



福島第一原子力発電所燃料デブリ処分における バリア機能に着目した予察的感度解析

日本原子力研究開発機構 安全研究センター 環境影響評価研究グループ（発表者：島田太郎）

本研究は、原子力規制委員会原子力規制庁「平成27年度燃料デブリの処理・処分に関する予察的調査」として実施したものである

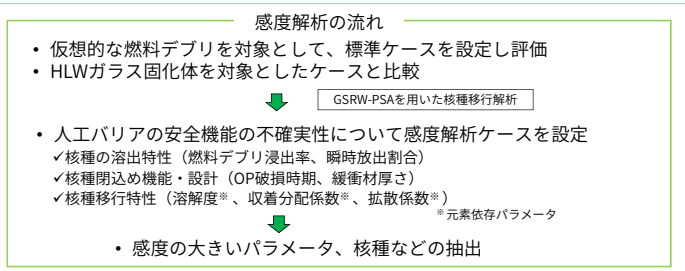
はじめに

東京電力福島第一原子力発電所（1F）の事故で発生した燃料デブリの処分概念が検討されているが、その物理的・化学的特性についてはまだ把握されていない。本研究では、燃料デブリ処分に求められるバリア機能を予察的に把握するため、現状の燃料デブリ特性を踏まえつつ不確実性を想定した核種移行の感度解析を実施し、バリア機能の相対的な重要性を検討した。

想定される燃料デブリと感度解析の方法論

処分時の燃料デブリの設定

- 燃料デブリ：核燃料が溶融し、被覆管や炉内構造物とともに固化したものの
- ガラス固化せず直接円筒形の金属容器に収納して処分することを仮定
- 1F1~3号機の燃料集合体、炉内構造物全量から事故以降放出された核種量を差し引いて、初期インベントリと設定（²³⁸Uはガラス固化体の2倍程度）
- 金属容器のサイズ：TMI-2貯蔵容器、ガラス固化体キャニスタの仕様参考に設定（廃棄体数合計4193本）



燃料デブリ処分時の評価体系と標準ケース設定

廃棄体（燃料デブリ）

1F燃料デブリの溶出特性を取得した例はない
⇒ 不均質な燃料デブリを想定し、使用済燃料直接処分の評価を参考に設定

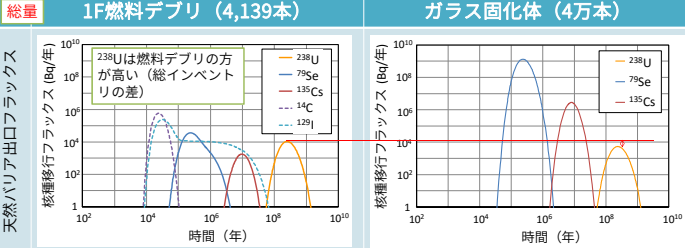
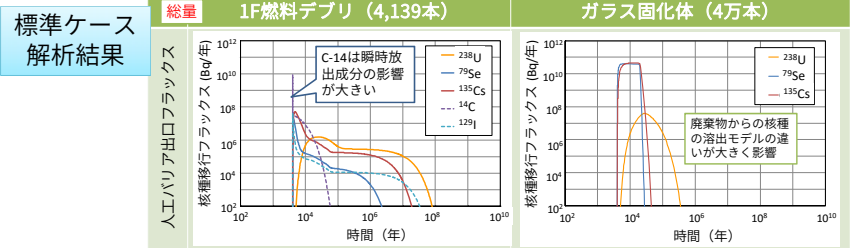
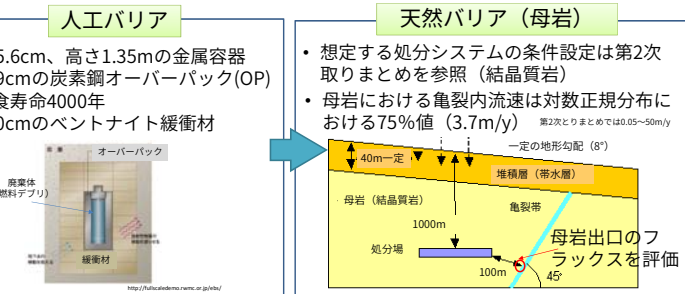
- 燃料デブリが不均質な存在状態であることを想定し、瞬時放出成分と溶解律速成分に分配 (1)/(2)
- 燃料マトリクス成分の浸出率⁽³⁾

核種	割合 (%)		溶解律速	
	瞬時放出	溶解律速	瞬時放出	溶解律速
C-14 (有量)	30	70	0	0
Se-79	0	0	4	96
I-129, Sn-126, Cs-135, 137	0	0	4	96

※ 1) 西原 6 (2015) 2) JAEA (2015) 3) Nagai (2002) 4) JAEA (2005)

・ 構造材金属の浸出率はSUSで代表： 1.18×10^{-4} [1/y]⁽⁴⁾

燃料マトリクス成分の浸出率⁽³⁾のグラフ。縦軸は燃料デブリ浸出率 (1/y)、横軸は時間 (年)。赤線はUO₂ベレット、青線は標準ケースを示す。下限値は直接処分第1次取りまとめでの設定。



感度解析

- 燃料デブリの溶出特性をはじめ核種移行データはなく、その不確かさも不明
- ⇒ 標準ケースに対して、10倍、1/10倍を基本にその感度を評価
- 溶解律速成分との割合の不確かさから瞬時放出割合を100%とした評価も実施
- 元素依存の核種移行特性は3つのパラメータを同時に10倍、1/10倍に設定

パラメータ	最小値	標準ケース	最大値	単位	
浸出率	燃料マトリクス成分	1.0×10^{-7}	上記グラフ参照	1.0×10^{-4}	1/y
	構造材金属成分	1.18×10^{-5}	1.18×10^{-4}	1.18×10^{-3}	1/y
瞬時放出割合 (IRF)	0	元素ごと	100	%	
OP破損時期	400	4,000	40,000 400,000	年	
緩衝材厚さ	40	70	100	cm	
緩衝材中元素溶解度	$\times 1/10$	元素ごと	$\times 10$	mol/L	
依存核種移行パラメータ	拡散係数	$\times 1/10$	元素ごと	$\times 10$	m ² /y
	分配係数*1	$\times 10$	元素ごと	$\times 1/10$	m ³ /kg

*1 分配係数は小さいほど移行しやすくなる $\times 10$ を最小値、 $\times 1/10$ を最大値とした

⇒ 影響の大きさを人工バリア出口と天然バリア出口のフラックス最大値と比較

まとめ

標準ケース

- 人工バリア出口の核種移行フラックスの経時変化は浸出率と瞬時放出率に律速
- 天然バリア出口では、²³⁸Uのフラックス最大値は総インベントリの差により、燃料デブリがHLWの2倍程度上回ったが、それ以外の核種ではHLWを超えなかった
- 燃料デブリでは有意な量が含有するC-14やI-129が溶出、移行特性ともに影響が大きく、評価上重要

感度解析

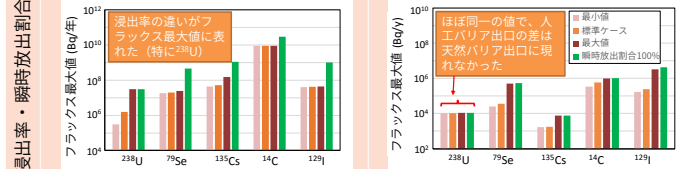
- 浸出率及び瞬時放出割合といった燃料デブリからの核種溶出に係る不確実性の影響が重要（特にFP核種）

- 系列核種は母岩のバリア性能に依存し、母岩のバリア性能が低い場合には浸出率及び瞬時放出割合の変化の影響が現れてくる可能性がある

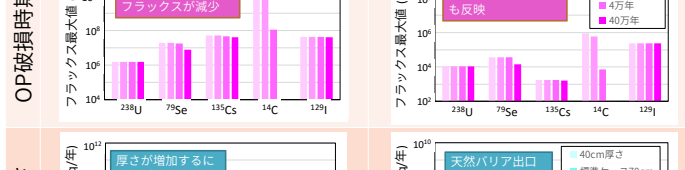
↓

インベントリの大きい²³⁸Uに加え、インベントリの不確か性の大きい燃料デブリ中の¹⁴C及び¹²⁹Iについて、核種の放出時の物理化学的特性の把握が重要

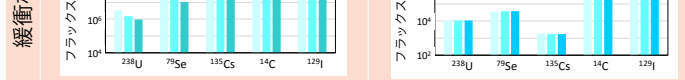
人工バリア出口フラックス



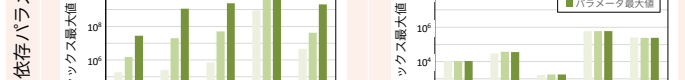
天然バリア出口フラックス



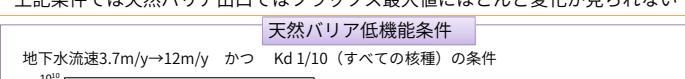
OP破損時期



緩衝材厚さ



元素依存パラメータ



上記条件では天然バリア出口ではフラックス最大値にほとんど変化が見られない



福島第一原子力発電所燃料デブリ処分におけるバリア機能に着目した予察的感度解析

日本原子力研究開発機構 安全研究センター 環境影響評価研究グループ

東京電力福島第一発電所の事故で発生した燃料デブリの処分概念が検討されていますが、その物理的・化学的特性についてはまだ把握されていません。本研究では、燃料デブリ処分に求められるバリア機能を予察的に把握するため、現状の燃料デブリ特性を踏まえつつ不確実性を想定した核種移行の感度解析を実施し、ガラス固化体の地層処分（HLW）と比較しながら、バリア機能の相対的な重要性を検討しました。

解析では HLW と同様の地層処分概念を前提にしつつ、燃料デブリはガラス固化せず直接金属容器に収納して処分することを仮定しました。金属容器のサイズは、TMI-2 での貯蔵容器やガラス固化体のキャニスタの仕様を参考に決定し、人工バリア及び天然バリアの初期設定条件は第 2 次取りまとめと同じとして、標準ケースとしました。燃料デブリは燃料ペレット、被覆管などが熔融して固化したもので、ガラス固化体のように均質で核種が溶出するようなものではなく、不均質なものと考えられています。したがって、廃棄体からの核種放出は、ゆっくりとした浸出率で支配される固結成分と瞬時に放出される不安定な成分の 2 成分に大別しました。その割合は燃料デブリについては十分な情報がないため、使用済み燃料のデータを参考にしました。また、固結した成分の浸出率については、スイスの NAGRA が使用済み燃料直接処分の燃料マトリクスに対する設定を参考に時間変化を与えました。その他、人工バリアについてはオーバーパック閉じ込め期間、緩衝材中の移行パラメータ（溶解度、拡散係数、分配係数の重ね合わせ）、緩衝材厚さを変動パラメータとして設定して、それぞれのパラメータを変化させて人工バリア及び天然バリア各出口における核種移行フラックスを核種移行評価コード GSRW-PSA を用いて算出しました。

その結果、燃料デブリの溶解速度を変化させた場合、主要インベントリである ^{238}U の人工バリア出口でのフラックス最大値は標準ケースに対し 1 桁程度の感度がありましたが、天然バリア出口ではほぼ同一の値となり、他の人工バリアの各パラメータを変化させても天然バリア出口での値に変化は生じませんでした。一方、他の核種に対しては、人工バリア出口のフラックス最大値が IRF に支配されるため標準ケースとの差は 2 倍以内となりましたが、天然バリア出口においては ^{79}Se 、 ^{129}I で浸出率が最大値の場合、標準ケースに対して 1 桁程度高くなりました。このほか、燃料デブリ特有の ^{14}C 、 ^{129}I については、IRF の感度が高く、また、半減期 5730 年の ^{14}C については 4 万年のオーバーパック閉じ込め期間では天然バリア出口でも感度がありました。

これらの結果から、インベントリの大きい ^{238}U に加えて、インベントリの不確実性の大きい燃料デブリ中の ^{14}C 及び ^{129}I についても、核種の放出時の物理化学的特性の把握することが重要であることを示されました。



1F敷地内で限定再利用可能な汚染がれきの放射性セシウム濃度の試算

日本原子力研究開発機構 安全研究センター 環境影響評価研究グループ（発表者：三輪一爾）

本研究は、原子力規制委員会原子力規制庁「平成27年度 廃棄物の限定再利用に関する検討」として実施したものである

はじめに

東京電力福島第一原子力発電所(1F)事故により1F敷地内に発生した放射能汚染されたがれきのうち、屋外集積がれき（コンクリートくず）を資材として線量管理下にある敷地内に限定して再利用（限定再利用）することが検討されている。しかし、現在までに放射線管理下における再利用物からの被ばく線量に関する参考レベルなどは示されていない。そこで本研究では、線量管理下における汚染物質の再利用に関する考え方を構築し、その考え方に沿って、再利用可能な汚染がれきの放射性核種濃度（めやす濃度）の試算を行う。今回の発表ではセシウムを対象核種として行った評価の結果を示す。また、めやす濃度で再利用を行った際の作業員、敷地境界への影響からめやす濃度の妥当性を評価した。

めやす濃度設定の基本的考え方

①前提

- 1F敷地内において作業員は線量管理されており限定再利用を行ったとしても線量限度値を超えることはない
- しかし、再利用により空間線量率が大きく上昇すると、廃止措置作業が制限されるおそれがある
- さらに、敷地外の公衆への被ばく線量増加も懸念される
- 限定再利用による空間線量率上昇をある程度抑制する必要がある

②めやす濃度設定の考え方

限定再利用による作業環境の空間線量率上昇が1F敷地内のバックグラウンド(BG)線量率の変動範囲を超えなければ再利用物からの被ばく線量は一定程度に抑制され、本来の廃止措置作業が大きく制限されることはない。

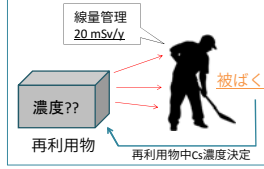


図1：限定再利用による被ばく概念図

③影響評価の対象とする作業員

再利用物が完成した後に再利用物から被ばくをする作業員とする。（再利用に関わる業務（資源化物製作、設置等）に従事する作業員は対象外）

めやす濃度設定の手順

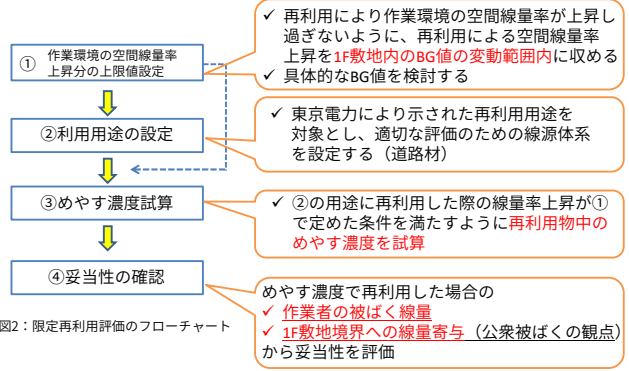


図2：限定再利用評価のフローチャート

④めやす濃度の妥当性の検討

めやす濃度で再利用を行った後に線源（再利用物）に近づく可能性のある作業員を選定し、その作業員への被ばくと敷地境界への線量寄与を評価し、めやす濃度の妥当性を検討する

作業員の被ばく評価

- めやす濃度で再利用を行った後の作業員の被ばく線量を計算

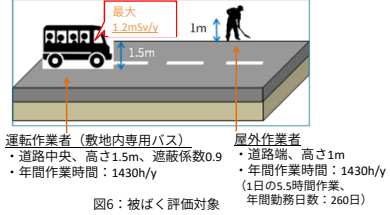


図6：被ばく評価対象

表2：被ばく評価結果

No	舗装形態	用途（放射線源）	年間被ばく線量(mSv/y)
1	アスファルト	路盤材	0.40
2	アスファルト	舗装材	0.47
3	コンクリート	路盤材	0.40
4	コンクリート	舗装材	0.48

年間被ばく線量最大1.2mSv/y
線量限度20mSv/yと比較して十分低かった

敷地境界の空間線量（年間）評価

- 敷地境界における線量目標値1mSv/y（東京電力）
- めやす濃度で再利用を行った際の敷地境界の空間線量（年間）への寄与を評価し、敷地境界の空間線量（年間）が1mSv/yを上回らないか確認する

現状の敷地境界上線量（評価値）（平成27年9月30日）



図7：評価点位置

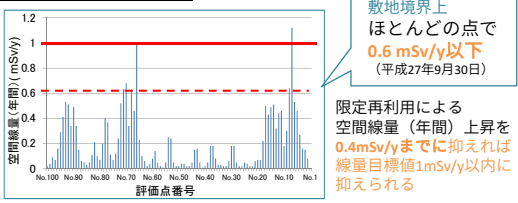


図8：敷地境界上評価点における空間線量（年間）

再利用後の空間線量（年間）

- 500m×500mの区域内の評価点側（敷地境界側）20%を線源と設定
- 線源からの距離ごとの空間線量（年間）を計算（3次元輸送モンテカルロ計算コードMCNP5を用いて外部被ばく線量換算係数を計算）

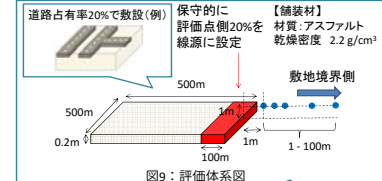


図9：評価体系図

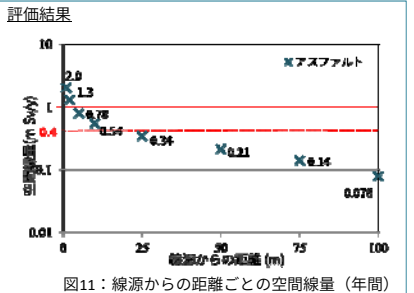
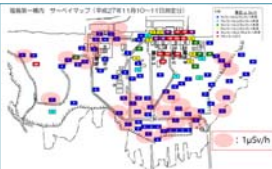


図11：線源からの距離ごとの空間線量（年間）

- 5m離せば1mSv/yを超えない
- 25m離せばBGを考慮しても1mSv/yを超えない

①作業環境の空間線量率上昇分の上限值設定

再利用による空間線量率の上昇を1F敷地内バックグラウンド(BG)線量率の変動範囲内に収める



敷地内BG線量率

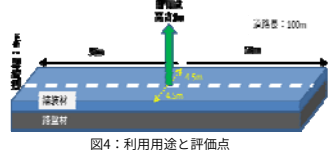
- 原子炉建屋周辺を除くほとんどの点で10μSv/h以内
- 最低値の1μSv/hが広く分布

作業環境の空間線量率上昇分の上限值をBG最低値の1μSv/hと設定

図3：1F敷地内線量分布図（東京電力：福島第一原子力発電所サーベイマップ）

②利用用途の設定（線量評価体系の設定）

東京電力から限定再利用用途として示されている道路材への再利用を想定して評価を実施



評価点における外部被ばく線量換算係数を計算（③めやす濃度の試算に利用）

- ※外部被ばく線量換算係数(μSv/h per Bq/kg)
- ・Cs-134とCs-137が合わせて18g/kgある場合の実効線量
- ・遮へい計算コードQAD-CG02P2を用いて計算
- ・Cs-134とCs-137の比は事故当時を1:1とし、5年後（2016年3月）の比0.209:1を用いる

舗装材としての利用
線源となる舗装材の厚さを技術基準の最大で設定

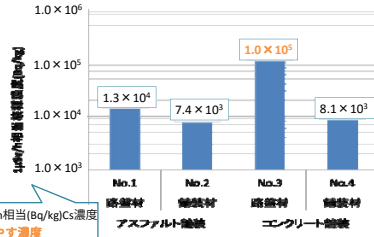
路盤材としての利用
線源となる路盤材の厚さを技術基準の最大、遮へいとなる舗装材の厚さを最小で設定

表1：路盤材・舗装材厚さと再利用部材（黄色網掛け）

No	舗装形態	コンクリートくずの用途（放射線源）	舗装厚さ (cm)	路盤厚さ (cm)
1	アスファルト	路盤材	5	80
2	アスファルト	舗装材	20	-
3	コンクリート	路盤材	15	80
4	コンクリート	舗装材	30	-

③めやす濃度の試算

再利用物による空間線量率上昇分1μSv/h相当の再利用物中のめやす濃度を試算



めやす濃度の計算
空間線量率上昇分1μSv/hを、②で計算した外部被ばく線量換算係数で割ることで、1μSv/hに相当する再利用物中の濃度（めやす濃度）を算出する

再利用用途に応じて、
7,400 Bq/kg ~ 1.0 × 10⁵ Bq/kg

図5：再利用用途ごとのめやす濃度

まとめ

- 作業環境の空間線量率の大幅な上昇を抑制するため、再利用による空間線量率上昇をBG線量率の変動範囲内の最低値1μSv/h以内に抑えることとした。
- 道路材への再利用を想定した際、上記の条件を満たすめやす濃度は7,400~100,000Bq/kgであった。
- めやす濃度で再利用を行った後に再利用物付近で作業をする作業員への年間被ばく線量は最大で1.2mSv/yであり、線量限度20mSv/yに比べて十分低かった。
- 敷地境界の空間線量（年間）は、敷地境界から25m離して道路を敷設した場合BGを考慮しても線量目標値1mSv/yを超えなかった。
- このことから今回試算しためやす濃度の妥当性を確認した。

1F 敷地内で限定再利用可能な汚染がれきの放射性セシウム濃度の試算

日本原子力研究開発機構 安全研究センター 環境影響評価研究グループ

1F 敷地内に保管されている汚染がれきを資源化物として敷地内のある特定の用途に限定して再利用すること（限定再利用）が検討されています。しかし、1F 敷地内では廃止措置に向けた作業に従事する作業者はすべて放射線業務従事者として被ばく線量管理が行われており、こうした状況下において、限定的に再利用される資源化物の濃度の基準を設定した例は国際的にもありません。そこで本研究では、線量管理下における汚染物質の再利用に関する考え方を整備し、その考え方に沿って、屋外集積がれきのコンクリートくずを資源化物として道路材（舗装材、路盤材）に再利用することを想定し、再生利用可能な資源化物中の放射性セシウム濃度（めやす濃度）の試算を行いました。

1F 敷地内の作業者は線量管理がなされており、限定再利用を行っても作業者の被ばく線量が線量限度を超えることはありません。しかし、再利用により空間線量率が大きく上昇すると本来の作業である廃止措置作業が制限されてしまうおそれがあります。さらに、敷地外の公衆への被ばく線量が増加することも懸念されます。したがって、限定再利用による空間線量率上昇をある程度抑制する必要があります。本研究では、現状の1F 敷地内のバックグラウンド（BG）線量率に着目し、汚染がれきから取り出された放射性物質を有する資源化物を使用することによって上昇する空間線量率が、BG 線量率を超えないことを必要条件としました。現在の1F 敷地内サーベイマップから $1\mu\text{Sv/h}$ が広範囲に数多くみられることから、BG 線量率を $1\mu\text{Sv/h}$ と設定しました。この条件に沿ってめやす濃度の試算を行い、さらに算出しためやす濃度で再利用を行った際の作業や公衆への影響から、めやす濃度の妥当性を評価しました。

汚染コンクリートがれきから取り出した資源化物をコンクリート道路あるいはアスファルト道路（幅 9m、長さ 100m）の舗装材あるいは路盤材として利用した場合について、道路中央高さ 1m の位置における線量率が $1\mu\text{Sv/h}$ となるように資源化物中の放射性セシウムのめやす濃度を試算しました。その結果、めやす濃度は再利用用途に応じて $7,400\text{Bq/kg}$ から最大で $1.0 \times 10^5\text{Bq/kg}$ の範囲となりました。また、めやす濃度の妥当性は、資源化物の再利用後に再利用物の付近で作業をする可能性がある作業者と敷地境界への影響から評価しました。作業者の被ばくは最大で 1.2mSv/y で線量限度の 20mSv/y と比較して十分低くなりました。また、敷地境界への影響は、 $500\text{m} \times 500\text{m}$ の敷地の 20% に道路を敷設したとした場合、道路端から 25m 離せばバックグラウンド線量率を考慮しても敷地境界の線量目標値 1mSv/y を超えませんでした。これらの一連の評価から、今回試算しためやす濃度の妥当性を確認しました。