

少量燃料デブリの構外輸送に向けた A型輸送容器の適用性評価

Applicability Evaluation of Type A Transport Container for Off-site Transportation of
Small-amount of Fuel Debris

坂本 雅洋 奥村 啓介 神野 郁夫 松村 太伊知
寺島 顕一 Eka Sapta Riyana 溝上 暢人 溝上 伸也

Masahiro SAKAMOTO, Keisuke OKUMURA, Ikuo KANNO, Taichi MATSUMURA
Kenichi TERASHIMA, Eka Sapta RIYANA, Masato MIZOKAMI and Shinya MIZOKAMI

福島廃炉安全工学研究所
廃炉環境国際共同研究センター

Collaborative Laboratories for Advanced Decommissioning Science
Fukushima Research and Engineering Institute

March 2025

Japan Atomic Energy Agency

日本原子力研究開発機構

JAEA-Research

本レポートは国立研究開発法人日本原子力研究開発機構が不定期に発行する成果報告書です。本レポートはクリエイティブ・コモンズ表示 4.0 国際 ライセンスの下に提供されています。本レポートの成果（データを含む）に著作権が発生しない場合でも、同ライセンスと同様の条件で利用してください。（<https://creativecommons.org/licenses/by/4.0/deed.ja>）
なお、本レポートの全文は日本原子力研究開発機構ウェブサイト（<https://www.jaea.go.jp>）より発信されています。本レポートに関しては下記までお問合せください。

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 研究開発推進部 科学技術情報課
〒 319-1112 茨城県那珂郡東海村大字村松 4 番地 49
E-mail: ird-support@jaea.go.jp

This report is issued irregularly by Japan Atomic Energy Agency.
This work is licensed under a Creative Commons Attribution 4.0 International License (<https://creativecommons.org/licenses/by/4.0/deed.en>).
Even if the results of this report (including data) are not copyrighted, they must be used under the same terms and conditions as CC-BY.
For inquiries regarding this report, please contact Library, Institutional Repository and INIS Section, Research and Development Promotion Department, Japan Atomic Energy Agency.
4-49 Muramatsu, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-1112, Japan
E-mail: ird-support@jaea.go.jp

少量燃料デブリの構外輸送に向けた A 型輸送容器の適用性評価

日本原子力研究開発機構 福島廃炉安全工学研究所
廃炉環境国際共同研究センター

坂本 雅洋、奥村 啓介、神野 郁夫^{*}、松村 太伊知、
寺島 顕一、Eka Saptia Riyana、溝上 暢人^{*}、溝上 伸也^{*}

(2024 年 11 月 29 日受理)

東京電力ホールディングス株式会社福島第一原子力発電所では、2 号機から燃料デブリの試験的取り出しを行い、回収物を構外輸送し茨城地区で分析することが計画されている。取り出された燃料デブリの分析結果は、将来的な燃料デブリ管理の各工程（取り出し、収納、移送、保管等）の検討にフィードバックされ、必要な技術開発に活用することが期待されている。試験的取り出しでサンプリングされる燃料デブリは数グラム程度が予定されており、その後、段階的に取り出し規模を拡大させていくことになる。試験的取り出しにおいては、構外輸送に係る関係法令に則って事前に合理的な輸送容器を検討することが必要になる。本報では物質組成や性状が不明瞭な燃料デブリ回収物の安全評価に資するため、少量燃料デブリの構外輸送に向けた A 型輸送容器の適用性評価を行った。

福島廃炉安全工学研究所：〒979-1151 福島県双葉郡富岡町大字本岡字王塚 790-1

※ 客員研究員

* 東京電力ホールディングス株式会社

Applicability Evaluation of Type A Transport Container for Off-site Transportation of Small-amount of Fuel Debris

Masahiro SAKAMOTO, Keisuke OKUMURA, Ikuo KANNO[※], Taichi MATSUMURA, Kenichi TERASHIMA, Eka Sapta RIYANA, Masato MIZOKAMI^{*} and Shinya MIZOKAMI^{*}

Collaborative Laboratories for Advanced Decommissioning Science,
Fukushima Research and Engineering Institute
Japan Atomic Energy Agency
Tomioka-machi, Futaba-gun, Fukushima-ken

(Received November 29, 2024)

In the TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Station (1F), a trial retrieval of fuel debris with small-amount from Unit 2 is planned. The retrieved fuel debris will be transported out of 1F to Institutes in Ibaraki prefecture for analysis. The analyzed results will be utilized for the improvement of the processes (retrieval, transportation and storage) in the fuel debris management as feedback, and also for the development of technologies necessary in the future. The weight of fuel debris in the trial retrieval is planned to be a few grams. After the trial, the scale of retrieval will be expanded step by step. In the trial retrieval, a rational transportation container should be considered beforehand, according to the laws and regulations associated with the off-site transportation. The transportation container has a classification and the classification is decided according to the radioactivity of the material in the container. In this report, we evaluated the applicability of the Type A transport container to contribute to the safety assessment of retrieved fuel debris.

Keywords: Fuel Debris, Type A Transport Container, Trial Retrieval, Nuclide Inventory Calculation

[※] Invited Research

^{*} Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc.

目 次

1. 序論-----	1
2. 評価手法-----	1
2.1 燃料デブリ回収物の輸送評価の考え方-----	1
2.2 燃料デブリ回収物の核種インベントリ-----	2
2.3 A型輸送容器の適用性評価-----	2
3. 評価結果-----	4
3.1 A ₂ 値比の結果-----	4
3.2 A ₂ 値比の時間変化と寄与核種-----	5
4. 結論-----	8
参考文献-----	9
付録 TMI-2 燃料デブリの構外輸送に向けた A 型輸送容器の適用性評価 -----	10

Contents

1. Introduction-----	1
2. Evaluation method-----	1
2.1 Concept of transportation evaluation for fuel debris -----	1
2.2 Nuclear inventory of fuel debris-----	2
2.3 Applicability evaluation of Type A transport container -----	2
3. Result and discussion -----	4
3.1 A ₂ value ratio result -----	4
3.2 Time dependence of A ₂ value ratio and contributing nuclides -----	5
4. Conclusion-----	8
References -----	9
Appendix Applicability evaluation of Type A transport container for off-site transportation of TMI-2 fuel debris-----	10

表リスト

表 1 輸送容器の分類-----2
 表 2 最大 A₂ 値比の寄与核種（上位 20 核種）-----5

 表 A1-1 評価したケース一覧----- 11
 表 A1-2 A₂ 値比の評価結果----- 13

図リスト

図 1 A₂ 値比と燃焼度の相関-----5
 図 2 最大 A₂ 値比の時間変化-----6
 図 3 最大 A₂ 値比の寄与核種の時間変化-----7
 図 4 最大 A₂ 値比の核種毎寄与割合の時間変化-----8

 図 A1-1 A₂ 値比の寄与核種----- 12
 図 A1-2 A₂ 値比と濃縮度の相関----- 13
 図 A1-3 A₂ 値比と燃焼度の相関----- 13
 図 A1-4 輸送量 30g を仮定した時の A₂ 値比結果----- 14

1. 序論

東京電力ホールディングス株式会社福島第一原子力発電所（以下、「1F」という。）では、2号機から燃料デブリの試験的取り出しを行い、回収物を構外輸送し茨城地区で分析することが計画されている¹⁾。取り出された燃料デブリの分析結果は、将来的な燃料デブリ管理の各工程（取り出し、収納、移送、保管等）の検討にフィードバックされ、必要な技術開発に活用することが期待されている²⁾。試験的取り出しで取り出す燃料デブリは数グラム程度が予定されており、その後、段階的に取り出し規模を拡大させていくことになる。試験的取り出しにおいても、他の放射性物質の構外輸送と同様に、構外輸送に係る関係法令³⁾に則って事前に合理的な輸送容器を検討することが必要になる。輸送容器は内容物の放射能レベル等に応じて適用区分が決定される。従来の放射性廃棄物や使用済燃料であれば、対象物の評価条件（重量、放射能、照射条件等）が既知であることや評価手法が確立していることから、適用区分の検討は比較的容易である。一方、燃料デブリの場合には物質組成が様々で不明瞭なこともあり、未だ燃料デブリ輸送の安全評価に係る指針は確立されていない。このため、当面は従来の法令に則りながらも極端な安全裕度を仮定しなくてもよい合理的な評価手法を模索し利用していく必要がある。

試験的取り出しの当面の分析対象は少量に限定されることから、十分に遮蔽を施したA型輸送容器の利用が合理的であると考えられる。構外輸送に関する法令上³⁾、A型輸送容器の適用にはA₂値比が1以下であるという条件が求められる。本報では物質組成や性状が不明瞭な燃料デブリ回収物輸送の安全評価に資するため、保守的仮定と科学的根拠に基づき、輸送法令の制限事項を考慮した手法を考案しその適用性を確認する。

2. 評価手法

本章では、1F2号機の試験的取り出しで採取された回収物に対してA型輸送容器を適用するための考え方と具体的な評価手法について、2.1~2.3で説明を行う。

2.1 燃料デブリ回収物の輸送評価の考え方

輸送法令³⁾では内容物の形状や放射能量によって適用可能な輸送容器が分けられている。その大まかな概要を表1に示す。まず、放射能レベルに応じてL型輸送、A型輸送、B型輸送の3つに分類される。含まれる放射性物質が極少量のものはL型、大量のものはB型、その中間量の場合にはA型、として扱われる。A型の場合にはまず、内容物が特別形か非特別形かの判断基準が設けられている。特別形とは内容物が漏出しないように強固なステンレス鋼カプセルなどに密封されているもの、非特別形とは液体で実験等に使用されるためにガラスアンプルに封入されているような形態のものである。特別形と非特別形では取り扱い可能な放射能量が異なっており、特別形ではA₁値以下、非特別形ではA₂値以下であることが求められる。A₁値、A₂値とは核種毎に法令³⁾によって定められた放射能であり、内容物が特別形でA₁値超、内容物が非特別形でA₂値超の場合にはB型輸送容器で対応する必要がある。

採取されてきた燃料デブリはステンレス鋼カプセルなどに密封されていない裸の状態である

ため非特別形として扱われる。A₂ 値以下であることを確認するには、前提として内容物に含有する核種や核種数、放射エネルギーを明らかにしておく必要がある。ただ、燃料デブリ中に存在するであろう核種数は約 1,600 核種と膨大になることからそれら全ての把握は困難である。このように内容物が不明瞭なものに対する場合には、法令では次式で評価するように定められている。

$$A_2 \text{ 値比 [Bq/Bq]} = \sum_n \frac{x_1}{X_1} + \frac{x_2}{X_2} + \dots + \frac{x_n}{X_n} < 1 \quad \dots (1)$$

x_1, x_2, \dots, x_n は対象物中の核種毎の放射エネルギー (Bq) を、 X_1, X_2, \dots, X_n はそれぞれ x_1, x_2, \dots, x_n に係る各核種に対する法令表記載³⁾の放射エネルギー (Bq) を示す。両者の比をとり、合計した値を A₂ 値比と呼び、これが 1 以上である場合には A 型輸送を行うことはできない。燃料デブリ回収物に対して式(1)に基づく手法を構築し、A 型輸送容器の適用性評価を行うものとする。

表 1 輸送容器の分類

	特別形の数量 (Bq)	非特別形の数量 (Bq)
L型輸送	A ₁ 値 × 1/1,000 以下	気体・固体: A ₂ 値 × 1/1,000 以下 液体: A ₂ 値 × 1/10,000 以下
A型輸送	A ₁ 値 以下	A ₂ 値 以下
B型輸送	A ₁ 値 超	A ₂ 値 超

2.2 燃料デブリ回収物の核種インベントリ

燃料デブリ回収物中の放射エネルギーを約 1,600 核種について測定し把握することは困難である。そこで、ここでは詳細な核種インベントリ計算により推定したデータを活用する。具体的には参考文献^{4),5)}で開発されたデータを用いる。このデータは 1F 各号機の実機管理データに基づいた可燃性毒物や微量不純物放射化を含めた燃焼・放射化計算によって、全炉心の 3 次元核種インベントリを推定した結果である。例えば、1F2 号機には事故時炉内に燃料集合体が 548 体装荷されていた。1F2 号機の計算では、燃料集合体 548 体の垂直方向を 24 ノード領域分割した合計 13,152 領域について事故直後のインベントリ (重量) が取得されている。結果には BWR 特有の減速材ボイド率や燃焼度分布が反映されたものとなっており、1 ノード領域あたり約 1,600 核種のデータが収録されている。このデータは過去知見の 1F 組成データ⁶⁾から、実機運転管理データを基にした計算手法の見直しなど、質・量ともに改善されたものとなっている。

2.3 A 型輸送容器の適用性評価

A 型輸送評価について検討した具体的な手法を説明する。ここでは 1F2 号機データを用いる。まず、炉停止直後の全 13,152 ノード領域のインベントリに対して任意期間まで崩壊計算を行

う。任意期間は 2022 年時点とする。崩壊計算には複雑な壊変チェーンにもロバストに対応が可能なチェビシェフ有理近似法⁷⁾を採用している。事故進展から言えば、燃料熔融時に揮発性 FP や希ガスは燃料デブリ中から放出しているものと考えられているが、この計算では保守評価の観点から考慮しない。2022 年時点の全ノード領域の核種重量と核データを使って放射能を算出する。次に、輸送法令³⁾に基づき A₂ 値に関するデータを一覧にしてまとめたライブラリ (A₂ 値ライブラリ) を作成する。このライブラリは下記(a)、(b)、(c)に沿って作成した。(a) 輸送法令に記載のある核種については記載の放射能データに従う、(b) 娘核種の半減期が 10 日以下で平衡が成立している核種は親核種だけ考慮する (A₂ 値は親と娘の A₂ 値の小さい方を使う)、(c) 輸送法令に記載のない核種については不明核種として 9×10^{-5} [TBq] を用いる。

燃料デブリ組成は UO₂ と ZrO₂ が混合した酸化物主体のものや、構造材コンクリート成分主体の MCCI、ステンレス鋼主体の金属系のものなど様々であることが予想される。ここで組成は保守的観点から全て熔融燃料成分だと仮定し、ノード領域毎の放射能データはウラン 1g あたりの放射エネルギーに規格化した。式(1)、崩壊計算後の放射能データ、A₂ 値ライブラリを用いて全ノード領域に対して A₂ 値比の計算を実行する。これが 1 未満であれば A 型輸送容器の適用条件を満たすことになる。

3. 評価結果

1F2号機からの燃料デブリ回収物を仮定しA型輸送容器の適用性評価を実施した。本章ではその結果について説明する。

3.1 A₂ 値比の結果

式(1)、崩壊計算後の放射能データ、A₂ 値ライブラリを用いて全ノード領域に対してA₂ 値比計算を行い評価した。結果を図1に示す。ここでは全ノード領域のA₂ 値比とノード燃焼度の相関を整理した。取り出し後の回収物全量をウラン 1g とした保守的仮定において全ノード領域でA₂ 値比は1を超えないことを確認した。また、A₂ 値比は燃焼度に依存して大きくなることを明らかにした。これは主に燃料燃焼に伴うアクチノイド核種 (Pu-238、Cm-244、Am-241(Pu-241 崩壊)等) の増大によるものである。また、A₂ 値比は最高燃焼度よりもやや低い位置で最大になっていることが分かった。これはボイド率等の運転条件に依存するU-238の転換等によりA₂ 値比支配核種の生成量が影響を受けるためである。図1より最大A₂ 値比はおよそ0.51[Bq/Bq/1gU]であることが確認できる。最大A₂ 値比に寄与する核種について上位20核種を表2に示す。前述したようにアクチノイド核種であるPu-238、Cm-244、Am-241、Pu-241、Pu-240、Pu-239等の寄与が大きいことを確認した。また、Cs-134、Cs-137、Sr-90、Y-90、Eu-154などのFP核種も数パーセント程度寄与していることが分かった。図1において、低燃焼度付近でA₂ 値比が異なる傾向となっている箇所があるが、これは天然ウラン燃料ノード領域の結果である。通常の濃縮燃料よりもU-238の割合が多いため早くに転換が進み、同一燃焼度の濃縮燃料に比べて大きくなったものと考えられる。

全ノード領域での最大A₂ 値比0.51[Bq/Bq/1gU]の結果を利用すると、回収物全量がウラン金属かつ事故時揮発性元素の放出をゼロとする保守的仮定において回収物量1.96g程度まではA型輸送容器が適用可能であることが示された。

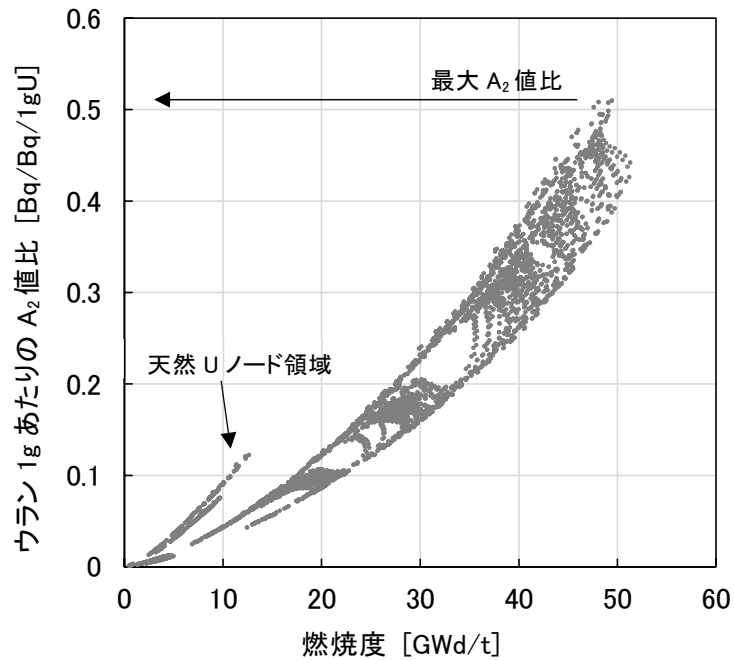


図1 A₂ 値比と燃焼度の相関

表2 最大 A₂ 値比の寄与核種 (上位 20 核種)

順位	核種	A ₂ 値比 [Bq/Bq/1gU]	寄与
1	Pu-238	2.11E-01	41.4%
2	Cm-244	9.59E-02	18.8%
3	Am-241	8.58E-02	16.8%
4	Pu-241	5.06E-02	9.93%
5	Pu-240	2.42E-02	4.75%
6	Pu-239	1.19E-02	2.33%
7	Y-90	9.56E-03	1.87%
8	Sr-90	9.56E-03	1.87%
9	Cs-137	7.11E-03	1.39%
10	Am-243	1.46E-03	0.29%
11	Cm-243	1.12E-03	0.22%
12	Am242m	7.58E-04	0.15%
13	Eu-154	2.37E-04	0.05%
14	Cs-134	2.36E-04	0.05%
15	Pm-147	1.45E-04	0.03%
16	Pu-242	1.25E-04	0.02%
17	Cm-242	6.26E-05	0.01%
18	Cm-245	5.06E-05	0.01%
19	Ru-106	2.94E-05	0.01%
20	Kr-85	2.26E-05	0.00%

3.2 A₂ 値比の時間変化と寄与核種

3.1 で示した最大 A₂ 値比ケース (A₂ 値比=0.51) を対象に、崩壊期間を変更した A₂ 値比計算を行った。崩壊期間は事故後 1~50 年までを設定した。図 2 に結果を示す。A₂ 値比は時間変化に伴い緩やかに低下していくことが確認できる。事故後 50 年時点においては約 0.40[Bq/Bq/1gU]

程度であり、オーダーレベルなどで大きくは変わらないことが分かった。時間変化とともに寄与核種も当然変化していくことが考えられるので、これについても確認を行った。図3にA₂値比寄与核種毎の時間変化、図4にその割合の時間変化をまとめた結果を示す。これを見るとPu-238は50年までの全期間において常に寄与が大きいことが確認できる。Cm-244は約12年時点まではPu-238に次いで寄与が大きい、12年以降はPu-241のβ崩壊で生成されるAm-241の寄与が徐々に大きくなっていく。50年時点において最大A₂値比の寄与核種はPu-238、Am-241がメインで、その割合は2核種で約80%を占めることが分かった。

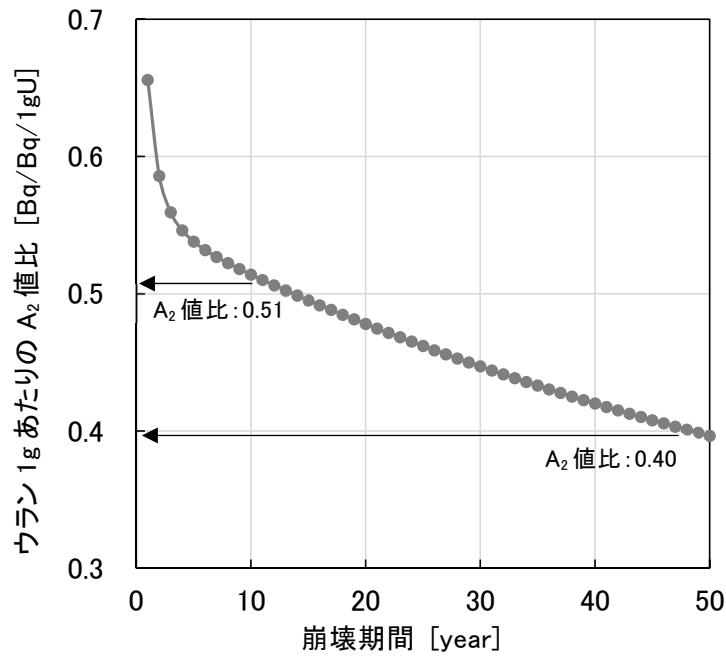


図2 最大A₂値比の時間変化

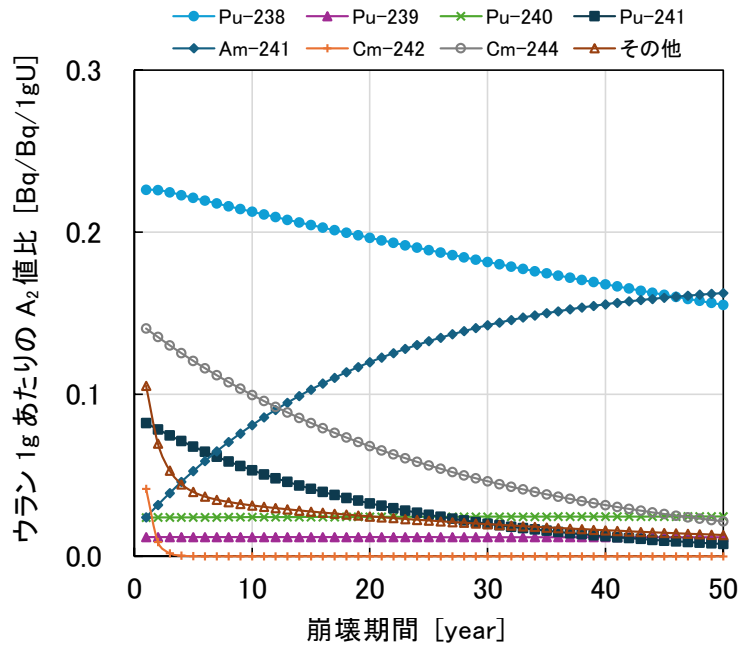


図3 最大 A_2 値比の寄与核種の時間変化

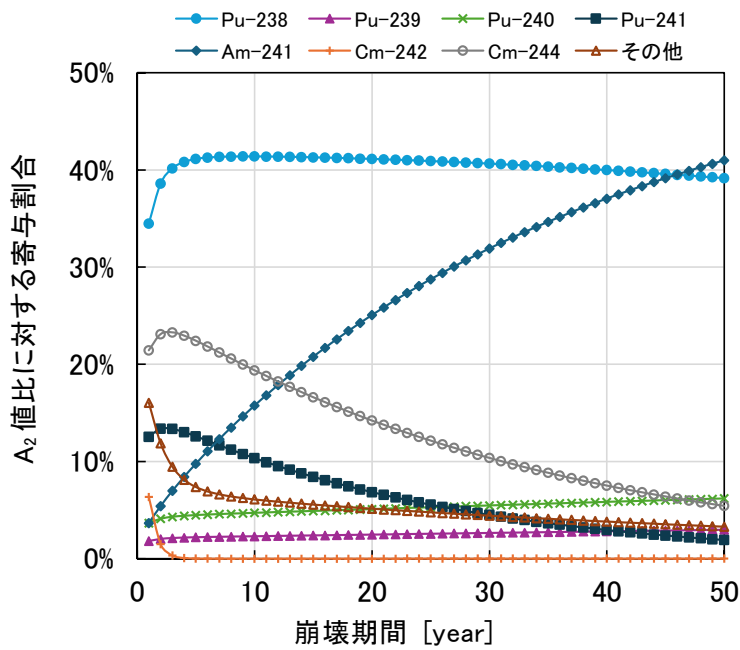


図4 最大 A_2 値比の核種毎寄与割合の時間変化

4. 結論

本報では物質組成や性状が不明瞭な燃料デブリ回収物の構外輸送に向けて、保守的仮定と科学的根拠に基づく A 型輸送評価手法を考案しその適用性を確認した。1F2 号機の少量燃料デブリを想定したケースに対して、回収物全量が燃料溶融成分ウラン、燃料溶融に伴う揮発性元素の放出なし、回収物の自己遮蔽なし、という保守的条件設定で評価を行った。その結果、A 型輸送容器を適用可能な回収物量は 1.96g 程度であった。A₂ 値比に寄与する核種は燃料燃焼に伴い増加するアクチノイド核種 (Pu-238、Pu-239、Pu-240、Pu-241、Am-241、Cm-244) であることを確認した。

ノード領域内での最大 A₂ 値比の結果を対象に、時間減衰を考慮した評価を行った。50 年経過時点では A₂ 値比は約 0.40[Bq/Bq/1gU]程度であり、桁レベルなどで大きくは変わらないことが分かった。また、A₂ 値寄与核種は Pu-238、Am-241 がメインであり、その寄与割合は約 80% であることを確認した。

今回示した結果は、従来の法令に則りながらも極端な安全裕度を仮定しなくてもよい合理的な評価手法を適用した一例である。今後更に燃料デブリ取り出しが進み輸送量拡大が見込まれる場合には、現場で得られた情報に基づいて現実的な条件を設定して輸送安全評価を行っていくことが肝要である。

参考文献

- 1) Nuclear Damage Compensation and Decommissioning Facilitation Corporation, Technical Strategic Plan 2021 for Decommissioning of the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station of Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc., October 29, 2021.
- 2) 燃料デブリ等研究戦略検討作業部会, 東京電力ホールディングス(株) 福島第一原子力発電所燃料デブリ等分析について, JAEA-Review 2020-004, 2020, 140p.
- 3) 原子力規制委員会, 核燃料物質等の工場又は事業所の外における運搬に関する技術上の基準に係る細目等を定める告示(平成二年科学技術庁告示第五号) .
- 4) 奥村啓介, 坂本雅洋ほか, 東京電力福島第一原子力発電所の全炉心 3次元核種インベントリ計算, (1)背景と目的, 日本原子力学会 2021年春の年会, 3B01, 2021.
- 5) 坂本雅洋, 奥村啓介ほか, 東京電力福島第一原子力発電所の全炉心 3次元核種インベントリ計算, (2)計算手法と2号機に対する結果, 日本原子力学会 2021年春の年会, 3B02, 2021.
- 6) 西原健司, 岩元大樹ほか, 福島第一原子力発電所の燃料組成評価, JAEA-Data/Code 2012-018, 2012, 190p.
- 7) Pusa M., Leppänen J., Computing the Matrix Exponential in Burnup Calculations, Nucl. Sci. Eng. Vol. 164, 2010, pp.140-150.

付録

TMI-2 燃料デブリの構外輸送に向けた A 型輸送容器の適用性評価

日本原子力研究開発機構（JAEA）にはスリーマイル島原子力発電所 2 号機（TMI-2）事故で発生した燃料デブリのサンプル試料が保管されている。今後、1F 燃料デブリの分析精度を向上するために、この試料の一部を構外輸送して詳細分析することが計画されている。そこで、TMI-2 燃料デブリを構外輸送する際に、どの程度の輸送量ならば A 型輸送容器が適用可能であるかを考案した手法によって検討したので付録として載せる。

まず、TMI-2 燃料デブリの核種インベントリを計算するのに必要なデータの調査を実施した。TMI-2 の炉型は PWR で 15x15 燃料配列の燃料集合体が使われていた。初装荷炉心で事故を起こしており燃料集合体は事故直前には 177 体装荷されていた。集合体平均の初期濃縮度はそれぞれ 1.98wt% (56 体)、2.64wt% (61 体)、2.96wt% (60 体) であり、炉心平均濃縮度は 2.54wt% であった。炉心平均燃焼度は 3.25GWd/t と低く、燃料集合体軸方向を 7 ノード領域に分割した評価において、炉内領域の最低燃焼度は 0.91GWd/t、最高燃焼度は 6.21GWd/t であった。商業運転開始が 1978 年 12 月 30 日で事故緊急停止が 1979 年 3 月 28 日であるから運転期間は 88 日で、事故から 2022 年時点まで約 43~44 年経過していることになる（本検討は 2022 年時点に行ったものであるが約 2 年経過した現在であっても結果は大きくは変わらないと考えられる）。

これら調査結果に基づいて核種インベントリ計算を行い、その後に A₂ 値比計算を実施する。まず、核種インベントリ計算を計 9 ケース行った。9 ケースは燃焼度 3 ケース（0.91、3.25、6.21GWd/t）、濃縮度 3 ケース（1.98、2.65、2.96wt%）の組み合わせで、比出力は全ケース炉心平均相当の 30MW/t で共通とした。使用した計算コードとライブラリは ORIGEN2+ORLIBJ40 である。この計算により TMI-2 事故直後の核種インベントリを得た。

A₂ 値比評価方法と結果について説明する。解析条件は 1F2 評価と同様に、燃料デブリ組成は全て燃料溶融成分のウラン金属、燃料溶融に伴う揮発性元素の放出はなし、という保守的条件設定とする。まず、得られた 9 つのインベントリデータに対して崩壊計算を実施する。ここでは崩壊期間は 44 年とした。崩壊計算後のインベントリを核データにより放射能に換算しウラン 1g あたりに規格化する。本文中の式(1)、放射能データ、A₂ 値ライブラリを用いて 9 ケースに対して A₂ 値比計算を行い評価した。計算ケース一覧を表 A1-1 に、A₂ 値比に寄与する核種を確認した結果を図 A1-1 に示す。図 A1-1 の結果は全核種ではなく寄与が大きい上位 15 核種を示している。1F2 燃料デブリに比べて全体的に燃焼度が低い TMI-2 燃料デブリでは、Pu-239、Am-241(Pu-241 崩壊成分)、Pu-240、Sr-90、Y-90 等が A₂ 値比への寄与が大きいことを確認した。また、初期濃縮度の違いは U-238 転換を介して A₂ 値比に影響することを確認した。次に、濃縮度と燃焼度と A₂ 値比の相関を表 A1-2、図 A1-2、図 A1-3 に示す。この結果から同一燃焼度であれば濃縮度が低いほど A₂ 値比は大きくなり、同一濃縮度であれば燃焼度が高いほど A₂ 値比が大きくなるのが分かった。つまり、低濃縮度かつ最高燃焼度の CASE3 が最大 A₂ 値比を与えることになる。各ケースについて A 型輸送容器適用可能な輸送量を 30g と仮定して A₂ 値比を評価した結果を図 A1-4 に示す。最大保守評価の場合においては、CASE3 の結果より輸送量

が約 30g 以下であれば A₂ 値比は 1 を超えないことが分かった。

付録の参考文献

- ・ Yamana H., Technical Strategic Plan 2023 for Decommissioning of the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station of Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc., Nuclear Damage Compensation and Decommissioning Facilitation Corporation, October 18, 2023.
- ・ B. G. Schnitzler, J. B. Briggs. TMI-2 Isotopic Inventory Calculations, EGG-PBS-6798. Idaho National Engineering Laboratory, 1985.

表 A1-1 評価したケース一覧

	濃縮度 [wt %]	燃焼度 [GWd/t]	比出力 [MW/t]	FP放出率	崩壊期間 [year]	備考
CASE1	1.98	0.91	30	放出なし	44	最低燃焼度
CASE2	1.98	3.25	30	放出なし	44	炉心平均燃焼度
CASE3	1.98	6.21	30	放出なし	44	最高燃焼度
CASE4	2.65	0.91	30	放出なし	44	最低燃焼度
CASE5	2.65	3.25	30	放出なし	44	炉心平均燃焼度
CASE6	2.65	6.21	30	放出なし	44	最高燃焼度
CASE7	2.96	0.91	30	放出なし	44	最低燃焼度
CASE8	2.96	3.25	30	放出なし	44	炉心平均燃焼度
CASE9	2.96	6.21	30	放出なし	44	最高燃焼度

CASE1			CASE2			CASE3		
濃縮度	1.98	wt.%	濃縮度	1.98	wt.%	濃縮度	1.98	wt.%
燃焼度	0.91	GWd/t	燃焼度	3.25	GWd/t	燃焼度	6.21	GWd/t
A ₂ 値比合計	2.01E-03	Bq/Bq/1gU	A ₂ 値比合計	1.10E-02	Bq/Bq/1gU	A ₂ 値比合計	3.13E-02	Bq/Bq/1gU
核種	A ₂ 値比/1gU	寄与	核種	A ₂ 値比/1gU	寄与	核種	A ₂ 値比/1gU	寄与
Pu239	1.45E-03	72.0%	Pu239	4.27E-03	38.8%	Am241	1.65E-02	52.7%
Pu240	1.37E-04	6.79%	Am241	3.71E-03	33.8%	Pu239	6.55E-03	20.9%
Y 090	1.17E-04	5.81%	Pu240	1.38E-03	12.5%	Pu240	3.60E-03	11.5%
Sr090	1.17E-04	5.80%	Y 090	3.94E-04	3.58%	Pu238	1.60E-03	5.10%
Am241	1.03E-04	5.11%	Sr090	3.94E-04	3.58%	Pu241	1.16E-03	3.71%
Cs137	6.64E-05	3.30%	Pu238	3.50E-04	3.18%	Y 090	7.08E-04	2.26%
Pu238	1.59E-05	0.79%	Pu241	2.62E-04	2.39%	Sr090	7.08E-04	2.26%
Pu241	7.30E-06	0.36%	Cs137	2.37E-04	2.15%	Cs137	4.51E-04	1.44%
Sm151	1.60E-07	0.01%	Sm151	3.73E-07	0.00%	Cm244	6.57E-06	0.02%
Kr085	8.41E-08	0.00%	Am242m	3.20E-07	0.00%	Am242m	4.38E-06	0.01%
Th231	7.51E-08	0.00%	Kr085	2.83E-07	0.00%	Am243	3.06E-06	0.01%
U 236	7.05E-08	0.00%	Np237	2.77E-07	0.00%	Pu242	1.73E-06	0.01%
Np237	5.83E-08	0.00%	U 236	2.29E-07	0.00%	Np237	6.65E-07	0.00%
Th234	4.06E-08	0.00%	Pu242	1.92E-07	0.00%	Eu154	5.17E-07	0.00%
Tc099	1.78E-08	0.00%	Cm244	1.82E-07	0.00%	Kr085	5.09E-07	0.00%
CASE4			CASE5			CASE6		
濃縮度	2.65	wt.%	濃縮度	2.65	wt.%	濃縮度	2.65	wt.%
燃焼度	0.91	GWd/t	燃焼度	3.25	GWd/t	燃焼度	6.21	GWd/t
A ₂ 値比合計	1.57E-03	Bq/Bq/1gU	A ₂ 値比合計	7.81E-03	Bq/Bq/1gU	A ₂ 値比合計	2.18E-02	Bq/Bq/1gU
核種	A ₂ 値比/1gU	寄与	核種	A ₂ 値比/1gU	寄与	核種	A ₂ 値比/1gU	寄与
Pu239	1.13E-03	71.5%	Pu239	3.52E-03	45.0%	Am241	9.80E-03	44.9%
Y 090	1.19E-04	7.56%	Am241	1.96E-03	25.1%	Pu239	5.69E-03	26.1%
Sr090	1.19E-04	7.56%	Pu240	9.18E-04	11.8%	Pu240	2.62E-03	12.0%
Pu240	8.24E-05	5.24%	Y 090	4.09E-04	5.23%	Pu238	1.07E-03	4.88%
Cs137	6.64E-05	4.22%	Sr090	4.09E-04	5.23%	Y 090	7.48E-04	3.43%
Am241	4.78E-05	3.04%	Cs137	2.37E-04	3.03%	Sr090	7.48E-04	3.43%
Pu238	9.43E-06	0.60%	Pu238	2.21E-04	2.83%	Pu241	6.90E-04	3.16%
Pu241	3.39E-06	0.22%	Pu241	1.39E-04	1.77%	Cs137	4.51E-04	2.07%
Sm151	1.63E-07	0.01%	Sm151	4.02E-07	0.01%	Am242m	2.21E-06	0.01%
Th231	1.02E-07	0.01%	Kr085	2.94E-07	0.00%	Cm244	1.91E-06	0.01%
Kr085	8.56E-08	0.01%	U 236	2.46E-07	0.00%	Am243	1.13E-06	0.01%
U 236	7.31E-08	0.00%	Np237	2.19E-07	0.00%	Pu242	8.01E-07	0.00%
Np237	4.48E-08	0.00%	Am242m	1.37E-07	0.00%	Np237	5.43E-07	0.00%
Th234	4.03E-08	0.00%	Eu154	1.02E-07	0.00%	Kr085	5.36E-07	0.00%
Tc099	1.78E-08	0.00%	Th231	9.17E-08	0.00%	Sm151	5.27E-07	0.00%
CASE7			CASE8			CASE9		
濃縮度	2.96	wt.%	濃縮度	2.96	wt.%	濃縮度	2.96	wt.%
燃焼度	0.91	GWd/t	燃焼度	3.25	GWd/t	燃焼度	6.21	GWd/t
A ₂ 値比合計	1.44E-03	Bq/Bq/1gU	A ₂ 値比合計	6.88E-03	Bq/Bq/1gU	A ₂ 値比合計	1.89E-02	Bq/Bq/1gU
核種	A ₂ 値比/1gU	寄与	核種	A ₂ 値比/1gU	寄与	核種	A ₂ 値比/1gU	寄与
Pu239	1.02E-03	70.8%	Pu239	3.24E-03	47.1%	Am241	7.83E-03	41.5%
Y 090	1.20E-04	8.32%	Am241	1.51E-03	21.9%	Pu239	5.34E-03	28.3%
Sr090	1.20E-04	8.32%	Pu240	7.76E-04	11.3%	Pu240	2.28E-03	12.1%
Pu240	6.75E-05	4.70%	Y 090	4.13E-04	6.01%	Pu238	8.98E-04	4.76%
Cs137	6.64E-05	4.62%	Sr090	4.13E-04	6.01%	Y 090	7.61E-04	4.03%
Am241	3.54E-05	2.46%	Cs137	2.37E-04	3.44%	Sr090	7.61E-04	4.03%
Pu238	7.69E-06	0.53%	Pu238	1.83E-04	2.66%	Pu241	5.52E-04	2.92%
Pu241	2.51E-06	0.17%	Pu241	1.07E-04	1.55%	Cs137	4.51E-04	2.39%
Sm151	1.65E-07	0.01%	Sm151	4.14E-07	0.01%	Am242m	1.65E-06	0.01%
Th231	1.14E-07	0.01%	Kr085	2.97E-07	0.00%	Cm244	1.14E-06	0.01%
Kr085	8.60E-08	0.01%	U 236	2.52E-07	0.00%	Am243	7.40E-07	0.00%
U 236	7.39E-08	0.01%	Np237	1.99E-07	0.00%	Pu242	5.79E-07	0.00%
Np237	4.04E-08	0.00%	Th231	1.04E-07	0.00%	Sm151	5.50E-07	0.00%
Th234	4.02E-08	0.00%	Am242m	9.70E-08	0.00%	Kr085	5.45E-07	0.00%
Tc099	1.78E-08	0.00%	Eu154	9.20E-08	0.00%	Np237	4.99E-07	0.00%

図 A1-1 A₂ 値比の寄与核種

表 A1-2 A₂ 値比の評価結果

	CASE1	CASE2	CASE3	CASE4	CASE5	CASE6	CASE7	CASE8	CASE9
濃縮度 [wt.%]	1.98	1.98	1.98	2.65	2.65	2.65	2.96	2.96	2.96
燃焼度 [GWd/t]	0.91	3.25	6.21	0.91	3.25	6.21	0.91	3.25	6.21
A ₂ 値比 [Bq/Bq/1gU]	2.01E-03	1.10E-02	3.13E-02	1.57E-03	7.81E-03	2.18E-02	1.44E-03	6.88E-03	1.89E-02

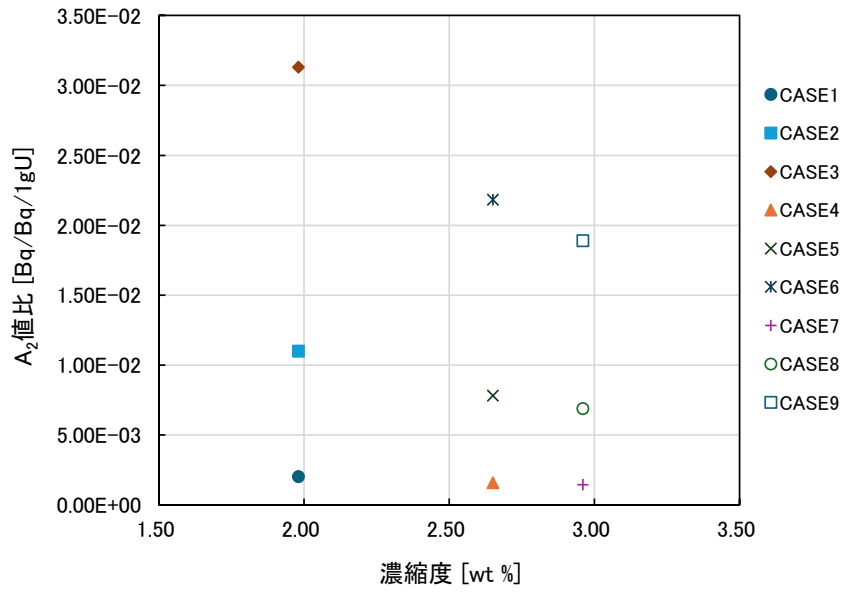


図 A1-2 A₂ 値比と濃縮度の相関

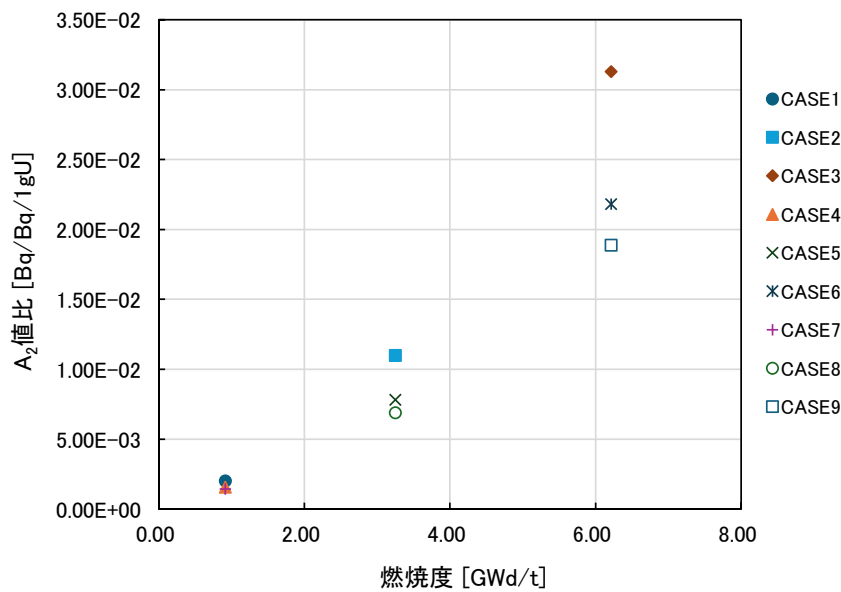


図 A1-3 A₂ 値比と燃焼度の相関

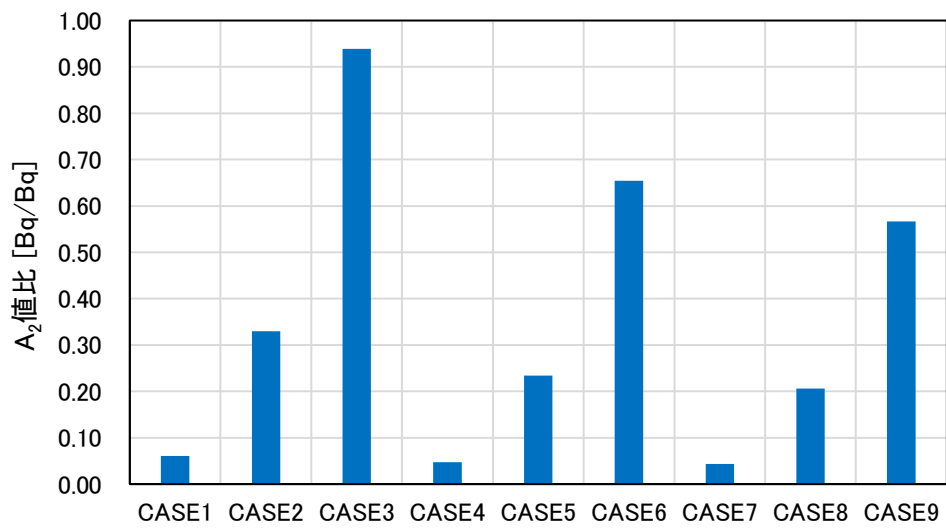


図 A1-4 輸送量 30g を仮定した時の A₂ 値比結果

