

一般セッション | IV. 原子力プラント技術：401-2 原子炉の運転管理と点検保守

2024年9月12日(木) 15:00 ~ 16:25 会場(講義棟B棟1F B103)

[2I11-15] 運転管理と点検保守

座長:木野 千晶(エネ総研)

15:00 ~ 15:15

[2I11]

ベイズ推定を用いた配管肉厚経年変化評価における超音波肉厚測定誤差の影響評価

池田 寛太郎¹、富澤 拓真¹、*遊佐 訓孝¹ (1. 東北大)

15:15 ~ 15:30

[2I12]

原子力関連分野におけるデジタル化の取り組み

*江藤 淳二¹、八木 伸太郎¹、加藤 新一¹、柴田 高広¹ (1. 三菱総研)

15:30 ~ 15:45

[2I13]

超音波を用いた配管ガス漏洩検出システムの開発

*大島 修治¹、安井 和哉、木倉 宏成¹、高橋 秀治¹ (1. 東工大)

15:45 ~ 16:00

[2I14]

超音波流速分布計測法を用いた流量計の原子炉プラントに対する適用性評価

*勅使川原 応恭¹、木倉 宏成¹、荘司 成熙²、鈴木 武志³、佐々 大輔³ (1. 東工大、2. 室蘭工大、3. 東電HD)

16:00 ~ 16:15

[2I15]

長期停止中の沸騰水型軽水炉におけるSRNM計数率予測手法の検証

*古田 雄仁¹、山田 大智¹、黒田 祐輔²、吉井 貴²、三木 陽介² (1. 東電HD、2. テプシス)

16:15 ~ 16:25

座長持ち時間

ベイズ推定を用いた配管肉厚経年変化評価における 超音波肉厚測定誤差の影響評価

Effect of the error in ultrasonic thickness measurement
on the pipe wall thinning evaluation using the Bayes theorem

池田 寛太郎¹, 富澤 拓真¹, *遊佐 訓孝¹

¹東北大学

肉厚測定時の誤差が、ベイズ推定を用いた配管の肉厚評価精度に及ぼす影響の評価のための数値シミュレーションを行った。減肉率が一定でない場合に特にベイズ推定による手法は一般的な最小二乗法に基づく手法に対して優位性を有することが確認された。

キーワード：配管減肉，減肉率，肉厚管理，非破壊検査

1. 緒言

リスク情報に基づく配管管理の高度化のため、定期的な非破壊検査による肉厚評価結果に対してベイズ推定を適用する事で配管肉厚推定技術が提唱されている^{1,2}。本研究においては、肉厚評価のための非破壊検査結果が想定外の誤差を含む場合の、一般的な最小二乗法に基づく手法と当該技術との比較を行った。

2. 手法と結果

本研究において想定した減肉進展の様子を図1に示す。いずれも9.7mmであった配管の肉厚が10年後にその6割まで減少するというものであるが、Case1～3はそれぞれ、減肉率が一定の場合、徐々に増加する場合、より減肉率の増加の度合いが強い場合、を想定している。非破壊検査による肉厚評価は2年ごとに行われるものとし、10年時点での推定肉厚と真の肉厚の差を評価した。適用する非破壊検査技術としては超音波肉厚評価を想定し、その誤差分布は、共にパラメータが未知である正規分布と一様分布の和で表されるとした。誤差の度合いは確率論的であるため、評価は試行回数1,000回のモンテカルロ法を用いた。また、ベイズ推定による評価では事後最大確率を推定肉厚とした。

両手法による推定肉厚の誤差分布を図2にまとめる。減肉率が一定の場合は両手法の誤差は同程度である一方、減肉率が一定でない場合はベイズ推定に基づく手法が最小二乗法に基づく手法に対して優位性を有することが確認できる。

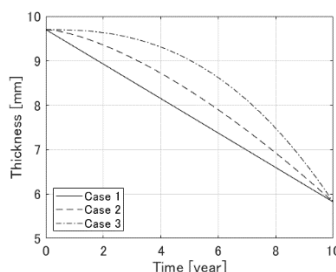


図1 減肉進展

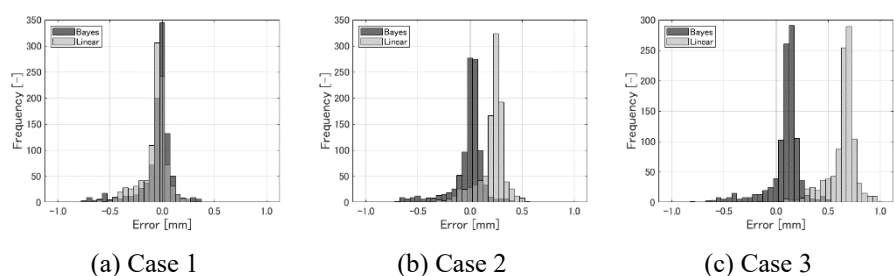


図2 10年時点での肉厚推定誤差分布

参考文献

- [1] N. Yusa et al., NDT&E International 122 (2021), 102475.
- [2] K. Ikeda et al., 13th European Conference on Non-destructive Testing, Lisbon, Portugal, 2023/07/03-07.

Kantaro Ikeda¹, Takuma Tomizawa¹ and *Noritaka Yusa¹

¹Tohoku Univ.

原子力関連分野におけるデジタル化の取り組み

Digitalization activities in the nuclear-related field

*江藤 淳二¹, 八木 伸太郎¹, 加藤 新一¹, 柴田 高広¹

¹三菱総研

本研究では、目視規制や定期検査等のアナログ規制に関する条項について、国内動向を踏まえて、アナログ規制の見直しによる原子力関連分野におけるデジタル化の取り組みを報告する。

キーワード： アナログ規制、デジタル化、目視規制、定期検査

1. 緒言

2021年9月に設定されたデジタル庁では、デジタル時代に相応しい行政、規制・制度に見直すため、デジタル技術の活用を阻み、社会全体のデジタル化の妨げとなっている、いわゆる「アナログ規制」の1万もの条項を特定し、2022年12月に規制を見直す工程表を取りまとめ、2024年6月までを目途に見直しが実施された。本稿では、原子力関連分野におけるアナログ規制の見直しに関する取り組みを概説する。

2. 調査・研究の概要

「アナログ規制」の1万条項の中で、原子力関連条項は約430条項が見直し等の対象となっている。原子力規制委員会が見直しの要否の検討を進めているところではあるが、防護措置等が見直し否となっている条項もある一方、半数の約200条項が見直し要と判断されている。

このようなデジタル庁の取組を踏まえて、原子力規制庁においてもデジタル原則を踏まえたアナログ規制の見直し等に係る取組が進められており、例えば、目視規制のうち「見張人」の規定の見直しや目視規制のうち「巡視」の規定に係るガイドの見直し等が実施され、目的や対象等を考慮した上で、デジタル技術の活用を妨げるものではないことが明確化された。

米国の原子炉監督プロセス（Reactor Oversight Process）を参考として、2020年4月からリスクインフォームド・パフォーマンスベースの新たな検査制度である原子力規制検査が開始され5年目を迎えようとしている2024年は、まさに「アナログ規制」の見直しの潮目であり、社会実装元年とすべきであろう。

3. 結論

福島第一原子力発電所の事故以降、原子力を志望する優秀な学生の数が下降傾向にあり、原子力産業を支える人材の確保が難しい状況が続いており、また、原子力発電所の再稼働が遅々として進まず、生産性の低い状態が続いている状況にある。更なる安全の追求、魅力ある原子力産業の未来を切り開くためにも、アナログ規制の見直しを起点として原子力発電のデジタル化を推進することが肝要である。

4. 謝辞

本研究は、デジタル庁「テクノロジーマップの整備に向けた調査研究（アナログ規制の見直しに向けた実証等）」の成果の一部である。本稿は、著者の見解を述べたものであり、デジタル庁の見解を反映したものではない。

参考文献

デジタル庁、「アナログ規制の見直しの取組」、[アナログ規制見直しの取組 | デジタル庁 \(digital.go.jp\)](https://digital.go.jp/) (2024年7月時点)

*Junji Eto¹, Shintaro Yagi¹, Shinichi katou¹, Takahiro Shibata¹

¹Mitsubishi Research Institute, Inc.

超音波を用いた配管ガス漏洩検出システムの開発

Development of a Pipe Gas Leakage Detection System using Ultrasonic Wave

*大島 修治¹, 安井 和哉², 木倉 宏成¹, 高橋 秀治¹

¹東京工業大学, ²デンソーウェーブ

高放射線環境下の原子力発電所における配管ガス漏洩検知システムの構築に向けて、測定システムの開発と超音波特性の基礎研究、さらに漏洩箇所特定システムの効果を検証する実験を行った結果を報告する。

キーワード：超音波計測、ガス漏れ検出、廃炉作業

1. 緒言

発電所やプラントでは、経年劣化や施工不良による配管の漏洩が人体や環境、経済に重大な影響を及ぼすため、早期の漏洩検知が重要である。特に福島第一原子力発電所では、水素爆発を防ぐために配管や圧力容器に窒素ガスを封入しているが、廃炉作業中に経年劣化や接続不良による流体の流出が懸念される。このような高濃度放射線環境では、遠隔での漏洩検知技術が必要であり、可視化が難しいガス漏れには特別な対応が求められる。気体漏洩の検知手法は数多く提案されているが、音響による気体漏洩検知技術は感度やコストにおいてほかの手法よりも優れている^[1]。本研究は、過酷環境下で使用可能な小型軽量の超音波センサを用いて窒素充填パイプラインのガス漏れを検知・特定し、水素爆発を防ぐことを目的としている。

2. 実験システムと計測結果

ガス漏洩時に生じる音響信号を捉えることで、ガス漏洩を検出するシステムを設計した。Fig.1 に実際に使用した、疑似ガス漏洩装置を示す。疑似漏洩孔に対し超音波センサを近づけ、漏洩孔からガスを噴出させる。これを計測ソフトウェアによって微小時間に対する信号強度のデータを得る。Fig.2 にガス漏洩がない場合の音響信号を、Fig.3 にガス漏洩時の音響信号を示す。これによりガス漏洩による超音波信号の受信を確認できた。



Fig. 3 疑似ガス漏洩装置

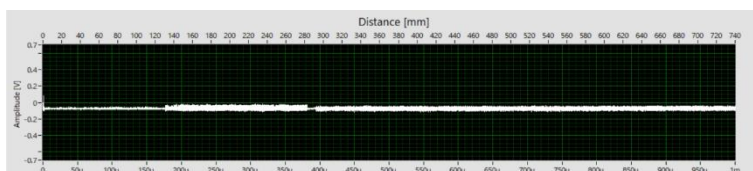


Fig. 1 ガス漏洩が無い場合の音響信号

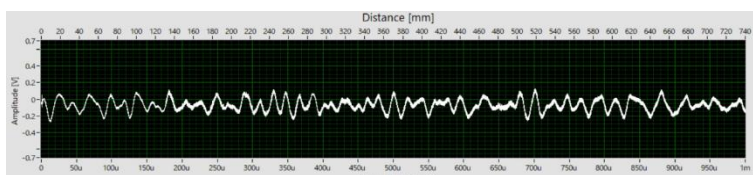


Fig. 2 ガス漏洩時の音響信号

3. 結論

ガス漏洩検出システムの構築に向け、ガス漏洩によって生じる超音波の音響信号を取得した。今後、この音響信号を解析し、漏洩箇所検出のためのシステムの高度化を行う予定である。

参考文献

- [1] C, Liu., Y, Li, L, Fang. and M, Xu., “New leak localization approaches for gas pipe lines using acoustic waves”, Measurement, Vol.134, (2019), pp.54-65.

*Shuji Oshima¹, Kazuya Yasui², Hiroshige Kikura¹, Hideharu Takahashi¹

¹Tokyo Institute of Technology, ²Denso-wave

超音波流速分布計測法を用いた流量計の原子炉プラントに対する適用性評価

Evaluation of Applicability of Flowmeter based on

Ultrasonic Velocity Profiler Method to Nuclear Power Plant

* 勅使川原 応恭¹, 木倉 宏成¹, 荘司 成熙², 鈴木 武志³, 佐々大輔³

¹東京工業大学, ²室蘭工業大学, ³東京電力ホールディングス

流体中の反射体濃度の変化が超音波エコー信号に与える影響を実験的に評価し、新たなノイズフィルタリング手法を開発した。これにより、低濃度反射体条件下でも高精度な流量計測が可能な超音波流速分布式ドップラー流量計を開発した。

キーワード：流量計, 超音波計測, 信号処理

1. 緒言

原子力発電所や水力発電所では、超音波反射体が微量でも高精度な流量計測が可能な超音波ドップラー流量計が求められている。超音波流速分布式ドップラー流量計は、流体中の微小粒子からの反射エコー信号を用いて流速分布を算出する。しかし、プラント運用条件によっては十分な反射体を混入させることが困難な場合がある。そこで本研究では、反射体濃度の変化がエコー信号に与える影響を実験的に評価し、反射体が少ない条件下でも流量計測が可能な信号処理システムを開発した。

2. 実験

垂直円管上昇流において、反射体濃度の変化がエコー信号に与える影響を評価した。内径 50 mm, 外径 60 mm のアクリル配管を使用し、配管壁に対して 45° で固定した超音波トランスデューサ (Φ5 mm, 4 MHz) を用いて超音波信号を送受信した。流量は 50 liter/min に固定し、反射体として平均直径 80 μm のナイロン粒子を使用した。通常濃度 (約 1 g/m³) と低濃度 (<1 g/m³) の 2 条件で流速分布を実施した。

3. 結果・考察

通常反射体濃度および低反射体濃度条件下で計測した流速分布を図 1 に示す。通常濃度時 (左図) では、指数法則とよく一致する流速分布が得られたが、低濃度時では、トランスデューサ側の配管壁近傍や配管の中心付近で流速の低下がみられた (右図 W/o noise filter)。これは、粒子数が減少したことで管内を多重反射したエコーや管壁内を回り込んだエコー (配管壁ノイズ) が強調されたためだと考えられる。そこで、配管壁ノイズによる影響を低減するため、エコー信号の位相の時間変化に着目したノイズフィルタリング手法を新たに開発し適用した。その結果、低濃度反射体条件下でも十分発達流れを良く表す流速分布が得られた (右図 With noise filter)。今後は金属配管への適用性を評価する必要がある。

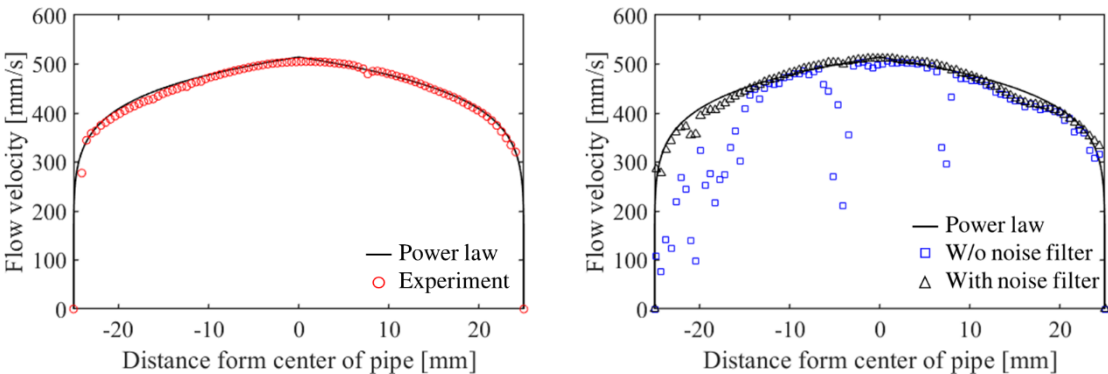


図 1 反射体濃度による時間平均流速分布計測結果の比較 (左：通常濃度, 右：低濃度)

*Masataka Teshigawara¹, Hiroshige Kikura¹, Naruki Shoji², Takeshi Suzuki³, Daisuke Sasa³

¹Tokyo Tech, ²Muroran IT, ³TEPCO HD

長期停止中の沸騰水型軽水炉における SRNM 計数率予測手法の検証

Verification of the SRNM prediction method for the long-term shutdown BWR

*古田 雄仁¹, 山田 大智¹, 黒田 祐輔², 吉井 貴², 三木 陽介²

¹東電 HD, ²テプシス

柏崎刈羽原子力発電所 7 号機 (KK7) の長期停止後の燃料装荷において、過去の実績値と BWR 炉心核熱水力解析コードシステム CASMO/SIMULATE の評価結果をもとに、起動領域モニタ (以下, SRNM) 計数率を予測し、実際の燃料装荷における計数率とよく一致していることを確認した。

キーワード: 燃料装荷, SRNM, 原子炉起動用中性子源

1. 緒言

燃料移動中は、SRNM 計数率の監視により未臨界を確認する。ここで、SRNM の監視機能を担保するために、検出限界値に相当する 3cps を確保する必要がある。今回、プラント長期停止に伴う核種壊変により、照射燃料の中性子強度が減衰していることから、3cps 確保のために SRNM 周りに高燃焼度の使用済燃料を仮置するとともに、仮置時及び燃料装荷完了時における計数率を予測し、実績値との比較を行った。

2. SRNM 計数率予測手法の概要

CASMO/SIMULATE を用いて、燃料装荷中の未臨界体系における固定中性子源問題で SRNM 位置の中性子束を評価する。SRNM ごとに、起点となる過去の SRNM 計数率実績値と評価された中性子束の比を用いて規格化することにより、今回の燃料装荷における SRNM 計数率を予測した。

3. 予測値と実績値との比較

燃料装荷中 SRNM 計数率予測値と実績値を図 1 に示す。ここで、燃料配置(1)は空炉心の SRNM 周りに使用済燃料のみを仮置した配置、(2)は(1)に加えて炉内に燃料を装荷した配置、(3)は仮置燃料を本来の燃料に変更し、燃料装荷を完了したときの配置である。なお、今回用いた仮置燃料は、燃焼度が 47.7GWd/t~49.4GWd/t、冷却日数が約 4400 日である。

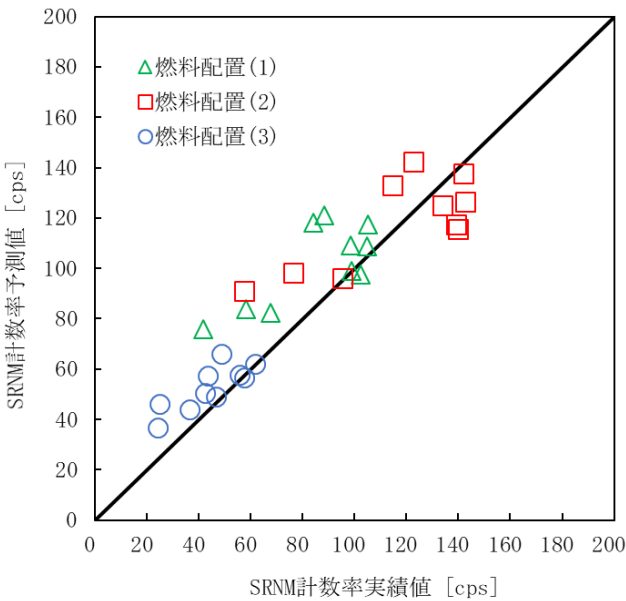


図 1 SRNM 計数率予測値と実績値の比較

今回の長期停止では、全 10ch.の SRNM のうち、7ch.を新品に交換している。新品の SRNM は予測値と実績値がよく一致する傾向があった。残りの 3ch.については、1~2 運転サイクル使用しており、予測値と実績値に差異が生じやすい傾向がみられた。

全 SRNM による RMS 偏差 (平均) は 21.2%と評価された。SRNM 計数率予測の目的 (SRNM 検出限界値である 3cps を確保可能なことの確認) に照らすと、本予測手法の性能は十分であることが示された。

参考文献

[1] 黒田ら,「BWR 炉心核熱水力特性解析コードシステム CASMO5/SIMULATE5 の適格性評価 (2),(3)」日本原子力学会 2022 秋の大会, 2G20,21

*Yujin Furuta¹, Daichi Yamada¹, Yusuke Kuroda², Takashi Yoshii² and Yousuke Miki²

¹TEPCO HD, ²TEPSYS