

# 核 燃 料

2009年10月発行

No.45-1 (通巻)

## 目 次

<b>I. 特別寄稿</b>	
日本原子力学会賞・論文賞の概要のご紹介 .....	中司 雅文、石本 慎二、宮崎 晃浩 1
<b>II. 国際会議紹介</b>	
燃料安全研究国際会議 (Fuel Safety Research Meeting) 2009 .....	永瀬 文久 5
<b>III. 国際交流ニュース</b>	
Report on AESJ/KNS Joint Workshop 2009 on Nuclear Fuel and Materials and Fusion In conjunction with the Korea Nuclear Society the 40 <sup>th</sup> year Anniversary Meeting .....	陳 迎 (Ying Chen) 9
<b>IV. 関係機関便り</b>	
OECD Halden Reactor Project - Ready for the Global Nuclear Renaissance and Beyond .....	Margaret McGrath 13
<b>V. 夏期セミナー報告</b>	
軽水炉燃料・材料・水化学3部会合同セミナー報告 .....	安達 淳 19
<b>VI. 編集後記</b> .....	26



## I. 特別寄稿

### 日本原子力学会賞・論文賞の概要のご紹介

(株)日本核燃料開発 中司雅文

(株)グローバル・ニュークリア・フュエル・ジャパン 石本慎二

東京電力(株) 宮崎晃浩

この度、EMAR 法によるジルコニウム合金中の新しい非破壊水素濃度測定技術 (Non-destructive Technique for Hydrogen Level Assessment in Zirconium Alloys using EMAR Method) と題する研究成果に第 41 回学会賞 (論文賞) をいただくことができました。本技術開発に対しては、社内外および関係各位から多くのご理解やご協力をいただき、幸いに受賞まで至ることが出来たことに感謝いたします。ここでは研究内容の概要に併せて技術の特徴をご紹介いたします。

Zr 合金は水素吸収により脆化する傾向があるので、非破壊的に簡便に水素濃度を測定する技術の開発は重要なテーマです。従来法では被測定物を試験施設へ輸送し小片に切断した試料を測定しています。今、発電所サイト等の現場で非破壊測定が可能になると、輸送や破壊測定に伴う廃棄物量の低減などの経済的な利点だけでなく、必要な情報がタイムリーに得られるので原子炉の高信頼性運転等に寄与できます。同ニーズに応えるための技術が満たすべき要件として、(1)被測定物は放射性材料であり、(2)表面は厚さが不明の酸化膜に覆われ、(3)プール水中での遠隔操作で測定されなければならない、(4)さらに被測定物を加熱する等の耐食性や機械的性能の劣化の懸念がない方法であることが必要です。

上の要件を満たす技術として音響特性の応用が現実的ですが、圧電素子等を用いる既存の方法ではカップリング液を介在させた共鳴測定 (図 1 左) であるために受信信号の強度は強い反面、供試材以外にセンサー等も含んだ共鳴が生じるために、それだけ精度の低下は避けられないようです。また、炉内で使用されて表面に酸化膜を形成した試料では正確な厚さを把握できないので、共鳴周波数が得られても音速の絶対値を高精度に求めることが困難であることから、照射のままの材料では「音速-水素濃度関係」を求めるのは実質的に不可能と思われます。

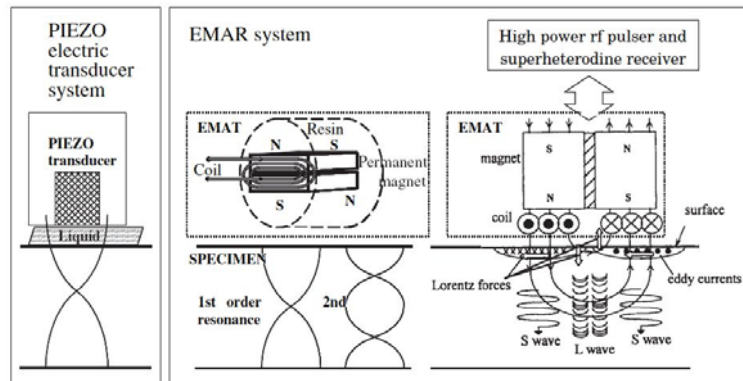


図 1 ピエゾ圧電素子による共鳴状態と電磁超音波法による共鳴発生状況の差 (説明概念図) (1,2)

そこで、非接触で導電性材料の共鳴周波数を高精度に測定できる特徴がある電磁超音波共鳴法 (EMAR 法: Electromagnetic Acoustic Resonance) を適用して材料中の縦波・横波による共鳴特性を調べました。即ち、永久磁石とコイルから構成された電磁超音波探触子

(EMAT) による静磁場の下で試料表面に渦電流が発生すると、ローレンツ力等の作用で試料表面自身が超音波の発生源になります。この方法では、材料は音響的に孤立しており、受信信号は桁違いに弱くなる反面、純粋に材料だけの共鳴特性を検出できるという大きな特徴があります(図1右)。反射してきた試料表面の振動を受信コイル(図示省略)を介して電磁超音波共鳴 EMAR を発生(図1)させ、受信強度の微弱さを補います<sup>(1)</sup>。

さて、正確な板厚が不明な状況では、EMAR 法でも共鳴周波数から音速は定まらないので、本研究では新規な発想として音速の絶対値ではなく、試料中に生じた3種類の共鳴周波数の相対関係(音響異方性)を水素濃度と関連付けようと試みたものです。そのために共鳴<sup>π</sup>クルから振動方向が圧延方向および直交方向にある二つの横波および縦波による共鳴周波数(fr, ft, fl)を求め、水素濃度との相関を調べました。そこで  $\Delta f (=2(ft-fr)/(ft+fr))$  や  $(fl/fr)$  をそれぞれ「音響異方性」および「共鳴周波数比」と定義しました。これらの指標には板厚や密度が含まれず単に共鳴周波数だけの関数であることが特徴です。fr, ft が水素濃度の増加とともにシフトする例を図2に、各音響指標と水素濃度との関係を図3、図4にそれぞれ示します。このように  $\Delta f$  や  $(fl/fr)$  と水素濃度には所定の相関関係があることを見出し、これを検量線として用いて水素濃度を予測する新しい手法を提案しました<sup>(3,4)</sup>。なお、提案した指標は板厚情報を必要とせず、かつ受信信号の強度に依存しないので、図5-図6に例示しましたように酸化膜厚やセンサー/試料間の間隙(Liftoff)の影響は無視できる結果が得られています。また、指標の値は試料肉厚内の平均的な水素(水素化物)濃度に対応し、水素化物析出形態の影響を受けないことも判明しています。

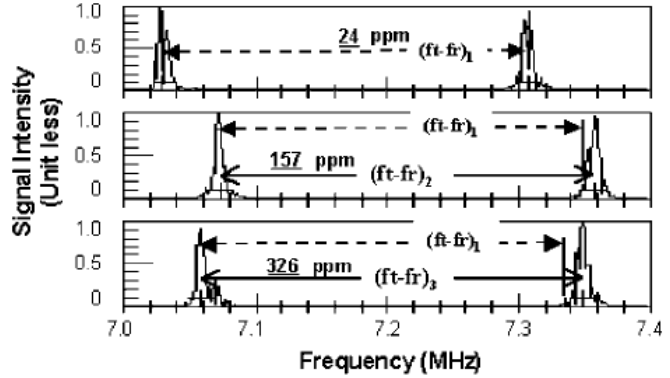


図2 水素濃度が異なる試料の共鳴周波数(左右のピーク位置:各fr,ft)

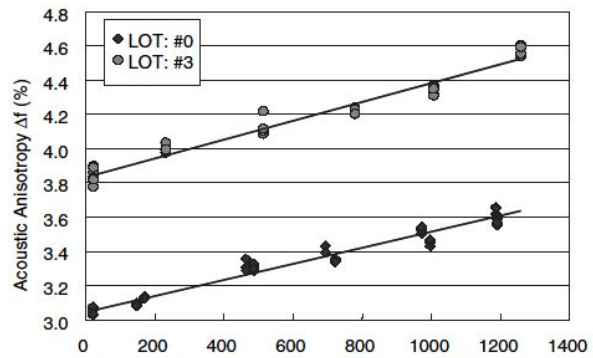


図3 音響異方性( $\Delta f$ )の水素濃度依存性(2種類のロット)

そこで  $\Delta f (=2(ft-fr)/(ft+fr))$  や  $(fl/fr)$  をそれぞれ「音響異方性」および「共鳴周波数比」と定義しました。これらの指標には板厚や密度が含まれず単に共鳴周波数だけの関数であることが特徴です。fr, ft が水素濃度の増加とともにシフトする例を図2に、各音響指標と水素濃度との関係を図3、図4にそれぞれ示します。

このように  $\Delta f$  や  $(fl/fr)$  と水素濃度には所定の相関関係があることを見出し、これを検量線として用いて水素濃度を予測する新しい手法を提案しました<sup>(3,4)</sup>。なお、提案した指標は板厚情報を必要とせず、かつ受信信号の強度に依存しないので、図5-図6に例示しましたように酸化膜厚やセンサー/試料間の間隙(Liftoff)の影響は無視できる結果が得られています。

また、指標の値は試料肉厚内の平均的な水素(水素化物)濃度に対応し、水素化物析出形態の影響を受けないことも判明しています。

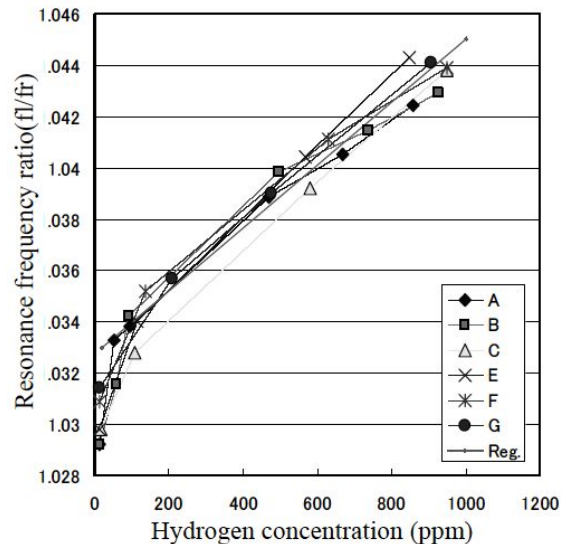


図4 ロットが異なる Zry 板の共鳴周波数比  $(fl/fr)$  の水素濃度依存性

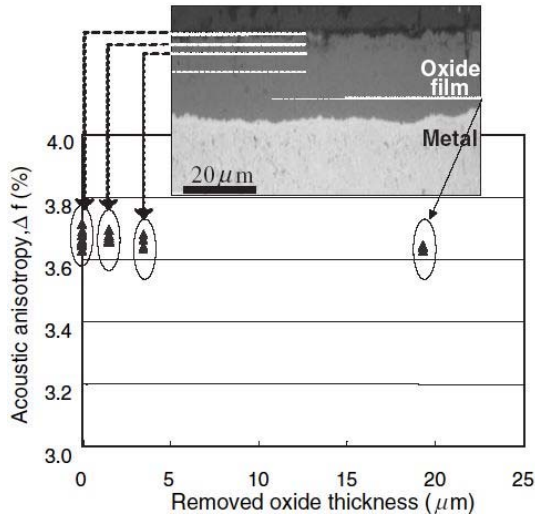


図5 音響異方性 ( $\Delta f$ ) の酸化膜厚さ無依存性 (酸化膜研削除去)

次に、提案した EMAR 法で求めた各指標の物理的意味を試料の弾性定数との関連から調べました。圧延加工された多結晶 Zr 合金の場合には異方性を認めると 9 個の独立した弾性係数 ( $C_{ij}$ ) を持つので、固体中の超音波の伝播現象を表す運動方程式を解くと、3 種類の音速 (共鳴周波数  $f_r$ 、 $f_t$ 、 $f_l$ ) は  $n_r$ 、 $n_t$ 、 $n_l$ 、 $d$  をそれぞれ 3 種類の共鳴次数および板厚とすると下式のように多結晶の弾性定数で表現できます<sup>(5)</sup>。なお、必要な多結晶のマクロな弾性定数 ( $C_{ij}$ ) は、 $\alpha$ -Zr 単結晶の弾性定数と集合組織データを数値積分することで算出できることを示しています<sup>(5)</sup>。

$$\begin{Bmatrix} f_r \\ f_t \\ f_l \end{Bmatrix} = \begin{Bmatrix} n_r (C_{55}/\rho)^{0.5}/(2d) \\ n_t (C_{66}/\rho)^{0.5}/(2d) \\ n_l (C_{11}/\rho)^{0.5}/(2d) \end{Bmatrix}$$

上式を定義した音響指標に代入すると、EMAR 法で計測した音響指標 ( $\Delta f$ 、 $f_l/f_t$ ) は下式のように試料のマクロな弾性定数の関数になることを示しました。

$$\Delta f = 200 \times (C_{66}^{0.5} - C_{55}^{0.5}) / (C_{66}^{0.5} + C_{55}^{0.5})$$

$$(f_l/f_r) = (n_l / n_r) \times (C_{11}/C_{55})^{0.5}$$

$\alpha$ -Zr の単結晶の弾性定数と集合組織から数値的に求めた音響異方性と EMAR 法で求めた値は、ほぼ一致を示しています<sup>(5)</sup>。例えば、 $\alpha$ -Zr 単結晶の弾性定数の温度依存性が報告されているので、

これと解析対象材料の集合組織データから  $\Delta f$  の温度依存性を算出しました。その結果、計算値と EMAR の測定値の絶対値は僅かに差異は認められるものの温度依存性は良好に一致 (図

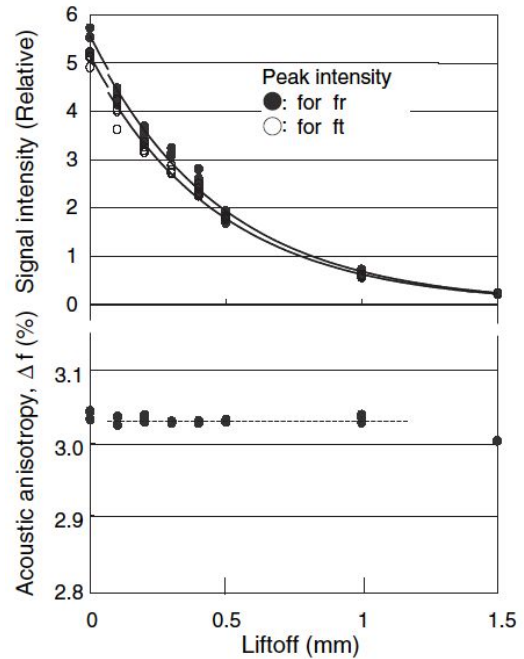


図6 音響異方性 ( $\Delta f$ ) におよぼすセンサー/試料間隙 (Liftoff) の影響

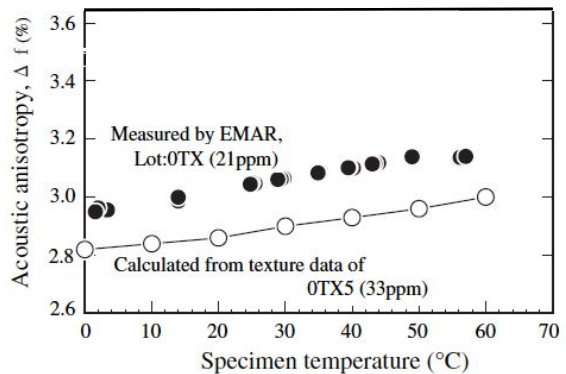


図7  $\alpha$ -Zr 単結晶の弾性定数と集合組織から算出した値と EMAR 測定値との比較



7) (5) しており、採用した指標の物理的な意味の解釈が妥当であることを示しています。

さらに、本技術の照射材への適用性を確認するために、商用炉で4サイクル使用された燃料被覆管について、大気中で測定した結果、被覆管は酸化膜およびクラッドが付着しているが、横波の共鳴周波数は検出されることがわかりました。また、「音響異方性 ( $\Delta f$ ) - 水素濃度依存性」に及ぼす中性子照射効果の影響を把握するために、商用炉で4サイクル照射された Zry 薄板 ( $9.8 \times 10^{25} \text{m}^{-2}$ ,  $E > 1 \text{MeV}$ ) を供試材 (BL, CL, DL) にして焼鈍試験を行い、X線回折や硬さ測定も併用して照射欠陥の回復と音響特性との関係を調べました。その結果、各回復段階で明瞭な共鳴が得られ、4サイクル照射により横波の音速は約1% (図8)、ヤング率では約2%低下 (図9) することがわかりました (6)。以上の照射材の試験から、照射材では未照射材から求めた検量線 ( $\Delta f$  - 水素濃度関係) を補正すればよいことを示しました。

以上をまとめますと、本手法は、EMAR法を導入して縦波・横波の3種類の共鳴周波数を高精度に測定した結果、各共鳴周波数の水素濃度依存性がそれぞれ異なっていることを新規に見出し、板厚や密度の情報なしに共鳴周波数だけの関数を指標にして水素濃度の予測に応用したものです。測定では多結晶体のマクロな弾性定数の変化を検出していることになり、必然的に材料の本来の集合組織の影響を強く受けるので、集合組織が異なる材料間の水素濃度の絶対値測定には制限があり、むしろ同一材料の同一位置での水素濃度変化のような定点観測に有効な手法と言えます。本研究成果の派生的な効果として、Zr等の水素化物の特異な弾性特性の解明研究や、EMARの特徴である高精度測定の特長を活かして中性子照射による材料物性値の変化を定量化する研究分野にも適用できる可能性もあることが分かっています。

参考文献：M.Hirao, H.Ogi, "EMTS for science and industry, Noncontacting ultrasonic measurements", Kluwer Academic Publishers (2) M. Nakatsuka, et al., 43[9], (2006) p. 1142. (3)M. Nakatsuka, United States Patent, US 6,640,635 (2003). (4)M. Nakatsuka, European Patent, EP 1,215,493 (2007). (5)M. Nakatsuka, et al., J. Nucl. Sci. Tech., 44[6], (2007) p. 902. (6)M. Nakatsuka, et al., J. Nucl. Sci. Tech., 44[10], (2007) p.1285.

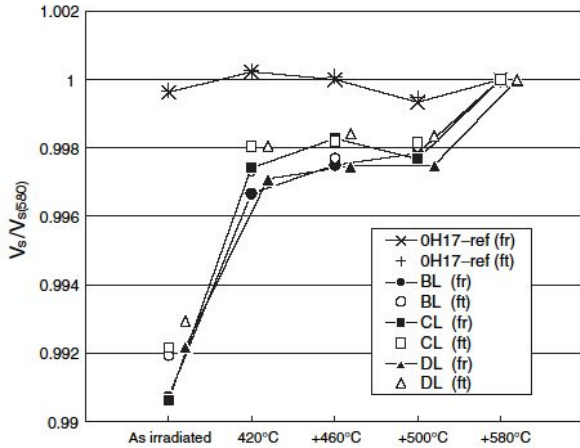


図8 照射材の回復試験中の音速変化 (最終処理温度での値で規格化)

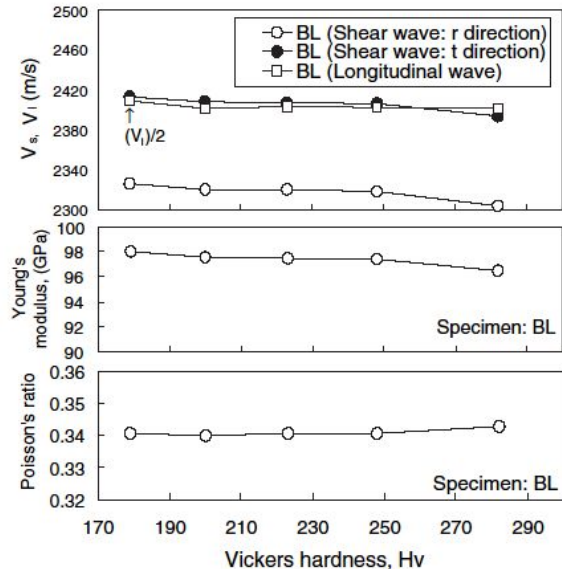


図9 照射後焼鈍中の音速と等方性近似計算から予測したヤング率およびポアソン比

## Ⅱ. 国際会議紹介

### 燃料安全研究国際会議 (Fuel Safety Research Meeting) 2009

日本原子力研究開発機構

永瀬 文久

日本原子力研究開発機構（原子力機構）は、原子炉安全性研究炉（NSRR）や燃料試験施設（RFEF）を用いた実験を行い高燃焼度燃料の事故時挙動に関する知見を取得するとともに、安全評価手法の高度化の一環として燃料挙動解析コードや被覆管健全性評価手法の開発を行っている。国内外の専門家との情報交換や議論を通じて安全規制のための研究展開や安全評価手法の開発に役立つ情報を入手し一層の国際協調を図ることを目的に、高燃焼度燃料の反応度事故（RIA）及び冷却材喪失事故（LOCA）時の燃料挙動評価に関する発表及び討議を行う国際会合を開催してきた。本年は、5月20日（水）、21日（木）の両日、原子力機構原子力科学研究所内において、「燃料安全研究国際会議（Fuel Safety Research Meeting）2009」を開催した。日本国内及び欧米、韓国などの海外（11カ国）の電力、燃料メーカー、研究機関から約80名の専門家が参加し、原子力機構及び米仏などから22件の発表があった。

原子力機構の横溝理事による開会の挨拶に続き、原子力機構における燃料安全研究の概要が紹介された。高燃焼度燃料のRIA及びLOCA時燃料挙動に関しこれまでに得られた知見が紹介され、2008年より準備が進められ2011年から本格実施される高燃焼度改良型燃料に対する試験計画が示された。また、ガス炉燃料などの新型炉燃料への取り組みについても紹介された。

会議一日目に行われたRIA時燃料挙動に関するセッションでは、原子力機構及び欧米各国における当該分野の研究と規制の現状についての報告があった。米国NRCからは、燃料の高燃焼度化に対応したRIA指針改定に関する動向が紹介された。米国ANATECH社からはRIA指針改定に対する米国産業界の取り組みが紹介された。仏EDFからは、RIA時の燃料挙動や燃料破損限界に関する最近の研究結果が報告された。仏IRSNからは、同じ燃料を対象としたNSRR及びCABRI実験結果の比較に基づきRIA時のペレット被覆管機械的相互作用に及ぼす試験条件の影響に関する解析結果が紹介された。原子力機構からは、欧州の発電炉で照射された高燃焼度燃料を用いた最近のNSRR高温実験結果及び事故時燃料挙動解析コードRANNSを用いた高燃焼度PWR燃料の高温実験における破損挙動解析結果が報告された。仏CEAからは、RIA時の負荷を模擬した被覆管の機械特性試験手法の開発状況とリング引張試験に関して行われたラウンドロビン試験の成果が報告された。スウェーデン・スタズビック社から

は、RIA 時の高燃焼度 BWR 燃料被覆管破損に関する炉内試験結果と機械特性試験結果の比較が紹介された。

会議二日目の LOCA 時燃料挙動に関するセッションでは、OECD ハルデン原子炉計画、米国、仏国及び原子力機構から当該分野の研究結果が発表された。ハルデン原子炉計画からは、試験炉を用いた LOCA 時のペレット挙動に関する試験の結果が報告された。米国の ANL と NRC からは、高燃焼度被覆管のクエンチ後の延性に関する最近の成果と LOCA 指針改訂に関する最近の状況がそれぞれ紹介された。米国 EPRI からは、LOCA 指針策定に関する米国産業界の取り組みが紹介された。仏 EDF 及び IRSN による発表においては、LOCA 指針改訂に関する産業界の意見及び LOCA 指針改訂に必要なデータ取得のための試験計画がそれぞれ示された。原子力機構からは、高燃焼度燃料被覆管を対象とした LOCA 模擬実験及び LOCA 後の被覆管脆化に関する機械特性試験の結果が報告された。

同日の夕方には拡大セッションとして、原子力機構から、未照射水素吸収管を用いた機械特性試験の結果及び計画、ジルコニウム中の水素挙動及び脆化に関する原子論的研究、ハルデン炉での MOX 燃料照射試験結果を用いた燃料挙動解析コード FEMAXI-6 の予測能力の評価、JMTR における燃料照射試験計画と装置開発の進捗に関する発表があった。

それぞれの発表に対して活発な質疑応答が行われた。特に、原子力機構が最近実施した高燃焼度燃料を対象とした RIA 及び LOCA 試験の成果には強い関心が寄せられ、また燃料の高燃焼度化に対応した安全基準類の整備に関連して活発な議論が行われた。

本会議は年一回開催しており、今年で 7 回目になる。2010 年も 5 月に開催する予定である。

以上

## Fuel Safety Research Meeting 2009 Program

### Wednesday, May 20

#### Opening Session

Opening address	H. Yokomizo	JAEA
Fuel safety research at JAEA	T. Fuketa	JAEA

#### Session 1 Fuel Behavior under RIA Condition

Current status of RIA criteria in the United States	J. Voglewede	USNRC
An industry view of RIA criteria in the United States	R. Montgomery	ANATECH
EDF recent works on RIA limits	N. Waeckel	EDF

#### Lunch break

Influence of test conditions on rod behaviour during RIA based on CIP0-1, VA-1 and VA-3 tests	V. Georgenthum	IRSN
PCMI failure of high burnup fuels under RIA conditions	T. Sugiyama	JAEA
Numerical analysis on the cladding failure behavior of high burnup PWR fuels in NSRR experiments.	M. Suzuki	JAEA

#### Coffee break

Experimental study of the irradiated zircaroy-4 fracture process using RIA dedicated PST specimens and DIC method	S. Carassou	CEA
Synthesis of an international round robin on cladding mechanical testing for RIA	C. Poussard	CEA
RIA failure of high burn-up fuel rod irradiated in KKL	V. Grigoriev	Studsvik

#### Reception

### Thursday, May 21

#### Session 2 Fuel Behavior under LOCA Condition

A comparison of fuel relocation fragmentation and relocation behaviour in Halden reactor LOCA experiments	E. Kolstad	Halden Project
Recent results at Argonne on embrittlement of high-burnup cladding	Y. Yan	ANL
Current Status of LOCA Cladding Criteria in the United States	J. Voglewede	USNRC
An industry view of LOCA rulemaking in the United States	K. Yueh	EPRI
EDF views on LOCA limits	N. Waeckel	EDF

#### Lunch break

IRSN views on LOCA criteria and R&D related programs	M. Petit	IRSN
DRACCAR, a new 3D-thermal mechanical computer code to simulate LOCA transient on Nuclear Power Plants : status of the development and the validation	G. Repetto	IRSN
Fracture resistance and embrittlement of high burnup fuel cladding under LOCA conditions	F. Nagase	JAEA

#### Session 3 Extended session

Mechanical properties of hydrogenated cladding tubes	T. Fukuda	JAEA
Coffee break		
Ab initio study on plane defects in Zirconium hydrogen solution and Zirconium hydride	Y. Udagawa	JAEA
Evaluation of uncertainties in FEMAXI-6 calculations with MOX fuels irradiated in Halden reactor	A. Yamaji	JAEA
Fuel irradiation and water chemistry test programs in JMTR	T. Nakamura	JAEA

#### Closing Session

Meeting summary	T. Fuketa	JAEA
Closing remarks	K. Ishijima	JAEA





## Report on

### **AESJ/KNS Joint Workshop 2009 on Nuclear Fuel and Materials and Fusion**

in conjunction with the Korea Nuclear Society the 40<sup>th</sup> year Anniversary Meeting

Ying Chen, Tokyo University

May of Jeju is full of the flavor of spring. The “AESJ / KNS Joint Workshop 2009 on Nuclear Fuel and Materials and Fusion” was held on May 21, 2009, in the beautiful Jeju Island, during the 2009 Spring Meeting of the Korea Nuclear Society (KNS) (May 18-23, 2009), as one of the series workshops for celebrating the 40<sup>th</sup> year anniversary of KNS.

The ceremony was held in the morning of May 21. A lot of researchers in the field of atomic energy all over Korea participated in the celebration. Several important speeches were given by the high ranked officers in nuclear society, as well as the presentation by the representative of IAEA. The President of AESJ, Prof. Y. Oka delivered the plenary lecture.

The AESJ / KNS Joint Workshop was scheduled in the afternoon of May 20. This joint workshop series was started in 2000, the one of this year is the 10<sup>th</sup> in the series. KEARI hosted the workshop this year, Dr. J. Y. Park (KEARI) and Prof. A. Kimura (Kyoto University) were the co-organizers of this workshop. About 20 researchers from Korea attended the workshop. Several Japanese researchers had to cancel their trips due to the H1N1 influenza unfortunately, finally, the 5 participants from Japan are: A. Kimura (Kyoto University), S. Konishi (Kyoto University), M. Suzuki (JAEA), M. Akiba (JAEA) and Y. Chen (The University of Tokyo).

At the beginning, Dr. D. S. Sohn (Head of Div. Nuclear materials and Fuels, KNS) and Dr. T. S. Joe (Deputy Director of Fusion Research Div., MEST) gave opening remarks. Afterwards, there were 12 presentations allocated around 3 topics as following.

#### **Nuclear Materials (5 presentations)**

- Current Status of Fuel Claddings R&D for Next Generation Nuclear Systems in Japan (A. Kimura, Kyoto University)
- Multiscale modeling methods for predicting materials behavior under irradiation (J.H. Kwon KAERI)
- R&D Activities on Corrosion Issues in PWR at KAERI (H.P. Kim, KAERI)
- R & D Activities for the Ageing Management of Nuclear Power Plants at Japan Atomic Energy Agency (M. Suzuki, JAEA)
- Material R&D Status for the Next Generation Nuclear Energy System in KOREA (J.Y. Park, KAERI)

#### **Fusion (4 presentations)**

- Present Status of Procurement Activities of ITER Components in JADA and BA Activities at Rokkasho (H. Takatsu and M. Akiba, JAEA)

- Present Status of Procurement Activities of ITER Components in KODA (K.J. Jung, NFRI)
- Development of High Temperature LiPb blanket in Japan (S. Konishi, Kyoto University)
- R&D Activities for Development of Blanket in Korea (B.G. Hong, KAERI)

**Nuclear Fuels (3 presentations):**

- Status of SFR Fuel Development (C.B. Lee , KAERI)
- Third Eye for Nuclear Fuel Studies (Ying Chen, Y. Kaneta, M. Kinoshita and S. Iwata, The Univ. of Tokyo and CRIEPI)
- Recent Progress of Advanced Voloxidation Study at KAERI (G.I. Park, J.J. Park, J. W. Lee, KAERI)

Overviews on the research and development activities in unclear materials, fuels and fusion in two countries were presented with covering almost all important issues nowadays in these fields, such as cladding material, corrosion, ageing management, blanket and nuclear fuels, by both experimental and computational approaches.

The workshop provided a good opportunity for all participants from two countries to exchange the information, to get a good understanding on the status of research activities in the leading groups in two countries, to confirm the main problems and difficulties which we are facing, and further possibilities in collaboration of our two countries. However, due to a half-day workshop, the time allocated to each speaker was only 20 minutes which is tight for an overall review in one specific research subject. It was a pity that we did not have sufficient time for question and discussion after each talk. Upon this, Prof. Kimura suggests a one-day meeting for the joint workshop next year (Sendai, Japan, 2010).

In the evening, KEARI hosted a dinner for all participants. All of us enjoyed a nice time with Korean-style Japanese food. Pleasant discussion and chatting on various topics of common interest deepened the further friendship among researchers in the nuclear research communities of two countries. During the exchanging of “see you next year in Sendai”, the 2009 workshop was closed.

Participants of Joint Workshop of Nuclear Fuel & Materials & Fusion



Ceremony of KNS 40<sup>th</sup> anniversary



Joint Workshop



Haevichi Hotel



Spring flowers at sea side

Photos taken during the KNS 2009 Spring Meeting (Jeju, Korea)



## The program of the events of KNS 2009 Spring Meeting

Venue	May. 18 (Mon)	May. 19 (Tue)	May. 20 (Wed)	May. 21 (Thu)	May. 22 (Fri) Spring Meeting (Oral Session)	May. 23 (Sa)
Grand Ballroom A Resort(1F)			The 3 <sup>rd</sup> Nuclear Hydrogen Workshop 09:30 ~ 17:30	Plenary Session 09:30 ~ 12:00	(5A) Thermal Hydraulics and Safety (5D) Thermal Hydraulics and Safety 09:00 ~ 12:40 13:30 ~ 16:50	
Grand Ballroom B Resort(1F)			원전기기/구조물 모뎀화 기술 Workshop 13:30 ~ 18:00	Celebrating the KNS 40 <sup>th</sup> Anniversary 15:00 ~ 17:50	(5B) Thermal Hydraulics and Safety (4G) Nuclear Fuel and Materials 09:00 ~ 12:40 13:30 ~ 17:10	
Grand Ballroom C Resort(1F)				Banquet 18:00 ~ 20:00	(4A) Nuclear Fuel and Materials (4E) Nuclear Fuel and Materials 09:00 ~ 12:20 13:30 ~ 16:50	
Emerald Hall Resort(B1)	KJ PSA Workshop (Banquet) 18:30 ~ 21:00	KJ PSA Workshop 15:30 ~ 18:00	NIUSS Forum 2009 원자력대학생 논문연구회 09:00 ~ 18:00		Poster Session 10:00 ~ 12:00 14:00 ~ 16:00	
Ruby Hall Resort(1F)		NUPYRO 2009 09:00 ~ 18:00	NUPYRO 2009 09:00 ~ 12:00 2009 국제 원자력 주요 이슈와 전망 Workshop 13:00 ~ 18:00		(9A) Nuclear Policy, Human Resources and Cooperation (5E, 5F) Thermal Hydraulics and Safety 09:00 ~ 12:40 13:30 ~ 16:30	
Diamond Hall A Hotel(B1)	KJ PSA Workshop 08:30 ~ 18:00	KJ PSA Workshop 09:00 ~ 15:00		원로/CEO Forum 12:10 ~ 14:00	(2A) Reactor Physics and Computational Science (2C) Reactor Physics and Computational Science 09:00 ~ 12:40 13:30 ~ 16:50	
Diamond Hall B Hotel(B1)	KJ PSA Workshop 13:50 ~ 18:00	KJ PSA Workshop 09:00 ~ 15:00	CPLD/FPGA 안전핵융기술 Workshop 13:00 ~ 18:00		(7A) Quantum Engineering and Nuclear Fusion (6D) Radiation Utilization and Protection 09:00 ~ 12:40 13:30 ~ 16:50	Climbing Mt. Halla (08:30 ~ 15:00)
Sapphire Hall Hotel(B1)	KJ PSA Workshop 13:50 ~ 18:00	KJ PSA Workshop 09:00 ~ 12:20	방사선생물의학의 새로운 연구분야 Workshop 14:00 ~ 18:00	[연구회 모임] *원자력계측제어 및 자동원격*	(6A) Radiation Utilization and Protection (6C) Radiation Utilization and Protection 09:00 ~ 13:00 13:30 ~ 17:10	
Crystal Hall A Winter Garden(D1)			국내고속기 프로그램 및 기술개발현황 Workshop 14:00 ~ 18:00		(1A) Reactor System Technology (1C) Reactor System Technology 09:00 ~ 12:00 13:30 ~ 17:10	
Crystal Hall B Winter Garden(R1)	WORTH-4 13:30 ~ 15:00		IAEA Safety Forum 09:30 ~ 16:00		(8A) Nuclear Power Plant Construction and Operation (8C) Nuclear Power Plant Construction and Operation 09:00 ~ 12:40 13:30 ~ 16:50	
Crystal Hall C Winter Garden(B1)	WORTH-4 15:00 ~ 18:30	WORTH-4 09:00 ~ 13:00	WORTH-4 09:00 ~ 12:00 AES/KNS Joint Workshop 2009 12:30 ~ 18:00	Luncheon 12:10 ~ 14:00	(4C) Nuclear Fuel and Materials (8E) Nuclear Power Plant Construction and Operation 09:00 ~ 12:40 13:30 ~ 16:50	
Crystal Hall D Winter Garden(B1)	WORTH-4 15:00 ~ 18:30	WORTH-4 09:00 ~ 13:00	WORTH-4 Halden 국제공동연구 Workshop 09:00 ~ 12:00 13:30 ~ 18:00		(10A) Nuclear I&C and Automatic Remote Systems (10C) Nuclear I&C and Automatic Remote Systems 09:00 ~ 12:40 13:30 ~ 16:50	
Crystal Hall E Winter Garden(B1)	HelMeRT 2009 13:30 ~ 18:00	HelMeRT 2009 09:00 ~ 17:30	HelMeRT 2009 16:00 ~ 18:00		(3A) Radioactive Waste Management (3C) Radioactive Waste Management 09:00 ~ 13:00 13:30 ~ 16:50	



**OECD Halden Reactor Project - Ready for the Global Nuclear Renaissance and Beyond**  
**Dr. Margaret McGrath, Nuclear Safety and Reliability dept., Institute for Energy Technology**

*Nuclear Renaissance*

The global nuclear industry, having been in a period of relatively slow or stagnant growth, is now entering a period of change generally considered to be a "nuclear renaissance". There is increasing interest in the use of nuclear power as an energy source for both its economic competitiveness in a climate of rising oil and gas prices, and also because it does not release greenhouse gases. However, amongst the public, safety still remains a priority issue, such that the industry must always be thorough and convincing in its way of addressing reactor safety.



The increasing interest in nuclear power has translated into three parallel tracks:

- Current LWR sustainability programs

The nuclear power industry in countries with ageing fleets of existing reactors is heavily involved with plant lifetime management programs. Such programs work towards license extensions past original reactor design lifetimes, for example from 40 years to 60 or even 80 years. Data on the behaviour of high radiation exposure material will be in great demand to support such programs.

- New build / Generation 3+

Improvements to existing LWR designs are being undertaken by all the major reactor vendors, such that much of the upcoming new-build units will be Generation 3+ or Next Generation LWRs. Significant changes to fuel or fuel assemblies instigates a need for re-licensing or approval of the modifications by the appropriate safety authorities. Associated with such approvals is a need for supporting data to demonstrate as good as or improved safety of the modified fuel.

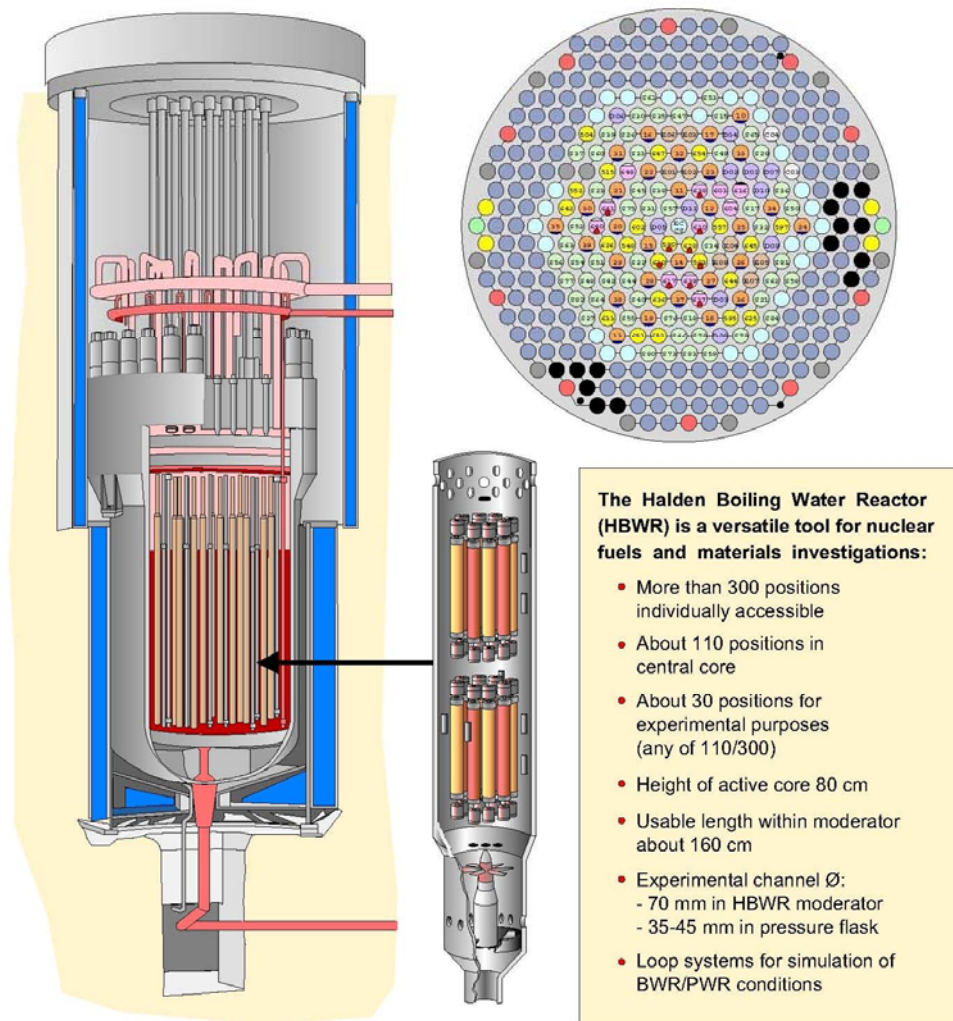
- R&D for GEN-IV

There is wide international research into new reactor types, the so-called GEN-IV or 4<sup>th</sup> Generation reactors. Research programs relating to the behaviour of new fuels and materials under simulated GEN-IV reactor environments will ultimately be needed.

There is thus a need for continuing research into nuclear power, especially related to nuclear safety, and the Halden Reactor Project is well placed with its fuels and materials research programs and advanced testing facilities to contribute to these safety-related research activities, both now and well into the future.

## *The OECD Halden Reactor Project*

The Organisation for Economic Cooperation and Development (OECD) Halden Reactor Project (HRP) is an international research and development project that operates under the auspices of the OECD's Nuclear Energy Agency (NEA) with the sponsorship of 18 countries, including Japan. It is administered by the Norwegian Institute for Energy Technology (IFE) at its Halden establishment and is jointly funded by its member organisations, which represent a cross section of the nuclear community including licensing and regulatory interests, national research organisations, reactor and fuel vendors, and utilities. The HRP's strong international profile and solid technical basis represent an asset for the nuclear community at a time in which maintaining centres of expertise at an accessible cost becomes increasingly important.



*The Halden reactor: producing safety-related, fuel and materials data for generations.*

The main goal of the Halden Reactor Project is the safe and reliable operation of nuclear power plants. It contributes towards this through making advances in relevant R&D topics and by developing technical solutions for industry. The HRP is strongly results oriented, with much of its success coming from the ability to satisfy many customers in an efficient and

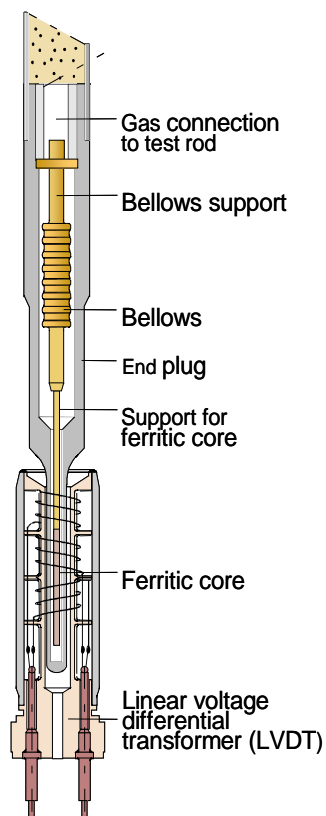
effective manner, and it achieves this through three main R&D programs designed to generate key information for safety and licensing assessments:

- *Nuclear Fuels*: fuel & cladding performance under normal, transient and accident conditions, with emphasis on high burn-up and new fuel & cladding types.
- *Nuclear Reactor Materials*: reactor plant materials behaviour under the combined deteriorating effects of water chemistry and nuclear environment.
- *Man-Technology-Organisation (MTO)*: human performance safety issues related to the introduction to NPPs of advanced computer-based human system interface technologies and operation support systems.

Collectively these programs are known as the Joint Programme, which is planned in 3-year periods: the current period is from 2009 to the end of 2011. The active guidance and scrutiny exerted by all HRP participants on the programs ensure that they remain focused on issues of direct and practical relevance. The Joint Programme results are systematically reported at Enlarged Halden Programme Group meetings organised by the Project. Participants' activities are also presented at these meetings. Furthermore a number of organisations in the participating countries execute their own development work in collaboration with the Project. These bilateral arrangements constitute an important complement to the Joint Programme.

### ***The Halden Reactor***

The Halden reactor (HBWR) is the main facility of the HRP providing a strategic asset for testing fuels and reactor component materials in a highly controlled manner that also allows thorough monitoring of in-reactor behavioural parameters. Through the progressive



*Pressure transducer for monitoring in-situ FGR*

development of a series of innovative techniques, the initial goal to demonstrate the concept of measuring fuel centre temperature has been surpassed and some of the most integrated and complex in-reactor tests ever designed are now being performed in the HBWR. Several hundred in-reactor experiments have been carried out to date, many for the Japanese nuclear industry. Combining the capability to re-fabricate and extensively instrument commercially irradiated fuel, with the ability to re-irradiate the fuel in the HBWR under prototypic LWR neutronic, thermal hydraulic and water chemistry conditions by utilising loop systems, has made the Halden reactor one of the world's most versatile test reactors.

Since its initial start-up on June 26, 1959, the reactor has been progressively updated and most of the original reactor plant components have now been replaced, including much of the primary system. The reactor pressure vessel is essentially the only remaining original component. Also very importantly, the personnel involved in planning and operating the experiments as well as those operating and maintaining the reactor have long experience and are up to date with new methods and technologies. Reactor operation has always been satisfactory,

with authority requirements fulfilled with ample margin, and each application to the Norwegian Government for an operating license has resulted in one being granted. The current license is valid until 2015 and work is now being started to prepare the basis for the next operating license application, which is also fully expected to be granted.

Independent Norwegian authorities inspect the reactor plant every third year, including ultrasonic examination of reactor vessel welds and the bottom nozzle. Irradiation induced changes in the vessel are also monitored by independent organisations (recently VTT in Finland) by testing material specimens with appropriate lead factors in fluence, performing flux evaluations and fracture analysis. Flux evaluations quantify the fluence received by different parts of the vessel, taking into account changing core designs over the years. The outcome of these material investigations and inspections form the basis for the assessments of vessel integrity and the analyses performed to date (most recently in 2006 and 2007) constitute a solid technical basis for saying that the reactor can be operated safely well beyond the year 2030.

The in-reactor experimental work at Halden is also supported by an infrastructure including mechanical and electronics workshops and chemistry laboratories and by a computerised Data Bank. In addition, the HRP has facilities at IFE's Kjeller establishment, which are used for fuel production, re-fabrication of commercially irradiated fuel rods and material components into test specimens with instrumentation, as well as post irradiation examination.

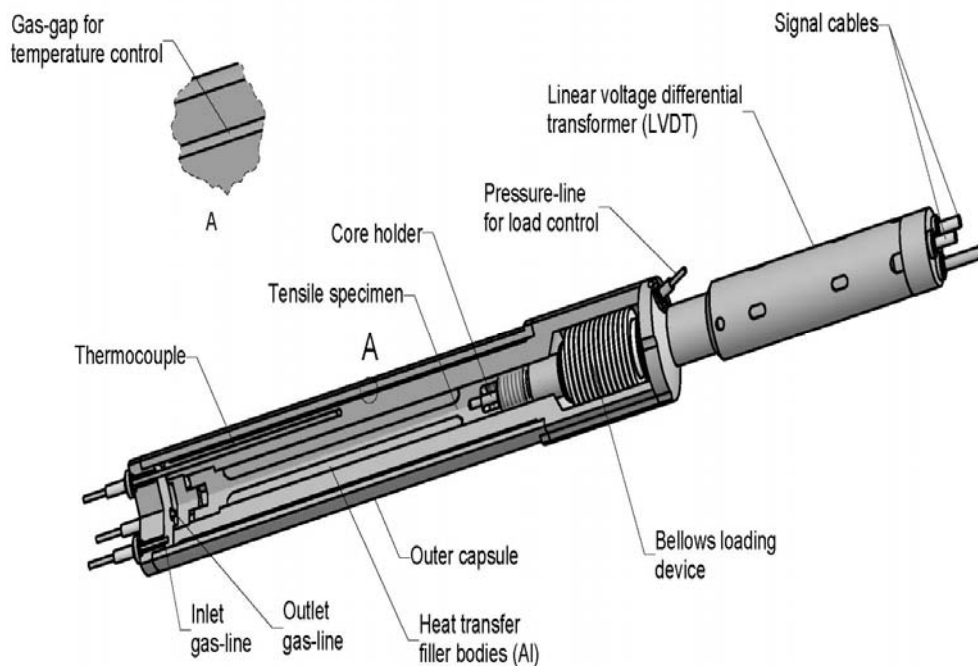
### ***The Joint Programme***

#### *Nuclear Fuels Program*

The HRP performs experiments to develop data needed to address current fuels issues. Fuel damage criteria and computer codes that describe fuel rod behaviour are used in reactor safety analyses to ensure fuel integrity during normal operation, including anticipated transients, and to ensure that postulated accidents do not evolve into core melt scenarios. These criteria and computer codes were originally developed from mostly low burn-up fuel with Zircaloy cladding. The HRP fuels research program addresses the effects on this database of the following: longer fuel burn-up times; new fuel and cladding materials that are being developed to achieve high burn-ups; and mixed-oxide (MOX) fuel. Data from the fuels program have been employed directly by participants in reviews of industry fuel behaviour codes and also to update their fuel codes and materials properties libraries.

In the 2009-2011 Joint Programme period, of particular interest to many participants is the ongoing fuel rod Loss of Coolant Accident (LOCA) test series that has been running since 2000. Recent tests have confirmed for high burn-up fuel that oxygen can diffuse into the cladding metal during a LOCA from the inside diameter (ID) as well as from the outside diameter, even when no steam oxidation is occurring on the ID. The continuing test series will investigate such phenomena as axial gas flow, integrity of fuel-to-cladding bonding, fuel axial relocation, and fuel fragment spillage through cladding burst opening. It should be noted that the HBWR is well-suited for in-pile integral tests on fuel behaviour under LOCA conditions where the decay heat is simulated by a low level of nuclear heating. This provides data under conditions that are more realistic than those associated with out-of-reactor tests in hot cells.

#### *Nuclear Reactor Materials Program*



*Stress relaxation testing of Inconel and stainless steels in inert gas conditions at up to 370°C*

Over the years, the HRP has provided fundamental technical information to support understanding of the performance of irradiated reactor pressure vessel (RPV) materials and to supplement results generated under participants own research programs. Recently, the HRP has been concentrating on evaluating the irradiation-assisted stress corrosion cracking (IASCC) of LWR materials by using its unique facilities to simultaneously irradiate and test material susceptible to IASCC under representative LWR conditions. In this topical area, the HRP co-ordinates with other international research programs, such as the Cooperative IASCC Research Program (CIR) to both develop IASCC data and to provide information that addresses existing knowledge gaps. Such information is used by participants to inform reviews of licensee ageing management programs for RPV internals during license renewal.

In the 2009-2011 Joint Programme period, in addition to the aforementioned IASCC work, the HRP will continue its ongoing evaluation of irradiation-induced stress relaxation. This phenomenon is relevant for RPV bolting internals that must maintain preload to function properly under operational or transient conditions. HRP's unique facilities are being used to measure the degree of relaxation as a function of irradiation fluence. Participants will use this information to support reviews of ageing management programs. The HRP will also continue to support ongoing efforts to evaluate RPV integrity by participating in an International Atomic Energy Agency (IAEA) round robin to develop surrogate test procedures for evaluating the fracture toughness of RPVs.

**Generation IV**

One of the six GEN-IV reactor concepts that has been chosen for further development in international cooperation is a reactor with super critical water as coolant (Super Critical Water Reactor – SCWR). This will be operated with a pressure of 250 bar and a temperature of 500°C, which will make it a highly efficient system and thus give substantial economic and



environmental advantages over today's NPPs. As the administrator of the HRP, IFE has joined the Nordic Network for Generation IV Nuclear Power Reactors that organises information exchange and cooperation between research groups. Halden has many years experience with in-reactor instrumentation and is currently developing instruments that will be able to withstand demanding SCWR conditions, with so far very promising results. In addition, a successful feasibility study has been completed with a view to building a very high temperature and pressure coolant loop system in the Halden reactor, which would enable fuel and materials to be tested under SCWR conditions in the future.

### *Summary*

The Halden Reactor Project is viewed as an important international collaborative research program on nuclear safety and its major facility, the Halden reactor continues to perform well with ongoing support for its operation from the Norwegian authorities. Maintenance and upgrading of the plant is carried out on a continuous basis such that there is no interruption to the fuel and materials research and development programs. Based on independent inspection, testing and data analysis, the Halden reactor vessel lifetime is reported to be beyond 2030, such that fuel and materials experimental programs to support safety-related research for Generation 3+ and even GEN-IV reactors are already being planned.

## V. 夏期セミナー報告

### 軽水炉燃料・材料・水化学3部会合同夏期セミナー報告

報告者：安達淳(GNF-J)

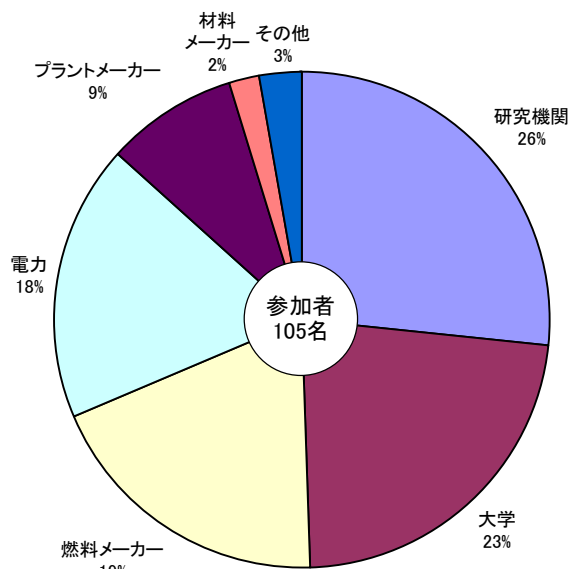
2009年7月2日～4日  
(島根県玉造温泉「ホテル玉泉」)

従来、夏期セミナーは核燃料部会、材料部会、水化学部会で個別に行われていたが、本セミナーでは新しい試みとして核燃料・材料・水化学の3部会合同での夏期セミナーとして実施した。互いに密接な関係を持つ核燃料・材料・水化学の3部会の連携を深めることがこの合同セミナーの主旨である。

本セミナーは、最終日の島根原子力発電所3号機の建設現場見学を含めて3日間、島根県・玉造温泉で開催された。例年の核燃料部会夏期セミナーでは70名前後の参加者だが、今回は106名もの参加者があった(21名の講師含む)。参加者の内訳は右図に示した通りで、日本原子力研究開発機構(JAEA)を中心に研究機関が最も多かった。次いで、大学、燃料メーカー、電力、プラントメーカーの順であった。

今回のセミナーでは、3分野の交流が主目的ということもあって、講演内容は核燃料・材料・水化学のそれぞれの基礎や最新の研究成果までと多岐にわたる内容を含み、普段、あまり触れることの無い分野の発表ということもあり、新鮮であった、分野間交流ができて良かったという意見もあれば、分野が異なるため発表内容が良く解らなかったという意見もあった。島根原子力発電所が近いこともあり、中国電力株の新宅様より中国電力の原子力発電への展望などのご講演をいただいた。また、特別講演として、「石見銀山と世界遺産」というタイトルで中村ブレイス株の中村様より、石見銀山の世界遺産に至るまでの道のりを語っていただいた。また、セミナー2日目の夜に若手のポスターセッションを行い、非常に活発な議論があった。

セミナー最終日、7月4日(土)の中国電力株殿の島根原子力発電所3号機の見学会には42名と多くの方に参加いただき、原子力関係者でも機会の少ない原子力発電所の生の建設現場に触れることができ、好評であった。



セミナー参加者集合写真(於:ホテル玉泉の庭園)

## 【基調講演】

座長:安部田貞昭氏(三菱商事)

### 1-1 核燃料からの新パラダイム創成:科学と社会との間合

岩田修一氏(東京大学)

実態とモデル、体系化を進めることで、効率向上・データ発生から実用までのライフサイクルを短縮させることの重要性が説かれた。モデルの高度化には、燃料製造現場からプラントの運転データ、貯蔵、再処理、廃棄と多様なデータを柔軟な姿勢で取り込むことで、核燃料はより大きな発展を遂げることができる。また、原子力業界だけではなく、行政・地元・社会さらには世界との間合を詰めることで、より多くの課題の解決につながって行くという説明がなされた。

### 1-2 次世代原子力システム燃料被覆管

木村晃彦氏(京都大学)

エネルギー事情として、資源不足やエネルギー消費量の増大、CO<sub>2</sub>の排出量増大について語られた。それらの問題を踏まえた上で、原子力発電の重要性および高効率化の必要性が説かれた。

高効率実現のための FBR 用高性能被覆管の開発状況が紹介された。フェライト相中にナノ酸化物粒子を分散させることで、高い耐照射性能、高い使用温度を実現できるマルテン系 ODS 鋼の紹介に始まり、それを更に進化させ、高耐食性、高温高強度、高耐照射特性を有するスーパーODS 鋼が説明された。

### 1-3 原子炉冷却水中での構造材、燃料被覆材の腐食で電気化学

内田俊介氏(JAEA)

燃料集合体と構造材料を結びつけるのは、水化学であり電気化学であるという説明から始まった。水素注入などの水質調整によるクラッド量や酸化腐食の改善効果やジルコニウム合金への影響が紹介された。また、SCC(応力腐食割れ)に対するき裂進展モデルに関する説明も行われた。



岩田修一氏



木村晃彦氏



内田俊介氏

## 【材料・水化学の基礎】

座長:安田和弘氏(九州大学)

### 2-1 原子力材料の力学的性質の基礎

蔵元英一氏(九州大学)

固体物理学がまだ確立されていない時代に転位論を提唱した Taylor の話から始まり、転位の簡単な説明があった。その後、クラウディロンに基づくことで、刃状転位とらせん転位間のパイエルス応力の違いを説明した。また、点欠陥と転位との関係を明確にし、学生にも解り易い転位論が展開された。

### 2-2 原子炉材料中の水素挙動

田辺哲朗氏(九州大学)

固体中の水素の挙動評価方法を紹介した後、水素の動きを抑制する以下の手法が紹介された。

- 表面膜:膜の水素透過度は基盤よりも  $10^{-6}$  以下に
- 表面効果:発生エネルギーの増減、頻度因子の低下
- バルク効果:溶解度定数の低下、拡散係数の低下
- 水素捕獲効果:捕獲座が水素の運動をブロック

### 2-3 高温水の放射線分解の基礎

勝村庸介氏(東京大学)

放射線の発見の歴史から、G 値の説明や放射線分解など導入説明があった。その後、腐食電位、き裂進展速度、水中酸素濃度の関係を示し、水素注入の効果や高温水分解の G 値の説明などがあった。



蔵元英一氏



田辺哲朗氏



勝村庸介氏

## 【技術トピックス(基礎分野)】

座長:田辺哲朗氏 (九州大学)

### 3-1 アクチニド酸化物の物性評価と分子動力学計算

有馬立身氏 (九州大学)

分子動力学(MD)法による物性評価について発表が行われた。MD により、格子定数、弾性率、配位数、比熱、拡散係数、熱伝導率、融点など燃料物性として重要な特性を計算で評価できることが紹介され、熱伝導率や融点測定について実験結果と計算結果が良く一致していることが示された。

### 3-2 ジルコニウム中水素挙動・脆化に関する原子論的研究

宇田川豊氏 (JAEA)

バルク水素化物の実験データは一樣に Zr 金属よりも脆い結果となっているが、Zry 中に析出した水素化物の実験データは必ずしもそうではない。この食い違いに対して、第 1 原理計算から水素化物の力学的特性の評価が行われた。その結果、水素化物は表面エネルギーおよび表面のグリフィス定数の変化より、脆性を示す可能性があることが示された。

座長:内田俊介氏 (JAEA)

### 3-3 ジルコニウム中水素挙動・脆化に関する原子論的研究

牟田浩明氏 (大阪大学)

被覆管水素遅れ割れ(DHC)を有限要素法(FEM)より解析する試みが紹介された。FEM では水素化物の析出挙動までは再現できないため、き裂先端部の水素濃度が一定値を超えるととき裂が進展するというモデルを作成することで、DHC を FEM で再現する可能性が示された。

### 3-4 メソスコピック計算科学と原子力材料微細組織発達への応用

鈴木知明氏 (JAEA)

原子力材料研究のツールとして、欠陥や転位の移動を扱うことのできる以下の手法が紹介された。

動的モンテカルロ法:セル中の粒子ではなく欠陥を扱う手法。アルゴリズムが単純で計算時間短い。

転位動力学:転位およびその周りのひずみ場を扱うことで詳細計算が可能。

粒子を 1 個ずつ追いかける MD 法より計算時間が短く、多くの転位の取扱いが可能。

Potts モデル:粒界エネルギーと移動度を取り扱うことで結晶の粒成長をシミュレートする手法。

### 3-5 非照射下における燃料被覆管クラッド付着試験

河村浩孝氏 (電中研)

長期サイクル運転と原子炉出力向上により、近年の PWR はクラッドが付着し易い環境にある。そのクラッドの付着は AOA(Axial Offset Anomaly)が発生する可能性を高くする。そこで、電中研では PWR の炉心を模擬した実験設備を作成し、その設備を用いてクラッド付着低減のための水化学研究が行われていることが紹介された。



有馬立身氏



宇田川豊氏



牟田浩明氏



鈴木知明氏



河村浩孝氏



## 【技術トピックス(燃料)】

座長:鈴木雅秀氏 (JAEA)

### 4-1 BWR 燃料の高度化と課題

磯辺裕介氏 (GNF-J)

BWR 燃料の高度化の変遷と GNF で開発されている新燃料が紹介された。GNF では新燃料として 10×10 燃料に、改良被覆管合金、改良ペレット、高性能デブリフィルターが装備される。改良被覆管合金としては GNF-Ziron や GNF-Ziron よりも優れた被覆管として VB 合金が、改良ペレットとしてはアルミナシリカ添加ペレットが予定されていることが紹介された。

### 4-2 PWR 燃料の高度化と課題

藤井創氏 (MNF)

まず、PWR の使用環境の変化やグリッド-燃料棒フレットングやデブリフレットングへの対策が紹介された。その後、高燃焼度用被覆管として既に実用化されている MDA を、さらに改良した M-MDA の照射試験の結果や J 合金の開発状況が説明された。M-MDA は実用化手前で、J 合金はこれから照射試験をしていくとのことだった。

## 【技術トピックス(材料照射)】

座長:勝村庸介氏 (東京大学)

### 5-1 JMTR 改修後の照射利用とそれを支える照射技術

河村弘氏 (JAEA)

JMTR の改修前の機能を紹介した後、2011 年の再稼働時に新たに付与する機能やサービスが紹介された。改修後は、軽水炉の高度化や高経年化のための照射試験だけではなく、原子力工学の基礎・基盤研究開発、シリコン半導体製造、医療診断用 <sup>99</sup>Mo 製造など多岐に渡る分野に対して、迅速かつ使い易いサービスの提供を目指す。

### 5-2 JMTR インパイル実験の状況

中村武彦氏 (JAEA)

FP ガス圧力のオンライン測定、燃料棒軸方向温度の多点測定、高温・長時間の熱中性子測定、光透過率や光反射率の in-situ 測定、熱中性子パルス照射試験など JMTR 特有の試験設備が紹介された。

## 【技術トピックス(水化学)】

座長:廣重宏昭氏 (東京電力)

### 6-1 加圧水型炉における腐食環境緩和の動向と課題

瀧口英樹氏 (原電)

PWR のクラッド付着による被爆量増大や AOA 解消のための取り組みとして、効果は高いが高コストで範囲が限定されるハードウェア対策と効果は低いが高コストで広範囲に影響するソフトウェア対策の取り組みが紹介された。具体的にはハードウェア対策として応力改善、ニッケル基合金の改良などが、ソフトウェア対策として水素注入が挙げられ、それらの燃料に及ぼす影響まで紹介された。

### 6-2 BWR の水化学と構造/燃料材料との相互作用

和田陽一氏 (日立)

BWR の炉水中の酸素や過酸化水素の濃度低減のための取り組みとして、アメリカなどでは既に行われている水素注入、水素+貴金属注入、水素+貴金属+亜鉛注入の材料と核燃料への影響が紹介された。また、日立が行っているステンレス材料の表面に緻密なフェライト被膜を被覆する HiF コートの効果が示された。



磯辺裕介氏



藤井創氏



河村弘氏



中村武彦氏



瀧口英樹氏



和田陽一氏



## 【海外トピックス】

座長:天谷政樹氏 (JAEA)

### 7-1 EPRI Fuel Reliability Guidelines

Kurt Edsinger 氏 (EPRI)

現在、アメリカでは2010年までにリーカー燃料を0にするという取り組みがなされている。原子炉の出力制御、水質管理、グリッドフレッチング対策の燃料仕様などは各電力やメーカーが独自に管理していたが、EPRIとINPOが主導しリーカー撲滅のためのガイドラインを作成した。その成果として、PWRとBWR合わせて毎月10本以上あったリーカーが2009年6月からはほとんどなくなっていることが紹介された。

### 7-2 Studsvik Experience of BWR/PWR Fuel CRUD Related Issues

Jiaxin Chen 氏 (Studsvik)

Zn注入をしない場合ではクラッドの成分は70%以上がFeであるのに対して、Znを注入するとFeは40%程度に低減することが、まず紹介された。また、Zn注入を行うことで、ニッケルを含むクラッド( $\text{NiFe}_2\text{O}_4$ ,  $(\text{Ni,Cr,Fe})_3\text{O}_4$ など)のNiサイトにZnが置換され、Niの溶出が減少するといった成果が報告された。

## 【特別講演】

座長:岩田修一氏 (東京大学)

### 7-1 中国電力における原子力の実績と計画

新宅薫氏 (中国電力)

中国電力の原子力発電の歴史と将来への展望が述べられた。現在、中国電力における原子力発電の割合は8%と全国平均よりも低いが、今後、3年毎に8%ずつ割合を増やし、2018年以降には原子力発電の割合が30%程度にする計画が紹介された。その計画を支えるのが、現在建設中の島根3号機であり、詳細調査が終わり準備工事に掛かった上関原子力発電所であるとのことである。

### 7-2 石見銀山と世界遺産

中村俊郎氏 (中村ブレイス)

義肢装具の製作をされている中村ブレイスの代表取締役中村氏より講演をいただいた。この講演では、まず、石見銀山の近くの当時人口わずか300人の大森町で会社を興した際の苦労や気構えを語られた。その後、石見銀山が世界有数の銀山であること、そして、一度は世界遺産認定が非常に厳しい状況に追い込まれながらも皆の努力で世界遺産に認定された際の喜びについてご講演をいただいた。



Kurt Edsinger 氏



Jiaxin Chen 氏



新宅薫氏



中村俊郎氏

## 【ポスターセッション】

今回のセミナーでは、若手の方々から以下のポスター発表をいただいた。時間が 19:30-21:00 までと遅い時間であるにもかかわらず、40 人以上の参加者があり、時間になっても議論が止まず、非常に活気のあるポスター発表であった。

1. 電気化学インピーダンス法による過酸化水素雰囲気でのステンレス鋼の酸化皮膜形成評価  
(独)日本原子力研究開発機構 佐藤智徳
2. (U,Y)O<sub>2</sub> の熱物理的性質に関する研究  
大阪大学 儀間大充
3. Zr-Gd 合金水素化物の物性におよぼす合金組成ならびに水素濃度の影響  
大阪大学 北野祐樹
4. セシウム系複合酸化物の作製と物性評価  
大阪大学 徳島二之
5. 材料試験炉を用いた照射下水質評価試験計画  
(独)日本原子力研究開発機構 埜悟史
6. 高速重イオン照射した CeO<sub>2</sub> の微細組織変化のイオン侵入深さ依存性  
九州大学 江藤基稀
7. 高速重イオン照射した ZrN 中のイオントラックの微細構造  
九州大学 川瀬徹
8. 摩擦攪拌処理した ODS 鋼の微細組織及び強度特性  
京都大学 盧 相熏
9. Effects of specimen size on the impact properties of welded A533B steels  
京都大学 Byung Jun Kim
10. プロトン照射とEBSD 解析を用いた 316L ステンレス鋼の不均一変形の評価  
東北大学 丹野敬嗣
11. 国際宇宙ステーションを利用した宇宙材料曝露実験  
(独) 宇宙航空研究開発機構 市川正一

## 【懇親会】

懇親会は 98 名が参加した。冒頭にセミナー事務局 (GNF-J) の伊東賢一氏が3部会懇親の主旨を述べられ、その後、九州大学名誉教授の古屋先生からセミナーに対する思いを、最後に中国電力島根原子力発電所所長の小柴氏よりご挨拶いただいた。



伊東賢一氏



古屋廣高氏



小柴是陸氏

## 【中国電力(株)島根原子力発電所見学会】

セミナー最終日の7月4日(土)には、中国電力(株)殿のご好意により、現在建設中の島根原子力発電所3号機の見学会が催された。例年の見学会の参加者が20名前後であるのに対して、この見学会には42名の参加者があり盛況であった。

まず、最初に中国電力(株)の齊藤文弘氏から見学会の日程や島根原子力発電所の概要が語られた。その後、島根原子力発電所の岩崎副所長よりご挨拶と、建設現場の説明をいただいた。

普段見ることの無い原子力発電所の建設現場のスケールの大きさに驚くとともに、炉心の中を主に対象としている見学会参加者には非常に新鮮な経験だったと思われる。



岩崎昭正氏より見学会の説明



島根原子力発電所見学会の参加者集合写真

## 【謝辞】

なお、今回のセミナーの事務局は、(株)グローバル・ニュークリア・フュエル・ジャパンが担当しました。講演者ならびに各部会の運営委員の方々のご協力で、核燃料・材料・水化学 3 部会合同セミナーという初の試みを成功させることができました。また、見学会につきましては中国電力(株)殿に多大なご尽力を頂きました。この場をお借りして、改めてお礼申し上げます。

## VI. 編集後記

核燃料部会報第45-1号を会員の皆様にお届けいたします。

部会報はそのニュース性を失わないよう、2005年度より「夏版」と「冬版」の年2回の発行となっており、本45-1号は2009年度の「夏版」となります。

また、「冬版」は印刷物で発行しますが、「夏版」は電子メールにて会員の皆様に配信しております。

本夏版(45-1号)は、2008年度後半から2009年度前半のトピックスを中心としております。

まず、特別寄稿として、第41回日本原子力学会賞論文賞を受賞されたNFD 中司様より論文紹介をご執筆頂きました。

国際会議関係では、燃料安全研究国際会議(Fuel Safety Research Meeting) 2009の様子をJAEA 永瀬様より報告いただきました。また国際交流ニュースに関しては、東京大学陳(Ying Chen)様より本年5月に韓国済州島で韓国原子力学会40周年を記念して開催された日韓共同ワークショップの参加報告をいただきました。

関係機関便りでは、Institute for Energy TechnologyのMargaret McGrath様より、世界的な原子力カルネッサンスに備えたOECDハルデン炉プロジェクトの状況をご紹介いただきました。

GNF-J 安達様からは島根県玉造温泉で開催された軽水炉燃料・材料・水化学3部会合同の2009年夏期セミナーのご報告をいただきました。

以上、執筆者の方々には、投稿に際し快くお引き受けくださり、興味深い記事を御紹介頂きましたことに対し、この場を借り厚く御礼申し上げます。

編集事務局として今後も部会報の一層の充実に向けて参りますので、会員の皆様におかれましても変わらぬご協力をお願い申し上げます。

なお、冒頭に述べたように部会報は年2回発行しますので、会員の皆様より記事の御提供がありましたら、核燃料部会運営委員会の部会報担当委員にご連絡いただければ幸甚に存じます。

(日本原子力発電株式会社 北嶋 記)