

JAERI-Tech
2003-016



JP0350087



小型軽量化を極限まで追求した
超安全・超小型原子炉の研究

(原子力基礎研究 H11-002)

(委託研究)

2003年3月

神戸 満*・角田 弘和*・三島 嘉一郎*・川崎 亮*・岩村 公道

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

本レポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。
入手の問い合わせは、日本原子力研究所研究情報部研究情報課（〒319-1195 茨城県那珂郡東海村）あて、お申し越してください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-1195 茨城県那珂郡東海村日本原子力研究所内）で複写による実費頒布をおこなっております。

This report is issued irregularly.

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

© Japan Atomic Energy Research Institute, 2003

編集兼発行 日本原子力研究所

小型軽量化を極限まで追求した超安全・超小型原子炉の研究
(原子力基礎研究 H11-002)
(委託研究)

日本原子力研究所東海研究所エネルギーシステム研究部
神戸 満*1・角田 弘和*2・三島 嘉一郎*3・川崎 亮*4・岩村 公道

(2003年1月29日受理)

本研究は、月面用の超安全・超小型原子炉 **RAPID-L** (ウラン窒化物燃料リチウム冷却高速炉：電気出力 200 kW) に関するものである。原子炉はリチウム冷却の高速炉で、熱電変換システムにより発電し、廃熱はラジエーターパネルからの放射によって逃がす。**RAPID-L** では 10 年間連続運転が可能なウラン窒化物燃料の炉心を採用している。さらに **RAPID** 燃料交換方式を採用する。これはカートリッジ式の一体型炉心を使う方式で、月面上でも迅速容易な燃料交換を可能にしている。従って燃料交換後さらに 10 年間の運転が可能になる。本原子炉では従来型の制御棒を削除し、液体ポイズンのリチウム-6 を使用する反応度制御装置 (Lithium Expansion Module: **LEM**)、原子炉停止装置 (Lithium Injection Module: **LIM**) および原子炉起動装置 (Lithium Release Module: **LRM**) を採用し、無人での完全自動運転を可能とした。原子炉は総重量 7.6 ton で、通常のロケットにより 1 回で打ち上げが可能な寸法および重量である。原子炉構造は直径 2 m、高さ 6.5m である。信頼性向上のため可動機器を削除する方針で、エネルギー変換方式としては筆者らが開発中の高性能熱電変換システムを採用する。

本研究は、日本原子力研究所の平成 11, 12, 13 年度「原子力基礎研究推進制度」の支援により実施した研究の成果である。

東海研究所：〒319-1195 茨城県那珂郡東海村白方白根 2-4

*1 (財) 電力中央研究所

*2 (株) 三菱総合研究所

*3 京都大学

*4 東北大学大学院工学研究科

Super Safe Small Reactor RAPID-L Conceptual Design and R&D
(JAERI's Nuclear Research Promotion Program, H11-002)
(Contract Research)

Mitsuru KAMBE*¹, Hirokazu TSUNODA*², Kaichiro MISHIMA*³, Akira KAWASAKI*⁴
and Takamichi IWAMURA

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

(Received January 29, 2003)

The 200 kWe uranium nitride fueled lithium cooled fast reactor "RAPID-L" combined with thermoelectric power conversion system that can be operated unmanned without refueling for up to ten years has been demonstrated. The RAPID refueling concept enables quick and simplified refueling, and achieves plant design lifetime over 20 years. A significant advantage of the RAPID-L design, which does not require the use of control rods – is the introduction of the innovative reactivity control systems: lithium expansion module (LEM), lithium injection module (LIM) and lithium release module (LRM). LEM is the most promising candidate for improving inherent reactivity feedback. LEMs could realize burnup compensation. LIMs assure sufficient negative reactivity feedback in unprotected transients. LRMs enable an automated reactor startup by detecting the hot standby temperature of the primary coolant. All these systems use ⁶Li as liquid poison and are actuated by highly reliable physical properties (volume expansion of ⁶Li for LEM, and freeze seal melting for LIM and LRM).

This research was supported by the JAERI's Nuclear Research Promotion Program(JANP) in 1999, 2000 and 2001.

* 1 Central Research Institute of Electric Power Industry

* 2 Mitsubishi Research Institute, Inc.

* 3 Kyoto University

* 4 School of Engineering, Tohoku University

Keywords : Fast Reactor, Integrated Fuel Assembly, Self Actuated Reactivity Control, Liquid Poison, Thermoelectric Conversion, Intelligent Material

This is a blank page.

目 次

1. 緒 言	1
2. プラント基本仕様の設定根拠	3
3. プラント・システム	16
4. FCA 臨界実験の試験後解析	23
5. 超高温域用 LIM の開発	26
6. LEM および LIM 試験体の中性子ラジオグラフィ	28
7. 熱電変換システム用非接合型コンプライアント・パッドの開発	28
8. 熱伝導率異方性 亀裂進展抑止型インテリジェント材料の開発	31
9. 結論および今後の課題	33
謝辞	34
参考文献	35

Contents

1. Introduction	1
2. Plant Parameters.....	3
3. Plant System	16
4. FCA Critical Experiment	23
5. Development of High Temperature LIM Specimen	26
6. Neutron Radiography of LEM and LIM.....	28
7. Bond-free Compliant Pad for Thermoelectric Energy Conversion System	28
8. Crack Propagation Resistant Intelligent Material with Anisotropic Thermal Conductance.....	31
9. Conclusions and Future Prospect.....	33
Acknowledgment	34
References	35

1. 緒言

小型軽量化を極限まで追求した超安全・超小型原子炉については、1960年代から米国および旧ソ連などで宇宙用としての研究が行われてきた。

SNAP-10A¹⁾ (1965年)は米国がこれまでに打ち上げた唯一の原子炉衛星である。これは²³⁵U-ZrHを燃料とする熱中性子炉を熱源とし、熱電変換システムにより宇宙空間で500Wの発電を行うシステムである。変換効率は1.6%、設計寿命は1年である。本システムでは原子炉の制御系以外の可動部分をなくす観点で熱電変換システムが採用された。宇宙空間で43日間の発電を行った後、誤信号により原子炉が停止したが、宇宙における原子炉およびこれを熱源とする熱電変換システムの有効性が示された。

米国は1980年代にSDI(戦略防衛構想)の一環として、原子炉衛星SP-100²⁾の開発に着手した。これは高濃縮ウラン窒化物燃料を用いたりチウム冷却の小型高速炉(熱出力2.5MWt、設計寿命7年)を熱源として、熱電変換システムとの組み合わせにより軌道上で電気出力100kWクラスの発電を行うシステムである。SP-100は1990年代後半の打ち上げが予定されていたが、東西冷戦の終結にともないプロジェクトが1993年に中止された。本プロジェクトは米国内の国立研究所、メーカーおよび大学などの連携により広範な研究開発が展開され、実現には至らなかったものの完成に近い段階まで到達した。また熱電変換システムの出力レベルを格段に向上させ得る見通しを示した点でも重要である。

米国では1980年代後半に、NASAにより月面基地用発電システム³⁾の検討が行われた。これはSP-100と同じ原子炉を用い、スターリング・サイクルにより825kWeの発電をするシステムである。月面に掘ったピットに原子炉を設置することにより地球からの遮蔽材の運搬を不要にする概念を採用し、システム総重量20tonと見積もっている。

旧ソ連は、1977-88年にCOSMOS衛星を2回打ち上げている。このうちCOSMOS-954^{1,4)}は1978年にカナダに墜落した。COSMOS-1900⁴⁾は1988年、地球への墜落が心配されたが、200年の周回軌道に乗せられた。後者は液体金属冷却高速炉で、99%の高濃縮ウランを燃料とし、熱電子発電方式を採用している。発電効率は10%で熱電変換システムより優れるが、燃料のスウェリングとFPガスの生成により寿命が制約されるため、設計寿命は3年である。その後はTOPAZの開発が行われている。TOPAZ-2⁴⁾は、酸化ウランを燃料とし水素化ジルコニウムを減速材とする熱中性子炉であり、熱出力135kWt、電気出力6kWeである。

フランスでは1983年よりCEA(原子力庁)およびCNES(国立宇宙開発センター)の共同開発によりERATO⁵⁾の開発が行われた。ERATOは出力20-200kWeの軌道上用の原子力発電システムである。原子炉としては、UO₂燃料のナトリウム冷却高速炉、UN燃料のリチウム冷却高速炉、およびHeXe冷却の高温ガス炉が検討された。いずれもブレイトンサイクルを採用し、設計寿命は7年である。2005年頃に達成可能な技術を想定し、ARIANE-5で打ち上げる予定であったが、軍事情勢の変化により1990年に開発が中止された。

我が国では、1989年に東北大学から米国のMITに留学中だった鷲尾らが、サンディア国立研究所との共同研究により、AI(人工知能)による宇宙用原子炉の起動特性に関する論文⁶⁾を発表した。本論文は、宇宙用原子炉を軌道上で安全かつ瞬時(数秒程度)に起動させるための自律制御方式について述べている。

1990年に原研の安田らは、軌道上用発電システムのための高温ガス炉⁷⁾(熱出力1.5 MW、燃料寿命10年)の核設計につき発表した。本論文では原子炉を軌道上に打ち上げた後に粒状燃料をチャージすることにより打ち上げ時の安全性を確保するアイデアが示され、高温ガス炉に関する原研の知見が有効に活かされている。

同じく1990年に動燃の羽賀および神戸(本研究代表者)らは月面基地用を想定し、リチウム冷却高速炉(燃料寿命10年)とカリウム・ランキンサイクルを組み合わせた電気出力300 kWの発電システム⁸⁾につき発表した。本論文では月面の土砂により原子炉の遮蔽を行う方式による遮蔽設計、およびシステム重量の概略評価などが示されている。

1993年に電中研の神戸(本研究代表者)は、月面基地用を想定したリチウム冷却高速炉(熱出力5 MW、燃料寿命10年)およびその原子炉構造・1次冷却系システムRAPID-L⁹⁾につき発表した。本論文では、RAPID燃料交換方式との組み合わせにより、宇宙用原子炉としては世界で初めての燃料交換が可能な概念(20年間以上稼働)が示された。さらにLEMおよびLIMによる自己作動型反応度制御方式についても示されている。ただし完全自動運転については検討されていない。

1995年に電中研の神戸は、地上用の金属燃料超小型炉RAPID¹⁰⁾(電気出力6万 kWe)にLEM¹¹⁾、LIM¹¹⁾およびLRM¹²⁾を設置することにより、ポイズンロッド以外には制御棒を不要とし、完全自動運転の可能な概念RAPID-A¹²⁾を発表した。本論文では臨界計算およびプラント動特性解析によりその成立性が評価されているが、上記反応度制御装置の臨界実験などは行っていない。

1997年に電中研の神戸は、月面基地用を想定して、リチウム冷却高速炉(熱出力5 MW、燃料寿命10年、RAPID燃料交換方式により20年間以上稼働)と熱電変換システムを組み合わせた電気出力200 kWの発電システムRAPID-L_T¹³⁾につき発表した。本論文では筆者が開発中のFGMコンプライアント・パッド付き高出力密度熱電変換システムの月面上での応用例が示されている。ただしコンプライアント・パッドについては地上用システム用の試作を行ったのみで、性能の確認までは実施されていない。

1999年に米国エネルギー省(DOE)は、NERI(Nuclear Energy Research Initiative) Project をスタートさせた。これは原子力の基盤研究の活性化を狙って公募により革新的研究を募って推進する制度である。この中で超安全・超小型原子炉に関係にあるテーマとしては、以下がある。サンディア国立研究所の提案による「直接エネルギー変換核分裂原子炉」の研究では、核分裂エネルギーを電力に直接変換することにより、最大80%以上の効率が達成できる原子炉システムが検討されている。ニューメキシコ大学の提案による「新しい原子炉/電力変換一体型システム」の研究では、高速炉とアルカリ金属熱電変換方式(AMTEC)の組み合わせにより、核不拡散性、信頼性および経済性を有するシステムが検討されている¹⁴⁾。しかし詳細についてはいずれも不明である。

本研究は、月面および火星基地用を想定した超安全・超小型高速炉RAPID-L_{AT}(L: Lunar base, A: Automatic, T: Thermoelectric)の研究に関するものである。なお本報告書では本プラントをRAPID-Lと呼ぶものとする。本研究の目的は、従来の高速炉概念にない原子炉の完全自動運転を実現し、高度な安全特性、小型化およびメンテナンスフリーを達成した宇宙用原子力発電シ

テムの具体化である。また用途を宇宙とすることにより、敢えて極限環境を設計条件として設定し、現行の規制にとらわれずに自由な発想で原子力基盤技術のブレークスルーを狙い、これらを将来の地上用高速炉および原子力関連科学技術の発展に役立てることである。宇宙用の中でも特に月面および火星基地用を想定した理由は、これらの環境では各々地球上の 1/6 および 1/3 の重力が存在するため、将来的には地上の高速炉に転用可能な革新技術をより多く内包する可能性を期待したためである。なお本検討では特に断らない限り月面用のみをレファレンスとして検討する。本研究は以下の点で従来の研究よりも優れている。

- 宇宙用原子炉で完全自動運転が可能な世界で初めての概念で、臨界実験などによる成立性の確認をともなっている。
- 宇宙用原子炉で、燃料寿命が 10 年で、さらに燃料交換が可能でミッション期間 20 年以上が可能な世界で初めての概念である。

平成 11 年度は 3 年計画の本研究の初年度として、上記プラントの基本概念を設定した。また FCA 臨界実験用試験体の製作、コンプライアント・パッド^{13, 46)} およびインテリジェント材料^{43, 44, 47, 48)} の試作などを実施した。

平成 12 年度は、上記プラント概念を具体化した。またその成立性にかかわる革新技術の実験的確認として、FCA における臨界実験、LEM¹¹⁾ 試験体の中性子ラジオグラフィ、コンプライアント・パッドおよびインテリジェント材料の試作・評価などを実施した。さらに 13 年度に実施予定の LIM¹¹⁾ 試験体中性子ラジオグラフィの準備として、LIM 試験体の製作を行った。

平成 13 年度は、本研究の最終年度として、プラント動特性解析を実施した。また LIM 試験体の中性子ラジオグラフィ、コンプライアント・パッドおよびインテリジェント材料の評価試験などを行った。

2. プラント基本仕様の設定根拠

2.1 プラント基本仕様

本研究（平成 11 年度 指定分野 1）の公募時点で原研より与えられた基本仕様および想定用途を以下に示す。

原子炉概念の仕様、用途を以下のように設定する。なお、合理的な理由があれば、提示した仕様の一部変更は許容するものとする。

①基本仕様

- 電気出力 : 100 kW 以上
- ミッション期間 : 10 年以上
- 超安全 : シビアアクシデントフリーを原則とする
- 超自動化 : 無人運転可能とする
- 超小型化 : 炉心、原子炉容器、遮蔽、冷却系等の極限的な小型化

- 超軽量化 : 原子炉構成材料の極限的な軽量化 (総重量 1 ton 以下)
- 超高信頼性 : 保守点検の合理化 (メンテナンスフリーを原則)
- : 燃料交換の合理化 (燃料交換の必要がないことを原則)
- 可搬式とする
- 原子炉形式 (軽水炉、高温ガス炉、液体金属冷却炉) は問わない

②想定用途

- 海洋調査用原子炉
- 宇宙用原子炉 (深宇宙または月・惑星用)
- 僻地、離島用、民生用超小型原子炉
- 災害時対応移動型超小型原子炉

(留意事項)

- 設計の重点の置き方は用途により異なる。例えば、海洋、宇宙炉では小型軽量化がクリティカルであるが、民生用炉では安全性、コスト低減が最重要となる。
- メンテナンスフリーには可動部のない熱電変換方式等が適しており、小型軽量化のためには新材料の採用が不可欠である。このため、積極的に新技術を採用し、その試作、実験、数値解析等により、実現可能性を示す必要がある。

上記の設計条件を受けて設定した本プラント (RAPID-L) の基本仕様を以下に示す。本概念は想定建設時期が数十年先であり、かつ宇宙用という前例の無い用途であることから、これらの目標を従来の技術で到達できる水準と比較することは著しく困難である。そこで以下では、1980年代後半に NASA で検討された SP-100 の月面用設計例との比較を示す。SP-100 は 1980 年代に米国で開発された偵察衛星を主目的とする宇宙用 (軌道上用) 原子炉である。当時の米国の宇宙・軍事技術が結集され、実現には至らなかったものの完成に近い段階まで到達した。月面用はその変形の一つである。() 内に月面用 SP-100 の仕様を示す。

- 設置場所：月面および火星基地 (月面用)
- 用途：初期の基地活動用の電源 (初期の基地活動用の電源)
- 電気出力：200 kWe (825 kWe)
- 原子炉熱出力：5 MWt (2.5 MWt)
- ミッション期間：20 年以上 (7 年)
- 燃料寿命：10 年 (7 年)
- 燃料：ウラン窒化物燃料 (高濃縮ウラン窒化物燃料)
- 1 次冷却材および炉心出口温度：液体金属リチウム/1100℃ (液体金属リチウム/1100℃)
- 廃熱系冷却材および廃熱温度：液体金属リチウム/573℃ (液体金属リチウム/547℃)
- 原子炉構造材：MoRe (SP-100 では PWC-11)
- 遮蔽：月面または火星に掘ったピット内に原子炉を設置し、原子炉容器内遮蔽体を除き地上からの遮蔽材の運搬は行わない (月面用 SP-100 も同様)
- 原子炉制御方式：無人運転・完全自動運転が可能。すなわち LRM による自己作動型起動方式、LEM による自己作動型反応度制御および LIM による自己作動型炉停止を採用 (SP-100 では、ヒンジ型反射体の角度調節による反応度制御、ポロン制御棒による原子炉停止；いずれも外部信号による人為的制御)
- 燃料交換：RAPID 燃料交換方式により、10 年毎に迅速・容易な燃料交換が可能 (SP-100 では燃料交換不可能なため、燃料寿命後にはシステム全体を廃棄)
- エネルギー変換方式：FGM コンプライアント・パッド付き高出力密度熱電変換システム：高信頼性で開発要素小 (月面用 SP-100 ではスターリングサイクル：動的エネルギー変換方

式のため変換効率が高いが、開発要素大)

- 廃熱方式：ラジエーターパネル式 (SP-100 も同様)
- 原子炉構造重量：1 ton 以下を目標 (SP-100 は 755 kg)
- システム全体重量：10 ton 以下を目標 (月面用 SP-100 は 20 ton)
- 打ち上げ機器：原子炉と1次冷却系の合体ユニットは H-2 ロケットで1回で打ち上げ、他の部分は H-2 ロケットで2回程度に分割して打ち上げ (月面用 SP-100：未検討)

2.2 出力規模

本プラント (RAPID-L) では比較的初期の月面または火星基地活動を拡充・発展させる段階 (10人程度の要員の活動および実験用電力) に必要な出力を想定して 200 kW_e を設定した。

RAPID-L を設置・運用するための前提条件を以下に示す。

- 原子炉を設置するためのピット (直径 2 m、深さ 7 m) を掘削する重機を有すること。
- 原子炉を設置するための移動式クレーン (容量 6.7 ton) を有すること (2.8 節参照)。
- 原子炉を温態待機温度(800℃)までポンプ入熱により昇温するための外部電源を有すること。

そのために要するエネルギー Q および昇温時間は以下により求められる。

被加熱物の温度を 200℃から 800℃まで 600 K 昇温するに要するエネルギー Q は、放熱を無視した場合、以下で与えられる (2.9 節参照)。

$$Q = 12000 \text{ (kJ/K)} \times 600 \text{ (K)} = 7.2 \times 10^6 \text{ (kJ)} = 2000 \text{ (kWh)}$$

$$\text{(備考)} \quad 1 \text{ (kJ)} = 1 \text{ (kWs)} = 1/3600 \text{ (kWh)}$$

1次主循環電磁ポンプ2基合計の出力は 10.2 kW である (6.3 節参照)。ポンプ効率は 16% のため、10.2 kW のうちの 84%、すなわち 8.5 kW が熱に変換される。この出力により 2000 kW を与えるための時間は 235 時間となり、現実的でない。真空空間のため伝導および対流による熱損失はないが、放射による熱損失を考慮する必要がある。従って現実には、例えば 100 kW 程度の入熱を 24 時間程度与える加熱方式が必要である。そのためには原子炉容器外部への予熱用トレースヒーターなどの設置が必要である。

上述のごとく、RAPID-L の設置・運用には、重機、クレーンおよび 100 kW 程度の外部電源を必要とする。従って初期の基地活動を拡充・発展させる段階で本プラントを設置することを想定する。

2.3 原子炉および燃料

原子炉形式としては高速炉、エピサーマル炉および熱中性子炉が考えられ、いずれの炉型も開発実績を有するが、用途に応じた選択がなされている (表 2.1 参照)。本プラントでは、高出力密度および長寿命を満たす観点で高速炉を採用した。

燃料としては ^{235}U を採用した。 ^{239}Pu は打ち上げ時の事故および万一の大気圏再突入による公衆への災害を考慮し、諸外国でも使用が認められていない。 ^{233}U は ^{232}U のビルドアップのために取り扱いが難しいなどの欠点があり用いられない。

ウランの濃縮度については、米国の宇宙炉 SP-100 の場合には軍事用の高濃縮ウラン (第 1 領

域 89% / 第 2 領域 97%) を採用している。このような高濃縮ウランの炉心は非常に強い負の冷却材ボイド反応度をもつ。しかしながら本プラント RAPID-L では LEM、LIM および LRM などにより原子炉を自動制御するため、ウラン濃縮度は内側領域 52% / 外側領域 60% を採用し、局所ボイド係数が正の領域を意図的に確保した。ただし全炉心ボイド反応度は負としてある。なお我が国ではこのような高濃縮ウランの使用は、現行の日米協定の制約により不可能である。しかしながら本検討では純技術的観点からこのような制約は無視した。

燃料の化合物の形態としては UO_2 (酸化物燃料)、UN (窒化物燃料) および UC (炭化物燃料) が考えられるが、本プラントでは UN を採用した。宇宙用原子炉の燃料の選定は以下の観点から行われる。

- 高温における化学的安定性
- 被覆管との化学的共存性
- 物理的安定性
- 燃料密度が高いこと
- 熱伝導率が高いこと
- スウェリング量が小さいこと

各種燃料の主な物性¹⁷⁾を表 2.2 に示す。各種燃料の比較を表 2.3 に示す。以上より本プラントでは、熱伝導率の高さ、スウェリング量と FP ガス生成量の低さ、および燃料密度の高さの観点から、UN を採用した。

2.4 炉心および原子炉構造

2.4.1 炉心

宇宙炉の炉心は、概して超小型および燃料交換不要 (不可能) なため、地上用高速炉のそれとは異なる。過去に米国で検討された宇宙炉の概念においては、一体型の燃料集合体が採用されている。

しかしながら本プラント概念 RAPID-L においては、月面 (火星) 上での迅速・容易な燃料交換を可能としてプラント寿命を延長し、かつ補充用新燃料の打ち上げ・輸送および使用済み燃料の廃棄を容易にする観点で、一体型燃料集合体を使いながらも燃料交換の可能な方式 (RAPID 燃料交換方式^{10, 24)}) を採用した。

従来の地上用高速炉の炉心は複数のラッパー管付き燃料集合体から構成されるが、本概念では多数の燃料ピンを単一の炉心支持グリッドおよび数段のスペーサーグリッドで保持し、さらにこれらを 1 個の燃料カートリッジ内に装填した「一体型燃料集合体」を採用する。すなわち炉心はただ一つの一体型燃料集合体から構成される。本方式では、上述の燃料カートリッジが冷却材ポットの役割を果たし、原子炉停止直後の崩壊熱が高い状態での迅速・容易な燃料交換を可能にするものである。これを RAPID 燃料交換方式 (Refueling by All Pins Integrated Design) と呼ぶ。本概念を電気出力 6 万 kW の地上用金属燃料超小型炉 (RAPID) に適用した場合、燃料カートリッジは直径 1.7 m、高さ 4 m となり、新燃料、使用済み燃料いずれについても落下時・水没時の臨界安全性が臨界計算によって確認されている。この一体型燃料集合体は炉心性能と安全性の両立を狙ったもので、以下の利点を有する。

- 燃料体積比の増大による増殖性能および燃焼度の向上、および燃焼欠損反応度の低減 (ただし宇宙用原子炉の炉心の場合、増殖は行わない)。
- 従来型の燃料集合体ダクト間のコールド・クリアランスが本概念では存在しないため、炉心支持グリッドの半径方向熱膨張による負の反応度係数の絶対値が大きく (従来型炉の約 2.5

- 倍)固有の安全性が高い。
- 燃料局所閉塞のリスクを低減できる。
 - 炉心圧損の低減が可能。
 - 回転プラグや燃料交換機など従来型の燃料交換システムが不要なため、原子炉構造の大幅な物量削減(従来型炉の1/2以下)と迅速・容易な燃料交換が可能。
 - 核不拡散性に優れる。
 - 宇宙用原子炉の場合、補充用新燃料の打ち上げ・輸送および使用済み燃料の廃棄が容易。
 - 原子炉容器内の炉心支持構造物(永久構造物)を簡素化でき、そのISI(供用期間中検査)を削除できる。一方、中性子照射量の大きい燃料カートリッジは燃料交換毎に燃料とともに交換される。

2.4.2 原子炉構造

原子炉構造は以下の観点から決定した。

- ① RAPID 燃料交換方式に適合すること。
- ② 炉心支持構造物など重要な構造物のISI(供用期間中検査)を削除可能なこと。
- ③ 冷却系配管部分を含めてH-IIロケットで打ち上げ可能な寸法(直径3.7m、全長10m以内)であること。
- ④ 月面上の重力場(地球上の1/6)または火星上の重力場(同1/3)にて、炉心の崩壊熱除去に必要な自然循環ヘッドを確保できること。
- ⑤ 1次冷却材(天然リチウム)中のLi-6から (n, α) 反応により発生するHeガスを除去可能なこと。

以上において①を採用すれば②も同時に達成できる。また③および④からは自ずと細長い原子炉構造が要求される。月面上では耐震設計条件が地球上に比べて緩和されるため、細長い原子炉構造でも座屈の心配はない。⑤により原子炉は自由液面型を採用した。

2.4.3 遮蔽

宇宙炉の遮蔽は地上炉のそれとは異なる。SP-100など軌道上で運用されるシステムでは、無人環境のため人への遮蔽は不要であり、電子機器への遮蔽のみを考える。SP-100の遮蔽構成¹⁸⁾ではLiH(水素化リチウム)の中性子遮蔽およびW(タングステン)の γ 線遮蔽から成る。線源である原子炉と遮蔽対象との間に介在する遮蔽の物量を最小にする観点から、システムは原子炉を頂点とする円錐形状となり、比重の大きいWは線源側に配置する。このような遮蔽概念をShadow Shieldと呼ぶ。

月面基地用では人への遮蔽を考慮する必要があるものの、地上の原子炉への遮蔽要求をそのまま適用する必要はない。例えばスカイシャインについては合理化できる可能性がある。すなわち地上の原子炉では、上方への中性子が空気中の水蒸気により回折する効果、および γ 線が窒素などの原子により回折する効果を考慮して、敷地境界の人体への被曝線量を規定値以下におさえる遮蔽設計がなされている。しかし真空雰囲気においてはこれについては次年度以降の課題とする。

米国では SP-100 と同じ原子炉(2500 kWth)を月面上に設置し、Stirling サイクルとの組み合わせにより 800kWe の発電を行うシステム^{3, 19)} が検討された。月面上に LiH と W を設置する案は地球から運搬する資材の物量が大きく不採用となった。また月面上に土砂を盛り上げるよりも、ピットを掘って原子炉を設置するほうが土砂の掘削量が少ないため、後者が採用された。

RAPID-L では月面に掘ったピットに原子炉を設置するものとした。炉心周りの遮蔽は以下の通りである。

- 炉心の臨界性確保および炉容器側面への中性子照射量低減のため、径方向には Be (ベリリウム)製反射体を設置。
- 炉容器底部への中性子照射量低減のため、下方には燃料ピン内の軸方向遮蔽体および燃料カートリッジ底部に中性子遮蔽体を設置。
- 原子炉遮蔽プラグ上部の構造物への中性子照射量低減のため、上方には燃料ピン内の軸方向遮蔽体および遮蔽プラグ内に W 製 γ 線遮蔽および LiH 製中性子遮蔽体を設置する。なお炉上部の構造物自体に遮蔽の必要はないが、これらの構造物で回折された放射線が人への被曝の原因となることを防ぐ必要がある。

本原子炉の制御は LEM、LIM および LRM による完全自立型反応度制御方式を採用しているため、制御用の電子機器は皆無である。原子炉上部には 1 次主循環電磁ポンプが設置されているが、これに対する特別な遮蔽は不要である。我が国では実証炉用炉内電磁ポンプの開発が行われているが、その電磁ポンプが受ける照射条件は RAPID-L の電磁ポンプの場合よりはるかに厳しい。

2.5 炉心出入口温度

プラント温度条件のうち、炉心出口温度 T_{out} を決定する要因としては、一般的には以下が挙げられる。

- ① 燃料ペレット中心温度の制約
- ② 構造物の制約 (燃料被覆管および 1 次系構造物の温度制限)
- ③ 冷却系の制約 (冷却材の沸点以下で、かつエネルギー変換システムに適した温度範囲)

一方、炉心入口温度 T_{in} (または炉心出入口温度差 $\Delta T = T_{out} - T_{in}$) は以下の要因により決定される。

- ④ 放熱系システムの最適化 (宇宙炉ではラジエーターにより放熱するが、ラジエーターの放熱能力は絶対温度の 4 乗に比例する。従ってラジエーター温度をわずかに下げると、ラジエーター面積および重量は顕著に大きくなる。)
- ⑤ 1 次冷却系ポンプ動力の最適化 (1 次冷却系流量と ΔT は反比例の関係)

以上を総合すると、宇宙用炉においては先ず上記④によりラジエーター重量軽減の観点で T_{in} をできるだけ高く設定し、次に必要な ΔT を確保する観点で T_{out} を決定することが一般的である。その結果、必然的に高い T_{out} が要求され、②の制約を受ける。

一方、宇宙炉においては、UN および UC 燃料を採用する限り①は何ら制約とはならない。この理由は、炉心の長寿命化のために中性子束が制約され線出力が低く制限されること、およびこ

これらの燃料の熱伝導率が高いためである。例えば米国の宇宙炉 SP-100 (UN 燃料) の一設計例では、最大線出力 $q'_{\max}=140 \text{ W/cm}$ のためペレット中心温度は 1650 K で、燃料の融点 3120 K より十分に低い。これに対して地上用の MOX 燃料大型炉の設計例では、最大線出力が高く ($q'_{\max}=430 \text{ W/cm}$) しかも燃料の熱伝導率が低いため、ペレット中心温度は 2673 K で、燃料の融点 2933 K に極めて近く、この場合は①が制約となっている。

以上の観点より、先ず②構造材の制約 (燃料被覆管および 1 次系構造材の温度制限) につき検討した。表 2.4 に代表的な宇宙炉設計の炉心出口温度および構造材料の選定例を示す。この例ではいずれも冷却材ピーク温度 1150°C 程度である。PWC-11 は Platt & Whitney 社が開発した材料で、Nb-1Zr 合金を改良したものである。軍事用のため一般には入手不可能である。Mo-Re はオーストリアの Plansee 社で製造されており、一般に入手可能である。Mo-41Re の 1200°C での引っ張り強度は 214 MPa とのデータが同社から示されているが、このような高温域でのクリープ強度データはない。以上より本プラント (RAPID-LAT) においては、冷却材ピーク温度を 1150°C 程度に制限し、Mo-Re を採用することにした。

1 次冷却材としては上記温度条件に適合する観点で、リチウム (Li) を採用した。Li の物性を以下に示す。Li は密度が極めて小さいことも宇宙炉用として適している。

沸点	1615 K (1342°C)
融点	454 K (181°C)
密度	420 kg/m ³ at 1400 K

なお天然リチウム中には Li-6 が約 7% 存在するが、冷却材中に Li-6 が存在することは好ましくない。この理由は、中性子吸収体であり、かつ (n, α) 反応により He ガスを発生するためである。従って冷却材としてはできる限り純度の高い Li-7 を採用するものとした。

Li 以外の液体金属としては、ナトリウム (Na: 沸点 882°C) およびカリウム (K: 沸点 757°C) などがあるが、いずれも沸点が低く不相当である。

2.6 エネルギー変換方式

エネルギー変換方式は出力規模および開発時期に応じて最適な選定が行われるべきである。宇宙発電システムのエネルギー変換方式としては、静的エネルギー変換方式 (熱電変換方式、熱電子変換方式) および動的エネルギー変換方式 (Brayton, Potassium Rankine, Stirling) がある。概して後者の方がエネルギー変換効率が高いが、開発課題も多い。

SNAP-10A¹⁾ (1965 年) は米国がこれまでに打ち上げた唯一の原子炉衛星で、熱電変換システムにより宇宙空間で 500 W の発電を行った実績がある。変換効率は 1.6%、設計寿命は 1 年である。本システムでは原子炉の制御系以外の可動部分をなくす観点で熱電変換システムが採用された。

米国の宇宙炉 SP-100²⁾ は電気出力 100 kW で、1990 年代中頃の打ち上げが予定されていた。従って開発要素が少なく信頼性および冗長性の高い方式として、熱電 (Thermoelectric) 変換方

式が採用された。これは他の方式に比べて変換効率が最も低く、重量決定の主要因となるラジエーター面積も比較的大きい。しかしながら SP-100 の出力規模および開発時期においてこれらはあまり重要ではないと判断された。

米国では 1980 年代後半に、NASA により月面基地用発電システム^{3, 19)}の検討が行われた。これは SP-100 と同じ原子炉を用い、スターリング・サイクルにより 825 kWe の発電をするシステムである。この出力規模において熱電変換方式はシステム重量削減の観点で不相当と判断された。

旧ソ連が 1988 年に打ち上げた COSMOS-1900⁴⁾は、熱電子発電方式を採用している。発電効率は 10% で熱電変換システムより優れるが、燃料のスウェリングと FP ガスの生成により寿命が制約されるため、設計寿命は 3 年である。

本システム RAPID-L においては、出力規模との適合性の観点で熱電変換方式を採用した。なお宇宙用熱電変換システムでは、熱電変換素子として SiGe (高温側運転温度範囲 400~1100°C) が採用される。一方 BiTe (高温側運転温度範囲 100~240°C) は地上用としての使用実績がある。熱電変換システムは宇宙用のみならず、廃熱利用など地上用の用途が期待されている。

電力中央研究所では地上用の発電方式のオプションの一つとして熱電変換システムにつき検討中で、その出力密度を格段に向上させるコンプライアント・パッド^{13, 41-50)}を開発中である。RAPID-L の概念検討においても、その成果を有効に活用するとともに、宇宙用熱電変換システムのコンプライアント・パッドにつき本受託研究において基礎的実験を行う計画である。

熱電変換システムの性能向上のためには、以下の二つの局面からの改良が必要である。第 1 は熱電変換素子の健全性を損なうことなく高い熱流束 (高い有効温度差) を与え、高出力密度を達成する技術、第 2 は熱電変換素子本体のエネルギー変換効率の向上である。コンプライアント・パッドの開発は前者に属する。なお後者については本受託研究では検討対象外とする。

各種エネルギー変換方式の特性を表 2.5 に示す²⁰⁾。

2.7 放熱系 (ヒートパイプシステム)

宇宙用発電システムでは放熱系に水が使用できず、真空雰囲気のため対流も期待できない。従って放熱はラジエーターからの放射が一般的である。このほか冷却媒体を吹き付けながらその相変化と物質伝達による除熱を行う概念(Abrasion cooling)があるが実績はない。

ラジエーターパネルに熱を伝える手段としては、ヒートパイプが使われる。液体金属ヒートパイプは宇宙用放熱システムの温度に適合した特性をもち、無重力でも作動するため、人工衛星用として十分な使用実績があり、長期的耐久性も実証済みである。

本プラント RAPID-L では、高信頼性およびメンテナンスフリーを重視しヒートパイプを採用

した。採用するヒートパイプの種類および適用箇所を表 2.6 に示す。

2.8 打ち上げおよび設置方法

SP-100 はスペースシャトルで一回で打ち上げられ、地球周回低軌道(Low Earth Orbit: LEO)に放出される。スペースシャトルの貨物室に収容できるように、ラジエーターパネルは折り畳み式とし、軌道上に放出後にこれを自動的に展開する機構となっている。

本プラント(RAPID-LAT)は H-II ロケットで運搬することを想定する。ペイロードの寸法は直径 3.7 m、全長 10 m 以内である。月面までの運搬重量はブースターロケットの性能に依存するが、本検討では 10 ton 以内を目安とした。システム全体は表 2.7 に示すように分割され、H-II ロケットで 2 回に分けて運搬するものとする。

①は月面上に掘った直径 2 m、深さ 6 m のピットに設置する。②および③は前記ピットの周囲の月面上に設置する。月面上での重量は①が最大で 670 kg である。設置に当たっては、上記ピットを掘削する重機および上記重量物を取り扱う簡易クレーンが存在することを前提とする。月面上では地球上の 1/6 の重力のため、構造物が軽量化し取り扱いが容易である。

2.9 1次冷却材リチウムの溶解方法

SP-100 はリチウム冷却高速炉で、軌道上に放出された後に Li を溶解して起動する。この場合には炉心内に予め挿入された制御棒案内管内のボロン(B₄C)制御棒を外部信号により少しずつ引き抜くことにより、炉心部の核熱によって Li を徐々に溶解する。2次冷却系(カリウム)までの溶解には 13 時間を要する。

リチウム(Li)の融点は 181℃である。本プラント(RAPID-L)では 1次冷却材 Li は地球上の工場を組み立ての際に原子炉容器内に充填し、常温にて凝固させた状態で打ち上げるものとする。従って月面上での起動に先立って、これを溶解する必要がある。本プラントでは制御棒を全く備えないため、SP-100 のような起動方法は不可能である。月面上における初期温度は日陰ならば -100℃程度と推定される。溶解方法としては以下が考えられる。

- ① 電気ヒーター加熱
- ② 太陽熱の利用
- ③ 化学物質の酸化反応を利用する加熱
- ④ 複数の化学物質の自己発熱反応を利用する加熱

なお溶解方法の選定にあたっては以下の基準に従うものとする。

- A. 地球から運搬する資材重量の削減・削除
- B. 安全性が高く無害なこと
- C. コスト削減

以上のうち①が最も無難な方法であり、これを正案とする。もともと原子炉容器はトレースヒーターを備え、温態待機温度の 800℃まで昇温するための外部電源が必要である(2.10.2 節参照)。

従ってリチウムの溶融のみを別の手段とすることは、溶解に要する電力が不要になるメリットはあるものの、そのための設備および資材が必要なことを考えるとほとんどメリットはない。ただしここでは原子力基礎研究として多様なオプションを見出す観点から、代案として以下の可能性についても検討した。

②は可能性はある。月面上で太陽の直射を受ける物体は 200℃程度に加熱されると推定される。従って原子炉容器と 1 次冷却系配管の合体ユニットを月面上のピットに設置する前に、これに月面上で太陽の直射を与えれば、Li の融点以上に加熱できる可能性がある。ただし日照部分（200℃程度）と日陰部分（-100℃程度）の温度差が極めて大きいため、クレーンで本ユニットを吊り上げて回転させるなどの配慮をしないと原子炉容器を座屈させる恐れがある。

③は現実的でない。酸素は月面基地において要員の生存にとって重要な物質である。

④は可能性はある。例えばアルミニウム(Al)およびチタン(Ti)の粉末を混合し電気的スパークにより局部的に 660℃程度に加熱すると、両者の自己発熱反応が瞬時に進展して大きな発熱を生じる。この反応には酸素が不要である。本方式による発熱量を簡易評価した。

【Al-Ti 自己発熱反応の簡易評価】

評価方法：下記被加熱物を目標温度まで加熱し、かつ Li の融解に必要な熱量を発生するに必要な Al および Ti の重量を求める。熱は伝導により十分な時間を経て被加熱物全体に伝わる（定常問題）と考える。従って所定の時間内で加熱するには本計算結果以上の熱量を必要とする。体系外への熱の散逸はない（断熱条件）と仮定する。加熱温度が 200℃のため放射による熱の散逸は本概算では無視できると考える。また真空雰囲気のため伝導や対流による放熱はない。従って上記仮定はほぼ妥当と考えられる。

前提条件

温度条件：

初期温度	-100℃
加熱目標温度	200℃

被加熱物重量：

原子炉構造 (MoRe)	$W_s = 600$ (kg)
炉内反射体 (Be)	$W_{Be} = 500$ (kg)
燃料 (UN)	$W_f = 750$ (kg)
冷却材 (Li)	$W_{Li} = 2200$ (kg)
Li の融解潜熱	$\Delta H = 4.64$ (kJ/mol) = 663 (kJ/kg)
Al-Ti 反応生成熱 (Al+Ti=AlTi)	$H_r = 70$ (kJ/mol) = 933 (kJ/kg)
Al-Ti の必要重量	W_{AlTi} (kg)

他の前提条件を表 2.8 に示す。十分に長い時間をかけて被加熱物を目標温度に昇温するに必要な Al-Ti の重量は次式で与えられる。

$$\sum W_n C_{Pn} \Delta T + W_{Li} \Delta H = W_{AlTi} \times H_r \quad \dots(2.1)$$

$$\therefore W_{AlTi} = 5.1 \times 10^6 \text{ (kJ)} / 933 \text{ (kJ/kg)} = 5500 \text{ (kg)} = 5.5 \text{ (ton)}$$

上記 Al-Ti の体積は約 1.5 (m³)である。所定の時間内で加熱するには本計算結果以上の熱量を必要とする。加熱概念を図 2.1 に示す。原子炉容器とこれを設置するピットの間には、アルミニウム性の薄い波板による円筒状構造物（ライナー）を設ける。Al および Ti の粉末は、このライナーとピットの隙間に充填する。AlTi の熱膨張および相変態にともなう体積変化は、ライナーの変形により吸収する。

前述のごとく、原子炉容器は 800℃まで加熱可能なトレースヒーターおよび外部電源を備えることが前提のため、本予熱方法のために Al および Ti の粉末合計 5.5 ton を地球から運搬することにメリットはない。しかし今後さらに軽量で反応生成熱の大きい材料の組み合わせが発見できれば、重量、安全性およびコストの観点で実用の可能性があり得る。

2.10 原子炉の起動・停止および制御方法

2.10.1 従来技術

米国では 1965 年から 1968 年に Advanced Space Nuclear Power Program (SPR)が実施された¹⁾。概念検討が行われたのは SPR-4¹⁾ (UN 燃料、Li 冷却高速炉、2 MWth-375 kWe、Potassium Rankine cycle) および SPR-6¹⁾ (UN 燃料、Li 冷却高速炉、57 MWth-10 MWe、Potassium Rankine cycle) などで、いずれも原子炉の周囲に設置した円筒型 Mo 反射体の軸方向移動、および炉心内に設置した管内に Li-6 を出し入れする方式 (In-core liquid control circuits) による反応度制御・炉停止方式が考えられた。これらの制御系は、外部信号により人為的に制御される。

米国の宇宙炉 SP-100 は、無重力の地球周回低軌道 (Low Earth Orbit: LEO) で運用されることが想定されていた。そのため原子炉の周囲に設置したヒンジ型 Be 反射体の角度調節による反応度制御、およびボロン制御棒をモーターおよびスプリングで駆動する機構による起動・停止方式²⁾を採用している。これらはいずれも外部信号により人為的に制御される。なお米国の宇宙炉において重要な安全上の要求として、一度停止された原子炉は絶対に再起動ができない条件が課せられている。そのため制御棒は再引き抜きができないようにラッチ機構²⁾を採用している。

1990 年代の後半に米国のサンディア国立研究所と MIT は、AI (人工知能) による宇宙用原子炉の起動特性に関する検討³⁾を行った。これは SDI (戦略防衛構想) の一環として実施されたもので、旧ソ連からの ICBM (大陸間弾道弾) を迎撃するためのレーザー兵器用電源として配備した宇宙用原子炉を、軌道上で安全かつ瞬時 (数秒程度) に起動させるための自律制御方式についての検討である。

以上より、宇宙炉において Li-6 による反応度制御の概念は過去に検討例があるものの、外部信号による制御であり、自立型制御方式は検討例がない。また一般の宇宙用原子炉の自動的起動方法については、検討例が皆無である。

地上の高速炉の起動方法としては、制御棒を炉心に挿入した状態で 1 次冷却材温度をポンプ入熱などの外部の熱源により昇温し、温度欠損反応度が打ち消された時点で制御棒を徐々に引き抜

く方法が一般的である。この方法において、もし冷却材温度が規定値まで昇温していない状態で制御棒を引き抜くと、原子炉に異常に大きな反応度が添加される恐れがある。また制御棒の引き抜き速度が規定値よりも速いと、原子炉出力が異常に上昇する可能性がある。これらの対策としては以下が挙げられる。

- ① 冷却材温度が規定値以下では制御棒が引き抜けないようなインターロック
- ② 制御棒引き抜き速度を制限する機構
- ③ 中性子検出器による監視
- ④ ピリオド計による監視

以上の対策のうち、①および②は故障の可能性がある。③については、出力範囲に応じた何種類かの中性子検出器を備え、出力の上昇につれて検出器の設定点を出力の大きさ数桁にわたって変化させなければならない。そのため原子炉トリップ・レベルが高すぎて、部分的に安全性を損なう過ちをおかしたり、トリップ・レベルを低く設定して不要なトリップが生じたりする欠点があった。④については、ピリオド計は雑音に弱く不要な原子炉トリップを生じやすい欠点があった。このように、従来の高速炉の起動には熟練した運転員による注意深い操作が要求されている現状である。

本プラント RAPID-L は、超安全炉として人為的要因を完全に排除する観点から、制御棒完全削除型高速炉¹²⁾による完全自立型自動運転の概念を世界で初めて採用した。すなわち液体の Li-6 をポイズンとして利用する自己作動型反応度制御装置 LEM、自己作動型原子炉停止装置 LIM および自己作動型原子炉起動装置 LRM を採用した。原子炉の起動は、LRM および LEM の連携により無人で安全かつ自動的に行われる。一方、安全性を維持しつつユーザーのニーズに柔軟に対処する観点から、与えられた範囲内の出力制御および炉停止が任意に行える。かついかなる故意および過失に対しても原子炉は安全である。なお本概念の採用においては以下を前提とする。

- 従来の地上の原子炉では、起動の際に何段階かの出力レベルに保持して、各段階毎にプラントの状態を監視しながら順次出力を上昇させて定格出力運転に至る起動手順が実施されている。しかし本プラントでは、(本研究委託元より)無人運転が要求されているため、上記起動手順は行わない。
- 燃料寿命期間(10年間)は連続運転を行い、定期点検は少なくとも燃料交換までは実施しない。
- 原子炉は任意に停止することが可能だが、一旦停止すると燃料交換を行わない限り再起動できない。
- 燃焼末期炉心の出力は、定格出力の90%となる。

2.10.2 起動方法

起動の際は1次冷却材温度を外部の熱源により800℃まで昇温するだけでよい。LRM および LEM の連携により、自動的に安全な起動が行われる。

【原子炉容器を 800℃まで昇温する方法】

被加熱物の温度を 200℃から 800℃まで 600 K 昇温するに要するエネルギー Q は、放熱を無視した場合、以下で与えられる。

$$Q = 12000 \text{ (kJ/K)} \times 600 \text{ (K)} = 7.2 \times 10^6 \text{ (kJ)} = 2000 \text{ (kWh)}$$

$$\text{(備考) } 1 \text{ (kJ)} = 1 \text{ (kWs)} = 1/3600 \text{ (kWh)}$$

一方、無限空間中におかれた原子炉容器表面温度が 800℃の場合の容器表面からの放熱 Q_{Rad} は、次式で与えられる。

$$\begin{aligned} Q_{\text{Rad}} &= \varepsilon \sigma T^4 A = 0.3 \times 5.67 \times 10^{-8} \text{ (W/m}^2\text{K}^4) \times (1073)^4 \text{ (K}^4) \times 34 \text{ (m}^2) \\ &= 770 \text{ (kW)} \end{aligned}$$

しかし実際には月面のピットとの干渉があるため、実際の放熱量は上記値よりかなり小さい。また原子炉容器表面温度が 330℃の場合の放熱量は上記の 1/10 となる。いずれにせよこのような放熱を防ぐために、原子炉容器の周囲に真空断熱層(Mirror Insulation)を設けるなどの対策が必要である。

1 次主循環電磁ポンプ 2 基合計の出力は 10.2 kW である。ポンプ効率は 16 %のため、10.2 kW のうちの 84 %、すなわち 8.5 kW が熱に変換される。この出力により 2000 kW を与えるための時間は 235 時間となり、現実的でない。真空空間のため伝導および対流による熱損失はないが、放射による熱損失を考慮する必要がある。従って現実には、例えば 100 kW 程度の入熱を 24 時間程度与える加熱方式が必要である。そのためには原子炉容器外部への予熱用トレースヒーターなどの設置が必要である。

なお予熱用トレースヒーターを設置するならば、1 次冷却材 Li の溶解もこれで行う方が合理的であろう。ただし 2.9 節に示す 1 次冷却材リチウムの溶解方法は、一つのオプションの提案として残した。

200 kWe の原子炉を起動するために 100kWe クラスの外部電源を必要とすることについては、改善の余地がある。これについては「9. 結論および今後の課題」に明記した。

2.10.3 停止方法

緊急炉停止は LIM により自動的に行われる。原子炉はユーザーの希望により任意に停止することが可能だが、一旦停止すると燃料交換を行わない限り再起動できない。

2.10.4 制御方法

1 次主循環ポンプ出力の制御により 1 次冷却系流量を変化させることにより、与えられた範囲

内の出力制御が任意に行える。かついかなる故意および過失に対しても原子炉は安全である。これは LEM の自立型反応度制御機能によるものである。

2.11 超安全炉の定義

RAPID-L の超安全炉としての特徴を以下に示す。

- 安全を損なう最も大きな原因は人間であると考えられる。いかなるインターロックも人間が創る以上解除できる。実際に過去の原子力の大事故はすべて人的要因によるものである。そこで RAPID-L では人的要因を完全に排除する観点で、無人による完全自動運転方式を採用した。
- ただしユーザーの希望に柔軟に対処する観点で、RAPID-L では中央制御室に人が立ち入り、出力および炉心出口温度の調節および任意炉停止ができる。しかし熟練した運転員を必要とせず、いかなる故意または過失に対しても原子炉は安全である。

表 2.9 は筆者の見解に基づき、原子炉の反応度を制御する現象および装置の信頼度分類³¹⁾を示したものである。表では信頼度が高いと考えられるものほど上に配置した。表 2.10 は表 2.9 における信頼度の分類定義を示したものである。分類 B および C は既存の定義である。分類 A は新たな分類定義であり、より高度な安全要求に基づき筆者が提唱した。

- RAPID-L においては、Passive-Inherent safety のうちでも特に信頼度の高い、Physical safety、Semi-Physical safety および Mechanical safety のみを採用した。

以上が RAPID-L の超安全炉としての定義である。すなわち RAPID-L は、これまでの超安全炉の概念を大きく越えた、世界で初めての超安全炉の概念である。

3. プラント・システム

3.1 プラント全般

RAPID-L は比較的初期の有人基地を想定している。すなわち基地居住者は 10 人程度で、酸素や水の自給により長期滞在が可能とする。またある程度の実験も可能とする。このような活動を想定し RAPID-L は電気出力 200 kW とした。

プラントを図 3.1 および図 3.2 に示す。原子炉本体はピット（直径 2.8 m、深さ 9 m）に設置されるため、メンテナンス用のドームのみが見える。原子炉の周囲には熱電変換セグメントが 4 基設置されている。その周囲には 8 枚のラジエーターパネル（高さ 1.5 m、長さ 10 m）が放射状に設置される。ラジエーターを設置する月面上には、放射効率を向上させるための Thermal Apron を敷いてある。

原子炉右後方の盛り土の下には、居住モジュールおよび実験モジュールがある。月面上に出ているのは出入り口のみで、本体は地下に埋設されている。これは昼夜の温度差（昼は 200℃、夜

は 0℃以下) の影響を軽減するためである。この近くにはバックアップ電源としての太陽光発電および電力貯蔵設備も設置されている。しかし月面上では昼と夜が2週間ずつ交代するため、2週間続く夜間は原子炉の発電のみに頼る。従って太陽光発電および電力貯蔵設備の各容量は、2週間以上居住者の生存を維持できる容量とする。

原子炉の左後方には岩石掘削場および処理プラントがある。岩石からは水素と酸素を抽出して水を合成するなど、基地活動に有用な鉱物資源が得られる⁶⁵⁾。月面上の重力は地球上の1/6のため、クレーンは地球上のそれに比べて簡素である。

3.2 格納容器の必要性

RAPID-L では原子炉格納容器は設けないと暫定した。これは地上用原子炉の格納容器に要求される以下の各機能を検討したところ、飛来物からの保護機能およびしゃへい機能の観点では必要性がないためである。隕石の衝突については、月面上の隕石の飛来確立のデータがないため正確な評価はできないが、仮に地球周回低軌道におけるデータに基づいて評価してみる。その結果1 gの隕石が本プラントの露出部に衝突する確立は 10^{-4} 以下である。なお核物質の閉じこめ機能については、月面上という特殊な環境、および有人の月面基地活動との関連において議論すべきであり、本研究の範囲外とした。

- 飛来物からの保護機能
- しゃへい機能
- 核物質の閉じこめ機能

3.3 原子炉構造

原子炉構造を図 3.3 に示す。本原子炉は RAPID 燃料交換方式^{10, 28)}を採用している。従って従来型原子炉におけるラッパー管入りの燃料集合体は使わない。燃料ピンおよび LEM、LIM、LRM は一体化して燃料カートリッジ内に収容する。LEM (図 3.4) のすべてのリザーバーは内径 1280 mm の燃料カートリッジ内に収容できる。燃料寿命は 10 年のため、10 年後には燃料カートリッジを LEM、LIM (図 3.5) および LRM (図 3.6) とともに交換する。

3.4 LEM、LIM および LRM の反応度価値および本数

ここで設定した反応度価値(すなわち本数)は、今後の設計の進展に柔軟に対処するため、十分なマージンを与えてある。例えば Li-6 の臨界実験結果を考慮すると、12 年度の実験結果事後解析時点では、計算値よりも 5% 高い反応度価値が得られるとの結果となっていた。

しかしながら今年度の再解析の結果によると、実際に得られる反応度価値は計算値と同一と修正されている。本節で設定する反応度価値は、このような結果には影響を受けない十分なマージンをもっている。

本章で設定した LEM、LIM および LRM の燃料カートリッジ内配置を表 3.1 に示す。上述のごとく実際に必要な反応度価値はこれを下回るため、実際の炉内配置は余裕が生ずる。なお Slow

LEM については予備を設けず、設置可能な 24 本すべてを初めから反応度制御に利用する。この理由は、もし Slow LEM が破損しても破損本数にほぼ比例して反応度制御能力が低下するだけで、安全性には重大な影響が無いためである。すなわち燃焼末期における出力が設計値よりも若干低めになったり、1 次系流量による部分負荷運転範囲が若干狭まることになる。

3.4.1 Slow LEM

封入管内径 20 mm の場合の LEM の反応度価値は 1 本当たり 24.15¢ である。これは炉心内に内径 20 mm の LEM、LIM 等を合計 60 本設置した場合の全反応度価値を、臨界計算により求めた平均値である。

Slow LEM の反応度価値は以下の根拠で決定した（12 年度報告書 4.1.1 節 P.42）。

燃焼欠損補償（ポイズン引き抜き方向）	+3.0 \$
流量による出力制御（ポイズン挿入方向）	-2.7 \$
<hr/>	
以上の絶対値の合計	5.7 \$
Slow LEM 必要本数	570¢ / 24¢ = 24 本

上記のうち、燃焼欠損補償のための反応度価値 +3.0 \$ については、本炉心の 10 年間の燃焼欠損反応度 2.96 \$（12 年度報告書 3.3.3 節 P.13）に基づいた。Slow LEM の仕様を表 3.2 に示す。

3.4.2 Quick LEM

Quick LEM の必要反応度価値は、異常な過渡事象の緩和の観点で、約 50¢ 必要である。多重性を考慮し 3 本設置し 72¢ を与えることが妥当である。これにより万一 1 本が破損しても、残り 2 本により 48¢ が得られる。なお実際には炉内は位置の対称性の理由から、4 本設置した。Quick LEM の仕様を表 3.2 に示す。

3.4.3 LIM

本プラント RAPID-L において、炉停止のために必要な LIM 全体の反応度価値および必要本数は、以下の根拠で決定される。

Slow LEM に対抗すべき反応度（初期炉心の場合）	3.0 \$
出力欠損反応度	0.2 \$
炉停止マージン	0.5 \$
<hr/>	
以上の合計	3.7 \$
必要本数	370¢ / 23¢ = 16 本

LIM の仕様を表 3.3 に示す。

3.4.4 LRM

- 起動に必要な反応度

Slow LEM に対抗すべき反応度 (初期炉心の場合)	+3.0 \$
出力欠損反応度	+0.2 \$

以上の合計	+3.2 \$
必要本数	320 ¢ / 23 ¢ = 14 本

● ポイズンロッドとしての反応度

Slow LEM に対抗すべき反応度 (初期炉心の場合)	-3.0 \$
出力欠損反応度	-0.2 \$
炉停止マージン	-0.5 \$

以上の合計	-3.7 \$
必要本数	370 ¢ / 23 ¢ = 16 本

すなわちポイズンロッドとしての要求を満たすため、LRM は 16 本必要となる。

起動のための正の反応度と、炉停止のための負の反応度の絶対値が異なるため、以下の構成とする。

- LRM は 14 本備える。これにより+3.2 \$ が与えられる。
- 上記以外にポイズンロッドを 2 本備える。これはフリーズシールが溶解してポイズンが上部に移動した「作動済みの LRM」に相当する。これを偽の LRM (False LRM) と呼ぶ。従って LRM バンドルを切り離すと、合計 16 本の LRM により-3.7 \$ が与えられる。なお上述の False LRM には液体ポイズンを用いる必要はなく、B₄C 製の従来型制御棒でもよい。

LRM の仕様を表 3.4 に示す。

3.5 完全自動運転

RAPID-L は無人での完全自動運転が可能である。すなわち 1 次冷却材リチウムを温態待機温度 (780℃) まで昇温すれば、LRM の作用により原子炉は自動的に起動を開始し、約 10 時間で 100% 定格出力に到達する。その後出力は徐々に低下しながら 10 年後には定格の 81% 出力となる。運転中のいかなる異常な過渡事象に対しても、LEM が原子炉を安全な状態に保持できる。さらに想定外の事故時には LIM が原子炉を永久停止する。

ただしユーザーの希望に柔軟に対処するため、有人でのマニュアル運転による出力の変更および原子炉停止が可能である。原子炉出力の可変範囲は、初期炉心では 45~108%、燃焼末期炉心では 37~87% である。RAPID-L は制御棒を備えないため、出力の調整は 1 次系流量の調整により行う。この場合でも熟練した運転員は必要なく、いかなる故意または過失に対しても原子炉は安全である。この特性はテロ対策としても有効である。原子炉を停止したい場合は、LRM を切り離す。ただし一旦停止すると、燃料交換しない限り原子炉は再起動できない。米国の宇宙炉の

安全基準では、一旦停止した原子炉は絶対に再起動できない構造とすることが定められている。RAPID-L もこれに従った。

無人での完全自動運転は、LRM、LEM および LIM のみにより自然の原理により実現される。この限りにおいて原子炉の計装は不要である。ただし上記マニュアル運転に対処するため、炉心入口温度、炉心出口温度および 1 次冷却系流量をモニターする。原子炉出力 P は、これらから演算により表示される。すなわち 1 次系流量を W、1 次冷却材比熱を C_p 、炉心出入口温度差を ΔT とすると、 $P=W C_p \Delta T$ で与えられる。

3.5.1 燃焼欠損補償能力

Slow LEM の燃焼欠損補償により 10 年後の出力は定格の 81% となる。出力の履歴を図 3.7 に示す。

3.5.2 部分負荷運転能力

2.5.1 節に示したごとく、Slow LEM の燃焼欠損補償により 10 年後の出力は定格の 81% となることを確認している。本成果に基づき Slow LEM の部分負荷運転能力がより高精度で計算できる。この時点の炉心出入口温度差 ΔT は以下で与えられる。

$$\frac{P}{P_{\text{nom}}} = \frac{\Delta T}{\Delta T_{\text{nom}}} = \frac{\Delta T}{70} = 0.81$$

$$\Delta T = 56.7 \text{ (K)}$$

$$\Delta T_d = \Delta T_{\text{nom}} - \Delta T = 70 \text{ (K)} - 56.7 \text{ (K)} = 13.3 \text{ (K)}$$

$$S = \Delta \rho / \Delta T = 20 \text{ (}\rho/\text{K)} \text{ ----- この値になるように本数を設定している}$$

$$\Delta \rho_{\text{LEM}} = 20 \text{ (}\rho/\text{K)} \times 13.3 \text{ (K)} = 266 \text{ (}\rho\text{)}$$

$$0.81 : 266 \text{ (}\rho\text{)} = 1 : X \text{ (}\rho\text{)}$$

$$\therefore X = 328 \text{ (}\rho\text{)}$$

ここに

原子炉出力	P
炉心出入口温度差	ΔT
Slow LEM を駆動する温度変化幅	ΔT_d
Slow LEM 感度	$S = \Delta \rho / \Delta T$
Slow LEM による添加反応度	$\Delta \rho_{\text{LEM}}$
基準反応度	X

以上より部分負荷運転能力は次式を連立して解ける。

$$P = W C_p \Delta T \quad \dots(3.1)$$

$$P_{\text{nom}} = W_{\text{nom}} C_p \Delta T = W_{\text{nom}} C_p \times 70 \text{ (K)} \quad \dots(3.2)$$

$$\Delta \rho_{\text{LEM}} = S \times \Delta T_d = 20 \text{ (}\phi/\text{K)} \times \Delta T_d \quad \dots(3.3)$$

$$\Delta T_d = 70 \text{ (K)} - \Delta T \quad \dots(3.4)$$

$$P = P_{\text{nom}} \times \Delta \rho_{\text{LEM}} / 328 \quad \text{for EOC core} \quad \dots(3.5)$$

$$P = P_{\text{nom}} \times (1 + \Delta \rho_{\text{LEM}} / 328) \quad \text{for BOC core} \quad \dots(3.6)$$

(3.5)より

$$\Delta \rho_{\text{LEM}} = 328P / P_{\text{nom}} \quad \text{for EOC core} \quad \dots(3.7)$$

(3.6)より

$$\Delta \rho_{\text{LEM}} = 328 \{ (P / P_{\text{nom}}) - 1 \} \quad \text{for BOC core} \quad \dots(3.8)$$

以上の計算により、RAPID-Lの部分負荷運転性能を求めた結果を表3.5に示す。

3.5.3 起動特性

LRMのフリーズシールが溶融すると穏やかに正の反応度が添加される。反応度添加率は0.008 ϕ /secである。起動開始後約4,000秒の時点で出力および炉心出口温度が定格値を若干超過するが、Quick LEMがこれを感じて抑制する。その後Slow LEMも温度上昇を感じ、LRMと拮抗する作用を果たす。従ってLRM、Quick LEMおよびSlow LEMの相互作用により熟練した運転員並の起動ができる。起動開始後約39,600秒(11時間)で定格出力に到達する。昇温勾配は最大でも7°C/minである。この値は地上用高速炉のスクラム時のコールドショック(5~10°C/min)と同程度である。

【反応度添加率と到達出力】

このような非常に穏やかな反応度添加による原子炉の起動においては、到達出力はLRMにより与えられる正の反応度の絶対値により決定し、反応度添加率には無関係である。これに対して通常の原子炉動特性理論では、原子炉の到達出力は反応度添加率に依存し、与える反応度の値には無関係である。後者における反応度添加率は前者のそれよりも数桁大きいことに留意せよ。筆者らは電力中央研究所の所内研究にて地上用高速炉RAPID-Aの起動特性におよぼす反応度添加率の影響につき検討した⁹⁹⁾。これにより定格出力に到達する起動のための反応度添加率としては広い許容範囲があることを確認した。また、この許容範囲を逸脱した大きな反応度添加率が与えられた場合、原子炉が定格出力を逸脱した過大な値になることも確認した。これは通常の原子炉動特性理論と合致する結果であり、本解析モデルの妥当性が確認されている。

なおLRMの反応度添加率は仕様では0.008 ϕ /secとしているが、スロートの製作精度により液体ポイズンの移動速度(すなわち反応度添加率)に誤差が生ずることは予想できる。しかしこの誤差に無関係に定格出力に到達できる。

到達出力の誤差としては以下の要因が考えられる。

- 炉心の臨界計算誤差
- 燃料の製造誤差
- 1次冷却系流量の誤差（この誤差は1次主循環ポンプのQ-H特性の誤差および1次冷却圧損の誤差の両者に起因する。いずれも予め地上試験で確認が可能である。）
- 2次系の放熱能力の誤差（月面上の昼と夜でラジエーターパネルの放熱能力は当然異なる。）

上記要因は従来の地上の原子炉と共通である。従来の原子炉ではこれらの誤差に対処するため、制御棒（微調整棒）の引き抜き度を調整している。また臨界近接の際に大きな臨界誤差が判明した場合には、初期炉心の炉心構成を変更することもある⁹⁹⁾。これに対してRAPID-Lでは、初期炉心の出力を正確に定格値に合わせるには、1次冷却系流量を調整すればよい。この操作は熟練した運転員は必要とせず、いかなる故意または過失に対しても原子炉は安全である。ただしRAPID-Lの特性、出力規模および用途を考えると、無人での完全自動運転によりバッテリーのような使い方をすべきであり、マニュアル運転での厳密な出力の調整は本来の使い方ではない。

3.6 熱電変換システム

3.6.1 構成

熱電変換システムは1次冷却系リチウムの流れる1次系マニホールド（Primary Manifold）、2次系（放熱系）リチウムの流れる2次系マニホールド（Secondary Manifold）および熱電変換モジュールなどから構成される。熱電変換モジュールは、1次系マニホールドに挿入した加熱用ナトリウム・ヒートパイプと2次系マニホールドに挿入した冷却用セシウム・ヒートパイプからの温度差により駆動される。各エネルギー変換室には熱電変換モジュールが36個（2段重ね×18列）存在する。

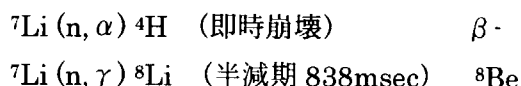
1次系Liは1次系マニホールドに流入し、ここでナトリウム(Na)ヒートパイプと熱交換する。2次系Liは2次系マニホールドに流入し、ここでセシウム(Cs)ヒートパイプと熱交換する。熱電変換モジュールには上記NaヒートパイプおよびCsヒートパイプが結合されている。すなわち各熱電変換モジュールでは、360個の熱電変換ユニットが両ヒートパイプにサンドイッチ状に挟まれている。これにより熱電変換ユニットに所定の温度落差が与えられる。各熱電変換モジュールにはNaヒートパイプ6本およびCsヒートパイプ7本が接続される。

2次冷却系Liは電磁ポンプで強制流動され、ヒートパイプ・ラジエーターの水銀ヒートパイプと熱交換する。水銀ヒートパイプはラジエーターパネルに接合され、放射により廃熱を放熱する。

本熱電変換システムの概略仕様は11年度報告書7.4節P.123において設定した。またNaヒートパイプ本数の算出については11年度報告書8.1節P.131に示した。

3.6.2 1次冷却系リチウムの誘導放射化

1次系 Li (${}^7\text{Li}$ 99.99%) は1次系マニホールドに流入するため、1次系リチウムの誘導放射化の可能性につき検討した。燃焼計算コード ORIGEN2 および JENDL-3.2 の断面積を用いた概略計算を行った。次の2種類の放射化反応が計算された。



このうち、 ${}^4\text{H}$ は瞬時に崩壊するため、炉心の外では全く無視できる。 ${}^8\text{Li}+{}^8\text{Be}$ は約 0.8 秒の半減期で 1MeV 以上の高エネルギーガンマ線を生成する。しかし、FFTF のスペクトル、 $10^{12}\text{n/cm}^2/\text{sec}$ の中性子束で照射されたとして計算したガンマ線源強度は、炉心中でも約 0.009 本/ $1\text{g-}{}^7\text{Li}$ であり、Li 中に含まれるであろう Collision Product (CP) などが、炉外での放射線源としては有意になりそうなレベルである。従って熱電変換セグメントにはしゃへいは必要なく、基地の隊員が点検のためにこれに接近することが可能である。

【1次冷却材の純度】

天然リチウム中には約 7% の ${}^6\text{Li}$ が存在する。 ${}^6\text{Li}$ は (n, α) 反応により He ガスとトリチウムを生成する。米国の宇宙用原子炉 SP-100 は地球周回低軌道の無重力空間で運用されるため、He ガスが1次冷却材中で生成すると、炉心に流入する可能性がある。SP-100 の炉心は濃縮度 88% および 95% の高濃縮ウランで構成されるため、炉心全域にわたり強い負のポイド反応度をもつ。従って気泡通過が反応度事故を引き起こすことはないが、燃料ピンが除熱できないことによる冷却材沸騰などにつながる恐れがある。そのため1次冷却系には気泡分離器 (Void Separator) を設けている^{62, 63}。これは冷却材が渦を巻いて流れる際の遠心力により、混入する気泡を分離する原理である。設計段階では1次系 Li の純度は公表されていないが、当時米国では 99.99% の ${}^7\text{Li}$ が製造されており、この純度を前提とした He ガス生成量の評価が行われている⁶²。

以上より RAPID-L でも1次冷却材の純度は ${}^7\text{Li}$ 99.99% (${}^6\text{Li}$ 0.01%) と仮定した。RAPID-L は月面上の 1/6 重力場で運転され、原子炉容器内に自由液面をもつため、冷却材中に He ガスが生成しても原子炉容器内のカバーガス空間に貯まり、冷却材中を循環することはない。なお冷却材中の ${}^6\text{Li}$ の (n, α) 反応については 5 章に示す。

4. FCA 臨界実験の試験後解析

4.1 目的

RAPID-L の完全自動運転を実現するために、従来の B_4C 制御棒に代わり、革新的な反応度制御システム LEM, LIM, LRM を装備する。これらのシステムは、液体 Li-6 を中性子吸収材として用いる。従来の高速炉では Li-6 を中性子吸収材として用いてきた経験は無いため、その反応度値を実験により確かめる必要がある。また、RAPID-L の炉心解析は、硬い中性子エネルギースペクトルを持った小さい炉心を対象とするために、JENDL-3.2¹⁰⁰ に基づく 73 群断面積を用いた輸送計算により行われてきたが、その計算精度も実験により確かめる必要がある。

そこで、RAPID-Lを模擬した炉心でLi-6の反応度値の測定を行うこととした。測定は、日本原子力研究所(JAERI)の高速炉臨界実験装置(FCA)を用いて行った。実験は、RAPID-L炉心の中性子スペクトルと炉心寸法を模擬したFCA XXI-1炉心で実施された。また、実験時中性子場を知るために、核分裂計数管などを用いた軸方向反応率分布の測定も行った。

実験をRAPID-Lの炉心解析方法を用いて解析し、得られた計算結果を測定値と比較することにより、LIM及びLEMの反応度値の実験補正係数を得る。

本章では、FCA実験の概要を紹介するとともに、RAPID-L炉心解析方法の概要、Li-6反応度と反応率分布について測定値と計算値の比較結果、実験補正係数の値について述べる。さらに、得られた補正係数をRAPID-Lの炉心設計に適用した結果についても述べる。

4.2 臨界実験の概要

RAPID-L炉心を模擬したFCA炉心は、FCA XXI-1炉心と呼ばれ、RAPID-L炉心のスペクトルを模擬するために、炉心領域は高濃縮ウランとステンレス試料で構成された。炉心側の1Z位置から6Z位置までが炉心燃料領域(EUS)に、7Zから12Zまでが軸方向ブランケット(SB)に対応する。炉心燃料域は19%および93%高濃縮ウラン(EU)とSUSからなる。他のドロワとしては、Soft Blanket(SB)が1Zから12Zまでのドロワ、劣化ウランブロックの入ったDUBドロワがある。また、EUSとSBをセル内に半半で構成するEUSL、EUSRなどがある。

FCA XXI-1炉心の形状は、直径60cm、高さ60cmの円筒形状であるRAPID-L炉心とほとんど同形状である。

Li-6プレートは95%濃縮Li-6をSUSで被覆した2"×2"×1/4"の板である。Liサンプル反応度値はLi-6プレートと2枚のSUSプレートの置換反応度として測定した。Li-6プレートを炉心中心軸上に配置し、各試料の反応度値を測定して、軸方向反応度分布を得た。また、実験解析における中性子場の計算精度評価を目的として、核分裂計数管(濃縮U、天然U、²³⁷Np、²³⁹Pu)及びBF₃計数管を用い、中心反応率比と軸方向反応率分布測定を行った。

4.3 試験後解析

4.3.1 試験後解析の概要

RAPID-L核設計手法を用いて、95%Li-6反応度値データ(LIM/LEM/LRM等の反応度値を模擬)及び反応率と反応率比データの解析を行った。解析で計算値(C)と実験値(E)の比(C/E値)を整理し、RAPID-L核設計手法用のE/C補正係数を整理する。この補正係数はRAPID設計体系における核特性諸量の補正に用いる。

4.3.2 Li-6反応度値分布の解析結果

Li-6反応度値分布は摂動前後の実効増倍率を用いた直接計算で算出した。JENDL-3.2に基づくLi断面積を使用した計算値は炉心内では実測値とよく一致している。ENDF/B-VIに基づく断面積を用いた場合は、約3%程度の過小評価となる。ブランケット領域では、JENDL-3.2を用いた場合7~8%、ENDF/B-VIを用いた場合が8~10%の過小評価である約500keV~2MeVの共鳴エネルギー範囲でJENDL-3.2はENDF/B-VIよりも約4~18%大きい値となっており、この高

速群での中性子吸収断面積の差が JENDL-3.2 と ENDF/B-VI を用いた Li-6 サンプル価値計算値の差の原因である。

均質実効断面積を用いた場合と非均質実効断面積を用いた場合の C/E の差異により RAPID-L 設計手法による反応度価値の C/E を補正した。非均質効果を補正すると、計算値は測定値に比べて過小評価であり、RAPID-L 設計手法による制御棒価値の計算値が過小評価であることを示す。

4.3.3 反応率と反応率比の解析結果

F28/F49 の比は、測定誤差を考慮しても過大評価である。すなわち、計算値は高速中性子束を過大評価しており、実際よりも硬い中性子場を示している。Li-6 の断面積が 1MeV 近辺の共鳴領域を除けば $1/v$ 形状を示すことから、非均質効果補正後の炉心部での Li-6 反応度価値の過小評価は、反応率分布の C/E は 1Z (炉心中心から高さ 1inch) の位置で 1.0 に規格化されている。炉心領域では各計数管応答の規格化した C/E は 1 に近いが、NU 計数管のみ 3,4,5Z 位置で過小評価となっている。ブランケット領域では各計数管の応答が過小評価になっている。特に NU 計数管で過小評価が顕著であり、ブランケット領域で特に高速中性子束が過小評価されていると考えられる。高速中性子束の過小評価の原因は、計算においてサンプルプレート間のストリーミング効果を考慮していないことが原因として考えられる。

4.4 RAPID-L 炉心設計への反映

実験解析で得られた Li-6 試験体反応度価値の炉心内で平均した C/E 値を利用して LEM 及び LIM の E/C 補正係数を求める。また、反応率分布の実験解析結果が NU 核分裂計数管を除き、炉心内ではほぼ平坦であるため、軸方向中性子束分布の補正は行わない。

非均質効果を補正した RAPID-L 核設計手法による Li-6 試験体反応度価値の実験解析結果を用いて LEM 及び LIM の本数評価のための実験補正係数を定めた。必要な LEM 及び LIM の本数を多めに設定するためには、反応度価値の評価値が小さめ、すなわち、実験値と計算値の比(E/C)を小さめに評価しておく必要がある。そこで、炉心内の各軸方向位置で測定された Li-6 反応度価値の C/E 値の最大値の逆数を E/C 補正係数とする。

$$1/0.996=1.004$$

E/C 補正係数が 1 をわずかながら超えている。すなわち、RAPID-L 核設計手法に基づき設定されている LEM/LIM/LRM の本数は必要十分であり、設計変更の必要はない。

4.5 まとめと今後の課題

FCA XXI-1 炉心の臨界実験により、RAPID-L 炉心に採用する液体 Li ポイズンの炉心内軸方向反応度価値の予測精度を評価するためのデータが得られた。Li-6 反応度価値に関しては、Li の断面積に JENDL-3.2 を用いた方が、ENDF/B-VI を用いるよりも実験値とよい一致を示すことが分かった。実験値と測定値の比較から、実験解析結果の設計に反映する方法を検討し、LIM/LEM/LRM の反応度価値の補正量は、多くとも+2%程度であることがわかった。

ただし、中心反応率比の C/E は、RAPID 炉心設計手法は硬めのスペクトルを計算しているこ

とを示しており、硬いスペクトルを持つ他の臨界実験の解析などを行って、さらにこの手法の精度評価を行っていく必要がある。

5. 超高温域用 LIM の開発

5.1 概要

11 年度には RAPID-L で採用する LIM のフリーズシール構造を暫定した。

12 年度には本構造のサポート、インレーおよびハウジングのみから成る実寸大のフリーズシール部分試験体を試作し、定格運転温度の 1100℃ に昇温する試験を行った。さらに若干の改良を経てラプチャーfoilとハウジングのみから成る実寸大のラプチャーfoil試験体（サポート無し）を製作し、先ず室温にてラプチャーfoilの破裂試験（Test No.1-3）を行った。

13 年度は以下を実施した。

- 厚さ 20 μm の foil を採用したラプチャーfoil試験体の 1240℃ での破裂試験（Test No.4~6）
- 厚さ 50 μm の foil を採用したラプチャーfoil試験体の 1240℃ での破裂試験（Test No.7~9）
- サポート付きフリーズシール試験体の 1240℃ 近傍での作動試験（Test No.10~12）
- 拡散防止層の材質・構造を変更した改良型サポート付きフリーズシール試験体の 1240℃ 近傍での作動試験（Test No.13~16）

5.2 フリーズシールの構造

フリーズシール構造はこれまで 3 年間の開発により若干の改良を経てきた。RAPID-L 用のフリーズシールは、地上のナトリウム冷却高速炉用の LIM に比べ、使用温度がより高いため金相学的にはより高度な技術が要求される。すなわち材料の選定にあたっては以下の観点を重視した。

- 強度部材（封入管など）の再結晶温度が使用温度以上であること。
 - 異種材料間の拡散現象に起因する金属間化合物の生成および特性の劣化を避ける。
- 以上より、以下の材料を採用した。

封入管(Envelope)およびハウジング(Housing)としては、Ta は再結晶温度が 900℃ のため使用できない。そこで Mo 系合金 T_ZM (Mo-0.5Ti-0.07Zr-0.05C) を採用した。

ラプチャーfoil(Rupture Foil)も同様な理由で Ta が使用できないため、Mo 系合金を選定した。Mo 系合金はハウジング材 T_ZM との溶接性も良好である。Mo41Re または MoLa (Molybdenum-Lanthanum) が候補に挙げられたが、入手しやすさの観点で前者を採用した。

サポート(Support)としては、融点が 1200℃ 付近の材料として Cu-Ni 系合金（商品名：**Wieland-L30**、成分：Cu-31Ni-0.8Mn-0.6Fe）を採用した。

リチウムは沸点が 1342℃ のため、LIM 作動時にリチウムの沸騰を避ける観点で、これ以上融点の高い材料はフリーズシールとして使用できない。

拡散防止層(Diffusion Barrier)はラプチャーfoilとサポートの間に介在し、両者の反応を防ぐ役目がある。これによりサポート材料中のNiが1100℃以上でラプチャーfoilと反応することを防ぐ。当初はサポート材に窒化珪素(Si₃N₄)をコーティングする構造を検討したが、実施できるメーカーが見つからず断念した。代わって窒化ボロン(BN)のディスク(直径14mm、厚さ1.0mm)を採用した。BNはゴムのような柔軟性がある。ただし本ディスクがLIM作動時の注入の妨げになる恐れがあることから、次の試験用サンプルではこれを不採用とし、代わりにBN製の小さなリベット状部品7個をサポート上面に並べる構造とした。なお拡散防止層としてはアルミナ(Al₂O₃)は不相当である。これはアルミナの酸素原子がLiの強い還元作用によりラプチャーfoilを透過してLi側に移行する現象(Selle-DeVan effect)⁴⁵⁾を起こすためである。

インレー(Inlay)はサポートとハウジングの接触を避けるために必要であり、窒化珪素(Si₃N₄)を採用した。

地上用ナトリウム冷却高速炉に採用するLIM^{25, 26)}と本設計のLIMとの比較を表5.1に示す。

5.3 フリーズシール作動試験

フリーズシール試験体を4体製作し、試験を実施した。表5.2に試験条件を示す。

- Test No.13では、作動とともに上部チェンバーの圧力が急速に低下した。foilは完全に破れてインレー内部から発見された。サポートおよびBN製拡散防止層はインレーには全く残留していなかった。従って改良型のリベット状拡散防止層の有効性が確認できた。作動圧力は、サポート無しの50μmのfoilの破裂試験(Test No.7~9)の結果から推定される破裂圧力3.0~3.8 barに比べ、かなり高い値となった。
- Test No.14では、上部チェンバーの圧力がゆっくりと低下した。foilは小さな破損を示した。作動圧力は、サポート無しの50μmのfoilの破裂試験(Test No.7~9)の結果から推定される破裂圧力3.0~3.8 barの範囲内に入った。Test No.15では、上部チェンバーの圧力がゆっくりと低下した。foilには半周にわたってクラックがはいっていた。作動圧力は、サポート無しの50μmのfoilの破裂試験(Test No.7~9)の結果から推定される破裂圧力3.0~3.8 barの範囲に近い。Test No.16は定格運転温度(1100℃)での破損圧力を調べるための試験である。8.1 barにて上部チェンバーの圧力がゆっくりと低下した。foilにはBN製拡散防止層の支持部でクラックがはいっていた。サポートおよび拡散防止層は変型せずに残っていた。

5.4 結論および今後の課題

作動圧力が3倍程度ばらつくのはfoilの材質に原因があると考えられる。なお地上用ナトリウム冷却高速炉に用いるLIMでは厚さ20μmのタンタル(Ta)製ラプチャーfoilを採用しているが、厚さ方向に多数の微細な結晶粒が存在し、極めて正確な作動圧力(作動温度)が実証されている。このようなラプチャーfoilに適したMoRe foilは、製造メーカー(例えばオーストリアのMetalwelk Plansee社)と共同で開発する必要がある。

本受託研究における3年間の開発により以下の結論を得た。

- フリーズシールの構造を決定し、作動圧力のばらつきを別とすれば、設計通りに作動するこ

とを確認した。

- 作動圧力のばらつきが大きい原因がラプチャーフォイルにあることが判明した。フォイルの開発は今後の課題である。
- LIM は高速炉はもとより、軽水炉を除く多様な原子炉に適用できる可能性がある。そのなかでも RAPID-L 用の LIM は作動設定温度が極めて高く、最も高度な材料技術が要求される。本開発経験は今後新たな LIM を開発する際に有用な知見となる。

6. LEM および LIM 試験体の中性子ラジオグラフィー

6.1 目的

本実験の目的は、LEM の作動状況の静止画撮影、および LIM のフリーズシール溶融からリチウム注入完了までの状況をビデオ撮影し、リチウム注入所要時間の測定および下部チェンバーへのガス巻き込みの有無を観察することである。これまで作動試験後の試験体を冷却後に中性子ラジオグラフィーで観察した実績⁹⁹⁾はあるが、注入現象をリアルタイムで可視化するのは今回が初めての試みである。

6.2 撮影結果

LEM 試験体の画像を図 6.1 に示す。

LIM 試験体の画像を図 6.2 に示す。以下の結果を得た。

- 注入開始後 4 コマ目 ($4/30=0.13$ s) でほぼリチウムが全挿入されている。上部チェンバーのガスの一部がリチウムに巻き込まれて下部チェンバーに移動し、これが再び上部チェンバーに戻る際に自由液面上に液滴を跳ね上げている。リチウム中へのガスの残留は認められなかった。

7. 熱電変換システム用非接合型コンプライアント・パッドの開発

7.1 非接合型コンプライアント・パッドの概要

本プラント RAPID-L では SiGe 素子の高温側温度が 1100℃ のため、運転中と停止中の熱膨張差が地上用システムに比べてきわめて大きく、FGM コンプライアント・パッド^{13, 29-35)} と素子本体および加熱・冷却ダクトをすべて接合することは困難である。また地上用のシステムでも加熱・冷却ダクトが大型化すると、熱膨張による相対変異量が大きくなり、同様となる。

そこで神戸および川崎は、接合を削除できる「非接合型コンプライアント・パッド」(Bond-Free Compliant Pad)^{36, 37, 38, 46)} を提案した。これはコンプライアント・パッドと素子本体を接合せず、その接触面の密着性を改善することにより、接触熱抵抗の低減を図るアイデアであり、各種の構造および製法が提案されている。

非接合型コンプライアント・パッドは多孔質材料に別の金属を含浸させたもので、運転温度に近い温度を融点とする含浸金属を採用する。運転温度において含浸金属は溶融または軟化し、熱

電変換素子との接合面に液体またはペースト状態で存在する。この含浸金属の濡れ性または柔軟性により良好な密着を実現し、接触熱抵抗の低減を図る。

平成 11 年度には本受託研究において東北大学 川崎が銅含浸カーボン繊維コンプライアント・パッドを試作した。

平成 12 年度には銅含浸多孔質タングステン (W-30Cu: Doduco 社製 CUWODUR) を購入し、KE Technologie 社にて熱拡散法により本材料のコンプライアント・パッドとしての性能を評価した。これは本材料を真空雰囲気にて銅の融点 (1083℃) 以上の 1100℃ に昇温して、隣接部材との接触熱抵抗の低減効果を評価するものである。その結果、銅は絶縁材候補の Si_3N_4 または AlN との濡れ性が悪く、しかも融点付近での蒸気圧が高いことから不相当と判断した。

そこで銅の代わりに銀系接合材 (96Ag-4Ti: Goodfellow 社製 CB2) に着目した。導電体として W (均質材)、電気絶縁体として Si_3N_4 を想定し、CB2 のフォイルを両サンプル間に介在させてその融点 (970℃) 以上に加熱すると、界面での接触熱抵抗を 1/10 以下に低減できることを確認した。以上の結果を踏まえ、川崎は放電プラズマ焼結法 (Spark Plasma Sintering: SPS) により多孔質グラファイトに CB2 を含浸させたサンプルを試作した。一方、地上用の低温域用熱電変換モジュールへの適用も考えて、同様に Sn (すず、融点 232℃) を含浸させたサンプルも試作した。Sn も接合材として一般的である。ただし Sn とグラファイトは濡れ性が悪いと言われている。

13 年度は、以下を実施した。

- 前年度に川崎が SPS により試作した Sn 含浸多孔質グラファイトの加熱試験前後の顕微鏡組織観察 (電力中央研究所)。
- 加圧注入法 (Squeeze Casting) による Sn 含浸多孔質グラファイトおよび Sn 含浸多孔質 SiC (炭化珪素) の試作 (スイス材料技術研究所: EMPA)。
- 以上の非接合型コンプライアント・パッドの性能評価 (ドイツ KE Technologie GmbH)。

7.2 すず含浸多孔質体コンプライアント・パッドの種類

すず (Sn) 含浸多孔質体としては以下の 5 種類を試作した (表 7.1)。以上のうち C、D および E につき評価を行った。

7.3 総合熱抵抗

パッド本体の熱抵抗およびその両面の接触熱抵抗を合成した総合熱抵抗の代表的データを表 7.2 および図 7.1 に示す。図中には比較のために以下のデータ⁹⁹⁾も付記した。

- FGM コンプライアント・パッド (全体厚さ 3.8 mm) とその上面の銅板および下面の BiTe 熱電変換素子を HITASOL で接合した場合。
- BiTe 熱電変換素子と Cu 電極を接合せず圧着した状態の接触熱抵抗 (2 箇所合計)。なおコンプライアント・パッドを用いない熱電変換モジュールでは、電極の他に電気絶縁層など

を挿入する必要があり、素子本体と加熱ダクト（または冷却ダクト）の間の隙間は少なくとも2箇所存在することが一般的である。

本図より、非接合型コンプライアント・パッドにおいては全体の接触熱抵抗の中でパッド自体の熱抵抗が占める割合が大きい（80%以上）ことが判明した。従ってパッド自体の熱伝導率を高めることが重要である。

7.4 結論および今後の課題

以下の結論を得た。

- 1) サンプル C 本体およびその両面の接触熱抵抗を含む総合熱抵抗は $2 \times 10^{-4} \text{ m}^2\text{K/W}$ となった。これは FGM コンプライアント・パッドの両面を HITASOL で接合した場合の総合熱抵抗の 1/2 である。従ってこの性能を長期的に維持することができれば、コンプライアント・パッドとして極めて有望である。
- 2) FGM コンプライアント・パッドおよび非接合型コンプライアント・パッドを併用した構成により、従来型熱電変換モジュールに比べ2倍の有効変換効率が期待できる。
- 3) 気孔には完全に Sn を含浸させる必要がある。空隙が存在すると熱伝導率が著しく低下する。
- 4) Squeeze Casting（加圧注入法）ならば Gr 多孔質体に Sn をほぼ完全に含浸でき、Gr と Sn の濡れ性の悪さは問題とならないことを確認した。
- 5) Sn の熱伝導率は Gr のそれよりも低いため、気孔率が余り大きくない多孔質 Gr に Sn を完全に含浸することが好ましい。
- 6) Sn の融点以下での接触熱抵抗は、サンプルによるばらつきが非常に大きい。この理由は表面状態（平面度、表面荒さ）に大きく影響されるためである。
- 7) Sn の含浸量が不十分な場合、界面に液層を生成できず接触熱抵抗が大きくなる。しかし Sn の含浸量が一定値以上ならば、接触熱抵抗には余り相関関係がない。ただし長期的耐久性については、別途確認を要する。
- 8) Sn の融点（232℃）以上に加熱するとパッド自体の熱伝導率は低下する。これは Sn の固体と液体での熱伝導率の違いに起因する。再度融点以下に冷却した際の値は、加熱前に比べ約 20%低下する。
- 9) 非接合型コンプライアント・パッドにおいては全体の接触熱抵抗の中でパッド自体の熱抵抗が占める割合が大きい（80%以上）。従ってパッド自体の熱伝導率を高めることが重要である。
- 10) Gr ファイバーから成る繊維状骨格のサンプル D の熱伝導率が低い理由は、繊維直角方向が熱の流れの方向（パッドの軸方向）となっていることも一因である。

今後の課題としては以下が挙げられる。

- 1) Sn は熱伝導率が低く、長期的には銅などの構造材と共晶反応を起こす可能性があるため、代替材料を探索することが望ましい。
- 2) Gr よりも熱伝導率の高い多孔質体の選定。
- 3) 溶融しても流出しないような含浸材および多孔質体構造の選定。

- 4) 以上により、今回テストしたサンプル C と同等以上の性能を長期的に維持できるよう改良する。

8. 熱伝導率異方性 亀裂進展抑止型インテリジェント材料の開発

8.1 概要

筆者らは、亀裂進展抑止型インテリジェント材料⁴²⁾の概念を提唱し、電力中央研究所の所内研究において Ni-Ti 系均質材料^{43, 44)} および Nb-Al 系均質材料^{43, 47, 48)} につきその特性評価を行ってきた。さらに本受託研究ではそれまでの概念を発展させ、RAPID-L のラジエーターパネルへの適用を想定し、熱伝導率異方性をもつ亀裂進展抑止型インテリジェント材料として多層積層型 Nb-Al 二元系材料につき検討を開始した。

平成 11 年度報告書では、その試作およびレーザー照射試験の結果につき述べた。

12 年度には試作した多層積層型 Nb-Al 二元系材料につき、高速衝突試験を実施した。その結果、弾丸の運動エネルギーが大き過ぎて厚さ 5 mm のサンプルを容易に貫通した。貫通孔近傍の組成を EPMA (X 線マイクロアナライザー) により分析した結果、Nb₃Al および NbAl₃ などの金属間化合物を検出することはできなかった。筆者らが狙う金属間化合物は本来貫通しつつある弾丸の前方に生成することが期待されるため、次年度はさらに厚いサンプルを製作して再実験すべきとの結論に達した。

13 年度の本受託研究では、同様な成分系で厚さ 10 mm のサンプルを作製し、高速衝突試験を実施した。本報告書ではこの結果を述べる。

一方、13 年度の電力中央研究所の所内研究では、電力中央研究所の落雷試験装置を用いて、Nb-Al 系均質材料に 60 万ボルトのアークを照射する試験を行った⁹⁹⁾。アークの照射による加熱時間は約 20 μs で、隕石の衝突の事象推移時間 (約 60 μs) よりも短い。このような短時間の加熱でも Nb と Al が互いに反応することを確認した。これは古典拡散理論を覆す新発見となる可能性がある。

本受託研究で開発する熱伝導率異方性亀裂進展抑止型インテリジェント材料は以下の機能が期待される。

- 熱伝導率異方性の機能は、隕石の衝突時に受ける熱エネルギーを積極的に面方向に発散させることにより、板圧方向へのダメージを軽減するうえで効果的である。このように熱を効果的に面方向に発散させる機能は、宇宙エネルギーシステムのラジエーター材料として使用する場合にも効果的である。また宇宙構造物の外板材料として使う場合には、日照部分と日陰部分の界面に生ずる高い熱応力を緩和する機能が期待できる。
- 亀裂進展抑止機能は、硬くて融点の高い NbAl 金属間化合物の生成によりもたらされる。この機能は Space Debris および隕石などの高速衝突のほか、アークに対する損傷の軽減にも効果があると考えられる。

8.2 Nb-Al 多層積層材の試作

試験体は直径 30 mm 厚さ 10 mm で、各板厚 0.1 mm の Nb および Al の層間に Al-30vol%Nb (Al-57.6wt%Nb)の混合粉末層 (厚さ約 1 mm) を充填した構造である。なおこの混合粉末のみを焼結した均質材料は、電力中央研究所の所内研究において試作し、レーザー照射実験により照射部に NbAl 金属間化合物が生成することを確認済みである⁴³⁾。またアーク照射実験により Nb と Al が互いに反応することを確認している。

8.3 高速衝突試験および評価

昨年度の実験で使用した弾丸は、尖塔型で銅(Cu)の被覆の中に鉛(Pb)を充填した構造だった。しかし今年度は円筒型の平頭弾 (直径 7.8 mm、全長 15 mm、重量 6.3 g) を用いた。これは弾丸の形状および重量軽減により試験体を貫通しにくくするため、および NbAl 系のサンプル以外の金属を銅のみに限定して分析を容易にするためである。実験装置および方法は 12 年度報告書 12.3 節に示した。

衝突速度の測定結果を表 8.1 に示す。表では昨年度および今年度の実験を各々 Run No. 2000 および Run No. 2001 で示した。約 0.7 km/s は、Space Debris や隕石のそれ (10~20 km/s) に比べて小さい。しかし後者の速度を人為的に実現することは不可能な現状であり、世界的に最も高性能の装置でも数 km/s を実現できるに過ぎない現状である。今年度は純粋な Al および Nb の均質材についても衝突試験を実施し、材料特性の違いを比較した。

- 2000 年度は、Pb+Cu jacket 尖頭弾 (重量 9.9 g) 使用
- 2001 年度は、Cu 平頭弾 (重量 6.3 g) 使用

衝突後のサンプルの破片を X 線マイクロアナライザーにより分析した結果を図 8.1 に示す。NbAl₃ 金属間化合物が検出された。従って高速衝突の際の発熱により意図した金属間化合物が生成したことになる。ただし衝突直後の試験体は手では触れないくらいのかかなりの高温となっている。そのため上記金属間化合物が高速衝突の事象推移の過程で生成したものか、それとも事象終了後に生成したものかを、本試験結果から判定することはできない。本インテリジェント材料の狙いからは前者である必要がある。この点については 8.1 節に述べたアーク照射試験の結果が役立つ。すなわちアーク照射試験により、高速衝突の事象推移よりも短い時間の加熱で金属間化合物が生成することが確認されている。従って高速衝突の事象推移の過程で、金属間化合物が生成したと考えられる。

8.4 結論および今後の課題

衝突後のサンプルの破片を X 線マイクロアナライザーにより分析した結果、NbAl₃ 金属間化合物が検出された。この金属間化合物は高速衝突の事象推移の過程で生成したと推定される。従って本サンプルは狙い通りの反応を示すと推定される。しかしながら今年度のサンプルは劈開粉碎 (脆性破壊) し、弾丸の衝突に対する強度は、均質の Nb サンプルより弱いことが判明した。脆性破壊の原因として考え得る要因を以下に示す。今後はこれらの要因を考慮して本提案材料の機

械強度特性を改善する必要がある。

1) 焼結密度の低下

今年度のサンプルに使用した粉末は 400 回転/分、30 時間の条件でメカニカルアロンイング (MA) したため、粉末により多いエネルギーを与えて、微細な Nb-Al 混合粉末になっている。これは焼結後のサンプルが衝突などの外部エネルギーによって金属間化合物を形成させるために有利ではあるが、Nb-Al 間の接触面積が大きいため、焼結密度は 12 年度のサンプルより低い。両サンプルの焼結後 (衝突試験前) の微細組織を図 8.2 に示す。12 年度のサンプルは Al のマトリックスに比較的大きな Nb 粒子が分散されているのに対して、13 年度のサンプルは Nb がより微細に分散されている。そのため衝突時に相変態が発生しやすいが、同時に脆性を示す可能性が高くなる。また 13 年度サンプルの組織に小さなポアが観察される。これは MA の条件をより高エネルギー側に変えたことにより、微細な Nb-Al 粉末の焼結密度が若干低くなった。これも脆性を高めたと考えられる。

2) 混合粉末の加工硬化

上述のように、MA の条件をよりエネルギーを与える方向で粉末を作製したため、粉末の加工硬化による脆性の可能性が否定できない。13 年度サンプルは黒鉛ダイスを使用したため、通常の焼結圧力 (50 MPa) で焼結を行った。その後、WC ダイスを使用して 550°C で焼結した ϕ 10mm の試料でもレーザー照射試験時に脆性破壊の様相を示したことから、より高圧力、比較的低温での焼結が望ましいと考えられる。

3) 水素化物の影響

最近の研究結果により、MA の時間と回転数を大幅に増やした条件で作製した Nb-Al 粉末では、Nb の水素化物が僅かに残留していることが分かった。MA の条件とその後の熱処理によって除去可能なことが判明したが、13 年度サンプルでは、水素化物相が残留されていた可能性がある。この水素化物相の存在により、高速衝突時のサンプル全体が脆性を示す可能性が考えられる。手動の攪拌により混合した粉末、および MA による Nb-Al 混合粉末焼結体の X 線解析結果を図 8.3 に示す。MA による焼結体にわずかに NbH を検出した。

9. 結論および今後の課題

前年度までに設定した月面用超安全・超小型高速炉 **RAPID-L**⁴⁹⁻⁵⁵⁾ のプラント基本概念につき、今年度はその成立性を確認するための解析を実施した。また日本原子力研究所の JRR-3M を利用した LIM の中性子ラジオグラフィー、KE Technologie GmbH における超高温域用 LIM 作動試験および非接合型コンプライアント・パッド性能評価など、本格的実験も実施し、その結果を設計に反映した。これにより世界初の原子炉の完全自動運転を実現し、高度な安全特性、小型化およびメンテナンスフリーを達成した宇宙用原子力発電システムの基本的成立性を確認した。今後これらの成果は、地上用の高速炉および地上で使用する熱電変換システムや亀裂進展抑止型イン

テリジェント材料に反映できる。

今後の課題を以下に示す。

1) LEM および LIM の長期的耐久性の確認および供用期間中検査方法の開発

過去 10 年間の開発により、基本的成立性はすべて確認済みである。また供用期間中検査方法についても複数の候補概念につき設計済みである²⁵⁾。今後はこれらを実験的に確認する段階に入る。

2) LRM の試作および作動試験

LRM¹²⁾ については LIM と構造が類似することから、これまで全く試作や実験を行っていない。LIM と異なる点は、きわめて小さなオリフィスにより 10 時間程度をかけてゆっくりと液体ポイズンを移動する点である。これについて今後試作および実験による確認が必要である。

3) 完全自動運転機能評価のためのさらなる高精度の動特性解析コードの整備

1 次系冷却材温度に依存した除熱性能をより現実的に模擬し、温態待機温度から高温ゼロ出力を経て定格出力までの起動特性を一挙に解析できるモデルを整備することが望ましい。

4) 非接合型コンプライアント・パッドの最適化

含浸材が溶融しても流出しないような多孔質体構造および含浸材の選定。高い熱伝導率で、かつ構造材と共晶反応を起こさない含浸材料の選定。これは今後地上用の廃熱利用の熱電変換システムへの適用を念頭に開発する。

5) 亀裂進展抑止型インテリジェント材料の機械強度特性の改善

これまでの開発により、数 10 μ s 程度の短時間の加熱でも意図した金属間化合物を生成できることを確認済みである⁴⁷⁾。今後は機械強度特性とインテリジェント性の両立を図る段階に入る。すなわち脆性破壊を起こさず、かつ衝撃やアーク照射などによる瞬間加熱時にインテリジェント性を発揮できる材料焼結方法の開発を行う。

謝 辞

FCA 臨界実験にあたっては、日本原子力研究所エネルギーシステム研究部炉物理研究グループの(元)大杉グループリーダー、岡嶋成晃主任研究員、山根剛副主任研究員および飯島進主任研究員の協力を得た。Li-6 の分析方法の検討にあたっては同分析科学研究グループの渡辺リーダーの協力を得た。中性子ラジオグラフィーにあたっては、日本原子力研究所 研究炉部研究炉利用課の笹島文雄氏、安藤均氏および京都大学原子炉実験所の斉藤泰司助手の協力を得た。超高温域用 LIM および非接合型コンプライアント・パッドの実験は KE Technologie GmbH にて実施した。本受託研究報告書の取りまとめにあたっては、同エネルギーシステム研究部将来型炉研究グループの中塚 亨研究員およびグループ員の方々の助言を得た。ここに謝意を表します。

参 考 文 献

- 1) J. A. Angelo et al., "Space Nuclear Power," Orbit Book Company, 1985.
- 2) N. A. Deane et al., "SP-100 Reactor Design and Performance," Proc. 6th Symposium on Space Nuclear Power Systems, Albuquerque, New Mexico, January, 1989.
- 3) L. S. Mason et al., "SP-100 Power System Conceptual Design for Lunar Base Applications," Proc. 6th Symposium on Space Nuclear Power Systems, Albuquerque, New Mexico, January, 1989.
- 4) N. N. Ponomarev-Stepnoi, "Space Nuclear Power Progress in Soviets," Invited lecture in 6th Symposium on Space Nuclear Power Systems, Albuquerque, New Mexico, 11th January, 1989.
- 5) F. Carré et al., "A Preliminary assessment of Reactor Candidate Technologies for a 20 kWe Space Nuclear Brayton System," Proc. 6th Symposium on Space Nuclear Power Systems, Albuquerque, New Mexico, January, 1989.
- 6) T. Washio et al., "Stability Considerations Concerning the Implementation of the MIT-SNL Period-Generated Minimum Time Control Laws," Proc. 6th Symposium on Space Nuclear Power Systems, Albuquerque, New Mexico, January, 1989.
- 7) H. Yasuda et al., "Conceptual Study of a Very Small Reactor with Coated Particle Fuel," Proc. 7th Symposium on Space Nuclear Power Systems, Albuquerque, New Mexico, January, 1990.
- 8) K. Haga, M. Kambe et al., "A Study of Application of Transportable Reactor to Lunar Base Power System," Proc. 41st Congress of the International Astronautical Federation, Dresden, Germany, October 1990.
- 9) M. Kambe, "Long Lifetime Fast Spectrum Reactor for Lunar Surface Power System," 10th Symposium on Space Nuclear Power and Propulsion, Albuquerque, New Mexico, January 1993.
- 10) M. Kambe et al., "Innovative Fast Breeder Reactor Concept 'RAPID' for Improvement of Reactor Performance and Proliferation Resistance," Nuclear Engineering and Design, Vol. 170, pp. 9-19, 1997.
- 11) M. Kambe et al., "Design and Development of Fast Breeder Reactor Passive Reactivity Control Systems: LEM and LIM," Nuclear Technology, Vol. 122, pp.179-195, 1998.
- 12) M. Kambe, "RAPID-A Fast Reactor Concept Without Any Control Rods," Nuclear Technology, Vol. 128, pp.12-24, 1999.
- 13) M. Kambe, "High Energy Density Thermoelectric Energy Conversion Systems by using FGM Compliant Pads for Space and Terrestrial Applications," IAF-97-R.1.02, 48th International Astronautical Congress, Turin, Italy, October 1997.
- 14) 岩村公道他、「NERI (Nuclear Energy Research Initiative) 計画で採択された研究課題の概要」、日本原子力研究所 JAERI-Review 99-017、1999年8月。

- 15) 神戸満ほか、「制御棒完全削除型高速炉(RAPID-A)概念の成立性」、電力中央研究所研究報告:T93081, 1994年5月.
- 16) 神戸満、「制御棒完全削除型高速炉(RAPID-A)概念の過渡時安定性評価」、電力中央研究所研究報告:T95035, 1996年5月.
- 17) 神戸満、「原子炉用自己作動型出力制御装置」、特願平 3-358138 号、1991年12月27日出願、特開平 5-180972 号、1993年7月23日公開、特許第 3113028 号、2000年9月22日登録.
- 18) 神戸満ほか、「高速炉用自己作動型出力制御装置」、特願平 7-218735 号、1995年8月28日出願、特開平 9-61574 号、1997年3月7日公開.
- 19) 神戸満ほか、「高速炉用自己作動型反応度制御装置(LEM, LIM)の開発(その 1)-構造の具体化および解析による有効性の確認-」、電力中央研究所研究報告:T93082, 1994年5月.
- 20) 神戸満、「高速炉用自己作動型反応度制御装置(LEM, LIM)の開発(その 2)-基本原理確認試験および設置・運用方法の検討-」、電力中央研究所研究報告:T95036, 1996年5月.
- 21) 神戸満、「自己作動型炉停止装置」、特願平 3-358137 号、1991年12月27日出願、特開平 5-180976 号、1993年7月23日公開.
- 22) 神戸満ほか、「自己作動型炉停止装置」、特願平 7-130320 号、1995年5月29日出願、特開平 8-327767 号、1996年12月13日公開.
- 23) 神戸満、「自己作動型炉停止装置」、特願平 8-243768 号、1996年9月13日出願、特開平 10-90462 号、1998年4月10日公開.
- 24) 神戸満ほか、「自己作動型炉停止装置」、特願平 9-268921 号、1997年10月1日出願、特開平 11-109076 号、1999年4月23日公開.
- 25) 神戸満、「高速炉用自己作動型炉停止装置(LIM)の開発(その 3)-フリーズシールの長期的耐久性および LIM の供用期間中検査方法の検討-」、電力中央研究所研究報告:T98081, 1999年6月.
- 26) 神戸満、「高速炉用自己作動型炉停止装置(LIM)の開発(その 4)- フリーズシールの長期的耐久性および LIM の過渡時作動特性の検討-」、電力中央研究所研究報告:T00005, 2000年11月.
- 27) 神戸満、「自己作動型高速炉起動装置」特開平 7-151885 号、1995年6月16日公開.
- 28) 神戸満ほか、「小型液体金属冷却高速炉」、特願平 4-18179 号、1992年1月6日出願、特開平 5-180968 号、1993年7月23日公開、特許第 1983751 号、1995年10月25日登録.
- 29) 神戸満ほか、「高効率熱電変換素子用傾斜機能材料 (FGM)コンプライアント・パッドの提案および成立性評価」、電力中央研究所研究報告:T94006, 1995年1月.
- 30) 神戸満、「熱電変換素子による高速炉用直接発電システムの概念検討」、電力中央研究所研究報告:T94032, 1995年5月.
- 31) 神戸満ほか、「高温域用 FGM 熱電変換システムの検討(その 1)-熱電変換ユニットの設計-」、電力中央研究所研究報告:T95054, 1996年4月
- 32) 神戸満ほか、「高温域用 FGM 熱電変換システムの検討(その 2)-FGM 熱電変換素子のドーピング濃度の最適化および FGM コンプライアント・パッドの試作-」、電力中央研究所研究

報告:T96041, 1997年6月

- 33) 神戸満、「高出力密度熱電変換システムの開発」、電力中央研究所研究報告:T00003, 2000年9月.
- 34) 神戸満、「熱電変換素子用熱応力緩和パッドおよび熱電変換素子」、特願平6-339917, 1994年12月29日出願、特開平8-186295, 1996年7月16日公開、特許第3056047号、2000年4月14日登録.
- 35) 神戸満、O. Brost,「熱電変換素子用熱応力緩和パッドおよび熱電変換素子」、特願平9-29424, 1997年2月13日出願、特開平10-229224, 1998年8月25日公開.
- 36) 神戸満、「熱伝導率異方性パッドおよびそれを用いた熱電変換システムならびにペルチェ冷却システム」、特願平9-199723, 1997年7月25日出願、特開平11-46021, 1999年2月16日公開.
- 37) 神戸満、川崎亮「熱応力緩和パッドおよびそれを用いた熱電変換システムならびにペルチェ冷却システム」、特願平11-011709, 1999年1月20日出願.
- 38) 神戸満、川崎亮、「熱応力緩和パッドおよびそれを用いた熱電変換システムならびにペルチェ冷却システム」、特願2000-001015, 2000年1月6日出願.
- 39) 神戸満、「熱電変換素子」、特願2000-384423, 2000年12月18日出願.
- 40) 神戸満、「高速炉の一次冷却材循環装置」、特願平9-142423,、1997年5月30日出願、特開平10-332883, 1998年12月18日公開.
- 41) E. E. ルイス (成田他訳)、「原子炉の安全工学」上巻、pp.97-103、現代工学社、1985年.
- 42) 神戸満、川崎亮ほか、平成2年度科学技術振興調整費報告書「傾斜機能材料のニーズ調査」P.206、未踏科学技術協会編(1991)。
- 43) 神戸満ほか、「亀裂進展抑止型インテリジェント材料の予備検討 -Ni-Ti-Cu系およびNb-Al系複合材料の試作およびレーザー照射-」、電力中央研究所研究調査資料:T00904, 2000年9月.
- 44) M. Kambe et al., "Development of the Crack Propagation Resistant Intelligent Material," Proc. of Int. Conf. of PM 2000, Kyoto, Japan, November 2000.
- 45) J. A. Bond, et al, "Development of High Voltage Insulator, Compatible with Lithium at High Temperature for Use in the SP-100 Thermoelectric Cell," Proc. of the 9th Symposium on Space Nuclear Power Systems, Albuquerque, NM, January 1992.
- 46) M. Kambe, and H. Shikata, "Intensive Energy Density Thermoelectric Energy Conversion System by using FGM Compliant Pads," Proc. of the 52nd International Astronautical Congress, Toulouse, France, October 2001.
- 47) 神戸満、「亀裂進展抑止型インテリジェント材料の開発(その1) Nb-Al系インテリジェント材料のメカニズム」、粉体粉末冶金協会平成13年度春季大会、東京、2001.
- 48) 川崎亮、神戸満ほか、「亀裂進展抑止型インテリジェント材料の開発(その2) Nb-Al系インテリジェント材料の試作」、粉体粉末冶金協会平成13年度春季大会、早稲田大学、June, 2001.
- 49) M. Kambe, H. Tsunoda, K. Mishima and T. Iwamura, "RAPID-L Highly Automated

- Fast Reactor Concept Without Any Control Rods (1) Reactor concept and plant dynamics analyses," Int. Congress on Advanced Nuclear Power Plants (ICAPP), Florida, USA, June 2002.
- 50) 神戸満、角田弘和、岩村公道、「完全自動運転の超安全・超小型高速炉 RAPID-L (1) プラントシステム設計」、日本原子力学会 2002 年春の年会、神戸商船大学、March 2002.
- 51) 角田弘和、岡嶋成晃、神戸満、佐藤理、山根剛、飯島進、「完全自動運転の超安全・超小型高速炉 RAPID-L (2) 自己作動型反応度制御装置 LEM、LIM の臨界実験」、日本原子力学会 2002 年春の年会、神戸商船大学、March 2002.
- 52) 神戸満、三島嘉一郎、「完全自動運転の超安全・超小型高速炉 RAPID-L (3) 自己作動型反応度制御装置 LEM、LIM の作動試験」、日本原子力学会 2002 年春の年会、神戸商船大学、March 2002.
- 53) 神戸満、川崎亮、四方英雄、「完全自動運転の超安全・超小型高速炉 RAPID-L (4) コンプレィアント・パッド付き高性能熱電変換システムの開発」、日本原子力学会 2002 年春の年会、神戸商船大学、March 2002.
- 54) 神戸満、角田弘和、三島嘉一郎、川崎亮、岩村公道、「完全自動運転の超安全高速炉 *RAPID* 月面用および地上用分散電源への適用」、原子力 eye (日刊工業出版) 2002 年 1 月号、pp. 23-28.
- 55) 神戸満、「完全自動運転の超安全・超小型高速炉 *RAPID-L*」、日本原子力学会誌 談話室 2002 年 2 月号、pp.72-73.
- 56) 「ビル地下に小型原発」、AERA (朝日新聞社) 2001 年 8 月 6 日号、pp. 76-77.
- 57) "Nukes in the Basement," New Scientists (New Science Publications 英国), pp.4, 25, August 2001.
- 58) "Mini Nuclear Power Plant Proposals," BBC News (英国), http://news.bbc.co.uk/1/hi/english/sci/tech/newsid_1504000/1504564.stm.
- 59) "Japanese Researchers Developing Operator-Free Small Reactors," Nucleonics Week, McGraw-Hill Company (米国), Vol.42, No.40, pp.14-15, October 4, 2001.
- 60) 「21 世紀注目の R&D 革新的原子炉の研究開発、4 つの中小型炉はいま…」、月刊エネルギー (日本工業新聞社) 2002 年 1 月号、pp.102-109.
- 61) J. Wilson, "Fail-Safe Fission," Popular Mechanics (Hearst Corporation 米国), pp. 44-45, February 2002.
- 62) M. S. El-Genk, "SP-100 System Update," Short Course, 7th Symposium on Space Nuclear Power Systems, Albuquerque, New Mexico, January 1990.
- 63) H. Choe et al., "SP-100 Gas Separator and Accumulator," Proc. 7th Symposium on Space Nuclear Power Systems, Albuquerque, New Mexico, January 1990.
- 64) R. K. Disney et al., "Shielding Approach and Design for SP-100 Space Power Applications," Proc. 7th Symposium on Space Nuclear Power Systems, Albuquerque, New Mexico, January, 1990.
- 65) E. E. Rice et al., "Power Requirements for Processing Lunar-Derived Propellants," Proc.

- 7th Symposium on Space Nuclear Power Systems, Albuquerque, New Mexico, January, 1990.
- 100) T.Nakagawa et al., "Japanese Evaluated Nuclear Data Library Version 3 Revision-2: JENDL-3.2," J. Nucl. Sci. Technol., 32, p.1259,1995.
 - 101) R. E. MacFarlane and D. W. Muir, The NJOY Nuclear Data Processing System Version 91, LA-12740-M, 1994.
 - 102) P.F.A.de Leege, NSLINK: NJOY-SCALE-LINK, User's Manual, IRI-131-091-003, 1991.
 - 103) H.TAKANO, "JENDL-3.2 reactor constants improvement (1). Improvement situation of reactor constants libraries JFS-3-J32 for a fast reactor and thermal neutron reactor design code SRAC library SRACLIB-J32," JNDC News, No.52, pp.52-62,1995.
 - 104) SCALE: A Modular Code System for Performing Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluation," NUREG/CR-0200, Rev.6(ORNL/ NUREG/CSD-2/R6), Vols. I, II, and III, 1998.
 - 105) M.Nakagawa and K.Tsuchihashi, SLAROM: A Code for Cell Homogenization Calculation of Fast Reactor, JAERI 1294, 1984.
 - 106) V.McLane, C.L.Dunford, P.F.Rose ed., ENDF-102 Data Formats and Procedures for the Evaluated Nuclear Data File ENDF-6, BNL-NCS-44945 (1990) Rev.2/97 Informal Report, 1997.
 - 107) R. E. Alcouffe et al., DANTSYS: A Diffusion Accelerated Neutral Particle Transport Code System, LA-12969-M, 1995.
 - 108) R. B. Firestone and V. S. Shirley Ed., *Table of Isotopes 8th edition*, WILEY INTER SCIENCE, 1996.
 - 109) T.Nakagawa and T.Narita, JENDL Gas Production File, JAERI-M92-076, 1992.
 - 110) A.G.Croff, "ORIGEN2: A Versatile Computer Code for Calculating the Nuclide Compositions and Characteristics of Nuclear Materials," Nucl. Technol., 62, p 335, 1983.
 - 111) 原子力安全委員会、平成7年度版原子力安全白書、pp.397、大蔵省印刷局、1996.

表 2.1 宇宙用原子炉の炉型と開発実績
Table 2.1 Specification of space reactors.

原子炉形式	平均中性子エネルギー	開発実績
高速中性子炉	0.30 MeV	SP-100, COSMOS 1900
エピサーマル炉	1—10 eV	ROVER (NERVA)
熱中性子炉	0.05—0.1 eV	SNAP 10A, TOPAZ

表 2.2 燃料の主な物性値
Table 2.2 Fuel properties.

	U	UC	UO ₂	UN	UC ₂
融点(K)	1405	2780	3120	3030	2720
理論密度(g/cm ³)	18.95	13.63	10.97	14.30	11.28
ウラン密度(g/cm ³)	18.95	12.97	9.66	13.50	10.23

表 2.3 各種燃料の比較
Table 2.3 Fuel characteristics.

燃料	長所	欠点
UO ₂	<p>化学的安定性が高い。 Mo、Re および W（被覆管材）との共存性がある。 照射データが豊富にある。</p>	<p>熱伝導率が低い。 燃料密度が低い。 蒸発率が高い(1400 K 以上)。 Li（冷却材）と反応。</p>
UN	<p>燃料密度が高い。 熱伝導率が高い。 Li（冷却材）および W、Re（被覆管材）と共存性がある。 スウェリング量および FP ガス生成量が少ない。</p>	<p>N₂ ガスの蒸気分圧が高い。 Nb（被覆管材）と反応する。</p>
UC	<p>蒸発率が低い。 燃料密度が高い。 熱伝導率が高い。</p>	<p>Re、Mo および Nb（被覆管材）と反応する。 スウェリング量が多い。 Breakaway Swelling が起こり易い(1300 K 以上)。</p>

表 2.4 宇宙炉設計例の比較
 Table 2.4 Space reactors specifications.

設計例	SP-100 (米国) ²⁾	ERATO (フランス) ⁵⁾
原子炉形式	Li 冷却高速炉	Li 冷却高速炉
炉心出口平均温度 (K)	1379	1384
(°C)	1106	1111
冷却材ピーク温度 (K)		1423
(°C)		1150
炉心出入口温度差 (K)	47	~70
燃料	UN	UN
構造材・燃料被覆管材	PWC-11 (Nb-1Zr-0.1C)	Mo-Re (Mo-41Re, Mo-51Re)

表 2.5 エネルギー変換方式の特性²⁰⁾

Table 2.5 Comparison of the energy conversion systems.

System	Efficiency (%)	Core Outlet Temp. (K)	Nominal Radiator Area* Rejection Temp. (K)	$\left[\frac{\sim 1 - \eta}{T^4} \right]$
<i><u>STATIC</u></i>				
Thermoelectric	4~8	1100~1400	850	3.0
Thermionic	9~15	1750~2000	900	1.0
<i><u>DYNAMIC</u></i>				
Brayton	16~24	1100~1400	500	8.4
Potassium Rankine	15~20	1250~1400	805	1.2
Stirling	25~30	1200~1400	640	1.9

* Relative value with respect to the thermionic system.

η : Conversion efficiency.

表 2.6 RAPID-L におけるヒートパイプの種類および適用箇所

Table 2.6 Heat pipes applied to the RAPID-L.

適用箇所	ヒートパイプ 作動流体	運転温度 (°C)
1次冷却系マニホールド ～熱電変換システム高温側	ナトリウム (Na)	1100～1030
熱電変換システム低温側 ～2次冷却系マニホールド	セシウム (Cs)	569～523
2次冷却系配管 ～ラジエーターパネル	水銀 (Hg)	523～

表 2.7 RAPID-L 打ち上げの構想

Table 2.7 Launch configuration of the RAPID-L.

打ち上げ	運搬物	重量 (kg)	
		地球上	月面上
第1回	①原子炉構造と1次冷却系の合体ユニット およびこれらを支持するフレーム構造	4000	670
第2回	②熱電変換システム4基 ③ラジエーターパネル8枚	1480×4 460×8 合計 9600	250×4 75×8 合計 1600

表 2.8 物性値

Table 2.8 Material properties.

材質	比重量(kg/m ³)	分子量	比熱(kJ/kg K)	重量(kg)	容量(kJ/K)
Al	2700	27.0	0.94		
Ti	4500	47.9	0.53		
Al-Ti	3600	75	0.74		
MoRe	10200		0.26	600	156
Be	1850		2.2	900	1980
UN	14300		0.23	750	172
Li	509	6.9	4.33	2200	9500
被加熱物の総合熱容量=12000 (kJ/K)					
被加熱物の温度を 300 K 昇温するに要するエネルギー…① 12000 (kJ/K)×300 (K)=3.6×10 ⁶ (kJ)					
2200 kg の Li を溶解するに要するエネルギー…② 663 (kJ/kg)×2200 (kg)=1.5×10 ⁶ (kJ)					
上記①および②の合計=5.1×10 ⁶ (kJ)					

(備考) 1 (kJ)=1 (kWs)=1/3600 (kWh)

表 2.9 原子炉の反応度を制御する現象および装置の信頼度分類

Table 2.9 Reliability of the reactivity control systems.

	現象／装置	信頼度の分類			
		A	B	C	
高 ↑	ドップラー反応度	<i>Physical</i>	Inherent	Passive	} RAPID-L にて 採用
	LEM LIM LRM	<i>Semi-Physical</i>			
	燃料軸方向膨張 炉心半径方向膨張 制御棒駆動軸膨張	<i>Mechanical</i>			
信頼度	SASS (注 1) ATHENa (注 2) ETEM (注 3)	Dynamic	Engineered		
	従来型固体制御棒	X		Active	
低 ↓					

注 1) Self Actuated Shutdown System : 例えば電磁石の温度がキュリー一点に達して保持力を失う特性を利用して、固体制御棒を切り離す方式³⁸⁾などがある。この場合、地震時および制御棒案内管破損時（この事象は現行原子炉では想定対象外ではあるが）の制御棒挿入性に関して、従来型制御棒と同様な問題がある。

注 2) ATHENa³⁹⁾ (Shutdown by THERaml Expansion of Na) : ベローズ内部に封入したナトリウムの熱膨張を利用してラッチ機構を駆動し、固体制御棒を切り離す方式。この場合、上記 1) の問題の他に、ラッチ機構の固着などの問題がある。

注 3) Enhanced Thermal Expansion Mechanism⁴⁰⁾ : 固体の熱膨張差をマジックハンドで増幅して、固体制御棒を挿入または切り離す方式。この場合、上記 1) の問題の他に、マジックハンドのような複雑な機構の固着などの問題がある。

表 2.10 信頼度の分類定義

Table 2.10 Definition of the reliabilities.

【分類 A】	
Physical	動きを伴わない物理的現象のみに依存するもの。
Semi-Physical	物理的現象による形状変化、移動のうち、 <u>液体の熱膨張</u> 、 <u>材料の溶融</u> など、極めて信頼性の高い物理的現象のみに依存するもの。
Mechanical	物理的現象による形状変化（固体の熱膨張）などに依存するもの。
Dynamic	物理的現象による形状変化（固体の熱膨張）などに依存し、かつ機構・要素の大きな動き（自由落下など）を必要とするもの。
【分類 B】	
Inherent	機構（可動部品）を必要としないもの。
Engineered	機構（可動部品）を必要とするもの。
【分類 C】	
Passive	受動的に作動するもの。
Active	人為的に作動させるもの。

表 3.1 LEM, LIM および LRM の本数と寸法（決定値）

Table 3.1 Number and dimension of the LEM, LIM and LRM.

	Number	Outer diameter (mm)
Quick LEM	3 + (1)	144
Slow LEM	24	158
LIM	15 + (1)	24
LRM	15 + (1)	24

表 3.2 LEM の仕様
Table 3.2 LEM design parameters.

	Quick LEM	Slow LEM
Envelope		
Inner diameter (mm)	20	20
Thickness (mm)	1	1
Full stroke (mm)	600	600
Material	MoRe	MoRe
Reservoir		
Inner diameter (mm)	140	140
Inner wall Thickness (mm)	2	2
Outer wall thickness (mm)	---	2
Gap between inner and outer reservoir (mm)	---	5
Outer diameter (mm)	144	158
Length (mm)	2000	2000
Material	MoRe	MoRe
Reactivity Worth		
Required reactivity worth		
Burnup compensation (ρ)	---	+300
Partial load operation (ρ)	---	-270
ULOF mitigation (ρ)	-52	---
Total LEMs' sensitivity	72 (ρ)/30 ($^{\circ}\text{C}$) =2.4 ($\rho/^{\circ}\text{C}$)	570 (ρ)/28.5 ($^{\circ}\text{C}$) =20.0 ($\rho/^{\circ}\text{C}$)
Single LEM sensitivity	24 (ρ)/30 ($^{\circ}\text{C}$) =0.80 ($\rho/^{\circ}\text{C}$)	24 (ρ)/28.5 ($^{\circ}\text{C}$) =0.84 ($\rho/^{\circ}\text{C}$)
Number of LEMs	3+(1)	24

表 3.3 LIM の仕様
Table 3.3 LIM design parameters.

Inner diameter	20 (mm)
Envelope thickness	1 (mm)
Envelope and housing material	TZM (Mo-0.5Ti-0.07Zr-0.05C)
Freeze seal support material	Wieland-L30, Monel-450 (Cu-31Ni-0.8Mn-0.6Fe)
Melting point of the freeze seal support material	1175~1240 (°C)
Rupture foil material and thickness	HT-Mo (25 μ m)
Liquid poison	95 % enriched Li-6
Full stroke of liquid poison (Active core height)	600 (mm)
Reactivity worth of single LIM	-23 ϵ
Reactivity worth of total LIMs	-370 ϵ
Number of equipped LIMs	16

表 3.4 LRM の仕様
Table 3.4 LRM design parameters.

Inner diameter	20 (mm)
Envelope thickness	1 (mm)
Envelope and housing material	TZM (Mo-0.5Ti-0.07Zr-0.05C)
Freeze seal support material	Ag-72Cu
Melting point of the freeze seal support material	~780(°C)
Liquid poison	95 % enriched Li-6
Full stroke of liquid poison (=Active core height)	600 (mm)
Reactivity worth of single LRM	-23 (ϵ)
Reactivity worth of total LRMs for startup	+320 (ϵ)
for shutdown	-370 (ϵ)
Number of equipped LRMs	16=14 LRMs + 2 false LRMs
Reactivity insertion rate	320 (ϵ)/39,600 (s)=0.008 (ϵ /sec)
Duration of reactor startup	39,600 (sec)=11 (hr)

表 3.5 Slow LEM による部分負荷運転の実現範囲 (決定値)
 Table 3.5 Partial load operation by the Slow LEMs.

Points in figure attached	Primary Flowrate* Q (%)	Core ΔT (°C)	Core Outlet Temperature (°C)	Reactor Power* (%)	Slow LEM Worth (ϵ)
A	100	70	1100	100	0
A1	110	68.7	1198.7	107.9	+26.1
A2	40	79.0	1109.0	45.2	-179.7
D	100	56.7	1086.7	81.0	+265.7
D1	110	55.7	1085.7	87.4	+286.8
D2	40	64.0	1094.0	36.6	+120.0

*) Relative value with respect to the point A (BOL core nominal operating point).

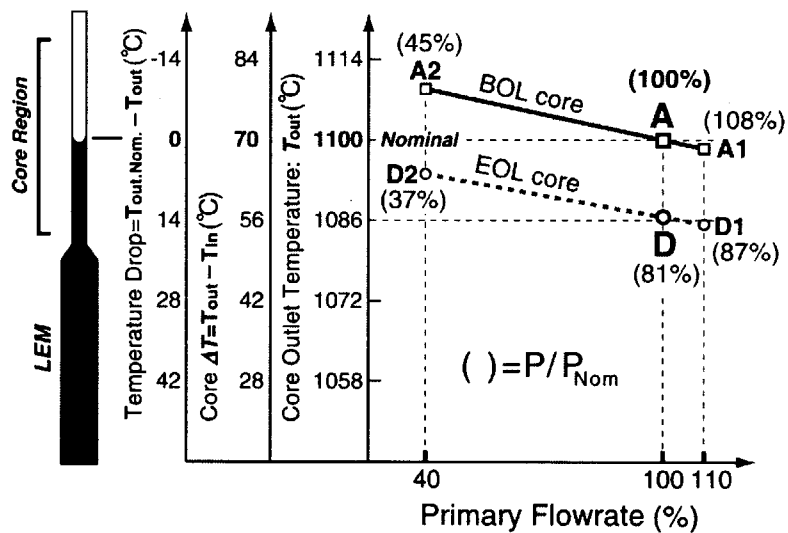


表 3.6 冷却系システム構成および要素数
 Table 3.6 Design parameters of the cooling systems.

システム要素	要素数	定格運転温度(°C)
原子炉	1	1110~1030
1次冷却系 (Li 冷却)	2 Loops	1110~1030
熱電変換システム	2 Segment / Loop (4 Segments)	
Na ヒートパイプ	12 HP / Module (864 HPs)	
熱電変換モジュール	18 Module / Segment (72 Modules)	
熱電変換ユニット	720 Unit / Module (51840 Units)	1065~550 (平均温度)
Cs ヒートパイプ	13 HP / Module (1008 HPs)	
2次冷却系 (Li 冷却)	1 Loop / Segment (4 Loops)	573~527
水銀ヒートパイプ		
ラジエーターパネル	2 Panel / Loop (8 Panels)	573~527

注) () 内は総数を示す。

表 5.1 LIM フリーズシールの比較
 Table 5.1 Design parameters of the LIM freeze seal.

適用原子炉	地上用高速炉	月面用高速炉 RAPID-L
炉心出口 (平均) 温度	530℃	1100℃
ホットチャネル 冷却材最高温度	575℃	1121℃
液体ポイズンおよび その沸点	Li-6 1342℃	Li-6 1342℃
封入管、ハウジング材質	Ta	TZM (Mo-0.5Ti-0.07Zr-0.05C)
封入管材の再結晶温度	900℃	1250℃
ラプチャーフォイル の材質および板厚	Ta 20μ	Mo41RE 20μ
ラプチャーフォイル の再結晶温度	900℃	1400℃
拡散防止層材質	Al ₂ O ₃ (アルミナ)	BN (窒化ボロン)
サポート材質	Al	Wieland-L30, Monel-450 (Cu-31Ni-0.8Mn-0.6Fe)
サポート材の融点 (LIM 作動温度)	660℃	1175~1240℃
インレー材質	—	Si ₃ N ₄

表 5.2 サポート付きフリーズシールの試験条件 (Test No.13~16)

Table 5.2 Test procedure for the freeze seal samples with support (Test No.13~16).

Temperature [°C]	Ar-Pressure Load [bar]	Test Number
1100	3.0	13-15
1240	increase till rupture	

Temperature [°C]	Ar-Pressure Load [bar]	Test Number
1100	8.0	16
increase till rupture	8.0	

表 5.3 改良型フリーズシール (サポート付き) の作動試験結果 (50 μ m foil)Table 5.3 Results of the rupture tests at 1240 °C on the modified design with support (50 μ m foil) .

Test No.:	Burst Temperature	Ar Pressure Load	Comment
13	1270 °C	9.64 bar	Pressure load increased until rupture
14	1247 °C	3.07 bar	Pressure load increased until rupture
15	1260 °C	3.86 bar	Pressure load increased until rupture
16	1100 °C	8.09 bar	Pressure load increased at 1100°C. Rupture occurred before increase of temperature could be started.

表 7.1 非接合型コンプライアント・パッド試作サンプル

Table 7.1 Bond-free compliant pad samples.

記号	組成	多孔質体構造 (商品名:メーカー) 含浸方法 (実施者)	気孔率 (%)	Sn 含有率 (vol%)	平均孔径 (μm)	圧縮強度 (kg/cm^2)
A	Sn/Gr	Porous Gr (G-10 : 東洋炭素) Squeeze Casting (EMPA)	45		95	85
B	Sn/SiC	Porous SiC Squeeze Casting (EMPA)				
C	Sn/Gr	Porous Gr (G-100 : 東海興商) Squeeze Casting (EMPA)	40	33.8	150	98
D	Sn/Gr	Gr fiber (PC5060G : 東海興商) Squeeze Casting (EMPA)	58	57.1	50	25
E	Sn/Gr	Porous Gr (G-10 : 東洋炭素) SPS (東北大学 川崎)	45	20.1	95	85

EMPA: : スイス材料技術研究所

Squeeze Casting : 加圧注入法

SPS : Spark Plazma Sintering (放電焼結法)

表 7.2 コンプライアント・パッドの総合熱抵抗

Table 7.2 Overall thermal resistance of the compliant pads.

Upper Block <i>Sample</i> Lower Block	Cu <i>C</i> Cu	SUS <i>C</i> Cu	Cu <i>D</i> Cu	SUS <i>D</i> Cu	Cu <i>E</i> Cu	SUS <i>E</i> Cu	Cu <i>FGM</i> BiTe	Cu — BiTe
Upper Block (°C)	300	460	300	560	340	350	250	250
Lower Block (°C)	230	320	230	420	240	250	210	210
UCR ($\times 10^{-5} \text{ m}^2 \text{ K/W}$)	0.5	7.2	4.6	0.2	9.0	6.8	17	140
CPR ($\times 10^{-5} \text{ m}^2 \text{ K/W}$)	16.8	14.7	85.7	126.9	134.6	132.2	5.4	—
LCR ($\times 10^{-5} \text{ m}^2 \text{ K/W}$)	1.9	2.8	9.2	0.9	3.4	5.0	17	140
TCR ($\times 10^{-5} \text{ m}^2 \text{ K/W}$)	19.2	24.7	99.5	128	147	144	39.4	280
TC ($\text{W/m}^2 \text{ K}$)	5201	4046	1005	781	679	695	2538	357

UCR : Upper Contact Resistance (上面の接触熱抵抗)

CPR : Compliant Pad Resistance (コンプライアント・パッドの熱抵抗)

LCR : Lower Contact Resistance (下面の接触熱抵抗)

TCR : overall Thermal Contact Resistance (総合熱抵抗) = UCR+CPR+LCR

TC : overall Thermal Conductance (総合コンダクタンス) = 1/TCR

表 8.1 弾丸の衝突速度測定値
Table 8.1 Measured projectile velocity.

Run No.	被衝突体	被衝突体寸法	衝突速度 V (km/s)	運動エネルギー E (kJ)
2000-3	Nb-Al 積層材	30 mm φ × 5 mmt	0.783	3.0
2000-4	Nb-Al 積層材	30 mm φ × 5 mmt	0.816	3.3
2001-3	Nb-Al 積層材	30 mm φ × 10 mmt	0.721	1.6
2001-4	Nb-Al 積層材	30 mm φ × 10 mmt	0.607	1.1
2001-5	Al 均質材	30 mm φ × 10 mmt	0.627	1.2
2001-6	Nb 均質材	30 mm φ × 8 mmt	0.696	1.5

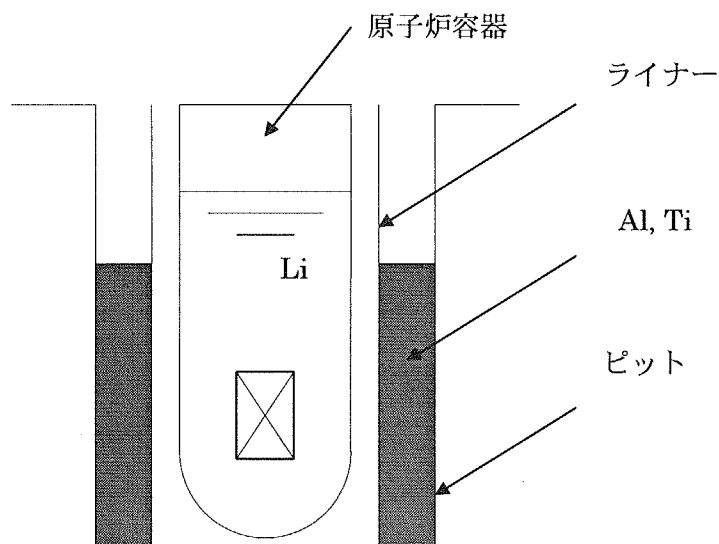


図 2.1 Al-Ti 自己発熱反応による原子炉容器内リチウムの溶解方法
Fig.2.1 How to melt Li in the reactor vessel.

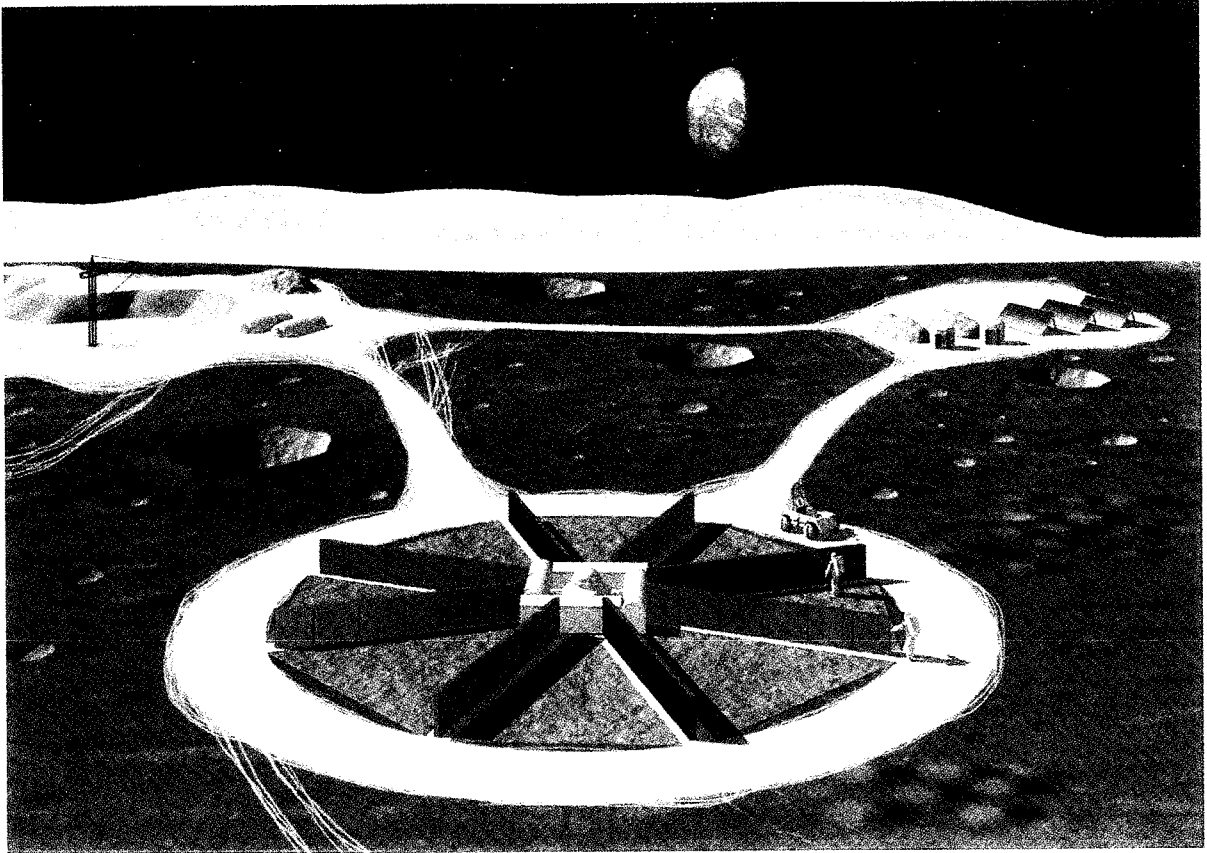


図 3.1 RAPID-L プラント鳥瞰図

Fig. 3.1 Perspective view of the RAPID-L power plant.

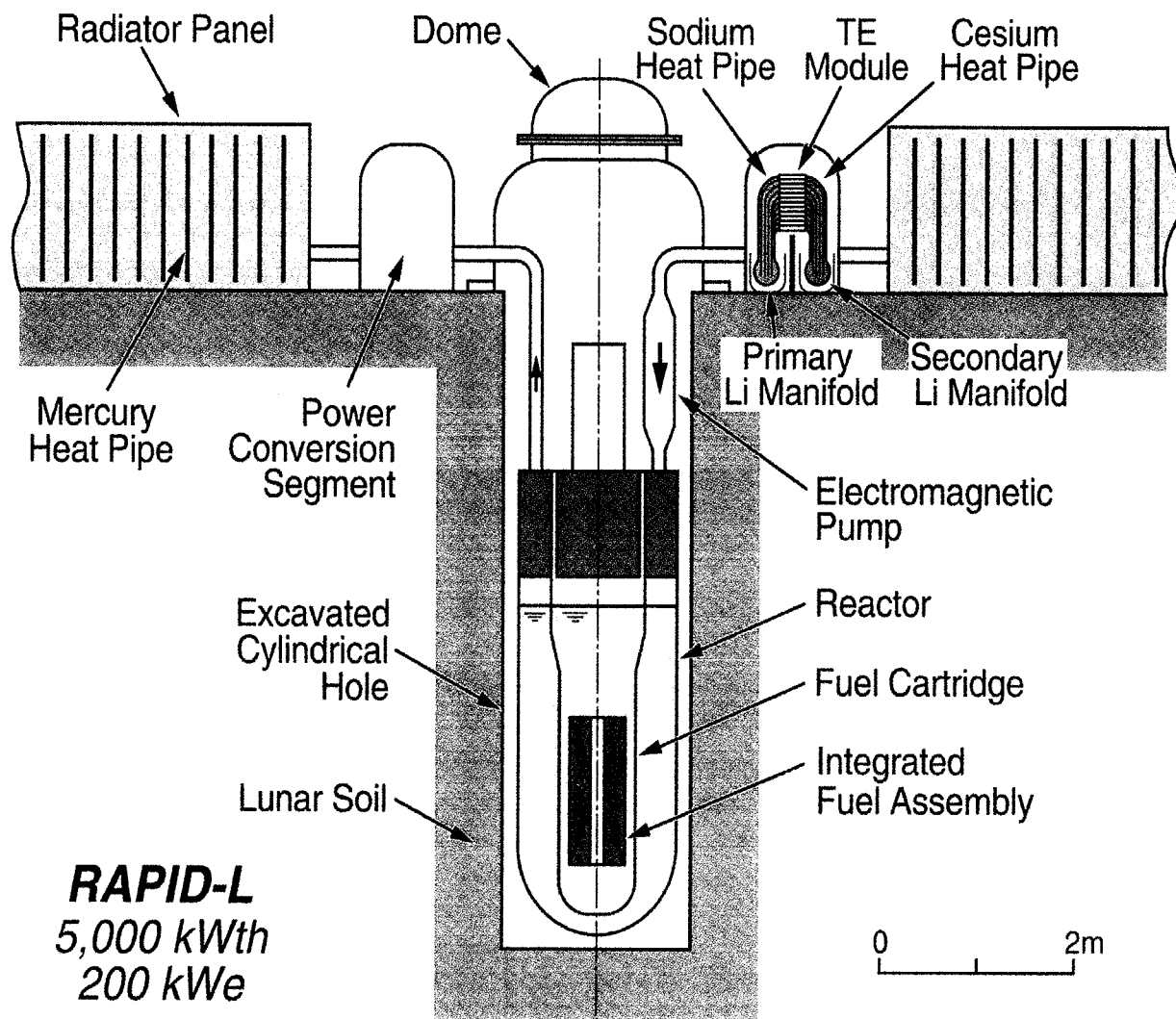


図 3.2 RAPID-L プラント概念図

Fig. 3.2 RAPID-L power plant.

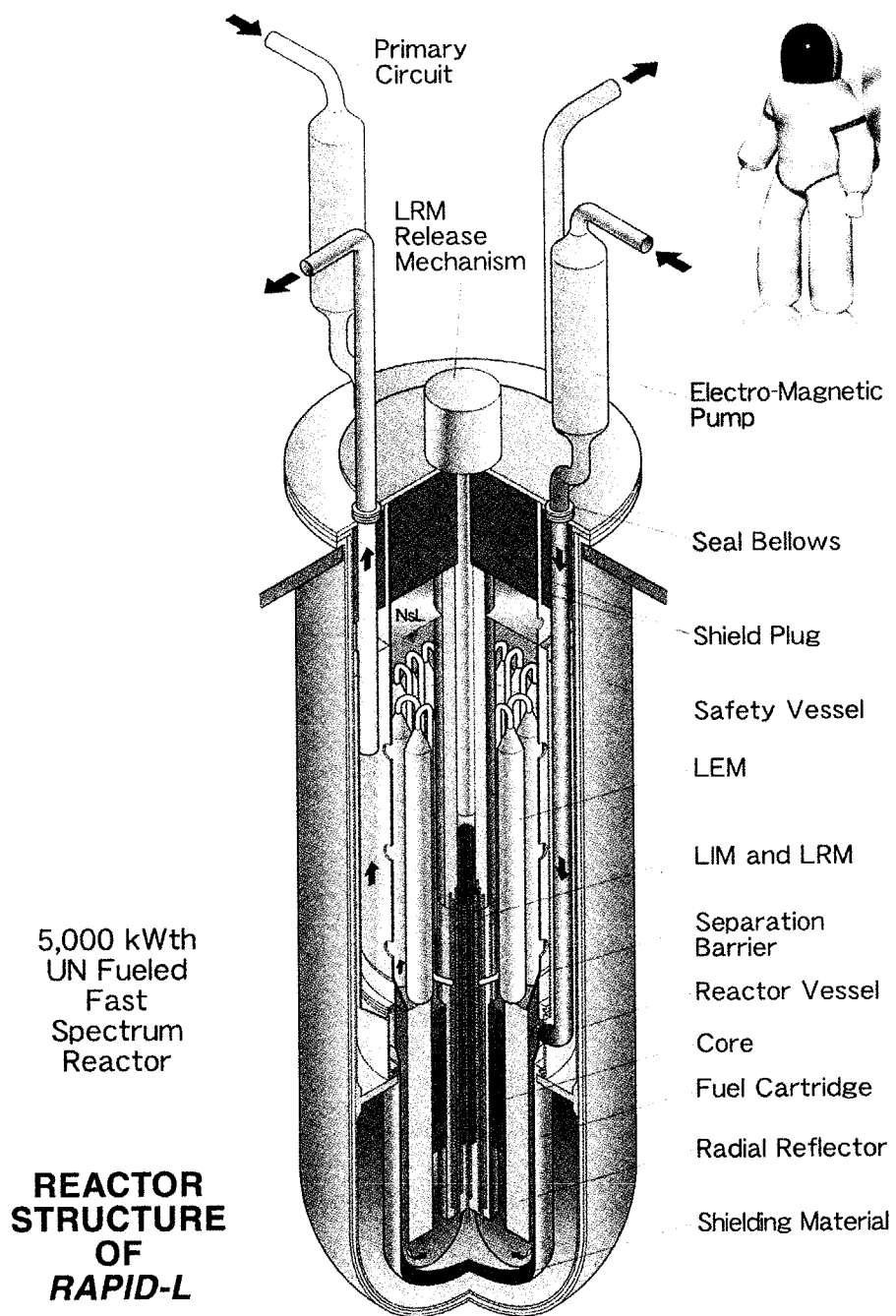


図 3.3 RAPID-L 原子炉構造

Fig. 3.3 Reactor structure of the RAPID-L.

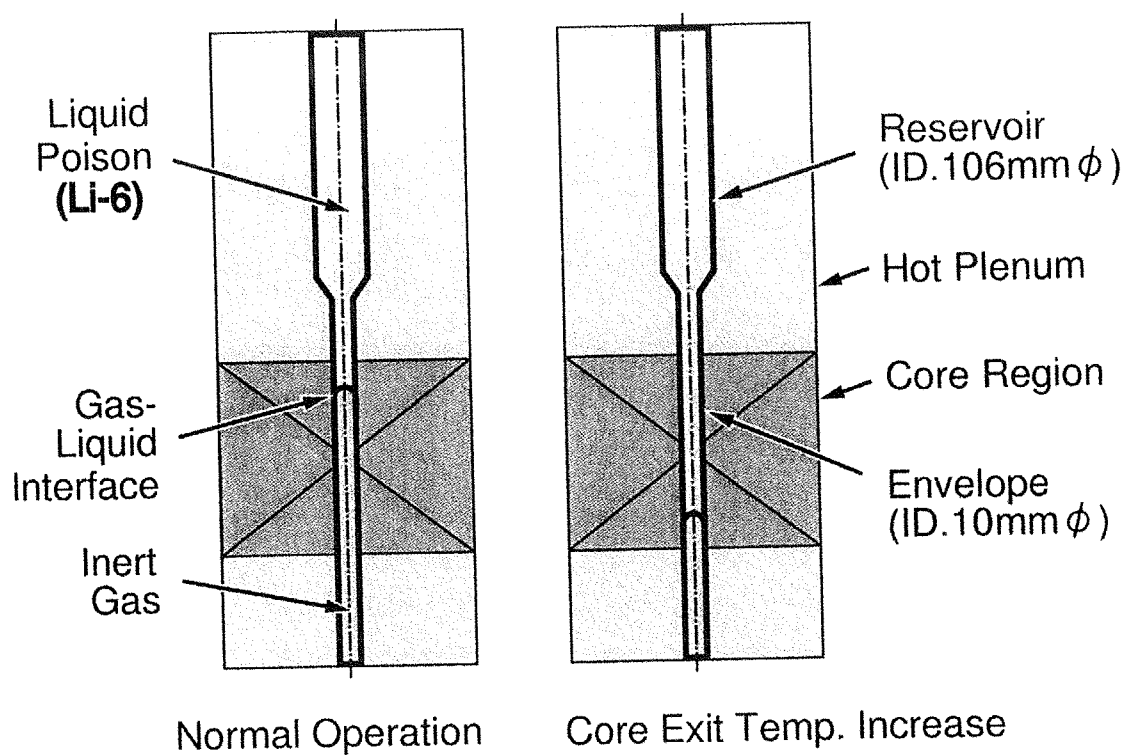


図 3.4 LEM の概念

Fig. 3.4 LEM concept.

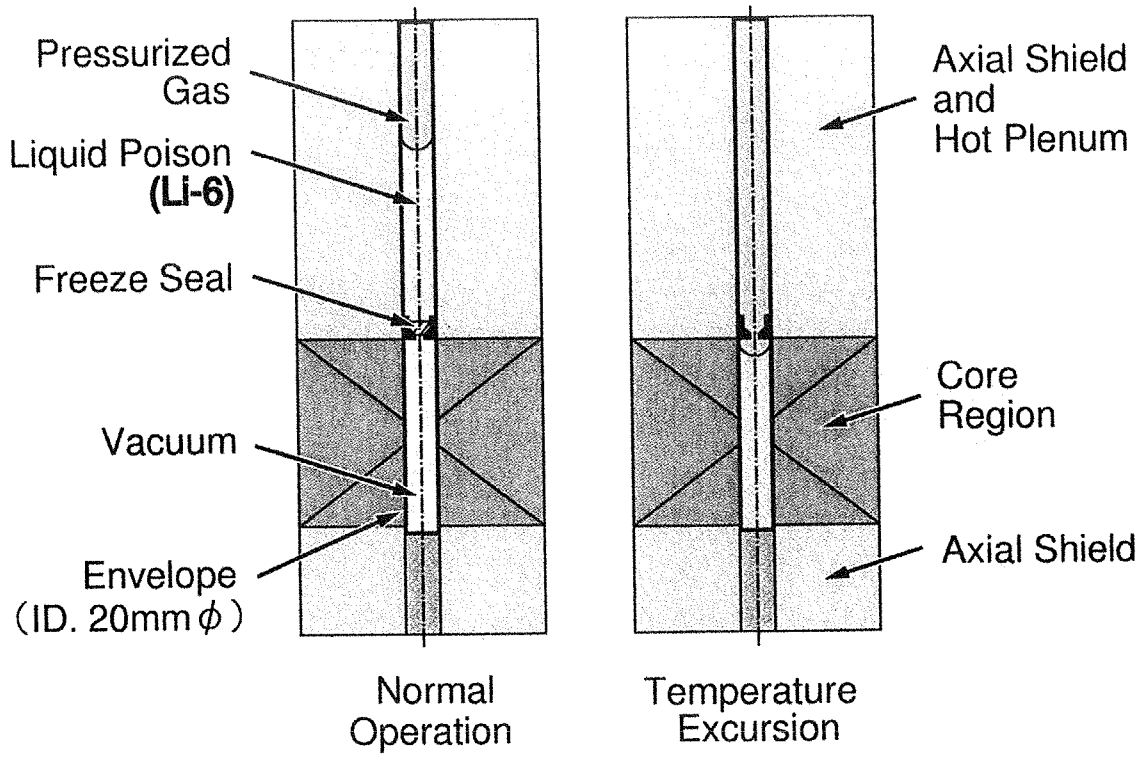


図 3.5 LIM の概念
Fig. 3.5 LIM concept.

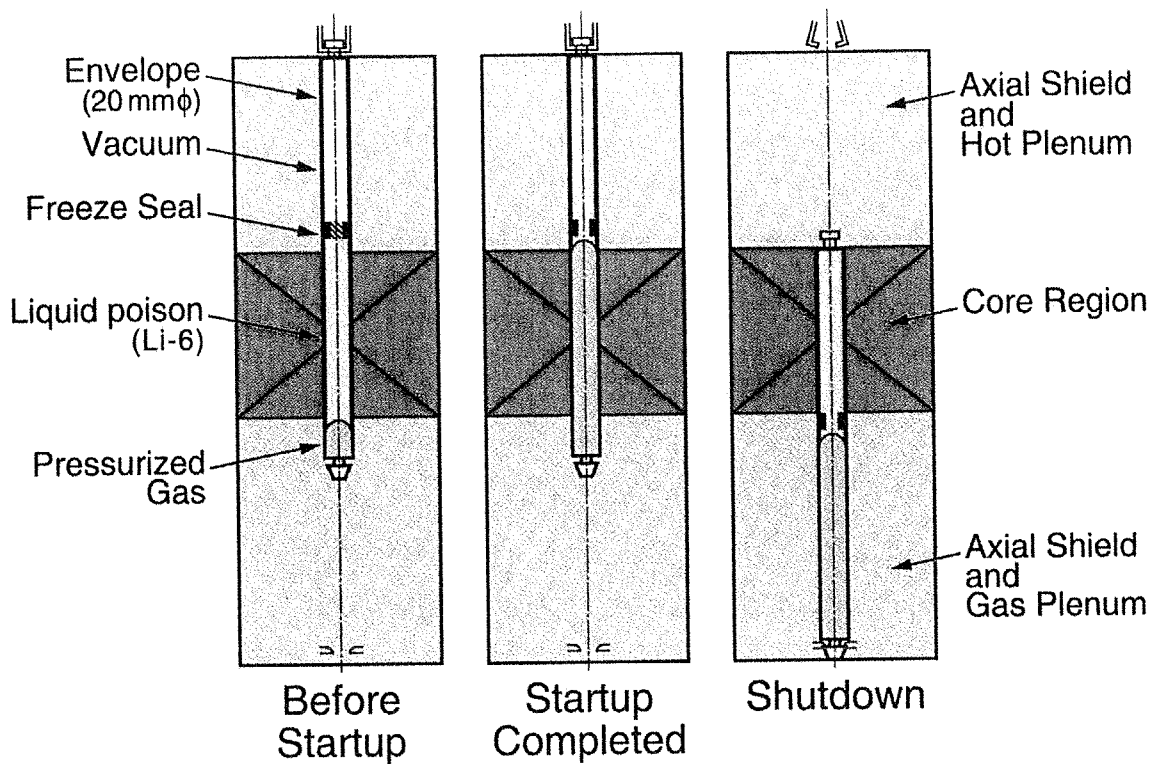


図 3.6 LRM の概念
 Fig. 3.6 LRM concept.

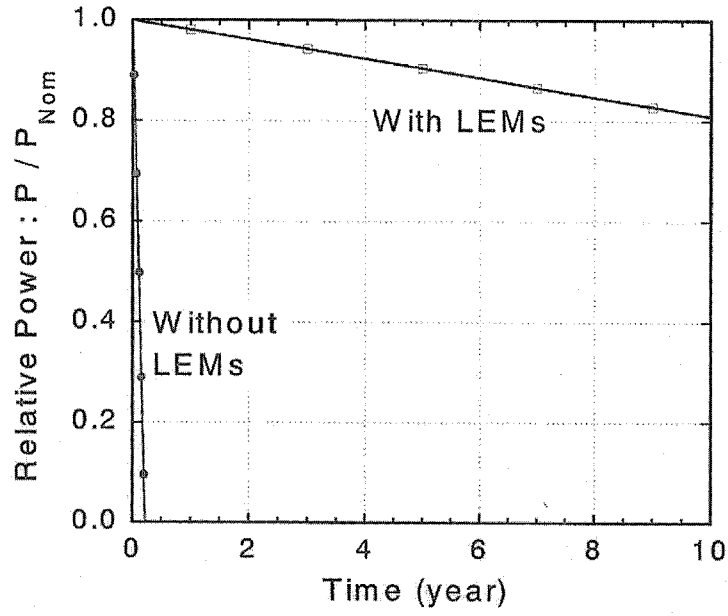


図 3.7 RAPID-L の燃焼欠損補償能力

Fig. 3.7 Burnup compensation capability of the RAPID-L.

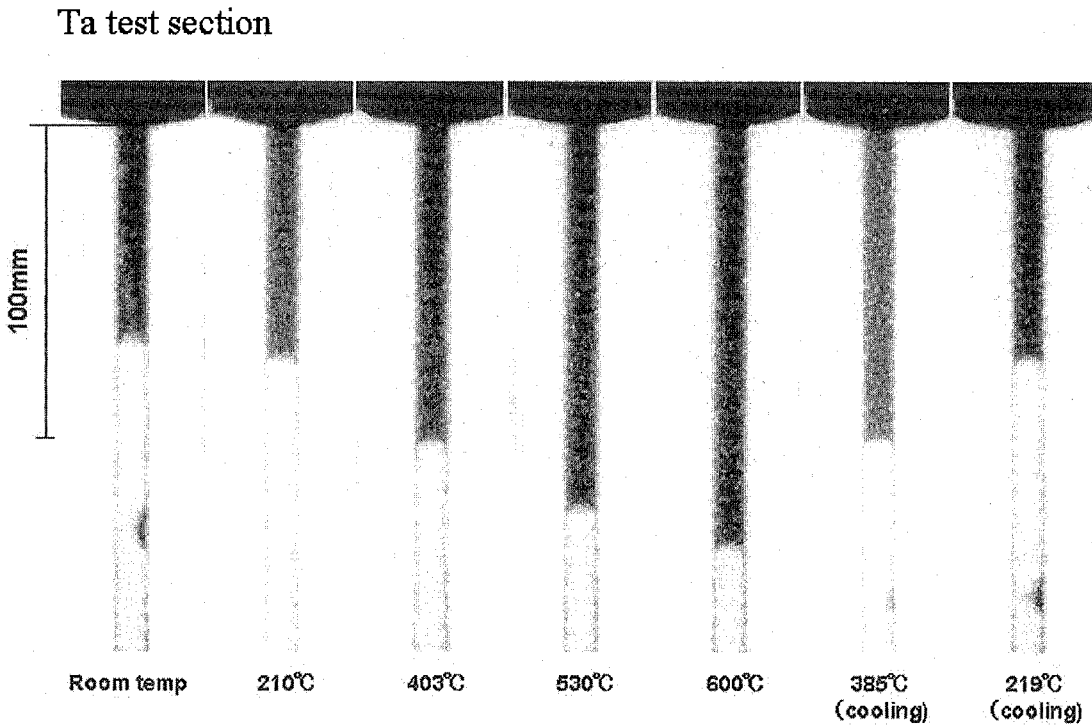


図 6.1 LEM 試験体の中性子ラジオグラフィ

Fig. 6.1 Neutron radiograph of the LEM specimen.

LIM実験NRG画像(LIM-1試験体)

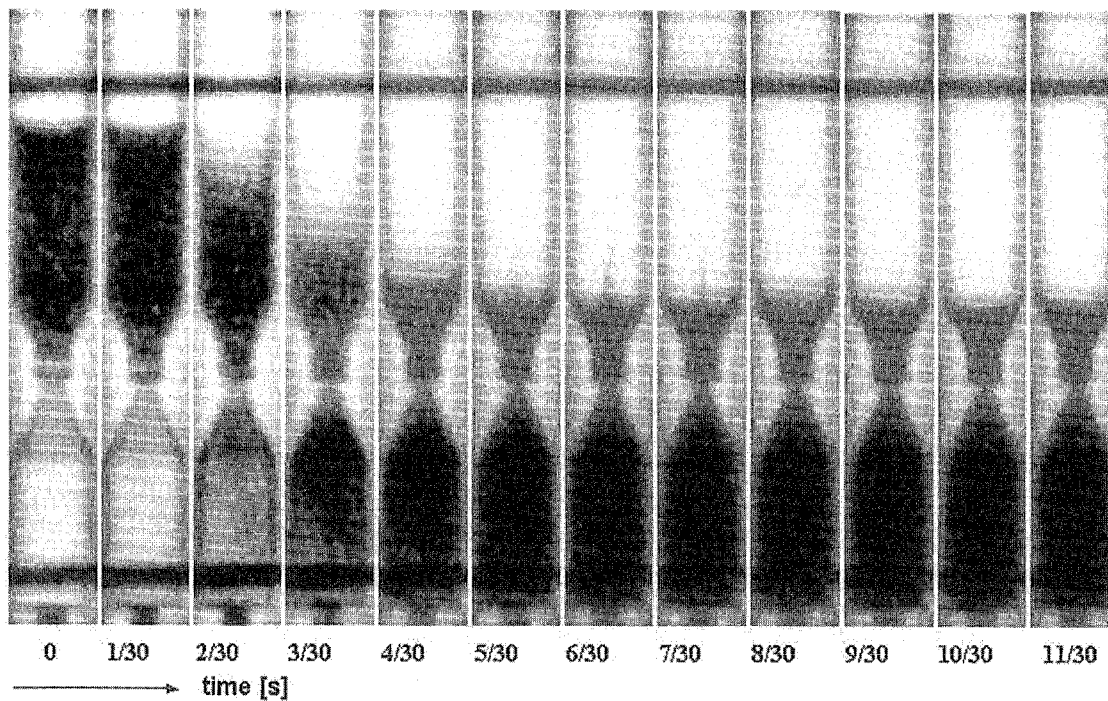


図 6.2 LIM 試験体の中性子ラジオグラフィ

Fig. 6.2 Neutron radiograph of the LIM specimen.

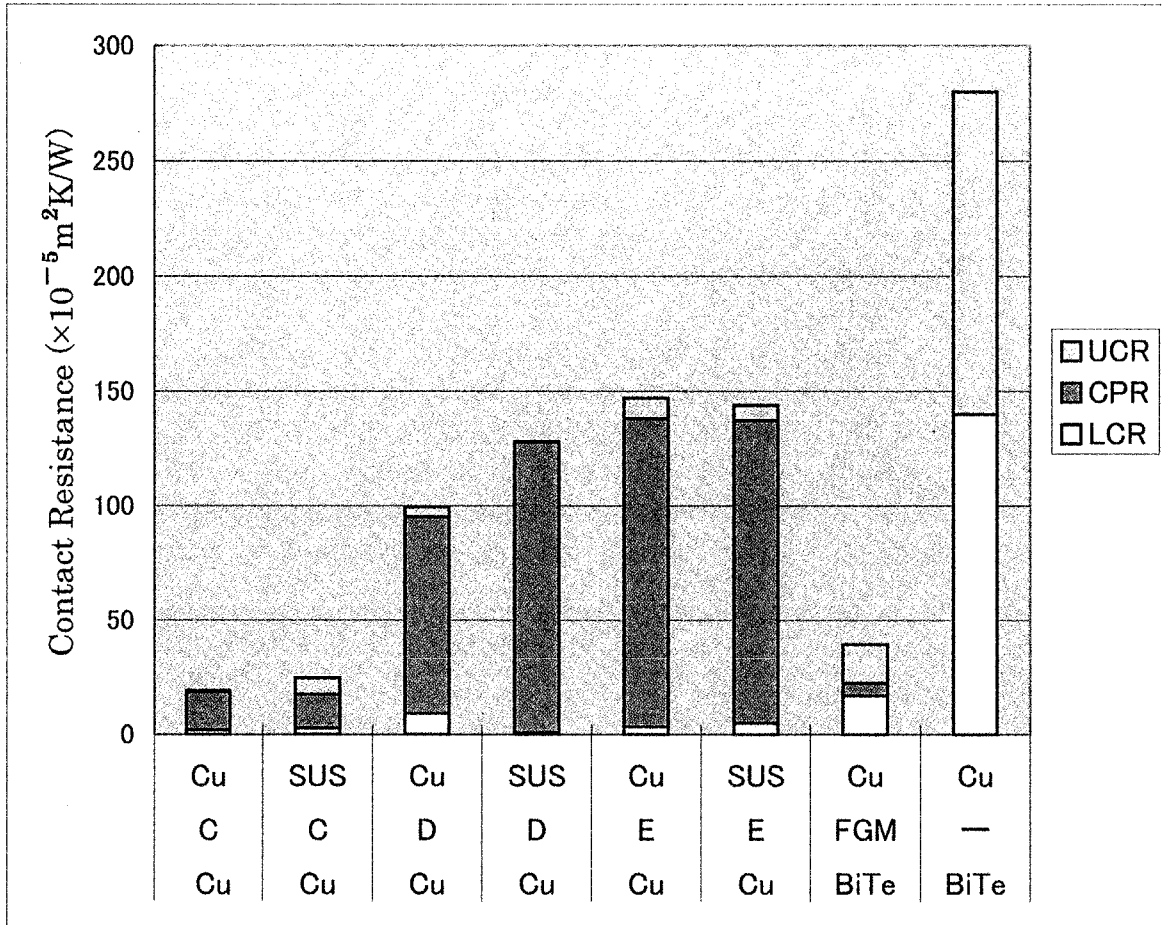


図 7.1 コンプライアント・パッドの総合熱抵抗

Fig. 7.1 Overall thermal resistance of the compliant pads.

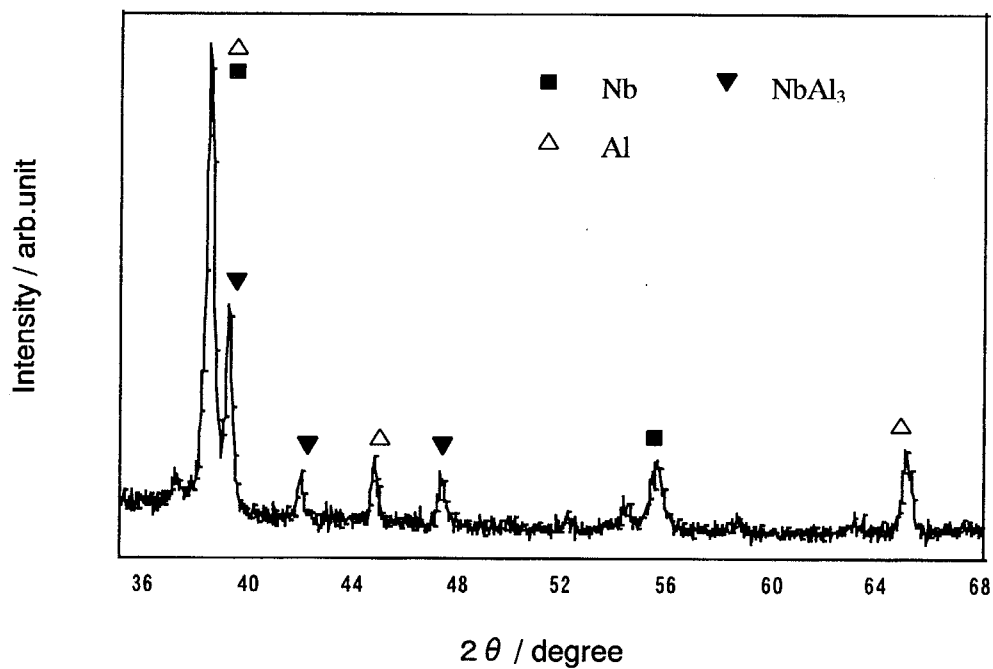
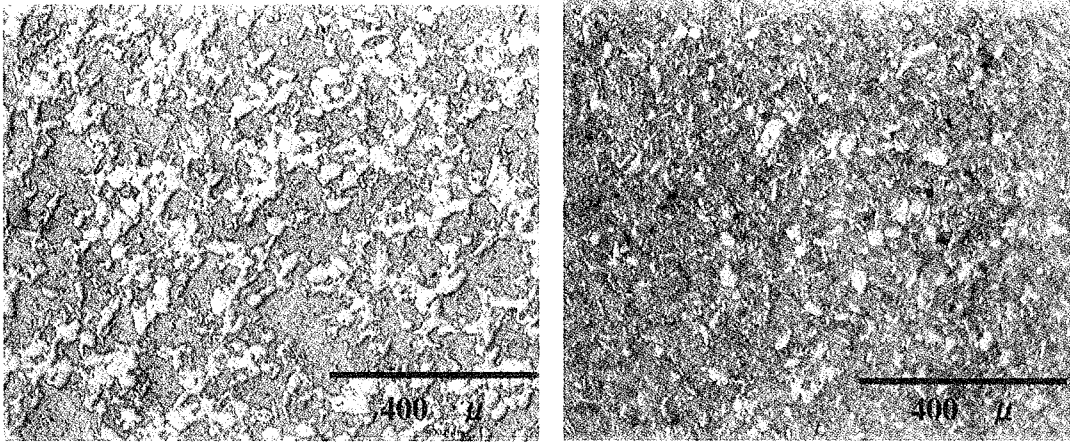


図 8.1 高速衝突試験後のサンプル破片の X 線解析結果
 Fig. 8.1 Result of X-ray analysis of the sample.



(a) 12年度サンプル

(b) 13年度のサンプルと
同条件の焼結体

図 8.2 MA 条件の違いによる Nb-Al 焼結体組織の相異

Fig. 8.2 Metallographic structure of the samples.

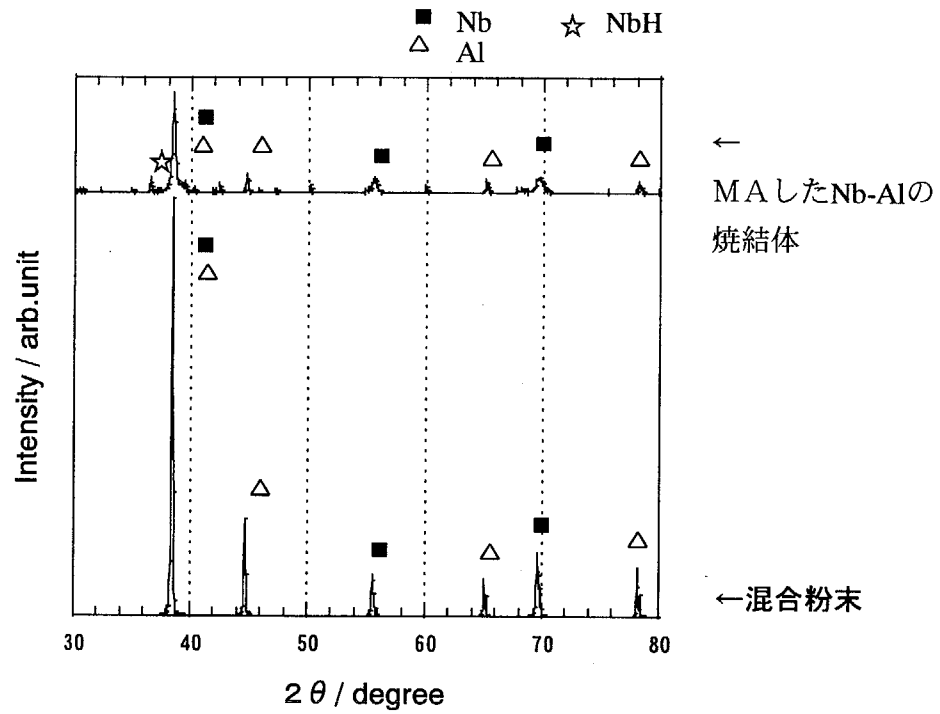


図 8.3 混合 Nb-Al と MA した Nb-Al の焼結体の X 線解析結果
 Fig. 8.3 Result of X-ray analysis on the Nb-Al samples.

国際単位系 (SI) と換算表

表1 SI基本単位および補助単位

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

表3 固有の名称をもつSI組立単位

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

表2 SIと併用される単位

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

1 eV=1.60218×10⁻¹⁹J

1 u=1.66054×10⁻²⁷kg

表4 SIと共に暫定的に維持される単位

名称	記号
オングストローム	Å
バー	bar
ガリ	Gal
キュリー	Ci
レントゲン	R
ラド	rad
レム	rem

1 Å=0.1nm=10⁻¹⁰m

1 bar=100kPa=10⁵Pa

1 Gal=0.1m/s²

1 Ci=3.7×10¹⁰Bq

1 R=2.58×10⁻⁴C/kg

1 rad=0.01Gy

1 rem=0.01Sv

表5 SI接頭語

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

(注)

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

換算表

力	N (=10 ³ dyn)	kgf	lbf
	1	0.101972	0.224809
	9.80665	1	2.20462
	4.44822	0.453592	1

粘 度 1 Pa·s(N·s/m²)=10 P (ポアズ)(g/(cm·s))

動粘度 1 m²/s=10⁴ St(ストークス)(cm²/s)

圧	MPa (=10 bar)	kgf/cm ²	atm	mmHg(Torr)	lbf/in ² (psi)
力	1	10.1972	9.86923	7.50062×10 ¹	145.038
	0.0980665	1	0.967841	735.559	14.2233
	0.101325	1.03323	1	760	14.6959
	1.33322×10 ⁻⁴	1.35951×10 ⁻⁵	1.31579×10 ⁻³	1	1.93368×10 ⁻²
	6.89476×10 ⁻³	7.03070×10 ⁻²	6.80460×10 ⁻²	51.7149	1

エネルギー・仕事・熱量	J (=10 ⁷ erg)	kgf·m	kW·h	cal(計量法)	Btu	ft·lbf	eV
	1	0.101972	2.77778×10 ⁻⁷	0.238889	9.47813×10 ⁻⁴	0.737562	6.24150×10 ¹⁸
	9.80665	1	2.72407×10 ⁻⁶	2.34270	9.29487×10 ⁻³	7.23301	6.12082×10 ¹⁹
	3.6×10 ⁶	3.67098×10 ³	1	8.59999×10 ³	3412.13	2.65522×10 ⁶	2.24694×10 ²⁵
	4.18605	0.426858	1.16279×10 ⁻⁶	1	3.96759×10 ⁻³	3.08747	2.61272×10 ¹⁹
	1055.06	107.586	2.93072×10 ⁻⁴	252.042	1	778.172	6.58515×10 ²¹
	1.35582	0.138255	3.76616×10 ⁻⁷	0.323890	1.28506×10 ⁻³	1	8.46233×10 ¹⁸
	1.60218×10 ⁻¹⁹	1.63377×10 ⁻²⁰	4.45050×10 ⁻²⁶	3.82743×10 ⁻²⁰	1.51857×10 ⁻²²	1.18171×10 ⁻¹⁹	1

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

放射能	Bq	Ci
	1	2.70270×10 ⁻¹¹
	3.7×10 ¹⁰	1

吸収線量	Gy	rad
	1	100
	0.01	1

照射線量	C/kg	R
	1	3876
	2.58×10 ⁻⁴	1

線量当量	Sv	rem
	1	100
	0.01	1

小型軽量化を極限まで追求した超安全・超小型原子炉の研究 (原子力基礎研究 H11-002) (委託研究)

R100

古紙配合率100%
白色度70%再生紙を使用しています