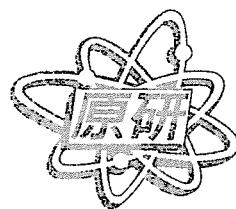


JAERI-Conf

JP0150055

2000-012



第4回 NUCEFセミナー講演報文集  
2000年2月18日、東海研究所、東海村

2000年7月

第4回 NUCEFセミナーワーキンググループ

日本原子力研究所  
Japan Atomic Energy Research Institute

本レポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。

入手の問合せは、日本原子力研究所研究情報部研究情報課（〒319-1195 茨城県那珂郡東海村）あて、お申し越し下さい。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-1195 茨城県那珂郡東海村日本原子力研究所内）で複写による実費頒布を行っております。

This report is issued irregularly.

Inquiries about availability of the reports should be addressed to Research Information Division, Department of Intellectual Resources, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 〒319-1195, Japan.

© Japan Atomic Energy Research Institute, 2000

編集兼発行 日本原子力研究所

第4回 NUCEFセミナー講演報文集  
2000年2月18日、東海研究所、東海村

日本原子力研究所東海研究所  
第4回 NUCEFセミナーワーキンググループ※

(2000年7月10日受理)

第4回 NUCEFセミナーは、2000年2月18日原研東海研究所において開催された。NUCEFセミナーの目的はNUCEFに関連する核燃料サイクルバックエンド分野の研究者が討論、情報交換を行い、研究の効果的な推進、国内研究協力の促進に寄与することである。本セミナーでは、研究分野を臨界安全、再処理及び群分離並びに廃棄物処理処分に分類し、臨界安全に関しては、今回はJCO臨界事故の重大性を考慮し、線量評価を含め、JCO臨界事故評価を特別テーマに取り上げた。本セミナーの研究発表件数及び参加者は合計14件(うち1件は特別講演)であり、本報文集はこれらの発表及び討論について、その概要をまとめたものである。

---

東海研究所:〒319-1195 茨城県那珂郡東海村白方白根2-4

※ 玉置 等史<sup>1)</sup>・小川 和彦<sup>1)</sup>・曾野 浩樹<sup>1)</sup>・松村 達郎<sup>1)</sup>・梅田 幹<sup>1)</sup>・津幡 靖宏<sup>1)</sup>・須山 賢也<sup>2)</sup>  
・山本 俊弘<sup>2)</sup>・阿部 仁<sup>2)</sup>・山口 徹治<sup>2)</sup>・古野 朗子<sup>3)</sup>・伊奈川 潤<sup>3)</sup>・安田 健一郎<sup>3)</sup>・高野 公秀<sup>4)</sup>  
・藤原 武<sup>4)</sup>・杉本 洋一<sup>5)</sup>・藏本 賢一<sup>5)</sup>・津田 修一<sup>6)</sup>

1)安全試験部

2)燃料サイクル安全工学部

3)環境科学研究所

4)物質科学研究所

5)エネルギーシステム研究所

6)保健物理部

Proceedings of the fourth NUCEF Seminar  
18 Feb. 2000, JAERI, Tokai, Japan

Fourth NUCEF Seminar Working Group※

Tokai Research Establishment  
Japan Atomic Energy Research Institute  
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received July 10, 2000)

The 4th NUCEF seminar was held at JAERI Tokai Establishment on 18 February 2000. The NUCEF seminar aims at the promotion of effective researches and the encouragement of research cooperation through the discussions and information exchanges by researchers in the field on the nuclear fuel cycle back-end. This seminar was divided in the following sessions: Criticality Safety, Reprocessing/Partitioning and Radioactive Waste Management. Especially, considering highly regrettable impact of the criticality accident at JCO, the Criticality Safety session including the Dose Evaluation focused on the evaluation of JCO Criticality Accident. Presentations and participants were total 14 papers including 1 contribution for the special session.

This report compiles the papers presented and the related discussions.

Key words:

NUCEF, Nuclear Fuel Cycle, Safety Research, Reprocessing, Partitioning, Radioactive Waste Management, Criticality Safety, JCO Criticality Accident

---

※ Hitoshi TAMAKI<sup>1)</sup>, Kazuhiko OGAWA<sup>1)</sup>, Hiroki SONO<sup>1)</sup>, Tatsuro MATSUMURA<sup>1)</sup>, Miki UMEDA<sup>1)</sup>, Yasuhiro TSUBATA<sup>1)</sup>, Kenya SUYAMA<sup>2)</sup>, Toshihiro YAMAMOTO<sup>2)</sup>, Hitoshi ABE<sup>2)</sup>, Tetsuji YAMAGUCHI<sup>2)</sup>, Akiko FURUNO<sup>3)</sup>, Jun INAGAWA<sup>3)</sup>, Kenichiro YASUDA<sup>3)</sup>, Kimihide TAKANO<sup>4)</sup>, Takeshi FUJIWARA<sup>4)</sup>, Yoichi SUGIMOTO<sup>5)</sup>, Kenichi KURAMOTO<sup>5)</sup>, Shuichi TSUDA<sup>6)</sup>

1)Department of Safety Research Technical Support

2)Department of Fuel Cycle Safety Research

3)Department of Environmental Sciences

4)Department of Materials Science

5)Department of Nuclear Energy System

6)Department of Health Physics

## 目 次

1. はじめに .....	1
2. 研究発表 1—再処理・群分離／廃棄物処理処分—	
NUCEF $\alpha$ $\gamma$ セルにおける使用済燃料試験 .....	4
朝倉俊英、峯尾英章、宝徳 忍、中野雄次、木村 茂、亀井一成、 飯塚 勝、藤崎 進、渡辺眞樹男、後藤 実、内山軍蔵(原研)	
NUCEF における群分離プロセス実廃液試験 .....	6
森田泰治、山口五十夫、藤原 武、小泉治徳(原研)、 久保田益充(RIST)	
コンクリート固化体中の微量核分裂性物質の新高感度検出法 .....	8
杉本洋一、春山満夫、高瀬 操、大杉俊隆(原研)	
低酸素条件下における金属セレンの溶解度 .....	10
飯田芳久、中島知子、山口徹治、中山真一(原研)	
3. 研究発表 2-1—JCO 臨界事故の評価(臨界安全)—	
JCO 事故初動対応における臨界安全解析 .....	13
山本俊弘、中村剛実、中島 健、三好慶典(原研)	
事故継続中に評価した臨界状態の熱出力 .....	15
曾野浩樹、外池幸太郎(原研)	
TRACY 放射性物質閉じ込め試験結果と JCO 事故解析 .....	17
阿部 仁、田代信介、永井 齊、小池忠雄、岡川誠吾、村田幹生、内山軍蔵(原研)	
AGNES コードを用いた TRACY 実験及び JCO 事故の動特性解析 .....	19
山根祐一、中島 健、山本俊弘、中村剛実、三好慶典(原研)	
空間依存動特性コードによる溶液系臨界事故のシミュレーション .....	21
飛田吉春、山野秀将、藤田哲史、近藤 悟、佐藤一憲(サイクル機構)	
4. 研究発表 2-2—JCO 臨界事故の評価(線量評価)—	
施設から大気に放出された放射性物質からの線量 .....	24
古野朗子、茅野政道、山澤弘実、梅山信昭、林 隆、高橋正俊(原研)	
沈殿槽から発生した中性子及びガンマ線による周辺住民の線量評価 .....	26
遠藤 章、山口恭弘、坂本幸夫、津田修一、古澤道夫(原研)	
JCO 臨界事故患者の線量推定—中間報告書—の概要 .....	28
JCO 事故線量推定作業グループ(石榑信人(放医研))	
体内の $^{24}\text{Na}$ に基づく外部被ばく線量の評価 .....	29
百瀬琢磨、辻村憲雄、田崎隆、金井克太、林 直美、篠原邦彦(サイクル機構)	

5. 特別講演	
JCO 臨界事故について	32
<u>竹下 功(原研)</u>	
6. 各セッションにおける質疑応答	
6. 1 再処理・群分離／廃棄物処理処分セッションにおける質疑応答	45
6. 2 JCO 臨界事故の評価(臨界安全)セッションにおける質疑応答	47
6. 3 JCO 臨界事故の評価(線量評価)セッションにおける質疑応答	49
6. 4 特別講演(JCO 臨界事故について)における質疑応答	51
7. おわりに	52

## Contents

1. Introduction .....	1
2. Technical Session 1 – Reprocessing and Partitioning / Radioactive Waste Management –	
· Test Using Spent Fuels in Alpha-gamma Cell at NUCEF .....	4
<u>T. Asakura</u> , H. Mineo, S. Hotoku, Y. Nakano, S. Kimura, K. Kamei, M. Iizuka, S. Fujisaki, M. Watanabe, M. Goto, G. Uchiyama (JAERI)	
· Partitioning Process Test with Real High-level Liquid Waste at NUCEF .....	6
<u>Y. Morita</u> , I. Yamaguchi, T. Fujiwara, H. Koizumi (JAERI) , M. Kubota(RIST)	
· New Detection Method with High Sensitivity for Measurement a Tierce Amount of Fissionable Material in Concrete Solidified Waste .....	8
<u>Y. Sugimoto</u> , M. Haruyama, M. Takase, T. Osugi (JAERI)	
· Solubility of Metallic Selenium under Anoxic Conditions .....	10
<u>Y. Iida</u> , T. Nakajima, T. Yamaguchi, S. Nakayama (JAERI)	
3. Technical Session 2-1 – Evaluation of JCO Criticality Accident (Criticality Safety) –	
· Criticality Safety Analyses for Emergency Response Actions of JCO Accident .....	13
<u>T. Yamamoto</u> , T. Nakamura, K. Nakajima, Y. Miyoshi (JAERI)	
· Thermal Power on Critical State Evaluated during the Criticality Accident .....	15
<u>H. Sono</u> , K. Tonoike (JAERI)	
· Verification Test of Confinement of Radioactive Materials with TRACY and Application to Analysis of Criticality Accident in JCO Facility .....	17
<u>H. Abe</u> , S. Tashiro, H. Nagai, T. Koike, S. Okagawa, M. Murata, G. Uchiyama (JAERI)	
· Analysis of TRACY Experiment and JCO Criticality Accident by Using AGNES Code .....	19
<u>Y. Yamane</u> , K. Nakajima, T. Yamamoto, T. Nakamura, Y. Miyoshi (JAERI)	
· Space-time Kinetics Simulation of Criticality Accident in Solution System .....	21
<u>Y. Tobita</u> , H. Yamano, S. Fujita, S. Kondo, I. Sato (JNC)	
4. Technical Session 2-2 – Evaluation of JCO Criticality Accident (Dose Evaluation) –	
· Radiological Doses Due to Radionuclides Discharged into the Atmosphere .....	24
<u>A. Furuno</u> , M. Chino, H. Yamazawa, N. Umeyama, T. Hayashi, M. Takahashi (JAERI)	
· Assessment of External Doses to Residents from Neutrons and $\gamma$ Rays Emitted from the Precipitation Tank .....	26
<u>A. Endo</u> , Y. Yamaguchi, Y. Sakamoto, S. Tsuda, M. Yoshizawa (JAERI)	

• Outline of Interim Report on Dose Estimation for the Patients at the JCO Criticality Accident-----	28
Working Group on Dose Estimation for the JCO Accident (lecture: <u>N. Ishigure</u> (NIRS))	
• Dose Evaluation on the Basis of 24Na Activity in the Human Body for the Criticality Accident at JCO Tokai Nuclear Fuel Processing Plant-----	29
<u>T. Momose</u> , N.Tsujimura, T. Tasaki, K. Kanai, N. Hayashi, K. Shinohara (JNC)	
5. Special Session	
Overview of JCO Criticality Accident -----	32
<u>I. Takeshita</u> (JAERI)	
6. Questions and Answers	
6.1 Questions and Answers	
on the Reprocessing and Partitioning / Radioactive Waste Management Session---	45
6.2 Questions and Answers	
on the Evaluation of JCO Criticality Accident (Criticality Safety) Session -----	47
6.3 Questions and Answers	
on the Evaluation of JCO Criticality Accident (Dose Evaluation) Session -----	49
6.4 Questions and Answers on the Special Session-----	51
7. Concluding Remarks -----	52

## 1. はじめに

NUCEF セミナーは、NUCEF における若手研究員により企画され、過去に 3 回開催されている。その目的は、NUCEF における研究成果について若手研究員を中心に発表するとともに、国内の核燃料サイクルバックエンド諸分野の研究者による研究成果発表を行うことで、討論、議論及び情報交換を行う場を提供し、これらを通じて研究の効果的な推進及び国内研究協力の推進に寄与することである。

以下に過去の開催の経緯を示す。

### 1) 第 1 回 NUCF セミナー

期　　日：平成 8 年 2 月 23 日

場　　所：東海研究所 事務 2 棟 ABC 会議室及び研究 1 棟第 5、7 会議室

内　　容：

基調講演：京都大学、東「燃料サイクルバックエンド研究の展望」

原研、辻野「TRU 分離プロセスの回顧」

原研、藤根、村岡、板垣「NUCEF における研究の展望」

研究発表：「再処理・群分離・関連基礎化学」9 件、「臨界安全性」4 件、

「廃棄物管理」5 件

参加者数：181 名（うち所外より 90 名）

### 2) 第 2 回 NUCF セミナー

期　　日：平成 8 年 12 月 10 日

場　　所：東海研究所 大講堂

内　　容：

基調講演：金沢大学、上野「アクチノイドの溶液化学」

研究発表：「再処理関連」4 件、「廃棄物処理処分」3 件

NUCEF 施設見学（所外 107 名）

参加者数：211 名（うち所外より 129 名）

### 3) 第 3 回 NUCF セミナー

期　　日：平成 10 年 2 月 24 日

場　　所：東海研究所 事務 2 棟 ABC 会議室及び研究 1 棟第 5、7 会議室

内　　容：

特別講演：埼玉大学、松本「核燃料サイクル技術の基盤研究を考えるにあたって」

研究発表：「臨界安全」4 件、「廃棄物処理処分」4 件、「再処理・群分離」4 件

その他　：原研 竹下「NUCEF 計画の現状」

NUCEF 施設見学（所外 24 名）

参加者数：146 名（うち所外より 75 名）

第4回 NUCEFセミナーでは、研究分野を臨界安全、再処理及び群分離、廃棄物処理処分のテーマで行う他に、JCO 臨界事故の重大性を考慮し、JCO 臨界事故の評価をテーマに臨界安全、線量評価のセッションを行った。また、本セミナーは以下の第4回 NUCEFセミナーワーキンググループメンバーによって運営され、事務局によって本報告書はまとめられた。

玉置 等史*)	安全試験部試験計画課
小川 和彦	安全試験部臨界技術課
曾野 浩樹	安全試験部臨界技術課
松村 達郎	安全試験部技術試験課
梅田 幹	安全試験部燃料技術課
津幡 靖宏	安全試験部燃料技術課
須山 賢也	燃料サイクル安全工学部燃料サイクル安全評価研究室
山本 俊弘	燃料サイクル安全工学部臨界安全研究室
阿部 仁	燃料サイクル安全工学部プロセス安全研究室
山口 徹治	燃料サイクル安全工学部処分安全研究室
古野 朗子	環境科学研究所大気環境研究グループ
伊奈川 潤	環境科学研究所分析科学研究グループ
安田 健一郎	環境科学研究所環境技術開発グループ
高野 公秀	物質科学研究所アクチノイド科学研究グループ
藤原 武	物質科学研究所抽出分離化学研究グループ
杉本 洋一	エネルギーシステム研究部炉物理研究グループ
蔵本 賢一	エネルギーシステム研究部新型燃料燃焼研究グループ
津田 修一	保健物理部外部被ばく防護研究室
*) 事務局	

## 2. 研究発表1 —再処理・群分離／廃棄物処理処分—



JP0150056

JAERI-Conf 2000-012

## NUCEF $\alpha\gamma$ セルにおける使用済燃料試験 Test Using Spent Fuels in Alpha-Gamma Cell at NUCCEF

日本原子力研究所

Japan Atomic Energy Research Institute

朝倉俊英・峯尾英章・宝徳忍・中野雄次・木村茂・亀井一成

飯塚勝・藤崎進・渡辺眞樹男・後藤実・内山軍藏

T. Asakura, H. Mineo, S. Hotoku, Y. Nakano, S. Kimura, K. Kamei,  
M. Iizuka, S. Fuiisaki, M. Watanabe, M. Goto, G. Uchivama

Small scale reprocessing test line, which had been installed in an alpha-gamma cell at NUCCEF, was used for reprocessing test of PWR spent fuel (SF). 1.5 kg of SF (8,000 MWd·t<sup>-1</sup>), or 1 kg of SF (31,300 MWd·t<sup>-1</sup>) was dissolved, respectively. Molybdenum showed complicated behavior during dissolution. Iodine and carbon dioxide were recovered from dissolver off-gas. The composition of precipitates in dissolver solution was examined. Behavior of U, Pu, Np, Tc, or more, was studied in extraction test under Rokkasho flow-sheet or PARC flow-sheet. Dissolution or extraction results were comprehended by simulation code, respectively. Solvent washing was also performed.

**概要** NUCCEF  $\alpha\gamma$  セル内には、小型再処理試験装置が設置されている。PWR 使用済燃料として、燃焼度 8,000 MWd·t<sup>-1</sup> (19.5 年冷却、塊状) のもの 1.5 kg、及び 31,300 MWd·t<sup>-1</sup> (17 年冷却、被覆管に収まった状態) のもの 1 kg、それぞれを用いて再処理試験を行った。ヘッドエンド工程試験では、2.2 L のバッチ溶解槽を使用して、3 回にわけて溶解した。溶解時及びヨウ素追い出し時には、オフガスを、Ag S (シリカ担持硝酸銀) ヨウ素吸着剤を充填したカラム、アルカリ水溶液を入れた炭酸ガス吸収液タンクに導入してオフガス試験も行った。ヨウ素追い出し後の溶解液は、多段式の焼結フィルターで清澄濾過し、抽出分離工程に供給した。また、溶解液フィルター試験で、溶解液の一部を多段式メンブレンフィルターで濾過して溶解槽沈殿物を分離した。抽出分離工程試験では、0.68 L のミキサセトラ (MS) 3 基を用いて共除染／洗浄／U/Pu 分離工程試験を実施し、Pu 水溶液と U 装荷溶媒、高レベル廃液等に分離した。U 装荷溶媒からのウラン逆抽出試験には、2.2 L の MS を用いた。溶媒洗浄工程試験では、使用済溶媒を 0.42 L の MS を用いて洗浄した。また、各々の解析コードを用いて、溶解試験及び抽出分離試験結果のシミュレーションを行った。

**ヘッドエンド工程試験結果** ① 溶解試験 燃焼度 8,000 MWd·t<sup>-1</sup> と 31,300 MWd·t<sup>-1</sup> の溶解を比較すると、用いた使用済燃料の形状の違い (8,000 MWd·t<sup>-1</sup> は塊状、31,300 MWd·t<sup>-1</sup> は被覆管に収まった状態) によるウラン溶解曲線の違いが見られた。各燃焼度における、Mo を除く FP 元素及び TRU 元素の溶解曲線はウランとほぼ同様であり、Kr や NO<sub>x</sub> の放出は、ウラン溶解速度が最大になる時刻で最も多く観測された。Mo の溶解曲線には、ウランの溶解曲線との差異が認められた。8,000 MWd·t<sup>-1</sup> の場合、2、3 回目の溶解で、他の元素と較べて明らかに早い時点で濃度が上昇した。また、1 ~ 3 回目いずれでも、濃度は、一度上昇した後漸減した。これに対し、31,300 MWd·t<sup>-1</sup> の場合、1 回目の溶解では、一度濃度が上昇した後漸減したが、2、3 回目では濃度は単調に増加した。2 回目では、ウランに対する比率が低いが、3 回目では他の元素との違いはなかった。溶解槽では、モリブデン酸ジルコニウムを主成分とする沈殿が見られた。② オフガス試験 Origen II 計算値に対し、捕集されたヨウ素の総量は、8,000 MWd·t<sup>-1</sup> の場合で 62%、31,300 MWd·t<sup>-1</sup> の場合で 66% であった。これらの値は、以前行った、既知量の I-131 を用いた

本稿の内容には、科学技術庁受託研究「放射性核種閉じ込めプロセス安全性実証試験」及び「再処理プロセス解析コード開発等」の成果が含まれる。

ウラン溶解試験で得られた相当する値、74%、におおむね見合う値である。C-14 捕集の結果からは、いずれの燃焼度でも、燃料に初期に含まれた不純物窒素の含有量が3~5%と推定された。

**③ 溶解液フィルター試験** 8,000 MWd·t<sup>-1</sup>の場合に、捕集された沈殿物の重量組成は、Ru33%、Mo30%、Zr17%、Pd15%、Ag 5%、Rh 極微量であった。31,300 MWd·t<sup>-1</sup>の場合、Ru42%、Mo35%、Zr 9%、Pd 3%、Ag 1%、Rh 4%、Tc 6%であった。

**溶解工程解析コード** 試験で得られた溶解曲線を、解析コードによりシミュレーションすることができた。

**抽出・分離試験** ① PARC フローシート試験 燃焼度 8,000 MWd·t<sup>-1</sup> の使用済燃料溶解液 (U 濃度 257 g·L<sup>-1</sup>、Pu 濃度 0.90 g·L<sup>-1</sup>、硝酸濃度 3.09 N) 用いて、Np 還元・分離工程、Tc 分離工程を持つ PARC フローシート試験を行った。U は、0.2%が Np 溶液または Tc 溶液に、各々含まれたものの、99%が U 装荷溶媒の形で抽出・分離された。Pu は、高レベル廃液へは移行せず、各々 0.2%が Np 溶液及び Tc 溶液に含まれたのみであったものの、U 装荷溶媒に 50%が含まれ、50%のみが Pu 溶液として分離された。Np は、共除染工程で、50%が抽出されずに高レベル廃液へ移行した。Tc は 99%が抽出された。抽出された Np、Tc のほとんどは各分離工程で分離され、Pu 溶液への移行率が、Np で 1%、Tc で 4%、U 溶液への移行率が、Np、Tc ともに 1%であった。Np、Tc 分離は効果的に機能したが、Np 抽出、U/Pu 分配に課題が残った。② 六ヶ所フローシート試験 燃焼度 8,000 MWd·t<sup>-1</sup> の使用済燃料溶解液 (組成は①と同じ) を用いて、六ヶ所第一サイクルのフローシートを想定した試験を行った。主な挙動は、U が製品へ 99.4%、Pu が製品へ 97%、Np が高レベル廃液へ 50%、Pu 製品へ 43%、U 製品へ 5%、Tc が Tc 廃液へ 90%、Pu 製品へ 8%、それぞれ移行した。31,300MWd·t<sup>-1</sup> の使用済燃料溶解液 (U 濃度 202-213 g·L<sup>-1</sup>、Pu 濃度 1.31-1.46 g·L<sup>-1</sup>、酸濃度 3.1 N) の場合には、溶媒流量を 546 及び 435mL·h<sup>-1</sup> にえた試験を行った。試験結果は、溶媒流量の低下が移行率の変動をもたらすことを示すと評価された。U は装荷溶媒へ 99%以上移行し余り影響を受けないが、高レベル廃液への移行率が 0.1%から 0.4%に上昇した。Pu は溶媒流量の低下によって、製品への移行率が 94.7%から 94.0%に低下し、高レベル廃液への移行率が 5.3%から 6.0%に上昇した。Tc は、溶媒流量の低下によって、製品側への移行率が上昇し、U 装荷溶媒への移行率がほぼ 0%から 18.1%に上昇し、Pu 製品への移行率も 2.8%から 16.1%に上昇した。

**抽出工程コード解析** 2種類の六ヶ所フローシート試験結果について、シミュレーション計算を行い、U、Pu、硝酸の抽出挙動をおおむね再現できた。

**溶媒洗浄** ① 炭酸ナトリウム洗浄試験 燃焼度 8,000 及び 31,000 MWd·t<sup>-1</sup> での抽出・分離試験で発生した使用済溶媒 (DBP 濃度各々 233 及び 510-630 ppm、 $\alpha$ 核種濃度各々 1240 及び 320-400 Bq·mL<sup>-1</sup>、 $\beta$ 核種濃度各々 25 及び 140-170 Bq·mL<sup>-1</sup>) を、セル内で炭酸ナトリウム (MS 4段)、硝酸 (MS 2段) を用い、溶媒流量 500 mL·h<sup>-1</sup> で溶媒と洗浄液の流量比 (O/A 比) を 5、7.5、10 と変えて洗浄した。洗浄済溶媒中の DBP 濃度は各々 10 及び 100 ppm であった。 $\alpha$ 核種の洗浄は O/A 比に依存せず、除染係数で各々 10~40 及び 10 程度、濃度が 30~50 及び 2~30 Bq·mL<sup>-1</sup>、 $\beta$ 核種の洗浄は O/A が高いほうが良好で、O/A 比 10 で除染係数が各々 80 及び 50、濃度は各々 0.3 及び 3 Bq·mL<sup>-1</sup> であった。② ブチルアミン洗浄試験 ①と同様の使用済溶媒 (但し DBP 濃度各々 42 及び 190 ppm、 $\alpha$ 核種濃度各々 650 及び 710 Bq·mL<sup>-1</sup>、 $\beta$ 核種濃度各々 820 及び 600 Bq·mL<sup>-1</sup>) をセル外に搬出しブチルアミンによる洗浄試験を行った。洗浄後の溶媒中 DBP 濃度は各々 3 ppm 未満及び 25~30 ppm であった。 $\alpha$ 核種の除染係数は 540-650 及び 120-1100 で濃度が 1-1.2 及び 0.6-6 Bq·mL<sup>-1</sup>、 $\beta$ 核種の除染係数は各々 270-460 及び 50-100、濃度は各々 1.8-3 及び 6-11 Bq·mL<sup>-1</sup> であった。

# NUCEFにおける群分離プロセス実廃液試験

## Partitioning Process Test with Real High-Level Liquid Waste at NUCEF

日本原子力研究所 物質科学研究所  
Department of Materials Science, Japan Atomic Energy Research Institute

森田泰治、山口五十夫、藤原 武、小泉治徳、久保田益充\*  
Yasuji Morita, Isso Yamaguchi, Takeshi Fujiwara, Harunori Koizumi, Masumitsu Kubota

The first test of 4-Group Partitioning Process with real high-level liquid waste was carried out in the Partitioning Test Facility at NUCEF. About 2 L (370 GBq) of the first cycle raffinate from Purex Process were used without concentration. The present paper gives the results of this test, focusing on the separation of actinides.

More than 99.999% of Am were extracted with diisodecylphosphoric acid and 99.98% were back-extracted with 4M nitric acid. The ratio of Np extracted was 95.9%, but it would be improved if the extraction condition is optimized. The quantitative recoveries of Np and Pu from the solvent were achieved by back-extraction with oxalic acid.

### はじめに

NUCEFの $\alpha$   $\gamma$ セル内に設置した群分離試験装置において、現在開発中の4群群分離プロセスについて、第1回の実高レベル放射性廃液を用いた試験(ホット試験)を実施した。用いた実廃液は、同じセル内の再処理試験施設における、燃焼度8000MWd/tの使用済燃料の再処理試験で発生したものである。今回のホット試験では、Purexプロセス共除染工程のラフィネート約2L(370GBq)を濃縮せずそのまま用いた。

### 4群群分離プロセス

濃縮高レベル廃液を対象として開発した4群群分離プロセスのフローをFig.1に示す。このプロセスでは、まず、前処理工程において高レベル廃液(HLLW)硝酸濃度を0.5M程度まで下げる。抽出工程では、抽出剤としてDIDPA(diisodecylphosphoric acid)を用い、0.5M DIDPA - 0.1M TBP - n-ドデカン溶媒により、超ウラン元素(TRU)及びUを一括抽出した後、4M硝酸でAm, Cm及びランタノイドを、シュウ酸でNp, Puを、炭酸ナトリウムでUをそれぞれ順に逆抽出する。Am, Cmとランタノイドとの分離は、第2サイクルでDTPAによる選択的逆抽出により行う。NUCEFの群分離試験装置では、第1サイクルシュウ酸逆抽出工程まで試験することができる。その後、抽出工程からの抽残液より、脱硝沈殿法でTc及び白金族元素を、無機イオン交換体吸着法でSr及びCsをそれぞれ分離する。

ホット試験では上記各工程を順に一貫して試験したが、本報告では抽出工程でのTRU分離挙動について述べる。なお、前処理工程の試験では、脱硝による硝酸濃度の約0.5Mへの調整は想定どおり達成された。Tc-白金族元素分離については、模擬廃液を用いたコールド試験でRu, Rh及びPdの沈殿率として約90%を、トレーサー添加の模擬廃液を用いたセミホット試験でTcの沈殿率として96.2%を得た。Cs及びSrの吸着分離工程では、ホット試験において、Cs除染係数として $10^6$ 以上を得た。

### TRU分離挙動

Fig.2に、抽出(7段)、洗浄(4段)及び4M硝酸による逆抽出(5段)を含む第1ミキサーセトラーにおけるAm及びNpの濃度分布を示す。Amについては、99.999%以上が抽出され、99.98%が4M硝酸により溶媒より逆抽出された。逆抽出部各段(No.12~16)におけるAmの分配比はほぼ等しく、約0.01であった。逆抽出部段数を1段増加させることで、目標である99.99%以上の逆抽出が達成できる。

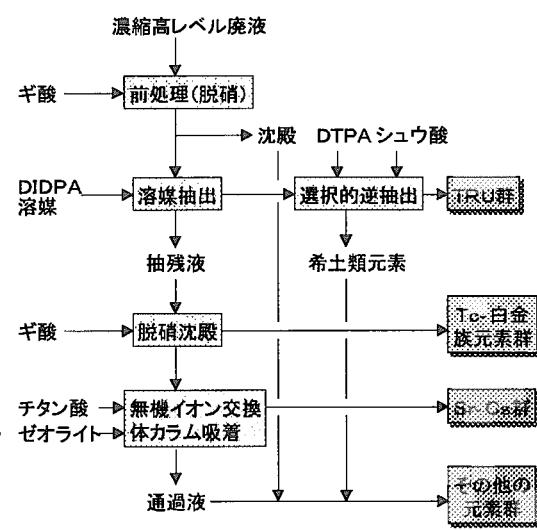


Figure 1 4群群分離プロセスのフローシート

\* 現在、(財)高度情報科学技術研究機構

一方、Npの抽出率は95.9%であった。これは、セル内スペースの関係上設置できる抽出装置に制約があり、Npの抽出に最適な条件で試験できなかつたためである。Fig.3に、抽出部のNp濃度分布についての本試験の結果と以前に行った模擬廃液によるNp抽出試験<sup>1)</sup>の結果とを比較して示す。Npの抽出挙動は抽出速度によって決定され、抽出速度は、温度及び添加したH<sub>2</sub>O<sub>2</sub>(ここではスクラブ液に添加)の濃度に依存する。本試験での条件は、温度 25°C(室温)、[H<sub>2</sub>O<sub>2</sub>]<sub>scrub</sub>=1.0Mである。本試験におけるNpの濃度分布は、以前のNp抽出試験のNo.10及びNo.13(但し4段目まで)における濃度分布にほぼ一致したが、両試験での条件は、温度 45°C、[H<sub>2</sub>O<sub>2</sub>]<sub>scrub</sub>=0.5Mであった。25°Cから45°Cへの温度上昇は、Np抽出速度を1.2~1.4倍にし、[H<sub>2</sub>O<sub>2</sub>]<sub>scrub</sub>の0.5Mから1.0Mへの増加は、Np抽出速度を1.4~1.5倍にする。従って、上記濃度分布の一致は、温度及び[H<sub>2</sub>O<sub>2</sub>]<sub>scrub</sub>の違いによる効果が互いにうち消しあつたためと考えられる。即ち、ホット試験において、Npは、以前のNp抽出試験で観測されたものと同様に抽出されていると判定でき、抽出条件が最適化されれば、実廃液からであつてもNpの高い回収率が得られると考えられる。以前のNp抽出試験では、最適抽出条件において99.95%以上のNp抽出率が得られている。

Fig.4に、シュウ酸による逆抽出を試験した第2ミキサーセトラーにおける $\alpha$ 放射性核種の濃度分布を示す。99.6%以上のNp及び99.9%以上のPuが逆抽出された。

#### おわりに

現在、濃縮実高レベル廃液を用いた第2回ホット試験を実施中である。今後は、この試験の結果をもとに、プロセスとしての得失とより合理的でより経済的な群分離プロセスを目指す上で重要な改良すべき点を整理・評価して、群分離プロセスの更なる改良を進める計画である。

#### 引用文献

- Y. Morita, et al., "Solvent Extraction 1990", Proc. Int. Solvent Extraction Conf. (ISEC'90), July 18-21, 1990, p.585, (1992).

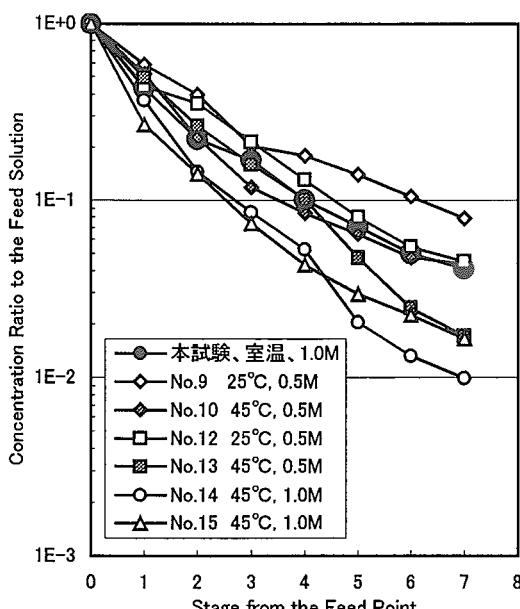


Figure 3 抽出部におけるNp挙動についての本ホット試験と以前のNp連続抽出試験(No.9,10,12-15)との比較  
温度及びスクラブ液中H<sub>2</sub>O<sub>2</sub>濃度を試験番号と共に記載。

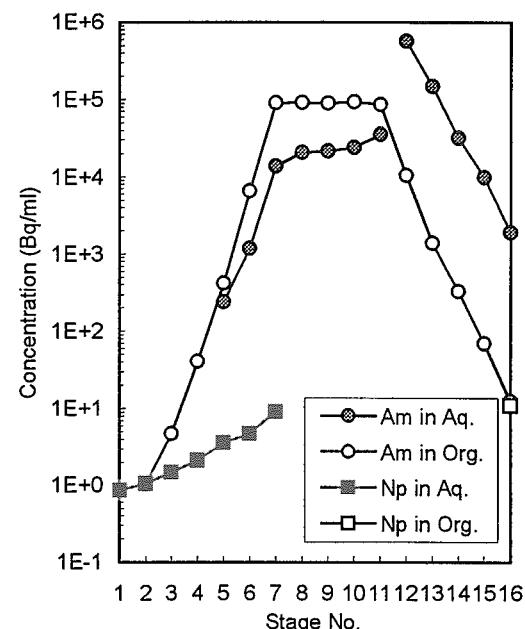


Figure 2 第1ミキサーセトラーにおける<sup>241</sup>Am及び<sup>237</sup>Npの濃度分布

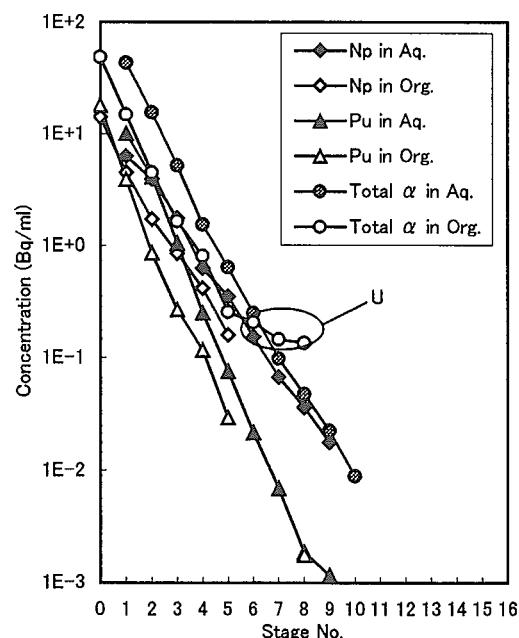


Figure 4 シュウ酸逆抽出(第2ミキサーセトラー)におけるアルファ放射性核種の濃度分布



JP0150058

JAERI-Conf 2000-012

# コンクリート固化体中の微量核分裂性物質の新高感度検出法 New detection method with high sensitivity for measurement a tierce amount of fissionable material in concrete solidified waste

日本原子力研究所

Japan Atomic Energy Research Institute

杉本洋一 春山満夫 高瀬操 大杉俊隆

Y.Sugimoto M.Haruyama M.Takase T.Osugi

There is an active neutron method in order to measure fissionable material contained in the TRU waste. Generally, the active neutron method has been done in the irradiating by thermal neutron after moderating 14MeV neutron emitted from neutron generator. However, This conventional active neutron method has been a great problem that the detection sensitivity has been a great difference dependant on the fissionable material locations of the solidified concrete waste. In order to solve this problem, we have developed a new detection method that employs the neutrons moderated by the waste matrix itself.

## はじめに

核燃料再処理施設等から発生する核分裂性物質を含むTRU廃棄物は、最終処分にあたり、廃棄体ごとの放射能量や核分裂性物質量を測定により決定することが要求される。これらの廃棄物に対する非破壊測定法としては、一般的に、放射性核種自身が放出する中性子や $\gamma$ 線を計測するパッシブ法と、外から放射線を与えて目的核種との反応を利用するアクティブ法が採用されている。

本稿では、これらの測定手法のうち、加速器中性子を利用したアクティブ法における、従来の検出法と新しく原研で開発した検出法について比較しながら述べる。

## 1. 従来検出法の問題点と新高感度検出法

一般に、従来のアクティブ中性子法<sup>1)</sup>は、中性子発生管と中性子減速反射体からなる測定体系の中央部に測定対象の放射性廃棄物固化体を置き、Fig 1の中性子軌道②に示すように中性子発生管から放出された高エネルギー中性子を周りの減速反射体で熱中性子になるまで減速させ、この減速した熱中性子を測定対象である放射性廃棄物固化体に照射する方法で行っている。この熱中性子は廃棄物固化体内に侵入し、プルトニウムのような核分裂性物質に衝突すると、核分裂反応を引き起こす。この核分裂反応で放出される高速中性子を検出し、その数や時間的な変化の様子から、放射性廃棄物固化体中の核分裂性物質の量を知るという方法である。この方法はコンクリート固化体の様に中性子に対して減速吸収効果の強い廃棄体では、中央部に近づくほど応答性が悪くなり、中央部に存在する核分裂性物質に対する検出応答性が表面部に比べて1/100以下になると云う問題がある。更に、この問題は微量な核分裂性物質の検出の障害になるだけでなく、廃棄物マトリックスや存在位置の影響による補正方法<sup>2)</sup>の困難さ、それに伴う

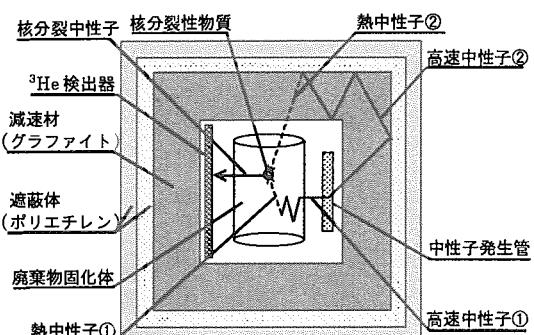


Figure 1 従来の検出法と新しい検出法

定量精度の悪化を招く原因となっている。

そこで、我々は、発想を変え、従来検出法では検出応答性を悪くする原因でしかなかった廃棄物マトリックスによる中性子減速吸収効果を逆利用した新しい検出法を考案した。

新高感度検出法は、従来検出法のように周りの減速反射体で減速させた熱中性子と核分裂性核種との反応を利用するのではなく、測定対象の放射性廃棄物固体へ直接侵入した中性子を利用するのである。Fig1 の中性子軌道①に示すように、中性子發生管から放出された高エネルギー中性子はその廃棄物固化体に入った後、廃棄体の構成物質の原子核と衝突散乱し、熱中性子領域にまで減速する。この熱中性子は、廃棄体内部の核分裂性核種が存在する近傍で生まれる。そのため、廃棄体を構成する他の物質による吸収が起こる前に核分裂性核種と衝突する確率が増加する。その結果、廃棄体の全領域で核分裂発生率が飛躍的に高まるのである。

## 2. 測定実験と結果

Fig2 は、450kg のコンクリートドラムの径方向に 1g のプルトニウム線源を 2.5cm 間隔毎に挿入し、実験を行った際の測定ジオメトリーである。Fig3 は、その測定実験によって得られた新高感度検出法と従来検出法の位置検出応答性を示したものである。横軸はドラム径方向の中心からの距離を示し、縦軸は検出応答比を示す。位置検出応答曲線は、回転して測定しているので、その応答性はコンクリートドラムの中心位置から左右対称となる。

従来検出法では、図中②ラインに示す実験結果のように、中心に近づくほど検出応答性が悪化し、中心位置では最悪となり表面部に比べるとその応答差は  $1/120$  になってしまふ。一方、新高感度検出法では、図中①ラインに示すように、従来検出法に比べ放射性廃棄物固体の全領域にわたって高い検出応答性を持つだけでなく、表面部と中央部で 120 倍あった応答差を  $1 \pm 0.25$  倍と、非常に少ない応答差で検出が可能となる。この位置応答差は、検出体系の最適化によって更に、 $1 \pm 0.1$  程度まで縮小できると考えている。

更に、従来検出法では検出感度に深刻な影響を及ぼしていた、金属パイプ等の混入に対しても、新高感度検出法では、その影響は無視できる範囲にあり、コンクリート中の含有水分の違いによる検出感度の影響もかなり小さいことが、実験及びシミュレーション計算によって確認されている。

## 引用資料

- 1) H. O. Menlove et al., LA-13054-MS (1992).
- 2) T. W. Packer and W. T. Swinhoe, AERE R 13137 (1988).

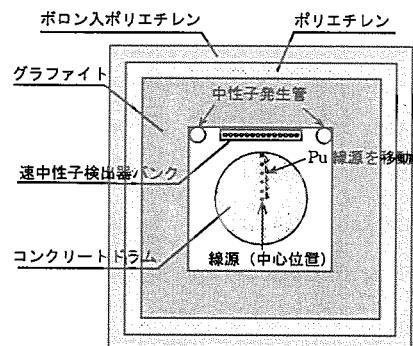


Figure 2 コンクリートドラム回転測定  
ジオメトリー(平面図)

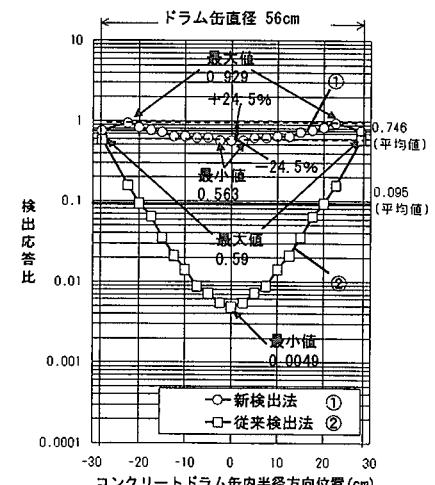


Figure 3 径方向の検出応答性



JP0150059

JAERI-Conf 2000-012

低酸素条件下における金属セレンの溶解度  
Solubility of Metallic Selenium under Anoxic Conditions  
日本原子力研究所  
Japan Atomic Energy Research Institute,  
飯田芳久、中島知子、山口徹治、中山真一  
YOSHIHISA IIDA, TOMOKO NAKAJIMA, TETSUJI YAMAGUCHI, SHINICHI NAKAYAMA

Selenium-79 (half-life:  $10^6$  years) is identified as one of the radionuclides that dominate radiological hazard in long-term performance assessment of geologic disposal for high-level radioactive wastes. We have performed dissolution experiments of metallic selenium under anoxic conditions ( $O_2 < 1$  ppm) to acquire thermodynamic data of selenium.

The measured concentrations of selenium were higher than the values calculated from a thermodynamic dataset. The equilibrium constant of the dissolution reaction of metallic selenium was obtained based on the expected dissolution reactions of metallic selenium and involving selenium species.

### 序論

放射性廃棄物は地下に埋設されて処分されるが、その安全評価を行うためには、地下水での元素の化学的挙動（溶解、錯生成等）や鉱物との相互作用（吸着、拡散等）について知っておく必要がある。特に、地下深部は酸素が乏しいことが大きな特徴であり、地表に比べて還元性の条件になっているため、酸化還元に敏感な元素（redox sensitive element）に対する地層処分の安全評価用のデータは、酸化還元条件を制御した雰囲気で取得しておく必要がある。

放射性廃棄物処分の安全評価において重要な長半減期核種の一つにセレン(Se-79、半減期:  $10^8$  年)がある。セレンは地下水の酸化還元条件によって-2価、+4価、+6価と異なる酸化数をとることがわかっており、地下水での溶存種は  $Se^{2-}$ 、 $Se^{(+IV)}O_3^{2-}$ 、 $Se^{(+VI)}O_4^{2-}$  といずれの酸化数でも負電荷を持つ陰イオンの形態をとる。このため、陽イオン種で見られるような鉱物への吸着を期待できず、地下水におけるセレンの濃度は、セレンまたはセレン化合物の溶解度によって制限されると考えられており、溶解度が安全評価上重要な因子となっている。しかし、既往の研究にもかかわらず、酸化数の変化を伴う実験の難しさから、セレンの溶解度を評価するために必要な熱力学データの信頼性は確認されていない。これらの理由から、NUCEF内に設置されたアルゴンガス循環グローブボックスを用いて実験雰囲気を制御し、低酸素条件下における金属セレンの溶解度測定実験を行った。

### 実験

Se金属粉末 (4g) を  $0.1M\text{-}NaClO_4 + 0.05M\text{-}ヒドラジン$  (還元剤) 水溶液 (40ml) に浸し、pHを8、10または12に調整した。試料溶液はアルゴンガス循環グローブボックス内 ( $P_{O_2} < 1$  ppm) に静置し、1日1回攪拌した。最長35日間保持後、限外ろ過(分画分子量10,000)により固液分離し、ICP-MS

を用いて液相中のSe濃度を測定した。

### 結果と考察

測定結果および既存の熱力学データ<sup>1)</sup>から予測される溶解度をFig.1に示す。還元剤を添加した試験でのセレンの濃度は、添加していない試験での濃度より3桁も高い。還元剤を添加した試験では、セレンは還元反応によって溶解していると考えられる。セレンと化学的性質が類似している硫黄は、還元環境下では有色の重合イオンを形成して安定化する<sup>2)</sup>。重合イオンの形成を考慮したセレンの還元による溶解反応は、以下のように表すことができる。



測定されたセレン濃度、pHおよびEhから、反応(1)のスロープ解析を行った(Fig.2)。14および35日目の濃度はほとんど変化がなく、溶解反応は14日以内に平衡に達していると仮定できる。pH10および12での試験液は赤色であった。これは重合イオンの形成による着色と考えられる。スロープ解析の結果から $m=0$ であり、溶解反応は以下の式で表せる。



pH8での試験液は無色であったため、セレンは重合しておらず、 $m=1$ と考えられる。スロープ解析の結果から $m=1$ であり、溶解反応は以下の式で表せる。



測定されたセレン濃度は、重合形成を考慮せずに既存の熱力学データ<sup>1)</sup>から予想した溶解度よりも高い値であった。今後実験をさらに継続し、セレンの溶解反応に対して信頼できる熱力学データを取得する。

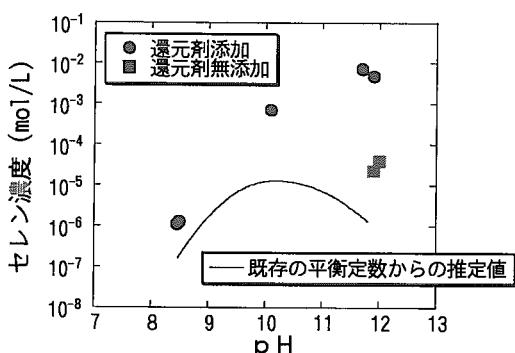


Figure 1 溶解したセレン濃度 (●、■) と既存の平衡定数から推定された溶解度 (曲線)。

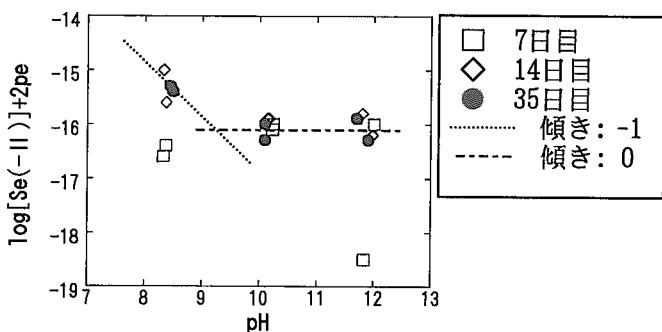


Figure 2 反応(1)のスロープ解析の結果。

### 引用文献

- 1) D.D.Wagman et. al., The NBS tables of chemical thermodynamic properties, Journal of Physical and Chemical Reference Data, vol.11, supplement No.2 (1982).
- 2) A. J. Bard et. al., Standard Potentials in Aqueous Solution, Marcel Dekker, Inc., New York (1985).

3. 研究発表2-1  
－JCO 臨界事故の評価(臨界安全)－



JP0150060

JAERI-Conf 2000-012

# JCO 事故初動対応における臨界安全解析

## Criticality Safety Analyses for Emergency Response Actions of JCO Accident

日本原子力研究所

Japan Atomic Energy Research Institute

山本俊弘、中村剛実、中島健、三好慶典

YAMAMOTO, TOSHIHIRO NAKAMURA, TAKEMI NAKAJIMA, KEN MIYOSHI, YOSHINORI

On September 30th evening, criticality safety analyses were performed for reaction termination procedures of the JCO criticality accident. The reactivity effect of the water coolant around the precipitation tank were calculated, and its reactivity effect proved to be approximately  $4\% \Delta k/k$ . Boric acid injection effects on the precipitation tank criticality were also calculated. It was found that an addition of 10 liter boric acid water with 20gB/L was sufficient to make the solution fuel subcritical. In this report, these criticality safety analyses are discussed from viewpoints of the reactor physics aspects.

**【序】**JCO 臨界事故では、臨界停止の措置として沈殿槽周りの冷却水の除去が行われ臨界停止に成功した。その後、再臨界を防止するためにホウ酸水が注入された。日本原子力研究所では事故当夜、臨界解析を実施しこれらの措置についての定量的評価を行った。ここではこれらの計算結果を示すとともに停止措置について炉物理的観点から再考する。

**【冷却水効果の計算】**事故当日 JCO から入手した情報としては、沈殿槽は内径 50cm、側面と底面に 2.5cm 厚の冷却水があり、燃料は濃縮度 18.8wt.%、ウラン濃度 370gU/L の硝酸ウラニル溶液、遊離硝酸濃度が約 1 規定、体積は約 50L とのことであった。この条件に基づき冷却水がある場合とない場合とで、それぞれの実効増倍率を計算した。計算方法は汎用核計算コードシステム SRAC<sup>1)</sup>を用いて 16 群の少数群定数を作成し、 $S_n$  中性子輸送計算コード DANTSYS<sup>2)</sup>を用いて R-Z 二次元体系で実効増倍率を計算した。断面積ライブラリーとしては、濃縮ウラン系に対してバイアスの小さい ENDF/B-V を用いた。計算結果は、冷却水のある場合の実効増倍率が 1.0442 に対して、ない場合が 1.0008 となり、冷却水を抜くことで約  $4.2\% \Delta k/k$ （約 5 \$）だけ反応度が低下する結果となった。なお現実には冷却水厚は 2.2cm、タンク内径は 45cm、投入された溶液体積は約 44L であり、その後沈殿槽の詳細な形状を考慮して連続エネルギーモンテカルロコード MCNP<sup>3)</sup>を用いて評価した結果では約  $4.0\% \Delta k/k$  であった。従って、事故当夜の冷却水反応度効果の評価はほぼ正確であったといえる。

事故当日の条件に基づき、側面及び底面の反射体厚を変えた場合の反応度効果を Fig. 1 に示すが、反射体厚 10cm 程度で約  $7\% \Delta k/k$  となり飽和する。沈殿槽の 2.2cm 厚の場合では飽和値の半分の反応度を持っていたことになる。Table 1 には冷却水

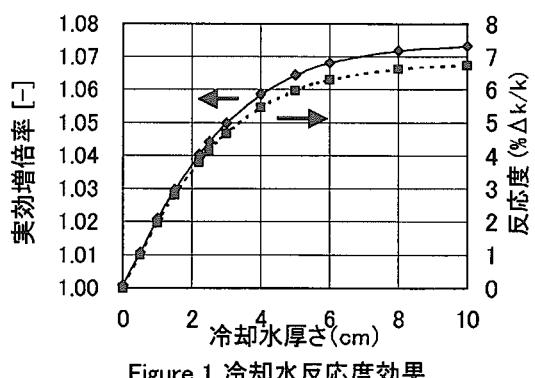


Figure 1 冷却水反応度効果

Table 1 中性子の発生と消滅

	冷却水 あり	冷却水 なし	STACY Run 14
核分裂中性子発生数	100	100	-
消滅数	96	100	100
吸收	66	64	79
漏れ	30	36	21
発生数/消滅数=	1.04	1.00	-

がある場合とない場合とで、核分裂中性子発生数100に対する消滅中性子数の内訳を示している。冷却水がなくなったことで吸収が減少しているが、漏れがそれを上回り約  $4\% \Delta k/k$  反応度が減少する。STACY の Run14 (内径 59cm、液位 46cm) での中性子消滅の内訳と比較しても、臨界事故の溶液燃料は体積が小さかったために漏洩量が多く、冷却水の効果が大きいことが分かる。

**【再臨界の可能性】**冷却水の除去後臨界が停止したが、溶液の温度低下による再臨界が懸念された。冷却水抜き取り開始直前は、中性子モニターの指示値がほぼ一定となっていたことから、実効増倍率はほぼ 1.0 であったと考えられる。従って冷却水除去後の実効増倍率は 0.96 程度と考えられる。再臨界を引き起こす要因としては核分裂反応停止による溶液の温度低下が考えられる。事故後の解析により仮に温度低下を 80°C と過大に見積もっても、温度低下による反応度は 4 \$ を超えることはなく、再臨界の可能性は小さかったといえる。

**【ホウ酸水の注入と析出効果】**冷却水除去の効果に加えて、ホウ酸水を注入した場合を想定して実効増倍率を計算した。370gU/L の濃度のウラン溶液 50L にホウ素濃度 20gB/L のホウ酸水 10L を注入した場合の実効増倍率は 0.5178 となった。このときの無限増倍率は約 0.72 なので、濃度 20gB/L 以上のホウ酸水を 10L 以上注入すれば未臨界は充分確保できることになる。実際には 25gB/L のホウ酸水が約 17L 注入されたが、その後の析出が懸念されたので析出率ごとの実効増倍率を計算した。計算は 40L のウラン溶液に 17L のホウ酸水を注入したとしている。結果を Table 2 に示す。この結果よりホウ酸水注入後の実効増倍率は約 0.3 になっていることが分かる。析出率については NUCEF において試験が行われ、50%以上は析出しないことが分かり、未臨界が充分保たれることができた。析出率が 100%に近くなると実効増倍率が 1 を超えるが、これは体積が大きくなることで中性子の漏れが小さくなるためである。

**【濃縮と希釈効果】**JCO 事故でのウラン溶液は約 700gU/L で無限増倍率が最大になるが、上述のように今回の沈殿槽の形状では希釈されると燃料の希釈の効果を体積増大の効果のほうが上回り実効増倍率は大きくなる。逆に水分が蒸発して濃縮される場合には体積減少により実効増倍率が減少することになる。この関係を Fig.2 に示す。燃料条件、幾何形状によって異なるが臨界停止のためには、水や濃度の薄いホウ酸水の注入などは逆効果であり、加熱による水分の蒸発が有効である。

Table 2 ホウ素析出率と  $K_{eff}$ 

析出率 (%)	実効増倍率
0	0.2804
50	0.4384
75	0.6165
90	0.8179
98	0.9916
100	1.0473

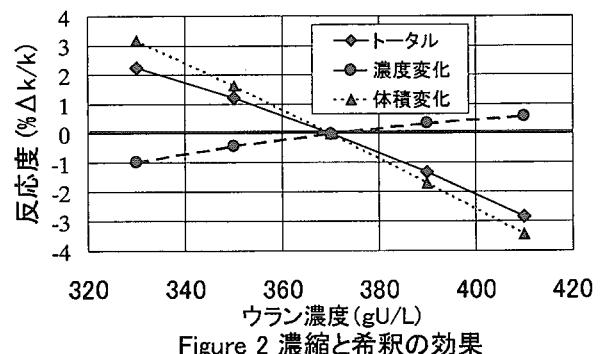


Figure 2 濃縮と希釈の効果

### 参考文献

- 1) 奥村他、JAERI-Data/Code 96-015 (1996).
- 2) Alcouffe,R.E, et al., LA-12969-M (1995).
- 3) Briesmeister, J.F., Ed. LA-12625-M (1997)



JP0150061

JAERI-Conf 2000-012

## 事故継続中に評価した臨界状態の熱出力

### Thermal Power on Critical State Evaluated during the Criticality Accident

日本原子力研究所  
Japan Atomic Energy Research Institute

曽野浩樹 外池幸太郎  
Hiroki SONO Kotaro TONOIKE

A solution criticality accident occurred at a nuclear fuel fabrication plant in Tokai-mura, Japan on September 30, 1999. The Japan Atomic Energy Research Institute supported various activities to recover from the serious accident. This report describes one of the emergency support based on the outcome of dosimetry experiments at a solution-fueled supercritical facility, TRACY.

緒言 茨城県東海村にある核燃料加工工場(株式会社 JCO)において、1999年9月30日に臨界事故が発生した。この事故は、JCO の転換試験棟に設置されている非臨界安全形状の沈殿槽(以下、JCO 沈殿槽という)に、臨界量を超える硝酸ウラニル水溶液を注入したことが直接の原因であった。事故発生の一報を受け、日本原子力研究所(原研)から多くの専門家がその事態の収拾のための技術的支援活動に当たった。その活動の一つとして、溶液系臨界事故を模擬できる国内唯一の臨界実験装置である原研の TRACY で行った臨界事故時被曝線量評価実験(以下、ドシメトリ実験という)の成果に基づく活動もなされた。本発表は、その活動のうち、事故発生当日に行った初動対応について報告する。

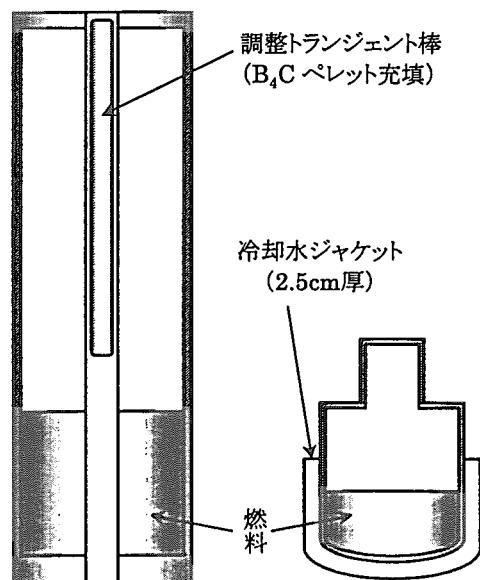
TRACY と JCO 沈殿槽 TRACY は、調整トランジエント棒の引抜きあるいは臨界液位を超えた燃料給液により、最大 3 ドルまでの反応度添加が可能な過渡臨界実験装置である。

TRACY 炉心タンクと JCO 沈殿槽の比較を Fig. 1 に示す。両者はどちらもステンレス製で、形状及び直径は比較的似ている。ただし、外部照射の観点からは、炉心高さ(燃料液位)、タンク側壁厚さ、冷却水ジャケットの有無といった点が大きく異なる。また、両者の燃料の比較を Table 1 に示す。

Table 1 燃料条件の比較

	TRACY (ドシメトリ実験)	JCO 沈殿槽 (臨界事故)
ウラン 235 濃縮度	9.97 wt%	18.8 wt%
ウラン濃度	約 400 gU/l	約 370 gU/l*
遊離硝酸濃度	約 0.7 mol/l	約 0.5 mol/l*
ウラン量	約 44 kgU	約 15 kgU*

\* 推定値



TRACY 炉心タンク	JCO 沈殿槽
タンク外径 50 cm	内タンク直径 45 cm
タンク内径 7.6 cm	ジャケット直径 50 cm
タンク側壁厚 1 cm	タンク壁厚 0.3 cm
燃料液位 約 60 cm	燃料液位 約 28 cm
燃料容積 約 110 l	燃料容積 約 40 l

Figure 1 タンクの比較

**TRACY ドシメトリ実験** 原研では、1998 年から TRACY においてドシメトリ実験を開始していた。この一連の実験では、Table 1 に示す燃料条件において、反応度添加条件(添加反応度、反応度添加率)を変えて、中性子線及びガンマ線量の測定を行ってきた。<sup>1)</sup>

このドシメトリ実験から、線量は、反応度添加条件に依らず、放出エネルギー(核分裂数)に比例し、単位放出エネルギー当たりの空間線量分布は、例えば Fig. 2 に示すように、ほとんど変わらない、との知見を得た。以上より、溶液系臨界事故時でも、放出エネルギーと線量の間には単純な比例関係が成立つという見通しが得られていた。

**技術的支援活動** ガンマ線測定の結果、事故発生から数時間経過した時点でも、JCO 敷地周辺では依然として高い放射線レベルであることが確認された。これは臨界状態の継続を示唆し、その後の中性子線量測定によって臨界継続が裏付けられた。そこで、原子炉と化した沈殿槽の臨界停止措置の検討とともに、事故現場の状況把握のため、熱出力の推定が急がれた。

事故当日 16 時 30 分から 17 時頃にかけて行われたレムカウンタによる中性子線量測定によると、事故現場から約 75 m 離れた地点における中性子線量当量率は約 4 mSv/h ≈ 1 μSv/s であった。これに対し、TRACY ドシメトリ実験によると、Fig. 2 において、炉心タンクから約 7.5 m 離れた地点で約  $5 \times 10^{-2} \mu\text{Gy}/\text{J}$  であった。したがって、その 10 倍離れた 75 m の地点では、単純に距離の二乗に反比例すると仮定して、約  $5 \times 10^{-4} \mu\text{Gy}/\text{J}$  と見積もられた。ここで、吸収線量 Gy から線量当量 Sv の単位換算には、線質係数(放射線荷重係数)が必要である。国際放射線防護委員会(ICRP)の 1990 年勧告では、中性子の線質係数は、そのエネルギーに応じて 5 ~ 20 Sv/Gy の値が推奨されている。しかしながら、中性子エネルギースペクトルが不明であることに加えて、タンク周辺の構造材、遮蔽物及び検出器感度の違いも当時判断できる状況になかった。そこで、出力を大きめに評価するように、便宜上線質係数を 1 とし、単位放出エネルギー当たりの線量当量を  $5 \times 10^{-4} \mu\text{Sv}/\text{J}$  として評価することにした。以上を基に、臨界継続状態の熱出力を  $1[\mu\text{Sv}/\text{s}] / (5 \times 10^{-4})[\mu\text{Sv}/\text{J}] = 2 \times 10^3 \text{ W}$  程度と推定した。ただし、前述の不確定要因による誤差を考慮に入れ、少なくとも 1~数 kW 程度の熱出力が出ているものと判断するに留めた。

その後の詳細な事故調査によると、臨界継続状態における平均熱出力は 1 kW 強程度であったと推定された。<sup>2)</sup> この相似はあくまで結果論であり、先の推定値そのものにそれほど重要な意味を持たない。それよりも、ここで特筆すべきことは、これまでに経験したことがなくかつ緊急を要する状況下において、このように迅速な判断が出来たことは、TRACY ドシメトリ実験の成果によるところが大きいということである。

**参考文献** 1. H. Yanagisawa, et al., Proc. of Sixth Int. Conf. on Nucl. Criticality Safety (ICNC '99), pp. 900-906, Versailles, France (Sep. 20-24, 1999). 2. ウラン加工工場臨界事故調査委員会報告, 原子力安全委員会及び同事故調査委員会(1999).

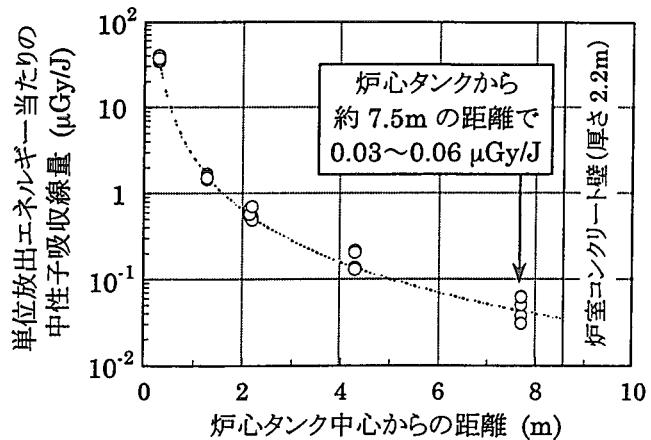


Figure 2 TRACY 炉室における中性子線量の空間分布(測定値は、アラニン線量計で測定された中性子及びガンマ線吸収線量の総和から、四ホウ酸リチウム TLD で測定されたガンマ線吸収線量を差し引いたもの。なお、四ホウ酸リチウムとアラニンのガンマ線に対する感度は、両者の実効原子番号が近いため、ほぼ同じである。)



JP0150062

JAERI-Conf 2000-012

# TRACY 放射性物質閉じ込め試験結果と JCO 事故解析

## Verification test of confinement of radioactive materials with TRACY and application to analysis of criticality accident in JCO facility

日本原子力研究所

Japan Atomic Energy Research Institute

阿部 仁、田代信介、永井 斎、小池忠雄、岡川誠吾、村田幹生、内山軍蔵  
Hitoshi ABE, Shinsuke TASHIRO, Hitoshi NAGAI, Tadao KOIKE, Seigo OKAGAWA  
Mikio MURATA and Gunzo UCHIYAMA

To verify the effectiveness of confinement of radioactive materials (radioactive gases and aerosols) in a facility undergoing criticality accident, data concerning the release and transport of these materials has been acquired by the simulation experiments in TRACY. In this report, evaluated results with TRACY about the release behavior of the radioactive materials will be presented. Furthermore, estimated results about radioactivity released to the atmosphere under the criticality accident in JCO facility by applying the TRACY results will be reported.

### 1. 緒言

再処理工程では溶液燃料を取り扱うため、異常な過渡変化を越える事象の一つとして想定されている溶解槽の臨界事故時には、放射性物質が気相中へ放出されるとともに槽ベント系へと移行していくことが予想される。このような臨界事故時においても槽ベント系の安全性能が維持できることを実証するため、TRACY を用いて、これらの放出機構（ソースターム）及び移行機構を核的出力と関連づけて収集している。

JCO 施設での臨界事故(以降、JCO 事故)では、臨界が生じた沈殿槽や建屋構造物、また HEPA フィルタをはじめとした閉じ込め系が健全であったため、大量の核分裂性生物(FP)の施設外への放出といった最悪の状況は避けることができた。しかしその一方でフィルタを透過しうる放射性ヨウ素や希ガス等の揮発性核種は微量ながら施設外へ放出された。したがって事故時の公衆の被曝量を評価するためにはこれら放射性物質の施設外への放出量をより正確に推定することが重要となる。

JCO 事故は、溶液燃料による臨界事故であった点で TRACY 試験条件と極めて類似している。そこで、これまで TRACY 試験で得られた放射性物質の放出挙動に関する知見を適用し、JCO 事故に伴う放射性物質の施設外への放出量の推定計算を実施している。今回は、これまで TRACY 試験で得られた放射性物質放出挙動に関する試験及び評価結果と現在進めている JCO 事故解析結果について報告する。

### 2. TRACY 試験

TRACY は、低濃縮度(10 %)ウラン溶液燃料の過渡臨界特性を研究するための過渡臨界実験装置である。本試験では TRACY 炉心タンク及びベントガス配管系にガス分析計及びサンプラーを取り付け、放射線分解ガス及び放射性物質の放出挙動を観察している。

炉心タンク気相中の  $^{131}\text{I}$  放射能濃度は、過渡臨界数分後から上昇し、その後ほぼ一定となった。反応度をパルス状に添加するモードで比較した場合、一定に達した放射能濃度は、全核分裂数が大きい程高かった(R104(総核分裂数  $6.5 \times 10^{17}$ )試験で約  $3 \times 10^5$  (Bq/m<sup>3</sup>))。 $^{140}\text{Xe}$  の娘核種である  $^{140}\text{Ba}$  の放射能濃度は臨界直後に最大となり(R104 試験で約  $3 \times 10^9$  (Bq/m<sup>3</sup>))、その後指数関数的に減少した。これら核種の気相への放出係数( $\xi$  (1/s))とベントガスによる炉心タンク気相部の換気係数( $\psi$  (1/s)))を考慮して溶液及び気相中の核種の原子数の経時変化を表す微分方程式を立てた。またそれらから減衰項を除いた式を連立することで両相中の原子数及び積算原子数の経時変化を計算し、気相中の積算原子数を溶液中の積算原子数で除することで気相への放出割合(R (%))を評価した。その結果、 $^{131}\text{I}$  の放出割合は R104 試験で約

0.15 % (過渡臨界 4.5 時間後) と評価された。  
 $^{140}\text{Xe}$  については、燃料溶液中に残存する  $^{140}\text{Ba}$  量に関する情報を用いて放出割合を評価した。  
 $^{140}\text{Xe}$  の  $\xi$  をパラメータとして上記連立微分方程式を解き、燃料溶液中の  $^{140}\text{Ba}$  量に関して計算値と実測値が一致する  $\xi$  を逆解析的に求めるとともに放出割合を算出した。R69(総核分裂数  $5.7 \times 10^{17}$ ) 試験の場合、 $\xi$  を  $2.5 (1/\text{s})$  とすると計算値と実測値は一致し、その時の  $R_{\text{xe}}$  は約 98 % と評価された(図 1 参照)。

### 3. JCO 事故解析モデル

沈殿槽内の燃料溶液の分析によって燃料溶液中の  $^{137}\text{Cs}$  及び  $^{140}\text{Ba}$  の存在量が明らかになっている。それによると  $^{140}\text{Ba}$  はほぼ全生成量が溶液中に残存していたのに対して  $^{137}\text{Cs}$  は約 21 % が消滅していた。 $^{137}\text{Cs}$  及び  $^{140}\text{Ba}$  の親核種はそれぞれ  $^{137}\text{Xe}$ (半減期 : 3.8 (m)) 及び  $^{140}\text{Xe}$ (半減期 : 13.6 (s)) である。これらの化学的性質は同じであるため  $\xi$  及び  $R$  もまた同じである。このことは沈殿槽内での残存量の差は、 $^{137}\text{Xe}$  及び  $^{140}\text{Xe}$  の気相への放出割合の差ではなく、沈殿槽気相での滞留時間( $T_{\text{Rp}}$ )内での崩壊による  $^{137}\text{Cs}$  及び  $^{140}\text{Ba}$  の生成速度の差に起因しているものと考えることができる。そこで揮発性放射性核種の施設外への放出シーケンスとして以下のようなモデルを考えた。核分裂によって溶液燃料中に生じた揮発性放射性核種は、それぞれの  $\xi$  をもって溶液から沈殿槽気相部へ放出され、 $T_{\text{Rp}}$  時間内滞留したのち建屋内へ放出される。同様に建屋内に放出された放射性物質は、建屋内及び建屋換気系内で滞留した後( $T_{\text{Rf}}$ )、最終的に施設外へ放出される。これら揮発性核種がそれぞれの滞留時間内に崩壊し生成される娘核種(非揮発性核種)はそれぞれ沈殿槽内及び建屋内に留まるものと仮定した。

揮発性核種を含む各質量数の崩壊系列を対象として、TRACY 試験結果の評価に用いたものと同様の各核種の原子数の経時変化を表す連立微分方程式を立てた。評価対象とする希ガス核種としては、アメリカの核燃料施設事故解析ハンドブック(AAH)中で考慮されている核種を考慮した。核分裂率の経時変化は、原研那珂研でのモニタリング結果から推定したものを使用した。 $^{137}\text{Xe}$  の  $\xi$  を設定するとともに  $T_{\text{Rp}}$  をパラメータとして連立微分方程式を解き、臨界終息時刻での燃料溶液内の  $^{137}\text{Cs}$  量と  $T_{\text{Rp}}$  時間に  $^{137}\text{Xe}$  の崩壊によって生成する  $^{137}\text{Cs}$  の積算生成量の和をとることで沈殿槽内での  $^{137}\text{Cs}$  の全残存量を計算した。計算結果が分析結果と一致するまで繰り返し計算を行い、 $T_{\text{Rp}}$  を求めた。 $^{137}\text{Xe}$  の  $\xi$  として TRACY 試験で求められた  $2.5 (1/\text{s})$  を適用すると、 $T_{\text{Rp}}$  は  $490 (\text{s})$  程度と評価された。この  $T_{\text{Rp}}$  を用いて、

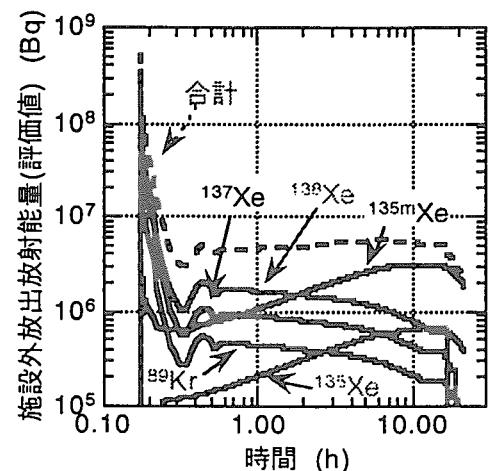


図 2 希ガス核種施設外放出量評価結果  
 沈殿槽から建屋内へ、そして建屋内から施設外へ放出される放射能量を評価した。 $T_{\text{Rf}}$  については便宜上  $360 (\text{s})$  とした。評価結果を図 2 に示す。考慮した核種の合計の施設外への放出放射能量は臨界直後に最大となりその後ほぼ一定の値で推移した。放出量の最大値は約  $5 \times 10^8 (\text{Bq})$  と評価された。

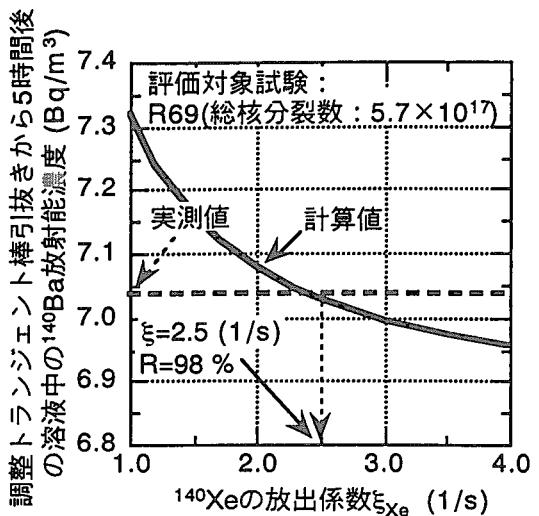


図 1  $^{140}\text{Xe}$  の放出割合評価結果

\* 本報告は科学技術庁からの受託研究「再処理施設臨界安全性実証試験」での研究成果の一部を含んでいる。



JP0150063

JAERI-Conf 2000-012

# AGNES コードを用いた TRACY 実験及び JCO 事故の動特性解析 Analysis of TRACY Experiment and JCO Criticality Accident by Using AGNES Code

日本原子力研究所

Japan Atomic Energy Research Institute

山根祐一、中島健、山本俊弘、中村剛実、三好慶典

YAMANE Yuichi、NAKAJIMA Ken、YAMAMOTO Toshihiro、  
NAKAMURA Takemi、MIYOSHI Yoshinori

A one-point kinetics code, AGNES, has been developed in JAERI for the purpose of the analysis of TRACY experiment. Four of the experiments performed in ramp feed mode were simulated by AGNES code, and the power, temperature and total fission number were evaluated. The calculated values of them were in agreement with the experimental values with  $\pm 15\%$  error. In the analysis of JCO criticality accident, three supposed cases were considered, and the total fission number was evaluated at  $4 \sim 6 \times 10^{17}$  for  $1.5 \sim 3.0\%$  of excess reactivity.

## AGNES コードの特徴

JCO 臨界事故などの溶液燃料による過渡臨界事象の解析においては、発熱による溶液燃料自身の体積膨張や熱流動、沸騰、蒸発、溶液中に生じる放射線分解ガスを考慮しなければならない。このような解析を行う計算コードには原研の AGNES<sup>1)</sup>、TRACE<sup>2)</sup>、イギリスの FETCH<sup>3)</sup>などがある。どのコードも、基本的な計算対象の一つとして SUS 製の円筒形状タンクの内部に硝酸ウラニル等の溶液が満たされた体系を扱うことができるが、解析方法はそれぞれ異なっている。

原研で開発中の AGNES コードは、核計算には一点炉近似を用いている。熱伝達については体系内を複数の領域に分け、各領域ごとに熱のバランス方程式を解く。SUS 製タンクの壁の外側に冷却材領域がある体系を扱うことができる。燃料溶液の流体運動は計算していないが、燃料中に生じるガスバブルが浮力により上昇して液面から消失する現象の効果については適当なモデルを用いて考慮している。一点炉近似を用いているため、温度上昇や体積膨張、放射性分解ガスピードなどの核計算へのフィードバックはすべて反応度に換算して考慮する。反応度への換算係数はあらかじめ核計算コードを用いた静特性解析によって求めておく。

AGNES コードの特徴は、核計算のモデルが単純で、核計算上考慮すべき効果をすべて反応度に換算するため、解析結果の理解・解釈が容易なことである。また、有限要素法を用いたコードなどに比べ、空間に複雑なメッシュを切る必要がないため、必要なメモリーが少なく、100 秒程度の事象の解析計算が通常 10 分程度で完了する。

これまでのところ TRACY 実験の解析が主な対象であったために、JCO 臨界事故のようなケースに AGNES コードを適用するためには、以下のような課題が残されている。(1)出力の第一ピークで生じた燃料内温度分布が、対流により一様な状態へ変化していく効果を核計算に取り入れる。(2)低出力状態が長時間継続する場合には反応度に寄与するマクロボイドが発生しないようにする。(3)液面からの蒸発による燃料溶液の体積減少をモデル化する。また、燃料の沸騰を扱うオプションについても、今後検証計算が必要である。

## TRACY 実験の解析

AGNES コードからボイドモデルを改良した AGNES2 コードを用いて、TRACY 実験のうち溶液燃料の給液により反応度を添加する「ランプ給液モード」で実施した 4 つの実験について解析を行った。Table 1 に実験条件を示す。

解析では、円環形状である TRACY の炉心を、有効断面積が等しい单一の円筒炉心として計

算した。実効遅発中性子割合、即発中性子寿命、反応度温度係数、ボイド係数などはそれぞれの実験毎に静特性解析から求めた値を用いた。その他インプットとして与えるパラメータのうち放射線分解ガスの G 値及び飽和濃度など、ボイドの挙動に関するパラメータは CRAC 実験<sup>4)</sup>及び TRACY の他の実験の解析から共通の値を決定した。

今回解析した 4 つのランプ給液実験については 15~20%程度の範囲で実験結果を再現している。

### JCO 臨界事故の解析

AGNES2 コードを用いて、JCO 臨界事故の事故発生後からほぼ一定出力に落ち着くまでの 25 分間（初期バースト部）について出力挙動を解析した。

事故の発生状況の検討から添加反応度の異なる 3 つのケースを想定し、それぞれのケースについて、反応度添加開始より 25 分間（1500 秒）の出力、温度、積算出力などの変化を計算した。核定数は静特性解析から求め、ボイドの挙動に関するパラメータは TRACY 実験の解析で用いた値を使用した。熱の除去能力を表す総括熱伝達係数については 20~400kcal/hr/m<sup>2</sup>/K の範囲でサーベイ計算を行った。

計算条件を表 2 に示す。タンク直径は 45cm、臨界液位は 28.34cm とし、時刻 0 秒で遅発臨界として計算を開始した。初期出力については  $10^{-9}$ ~1W の範囲で感度解析を行ったが結果に影響がなかった。JCO に設置されていた  $\gamma$  線エリアモニタの記録から、事故後数百秒で一旦低下した出力が再び上昇し、1000 秒程度で極大になっていると推定される。添加反応度が 1.5~3\$ の範囲では、冷却材入り口温度 20°C、冷却材流量 2L/min、伝熱面積 0.55m<sup>2</sup> に対して総括熱伝達係数の値が 250~350kcal/hr/m<sup>2</sup>/K の範囲でこの様子を再現することができた。1.5\$ の

解析で 1000 秒での出力回復の様子を図 1 に示す。4.5\$ では溶液温度が沸点に達する 100 秒程度までの範囲で計算を行った。

本解析により、JCO 臨界事故における初期バースト部の核分裂数を評価した結果、添加反応度が 1.5\$ から 3\$ までの範囲では、 $4 \sim 6 \times 10^{17}$  fissions であることがわかった。

Table 2 JCO 事故解析の条件

燃料条件		想定した ケース	添加量 (\$)	添加率 (cent/s)
ウラン濃度	370gU/L	ケース 1	1.5	15
硝酸濃度	0.5mol/L	ケース 2	3.0	20
初期温度	25°C	ケース 3	4.5	70

参考文献

- 1) K. Nakajima and H. Yanagisawa, ISCS'87, Proceeding p. 427(1987).
- 2) B. Basoglu, et al., JAERI-Data/Code 98-011(1998).
- 3) C. C. Pain, et al., ICNC'99, Proceeding p. 1324(1999).
- 4) F. Barbry, et al., S.E.E.C. 116 (1973) (in French).

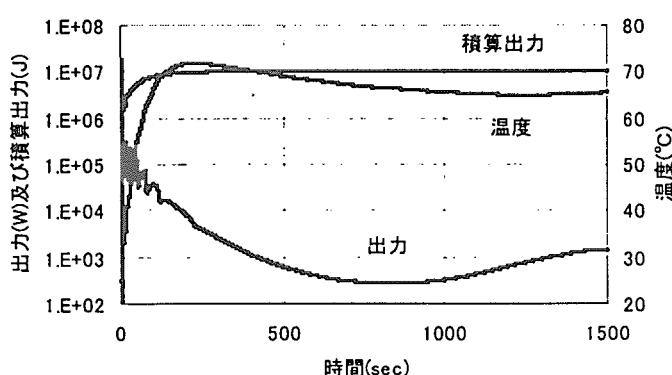


Figure 1 JCO 事故解析 1.5\$ 添加のケー



JP0150064

JAERI-Conf 2000-012

## 空間依存動特性コードによる溶液系臨界事故のシミュレーション

### Space-Time Kinetics Simulation of Criticality Accident in Solution System

核燃料サイクル開発機構 大洗工学センター

飛田 吉春 山野 秀将 藤田 哲史 近藤 悟 佐藤 一憲  
TOBITA Yoshiharu YAMANO Hidemasa FUJITA Satoshi KONDO Satoru SATO Ikken

We performed the computer simulation of an early phase (a few minutes) of the recent criticality accident in a uranium fuel fabrication plant in Tokai. A system of a large computer code SIMMER-III, which couples the two-dimensional multi-phase fluid dynamics with space-dependent neutron kinetics model, is used to simulate an overall accident progression including a series of power bursts. From our analysis, it was shown that a typical event sequence is suitably simulated using the modified SIMMER-III code. The behavior of power oscillations during the early burst phase was predicted to be consistent with the former calculations by the computer code specifically designed for criticality accident analysis.

1. 緒言 これまでに溶液系の臨界現象の解析手法として一点近似核動特性モデルに温度反応度係数と放射線分解ガス発生モデルを組み合わせた専用の計算コードが開発されている[1,2]。本研究では、溶液プールの多次元的な二相流動や溶液の分布が大きく変化したときの空間依存の効果をより詳細に評価するため、サイクル機構が開発した SIMMER-III コード[3]に放射線分解ガスモデルを新たに組み込み、CRAC 実験の解析を通じて臨界事故解析手法の適用性を確認した。この手法をウラン加工工場における臨界事故の初期バースト過程の解析に適用し、二相流動挙動と出力変動の関係を明らかにするとともに、発生エネルギー（事故の規模）に対する溶液プールの多次元的な応答の影響を評価した。

2. SIMMER-IIIについて 本コードは、2 次元、多成分多相流の熱流動モデルを空間依存動特性と結合した総合解析コードで、熱流動部は汎用的なモデルを採用しているため多様な流体系に適用性を有する。核計算部は準静近似動特性と多群中性子輸送モデルによる空間依存動特性をモデル化し、また、物質の組成と温度の過渡変化に基づき実効核断面積を逐次計算する機能を内蔵し、これにより溶液の熱膨張や温度反応度効果は自動的に評価される。

3. 放射線分解ガスモデル 溶液の臨界事故においては放射線分解ガスの挙動が重要となることは良く知られている。これは、溶液中で核分裂が生じる結果水の分子が分解して主に水素が発生するという現象で、臨界事故に特有の現象である。溶液中の水素ガス気泡の発生及び成長・上昇の挙動は大きな反応度効果を持つため、バースト過程における出力挙動及びエネルギー発生を支配する現象である。本研究では、従来の専用コードのモデルの例を参考にしつつも、SIMMER-III の枠組に適合するように、以下のモデル化を新たに行った。

- (1) 放射線分解ガスの生成量は、単位エネルギー当たりの生成水素 G 値として定義されるが、溶液ウラン濃度の関数として得られている文献値[4]を使用する。なお、生成したガスは溶液中の溶解ガスとして存在するものとする。
- (2) 溶解ガスの濃度が飽和溶解度（温度と圧力の関数として定義）を上回るとガス気泡として放出されるようになるが、放出モデルとしては単相中での核生成（過飽和度に対する閾値を与えて気泡発生の時間遅れを考慮）及び二相状態での気液界面への拡散のふたつのメカニズムを考慮する。
- (3) 放出された微小ガス気泡の合体・成長は SIMMER-III の表面積対流モデルに簡単な時定数型のモデルを組み込む。また、気液間の抵抗係数の取り扱いは標準的な二流体モデル（気泡流）の相関式を使用する。

上記モデルを組み込んだ SIMMER-III を溶液臨界事故模擬試験であるフランスの CRAC 試験[5]に適用して、検証解析を行った。選定したのは CRAC09 であるが、この試験では直径 30cm の試験容器に高濃縮ウラン溶液を注入して即発臨界に続くバースト過程を模擬したものである（投入反応度は約 3\$）。上記モデルにおけるパラメータ（ガス気泡の放出閾値を与える過飽和度、ガス気泡発生速度を規定するパラメータ 2 種、微小気泡の合体速度を規定するパラメータ）を調整することにより、Fig.1 に示されるように、数回のバーストの出力振動挙動をほぼ完全に再現できることが示された。発生エネルギー

一（核分裂数に対応）は、10~20%程度過大評価となっているが、初期バースト過程が妥当な精度でシミュレーション可能であることが示された。なお、核データは MGCL-J3 ライブライリを基に 12 群に縮約したものを用いた。

**4. 臨界事故解析条件** 臨界事故の発生した沈殿槽を Fig.2 のように二次元円筒座標の  $7 \times 21$  メッシュで表し、解析体系を作成した。沈殿槽内にあるストレーナー、プロペラ等の構造物の体積率、熱容量、流動抵抗等もモデルに取り込んである。冷却ジャケットによる熱損失については熱伝達係数として  $300\text{W/m}^2/\text{deg}$  を用いる。反応度の時間変化は遅発臨界到達時点を初期状態として、 $1.5\$$  の外部反応度を  $12\text{s}$  で印加するケースと、 $3.0\$$  の外部反応度を  $16\text{s}$  で印加するケース（事故調査委員会ケース 1, 2 相当[6]）の解析を行った。放射線分解ガスに係わるモデルパラメータは CRAC 試験解析で較正した値を用いた。

**5. 解析結果** Fig.3 に印加反応度  $3\$$  のケースで解析された約 3 分間の出力及び発生エネルギー（積分出力）の履歴を示す。溶液系における臨界事故に特有の第 1 バースト及びこれに続く出力振動現象が再現されている。第 1 バーストは単相状態で発生し、溶液の熱膨張及び負の温度反応度効果により出力が低下する。ピーク出力は約  $13\text{MW}$  である。出力ピークの直後に溶液中央部からガス気泡の発生が始まり、その結果さらに大きな負の反応度が挿入される。第 1 バーストに続いて放射線分解ガス気泡の合体・上昇、液面からの離脱

により、正の反応度挿入が起こり、これが周期的に生じる結果、約  $13\text{s}$  程度の周期で出力振動が生じる。溶液の温度上昇とともに出力振動は数回程度で減衰し、準定常的な出力レベルに静定する。その後、反応度は未臨界の状態に維持され、これに応じて出力レベルも漸減する。事故開始後 3 分間の発生エネルギーは約  $18\text{MJ}$  である（核分裂数約  $5.5 \times 10^{17}$ ）。多次元的な溶液プールの流動の影響は、ガス気泡発生直後に現れて反応度を上昇させるが、その効果は直径  $45\text{cm}$  の沈殿槽の体系では比較的小さい。また、ガス気泡の発生によるボイド率は最大でも 20%以下であり、プール全体が激しく揺動することなく、空間依存性も小さい。

**6. 結言** 放射線分解ガスモデルを組み込んだ SIMMER-III コードを用いて臨界事故の初期バースト過程の解析を行い、一点近似動特性による専用コードによる解析[6]と整合した結果を得た。溶液の多次元的な流動や空間依存性により出力バーストが増幅されることはないとの見通しを得た。

#### 引用文献

- [1] Mather,D.J. et al., AEA/CS/R1007/R, [2] 中島他、Proc. Int. Seminar on Nuc. Criticality Safety, Tokyo (1987), [3] Sa. Kondo et al., Proc. ICONE-7, 7249, 1999. [4] H. M. Forehand, Jr., NUREG/CR-2517, 1982. [5] P. Lecorche and R.L.Seale, Y-CDC-12, 1973. [6] ウラン加工工場臨界事故調査委員会報告 (1999.12.24)

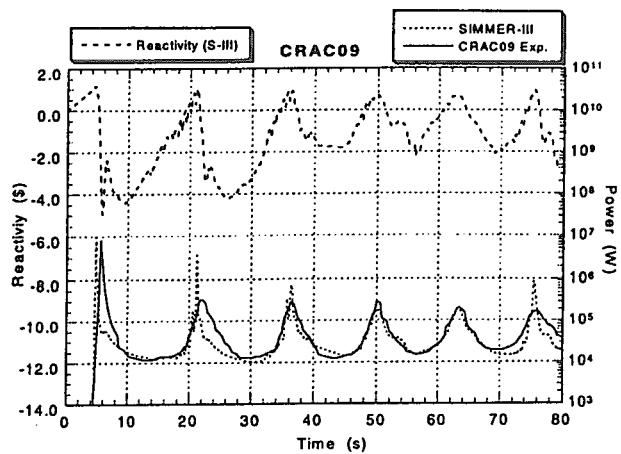


Figure 1 CRAC 試験解析結果

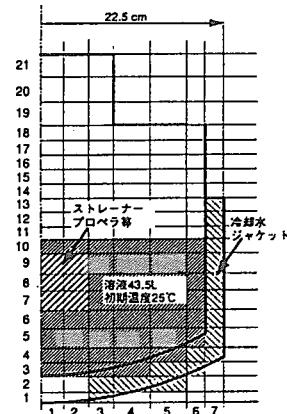


Figure 2 解析体系図

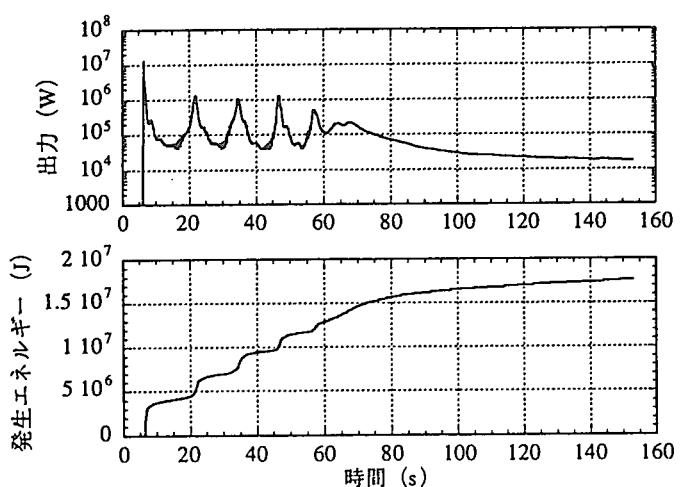


Figure 3 出力と発生エネルギーの履歴

4. 研究発表2-2  
—JCO 臨界事故の評価(線量評価) —



JP0150065

JAERI-Conf 2000-012

# 施設から大気に放出された放射性物質からの線量 Radiological Doses Due to Radionuclides Discharged into the Atmosphere

日本原子力研究所 環境科学研究所 大気環境研究グループ

Japan Atomic Energy Research Institute

古野 朗子、茅野 政道、山澤 弘実、梅山 信昭、林 隆、高橋 正俊

Akiko Furuno, Masamichi Chino, Hiromi Yamazawa, Nobuaki Umeyama,  
Takashi Hayashi and Masatoshi Takahashi

## Abstract

JAERI-SPEEDI estimated radiological doses due to radionuclides discharged into the atmosphere. The estimation shows that the doses were considerably lower than guideline values for sheltering even at the vicinity of the site. The maximum of effective dose equivalent was 1/10 of the dose limit for 1 year to the public. Thus, it is concluded that radiological doses due to radionuclides discharged into the atmosphere have no harmful influence to the human health.

## 1. 緒言

JCO 事故で放出された放射性物質からの線量を評価するため、原研で開発した高度化 SPEEDI<sup>1)</sup>（以下原研 SPEEDI）を用いて計算を行った。結果をモニタリングデータと比較することにより、放射性物質放出量を推定した。更にポストの設置されていない範囲をも含む線量評価までを行った。

## 2. 計算条件

計算対象領域は放出点を中心に 25 km 四方とした。希ガス及びヨウ素 1 Bq/h の定常連続放出を仮定し、放出期間は 9 月 30 日 10:35 から 10 月 1 日 6:00 までとした。希ガス Kr, Xe 及びヨウ素の同位体組成比は、米国の核燃料施設事故解析ハンドブック(AHH)<sup>2)</sup>及び核種の積算収率<sup>3)</sup>に基づき、建屋内滞留 5 分を仮定して (JCO によれば換気率約 6 分) 決定した。娘核種については、環境中で Kr89 及び Xe138 から生成される Rb89 と Cs138 を考慮した。

## 3. モデル計算

計算は大気力学モデル PHYSIC を用いた 100 km 範囲（格子間隔 2 km）の広域気象解析から開始した。PHYSIC の初期条件及び境界条件には、気象庁が 9 月 30 日 9 時に行った予報値を用いた。PHYSIC は、風速 3 成分、鉛直拡散係数の 3 次元格子データ、雨量の 2 次元格子データ及び大気安定度の情報を局地風速場モデル WIND21 に提供する。

質量保存則風速場モデル WIND21 は、PHYSIC の予報値を基に、25 km 範囲の局地風速場を、より高い分解能（水平分解能 500m）で再評価する。

最後に、高分解能格子上に再配分された気象場を用いて、濃度・被曝線量計算モデル PRWDA21 により、対象地域の濃度、沈着量、被曝線量の計算を水平分解能 250m で行う。PRWDA21 は、放射性物質を表す仮想粒子群を追跡する粒子拡散モデル（ランダムウォークモデル）である。γ 線による空気吸収線量率及び外部被曝線量の計算については、個々の粒子を放射線源として線量寄与を積算することで、現実の放射性雲からの線量寄与を計算する。

## 4. 解析結果

### (1) 移行挙動予測の概要

事故開始直後から 17 時頃までは日中の海風が卓越しており、放射性雲は内陸に向かう西北西方向に流されている。17 時以降事故サイト近傍では弱い南から南西の風に変化し始め、これに対応して放射性雲はやや北側に移動した。その後 20 時頃からの北西風により放射性雲は海岸方向に流れ、事故サイトから南東側を覆うように分布した。このような状況は翌日 03 時頃まで続いたが、その間の風向は必ずしも一定ではなく、放射性雲はたなびくような時間変化を示した。この特徴

は、モニタリングポスト等で測定されたガンマ線の空間線量率の時間変化にも複数のピークとして見られる。04時以降の第4の時間帯では、北東からの比較的強い風により放射性雲は南西側に流された。この状況は、放出が終息したと見られる06時までほとんど変化していない。

#### (2) モニタリングデータ（空気吸収線量率）との比較

原研及び茨城県の環境モニタリングポストの空気吸収線量率と原研SPEEDIの計算結果の比較を行った。SPEEDIでは単位放出を仮定しているために絶対値の比較はできないが、ピーク値の出現時刻等の比較から計算結果の妥当性を評価できる。比較結果では、日中は放射性雲が放出点西側の県のポストの中間を通過したと考えられ、有意な比較ができる。夕方から夜間にかけては放出点の東北東から南にかけてのポスト（舟石川、押延等）で有意な値が観測され、計算値でも同時期にピークが予測されている。その一致度はかなり高いことから、これらの地点での値を中心に放出量を推定し、被曝線量評価が可能である。

#### (3) 希ガス放出率の推定

HEPA フィルタが機能して、主に希ガスが放出されたと考えられるため、事故施設からある程度離れた観測地点での空気吸収線量率は希ガスからの $\gamma$ 線寄与と考えられる。そのため、測定値と $1\text{Bq}/\text{h}$ の放出を仮定した希ガスによる空気吸収線量率の計算値の比率は、ほぼ希ガス放出率に相当する。観測値と計算値の比率は、明らかに時間的に対応するピークの対を用いて計算している。放出率の推移は明確ではないが、各時間の推定結果に大きな変動がないことから、希ガス放出率は幾何平均により約 $8 \times 10^{12} \text{Bq}/\text{h}$ と推定した。

#### (4) 外部被曝線量の解析

希ガスによる外部被曝線量の概略は、(3)で推定した放出率 $8 \times 10^{12} \text{Bq}/\text{h}$ を、 $1 \text{Bq}/\text{h}$ を仮定した外部被曝線量に乗ずることで計算した。同一風向が日中と夜間に続いた北西部及び南西～南部で比較的外部被曝線量が高いことが判明した。

線量値については、放出点近傍の最大値が $5 \times 10^{-2} \text{mSv}$ であり、半径 $3 \text{km}$ 以遠で $10^{-3} \text{mSv}$ を越える地点はない。一方防災対策では外部線量当量に対して $10\sim50 \text{mSv}$ で屋内退避を提案しているが、放出された希ガスによる外部被曝線量はこれと比べてはるかに小さい。また、後述のヨウ素の吸入による内部被曝線量（実効線量当量換算値：最大 $2.4 \times 10^{-2} \text{mSv}$ ）と合算しても最大値が約 $0.1 \text{mSv}$ 以下であり、公衆の年間実効線量当量限度 $1 \text{mSv}$ の $1/10$ 以下と十分低い値である。

#### (5) ヨウ素の吸入による内部被曝線量

ヨウ素の内部被曝線量は、 $1 \text{Bq}/\text{h}$ の放出を仮定した内部被曝線量にヨウ素の放出率を乗じることで計算できる。溶液分析によれば、ヨウ素の環境への放出割合は最大で数 %と推定されるため、総核分裂数から求めたヨウ素生成量の5%が滞留時間5分で外部に放出されるとして、ヨウ素の放出率を約 $1 \times 10^{11} \text{Bq}/\text{h}$ と仮定した。

放出点近傍の計算格子で出現した最大値が $4 \times 10^{-1} \text{mSv}$ で、半径 $3 \text{km}$ 以遠で $1 \times 10^{-2} \text{mSv}$ を超える地点はない。屋内退避が必要な甲状腺線量当量として提案されている $100\sim500 \text{mSv}$ と比較してはるかに小さな値である。実効線量当量に換算すると予測線量値はさらに約 $1/20$ となる。なお、ヨウ素による外部被曝線量は希ガス寄与の10%程度であった。

### 5. まとめ

大気に放出された放射性物質からの被曝線量を高度化 SPEEDI を用いて推定した結果、放出放射性物質による被曝線量は放出点近傍でも自宅退避が必要な線量値よりはるかに小さく、公衆の年間の実効線量当量限度の $1/10$ 程度であり、人体に影響を与えるような線量ではなかった。

### 参考文献

- 1) "大気力学モデルを用いた緊急時の放射能大気拡散予測手法の開発" 日本原子力学会誌、Vol.41, No.7 (1999)
- 2) "Nuclear Fuel Cycle Facility Accident Analysis Handbook", NUREG-1320 (1998)
- 3) "JNDL Nuclear Data library of Fission Products", JAERI 1320 (1990)

沈殿槽から発生した中性子及び $\gamma$ 線による周辺住民の線量評価Assessment of External Doses to Residents from Neutrons and  $\gamma$  Rays  
Emitted from the Precipitation Tank

日本原子力研究所 保健物理部

Dept. Health Physics, Japan Atomic Energy Research Institute

遠藤 章, 山口 恭弘, 坂本 幸夫, 津田 修一, 吉澤 道夫

A. Endo, Y. Yamaguchi, Y. Sakamoto, S. Tsuda, M. Yoshizawa

External doses from neutrons and  $\gamma$  rays emitted from the precipitation tank were estimated for the residents around the JCO site. Relations between dose equivalent rates of neutrons/ $\gamma$  rays and the distance from the tank were determined from radiation monitoring data. Shielding effect of houses were evaluated from the calculation of transmission factors of building materials for neutrons and  $\gamma$  rays using DOT-3.5 and ANISN codes. Individual doses were estimated by applying the radiation doses in free-field and the transmission factors of houses to personal behavior survey during the criticality accident.

## 1. はじめに

JCO 臨界事故におけるサイト周辺の主たる放射線被ばくは、ウラン溶液が注がれた沈殿槽内の核分裂反応で発生した中性子及び $\gamma$ 線によってもたらされた。そこで、周辺住民の被ばく線量を評価するために、JCO 敷地内外におけるモニタリング結果を用いて、事故発生から臨界停止時までの周辺環境における中性子及び $\gamma$ 線の線量当量を計算した。また、家屋を構成する壁、屋根等の部材に対する中性子及び $\gamma$ 線の透過率を計算し、家屋種別毎の遮へい効果を評価した。これらの計算結果を住民等の行動調査に適用し、各個人の線量を評価した。

## 2. 周辺環境における線量当量の評価

JCO 敷地内の第1加工棟粉末貯蔵室 $\gamma$ 線エリアモニタの記録に基づき、臨界時の線量率の時間トレンドを Fig. 1 のようにモデル化した。事故発生から 25 分間の出力変動が激しい部分(バースト部)と、その後臨界停止までの部分(プラート部)に分けて線量を計算した。プラート部の線量を評価するために、臨界期間中に原研、サイクル機構及び JCO が実施した中性子及び $\gamma$ 線のモニタリング結果を分析し、1cm 線量当量率と事故現場からの距離の関係を表すフィットティング式を決めた (Fig. 2)。この式で決められる線量当量率の空間分布が、Fig. 1 のモデルの時間トレンドで推移するものと仮定し、プラート部の積算線量を算定した。

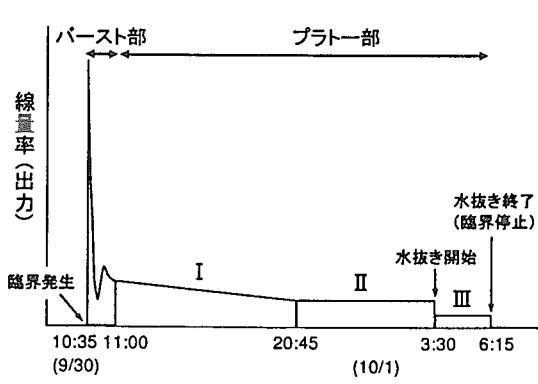


Fig. 1: 線量率の時間変化のモデル

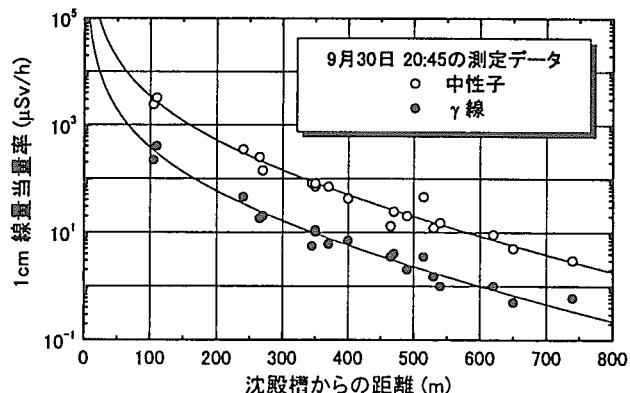


Fig. 2: 測定された線量当量率とフィットティング曲線

バースト部の線量は、事故現場から西方向約 1.7km の原研那珂研敷地内に設置されている環境モニタリングポスト No.1(MP1) 中性子モニタの記録を解析し、評価した。ポリエチレン減速材付 $^{3}\text{He}$  比例計数管型モニタにより、臨界期間中継続して測定されていた 1 秒間の線量当量率を、モニ

タの換算係数を用いて計数値に変換した。得られた計数値をバースト部、プラート部のそれぞれの期間において積算し、積算計数の比を用いてバースト部の線量を評価した(Fig. 3)。その結果、積算線量の比は、バースト部：プラート部 = (11±2) : (89±2) であった。評価されたバースト部の線量をプラート部の線量に加え、距離及び時間ごとの積算線量を得た。さらに、各距離において計算された中性子及び $\gamma$ 線スペクトルを基に、1cm 線量当量から実効線量当量への換算を行った。評価結果を Table 1 に示す。これらは、表に示す時刻までその距離の屋外に居続けた場合の中性子と $\gamma$ 線の合計線量である。このうち $\gamma$ 線の寄与は、15%程度である。

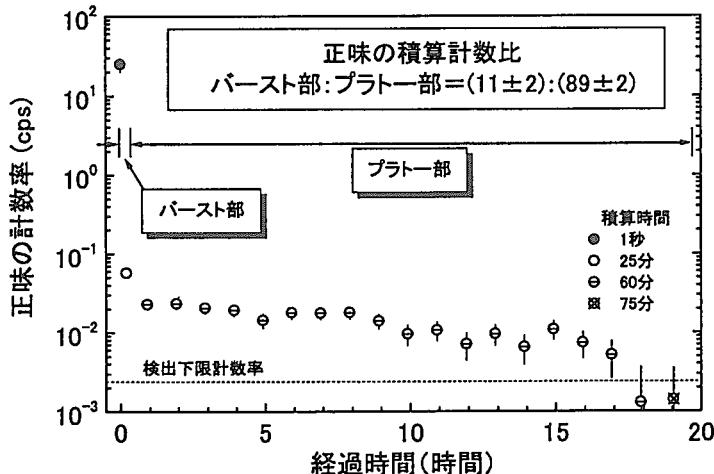


Fig. 3: 臨界期間中の MP1 中性子モニタの計数率。バックグラウンド計数率  $1.37 \times 10^{-2}$  cps

Table 1: 実効線量当量の評価結果

距離\時刻	実効線量当量 (mSv)				
	9/30 11:00	16:00	21:00	10/1 2:00	6:15
80 m	11	44	66	83	92
100 m	6.1	25	38	48	53
150 m	2.1	8.6	13	16	18
200 m	0.91	3.7	5.6	7.1	7.9
300 m	0.24	1.0	1.5	1.9	2.1
350 m	0.14	0.58	0.86	1.1	1.2
500 m	0.033	0.14	0.20	0.26	0.29

### 3. 家屋の遮へい効果の評価

DOT-3.5 を用いて、沈殿槽から JCO 周辺の家屋に達する中性子及び $\gamma$ 線のエネルギースペクトル、家屋への入射角度分布を計算した。事故現場から 350m では、中性子、 $\gamma$ 線共に斜め上方から入射する散乱線成分が主であった。次に、建築専門家による家屋種別及び建材の調査を基に、選定された 23 種類の建材の組み合わせに対し、ANISN を用いて中性子及び $\gamma$ 線の線量透過率を計算した。中性子入射の場合、透過率はガラス窓(厚さ 3mm)の 0.95 からコンクリート(厚さ 200mm)の 0.08 の範囲であった。また、 $\gamma$ 線入射の場合、透過率は木材(10mm)の 0.96 からコンクリート(200mm)の 0.11 の範囲であった。以上の結果を基に、家屋種別毎の透過率を評価した。

### 4. 個人線量の評価

事故現場から 350m 以内の 200 名の住民等に対し放医研が実施した行動調査の結果に、屋外における距離毎の積算線量及び家屋の透過率のデータを適用し、個人の線量を評価した。対象となつた住民の線量は、最大 21mSv であった。また、避難しなかつた 350m 以遠の住民については、公衆の線量限度(年 1mSv)を超えていないと推定される。評価された線量は個人に通知されるとともに、今後の健康管理のための資料となる。



JP0150067

JAERI-Conf 2000-012

# JCO 臨界事故患者の線量推定—中間報告書—の概要

## Outline of Interim Report on Dose Estimation for the Patients at the JCO Criticality Accident

放射線医学総合研究所

National Institute of Radiological Sciences (NIRS)

JCO 事故線量推定作業グループ(口演者:石博信人)

Working Group on Dose Estimation for the JCO Accident (lecturer: Nobuhito Ishigure)

For planning of the clinical treatment to the three overexposed JCO workers, the dose estimation for them was started immediately after their arrival at NIRS. Four different methods were employed: measurement of specific activity of  $^{24}\text{Na}$  in blood samples, *in vivo* counting of  $^{24}\text{Na}$  body burden, analysis of chromosome aberrations, and blood counting for lymphocytes, etc. The doses tentatively determined were from 16 to 23 GyEq for patient A, from 6 to 10 GyEq for patient B and from 1 to 3 GyEq for patient C. Further investigation is in progress, including more accurate evaluation of non-uniformity of dose at skin, depth dose distribution,  $\gamma$ -ray to neutron dose ratio, etc.

下の表は、ICRP Publication 28 からの抜粋である。

線量域	治療線量域(治療が有効 or 可能性有り)			致死的線量域	
	1Gy～2Gy	2Gy～6Gy	6Gy～10Gy	10Gy～15Gy	50Gy 以上
治療	経過観察	治療有効	可能性あり	対症療法	対症療法
主障害器官		造血器官		消化管	中枢神経
主症状	軽度の白血球減少	高度の白血球減少, 紫斑, 感染, 出血, 3Gy<では脱毛		下痢、発熱	痙攣, 運動失調
致死率	0	0～80%	80～100%	90～100%	100%
死亡時期		2ヶ月		2週	2日
死因		出血～感染		小腸結腸炎	脳水腫

この表が示すように、障害を受ける臓器や症状・予後が被ばく線量によって異なるため、症状の推移を予測し、治療方針を立てるためには、被ばく線量を早期に推定することがたいへん重要である。

放医研では、3名の高線量被ばく患者を事故当日午後に受け入れ、血球・リンパ球の減少、染色体異常の発現頻度、血液中の  $^{24}\text{Na}$  の比放射能( $\text{Bq}^{24}\text{Na}/\text{g}^{23}\text{Na}$ )、およびホールボディカウンタによる全身の  $^{24}\text{Na}$  の放射能等から被ばく線量の推定を行った。その結果、暫定値として、患者 A:16～23 GyEq、患者 B:6～10 GyEq、患者 C:1～3 GyEq が得られた。

標記中間報告書には、これら線量推定を中心に、受け入れ直後の初期対応、放射化生体試料の分析データ等、放医研が緊急時対応として実施したことのうち線量推定に関わる部分を記載した。本口演では、臨界事故線量評価法に特有の血液中  $^{24}\text{Na}$  の比放射能に基づく線量推定について主に述べる。

なお、この事故の被ばくの特徴は、線質の異なる中性子と  $\gamma$  線とが混在していたこと、および線量分布が不均一であったことである。しかしながら、臨界事故に適用される従来の線量推定手法から得られる情報はいずれも全身の平均線量であり、また、中性子と  $\gamma$  線の寄与の内訳に関する直接的な情報も含んでいない。臨床経過を含む患者データの詳細な分析、沈殿槽周囲の放射線場の詳細な解析、実際の作業にできるだけ忠実な姿勢を反映する放射線輸送シミュレーション、臨界実験装置による線量の実測等により、被ばく線量の詳細をさらに明らかにする必要がある。これらの課題に関して検討を進め、結果が得られた時点で最終報告書をとりまとめる予定である。



JP0150068

JAERI-Conf 2000-012

## 体内の<sup>24</sup>Naに基づく外部被ばく線量の評価

### Dose Evaluation on the Basis of <sup>24</sup>Na Activity in the Human Body for the Criticality Accident at JCO Tokai Nuclear Fuel Processing Plant

核燃料サイクル開発機構

Japan Nuclear Cycle Development Institute

百瀬琢磨 辻村憲雄 田崎隆 金井克太 林直美 篠原邦彦

T. Momose, N. Tsujimura, T. Tasaki, K. Kanai, N. Hayashi, K. Shinohara

#### Abstract

Sodium-24(<sup>24</sup>Na) generated in human body due to neutron activation was measured by whole body counter (WBC) in JNC Tokai works. Total 148 persons (JCO employees and contractor, public member, fire fighters, etc.) were measured and <sup>24</sup>Na was detected in the 62 persons. Neutron energy spectrum around the facility was calculated using ANISN and MCNP code and estimated mean capture probability  $\xi$  of neutron for human body at this accident was around 0.25 – 0.28 at any distance from the center of the precipitation tank. Effective dose equivalent for the 62 persons were estimated based on the calculated conversion factors from <sup>24</sup>Na specific activity to neutron dose. Maximum <sup>24</sup>Na activity was 7.7 kBq (83 Bq(<sup>24</sup>Na)/g(<sup>23</sup>Na)) in total body and the evaluated effective dose equivalent was 47 mSv.

#### 1. ホールボディ・カウンタによる測定

(株)ジェー・シー・オー (JCO) 東海事業所における臨界事故に伴う支援活動の一環として、サイクル機構では事故当日からJCO社員などの全身カウンタ測定を実施した。測定を実施した計148名のうち、62名（敷地境界近くで作業をしていた者7名、東海村消防署員3名、敷地内にいたJCO社員など36名（放射線医学総合研究所に搬送された3名を除く）及び臨界を終息させるための作業に従事したJCO社員16名）から、中性子による放射化により体内に生成された<sup>24</sup>Naが検出された。検出された全身の<sup>24</sup>Naの最大量は7.7kBq（比放射能83Bq(<sup>24</sup>Na)/g(<sup>23</sup>Na)）であった。

#### 2. 線量評価

JCO社員などの多くは個人線量計を携帯していなかったため、全身カウンタによる<sup>24</sup>Na放射能の測定結果に基づき以下の手順で外部被ばくによる線量を評価した。

##### (1) 吸収線量の暫定評価（平成11年10月8日 ウラン加工工場臨界事故調査委員会で報告）

IAEAのマニュアル<sup>[1]</sup>に示されている簡易評価式（1Bq=0.5~3μGy）を利用して、全身カウンタによる測定と平行して個人の吸収線量を推定した。この結果、62名の線量レベルでは早期影響は発現しないレベルであることが分かり、事故初期の医学的処置の参考となる情報が提供された。

##### (2) 実効線量当量等の評価（平成12年1月31日 原子力安全委員会で報告）

沈殿槽中心から種々の距離の位置における中性子線のエネルギー分布を1次元SN輸送コードA NISN及び3次元モンテカルロ輸送計算コードMCNPを用いて計算した。この結果に基づき、人体に入射した単位フルエンス当たりの中性子が体内で捕獲される割合（中性子捕獲割合 $\xi$ （E））<sup>[2]</sup>を用いて<sup>24</sup>Naの体内における生成量と実効線量当量との関係（換算係数）を距離の関数として算出した。実効的な中性子捕獲割合 $\xi$ を評価したところ、沈殿槽からの距離の違いによるスペクトルの違いにあまり依存せず0.25~0.28であり、文献値<sup>[2]~[3]</sup>と概ね一致した。この換算係数を用いて、<sup>24</sup>Naの測定値から中性子線による実効線量当量(ICRP Publication 51)、1cm線量当量（現行法令）、実効線量(ICRP Publication 74)を評価した。換算係数の適用方法は、沈殿槽から20m以内をエリアI、20m~75mをエリアII、75m以遠をエリアIIIとしてそれぞれの代表値

を定め、主に被ばくしたエリアの換算係数を各個人に適用した。 $\gamma$ 線については、敷地内外におけるサーベイメータによる中性子線と $\gamma$ 線の実測値から線量当量の比を求め、中性子の線量を基準として $\gamma$ 線の線量を算出し、これと中性子線の線量を合算して個人の外部被ばく線量とした。以上 の方法による線量評価結果をTable 1に示す。計画被ばくとして臨界を終息させるための作業に従事したJCO社員は電子式線量計を着用しており、NUCEFにおける当該線量計の校正結果に基づいて評価した中性子の線量評価結果<sup>[4]</sup>は、Fig.1に示すように、<sup>24</sup>Naに基づく評価結果と概ね一致した。

### 3. 結論

体内の<sup>24</sup>Naの測定結果に基づき、外部被ばくによる線量を評価した。この結果は校正された電子式線量計の結果と概ね一致しており、個人線量計と同程度の信頼度を有する。また、WBCによる<sup>24</sup>Naに基づく中性子線量評価は簡便（非侵襲的）であり感度が高いため、臨界事故時の個人線量の早期把握・評価に有効である。

Table 1 実効線量当量評価結果

区分	エリア	<sup>24</sup> Naが検出された 人数	実効線量当量（中性子+ガンマ線） 最小値～最大値（ミリシーベルト）
敷地境界付近にいた一般作業者	エリアIII	7	6.7～16
東海村消防署員	エリアII	3	4.6～9.4
JCO社員等	エリアII	30	1.5～47
JCO社員等	エリアIII	6	0.6～8.2
JCO社員（臨界を終息させる作業に従事）	エリアI	16	5.9～45

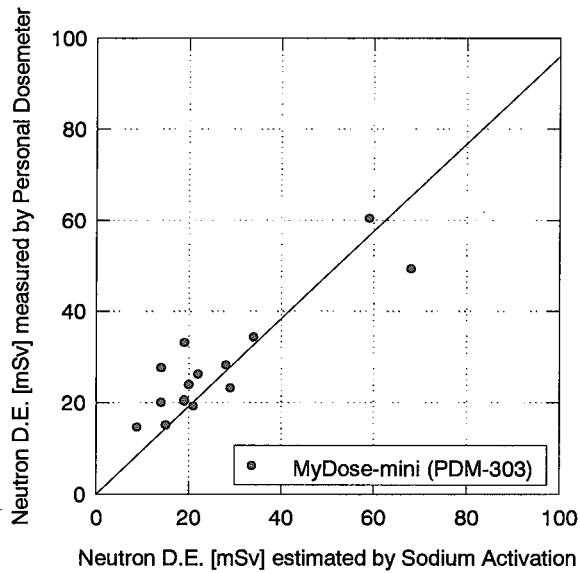


Figure 1 <sup>24</sup>Naに基づく中性子線量評価結果とNUCEFで校正された電子式線量計の測定結果の比較  
(1 cm線量当量で比較してある)

### 参考文献

- [1] IAEA Technical Report Series No.211, "Dosimetry for Criticality Accidents : A Manual", 1982
- [2] W. G. Cross, "Neutron Activation of Sodium in Phantoms and the Human Body", Health Physics, 41, 105-121, 1982
- [3] W. G. Cross, H. Ing "Sodium Activation in the Human Body" Radiation Protection Dosimetry, Vol.10, No.1-4, 1985
- [4] 平成12年1月31日第5回原子力安全委員会資料第3号別添資料2参考資料2

## 5. 特別講演

## JCO 臨界事故について Overview of JCO Criticality Accident

日本原子力研究所

Japan Atomic Energy Research Institute

竹下 功

Isao TAKESHITA

### 講演要旨

今回の講演は、事故の規模及び被ばくの観点からのJCO 臨界事故の特徴、臨界停止の方策、事故を起こした沈殿槽のサンプル分析等による核分裂数評価、周辺住民への被ばく評価等について、原研のNUCEF、保健物理部門等の活動を報告する。

今までに海外の核燃料施設において発生した臨界事故は、21件(米国7件、ロシア12件、英国1件、日本1件)である。これらの多くは、1950年代後半から60年代前半にかけて発生しているが、ロシアでは1997年にも臨界事故が起こっている。今回のJCO 臨界事故は、原研で実施した沈殿槽Bのウラン溶液のサンプル分析等により、総核分裂数が $2.5 \times 10^{18}$ であり、事故の規模では、3番目の大きさとなっている。この事故により作業員3名を含む439名が被ばくした。

JCO 臨界事故の主な特徴は以下の通りである。

1. 事業所外への中性子及びガンマ線の放射があり、住民の避難を伴う臨界事故は世界で初めてである。
2. 沈殿槽の発熱と冷却がバランスし臨界状態が長時間持続した。

原研の主な支援活動は、事故直後に事故終息のため「政府現地対策本部アドバイザー」として技術的観点から臨界の収束、放射線量の測定、遮へい等に関する助言を行うとともに、その実施に協力した。

事故の調査に関しては、未臨界の確認のためにJCO 沈殿槽へ投入したホウ酸水とウラン溶液を用いた化学反応評価試験、原研那珂研のモニタリングポストにおける中性子量当量率モニター値の評価、JCO 沈殿槽からサンプリングする方法の提案、サンプル輸送及び分析、サンプル分析等による総核分裂数の評価、TRACY等によるガンマ線モニタの検量、周辺住民の被ばく量評価、沈殿槽の冷却能力試験、TRACYによるファントム照射(放射線医学総合研究所への協力)等を実施した。また、原子力安全委員会、科学技術庁、茨城県等への専門家の派遣などの協力も行った。

これらの活動を通して、科学技術庁の事故調査及び原子力安全委員会「ウラン加工工場臨界事故調査委員会」への貢献もでき、防災、事故調査の観点から専門家集団の存在は重要であることが明らかになった。しかしながら、専門家がいながら、何故事故を防げなかつたかとの事故発生防止の観点から原研における安全性研究と社会とのリンクについて再認識し、必要な行動を起こすことが必要である。

# JCO臨界事故について

平成12年2月18日  
日本原子力研究所  
東海研究所 先端基礎研究交流棟

安全性試験研究センター  
竹下 功

## 講演内容

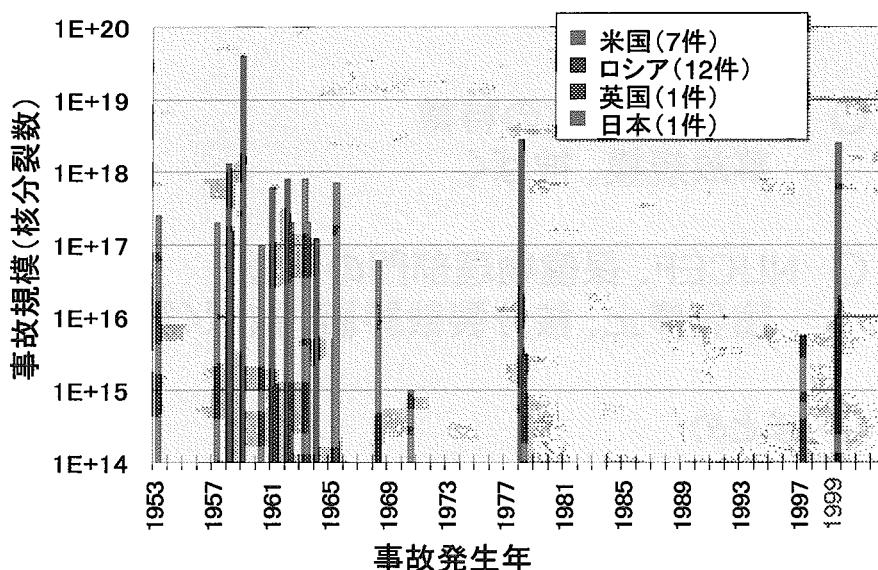
- JCO臨界事故の特徴  
事故規模、被ばく
- NUCEF、保健物理部門の活動  
臨界停止、核分裂数評価、被ばく評価等
- まとめ

### これまでの臨界事故例

発生年月日	施設名	体系	総核分裂数	人的被害
1959/10/16	Idaho Chem. Proc. Plant(米)	U 溶液	4 E+19	11名 0.02~0.5 Sv
1978/10/17	Idaho Chem. Proc. Plant(米)	U 溶液	2.74 E+18	なし
1999/ 9/30	ジー・シー・オー東海事業所	U 溶液	2.5 E+18	3名大量被ばく等
1958/ 6/16	Oak Ridge Nat. Lab. Y-12(米)	U 溶液	1.3 E+18	8名 0.28~4.6 Sv
1962/ 4/ 7	Recuplex(米)	Pu 溶液	8 E+17	3名 0.19~1.1 Sv
1963/ 1/30	Siberian Chem. Comb.(露)	U 溶液	7.9 E+17	4名 0.06~0.17 Gy
1965/12/16	Mayak Enterprise, Urals(露)	U 溶液	7 E+17	最大 0.003 Gy
1961/ 1/25	Idaho Chem. Proc. Plant(米)	U 溶液	6 E+17	~0.55 mSv
1953/ 3/15	Mayak Enterprise, Urals(露)	Pu 溶液	2.5 E+17	1名 10Gy、1名 1Gy

「臨界安全ハンドブック第2版」JAERI 1340 (1999)による

### 核燃料施設における過去の臨界事故



## JCO臨界事故の特徴

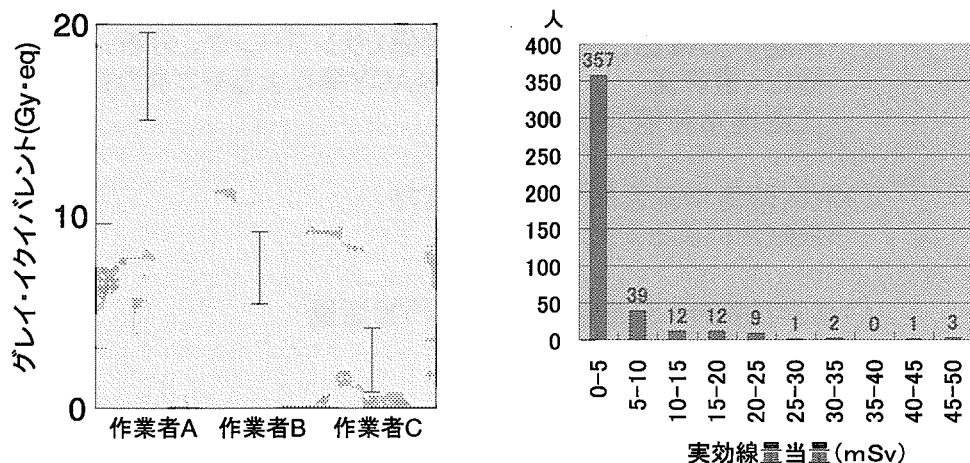
1. 事業所外への中性子、ガンマ線の放射  
(住民の避難を伴う臨界事故は世界で初めて)
2. 臨界状態の長時間持続  
(沈殿槽内の発熱と冷却がバランス)

## JCO臨界事故による被ばく量

平成12年1月31日現在  
科学技術庁

沈殿槽近傍で作業していたJCO従事者

被ばく者数とその実効線量当量



## 原研の専門家の活動(1／2)

### (1)事故の終息

- ・臨界状態の停止措置の提案、資料作成  
(冷却水抜き、ホウ酸水注入)

——NUCEF関係者

- ・線量測定、遮へい

——保健物理部等

- ・科学技術庁、茨城県、東海村等への専門家派遣

——臨界、保物等の専門家

## 原研の専門家の活動(2／2)

### (2)事故調査

- 科学技術庁事故対策本部への支援

・未臨界の確認、総核分裂数評価(サンプリング、分析)

・被ばく量評価 ——TRACY等によるモニタの検量

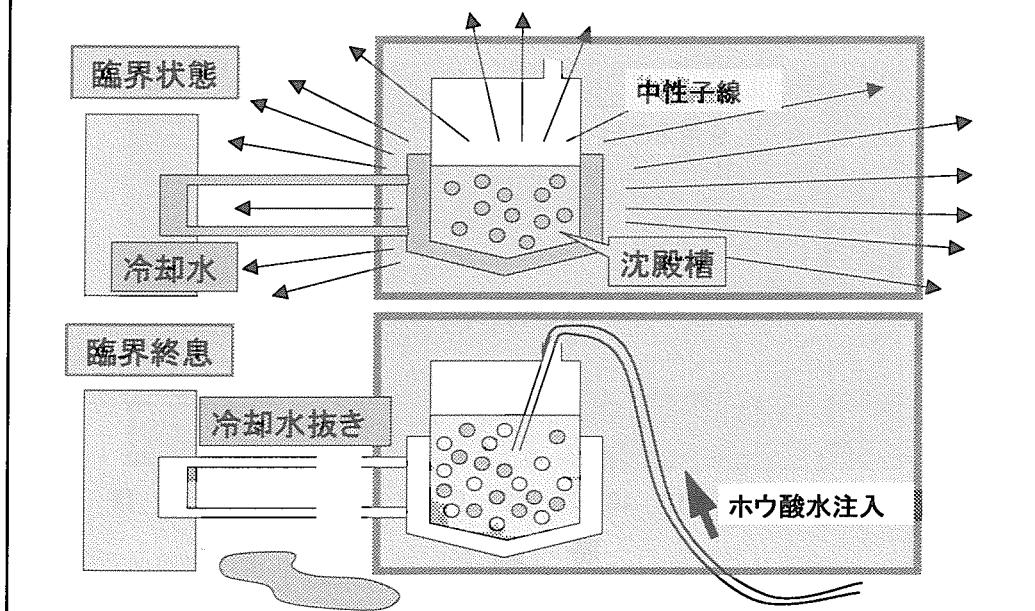
・沈殿槽冷却能力試験

- 放射線医学総合研究所への協力

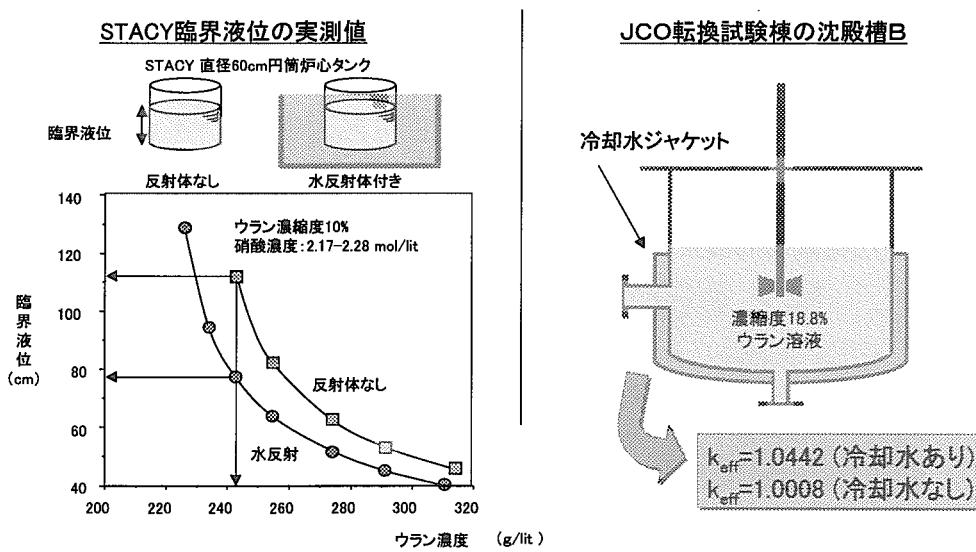
TRACYによるファントム照射

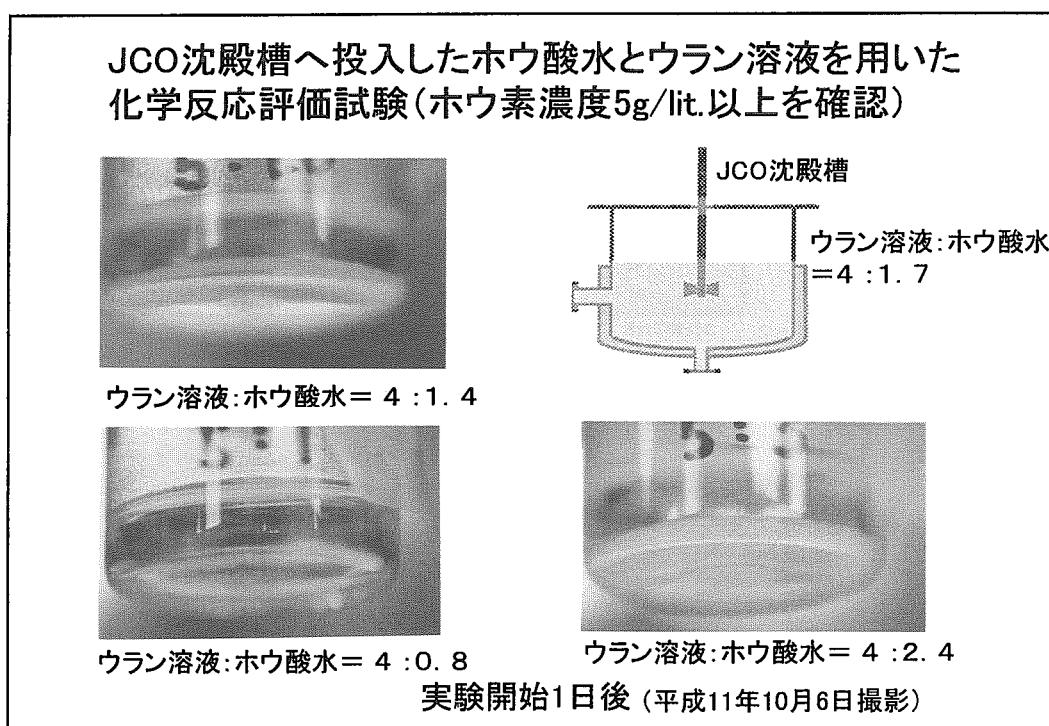
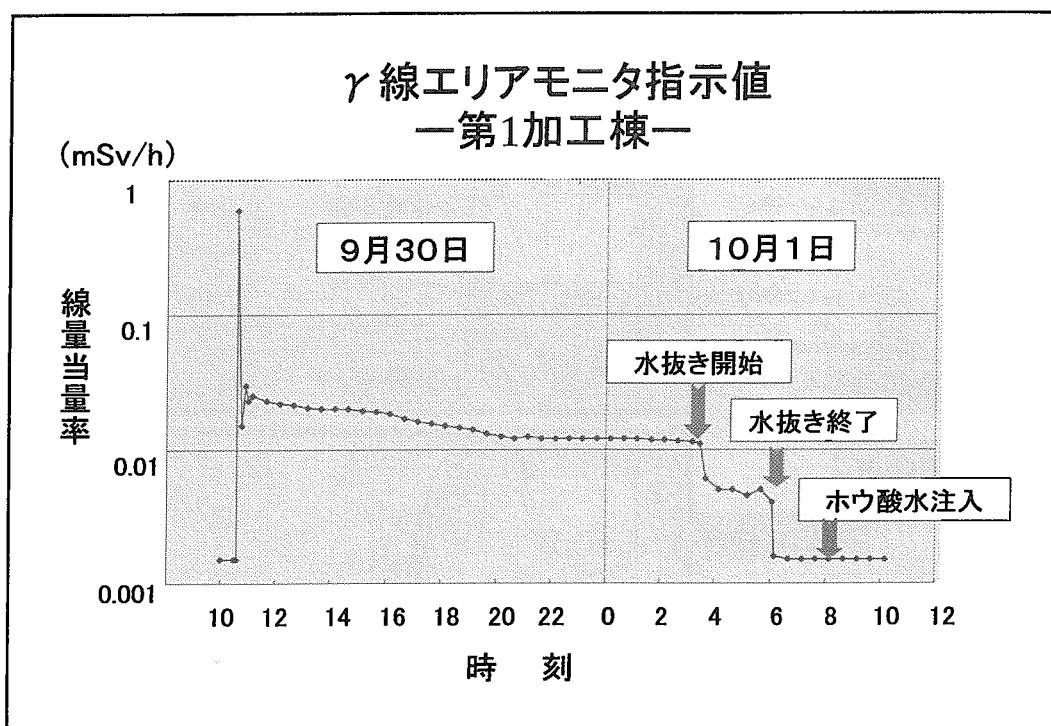
- 科学技術庁、茨城県等への専門家派遣

## 水抜きとホウ酸水注入による臨界終息



## STACY実験成果を活用した臨界終息

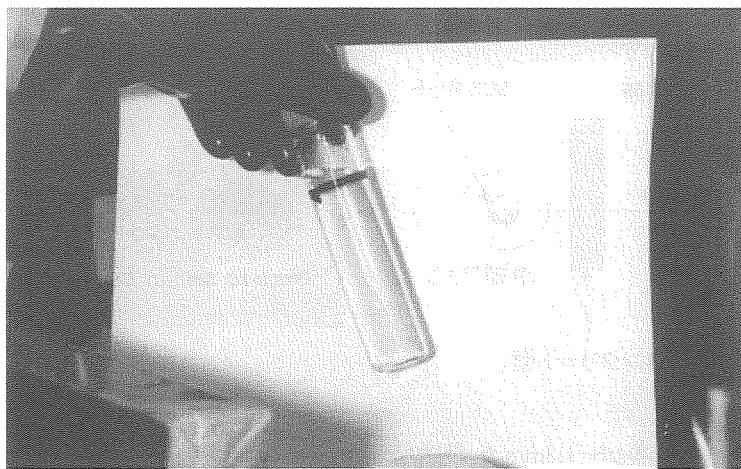






JCOウラン溶液サンプル輸送容器(A型輸送容器)  
(平成11年10月20日撮影)

JCOサンプル採取試料(10/20採取、NUCEFで分析)



容器外形寸法 - 30 mmΦ × 153.5 mm  
試料量 ----- 50 ml (底部に少量の白色沈殿有り)  
表面線量 ----- 4 mSv/h( $\beta$ 、 $\gamma$ ) (10月20日 16時35分)

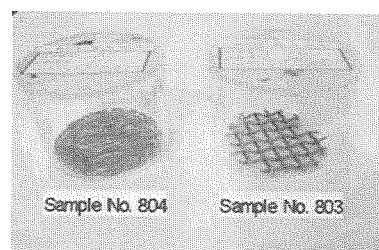
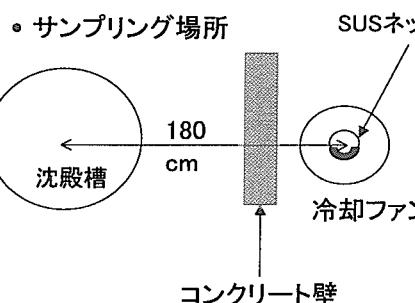
### 総核分裂数評価結果

核分裂生成物	半減期 [hr]	濃度(*1) [Bq/m <sup>3</sup> ]	誤差 [%]	核分裂収率[%]	U1g当たりの核分裂数 [fission/gU]	U量 [kg]	総核分裂数 [fission]
<sup>99</sup> Mo	65.94	$7.45 \times 10^6$	6.7	6.074	$(1.51 \pm 0.10) \times 10^{14}$	16.6	$(2.50 \pm 0.16) \times 10^{18}$
<sup>103</sup> Ru	942.24	$2.67 \times 10^5$	5.1	3.029	$(1.55 \pm 0.08) \times 10^{14}$	16.6	$(2.57 \pm 0.13) \times 10^{18}$
<sup>95</sup> Zr	1536.5	$3.28 \times 10^5$	5.0	6.520	$(1.44 \pm 0.07) \times 10^{14}$	16.6	$(2.39 \pm 0.12) \times 10^{18}$
<sup>147</sup> Nd	263.5	$7.01 \times 10^5$	5.1	2.270	$(1.51 \pm 0.08) \times 10^{14}$	16.6	$(2.51 \pm 0.13) \times 10^{18}$

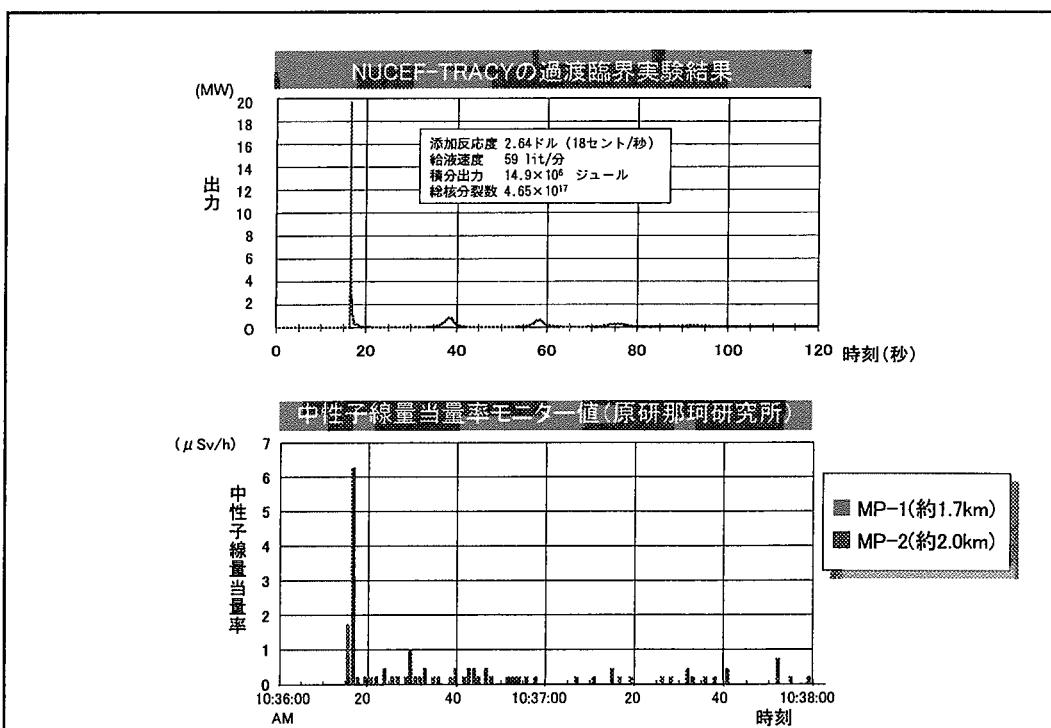
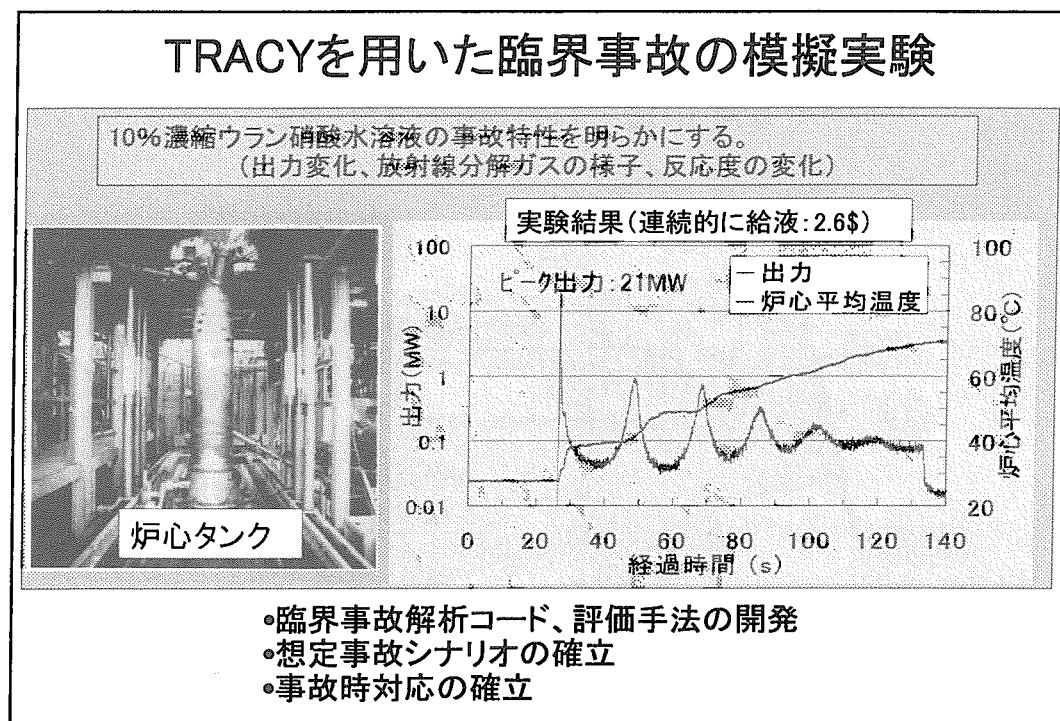
4核種による平均総核分裂数  $(2.49 \pm 0.14) \times 10^{18}$

\* 1 : 臨界事故発生時刻 9月30日午前10時35分に減衰補正後の数値

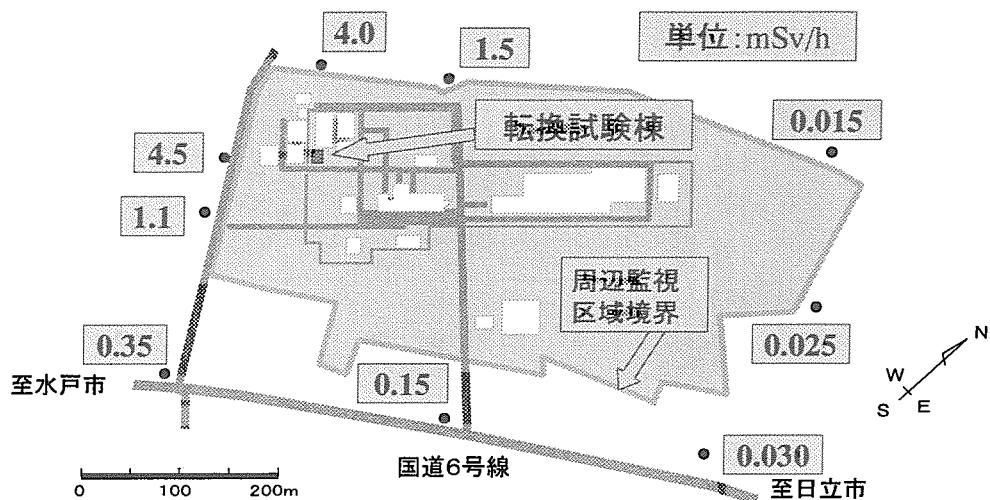
### 事故現場近接の冷却用屋外機の ステンレスネット測定資料



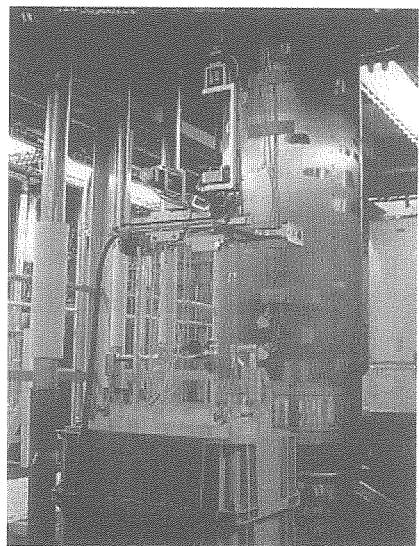
- 採取したネット(1.3mm  $\phi$  針金状SUS)を2つにわけ、  
5cm  $\phi$  円形状にトリミングしたものと、細かくした針金を  
5cm  $\phi$  円形状に敷き詰めたものについて測定した。



周辺モニタ一値  
9月30日 19:09~19:22

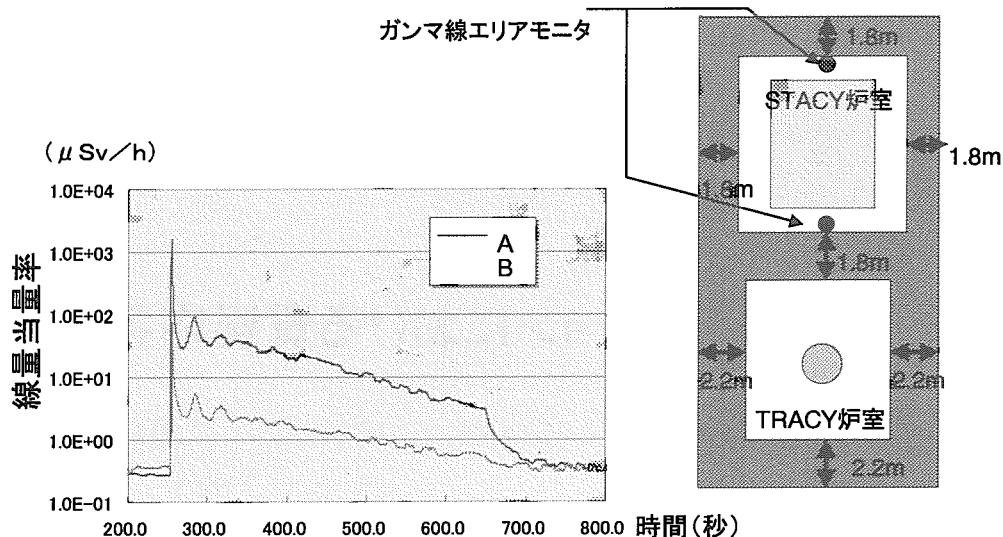


TRACYによるファントム照射



放射線医学総合研究所との  
共同実験

## ガンマ線エリアモニタの感度測定



## まとめ

### 事故調査報告書

- ・技術、防災、企業と産業、社会と安全等の観点から  
100を越える提言

### 防災、事故調査の観点から

- ・専門家集団の存在は重要である

### 事故発生防止の観点から

- ・専門家がいながら、何故事故を防げなかつたか?  
→安全性研究と社会とのリンクを再認識し、行動

## 6. 各セッションにおける質疑応答

以下Q:質問、A:回答、C:コメントを表す。

## 6. 1 再処理・群分離／廃棄物処理処分セッションにおける質疑応答

### (1) NUCEF $\alpha$ $\gamma$ セルにおける使用済燃料試験

- Q. 使用済み燃料の溶解を3回に分けて行っているが、この3回の溶解時におけるMoの挙動についての違いは何か？
- A. Moの挙動についてははつきりとしたことは言えないが、MoはZrとモリブデン酸ジルコニウムの沈殿を形成することが知られている。一回目の溶解操作のあと、溶解槽の洗浄を行うことなく次の溶解操作を行っているので、溶解槽にモリブデン酸ジルコニウムの沈殿が残留し、その影響によってMoの挙動に違いが出てきたものとも考えられる。
- Q. モリブデン酸ジルコニウムの存在は確認したのか？またそれはどのような状態か？
- A. 確認している。コールド試験で用いた模擬溶解試料の場合の分析結果もある。ホット試験の場合には溶解後の懸濁液をろ過後にX線回折による分析を行い、モリブデン酸ジルコニウムの存在を確認している。またその状態は水和物であった。
- Q. 抽出器の1段目に於いて5%程度のPu等が検出されたとの結果であるが、この段での値としてはずいぶん大きな値ではないのか？
- A. 表に示した5%程度の数値はあくまで暫定値である。今後の検討が必要な項目ではあるが、2段目以降の段では検出限界の0.1%以下であるので、1段目についても検出された数値は本来の元素分布をあらわす物ではなく、0.1%以下という評価も可能である。
- Q. 使用済み燃料の溶解工程に於いて溶解の時間経過に応じてU等の濃度が単調に増加せず途中で下がる事があるのは何故か？
- A. サンプリングした試料は測定のためにセル外へ持ち出すわけであるが、線量の問題からかなりの希釈を必要とする。このため、途中で濃度が下がるなどの不規則な挙動をする原因は希釈操作等の際に生じた誤差である。

### (2) NUCEFにおける群分離プロセス実廃液試験

- Q. 第二サイクルでDTPAを使用してAm、Cmと希土類元素とを分離するとしているが、その際の分離度はどの程度か？
- A. ミキサーセトラーを使用した連続試験の結果はないが、バッチ試験の結果から計算によって求めた分離条件によると、Amを99.99%以上逆抽出する場合に希土類元素の逆抽出率は1%以下になる。このときのAm、Cmプロダクトの純度という意味では、重量%にして70%程度に相当する。
- Q. Am、Cmではどちらの逆抽出率が高いのか？
- A. 逆抽出率はCmの方が高い。
- Q. 第二サイクルに於いてDTPAを使用するとしているが、有機相溶媒(DIDPA)のリサイクル上問題になることはないのか？
- A. DTPAは水相から有機相へほとんど抽出されず、DIDPAも有機相から水相へはほとんど移行しない。このため、両者が混合して溶媒などのリサイクル上の問題を生じることはない。

### (3) コンクリート固化体中の微量核分裂性物質の新高感度検出法

- Q. 新しい方法では、高速中性子を入射させるため、fissile自身の断面積が小さくなつて感度が全体的に下がると思うが、照射フルエンスをあげる等を行ったのか？
- A. 条件は変わっていない。感度は、新法である高速中性子が廃棄体内で熱中性子に減速されてから反応するものと、従来法である外部から入射してくる熱中性子によるものとを比較すると、新法の検出感度の方が圧倒的に良い。
- Q. 新しい方法ではグラファイトが不用のはずだが、グラファイトを実際に取り外して試験を行ったことがあるか？
- A. 行っていない。だが、シミュレーション計算によって確認している。

- Q. 金属などが入っている場合に熱中性子が金属に吸収されるために感度が落ちるとの説明だったが、金属の部分で高速中性子が減速されないので感度が落ちるのではないか。
- A. それもあり得る。
- Q. セメント固化以外の廃棄体についてはどの様に対処するのか。また、素性の不明な廃棄体にも適用できるのか。
- A. その点については今後の課題もある。また、パッシブ中性子法や CT 法等の支援測定法を組み合わせ適用するのも有効と考えている。
- Q. fissile は点状に入れてあるのか棒状に入れているのか。また、ドラム缶の中程と、上端・下端とでは差があるのか。
- A. 点状である。上端・下端では中央部に比べ検出応答差が 20%以内に収まることが新法の特徴である。

(4) 低酸素条件下における金属セレンの溶解度

- Q. 示されたブルベ線図はセレン濃度が  $10^{-6}$  M の時のものだった。実験条件とは濃度が異なるので、比較する図として不適当ではないか。
- A. 濃度によるスペシエーションの違いについては未検討である。
- Q. 7, 14, 35 日目にデータをとったようだが、何日目のデータで解析を行ったのか。
- A. 35 日目のデータを使ったが、35 日目でも未だ平衡に達していないと考えている。
- Q. 基礎的な研究もよいが、研究対象としている事象をよく考えて研究を行って欲しい。高レベル放射性廃棄物のガラス固化体内ではセレンは酸化された状態にあるはずである。金属セレンへの還元反応の速度等を考えずに、金属セレンの溶解度だけを研究していくよいのか。
- A. 4 価や 6 価から金属セレンへの還元は実験室実験の時間スケールでは遅い反応であると言えるが、ガラス固化体からのセレンの溶出は、埋設後 1000 年以上経過した後にオーバーパックが破損して始まり、その後セレンはさらに数万年かかるべントナイト緩衝材内を拡散で移行する。このような時間スケールでは、金属セレンへの還元に要する時間はほとんど無視できると考えられる。

## 6. 2 JCO 臨界事故の評価(臨界安全)セッションにおける質疑応答

### (1) JCO 事故初動対応での臨界安全解析

- Q. 水抜き効果の説明をした時に、 $K_{eff}$  の差だけでみれば良いという説明は一般に対して分かりづらいのではないか?
- A. 実験解析を行った場合、実効増倍率が合っていないくとも、実効増倍率の差は比較的よく合う。
- Q. スペクトルが硬く、水反射体による減速効果があるか?
- A. スペクトルはそんなに硬くない。
- C. 以前、臨界ハンドブックを編集するとき、体系の大きさは考慮しないで考察したが、十分な反射体厚さがあれば、スペクトルの差はあまりなかった。
- Q. JENDL3.2 は使用せず、JENDL3.1 を使用した理由は?
- A. JENDL3.2 で濃縮ウランを対象に計算をすると STACY では 0.7%以上過大評価する。濃縮度依存性も見られる。経験に基づき、密度式を使った場合 JENDL3.1 が実験とよく合うので使った。

### (2) 事故継続中に評価した臨界状態の熱出力

- C: TRACY 実験では炉心の周りに構造材がある。今後、壁等の影響を考慮して計算すると良い。構造材を考慮すれば、全核分裂数も一致する方向である。
- Q. 今回の評価で、自信がなかつたところは?
- A. 組織等価線量計とレムカウンタの放射線に対する感度の差が不明であったため、TRACY 実験結果をそのまま適用してよいかどうか自信を持てなかつた。現段階では、詳細については考察していない。感度については、2000 年春の原子力学会で報告があると聞いている。

### (3) TRACY 放射性物質閉じ込め試験結果と JCO 事故解析

- Q. 事故評価に使用可能な検証のための実データはあるか?
- A. サンプリングした FP 分析結果とモニターした線量率の結果がある。本解析は、施設からの放出までを計算している。環境影響については  $\gamma$  線モニタリングと、本解析結果を利用している。この比較により問題点を明らかにし、より詳細な解析を行う。
- C: 評価に使用できるデータをはつきりさせる必要がある。
- C: 一般に臨界事故は、事故後 10~15 分が大切であるので、閉じ込めの観点では、短半減期のものに注目する。今回のような臨界が続いていた場合 FP 放出について確認し、スタック、フィルターが健全であることを確認すべきだ。

### (4) AGNES コードを用いた TRACY 実験及び JCO 事故の動特性解析

- Q. 解析での出力の初期バースト部とプラトー部の積算出力の比もしくは絶対値は?
- A. 1.5\$と想定して、ファーストパルスは  $5 \times 10^{16}$ 、初期バースト部としている 25 分は  $4 \times 10^{17}$ 、全体は FP 分析結果に基づき  $2.5 \times 10^{18}$  である。
- Q: FP 分析に基づく核分裂数評価結果は使わずに、解析のみで評価したらどうか。
- A: AGNES2 コードは TRACY 実験の解析をすることにより 2~300 秒程度までの検証計算がされている。数十時間におよぶ現象の解析に適用するためには計算モデルの検討や検証計算が必要である。

### (5) 空間依存動特性コードによる溶液計臨界事故のシミュレーション

- Q. 気泡生成位置の分布は?
- A. 出力分布に従い計算している。
- Q. 二相流における自然対流の解析は一般に難しいと考えられているが、今回新たなモデルを作成したのか? また、液面動揺についても計算可能か? この計算に用いたパラメータのチューニングはしているか?
- A. 二相流の対流挙動解析を目的として開発されたため、作成していない。過去のサンプル実験で検証はしている。液面動揺については、体系の半径が大きく、重力と慣性力で支配されなければ可能である。パラメータは CRAC09 でチューニングした。

Q. 気泡の表面拡散を考慮したのはなぜか？

A. 気泡核形成のみだと、ガスが溶液中で滞留してしまうので、気泡核生成と気泡表面への拡散に分けてモデル化して考慮した。また、ガス形成には時間遅れがあると考えられる。

### 6. 3 JCO 臨界事故の評価(線量評価)セッションにおける質疑応答

#### (1) 施設から大気に放出された放射性物質からの線量

Q. SPEEDI が防災対策に組み入れられているはず。リアルタイムで公開されているのか?

A1. 原子力安全技術センターの管轄なので、わからない。

A2. 対象となる施設が原発であるため、これまで JCO のような施設は考慮されていなかった。今回の事故に関しては、東海村地域のモニタリングデータを科学技術庁に提供した。

C: 直達の中性子線やガンマ線のことを考慮すると、放射性物質からの線量評価だけで、避難する住民の範囲を安全とは言えないのではないか。

Q. 今回の事故は、東海村だから対応できた。神奈川や岡山といった JCO と同様の施設がある地域では、今回のような評価はできるのか?

A1. 当日の夜には一応の計算を終了していた。臨界事故特有の短半減期核種や娘核種を考慮するため、正式な結果を出したのは 1 週間後である。

A2. 高度化 SPEEDI は、日本全国に対応しているので、東海以外の地域の評価も可能である。なお、高度化 SPEEDI は、近いうちに原子力安全技術センターに導入される予定である。

Q. 水戸気象台からのデータを使用しているが、測定精度と予測精度はどのくらいか? それは、重要なポイントではないのか?

A1. 予報データは、気象庁の予報モデルに基づいている。このため、地表表面付近の予報には弱い。よって、実測地を加える必要がある。また、気象台の風向き等のデータと、モニタリングポストの指示値を比較してよく一致することを確認しているが、気象台のデータは測定の性格上、誤差の評価は難しい。

A2. 現在の原子力安全技術センターの予報モデルは精度が悪い。毎時間全サイトでやっても、3 時間先で 70% の精度である。

#### (2) 沈殿槽から発生した中性子および $\gamma$ 線による周辺住民の線量評価

Q. 先日の金曜セミナー(1999 年 12 月 3 日(金)原研東海研究所にて開催)のとき、バースト:プラトー = 1:1 であった。なぜ、今回は違う評価なのか?

A. 当初の線量評価では、バースト部の線量評価のための適切なモニタリングデータがなかったため、ウラン溶液の分析から評価された総核分裂数から、モニタリングデータと計算により評価されたプラトー部の核分裂数を差し引き、バースト部の核分裂数を推定した。そしてこれらの核分裂数比を基に、バースト部の線量を評価した。しかし、転換試験棟の軽量発泡コンクリート壁の水分量等の組成が明確でなく、計算による核分裂数の評価にはかなりの誤差を伴っていた。その後、原研那珂研モニタリングポスト中性子モニタについて、数え落とし及びバックグラウンド変動に対する調査、データの統計的処理が進み、中性子モニタのデータは、バースト部の線量評価に利用できることが明らかとなった。そこでそのデータを用いて線量の再評価を行った。

C: インターネットでの情報や役所に問い合わせても不明瞭だった点が解消された。今後、よりわかりやすい形での情報公開を要求する。

Q. バースト部の数え落としは?

A. バーストの時間間隔と中性子モニターの不感時間を考慮したが、数え落としはないと判断した。

Q. DOT の計算では、スカイシャインの方が多いとのことであるが、どの程度か?

A. 350m付近で 94% がスカイシャインである。発表で示したのは一例であり、距離が近いほど、直達線の割合が高くなる。

#### (3) JCO 臨界事故患者の線量推定―中間報告書一の概要

Q. 3 人の線量評価に幅があるのはなぜか?

A. 血球数評価では、日ごとに影響評価の値が違うため、ばらつきが出た。染色体異常の分析方法では、評価に用いる染色体異常の型の違い、適用する線量効果曲線の違いにより幅が生じた。現在も手法の検討を行っている。ホールボディーカウンターでは、人体の安定 Na 量を文献値から利用しているため、幅が出た。

Q. 今後の作業予定は、線量評価の精度向上が目的か? あるいは、線量分布の不均一を評価するのか?

- A. 両方とも対象とするが、後者の方を重点的に行いたい。皮膚表面の不均等被ばくの評価、深部線量の分布を、ファントムを用いた実験的および計算による評価を行いたい。
- C:NUCEFとの共同研究に期待する。

(4) 体内  $^{24}\text{Na}$  に基づく外部被爆線量の評価

- Q. 新聞で金を集めたと聞いた。5 円玉や金のバックルのように、周辺にあるものを利用するはどうだろうか?
- A. 当初から、中性子スペクトルを得るために適当なサンプルを集めたいと考えていた。例えば電柱の碍子(古いものにはイオウが使われている場合がある)等が利用できるといわれている。しかし、周辺では適当なものが見あたらなかった。

#### 6. 4 特別講演(JCO 臨界事故について)における質疑応答

- Q. JCO 事故は、発展してきた技術より離れたところある隙間のため起きたと考えられる。アスファルト事故の時もそうだが、潜在的な危機感が薄れる傾向が大きくなっているように思える。この点どのように考えているか？
- A. 本来、このような隙間があつてはならないと考えている。改めて原点に帰る必要がある。規制を強くすれば良いというわけではなく、事故を起こさないことに直結するような規制であるべきである。施設側が安全を担保しながら進めていく必要がある。
- Q. JCO 事故は、当初、ケミカルな爆発ではないかと思った。今回は外部に説明する機会が多く、いい経験をしたと事と思う。このような経験を通じて、どのように感じたか？
- A. 防活本部にマスコミが直接来なかつたのが良かった。対策本部には、バリアがあつた方が良いと思った。また、マスコミからは執拗に何度も同じ事を聞かれたが、科学的に解説することで分かつてもらえた。

## 7. おわりに

第4回 NUCEFセミナーは、2000年2月18日原研東海研究所にて開催された。今回の発表件数は「再処理・群分離／廃棄物処理処分」セッション4件、「JCO 臨界事故の評価（臨界安全）」5件、「JCO 臨界事故の評価（線量評価）」4件、特別講演1件の合計14件の発表が行われた。また、148名（うち原研所外より60名）の参加者があり、十分な討論、議論、意見交換を行うことができた。

## 国際単位系(SI)と換算表

表1 SI基本単位および補助単位

量	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	A
熱力学温度	ケルビン	K
物質量	モル	mol
光度	カンデラ	cd
平面角	ラジアン	rad
立体角	ステラジアン	sr

表3 固有の名称をもつSI組立単位

量	名称	記号	他のSI単位による表現
周波数	ヘルツ	Hz	s <sup>-1</sup>
圧力、応力	ニュートン	N	m·kg/s <sup>2</sup>
エネルギー、仕事、熱量	パスカル	Pa	N/m <sup>2</sup>
工率、放射束	ジュール	J	N·m
電気量、電荷	ワット	W	J/s
電位、電圧、起電力	クロン	C	A·s
静電容量	コルト	V	W/A
電気抵抗	アーチム	Ω	V/A
コンダクタンス	ジemens	S	A/V
磁束	ウェーバ	Wb	V·s
磁束密度	テスラ	T	Wb/m <sup>2</sup>
インダクタンス	ヘンリー	H	Wb/A
セルシウス温度	セルシウス度	°C	
光束照度	ルーメン	lm	cd·sr
放射能	ルクス	lx	lm/m <sup>2</sup>
吸収線量	ベクレル	Bq	s <sup>-1</sup>
線量当量	グレイ	Gy	J/kg
	シーベルト	Sv	J/kg

表2 SIと併用される単位

名称	記号
分、時、日	min, h, d
度、分、秒	°, ', "
リットル	l, L
トント	t
電子ボルト	eV
原子質量単位	u

$$1 \text{ eV} = 1.60218 \times 10^{-19} \text{ J}$$

$$1 \text{ u} = 1.66054 \times 10^{-27} \text{ kg}$$

表4 SIと共に暫定的に維持される単位

名称	記号
オングストローム	Å
バーン	b
バール	bar
ガル	Gal
キュリ	Ci
レントゲン	R
ラド	rad
レム	rem

$$1 \text{ Å} = 0.1 \text{ nm} = 10^{-10} \text{ m}$$

$$1 \text{ b} = 100 \text{ fm}^2 = 10^{-28} \text{ m}^2$$

$$1 \text{ bar} = 0.1 \text{ MPa} = 10^5 \text{ Pa}$$

$$1 \text{ Gal} = 1 \text{ cm/s}^2 = 10^{-2} \text{ m/s}^2$$

$$1 \text{ Ci} = 3.7 \times 10^{10} \text{ Bq}$$

$$1 \text{ R} = 2.58 \times 10^{-4} \text{ C/kg}$$

$$1 \text{ rad} = 1 \text{ cGy} = 10^{-2} \text{ Gy}$$

$$1 \text{ rem} = 1 \text{ cSv} = 10^{-2} \text{ Sv}$$

表5 SI接頭語

倍数	接頭語	記号
$10^{18}$	エクサ	E
$10^{15}$	ペタ	P
$10^{12}$	テラ	T
$10^9$	ギガ	G
$10^6$	メガ	M
$10^3$	キロ	k
$10^2$	ヘクト	h
$10^1$	デカ	da
$10^{-1}$	デシ	d
$10^{-2}$	センチ	c
$10^{-3}$	ミリ	m
$10^{-6}$	マイクロ	μ
$10^{-9}$	ナノ	n
$10^{-12}$	ピコ	p
$10^{-15}$	フェムト	f
$10^{-18}$	アト	a

(注)

1. 表1～5は「国際単位系」第5版、国際度量衡局1985年刊行による。ただし、1eVおよび1uの値はCODATAの1986年推奨値によった。

2. 表4には海里、ノット、アール、ヘクタールも含まれているが日常の単位なのでここでは省略した。

3. barは、JISでは流体の圧力を表わす場合に限り表2のカテゴリーに分類されている。

4. EC閣僚理事会指令ではbar、barnおよび「血圧の単位」mmHgを表2のカテゴリーに入れている。

## 換算表

力	N(=10 <sup>5</sup> dyn)	kgf	lbf
	1	0.101972	0.224809
9.80665		1	2.20462
4.44822		0.453592	1

$$\text{粘度 } 1 \text{ Pa}\cdot\text{s} (\text{N}\cdot\text{s}/\text{m}^2) = 10 \text{ P} (\text{ポアズ}) (\text{g}/(\text{cm}\cdot\text{s}))$$

$$\text{動粘度 } 1 \text{ m}^2/\text{s} = 10^4 \text{ St} (\text{ストークス}) (\text{cm}^2/\text{s})$$

圧	MPa(=10 bar)	kgf/cm <sup>2</sup>	atm	mmHg(Torr)	lbf/in <sup>2</sup> (psi)
	1	10.1972	9.86923	$7.50062 \times 10^3$	145.038
力	0.0980665	1	0.967841	735.559	14.2233
	0.101325	1.03323	1	760	14.6959
	$1.33322 \times 10^{-4}$	$1.35951 \times 10^{-3}$	$1.31579 \times 10^{-3}$	1	$1.93368 \times 10^{-2}$
	$6.89476 \times 10^{-3}$	$7.03070 \times 10^{-2}$	$6.80460 \times 10^{-2}$	51.7149	1

エネルギー・仕事・熱量	J(=10 <sup>7</sup> erg)	kgf·m	kW·h	cal(計量法)	Btu	ft · lbf	eV	1 cal = 4.18605 J(計量法)
	1	0.101972	$2.77778 \times 10^{-7}$	0.238889	$9.47813 \times 10^{-4}$	0.737562	$6.24150 \times 10^{18}$	= 4.184 J (熱化学)
9.80665		1	$2.72407 \times 10^{-6}$	2.34270	$9.29487 \times 10^{-3}$	7.23301	$6.12082 \times 10^{19}$	= 4.1855 J (15 °C)
$3.6 \times 10^6$	$3.67098 \times 10^5$	1	$8.59999 \times 10^5$	3412.13	$2.65522 \times 10^6$	$2.24694 \times 10^{25}$		= 4.1868 J(国際蒸気表)
4.18605	0.426858	$1.16279 \times 10^{-6}$	1	$3.96759 \times 10^{-3}$	3.08747	$2.61272 \times 10^{19}$	仕事率 1 PS (仮馬力)	
1055.06	107.586	$2.93072 \times 10^{-4}$	252.042	1	778.172	$6.58515 \times 10^{21}$	= 75 kgf·m/s	
1.35582	0.138255	$3.76616 \times 10^{-7}$	0.323890	$1.28506 \times 10^{-3}$	1	$8.46233 \times 10^{18}$	= 735.499 W	
$1.60218 \times 10^{-19}$	$1.63377 \times 10^{-20}$	$4.45050 \times 10^{-26}$	$3.82743 \times 10^{-20}$	$1.51857 \times 10^{-22}$	$1.18171 \times 10^{-19}$	1		

放射能	Bq	Ci	吸収線量	Gy	rad
	1	$2.70270 \times 10^{-11}$		1	100
	$3.7 \times 10^{10}$	1		0.01	1

照 射 線 量	C/kg	R
	1	3876
	$2.58 \times 10^{-4}$	1

線量当量	Sv	rem
	1	100
	0.01	1

(86年12月26日現在)

三國志 卷之二十一 正傳上 魏法石子司 魏法木

三國志 卷之二十一 正傳上 魏法石子司 魏法木