

第 13 回 原子力機器健全性国際ワークショップ報告書

The 13th International Workshop
on the Integrity of Nuclear Components

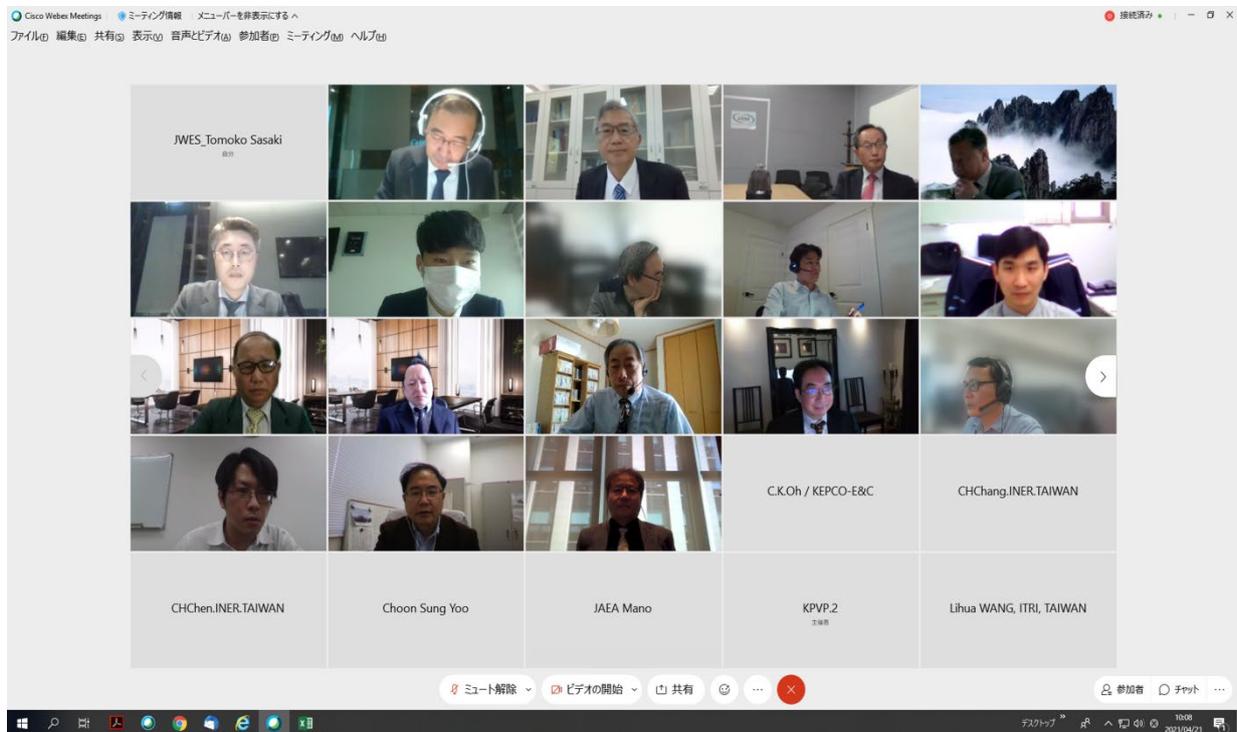
April 21~22, 2021

Virtual meeting

2021年 4月

一般社団法人 日本溶接協会

原子力研究委員会





Asian Society for Integrity of Nuclear Components 13 (ASINCO-13)
April 21 to 22, 2021, Online Symposium



Atomic energy research activities of JWES
(Japan Welding Engineering Society)

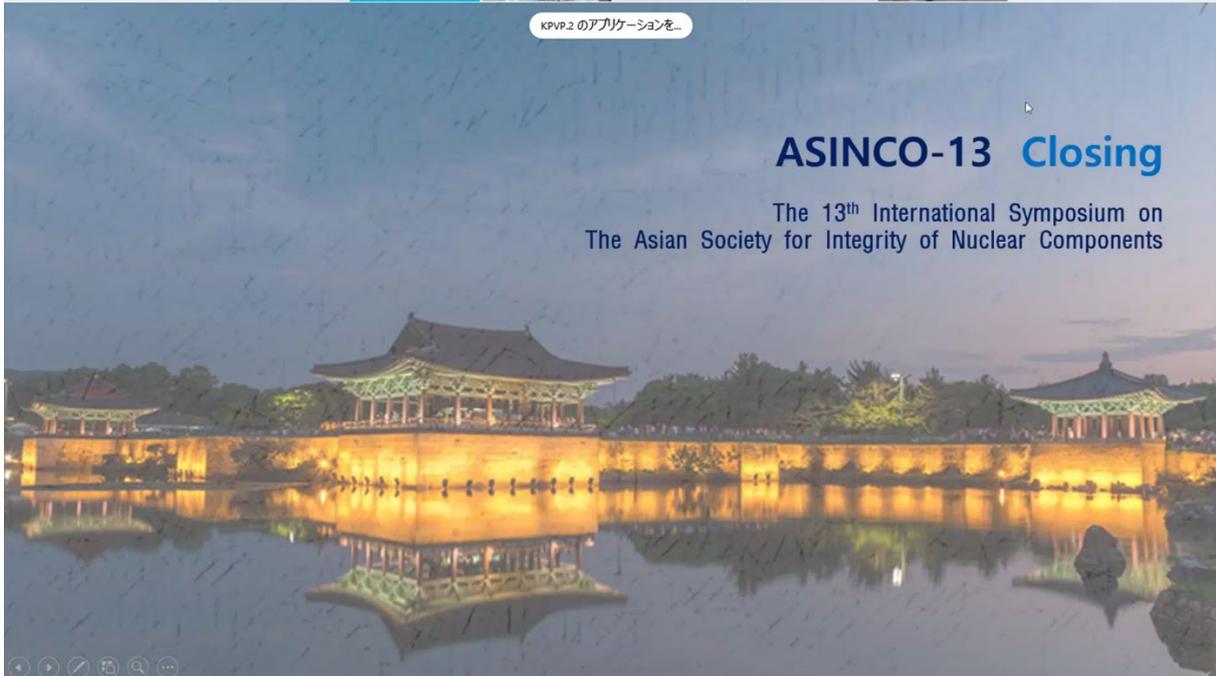
Naoto Kasahara
The University of Tokyo



KPVP.2 のアプリケーションを...

ASINCO-13 Closing

The 13th International Symposium on
The Asian Society for Integrity of Nuclear Components



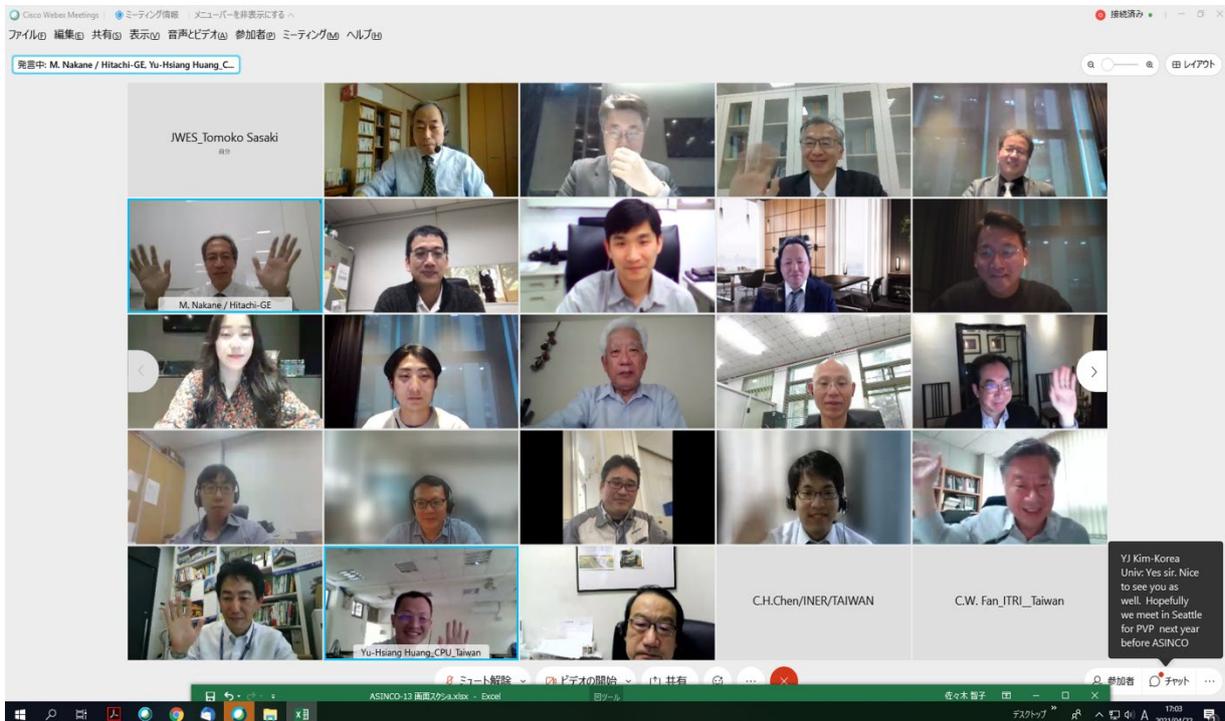
JWES_Tomoko Sasaki
氏名



Plan for ASINCO-14 (Cont'd)

◆ Tentative Venues of ASINCO-14

- Sapporo
- Tokyo
- Kanazawa



はじめに

本報告書は、2021年4月21～22日にかけて開催された、第13回 ASINCO (Asian Society for Integrity of Nuclear Components) ワークショップの概要をまとめたものである。ASINCO ワークショップは1996年5月5日に韓国太田市にある韓国原子力研究所 (KAERI) において日韓の研究者・技術者の協力の下はじめて開催された。第2回には台湾からの参加者を迎え、1998年4月20～21日にわたり東京大学山上会館で開催された。第3回は2000年10月11～12日に台湾桃園市の台湾原子力研究所 (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、2002年4月15～16日の二日にわたり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、2004年4月21～23日にわたり日本原子力研究所関西研究所で開催され、以降第6回が2006年4月24～26日に台湾最南端の懇丁市で、第7回が2008年7月2～4日に韓国中央部 Muju 郡の Hotel Tirol で、第8回が2010年4月14～16日に兵庫県の淡路夢舞台国際会議場で、第9回が2012年4月18～20日に台湾高雄市にある The Splendor Kaohsiung で、第10回が2014年4月16～19日に韓国釜山市の東部海岸に位置する Paradise Hotel で、第11回が長崎市の ANA Crowne Plaza Nagasaki Gloverhill で、そして前回第12回が台湾花蓮市の Fullon Hotels & Resorts で、二年に一度のペースで開催されてきた。

当初、第13回 ASINCO ワークショップは2020年4月に韓国ソウル市で開催の予定であったが、2019年末から猛威を振るったコロナウイルスの感染拡大のため国際的な往来がままならず、開催を一年延期することとした。2021年に入っても状況の改善の兆しが見えないことから、同ワークショップをオンラインで開催することが2021年1月に決定され、以降急ピッチでその準備が進められ、主催者である韓国をはじめとする関係各位の尽力により開催に漕ぎ着けることができた。

これまでのワークショップで発表された論文については、Selected Paper が国際ジャーナルの特集号にまとめられて逐次発刊されており、前回第12回ワークショップの論文についても International Journal of Pressure Vessels and Piping の特集号 (Vol. 179, 2020) として公刊済みである。

このたび開催された第13回ワークショップでは、昨今の原子力情勢を踏まえた各国からの招待講演が行われたほか、廃炉ならびに使用済み燃料に関するセッションで多くの講演発表がなされたのが特徴的であった。

(文責 三浦)

April 21, Wednesday, 2021

09:00~10:00	<i>Connection Testing</i>
10:00~10:10	<i>Opening (Chair: Dr. S. Lee)</i>
10:00~10:10	<i>Opening Remarks</i> Prof. Yoon-Suk Chang (Chairman of ASINCO-13, Kyung Hee University, Korea)
10:10~11:40	<i>Session 1: Plenary Session (Chair: Dr. Y.-H. Choi)</i>
10:10~10:40	<i>Overview of structural safety evaluation technology on nuclear back-end in Taiwan</i> Dr. Chin-Cheng Huang (Institute of Nuclear Energy Research, Taiwan)
10:40~11:10	<i>Atomic energy research activities of JWES</i> Prof. Naoto Kasahara (University of Tokyo, Japan)
11:10~11:40	<i>New role of nuclear energy under climate change</i> Dr. Youn-Won Park (Best Engineering in Energy Solutions, Korea)
11:40~11:50	<i>Break (10 min.)</i>
11:50~12:50	<i>Session 2: Seismic & Dynamic Analysis (Chair: Dr. Y. Takahashi)</i>
11:50~12:10	<i>Seismic dynamic analysis and structural integrity assessment of the spent fuel pool</i> C.H. Chang, H.W. Chou, C.L. Chung and C.C. Huang (Institute of Nuclear Energy Research, Taiwan)
12:10~12:30	<i>Development of stress-strain equations and local failure criteria for various alloys</i> Y. Takahashi (CRIEPI, Japan)
12:30~12:50	<i>The impact of analysis approach on seismic fragility analysis for structural components in nuclear power plants</i> W.C. Chen (Institute of Nuclear Energy Research, Taiwan)
12:50~14:00	<i>Lunch</i>
14:00~16:00	<i>Session 3: Fatigue & Fracture Mechanics Analysis (Chair: Dr. T.-L. Kuo & Mr. J.S. Yang)</i>
14:00~14:20	<i>Vessel failure probabilities of convention and advanced reactors for PTS in Korea (presentation only)</i> M.J. Jhung, C. Oh, Y. Choi (KINS, Korea), M. Kim, T.-H. Kim (KHNP, Korea), J.M. Kim, M.C. Kim, B.S. Lee (KAERI, Korea), J.-M. Kim, K. Kim (KEPCO E&C, Korea)
14:20~14:40	<i>Assessment of ASME code safety margin of HDPE pipelines in nuclear applications</i> C.Y. Tu (National Chungshing University, Taiwan), S.R. Lin (Institute of Nuclear Energy Research, Taiwan), K.T. Chen (National Chungshing University, Taiwan), C.C. Huang (Institute of Nuclear Energy Research, Taiwan), K. Ting, S.Y. Shen (Lunghwa University of Science and Technology, Taiwan)
14:40~15:00	<i>Approach to estimate thermal stress distribution of reactor pressure vessel nozzle corners with constant changes in coolant temperature</i> C. Oh, S. Lee (KINS, Korea) and N.S. Huh (Seoul National Univ. of Science and Technology, Korea)
15:00~15:20	<i>Improvement of return mapping algorithm in GTN model by reducing the number of equations to be solved</i> A. Mano (JAEA, Japan), R. Imai, Y. Miyamoto (MIRI, Japan), J. Katsuyama and Y. Li (JAEA, Japan)
15:20~15:40	<i>A study on pressure-temperature limit curves for OPR-1000 complying with new regulations</i> S.H. Jeong, K.S. Chung, W.J. Ma, J.B. Choi (Sungkyunkwan Univ., Korea), Y.W. Park (Best Engineering in Energy Solutions, Korea), J.S. Yang (KHNP, Korea) and M.K. Kim (Sungkyunkwan Univ., Korea)
15:40~16:00	<i>Simulation of fatigue crack growth in reactor coolant piping by using XFEM</i> T.-L. Kuo, C.-W. Fan and Y.-F. Chen (ITRI, Taiwan)

16:00~16:20 *Break (20 min.)*

16:20~17:20 *Session 4: Experimental & Computational Mechanics (Chair: Prof. C.H. Jang)*

16:20~16:40 *Pipe break tests and numerical analyses by using a mock-up facility*

T.-Y. Kim, T.-J. Kim, Y.-S. Chang (Kyung Hee Univ., Korea), C.-R. Choi (ELSOLTEC, Korea) and W.-T. Kim (RETEC, Korea)

16:40~17:00 *Application of three-dimensional large-scale modeling for mechanical analysis of reactor coolant system components*

K. Watanabe and K. Inoue (Mitsubishi Heavy Industries Ltd., Japan)

17:00~17:20 *Evaluation of thermal aging of cast austenitic stainless steels – mechanical properties in micro- and macro-scale*

B.S. Kong, C. Jang (KAIST, Korea), S. Kang (KINS, Korea) and T.S. Byun (ONL, USA)

April 22, Thursday, 2021

09:00~10:00 *Connection Testing*

10:00~11:40 *Session 5: Materials & Fabrication (Chair: Prof. Y.-J. Kim & Dr. H.-W. Chou)*

10:00~10:20 *Development of estimation method for material property under high strain rate condition utilizing experiment and analysis*

S. Takagi (Tokyo Electric Power Company Holdings, Japan) and S. Yoshida (TEPCO Systems Corp., Japan)

10:20~10:40 *A simple method to estimate the fracture toughness of aged GTAW 316L stainless steels characterized by thermal aging constant*

G.G. Youn (Korea Univ., Korea), Y. Miura (CRIEPI, Japan), J.M. Seo and Y.J. Kim (Korea Univ., Korea)

10:40~11:00 *Ductile fracture toughness test on miniature C(T) specimen with displacement measurements at load-line and at front face*

T. Shinko and M. Yamamoto (CRIEPI, Japan)

11:00~11:20 *High capacity electric furnace heat treatment technology on dissimilar metal welds in nuclear power plants*

J.S. Yang and I.H. Shin (KHNP, Korea)

11:20~11:40 *Increase of LBB characteristic of main steam line piping in KSNP by improving material properties of SA508 Gr.1A steel*

S. Hong (KAERI, Korea), S.-M. Hyun (KAERI and Korea Univ., Korea), J.-M. Kim (KAERI, Korea), M.-W. Kim, H.-D. Kim (KHNP, Korea), B.-S. Lee and M.-C. Kim (KAERI, Korea)

11:40~11:50 *Break (10 min.)*

11:50~12:50 *Session 6: Inspection, Monitoring & Regulation (Chair: Prof. Y. Wada)*

11:50~12:10 *Countermeasures to improve safety of Tokai II Power Station based on new regulatory standard*

Y. Fukuta and S. Kanaida (JAPC, Japan)

12:10~12:30 *Optimized approach on real-time calculation of thermal stress for fatigue monitoring system*

H.J. Shin, C.K. Oh, H.S. Kim (KEPCO E&C, Korea), J.H. Lee, M.H. Boo (KHNP, Korea) and C.R. Choi (ELSOLTEC Inc., Korea)

12:30~12:50 *AI based inspection of structures using acoustic emission digital hammering technologies*

Y. Wada, T. Matsumura (Kindai Univ., Japan), Y. Isobe, T. Matsunaga, R. Ogawa (NFI, Japan) and T. Yamada (Univ. of Tokyo, Japan)

12:50~14:00	<i>Lunch</i>
14:00~15:20	<i>Session 7-1: Decommission & SNF Management (Chair: Dr. K.-J. Cheng & Dr. M. Nakane)</i>
14:00~14:20	<i>International case survey and maintenance status of the decommissioning Taiwan nuclear power plant during transition period</i> S.-R. Lin, H.-W. Chou and J.-J. Chen (Institute of Nuclear Energy Research, Taiwan)
14:20~14:40	<i>Methodology to incorporate high burnup and damaged BWR spent fuel as contents in the NAC UMS storage system</i> C.-H. Chen (Institute of Nuclear Energy Research and National Taiwan Univ., Taiwan), G. Carver (NAC International, USA), M. Su, C.-W. Yang and C.-L. Shih (Institute of Nuclear Energy Research, Taiwan)
14:40~15:00	<i>A chemical decontamination method for decommissioning nuclear power plants</i> T. Ohira, S. Yanagisawa and N. Ota (Hitachi-GE Nuclear Energy Ltd., Japan)
15:00~15:20	<i>Segmentation plan of the internals of TRR reactor vessel with higher radiation</i> K.-J. Cheng (Institute of Nuclear Energy Research, Taiwan)
15:20~15:40	<i>Break (20 min.)</i>
15:40~16:40	<i>Session 7-2: Decommission & SNF Management (Chair: Dr. K.-J. Cheng & Dr. M. Nakane)</i>
15:40~16:00	<i>Research on fire risk factors due to equipment partial operation during nuclear plant decommissioning</i> Y.-H. Huang, T.-S. Shen and M.-Y. Kuo (Central Police University, Taiwan)
16:00~16:20	<i>Structural assessment for 3m³ radioactive waste container</i> Y.-Y. Shen and H.-W. Chou (Institute of Nuclear Energy Research, Taiwan)
16:20~16:40	<i>TRR reactor upper thermal shield segmentation plan and equipment design</i> H.-J. Gao, P.-Y. Chen, B.-H. Chang and J.-J. Huang (Institute of Nuclear Energy Research, Taiwan)
16:40~16:50	<i>Break (10 min.)</i>
16:50~17:20	<i>Closing (Chair: Dr. S. Lee)</i> <i>Closing Remarks</i>
16:50~17:20	Prof. Yoon-Suk Chang (Chairman of ASINCO-13, Kyung Hee University, Korea) Dr. Chin-Cheng Huang (Institute of Nuclear Energy Research, Taiwan) Dr. Naoki Miura (Central Research Institute of Electric Power Industry, Japan)
17:20	<i>Adjourn</i>

Committee

Chairman

- Professor Yoon-Suk Chang (Kyung Hee University, Korea)

Senior Advisory Members

- Professor Genki Yagawa (Nuclear Safety Research Association, Japan)
- Professor Masanori Kikuchi (Science University of Tokyo, Japan)
- Professor Kuen Ting (Lunghwa University of Science and Technology, Taiwan)
- Dr. Youn-Won Park(Best Engineering in Energy Solutions)
- Dr. Young-Hwan Choi(Korea Institute of Nuclear Safety, Korea)
- Professor Naoto Kasahara (University of Tokyo, Japan)

Steering Committee Members

- Professor Yoon-Suk Chang(Kyung Hee University, Korea)
- Dr. Sangmin Lee(Korea Institute of Nuclear Safety, Korea)
- Dr. Chin Cheng Huang(Institute of Nuclear Energy Research, Taiwan)
- Dr. Jien Jong Chen(Institute of Nuclear Energy Research, Taiwan)
- Dr. Naoki Miura(Central Research Institute of Electric PowerIndustry, Japan)
- Professor Tomonori Yamada(University of Tokyo, Japan)

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
セッション 1: Plenary Session	3
セッション 2: Seismic & Dynamic Analysis	5
セッション 3: Fatigue & Fracture Mechanics Analysis	7
セッション 4: Experimental & Computational Mechanics	10
セッション 5: Materials & Fabrication	12
セッション 6: Inspection, Monitoring & Regulation	15
セッション 7-1, 7-2: Decommission & SNF Management	17
3. むすび	22
4. 発表論文	23

1. ワークショップの全体概要

ASINCO-13は当初2020年4月の開催を予定していたが、COVID-19の影響で開催を1年延期すると共に、感染のリスクを避けるため対面ではなくWeb会議システムを活用したバーチャルシンポジウムの形式で開催した。

今回のシンポジウムでは、Plenaryセッションに加えて6件のテクニカルセッションがあった。各セッションのタイトルは以下のとおりである。Plenaryセッションでは各国代表による3件の講演がなされ、6件のテクニカルセッションでは合計27件の講演発表があった。内訳は日本から8件、韓国から9件、台湾から10件である。

セッション1	: Plenary Session
セッション2	: Seismic & Dynamic Analysis
セッション3	: Fatigue & Fracture Mechanics Analysis
セッション4	: Experimental & Computational Mechanics
セッション5	: Materials & Fabrication
セッション6	: Inspection, Monitoring & Regulation
セッション7	: Decommission & SNF Management

日本からの講演発表者は、笠原(東京大学)、高橋(電力中央研究所)、和田(近畿大学)、信耕(電力中央研究所)、真野(日本原子力研究開発機構)、高木(東京電力ホールディングス)、福田(日本原子力発電)、渡邊(三菱重工業)、大平(日立GEニュークリア・エナジー)の9名である。

この他に、企画検討会から三浦(電力中央研究所)、洪鋤(IHI)、上平(日本製鋼)、佐々木(日本溶接協会)の4名が参加し、国際研究連絡小委員会から中根(日立GEニュークリア・エナジー)が参加した。

さらに、日本から5名(李(日本原子力研究開発機構)、伊藤(東芝テクニカルサービスインターナショナル)、板谷・小川(東芝エネルギーシステムズ)、柳澤・新井(日立GEニュークリア・エナジー))の参加があった。

セッションごとに参加者数の増減があったものの、概ね、いずれのセッションも50名程度が参加し、また大会事務局の集計によれば総勢 80名以上の参加があった。

本シンポジウムはWeb会議システムを使っての講演となったが、テクニカルセッションでは時間が足りなくなるほど活発な質疑応答や意見交換がなされた。また、台湾で原子力発電所の廃炉が進められることから、セッション7を2部構成とし、廃炉計画や廃炉に関連する解体等の作業、除染、使用済燃料あるいは放射性廃棄物の貯蔵に係る構造関連の技術開発について集中的に発表と議論がなされた。

通常、シンポジウムではバンケットやコーヒブレイク等があり、セッションの場だけでなく、セッション以外のこうした時間に人的交流を深めることが可能である。今回、バーチャルシンポジウムのため対面でのこうした機会が設けられなかったが、画面を通じて各国参加者の元気な様子を確認し、挨拶、議論を交わすことができただけでも、人的および技術的交流を維持することができ、厳しい状況下でもシンポジウムを開催したことに大きな意義があったと言える。

また、クロージングセッションでは、国際研究連絡小委員会の三浦主査(電力中央研究所)より、2年後に日本で開催を予定しているシンポジウムの概要が紹介され、対面での開催を願ってシンポジウムを閉会した。

なお、シンポジウム期間中に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論文10件程度をInternational Journal of Pressure Vessels and Pipingの特集号として公刊することで、各国が投稿活動を推進することとした。

(文責 中根)

2. 原子力機器健全性国際ワークショップ概要

セッション 1: Plenary Session

Overview of structural safety evaluation technology on nuclear back-end in Taiwan

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

2011年の福島原子力発電所事故に続いて、原子力の利用は非常に困難になり、既存の原子力の安全を確保するために、いくつかの対策、検査と規制の強化が必要となった。

エネルギーミックスを国家目標とする台湾における原子力発電の現状、特にバックエンドに焦点を当てた紹介が行われた。これらは台湾だけでなく世界でも、ここ数年の重要なトピックである。台湾の唯一の原子力研究所である INER は、原子力規制当局 AEC、台湾電力会社 TaiPower と、バックエンド関連技術開発で協力してきた。

バックエンド関連テクノロジー。原子力バックエンド技術には、原子力発電所施設の廃止措置、乾式貯蔵および使用済み核燃料の最終処分の分野が含まれる。INER はすでに、研究用原子炉の廃止措置についていくつかの技術開発を遂げている。これらの開発された経験と技術により、INER は台湾電力会社と緊密に協力して、将来的に台湾の原子力発電所のバックエンドに対処する。過去数年間、INER はバックエンドの構造安全性評価に関連する技術開発に専念してきた。特に使用済核燃料管理のための乾式貯蔵システムと最終処分システムを対象としてきている。

Atomic energy research activities of JWES

Naoto Kasahara (The University of Tokyo)

日本溶接協会 (JWES) は溶接の生産性向上、研究開発、および技術指導を、溶接に携わるメーカーとの協力で実施している団体である。JWES には、原子力研究委員会を含む 8 つの研究委員会がある。

原子力研究委員会は、企画委員会、国際連絡研究小委員会、および 7 つの研究小委員会 (主に産業界が後援) から構成される。

研究小委員会は、原子力機器に関わる規格基準への新技術導入を促進するためのドラフト (ガイドライン) を提供している。

また、さまざまな構造および材料のトピックに関する国内シンポジウムと、原子力構造技術者のための講習会を毎年開催している。最近では、原子力およびその他の産業分野間での先端技術の共有も試みている。

New role of nuclear energy under climate change

Youn-Won Park (Best Engineering in Energy Solutions, Korea)

世界経済フォーラムは毎年、分析結果に基づく「グローバルリスクレポート」を発行している。人類に対する現在の最も重要な脅威として、過去 10 年間にこのレポートで取り上げられてきたのは、気候変動に関連したものである。多くの学者は、COVID-19 の問題も人類が引き起こした問題の 1 つであると信じている。原子力分野で働くエンジニアや科学者として、私たちは正確に気候変動を理解しているだろうか。原子力が必要な 3 つの理由は、CO2 の生成、必要な土地のサイズ、および廃棄物の生成が、単位電力あたり他のどのエネルギーよりも少ないことである。

しかし、福島原子力発電所事故後、原子力発電は徐々に段階的に廃止されている。強みを持っているにもかかわらず、エネルギー資源が乏しく、人口密度が高い日本、韓国と台湾において、むしろ拒否されている。COVID-19 で、人間は将来の脅威をより多くを感じ始めている。特に地球温暖化の脅威と原子力の役割について、科学者、エンジニアとして、私たちはどうあるべきかをより完全に理解する必要がある。

(文責 笠原)

セッション 2: Seismic & Dynamic Analysis

Seismic Dynamic Analysis and Structural Integrity Assessment of the Spent Fuel Pool

C.H. Chang, H.W. Chou, C.L. Chung and C.C. Huang (Institute of Nuclear Energy Research, Taiwan)

台湾の PWR プラントの使用済み燃料プールの安全性を評価するために、多数の数値解析を行った。設計基準外 (Beyond design basis) 地震動と実際の発電所の形状や材料特性を用いた。地震力の評価と 3 次元非線形有限要素解析からなる。地震力の評価では、冷却水、ラック、使用済み燃料集合体を考慮したプール底の様な等価荷重が最大であった。プール壁に関しては、南壁にかかる等価力が最大で、東壁が最小であった。3 次元解析では、南壁の底のコーナー部での応力とひずみが最大となった。さらに、かなり保守的な等価荷重条件下でも、構造は破壊に至らないことが示された。設計基準外地震に対する解析における減衰率について質問があった。

Development of Stress-Strain Equations and Local Failure Criteria for Various Alloys

Y. Takahashi (CRIEPI, Japan)

延性破壊は設計基準外事象に対する健全性評価において考慮すべき一つの破壊モードである。溶接協会原子力研究委員会内の一つの小委員会において、延性破壊の評価に必要なひずみベースの破損クライテリアと応力—ひずみ関係を含んだガイドラインの開発が進められている。各種の材料を対象に真応力—真ひずみ関係式を開発し、それを様々な試験片に対して適用することで、応力多軸性が限界ひずみに及ぼす影響を検討した。現状、真応力—真ひずみ関係式に関しては高い精度のものが得られているが、破損クライテリアに関しては切り欠き試験片と CT 試験片での限界ひずみを統一的に評価するのが難しい状況にある。

The Impact of Analysis Approach on Seismic Fragility Analysis for Structural Components in Nuclear Power Plants

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

地震 PRA は地震荷重下での原子力プラントの健全性を評価するために幅広く使用されているが、その主目的であるフラジリティ曲線 (地震動と破損確率の関係) の評価には変数分離法が最も幅広く使用されている。この方法では様々な影響因子が独立に評価され、それらの対数標準偏差の 2 乗総和平均を用いて全体としての対数標準偏差が評価される。さらにフラジリティ曲線の中央値は地盤を基準にしたスケールファクターを乗じることで評価される。本研究ではこれらの妥当性を評価するために、非線形応答履歴解析結果を基に 3 種類の方法 (回帰解析、最尤法及び増分的動的解析法) で得られたフラジリティ曲線と変数分離

法で推定される結果を比較した。その結果、変数分離法が非線形応答履歴解析法で得られた値と同様な中央値及び大きめの対数標準偏差を与えることが確認された。

(文責 高橋)

セッション 3: Fatigue & Fracture Mechanics Analysis

Vessel failure probabilities of convention and advanced reactors for PTS in Korea

M.J. Jhung, C. Oh, Y. Choi, M. Kim, T.-H. Kim, J.M. Kim, M.C. Kim, B.S. Lee, J.-M. Kim, K. Kim, Korea

発表者らは、加圧熱衝撃事象による原子炉圧力容器 (RPV) の破損確率に関するラウンドロビン解析を実施した。本解析には、韓国の 4 つの原子力関連機関が参加し、2 機関は従来の RPV の破損確率評価を、残りの 2 機関は改良型 RPV の破損確率評価を担当した。参加機関は、各々選択した確率論的破壊力学解析コードを用いて、現実的な入力データを用いた解析のほか、主要なパラメータの影響を把握するための感度解析を実施した。ラウンドロビン解析を通じて、解析コードごとの応力拡大係数解の違いが破損確率に及ぼす影響や、Cu 及び Ni の含有量が少ない改良型 RPV の破損確率は中性子照射量の影響を受けにくいこと等を明らかにした。

Assessment of ASME code safety margin of HDPE pipelines in nuclear applications

C.Y. Tu, S.R. Lin, K.T. Chen, C.C. Huang, K. Ting, S.Y. Shen, Taiwan

米国の原子力発電所においては、炭素鋼管から高密度ポリエチレン (HDPE) 管への置き換えが進められている。HDPE 管の設計要件は、ASME BPVC Code Case N-755 に定められており、設計のための数値解析においては、HDPE 材料の粘弾性挙動を考慮する必要がある。そのため、HDPE 材料の粘弾性モデルの実験的検証が重要である。発表者らは、粘弾性モデルの妥当性確認のため、HDPE 管の破壊試験に関する数値解析を実施し、実験結果との比較を行った。数値解析から推定された管の破壊時の応力は、基本的に実験結果と非常に近いものの、総じて過大に推定された。これは、様々な不確実さに対して解析結果が保守性を有していると解釈することができる。また、HDPE 管の破壊強度に関して、パラメトリックな解析を行った結果、粘弾性モデルに含まれる応力緩和係数よりも温度の方が重要なパラメータであることが示された。

Approach to estimate thermal stress distribution of reactor pressure vessel nozzle corners with constant changes in coolant temperature

C. Oh, S. Lee and N.S. Huh, Korea

原子力発電所の長期運転により、原子炉圧力容器ノズルコーナー部の構造健全性に関する懸念が高まっている。ASME BPVC Sec. XI App. G のノズルコーナー部の応力拡大係数解が開発された後、3次元の有限要素解析 (FEA) による応力分布の評価が進められている

が、計算コストが高いという問題点がある。発表者らは、計算負荷を削減するため、ノズルコーナー部の応力分布の簡易評価手法を開発した。本手法では、ノズルコーナーを半無限平板に接続する円筒とみなし、温度分布を予測する。その後、予測された温度勾配に基づき、ノズルコーナーを円板と円筒シェルとみなし、熱応力分布を推定する。提案手法の検証のため、加圧水型原子炉と沸騰水型原子炉の6種類のノズル形状に対してFEAを実施した。その結果、提案手法による温度及び熱応力分布の推定値が詳細な3次元FEAの結果とよく一致していることが確認された。

発表では、ノズルコーナー部において、熱応力と圧力のどちらが支配的なのか質問があった。

Improvement of return mapping algorithm in GTN model by reducing the number of equations to be solved

A. Mano, R. Imai, Y. Miyamoto, J. Katsuyama and Y. Li, Japan

GTNモデルに基づく有限要素解析（FEA）では、塑性変形に伴うボイドの発生・成長・合体を考慮して材料の降伏曲面を更新しながら延性破壊挙動が評価される。FEAでは一般的に、非線形なひずみと応力の関係はリターンマッピングアルゴリズムにより計算され、陰解法による解析を行う場合には、複数の未知数を含む非線形連立方程式を反復解法により解く必要がある。ただし、GTNモデルのリターンマッピングアルゴリズムに関しては、収束解を得るのが困難となる場合がある。発表者らは、GTNモデルによる解析を陰解法により実行可能とするため、陰関数定理を活用し、リターンマッピングアルゴリズムにおいて解くべき方程式の未知数を削減し、反復解法の収束性の改善を図った。改良したGTNモデルのリターンマッピングアルゴリズムを用いて、配管の曲げ試験の再現解析を実施した。その結果、試験における荷重-変位関係を再現できることが確認された。

A study on pressure-temperature limit curves for OPR-1000 complying with new regulations

S.H. Jeong, K.S. Chung, W.J. Ma, J.B. Choi, Y.W. Park, J.S. Yang and M.K. Kim, Korea

中性子照射脆化による原子炉圧力容器（RPV）の脆性破壊を防ぐために、RPVの冷却材温度と圧力の範囲には、圧力・温度制限曲線による制限が設けられている。RPVに対する中性子照射脆化の影響は、原子炉の炉心に最も近いベルトライン領域でのみ認識されていたが、欠陥のあるノズルを含む延長ベルトライン領域においても中性子照射脆化への懸念が高まっており、延長ベルトライン領域の圧力・温度制限曲線の整備が必要である。発表者らは、ノズルを含む延長ベルトライン領域の内圧条件下での熱応力を有限要素解析により評価し、その結果を用いてベルトライン領域の研究を延長ベルトライン領域に拡張するこ

とで、圧力・温度制限曲線を新たに整備した。圧力・温度制限曲線に関して、延長ベルトライン領域とベルトライン領域を比較したところ、ベルトライン領域の圧力・温度制限曲線が延長ベルトライン領域のものを包絡することが確認された。延長ベルトライン領域では、ノズルの不連続形状により応力が高くなる一方、中性子照射量が少なくなることがその原因であると分析された。

Simulation of fatigue crack growth in reactor coolant piping by using XFEM

T.-L. Kuo, C.-W. Fan and Y.-F. Chen, Taiwan

原子力発電所の冷却材配管は、様々な過渡現象に起因する圧力と温度の変動にさらされるため、疲労亀裂が発生し、進展する可能性がある。拡張有限要素法 (XFEM) は、疲労亀裂の進展を評価できる有用な手法の一つである。発表者らは、XFEM を使用して、コールドレグ配管と分岐管の接続部近傍の内表面に存在する初期亀裂を対象とした疲労亀裂進展解析を実施した。その結果、発電所の運転期間において、疲労亀裂はほとんど進展しないことが明らかとなった。

発表では、初期亀裂形状のモデル化方法の妥当性について質問があった。

(文責 真野)

セッション 4: Experimental & Computational Mechanics

実験及び計算力学に関して、韓国から 2 件、日本から 1 件の発表があった。

Pipe break tests and numerical analyses by using a mock-up facility

Tae-Yong Kima, Tae-Jin Kima, Yoon-Suk Chang (Kyung Hee University, Korea), Choeng-Ryul Choi (ELSOLTEC, Korea), Won-Tae Kim (ARITEC, Korea)

原子力発電所の安全系構築物、システム及び機器(SSC)が配管破断に対して適切に保護されることを評価するため、配管破断により生じる様々な荷重を定義し定量化する必要がある。本研究では、配管破断によって生じる衝撃波について実験的及び解析的に調べるため、モックアップ試験と数値解析が実施された。モックアップ試験では、ヒーター付きの加圧器、二つのレシーバタンク、バルブと直径 76 mm の配管、ターゲット板、ラプチャーディスク、圧力・温度・流量センサを備えた制御システムからなる試験設備が開発され、初期飽和圧力とラプチャーディスクからターゲット板まで距離を変えて、合計 6 回の破裂試験が実施され動的荷重が測定された。また、試験設備を模擬した CFD 解析が行われ、結果を試験データと比較して検証が行われた。最後に、破断した配管からの荷重を受けるターゲット板への影響を確認するため FE 解析が実施された。

Application of Three-Dimensional Large-Scale Modeling for Mechanical Analysis of Reactor Coolant System Components

K. Watanabe, K. Inoue (Mitsubishi Heavy Industries, Japan)

原子力発電所のクラス 1 機器の構造健全性評価では、自重、熱膨張、地震などにより生じる荷重を求めるための解析と、その荷重を使って機器に生じる応力を求めるための解析が行われ、それぞれ個別の解析モデルが用いられている。それぞれの解析モデルは目的に応じて適切な保守性を有するようにモデル化されているが、各モデルの有する保守性が蓄積することで応力評価の結果に不合理性をもたらす恐れがある。こうした従来から続く評価プロセスに代わり、PWR の原子炉冷却系 (RCS) の主要機器を 3 次元ソリッド要素で一つの有限要素モデルに統合し強度評価に適用するための技術開発が進められている。今回は最新の活動として、典型的な PWR プラントの RCS 主要機器の解析モデルと解析結果の例が紹介された。今後は評価手法の妥当性確認のため、過去に実施された耐震性実証試験の結果を使った再現解析などが実施される予定である。

Evaluation of Thermal Ageing of Cast Austenitic Stainless Steels - Mechanical Properties in Micro- and Macro-Scale

B. S. Kong, C. Jang (Korea Advanced Institute and Technology, Korea), S. Kang (Korea Institute of Nuclear Safety, Korea), T. S. Byun (Oak Ridge National Laboratory, USA)

本研究では、オーステナイト系ステンレス鋳鋼に関するマイクロ組織の進展やマイクロ及びマクロスケールの機械的性質に及ぼす熱時効の影響について検討が行われた。軽水炉の運転温度における長期運転を模擬するため、25 vol.%の δ フェライトを含むCF8Mを400°Cで1万時間まで熱時効させたのち、マイクロ組織の観察と機械的性質の変化が評価された。

5千時間の熱時効後、スピノーダル分解とG相析出によるFeリッチとCrリッチ相への相分離が δ -フェライトで観察され、 δ -フェライトの顕著な硬化がもたされたが、オーステナイト母相のそれはほとんど変化がみられなかった。時効時間を1万時間に増加させたとき、 δ フェライトのマイクロ硬さと同様にマイクロ組織の更なる進展はみられなかった。しかし、破壊靱性のような破壊特性は時効時間と共にさらに低下した。このようなマイクロスケールとマクロスケールの機械的性質の変化の不一致について、相境界での変化の観点から論じられた。

(文責 渡邊)

セッション 5: Materials & Fabrication

Development of estimation method for material property under high strain rate condition utilizing experiment and analysis

S. Takagi (Tokyo Electric Power Company Holdings, Japan) and S. Yoshida (TEPCO Systems Corp., Japan)

国内原子力発電所における安全対策の一環として、竜巻飛来物や航空機の衝突といった衝撃荷重を受ける構造物の構造健全性評価の重要性が高まっている。高圧力技術協会 (HPIJ) では 2019 年に、衝撃特性を評価する上で重要となる応力ひずみ関係式のひずみ速度依存性に着目し、試験と解析の両面からその特性を検討した。竜巻によって巻き上げられた足場パイプが配管へ衝突する事象を想定し、高ひずみ速度における変形データを取得するためにテイラー衝撃試験を実施し、逆解析によって構成式の同定手法を構築した。得られた応力ひずみ線図をスプリット・ホプキンソン棒法試験から取得したデータを用いて検証した結果、幅広いひずみ速度について試験結果とよく一致するという結論が得られた。2021 年は、飛来物衝突試験によって高ひずみ速度における材料の損傷基準の整備を実施中。

A simple method to estimate the fracture toughness of aged GTAW 316L stainless steels characterized by thermal aging constant

G.G. Youn (Korea Univ., Korea), Y. Miura (CRIEPI, Japan), J.M. Seo and Y.J. Kim (Korea Univ., Korea)

ステンレス鋼 (CASS) は高い強度や SCC への耐性から軽水炉材料に広く活用されている。しかし、この溶接部はオーステナイト相とフェライト相の二相構造となることが知られており、CASS 材料に対する熱時効によって経年劣化を引き起こす要因となっている。ステンレス鋼の引張強度や破壊靱性に対する熱時効の評価モデルは米国やフランス、日本といった諸国で整備されているが、溶接材料に対しては存在しない。本研究では、電中研との共同により、GTAW316L 溶接材料に対して熱時効を与え、破壊靱性試験を実施した。その結果、GTAW316L 溶接材料の破壊靱性に対する熱時効の影響は、熱時効定数を用いた単純な評価手法にて予測が可能であることが示された。

Ductile fracture toughness test on miniature C(T) specimen with displacement measurements at load-line and at front face

T. Shinko and M. Yamamoto (CRIEPI, Japan)

原子炉の運転期間延長に伴う追加の監視試験要求を満たすために、限られた監視試験片

(シャルピー試験片)の消費を減らしつつ破壊靱性を直接評価できる手段として、試験済み監視試験片から採取可能な板厚 4mm の超小型 C(T) (Mini-C(T))試験片の利用が期待されている。本研究では、Mini-C(T)試験片を用いて上部棚破壊靱性を評価する方法を確立するための最初のステップとして、Mini-C(T)試験片に対して ASTM E1820 に準拠した延性亀裂進展試験が技術的に可能であるか、前面変位から荷重線変位への換算が可能かを検討した。国内圧力容器鋼 2 種に対して Mini-C(T)試験片を用いて荷重線変位に基づいて延性亀裂進展試験を実施し、亀裂進展抵抗曲線が得られることが示された。また、前面変位の測定値に係数 0.73 を掛けて荷重線変位に換算することで十分な精度で亀裂進展抵抗曲線が得られることが説明された。

High capacity electric furnace heat treatment technology on dissimilar metal welds in nuclear power plants

J.S. Yang and I.H. Shin (KHNP, Korea)

原子力発電所の配管溶接後の熱処理にはバンドヒーターや誘導加熱器が一般的に使用されている。これらの熱処理手法は、ステンレス鋼や炭素鋼の同材間の溶接には適用されてきたが、低合金鋼および Ni 基合金、ステンレス鋼の異材間の溶接にはまだ適用されていない。本発表では、ステンレス鋼配管と炭素鋼ノズルの異材溶接部に適用できる大容量電気炉による熱処理技術が紹介された。開発された加熱システムは、水を配管とノズルの内側に循環させつつ、外表面を 600°C 以上まで加熱し、内外表面の温度差を 500°C 以上として 1 時間以上維持できることが説明された。ステンレス鋼配管と炭素鋼ノズルの溶接モックアップに対する検証において、配管溶接部の内外表面の温度勾配により、内表面の引張残留応力が圧縮残留応力に変化したことが示された。

Increase of LBB characteristic of main steam line piping in KSNP by improving material properties of SA508 Gr.1A steel

S. Hong (KAERI, Korea), S.-M. Hyun (KAERI and Korea Univ., Korea), J.-M. Kim (KAERI, Korea), M.-W. Kim, H.-D. Kim (KHNP, Korea), B.-S. Lee and M.-C. Kim (KAERI, Korea)

本研究では、韓国の次世代原子炉 APR+ の主蒸気配管の材料として適用が検討されている SA508 Gr.1A 鋼の強度と靱性を高めることを目的として、合金成分と熱処理プロセスを最適化した SA508 Gr.1A プロトタイプ鋼を開発した。開発鋼では従来の SA508 Gr.1A 鋼に比べてモリブデンおよびバナジウムを多く添加することによりベイナイト組織を増加させて引張強度を向上させ、炭素量を減らしてセメントイトを減少させて靱性を向上させたことが説明された。従来の SA508 Gr.1A 鋼と比較して開発鋼の降伏強度は約 70%、延性破壊靱性は約 20% 増加し、機械的特性が大幅に改善したことが示された。その結果、LBB 評価にお

ける LBB マージン（応力ベース）が約 30%増加したことが説明された。

（文責 高木、信耕）

セッション 6: Inspection, Monitoring & Regulation

Countermeasures to improve safety of Tokai II Power Station based on new regulatory standard

Y. Fukuta and S. Kanaida (JAPC, Japan)

東海第二発電所は新規規制基準適合性等に係る各許認可について原子力規制委員会による審査を4年余り受け、2018年11月までに設置変更許可、工事計画認可及び運転期間延長認可を取得済みであり、現在、これらの許認可に基づき安全性向上対策工事を実施中である。日本の各原子力発電所と同様に、東海第二発電所においても、東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえ安全性向上対策を施している。安全性向上対策として、例えば、耐震性・耐津波性の強化、電源の強化のための代替電源の多様化、原子炉の減圧、注水、除熱等の充実化・多層化、原子炉建屋内での水素爆発防止、使用済燃料プールの冷却手段の強化といったハードウェアの対策と、緊急時の体制、教育・訓練等の強化といったソフトウェアの対策を行っている。本発表では、これらの安全性向上対策についての概要及び特徴について説明があった。

Optimized approach on real-time calculation of thermal stress for fatigue monitoring system

H.J. Shin, C.K. Oh, H.S. Kim (KEPCO E&C, Korea), J.H. Lee, M.H. Boo (KHNP, Korea) and C.R. Choi (ELSOLTEC Inc., Korea)

熱疲労は、熱過渡現象が原子炉機器に繰り返し作用される際に発生する重要な劣化メカニズムの1つであり、原子力発電所の安全性や信頼性の確保には効率的な疲労管理が必要である。このため疲労損傷を迅速かつ定量的に算定する疲労監視システムであるNuFMSが開発された。ただし、機器の制限により熱応力の算定に使用される局所的な流体温度を定義することが非常に難しい場合があること、さらに、設計過渡における流体の温度と流速の現象が実際の過渡現象と比較して非常に保守的であることがよく知られている。そこで、熱応力を正確に算定し、その後、疲労損傷計算の保守性を減らすことと、グリーン関数法では、実際のストレス時間履歴を決定するために膨大な数値計算が必要になることが重要な課題となる。すなわち、応力-時間履歴と疲労損傷をリアルタイムで算定するには、最適な数値積分法を採用することによる効率的な方法を開発する必要がある。本発表では、詳細なCFD解析から現実的な流体温度を採用することにより、設計過渡現象の保守性が大幅に低下し、さらに、NuFMSの計算時間も、グリーン関数法の数値積分スキームの最適化によって短縮されるとの研究成果の説明があった。

AI based inspection of structures using acoustic emission digital hammering technologies

Y. Wada, T. Matsumura (Kindai Univ., Japan), Y. Isobe, T. Matsunaga, R. Ogawa (NFI, Japan) and T.

Yamada (Univ. of Tokyo, Japan)

構造の老朽化は、原子力発電設備のみならず社会インフラ全般に生じており、構造に存在する欠陥を迅速に精度良く調べる事が望まれる。本研究では、打音検査をデジタル化した AE 打音検査装置により欠陥のサイズおよび位置を機械学習を用いて推定した。コンクリート構造を対象にモックアップ試験片に仮想欠陥（薄膜を挟み込み欠陥を模擬）を3種類、欠陥なしを合わせて4つの試験片を用意した。その試験体に1つに対して9箇所打音検査する。機械学習用のデータは、試験体数が少ないため実験データは用いずに、CAEにより打音検査を模擬し、学習用データを生成した。その結果、良好な予測が可能であったことが示された。一方で、誤判断するケースもある。ベイズ推定を用い欠陥があるが検出できない確率を示した。複数回のベイズ推定と前処理を施す前の生測定データを用いても誤判断の確率が一定以上の場合、再検査を促すための検査プロシージャの提案があった。

(文責 福田、和田)

セッション 7-1 : Decommission & SNF Management 1

原子力発電所の廃止措置と使用済み核燃料の管理に関して、台湾から 3 件、日本から 1 件の発表があった。

International Cases Survey and Maintenance Status of the Decommissioning Taiwan Nuclear Power Plant during Transition Period

Sue-Ray Lin^{*a}, Hsoug-Wei Chou and Jien-Jong Chen (Institute of Nuclear Energy Research, Taiwan, R.O.C.)

この研究では、台湾の金山発電所における廃炉の状況と、廃炉作業を行う前の管理の戦略を提案している。

金山発電所は 2018 年にライセンス期間が終了し、現在運転を停止している。しかし、独立型使用済み燃料乾式貯蔵施設の運転がまだ認可されておらず、また使用済み燃料プールの貯蔵容量がほぼ満杯のため、廃炉への移行期間中に原子炉から出る照射した使用済み燃料を受け入れる十分なスペースが存在しない。一方、原子力発電所の機械装置の一部やプラント構造、電気装置は、事前廃炉活動においても発電所の安全を維持するように要求機能を果たさなければならない。このため、システム、構造、機器に求められる設計機能が維持されるよう、メンテナンスの戦略を作っておくことが必要である。

国際的な経験の継続的調査とケーススタディを通じて、移行期間を含めて、規制側からの安全要求を満たすためにメンテナンスの戦略を強化した。NRC、IAEA および OECD/NEA から公表されている移行期間中の問題に関する報告書や文章のレビューから分かったことは、これらの殆どが戦略や想定される課題、リスクおよび過去の経験に焦点を当てており、理論や技術の詳細には触れていない事である。発電所のライセンスや規制側の観点から考えると、適切かつ柔軟な解決策や安全文化に基づいた実現性への要求が求められる。これは指揮者の不在ではなく、原理原則からの特定の要求に沿ったものである。廃炉作業を徐々に進めていくために、運転履歴やこれまでの経験、海外の事例だけでなく実際の原子力発電所の状況が戦略の手引きとなる。この研究では、規制に関するアドバイスを与えるために、詳細な助言を纏めている。

Methodology to incorporate high burnup and damaged BWR spent fuel as contents in the NAC UMS storage system

Y.-Y. Shen and H.-W. Chou (Institute of Nuclear Energy Research, Taiwan)

Chih-Hao Chen^{a,b}, George Carver^c, May Su^a, Ching-Wei Yang^a and Chien-Liang Shih^d

(^a Engineering Technology and Facility Operation Division, Institute of Nuclear Energy Research, Taiwan ROC.

^bDepartment of Bioenvironmental Systems Engineering, National Taiwan University, Taiwan ROC.

^cEngineering and Licensing Group, NAC International, Inc., USA.,

^dInstitute of Nuclear Energy Research, Taiwan ROC.)

台湾原子能委員会の核廃棄物マネジメントに沿って、2005年に INER で独立型使用済燃料貯蔵施設のプロジェクトが立ち上がった。乾式貯蔵システムのプロトタイプは、NAC-UMS システムを適用している。金山原子力発電所での制約条件に合うように、NAC-UMS システムに対し INER で設計変更を行った。設計変更した UMS は INER 高性能システム(INER-HPS)と名付けられている。現在の NAC-UMS の適合性証明書では燃焼度 45 GWD/MTU 以下の健全な BWR 燃料が貯蔵対象である。INER と NAC は、BWR 燃料に対する 4 つの損傷燃料用缶、損傷燃料用バスケット及び 60 GWD/MTU までの高燃焼度燃料に対応した NAC-UMS の許認可に於て共同開発を行っている。本報告では、プロジェクトの進捗状況と NAC-UMS 貯蔵システムに損傷燃料および高燃焼度燃料を装荷するための手法を紹介している。

A Chemical Decontamination Method for Decommissioning Nuclear Power Plants

Takashi Ohira, Shintaro Yanagisawa and Nobuyuki Ota(Nuclear Engineering and product Division, Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd, Japan)

世界的に廃炉のフェーズにある原子力発電所が増加している。廃炉プロセスを進める際に、その後の作業被爆や汚染拡大を最小化するため、一般的に化学除染が計画、実施される。日立 GE ニュークリア・エナジー(株)では、HOP 法と呼ばれる化学除染方法を開発し、これまで 90 回以上の適用実績がある。この HOP 法は、2019 年、日本で廃炉が進められている BWR 型炉の一つである浜岡発電所 1 号機の解体前除染に適用された。除染の範囲は原子炉圧力容器を含む一次系である。除染の際には、原子炉再循環系ポンプが使えないことと、蒸気乾燥器を圧力容器と共に除染しなければならないという 2 つのプラント特有の課題があった。この状況に対応するため改良 HOP 法を考案し、流体解析やモックアップ試験からその技術有効性を検証して、改良 HOP 法で RPV の化学除染を無事に完了させた。

Segmentation Plan of the Internals of TRR Reactor Vessel with Higher Radiation

Kuei-Jen Cheng(Institute of Nuclear Energy Research, Taiwan, R.O.C.)

認可済みの台湾研究炉(TRR)の解体計画に基づいて、2021年に TRR 圧力容器の解体タスクが開始される。また、解析およびサンプリングの結果から、カランドリアや上部熱遮へい体等の TRR 圧力容器内部構造物が中性子放射化により高い放射線を帯びている。安全性および規制局の要求から、これらの高い放射線を帯びた内部構造物は、水中で分割することとなった。しかし、これらの内部構造物を分離分割する装置が台湾に存在しない。そ

ここで、**INER** では分割プロセスの計画策定と関連装置の開発に力を入れて取り組んでいる。現在、これら内部構造物の分割計画が完成した。また、主要な分割装置の開発も終了し、装置の試作品が製作され、現在試験中である。

本報告では、**TRR** 圧力容器の構造と解体計画の概略を紹介している。また、前述した高い放射線を帯びている内部構造物の分割計画と主要な分割装置の設計と、装置試作品の試験結果について紹介している。

(文責 中根)

セッション 7-2: Decommission & SNF Management 2

原子力発電所の廃止措置と使用済み核燃料の管理に関して、台湾から 3 件の発表があった。

Research on fire risk factors due to equipment partial operation during nuclear facility decommissioning

T.-S. Shen¹, Y.-H. Huang and M.-Y. Kuo (Central Police University, Taiwan)

本研究は、国内外の法規制、海外事例研究、及び第一原子力発電所 1 号機の現地調査の総合的な分析に基づき、第一原子力発電所 1 号機の防火に関する以下の 6 項目がまとめられ、廃止措置の進行に応じた防火作業が提示された。また、リスク分析により、廃止措置工程において従わなければならない原則と規範が提唱された。

1. 可燃物管理の安全性
2. 換気および集塵装置の安全性
3. 電気安全性
4. 火災安全性
5. 建設の安全性
6. 人の安全

Structural assessment for 3m³ radioactive waste container

Y.-Y. Shen and H.-W. Chou (Institute of Nuclear Energy Research, Taiwan)

低レベル放射性廃棄物に対して最高の充填効率を提供し、関連する規制の構造要件を満たすことができる金属性容器を設計する目的で本研究を進めている。本発表では最適な貯蔵効率を決定するため、放射性廃棄物の様々な寸法に併せた遮蔽分析、最大充填のコンテナの操作及び偶発的な事象を踏まえた一連の構造解析が示された。また、コンテナ構造の完全性を確認するために実施した落下衝撃試験の様子が示された。この結果、開発したコンテナは構造上の安全性が示された。

TRR reactor upper thermal shield segmentation plan and equipment design

H.-J. Gao, P.-Y. Chen, B.-H. Chang, and J.-J. Huang. (Institute of Nuclear Energy Research, Taiwan)

台湾研究用原子炉(TRR)の廃止措置では、構造物の形状の複雑さや解体作業における放射線量の危険性を考慮し、特別な解体装置と吊り上げ装置を設計し、TRR の解体戦略を確立する必要がある。TRR の解体戦略は 8 つの段階に分けられ、今回の発表では上部熱シールド

ド部の解体戦略と機器の設計について説明された。さらに、上部熱遮蔽部の水中回転ステ
ージ、及びバンドソーのプラットフォームについての応力解析結果も示された。

(文責 大平)

3. むすび

コロナウイルスの世界的な広がりのおおりに受けて、第13回 ASINCO ワークショップは初めてオンラインで開催されることとなった。オンライン開催の決定の後、準備のための時間は十分とは言えなかったが、関係者の努力のかいあって成功裡にワークショップを終えることができた。チェアマンの Yoon-Suk Chang 教授、幹事の Sangmin Lee 博士をはじめとする韓国側主催者の面々からはワークショップの準備から本番の運営に至るまできめ細やかなご配慮をいただいた。深く御礼申し上げたい。

日本からの講演者はいずれも周到な事前準備の下に講演発表に臨まれた様子がうかがえ、制約のある条件にありながらも活発な質疑応答の呼び水になっていただけた。物理的な新しい交流は叶わなかったものの、これまでに ASINCO で培ってきた人的ネットワークの強固さとそれを維持発展させていくことの重要性を改めて実感する機会となった。

ワークショップ開催の合間を縫って各国代表による運営委員会が開催され、本ワークショップで優れた講演を選定して国際ジャーナルに特集号を組んで投稿することが決定された。次回の第14回 ASINCO ワークショップを2023年春に日本で開催することを提案し賛同をいただいた。各国の参加者からは対面での再会を渴望する並々ならぬ期待のほどがうかがわれた。

最後に、産学官からの全ての参加者と講演者、およびワークショップの開催にあたり財政面と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ならびに企画検討会の諸氏に心より感謝を申し上げます。

(文責 三浦)

4. 発表論文

発表論文の全文は CR-ROM に収めた。

