

平成 22 年度 バックエンド関連業務報告会資料集

Document Collection of 2009 Debriefing Session for Nuclear Cycle Backend Operation

平成 22 年度 バックエンド関連業務報告会実行委員会

Planning Committee of the 2009 Debriefing Session for Nuclear Cycle Backend Operation

バックエンド推進部門 バックエンド技術開発ユニット

Nuclear Cycle Backend Technology Development Unit Nuclear Cycle Backend Directorate

November 2010

Japan Atomic Energy Agency

日本原子力研究開発機構

本レポートは独立行政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。 本レポートの入手並びに著作権利用に関するお問い合わせは、下記あてにお問い合わせ下さい。 なお、本レポートの全文は日本原子力研究開発機構ホームページ(http://www.jaea.go.jp) より発信されています。

This report is issued irregularly by Japan Atomic Energy Agency
Inquiries about availability and/or copyright of this report should be addressed to
Intellectual Resources Section, Intellectual Resources Department,
Japan Atomic Energy Agency
2-4 Shirakata Shirane, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-1195 Japan
Tel +81-29-282-6387, Fax +81-29-282-5920, E-mail:ird-support@jaea.go.jp

© Japan Atomic Energy Agency, 2010

平成22年度 バックエンド関連業務報告会資料集

日本原子力研究開発機構 バックエンド推進部門 バックエンド技術開発ユニット 平成 22 年度 バックエンド関連業務報告会実行委員会**

(2010年9月3日受理)

バックエンド関連業務報告会は,バックエンド技術開発に携わる研究・技術者が一堂に会して,各分野における研究・技術開発の現状と課題を相互に紹介し,情報交換を行うとともに共通認識を持つことを目的としている。

本報告会では、廃棄物確認技術、廃棄物処理・処分技術、廃止措置技術の3つのセッションにおいて、計15件の発表があり、活発な質疑討論が行われた。さらに報告会終了後、ポスター討論会を開催することにより、より深い議論が行われた。報告会参加者は、計82名であり、ポスター討論会参加者は35名であった。本稿は、発表者から提出された要旨及びプレゼンテーション資料を取りまとめて公表するものである。

原子力科学研究所(駐在): 〒319-1195 茨城県那珂郡東海村白方白根 2-4

※高橋邦明,立花光夫,川戸喜実,亀尾裕,菅谷敏克,臼井秀雄,倉橋健介,島田亜佐子,中 谷隆良 JAEA- Review 2010-048

Document Collection of 2009 Debriefing Session for Nuclear Cycle Backend Operation

Planning Committee of the 2009 Debriefing Session for Nuclear Cycle Backend Operation*

Nuclear Cycle Backend Technology Development Unit
Nuclear Cycle Backend Directorate
Japan Atomic Energy Agency
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received September 3, 2010)

The Debriefing Session for Backend Operation was held by Backend Technology Development Unit of Nuclear Cycle Backend Directorate. The objective is information exchange about current state of technological development in nuclear cycle backend field.

In this debriefing session, 15 announcements were made in three sessions, that is, radioactive waste characterization technology, radioactive waste treatment and disposal technology, and decommissioning technology. After debriefing session, poster round-table discussion was held and significant discussion was generated. The debriefing session participants were 82 people in total, and poster round-table discussion participants were 35 people. The present report compiles abstracts and presentation materials submitted by the speakers.

Keywords: Radioactive Waste, Characterization, Treatment, Disposal, Decommissioning

*Kuniaki TAKAHASHI, Mitsuo TACHIBANA, Yoshimi KAWATO, Yutaka KAMEO, Toshikatsu SUGAYA, Hideo USUI, Kensuke KURAHASHI, Asako SHIMADA, Takayoshi NAKATANI

ii

JAEA-Review 2010-048

目次

1. バックエンド関連業務報告会 プログラム	1
2. 研究・技術開発報告	3
2.1 廃棄物確認技術開発	3
2.2 廃棄物処理・処分技術開発	43
2.3 廃止措置技術開発	77
3. おわりに	. 140
謝辞	. 140

JAEA-Review 2010-048

Contents

1. Program	1
2. Technical Session	3
2.1 Radioactive Waste Characterization Technology Development	3
2.2 Radioactive Waste Treatment and Disposal Technology Development	43
2.3 Decommissioning Technology Development	77
3. Concluding Remarks	140
Acknowledgement	140

1. バックエンド関連業務報告会 プログラム

- 1. 日時: 平成 22 年 5 月 28 日
- 2. 場所:原科研 JRR-1 記念展示館 JRR-1 講義室
- 3. プログラム

開会の辞 9:20

- 3-1 廃棄物確認技術開発 9:30~11:00
- (1) 焼却灰試料に対する放射化学分析

(原科研 バックエンド技術部 放射性廃棄物管理技術課 加藤 健一)

(2) ふげんにおけるクリアランス検認に向けた検討状況

(廃止措置センター 技術開発部 技術開発課 林 宏一)

(3) 研究施設等廃棄物に対する放射能確認方法の検討

(バックエンド推進部門 廃棄物確認技術開発 Gr 辻 智之)

(4) DCA の廃止措置に伴う解体物のクリアランス評価方法の検討

(大洗センター 環境保全部 環境技術課 久田 雅樹)

休憩 11:00~11:10

- 3-2 廃棄物処理·処分技術開発 11:10~14:00
- (1) 化学的脱硝法の工学試験適用にむけた触媒の最適化とプロセス開発 (バックエンド推進部門 廃棄物処理技術開発 Gr 門脇 春彦)
- (2) 東海再処理施設における低放射性廃液のセメント固化技術開発 (核サ研 再処理センター 環境保全部 環境管理課 堀口 賢一)

休憩 12:00~13:15

(3) 澱物類の処理に関する検討状況

(人形峠センター 環境保全技術開発部 環境技術課 大橋 裕介)

(4) 余裕深度処分対象廃棄物の処分に係る検討

(バックエンド推進部門 廃棄物処分技術開発 Gr 菅谷 敏克)

- 3-3 廃止措置技術開発 14:05~16:50
- (1) 製錬転換施設廃止措置プロジェクトの現状

(人形峠センター 環境技術課 高橋 信雄)

(2) ふげんの解体工事等の状況

(廃止措置センター 開発実証課 手塚 将志)

休憩 14:50~15:00

(3) ふげん解体における管理データ評価モデルの適用性の検討

(バックエンド推進部門 廃止措置技術開発 Gr 芝原 雄司)

JAEA-Review 2010-048

(4) SGHWR の廃止措置状況について

(廃止措置センター 技術開発部 技術開発課 中村 保之)

(5) 廃止措置エンジニアリング

(核サ研 Pu センター 環境プラント技術部 廃止措置技術開発課 家村 圭輔)

(6) 遠隔技術開発状況

(核サ研 Pu センター 環境プラント技術部 廃止措置技術開発課 綿引政俊)

(7) 大型廃液貯槽の一括撤去工法

(原科研 バックエンド技術部 廃止措置課 金山 文彦)

閉会の辞 16:50~17:00

ポスター討論 (17:45~18:45) 場所:阿漕ヶ浦クラブ

2. 研究•技術開発報告

本章は、バックエンド関連業務報告会における発表要旨およびプレゼンテーション資料をま とめたものである。

2.1 廃棄物確認技術開発

本セッションでは、H21年度に行われた廃棄物確認技術開発として、4件の報告が行われた。

This is a blank page.

3-1(1) 焼却灰試料に対する放射化学分析

バックエンド技術部 放射性廃棄物管理技術課 加藤 健一

放射性廃棄物管理技術課では、放射性廃棄物の処分にむけて廃棄物の放射能濃度データの取得を進めている。本報告では、代表的な廃棄物の1つである焼却灰の前処理方法について検討を行うとともに、放射化学分析データを取得した。

キーワード: 焼却灰、前処理、廃棄物分析、放射性廃棄物

1. 緒言

研究所等廃棄物の埋設処分においては、埋設しようとする廃棄体ごとに、埋設処分の許可申請書に記載する核種の放射能濃度を評価する必要がある。放射能濃度を評価しなければならない核種としては、二十数核種が挙げられており、多数の核種を分析するためには比較的多量の試料(1~10g)の前処理を行わなければならない。焼却灰は、ケイ酸塩等の難溶解性物質が主成分であり、目的量の試料をホットプレートによる外部加熱法で溶液化するには時間がかかる。そこですでに報告されているマイクロ波加熱法ごの適用を試み、焼却灰分析のための前処理方法の検討及び溶液化した試料を用いての放射化学分析を行った。

2. 方法

焼却灰 1g に硝酸、塩酸を加えて、図 1 に示すマイクロ波加熱装置にて加熱した。マイクロ波加熱条件は 250 W (5 分間)、400 W (5 分間)、650 W (10 分間)、250 W (10 分間)、放冷 (60 分間)とした。試料は、図 2 の前処理フローに従い、ろ液と沈殿に分離後、沈殿は再度マイクロ波加熱装置にて加熱した。その後はホットプレートによる外部加熱法により溶液化を行った。前処理の際に溶け残った沈殿は放射能を測定し、放射性核種の移行率を計算した。また、本法を用いて焼却灰を溶液化した後、放射能分析及び化学元素分析を行った。



図1 マイクロ波加熱装置

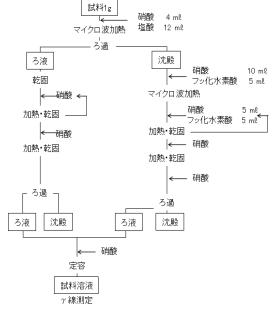


図2 焼却灰の前処理フロー

JAEA-Review 2010-048

3. 結 果

焼却灰の前処理は、マイクロ波加熱法を適用し、ろ液と沈殿に分離後処理することで約1gの焼却灰の溶液化が可能であることがわかった。焼却灰の主要核種は、 60 Co, 134 Cs, 137 Cs, 154 Eu で、主成分は、CaO,Al $_2$ O $_3$,Fe $_2$ O $_3$ であった。

4. 結 言

焼却灰の前処理をマイクロ加熱法により迅速な放射能データの取得ができた。

1) 原賀智子他, プラズマ溶融処理した非金属廃棄物のマイクロ波加熱装置を用いる迅速溶解法, 分析化学, vol55, no.1, 2006, p.51-54.



焼却灰試料に対する 放射化学分析

〇加藤 健一¹ 原賀 智子² 石森 健一郎² 島田 亜佐子² 田中 究¹ 安田 麻里¹

1原子力科学研究所 バックエンド技術部 放射性廃棄物管理技術課 2バックエンド推進部門 バックエンド技術開発ユニット 廃棄物確認技術開発グループ



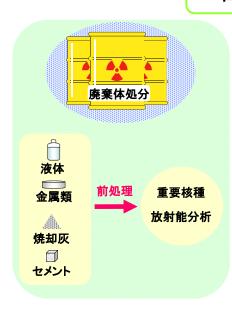
背景

- ・廃棄体の処分廃棄体ごとに放射能濃度の評価を行う
 - ⇒合理的な評価方法の確立 が重要
- ・廃棄物確認技術開発グループ 放射性廃棄物の処分に必要な 分析手法の検討
- ・放射性廃棄物管理技術課 放射能の分析、データ収集 (SF法:核種毎に30試料程度)

評価上重要な核種

核種	半減期(年)	核種	半減期 (年)
H-3	1.23E+01	Cs-137	3.02E+01
C-14	5.73E+03	Eu-152	1.30E+01
Cl-36	3.00E+05	Eu-154	8.50E+00
Ca-41	1.00E+05	Ho166m	1.20E+03
Ni-59	7.50E+04	Np-237	2.14E+06
Co-60	5.27E+00	Pu-238	8.77E+01
Ni-63	1.00E+02	Pu-239	2.41E+04
Se-79	6.50E+04	Pu-240	6.57E+03
Sr-90	2.80E+01	Pu-242	3.76E+05
Nb-94	2.00E+04	Am-241	4.33E+02
Tc-99	2.14E+05	Am-242m	1.52E+02
Ag-108m	1.27E+02	Am-243	7.37E+03
I-129	1.60E+07	Cm-244	1.81 E +01

目的



• 重要核種の放射能分析

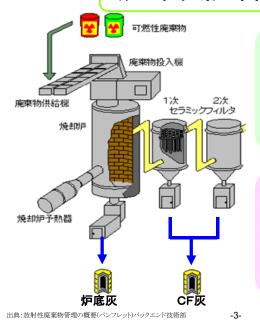
比較的多量(約1~10g) の試料の前処理が必要

- 焼却灰の放射能分析

焼却灰の前処理は未検討 ⇒前処理フローの作成

-2-

焼却灰試料について



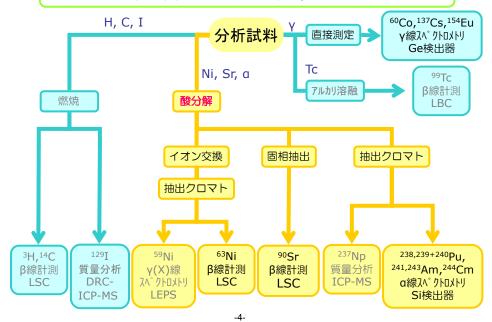
焼却処理施設から生じる2 種の焼却灰の前処理を検討

- •炉底灰
- ・セラミックフィルタ灰(CF灰)

前処理の課題

- ・ケイ酸塩を主要成分とする 難溶解性
- ・比較的放射能が高く 飛散しやすい

焼却灰試料に対する核種分析フロー



前処理方法の検討



マイクロ波加熱装置

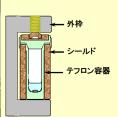
使用の利点

- •作業時間短縮(加熱時間1/3)
- ・前処理量増大(従来法の10倍)
- ・密閉系による汚染拡大防止
- マイクロ波加熱条件の例 250 W (5分間)
 - → 400 W (5分間)
- → 650 W (10分間)
- → 250 W (10分間)









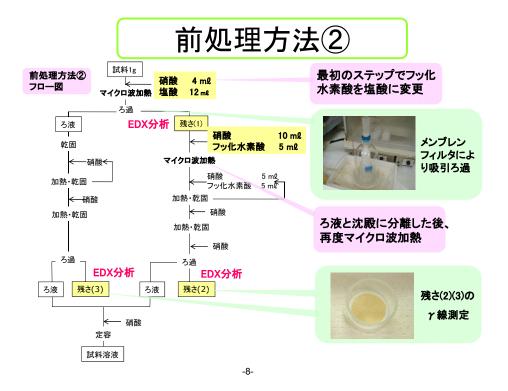
装置外観

容器断面図

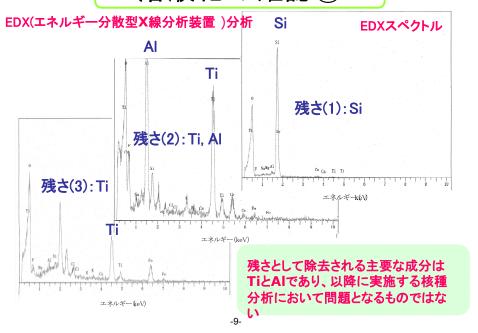
-6-

前処理方法①





溶液化の確認①



溶液化の確認②

放射性核種(60Co, ¹³⁴Cs, ¹³⁷Cs, ¹⁵⁴Eu)の移行率 残さのγ線放出核種の分析結果(炉底灰試料)

++:==	残存	率(%)	試料溶解液への
核種 	残さ(2)	残さ(3)	移行率(%)
⁶⁰ Co	0.2	0.1	99.7
$^{134}\mathrm{Cs}$	1.4	0.1	98.5
¹³⁷ Cs	0.08	0.001	> 99.9
¹⁵⁴ Eu	0.05	0.05	> 99.9

残さのγ線放出核種の分析結果(CF灰試料)

核種	残存	率(%)	試料溶解液への
炒性	残さ(2)	残さ(3)	移行率(%)
⁶⁰ Co	1.1	0.03	98.9
¹³⁴ Cs	0.01	0.98	99.0
¹³⁷ Cs	0.01	0.05	> 99.9
¹⁵⁴ Eu	0.04	0.02	> 99.9

-10-

焼却灰の分析結果

化学組成(主要元素)

(酸化物換算 単位:wt%)

					\ <u>\</u>	1,0 104 01	,,
	CaO	Al ₂ O ₃	Fe ₂ O ₃	Na ₂ O	MgO	ZnO	SiO ₂
炉底灰	26.4	11.2	7.3	2.0	4.6	2.1	-
CF灰	27.6	17.5	3.3	1.6	3.2	2.7	_

γ線分析

(単位:Bq/g)

	⁶⁰ Co	¹³⁴ Cs	¹³⁷ Cs	¹⁵⁴ Eu
炉底灰	88±30	55±3	1780±200	120±20
CF灰	490±90	1220±10	9140±60	960±40

⁹⁴Nb,^{108m}Ag,¹³³Ba,¹⁵²Eu, ^{166m}Hoは検出限界以下 (測定時間:5000秒)

α線,β線放出核種の分析結果

(単位:Bq/g)

		\
	炉底灰	CF灰
⁶³ Ni	265±3	183±3
⁹⁰ Sr	$(2.68\pm0.01)\times10^3$	$(1.52\pm0.01)\times10^{5}$
²³⁸ Pu	203±4	827±11
²³⁹⁺²⁴⁰ Pu	44±2	142±5
²⁴¹ Am	79±4	518±14
²⁴⁴ Cm	200±6	2361±29

-12-

まとめ

- ●不溶解性のCaF₂沈殿の生成を抑制した焼却 灰試料に適用可能な試料溶解フローを作成した
- 焼却灰試料におけるα,β,γ線放出核種の 放射能測定データを取得した

今後の予定

●現在は原子炉系金属廃棄物(JPDR)の前処理 及び核種分析を行っており、今後も埋設処分に 必要なデータ収集を継続していく予定である This is a blank page.

3-1 (2) ふげんにおけるクリアランス検認に向けた検討状況

原子炉廃止措置研究開発センター 技術開発部 技術開発課 林 宏一

原子炉廃止措置研究開発センター(以下「ふげん」という)において、平成22年度中のクリアランス検認の認可に向けて進めているクリアランス対象物の放射能濃度の評価方法の検討状況及びタービン設備の解体撤去物に係るクリアランスの見通しや課題について報告する。

<u>キーワード</u>: ふげん、廃止措置、クリアランス、放射能濃度評価、平均放射能濃度法、核種組成比法

1. 緒 言

「ふげん」では、放射性廃棄物の低減のため、施設解体に伴って発生する解体撤去物等は、クリアランス化し、施設外に搬出する計画であり、平成 22 年度中にクリアランス検認の認可を予定している。このため、クリアランス対象物の放射能濃度の評価方法として、H-3 については平均放射能濃度法、Mn-54、Sr-90、Cs-134、Cs-137、Eu-152、Eu-154、e e (Eu-239、Eu-241)に関しては、Eu-60を主要核種とした核種組成比法を適用することとし、解体撤去済みのタービン設備である第 3、4 給水加熱器を対象としてクリアランス検認の検証を行った。

2. 平均放射能濃度及び核種組成比の設定評価

「ふげん」の汚染性状の把握のため、廃止措置認可後の平成 20 年度より供用が終了した施設、設備から試料を直接採取し、核種分析を進めてきている。これらに加えて、これまでに低レベル放射性固体廃棄物の埋設処分廃棄体の SF 設定のために取得している運転中廃棄物の核種分析結果を使用して、「ふげん」全体を対象とした平均放射能濃度及び核種組成比の設定検討を行い、統計的な評価により相関関係を評価した。また、第 3、4 給水加熱器の核種分析結果及び設定した平均放射能濃度及び核種組成比を用いて、クリアランスレベルとの Σ D/C を評価した。

3. 評価結果

H-3の平均放射能濃度については、「ふげん」全体の施設・設備を対象として設定した場合、重水系、ヘリウム系が算術平均値を押し上げクリアランスレベルを超えることから、これらの系統と区分する必要がある。核種組成比については、FP核種が CP 核種より高い傾向となる気体廃棄系を除いて設定した場合、CP 核種である Mn-54、Eu-152、Eu-154 について統計的な評価により相関関係の成立を確認した(図1)。Cs-134については、検出

限界値以上の有効データ数が少なく、別途、放射能濃度の評価方法を検討する必要がある。一

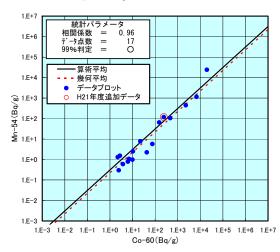


図1 核種組成比の設定検討例(Mn-54/Co-60)

方、FP 核種である Sr-90、Cs-137、全 α については、廃樹脂、濃縮廃液等の均質・固化体用のデータを含めて設定することで統計的な評価により相関関係の成立を確認した。また、第3、4 給水加熱器のクリアランス検認の検証を行った結果、クリアランス判定基準 (Σ D/C<1) を満足する見込み

JAEA-Review 2010-048

が得られた。

4. 結 言

相関関係の成立を確認できなかった Cs-134 の放射能濃度の評価方法を検討するとともに、現在、 未着手である施設・設備の汚染性状の調査を進め、「ふげん」全体の放射能濃度の評価方法を確立し、 今後のクリアランス検認申請に備えていく。



ふげんにおける クリアランス検認に向けた準備状況

一放射能濃度の評価方法の検討ー

報告内容

- クリアランス対象物の放射能濃度の評価方法
- 平均放射能濃度、核種組成比の設定方法
- ・平均放射能濃度の設定評価(H-3)
- ・核種組成比の設定評価 (C-14、Mn-54、Sr-90、Cs-134、Cs-137、Eu-152、Eu-154、全α)
- ・第3、4給水加熱器のクリアランス検認試行
- ・まとめ及び今後の課題



H22.5.28バックエンド関連業務報告会-1

Fugen Decommissioning Project



クリアランス対象物の放射能濃度の評価方法

「ふげん」の主要核種であるCo-60との間に相関性のないH-3については平均放射能濃度法、Mn-54、Sr-90、Cs-134、Cs-137、Eu-152、Eu-154、全 α (Pu-239、Am-241) については、Co-60を主要核種とした核種組成比法を適用

放射性物質	放射能濃度の評価方法				
H-3	平均放射能濃度法				
Mn-54					
Co-60					
Cs-134	全γグループ測定法(核種組成比法) ・Co-80放射能濃度に対する放射能濃度比				
Cs-137					
Eu-152					
Eu-154					
Sr-90	核種組成比法 ・Co-60放射能濃度に対する放射能濃度比				
Pu-239	核種組成比法				
Am-241	- Co-60放射能濃度に対する全α核種の放射能濃度比 ・全αの放射能濃度をPu-239とAm-241の各放射能濃度の相対比で按分				



平均放射能濃度、核種組成比の設定方法

設定に用いる放射能濃度データ

- ①「ふげん」の施設・設備から代表サンプルを採取し、核種分析を行い取得した放射能濃度データ
- ②埋設処分廃棄体用に低レベル放射性廃棄物の核種分析を行い取 得した放射能濃度データ

平均放射能濃度、核種組成比の設定

t検定による相関関係の成立の確認

H22.5.28バックエンド関連業務報告会 -3

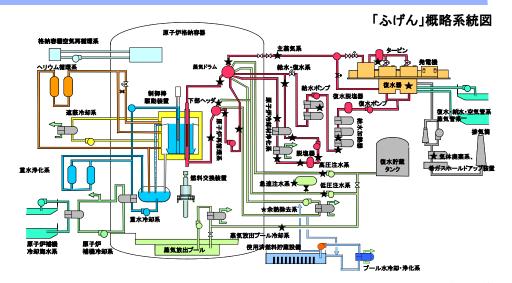
これまでの試料分析実績



	H10	H11	H12	H13	H14	H15	H16	H17	H18	H19	H20	H21	H22~
基本工程			原子烷	戸運転			廃.	上措置 上措置	準備期	間	J	廃止措	置
運転廃棄物調 査			サ:	ンプリ	ング・	測定							
・アスファルト固化体		l							1				
•雑固体廃棄物]						
・その他(濃縮廃液、]							
使用済樹脂他)													
クリアランス調査										サン	プリング	ブ・測定	
•雑固体廃棄物等													
・施設、設備から直接採取													
(解体物からの採取含む)													



施設、設備からの試料採取箇所



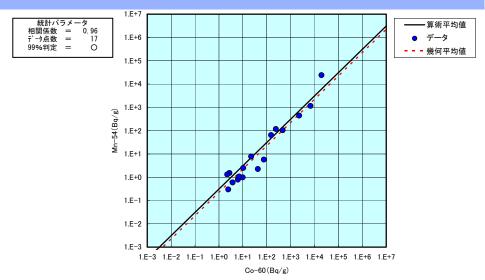
★: 試料採取箇所

H22.5.28バックエンド関連業務報告会 -5

Fugen Decommissioning Project



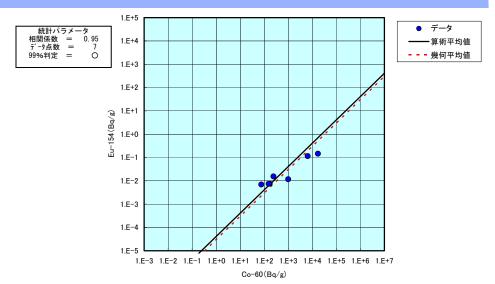
核種組成比の設定評価例(Mn-54)



このプロットは、分析結果を試料発生日直近の解列日に減衰補正したものです。



核種組成比の設定評価例(Eu-154)



このプロットは、分析結果を試料発生日直近の解列日に減衰補正したものです。

H22.5.28バックエンド関連業務報告会 -7

Fugen Decommissioning Project



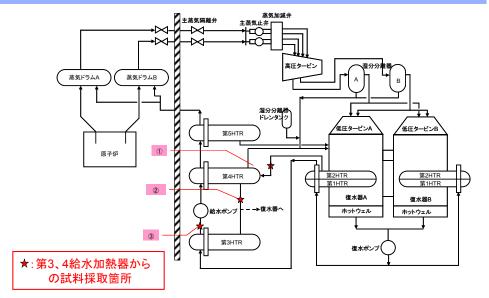
平均放射能濃度及び核種組成比の設定検討まとめ

放射性物質		相関係数	t検定 (99%判定)	備考
H-3平均	放射能濃度	_		
	Mn-54	0.96	0	
	Sr-90	0.78	0	廃樹脂、濃縮廃液等の データを含めて設定
Co−60Ł	Cs-134	-0.04	×	廃樹脂、濃縮廃液等の データを含めて設定
の核種 組成比 Eu	Cs-137	0.73	0	廃樹脂、濃縮廃液等の データを含めて設定
	Eu-152	0.94	0	
	Eu-154	0.95	0	
	全 α		0	廃樹脂、濃縮廃液等の データを含めて設定

平均放射能濃度及び核種組成比は、運転終了した平成15年3月29日時点の値と して設定し、相関関係の評価として t 検定を実施した。



第3、4給水加熱器のクリアランス検認試行(1)



H22.5.28バックエンド関連業務報告会 -9

Fugen Decommissioning Project



第3、4給水加熱器のクリアランス検認試行(2)

核種分析結果による ΣD/Cの評価

管理番号 (1) 第3、4給水加熱器 <u>の蒸気入口配管</u> D/C 2.3E-05 (2) 第3、4給水加熱器 のドレン配管 第3、4給水加熱器 の給水出口配管 試料名称 核種 H-3 8.7E-06 3.9E-06 Mn-54 Co-60 2.1E-03 1.8E-01 Sr-90 Cs-134 Cs-137 3.9E-05 2.3E-03 4.5E-03 4.7E-05 2.2E-03 5.0E-03 Eu-152 Eu-154 1.1E-02 1.1E-02 1.3E-02 1.3E-02 1.0E-02 9.7E-03 1.5E-03 4.4E-05 6.3E-04 1.3E-03 Pu-239 0.21 0.20

設定した平均放射能濃度、核 種組成比による ΣD/C評価

番号	1)	2	3
試料名称	第3、4給水加熱器 の蒸気入口配管	第3、4給水加熱器 のドレン配管	第3、4給水加熱器 の給水出口配管
核種	D/C	D/C	D/C
H-3	2.0E-01	2.0E-01	2.0E-01
Mn-54	1.7E-04	4.7E-04	4.4E-04
Co-60	6.4E-02	1.8E-01	1.7E-01
Sr-90	4.5E-05	1.2E-04	1.2E-04
Cs-134	9.4E-08	2.6E-07	2.4E-07
Cs-137	8.1E-04	2.2E-03	2.1E-03
Eu-152	1.5E-06	4.1E-06	3.8E-06
Eu-154	3.8E-06	1.0E-05	9.8E-06
全 α	2.0E-06	5.4E-06	5.1E-06
ΣD/C	0.27	0.38	0.37
CL判定	0	0	0



まとめ及び今後の課題

- ▶ H21年度までに取得した核種分析結果を用いて、平均放射能濃度、 核種組成比を設定し、 t 検定による相関関係の確認を実施した。
- >Mn-54、Eu-152、Eu-154についてCo-60との相関関係の成立を確認、Sr-90、Cs-137、全 α については、廃樹脂、濃縮廃液等のデータを含めることで相関関係の成立を確認した。
- ▶相関関係の成立を確認できなかったCs-134の放射能濃度評価方法について検討が必要である。
- >全 α のPu-239、Am-241の按分比の設定が必要である。
- >核種分析結果及び設定した平均放射能濃度、核種組成比を用いて第 3、4給水加熱器のクリアランス検認の試行計算を行った結果、クリ アランス判定基準 (ΣD/C<1) を満足する見通しが得られた。
- ▶今後、CL対象核種の放射能濃度データが未取得である重水系、ヘリウム系等の施設・設備の汚染性状の調査を進めて、「ふげん」全体の放射能濃度の評価方法を確立していく。

JAEA-Review 2010-048

3-1 (3) 研究施設等廃棄物に対する放射能濃度評価方法の検討

バックエンド推進部門 廃棄物確認技術開発グループ 辻 智之

研究施設等廃棄物の埋設処分に向けて、セメント・アスファルト固化体の放射化学分析を実施し、 取得した放射能濃度データを基に、セメント・アスファルト固化体に含まれる放射性核種間の相関 関係について調査した。

<u>キーワード</u>: 研究施設等廃棄物、SF 法 (スケーリングファクタ法)、セメント・アスファルト固化 体

1. 緒言 原子力機構の研究施設から発生する放射性廃棄物は、近い将来に浅地中埋設処分の実施が 予定されている。合理的な埋設処分を実施していくとの観点から、廃棄体外部からの非破壊測定が

困難な放射性核種(以下「難測定核種」という。)の濃度を 簡便に評価する SF 法等の合理的な放射能濃度評価方法の 構築が必要になる。本検討では、原科研から発生したセメ ント・アスファルト固化体を例として、取得した放射能濃 度データを基に、セメント・アスファルト固化体に含まれ る放射性核種間の相関関係について調査した。

2. 方法 平成 $10\sim19$ 年度にかけて発生したセメント・アスファルト固化前の濃縮廃液から処理バッチごとに濃縮廃液試料を採取して放射化学分析を実施した。取得した放射能濃度データに基づいて、難測定核種の放射能濃度と原子力発電所における SF 法で Key 核種とされている 60 Co または 137 Cs の放射能濃度との相関関係を相関図及び t 検定により確認した。

3. 結果と考察 濃縮廃液試料の放射化学分析により、18 核種 563 点の放射能濃度データを取得した。原子力発電所と同様に、主に放射化により生成する核種(3 H、 14 C、 59 Ni、 63 Ni)は 60 Co、核分裂生成物及び $^{\alpha}$ 線放出核種(79 Se、 90 Sr、 99 Tc、 129 I、 154 Eu、 237 Np、 238 Pu、 $^{239+240}$ Pu、 241 Am、 243 Am、 244 Cm)は 137 Cs との相関関係を調査した。この結果、相関図からアスファルト固化体に含まれる 129 I、 154 Eu、 238 Pu、 $^{239+240}$ Pu、 241 Am、 244 Cm は 137 Cs との相関関係が見られ、t 検定より相関関係が成立すると判定した(表 1)。 129 I と 137 Cs との相関関係の例を図 1 に示した。一方、十分な数のデータ(20 データ以上)を取得したものの 3 H、 14 C、 90 Sr、 99 Tc は相関図から 60 Co または 137 Cs との相関関係が見られなかった。また、セメント固化体に含まれる核種については、現時点で

表1 アスファルト固化体の結果

核種	Key	データ数	相関性
³ H	⁶⁰ Co	35	В
¹⁴ C		26	В
⁵⁹ Ni		3	С
⁶³ Ni		13	С
⁷⁹ Se	¹³⁷ Cs	7	C
⁹⁰ Sr		45	В
⁹⁹ Te		22	В
¹²⁹ I		43	A
¹⁵⁴ Eu		35	A
²³⁷ Np		7	С
²³⁸ Pu		34	A
²³⁹⁺²⁴⁰ Pu		34	A
²⁴¹ Am		24	A
²⁴³ Am		13	С
²⁴⁴ Cm		46	A

- A:相関図及びt検定の結果から相関関係が成立すると判定。
- B: 相関図から相関関係が成立しないと判定。
- C: 現時点ではデータ数が少数のため判定できなかった。

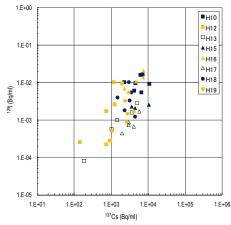


図 1 129I と 137Cs との相関関係

JAEA-Review 2010-048

はデータ数が少数であり、相関図から相関関係が見られなかった。

4. 結言 アスファルト固化体に含まれる 129 I、 154 Eu、 238 Pu、 $^{239+240}$ Pu、 241 Am、 244 Cm は、相関図及 び t 検定により 137 Cs との相関関係が成立すると判定した。 3 H、 14 C、 90 Sr、 99 Tc は、相関図から 60 Co または 137 Cs との相関関係が見られなかった。

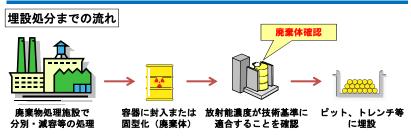


研究施設等廃棄物に対する放射能濃度評価方法の検討

バックエンド推進部門 廃棄物確認技術開発グループ 辻 智之

(JAEA)

背景と目的



■ 廃棄体1体1体について放射化学分析を実施し、放射能濃度を測定することは非合理的



研究施設等廃棄物に対する合理的な放射能濃度評価 方法の構築が必要



検討方法

- 様々な施設から発生した廃液が混合され、均質・均 ーでありサンプリングの代表性が担保されることか ら、セメント・アスファルト固化体を対象とした
- 事前に廃液のインベントリーを調査したところ*、燃料試験施設及びホットラボ施設(照射後試験施設) から発生した廃液が大部分を占めることがわかった

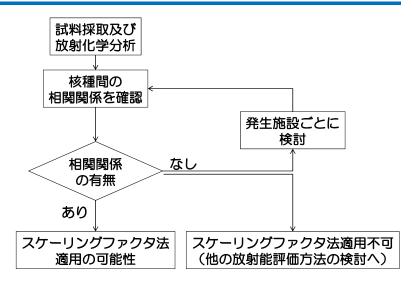


照射後試験施設を代表とする放射能濃度評価方法の 構築の可能性を調査

* 坂井 章浩, 天澤 弘也, 仲田 久和, 他, 研究施設等廃棄物の埋設処分における安全評価上重要核種の選定(その3) - RI・研究所等廃棄物に係る主要放射性廃棄物発生施設毎の重要核種の予備評価-, JAEA-Technology 2010-021, 日本原子力研究開発機構(2010)

(JAEA)

検討フロー





相関関係の調査

採取した濃縮廃液試料について放射化学分析を実施 し、取得した放射能濃度データについて、核種間の 相関関係を調査

本検討では、原子力発電所での適用例に基づいて、

- ●主に放射化により生成する核種については⁶⁰Co 、 核分裂生成物及びα線放出核種については¹³⁷Csと の相関関係を相関図より確認
- ●相関関係が見られた核種については、さらに統計 的手法(t検定)からも相関関係を確認

(JAEA)

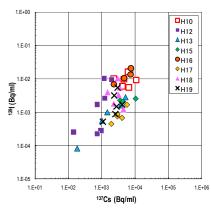
放射能濃度データの取得

- セメント・アスファルト固化体について、固化前の 濃縮廃液から処理バッチごとに56試料を採取(バッ クエンド技術部が採取)
- 濃縮廃液試料の放射化学分析を実施し、18核種 (³H、¹⁴C、⁵⁹Ni、⁶⁰Co、⁶³Ni、⁷⁹Se、⁹⁰Sr、 ⁹⁹Tc、¹²⁹I、¹³⁷Cs、¹⁵⁴Eu、²³⁷Np、²³⁸Pu、 ²³⁹⁺²⁴⁰Pu、²⁴¹Am、²⁴³Am、²⁴⁴Cm)に対し、有 意な563のデータを取得(当グループ及びバックエ ンド技術部が分析)

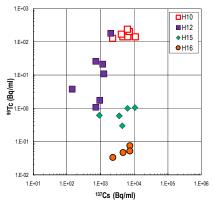
0



核種の相関図



相関関係が見られた ¹²⁹Iと¹³⁷Cs例*



相関関係が見られなかった ⁹⁹Tcと¹³⁷Csの例*

*星 亜紀子, 亀尾 裕, 片山 淳, 他, 研究施設等から発生する均質・均一固化体に対する放射化学分析, JAEA-Data/Code 2009-023, 日本原子力研究開発機構(2009)



相関関係の判定結果

核種	Key	データ数	相関性
³ H		35	В
¹⁴ C	⁶⁰ Co	26	В
⁵⁹ Ni		3	C
⁶³ Ni		13	C
⁷⁹ Se	¹³⁷ Cs	7	C
⁹⁰ Sr		45	В
⁹⁹ Tc		22	В
129 [43	Α
¹⁵⁴ Eu		35	Α
²³⁷ Np		7	С
²³⁸ Pu		34	Α
²³⁹⁺²⁴⁰ Pu		34	Α
²⁴¹ Am		24	Α
²⁴³ Am		13	С
²⁴⁴ Cm		46	Α

(アスファルト固化体に対する相関関係の判定結果)

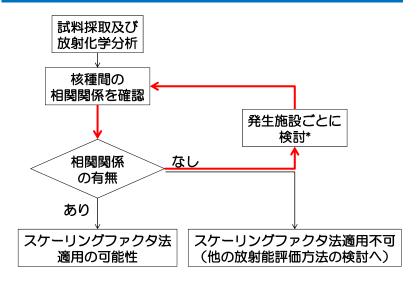
A:相関図及びt検定から 相関関係が成立

B: 相関図から相関関係 が成立しない

C:現時点ではデータ数 が少数のため、相関 関係を評価できない



検討フロー



* 相関関係が見られた核種も含めて発生施設ごとに検討した



発生施設ごとの検討

■ 現在、発生施設における廃液の発生状況、放射能量、 性状、含まれる核種等の調査

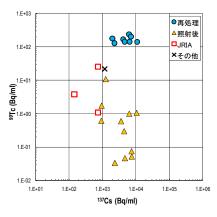


- ●廃液に含まれる発生施設ごとの放射能量の割合から、 再処理施設、燃料試験施設、ホットラボ施設、RI協会 (JRIA)を代表施設として選定
- ●核種の生成機構及び移行挙動が同様と考えられる燃料 試験施設、ホットラボ施設は、照射後試験施設とした
- ●グループ分類は、再処理施設、照射後試験施設、 RI協会(JRIA)とした

10



グループ分類の例



99Tcと137Csの相関図

ブループ分類することで、発生施設の傾向を把握することができた

1



ーまとめー

- 129₁、154_{Eu、238}Pu、239+240Pu、241Am、244Cm のように相関関係が見られる核種もあったが、3H、 14C、90Sr、99Tcのように相関関係が見られない核 種もあった
- ブループ分類したが、99Tc等は相関関係が見られず、 SF法以外の方法の構築が必要であることがわかった
- 今後さらに放射能濃度データを拡充し、放射能評価 方法の構築を検討する必要がある

12

JAEA-Review 2010-048

3-1(4) DCAの廃止措置に伴う解体物のクリアランス評価方法の検討

大洗研究開発センター 環境保全部 環境技術課 久田雅樹

DCAの廃止措置に伴い発生する金属解体物のクリアランス評価方法の検討を行い、Co-60 を キー核種とした y 線測定による評価方法の見通しを得た。

キーワード: クリアランス, 核種組成比法, 寄与割合, Co-60

1. 緒言

大洗研究開発センターのDCA(重水臨界実験装置)は、平成13年9月に全ての運転を終了し、 廃止措置に着手している。今後の解体の本格化に当たって、発生する解体物の放射能濃度を把握した上で、クリアランス評価方法の確立を図る必要がある。

2. 方法

DCAの解体物のうち、内装機器類の金属解体物を当面のクリアランス検討範囲とし、放射能 濃度分布評価を実施している。臨界実験装置の特徴として、照射量が少なく汚染濃度が軽微で あることから、クリアランス検認に必要となる核種組成比を、サンプリングの実測値から直接 設定することが困難であるため、放射化計算をクリアランス評価の主要なロジックとし、サン プリング結果等により放射化計算の信頼性を確認する方法を検討する。

放射化汚染について、放射化計算の信頼性の確認を目的として、生体遮へい体内(炉室内)のDOT3.5 による中性子束及び ORIGEN-79 による放射化計算の計算値を、それぞれ金箔等による空間線量測定、サンプリングによる放射能濃度測定値との比較を行った。二次汚染については、重水系内表面のサンプリングを行い、減速材重水中の放射化物に由来する想定核種の放射能濃度測定を実施した。

3. 結果と考察

放射化汚染濃度評価について、金属解体物中の Co-60 の寄与割合は、金属の材質に関わらず 98% 以上を占めるものと計算評価された。計算評価の妥当性としては、中性子束計算、放射化計算のいずれの段階でも、計算結果は実測値に対して全て安全側評価となることを確認した。内装機器を構成する金属類の放射能濃度の状況としては、アルミニウム及び炭素鋼は大部分がクリアランス可能である一方、ステンレスはクリアランス基準値を満たす領域が極めて限定されるものと評価され、サンプリングにより唯一有意に検出された核種である Co-60 の実測値と傾向がよく一致した。

減速材重水系内表面のサンプリングの結果、重水由来の H-3 のみが検出されたが、クリアランス基準値の 1%未満だった。また、腐食生成物の想定核種は有意に検出されなかったため、二次汚染の寄与がクリアランス評価に与える影響は極めて軽微と評価できる。

4. 結言

DCAの金属解体物中の放射化計算値及びその分布は、実測値に対してよく傾向が一致し、かつ安全側評価となることが確認された。また、Co-60 の寄与割合は極めて支配的と評価されることから、放射化汚染に係るクリアランス判断においては、核種組成比の不確定性に係る裕度を設定する必要性は考えにくいとの見通しを得た。

JAEA-Review 2010-048

今後、放射化計算の詳細な再評価による裕度設定の必要性の判断を下すとともに、Co-60 をキー核種とした γ 線測定によるクリアランス評価方法の構築を図り、クリアランス方法認可申請の準備を完了する。



DCA(重水臨界実験装置)の概要

DCA: Deuterium Critical Assembly

●概要·諸元 出力:1kW 重水減速

(カランドリアタンクと圧力管により新型転換炉の体系を模擬)

●履歴

昭和44年度~平成4年度

新型転換炉開発 臨界体系

平成5年度~13年度

未臨界度測定技術開発未臨界体系

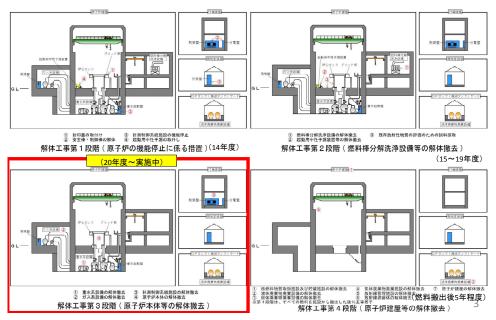
積算熱出力 567kWh

●現状

平成13年9月 全ての運転を終了 平成14年1月 解体届を国に提出 平成18年10月 廃止措置認可



DCAの廃止措置の工程



報告内容

- 1. DCAの廃止措置に伴うクリアランス計画
- 2. DCA解体物のクリアランス評価方法の検討に係るこれまでの 実績と成果
- 3. DCA解体物のクリアランス評価方法の検討結果のまとめ
- 4. 今後の展開

1. DCAの廃止措置に伴うクリアランス計画



5

DCA解体物のクリアランス検討対象範囲

今回の検討対象範囲:

内装機器の撤去工事で発生する金属解体物(放射性廃棄物)のうち 規則33核種の濃度/基準値の総和<1が見込める範囲



想定される汚染の形態とその対象

金属解体物のうち、以下のいずれか(あるいは両方)の履歴があるもの

放射化汚染 <mark>炉心からの中性子照射 → 生体遮へい体内</mark> 二次汚染 <u>減速材重水との接液</u> → 重水系塔槽、配管類内表面

- ・核燃料物質による汚染履歴のある装置類(燃料取扱グローブボックス)は 放射性廃棄物として撤去済み
- ・燃料貯蔵施設設置機器類については今回の検討対象範囲外

解体物となる主な炉内構造物

7

DCA解体物のクリアランス評価方法

●核種組成比法

放射線測定器による測定が困難な核種に対して、測定が可能な核種との相関関係を前提に、測定可能核種との放射能濃度の比率(核種組成比)を用いて放射能濃度を決定

●核種組成比の設定

前例:核種組成比を放射化計算により評価し、実測で検証

炉心付近で採取したサンプル中の複数の核種の放射能濃度比

を検証のために使用

(炉心付近での濃度比をクリアランス対象領域に適用)

DCA: 照射量が低いため、最も放射化放射能濃度の高い炉内構造物を

もってしても核種組成比の実測は不可能

仮に実測値のみで評価を行おうとすると、検出限界値の総和の みで規則33核種の濃度/基準値の総和が1を超えてしまう

→ 放射化計算のみで核種組成比の評価を行う必要がある

2. DCA解体物のクリアランス評価方法の検討に係るこれまでの実績と成果

- (1)放射化汚染評価
- i) 計算評価

DOT3. 5/ORIGEN79による放射化計算評価

元素組成: 文献値(NUREG等) 及びミルシート値を適用

計算結果の例(炉心タンク周辺、評価時点:平成19年4月1日時点)

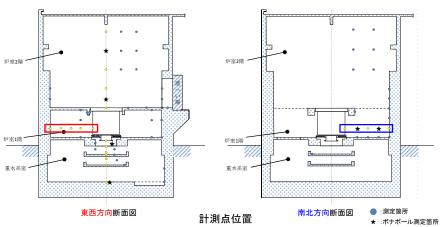
11 51 days (5.17)										
核種	CL基準値(C)	濃度評価値(D) (Bq/g)		D/C			寄与割合 (D/C)/Σ			
	(Bq/g)	アルミニウム	炭素鋼	ステンレス	アルミニウム	炭素鋼	ステンレス	アルミニウム	炭素鋼	ステンレス
Mn-54	0.1	6.9E-05	5.6E-04	4.2E-04	6.9E-04	5.6E-03	4.2E-03	0.1%	0.1%	0.0%
Fe-55	1000	1.9E-01	6.3E+00	4.3E+00	1.9E-04	6.3E-03	4.3E-03	0.0%	0.1%	0.0%
Co-58	1	0.0E+00	6.6E-11	8.8E-10	0.0E+00	6.6E-11	8.8E-10	0.0%	0.0%	0.0%
Co-60	0.1	1.1E-01	7.3E-01	7.8E+00	1.1E+00	7.3E+00	7.8E+01	98.6%	98.3%	99.8%
Ni-63	100	5.4E-04	4.3E-01	5.1E+00	5.4E-06	4.3E-03	5.1E-02	0.0%	0.1%	0.1%
Zn-65	0.1	1.2E-03	3.4E-05	1.5E-04	1.2E-02	3.4E-04	1.5E-03	1.1%	0.0%	0.0%
Cs-137	0.1	3.0E-04	3.0E-06	2.8E-05	3.0E-03	3.0E-05	2.8E-04	0.3%	0.0%	0.0%
Eu-152	0.1	3.6E-12	9.3E-03	5.5E-03	3.6E-11	9.3E-02	5.5E-02	0.0%	1.3%	0.1%
Eu-154	0.1	7.1E-11	6.6E-04	4.0E-04	7.1E-10	6.6E-03	4.0E-03	0.0%	0.1%	0.0%
他24核種	_	_	_	_	4.3E-04	7.6E-03	1.6E-02	0.0%	0.1%	0.0%

 ${\color{red}{\rm Co-60}}:$ 規則 ${\color{red}{\rm 3.0}}$ 核種の (濃度/基準値) の総和への寄与率の ${\color{red}{\rm 98\%}}$ 以上を占める

9

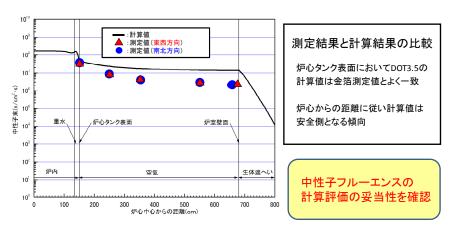
- ii) 計算評価の妥当性の確認
 - ・運転時空間線量分布の計測(~13年度) :フルーエンス計算評価の妥当性確認
- ・放射化汚染に対するサンプリング(16~18年度):放射能濃度計算評価の妥当性確認

(フルーエンス計算評価の妥当性の確認) 運転時空間線量分布の計測



(フルーエンス計算評価の妥当性の確認) 運転時空間線量分布の計測結果の例

(熱中性子、半径方向、炉心中心高さ)



熱中性子束の測定値と計算値との比較(金箔)(半径方向、炉心中心高さ)

11

(放射能濃度計算評価の妥当性の確認) 放射化汚染に対するサンプリング測定

●試料の採取状況例







ステンレス:フランジボルト











炭素鋼:配管サポート

サンプリング測定により検出された核種 (材質毎の最大濃度(Bq/g))

	Co-60
アルミニウム	4.7E-2
ステンレス	3.6E0
炭素鋼	2.1E-1
(クリアランス基準値)	1.0E-1

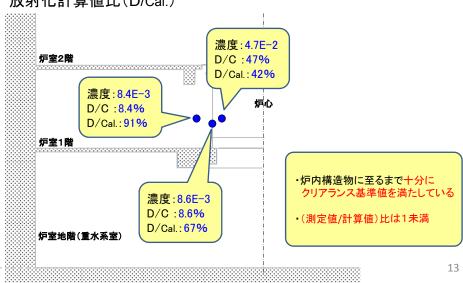
金属からはCo-60のみが検出

→ ・放射化計算の傾向とよく一致 ・計算値との比較はCo-60のみ可能

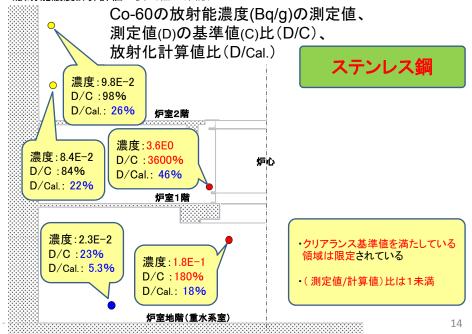
(放射能濃度計算評価の妥当性の確認)

Co-60の放射能濃度(Bq/g)の測定値、 測定値(D)の基準値(C)比(D/C)、 放射化計算値比(D/Cal.)

アルミニウム



(放射能濃度計算評価の妥当性の確認)



(2)二次汚染の評価

- ●汚染源の想定
- (1)核燃料物質に由来するもの
 - •Pu-239、Pu-241、Am-241、及びFP核種 炉室内での漏えい・飛散の履歴なし (定期サーベイでも検出の実績なし)
 - → クリアランス評価方法の考察対象から除外
- (2) 放射化物に由来するもの
 - ・重水の放射化により生成されるDTO
 - ・接液面の構成材(アルミ、炭素鋼、ステンレス鋼)が重水中に溶出し 生成する腐食生成物(主にCo-60)
 - → 重水系内表面への付着を想定

15

二次汚染の測定

- ●重水系内表面のサンプリング
 - ・ 重水との接触履歴が最も長いと考えられる重水ドレン配管内表面等 に対して、サンプリング測定を実施
- ・切り出した配管断面の底面側から金属片試料を採取し、内面側を5g 以上溶解し、溶出液を分析



底面側

ドレン配管(切断前)

ドレン配管(切断後)6個のみ切断

●測定結果

有意値はH-3のみ、最大0.5Bq/g

- ・H-3のクリアランス基準値(100Bq/g)に比べて十分に小さい
- ・腐食生成物の想定核種(Co-60等)は有意に検出されず
- → 二次汚染は極めて少ないと見なせる見込み(クリアランス評価の大勢に影響を与えない)

3. DCA解体物のクリアランス評価方法の 検討結果のまとめ

- (1)放射化計算による評価の妥当性の検討結果
 - ・放射化計算値は実測値を全て上回っている
 - •Co-60の寄与割合は極めて支配的
 - → 放射化計算のみでも核種組成比の評価が行うことのできる見通し
- (2)污染状況調査結果
- ●放射化汚染
- •金属類: Co-60のみが検出
 - → Co-60の放出するγ線を測定対象とするクリアランス評価方法の構築を図る
- ●二次活染
- ・重水系内表面: 重水由来のH-3を検出(腐食生成物の想定核種は不検出) H-3の汚染レベルはクリアランス基準値の1/100以下
 - → 放射化汚染に対して極めて軽微と評価できる
- (3)今回のクリアランス検討対象とした金属解体物に対するクリアランスの見込み

アルミニウム :約30トン → **ほぼ全量** 炭素鋼 :約100トン → **70トン程度**

ステンレス鋼 :約22トン → クリアランス基準値を満たす領域が限定される 1

4. 今後の展開

- (1) クリアランスの実施に向けての実施事項
 - クリアランス評価方法の詳細化(当面の認可申請に向けて)
 - 検認測定装置の製作、検証
 - ・認可申請書の作成、文献・データの整理、準備
 - → 技術的に大きな問題は残ってないものと認識
 - クリアランス材の再利用方策の検討

特にアルミニウムは立地市町村に鋳造業者がないことから困難が予想

- → 他の解体施設との連携を模索しつつ、拠点内外での現実的な再利用に向けた調査、検討を図る
- クリアランス範囲(特にステンレス鋼)の検討

解体時期までの減衰、工程中の解体物保管能力、費用対効果等

も考慮してクリアランス実施の有無及び方法を検討

- (2)第4段階(原子炉建屋の解体)への準備
 - ・建屋解体コンクリートの評価
- (3) 他施設への経験・知見の反映
 - ・国内の他の低照射量施設のクリアランスに対する貢献の可能性

This is a blank page.

JAEA-Review 2010-048

2.2 廃棄物処理·処分技術開発

本セッションでは、H21 年度に行われた廃棄物処理・処分技術開発として、4 件の報告が行われた。

This is a blank page.

3-2(1) 化学的脱硝法の工学試験適用に向けた触媒の最適化とプロセス開発

1:バックエンド推進部門 廃棄物処理技術開発グループ 2:再処理技術開発センター 環境保全部 環境管理課

門脇 春 β^1 、間宮 圭 η^2 、高野 雅 Λ^2 、加藤 篤 η^1 、川戸 喜実 η^1 、目黒 義弘 η^1

高濃度硝酸イオン分解にかかる費用の低減を図るため、PdCu 脱硝触媒の長寿命化・再生技術およびフロー方式脱硝法の開発を実施した。

キーワード:脱硝、PdCu 触媒、触媒再生、高濃度硝酸イオン、フロー方式

1. 緒言

再処理施設における溶媒洗浄などの工程から高濃度硝酸塩を含む廃液が発生する。これをそのまま固形化して埋設処分すると、固化体から漏洩する硝酸塩が環境基準を超えることが懸念される。そこで予めこの廃液から硝酸イオンを除去することが望まれる。このため著者らは早期確立が期待できる触媒と還元剤を用いる化学的脱硝法の技術開発を進めてきた。本法を実用化するためには、触媒費用の削減と反応装置規模の縮小などが課題となっている。本検討では、触媒の長寿命化、使用済み触媒の再生およびフロー方式脱硝法の適用の検討を実施した。

2. 実験

触媒作製: 触媒金属(Pd、Cu)の塩化物を含む水溶液に活性炭を加え、NaBH4によって金属イオンを活性炭上に還元析出させ、PdCu 担持率が $1\sim3$ mmol/g の触媒を調製した。 寿命試験: 6 M NaNO3水溶液 500 mL を反応容器に採り、溶液中の触媒金属量が $1\sim2$ g/L となるように触媒を加え、80 ℃に保った。これに N_2 H4·H2O 197 mL を 4 h かけて滴下した。反応後の NO_3 と NO_2 を定量し脱硝率を求めた。使用後の触媒のみを再利用し、同じ試験を繰り返し実施した。99%の脱硝率を維持できた回数を寿命回数とした。 触媒再生: 性能が劣化した触媒の結晶状態を模擬した触媒から、0.2 M HCl 溶液および 9.9 M H2O2 液を用いて金属溶出し、 $NaBH_4$ を用いて金属イオンを再析出させて、触媒を再生した。 2D-5式脱硝法: 40mm のカラムに触媒を密に充填し 2D0に保った。このカラムに 2D1 N2H4/NaNO3 混合モル比が 2D2 の混合溶液を 2D3 の混合溶液を 2D3 の混合溶液を 2D5 の混合溶液を 2D6 N2H4/NaNO3 混合モル比が 2D6 の混合溶液を 2D7 の混合溶液を 2D8 の混合溶液を 2D8 の混合溶液を 2D8 の混合溶液を 2D9 M H2O2 放射性能を評価した。

3. 結果と考察

これまでに触媒性能低下の主な原因は、硝酸イオンの還元の際の反応熱によって、当初アモルファス状態で担体上に存在する触媒金属微粒子が結晶化するためであることを明らかにした¹⁾。触媒金属にかかる反応熱を制御することにより、触媒の長寿命化を試みた。反応熱の制御を、触媒改良および反応条件制御の両側面から検討した。図1に活性炭担体への金属担持率と触媒寿命の関係を示す。担持率を1 mmol/gから2 mmol/gに増やすことで寿命回数が2倍になったのは、担持率を増すことによって金属微粒子が凝集し、この微粒子あたりの熱容量が増加し、これにより反応熱による金属微粒子の昇温が抑制されたことに因る。一方で担持率が2 mmol/gから

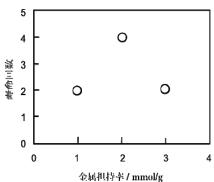


図 1 触媒金属担持率と触媒寿 命の関係

JAEA-Review 2010-048

3 mmol/gで寿命回数が減少したことは、金属微粒子の凝集によって触媒金属の比表面積が減少することで硝酸イオンの分解速度が減少し、所定時間内に硝酸イオンの分解が終了しなかったことで、見かけ上の触媒寿命が減少したと考えられる。脱硝試験に用いる触媒濃度を2倍にしたところ、寿命回数が4.8倍(触媒単位あたり2.4倍)増加した。触媒金属にかかる反応熱負荷が減少したことにより、結晶化が抑制されたためと考えられる。

触媒金属が結晶化し性能劣化した触媒の再生において、金属構造の結晶からアモルファスへの再 構築処理により、合成直後の触媒と同程度の性能を取り戻すことができた。

フロー方式の脱硝試験装置を用いてもバッチ方式と同様に 99%以上の硝酸イオンを分解すること ができた。

4. 結言

反応熱の制御により触媒を長寿命化できること、触媒再生は可能であること、および、装置規模 を圧縮できるフロー方式装置の適用可能性を見出した。

1)門脇、目黒 原子力学会 2010 年春の年会 K49

化学的脱硝法の工学試験適用に むけた触媒の最適化とプロセス開発 (平成21年度)

¹廃棄物処理技術開発グループ、²再処理グループ 〇門脇¹、間宮²、高野²、加藤¹、川戸¹、目黒¹

背景

核燃料サイクル

高濃度硝酸塩廃液

硝酸態窒素除去 脱硝技術開発 脱硝技術

化学的手法による硝酸態窒素の還元除去 $NO_3^- + N_2H_4 \xrightarrow{Pd-Cu} N_2$

硝酸イオンを還元剤ヒドラジンとPd-Cu触媒 により窒素ガスに還元分解する化学的手法

克服課題:短期間で触媒が劣化する

触媒費用 目標 触媒最適化 約14億円/年 プロセス最適化 進捗中の技術開発 核サ研:LWTFにおける廃液の脱硝処理。 H22年工学試験予定。

本研究

- 1. 触媒劣化原因の調査
- ^{平成21年度} 2. 触媒長寿命化の検討
 - 3. 触媒再生の検討
 - 4. 装置規模縮小のためのフロー方式反応装置の検討

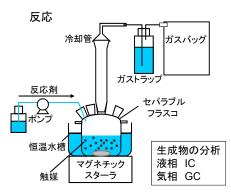
実験

触媒作製(湿式法_無電解法)

Pd,Cu溶液+活性炭粉末

- ← 0.1M <u>EDTA・2Na</u> pH10に調整(5M NaOH添加)
- ◆NaBH₄水溶液滴下
- ◆濾過·洗浄·乾燥 333K

0.7mmol Pd- 0.3mmol Cu /活性炭粉末



反応条件

反応溶液 6 M NaNO₃ 500 mL 触媒 1~2 g-Pd-Cu L⁻¹

還元剤 N₂H₄·H₂O 197 mL 滴下速度 49.2 mL h⁻¹

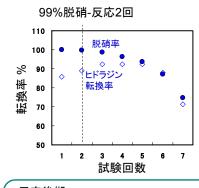
反応温度 80°C 反応時間 5 h

触媒寿命試験

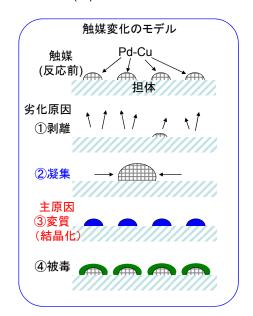
反応溶液を交換し触媒を繰り返し用いる

脱硝試験結果一例 0.7mmol Pd - 0.3mmol Cu (-B)/ AC

脱硝率およびヒドラジン転換率

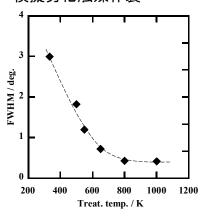


反応後期 脱硝率低下・ヒドラジン転換率低下 脱硝率低下は触媒劣化による



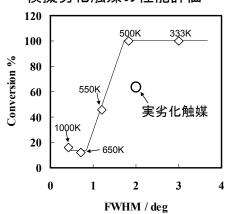
触媒金属の結晶化と触媒性能の関係

模擬劣化触媒作製



模擬劣化触媒の処理温度とXRD-Pd(111)ピーク半値幅(金属結晶性)の関係

模擬劣化触媒の性能評価

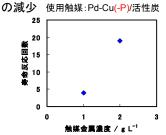


Pd(111)ピーク半値幅と脱硝率の関係

触媒金属の結晶性と脱硝率に相関がある。

反応熱制御による触媒の長寿命化

触媒使用量増加による触媒熱負荷



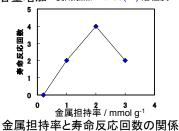
触媒濃度と寿命反応回数の関係

触媒濃度と金属微粒子の 発熱・冷却モデル



触媒濃度が高い程、触媒金属の熱負荷が減少し、 冷却期間が長くなり、劣化の原因となる結晶化が 抑制される。

金属担持量の増加による金属微粒子の 熱容量増加 使用触媒:Pd-Cu(-B)/活性炭



触媒担持率と金属微粒子の昇温モデル



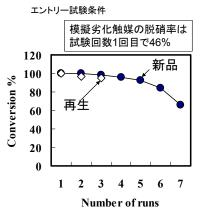
金属担持率が高い程、金属微粒子の熱容量が増加するため温度上昇が抑制され、結晶化が抑制される。一方、比表面積が減少するため、反応速度は減少する。

触媒再生可能性の検討

金属構造再構築のための再生処理

①金属溶出 模擬劣化PdCu(-B)7g (PdCu量 6.4mmol) 0.2M HCl 140mL + 9.9M H₂O₂ 14mL 境拌 333 K, 1h ②再担持 Pd,Cu溶液+活性炭粉末 ← 0.1M EDTA・2Na pH10に調整(5M NaOH添加) ・NaBH₄ 2.9g(100mL水溶液で滴下) ・濾過・洗浄・乾燥 333K 再生Pd-Cu(-B) /活性炭粉末

新品・再生触媒の脱硝反応寿命試験



再生処理により触媒性能が回復した。 再生条件の最適化を実施中。

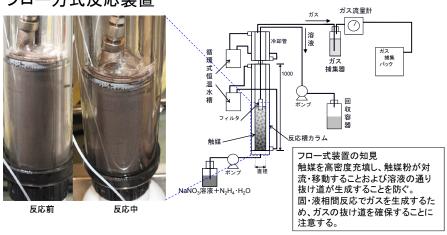
プロセス開発

従来の脱硝装置(バッチ式装置)の難点

- ・装置規模が比較的大きい
- ・反応の制御が困難

装置規模を縮小し、反応制御性を向上する

フロー方式反応装置



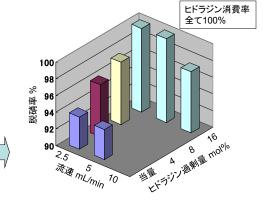
フロー方式脱硝試験結果

短期試験において脱硝率に 影響が小さいパラメーター

- カラム温度
- ・触媒層長さ

影響が大きいパラメーター <u>・流速</u>

・還元剤(ヒドラジン)過剰量



脱硝率に及ぼす流速と還元剤過剰量の関係

いずれの条件においても脱硝率90%以上の処理能力を持つことから、フロー方式の適用可能性が確認できた。 脱硝率99%を得るにはヒドラジン過剰量が16%必要である。 (バッチ方式はヒドラジン過剰量が8%で脱硝率99%)

まとめ

比較的短期で起こる触媒劣化の原因は、反応熱による 触媒金属の結晶化と考えられる。

触媒長寿命化には触媒の反応熱制御が有効である。 触媒の再生は可能である。

フロー方式の適用により装置体積を縮小できる。

今後の展開

実廃液の組成の影響

・触媒寿命に及ぼす反応溶液中の アニオン(廃液由来 SO_4^{2-} および CO_3^{2-}) カチオン(廃液由来 Cs^+ および Sr^{2+} 、SUS材由来 Fe^{n+} および Ni^{2+} など) TBP・DBP(廃液由来) の影響を調べる。微量 Ca^{2+} 等の調査は未定。

・実廃液に含まれるRIの、触媒粉末への濃縮の調査。

触媒再生法

・触媒の再生条件と触媒効率との関係を調べ、最適再生条件を見出す。

フロー方式反応装置

・フロー方式による処理性能・触媒寿命データを取得し、バッチ方式と比較する。

3-2 (2) 東海再処理施設における低放射性廃液のセメント固化技術開発

再処理技術開発センター 環境保全部 環境管理課 堀口 腎一

東海再処理施設から発生する低放射性廃液のうち、硝酸塩廃液について、硝酸根を分解転換する 技術開発が実施されている。硝酸根分解後に発生する炭酸塩廃液を固化するための技術開発を実施 した。

<u>キーワード</u>: セメント固化、炭酸塩廃液、高炉水砕スラグ微粉末(BFS)、低放射性廃棄物処理技術開発施設(LWTF)

- 1. 緒言 核燃料再処理施設では、大量に発生する硝酸塩を主成分とした低放射性廃液を安全かつ経済的に処理処分する必要がある。東海再処理施設において当該廃液は、処分費用低減の観点から核種分離を行い、放射能濃度が低い廃液(硝酸塩廃液)と放射性核種が濃縮された沈殿物を含む廃液(スラリ廃液)に分離し、各々セメント固化する計画である。また、硝酸塩廃液については、環境規制物質である硝酸性窒素に分類される硝酸根を触媒還元法により分解する技術開発が実施されている。還元剤としてヒドラジンとギ酸を用いる場合、硝酸根は炭酸根に転換される。本法の採用で硝酸塩廃液は、炭酸塩を主成分とした廃液(炭酸塩廃液)に転換され固化される。今回は、炭酸塩廃液の模擬廃液を対象にセメント系固化材を用いたビーカーレベルの固化試験及び 2000ドラム缶で実施した実規模混練試験の結果を報告する。
- 2. 実験方法 試験に使用した固化材は、微細な高炉水砕スラグ微粉末(以下 BFS という)を主体とする特殊なスラグセメント及び BFS 単体とした。ビーカ試験では、2種類の固化材について、固化体中の炭酸塩充填率(30、40、50wt%)及び水セメント比(0.8、1.5、1.8、1.94)の 2 因子を変化させた混練試験を実施した。測定項目は、セメント混練物の pH および流動性(フロー値)に加え、セメント固化体の材齢 28 日目の圧縮強度を測定した。更に製作した固化体について、純水による浸漬試験を実施し、浸漬液の pH を測定した。一方、実規模混練試験では、インドラム混練装置を用い、ビーカ試験で得た配合条件の実証及び固化体の均一性を確認した。
- 3. 結果と考察 ビーカ試験において、BFS 単体を固化材に用い、塩充填率 30wt%、水セメント比 0.8 の条件で、10MPa 以上の一軸圧縮強度を発現する固化体が製作できることを確認し、本配合を 実規模混練試験に供した。一方、特殊なスラグセメントを用いた場合、同一の充填率および水セメント比において、BFS 単体使用と比べ流動性が低下した。これは、特殊なスラグセメントに採用される BFS は反応性に富む微粉末であるため、硬化促進作用を持つ炭酸塩の効果が増大し急結傾向を 示したと考えられる。また、浸漬試験の結果、何れの固化材を用いた場合でも浸漬液は pH13 程度 のアルカリ性を示した。

実規模混練試験では、製作した固化体のコアサンプルの一軸圧縮強度および密度を測定したところ、固化体の何れの箇所も一軸圧縮強度、密度のばらつきが小さく均一な固化体が作製できることを確認した。また、コアサンプルの一軸圧縮強度の平均値は、自主基準値である 10MPa を上回る11.8MPa であった。しかし、混練物流動性の指標であるフロー値が、ビーカ試験では 297mm であったが、実規模混練試験では 184mm まで低下する事象が確認された。これは、炭酸塩が 10 水和物を形成することにより、自由水が奪われ流動性が低下することに起因する現象と推察され、実規模混

JAEA-Review 2010-048

練試験体の方がより顕著に発現したと考えられる。今後は、前述の課題を解決し、実機運転条件の 設定及び固化体の処分適合性を確認することが課題である。

4. 結言

固化材として BFS 単体を用いることで、炭酸塩充填率 30wt%の固化体が 2000ドラム缶で製作で きることを確認した。但し、実規模混練試験において流動性が低下した原因を調査し、対応策を検 討する必要がある。

バックエンド関連業務報告会 2010.5.28

東海再処理施設における低放射性廃液の セメント固化技術開発

再処理技術開発センター 環境保全部 環境管理課 堀口 賢一



Ρ1

【背景及び目的】

東海再処理施設から発生する低放射性廃液のうち硝酸塩廃液は、環境規制物質である硝酸性窒素(硝酸根)が大量に含まれる。



触媒還元法(ヒドラジン+ギ酸)を適用した場合、硝酸塩は炭酸塩へ転換される。



模擬炭酸塩廃液を対象としたセメント系固化材を用いた固化試験を実施する。

【報告内容】

- ■炭酸塩廃液のビーカサイズ(250g、3kg)固化試験
- ■炭酸塩廃液の実規模(200ℓ)混練試験
- ■炭酸塩廃液固化体の浸漬試験結果





図 実規模混練試験

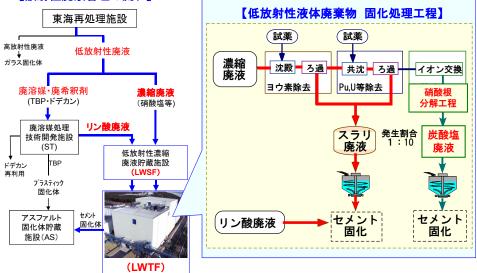
図 浸漬試験



低放射性廃棄物処理技術開発施設 LWTFについて

P2

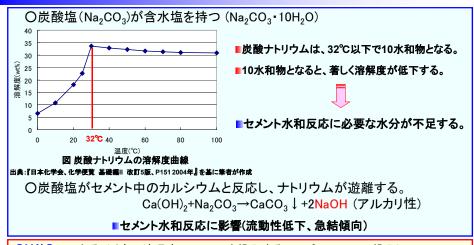
【放射性廃液管理の流れ】





炭酸塩廃液セメント固化の問題点

Р3



【対策】 ■なるべく高い液温度でセメントを投入する。(50℃でセメント投入)

■カルシウム成分の少ない固化材の選定

(高炉水砕スラグ微粉末(BFS)を使用した固化材の適用)



セメント固化試験の概要

P4



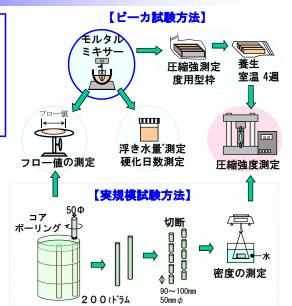
〇フロー値: 250mm以上 〇硬化日数: 1日以内

〇浮き水が無い事

〇圧縮強度(28日): 10MPa以上

「均質・均一固化体の廃棄のための 確認方法」:7.84 MPa以上を基に設定





実規模装置

ビーカ試験

P5

Tokai Reprocessing Plant

【試験内容】

- 炭酸塩廃液固化に適した固化材の選定、最大塩充填率および最適な水セメント比の確認。
- 実規模混練試験に供する配合の選定を行う。

【試験条件】 使用固化材 : -: 高炉水砕スラグ微粉末単体 #4000 (BFS)

特殊なスラグセメント (SC) 「#12000のBFSが主成分」: 30、40、50wt%

塩充填率 : 0.8, 1.5, 1.8, 1.94 水セメント比

セメント投入温度:50℃

模擬廃液 : 炭酸塩 (Na₂CO₃)廃液 pH11.5程度

固化体サイズ: 250g(手混練)

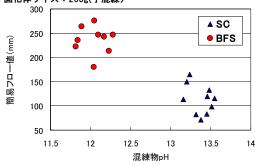


図 セメント材の相違による混練物pHと流動性の相関

【試験結果】

- ■BFSと比較しSCでは同一配合条件でも、混
- 練物pHが高く、流動性が低い傾向となった。 ⇒SCは微細であるため炭酸塩とカルシウム の反応がより進み、高アルカリ化し急結

傾向を示した。

- ■以下の配合で混練することで、基準を満たす ことを確認した。
- 固化材: BFS
- ·炭酸塩充填率:30wt%
- ・水セメント比: 0.8
- (フロー値300mm以上、硬化日数1日、

一軸圧縮強度12.4MPa)

⇒この配合で実規模混練試験を実施する。



実規模混練試験

P6

【試験内容】

■ ビーカ試験で確認した配合の実証試験を行う。

【配合条件】

塩充填率	30wt%				
固化材	BFS#4000				
水セメント比	0. 8				
混練温度	5	l°C			
試験廃液	硝酸根分解済み 模擬廃液 (分解率99%)				
	wt%	kg			
Na ₂ CO ₃	29. 5	100			
NaNO ₃	0. 6	1. 9			
水	31. 1	105. 2			
固化材	38. 9	131.6			
合計	100.0	338. 7			





図 模擬廃液の調整

図 混練後の固化体

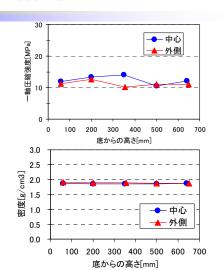


図 コアサンプルの一軸圧縮強度(上図)密度(下図)

■十分な強度を持ち、均一な固化体が作製出来る ことを確認した。



ビーカ試験と実規模試験との比較

P7

表 ビーカ試験と実規模試験との試験結果の比較

項目	ビーカ試験 (3kg大)	実規模試験 (300kg大)		
混練前 H 混練後 H	11.7(53℃) 13.0(37℃)	11. 3 (50°C) 12. 9 (44°C)		
フロー値 (mm)	300	184		
硬化日数	1日	1日		
一軸圧縮強度 (28日後)	15. 9	11.8 (平均値)		

【フロー測定写真】





ビーカ試験

実規模試験

■一軸圧縮強度、硬化日数は同等■流動性が実規模では極端に低下

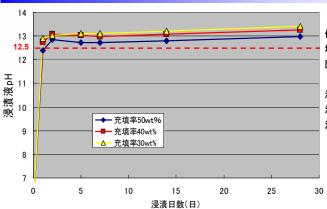
【原因】

- ■流動性の低下は、炭酸塩の含水塩化やアルカリによる急結が考えられる。
- ■規模の大小によりなぜ流動性に違いが現れるのか不明。
 - ⇒装置の撹拌性能差、温度分布の違いが関連しているのか?



固化体浸漬試験

P8



【試験条件】

使用固化材 : BFS (#4000) 塩充填率 : 30、40、50wt%

固化体養生日数 : 365日

(気中養生)

液固比(V/S) : 10 浸漬液温度 : 室温 浸漬液交換 : なし

【固化体外観】

塩充填率30wt%





浸渍試験前

試験前 浸渍試験後

【試験結果】

- ■浸漬液pHは、塩充填率に拠らずほぼ同一となる。
- ■浸漬1日目から浸漬液pHは13を超え、徐々に上昇する。
- ■充填率30wt%の固化体では、浸漬後も崩れることは無かった。

Tokai Reprocessing Plant

まとめ及び今後の課題

Р9

成果のまとめ

【ビーカ試験】

- 高炉水砕スラグ微粉末を固化材に使用することで、炭酸塩廃液を固化できる条件を 確認した。
- 塩充填率30wt%、水セメント比0.8の配合で評価基準を全て満足することを確認した。

【実規模試験】

- 200Lドラム缶で、十分な強度を持ち、均一な固化体が作製出来ることを確認した。
- ビーカ試験に比べ流動性が著しく低下した。

【浸漬試験】

· 浸漬1日目からpH13程度のアルカリ性を示す。

今後の課題

- ■実規模大での流動性低下の原因を調査し、実機での運転条件を検討する。
- ■炭酸塩廃液固化体の処分適合性について確認する。

This is a blank page.

JAEA-Review 2010-048

3-2(3) 澱物類の処理に関する検討状況

人形峠環境技術センター 環境保全技術開発部 環境技術課 大橋 裕介

人形峠環境技術センターにおける澱物系廃棄物の処理技術について、ウラン回収処理及び、セメント固化試験の検討状況を報告する。

キーワード: 澱物,トレンチ処分,湿式処理、セメント固化

1. 緒言

人形峠環境技術センターでは、製錬転換施設及び濃縮施設での技術開発により、ウランを含有する 澱物類が発生している。転換技術開発で発生した澱物類は、ウランを同伴したフッ素、HF ガスを中 和処理した後の転換系中和沈澱物、UF₆ を吸着した NaF 吸着剤等が主である。これらスラッジ類の 内、ウラン量の少ないものについては現状のままセメント固化等の処理により廃棄体化する。ウラ ン量の多いものについては、資源の有効利用、保障措置上の観点からウラン回収を行い、処理に伴 い発生する残渣を廃棄体化する。本試験では実廃棄物及びコールド剤を用いてウラン回収・廃棄体 化について検討した。

2.試験

①ウラン回収試験

製錬転換施設で発生した、中和沈澱物、NaF 吸着剤、アルミナ吸着剤、ろ過剤(珪藻土)について、塩酸1N または硝酸 1N、純水を用いて固液比 1:10~1:50、室温、2h で澱物類を溶解した。その後、溶解液については、過酸化水素を添加してウランを沈澱回収し、残った溶液は中和処理し、更にろ液を乾固した。この一連のプロセス(基本プロセス)における残渣発生量及び残渣中のウラン量を確認した。

②セメント固化試験

NaF 吸着剤、ろ過剤、アルミナ吸着剤、流動媒体等のコールド 剤について、充填率とセメント水比をパラメーターとして、高 炉セメント及びポルトランドセメントにより、固化範囲確認試

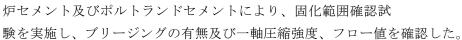




図1 澱物類の外観

3. 結果

①ウラン回収試験

塩酸 1N において、固液比 1:50 で試験を実施した結果では、中和沈澱物、NaF 吸着剤については、99%以上のウランが溶解した。珪藻土、アルミナ吸着剤については、98%のウラン溶解率が得られた。また、NaF 吸着剤については水でも 99%以上のウランが溶解した。

②セメント固化試験

NaF 吸着剤、アルミナ吸着剤、流動媒体については、充填率が 50~60%でも固化可能な条件を確認できた。また、珪藻土は固化範囲が非常に狭く、高炉セメントでの最高充填率は 24.3%であった。また、試験対象澱物の固化体は 1.47MPa 以上の強度を有することが確認された。

JAEA-Review 2010-048

4. 結言

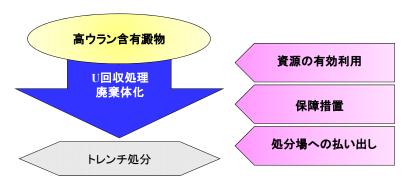
本試験結果より、澱物処理についての成立性を確認するとともに、澱物からウラン回収をした場合に発生する廃棄体発生量を試算した。

澱物類の処理に関する検討状況

人形峠環境技術センター 環境保全技術開発部 環境技術課 大橋 裕介

背景(1)

製錬転換施設やウラン濃縮施設等のウラン取扱施設で発生する廃棄物には、コンクリート、金属、澱物等がある。澱物については、研究・開発の過程で発生する中和澱物、ウラン吸着剤(NaF)、流動媒体(γ-アルミナ)等があり、ウラン含有量が高い。これらは、ウランを回収し資源の有効利用を図ると共に、処理残渣等は固型化してトレンチ処分する方針である。



⇒処分場の受け入れ容量,廃棄体仕様を考慮した上で実現可能なウラン回収 プロセスを検討する必要がある。

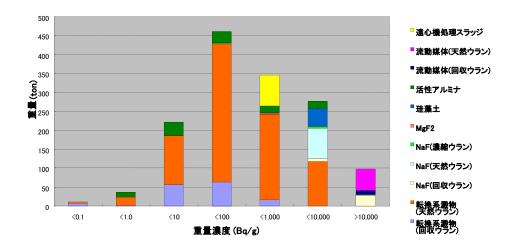
背景(2)

廃棄物の性状と形態

流動媒体	UF ₄ 粉体をUF ₆ ガスに転換する際に使用する流動媒体(焼結アルミナ)
活性アルミナ	転換オフガス中のF ₂ ガスの吸着剤
	濃縮オフガス中のUF ₆ 及びHFガスの吸着剤
珪藻土	イエローケーキを溶解したウラニル溶液中の不溶解残渣 を除去するろ過助剤
MgF ₂	UF ₆ ガス中のFP元素の吸着剤
NaF	転換及び濃縮オフガス中のUF ₆ ガスの吸着剤
転換系中和沈澱物	ウランを含むフッ素廃液の中和処理時に発生したスラッジ
遠心機処理スラッジ	遠心機処理廃液の処理で発生するスラッジ

背景(3)

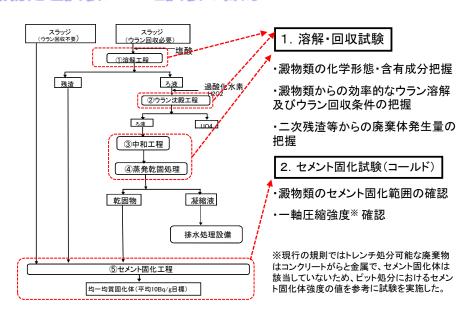
転換・濃縮ウラン系廃棄物(澱物類)の濃度分布



背景(4) 澱物類処理の検討状況

	処理法	特徵	判定	課題	共通課題	
湿式	塩酸処理法	○転換中和澱物のウラン濃度の高い試料(10wt%以上)を用いた基礎試験の結果、固液比1:10 の条件でウラン溶解率99wt%、ウラン沈殿率98wt%等の基礎データを取得。 ○塩素イオンについては、排出基準が無いため、微量U、Fを除去して放出することにより二次廃棄物を削減できる可能性がある。	0	○流動媒体等に含まれるUF₄及びUO₂ 等については、十分な溶解率が得られないため条件の検討が必要。	○全スラッジに対 する溶解度、ウラン か、力量を変変がある。 か、力量を である。 である。 である。 である。 である。 である。 である。 である。	
	硝酸処理法	○化学形態によっては硝酸は塩酸よりもU溶解性が高い。 ○再処理と同様の硝酸溶液からのウランの溶媒 抽出技術も利用できる可能性がある。	Δ	○硝酸に起因するNO3イナンは排出基準が厳しいため、分解技術または再利用技術が必要 ○セメント固化工程に硝酸根が混入しないプロセス設定が必要	〇セメント固化体 とする場合の固化 条件の確定	
	有機酸処理 法 (ギ酸、シュウ 酸、クエン酸 等)	○有機酸は、塩酸・硝酸などの無機酸と比較し、 分解するとC.O.Hの簡易な環境に優しい元素に なり、河川放出が容易になる。 ○有機酸は塩酸・硝酸に比べて溶解性が劣るた め、十分なウラン溶出率を担保することができな し。	×	○有機酸分解技術の確立が必要 ○溶解度、ウラン抽出率の向上が必要		
	フッ化揮発法	\bigcirc CIF ₃ ガスを用いて、ウランをUF ₆ ガス化して回収し、UF ₆ の売却が可能 〇大量の二次発生ガス(SiF4、SO2F2、SF6等が発生し、爆発性ガス(CI2O2)の発生の可能性がある。	×	〇オフガス処理、CIF3ガス再生技術の確立が必要である。	〇現在開発途上 の技術であり、実 用化までにかなり の時間を要する。	
	溶融電解法	○スラッジに塩を加えて、溶融電解して金属ウラン又は酸化ウランとして回収 ○廃液が発生しない	×	○全ての澱物について適用の可能性 は検討されていない。 ○装置の大型化が困難		

澱物処理試験フローと試験の目的

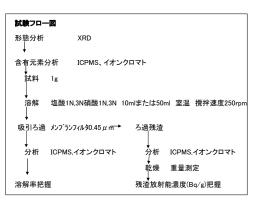


組成分析結果



溶解試験

・ウラン溶解試験条件



①酸溶解試験

	固液比	塩酸·硝酸 濃度(N)	澱物使用 量(g)	マスキング 剤	溶解温度	攪拌時間 (h)	攪拌速度 (rpm)
転換系中和澱物	1:10	1	1	AICI3 モル比 AI/F=0.644	常温	2	250
NaF、アルミナ、珪藻 土	1:50	1	1	なし	常温	2	250

•硝酸溶解試験結果

澱物種類		成分	S-b dri		溶解液			291.44-26		不溶解残	
	U含有 率 (%)	Bq/g	試料 性状	酸濃度	液量 (ml)	固液比	攪拌時間	澱物溶 解率 (%)	U溶解 率(%)	渣ウラン	DF
転換系中 和澱物	16.5	4290	固形物水分あり	1N	10	1/10	2h	99.7	99.9	983	795
411/18X 123	16.1	4.2E+03	粉末水分なし	1N	10	1/10	2h	91.4	97.9	972	49.0
NaF高濃度	20.0	5.2E+03	粉末	1N	50	1/50	2h	87.8	99.7	144	296
NaF低濃度	2.90	7.5E+02	粉末	1N	50	1/50	2h	81.9	99.2	31.8	132
珪藻土	9.28	2.4E+03	粉末水分なし	1N	50	1/50	2h	33.0	96.8	115	31.2
アルミナ	9.11	2.4E+03	粉末	1N	50	1/50	2h	83.9	98.6	209	70 1



澱物溶解後



澱物不溶解残渣



NaF溶解後



NaF不溶解残渣



珪藻土溶解後



珪藻土不溶解残渣



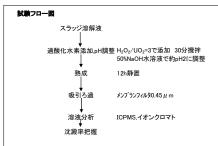
アルミナ吸着材溶解後



アルミナ吸着材不溶解 残渣

U回収試験

(1)U沈澱試験結果(塩酸処理液)



澱物種類	初期pH	最終pH	U沈澱率(%)
澱物	0.42	2.16	99.5
NaF高濃度	0.48	2.23	95.31
NaF低濃度	1.23	2.16	3.02
珪藻土	0.50	2.48	97.36
アルミナ	0.57	2.01	99.59

(2)中和後残渣量把握(塩酸処理液)



澱物種類	最終pH	中和沈 澱物量(g) スラッジ1g 処理換算	中和沈澱物 ウラン濃度 (Bq/g)	つ液取深 物発生量 (g) スラッジ1g 処理換算	ろ液乾燥 物ウラン濃 度(Bq/g)
澱物	7.11	0.35	97	2.88	1.5
NaF高濃度	6.97	0.20	1330	2.62	1.9
NaF低濃度	7.45	0.37	2085	2.76	1.9
珪藻土	7.23	0.06	1511	2.99	1.5
アルミナ	7.59	0.77	9	2.45	1.6

セメント固化試験

①固化範囲確認試験

(手練り:100gの少量試験)

○充填率と水セメント比をパラメータとして固 化範囲を確認する。

〇主要セメントであるポルトランドセメントと高 炉セメントについてもパラメータとする。

②圧縮強度測定試験 (機械練り:約1.5kgの混練)

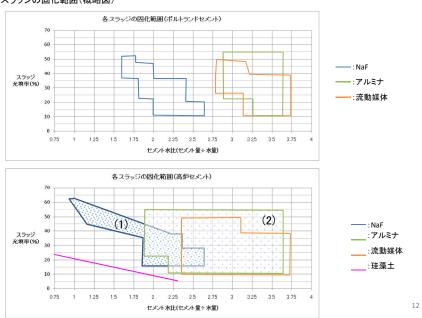
○固化範囲確認試験の結果をもとに、固化範囲でサンプルを作成し、一軸圧縮強度測定を確認する。

(強度測定は7日、14日、28日で行う)



①固化範囲確認試験の結果

各スラッジの固化範囲(概略図)



結果と課題

•溶解•回収試験

	結果	課題
①溶解試験	・本試験で処理したスラッジ類は硝酸より塩酸1Nのほうが溶解率が高く、塩酸1NでアルミナのU溶解率は98%、NaF,転換中和澱物,珪藻土のU溶解率は99%以上であった。 ・水処理のみでNaFは99%、珪藻土は87%ウランが溶解可能であった。 ・不溶解残渣U濃度は、100~1500Bq/g程度の範囲であった。	・不溶解残渣をそのままトレンチ処分するためには、ウラン溶解率を向上する溶解条件の再検討が必要。 ・未実施の流動媒体、MgF2のホット試料を用いた試験
②沈澱試験	・ウラン濃度1000mg/L以下の溶液についてはウラン沈澱率が低下する。このため、溶液の中和処理により、発生する残渣のウラン濃度は100~2000Bq/gと高くなる。	・ウラン希薄溶液中のウラン除去法、又は加熱濃縮等によって沈澱率を向上させるプロセスの検討が必要。
	・ろ液の乾燥で発生する残渣のU濃度は数Bq/g以下であるが、もとのスラッジの約3倍量発生する。	・残渣発生量が多いため、酸使用量を 削減する、または液中の微量F,Uイオン を除去し、排水することによる残渣発生 抑制プロセスの検討が必要。

・セメント固化試験

	結果	課題
①固化範囲確 認試験	・NaF、アルミナ、流動媒体については、50 ~60%の高充填率でも固化可能な条件を確認できた。	・実スラッジを用いたホット試験での確認が必要 ・U回収処理によって発生する 二次残渣を用いた確認試験
	・ポルトランドでセメントでは、珪藻土を固化する条件を確認できなかった。 ・珪藻土は固化範囲が非常に狭く、高炉セメントでの最高充填率でも24.3%であった。	・充填率の向上、固化範囲の拡大のために、前処理方法等を 検討する必要がある。
②圧縮強度測 定試験	・試験対象スラッジは1.47MPa以上の強度を有することが確認された。	・実スラッジを用いたホット試験 での確認が必要 ・U回収処理によって発生する 二次残渣を用いた確認試験

まとめ

- ・塩酸処理プロセスの基本的成立性を確認した。 ・本プロセスにより発生するトレンチ廃棄体本数は2000ドラム缶3~4万本程度 と試算した。

This is a blank page.

3-2(4) 余裕深度処分対象廃棄物の処分に係る検討

バックエンド推進部門 廃棄物処分技術開発グループ 菅谷 敏克

原子力機構の各拠点から発生する余裕深度処分対象廃棄物を対象とした予備的な被ばく線量 評価を実施した。

キーワード: 余裕深度処分、安全評価、被ばく線量評価、溶出率

1. はじめに

原子力機構の余裕深度処分対象廃棄物について、発生者や発生源によらない一元的な処分を実現するため、処分に必要となる情報整備を進める必要がある。その一環として、「原子力安全委員会で審議された安全評価シナリオに対応した被ばく線量評価ツールの整備」及び「原子力機構から発生する余裕深度処分対象廃棄物の予備的な被ばく線量評価」を実施しているが、廃棄物情報(廃棄物発生量、インベントリ等)には不確かさが存在し、その影響が被ばく線量評価結果に対してどの程度あるかを検討することは重要である。そこで、廃棄体からの核種移行に影響するパラメータである放射化金属廃棄物の腐食速度と材料厚さの関係に依存する核種の溶出率を対象に、その不確かさの被ばく線量への影響について検討を実施した。

2. 検討の概要

本検討では、初めに溶出率の被ばく線量に対する影響を概略的に把握するため、実際は材質や厚さが異なる放射化金属廃棄物に対して、そ

表 1.放射化金属廃棄物全量に対し設定した溶出率

	値	材質の想定	腐食速度の想定	厚さの想定
溶出率 大	5.00E-04	SUS304	0.01 // /	0.04mm
溶出率 小	5.00E-06	SUS304	0.01 <i>μ</i> m/y	4mm

の全量が同一の溶出率と仮定した検討を行った。溶出率の設定は、溶出率が大きいケースと小さいケース (表 1 参照)を設定し、処分後の被ばく線量を評価した。その結果、埋設施設から漏出する核種による被ばくを評価する「地下水シナリオ」では、溶出率小のケースに対して、溶出率大のケースは被ばく線量が 10 倍程度大きな値となり、埋設施設に残留する核種による被ばくを評価する「土地利用シ

ナリオ」では、溶出率小のケースに対して、溶出率大のケースは被ばく線量が数分の1程度の値であった。本検討から溶出率の設定が2ケタ程度異なると、評価シナリオによって被ばく線量が10倍程度異なるという影響が見られることが分かった。また、概略的な検討に対して、材質や厚さにより放射化金属廃棄物をケーループ。化し、その廃棄物ケーループ。毎に溶出率を設定するとともに、設定に当たって発生する「溶出率の不確かさ」の影響を検討するため、ふげんの放射化金属廃棄物の情報を参考に、3ケース(現実的な設定として「基本ケース」、「基本ケース×0.5」、「基本ケース)、「基本・大ース)、「基本・チース)、

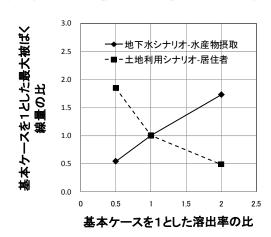


図1.ふげん放射化金属廃棄物を対象とした溶出率の組み合わせケースの比較

 -3×2 」)評価した。評価の結果、図 1 に示すように、現実的な設定である基本f- χ に対して、他ケースの被ばく線量は「地下水シナリオ」、「土地利用シナリオ」ともに、被ばく線量が 0.5 倍から 1.8

JAEA-Review 2010-048

倍程度となる影響があった。

3. 今後の予定

溶出率の影響については、ふげん以外の放射化金属廃棄物や、放射化金属廃棄物と汚染廃棄物が 混在すると考えられる廃棄体を対象として、被ばく線量への影響の確認を継続する。



余裕深度処分対象廃棄物の処分 に係る検討

平成22年5月28日

原科研 JRR-1記念展示館 JRR-1講義室

バックエンド推進部門 廃棄物処分技術開発グループ 養公 知古



背景と目的

JAEAが保有する余裕深度処分対象廃棄物の処分について、処分の実現に向けた準備作業中

処分に必要となる情報整備の一環として、原子力安全委員会での審議状況や日本原子力学会標準『余裕深度処分の安全評価手法』を参考に、以下の作業を平成20年度より開始

- ① 評価ツールの整備
 - ・学会標準の評価モデル、評価式を参考に、一般公衆の被ばく線量を評価するツールを整備
 - ・原安委「余裕深度処分の管理期間終了後における安全評価に関する考え方について」におけるシナリオの反映
- ② 予備的被ばく線量評価
 - ・JAEA余裕深度処分対象廃棄物の評価 廃棄物情報の不確かさによる影響評価/放射化金属廃棄物の溶出率の影響 安全評価シナリオ毎の被ばく線量評価



予備的な被ばく線量評価 廃棄物情報の不確かさによる影響評価

JAEA余裕深度処分対象廃棄物の概要

各拠点から発生する廃棄物

発生拠点	ħ.	発生廃棄	物	評価上の 分類
核サ研		再処理 RI施設	雑固体 等	汚染物
		原子炉運転等	金属 雑固体	汚染物
原科研		核燃·RI·二重規制運転	雑固体 等	汚染物
		原子炉解	体	放射化物
	기ト 10k ICT	二重規制/運転	雑固体	汚染物
	北地区	原子炉解	体	放射化物
大洗センター		常陽原子炉棒	冓造材	放射化物
	南地区	その他	βγ系雑固 α系雑固体	汚染物
もんじゅ)	原子炉構造	造材	放射化物
ふげん		原子炉本	体	放射化物
31170		廃樹脂		汚染物
むつ		原子炉解	体	放射化物

重量、放射能による特徴

	重量割合	放射能割合
汚染物	70%	2%
放射化物	30%	98%



放射化金属廃棄物の 被ばく線量への影響 が大



予備的な被ばく線量評価 廃棄物情報の不確かさによる影響評価

放射化金属廃棄物の溶出率の影響(1)

「概略的評価:地下水シナリオのケース」

~評価目的~

溶出率の影響を概略的に把握するため、全ての放射化金属廃棄物に対して 一律の溶出率を設定した場合の評価

~評価条件~

>溶出率の設定

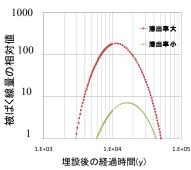
	値	材質の想定	腐食速度の想定	厚さの想定
溶出率 大	5.00E-04	SUS304	0.01 // /	0.04mm
溶出率 小	5.00E-06	505304	0.01 <i>μ</i> m/y	4mm

▶評価シナリオ:地下水シナリオ

>被ばく経路:水産物摂取



・溶出率大が、溶出率小より10倍以上線量が高い・溶出率の設定が2ケタ異なると、被ばく線量に10倍程度の影響あり



溶出率と被ばく線量の経時変化の関係 (支配核種、C-14)



予備的な被ばく線量評価 廃棄物情報の不確かさによる影響評価

放射化金属廃棄物の溶出率の影響(2)

「概略的評価:土地利用シナリオのケース」

~評価条件~

▶溶出率の設定

	値	材質の想定	腐食速度の想定	厚さの想定
溶出率 大	5.00E-04	0110004	0.01 /	0.04mm
溶出率 小	5.00E-06	SUS304	0.01 <i>μ</i> m/y	4mm

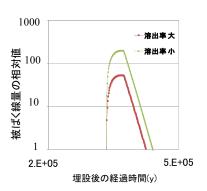
▶評価シナリオ:土地利用シナリオ

•利用時期 30万年以降

>被ばく経路:居住者(外部)



- ・溶出率小が、溶出率大より数倍程度線 量が高い
- ・溶出率の設定が2ケタ異なると、被ばく 線量に数倍程度の影響あり
- ・地下水シナリオに対し、溶出率の影響が逆に作用



溶出率と被ばく線量の経時変化の関係 (支配核種、Ni-59)



予備的な被ばく線量評価 廃棄物情報の不確かさによる影響評価

放射化金属廃棄物の溶出率の影響(3)

「概略的評価:まとめ」

- ・溶出率の設定が2ケタ異なると10倍程度の影響が発生 する場合もある
- ・シナリオによって、溶出率の作用する方向が異なる



放射化金属廃棄物に適切な溶出率の設定が必要



- ・多種多様な材質、厚さ毎に溶出率を設定するのは困難なため、 材料、厚さで廃棄物をグループ化し、そのグループ毎に溶出率 を設定するのが現実的
- 溶出率の設定に伴う不確かさの被ばく線量への影響を確認する必要あり



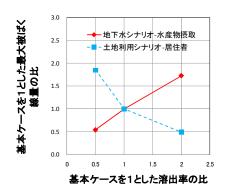
ふげんから発生する放射化金属廃棄物を参考にした検討



予備的な被ばく線量評価 廃棄物情報の不確かさによる影響評価

放射化金属廃棄物の溶出率の影響(4)

「溶出率の設定の不確かさによる影響」



溶出率設定のケースによる比較

評価の考え方

- ・ふげんから発生する放射化物を対象
- ・材質、厚さによるグループ化、溶出率の設定
- •「溶出率の設定の不確かさ」を考慮し、以下の3 ケースを設定
- ①「基本ケース」
- ②「基本ケース×0.5」
- ③「基本ケース×2」

結果

ふげん廃棄物を参考にした「溶出率の設定の不確かさ」による被ばく線量への影響は、0.5倍から1.8倍程度

今後は・・・

- ・溶出率を設定した廃棄物ゲルーピングの影響
- ・シナリオ毎の予備的評価の溶出率設定の参考



まとめと今後の課題

- 1. 廃棄物情報の不確かさによる影響評価
 - 1. ふげん以外の放射化物の影響
 - 2. 混在廃棄物、溶融固化体の影響
 - 3. 核種インベントリの影響
 - 4. 上記個別の影響評価⇒廃棄物全体での 影響評価
- 2. 安全評価シナリオ毎の被ばく線量評価
 - 1. 評価パラメータの影響

JAEA-Review 2010-048

2.3 廃止措置技術開発

本セッションでは、H21年度に行われた廃止措置技術開発として、7件の報告が行われた。

This is a blank page.

3-3(1) 製錬転換施設廃止措置プロジェクトの現状

人形峠環境技術センター 環境保全技術開発部 環境技術課 高橋 信雄

人形峠環境技術センター製錬転換施設は平成20年度から本格的な廃止措置を行っている。本件で は、製錬転換施設廃止措置プロジェクトの基本方針及び実績について報告する.

キーワード:廃止措置プロジェクト,製錬転換施設,核燃料施設廃止措置,解体

1. 緒言

製錬転換施設は,天然ウランを原料とした湿式プロセスと回収ウランの転換技術開発に使用した 乾式転換プロセスを有する施設である. 建屋は3階建であり,管理区域は37部屋,総床面積7300m² で構成されている.昭和56年に完成し、昭和57年から平成11年まで操業を行い、この間に約750ton の UF。を製造した. 平成 20 年度から本格的な廃止措置に着手しており, 当面, 約3年間で管理区域 内装品の解体・撤去を行った後、給排気設備等の閉止措置を行うことにより施設維持費の負担低減 を図る. 解体物はドラム缶等に収納し、クリアランス・処分までの間、製錬転換施設内で保管する.

2. 製錬転換施設廃止措置プロジェクトの基本方針

製錬転換施設の廃止措置は,国内で行われる「大型核燃料施設廃止措置」の初めてのケースである. このため、解体作業の安全性・経済的合理性を確保しつつ、核燃料施設解体に要する人工等の作業 指数の設定や、解体作業に必要な業務、手順等を WBS として体系化するために必要な情報の収集を 行い、原子力機構全体で取り組んでいる、廃止措置エンジニアリングの体系化に寄与することを基 本的役割であると位置付けている. また, 引き続いて実施するウラン取扱施設廃止措置の, リーデ ィングプロジェクトして、人材育成を含めた廃止措置体制の構築を行う.

3. 実績

平成20年度からの2年間で、大型機器が設置されている部屋を中心に14部屋の内装品解体・撤 去を実施した. 解体物の総重量は約300ton (ドラム缶 約1,400 本, メッシュコンテナ 約220 基),

直接作業員の総人工数は約5,400人日,また付随廃棄物約 15ton (カートンボックス 約 5,700 個) が発生している. 解 体対象の重量を基準とした進捗率は約60%である.安全面では、 事前に作業エリアの線量分布評価を行い、被ばく線量基準(20 μ Sv/hr)を超える可能性がある一部の機器について系統除染 を実施した. その結果, 作業員の有意な被ばくは発生してい ない. 合理化やエンジニアリングの体系化, 廃止措置体制の 構築に向けての対応として、代表的な例を以下に示す.

- ○解体作業方法・手順の改善(GH 残材等の付随廃棄物抑制)
- ○廃止措置体制変更
- ○エンジニアリングデータの合理的収集(マークシート) 図1 解体・撤去前後(水和転換室)



4. 結言

製錬転換施設廃止措置は, 平成 23 年度前期までに管理区域内装品解体・撤去終了の見通しが得ら れた. 引き続き、給排気設備の閉止措置を行う. また、最終的には管理区域解除を行う計画として

JAEA-Review 2010-048

いることから,床面や壁面の汚染調査	:,汚染除去手法の確立が今後の重要な技術課題となっている
-------------------	------------------------------



製錬転換施設廃止措置プロジェクトの現状

平成22年5月28日(金)

人形峠環境技術センター 環境保全技術開発部 環境技術課 高橋 信雄



内容:

- 1. 背景
- 2. 製錬転換施設の概要
- 3. 製錬転換施設廃止措置の基本方針
- 4. 実績
- 5. まとめ







1. 背景



●鉱山跡措置対象:鉱さい堆積場・・・1堆積場, 捨石堆積場・・・17堆積場など

(AEA)

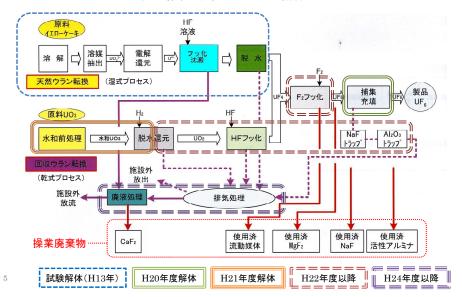
2. 製錬転換施設の概要





製錬転換プロセスの概要

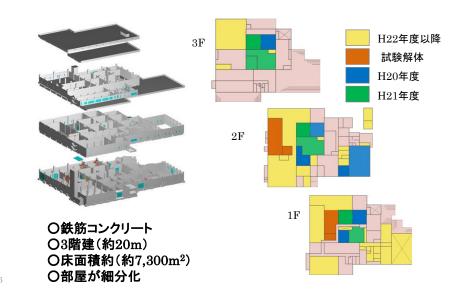
-廃止措置対象⇒プロセス機器+操業廃棄物-



(JAEA)

製錬転換施設の構成概要

一解体進捗状況一





) 3. 製錬転換施設廃止措置の基本方針





H20

H24

H20

(JAEA) 製錬転換施設廃止措置プロジェクト概要

開始年度 終了年度

H26

内装品解体・撤去ステージ

	製錬転換施設の管理区域内装品の解体・撤去 (汚染物はドラム缶に封入)				
	付帯設備の解体・撤去				
/	払出までの間、解体物の一時保管				

処理・処分ステージ

讨中



廃棄物の払出

建屋解体ステージ

検討中	検討中
-----	-----

最終サーベイ 建屋解体もしくは建屋利用



基本工程「内装品解体・撤去ステージ」

	年度						
	H20	H21	H22	H23	H24	H25	H26
管理区域内装品の解体		İ	į	İ	į		
第1期(大型機器·UF4取扱機器)			!		!		
第2期(水和前処理工程機器)							
第3期(脱水還元・HFフッ化・F2フッ化工程機器)		İ			i		
第4期(HFフッ化・F2フッ化工程機器)							
解体物の密封保管措置				•			
付帯設備解体・閉止措置							
廃液処理設備							
給排気設備							

解体 基本手順

- 1. ユーティリティ設備 解体 ケーブル類, 電源盤, 配管, 機器, 架台
- 2. プロセス設備 解体配管,機器,架台,基礎



9

(JAEA)

製錬転換施設廃止措置の位置付け

- I. 製錬転換施設廃止措置プロジェクトの基本的役割
 - ①廃止措置エンジニアリングの体系化に寄与
 - 〇安全性·経済的合理性を確保しつつ、核燃料施設解体に要する 作業指数の設定.
 - 〇体系化に必要な情報の収集.
 - ②ウラン取扱施設廃止措置のリーディングプロジェクト
 - 〇人材育成を含めた廃止措置体制の構築
- Ⅱ. 製錬転換施設廃止措置プロジェクトの具体的取り組み
 - (1)将来コストを含めた廃止措置コストの最適化
 - 〇二次廃棄物を含めた放射性廃棄物量の最小化.
 - 〇廃止措置期間の最短化.
 - ②解体物の再利用(金属のクリアランス).
 - ③技術情報の体系的取り纏めと汎用化.
 - ○操業時の経験やトラブル事象及び解体・撤去時の情報の収集
 - ④立地地域との共生による廃止措置の着実な実施
 - 〇地元企業の参画、大学・高専等との連携
- ⑤合理的かつ安全な作業手順の検討・実施

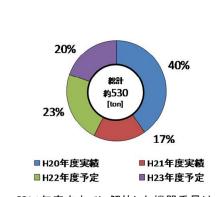


4. 実績



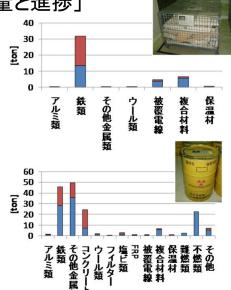
11

《AEA》 実績「解体重量と進捗」



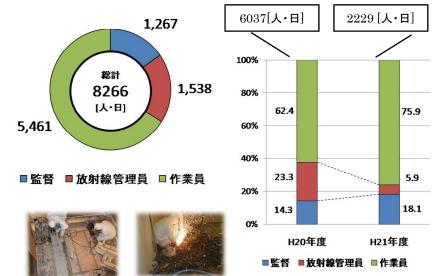
H21年度末までに解体した機器重量は 約300ton. 解体対象の重量を基準とした 進捗率は約60%である.

※ H22年度, H23年度分は事前評価値を用いた.



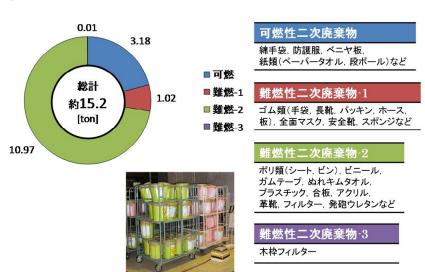
(JAEA)

実績「人工数と機能割合」



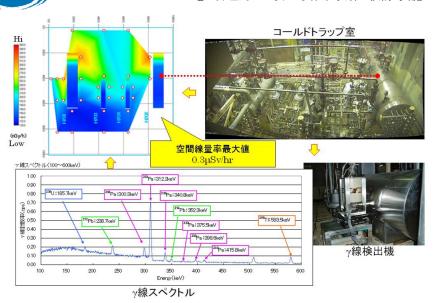
(JAEA)

実績「二次廃棄物と内訳」



「空間線量率事前評価結果例(CT室)」

Ⅱ.⑤ 合理的かつ安全な作業手順の検討・実施

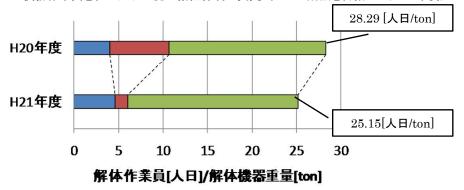


「実施体制変更の効果」

Ⅱ.④ 立地地域との共生による廃止措置の着実な実施

請負作業員を組み入れた廃止措置体制では、JAEA-業者間の 役割分担にオーバーラップする作業があった(H20年度).

役務作業員を組み入れた廃止措置体制に変更し、コスト削減を目指した(H21年度).



■監督 ■放射線管理員 ■作業員

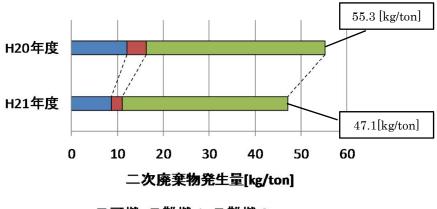
※1 前年度比11%減 ※2 コスト面では宿泊費 移動費の削減されているため、 更に削減効果が高くなる。 ※3 H20 人工数/(一般廃材+管理機材+汚染物品) ※4 H21 人工数/(管理機材+汚染物品)



「解体手順改善の効果」

Ⅱ.① 将来コストを含めた廃止措置コストの最適化

解体対象機器毎にGH設置する個別切断・収納(H20年度)から 切断フードを設定する、集中切断・収納(H21年度)へと解体手順を改善した.



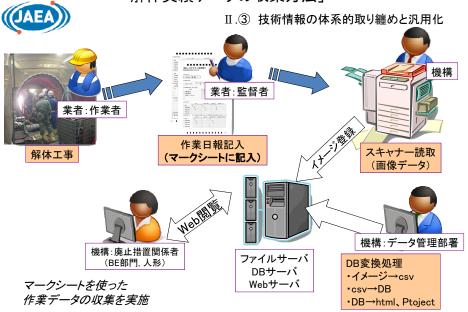
■可燃 ■難燃-1 ■難燃-2

※1 二次廃棄物/(管理機材+汚染物品)

※2 前年度比14%減

17

「解体実績データの収集方法」





課題

内装機器の解体・撤去

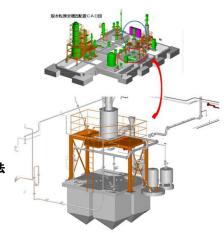
- 1. 流動媒体の抜出
- 2. 流動媒体貯槽の解体・除染

管理区域の解除

- 1. 施設床面・壁面の汚染調査
- 2. 施設床面・壁面の汚染除去手法
- 3. 解体時に回収したウランの処理・処分方法

廃止措置技術

- 1. 解体・撤去時の情報・経験等の取り纏め
- 2. 機構主体の廃止措置体制の維持





19



5. まとめ

平成20年度から廃止措置を開始した製錬転換施設の廃止措置プロジェクト基本方針及び平成21年度末までの実績について報告した.

平成21年度末時点で、製錬転換施設の管理区域内37部屋の内、14部屋の内装機器解体・撤去を実施した。解体物の総重量は約300tonであり、直接解体に係わった作業員の総人工数は約5400人日であった。また、解体に伴い付随廃棄物が約15ton発生している。解体対象機器の重量を基準とした管理区域内装機器解体・撤去の進捗率は約60%であり、平成23年度には終了する見通しが得られた。

内装機器解体・撤去後は、基本工程に従い、付帯設備の閉止措置を行う.







3-3(2) ふげんの解体工事等の状況

原子炉廃止措置研究開発センター 技術開発部 開発実証課 手塚 将志

原子炉廃止措置研究開発センター(以下「ふげん」という。)は、平成20年2月12日に 廃止措置計画の認可を受け、解体工事等(解体撤去工事、解体工事、汚染の除去工事)を 行っている。本報告では、「ふげん」の廃止措置スケジュール、施設解体手順の概要、これ までの解体工事等の状況を紹介する。

キーワード: ふげん、廃止措置、解体工事、クリアランス

1. 廃止措置スケジュール

「ふげん」廃止措置のスケジュールは4段階(①使用済燃料搬出期間 ②原子炉周辺設備解体撤去期間 ③原子炉本体解体撤去期間 ④建屋解体期間)に区分して実施し、その期間に、各々の主要施設の解体撤去と汚染の除去・廃棄物処理を行うこととしている。また、「ふげん」を活用した文部科学省、経済産業省の研究調査事業に協力すると共に、地元地域社会の理解と支援を得られる事業として廃止措置に取り組み、平成40年度までに廃止措置を完了するとしている。なお、H40年度以降の整地工事については、国の認可を得た廃止措置計画の対象外となっている。

2. 解体撤去工事の内容

(1)平成 20 年度

平成 20 年度には、タービン建屋地下 2 階にある第 3・4 給水加熱器等の解体撤去工事を行い、解体跡地には、固体廃棄物の仕分・分別処理装置を設置した。また、同建屋の地下 2 階 (非管理区域内) にあるタービン補機冷却系熱交換器等の解体工事を実施した。

さらに、文部科学省の試験研究炉等廃止措置安全性実証において、(財)原子力安全技術センターが解体廃棄物最適化工法調査として行った、地下1階の主蒸気管室の主蒸気配管、原子炉冷却材浄化系配管及び給水配管、地下2階の高圧油圧ユニットの解体実証試験に協力した。

(2)平成 21 年度

平成 21 年度には、タービン建屋地下 1 階にある第 5 給水加熱器等の解体撤去工事を行い、今後、解体跡地には、解体撤去物を除染する手動式のブラスト除染装置を設置する計画である。本工事は前年度の第 3・4 給水加熱器の分割解体とは異なり解体撤去物を 50cm 角程度に細断する工事としたため、前年度の工事経験を活かすとともに、英国 SGHWR での技術調査情報を基にガソリン酸素溶断器を試験的に適用し効果を確認した。

また、工事では、解体撤去対象物の切断範囲ごとに、切断箇所マーキング、解体撤去物等認識票(QRコード)の貼付け、内面汚染状況マーキングを行うことで、解体撤去物等の識別管理を行っている他、解体撤去物等管理票により解体撤去物の各種情報(発生日、廃棄物の区分、種類、汚染密度、重量など)を一元的に管理している。

3. 汚染の除去工事の内容

重水系・ヘリウム系等の汚染の除去工事は、解体

解体撤去 (工事前)



(工事後)



JAEA-Review 2010-048

撤去工事における放射線業務従事者の被ばく低減(①重水から生成されるトリチウム⇒ 内部被ばく ②機器の放射性腐食生成物 ⇒外部被ばく)を目的に実施する。

平成20、21年度には原子炉補助建屋のヘリウム浄化系のトリチウム除去を開始した他、原子炉建屋のカランドリアタンクや重水冷却系のトリチウム除去を行うため、制御棒や中性子検出器の取出し、トリチウム除去装置の製作・据付を行いトリチウム除去に係る作業を開始した。

4. クリアランス検認準備の内容

廃止措置に伴い発生する解体撤去物(金属 約4,000 t、コンクリート約37,000 t と想定)及び貯蔵庫に保管中の固体廃棄物を対象物として、それらを放射性廃棄物として処理・処分するのではなく、所要の手続きを経て、再利用又は産業廃棄物として処分することを目的にクリアランス制度を適用する計画であり、平成21年度にはクリアランス検認装置を設置し、平成23年度の搬出開始を目標として準備作業を行っている。

Fugen Decommissioning Project

ふげんの解体工事等の状況

報告概要

- ▶「ふげん」の廃止措置スケジュール
- > 施設解体手順の概要
- ▶ 解体撤去工事・汚染の除去工事 (H21年度実績)
- ▶ クリアランス検認の準備
- > H21年度作業実績工程・まとめ



原子炉廃止措置研究開発センター(ふげん) 技術開発部 開発実証課 手塚将志

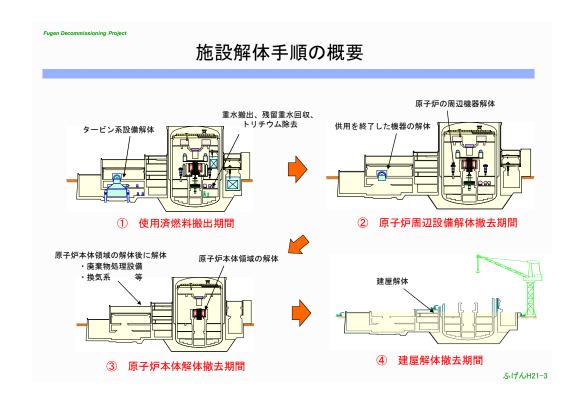
ふげんH21-1

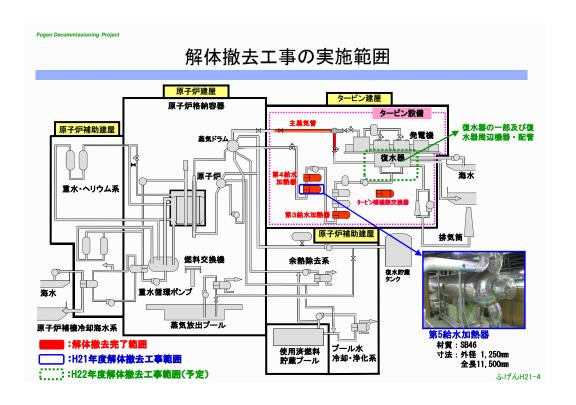
Fugen Decommissioning Project 「ふげん」の廃止措置スケジュール 廃止措置計画認可 H25年度頃 H30年度頃 H39年度頃 H40年度 原子炉周辺設備 解体撤去期間 建屋解体 期間 廃止措置 準備期間 使用済燃料搬出期間 原子炉本体解体撤去期間 ◆ 炉心燃料取出し(H15.8.13) 使用済燃料搬出 重水回収・搬出/乾燥保管 主要施設の解体撤去 原子炉冷却系統施設、計測制御系統施設等の解体 核燃料物質取扱施設・貯蔵施設、重水系・ヘリウム系等の解体 原子炉廃止措置研究開発センターへ移行(H20.2.12) 原子炉領域の解体

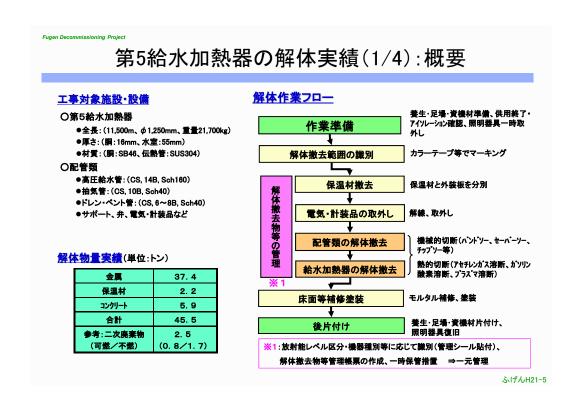
ふげんH21-2

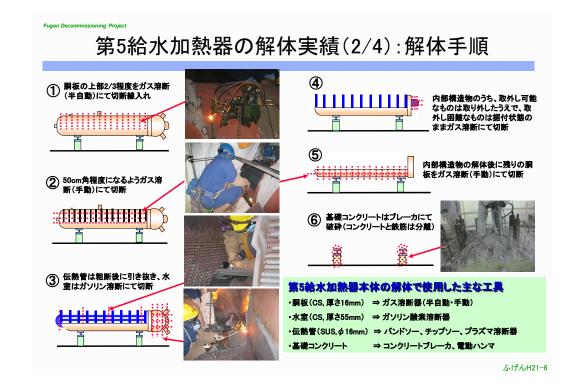
建屋解体

換気系解体

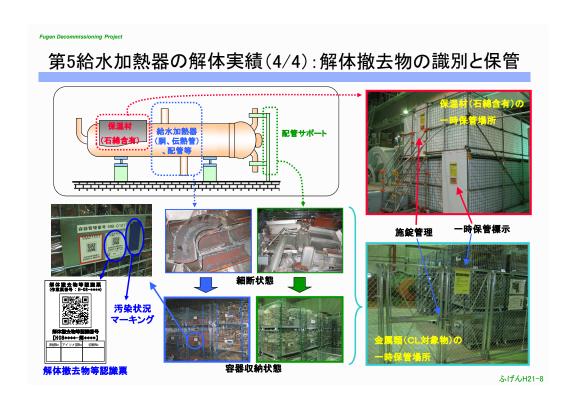








ふげんH21-7



解体撤去物の発生量(H20-21年度分)

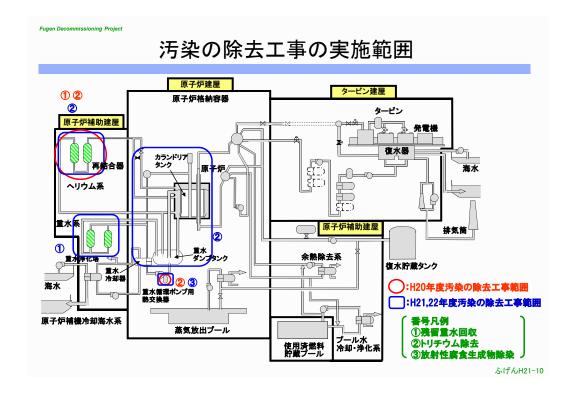
<解体撤去物 (金属) の発生量>

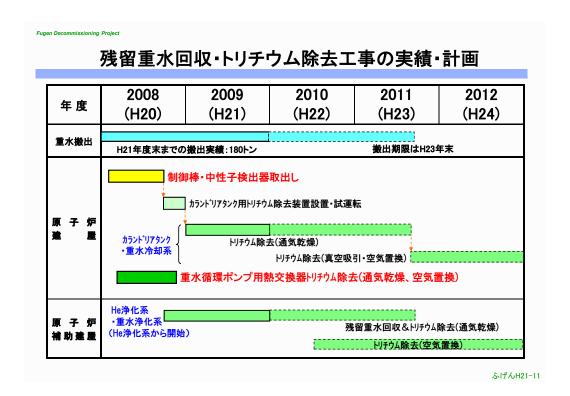
〔解体撤去物(金 <mark>属</mark>)の		単位:ton								
放射能レベル区分 *1 エ事件名	放射性廃棄物			CL	NR	保全区域				
	工事件名	M*&1 M*&	M*112	W.113	対象物 *2			対象物 *3	対象物 *4	合計
第3・4 給水加熱器等の 解体撤去工事	-	-	-	112	-	-	112			
主蒸気管等の解体撤去工事 (高圧油圧ユニットを含む)	-	-	-	69	15	- -	84	H20年度		
タービン補機冷却系熱交換器等 の解体工事	-	-	-	-	-	26	26			
第5給水加熱器等の 解体撤去工事	•	-	-	37	•	-	37	}H21年度		
合計	-	-	-	219	15	26	259			

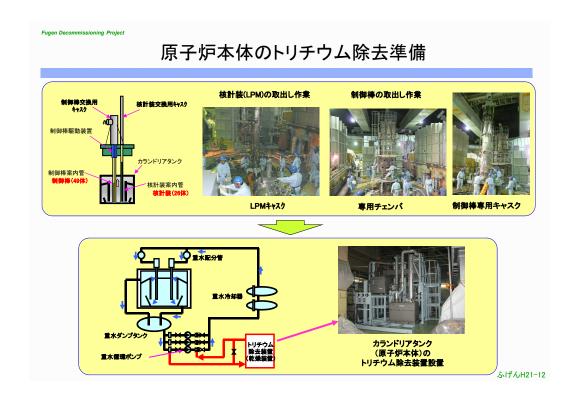
注:数値は小数点を四捨五入したため数値が一致しないことがある。

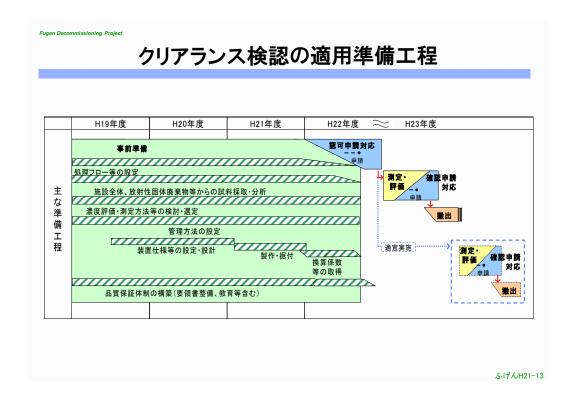
- *1:除染処理を考慮した区分 *2:放射性物質として扱う必要のないものと推定されるもの *3:放射性廃棄物でない廃棄物として扱おうとするもの *4:放射性物質による汚染のない物

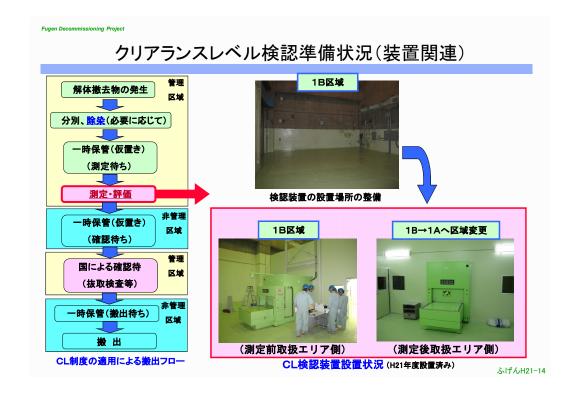
ふげんH21-9











Fugen Decommissioning Project 平成21年度 作業実績工程 平成21年 平成22年 項目 4月 5月 6月 7月 8月 9月 10月 11月 12月 1月 2月 3月 1. 使用済燃料搬出 平成21年度は搬出実績無し 2. 重水搬出 3. 解体撤去工事 (1) 第5給水加熱器等の解体撤去 4. 汚染の除去工事 **I**I....((1) 重水浄化系等の残留重水回収 (2) 原子炉補助産屋排器のNHが除去 (He浄化系室) (3) カランドリアタンク等のトリチウム除去 据付・試運転 (4) 遠へい冷却水の処理作業 ■処理作業は22年度以降 (5) 放射性腐食生成物の除去(除染試験) 5. 「ふげん」を用いた研究開発 (1) 廃止措置技術の研究開発等 (2) 高経年化のための調査研究

*1:10/8に発生した管理区域内での放射性物質(置水)の漏えいにより作業中断 *2:*|に係る原因関査及び対策のため一時作業中断 *3:2/3に発生した除染装置からの樹脂漏えいにより作業中断

保全技術調査及び熱時効調査 高経年化分析室(ホットラボ)環境整備作業

7. クリアランスレベル検認装置の設置

レーザー除染性能試験

6. 汚染状況等の調査

ふげんH21-15

Fugen Decommissioning Project

まとめ

- 解体撤去工事に関しては、タービン系設備から着手し、計画的に進めている。
- 解体工法に関しては、ガソリン酸素溶断器が適用できることを確認した。
 - ⇒ コストダウンのための既存工法の適用はもとより、最新の技術的知見等に 基づき新たな工法の適用・確認を行っていく。
- 解体撤去物の管理方法(識別、帳票、管理単位の考え方、一時保管措置等)を 整理した。
 - ⇒ 今後、廃棄物管理の一元化・合理化に向けたシステム化を構築予定。
- ●解体撤去物の施設内保管に伴い、スペースを圧迫している。
 - ⇒ 今後、CL制度を適用し解体撤去物を計画的に搬出していく。
- ●汚染の除去に関しては、重水・トリチウムの取扱いに係る安全確保対策等に 時間を要し、工程は若干遅れ気味である。
 - ⇒ 安全確保を大前提に、優先的に工事を進めていく。

ふげんH21-16

3-3 (3) ふげん解体における管理データ評価モデルの適用性の検討

バックエンド推進部門 廃止措置技術開発 Gr芝原 雄司,立花 光夫,石神 努原子炉廃止措置研究開発センター 泉 正憲

1. 緒言

「ふげん」は平成 20 年度よりタービン建屋を中心とした解体作業を開始しており、平成 24 年度から原子炉周辺機器の本格解体が予定されている.解体作業を効果的・効率的に行うためには適切な計画の立案・検討が必要であり、そのための管理データ評価システムの整備が重要である.現在管理データ評価システムで使用している評価モデル(以下、「既存評価モデル」)は JPDR の解体作業より得られた実績データを基に作成しているため、プラント規模が大きく異なる「ふげん」への「既存評価モデル」の適用性の検討は重要である.そこで、「ふげん」で行われた機器撤去作業により得られた実績データと「既存評価モデル」を用いた計算結果の比較・検討を行った.

2. 実績データの分析

平成 20 年度に行われた第 3・4 給水加熱器室の機器撤去に掛かる人工数について「既存評価モデル」の適用性を検討した。第 3・4 給水加熱器室の機器撤去に掛かった作業員の人工数は延べ 6,862.3 人・時であり、①準備工程、②解体工程、③後処理工程の内訳は、それぞれ①1,752.0人・時、②4,415.4人・時および③695.0人・時であった。

上述の解体作業を「既存評価モデル」で計算すると、4,802.8 人・時となり、実績データの7割程度となった.また、この計算結果を各工程で比較すると、①準備工程は実績データの59%、②解体工程は実績データの74%、および③後処理工

程は実績データの73%と大きく異なることが分かった。そこで、準備工程、後処理工程及び解体工程の各評価モデルの検討を行った。

3. 評価モデルの検討および結果

(1)準備工程および後処理工程の検討

後処理工程での「片付け整理」に掛かる人工数は、図1に示すようになり、実績データと「既存評価モデル」による計算値とで240人・時程度異なっていた.この原因として、「既存評価モデル」では作業領域が50m²以上の評価モデルは定数値としていることが考えられる.そこで、面積に比例する新しい評価モデルを適用し、実績データとのずれの改善を試みた.適用の結果、実績データとのずれに改善を確認した.同様の手法を準備工程および後処理工程で使用されている他の作業項目の評価モデルにも適用し、実績値との差を改善した.

(2)解体工程の検討

解体工程での実績データと計算値との比較にお いて特徴的な結果を示した作業の中に「給水加熱器 の撤去」が挙げられる. 図2に見られるように,1) 実績データは既存評価モデルよりも人工数が少ない、 2) 重量がほぼ同じであるにもかかわらず, 第3給水 加熱器の撤去に掛かる人工数は第4給水加熱器の撤 去に掛る人工数の約2倍を要した.この原因は,1) 第3·4 給水加熱器の撤去作業が JPDR での作業に比 べて簡略化していた,2)第3・4給水加熱器の分割数 が、それぞれ2回、1回と異なっているためと考え られる. そこで、これらを考慮に入れた評価モデル の構築を行い,実績データとのずれの改善を試みた. その結果、図2に見られるように「給水加熱器の撤 去」における実績データとのずれが改善した.また, 新しく構築した評価モデルでは、第3・4給水加熱器 間での人工数の違いについても再現することが出来

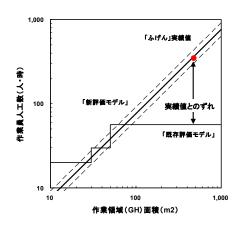


図 1. 「片付け整理」に掛かる人工数の実績値と評価モデルとの比較(破線: 誤差範囲).

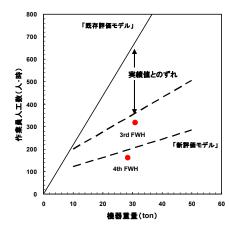


図 2.「ふげん」での「給水加熱器の撤去」に掛かる人工数評価結果の比較.

上記の評価モデルの検討結果を基に人工数を再計算したところ,全工程で 7,182.8 人・時になり、実績値との差が 5%程度になった。今後も引き続き実績データを収集・分析し、「ふげん」の評価モデルの精度向上を図る.

ふげん解体における管理データ評価モデルの 適用性の検討

バックエンド推進部門 廃止措置技術開発Gr 芝原 雄司, 立花 光夫, 石神 努

原子炉廃止措置研究開発センター泉 正憲

#2 背景と目的

背景:

「ふげん」発電所は、平成20年に廃止措置計画が認可され、現在タービン建屋を中心とした解体作業が進められている.

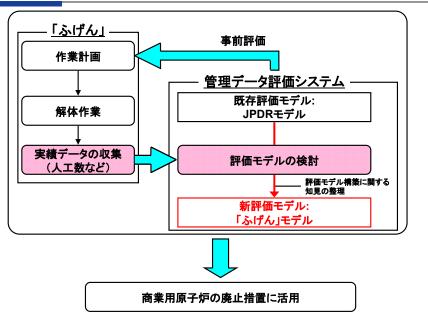
平成24年度より、原子炉周辺機器の本格解体が計画されている.

→適切な廃止措置計画が必要

- 目的: -

「ふげん」発電所の解体に適用できる管理データ評価モデルの開発原子炉周辺機器の解体における管理データの評価

#3 管理データの評価方法



#4 既存評価モデル

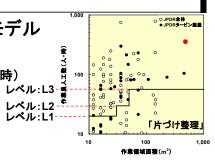
1) 準備・後処理工程での評価モデル

 $Y = a_{wi}$

a:単位作業係数(人·時)

w:作業項目

i:作業レベル



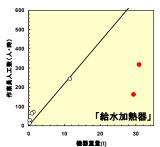
2) 解体工程での評価モデル

 $Y = a_e \times m$

a:単位作業係数(人·時/ton)

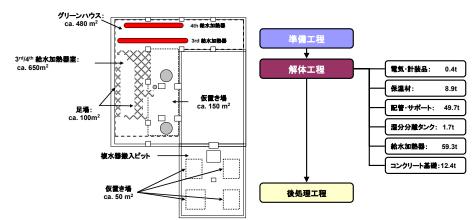
e:機器の種類

m:機器の重量



#5 既存評価モデルの適用性の検討

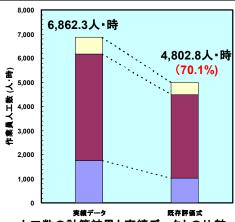
計算対象:第3・4給水加熱器室の機器



第3・4給水加熱器室の平面図

機器撤去の作業手順

#6 既存評価モデルによる人工数評価結果



人工数の計算結果と実績データとの比較

実績データと大きく異なった作業項目

準備工程: 解体準備, グリーンハウス(GH)設置

解体工程: 配管、サポート、コンクリート基礎、給水加熱器の撤去

後処理工程: 片付け整理

評価モデルの検討-1(準備・後処理工程) #7 「ふげん」 作業員人工数(人・時) 第3・4給水加熱器室 10 エリア面積 (m²) 「片付け整理」に掛かる人工数と面積 ・片付け整理の評価モデル: *Y* = a_{wi}

表 建二苯甲基 相対度数 (%) 30 -O-JPDR 20 10 0 ≤ X < 50 50 ≦ X < 100 100 ≦ X < 150 150 ≦ X < 200 200 ≦ X < 250 250 ≦ X < 300 300 ≦ X < 350 350 ≦ X < 400 400 ≦ X < 450 450 ≦ X < 500

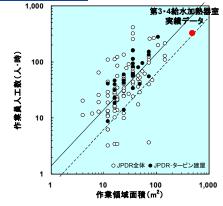
作業レベル	単位作業係数 (人·時)	選択基準
L1	27.9	30m ² 未満の領域
L2	41.6	30~50m2の領域
L3	78.9	50m ² 以上の領域

JPDRと「ふげん」のエリア面積分布

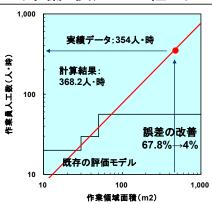
100m²以下での面積の割合 全体の85% JPDR:

「ふげん」: 全体の55%

評価モデルの検討-1(準備・後処理工程-2)



#8



「GH設置」に掛かる人工数と面積の関係

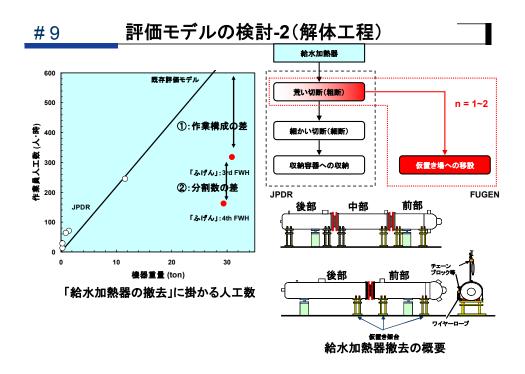
「片付け整理」に掛かる人工数と面積の関係

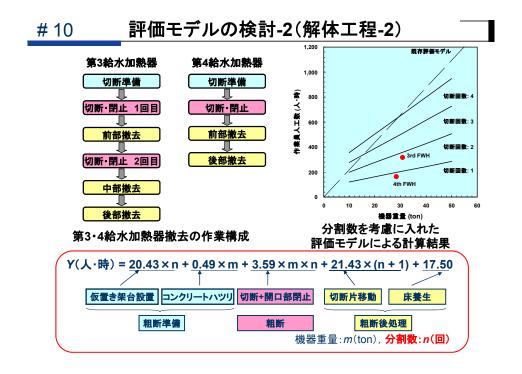
改良した評価モデル:

 $Y = a_w \times S$

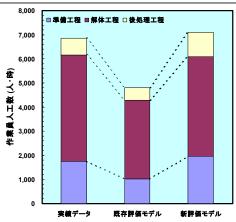
aw: 単位作業係数(人•時/m²)

S:面積(m²)





11 評価モデルの検討結果



人工数の計算結果と実績データとの比較-2

実績データ: 6,862.3人·時 既存評価モデル: 4,802.8人·時(-30%) 新評価モデル: 7,182.8人·時(+5%)

実績データと差のある項目:「コンクリート基礎の撤去」、「グリーンハウス撤去」

12 評価モデルの検討まとめ

既存評価モデルの「ふげん」への適用性を検討し、以下の知見を得た:

- ・既存の評価モデルと実績データとの誤差要因
 - ① 施設の特徴(面積)
 - ② 作業構成
- ・準備・後処理工程 外挿法による面積に依存した評価モデルを導出
- 給水加熱器の撤去:機器撤去に係る作業構成を分析機器重量と分割数に依存した評価モデルを導出
- 再評価の結果,実績データとの誤差を改善(5%)

JAEA-Review 2010-048

3-3 (4) 英国 SGHWR の廃止措置状況について

原子炉廃止措置研究開発センター 技術開発部 技術開発課 中村 保之

「ふげん」廃止措置を安全かつ合理的に進めるために、「ふげん」と同様の重水減速沸騰軽水冷却圧力管型炉である英国の SGHWR(Steam Generating Heavy Water Reactor)における廃止措置状況や原子炉解体計画等について調査を行った。なお、本調査は、NDA(英国原子力廃止措置機関)と JAEA バックエンド部門において締結した「NDA と JAEA の放射性廃棄物管理と廃止措置の分野における協力協定」の下で実施したものである。

キーワード: ふげん、廃止措置、解体技術、SGHWR

1. 緒 言

日本における原子炉施設の廃止措置は、JPDR(Japan Power Demonstration Reactor)での経験はあるものの、「ふげん」のような大型の水炉の廃止措置は日本で初めての経験となることから、解体の際には重水の除去方法や複雑稠密な構造である原子炉本体の解体方法について、安全を考慮して十分検討する必要がある。現在の日本における原子炉施設の廃止措置状況としては、ガス炉の東海発電所が廃止措置中であり、水炉の浜岡発電所は昨年廃止措置に着手したばかりである。これらのことから、「ふげん」の廃止措置を安全かつ確実に進めるために、英国ドーセット州のウィンフリスサイトにある「ふげん」と同型式の原子炉施設である SGHWR に約3ヶ月間滞在し、SGHWR 技術者との意見交換や現場確認を中心に調査を行った。

2. 調査内容

SGHWR の原子炉本体や蒸気ドラム等の周辺機器は第一次格納施設内に、タービン、給水加熱器や燃料取扱設備は、その外側の第二次格納施設にある。これまでに第二次格納施設にある設備の解体撤去が完了しているため、これらの第二次格納施設内の解体作業で得られた知見や安全情報等について調査を行うとともに、今後、予定されている第一次格納施設にある原子炉本体等の解体計画や炉外モックアップ試験装置についても調査を行った。

3. 調査結果

SGHWR は 1968 年から 1990 年までの約 23 年間運転を行い、廃止措置に移行している。しかし、現在は予算措置の都合により解体作業は行わず、維持管理中である。運転停止後は、「ふげん」と同様に原子炉から燃料を抜出し、再処理工場へ輸送してきている。また、重水を回収しカナダに輸送してきている。2005 年から 2007年までの約 2 年間においては、第二次格納施設内のタービン、給水加熱器等の設備の解体撤去及び建屋内の除染を行っている。特に解体に使用したダイヤモンドワイヤーソー切断工法やガソリン

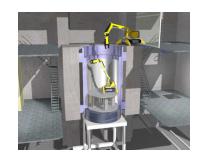


図1 原子炉本体解体イメージ

切断工法が、解体工期短縮や安全面で有効であったとのことから、この知見を活かして「ふげん」の給水加熱器の解体のためにガソリン切断を採用し、厚板部材の切断に有効であることを確認している。SGHWR の原子炉本体は、ジャッキアップしながら遠隔解体装置(BROKK)を用いて遠隔で上部から解体する計画としている(図 1 参照)。また、炉外モックアップ実証試験のために原子炉の 1/4 象限を同サイズで模擬した装置が製作されており、水中で解体を予定している「ふげん」の計画と

JAEA-Review 2010-048

異なる点もあるが、今後の原子炉本体解体に係る検討段階において本知見を反映していく考えである。

4. 結 言

SGHWR の廃止措置から得られた知見は「ふげん」廃止措置における解体作業やトリチウム除去作業等を安全かつ確実に進める上で貴重な情報となることから、今後も継続して調査を行う予定である。

Fugen Decommissioning Project



英国SGHWRにおける廃止措置状況について

出張期間:平成21年9月27日

~平成21年12月20日

出張場所:英国ドーセット州

ウィンフリスサイト SGHWR

原子炉廃止措置研究開発センター 技術開発課 中村 保之

1

Fugen Decommissioning Project



調査の目的

英国のSGHWR (Steam Generating Heavy Water Reactor、電気出力 100MW)は、「ふげん」と同様の重水減速沸騰軽水冷却圧力管型原子炉で あり、1990年に運転を終了し、原子炉及び周辺施設の一部を除いて解体 作業が終わっている。



そのため、主に以下の内容について調査を行った。

- 解体撤去や汚染除去、解体撤去物の処理に係るこれまでの実績や知見
- •安全関連情報等
- 原子炉本体解体の検討状況(解体方法、モックアップ実証試験等)

2

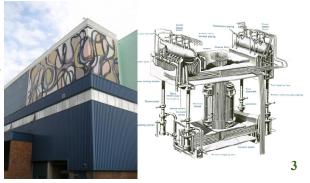
Fugen Decommissioning Project



SGHWRについて

- Steam Generating Heavy Water Reactor
- 重水減速沸騰軽水冷却圧力管型 原型炉(「ふげん」と同型)
- 300MW(t) 100MW(e)
- 燃料チャンネル:122
- 建設: 1963年 1967年
- 運転開始: 1967年 • 運転終了: 1990年





Fugen Decommissioning Project



運転停止後からの主な作業

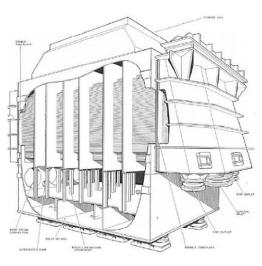
- •1991年: 炉心から仕様済燃料を取り出し
- •1991年: 重水を抜出し
- •1992年: 冷却塔を解体撤去
- 1993年:全使用済燃料をセラフィールドに搬出
- •1996年:燃料プールのプール水を抜取り除染
- •1997年より維持管理、一部の電線、配管を撤去
- ・2002年:主排気筒を解体撤去
- -2005年-2007年:第二次格納施設内の設備を解体撤去

第二次格納施設内の解体作業

Fugen Decommissioning Project



復水器の解体





第二次格納施設内の解体作業

重水系機器の解体









まとめ

- 本出張により、解体撤去作業の実績や知見、安全関連情報、また、今後、 解体を予定している原子炉本体の解体計画等の情報を得た。
- ●SGHWRの廃止措置から得られた知見は、「ふげん」廃止措置における解体 作業やトリチウム除去作業等を安全かつ確実に進める上で貴重な情報とな ることから、今後も継続して調査を行う。
- ●SGHWRでは、モックアップ実証試験装置をDe-Risking Toolと呼んでおり、 原子炉解体前にリスクを取り除き、安全かつ確実に解体できることを実証す る必要があると考えている。「ふげん」は、SGHWRと違い水中で解体する計 画としているが、モックアップ実証試験における模擬範囲や実証すべき内容 等については、試験計画に反映していく。

7

JAEA-Review 2010-048

3-3 (5) 廃止措置エンジニアリング (遠隔解体・ダイレクトインドラムシステムの準備状況)

核サ研 Pu センター 環境プラント技術部 廃止措置技術開発課 家村 圭輔

要旨

グローブボックス群の遠隔解体撤去方法の検討を行い、解体作業の一部を遠隔化できる見通しを 得た。また、解体作業に伴う廃棄物の発生量低減化に有効と考えられるダイレクトインドラムシス テムの試験を進めた。

キーワード:

グローブボックス、遠隔解体、ロボットアーム、ダイレクトインドラムシステム

1. 緒言

プルトニウム燃料第二開発室の解体撤去計画を検討している。施設の主要設備であるグローブボックス群の解体撤去の準備として,エアラインスーツ作業の潜在的危険等の低減,二次廃棄物発生量の低減のため,遠隔解体とダイレクトインドラムシステムの開発を行っている。その進捗状況を紹介する。

2. 方法

遠隔解体については、油圧式ロボットアームとグローブボックス構成材を模擬した板材等を用いた操作性確認により、遠隔化の可能性のある作業の抽出を行っている。

ダイレクトインドラムシステムについては、模擬汚染物(蛍光粉末)を用いたコールド試験により、ドラム脱着時における蓋部(ダブルカバー)の汚染状況の観察及びその除染方法・手順の検討を行っている。

3. 結果と考察

遠隔解体については、油圧式ロボットアーム、切断工具サポート治具等を用いることにより、グローブボックス構成材の細断作業の一部を遠隔化できる見通しが得られた。

ダイレクトインドラムシステムについては、ドラム脱着操作を繰り返し行った結果、ドラム外側への模擬汚染物(蛍光粉末)の付着が確認され、ダブルカバー方式の場合は汚染コントロールの対策の準備が重要であることがわかった。

4. 今後の予定

遠隔解体については,各種切断工具サポート治具(装置)等を準備し,モックアップ試験を行う。 また,遠隔化する作業の範囲を拡大するための検討を進める。

ダイレクトインドラムシステムについては, 汚染コントロール手順の確立, 除染に伴う二次廃棄 物発生量の確認等を行う。 This is a blank page.



廃止措置エンジニアリング (遠隔解体・ダイレクトインドラムシステムの準備状況)

核燃料サイクル工学研究所 プルトニウム燃料技術開発センター 環境プラント技術部 廃止措置技術開発課 家村 圭輔



廃止措置の準備の内容

プルトニウム燃料第二開発室にあるグローブボックスの本格解体への適用を目指して、遠隔解体技術、ダイレクトインドラムシステムを取り入れた解体方法を検討。

- ・遠隔解体技術 エアラインスーツ作業のデメリットの低減
- ・ダイレクトインドラムシステム
 - 二次廃棄物(養生材)発生量の低減







エアラインス一ツ作業のデメリット

- ・作業者の疲労、ひばくが大
- ・作業者の負傷の潜在的リスク
- ·作業時間制限(約1h/回)
- ・二次廃棄物の発生(スーツカバー等)
- ・多くの補助作業者が必要







チップソー

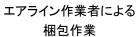
ディスクグラインダ

(JAEA)

切断工具

従来のグローブボックス解体方法





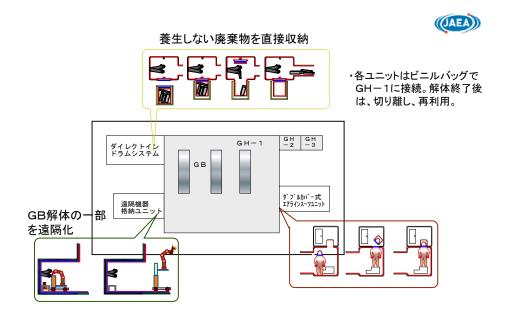


梱包・収納後の解体廃棄物

ビニール、テープ等で何重にも養生し、バッグアウト 方式で容器に収納。

養生材は二次廃棄物、開梱する場合の労力は大。

従来の解体廃棄物の払出し方法



解体用グリーンハウスと付属設備



遠隔解体技術の準備状況





ロボットアームの使用例(1) (切断工具を直接把持した場合)

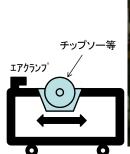


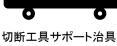
- 棒状のもの(アン がル、配管等) は切断可能
- 板状のもの(パ ネル、缶体)は 切断困難

(アーム先端を 直線的に動か すことが困難)

ロボットアームの使用例(2) (板状解体物の把持に用いた場合)











ロボットアームの使用例(3) (棒状解体物の把持に用いた場合)





ロボットアームに期待する効果

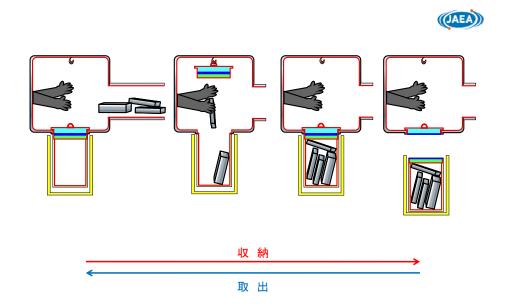
- ・ロボットアームによる作業は、エアラインスーツ作業者の約6倍の時間を要するという実績がある。 ロボットアームの作業時間は5~6h/日で、エアラインスーツ作業者(1h/日)の約1人分に相当。
- ・当面は細断作業の一部の遠隔化により、エアライン ス一ツ作業量を低減し、作業者の疲労、ひばく、二次 廃棄物発生量等の低減を期待



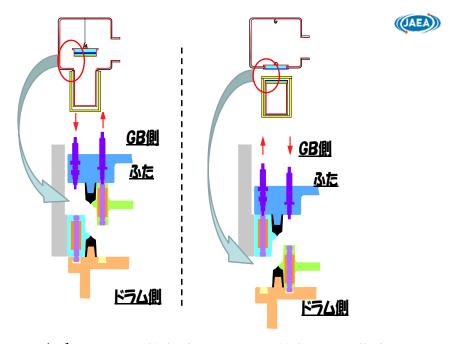
ダイレクトインドラムシステムの準備状況 (ダブルカバー方式の廃棄物収納容器)



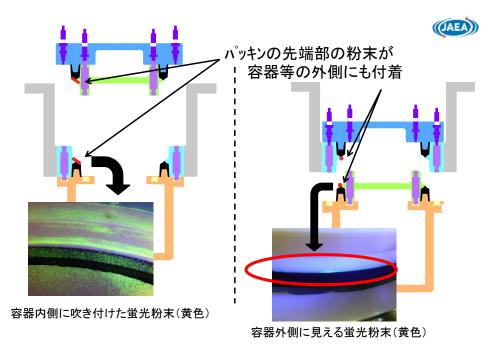
ダイレクトインドラムシステム試験機(千代田メインテナンス)



ダブルカバー方式の廃棄物取扱い方法



ダブルカバー接続部(ボルト接続)の構造



蛍光粉末を用いた試験の状況



今後の予定(課題)

遠隔解体技術

- ・切断工具サポート治具等の製作、モックアップ試験
- ・格納ユニットの詳細仕様決定(メンテナンス方法検討)
- 操作性向上、作業範囲拡大 (視覚情報取得方法の改良等)

ダイレクトインドラムシステム(ダブルカバー方式)

- ・汚染検査/除染手順の確立
- ・実機製作に向けた改良点の整理

JAEA-Review 2010-048

3-3 (6) 廃止措置技術の開発状況 - 視覚情報取得方法の改良について-

プルトニウム燃料技術開発センター 廃止措置技術開発課 綿引 政俊

遠隔操作に不可欠な作業環境の視覚情報の取得精度を向上させることを目的に、カメラ画像、CG 画像に加え、レーザレンジファインダによる三次元位置情報を活用することで、CG 画像の重畳精 度が向上させることができた。

キーワード:遠隔操作、視覚情報、レーザレンジファインダ (LRF)

1. 緒言

当課では、エアラインスーツでの作業負荷軽減を目的とし、プルトニウム燃料施設におけるグローブボックス解体撤去への遠隔技術の導入を目指している。遠隔技術の導入に際しては、作業環境の把握のための視覚情報の取得、確実な遠隔機器の操作、遠隔機器等のメンテナンス技術の確立などが不可欠である。

本件は、作業環境の把握のための視覚情報取得方法について、カメラ映像、CG 画像、レーザレンジファインダ(以下、「LRF」という。)による三次元情報の復元方法の改良結果について報告するものである。

2. 方法

本件は、LRF により作業環境の三次元情報を復元させるとともに、その測定精度を向上させ、CG 画像との重畳精度を向上させることを試みた。

3. 結果と考察

一般的な視覚情報の取得方法は、複数のカメラ映像を主体としているが、得られる映像は、カメラの設置位置に依存し、死角が生じたり、奥行きが把握しにくいという問題点がある。また、解体対象物のように、あらかじめ CG 画像が準備できる場合は、CG 画像を活用することで、死角をカバーすることが可能であるが、カメラ画像と CG 画像を重畳することが難しく、その誤差が大きい。

LRF の測定精度を向上(図-1)させることで、CG 画像との重畳精度が向上し、任意の角度からの CG 画像を利用することで、死角がカバーされ、より確実な制御が可能となった。また、CG 画像の誤差は、ほとんど無視できる程度に改善された。さらに、リアルタイムでの LRF 測定により、奥行き情報も明確になった。

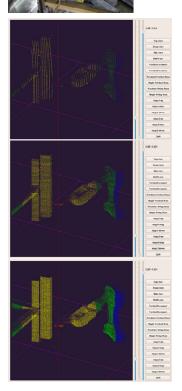


図-1LRF 測定結

JAEA-Review 2010-048

4. 結言

LRF による三次元情報を取得し、CG 画像との重畳、CG 画像の補正を行うことにより、その誤差の低減が可能となった。LRF 測定精度の向上策、リアルタイム測定を追加することで、視覚情報の精度向上を図ることができた。



廃止措置技術の開発状況 一視覚情報取得方法の改良について-



核燃料サイクル工学研究所 プルトニウム燃料技術開発センター 廃止措置技術開発課 綿引 政俊



解体撤去の現状と遠隔技術の必要性

> グローブボックスの解体撤去の現状

- ◆ グローブボックスの解体撤去は、汚染コントロールのためにグリーンハウスを設置し、エアラインスーツ作業で行われる。
- ◆ エアラインスーツ作業で、バネルの取外し、グローブボックス缶体の切断、内装機器の分解・除染、切断物の細断、養生・梱包、廃棄物容器への収納などが行われる。
- ◆ 現状では、解体撤去作業は、すべて人の手で実施されており、作業員の被ばくの問題もさることながら、作業員の精神的・肉体的負荷の高い作業となっている。
- ◆ 1回の作業時間は、1時間に限定される。



> 遠隔技術の導入の必要性

- ◆ エアラインスーツ作業における作業員の被ばくや精神的・肉体的負荷を軽減するため、 解体現場への遠隔技術の導入、遠隔操作での作業割合の向上が求められる。
- ◆ 遠隔技術の導入に際しては、安全かつ確実にエアラインスーツ作業者を支援することが 不可欠であり、遠隔操作に求められる要件を満たすことができるように、技術を確立し ていく必要がある。



遠隔操作に求められる要件

- ▶ 作業環境を適切に把握するための視覚情報を取得すること
 - ◆解体対象物の形状、位置情報の取得
 - ◆ロボット等遠隔機器の位置情報の取得
 - ◆ 切断用治工具とロボット等遠隔機器の位置情報の取得
- > ロボット等遠隔機器の操作が確実に行えること
 - ◆ロボット等遠隔機器の操作方法の確立
 - ◆ロボット等遠隔機器の操作の習熟
- ▶ ロボット等遠隔機器、切断用治工具の メンテナンスが可能であること
 - ◆ グローブ作業でのメンテナンス方法の確立
 - ◆メンテナンス方法の習熟





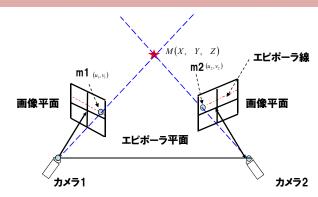
遠隔操作時の視覚情報の改善

- > カメラを中心とした過去の遠隔作業用映像の問題点
- 奥行きの判別が難しい
- ・ 死角が存在する
- ・ 見たい角度から見ることができない
- > 今回の設計
- ・ 二つの方法を準備
 - ①複数のカメラ画像により同一点の三次元位置情報を計算する ②レーザーレンジファインダにより距離情報を求め、三次元情報を復元する
- CGを準備し、上記情報と重ね合わせ、位置情報を補正したうえで、見たい 角度から見えるようにする。
- 透視したCGも準備し、障害物で隠れた部分も見られるようにする。

複数のカメラ映像による3次元情報の復元



(エピポーラ線上の探索)

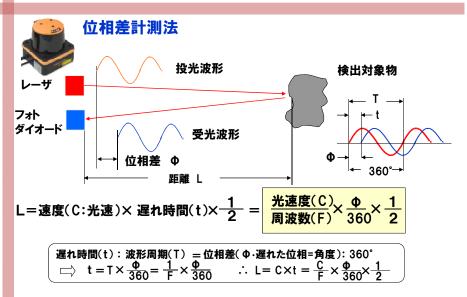


二つのカメラ画像から、三次元位置を計算できる

$$\begin{bmatrix} u_1 \\ v_1 \\ 1 \end{bmatrix} = \begin{bmatrix} p_{11} & p_{12} & p_{13} & p_{14} \\ p_{21} & p_{22} & p_{23} & p_{24} \\ p_{31} & p_{32} & p_{33} & p_{34} \end{bmatrix} \begin{bmatrix} X \\ Y \\ Z \\ 1 \end{bmatrix} \longrightarrow \begin{bmatrix} p_{31}u_1 - p_{11} & p_{32}u_1 - p_{12} & p_{33}u_1 - p_{13} \\ p_{31}v_1 - p_{21} & p_{32}v_1 - p_{22} & p_{33}v_1 - p_{23} \\ p_{31}u_2 - p_{11}' & p_{32}u_2 - p_{12}' & p_{33}u_2 - p_{13}' \\ p_{31}v_2 - p_{21}' & p_{32}v_2 - p_{22}' & p_{33}v_2 - p_{23}' \end{bmatrix} \begin{bmatrix} X \\ Y \\ Z \end{bmatrix} = \begin{bmatrix} p_{14} - p_{34}u_1 \\ p_{24} - p_{34}v_1 \\ p_{14} - p_{34}u_2 \\ p_{24}' - p_{34}v_2 \end{bmatrix}$$

(JAEA)

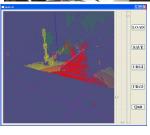
-ザレンジファインダによる3次元情報の復元





レーザレンジファインダを用いた情報復元





- ・約1~5分の計測時間
- ・距離に応じたカラーリング





サーボモータを搭載 した昇降装置



【改良前】

- ・レーザ光の放射角度が0.35°
- ・測定ポイントが少ない

【改良点】

- ・サーボモータの採用によりLRF を首振り、回転
- ・昇降装置の採用により、高さ 方向を広範囲にカバー

【改良の効果】

- ・測定ポイントの緻密化
- ・測定精度の向上

レーザレンジファインダでの測定結果

(サーボモータを搭載した昇降装置による測定結果)





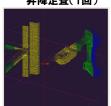
首振り走査(ギアダウン無し:1回) 首振り走査(ギアダウン10倍:1回)



首振り走査(ギアダウン5倍:1回) 首振り走査(ギアダウン10倍:5回)



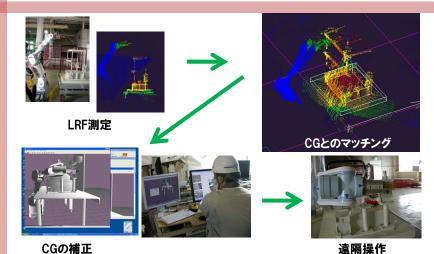
昇降走査(1回)



昇降走査(5回)



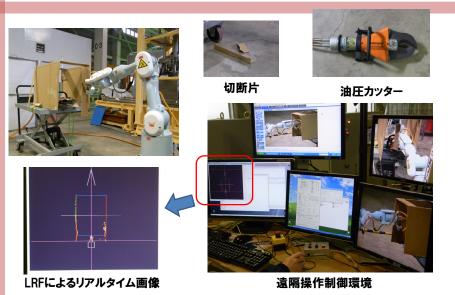
LRF測定結果とCG画像とのマッチングによる情報取得



- ・見たいアングルからの映像取得が可能となり、死角をカバーできる・CG画像の透過処理により、隠れた部分が見える

LRFによるリアルタイム測定を用いた遠隔操作の例

油圧カッターによる切断例





まとめ

- ・ 視覚情報取得方法を改善する目的で、LRF測定精度を向上させた。
- ・ カメラ映像、LRF測定に基づくCG補正、リアルタイムでのLRF測定により、従来のカメラ映像での問題点(奥行き、死角、特定角度など)を解決できる。
- ・ 改良した視覚情報を基に、遠隔操作を実施し、操作性が 向上できることが確認できた。

3-3 (7) 大型廃液貯槽の一括撤去工法

原子力科学研究所 バックエンド技術部 廃止措置課 金山 文彦

再処理特別研究棟(JRTF)では、コンクリートセルに設置された廃液貯槽の解体作業として、廃液長期貯蔵施設から廃液貯槽 LV-2(LV-2)を一体のまま搬出し、原科研にある解体分別保管棟で解体する、一括撤去工法を行った。本報告は、LV-2の一括撤去作業の概要とその作業を通して得られたデータをまとめたものである。

キーワード:再処理特別研究棟、JRTF、解体分別保管棟、廃止措置、廃液貯槽、一括撤去

- 1. **緒言** JRTFでは、LW-2 を対象として一括撤去作業を実施しており、LW-2 室の設備・機器等の解体から、LW-2 の搬出及び解体分別保管棟での LW-2 の解体までの一連の作業を実施した。また、本準備作業を通して作業管理、放射線管理、廃棄物管理に関するデータの収集・分析を行い、一括撤去工法とセル内解体工法との比較を行った。
- **2. 背景** JRTF では、狭隘なコンクリートセル内に廃液貯槽が設置されている。従来どおりのセル内での廃液貯槽の解体では、セル内へのアクセスが困難なため、人員・物品の移動が困難となり、補助作業者数が増加する。狭隘な場所での作業となるため、直接作業者数、使用工具が限定され、また、安全性の確保が困難となる。
- **3.目的** 安全且つ効率的な大型廃液貯槽の解体方法を評価するために、廃液貯槽を従来どおりセル内で解体するセル内解体工法と、セル内より廃液貯槽を搬出し、解体施設で解体をする一括撤去工法との比較を行った。
- 4. 概要 LV-2 (2.6mφ×3.2mL、8mmt、2.4ton、SS400) は、廃液長期貯蔵施設地下 1 階の LV-2 室 (4.1mL×4.1mW×6.2mH) に設置され、湿式再処理試験で発生したAI 脱被覆廃液を貯留していた。以下に、作業内容を示す。①GH の設置: サンプリング室に作業員の出入用グリーンハウス (GH) を設置し、サンプリング室と LV-2 室との間のコンクリート壁を開口した。②LV-2 室の設備・機器等の解体: 作業用足場を設置し LV-2 室内部に設置された配管・配管サポート等の撤去を行った。③スラッジの除去: LV-2 の周辺に簡易ハウスを設置し、LV-2 側面をチップソーにより開口した後、内部のスラッジ除去を行って側面開口部を溶接した。④一括撤去に係る搬出準備作業: LV-2 外表面に搬出用吊りプレートを取り付け、LV-2 を梱包した。⑤LV-2 室天井の開口: LV-2 室内に天井サポート用足場を設置し、屋外に天井開口用 GH を設置した後、LV-2 室天井をコアボーリング、ワイヤーソー及びハンドブレーカーにより開口した。⑥LV-2 の搬出・搬送:

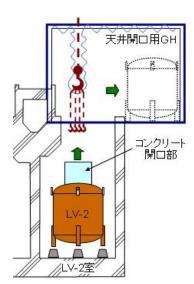


図 1 LV-2 一括撤去概念図

LW-2 を LW-2 室よりクレーンで吊り上げ、原科研にある解体分別保管棟へトレーラーにより搬送した。 ⑦LW-2 室天井開口部の閉止: LW-2 室天井開口部を閉止し、天井開口用 GH を解体した。 ⑧LW-2 の解体: 解体分別保管棟で LW-2 を解体した。 LW-2 一括撤去作業の概念図を図-1 に示す。

5. 結果 LV-2 の一括撤去作業に費やした人工数は 4,206 人・日で、このうち、セル内での作業は 1,747 人・日であった。総集団線量は 8.8mSv/h であった。放射性廃棄物は 18.5 トン発生しそのうちの 6.9 トンが付随廃棄物、さらにそのうちの 4.8 トンが可燃性廃棄物であった。また、本作業により得られたデ

JAEA-Review 2010-048

- ータを基にセル内解体工法の評価を行い、一括撤去工法とセル内解体工法との比較を行った。その結果、 一括撤去工法を適用することにより、大型廃液貯槽の解体に係るセル内作業工数を 75%、総集
- 団線量を80%、付随廃棄物発生量を5%削減することができた。
- **6. 結言** セル内解体工法と一括撤去工法を比較することで、一括撤去工法により安全且つ効率的に大型廃液貯槽を解体できることが分かった。



バックエンド関連業務報告会 平成22年5月28日

大型廃液貯槽の一括撤去工法

原子力科学研究所 バックエンド技術部 廃止措置課

金山 文彦

JRTF

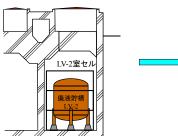


背景

- 湿式再処理試験で発生した高線量廃液を貯蔵した 廃液貯槽が存在
- 廃液貯槽は放射性物質の漏洩防止及び放射線遮 へいのため、厚く堅牢なコンクリートセル内に設置

従来工法

セル内での廃液貯槽の解体





- ・セル内へのアクセスが困難 人員・物品の移動が困難 補助作業者の増加
- ・狭隘な場所での作業 直接作業者数、使用工具の限定 安全性の確保が困難

JRTI



目的

狭隘なセル内に設置されている大型廃液貯槽の

安全かつ効率的な解体方法の評価

- ・セル内での大型廃液貯槽の解体
- ・セルより大型廃液貯槽の一括撤去





再処理特別研究棟の大型廃液貯槽LV-2を 一括撤去工法により搬出・解体、解体データ の取得・解析

作業工数 被ばく線量 廃棄物発生量等

セル内での機器の解体へ適用 将来の廃止措置を見据えた施設の建設へ転用



括撤去工法の概要

廃液貯槽搬出準備

- •グリーンハウスの設置
- •セル内機器の撤去
- •廃液貯槽内スラッジの回収



セル天井の開口作業

- •グリーンハウスの設置
- ・セル天井の開口

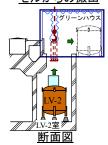


廃液貯槽の搬出



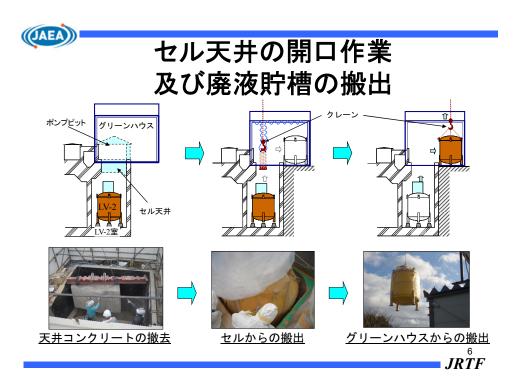
解体分別保管棟での廃液貯槽の解体





JRTF





作業名	作業工数 (人・日)			集団線量	可燃廃棄物	
TF未有	セル内	セル外	合計	(人·mSv)	発生量(kg)	
準備作業	94	612	706	0.0	197	
セル内機器の撤去	421	0	421	2.2	433	
スラッジの撤去	646	0	646	3.7	1,339	
搬出準備	316	0	316	1.8	691	
天井の開口及び閉止	107	1,294	1,401	0.1	1032	
解体分別保管棟での廃液貯槽の解体	30	554	584	0.9	908	
後片付け	133	0	133	0.1	204	
合計	1,747	2,460	4,207	8.8	4,803	

区分	発生量	(トン)	
拉 自此 家	解体廃棄物	11.5	10.4
放射性廃棄物	付随廃棄物	6.9	18.4
非放射性廃棄物	解体廃棄物	27.5	

JRTF

一括撤去工法とセル内解体の比較

セル内解体

準備作業 セル内機器の撤去 解体ハウスの設置

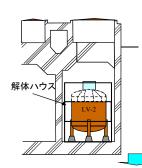
スラッジの撤去

セル内での廃液貯槽の解体 解体ハウスの撤去

後片付け

一括撤去工法

準備作業
セル内機器の撤去
スラッジの撤去
搬出準備
天井の開口及び閉止
解体分別保管棟での解体
後片付け



セル内での 廃液貯槽の解体

- •作業量: 22 人 / 日
- •直接作業者: 2人/班
- •補助者: 6~10人/班
- ・使用工具: チップソー

解体分別保管棟での廃液貯槽の解体

- 作業量: 12人/日
- 直接作業者: 2人/班
- ・使用工具:プラズマ溶断

チップソー

JRŤF

(JAEA)

一括撤去工法とセル内解体との 解体データの比較

	作業名	作業工数 (人・日)			集団線量	可燃廃棄物
	TF来位	セル内	セル外	合計	(人•mSv)	発生量(kg)
セ	解体ハウスの設置 * 1	490	0	490	5.2	741
ル内	セル内での廃液貯槽の解体 * 1	1,176	0	1,176	9.4	1,322
解	解体ハウスの撤去*1	132	0	132	0.6	739
体	合計	1,798	0	1,798	15.2	2,801

*1廃液貯槽側面の開口データより算出した評価値

	作業名	作業工数 (人・日)			集団線量	可燃廃棄物
	TF未石	セル内	セル外	合計	(人•mSv)	発生量(kg)
— +エ	搬出準備	316	0	316	1.8	691
括撤	天井の開口及び閉止	107	1,294	1,401	0.1	1032
去	解体分別保管棟での廃液貯槽の解体	30	554	584	0.9	908
法	合計	453	1,848	2,301	2.8	2,631

JRŤF



まとめ

まとめ

- •廃液長期貯蔵施設天井に開口を設けることにより、廃液貯槽LV-2を安全且つ効率的に撤去、搬送
- •廃液貯槽の一括撤去工法とセル内解体を比較
- •一括撤去工法を適用することにより、大型貯槽の解体に係るセル内作業工数を75%、集団線量を80%、付随廃棄物発生量を5%削減

JRTF

3. おわりに

バックエンド関連業務報告会は、2010年5月28日、原子力科学研究所JRR-1講義室において開催された。今回の報告会には82名が参加し、廃棄物確認技術開発について4件、廃棄物処理・処分技術開発について4件、廃止措置技術開発について7件の発表が行われた。発表において最新の研究開発についての報告と活発な質疑応答、有意義な情報交換が行われた。

謝辞

本報告会でご発表頂きましたバックエンド関連部署の皆様、並びに本報告書の作成にご協力頂きました皆様に深く感謝申し上げます。

国際単位系(SI)

表 1. SI 基本単位

基本量	SI 基本 ¹	単位
巫平里	名称	記号
長さ	メートル	m
質 量	キログラム	kg
時 間	秒	s
電 流	アンペア	Α
熱力学温度	ケルビン	K
物 質 量	モル	mol
光 度	カンデラ	cd

表 2. 基本単位を用いて表されるSI組立単位の例

組立量	SI 基本単位	
和立里	名称	記号
面積	平方メートル	m ²
体積	立法メートル	m ³
速 さ , 速 度	メートル毎秒	m/s
加 速 度	メートル毎秒毎秒	m/s ²
波 数	毎メートル	m ^{·1}
密度, 質量密度	キログラム毎立方メートル	kg/m ³
面 積 密 度	キログラム毎平方メートル	kg/m ²
比 体 積	立方メートル毎キログラム	m ³ /kg
電 流 密 度	アンペア毎平方メートル	A/m ²
磁界の強さ	アンペア毎メートル	A/m
量濃度 ^(a) ,濃度	モル毎立方メートル	mol/m ³
質 量 濃 度	キログラム毎立法メートル	kg/m ³
輝 度		cd/m ²
屈 折 率 (b)	(1
比 透 磁 率 (b)	(数字の) 1	1

- (a) 量濃度 (amount concentration) は臨床化学の分野では物質濃度 (substance concentration) ともよばれる。 (b) これらは海沢元量かるいは次元1をもっ量であるが、そのことを表す単位記号である数字の1は通常は表記しない。

表3 固有の名称と記号で表されるSI組立単位

衣 3. 固有の名称と記方で衣される81組立単位					
		SI 組立単位			
組立量	名称	記号	他のSI単位による	SI基本単位による	
	1 名称 1 章	記方	表し方	表し方	
平 面 角	ラジアン ^(b)	rad	1 (p)	m/m	
立 体 角	ステラジアン ^(b)	sr ^(c)	1 (b)	$m^{2/}m^{2}$	
周 波 数	ヘルツ ^(d)	$_{ m Hz}$		s^{-1}	
力	ニュートン	N		m kg s ⁻²	
圧 力 , 応 力	パスカル	Pa	N/m ²	m ⁻¹ kg s ⁻²	
エネルギー、仕事、熱量	ジュール	J	N m	$m^2 \text{ kg s}^{-2}$	
仕事率, 工率, 放射束	ワット	W	J/s	m ² kg s ⁻³	
電 荷 , 電 気 量	クーロン	С		s A	
電位差 (電圧),起電力	ボルト	V	W/A	$m^2 kg s^{-3} A^{-1}$	
静 電 容 量	ファラド	F	C/V	$m^{-2} kg^{-1} s^4 A^2$	
	オーム	Ω	V/A	m ² kg s ⁻³ A ⁻²	
コンダクタンス	ジーメンス	S	A/V	$m^{-2} kg^{-1} s^3 A^2$	
磁東	ウエーバ	Wb	Vs	m ² kg s ⁻² A ⁻¹	
	テスラ	Т	Wb/m ²	kg s ⁻² A ⁻¹	
	ヘンリー	Н	Wb/A	m ² kg s ⁻² A ⁻²	
セルシウス温度	セルシウス度 ^(e)	$^{\circ}$ C		K	
光	ルーメン	lm	$\mathrm{cd}\;\mathrm{sr}^{\mathrm{(c)}}$	cd	
	ルクス	lx	lm/m ²	m ⁻² cd	
放射性核種の放射能 ^(f)	ベクレル ^(d)	Bq		s^{-1}	
吸収線量,比エネルギー分与,	グレイ	Gy	J/kg	m ² s ⁻²	
カーマ	/ - 1	dy	o/kg	III S	
線量当量, 周辺線量当量, 方向	シーベルト ^(g)	G	T/I	2 -2	
性線量当量,個人線量当量	シーベルト(g)	Sv	J/kg	$m^2 s^{-2}$	
酸 素 活 性	カタール	kat		s ⁻¹ mol	

(a)SI接頭語は固有の名称と記号を持つ組立単位と組み合わせても使用できる。しかし接頭語を付した単位はもはや

コニーレントではない。 したリントではない。 (b)ラジアンとステラジアンは数字の1に対する単位の特別な名称で、量についての情報をつたえるために使われる。 実際には、使用する時には記号rad及びsrが用いられるが、習慣として組立単位としての記号である数字の1は明

実際には、使用する時には応ぎては及び客か用いられるが、管償としく無払単位としていた方である数子の「は対 示されない。 (a)無火学ではステラジアンという名称と記号srを単位の表し方の中に、そのまま維持している。 (d)へルツはは周期現象についてのみ、ベクレルは放射性技種の総計的過程についてのみ使用される。 (e)セルシウス度はケルビンの特別な名称で、セルシウス温度を表すために使用される。セルシウス度とケルビンの 単位の大きさは同一である。したがって、温度差や温度間隔を表す数値はどちらの単位で表しても同じである。 (放射性技術の放射能(citvity referred to a radionuclide) は、しばしば誤った用語で"radioactivity"と記される。 (g)単位シーベルト (PV,2002,70,205) についてはCIPM勧告2 (CI-2002) を参照。

表 4. 単位の中に固有の名称と記号を含むSI組立単位の例

X 4. 牛匠V		[組立単位	T-> 1/2
組立量	名称	記号	SI 基本単位による 表し方
粘	パスカル秒	Pa s	m ⁻¹ kg s ⁻¹
力のモーメント	ニュートンメートル	N m	m ² kg s ⁻²
表 面 張 力	ニュートン毎メートル	N/m	kg s ⁻²
角 速 度	ラジアン毎秒	rad/s	m m ⁻¹ s ⁻¹ =s ⁻¹
	ラジアン毎秒毎秒	rad/s^2	m m ⁻¹ s ⁻² =s ⁻²
熱流密度,放射照度	ワット毎平方メートル	W/m ²	kg s ⁻³
熱容量,エントロピー	ジュール毎ケルビン	J/K	m ² kg s ⁻² K ⁻¹
比熱容量, 比エントロピー		J/(kg K)	$m^2 s^{-2} K^{-1}$
· -	ジュール毎キログラム	J/kg	$m^2 s^2$
熱 伝 導 率	ワット毎メートル毎ケルビン	W/(m K)	m kg s ⁻³ K ⁻¹
体積エネルギー	ジュール毎立方メートル	J/m ³	m ⁻¹ kg s ⁻²
電界の強き	ボルト毎メートル	V/m	m kg s ⁻³ A ⁻¹
電 荷 密 度	クーロン毎立方メートル	C/m ³	m ⁻³ sA
	クーロン毎平方メートル	C/m ²	m ⁻² sA
	クーロン毎平方メートル	C/m ²	m ⁻² sA
	ファラド毎メートル	F/m	$m^{-3} kg^{-1} s^4 A^2$
透磁率	ヘンリー毎メートル	H/m	m kg s ⁻² A ⁻²
モルエネルギー	ジュール毎モル	J/mol	m ² kg s ⁻² mol ⁻¹
モルエントロピー, モル熱容量	ジュール毎モル毎ケルビン	J/(mol K)	m ² kg s ⁻² K ⁻¹ mol ⁻¹
照射線量 (X線及びγ線)	クーロン毎キログラム	C/kg	kg ⁻¹ sA
吸 収 線 量 率	グレイ毎秒	Gy/s	m ² s ⁻³
放 射 強 度	ワット毎ステラジアン	W/sr	m ⁴ m ⁻² kg s ⁻³ =m ² kg s ⁻³
放 射 輝 度	ワット毎平方メートル毎ステラジアン	$W/(m^2 sr)$	m ² m ⁻² kg s ⁻³ =kg s ⁻³
酵素活性濃度	カタール毎立方メートル	kat/m³	m ⁻³ s ⁻¹ mol

表 5 . SI 接頭語					
乗数	接頭語	記号	乗数	接頭語	記号
10^{24}	ヨ タ	Y	10 ⁻¹	デシ	d
10^{21}	ゼタ	Z	10 ⁻²	センチ	c
10^{18}	エクサ	Е	10 ⁻³	₹ <u>リ</u>	m
10^{15}	ペタ	Р	10 ⁻⁶	マイクロ	μ
10^{12}	テラ	Т	10 ⁻⁹	ナーノ	n
10^{9}	ギガ	G	10^{-12}	ピコ	p
10^{6}	メガ	M	10 ⁻¹⁵	フェムト	f
10^{3}	丰 口	k	10 ⁻¹⁸	アト	a
10^{2}	ヘクト	h	10 ⁻²¹	ゼプト	z
-10^{1}	デ カ	da	10 ⁻²⁴	ヨクト	У

表6. SIに属さないが、SIと併用される単位				
名称	記号	SI 単位による値		
分	min	1 min=60s		
時	h	1h =60 min=3600 s		
日	d	1 d=24 h=86 400 s		
度	۰	1°=(π/180) rad		
分	,	1'=(1/60)°=(п/10800) rad		
秒	"	1"=(1/60)'=(π/648000) rad		
ヘクタール	ha	1ha=1hm ² =10 ⁴ m ²		
リットル	L, l	1L=11=1dm ³ =10 ³ cm ³ =10 ⁻³ m ³		
トン	t	$1t=10^3 \text{ kg}$		

表7. SIに属さないが、SIと併用される単位で、SI単位で 表される数値が実験的に得られるもの

名称 記号 SI 単位で表される数値 電子ボル eV 1eV=1.602 176 53(14)×10⁻¹⁹J 1Da=1.660 538 86(28)×10⁻²⁷kg H. ルト Da 統一原子質量単位 1u=1 Da u 天 文 単 位 1ua=1.495 978 706 91(6)×10¹¹m ua

表8.SIに属さないが、SIと併用されるその他の単位					
名称	記号	SI 単位で表される数値			
バール	bar	1 bar=0.1MPa=100kPa=10 ⁵ Pa			
水銀柱ミリメートル	mmHg	1mmHg=133.322Pa			
オングストローム	Å	1 Å=0.1nm=100pm=10 ⁻¹⁰ m			
海里	M	1 M=1852m			
バーン	b	1 b=100fm ² =(10 ⁻¹² cm)2=10 ⁻²⁸ m ²			
ノ ッ ト	kn	1 kn=(1852/3600)m/s			
ネ ー パ	Np	CI光体しの料体的な関係は			
ベル	В	SI単位との数値的な関係は、 対数量の定義に依存。			
デ ジ ベ ル	dB ∽	713/2=17/23/1-17/10			

表 9. 固有の名称をもつCGS組立単位								
名称	記号	SI 単位で表される数値						
エルグ	erg	1 erg=10 ⁻⁷ J						
ダ イ ン	dyn	1 dyn=10 ⁻⁵ N						
ポアズ	P	1 P=1 dyn s cm ⁻² =0.1Pa s						
ストークス	St	$1 \text{ St} = 1 \text{cm}^2 \text{ s}^{-1} = 10^{-4} \text{m}^2 \text{ s}^{-1}$						
スチルブ	sb	1 sb =1cd cm ⁻² =10 ⁴ cd m ⁻²						
フ ォ ト	ph	1 ph=1cd sr cm ⁻² 10 ⁴ lx						
ガル	Gal	1 Gal =1cm s ⁻² =10 ⁻² ms ⁻²						
マクスウェル	Mx	$1 \text{ Mx} = 1 \text{G cm}^2 = 10^{-8} \text{Wb}$						
ガ ウ ス	G	1 G =1Mx cm ⁻² =10 ⁻⁴ T						
エルステッド ^(c)	Oe	1 Oe ≙ (10³/4π)A m ⁻¹						

(c) 3元系のCGS単位系とSIでは直接比較できないため、等号「 🎍 」 は対応関係を示すものである。

	いその他	の単位の例

名称 記号		記号	SI 単位で表される数値			
丰	ユ		リ	ĺ	Ci	1 Ci=3.7×10 ¹⁰ Bq
レ	ン	卜	ゲ	ン	R	$1 \text{ R} = 2.58 \times 10^{-4} \text{C/kg}$
ラ				k	rad	1 rad=1cGy=10 ⁻² Gy
レ				A	rem	1 rem=1 cSv=10 ⁻² Sv
ガ		ン		7	γ	1 γ =1 nT=10-9T
フ	工		ル	13		1フェルミ=1 fm=10-15m
メー	ートル	系.	カラ:	ット		1メートル系カラット = 200 mg = 2×10-4kg
}				ル	Torr	1 Torr = (101 325/760) Pa
標	準	大	気	圧	atm	1 atm = 101 325 Pa
カ	П		IJ	1	cal	1cal=4.1858J(「15℃」カロリー),4.1868J (「IT」カロリー)4.184J(「熱化学」カロリー)
3	ク		口	ン	μ	$1 \mu = 1 \mu m = 10^{-6} m$