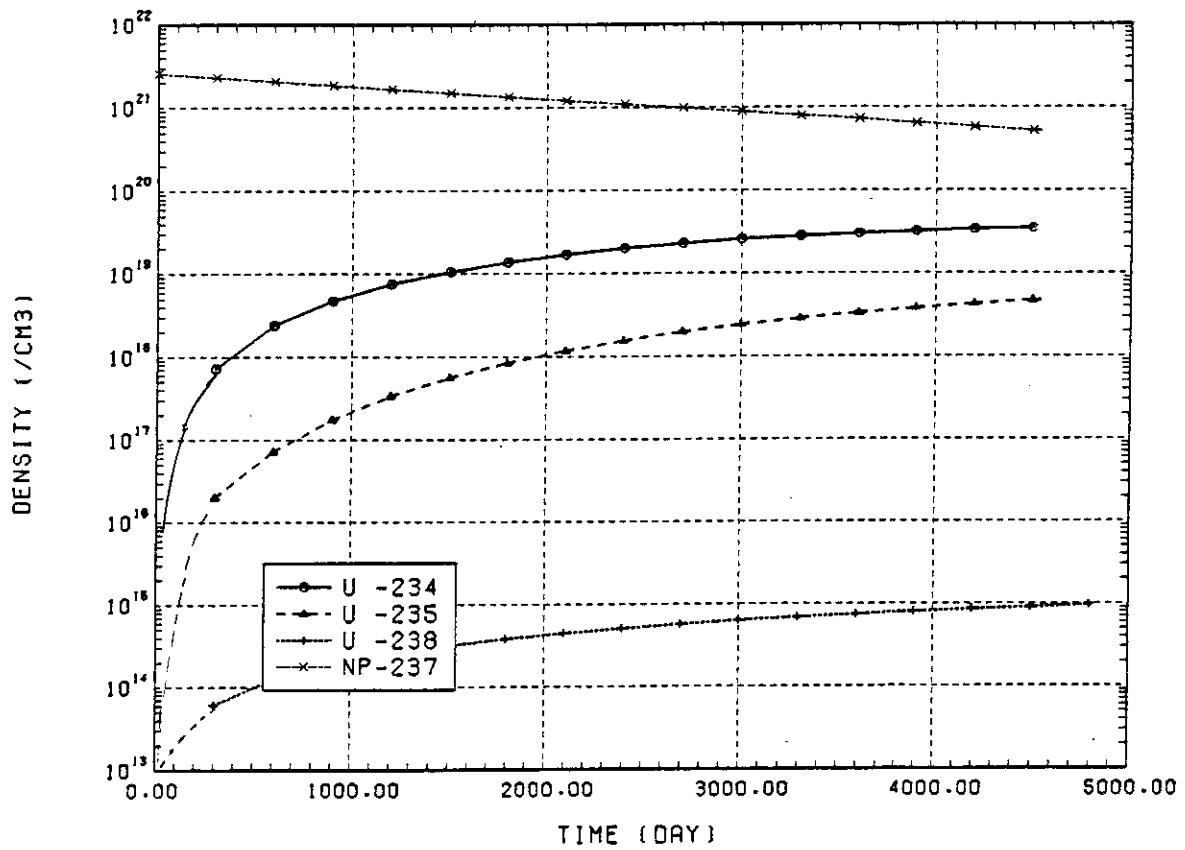


Fig. 3.4-1 Atomic number densities of actinide isotopes in type L1 (Pu)

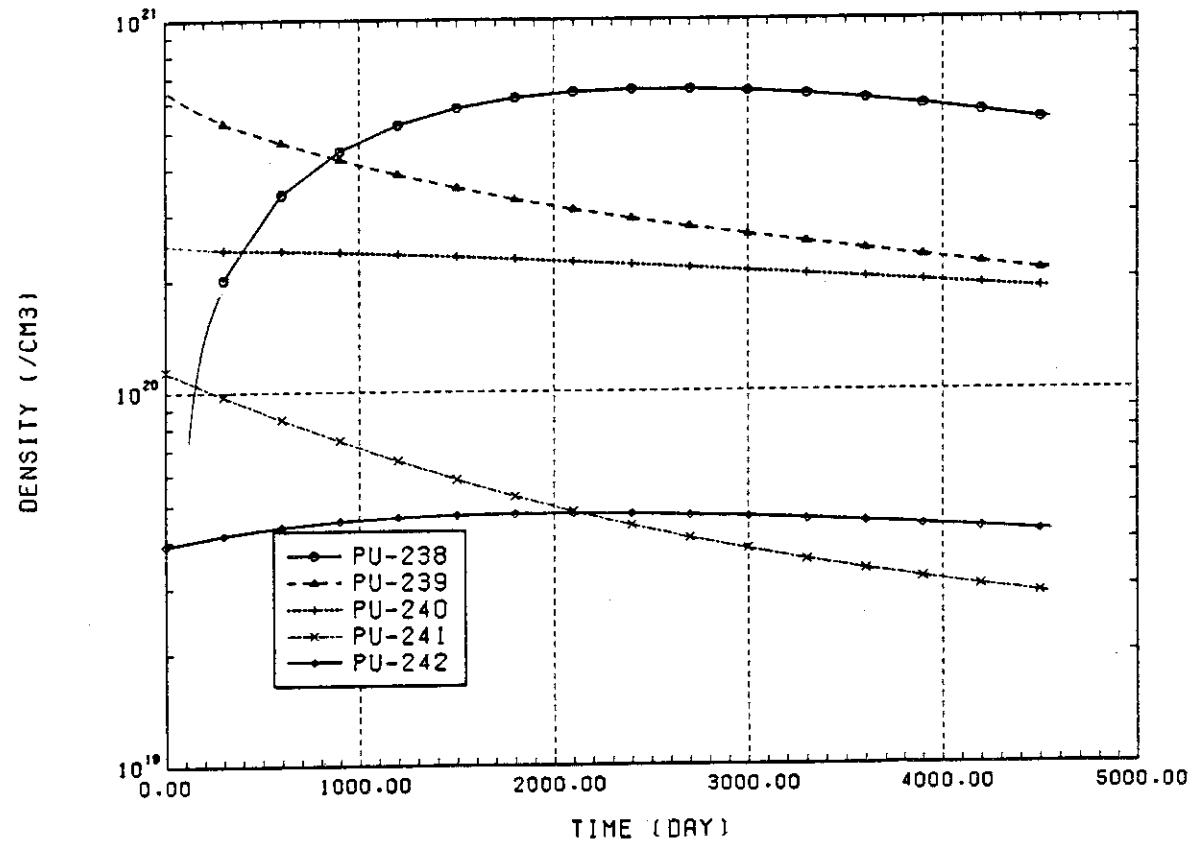


Fig. 3.4-2 Atomic number densities of actinide isotopes in type L1 (Pu)

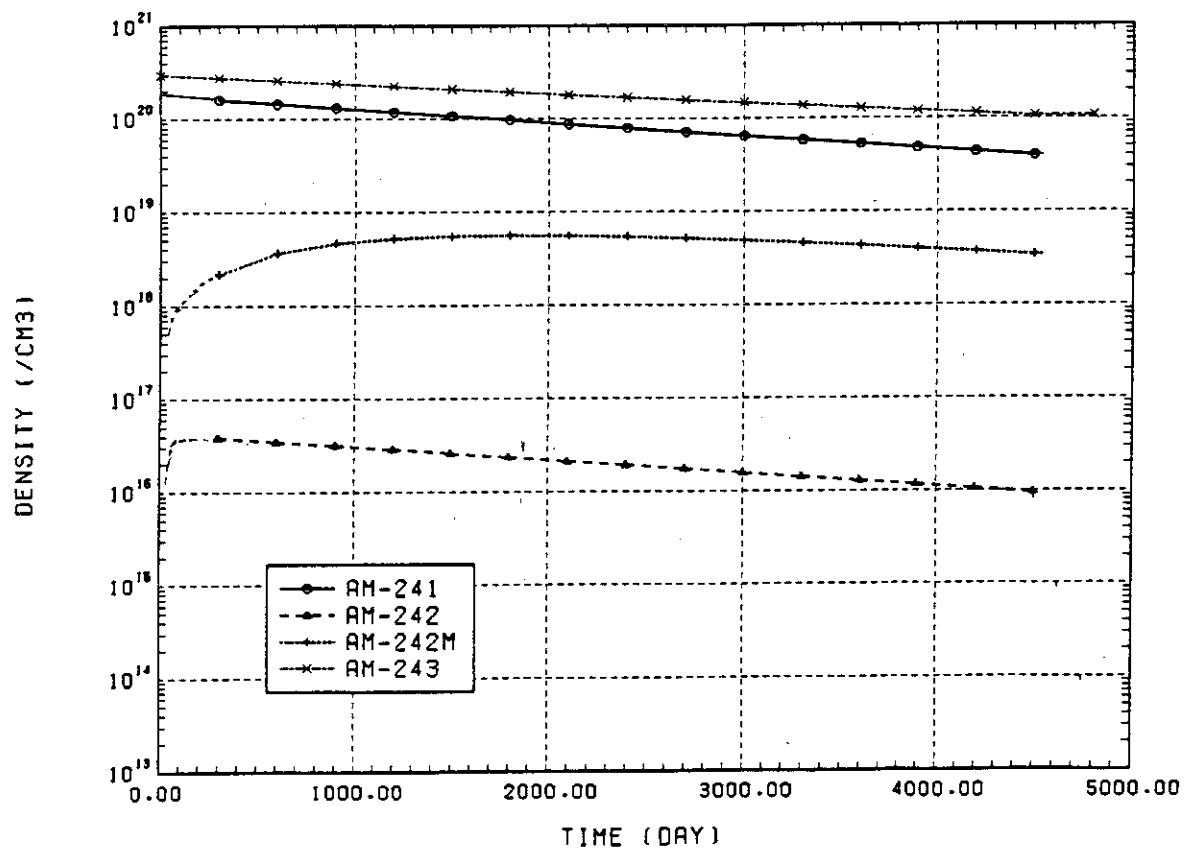


Fig. 3.4-3 Atomic number densities of actinide isotopes in type L1 (Pu)

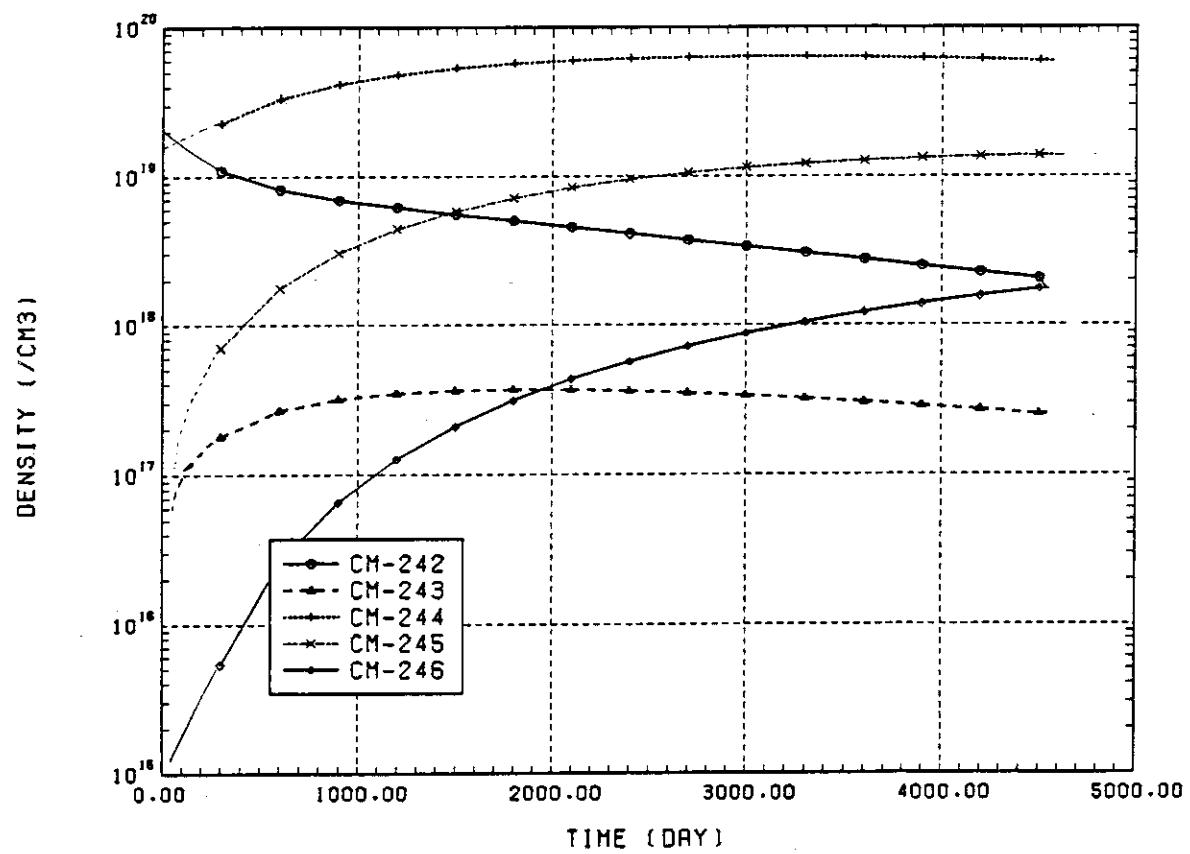


Fig. 3.4-4 Atomic number densities of actinide isotopes in type L1 (Pu)

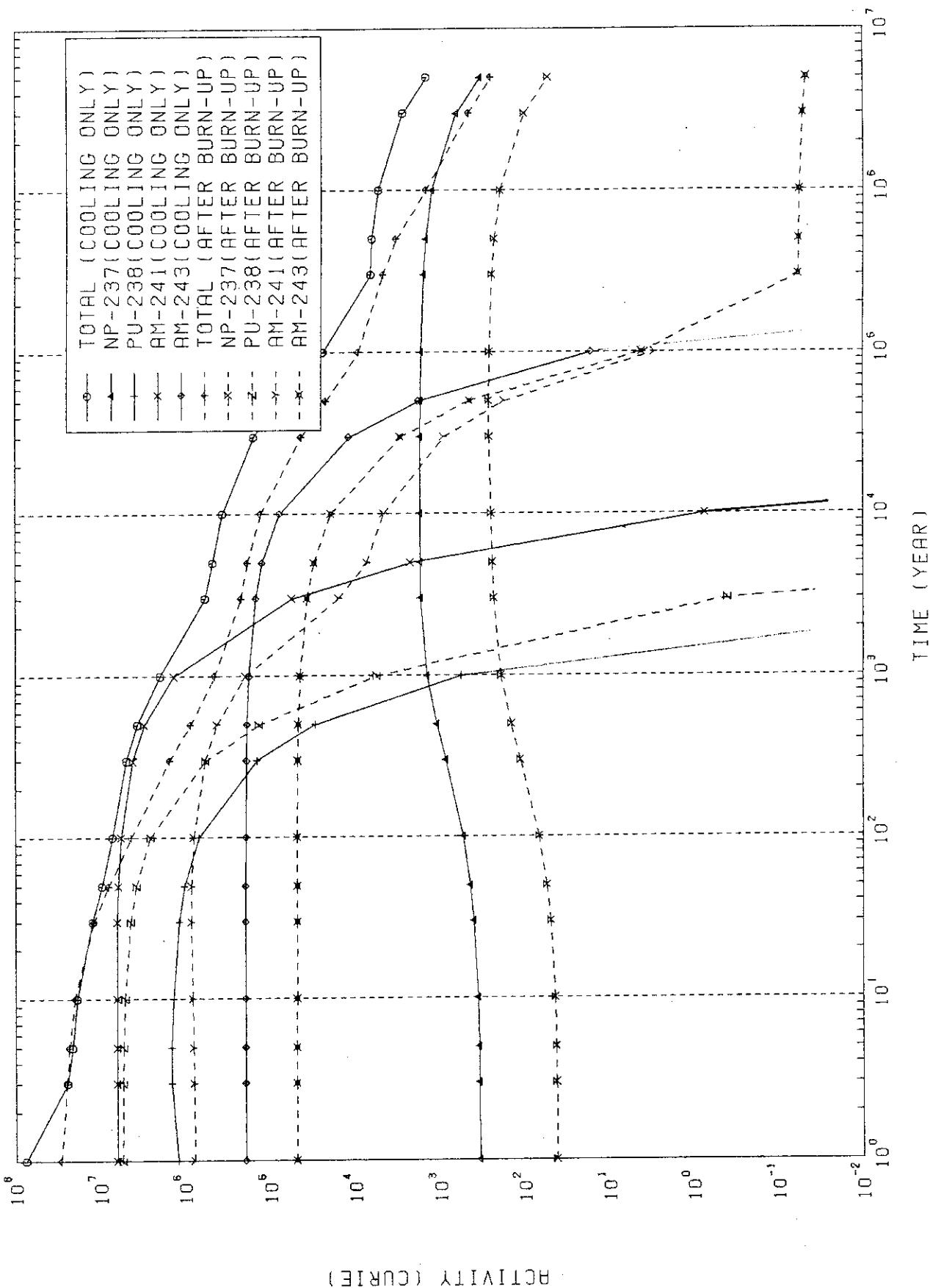


Fig. 3.5 Activities of actinide isotopes for fuel type F1

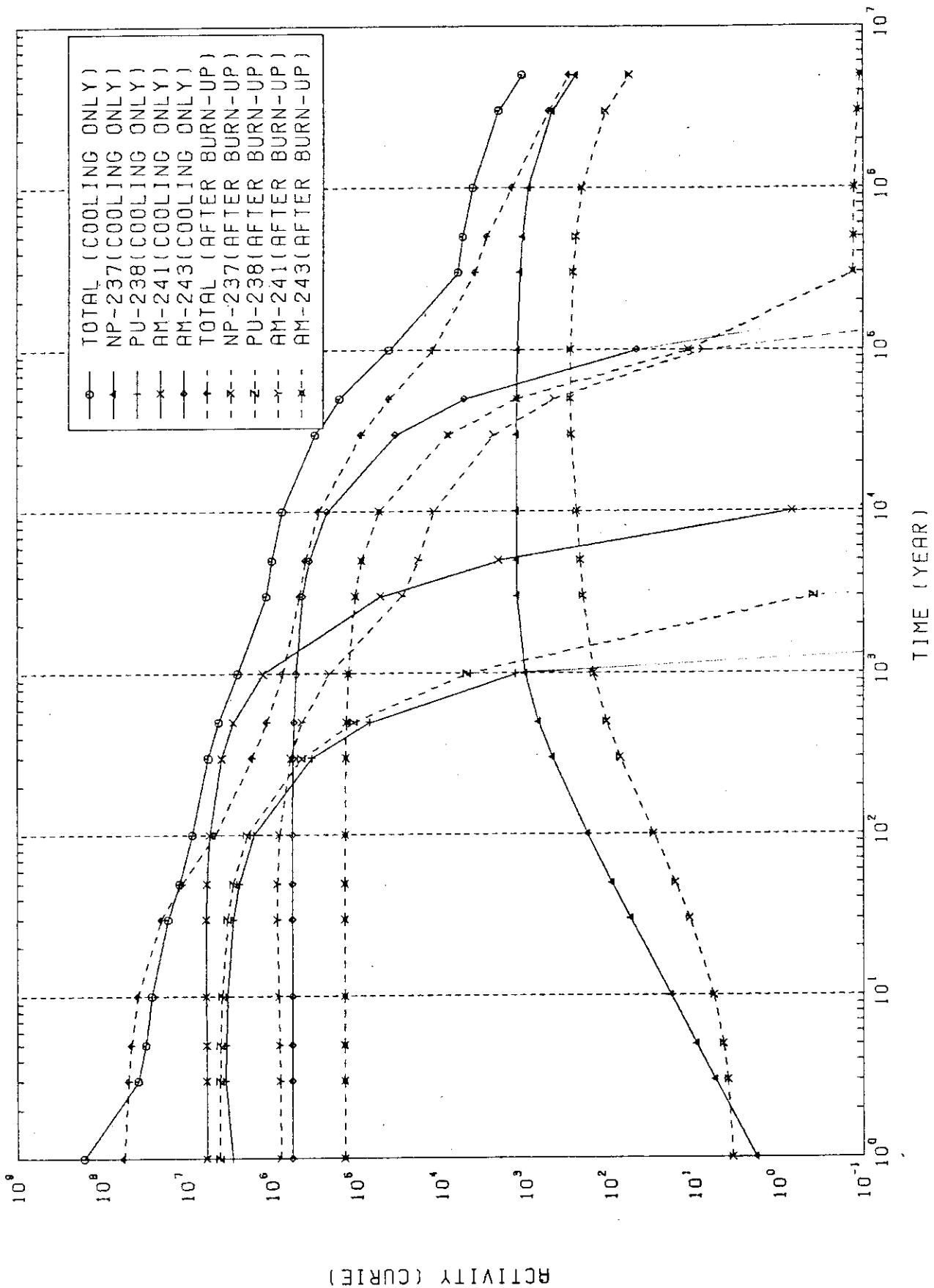


Fig. 3.6 Activities of actinide isotopes for fuel type L2

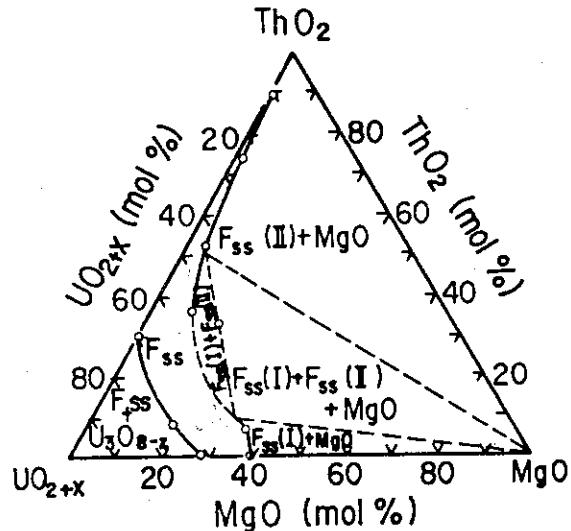


Fig.3.7 Phase Diagram of UO_{2+x} - ThO_2 - MgO
System in Air at 1400°C

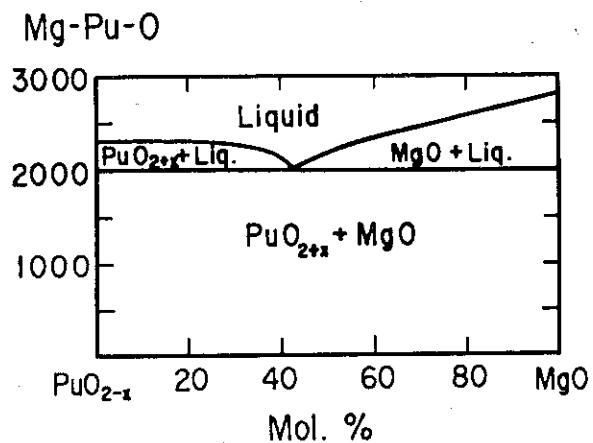


Fig.3.8 Expected Temperature of Eutectic
Formation between MgO and PuO_2

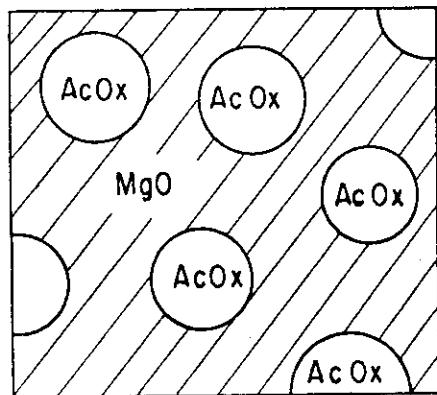


Fig.3.9 Model of AcOx - MgO Fuel
Pellet Structure

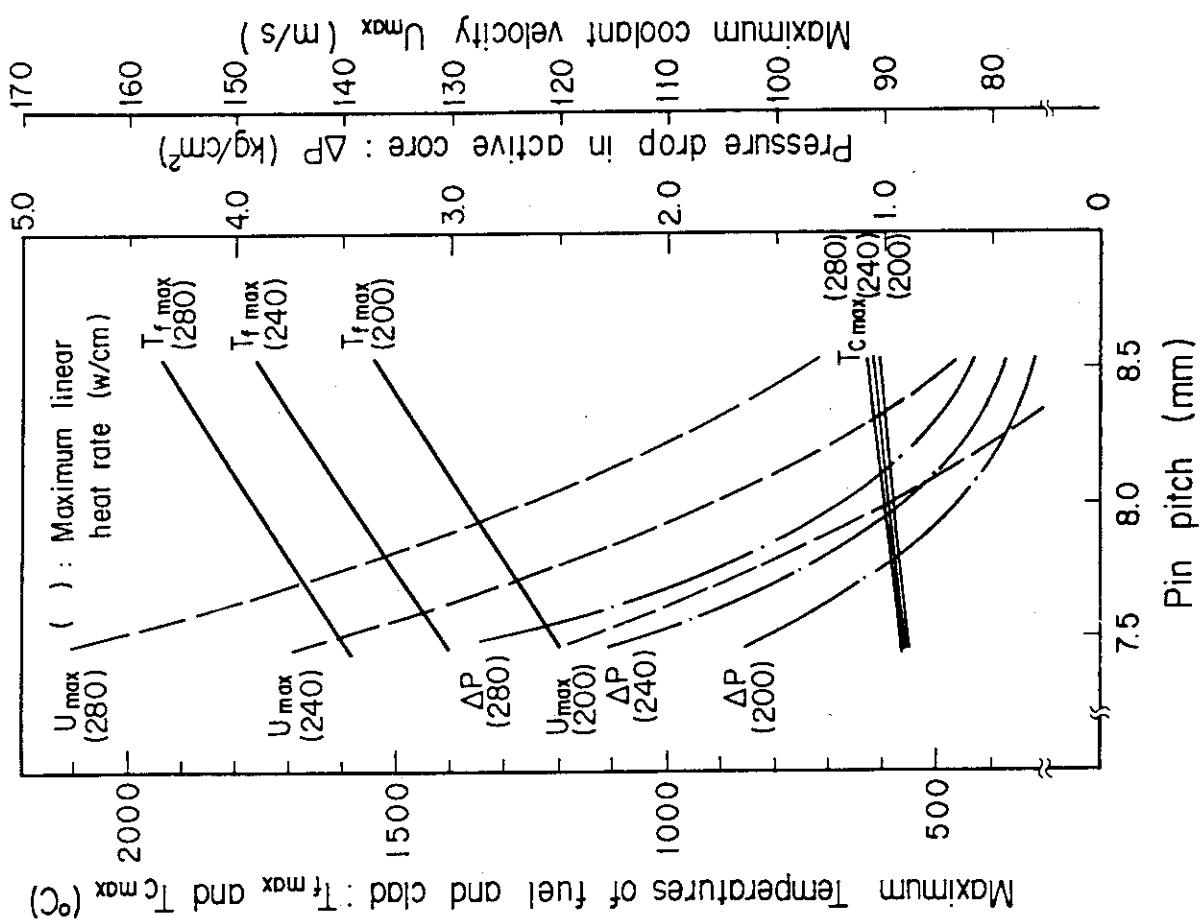
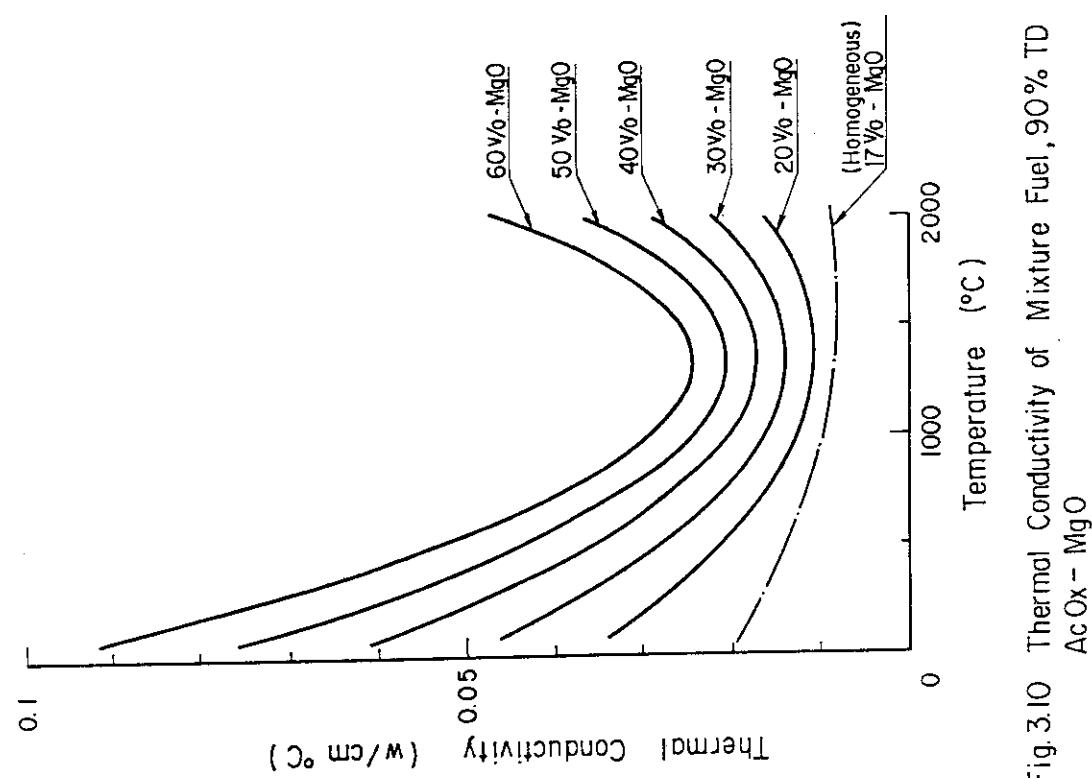


Fig. 3.11 Thermal-Hydraulic Performance of He-ABFR

Fig. 3.10 Thermal Conductivity of Mixture Fuel, 90% TD
AcOx - MgO

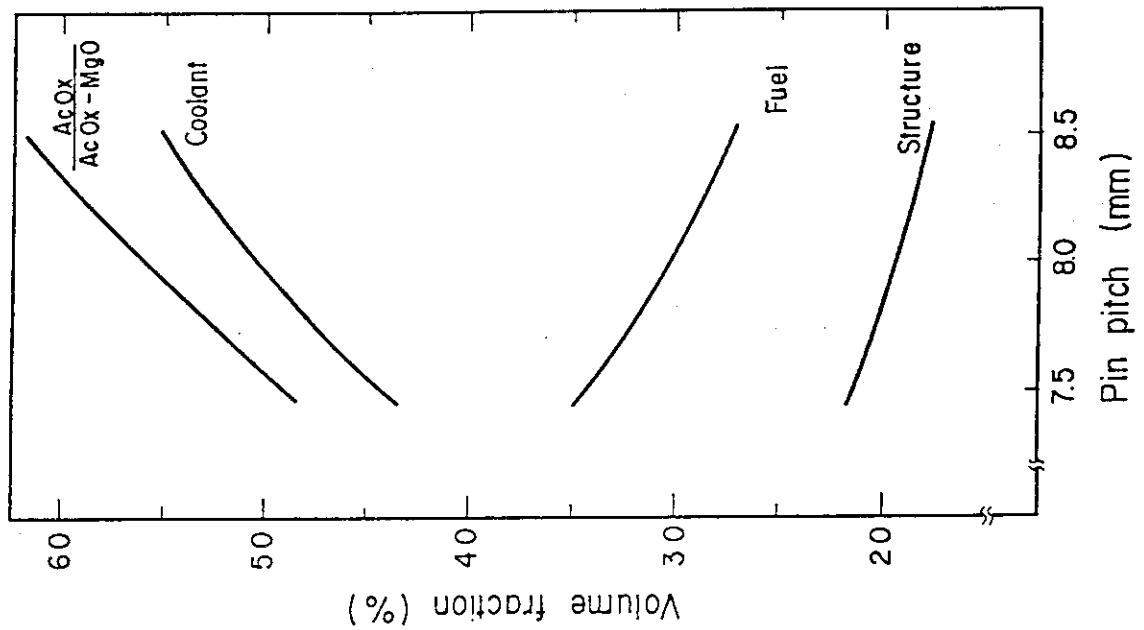


Fig. 3.13 Volume Fraction of Constituents in
He-ABFR

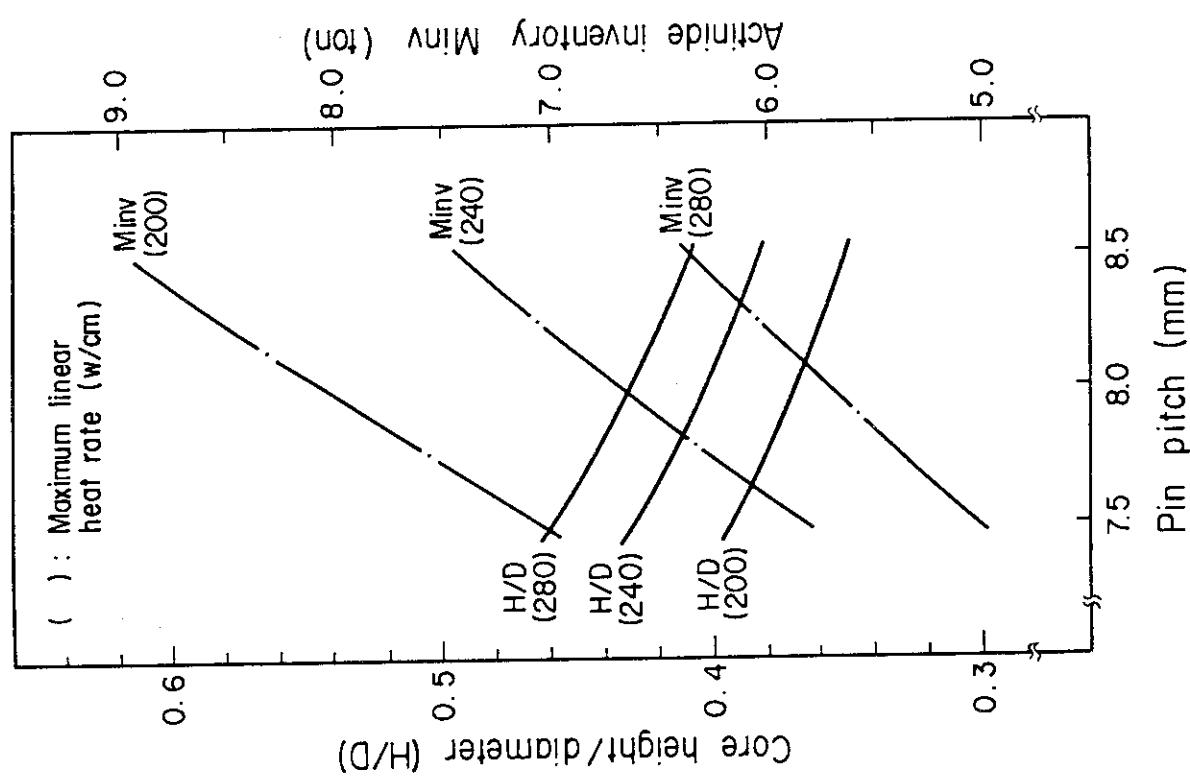


Fig. 3.12 H/D and Actinide Inventory of He-ABFR

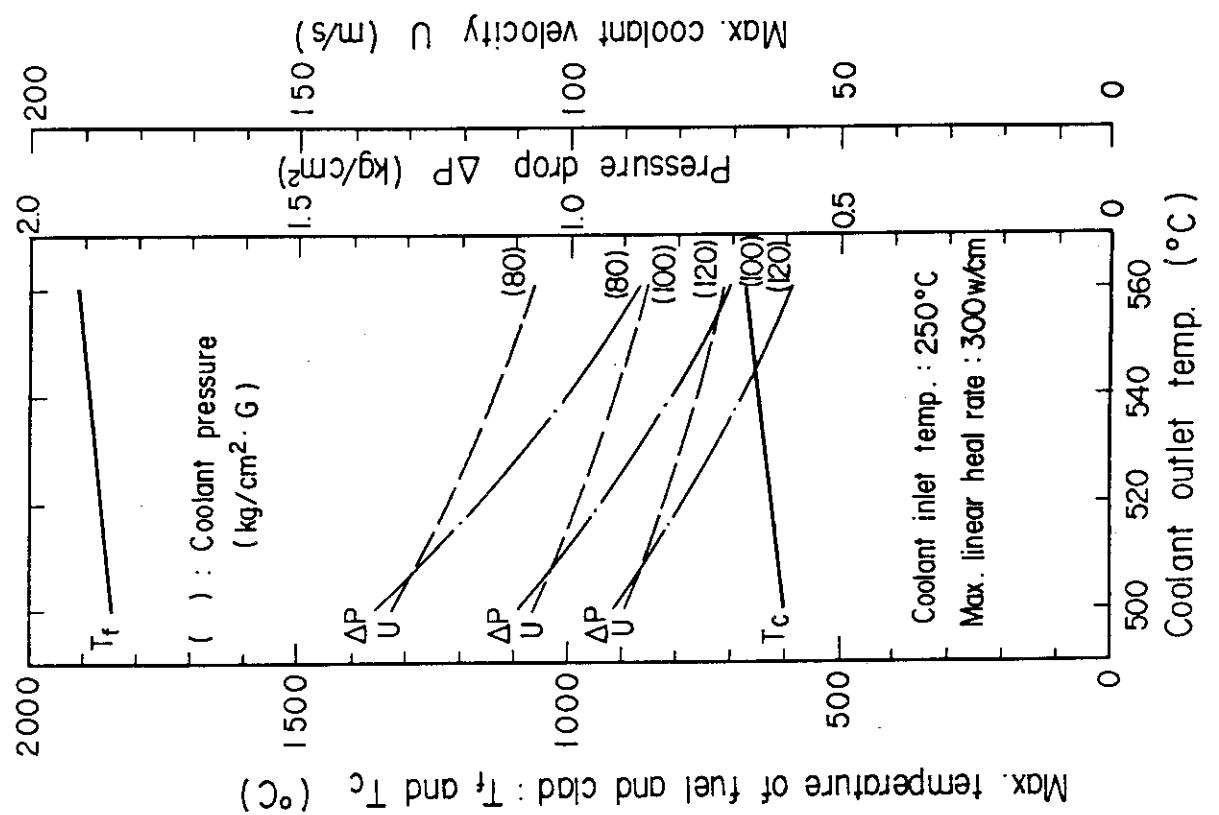


Fig. 3.14 Acceptable Range of Parameters for He-ABFR

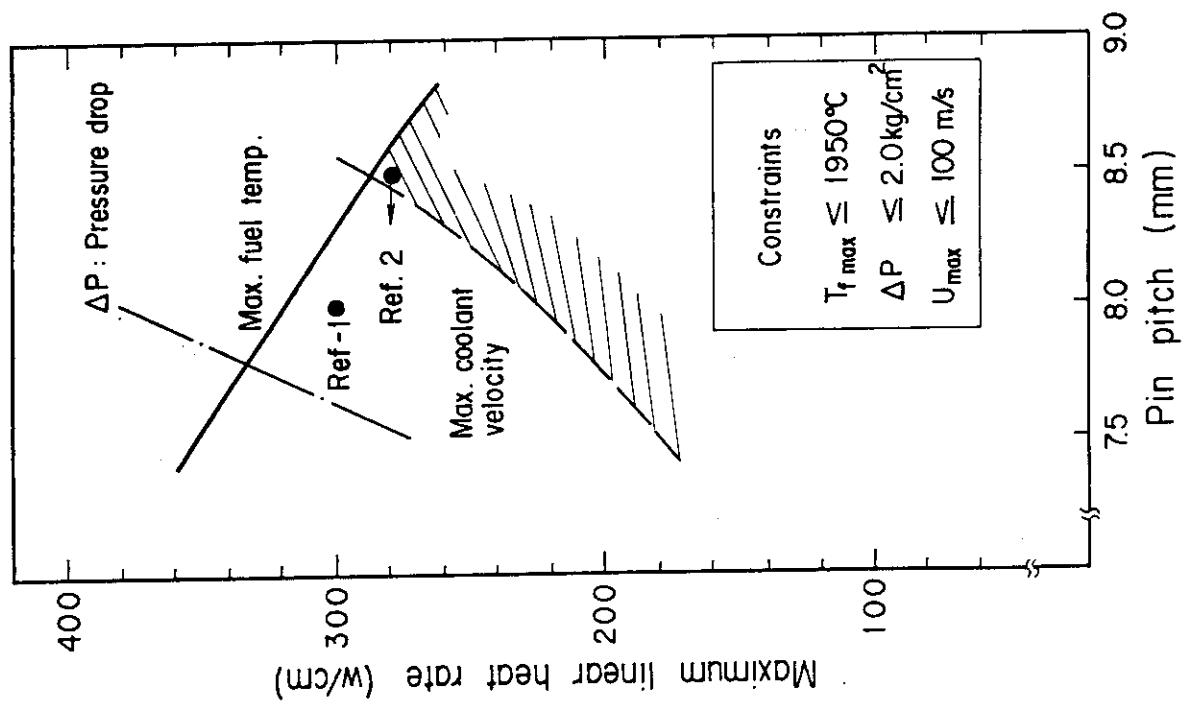


Fig. 3.15 Effects of Coolant Pressure and Outlet Temperature on Thermal-Hydraulic Performances of He-ABFR

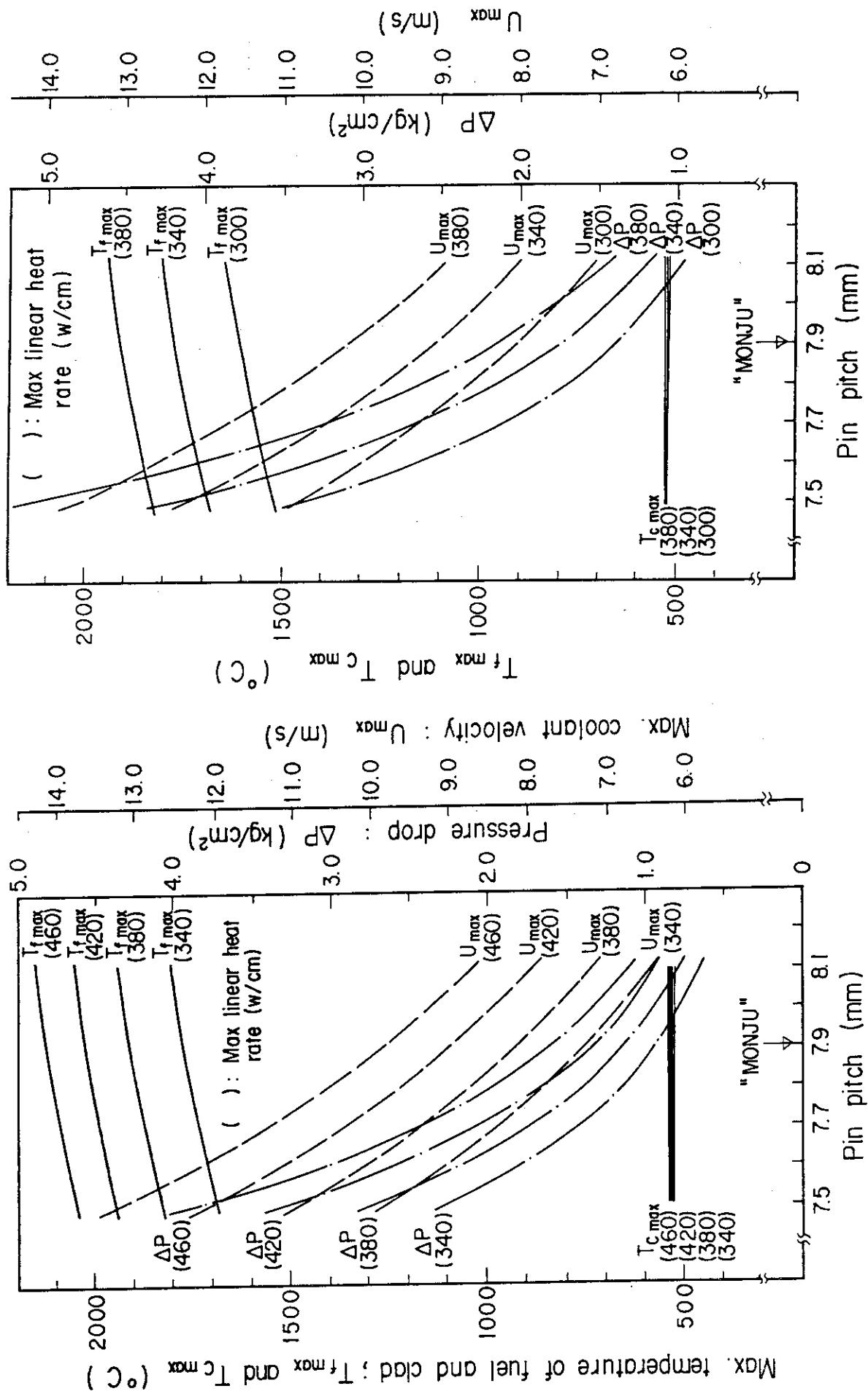


Fig. 3.16 Thermal - Hydraulic Performances of Na-ABFR with Core Height of 80 cm

Fig. 3.17 Thermal - Hydraulic Performance of Na-ABFR with Core Height of 100 cm

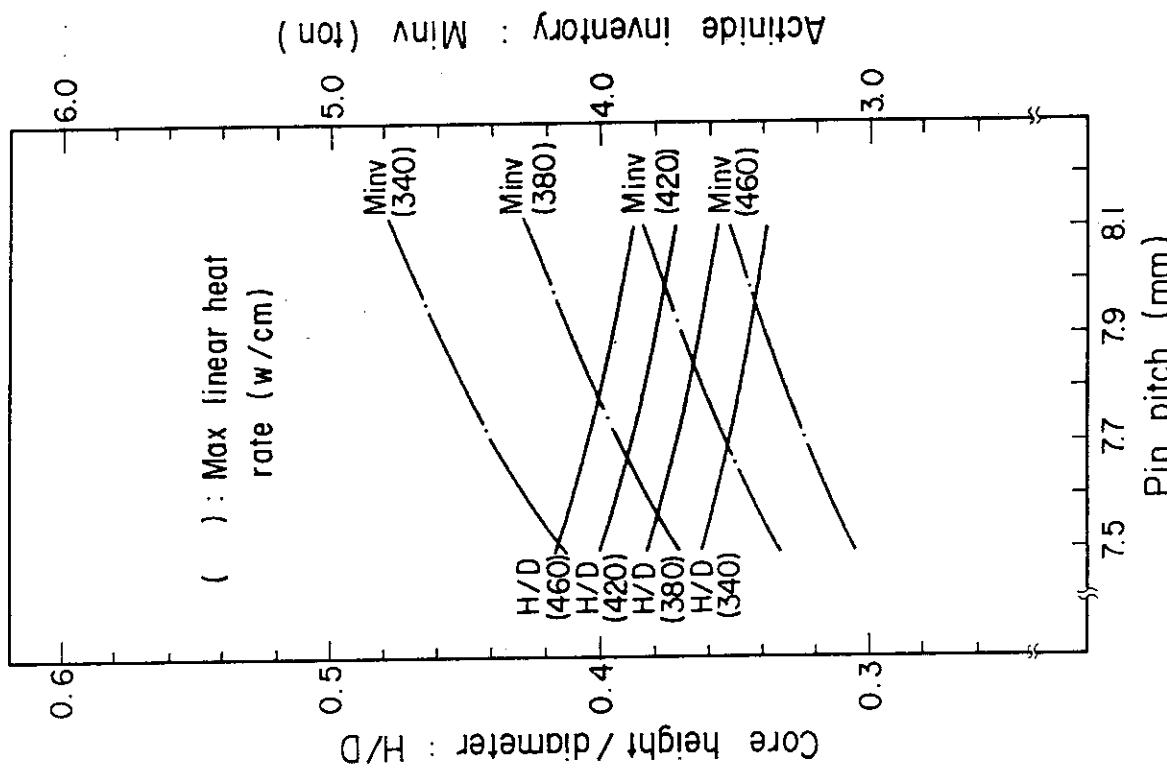


Fig. 3.19 H/D and Actinide Inventory of Na-ABFR with Core Height of 80 cm

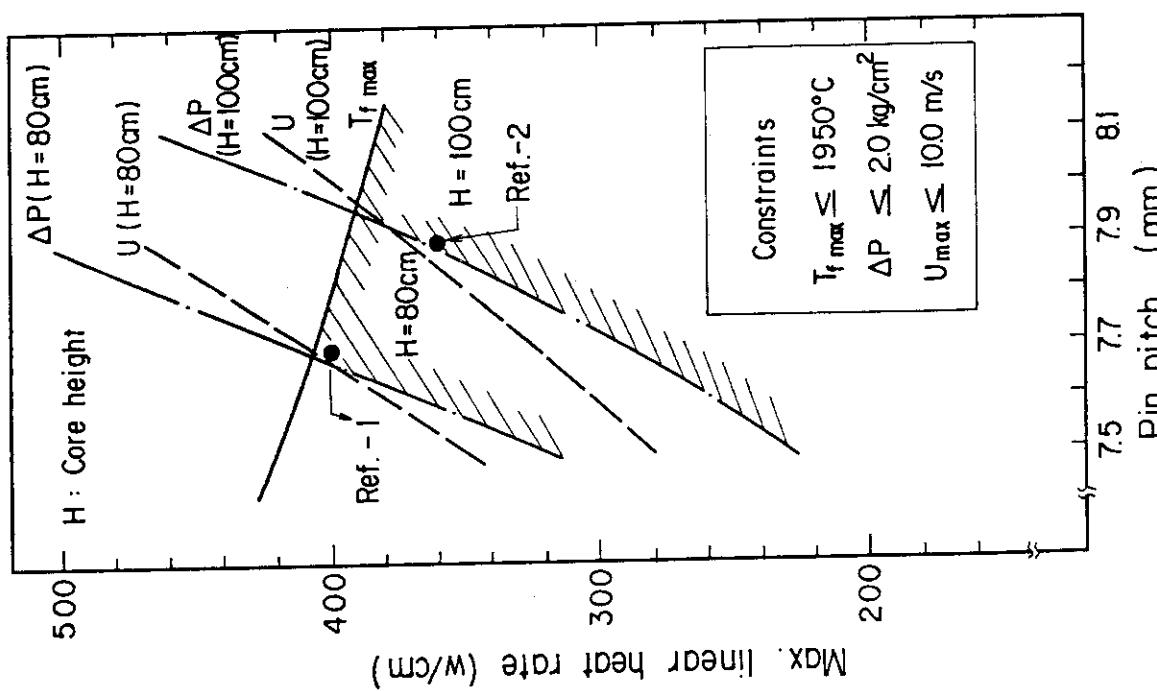


Fig. 3.18 Acceptable Range of Parameters for Na-ABFR

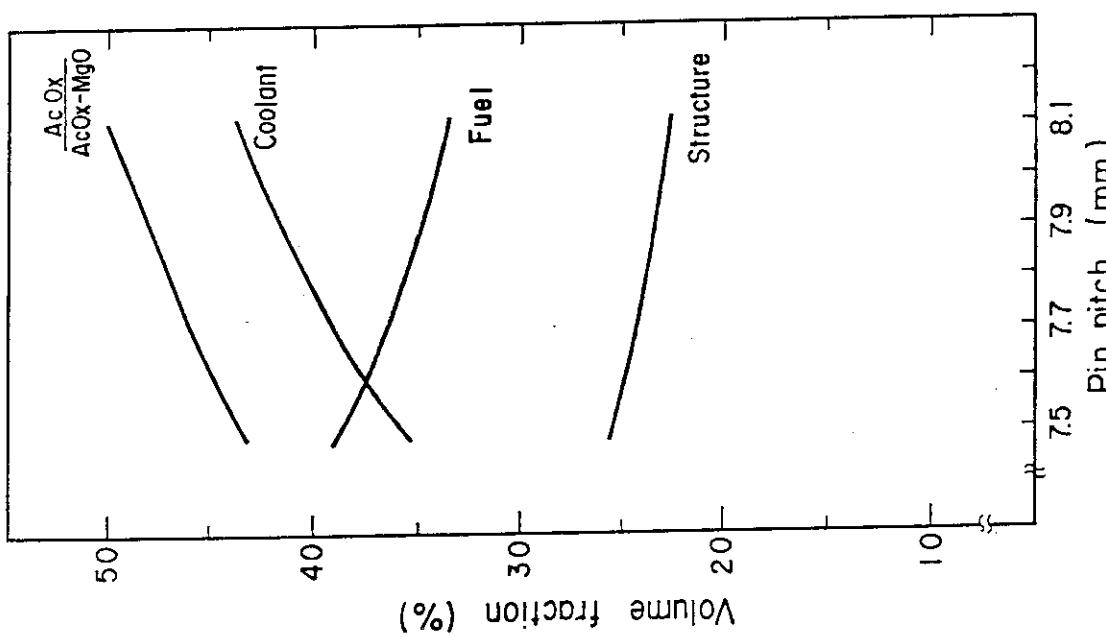


Fig. 3.21 Volume Fraction of Constituents
in Na-ABFR

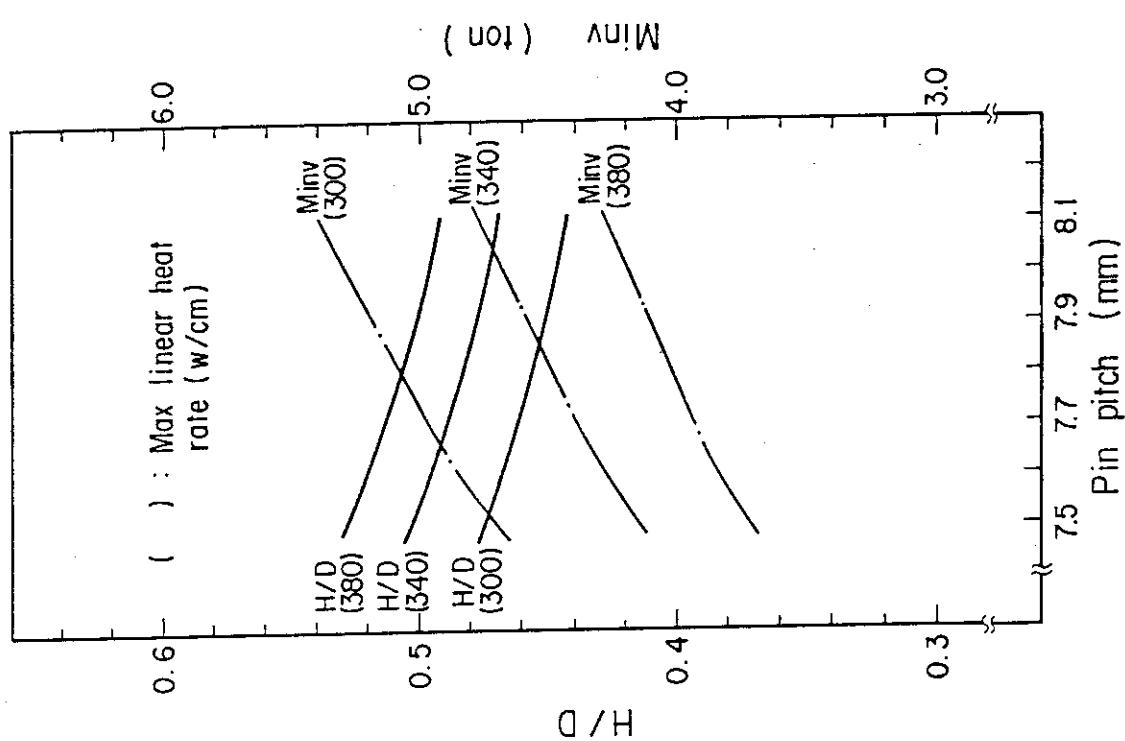


Fig. 3.20 H/D and Actinide Inventory of
Na-ABFR with Core Height of 100 cm

4. He 冷却アクチノイド専焼高速炉(He-ABFR)の概念設計

第3章にて実施した基本核熱特性の検討結果に基づき1000MWt規模のHe-ABFRの概念設計を実施した。4.1節では冷却系を中心にプラントの概要について述べる。本He-ABFRは発電を主要目的とはしていないが、専焼炉という本来の目的を損なわない範囲内の発電(300MWe)を考慮している。

4.2節では、3.2節での検討に基づく炉心パラメータを用いて、He-ABFRの核特性について検討する。詳細な出力分布を得るために、制御棒チャンネルを設けた炉心の3次元モデルを用いて臨界計算・燃料計算を実施する。

He-ABFRの熱的性能については4.3節にて記述する。燃料最高温度の検討の結果1000MWtの炉出力の達成が困難であるとの結論を得たので炉出力を850MWtとした。出力規模増加の可能性については、2~3のパラメータについて検討を加える。

4.1 プラントの概要

He-ABFRのプラントの構成自身は、PuO₂-UO₂燃料のGCFRのものと大きく変わることはないので、GCFRの開発の中で得られたPCRV等の成果を大幅に取入れている。以下、He-ABFRの炉心に接続される主冷却系を中心としたプラント系統に関して報告する。

冷却系統の設計に際し考慮した基本条件は以下の通りである。

- (1) 原子炉および一次系各機器は全てPCRV(Pre-stressed Concrete Reactor Vessel)に内蔵する方式とする。
 - (2) 通常時炉心にて発生する熱の除去は、蒸気発生器を介して一次冷却系に接続された水・蒸気系統により行うものとする。
 - (3) 蒸気発生器による熱除去が不可能となる低負荷時(起動・停止時および燃料交換時等)および事故時に炉心を冷却する目的で、補助炉心冷却系を2ループ(各100%容量)設置する。
 - (4) 蒸気発生器は容量を考慮して4基設置することとした。従って、一次冷却系もまた4ループ設置することとした。
 - (5) ガス循環機については、運転・設備の単純性、容量等を考慮して電動方式を採用する。
 - (6) 水・蒸気系統は、系統構成の単純な貫流型、再生・非再熱サイクル方法とし、発電機に接続された蒸気タービンを1基設置する。
 - (7) 水・蒸気系統の蒸気条件の選定に際しては、既存の原子力プラントを参考にして採用された原子炉出口温度条件より蒸気温度および圧力を決める。
 - (8) 蒸気発生器の伝熱管としては、コンパクトな設計が可能となるヘリカルコイル伝熱管を採用する。
 - (9) 補助冷却器の伝熱管としては、従来より実績のあるUチューブ型伝熱管を採用する。
- 本プラントのフローシート、炉心断面図、PCRVの縦断面図および横断面図を、それぞれ、

Fig. 4.1, Fig. 4.2, Fig. 4.3, Fig. 4.4 に示す。Fig. 4.1 には、定格運転時における一次冷却系および水・蒸気系の熱物質収支を併記した。

PCRV (外径 21m, 高さ 23m) はマルチキャビティ型とし、炉心キャビティの回りに蒸気発生器と補助冷却器を収納するキャビティを配置し、これらのキャビティ間はダクトで連続されている。

一次冷却材の流れは、炉心キャビティを上向きに流れた後、上部プレナムよりホットダクトを経由して蒸気発生器に入り、伝熱管外を下向きに流れる。その後 PCRV 下部に設置された主循環機により昇圧され、炉心キャビティ下部の低温プレナムへ流入し、原子炉へ戻る。

一方、蒸気発生器で発生した蒸気は蒸気タービンに送られ、発電気を駆動した後復水器に至る。その後、復水泵により低圧ヒータ、脱気器に送られ、給水泵により昇圧され、高圧ヒータを経由して各蒸気発生器へ戻る。

補助炉心冷却系は、補助冷却器および補助ヘリウム循環機より構成されている。補助炉心冷却系作動時の冷却材ヘリウムの流れは一次冷却系と同様炉心キャビティを上向きに流れた後、補助冷却器伝熱管外を下向きに流れる。その後、補助循環機により昇圧され炉心へ戻る。

本プラントの炉心および冷却系各機器の主要目を Table 4.1 に示す。

4.2 He-ABFR 基準炉心の核的特性

3.2 節にて選定された軽水炉排出のアクチノイド燃料に基づく基準炉心-1 についてその核特性を検討した。基準炉心-1 では、炉心有効長が 100 cm, 実効的平径 145 mm (平径 138 mm, 集合体間ギャップ 7 mm) の燃料集合体が 198 体、同寸法の制御棒集合体 19 体が装荷される。炉心領域の燃料、構造材、冷却材の体積比 v_F , v_S , v_C はそれぞれ 0.304, 0.195, 0.501 である。上記のパラメータに基づき、3 次元モデルを用いて、アクチノイド所要量、出力分布特性、燃焼特性に関する検討を実施する。

4.2.1 計算モデルと計算手法

出力の平坦化を実現し、アクチノイド燃料所要量を減少させるため、炉心を燃料のアクチノイド酸化物の体積比の異なる 2 領域に分割した。内側炉心および外側炉心の燃料集合体装荷体数はそれぞれ 108 体、90 体とし、制御棒集合体 19 体は全て内側炉心領域に装荷するとした (Fig. 4.2 参照)。2 つの領域の燃料のアクチノイド酸化物の体積比 v_{AcO_x} は、それぞれの領域の出力のピーク値が等しくなるように、Fig. 4.5 に示した 2 次元円柱モデルにてエネルギー群数 25 群、拡散近似により計算した。この時、各領域の原子数密度を算出するために用いた物質データを Table 4.2 に、各領域の燃料、構造材、冷却材の体積比 v_F , v_S , v_C を Table 4.3 に示す。制御棒集合体は Fig. 4.5 の 2 次元円柱モデルでは中心から 1, 6, 12 体づつ 3 つの同体積の円環により模擬している。これらの円環により、内側炉心領域の燃料も Inner Core-1, Inner Core-2, Inner Core-3 の 3 領域に区分されている。Fig. 4.5 の 2 次元円柱モデルは、次に述べる 3 次元モデルの 6 群炉定数を作成する際の縮約スペクトルの計算体系をも兼ねており、上記 3 つの内側炉心領域にはそれぞれ異なる 6 群炉定数が対応することになる。

炉心の上下および周囲には軸方向および径方向の不銹鋼反射体を設けた。軸方向反射体の構造は燃料集合体の燃料部を不銹鋼（SS 316）に置き換えたものとしたので、構造材（SS 316）と冷却材（He）の体積比 v_s , v_c はそれぞれ 0.499, 0.501 となる。径方向反射体は反射効率を高くするため軸方向反射体より不銹鋼の割合を増し、 v_s , v_c をそれぞれ 0.80, 0.20 とした。

燃焼初期状態の余剰反応度を $2.0\% \Delta k/k$ とし、系の実効増倍率が 1.020 となるように、かつ、内側炉心と外側炉心の出力のピーク値が等しくなるように、内側炉心と外側炉心の燃料のアクチノイド酸化物の体積比 v_{AcO_x} を求めた。その結果、内側炉心および外側炉心に対し v_{AcO_x} は 61.2 v/o および 74.6 v/o となった。これらの v_{AcO_x} の値を用い、燃料集合体および炉心の形状を正確に模擬した六角形状 3 次元拡散計算を実施し、各燃料集合体の出力分布を算出した。炉心中心面における集合体配置図（1／6 象限）を Fig. 4.6 に示す。図中の領域番号は Fig. 4.5 の領域番号に対応している。3 次元計算のエネルギー群数は 6 群とし、先に述べたように、2 次元計算にて得た領域毎の 25 群中性子束を重み関数として用いて縮約し各領域の 6 群炉定数を作成した。計算コードには、修正六角メッシュ法に基づく 3 次元拡散理論と Bateman 法に基づく燃焼計算ルーチンとを結合した 3 次元燃焼計算コード BURN 3 D¹¹⁾ を用いた。

燃焼の進行に伴う系の反応度低下の程度、出力分布の変動、アクチノイド燃料の組成変化を検討するため、300 日を 1 サイクルとして初期から 900 日までの燃焼計算を実施した。300 Full Power Day は負荷率を 0.82 とすれば暦年で 1 年に相当する期間である。

4.2.2 アクチノイド所要量と消滅処理量の検討

燃焼初期および 300FPD (Full Power Day), 600 FPD, 900 FPD の各燃焼ステップにおける、燃料モデル L2 に基づく He-ABFR の核特性を Table 4.4 に示す。但し、最大出力密度の算出に際しては炉出力を 850MWt とした。燃焼初期状態のアクチノイド核種の全装荷量(所要量)は約 6.55ton となる。燃料モデル L2 (軽水炉排出のアクチノイド廃棄物から U と Np を除去)の場合、1000MWe 級軽水炉 1 基から年間約 5 kg (熱出力 3000 MW, 負荷率 0.75 を仮定) 排出されることになるので、初装荷のアクチノイド燃料をまかうには約 1300 基・年の発電炉が必要ということになる。また、年間のアクチノイド消滅処理量は 267 kg であるから、1000MWe 級軽水炉約 53 基から排出されるアクチノイド廃棄物を消滅処理することになる。但し、この場合には U および Np を除去している。軽水炉排出のアクチノイド廃棄物で Np をも含めた消滅処理を考える場合には、L1 (Pu) 燃料モデルを採用すればよい。この場合のアクチノイド所要量は約 6.8ton と L2 燃料モデルの場合、1000MWe 級軽水炉 1 基から年間約 30kg (熱出力 3000 MW, 負荷率 0.75 を仮定) 排出されるので、年間では約 8.8 基分を消滅処理する。これは、当初 He-ABFR の消滅処理能力に関して設定した基本条件 - 1000MWe 級発電炉 10 基から排出するアクチノイド廃棄物を消滅処理する - は 850MW 熱出力規模では満足されないことになる (He-ABFR の年間稼動日数を 300 日とした場合)。熱的性能の検討を含めた、He-ABFR の出力規模の増加の可能性に関しては後節 4.3.4 にて考察した。

4.2.3 出力分布特性と燃焼特性

出力規模が 850MWt の He-ABFR の炉心中心面での出力分布を各燃焼ステップ (BOL, 300 FPD, 600 FPD, 900 FPD) について Fig. 4.7 に示す。燃焼初期における最大出力密度は燃料集合体平均で 320.1 watt / cc である。炉心内には 198 体の燃料集合体が装荷されているので、炉出力を 850MWt としたとき、燃料集合体平均の出力密度は 235.8 watt / cc となる。局所ピーピング係数を 1.05 と仮定して、炉心の全ピーピング係数は 1.425 となる。この値は、3.2 節での熱性能の検討に際して通常の GCFR の設計例より推定して設定した値 1.6 より約 10% 小さい。これは、通常の GCFR では燃焼初期では外側炉心の最大出力密度を内側炉心の最大出力密度よりも高く設定しておき、燃焼の進行に従い両者がバランスするように設計されるのに対し、He-ABFR では燃焼初期で両者がバランスするようにアクチノイド酸化物の v_{AcO_x} を調整したからである。

燃焼に伴う内側炉心、外側炉心のそれぞれの領域の最大出力密度の変動は、900 FPD にて内側炉心で -3.6%，外側炉心で +1.7% と非常に小さい。900 FPD の燃焼期間を通じ炉心内の出力分布はほとんど変化しないと考えてよい。これは、Na 冷却による高速炉を含めた通常の発電炉と大いに異なる点であり、燃焼中の炉心管理法に特別の注意が必要であり、ことに制御棒計画に検討を要する。

Table 4.4 には、燃焼の進行に伴なう各燃焼ステップ間の反応度損失を併記した。燃焼初期 (0 - 300 FPD) ではその反応度損失は 0.34% $\Delta k / k / 300 \text{ FPD}$ と小さいが、燃焼の進行に伴ない大きくなり、600 - 900 FPD では反応度損失は 1.65% $\Delta k / k / 300 \text{ FPD}$ となる。

4.3 He-ABFR 基準炉心の熱的性能

前章の核熱サーベイ計算によって選定した He-ABFR 基準炉心-1 について、核計算によって得られた詳細出力分布に基く多チャンネル熱流動特性解析を行ない、熱的性能を評価した。

4.3.1 燃料交換方式と出力平坦化

燃料交換方式の考え方によっては熱的性能を評価すべき燃焼状態が異なる可能性がある。He-ABFR の熱流動解析は初装荷状態 (BOL) に対して行なわれているが、その理由を燃料交換方式の観点から説明する。

多くの場合では多バッチ分散型燃料交換方式を採用しているが、1 時に全燃料を交換する 1 バッチ燃料交換方式も考えられ、その選択には He-ABFR の特殊性を充分に考慮する必要がある。

核計算では、炉心領域をほぼ等しい体積を有する 2 領域に分割し、初装荷時において炉心燃料である $AcO_x - MgO$ の AcO_x 体積比を領域によって変えることで出力分布の平坦化を図った。すなわち、内側炉心領域の AcO_x 体積比を外側炉心領域のそれよりも低く保つことで特に径方向の出力分布が平坦化される。3 次元燃焼計算の結果によると、He-ABFR では初装荷時の出力分布は燃焼によってほとんど変化せず、3 年照射後においても出力分布の変動は初装荷時と比べて 2 ~ 3% 程度である。したがって、He-ABFR では初装荷時において出力分布平坦化を達成することで燃焼期間を通じてその平坦化が維持されると考えることができる。また、核特性解析から燃焼に伴なう反応損失も小さいことをも考え合せると、He-ABFR では 2 ~ 3 年周期の 1 バッチ

燃料交換方式が有効であると考えることができる。

1000 MWt 規模の高速炉では、燃焼期間内の出力分布変動は比較的大きいが、He-ABFR ではその変動が非常に小さいことが特徴であると云える。この相違は、通常の高速炉では炉心燃料として PuO_2-UO_2 を用いかつ炉心囲りに UO_2 ブランケットを配置するが、一方、He-ABFR では炉心燃料として $\text{AcOx}-\text{MgO}$ を用い、炉心囲りには不銹鋼反射体を配置していることからくると考えられる。通常の高速炉では、燃焼の進行に伴ない UO_2 ブランケットでは ^{238}U が ^{239}Pu に転換することで炉心の出力割合が減少する。加えて、炉心でも ^{238}U が ^{239}Pu に転換し、その転換割合は内側炉心において著しく、内側炉心の出力が外側炉心と比べて相対的に増加する。この場合、燃焼補償用制御棒がすべて引抜き状態にある平衡サイクル末期において出力分布の平坦化を図り、そこに至る期間は制御棒によって燃焼に伴なう反応度損失を制御しながら、その適切な配置によって出力分布平坦化を維持することになる。したがって、この場合には、制御棒配置計画作成においては、反応度補償と共に出力分布平坦化を積極的に考慮しなければならない。

一方、He-ABFR では、炉心の出力割合は燃焼期間を通じて一定（100%）であり、かつアクチノイド核種と Mg 間には転換現象がないので 2 領域のアクチノイドは共に核分裂によってほぼ一定の割合で減少する。したがって、出力分布は燃焼期間を通じてほぼ不変であり、制御棒配置計画に際しては、反応度制御と共に、上述の燃焼期間を通じて一定である出力分布に歪みを生じさせないように、均一に配置する配慮が必要となると考えられる。このことからも、He-ABFR の炉心設けでは、制御棒挿入状態を考慮せずに初装荷時における出力分布の平坦化を図ることは妥当であると云える。

この節では、He-ABFR の熱的性能を、上述の出力分布の燃焼依存性と He-ABFR では好ましいと考えられる 1 バッチ燃料交換方式に基き、初装荷時に対して評価したが、得られる結論は燃焼の進行状態においても適用できると考えられる。

4.3.2 計算モデルと計算手法

炉心熱性能評価では、ガス冷却高速炉を対象として開発した多チャンネル定常・非定常伝熱流動解析コード MR.X¹²⁾ の定常部分を使用した。冷却材流量配分は、Fig. 4.8 に示したように各炉心燃料集合体列毎とし、各集合体列を表わす平均チャンネルの出口温度がそれぞれ 500°C になるように流量調節されるものとした。熱解析では、軸方向反射体を含む炉心集合体を円筒状チャンネルでもって表わす多チャンネル原子炉モデルを用いた。各々のチャンネルは、Fig. 4.9 に示したように、燃料と被覆管などの固体領域、ギャップ領域、冷却材領域から構成される 2 次元円筒モデルである。

ガス冷却高速炉では、伝熱性能向上のために被覆管表面上に適切な粗面を設けることが一般的であるが、今回の He-ABFR ではその効果が小さい（3.2.3 参照）ので、特別な粗面を設けていない。炉心燃料ピンのスペイサーについては、グリッド型スペイサーを 20 cm 間隔で 8 個設けることにした。その他の計算モデル作成に要する設計パラメーターを Table 4.5 にまとめて示した。

本解析に用いた計算コード MR.X の定常部分に関する計算流れ図を Fig. 4.10 に示した。計算は大別して温度分布計算と流量分布計算にわけられる。チャンネルの温度分布は円筒チャンネルモデルに対して熱伝導方程式と冷却材熱平衡方程式の連立系を適当な境界条件の下に解くことによ

って得られる。熱伝導方程式中の体積発熱率の軸方向分布は CITATION に基く 3 次元拡散コード BURN 3D によって得られた詳細出力分布 (w/cm^3 単位) に適当な換算係数を適用して $Kcal/m^3 h$ の燃料ペレット単位体積当たりの発熱率として与えられる。

冷却材はすべて乱流域にあるとして、その熱伝達式を、

$$Nu = 0.0258 Re^{0.8} Pr^{0.4}$$

で与えるものとした。Nu, Re, Pr はそれぞれヌッセルト数、レイノルズ数、プラントル数である。

冷却材流量分布計算は Fig. 4.11 に示した多並列チャンネルモデルに基いており、冷却材の流れは垂直流のみとし、径方向への冷却材流れは考慮されていない。冷却材温度は、炉心燃料集合体毎の平均チャンネルでは、すべて入口 $250^\circ C$ 、出口 $500^\circ C$ と設定し、この条件の下に冷却材流量、圧力損失、流量調節条件を定めた。チャンネル摩擦係数として

$$f = 0.213 Re^{-0.2}$$

を採用し、スペイサーに関しては冷却材のプロッケイジ率 0.27、 C_v 値として、

$$C_v = 5.93 + 5000 Re^{-0.8}$$

を使用した。

熱流動解析では、計算モデル、計算方法と共に使用した物性値が重要となる。

冷却材 He に関しては、R. Harth ら¹³⁾のまとめたデータを採用した。例えば、密度 ρ (g/cm^3) としては、

$$\rho^2 (4.5 \times 10^{-4} + \frac{5.42}{1890 + T}) + \rho = \frac{P}{RT}$$

であり、 $R = 20.77$ [$bar \cdot cm^3/g^\circ K$]、 P ；圧力 [bar]、 T ；温度 [$^\circ K$] である。

炉心燃料となる AcOx-MgO の熱伝導率 K としては、すでに 3 章に詳述したように、酸化マグネシウム連続相中にアクチノイド酸化物固溶体が分散するペレット構造モデルに基く W. D. Kingery の定式^{9), 10)} を用いた。90% TD、とアクチノイド組成比から、 k は、

$$k = c_1 - c_2 \cdot T_f + c_3 \cdot T_f^2 \quad [w/cm \cdot ^\circ K]$$

となり、 c_1 , c_2 , c_3 は、それぞれ、

$$c_1 = 1.54 + 9.007 v_{MgO} + 9.216 v_{MgO}^2$$

$$c_2 = 1.189 \times 10^{-3} + 1.064 \times 10^{-2} v_{MgO} + 1.171 \times 10^{-2} v_{MgO}^2$$

$$c_3 = 3.73 \times 10^{-7} + 4.051 \times 10^{-6} v_{MgO} + 4.56 \times 10^{-6} v_{MgO}^2$$

である。ただし、 T_f は燃料温度、 v_{MgO} は AcOx-MgO 中の MgO の占める体積比、である。この式および Fig. 3.10 から明らかのように、AcOx-MgO 燃料の熱伝導率は、AcOx と MgO の体積比に強く依存しており、出力分布の平坦化のために、その体積比がかなり異なる 2 領域の炉心を有する He-ABFR では、後述するように注意深い考慮を必要とすることになる。核計算の結果によると、AcOx-MgO 中の MgO の体積比 v_{MgO} は、内側炉心で 38.8%，外側炉心で 25.6% である。

被覆管 (SUS-316) の熱伝導率 k は、

$$k = 13.23 + 0.01484 T_{ci} \quad [w/m \cdot ^\circ K]$$

を使用した。ただし、 T_{ci} は被覆管温度である。また、ギャップコンダクタンスとしては、 8600 $Kcal/m^2 h^\circ C$ ($= 1 w/cm^2 \cdot ^\circ K$) を使用したが、1 バッチ燃料交換方式では初装荷直後の比較的短期間で問題になるのみである。

4.3.3 He-ABFR 基準炉心の熱的性能の検討

4.1において計算した3次元出力分布に基き、1000MWt規模のHe-ABFRに関する熱流動特性解析を行ない、あらかじめ設定した公称値に対する制限条件を満足するか否かの検討を行なった。Table 4.6に流量配分にしたがう燃料集合体列に相当するチャンネル毎の燃料最高温度を含む熱流動特性をまとめて示した。

燃料最高温度に関しては、内側炉心では1600°C～1750°Cであるが、外側炉心においては最高2088°Cに達している。これはあらかじめ設定した許容燃料温度1950°Cを140°C程度超過している。このことは、燃料ペレット熱伝導率がMgO/AcOx-MgO(v_{MgO})に強く依存することによって生じたものである。出力分布の平坦化は、核計算によって内側炉心燃料集合体第1列と外側炉心燃料集合体第1列の出力密度が等しくなるように考慮され、両炉心領域の v_{MgO} を設定した。その結果、 v_{MgO} は、内外炉心領域でそれぞれ38.8%，25.6%となった。この v_{MgO} の相違は、Fig. 3.10によると、AcOx-MgOの熱伝導率に30%以上の相異をもたらすことになる。3.2の単チャンネル計算では両炉心領域の平均の v_{MgO} を採用していたので、今回の多チャンネル計算の両領域の燃料最高温度の平均値として与えられていたことになる。各チャンネルの炉心出口温度の調整、流量調節領域の細分化などの工夫によって、燃料最高温度を幾分下げることも可能であるが、燃料最高温度は、Fig. 4.12に示したように、燃料内の温度差が支配的である。したがって、現在のもっとも平坦化された出力分布を変更することなく燃料最高温度を許容値以下にするためには、原子炉出力を下げる必要がある。

被覆管最高温度は炉心最外端集合体列で最大となるが、その値は611°Cであり許容温度650°Cと比べるとかなりの余裕がある。炉心圧力損失は約3.8kg/cm²であり、単チャンネル計算において設定した許容値2.0kg/cm²に比べ非常に高くなつた。しかし、許容値2.0kg/cm²は炉心燃料部分に対するものであり、かつ流量調節の効果も含めていないものであった。また、仮に圧力損失が高くなつたとすれば、それはポンプ動力を介して発電効率の低下につながるが、He-ABFRはアクチノイド廃棄物を効率的に消滅処理することが主目的であり、発電することが目的でないこと、熱出力が1000MWtであり現有GCRのポンプ特性を著しく向上する必要があるとは考えられないこと、などを考え合せると、圧力損失がHe-ABFR炉心設計において厳しい制限条件になるとは考えられない。

3章の予備的検討の結果選定したHe-ABFR基準炉心では、通常の方法による平坦化出力分布を保持するかぎり、燃料最高温度を許容値以下に保つことができず、原子炉熱出力を下げる必要があるという結論になつた。出力分布を変更せず原子炉熱出力を下げた場合の熱流動特性を1000MWtの時と同様に計算し、Table 4.7～Table 4.10に示した。この結果、原子炉熱出力を850MWt規模にすると、燃料最高温度は1920°C程度となり、許容温度1950°C以下であることを満足する。加えて、圧力損失も2.8kg/cm²となり、1000MWt規模時と比較するとかなりポンプに係わる問題を緩和することができる。

炉心設計における出力平坦化の考え方は、通常の原子炉における燃料最高温度の緩和に加えて、燃焼度の均一性、燃焼期間中の出力変動の最小化など原子炉運転特性の観点からも重要である。この観点から選定したHe-ABFR基準炉心は、熱出力規模を1000MWtから850MWtに変更し、850MWt He-ABFRと呼ぶことにした。

4.3.4 出力規模増加の可能性に関する考察

当初設定した1000MWe級発電炉10基から排出するアクチノイド廃棄物を効率的に消滅処理する能力をHe-ABFRは有することという基本条件は、850MWt熱出力規模では満足されない可能性がある。アクチノイド所要量をこれ以上増加させることなく、すなわち炉心容量、形状を850MWt He-ABFRと同一にして、出力規模を増加する方法について考察してみる。

850MWt He-ABFRでは、燃料最高温度の問題を緩和するために、炉心を2領域に分割し、それぞれの領域の最高出力密度をAcOx-MgOのMgO混合割合の調節によって等しくすることで出力平坦化を図った。このため、2つの炉心領域のMgO混合割合に大巾な相違が生じ、AcOx-MgO熱伝導率がMgO割合に敏感に影響されることもあって、外側炉心領域の燃料最高温度が許容値を大巾に超過することになった。この結果、当初設定した1000MWtを850MWtに下げるを得なかった。このことから、2つの炉心領域のMgO混合割合に大巾な相違をもたらさない方法によって出力規模増加が可能となる。その方法として、出力平坦化より燃料温度分布の平坦化を炉心設計の考え方として採用することが考えられる。

燃料温度分布平坦化では、出力平坦化によって得られた燃料最高温度の結果から考えて、炉心2領域間のMgO混合割合の相違をより小さくすることになる。すなわち、内側炉心領域のMgO割合は相対的に減少し、外側炉心領域では増加する。この方法に基くと、外側炉心領域の燃料温度が許容値以上になる問題を緩和すると共に、中性子インポータンスの高い内側炉心で燃料が増加することでアクチノイド所要量を低減する可能性も高い。しかし、他方では、結果として出力平坦化がくずれることになるので、炉内燃料の燃焼度を均一にする出力平坦化の特長も失なわれることになると考えられる。

更に、2つの炉心領域のMgO割合に大巾な相違が生じても、MgO割合を増加するか、より平坦な出力分布によって最大出力密度を緩和することが考えられる。簡便な方法としては、高速中性子に対する反射特性にすぐれた反射体を選定することであろう。反射体中の反射材割合をより高めることが可能でありかつすぐれた高速中性子反射効果を有する物質が見出されれば、大容量の低出力炉心-反射体境界に存在する燃料の出力密度を著しく増加することが可能となる。この結果、出力はより平坦化され、炉心最高出力密度が低下すると共に、反射中性子の有効利用によってMgO混合割合が増加し、熱伝導率が改善されるなどによって、燃料温度の問題を緩和し、出力規模の増加が可能になると考えられる。MgO混合割合が増加することは、アクチノイド所要量も低減することになる。

以上述べた出力規模増加の可能性を確かめるためには、核・熱流動に関する検討を更に進める必要がある。

4.3.5 熱性能評価における熱伝導率の効果

He-ABFRの炉心設計において、燃料温度許容条件を満足することが問題となつたが、それは燃料であるAcOx-MgOの熱伝導率の評価法に強く依存していた。AcOx-MgOのような混合物の実効熱伝導率の評価式は多数提案されているが、一般的には実測値による裏付けが乏しい。本論文において採用した評価式もそれが導き出されたペレット構造モデルと共に、その妥当性が十分に確認されてゐるわけではなく、実際のAcOx-MgOの熱伝導率の評価式として何が適切であるか

が明らかでない現状である。

He-ABFRの熱性能評価には、3.2で論じたW. D. Kingeryの熱伝導率評価式^{9), 10)}を用いた。この評価式は、連続相MgOマトリック中に球型分散相AcOxが混合するペレット構造モデルに基づき導出され、100%理論密度の混合物の実効熱伝導率 λ_{eff} として、

$$\lambda_{\text{eff}}^{(1)} = \lambda_c \cdot \frac{1 + 2f_d(1 - \lambda_c/\lambda_d)/(2\lambda_c/\lambda_d + 1)}{1 - f_d(1 - \lambda_c/\lambda_d)/(2\lambda_c/\lambda_d + 1)}$$

で表わされる。ただし、 λ_c , λ_d ; 連続相(MgO), 分散相(AcOx)の熱伝導率, f_d ; AcOx-MgO中の分散相(AcOx)の体積比, である。

しかし、同じ評価者Kingeryは他の文献¹⁴⁾において若干異なる評価式を示している。すなわち、

$$\lambda_{\text{eff}}^{(2)} = \lambda_c \cdot \frac{1 + 2f_d(1 - \lambda_c/\lambda_d)/(2\lambda_c/\lambda_d + 1)}{1 - f_d(1 - \lambda_c/\lambda_d)/(2\lambda_c/\lambda_d + 1)}$$

であり、～の2の係数の有無の相違である。文献中に示されたデータおよび他の評価者の理論式などから判断すると、後者の $\lambda_{\text{eff}}^{(2)}$ の方がより一般性があると考えられる。

$\lambda_{\text{eff}}^{(1)}$, $\lambda_{\text{eff}}^{(2)}$ のW. D. Kingeryの評価式は、分散相(AcOx)が球型であるとの仮定に基いている。今回検討を加えたHe-ABFRでは、AcOx 体積比が75%と高いので、球型分散相を考えることには無理がある。この問題を解決する方法としてAcOxをファイバー状の非球型分散相とするペレット構造を持たせることがある。分散相が球型以外の場合の理論式、半経験式にも種々提唱されているが、¹⁵⁾例えばBehrenceによると、分散相をファイバー状とした時の実効熱伝導率 $\lambda_{\text{eff}}^{(3)}$ は、

$$\lambda_{\text{eff}}^{(3)} = \lambda_c \cdot \frac{(\lambda_d/\lambda_c + 1) + (\lambda_d/\lambda_c - 1)f_d}{(\lambda_d/\lambda_c + 1) - (\lambda_d/\lambda_c - 1)f_d}$$

で表わされる。

いずれの熱伝導率に対してもポロシティ補正を行なうと $\lambda_f = \lambda_{\text{eff}}(1-p)^{2/3}$, p : ポロシティとなるが、90%理論密度、AcOx 体積比60%, 80%に対する $\lambda_{\text{eff}}^{(1)}$, $\lambda_{\text{eff}}^{(2)}$, $\lambda_{\text{eff}}^{(3)}$ について計算し、Fig. 4.13に比較した。この結果、He-ABFR 熱性能評価に用いた $\lambda_{\text{eff}}^{(1)}$ は、 $\lambda_{\text{eff}}^{(2)}$, $\lambda_{\text{eff}}^{(3)}$ と比較して、14~19%, 4~10%それぞれ過少評価していることがわかる。

それぞれの熱伝導率を用いた場合の燃料最高温度を推定し、Table 4.11に比較した。ただし、上述の相違の中間を想定し、 $\lambda_f^{(2)} = 1.17 \lambda_f^{(1)}$, $\lambda_f^{(3)} = 1.07 \lambda_f^{(1)}$ を仮定した時の推定である。この表の結果から、前節で述べたような修正をほどこせば、現在の850MWt He-ABFRを1000MWt 規模にする可能性はあると思われる。しかし、AcOxの形状を含む燃料構造が明らかでないこと、ここで取上げた評価式以外にも多くの熱伝導評価式が存在すること、ホットスポット因子を考慮する必要があること、などを考え合せると、ここで述べた熱伝導率の向上による燃料最高温度の改善の可能性は、出力上昇の可能性としてとらえるよりも、余裕として考える方が妥当であろう。

Table 4.1 Summary of 850 MWt He-ABFR design characteristics

Item	Unit	Data
I. General		
Thermal power	MWt	850
Primary coolant		Helium
Inlet pressure of primary coolant	kg/cm ² G	80
Reactor inlet temperature	°C	250
Reactor outlet temperature	°C	500
Mass flow of primary coolant	ton/hr	2360
Electric power	MWe	300
Gross efficiency	%	35
II. Core		
Fuel material		AcOx-MgO
- effective density		90% TD
- pellet diameter	mm	5.1
Clad type		FP venting type
- material		SUS-316
- surface		smooth
- in/out diameter	mm	5.24/6.0
Fuel pin arrangement		triangular
- pin pitch	mm	8.0
- pin effective length	m	1.0
No. of fuel pin per assembly		271
Wrapper thickness	mm	3.0
Assembly arrangement		hexagonal
- outer width across flats	mm	138
- pitch	mm	145
No. of assembly		217
- fuel assembly		198
- control assembly		19
Core equivalent diameter	m	2.24
- height to diameter ratio		0.446
- reflector material		SUS-316
- Axial reflector thickness	m	0.55
- radial reflector equivalent thickness	m	0.53

Table 4.1 (continued)

Item	Unit	Data
- power peaking factor		1.425
- local peaking factor		1.05
Thermal performance of hot channel		
- maximum linear rate	W/cm	216
- mass flow	kg/hr	47.2
- coolant outlet temperature	°C	514
- minimum Reynolds number		73000
- maximum coolant velocity	m/sec	103
- pressure loss between upper and lower plenum	kg/cm ²	2.65
- maximum fuel temperature (nominal)	°C	1918
- maximum clad temperature (nominal)	°C	601
III. Reactor vessel		
Vessel type		multicavity PCRV
No. of cavities		
- core		1
- steam generator		4
- auxiliary cooler		2
Dimension		
- diameter	m	21
- height	m	23
Operational condition		
- concrete inner temperature	°C	<70
- pressure	kg/cm ² G	~80
IV. Primary cooling system		
No. of loops		4
Coolant mass flow per loop	ton/hr	590
Helium circulator		
- no. of circulator per loop		1
- type		centrifugal
- drive		electric motor
- power per unit	MWe	~12.4

Table 4.1 (continued)

Item	Unit	Data
Steam generator		
- no. of units per loop		1
- type		helical
- total transferred heat	MW	850
- dimension of tubes	m	1.3Φ × 10H
V. Water, steam system		
No. of loops		1
Cycle performance		non reheat
Turbin, generator		
- no. of units		1
- power output	MWe	300
VI. Auxiliary cooling system		
No. of loops		2
Auxiliary cooler		
- no. of units		2(100% capacity)
- type		U tube type
- capacity (normal operation)	% of reactor power	1

Table 4.2 Material Data

AcOx

Effective Density	$\text{g}\cdot\text{cm}^{-3}$	10.0	(0.9 T.D.)
O/M Ratio		1.9	

MgO

Effective Density	$\text{g}\cdot\text{cm}^{-3}$	3.222	(0.9 T.D.)
-------------------	-------------------------------	-------	------------

Clad and Structure (SUS 316)

Density	$\text{g}\cdot\text{cm}^{-3}$	7.87
Contents Cr/Fe/Ni/Mo	w/o	17.5/67.5/12.4/2.6

Coolant (He)

Pressure (P)	$\text{kg}\cdot\text{cm}^{-2}$	80.0
Average Temp. (T)	$^{\circ}\text{C}$	375.0
Specific Weight (W)	$\text{g}\cdot\text{cm}^{-3}$	5.93×10^{-3}
$(W = 48 \times 10^{-3} \times \frac{P}{T+273})$		

Table 4.3 Volume ratios in 850 MWt He-ABFR

(v/o)

Region	$v_F(\text{AcOx-MgO})$	$v_S(\text{SS 316})$	$v_C(\text{He})$
Core	0.304	0.195	0.501
Control Channel	—	0.050	0.950
Ax. Reflector	—	0.499	0.501
Rad. Reflector	—	0.80	0.20

Table 4.4 Nuclear characteristics of 850 Mwt He-ABFR
with use of L2 fuel model

	0 FPD	300 FPD	600 FPD	900 FPD
<u>Multiplication Factor</u>	1.02066	1.01714	1.00392	0.98752
Burnup Reactivity Effect [% $\Delta k/k$ / 300FPD]	0.0	-0.339	-1.295	-1.654
Maximum Power Density [Watt/cc]	320.1	322.7	324.3	325.7
Loaded Mass [kg]				
U-235	0.0	0.03	0.08	0.18
U-236	0.0	0.03	0.06	0.09
U-238	0.0	0.00	0.00	0.00
Np-237	0.0	2.06	3.70	4.97
Pu-238	27.36	186.86	265.11	312.02
Pu-239	890.76	777.83	682.52	599.76
Pu-240	357.36	361.96	367.35	373.16
Pu-241	168.36	144.38	125.00	109.24
Pu-242	57.96	77.76	94.75	109.41
Am-241	1759.32	1586.45	1427.62	1279.51
Am-242	0.0	0.33	0.31	0.29
Am-242M	0.0	18.68	31.52	39.99
Am-243	2994.46	2780.36	2578.46	2384.94
Cm-242	193.44	102.31	73.70	62.92
Cm-243	0.0	1.77	2.59	3.08
Cm-244	102.72	231.09	338.22	428.11
Cm-245	0.0	7.17	18.33	32.31
others	0.0	~6.0	~9.0	~11.0
Heavy Metal Total	6,552	6,285	6,018	5,751

FPD : Full Power Day

Table 4.5 Conditions of thermal analysis on He-ABFR

Thermal power	800 ~ 1000 MWT
Fuel	
- fuel material	90%TD AcOx-MgO
- AcOx volume ratio	61.2% for inner core 74.6% for outer core
- fuel pellet dia.	5.10 mm
Clad	
- clad material	SUS-316
- clad inner dia.	5.24 mm
- clad outer dia.	6.00 mm
Coolant	
- coolant material	He
- coolant inlet pressure	80 kg/cm ² .G
- coolant inlet temp.	250 °C
- coolant outlet temp.	500°C (averaged over reactor core outlet)
Reactor Assembly	
- No. of fuel assemblies	198
- No. of pins/assembly	271
- No. of control rod assemblies	19
- No. of reflector assemblies	252
Core & Reflector	
- Active core height	100 cm
- Equivalent core diameter	224.3 cm
- Axial reflector thickness	55 cm × 2

Table 4.6 Thermal-hydraulic performance of 1000 MWe He-ABFR

Orificing zone No.	inner core												outer core							
	1			2			3			4			5			6			7	
No. of fuel assemblies	6	12		12		12		24		24		30		30		42		42		48
Av. power density (W/cm^3)*	1021.8	1007.3	1009.6	987.2	991.8	960.1	969.2	922.9	934.4	886.4	901.9	987.7	1033.9	777.4	840.1					
Av. linear heat rate (W/cm)	208.7	205.8	206.2	201.7	202.6	196.1	198.0	188.5	190.9	181.1	184.2	201.8	211.2	158.8	171.6					
Max. fuel temperature ($^\circ\text{C}$)	1752	1737	1740	1716	1723	1688	1700	1648	1665	1613	1635	2034	2088	1770	1883					
Max. clad temperature ($^\circ\text{C}$)	592	591	592	590	592	589	593	587	592	586	592	589	607	580	611					
Coolant outlet temp. ($^\circ\text{C}$)	500	500	501	500	501	500	503	500	504	500	505	500	514	500	524					
Pressure drop (kg/cm^2)	3.804	3.705	3.705	3.570	3.570	3.390	3.390	3.152	3.152	2.926	2.926	3.573	3.573	2.297	2.297					
- friction	2.380	2.320	2.320	2.237	2.237	2.128	2.127	1.982	1.981	1.843	1.842	2.239	2.235	1.455	1.451					
- spacer	0.267	0.261	0.261	0.252	0.252	0.241	0.241	0.226	0.226	0.212	0.212	0.252	0.253	0.172	0.172					
- acceleration	0.233	0.226	0.227	0.218	0.218	0.206	0.207	0.190	0.192	0.175	0.178	0.218	0.226	0.134	0.144					
- inlet	0.374	0.363	0.363	0.349	0.349	0.330	0.329	0.305	0.304	0.281	0.280	0.349	0.344	0.216	0.211					
- outlet	0.549	0.533	0.533	0.512	0.512	0.484	0.485	0.448	0.448	0.413	0.413	0.513	0.514	0.318	0.319					

* ; for fuel meat

Table 4.7 Thermal-hydraulic performances of 950 Mwt He-ABFR

Orificing zone No.	inner core								outer core		
	1	2	3	4	5	6	7	8	42	48	
No. of fuel assemblies	6	12	12	24	24	30	30	30	42	48	
—	av.	max.	av.	max.	av.	max.	av.	max.	av.	max.	
Av. power density (W/cm ³)*	970.7	956.9	959.1	937.9	942.2	912.1	920.7	876.7	887.6	842.1	856.8
Av. linear heat rate (W/cm)	198.3	195.5	195.9	191.6	192.5	186.3	188.1	179.1	181.3	172.0	175.0
Max. fuel temperature (°C)	1694	1678	1681	1657	1663	1627	1640	1586	1604	1551	1574
Max. clad temperature (°C)	590	589	590	588	590	587	591	585	590	584	590
Coolant outlet temp. (°C)	500	500	501	500	501	500	503	500	504	500	505
Pressure drop (kg/cm ²)	3.460	3.370	3.370	3.247	3.247	3.084	3.084	2.867	2.867	2.662	2.662
- friction	2.170	2.115	2.115	2.040	2.040	1.940	1.939	1.807	1.806	1.680	1.679
- spacer	0.245	0.240	0.240	0.232	0.232	0.222	0.222	0.208	0.208	0.195	0.195
- acceleration	0.210	0.204	0.205	0.196	0.197	0.186	0.187	0.173	0.173	0.158	0.158
- inlet	0.337	0.328	0.328	0.315	0.315	0.298	0.297	0.275	0.274	0.254	0.253
- outlet	0.495	0.481	0.481	0.462	0.462	0.437	0.437	0.404	0.404	0.373	0.373

* ; for fuel meat

Table 4.8 Thermal-hydraulic performances of 900 MWt He-ABFR

Orificing zone No.	inner core												outer core												
	1			2			3			4			5			6			7			8			
No. of fuel assemblies	6	12	12	12	24	24	24	24	30	30	30	30	30	30	30	30	42	42	42	48	48	48	48	48	48
Av. power density (W/cm ³)*	919.6	906.6	908.6	888.5	892.6	864.1	872.2	830.6	840.9	797.8	811.7	888.9	930.5	699.7	756.1										
Av. linear heat rate (W/cm)	187.9	185.2	185.6	181.5	182.3	176.5	178.2	169.7	171.8	163.0	165.8	181.6	190.1	142.9	154.5										
Max. fuel temperature (°C)	1630	1614	1617	1592	1599	1562	1576	1521	1539	1485	1509	1920	1980	1641	1764										
Max. clad temperature (°C)	588	587	588	586	588	585	589	583	588	582	588	585	603	577	607										
Coolant outlet temp. (°C)	500	500	501	500	501	500	503	500	504	500	505	500	505	500	500	514	500	500	500	524					
Pressure drop (kg/cm ²)	3.131	3.050	3.050	2.939	2.939	2.791	2.791	2.595	2.595	2.409	2.409	2.941	2.941	1.893	1.893										
- friction	1.969	1.919	1.919	1.851	1.851	1.760	1.760	1.639	1.639	1.525	1.525	1.852	1.849	1.204	1.204										
- spacer	0.225	0.220	0.220	0.213	0.213	0.203	0.203	0.191	0.191	0.179	0.179	0.213	0.213	0.146	0.146										
- acceleration	0.189	0.183	0.184	0.176	0.177	0.167	0.168	0.154	0.154	0.156	0.156	0.142	0.142	0.176	0.176										
- inlet	0.303	0.294	0.294	0.283	0.283	0.267	0.267	0.247	0.247	0.228	0.228	0.227	0.227	0.279	0.279										
- outlet	0.444	0.432	0.432	0.415	0.415	0.392	0.393	0.363	0.363	0.334	0.334	0.415	0.415	0.257	0.257										

* ; for fuel meat

Table 4.9 Thermal-hydraulic performances of 850 MWe He-ABFR

Orificing zone No.	inner core						outer core		
	1	2	3	4	5	6	7	8	
No. of fuel assemblies	6	12	12	24	24	30	42	48	
—	av.	max.	av.	max.	av.	max.	av.	max.	
Av. power density (W/cm ³)*	868.5	856.2	858.1	839.2	843.0	816.1	823.8	784.5	794.2
Av. linear heat rate (W/cm)	177.4	174.9	175.3	171.4	172.2	166.7	168.3	160.3	162.2
Max. fuel temperature (°C)	1561	1545	1548	1522	1529	1492	1506	1451	1469
Max. clad temperature (°C)	586	585	586	584	586	583	587	581	586
Coolant outlet temp. (°C)	500	500	501	500	501	500	503	500	504
Pressure drop (kg/cm ²)	2.818	2.745	2.745	2.645	2.645	2.512	2.512	2.336	2.336
— friction	1.777	1.732	1.731	1.670	1.670	1.588	1.588	1.479	1.478
— spacer	0.205	0.200	0.200	0.194	0.194	0.186	0.186	0.174	0.174
— acceleration	0.168	0.164	0.164	0.157	0.158	0.149	0.150	0.137	0.139
— inlet	0.270	0.263	0.262	0.252	0.252	0.239	0.238	0.220	0.219
— outlet	0.396	0.385	0.385	0.370	0.370	0.350	0.350	0.323	0.324

* ; for fuel meat

Table 4.10 Thermal-hydraulic performances of 800 MWe He-ABFR

Orificing zone No.	inner core												outer core							
	1			2			3			4			5			6			7	
No. of fuel assemblies	6	12	12	12	24	24	24	24	30	30	30	30	30	30	30	30	42	42	48	
—	—	av.	max.	av.	max.	av.	max.	av.	max.											
Av. power density (W/cm ³)*	817.4	805.8	807.6	789.8	793.4	768.1	775.3	738.3	747.5	709.1	721.5	790.2	827.1	621.9	672.1					
Av. linear heat rate (W/cm)	167.0	164.6	165.0	161.3	162.1	156.9	158.4	150.8	152.7	144.9	147.4	161.4	169.0	127.0	137.3					
Max. fuel temperature (°C)	1487	1471	1474	1448	1455	1418	1432	1377	1396	1343	1367	1785	1851	1493	1623					
Max. clad temperature (°C)	584	583	584	582	584	581	585	579	584	578	584	581	599	573	603					
Coolant outlet temp. (°C)	500	500	501	500	501	500	503	500	504	500	505	500	514	500	524					
Pressure drop (kg/cm ²)	2.520	2.454	2.454	2.365	2.365	2.247	2.247	2.089	2.089	1.940	1.940	2.367	2.367	1.525	1.525					
— friction	1.593	1.553	1.552	1.497	1.497	1.424	1.424	1.326	1.326	1.233	1.232	1.499	1.496	0.974	0.974					
— spacer	0.186	0.182	0.182	0.176	0.176	0.169	0.169	0.158	0.158	0.149	0.149	0.176	0.177	0.121	0.122					
— acceleration	0.149	0.145	0.145	0.139	0.140	0.132	0.133	0.122	0.123	0.112	0.114	0.139	0.145	0.086	0.092					
— inlet	0.239	0.233	0.232	0.223	0.223	0.211	0.211	0.195	0.194	0.180	0.179	0.224	0.220	0.139	0.135					
— outlet	0.351	0.341	0.341	0.328	0.328	0.310	0.310	0.286	0.287	0.264	0.264	0.328	0.329	0.203	0.204					

* ; for fuel meat

Table 4.11 Comparison of maximum fuel temperature obtained by differently evaluated thermal conductivities

Reactor Power (MWth)	$T_{f\max}^{(1)}$ (using $\lambda_f^{(1)}$) (°C)	$T_{f\max}^{(2)}$ (using $\lambda_f^{(2)}$) (°C)	$T_{f\max}^{(3)}$ (using $\lambda_f^{(3)}$) (°C)
1000	2088	1890	1999
950	2036	1844	1950
900	1980	1795	1897
850	1918	1740	1838
800	1851	1681	1775

$\lambda_f^{(1)}$: based on Refs. (9) and (10) by W.D. Kingery.

$\lambda_f^{(2)}$: based on another Ref. (14) by W.D. Kingery.

$\lambda_f^{(3)}$: based on Ref. (15) by Behrence.

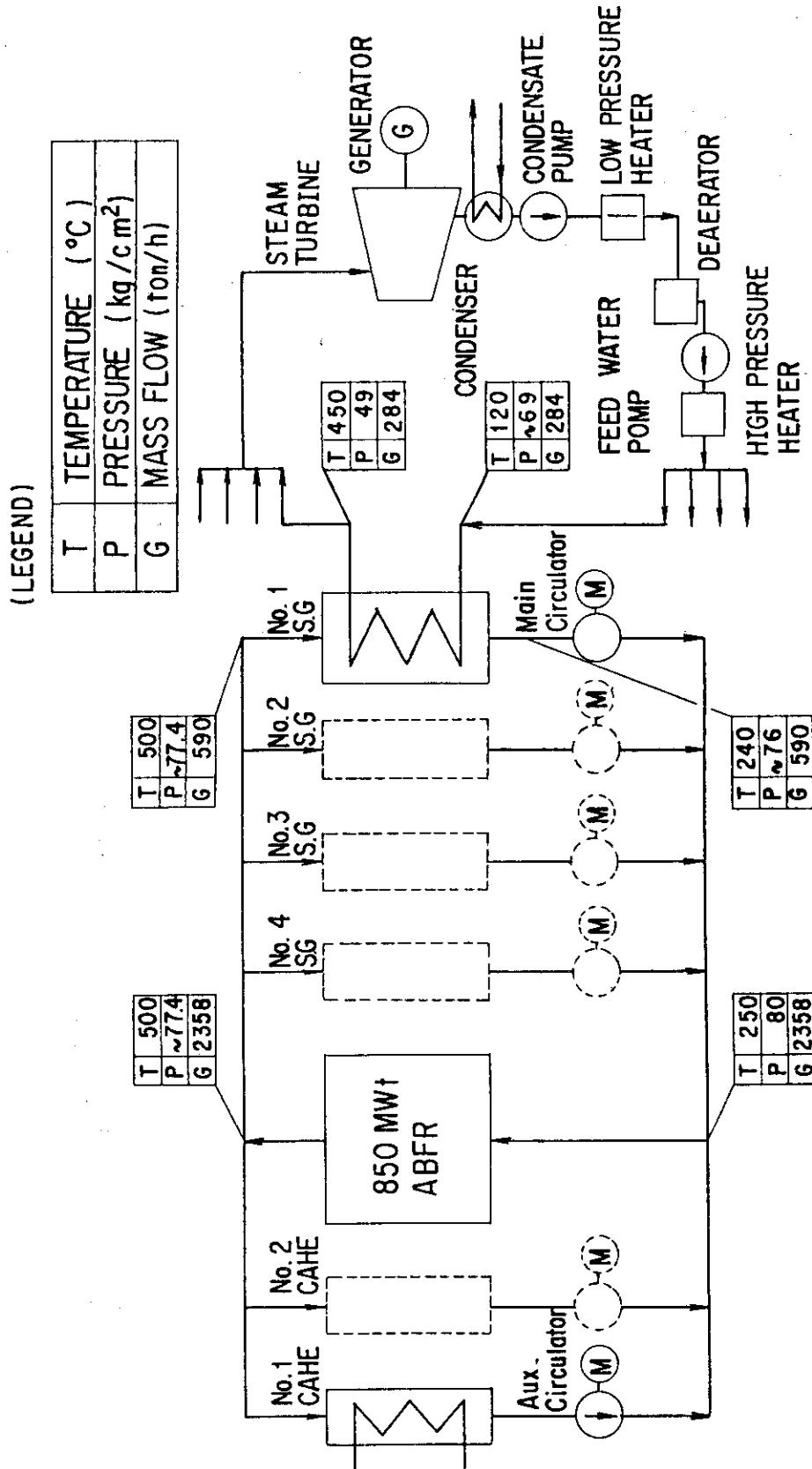


Fig. 4.1 Main steam & feed diagram and heat-mass flow of 850 Mwt He-ABFR

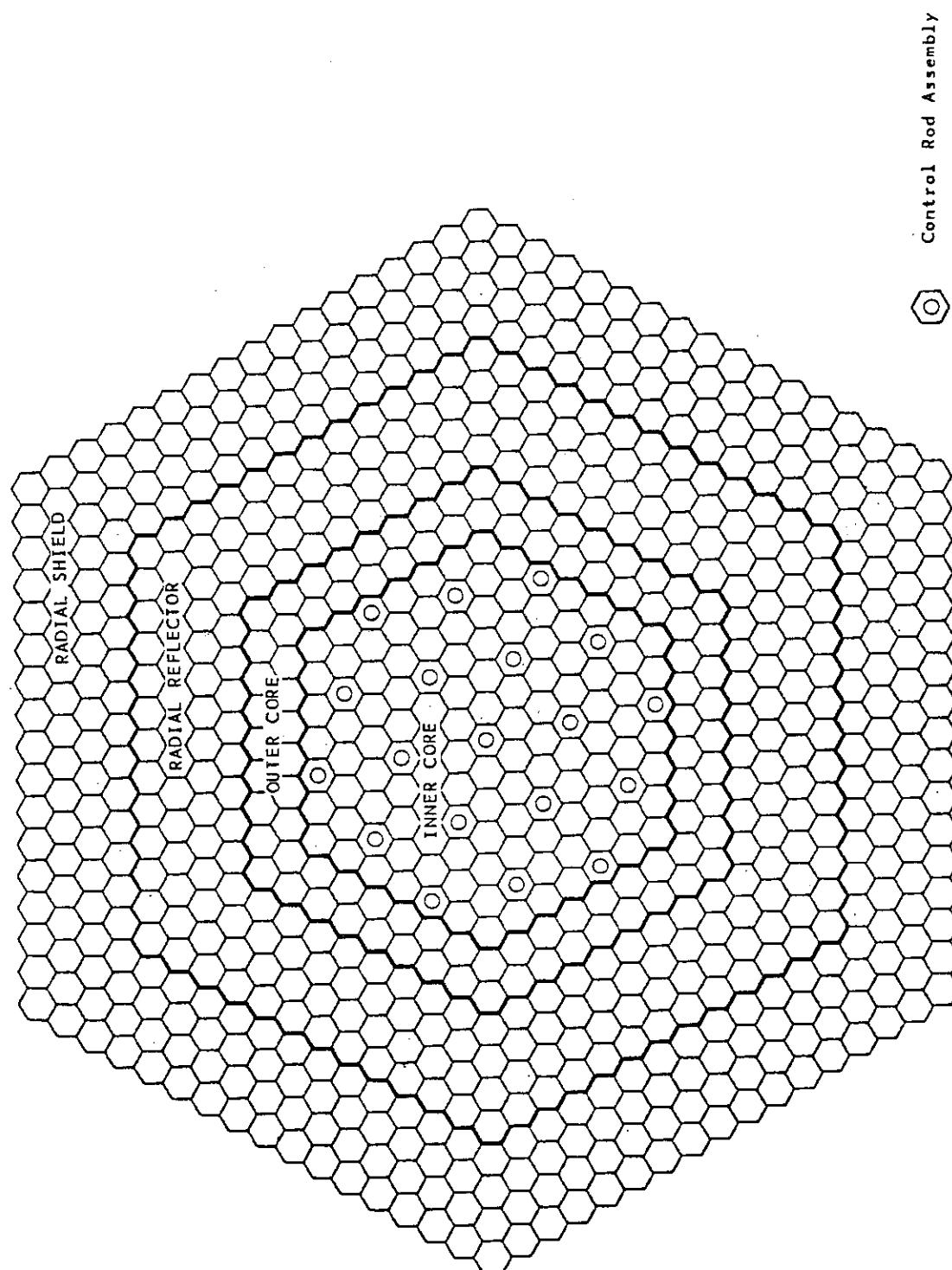


Fig. 4.2 Core cross section of 850 Mwt He-ABFR

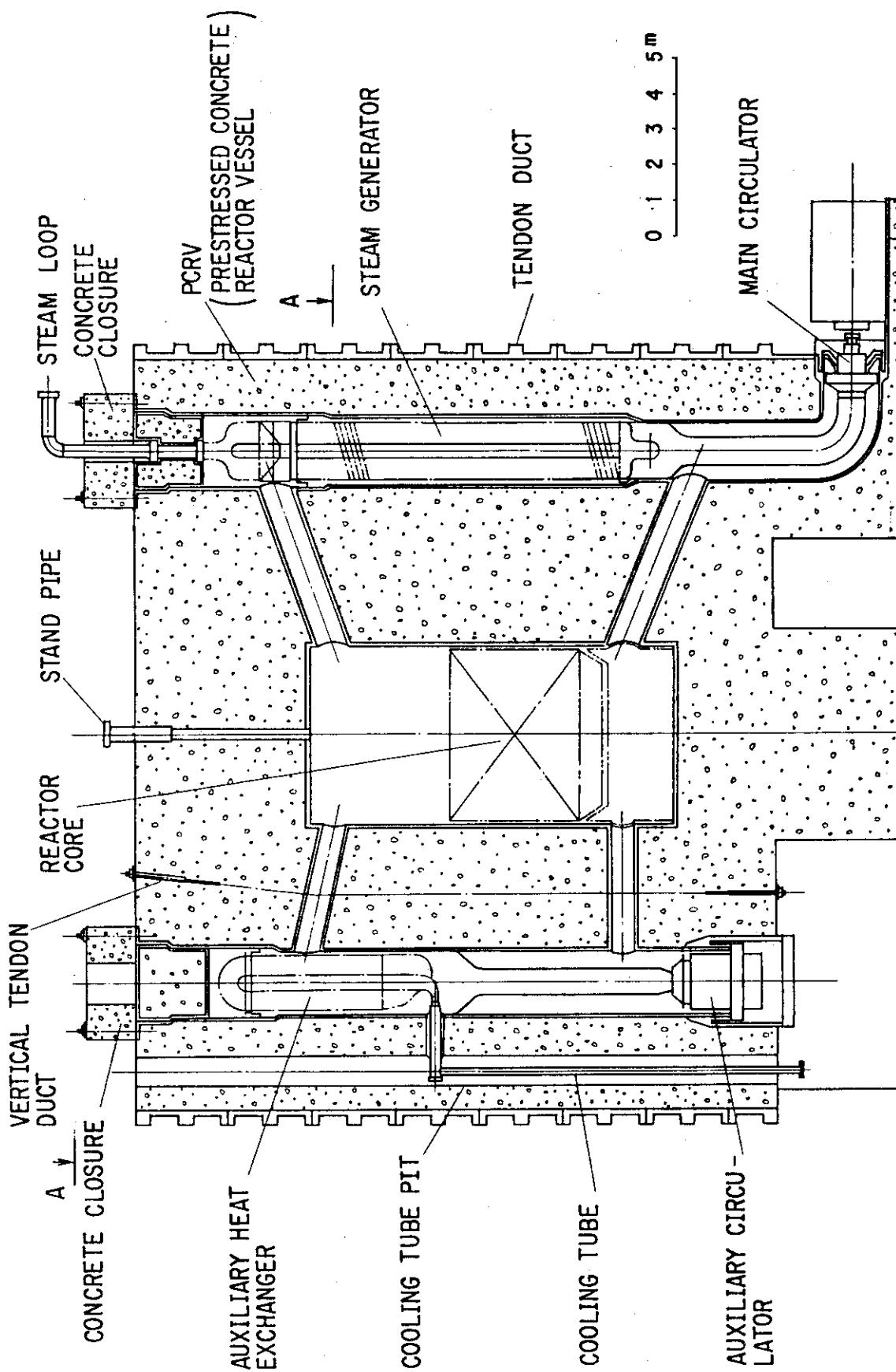


Fig. 4.3 Reactor elevation of 850 MWe He-ABFR

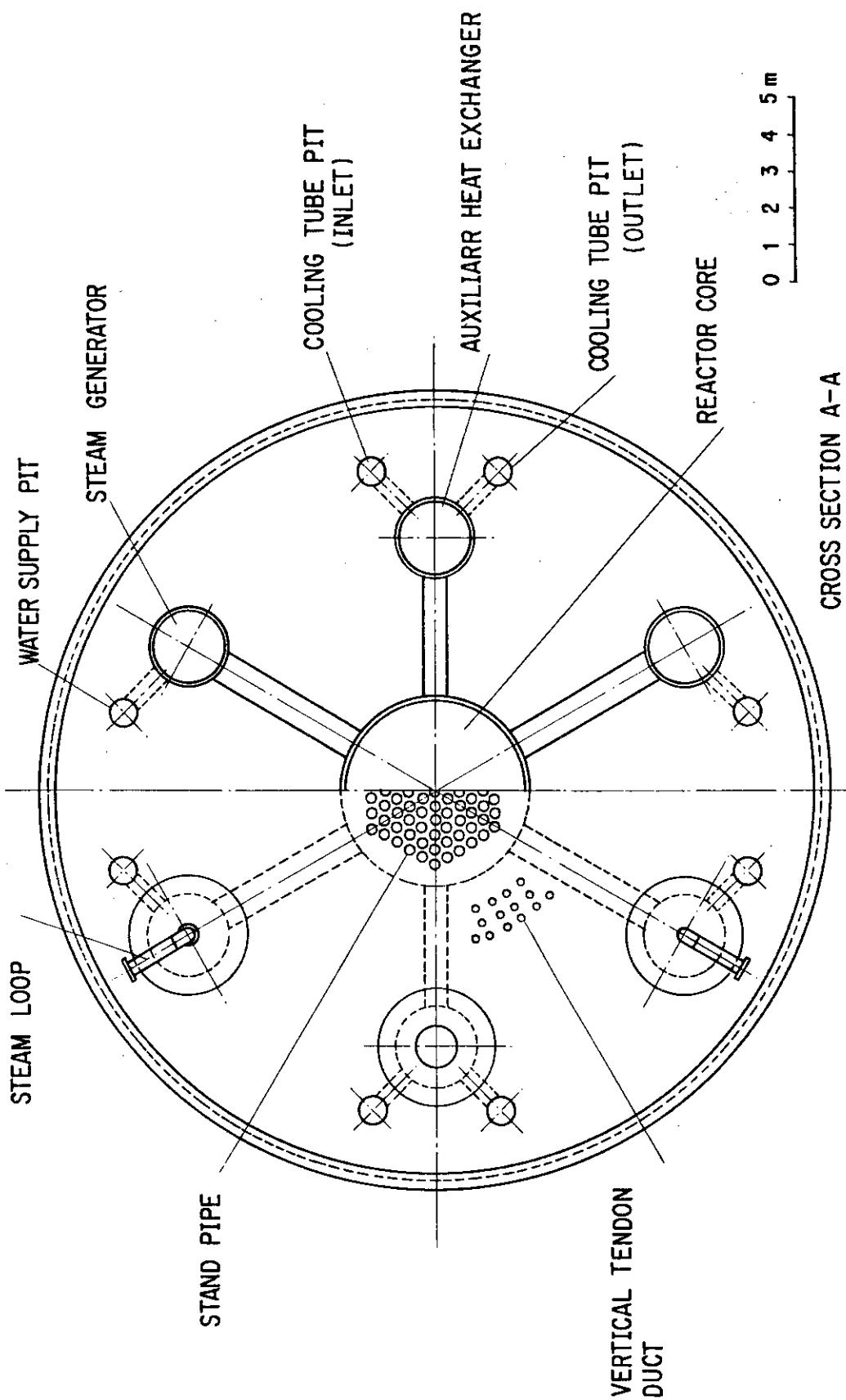


Fig. 4.4 Horizontal plan of 850 MWe He-ABFR

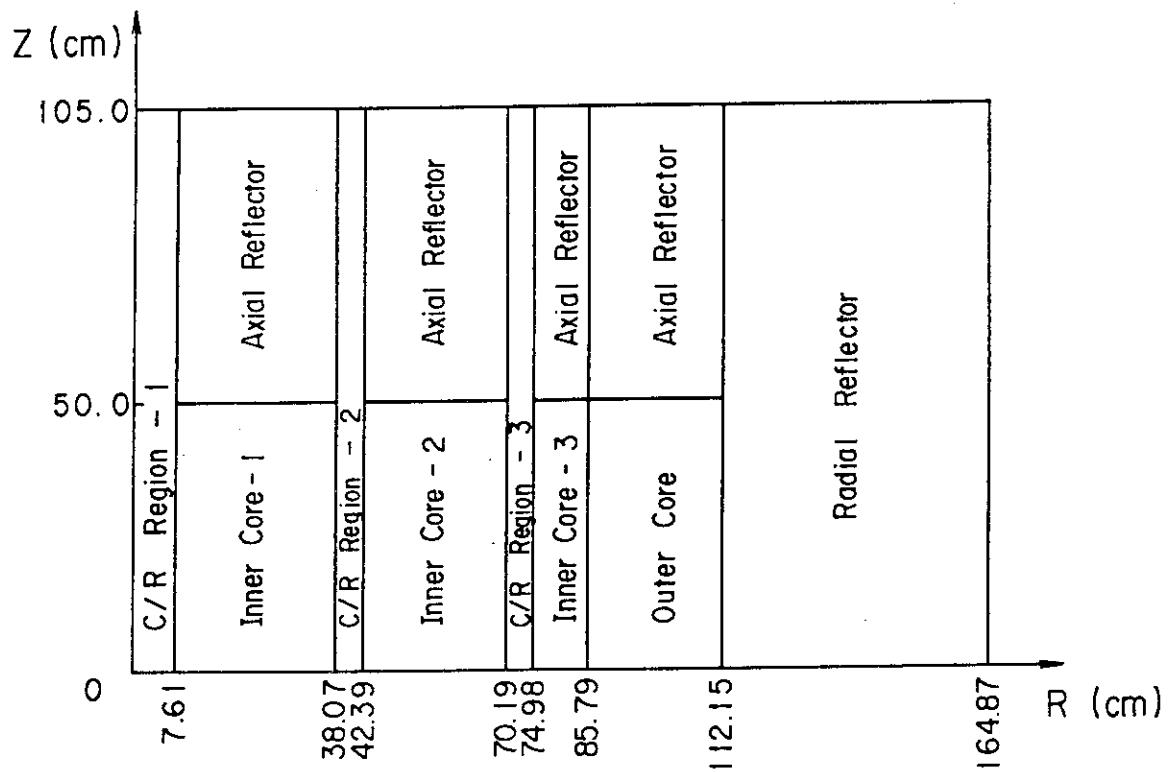


Fig. 4.5 Cylindrical model of 850 Mwt He-ABFR
(two-region core model)

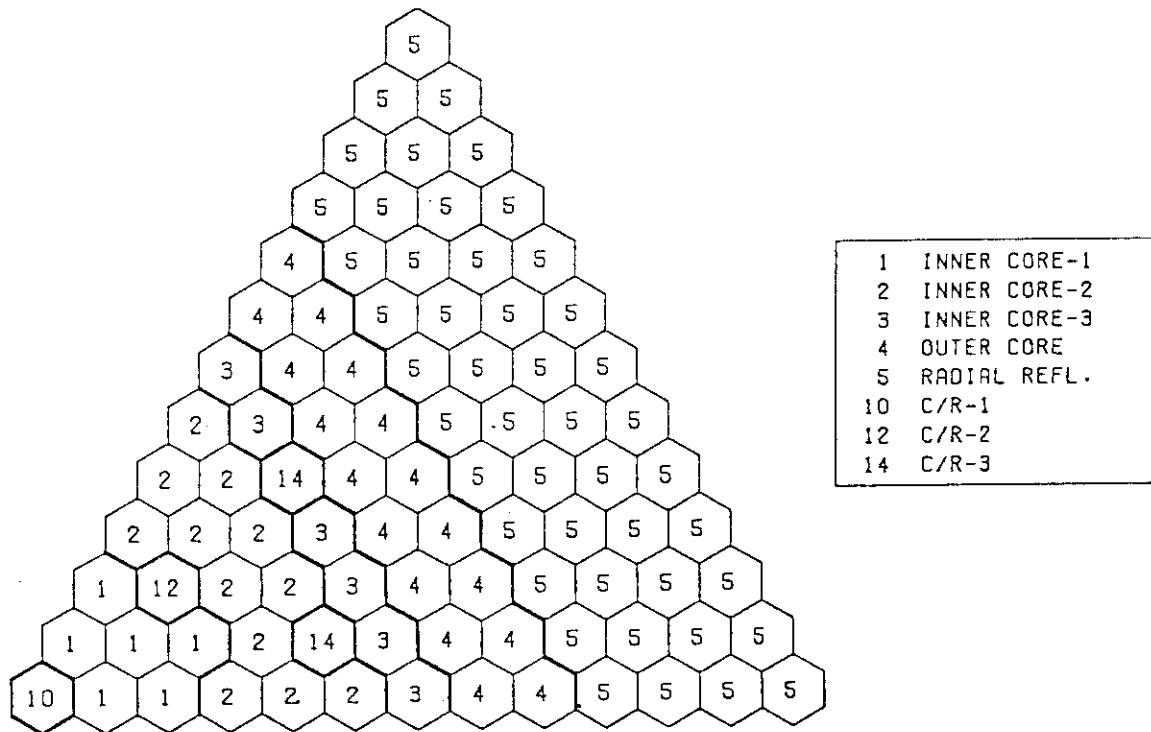


Fig. 4.6 850 Mwt He-ABFR core configuration in hexagonal geometry

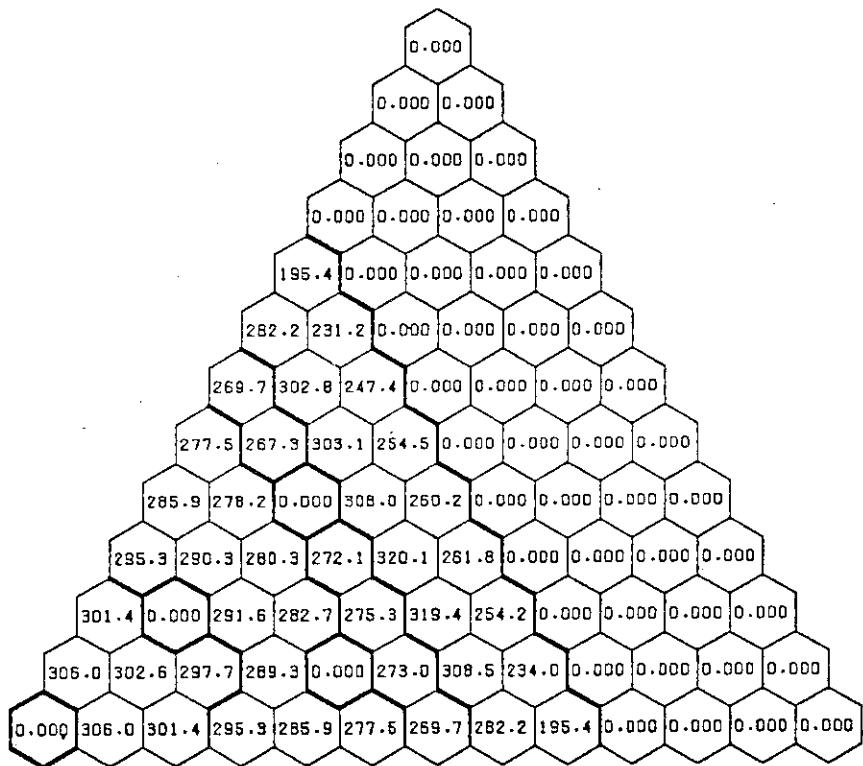


Fig. 4.7-1 850 Mwt He-ABFR power distribution (W/CC) at OFPD

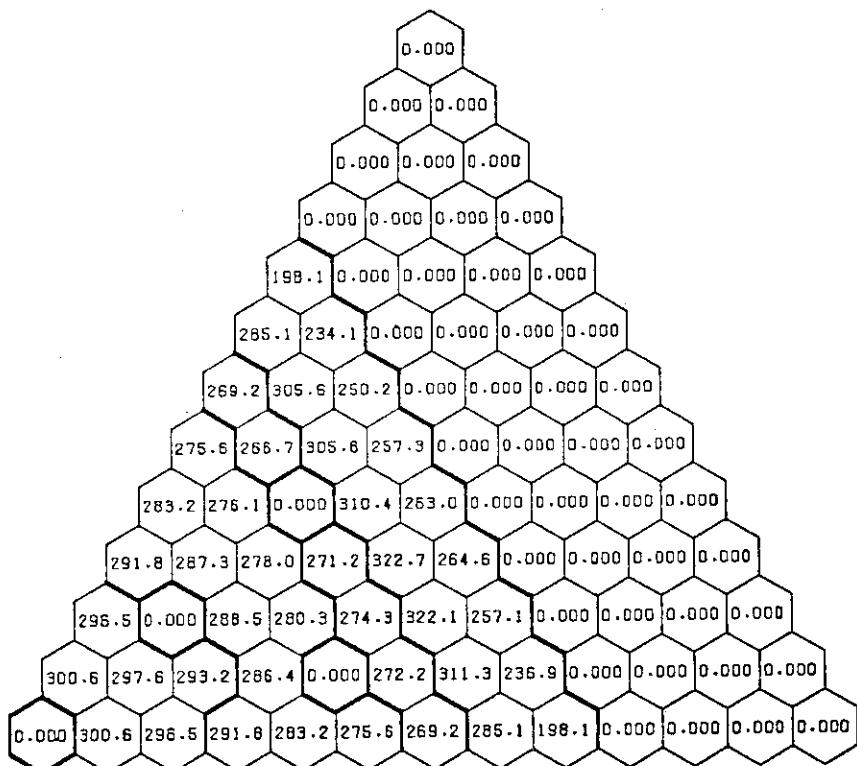


Fig. 4.7-2 850 Mwt He-ABFR power distribution (W/CC) at 300 FPD

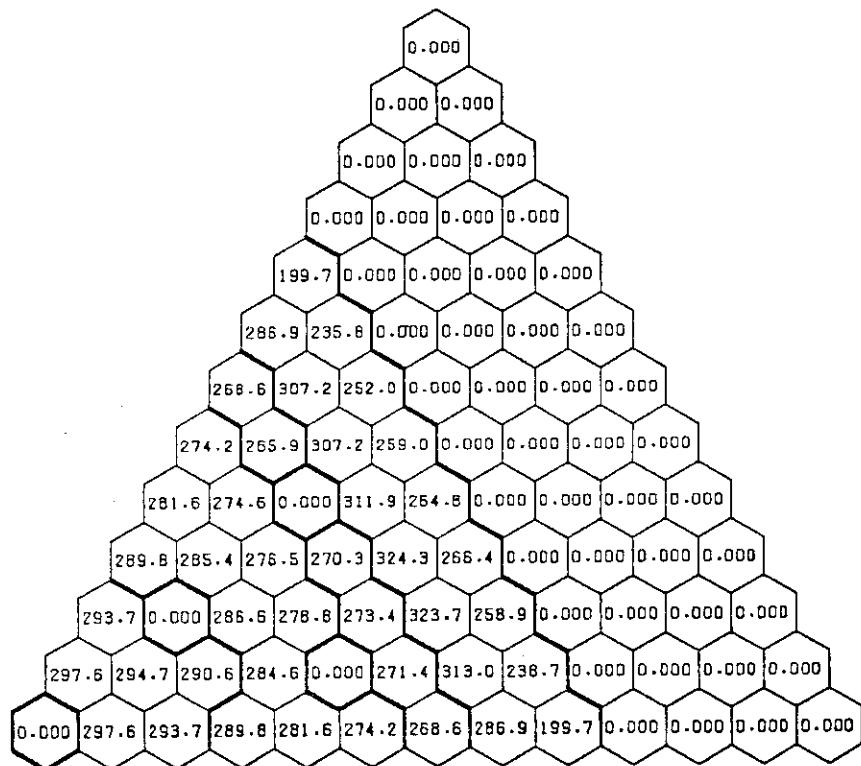


Fig. 4.7-3 850 Mwt He-ABFR power distribution (W/CC) at 600 FPD

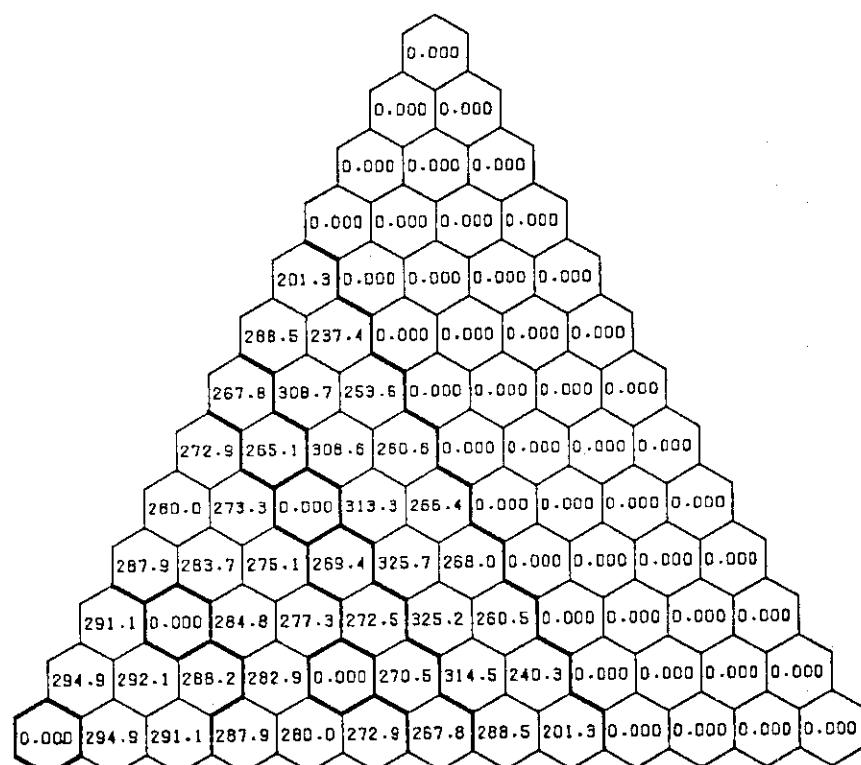


Fig. 4.7-4 850 Mwt He-ABFR power distribution (W/CC) at 900 FPD

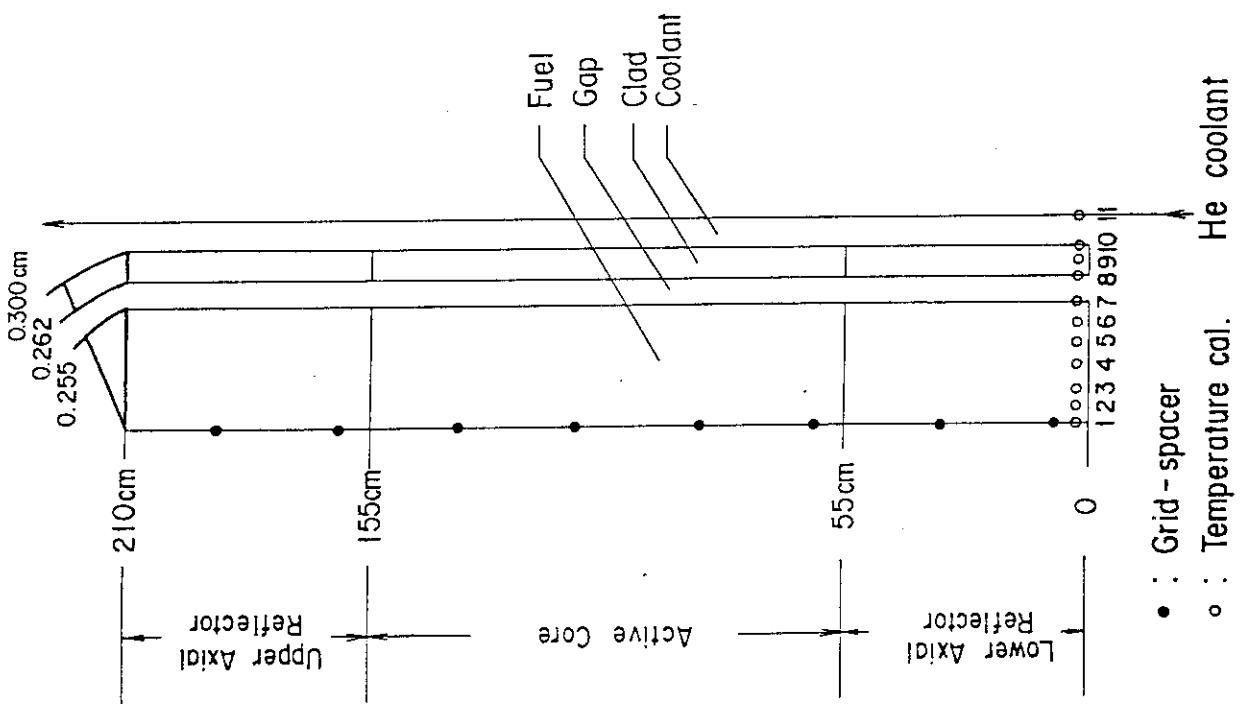


Fig. 4.9 Core Fuel Channel Model

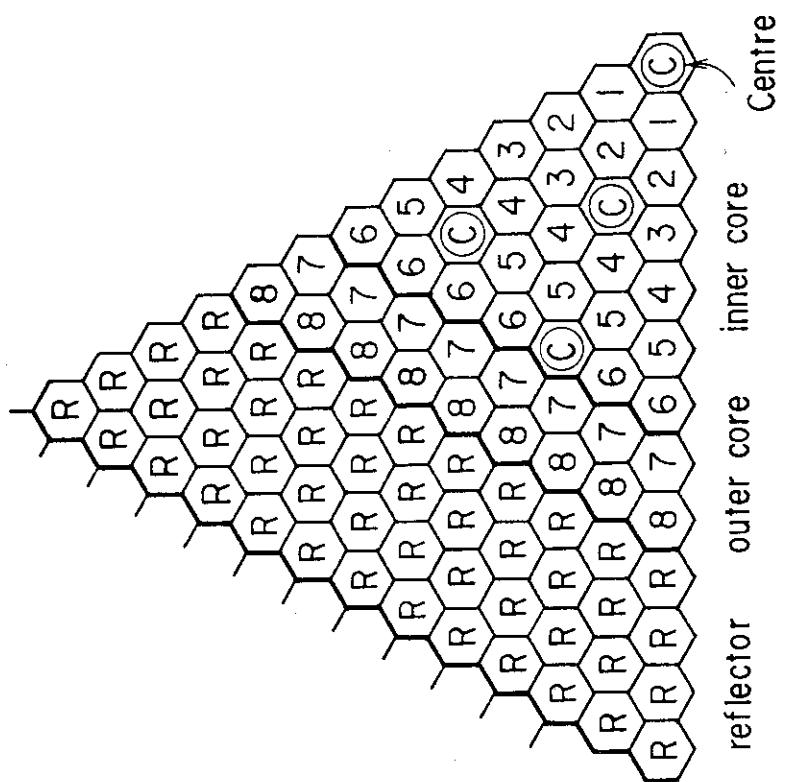


Fig. 4.8 Coolant Orificing Regions in
He-ABFR Core

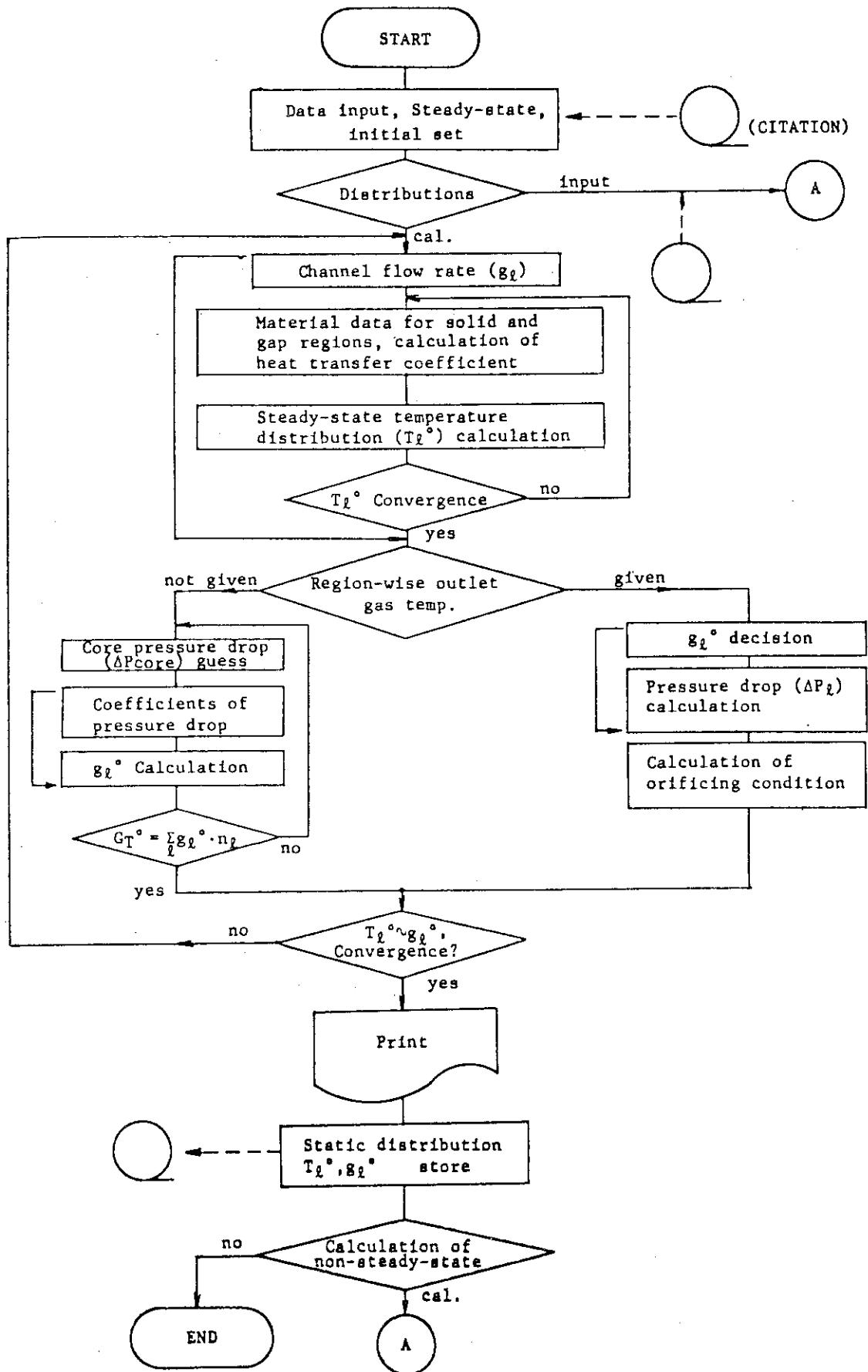


Fig. 4.10 Flow chart of Thermal-Hydraulics Calculations

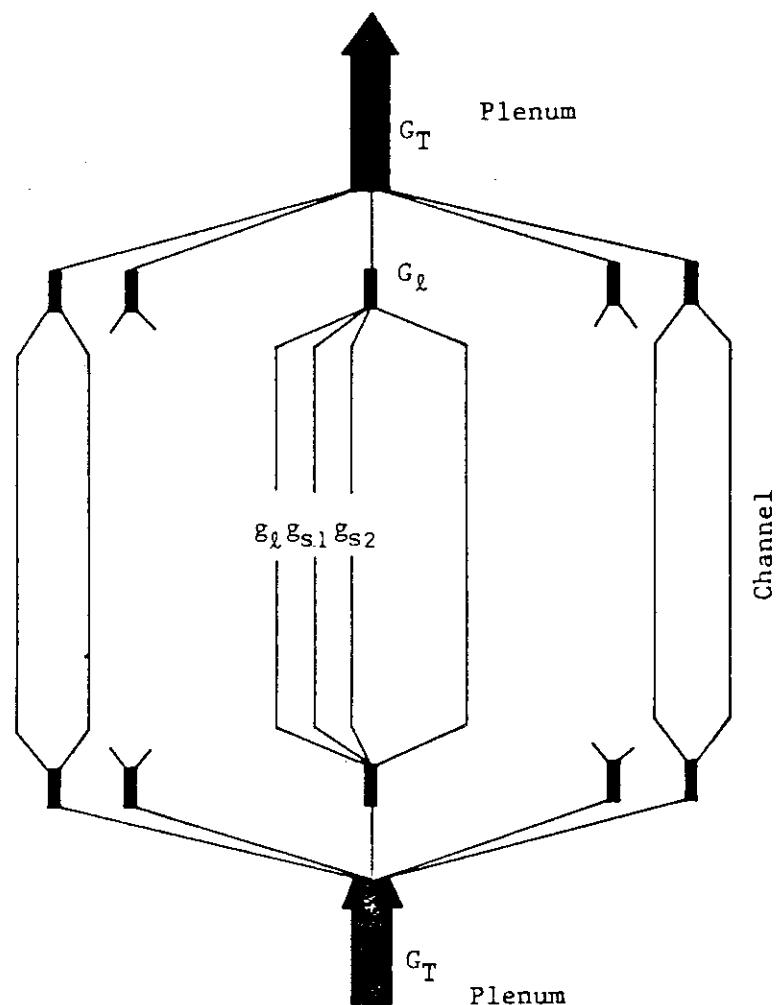


Fig. 4.11 Model of Coolant Flow Paths

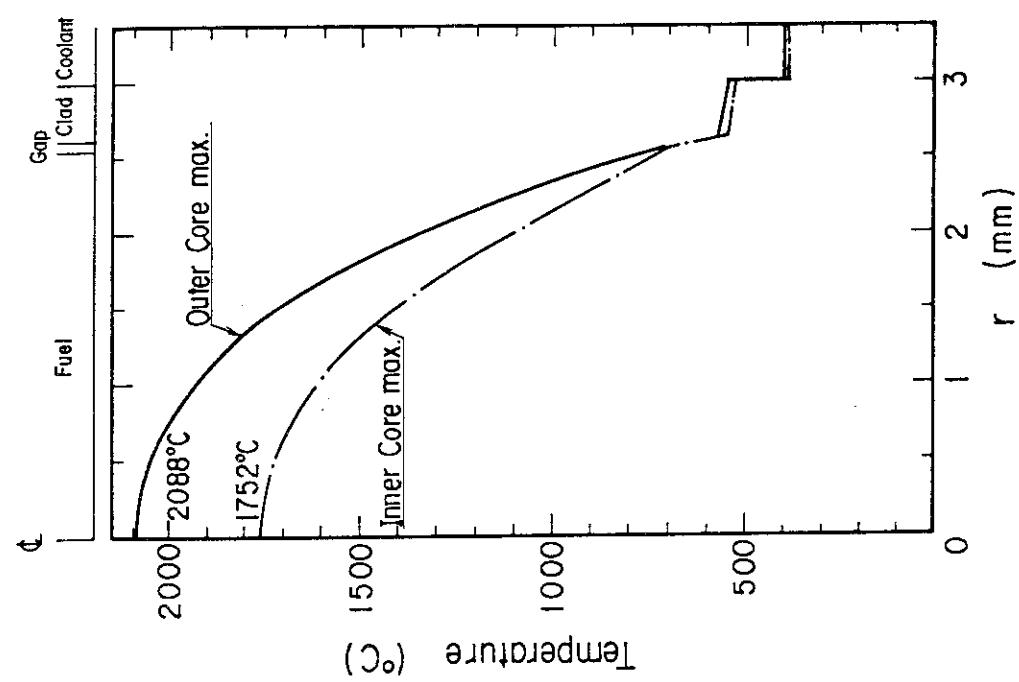


Fig.4.12 Radial Temperature Distributions in Inner and Outer Fuel Channels with Maximum Central Temperature

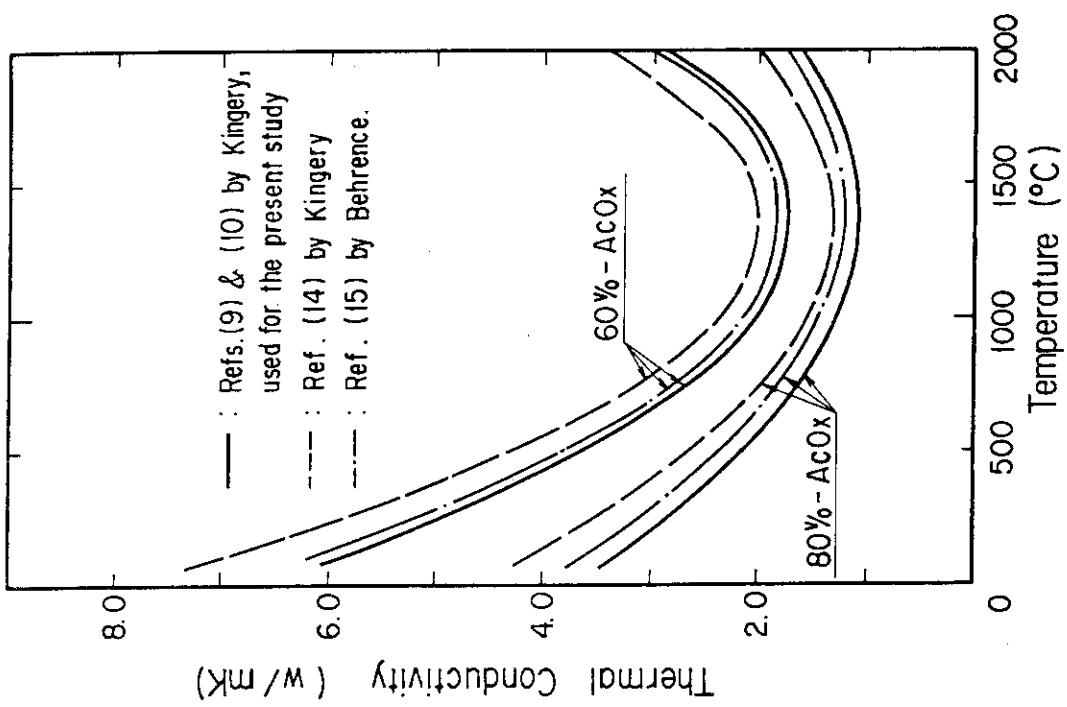


Fig.4.13 Comparison of Thermal Conductivities Obtained by Different Evaluators

5. 結 言

アクチノイド廃棄物のみを燃料としたアクチノイド専焼高速炉に関しその核熱特性を解析し、専焼炉として成立し得る条件を検討した。また、上記解析結果に基づき 1000 MWt 規模の He 冷却のアクチノイド専焼炉（He-ABFR）の概念設計を実施し、問題点を明確にした。得られた結論を以下にまとめる。

- (1) 1000 MW 熱出力の He-ABFR 1 基を投入することにより、1000 MWe 級軽水炉 10 基から排出されるアクチノイド廃棄物を消滅処理することは可能であり、長期的にみて放射能レベルを高める副次的なアクチノイド核種の生成は無視し得る。本論文では、熱的制限条件を厳しくしたため、熱出力を最終的に 1000 MW から 850 MW に下げるを得なかつたが、炉心設計をより詳細に実施することにより、出力規模の増大は可能と思われる。
- (2) 効率の良い消滅処理を実現するためには、He-ABFR への初期燃料装荷量即ちアクチノイド所要量を減少させることが不可欠である。本論文の設計例ではアクチノイド所要量として 6.5 ~ 7.0 ton となった。これは、1000 MWe 級発電炉の 210 ~ 235 基・年から排出されるアクチノイド量に相当する。
- (3) He-ABFR の燃料としては、再処理廃棄物よりウラニウムを 100 % 除去することを前提とした。ウラニウムのアクチノイド燃料中への混入は専焼炉の核的・熱的性能を悪化させることになるので、分離効率を可能な限り高くする再処理技術の開発が必要である。
さらに今後の課題としては、
- (4) 熱的制限条件をより明確にするためにアクチノイド核種の基礎的な物性データの収集、アクチノイド混合酸化物の融点、熱伝導度などの物性値の評価手法の開発が必要である。
- (5) アクチノイド核種の炉内での生成・崩壊量をより高い精度にて得るため、積分実験等による核データの評価が必要である。
- (6) アクチノイド燃料は高速炉燃料以上に強い放射線源であり、また、 α 崩壊熱による発熱の問題がある。初装荷燃料においても燃料ピンの単位長さ当たりの全崩壊熱は、軽水炉排出のアクチノイド燃料の場合で 1.51 Watt/cm にも達する。再処理施設、加工施設等の燃料取扱時に問題を生じると思われる。

謝 辞

本研究を進めるにあたり、高速炉物理研究室の向山武彦氏から有益なるコメントを戴きました。ここに感謝の意を表します。

5. 結 言

アクチノイド廃棄物のみを燃料としたアクチノイド専焼高速炉に関しその核熱特性を解析し、専焼炉として成立し得る条件を検討した。また、上記解析結果に基づき 1000 MWt 規模の He 冷却のアクチノイド専焼炉（He-ABFR）の概念設計を実施し、問題点を明確にした。得られた結論を以下にまとめる。

- (1) 1000 MW 熱出力の He-ABFR 1 基を投入することにより、1000 MWe 級軽水炉 10 基から排出されるアクチノイド廃棄物を消滅処理することは可能であり、長期的にみて放射能レベルを高める副次的なアクチノイド核種の生成は無視し得る。本論文では、熱的制限条件を厳しくしたため、熱出力を最終的に 1000 MW から 850 MW に下げるを得なかつたが、炉心設計をより詳細に実施することにより、出力規模の増大は可能と思われる。
- (2) 効率の良い消滅処理を実現するためには、He-ABFR への初期燃料装荷量即ちアクチノイド所要量を減少させることが不可欠である。本論文の設計例ではアクチノイド所要量として 6.5 ~ 7.0 ton となった。これは、1000 MWe 級発電炉の 210 ~ 235 基・年から排出されるアクチノイド量に相当する。
- (3) He-ABFR の燃料としては、再処理廃棄物よりウラニウムを 100 % 除去することを前提とした。ウラニウムのアクチノイド燃料中への混入は専焼炉の核的・熱的性能を悪化させることになるので、分離効率を可能な限り高くする再処理技術の開発が必要である。
さらに今後の課題としては、
- (4) 熱的制限条件をより明確にするためにアクチノイド核種の基礎的な物性データの収集、アクチノイド混合酸化物の融点、熱伝導度などの物性値の評価手法の開発が必要である。
- (5) アクチノイド核種の炉内での生成・崩壊量をより高い精度にて得るため、積分実験等による核データの評価が必要である。
- (6) アクチノイド燃料は高速炉燃料以上に強い放射線源であり、また、 α 崩壊熱による発熱の問題がある。初装荷燃料においても燃料ピンの単位長さ当たりの全崩壊熱は、軽水炉排出のアクチノイド燃料の場合で 1.51 Watt/cm にも達する。再処理施設、加工施設等の燃料取扱時に問題を生じると思われる。

謝 辞

本研究を進めるにあたり、高速炉物理研究室の向山武彦氏から有益なるコメントを戴きました。ここに感謝の意を表します。

参考文献

- 1) Murata H. and Kuroi H. : "A Proposed Concept on Actinide Waste Transmutation - Toward a World of Neutron Abundance", IIASA Workshop, Luxemburg, May, 1981
- 2) 田坂完二他 : "原子炉の燃料サイクルにおける超ウラン元素の生成と崩壊", JAERI-M 6541 (1976)
- 3) Mukaiyama T. et al. : "Evaluation of Actinidé Cross Sections by Integral Experiments in Fast Critical Assembly FCA", Nuclear Cross Sections for Technology (Proc. Int. Conf. Knoxville, 1979), NBS SP 594 (Washington, 1980)
- 4) Harries J.R. : "Transmutation of Radioactive Reactor Waste" (1975)
- 5) O'Dell R.D. and Hirono T.J. : "PHENIX A Two-Dimensional Diffusion Burnup-Refueling Code", LA-4231 (1970)
- 6) 田坂完二 : "DCHAIN : 放射性ならびに安定核種の生成崩壊解析コード", JAERI 1250 (1976)
- 7) Zamorani E. et al. : European Applied Research Reports, 2(3), (1980)
- 8) Carroll D.F. : Journal of American Ceramic Society, 47 [12] 650 (1964)
- 9) Kingery W.D. et al. : "Introduction to Ceramics", 2nd Ed., John Wiley & Sons (1976)
- 10) Kingery W.D. : "Progress in Ceramic Science", Vol.2, Pergamon Press (1961)
- 11) 大杉俊隆他 : 公刊予定
- 12) Kobayashi K. et al. : "A Thermo-Hydraulics-Neutronics Code Mr. X for Gas-Cooled Fast Breeder Reactors", Proc. of GCFR Specialist Meeting in Brussele (1979)
- 13) Harth R. and Hammeke K. : JUL-666-RB (1970)
- 14) Kingery W.D. : J. of American Ceramic Society, Vol.42, No.12, 617 (1959)
- 15) Progelhof R.C. et al. : SPE. Eng. Prop. Struct. Div. Tech. Conference 221-257 (1975)