



# 照射後試験施設から発生する廃棄物の 放射能評価手法の検討

-放射化に起因する核種の放射能評価手法について-

2023年9月7日

日本原子力研究開発機構（JAEA） 埋設事業センター  
○出雲 沙理、中村 美月、仲田 久和、坂井 章浩



## 背景と目的

- 研究機関、大学、医療機関、民間企業等において、放射性同位元素(RI)や核燃料物質等が使用され、多様な低レベル放射性廃棄物（以下、「**研究施設等廃棄物**」という。）が発生



試験研究用  
原子炉



照射後試験施設



再処理施設(JAEA)



燃料加工、転換、  
濃縮、製造施設



RI使用施設



加速器施設

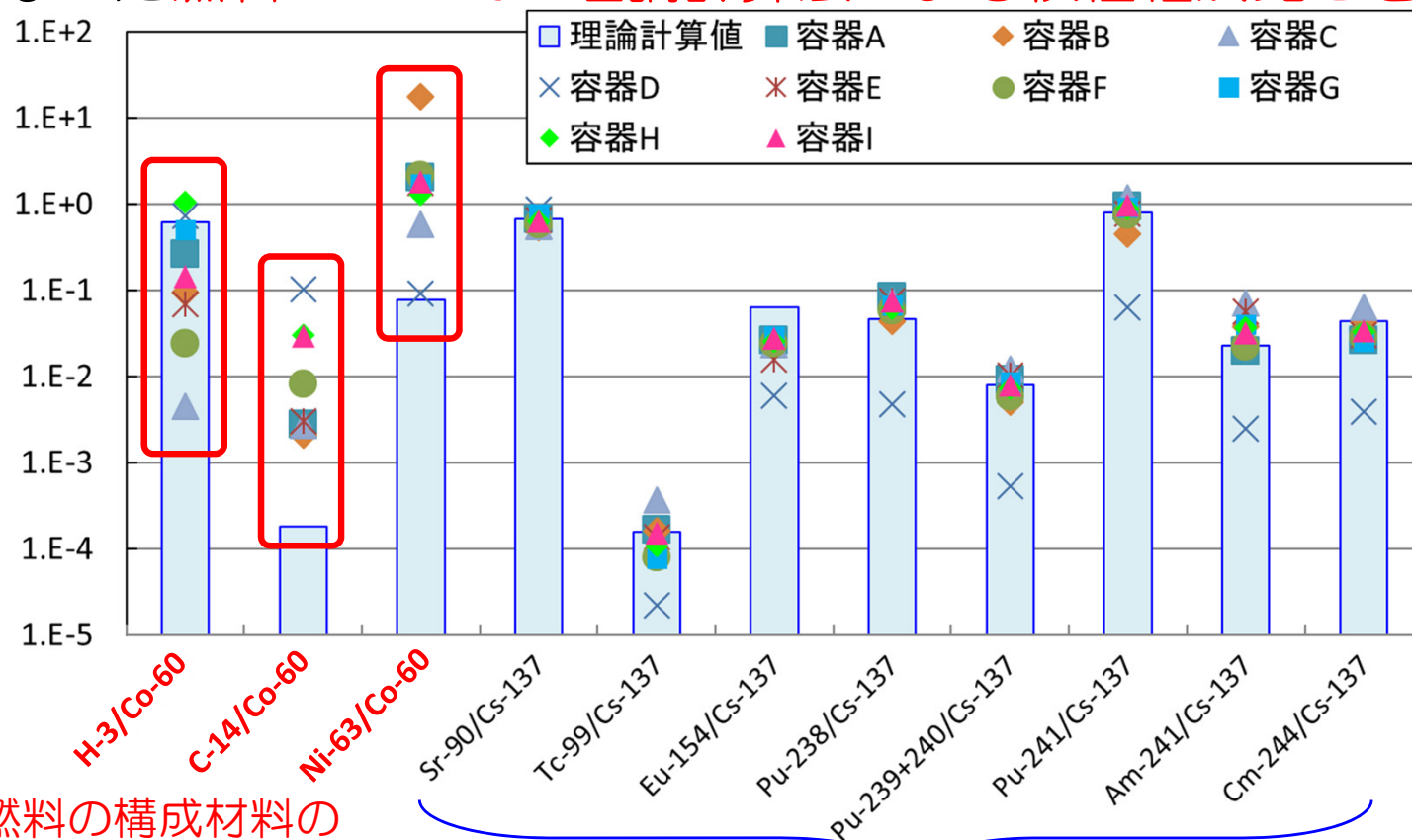
### JAEAが研究施設等廃棄物の埋設事業の実施主体

- 放射性廃棄物を埋設処分しようとする際は、炉規法に基づき、廃棄体に含まれる放射性物質（核種）ごとの放射能濃度を評価する必要がある
- 原子炉施設以外は放射能評価手法が未確立
  - ⇒ **照射後試験施設について、放射能評価手法を検討**



# 先行研究の内容とその課題

- 先行研究※では（株）MHI原子力研究開発（NDC）の照射後試験施設をモデルに汚染源となる燃料を特定できた可燃性廃棄物（容器A～I）の放射化学分析結果と、汚染源となった燃料についての理論計算法による核種組成比とを比較



燃料の構成材料の放射化計算との差が大きく、課題

FP・TRU核種→燃料の燃焼計算とよく一致



H-3、C-14、Ni-63の組成比評価手法の確立に向けて検討



## 本検討の方針

- 先行研究の分析結果において、H-3、C-14、Ni-63に対し、  
放射化に起因する核種の代表であるCo-60との濃度相関の有無について  
t検定を実施

核種	H-3	C-14	Ni-63
有効データ数	9	8	9
相関係数	0.66	0.84	0.96
ts値	2.35	3.84	9.05
t(n-2,1%)	3.50	3.71	3.50
t検定結果	×	○	○



✓ H-3はCo-60と相関なし  
⇒ 放射化以外の生成機構から  
評価方法を再検討する

✓ C-14とNi-63は、Co-60と相関あり  
⇒ 汚染源として、燃料構成材料そのもの  
の放射化ではなく、1次冷却水中の  
放射化クラッド等による汚染の影響に  
ついて確認する



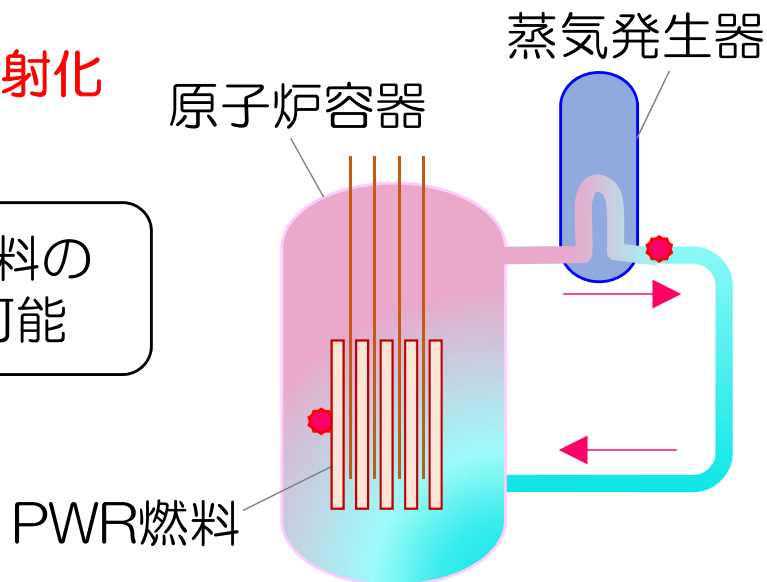
# 燃料構成材料の放射化と放射化クラッドの違い

➤ PWR燃料における「放射化に起因する核種」の生成起源と評価方法

## 起源A

燃料の**構成材料の放射化**

核種組成比は構成材料の放射化計算で評価可能



## 起源B

炉内構造物や給水系配管から1次冷却水中に溶出した腐食生成物が燃料棒表面に付着し放射化  
(放射化クラッド)

- さまざまな材料の放射化計算
- 1次冷却水への溶出量
- 廃棄物に至るまでの核種移行挙動等を考慮する必要がある

同じ1次冷却水中の放射化クラッド等で汚染したPWRの汚染廃棄物(充填固化体)では、廃棄物の放射化学分析を多数実施し、その分析結果から核種組成比(SF)を評価した実績あり

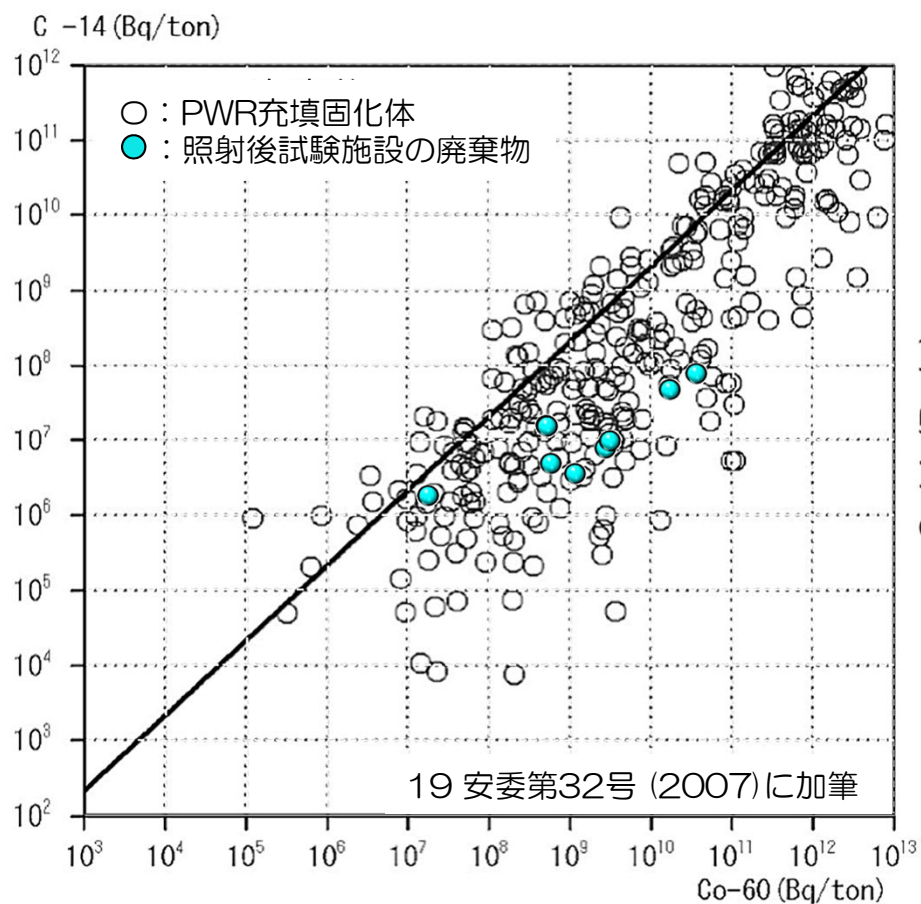
⇒ C-14、Ni-63について、PWRの充填固化体の分析結果と比較することで、**起源B：放射化クラッド等による汚染の影響**を確認する



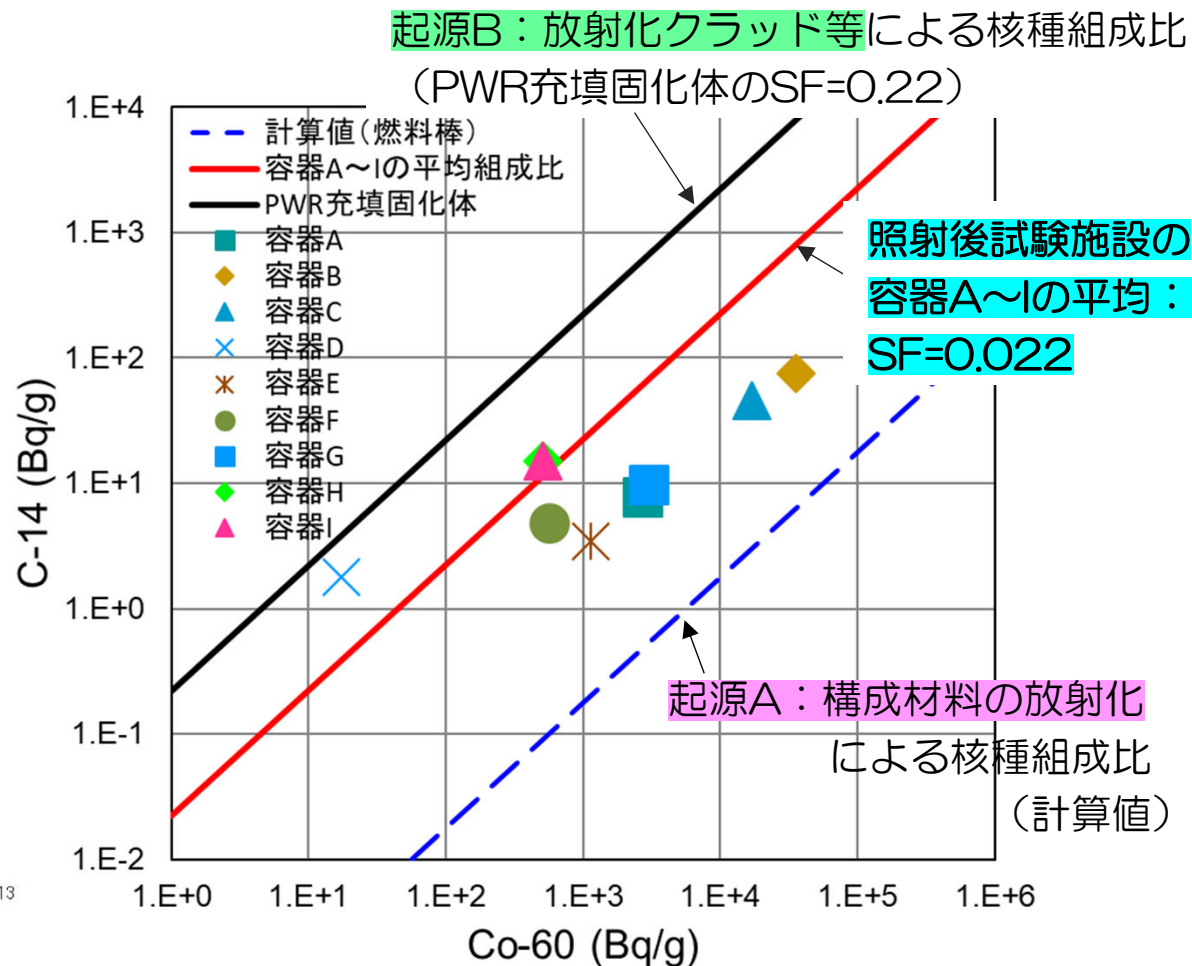


# 放射化クラッド等の影響確認 (C-14)

- PWR燃料の放射化クラッド等による汚染の影響を確認するため、PWR充填固化体におけるC-14の濃度散布図と比較



C-14/Co-60の濃度散布図



C-14/Co-60の濃度相関図

✓ 容器A~IのC-14分析値は、PWR充填固化体の濃度分布に包含されており、汚染源は放射化クラッド等であると推測できる

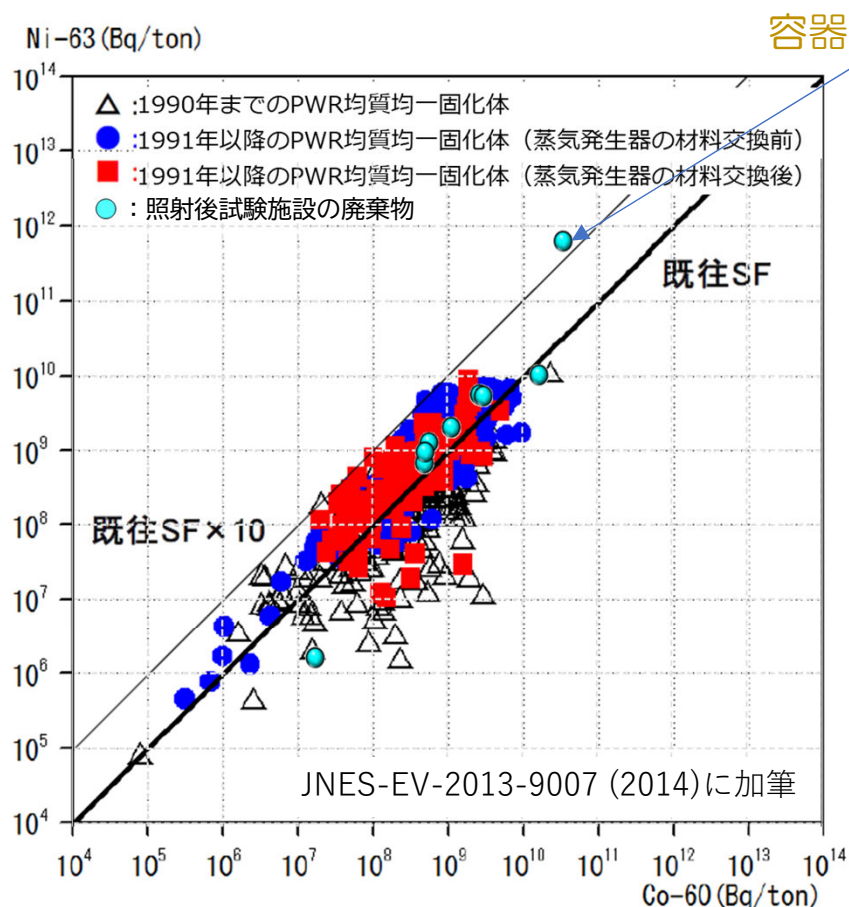


# 放射化クラッド等の影響確認 (Ni-63)

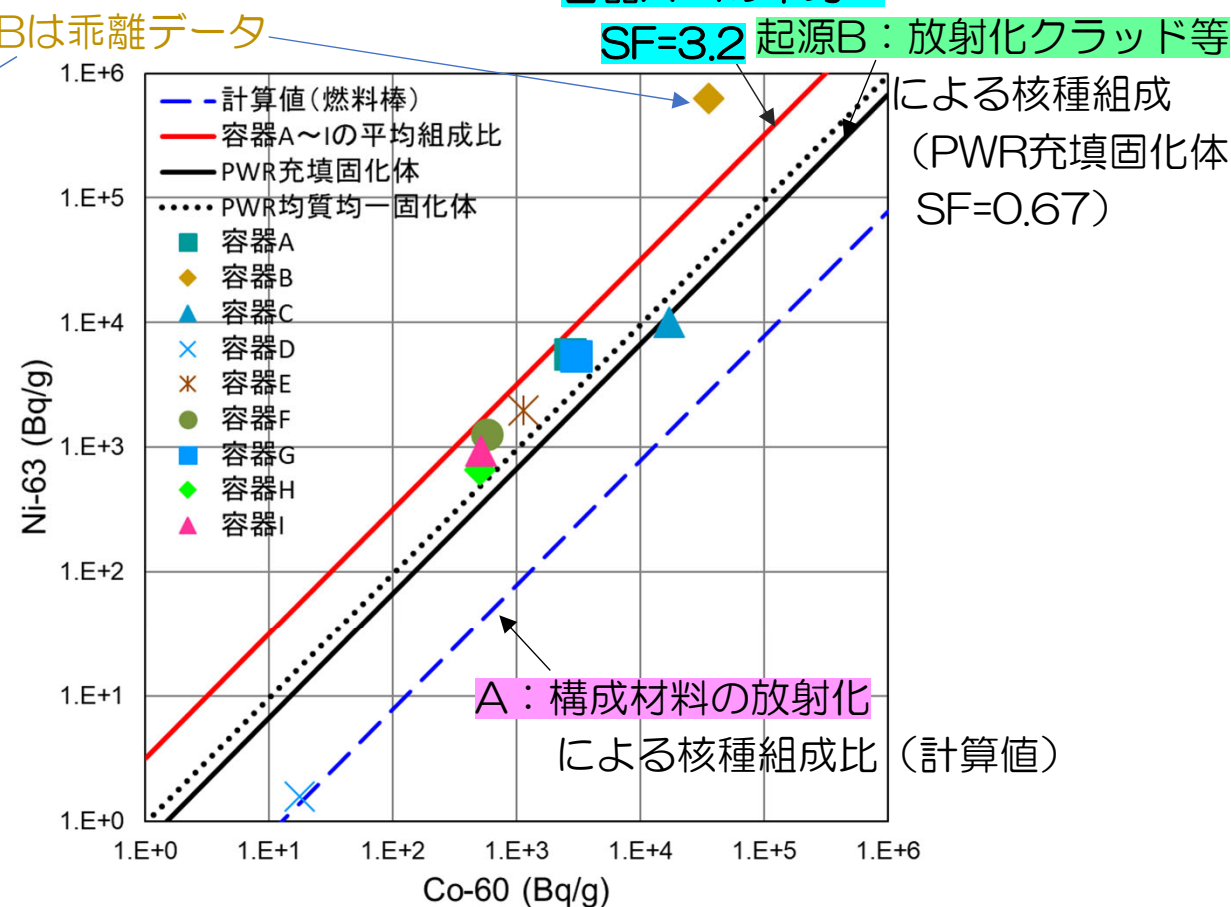
➤ Ni-63は、PWR充填固化体における濃度散布図が公開されていないため、PWR均質均一固化体における濃度散布図と比較

照射後試験施設の  
容器A~Iの平均：

SF=3.2 起源B：放射化クラッド等



Ni-63/Co-60の濃度散布図



Ni-63/Co-60の濃度相関図

✓ 容器A~IのNi-63分析値は、乖離データの容器Bを除けばPWR均質均一固化体の濃度分布に包含されており、**汚染源は放射化クラッド**であると推測できる



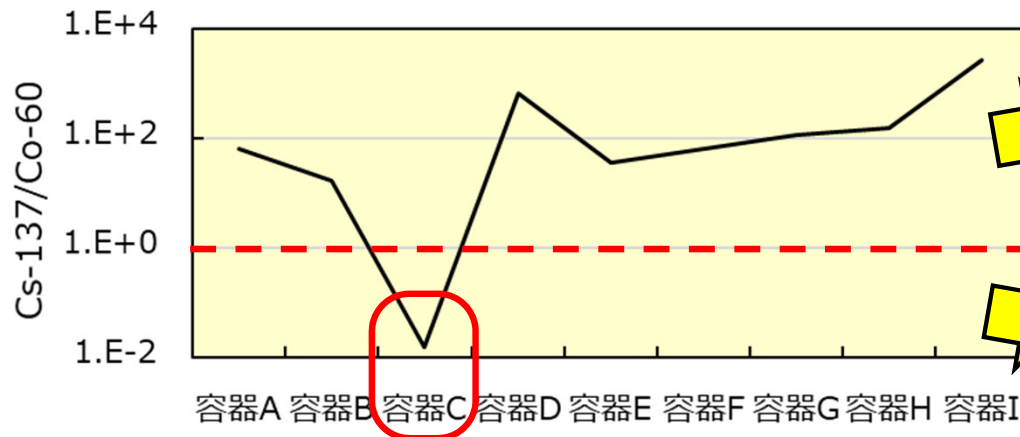
# H-3の生成機構と評価方法

➤ H-3は、Co-60との相関がないため、生成機構から評価方法を再検討した

● PWRにおけるH-3の主な生成機構と濃度傾向

- ① 燃料 (U-235等) の三体核分裂 (計算結果のFP成分) ⇒ Cs-137と相関
  - ② 燃料の構成材料 (Li等) の放射化 (計算結果のAP成分) ⇒ Co-60と相関
  - ③ 冷却水中の重水素の放射化
  - ④ 制御棒中のホウ素の放射化
  - ⑤ pH調整のために添加するLiOHの放射化
- } 冷却水中のH-3濃度は概ね一定  
(PWRの汚染廃棄物の汚染起源)

➤ 照射後試験施設の廃棄物の分析結果で、Cs-137/Co-60を確認



✓ 容器C以外：Cs-137/Co-60 が1以上  
 ①燃料の三体核分裂の寄与が大きいと推測  
 ⇒ 理論計算によるCs-137との組成比を検討

✓ 容器C：Cs-137/Co-60 が1以下  
 ②構成材料の放射化の寄与が大きいと推測  
 ⇒ 理論計算によるCo-60との組成比を検討





# H-3の理論計算法の検討（容器C以外）

容器C以外：Cs-137/Co-60 が1以上  
 ⇒ ①燃料の三体核分裂の寄与と推測し、  
 理論計算法によるH-3/Cs-137を検討

- H-3とCs-137の濃度相関を確認  
 ⇒ t 検定は不合格

有効データ数:	8
相関係数:	0.63
ts値:	1.98
t(n-2,1%):	3.71
t検定結果:	×

- 容器Iが外れ値  
 ただし、算術平均値の下方にあり、理論計算値で  
 保守的に評価することも可能

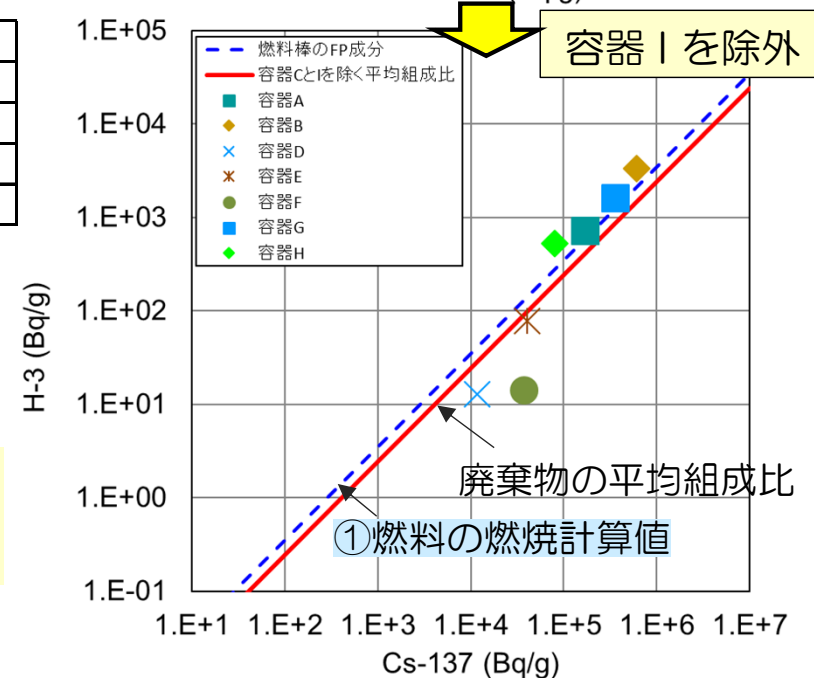
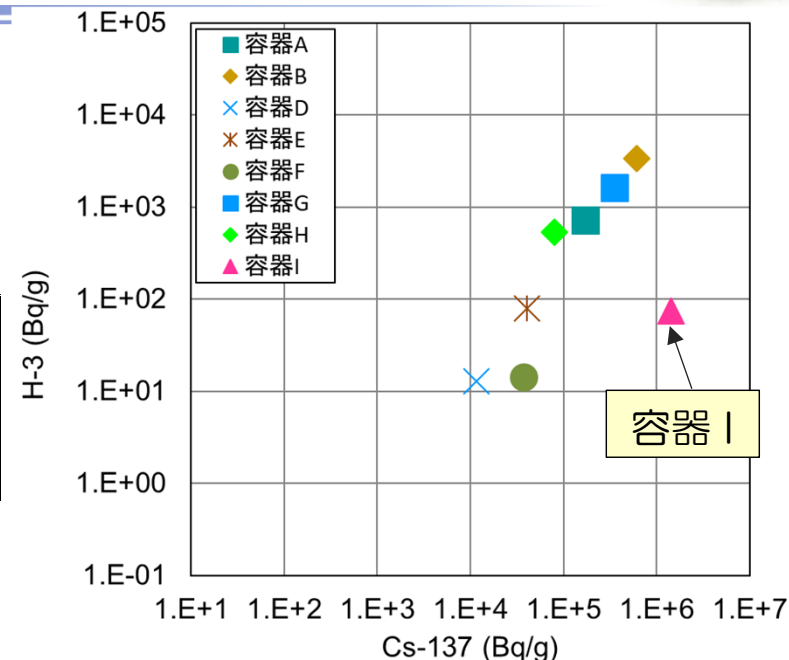


容器Iを除外 ⇒ t 検定は合格

有効データ数:	7
相関係数:	0.94
ts値:	6.30
t(n-2,1%):	4.03
t検定結果:	○

- 濃度相関図を確認  
 燃料の燃焼計算に基づくFPのH-3とCs-137  
 との組成比は、分析結果と良く一致

✓ 容器C以外は燃焼計算によるH-3/Cs-137比  
 で評価可能





# H-3の理論計算法の検討 (容器C)

容器C：Cs-137/Co-60 が1以下

⇒ ② 構成材料の放射化の寄与と推測し、理論計算法によるH-3/Co-60を検討

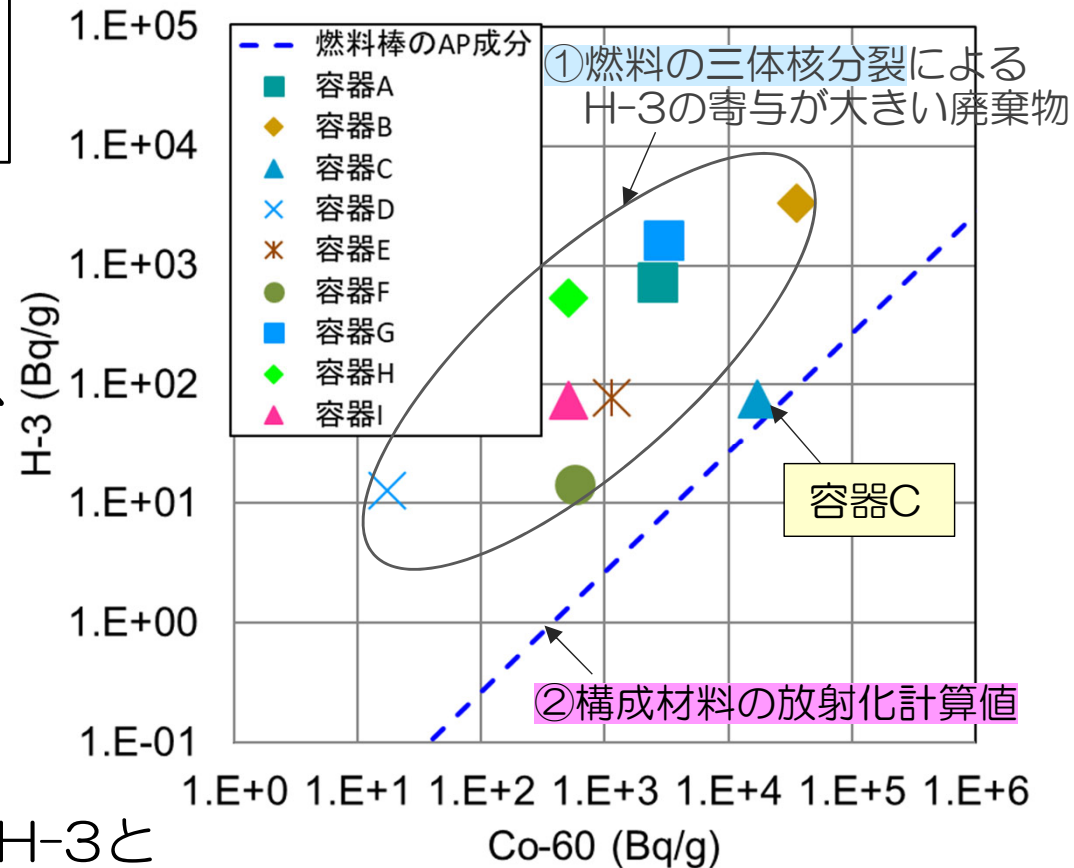
➤ 構成材料について、最新の元素組成データを用いて放射化計算を実施

被覆管（ジルカロイ-4）の元素組成として、2021年6月のJNFL3号埋設申請書の値を用いることで、先行研究ではデータが無かったLiの値が入った最新の元素組成で放射化計算を実施した後、H-3/Co-60を評価

➤ 濃度相関図を確認

燃料の構成材料の放射化計算に基づくAPのH-3とCo-60との組成比は、容器Cの分析結果とほぼ一致

✓ 容器Cは燃料の構成材料の放射化計算によるH-3/Co-60比で評価できる見通し



H-3/Co-60の濃度相関図



➤ 照射後試験施設から発生する廃棄物の放射能評価手法の構築

● 先行研究

✓ FP・TRU核種：分析結果と燃料の燃焼計算結果の核種組成比がよく一致

✓ C-14、Ni-63、H-3

：分析結果と燃料の構成材料の放射化計算結果の核種組成比に相違



● 本検討

✓ C-14、Ni-63：

1次冷却水中の放射化クラッド等による汚染の寄与が大きいため、汚染廃棄物の評価方法を基に評価できると考えられる

✓ H-3：

廃棄物のCo-60とCs-137の放射能濃度を把握することで、放射化と核分裂による生成を考慮した理論計算法の核種組成比で評価できると考えられる

➤ 今後の課題

● Ni-63の分析値の蓄積による照射後試験施設特有のSFの必要性検討

● Co-60が有意な廃棄物におけるH-3の評価法の確認

● 今後の焼却処理による影響も考慮した、廃棄体種類ごとの放射能評価手法の構築

● 本評価法の他の照射後試験施設への適用性検討



# ご清聴ありがとうございました



埋設事業センター パンフレット  
(受付前のブースにて配布中)