

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  
(最終報告)

The Research Project on Technical Information Basis for Aging Management  
in Fukui and Kinki Area (Final Report)

藤村 公也 (Kimiya Fujimura)      長山 滋 (Shigeru Nagayama)  
渡海 親衛 (Chikae Watarumi)      藤堂 二彦 (Tsugihiko Toudou)



株式会社 原子力安全システム研究所

Institute of Nuclear Safety System, Incorporated

〒919-1205 福井県三方郡美浜町佐田64号

Tel 0770-37-9100 Fax 0770-37-2008

URL <http://www.inss.co.jp>

# 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 (最終報告)

The Research Project on Technical Information Basis for Aging Management  
in Fukui and Kinki Area (Final Report)

藤村 公也 (Kimiya Fujimura)\*<sup>1</sup> 長山 滋 (Shigeru Nagayama)\*<sup>1</sup>  
渡海 親衛 (Chikae Watarumi)\*<sup>2</sup> 藤堂 二彦 (Tsugihiko Toudou)\*<sup>1</sup>

**要約** 高経年化対策強化基盤整備事業は、経済産業省原子力安全・保安院により、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、平成18年度に開始され、以降適宜成果状況を吟味しながら継続され、平成22年度で終了した。

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、加圧水型軽水炉を中心として15基の原子力発電設備が立地し、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つの分野から選定された。

- 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

研究の推進にあたって、原子力安全システム研究所(以下「INSS」)技術システム研究所は、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、域内の大学、研究機関、電気事業者及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。

平成22年度の福井クラスタの事業では、これまでに引き続き計11件の研究を実施し、最終成果の取り纏めを行った。これらの研究を上記の4分野別に示せば、配管減肉関連で5件、検査技術関連で4件、補修溶接および主要構築物について各1件である。いずれの研究も円滑に実施され、所期の成果を達成することができた。

**キーワード** 原子力発電プラント、高経年化、配管減肉、検査技術、溶接金属、コンクリート

**Abstract** The Research Project on Technical Information Basis for Aging Management was initiated in FY2006 by the Nuclear and Industrial Safety Agency (NISA) of the Ministry of Economy, Trade and Industry (METI) as a five-year program effectively, to promote aging management of domestic nuclear power plants. Its main objective was to improve the technical basis on which aging nuclear power plants are regulated.

Upon taking part in the technical strategy map for Aging Management and Safe Long Term Operation, the experiences and achievements of the participating organizations were taken into account and the following four topics were chosen. The regional characteristics of the Fukui and Kinki area where 15 nuclear power plants, mainly PWRs, and many nuclear related research institutes and universities are located, were also considered.

- 1) The improvement of pipe thinning management in nuclear power plants
- 2) The development of inspection techniques to monitor the initiation and propagation of

\*1 (株)原子力安全システム研究所 技術システム研究所

\*2 (株)原子力安全システム研究所 技術システム研究所 客員研究員

defects

3) The development of a guideline for evaluating weld repair methods

4) The development of a guideline for evaluating the degradation of main structures

To promote this research project, INSS has established a regional consortium (called the "Fukui Regional Cluster" in coordination with universities, research institutes, electric utilities and vendors in the Fukui and Kinki area. INSS is acting as a coordinator to make contracts, facilitate execution, and compile annual reports.

In FY2010, 11 continuing research subjects were proposed for this project and all were accepted. Of these, 5 subjects were related to the first topic (pipe thinning), 4 subjects to the second topic (inspection technique) and 1 subject to each of the other two topics (weld repair & main structures). All the subjects have been completed, fulfilling the requirements and expectations.

**Keywords** nuclear power plant, plant aging, pipe thinning, inspection technique, weld metal, concrete

## 1. 序言

高経年化対策強化基盤整備事業は、経済産業省原子力安全・保安院（以下「NISA」という）により、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、平成18年度より開始された。事業の企画・推進に当っては、より広くかつ深い知識経験に基づくことが重要との考え方から、原子力関連の産・学・官の研究組織の地域連携が基本となっている。そのため、INSSが福井県を中心とした近畿圏の連携（福井クラスタ）の中核として福井地域高経年化事業コンソーシアムを立ち上げ、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。これらのことは、本誌過年度報で紹介したとおりである<sup>(1)~(3)</sup>。平成22年度は、その最終年度であり、事業目的に沿った成果の具体化および充実を図り、今後の活用に向けて取りまとめることが課題となった。本報告では、平成22年度事業で取りまとめた5ヶ年の事業成果とともに、事業の企画・推進に当ってのINSSの活動の概要を紹介する。

## 2. 事業の全体概要

原子力安全・保安院より示されたテーマ4件を、その目的とともに示す。

①技術情報の基盤整備等：高経年化対策強化基盤整備事業全体を総合的・俯瞰的に捉え、本事業で実施してきた成果を踏まえつつ、本事業の中で産学官が有する知見、施設等を効果的に活用して実施する研究成果に基づき、新検査制度における高経年化対策の

ための技術情報の整備を図り、安全規制基準、関連技術規格等への合理的反映のための方策を検討する。

②健全性評価の妥当性確認手法の確立等：原子力発電設備の経年劣化対策を科学的・合理的に行うため、最新の知見を加味し、関係機関の連携の下に、原子炉圧力容器鋼に係る脆化予測、ケーブルの劣化挙動予測のより定量的な評価や監視・診断法の適用性および、炉内構造物および配管における応力腐食割れに関する健全性評価手法の妥当性を判断するための技術的基盤の整備を図る。また、得られた成果については、過去の研究成果、ならびに本事業で実施してきた成果を踏まえつつ、安全規制基準、関連技術規格等への反映や実機適用に向けた方策の検討を行う。

③経年劣化事象の解明等：高経年化が進行しつつあるプラントの寿命予測精度を向上させ、その科学的合理性を担保するため、劣化メカニズムに着目し、実験的手法および解析的手法により劣化現象の解明等を行い、また、得られた成果については、過去の研究成果、ならびに本事業で実施してきた成果を踏まえ、安全規制基準、関連技術規格等への反映や実機適用に向けた方策の検討を行う。

④経年劣化事象の進展予測・評価手法の確立等：原子力発電設備の経年劣化対策を科学的・合理的に行うため、最新の知見を加味し、経年劣化事象の進展予測並びに評価手法の高精度化や検査技術、補修技術の妥当性評価手法の確立等を図る。また、得られた成果については、過去の研究成果、ならびに本事業で実施してきた成果を踏まえつつ、安全規制基準、関連技術規格等への反映や実機適用に向けた方策の検討を行う。

これらのうち、INSSが福井クラスタ代表として受注したテーマが④である。その具体的研究内容については次節に紹介する。他のテーマはそれぞれ、

①三菱総合研究所（東日本クラスタ）、②(独)日本原子力研究開発機構（茨城クラスタ）、③(株)インテリジェント・コスモス研究機構（東北・北海道クラスタ）の取り纏めとなった。また、これらのクラスタ相互間の情報の共有や研究内容の調整等については、①の東日本クラスタが所管する総括検討会および個別検討会を中心に行われた。これらを含めた、本事業全体の実施体制概要は図1に示すとおりである。

### 3. 研究課題と実施体制

福井クラスタの5ヶ年を通しての受託研究テーマは「経年劣化事象の進展予測・評価手法の確立等」である。各年度における具体的研究内容の提案に当っては、高経年化対応の技術戦略マップの一部を担うことを念頭に、福井クラスタ構成メンバーの研究・事業実績をもとに、その専門性を十分生かすことを考慮して提案し、表1に示す形で、下記の4分野について、合計11件の研究を各機関への再委託の形で実施してきた。

- 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) 主要構造物の劣化に関する研究

研究実施者の専門性の活用と連携および事業関係者間の情報の共有化を図るためのクラスタ内検討委員会の設置、運営を含む、福井クラスタ内の事業活動の全体像を図2に示す。なお、図1に示す総括検討会および個別検討会や他クラスタの検討委員会へも積極的に参加協力した。

また、福井クラスタ事業を締め括る各年度の事業成果報告書の作成に当っては、その前提となる各研究担当者からの報告書について、研究内容の確認とともに当初事業計画との整合性を吟味・確認し、研究成果に対する事業統括者としての見方を反映するよう努力した。

### 4. 研究内容および最終成果の概要

ここでは、各研究の内容および最終成果の概要、ならびに目標としている成果の反映先を紹介する。

- 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

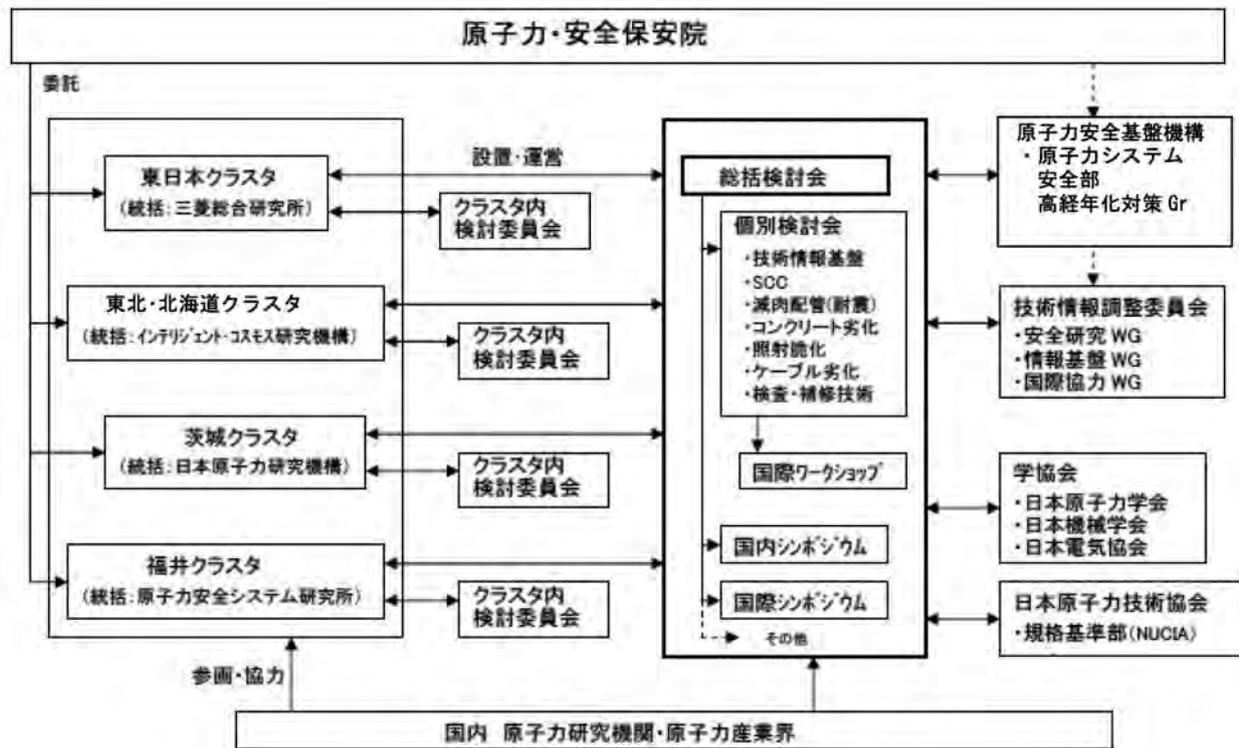


図1 高経年化対策強化基盤整備事業の実施体制

本研究は、炭素鋼配管の減肉管理の充実に向けての既存技術の応用や新技術の適用の進展に備え、減肉予測・評価法の精度向上、減肉配管の破壊モード評価法の高度化および減肉配管の検査技術の高度化等について、実験等により基礎情報を収集し、得られた成果を踏まえ、減肉による配管破断リスクを考慮した保全を可能にするための技術を整備することを目的とするものである。このために以下の4つの研究が実施された。

#### ①配管減肉予測・評価法の精度向上

配管減肉に関する最新の研究動向調査を踏まえて流動および物質伝達の実験技術を確立し、これに基づき流れ加速型腐食（FAC）のメカニズムの一要因と考えられている物質伝達率を測定し、それに流れが与える影響を調査した。また、

LES（Large Eddy Simulation）など最新の流動解析手法を用いた流動解析を実施した。これらの結果を用いて、オリフィス後流の配管減肉に関し、物質伝達の観点からの既存減肉予測式の修正や、新たな最大減肉位置の予測式など、予測法の高度化を図った。あわせて減肉予測の数値計算コードの検証と高精度化に不可欠な物質伝達に係る実験データを整理した。

具体的成果は下記の a、b の2項に集約され、いずれも、日本機械学会の配管減肉のための技術規格<sup>(4)</sup>への諸成果反映に際しての基礎情報、および国がこれを検証する際の情報としての活用が期待される。

a. FAC 配管減肉メカニズムに基づく予測式の提案  
FAC による配管減肉に関して流動の点で支配的メカニズムとされる物質伝達率をオリフィス下流に

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 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 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 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 大学院	西野秀郎 准教授	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 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 所長	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 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 准教授	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 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 大学院	岸本一蔵 准教授	平成 18 年度 ～同 22 年度

\* 原則として平成 22 年度ベース（各年度で実施内容を反映し若干の相違有り）。

\*\* 平成 22 年度現在。

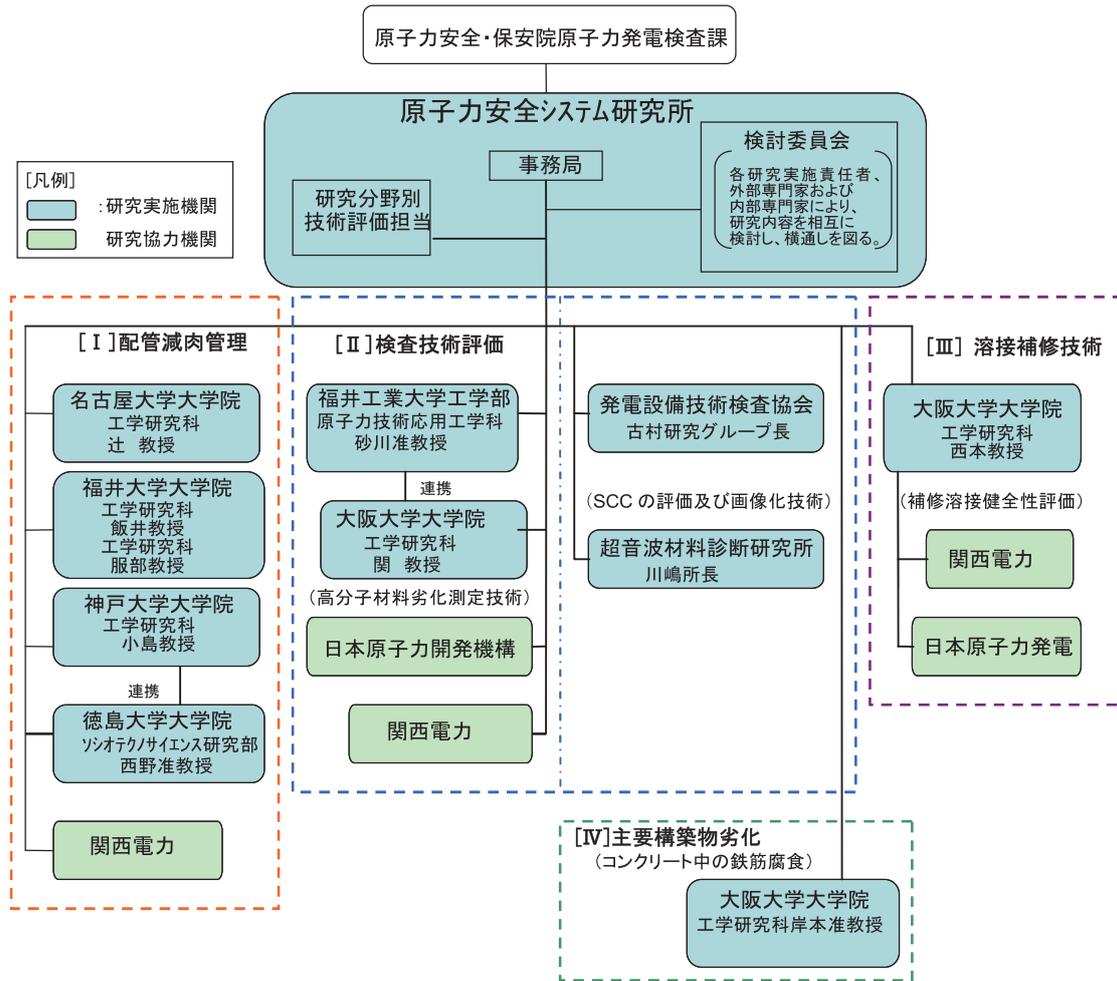


図2 福井クラスターでの高経年化対策強化基盤整備事業活動の全体像 (平成22年度ベース)

において測定し、その結果を基に下記の特徴を持つ、物質伝達率に関する予測式を提案した。

- ・Kastner の式などの既存の減肉予測式で用いられているオリフィス形状係数は、従来から考えられていた定数値ではなく、レイノルズ数、オリフィス開口率  $\beta$  に依存する。
- ・オリフィス下流における平均速度場は、オリフィス断面平均流速  $U_D$  とオリフィス高さ  $h$  により相似分布を示す。
- ・オリフィス下流における物質伝達率の最大値  $k_{max}$  とその位置  $x_{max}$  は、オリフィス断面平均流速  $U_D$  とオリフィス高さ  $h$  を用いて、次式のように整理できる (図3 参照)。

$$k_{max} \cong A \times (U_D)^{0.47}, \quad A = \{-5.171 \ln(Sc) + 46.0\} \times 10^{-5},$$

$$U_D = U_o / \beta^2, \quad \beta = d/D$$

$$x_{max} \cong 5h, \quad h = (D-d)/2 \text{ ただし, } D \text{ は配管直径, } d$$

はオリフィス直径

これらの知見は、配管減肉速度の予測精度向上や配管減肉管理のための肉厚測定点の最適化に役立つと考えられる。

b. FAC 配管減肉メカニズムに関わる物質伝達率と流動データの整備

配管減肉に関わる数値解析コードの改良への活用を目的として、物質伝達率に関する流れ方向および周方向の空間分布の測定と、流動場に関するオリフィス下流の3次元空間分布の測定ならびに解析を、レイノルズ数などをパラメータにして実施した。その結果、物質伝達率の分布と最も良い相関を示す壁面近傍の流動因子は、標準  $k-\epsilon$  では乱流エネルギーであるとの従来の知見を再確認するとともに、新たに LES 解析によりこれが壁面せん断応力の絶対値の1/3であることを確認した。

②液滴衝撃エロージョン (LDI) に対応した配管減

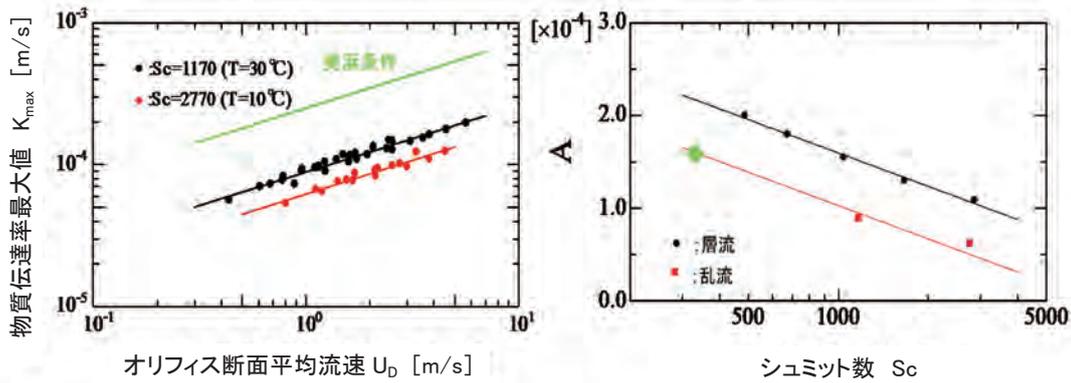


図3 物質伝達最大値のオリフィス断面平均流速依存性

肉評価法の構築

低炭素鋼 S15C, 合金鋼 STPA24 およびステンレス鋼 SUS304 について, 限界流速および減肉メカニズムの解明実験を行い, あわせて酸化被膜の剥離メカニズムおよび剥離強度の流速依存性を調査した。また, 減肉に及ぼす流速, 液滴径, 衝突角度の液滴衝撃損傷量との相関データを整備拡充し, 相関性を明らかにした。これらの結果を基に, 原子力施設の配管の液滴衝撃エロージョン対策検討に適用可能な配管減肉評価式を検討した。

具体的成果は下記の a, b の 2 項に集約され, いずれも, 日本機械学会の配管減肉のための技術規格<sup>(4)</sup>への諸成果反映に際しての基礎情報, および国がこれを検証する際の情報としての活用が期待される。

a. LDI 配管減肉メカニズム検証データの整備  
データ整備の着眼点と確認事項は以下の通りである。

(1)液滴衝撃エロージョンとキャピテーションエロージョンの損傷過程の類似性

低炭素鋼 S15C, 合金鋼 STPA24 およびステンレス鋼 SUS304 では, 両エロージョンともに, 損傷潜伏期を経過した後に損傷深さが直線的に増大し最大速度期に至る。

(2)液滴衝撃エロージョンとキャピテーション・エロージョンの損傷速度の相関

上記の低炭素鋼, 合金鋼, ステンレス鋼での両エロージョンの損傷速度には, これまでに確認されている鋳鉄, アルミ合金, 銅合金の一部同様, 非常によい相関性がある。

(3)液滴衝撃エロージョンの減肉メカニズム

液滴衝撃エロージョンは, 衝撃の繰返しにより, 結晶粒内での塑性変形, 粒界近傍での盛りり, き裂発

生・進展, 脱落の過程で進む。

(4)水流に対する下限界流速

S15C と STPA24 の下限界流速はそれぞれ 80m/s, 90m/s で, SUS304 の下限界流速は 120m/s である。

b. LDI 配管減肉メカニズムに基づく予測・評価法の改良提案

基本となる液滴 1 個当りの体積減少量予測式を, 配管壁面の液滴衝撃エロージョンの進展メカニズムに影響を及ぼす主な因子である, 流速 (衝突速度), 材質, 液滴径および衝突角度を考慮する形で, 下記のとおり定義した。これは, Heymann のエロージョンの無次元損傷速度予測式<sup>(5)</sup>を, 本研究で明らかにした上記主要因子の基本特性を反映して改良したものである。

[炭素鋼鋼管の場合]

$$\log(A) = 4.8 \log(V \sin \theta) - \log(NER) + 4.67 \log(d) - 12.4$$

[ステンレス鋼の場合]

$$\log(A) = 6.4 \log(V \sin \theta) - \log(NER) + 4.67 \log(d) - 15.9$$

ここに, A: 体積減少量, V: 衝突速度,  $\theta$ : 液滴の衝突方向と衝突面のなす角,

NER: 材料抵抗係数 (S15C 0.28, 合金鋼 0.44, ステンレス鋼 1.00),

d: 液滴径

である。

なお, 両式の右辺第 1 項で表される衝突角度  $\theta$  依存性は, 本研究で初めて明らかになった, 液滴エロージョンによる最大壊蝕深さは液膜の薄い場合は流速の法線方向成分で整理できることが基になっている (図 4 参照)。

③減肉配管の破壊モード評価法の高度化

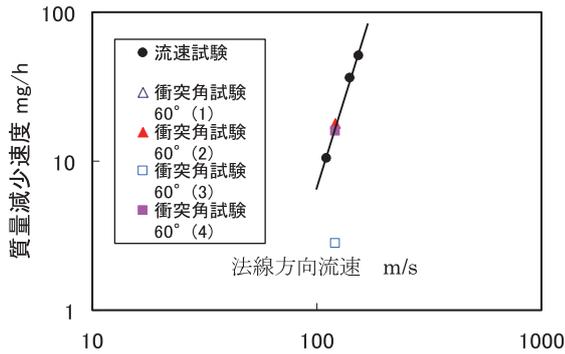


図4 液滴衝撃エロージョンでの質量減少速度の法線方向流速依存性

海外の高経年化原子力発電プラントでの局部（溝状）減肉現象等の新たな知見を念頭に、様々な減肉形状を有する配管について、減肉が生じた場合の限界強度に対する余裕を明らかにすることを目的としたものである。このために、減肉の平面形状の考慮、限界荷重到達時に割れないこと、有限要素法解析および加工の各要素に起因する余裕に着目し、各種模擬減肉形状を持たせた配管についての内圧破裂実験と数値解析を行い、データ収集およびその検討を行った。その成果は、下記のa～cの3項に集約され、日本機械学会の配管減肉のための技術規格<sup>(4)</sup>や原子力安全基盤機構高経年化審査マニュアル<sup>(6)</sup>への、諸成果反映に際しての基礎情報、および国がこれを検証する際の情報としての活用が期待される。

a. 直管の平面状 / 非平面状欠陥に適用可能な破裂内圧式の提案

き裂を含む溝状減肉（平面状欠陥）といわゆる減肉（非平面状欠陥）の破壊モードを考慮し、アスペクト比（減肉部の管軸方向長さ $\delta_z$ と周方向長さ $(\theta R_m)$ の比： $\delta_z/(\theta R_m)$ ）を指標として、

$\delta_z/(\theta R_m) \leq 0.15$  : 周方向き裂、

$0.15 < \delta_z/(\theta R_m) < 0.75$  : 周方向減肉、

$\delta_z/(\theta R_m) > 0.75$  : 正方形状減肉、軸方向減肉、  
軸方向き裂

の仕分けを行い、それぞれについて形状関数

$$f(\Theta, \Delta) = \left( \sum_{i=0}^3 a_i \Theta^i \right) \cdot \left( \sum_{j=0}^3 b_j \Delta^j \right)$$

を定義し、これを、もっとも薄い部分の肉厚に対する基準強度に乘じる形で、すべての減肉欠陥に適用

可能な直管破裂内圧式を下式のとおりとした。

$$p_{\text{FU}} = \frac{2t_1}{\sqrt{3}R_m} \sigma_f \cdot f \left( \Theta = \frac{\theta}{2\pi}, \Delta = \frac{\delta_z}{\sqrt{R_m t}} \right)$$

b. 直管の平面状 / 非平面状欠陥に適用可能な限界曲げ荷重評価式の提案

き裂を含む溝状減肉（平面状欠陥）といわゆる減肉（非平面状欠陥）の破壊モードを考慮し、前項で示したアスペクト比（ $\delta_z/(\theta R_m)$ ）を指標として、

$\delta_z/(\theta R_m) \leq 0.25$  : 周方向き裂、 $\delta_z/(\theta R_m) > 0.75$  : 周方向減肉

の仕分けを行い、それぞれの形状関数

$$g \left( \Theta = \frac{\theta}{2\pi}, \Delta = \frac{\delta_z}{\sqrt{R_m t}} \right) = \left( \sum_{i=0}^3 a_i \Theta^i \right) \cdot \left( \sum_{j=0}^3 b_j \Delta^j \right)$$

を定義し、これを、もっとも薄い部分の肉厚に対する基準強度に乘じる形で、すべての減肉欠陥に適用可能な限界曲げ荷重評価式を下記のとおりとした。

$$M_{\text{CFU}} = 4\sigma_f R_m^2 t_1 \cdot g \left( \Theta = \frac{\theta}{2\pi}, \Delta = \frac{\delta_z}{\sqrt{R_m t}} \right)$$

c. 有限要素解析結果に適用可能な直管の限界曲げ荷重評価基準の提案

割れと崩壊という破壊モードを予測可能とした上での、有限要素解析結果に適用可能な直管の限界曲げ荷重評価基準（DCC: Domain Collapse Criterion）を示すというものである。これは、実験で限界曲げ荷重に到達する時点では、崩壊、割れの破壊モードによらず、公称肉厚部（減肉のない部分）が全領域にて降伏していること、また限界曲げ荷重の解析予測値 $M^{\text{FEA}}$ と実験値 $M^{\text{EXP}}$ の差は、ほぼアスペクト比によらず20%程度（解析値が過大）であることが、塑性域の広がり方に着目した検討によって確認できたことに基づいている。

④配管減肉の定量評価法の有効性検証

超音波ガイド波<sup>(7)</sup>による広域モニタリング手法の検証ならびにガイド波検査シミュレータの構築および減肉配管サイジングの高度化を行った。まず、超音波ガイド波による広域モニタリング手法の検証では、FACとLDIを視野に漸増減肉欠陥を導入した直管とエルボ管の試験体に対する計測実験を行い、減肉検出性能を評価するとともに、実機での欠陥形

状に対するガイド波の検出特性の知見を蓄積した。さらに、多重反射エネルギー閉じ込め法による高感度での減肉検出性の評価、欠陥形状とガイド波の検出感度の関係の実験的調査とその科学的合理的なモデルによる検証を行った。ガイド波検査シミュレータの構築および減肉配管サイジングの高度化に関しては、電磁超音波 (EMAT) を用いた局所モニタリングの有効性検証のための実験および解析による調査、およびオリフィス下流直下 FAC を模擬した試験体に対する複数の EMAT センサによる減肉寸法計測要領の有効性検証を行い、これらの結果を踏まえて、ガイド波と EMAT の統合化による欠陥寸法計測の高度化検討を行った。さらに、計測実験で収集したデータを基に、配管減肉寸法予測法を検討し、減肉進展予測コードを改良整備し、運転中モニタリング法を検証した。

具体的成果は下記の a～f の 6 項に集約され、これらの中、a 項は既に本事業の中で日本非破壊検査協会規格<sup>(8)</sup>に反映されており、他の 5 つの項目についても日本機会学会発電用設備規格<sup>(9),(10)</sup>への諸成果反映に際しての基礎情報、および国がこれを検証する際の情報として活用されることが期待される。

a. 世界的 2 方式によるガイド波手法の有効性検証  
ガイド波手法による配管計測で、配管の周方向に巻いて設置するリング型センサとして、世界的に用いられている圧電型リングセンサと磁わい型リング

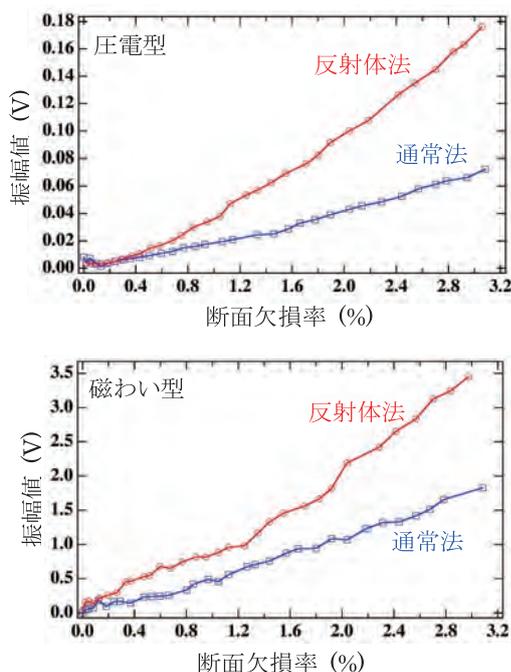


図5 世界的 2 方式での断面欠損率と検出信号振幅の関係

センサについて、人工減肉の漸増試験を実施し検出振幅値を得ることで、両者に本質的差異が無く配管減肉を効率良く定量的に検出できることや、反射体利用により大幅な感度向上を図れることを明らかにした (図5 参照)。また、減肉形状に対するガイド波の検出感度を確認するとともに、広い周波数範囲でのガイド波検出信号を基に減肉の軸方向の広がりや残存肉厚を見積る手法を確立した。

b. ガイド波多重反射エネルギー閉じ込め法の検証

2 つの反射体を配管に設置し、これらに挟まれた部分にガイド波を伝搬・多重反射させる、ガイド波多重反射エネルギー閉じ込め法により計測性能を大幅に向上できることを検証した。具体的には、検出感度について、直管で約 5.5 倍、エルボ管で約 1.5 倍向上することを確認した。また、検出可能欠陥断面率についても、通常のガイド波計測で 1.18% 以上となるのに対し、多重反射エネルギー閉じ込め法では 0.44% 以上となった。

c. ガイド波によるエルボ管における減肉欠陥の検出性能評価

エルボ配管では、2 本の溶接線とエルボを原因とする不要信号が発生し、直管に比べ検出が困難になる。これを、過去のデータとの差分計測を行うことにより、溶接線近傍の減肉でも、直管に比べ感度は 1/4～1/5 に減少するものの、検出は十分に可能であることを明らかにした。また、エルボの通常検査部位に導入した減肉欠陥の詳細検出実験とシミュレーション解析により、ガイド波の周波数を適切に変化させることでエルボの腹側と背側の減肉を選択的に高感度で検出できることを確認した。このことは、ティーやレデューサ等の複雑形状部においても、ガイド波の伝搬状況をシミュレーションにより可視化し、測定対象部位で適切な周波数を選定することで、高い検出感度を得られる可能性を示唆している。

d. EMAT による配管減肉定点監視法性能評価

配管減肉の状態監視を、断熱材下に常設した EMAT で行うことを念頭に、超音波厚さ測定器と同等の厚さ測定分解能 0.1mm 以下を適切な測定時間で実現するための測定方法、信号処理方法を提案し、これが実現できることを確認した。また、EMAT 固有の周波数帯域を積極的に利用することで測定時間を数十分の一に短縮できること、同期検波技術を活用することで、超音波探傷試験 (UT) と同程度の厚さ測定分解能を実現できることを確認した。あわせて、減肉形状や減肉面の鱗片模様につ

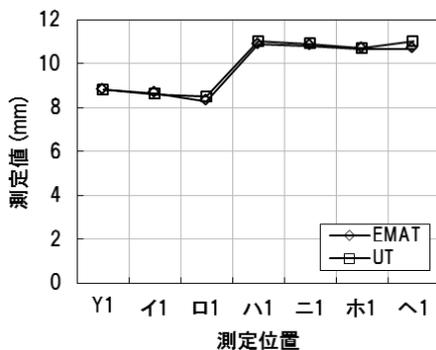
いて様々な減肉様態を模擬した試験体に対するシミュレーション解析と実験を行い、測定可能な減肉形状とEMATの形状に相関があることを確認した。このことと、実機火力プラントでのEMATによる配管減肉の測定性能評価結果（図6参照）とあわせて、EMATによるオリフィス下流の定点監視法により、現在使用されているUTと同等の測定精度での計測監視が可能であることが確認できた。

e. 減肉進展予測評価を導入した配管減肉運転中モニタリング法の提案

系統条件に起因した配管内の偏流効果や減肉面粗さによる減肉の局所的な進展を扱える減肉進展予測コード整備と、ガイド波およびEMAT運転中モニタリングの組み合わせによる検査の迅速化・最適化のための技術情報のデータベース構築が基本である。これにより、EMAT運転中モニタリングの測定代表点の選定やガイド波の広中域モニタリングの検査対象箇所を選定が可能となる。また、定検時の全数検査結果を用いて適正に配置したEMATデータを、統計的手法により補間し減肉寸法予測することで、代表点でのEMATによる運転中モニタリングの局所監視性を向上させることができる。



a. 測定箇所

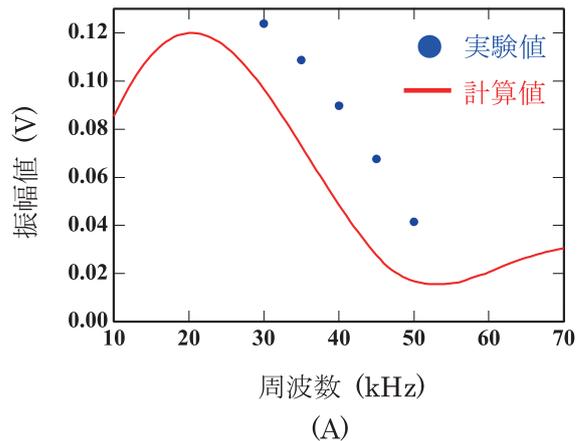


b. 測定結果

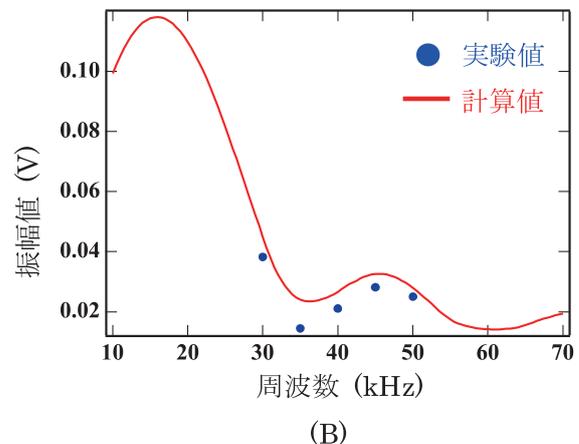
図6 オリフィス下流の測定点でのEMATによる測定

f. EMAT/ガイド波統合減肉監視システムの検証

このシステムは、ガイド波を用いて配管の広い範囲で漏れなくスクリーニングし検査範囲を絞り込んだ後に、EMATによる詳細な板厚計測を行うものである。これについて、模擬FACを導入した配管に対するガイド波とEMATによる計測実験を通してガイド波による減肉計測の合理性を確認するとともに、本研究で構築したガイド波シミュレータによる減肉領域解析と計測実験により監視対象の絞り込みが有効であることを検証した（図7参照）。あわせて、配管表面の励起信号からの反射波形を解析することによる軸方向減肉位置および減肉幅の検出可能性の確認、EMATの定点配置に関するデータベースを整備した。これにより、配管減肉を広い範囲を高速で、かつ必要に応じて詳細に監視することが可能となる。



a. 開口幅 30mm 深さ 1mm



b. 開口幅 60mm 深さ 1mm

図7 周波数別の振幅値の実験値と理論計算値との比較例 (全周減肉の場合)

## 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

本研究では、原子力発電所の容器・配管の異種材料継手部に用いられているニッケル基合金溶接部に発生し得る応力腐食割れ (Stress Corrosion Cracking: SCC) を高感度、高精度で検出、サイジングすることを意図した非破壊検査技術の妥当性評価に関する2件と、原子炉格納容器内で用いられている安全系ケーブル絶縁材のプラントの高経年化により進展する絶縁性の劣化を高感度、高精度で測定することを意図した診断技術の妥当性検証に関する1件の、計3件の研究が実施された。

### ①高調波を用いた高散乱ニッケル基合金溶接部粒界型応力腐食割れ (IGSCC) の非破壊評価法に関する研究

SCC からの高調波を接触法および水浸法、ならびに単独および複数探触子を用いて受信・画像化することで良い精度で深さを測定できること、さらにフェーズドアレイ探触子を用いる高調波測定が可能であることを検証した。

具体的成果は以下のとおりで、事業者が今後非線形超音波探傷法を開発し、日本電気協会電気技術規定<sup>(11)</sup>に追加記載する際に、その技術的妥当性を国が評価するためのデータとして活用されることが期待される。

#### a. ニッケル基合金溶接部粒界型応力腐食割れ (IGSCC) のサイジング精度向上

管台セーフエンドおよびそれを模擬したバタリング部を持つ平板に人工 IGSCC を導入した試験体に、大振幅正弦波パルス波を入射し、IGSCC からの散乱波に含まれる入射周波数の整数倍周波数を持つ高調波の振幅信号を用いて IGSCC を画像化する技術で、その深さを切断測定値に対し  $\pm 3\text{mm}$  以内の誤差で測定できることを明らかにした。また、安全弁管台および本事業で制作した異種材料継手溶接部に導入した SCC に対しては、 $\pm 3\text{mm}$  程度の誤差で SCC 深さを画像化し測定できることを確認した (図8参照)。この高調波法は、従来超音波法と異なり音響インピーダンス差を利用しないので、粗大結晶粒界で発生する粒界散乱波の影響を受けず、SCC と溶接ビード部を誤認する危険性が少ないという長所がある。これに加えて、この研究で、斜角入射高調波を用いると SCC 全体像を明瞭に画像化できることや SCC 面側からの水浸高調波法でも SCC の評価が可能であることも確認できたことから、この方法は

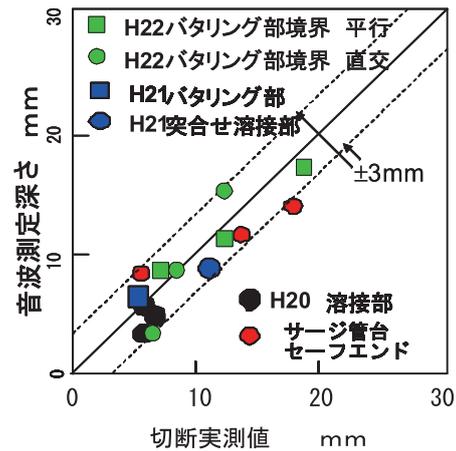


図8 SCC 深さの超音波測定と切断実測値の比較

BWR 炉内構造物検査や PWR 原子炉容器ノズル溶接部の内面検査にも適用可能であると考えられる。

### ②3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に関する研究

SCC 付与試験体を用いた、検査不可能箇所を想定した探傷試験での3次元超音波探傷法の検出性および深さサイジング性の検証と、SCC 試験体に高温用マトリックスアレイ探触子を適用した探傷試験での、運転中モニタリング可能性の検証を行った。さらに、高温用マトリックスアレイ探触子を適用することにより、運転中のき裂進展モニタリングに適用可能である見通しを得た。

具体的成果は下記の a～c の3項に集約され、a 項は、事業者が今後非線形超音波探傷法を開発し、日本電気協会電気技術規定<sup>(11)</sup>に追加記載する際、また b 項と c 項については、事業者がその技術を使用する際に、ともにその技術的妥当性を国が評価するためのデータとして活用されることが期待される。

#### a. 3次元超音波探傷法によるニッケル基合金溶接部 SCC サイジング技術の確立

組織異方性に起因するノイズに効果があり、欠陥検出・寸法評価の高分解能の達成に有効と考えられる開口合成3次元超音波探傷法について、SCC の深さサイジングの可能性と精度に着目し、その検査技術を整備し、従来探傷法や現行の斜角フェーズドアレイ探傷法との比較を通して、これを検証した。その結果、従来法では深さサイジング不可能な箇所 (溶接線直交欠陥) も深さサイジングが可能であること、また周方向欠陥および溶接線直交欠陥 (軸方向欠陥) は、共に従来法より良い精度で深さ測定可

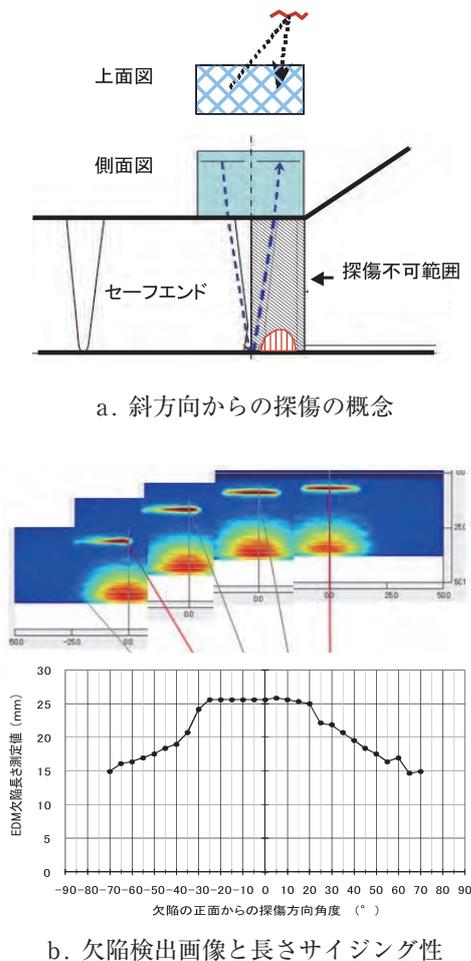


図9 構造上の接近困難性による探傷不可範囲の低減

能であることが明らかになった。

b. 3次元超音波探傷法による探傷不可範囲の低減技術の検証

3次元超音波探傷法の特徴を生かして、真正面からずれた方向から探傷することで、ニッケル基合金異材溶接部の探傷不可能範囲(図9 a 参照)を減少させる探傷手法の検討と検証試験を行った。その結果、例えば開口部長さ25mm・最大深さ15mmのEDM欠陥に対して、45°等距離走査の場合は、長さサイジングは真正面から±約30°まで(図9 b 参照)、深さサイジングは真正面から±約60°の範囲で正確に行われることが判った。さらに、SCC付与試験片に対して同様の試験を行った結果、長さサイジングに関しては-40°~40°程度の範囲、また深さサイジングに関しては、90°程度の範囲でほぼ正しい値が得られることを確認した。

c. 運転中における定点・継続高温モニタリングへの適用性評価

探触子を走査せずに欠陥の形状等を画像化できる特徴を生かして、SCCが検出され、次回定検や補修実施までの比較的短時間の高温・定点継続監視が必要となる場合を想定し、高温用マトリックスアレイ探触子の開発・試験を行った。その結果、例えば200℃に加熱されたSCC付与試験体において、SCC開口部と先端部のBスキャン像における画像化とDスキャン像におけるSCC形状の映像化を達成するとともに、分解能向上の課題を明らかにした。また、300℃の電気炉の中でもEDM欠陥試験体に取り付けた斜角探触子による探傷試験を行い、常温の場合と変化のない画像化結果を得ることができた。

③マイクロ波検出技術<sup>(12)</sup>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

改良型マイクロ波誘電吸収測定装置(空洞共振器)を用いたケーブル絶縁材の非破壊経年劣化測定技術の実機適用に向けた改良と、当技術の妥当性確認の基盤となるケーブル絶縁材料の熱や放射線による劣化メカニズムと誘電損失の関連の解明を行った。

具体的成果は下記のa~cの3項に集約され、いずれも、ケーブル評価試験に係る指針<sup>(12)</sup>の今後の改訂に際し、その技術の妥当性を国が評価するための情報として活用されることが期待される。

a. マイクロ波検出技術を用いた高分子材料経年劣化の電気的特性測定技術の確立

高分子材料の劣化による材料の誘電率の変化を高精度で測定する手法に関し、その技術的妥当性の確認のためX-band(9GHz)マイクロ波誘電吸収測定装置(空洞共振器)の開発や測定法の改良を実施し、ポリエチレン、エチレン・ポリプロピレン(EP)ゴムの、種々の劣化条件試料について、共振周波数と熱劣化の進行との相関や共振周波数の変化量と破断時の伸びとの相関を調査し、いずれも良好な相関性を持つことが確認できた。

b. マイクロ波検出技術を用いたケーブルの非破壊的経年劣化測定技術の確立

X-bandおよび測定精度向上を図ったK-band(24GHz)マイクロ波測定装置による、導体を含まない熱劣化EPゴムケーブルで得られた成果を踏まえ、Q-band(43GHz)マイクロ波測定装置および接触診断形式の測定を可能とするピンホール型空洞共振器を作製し、導体を含むケーブル試料に対する高精度手法としての実機適用性を検証した。また、実機適用を念頭に小型軽量化を行い(図10参照)、日本原子力研究開発機構原子炉廃止措置研究セン



図10 Q-band (43GHz) マイクロ波測定システム

ターおよび関西電力火力センター内において動作性の検証を行うとともに、実用化に向けた改良のための情報を収集した。

c. マイクロ波検出技術に基づく高分子材料経年劣化に係る健全性余裕度評価法の提案

最も代表的な高密度ポリエチレン (HDPE) について、酸化劣化構造ならびに添加物分析により、約20種の候補物質を選別し、それらの光誘起酸化反応による分光分析・マイクロ波吸収周波数シフトの同時計測を行った。その結果、HDPE中に添加された酸化防止剤の消失特性とマイクロ波誘電吸収特性との間に強い相関があることを確認した。これをもとに、絶縁材中に含まれる酸化防止剤の消費に伴うマイクロ波吸収周波数の変化の高感度計測により、絶縁材料母材の酸化劣化進行に伴う劣化進行度合いを確認・予測し、健全性に係る余裕評価を行う方法および適用上の参考情報を整理した。

3) 溶接補修技術に関する研究

本研究は高経年化PWRプラントの溶接補修用材料として広く使用されるニッケル基690合金を用いた補修溶接技術に関するものである。その課題は大きく分けて、補修溶接施工条件に応じた健全性評価、補修溶接部の再供用における信頼性評価ならびに補修溶接の実機適用における施工健全性、および再供用信頼性の検証の3つである。

補修溶接施工条件に応じた健全性評価では、690合金溶接部および690合金/SUS316L異材溶接部における溶接施工健全性を確保するため、微量・不純物元素の含有量に着目した溶接割れ試験を実施し、溶接施工健全性が担保できる材料的要件を明確にした。あわせて、690合金多層盛溶接部における熱履

歴および応力・ひずみ状態を明らかにし、施工健全性に及ぼす溶接施工条件の影響および施工安全裕度を定量的に評価した。補修溶接部の再供用における信頼性評価では、補修後の690合金溶接部の耐PWSCC性および結晶方位解析に基づくSCC発生と金属組織の相関の評価を実施するとともに、微視的材質不均一に起因した結晶組織レベルの応力・ひずみ場を評価・確認する手法を確立し、SCC発生特性・裕度についてマイクロ応力に注目した評価を行った。また、補修溶接の実機適用における施工健全性および再供用信頼性の検証では、本研究を通して妥当性を実証した個々の補修プロセスを施工に適用した際の、施工安全性と耐食安全性が担保されることの検証を目的として、補修溶接実機適用モックアップ試験を実施した。

具体的成果は下記のa～cの3項に集約され、いずれも、日本機械学会発電用原子力設備維持規格<sup>(14)(15)</sup>等への諸成果反映に際しての基礎的知見を与えると同時に、国が規制基準として技術的妥当性を評価する際の情報としての活用が期待される。

a. 補修溶接健全性技術指針の材料学的・力学的要件および施工安全裕度の評価技術の確立

ニッケル基690合金の溶接部健全性の一層の向上を図るための耐溶接割れ性の材料学的指標は以下のとおりである。

(1)不純物元素の低減:延性低下割れを誘発する原因となるP, S含有量を  $P+1.2S < 30\text{ppm}$  の範囲に制限する (図11参照)。

(2)微量添加元素の活用:溶接金属へのCe添加量をP,S含有量との関係で  $0.22 < \text{Ce}/(P+S) < 1.1$  の範囲に制御することにより、延性低下割れを効果的に抑制し、かつ、凝固割れや液化割れも防止できる。

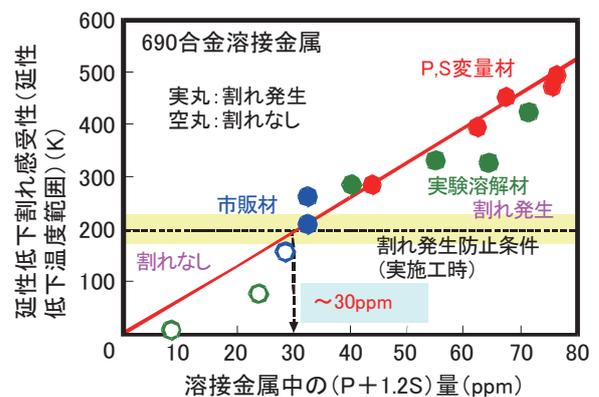


図11 施工健全性を担保するための不純物元素の規制基準

表2 各種合金溶接部の PWSCC 試験結果

合金	溶接材	試験条件	試験結果	発生		
600 合金	溶体化材	10%CW, 20%CW	< 100	5%	0	発生
600 合金	溶体化材	10%CW, 20%CW	< 100	10%	0	発生
600 合金	溶接材		< 100	10%	50	発生
690 合金	母材		< 110	10%	10, 50	発生なし
690 合金	溶接材		< 110	10%	100	発生なし
超高純度690合金	母材		17	10%	100	発生なし
超高純度690合金	溶接材		17	10%	100	発生なし
690 合金	Ce添加溶接材		< 70	10%	100	発生なし

また、溶接割れ発生の危険度に対する施工安全裕度に係る力学的負荷指標として、690 合金多層盛溶接部における DTR 塑性ひずみ指標を定義し、これに基づき、溶接施工条件による施工安全性および安全裕度を評価できる方法（溶接割れ発生の危険度評価）を確立した。さらには、レーザ溶接ではアーク溶接に比べ施工安全裕度が大きいことも明らかにした。

b. 補修溶接部の再使用における信頼性検証評価データおよび SCC 発生予測技術の整備

各種 690 合金溶接部の耐 PWSCC 性を評価、結晶組織オーダーの微視的材質不均質を考慮した溶接部のミクロ応力・ひずみ場解析により、SCC の発生部位と金属組織の相関性を明らかにした。これらの結果に基づき、690 合金補修溶接部においては、SCC の発生が最も危惧される部位においても、SCC 発生は無く、再使用時の補修溶接部の信頼性が担保されることを明らかにした。あわせて、試験に関連して以下の基礎的知見を得た。

(1) IGSCC 加速試験法: コロイダルシリカによる化学腐食研磨処理は IGSCC 加速試験法として有効である。

(2) 耐 PWSCC 性の検証: 各種合金溶接部に対する PWSCC 試験（SSRT 試験および U ベンド試験）では、600 合金では SCC 発生が認められたが、690 合金では SCC の発生は確認されなかった（表2 参照）。

c. 補修溶接の実機適用における施工健全性および再供用時の長期信頼性のモックアップ検証データの整備

実機プラント（原子炉容器出入口管台）を模擬した4つのモックアップ試験により、耐溶接割れ性と補修溶接部の耐 PWSCC 性を評価した。その結果、いずれのモックアップ試験体においても、溶接施工時において溶接不良や溶接割れの発生は認められず、その健全性が確認された。これは、溶接施工安全裕度評価によっても裏付けられた。また、SSRT 試験で SCC の発生が確認されなかったことから、補修後再使用時の長期信頼性も確保できていることが明らかになった（図12 参照）。

4) 主要構築物の劣化に関する研究

本研究では、原子力発電所の鉄筋コンクリート構造物の耐久性評価確認のための技術基盤の整備の一環として、ひび割れの発生したコンクリートでの鉄筋腐食に着目し、鉄筋コンクリート試験体を用いた、中性化および塩分浸透に因る鉄筋腐食実験を行いその進展挙動データの収集、およびこれをもとにした腐食進展評価式の導出等、耐久性評価法に関する調査・検討を行った。また、ひび割れ内部への中性化進展予測式の精緻化の一環として、数値流体力学（CFD）解析による風の中性化への影響評価を行った。

具体的成果は下記の a～c 3 項に集約され、いずれも、定期安全レビューの一環として実施されている。原子力発電所内建屋の耐久性評価法（一次評価および二次評価）のひび割れが生じた場合の技術評価に係る、原子力安全基盤機構の高経年化技術評価審査マニュアル<sup>(16)</sup>への諸成果の反映に際しての基礎情報としての活用が期待される。

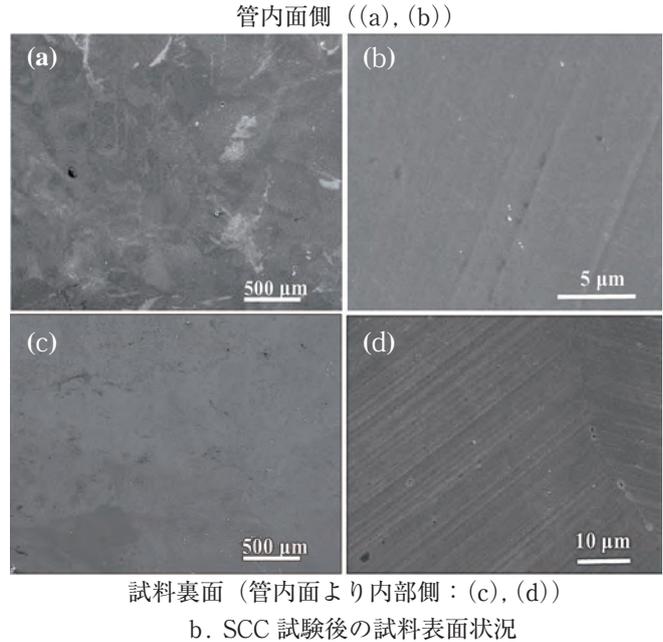
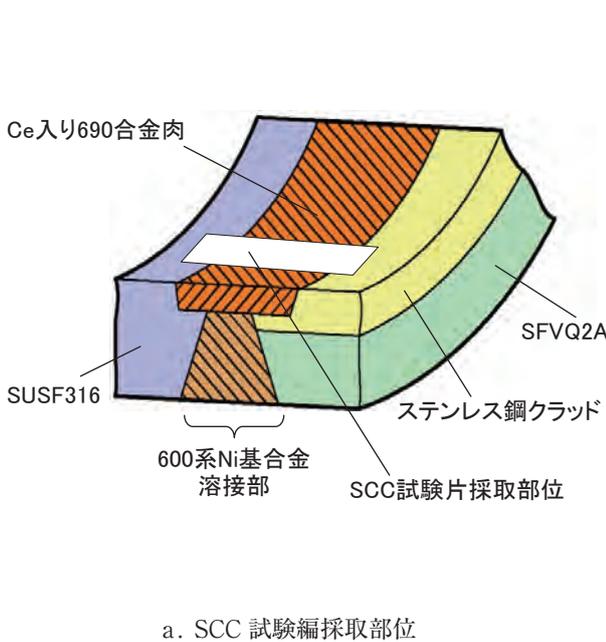


図12 モックアップ試験体溶接金属の SCC 試験結果

a. ひび割れによる鉄筋腐食を考慮したコンクリート構造部材の力学的性能劣化評価法の提案

ひび割れの発生した鉄筋コンクリート供試体を対象にした、海風による塩分飛来を想定した腐食促進試験で、ひび割れ近傍の鉄筋腐食状態（鉄筋腐食率）を調査し、基礎データを収集するとともに、その結果と鉄筋のみが腐食環境下に曝される場合の腐食進行速度（降伏強度低下程度）を比較することにより、基本となるひび割れのあるコンクリート中にある鉄筋の降伏強度低下率の下記算定式を導出した。

$$P_{w_c} = 0.92 \times n \times w_c \times \alpha$$

$P_{w_c}$ : ひび割れ幅  $w_c$ (mm) の降伏強度低下率 (%)

$n$ : 自然暴露時間 (年),  $w_c$ : ひび割れ幅 (mm):  $\leq 0.48$ )

$\alpha$ : 汀線からの距離による低減係数

b. コンクリート構造物のひび割れ内部の中性化予測式の提案

コンクリート中のひび割れを模した空隙を有するコンクリート供試体を用いた中性化促進試験により基礎データを収集するとともに、その結果をもとに、コンクリート構造物中にひび割れが発生している場合のひび割れ内部への中性化に関する下記の予測式を導出した。

$$D_s = 0.8 \cdot a \cdot t^b$$

ここで、

$D_s$ : ひび割れに沿った中性化深さ (mm)

$t$ : 経過時間 (年)

$a, b$  はコンクリートの水セメント比, ひび割れ幅の関数として定義。

また、水セメント比が小さい試験体（高強度コンクリートの試験体）ほど中性化速度（ひび割れ面に沿った深さ方向への中性化速度）は大きいことや、ひび割れ幅が 0.1 ~ 0.5mm と非常に小さい場合、外部からひび割れ内部への二酸化炭素の浸入が濃度差による拡散によるもので、浸入した二酸化炭素はコンクリートひび割れ側面に吸収されるという想定が妥当性が確認された。

c. コンクリート構造物のひび割れ内部への塩化物イオン浸透予測式の提案

ひび割れの発生した鉄筋コンクリート供試体を対象に、海風による塩分飛来および海水干満による浸積を模擬した、塩水噴霧および塩水浸積による腐食促進試験を行い、鉄筋位置での塩化物イオン濃度を調査した。その結果、ひび割れ内部の塩化物イオン濃度は、浸積状態ではひび割れ幅に関係なく、外部（ひび割れが発生している表面）位置での濃度とほぼ同じであるのに対し、飛来塩分を受ける状況では、ひび割れ内部の塩化物イオン濃度比（ひび割れ内部塩分濃度 / 外部塩分濃度）はひび割れ幅にほぼ比例して増加し、ひび割れ幅がおおよそ 0.3mm 以上では外部濃度の 1.5 倍で一定とすれば安全側となること

が明らかになった (図 13 参照)。

## 5. 結言

平成 22 年度は当事業の当初目論見の 5 年計画の最終年度として、「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共通の大きな課題であった。福井クラスタにおいては、ここに報告したように、研究実施機関・研究者各位の精力的な努力、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。INSS 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。

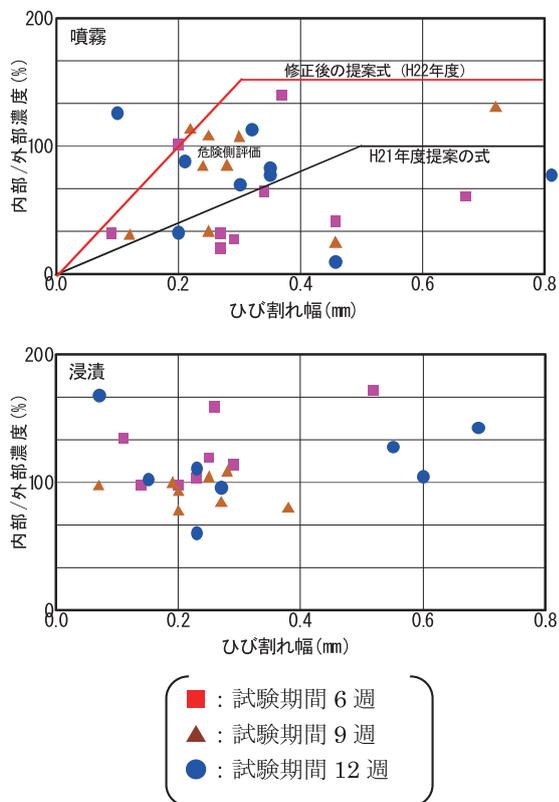


図 13 ひび割れ幅と塩化物イオン濃度比 (内部濃度/外部濃度)

## 謝辞

平成 18 年度以来この 5 年間の福井クラスタの事業の遂行にあたっての研究実施機関・研究者各位のご努力・ご協力に感謝いたします。また、この間検討委員会主査としての確なご指導・ご助言を頂戴しました。大阪大学柴田俊夫名誉教授ならびに大阪大学西本和俊教授に、この場をお借りして感謝の意を表します。

## 文献

- (1) 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).
- (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” (平成 20 年度), INSS JOURNAL, Vol. 16, p. 293 (2009).
- (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 21 年度), INSS JOURNAL, Vol. 17, p. 317 (2010).
- (4) “発電用設備規格 配管減肉管理に関する規格”, JSME S CAI-2005, 日本機械学会発行, 丸善, 2005 年 3 月
- (5) Annual Book of ASTM Standards 2005, “Standard Practice for Liquid Impingement Erosion Testing”, G73-04, pp. 280-297, 2005
- (6) “原子力安全基盤機構 高経年化技術評価審査マニュアル—耐震安全評価 JNES-SS-0513-03, 原子力安全基盤機構, 平成 21 年 8 月
- (7) “発電用火力設備規格 火力設備配管減肉管理技術規格”, JSME S TB1-2009, 日本機械学会発行, 丸善, 2009 年 7 月
- (8) “日本非破壊検査協会規格 ガイド波を用いたパルス反射法による配管の探傷試験方法の通則”, NDIS2427, 日本非破壊検査協会, 2010 年
- (9) “発電用原子力設備規格 加圧水型原子力発電所配管減肉管理に関する技術規格”, JSME S NG1-2006, 日本機械学会発行, 丸善, 2006 年 11 月
- (10) “発電用原子力設備規格 沸騰水型原子力発電所配管減肉管理に関する技術規格”, JSME S NH1-2006, 日本機械学会発行, 丸善, 2006 年

12月

- (11) “日本電気協会電気技術規定 「軽水型原子力発電所の供用期間中検査における超音波探傷試験規定」”, JEAC4207, 2008年
- (12) A.Saeki,S.Seki,S.Sunagawa et.al.,Philosophical Magazine 86, pp1261-1276, 2006
- (13) “日本電気協会電気技術指針 「原子力発電所の安全電気・計装品の耐環境性能の検証に関する指針」”, JEAC4623, 2008年
- (14) “発電用原子力設備規格 維持規格”, JSME SNA1, 日本機械学会発行, 丸善, 2010年5月
- (15) “発電用原子力設備規格 溶接規格”, JSME SNB1, 日本機械学会発行, 丸善, 2010年1月
- (16) “原子力安全基盤機構 高経年化技術評価審査マニュアルーコンクリートの強度低下および遮蔽性能低下ー”, JNES-SS-0512-04, 原子力安全基盤機構, 平成21年4月