

一般セッション | III. 核分裂工学：304-1 伝熱・流動（エネルギー変換・輸送・貯蔵を含む）

2024年9月12日(木) 11:10 ~ 12:00 H会場(講義棟B棟1F B102)

[2H07-09] 福島第一原子力発電所事故

座長:西田 浩二(INSS)

11:10 ~ 11:25

[2H07]

福島第一原子力発電所 2号機圧力抑制室下部からの地震動起因漏えい（2）

ー観測された圧力挙動からの圧力抑制室水位推定ー

*田辺 文也¹ (1. 社会技術システム安全研究所)

11:25 ~ 11:40

[2H08]

福島第一原子力発電所廃棄物の放射能推算のための核種挙動モデル

(1) 開発の狙いとそのアプローチ

*木野 千晶¹、手塚 健一¹、内田 俊介²、唐沢 英年³、駒 義和⁴、高畠 容子⁴ (1. エネ総研、2. 元東北大学、3. 八戸工大、4. JAEA)

11:40 ~ 11:55

[2H09]

福島第一原子力発電所廃棄物の放射能推算のための核種挙動モデル

(2) ⁶⁰Coの初期炉心インベントリに及ぼす燃料棒付着クラッドの影響*内田 俊介、木野 千晶¹、駒 義和²、高畠 容子²、唐澤 英年³、手塚 健一¹ (1. エネルギー総合工学研究所、2. 日本原子力研究開発機構、3. 八戸工大)

11:55 ~ 12:00

座長持ち時間

福島第一原子力発電所 2号機圧力抑制室下部からの地震動起因漏えい（2）
—観測された圧力挙動からの圧力抑制室水位推定—

1F NPP Unit 2 Suppression Chamber Lower Part Leak Caused by Seismic Ground Motion (2)
-Estimation of suppression chamber water level based on observed pressure behavior-

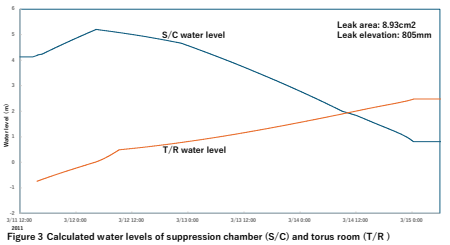
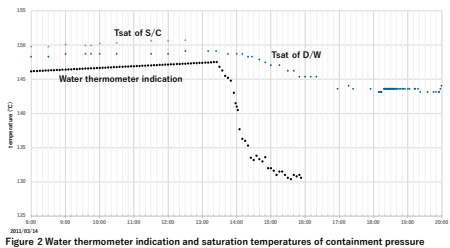
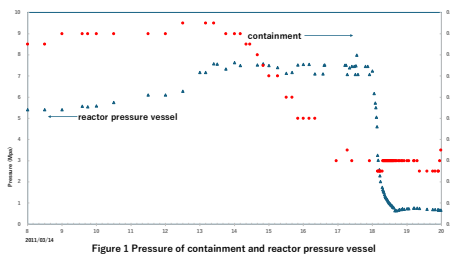
* 田辺 文也¹

¹ 社会技術システム安全研究所

It is found that containment pressure decreasing behavior on March 14th afternoon was caused by gas above the suppression chamber (S/C) pool surface being cooled by cold water liquid droplets which were entrained from the pool surface. The S/C water level is estimated to have been at the lower end of quencher pipe at 18:15 on March 14th.

Keywords : Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant, accident, unit 2, ground motion, suppression chamber

- 1. 緒言 前報¹⁾では全交流電源喪失までの S/C 水位上昇計算結果が観測とよく一致することを示した。
- 2. 分析結果 原子炉圧力は 2011/03/14 13:30 頃 7.5MPa を超え (Figure 1)、これ以降 SRV が自動開閉を繰り返す、18:00 からは SRV 強制開操作が行われる。原子炉圧力容器 (RPV) から S/C に蒸気が流入する



るのにもかかわらず、格納容器 (D/W) 圧力は 13:30 頃から降下し始める。SRV を通して S/C への蒸気流入は 18:40 頃まで続くが格納容器圧力降下は 18:15 頃に止まる。これらの一見奇妙な現象は以下のように説明できる。S/C 下部からの漏洩により S/C 水位は 13:30 時点では T-クエンチャーアームパイプ上端 (S/C 底から 1676.4mm) 近傍にあり水温計 (2900mm) よりも低くなっており、水温計が計測しているのは液相水温度ではなくてガス温度であると考えられる。RPV からクエンチャーを通じて放出される蒸気の大部分は凝縮することなく S/C プール表面から離脱上昇する。この上昇蒸気流にプール表面の低温水が液滴として随伴される (pool entrainment)。この低温 (約 130°C) 液滴流によって少なくとも水温計高さまでのガスは冷却されて 13:30 頃の約 148°C (飽和温度は 151°C) から低下し始めて (Figure 2) 15:30 には約 131°C まで低下する (この時の飽和温度は約 149°C)。格納容器体積を占めるガスの一部の温度が下がり収縮することにより圧力は低下する。しかしながら 18:15 頃に S/C 水位がクエンチャーアームパイプ下端 (1371.6 mm) 以下にさがると pool entrainment は発生しなくなるので圧力低下が止まる。漏洩面積 8.93cm² を仮定したシミュレーション結果が上述水位挙動をよく再現する (Figure 3)。この場合原子炉隔離時冷却系 (RCIC) 吸い込み口高さ (ストレイナー下端) が約 2000mm であれば 9:00 頃に露出して RCIC 機能喪失 (注水停止) が発生することとなる。

参考文献

[1] 田辺、日本原子力学会 2022 年秋の大会予稿集 3L03
[2] 東京電力、未解明問題に関する検討第 1 回進捗報告、添付資料 2-6、2013 年 12 月

*Fumiya Tanabe / ¹Sociotechnical Systems Safety Research Institute

福島第一原子力発電所廃棄物の放射能推算のための核種挙動モデル
(1) 開発の狙いとそのアプローチ

Modeling radio-nuclide behavior for estimating their amount in radioactive waste of Fukushima Daiichi NPS

(1) Major targets of the development, and procedures

*木野千晶¹, 手塚健一¹, 内田俊介², 唐澤英年³, 駒義和⁴, 高畠容子⁴
¹エネ総研, ²元東北大学, ³八戸工大, ⁴JAEA

福島第一原子力発電所(1F)事故廃棄物のインベントリ推算の不確実性を低減するため、1F 事故中および事故後における放射性核種(RN)による汚染メカニズムの評価が可能な核種挙動モデルを開発する。

キーワード：福島第一原子力発電所、シビアアクシデント、SAMPSON、廃棄物、放射性核種挙動

1. 緒言

1F 廃棄物のインベントリ推算では、各 RN に対するセシウムやコバルトをキー核種とした輸送比（対象 RN のインベントリに対する質量比を、同じサンプルで測定されたセシウムのインベントリに対する質量比で割ったもの）を用いた評価が検討されている。本モデルでは、シビアアクシデント（SA）解析コードおよび中長期的補正係数を用いて、事故後 10 年以上が経過した 1F 炉内における RN 分布および輸送比を評価する。

2. 核種挙動モデルの概要

2-1. SA 解析に基づく短期的 RN 挙動評価

事故中の RN 移行・沈着挙動（汚染メカニズム）について、事故中の測定値・内部調査結果に基づく事故進展シナリオ分析を実施する。推定されたシナリオを用いて SAMPSON による SA 解析を実施し、短期的な（事故発生後 1 週間程度）RN 挙動を評価する。SA 解析では補足できない局所的な流動場に関する情報は CFD 解析などを用いて補う。解析結果は放射線モニタ測定値・内部調査結果などを用いて妥当性を確認する。

2-2. 補正係数に基づく中長期的 RN 挙動評価

事故中に壁面に付着した水溶性 RN の一部は、凝縮水などを通じて滞留水へ再移行すると考えられる。また、放射線場においてヨウ素は揮発し、環境へ放出されることが知られている。これらの現象を考慮するために、SA 解析より得られた RN 分布に対し、中長期的な移行挙動を考慮した補正係数^[1]を掛け合わせることで、事故後 10 年以上が経過した現在における 1F 炉内における RN 分布および輸送比を評価する。

3. これまでの成果および今後の課題

これまでに 2 号機を対象としたインベントリ推算の試解析を実施した。短期的 RN 挙動評価については、エアロゾルの再浮遊などを考慮することで、内部調査で判明しているシールドブラグの汚染状況も再現した RN 分布を得ることができた。また、中長期的補正係数を掛け合わせることで、インベントリ推算を実施した。トラス室内について内部調査結果と比較し、妥当な結果が得られた（表 1）。今後は、解析モデルの不確かさに起因する課題を抽出し、その不確かさを低減する。また、1F 事故進展分析および核種挙動モデルを用いて、汚染分布・メカニズム、核種濃度比・汚染に係る影響因子を評価する。

※本報告は経済産業省による「廃炉・汚染水・処理水対策事業（固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発）」の成果を含みます。

表 1 インベントリ推算結果と分析データの比較

核種	推算結果 (Bq)	分析データ (Bq)
Cs137	6.30E15	8.76E15
Sr90	1.0E14	4.98E14
I129	9.10E8	5.52E8

参考文献

[1] 木野, 手塚, 唐澤, 内田, 日本原子力学会 2023 年春の年会 2G01 (2023).

*Chiaki Kino¹, Kenichi Tezuka¹, Shunsuke Uchida², Hidetoshi Karasawa³, Yoshikazu Koma⁴ and Youko Takahatake⁴

¹IAE, ²Atom Research Lab, ²Former Tohoku Univ., ³Hachinohe Inst. of Tech., ⁴JAEA

福島第一原子力発電所廃棄物の放射能推算のための核種挙動モデル

Modeling radio-nuclide behavior for estimating their amount
in radioactive waste of Fukushima Daiichi NPS

(2) ⁶⁰Co の炉心インベントリに及ぼす燃料棒付着クラッドの影響

(2) Effects of fuel deposits on initial core inventories of ⁶⁰Co

*内田 俊介¹、木野 千晶²、手塚 健一²、唐澤 英年³、駒 義和⁴、高畠 容子⁴

¹元東北大、²エネ総研、³八戸工大、⁴原子力機構

プラントの運転中に燃料表面に沸騰析出していた Co、⁶⁰Co を、薄膜蒸発乾固モデルを用いて定量化し、燃料表面の ⁶⁰Co の存在量が ORIGEN2 で求められた構造材の放射化量の約 300 倍に達することが示された。

キーワード：福島第一原子力発電所、炉水、燃料被覆管、Co、⁶⁰Co

1. 緒言

1F の放射性廃棄物の核種組成評価に当たっては、⁹⁰Sr、⁶³Ni、¹²⁹I などの長寿命非ガンマ線放出核種の評価が課題の一つである。¹³⁷Cs を指標とする輸送比[1]による核種組成の推算が有力であるが、低揮発性の Sr や非揮発性の Ni などの挙動評価を揮発性の Cs を指標とするには限界があり、⁶⁰Co の採用が検討されている。

2. 薄膜蒸発乾固モデル

BWR の水化学で採用されてきた冷却系での腐食生成物の発生、燃料表面への沸騰析出のマスバランス評価[2]に基づいた試算で、燃料表面には炉心構成材料の 100 倍近くの ⁶⁰Co が蓄積されることが示された。このため、沸騰析出に関する薄膜蒸発乾固モデル[3]を用いた詳細解析を実施した。本解析では蒸発濃縮のみでなく、二相流のせん断力による剥離、溶出も加えて、長期的な蓄積と放射化を評価した[4]。

3. 燃料表面付着量の評価

各号機、燃料集合体ごとに沸騰濃縮による鉄クラッド、Co、Ni などの燃料棒表面への析出、剥離・溶出による脱離を運転履歴に沿って計算し、放射化生成物である ⁶⁰Co、⁶³Ni の蓄積量を求めた(図 1)。Co の付着蓄積量は、沸騰開始点よりやや下流側をピークとして蓄積する(図 1 b))。また、⁶⁰Co は燃料表面に比較的強固に付着する内層に蓄積される(図 1 a))。同様の計算を 2, 3 号機にも実施し。各号機の原子炉停止時の Co、Ni 量及び ⁶⁰Co、⁶³Ni 放射能量を求めた。⁶⁰Co については、総放射能は ORIGEN2 の評価値の約 300 倍、評価誤差は約ファクター1.5 と評価された。

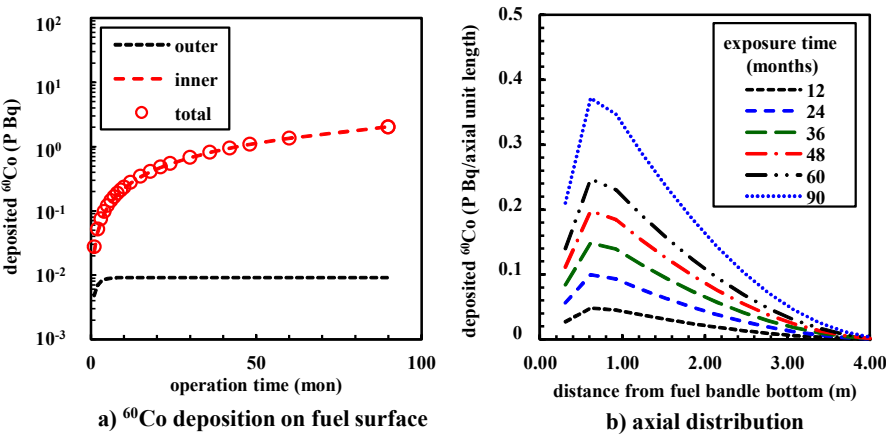


図1 燃料表面での⁶⁰Co付着量の経時変化および軸方向分布(1号機全体での計算結果)

4. 結論

燃料表面での ⁶⁰Co 放射能の再評価の結果、低/非揮発性核種の廃棄物含有量評価には非揮発性の ⁶⁰Co に基づく輸送比を用いることも有効と考えられる。

※本報告は経済産業省による「廃炉・汚染水・処理水対策事業(固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発)」の成果を含みます。

参考文献

[1] Koma Y, et al., *Nucl. Mat. Energy*, **10**, 35-41 (2017), [2] Uchida S, et al., *Nucl. Sci. Eng.*, **69**, 78-85 (1979)., [3] Asakura Y, et al., *ibid.*, **67**, 1-7 (1978). [4] Uchida S. et al. *J. Nucl. Sci. Technol.*, **24**, 385-392 (1987).

*Shunsuke Uchida¹, Chiaki Kino², Kenichi Tezuka, Hidetoshi Karasawa³, Yoshikazu Koma⁴ and Youko Takahatake⁴
¹Tokoku University-retired, ²IAE, ³Hachinohe Institute of Technology, ⁴JAEA,