

Oral presentation | IV. Nuclear Plant Technologies : 402-1 Nuclear Safety Engineering (Safety Design, Safety Assessment/Analysis, Management)

📅 Fri. Sep 13, 2024 10:35 AM - 11:55 AM JST | Fri. Sep 13, 2024 1:35 AM - 2:55 AM UTC 🏢 Room E(Recture RoomsA 2F A200)

[3E05-09] Accident Analysis, In-service Inspection, Spent Fuel Pool

Chair:Daisuke Tochio(NRA)

10:35 AM - 10:50 AM JST | 1:35 AM - 1:50 AM UTC

[3E05]

Study on PWR accident analysis using TRACE code

(3) Analysis of key phenomena occurring in small-break LOCA tests on the Large Scale Test Facility (LSTF)

*Hideki Yagihashi¹, Kaho Goto¹, Masashi Sekine¹, Naofumi Tsukamoto¹ (1. Nuclear Regulation Authority)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[3E06]

Applicability assessment of Transient Reactor Analysis Code Toshiba version (TRACTTM) to Loss-of-Coolant-Accident analyses

Break area effect assessments on cladding surface temperature etc.

*Hideki Horie¹, Fumie Sebe¹, Shin Goto¹ (1. TOSHIBA ESS)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[3E07]

Effect of Material Degradation and In-Service Inspection on Through Wall Crack Frequency of PWR Reactor Vessels

*Kenta Murakami Murakami¹, Kunsheng Li¹, Jinya Katsuyama¹, Naoto Sekimura¹ (1. UTokyo)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[3E08]

Modelling for Maintenance Using System Reliability with Degradations in Multiple Components and Their Interactions

*Suzune Katayama¹, Kenta Murakami¹ (1. UTokyo)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[3E09]

Elucidation of thermal stratification mechanisms in water pool with vertical heat source

*Masashi Sekine^{1,2}, Naofumi Tsukamoto¹, Yasuhiro Masuhara¹, Masahiro Furuya² (1. Nuclear Regulation Authority, 2. Waseda University)

11:50 AM - 11:55 AM JST | 2:50 AM - 2:55 AM UTC

Time reserved for Chair

TRACEコードを用いたPWR事故解析の検討
(3) LSTFの小破断LOCA試験におけるループシールクリアリングの分析

Study on PWR accident analysis using TRACE code

(3) Analysis of loop seal clearing occurring in small-break LOCA tests on LSTF

*八木橋 秀樹¹, 後藤 歌穂¹, 関根 将史¹, 塚本 直史¹

¹原子力規制庁

大型非定常実験装置 LSTF で実施された小破断 LOCA のシリーズ実験の実験データ及び TRACE による再現解析を分析し、PWR の小破断 LOCA で発生する重要現象について検討を行った。

キーワード：LSTF、TRACE、小破断 LOCA、ループシールクリアリング

1. 緒言

原子力規制庁では TRACE による PWR プラントの解析データを整備し、その妥当性確認として LSTF の実験結果との比較・分析を行っている^[1]。プラント解析が LSTF と同様の傾向を示すか確認するため、本研究では LSTF の小破断 LOCA 実験を対象に、破断サイズとループシールクリアリング (LSC) の発生状況の関係性について分析を行った。

2. 実験データの分析

図 1 に示すように、LSTF のコールドレグ部小破断 LOCA の実験シリーズ、SB-CL-12 (0.5%破断)、SB-CL-01 (2.5%破断)、SB-CL-18 (5%破断)、SB-CL-14 (10%破断) では、いずれもループシール形成による炉心差圧 (つまり炉心水位) の低下が見られ、その後 LSC により低下した炉心差圧が回復する。各ループでの LSC の発生はクロスオーバーレグ (COL) 底部の水が RPV 側に排出されることで生じ、LSC 以降に SG 出口プレナムと COL 底部との差圧 (COL 差圧) が小さく維持されることで確認できる。いずれの試験ケースでも破断ループの COL 差圧は LSC 後に小さく維持される一方、健全ループの COL 差圧は破断の大きなケースでは小さく維持され (図 1 下)、破断の小さなケースでは COL 差圧が回復し LSC が生じていない (図 1 上)。

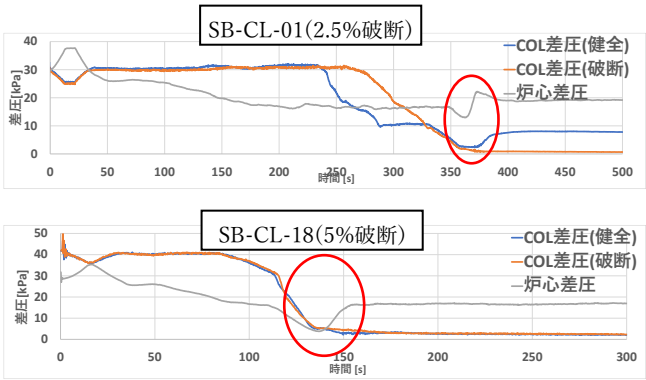


図 1 炉心差圧、COL 差圧の時間変化 (実験データ^[2,3])

3. 健全ループにおける LSC 発生の有無に関する考察とまとめ

LSC の発生時刻と発生ループを表 1 に示す。破断の小さなケースの健全ループで LSC が発生しない原因として、破断口径・破断流量が小さいため事故進展が遅く、LSC 発生時間において炉心出力・蒸気発生量が低下しているためであると考えられる。LSC 発生と蒸気発生量の関係については、LSTF の TRACE の解析モデル^[4]を用いた感度解析等により分析を行い、その結果について報告を行う。

表 1 LSC 発生時間と発生ループの一覧

試験ケース	発生時間	発生ループ
SB-CL-12(0.5%破断)	1673 秒	破断ループ
SB-CL-01(2.5%破断)	362 秒	破断ループ
SB-CL-18(5%破断)	137 秒	両ループ
SB-CL-14(10%破断)	81 秒	両ループ

参考文献

[1] TRACE コードを用いた PWR 事故解析の検討 (1)LSTF 試験 (SB-CL-18) と実機 PWR プラント解析の比較、日本原子力学会 2024 年春の年会
[2] Y,KOIZUMI. et al., “Investigation of Break Orientation Effect during Cold Leg Small-Break LOCA at ROSA-IV LSTF”, Journal of Nuclear Science and Technology, 25, 690-703, 1988.
[3] H,KUMAMARU. et al., ROSA-IV / LSTF 5 % COLD LEG BREAK LOCA EXPERIMENT RUN SB-CL-18 DATA REPORT, 1989.
[4] TRACE コードを用いた PWR 事故解析の検討 (2)小破断 LOCA で発生する現象の分析、日本原子力学会 2024 年春の年会

* Hideki YAGIHASHI¹, Kaho GOTO¹, Masashi SEKINE¹ and Naofumi TSUKAMOTO¹

¹Nuclear Regulation Authority

冷却材喪失事故解析への東芝版炉心 3 次元動特性解析コード(TRACT™)の 適用性検討

—破断面積の違いによる被覆管温度等への影響評価—

Applicability assessment of Transient Reactor Analysis Code Toshiba version (TRACT™) to
Loss-of-Coolant-Accident analyses - Break area effect assessments on cladding surface temperature etc. -

瀬部 芙美絵¹, *堀江 英樹¹, 後藤 信¹

¹ 東芝エネルギーシステムズ (株)

東芝エネルギーシステムズは、国内の沸騰水型原子炉（BWR）における過渡・事故解析に用いる許認可解析コードとして、東芝版炉心 3 次元動特性解析コード（TRACT™）の適用を目指した開発を進めている。本報では、総合効果試験に基づく適用性の確認として、BWR の冷却材喪失事故（LOCA）模擬試験である ROSA-III 試験を対象に実施した検証解析の結果を報告する。

キーワード：TRACT™, LOCA, ROSA-III, 検証解析

1. 緒言

LOCA を対象とした ROSA-III 試験の試験解析を行い、TRACT の LOCA 解析への適用性について評価した。2022 年秋にも同様の報告[1]を行ったが、本報では、入力データ設定などを見直し、破断面積の違いによる被覆管最高温度などの評価精度の向上を図った。

2. 解析条件

入力データ設定の見直しとして、非常用炉心冷却系（ECCS）の注水タイミングを試験結果ではなく試験の仕様条件圧力に従って設定し、その流量を圧力変化に応じた関数として与えた。また、試験装置のヒートシンクの熱容量や圧力容器壁からの放熱量についても試験データを模擬して設定した。破断面積については、200%、100%、50%、15%、5%、2%の 6 ケースを対象とした。

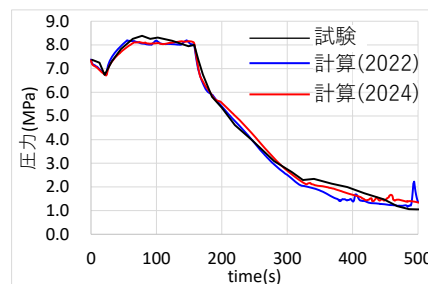


図 1. 圧力挙動

3. 解析結果

図 1 と図 2 に、5%のケースでの圧力と被覆管温度の挙動を示す。被覆管温度は燃料下端から 940 mm の測定点位置で比較している。図 2 中の複数の黒実線（試験結果）は、ピーキング係数が最大のロッドグループに含まれ、かつデータが示されていた 11 本の被覆管温度を示している[2]。本報ではヒートシンクの熱容量の模擬により炉容器内の構造物温度が高く維持されたため、報告[1]より約 250s 以降の圧力低下が遅くなり、圧力が試験値に近づくとともに ECCS の注水タイミング（作動条件：圧力が 2.16MPa と 1.57MPa に到達時）が遅くなった。よって、被覆管温度も報告[1]より高くなり、より保守側で試験値を包含する結果となった。

4. 結論

ROSA-III 試験を対象に試験解析を行い、対象 6 ケースに対して TRACT が被覆管温度、圧力などの事故時進展挙動を適切に評価できることを確認した。今後、他の LOCA 試験の評価も含めて、TRACT の LOCA 解析適用性確認をさらに進めていく。

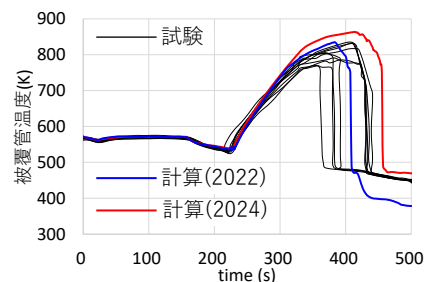


図 2. 被覆管温度挙動

参考文献

[1] 瀬部ら、日本原子力学会 2022 年秋の大会、1J07.

[2] Anoda, Y., et al., “Experiment data of ROSA-III integral test RUN 912,” JAERI-M-82-010, 1982.

Fumie Sebe¹, *Hideki Horie¹, and Shin Goto¹

¹ Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation

※TRACT は東芝エネルギーシステムズ株式会社の商標です。

PWR の原子炉容器の破損リスクに対する疲労と非破壊検査の影響

Effect of Material Degradation and In-Service Inspection on Through Wall Crack Frequency of PWR Reactor Vessels

*村上 健太¹, 李 坤生¹, 勝山 仁哉¹, 関村 直人¹

¹東京大学

確率論的破壊力学評価(PFM)の実活用に向けて、供用期間中検査に関係するパラメータが原子炉圧力容器破損リスクに与える影響を調べた。供用期間中の亀裂の成長が十分小さいこと、及び非破壊検査の精度の方が検査頻度よりも寄与が大きいことが示された。

キーワード：確率論的破壊力学, 原子炉容器, 供用中検査

1. 緒言

2018 年に実施された規制規則の解釈の変更等により、原子炉(圧力)容器に対して要求される非破壊検査の程度が増加する見込みである。そこで、供用期間中検査に関係するパラメータとして、低サイクル疲労により製造時から存在する微小な亀裂が進展する可能性と、検査による亀裂の検出確率等を選択し、これらを明示的に考慮した確率論的破壊力学解析により、PWR 原子炉容器の破損リスクに与える影響を評価した。

2. 方法

計算には、日本原子力研究開発機構の PASCAL5 を用いた。計算条件は、原則として標準的解析要領 [1] に従った。初期亀裂分布は、日本の溶接プロセスを考慮しつつ、VFLAW を用いて決定した。これらの亀裂の低サイクル疲労による進展を、年間約 3 回の起動/停止、運転中の圧力変動、燃料交換及び耐圧・漏洩試験を想定して、Paris 則に基づき予測した。疲労による亀裂寸法の変化の影響は、各初期寸法の亀裂の供用期間中の進展量を考慮して応力拡大係数を増加させることにより考慮した。一方、非破壊検査の影響を考慮するため、これまでの国内の検査結果を鑑み、非破壊検査において欠陥指示がなかったものと仮定し、ベイズ更新によって亀裂分布に反映させた。ここで、欠陥の検出精度の寸法依存性は 3 種類を仮定した。検査程度を 5~10 年/100%に振って、原子炉容器の貫通破損頻度及び関連するリスク指標がどのように変わるかを評価した。その他の経年劣化としては、中性子照射脆化による破壊靱性値の変化を、材料組成の不均質さや中性子照射量分布の違いも踏まえて考慮した。

3. 結果

低サイクル疲労による亀裂進展は平均で板厚の 0.2%程度と小さかったので、破損リスクに対して有意な違いをもたらさなかった。非破壊検査の検出精度が高いほど、亀裂寸法分布が小さくなることで、破損リスクが低くなる。検査頻度は、破損リスクに対して有意な違いをもたらさなかった。

参考文献

- [1] 高見澤悠, *et. al.*, “原子炉圧力容器用確率論的破壊力学解析コード PASCAL5 の使用手引き及び解析手法”, JAEA-Data/Code 2022-006, 2023

*Kenta Murakami¹, Kunsheng Li¹, Jinya Katsuyama¹ and Naoto Sekimura¹

¹The University of Tokyo

複数機器間の劣化依存性を考慮したメンテナンスのための信頼性モデルの研究
Modelling for Maintenance Using System Reliability with Degradations in Multiple Components and Their Interactions

*片山 鈴音¹, 村上 健太¹
¹東京大学

依存関係を有する複数機器から構成されるシステムにおいて各機器の劣化状態を動的に推定するモデルを開発した。本モデルでは、機器の劣化状態に関するデータ不足の問題を解消するために、相互作用を想定した機器からの情報を用いた推論を利用する。

キーワード：保全，モデリング，劣化，依存性，隠れマルコフモデル

1. 緒言

状態基準保全や原子力発電所におけるリスク情報活用の観点から、プラント固有の運転経験を反映し機器の劣化状態を推定する既存の PRA モデルとは異なるモデルの導入は有用と考えられる。本研究では依存関係をもつ複数機器を含むシステムを表現し、依存関係を活用し他機器に関するデータを含めた推論により劣化に関するデータの不足を補う手法を提案する。

2. 手法

2-1. 対象とモデル化

依存関係をもつ複数機器を含むシステムとして配管で接続されたポンプと弁を考え、ポンプの劣化により増大する振動が弁の劣化を加速するという依存関係を想定した。ポンプと弁の劣化を、それぞれ振動、漏れを出力として隠れマルコフモデル(HMM)で表現した。次に上記の依存関係を用いて弁の劣化進行に振動の寄与を加えた。(図 1)

2-2. パラメータ推定

単体では状態基準保全を実施することが難しい弁について、ポンプの振動による影響を加味することで劣化状態の推定が改善されるかを検証するために、劣化速度に対応する遷移確率行列のパラメータ推定を依存の考慮あり/無しの 2 つの場合について実施した。パラメータ推定の計算では二つ以上の HMM が互いに影響しあう様に HMM を拡張した Coupled HMM[1]における Baum Welch アルゴリズムを参考に、前向き変数 α 、後ろ向き変数 β の計算において振動系列からの寄与を加味することとした。

3. 結論

HMM を用いて機器の劣化を表現し、機器間の依存関係を表現する拡張により劣化状態の推定に関連機器の情報をも用いることが可能なモデルを考案した。関連機器の情報を用いることによる劣化パラメータ推定の精度向上を検証した。

参考文献

[1] Brand, M., “Coupled hidden Markov models for modeling interacting processes”, Neural Computation, Nov. 1996.

*Suzune Katayama¹, Kenta Murakami¹

¹The University of Tokyo

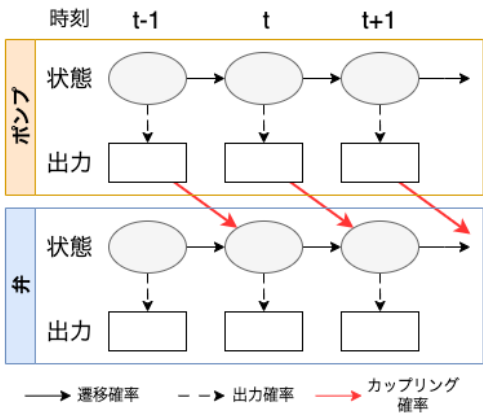


図 1 提案モデルの概略

鉛直加熱源を有する水プール内の温度成層化機構の分析

Elucidation of thermal stratification mechanisms in water pool with vertical heat source

*関根 将史^{1,2}, 塚本 直史¹, 増原 康博¹, 古谷 正裕²

¹原子力規制庁, ²早稲田大学

使用済燃料プールの冷却機能喪失時等において温度成層化が発生する可能性がある。この温度成層化の発生と消散メカニズムを明らかにするため、水プール容器内に鉛直加熱源を設置した実験を実施し、温度成層界面の位置、温度・流速分布の構造を分析してきた。本報では、プールサイズ等の影響について検討した結果を報告する。

キーワード: SFP、温度成層化、PIV、サーモグラフィ、光ファイバ

1. 緒言 使用済燃料プール(SFP)の冷却機能喪失時等において温度成層化が発生する可能性がある[1]。温度成層化はプール上部空間の温度と湿度を上昇させ、作業性や設備の健全性を悪化させるため、その機構を把握することが重要である。本報では、水プール容器内の加熱源出力及び位置をパラメータとした温度成層化実験を踏まえて[2]、プールサイズ等をパラメータとして実験を行い、温度成層化機構を分析した。

2. 実験装置 図1に本実験体系の概略図を示す。小型プール実験装置はポリカーボネート製であり、寸法は 320 mm^H×160 mm^W×30 mm^Dとした。ヒーターロッドはφ12 mm であり、長さ 180 mm となるように水中に設置した。ヒーターロッドの先端より長さ 100 mm の部分は加熱部とし、残りの 80 mm は非加熱部とした。K 型熱電対を側壁近傍に 5 か所ずつ設置し、鉛直方向に光ファイバの挿入、正面からサーモグラフィにより温度場を計測した。速度計測は 15 μm の粒子を用いて粒子画像流速測定 (PIV) を行った。また、プールサイズの影響を確認するため、図1の容器幅を3倍にした 320 mm^H×480 mm^W×30 mm^Dの容器も用いた。

3. 実験条件 本実験では、加熱源出力及び位置の条件に加えて、容器サイズ等をパラメータとした。初期条件は、プール水は室温で均一分布であり、速度は静止状態とした。大気圧下でヒーター出力を実験中一定に保ち、水プール昇温過程における温度場と速度場を計測した。

4. 実験結果及び考察 図2に容器幅1倍、図3に容器幅3倍でのサーモグラフィ温度分布とPIV速度分布を示す。図3は現象的に左右対称であったため容器半分を示す。これらの温度分布から温度成層界面は加熱部下端付近で生じることを明らかにした[2]。また、温度・速度分布から、高温領域内に巨視的な流れが生じる渦領域 (Region 1)と流速の小さな淀み領域 (Region 2)、低温層においてはほぼ流れのない淀み領域 (Region 3) の3領域に大別できることを明らかにした[2]。これらは、プールサイズに依らないことを確認した。さらに出力条件等によっては、渦領域が高温層の淀み領域全体にまで広がり、渦領域が低温層に広がることで温度成層化の消散する様子が観測された。

5. 結論 水プール容器内に鉛直加熱源を設置した温度成層化実験を実施し、本実験条件の範囲ではプールサイズに依らず、温度成層界面の発生位置は加熱部下端であること、温度分布と流速分布の構造から鉛直方向に3領域に大別できることを明らかにした。今後は複数の加熱源が温度成層化に与える影響について分析する予定である。

本研究は、原子力規制庁と早稲田大学との共同研究にて得られた成果の一部である。

参考文献 [1] 原子力規制庁 実用発電用原子炉施設の廃止措置計画に係る審査会合「第8回資料 3-1 美浜発電所 1,2 号炉の廃止措置計画変更申請について(審査会合における指摘事項の回答)」(令和元年8月27日) [2] M. Sekine et al., ANE, Vol. 207, 110681, 2024.

*Masashi Sekine^{1,2}, Naofumi Tsukamoto¹, Yasuhiro Masuhara¹ and Masahiro Furuya²

¹Nuclear Regulation Authority, ²Waseda Univ.

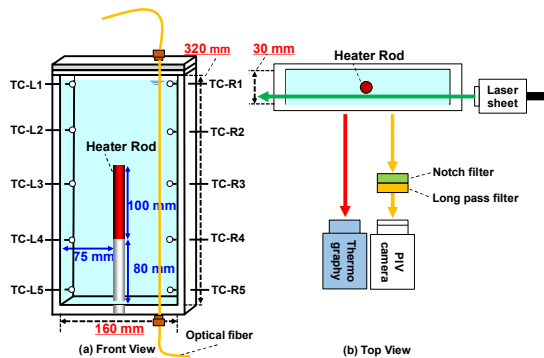


図1 実験体系概略図 [2]

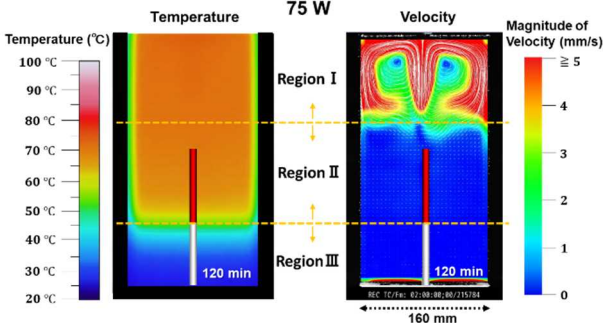


図2 温度分布と流速分布の構造 (75W, 容器幅1倍) [2]

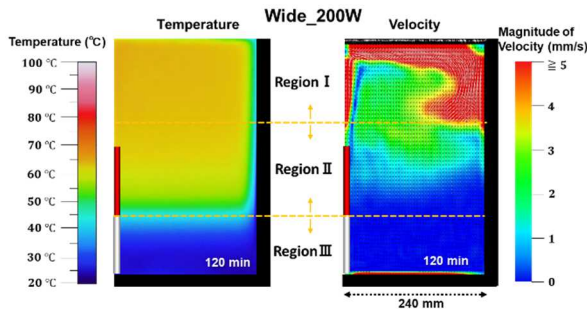


図3 温度分布と流速分布の構造 (200W, 容器幅3倍)