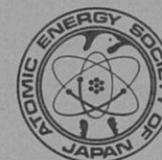


炉 物 理 の 研 究

(第 51 号)

2000年12月

卷頭言	山根義宏	1
<炉物理部会企画セッション>		
「炉物理の将来の課題と日韓協力」		
(1) セッション企画の経緯と目的	岩崎智彦	3
(2) Reactor Physics in KOREA and Related Topic	Nam Zin Cho	4
(3) Micro Reactor Physics	竹田敏一	20
<2001年春の年会炉物理部会企画セッション予告> 25		
<若手研究者発表会>		
1. 発表会の概要報告	小坂進矢	26
2. 発表の要旨	多田徳広、池 秀煥、堀内 匠、市瀬 潤	27
<委員会報告>		
「共用炉物理コードシステム」特別専門委員会 小林啓祐 33		
<第32回炉物理夏期セミナー報告> 工藤和彦、小林啓祐、小坂進矢 41		
<国際会議に参加して>		
Monte Carlo 2000 国際会議の報告 中川正幸 47		
<国際会議の案内>		
ANS Meeting “日米炉物理特別セッション”について 竹田敏一 52		
<研究室だより>		
原燃工・熊取事業所 技術開発部・核設計グループ	山本章夫	55
原研・将来型炉研究グループ	中塚 亨	59
☆事務局だより		
第14回炉物理部会総会の報告		62
平成12年度炉物理部会運営委員会		65
部会報への意見募集		65
編集小委員会からのお願い・編集後記		66



巻頭言

炉物理部会の未来は、· · · · ?

名古屋大学・大学院工学研究科

山根 義宏

2001年を期して行われる省庁再編に倣ったわけではなかろうが、日本原子力学会の運営・組織をめぐる種々の変革が加速されている感がある。例えば、今年度より学会の標準委員会の下に、課題別の分科会が設置され、各種民間標準の作成を目指して、精力的な作業が進められている。部会関連では、来年度より1部会無料制が本格化する。また大幅な繰越金を認める従来の部会予算・決算では税法上問題があるとの指摘を受け、経常予算と特別予算の二本立てによる財務方式が来年度より実施される。さらに最近では、「将来構想検討会」が設置され、学会組織の見直しが始められている。

大学から見ると、学会は学術研究の発表の場であり、年2回の学会、学術雑誌としての欧文紙の発刊が主要な活動として目に映り、私などはこの側面から主に学会活動を評価してきた気がする。しかし、原子力学会の関与する分野が社会的に広がるに従い、学会に望まれる活動は、こうした単なる学術の面だけでなく、より広い範囲に広がりつつあると考えられる。例えば、標準委員会の活動は、学会の持つ中立性の特性を積極的に社会の中で役立てていこうとする動きだと捕らえることが出来る。

さて、わが炉物理部会は、現在13ある部会の中で老舗であり、正会員数265人はバックエンド部会(408人)、核燃料部会(325人)、核融合工学部会(316人)に次いで第4位である。第5位の熱流動部会(221人)とは未だ少し差がついている。また予算規模で見ると、バックエンド部会、熱流動部会に次いで第3位である。もちろん会員数の多さ、予算規模の大きさを徒に競うものではないが、ある程度の規模の部会は、部会固有の活動に積極的で、部会独自の講習会を主催するといった実績を上げているのも事実である。さらに、1部会無料制が具体化すると、ここ2年ほどは毎年8月末時点での会員数に比例して、学会から活動費の一部が配布されることになる。従って、予算獲得のためにはある程度の会員数の確保も必要となる。現在の炉物理部会は、夏期セミナー以外に部会独自の講習会を企画・主催するほどの活動は行っていない。こうした点では、わが部会は老

舗だけあってバックエンド部会、熱流動部会に比べ、やや鷹揚に構えているといった状況であろうか？しかし一方で昨年のJCO事故時のRPDメーリングリストを活用した活発な議論の展開や、それを踏まえた部会ホームページの開設等の積極的な活動も記憶に新しい。こうした活動を単発に終わらせず持続していくには、何らかの「からくり」がこれから必要であろう。

ところで、先に述べた「将来構想検討会」では、部会のあり方について、次のような意見も出ていると聞いたことがある。それは、現在の部会は自然発的に生まれて来たものがほとんどであるが、今後は日本原子力学会として、必要な部会をむしろ積極的に創設していくべきだといった意見、問題提起である。もちろん、この意見では、活動の低調なところは潰してしまえとは言っていないが、活動力の無い部会は予算面から考えて生き延びていくのが苦しくなってくるかも知れない。

さて今後、日本原子力学会の中で炉物理部会はどのような役割を担い、どのように活動していくのか？ 本号に炉物理部会企画セッション「炉物理の将来の課題と日韓協力」の報告が載せられている。韓国との交流は大学においても最近のキーワードになっている。優秀な韓国の高校生を日本の大学に受け入れるプロジェクトが、文部省の主導で進められたりしている。若い韓国の学生に日本を良く知つてもらおうというだけでなく、日本の学生に刺激を与えたいという意図も含まれている。こうした点も考え合わせると、炉物理部会活動として韓国との協力を進めるという最近の動きは、時宜を得ているとも考えられる。

もちろんこれだけではないが、こうした活動を契機に、特に若い世代を核としてわが炉物理部会が、何時までも「不死鳥の如く」活動し続けることを願って止まない。

(以上)

〈炉物理部会企画セッション〉

「炉物理の将来の課題と日韓協力」

(1) セッション企画の経緯と目的

東北大・岩崎智彦

(学術研究交流小委員会)

エネルギー需要が今後大きく伸びると予測されているアジアにおいて、その中核をなす韓国と日本が、責任あるエネルギー供給を目指し、協力して研究協力を進める事は極めて重要である。様々な分野での研究協力が進められるべきであるが、中でも地球温暖化をまねかないエネルギー源である原子力エネルギーの研究は、二つの国がまず協力を始めるべき分野の一つである。

このような中、原子力学会の他の部会に先立って、原子炉物理学の研究の分野で韓国と日本の協力を進めるため、炉物理部会に韓国のProf. Nam Zin Choを招き、掲記の特別セッション「炉物理の将来の課題と日韓協力」を開催する事を企画した。

特別セッションは、2000年9月16日の13:00-15:30にG会場において開催され、Prof. Choから、"Reactor Physics in Korea and Related Topics"のタイトルの講演を、日本側からは大阪大学の竹田教授は"Micro Reactor Physics"の講演を頂いた。その後、今後の日韓協力について討論があり、今後両者が更に連携を深めていく事が合意された。

(以上)

(2) Reactor Physics in KOREA and Related Topics

Nam Zin Cho

Korea Advanced Institute of Science and Technology

Department of Nuclear Engineering

373-1 Kusong-dong, Yusong-gu

Taejon, South Korea

Email: nzcho@sorak.kaist.ac.kr

Abstract

This reports the current state of the reactor physics research activities in Korea with a brief description of the important topics under development.

Key words: AFEN, CRX, core-reflector boundary condition, DUPIC, OREOX process, CANFLEX, KALIMER, SMART, MASTER, full-MOX loading, load-follow operation

I. Introduction

The two backbones of the reactor physics activities in Korea are the educational institutes (universities) and the research institutes, that are complementary with each other. The universities, in particular the ones with nuclear engineering departments, provide basic and innovative/untested ideas as well as young manpowers with high-level training and motivations for nontraditional research mindset. The national research institutes carry out more established longer-term research projects, with industry institutes participating in more practical and short-term projects.

II. Research at Universities

There are six universities that have departments of nuclear engineering and five of them have strong reactor physics programs. From 1991 to 1999, most of these universities participated in the Center for Advanced Reactor Research (CARR) program, established at the Korea Advanced Institute of Science and Technology (KAIST) and funded by the Korea Science and Engineering Foundation (KOSEF). The research activities can be summarized as follows.

II-A. Analytic Function Expansion Nodal (AFEN) Method (KAIST)

KAIST focused on the methods development for reactor design and neutron transport simulation. The AFEN method was developed for the static and transient core analysis based on diffusion theory. The AFEN method does not require transverse integration procedure used in traditional nodal expansion methods. Within a node, the flux is expanded using analytic basis functions as follows :

$$\vec{\phi}^n(\vec{r}) = \sum \sinh(\sqrt{[\Lambda^n]} \vec{\tau}_i \cdot \vec{r}) \vec{C}_{0,i}^n + \cosh(\sqrt{[\Lambda^n]} \vec{\tau}_i \cdot \vec{r}) \vec{C}_{1,i}^n, \quad (1)$$

where

$$[\Lambda^n] = [D^n]^{-1} \left[[A^n] - \frac{\tilde{\chi}}{k_{ef}} [F^n]^T \right], \quad [D^n] = \begin{pmatrix} D_1^n & 0 \\ 0 & D_2^n \end{pmatrix},$$

$$[A^n] = \begin{pmatrix} \Sigma_{a1}^n + \Sigma_{1 \rightarrow 2}^n & 0 \\ -\Sigma_{1 \rightarrow 2}^n & \Sigma_{a2}^n \end{pmatrix}, \quad [F^n]^T = (\nu \Sigma_{f1}^n \quad \nu \Sigma_{f2}^n),$$

$$\vec{\tau}_i(\vec{r}) = \alpha_i \vec{i} + \beta_i \vec{j} + \gamma_i \vec{k}, \quad \alpha^2 + \beta^2 + \gamma^2 = 1, \quad n = \text{node index}.$$

A suite of code systems were developed for multi-group, multi-dimensional core geometry based on AFEN method. They accurately predict nodal power distribution and core multiplication factor, that are especially effective for problems with strongly varying flux distributions such as in MOX-loaded cores. Coarse group rebalance and two-node acceleration scheme were developed for acceleration. Recently, the method was extended to three-dimensional kinetics calculation with Galerkin weighting formulation in which the space-dependent cross sections (e.g., due to temperature feedback, burnup) can be easily treated and gives accurate results.

II-B. CRX code for lattice calculation based on transport theory (KAIST)

CRX is a lattice calculation code based on the method of characteristics (MOC) which can treat scattering anisotropy up to P3. The method uses whole-core ray tracing with product quadrature and modular ray tracing. For the acceleration, Coarse Mesh/Group Rebalance (CMR/CGR) method was used and parallelization with angular decomposition was implemented on a PC cluster system (KAIST*GALAXY). Recently, the capability of the CRX code has been extended to the whole-core heterogeneous transport calculation without homogenization.

II-C. Design studies on advanced reactors (KAIST)

KAIST also performed design studies on advanced reactors (e.g., accelerator-driven subcritical reactor, MOX-loaded core, and thorium-loaded core) and BNCT reactors for

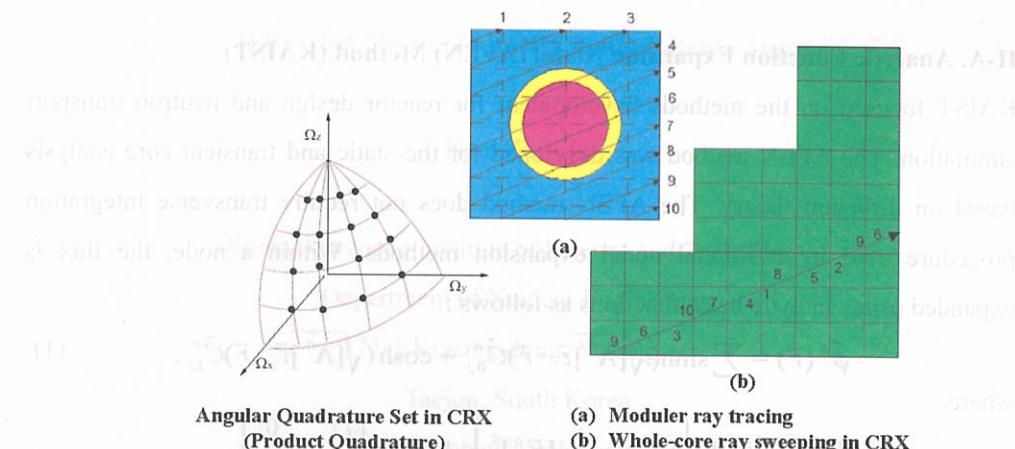


Fig. 1: Angular quadrature set and geometry tracking module in CRX

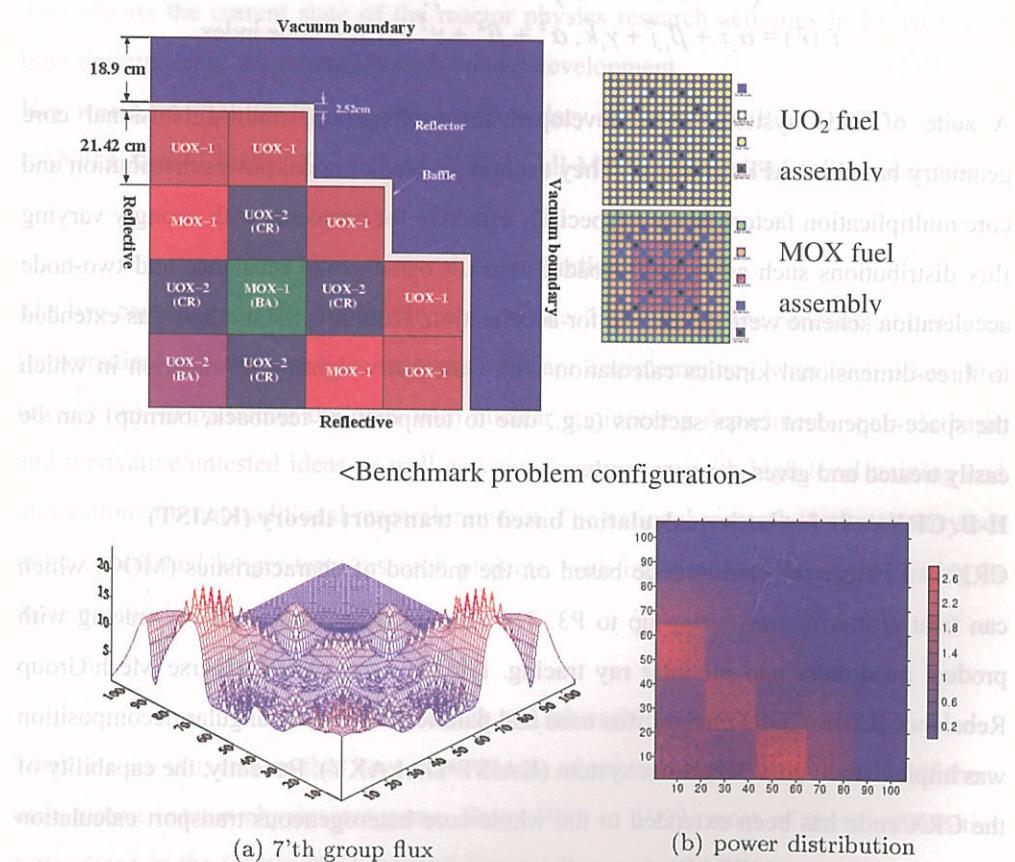


Fig. 2: Example of CRX whole core heterogeneous calculation
 (MOX loaded core)

medical application. Fig. 3 shows the conceptual view of designed BNCT reactor. The small-size BNCT reactor provides high thermal or epithermal flux, using low enriched fuel.

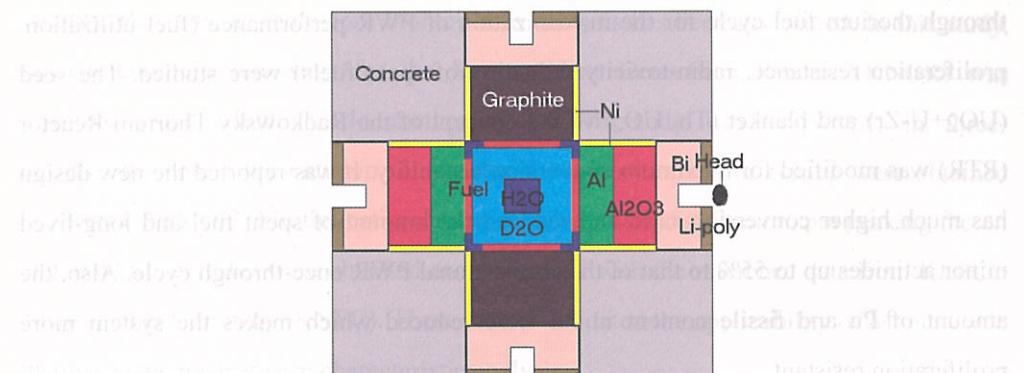


Fig. 3: Conceptual View of the BNCT reactor

II-D. Optimization of burnable poison application strategy (Seoul National University)

At Seoul National University, loading pattern optimization studies have been done quite extensively with burnable absorbers of various types. Comparative evaluation of integral type of variable enrichment $\text{Gd}_2\text{O}_3/\text{UO}_2$ and discrete type of WABA (wet annular burnable absorber) absorbers was performed. Also, optimum BP application policy for high burnup and long cycle with emergency design flexibility of different BP options was investigated.

II-E. Core-reflector boundary condition to remove the reflector for efficient analysis (Seoul National University)

A particular effort was spent at Seoul National University for efficient analysis with nodal method for core analysis. A new core-reflector boundary condition is used to remove the reflector. The transverse leakage is approximated in the reflector region as exponential for the slab reflector and quadratic polynomial plus exponential approximation for the L-shaped reflector. From this, core-reflector boundary condition which relates net current and flux at the interfaces is derived by solving the transverse integrated neutron diffusion equation. The results show that the core power and criticality computations agree very well with those with reflector included explicitly.

II-F. Design of thorium fueled core with seed/blanket concept (Kyung Hee University)

In Kyung Hee University, the conversion characteristics of a PWR core with once-through thorium fuel cycle for the maximization of PWR performance (fuel utilization, proliferation resistance, radio-toxicity reduction of spent fuels) were studied. The seed ($\text{UO}_2+\text{U-Zr}$) and blanket (Th, UO_2 MOX) concept of the Radkowsky Thorium Reactor (RTR) was modified for maximum conversion capability. It was reported the new design has much higher conversion ratio and reduced the amount of spent fuel and long-lived minor actinides up to 55% to that of the conventional PWR once-through cycle. Also, the amount of Pu and fissile content in Pu were reduced which makes the system more proliferation resistant.

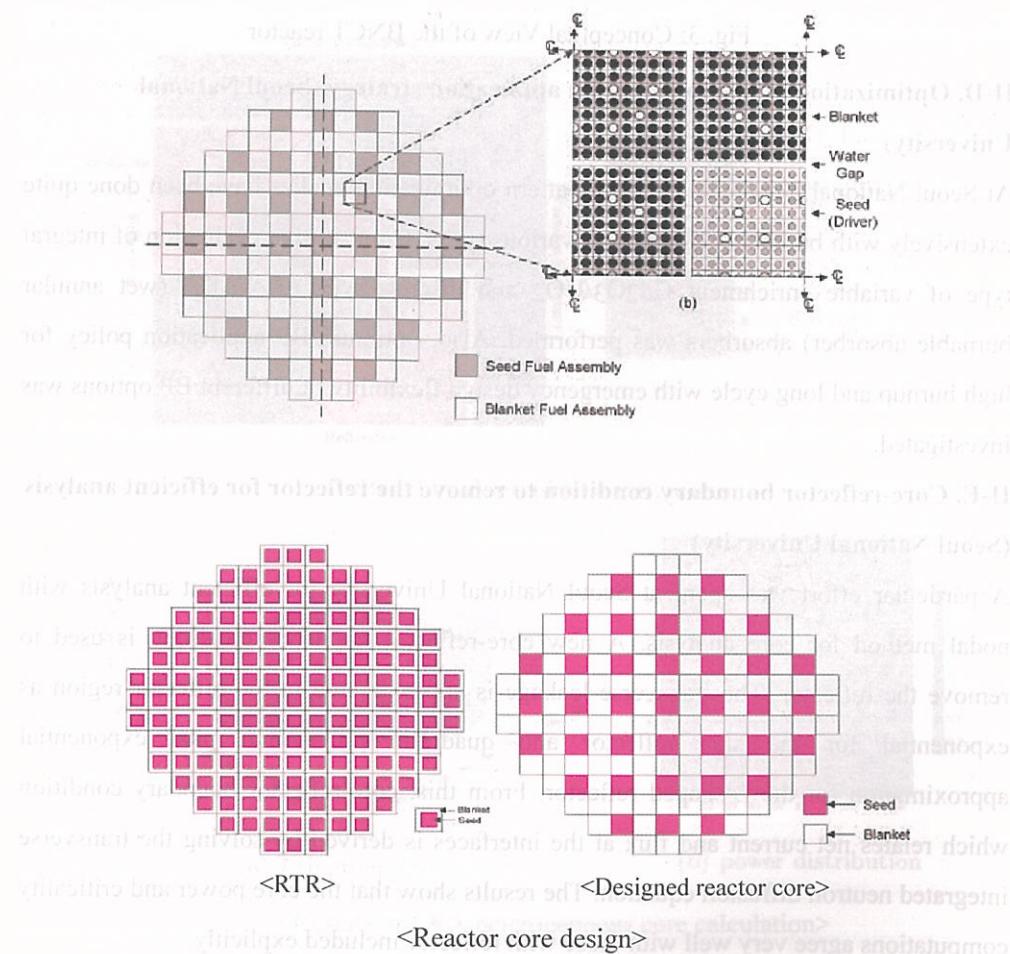


Fig. 4: Reactor core design and comparison of Radkowsky Thorium Reactor

II-G. Reactor analysis using MCNP (Han Yang University)

Hanyang University has a large experience in the use of Monte Carlo methods applied to the reactor vessel fluence calculation and the dose evaluation at the Pohang Accelerator Facility. Recently, a whole-core Monte Carlo analysis has been performed. In this study, nuclear core characteristics for the Korean Next Generation Reactor (KNGR) was analyzed using Monte Carlo method (MCNP4B code was employed) in three-dimensional core representation. The material compositions with burnup were obtained by using CASMO-3. Multiplication factor, relative power distribution, pin peaking factor, and axial offset (AO) were obtained and compared with the reference data from KEPCO Nuclear Fuel Company (KNFC). These results validated the applicability of Monte Carlo method to the nuclear core characteristic analysis.

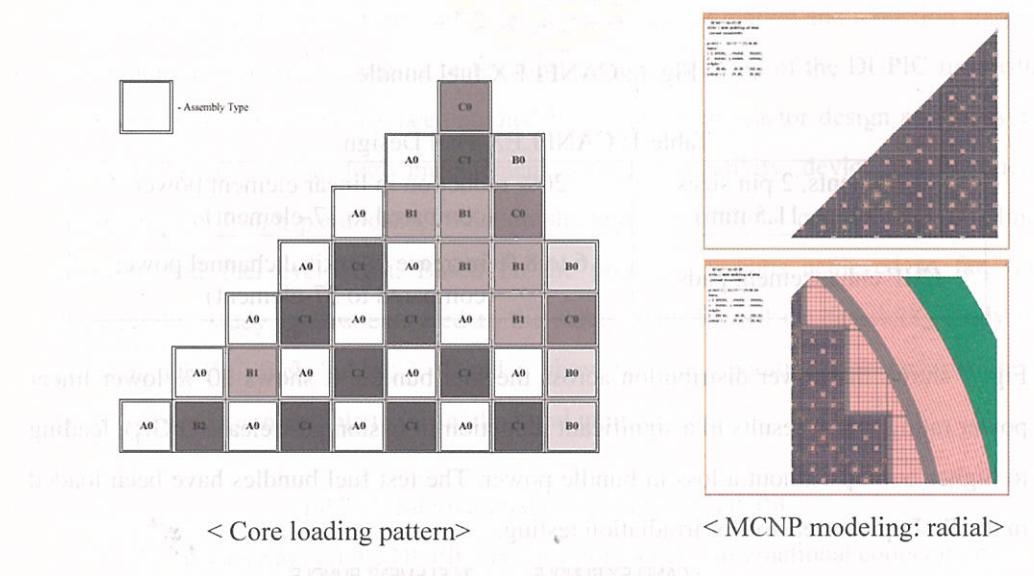


Fig. 5: MCNP model of reactor core

III. Research at Institutes

The following institutes in Korea have activities related to reactor physics, although the scope and level differ depending on the institutes: Korea Atomic Energy Research Institute (KAERI), Korea Electric Power Research Institute (KEPRI), Korea Power Engineering Company (KOPEC), KEPCO Nuclear Fuel Company (KNFC), and Korea Institute of Nuclear Safety (KINS). Among them, KAERI is the largest and plays a major role in reactor physics. The areas of research are summarized as follows.

III-A. CANDU Flexible (CANFLEX) fuel development program (KAERI)

CANFLEX is a 43-fuel element design of new internal bundle geometry different from the conventional 37-fuel element bundle for CANDU reactors. The configuration of smaller diameter fuel elements in the outer ring and larger diameter fuel elements in the inner ring lowers linear power rating and improves operational margin (see Table 1 and Figs. 6 and 7). This fuel shows full compatibility with existing fuel handling system and requires no change in design criteria. Slightly enriched fuel of 0.9%~1.2% supports burnups to 21,000 MWD/MgU.

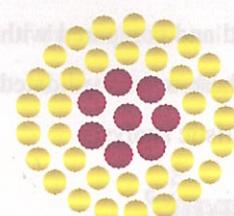


Fig. 6: CANFLEX fuel bundle

Table 1: CANFLEX Fuel Design

43 elements, 2 pin sizes (13.5 mm, 11.5 mm)	20% reduction in linear element power (compared to 37-element)
CHF enhancement pads	6 to 8 % increase in critical channel power (compared to 37-element)

Fig. 7 shows the power distribution across the fuel bundle. It shows 20 % lower linear power rating which results in a significant reduction in fission gas release (FGR), leading to higher burnup without a loss in bundle power. The test fuel bundles have been loaded in the Pt. Lepreau reactor for irradiation testing.

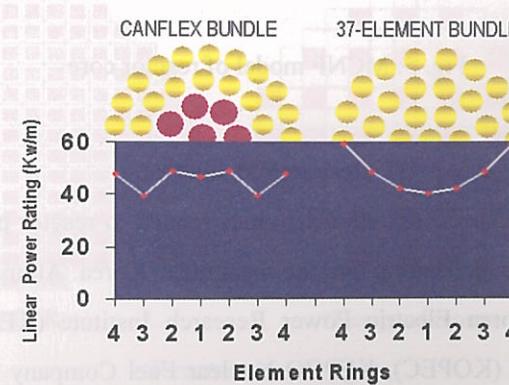


Fig. 7: Comparison of linear element ratings (For a Bundle Power of 935 kW)

III-B. DUPIC (Direct Use of Spent PWR Fuel In CANDU Reactor) Fuel (KAERI)

Of a particularly notable research work in progress at KAERI is the DUPIC project. The DUPIC fuel cycle concept (see Fig. 8) is based on dry processing technology to manufacture CANDU fuel from spent PWR fuel material, without separating any fissile material or stable fission products. The DUPIC fuel cycle offers several benefits to countries with both PWR and CANDU reactors, which would extract additional energy from the fuel in a CANDU reactor, efficient natural uranium utilization and a significant reduction in spent fuel arising through a proliferation-resistant process of reusing the spent fuel. Table 2 shows the international cooperation of DUPIC fuel development. One of the key features of the DUPIC fuel cycle is the manufacturing of CANDU fuel pellets through the OREOX (Oxidation and Reduction of Oxide fuel) process (see Fig. 9), in which spent PWR fuel pellets are subjected to successive oxidation and reduction stages. In parallel with the manufacturing technology, the compatibility of the DUPIC fuel with existing CANDU reactors has been studied for a variety of reactor design and analysis problems, such as the fuel management strategy, reactivity device performance, uncertainty of design parameters, radiation shielding, operational margin, fuel handling methods, and fuel cycle cost. Based on the promising results achieved so far, the compatibility study is now extended to the safety analysis and the feasibility study of licensing DUPIC fuel. Tables 3, 4 and 5 show that the operational characteristics of DUPIC core are comparable to those of natural uranium core.

Table 2: International Cooperation of DUPIC

'91. 5	Discussion on the DUPIC fuel development by international cooperation
'91. 9 ~'93	Korea-Canada-US feasibility study on DUPIC (Phase I) <ul style="list-style-type: none"> - The most promising option : OREOX - Safeguards evaluation of DUPIC
'94 ~'02	Experimental Verification Program (Phase II) <ul style="list-style-type: none"> - Korea: fabrication & performance evaluation on DUPIC fuel - Canada: fabrication & performance evaluation on DUPIC fuel rod - Korea/US/IAEA: development of DUPIC safeguards - Korea/Canada: compatibility assessment of DUPIC fuel

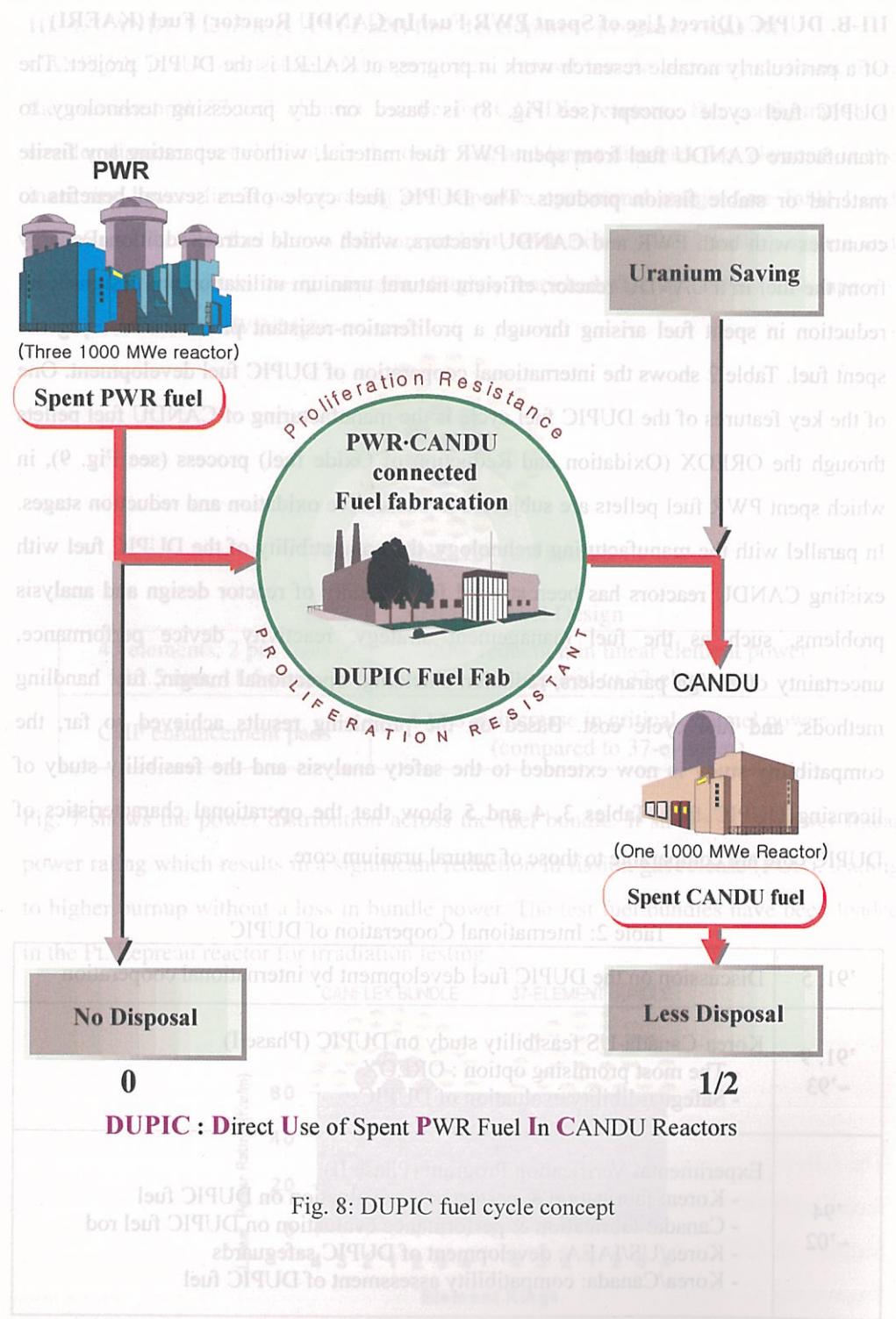


Fig. 7: Comparison of linear element ratings (For a Bundle Power of 935 kW)

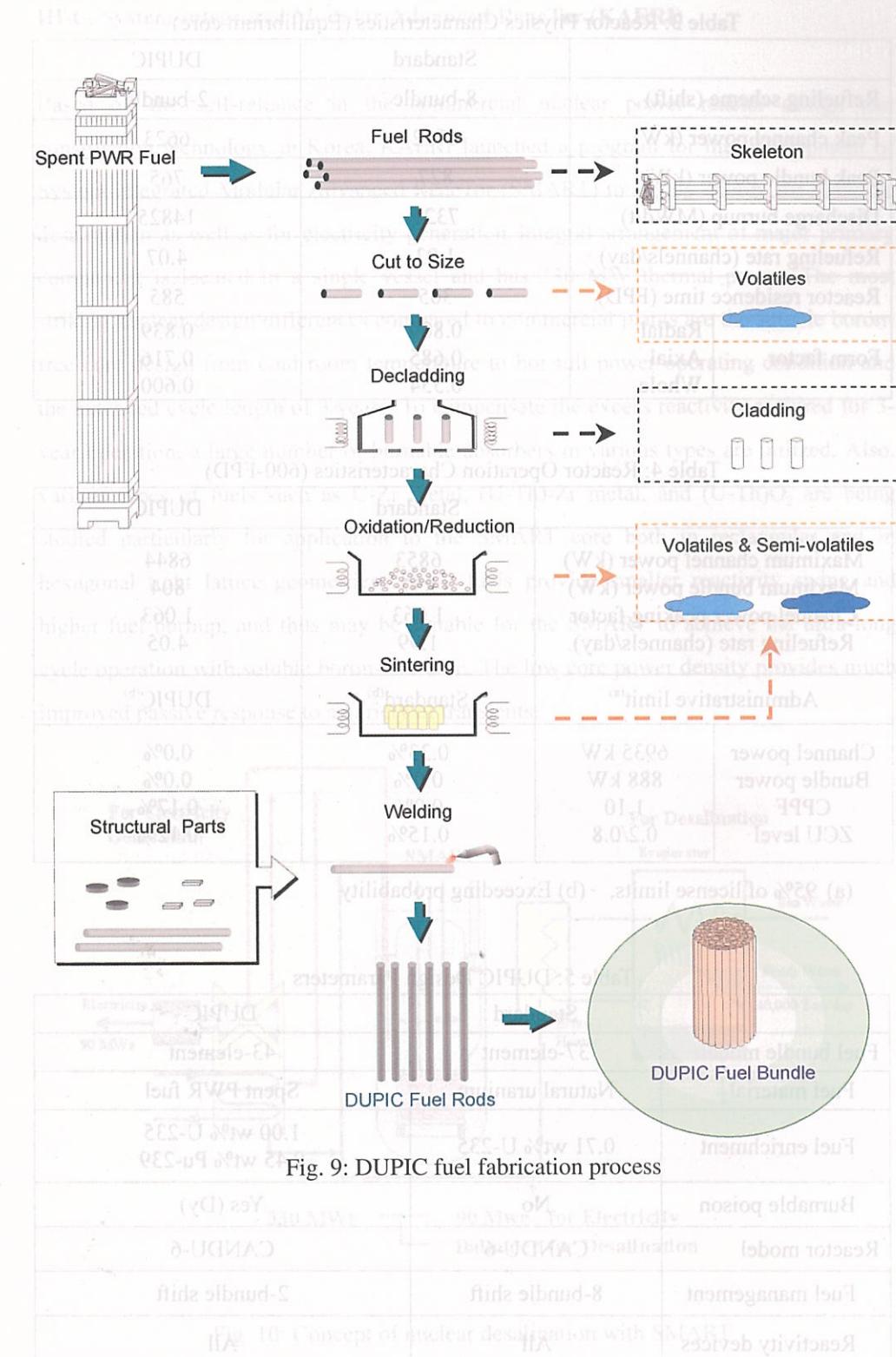


Fig. 10: Concept of nuclear desalination with SMARTS

Table 3: Reactor Physics Characteristics (Equilibrium core)

	Standard	DUPIC
Refueling scheme (shift)	8-bundle	2-bundle
Peak channel power (kW)	6732	6623
Peak bundle power (kW)	827	765
Discharge burnup (MWd/t)	7321	14825
Refueling rate (channels/day)	1.93	4.07
Reactor residence time (FPD)	305	585
Form factor	Radial Axial Whole	0.809 0.685 0.554
	0.839 0.716 0.600	

Table 4: Reactor Operation Characteristics (600-FPD)

	Standard	DUPIC
Maximum channel power (kW)	6853	6844
Maximum bundle power (kW)	852	804
Channel power peaking factor	1.063	1.063
Refueling rate (channels/day)	1.99	4.05
Administrative limit ^(a)	Standard ^(b)	DUPIC ^(b)
Channel power	6935 kW	0.33%
Bundle power	888 kW	0.0%
CPPF	1.10	0.0%
ZCU level	0.2/0.8	0.15% 0.12%

(a) 95% of license limits, (b) Exceeding probability

Table 5: DUPIC Design Parameters

	Standard	DUPIC
Fuel bundle model	37-element	43-element
Fuel material	Natural uranium	Spent PWR fuel
Fuel enrichment	0.71 wt% U-235	1.00 wt% U-235 0.45 wt% Pu-239
Burnable poison	No	Yes (Dy)
Reactor model	CANDU-6	CANDU-6
Fuel management	8-bundle shift	2-bundle shift
Reactivity devices	All	All

III-C. System-integrated Modular Advanced ReacTor (KAERI)

Based on the self-reliance in the commercial nuclear power reactor design and construction technology in Korea, KAERI launched a program for the development of System-integrated Modular Advanced ReacTor (SMART) to supply energy for seawater desalination as well as for electricity generation. Integral arrangement of major primary component is located in a single vessel and has 330 MW thermal power. The most striking nuclear design differences compared to commercial plants are the soluble boron-free core design from cold room temperature to hot full power operating condition and the extended cycle length of 3 years. To compensate the excess reactivity required for 3-year operation, a large number of burnable absorbers in various types are utilized. Also, various types of fuels such as U-Zr metal, (U-Th)-Zr metal, and (U-Th)₂O₃ are being studied particularly for application to the SMART core both in rectangular and in hexagonal tight lattice geometries. These fuels provide smaller reactivity swing and higher fuel burnup, and thus may be suitable for the SMART to achieve the ultra-long cycle operation with soluble boron-free core. The low core power density provides much improved passive response to a variety of transients.

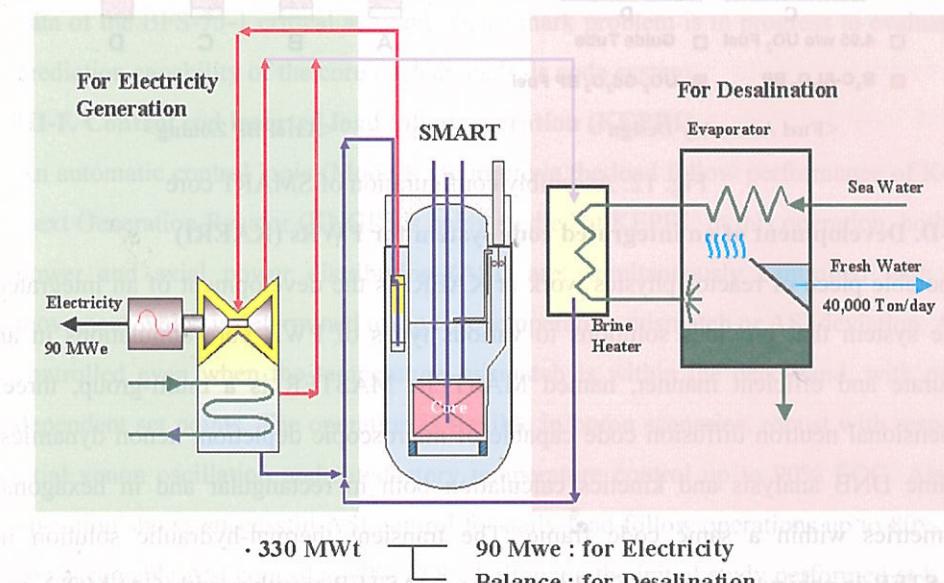


Fig. 10: Concept of nuclear desalination with SMART

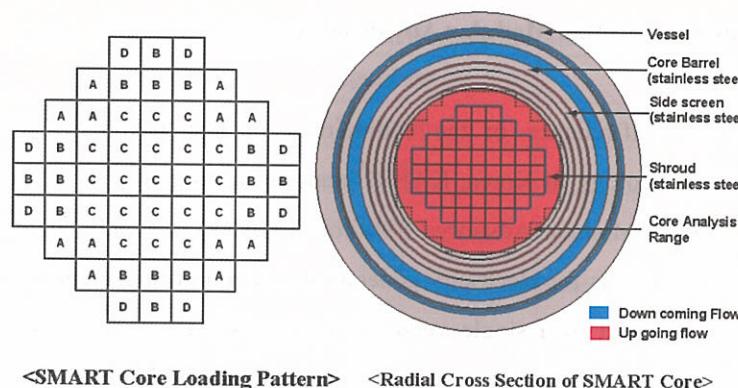


Fig. 11: Core configuration of SMART

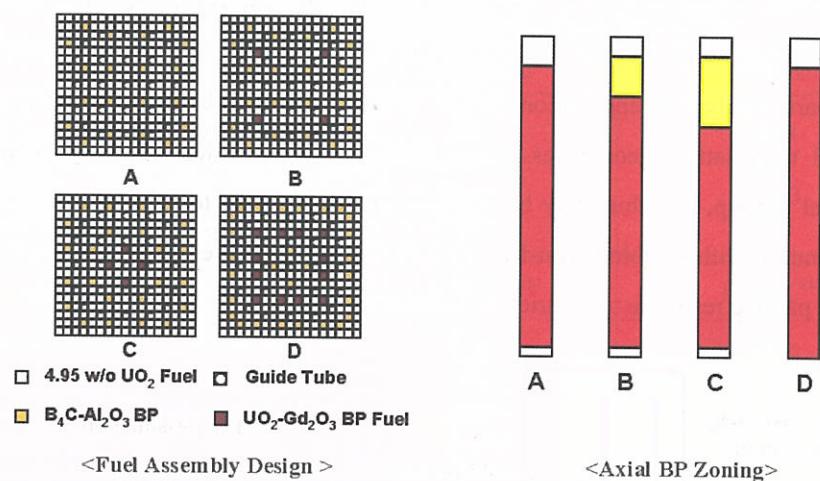


Fig. 12: Assembly configuration of SMART core

III-D. Development of an integrated code system for PWRs (KAERI)

A notable piece of reactor physics work at KAERI is the development of an integrated code system that provides solutions to various types of PWR core simulations in an accurate and efficient manner, named MASTER. MASTER is a multi-group, three-dimensional neutron diffusion code capable of microscopic depletion, xenon dynamics, on-line DNB analysis and kinetics calculation both in rectangular and in hexagonal geometries within a same code frame. The transient thermal-hydraulic solution in MASTER is achieved by the COBRA module. MASTER together with CASMO-3 and HELIOS for group constant generation has been extensively verified and benchmarked against the measurements data obtained from operating reactors and well-known

benchmark problems. Current R&D activities in this area are focused on the development of an efficient and accurate methodology for hexagonal transient analysis.

III-E. Korean Advanced Liquid Metal Reactor (KALIMER) (KAERI)

The KALIMER program is a liquid metal fast breeder reactor design and technology development program. It consists of three parts: the conceptual design of metallic equilibrium core and performance analysis, the development of computer codes for core neutronics and thermal hydraulics (T/H) analysis, and the establishment of database for the core physics benchmark experiments. The KALIMER breeder core has an average breeding ratio of 1.18 and maximum discharge burnup of 116.9 MWD/kg. The neutronics performance characteristics obtained from the equilibrium cycle analysis shows that the KALIMER breeder core would work safely as well as economically, achieving the design goal of high breeding ratio under the general design criteria. The integrated calculational system for LMR core design and analysis has been established by either developing or adding new features for core neutronics and T/H analysis. In the development of a core nuclear analysis code system, a three-dimensional nodal transport theory code and a pin power reconstruction code have been developed to perform more reliable and detailed neutronics analysis. A comparative analysis between calculated results and experimental data of the BFS-75-1 critical assembly benchmark problem is in progress to evaluate the prediction capability of the core nuclear analysis code system.

III-F. Control rod inserted load follow operation (KEPRI)

An automatic control logic (Mode-K) to improve the load follow performance of Korean Next Generation Reactor (KNGR) is being studied at KEPRI. In this operation, both core power and axial power distribution (ASI) are simultaneously controlled with CEA movement which is determined using core temperature mismatch or ASI deviation. ASI is controlled even when the temperature mismatch is within the dead-band, with power-dependent set points. The operation is flexible in boron scenarios, robust with respect to axial xenon oscillation and satisfactory temperature control up to 90% EOC. Also the operation shows successful ASI control for daily load follow operations up to 80% EOC and acceptable ASI control at 90% EOC. Following the initial study performed at KAIST earlier, KEPRI is also in the process of evaluating the feasibility of full MOX fuel loading in the Korean Next Generation Reactor (KNGR) to be deployed in 2010.

III-G. Nuclear data activity

The nuclear data activities in Korea are undergoing in various places, including the physics departments at several universities. But, Korea Atomic Energy Research Institute (KAERI) and Pohang Accelerator Laboratory (PAL) play a major role in nuclear data activity. Nuclear data research was accommodated in the national mid- and long-term nuclear development plan from 1997. Since then, the evaluation and measurement activity were included. They are re-evaluating long-lived fission product nuclides in collaboration with Brookhaven National Laboratory. They also support the design work of a proton accelerator-driven transmutation system. During the design and construction of the research reactor HANARO, they developed the nuclear data libraries for MCNP and WIMS-D based on recently evaluated libraries such as ENDF/B-6 and JENDL-3. They also provided libraries for the lattice codes WIMS-D, CASMO-3 and HELIOS. Recent efforts are focused on the shielding and material damage calculations of the PWR vessel surveillance problem. Recently, the Korea Nuclear Data Study Group (KNDSG) was formed in February 2000 to facilitate information exchange and to provide guidance to the activities in nuclear data research.

IV. Concluding Remarks

We overviewed the status of reactor physics and R&D activities in Korea, by providing a brief description of the representative topics under development at universities and research institutes. They are inter-mixed, complementary with each other. It is desired that university research be more basic and innovative.

Currently, the Center for Advanced Reactor Research (CARR) at KAIST, which is a “consortium” of nuclear engineering departments in Korean universities, is in close cooperation with the Research Laboratory for Nuclear Reactors (RLNR) at Tokyo Institute of Technology. The collaboration in reactor physics area between Japan and Korea should be increased for mutual benefits. An avenue would be joint activities in suitable form between the Divisions of Reactor Physics and Nuclear Data of the Atomic Energy Society of Japan (AESJ) and the Reactor Physics Division of the Korean Nuclear Society (KNS).

IV. Acknowledgements

The author expresses special thanks to Profs. Toshikazu Takeda and Otohiko Aizawa who invited him to the 2000 AESJ Fall Meeting in Aomori and gave him opportunity to talk on the reactor physics research activities in Korea.

(3) Micro Reactor Physics

大阪大学 竹田 敏一

I. はじめに

近年、軽水炉燃料の高度化が更に進んでいる。高燃焼度化、高濃度ガドリニア入り燃料の使用、混合酸化物燃料の使用である。これらの燃料使用に伴い、燃料集合体は複雑化し、その炉物理特性を把握するための実験、計算法の開発が行われてきている。この複雑化した燃料集合体の特性を正確に把握するために、従来手法では正確に扱っていない、燃料内の中性子束分布やスペクトル分布を理論的・実験的に正確に評価する研究を「ミクロ炉物理」と称している。

II. 手法とモデル

燃料ペレット内の「ミクロ炉物理」特性を正確に評価するためには、空間依存の正確な実効断面積が必要である。実効断面積の空間依存性は、特に共鳴領域の中性子が吸収されることで中性子スペクトルが自己遮蔽されたものとなることにより表れるものであるが、この中性子スペクトルの変化を取り入れた空間依存実効断面積を計算する手法としては、連続エネルギーモンテカルロ法、マルチバンド法などがある。本報告ではマルチバンド法により実効断面積を計算し、それを輸送計算に用いることで計算した、燃料格子の核特性を示す。さらに同一燃料の無限格子系だけでなく、異なる燃料棒が隣接する場合として、ウラン燃料と MOX 燃料が隣接した場合の「ミクロ炉物理」特性の計算結果についても示す。

III. 「ミクロ炉物理」特性

・ 燃料ペレット内出力分布と重元素数密度分布の燃焼依存性

実効断面積の空間依存性の例として、エネルギー 1 群に縮約したものを図 1 に示す。図 1 では燃焼初期におけるウランおよび MOX 燃料ペレット内の U238, Pu239, Pu240 の実効捕獲断面積、U235, Pu239, Pu241 の実効核分裂断面積の計算結果である。捕獲断面積の空間依存性は、核分裂断面積に比べて大きく、燃料ペレットの外周部では、中心の約 2 倍の値になっていることがわかる。

燃料ペレット内の出力分布についてみると、自己遮蔽が強い MOX 燃料では、実効断面積の空間依存性を考慮することで、ペレット周辺部での出力分布に無視できない違いが生じる事がわかっている（図 2）。

燃焼度約 30GWd/t における燃料ペレット内の重元素数密度分布を図 3 に示す。燃料の種類、核種の違いにより異なった空間分布が示されているが、これは次のように考えることが出来る。燃料ペレット周辺部では、実効断面積が大きくなり、さらに中性子スペクトルもほとんど遮蔽されていない。これにより燃料ペレット周辺部では U238 捕獲反応による Pu239 生成が、また MOX 燃料では Pu239 吸收反応による Pu239 の転換が、ペレット中央部に比較して起こりやすくなっている。これにより Pu239 の空間分布は、ウラン燃料よりも MOX 燃料の場合に、より平坦となる。

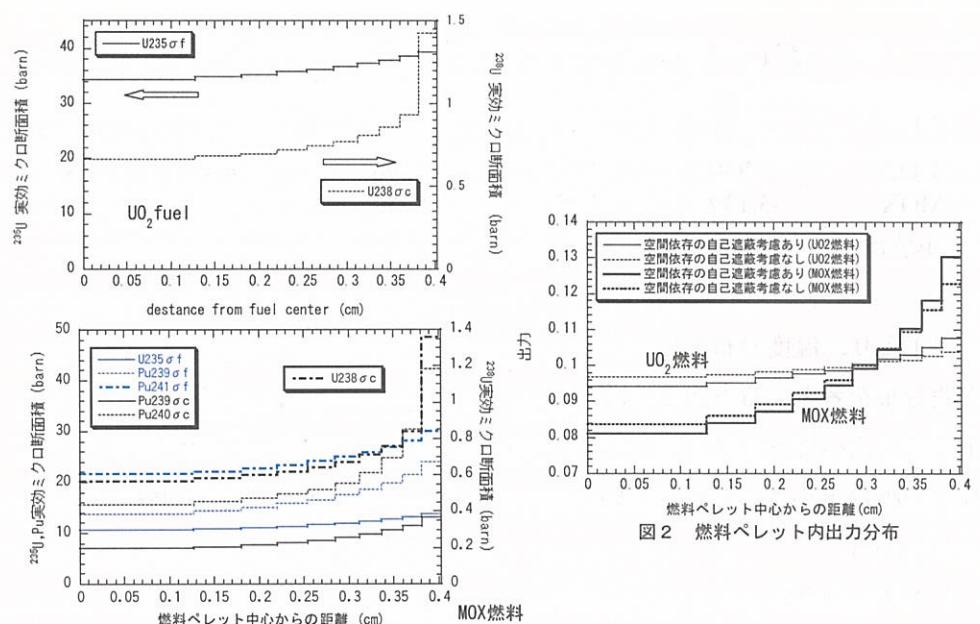


図 1 1群縮約実効ミクロ断面積

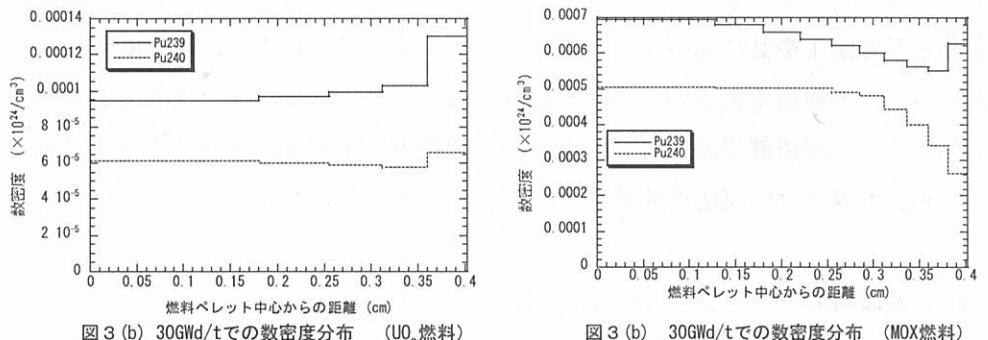


図 3 (b) 30GWd/tでの数密度分布 (UO2燃料)

図 3 (b) 30GWd/tでの数密度分布 (MOX燃料)

- ドップラー反応度係数

定常時と過渡時に分けて述べる。

定常時のドップラー反応度係数を計算するに当たって、線出力が 150 と 190W/cm の場合に相当する燃料ペレット内温度分布を用いて実効断面積を計算した（方法 3）。比較のために、燃料ペレット内の温度を平坦とし自己遮蔽の空間依存性を考慮した場合（方法 2）と、燃料ペレット内の温度を平坦とし自己遮蔽の空間依存性を考慮しない場合（方法 1）も計算した。

各方法で得られたドップラー反応度係数を表 1 に示す。

表 1 各計算方法で得られたドップラー反応度係数

格子	マルチバンド法			モンテカルロ法	
	方法 1	方法 2	方法 3	方法 1	方法 3
UO ₂	-2.704*	-2.718	-2.296	-1.964	-1.817
MOX	-3.139	-3.151	-2.730	---	---

*: 単位は $10^{-5} \Delta k/k/K$

表 1 より、温度分布と自己遮蔽の空間分布を考慮する方法 3 では方法 1 や 2 に比べてドップラー反応度係数を 10%以上小さく評価していることがわかる。

各方法での燃料ペレット内温度分布（図 4）からもわかるように、方法 3 では燃料ペレット周辺部での温度変化が方法 1 や 2 に比べて小さい。そして図 1 に示したように実効断面積は、燃料ペレット周辺で大きいため、方法 3 ではドップラー反応度に大きく寄与する燃料ペレット周辺部での、実効断面積の変化を方法 1 や 2 に比べて小さく評価するため、ドップラー反応度係数を小さく評価することになる。

次に過渡時のドップラー反応度について述べる。

ゼロ出力状態に外部反応度が投入されることで生じる温度上昇は断熱的であるため、燃料ペレット内の温度分布はほぼ平坦となる。U₂₃₈ 実効ミクロ捕獲断面積の 0.5 秒と 1.0 秒の間での差を、方法 1 と 3 でみると図 5 のようになる。方法 3 で

は燃料ペレット表面で大きく変化しているものの、燃料ペレット全体の平均で見ると方法 1 と余り違いがない。このためドップラー反応度の時間変化を見ると方法 1 と 3 では最大で 2%程度の違いしか見られない。

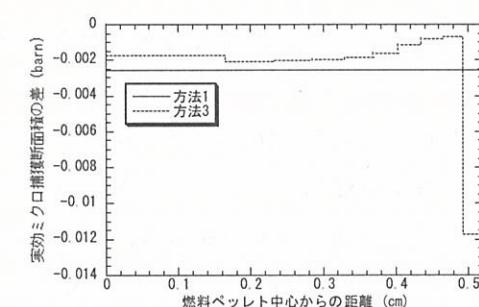


図 5 0.5秒(675K)と1.0秒(724K)間の²³⁸U実効ミクロ捕獲断面積の差

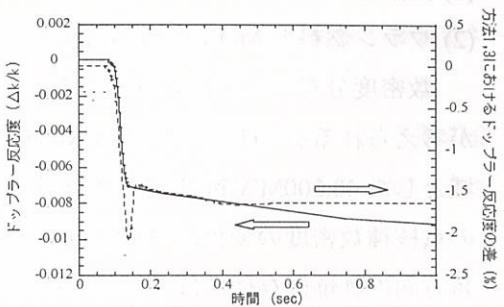


図 6 ドップラー反応度の時間変化

- 中性子束角度分布

格子計算や集合体計算においては、体系内各領域の中性子束スペクトルを求め、体系の均質断面積や固有値を計算するため、中性子束の角度分布については詳細に検討されていない。衝突確率法ではスカラー中性子束のみが計算対象であるため中性子束角度分布を検討することが出来ない。中性子束角度分布を検討するためには角度方向ごとに計算可能な Sn 法や Characteristics 法がある。ここでは Characteristics 法を用いて実行したウラン燃料、MOX 燃料の正方格子における中性子束角度分布の計算結果を図 7 に示す。

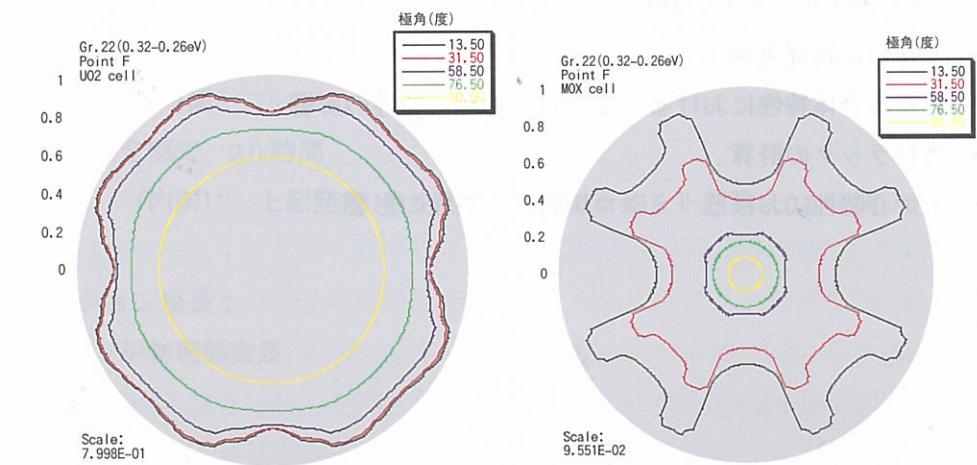


図 7 (a) 燃料ペレット中心での中性子束角度分布 (UO₂)

図 7 (b) 燃料ペレット中心での中性子束角度分布 (MOX燃料)

図 7 に示したのは 0.3eV 付近での中性子束角度分布であるが、ウラン燃料ではほ

ば等方分布であるのに対して MOX 燃料では隣接 MOX 燃料による中性子吸収のために 90 度方向だけでなく 45 度方向にも大きな歪みが見られている。

このような中性子束角度分布の異方性が影響する炉物理特性として、

- (1) 無限格子燃料内における出力分布や燃焼度分布に対する方位角方向の歪み
- (2) ウラン燃料と MOX 燃料が隣接した場合の、出力分布、燃焼度分布、重核種の数密度分布、の方位角方向の歪み

が考えられるが、(1)については MOX 燃料を対象とした、16 方位角、径方向 3 領域とした 40,000MWd/tまでの燃焼計算より、40,000MWd/tにおいても方位角方向の重核種数密度の変化は 1%以内であり、中性子束角度分布の異方性による方位角方向の燃焼依存性はほとんど存在しない。しかしながら(2)については方位角方向の依存性は大きい。図 8 に示した体系で 44,000MWd/tまでの燃焼計算を実施したところ、重核種の方位角方向の依存性として、最大 20%もの違いが見られている（表 2）。さらに、中性子束角度分布の異方性は計算方法にも影響を与える。特に格子表面の中性子流を用いる CCCP 法（カレントカップリング衝突確率法）において慎重な取り扱いを要求する。つまり CCCP 法においては、格子表面の角度分布を詳細に考慮出来るように計算手順を決定する必要がある。

IV. 今後のミクロ炉物理研究

燃料ペレット内における、実効断面積の複雑な空間依存性、中性子束角度分布の異方性が、格子特性に対する影響を示してきたが、今後の課題としては以下のテーマが興味あるものである。

- ・ ミクロ炉物理実験
- ・ 燃料集合体特性における「ミクロ炉物理」特性の影響
- ・ 燃料ラックの計算
- ・ 全炉心特性における「ミクロ炉物理」特性の影響

<2001 年春の年会における炉物理部会企画セッションの予告>

炉物理委員会ワーキングパーティの最終報告

東北大・岩崎智彦（学術研究交流小委員会）

炉物理部会の学術研究交流小委員会では、2001 年の春の年会において下記の企画セッションを開催する予定で作業を進めております。会場、日程等は未定であります。学会参加のおりにはご出席下さるようお願いいたします。

記

セッション名：

炉物理委員会ワーキングパーティの最終報告

セッション発表内容：

今年度で終了予定の、3つのワーキングパーティ

- (1) 加速器駆動炉の炉物理ワーキングパーティ
- (2) 軽水炉次世代燃料の炉物理ワーキングパーティ
- (3) 新型炉ワーキングパーティ

で取りまとめられる最終報告内容を発表する。

セッション時間：

全部で、2.0 時間

（内訳） 上記発表 1.5 時間（各 30 分 x3） + 討論 0.5 時間

セッション座長：

炉物理部会長

（以上）

<若手研究会報告>

東電ソフトウェア（株）
小坂 進矢
(学生・若手小委員会)

7月31日から8月2日にかけて大分県湯布院ハイツにて開催された、第32回炉物理夏期セミナーでの若手会の活動について報告する。

2日目の19:30からスタートした炉物理セミナー若手会は、学生約15名、各企業の若手エンジニアなど総勢約25名の参加者が集まる盛会となった。今回の研究会では以下の4件の研究発表があり、昼の本会以上に自由で活発な論議がなされた。

(1) 「Na冷却およびPb-Bi冷却型ADSの最大投入反応度の解析」

東北大 多田 徳広さん

(2) 「超臨界圧軽水炉の安定性解析」

東大 池 秀煥さん

(3) 「BWR燃料集合体均質化の研究」

阪大 堀内 匠さん

(4) 「JCO臨界事故における核分裂数の時間変化の推定」

住友原子力工業（株） 市瀬 潤さん

各発表の概要ならびに発表者の感想などについては、続いて掲載されている発表要約を参照されたい。

また研究会の後には、軽い飲み会を兼ねたフリーディスカッションが行われ、簡単な自己紹介を皮切りに数少ない？若手研究者の懇親を深めあつた。またそこでの話合いの中では、本セミナー（昼の部）において若手が積極的に参加していない（参加しづらい？）という意見があり、今後本セミナーにおいても若手の発表の機会を増やすなどの若手研究者の積極的な活動の場を広げていける環境作りを考えていきたい。

(1) Na冷却およびPb-Bi冷却型ADSの最大投入反応度の解析

東北大・工 多田 徳広

Na冷却型およびPb-Bi冷却型のADSについて4種類の反応度係数から最大投入反応度を解析した。

1. 緒言

加速器駆動未臨界システム（ADS）の炉心は未臨界で運転される。現在設計されているADSでは、制御棒のような反応度制御機構は組み込まれておらず、加速器の出力のみで炉心を制御することが考えられている。しかしながら、実際に過渡時・事故時に炉心を未臨界に保つためには、反応度の制御機構が必要であると考えられる。本研究では、反応度制御機構を組み込んだADSを設計するために必要となる反応度値を評価するため、最大投入反応度の解析を行った。

2. 解析

炉心へ投入される反応度は、大まかに冷却材温度、炉心支持板温度、燃料温度、冷却材ボイド率の4つの反応度投入因子によって決められる。最大投入反応度は各因子を可能な範囲で変動させて、それら全ての組合せにおける（起こり得ない組合せを除いて）、各因子の反応度係数の和として投入反応度を求め、その最大値を最大投入反応度とした。

表1. 反応度係数 (Na冷却ADS)

	Target	Core
冷却材温度係数 [dk/k/C]	6.05E-07	1.48E-05
ドップラー係数[Tdk/k]	-7.20E-05	-7.20E-05
ボイド係数[dk/k]	2.87E-03	6.16E-02
炉心支持板膨張係数[dk/k]	-6.73E-06	-9.40E-06

3. 結果

最大投入反応度は、Na冷却およびPb-Bi冷却のシステムについて評価を行っているが、ここではNa冷却ADSについての結果について示す。Na冷却ADSの解析対象^[1]はターゲットがタンクステン、燃料が(90MA-10Pu)N、冷却材がNaでそのベース温度を550[°C]とした。対象炉心の各反応度係数を表1^[2]に示す。

結果を表2に示す。表2は、ターゲット領域と炉心領域が独立に変化した場合と、ターゲット領域と炉心領域が連動して変動した場合の3ケースについての、

出力が定格時から上昇、低下した場合の最大投入反応度を表している。表2では、4つの因子の組合せによる結果（ボイドあり）のほか、ボイド係数を考慮しないで3つの因子のみによる結果（ボイドなし）についての結果を併せて示している。

表2から、3因子による結果、すなわちボイドが存在しない事象に限ると、最大投入反応度は0.3%[$\Delta k/k$]以下であり、大きくない。しかし、4因子による結果、すなわちボイドが存在する事象（冷却材喪失事象なども含む）を想定すると、炉心ボイドの存在によって投入される反応度が大きく、最大投入反応度は6.5%[$\Delta k/k$]程度となった。Na冷却ADSの場合には、炉心ボイドの存在による大きな正の反応度投入があることがわかった。

これに対し、Pb-Bi冷却ADSの場合はボイド係数がNa冷却ADSより小さく最大投入反応度も小さくなつた。

表2. 最大投入反応度 (Na冷却ADS)

		Target [$\Delta k/k$]	Core [$\Delta k/k$]
出力上昇時	冷却材ボイドなし	0.017%	0.49%
出力低下時	冷却材ボイドなし	-0.015%	-0.66%
出力上昇時	冷却材ボイドあり	0.30%	6.7%
	低出力冷却材喪失	0.30%	6.7%

参考文献

- [1]佐々敏信：JAERI-M 08-280 (1996)
- [2]田部井高志：東北大学 修士学位論文 (1998)

(2) 超臨界圧軽水冷却炉の熱水力安定性

東京大学工学研究科システム量子工学専攻 池 秀煥

1. 研究背景及び目的

超臨界圧軽水冷却炉(SCR)は、超臨界圧水を冷却材として利用する貫流直接サイクルであるため、システム小型化単純であり熱効率も向上する。過去にSCRの起動について研究が行われ、定圧運転方式や変圧運転方式が検討された。定圧運転方式では超臨界圧に昇圧した後、炉起動と核加熱を行う。炉の起動初期では最低流量を保ったまま、出力を上昇させる過程が必要となる。従って、起動時の炉心は様々な流量の組み合わせが存在する。

SCRは炉内で相変化を生じないが、擬臨界温度を通過するため、密度の変化は大きい。また、熱中性子であるSCLWR-Hでは、大きな冷却材密度係数を有する。このため、核的及び熱的なフィードバックが大きくなり、核熱水力に関する持続的自励振動が発生する可能性がある。

本研究では、超臨界圧での核熱水力安定性コードを開発し、SCRの定額運転時及び起動時のチャンネル安定性及び炉心安定性を解析する。

2. 結論

SCRにおけるチャンネル安定性及び炉心安定性解析コードを開発した。これを用いてSCLWR-Hの安定性解析を行い、チャンネル安定性における設計上及び運転上の制約条件を検討した。炉心安定性に対しても起動曲線上の運転状態では十分安定であることが分かった。よって、SCLWR-Hでは、定圧運転方式においては起動時を含めて、変圧運転方式では、超臨界圧下での起動状態では、核熱水力的な安定性現象は生じないことが確認できた。

感想

第32回炉物理セミナーを通じ、研究における有益な情報を得ることができた。また、臨界事故に関する様々な研究報告は、改めて事故のことを知る事ができ、これから原子力のあり方を実感した。

(3) BWR 燃料集合体均質化の研究

大阪大学大学院工学研究科原子力工学専攻M1 堀内 匠

研究内容

無限集合体計算で得られる集合体均質断面積 ($X_S(1)$) および集合体不連続因子 ($D_F(1)$) を拡散ノード法に用いて炉心計算をすると、参照解（全炉心非均質輸送計算）に対して固有値・出力分布に誤差が生じる。これは、均質化断面積や不連続因子を導出する際、燃料集合体間の中性子漏れを考慮していないことによる。制御棒を含む集合体は隣接集合体からの中性子漏れが考えられ、炉周辺の燃料集合体は反射体への漏れが考えられる。つまり、これらの燃料集合体を無限集合体として均質化することが、核特性に大きな影響を与える。

今回は、炉周辺の集合体（反射体領域と接する集合体）の均質化について研究を行った。均質パラメータを導出するにあたって、すべての集合体において、すべての集合体表面で中性子漏れを考慮すればいいのだが、正しい中性子漏れを得ることが困難である。よって、今回は炉周辺の集合体において、反射体に接する面の中性子漏れだけを考慮して均質化をし、均質断面積 ($X_S(2)$) および不連続因子 ($D_F(2)$) を得た。その他の集合体（反射体に接しない集合体）で $X_S(1)$ ・ $D_F(1)$ を用い、 $X_S(2)$ ・ $D_F(2)$ と組み合わせて炉心計算した。しかし、いい結果が得られなかった。

また、以前の研究で制御棒を含む集合体の均質パラメータのみを中性子漏れを考慮して作成しても、参照解に対する誤差を低減できないことがわかっている。

これらから、均質パラメータ作成は、特定の集合体でのみしても効果がないことがわかった。全集合体に対して均質パラメータを補正できる新しい手法が必要であると思われる。

感想

本会はテキストが当日配布だったので予習する時間もなく、内容も高度だったので質問できなかった。また、質疑応答時の雰囲気には入りづらかった。ただし、若手の会を別に設けることで質問することができた。スケジュールが密で時間に追われていた感じを受けた。発表の仕方や質問の受け答えについては、参考にしたいと思った。

(4) JCO 臨界事故における核分裂数の時間変化の推定

住友原子力工業（株）核設計部 市瀬 潤

私は、「JCO 臨界事故における核分裂数の時間変化の評価」という題目で、以下の内容を発表させていただきました。

JCO 臨界事故に対する調査報告は原子力安全委員会ウラン加工工場臨界事故調査委員会報告や愛媛大学で開催された原子力学会 2000 年春の年会での特別セッションでの報告等があるが、本解析では、被曝評価に重要な核分裂数の時間変化と総核分裂数を限られた情報のみで同定する試みを行った。総核分裂数は臨界収束後の沈殿槽からのサンプル採取による測定で確定しているが、核分裂数の時間変化についての詳細な評価は残された課題である。周辺線量のような間接的な測定値から推定された値が、どの程度の再現性を持つかを考察することは今後の緊急時対策を考える上で重要である。

今回の推定において、使用したデータは、原研那珂研究所中性子モニタ(MP1)データ、JCO 事務棟 2 階窓際での中性子レムカウンタ測定値(23:15 での JNC 測定値)、JCO 第一加工棟 UF_6 貯蔵室 γ 線エリアモニタ指示値及び JCO・SMM 東海事業所建屋/配置図である。

MCNP4B を用いた固有値計算の結果、固定源計算の結果を JNC 測定値に規格化し、23:15 時点での核分裂数を計算し、 2.406×10^{13} (fissions/sec)と評価した。

出力の時間変化については、MP1 データと γ 線エリアモニタ指示値から求めた。まず、 γ 線エリアモニタ指示値から得られた線量当量率の時間変化を、多項式による最小自乗 Fitting を行った。臨界開始後 5min.までの γ 線エリアモニタ指示値は打点式記録計の追従性の問題により信頼性が低いと判断して採用せず、その時間帯については MP1 データから出力の時間変化を求めた。Fitting で得られた多項式を時間積分することで、バースト部とプラト一部の核分裂数比を 11.6:88.4 と推定した。これは事故調査委員会が評価した値(=11.4:88.6)とほぼ同じ比率である。また、先に得られた 23:15 時点での核分裂数と Fitting で得られた多項式の時間積分の結果から臨界全期間における総核分裂数を計算し、 2.371×10^{18} (fissions)と評価した。これは事故調査委員会の評価値($= (2.49 \pm 0.14) \times 10^{18}$ fissions)と比べて 0.95 倍であるが誤差の範囲内となっている。

以上のことから、周辺建屋の影響が少なく、かつ測定位置が正確に同定できる信頼性の高い測定値が 1 つあれば、今回の解析のような詳細な計算手法によって

ある程度の再現性が得られることがわかった。

発表の感想として、事前に思っていた以上に参加者が多かったことにまず驚きました。発表中及び発表後における質疑応答は社会人の方々が中心になっていましたが、学生の方々の参加も見られ、活発な発表会であったと思います。現状では、時間の関係から発表人数は3~4人が限界とは思われますが、今後、より多くの人に発表の機会を与えられると良いと感じました。

<委員会報告>

「共用炉物理コードシステム」特別専門委員会

主査 小林啓祐

本委員会(英語名 Special Investigating Committee on Common Reactor Physics Code System)は平成11年3月23日の炉物理部会企画セッション「共用炉物理コードシステムの構築に関するパネルディスカッション」(炉物理の研究第48号p.8 (1999))の議論を踏まえ、「共用炉物理コードシステムの構築WG参加者の募集」(炉物理の研究第49号p.38 (2000))の呼びかけで集まった方々(表参照)を中心に、原子力学会の特別調査委員会として、活動期間は平成2000年7月から1年間として発足した。

本委員会の設立目的は(5月19日WGメイル)、共用コードシステム開発の可能性を検討するため、コード開発者と利用者を集めて、国内外の炉物理コードの現状や利用者の要求などを調査し、将来の共用コードシステムのあり方について以下の項目について提言することである。

研究活動項目

- (1) 国内外の炉物理コードに関する調査
- (2) 既存コード利用者の不満や希望に関する調査
- (3) 共用コードシステム開発の目的とその機能に関する議論
- (4) 共用コードシステム開発方法、維持、管理に関する議論
- (5) 共通検証用ベンチマーク問題に関する議論

8月23日の第1回委員会では次のような議事が行われた。

(1) SRAC システムの現状(奥村委員)

SRAC システムの開発経緯、利用環境、システム構成、扱える格子形状、現在原研で開発作業中の新しい炉物理コードシステム MOSRA システムの計算制御フレーム、SRAC の改良計画について報告。MOSRA ではキャッシュファイルのイメージで仮想的な I/O をメモリ上に置く。これは他のコードとのインターフェース(プリッジ)を作つてから公開する予定である。SRAC は RIST に載せたので海外でも使用可能であるが、マニュアルが日本語なので利用されていないよう、現在英語のマニュアルを作成中である。

共用炉物理コードシステムとして、動特性の場合フレームは変わるがソルバーは共通にできる。しかし、動特性のルーチン結合は密にならざるを得ない。フレームがあれば拡張は容易なはずだが、SCALE システムと類似のものになるかも知れない。また、オプ

ジェクト指向の C 言語で書くと便利かもしれない。

(2) 欧州炉物理解析システム ERANOSについて(杉野委員)

ERANOS システム(European Reactor ANalysis Optimized System)の開発体制、解析スキーム、基本炉定数、ECCO セルコード、ZPPR-9,13A の解析結果について紹介。1968群で一次元マクロセル計算を行い、この結果を使って33群に縮約して体系計算を行った。体系計算はノード法であり、輸送と拡散コードがある。Sn 計算は2次元 RZのみである。ECCO の3次元セルの解法は衝突確率法だが、モデルは正方形のプレートセルに限られている。ERANOS のインプットはサンプルインプットとマニュアルがあれば書けるが、オプションが多い。ERANOS で燃焼計算もできるが高速炉解析用であり、フランスでは軽水炉には APOLLO システムがある。

(3) 自由討論(全員)

以下のような意見が出された。

「プログラムシステム」と言う言葉には二つの意味がある。狭義の意味は、プログラムモジュールを登録するルールの部分を指す。他の言葉で言えばプラットフォームとか、ものを入れる箱に相当する。この「プログラムシステム」を作つておけば、このルールに従つて毎年新しいコードを追加して行け、年月と共に沢山の応用プログラムを含んだプログラムの集合体が出来る。「プログラムシステム」の広義の意味はこのプログラムの集合体のことだ、我々の炉物理分野では通常こちらの意味に使われている。

共用炉物理コードシステム構築でまず行うべき事はこのプラットフォーム、プログラムを入れる箱の部分を作る事である。この応用プログラムを登録できるシステムを作ることが最初のステップである。そして、各大学、研究所、企業が作り登録したいプログラムを登録してもらう。利用者はその中から役立つと思うものを選んで使えばよい。ただこのプログラムの登録は RIST のように単に個々のプログラムを登録するのでは無い。利用者は単に使用するプログラム名を書くだけで使えるように、登録されている他のプログラムと連携して動くようになつていなければならない。現在の SRAC は新しいプログラムを追加するのは困難であり、容易に追加できる機能があることが新しいシステムの特徴である。

共用炉物理コードシステムには現在の SRAC に含まれているプログラムは当然全て取り入れたい。それ以外でも現在あるものは全て入れ、将来できるコードも取り込めるようなシステムを作らなければならない。現在のプログラムが使えなかつたり計算機の進化ですぐ破綻するようなシステムでは無駄になる。

共用炉物理コードシステムは産業界に役立つ明確な目的を持たるものであるべきで、プログラムを登録するシステムでは産業界のコンセンサスが得られない。コンセンサスが得られる可能性があるものとしては、許認可や設計チェックなどに役立つ「リファレンスコード」がある。国や産業界が、金と人を掛けても開発する必要があると強く認識するものでなければならない。

リファレンス計算ができるプログラムも、その他の種々の計算ができるプログラムも全て含んだシステムが良い。リファレンス計算をする場合は、どのプログラムを使ってどのような入力で計算すればどのような精度の計算ができるのかしっかりした報告書を作つて置き、誰でもそれを見れば同じ計算が出来るようにしておけばよいのではないか。可能な限り部会員の幅広い要求を満たすものを考えたい。

また10月23日の第2回委員会では次のような議論が行われた。

(1) 米国CCCC による炉物理コードの標準インターフェースについて (山根委員)

CCCC (the Committee on Computer Code Coordination) は、高速炉の炉物理コード開発の調整を目的として炉物理諮問委員会の要請に基づき組織化されたものである。ANL, GGA, LASL, ORNL 等の9機関が参加し、当時問題となっていた、異なるコンピューターシステム間のコードの非互換性に起因する問題を軽減、解消するために、CCCC ガイドラインとして、標準化された技法と手続きが作成された。作業は1970 年から開始され、

1973 年にIII版、1977 年にIV版が発表されたが、米国での高速炉プログラムの停止により、CCCC システムの開発は中止されている。ただし、CCCC の方針は、現在使われているコードでも生かされている。

CCCC による標準化の目的は、互換性の良いコード (exportable or exchangeable) を開発することであり、プログラミング手法、プログラムの物理的構造、標準インターフェース (I/F) ファイル、標準化サブルーチンの 4 点が標準化の対象となった。ただし、CCCC のレポートにあるように、コードは本質的には共通化した標準化にはあわないものであり、CCCC による手続き、ガイドラインなどは全てをカバーできるものではなく、単に望ましい方向を示すものというスタンスが取られている。

CCCC 標準化プログラミングとして、(1)言語はFORTRAN 、(2)可能な限り、入

力、計算、出力の各部分を分離（モジュラー化思想）、(3)バイナリー順編成の標準化I/F ファイル、(4)標準化サブルーチンによるデータ管理と転送、(5)50kwords 以内の主メモリでの動作保障、配列・型の可変性、(6)短-語 マシンと長-語 マシン間の互換性への配慮、(7)ドキュメンテーションにおける"内部-コードドキュメンテーション"の重視、(8)プログラミングのロジックの統一性、(9)文字定数、印刷・コメントカラム数などの標準化、(10)推奨手続きの設定、が提唱された。

標準化プログラムの構造としては、モジュール化が推奨され、モジュールあるいはセグメントのリンクには、上述のバイナリー順編成I/F ファイルを用いる。ドライバー、入力、計算、出力、ファイル復旧（オプション）から構成され、この構造は、基本的に、結合コードシステム及び単独コードの両方に適用される。これにより、単独コードの置き換え、コードシステムへの追加が容易となる。

I/F ファイルには、標準I/F ファイルと、コード依存I/F ファイルの 2 種類がある。IV版では全部で 20 個の標準I/F ファイルが定義されている。III版からIV版のバージョンアップによる変更は少ないようだが、TWOTRAN の旧版の一部のI/F ファイル (RTFLUX など) はII版レベルのため、最新のものとの互換性がないことに注意すべきである。

標準化サブルーチンでは、呼び出し名、引数、使用方法が標準化され、内容は完全にマシン依存とし、環境に応じた書き換えが必要となっている。時間関連、順編成ファイルデータ入出力、ランダムアクセスファイルデータの入出力について標準化が行われている。

テストおよび対応例では、III版以前のCCCC 標準フォーマットのテスト例として、VENTURE 、MINX 、MC2-2 、TWOTRAN-II コード、その後のIV版 対応例として、SPHINXS,TDWON,DIF3D,ONEDANT/TWODANT/DANTSYS,NJOY があげられる。

1995 年に発表されたLANL のDANTSYS コードパッケージはCCCC 標準に沿って開発が行われた。コード構造は 3 つのモジュール (Input 、Solver 、Edit) から構成される。I/F ファイルでは、12 の標準I/F ファイル、19 のコード依存I/F ファイルに加え、9 のコード依存ASCII 形式I/F ファイルが使われているのが特徴である。

上述の理想的なI/F ファイルの 6 つの要素のうち、拡張性、包括性の追求は必ずしも効率的とは限らず、目的別に、データの種類を充分に検討することが重要である。これに対して、自己完結性は大変有用であると考えられる。

(3) SCALE コードシステムの概要 (中田委員)

資料CRPC- 2000(2)- 3 に基づき、中田委員より、SCALE コードシステムの概要が紹介された。SCALE とは"Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluation"の略であり、許認可目的で開発されてきたことが特徴的である。標準的に、簡単に使えるシステムを目指した開発が行われている。SCALE はNRC からの要求を受けてORNL で開発が進められている。1976 頃からコンセプト検討が始められ、1980 年にSCALE- 0 が公開され、最新バージョンはSCALE- 4.4 である。SCALE の特徴は次の点である。

- ・ 良く検証されたコード及びデータからなるモジュラーシステム、
- ・ 経験の浅いユーザーでも簡単に使えるように設計、
- ・ コントロールモジュールにより、一連のデータ処理及び解析を標準的解析シーケンスとして一括して扱う、
- ・ 工学パラメータはフリーフォーマットにて入力可能、
- ・ QA 体制の充実。

応用面では、特に貯蔵施設、輸送物への応用がうたわれていることが特徴である。また、核特性だけでなく、ORIGEN とリンクした熱計算も可能となっている。

システムのメンテナンスは専門のQA 体制の下に行われている。また、UNIX ワークステーションの他にも、MS-DOS, ウィンドウ95/98/NT のPC バージョンがあり、幅広いプラットフォームで利用可能となっている。

トレーニング及びユーザーサポート体制としては、トレーニングコースの開催、電子メールでのサポート、WWW での情報提供（マニュアル閲覧も可）をとっている。

SCALE は、システムドライバ、コントロールモジュール、ファンクショナルモジュール、データベース、サブルーチンパッケージから構成される。モジュール名、シーケンス名を指定することにより起動する。ほとんどの場合、キーワードと絶対量を指定するだけでインプットが作成可能であることが特徴的である。また、SCALE4.4 では、PICTURE による作画機能といった、ユーザーインターフェースの強化が図られている。

CD-ROM で配布されているOECD- NEA 臨界安全ベンチマーク集にはSCALE のインプット、計算結果が含まれており、利用者の便宜をはかったものとなっている。

(4) 原子力安全解析所における炉心解析コードについて（中島委員）

安全審査の流れについては、設置者より、原子炉設置許可申請が出され、安全審査が、通産省による一次審査、原子力安全委員会による二次審査の2段階で行われる。この安全審査の段階で、原子力安全解析所に対して、クロスチェック解析を行う指示が出されることがある。このクロスチェック解析は、従来、安全評価、立地評価がメインだったが、近年の情報公開の流れを受けて、基本設計についてもクロスチェック解析が行われるようになってきた。

炉心設計コードとしては、次のものが整備されている。

- 静特性・通常時 : CASMO-4/SIMULATE-3 (商用、非公開)
- 動特性・安定性 : SKETCH-INS/TRAC-BF1 (PVM 使用)
- 動特性・事故時 : EUREKA-JINS/S

CASMO-4 を用いた燃焼集合体格子計算による断面積ライブラリの作成の後、SIMULATE-3 による三次元炉心燃焼解析、EUREKA-JINS/S による反応度事故三次元解析、SKETCH-INS/TRAC-BF1 による三次元熱核動特性解析が行われる。

1 最近のクロスチェック解析の実績としては、安全評価について、平成10年度に高浜3, 4号部分MOX-PWR の制御棒飛び出し、福島第一3号部分MOX-BWR の制御棒落下、平成11～12年度に大間フルMOX-ABWR の制御棒落下の解析を行った。また、基本設計については、平成12年度に、大間フルMOX の炉心安定性について、初めてクロスチェックを実施した。

(5) SRAC 及びMOSRA システムのためのPDS ファイルインターフェイスモジュール (MOSRA-PonPon) (奥村委員)

資料CRPC-2000(2)-5に基づき、SRAC 及びMOSRA システムのためのPDS ファイルインターフェイスモジュール (MOSRA-PonPon)が紹介された。

PDS ファイルは、大型計算機時代からのものである。大型計算機時代は可搬性に問題あった (IBM/FACOM 系のみで利用可能)。FORTRAN では扱うことができず、アセンブラーが要求されていた。現在はUNIX が主たるプラットフォームとなっており、PDS メンバーはあるディレクトリ下にある単なるファイル群として扱われ、すべてFORTRAN で記述可能になった。

PDS を使うコードとしては、SRAC 等の他にもJNC で使われているJOINT 等があるが、コード内でのPDS ファイルの扱いは必ずしも統一されておらず、各機関で異なるのが現状である。PDS は多数のファイル群であるため、1つ

の専用機番を通じてOPEN/CLOSE を繰り返す。莫大な数のファイルにアクセスする必要があるのでI/O が大変であることから、仮想PDS ファイルアクセス方式を導入した。これは、コアメモリ上に構築した仮想PDS ファイル (VPDS)を介して、個々のPDS ファイルをアクセスするものであり、バッファメモリ的な働きと、ファイルI/O 管理をあわせたものである。

VPDS の大きさはINCLUDE 文で指定可能となっている。一杯になれば、現在のSRAC では直接アクセスのみに移行するが、MOSRA で導入されたPonPon の場合は圧縮、VPDS の初期化等が自動的に行われる。

ファイルシステムが将来的に変更された場合、個々のI/O 部分の変更作業を避けるため、PonPon本体のみの変更で対応できることを念頭においた設計になっている。

現在の問題点として、PDS ファイル名を8 文字に制限していることがあげられる。過去に開発された種々のコードとの整合性をとるために、現状でも8 文字としている。今後、ライブラリ内の評価核種の増化や、燃焼ステップの拡張に対応するために、例えば12 文字に拡張する必要があると考えられる。

次回予定 2001年1月29日（月）13:30～17:30

議事予定

1. 汎用核定数ファイルについて(仮題)(杉野委員)
2. 共用炉物理コードシステム報告書の作成

報告書への提案は2月22日（月）までにメーリングリストSRPCWG宛とする。

表 共用炉物理コードシステムの構築 WG 参加者

小林 啓祐 (元京都大学)	中田 哲夫 (川重)
石川 真 (サイクル機構)	成田 正邦 (秋田大)
奥村 啓介 (原研)	丸山 博見 (ニホンユクリア・フェル)
青木 克忠 (アイテル)	三澤 肇 (京大炉)
安藤 良平 (東芝)	山根 剛 (原研)
池田 一三 (三菱)	岡嶋 成晃 (原研)
岩崎 智彦 (東北大)	中島鐵雄 (NUPEC/原子力安全解析所)
宇根崎博信 (京大炉)	別所泰典 (NUPEC/防災センター)
小原 徹 (東工大)	山本徹 (NUPEC/システム安全部)
貝瀬與一郎 (ARTECH)	相沢 乙彦 (武藏工大)
杉野 和輝 (サイクル機構)	築城 諒 (IFEハルデン)
鈴木 忠和 (原研)	山岡 光明 (東芝)
須山 賢也 (原研)	

<第32回炉物理夏期セミナー報告>

[本セミナーのテキスト残部は学会事務局で販売しています。残部少。

興味ある方は購入ください]

日時： 平成12年7月31日（月）～8月2日（水）

場所： 「湯布院ハイツ」（大分県大分郡 湯布院町）

内容：フル MOX-ABWR 計画の状況

フル MOX-ABWR について

(電源開発 木下豊)

フル MOX-ABWR の炉心設計

(J N F 井筒定幸)

MOX 燃料炉物理試験及び照射後試験

(N U P E C 山本 徹)

MOX 燃料炉心のミクロ核特性

(阪大 竹田敏一)

いま「臨界」を考える

臨界安全と臨界事故

(愛知淑徳大 仁科浩二郎)

六ヶ所村処理施設における臨界安全の考え方 (日本原燃 青柳春樹)

世界の臨界事故例と事故評価手法の現状 (原研東海 中島健)

JCO 事故の動特性パラメータの評価 (原電情報システム 石谷和己)

JCO 臨界事故評価と原研における臨界安全研究 (原研東海 三好慶典)

ヒューマンファクターの観点からの原因分析と教訓 (電中研 佐相 邦英)

原子力防災への取組み (高度情報科学技術研究機構 能澤正雄)

反応度測定における新しい二つの方法の提案 (武藏工大 金子義彦)

JMTR における修正法による大きな過剰反応度の決定

(原研大洗 長尾美春)

中性子増倍率による新しい未臨界度の定義(京大名誉教授 小林啓祐)

若手の会・懇親会

参加者：60名

(講師 14名、部会員 9名、学会員 8名、学生 13名、一般 16名)

(大学 10名、企業等 26名、研究所等 11名、学生 13名)

協賛企業 (広告出稿) : 10社

開催地：湯布院町は標高約 500 メートルの由布院盆地にある。博多駅から JR で約 2 時間かかるが、670 の源泉数を誇る温泉と、由布院盆地の朝霧、四季折々の風景が名物の九州でも最も人気のある保養地のひとつである。今回の第 32 回炉物理夏期セミナー会場の「湯布院ハイツ」は、由布院駅から車で 8 分の由布盆地と由布岳（標高 1584 メートル）の間の斜面中腹に立つ労働省の保養施設で、大きい合掌作り風のデザインと眺望のよい露天風呂が自慢である。

7月31日（月）：13：30～17：15

天気もよく、60名の参加者は予定通り午後1時前後にセミナー会場に到着した。研修会場の横に開いている大きい窓から、緑の美しい由布岳の景色を楽しみながらのセミナーが始まった。

フル MOX - ABWR のセッションで 4 件の発表があった。電源開発の大間のフル MOX - ABWR（2007 年の運転を予定）について全体計画の説明があった。フル MOX 化に伴う設備の設計対応に関し、ほう酸水注入系の容量増加（停止能力の確保）、制御棒の高価値化、主蒸気逃がし弁の容量増加（ボイド係数がより負になるため）、新燃料自動検査装置（被曝低減化）について詳しく説明された。また流量制御範囲の拡大によって所定運転期間を確保する方式は、サイクル初期には流量を増してボイドを少なく運転し Pu を増し、末期には流量を絞ってボイドを増して Pu を燃やすことで、巧妙な運転法である。

フル MOX - ABWR の炉心設計では、燃料集合体装荷割合に対する炉心特性パラメータの変化、燃焼に伴う MCPR の変化、炉心安定性、事故解析などが説明された。また、MOX 燃料装荷炉心の設計において、VENUS 炉（ベルギー）、TCA（JAERI）、敦賀 1 号炉（日本原電）、ドーデバルト炉（オランダ）などの試験結果が参考されたことが紹介された。

MOX 燃料炉物理試験および照射後試験について、EOLE 炉（フランス）を用いた MISTRAL 計画（減速材対燃料比を高めた炉心の系統的特性把握）、BASALA 計画（高減速 BWR-MOX 炉心の炉物理試験）が説明された。実験結果の解析には SRAC および MVP が用いられウラン炉心と MOX 炉心、MOX 炉心での従来格子と高減速格子の差が臨界性や炉心の出力分布の解析精度に与える影響が少ないことが述べられた。

MOX 燃料炉心のミクロ核特性解析は、ミクロ炉物理学から MOX の核特性の解

析を行おうという新しい提案である。ミクロ炉物理学の例としてウラン燃料、MOX 燃料内の中性子束角度分布の比較が示された。MOX 燃料では Pu による中性子吸収が大きいので格子の影響により角度分布に大きい異方性が生じる。これにより出力分布、燃焼度分布に方位角方向の歪ができることが示された。ウラン燃料ではこの傾向は小さく、MOX 燃料特有の今後の興味ある問題となろう。

1 日目の終わりは露天風呂で一服した後の夕食・懇親会である。地鶏や鯉など山の産物を主にした膳に地ワインや地ビール、焼酎などが出され全員なごやかに話がはずんだ。皆さん結構飲まれたので幹事としては飲物で予算がオーバーするのではないかと内心心配していたのだが、どうやら杞憂に終わった。

8月1日（火） 9：00～18：00

朝から臨界を考えるセッションである。仁科先生の JCO 事故対応の時間経過と事故防止体制の反省の話から始まった。原子力関係者の性善説の破綻、いわゆる「二つの文化」（技術者と文系人間との物事の認識の差）の溝の指摘、科学性と定量性の問題など短時間で多くの問題が指摘された。

六ヶ所村再処理施設における臨界安全の発表では、これまで再処理施設における臨界防止策がこのような会で詳しく話されることはない少なかったので興味深い。臨界安全管理の基本原則として、「二重偶発の原則」が国内の原子炉施設で実績のある単一故障基準に代わって用いられていることは多くの参加者にとって初めて聞いたことであろう。このほか臨界安全管理の特徴として、燃焼度クレジット、抽出工程の安全確保、施錠管理、2 名による共同操作、などが原子炉施設と違った点として紹介された。

世界の臨界事故例と事故評価手法の現状では、世界の事故（22 件）について発生頻度と事故規模、燃料と容器、作業内容、被曝量、住民への影響などが豊富なデータとともに詳しく述べられた。事故原因を①設計不良、②管理不十分、③規則違反、④連絡、記録ミス、⑤故障、⑥教育不十分、に分類しこれらの 2 つ以上が重なって事故になることが説明された。今後の事故防止のためにハード面（容器形状、計測系、機器設計、モニタ）、ソフト面（作業手順の遵守、連絡、教育訓練）での対応策の重要性が強く述べられた。

JCO 事故のパラメータ評価の発表では、事故直後の部会員による一連の解析活動が改めて紹介された。事故当時のショックと混乱の中での炉物理部会のメール

をフルに活用した熱心な討論・検討作業が改めて思い出された。沈殿槽のモデル化、硝酸ウラニル溶液の密度評価、温度係数の評価、実行遅発中性子割合、即発中性子寿命の計算等に基づき、初期添加反応度およびバースト数の計算について意見交換があった。

JCO 事故評価と原研における臨界安全研究では、原研での臨界解析、道徳性解析、プラト一部出力の検討が紹介され、迅速な解析ができるシステムの整備の必要性が強調された。NUCEF での STACY,TRACY を用いた実験で Pu 溶液燃料を用いる実験の計画も述べられた。

炉物理そのものではないのだが、ヒューマンファクター部会佐相氏にお願いした同部会による原因分析の発表では事故原因がクリアに整理されて、またそれらの問題点の重みについても率直な意見が述べられた。

今後の防災への取組みについての講演では EPZ(防災計画を立てる地域の範囲) の取り方、深層防御における第 6 のバリア (アクシデントマネジメント、敷地外緊急時対応) などの新しい考え方が紹介され関心を持たれた。

若手の会：夜は夕食後若手の会が開かれた。若手（と思う人も）が 20 数人集まり、4 件の発表と、熱心な討論があった、終了したのは表向き午後 11 時頃であったと聞いているがその実態は定かでない。昼間元気な先生方にやや気押されて発言の機会をあまり作れなかつた若手達の間からは、この会だけではなく本セッションでも若手が積極的に発表したほうがより活発な討論ができたのではないかとの意見があったことを記しておく。

8月2日（水）9：00～12：15

反応度測定における新しい二つの方法の提案では、制御棒落下実験における“遅れ積分計数法”および正の反応度印加時の反応度決定法の改良について述べられた。後者は燃料追加による真の超過増倍率を“仮想炉心”と現実の炉心との差異で説明する手法である。大学での講義そのもののようなわかりやすい説明であった。

JMTR における修正法による大きな過剰反応度の決定は、燃料追加ごとの反応度の和と、実際の炉心の過剰反応度とにかくなりの系統誤差（～20%）を生じることについての解析である。これを燃料追加パターンに応じた修正因子 f で補正して精度を上げられるとの報告であった。

中性子増倍率による新しい未臨界度の定義は未臨界体系内の中性子束分布は核分裂中性子と源からの中性子とで形成されることに注目して両者を分けて考察した理論である。そして実効増倍係数 k_{eff} に代わって核分裂中性子のみによる増倍率定義している。これに関して後述のように興味深い意見交換があった。

8月2日 11:30～ 討論

8月2日の午前および前日までに行われた講演について活発な討議が行われた。

直前に行われた「新しい未臨界度の定義」については、従来の実効増倍率による定義は、中性子源の位置に無関係の体系の固有の単一の量として定義されていて簡明な量である、それに反して中性子源の位置と共に変わる未臨界度は不便な量であり、新しい量を持ち込むのは望ましくないとの意見があった。これに対して、この新しい未臨界度は現実に存在している体系の増倍率を表しており、その増倍率の中性子源の位置への依存を厳密に表しているので、実験の解析には有効なはずであるとの意見があった。

JCO の事故に関しては、今までに核燃料施設における臨界事故は 22 件報告されているが、民間人の被曝を起こしたのは今回の JCO の事故が唯一のものである。ヨーロッパの先進国では工業地帯と居住区域は相当の距離を置いて区画されており、このような被曝事故は起き得ない。少なくとも放射性物質を取り扱う施設には、居住区域と距離を置くように法律で律すべきであるとの意見があった。

また、旧動燃はこの種の核燃料を処理する設備を持っているが、中曾根首相の時に、民間活力を生かせとの政治的な方針により JCO に業務が委託されたと言う話しを聞いているが本当だろうかとの問い合わせに対し、それは本当であろう、ただし、JCO が高い技術を持っていることがその背景にあるとの指摘があった。

このように 3 日間参加者はいろいろな勉強とともに、湯布院温泉も楽しみ、昼前に予定通りセミナー閉校となった。末筆ながらこのセミナー開催にあたり遠路おいでいただいた講師の方々、相談や協力願った方々、開催に協賛くださった企業、そして熱心に討論された参加者の皆様に心からお礼申し上げます。

筆者 工藤和彦（九大）、小林啓祐（京大名誉教授）、

小坂進矢（東電ソフトウェア）

幹事 工藤和彦、中尾安幸、古藤健司、松浦秀明（九大）



第32回炉物理夏期セミナー参加者一同（由布岳をバックに）



お待ちかねの懇親会（温泉の後一杯！）

＜国際会議に参加して＞

Monte Carlo 2000 国際会議の報告

日本原子力研究所
中川正幸

1. 会議全体の概要

MC 2000 (Advanced Monte Carlo on Radiation Physics, Particle Transport Simulation and Applications) 国際会議が平成12年10月23日から26日までポルトガルの首都リスボンで開催された。筆者は本会議の general chairman として会議の準備の段階から係わっていたので、この会議の報告について執筆を依頼された。私感の入り交じった報告になるかもしれません御了承下さい。

まず、会議の statistics から書くと参加者が303名、参加国30ヶ国、総発表件数は237件であった。日本からは約20名が参加された。会議の準備を始めた段階では170名の参加が成功ラインと予想していたので、この参加者数には正直いって驚いた。この会議はタイトルにあるようにモンテカルロ法を用いて放射線粒子の反応と輸送を扱う分野に限定していたので、全ての発表論文は何らかの形でモンテカルロ法と関係があるものばかりである。それで約240件もの論文が集まるとは予想できなかった。私の感覚は少し時代に遅れているようである。

以前にモンテカルロ法に関する会議は1993年フランスのサクレーで開催したがこの時の参加者は100名を越えなかったと記憶する。但しこの時は、殆どが原子力に関連した論文だったので対象となった放射線粒子も中性子とガンマ線でしめられていた。今回の会議ではそのワクを大きくし、基本的には全ての放射線粒子を対象とした。モンテカルロ法は原子力の分野から発展してきた事もあり、炉物理、遮蔽等を含む多くの国際会議では必ずと言っていい程にモンテカルロ法に関するセッションがいくつかは設定されてはいた。しかし今回の様にモンテカルロ法のみを対象にしたこの様に広い分野での国際会議はおそらく始めてであろうと思う。

全ての放射線粒子が対象といつても、その大部分は1) 電子一光子系、2) 中性子一ガンマ線系、3) ハドロン粒子系に分けられる。従って会議もこの3分野

を柱として構成されている。実際に発表された論文は1)が114件、2)が70件、3)が50件であった。これに加えるに初日の全体会合で各分野から1件づつの基調講演が行われた。浅学な私はE G S—4やI T S等の電子一光子を扱うコードは知っていたが、この分野から100件を越える論文が出てくるとは予想できなかつた(この分野の方には失礼だが)。一方、中性子源として核破碎反応を用いた加速器が既に何台も稼働し、かつ日本を初め大型加速器計画が幾つか進んでいる現状では、ハドロン分野はやはり活発に研究が進められていることを反映していた。

さて、炉物理部会の多くの会員の方が関係しておられる中性子一ガンマ線分野においては、モンテカルロ法は着実な進歩と利用の拡大を示した数字と云えるだろう。

ここでもう少し具体的にその中身を紹介する必要がある。

2. 中性子一ガンマ線セッションの発表から

発表内容は大きく分類すると理論及び手法、コード(現状と開発)、応用に分けられる。それぞれの発表件数は余り厳密ではないが、18件、15件、37件となっている。コード開発では、世界的に有名なあるいはユーザの多いモンテカルロ法コードについては、招待講演として発表してもらったのでこれらの論文を読んで頂ければ、世界の最先端の現状が把握できる。即ち、M V P(日本、原研の森氏発表)、M O R S E 及びK E N O (ORNL)、M O N K 及びM C B E N D (英)、M C N P 4 C (LANL)、M C U (露、クルチャトフ)、T R I P O L I 3 (仏)の現状と将来計画の紹介があった。

世界で最大数のユーザを有するM C N Pは、開発に投入している資源も大きく精力的な改良、拡張を進めている。最近は炉心、臨界安全分野、即ち固有値問題に対して精力的な改良を行ってきた。英国は民営化のため心配していたが顧客のニーズを満たすための改良、サービスに努め、頑張っている。注目すべきはロシアのM C Uであろう。本コードは主に炉心解析と臨界安全に力点を置いて開発が進んでいる。その機能の殆どは世界のトップレベルにあると共にユニークな機能も備えている。V V E Rの設計コードがM C Uとの比較によりライセンスを得たというのも本コードの信頼性を裏付けている。また、かなりのコードが燃焼計算の機能を備えている。

その他のコードの紹介は省略するが、いずれも同じ人達が中心となって長年に

涉って改良を続けている。なお、遮蔽などの固定源問題を主たる対象とするコードでは、分散低減法の自動化機能を有することが必須の要件となりつつある。即ち、与えられた体系に対して、自動的にインポータンス分布を近似的に求めこれを分散低減のためのウエイトとして用いる事になる。

コード開発において著しいのは、入力支援と出力の解析のためにG U Iの開発が進んでいる事であろう。今や入力に対応した形状を3次元で自在に表示し、入力エラーを検出する機能や出力量を図形処理する機能はG U Iとして必須になりつつある。また、トラッキングを表示できる機能も備わりつつある。G U Iの開発には相当の投資が必要なので、原研などでは十分には手が回らない。多くのコードの改良が進むにつれ、機能としては良く似たものになっていくので、ユーザにとっては使い易さがコード選択の大きなウエイトを占めていくと思われる。しかし、発表を聞いていて本当にユーザ支援にどれだけ役立つか疑問に思える機能もあった。モンテカルロコードの開発者が良いG U Iも作るというのは容易ではない。かなり異なったセンスが要求されるからである。

次に応用分野の発表について分類すると、炉心と遮蔽計算が最も多かったのは従来と変わらないが、A D Sの解析(これはハドロンのセッションでも発表がかなりあった)、放射線医療関連もかなりあった。

手法の分野では、分散低減法、感度解析と摂動、熱中性子領域の扱い等に関連した発表があった。最後の熱領域の扱いについては、前述したコードは核データファイルに与えられたS(α 、 β)にもとづいて、似た方法で計算をしているが、連続エネルギー法ではもっと精度を上げたり効率の良い方法も考えられないだろうか。なお、原研の長家氏が「炉物理の研究」第50号に‘P H Y S O R 2 0 0’の報告をされていて、モンテカルロ法についてかなり詳しく報告されている。かなりの論文が本会議でも重複して発表されているので、そちらも参照願いたい。

M V Pコードの開発を手掛けた筆者としては、厳しい競争の中で生き残っていくためには、豊かな独創性と個性を持った機能の拡充と高精度化を引き続き進めが必要があろうと考えている。

3. その他の分野

まずハドロンのセッションの概要を紹介する。コードについて招待論文として発表されたのは、H E R M E S (Julich)、M A R S (Fermilab)、N M T C / J A E R I (原研の高田氏が発表)、F L U K A (SLAC, CERN)、M C N P X (LANL)で

ある。対象とするエネルギー領域は数百 GeV から 1 0 0 TeV に及んでいる。その他 LAHET、GEANT 4 等の発表もあった。この分野では実験との比較も含めて核内反応の物理モデルや断面積に関する発表もかなり行われた。筆者がこれらを説明するのは力を越えているのでご容赦願いたい。この分野は高田氏が原子力学会誌に報告されるのでそれを読んでいただきたい。応用分野としては高エネルギー加速器のターゲットを含む設計と評価、宇宙線や宇宙工学関連、また当然ながら ADS を対象としたものがあった。ご存知のように ADS への関心は世界的に高く、モンテカルロ法が大いに寄与する分野である。

最後に電子—光子セッションは最大の発表件数があったが、筆者は殆ど発表を聞けなかった事、この分野の知識が希薄なこともあり省略させて頂く。本分野については K E K の波戸氏が学会誌に報告されるのでそちらを読んでいただきたい。

今回の会議における発表で印象深かったことは、電子—光子を中心に様々な放射線粒子が医療分野への応用が行われていることであった。この分野で約 30 件の発表があり、それらには医療用加速器の設計、放射線医療施設の設計（患者や周囲の人の被曝低減）、ガン治療、CT スキャン等の診断計画の立案等において精度の高いモンテカルロ法による計算が実用レベルで用いられている。これは手法の発達とパソコンの高速、大容量化により人体臓器のような複雑形状に対しても現実的な時間で解析できるようになったためである。また DNA の損傷評価に関する発表も数件あった。この様に多くの Medical Physics 分野の人達とモンテカルロ法という共通の手法を介して、同じ会議で議論できたという事は大変有意義であったし、会議の大きな特徴ともなった。筆者もかねがね医療分野への応用については関心を持っていたが、人の生命に係わる分野で現実にこれほどモンテカルロ法が役立っているとは思っていなかった。大変、視野が広がったように思える。

今やモンテカルロ法は成熟期にある計算手法である。

4. リスボン雑感

最後に、初めて訪れたリスボンについて少し紹介しよう。この時期になっても欧洲の多くの都市とは異なり、リスボンは期間中日光が降り注ぎ、少し歩くと汗ばむ陽気であった。この町は 7 つの丘から出来ているといわれ、町中どこを歩いても石畳の坂道である。しかし地下鉄、市電、バスが気楽に利用できるし、ケーブルカーが市民の日常の足として使われている。物価が安いこと、ワインや魚介

類がおいしいことも大きな魅力である。一時期イスラム圏に属していた名残は殆ど見られないが、外壁にタイル（ここではアズレージョと呼ぶ）を使った建物も残っていたが、むしろ教会やパレスの内壁に見事なタイル画が見られた。私も骨董屋で 18 世紀のタイルを買い込んだ。この町は今、建設ラッシュで EU の中で存在感を増すためか積極的な再開発が進んでいる。会議冒頭の大蔵代理の挨拶にもあったがポルトガルは科学技術政策も積極的に進めようとしており国際会議の誘致も前向きである。

以上で報告を終わりますが、今は大変な役を終えて一息付いている所です。

<国際会議の案内>

ANS Meeting “日米炉物理特別セッション”について

大阪大学 竹田敏一

日米の炉物理部会での最近のトピックスに関する情報交換をし、研究の活性化を図るため、2001年6月17日～21日ミルウォーキーで開催されるANS Meetingの炉物理部門の中に“Present Status of Reactor Physics in US and Japan”と称するスペシャルセッションを設けることを阪大竹田から提案しました。

この特別セッションとしては、

1. Nuclear Data & Application
2. Advanced Nodal Method and/or Application to Transient Analysis
3. Monte-Carlo Method
4. Core Loading Patterns
5. Analysis and Experiment of MOX fueled LWRs
6. Accelerator Driven System
7. Deterministic Transport Theory Methods
8. JOC Criticality Accident

のトピックスが含まれています。

ANS側の発表はWestinghouse Electric CompanyのYoussef Shatilla氏が募集し、日本側の発表は炉物理メイルにて募集し、現在12名の発表者が決っておりまます。発表予定者にはANS炉物理部会の部会長Jess C. Gehin氏よりinvitation letterが送られておりまます。

この会合のプログラムを下に示しますが、発表者が25件程度になり、2～3日の日程でプログラムが組まれる予定です。

1月のANS炉物理部会のミーティングには佐治悦郎氏に代理で参加していただき、日本側の準備は順調に進んでいることをアメリカ側に伝えております。

この特別セッションを通じ、日米の炉物理部会がより親密になり、両国の炉物理研究の活性化が進むことを期待しています。

Appendix
プログラム(案)Nuclear Data & Application
(JAPAN)

- 1) “JENDL-3.3: A new version of JENDL General Purpose Library”

Dr. Keiichi Shibata,
Department of Nuclear Energy System, Japan Atomic Energy Research Institute,

(USA)

- 1) “Nuclear Date Evaluation for Reactor Physics Applications”

Dr. Luiz Leal
Leader, Nuclear Date Group, Oak Ridge National Laboratory

Advanced Nodal Method and/or Application to Transient Analysis
(JAPAN)

- 1) “Present Status of GNF New Nodal Simulator”

Dr. Tatsuya Iwatoto, Masashi Tamitani, Brian R Moore
Global Nuclear Fuel-Americas

- 2) “Recent Development of Core Kinetics Code and Application to BWR RIA Analysis”

Hideaki Ikeda
Toden Software, Inc.

(USA) recommended from Japanese side

- 1) “Extensions and Applications of SIMULATE-3 to BWR Transients”

Dr. Kord Smith
Studsvik of America, Inc.

- 2) Prof. Tom Downar
1290 Nuclear Engineering Building, Purdue University,

Monte-Carlo Method
(JAPAN)

- 1) “Development of Monte Carlo Code in JAERI”

Dr. Takamasa Mori, Keisuke Okumura, Yasunobu Nagaya
Japan Atomic Energy Research Institute

(USA)

- 1) Dr. Roger N. Blomquist
Reactor Analysis Division(208)
Argonne National Laboratory 9700 S.Cass Ave., Argonne, IL 60439

Core Loading Patterns
(JAPAN)

- 1) “Recent Activities of Loading Pattern Optimization Research in Japan”

Dr. Akio Yamamoto,
Nuclear Design Group, Fuel Engineering and Development Department,
Kumatori Works, Nuclear Fuel Industries, LTD.

(USA)

- 1) Not decided.
- 2) Youssef Shatilla
Westinghouse Electric Company

Analysis and Experiment of MOX Fueled LWRs
(JAPAN)

- 1) “Validation of the Nuclear Design Methods for LWR MOX Cores”

Dr. Etsuro Saji(TSI) and Masaaki Mori(NEL)
Office for Nuclear Safety Commission, Minister's Secretariat Prime Minister's Office

- 2) "Micro Reactor Physics of MOX Fueled Core"
Prof. Toshikazu Takeda,
Department of Nuclear Engineering, Graduate School of Engineering, Osaka University
- 3) "Analysis of High Moderation MOX Core MISTRAL-3 with SRAC and MVP"
Dr. Toru Yamamoto,
NUPEC
(USA)
1) Not decided.
2) Dr. Phillip Finck
Argonne National Laboratory

Accelerator Driven System

- (JAPAN)
- 1) "Basic Study on Accelerator Driven Subcritical Reactor in Japanese Universities Study in Kyoto University Research Reactor Institute (KURRI) as a Joint Use Institution for Universities –"
Prof. Seiji Shiroya,
Research Reactor Institute, Kyoto University
- (USA)
- 1) "ADS Buffer Design Optimization Studies"
Dr. W.S. Yang, T.A. Taiwa, R.N. Hill
"Design Studies for Maximizing Discharge Burnup in LBE-cooled ATW System"
Dr. W.S. Yang, T.A. Taiwa
Reactor Analysis Division, Argonne National Lab.

Deterministic Transport Theory Methods

- (JAPAN)
- 1) "Development of Angular Eigenvalue Method for Radiation Transport Problems in Slabs"
Dr. Akinao Shimizu,
The Wakasawan Energy Research Center
- 2) "Three-Dimensional Nodal Transport Theory Code and Its Application"
Dr. Toshihisa Yamamoto and Toshikazu Takeda
Department of Nuclear Engineering, Graduate School of Engineering, Osaka University
- (USA)
- 1) Not decided.
2) Prof. Marvin Lee Adams
Nuclear Engineering, Texas A&M University

JCO Criticality Accident

- (JAPAN)
- 1) "Study on Static and Kinetic Behavior of JCO Criticality Accident"
Dr. Yoshinori Miyoshi, Toshihiro Yamamoto, Ken Nakajima, Takemi Nakamura,
Yuichi Yamane, Kotaro Tonoike, Shoishi Watanabe
Japan Atomic Energy Research Institute

<研究室便り>

原子燃料工業株式会社(NFI) 熊取事業所 技術開発部・核設計グループ

山本 章夫

1. はじめに

今回は、原子燃料工業(株)のPWR核設計関連の組織および業務を紹介させていただきます。原燃工では、大きく分けてPWR関連の燃料製造・設計業務は熊取事業所、BWRおよび新型炉(FBR, HTRなど)関連の業務は東海事業所で行われています。私は熊取事業所の技術開発部に所属し、PWR関連の核設計業務を担当しています。

熊取事業所の技術開発部はPWR燃料の設計・製造を主として担当する部署です。この部は核・機械・製造などいくつかのグループから構成され、私はそれらのうちの核設計グループに所属しています。

幸か不幸か熊取製造所は自然が豊かなところにあるため、春はウグイスの声、夏は蝉の声、秋は紅葉を楽しむことができます。また、車通勤の人が多いためか、飲みに行く機会あまりなく、既婚者の奥様方からは出費が少なくて済む、と喜ばれているようです。

2. 業務紹介**2.1 炉心管理**

核設計グループの中心となる業務が炉心管理です。炉心管理としては、以下のような作業を行います。

- (1)数サイクル先までの燃料構成を評価する燃料運用解析
 - (2)次サイクルの燃料構成および燃料装荷パターンの成立性を検討する予備検討解析
 - (3)装荷パターンの作成および炉心の安全性確認を行う取替炉心設計
 - (4)起動時に用いられる炉物理試験のデータを用意する起動試験解析
 - (5)運転時の炉心特性情報を提供するための炉心特性解析
 - (6)燃料が健全に燃焼していることを確認する燃焼追跡計算
- などからなっています。

また、これらの解析を行うのみならず、実機プラントにおいて電力会社の方とともに炉物理試験も実施します。

なお、これら定常業務のほかにも、炉心が計画外停止した場合の起動方法の解

析など、トラブル時の炉心解析サポートも行っています。

2.2 核設計手法高度化

MOX燃料や高濃度Gd燃料など、核的に従来に比べてより非均質な燃料が装荷された炉心を精度良く解析するため、核設計手法の高度化に継続的に取り組んでいます。以下にその一例を紹介いたします。

(1)集合体体系におけるサブグループ法の適用

BWR集合体に比べて、PWR集合体はピンセルが規則的に配置された均質な体系に近いですが、それでも制御棒案内管や計装用案内管の存在によって不規則性が生じます。このような不規則性をより精度良く扱うため、これまで主として燃料格子セルで用いられてきたサブグループ法を燃料集合体体系に適用できるように拡張しました。この研究は大阪大学との共同で行っているものです。

サブグループ法は共鳴領域の実効断面積計算手法の一つで、断面積をいくつかの”バンド”に分けて扱うことにより、短い計算時間で精度良く実効断面積を求めることができます。サブグループ法は、衝突確率により自己遮蔽効果を考慮することから、ウォーターホールに隣接する燃料棒など、不規則な格子形状に対しても適用可能なことが一つの特長となっています。

また、燃料棒単位のみならず、燃料棒内部の自己遮蔽の空間依存性を取り扱い可能となります。例えば、同じ燃料棒内部でもウォーターホールに隣接する領域と燃料に隣接する領域の実効断面積の差異を評価することが可能です。従って、竹田教授によって提唱されている”ミクロ炉物理学”にとって強力な解析ツールになると考えられます。

(2)炉心計算手法の高度化

計算機の急速なコストパフォーマンスの向上を背景として、より近似が少なく、精度の高い炉心計算手法の開発に取り組んでいます。具体的には、多群輸送計算を用いた三次元詳細メッシュ計算を実機PWR炉心解析に適用することを検討中です。この手法では、現在の炉心計算コードに内在している少数群・拡散・均質化などの誤差を大幅に低減させることができと考えられることから、原理的に精度が向上するものと期待されます。米国・フランスなどでも同様の研究が精力的に進められています。

原燃工では数年前から並列計算機を使用することを念頭に置いて手法の開発を進めてきました。実機の計算を上記の手法で行うためには、数GBオーダーの主記憶が必要と考えられます。開発に着手した時には、主記憶が数GBの計算というのはまさに夢のような話でしたが、ここ1~2年で急速に現実のものとなりつつあります。

2.3 装荷パターン最適化

燃料装荷パターンの自動的最適化に関する研究にも力を入れています。燃料装荷パターンの最適化は、組み合わせ・多目的・多制約の最適化というかなり難しい部類にはいります。しかし、焼き鈍し法・遺伝的アルゴリズム・タブーサーチなどの最適化手法と計算機速度の向上が相まって、実用的なアプリケーションが作成できるようになりました。また、並列計算技術を用いることで、ワークステーションを複数台接続したクラスター体系において、ほぼ台数に比例した計算速度を得ることができます。

原燃工では遺伝的アルゴリズムを装荷パターン作成に適用することからスタートし、現在では約10種類の最適化手法を使用することができる汎用的なPWR装荷パターン最適化コードGALLOPを開発し、継続的に改良しています。

2.4 燃料運用最適化

複数サイクルにわたって燃料の利用方法を検討する燃料運用解析はニーズも多く、また燃料サイクルコストを左右する重要な解析ですが、その最適化は单一サイクルの装荷パターン作成とは比べものにならないほど複雑です。

原燃工では、この燃料運用解析の最適化を支援するシステムINSIGHTを開発し、業務に用いています。INSIGHTはGUIベースの解析システムで、これを用いることで、複数サイクル解析に関わる労力を低減することができます。

ただし、現時点では複数サイクルを同時に最適化する”真のマルチサイクル最適化”など研究すべき項目も多数残っており、今後の改良の余地も大きい分野ではないかと思います。

2.5 受託業務

MOX・高燃焼度燃料関連などの核設計業務を外部より受託して実施しています。

2.6 臨界・遮蔽解析

核設計グループでは、炉心関係の核設計だけではなく、燃料製造工場の臨界・遮蔽解析も行っています。

2.7 大学共同研究・実習

核設計手法開発の一部は、大学との共同研究として行っています。大学との共同研究は大学および原燃工双方にとってメリットがあるため、今後も積極的に行っていきたいと考えています。

また、学生さんが長期の休暇に入るときには、1ヶ月程度、原燃工に来社してもらい、実習として核設計に関連する様々なテーマを検討してもらうこともあります。テーマとしては、取り組み易さの観点から、核設計手法の開発より新型燃料(Th, 高燃焼度, NPTなど)の設計に関するものが多くなっています。これらの実習のうち、いくつかの成果については国内外の学会で報告を行っています。

日頃の業務に追われてなかなか手に付かなかった小テーマ(もしくは大テーマの一部)をやってもらうことで、学生さんにとっては会社で働くという体験をすることができ、原燃工にとっては仕事が片づく、という一石二鳥の形になるため、これに関しても継続的に行っていきたいと考えています。また、新しい人が来るによる刺激、と言う面も見逃せないようです。

3. おわりに

原燃工のPWR関連の核設計業務について概要を紹介させていただきました。実は私自身、最近炉物理部会に入った新参者なのですが、今後もよろしくお願ひいたします。

日本原子力研究所 エネルギーシステム研究部 将来型炉研究グループ

中塚 亨

1. はじめに

原研は現在組織再編の途上にあります。平成10年度の原研東海研究所の組織再編により、それまでの原子炉工学部、燃料研究部、材料研究部、原子力船研究開発室とが整理統合する形で「エネルギーシステム研究部」「物質科学研究部」の2部が誕生しました。平成11年度にエネルギーシステム研究部はグループ制に移行、「将来型炉研究室」と「制御・知能工学研究室」とが合併し、「将来型炉研究グループ」が発足しました。

2. 研究活動

当グループの研究活動は、前身の二研究室のテーマを引き継いでおり大きく二つに分けられます。以下に簡単に紹介します。

(1) 低減速スペクトル炉の研究

現行軽水炉よりも減速材である水の割合を減らして高エネルギー領域の中性子を利用する低減速スペクトル炉は、既に豊富な実績のある軽水炉技術に立脚しつつ、ウラン資源の有効利用、高燃焼度・長期サイクル運転、プルトニウム多重リサイクル利用等、現行軽水炉では達成できない特性が実現できる将来型水冷却炉です。高速増殖炉のオプションの一つとなり得る水冷却炉として、比較的低コストかつ短期間で実用化の目途がつけられる可能性を有しています。

我々のグループでは軽水炉技術の高度化研究として、低減速スペクトル炉の研究を平成9年度に開始しました。平成10年度から日本原子力発電株式会社と共同研究を開始しており、国内軽水炉メーカー3社の技術的協力を得て進めています。さらに平成11年度からは核燃料サイクル開発機構が進めている実用化戦略調査研究における水冷却炉検討への協力を開始するなど、外部機関との連携を重視しています。将来型炉研究グループでは、これらの共同研究の原研側窓口として調整にあたる他、個別の設計について各原子力メーカー、部内の他のグループ等と協力しながら研究を統括しています。

これまでの研究によって、1以上の転換比と負のボイド反応度係数を有するBWR型炉3種類とPWR2種類の基本概念を創出しています。現在これらの概念について設計の詳細化・最適化を行っています。3次元システム解析等の熱水力・安全設

計解析により熱的成立性を確認しながら、3次元核熱結合解析等の核設計解析を実施して核特性評価を行い、出力分布、サイクル毎の燃焼度、燃料装荷計画、制御棒配置等を検討しています。また、再処理等を含む燃料サイクル上の性能評価を行います。今後これらの評価を通して、炉心性能、経済性、安全性等の観点から詳細に検討する予定です。

低減速スペクトル炉では、核特性が現行軽水炉と異なるとともに、転換比、ボイド反応度係数等の設計余裕が小さいため、臨界実験によって核的特性を検証する必要があります。このため現在TCAにおいてMOX臨界実験を実施する計画を提案し、その検討を行っています。また、稠密格子体系であることから炉心の限界熱流束の低下と事故時冷却性能の劣化への懸念があります。除熱性能を評価するために三角配列稠密格子集合体を対象とした限界熱流束実験を行っています。これらの研究は、エネルギーシステム研究部の炉物理研究グループと熱流体研究グループの協力を得て進めています。

(2) 運転監視技術の研究

当グループでは、将来型炉概念の創出とともに、将来型炉の運転性能と安全性を向上させることを目標に、光計装システム、知的異常診断法、複雑システム動特性制御法、など革新的な計装制御技術を開発しています。光計装システムの研究では、光ファイバセンサによる機器配管の伸びや歪みの連続分布計測法、炉心内の出力及び温度分布等の計測法を開発しています。知的制御診断技術の研究では、ニューラルネット異常診断検知システムに診断エキスパートシステムを結合させ、早期異常検知と原因同定を迅速正確に行うシステムの構築を目指しています。また、出力振動解析や空間分布制御等に対する新しい解析法や制御法の開発を進めています。

3. メンバーの顔ぶれ

将来型炉研究グループには、2000年10月現在、岩村グループリーダーを筆頭に本務9名、兼務8名の計17名が在籍しています。

本務のメンバーを簡単に紹介いたします。グループリーダーの岩村氏は研究活動を統括する立場にあり、多忙を極める毎日です。持ち前の弁舌で思想的にもグループの研究を引っ張っています。主任研究員の大久保氏は研究を実質的に指導しており、グループの知恵袋として炉物理から熱流動、燃料サイクルに至るまであらゆる面で八面六臂の活躍をしています。副主任研究員の鈴土氏は異常監視診

断、複雑系、ソフトウェア信頼性、と幅広い研究を行っています。鍋島氏は異常監視システムの研究で世界を飛び回る国際派です。本年10月の異動で本務になつた秋江氏はPWR型炉心の核設計、臨界実験計画を進めています。東芝から出向中の白川氏は独創的な発想でBWR型炉心の設計を進めています。石川氏はロボットのエキスパートとしての経験を生かし、プラント運転制御特性、システム解析を研究しています。昨年4月入所の中塚は研究室の最年少メンバーで、システム解析、限界熱流束の予測手法の開発を行っています。三菱からの外来研究員の嶋田氏は炉物理研究の重鎮としてPWR型炉心の設計、臨界実験の炉物理的検討を取り纏めています。三菱から出向の藤原氏は兼務ですが実質的な本務として、実プラントでの経験を生かし、臨界実験計画を中心となって進めています。部付研究員の角田氏は光計装システムの研究を行っており、様々な分野で活躍しています。また、庶務担当の寺門さんは事務的作業で研究活動をサポートしています。以上見えてきたように様々なバックグラウンドを持つ人材が集まった研究グループです。

4. おわりに

過去の原研における新型炉研究は、高転換軽水炉、受動的安全炉といずれも実現の日を見ることなくフェードアウトしていました。我々は、低減速スペクトル炉がそれらの轍を踏まないよう、産業界、大学、研究機関等のご協力を得ながら、真に魅力の大きな原子炉を提案し、実現に向け努力していく所存です。皆様のご指導ご鞭撻のほどお願い申し上げて、本稿を終えることにいたします。

☆事務局だより**第14回炉物理部会総会の報告****—第14回炉物理部会総会議事録—**

1. 日時 2000年9月16日(土) 12:00-13:00

2. 場所 青森大学324教室(G会場)

3. 議事

2000年日本原子力学会秋の大会期間中の上記の日時、場所において、炉物理部総会を開催した。相沢部会長を議長とし、以下の議題について審議した。

(1)評議員推薦結果について(竹田委員)

学会評議員として炉物理部会から2名推薦することになっている。今回は現部会長および副部会長を評議員として推薦したとの報告があった。次回以降も同様なルールでの人選を行うことが了承された。

(2)部会報の発行について(中島委員)

「炉物理の研究」(第51号)の発行(12月号)について、配布された目次(案)資料をもとに説明があった。特に部会企画セッションでは「炉物理の将来の課題と日韓協力」をテーマとして取り上げられていることが紹介された。会報誌のA4版化について:他の部会報はA4化が進んでいるが当部会報もA4版に変更すべきか否かについて検討をすすめるとの説明があり、意見を出して欲しいとの要望があった。学会員「名簿」の発行について:今後は学会事務局にかわり編集委員会が発行を担当することになったことが報告された。

(3)ADS要望書(案)について(岩崎委員)

原研のADS計画および要望書(案)(資料配布)について中川委員より説明があり、大井川委員より本大会加速器・ビーム科学部会総合講演での原研・KEK加速器計画核変換物理実験施設についての報告が紹介された(資料配布)。原研では13年度から予算要求を行っているとの説明があった。要望書の内容は既にwebでも公開されている通りであり、要望書を部会長名にて原研、KEKおよび科学技術庁に提出することが了承された。

(4)2001年年会特別セッション(案)(岩崎委員)

日韓協力に係わるテーマ案を部会幹事会で検討することが了承された。

(5)「炉物理夏の学校」開催報告(工藤委員)

第32回炉物理夏期セミナー(期間:7/31~8/2、場所:大分県「湯布院ハイツ」)は60名の参加者があり、活発な討論がなされ懇親会も盛況であったことなど、成功裡に終わったとの報告があった。また、収支決算では約13千円の黒字となつたとの報告があった(収支決算書配布)。次年度は阪大(竹田委員)を幹事校とするが了承された。開催地として南紀白浜などを考えているとのことであった。

(6)部会予算(案)(山根委員)

平成12年度中間収支報告があつた(資料配布)。次年度から部会会計は独立採算制によることとなったとの説明があつた。また、繰越金の限度額:100万円が設定されたので(超過分は本会会計に移算される)、部会予算を経常予算と特別予算とに分離し、余剰金を特別予算(A, B, C)において4ヵ年をかけて16年度までに繰越金を100万円以下にする予算案の説明があつた(予算案資料配布)。この件について意見があれば11月までに山根委員宛てにEメール等で提出してほしいことであった。部会制改正に伴い、部会への予算配分が苦しくなる恐れがあるので2部会以上所属してほしいとの要請があつた。部会員からの「寄付金の取扱」についての質問に対しては、特別予算として取り扱われるとの説明があつた。

(7)共用炉物理コードシステム委員会報告(小林委員)

第1回委員会会合(8/28)が行われたことについて説明があつた。次回の開催予定について説明があり、関心のある部会員の参加を歓迎するとのことであった。

(8)企画委員会報告(竹田委員)

企画委員会(9/12)からの報告があつた。部会への予算配分を考える上で、2部会以上所属してほしいとの要請があつた。外国人研究者の学会参加費用について:本学会と協力関係を結んでいる国の人材については、学会の場合は参加料、論文投稿の場合は原稿料のみ徴収することとなつたとの報告があつた。

(9)編集委員会報告(山本委員)

欧文論文誌について、読者の意見を反映させるために読者へのアンケート調査を行うとの報告があつた。核融合工学部会を中心とした「ブランケット」特別号の発行が予定されていることが報告され、本部会員からの投稿も歓迎である旨の説明があつた。

(10)若手小委員会報告(小坂委員)

若手部会員のマーリングリストを作成するので登録者を募集する旨の説明があつた(メール等で小坂委員まで)。当日(9/16)19時よりホテル「サンルート青森」にて開催する部会懇親会への案内があつた。

(11)部会幹事交代について(部会長)

三橋前委員より、ホームページ担当委員を須山氏(長期海外出張のため)から外池氏(原研)へ交代する旨の説明があり、了承された。部会長より、任期満了に伴う次年度幹事の選出について:10月末を締め切りとして自薦他薦を問わず候補者を募集する旨の説明があった。特になれば運営委員会において候補者を選し3月の総会にて決定することが了承された。

(12)日韓協力の現状について(部会長)

日韓研究協力事業の取り組み状況について説明があった。日本側のコンタクトペーソンとして竹田委員に委任することが了承された。日韓協力事業については、核データ部会も炉物理部会と協力して進めていきたい意向であることが報告された。

(13)その他

向山氏より、学会として「消滅処理」を「分離・(核)変換」と表現を改めることになったことが報告された。

以上

平成12年度炉物理部会運営委員

一部委員が交代いたしましたので、現在の名簿を掲載します。

平成12年度炉物理部会運営委員	
部会長 (1年)	相沢乙彦 (武藏工大)
副部会長 (1年)	工藤和彦 (九州大学)
庶務幹事 (1年)	竹田敏一 (大阪大学) [代行: 山本敏久 (大阪大学)]
庶務幹事 (2年)	古藤健司 (九州大学)
幹事 (学会炉物理部会担当企画委員)	山根義宏 (名古屋大学) *
幹事 (学会編集委員)	山本敏久 (大阪大学) *
幹事 (学会炉物理委員会委員長)	中川正幸 (原研)
財務小委員会 (1年)	山根義宏 (名古屋大学)
財務小委員会 (2年)	別所泰典 (日立)
編集小委員会 (1年)	中島健 (原研)
編集小委員会 (2年)	山本敏久 (大阪大学)
編集小委員会 (2年、部会HP担当)	外池幸太郎 (原研) *
セミナー小委員会 (1年)	工藤和彦 (九州大学)
セミナー小委員会 (1年)	古藤健司 (九州大学)
学術研究交流小委員会 (1年)	岩崎智彦 (東北大学)
学術研究交流小委員会 (2年)	若林利男 (サイクル機構)
学生・若手小委員会 (1年)	大井川宏之 (原研)
学生・若手小委員会 (2年)	小坂進矢 (東電ソフト)

*交代した委員。

部会報への意見募集

先の総会においてご報告しましたとおり、部会報のA4版化を検討しております。これにつきまして、皆様のご意見(賛成、反対、その理由)をお知らせください。また、部会員名簿は、現在、部会報に氏名と所属の表を添付する形となっております(前号参照)が、これにつきましても、「住所やE-mailアドレスまでを入れた“名簿”を発行する」、「ホームページで閲覧することとし、名簿は作成しない」等の方法があると思います、これにつきましても皆様のご意見をお知らせ願います。その他、部会報に対するご意見・要望がありましたら、下記までお知らせください。

連絡先： 中島 健 E-mail : nakajima@melody.tokai.jaeri.go.jp

FAX : 029-282-6798 (原研・臨界安全研究室)

編集小委員会からのお願い

部会報原稿として、「部会員の声（自由投稿欄）：内容不問で、自由に投稿、意見を述べられる場」を常時募集しています。部会ニュース掲載の原稿（国際会議論文募集、他）もございましたら、お知らせ下さい。

連絡先：編集小委員会 中島 健（E-mail:nakajima@melody.tokai.jaeri.go.jp）
山本敏久（E-mail:toshi@sirius.nucl.eng.osaka-u.ac.jp）

編集後記

なんとか、部会報51号の発行まで漕ぎつけることができました。ご協力していただいた執筆者の皆様に感謝いたします。また、原子力学会の担当者である大澤京子さんにも、この場を借りて感謝の意を表します。

さて、今回は、一部カラー刷りとしてみましたが、いかがだったでしょうか？印刷費は若干高くなりますが、それを上回る情報が提供できるのであれば、今後も続けていきたいと考えています。カラーで掲載したいという執筆者は編集担当者までご相談ください。

「部会報への意見募集」にも書きましたが、部会報に関する会員各位の意見を募集しております。今後の会報誌のスタイルとして、ホームページ上にのみ掲載し、ハードコピーは作らないという考え方もあるかと思います。しかし、会員の中には、インターネットなどはやらない、という方もおられるでしょう。この場合、同じ会費を支払っているのに、受けられるサービスが異なるという事態が生じます（いわゆるデジタルデバイド）。そうすると、当面、ペーパレス化は難しそうです。ただし、来年度からの部会費の無料化（1部会分）により、部会収入が大きく減少した場合には、経費節減対策として、インターネットを利用した情報伝達が加速されるのではないかでしょうか。一般に、意見募集を行った場合、変化を望む人の意見は、現状で良いと思う人の意見に比べて、インパクトが大きく、過大評価されるようです。編集担当者が、皆様の考えを適切に把握するためにも、できるだけ多くの意見を聞きたいと思いますので、よろしくお願ひいたします。

なお、次号からは山本敏久委員（大阪大学）が部会報の編集担当となります。山本先生、よろしくお願ひします。

中島 健（原研）