

2008年度から2013年度までの INSS技術システム研究所の研究活動と今後の方針

Research Activities of the INSS Institute of Nuclear Technology
from FY2008 to FY2013 and Future Policy

三島嘉一郎 (Kaichiro Mishima) *1

要約 (株)原子力安全システム研究所 (INSS) は2012年に設立20周年を迎えた。これを機に、INSS 技術システム研究所 (以下、単に当研究所という) ではこれまでの研究活動を振り返り、また、前年に発生し世界に衝撃を走らせた、福島第一原子力発電所事故の後生まれた新たな状況に対応するために、今後、我々として何をなすべきか、何ができるかを検討した。当研究所では、当初より、高経年化研究、原子力情報研究および技術支援研究を三本の研究の柱としてきた。それぞれの分野で、研究の重要性は増しこそすれ減じることはなく、その成果も、現場適用は言うまでもなく、徐々にではあるが対外的にも認められるようになり、研究の方向性は概ね適切であったと考える。しかし研究所としては、現状に甘んじることなくさらなる高みを目指し、また、新たな状況に対応するために、たゆみない努力が必要である。このため当面の方針として、①高経年化研究では、新たな状況に対応するために研究資源の再配分・最適化の観点から、テーマの絞り込み・重点化を図る、②原子力情報の収集・分析については、深層防護を脅かすような事象に対する感受性を高め、取組みを強化する。このため海外との情報交換、情報入手経路の多様化を図る、③深層防護強化の観点から、過酷事故対応を含めた安全防災研究・防災実務支援への取組みを強化するとともに、確率論的リスク評価の研究に取り組むこととした。

キーワード 高経年化対策, 配管減肉, 熱疲労, 構造健全性, 材料劣化, 非破壊検査, 状態監視, 原子力情報, 技術支援, 原子力防災

Abstract The Institute of Nuclear Safety System (INSS) celebrated its 20th anniversary in 2012. On this opportunity, the Institute of Nuclear Technology (INT) of INSS reviewed its research activity to think what we should do and what we can in the coming years to cope with the emerging situation after the accident at Fukushima-Daiichi Nuclear Power Station which took place in the previous year and shook the people in the world. From the beginning of its research activity, the INT has been focusing their effort on three main fields, i.e. nuclear power plant aging, nuclear power plant information, and technical support. The importance of each field is not diminishing but even growing and not only the results from research and developments are applied to real plants but also the accomplishment is gradually receiving external recognition. Thus it is thought that the direction of our effort so far was generally appropriate. The institute, however, needs continuous effort to aim at a higher peak and to cope with a possible new situation. In view of this, we decided on our policy at present is as follows: (a) on nuclear power plant aging, research subjects should be focused and prioritized to redistribute and optimize our research resources, (b) more effort should be put on nuclear power plant information research, and the sensitivity should be raised to such incidents as threaten the defense-in-depth, (c) research on nuclear disaster prevention and mitigation including severe accident management should be strengthened and probabilistic risk analysis should be addressed also in view of defense-in-depth.

Keywords aging management, flow accelerated corrosion, thermal fatigue, structural integrity, material degradation, non-destructive inspection, condition monitoring, information gathering and analysis of nuclear power plant, technical support, nuclear disaster prevention and mitigation

*1 (株)原子力安全システム研究所 技術システム研究所

1. 2008年度から2013年度までの 主要な経過

1992年（平成4年度）に原子力安全システム研究所（INSS）が設立され、その当初から、技術システム研究所（以下、当研究所）では、応力腐食割れや照射脆化などの材料劣化研究、原子力情報の収集・分析、原子力プラントの安全解析や防災対応技術に関する研究に取り組み、少し遅れて熱流動・構造強度に関する研究（1998年～）と検査・状態監視技術に関する研究（1995年～）を開始し、現在に至っている。2007年までの15年間における当研究所の研究活動については、木村逸郎前所長によってまとめられているので、⁽¹⁾ここでは、2008年から平成2013年までの6年間の研究活動をまとめた。

この間、世界的には、チェルノブイリ事故以後続いていた原子力の冬の時代からようやく抜け出し、エネルギー安定供給および地球温暖化対策の観点から原子力発電が再評価され始めた。原子力先進国では原子力発電所の新・増設の気運が高まり、アジア地域を中心とした新興国では原子力への新規参入を目指す国々が現れた。わが国では、既設炉の運転長期化に伴い、プラント高経年化への関心が高まり、2006年より経済産業省原子力安全・保安院の高経年化対策強化基盤整備事業が開始された。2010年までのこの事業では、全国を4つの地域に分け研究クラスタを形成、INSSは福井クラスタのとりまとめを行った。高経年化研究の一環として配管減肉や熱疲労を対象とした熱流動研究の一層の強化を図るために熱流動実験棟を建設し、2010年に運用を開始した（これに先駆けて2009年に軽水炉熱流動解析に関する国際シンポジウムを開催した）。

2011年3月11日に発生した東京電力福島第一原子力発電所事故（以下、福島事故という。）は、原子力安全研究に従事する我々のみならず世界中に衝撃を走らせた。このような事故を二度と起こさないために、我々は何ができるか、何をなすべきかを考え、また、我々の活動の成果を現場に反映していただき、実プラントの安全性の向上に寄与したいと願った。2012年は、ちょうどINSS設立20周年に当たり（当研究所は、記念事業として二相流のシミュレーションと検証に関する国際シンポジウムを開催した。）、その機会に技術システム研究所のこれまでの研究活動とその成果を振り返り、また、事故後生じた新たな状況に対応するために、我々の研究資源

を活用しながら今後取り組むべき研究課題の検討を行った。

本稿では、第2章において主な研究活動とその成果を報告し、第3章「今後の研究の方針」において検討の結果をまとめた。

2. 主な研究活動と成果

2.1 高経年化研究センター 計画グループ

計画グループは、高経年化研究センターにおける研究の企画、調整、とりまとめ等を担っており、2006年度（平成18年度）から2010年度にかけて経済産業省原子力安全・保安院の高経年化対策強化基盤整備事業に参画した。当該事業は、我が国の原子力発電所における高経年化対策に資するため、国内実用原子力発電プラントの高経年化に関する技術情報基盤整備を行うことを目的として4つの地域に研究クラスタを形成し、図1に示す体制にて実施された。

研究の推進にあたって、当研究所は、福井地域を基盤とした近畿圏連携（以下、福井クラスタ）による研究の実施母体として、図2に示すように、域内の大学、研究機関、電気事業者およびメーカーと協力して福井地域高経年化事業コンソーシアムを立ち上げ、その中心として研究の受注、円滑な実施および報告書の取り纏め業務といった総合的立場での役割を担ってきた。

具体的研究課題は、産学官・学協会連携の下に、（独）原子力安全基盤機構（以下、JNES）によって取りまとめられた高経年化対応技術戦略マップの一部を担うことを念頭に、加圧水型軽水炉（PWR）を中心として15基の原子力発電プラントが立地し、地域内及び近隣の近畿圏に多くの原子力関係の研究機関や大学を有する福井地域の特徴、および各組織の研究・事業実績をもとにその専門性を十分生かせるものとして下記の4つの分野を選定し、表1の形で合計11の研究を各研究機関へ再委託し実施した。

⁽²⁾⁻⁽⁵⁾

- ① 原子力発電プラントの配管減肉管理の高度化に関する研究
- ② 劣化発生・進展状況把握のための検査技術評価に関する研究
- ③ 溶接補修技術に関する研究
- ④ 主要構築物の劣化に関する研究

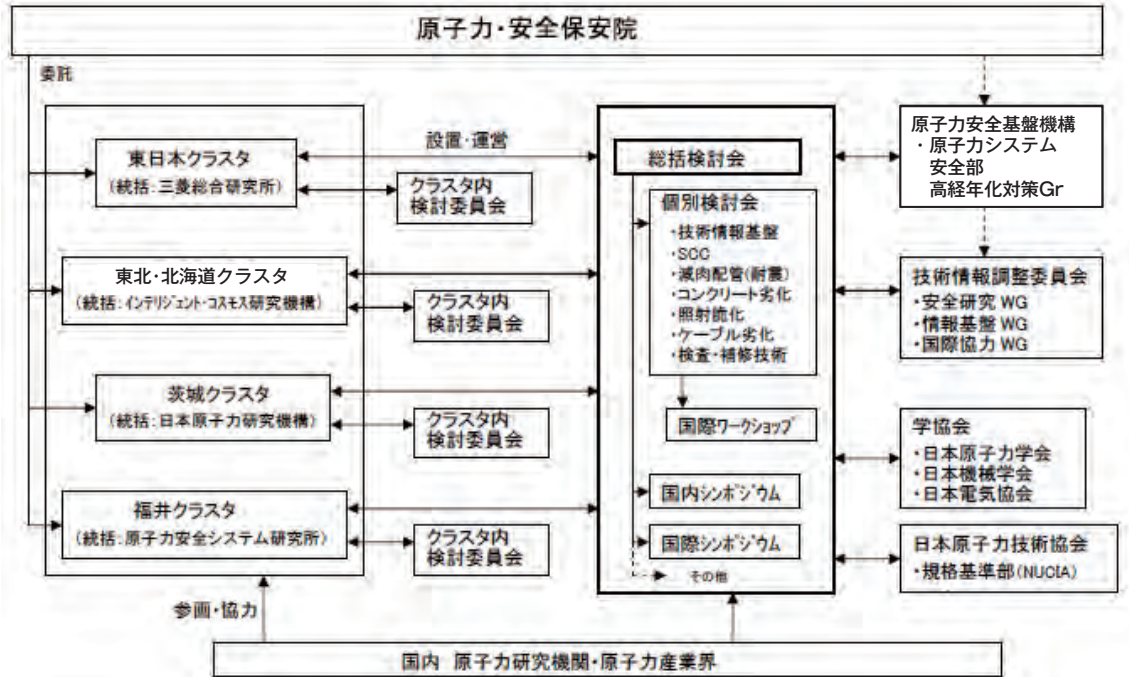


図1 高経年化対策強化基盤整備事業の実施体制

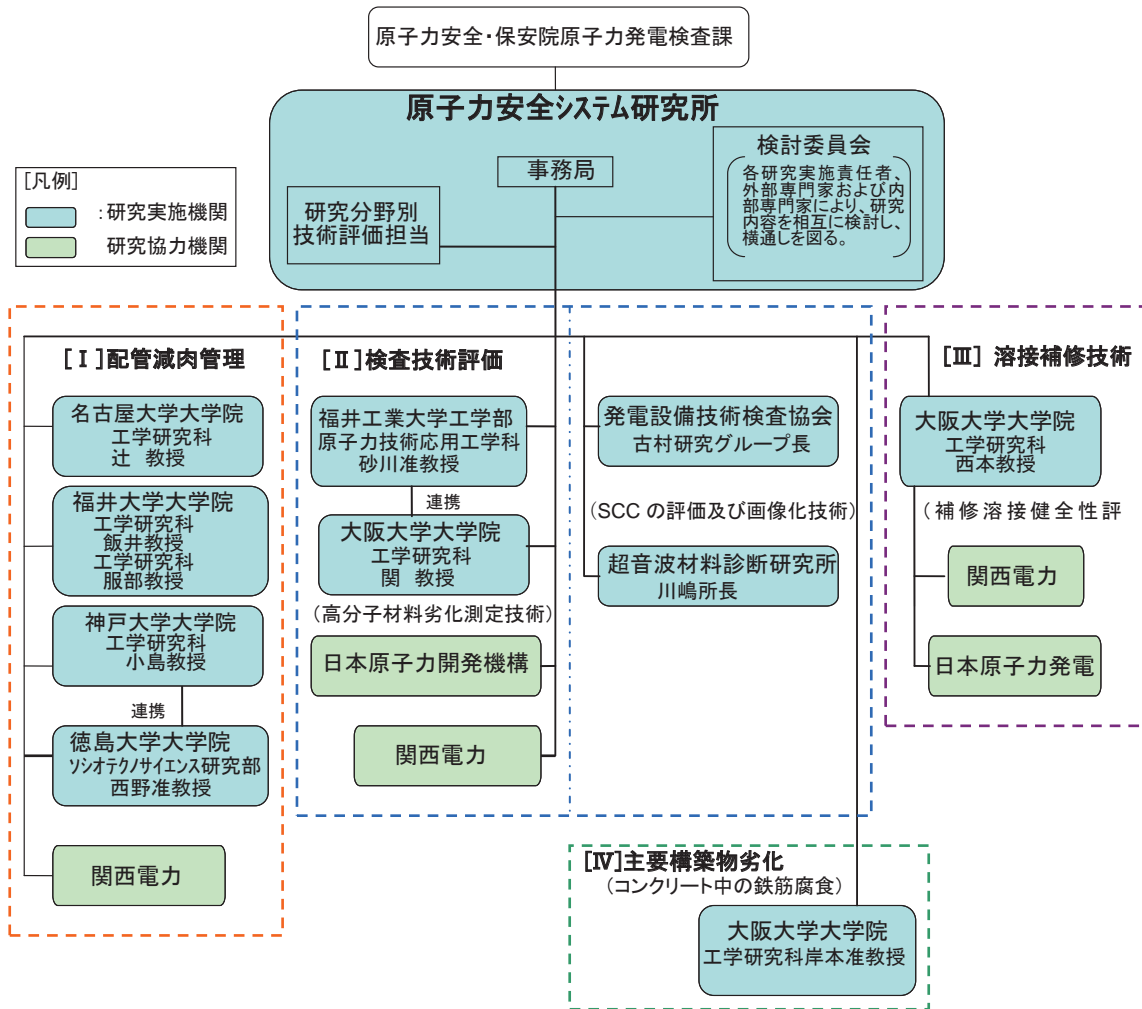


図2 福井クラスタでの高経年化対策強化基盤整備事業活動の全体像 (2010年度ベース)

表1 研究課題, 実施担当および実施期間

分野	研究課題*		担当**		実施期間
	課題	個別課題	機関	取纏め者	
1) 原子力発電プラントの配管減肉管理の高度化に関する研究	(1) 配管減肉予測・評価法の精度向上		名古屋大学 大学院	辻 義之 教授	平成18年度～同22年度
	(2) 液滴衝撃エロージョンに対応した配管減肉評価法の構築		福井大学 大学院	服部 修次 教授	平成18年度～同22年度
	(3) 減肉配管の破壊モード評価法の高度化		福井大学 大学院	飯井 俊行 教授	平成18年度～同22年度
	(4) 配管減肉の定量評価法の有効性検証	a. ガイド波による広域モニタリング手法の検証	徳島大学 大学院	西野 秀郎 教授	平成18年度～同22年度
b. ガイド波検査シミュレータの構築および配管減肉サイジングの高度化		神戸大学 大学院	小島 史男 教授	平成18年度～同22年度	
2) 劣化発生・進展状況把握のための検査技術評価に関する研究	(1) 高調波によるニッケル基合金溶接部SCCの評価と画像化に関する研究		超音波材料診断研究所	川嶋 紘一郎 長	平成18年度～同22年度
	(2) 3次元超音波探傷法によるニッケル基合金溶接部SCCの高精度サイジング		発電設備技術検査協会	古村 一郎 研究グループ長	平成19年度～同22年度
	(3) マイクロ波検出技術を用いた高分子材料への放射線照射による経年劣化測定技術に関する研究	a. 放射線照射による経年劣化過程の解明	大阪大学 大学院	関 修平 教授	平成19年度～同22年度
b. 経年劣化測定技術の評価精度向上		福井工大	砂川 武義 教授	平成18年度～同22年度	
3) 溶接補修技術に関する研究	(1) 高経年化プラント補修における溶接健全性評価技術および補修後溶接部における信頼性評価技術に関する研究		大阪大学 大学院	西本 和俊 教授	平成18年度～同22年度
4) 主要構築物の劣化に関する研究	(1) コンクリート構造物のひび割れによる鉄筋腐食評価法の高度化に関する研究		大阪大学 大学院	岸本 一蔵 教授	平成18年度～同22年度

* 原則として2010年度ベース（各年度で実施内容を反映し若干の相違有り）。

** 2010年度現在。

「評価指針や技術基準の素案策定を念頭に、より実用性の高い研究成果の達成を目指す」という本事業の最終目的に沿った成果の取り纏めが全クラスター共通の大きな課題であったが、研究実施機関・研究者各位の精力的なご努力、検討委員会委員各位のご指導・ご協力により、この課題に円滑かつ適切に対処でき、所期の成果が達成され、原子力発電プラントの高経年化に係る安全規制の高度化に貢献できるものと評価している。当研究所としても、複数の研究実施機関が共通の目標の下に、各機関の社会的役割である人材育成、研究意欲の増進、技術シーズ開発等に適切に配慮しながら事業を遂行するという、コンソーシアム型研究事業の企画・推進に係る組織力の向上を図ることができたと考えている。

2011年度からは、第2ステージの事業として原子力安全・保安院にて高経年化技術評価高度化事業が5ヶ年計画で開始（現在は原子力規制庁へ移管）

され、当研究所は、これまでの高経年化研究に関する実績や知見を活用し、照射劣化、環境疲労、熱疲労関連の安全基盤研究に、受託元の（株）三菱総合研究所からの再委託の形で研究実施機関として参加した。

2.2 高経年化研究センター 熱流動・構造グループ

熱流動・構造グループは、原子力発電所の事故・故障の未然防止に貢献することを目的として、機器劣化の一因である応力負荷・熱負荷を評価する研究、劣化によるトラブルを未然に防止する研究に、熱流動評価と構造強度評価の観点から取り組んできた。

熱流動評価の観点では、構造物に影響を及ぼす熱流動現象について数値解析と実験の両面から研究に取り組み、熱疲労、流れ加速型腐食及びキャビテー

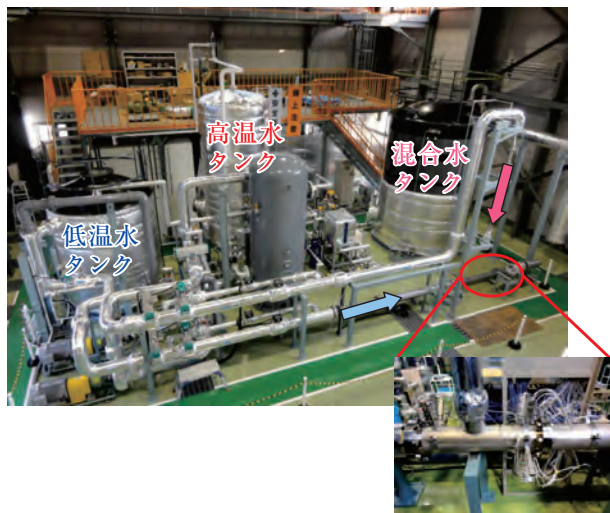


図3 熱疲労実験装置および配管合流部の壁温測定実験

ションを中心に、定量的な評価技術の開発を実施してきた。原子力発電所における高温水と低温水の合流部等の配管には温度変動による疲労（熱疲労）が生じる場合がある。流体の温度変動、配管壁内の温度変動、熱応力の変動、疲労き裂の発生・進展など、熱疲労を防止するためには多岐にわたる研究開発が必要である。2010年より運用を開始した熱流動実験棟において、図3に示すような熱疲労実験装置を設置し、配管壁内の詳細な温度分布の測定⁽⁶⁾を行っている。有限要素解析を用いれば、管壁温度分布の時刻歴から熱応力分布の時刻歴が求められる。将来的には、このような配管壁の構造解析と配管内の熱流動解析とを連成させることにより熱疲労解析が可能になる。熱疲労に関して2009年度より前述の高経年化対策強化基盤整備事業および高経年化技術評価高度化事業の一部を受託し、熱流動数値解析を用いた温度変動⁽⁷⁾と応力変動⁽⁸⁾の評価や多軸応力場での疲労実験⁽⁹⁾を実施した。

配管減肉を生じさせる現象として、流れ加速型腐食（FAC）やキャビテーション・エロージョンがある。前述の実験棟には図4に示すような局所的な減肉速度を計測する実験装置を設置し、流れ場と腐食速度との関係を調べている。オフィス、弁、エルボなどの配管要素下流での腐食速度を計測する⁽¹⁰⁾とともに、流れ場をレーザーで計測し、数値計算により評価した壁面せん断応力等による腐食速度の加速メカニズムを調べている⁽¹¹⁾。キャビテーションについては振動や騒音を計測して流動状態を推定し、エロージョンを防止する手法を開発した⁽¹²⁾。日本機械学会の配管減肉に関する調査研究分科会に

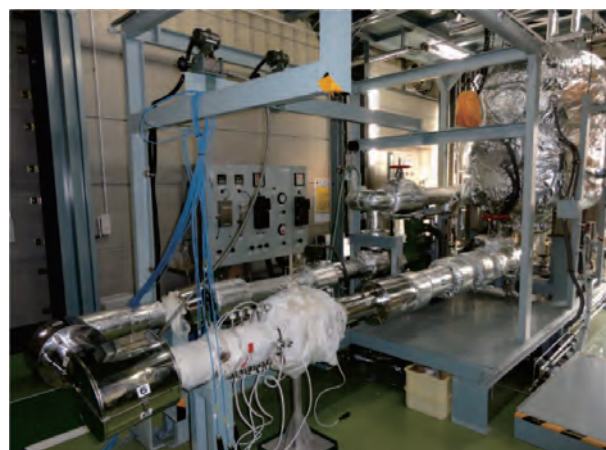


図4 流れ加速型腐食（FAC）実験装置

参画し、流れ加速型腐食やキャビテーションに関する研究成果は分科会報告書⁽¹³⁾の一部に引用され、配管減肉管理に関する規格の改定時に技術知見として反映される予定である。

一方、構造強度評価の観点からは、溶接継手部の残留応力評価、小口径配管の振動疲労評価、配管系の耐震安全性評価に関する構造評価技術の構築に取り組んできた。残留応力は構造物の脆性破壊やき裂進展に影響するため、高精度の評価が必要である。大学との共同研究により3次元溶接残留応力解析を実用的時間で高精度計算が可能な解析コードを開発⁽¹⁴⁾した。このコードを用いて、米国原子力規制委員会（NRC）が実施したPWR一次系管台の異材溶接部に関する残留応力解析の国際ラウンドロビントに参加^{(15),(16)}して解析精度の検証を行い、モックアップ実験に対する予測性能を確認した。

比較的頻度の高い原子力発電所のトラブルに小口径配管の疲労破壊がある。その未然防止を目的として、配管に生じる振動応力をレーザー光を用いた非接触評価手法を提案し、手軽に現場へ持ち込み簡便に測定できる計測装置を開発^{(17),(18)}した（図5）。現在、現場実測等により実績を蓄積している。この研究過程で配管内圧力脈動の測定技術も開発⁽¹⁹⁾した。

わが国では、原子力施設の耐震安全性は社会の重大関心事となっている。当グループでは、設計想定を超えた地震に対して配管系の地震応答を現実的に評価できる合理的なモデル化方法を提案^{(20),(21)}し、モックアップ試験装置（図6）を使ってその方法の検証を進めている。また、地震荷重のような動的荷重は動的ひずみを発生させるため、鋼材強度に対するひずみ速度の影響評価も行っている。



図5 開発した配管振動応力の非接触計測装置と現場計測のイメージ

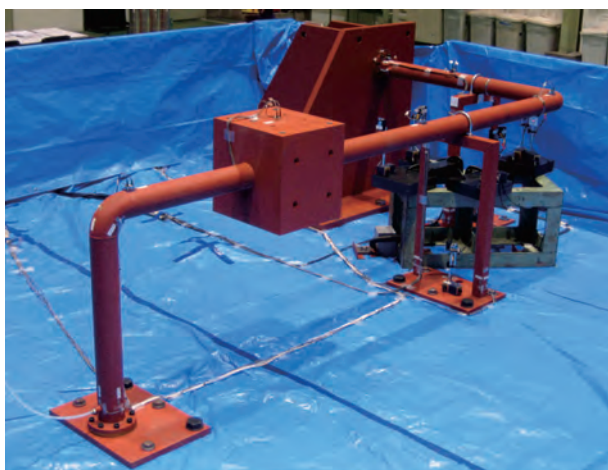


図6 弾塑性を考慮した配管系解析モデル化方法を検証するための振動実験

2.3 高経年研究センター 材料グループ

材料グループは、原子力発電所主要構造物である金属材料の劣化について研究を進めてきた。特に放射性物質を内在する一次冷却系の安全確保が重要との認識で、この系統構成材料を中心に研究している。具体的には原子炉容器の低合金鋼、炉内構造物や配管のステンレス鋼、原子炉容器管台、蒸気発生器細管等に使用されるニッケル基合金である。

原子炉容器の低合金鋼は、実機において監視試験片を用いた脆化管理がなされている。脆化予測については、従来、統計解析に基づく予測式が使われていたが、脆化機構に基づいた予測式が提案され、現在これが使用されている。しかし、近年、高照射量のデータがこの脆化予測式を上回る事例も出ている。この観点では高経年化の脆化予測に対して未知

の脆化要因が有るのかどうかの研究が必要である。照射データについては、取替え旧材や廃炉プラントからの実機照射材をサンプリングして調べるのが確実に重要であるが、高照射された実機照射材の入手や取扱いは容易ではないので、実機照射材とイオン照射材との違いについての議論はあるものの、メカニズムは類似との観点から、当グループでは、東京大学や京都大学にある加速器を使ってイオン照射により中性子照射を模擬した材料を用いて研究を実施している。低合金鋼を構成するマンガンの硬化への寄与が大きく、ニッケル、シリコンの影響は小さかった⁽²²⁾。また、原子炉容器には運転時に157気圧の内圧による応力が負荷されているため、応力が脆化に与える影響を調べたが、応力負荷により脆化が促進する傾向は確認されなかった。比較的銅濃度の高い材料では応力負荷により硬化が抑制され、3次元アトムプローブによる分析では硬化要因の析出物の集積度合が低くなっていた⁽²³⁾。図7に3次元アトムプローブ分析結果の一例を示す。JNESのプロジェクトにも参加し、照射量や照射速度の違いによる脆化影響について検討した⁽²⁴⁾。2012年からは日本原子力研究開発機構（JAEA）の廃止措置研究センターで2010年に運用を開始した高経年化分析室の分析装置を使用して実機監視試験片の分析も実施している。2010年に原子炉容器照射脆化に関する研究で藤井主任研究員が日本原子力学会第2回材料部会賞奨励賞を受賞した。2011年には大阪で開催予定の原子炉容器照射脆化に関する国際会議の日本代表事務局として準備を進めていたが、福島事故により中止となったことは残念であった。脆化研究では加速器の使用や分析技術向上の観点から京都大学や物質材料研究機構との共同研究を実施するとともに、電力中央研究所やJAEAとも研究交流を実施し、研究ネットワークの構築に努めている。

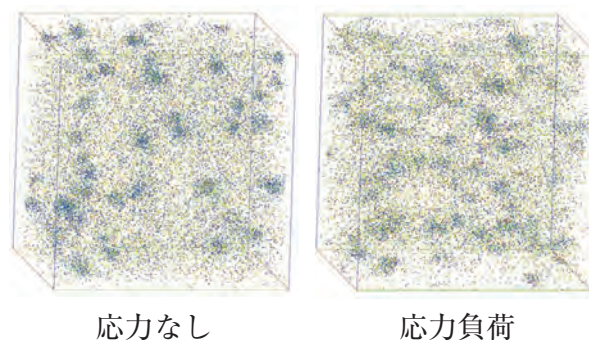


図7 3次元アトムプローブ分析結果の例 (INSS研究成果報告会ポスターより)

炉内構造物はほとんどがオーステナイト系ステンレス鋼である。その経年劣化事象としてはバップルフォーマボルトの照射誘起応力腐食割れ (IASCC) が広く認識されている。当グループでは、実機炉内で最大74dpa照射されたステンレス鋼を用いてIASCC研究を実施し、照射による材料特性の変化やIASCC特性について幅広く学会等で発表するとともに、2009年にモノグラフをまとめた⁽²⁵⁾。この分野では研究交流のあるEDFの材料劣化研究所(MAI)への研究貢献として、IASCC発生に対する溶存水素の影響や照射による酸化皮膜形成への影響結果を報告した。また、2008年度から3年間、米国での照射研究の第一人者であるミシガン大学のWas教授と照射材の変形挙動に関する共同研究や2010年度から3年間九州大学と材料中の水素拡散挙動に関する共同研究を実施した。IASCC研究を進めるに当たり、粒界強度を定量的に測定する手法の開発ニーズが高まり、試行錯誤の検討により集束イオンビーム加工装置内でマイクロサイズの引張試験片を作製して、同じ装置内で引張試験を実施する超微小引張試験方法(図8)を開発した⁽²⁶⁾。つまり、集束イオンビームを使った加工装置を即、試験装置に使うというユニークな試験方法である。これらの研究成果が認められ、2013年に三浦研究員が日本原子力学会第5回材料部会賞奨励賞を受賞した。フェライト相を含むステンレス鋼も炉内構造物として使用されている場合もある。フェライト相は高温状態に長時間曝されることにより熱時効により脆化することが知られているが、照射による熱時効への影響についても研究を実施し、照射によって脆化が加速されることはないことを確認した⁽²⁷⁾。原子

力規制庁が実施する高経年化技術評価高度化事業のうち「炉内構造物の経年劣化に係る評価手法の高度化」では中性子照射材の破壊強度予測法や破壊評価法の検討がなされた。INSSもこれに参加し、これまでに蓄積した研究ノウハウを活かして他の研究機関や大学に対して研究指導を実施するとともに、とりまとめも担当した。

実機ではニッケル基合金のPWR一次系環境でのSCC(PWSCC)が原子炉容器や蒸気発生器等の管台で発生している。国はこのPWSCCのメカニズム検討に関する研究プロジェクトを実施したが、INSSもこれに参加して、多角的な視点でメカニズムを検討した⁽²⁸⁾。ニッケル基合金に関しては、耐食性改良材としてクロム濃度を増加させた690合金が実機で使用されるようになってきている。690合金は優れた耐食性を有し、実機でのPWSCC損傷は発生していないものの、PWSCCのき裂進展速度に大きなばらつきがある可能性を米国の研究機関が指摘したことをきっかけに690合金のSCC進展速度の研究がここ数年多くの研究機関でなされてきた。INSSにおいても、690合金SCC進展速度を冷間加工度や温度を変えて調べる⁽²⁹⁾とともに、690合金がステンレス鋼との溶接材としても使用されることから、材料組成が混合した状態も模擬して調べてきた⁽³⁰⁾。一方、試験や解析結果をもとに、SCCが冷間加工等により材料内に導入された空孔が温度、応力勾配で粒界に拡散集積することによりき裂が発生・進展するメカニズムも提案してきた⁽³¹⁾。これらの研究が評価され、有岡主席研究員が米国腐食防食技術者協会(NACE)から2013年にNACE 2013 Corrosion Best Paper Awardを、2014年にWillis Rodney Whitney Awardを受賞した。

ステンレス鋼については、溶存酸素が存在するBWRの炉水環境では、当初からSCCが多発し、材料や水質改善の対策がなされてきたが、その後も冷間加工されたステンレス鋼ではSCCの発生が認識されるようになった。PWRでは腐食防止目的で一次系冷却水に水素が添加され、溶存酸素抑制対策がなされていたため、系統的なSCC発生はなかったが、BWRの状況を踏まえるとPWRでもPWSCCの発生進展の可能性が否定できないため、冷間加工したステンレス鋼のPWSCCの研究を実施してきた。温度、応力、冷間加工度等をパラメータとして体系的にSCC進展速度を調べ、その結果に基づいて進展速度の実験予測式を提案し、約10年間の研究成

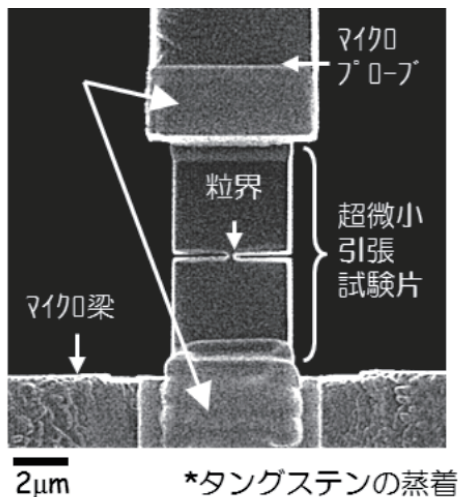


図8 超微小引張試験装置の構成

果を2012年にモノグラフにまとめた⁽³²⁾。ニッケル基合金とステンレス鋼のPWSCC研究により、き裂進展速度がある温度でピークを示し、ニッケル、クロム濃度による違いもあること、鋭敏化したステンレス鋼やフェライト相を含むステンレスの溶接金属や鋳鋼ではき裂が進展しにくいこと、実機でPWSCC事例の多い従来のニッケル600合金はPWR環境で粒界酸化しやすいこと、粒界の炭化物がき裂進展速度に影響すること等が分かった。これらの知見は、PWSCCメカニズムを解く重要なヒントと考えられるが、多数の要因が影響するSCCのメカニズムを解明するには更に研究を継続していくことが必要である。粒界炭化物のき裂進展速度への影響に関する知見については、PWSCCを低減する最適熱処理条件を考案し2011年に特許を取得した。実機では、2007年に美浜2号機の蒸気発生器管台のステンレス鋼に粒界割れが発生したが、それまでの研究を踏まえて電力大でのメカニズム検討にも参加した。腐食研究に関しては、最先端分析装置を有するオックスフォード大学やSpring-8を有する(財)高輝度光科学研究センターとの共同研究を実施し、分析技術の向上に努めるとともに、原子力材料腐食研究の世界的権威であるR. Staehle博士との研究交流も実施し、研究の質的向上を図っている。また、「原子炉構造材の応力腐食割れに関する腐食挙動の研究」で2009年に寺地研究員(現、関西電力)が、「加圧水型原子炉の構造材料の腐食に及ぼす水環境の影響」の研究で2012年に福村主任研究員がそれぞれ福井大学で博士学位を取得した。

ニッケル基合金、ステンレス鋼はともに鉄、ニッケル、クロムを主要元素とする合金であるが、世界の原子力プラントでは日本では使用されていない800合金も使用されている。800合金も主要構成元素は同じであるが、そのニッケル濃度はニッケル基合金とステンレス鋼の間にある。800合金も耐食性に優れた材料で実機でのSCC発生は報告されていない。現在INSSでは、ニッケル基合金とステンレス鋼の研究知見をもとに更に幅広くニッケルやクロム濃度を変えてSCC進展速度への影響を調べており(図9は、SCCき裂進展速度に対するNi濃度の影響を表す。)、数10年間の原子力プラントの運転で経験したPWSCCに対する教訓として、その成果が今後の世界の原子力プラント材料の信頼性向上に活用されることを期待している。

疲労も高経年化の課題の一つである。疲労は従来、

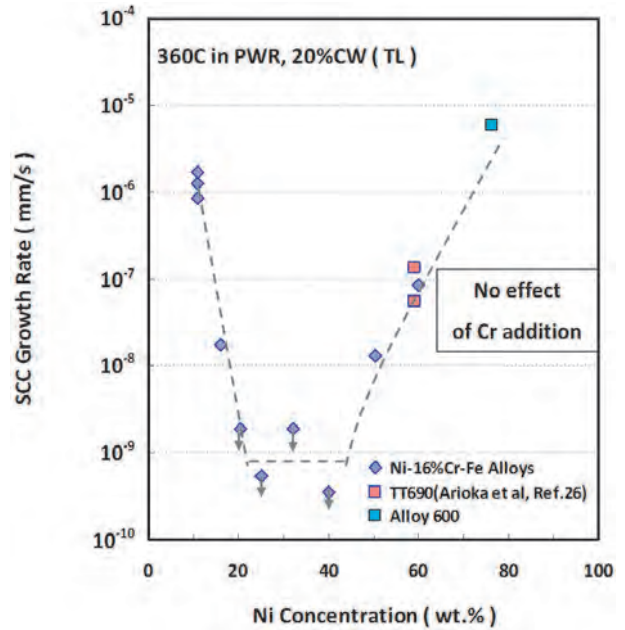


図9 Ni-16%Cr-Fe合金SCC進展速度のNi濃度依存性⁽⁹⁾設計疲労線図に対して実機での疲労繰返し回数と応力を想定して健全性評価がなされてきた。しかし、設計疲労線図は安全裕度を有しており、プラント運転で累積疲労損傷係数が1に達しても材料が破断することはない。実用的な疲労評価のため、疲労損傷をき裂の進展ととらえ評価手法を検討している。疲労損傷観察には電子線後方散乱回折手法を活用しているが、これは材料の結晶方位測定をベースとした新しい材料分析手法である。この手法を活用した研究結果を蓄積することにより、材料の局所歪測定手法⁽³³⁾や測定誤差低減処理法⁽³⁴⁾について特許を取得した。

以上の研究成果を国内外の学会で発表するとともに、学会での規格策定や国の研究プロジェクト等へ材料研究専門家として参加する機会が増しており、2011年以降、米国NRCと米国エネルギー省(DOE)が進める60年を超える長期運転を視野に入れた材料劣化研究課題の検討にも日本から選ばれて参加している。

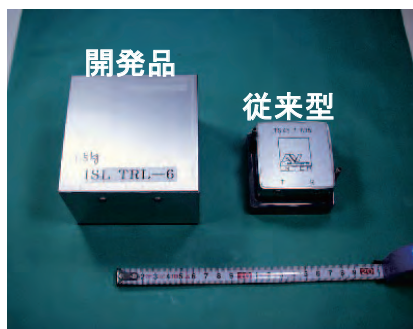
材料研究ではないが、海水からのウラン回収についても基礎的な研究を実施した。従来、高分子有機材を利用してウランを回収する方法が研究されてきたが、バイオアミン技術を活用して海水中のウランを選択的に捕捉する酵母の開発を京都大学との共同研究で実施した(特許出願中)。

2.4 高経年化研究センター 検査技術グループ

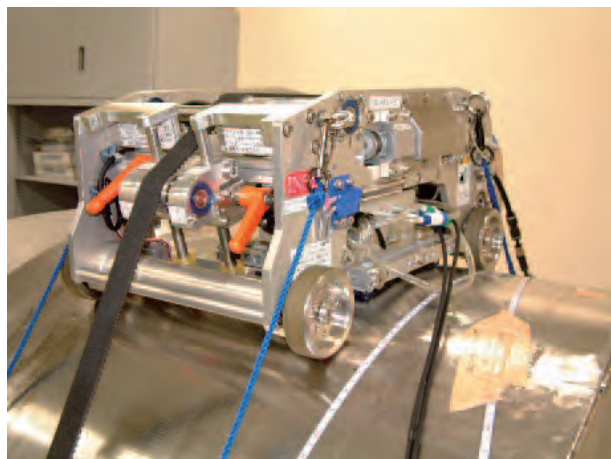
検査技術グループは、金属材料の非破壊検査と評価の技術に関する分野と機器の診断・状態監視・寿命評価の技術に関する分野で研究開発に取り組んでいる。

金属材料の非破壊検査や評価技術に関する研究開発では、金属材料の割れなどの欠陥の検出、寸法測定を行う超音波探傷試験に関する技術開発を行っている。

PWR一次冷却材配管材料である鋳造ステンレス鋼の超音波探傷試験に大型2振動子探触子を用いた自動探傷手法を開発し^{(35),(36)} (図10)、実機配管の適用性検証試験を実施した。国の事業の受託⁽³⁷⁾ および電力共通研究へも参画し、第三者による開発技術の検証を行い、現在はさらに探傷方向などの適用性の検討を進めている⁽³⁸⁾。また、原子炉容器などの管台の異材継手部を対象に新たに開発したフェーズドアレイ法を用いた非対称TOFD法およびマルチアングル合成法^{(39),(40)} について、Ni基合金溶接



大型2振動子探触子



自動探傷装置

図10 一次冷却材配管超音波探傷試験装置

部の応力腐食割れ (SCC) を対象とする米国原子力規制委員会NRCによる国際ラウンドロビン試験に参加し、評価のための分析を受けているところである。またこれらの探傷技術について超音波伝播シミュレーション解析により、探触子の仕様の選定や技術の検証を行っている。

直接接しての検査が不可能な原子炉格納容器鋼板のコンクリート埋設部の検査を目的とする大型振動子による探傷技術の開発も行っており⁽⁴¹⁾⁻⁽⁴³⁾、超音波伝播シミュレーション解析により必要な超音波入力の評価を行い、超音波探触子の仕様を検討した。⁽⁴⁴⁾

欠陥の検出や寸法測定に用いる非破壊検査法は種々あるが、それぞれ一長一短があるので、それらを目的に応じて使い分けて最適な検査手法を採用できるような非破壊検査技術を提供する必要がある。そこで、検査手法の多様化の観点から、現行手法と異なる原理や方法による超音波探傷試験技術として、レーザー超音波による可視化探傷法⁽⁴⁵⁾ や非線形超音波法の実用化検討⁽⁴⁶⁾ にも取り組んでいる。

金属材料の劣化評価のための非破壊検査技術として、熱起電力法を使って一次冷却材配管 (ステンレス鋳鋼) の熱時効を評価する技術を開発し⁽⁴⁷⁾、実機の一次冷却材配管の測定により技術の検証を行った⁽⁴⁸⁾ (図11)。現在、原子炉容器の照射脆化の評価技術としての開発を行っているところである。

さらに、非破壊検査により測定されたき裂の評価技術として、破壊評価法の高度化⁽⁴⁹⁾⁻⁽⁵³⁾ やき裂進展評価のための解析技術の検証⁽⁵⁴⁾⁻⁽⁵⁸⁾ を行い、その成果を踏まえて日本機械学会維持規格などの規格基準に係る学協会活動にも参画している⁽⁵⁹⁾⁻⁽⁶²⁾。

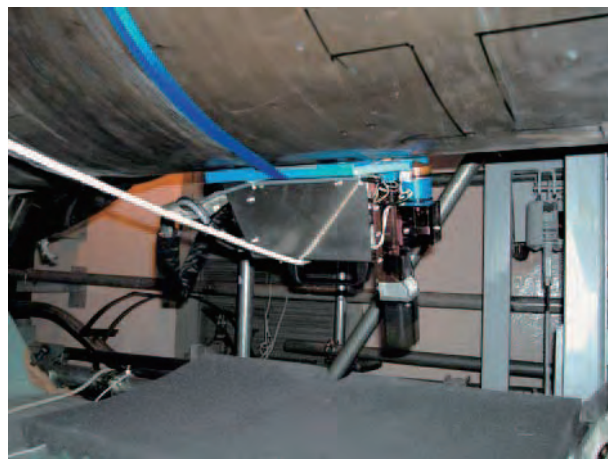


図11 一次冷却材配管 (ステンレス鋳鋼) の熱起電力測定装置による測定

一方、機器の診断・状態監視・寿命評価の技術に関する分野においても、実用化に向けた種々の取り組みを行っている。

IM (Indenter modulus) 法によるケーブル劣化評価技術^{(63),(64)}については、発電所の低圧ケーブルの絶縁劣化評価技術として開発し、国の事業によりその有効性が実証されたが、さらに装置の改良を重ね(図12)、現在IAEAによる国際ラウンドロビン試験に参加しているところである。また、AE (Acoustic Emission) 法による監視技術は、ポンプのすべり軸受の監視を目的として開発し⁽⁶⁵⁾(図13)、現在、実機環境での適用性の検証の準備を進めている。



図12 IM法測定装置

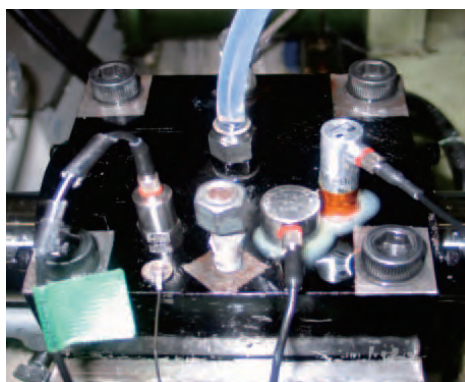


図13 ポンプのすべり軸受を監視するAE測定プローブ

このほか、福島事故を受け、当グループでは、過酷環境下で使用できる作業ロボットの開発に寄与するために国内の作業ロボット関連技術に関する情報収集・評価も行っている。

2.5 原子力情報研究プロジェクト

本プロジェクトでは研究所の設立当初から、国外の原子力発電所で発生したトラブル情報等を入力するとともに、詳細に分析して教訓を抽出し、国内PWR電力へ改善提言する活動を継続的に実施してきた。この活動を主軸として、さらに自ら欧米の原子力発電所や関係機関を訪れ、良好事例や国内プラントへ反映すべき案件の情報を収集・分析する活動や、電磁過渡応答解析コードを駆使して非常用ディーゼル発電機の過渡性能を評価する研究も併せて実施し、着実に実績を積み上げている。福島事故以後は、海外原子力情報の収集・分析の重要性に鑑み、深層防護の脆弱性に関連する事例への感受性を高めるとともに、海外との情報交換・情報入手経路の多様化を図っている。国外原子力発電所のトラブル情報等の分析と有効活用に係る取り組みは、本プロジェクトの基本的なルーチンワークであって、年間4000件(図14)にのぼる情報を分析している。

その分析の手順を図15に示す。玉石混交の情報から、国内原子力発電所と関係のない事象や軽微な労働災害等「他山の石」と成り得ない情報を除外(一次スクリーニング)した後、残った情報については一件ずつ分析担当者に割り当てて、教訓を抽出するとともに国内PWRプラントに反映すべき事項を検討する。最終的に、国内PWRプラントにおいて対策が必要と考えられるものについては「提言」、対策までは必要ないが把握しておくべき情報については「参考情報」として、PWR電力各社が参画するPWR海外情報検討会へ提示し、その場で電力会社を交えて検討・議論している。福島事故以降、この類の活動の重要性が一層高まっている状況を踏まえ、スクリーニング基準の見直しと分析の視点の充実を図って、さらに有益な活動とすべく改善を重ねている。

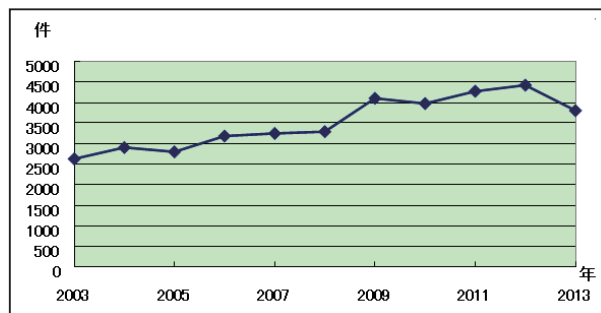


図14 海外トラブル情報の年度別推移

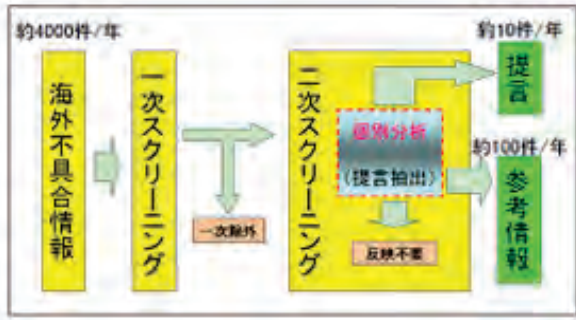


図15 情報スクリーニング,分析の手順

一方、机上で海外の情報を入手・分析するのみでなく、自ら海外へ出向いて直に海外原子力発電所や関係機関から情報を入手する活動にも力を入れてきており、過年度において「日米原子力発電所の自衛消防隊に関する比較・分析」や「ミッドループ運転時の異常時対応手順の調査」、「欧米の規制動向フォロー」等を実施してきた。福島事故後は、さらに欧米のシビアアクシデント対策等についても詳細な情報を得るべく尽力している。

情報収集・分析以外の調査研究として、サーモグラフィによる状態監視の技術開発を行い、その成果は、すでに原子力発電所で適用されている。また、電磁過渡応答解析コード (EMTP) による「非常用ディーゼル発電機のコンピュータ・シミュレーションによる過渡性能評価」や海外で発生したトラブル事例を同コードを用いて定量的に評価・検討する活動も成果を上げている。例えば、原子力発電所の非常用所内電源系統の外部電源変圧器の一相欠相時のEMTPによる応答解析は、同事象への対策が規制要求化されたことにより注目されている。

2.6 技術支援研究プロジェクト

技術支援研究プロジェクトは、原子力防災対応の支援技術および事故時プラント挙動の評価を中心とした研究を推進している。本プロジェクトの最近5年間の活動を以下に示す。

原子力防災対応の支援技術研究では、主に、災害発生時における事態の予測技術、原子力防災要員の活動に伴う被ばく評価、原子力防災訓練シナリオに用いるシビアアクシデント解析技術の高度化に取り組んできた。

災害発生時における事態の予測技術では、災害発生中に時々刻々と変化する事態に合わせて今後の事態の推移とアクシデントマネジメントの介入による

影響を予測するため、事故進展中に原子炉冷却材の漏えい量を推定する手法を確立し、図16に示す事象進展予測システム (IPPS) を改良した⁽⁶⁶⁾。さらに、公衆防護の観点から放射性物質放出量を予測する公衆防護措置範囲迅速予測システム (R-Cubic : 図17参照) を改良⁽⁶⁷⁾した。これらのシステムは原子力防災訓練時に活用するとともに、災害時に備えて実機で運用されている。最近では、福島事故を受けて、R-CubicシステムのBWRプラントへの適用拡大⁽⁶⁸⁾も行った。

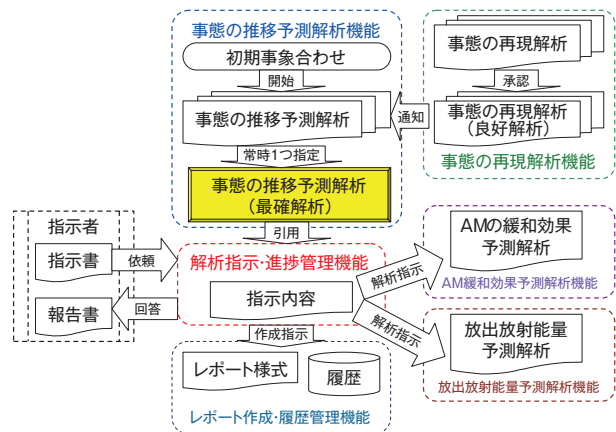


図16 事象進展予測システムの概要

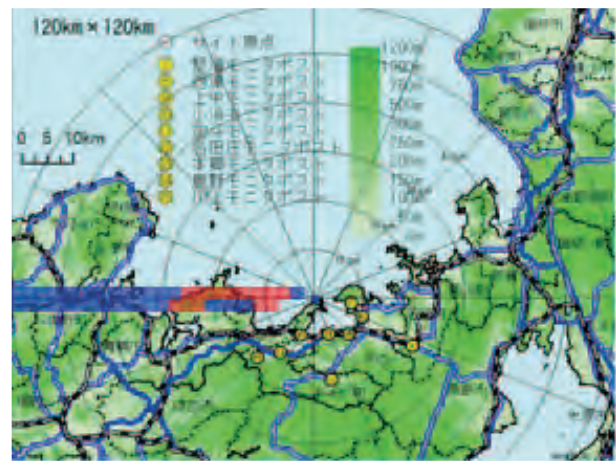


図17 R-Cubicシステム予測例

原子力防災要員の活動に伴う被ばく評価では、災害発生時にアクシデントマネジメントの現場操作を行う際の移動経路を含む被ばく線量の評価 (図18) に基づく知見の充実⁽⁶⁹⁾を図るとともに、深層透過時のガンマ線ビルドアップ係数フィッティング手法の開発・適用⁽⁷⁰⁾、ガンマ線スカイシャインの高速計算手法の構築⁽⁷¹⁾を行い、FSKY4Cコードを開発⁽⁷²⁾して公開した。さらにガンマ線輸送計算コードの性能を比較検討した成果⁽⁷³⁾を公開したところ、

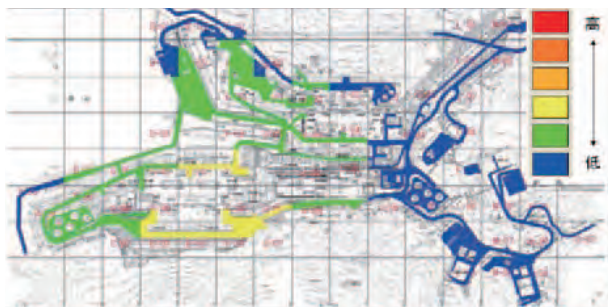


図18 シビアアクシデント時における発電所構内放射線量率マップ

規制側検討会⁽⁷⁴⁾や電気事業者報告書⁽⁷⁵⁾等に参考文献として引用され、広く参照された。最近では、原子力防災要員の教育システム(図19)やアクシデントマネジメントガイドラインの見直し研究にも取り組んでいる。原子力防災訓練シナリオに用いるシビアアクシデント解析技術の高度化では、従来から原子力防災訓練のシナリオ解析⁽⁷⁶⁾を実施してきたが、シビアアクシデント解析コードMAAPおよびR-Cubicを用いた福島事故の推定解析⁽⁷⁷⁾を通じて得られた知見をフィードバックして、原子力訓練用のシナリオ解析^{(78),(79)}を実施し、実際の訓練で活用した。



図19 教育ツールを使ったシビアアクシデント教育状況

事故時プラント挙動の評価では、統計的安全評価手法の適用による事故解析技術の精度向上、および実機プラントの運用管理面での裕度評価に取り組んできた。統計的安全評価手法の適用による事故解析技術の精度向上では、PWR原子炉停止中に原子炉水位を低下して運用する状態において、余熱除去系が機能喪失した場合の代替手段の有効性評価(図20)に適用⁽⁸⁰⁾し、代替手段を成功させるための管理基準を抽出した。その際、Purdue大学、神戸大学との共同研究により、加圧器内蓄水現象の数値解

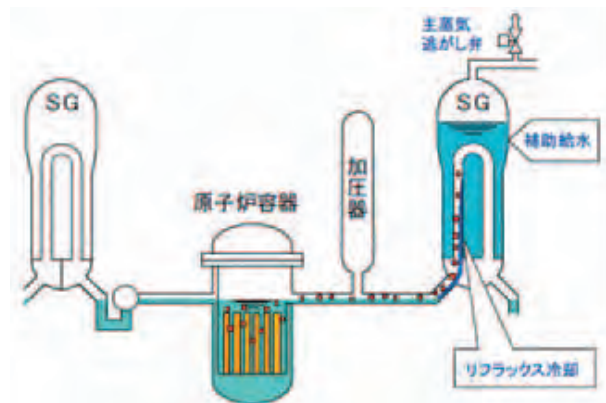


図20 ミッドループ運転中余熱除去系喪失時の代替手段(蒸気発生器を用いたリフラックス冷却)

析^{(81),(82)}、高温側冷却材配管を対象とした気液対向流挙動(図21)の解明⁽⁸³⁾⁻⁽⁸⁹⁾に取り組み、2009年に南、村瀬は日本混相流学会論文賞を、2010年に南は日本機械学会動力エネルギーシステム部門優秀講演表彰を、2012年に村瀬、歌野原、柳は第9回原子炉熱流動・運転・安全に関する国際会議においてBest Paper Awardを受賞した。最近では、PWR原子炉冷却系統小破断時における高圧注入系不動作事象を対象として統計的安全評価手法の適用研究⁽⁹⁰⁾⁻⁽⁹²⁾を進めている。

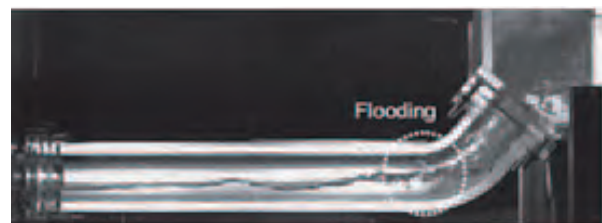


図21 蒸気発生器高温側配管気液対向流実験

実機プラントの運用管理面での裕度評価では、格納容器内温度分布の三次元解析(図22)による温度裕度の詳細評価⁽⁹³⁾、炉心三次元核熱カップリング解析によるPWR主蒸気管破断事故時における局所出力上昇(図23)とCOBRA-ENコードを用いたDNBの燃料裕度評価⁽⁹⁴⁾⁻⁽⁹⁷⁾、東京電力福島第一原子力発電所事故を踏まえた使用済燃料プール水位、水温評価手法の構築⁽⁹⁸⁾⁻⁽¹⁰²⁾とシステム(Pit Calculator)を開発した。

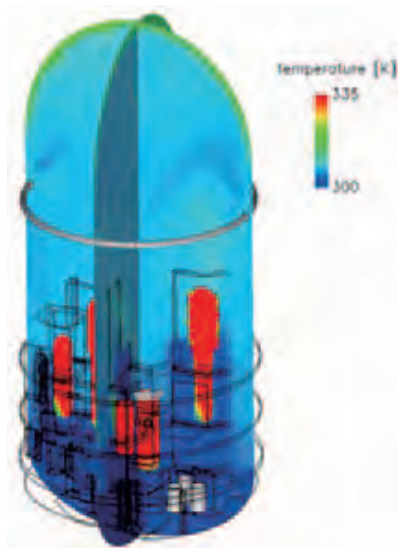


図22 格納容器三次元温度分布の解析結果例

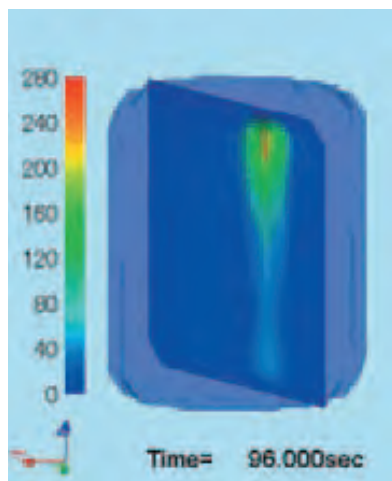


図23 炉心局所出力上昇の解析結果例
(出力密度 $\text{MeV}/\text{cm}^3/\text{s}$)

3. 今後の研究の方針

2012年、INSS設立20周年を機に、技術システム研究所のこれまでの研究活動とその成果を振り返り、また、福島事故後生まれた新たな状況に対応するために、研究資源の再配分と活用を図りながら今後取り組むべき研究課題について検討した。これまでの技術システム研究所の研究成果は、木村逸郎前所長のまとめ、および本稿第2章で紹介したとおりである。高経年化研究、原子力情報研究、技術支援研究のそれぞれの分野で、徐々にではあるが研究成果が対外的にも認められるようになり、研究の方向性については妥当であったと考える。しかし研究所としては、現状に甘んじることなくさらに高みを目指し、また、新たな課題に対応するためにたゆみな

い努力が必要である。このような考えで、今後の方向性としては以下のとおりとし、これに向けて研究資源の再配分・最適化を図ることとした。

- ① 高経年化研究では、その重要性は変わることはなく、また世界的に認められるような研究成果を上げている分野もあるものの、新たな状況に対応するために、テーマの絞り込み・重点化を図ることとし、経年劣化事象のメカニズム解明、監視・評価・予測技術の精度・信頼性向上、規格・基準類の充実支援等、成果を上げているテーマについては、研究内容の深化を図ることとする。
- ② 原子力情報の収集・分析については、その重要性を再認識し、低頻度高影響の外因事象や見習うべき海外の良好事例についても積極的に情報収集するなど、深層防護を脅かすような事象に対する感受性を高め、取組みを強化する。このため海外との情報交換、情報入手経路の多様化を図る。
- ③ 深層防護強化の観点から、過酷事故対応を含めた安全防災研究・防災実務支援への取組みを強化するとともに、原子力発電のリスク全体を俯瞰して効果的にリスク低減につながる研究を進めるため、確率論的リスク評価の研究に取り組む。

この方針に従って2013年度からすでに取り組みを開始した。今後は、実績を踏まえ、原点を見失わず、新しい情勢にも対応しながら、より専門性の高い貢献を目指して更に研鑽を積み、世界最高水準の原子力安全の達成に寄与したい。研究所の役割については、現場ニーズに対応して問題解決を図ることはもとより、大学・研究機関等の基礎・基盤研究の成果を現場に反映する橋渡しの役割も果たせればと願っている。

今後、研究を進めるうえでの課題としては、

- ① これまで獲得した知見・技術・ノウハウを確実に継承するとともに、それにとどまらず、それらを活用してあらゆる状況の変化にも柔軟に対応できるような力を身に着ける。
- ② 前記①のために、および研究のレベルを維持・向上させるために、研究人材の育成・確保に努力する。人材は研究所の貴重な財産である。
- ③ 厳しい財政状況の中で研究予算の確保・捻出に努力する。研究設備については、陳腐化した設備は計画的に更新あるいは整理する必要がある、

また、大学や他研究機関等との連携のもと効率的に研究を進める必要がある。

最後に、地域との共生について触れたい。原子力発電所立地地域に位置する研究所として、これまでも福井県エネルギー研究開発拠点化計画等に協力し、また、地域社会との共生に配慮した活動にも取り組んできた。今後も、これらの活動に積極的に取り組んでいく。そして、研究所の理念である、中立的・第三者的立場で研究を行い、その成果を広く国内外に公表し、社会の発展にいささかなりとも貢献できれば、そして、その結果として、研究所の存在意義を一般にもお認めいただけるような研究所になればと願っている。

参考文献

- (1) 木村逸郎, "INSS技術システム研究所15年間の研究活動と今後の方針", INSS JOURNAL, VOL15, p. 2 (2008).
- (2) 藤村公也, 渡海親衛, 藤堂二彦, "福井地域を基盤とした近畿圏連携による高経年化対策強化基盤整備事業の実施報告", INSS JOURNAL, Vol.15, p. 345 (2008).
- (3) 藤村公也, 渡海親衛, 藤堂二彦, "福井地域を基盤とした近畿圏連携による高経年化対策強化基盤整備事業の実施報告" (平成20年度), INSS JOURNAL, Vol.16, p. 293 (2009).
- (4) 藤村公也, 渡海親衛, 藤堂二彦, "福井地域を基盤とした近畿圏連携による高経年化対策強化基盤整備事業の実施報告" (平成21年度), INSS JOURNAL, Vol.17, p. 317 (2010).
- (5) 藤村公也, 長山滋, 渡海親衛, 藤堂二彦, "福井地域を基盤とした近畿圏連携による高経年化対策強化基盤整備事業の実施報告" (平成22年度), INSS JOURNAL, Vol.18, p. 317 (2011).
- (6) 三好弘二, 中村晶, T字合流配管部の熱疲労現象解明に向けた管壁温度分布の測定 - 熱電対を用いた温度測定方法の検討 -, INSS JOURNAL, Vol.18, pp.106-117 (2011).
- (7) A. Nakamura, H. Ikeada, S. Qian, M. Tanaka and N. Kasahara, Benchmark simulation of temperature fluctuation using CFD for the evaluation of the thermal load in a T-junction pipe, The 7th Korea-Japan Symposium on Nuclear Thermal Hydraulics and Safety (NTHAS-7), N7P-0011, (2010).
- (8) M. Kamaya and A. Nakamura, Thermal stress analysis for fatigue damage evaluation at a mixing tee, Nuclear Engineering and Design, Vol. 241 (2011) pp.2674-2687.
- (9) M. Kamaya and T. Tsuji, Evaluation of equi-biaxial fatigue of stainless steel by the pressurized disc fatigue test, International Journal of Fatigue, vol.61, pp.107-115 (2014).
- (10) K. Kamahori, Y. Utanohara, A. Nakamura, M. Murase and Y. Nagaya, Flow Accelerated Corrosion Downstream from an Orifice (1.Measurement of Corrosion Rate), International Conference on Flow Accelerated Corrosion (FAC2013), Paper Reference No. 1234, (2013).
- (11) Y. Utanohara, Y. Nagaya, A. Nakamura, M. Murase and K. Kamahori, Correlation between Flow Accelerated Corrosion and Wall Shear Stress Downstream from an Orifice, JSME, Journal of Power and Energy Systems, Vol.7, No.3, pp.138-147 (2013).
- (12) Y. Nagaya and M. Murase, Detection of Cavitation States with Microphone Placed Outside Pipe Components, JSME, Journal of Environment and Engineering, Vol. 7 No. 1, pp.23-38 (2012).
- (13) 日本機械学会, P-SCCII-3配管減肉管理高度化に向けた最新技術知見適用化のための調査研究分科会成果報告書, (2012).
- (14) 前川晃, 河原充, 芹澤久, 村川英一, 反復サブストラクチャー法を用いた配管継手の多層溶接シミュレーションの高速化, 日本機械学会論文集 (A編), Vol.79, No.808, pp.1852-1856 (2013).
- (15) 前川晃, 芹澤久, 村川英一, 溶接残留応力解析の米国NRC国際ラウンドロビンへの参加 - PWSCC防止プログラムにおける応力解析と検証 -, INSS JOURNAL, Vol.19, pp.50-64 (2012).
- (16) M. Kerr and H.J. Rathbun, Summary of Finite Element (FE) Sensitivity Studies Condition in Support of the NRC/EPRI

- Welding Residual Stress (WRS) Program, Proceedings of ASME Pressure Vessels and Piping Conference, PVP2012-78883, (2012).
- (17) 辻峰史, 高橋常夫, 前川晃, 非接触型変位計を用いた小口径配管の振動応力測定方法の開発(第4報) - 実機適用に向けた改良 -, INSS JOURNAL, Vol.19, pp.84-94 (2012).
- (18) 辻峰史, 前川晃, 高橋常夫, 野田満靖, 配管振動応力の非接触測定法の開発, 平成24年度火力原子力発電大会論文集, p.163 (2013).
- (19) 前川晃, 辻峰史, 高橋常夫, 加藤稔, 配管表面ひずみを用いた管内圧力脈動の測定方法の考察, INSS JOURNAL, Vol.20, pp.56-71 (2013).
- (20) T. Takahashi and A. Maekawa, Effect of Elastic Plastic Property of Support Structure on Seismic Response of Piping System, Transactions of SMiRT 21, Div-VI: Paper ID#282 (2011).
- (21) 高橋常夫, 前川晃, 支持構造物の降伏後変形強度が配管系地震応答に与える影響, INSS JOURNAL, Vol.20, pp.84-94 (2013).
- (22) K. Fujii, T. Ohkubo, K. Fukuya, "Effects of solute elements on irradiation hardening and microstructural evolution in low alloy steels," J.Nucl.Mater.,Vol.417, p.949 (2011).
- (23) K. Fujii, K. Fukuya, R. Kasada, A. Kimura, T. Ohkubo, " Effects of stress on radiation hardening and microstructural evolution in A533B steel," J.Nucl.Mater.,Vol.407, p.151 (2010).
- (24) K. Fujii, K. Fukuya, T. Hojo, " Concomitant formation of different nature clusters and hardening in reactor pressure vessel steels irradiated by heavy ions," J.Nucl. Mater.,Vol.443, p.378 (2013).
- (25) 福谷耕司, 西岡弘雅, 藤井克彦, "ステンレス鋼の軽水炉照射挙動," INSS MONOGRAPHS, No.4, 原子力安全システム研究所 (2009).
- (26) 三浦照光, 藤井克彦, 西岡弘雅, 福谷耕司, 橋内祐寿, "超微小引張試験による中性子照射ステンレス鋼の粒界破壊特性の評価," INSS JOURNAL, Vol.19, p.155 (2012).
- (27) K. Fujii, K. Fukuya, " Effects of radiation on spinodal decomposition of ferrite in duplex stainless steel," J.Nucl.Mater.,Vol.440, p.612 (2013).
- (28) 寺地巧, 宮本友樹, 山田卓陽, 戸塚信夫, 有岡孝司, 高倉賢一, "ニッケル基合金溶接部のSCC進展に関する機構論的研究(その5)," INSS JOURNAL, Vol.17, p.130 (2010).
- (29) K. Arioka, T. Yamada, T. Miyamoto, T. Terachi, " Dependence of Stress Corrosion Cracking of Alloy 690 on Temperature, Cold Work and Carbide Precipitation-Role of Diffusion of Vacancies at Crack Tips690," Corrosion, Vol.67, No.3, p.035006 (2011).
- (30) K. Arioka, T. Yamada, T. Miyamoto, M. Aoki, " IGSCC Growth Behavior of Ni-Cr-Fe Alloys in PWR Primary Water," Corrosion, (2014掲載予定)
- (31) K. Arioka, T. Miyamoto, T. Yamada, M. Aoki, " Role of cavity formation on crack initiation of cold worked carbon steel in high temperature water," Corrosion, Vol.69, No.5, p.487 (2013).
- (32) 有岡孝司, 山田卓陽, 寺地巧, 福村卓也, "PWR1次系環境でのステンレス鋼のSCC挙動," INSS MONOGRAPHS, No.5, 原子力安全システム研究所 (2012).
- (33) M. Kamaya, " Measurement of local plastic strain distribution of stainless steel by electron backscatter diffraction," MATERIALS CHARACTERIZATION, N60, p.125 (2009).
- (34) M. Kamaya, " Assessment of local deformation using EBSD: Quantification of accuracy of measurement and definition of local gradient," Ultramicroscopy, 111, p.1189 (2011).
- (35) 黒住保夫, " 鋳造ステンレス鋼の超音波探傷検査技術の開発," INSS Journal, vol.7, p.159-171 (2000).
- (36) 黒住保夫, " 鋳造ステンレス鋼の超音波探傷技術: 鋳造ステンレス鋼試験片中疲労欠陥の深さ・長さ測定-端部エコー法による深さサイジング(寸法測定) -, " INSS Journal, vol.12, p.251-270 (2005).
- (37) 黒住保夫, 石田仁志, "新開発自動超音波探傷システムを用いた鋳造ステンレス鋼中の

- 欠陥検出感度およびサイジング特性," INSS Journal, vol.11, p.182-197 (2004).
- (38) 西川嘉人, 石田仁志, 黒住保夫, "鋳造ステンレス鋼配管溶接部における軸方向き裂の大型探触子による検出性評価," INSS Journal, vol.20, p.182-190 (2013).
- (39) 石田仁志, 北阪純一, 遠藤賢, "フェーズドアレイ非対称ビームTOFD超音波探傷法によるNi基合金溶接部SCCの測定," INSS Journal, vol.19, p.195-206 (2012).
- (40) 石田仁志, 遠藤賢, 北阪純一, "フェーズドアレイ非対称ビームTOFD超音波探傷法によるNi基合金溶接部SCCの測定(第2報) - 曲率のある欠陥開口面および非開口面測定への適用 -," INSS Journal, vol.20, p.171-181 (2013).
- (41) 石田仁志, 黒住保夫, 金島慶在, "大型探触子超音波探傷法によるコンクリートで覆われた原子炉格納容器鋼板の腐食測定技術の開発," INSS Journal, vol.11, p.198-206 (2004).
- (42) 石田仁志, "大型探触子超音波探傷法によるコンクリートで覆われた原子炉格納容器鋼板の腐食測定技術の開発(第2報)," INSS Journal, vol.12, p.271-279 (2005).
- (43) 石田仁志, "原子炉格納容器鋼板埋設部の腐食測定技術の開発(第3報) - マルチチャンネル・プローブ・シンセサイザシステムの開発 -," INSS Journal, vol.16, p.200-209 (2009).
- (44) 石田仁志, "原子炉格納容器鋼板埋設部の腐食測定技術の開発(第4報) - 超音波探触子出力の解析評価 -," INSS Journal, vol.18, p.218-227 (2011).
- (45) 黒住保夫, 高坪純治, 江淵高弘, "レーザー超音波可視化装置による配管内面き裂の効率的超音波探傷法," INSS Journal, vol.19, p.183-194 (2012).
- (46) 石田仁志, 川嶋紘一郎, "高調波超音波法によるNi基合金溶接部およびステンレス鋳鋼材の探傷試験," 一般社団法人日本非破壊検査協会平成25年度秋季講演大会講演概要集, 69-70 (2013).
- (47) 石田仁志, 河口恭寛, "熱起電力法を用いた鋳造2相ステンレス鋼熱時効材のシャルピ衝撃値の評価," INSS Journal, vol.10, p.210-215 (2003).
- (48) 上坊寺克郎, "熱起電力法による鋳造2相ステンレス鋼の熱時効評価法の原子力発電所実機適用性の検討," INSS Journal, vol.13, p.225-231 (2006).
- (49) 釜谷昌幸, 軸方向き裂を有する鋳造ステンレス鋼管の破壊評価法, 日本機械学会論文集A編, 第78巻, (2012) pp.1473-1484.
- (50) 釜谷昌幸, クラス2, 3配管に対する弾性塑性破壊力学評価のための荷重割増し係数(Z係数), 日本機械学会論文集A編, 第79巻, (2013) pp.1669-1684.
- (51) 釜谷昌幸, 維持規格における曲げ荷重を受ける管の極限荷重評価方法(設計・建設規格との比較と破壊試験の結果からの考察), 日本機械学会論文集A編, 第79巻, (2013) pp.657-671.
- (52) M. Kamaya, E. Miyokawa and M. Kikuchi, Growth Prediction of Two Interacting Surface Cracks of Dissimilar Sizes, Engineering Fracture Mechanics, Vol. 77, (2010) pp.3120-3131.
- (53) M. Kamaya, A Criterion for Combination Rule in Flaw Assessment of Parallel Surface Cracks, Journal of Pressure Vessel Technology, Vol. 133, (2011) pp.61204.
- (54) 釜谷昌幸, 川久保政洋, き裂成長予測による低サイクル疲労の損傷評価(成長予測モデルの構築とその適用例), 日本機械学会論文集A編, 第78巻, (2012) pp.1518-1533.
- (55) 釜谷昌幸, き裂成長予測による低サイクル疲労の損傷評価(繰返し熱応力下での疲労寿命), 日本機械学会論文集A編, 第79巻, (2013) pp.1530-1544.
- (56) M. Kamaya, J-integral solutions for surface crack inside pipe under bending load, Journal of Solid Mechanics and Materials Engineering, Vol. 3, (2009) pp.1115-1126.
- (57) M. Kamaya, J-integral solutions for surface cracks inside pipes under internal pressure, Journal of Solid Mechanics and Materials Engineering, Vol. 6, (2012) pp.871-885.
- (58) M. Kamaya, Estimation of elastic-plastic fracture toughness by numerical simulation based on a stress-based criterion for ductile crack initiation, International Journal of

- Pressure Vessels and Piping, Vol. 117-118, (2014) pp.2-8.
- (59) 釜谷昌幸, 外表面ひずみ測定による内表面き裂の成長モニタリング (その1: 多点ひずみ測定法の提案), 日本機械学会論文集A編, 第77巻, (2011) pp.2001-2011.
- (60) 釜谷昌幸, 川久保 政洋, 木内 晃, 外表面ひずみ測定による内表面き裂の成長モニタリング (その2: 多点ひずみ測定法による疲労き裂進展のモニタリング), 日本機械学会論文集A編, 第77巻, (2011) pp.2012-2025.
- (61) M. Kamaya, K. Miyoshi, Monitoring of inside surface crack growth by strain measurement of the outside surface: a feasibility study, Nuclear Engineering and Design, Vol. 241, (2011) pp.1-11.
- (62) M. Kamaya, Monitoring of inside surface crack growth by strain measurements of the outside surface: application of multiple strain measurements technique to fatigue crack growth, Nuclear Engineering and Design, Vol.256, (2013) pp.202-213.
- (63) 三上雅生, "シリコンゴム絶縁低圧電気ケーブルの劣化診断手法の評価," INSS Journal, vol.12, p.139-145 (2005).
- (64) 松波潮, 三上雅生, "インデントモジュラス法によるケーブルの経年劣化診断手法の検討" INSS Journal, vol.15, p.236-242 (2008).
- (65) 三上雅生, "簡易型AE法によるすべり軸受診断システムの開発," INSS Journal, vol.19, p.216-220 (2012).
- (66) 建部 恭成, 吉田 至孝, "原子力災害時事象進展予測に用いる冷却材漏えい口径推定手法の開発," 日本原子力学会和文論文誌, Vol.11, [4], pp.304-315, (2012).
- (67) 吉田 至孝, 鈴木 政時, "公衆防護措置範囲予測への格納容器放射線の考慮," Journal of the INSS, Vol.18, pp.280-287, (2011).
- (68) 吉田 至孝, "原子力防災用放出放射線エネルギー迅速予測技術の開発 - BWRプラントの放出放射線エネルギー比較計算," Journal of the INSS, Vol.20, pp.224-235, (2013).
- (69) 川崎 郁夫, 吉田 至孝, "アアクシデント時発電所内被ばく線量評価技術の開発と適用 - アアクシデントマネジメントガイドライン知識ベースの整備 -," Journal of the INSS, Vol.20, pp.236-244, (2013).
- (70) 吉田 至孝, "ガンマ線遮へい計算のためのビルドアップ係数フィッティング手法と適用事例," 日本放射線安全管理学会誌, 第7巻2号, pp.148-157, (2008).
- (71) Y. Yoshida, A. Shimizu, Y. Harima and K. Ueki, "Development and Evaluation of Fast Calculation Method for Gamma Ray Skyshine Dose Using Data Libraries", AESJ, Journal of Nucl. Sci. Technol., Vol.48, [7], pp.1057-1068, (2011).
- (72) 吉田 至孝, 清水 彰直, "ガンマ線スカイシャイン高速計算プログラム (FSKY4C) の作成," Journal of the INSS, Vol.16, pp.244-253, (2009).
- (73) 木下 郁男, 植木 紘太郎, "モンテカルロコードEGS, MVP, MCNPによるガンマ線スカイシャイン線量評価性能の比較検討," Journal of the INSS, Vol.16, pp.282-292, (2009).
- (74) 梶本光廣, 大塚彌一, "LOCA時スカイシャイン線量の評価手法に係る検討," 原子力安全委員会立地指針等検討小委員会第10回資料, 立小委第10-3号, (2010).
- (75) 日本原子力発電株式会社, 核原料物質, 核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第67条第1項の規定に基づく命令に対する報告について, 第18回原子力規制委員会, 資料4, (2013).
- (76) 建部 恭成, 南 則敏, 吉田 至孝, "平成21年度福井県原子力防災総合訓練のプラント事象進展シナリオ解析," Journal of the INSS, Vol.17, pp.308-316, (2010).
- (77) 吉田 至孝, "福島第一原子力発電所事故の推定解析," Journal of the INSS, Vol.19, pp.249-270, (2012).
- (78) 米本 幸弘, 川崎 郁夫, 建部 恭成, 吉田 至孝, 南 則敏, "平成23年度関西電力原子力総合防災訓練のプラント事象進展シナリオ解析," Journal of the INSS, Vol.19, pp.291-296, (2012).
- (79) 川崎 郁夫, 吉田 至孝, 建部 恭成, 藤井 敬治, 根岸 孝行, "平成23年度福井県原子力防災訓練のプラント事象進展シナリオ解析,

- "Journal of the INSS, Vol.19, pp.283-290, (2012).
- (80) 山田 実, 南雲 宏一, 佐々木 泰裕, 木下 郁男, 村瀬 道雄, 南 則敏, 歌野原 陽一, 吉田 至孝, "ミッドループ運転時余熱除去系喪失事象への統計的安全評価手法の適用, " Journal of the INSS, Vol.16, pp.308-319, (2009).
- (81) Y.Utanohara, M.Murase, "Numerical analysis of steam-air behavior in a pressurizer during reflux cooling", Nucl. Eng. and Design, Vol.240, pp.3930-3941, (2010).
- (82) 歌野原 陽一, 村瀬 道雄, "リフラックス冷却時における加圧器内空気流出可能性の数値流体シミュレーションによる検討, "Journal of the INSS, Vol.16, pp.269-281, (2009).
- (83) 南 則敏, 村瀬 道雄, 富山 明男, "リフラックス冷却時のホットレグにおける気液対向流挙動に関する研究, "Journal of the INSS, Vol.17, pp.331-343, (2010).
- (84) I.Kinoshita, M.Murase, Y.Utanohara, N.Minami and A.Tomiyama, "Numerical Simulation of Countercurrent Gas-Liquid Flow in a PWR Hot Leg under Reflux Cooling", Journal of Nucl. Sci. and Technol., Vol.47, [10], pp.963-972, (2010).
- (85) 木下 郁男, 村瀬 道雄, 成相 俊文, 富山 明男, "PWRホットレグを模擬した矩形流路での気液対向流 (VOF法による流体物性値の影響評価), "混相流, 24巻, 4号, pp.445-453, (2010).
- (86) I.Kinoshita, T.Nariai, A.Tomiyama, D.Lucas and M.Murase, "Effects of Liquid Properties on CCFL in a Scaled-Down Model of PWR Hot Leg", Journal of Power and Energy Systems, Vol.5, pp.316-329, (2011).
- (87) Y.Utanohara, I.Kinoshita, M.Murase, N.Minami, T.Nariai, A.Tomiyama, "Numerical simulation using CFD software of countercurrent gas-liquid flow in a PWR hot leg under reflux condensation", Nucl. Eng. and Design, Vol.241, pp.1643-1655, (2011).
- (88) Y.Utanohara, I.Kinoshita, M.Murase, D.Lucas, C.Vallee, A.Tomiyama, "Numerical simulations for steam-water CCFL tests using the 1/3 scale rectangular channel simulating a PWR hot leg", Nucl. Eng. and Design, Vol.249, pp.14-23, (2012).
- (89) I.Kinoshita, M.Murase and A.Tomiyama, "Numerical Simulation of Size Effects on Countercurrent Flow Limitation in PWE Hot Leg Models", Sci. and Technol. of Nucl. Installations, Vol.2012, ID907364, (2012).
- (90) 山田 実, 南雲 宏一, 木下 郁男, 村瀬 道雄, 吉田 至孝, 川崎 郁男, "小破断LOCA時高圧注入系不作動事象のPIRT作成および重要現象の感度解析, "Journal of the INSS, Vol.18, pp.294-309, (2011).
- (91) 木下 郁男, 鳥毛 俊秀, 村瀬 道雄, 吉田 至孝, 中村 秀夫, 竹田 武司, "小破断LOCA時高圧注入系不作動事象への統計的手法の適用～総合効果試験解析～, "Journal of the INSS, Vol.20, pp.245-255, (2013).
- (92) 鳥毛 俊秀, 木下 郁男, 山田 実, "小破断LOCA時高圧注入系不作動事象への統計的手法の適用～破断口感度解析～, "Journal of the INSS, Vol.20, pp.256-266, (2013).
- (93) 歌野原 陽一, 村瀬 道雄, 柳 千裕, 増井 章裕, 猪股 亮, 神谷 祐二, "運転時における原子炉格納容器の温度分布の評価, " Journal of the INSS, Vol.20, pp.271-282, (2013).
- (94) 佐々木 泰裕, 長江 尚史, "RELAP5-3Dコードを用いた主蒸気管破断ベンチマーク解析の結果と可視化, "Journal of the INSS, Vol.15, pp.313-327, (2008).
- (95) 佐々木 泰裕, 前田 俊哉, 馬場 巖, 志水 孝司, "RELAP5-3Dコードを用いた主蒸気管破断事故解析と評価, "Journal of the INSS, Vol.16, pp.254-268, (2009).
- (96) 佐々木 泰裕, 前田 俊哉, 馬場 巖, 志水 孝司, "RELAP5-3Dコードを用いた4ループPWR主蒸気管破断事故解析, "Journal of the INSS, Vol.17, pp.295-307, (2010).
- (97) 川崎 郁夫, 吉田 至孝, 佐々木 泰裕, "COBRA-ENコード/EPRI相関式のDNBR計算信頼性評価, "Journal of the INSS, Vol.18, pp.288-293, (2011).
- (98) 柳 千裕, 村瀬 道雄, 吉田 至孝, 岩城 隆則, 長江 尚史, 小泉 安郎, "高温水から空気流への蒸発熱流束, "日本機械学会論文集 (B編), 78巻, 768号, pp.363-372, (2012).
- (99) C.Yanagi, M.Murase, Y.Yoshida, Y.Utanohara,

- T.Iwaki, T.Nagae, "Numerical Simulation of Water Temperature in a Spent Fuel Pit during the Shutdown of Its Cooling Systems", Journal of Power and Energy Systems, Vol.6, [3] , pp.423-434, (2012).
- (100) C.Yanagi, M.Murase, Y.Yoshida, Y.Utanohara, T.Iwaki, T.Nagae, "Evaluation of Heat Loss and Water Temperature in a Spent Fuel Pit", Journal of Power and Energy Systems, Vol.6, [2] , pp.51-62, (2012).
- (101) 柳 千裕, 村瀬 道雄, 吉田 至孝, 楠木 貴世志, "全交流電源喪失時の使用済燃料ピット水温と水位の予測, "日本原子力学会和文論文誌, Vol.11, [3], pp.193-202, (2012).
- (102) C.Yanagi, M.Murase, "One-Region Model Predicting Water Temperature and Level in a Spent Fuel Pit during Loss of All AC Power Supplies", Journal of Power and Energy Systems, Vol.7,[1], pp.18-31,(2013).