

## 第11回 原子力機器健全性国際ワークショップ報告書

The 11th International Workshop on  
the Integrity of Nuclear Components

April 11-13, 2016

ANA Crowne Plaza Nagasaki Gloverhill

Nagasaki, Japan

2016年 6月

一般社団法人 日本溶接協会

原子力研究委員会



ワークショップ会場にて



テクニカルツアー：三菱重工業(株)にて



テクニカルツアー：長崎原爆資料館にて



バンケットにて



ワークショップ会場にて

はじめに

本資料は、長崎市の ANA Crowne Plaza Nagasaki Gloverhill にて 2016 年 4 月 11 日～13 日に開催した第 11 回 ASINCO (Asian Society for Integrity of Nuclear Components) ワークショップの報告書である。

ASINCO ワークショップの第 1 回は 1996 年 5 月 8 日に韓国、太田にある韓国原子力研究所 (KAERI) において日韓の研究者・技術者の協力で開催された。第 2 回には新たに台湾からの参加者を迎えて、1998 年 4 月 20～21 日の 2 日間、東京大学山上会館で開催された。第 3 回は 2000 年 10 月 11～12 日に台湾、桃園にある台湾原子力研究所 (INER) において日韓台の研究者・技術者の参加を得て開催された。第 4 回は ASINCO 主催のワークショップとして、中国、インドからのゲストも迎えて 2002 年 4 月 15～16 日の 2 日間、韓国済州島で開催された。第 5 回は再び会場を日本に移し、日本原子力研究所の関西研究所にある多目的ホールにて 2004 年 4 月 21 日～23 日に開催され、第 6 回は 2006 年 4 月 24 日～26 日に台湾の最南端、懇丁市で開催された。第 7 回は韓国南部の Muju 郡の Hotel Tirol において 2008 年 7 月 2 日～4 日に開催された。第 8 回は兵庫県の淡路夢舞台国際会議場にて 2010 年 4 月 14 日～16 日に開催された。第 9 回は台湾高雄中心部にある The Splendor Kaohsiung ホテルにて 2012 年 4 月 18 日～20 日に開催された。第 10 回は、韓国の釜山東部の海岸にある Paradise Hotel にて 2014 年 4 月 16 日～19 日に開催された。

なお、第 1 回～第 3 回ワークショップにおいて発表された論文は、それぞれ Nuclear Engineering and Design 誌の特集号 (Vol.174, No.1, 1997、Vol.191, No.2, 1999、Vol.214, No.3, 2002) として公表されており、また第 5 回のワークショップの論文については Solid State Phenomena にて特集号が発刊された。第 6 回～第 10 回のワークショップの論文については、International Journal of Pressure Vessels and Piping 誌に特集号として掲載された。

今回開催の第 11 回ワークショップでは、福島原子力発電所事故の教訓から各国で期待されているリスク情報に基づく規制と対策の促進を企図し、特別セッションを設けるとともに、関連する議論の場や講演を企画した。

(文責 笠原)



# *Technical Sessions*

## **Opening Address & Introduction of JWES**

### **Opening Address**

Professor Naoto Kasahara (Chairman of ASINCO11, The University of Tokyo, Japan)

### **Activities of Japan Welding Engineering Society**

Dr. Wataru Mizunuma (Japan Welding Engineering Society, Japan)

## **Special Session: Risk Informed Regulations and Measures for Post Fukushima**

Chairman: Kazuyuki Tsukimori (Japan Atomic Energy Agency, Japan)

### **S-1: Behind the Fukushima Dai-Ichi Nuclear Accident (presentation only)**

Genki Yagawa<sup>1)</sup>

<sup>1)</sup> Nuclear Safety Research Association, Japan

### **S-2: Lessons Learned from the Fukushima Dai-Ichi Accident and Safety Enhancements for the Restart of Nuclear Power Plants in Japan (presentation only)**

Shinichi Kawamura<sup>1)</sup>

<sup>1)</sup> Tokyo Electric Power Company, Japan

### **S-3: Review of Integrity Analyses of the Reactor Pressure Vessels in Taiwan and Switzerland (PSI)**

H.W. Chou<sup>1)</sup>, G. Qian<sup>2)</sup>, C.C. Huang<sup>1)</sup>, M. Niffenegger<sup>2)</sup>

<sup>1)</sup> Institute of Nuclear Energy Research, Taiwan

<sup>2)</sup> Paul Scherrer Institute, Switzerland

### **S-4: Evaluation of Pressurized Thermal Shock in Old Korean Reactor**

Y.H. Choi<sup>1)</sup>, D.H. Cho<sup>1)</sup>, M. Jhung<sup>1)</sup>

<sup>1)</sup> Korea Institute of Nuclear Safety, Korea

### **S-5: Evaluation of Shatter Zones in the Site of Tsuruga Power Station**

Koji Dozaki<sup>1)</sup>, Tomohiko Hoshino<sup>1)</sup>

<sup>1)</sup> The Japan Atomic Power Company, Japan

## **Session 1: Operating Experiences & Aging Managements**

Chairman: Hsoun-Wei Chou (Institute of Nuclear Energy Research, Taiwan)

### **1-1: MHI Pressurizer Nozzle Spool Piece Replacement Technics**

T. Sato<sup>1)</sup>, M. Tajima<sup>1)</sup>, T. Nishimura<sup>1)</sup>

<sup>1)</sup> Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., Japan

## **1-2: Applications of Thermal Fatigue Evaluation Guidelines on Safety Assessment for Un-Isolable and Mixing-Tee Pipelines**

Chao-Jen Li<sup>1)</sup>, Te-Wei Fan<sup>2)</sup>, Ming-Song Huang<sup>2)</sup>

<sup>1)</sup> Industrial Technology Research Institute, Taiwan

<sup>2)</sup> Chung Hua University, Taiwan

## **1-3: Failure Behavior Analyses of Piping System under Dynamic Seismic Loading**

Makoto Udagawa<sup>1)</sup>, Yinsheng Li<sup>1)</sup>, Akemi Nishida<sup>1)</sup>, Izumi Nakamura<sup>2)</sup>

<sup>1)</sup> Japan Atomic Energy Agency, Japan

<sup>2)</sup> National Research Institute for Earth Science and Disaster Prevention, Japan

## **1-4: Development of Thermal Embrittlement Assessment Technology for Austenite Stainless Steel Welds of Nuclear Power Plant**

M.W. Kim<sup>1)</sup>, K.S. Lee<sup>1)</sup>, Y.S. Chang<sup>2)</sup>, J.S. Kim<sup>3)</sup>, C.H. Jang<sup>4)</sup>

<sup>1)</sup> Korea Hydro & Nuclear Power Co., Korea

<sup>2)</sup> Kyung Hee University, Korea

<sup>3)</sup> Sejong University, Korea

<sup>4)</sup> KAIST, Korea

## **Session 2: Probabilistic Fracture Mechanics**

Chairman: Changheui Jang (Korea Advanced Institute and Technology, Korea)

### **2-1: Summary of Results from Japanese Participants in Round-Robin Analyses by Probabilistic Fracture Mechanics for BWR Pressure Vessel during LTOP Event**

Y. Kanto<sup>1)</sup>, Y. Li<sup>2)</sup>, S. Yoshimura<sup>3)</sup>

<sup>1)</sup> Ibaraki University, Japan

<sup>2)</sup> Japan Atomic Energy Agency, Japan

<sup>3)</sup> The University of Tokyo, Japan

### **2-2: Sensitivity Study of Vessel Failure Probability for Cool-Down Event**

Jeong Soon Park<sup>1)</sup>, Myung Jo Jhung<sup>1)</sup>

<sup>1)</sup> Korea Institute of Nuclear Safety, Korea

### **2-3: Studying the Influence of Neutron Fluence Estimate on Probabilistic Fracture Mechanics Analysis for Reactor Pressure Vessel**

Ching-Hsin Chang<sup>1)</sup>, Hsoun-Wei Chou<sup>1)</sup>, Chin-Cheng Huang<sup>1)</sup>

<sup>1)</sup> Institute of Nuclear Energy Research, Taiwan

### **2-4: PEDESTRIAN: Probabilistic Fracture Mechanics Analysis Code Based on Sampling with Replacement**

M. Nagai<sup>1)</sup>, N. Miura<sup>1)</sup>, M. Yamamoto<sup>1)</sup>

<sup>1)</sup> Central Research Institute of Electric Power Industry, Japan

### **Session 3: Risk Assessment**

Chairman: Tomonori Yamada (The University of Tokyo, Japan)

#### **3-1: Seismic PRA for Kashiwazaki-Kariwa NPS Unit 7**

S. Matsunaka<sup>1)</sup>, T. Uemura<sup>1)</sup>, Y. Oyama<sup>1)</sup>, S. Yamanaka<sup>1)</sup>

<sup>1)</sup> Tokyo Electric Power Company, Japan

#### **3-2: Probabilistic Safety Assessment of BWR Shroud Support Weldments with Multiple Through-Wall Cracks**

Sue-Ray Lin<sup>1,2)</sup>, Wen-Fang Wu<sup>2)</sup>, Szu-Ying Wu<sup>1)</sup>, Jiun-Shya Yu<sup>1)</sup>

<sup>1)</sup> Institute of Nuclear Energy Research, Taiwan

<sup>2)</sup> National Taiwan University, Taiwan

#### **3-3: Numerical Simulation of Impact Loading for Reinforced Concrete Wall**

Hidekazu Takazawa<sup>1)</sup>, Kazuma Hirosaka<sup>1)</sup>, Katsumasa Miyazaki<sup>1)</sup>, Norihide Tohyama<sup>2)</sup>, Satoshi Saigo<sup>2)</sup>

<sup>1)</sup> Hitachi, Ltd., Japan

<sup>2)</sup> Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., Japan

#### **3-4: Risk-Informed Analyses for System Screening of Potential Gas Accumulation in Taiwan PWR Nuclear Power Plant**

Y.C. Li<sup>1)</sup>, K.Y. Hsu<sup>1)</sup>, L.H. Wang<sup>1)</sup>, Kuen Ting<sup>2)</sup>, H.J. Chang<sup>3)</sup>, A.T. Nguyen<sup>4)</sup>, Kuwn-Tsann Chen<sup>4)</sup>

<sup>1)</sup> Industrial Technology Research Institute, Taiwan

<sup>2)</sup> Lunghwa University of Science and Technology, Taiwan

<sup>3)</sup> Taiwan Power Company, Taiwan

<sup>4)</sup> National Chung Hsing University, Taiwan

#### **3-5: Plant Damage Analysis for Tsunami PRA**

Wei-Chang Chen<sup>1)</sup>, Chun-Chang Chao<sup>1)</sup>

<sup>1)</sup> Institute of Nuclear Energy Research, Taiwan

#### **3-6: Discussions on New Methodology for Risk Informed Regulations**

By all participants

### **Session 4: Fatigue and Fracture Mechanics 1**

Chairman: Tung-Yueh Wu (Atomic Energy Council, Taiwan)

#### **4-1: Multiple Subsurface Crack Growth Simulation Using S-version FEM**

M. Kikuchi<sup>1)</sup>, A. Takahashi<sup>1)</sup>, A. Suzuki<sup>1)</sup>

<sup>1)</sup> Tokyo University of Science, Japan

#### **4-2: Evaluation of Fatigue Crack Growth Rate of Type 347 Austenitic Stainless Steel in PWR Water Conditions**

Seokmin Hong<sup>1)</sup>, Ki-Deuk Min<sup>1)</sup>, Bong-Sang Lee<sup>1)</sup>

<sup>1)</sup> Korea Atomic Energy Research Institute, Korea

#### **4-3: Discussion on the Approaches to Calculate the Stress Intensity Factors of the Components in Nuclear Power Plants**

Tai-Liang Kuo<sup>1)</sup>, Cheng-Wen Fan<sup>1)</sup>, Haoyi Huang<sup>2)</sup>

<sup>1)</sup> Industrial Technology Research Institute, Taiwan

<sup>2)</sup> National Cheng Kung University, Taiwan

#### **4-4: A Study for Tiered Approach of Leak-Before-Break Assessment of Nuclear Piping**

Young-Jin Oh<sup>1)</sup>, Heung-Bae Park<sup>1)</sup>, Tae-Eun Jin<sup>1)</sup>

<sup>1)</sup> KEPCO Engineering and Construction Co. Ltd., Korea

### **Session 5: Fatigue and Fracture Mechanics 2**

Chairman: Yoon-Suk Chang (Kyung Hee University, Korea)

#### **5-1: A Conservative Failure Assessment Curve Applicable to Cold Worked, Irradiated, Thermal Aged Cast and Annealed Stainless Steels**

M. Kamaya<sup>1)</sup>

<sup>1)</sup> Institute of Nuclear Safety System, Inc., Japan

#### **5-2: Evaluation of the Effect of Thermal Ageing of Austenitic Stainless Steel Welds with 10% of Ferrites**

C. Jang<sup>1)</sup>, S. Hong<sup>1)</sup>, I.-H. Shin<sup>2)</sup>, K.-S. Lee<sup>2)</sup>, T.S. Byun<sup>3)</sup>

<sup>1)</sup> Korea Advanced Institute and Technology, Korea

<sup>2)</sup> Korea Hydrogen and Nuclear Power Co., Korea

<sup>3)</sup> Pacific Northwest National Laboratory, USA

#### **5-3: Elastic-Plastic Finite Element Analyses for Reducers with Circumferential Through-Wall Cracks**

B.J. Tsai<sup>1)</sup>, J.J. Chen<sup>1)</sup>

<sup>1)</sup> Institute of Nuclear Energy Research, Taiwan

#### **5-4: A Study for Crack Stability Assessment of Reactor Vessel Nozzle Considering Crack Path**

H.G. Park<sup>1)</sup>, Y.C. Jang<sup>1)</sup>, Y. Lee<sup>2)</sup>

<sup>1)</sup> Doosan Heavy Industries & Construction Co., Ltd., Korea

<sup>2)</sup> Chung-Ang University, Korea

### **Session 6: Numerical Analysis for Nuclear Components**

Chairman: Yoshitaka Wada (Kindai University, Japan)

#### **6-1: Dynamic Response Simulations of Full Scale BWR Fuel Assemblies under Seismic Loading**

Shinobu Yoshimura<sup>1)</sup>, Tomonori Yamada<sup>1)</sup>, Yuichi Koide<sup>2)</sup>, Shohei Onitsuka<sup>2)</sup>, Tadashi Iijima<sup>2)</sup>

<sup>1)</sup> The University of Tokyo, Japan

<sup>2)</sup> Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., Japan

### **6-2: Piping Whipping Analysis Using a Vector Form Intrinsic Finite Element**

T.Y. Wu<sup>1)</sup>

<sup>1)</sup> Atomic Energy Council, Taiwan

### **6-3: A Numerical Study on Reactor Vessel Internals**

Sang-Yun Je<sup>1)</sup>, Yoon-Suk Chang<sup>1)</sup>, Sung-Sik Kang<sup>2)</sup>

<sup>1)</sup> Kyung Hee University, Korea

<sup>2)</sup> Korea Institute of Nuclear Safety, Korea

## **Closing Session**

### **Closing Remarks**

Dr. Naoki Miura (Central Research Institute of Electric Power Industry, Japan)

Dr. Chin Cheng Huang (Institute of Nuclear Energy Research, Taiwan)

## ***Organizing Committee***

### ***Chairnam***

*Prof. Naoto Kasahara (Univ. of Tokyo, Japan)*

### ***Senior Advisory Members***

*Dr. Youn-Won Park (KAIST, Korea)*

*Prof. Kuen Ting (Lunghwa Univ., Taiwan)*

*Prof. Genki Yagawa (NSRA, Japan)*

*Prof. Masanori Kikuchi (Science Univ. of Tokyo, Japan)*

### ***Steering Committee Members***

*Prof. Naoto Kasahara (Univ. of Tokyo, Japan)*

*Dr. Naoki Miura (CRIEPI, Japan)*

*Dr. Young-Hwan Choi (KINS, Korea)*

*Prof. Yoon-Suk Chang (Kyung Hee Univ., Korea)*

*Dr. Chin Cheng Huang (INER, Taiwan)*

*Dr. Jien Jong Chen (INER, Taiwan)*

## 目 次

|  |    |
|--|----|
| 1. ワークショップの全体概要  | 1  |
| 2. 原子力機器健全性国際ワークショップ概要   | 3  |
| Special Session: Risk Informed Regulations and Measures for Post Fukushima | 3  |
| セッション 1: Operating Experiences & Aging Managements                         | 6  |
| セッション 2: Probabilistic Fracture Mechanics                                  | 8  |
| セッション 3: Risk Assessment   | 10 |
| セッション 4: Fatigue and Fracture Mechanics 1                                  | 13 |
| セッション 5: Fatigue and Fracture Mechanics 2                                  | 15 |
| セッション 6: Numerical Analysis for Nuclear Components                         | 17 |
| 3. テクニカルツアー  | 19 |
| 4. むすび   | 20 |
| 5. 発表論文  | 21 |

## 1. ワークショップの全体概要

ワークショップは6つの一般セッションに加え、ポスト福島を見据えてのリスク情報に基づく規制と対策（Risk Informed Regulations and Measures for Post Fukushima）に関する特別セッションの計7セッションにより構成され、全部で29件の講演発表がなされた。内訳は日本から12件、韓国から8件、台湾から9件であった。一般セッションのタイトルは以下のとおりである。

セッション1：Operating Experiences & Aging Managements

セッション2：Probabilistic Fracture Mechanics

セッション3：Risk Assessment

セッション4：Fatigue and Fracture Mechanics 1

セッション5：Fatigue and Fracture Mechanics 2

セッション6：Numerical Analysis for Nuclear Components

日本からの講演発表者は、矢川（原子力安全研究協会）、川村（東京電力ホールディングス）、堂崎（日本原子力発電）、西村（三菱重工）、李（日本原子力研究開発機構）、関東（茨城大学）、永井（電力中央研究所）、松中（東京電力ホールディングス）、高澤（日立製作所）、菊池（東京理科大学）、釜谷（原子力安全システム研究所）、山田（東京大学）の12名であり、この他に原子力研究委員会から吉村（東京大学）、月森（日本原子力研究開発機構）、渡士（日本原子力研究開発機構）、西岡（原子力安全システム研究所）、松澤（三菱重工）、和田（近畿大学）、大城戸（日立 GE ニュークリア・エナジー）、水沼（日本溶接協会）、佐々木（日本溶接協会）、三浦（電力中央研究所）が参加した。

ワークショップには総勢51名が参加した。原子力構造機器の健全性に関する幅広い分野にわたるトピックスについて、テクニカルセッションのみならずコーヒーブレイクやバンケットの場においても活発な議論と情報交換がなされた。特別セッションでは、ポスト福島を踏まえた教訓として、横断的な知の交流と深層防護の重要性、およびそれらを具現化するアプローチとしてのリスクの有用性についての講演がなされ、活発な議論が交わされた。また、セッション3の終わりにはリスクに基づく方法論の適用に関するディスカッションが行われ、その継続的な取り組みと相互の情報共有とがきわめて重要であることについて認識を一にした。会議の全体を通じ、技術交流のみならず人的交流の活性化の点でもきわめて実りあるワークショップとなった。

ワークショップに先立ってASINCO運営委員会が開催され、講演発表のうち学術的価値の高いものをInternational Journal of Pressure Vessels and Pipingの特集号として公

刊すべく働きかけることが確認された。また、次回ワークショップを 2018 年に台湾で開催することが決定された。

(文責 三浦)

## 2. 原子力機器健全性国際ワークショップ概要

特別セッション：Risk Informed Regulations and Measures for Post Fukushima

### ***Behind the Fukushima Dai-Ichi Nuclear Accident***

Genki Yagawa (Nuclear Safety Research Association, Japan)

2011年3月の福島第一原子力発電所事故は、原子力安全管理、規制、研究に及ぶ深刻な問題を明らかにした。事故の間接的な原因の一つは、地質学者と原子力専門家の間で津波や地震のリスクの認識にギャップがあったことである。横断的な知識の交流がなかった。原子力の安全を達成するためには、原子力技術だけでなく、薬学、生物学、環境学、社会科学、人類学など広く学術分野での知識交流が欠かせない。原子力発電プラントの事故の歴史を辿るとそのようなことが見えてくる。安全への取り組みを体系化して進めるには国家予算が不可欠である。日本の規定はASMEに倣ってきたが、1980年から約20年にわたり更新を止めていた。安全に対する取り組みの遅れの一因になったと考えられる。

### ***Lessons Learned from the Fukushima Dai-Ichi Accident and Safety Enhancements for the Restart of Nuclear Power Plants in Japan***

Shinichi Kawamura (Tokyo Electric Power Company, Japan)

2011年3月の福島第一原子力発電所事故では、地震及び引き続き起きた津波によってほとんどすべての安全機能が同時に失われた。その結果、シビアアクシデントという事態に至った。新しい日本の規制基準は、2013年7月8日に施行された。これは、共通原因故障を防ぐために深層防御の観点から自然現象、内部逸水、火災など外部事象に対して設計規準、対策の対応を求める。シビアアクシデントに対するシステム、コンポーネント、手順、技術的能力が規制審査の中で問われる。このような中で日本の原子力産業はプラントの安全改善に努力している。その一つとして、2014年10月1日に設立された電力中央研究所の原子力リスク研究センター(NRRC)がある。東京電力は、福島事故の進展の詳細メカニズムの研究を続けており、その成果については事故解析、設計面、緊急時対策などの改善に活かせるように国際的に原子力コミュニティで利用できるようにしている。

## ***Review of Integrity Analyses of the Reactor Pressure Vessels in Taiwan and Switzerland (PSI)***

H. W. Chou (Institute of Nuclear Energy Research, Taiwan), G. Qian (Paul Scherrer Institute, Switzerland), C. C. Huang (Institute of Nuclear Energy Research, Taiwan), M. Niffenegger (Paul Scherrer Institute, Switzerland)

確率論的破壊力学(PFM)は、ここ 10 年の間、原子力プラント機器の構造健全性評価に使われてきた。ここでは、台湾とスイスにおける原子炉圧力容器(RPVs)への PFM の適用についてレビューする。台湾では、当初、沸騰型原子炉(BWRs)の容器の周方向溶接の供用中検査(ISI)関係の研究のために、PFM コード FAVOR を導入した。その後、BWR の LTOP や加圧水型原子炉(PWR)の過圧熱衝撃(PTSs)を含むシビアアクシデント時の RPVs の破壊リスクアセスメントを実施している。最近では、圧力-温度限界、緊急時訓練、極限的応答ガイドラインといった運転操作上の課題についても研究されている。スイスの Paul Scherrer Institute では、FAVOR と有限要素法コード ABAQUS を使って、PTS 解析について、決定論的解析と確率論的な解析両方が実施されている。

## ***Evaluation of Pressurized Thermal Shock in Old Korea Reactor***

T. H. Choi, D. H. Cho, M. Jhung (Korea Institute of Nuclear Safety, Korea)

過圧熱衝撃(PTS)は、特に韓国の古い原子力発電プラントにおいては、原子炉圧力容器の重要な安全テーマの一つである。USNRC PTS スクリーニングクライテリアが韓国で PTS イベント時の炉容器の健全性の実証に用いられたが、古い原子炉についてはこのクライテリアを満足しなかった。この健全性を実証する代替の手法として、確率論的破壊力学アプローチ、決定論的アプローチそしてマスターカーブアプローチを含む研究が行われた。その結果、40 年間の運転に対して PTS イベントを考慮しても RPV の健全性が維持されることが示された。

## ***Evaluation of Shatter Zones in the Site of Tsuruga Power Station***

Koji Dozaki (The Japan Atomic Power Company, Japan)

2013 年 5 月 22 日、規制委員会(NRA)は、敦賀発電所の第 2 ユニットの原子炉建物の下を通る D-1 破砕帯について、日本原子力発電(JAPC)がなお調査を継続していたにもかかわらず、耐震設計において考慮すべき有意な断層であるとの調査専門家会合(EMS)の評価報告(第 1 評価)を承認した。JAPC は、NRA の EMS 評価報告書の承認に対して、NRA に独自に行った調査結果をまとめた報告書を提出するとともに JAPC が提出する詳細な調査報告を考慮して再考するよう求めた。2015 年 3 月 25 日、NRA

は、JAPC の意見を拒否し、当該破碎帯は将来、活動化するという EMS の更新報告書(第 2 評価)を再び受け入れた。JAPC は、2015 年 10 月まで EMS のコメントを受けて追加調査を実施し、それまでの JAPC の評価をより堅固にする観察事実を得ると共に D-1 以外の破碎帯についても将来活動化するものではないことを確かめた。JAPC による調査結果と評価内容が紹介され、NRA が承認した EMS 評価報告書の問題点が明らかにされた。JAPC の見解については第 3 者専門家グループも支持しているとのことであった。

(文責 月森)

## セッション 1 : Operating Experiences & Aging Managements

### ***MHI Pressurizer Nozzle Spool Piece Replacement Technics***

T. Sato, M Tajima, T. Nishimura (Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., Japan)

600 系ニッケル合金において、1 次冷却水中応力腐食割れ (PWSCC) が発生する可能性がある。加圧器管台等の部位で 600 系ニッケル合金が用いられているため、PWSCC に関する予防保全技術が必要である。日本では、PWSCC に関する予防保全技術として、管台スプールピース取替 (Nozzle spool piece replacement) 工法を既に 20 基の原子力発電所において 600 系ニッケル合金の取替に活用した実績がある。管台スプールピース取替工法が用いられる場合は、管台部のバタリング溶接が施工された後、溶接後熱処理が必要となる。そのため、三菱重工業 (株) では溶接後熱処理技術を開発し、加圧器管台スプールピース取替に適用している。本報告では、三菱重工業 (株) で実証された溶接後熱処理技術を含む管台スプールピース取替工法についてまとめられた。

### ***Applications of Thermal Fatigue Evaluation Guidelines on Safety Assessment for Un-isolable and Mixing-Tee Pipelines***

Chao-Jen Li (Industrial Technology Research Institute, Taiwan), Te-Wei Fan, Ming-Sung Huang (Chung Hua University, Taiwan)

近年、配管系の高低温水の混合に起因する熱疲労や亀裂の発生が報告されている。台湾の原子力発電所においては類似事象に起因する漏えい事例が発生していないが、配管系は海外技術を踏まえて設計されているため、熱疲労に起因する問題を未然に防止するための評価が必要とされている。米国電力研究所 (EPRI) は非隔離配管系における高低温水の混合による熱疲労に関する評価手法が提案されている。この評価手法では配管系の熱疲労の状態や適切な検査間隔を評価できるばかりではなく、供用期間延長に係る安全性も評価できる。本報告では EPRI の評価手法、MRP-170 の計算式が適用された。配管系の幾何学的条件、温度、圧力及び流速が入力され、熱疲労を引き起こす温度差及び温度の時刻歴が存在するかの評価が行われた。その後、熱疲労が発生する可能性のある配管系を対象に、累積疲労係数が計算された。また、設計データとプラント運転経験の違いを考慮して将来のプラント運転に関する評価が行われた。

### ***Failure Behavior Analyses of Piping System under Dynamic Seismic Loading***

Makoto Udagawa, Yinsheng Li, Akemi Nishida (Japan Atomic Energy Agency, Japan), Izumi Nakamura (National Research Institute for Earth Science and Disaster Prevention, Japan)

日本の幾つかの原子力発電所は従来の設計基準地震動を超える地震を経験している。そのため、地震荷重を考慮した原子力配管系の非線形挙動や耐震裕度を評価することが重要である。本報告では大きな地震荷重に作用された場合の配管系の塑性変形や破壊挙動を評価するために、配管系全体に関する動的非線形応答解析に適した配管要素による第一段階解析と配管系局所非線形挙動解析に適したシェル要素による第二段階解析といった2段階数値解析手法が提案された。また、この解析手法を用いて、防災科学技術研究所が実施された配管系に関する地震応答振動試験を対象に動的弾塑性有限要素解析が行われ、固有周波数、応答加速度、エルボの開閉口変位及びエルボの局部ひずみ履歴だけではなく、低サイクル寿命及び破壊位置に関しても、解析結果は試験結果と一致したことが確認された。

### ***Development of Thermal Embrittlement Assessment Technology for Austenite Stainless Steel Welds of Nuclear Power Plant***

M. W. Kim, K. S. Lee (Korea Hydro & Nuclear Power Co., Republic of Korea), Y. S. Chang (Kyung Hee University, Republic of Korea), J. S. Kim (Sejong University, Republic of Korea) C. H. Jang (KAIST, Republic of Korea)

韓国水力原子力発電 (KHNP : Korea Hydro & Nuclear Power Co.) では長期供用された原子力発電所の配管及び炉内構造物のオーステナイト系ステンレス鋼溶接部の熱時効に関する研究が進められている。本報告はこの研究の中間結果に関する報告と位置付けられている。この研究では、オーステナイト系ステンレス鋼の溶接試験体が製作され、343℃、375℃及び400℃の高温加熱炉に設置された。5,000時間、10,000時間及び20,000時間の熱時効処理された後、溶接試験体が加熱炉から取り出され、引張特性及び破壊靱性が測定され、マイクロ組織が観察された。また、時効時間が5,000時間及び10,000時間の試験体から採取した機械特性を踏まえ、機械特性と時効時間との関係进行评估するABAQUSのユーザサブルーチンが開発された。そして、このユーザサブルーチンを用いて、熱時効によるオーステナイト系ステンレス鋼溶接部における溶接残留応力の変化が評価された。

(文責 李)

***Summary of Results from Japanese Participants in Round-Robin Analyses by Probabilistic Fracture Mechanics for BWR Pressure Vessel during LTOP event***

Y. Kanto (Ibaraki University, Japan), Y. Li (Japan Atomic Energy Agency, Japan),  
S. Yoshimura (The University of Tokyo, Japan)

本発表では、日本溶接協会 原子力研究委員会 PFM 小委員会で実施されている国際ラウンドロビン Phase 2 の日本の状況について報告された。Phase 1 (2009~2011年) では、日本、韓国、台湾および中国からの多数の参加者を迎え、PTS 事象時のRPVの構造健全性評価を行った。これに対し、Phase 2 では韓国および台湾の研究グループを迎え、BWR プラントの Cool-down および Low-temperature over-pressurized (LTOP) 事象を対象とする。FEM を用いて決定論的に計算した Cool-down および LTOP 事象時の容器壁の温度および応力分布を用いて、基本ケースを含む 4 ケースについて PFM 解析を行い、想定き裂の CPI および CPTWC を評価した。なお、 $\Delta RT_{NDT}$  の計算には、JEAC4201-2007 または 10CFR50.61a の評価式を用い、基本ケース以外の 3 ケースについては、初期き裂寸法や、Cu、Ni、初期  $RT_{NDT}$  等に関する感度解析を行った結果について示した。

***Sensitivity Study of Vessel Failure Probability for Cool-down Event***

Jeong Soon Park, Myung Jo Jhung (Korea Institute of Nuclear Safety, Korea)

本発表では、冷却過渡における原子炉圧力容器の破損確率評価について報告された。ASME Section XI Appendix G に従い許容圧力-温度曲線を作成し (ただし  $2\sigma$  のマージンを付けない)、PFM コード R-PIE を用いて、容器破損確率に及ぼす銅およびニッケル成分、初期  $RT_{NDT}$ 、フルエンスレベル、WPS 効果の影響を解析した。その結果、温度および時間とともに低下する破壊靱性値が冷却過渡末期における破損に大きく寄与することを示した。また、フルエンスレベル、銅およびニッケル成分、初期  $RT_{NDT}$  の増加は破損確率の増加に寄与することを示した。さらに WPS 効果は冷却過渡における破損確率を 1 オーダー以上低下させることも示した。

***Studying the Influence of Neutron Fluence Estimate on Probabilistic Fracture Mechanics Analysis for Reactor Pressure Vessel***

Ching-Hsin Chang, Hsoun-Wei Chou, Chin-Cheng Huang (Institute of Nuclear Energy Research, Taiwan)

PFM は原子力発電機器の安全性を評価する新しい手法であるが、PFM の知識がない

発電所の技術者が利用するにはまだ難しい手法である。そこで、本発表では、FAVORをもとに台湾の BWR と PWR の両タイプの原子力発電所の圧力容器の安全性を評価するシステム（主に GUI 部分）を開発した。また、開発したシステムを用いて、36 年および 56 年の運転期間後における圧力容器の破損確率に与える中性子フルエンスやサンプリング条件の影響を調べた。以前の研究では、照射脆化の評価において、運転期間後の中性子フルエンスを最後の計測結果を線形外挿することで求めていたが、本発表では外挿以外に、平均および 2 種類の非線形回帰（NLR1 および NLR2）を用いて評価し、4 種類の過渡条件 T1、T2、T3 および T4 に対する破損確率を求めた。その結果、破損確率は中性子フルエンスの算出に平均を用いた場合が最も大きくなり、外挿、NLR2、NLR1 の順に小さくなることを示した。

***PEDESTRIAN: Probabilistic Fracture Mechanics Analysis Code Based on Sampling with Replacement***

M. Nagai, N. Miura, M. Yamamoto (Central Research Institute of Electric Power Industry, Japan)

PFM は原子力発電機器の構造健全性を合理的に評価する手法として注目されている。通常の PFM 評価では、確率変数の分布を確率密度関数でモデル化し、同関数より抽出した入力値を用いたモンテカルロシミュレーションにより、破損確率を評価する。確率変数にはそれぞれに物理的な上下限值があるはずであり、その適切な設定が重要である。また、実測データの分布は、必ずしも単純な関数で表現できるとは限らない。一方、実測データの数が十分であれば、実測データは現実的な上下限を内包し、且つ関数を用いずとも実測データの真の分布に近い分布を与えられる。本発表では、復元抽出により実測データを直接抽出することで、恣意的な上下限の設定や特定の関数形の指定を行わずに、PFM 評価が実行可能な PFM 解析コードを開発した。また、実測データを直接抽出した破損確率と確率密度関数を介した一般的な抽出方法により算出された破損確率を比較した結果、直接抽出による破損確率は一般的な抽出方法によるそれより 1 オーダー程度低い確率となった。

(文責 永井)

***Seismic PRA for Kashiwazaki-Kariwa NPS Unit 7***

S. Matsunaka, T. Uemura, Y. Oyama and S. Yamanaka (Tokyo Electric Power Company, Japan)

本報告では、地震による機器の脆弱性の把握や福島第一原発事故の教訓と中越沖地震および東日本大震災の知見による安全性向上に対する有効性確認のため、柏崎刈羽原子力発電所 7 号機に対する地震 PRA を評価した。PRA は日本原子力学会“原子力発電所の地震を起因とした確率論的安全評価実施基準”に基づき実施したが、福島第一事故以降に配置した可搬型機器についてのフラジリティ曲線が未評価であった。そこで、可搬型機器のフラジリティ曲線については決定論的アプローチに基づきフラジリティ条件を設定し、炉心損傷確率を評価した。その結果、プラント損傷状況の合計炉心損傷確率が  $5.0 \times 10^{-6}$  /RY となり、保守的評価に比べて 44%保守性低減を確認した。今後も安全性向上に向けて、事故防止策の策定やリスクを明確化するための PRA モデルの改善を進める。

***Probabilistic Safety Assessment of BWR Shroud Support Weldments with Multiple Through-Wall Cracks***

S. R. Lin (Institute of Nuclear Energy Research and National Taiwan University, Taiwan), W. F. Wu (National Taiwan University, Taiwan), S. Y. Wu and J. S. Yu (Institute of Nuclear Energy Research, Taiwan)

沸騰水型原子炉シュラウドサポートの構造強度について、EPRI のガイドラインに基づき有限要素モデルが作成されて破壊荷重を評価した。シュラウドサポートプレート溶接部 (H8 および H9) に、複数の円周状貫通き裂がランダムに分布した場合、弾塑性解析結果は異なる破壊荷重となる。本報告では、解析結果に対し統計処理を適用して、経年劣化等が生じた場合の影響を考慮したプラント安全性に関する最小荷重を求める手法を提案した。また、信頼性工学の定義と解析結果に基づき、溶接部の検査周期と検査範囲を提案した。

本手法により、解析時間と検査効率を改善することができる。さらに、様々な環状構造物断面の評価に適用できる見通しを得た。

### ***Numerical Simulation of Impact Loading for Reinforced Concrete Wall***

H. Takazawa, K. Hirosaka, K. Miyazaki (Hitachi, Ltd., Japan), N. Tohyama and S. Saigo (Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., Japan)

原子力発電プラントにおける安全審査においては、鉄筋コンクリート構造物に対する航空機衝突の解析評価が求められると考えられる。本報告では、汎用解析コード LS-DYNA に実装されたコンクリート材料モデルとして、KCC モデル、SOIL\_CONCRETE モデルおよび WINFRITH モデルについて、試験結果と解析結果の比較からコンクリート材料モデルの適用性を検討した。

鉄筋コンクリートはりを模擬した解析評価では、KCC モデルおよび WINFRITH モデルにてひび割れ発生に伴う荷重の低下挙動を確認した。

鉄筋コンクリート壁に対する航空機エンジンの衝突試験を模擬した解析評価では、KCC モデルおよび SOIL\_CONCRETE モデルにて貫通、裏面剥離および貫入の破壊形態を評価できることを確認した。それらの結果より、要素削除基準の調整により解析精度を向上できる見通しを得た。

### ***Risk Informed Analysis for System Screening of Potential Gas Accumulation in Taiwan PWR Nuclear Power Plant***

Y. C. Li, K. Y. Hsu, L. H. Wang (Industrial Technology Research Institute, Taiwan), K. Ting (Lunghwa University of Science & Technology, Taiwan), H. J. Chang (Taiwan Power Company, Taiwan), A. T. Nguyen and K. T. Chen (Department of Applied Mathematics, Taiwan)

原子力発電プラントや原子力機器の安全性に関するシステム内に蓄積されたガスについて、USNRC は安全システムの動作を維持するための評価に関する GL-2008-01 を発行している。Nuclear Energy Institute は、NEI 09-10 Rev.1a-A を策定してガス侵入や蓄積に対する安全システムの動作不良の可能性について、スクリーニング方法を規定している。本報告では、PRA によりプラントシステムに対するスクリーニングを行い、前記 NEI に基づき、プラント固有システムのガス蓄積の影響を評価し、安全性への寄与が小さいシステムについては解析評価範囲から除外できることを確認した。

### ***Plant Damage Analysis for Tsunami PRA***

W. C. Chen and C. C. Chao (Institute of Nuclear Energy Research, Taiwan)

原子力発電プラントは、津波に影響される場所に位置するため、福島第一原発事故以降、安全審査において津波リスクの評価を求められる可能性がある。津波ハザード評

価では、プラント開口部に押し寄せた多量の水の影響が重要となり、津波 PRA の開発が求められている。プラント固有の津波 PRA は、津波リスクの決定に用いられ、津波リスクの低減策の策定にも寄与できる。

本報告では、津波が問題となる機器、系統の同定を行い、プラント損傷状況と津波高さの関係を簡便な式で定義した。

なお、津波による漂流物が衝突した際の評価および開口部に流入した水の影響を含めた検討が今後必要となる。

### ***Discussions on New Methodology for Risk Informed Regulations***

#### **All participants**

リスクに対する取り組みは原子力以外にも多くの分野でも適用され始めている。既に韓国および台湾では、確率論的リスク評価が用いられ始め、炉心損傷確率を考慮した安全審査が行われている。これに対して、日本では地震に対して部分的にリスク評価が行われている程度であり、産学官連携によるリスク評価の推進が必要だと考えられる。

一般的に安全性の向上とは、どのように安全性を担保するかを課題としており、安全対策によるコスト増を避けることが難しい。しかし一方で、コストの低減が非常に重要視されており、安全性の向上か、コストの削減か、が問題である。基本的な思想としては双方を両立することであるが、様々な施策の検討が必要と考える。

今後のリスク評価に関しては、各国がコラボレーションして検討することが重要である。

(文責 大城戸、高澤)

***Multiple Subsurface Crack Growth Simulation Using S-version FEM***

M. Kikuchi, A. Takahashi, A. Suzuki (Tokyo University of Science, Japan)

複数き裂の相互作用や表面き裂から貫通き裂へのき裂進展挙動などの定量的な検討は、実験的評価が極めて困難なこともあり不十分である。また、内部き裂に係るパラメータが数多くあり等価な1つの表面き裂への置き換えルールの妥当性についても不十分である。著者らが開発した重合メッシュ法により表面近傍の内部き裂進展解析を行い置き換えルールについて評価した。初期のき裂の形状は円、大きさも同じである。5つのケースで表面近傍にある2つの内部き裂進展解析を行った。その結果、き裂置き換えルールはすべての解析ケースにおいて保守性が高いことが分かった。つまり、現状の置き換えルールではより早くき裂が進展する結果となった。この傾向が他の場合と同様であるか示すためには初期き裂の形状および配置を変化させより多くの解析を行う必要がある。

***Evaluation of Fatigue Crack Growth Rate of Type 347 Austenitic Stainless Steel in PWR Water Conditions***

Seokmin Hong, Ki-Deuk Min, Bong-Sang Lee (Korea Atomic Energy Research Institute, Korea)

加圧器サージ管は大気中の疲労き裂進展よりも早い進展が予想される。参照されるステンレス材の疲労き裂進展速度は ASME code section XI で規定されているが大気中の疲労き裂進展速度のみのデータである。近年、より現実的な環境における疲労き裂進展速度を準備する動きもあるが、韓国で主に利用されている材料は 347 ステンレス材であり米国の疲労き裂進展速度（主に 304, 316 ステンレス材）をそのまま用いることは妥当性が乏しい。そこで、稼働中の PWR と同様の条件において 347 ステンレス材の疲労き裂進展速度を得るための実験を行った。試験片には CT 試験片を用いた。PWR 稼働状況を模擬した条件では疲労き裂進展速度は加速した。また、荷重サイクルによる挙動の違いも明らかになった。酸化型き裂開閉口挙動が生じたと考えられる。PWR 稼働状況を模擬した条件では、347 ステンレス材は日本の PWR および ASME のドラフト版の疲労き裂進展速度より速い結果となった。

### ***Discussion on the Approaches to Calculate the Stress Intensity Factors of the Components in Nuclear Power Plants***

Tai-Liang Kuo, Cheng-Wen Fan (Industrial Technology Research Institute, Taiwan), Haoyi Huang (National Cheng Kung University, Taiwan)

配管および円筒状の応力拡大係数  $K_I$  は、ASME code Section XI および API-579 Annex C code でそれぞれ 3 次および 4 次の多項式により計算される。また実用的な原子力プラント機器は、四面体要素でモデル化し有限要素法を用いて応力拡大係数を求める方法がある。このとき、き裂先端部には特異要素を用いて精度よく応力拡大係数を求める工夫を行う。本発表ではここで示した 3 つの方法の保守性と計算効率の高さを示すための比較を行った。比較の結果、内圧および熱荷重下においては、応力拡大係数の良い一致が見られた。しかし、熱荷重のみでは 3 つの応力拡大係数が合わないことが分かった。全体として、ASME と API の両 code は有限要素法と比較し効率的に計算できる。一方で、ASME code では保守性が高いといえるが、API code および有限要素法による計算では保守性は低いと判断をした。

### ***A Study for Tiered Approach of Leak-Before-Break Assessment of Nuclear Piping***

Young-Jin Oh, Heung-Bae Park, Tae-Eun Jin (KEPCO Engineering and Construction Co. Ltd., Korea)

LBB 評価は、き裂先端開口変位 (COD) 計算、漏洩率計算およびき裂安定解析の 3 つから構成される。NUREG/CR-6765 では LBB 評価のための段階的評価手法を提案している。しかし、NUREG/CR-6765 の規制機関向けであるため設計への適用が困難である。そこで、実際に定量評価を行い、改良した段階的評価手法を提案した。最近の研究結果である圧力誘起曲げによる拘束と溶接部残留応力の影響を考慮した荷重計算を用いた。この計算は COD の評価に影響を与える。評価の結果、安全係数を 2 として漏れが生じるき裂サイズの計算を行うことで保守性が保てると判断している。提案した改良方法により、段階的評価手法がより設計者を考慮した方法になり、評価の簡素化が達成された。また、これまで通り保守的であることを示した。

(文責 和田)

***A Conservative Failure Assessment Curve Applicable to Cold Worked, Irradiated, Thermal Aged Cast and Annealed Stainless Steels***

M. Kamaya (Institute of Nuclear Safety System, Inc., Japan)

材料のばらつき、照射および熱脆化による硬化、冷間加工による引張特性の変化を保守的に考慮したステンレス鋼の破壊評価線図 (FAC) を求める取り組み。様々な降伏強度のステンレス鋼に対して引張強さと降伏強度の比を保守的に予測する経験式を構築し、想定した降伏強度に対する引張強さを予測した。そして、得られた降伏強度と引張強さから応力・ひずみ関係を推定した。次に、応力・ひずみ関係を用いた弾塑性有限解析により、曲げ荷重を受ける周方向き裂を有する管に対するJ積分値を算出し、FACを求めた。広範囲な降伏強度と、種々のき裂および管形状に対してFACを求め、これらを保守的に包絡する万能 (Universal) なFAC式を決定した。得られたFAC式は、材料やき裂および管形状に関係なく破壊評価に適用でき、既存の代表的なFACと大きく異なることを確認した。

***Evaluation of the Effect of Thermal Ageing of Austenitic Stainless Steel Welds with 10% of Ferrites***

C. Jang, S. Hong, I. H. Shin, K. S. Lee, T. S. Byun (KAIST, Korea)

ステンレス鋼の溶接部にはフェライトが含まれ、スピノーダル分解による熱脆化の影響が懸念される。そこで、316L ステンレス鋼溶接金属の熱時効材の機械特性および電気化学特性 (EPR試験) の変化を調べた。韓国では347ステンレス鋼がサージラインに使われているため、この材料の溶接金属も検討に加えた。いずれの材料も10%程度のフェライトが含まれている。供試材を400°Cで10000時間時効した。STEMによる組織観察では、10000時間の時効でスピノーダル分解によるCrとFeの不均一分布が見られた。時効によって強度特性 (降伏強度、引張強さ) は増加する傾向を示した。1/2CT試験片を用いた破壊靱性試験では、316Lステンレス鋼の破壊靱性 (J-R曲線) が時効によって低下するが、347ステンレス鋼の破壊靱性はほとんど変化しないことがわかった。EPR試験による鋭敏化測定では、時効の影響は見られなかった。

***Elastic-Plastic Finite Element Analysis for Reducers with Circumferential Through-Wall Cracks***

B. J. Tsai, J. J. Chen (INER, Taiwan)

曲げ荷重を受けるレジュューサーにおいて、付け根に貫通き裂が存在する場合のJ値を

求めた。参照に直管の解析も実施した。き裂面の接触を考慮した場合としない場合の比較を行い、接触を考慮することが重要だとの結論を得た。

***A study for Crack Stability Assessment of Reactor Vessels Nozzle Considering Crack Path***

H. G. Park, Y. C. Jang, Y. Lee (Doosan Heavy Industries & Construction, Korea)

LBB評価におけるノズル部の不安定破壊の評価を目的にX-FEMによるき裂進展解析を行った。不安定破壊時のき裂経路が溶接線よりずれることを考慮することで、合理的な評価を行うことが目的。解析では、延性破壊のダメージモデル（限界塑性ひずみモデル）を適用することで、き裂経路の再現を試みた。この方法により、347ステンレ鋼のCT試験におけるき裂開口変位（COD）と荷重の関係、およびCODとき裂進展を再現することができた。そして、原子炉容器のセーフエンドに存在するき裂を想定して延性進展を模擬した。き裂経路の変化を考慮した場合の最大荷重は、考慮しない場合より30%程度大きくなり、き裂経路を考慮することの重要性が示された。

（文責 釜谷）

***Dynamic Response Simulations of Full Scale BWR Fuel Assemblies under Seismic Loading***

S. Yoshimura, T. Yamada (The University of Tokyo, Japan), Y. Koide, S. Onitsuka, T. Iijima (Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., Japan)

地震荷重下の BWR 燃料集合体の動的挙動を詳細に把握するため、3次元の詳細シミュレーションが実施された。BWR の炉心は、数百の燃料集合体から成り、これらは冷却水に囲まれている。本研究では冷却水を音響流体として取り扱い、2つの異なる流体構造連成シミュレーションシステムを開発している。一方は詳細なソリッド要素によって流体と構造をモデル化し、分離反復法によって連成解を求めている。他方は流体による付加質量効果を陽に付加質量行列として算出し、ビーム要素を用いた有限要素解析に導入するものである。2つのシステムを比較することによってコード検証を行い、更に 1986 年に NUPEC によって行われた実験と比較することによって結果検証を実施した。

***Piping Whipping Analysis Using a Vector Form Intrinsic Finite Element***

T.Y. Wu (Atomic Energy Council, Taiwan)

破断配管の大変形問題を解析するため、ベクトル固有有限要素法 (VFIFE : vector form intrinsic finite element) を用いた解析を実装した。同手法は配管を質点とビーム要素でモデル化し、質点を粒子とみなすことによりシミュレーションを行う。なお、配管の変形を取り扱うための材料非線形モデルも導入されている。これらの実装を用い、ギロチン破断後の流体吹き出し圧を境界条件として解析を行った。シミュレーション結果は実験値とよく一致しており、提案手法によって破断配管の大変形問題を解析可能であることを示した。

***A Numerical Study on Reactor Vessel Internals***

Sang-Yun Je, Yoon-Suk Chang (Kyung Hee University, Korea), Sung-Sik Kang (Korea Institute of Nuclear Safety, Korea)

炉内構造物の多様な劣化に対する最適設計と破損防止は原子力安全のための最重要課題の一つである。本研究では現状分析を行うため、炉内構造物の詳細なシミュレーションを実施した。入力としてポンプ脈動を決定論的に負荷し、一連の CFD 及び構造解析を実施した。健全性の評価は US NRC regulatory guide 1.20 に準じた CVAP(comprehensive vibration assessment program)に従った。これらの結果、

現状の設計は十分安全側にあることをシミュレーションにより示すことが可能となった。

(文責 山田)

### 3. テクニカルツアー

テクニカルセッションの実施に先立ち、2016年4月11日にテクニカルツアーを行い、三菱重工長崎造船所と長崎原爆資料館を訪問した。

長崎造船所は三菱重工の発祥の地であり、江戸時代末期にわが国初の本格的な洋式工場として設立されて以来、日本を代表する数多くの船舶を建造するとともに各種発電プラントを手掛けるなど、船舶・機械製造を両輪に活動を続け現在に至っている。2015年7月には同所の複数の設備資産が「明治日本の産業革命遺産」の一部として世界遺産に登録されている。構内では、日本で初めて設置され、現在も稼働中のジャイアント・カンチレバークレーン（世界遺産）や、最新鋭の球形タンク方式 LNG 船を見学した。また、現在は資料館として利用されている旧木型場（世界遺産）を訪れ、明治時代の科学技術の発展とそれを支えた技術者の足跡に触れることができた。

その後、一行は平和公園の一角にある長崎原爆資料館を訪問した。長崎市への原子爆弾投下に関する貴重な資料を取り扱った市立の資料館であり、多くの資料、写真、解説パネルが展示されていた。折れ曲がった工場の鉄骨や、熱線により焼けた橋げたなど、原子爆弾によって破壊された構造物を目の当たりにして、原子爆弾の凄惨さが痛切に感じられた。世界の恒久平和を望む長崎の人々の想いを身に沁みて感じると同時に、その実現のためには国境を越えた相互理解と寛容の精神とが重要であることを深く考えさせられた訪問であった。

(文責 三浦)

#### 4. むすび

ASINCO ワークショップは、各国共に新たなメンバーを加えながら世代交代が進み、東アジアの原子力開発者の人的交流の場として定着しつつある。第 11 回ワークショップは、福島原子力発電所事故から 5 年が経過し、各国でそれぞれの対応を進める中で、リスク情報の規制への活用などの共通の課題が見通せるようになりつつあり、相互協力と次世代に向けてのさらなる交流の継続発展を目的として開催された。

本ワークショップでは、初日に各国の課題の共有を促すため、リスク情報に基づく規制と対策に対する特別セッション、運転経験と高経年化対策、確率論的破壊力学、リスク評価というような相互に関連するセッションを設け、その後のバンケットでさらに各国の関連情報に関する講演を実施した。

2 日目は、疲労と破壊力学に関する 2 セッションと原子炉機器の数値解析に関するセッションを設け、各分野について活発な議論が行なわれた。発表内訳は日本から 12 件（内特別講演 2 件）、韓国から 8 件（内特別講演 1 件）、台湾から 9 件（内特別講演 1 件）であった。優れた論文については各国のバランスを考慮して、*International Journal of Pressure Vessels and Piping* 誌に日本 4、韓国 3、台湾 3 の割合で投稿していく予定である。

また、ワークショップへの参加に先立ち、長崎市内の三菱重工長崎造船所と原爆資料館を訪問し意見交換と設備見学を行った。

これらのワークショップと見学を通して、海外の参加者から会議運営と滞在中のもてなしに対して、非常に感謝された。関係者の努力の下で、本ワークショップの目的である技術交流を通じた目的や課題の共有と、異国間と世代間の人的交流を大いに深めることが出来た。特に若手研究者にとっては、有意義な経験になったと考えられる。第 12 回は 2018 年に台湾で開催される予定であり、今回会議の議論の継続と、ASINCO のさらなる発展に向けて協力していきたい。

最後に、産学官からの全ての参加者と発表者、およびワークショップの日本開催に際して財政面および事務運営面から全面的に支援をいただいた日本溶接協会・原子力研究委員会の皆様に深く感謝申し上げます。

(文責 笠原)

## 5. 発表論文

発表論文の全文は **CR-ROM** に収めた。