

JAERI-Review

JP0250080

2001-047



加速器駆動炉の炉物理ワーキングパーティー活動報告書
—平成11年7月～平成13年3月—

2002年2月

炉物理研究委員会

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

本レポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。

入手の問合せは、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, Tokaimura, Nakagun, Ibarakiken 319-1195, Japan.

加速器駆動炉の炉物理ワーキングパーティー活動報告書
— 平成 11 年 7 月～平成 13 年 3 月 —

日本原子力研究所
炉物理研究委員会*

(2001 年 12 月 18 日受理)

炉物理研究委員会の下に、加速器駆動型未臨界炉システム（ADS）の現状と課題を炉物理的な観点から検討することを目的として、平成 11 年 7 月に「加速器駆動炉の炉物理ワーキングパーティー（略称 ADS-WP）」が設立された。

本ワーキングパーティーでは、第 1 回 ADS-WP 会合において、2 年間の活動指針を討議し、(1)「高エネルギー領域の中性子輸送計算の問題」、(2)「未臨界炉に特徴的な静特性と動特性（安全性）の問題」、(3)「概念設計、要素技術開発を含むシステム設計の問題」の 3 課題を重点的に取り上げていくことを決定した。

ADS-WP の活動期間は平成 11 年 7 月より平成 13 年 3 月であり、この間に合計 4 回の会合を開催し、これらの課題について討議した。また、原研と高エネルギー加速器研究機構との共同による「大強度陽子加速器計画」における原研「核変換物理実験施設」計画への意見・要望の調査・取りまとめを行った。本資料は、上記活動期間中における ADS-WP の活動成果を取りまとめたものである。

Activity Report of Working Party on Reactor Physics of Accelerator-driven System
— July 1999 to March 2001 —

Research Committee on Reactor Physics^{*}

Japan Atomic Energy Research Institute
Uchisaiwai-cho, Chiyoda-ku, Tokyo

(Received December 18, 2001)

Under the Research Committee on Reactor Physics, the Working Party on Reactor Physics of Accelerator-Driven System (ADS-WP) was set in July 1999 to review and investigate special subjects related to reactor physics research for the Accelerator-Driven Subcritical System (ADS).

The ADS-WP, at the first meeting, discussed a guideline of its activity for two years and decided to concentrate upon three subjects: (1) neutron transport calculations in high energy range, (2) static and kinetic (safety-related) characteristics of subcritical system, and (3) system design including ADS concepts and elemental technology developments required.

The activity of ADS-WP continued from July 1999 to March 2001. In this duration, the members of ADS-WP met together four times and discussed the above subjects. In addition, the ADS-WP conducted a questionnaire on requests and proposals for the plan of Transmutation Physics Experimental Facility in the High-Intensity Proton Accelerator Project, which is a joint project between JAERI and KEK (High Energy Accelerator Research Organization). This report summarizes the results obtained by the above ADS-WP activity.

Keywords: Activity Report, Working Party, Reactor Physics, Accelerator-driven System, ADS, Subcritical System, Neutron Transport Calculations, Static and Kinetic Characteristics, System Design

* Working Party on Reactor Physics of Accelerator-Driven System

目 次

1. ADS-WP の活動指針と活動状況	1
1.1 ADS-WP 活動指針選定の経緯	1
1.2 課題選定の背景	1
1.3 活動実績の概要	2
2. 成果報告	5
2.1 高エネルギー領域における核データ・計算コードの現状と ADS 炉特性への影響	5
2.1.1 活動内容	5
2.1.2 典型的な ADS とその核特性	6
2.2 未臨界度測定法と反応度制御	11
2.2.1 活動内容	11
2.2.2 今後の検討課題	12
2.3 国内外の ADS 計画の概要	15
2.3.1 活動内容	15
2.3.2 ADS 計画の現状	16
3. 原研「核変換物理実験施設」への要望	23
3.1 要望調査の背景	23
3.2 要望の概要	23
3.3 要望のまとめ	26
4. まとめ	27
4.1 ADS-WP の成果	27
4.2 残された課題	28
付録 A : 講演資料	29
講演 1 高エネルギー核データファイルの現状	31
深堀 智生 (日本原子力研究所)	
講演 2 高エネルギー領域解析コードの現状 : NMTC/JAM 及び MCNPX/LA150	47
明午 伸一郎 (日本原子力研究所)	
講演 3 高エネルギー領域解析の加速器駆動炉特性への影響	59
辻本 和文 (日本原子力研究所)	
講演 4 ADS 未臨界度測定法の問題点	71
山根 義宏 (名古屋大学)	

講演 5 加速器駆動未臨界原子炉の反応度制御	87
岩崎智彦 (東北大学)	
講演 6 加速器駆動炉開発の意義と現状について	99
高木 直行 (日本原子力発電株式会社)	
講演 7 核変換物理実験施設の概念検討の現状	121
大井川 宏之 (日本原子力研究所)	
講演 8 京大炉 ADS 計画	141
代谷 誠治 (京都大学)	
 付録 B : ADS-WP 会合議事録	155
付録 B1 第 1 回 ADS-WP 会合議事録	157
付録 B2 第 2 回 ADS-WP 会合議事録	163
付録 B3 第 3 回 ADS-WP 会合議事録	169
付録 B4 第 4 回 ADS-WP 会合議事録	175

Contents

1.	Task Guideline and Activity Records of ADS-WP	1
1.1	Task Guideline	1
1.2	Discussion of Work Subjects	1
1.3	Activity Records	2
 2.	Activity Results	 5
2.1	Present Status of Nuclear Data and Codes in High Energy Range and its Effect on ADS Core Characteristics	5
2.1.1	Outline of Activity	5
2.1.2	Typical Design and Characteristics of ADS Core	6
2.2	Subcriticality Measurements and Reactivity Control	11
2.2.1	Outline of Activity	11
2.2.2	Future Works	12
2.3	Review of Domestic and Overseas Program for ADS	15
2.3.1	Outline of Activity	15
2.3.2	Present Status of ADS Program	16
 3.	Requests and Proposals for JAERI's Plan of Transmutation Physics Experimental Facility.....	 23
3.1	Purpose of Questionnaire on Requests and Proposals.....	23
3.2	Results of Questionnaire	23
3.3	Summary of Requests and Proposals	26
 4.	Summary.....	 27
4.1	Outcomes of ADS-WP Activity	27
4.2	Future Activity	28
 Appendix A: Presentation Papers	 29
Presentation 1	Present Status of JENDL High Energy File	31
	Tokio Fukahori (Japan Atomic Energy Research Institute)	
Presentation 2	Present Status of Codes for Analysis of High Energy Particles: NMTC/JAM and LA150	47
	Shin-ichiro Meigo (Japan Atomic Energy Research Institute)	
Presentation 3	Effect of Calculation in High Energy Region on Characteristics of Accelerator-driven System	59

	Kazufumi Tsujimoto (Japan Atomic Energy Research Institute)	
Presentation 4	Problem on Subcriticality Measurements for ADS	71
	Yoshihiro Yamane (Nagoya University)	
Presentation 5	Reactivity Control of Accelerator Driven Subcritical Reactor	87
	Tomohiko Iwasaki (Tohoku University)	
Presentation 6	State of the Art and Significance of ADS Development	99
	Naoyuki Takaki (The Japan Atomic Power Company)	
Presentation 7	Present Status of Conceptual Design of Transmutation Physics Experimental Facility	121
	Hiroyuki Oigawa (JAERI)	
Presentation 8	Project of Accelerator Driven Subcritical Reactor in Kyoto University Research Reactor Institute	141
	Seiji Shiroya (Kyoto University)	
Appendix B: Minutes of ADS-WP Meeting	155
Appendix B1	Minutes of the 1st ADS-WP Meeting	157
Appendix B2	Minutes of the 2nd ADS-WP Meeting	163
Appendix B3	Minutes of the 3rd ADS-WP Meeting	169
Appendix B4	Minutes of the 4th ADS-WP Meeting	175

加速器駆動炉の炉物理ワーキングパーティーメンバー構成

氏名	所属	本報告書作成分
山根 義宏 (リーダ)	名古屋大学	1章、3章、4章
竹田 敏一	大阪大学	
橋本 憲吾	近畿大学	2.2節
伊藤 大一郎	三井造船(株)	
小原 徹	東京工業大学	
代谷 誠治	京都大学	
横堀 仁 (幹事)	新型炉技術開発(株)	2.3節
竹村 守雄	川崎重工業(株)	
山岡 光明	(株) 東芝電力システム社	
安藤 良平	(株) 東芝電力システム社	
岩崎 智彦 (幹事)	東北大学	2.1節
奥田 泰久	住友原子力工業(株)	
石川 真	核燃料サイクル開発機構	
藤村 幸治	(株) 日立製作所	
大井川 宏之	日本原子力研究所	
山根 剛 (幹事)	日本原子力研究所	2.2節、編集
森 貴正	日本原子力研究所	
岡嶋 成晃	日本原子力研究所	
阪元 重康	東海大学	
山本 章夫	原子燃料工業(株)	
高木 直行	日本原子力発電株式会社	
池田 一三	三菱重工業(株)	
鈴置 善郎	核燃料開発サイクル機構	

This is a blank page.

1. ADS-WP の活動指針と活動状況

1.1 ADS-WP 活動指針選定の経緯

平成 11 年 6 月に加速器駆動炉の炉物理ワーキングパーティー設立に先立って、参加予定者にワーキングパーティー (WP) で取り上げて欲しい研究課題のアンケート調査を行い、「WP 活動方針 (案)」として集約した。この資料を炉物理研究委員会（平成 11 年 7 月 2 日開催）の WP 設立趣旨説明に使用した。

WP 正式発足後の第 1 回「加速器駆動炉の炉物理 WP (略称 ADS-WP)」会合において、上記資料を利用して 2 年間の活動指針を討議し、以下の 3 課題を重点的に取り上げていくことに決めた。

課題(1) 「高エネルギー領域の中性子輸送計算の問題」

課題(2) 「未臨界炉に特徴的な静特性と動特性（安全性）の問題」

課題(3) 「概念設計、要素技術開発を含むシステム設計の問題」

この 3 課題の選定理由は、WP 発足時に炉物理の研究者が加速器駆動炉 (ADS) 研究に対して抱いていた興味、期待、問題点を知るだけではなく、これに基づいて本 WP の成果を評価し、さらには今後の新たな研究活動の指針選定に参考になるので、以下にまとめておく。

1.2 課題選定の背景

(1) 「高エネルギー領域の中性子輸送計算の問題」

- 1) 高エネルギー粒子の核反応・輸送等は、核データ研究委員会、原研等で専門に研究している。従って本 WP では、その不確かさが炉特性に及ぼす影響または炉特性に影響を与える要因を探る方向の活動が望ましい。
- 2) 高エネルギー粒子輸送計算法の現状を把握することは、炉特性上の問題点を明確にするために重要である。
- 3) 線源中性子スペクトルとして、核破碎中性子、D-T(14MeV) 中性子、核分裂中性子を仮定しても、ターゲット外側の炉心部のエネルギースペクトルに大きな差異は無いという報告があるが、これが炉特性へどの程度影響するかを明確にする。
- 4) 炉特性への影響という観点では、核データと炉物理の専門家の感覚とで異なることがある。この点を注意して検討する必要がある。

以上の議論から、この課題は「線源スペクトルの炉物理特性に与える影響について」を主題とし、炉物理側から高エネルギー領域の計算への提言を目指す。

(2) 「未臨界炉に特徴的な静特性と動特性（安全性）の問題」

- 1) 深い未臨界度の測定精度の現状を把握する。
- 2) 深い未臨界状態へ外部中性子源を投入した場合には、高次モードが励起されやすい。この場合の中性子応答の問題に注目すべきである。
- 3) 実際の運転状態における反応度監視（モニタリング）用測定手法開発の観点で、高次モードの影響は重要な問題である。ADS では臨界状態が許されないと、反応度測定手法が限定されるので、測定精度との関連で検討すべき問題がある。
- 4) ビームトリップにより突然外部中性子源がなくなった場合の振る舞い等、運転特性との関係で安全性に及ぼす核特性の把握も重要である。

以上の議論から、この課題は「深い未臨界度の評価に関する計算、実験（測定法）の現状と問題点」に主眼を置き、高次モードの影響や ADS 特有の問題を明らかにし、運転上の安全性への影響をまとめることとする。

（3）「概念設計、要素技術開発を含むシステム設計の問題」

- 1) 核燃料サイクル上の ADS の位置付けとして、例えば TRU 専焼炉、高速炉と比較した場合の発電炉としての成立性が検討されている。しかし、何故炉心として水炉の可能性あるいはトリウム利用は考えないのであるか。
- 2) 炉概念により炉特性は異なるので、まずどのような炉概念とするかが重要である。
- 3) 国のオメガ計画の下での ADS は TRU 消滅を主としているが、発電を目指した ADS 概念もある。本 WP では対象とする炉型や目的を絞って検討するのか、範囲を広く考えるのかを明確にする必要がある。
- 4) 本 WP では、広い意味での ADS として調査してはどうか。従って、高速炉、水炉系等種々の可能性について検討してはどうか。
- 5) 活動方針案では、概念設計等は今回の 2 年間の WP 活動から外れているが、電力の立場からは概念の確立が重要であると考える。
- 6) メーカーとしては設計に関心がある。未臨界度等の諸特性が設計に及ぼす影響を検討することが重要である。

以上の議論から、この課題は「ADS の位置付けに関するレビュー的な検討」を行い、ADS の機能についてその可能性を炉物理的に整理し、炉設計上のオプションを提案することとする。

1.3 活動実績の概要

上記の 3 課題を以下の検討方法で進めた。

- 1) WP 会合では基調報告的な講演を聞き、意見交換を行う。
- 2) 基調講演を出発点として、メーリングリスト等を活用して課題について検討を深める。
- 3) 3 課題全てを十分に議論することが時間的に無理な場合を考え、課題(3)、課題(1)、課題(2)

の順に検討する。

2年間におけるWPの開催実績を、基調報告ならびに討議資料とともに以下にまとめておく。

WP 第1回会合

日 時 平成11年11月11日(木) 13:30~16:00

場 所 日本原子力研究所 東京本部第1会議室(富国生命ビル15階)

配布資料

ADS-99(1)-1 炉物理研究委員会 加速器駆動未臨界炉WP(仮称)名簿

ADS-99(1)-2 ワーキングパーティー(WP)の運営について

ADS-99(1)-3 「加速器駆動炉の炉物理」WP活動方針(案)

WP 第2回会合

日 時 平成12年2月22日(火) 13:30~17:30

場 所 川崎重工業(株)東京本社64会議室(貿易センタービル16階)

配付資料

ADS-00(2)-0 WP第1回会合議事録

ADS-00(2)-0 WP第1回会合議事録

ADS-00(2)-1 平成11年度炉物理研究委員会運営会議議事録

ADS-00(2)-2 高エネルギー核データファイルの現状 (原研・深堀智生)

ADS-00(2)-3 高エネルギー領域解析コードの現状: NMTC/JAM及びMCNPX
(原研・明午伸一郎)

ADS-00(2)-4 加速器駆動炉開発の意義と現状について (原電・高木直行)

ADS-00(2)-5 「加速器駆動炉の炉物理WP」活動計画の具体化(案)
(名大・山根義宏)

ADS-00(2)-6 加速器駆動未臨界炉WP活動方針の案 (原燃工・山本章夫)

ADS-00(2)-7 炉物理委員会加速器駆動未臨界炉WPの具体的活動内容(案)
(日立・藤村幸治)

ADS-00(2)-8 ADS-WP具体的な活動案 (原研・大井川宏之)

ADS-00(2)-9 議題「5.活動計画の具体化」についての提案 (原研・山根剛)

WP 第3回会合

日 時 平成12年7月10日(月) 13:30~17:00

場 所 日本原子力研究所 東京本部第6会議室(富国生命ビル12階)

配布資料

ADS/WP-00(3)-1 WP第2回会合議事録(案)

ADS/WP-00(3)-2 原研ADS実験計画への要望書について (名大・山根義宏)

ADS/WP-00(3)-3 核変換物理実験施設の概念検討の現状 (原研・大井川宏之)

ADS/WP-00(3)-4 核子・核子散乱断面積モデルによる加速器駆動炉特性への影響
(原研・辻本和文)

ADS/WP-00(3)-5 MA,LLFP を用いた実験に関する資料 (東北大・岩崎智彦)

ADS/WP-00(3)-6 ADS-WP 報告書のまとめ方と今後の WP の進め方に関する資料
(東北大・岩崎智彦)

WP 第4回会合

日 時 平成 13 年 3 月 2 日 (金) 13:30~17:00

場 所 航空会館 7 階 705 会議室 (東京 新橋)

配布資料

ADS/WP-01(4)-1 第3回会合議事録

ADS/WP-01(4)-2 京大炉 ADS 計画 (京大炉・代谷誠治)

ADS/WP-01(4)-3 ADS 未臨界度測定法の問題点 (名大・山根義宏)

ADS/WP-01(4)-4 ADS の反応度制御について (東北大・岩崎智彦)

第 2 章で各課題別に本 WP で得られた成果を述べる。また第 3 章には WP メンバーを対象に原研「核変換物理実験施設」計画への要望を調査した結果をまとめる。

2. 成果報告

2.1 高エネルギー領域における核データ・計算コードの現状と ADS 炉特性への影響

2.1.1 活動内容

本節では、加速器駆動未臨界型原子炉システム（ADS）の研究・開発において、重要な検討項目の一つである「高エネルギー領域での粒子輸送・中性子挙動」に関して行った調査研究の結果をまとめている。

本ワーキングパーティー（WP）では、本節の検討課題である「高エネルギー粒子挙動」に関して、以下の二つの観点から検討を行った。

- ① 高エネルギー領域の核データ・計算コードの現状調査
- ② 高エネルギー領域解析の ADS 炉特性への影響評価

上記の①は、GeV オーダー加速器からの陽子ビームを用いる ADS において整備しなければならない高エネルギー領域計算コードおよび核データの現状を調べたものである。この調査においては、核データ、解析コードそれぞれについて、原研の方から下記の 2 つの講演を頂いた。

- | | |
|---------------------|-------------|
| 1) エネルギー核データファイルの現状 | (原研 深堀 智生) |
| 2) 高エネルギー領域解析コードの現状 | (原研 明午 伸一郎) |

また、②の項目は高エネルギー解析結果を入力として行われる原子炉特性解析についての調査であり、高エネルギー解析コードがより低いエネルギー領域の解析にどのような影響をもつかを調査したものである。この点についての調査は、同じく原研から、下記の題目で講演を頂いた。

- | | |
|----------------------------|------------|
| 3) 高エネルギー領域解析の ADS 炉特性への影響 | (原研 辻本 和文) |
|----------------------------|------------|

本報告では、本 WP で想定した ADS の代表例¹とその基本的な核特性を 2.1.2 項にまとめている。この ADS が現在の ADS 設計の典型例であり、各講演者の念頭にあるものである。

また、各講演の内容は講演資料 A1～A3 に示されている。ADS システムにおける高エネルギー領域粒子挙動の研究の現状が、それらの原稿にわかりやすく纏められている。

なお、今回行った各項目の結論を大まかにまとめると、以下の通りとなる。

1) エネルギー核データファイルの現状

高エネルギー核データの整備は、現在原研核データセンターにおいて、高エネルギー領域の評価済み核データファイルの整備、評価手法の開発、実験データの収集等、精力的に行われている。しかし、現状では、評価済みの核種・反応等の点で十分と言えない状況である。今後の

¹ 参考文献：大井川 他：“JAERI-Tech 2000-062”

核データ関連の活動をより積極化していくことが重要である。

2) 高エネルギー領域解析コードの現状

高エネルギー領域を解析する計算コードの開発も、原研中性子科学センターで精力的に進められている。そこでは、あわせて高エネルギー領域コードの検証のための実験データの収集も進められ、それらとの比較検討も数多くなされている。総括的に、今までに開発された解析コードはかなりの良い精度を有しているが、微細な分布（空間、エネルギー両面）については実験データと一致の十分でないものも見られる。今後とも、更なるコード精度の改善ならびに解析手法の高度化が待たれる。

3) 高エネルギー領域解析の ADS 炉特性への影響

ADS 原子炉特性解析に対する、高エネルギー解析コードの精度の影響評価を行った。その結果、高エネルギー領域の計算結果自体が、現在想定する ADS 炉の原子炉マクロの特性（増倍係数、大まかな中性子分布等）にあまり大きな影響をもたないことが示された。ADS 概念設計を行う上では、現在用いられている手法がおおむね十分なものであると言える。しかし、ターゲット炉心境界の大きな分布形成による大きな出力ピークが発生する ADS 炉の詳細の設計においては、現在の手法は決して十分なものとは言えない。これらの点に着目した研究開発が望まれる。

2.1.2 典型的な ADS とその核特性

ADS の典型的な例として、原研での設計例を紹介する。原研にて現在考えられている ADS の実用システムは、大電流陽子加速器（陽子エネルギー1~1.5GeV、出力 23~30MW）から供給される陽子を、冷却材を兼ねる鉛一ビスマス液体ターゲット又はナトリウム冷却の固体タングステンターゲットに照射し、核破碎反応によって大量に発生する中性子を実効増倍率 (k_{eff}) 0.95 程度の未臨界体系で増倍して核変換を行うものである。核分裂反応によって発生する熱エネルギー (800MWth) は発電に利用し、電力の一部は加速器の運転に供する。残りの電力を売電することも可能である。

以下、これを例として、ADS システムの核特性の特徴を示す。なお、ここで対象とした ADS の体系図を図 2.1-1 に示している。また、ここでの計算結果は、ADS 解析コードシステム“ATRAS”によるものである。

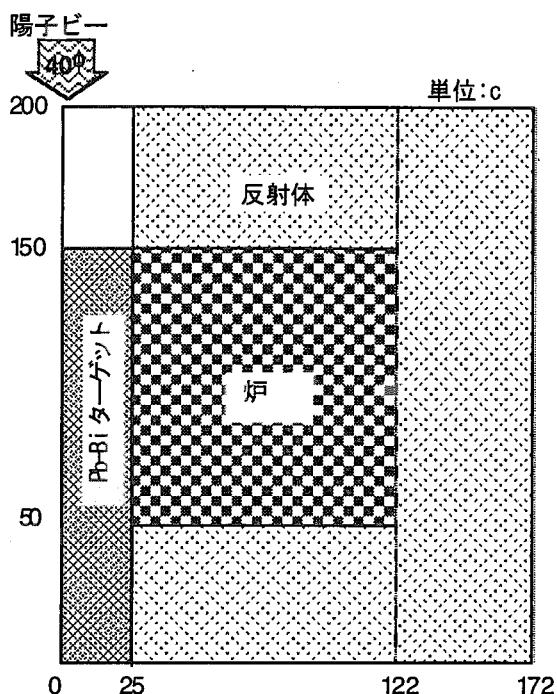


図 2.1-1 800MWth ADS プラントの RZ モデル

1) 中性子源空間分布

1.5GeV、1GeV、0.6GeV のエネルギーを持つ陽子を Pb-Bi ターゲットに入射した時の中性子源の軸方向分布を図 2.1-2 に、径方向分布を図 2.1-3 に示す。軸方向に見ると、ビーム入射面から数センチメートルの地点で中性子源強度が最大になり、数十センチにわたって減衰していく。径方向に見ると、ターゲット部を出ると中性子源密度は 1 術程度落ちるが、無視できない量の中性子が炉心で生成していることが分かる。

2) 中性子発生数

図 2.1-2 の軸方向分布において、各曲線を積分すると、ターゲットでの中性子発生数になる。陽子 1 個当たりの中性子発生数は各エネルギーでそれぞれ 45 個、30 個、15 個程度である。陽子エネルギーに大きく依存していることが分かる。この数字は、システムのエネルギー効率等に直結する数字であることから、中性子発生数の把握のためにも高エネルギー挙動解析の精度の向上が重要である。

3) 中性子束エネルギー分布

(a) 炉心平均

この体系内の中性子束のエネルギー分布を図 2.1-4 に示す。図 2.1-4 から、炉心平均の中性子束エネルギー分布は、1GeV から 10MeV 間とそれ以下の 2 成分から構成されていることが分かる。この内の高エネルギー側の成分がターゲットへの陽子導入時およびその後に起こる核破碎反応による中性子である。10MeV 以下の中性子は、高エネルギー領域を中性子源として未臨界体系で増倍された核分裂中性子成分である。両者には、およそ 3 術程度の差がある。すなわち、ADS 炉心平均でみると、増倍中性子成分に比べて高エネルギー中性子成分はかなり小さい。

(b) ターゲット部

図 2.1-4 には、ターゲット領域での平均中性子束も合わせて示している。ターゲット平均の中性子束には、高エネルギー成分が比較的多い（炉心平均に比べて 100 倍程度）ことが分かる。従って、ターゲットの研究においては、高エネルギー領域の挙動解析の重要さがより大きくなると予想される。

4) 出力分布

図 2.1-5 には、ADS の径方向出力分布を示している。ADS のシステムにおいては、出力分布が原子炉の出力分布から大きくずれた、大きなピーピング係数をもつ分布となる特徴があげられる。特に、ターゲット部（核破碎中性子源）近傍の急激な空間・エネルギー分布の変化による、出力分布に急激な分布、高いピーピング係数が生じている。このような高ピーピング係数の発生は、中性子導入－未臨界体系においては避けられない。ターゲットに隣接する領域での出力ピークは、燃料の熱的制限などの観点から極めて重要であり、ターゲット部で重要な高エネルギー挙動解析も含めて、中性子挙動解析の精度向上が重要であることが分かる。

5) その他

さらに、高エネルギー中性子は、(n,xn) 反応などを通して中性子源強度に影響を及ぼすほか、高エネルギー中性子は透過力が極めて高いため、放射線遮蔽の観点からも重要であるなど、様々な面で高エネルギー挙動解析の重要さがあることも指摘されている。

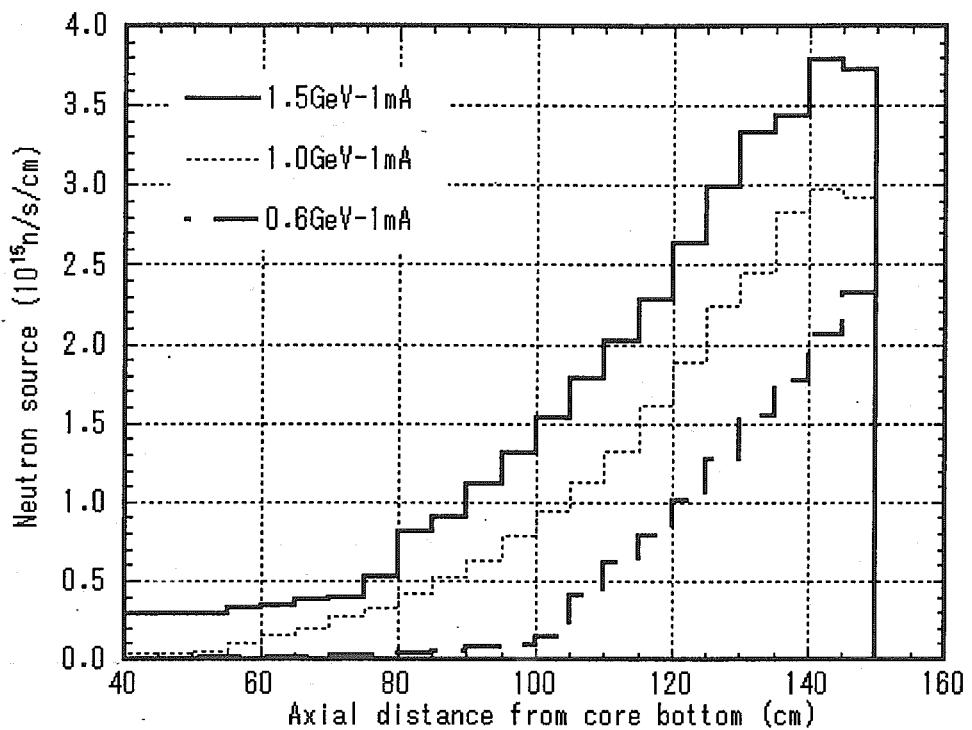


図 2.1-2 中性子源の軸方向分布

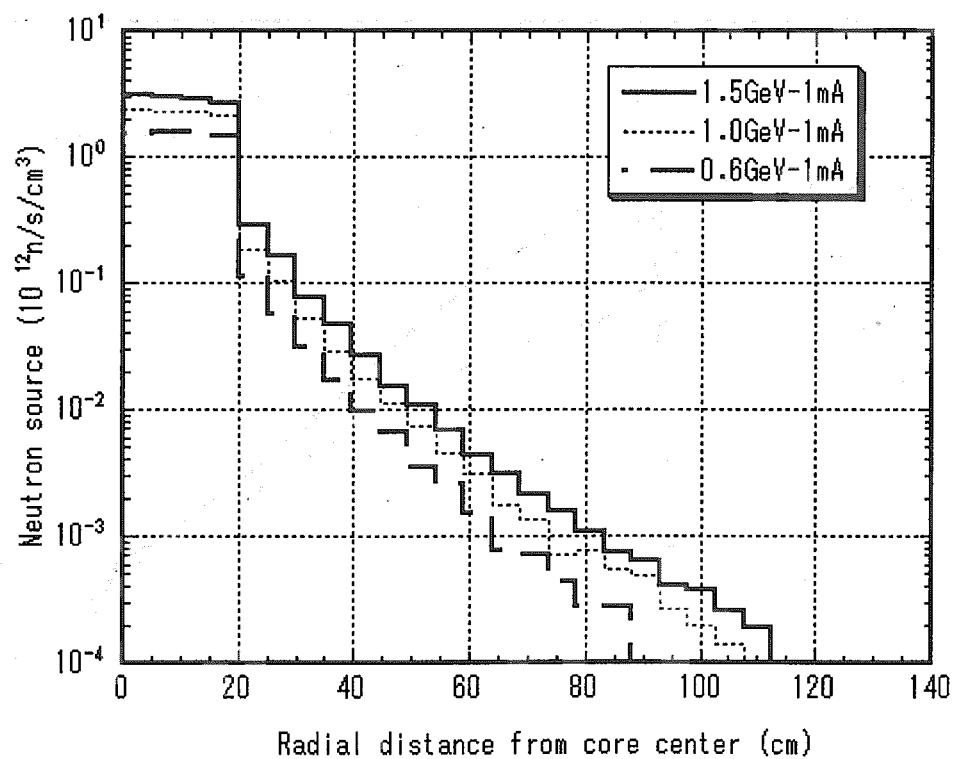


図 2.1-3 中性子源の径方向分布

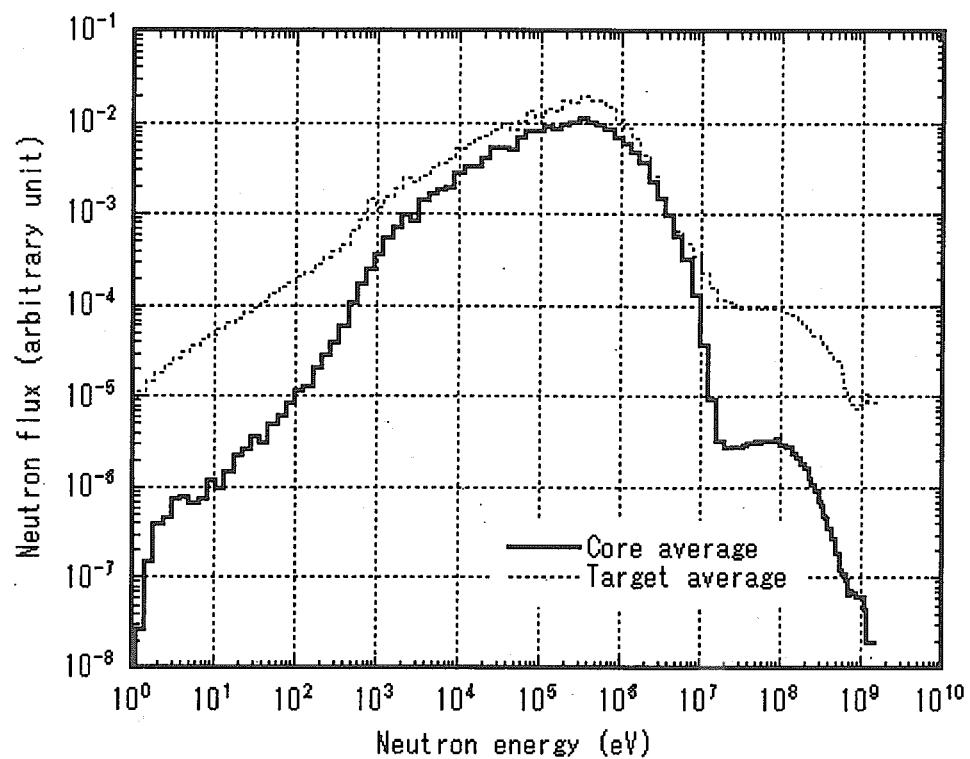


図 2.1-4 中性子束のエネルギー分布

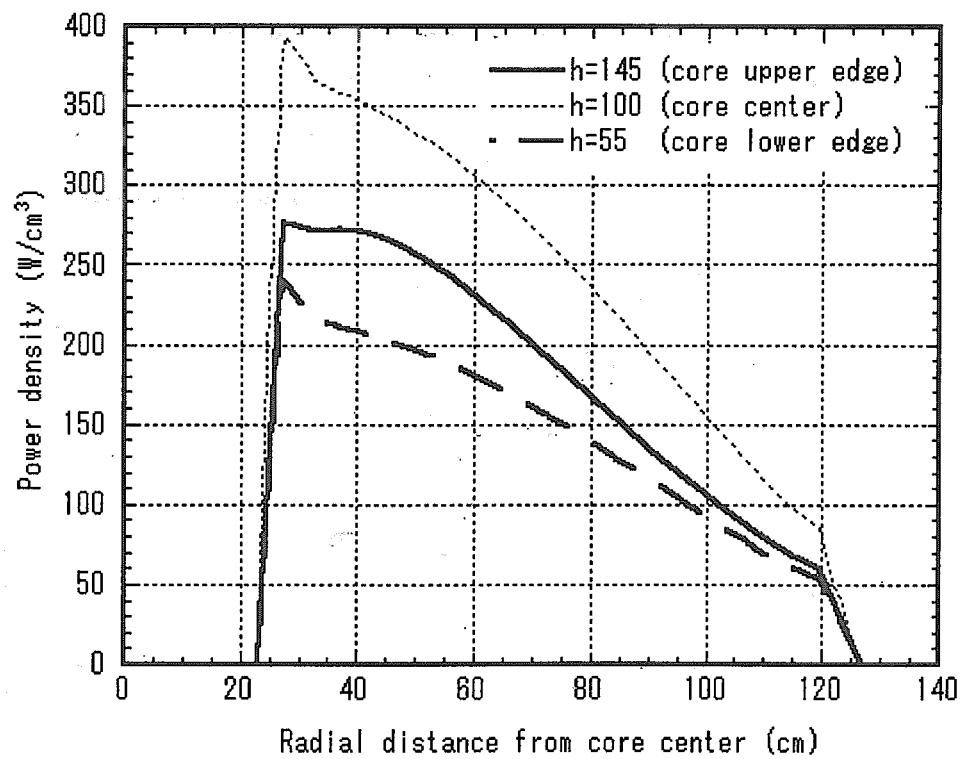


図 2.1-5 径方向出力分布

2.2 未臨界度測定法と反応度制御

2.2.1 活動内容

加速器駆動未臨界炉の安全性・運転管理の観点から重要な「未臨界炉に特徴的な静特性と動特性（安全性）の問題」に関する課題では、ADS 特有の未臨界状態における反応度特性に主眼を置くこととし、未臨界度の測定・評価ならびに反応度の制御に関する下記の 2 つの講演を頂き、検討を行った。

- | | |
|--------------------|------------|
| 1) ADS 未臨界度測定法の問題点 | (名 大 山根義宏) |
| 2) ADS の反応度制御について | (東北大 岩崎智彦) |

以下に、これらの報告の概要を示すとともに、2.2.2 項に今後の検討課題をまとめた。なお、各講師の方にその報告内容の詳細について纏めていただき、講演資料 A4 及び講演資料 A5 とした。

1) ADS 未臨界度測定法の問題点

反応度および未臨界度測定法のレビューが行われ、代表的な測定法として、①ペリオド法、②補償法、③中性子源増倍法、④落下法(積分法)、⑤中性子源引抜法、⑥指數実験法、⑦自発中性子増倍法、⑧逆動特性法、⑨パルス中性子法、⑩Rossi- α 法、⑪分散対平均法、⑫周波数応答法、⑬Mihalczo 法を挙げている。これらは測定原理、一次測定量、実効増倍率への換算、測定精度の各項目について、表 2.2-1 のように整理されている。

未臨界度測定限界・測定精度及び反応度への換算法の観点から ADS へ適用しうる測定法として、ADS がパルス運転される場合にはパルス中性子法が、定常（連続）運転される場合には中性子相関法による分散対平均法が有効であるとされている。パルス中性子法は、深い未臨界度まで適用可能、分散対平均法は外部中性子源が不要という特長がある。ただし、パルス中性子法適用の問題点として、深い未臨界体系での測定の長時間化と測定結果の空間依存性の 2 つの問題点が挙げられる。後者の空間依存性の問題に対しては、KUCA の実験を通して空間積分法の適用が有効であることが示されている。一方、分散対平均法適用の問題点として、即発中性子減衰定数からの未臨界度推定法に加えてパルス中性子法と共に問題点が挙げられる。なお、分散対平均法については、パルス運転に対する理論式を導出し、その適用性についての実験的検討も行われている。

2) ADS の反応度制御について

ADS では、炉出力は加速器側で制御できるが、反応度は制御できない。そのため、最大投入反応度の解析を行い、ADS に適合した反応度制御法の必要性について検討している。熱出力 800MW の ADS に関する 1 設計例として、Na 冷却炉および Pb&Bi 冷却炉について冷却材ボイド係数、冷却材温度係数及びドップラー係数を比較した場合、炉心領域の正の冷却材ボイド係数が支配的であることが示された。またそれによる最大投入反応度は、Na 冷却炉で約 7 % Δk 、

Pb&Bi 冷却炉で約 $3\% \Delta k$ となり、前者では $k_{eff}=0.95$ で運転する場合に、後者では経済性を考慮した運転 ($k_{eff}>0.98$) の場合に、反応度制御機構が必要という結果が得られている。

このような反応度事故を回避する手段として後備停止系の必要性が示唆され、ADS 特有の炉心形状に適用可能、炉心設計への影響小、大掛かりな制御機構不要という観点から、その停止系の具体的例として Li 液体ポイズン注入システムが提案されている。実効増倍率が 0.95~0.98 程度の ADS システムにおいて、冷却材ボイド率が 100%になるとこれによる正の反応度投入により臨界となる可能性があり、このような最大反応度投入事象に対しても、液体ポイズン注入により炉停止が可能である。

2.2.2 今後の検討課題

前述の未臨界度の測定法における議論は KUCA 等の小型の熱中性子炉体系での実験と経験に基づいており、今後は大型の高速炉系での検討を進める必要がある。また、実機段階では、基準反応度の測定法の確立、未臨界度モニターとしての適用性等を検討する必要がある。ADS 模擬体系を利用した実験的研究を積み重ねることにより、空間依存性の問題、検出器不感時間の問題、低い計数率の問題に対する「実用的」処方箋を探ることが今後の課題であり、開発段階の研究で、実用化への問題点の摘出とその対策を検討することが今後の研究の基本となる。

また ADS の反応度制御の問題では、ADS システムに前述のような後備停止系が必要か否かは、運転時の未臨界度設定値に依存する。まず、経済性も含めた未臨界度設定ロジックを構築することが必要である。併せて、後備停止系の要否の検討のためには、核解析のみならず熱流動フィードバック及びプラント動特性も考慮した安全解析を進める必要がある。また、加速器トリップの信頼性の検討を行い、安全解析に同トリップ失敗の想定が必要か否かも議論する余地がある。加速器トリップ失敗時の炉停止には、必然的に後備停止系が必要となる可能性がある。

今回のワーキングパーティーでは、出力計測制御及びプラント動特性制御等に関する検討ができなかった。これについては、今後の研究活動の進展に期待したい。

表 2.2-1(1/2) 反応度及び未臨界度測定法の現状

測定法	測定原理	一次測定量	実効増倍率への換算	測定精度
① ペリオド法	$\frac{\rho}{\beta_{eff}} = \sum \frac{a_i}{1+\lambda_i}$	ペリオド	連続中性子の定数	+0.2 \$ (±0.7%)
② 補償法	基準反応度との置換	置換量	校正用図表	—
③ 中性子源増倍法	$k_{eff} = 1 - \frac{C_0}{C} (1 - k_{eff,0})$	中性子計数率	基準点の増倍率と計数率	-15 \$ (±10%)
④ 落下法 (積分法)	$-\frac{\rho}{\beta_{eff}} = \frac{13.04 N_0}{\int_0^{\infty} n(t) dt}$	中性子計数の積分値	臨界時の計数率、 β_{eff}	-15 \$ (±10%)
⑤ 中性子源引抜法	$-\frac{\rho}{\beta_{eff}} = \frac{N_0}{\lambda \int_0^{\infty} n(t) dt}$	中性子計数の積分値	臨界時の計数率、 β_{eff}	-15 \$ (±10%)
⑥ 指数実験法	$1 - \frac{1}{k_{eff}} = -K \gamma^2$	計数値の空間減衰	反応度換算係数、 β_{eff}	k·eff=0.58 (±9%)
⑦ 自発中性子増倍法	$k_{eff} = \frac{1-C}{1-C\left(\frac{k_{eff,Cd}}{k_{eff}}\right)}$ $C = \left(\frac{\varepsilon}{\varepsilon_{Cd}}\right) \left(\frac{\phi_{Cd}}{\phi}\right)$	摂動前後の中性子束比	摂動前後の検出効率比及び 効率増倍率比	k·eff=0.70 (±9%)

表 2.2-1(1/2) 反応度及び未臨界度測定法の現状

測定法	測定原理	一次測定量	実効増倍率への換算	測定精度
⑧ 逆動特性法	式⑧	中性子束の時間変化	遅発中性子の定数	—
⑨ パルス中性子法	$-\frac{\rho}{\beta_{eff}} = \frac{A_{delayed}}{A_{prompt}}$	中性子束の時間減衰		-15 \$ (±5%)
⑩ Rossi- α 法	$P(t) = A_{corr} e^{-\alpha t} + A_{uncorr}$	相関項の時間減衰	臨界時の減衰定数、	-5 \$ (±5%)
⑪ 分散対平均法	$Y(t) = Y_{\infty} \left(1 - \frac{1 - e^{-\alpha t}}{\alpha t} \right)$	分散対平均比	臨界時の減衰定数、	-5 \$ (±5%)
⑫ 周波数応答法	$\phi_{NN}(\omega) = A + \frac{B}{\alpha^2 + \omega^2}$	パワースペクトル密度	臨界時の減衰定数、	-5 \$ (±5%)
⑬ Mihalczo 法	$-\rho = \frac{C_1 S_R}{1 - C_2 S_R}$	スペクトル比	変換係数	-5 \$ (±5%)

$$\text{式⑧ } \frac{\rho}{\beta_{eff}} = 1 + \frac{\Lambda}{\beta_{eff}} \frac{d[\ln n(t)]}{dt} - \sum_i \lambda_i a_i \int_0^\infty \frac{n(t-u)}{n(t)} e^{-\lambda_i u} du$$

2.3 国内外の ADS 計画の概要

2.3.1 活動内容

「概念設計、要素技術開発を含むシステム設計の問題」という課題に関しては、国内外の ADS 計画に関する調査研究として、第 2 回、第 3 回および第 4 回 WP で高木、大井川、代谷各氏からそれぞれ下記報告を受け、ADS の位置付けに関するレビュー的な検討を行った。

- | | |
|-----------------------|-------------|
| 1) 加速器駆動炉開発の意義と現状について | (原 電 高木直行) |
| 2) 核変換物理実験施設の概念検討の現状 | (原 研 大井川宏之) |
| 3) 京大炉 ADS 計画 | (京大炉 代谷誠治) |

以下に、その報告内容の概要を示す。なお、各報告の内容は講演資料 A 6 ~ A 8 に示されている。

1) 加速器駆動炉開発の意義と現状について

本報告は、日本、欧州、米国、ロシア、韓国、中国の ADS 開発計画の現状に関する調査結果を纏めたものである。表 2.3-1 に各国の ADS 開発現状を示す。実験施設の建設に向け計画が具具体化しつつあるものから、机上検討段階のものまで幅広く提案されている。用途は、長寿命放射性廃棄物 (MA, LLFP) の核変換である。「熱中性子利用に関しても検討されているが ADS の未臨界炉は高速炉体系が適しているとの見解が多い」旨報告があったが、本見解に関して WP では十分な討議はされていない。

2) 核変換物理実験施設の概念検討の現状

本報告では、日本原子力研究所で計画中の核変換物理実験施設に関して紹介いただいた。表 2.3-2、図 2.3-1 に核変換物理実験施設の計画概要を示す。また、表 2.3-3 に核変換物理実験施設で計画している炉物理的研究・開発課題を示す。ADS に関する実験的研究は CEA、LANL、PSI、CERN でも盛んに行われるようになっている。特に、CEA では臨界実験装置 MASURCA を用いた MUSE 計画が進行中で Cf-252 中性子源や D-T 中性子源を導入した未臨界体系の基礎的炉物理実験が行われている。その他、LANL や PSI では天然ウラン-水体系で陽子パルスを打ち込んでエネルギー増倍率の測定や鉛、タンゲステンターゲットの核破碎中性子源の発生量、エネルギースペクトルなどの特性量が測定され計算コードとの比較が行われている。しかし、高速炉未臨界体系に核破碎中性子源を導入して中性子増倍の定量的評価を行った例や、このような体系を長時間にわたって安定に運転した事例はなく本計画が世界に先駆けての事例となることが期待されている。

3) 京大炉 ADS 計画

本報告は、京都大学原子炉実験所の将来計画について紹介いただいたものである。京都大学研

究用原子炉（KUR）の代替炉として加速器駆動未臨界炉を実現し、研究用中性子源として核エネルギーと中性子利用の分野における共同利用研究に供することを目標としている。第1期計画は京都大学臨界集合体実験装置（KUCA）と組み合わせて、主として熱中性子炉に関する加速器駆動未臨界炉の成立性評価を含めた基礎的な実験的研究を予定している。表 2.3-4 に第1期計画の加速器施設の仕様を示す。

2.3.2 ADS 計画の現状

ADS 計画は、日本、欧州、米国、ロシア、韓国、中国の各国でシステム概念を構築している段階であり、いずれの計画も具体的な建設に向かっているところはない。計画している加速器の規模（ビームパワー）はプラントの出力規模や想定している未臨界度に応じて、数 MW～数 10MW 程度である。プラントの出力規模は数 100MW～数 1000MW である。実規模プラントの建設に向けて、数分の 1 から 1/10 規模の ADS 実験プラントの計画も必要であるが、先ずは、炉物理試験の計画が具体的になっている。CEA では MASURCA を用いて Cf-252 中性子源や D-T 中性子源による未臨界炉物理の基礎的な実験的研究が進行中であるが、核破碎中性子源と高速未臨界体系の組み合わせによる ADS 炉物理実験の実施が望まれており、日本原子力研究所の核変換炉物理実験施設計画においてその構想が具体化されつつある。そこでは、未臨界状態だけでなく、臨界状態での試験の実施できるよう柔軟な計画となっている。

表 2.3-1 (1/2) 各国の ADS 開発の現状

国	開発主体 計画名	設計仕様	中性子 スペクトル	用途・開発目的	建設年	備考
日本	原研・KEK	燃料：塗化物 ターゲット：固体(W, Ta) or 液体(Hg, Pb-Bi) 冷却材：Na, Hg, Pb-Bi	高速	• 素粒子・原子核、 生命科学、物質科学 の研究 • 材料照射 • 核変換実験 (MA, I-129, Tc-99 etc.)	第一期計画 2000 年着工を目標	
仏	CEA, CNRS, EDF GEDEON 計画	燃料：酸化物・金属 (U, -Th, Th, MA) ターゲット：? 冷却材：Na, Pb	高速	• 核変換 (MA, LLFP)	?	
欧洲	CERN ルビア炉	燃料：酸化物 (U, -Th,) ターゲット：Pb 冷却材：Pb (自然循環)	高速 (旧：熱中性子)	• 核変換 (旧：発電) (旧：熱中性子)		1996 年、開発目的を猪 から核変換に変更。また、 加圧水型の熱中性子体系 から高速体系に変更。
米	BNL Phoenix	燃料：酸化物 ターゲット：固体(?) 冷却材：Na	高速	• 核変換 (MA, I-129 Tc-99)		
米	LANL ATW	燃料：金属(TRU, Zr) ターゲット：Pb-Bi 冷却材：Pb-Bi	高速 (旧：熱中性子)	• 核変換 (MA, I-129 Tc-99)	2025 年に 850MW (full power) 実証	1996 年、重水減速・冷却 型の熱中性子体系から高 速体系に変更。

表 2.3-1 (2/2) 各国の ADS 開発の現状

国	開発主体 計画名	設計仕様	中性子 スペクトル	用途・開発目的	建設年	備考
露 露	ITEP ISTRA 計画	燃料：酸化物? ターゲット：Be 減速材：重水	熱中性子	● 既存の研究炉を改良し、加速器と結合した ADS 開発	1997?	
露	ITEP ADTT 計画	燃料：酸化物?、溶融塩 ターゲット：Pb-Bi 減速材：重水 or 溶融塩	熱中性子	● 核変換		
露	クルチャトフ DEMO-ADS	燃料：溶融塩 ターゲット： 減速材：溶融塩	熱中性子	● 核変換		1996 年の建設コスト見積もりでは 3.5 億 USD ドル
韓 国	KAERI 他 HYPER 計画	LANL の原稿設計 ATW に類似	高速	● 核変換	2002 年～2007 年に加速器部分を完成	
中 国	CIEA AD-RCNPS	燃料：10%濃縮ウラン ターゲット：Pb 冷却材：軽水	?	● 既存の試験炉を ADS に活用した ADS 開発	2020 年までに 1 GWt 実証炉建設を目指	

表 2.3-2 核変換物理実験施設の諸元素

項目	概要
原子炉本体の構成	格子管寸法：FCAと同様 集合体：格子管 51 行×51 列
燃料	板状燃料 濃縮ウラン金属（93%濃縮、20%濃縮）：2t 天然ウラン金属：2t 劣化ウラン酸化物：7t プルトニウム金属：200kg ピン状燃料 MA 添加燃料、窒化物燃料を追加していく その他 ブロック状ウラン、板状模擬物質（Pb、Bi、Na、W）、 遮へい用鉛
制限値	核分裂出力：500W 陽子ビーム出力：10W 陽子ビーム導入時の臨界未満度：2%Δk/k 以上 週間積算出力量：4kW·h 年間積算出力量：50kW·h 集合体最大装荷重量：片側 100 トン
冷却設備	プルトニウム燃料を用いる場合には送風機で集合体温度を調整する。
計測・制御施設	計装：中性子束検出器（核分裂計数管、UIC 等）、熱電対等 制御：制御・安全棒、集合体駆動機構
非常用制御設備	安全棒：2～3%Δk/k 程度（空気圧駆動） 集合体分離：通常は外部電源、停電時はバッテリーを使用
格納施設	耐爆・気密構造
核燃料取扱施設	燃料装填装置（燃料 ⇄ 引き出し）、燃料装荷装置（引き出し ⇄ 集合体）
主要な実験装置	核破碎中性子発生装置（陽子ビーム導入機構） 10nS～500 μs、 4×10^9 陽子/パルス、 6×10^{10} 中性子/パルス D-T 中性子源、Cf-252 中性子源 サンプル・カウンター駆動機構 非密封 RI 取り扱い用グローブボックス TOF 測定用実験孔 炉心昇温装置

表 2.3-3 核変換物理実験施設における研究・開発課題

研究・開発の目的	研究・開発課題
核破碎中性子源で駆動される高速 臨界体系の核特性予測精度評価	未臨界体系における出力分布
	未臨界度の決定
	中性子源の実効強度
	高エネルギー中性子の影響
	ターゲット、ビーム窓、ボイドの存在 鉛-ビスマス冷却材の模擬
加速器駆動ハイブリッドシステム 運転・制御性検証	ビーム出力の調整によるフィードバック制御
	ビームトリップ時及び立ち上げ時の挙動
	温度係数の測定（炉心、ターゲット）
	出力振動、炉心のデカッピング
	エネルギー増倍率の決定
MA 及び LLFP の核変換特性評価	MA の核変換率測定
	MA、LLFP のサンプル反応度値測定
	LLFP 用減速領域付き体系の核特性
	MA 塵化物燃料の模擬

表 2.3-4 京大炉 ADS 計画の第 1 期計画加速器仕様

1) イオン源	
型 式	マルチカプス型イオン源
最 大 電 流	10 mA
引 出 し 電 壓	10~15 keV
2) 低エネルギー輸送ライン (LEBT)	
3) RFQ	
入射エネルギー	10~15 keV
出射エネルギー	400 keV
運 転 モ ー ド	CW
ビ ー ム 電 流	5 mA
周 波 数	50 MHz
高 周 波 電 力	100 kW
全 長	2 m
4) 中エネルギー輸送ライン (MEBT)	
5) 70 MeV Separated Sector Cyclotron (SSC)	
K 値	72
入 射 半 径	0.31 m
引 出 し 半 径	3.42 m
入射エネルギー	400 keV
出射エネルギー	70 MeV
最大ビーム電流	2.0 mA
セ ク タ ー 数	4
電 磁 石 重 量	720 ton
周 波 数	50 MHz
高 周 波 電 力	200 kW

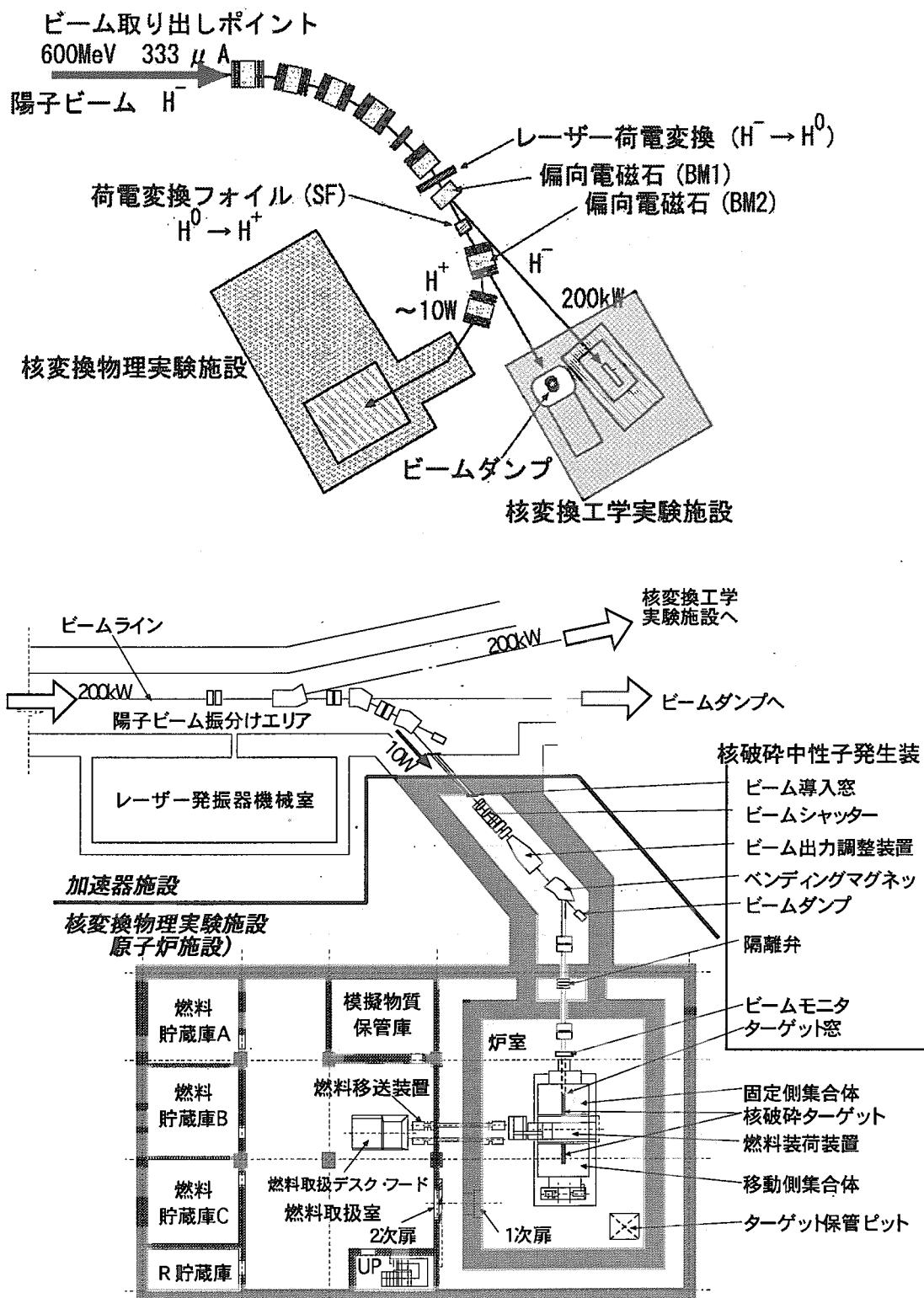


図 2.3-1 核変換物理実験施設配置案

3. 原研「核変換物理実験施設」への要望

3.1 要望調査の背景

原研は高エネルギー加速器研究機構と共同で「大強度陽子加速器計画」を推進し、その重要な研究項目の一つである加速器駆動核変換技術開発のために、「核変換物理実験施設」の建設設計画を進めている。この施設は加速器駆動炉の核変換技術開発の実験的研究を、未臨界度測定、核変換、運転制御などの多方面から扱う施設とするために、実験技術の自由度を増す目的で「臨界になりうる」炉物理実験施設として構想されている。

この計画の概要を広くこの問題に関心を持つ多くの研究者に周知する意図で、原研主催の「核変換物理実験施設に関する研究会」が平成12年6月14日に開催された。この研究会の直前に、炉物理委員会の中川正幸委員長より、以下の主旨で実験施設への要望調査を行なって欲しい旨の依頼があった。

- 1) 「核変換物理実験施設」計画は、原研内部で取りまとめが進行中である。この炉物理施設は原研だけでなく、今後大学や各機関で利用する機会が増すと考えられる。そこで計画の段階から、大学、各機関の関係者を含めた学会の意見・要望を広く反映しておくことが望ましい。
- 2) 「大強度陽子加速器計画」に関して、核物理や高エネルギー物理の分野からは具体的な提案がかなり出てきて、この計画をバックアップする姿勢を強く表明している。しかし原子力分野からは具体的な提案が無く、強い支持の姿勢が希薄である。このまま「核変換物理実験施設」に対して関連分野から具体的な支持が表明されないと、この計画自体が遅れる恐れもある。

上記主旨にもあるように、「核変換物理実験施設」は ADS の実験的研究の出来る施設として貴重な存在になる。炉物理研究グループとして、新しい臨界・未臨界実験施設に、実験内容、施設、機器等の具体的な提言を積極的に行なうことは重要である。そこで本 WP では手始めに、ADS-WP メーリングリストを利用して、「核変換物理実験施設」への自由な意見・提案・要望の収集を以下の項目について実施した。

- 1) 施設本体、2) 運転方式・制御方式、3) 将来実験してみたい炉物理実験項目、4) 具体的な実験手法、5) 備えておくべき実験設備、6) 要求される実験精度

3.2 要望の概要

WP メンバーから提案された意見・提案・要望を、(1)施設、(2)実験設備、(3)測定項目・測定手法、(4)その他に分類し整理して、平成12年7月10日の第3回会合でその概要を報告した。その内容を以下にまとめる。

(1) 施設

1) 核変換物理実験施設の意義・目的の明確化

核変換物理実験施設でしかできない課題と従来の臨界実験施設でもできる課題、さらにパルス中性子源がないとできない課題と無くともできる課題との分類がまず必要である。

2) 未臨界装置ではなく臨界装置

基準となる臨界状態との比較により、未臨界度測定などの測定精度の向上が期待できる。

3) 核種同定測定施設の併設

化学分析・質量分析ができる原研の「分析センター」の機能を持つ施設が、核変換炉物理実験のために必要である。

(2) 実験設備

(2-1) 加速器・ターゲット

4) 中性子投入量と投入中性子エネルギースペクトル測定設備

未臨界度測定、核変換量の定量など、全ての測定の前提条件となる。

5) ビーム強度揺動（変動）化設備

ビーム強度を周波数、振幅をパラメータとして変動させ、加速器の運転条件の変動を模擬した実験を実施する。

6) 陽子ビーム分流化装置

複数ターゲットを炉内に分散配置して、出力分布の平坦化を図る手法の検討に使用する。

(2-2) 炉心

7) 鉛ビスマスの試験領域

燃料と鉛ビスマス冷却材との試験領域を作り、核変換炉の核特性、炉物理特性が実験できる装置とする。

8) Pu燃料が使用できる装置

Pu炉心の特性評価だけでなく、自発核分裂線源の存在が反応度、出力分布等に及ぼす測定手法上の問題を検討するためにも必要である。

9) 未臨界度調整用吸収体及び同駆動機構

未臨界度のオンラインモニタリング開発のために、入射ビームの変調だけではなく、中性子吸収体等の制御要素により反応度変調ができる装置が必要である。

(2-3) その他

10) 炉心加熱装置

温度係数測定のために炉心を昇温する必要がある。

11) MA試料取り扱い装置

核変換特性を系統的に実験するために、各種MA試料が使用できる装置とする。

12) 大口径の(シンチレータ)ガンマ線炉外モニター

炉外漏洩ガンマ線のエネルギースペクトル測定や、ガンマ線信号の時系列データ解析による未臨界度推定法の開発に利用する。

(3) 測定項目・測定手法

13) 加速器駆動時の未臨界炉の動特性測定

加速器駆動時の未臨界炉の動特性、特に過渡的な変動をモニタリングできる設備を備える必要がある。

14) 時間依存中性子束分布の測定

炉内中性子束分布を時間依存で測定できる測定装置を準備する。例えば、位置検出型比例計数管を多数本用意する。

15) 炉内出力分布モニター用マイクロチェンバ

1集合体当たり1本の検出器を準備し出力分布の測定を利用する。あるいは空間依存性を考慮した未臨界度推定法の開発に利用する。

16) オンライン未臨界度測定

例えば、修正中性子源増倍法によるオンライン・オフライン測定、ビーム遮断による修正ソースジャーカ法(オフライン測定)の開発を行う。

17) 炉雑音測定

検出器出力を直接計算機メモリーに記録する「パルス列測定装置」を用いた時系列データ測定を利用して、同一データを種々の解析法で解析・比較する系統的な炉雑音測定を行う。

18) 炉内中性子エネルギースペクトル測定

箔放射化法あるいは計数管応答等によるエネルギースペクトル測定を行う。

(4) その他

19) 将来の実験設備のためのスペース確保

将来の研究・開発課題の進展に対応した設備増設に配慮し、将来設備のためのスペースを確保しておく。

3.3 要望のまとめ

上記の要望は、従来の臨界集合体装置に要求される諸要求に加えて、核変換研究、未臨界炉を対象とするため、次の点が特徴として指摘できる。

- 1) 臨界集合体装置であること。
- 2) 核変換研究のために Pu、MA が扱える施設であること。また核種同定、質量測定が可能な施設を併設していること。
- 3) 核変換量を高精度に評価するために、その基礎となる中性子エネルギースペクトル測定の標準的な測定が可能であること。
- 4) 空間依存性を意識した高精度の未臨界度測定が出来るように、反応度制御装置や中性子束の空間分布測定装置などを有していること。

これら要望のうちには「未臨界度測定装置」のように、今後の開発に期待がかかる設備・機器がある。こうした設備・機器の構想を検討し具体的な提案をすることは、本 WP の活動の範囲内では実施できなかった。今後は、例えば、未臨界度測定装置に要求される測定精度等を明らかにするなどの詰めをして、具体的な提言にまとめることが必要である。

4. まとめ

4.1 ADS-WP の成果

平成 11 年度に炉物理研究委員会に設置された「加速器駆動炉の炉物理」WP では、第 1 章に選定理由を記した以下の 3 項目を活動目標に掲げ、17 名のメンバーと 6 名のオブザーバーで 2 年間の活動を行った。

- 1) 線源スペクトルが炉物理特性に与える影響を中心に、高エネルギー領域の中性子輸送計算の問題点を探る。
- 2) 深い未臨界の評価に関する計算・実験の現状と問題点を整理し、未臨界炉に特徴的な静特性と動特性（安全性）の問題を抽出する。
- 3) ADS の位置付けに関するレビューと、概念設計・要素技術開発を含むシステム設計の問題点を検討する。

初回会合で活動方針を確認した後、3 回の会合で 8 件の講演を持った。その内容は第 2 章に詳しくまとめたとおりである。これをさらに大胆に要約すれば、次のようになる。

- 1) 高エネルギー領域の計算法については JAM コードの作成、核データは連続モンテカルロ計算コード (MCNP-4X, MCNPX, MVP) に対する 3 GeVまでの核データライブラリの整備に代表されるように、現状においてかなり進んでいる。例えば、これらの計算コードや核データライブラリは、原研の核変換物理実験施設の概念設計、また京大炉の「加速器駆動未臨界炉」を研究用中性子源として共同利用に供することを最終目標とする中性子ファクトリー計画の概念検討にも利用されている。
 - 2) しかし未臨界の評価手法については、パルス運転される ADS の特徴を活かしたパルス中性子法が一つの候補と考えられるが、実用の域に達した測定法は未だ無く、今後の開発に待つべき状況にあることが認識された。
 - 3) ADS の位置付けについては、ADS 計画は新しい原子力のオプションとして、原子力界に活気をもたらす効果は否定できないが、核変換自体の意義付け、高速炉を用いた核変換との関連が明確に整理されていないと言う議論があった。しかしこれ以上に ADS の意義と位置付けについて十分な意見交換は出来なかった。
- 3 章には、原研の高速臨界集合体 (FCA) をベースにした核分裂出力 500W の臨界集合体と、

エネルギー600MeV、繰り返し 25Hz の陽子ビームによる核破碎中性子源とを組み合わせた原研の「核変換物理実験施設」への要望をまとめた。この施設が核変換技術にかかる炉物理実験の施設として、最大限の機能を発揮出来るように、概念検討・施設設計・実験装置等に対する意見を調査・整理したものである。

以上が本 WP の技術上の成果である。

4.2 残された課題

本 WP は講演を聞くだけの単なる「勉強会」ではいけないと注文がついていた。メーリングリストを活用して、講演を話題提供の核として活発な意見交換をし、これを基に積極的な提言にまで纏めることを当初意図した。しかし 2 年間の活動を終えた時点で、原研の核変換物理実験施設計画に対する要望を除いて具体的な提言にまで至った成果は無かった。現在 ADS の計画は原研・京大炉以外には無く、さらに問題点の絞込みが十分で無かつたために、産業界を巻き込んだ活発な意見交換を生み出せ無かつたと思われる。

今後は、例えば、以下のような課題に絞る。

- 1) ADS の動特性・運転・制御特性に関する解析法の確立
- 2) 原研 FCA などの現有設備を有効利用した ADS 関連実験の計画案策定
- 3) 原研・京大炉の ADS 計画について、炉物理の視点で問題点の抽出

そしてこれらの課題を、ベンチマーク問題、計画案の作成などの作業を主体とした活動で展開して行く方針が望ましい。

付録 A：講演資料

講演 1 高エネルギー核データファイルの現状

講演 2 高エネルギー領域解析コードの現状：NMTC/JAM 及び MCNPX/LA150

講演 3 高エネルギー領域解析の加速器駆動炉特性への影響

講演 4 ADS 未臨界度測定法の問題点

講演 5 加速器駆動未臨界原子炉の反応度制御

講演 6 加速器駆動炉開発の意義と現状について

講演 7 核変換物理実験施設の概念検討の現状

講演 8 京大炉 ADS 計画

This is a blank page.

講演 1 高エネルギー核データファイルの現状

This is a blank page.

高エネルギー核データファイルの現状

原研核データセンター 深堀 智生

fukahori@ndc.tokai.jaeri.go.jp

1. はじめに

本報告は、平成 12 年 2 月 22 日（火）に川崎重工業（株）東京本社 64 会議室で開催された原子炉システム専門部会加速器駆動炉の炉物理 WP 第 2 回会合において、「高エネルギー核データファイルの現状」について報告したものまとめたものである。本報告の目的は、使用済み燃料の核変換のための加速器駆動システムに必要な高エネルギー核データのための物理量及び評価済み核データの提供方法を明確にし、国内及び国際的な評価の現状（格納核種、フォーマット、要求精度、評価手法、核データファイル使用法等）を紹介することである。これにより、高エネルギー核データのユーザと連絡を密にし、より良い核データ評価及び処理法を議論できればと思う。

2. 高エネルギー核データのニーズ

高エネルギー核データのニーズは多くの場所で報告されているが、ここでは High Priority Request List [1]に載ったものを紹介する。これは、原研の中性子科学研究計画のためにアンケートを取ったものであり、全てとは言えないがかなりの部分が網羅されているものと考えられる。まとめたものを Table 1 に示す。対象となる核種は、構造材、燃料組成に含まれるもの、冷却材、核破碎ターゲット、長寿命核分裂生成物、ビーム窓の候補材、トリチウム生成量推定、放射化量推定等に関連するものである。それぞれ、放射化断面積や粒子（主に中性子及び陽子）放出二重微分断面積の核データが必要とされる。この他にも、空気や土の放射化関連核種の断面積が必要となる。

使用済み燃料の核変換処理のためには、マイナーアクチニドや長寿命核分裂生成物に対する核データが必要となるが、マイナーアクチニドの 20 MeV 以下のエネルギー範囲での整備に関しては、JENDL アクチニドファイルにて整備が進められる予定であるので、ここで触れない。高エネルギー（20 MeV）以上に関しては、加速器駆動未臨界炉等にどの程度影響があるか、現時点で正確に把握することは困難あるが、当面、ファイル整備は JENDL 高エネルギーファイル（JENDL-HE）として行う予定である。長寿命核分裂生成物に関しては、JENDL の汎用核データライブラリーで対応できると考えられるので、ここでは説明を割愛させていただく。

評価済み高エネルギー核データファイルの目標精度であるが、Table 1 に示されている要求精度に基づき、検討されている。議論の余地はあるが、現在考

えられているのは、弾性散乱断面積や放射化断面積等の断面積でその重要度によって 10-20%、粒子放出二重微分断面積で 50% 程度を目標としている。

3. 高エネルギー核データの提供方法

評価済み高エネルギー核データの提供法方は、7. での議論とも関連するが筆者の私見では、全ての必要なエネルギー範囲に亘って、従来の (20 MeV 以下の) ファイルの場合と変化はないと考える。すなわち、ENDF フォーマットの評価済み核データファイルを作成し、NJOY 等の処理コードによって利用コードのライブラリを作成し、提供する方式はさほど違わないであろうと言うことである (Fig. 1)。原研核データセンターで整備している JENDL 高エネルギーファイルの場合は ENDF-6 フォーマットを採用する予定であるが、ENDF-6 フォーマットで作成したファイルには次のような利点がある。すなわち、世界中で広く利用されているフォーマットであり、放射化量推定やドシメトリーのための同位体生成断面積や輸送計算のための粒子生成二重微分断面積が格納しやすいことである。

4. 高エネルギー核データファイル整備の現状

高エネルギー核データファイルは、各国で整備が開始されている。1999 年現在の各国の高エネルギーファイルの状況を Table 2 に示す。高エネルギー核データファイルの整備の最も盛んなのが米国と日本である。以下、各国のファイルの現状を略記する。

日本の JENDL 高エネルギーファイル (JENDL-HE) に格納予定核種を Table 3 に示す。評価作業はシグマ委員会高エネルギー核データ評価ワーキンググループで、表中にある 1st priority、2nd priority、3rd priority の順に行われており、1st priority、2nd priority の核種は評価が殆ど終了している。3rd priority の核種は平成 12 年度に評価作業に着手する。評価終了核種については、現在、ENDF-6 フォーマットへのファイル化、レビュー、ベンチマーク計算等が行われている。レビュー及びベンチマークテストを経て、これに基づく修正を行った後、公開予定である。公開に関しては、全核種を一気に公開をするのではなく、チェックが終わった核種から、毎年順次公開する予定である。

米国では、ブルックヘブン国立研究所 (BNL) 及びロスアラモス国立研究所 (LANL) で高エネルギーファイルの整備が行われている。BNL では 4 核種に対する 1 GeV までの中性子及び陽子入射反応データが評価されたが、後継者がいないため、今後の評価活動は未定である。LANL では主に Chadwick が GNASH を用いて評価を行っている。最もアクティブなグループで、ここで評価された LA150 は ENDF/B-VI に含まれることになった。また、現在も評価対象核種を拡張しているようである。

欧洲では、ECN Petten、カールスルーエ研究所 (FZK)、NEA Data Bank 等でファイル整備が進められているが、評価が終了した核種数はまだ少ない。ロシ

アでもオブニンスクの物理動力研究所（IPPE）を中心に高エネルギー核データが評価されている。

5. 格納される物理量とフォーマット

2. の核データニーズでも述べたが、高エネルギー核データには放射化量推定やドシメトリーのために同位体生成断面積が、輸送計算のためには粒子放出二重微分断面積が要求される。同位体生成断面積は、カスケードモデル等のシミュレーションコードでは要求精度を満たすのが困難であるため、必要なエネルギー領域全てに亘って評価済み核データが必要となる。一方、粒子放出二重微分断面積に関しては、シミュレーションコードでの再現性が比較的良好いため、利用方法によって核データファイルの必要性が異なると考えられる。現在最も主流になるであろう輸送計算方法、すなわちシミュレーションコードが精度の良い 150~250 MeV 以上のエネルギーではこれを用い、そのエネルギー以下でライブラリを用いた輸送計算（MCNP, ANISN, DORT, DOT 等のコード）を使用する場合は、150~250 MeV 以下で評価済み核データファイルを整備すればよい。他方、全てのエネルギー範囲でライブラリを用いた輸送計算を行う場合や経験式等を用いて遮蔽計算をする場合は、必要なエネルギー範囲全てに亘った評価済み核データファイルが必要となる。これに関しては、議論の残るところがあるので、7. で再度考察したい。

フォーマットに関しては、上記いずれの場合でも、ENDF-6 フォーマットが有効であることは先にも述べた。JENDL-HE で予定しているフォーマット構造は、ENDF-6 フォーマットに準拠した Table 4 に示すものである。基本的に MF=3 で断面積、MF=4 で角度分布、MF=5 でエネルギースペクトル、MF=6 で二重微分断面積を格納する。上記のフォーマット構造は、BNL-JAERI 形式と呼ばれ、NEANSC/WPEC/SG13 で推奨された LANL 形式と若干異なる（中性子、陽子、光子、重陽子、三重陽子、He-3 及び α 粒子放出に関して、LANL の MT=5 仕様に代わって MT=201-207 が使われている）。しかし、 π 中間子等の格納を考えると BNL-JAERI 形式が必要となり、相互に変換が簡単にできるので、JENDL-HE では、あえてこの方式で格納し、公開の際に変換プログラムを添付することを考えている。

20 MeV 以下のファイルとの繋ぎ方であるが、これは各国の方式と同様に、全て確認済みの 20 MeV 以下のファイルには何ら変更を加えず、フォーマット構造もそのまま 20 MeV 以上のファイルと繋ぐことにした。20 MeV 以下のファイルとして、当面 JENDL Fusion File または JENDL-3.2 を接続するが、JENDL-3.3 公開後にはこれと置換する予定である。但し、 γ 線データが 20 MeV 以下のファイルに格納されていない場合は、20 MeV 以上のエネルギーのために評価した手法を用いて 20 MeV 以下のデータを補完する予定である。

6. 評価方法と評価用ツール

全断面積以外の反応は、精度の良い実験データが十分にあれば、通常これを用いてフィッティングすることにより評価できるが、そうでない場合は各反応過程に対応した理論計算を用いることによって評価する。高エネルギー領域（ここでは20 MeV～数GeV程度と定義する）における実験データの現状は、従来(20 MeV以下)のデータと比較すると、極端に不足している。このため、核データ評価は核物理理論を用いた計算コードに頼らなければならない。したがって、計算コードの精度評価が必要となる。シグマ委員会を中心に、以下に示すような種々の評価用コードが開発されている。

- 前平衡過程理論 : ALICE-F[2], GNASH[3], EXFON[4]
- 多体break-upモデル : SCINFUL/DDX[5]
- 核内カスケードモデル : HETC/3-STEP[6]
- 量子論的分子動力学法 : JQMD[7]
- 高エネルギー核分裂 : FISCAL

ここでは、JENDL-HE の評価手法について簡単に触ることにする。

直接反応過程モデルによる評価は、主に離散準位への非弾性散乱断面積の評価に用いるが、その他の速い核反応過程の物理量評価にも使用される。放出粒子スペクトルの高エネルギー部分の離散ピークはこの反応過程によるものが大部分であり、前方性の強い角度分布を示す。非弾性散乱反応に関する直接反応理論には Distorted Wave Born Approximation (DWBA) モデルや Coupled Channel モデルがよく使用される。(n,d)反応や(p,d)反応等核子を拾い上げるような反応過程における直接反応理論には Pick-up モデルが使われるよう、その他の速い核反応過程の物理量評価にも種々の直接反応モデルが提唱されている。また、高エネルギー領域における核子を剛体球のように扱う核内カスケード (Intranuclear Cascade、INC) モデルも直接反応過程モデルの一種と考えても良いだろう。

エネルギースペクトルの低エネルギー部分の 90 度対称または等方的な角度分布を持つ部分は、統計模型で説明される。もっとも基本的であるのが、原子核を液体と仮定し、ここから粒子が蒸発して放出されるとする蒸発モデルである。蒸発モデルによるエネルギースペクトルは、放出エネルギー、逆反応断面積及び準位密度に比例する。もう一つよく評価に使用されるのが Hauser-Feshbach モデルであり、これは反応断面積に粒子崩壊確率をかけて得られる。蒸発モデルより詳細に反応を記述できるので、多くのコードに組み込まれている。

前平衡過程は、直接反応と統計模型の中間に位置するスペクトル部分で、緩やかな前方性を持つ角度分布が特徴である。入射エネルギーが高エネルギーになればなるほど、この部分が重要となるため、多くの理論的発展がなされてきた。半古典的アプローチでは Master Equation を解く、励起子モデル[8]を基本とし、ハイブリッドモデルを発展させ、角度分布を散乱位置（透過係数の次数）で記述した Geometry Depended Hybrid (GDH)[9]モデル等があげられる。この他、半古典的アプローチには、前平衡過程からの cluster particle (d , t , ${}^3\text{He}$, α) 放出を考慮（前出は核子のみ）できる Iwamoto-Harada-Sato モデル[10,11]も提唱されている。一方、より詳細な前平衡過程理論として次に示すような量子論的ア

プローチが試みられている。

- Feshbach-Kerman-Koonin (FKK) モデル[12]
- Tumura-Udagawa-Lenske (TUL) モデル[13]
- Nishioka-Weidenmueller-Yoshida (NWY) モデル[14]
- Semi-classical Distorted Wave (SCDW) モデル[15]

等があるが、現在では FKK モデルがもっとも核データ評価に利用されている。

その他の核データ評価に使用されている理論として、直接過程及び前平衡過程が内包されているシミュレーション手法を利用した量子論的分子動力学 (QMD) 法[7]、3 体問題 (Fadeev Model) 等があげられる。これら多くの理論を駆使して、核データ評価がなされている。JENDL-HE の仕様としては、基本的に次のように考えられている。

- 上限エネルギーは、JAERI-KEK 統合計画のブースターリングのエネルギーである 3 GeV とする。これ以上は、評価手法が異なるしシミュレーションコードでかなりの部分が要求精度を満たすことが出来るためである。
- 同位体生成断面積は、ALICE-F (< 3 GeV)、q-GNASH (< 250 MeV) 及び JQMD または JAM (150 MeV - 3 GeV) の組み合わせで、評価計算を行う。
- 粒子生成二重微分断面積は、q-GNASH (< 250 MeV) と JQMD または JAM (150 MeV - 3 GeV) の組み合わせで、評価計算を行う。

JQMD の計算例を Fig. 2 に示す。

全断面積や弾性散乱断面積は通常光学模型により計算 (ECIS 等) する。光学模型には、一般的なポテンシャルパラメータ (多くのパラメータセットが報告されている) を用いて行う計算の他に、近年、以下のようなより精度の良いアプローチが開発されている。

- 分散理論：実数部と虚数部の相関を持たせ、フェルミ面付近の補正を行う。
- ミクロスコピックな光学模型：JLM モデル[16]に代表される核内核子による平均場から求めたポテンシャル。JLM モデルの場合、4 つのパラメータのみでポテンシャルが表現できる。
- 相対論的光学模型：Dirac 方程式に対応したグローバルポテンシャルパラメータが、近年提唱されている。現象論的であり、計算が簡単な特徴を持つ。もう一つは、相対論的インパルス近似と呼ばれ、調整パラメータ無しでポテンシャルを決定できるが、計算が複雑となる欠点を持つ。

また、極端に実験データが少なく上述のパラメータを求めることが出来ない場合は、系統式を用いた TOTELA で計算する。TOTELA の中性子入射全断面積、弾性散乱断面積、弾性散乱外断面積及び陽子入射弾性散乱外断面積に対する計算例を実験値のある C, Fe, Pb で比較したものをそれぞれ Figs. 3-6 に示す。

一方、中高エネルギーにおけるアクチニドの核分裂断面積は核変換処理において重要であるが、核分裂断面積計算の有効なツールの開発は ALICE や HETC

系のいくつかの改良版に見られる以外、精度も十分検討されていない[17]。また、中高エネルギーにおいては、アクチニド核種以外の中重核でも核分裂を起こすことが知られており、近年、ロシアの Gatchina (PNPI) や LANL において中高エネルギー中性子による核分裂断面積の測定が行われている。このような現状を考慮し、高エネルギー核分裂断面積の系統性を以下のような式で求める試みがなされている。[18,19]

$$P_{fis}(Z, A, E) = p_1 / [1 - \exp\{-p_3(E - p_2)\}]$$

$$p_1 = [1 + \exp\{(q_{1,1} - x) / q_{1,2}\}]^{-1}$$

$$p_i = \exp(q_{i,1} + q_{i,2}x) \quad (i=2,3, \quad x=Z^2/A)$$

ここで、 P_{fis} は核分裂分岐比($=\sigma_{fis}/\sigma_R$) (σ_{fis} は核分裂断面積、 σ_R は全反応断面積)、 Z 、 A は複合核の原子番号及び質量数、 E は励起エネルギー、 q_{ij} は Z 、 A に依存しないパラメータである。フィッティング対象は Ag~Am の 29 核種に対する陽子、中性子、光子入射核分裂断面積実験データであり、低エネルギーでの核の個性を強く反映した複雑な構造は無視している。得られたパラメータを Table 5 に示す。この系統式を用いた高エネルギー核分裂断面積計算コード FISCAL を開発した。実験データ解析の標準断面積としても重要な ^{235}U の核分裂断面積評価値を LANL の実験データと比較したものを Fig. 7 に示す。 ^{232}Th , $^{233,238}\text{U}$, ^{237}Np の ^{235}U に対する核分裂断面積比測定値と FISCAL の計算値を比較したものを Fig. 8 に示す。 ^{237}Np で系統式は若干過大評価であるが、今後パラメータの精度を上げてより再現性の良いものにする予定である。これにより、実験値の少ない高エネルギー核分裂断面積に対し、ある程度の精度で評価値を与えることができるようになった。また、断面積の他、高エネルギー核分裂に関連した ν , χ , 核分裂収率等の量も重要であり、検討が進められている。

7. 高エネルギー核データの利用方法

3. でも述べたが評価済み核データファイルは、何らかのコードのライブラリとして利用されるのが普通である。高エネルギー核データの場合も同様で、ライブラリは NJOY 等で処理して利用者に提供しなければならない。高エネルギー領域におけるライブラリの形式に関しても、連続モンテカルロシミュレーション用ライブラリか従来型の多群ライブラリかで、次のような特徴がある。

- 連続モンテカルロシミュレーション (MCNP, MVP 等) 用ライブラリは、最近では標準的中性子・光子輸送計算コードとして用いられるが、反応チャンネル増加に伴うデータ表現不足の問題がある。
- 決定論的な輸送計算コードは比較的短い計算時間で結果が得られるので、今後も使われる可能性があるが、多群ライブラリ作成の際にルジャンドル展開で散乱角度分布を表現しているので、前方性の強い高エネルギー領域では本質的に計算精度が悪化する問題がある。この問題の解決が重要である。

これらのオプションの取り方によって、ライブラリ作成手法、ひいては高エネ

ルギー核データ整備予定が大きく変わってくる。したがって、次のようなことを十分考慮して高エネルギー核データを整備していかなければならない。入射粒子と標的核の組み合わせに関しては、従来考慮の対象とならなかった放出粒子全ての輸送を追うための多くの入射粒子に対する評価済ファイル整備は非現実的である。LANL のような MCNPX (MCNP+LAHET システム) を検討する必要がある。また、HETC 系や QMD のようなコードは 100 MeV 以下の入射エネルギーでは精度が良くない傾向にあるため、コード使用に際しての適正なエネルギー範囲設定も重要である。更に、ベンチマーク実験が不足しているため、評価済高エネルギー核データファイルの精度検証のために重大な問題となる。

これらを検討するために、シグマ委員会ではタスクフォースを設置し、検討を行った。詳細はこのタスクフォースの報告書[20]を参考にしていただきたい。現状では、連続モンテカルロ輸送計算コード用 (MCNP-4x, MCNPX, MVP 等) ライブライアリは、現在暫定版の JENDL-HE を用いて、その処理が可能かどうかチェック中であり、おおよその見通しは着いてきた。一方、モンテカルロ以外のコード (ANISN 等) に対しては、群定数のエネルギーの切り方から検討を始めなければならない状態である。炉物理委員会の方でも、ご検討して頂きたい。

8. おわりに

高エネルギー核データに関する、ニーズ、評価済みファイルの現状並びに JENDL-HE に格納予定の核種、物理量、フォーマット、評価手法・ツール、高エネルギーファイルの利用方法等を概観した。高エネルギー核データのユーザと評価者間の検討課題はまだ数多く残っており、緊密な連携が必要となっている。原子炉側からの要望が核データ側に伝わっていない部分があるので、今後、断面積評価における要求精度等の情報伝達を希望する。

参考文献

- [1] HPRL; <http://wwwndc.tokai.jaeri.go.jp/hprl/index.html>
- [2] Fukahori T.: JAERI-M 92-039, p.114 (1992).
- [3] Chadwick M.B. and Young P.G.: Phys. Rev., C47, 2255 (1993).
- [4] Kalka H.: Proc. Int. Conf. On Nucl. Data for Sci. and Technol., Julich, May 13-17, 1991,
Springer-Verlag, Berlin, Heidelberg, p.897 (1992).
- [5] Kashimoto H., et al.: JAERI-M 93-046, p.287 (1993).
- [6] Michel R. and Nagel P.: NSC/DOC(97)-1, NEA/P&T No. 14 (1997).
- [7] Niita K., et al.: Phys. Rev., C52, 2620, (1995).
- [8] Cline C.K. and Blann M.: Nucl. Phys., A172, 225 (1971).
- [9] Blann M.: Phys. Rev. Lett., 27, 337 (1971); ibid., 28, 757 (1972).
- [10] Iwamoto A. and Harada K.: Phys. Rev., C26, 1821 (1982).

- [11] Sato K., Iwamoto A. and Harada K.: Phys. Rev., C28, 1527 (1983).
 [12] Feshbach H., Kerman A. and Koonin S.: Ann. Phys. (N.Y.), 125, 429 (1980).
 [13] Tamura T., Udagawa T. and Lenske H.: Phys. Rev., C26, 379 (1982).
 [14] Nishioka H., Weidenmueller H.A. and Yoshida S.: Ann. Phys. (N.Y.), 183, 166 (1988);
 ibid., 193, 195 (1989).
 [15] Luo Y. and Kawai M.: Phys. Rev., C43, 2367 (1991).
 [16] Jeukenne J.-P., Lejeune A. and Mahaux C.: Phys. Rev., C16, 80 (1977).
 [17] 西田雄彦、他：原子力学会 1995 年春の年会 D11.
 [18] 深堀智生、千葉敏：原子力学会 1994 年秋の大会 F17
 [19] 深堀智生、岩本修：原子力学会 1997 年秋の大会 A23
 [20] 大山幸夫、他：JAERI-Review 98-020 (1998).

Table 1 Nuclear Data Needs for Accelerator-driven Transmutation of Waste
 (from High Priority Request List [1])

Reaction	Quantity	Energy Range	Accuracy	Purpose
Cu, Nb, Mo	(p,xnyp),(n,xnyp) Spectra	20-1500 MeV	50%	Structural Material
N, Cl	(p,xnyp),(n,xnyp) Spectra	20-1500 MeV	50%	Fuel Material
Na	(p,xnyp),(n,xnyp) Spectra	20-1500 MeV	50%	Coolant Material
Zr, Ta, W, Hg, Pb, Bi, Np, Pu, Am, Cm	(p,xnyp),(n,xnyp) Spectra	20-1500 MeV	50%	Target Material
Tc, I	(p,xnyp),(n,xnyp) Spectra	20-1500 MeV	50%	Long-lived FP
Fe-56, Ni-58, Mn- 55, Cr-52, Mo-96	(p,xnyp) Spectra	0.8-1.5 GeV	50%	Beam Window Material: HT-9
Si, O, Ti, Al, Ba, Zn, C	(p,xnyp) Spectra	0.8-1.5 GeV	50%	Beam Window Material: ceramics
Th-232, U- 233,235, 238,Pu- 239,241,Am- 241,Cm- 242,245,249	Tritium Yield from (n,f)	thermal-20 MeV	10%	BURN-UP (Tritium Production)
Bi-209(n,g)	Activation	thermal -1 MeV 1 - 20 MeV	15% 20%	Po-210 Production

Table 2 Status of Evaluated High Energy File in the World (1999)

所 在	概 要	格 納 核 種
BNL	ENDF/B-VI高エネルギーファイル。1 GeVまでの中性子及び陽子入射反応データ。 ALICE-Pによる評価。	^{12}C , ^{56}Fe , ^{208}Pb , ^{209}Bi
LANL	150 MeVまでの中性子及び陽子入射高エネルギーファイル(LA150)。FKK-GNSHAによる評価。	^1H , ^{12}C , ^{14}N , ^{16}O , ^{27}Al , $^{28,29,30}\text{Si}$, ^{31}P , Ca , $^{50,52,53,54}\text{Cr}$, $^{54,56,57,58}\text{Fe}$, $^{58,60,61,62,64}\text{Ni}$, $^{63,65}\text{Cu}$, ^{93}Nb , $^{182,183,184,186}\text{W}$, $^{206,207,208}\text{Pb}$
ECN Petten	150 MeVまでの陽子及び中性子ファイル。FKK-GNSHAによる評価。	$^{54,56}\text{Fe}$, $^{58,60}\text{Ni}$
FZK	50 MeVまでのIFMIF用中性子ファイル。	^{52}Cr , ^{56}Fe , ^{51}V
IPPE Obninsk	100 MeVまでのファイル(WIND)。	$n+^{232-238}\text{U}$, $^{237,239}\text{Np}$, $^{236-244}\text{Pu}$, $p+^{238}\text{U}$
IPPE Obninsk	100 MeVまでの放射化断面積ファイル(MENDL-2)。	505核種(反応)
NEA Data Bank	多くの核種の全断面積、弹性散乱断面積及び非弹性散乱断面積実験データのサベイ(Barashenkov Compilation)	多数
JAERI	JENDL高エネルギーファイル。3 GeVまで格納予定。詳細は、後で紹介。	Table 3

Table 3 Nuclides Planed to be Stored in JENDL-HE

1 st priority (42 nuclides)	H-1, C-12, N-14, O-16, Na-23, Al-27, Cr-50, 52, 53, 54, Fe-54, 56, 57, 58, Ni-58, 60, 61, 62, 64, Cu-63, 65, Ta-181, W-180, 182, 183, 184, 186, Au-197, Hg-196, 198, 199, 200, 201, 202, 204, Pb-204, 206, 207, 208, Bi-209, U-235, 238
2 nd priority (41 nuclides)	Be-9, Mg-24, 25, 26, Si-28, 29, 30, K-39, 41, Ca-40, 42, 43, 44, 46, 48, Ti-46, 47, 48, 49, 50, V-51, Mn-55, Co-59, Zr-90, 91, 92, 94, 96, Nb-93, Mo-92, 94, 95, 96, 97, 98, 100, Pu-238, 239, 240, 241, 242,
3 rd priority (40 nuclides)	H-2, Li-6, 7, B-10, 11, C-13, F-19, Cl-35, 37, Ar-35, 38, 40, V-50, Zn-64, 66, 67, 68, 70, Ga-69, 71, Ge-70, 72, 73, 74, 76, As-75, Y-89, Th-232, U-233, 234, 236, Np-237, Am-241, 242, 242m, 243, Cm-243, 244, 245, 246

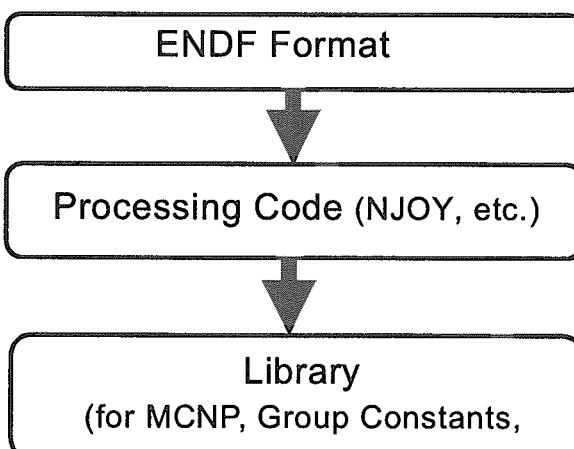
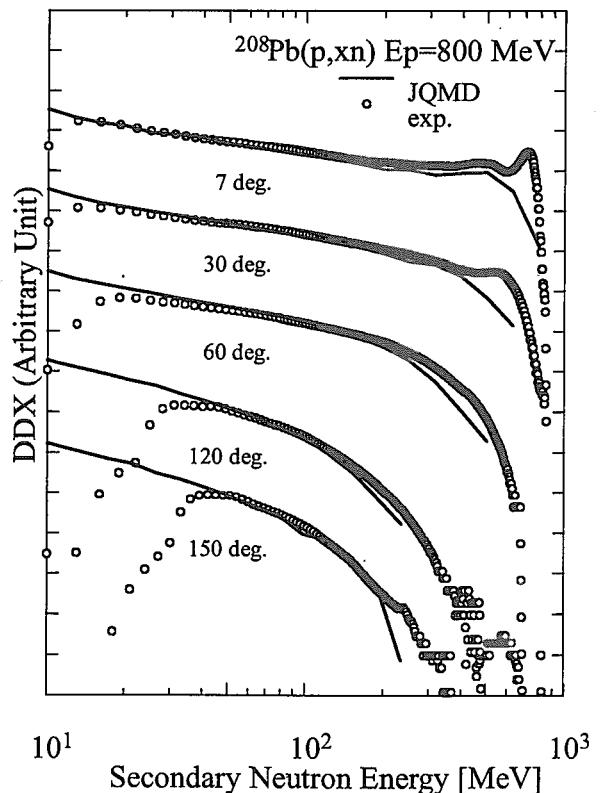
Neutron & Proton File up to 3 GeV (Total: 123 nuclides)

Table 4 Format Structure Adopted in JENDL-HE

MT	MF	Reactions	Comments
1	3	Total	Only for neutron
2	3,4(6)	Elastic	Only nuclear scattering
3	3	Non-elastic (Total reaction)	Sum. Of MT=4,5,18,102
4	3	Inelastic	Sum. Of MT=51-90
5	3,6	Isotope production	
18	3,6	Fission	
51-90	3,4(6), 12,14,15	Discrete inelastic	Basically only below 20 MeV In above energy region, $\sigma = 0$.
102	3,12,14,1 5	Capture	Basically only below 20 MeV
201	3,6	Neutron production	No discrete level and fission neutron
202	3,6	Photon production	No discrete + capture level. Constructed from MF=13/MT=3 or inverse way (< 20 MeV)
203- 207	3,6	P, d, t, He-3, α production	
208- 210	3,6	π^+ , π^0 , π^- production	If necessary.

Table 5 Fitted Parameters for FISCAL

	p_1	p_2	p_3
$q_{i,1}$	34.9	32.3	-35.9
$q_{i,2}$	0.650	-0.861	0.947

**Fig.1** Flow of Nuclear Data Usage**Fig. 2** DDX for $^{208}\text{Pb}(\text{n},\text{xn})$ Reaction at 800

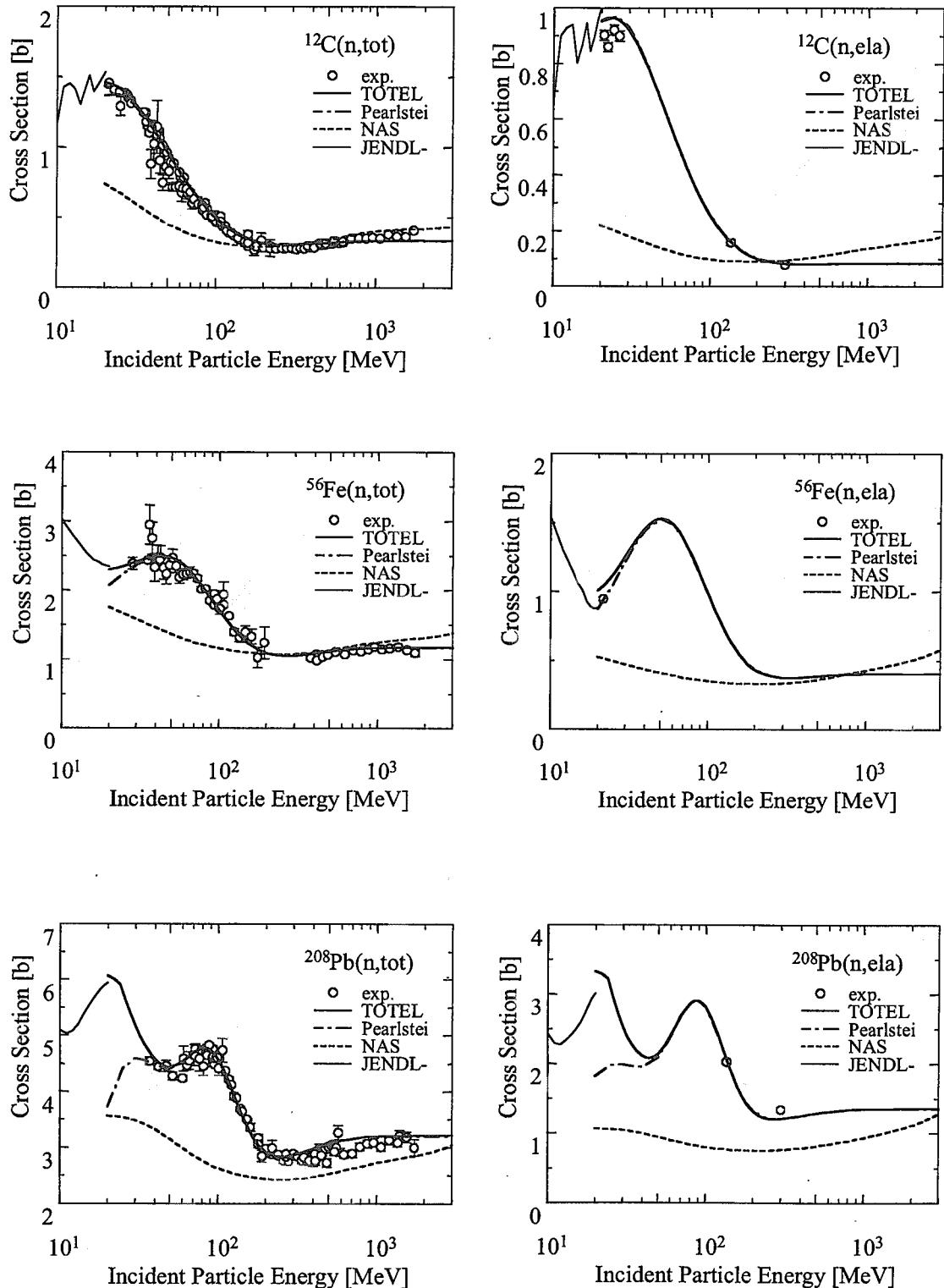


Fig.3 Neutron-induced Total Cross Section

Fig.4 Neutron-induced Elastic Cross Section

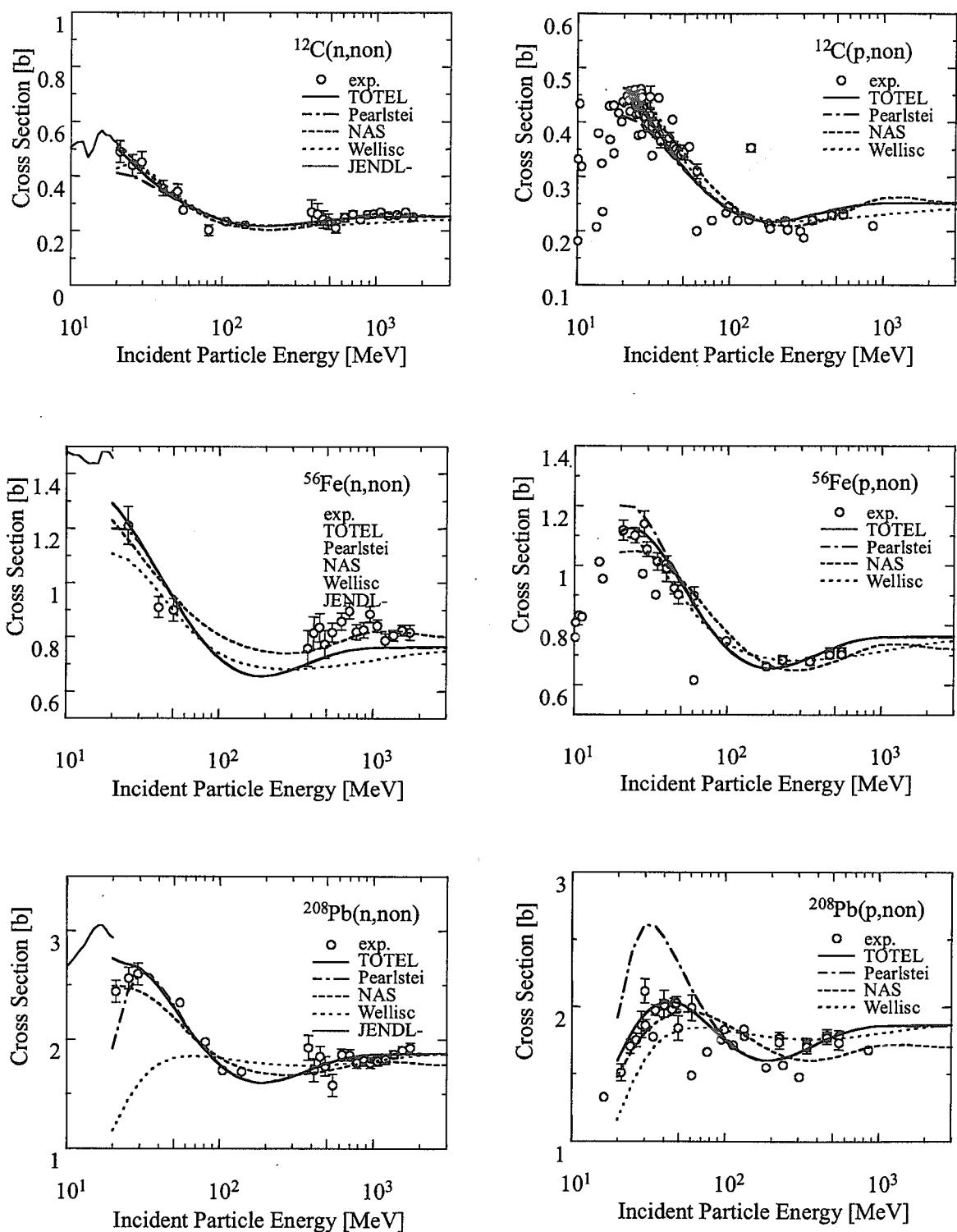
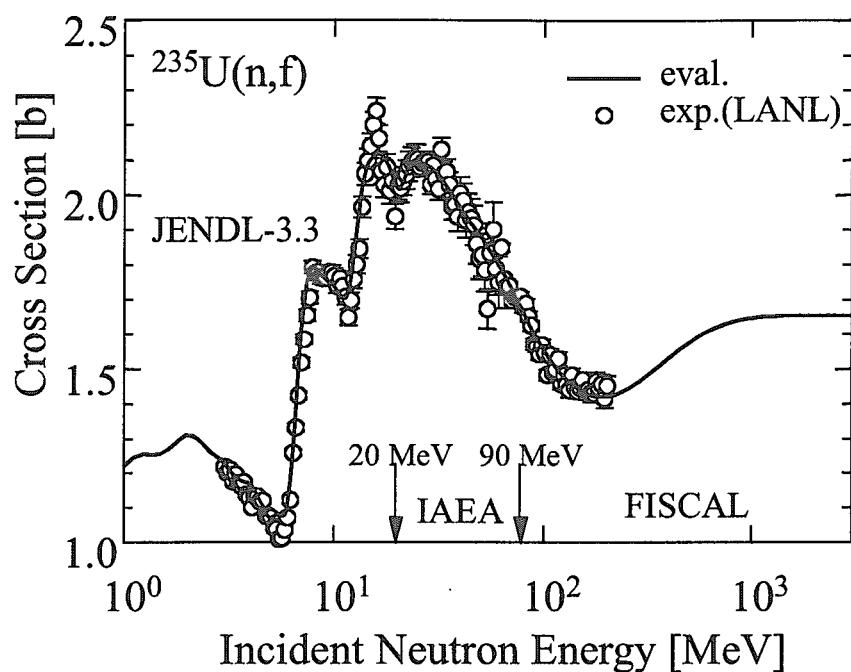
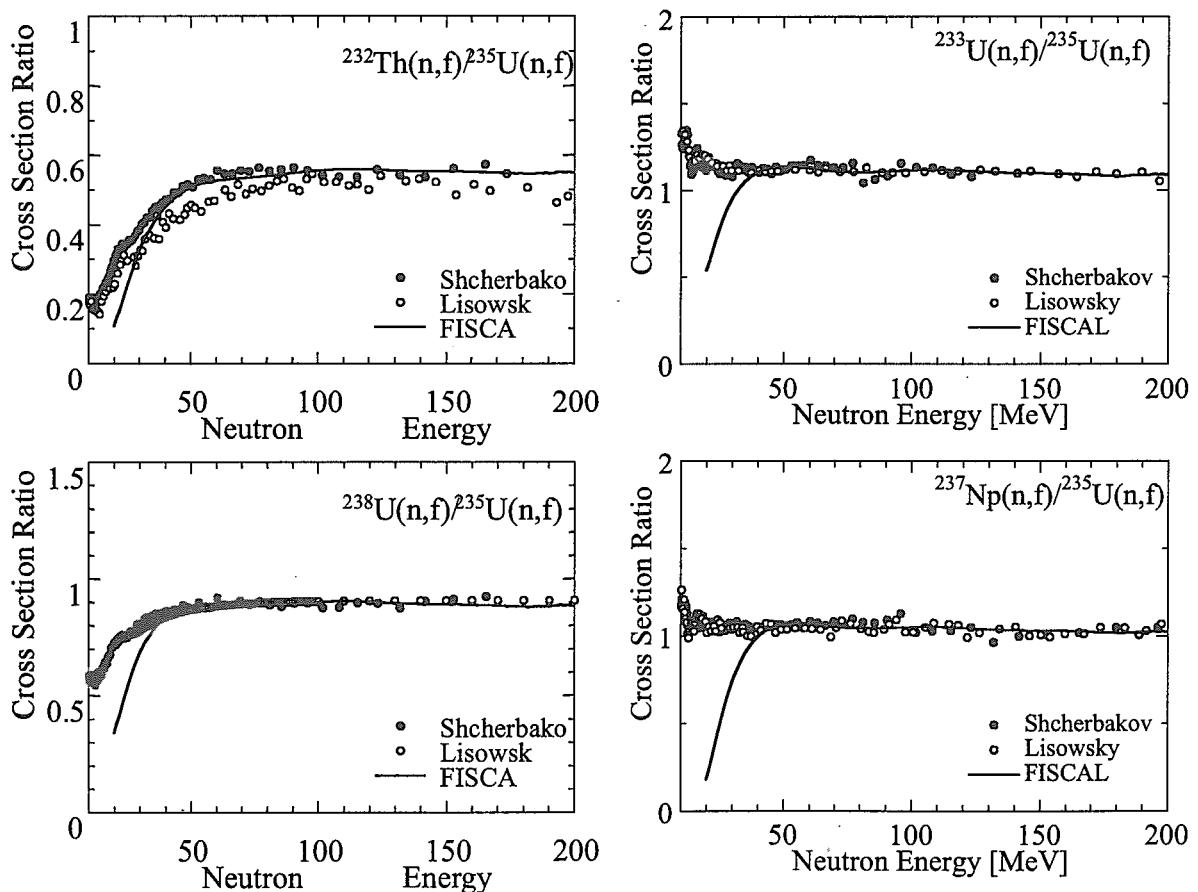


Fig. 5 Neutron-induced Non-elastic Cross Section

Fig. 6 Proton-induced Non-elastic Cross Section

Fig. 7 Neutron-induced Fission Cross Section of ^{235}U Fig. 8 Fission Cross Section Ratio of ^{232}Th , $^{233,238}\text{U}$, ^{237}Np to ^{235}U

This is a blank page.

講演2 高エネルギー領域解析コードの現状：NMTC/JAM 及び MCNPX/LA150

This is a blank page.

第2回 加速器駆動未臨界炉 WP 2000/2/22 発表

高エネルギー領域解析コードの現状：NMTC/JAM 及び MCNPX/LA150

原研 中性子科学研究センター
明午 伸一郎

1 はじめに

原研ではオメガ計画の一環として、未臨界体系中に設置したターゲットに陽子を照射し、マイナーアクチナイド、LLFP 等の長寿命核種を核変換させる陽子加速器駆動型の核変換システムの開発・研究を行ってきた [1]。核データは 1990 年半ばまでは 20 MeV 以下のデータしか存在しなかったので、このシステムの開発・設計の中心的役割を果たす道具として、核子・中間子輸送計算コード (NMTC/JAERI)[2] の開発を行ってきた。NMTC コードは元々オークリッジ国立研究所で開発されたコードであるが、Nakahara の核分裂モデル等 [3] を組み込み改良により、NMTC/JAERI として開発された。我々はまた、NMTC/JAERI 等の計算精度の検証および計算モデルの改良のために、KEK のブースター利用施設や KEK 陽子シンクロトロン等において実験を行ってきた [4, 5]。

原研では核変換システムの開発の一環として、独自に中性子科学研究計画において研究を行うことを計画していたが、KEK と統合して加速器の利用を行う原研・KEK の大強度陽子加速器統合計画 [6] において、この核変換システムを建設することとなった。この計画において許認可の手続き上、他の加速器実験施設よりも後に建設することとなり、核変換物理実験施設は第二期に建設する予定である。統合計画では、400 MeV 常伝導 LINAC, 600 MeV 超伝導 LINAC, 3 GeV シンクロトロンおよび 50 GeV シンクロトロンの建設を行う。これらの加速器施設の設計や遮蔽のためには、核計算コードが必要である。従来のカスケードコードでは Bertini カスケードモデル [7] を用いてるために、適用エネルギーの上限が 3.5 GeV であった。これは、核内で π 中間子が二個以上生成するために、3.5 GeV 以上のエネルギー領域では適用できなかった。一方、統合計画ではエネルギーが 50 GeV までわたるために、現存するコードでは適用できなくなつた。そこで、新たに JAM コード [8] を NMTC/JAERI コードに接合することにより、適用エネルギーの上限を ~1 TeV まで上げた。このコードを NMTC/JAM コード [9] と呼ぶ。ここでは、NMTC/JAM コードおよびロスアラモス国立研究所で開発された MCNPX[10] の現状について簡単に報告を行うとともに、コードの現状について述べる。

2 NMTC/JAM コードシステム

加速器施設および ADS の設計計算には信頼できる計算コードと核データは必要不可欠である。前章に記したように我々は独自のコードとして、NMTC/JAM コードの開発を行ってきた。ここでは、このコードについて簡単に記す。なお、現在 NMTC/JAM コードを正式に公開する準備を進めており、平成 12 年度中には正式に公開できる目処を得ている。

NMTC/JAM コードは MCNP コードとは異なり、独自で核反応の断面積を計算する。初めに核反応のメインとなる核内カスケードについて記す。

2.1 核内カスケードモデル

NMTC/JAM では原子核と核子の反応を計算する“核内カスケード”と、原子核間の中性子、陽子および中間子の輸送計算を行う“核外カスケード”から成り立つ。核内カスケードは、原子核内の陽子・中性子をバチンコ玉のように見て、核子・核子散乱を基点に計算を行う。この計算では、核子密度分布、運動量分布およびポテンシャル・エネルギー分布を階段関数で与える、Bertini モデル [7] がよく用いられている。

る。このモデルではパウリの排他律を考慮しており、衝突後の粒子のエネルギーがフェルミ・エネルギー以下の場合には衝突はなかったとしている。Bertini モデルは NMTC/JAM でも用いられている、また LAHET[11], HETC[12] 等の他のカスケードコードにも採用されている。NMTC/JAERI では Bertini モデルを主に用いていたが、NMTC/JAM では以下に示す JAM モデルによっても、計算が可能である。但し、JAM モデルは Bertini モデルに比べ時間がかかることや 3 GeV 以下では両者の計算結果がほとんど一致しているため、NMTC/JAM では 3.5 GeV 以下の計算にはデフォルトとして Bertini モデルが使用される。

2.2 JAM モデル

NMTC/JAM では、粒子のエネルギーが 3 GeV 以上の場合、核子・原子核反応には JAM コード[8]を用いている。JAM コードは原研の極限ハドロングループにより開発された。JAM とは JET AA Microscopic Transport Model の略であり、1 TeV までの粒子の核反応の計算が可能である。このモデルでは、核反応の計算に共鳴モデルとストリングモデルを用いている。共鳴モデルでは共鳴状態である Δ 等の生成断面積をパラメetrize しており、これから π 中間子などに崩壊させる。エネルギーが高くなるにつれ、共鳴モデルの適用は難しくなるために、ストリングモデルを用いる。図 1 に各モデルの非弾性散乱断面積の寄与を示す。低エネルギーでは共鳴モデルが支配的であるが、エネルギーが高くなるにつれストリングモデルが顕著となる。これによる核子・核子散乱の非弾性散乱断面積と実験値の比較を図 2 に示す。JAM は実験とよい一致を示し、特に Bertini カスケードでは計算できない π 中間子を二個以上生成する断面積も実験とよい一致を示している。さらに、13.7 GeV 陽子を金に入射する場合の陽子および π^- 中間子生成二重微分断面積を図 3 に示す。図のように JAM の計算結果は実験をよく再現していることがわかる。よって、JAM により核反応計算は 3.5 GeV 以上のエネルギーで可能となった。

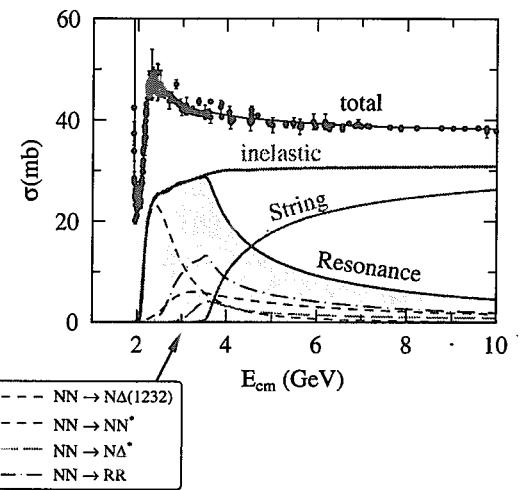


図 1: JAM の共鳴モデルとストリングモデルのパラメetrize

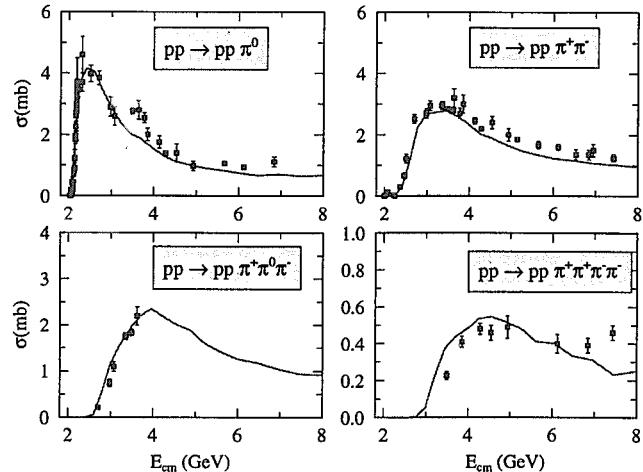


図 2: JAM による核子・核子散乱の非弾性散乱断面積。■は実験値を示す。

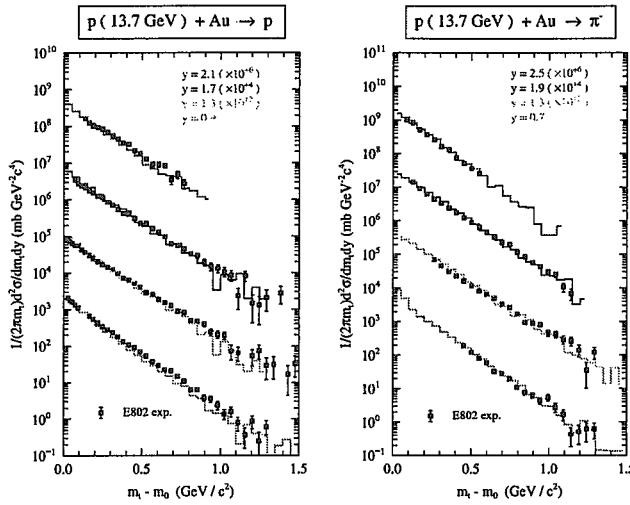


図 3: JAM と実験との陽子入射の粒子生成二重微分断面積と比較.

2.3 NMTC/JAM の NMTC/JAERI からの変更

NMTC/JAM は NMTC/JAERI に JAM モデルが加わり、あらゆるハドロンの輸送計算が可能である。これのみならず、NMTC/JAM では以下に示す変更や拡張を行った。

2.3.1 核外輸送断面積の変更

NMTC/JAERI では全断面積および弾性散乱断面積などの核外の輸送計算に必要な断面積には、Pearlstein のシステムティクス [13] を使用していたが、NMTC/JAM では Niita のシステムティクスを用いている。Niita のシステムティクスでは、Pearlstein のシステムティクスと同様に、実験を再現するように全断面積、弾性散乱断面積をパラメetrize して与えている。このシステムティクスでは、1 GeV 以上の断面積には、1 GeV の断面積を外挿して与えている。Niita のシステムティクスによる中性子入射の全断面積、弾性散乱断面積と実験および LA-150 との比較を図 4 に示す。Niita のシステムティクスは LA-150 とほぼ同じ値を示している。陽子入射の結果を図 5 に示す。陽子入射の場合には、Niita のシステムティクスは Pearlstein のシステムティクスよりも実験を良く再現できることがわかる。また、Niita のシステムティクスでは弾性散乱断面積の角度微分断面積もパラメetrize して与えている。図 6 に弾性散乱微分断面積の実験および LA-150 との比較を示す。図に示す通り、ほぼ実験をよく再現できることがわかる。

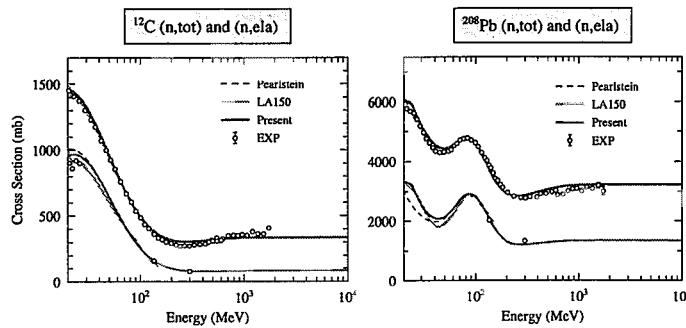


図 4: NMTC/JAM に使用する中性子の全・弾性散乱断面積。太い実線 (Present) が NMTC/JAM の値を示す。

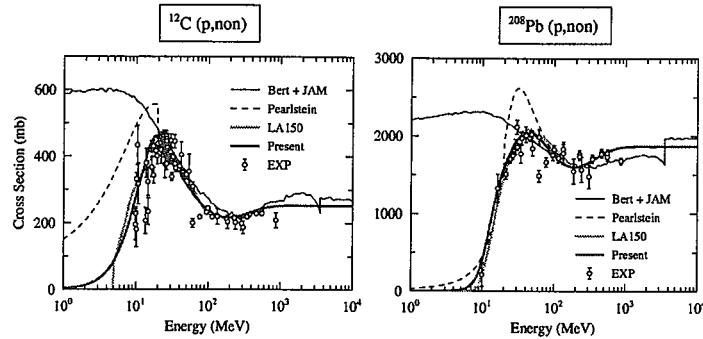


図 5: NMTC/JAM に使用する陽子の全・弾性散乱断面積.

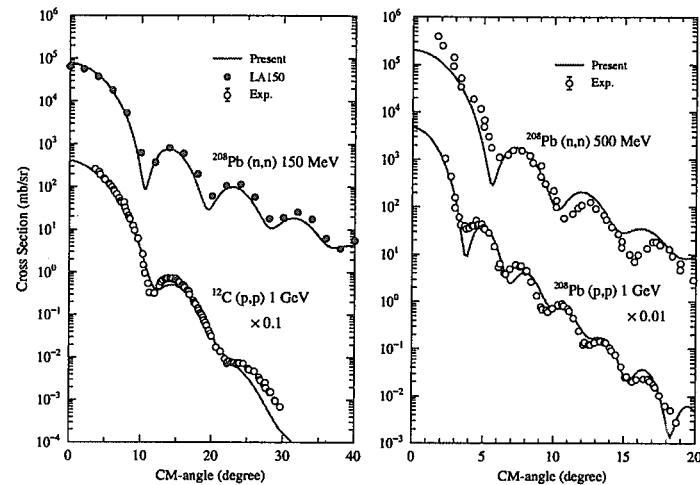


図 6: NMTC/JAM による陽子入射二重微分断面積と実験との比較.

2.3.2 核子・核子散乱断面積

従来では、核内カスケードの基本となる核子・核子散乱断面積には核内の束縛を自由空間中のものしか使用できなかったが、この断面積以外にも核内の媒質効果を考慮した断面積が使用可能となった。これにより、後述の厚いターゲットからの生成スペクトルの計算が改善した。

2.3.3 時間情報の追加

未臨界体系の核変換システムでは中性子の時間情報は重要であったが、今まででは時間情報は計算されていなかった。そこで、NMTC/JAM では時間情報の計算機能の追加を行った。これによりパルス状のビームが未臨界体系に入射する場合の、体系内の中性子束分布、反応時間分布などの計算が可能となった。

2.3.4 電磁場中の粒子輸送計算

NMTC/JAM では電磁石中の磁場における粒子の輸送計算も可能になった。これにより、加速器、コリメータ及び電磁石の核発熱や残留放射能等の詳細な核計算が行えるようになった。

2.4 20 MeV 以下の中性子の輸送計算

20 MeV 以下の中性子の輸送計算には、核内カスケードの適用が難しくなり、また既に核データが存在するため NMTC/JAM で核反応断面積を計算するのは合理的で無い。そこで、このエネルギー領域の中性子の輸送計算には NMTC/JAM の計算を一度打ち切り、既存のモンテカルロコード及び Sn コードを用いて計算する。

2.4.1 モンテカルロコード

20 MeV 以下の中性子輸送計算には、モンテカルロコードとして MCNP を用いることが可能である。統合計画の核破碎中性子源の設計計算には、MCNP-4C 等が用いられている。なお、この MCNP-4C を用いて、150 MeV 以下の中性子の輸送計算を評価済み核データ LA-150 を用いて行うことも可能である。なお、確認は行っていないが原理的には MVP で計算することも可能である。

2.4.2 Sn コード

NMTC/JAM は Sn コードと接合させて計算することもできる。現在のところ TWODANT, DORT, TORT との接合計算が可能となっている。現在のところ、未臨界炉の計算には TWODANT、遮蔽計算には DORT が使用されている。接合エネルギーは核データの上限エネルギーに依存しており、現在のところ LA-150 を用いることにより、上限は 150 MeV である。JENDL High Energy File が使用可能となれば、この計算の上限は 3 GeV となる。

2.5 NMTC/JAM 計算システム

NMTC/JAM コードシステムの概念を、図 7 に示す。図のように、材料の発熱、照射損傷の指針である DPA、残留放射能、線量、吸収線量等核計算で必要な物理量は全て計算可能なシステムとなっている。また、NMTC/JAM ではユーザーフレンドリーなインプットを採用し、タリーの拡張を行った。NMTC/JAM は Sun の Solaris, DEC UNIX, Linux 等で動作できる。また、MS-Windows 版も開発中である。NMTC/JAM は統合計画における核計算のスタンダードコードと位置づけている。現在、NMTC/JAM を用いて核変換物理実験施設、核破碎中性子源、陽子輸送ビームライン等の設計・遮蔽計算を行っている。

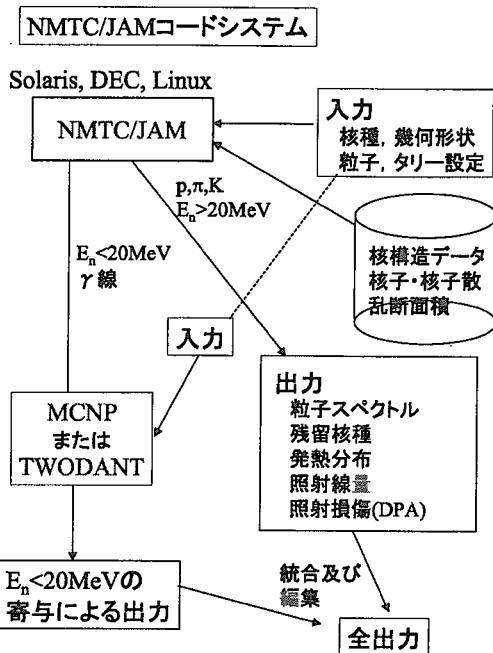


図 7: NMTC/JAM コードシステムの概要

3 MCNPX コードシステム

MCNPX は基本的に LAHET (LCS コードシステム) と MCNP を結合させたコードシステムである。このシステムでは、カスケードモデルに、Bertitni, Isabel, CEM (Cascade-Exciton Model) 等が使用可能である。また、 p, π 中間子が 2 個以上生成されるエネルギー領域では、カスケードモデルに FLUKA[14] のモデルを使用することができる。陽子の輸送計算にはランダウ分布を取り入れ、厳密なエネルギー損失の計算が可能となっている。

MCNPX コードの最大の利点は、一つの入力および計算で全エネルギーの計算が可能なことである。実際に計算すると、これは便利であることが良くわかる。なお、NMTC/JAM では二つの入力と計算が必要であるが、将来においては NMTC/JAM も一つ入力で統合する予定である。

MCNPX の計算では 20 MeV 以上の計算現在のところベータ版のテストとなっており、幾つかの不具合が見つかっている。また、現状では陽子入射の LA-150 ファイルが使用不可能であるために、陽子の核反応の計算には LAHET を使用している。MCNPX のバージョンアップは近々行われる予定である。

3.1 150 MeV 以下の輸送計算

MCNPX の 150 MeV 以下の中性子の輸送計算には評価済み核データファイル LA-150 を用いることができる。もちろん LA-150 は NJOY によって予めライブラリー化されている必要性がある。現在公開されている核種は、H, C, N, O, Al, Si, P, Ca, Cr, Fe, Ni, Cu, Nb, W, Hg, Pb である。U, Th 核種や MA 等

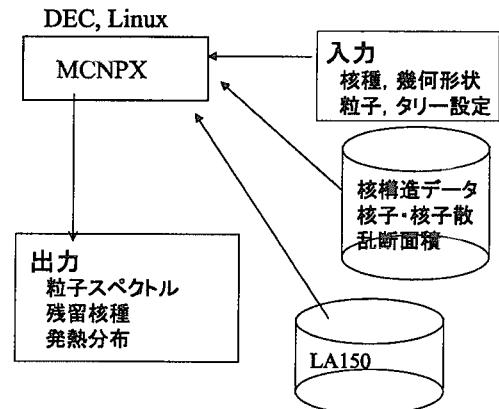


図 8: MCNPX コードシステムの概要

のデータは公開されていない。また、LA-150は陽子入射のデータも公開されているが、現状ではこれをMCNPXに用いることはできない。

LA-150の中性子入射の断面積はMCNPXのみならずNMTC/JAMのコードシステムにおいても使用可能である。MCNP-4Cを用いて中性子輸送計算にLA-150の断面積を用いることにより、150 MeV以下の中性子輸送計算が可能である。

4 実験データとの比較

4.1 AGSで行われた水銀ターゲットの放射化箔の反応率分布

BNLのAGS(Alternating Gradient Synchrotron)で行われた水銀ターゲットの周りに設置した放射化箔の反応度分布[15]のNMTC/JAMによる計算値と実験の比較を図9に示す。計算にはNMTC/JAMとMCNPを使用した[16]。この実験では、直径20 cm、長さ130cmの水銀ターゲットに1.9, 12および24 GeV陽子を入射させて、ターゲット周りに設置したIn, Biファイルの反応度分布を測定した。NMTC/JAMの計算は実験と良い一致を示しているのがわかる。比較のために、LAHET-2.7の結果を点線で図に示す。LAHET-2.7では π 中間子が二個以上生成される場合には、スケーリング則を用いているため、中性子が前方および後方のみに放出され、側方には放出されないために、実験と一致しないことがわかっている。以上より、NMTC/JAMはJAMを用いた核反応の計算のみならず、中性子の輸送計算まで実験をよく再現できることがわかる。

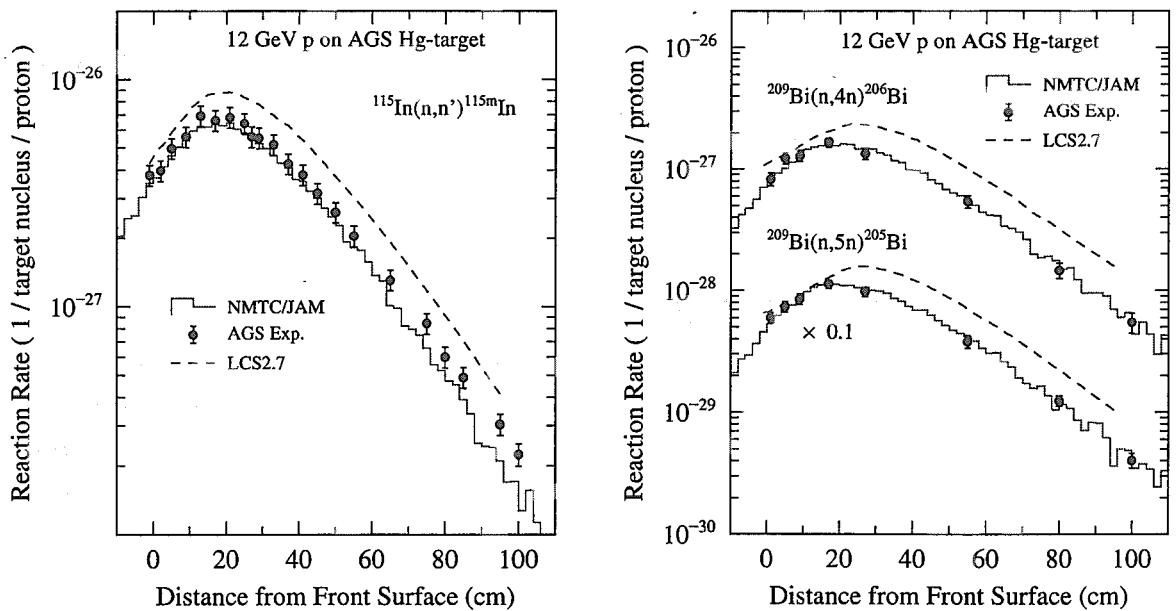


図9: 水銀ターゲットに12 GeV陽子を入射する場合の放射化反応分布のNMTC/JAMと実験の比較。左に低しきい値(0.3 MeV)反応、右に高しきい値反応の分布を示す。LAHET-2.7の結果を点線で示す。

4.2 厚い鉛、タンクステンターゲットからの生成中性子スペクトル分布

厚い鉛およびタンクステンターゲットにそれぞれ0.5, 1.5 GeV陽子を入射する場合に生成する中性子スペクトルのNMTC/JAMと実験の比較を図10,11に示す。実験[5, 17]はKEKの12 GeVシンクロトロンで行われ、入射粒子は二次粒子として取出された陽子ビームを利用した。ターゲットの大きさは、ビー

ム進行方向の厚さが 20 cm, 進行方向に垂直な断面が 15 x 15cm である。NMTC/JAM の計算結果は後方角における数十 MeV 領域を過小評価するものの、全体的に良い一致を示す。数十 MeV 領域では自由空間の核子・核子散乱断面積を用いる場合では、実験よりも 2~3 倍小さいが、核内の媒質効果を考慮した断面積を用いることにより改善することがわかる。

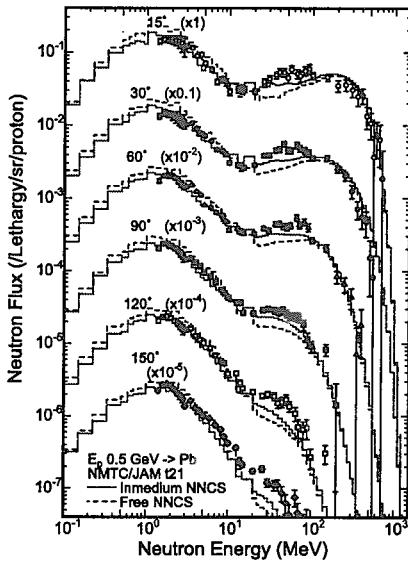


図 10: 0.5 GeV 陽子による厚い鉛ターゲットから生成する中性子スペクトルの NMTC/JAM と実験の比較。実線は媒質効果を考慮した核子・核子散乱断面積、破線は自由空間における核子・核子散乱断面積を用いた NMTC/JAM の計算結果を示す。

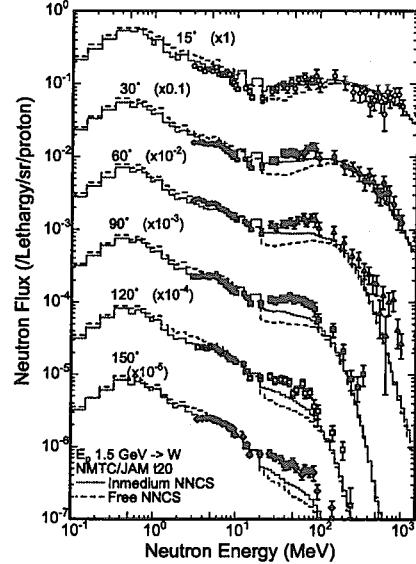


図 11: 1.5 GeV 陽子による厚いタンゲスタンターゲットから生成する中性子スペクトルの NMTC/JAM と実験の比較。

4.3 TIARA で行われた遮蔽実験

原研・高崎研の TIARA で行われた鉄遮蔽体の透過実験 [18] と MCNPX の計算結果を図 12 に示す。実験は $^{7}\text{Li}(\text{p},\text{n})$ 反応で生成した準単色中性子を厚さ 40 cm の鉄の遮蔽体に入射し、透過した中性子のスペクトルを示している。MCNPX の計算には LA-150 を用いた。図に示すように、MCNPX の計算値は実験と良い一致を示している。LAHET の計算値も図に示しているが、LAHET2.7 および 2.8 で実験をそれぞれ過小、過大評価している。これは、このエネルギー領域の中性子の輸送計算にはカスケードモデルを用いるよりも、核データを用いた方が良いことを示している。

5 ADS の炉物理パラメータに対する影響

ADS では炉心中心部に中性子生成ターゲットを設置し、これから生成する中性子を増倍するので、図 10,11 に示す中性子スペクトルが炉心のソース項となる。NMTC/JAM の計算結果は特に強度が強い 20 MeV 以下の中性子スペクトルは実験と良い一致を示しているので、特に大きな問題無いと考えられる。しかしながら、20 MeV 以上の領域では依然として不一致が見られるので、これがどの程度影響を与えるのか調べる必要がある。核分裂断面積と ν はエネルギーが高くなるにつれ大きくなるために、NMTC/JAM の計算による炉出力は若干過少評価する可能性がある。この様な改良のためには実験データが不可欠であるが、現状として実験データは数多いものではない、今後 ADS の研究を行っていく上で、これら基礎デー

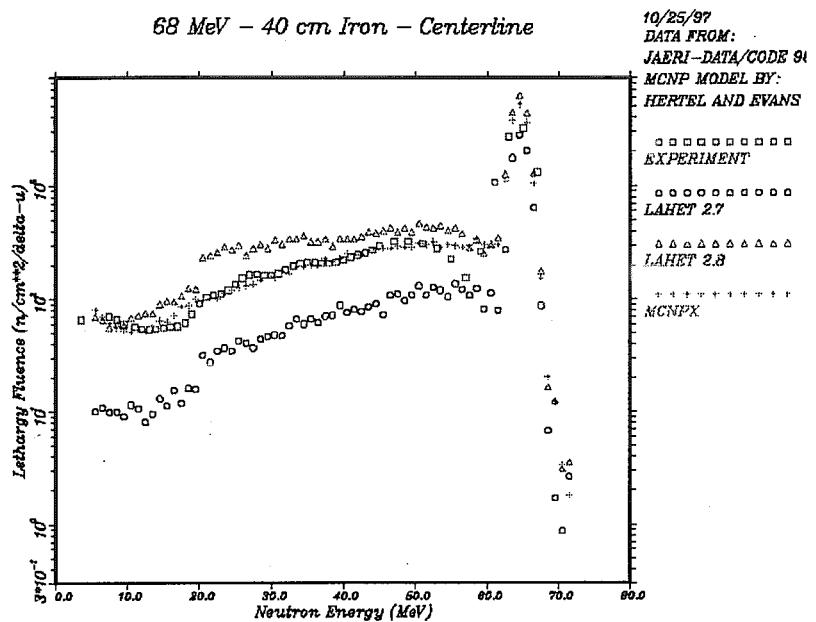


図 12: MCNPX と TIARA の実験結果の比較. ■が実験値, +が MCNPX の計算結果を示す.

タが重要になると考えられる。

6 最後に

NMTC/JAM コードシステムでは中性子の輸送計算を行う場合には、幾何形状の入力に CG および GG の形状が必要である。これは入力ファイルが一つで済む MCNPX に比べて不便であることが否めない。そこで、MCNPX のように一つの入力ファイルで、計算する JHET(Japan High Energy Transport code) の開発も行われている。このコードシステムでは、150 MeV 以上では NMTC/JAM の核計算ルーチンを用いこれよりも低いエネルギーの輸送は MVP を用いて計算を行う。さらに、現在評価中の JENDLE-HE を用いて計算も可能である。またその一方で、幾何形状を GG に統一化して計算が簡便になるような変更を行っている。

データ及びコードの開発・改良には、実験データが不可欠である。しかしながら、現状では実験データは数少ない。特に ADS 施設において重要となる、MA の核分裂断面積及びの測定が必要である。このため、統合計画の核変換物理実験室では低出力の陽子ビームを利用した核データが測定できる施設の建設を予定している。

参考文献

- [1] T. Takizuka, et al.: "Conceptual Design Study of an Accelerator-based Actinide Transmutation Plant with Sodium-cooled Solid Target/Core", Proc. OECD/NEA Mtg., Argonne National Laboratory, 398 (1993).
- [2] 中原, 筒井: "高エネルギー核反応および核子・中間子輸送シミュレーション・コードシステム NMTC/JAERI", JAERI-M 82-198 (1982).
- [3] Y. Nakahara : *J. Nucl. Sci. and Technol.* **20**, 511 (1983).

- [4] H. Takada, et al.,: *Nucl. Sci. and Eng.* **135**, 23 (2000).
- [5] S. Meigo et al.,: *Nucl. Instr. and Meth. A* **431**, 521 (1999).
- [6] The Joint Project Team of JAERI and KEK, "The Joint Project for High-Intensity Proton Accelerator", JAERI-Tech 99-056 (1999).
- [7] H. W. Bertini : "Monte Carlo Calculations on Internuclear Cascade", ORNL-3383 (1963).
- [8] Y. Nara et. al.: *Phys Rev. C* **61**, 024901 (1999); <http://hadron31.tokai.jaeri.go.jp/jam/>.
- [9] K. Niita, et al. : "High Energy Nuclear Reaction Code JAM", *Proc. 1999 Sympo. Nucl. Data, Nov. 18-19, 1999, Tokai, JAERI, JAERI-Conf 2000-5*, pp98-103 (2000).
- [10] L. S. Waters (ed.) : "MCNPXTM User's Manual Version 2.1.5" TPO-E83-G-UG-X00001 (1999); H. G. Hughes, "MCNPX-The LAHET/MCNP Code Merger X-Division Research Note", XTM-RN(U)97-012 (1997).
- [11] R. E. Prael and H. Lichtenstein: "Users Guide to LCS: The LAHET Code System", LA-UR 89-3014 (1989).
- [12] K. Chandler and T. Armstrong: CCC-178 (1977); P. Cloth, D. Filges and G. Sterzenbach: "The KFA-Version of the High-Energy Transport Code HETC and the Generalized Evaluation Code SIMPEL", Jul-Spez-196 (1983).
- [13] S. Pearlstein: *Astrophys. J.*, **346**, 1049 (1989).
- [14] P. A. Aarnio et. al., "FLUKA89", Consiel Europeene Organisation pour La Recherche Nucleaire informal report (1990).
- [15] H. Takada, et al.: "Measurements of Activation Reaction Rate Distributions on a Mercury Target Bombarded with High-Energy Protons at AGS", JAERI Data/Code 2000-008 (2000).
- [16] F. Maekawa, et al. : "Analysis of the AGS Experiment on a Mercury Target with a Moderator and a Lead Reflector Bombarded by GeV Energy Protons", Proc. on the 15th Meeting of the International Collaboration on Advanced Neutron Sources (ICANS-XV), November 6-9, 2000, Tsukuba, Japan (2000).
- [17] S. Meigo, et al: "Measurements of Neutron Spectra Produced from a Thick Tungsten Target Bombarded with 1.1 and 2.3 GeV/c Protons and π^+ ", *Proc. 1999 Sympo. Nucl. Data, Nov. 18-19, 1999, Tokai, JAERI, JAERI-Conf 2000-5*, pp249-254 (2000).
- [18] H. Nakashima et al. : *Nucl. Sci. and Eng.* **124** 243 (1996).

講演 3 高エネルギー領域解析の加速器駆動炉特性への影響

This is a blank page.

第3回 加速器駆動未臨界炉 WP 2000/7/10 発表

高エネルギー領域解析の加速器駆動炉特性への影響

原研 中性子科学研究センター
辻本 和文

1 はじめに

本報告は、平成12年7月10日に日本原子力研究所本部第6会議室で開催された原子炉物理委員会加速器駆動未臨界炉WP第3回会合において「核子・核子散乱断面積モデルによる加速器駆動炉特性への影響」について報告したものをまとめたものである。本報告では、高エネルギー領域での解析精度が加速器駆動炉の炉心特性に与える影響を評価した。具体的には、高エネルギー領域解析コードで用いられる、核子・核子散乱断面積モデルの相違が加速器駆動未臨界炉の特性に対してどの程度影響するかを評価した。また、核破碎中性子源の空間分布が炉心特性に及ぼす影響について考察した結果も示す。

2 加速器駆動未臨界炉と解析システム

2.1 核変換のための加速器駆動未臨界炉

原子力利用における重要な課題の一つは高レベル放射性廃棄物(HLW)の処理処分の問題である。この問題に対する国的基本方針は、地層処分であり、HLWを安定な形態に固化した後、最終的に地下数百mの安定な深地層に埋設する。これに対し、地層処分への負担軽減を目的としてHLWを分別し半減期の特に長い核種を核反応により短半減期や安定核種に変換する分離変換技術に関する基礎的な研究開発が行われている。原研では、長半減期のマイナーアクチノイド(MA)と長寿命核分裂生成物(LLFP)の核変換のため加速器駆動未臨界システム(ADS)を提案し、研究開発を進めている[1, 2]。

現在概念検討を進めているADSの実用システムは、大電流陽子加速器(陽子エネルギー1.5GeV、出力20~30MW)から供給される陽子を冷却材を兼ねる液体鉛-ビスマスターゲットに照射し、核破碎反応によって大量に発生する中性子を実効増倍率0.95程度の未臨界体系で増倍して核変換を行うものである。このシステムの概念図を図1に示す。ADSの特徴として、臨界状態で運転される通常の原子炉のように小さな反応度印加でシステムが大きな影響を受けることがなく、ドップラー効果等の負のフィードバックの必要性が低く燃料組成選択の制約が少ないといった点が挙げられる。ADSに関する研究・開発は原研の他に各国でも盛んに行われるようになってきたが、Cf-252中性子源やD-T中性子源を導入した未臨界体系の炉物理に関する基礎的な実験(CEA、MUSE実験)[3]や核破碎ターゲットに陽子を照射した実験などが主であり、高速中性子未臨界体系に核破碎中性子源を導入し、中性子増倍の定量的な評価を行った事例や、このような体系を長時間にわたって安定に運転した事例はない。

ADSに実用化に向けて多くの開発課題があるが、炉物理分野に関しては、従来の解析対象よりはるかに高いエネルギー領域までの取り扱いを要する核破碎中性子と高速未臨界体系の組み合わせに関する核特性予測精度を把握する必要がある。そこで、本報告では高エネルギー領域での

解析精度が加速器駆動炉の炉心特性に与える影響を評価することを目的として、高エネルギー領域解析コードで用いられる、核子・核子散乱面積モデルの相違が加速器駆動未臨界炉の特性に對してどの程度影響するかを評価した結果を示し、併せて核破碎中性子源の空間分布が炉心特性に及ぼす影響について考察した結果も示す。

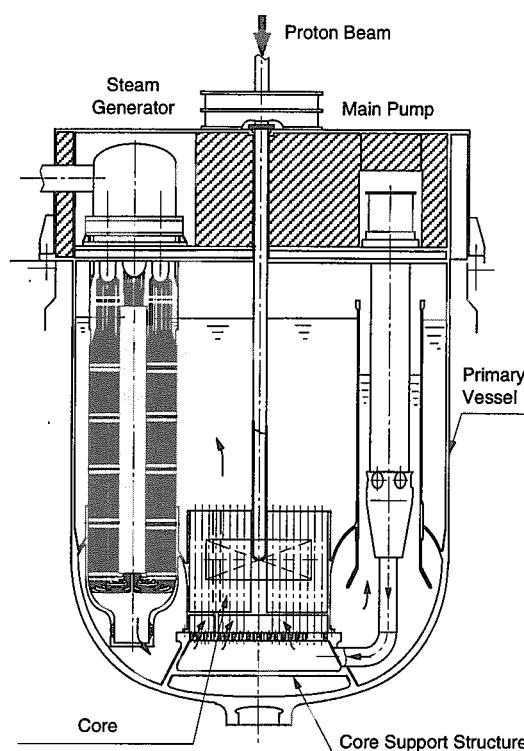


図 1 鉛-ビスマス冷却加速器駆動核変換システムの概念図

2.2 加速器駆動炉の解析コードシステム

原研では、ADS の核特性解析のために ATRAS コードシステム [4] を開発してきた。ATRAS コードシステムは、幾つかの計算コードの複合体であるが、中核をなすのは高エネルギー核子・中間子輸送計算コード NMTC/JAERI[5] と中性子輸送計算コード TWODANT[6] である。現在、高エネルギー核データの開発が進められているが、現状で使用可能な核データライブラリーの上限エネルギーは 20 MeV である。従って、ATRAS コードシステムでは 20 MeV 以下のエネルギー領域においては、中性子輸送計算に核データライブラリーと TWODANT コードを使用し、20 MeV 以上の高エネルギー領域での核反応・粒子輸送計算にはモンテカルロ法による NMTC/JAERI コードを使用している。

NMTC/JAERI では、原子核を球形のフェルミ気体として取り扱い、フェルミ気体内の二核子衝突による核反応を計算し、パウリの排他律で許される粒子を放出する。核内カスケード計算に関する、原子核内の入射粒子の平均自由行程は、核子・核子散乱面積 (NNCS) により計算される。NMTC/JAERIにおいて、NNCS としては自由空間中の値の他に、Cugnon 等 [7] によって提案されている核内の媒質効果を考慮した値も用いることができる。KEK 陽子シンクロトロンに

おける核破碎中性子スペクトルの実験解析では、Cugnon 等によるパラメータを使用し媒質効果を考慮した方がより実験値を再現する傾向にあることが示されている [8]。媒質効果を考慮したものと自由空間における NNCS を図 2 に示す。 (p,p) や (n,n) 反応に対して両者の断面積は変わらないものの、 (p,n) 反応では媒質中の断面積が 600 MeV 以下のエネルギーに対し自由空間中における断面積より小さいことがわかる。

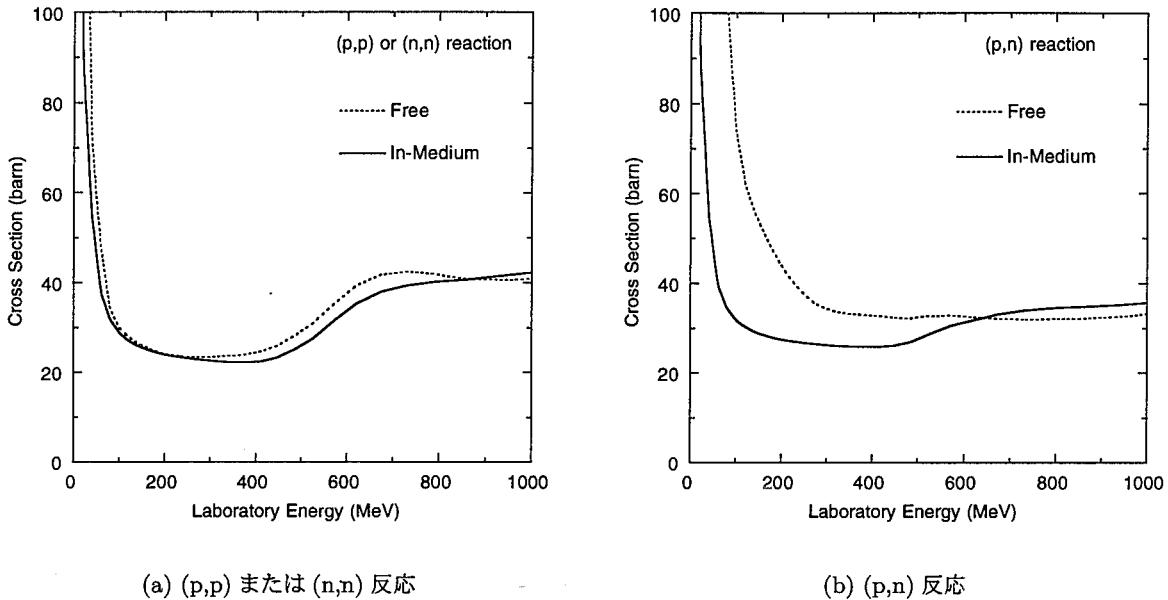


図 2 (p,p)(n,n) 反応と (p,n) 反応の媒質中と自由空間の断面積の比較

3 加速器駆動炉特性への影響

3.1 核子・核子散乱断面積モデルの相違

ここでは、前章で述べた NMTC/JAERI で使う NNCS の相違が加速器駆動炉特性へ及ぼす影響を示す。解析の対象としたのは原研が提案している実用 ADS で、炉心半径は約 120cm(含むターゲット領域: 半径 25cm)、炉心高さは 100cm である。入射陽子エネルギーは 1.5 GeV、核破碎ターゲットは炉心冷却材も兼ねる液体鉛-ビスマスで、炉心の実効増倍率は 0.95、燃料に使用する MA は燃焼度 33GWd/t で軽水炉から取り出されたもので、MA とプルトニウム (Pu) の割合は MA40%、Pu60% の窒化物燃料である。

まず、自由空間と媒質中の NNCS を用いて計算した核破碎中性子束のエネルギー分布と角度分布の比較をターゲットに隣接した炉心領域について図 3 に示す。媒質中での NNCS を用いて計算した核破碎中性子束は、自由空間中のものを用いて計算したものと比較して高エネルギー領域で高い値を与えるものの約 1 MeV 付近のピーク領域では逆に小さな値を与えることがわかる。これは媒質中での NNCS を用いた場合、図 2 に示したように (p,n) 反応の断面積が小さいためターゲット原子核中の平均自由行程がより長く評価されこのため高エネルギー核子の放出が増えることによる。また高エネルギー核子の放出が増えるため残留核の励起エネルギーが小さくなり、このた

めに蒸発過程での中性子放出が抑制され 10 MeV 以下の低エネルギー領域での中性子数が少なくなる。一方、角度分布は図 3 に 3 次まで示したが、両者の相違はそれほど大きくはないが、媒質効果を考慮したほうが高エネルギー中性子の放出が多いため幾分前方性が強まる傾向を示している。

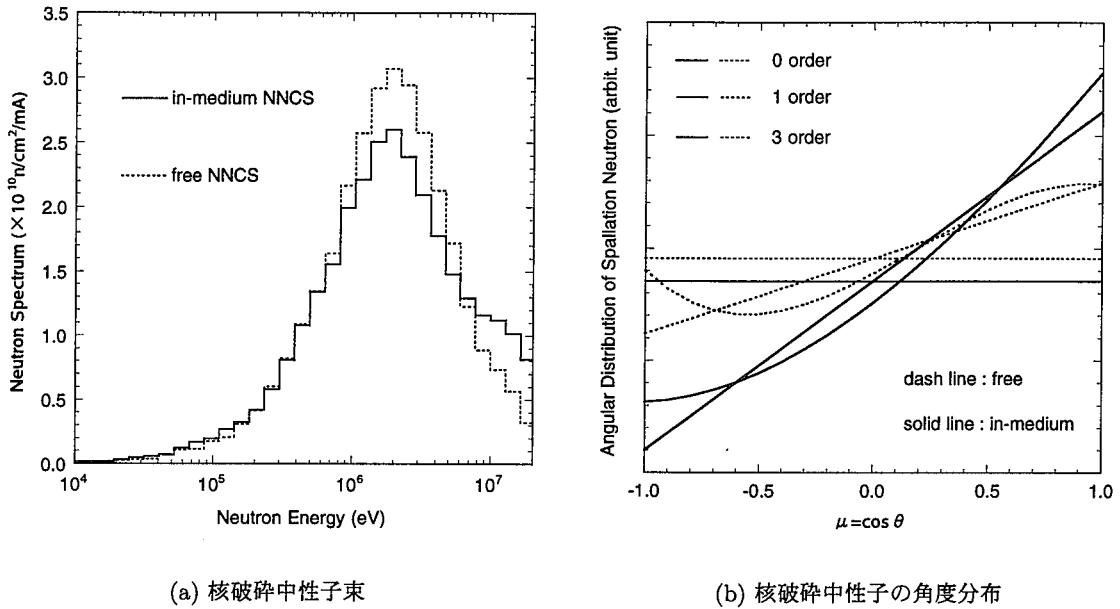


図 3 核破砕中性子束のエネルギー分布と角度分布の比較 (ターゲットに隣接した領域)

核破砕中性子の空間分布を比較した図を図 4 に示す。両者の相違はターゲット中において顕著であるが、炉心領域では殆ど違いがないことがわかる。この理由は図 3 に示したように、媒質中の NNCS を用いた場合に中性子数がピークとなる約 1 MeV 付近の中性子数が少なくなるためであり、この傾向は陽子ビームが直接入射するターゲット中において顕著になる。しかしながら、直接陽子ビームの照射にさらされない炉心中においては、軸方向および径方向いずれの分布形状に関しても両者の相違は殆どない。以上述べたように、媒質中と自由空間中の NNCS を用いて求めた核破砕中性子の最も大きな相違はそのエネルギー分布が大きく異なることであることが分かった。以下では、この相違が加速器駆動炉炉心特性に及ぼす影響を評価した。

ここで比較を行ったパラメータは、陽子一個当たりの核破砕中性子数、中性子源を考慮した中性子増倍率 (k_s)、核破砕中性子源の実効中性子源強度およびビーム 1mA 当たりの炉心出力である。ここで比較する陽子一個当たりの核破砕中性子数は、陽子一個当たり生成された全中性子のうち 20 MeV 以下のエネルギー領域に現れた中性子の数を示す。 k_s と実効中性子源強度は、次式によつて定義される。

$$k_s = \frac{M\Phi}{M\Phi + S}$$

$$\text{実効中性子源強度} = \frac{\langle \Phi^*, S \rangle}{\langle S \rangle} / \frac{\langle \Phi^*, M\Phi \rangle}{\langle M\Phi \rangle} = \frac{1 - k_{eff}}{k_{eff}} \frac{k_s}{1 - k_s}$$

ここで M は、核分裂による増倍を表す演算子である。また、 Φ , Φ^* および S は、それぞれ中性子束、随伴中性子束および外部中性子源である。

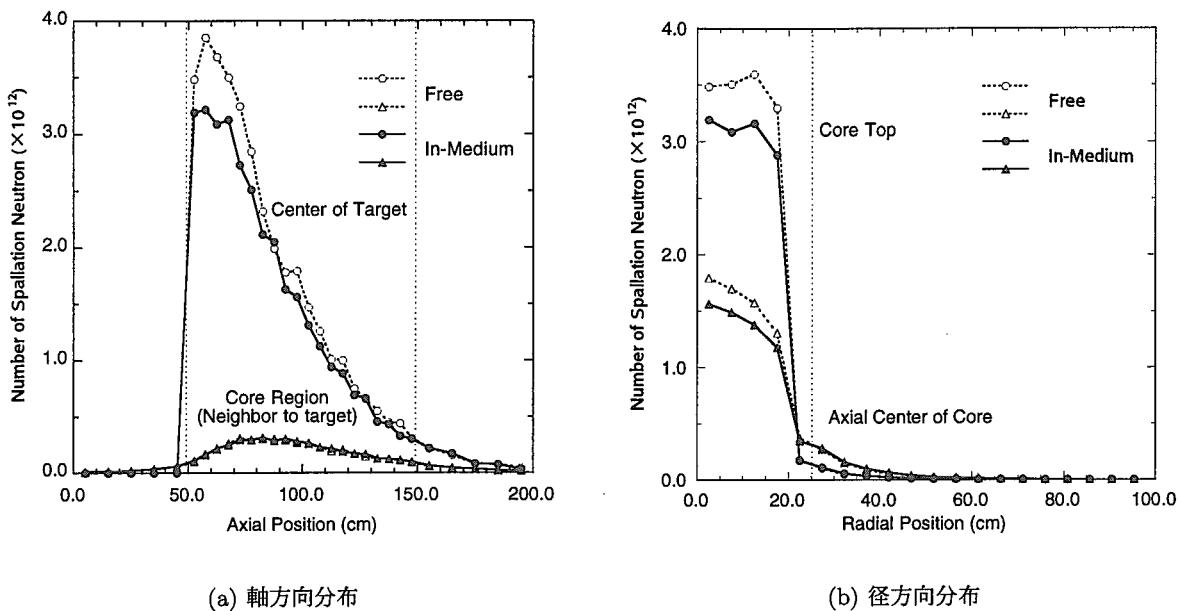


図 4 核破碎中性子の空間分布の比較

結果の比較を表 1 に示す。なお表 1 中の結果は、いずれも散乱の次数に関しては 0 次である。図 3 に示したように核破碎中性子は強い角度分布を持つが、散乱次数 0 次の結果と 1 次および 3 次の結果を比較したところ、ここで対象としているパラメータに関してはいずれも 1% 以下の相違しかなかったので 0 次の結果のみを示している。まず陽子一個当たりの中性子数は媒質中の NNCS を用いた場合は、自由空間中の NNCS を用いた場合と比較して約 6% ほど小さな値となる。この結果は、図 3 に示した核破碎中性子束のエネルギー分布から容易に予測される結果である。 k_{eff} は外部中性子源とは無関係に体系固有な量であるが、中性子源を考慮した増倍率、 k_s に関してもその差は殆どない。一方、実効核破碎中性子源強度に関しては媒質中の NNCS を用いた場合のほうが約 2% ほど大きな値となっている。この結果は図 5 に示した炉心中の随伴中性子束のエネルギー分布で説明できる。核変換のための ADS では、MA の核変換のため大量の MA を炉心燃料として用いるが、これらの MA の核分裂断面積はしきい反応を持ち高エネルギー領域で核分裂断面積が大きくなる。このため、随伴中性子束は高エネルギー領域で傾きが急になり、媒質内の NNCS を用いた場合高エネルギー領域での中性子数が多いために結果的に実効中性子源強度が大きくなる。最終的に、ADS の運転で最も重要なパラメータであるビーム 1mA 当たりの炉心出力で比較すると、両モデルを用いた場合の相違は約 4% ほどであることが分かった。

一方、加速器駆動炉における消滅率に対する影響を評価するため、炉心平均での反応率比の比較を行った。比較を行ったのは、MA の主成分である Np-237 と Am-241 の核分裂反応と捕獲反応の Pu-239 の核分裂反応に対する比である。計算に用いた炉心平均の中性子スペクトルをターゲット平均のものと併せて図 6 に示す。自由空間中と媒質中の NNCS を用いて求めた炉心平均の中性子束は数十 MeV の高エネルギー領域で相違が顕著であるが、それ以外のエネルギー領域ではほぼ一致している。計算はこの炉心平均の中性子束と各核種の断面積を用いて行ったが、断面積データは 20 MeV までしかないのでそれ以上の領域に対しては 20 MeV の値を用いた。図 7 に Np-237

表 1 自由空間内と媒質中の NNCS を用いた場合の代表的加速器駆動炉特性の比較

	free	in-medium	in-medium/free
中性子/陽子	48.90	45.84	0.938
k_{eff}	0.9500	0.9500	1.000
k_s	0.9446	0.9458	1.001
実効中性子源強度	0.8980	0.9192	1.024
炉心出力 (MWth/mA)	58.8	56.5	0.961

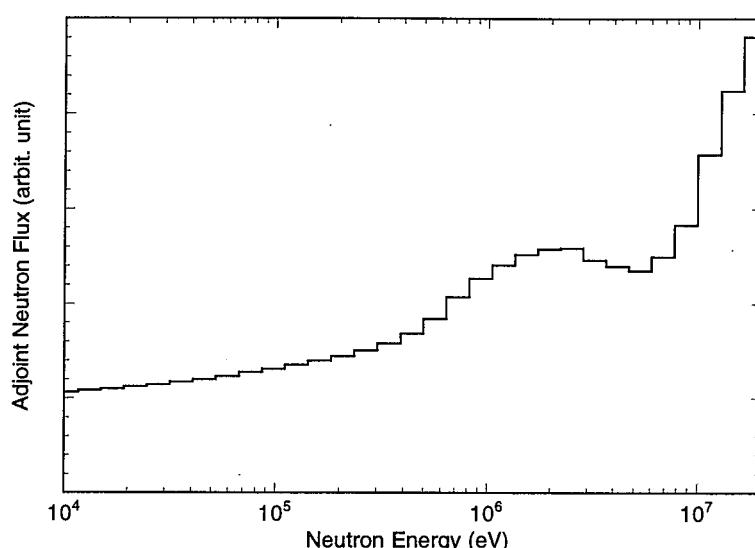


図 5 炉心中の随伴中性子束のエネルギー分布

と Pu-239 の核分裂反応、Np-237 の捕獲反応のエネルギー成分を示す。Am-241 に関しては、核分裂・捕獲反応ともにほぼ Np-237 と同様であるので、図 7 では省略した。それぞれの反応の主要なエネルギー領域は、Np-237 の核分裂反応に対しては、約 100keV~10MeV、捕獲反応や Pu-239 の核分裂反応では約 1keV~1MeV であり、20MeV 以上の寄与はほとんどない。結果を表 2 に示す。いずれの反応率比に対しても自由空間中と媒質中の NNCS を用いて求めた結果は相違がなく、これらの結果から核破碎中性子のエネルギー分布の影響が 20MeV 以下のエネルギー領域での炉心中の中性子スペクトルに与える影響は小さいことがわかる。この傾向は加速器駆動炉の未臨界度にも依存すると考えられるが、現在想定している未臨界度 0.95 程度の体系では、核変換率に対する影響もないとすることができる。

以上の結果から、核子・核子散乱断面積の相違が陽子ビーム当たりの炉心出力に与える影響は数 %程度であり、加速器駆動炉の制御・運転にはある程度影響するものと考えられるが、炉心出力が同じ場合核変換効率に与える影響はほとんどないとすることができる。ただし、以上の検討は現在の核データの上限エネルギーである 20 MeVまでの結果であり、主要核種の反応率比に関しては暫定的に 20MeV 以上の寄与を評価したが、炉心出力等に対する 20MeV 以上の高エネルギー領域の寄与については、現在整備中の JENDL 高エネルギーファイルを用いて評価する必要がある。

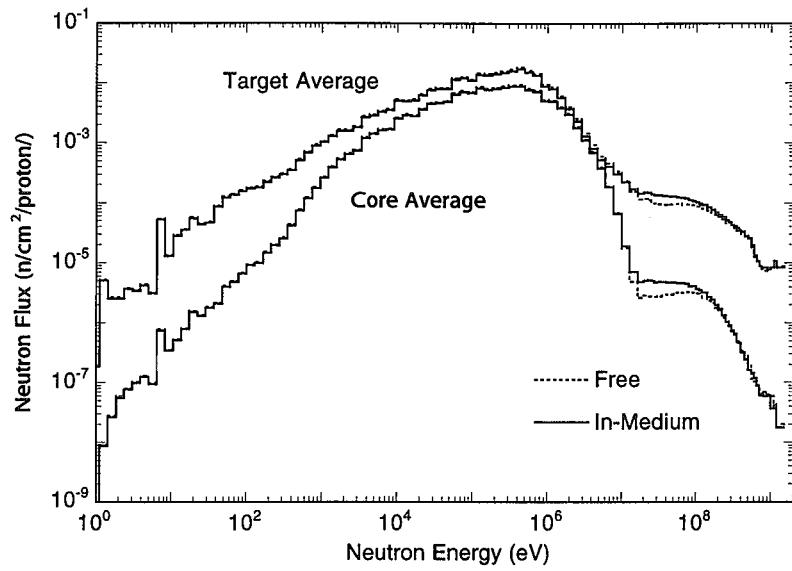
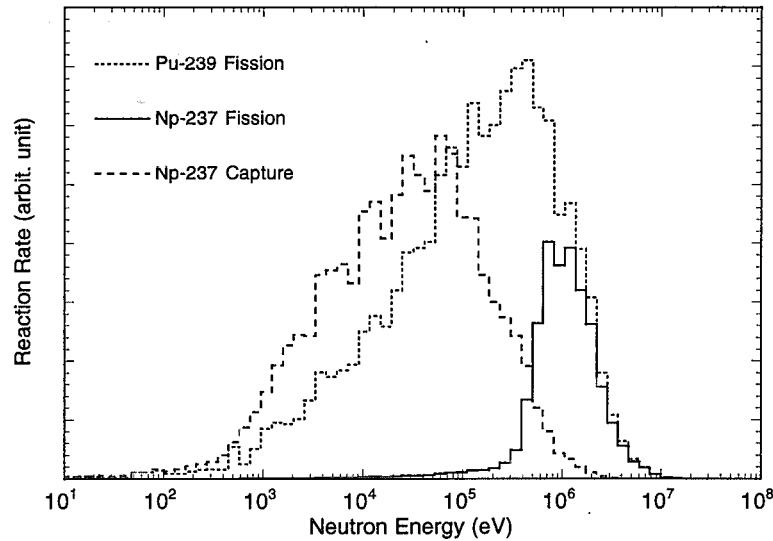


図 6 炉心中の中性子束のエネルギー分布

図 7 ^{237}Np と ^{239}Pu の核分裂反応と ^{237}Np の捕獲反応のエネルギー成分

3.2 核破碎中性子源の空間分布の影響

前章では、NMTC/JAERI で用いる核子・核子散乱断面積の相違による核破碎中性子スペクトルの変化が加速器駆動炉炉心特性におよぼす影響を検討した。ここでは、核破碎中性子の空間分布が加速器駆動炉炉心特性に及ぼす影響を検討する。NMTC/JAERI の核破碎中性子の空間分布の計算精度を検討するため、原研とロシアの ITEP が ISTC157 プロジェクトのもとで共同して行った実験解析の結果を示す。実験は、直径 20cm、長さ 60cm のタングステンターゲットを使用し、陽子エネルギー 0.895 と 1.21 GeV で行われ、測定はターゲット表面に放射化箔 (^{27}Al 、 ^{31}P 、 ^{32}S および ^{209}Bi) を設置して行われた [9]。解析は、NMTC/JAERI-MCNP4A[10]、LAHET[11] およ

表 2 炉心平均反応率比の比較

反応率比	自由空間	媒質中
$F(Np-237) / F(Pu-239)$	0.207	0.207
$F(Am-241) / F(Pu-239)$	0.164	0.164
$C(Np-237) / F(Pu-239)$	0.815	0.815
$C(Am-241) / F(Pu-239)$	0.872	0.872

びHERMES[12]を用いて行われた。解析と実験値の比較を入射陽子エネルギー1.21 GeVの場合に対して図8に示す。これらの結果から反応毎、コード毎に若干相違はあるものの、概ね計算値は入射面に近いところでは過小評価、入射面から遠いところでは過大評価する傾向にあることが分かる。

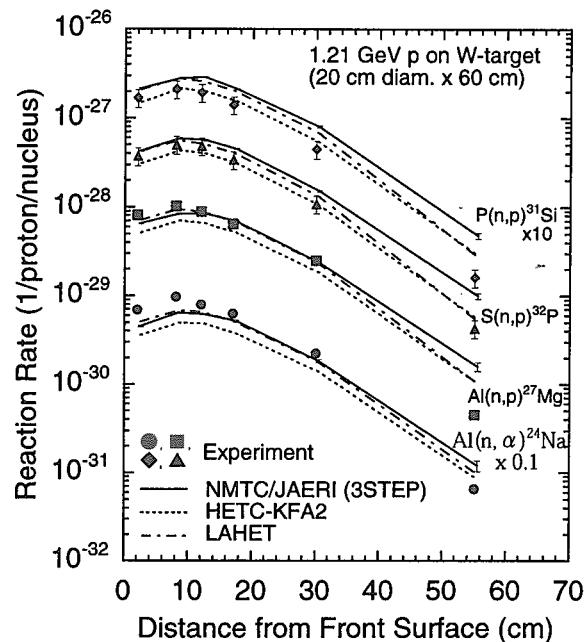
図 8 1.21GeV 陽子入射 $S(n,p)^{32}P$ 、 $P(n,p)^{31}Si$ 、 $AL(n,p)^{27}Mg$ および $Al(N,\alpha)^{24}Na$ の反応率分布

図8に示した結果から、核破碎中性子の空間分布が炉心特性に及ぼす影響を検討した。NMTC/JAERIの結果は入射面に近いところでは過小評価、遠いところでは過大評価する傾向にあるので、計算に使用した核破碎中性子の空間分布を実験解析の結果から修正を加え、それが加速器駆動炉炉心特性にどのような影響を及ぼすか検討した。具体的には、全発生中性子のうち入射面から数えて50%の中性子数に一律ファクター1.25を残りの50%にはファクター0.8を乗じて、全発生中性子数は変更せずに空間分布のみを変更した中性子源を作成した。これは実際の核破碎中性子源分布とは無関係で、分布形状がもたらす影響を調べるために非常に極端な場合を想定してこのような修正を加えた。なお、変更を加えたのは軸方向分布のみであり、径方向分布に対しては修正は加えなかった。図9に修正前と修正後の核破碎中性子束の軸方向分布をターゲット中心とターゲットに隣接した炉心領域に対して比較して示す。この核破碎中性子源分布を用いて比較した炉心パラ

メータは前章で示したのと同じパラメータであり、結果を表3に示す。中性子源を考慮した中性子増倍率 k_s に関してはほとんど差はないが、実効中性子源強度は約3%程度変化する。これは中性子源分布に変更を加えた事による、実効中性子源強度に強く影響する炉心の軸方向中心付近で核破碎中性子数が減少したためである。陽子一個当たりの発生中性子数は変更していないので、陽子ビーム当たりの炉心出力は実効中性子源強度のみに依存するので中性子源分布に変更したことによる影響の度合いは同じく約3%である。なお、前章で述べたのと同じ核種の反応率について調べた結果、炉心内における反応率比に関する影響はまったくなかった。以上の結果から、核破碎中性子束分布に20%程度の大きな変更を加えても実効中性子源強度に対する影響は約3%程度と小さなものであり、現在の解析精度でも十分対応可能であると考えられる。

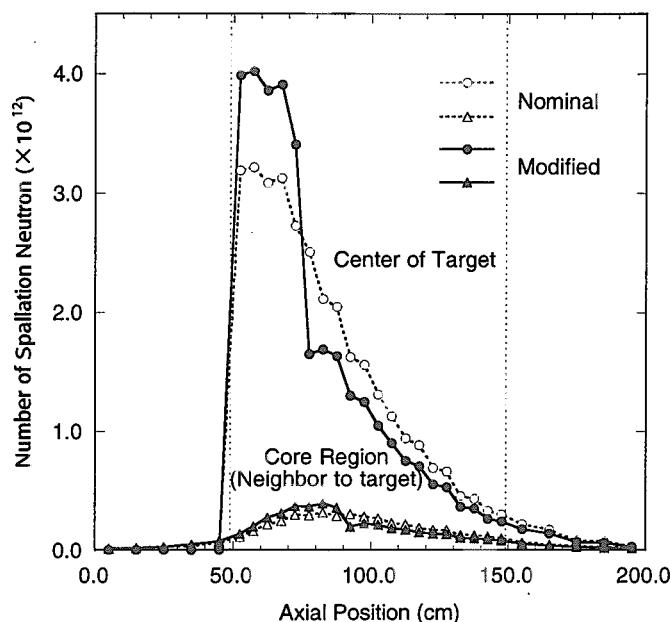


図9 核破碎中性子分布修正による軸方向分布の変化

表3 核破碎中性子分布修正による代表的加速器駆動炉特性への影響

	源修正前	源修正後	修正後/修正前
中性子/陽子	45.82	45.82	1.000
k_{eff}	0.9500	0.9500	1.000
k_s	0.9458	0.9442	0.998
実効中性子源強度	0.9192	0.8910	0.969
炉心出力 (MWth/mA)	56.5	54.7	0.969

4 おわりに

本報告では、高エネルギー領域での解析精度が加速器駆動炉の炉心特性に与える影響を評価することを目的として、高エネルギー領域解析コードで用いられる核子・核子散乱断面積モデルの

相違が加速器駆動未臨界炉の特性に対してどの程度影響するかを評価した。その結果、核破碎中性子束のエネルギー分布に対する影響は大きいが、加速器駆動炉炉心特性に及ぼす影響は数%程度であり、炉心平均の反応率比に対する影響は殆どなく核変換効率に対する影響はないことがわかった。また、核破碎中性子源の空間分布が炉心特性に及ぼす影響について、極端な場合を想定して核破碎中性子源分布に修正を加えて加速器駆動炉炉心特性に対する影響を検討した。その結果、核破碎中性子の軸方向分布に対して20%の変更を加えた場合でも、実効中性子源強度に対する影響は約3%程度であり、現在の高エネルギー解析コードの解析精度でも十分対応可能であるということができる。

以上の検討は、現在使用可能な核データライブラリーの上限エネルギー20MeV以下の検討結果であり、今後高エネルギーファイルの整備に伴い、20MeV以上の高エネルギー成分の寄与を検討する必要がある。また、核破碎中性子スペクトルの測定は数MeVまでのエネルギー領域でしかなく、加速器駆動炉の特性に強く影響するそれ以下のエネルギー領域での測定とそれを精度良く再現できる解析コードの整備が望まれる。さらに、MUSE実験等で加速器駆動未臨界炉の実験も行われているが、実際の核破碎中性子源を高速未臨界体系で使用した実験的な検証が不可欠であると考えられる。

参考文献

- [1] T.Takizuka, T.Sasa, K.Tsujimoto and M.Mizumoto, *Proc. Global '97*, vol.1 p.422 (1997).
- [2] K. Tsujimoto, T. Sasa, K. Nishihara, T. Takizuka, H. Takano, K. Hirota, Y. Kamishima, *Proc. ICONE-7* (1999).
- [3] R.Soule et al., *Proc. Global '95*, vol.1 p.110 (1995).
- [4] T.Sasa, K.Tsujimoto, T.Takizuka and H.Takano, JAERI-Data/Code 99-007 (1999).
- [5] H.Takada, N.Toshizawa, K.Kosako and K.Ishibash, JAERI-Data/Code 98-005 (1998).
- [6] R.E.Alcouffe, F.W.Brinkley, D.R.Marr and R.D.O'Dell, LA-10049-M (1990).
- [7] J.Cugnon, T.Mizutani, J.Vandermeulen, *Nucl. Phys.*, A352(1981).
- [8] S.Meigo et al., *Nucl. Instr. and Meth. A*, **431**, 521 (1999).
- [9] H.Takada et.al, *Proc. SARE3*, KEK Proceedings 97-5 (1997).
- [10] J.F.Briesmeister (ed.), LA-12625.
- [11] R.E.Prael, H.Lichtenstein, LA-UR-89-3014 (1989).
- [12] P.Cloth, et al., Juel-2203 (1988).

講演 4 ADS 未臨界度測定法の問題点

This is a blank page.

ADS 未臨界度測定法の問題点

名古屋大学大学院工学研究科
原子核工学専攻 山根 義宏

1) はじめに

平成 12 年 6 月 14 日に日本原子力研究所が主催した「核変換物理実験施設に関する研究会」で反応度及び未臨界度測定法の現状を報告し、ADS を対象とした未臨界度のまとめを行った。そこでは、ADS がパルス運転される場合にはパルス中性子法が、定常運転の場合には分散対平均法が有効であることを示した。本報告では、この点をレビューした後に、京都大学原子炉実験所の臨界集合体装置 KUCA を用いて行なったパルス中性子法と分散対平均法による未臨界度測定を例として、残された問題点を検討する。

2) 未臨界度測定法のレビュー

反応度及び未臨界度測定法の現状

これまでに利用されている代表的な反応度及び未臨界度測定法として、①ペリオド法、②補償法、③中性子源増倍法、④落下法(積分法)、⑤中性子源引抜法、⑥指數実験法、⑦自発中性子増倍法、⑧逆動特性法、⑨パルス中性子法、⑩Rossi- α 法、⑪分散対平均法、⑫周波数応答法、⑬Mihalczo 法が挙げられる。これらを測定原理、一次測定量、実効増倍率への換算、測定精度の項目で整理して表 1 に示す。

これらの測定法においては、目的量である実効増倍率、反応度、未臨界度が測定値として直接に得られることは少ない。直接観測される一次測定量を、測定原理に示した原理式に代入することで得られる。この場合に、実効増倍率への換算の欄に示した諸量が必要となる。従って換算因子を測定あるいは計算で別途求めておく必要がある。つまり、測定の手軽さを判断する場合は、これら換算因子の評価法の手間も考慮する必要がある。

最後の欄にまとめた測定精度は、現状での概略を示しており、凡そ 5~10% の精度で得られると考えてよい。

ADS に適した未臨界度測定法

現在想定されている ADS の運転範囲、実効増倍率で 0.95~0.98 を測定対象とした場合、特段優れている未臨界度測定法は無いと言うのが、表 1 から読み取れる筆者の判断である。そこで(1)開発段階と(2)実機段階とに分け、そこで要求される測定法の特徴を整理してみる。

開発段階(実験室レベル)では、反応度の基準や臨界時の即発中性子減衰定数が測定可能であるという特徴がある。従って、表 1 に掲げた測定法は大部分が使用できる。しかし、ADS がパルス運転の場合には、パルス特性を有効利用するパルス中性子法が適していると考えられる。一方、パルス運転では無く定常運転の場合には、中性子相関法 (Rossi- α)

法、分散対平均法) が外部中性子源を必要としない原子炉雑音測定に基づく点で、適していると考えられる。但し上述の未臨界を測定対象とする場合には、中性子計数の統計を高めるために、検出効率の高い検出器を用意する等の工夫が必要である。

次に実機段階で、実効増倍率 0.95~0.98 を 3%以下の精度で測定することをねらうと、基準反応度の決定法と、空間依存性の簡便な補正法の問題が重要になる。この点を考えると ADS がパルス運転の場合には、ドル単位ではあるが測定量から未臨界度が直接評価できること、また次節に示すが比較的簡便な処理法で空間依存性を考慮できる点で、パルス中性子法の面積比法が魅力的である。

まず開発段階の研究で実用化への問題点を摘出し、その対策を検討する必要がある。その手掛かりとして、次にパルス中性子法と、パルス運転に適用できるように拡張した分散対平均法の測定例を紹介する。

3) パルス中性子法

約 15 年前に臨界安全管理技術に関連して、実効増倍率 0.8 以下の深い未臨界度の測定技術を検討する目的で、京都大学原子炉実験所の臨界集合体装置と付設の加速電圧 200KV の Kockcroft-Walton 型加速器を利用してパルス中性子法の実験を行った。ここではその主要な結果を述べる。

空間積分法

パルス中性子法のデータ処理法には Simons-King 法[1]、Garellis-Russell 法[2]、Sjostrand の面積比法[3]がある。前 2 者は即発中性子減衰定数を与えるが、面積比法はドル単位の未臨界度を直接測定出来る長所がある。この方法は、図 1 に示すパルス中性子時間減衰曲線の遅発中性子と即発中性子成分の総計数値、即ち遅発中性子面積と即発中性子面積を用いて、次式でドル単位の未臨界度を求める。

$$-\frac{\rho}{\beta} = \frac{A_{prompt}}{A_{delayed}} \quad (1)$$

しかしこの面積比法も、深い未臨界の体系に適用する場合には、空間依存性が顕著となる欠点から逃れることは出来ない。

空間高次モードの影響を補正する目的で、Kosaly & Fisher の提案している多点測定(空間積分法)[4]を使用した。熱中性子体系を考えてエネルギー 2 群を想定すると、この方法の原理式は次式となる。

$$-\frac{\rho}{\beta} = \frac{\int_v \varphi_{of}^+(r) v \Sigma_f(r, v_{th}) A_p(r, v_{th}) dr}{\int_v \varphi_{of}^+(r) v \Sigma_f(r, v_{th}) A_d(r, v_{th}) dr} \quad (2)$$

但し、 v_{th} は熱中性子の速さ、 $\varphi_{of}^+(r)$ は高速群の基本モード随伴中性子束である。

測定体系

京都大学原子炉実験所・臨界集合体装置の固体減速架台(A 架台)を測定に用いた。1/16"

厚さの 93%濃縮ウラン・アルミ合金板に 3/8" 厚さのポリエチレン板を重ねた単位格子を 36 回積み重ねた 40cm の燃料部に、上下約 50cm のポリエチレン反射体を付けた燃料要素を配列し、その周りをポリエチレン体で囲んで測定体系を構成した。この体系は 25 本の燃料要素で臨界となるが、燃料要素を順次ポリエチレン体に置換して本数を減らし、未臨界体系を構成した。

図 2 に示すように、加速器の T ターゲットは体系のポリエチレン反射体の端面から約 10cm 離れた位置に、反射体側面に 45 度傾けて配置し、 $T(d, n) \alpha$ 反応で中性子を発生させた。d ビームに対して直角方向に関連粒子法に基づく α 粒子モニターを配置して、パルス中性子の発生状況を監視した。

多点測定用に 3 本の中性子検出器（マイクロ BF3 を 1 本、1/2" He3 又は 1/2" 核分裂計数管を 2 本）を使用した。パルス中性子伝播方向に平行に検出器(D1,D2,D3)を配置した場合を図 2 に示している。

測定上の工夫

深い未臨界体系の測定では、遅発中性子成分の減少が測定上問題となる。これに加えて、充分にパルス化されずに加速器から漏れる中性子（直流成分）と、ルームリターン中性子成分といったバックグラウンド中性子の混入が、遅発中性子成分の減少に伴って問題となる。これに測定法の工夫で対処した。前者に対しては、パルス中性子発生周波数を最大 250 Hz まで上げて、遅発中性子成分の計数の集積を図った[5]。後者については、関連粒子法でパルス発生量を監視し、漏れ中性子に対する補正を行った。

測定結果

検出器平行配置の場合の測定結果を図 3 に示す。同一の測定体系において、検出器毎に(1)式を適用して求めた 3 個の測定結果を直線で結んで表示してある。図の右側が中性子打ち込み側であり、この位置に配置した検出器の計数値から求めた未臨界度は大き目の値になる傾向がある。中性子打ち込み側で空間高次モードが正の寄与をし、即発中性子成分が過大に評価されるためである。

図 3 の著しい空間依存性を示す測定量を、検出器感度の実測値を用いて規格化した後に、2 群、2 次元拡散計算に基づく随伴中性子束を重みとして(2)式の空間積分処理を行い、体系に固有の未臨界度を求めた。ドル単位から実効増倍率へ換算する際の実効遅発中性子割合 β_{eff} は、計算コード SRAC で未臨界体系毎に評価した。結果を 137 群 MGCL 定数ライブラリーを用いたモンテ・カルロ計算コード KENO-IV の計算結果と比較して図 4 に示す。深い未臨界の領域で、計算結果が系統的に実効増倍率を低めに評価する傾向が認められるが、これは未臨界体系の定数作成に問題が残されている可能性がある。

(2)式の空間積分法に、未臨界度に応じたパルス周波数の増加等の測定上の工夫を加味すれば、実効増倍率 0.6 近辺の深い未臨界度の測定が可能であることが、この研究によつて示された。

4) パルス中性子入射に対する分散対平均法

理論式

分散対平均法は定常状態の中性子計数の揺らぎから炉物理パラメータを推定する良く知られた測定法である。しかし筆者等はパルス運転の ADS を想定して、パルス中性子打ち込みにより中性子計数が時間と共に変動する場合に分散対平均法を拡張することを目指している。それは、パルスと定常の両運転モードを、同一の測定法で扱える手法の開発をねらっているからである。

パルス状に中性子が周期 T で繰り返し体系に投入される場合の分散対平均法の理論式を、空間依存性は考慮しない一点炉近似、遅発中性子は無視する場合について、次のように導いた[6]。

$$Y(t) = \frac{\sum_{L=0}^{J(t)-1} \{ A_1 + A_0 \} + (A_1 - A_0) e^{-2\alpha(t-LT)} - 2A_1 e^{-\alpha(t-LT)} - 2A_0 \alpha(t-LT) e^{-\alpha(t-LT)}}{\sum_{L=0}^{J(t)-1} (1 - e^{-\alpha(t-LT)})}$$

(3)

ここでゲート幅を t 、即発中性子減衰定数を α で表わしている。 A_0, A_1 は定数である。

パルス周期 2ms の場合の理論式を、中性子源強度一定の場合と比較して図 5 に示す。Y 曲線がパルス周期に呼応して波状に揺らぎ、ゲート幅が大きくなるにつれて一定値に漸近する様子がわかる。

理論式の妥当性検証実験

理論式の妥当性を検証する目的で、京都大学原子炉実験所の臨界集合体装置を使い、図 6 に示す体系で実験を行った。未臨界度は約 1,2,4,8% $\Delta k/k$ の四通りを選んだ。

得られた測定結果を図 7、8 に示す。図 7 は未臨界度 0.855% $\Delta k/k$ 、パルス周期 20ms、図 8 は 19.03% $\Delta k/k$ 、5ms の場合である。未臨界度の大小によらず、Y 曲線は理論から予測されるパルス周期に呼応した波状の揺らぎを示している。しかし Y 値に注目すると、浅い未臨界度の場合はゲート幅の小さい領域で、また未臨界度の深い場合はゲート幅の全ての領域で負の値を示している。これは(3)式の理論式からは予想できない現象であり、こうした場合には、Y 曲線から正しい即発中性子減衰定数、ひいては正しい未臨界度を推定することは出来ない。

負の Y 値の原因推定

Y 値が負となる原因として、パルス中性子打ち込み直後は中性子密度が高いので、計測系の不感時間のために中性子計数の統計的性質が乱される可能性が考えられる。検出系が非麻痺型の不感時間特性に従うと仮定して、複合検出確率を用いる手法で新たな理論式を導いた。その理論式で不感時間 d_i をパラメータとして計算した結果を図 9 に示す。

不感時間を長く取るにつれて、Y 曲線はパルス中性子打ち込み直後のゲート幅の小さい領域で負となり、その影響で Y 曲線全体が負の方向にシフトする様子がはっきりと現れて

いる。以上より、不感時間を考慮した理論式に測定データをフィッティングすれば、原理的には正しい即発中性子減衰定数を推定できるはずである。しかし現実には、理論式に含まれるパラメータが多くなると、単純なフィッティングでは安定した解が得られないことがわかつて来た。

簡易な即発中性子減衰定数の推定法

不感時間の影響をデータ処理により擬似的に排除し、不感時間を考慮しない従来の単純な理論式をフィッティングを利用して、即発中性子減衰定数を推定する簡易な手法を検討した。パルス中性子打ち込み直後の時間領域にマスクをかけ、この時間領域の時系列データを意識的に使用しない手法である。

未臨界度 $1.21\% \Delta k/k$ の体系に、 3.75ms の時間遅れ（マスク）をかけてデータ処理した場合(四角印)と、マスクをかけない従来法(丸印)と比較して図10に示す。マスクをかける事によりゲート幅の小さい領域でY値が負になる現象が緩和されている事がわかる。

測定結果

新たに工夫した手法を用いて、マスクしたY曲線から即発中性子減衰定数を算出した結果を図11に示す。比較のために、全く同じ時系列データからパルス減衰曲線を作成し、これに対して Sjostrand の面積比法を適用した結果を併せて示す。

マスクをかけた時系列データをデータ処理に用いる手法（□印）は、パルス中性子法の結果（◆印）と誤差の範囲内で一致している。未臨界度 $8\% \Delta k/k$ では極めて大きな誤差が付いているが、ADS の運転が想定されている未臨界度の範囲では、マスクする手法を利用すれば未臨界度測定が可能であると期待できる。

しかしこのデータ処理では、どれだけの時間領域にマスクをかけるかの判断を Heuristic に行なっており、未だ主観的な要素が含まれている。マスク領域の選定を自動的に行なう妥当性のある手順を決めることが、今後の課題である。

5)まとめ

ADS の未臨界度測定法の候補として、パルス中性子法と分散対平均法が挙げられる。パルス中性子法としては、簡単な隨伴関数計算値を利用する空間積分法が有効である。しかし ADS の実機運転では、パルス中性子発生周波数は固定と考えられ、未臨界度に応じてパルス周波数を上げることは困難である。従って、深い未臨界度の体系では遅発中性子成分が減少し、高い測定精度を達成するには長時間測定が必要となる。

パルス入射に対する分散対平均法を開発したので、ADS の如何なる運転モードに対しても、分散対平均法で即発中性子減衰定数を推定できる。但し、即発中性子減衰定数から未臨界度への換算法をどうするかについて問題が残っている。またパルス中性子法と同様に、未臨界度の深い体系では長時間測定が要求される。

最後に、本報告では触れなかったが、三澤等が提案した迅速な計算機処理を利用した分散対平均法に基づく即発中性子減衰定数の推定法[7]や、北村が提案している時系列デー

タを直接計算機に書き込むデータ収集法[8]に基づく測定法の利用が、未臨界度モニター開発の観点で可能性を秘めている。

ADS 模擬体系を利用した実験的研究を積み重ねることにより、空間依存性の問題、検出器不感時間の問題、低い計数率の問題に対する「実用的」処方箋を探ることが、今後の課題であると考えられる。

文献

- [1] Simmons, B.E. & J.S. King, Nucl. Sci. Eng., 3, 595(1958).
- [2] Garelis, E. & J.L. Russell, Nucl. Sci. Eng., 16, 263(1963).
- [3] Sjostrand, N.G., Arkiv Fysik, 11, 233(1956).
- [4] Kosaly, G. & A. Fischer, J. Nucl. Enrgy, 26, 17(1972).
- [5] Lolic, J.V. & H.J. Boado, Atomkernenergie/Kerntechnik, 38, 181(1981).
- [6] 片岡宏樹、山根義宏、加速器駆動未臨界炉の未臨界度測定法の検討(3)、
日本原子力学会 2000 年春の年会、C31(2000).
- [7] Misawa, M. et al., Proceedings of The Fifth International Conference on
Nuclear Criticality Safety, Albuquerque, New Mexico, USA, 11.71 (1995).
- [8] Kitamura, Y. et al., J. Nucl. Sci. Technol., 36, 653(1999).

表1 反応度及び未臨界度測定法の現状（1）

測定法	測定原理	一次測定量	実効増倍率への換算	測定精度
① ペリオド法	$\frac{\rho}{\beta_{eff}} = \sum \frac{a_i}{1 + \lambda_i}$	ペリオド	遅発中性子の定数	+0.2 \$ (\$\pm 0.7\%\$)
② 補償法	基準反応度との置換	置換量	校正用図表	—
③ 中性子源増倍法	$k_{eff} = 1 - \frac{C_0}{C}(1 - k_{eff,0})$	中性子計数率	基準点の増倍率と計数率	-15 \$ (\$\pm 10\%\$)
④ 落下法（積分法）	$-\frac{\rho}{\beta_{eff}} = \frac{13.04 N_0}{\int_0^{\infty} n(t) dt}$	中性子計数の積分値	臨界時の計数率、 β_{eff}	-15 \$ (\$\pm 10\%\$)
⑤ 中性子源引抜法	$-\frac{\rho}{\beta_{eff}} = \frac{N_0}{\lambda \int_0^{\infty} n(t) dt}$	中性子計数の積分値	臨界時の計数率、 β_{eff}	-15 \$ (\$\pm 10\%\$)
⑥ 指数実験法	$1 - \frac{1}{k_{eff}} = -K \gamma^2$	計数値の空間減衰	反応度換算係数、 β_{eff}	$k - eff = 0.58$ (\$\pm 9\%\$)
⑦ 自発中性子増倍法	$k_{eff} = \frac{1 - C}{1 - C \left(\frac{k_{eff,cd}}{k_{eff}} \right)}$ $C = \left(\frac{\varepsilon}{\varepsilon_{cd}} \right) \left(\frac{\phi_{cd}}{\phi} \right)$	摂動前後の中性子束比	摂動前後の検出効率比 び実効増倍率比	$k - eff = 0.70$ (\$\pm 9\%\$)

表1 反応度及び未臨界度測定法の現状(2)

測定法	測定原理	一次測定量	実効増倍率への換算	測定精度
⑧ 逆動特性法 式⑧	中性子束の時間変化	遅発中性子の定数	—	—
⑨ パルス中性子法	中性子束の時間減衰 $-\frac{\rho}{\beta_{eff}} = \frac{A_{delayed}}{A_{prompt}}$	β_{eff}	-15 \$ (±5%)	-
⑩ Rossi- α 法	$P(t) = A_{corr} e^{-\alpha t} + A_{uncorr}$	相関項の時間減衰	—	—
⑪ 分散対平均法	$Y(t) = Y_\infty \left(1 - \frac{1 - e^{-\alpha t}}{\alpha t} \right)$	分散対平均比	臨界時の減衰定数、 β_{eff}	-5 \$ (±5%)
⑫ 周波数応答法	$\phi_{NW}(\omega) = A + \frac{B}{\alpha^2 + \omega^2}$	パワースペクトル密度	臨界時の減衰定数、 β_{eff}	-5 \$ (±5%)
⑬ Mihalezo 法	$-\rho = \frac{C_1 S_R}{1 - C_2 S_R}$	スペクトル比	変換係数	-5 \$ (±5%)

$$\text{式⑧ } \frac{\rho}{\beta_{eff}} = 1 + \frac{\Lambda}{\beta_{eff}} \frac{d[\ln n(t)]}{dt} - \sum_i \lambda_i a_i \int_0^\infty \frac{n(t-u)}{n(t)} e^{-\lambda_i u} du$$

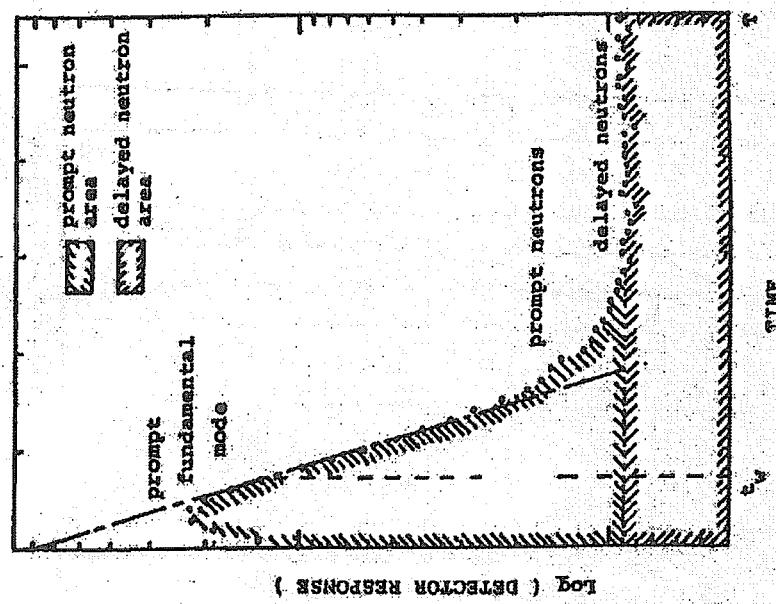


図1 八久久中性子減衰曲線

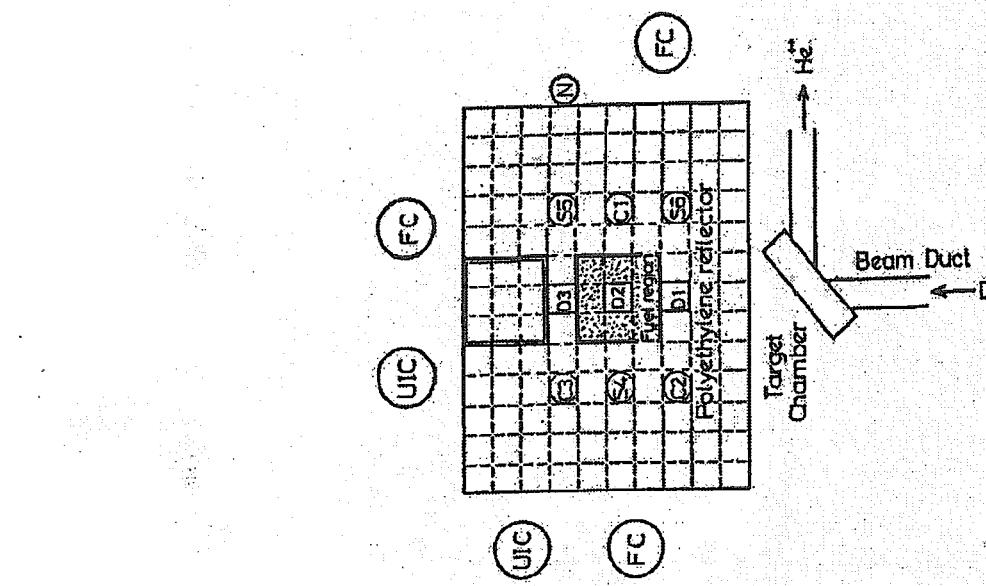


図2 KUCA/NJU中性子実験体系図

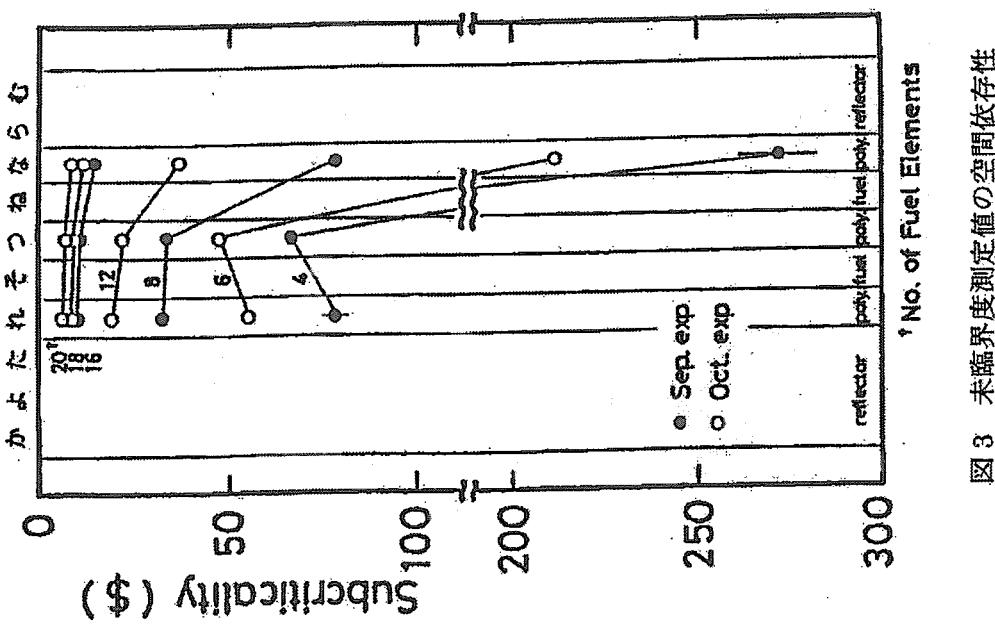


図 3 未臨界度測定値の空間依存性

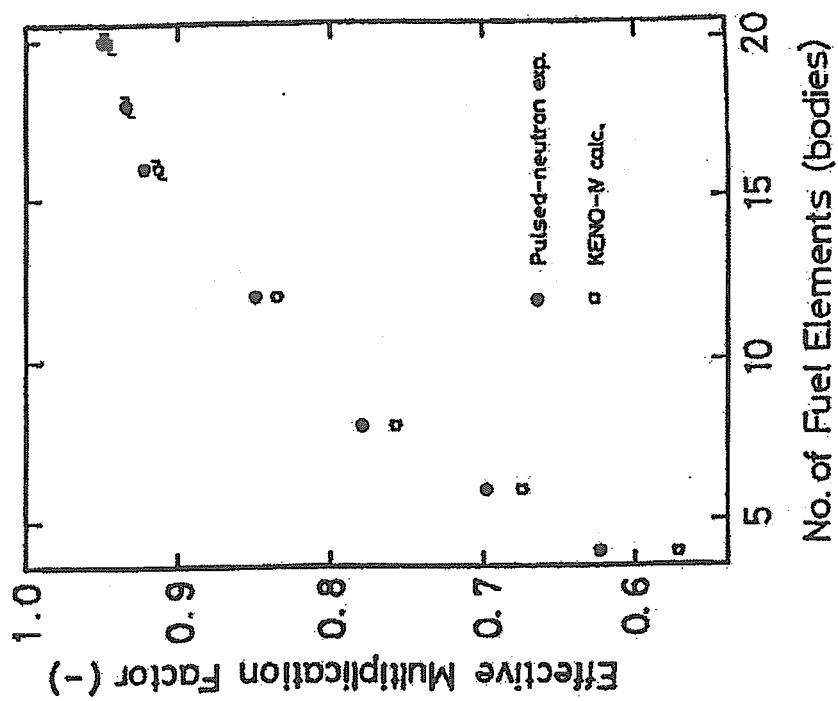


図 4 実効増倍率の測定値と計算値の比較

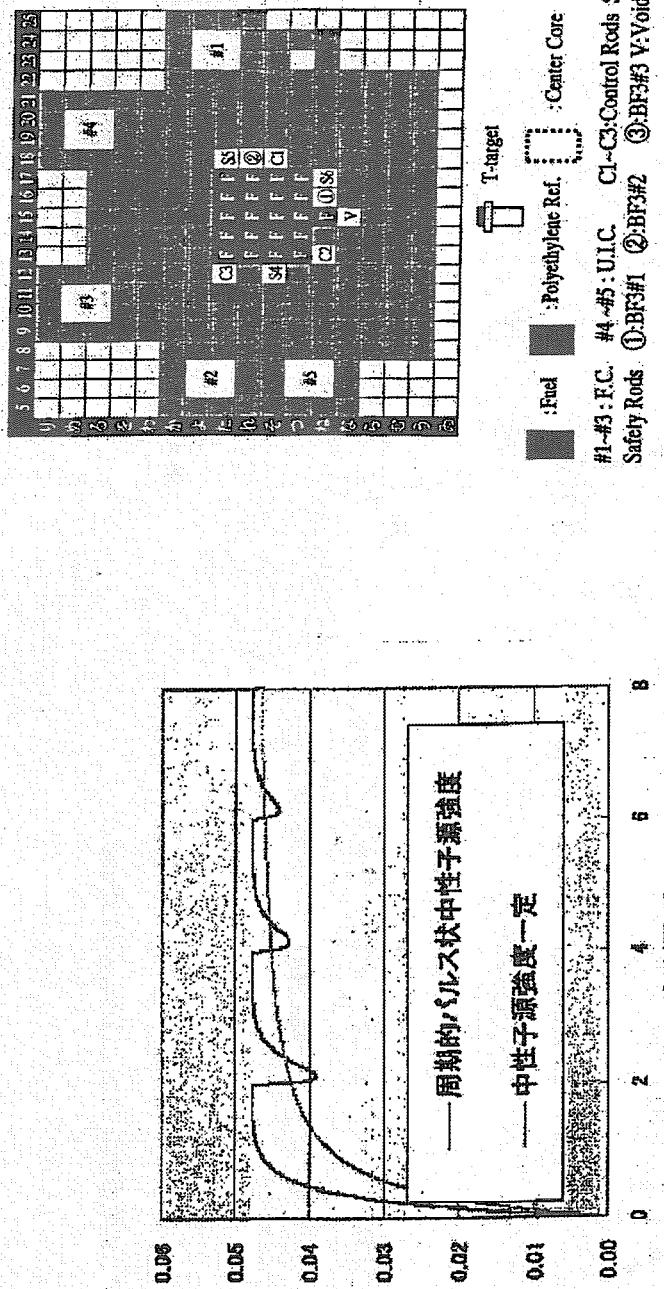


図 5 パルス中性子入射に対する
分散対平均法の理論曲線

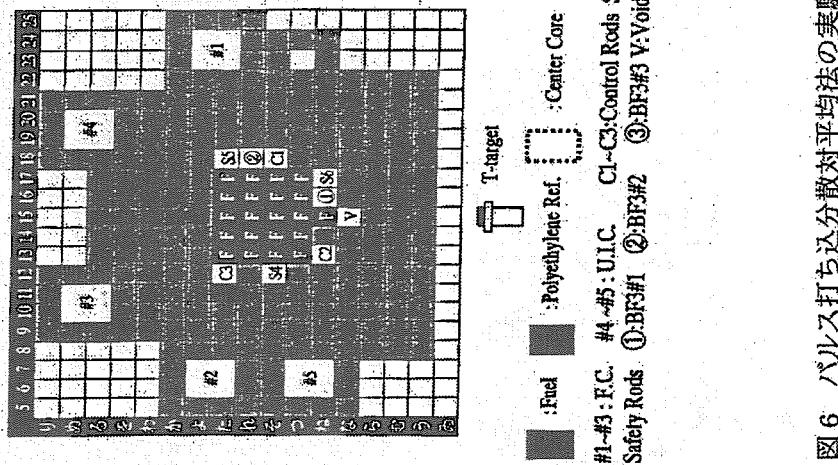


図 6 パルス打ち分散対平均法の実験体系

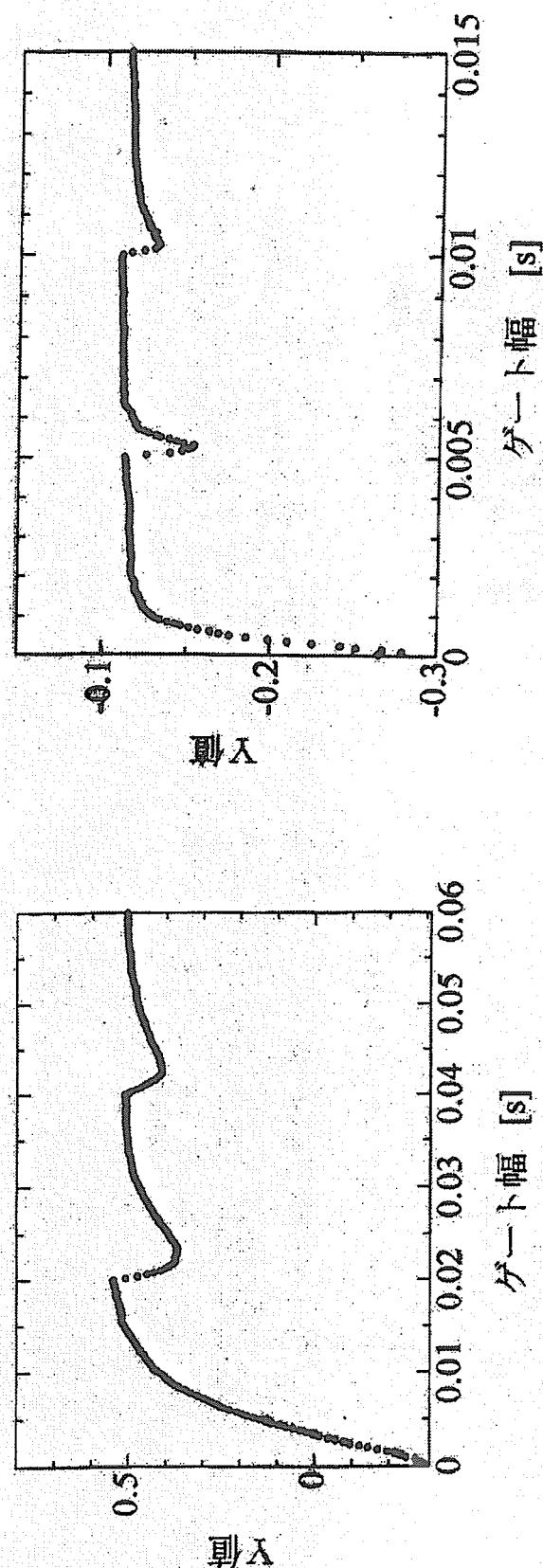


図 7 パルス打ち込み分散対平均法の測定結果
(未臨界度 0.855% $\Delta k/k$ 、周期 20ms)

図 8 パルス打ち込み分散対平均法の測定結果
(未臨界度 19.03% $\Delta k/k$ 、周期 5ms)

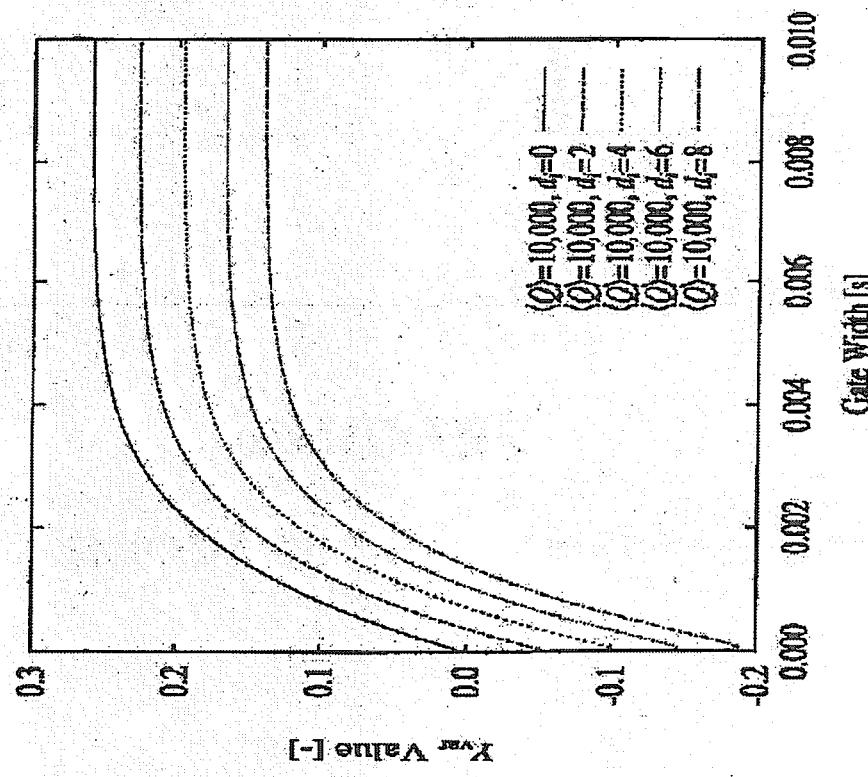


図 9 不感時間を考慮した分散対平均法の理論式

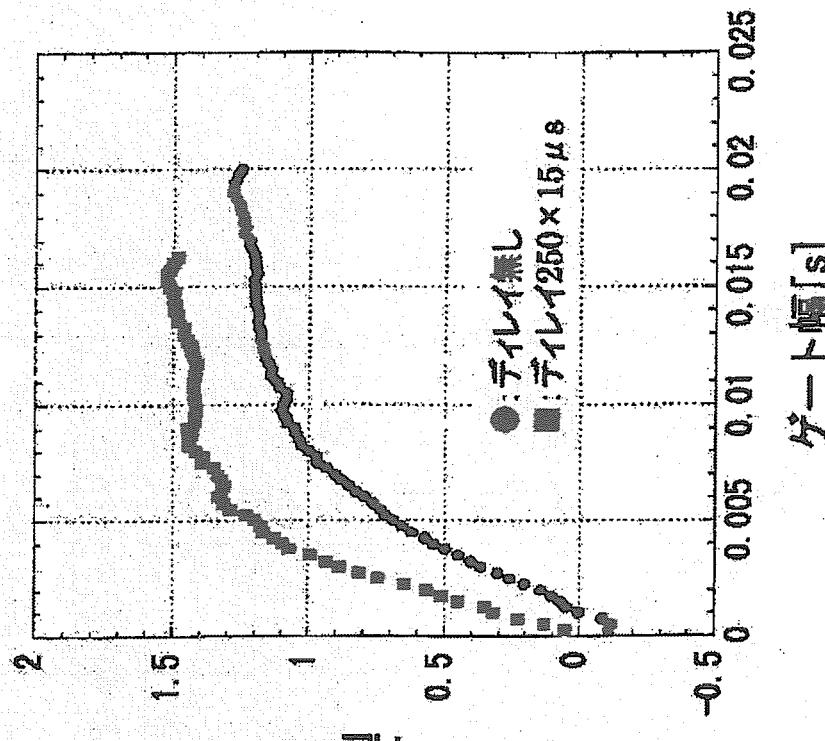


図 10 マスク法（ディレイ有り）の効果

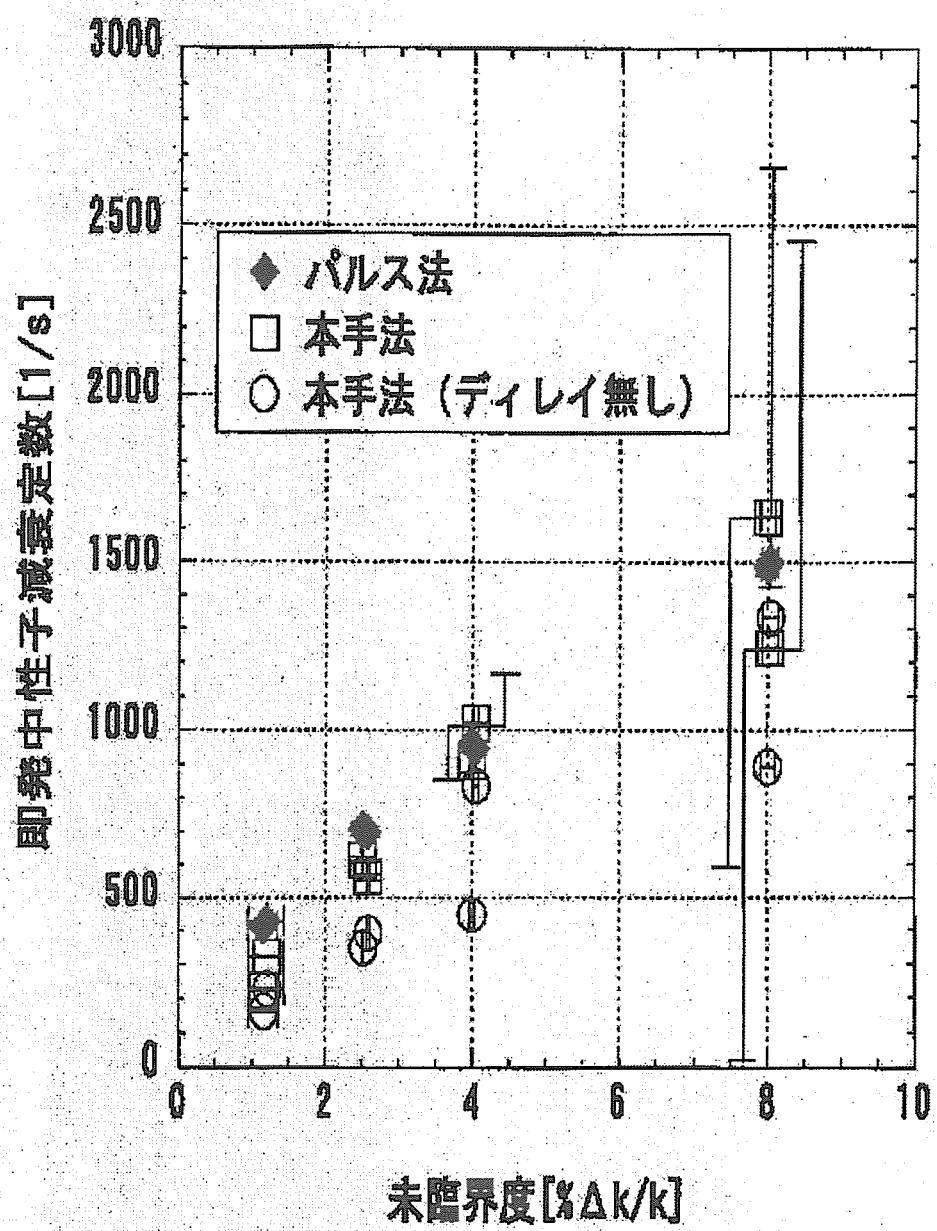


図 11 分散対平均法とパルス中性子法の比較

講演 5 加速器駆動未臨界原子炉の反応度制御

This is a blank page.

加速器駆動未臨界原子炉の反応度制御

東北大学 岩崎 智彦

1) 序論

加速器駆動未臨界原子炉（ADS）では、加速器出力の制御により炉出力の制御が可能である。しかし、加速器制御では、反応度は制御できないため、何らかの事故により原子炉へ正の反応度が投入され、臨界に近づく、あるいは到達するような事象に対応することができない。このため、ADSはいかなる事象下においても炉を常に未臨界に維持することが必須となるが、現在まで、ADSについての反応度の面からの研究はあまり行われていない。

このような背景のもと、本研究では、Na冷却型ADSとPb-Bi冷却型ADSの2種類のADSを対象にして、(1)最大投入反応度の解析、(2)ADSに適合した反応度制御法の検討を行う。

なお、本研究の解析においては、主として、ADSの核特性、未臨界炉心燃焼特性解析用コードとして日本原子力研究所（JAERI）で開発・整備がなされているATRASコードシステム[8]を用いている。

2) 最大投入反応度の解析

ADSの反応度制御の検討のためには、事故時等においてどの位の反応度が最大投入されうるかを知る必要がある。本研究では、ADS炉心に潜在的に投入されうる反応度を調べ、そこから最大投入反応度の評価を行った。

ADSにおいて、炉心へ投入される反応度を決定づける因子は数多くあるが、ここではそのうちの主な反応度投入因子である、冷却材温度(T_C)、冷却材ボイド率(V)、燃料温度(T_F)の3つを対象とした。この他に、炉心支持板の膨張による反応度投入も比較的大きな反応度投入因子であるが、他の因子とは投入時が異なること、おおむね負の反応度投入因子であることから、ここでは考慮していない。

ADSにおける反応度投入は、これらの各反応度投入因子の組合せにより記述される。各因子により投入される反応度は、各因子の変化量と各因子に対する反応度係数により与えられる。各因子に対する反応度係数である冷却材温度係数、冷却材ボイド係数、燃料温度(ドップラー)係数をそれぞれ、 α_{T_C} 、 α_V 、 α_{T_F} とする。定格運転時を基準(ベース)として、そのときの冷却材温度、冷却材ボイド率、燃料温度を T_{C-base} 、 V_{base} 、 T_{F-base} とする。そして、これらから各因子が T_C 、 V 、 T_F に変化したときに投入される反応度 $\Delta\rho_{T_C}$ 、 $\Delta\rho_V$ 、 $\Delta\rho_{T_F}$ は、各因子の変化量と反応度係数によって次のように表される。

$$\Delta\rho_{T_C} = \alpha_{T_C} \cdot (T_C - T_{C-base}) \quad (1)$$

$$\Delta\rho_V = \alpha_V \cdot (V - V_{base}) \quad (2)$$

$$\Delta\rho_{T_F} = \alpha_{T_F} \cdot \ln \frac{T_F}{T_{F-base}} \quad (3)$$

これらを用いると、炉心へ投入される反応度 $\Delta\rho$ は、各因子の変化により投入される反応度 $\Delta\rho_{T_C}$ 、 $\Delta\rho_V$ 、 $\Delta\rho_{T_F}$ の和で与えられる。

$$\Delta\rho = \Delta\rho_{T_C} + \Delta\rho_V + \Delta\rho_{T_F} \quad (4)$$

この式をもとに、各因子を可能な範囲でえて投入反応度の大きさを調べ、そしてもっとも大きな反応度を求めるこにより、炉心へ投入される可能性のある最大投入反応度を得る。この評価にあたっては、ADSでは通常の原子炉と異なり、炉中心部にターゲットが存在し、それぞれ独自の温度変化等をする可能性があることから、炉心をターゲット領域(表中ではTarget)と燃料領域(表中ではCore)に分けて考える。

本研究では、最大投入反応度の評価の対象炉心として、Na冷却型ADS炉心とPb-Bi冷却型ADS炉心を選択した。両炉心の諸元をNa冷却型ADS炉心について表1に、Pb-Bi冷却型ADS炉心について表2に示す。

この炉心の反応度係数について、ATRASコードシステム中のSCAEL4、TWODANTを用いて求めた。Na冷却型ADSに反応度係数を表3に、また、Pb-Bi冷却型ADSの反応度係数を表4に示す。

表3から、Na冷却ADSでは冷却材温度係数、ボイド係数はターゲット領域及び燃料領域とともに正の値を示していることがわかる。特に、ボイド係数については燃料領域で6%程度と大きな値をとっていることがわかる。ドップラー係数はターゲット領域及び燃料領域とともに負の値を示している。

表 1: Specification of Na cooled ADS

Thermal output	800 MW
Target	Tungsten Height 800mm Radius 150mm
Upper region	Height 260mm Disk thickness 15mm
Lower region	Height 540mm Disk thickness 130mm
Fuel	(90MA-10Pu)N nitride pin-bundle type
Fuel outer diameter	7.3mm
Pin pitch	9.9mm
Pin height	800mm
Fuel pellet diameter	6mm
Na bond	thickness 0.35mm
Cladding	thickness 0.3mm(HT9 Stainless steel)
Reflector	Stainless steel
Inner/outer Radius	400mm/900mm
Top Thickness	300mm
Bottom Thickness	400mm

表 2: Specification of Pb-Bi cooled ADS

Thermal output	800 MW
Target	Lead Bismuth Height 1500 [mm] Radius 250 [mm]
Fuel	(60MA-40Pu)N nitride pin-bundle type
Pin outer diameter	9.29 [mm]
Pin pitch	13.94 [mm]
Pin height	1000 [mm]
Fuel pellet diameter	8.13 [mm]
Pb-Bi bond	thickness 0.22 [mm]
Cladding	thickness 0.36 [mm](SUS-316)
Reflector	Stainless steel
Inner/outer Radius	92 [mm]/142 [mm]
Top Thickness	1000 [mm]
Bottom Thickness	1000 [mm]

表 3: Na 冷却型 ADS についての反応度係数

	Target	Core
冷却材温度係数 $[\Delta k/k/C]$	6.05E-07	1.48E-05
ドップラー係数 $[T\Delta k/k]$	-7.20E-05	-7.20E-05
ボイド係数 $[\Delta k/k]$	2.87E-03	6.16E-02

表 4: Pb-Bi 冷却型 ADS についての反応度係数

	Target	Core
冷却材温度係数 $[\Delta k/k/C]$	-1.73E-08	7.12E-06
ドップラー係数 $[T\Delta k/k]$	-1.40E-05	-3.88E-04
ボイド係数 $[\Delta k/k]$	-7.13E-03	2.11E-02

一方、Pb-Bi 冷却型 ADS の反応度係数（表 4）は、いずれの反応度係数も小さな値となっている。特に、ボイド係数は、ターゲット・炉心領域とも小さな値となり、ターゲット領域では負の値を示している。炉心部におけるボイド係数は 2%程度と、炉心部よりかなり小さな値を示しているが、依然として正の値をとっている。

総合的には、Na 冷却 ADS と Pb-Bi 冷却 ADS とも、ボイド反応度が支配的であることがわかる。
この反応度係数を用いて行った最大投入反応度の評価結果を表 5 と、6 に示す。

表 5: Na 冷却型 ADS についての最大投入反応度

	Target $[\Delta k/k]$	Core $[\Delta k/k]$
冷却材ボイドなし	0.044 %	-0.68 %
冷却材ボイドあり	0.33 %	6.7 %

Na 冷却型 ADS についての最大投入反応度の解析結果（表 5）から、最大投入反応度は、冷却材ボイド率 100%で最大となり、炉心部分で、7.0%程度であるという結果が得られた。Na 冷却型 ADS を $k_{eff}=0.95$ で運転している場合、事故時に 7%の反応度が投入された場合、炉心の増倍率 k_{eff} は 1 を超え、臨界超過となるため、加速器ビームの停止では、対処できない。従って、Na 冷却型 ADS では増倍率 $k_{eff}=0.95$ で（運転を行うに）は反応度制御機構が必要であることがわかる。

Pb-Bi 冷却型 ADS についての最大投入反応度の解析結果（6）から、最大投入反応度は、冷却材ボイド率 100%で最大となり、炉心部分で、3.0%程度であるという結果が得られた。Pb-Bi 冷却型 ADS では、 $k_{eff}=0.95$ で運転している場合には、事故時に 3%の反応度が投入された場合でも炉心を未臨界に保持する事が可能であるといえる。ただし、他の要因（燃焼度変化因子）などを考えたり、経済性を考慮した高い増倍率（例えば $k_{eff}=0.98$ ）で運転を行うことなどを考えると、最大投入反応度 3%の投入も決して十分に余裕のある数字とはいえない。この炉に対する反応度制御の研究も必要であることがわかる。

3) ADS に適合した反応度制御の検討

この節では、ADS に適合した反応度制御について検討した。ここで検討においては、ここで考える反応度制御は、常運転時には使用せず、事故時において投入のみ作動する、いわばバックアップシステム的なものを想定している。

現在の高速炉に付けられている制御棒駆動系は、通常運転時の微細な制御にも、また緊急停止時にも用いることができるよう二設計されているため、極めて大掛かりな装置となっている。今考えている ADS 制御系（通常時に使用しない反応度制御）には、このような制御棒系は過重であると考える。また、ADS 炉心には通常の原子炉にない、高エネルギー陽子を導くためのビームラインが炉心中心部に存在している。したがって、ADS の反応度制御のために、高速炉で用いられている制御棒駆動機構はそのまま使用することは出来ず、ビームラインと干渉しないようにするための大幅な設計変更が必要となると考えられる。ADS

表 6: Pb-Bi 冷却型 ADS についての最大投入反応度

	Target [Δk/k]	Core [Δk/k]
冷却材ボイドなし	-0.0049 %	1.0 %
冷却材ボイドあり	0.72 %	3.0 %

の制御系は、炉心形状に適用可能で、炉心設計への影響が小さく、制御棒駆動機構のような大掛かりな装置でないもので十分であると考えられる。

ADS にふさわしい反応度制御法の条件を整理すると、以下のように整理できる。

- ADS 特有の炉心形状に適用可能であること
- 制御棒駆動機構のような大掛かりな装置を必要としないこと
- 駆動機構を有する場合でも、ビームラインと干渉しない駆動機構であること
- 炉心設計を大幅に変更することなく、設置可能であること
- 反応度制御機構の設置によってシステムが複雑にならないこと

上記の点を踏まえて ADS に適合した反応度制御系を考慮した場合、負の反応度投入を行うための中性子吸収体として液体ポイズンを利用する考えられる。これは、液体として用いた場合、固体の中性子吸収体を用いる場合に比べて、設置上の自由度が高く、ADS 特有の炉心形状への適用が容易であること、また、液体ポイズンの炉心への投入には、駆動機構が大掛かりなものにならないと考えられるなどの理由による。

液体ポイズンを利用する具体的な方法としては、炉外上部に液体ポイズンを用意し、それを配管を通して、ポンプ駆動により炉心へ注入する方法が考えられる。この場合、適切な配管を施すことにより炉心設計への影響を最小限に抑えることが可能となる。負の反応度投入を行うための中性子吸収体として液体ポイズンを利用する方法は、ADS の炉心設計に大きな変更を加えることなく設置が可能となる。

使用する液体ポイズンとしては、ADS 炉心の運転状態において液体であることが必要となるが、負の反応度投入を確実に行なうことを考慮すると、冷却材温度にかかわらず液体状態であること、すなわち冷却材よりも低融点で、高沸点の物質が望ましい。さらに、冷却材へ添加する場合には、上記の条件の他に冷却材との共存性・溶解性が良好であることが求められる。これらの温度条件満たしたうえで、比較的の中性子吸収断面積の大きな物質を考慮した結果、本研究では、炉心へ施した配管により注入するための液体ポイズンとして ${}^6\text{Li}$ を選択した。

各液体ポイズンの中性子吸収において主となる反応の断面積、および物性値について ${}^{10}\text{B}$ と併せて表 7 に示す。[18]

表 7: 液体ポイズンの主な物性値

材料	融点 [°C]	沸点 [°C]	断面積 (barn)		
			LMFBR	Res.Integ	Fiss.Avg.
${}^6\text{Li}$ (n,α)	179	1327	1.094	424.9	0.3307
${}^{10}\text{B}$ (n,α)	2300	2527	2.738	1719	0.4355

表 7 からもわかるように、 ${}^6\text{Li}$ の (n,α) 反応の断面積は、 ${}^{10}\text{B}$ よりも劣るものの十分大きく、液体ポイズンとしての効果が十分期待される。また、融点が 179[°C] と、ナトリウムと鉛ビスマスのいずれの冷却材の融点よりも高いものの、定格運転時の冷却材温度より 200[°C] 以上低く、沸点については 1327[°C] と鉛ビスマスの沸点 1670[°C] より低いものの、Na の沸点 883[°C] よりもはるかに高い。このため ${}^6\text{Li}$ は、負の反応度投入を行う液体ポイズンとして用いることは十分可能であると考えられる。なお、液体ポイズンとして ${}^6\text{Li}$ を反応度制御系に用いる方法は 6 万 [kWe](60[MWe]) の小型高速増殖炉の自己作動型の反応度制御機構として用いる方法が研究されている。[16][17]

以上をふまえ、Li を注入するシステムとして、本研究で考案したシステム概念を、図 1 に示す。ここで考案した Li 注入システムでは、はじめに、 ${}^6\text{Li}$ をリザーバータンク中に液体状態を維持して（加熱して）保持しておき、投入が必要となった時に、リザーバータンクからポンプ駆動により ${}^6\text{Li}$ が注入することとする。

Li の炉心への投入は、炉容器外のリザーバータンクから炉心まで配管を通して行うが、ADS ではビームラインの外周にそって配管を通す方法を考案した。ビームダクトの外周に沿って⁶Li 注入用の配管を入れることにより、ADS 炉心への影響を最小限に抑え、ADS 炉心の利点を損なわない設置が可能であると考えられる。炉心中における Li 投入位置は、ビームダクトとの干渉や炉心設計への影響、燃料交換等を考慮すると、ターゲット領域と燃料領域の境界部分が適しているものと思われるが、炉心中的位置は反応度効果の解析を待たねば決められない。なお、⁶Li は⁷Li の同位体で天然リシウム中の存在比は 7.42% だが、ここでは、95% 濃縮の⁶Li を用いることを想定する。この濃縮度は、⁶Li を反応度制御系に用いた小型高速炉の研究で採用されていた値である。^{[16][17]}

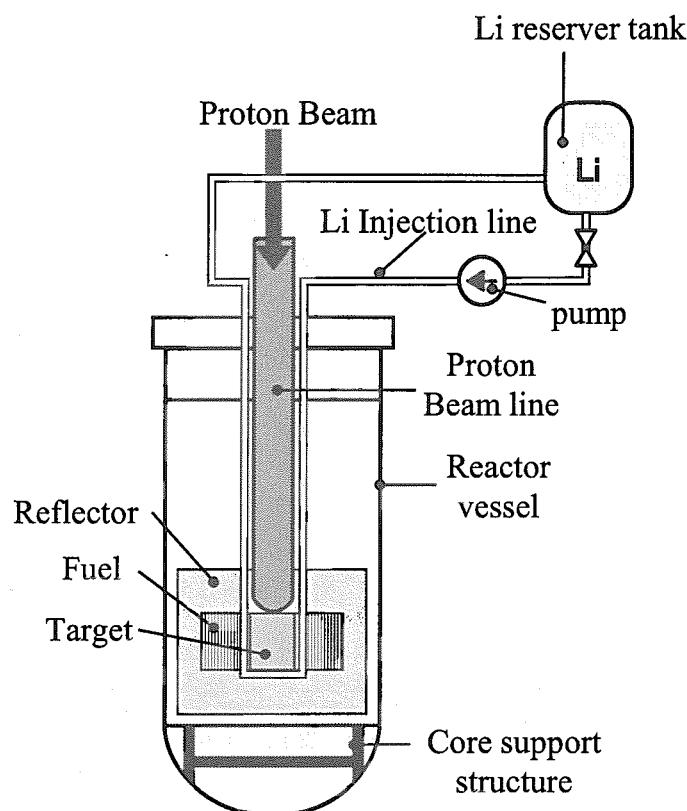


図 1: Li 注入法の概念図

4) Li 注入の反応度価値の解析

ここでは、ターゲット領域と燃料領域の境界部分に設けたリング状の領域に⁶Li を注入するシステムについて、Li の反応度価値の解析を行い、先に求めた最大投入反応度を補償可能な Li 投入量・位置を求める。なお、ここで検討では、Li をターゲットと炉心の境界に投入する方法が、ビームダクトを中心を持つ ADS 炉心設計への影響を最小限に抑える良い方法となることを念頭においている。

ターゲット領域と燃料領域の境界部分へ、Li 注入領域を設置した場合の反応度価値の解析を TWODANT を用いて行った。なお、ここでは、Li 注入を行うために設けたリング状の領域の内半径と外半径の差を “Li 注入領域厚さ” と呼ぶ。また、“Li 注入領域厚さ” d のリング状の領域は、リング状の領域の内半径と外半径をそれぞれ r_1 、 r_2 とおいた時に、 $(r_1 + r_2)/2$ の位置から、内外両側にそれぞれ $\frac{d}{2}$ の厚みを持つ領域とする。この $(r_1 + r_2)/2$ の位置をここでは “中心位置” と呼ぶことにする。ここでは、現行の設計 ADS 炉心において、最内周燃料集合体 1 層の位置に Li 注入領域を設置することを想定した解析の結果を示す。解析では、Li 注入領域の中心位置（Na 冷却型 ADS では半径 20[cm] の位置、Pb-Bi 冷却型 ADS では半径 34[cm] の位置）を基準として、“Li 注入領域厚さ” を変更し、炉心に注入される Li の量を変化させ、Li 厚さ d に対する反応度価値の解析を行っている。解析には ATRAS コードシステム中の SCALE-4 および

TWODANT を用いて行った。解析した炉心の体系図を Na 冷却型 ADS については、図 2 に、Pb-Bi 冷却型 ADS については図 3 に示す。

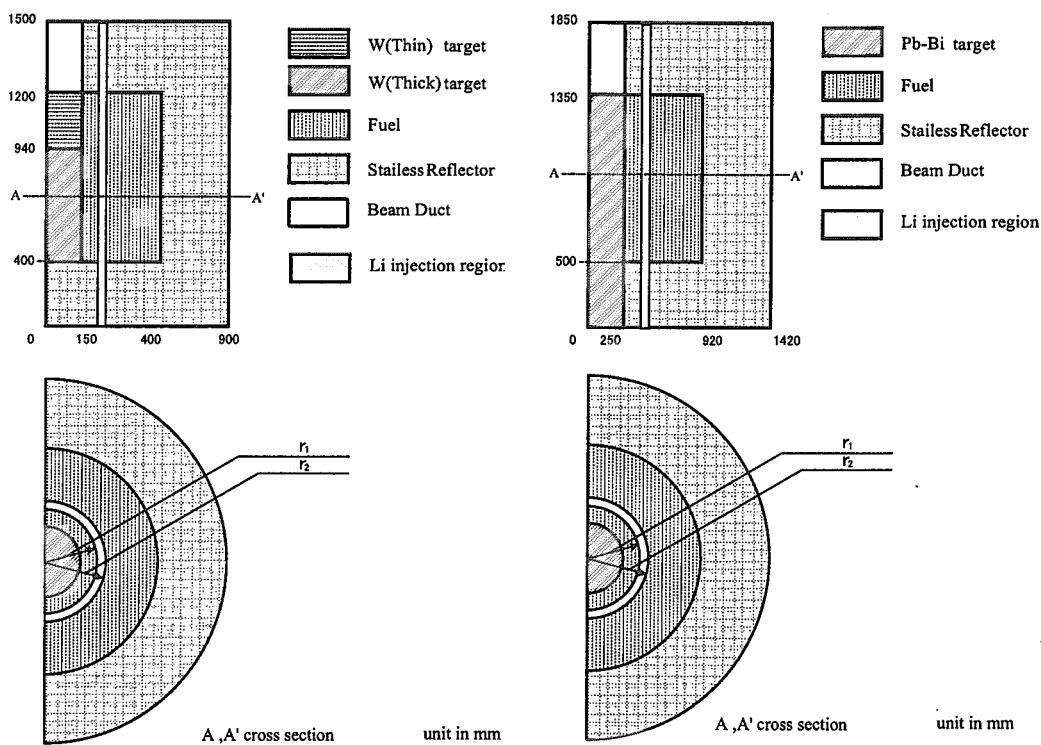


図 2: 解析体系 (Na 冷却型 ADS)

図 3: 解析体系 (Pb-Bi 冷却型 ADS)

はじめに、Na 冷却型 ADS についての反応度価値の解析結果を図 4 及び表 8 に示す。

Na 冷却型 ADS についての解析結果からわかるように、"Li 注入領域厚さ" が最内周 1 層分に相当する 11[cm] で、Li 反応度価値が 6.50 % [$\Delta k/k$] であり、7%程度の最大投入反応度の補償は十分可能である。なお、"Li 注入領域厚さ" が増加すると反応度価値は若干飽和する傾向が見られる。これは、"Li 注入領域厚さ" を増した場合、リング状に配置している Li 注入領域のうち、外側（燃料領域側）にある Li が、内側（ターゲット領域側）にある Li によって遮蔽されている、すなわち自己遮蔽のにより、外側に増加した Li の効果が半減しているためであると思われる。

Pb-Bi 冷却型 ADS についての反応度価値の解析結果を図 5 及び表 9 に示す。

Pb-Bi 冷却型 ADS についての解析結果を見ると、Na 冷却型 ADS についての解析結果と同様に "Li 注入領域厚さ" が増加すると反応度価値は若干飽和する傾向が見られる。しかしながら、"Li 注入領域厚さ" が 16[cm] での反応度価値は 3 % [$\Delta k/k$] 強であり、最大投入反応度を補償している。

表 8: Na 冷却型 ADS の結果

Li 注入領域厚さ [cm]	注入前 k_{eff}	注入後 k_{eff}	反応度 ρ [% $\Delta k/k$]
0.87	0.8429	0.8042	1.14
2.02	0.9024	0.8857	2.09
3.69	0.9036	0.8771	3.34
4.96	0.9038	0.8725	3.98
6.41	0.9049	0.8680	4.70
8.88	0.9064	0.8606	5.87
10.3	0.9047	0.8557	6.32

表 9: Pb-Bi 冷却型 ADS の結果

Li 注入領域厚さ [cm]	注入前 k_{eff}	注入後 k_{eff}	反応度 ρ [% $\Delta k/k$]
0.87	0.8972	0.8467	1.33
3.76	0.9446	0.9236	2.40
6.38	0.9439	0.9197	2.79
8.47	0.9432	0.9176	2.96
10.9	0.9421	0.9158	3.04
16.3	0.9398	0.9127	3.16

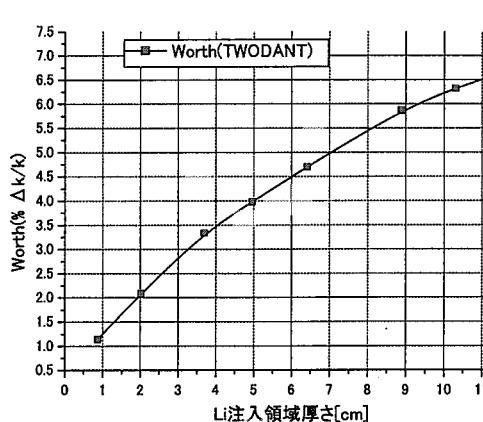


図 4: Na 冷却型 ADS の結果

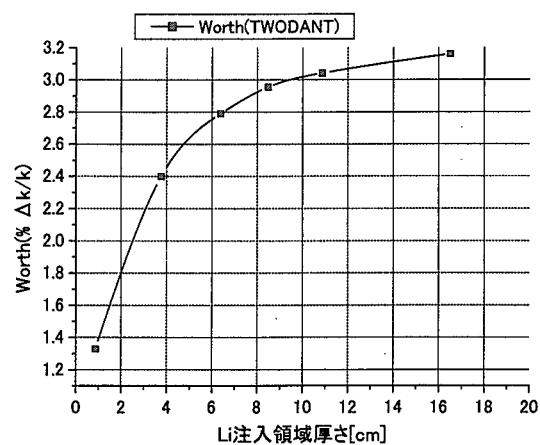


図 5: Pb-Bi 冷却型 ADS の結果

5) Li 注入システムの検討

TWODANT を用いた解析により求められた反応度値は、炉心を 2 次元 R-Z 体系で近似して行っており、炉心及び Li 注入用のモジュールを正確には模擬していない。そのため、炉心及び Li 注入用のモジュールを正確に模擬できる解析方法により、詳細な解析を行い、より具体的な Li 注入システムの検討を行う必要があると考えられる。

このためここでは、3 次元モンテカルロコードである MVP を用いて、鉛ビスマス冷却型 ADS について、より正確な解析を行う。ベース Pb-Bi 冷却型 ADS 炉心に対して、Li 注入用のモジュールをモデル化し、あわせて Li モジュールと置換された最内周の燃料集合体 1 層分は最外周へ装荷する。

ここで検討したリシウム注入用のモジュールは、2 つである。ここで、モデル化したリシウム注入用のモジュールの断面図を図 6 および、図 7 に示す。

図 6 は、6 角形のラッパ管の中央部に Li 注入用の配管を 1 本通してある。事故時等にはここに Li を注入する。管はすべて SUS316 としている。このモジュールを、LIM1(Lithium Injection Module 1) と呼ぶ事にする。LIM1 では、図 6 に示すように、2 体の LIM1 を 1 組として、一方を入口、他方を出口とモジュール 1 つの液体 Li の循環系統を形成することを想定している。

図 7 はモジュール 1 体の中に Li 注入用の配管を通してある。このモジュールを、LIM2(Lithium Injection Module 2) と呼ぶ事にする。LIM2 では、LIM1 が 2 体で循環系統を形成していたのに対し、図 7 に示すように 1 体で循環系統を形成することを想定している。

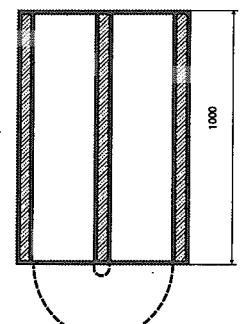
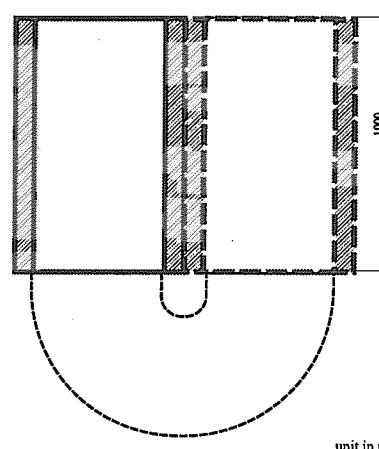
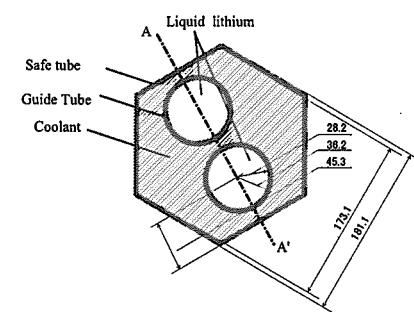
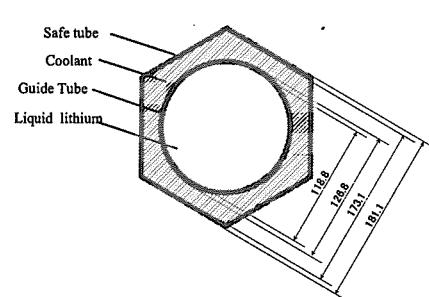
これらを装荷した炉心の全体図を図 8 に示す。図 8 では、最内周燃料集合体 12 体と置換する形で Li 注入用のモジュールを設置し、取り出された燃料は、最外周に装荷している。

この炉心に対する MVP の計算結果を、TWODANT により反応度値の解析結果と併せて、表 10 に示す。表から分かるとおり、MVP を用いた解析で得られた反応度値はおおむね TWODANT の結果と一致し、最大投入反応度を保証する程度の反応度投入が可能であると推定される。なお、詳細に見ると、両ケースとも、MVP よりも、TWODANT を用いた解析で得られた反応度値が大きい値となった。これは、TWODANT が円管状に模擬しているのに対し、MVP を用いた解析では、Li 注入用のモジュールを正確に再現しているために、Li 管を通って吸収を受けるものと、Li 管の外を通って吸収を受けないものが出てくるためであると考ええられる。

6) 結論

現在設計・研究が行われている ADSにおいては、制御棒のような反応度制御機構は組み込まれていない。しかし、加速器により制御されるのは炉出力であり、反応度ではないため、何らかの事故により正の反応度が投入され、臨界に近づくあるいは、到達するような事象に対しては対処できない。このため、ADS に潜在的に投入されうる正の反応度が大きい場合には事故時にきわめて危険な状態となることが懸念され、未臨界を維持するための反応度制御機構が必要なことが考えられる。そこで本研究では、日本原子力研究所で設計・研究が行われている ADS 炉心である Na 冷却型 ADS と Pb-Bi 冷却型 ADS の 2 種類の ADS を対象に、最大投入反応度の解析と ADS に適合した反応度制御法の検討を行った。

まず、2 節では、ADS に事故時等において投入されうる反応度について検討し、ADS 炉心に潜在的に投入されうる正の反応度の大きさの評価を行った。この結果、Na 冷却型 ADS では、冷却材ボイドが 100% の



unit in mm

図 6: LIM1 断面図 (2)

図 7: LIM2 断面図 (2)

- Target
- Fuel
- Reflector
- Fuel(moved outside)
- LIM

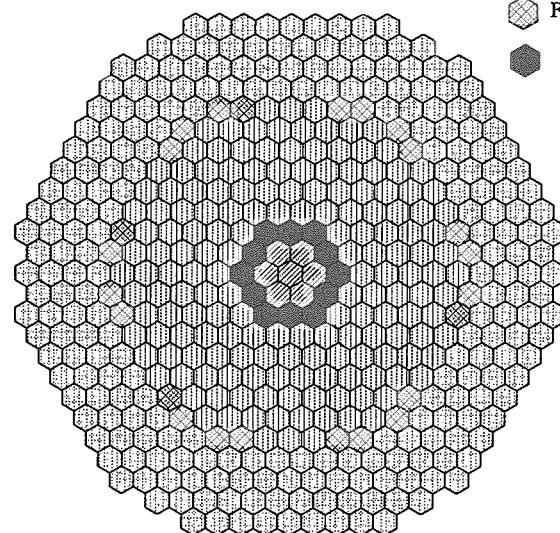


図 8: Pb-Bi 冷却型 ADS 炉心図 (Li 注入用モジュール設置後)

表 10: 反応度価値の解析結果 (MVP)

		TWODANT	MVP error	
LIM1	k_{eff} (Li 注入前)	0.9439	0.9487	0.0466 %
	k_{eff} (Li 注入後)	0.9197	0.9255	0.0490 %
	Worth	2.79 %	2.64 %	0.0770 %
LIM2	k_{eff} (Li 注入前)	0.9447	0.9498	0.0456 %
	k_{eff} (Li 注入後)	0.9235	0.9310	0.0530 %
	Worth	2.43 %	2.13 %	0.0791 %

ときに最大投入反応度が 7.0% 程度であるという結果が得られ、 $k_{eff}=0.95$ で運転を行うためには反応度制御機構が必要であることがわかった。Pb-Bi 冷却型 ADS では、冷却材ボイドが 100% のときに最大投入反応度が 3.0% 程度であるという結果が得られ、これは、経済性を考慮して $k_{eff}=0.98$ で（運転を行うに）は反応度制御機構が必要であることがわかった。

3 節では、2 節から得られた最大投入反応度を補償し、かつ ADS に適合する反応度制御機構について検討し、Li 注入法を考案した。Li 注入法は、 ${}^6\text{Li}$ の (n,α) 反応による中性子吸収を利用したもので、ビームダクト外周に設置したリング状の領域には通常運転時 He ガスを充填しておき、事故時等に、炉外に設置されたリザーバー・タンクからポンプにより ${}^6\text{Li}$ を注入して、負の反応度投入を行うというものである。 ${}^6\text{Li}$ は ${}^7\text{Li}$ の同位体で天然リシウム中の存在比は 7.42% だが、Li 注入法では 95% 濃縮の ${}^6\text{Li}$ を用いる。Li 注入法は、適切な配管を施すことにより炉心設計への影響を最小限に抑えることが可能となると考えられる。駆動装置としてはポンプ駆動を選択できるため、通常運転時に液体ポイズンを待機（貯蔵、スプール）しておくタンクは炉容器外に設置可能である。

4 節では、 ${}^6\text{Li}$ の (n,α) 反応による中性子吸収を利用して負の反応度投入を行う Li 注入法について反応度価値の解析を ATRAS コードシステム中の SCALE-4 および TWODANT を用いて行った。その結果、Na 冷却型 ADS、Pb-Bi 冷却型 ADS とも、ターゲット・炉心境界に Li を注入することにより、では、“Li 注入領域厚さ”が 18[cm] での反応度価値は 3% [$\Delta k/k$] 強であった。最大投入反応度を補償することが可能であるという結論が得られた。

以上、本研究では、加速器駆動型未臨界型原子炉についての反応度制御に関する検討を行った。その結果、現在設計・研究が行われている ADS 炉心では、潜在的に投入されうる正の反応度が大きいため、何らかの反応度制御機構が必要であると結論付けられた。そして、それを抑えるための反応度制御機構について検討し、液体ポイズンを利用した Li 注入法を考案し、Na 冷却型 ADS、Pb-Bi 冷却型 ADS ともに最内周燃料集合体 1 層分に Li の注入を行うことにより、最大投入反応度を補償することが可能であるという結論が得られた。

参考文献

- [1] D.G. ブルッキンズ：“放射性廃棄物処分の基礎” 現代工学社.
- [2] 倉持隆雄：“オメガ計画について” 第 26 回 炉物理夏期セミナーテキスト, (日本原子力学会, 1994 年) ..
- [3] 西山雄彦：“加速器による消滅処理” 第 26 回 炉物理夏期セミナーテキスト, (日本原子力学会, 1994 年).
- [4] T.Takizuka,T.Nisida,M.Mizumoto,H.Yoshida：“JAERI R&D on Accelerator-Based Transmutation under OMEGA Program” INTERNATIONAL CONFERENCE ON ACCELERATOR-DRIVEN TRANSMUTATION TECHNOLOGIES AND APPLICATIONS.

- [5] T.Nishida,T.Takizuka,T.Sasa :"JAERI Proposal of Benchmark Problem o Method and Data to Calculate the nuclear Characteristics in Accelerator-based Transmutation system with Fast Neutron Flux".
- [6] 中原康明, 筒井恒夫 "高エネルギー核反応及び核子・中間子輸送シミュレーションコードシステム NMTC/JAERI",JAERI-M 82-198 (1982).
- [7] K.KOSAKO,F.MAEKAWA,Y.OYAMA et al. : JAERI-Data/Code 94-020 (1994).
- [8] 佐々 敏信 :" 加速器駆動型消滅処理炉心解析システム ATRAS の開発 () ",JAERI-M 08-280 (1996).
- [9] 佐々 敏信 :" 加速器駆動型消滅処理炉心解析システム ATRAS" ,JAERI-Data/Code 00-007 (1999).
- [10] 日本原子力研究所中性子科学研究所 : "中性子科学研究計画における研究開発" JAERI-tech 99-031 (2000).
- [11] 日本原子力研究所・高エネルギー加速器研究機構共同推進チーム :"大強度陽子加速器計画" JAERI-tech 2000-03 (2000).
- [12] tsujimoto et al. : "Conceptual Study of the Lead-Bismuth Cooled Accelerator-Driven Transmutation System", Proc. of AccApp 1998, 137 (1998).
- [13] R.E.Alcouffe,et al. :"Users guide for TWODANT:A Code Package for Two Dimensional, Diffusion-Accelerated, Neutral-Praticle Transport," LA-10049-M,(1990).
- [14] "SCALE-4A Modular Code System for Performing Standardized Computer Analysis for Licensing Evaluation," CCC-545, (Draft 1990).
- [15] 堀 雅夫 :"基礎高速炉工学" 日刊工業.
- [16] Mitsuru Kambe :"RAPID-A Fast Reactor Concept Without Any Control Rods" Nuclear Technology,128, (1999)
- [17] Mitsuru Kambe :"DESIGN AND DEVELOPMENT OF FAST BREEDER REACTOR PASSIVE REACTIVITY CONTROL SYSTEMS:LEM AND LIM" Nuclear Technology,122, (1998)
- [18] Kenichi SHIBAT et al. :"CURVES AND TABLES OF NEUTRON CROSS SECTION IN JENDLE-3.2" , JAERI Code/Data 97-003,(1997)
- [19] 中川正幸、森貴正: "MVP/GMVP 連続エネルギー法および多群法に基づく汎用中性子・光子輸送計算モンテカルロコード", JAERI Code/Data 94-007,(1994)
- [20] Nakagawa M. and Tsuchihashi K. :"SLALOM : Code for Cell Homogenization Calculation of Fast Reactor", JAERI 1294 (1984).

講演 6 加速器駆動炉開発の意義と現状について

This is a blank page.

2000年2月22日(火)
原子炉システム専門部会
炉物理委員会
加速器駆動炉の炉物理WP
第2回会合

「加速器駆動炉開発の意義と現状について」

日本原子力発電株式会社 高速炉開発部

高木 直行

- ADS開発の現状
- ADSの位置付け・開発目的
- 発電用ルビア炉のECによる評価
- 米ATW開発の最近の動向
- おわりに

1

• ADS開発の現状

○原研の計画

- 主要テーマ： 中性子基礎科学研究(中性子散乱他)や原子力基礎研究(消滅処理他)
- 加速器： 超伝導線型加速器リニアック (1-1.5GeV、1-3.3mA)
- スケジュール：
 - 第1期(平成15年度)に1GeVで1mAの出力 1MW
 - 第2期(平成18年度)に1.5GeVで3.3mAの出力 5MW
 - (中性子散乱研究施設の建設が先)
- keff : 0.93程度
- 热出力 : 約60MWの出力をもつCW陽子ビームにより800MW程度の热出力を発生
- MA変換能力 : 大型軽水炉10基から出されるMA(年間約250kg)を処理
- エネルギー収支 : 炉心で発生した熱を回収して発電を行うことにより、
加速器駆動用電力自給に加え、外部に電力を供給可能

2

ターゲット： 1 MW前後のビーム出力 ->
固体ターゲット（タンクスチンやタンタル等）

材料強度試験や P S I 研究所(スイス)での共同の照射試験等を計画

1 MW以上のビーム出力 ->

除熱の容易な液体ターゲット（水銀）

試験用の水銀ループを製作し、現在流動関係の試験を実施

これまでに、Na 冷却高速炉技術に基づいた固体ターゲットを用いたシステム概念と
将来のオプションとして溶融塩を用いたシステム概念の検討を実施

-> 消滅処理実験施設では、技術基盤のある固体システム概念を主要研究対象に

3

●ヨーロッパ
○GEDEON計画（フランス）

- 1991年末「放射性廃棄物管理法」が成立 -> SPIN計画
- この計画の下、フランスのCEA／カダラッシュ研究所でGEDEON計画

CEA,CNRS,EdFによる加速器駆動システム（ADS）研究開発計画

MASURCAによる未臨界炉物理実験MUSE

（中性子源を装荷した未臨界体系で、鉛冷却模擬の試験も実施予定）、
大強度加速器の設計・開発、材料研究、実験施設の概念設計、
ADSの導入シナリオなど系統的なR&Dを実施。

実験施設HADRON： 1GeV、2-5mAの陽子ビームで駆動

高濃縮U/高富化Pu燃料

熱出力40-100MW

ビームエネルギー、ターゲットの検討と共に、

Na冷却/Pb冷却、U-Th燃料/Th燃料/MA燃料、

酸化物燃料／金属燃料など様々な技術オプションを検討

4

○エネルギー増幅器 (EA) 計画 (欧洲合同原子核研究所 (CERN))

- 1993年にカルロ・ルビア博士 (C.Rubbia) が提案
- EA実証プラントをスペインのアンゴラ自治州に建設することを計画しており、国際協力を進めるため1997年3月にはEA研究所 (株) LAESAを設立
- システム概念は、当初 (1993年末) の加圧軽水冷却熱中性子体系から、鉛冷却高速中性子体系 (Th-U燃料サイクル、酸化物燃料) に変更 (1996年頃) され、現在は100 MW級のEA実証試験が計画されている
- 熱出力1500 MW、電気出力625 MW。keff=0.96-0.98で必要な陽子加速器ビーム電力は12.5-25 MW。1.0GeVのサイクロotron
- 冷却材の液体鉛は核破碎ターゲットの役割も果たす。自然循環冷却のため容器高さ高、出口温度高、冷却材インベントリ大
- 28tonのトリウム・ウラン酸化物で5年で100GWd/tの燃焼
- 1997年のIAEA主催の会議では、(1) 長寿命FP消滅を目的とした基礎実験TARCの開始、(2) 消滅処理を重視したストラテジーの採用、(3) 炉心冷却と別系統の鉛ターゲットオプションの検討、(4) Th/U金属燃料の検討、(5) より現実的な実証プラント (200 MeV単段サイクロotron駆動、熱出力100 MW) の提案があった

5

○ESS(European Spallation Neutron Source)計画 (EU)

- ESS(European Spallation Neutron Source) : 大出力陽子加速器 (1.3 GeV、2.8 mA) の開発

○ベルギー、チェコ、スウェーデン、イタリア、スイス等

- 小規模研究あり

●アメリカ

○PHOENIX概念 (BNL)

- FFTFと類似したナトリウム冷却酸化物燃料を装荷
- 複数のモジュールで未臨界炉心を構成 (高速体系)
- 陽子ビーム : 1.6 GeV、104 mA
- Keff : 0.9-0.95
- 熱出力 : 3600 MWを発生
- 年間約2600 kgのMAと約300 kgのI-129を核変換

6

○SNS計画 (ORNL)

- 核破碎中性子源計画。1GeV、2mAを発生する大出力陽子加速器SNS(Spallation Neutron Source)を開発。LBNL, LANL, BNL, ANL, ORNLの共同計画。建設サイトはORNL
- 常伝導を用いた1GeV、1MWの加速器。1秒間に60回中性子パルスを発生するもの。18のビームポートを持つ。1msのビームを600nsにパンチする蓄積リングを経てターゲットへ。(現在の技術を改良しないと実現し得ないが、冒險をしないで建設できるよう設計したのが特徴)
- これまで多くの委員会のレビューを受け、この設計が実現できると認められている
- 施設稼働率を6ヶ月/年以上とし円滑な研究遂行を目的とする増強計画もある
 - 第二ターゲット施設の運転低周波数(10Hz)で運転し、質の高い低エネルギー中性子を得るよう最適化
 - 加速器にRF源を一つ追加し、ビーム電流を35mAから70mAに高め、出力を2MWとする
 - 蓄積リングを一つ追加し、出力を4MWとする
 - この出力に対応したターゲット技術の開発
- 1996年から予算化され、1997年5月には概念設計報告書が完成。翌月の6月のDOEレビューの結果が極めて肯定的だったため、1998年末の建設開始へ向けて作業が進行中。DOEは99年度の建設予算として約200億円を請求中で、議会の承認待ちの状態。2005年までに環境する計画の総予算額は約1700億円。運転開始は2006年を予定(1998年3月情報)

7

○ATW計画 (LANL)

初期 (1991年) の概念 :

- 800 MeV-130 mAの大強度陽子加速器+窓無し液体Pbターゲット+重水ブランケットで非常に高い熱中性子束 ($\sim 10^{16} \text{ n/cm}^2/\text{s}$) を発生しMA及びLLFP処理
- MA及びLLFPは水溶液あるいはスラリーの形で重水ブランケット内のループを循環
- ターゲット容器材料の照射損傷、重水の放射線分解、トリチウム発生などの困難な問題あり
- その後、
 - 窓付き固体タンクスチール(+鉛) ターゲット、重水減速、重水スラリー燃料/冷却材CANDU型。1540MW、年間625kgのTRUと75kgのLLFPを処理。熱中性子束は $2-3 \times 10^{15} \text{ n/cm}^2/\text{s}$ 程度に
 - 窓付き液体鉛ターゲット、黒鉛減速、フッ化物溶融塩燃料・冷却のシステム概念も詳細に検討された。500MWのターゲット/ブランケットモジュール6基から構成され、熱出力は3000MW。外部へ供給できる電力は1000MWe。熱中性子束は $1 \times 10^{14} \text{ n/cm}^2/\text{s}$ 程度に
 - なお、溶融塩ADSとしては、窓無し鉛ターゲット+ヘリウム冷却や、窓付き液体リチウムターゲット+リチウム冷却概念も検討された

8

最近の概念：

- 1996年末頃に、熱中性子炉から高速中性子炉に変更
- 高出力陽子加速器+鉛ビスマス冷却、金属燃料 (Np/Pu/Am/Cm) Zr の未臨界高速炉（炉心）・・・ANLで長年開発してきた高温化学再処理法と組み合わせた燃料サイクルシステム
- 高出力陽子加速器： 1 GeV、40 mA程度のLINAC
- 未臨界炉心の熱出力：2000 MW
- 消滅目標： 長期的放射性毒性をオーダ 3 で低減すること。これにより ATWの廃棄物の300年後の毒性が、現状処分の廃棄物の10万年後の毒性がより少なくなるとしている。
- TRUの消滅率 500 kg/y
- 消滅対象のLLFPは主としてTc-99、I-129であり、炉心周辺の減速材添加ターゲットと炉心内減速材無ターゲットについて検討
- IPPEと共にPb-Biループ流動・腐食試験を実施し、Pb-Biターゲット照射試験も実施予定

9

今後のATW開発：

- 要素技術開発とパイロットスケール加速器の実証を行い、2010年頃までに使用済み燃料 (ATW廃棄物含む) の処理方法、ATW燃料形態、冷却材等を選定
- その後、加速器の出力を上げ、2015年には30MWレベルの実証試験
- 2025年には850MWのフルパワー運転を達成する計画。このプラントは実際の核変換を行うプラントに転用される
- 将来的には、45MW加速器 + 8つのターゲットからなるADSが2基。ターゲットは各々840MWtを発生するのでトータルは6720MWt、2490MWe。これから生産される電力の15%はATWシステムで消費され、残り2110MWeは売電される
- 60年間で10,155tonの使用済み燃料を処理
- これを8ユニット導入し、ATW原型プラントを合わせ86,000tonのLWRのSFを処理し、2110年頃には全てを処理し終えるシナリオ

10

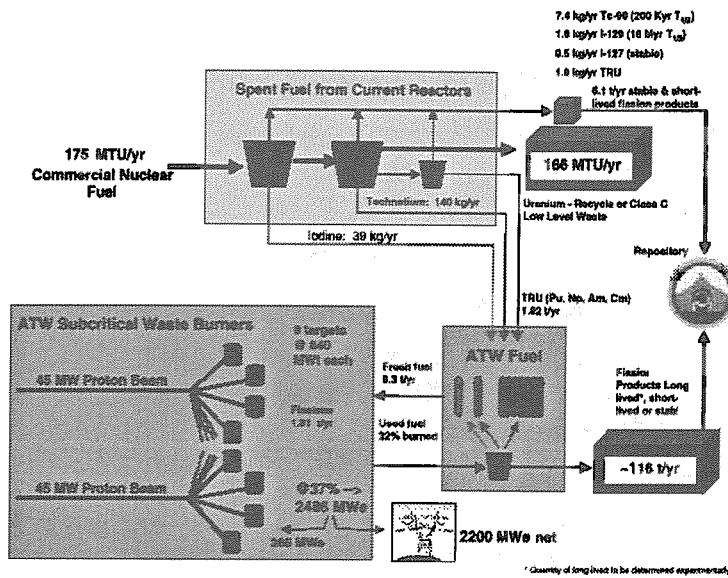


Figure E.3. Annual Equilibrium Operation of a Conceptual ATW Station Based on Average Composition of Deployment-Driven Scenario Spent Fuel

出典：“A Roadmap for Developing Accelerator Transmutation of Waste (ATW)Technology ”，
A Report to Congress October 1999, DOE/RW-0519

11

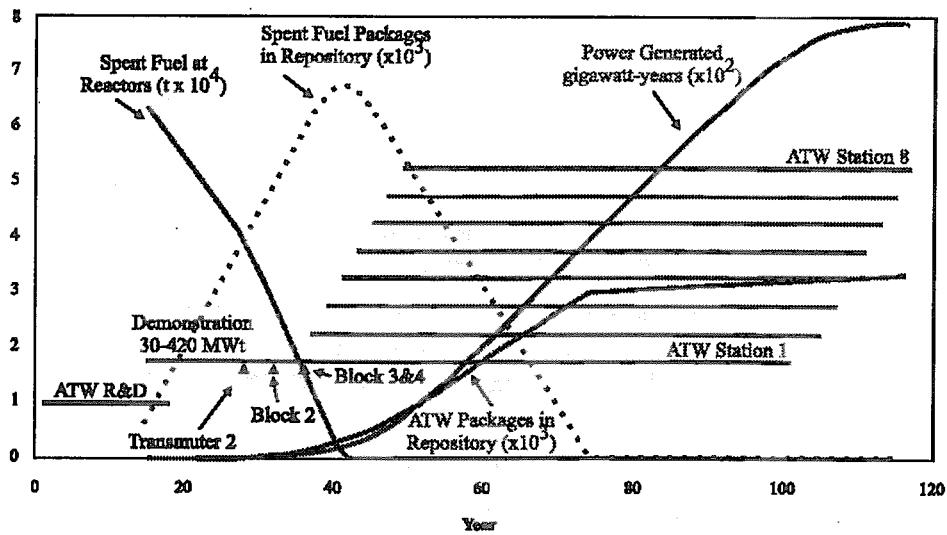


Figure 7.1. Integrated Schedule for RD&D and Deployment of ATW Technology

出典：“A Roadmap for Developing Accelerator Transmutation of Waste (ATW)Technology ”，
A Report to Congress October 1999, DOE/RW-0519

12

●ロシア

- 原子力産業省（Minatom）が長半減期廃棄物のない原子力システムを提案し、多数の研究機関で群分離・消滅処理について広範囲な研究が進められている
- 加速器駆動消滅処理システムについても様々なシステム概念が提案されているが、統一的な研究開発計画には至っていない

○IPPEでのターゲット開発

- 核破碎ターゲットについての熱流動・腐食試験を実施、材料研究及び臨界実験装置による炉物理実験を計画

○ ISTRA計画（理論・実験物理研究所 ITEP）

- 既存の研究用重水炉TVR (ITEP) と、改良された「ISTR-36」陽子加速器を結合した中性子発生装置の開発と建設計画。
- 36 MeV, 2 mA 陽子加速器、Beターゲットの 重水試験炉
- 既存の炉と加速器を組み合わせた安価で低出力な設備をつくり、ADTT概念の可能性を示す目的

○ ADTT概念（理論・実験物理研究所 ITEP）

- 加速器駆動消滅処理概念ADTT(Accelerator Driven Transmutation Technology)は、陽子線加速器、Pb・Biターゲット、重水又は溶融塩ブランケット、そしてオンライン再処理など、多分野の技術を含む。米LANLと協力
- ISTC(#559)の枠組みで、1MW出力のPb・Bi冷却ターゲットを建設する予定（実施中？）

13

ITEPにおけるADTT概念研究項目

(出典：1997年原産調査団報告書)

分野	内容
加速器・ターゲット 関連	必要となる陽子線の電流値を低減するための、区分けされたブランケットの解析的及び実験的研究。 陽子ターゲットモデルとビームウインドウについての実験研究。 固体及び液体金属ターゲット設計の熱流動的検討。 強力な陽子ビームの信頼性と安全性。 1ないし100台の陽子加速器と未臨界集合体からなるプロトタイプ施設の概念設計。陽子加速器は IHEP(Serpukhov) が、未臨界集合体はIPPE (Obninsk) が検討中。 連続的な陽子線源、RFQ構造の動的な調整、強力な共鳴器、ビームロスの最小化などの加速器技術の検討。 中間エネルギー陽子のBeや重金属ターゲットとの相互作用。 分離窓を持たない加速器のイオン管の保護方法や、液体ターゲットでのガスの生成と輸送過程の検討。 液体ターゲット中にある混合物の熱力学特性や挙動、冷却材や構造材との相互作用の解析的・実験的検討。 液体ターゲット材料としてのPbとPb-Bi材の比較。 加速器の放熱装置 (100-1000 kW/セクション) の熱的安定性のテストと技術開発。
未臨界炉心・ブランケット関連	兵器級及び原子炉級Puを用いるADTTの安全性検討。 ブランケットの概念設計。
サイクル関連	ADTTを導入したいろいろな燃料サイクルオプションの比較。 Poを除去するための膜と電解法の開発。 IからXe、及びTcからRuを高速で分離する技術の開発。
システム関連	研究用重水炉TVR (ITEP) と、改良された「ISTR-36」陽子加速器を結合した中性子発生装置の開発と建設。 ターゲットやブランケットシステムの起因事象、緊急事象、設計外事故事象のリストアップ。 冷却材とその表面の組成を安定化させる技術。

14

○ 多炉型混成概念中の溶融塩加速器炉（クルチャトフ研究所）

- 原子力エネルギー供給体制の発展期、準平衡期（成熟期）、終息期の3段階を想定して、長期的戦略を検討した結果、軽水炉、BNタイプの高速炉、そして加速器炉の3タイプの炉型から構成される「マルチコンポーネントシステム」（多炉型原子力システム）を提案
- 廃棄物への回収損失が少なく（～1/1000）、極めて高い燃焼度を達成するための設備を持つ、溶融塩消滅炉Molten-salt burner reactor (MS-BR)を検討
- 溶融塩炉を消滅炉として用いることのメリット： 1)再処理との適合性の良さ、2)いかなる燃料組成にも炉設計の変更なしに対応可能、3)on-line再処理により連続的にKr、Xe、IといったFPを除去できるため、中性子経済に優れ、希土類元素を含んだMAの利用可能、4)これは、希土類元素とMAの分離工程の簡略化と、MAの廃棄物側への損失を大きく低減することに寄与するため、低コスト化、廃棄物最少化に寄与
- ISTCプロジェクトNo.17[27]として、1994-1996年にはMSR技術を用いた加速器炉の研究を実施した（PuF₃を含む溶融塩ループの設計、Pu燃焼のためのブランケット概念設計、MSRを用いた加速器炉駆動消滅実証炉DEMO ADSのチェリア・ビンスク-70への建設提案など）
- 成果： 1)MSR技術はPu燃焼に利用できる技術的見通しあり、2)実証用のMSRは、適切な予算でロシア国内に建設可能
- VNIITFは1996年に行った簡易なコスト評価で、10MWtのDEMO-ADS施設の建設費を約3.5億USドルと算出

15

溶融塩炉技術の特徴（クルチャトフ研究所まとめ） （出典：1997年原産調査団報告書）

オンライン燃料再処理の特徴	<ul style="list-style-type: none"> • 初期反応度を最小化できる。これはKrやXeなどのFP毒物を連続的に除去できるため • 固体燃料炉に比べて、燃料のFP濃度と崩壊熱を低減できる • 撃発性やガス状のFPを連続的に取り除くため、燃料圧力を低く維持できる • U-Th燃料サイクルで燃料増殖が可能である
溶融塩燃料自身が冷却材として働くことのメリット	<ul style="list-style-type: none"> • LOCA事象が起り得ない • 炉外熱交換のため、熱除去は炉内事象と独立である • 燃料塩の炉外への重力落下により受動的炉停止が可能である。また、炉心下部に位置する未臨界ドレンタンクは自然循環冷却が可能である
溶融フッ化物を用いることのメリット	<ul style="list-style-type: none"> • 燃料、中間ループの冷却材、空気そして構造材間での（機械的エネルギーを発生する）化学反応が生じない • 溶融フッ化物は、水の10万倍の耐放射線性能を持つ • 沸点（600°C以上）までのマージンが大きい • 溶融フッ化物の熱特性と低い燃料濃度（1-2%）により、自然対流による熱除去性能が優れる

16

ロシアにおける分離核変換技術の研究概要

(出典：1997年原産調査団報告書)

組織名(和)	組織名(英)	研究概要
ロシア研究センター／ クルチャトフ研究所	Russian Research Centre - Kurchatov Institute, (RRC - KI), Moscow	溶融塩炉技術と分離技術をベースとした、多炉型核燃料サイクル概念の調査研究。
オブニンスク物理エネルギー研究所	Institute of Physics and Power Engineering, (IPPE), Obninsk	中性子物理、放射化学と関連のある燃料・材料、ナトリウム冷却高速炉の熱流動、Pu利用技術、種々の臨界実験装置や研究炉の炉心設計や炉心組成最適化、核データ、種々の液体金属冷却材の技術と加速器駆動システムのターゲット。
原子炉科学研究所	Research Institute of Atomic Reactors, (RIAR, NIAR), Dimitrovgrad	2、3基の中性子束研究炉を用いた原子炉物理研究、Pu利用、実験プラント規模での燃料加工技術、高いフルーレンス及び高い燃焼度での照射実験、照射後試験、マイナーアクチニド利用のための再処理技術。
理論実験物理研究所	Institute of Theoretical and Experimental Physics, (ITEP), Moscow	加速器駆動発電炉の中性子物理、重水装置をもつ消滅用ブランケット技術、加速器とターゲット技術。
ボチバール記念無機材料研究所	A.A. Bochvar Research Institute of Inorganic Materials, BRIIM (VNIINM), Moscow	広範囲にわたる原子燃料技術（材料科学、成形加工の技術、照射後試験と放射化学）。
エネルギー技術研究所	Research & Design Institute of Power Engineering, RDIPE (NIKIET), Moscow	Pb冷却高速炉の概念研究、加速器駆動ブランケット及びターゲットの解析・設計。
フローピン・ラジウム研究所	V.G. Khlopin Radium Institute, RI (NPO RI), St. Petersburg	湿式再処理、使用済核燃料の群分離、放射化学技術の開発。
全ロ技術物理研究所	Research Institute of Technical Physics, RITP (VNIITF), Snezinsk	溶融塩ブランケットをもつ加速器駆動システムの概念研究、実験を中心とした原子炉材料、化学特性研究。
全ロ実験物理研究所	Research Institute of Experimental Physics, RIEP (VNIIEF), Sarov	原子炉材料とアクチニドの化学特性の包括的な研究、強大中性子源も用いた実験、核データ。

●韓国

LANLのATW概念に基づく加速器駆動熱中性子消滅処理システムを対象

消滅処理性能についての予備的な評価研究を実施

ADS研究開発のための、多目的加速器施設設計画KOMACと共に、

消滅と発電の両方を行う加速器駆動システム HYPER計画を開始

KOMAC計画(Korea Multipurpose Accelerator Complex)

韓国原研KAERIが中心となり、他国の研究所や韓国内大学と共同
消滅処理や発電目的の新型原子力システム研究の支援を目的サイズ、運転コスト、将来のハイブリッド原子炉との適合性を考慮し、
1GeV、20mAの超伝導加速器を主に検討

第1段階： 1997年から2002までの基礎試験段階

Injector、RFQと20 MeVまでのCCDLTを開発

第2段階： 2002年から2007年

加速器全体を完成

HYPER計画 (Hybrid Power Extraction Reactor)

加速器駆動未臨界炉の開発のための計画

第1段階： 設計の鍵となる技術を開発

第2段階： 熱出力5 MWの実験施設を建設

●中国

○AD-RCNPS計画 (CIAE、IHEP、北京大学、清華大学)

- AD-RCNPSとは加速器駆動消滅・発電システム、Accelerator Driven Radioactive Clean Nuclear Power Systemの略。1995初頭に開始。中国原子力研究所CIAE、高エネルギー物理研究所IHEP、北京大学、清華大学と共同
- U-235をベースとする原子力は資源利用効率、長寿命放射性廃棄物の点で問題とし、これらを解決する概念としてAD-RCNPSを提案。150 MeV/3 mAの低出力陽子加速器とスイミング・プール型原子炉を組み合わせた基礎実験計画
- 現在は概念検討のみ。原子炉は、10% 濃縮Uを燃料とした軽水冷却炉（炉心高さ50 cm）であり、炉心中央にターゲットと減速材を兼ねた鉛が装荷されている。この原子炉は既存の試験炉の炉心構成を変えるだけで、比較的容易に建設可としている。keffは0.94から0.98程度であり、最大熱出力は3.5 MW。プランケット中性子工学や加速器構造について検討中
- 今後10年以内に、検証施設（実験施設より大きく、実証施設より小規模の意味）を建設したい考え。現在政府に申請中。目的は、加速器開発、核データ測定、材料試験、種々の未臨界プランケット概念、消滅処理技術、核破碎ターゲット、外部中性子源とプランケットのカップリングの研究開発

19

○AD-RCNPS計画（続き）

- 第一段階では、低エネルギー線形加速器と、D-T核融合中性子源で駆動されるゼロ出力集合体の核的研究
- 第二段階では、150MeV、3mAの加速器で、構成を変更可能な軽水未臨界炉（体系）を駆動する実験
- 2020年までには、検証施設での経験を下に、1Gev, 10mA, 1GWtのフルスケール実証炉を実現したい考え

20

2. ADSの位置付け・開発目的

- 一般に言われるADSの特徴
 - 未臨界ゆえに臨界安全性が優れている
 - 多くの余剰中性子が得られる（燃料増殖、廃棄物核変換）
 - 設計や運転の自由度が大きい
- 1990年代初頭までは、上記の特徴を生かした発電目的のADS概念検討が行われていた
- 今回調査対象とした主要なADS概念（10種）の内、現時点での「発電」を主目的としたものはない
- 全て「核変換処理」を目的としている
- 熱中性子体系は工学的課題が多いこと、核変換対象核種としてMAに関心があることなどの理由により、現在は高速炉体系が主流

21

各国のADS開発

国	開発主体 計画名	設計仕様	中性子 スペクトル	用途・開発目的	建設年	備考
日本	原研・ ターゲット： 固体 Ta or 液体 (Hg, Bi) 冷却材： Na, Pb-Bi	高速		<ul style="list-style-type: none"> ◦ 素粒子・原子核 生命科学、物質 学の研究 ◦ 材料照射 ◦ 核変換実験(MA, I-129, Tc-99 etc.) 	第一期計画 2000年着工 を目標	
仏 国	CEA, CNRS, GEDEON 画	燃料： 酸化物・金 (U, Th, Th, MA) ターゲット： ? 冷却材： Na, Pb	高速	<ul style="list-style-type: none"> ◦ 核変換 (MA, LLFP) 	?	
欧 州	CERN ルビア炉	燃料： 酸化物 (Th,) ターゲット： Pb 冷却材： Pb (自然 環)	高速 (旧： 熟中性 子)	<ul style="list-style-type: none"> ◦ 核変換 (旧： 発電) 		1996年、開発目的を 電から核変換に変更 また、加圧水型の熟 性子体系から高速体 に変更。
米	BNL Phoenix	燃料： 酸化物 ターゲット： 固体 冷却材： Na	高速	<ul style="list-style-type: none"> ◦ 核変換 (MA, I-129 Tc-99) 		
米	LANL ATW	燃料： 金属 (TRU, ターゲット： Pb-Bi 冷却材： Pb-Bi	高速 (旧： 熟中性 子)	<ul style="list-style-type: none"> ◦ 核変換 (MA, I-129 Tc-99) 	2025年に 850MW(full power) 実証	1996年、重水減速・ 却型の熟中性子体系 から高速体系に変更。

22

各図のADS開発（2）

国	開発主体 計画名	設計仕様	中性子 スペクトル	用途・開発目的	建設年	備考
露	ITEP ISTRA 計	燃料： 酸化物? ターゲット： Be 減速材： 重水	熱中性子	● 既存の研究炉と 良し加速器と結 した ADS 開発	1997?	
露	ITEP ADTT 計画	燃料： 酸化物?、 融塩 ターゲット： Pb-Bi 減速材： 重水 or 融塩	熱中性子	● 核変換		
露	クルチャ トフ DEMO-ADS	燃料： 溶融塩 ターゲット： ? 減速材： 溶融塩	熱中性子	● 核変換		1996 年の建設コスト 積もりでは 3.5 億 US ル
韓 国	KAERI 他 HYPER 計	LANL の原稿設計 ATW 類似	高速	● 核変換	2002 年～ 2007 年に加 速器部分を 成	
中 国	CIEA AD-RCNPS	燃料： 10%濃縮ウラン ターゲット： Pb 冷却材： 軽水	?	● 既存の試験炉 ADS を活用した 開発	2020 年まで に 1GWt 実証 建設目標	

熱中性子ADSと高速ADSの特徴比較

比較項目	High Flux 热中性子体系	高速体系
MA 核変換	<ul style="list-style-type: none"> ● Np-237 は熱中性子を吸収して半減期 2.1 日の 238 に変換。Np-238 は熱中性子核分裂断面積 2000 barn あるため、中性子束が高い場合、崩前に核分裂で FP に変換（二段階反応） ● 他 MA についても傾向は同じ ● 中性子束が高ければ高速体系よりも核変換速度早い。が、中性子消費量が相対的に多い ● アクチニド高次化傾向が強いため、自発核分裂による中性子線量や発熱は増加 	<ul style="list-style-type: none"> ● 中性子捕獲反応を経ず、直接に高速核分裂で換する割合が大きい ● 中性子経済が良好。（臨界炉の場合、システム計によっては、効率的核変換と自己燃料の維持または増殖が可能となる）
LLFP 核変換	<ul style="list-style-type: none"> ● 吸收断面積が大きく効果的な核変換が可能 	<ul style="list-style-type: none"> ● 高熱中性子束体系に比べて、変換効率は悪い ● 効果的な変換効率を得るには、減速材を用いた中性子を熱化する工夫が必要（但し LLFP の内 Sn-126 や Zr-93 など、熱化の効果が期待的な LLFP もある）
中性子ス ケトルに 因する特 の課題	<ul style="list-style-type: none"> ● Flux の高い熱中性子体系では、構造材や FP による中性子の寄生吸収、構造材料の照射損傷、熱去、重水の放射線分解、トリチウム発生、加速とのインターフェイスなどに特有の問題あり ● またビーム窓強度の面で、一時冷却材として加水（やガス）を用いることは困難。 	<ul style="list-style-type: none"> ● 基本的には臨界高速炉技術を適用できる ● 臨界高速炉以上に高い高熱中性子フルエンス耐える材料の開発

熱中性子ADSと高速ADSの特徴比較（2）

比較項目	High Flux 热中性子体系	高速体系
世界的動向	<ul style="list-style-type: none"> ● LANL の ATW、ルビア炉の初期設計は高熱中子体系であり、関心を集め、ロシア IIEP、スエーデンやイタリアなどいくつかの研究グループが類似の検討を行った。 ● しかしその後、ATW やルビア炉は、高熱中性子特有の核的・材料的課題の多さから、冷却系を圧化できかつ MA 変換効率の優れた高速体系へ変更を行い、高速体系が主流に ● 最近でも熱体系の検討は皆無ではない。1 サイクルでの変換効率の高さ、残った Pu 組成の爆弾用困難さを理由に 	<ul style="list-style-type: none"> ● 高速体系が主流に
総合評価	<ul style="list-style-type: none"> ● 現実的なプラント工学設計を考える場合、ADS の冷却系は低圧であることが望まれ、加圧水型熱体系とすることは困難 ● また高熱中性子束の場合、熱除去、材料損傷、射化の面で課題が多い ● 世界的には、核変換対象として MA が重視され傾向にあり、これに適した高速炉系に関心が高い ● 結果的に、「ADS の未臨界炉は高速炉体系が適している」との見解が主流 	<ul style="list-style-type: none"> ●

25

3. 発電用ルビア炉のECによる評価

- 本報告書は、EURATOM協定の科学技術委員会STC (Scientific and Technical Committee) によって設置された小ワーキンググループによってまとめられた
- STCはこの報告書について1996年9月24日に承認した

序論

- STCはエネルギー研究部長Mr. Andretaから、エネルギー増幅システムを評価すること、及び、次の段階としてなにをすべきかについて見解を示すことを要請された
- STCはこれを受け、ワーキンググループを設置し概念の詳細検討を実施した
- ワーキンググループの最初の結論は、STCへの報告に先立ち、5月初めにRubbia博士やその同僚らに送られ、同月末に詳細が議論されている

26

論点 1

エネルギー増幅システムの提案には、多くの興味深く思慮深いアイデアが含まれている。その内のいくつかは原子力黎明期に提案され、いろいろな理由で破棄されたが、改めて再評価が必要なものである。

そのアイデアは、適正な電力生産コストを維持しつつ、以下の事象から公衆を保護することをねらったもの。

○大規模原子炉事故

○テロリストや国家による核分裂性物質の拡散

○将来的に人類の脅威となる原子力産業廃棄物の長寿命放射能

27

論点 2

STCは、このシステム全体を開発することは現実的でないと考える。

なぜなら、原子炉システム、原子炉を駆動するための新たな加速器、燃料、燃料加工施設・再処理施設、廃棄物管理など、殆ど全ての範囲にわたって新しい技術開発が必要なためである。

またSTCは、本提案の殆ど全ての観点について、技術的及び経済的なリスクがあるとみている。

そのようなリスクは新システムには共通してあるものであるが、そのリスクを一度に負うやり方は賢明でないとSTCは確信している。また過去の原子炉、再処理施設建設の経験からして、全システムの同時開発は、極めて大きな経済的負担となることも間違いない。

このことは、STCがRubbiaらの設計で極めて多くの制約条件をもっていると考えている箇所の変更（一次冷却ポンプなど）を考慮しても変わらないことであろう。

28

論点 3

エネルギー増幅システムの発電システムとしての性能を軽水炉と比較した結果、提案されたシステムがフルスケールで成功したとしても、その発電炉としての有利さは認められなかった。

エネルギー増幅システムは工学的により複雑であり、EPWRのような改良型軽水炉に対して経済的競争力はない。STCは、近年の軽水炉はエネルギー増幅システムと同様に、過出力過渡事象を防護する固有の特性を有していると確信している。

さらにSTCは、エネルギー増幅システムの社会受容性の評価を試みており、公衆がエネルギー増幅システムを軽水炉と全く異なったものと認識するか、またシステムに必要な種々の施設を建設するサイト探しが容易になるかについて懐疑的である。

29

論点 4

しかしながらSTCは、特に廃棄物対策や核分裂性物質管理分野において、エネルギー増幅システムがいくつかの特徴をもつと考えている。

それ故ECは、トリウム燃料とそのLWRでのワンススルーリサイクル利用をサポートするべきであり、また適切な産業組織の参加を推奨すべきである。

トリウム燃料は、分離後貯蔵されているPuを減らす目的に利用できる。その際、いくつかの国にとってPuほどには核兵器原料として関心のないU-233が生成される。原子炉物理の観点からは、Pu/Th混合燃料は極めて高い燃焼度の達成が可能であるが、その燃料開発には多額の費用が必要であろう。またこの燃料はAm、Cmの生成が少ないが、今日注目されていない長寿命核種を生成する。これまでMOX燃料開発で培われた経験は、Th燃料開発にも関連があり効率的な開発に生かせるであろう。

このような燃料は、いくらかの再処理された燃料を有しながら、リサイクルと同様に直接処分をオプションとして考えている電力会社に適している。

このアプローチ（ThのLWRでのワンススルーリサイクル）は、高速炉でのトリウム燃料利用を否定するものではない。今後高速炉用トリウム燃料の評価をすべきである。

軽水炉用トリウム燃料開発は、Rubbia氏概念の実行に向けた価値ある第一歩となろう。

この報告書は、トリウムシステムについての更なる開発を要請する。

30

論点 5

STCは、Rubbia氏が提案するような未臨界体系高速中性子炉の更なる研究を奨励するよう結論する。

ただし、最初はその目的をエネルギー増幅システムではなく、アクチニド燃焼炉とすべきである。

高速中性子は、偶数の原子数（中性子数の誤り?）のアクチニド燃焼に適している。フレッシュまたは一回リサイクルのMOX燃料を燃焼する上では、未臨界炉の軽水炉に対する反応度制御上の優位性は大きくない。しかし、アクチニドを大量に装荷した消滅用の高速炉と比較すると、その優位性は大きい。

よって、アクチニド消滅のための研究用加速器駆動高速炉の開発を目指すことが最も適切であると考える。それが成功すれば将来に、アクチニド燃焼炉や発電炉として、スケールアップを行うことが考えられる。

31

論点 6

このような中性子増倍炉は、これまでに開発した多くの高速炉技術が役立つ一方、核破碎ターゲットや冷却材＆破碎源鉛など、殆ど経験のない技術に因るところが少なくない。

鉛冷却材はボイドを生じにくく、またボイド反応度も比較的小さいので、将来的には臨界高速炉の冷却材として使用できるのか、または安全性確保のために加速器駆動炉の利用は避けられないのかを評価する必要がある。

この開発の取りかかりは、鉛冷却炉開発の経験をもつロシアとの意見交換である。

論点 7

STCは、EU原子力産業界は原子力の社会受容性を確保するための技術改善を図るべきである点について、Rubbia氏らと同意した。

エネルギー増幅システムの提案は、そのような観点で、多くの前進を促したことは事実である。

しかし最終的には、原子力は経済的なものでなければならない。我々にとって、このシステムは出資源が不確定で、開発期間が長く、非常に高価なものと捉えられる。段階的なアプローチがより効果的であろう。

32

論点 8

STCは、Rubbia氏提案に対して、2つの主要な観点及び1つの観点を加えるよう推奨した。

- Pu対策及びアクチニドの最少化のためのTh母材燃料の研究・開発
- アクチニド消滅のための加速器駆動高速中性子炉の研究・開発
- 高速炉用冷却材としての鉛の評価

この仕事を実行する上で、サイクル全体に関連した工学的成立性、環境影響、経済的競争力の評価ができるよう配慮すべきである。

33

4. 米ATW開発の最近の動向

- 1999年2月、DOEの民間廃棄物管理局OCRWMを主管として、LANLを中心に開発を進めてきたATWの評価と今後の計画を設定
- その成果は同11月に、“A Roadmap for Developing Accelerator Transmutation”報告書として公表された

主要結論：

- 地層処分場はATWの如何に関わらず必要である
- ATWにより、ユッカマウンテン処分場の廃棄物に起因する放射線学的影響を低減できる
- ATWの成立性を否定する因子は見つからなかったが、更なる研究開発が必要
- 研究開発と実規模での展開には数百億ドルの資金が必要だが、ほぼ同額の収益がATWからの売電により見込める
- 国際協力により、これらのコストを削減できる可能性がある

34

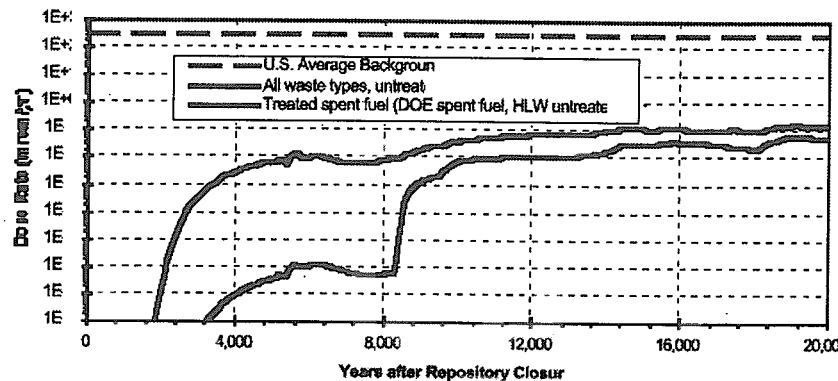


Figure 5.2. Individual Dose Rate (Adult, 20-km Distance, All Exposure Pathways) Comparison for the First 20,000 Years After Repository Closure (the four-orders-of-magnitude difference between the two curves during the first 8,000 years is the product of two reductions, each by approximately a factor of 100: 1) for the transmutation of iodine and technetium, and 2) for the change from civilian spent fuel to ATW process waste. The step change thereafter reflects failed defense waste packages.)

出典：“A Roadmap for Developing Accelerator Transmutation of Waste (ATW)Technology”，
A Report to Congress October 1999, DOE/RW-0519

35

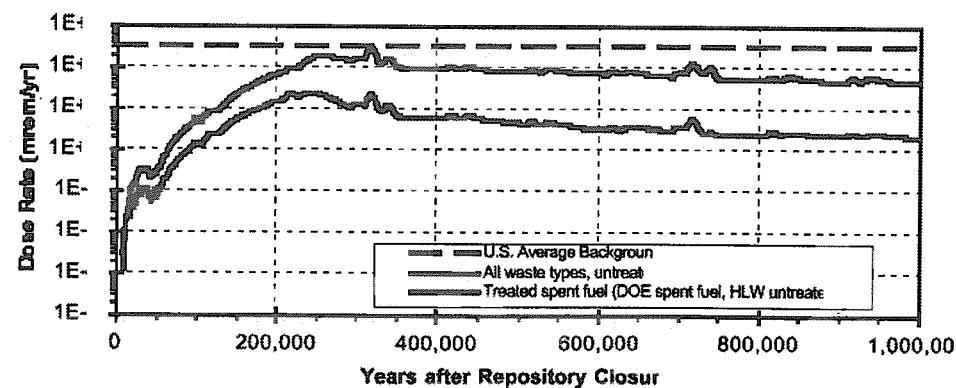


Figure 5.3. Individual Dose Rate (Adult, 20 km Distance, All Exposure Pathways) Comparison for the First Million Years after Repository Closure

出典：“A Roadmap for Developing Accelerator Transmutation of Waste (ATW)Technology”，
A Report to Congress October 1999, DOE/RW-0519

36

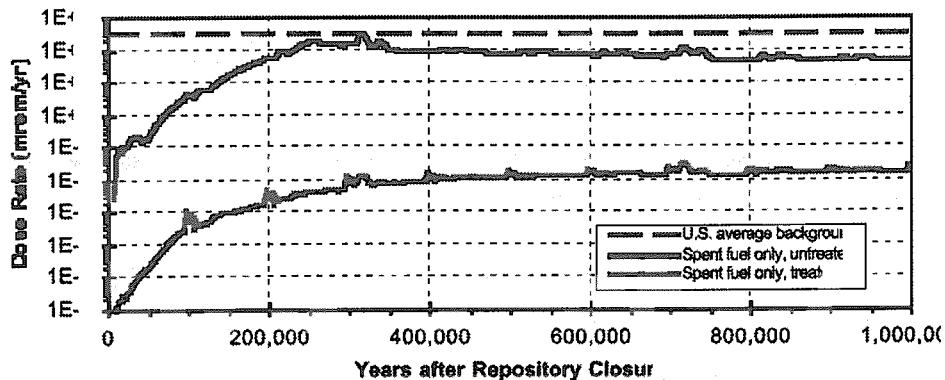


Figure 5.4. Individual Dose Rate (Adult, 20-km Distance, All Exposure Pathways) Comparison for the First Million Years After Repository Closure for a Repository Containing Only 63,000 t of Spent Fuel or ATW Waste (the four-orders-of-magnitude difference between the two curves is the product of two reductions: 1) a factor of 1,000 for reduction in TRU, and 2) a factor of ten for change in waste form and depletion of TRU in failed packages.)

出典："A Roadmap for Developing Accelerator Transmutation of Waste (ATW)Technology" ,
A Report to Congress October 1999, DOE/RW-0519

37

- この結論を受け、まずは6ヵ年（3億ドル）のDOEプロジェクトがスタートする。大学や研究機関が研究を実施する
- 最初の2年でATWをはじめとする多様な概念のコンペを行い、
- 残りの数年で、絞込みと重点研究を行う予定

UC Berkeleyの安先生は、P&Tの総合評価を何度も繰り返してきた米が、P&Tの有効性を認めるような動きになった背景には以下の要因があるとしている（エネルギー・レビュー2000年2月号）

- 地球温暖化に対する原子力のもつ利点
- 戦略的意味からも、米は世界の原子力分野を先導すべきとの意見
- LWR時代の終焉には、廃棄物面に優れた原子力が望まれる
- ATWにより、処分廃棄物の環境影響は場合によって1/1000になることが報告書に示された
- 冷戦終結による解体Pu対応
- 地層処分の困難さが認識されたこと。この主な理由は、廃棄物に含まれる兵器転用可能物質の核拡散性にある。この点に関してP&Tは直接的に有効であることが分かってきた

38

5. おわりに

- ADSの位置付けは、エネルギー効率やコストの面で発電炉とすることは難しいものの、核変換処理炉としての役割に期待が大きい
- ADSの工学設計は、熱中性子体系より高速炉体系の方が実現性が高く、かつ核変換に効果的、と見られている
- 米のATW開発へかける意気込みは、過去とは一変した印象
その要因の内、以下に関しては日本なりの解析・解釈が必要
 - 処分体に含まれる核物質による核拡散の懸念
 - ATWにより、処分廃棄物の環境影響が1/1000に
 - 2に関連して、ATWなしでも自然バックグラウンド以下の廃棄物環境影響を、さらに下げる意味
 - 3に関連して、今後さらに要求が強まる「原子力の経済性」との兼ね合い

39

- ADSの開発意義・目的が廃棄物の核変換にあるとすると、ADSの開発意義をより明確にするためにも、「放射性廃棄物の厄介さ」とそれをP&Tすることの実効的利得・損失や、総合的な原子力発電コストへのインパクトを明確にする必要がある
- ともあれ、ADS開発機運の世界的高まりが、原子力業界に活気をもたらし、新しくチャレンジングな開発対象技術と優秀な人材確保に大きく寄与し始めている
- さらにこれは、世界的にスローダウンしている高速炉開発計画（日本ではJNC・電力の「実用化戦略研究」）と無縁でなく、高速炉技術を基にしたADS技術実証が、再び高速炉開発に活用される波及効果も考えられる

40

講演 7 核変換物理実験施設の概念検討の現状

This is a blank page.

核変換物理実験施設の概念検討の現状

平成12年7月10日

日本原子力研究所

中性子科学研究所センター

大井川 宏之

1. はじめに

大強度陽子加速器計画⁽¹⁾の一環として、加速器駆動未臨界システム（ADS）を用いた核変換技術の研究・開発を目的とした核変換実験施設の検討を行っている。核変換実験施設は、核燃料と核破碎中性子源を用いて ADS 概念の成立性に係る炉物理及び運転・制御に関する研究・開発を目的とする「核変換物理実験施設」と、ADS 特有の構造であるターゲット及びビーム窓の熱構造設計及びシステム技術の確立を目指した「核変換工学実験施設」の二つの主要施設で構成される。

この内、核変換物理実験施設は、未臨界状態とした臨界実験装置に陽子ビームを導入し、高速中性子増倍体系を核破碎中性子源で駆動する施設である。未臨界度の測定精度や反応度に関する情報の精度を高めるために、臨界状態での実験も行う。

Fig.1 に大強度陽子加速器計画の施設配置案を示す。核変換物理実験施設と核変換工学実験施設は 600MeV リニアックの出口（東海研ヘンデル棟の南側の付近）で、200kW の陽子ビームを受ける計画である。200kW の内の 10W 程度を核変換物理実験施設に導入できるようにビーム取り出し機構を備え、殆どの陽子は核変換工学実験施設に導入する。

核変換工学実験施設は他の大強度陽子加速器計画の施設と同様に平成14年度着工を目指している。一方、核変換物理実験施設は、原子炉施設（臨界実験施設）として設置許可申請を行うため、所内手続き及び安全審査等の日程を考慮すると平成15年度以降の着工となるであろう。

以下、核変換物理実験施設について、施設の概念検討の現状及び実験内容をまとめる。

2. 核変換物理実験装置の実験目的

原研では、マイナーアクチニド(MA)及び長半減期核分裂生成物 (LLFP) を効率良く核変換することのできるシステムとして、加速器駆動未臨界システム (ADS) の研究・開発を進めている。体系を未臨界で運転することの長所は主に以下の 2 点である。

- ① 臨界状態である一般の原子炉のように小さな反応度印加でシステムが大きな影響を受けることがない。従って、ドップラー効果等の負のフィードバックの必要性が低いため、燃料組成選択の制約が少ない。
- ② MA を主成分とする燃料を用いた ABR では実効遅発中性子割合が小さいため、遅発臨界から即発臨界への移行に $0.1\% \Delta k/k$ の余裕しかない。プルトニウムを燃料とする一般の高速炉でも $0.3\sim0.5\% \Delta k/k$ 程度である。一方、ADS を例えれば $k_{eff} = 0.95$ で運転すれば、即発臨界まで $5\% \Delta k/k$ 以上の余裕ができることになる。

現在考えられている ADS の実用システムは、大電流陽子加速器（陽子エネルギー：1～1.5GeV、出力 23～30MW）から供給される陽子を冷却材を兼ねる鉛-ビスマス液体ターゲット又はナトリウム冷却の固体タンクステンターゲットに照射し、核破碎反応によって大量に発生する中性子を実効増倍率 (k_{eff}) 0.95 程度の未臨界体系で増倍して核変換を行うものである。核分裂反応によって発生する熱エネルギー (800MWth) は発電に利用し、電力の一部は加速器の運転に供する。残りの電力を売電することも可能である。

最近、ADS に関する実験研究は原研の他 CEA、LANL、PSI、CERN などでも盛んに行われるようになってきた。CEA では臨界実験装置 MASURCA を用いた MUSE 計画⁽²⁾が進行中である。MUSE 計画では、Cf-252 中性子源（核分裂スペクトル、 $7 \times 10^7 n/s$ ）や D-T 中性子源（14MeV、 $5 \times 10^9 n/s$ ）を導入し、未臨界体系の炉物理に関する基礎的な実験を行っている。LANL 及び PSI では既存の陽子加速器（出力 1MW 程度）で鉛-ビスマスのターゲット実験を行う予定である。CERN では天然ウラン-水の体系 ($k_{eff} \approx 0.9$) に鉛のターゲットを置き、600MeV～2.75GeV の陽子パルス ($\approx 10^9$ 陽子/パルス) を打ち込んで体系の微少な温度上昇を測定し、エネルギー増倍率を求めている。⁽³⁾ これらの実験の他に、鉛やタンクステンのターゲットに陽子ビームを照射し、核破碎中性子の発生数、エネルギースペクトル、角度依存性、位置依存性等の測定が各国で行われて、計算コードとの比較が行われている。しかしながら、高速中性子未臨界体系に核破碎中性子源を導入し中性子増倍の定量的な評価を行った事例や、このような体系を長時間にわたって安定に運転した事例はない。

ADS の実用化に向けては炉物理、運転・制御、材料（窓材、鉛-ビスマス等）、燃料（MA 塗化物燃料）、加速器等の多くの開発課題を克服しなくてはならない。核変換物理実験施設は、世界で初めて核破碎中性子源と高速中性子未臨界体系を組み合わせることにより、ADS の物理及び運転・制御性並びに ADS を用いた核変換技術について基礎的な知見を得るための施設である。

3. 核変換物理実験装置の概念

水平 2 分割型で板状燃料を用いた臨界実験装置である FCA（高速炉臨界実験装置）に準拠した装置概念を採用する。燃料（20%濃縮及び 93%濃縮ウラン金属並びにプルトニウム金属）及び種々の模擬物質（鉛、ナトリウム、アルミナ、ジルコニア、ステンレス鋼等）は 5cm×5cm の大きさで種々の厚さのものを用意し、燃料引き出しに装填する。燃料引き出しは集合体の格子管に装荷する。集合体及び燃料引き出しの概念を Fig.2 及び Fig.3 に示す。集合体は正方断面の格子管（ピッチ 55mm）を 51 行×51 列に束ねたものであり、全体で幅 2.8m、高さ 2.8m、奥行き 2.6m である。核変換物理実験施設では、FCA と異なり中心の格子管 1 本をターゲット用として用いることができる。

制御装置としては、移動側集合体駆動装置の他に制御・安全棒を備える。制御・安全棒は燃料で構成され、通常はモーターで駆動するが緊急停止時には空気圧で引き抜く構造である。

水平 2 分割型装置は、実験の面からは炉心移動側集合体の位置の再現性が反応度価値の実験誤差に影響すること、集合体密着時に冷却風の切り替えに伴う温度過渡が反応度変化を引き起こすこと、密着面に引き出し前端面及び間隙が存在するため臨界量の補正が必要なこと等の不利な点があるが、安全性の面からは原子炉停止時及び燃料装荷時に深い未臨界状態を確保できる利点がある。板状燃料と多様な模擬物質を組み合わせる方式は、非常

に広範囲の組成模擬を可能にするが、実プラントで用いられるピン型燃料とは形状が異なる点で不利である。

上記のような臨界実験装置における板状燃料とピン状燃料、水平タイプと垂直タイプ、分割型と一体型の得失に関する議論は 1950~60 年代になされ、各国が独自の判断により多様な装置を製作し、実験を行ってきた。現在、高速炉臨界実験装置は FCA の他にフランスの MASURCA (ピン状燃料垂直一体型) 及びロシアの BFS (円盤燃料垂直一体型) が稼働中である。

本装置で FCA と同じ板状燃料水平 2 分割型を採用するのは、33 年にわたって蓄積した FCA での経験と燃料板、模擬物質板、実験装置等の財産を有効に利用したいことが第 1 の理由である。但し、これまでに得た知見に基づき、FCA で問題となっていた点については積極的に改良を加えていくことが必要である。

核変換物理実験装置の最高出力は、実験の項目、放射線遮蔽、除熱系統等とそれに要するコストを検討して慎重に決めなければならないが、通常の臨界実験のレベルである核分裂出力 500W とする。また、深い未臨界度でも 100W 程度の核分裂出力を得るため、陽子ビームの最高値は 10W とする。従って、核分裂エネルギー及び陽子ビームによる機器の発熱を冷却する必要はない。但し、プルトニウム燃料を用いる際には、主に Pu-240 の α 崩壊による発熱を冷却し炉心の温度を一定に保つために格子管冷却設備(空気冷却)を設ける。

本施設に導入する陽子ビームは 600MeV に加速された繰り返し数 25Hz のパルス状ビームである。隣接する核変換工学実験施設に入射する 200kW のマイナスに荷電した陽子ビームの一部をレーザーで荷電変換し取り出す方式(第 4 章参照)を検討している。ターゲット部分は鉛-ビスマス・ターゲットの特性を模擬するために固体の鉛又はタンゲステンを用いる。その他の中性子源(Cf-252 及び D-T)も設置し、核破碎中性子源との比較が容易にできるようにする。

付録に現在検討中の施設諸元素を示す。

4. 陽子ビーム取り出し機構の概要

本章では、核変換物理実験施設への陽子ビーム取り出し機構の概要について述べる。

4.1 機構の構成

陽子ビーム取り出し機構は、ビーム上流側から下流側にかけて以下の機器で構成される。これらの構成を Fig.4 に示す。ほぼ全輸送ラインにわたって、周期長 5.35m からなる FODO ラティスを用い、4 極電磁石はダブルエンドの物を使用することを検討している。

- 1) H⁺ビーム輸送直線部
 - ビームのマッチングに使用。
- 2) H⁻ビーム輸送曲線部
 - 5 台の偏向電磁石を用いて、ビーム進行方向を水平方向に 60° 曲げる。
- 3) レーザー荷電変換器
 - レーザーを H⁻ビームに照射し、H⁻イオンを H⁰イオンに荷電変換する機器。
 - 残留ガスによる荷電変換の寄与を少なくするため、直線部の長さを 1 m 程度以下にする。荷電変換を偏向電磁石内で行う方法も検討する。
 - 荷電変換効率を上げるために、陽子ビームを絞る。(高さ(Y)方向に 3mm 程度)
- 4) 核変換工学実験施設への振り分け部

- 偏向電磁石により H^- イオンを核変換工学実験施設に振り分ける。核変換物理実験施設に輸送する H^0 イオンは直進する。
 - レーザー荷電変換器で荷電変換された H^0 イオンを直進させ、荷電変換フォイルに輸送する
- 5) 荷電変換フォイル
- プラスチックフォイル等を用いて、 H^0 イオンを H^+ に荷電変換する。
 - ビーム直径は 6mm 程度にする。曲線部出口からここまで H^0 イオンはドリフトさせる。
- 6) 核変換物理実験施設への振り分け部
- H^+ イオンを偏向電磁石 2 台で 60° 曲げ、核変換物理実験施設に輸送する。
 - 曲げない場合には、ビームダンプへ輸送する。
- 7) ビーム制御部
- 核変換物理実験施設の入り口に設置する。
 - H^+ ビーム強度の制御のために 4 極電磁石 2 台を用いてビームを拡大し、コリメータ（孔 2x2 cm）を通過させ、ビーム強度を制御させる。
 - 電磁石とコリメータの距離は 6 m 程度離す。
 - 電流制御は 4 重極電磁石 1 台の磁場強度を変化させて行う。

上記の機器構成とした場合の核変換物理実験施設の配置案を Fig.5 に示す。上記のビーム制御部を「核破碎中性子発生装置」として原子炉施設内に設置する考えである。

4.2 陽子ビームの特性

4.2.1 陽子ビームの時間特性

陽子ビームの時間構造を Fig.6 に示す。陽子ビームはマイクロバンチ（繰り返し 3 ns、幅 約 1 ns）、中間パルス（繰り返し 500ns、幅 270 ns）、マクロパルス（繰り返し 40 ms、幅 500 μs）の構造から成り立つ。中間パルスは 90 個のマイクロバンチから成り立ち、マクロパルスは 1000 個の中間パルスから成り立つ。よって、600 MeV、200 kW 運転におけるマイクロバンチ、中間パルス、およびマクロパルス毎のエネルギーはそれぞれ、88mJ、8J、8kJ となる。

4.2.2 レーザー及びフォイルによる荷電変換特性

荷電変換器のレーザーには、 $H^- \rightarrow H^0$ の荷電変換の断面積が極大となる 1 μm 近辺の波長を有するものを使用する。YAG レーザーは波長が 1.06 μm であり、種類も豊富であるため、これを採用する予定である。

レーザーの運転形態としては、パルス幅をナノ秒オーダーとした強いパルスでマイクロバンチ単位の陽子ビームを切り出す「短パルス運転」と、パルス幅を百マイクロ秒オーダーとした弱いパルス又は連続発振でマクロバンチ単位の陽子ビームを“広く・薄く”荷電変換する「長パルス運転」が考えられる。短パルス運転では、レーザーパルス 1 ショット当たりの出力を 1.4 J とすると荷電変換効率が 66 %となるため、マクロパルス当たりの照射時間幅を 4 マイクロバンチに相当する約 12 ns とすれば、5.8 W のビーム取り出しが可能となる。長パルス運転では、荷電変換効率を 2.5×10^{-5} とすれば 5W の陽子ビームを H^0 に変換できる。連続ビームのレーザー発振器を使用すると 3kW の高出力レーザーが必要となる。一方、500 μs のパルス幅で 25Hz の繰り返しのレーザー発振器を使用すれば、陽子ビームと同期させることにより、40W 程度のレーザー出力で 10W の陽子ビームを H^0 に変換でき

る。

$H^0 \rightarrow H^+$ の荷電変換フォイルには数百 $\mu g/cm^2$ のポリエチレンフォイルを使用することを予定している。この場合、荷電変換の断面積は $10^6 b$ と大きいために、ほぼ 100% の効率で荷電変換できる。

5. 核変換物理実験施設における実験内容

実験内容はその目的によって主に次の 3 項目に分けることができる。

- ①核破碎中性子源で駆動される高速未臨界体系の核特性評価
- ②加速器駆動ハイブリッドシステムの運転・制御性検証
- ③MA 及び LLFP の核変換特性評価

Table 1 に行うべき実験の目的と対応する研究開発課題を挙げた。以下、各項目の実験の概要をまとめる。

5.1 核破碎中性子源で駆動される高速未臨界体系の核特性予評価

DT 中性子源や RI 中性子源を高速未臨界体系に導入した実験は、既存の臨界実験装置で行われているが、核破碎中性子源を用いた実験はこれまでに世界的にも例がない。DT 中性子源や RI 中性子源はほぼ単色エネルギースペクトル又は核分裂中性子スペクトルを持つ点状線源であるが、核破碎中性子源は数百 MeV から数十 keV に広く分布するエネルギースペクトルを持ち、空間的にも分布を持つのが特徴である。Fig.7 に示した単純な RZ 炉心モデルにおいて、鉛一ビスマスターゲットに様々なエネルギーを持つ陽子が入射する場合の中性子源の軸方向分布を Fig.8 に、径方向分布を Fig.9 に示す。軸方向に見るとビーム入射面から数センチメートルの地点で中性子源強度が最大になり、数十センチにわたって減衰していく。陽子のエネルギーが低くなるとターゲット中の陽子の飛程が短くなるため、中性子源の分布は大きく変わる。径方向に見ると、ターゲット部を出ると中性子源密度は 1 衍程度落ちるが、無視できない量の中性子が炉心で生成していることが分かる。

Fig.10 に ADS における中性子フラックスのエネルギー分布を示す。ターゲット平均の中性子束分布は中性子源による高エネルギー成分と炉心からの流れ込みによる低エネルギー成分が比較的多いことが特徴である。炉心平均では、高エネルギー側に中性子源の影響が見られるが、高速炉と似たエネルギー分布となっている。

上記の核破碎中性子源の性質は、ターゲット単独では実験的な検証がいくつか行われているが、増倍体系の核特性に及ぼす影響を実験的に評価する必要がある。そこで、以下に示すような実験を計画する。

(1) 未臨界体系における出力分布

強力な中性子源を未臨界体系に置いた場合、出力分布は臨界時のものからずれたものとなる。特に、核破碎中性子源の空間・エネルギー分布は出力分布に大きく影響を及ぼす。Fig.11 に ADS の径方向出力分布を示す。ターゲットに隣接する領域で出力ピークが見られ、燃料の熱的制限などの観点からこの領域での出力分布の予測精度評価が重要であることが分かる。

実験では、箔及び核分裂計数管を用いた測定及び ッスキャニング法で未臨界度依存の出力分布を測定し、特にターゲット近辺における出力ピークの予測精度を評価する。さら

に、出力平坦化をねらった多領域炉心を組み、その効果を検証する。

(2) 未臨界度の決定

システムの未臨界を担保するだけでなく、システムの出力決定に影響する未臨界度の精度の良い予測及び測定は、ADS システムにとって最も重要な事項である。しかしながら、現在までの未臨界度の測定及び計算に関する研究は臨界安全の観点から進められてきているため、ADS の設計に十分なものとはいえない。例えば、実効増倍率 $k_{eff} = 0.95$ において k_{eff} に±1%の誤差を見込むと、中性子増倍率(未臨界度の逆数) $1/(1-k_{eff})$ は 25 ($k_{eff} = 0.96$) から 17 ($k_{eff} = 0.94$) までの不確かさを持つことになる。そこで、未臨界度の測定精度及び計算精度を評価し、精度向上を図る。

実験では、修正中性子源増倍法、パルス中性子法、中性子源引き抜き法などの様々な測定手法により、燃料装荷作業時、運転停止時、運転時の各場合における未臨界度測定技術の確立を図る。未臨界度の測定に必要な実効遅発中性子割合 β_{eff} や即発中性子寿命 Λ も測定で求める。基本的には β_{eff} は Cf 中性子源法で、 Λ はパルス中性子源法で測定する。

(3) 中性子源の実効強度

未臨界体系の出力は、中性子源強度／未臨界度すなわち $S / (1 - k_{eff})$ で決まる。ターゲットと炉心で構成された体系における核破碎中性子源の強度は未だ測定されたことが無いため、まず中性子源強度の予測精度評価が必要である。また、中性子源強度には中性子源の空間・方向・エネルギー分布を考慮した「実効強度」を用いる必要があるが、核破碎中性子源での測定例はない。

実験は、非増倍体系での中性子源強度の絶対測定と未臨界体系(Cf-252 および核破碎中性子源)での絶対出力測定及び未臨界度測定を組み合わせて行う。未臨界度を系統的に変化させて測定することにより、測定精度の向上を図る。

(4) 高エネルギー中性子の影響

炉心における高エネルギー中性子成分の割合は既に Fig.10 で示したように多くはないが、(n,xn)反応などを通して中性子源強度に影響を及ぼす。さらに、高エネルギー中性子は透過力が極めて高いため、放射線遮蔽の観点からも重要である。

測定では高エネルギー中性子に感度を持つ放射化反応を用いて空間分布を測定する。また、加速器から供給される短パルスの陽子ビームを使って TOF 法による中性子スペクトルの測定を行う。

(5) ターゲット、ビーム窓、ボイドの存在

炉心中心軸上のターゲット、ビーム窓、ビーム輸送管内のボイド等の構造は今までの高速炉では存在しなかったものであり、実効増倍率や出力分布の予測精度に大きく影響を及ぼすと考えられる。

実験ではこれらの構造を臨界体系に置いた場合と置かない場合で実効増倍係数、出力分布等の核特性予測精度に対する影響を評価する。

(6) 鉛ービスマス冷却材の模擬

ADS の冷却材としては鉛ービスマスが第 1 候補として考えられている。鉛ービスマスを用いた場合の中性子スペクトルの予測精度および冷却材ボイド反応度の予測精度の評価を臨界体系を用いて行う。

5.2 加速器駆動ハイブリッドシステムの運転・制御性検証

運転・制御の観点からみた臨界システムと加速器駆動ハイブリッドシステムの相違点は以下の点である。

- ① 臨界システムの出力制御は基本的に制御棒で行うが、加速器駆動システムではビーム出力の調整で炉出力を制御する。（加速器駆動システムに制御棒を導入する考え方もあるが、主に燃焼反応度の補償に用いる。）
- ② 臨界システムの場合はゼロ出力状態から所定の出力（動力炉ならギガワット・レベル）までを緩やかに上昇させることができるが、加速器の出力を数桁にわたって安定に調整することは今後の開発課題であり、加速器駆動システムの立ち上げ時には出力が急激に上昇する場合も想定する必要がある。
- ③ 臨界システムにおける緊急停止（スクラム）の頻度は非常に少ないが、現在の加速器技術では1週間に数回程度のビームトリップは避けられないと考えられている。今後ビームトリップの頻度低減化に関する開発は行うが、加速器駆動システムにおけるビーム停止と復帰を安全に管理するためのシステム技術の開発を体系的に平行して進める必要がある。

これらの相違点に起因する諸問題を克服し、加速器駆動ハイブリッドシステムの運転経験を積むことを目的として以下に示すような実験を行う。

(1) ビーム出力の調整によるフィードバック制御

未臨界実験体系に入射するビーム出力を制御し、加速器駆動未臨界システムの安定な運転を試みる。ADS の実プラントでは加速器のイオン源で陽子ビーム出力を制御することになると考えられるが、本実験計画では他施設への影響を避けるために加速器から供給されるビームを第4章で述べた「核破碎中性子発生装置」を用いて制御する。検出器に関しては、本実験計画で使用できる陽子ビームはデューティー 1.25% (25Hz でパルス幅 500 μs) のパルス状であるため、時間応答が早くデッドタイムの短いシンチレーション検出器を用いる。

(2) ビームトリップ時及び立ち上げ時の挙動

ビームトリップが発生したときには炉出力は急激に低下し、再びビームが入射されると急速に元の炉出力に戻る。このような事象は炉心材料に熱衝撃を与えるため好ましくない。実験は、ビームトリップ後の再立ち上げ時を模擬した最適な運転ロジックを構築して行う。必要に応じて、ヒーターを用いた加熱を行い、温度フィードバックの模擬も行うが、温度範囲については装置仕様との関係を考慮して今後の検討課題とする。

(3) 温度係数の測定（炉心、ターゲット）

ADS では炉心の温度係数は臨界炉ほど重要ではないが、臨界までの裕度やビームトリップ時の温度変化に伴う反応度変化などを把握することが必要である。また、ビーム窓やターゲットの膨張による反応度変化及び実効中性子源強度の変化は、今までの臨界システムでは考慮する必要の無かった項目であり、その影響を評価する必要がある。

実験では、核分裂による発熱を用いずにヒーターにより炉心を昇温する。但し、前項と同様に測定できる温度範囲は今後の検討課題とする。

(4) 出力振動、炉心のデカップリング

未臨界度が深く、中心にターゲット領域を持つ体系では、高次モードが励起され、出力振動や炉心のデカップリングが問題となる恐れがある。実験では故意に非対称となる位置に模擬制御棒などによる摂動を加えて出力変動の程度を測定し、固有値間隔等のパラメータを測定する。

(5) エネルギー増倍率の決定

加速器によって投入したエネルギーと核分裂エネルギーとして回収できるエネルギーの比を「エネルギー増倍率」と定義する。エネルギー増倍率は加速器駆動システムの基本的な特性である。これをビーム出力の絶対測定及び核分裂率の絶対測定から実験的に求める。

5.3 MA 及び LLFP の核変換特性評価

Np-237、Am-241、Am-243、Cm-244 等のマイナーアクチニド(MA)と Tc-99、I-129 等の長寿命核分裂生成物(LLFP)を核分裂反応及び中性子捕獲反応によって変換するシステムを実証することが原研における ADS 研究・開発の目的である。MA を燃料の主成分とする原研の核変換システムでは、MA の核データが非常に重要であり、MA を使った臨界実験により核データの積分テストを行う必要がある。いくつかの核種については FCA において核分裂計数管による核分裂率測定及び 10g 程度のサンプルによる反応度価値測定が行われている。しかしながら対象が限られているのでさらにデータを拡充する必要がある。核変換物理実験施設では FCA で行った実験を手法及び対象核種の点で拡充し、MA 及び LLFP の核データの積分評価を行う。さらに、MA 窒化物燃料を模擬した領域を設け、中性子増倍特性、出力分布、核変換率、中性子スペクトル等の核特性を測定する。また、減速領域を設けて LLFP の核変換を促進する場合の問題点を検証する。

臨界システムか加速器駆動ハイブリッドシステムかによらず、MA を装荷した核変換システムを構築する前には、臨界実験装置による核特性予測精度の検証が不可欠である。核変換物理実験施設を放射線強度の強い MA を取り扱うことのできる施設として開発することは、核変換技術の研究・開発を進める上で非常に重要なと考えられる。

(1) MA の核変換率測定

Np-237、Am-241、Am-243、Cm-244 などの核分裂率を核分裂計数管及び箇により測定し、これらの核種の核データの積分評価に資すると共に、核分裂による消滅率の予測精度を評価する。未臨界体系及び臨界体系の両方で測定し、予測精度の比較を行う。

(2) MA、LLFP のサンプル反応度価値測定

核データの積分テストとして、上記 MA に加えて Tc-99 及び I-129 のサンプル(10g 程度)を用意し、反応度価値を測定する。中性子束のエネルギー分布を系統的に変化させて測定を行う。

(3) LLFP 用減速領域付き体系の核特性

LLFP の核変換には高速中性子を効率よく減速してやる必要があるが、このような減速材付き集合体が周りの燃料の出力分布に影響を及ぼす恐れがある。実験では未臨界体系及び臨界体系で模擬減速領域を設け、出力分布や LLFP の反応率の測定を行う。

(4) MA 窒化物燃料の模擬

核変換プラントで用いる予定の MA 窒化物燃料を模擬した領域を構築し、未臨界度、出力分布、動特性パラメータ等の核特性の予測精度を評価する。

5. おわりに

ここまで述べてきた核変換物理実験施設の概念は現時点における試案であり、今後、広く国内・国外の意見を取り入れながら、さらに検討を重ねていきたいと考えている。

参考文献

- (1) 日本原子力研究所・高エネルギー加速器研究機構 共同推進チーム：「大強度陽子加速器計画」, JAERI-Tech 2000-003 (2000).
- (2) Soule R., et al. : "Validation of Neutronic Methods Applied to the Analysis of Fast Subcritical Systems : The MUSE-2 Experiments", Proc. Int. Conf. on Future Nuclear Systems (Global '97), Oct 5-10, 1997, Yokohama, Japan, Vol.1 p. 639 (1997).
- (3) Calero J., et al. : "Experimental Temperature Measurements for Energy Amplifier Test", Nucl. Instr. Meth. A376, 89 (1996).

Table 1 核変換物理実験施設における研究・開発課題

研究・開発の目的	研究・開発課題
核破碎中性子源で駆動さ る高速未臨界体系の核特 予測精度評価	未臨界体系における出力分布
	未臨界度の決定
	中性子源の実効強度
	高エネルギー中性子の影響
	ターゲット、ビーム窓、ボイドの存在
	鉛-ビスマス冷却材の模擬
加速器駆動ハイブリッド システムの運転・制御性検証	ビーム出力の調整によるフィードバック制御
	ビームトリップ時及び立ち上げ時の挙動
	温度係数の測定（炉心、ターゲット）
	出力振動、炉心のデカップリング
	エネルギー増倍率の決定
MA 及び LLFP の核変換特 評価	MA の核変換率測定
	MA、LLFP のサンプル反応度値測定
	LLFP 用減速領域付き体系の核特性
	MA 窒化物燃料の模擬

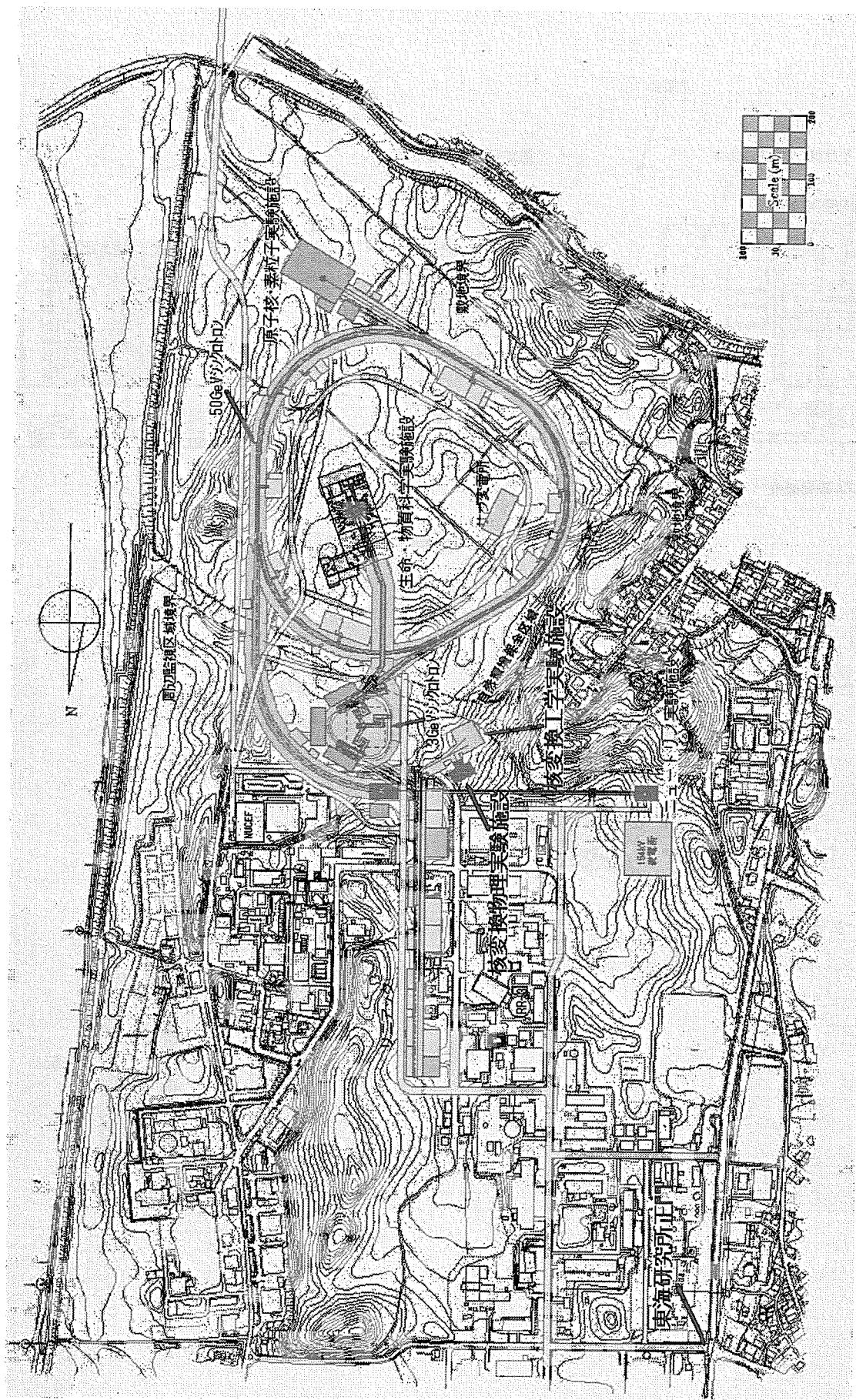


Fig.1 施設配置案

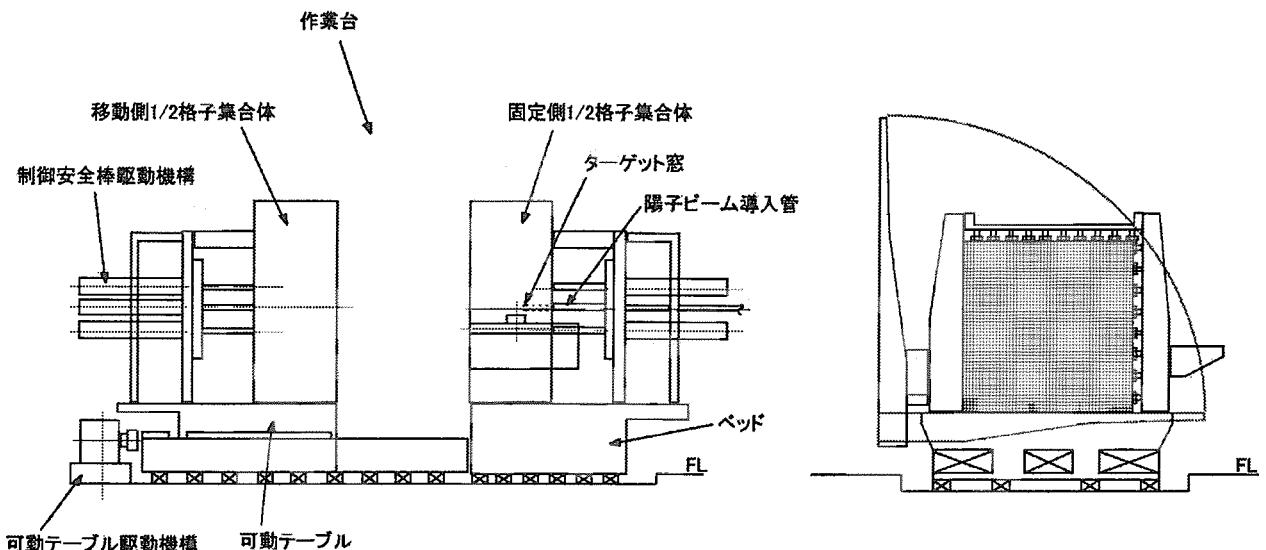


Fig.2 格子管集合体概略図

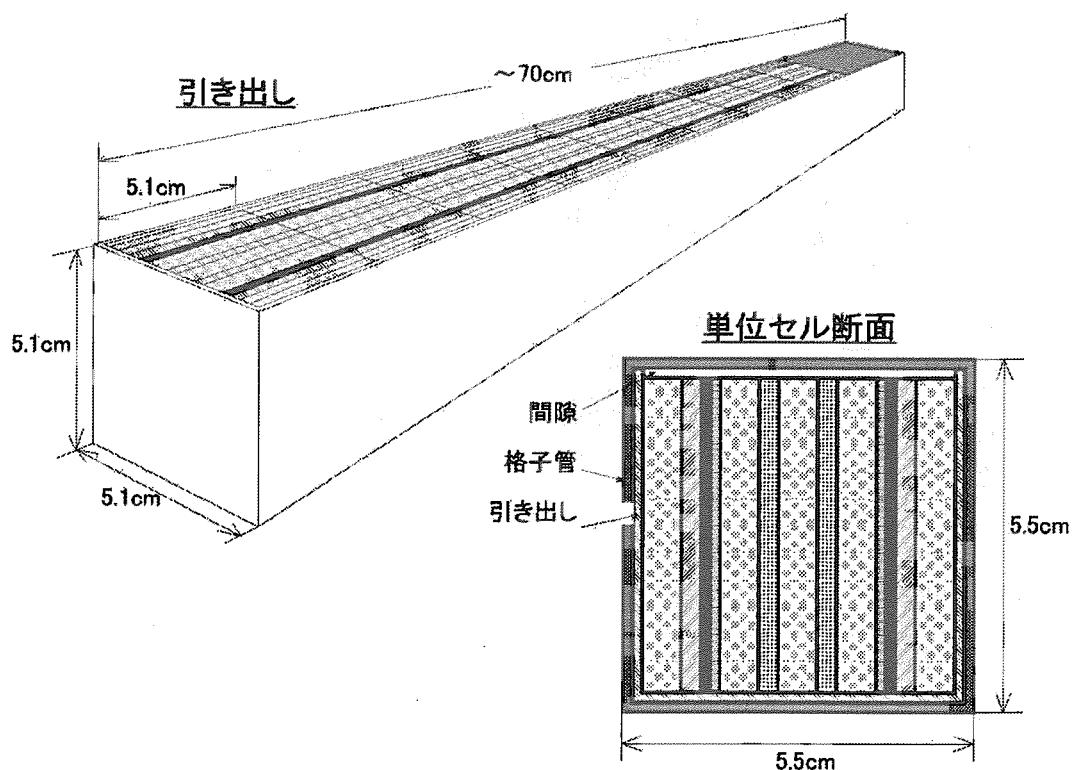


Fig.3 燃料引き出し概念図

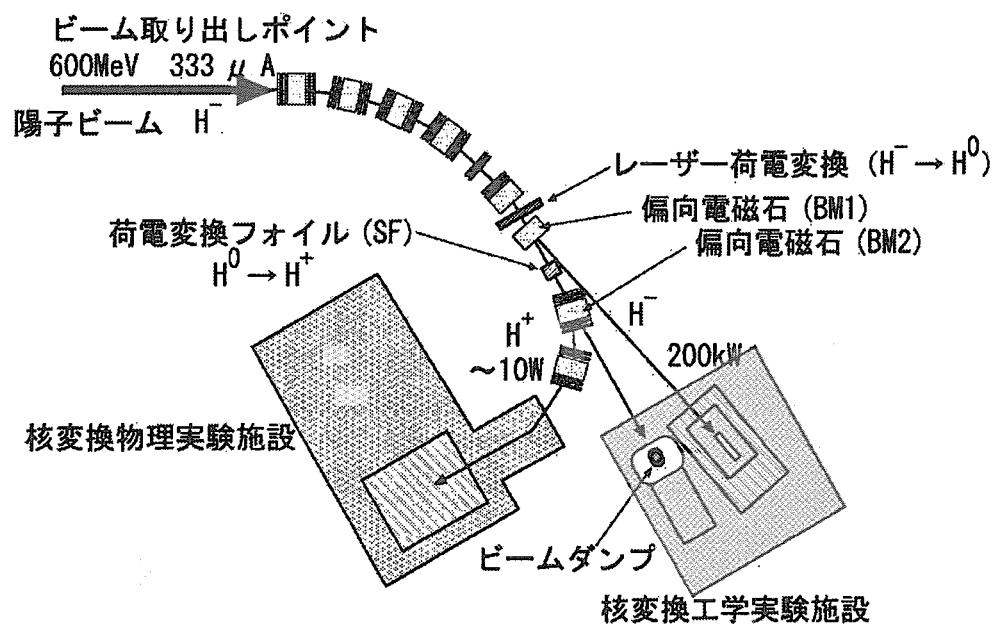


Fig.4 陽子ビーム取り出し機構の構成

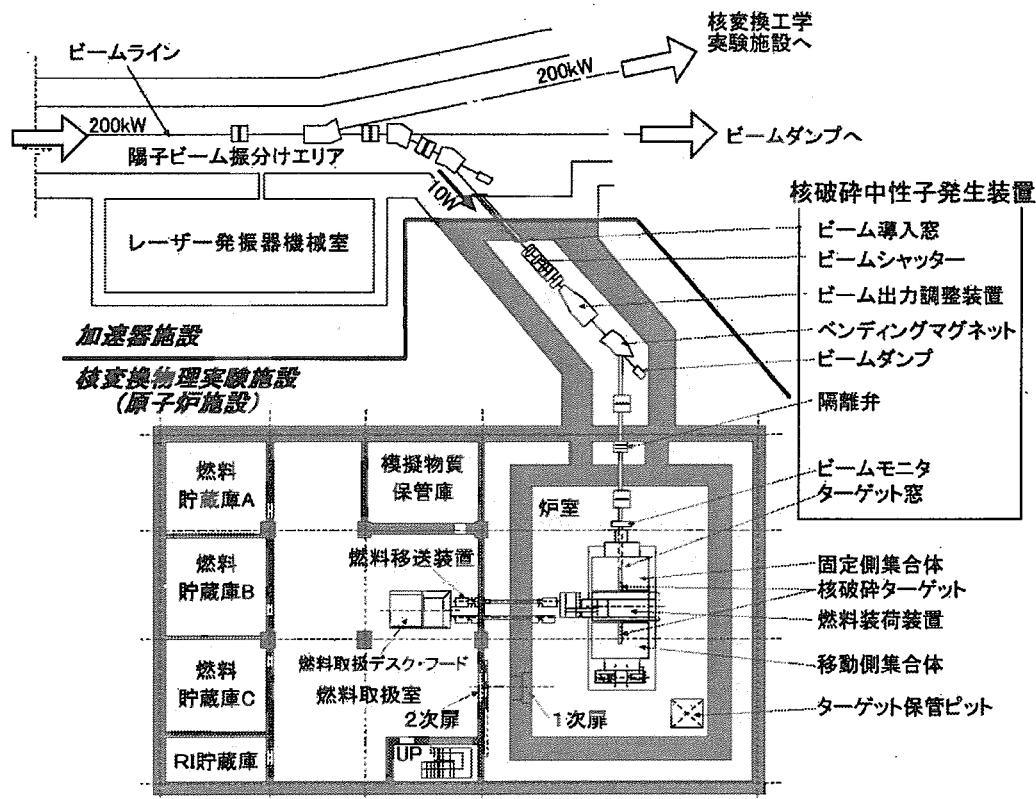


Fig.5 核変換物理実験施設 配置案

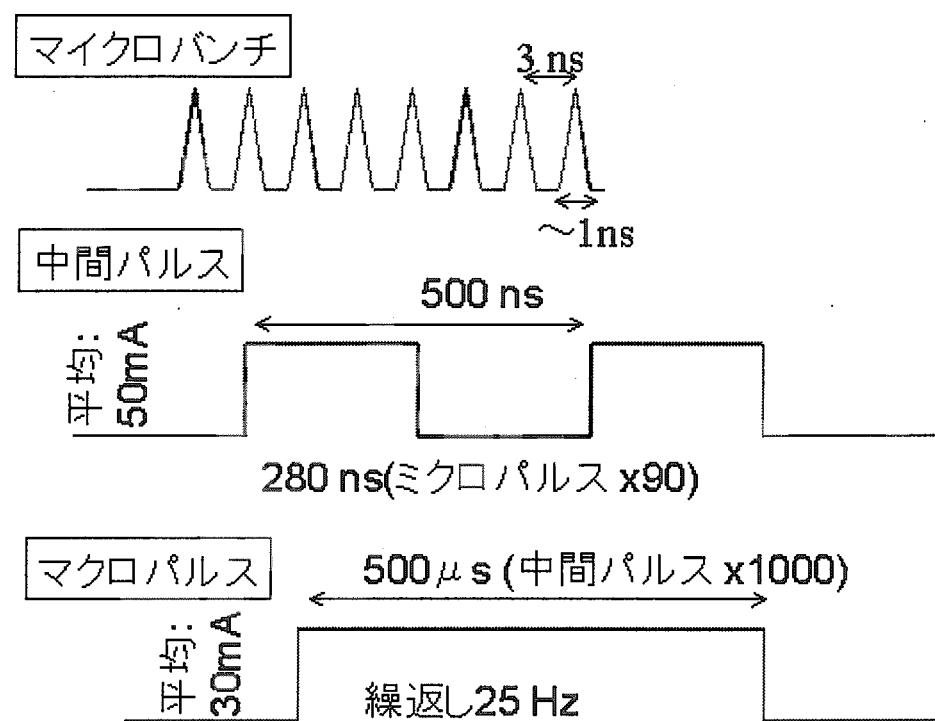


Fig.6 陽子ビームの時間構造

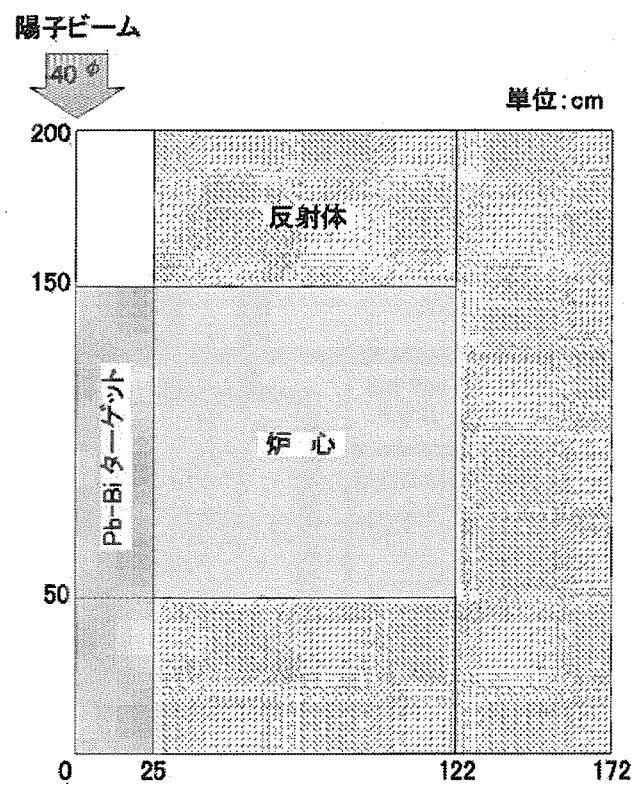


Fig.7 800MWth ADS プラントの RZ モデル

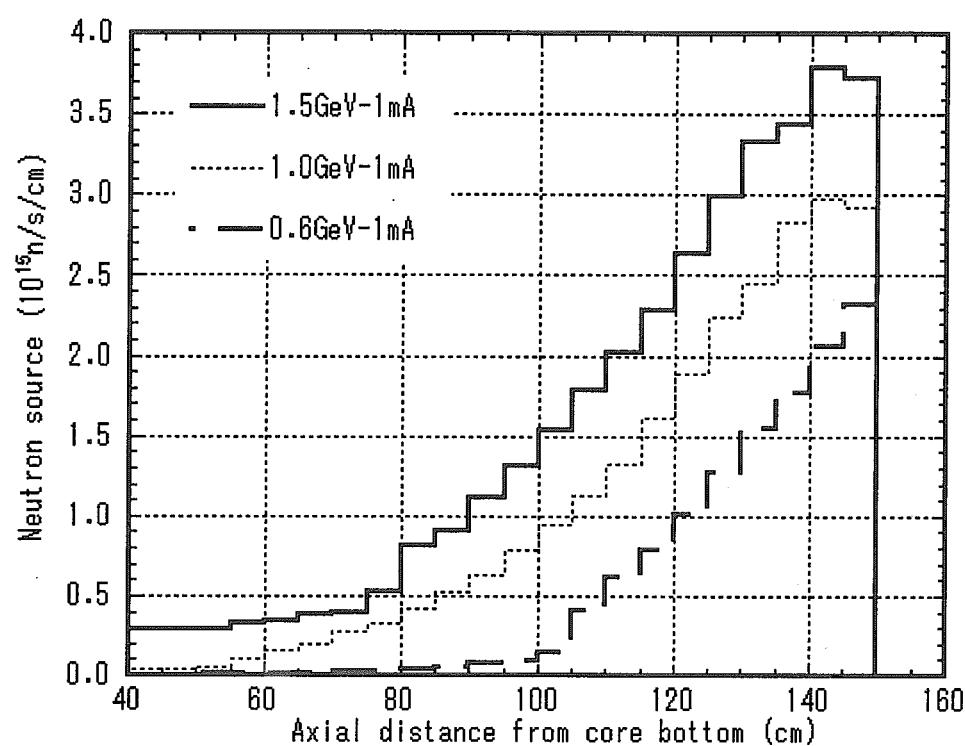


Fig.8 中性子源の軸方向分布

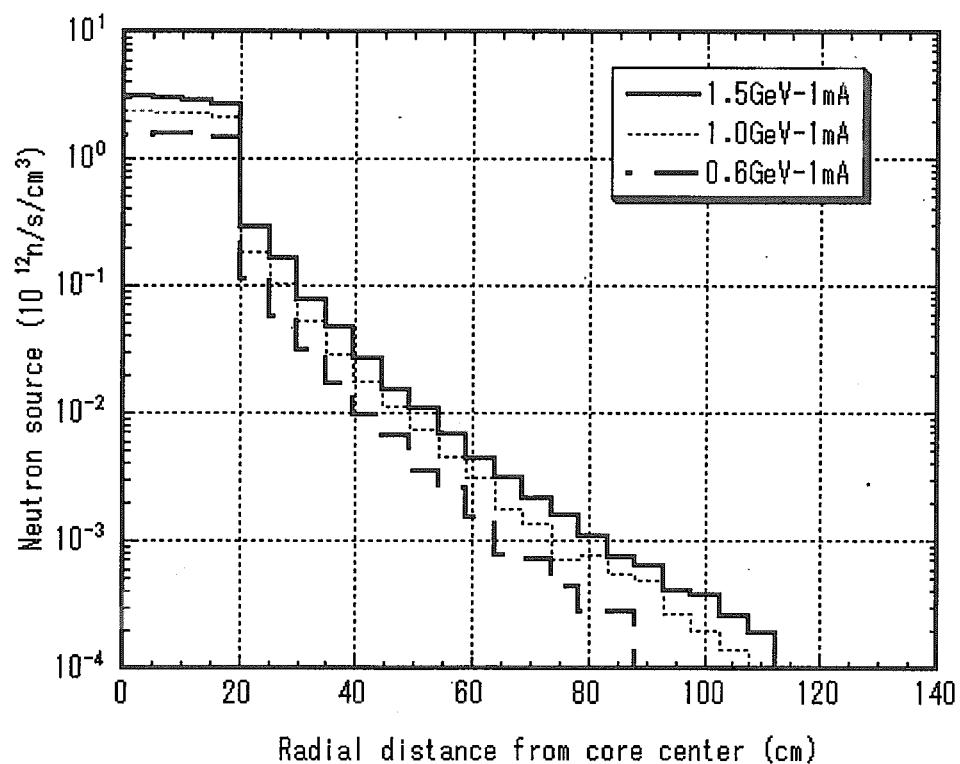


Fig.9 中性子源の径方向分布

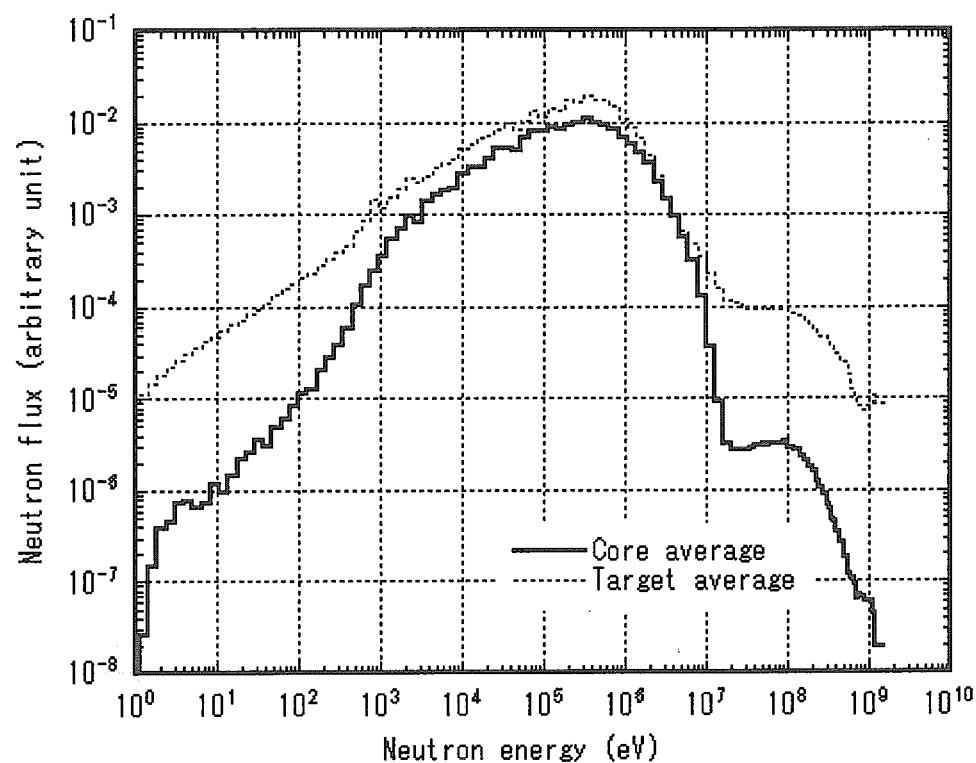


Fig.10 中性子束のエネルギー分布

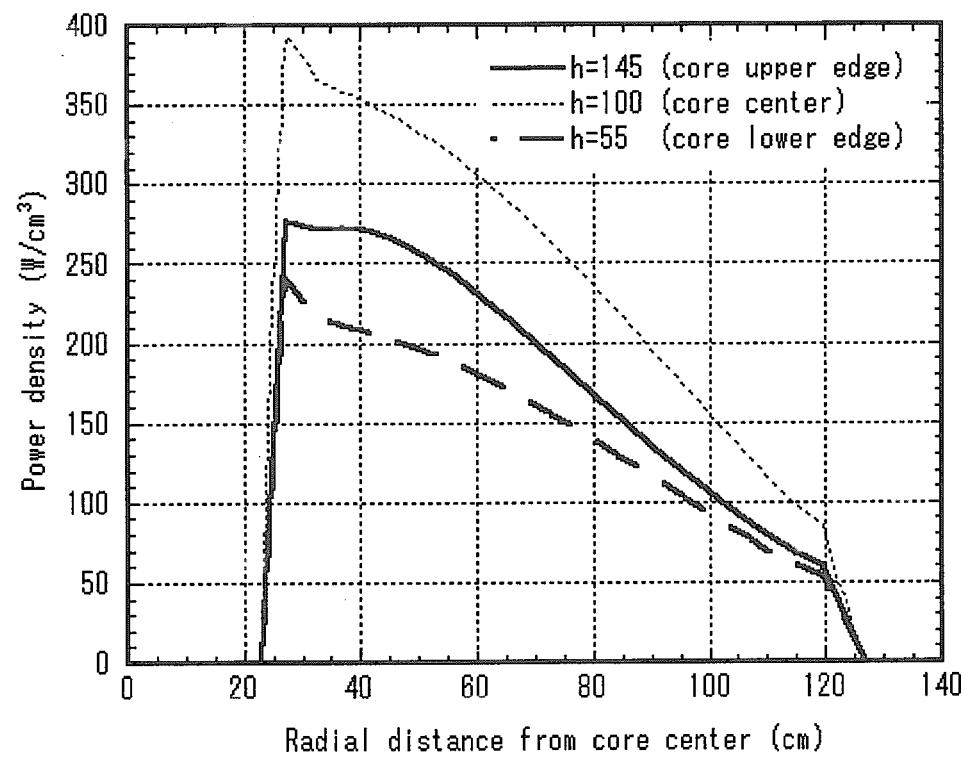


Fig.11 径方向出力分布

付録 核変換物理実験施設の諸元素

項目	概要
原子炉本体の構成	格子管寸法：FCAと同様 集合体：格子管 51 行×51 列
燃料	板状燃料 濃縮ウラン金属（93%濃縮、20%濃縮）：2t 天然ウラン金属：2t 劣化ウラン酸化物：7t プルトニウム金属：200kg ピン状燃料 MA 添加燃料、窒化物燃料を追加していく その他 ブロック状ウラン、板状模擬物質（Pb、Bi、Na、W、）、遮へい鉛
制限値	核分裂出力：500W 陽子ビーム出力：10W 陽子ビーム導入時の臨界未満度：2%Δk/k以上 週間積算出力量：4kW·h 年間積算出力量：50kW·h 集合体最大装荷重量：片側 100 トン
冷却設備	プルトニウム燃料を用いる場合には送風機で集合体温度を調整する。
計測・制御施設	計装：中性子束検出器（核分裂計数管、UIC 等）、熱電対等 制御：制御・安全棒、集合体駆動機構
非常用制御設備	安全棒：2～3%Δk/k程度（空気圧駆動） 集合体分離：通常は外部電源、停電時はバッテリーを使用
格納施設	耐爆・気密構造
核燃料取扱施設	燃料装填装置（燃料↔引き出し）、燃料装荷装置（引き出し↔集合体）
主要な実験装置	核破碎中性子発生装置（陽子ビーム導入機構） 10nS～500 μs、 4×10^9 陽子／パルス、 6×10^{10} 中性子／パルス D-T 中性子源、Cf-252 中性子源 サンプル・カウンター駆動機構 非密封 RI 取り扱い用グローブボックス TOF 測定用実験孔 炉心昇温装置

This is a blank page.

講演 8 京大炉 ADS 計画

This is a blank page.

京大炉 ADS 計画

京大炉・代谷 誠治

1. はじめに

最近、加速器駆動未臨界炉は核廃棄物中に含まれる放射能毒性の高い長寿命放射性物質の核変換処理を行う装置として世界的に注目されている。そればかりか、同炉は、高い安全性を有する核燃料の増殖やエネルギー生産が行える炉となり、また、研究用の強力中性子源となる可能性を秘めていることが指摘されている。¹⁾

全国大学の共同利用研究機関となっている京都大学原子炉実験所(以下、「京大炉」という。)では、昭和 39 年に初臨界を達成した熱出力 5 MW の京都大学研究用原子炉(KUR)の代替炉として、近年の加速器技術の発展と原子炉技術の成熟に依拠した加速器駆動未臨界炉を実現し、研究用中性子源として核エネルギーと中性子利用の分野における共同利用研究に供することを将来計画の最終目標としている。

本報告では、京大炉将来計画の経緯と京大炉将来計画の現状について紹介する。

2. 京大炉将来計画の経緯

京大炉では、平成 8 年度に研究計画委員会の下に将来計画小委員会が設置され、将来計画の本格的な検討が開始された。中性子ファクトリー計画と名付けられた京大炉の将来計画では、近年の研究動向を分析した上で、「制御された中性子」²⁾の生成と利用を目的として、加速器中性子源と原子炉中性子源の協調システムを実現することとしている。そして、このシステムを利用して、原子力安全の根幹を支える核エネルギーシステム、バックエンド、極限環境工学等の核エネルギー研究と、粒子線機器開発を通じて花開く中性子科学、物質科学、生命科学等の中性子利用研究を車の両輪として推進し、従来から KUR を用いて行われてきた共同利用研究の持続的な発展に資することを目指している。

中性子ファクトリー計画の最終目標は加速器駆動未臨界炉を実現することであるが、世界的にも未だに加速器駆動未臨界炉が稼働した例がない状況にあることから、これを実現するためには、段階的に研究成果を積み上げて行くことが必要と考えられる。第 1 期では、比較的低エネルギーの加速器を導入して、加速器中性子源の取扱いに習熟することを含めつつ、これを用いた新しい研究を開始するとともに、京都大学臨界集合体実験装置(KUCA)と組み合わせて、加速器駆動未臨界炉の成立性評価をも含めた基礎的な実験的研究を系統的に遂行し、その成果に基づいて、第 2 期では、加速器の加速エネルギーを増強するとともに未臨界炉を設置して最終目標を実現することとしている。なお、この将来計画では、研究の継続性の観点から、現行の KUR については、燃料を低濃縮化し、加速器駆動未臨界炉が共同利用研究に供されるまでの間、運転を継続することとしている。

現時点では、第 1 期で設置後 4 半世紀を過ぎた KUCA の整備を行うとともに、加速陽子エネルギー 70 MeV 程度のリングサイクロトロンを導入し、研究基盤の整備を行つて基礎的研究を遂行し、第 2 期では、第 1 期の研究成果に基づいて、加速エネルギーを 500 MeV 程度に増強して未臨界炉を導入し、加速器駆動未臨界炉を実現する計画になっている。ちなみに、加速器駆動未臨界炉に用いる加速器の形式に関して、研究用中性子源としては加速器中性子源の設置を考え、その加速器を核変換処理用加速器駆動未臨

界炉の開発のために共用することを考えている高エネルギー加速器研究機構(KEK)と日本原子力研究所(JAERI)の統合計画では線型加速器を選択している。一方、京大炉では、加速器駆動未臨界炉を中性子源として利用に供することを目指しており、研究用中性子源としてのみならず、将来の核エネルギー発生装置としての加速器駆動未臨界炉に関する研究を行うことを目指しているため、より安価かつ省スペースで加速エネルギー効率の高い円型加速器の導入を計画している。

2-1. 加速器駆動未臨界炉に関する研究の準備状況

京大炉における加速器駆動未臨界炉に関する研究の準備状況としては、平成8年に将来計画小委員会が設置されて、当該炉の核設計研究が本格的に開始され、平成12年度からは同小委員会が次期計画推進室に衣替えした後も継続的に研究が行われており、それらの成果は種々の国際会議等でも報告されている。³⁻⁵⁾ また、平成12年度からはKUCA共同利用研究の一環としてプロジェクト的な実験的研究が開始されることになった。

一方、平成10年度に日本学術振興会の未来開拓学術研究推進事業の準備研究として「トリウム燃料サイクル及び加速器駆動未臨界炉基礎研究のための予備研究」が、当時、京都大学大学院工学研究科に在職中の木村逸郎教授を代表者として2年計画で開始された。これについては、平成11年度の代表者は筆者が務め、その成果に基づいて、平成12年度からはKEKの森義治教授を代表者とする「高効率加速器FFAGシンクロトロンの開発研究」が4年計画で実施されることになった。このFFAGシンクロトロンは円型加速器の一種であり、エネルギー生産用加速器駆動未臨界炉に有用なものと期待される。ちなみに、現時点において、京大炉では加速器駆動未臨界炉用にリングサイクロトロンの導入を考えているが、FFAGシンクロトロンの開発状況によっては、リングサイクロトロンの代わりにFFAGシンクロトロンの導入もあり得ると考えられる。

また、平成12年度には、JAERIの原子力基礎研究推進制度の下に、筆者が代表者を務める「加速器駆動未臨界炉に関する実験的研究」が採択され、3年計画で実施されることになった。さらに、平成5年以来続いているKUCA共同利用研究に参加する日本の「大学連合」とフランス原子力庁(CEA)の研究協力協定に基づく日仏共同研究でも、平成11年の協定改定時とほぼ時を同じくして、CEAの高速臨界実験施設MASURCAを用いた加速器駆動未臨界炉実験とKUCAを用いた同種の実験に関する情報交換を積極的に行うことで日仏双方が合意に達した。これは、MASURCA実験が高速中性子炉体系で行われ、KUCA実験が熱中性子炉体系で行われることから、相補的関係にある実験的研究の情報交換を行うことは極めて有意義であるとの認識を日仏双方が持つに至ったためである。

2-2. 加速器駆動未臨界炉の概念的核設計

2-2-1. MCNPXの導入と検証計算

平成11年に加速器駆動未臨界炉設計用の核計算コードとして、米国ロスアラモス研究所で開発されたMCNPX⁶⁾コードを導入し、概念設計を行うに先立って検証計算を行った。このコードは、基本的には連続エネルギーモンテカルロコードMCNP-4Bと高エネルギー粒子輸送計算コードLAHETを結合したものである。なお、MCNPXでは、核分裂性核種等を除いて、中性子エネルギーが20 MeVから150 MeVまで拡張された核データが使用可能となっている。

表1に各種エネルギーの陽子を鉛あるいは劣化ウランターゲットに入射したときに発生する中性子数に関する実験値と計算値の比較を示す。この表から鉛ターゲットの場合

には計算値が実験値をほぼ再現しているのに対して、劣化ウランターゲットの場合には計算値が3割程度過小評価する傾向にあることがわかり、例えば核分裂性物質等をターゲットとする加速器駆動未臨界炉を設計するためには、核データを含め、高エネルギー中性子の発生及び輸送に関して MCNPX の改良が必要であることを示している。

図 1-1、1-2 には、それぞれ鉛のターゲットに 500 MeV の陽子が入射したとき、及びアルミニウムのターゲットに 68 MeV の陽子が入射したときの角度依存中性子スペクトルに関する実験値⁷⁾と計算値の比較を示す。この図より、既に指摘されていることでは

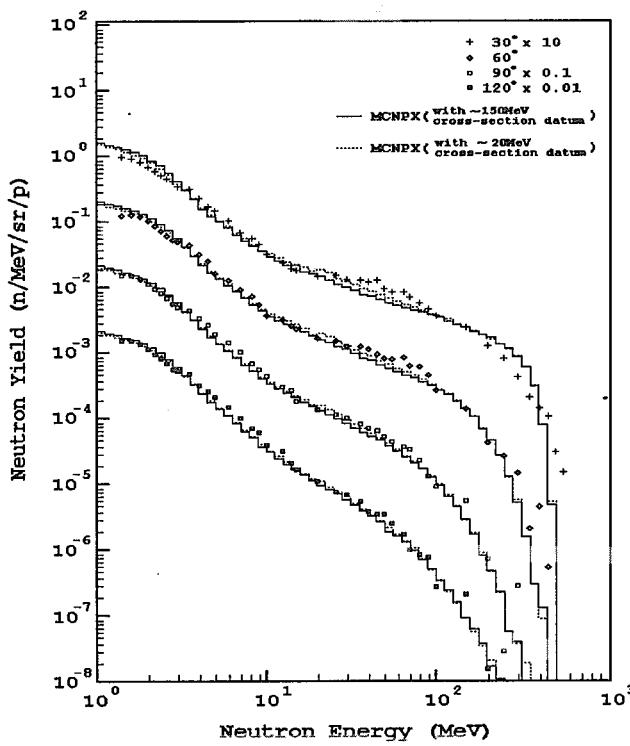
表 1 発生中性子数に関する実験値と計算値の比較

ターゲット材料	陽子エネルギー [MeV]	計算値	実験値 ^{*)}	C/E 値
鉛	540	8.36	7.90	1.058
	720	12.81	12.05	1.063
	960	18.16	16.82	1.080
	1,470	27.74	26.82	1.034
劣化ウラン	540	13.12	18.64	0.704
	720	20.11	29.09	0.691
	960	29.08	40.46	0.719
	1,470	45.77	57.73	0.793

^{*)}: P. A. Landeyro *et al.*, "Simulation of Thick Target Experiments for the Validation of Spallation Codes," Proc. Int'l. Conf. on Physics of Nuclear Science and Technology, Long Island, NY, USA, Oct. 5-8, 1998, Vol.2, p.1327.

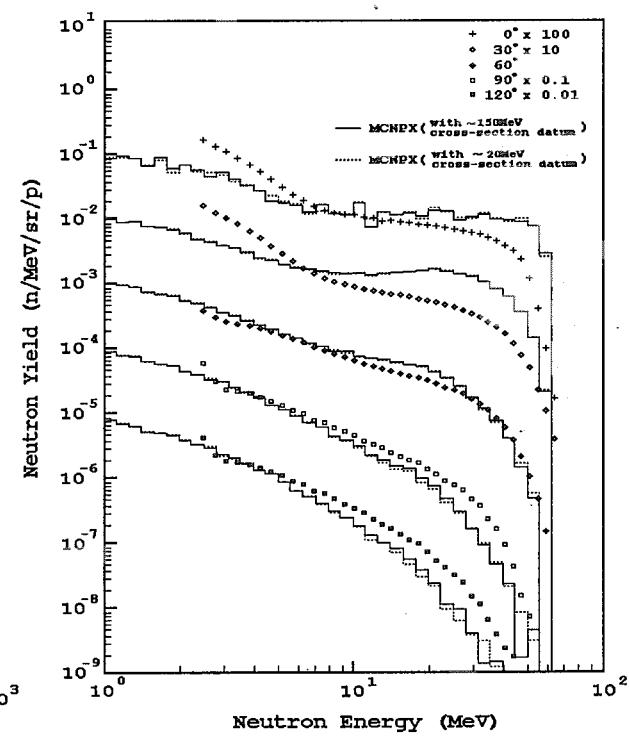
を含め、高エネルギー中性子の発生及び輸送に関して MCNPX の改良が必要であることを示している。

図 1-1、1-2 には、それぞれ鉛のターゲットに 500 MeV の陽子が入射したとき、及びアルミニウムのターゲットに 68 MeV の陽子が入射したときの角度依存中性子スペクトルに関する実験値⁷⁾と計算値の比較を示す。この図より、既に指摘されていることでは



KEK 500MeV Proton Pb target

図 1-1 中性子の角度依存スペクトル(1)



TIARA 68MeV Proton Al target

図 1-2 中性子の角度依存スペクトル(2)

あるが、ターゲットの原子核が軽くなればなるほど、また、入射陽子エネルギーが低くなればなるほど、実験値と計算値の差が大きくなる傾向にあり、さらに、角度が前方方向になればなるほど、両者の差は拡大する傾向にあることがわかる。なお、比較的良い一致を示している鉛ターゲットの場合においても、中性子エネルギーが数十 MeV 付近で実験値と計算値の差は大きくなる傾向にあり、この部分の不一致だけで炉心出力に及ぼす影響が数%になるという評価例も示されている。⁸⁾

したがって、現時点において MCNPX を概念設計に使用することは可能であっても、詳細設計に用いるにはまだまだ程遠い状況にある。今後、MCNPX をはじめとして、加速器駆動未臨界炉の核設計コードを確立するためには、核破碎反応による中性子発生機構と中性子輸送について、核データを含め、理論と実験の両面において、種々の基礎的な研究を地道に積み上げることが必要であろう。

2-2-2. MCNPX を用いたKUR 型加速器駆動中性子源炉の概念的核設計

図 2 に示すように KUR の低濃縮ウラン装荷炉心の中央部に燃料要素 1 体分に相当する大きさの加速器ターゲットを設置して、未臨界状態にした上で、高エネルギーの陽子を炉心上方から打ち込み、核破碎反応により中性子を発生させて加速器駆動未臨界炉中性子源を形成することを考え、MCNPX を用いて概念的核設計を行った。但し、この概念的設計では、簡単のため、ターゲットの冷却は考慮していない。そして、加速器ビームの電流を 1 mA に固定し、ターゲット材料、加速粒子エネルギー、

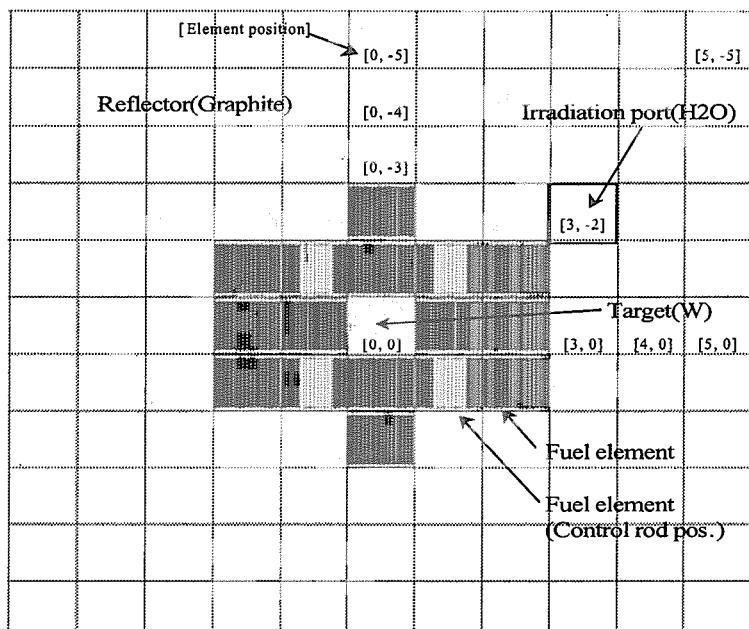


図 2 加速器駆動未臨界炉設計時の炉心配置図

実効増倍率 k_{eff} などの核設計パラメータを表 2 に示すように変化させて核計算を行い、中性子束、中性子スペクトル、出力、出力分布の変化について検討した。その際、簡単のため、 k_{eff} の調整については、炉心に装荷された燃料の密度を炉心の全領域に亘って均等に変更することとし、制御棒は完全に引き抜かれた状態にあると仮定した。

図 3-1 と 3-2 にそれぞれ固定中性子源法と固有値計算法で求めた各炉心要素毎の中性子スペクトルの例を示す。両者とも炉心中央部にはタンゲステンターゲットが配置され、 k_{eff} を

表 2 核設計パラメータ

ビーム電流	1 [mA]
ターゲット材料	タンゲステン、鉛、劣化ウラン
粒子エネルギー	100, 300, 500, 1,000 [MeV]
実効増倍率 k_{eff}	0.90, 0.95, 0.92

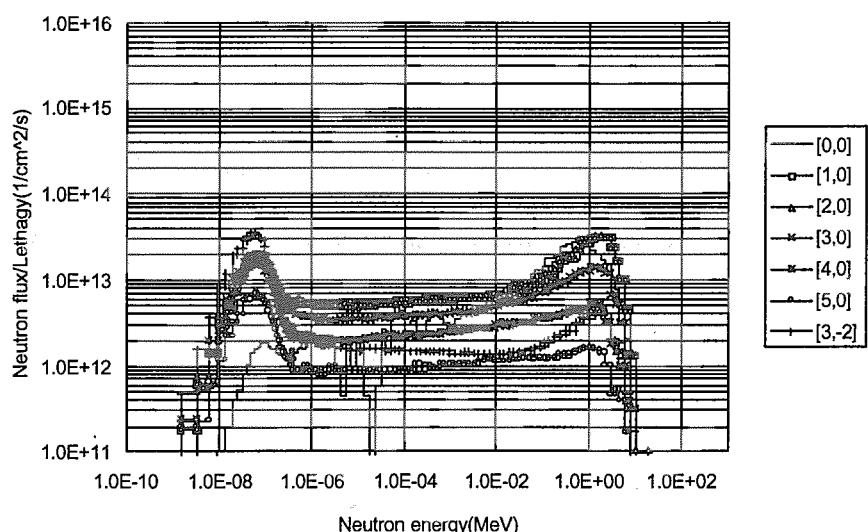


図 3-1 固定中性子源計算で求めた中性子スペクトル

0.98 に調整したもので、固定中性子源計算では 500 MeV で 1 mA の陽子がターゲットに入射するとした。なお、図 3 中の [0,0]などの標記は炉心中の場所を表しており、図 2 の標記に対応している。タンゲステンターゲット部では共鳴吸収の効果により 1~10 eV の領域で中性子スペクトルに顕著な構造が現

れている。これらの図から、約 20 MeV 以上の高エネルギーの領域を除けば、両計算法により求めた中性子スペクトルの形状はほぼ同一であることがわかる。このことは、加速器駆動未臨界炉における中性子スペクトルの主要部が核分裂の連鎖反応によって支配されていることを如実に示しており、未臨界炉中で中性子が核分裂連鎖反応によって何倍にも増倍されることを考えると極めて当然のこととして理解することができる。

図 4 にターゲット材質、陽子エネルギーをパラメータとした k_{eff} 依存の炉出力を示す。これより、現行の KUR と同等の 5 MW の出力を得るためにターゲットの材質がタンゲステンで陽子エネルギーが 500 MeV であれば、 k_{eff} を約 0.92 とすれば良いことがわかる。また、タンゲステンターゲットの場合、陽子エネルギーを 300 MeV とすれば、5 MW の出力を得るために

には k_{eff} を約 0.98 に維持しなければならないことがわかる。

但し、この結果は、炉心に装荷されたウランの密度を炉心全領域に亘って均一と仮定して、所定の k_{eff} 値になるようにウラン密度を調整したものであり、しかもターゲットの冷却などについては全く考慮していないため、現実の加速器駆動未臨界炉体系とは異なることに注意を要する。現実の体系で出力 5 MW を実現するためにはより詳細な核設計計算を行う必要がある。

図 5 には、タンゲステンターゲットに 500 MeV の陽子が入射したとき、ターゲット周辺の燃料板毎の出力が k_{eff} の値によってどのように変化するかを固定中性子源計算で求めた結果を示す。この図から、 k_{eff} が 0.98 のときは固有値計算と固定中性子源計算の結果がほとんど同一となっていることがわかる。また、 k_{eff} が小さくなると出力ピークの位置がターゲットに近づき、固有値計算と固定中性子源計算の結果の差は拡大して

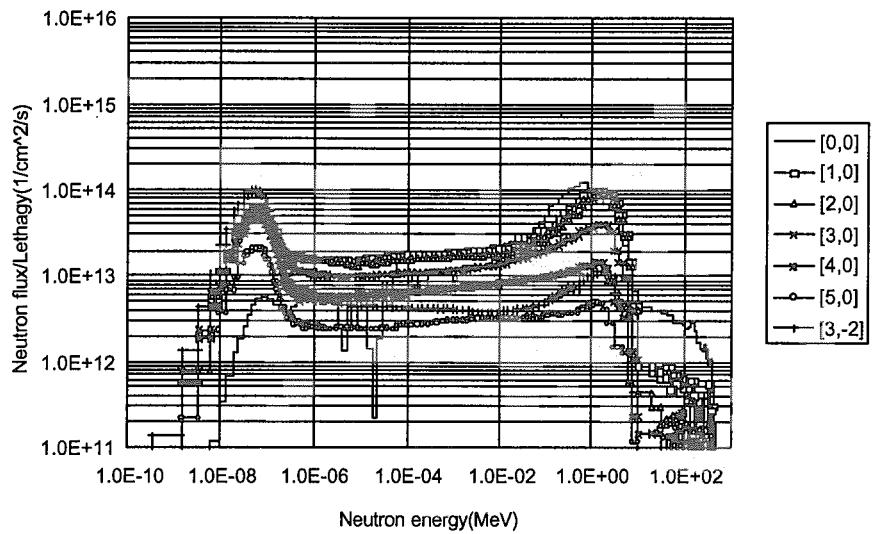


図 3-2 固有値計算で求めた中性子スペクトル

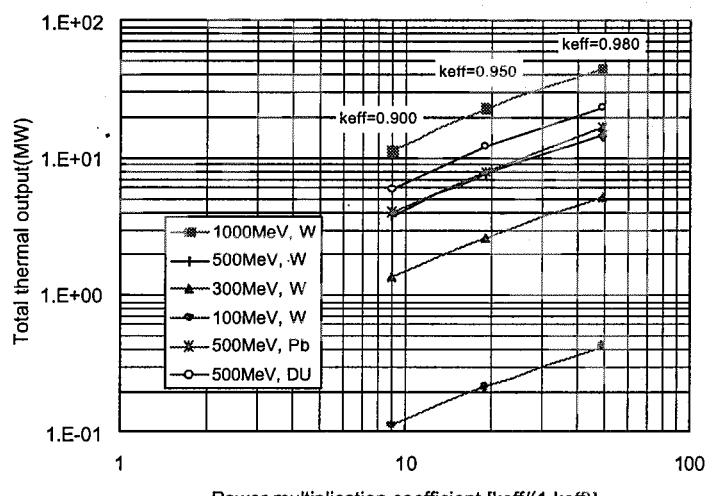


図 4 ターゲット材質、陽子エネルギー、 k_{eff} 依存の炉出力

行くという傾向が見られたが、出力ピークの値そのものについては、 k_{eff} が小さくなつても、両計算ともにほぼ同様な値を与えることが判明した。

なお、本稿に結果は示さなかったが、概念設計計算を通じて、ターゲットの材質は中性子束と熱出力分布に大きな影響を与えるが、 k_{eff} と陽子エネルギーは中性子束と熱出力分布にそれほど大きな影響を与えないことがわかった。但し、上記の概念的核設計計算では、極めて中性子漏れが大きく、かつ炉心が小さい KUR 型の研究用原子炉に加速器から発生する中性子を打ち込むことを考えたものであり、核廃棄物の核変換処理や核エネルギー発生用の加速器駆動未臨界炉等とは炉心の核特性が異なることを付言しておく。

これに引き続いて、制御棒挿入に伴う熱出力の変化について検討を行った。すなわち、ここまでは炉心に装荷されたウランの密度を炉心全領域に亘って均一と仮定し、その密度を変更して k_{eff} を調整したものであったが、炉心に装荷されたウランの密度を変更することなく、制御棒の挿入量を加減して k_{eff} を調整し、両調整法によって熱出力がどのように変化するかを調べてみた。その結果を表 3 に示す。この表から、制御棒を挿入して未臨界度を調整すると、熱出力が約 25% 減少する場合があることがわかる。このときの制御棒位置は、制御棒の下端がほぼ炉心中心部にあり、中性子束の歪みが最も大きくなっている。従って、制御棒により反応度を調整する場合には、制御棒配置や制御棒価値の最適化を行う必要があるものと考えられる。

さらに、加速器駆動未臨界炉のパルス運転特性に関する検討を行ってみた。具体的には 500 MeV の陽子ビームをタンクステンターゲットにパルス状に入射した後の中性子束の時間変化を MCNPX で計算してみた。図 6-1 にエネルギー範囲が 20 MeV~1 eV の中性子束の時間変化を、図 6-2 にエネルギー範

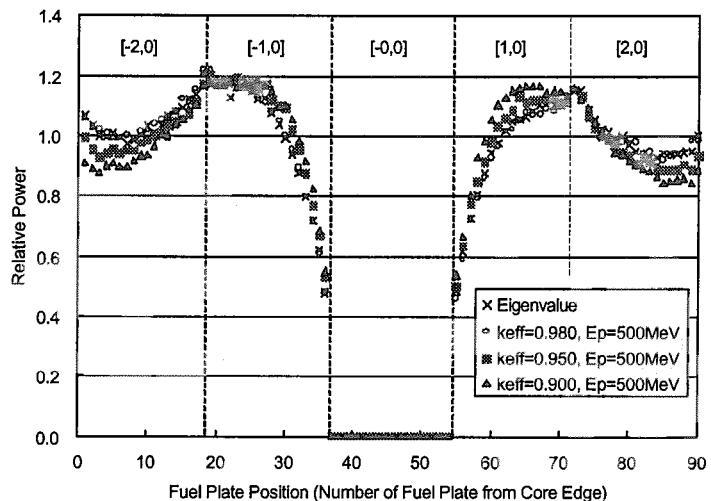


図 5 W ターゲット周辺燃料板毎の出力の k_{eff} 依存性

表 3 k_{eff} 調整法の違いによる熱出力への影響

k_{eff} 値	熱出力 [MW]		両者の差 [%]
	ウラン密度による k_{eff} の調整	制御棒挿入量による k_{eff} の調整	
0.98	14.37	12.38	14
0.95	7.56	5.77	24
0.90	3.75	3.55	5

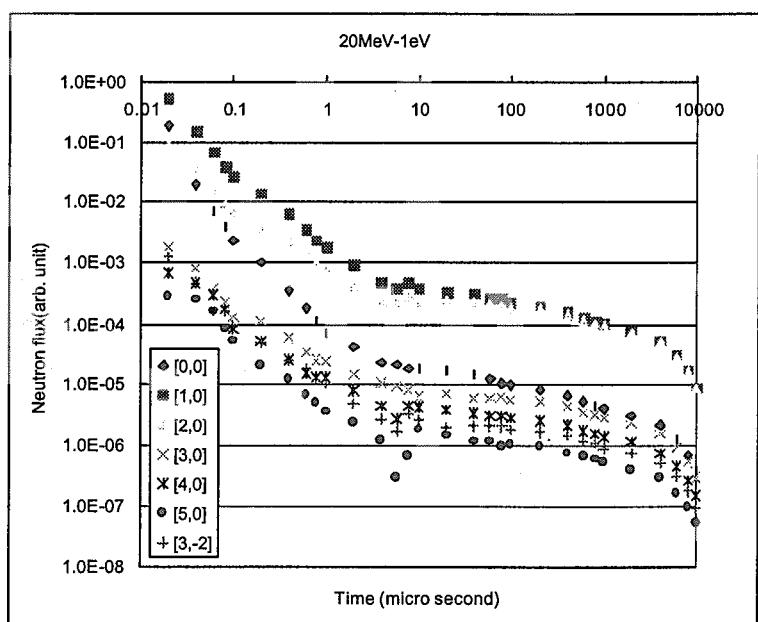


図 6-1 20 MeV~1 eV の中性子束の時間変化

図が 1 eV 未満の中性子束の時間変化を示す。図 6-1、6-2 中の [0,0] などの標記は炉心中の場所を表しており、図 2 の標記に対応している。なお、エネルギー範囲が 20 MeV 以上の中性子束は陽子ビーム入射後、 $0.02 \mu\text{s}$ 以内に体系から消失してしまうことがわかった。図 6-1 から、エネルギー範囲が 20 MeV~1 eV の中性子束は、入射後数 μs の間に急激に減衰し、それ以後はゆっくりとした減衰モードに移ることがわかる。一方、図 6-2 から、エネルギー範囲が 1 eV 未満の中性子束は、陽子ビーム入射後暫くしてから増加し始め、数 μs 後に最大値に達した後はゆっくりとした減衰モードに移行することがわかる。

これは核破碎反応で発生した高エネルギーの中性子が減速されて、核分裂連鎖反応を引き起こし、入射後数 μs 以降はほぼ未臨界炉固有の中性子スペクトルが形成され、未臨界炉の特性に従って中性子束が減衰して行くことを示している。なお、本稿では紙面の関係で記述を割愛したが、MVP で中性子スペクトルの時間変化を計算した結果、上述のような現象が起こっており、陽子ビーム入射後数 μs 後には未臨界炉固有の中性子スペクトルに到達していることが確認された。

2-3. KUCA における加速器駆動未臨界炉基礎実験

2-3-1. MVP を用いた 14 MeV 中性子入射実験解析

KUCA における加速器駆動未臨界炉基礎実験で使用した炉心の配置図の一例を図 7 に示す。ちなみに、図中に示した燃料棒や反射体等の 1 体あたりの大きさは約 5.4 cm 角である。この実験では約 5.1 cm 角で約 93 %濃縮の U-Al 合金燃料を装荷したポリエチレン減速・反射型炉心に KUCA 付設加速器で D-T 核融合反応により発生した 14 MeV のパルス状中性子を入射し、名古屋大学で開発され、KUCA で作成された濃縮 ^{6}Li からなる LiF と ZnS(Ag)を 1:1 で混合して直径約 1 mm の光ファイバーの先端に瞬間接

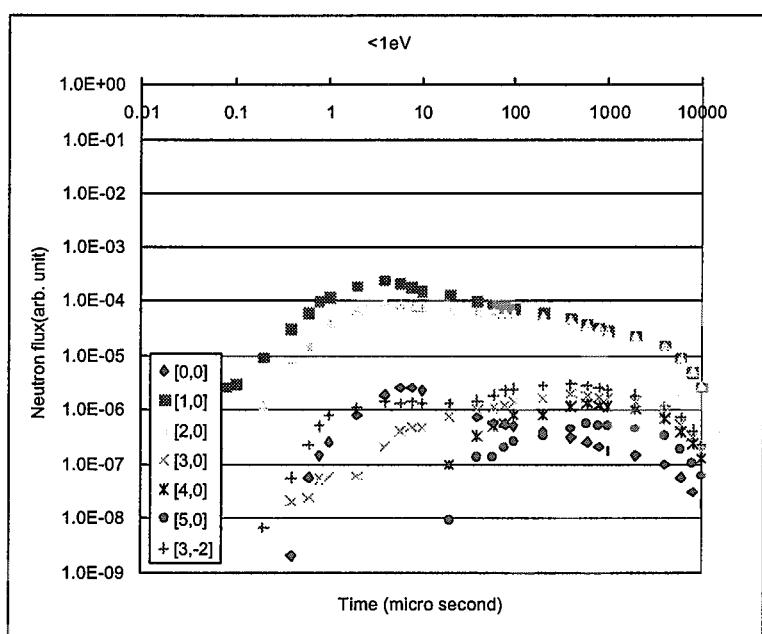


図 6-2 1 eV 未満の中性子束の時間変化

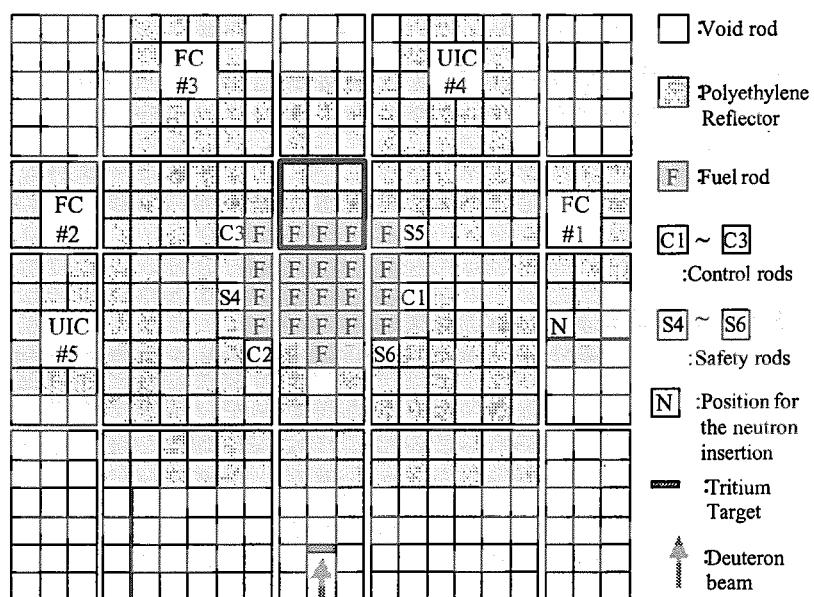


図 7 KUCA 実験で使用した炉心の配置図

— 149 —

着剤を用いて塗布した光ファイバー検出器⁹⁾を燃料棒の間隙に設置して中性子束分布、即発中性子減衰定数等を測定した。なお、未臨界度の測定には面積比法¹⁰⁾を用い、発生中性子数のモニターには LiF を ThO₂ に置き換えた光ファイバー検出器をターゲット側のポリエチレン反射体の側面に貼付して用いた。また、即発中性子減衰定数測定時のトリガーパルスは加速器のアーカーパルスを利用した。

この実験の解析には JAERI で開発された連続エネルギーモンテ

カルロコード MVP¹¹⁾を用いた。図 8 に MVP で時間依存計算を行い、中性子束の減衰の様子から求めた即発減衰定数 α を実験値と比較して示す。なお、計算で使用した核データは JENDL-3.2¹²⁾である。また、この図では、現在のところ MVP を用いた時間依存計算では遅発中性子の効果が扱えないため、計算値は以下の手順で遅発中性子の効果を補正したものを示した。すなわち、体系の反応度を ρ 、実効遅発中性子割合を β_{eff} 、中性子生成時間を Λ で表せば、

$$\alpha = (\beta_{\text{eff}} - \rho) / \Lambda \quad (1)$$

という関係が成り立つので、これを用いて補正を行った。未臨界度が小さいときには、(1)式中の β_{eff} と Λ は定数と見なすことができる。そこで、 α を ρ に対してプロットすると、(1)式は $(0, \beta_{\text{eff}}/\Lambda)$ を通る傾き $1/\Lambda$ の 1 次関数になるはずである。そこで、実験値を 1 次関数でフィットしたものは $(-\beta_{\text{eff}}, 0)$ を通ると考えられる。計算値を 1 次関数でフィットしたものが $(-\beta_{\text{eff}}, 0)$ を通るように平行移動させて図 8 に示した。

中性子束分布の形状については実験値と計算値が良い一致を示したが、絶対値で比較できる状態にまでには至らなかった。絶対値で比較するためには、当然のことながら、計算で求めた固有値の精度を飛躍的に向上させる必要があることを改めて痛感した。勿論、未臨界度測定の精度を向上させる必要があることも論を待たない。これは、粗っぽく言えば、未臨界炉中での中性子の増倍は $k_{\text{eff}} / (1 - k_{\text{eff}})$ 、つまり $-1/\rho$ の関数と見なせるので、実際に計算値と実験値を絶対値で詳細に比較するとなると極めて難しいということである。

3. 京大炉将来計画の現状

平成 12 年度には、学術審議会特定研究領域推進分科会原子力部会において審議が行われ、平成 12 年 11 月 24 日に「大学における研究用原子炉の在り方について(報告)」(以下、「平成 12 年報告」という。)が出された。同じく平成 12 年度には、京都大学原子炉実験所の外部評価が行われ、現在、報告書のとりまとめ作業が最終段階を迎えていく。また、京大炉の将来計画に関連して、京大炉の利用者グループ幹事会から「京都大学原子炉実験所の存続・発展に関する要望書」、大学原子力教官協議会有志から「大学における原子力教育研究施設の充実に関する要望」、日本学術会議核科学総合研究連絡委員会・原子力基礎研究専門委員会委員長と原子力工学研究連絡委員会・エネルギー・資源工学研究連絡委員会核工学専門委員会委員長の連名で「原子力エネルギー研究

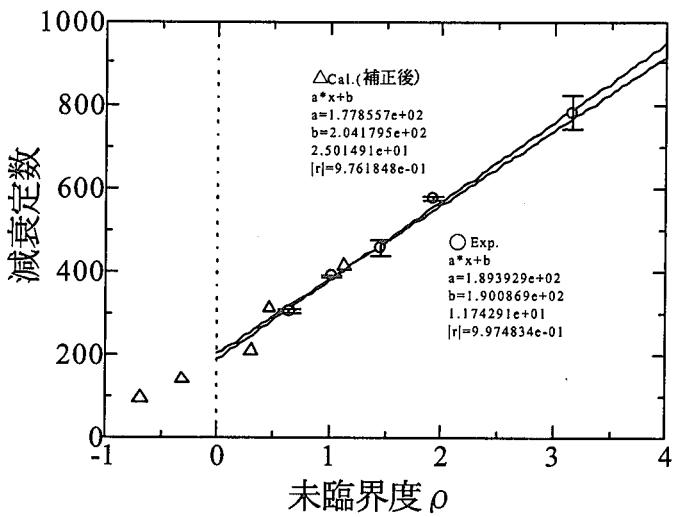


図 8 即発減衰定数の実験値と計算値の比較

からみた京大原子炉の役割」、日本原子力学会原子力教育・研究特別専門委員会から「大学における原子力教育研究施設の充実に関する要望」等の要望書が出された。現在、京大炉としては平成14年度概算要求作業を鋭意進めている。

3-1-1. 学術審議会特定研究領域推進分科会原子力部会の平成12年報告

平成12年報告は、平成5年7月に出された同名の「大学における研究用原子炉の在り方について(報告)」(以下、「平成5年報告」という。)以降の研究用原子炉を取り巻く状況の変化に鑑み、学術研究装置としての今後の位置付け等について、京都大学研究用原子炉(KUR)を中心に検討を行った結果を記載したものである。その構成は「1.はじめに」、「2. KURの研究の評価」、「3. 学術研究に供される研究用原子炉に求められる機能とその整備の考え方」、「4. KURの今後について」、「5. その他」となっている。

「2. KURの研究の評価」では、平成5年報告で指摘された事項に沿って評価が行われ、「(1) 管理運営の評価」、「(2) 共同利用・共同研究の評価」、「(3) 人材養成の観点」については、概ね京大炉が適切に対応しているとの評価を受けた。なお、「(2) 共同利用・共同研究の評価」では、平成5年報告で例示された5つの研究分野である「① 極冷中性子・超冷中性子の生成と利用に関する研究」、「② 制御照射場による諸材料・試料等の特性研究」、「③ 超ウラン元素の特性に関する実験的研究」、「④ 短寿命 RI(放射性同位元素)の分離と高度利用」、「⑤ 粒子線高度医療を目的とする生物・医学的基礎研究」のそれぞれについて評価が行われた。

「3. 学術研究に供される研究用原子炉に求められる機能とその整備の考え方」では、研究用原子炉に求められる新たな機能として「① 高中性子束中性子源の整備」、「② 照射条件の精密な制御」、「③ 新しい利用者への対応」、「④ 原子力エネルギーに係る基盤研究と人材養成の要請への対応」があり、これらを整備する方策については「(1) 大強度加速器中性子源との相補性を踏まえた研究用原子炉の役割分担の明確化の必要性」、「(2) 照射条件の精密な制御と多様化に向けての努力」、「(3) 中小型研究用原子炉の効果的活用」、「(4) 国内の研究施設の効果的活用」に留意することが重要としている。

「4. KURの今後について」では、KURを当分の間は着実に運転を継続することが妥当ではあるが、「(1) 学術研究上の役割の重点化」、「(2) 原子炉施設の健全性維持と原子力安全学の体系化」、「(3) 低濃縮ウラン炉心への移行」、「(4) 新中性子源の検討」、

「(5) KURの廃止措置に向けての準備」に留意することが必要としている。なお、「(4) 新中性子源の検討」については、「① 新中性子源に関する研究の促進」、「② 我が国における研究用中性子源群との相補性」に留意すべきとしており、「① 新中性子源に関する研究の促進」では「原子炉実験所においては、KUCAに適切な加速器を併設すること等によりこの研究の一層の進展を図り、そのシステムの特徴、利用に係る条件等について早急に明らかにすべきである」と結んでいる。

「5. その他」では、「(1) 原子力エネルギー工学技術の基盤研究の推進体制」、「(2) 原研等の組織と大学の連携協力」、「(3) 小型研究用原子炉の今後の在り方」、「(4) 国際協力」について述べている。なお、「(1) 原子力エネルギー工学技術の基盤研究の推進体制」では「関係者は、省庁再編を機に、大学を含む国のエネルギーとしての原子力の開発利用に係る研究開発を推進する各研究機関の重点の置き方、役割分担について、整合性のある適切な原子力研究推進体制を整備する観点から早急に検討すべきである」と結んでいる。また、「(2) 原研等の組織と大学の連携協力」では「関係者は、原子力研究に係る大型研究施設の設置・利用形態の在り方や研究開発機関の研究施設の「共同利用」制度の改善を含む、新時代における大学と研究開発機関の連携・協力の在り方について検討するべきである」とし、「現在大学側が直面しようとしている研究

用原子炉の燃料サイクル及び廃棄物の処理の問題は、研究用原子炉を有する研究開発機関にも共通する重要な問題である。したがって、KUR を有する京都大学をはじめとする関係大学と研究開発機関は、上記の検討に先行して、我が国の研究用原子炉が当面するこれらの問題の解決の在り方について早急に協議を行い、それぞれの使命達成の観点から効果的な連携・協力を進めていくべきである。その際、サイクル機構の蓄積している核燃料供給、使用済み燃料の再処理、アクチニド取り扱い、放射性廃棄物管理、核物質管理等の分野における対応能力を効果的に活用していく可能性も視野に入れることができると適切である」としている。

3-1-2. 京大炉の平成12年外部評価

外部評価については、平成 5 年報告に基づいて京大炉の研究組織を改組した平成 7 年度、及び運営組織等の改組を行った平成 8 年度に受けたが、その後 5 年近くが経過したため、平成 12 年度に外部評価を受けることとなった。外部評価委員会では、「委員会の任務は、KUR を設備した研究所である京大炉の活動全般および何よりも枢要な将来構想の中身と取り組みの現状について、深く忌憚のない論評を多様な観点から加えることにより、外部評価報告の内容は原子力部会のそれとは性格が異なるものの互いに相補的関係にある」との認識の下に評価活動が行われた。

現在、報告書のとりまとめが最終の段階を迎えており、その構成は「講評と提言 I—実験所の整備と整備後の活動」と「講評と提言 II—将来構想」の 2 部からなると思われる。「講評と提言 I—実験所の整備と整備後の活動」では、「1. 原子炉実験所整備の状況と総合的評価」、「2. 財政」、「3. 研究（教官）組織の運営」、「4. 研究活動」、「5. 教育活動」、「6. 国際交流」、「7. 学術情報」、「8. 実験所の運営と安全管理組織の運営」、「9. 社会との連携」の各項目について、「講評と提言 II—将来構想」では「1. 総合的評価」、「2. KUR に替わる主要設備の考え方」、「3. 原子炉実験所の性格」、「4. 人材育成・教育活動」、「5. 研究・教育組織と設置形態」、「6. まとめ」の各項目について記述されることになっている。

この外部評価では、KUR については高ウラン濃縮燃料による運転に期限が設けられたことを受けて低濃縮ウラン燃料による運転に向けての準備を着実に進めること、また、原子力利用の課題を踏まえて革新的な安全原子力システムとしての加速器駆動炉の研究開発を推進するとともに、その成果に基づいて将来的には KUR に代わり得る新たな研究基盤としての加速器駆動炉中性子源の開発・利用を進めることとした京大炉の将来計画が大方の理解を得たものと考えている。特にいわゆる第 1 期の計画を進めることについてはほとんど異論がなく、第 2 期の計画で共同利用に供される「制御された中性子スペクトルの場」が具体的にどのようなものかを早期に明らかにすることが望ましいとされている。

3-1-3. 平成14年度概算要求

現在、京大炉では、学術審議会の平成 12 年度報告と平成 12 年度外部評価の結果を参考にして、平成 14 年度の概算要求作業を継続して進めている。この概算要求では、第 1 期計画を実現すべく、施設としては KUCA 施設の整備と 70 MeV リングサイクロトロンの導入を図り、組織としては原子炉応用センターの改組によって研究体制を強化することを目指すこととしている。参考までに、図 9 に建屋配置図の一案を、表 4 に第 1 期計画で導入することを考えている中性子入射装置の仕様を示す。これに関連して、京大本部や文部科学省への説明は勿論のこと、KUR の低濃縮化や加速器駆動未臨界炉の基礎研究の進め方について JAERI と協議を開始すべく準備を進めている。な

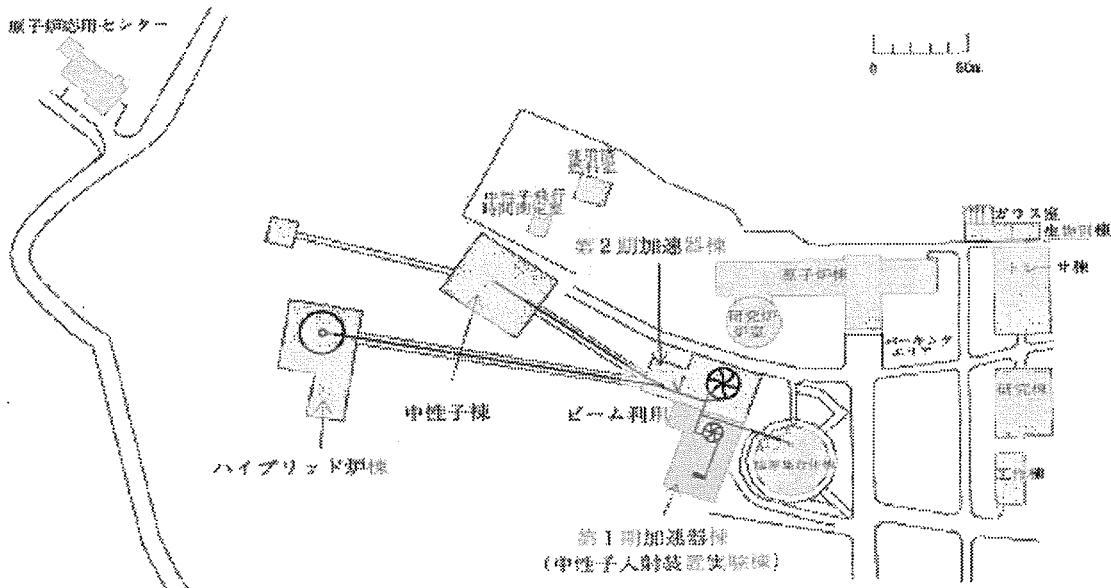


図 9 京大炉将来計画建屋配置図(案)

表 4 第 1 期計画で導入予定の中性子入射装置の仕様

1) イオン源		4) 中エネルギー輸送ライン(MEBT)	
型 式	マルチカプス型イオン源	5) 70 MeV Separated Sector Cyclotron (SSC)	
最 大 電 流	10 mA	K 値	72
引出し電圧		入 射 半 径	0.31 m
2) 低エネルギー輸送ライン(LEBT)		引 出 し 半 径	3.42 m
3) RFQ		入射エネルギー	400 keV
入射エネルギー	10~15 keV	出射エネルギー	70 MeV
出射エネルギー	400 keV	最大ビーム電流	2.0 mA
運 転 モ ー ド	CW	セ ク タ ー 数	4
ビ ー ム 電 流	5 mA	電 磁 石 重 量	720 ton
周 波 数	50 MHz	周 波 数	50 MHz
高 周 波 電 力	100 kW	高 周 波 電 力	200 kW
全 長	2 m		

お、概算要求の進展状況を睨みながら、将来計画に関する地元との折衝も進めることとしているが、国の財政事情の関係もあり、京大炉の担当課である文部科学省の学術機関課からは、予算がないと言われおり、悪戦苦闘しているのが実状である。

4. おわりに

今後は、現在行っている KUCA における加速器と臨界集合体を組み合わせた加速器駆動未臨界炉に関する基礎的な実験を積み上げるとともに、加速器ターゲットでの核破碎反応による中性子発生や高エネルギー中性子の輸送に関する実験的研究等も行い、それらの解析を通じて MCNPX などの核計算コード及び核データの検証、評価を行いつつ核設計研究を継続的に推進する予定である。なお、既に概算要求作業を進めているところではあるが、少なくとも将来計画の第 1 期については、早期に実現して、より高度な KUCA 実験が行える体制が整うことを切に希望している。

加速器駆動未臨界炉の実現に向けては、核データ及び核計算コードの整備が不可欠であり、特に高エネルギー核データ及び未臨界炉の特性に関する理論的、実験的研究を積み上げる必要があるものと考えており、多くの研究課題が残されている。

本研究の遂行に際し、平成 11 年度後期及び平成 12 年度前期に京大炉の客員助教授

を務めた原子燃料工業(株)の山本章夫氏、JAERI の原子力基礎研究制度に基づく研究の分担者である京都大学大学院工学研究科原子核工学専攻の秦和夫助教授のグループ、京都大学大学院エネルギー科学研究科エネルギー基礎科学専攻の M2 で筆者の研究室に所属する池田沢慈君、仲野真一君には核設計計算、MCNPX 検証計算、MVP 解析計算で全面的にご協力をいただいた。また、筆者が所属する京大炉の核エネルギー基礎研究部門の宇根崎博信助手、三澤毅助教授、小林圭二助手には本研究の共同研究者としてご協力をいただいた。さらに、筆者が所属する臨界装置部の中村博助手、市原千博助手、池川龍照技官、山本弘志技官、名古屋大学大学院工学研究科原子核工学専攻の山根義宏教授、北村康則助手のグループ、大阪大学大学院工学研究科原子力工学専攻の北田孝典助手、竹田敏一教授のグループには共同利用研究を含む KUCA 実験において全面的にご協力をいただいた。ここに記して深甚の謝意を表する次第である。なお、本研究は JAERI の原子力基礎研究制度、日本学術振興会の未来開拓学術研究推進事業、文部省の科学研究費補助金の支援を受けて行われたものである。

最後に、京大炉の将来計画に対して、各位の忌憚のないご意見と暖かいご支援、ご鞭撻を賜れば幸甚である。

参考文献

- 1) 原子力システム研究懇話会、原子力産業会議：「第 5 章 加速駆動原子力システム」，中性子科学、平成 11 年 6 月。
- 2) 前田豊、他：「研究用原子炉の現状と将来」，日本原子力学会誌, Vol.38 (1996) 870.
- 3) Seiji Shiroya and Hironobu Unesaki : "Study on Conceptual Neutronics Design of 'Neutron Factory' as a Future Facility in Kyoto University Research Reactor Institute (KURRI)," Proc. 9-th Int'l. Conf. On Emergent Nuclear Energy Systems, ICENES'98, June 28 – July 2, 1998, Tel Aviv, Israel, Vol.1, p.289.
- 4) S. Shiroya, H. Unesaki et al. : "Accelerator Driven Subcritical System as a Future Neutron Source in Kyoto University Research Reactor Institute (KURRI) – Basic Study on Neutron Multiplication in the Accelerator Driven Subcritical System -," Progress in Nuclear Energy, Vol.37 (2000) 357.
- 5) Akio Yamamoto and Seiji Shiroya : "A Conceptual Neutronics Design Study for Next Generation Neutron Source in Kyoto University Research Reactor Institute (KURRI)," Proc. 10-th Int'l. Conf. on Emergent Nuclear Energy Systems, ICENES2000, Sept. 24 – 28, 2000, Petten, The Netherland, p.66.
- 6) Laurie S. Waters, ed. : MCNPXTM User's Manual, Version 2.1.5, TPO-E83-G-UG-X-00001, Revision 0, Nov. 14, 1999.
- 7) S. Meigo et al. : "Measurements of Spallation Neutrons from a Thick Target Bombarded with 0.5 and 1.5 GeV Protons," Proc. ICANS-XII, 1995, Oct. 11 – 14, PSI, Switzerland, p.442.
- 8) 代谷誠治：平成 11 年度 日本学術振興会 未来開拓学術研究推進事業 準備研究 トリウム燃料サイクル及び加速器駆動未臨界炉基礎研究のための予備研究 報告書、平成 11 年 4 月。
- 9) C. Mori et al. : "Simple and Quick Measurement of Neutron Flux Distribution by Using an optical Fiber with Scintillator", J. Nucl. Sci. Technol., Vol.31 (1994) 248.
- 10) N. G. Sjöstrand : Arkiv Fysik, Vol.11 (1956) 233.
- 11) 森貴正、中川正幸：MVP/GMVP 連続エネルギー法及び多群法に基づく汎用中性子・光子輸送計算モンテカルロコード, JAERI-Data/Code 94-007 (1994).
- 12) K. Shibata et al. : Curves and Tables of Neutron Cross Sections in JENDL-3.2, JAERI-Data/Code 97-003 (1997).

付録 B : ADS-WP 会合議事録

付録 B1 第 1 回 ADS-WP 会合議事録

付録 B2 第 2 回 ADS-WP 会合議事録

付録 B3 第 3 回 ADS-WP 会合議事録

付録 B4 第 4 回 ADS-WP 会合議事録

This is a blank page.

付録B1 第1回 ADS-WP 会合議事録

This is a blank page.

炉物理研究委員会 加速器駆動炉の炉物理 WP 第1回会合議事録

1. 日 時 平成 11 年 11 月 11 日 (木) 13:30～16:00

2. 場 所 富国生命ビル 15 階 第1会議室

3. 出席者 <順不同・敬称略>

(専門委員)

山根 義宏 (名大)、竹田 敏一 (阪大)、寺田 (三井造船、伊藤 大一郎代理)、
代谷 誠治 (京大)、横堀 仁 (ARTECH)、竹村 守雄 (川重)、山岡 光明 (東芝)、
岩崎 智彦 (東北大)、奥田 泰久 (住原工)、藤村 幸治 (日立)、大井川 宏之、
森 貴正、岡嶋 成晃、山根 剛 (以上原研)

(オブザーバー)

阪元 重康 (東海大)、高木 直行 (原電)、池田 一三 (三菱重工)、鈴置 善郎 (FBEC)、
安藤 良平 (東芝)

4. 配布資料

ADS-99(1)-1 炉物理研究委員会 加速器駆動未臨界炉 WP (仮称) 名簿

ADS-99(1)-2 ワーキングパーティー (WP) の運営について

ADS-99(1)-3 「加速器駆動炉の炉物理」 WP 活動方針 (案)

5. 議 事

本 WP 設立ならびに第1回会合開催の取りまとめを行った経緯から、山根義宏専門委員に本日の議事進行をお願いした。

5.1 WP メンバーの紹介 (資料 ADS-99(1)-1)

第1回会合ということで、各自の自己紹介及び名簿記載事項の確認を行った。

なお、高木氏に関しては所属を原電に改めることになった。

5.2 事務局からのアナウンス (資料 ADS-99(1)-2)

岡嶋、森専門委員

本年度より発足した WP に関して、炉物理研究委員会における位置づけ、組織構成、運営上の制約等について説明があった。また、本 WP のためのメーリングリストの使用上の注意事項ならびに登録メールアドレスの説明があった。

本 WP の活動期間は2年間であり、報告書は平成12年度末 (平成13年3月) を目処にまとめ、平成13年度の炉物理研究委員会にて最終報告する予定で活動計画を立てる。WP の活動内

容を e-mail 等により公表してはどうかとの提案があり、この件に関しては事務局にて検討することになった。

5.3 WP リーダーの選出

議長より、本 WP リーダー候補者の選出経緯について説明があった。WP 運営規約上、WP リーダーを炉物理研究委員会委員から選出することになっている。そこでメーリングリストを利用して、リーダー候補者を本 WP に属する該当者 5 名で互選する方式を提案し、メンバー全員の了解を得た後、該当者 5 名により推薦投票することになった。原研 WP 幹事（山根剛専門委員）がこの投票結果の取りまとめを行い、山根義宏専門委員がリーダー候補者として選出されたことを報告した。これを受け、山根義宏専門委員を本 WP のリーダーに選出することを全会一致により承認した。

5.4 原研以外の幹事の選出等

山根 WP リーダー

WP リーダーの挨拶に引き続いて、原研以外の WP 幹事として、横堀専門委員及び岩崎専門委員の 2 名を選出・承認した。

5.5 今後の活動方針（資料 ADS-99(1)-3）

山根 WP リーダー

最初に本 WP の正式名称について検討し、「加速器駆動炉の炉物理 WP」（略称 ADS-WP）とすることで合意した。

つづいて、7月2日の炉物理研究委員会で説明に用いた WP 活動方針（案）（WP 参加希望者の意見の集約）について説明があった。これに基づいて自由討論を行い、本 WP の 2 年間のテーマとして以下の 3 項目を探り上げ、その活動内容について討議した。

(1) 「高エネルギー領域の中性子輸送計算の問題」

- ・高エネルギー粒子の核反応、輸送等は、核データ研究委員会、原研等で専門に研究しているので、本 WP では、その不確かさに基づく炉特性の影響または炉特性に影響を与える要因を探る方向が望ましい。
- ・高エネルギー粒子輸送の計算法の現状を把握しておくことは、どこが炉特性上問題となるのかを明確にするために重要である。
- ・線源中性子スペクトルの効果として、核破碎中性子、D-T(14MeV)中性子、核分裂中性子を仮定しても、ターゲットの外側炉心部ではエネルギースペクトルにあまり差異はないという報告があるが、実際に炉特性へどの程度影響するのか。
- ・核データの専門家の感覚と、炉特性への影響という観点での炉物理的感覚とは異なることがあるので、注意して検討する必要がある。

以上の議論から、このテーマに関しては「線源スペクトルの炉物理特性に与える影響について」を主題とし、高エネルギー側の計算への提言を目指す。

(2) 「未臨界炉に特徴的な静特性と動特性（安全性）の問題」

- ・深い未臨界度の測定精度については、どのような現状にあるのか。
- ・高次モードが励起されやすい深い未臨界状態への外部中性子源の投入による中性子応答の問題に関心がある。
- ・高調波の影響については、実際の運転状態における反応度監視（モニタリング）のための測定手法の観点で重要な問題である。ADS では臨界状態が許されないとなると、反応度測定手法が限定されるなど、測定精度との関連で検討すべき問題がある。
- ・ビームトリップにより突然外部中性子源がなくなった場合の振る舞いなど、運転特性との関係で安全性に及ぼす核特性の把握も重要ではではないか。

以上の議論から、このテーマに関しては「深い未臨界度の評価に関する計算、実験（測定法）の現状と問題点」に主眼を置き、高調波の影響や加速器駆動炉特有の問題を明らかにし、運転上の安全性への影響をまとめる。

(3) 「概念設計、要素技術開発を含むシステム設計の問題」

- ・資料中の（3-1）核燃料サイクル上での加速器駆動炉の位置づけとして、例えば TRU 専焼炉、高速炉と比較した場合の発電炉としての可能性はあるが、炉心として水炉の可能性、あるいはトリウム利用は考えないのである。
- ・炉概念により炉特性は異なるので、まずどのような炉概念とするかが重要である。
- ・国のオメガ計画の下での ADS は TRU 消滅を主としているが、発電を目指した ADS 概念もあり、本 WP では対象とする炉型や目的を絞って検討するのか、範囲を広くするのか。
- ・本 WP では、広い意味での ADS として調査してはどうか。したがって、炉心が高速炉系、水炉系等、種々の可能性について検討してはどうか。
- ・活動方針案では（3）概念設計等は今回の 2 年間の WP 活動からはずれているが、電力の立場からは概念の確立が重要と考える。
- ・メーカーとしては設計に関心があり、未臨界度等の諸特性の設計上の位置づけが重要である。

以上の議論から、このテーマに関しては「ADS の位置づけに関するレビュー的な検討」を行い、ADS の機能についてその可能性を炉物理的に整理し、炉設計上のオプションを提案する。

5.6 次回予定

第 2 回会合の開催予定を平成 12 年 2 月末から 3 月始めとし、今後日程をつめる。また次回会合でのトピックスに関する講演依頼としては以下のものを予定する。

- (1) 中性子輸送関連 2 件 （講演交渉等については岩崎専門委員が担当）
- (2) 炉設計関連 1 件 高木直行氏（原電）：レビュー的な講演、Rubbia 炉中心

5.7 その他

- ・竹田専門委員より、学会の標準委員会についての説明があった。今後10年くらいかけて基準作りに取り組むことになっているが、各部会で ADS の安全性について検討してほしいと考えているとのこと。例えば、核特性への核データ、コードによる依存性など。
- ・WP リーダーより、議事録の作成について各メンバーの持ち回りとする提案があり、了承された。なお今回の議事録は WP リーダー及び WP 幹事が担当することになった。
- ・本 WP での資料番号は、ADS-WP-99(1)-1 のように付けることになった。

以上

付録B2 第2回ADS-WP会合議事録

This is a blank page.

炉物理研究委員会 加速器駆動炉の炉物理 WP 第2回会議事録

1. 日時 平成12年2月22日(火) 13:30~17:30

2. 場所 川崎重工業(株) 東京本社 64会議室 (貿易センタービル/16階)

3. 出席者 <順不同・敬称略>

(専門委員)

山根義宏(名大)、橋本憲吾(近大)、伊藤大一郎(三井造船)、横堀仁(ARTECH)、
竹村守雄(川崎重工業)、山岡光明(東芝)、奥田泰久(住友原子力)、藤村幸治(日立)、
大井川宏之、森貴正、岡嶋成晃、山根剛(以上、原研)、

(オブザーバー)

山本章夫(原燃工)、池田一三(MHI)、安藤良平(東芝)

(発表者)

深堀智生、明午伸一郎(以上原研)、高木直行(原電)

4. 配付資料

ADS-00(2)-0 原子炉システム専門部会加速器駆動炉の炉物理WP第1回会議事録

ADS-00(2)-1 平成11年度炉物理研究委員会運営会議議事録

ADS-00(2)-2 高エネルギー核データファイルの現状／深堀智生

ADS-00(2)-3 高エネルギー領域解析コードの現状：NMTC/JAM及びMCNPX／明午伸一郎

ADS-00(2)-4 「加速器駆動炉開発の意義と現状について」／高木直行

ADS-00(2)-5 「加速器駆動炉の炉物理WP」活動計画の具体化(案)／山根義宏

ADS-00(2)-6 加速器駆動未臨界炉WP活動方針の案／山本章夫

ADS-00(2)-7 炉物理委員会加速器駆動未臨界炉WPの具体的活動内容(案)／藤村幸治

ADS-00(2)-8 ADS-WP具体的な活動案／大井川宏之

ADS-00(2)-9 議題「5.活動計画の具体化」についての提案／山根剛

5. 議事

5.1 前回議事録の確認(資料 ADS-00(2)-0)

ADS-00(2)-0に基づいて、前回会議の議事録を確認した。

特にコメント等はなく原案通り承認された。

5.2 炉物理研究委員会運営会議の報告(資料 ADS-00(2)-1)

山根義宏リーダーより平成11年度炉物理研究委員会運営会議について報告があった。

軽水炉WPではベンチマーク問題の提案を活動目標としているが、本WPにおいてもより具体的

なゴールを設定した方が良いか検討する必要がある。

5.3 講演-1 (資料 ADS-00(2)-2)

原研深堀氏から「高エネルギー核データファイルの現状」について、報告して頂き、議論を行った。

- ・原子炉側からの要望が核データ側に伝わっていない。今後、断面積評価における要求精度等の情報の伝達を強く希望する。
- ・現状、連続エネルギーモンテカルロコード用の 3GeV までの高エネルギーファイルが利用できる。ライブラリは ENDF format で格納されており、NJOY 等のコードで処理すれば利用できることを確認している。
- ・その他のコード用のライブラリについては、要望等が不明なため、今後この WP のような場で、ガイドライン等をまとめられれば検討可能。
- ・高エネルギーファイルは 20MeV 以上のエネルギー領域を対象としており、20MeV 以下については従来のライブラリを使用する。
- ・高エネルギーファイルは、本年 5～6 月以降に Priority-1, -2, -3...として順次リリースする予定である。
- ・LA-150 ライブラリも web から download 可能。
- ・高エネルギー領域の断面積の曖昧さは、未臨界度にはほとんど効かないが、ソースタームとしては大きく効く可能性がある。
- ・Spallation と fission の区別について議論した。現象的には区別ができないが、反応時間の観点からは区別できる。また、Q 値の十一位で区別すれば良いのではないか。等の意見があった。

5.4 講演-2 (資料 ADS-00(2)-3)

原研明午氏から「高エネルギー領域解析コードの現状」と題して、主に NMTC/JAM 及び MCNPX について、報告して頂き、議論を行った。

- ・原研で整備されている NMTC/JAERI の取り扱えるエネルギー範囲は、最大 3.5GeV である。これ以上のエネルギー範囲に適用するため、従来の NMTC コードに高エネルギー原子核・原子核反応計算モンテカルロコード JAM コードを結合した (1999 年完成)。
- ・同時に、核外輸送計算の断面積のシステムティクスを改良した。これにより、BNL の AGS 等の積分実験を良く再現するようになった。
- ・データやコードの開発・改良には、実験データが不可欠。特に、ADS 施設において、MA の核分裂断面積及び ν の測定が必要であり、核データ測定施設の建設が望まれる。
- ・MCNPX は MCNP と LAHET の統合計算コード。1 度の入力で全体の解析が可能 (NMTC/JAM では、20MeV 以下の計算は MCNP/TWODANT で行う必要がある) 150MeV 以下の計算には、カスケードモデルの適用が難しくなるため、LA-150 ライブラリを用いている。
- ・今後、JHET コードの開発を予定している。このコードは、MCNPX と同様に 1 度の入力で全体の解析を行い、150MeV 以上は、NMTC/JAM、150MeV 以下は MVP コードを用いる。なお、現状では、低エネルギー側に連続エネルギーモンテカルロコード以外 (Sn コード) は考えて

いない。

- ADS の炉物理パラメータに対しては、20MeV 以下の中性子の影響が支配的と考えられ、NMTC/JAM コードで得られた結果はソース項として影響する。この影響の炉物理パラメータへの感度により、コード/ライブラリへの要求精度が大きな影響を受ける。このため、今後は、20MeV 以下へ落ちてくる中性子等の炉物理パラメータへの感度を評価し、コード/ライブラリへフィードバックしていく必要がある。

5.5 講演-3 (資料 ADS-00(2)-4)

原電/高木氏から「加速器駆動炉開発の意義と現状について」全体をレビュー的に報告して頂き、議論を行った。

- JAERI や米 ATW 等で ADS に関する計画が具体化しており、久しぶりに活気がある状況。
- 従来、発電を目的とした ADS もあったが、現状では全て核変換を目的とし、高速炉体系が主流。
- 高木氏の意見としては、ADS の社会的意義等は認められるが、従来の核変換で否定されてきた意義（地層処分でも十分低いリスクであり、コストをかけて消滅処理等を行う価値はない等）をクリアしているとは言えないのではないか？高速炉での核変換との比較等が十分されていないのではないか？と考えられる。
- MA 消滅処理には「FBR で薄く燃やす」と「ADS でかためて燃やす」の 2 つのオプションが考えられる。現状ではオプションの 1 つとして、ADS を研究するとの位置づけで良いのではないかとの意見が出された。

5.6 活動計画具体化の提案と議論 (資料 ADS-00(2)-5～ADS-00(2)-9)

山根義宏・山本章夫・藤村幸治・大井川宏之・山根剛の 5 氏から「活動計画の具体化」について提案があった。これら提案について議論し、以下のような報告と検討方針を立案した。

テーマ 1 (高エネルギー領域の中性子輸送計算の問題) については、次回、原研/大井川氏、原燃工/山本氏、東北大/岩崎氏等の講演をお願いし、これを起点に検討を行うこととする。

テーマ 2 (未臨界炉に特徴的な静特性と動特性(安全性)の問題) についても、次回、名大/山根氏、近大/橋本氏、京大炉/代谷氏で分担して現状をまとめ報告することになった。

テーマ 3 (概念設計、要素技術開発を含むシステム設計の問題) については、今回の高木氏のレビューを参考として、ADS のタイプ、意義等についての各メンバーの意見、考え等をメーリングリストを用いて集め、議論を行うことになった(各メンバーの宿題)。

5.7 次回予定

次回WPは6月中旬を目途に開催することになった(残り 2 回で報告書作成)。

以上

This is a blank page.

付録B3 第3回ADS-WP会合議事録

This is a blank page.

炉物理研究委員会 加速器駆動炉の炉物理 WP 第3回会合議事録

1. 日時 平成12年7月10日(月) 13:30~17:00

2. 場所 日本原子力研究所 本部 第6会議室

3. 出席者

山根(義) WPリーダー(名大)、石川(JNC)、竹村(川崎重工)、岩崎(東北大)、
小原(東工大)、代谷(京大炉)、橋本(近大炉)、安藤(東芝)、山岡(東芝)、
大井川(原研)、辻本(原研)、伊藤(三井造船)、奥田(住友原子力)、横堀(ARTECH)、
竹田(阪大)、藤村(日立)、池田(三菱重工)、山根(剛)(原研)
計18名(順不同、敬称略)

4. 配布資料

- ADS/WP-00(3)-1 原子炉システム専門部会 加速器駆動炉の炉物理 WP 第2回会合議事録(案)
- ADS/WP-00(3)-2 原研 ADS 実験計画への要望書について
- ADS/WP-00(3)-3 核変換物理実験施設の概念検討の現状
- ADS/WP-00(3)-4 核子・核子散乱断面積モデルによる加速器駆動炉特性への影響
- ADS/WP-00(3)-5 MALLFPを用いた実験に関する資料
- ADS/WP-00(3)-6 ADS-WP 報告書のまとめ方と今後のWPの進め方に関する資料

5. 議事

5.1 前回議事録の確認 (資料 ADS/WP-00(3)-1)

原案どおり承認。

5.2 炉物理研究委員会の報告

山根 WPリーダーから炉物理研究委員会会合において本 WP の活動報告を行った旨報告があった。また、会合の席上、原研 ADS 実験計画に対する支援の要望を出してほしいとのコメントがあった旨報告があった。

5.3 講演-1「原研-KEK 大強度陽子加速器計画における核変換物理実験施設の検討状況」

(資料 ADS/WP-00(3)-3)

大井川委員より上記課題について資料をもとに以下のようないい報告があった。

原研では大強度陽子加速器計画の一環として、ADS を用いた核変換実験施設の検討を行なっており、このうち核変換物理実験施設は炉物理及び運転・制御に関する研究・開発を目的としている。施設は FCA に準拠した装置概念を採用し、板状燃料を用いた水平2分割炉心とし、臨界

状態での実験が行なえるようとする。ビームは、600MeV リニアックの出口で 200kW の陽子ビームを受け、そのうち 10W 程度を施設に導入するビーム取り出し機構を備える。現在検討している実験は、①核破碎中性子源で駆動される高速未臨界体系の核特性評価、②加速器駆動ハイブリッドシステムの運転・制御性検証、③MA 及び LLFP の核変換特性評価、などである。施設は加速器ビーム用の貫通口を有するため、安全評価の関係で防爆性の担保等が問題となる可能性がある。現在本施設の設置については流動的な段階であり、今後、広く国内外の意見を取りいれながら概念検討を重ねる予定である。

以上の報告に対して、臨界体系で実験する意義、TOF によるスペクトル測定の可能性、MA を用いた実験の可能性等について質疑がなされた。

5.4 講演-2 「核子・核子散乱断面積モデルによる加速器駆動炉特性への影響」

(資料 ADS/WP-00(3)-4)

原研辻本氏から上記課題について以下のような発表があった。

高エネルギー領域での核内カスケードの計算に用いる核子・核子散乱断面積の加速器駆動炉の炉心特性に与える影響について、自由空間中での核子・核子散乱断面積を用いた場合と核内の媒質効果を考慮した断面積を用いた場合を比較することで検討した。その結果、両者で核破碎中性子スペクトル、角度分布に相違が生じ、これにより未臨界炉体系では中性子源の effectiveness、ビーム当りの炉心出力に相違が現れ、加速器駆動炉の制御・運転に影響するが、20 MeV 以下の中性子スペクトルには影響がなく消滅処理特性への影響は小さいこと等が明らかになった。また、中性子源の空間分布の違いは制御・運転に影響を与える可能性がある。今後の課題としては、核破碎中性子のエネルギー分布及び空間分布についての精度の良い知見を得ること、1 MeV 以下のスペクトル、空間分布についての知見を測定によって得ることなどがあげられる。

この発表に対して、標的核の媒質効果についての解釈、使用した高エネルギー領域の断面積についての質疑があった。また、中性子源の effectiveness については適当な語彙を決める必要があるということで一致した。今後、この WP でも検討を続け、成案を作ることとなった。

5.5 原研 ADS 実験計画への要望書について (資料 ADS/WP-00(3)-2)

山根 WP リーダーから資料をもとに 7 月 9 日までに提出された提案・コメントについて説明があった。これと 5.2 での報告をもとに要望書についての議論が行なわれた。資料に記された以外の主なコメントとして、TOF 法や放射化箔のアンフォールディングによるスペクトル測定、Bi 箔などによる Po-210 生成量の測定、核化学関連実験施設の併設、FCA タイプにとらわれない施設概念の検討、共同実験施設として利用しやすい制度の整備などがあった。今後も要望があれば山根 WP リーダーにメールでよせることとし、8 月をめどに山根 WP リーダーが要望書を取りまとめ、炉物理研究委員会の中川委員長にまず提出することとした。尚、学会炉物理部会からの要望書とする場合には、別途、原研から炉物理部会長宛てに要望書取り纏めの要請を出してもらうのがよいというコメントがあった。

5.6 報告書（案）の纏め方について (資料 ADS/WP-00(3)-6)

岩崎委員より資料をもとに纏め方の案について説明があった。報告書の分担案では未定となっていた「(c)ADS の動特性」は橋本委員が担当することになった。この項目についてはこれまでの会合では採り上げられたことがなかったので、次回会合で大井川委員に ADS の動特性に関するレビューの報告、橋本委員に講演をお願いすることとした。他の項目の分担については原案のとおり了承された。

5.7 その他

山根 WP リーダーより出来ればあと 2 回会合を持ちたい旨発言があり、その可能性については事務局で検討することとなった。

次回会合は 10 月下旬から 11 月上旬に行なう。

以上

This is a blank page.

付録B4 第4回 ADS-WP 会合議事録

This is a blank page.

炉物理研究委員会 加速器駆動炉の炉物理 WP 第4回会合議事録

1.日時 平成13年3月2日（金） 13:30～17:00

2.場所 航空会館 7F 705号室

3.出席者 山根（義）WPリーダー（名大）、代谷（京大炉）、岩崎（東北大）、阪元（東海大：オブザーバー）、橋本（近大炉）、岡嶋（原研）、大井川（原研）、石川（JNC）、奥田（住友原子力）、山本（原燃工：オブザーバー）、寺田（三井造船：伊藤代理）、横堀（ARTECH）、藤村（日立）、竹村（川崎重工）、安藤（東芝）計15名（順不同、敬称略）

4.配布資料

ADS/WP-01(4)-1 炉物理研究委員会原子炉システム専門部会加速器駆動未臨界炉 WP 第3回会合議事録（案）

ADS/WP-01(4)-2 京大炉ADS計画

ADS/WP-01(4)-2' 大学における研究用原子炉に在り方について（報告）

ADS/WP-01(4)-3 ADS未臨界度測定法の問題点

ADS/WP-01(4)-4 加速器駆動未臨界型原子炉の反応度制御法の研究

ADS/WP-01(4)-5 ADS-WPの活動指針と活動状況（案）

ADS/WP-01(4)-5' ADS-WPの収束に向けて

ADS/WP-01(4)-6 高エネルギー計算コードとADS炉特性解析の現状

ADS/WP-01(4)-7 ADS-WP報告書の取りまとめ方針メモ 一世界のADS計画とその炉物理的側面一

ADS/WP-01(4)-8 原研「核変換物理実験施設」への要望（案）

ADS/WP-01(4)-9 2001年春の原子力学会炉物理部会企画セッション「ワーキングパーティーの報告」

ADS/WP-01(4)-10 今後のWP活動を検討するための調査

JAERI Tech 2000-62 「核変換実験施設の概念検討（1）核変換炉物理実験施設の概要」

5.議事

5.1 前回議事録の確認（資料ADS/WP-01(4)-1）

原案どおり承認。

5.2 講演-1「京大炉ADS計画」（資料ADS/WP-01(4)-2）

代谷委員より上記課題について以下の報告があった。

全国大学の共同利用研究機関となっている京都大学原子炉実験所（京大炉）では、昭和39年に初臨界を達成した熱出力5MWの京都大学研究用原子炉（KUR）の代替炉として、近年の加速器技術の発展と原子炉技術の成熟に依拠した加速器駆動未臨界炉を実現し、研究用中性子源として核エネル

ギーと中性子利用の分野における共同利用研究に供することを最終目標としている。

中性子ファクトリー計画と名付けられた将来計画では、最終目標は加速器駆動未臨界炉を実現することであるが、段階的に研究成果を積み上げていくことが必要と考えられる。第1期では、比較的低いエネルギーの加速器（陽子エネルギー70MeV程度のリングサイクロトロン）を導入し、加速器中性子源の取り扱いに習熟することを含めつつ、これを用いた新しい研究を開始するとともに、京都大学臨界集合体実験装置（KUCA）と組み合わせて、加速器駆動未臨界炉の成立性評価を含めた基礎的な実験研究を系統的に遂行し、その成果に基づいて第2期では、加速器エネルギーを500MeV程度まで増強するとともに未臨界炉を設置して最終目標を実現する。また、研究の継続性の観点から現行のKURについては、燃料を低濃縮化し、加速器駆動未臨界炉が共同利用研究に供されるまでの間、運転を継続することとしている。

この報告に対して、KURの低濃縮化のスケジュールと問題点、京大炉第2期計画と原研ADS計画との兼ね合いなどの質疑が交わされ、原研ADS計画との違いについて、以下の回答があった。

原研ADS計画における加速器は、25Hzのパルス運転を予定しているが、京大炉計画では、50MHz運転を考えており、連続運転に近いこと、原研の計画が高速炉タイプであるのに対して、京大炉の計画は熱炉タイプであることが大きな違いであることが報告された。

5.3 講演-2 「ADS未臨界度測定法の問題点」（資料ADS/WP-01(4)-3）

山根（義）WPリーダーから上記課題について以下の報告があった。

反応度および未臨界度測定法の現状（測定法・測定原理・測定精度等）についてのレビュー後、ADS未臨界度測定法について以下の話があった。開発段階（実験室レベル）では、パルス運転に対してパルス中性子法が、定常運転に対して中性子相関法（Rossi- α 法、分散対平均法）が適用できる。パルス中性子法は、深い未臨界度まで適用可能、分散化平均法は外部中性子源が不要という特長がある。実機段階では、実効増倍率（0.95～0.99）を1%以下の精度で測定するためには、空間依存性への対応、基準反応度の測定法の確立が必要、未臨界度モニターとして分散化平均法の応用、時系列データ直接測定法が使用可能である。開発段階の研究で、実用化への問題点の摘出とその対策を検討することが今後の研究の基本となる。

KUCAにおける未臨界度測定データに基づき、パルス中性子法と分散化平均法に関する検討を行った。

パルス中性子法としては、Sjostrandの面積法、Kosaly&Fisherの多点法（空間積分法）がある。測定データ（燃料体数：4～20）を使ってパルス中性子法の検討を行った。体系の実効増倍率（0.63～0.95）の測定値と計算値（Keff：KENO-IV、 β_{eff} ：SRAC）を比較した結果、深い未臨界度（Keff=0.63）では約5% ΔK の差があるが、未臨界度が浅くなるにつれて両者の一致は向上し、Keffが0.9を超えると有意な差は生じない（深い未臨界体系では、遅発中性子成分の減少が測定精度に影響する）こと、面積法と簡単な随伴関数計算値を用いた空間積分法は有効なことがわかった。分散対平均法については、4通りの未臨界度（1、2、4、8% $\Delta K/K$ ）データに基づく検討を行った。その結果、未臨界度が深い場合は、デットタイムを考慮することにより精度が向上し、未臨界度2～5%（ $\Delta K/K$ ）において未臨界度測定が可能なことがわかった。

この報告に対して、自発核分裂成分の影響、KineticとStatic成分の区別、Fittingパラメータ数、連

続運転への適用性についての質疑があった。

5.4 講演-3 「ADS の反応度制御について」 (資料 ADS/WP-01(4)-4)

岩崎委員より上記課題について資料をもとに以下の報告があった。

ADS では、炉出力は加速器側で制御できるが、反応度制御できない。そのため、最大投入反応度の解析、ADS に適合した反応度制御法の検討が必要である。ATRAS コードを使って、Na 冷却 ADS および Pb&Bi 冷却 ADS について、最大投入反応度を評価した。Na 冷却炉で約 7 % ΔK、Pb&Bi 冷却炉で約 3 % ΔK となり、前者では $K_{eff}=0.95$ で運転する場合に、後者では経済性を考慮した運転 ($K_{eff}>0.98$) では、反応度制御機構が必要という結果が得られた。ADS に適合した反応度制御法として、炉心形状に適用可能、炉心設計への影響小、大掛かりな制御機構不要という観点から、ターゲットと燃料の間に液体ポイズン (Li6 または Ga) 注入による反応度制御法の適用可能性を MVP コードを使って検討した。ターゲット最外周領域に Li6 注入時の効果は、Na 冷却炉で約 2 % ΔK/K/cm、Pb&Bi 冷却炉で約 1.4 % ΔK/K/cm (Ga は反応度効果が小さく、主な制御系にはならない) で ADS の反応度制御法として適用可能である。

この報告に対して、制御棒機構の必要性、ADS のシンプルさと反応度制御機構のマッチング、シンプルさを保持した制御機構、反射体部の冷却材による制御の可能性、FBR ドップラー係数との比較、反応度制御機構を検討するタイミングについての質疑があった。

5.5 報告書原案の検討 (資料 ADS/WP-01(4)-5~7)

山根 WP リーダーから資料 (ADS/WP-01(4)-5) をもとに執筆分担および執筆スケジュールについて確認と第 1 章構成の説明があった。

確認事項 :

- ・ 課題 {2} と {3} を 1 つにまとめて、「未臨界度測定と制御」として橋本委員が執筆する。
- ・ 全体取りまとめを山根剛委員が行う。
- ・ 講演 OHP は添付しない。必要に応じて利用する。
- ・ 1 次原稿の締め切り ; 5 月 10 日
- ・ 最終原稿完成 : 8 月 20 日
- ・ 文章作成 : Word98 を使用する。文章 format 等の詳細は山根剛委員が指示する。

第 1 章の内容 : 課題の選定を中心に、エビデンスとして各 WP で出た質問をまとめたい。(次回 WP をスタートする場合の議論のたたき台)

岩崎委員から資料 (ADS/WP-01(4)-6) をもとに第 2 章の内容について以下の説明があった。

「高エネルギー核データファイルの現状」(第 2 回原研深堀氏)、「高エネルギー領域解析コードの現状」(第 2 回原研明午氏)、「核子・核子散乱断面積モデルによる加速器駆動炉特性への影響」(第 3 回原研辻本氏)と今回の資料を合わせて、炉特性・運転制御の観点からまとめる。

横堀委員から資料 (ADS/WP-01(4)-7) をもとに第 3 章の内容について以下の説明があった。

「加速器駆動炉開発の意義と現状について」(第 2 回 JNC 高木氏)、「核変換物理実験施設の概念検討の現状」(第 3 回大井川委員)に、京大炉 ADS 計画(今回代谷委員)も入れて、世界の ADS 計画についてまとめる。

5.6 原研「核変換物理実験施設」への要望（案）（資料 ADS/WP-01(4)-8）

山根（義） WP リーダーから上記課題について以下のような説明があった。

寄せられた要望を整理にて内容を拡充する。但し、相容れない要望は、リーダーが調整してまとめ る。

要望書を作成するとしたが、「要望書」の表現は避け「要望」に改める。

本日大井川委員より配布された核変換物理実験施設に関する資料を検討して要望に反映する。

5.7 2001 年春の原子力学会炉物理部会企画セッション資料（資料 ADS/WP-01(4)-9）

山根（義） WP リーダーから春の原子力学会における炉物理部会企画セッション「ワーキングペー ティーの報告」での 3 つの WP における活動報告を発表することが報告された。

5.8 新 WP 発足に向けて（資料 ADS/WP-01(4)-10）

前回 WP で中性子源の effectiveness についての議論を含めた動特性的議論が不足しているので、新規 WP のテーマを「ADS の動特性」としたい。次回の WP リーダーは交代するのが望ましいので、リーダーの要件（本委員会委員）を備えた人との交代への準備は、山根（義） WP リーダーが行う。また、新規 WP 発足のための資料とするため、アンケート（資料 ADS/WP-01(4)-10）に記入して 3 月 9 日 17 時までに山根（義） WP リーダーに回答することになった。

（

5.9 原研「核変換物理実験施設」の現状

大井川委員より参考資料（JAERI Tech 2000-62 「核変換実験施設の概念検討（1）核変換炉物理実験施設の概要」）を使って、計画の現状について以下の説明があった。

原研と KEK の統合計画「大強度陽子加速器計画」は、2001 年にスタートするが、核変換実験施設の建設計画は第 1 期（2001～6）には含まれていない。今後、広く要望等を取り入れて、より充実した施設として提案していきたい。また、建設時期は必ずしも第 2 期まで待つというのではなく、必要条件（安全審査・外部環境等）が揃った段階で建設に着手できるようにしたい。

以上

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	$m \cdot kg/s^2$
圧力、応力	パスカル	Pa	N/m^2
エネルギー、仕事、熱量	ジユール	J	$N \cdot m$
工率、放射束	ワット	W	J/s
電気量、電荷	クーロン	C	$A \cdot s$
電位、電圧、起電力	ボルト	V	W/A
静電容量	ファラード	F	C/V
電気抵抗	オーム	Ω	V/A
コンダクタンス	ジーメンス	S	A/V
磁束	ウェーバー	Wb	$V \cdot s$
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	$cd \cdot sr$
照度	ルクス	lx	lm/m^2
放射能	ベクレル	Bq	s^{-1}
吸収線量	グレイ	Gy	J/kg
線量当量	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
トントン	t
電子ボルト	eV
原子質量単位	u

$$1 \text{ eV} = 1.60218 \times 10^{-19} \text{ J}$$

$$1 \text{ u} = 1.66054 \times 10^{-27} \text{ kg}$$

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、1eVおよび1uの値はCODATAの1986年推奨値によった。
- 表4には海里、ノット、アール、ヘクタールも含まれているが日常の単位なのでここでは省略した。
- barは、JISでは流体の圧力を表わす場合に限り表2のカテゴリーに分類されている。
- EC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

圧	MPa(=10 bar)	kgf/cm ²	atm	mmHg(Torr)	lbf/in ² (psi)
力	1	10.1972	9.86923	7.50062×10^3	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^{-3}	1.31579×10^{-3}	1	1.93368×10^{-2}
	6.89476×10^{-3}	7.03070×10^{-2}	6.80460×10^{-2}	51.7149	1

$$\text{粘度 } 1 \text{ Pa}\cdot\text{s}(\text{N}\cdot\text{s}/\text{m}^2) = 10 \text{ P(ポアズ)} (\text{g}/(\text{cm}\cdot\text{s}))$$

$$\text{動粘度 } 1 \text{ m}^2/\text{s} = 10^4 \text{ St(ストークス)} (\text{cm}^2/\text{s})$$

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 cal = 4.18605 J(計量法)
	1	0.101972	2.77778×10^{-7}	0.238889	9.47813×10^{-4}	0.737562	6.24150×10^{-18}	= 4.184 J(熱化学)
	9.80665	1	2.72407×10^{-6}	2.34270	9.29487×10^{-3}	7.23301	6.12082×10^{-19}	= 4.1855 J(15 °C)
	3.6×10^6	3.67098×10^5	1	8.59999×10^5	3412.13	2.65522×10^6	2.24694×10^{25}	= 4.1868 J(国際蒸気表)
	4.18605	0.426858	1.16279×10^{-6}	1	3.96759×10^{-3}	3.08747	2.61272×10^{19}	仕事率 1 PS(仏馬力)
	1055.06	107.586	2.93072×10^{-4}	252.042	1	778.172	6.58515×10^{21}	= 75 kgf·m/s
	1.35582	0.138255	3.76616×10^{-7}	0.323890	1.28506×10^{-3}	1	8.46233×10^{18}	= 735.499 W
	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	

放射能	Bq	Ci	吸収線量	Gy	rad
	1	2.70270×10^{-11}		1	100
	3.7×10^{10}	1		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

加速器駆動炉の炉物理ワーキングパーティー活動報告書－平成11年7月～平成13年3月－

100
古紙配合率100%
白色度70%の再生紙を使用しています