

THERMAL HYDRAULICS

熱流動部会ニュースレター (第 71 号)

AESJ-THD

NEWSLETTER (No.71)

Feb. 2, 2011

研究室紹介

Center for Advance Research in Fusion Reactor Engineering
Seoul National University
Sooseok Choi and Y. S. Hwang

I) GENERAL INFORMATION

Center for Advance Research in Fusion Reactor Engineering (CARFRE) was established at Seoul National University (SNU) in 2008 with the support of Ministry of Education, Science and Technology (MEST). We pursue advance development of key technologies for the design and continuous operation of fusion power reactors, which would serve as an ultimate means to resolve the mankind's energy problem in a sustainable way. During the course of such a development, highly qualified research personnel will be cultivated and active international collaboration need to be accompanying. These activities aim at strengthening Korea's international competitiveness in fusion technology and eventually contributing to an earlier realization of fusion energy by advance acquisition of the core technologies.

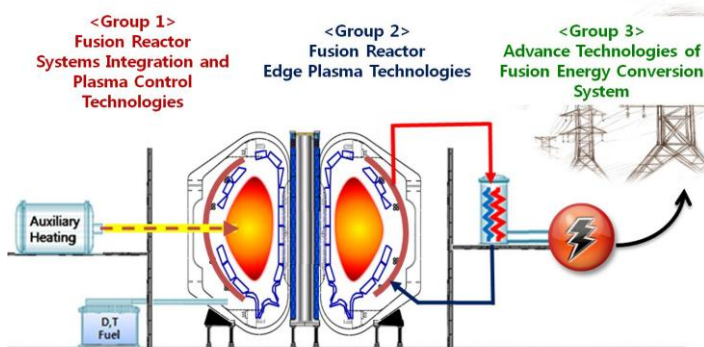


Fig. 1 Three research groups for CARFRE

The research center is divided into 3 main groups in the fields of fusion reactor engineering as shown in Fig 1. In

the first research group, basic technologies for fusion reactor core control and system integration are studied with three sub research topics as following; development of an integrated system analysis tool for fusion reactors, establishment of simulation package for core plasma transports and instabilities, and investigation on alpha particle transport phenomena in burning plasmas. In the second research group, plasma wall interactions in Tokamak boundary plasmas is studied by both theoretical and experimental approaches as following; investigation of plasma property for an analysis of the edge plasma, development of the Monte-Carlo code for boundary plasmas contacting with plasma facing components, technical development of analyzing micro/macro structures of various fusion reactor materials, production of tungsten coated facing material by plasma spray method, and performance of heat and energetic particle loading test and analysis of morphological defects. In the third research group, study of advancing technologies in fusion energy conversion system are conducted with detail subjects as following; development of radiation transport analysis code for blanket design, development of first principle based simulation code for radiation damage analysis, thermal hydraulics experiments on helium and supercritical fluid heat transfer properties, establishment of design code for the analysis of power conversion system, and hydrogen permeation experiments for tritium processing and safety analysis. In addition to above research topics on the fusion reactor engineering, industrial applications of fusion and plasma technologies are also conducted in our research center in order to extend the utilization of the fusion technology in various areas beyond electricity production.

Three research groups are described in detail in the following sections.

II) BRIEF INTRODUCTION TO RESEARCH ACTIVITIES
1. Fusion reactor system integration and plasma control

Final goals of the project group 1 are to build an integrated analysis tool for the entire fusion plant to draw and assess various realizable designs of fusion power systems and to develop integrated plasma control technologies needed for sustained operation. A fusion device called as VEST (Versatile Experimental Spherical Torus) is under construction for fundamental fusion studies. Engineering design and specification of the VEST are presented in Fig. 2 and Table 1, respectively. Together with VEST facility construction, a reactor system code has been developed and upgraded for the analysis of a fusion reactor concept based on high performance Spherical Tokamak (ST), more specifically a ST power plant utilizing fast developing high-temperature superconductor technology.

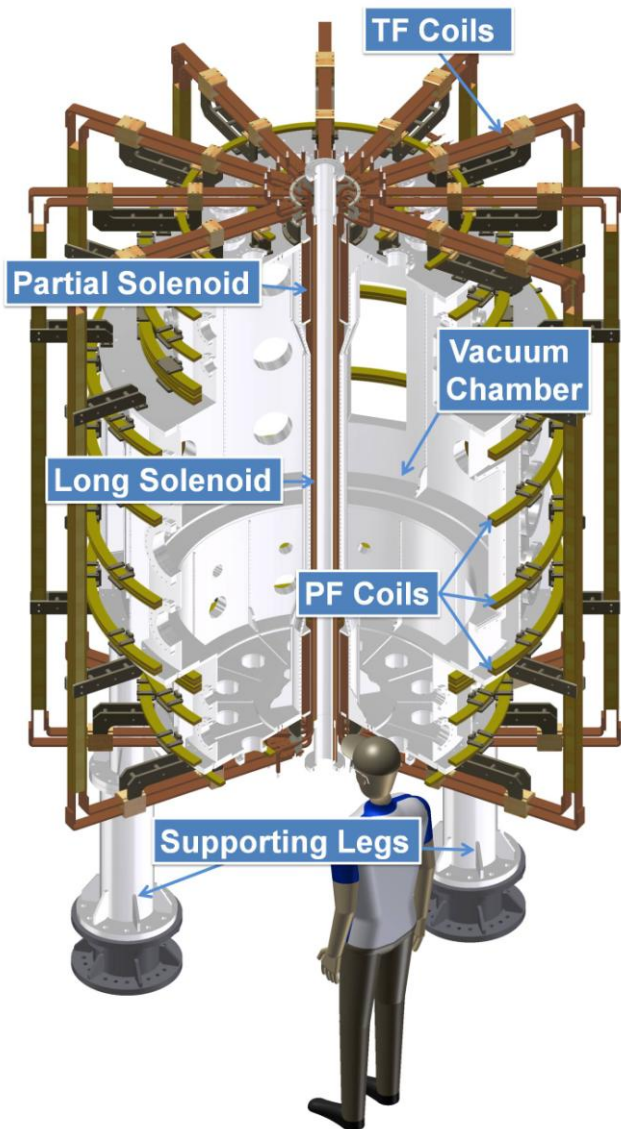


Fig. 2 Sectional view for structural drawing of VEST

Table 1. Specification of Chamber and plasma for VEST

	Initial Phase	Future
Chamber Radius [m]	0.8 : Main Chamber 0.6 : Upper & Lower Chambers	
Chamber Height [m]	2.4	
Toroidal B Field [T]	0.1	0.3
Major Radius [m]	0.4	0.4
Minor Radius [m]	0.25	0.3
Aspect Ratio	1.6	1.3
Plasma Current [kA]	30	100

In order to establish integrated control technique for the plasmas to sustain fusion reactions in a continuous, stable, and optimized way, plasma profile controls as well as neoclassical tearing mode (NTM) control will be pursued. A strong suppression of magnetic island caused by NTM is shown in Fig. 3 as an example of the plasma instability control. In order to maintain the self-ignited state in a fusion power plant, good understanding of the behavior of high temperature alpha particles created during the nuclear fusion process is imperative as well as an integrated controller. To understand the physics of energetic alpha particles, collisional transport effect and linear/nonlinear wave interaction with plasma particles are numerically studied.

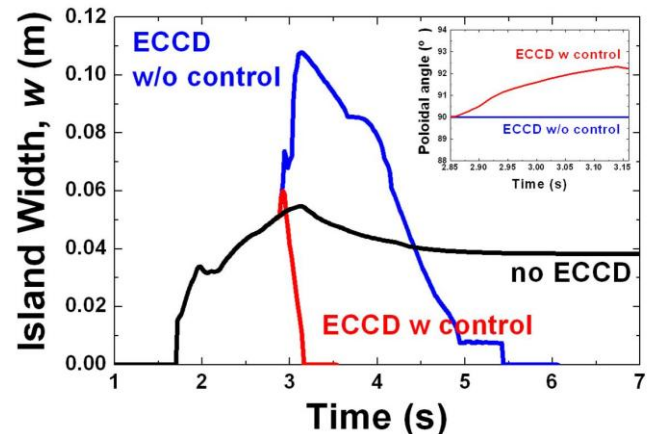


Fig.3 Simulation of real-time feedback control of NTM by ECCD in KSTAR

2. Core basic technology for the boundary plasma

The objective of the project group 2 is to acquire the fundamental data for plasma facing components (PFC) through an interaction of the wall materials facing high temperature plasmas in a fusion reactor. In order to calculate heat flux from the core to the facial elements of a fusion reactor, it is necessary to understand the characteristics of the boundary plasmas in the

scrape-off-layer (SOL). Therefore, the plasma properties of the boundary layer are simulated using a two-dimensional fluid code as shown Fig. 4. Furthermore, calculations of Monte-Carlo collisions for neutrals and impurities are added to improve accuracy of the code for boundary plasmas.

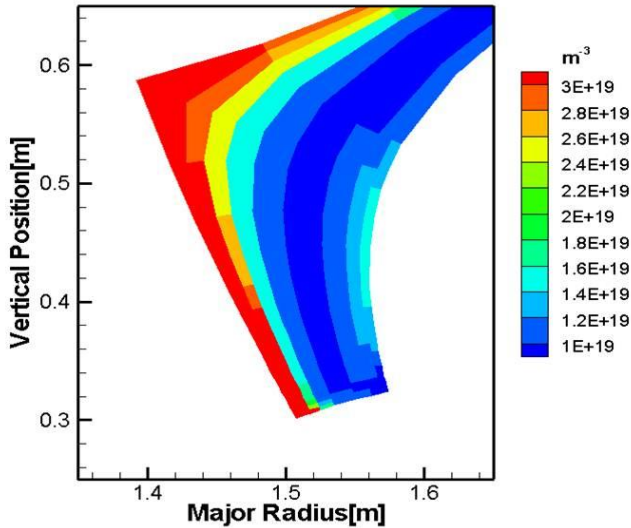


Fig.4 Plasma density profile in SOL region

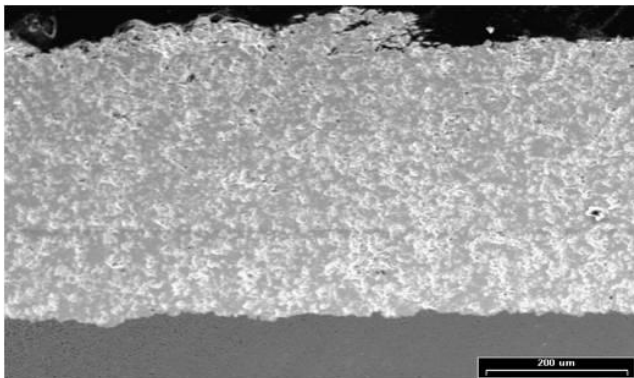


Fig. 5. Coated tungsten layer on STS substrate by atmosphere plasma spray method



Fig. 6. Heat load test on tungsten coated substrate by thermal plasma jet

Development, test, and analysis of PFC materials are important to maintain stable fusion reactions to be satisfied with a long pulse or steady state sustainment in the fusion reactor. Since high heat conductivity and high resistance against highly irradiated heat and particles from the core plasma are essential requirements for the PFC materials,

tungsten coated materials shown in Fig. 5 are produced by an atmosphere plasma spray method. Heat load tests on various PFC materials are carried out by a high power thermal plasma jet as shown in Fig. 6 to investigated PFC material property deformation in fusion reactor environment. In order to simulate high energy ion irradiation on PFC, the ECR plasma source with a pulsed bias system is used. Microstructure and macrostructure changes of PFC materials under heat and particle irradiations are analyzed with various techniques such as XRD, Raman, XPS, IR, Titrator, AES, and TEM/SEM method to deduct the correlation between processing parameter, structural change, and material property.

3. Advance technology research on fusion energy conversion systems

In order to establish a primary code system needed for the design analysis of fusion blanket and energy conversion systems and for the acquirement of basic experimental data, the project group 3 develops essential code module and relevant methods needed for high-fidelity simulation of various physical phenomena occurring in fusion blankets. In order to analyze radiation damages, radiation resistant microstructure has been predicted through defect analysis of two elements single and multi-crystalline alloys, as shown in Fig. 7. Performance improvement with the CAD based geometry processing module is realized for the nuclear characteristics analysis. Prototype FEM based transport code for arbitrary geometry application is developed and its performance comparison is carried out with other transport codes for standard benchmark problems.

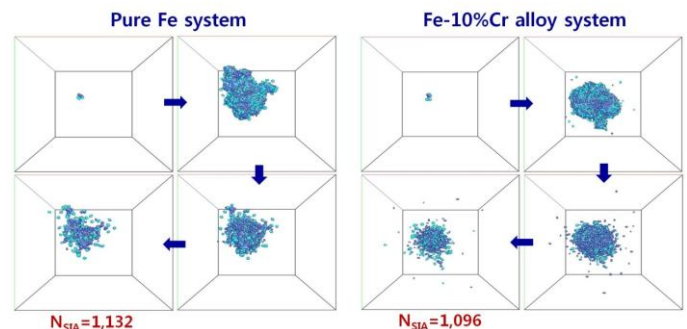


Fig. 7. Irradiation damage simulation on pure Fe and Fe-10%Cr substrate

Experimental work and computational analysis on blanket cooling and high-efficiency power conversion are performed with pressurized helium heat transfer test facility, supercritical carbon dioxide test facility, and fluid flow simulation in turbo machinery to improve electric output power quality. Neutron capture reactions by Li in the blanket of a fusion reactor are major sources of tritium production for fusion energy. Since produced tritium is immediately resupplied to fusion reactions or transported to the storage for later use, analysis of tritium permeation is one of the key issues for the economy and safety

evaluation of fusion reactor materials. Therefore, experiment for tritium permeation analysis is conducted with the hydrogen permeation system as shown in Fig. 8, because tritium, an isotope of hydrogen with similar chemical properties, has radioactive properties and cannot be handled easily. Based on the current hydrogen permeation experiment, tritium permeation databases for safety evaluation in the tritium production and handling systems are expected to be built as a future work.

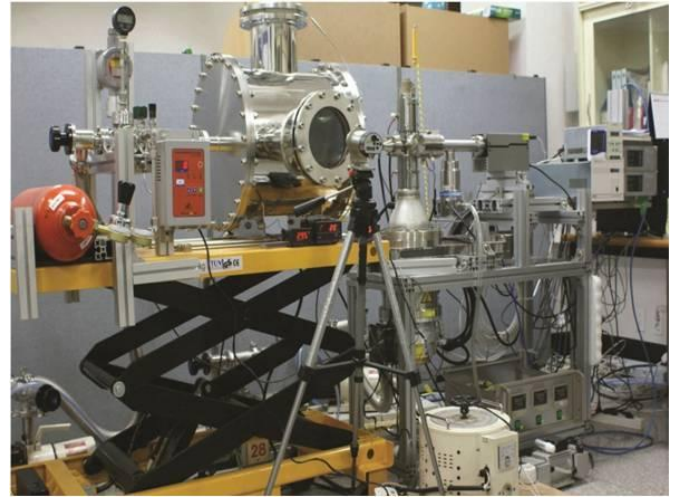


Fig. 8. Hydrogen permeation measurement system

秋季セミナー「Dr.フォーラム」(熱流動部会主催・計算科学技術部会共催) 実施報告 企画委員長 木村 暢之 (原子力機構)

熱流動部会および計算科学技術部会では、秋季セミナー「Dr.フォーラム」として、学位取得後数年の方々を講師に迎えて学位論文での研究成果を講演いただき、次代を担う研究者を会員各位に紹介するとともに参加者の方々が今後広い視野で研究を進めていく機会を設けている。

今回で10回目となる本セミナーは「2010年秋の大会」(北海道大学)の最終日(9/17)より1泊2日の日程で札幌市内の名勝、定山溪にある第一寶亭留(ホテル)翠山亭にて開催した。

今年度のセミナーには新進気鋭の講師5名を含む34名が参加し、初日3件、2日目2件の講演発表(1件当たり質疑応答を含め約1時間)が行われた。開会に先立ち大塚 雅哉熱流動部会長(日立製作所)からご挨拶を頂き、座長は中村 秀夫氏(JAEA)、越塚 誠一教授(東京大学)にご担当頂いた。講演テーマ(所属・講演者)は以下の通り。

- (1) 熱音響自励振動における流れ場の数値解析
(JAEA) 石垣 将宏氏
- (2) 鉛ビスマス冷却直接接触沸騰水型高速炉のチムニー内二相流解析に関する研究
(三菱 FBR システムズ(株)) 山田 由美氏
- (3) 混相流-構造物連成解析手法の構築に関する研究
(JAEA) 永武 拓氏
- (4) 高熱流束除熱に関するヘリウムガスの強制対流熱伝達
(大阪大学) 柴原 誠氏
- (5) 沸騰水型原子炉気水分離器内の旋回二相流に関する研究
(三菱重工業(株)) 片岡 宏庸氏



開会の辞(大塚雅哉 熱流動部会長)



初日の講演発表の様子(JAEA 石垣 将宏氏)

講演では、熱流動現象の機構解明に関する基盤研究から、商用炉や次世代炉への適用に向けての実用化研究まで、幅広いテーマについて会場から多くの質問やコメントがあり白熱した議論が展開された。

本セミナーでは、比較的まとまった講演時間で最先端かつ完成度の高い研究成果の内容が聴講できること、また質疑応答に十分な時間がとれることで研究内への理解や熟練研究者からのアドバイス（技術伝承）が得られることで、講演者のみならず参加者の研究にも大いに参考になったものと思われる。



熱心に講演発表を聴く参加者

初日の講演後には、笠原文雄計算科学技術部会長（JNES）のご挨拶で恒例の懇親会を開宴し、研究以外を含めた幅広い交流の場となった。今回のセミナーでは、懇親会終了後に場所を改め（大部屋宿泊室）2次会と称した更なる親睦会が行われた（宿泊者のほぼ全員が参加）。そこでは、原子力が置かれている昨今の状況や原子力熱流動・計算科学の歩みなど、様々な話題に対して、エピソードを交えつつ意見交換することができ、若手と熟練研究者との交流の輪が広がったものと思われる。

2日目は、後半2件の講演発表が行われ、前夜遅くまで交流した疲れも見せず初日同様講演内容に対する活発な討議が行われた。最後に、閉会の辞を大塚 雅哉熱流動部会長から頂き、全プログラムを成功裏に終了することができた。その後、本セミナーを行った翠山亭の前で参加者全員の記念撮影を行った。



2日目の講演発表の様子（大阪大学 柴原 誠 氏）



Dr.フォーラム参加者で記念撮影

本セミナーを開催するにあたり、講演者の方々をはじめ関係者の皆様に多大なご協力を頂いた。本紙をお借りして改めて厚く御礼申し上げます。

また企画委員会では、本セミナーを含め次代を担う若手研究者の会員各位への紹介ならびに熟練研究者との交流について、より効果的な方法を模索しています。会員皆様方からご意見・ご提案がございましたら遠慮なく企画委員会宛にご連絡頂ければと思います。

（連絡先：kimura.nobuyuki@jaea.go.jp）

会員総会報告

熱流動部会第36回会員総会 議事録

- (1) 日時：平成22年9月15日(水) 12:00-13:00
(2) 場所：秋の大会 K会場

（北海道大学情報科学研究棟 A-13 講義室）

- (3) 配布資料：
① 議事次第
② 総務委員会活動報告
参考資料②-① 熱流動部会規約（改定案）

参考資料②-② 日本原子力学会熱流動部会役員任期規定(案)

参考資料②-③平成21年度収支予算及び実績表

参考資料②-④組織別 長期事業・予算規模計画案

- ③ 企画委員会報告
- ④ 研究委員会活動報告
- ⑤ 国際委員会の活動概要報告
- ⑥ 広報委員会活動報告
- ⑦ 出版編集委員会の活動概要

議事

1. 開会挨拶

大塚部会長より、開会挨拶がなされた。学会は、一般法人化を年内に申請し、今年度中の移行を予定している。一般法人化に関連して、ガバナンスの強化が必要であること、移行後も財務は同等レベルを維持する計画であることが述べられた。また、今年開催の Dr.フォーラムと NTHAS7(春川)、来年開催の NURETH-14(トロント)の紹介を行なうとともに、人材育成と他部門との交流を意欲的に進めていきたい旨が述べられた。

2. 総務委員会報告(大川総務委員長)

春の年会の後に行われた軽微な修正を含む部会規約(案)、役員任期規程(案)、昨年度決算と今年度予算の経過について説明が行われ、原案通り承認された。また、伝熱流動分野を担当するプログラム編成委員の紹介と NURETH-13の収支および監査結果の説明が行われた。

3. 企画委員会活動報告(木村企画委員長)

9/17~18日に開催される Dr.フォーラムの準備状況と開催計画が説明された。学生を中心に定員の30名を超える参加申込があり、盛会となる見込み。

4. 研究委員会活動報告(山本研究委員長)

熱流動部会関連の研究専門委員会と WG の活動状況が紹介された。併せて、新規設立委員会の募集、熱流動部会主催の企画セッションの紹介、既設委員会・WG に対する活動状況および議事録の提出依頼があった。

5. 国際委員会活動報告(大野国際委員長)

NTHAS7(2010年11月14~17日、韓国・春川)、日韓学生セミナー(2010年11月11~13日、韓国・大田)、NURETH-14(2011年9月25~29日、カナダ・トロント)の準備状況説明があった。NURETH-14については Call for Paper が配布された。

6. 広報委員会活動報告(玉井広報委員長)

部会ホームページの更新状況、ニュースレターの発行状況、MLによる情報提供の状況が説明された。また、部会員数の変遷が紹介された。増加傾向にあり、状況は比較的良好。

7. 出版編集委員会活動報告(波津久出版編集副委員長)

編集委員の構成、JNST への論文投稿状況が報告された。

8. 表彰委員会報告(秋本表彰委員長)および表彰式

優秀講演賞の選考基準の確認と2010年度春の大会における講演を対象とする選考結果の報告が行われた。選考結果は以下の通り。

優秀講演賞:

西村丹子氏(日立 GE): F06 触媒式再結合器の BWR 実機適用性の検討; (1) 格納容器スプレイによる下降流が触媒式再結合器性能に及ぼす影響

柴山隼輔氏(筑波大学): E32 超音速蒸気インジェクター内の水噴流界面の熱輸送特性に関する研究

新崎聡司氏(大阪大学): F20 熱流動応答特性を考慮したレベル 2PSA の定量化手法に関する研究

矢内宏樹氏(東北大学): E24 流入条件によるデュアルエルボの流動構造変化の解明

選考結果の報告に引き続き、表彰を行なった。
以上

平成 22 年度 熱流動部会役員

部会長	大塚 雅哉 (日立)	総務委員長**	大川 富雄 (大阪大学)
副部会長	片岡 勲 (大阪大学)	総務副委員長**	西 義久 (電力中央研究所)

広報委員長** 玉井 秀定 (JAEA)
同副委員長* 染矢 聡 (産業技術総合研究所)
研究委員長** 山本 泰 (東芝)
国際委員長** 大野 修司 (JAEA)
同副委員長* 池田 秀晃 (三菱重工)
企画委員長* 木村 暢之 (JAEA)

出版編集委員長** 宋 明良 (神戸大学)
同副委員長* 波津久 達也 (東京海洋大学)
表彰委員長 秋本 肇 (JAEA)
海外担当役員 二ノ方 壽 (東京工業大学)

*:任期2年の1年目、 **:任期2年の2年目

国際会議カレンダー (Web のみに掲載)

熱流動部会のホームページ <http://wwwsoc.nii.ac.jp/aesj/division/thd/> より最新の情報を入手して下さい。

<編集後記>

ニュースレターへの原稿は、随時受付を行っております。研究室紹介、会議案内、エッセイ等寄稿お願い致します。71号でも70号に引き続き、国外の研究室を紹介致しました。またニュースレターに関するご質問、ご意見、ご要望等ありましたら、ぜひ下記宛にe-mailをいただければ幸いです。熱流動部会に入会したい方、入会しているがメールが届かない方が身近におられましたらご相談ください。

e-mail宛先: tamai.hidesada@jaea.go.jp
s.someya@aist.go.jp

熱流動部会のホームページ：
<http://wwwsoc.nii.ac.jp/aesj/division/thd/>
からニュースレターのPDFファイルは入手可能です。