

一般セッション | IV. 原子力プラント技術：402-1 原子力安全工学（安全設計，安全評価，マネジメント）

📅 2025年3月13日(木) 10:00 ~ 11:15 🏠 F会場(Zoomルーム6)

[2F01-04] 試験・解析

座長:能重 拓実(テブシス)

10:00 ~ 10:15

[2F01]

金属NaとNaOHとの反応における生成物の組成変化に基づく反応過程の評価

*土井 大輔¹ (1. JAEA)

10:15 ~ 10:30

[2F02]

高エネルギーアーク損傷(HEAF)の評価手法の整備

(4) Al母線の電気設備を対象としたHEAF爆発の解析モデルの検討

*櫻井 智明¹、椛島 一¹、吉井 敏浩² (1. 規制庁、2. FMIC R&D)

10:30 ~ 10:45

[2F03]

中央制御室における複数の火災源を考慮した居住性影響解析

*久保 光太郎¹、玉置 等史¹、柴本 泰照¹ (1. JAEA)

10:45 ~ 11:00

[2F04]

Droplet deposition behavior analysis by using OpenFOAM

*Carren Liong¹, Keizo Matsuura¹ (1. FUT)

11:00 ~ 11:15

座長持ち時間

金属 Na と NaOH との反応における生成物の組成変化に基づく反応過程の評価

Evaluation of reaction processes based on the composition of products

in the reaction of metallic Na with NaOH

*土井 大輔¹

¹JAEA

ナトリウム (Na) 冷却高速炉での水素の生成・移行挙動を評価する上では、Na 化合物 (NaH、NaOH) に由来した水素の熱的挙動及び反応過程の解明が重要である。本発表では、金属 Na と NaOH との混合粉末試料を異なる温度で加熱した後に室温 X 線回折で化学組成を特定するとともに、化学平衡計算結果と比較して反応過程を評価した結果について報告する。

キーワード：水素、金属ナトリウム、水酸化ナトリウム、X 線回折、ナトリウム冷却高速炉

1. 緒言 ナトリウム (Na) 冷却高速炉の通常運転時における主要な非金属不純物として水素が挙げられる。高速増殖原型炉「もんじゅ」の性能試験において、カバーガス中で観測された高濃度の水素は、主要な水素発生源とされる蒸気発生器伝熱管内部の水蒸気酸化による生成だけでなく、機器の管壁表面やミスト中の Na 化合物からの生成も寄与すると考えられている[1]。しかし、候補となる複数の Na 化合物からの水素放出反応挙動 (反応速度や反応過程) は十分に解明されておらず、金属 Na と NaOH との反応の熱分析[2]に続き、加熱後試料の X 線回折測定と化学平衡計算の結果から反応過程を評価する。

2. 加熱後試料の X 線回折測定 金属 Na 分散体 (Na 微粒子 (~10 μm) の分散試薬) から作製した金属 Na 粉末と、NaOH 粉末を混合した試料 (Na:NaOH=1:1 (物質量比)) を不活性雰囲気下で加熱し、室温まで冷却した後に X 線回折測定で化学組成を特定した。加熱温度は 150°C から 450°C までを 50°C 刻みとし、加熱時間は 10 分間とした。図 1 に参照強度比 (Reference Intensity Ratio) 法による定量相組成分析の結果を示す。250°C までの温度域においてほぼ同量の Na₂O と NaH が生成されており、反応は $\text{Na}+\text{NaOH}\rightarrow\text{Na}_2\text{O}+0.5\text{H}_2$ でなく、 $2\text{Na}+\text{NaOH}\rightarrow\text{Na}_2\text{O}+\text{NaH}$ の反応経路で開始することが示唆された。

3. 化学平衡計算結果との比較 熱力学データベース MALT for Windows 及び付属の多元系化学平衡計算ソフトウェア gem を使用し、各温度における生成物の化学組成を評価した (図 2)。Na₂O と NaH の同量生成、NaH 消失、Na₂O 生成量増加といった定性的な反応進行は、試験と計算で概ね一致することがわかった。しかし、300°C 以上の温度域においてギブズエネルギー最小化法に基づく計算では Na₂O のみが残存した化学平衡状態を示すが、試験では加熱時間内で生じる有限速度の反応 (NaH の熱分解や、NaH と NaOH との反応など) が影響し、Na₂O の他に、未分解・未反応の他物質 (Na、NaH、NaOH) も残存したと考えられる。

4. 結論 金属 Na と NaOH との水素放出反応において、X 線回折測定による定量相組成分析で反応経路を推定するとともに、化学平衡計算との違いから競合する他反応と併せた速度論的評価の必要性が示された。なお、本報告の一部は JSPS 科研費 JP22K14773 の助成で実施された成果である。

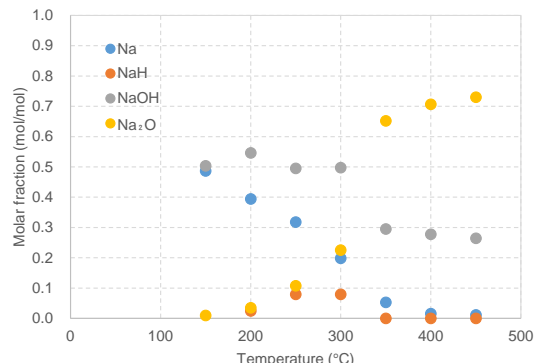


図 1 X 線回折による定量相組成分析 (試験)

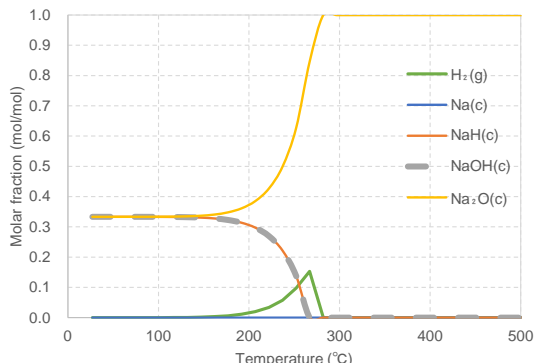


図 2 生成物組成の温度依存性 (計算)

参考文献 [1] 飯沢ら、JNC TN4400 99-002 (1999). [2] 土井、日本原子力学会 秋の大会 1O12 (2023).

*Daisuke Doi¹

¹JAEA

高エネルギーアーク損傷(HEAF)の評価手法の整備

(4) AI母線の電気設備を対象とした HEAF 爆発の解析モデルの検討

Development of evaluation methods for High Energy Arcing Faults (HEAF)

(4) Study on the analytical model of HEAF explosion for electrical equipment using Al bus bar

*櫻井智明¹, 梶島一¹, 吉井敏浩²¹原子力規制庁, ²株式会社 FMIC R&D

前報では、銅 (Cu) 母線の電気設備を対象とした HEAF 爆発の熱流動解析モデルを提案した。本研究では、前報の解析モデルを国内で Cu 母線と同様に用いられているアルミニウム (Al) 母線の電気設備に適用し、HEAF 爆発時の輻射照度と距離の関係の傾向を確認した。

キーワード: 高エネルギーアーク損傷, HEAF, AI 蒸気, 熱流動解析, CFD, Ansys Fluent, 輻射

1. 緒言

HEAF の爆発事象の一つに、電気設備内の母線が過熱・溶融・蒸発し、金属蒸気が設備外部に放出される現象がある。HEAF 爆発の熱影響により設備周囲の電気ケーブル等に損傷が生じる可能性があるため、著者らはこれまで HEAF 爆発の周囲への熱影響評価を目的に熱流動解析を実施してきた。前報では、電気設備を模擬した筐体 (Cu 母線) を用いた HEAF 試験について、噴出した Cu 蒸気の酸化及び CuO 粒子の生成を考慮するなどして HEAF 爆発の熱流動解析モデルを提案した[1]。本研究では、AI 母線の電気設備を模擬した HEAF 試験について、前報の解析モデルを用いて熱流動解析を行い、Cu 母線の結果との傾向を比較した。

2. 解析手法

本解析では、HEAF 爆発により AI 蒸気が筐体外部へと噴出したと仮定し、Ansys Fluent を用いて熱流動解析を行った。解析範囲は筐体のダクト (下端から金属蒸気が噴出) 及びダクト上方 5 m の空間を設定した。AI 蒸気の酸化速度は渦消散モデル[2]に従うとし、酸化物としては固体の Al₂O₃ が生成すると仮定し解析モデルを作成した。本解析では HEAF 試験の条件を考慮してモデルを作成しており、表 1 に前報の Cu 母線を対象とした解析モデルとの解析条件の相違点をまとめる。アークパワーは試験での実測値、ダクト下端部への入熱量及び金属蒸気噴出速度は HEAF 試験結果に基づく計算値、酸化に伴う発熱量は金属の酸化熱と状態変化に伴う潜熱の和をそれぞれ用いた[1, 3]。

3. 解析結果

図 1 に AI 母線と Cu 母線の解析で得られたダクト上端部からの距離と中心軸を法線とする微小な面における輻射照度を示す[1]。表 1 に示したように、Al と Cu では解析条件が物性値以外にも異なっているため、輻射照度の絶対値ではなく、ピークの傾向で比較した。AI 母線では Cu 母線と同様にダクト上端 (0m) と上方 (0.5 m 以遠) に 2 つの輻射照度のピーク (以下ピーク①、ピーク②) が確認された。それぞれのピークの主要因は、ピーク①がダクト下端部からの輻射照度によりダクト上端部が受けた輻射、ピーク②が酸化に伴う発熱 (酸化熱と状態変化時の潜熱の和) である[3]。次に、AI 母線と Cu 母線を比較すると、AI 母線ではピーク①とピーク②が近い輻射照度であったが、Cu 母線ではピーク①がピーク②の 2 倍以上の輻射照度を示した。このように、母線材料の違いにより、ピーク①とピーク②の相対的な大きさの関係が異なることが確認された。

4. 結論

本研究では、AI 母線の電気設備を対象とした HEAF 試験について熱流動解析を行い、輻射照度と距離の関係を確認し Cu 母線の解析結果と比較した。Al と Cu ではピーク①とピーク②の相対的な大きさの関係が異なるため、実電気設備の HEAF 爆発の熱影響を評価するに当たって、周囲の電気ケーブル等が受ける輻射照度の算定では、母線材料の違いの考慮が必要と示唆された。

参考文献

- [1] 櫻井ら:日本原子力学会 2024 年春の年会 講演予稿(3D11), (2024)
 [2] B. F. Magnussen, B. H. Hjertager: On Mathematical Modeling of Turbulent Combustion with Special Emphasis on Soot Formation and Combustion, Symposium (International) on Combustion, Vol. 16, Issue 1, pp. 719-729, (1977)
 [3] NIST, JANAF: NIST-JANAF Thermochemical Tables, (1998)

*Tomoaki SAKURAI¹, Hajime KABASHIMA¹, and Toshihiro YOSHII²

¹Nuclear Regulation Authority (NRA), ²FMIC R&D INC.

表 1 AI 母線と Cu 母線の解析条件の相違点

母線材料	Al	Cu
アークパワー(実測値) [MW]	20	25
ダクト下端部への入熱 [MW・m ²]	66.7	160
金属蒸気噴出速度 [kg・s ⁻¹]	0.66	1.0
酸化に伴う発熱 [MJ・kg ⁻¹]	44.9	8.63

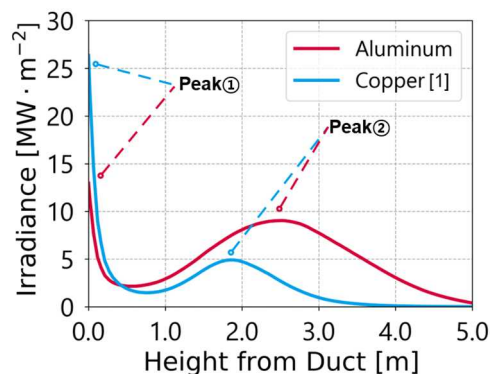


図 1 本解析で得られた輻射照度 (0-1.0 s の時間平均)

中央制御室における複数の火災源を考慮した居住性影響解析

Habitability analysis considering multiple fire sources in a main control room

*久保 光太郎¹, 玉置 等史¹, 柴本泰照¹

¹ 日本原子力研究開発機構

本研究では、原子力発電所の中央制御室において、複数の制御盤火災が同時に発生した場合に運転員の居住性に対しどのような影響があるのかを解析により分析した。これにより、火災源となる制御盤の台数と運転員の退避時間の関係性を明らかにした。

キーワード：火災進展解析、Fire Dynamics Simulator (FDS)、中央制御室、制御盤火災

1. 緒言

原子力発電所における火災は、主要な炉心損傷リスクの要因の一つである。そのため、原子力規制委員会のガイド[1]では、単一の火災源による最も過酷な火災を想定し、その影響を評価することが推奨されている。しかしながら、共通原因故障等を考慮する場合、複数の機器が同時に火災源となる確率は必ずしも低いとは言いきれない。そこで本研究では、原子力発電所の中央制御室において複数の制御盤が同時に火災を起こした場合の運転員の居住性への影響を解析により評価した。

2. 方法

火災解析の手法は、対象に応じて簡易手法、ゾーンモデル、フィールドモデルと分けられる。本研究では、最も空間解像度の高いフィールドモデルに分類される FDS (Fire Dynamics Simulator) [2]を用いた。中央制御室領域の体系は先行研究[3]を参照し、図 1 に示すような 10 個の制御盤に対して発火の有無を想定した。結果の評価指標には、居住性の観点から運転員の視認性に関係する煙の光学密度 (OD: Optical Density) を採用し[3]、OD を評価する上での保守的な仮定として換気空調系には期待しないこととした。

3. 結果

図 2 に運転員の視線高さ(1.8 m)での OD の時間変化を示す。台数が増加するごとに OD 上昇の開始が早まり、傾きや最大値も大きくなるものの、発火源が 5 台以上は飽和し結果に大きな差が無いことが分かる。運転員退避時間算定の OD 基準値は 3 m^{-1} とされており[4]、その値と比較すると、1 台発火の場合約 700 秒で基準値に達するところ、複数台発火の場合には最短で 300 秒程度に早まる。

4. 結論

中央制御室内の制御盤火災を対象とした数値解析を行い、発火する制御盤の台数と煙の光学密度に基づく退避時間の関係性を示した。この成果は、火災防護対策の強化や火災 PRA の高度化に資するものである。

本研究成果は、日本原子力研究開発機構のスーパーコンピュータ「HPE SGI8600」を利用して得られたものである。

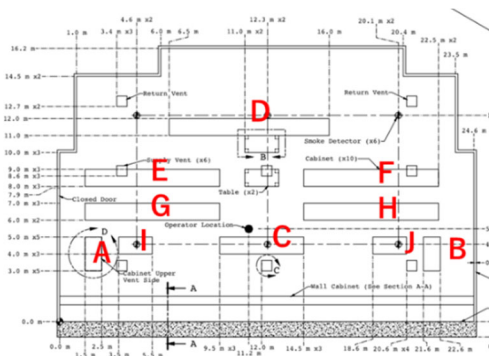


図 1. 中央制御室領域の体系及び発火制御盤の位置(A~J)

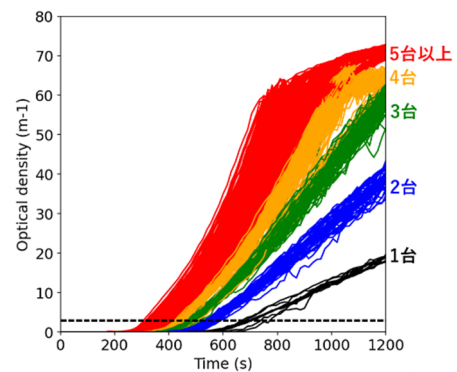


図 2. 光学密度の時間変化

参考文献

- [1] 原子力規制委員会. (2013). 原子力発電所の内部火災影響評価ガイド.
- [2] McGrattan, K. et al. (2024). Fire Dynamics Simulator User's Guide. NIST Special Publication 1019 Sixth Edition.
- [3] Salley, M., & Wachowiak, R. (2012). Nuclear Power Plant Fire Modeling Application Guide (NPP FIRE MAG). NUREG-1934.
- [4] Najafi, B., & Nowlen, S.P. (2005). EPRI/NRC-RES Fire PRA Methodology for Nuclear Power Facilities: Detailed Methodology, Final Report, (NUREG/CR-6850, EPRI 1011989, Volume 2)

* KUBO Kotaro¹, TAMAKI Hitoshi¹, SHIBAMOTO Yasuteru¹

¹ Japan Atomic Energy Agency (JAEA)

OpenFOAM を用いた液滴伝達挙動解析

Droplet deposition behavior analysis by using OpenFOAM

*カレン¹, 松浦敬三¹

¹福井工業大学

オープンソースの数値流体解析 (CFD) コード OpenFOAM を BWR 燃料の限界熱流束解析へ適用するための試みとして、噴霧流における液滴乱流拡散解析および液滴伝達解析を実施した。

キーワード: CFD, 乱流拡散, 液滴伝達, 限界熱流束

1. 緒言

近年、汎用 CFD コードによる原子炉の伝熱流動解析として OpenFOAM を用いた試みがなされている。OpenFOAM の特徴は、流体解析のプラットフォームが整備されていること、ソースコードが公開されていること、世界の研究者により新しいモデルの開発されていることであり、このことは、即ち、研究者は着目する新しい物理モデルの開発に注力できることである。今回は、BWR 燃料の限界熱流束予測で重要となる液滴乱流拡散および液滴伝達挙動に着目した解析を行った。

2. 解析方法

今回の解析では、限界熱流束予測で重要となる液滴伝達挙動の基本となる乱流拡散と流れ場中の障害物による液滴伝達の解析を行った。具体的には、OpenFOAM v2406 を用い、乱流モデルは $k-\omega$ SST モデル、液滴の乱流拡散は OpenFOAM 内蔵の Stochastic Dispersion model、液滴と流体の相互作用は one-way coupling で解析を行った。

3. 解析結果

3-1. Ginsberg の実験[1]: 内径 190.5mm, 長さ 11.58m の円管内乱流内に細管の注入器により均一径の液滴を注入し、液滴の乱流拡散が測定された実験について解析を行った。図 1 に実験による液滴拡散と OpenFOAM による液滴拡散解析結果の比較を表す。この解析結果では、実験結果に比べて乱流拡散が小さい結果となっている。乱流拡散の改善には、Stochastic Dispersion model の改良に加え、LES の適用についても検討している。

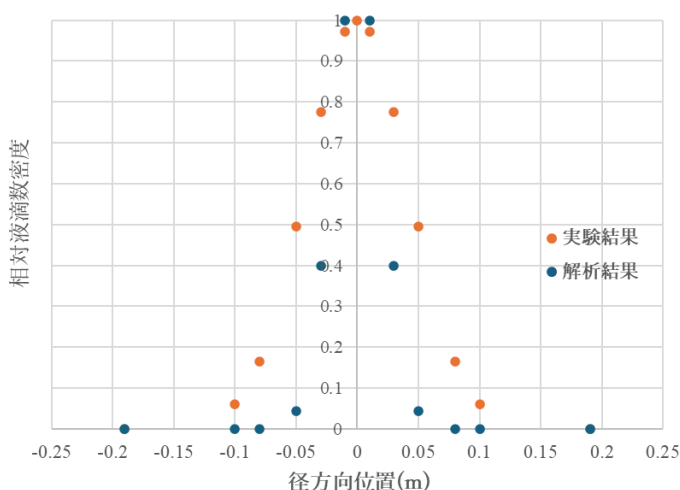


図 1 液滴拡散の実験と解析の比較

3-2. Yano の実験[2]: 内径 13mm の円管内に、外径 10.4mm, 肉厚 1.6mm のリング状障害物を設置し、管壁への液滴伝達が測定された実験について解析を行った。

4. 結論

オープンソースの CFD コード、OpenFOAM を BWR の限界熱流束予測に用いるために、液膜ドライアウトに関係する重要なプロセスである液滴伝達およびその基礎現象である乱流拡散について検証解析を行った。実験結果との一致には問題があるもののコードに内蔵されている種々の物理モデルの今後の改良により限界熱流束予測へと発展させていく可能性があることを確認できた。

参考文献

[1]. Ginsberg, T., Droplet Transport In Turbulent Flow, ANL-7694 (1971) [2]. Yano, T., et al., Annular Two-Phase Flow Characteristics in Circular Tube-Spacer Effect on Entrainment and Deposition Mechanism, Proc. 2nd Int. Conf. Multiphase Flow '95 Kyoto (1995)

*Carren¹, Keizo Matsuura¹

¹FUT