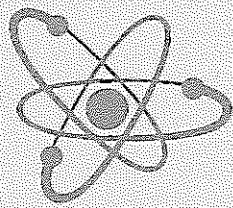
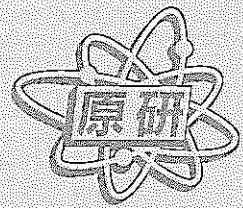


JAERI-Conf
2003-013

JNC TN1200
2003-003



原研－サイクル機構合同安全研究成果報告会講演集
2003年3月7日、東京

2003年8月

(編) 原研－サイクル機構合同安全研究成果報告会合同事務局

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

核燃料サイクル開発機構
Japan Nuclear Cycle
Development Institute

本レポートは、日本原子力研究所と核燃料サイクル開発機構が発行する成果報告書です。

本資料の入手並びに著作権利用に関するお問い合わせは、日本原子力研究所研究情報部研究情報課¹⁾、もしくは核燃料サイクル開発機構技術展開部技術協力課²⁾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³⁾で複写による実費領布を行っております。

- 1) 〒319-1195 茨城県那珂郡東海村白方白根 2 番地 4
- 2) 〒319-1184 茨城県那珂郡東海村村松 4 番地 4 9
- 3) 〒319-1195 茨城県那珂郡東海村白方白根 2 番地 4 日本原子力研究所内

This report is issued by Japan Atomic Energy Research Institute and Japan Nuclear Cycle Development Institute.

Inquiries about availability and/or copyright of this report should be addressed to Research Information Division, Department of Intellectual Resources, Japan Atomic Energy Research Institute¹⁾, or Technical Cooperation Section, Technology Management Division, Japan Nuclear Cycle Development Institute²⁾.

- 1) 2-4 Shirane, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-1195, Japan
- 2) 4-49 Muramatsu, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-1184, Japan

© Japan Atomic Energy Research Institute, 2003

© Japan Nuclear Cycle Development Institute, 2003

原研—サイクル機構合同安全研究成果報告会講演集

2003年3月7日、東京

日本原子力研究所東海研究所安全性試験研究センター

核燃料サイクル開発機構安全推進本部

(編) 原研—サイクル機構合同安全研究成果報告会合同事務局*

(2003年7月25日受理)

平成17年度に予定されている原研及びサイクル機構の統合を踏まえ、原子力安全委員会の安全研究年次計画に基づき両機関が実施している安全研究について、最近の成果を報告するとともに、安全研究の進め方等に関する各界の意見を今後の研究に資することを目的として、2003年3月7日に東京で合同の研究成果報告会を開催した。本報告会には原子力関係者を中心に188人の参加があった。

報告会では、松原原子力安全委員会委員長代理より、「我が国における原子力安全研究への期待」と題する特別講演があった。続いて、原研及びサイクル機構の安全研究の成果の概要及び原子力施設等安全研究、放射性廃棄物安全研究、環境放射能安全研究の成果について、原研及びサイクル機構から12件の報告をした。最後に、木村原子力安全委員会原子力安全研究専門部会長の議長により「今後の安全研究への期待」をテーマに総合討論を行った。報告及び総合討論を通じ、新法人における安全研究の進め方として、安全研究を主要業務の一つに位置づけること、国の資金確保による中立性の確保、研究計画策定における透明性の確保、安全研究と開発研究の分離と協調、基盤研究と装置の維持、民間のニーズ対応を含めた関係機関との協力・連携、研究成果の公開、人材育成等の重要性について、参加者間でほぼ共通の認識が得られた。本報告書は、上記合同報告会における特別講演、報告、質疑応答、総合討論及び使用されたOHPを取りまとめ、講演集としたものである。

日本原子力研究所東海研究所：〒319-1195 茨城県那珂郡東海村白方白根2-4

核燃料サイクル開発機構 : 〒319-1184 茨城県那珂郡東海村村松4-49

※原研—サイクル機構合同安全研究成果報告会合同事務局メンバー

日本原子力研究所東海研究所安全性試験研究センター：杉本 純、安濃田良成、新谷文將、
山口紀雄

核燃料サイクル機構安全推進本部 : 佐藤義則、石川敬二

Proceedings of JAERI-JNC Joint Conference on Nuclear Safety Research
- March 7, 2003, Tokyo -

(Ed.) Secretariat of JAERI-JNC Joint Conference on Nuclear Safety Research[※]

Tokai Research Establishment
Japan Atomic Energy Research Institute
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken
and
Japan Nuclear Cycle Development Institute
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received July 25, 2003)

The JAERI-JNC Joint Conference on Nuclear Safety Research was held on March 7, 2003 in Tokyo with 188 participants, ahead of planned unification of JAERI and JNC in 2005. The objectives of the conference are to present recent results of safety research conducted in both institutes in accordance with the Five-Year Safety Research Plan by the Nuclear Safety Commission (NSC), and to reflect suggestions from the participants for future research program.

Prof. Matsubara, Vice Chairperson of NSC, first presented a special lecture entitled "Expectation on Future Nuclear Safety Research in Japan". Twelve papers were then presented on the overview of research results and those of individual research activities in the fields of nuclear facilities, radioactive waste and environmental radioactivity. In the final session, a panel discussion was conducted with a title of "Expectation on Future Nuclear Safety Research" chaired by Prof. Kimura, Chairperson of Special Committee on Nuclear Safety Research under NSC. Through the presentations and discussions, consensus has almost been obtained among participants for several key issues on safety research to be conducted by a unified new organization, such as giving priority to safety research as one of major missions, assurance of independence of safety research with the governmental funds, assurance of transparency of the planning process of safety research, separation and harmonization between safety research and developmental research, importance of

[※]Member of Secretariat of the Conference:

JAERI Tokai Research Establishment, Nuclear Safety Research Center:

Jun SUGIMOTO, Yoshinari ANODA, Fumimasa ARAYA, Toshio YAMAGUCHI

JNC Safety Promotion Project :

Yoshinori SATO, Keiji ISHIKAWA

maintaining fundamental research and research facilities, promotion of cooperation with relevant organizations considering the needs from industries, and importance of dissemination of research results and personnel training. The present report compiles the summaries of special lecture, papers, questions and comments, panel discussions, and OHPs presented in the conference.

Keywords: Nuclear Safety Research, Nuclear Facilities, Radioactive Waste, Environmental Radioactivity

目次

1. まえがき	1
2. 講演要旨及び質疑応答	3
2.1 特別講演「我が国における原子力安全研究への期待」(松原 純子)	3
2.2 成果の概要	6
2.2.1 原研における安全性研究の概要 (阿部 清治)	6
2.2.2 サイクル機構における安全研究の概要 (大森 勝良)	12
2.3 セッションI 「原子力施設等安全研究」	18
2.3.1 高燃焼度燃料・MOX燃料の安全性に関する研究 (上塚 寛)	18
2.3.2 高速増殖炉燃料の破損限界に関する研究 (鶴飼 重治)	23
2.3.3 核燃料施設における中性子線量評価に関する研究 (辻村 憲雄)	29
2.3.4 臨界安全性の実験的研究 (三好 慶典)	35
2.3.5 リスク情報の活用法に関する研究 (本間 俊充)	40
2.3.6 核燃料施設の信頼性評価手法に関する研究 (野尻 一郎)	45
2.3.7 質疑応答	51
2.4 セッションII 「放射性廃棄物安全研究」	53
2.4.1 地層処分の安全評価手法に関する研究 (内田 雅大)	53
2.4.2 核種移行挙動評価の信頼性向上に関する研究 (中山 真一)	58
2.4.3 質疑応答	64
2.5 セッションIII 「環境放射能安全研究」	65
2.5.1 環境放射線測定器の校正技術に関する研究 (吉田 真)	65
2.5.2 環境試料の迅速分析及び測定技術の高度化に関する研究 (植頭 康裕)	72
2.5.3 質疑応答	78
2.6 セッションIV 「総合討論：今後の安全研究への期待」	79
2.6.1 パネリスト基調報告と原研及びサイクル機構からの回答の要旨	79
(1) 原子力施設等安全研究 (吉澤 善男)	79
(2) 放射性廃棄物安全研究 (田中 知)	80
(3) 環境放射能安全研究 (草間 朋子)	82
(4) 基調報告に対する原研からの回答 (阿部 清治)	85
(5) 基調報告に対するサイクル機構からの回答 (丹羽 元)	87
2.6.2 質疑応答	89
3. あとがき	98
謝辞	98
付録1 プログラム	99
付録2 参加者数	100
付録3 会場で取り上げられなかつたご意見用紙による意見等への回答	101
付録4 アンケート集計結果	104

Contents

1. Introduction	1
2. Summaries of Presentations and Discussions	3
2.1 Special Lecture: Expectation on Future Nuclear Safety Research in Japan (Junko MATSUBARA)	3
2.2 Overview of Safety Research	6
2.2.1 Overview of Safety Research at JAERI (Kiyoharu ABE)	6
2.2.2 Overview of Safety Research at JNC (Katsuyoshi OMORI)	12
2.3 Session 1 "Safety Research on Nuclear Facilities"	18
2.3.1 Safety Research on High Burnup and MOX Fuels (Hiroshi UETSUKA)	18
2.3.2 Study on the Breach Criteria of Fast Breeder Reactor Fuel (Shigeharu UKAI)	23
2.3.3 Study on Neutron Dosimetry in Nuclear Fuel Cycle Facilities (Norio TSUJIMURA)	29
2.3.4 Experimental Research on Criticality Safety (Yoshinori MIYOSHI)	35
2.3.5 Research on Risk Informed Applications (Toshimitsu HOMMA)	40
2.3.6 Development of Reliability Analysis Method for Nuclear Cycle Facilities (Ichiro NOJIRI)	45
2.3.7 Discussions	51
2.4 Session 2 "Safety Research on Radioactive Waste"	53
2.4.1 Development of Safety Assessment Methodology for Geologic Disposal (Masahiro UCHIDA)	53
2.4.2 Research and Development on Long-term Safety Assessment Method for Radioactive Waste Disposal (Shinichi NAKAYAMA)	58
2.4.3 Discussions	64
2.5 Session 3 "Safety Research on Environmental Radioactivity"	65
2.5.1 Studies on Calibration Technique for Radiation Measuring Instruments (Makoto YOSHIDA)	65
2.5.2 Study on Rapid Analytical Method and Measuring Technique for Environmental Samples (Yasuhiro UEZU)	72
2.5.3 Discussions	78
2.6 Session 4 "Panel Discussions: Expectation on Future Nuclear Safety Research"	79
2.6.1 Presentations by Panelists and Responses from JAERI and JNC	79
(1) Safety Research on Nuclear Facilities (Yoshio YOSHIZAWA)	79
(2) Safety Research on Radioactive Waste (Satoshi TANAKA)	80

(3) Safety Research on Environmental Radioactivity (Tomoko KUSAMA)	82
(4) Response to Panelists' Presentations from JAERI (Kiyoharu ABE)	85
(5) Response to Panelists' Presentations from JNC (Hajime NIWA)	87
2.6.2 Discussions	89
3. Concluding Remarks	98
Acknowledgements	98
Appendix 1 Program of Conference	99
Appendix 2 Number of Participants	100
Appendix 3 Responses to Questions and Comments by Questionnaire not Answered in Panel Discussion	101
Appendix 4 Summary of Answers to Questionnaire	104

1. まえがき

日本原子力研究所（以下「原研」）及び核燃料サイクル開発機構（以下「サイクル機構」）は、原子力安全委員会が策定する安全研究年次計画に基づき安全研究を実施し、これまでそれぞれ別個に成果報告会を開催して来た。平成13年12月の特殊法人整理合理化計画の閣議決定において、原研とサイクル機構を統合し、新たに原子力研究開発を総合的に行う独立行政法人を17年度に設置することになった。これを踏まえ、統合の先行的な取り組みの一環として、両機関が実施している安全研究について、最近の成果を報告するとともに、安全研究の進め方に関し、原子力安全委員会をはじめとする各界の意見を、今後の研究に資することを目的として、2003年3月7日に東京で合同の研究成果報告会を開催した。本報告会には大学、官庁、研究機関、電力会社、原子力メーカーなどから計188人の参加があった。

報告会では、松原原子力安全委員会委員長代理より、「我が国における原子力安全研究への期待」と題する特別講演があった。続いて、原研及びサイクル機構の安全研究の成果の概要及び原子力施設等安全研究、放射性廃棄物安全研究、環境放射能安全研究の成果について、原研及びサイクル機構から12件の報告をした。最後に、木村原子力安全委員会原子力安全研究専門部会長の議長による「今後の安全研究への期待」をテーマに総合討論を行った。

以下に特別講演、成果報告、総合討論の概要を記す。

(1) 特別講演「我が国における原子力安全研究への期待」

原子力安全研究は、安全規制での的確な対応と原子力安全を維持する基盤の役割が重要である。安全研究年次計画については、今後、重点分野の見直しや中間評価等を実施する。原研とサイクル機構の統合に当たっては、安全研究を主要業務の一つに位置づけるべきであり、更に国の資金確保による中立性の確保が不可欠である。今後の安全研究への期待として、安全社会システム作りへの参加、透明性、公衆との対話が重要である。

(2) 成果の概要

原研における安全性研究の位置付けと安全研究年次計画の全体構成、並びに、原子力施設等、放射性廃棄物処分、及び環境放射能の各安全研究について最近の成果を報告した。また、事故時対応や原因調査への貢献について説明した。最後に、新法人における安全性研究の展望について基本的な考えを述べた。

サイクル機構における安全研究の基本方針と留意事項、並びに、原子力施設等、放射性廃棄物処分、及び環境放射能の各安全研究について最近の成果を報告した。また、安全研究成果の指針・基準類への反映例について説明した。最後に、新法人の安全研究の考え方と統合のスケジュールについて述べた。

(3) セッションⅠ 「原子力施設等安全研究」（座長：吉澤東工大教授）

水炉及び高速炉の燃料に関する安全研究として、原研より「高燃焼度燃料・MOX燃料の安全性に関する研究」及びサイクル機構より「高速増殖炉燃料の破損限界に関する研究」を報告した。被覆管材料の開発状況に関する質疑があった。

続いて、核燃料施設の安全性に関する研究として、サイクル機構より「核燃料施設における中性子線量評価に関する研究」及び原研より「臨界安全性の実験的研究」を報告した。エボナイト

線量計の実用化への要求等に関する質疑があった。

最後に、確率論的安全評価に関する研究として、原研より「リスク情報の活用法に関する研究」及びサイクル機構より「核燃料施設の信頼性評価手法に関する研究」を報告した。レベル3PSA評価コードOSCAARの実用性や事故シナリオ分析のためのHAZOP支援システムによる解析結果と運転員によるHAZOP解析の結果の相違等に関する質疑があった。

(4)セッションII「放射性廃棄物安全研究」(座長：田中東大教授)

サクル機構より「地層処分の安全評価手法に関する研究」及び原研より「核種移行挙動評価の信頼性向上に関する研究」を報告した。解析コードの検証方法や解析コードで考慮している核種等に関する質疑があった。

(5)セッションIII「環境放射能安全研究」(座長：草間大分県立看護科学大学学長)

原研より「環境放射線測定器の校正技術に関する研究」及びサイクル機構より「環境試料の迅速分析及び測定技術の高度化に関する研究」を報告した。本発表とリスク評価との関係等に関する質疑があった。

(6)セッションIV「総合討論：今後の安全研究への期待」

原子力安全委員会原子力安全研究専門部会の木村部会長の議長により、セッションI～IIIの座長及び阿部センター長と丹羽研究主席をパネリストとして、今後の安全研究への期待についてパネル討論を行った。まず、吉澤、田中、草間の各パネリストからの基調報告に対し、安全研究の方向性、スコープ、実施体制、相乗効果等について、原研及びサイクル機構のパネリストより見解を述べた。続いて、フロアからの意見及び意見用紙の質問、コメントに関し、パネリストとフロアを交えた討論を行った。新法人における安全研究のあり方として、研究計画決定プロセスの透明性の確保、研究成果の評価と公開、安全研究課題の体系化、生態系に対する放射線影響研究の取り組み、人材育成の重要性、研究炉を用いた高経年化に関する材料研究の重要性、新型炉の規制に関する研究の取り組みなど、多様な観点から活発な議論があった。

本報告書は、上記合同報告会における特別講演、報告、質疑応答、総合討論及び使用されたOHPを取りまとめ、講演集としたものである。

2. 講演要旨及び質疑応答

2.1 特別講演 「我が国における原子力安全研究への期待」

原子力安全委員会 委員長代理 松原純子

原子力安全研究は、安全性の基礎となる最新の知見を蓄積して安全規制に反映させるなど原子力の開発利用の進展における安全規制面での的確な対応を行うこと、及び技術水準の維持・向上や人材の確保に貢献するなど我が国の原子力安全を維持する基盤として重要な役割を担っている。そのため、原子力安全委員会は安全研究年次計画を策定し、これに沿って研究機関が安全研究を実施している。安全研究は、指針類や安全審査に必要なデータの整備など安全規制からの要求に応える研究、放射線の人体への影響に関する研究、原子力施設の安全性の向上を目的とした研究、及び原子力防災対策に資する研究に分類される。安全研究推進に係る原子力安全委員会の取り組みとして、現行の安全研究年次計画（平成13～17年度）で選定した重点研究分野のフォローアップを進めている。今後は、重点分野の見直し、研究成果の達成度、達成見込み、成果の活用の可能性等の観点からの中間評価、安全研究年次計画の見直しを行うとともに、安全研究の効率的推進のための関係機関による協力体制の充実を図ることとしている。

原研とサイクル機構の統合に当たっては、新法人は原子力に関する基礎的・基盤的研究を体系的に実施する総合研究機関として、安全研究をその主要業務の一つに位置づけるべきである。また、原子力規制活動は原子力の推進活動と適正に分離独立していることが重要であり、そのため、安全研究や関連研究に対して、国が必要な資金を十分確保するなど開発推進部門との明確な分離を行い、その中立性が保持し得るよう特段の配慮が不可欠である。さらに、国内外の他の研究機関との交流を促進し、人材の育成と原子力技術の進歩に貢献すべきである。

モノより安全に価値をおく社会の変化に対応して、これから安全研究では、リスクを踏まえた具体的な対策づくりなど、安全社会システムづくりに参加することが期待される。原子力以外の分野よりも先進性、統合性を發揮することが原子力安全には求められている。また、国民の受容が主軸となる時代を迎え、専門家として具体的な将来のシナリオづくりに参加することなど、規制機関として、透明性や公衆との対話が必要になる。地球温暖化や環境ホルモン問題など複雑で不確定性の大きい問題に対して、普遍性や本質論に基づく従来の科学技術の限界を踏まえ、関係者の対話の中で、専門家が有効な役割を果たしつつ問題解決を指向するポスト・ノーマル・サイエンスの考え方方が今後は重要になると考える。

我が国における 原子力安全研究への期待

原研一サイクル機構合同安全研究成果報告会
平成15年3月7日

原子力安全委員会
委員長代理 松原 純子



1

原子力安全研究の重要性

- 原子力の開発利用の進展における安全規制面での的確な対応
 - 安全性の基礎となる知見を蓄積
 - 常に最新の技術的知見を安全規制に反映
 - 我が国の原子力安全を維持する基盤（原子力安全インフラ）としての役割
 - 技術水準の維持・向上
 - 人材等の確保に貢献
- ⇒ 原子力安全委員会が安全研究年次計画を策定



2

安全研究とは

- 安全規制からの要求に応える研究
 - 国の安全審査等に係る各種指針類、安全審査における判断等に必要と考えられるデータ等の整備に必要な技術的知見の蓄積
 - 原子力施設の事故・故障等の評価
 - 新たな安全評価手法の安全規制への活用
- 放射線の人体への影響に関する研究
- 原子力施設の安全性の向上を目的とした研究
- 原子力防災対策に資する研究



3

安全研究推進に係る取組みの現状

- 安全研究年次計画の策定に関すること
 - 年次計画の策定（平成13～17年度）
 - 重点研究分野の選定
- 年次計画の遂行状況・評価等に関すること
 - 重点研究分野のフォローアップ
 - 研究成果の達成度、達成見込み、成果の活用の可能性等の観点から評価
 - 必要に応じた年次計画の見直し
 - 安全研究成果報告会等の開催



4

今後の予定

- 重点研究分野の見直し
- 安全研究年次計画の中間評価の実施
- 中間評価結果等を踏まえた安全研究年次計画の見直し
- 安全研究の効率的推進のための関係機関による協力体制の充実



5

日本原子力研究所及び核燃料サイクル開発機構の統合にあたって

- 新法人は原子力に関する基礎的・基盤的研究を体系的に実施する総合研究機関の役割を果たす
⇒安全研究はその主要業務の一つに位置づけられるべき
- 原子力規制活動は原子力の推進活動と適正に分離独立していることが重要
⇒安全研究や関連研究に対して、国が必要な資金を十分確保するなど開発推進部門との明確な分離を行い、その中立性が保持し得るよう特段の配慮が不可欠
- 国内外の他の研究機関との交流をさらに促進し、人材の育成と原子力技術の進歩に貢献



6

これからのおもな安全研究への期待

- 安全社会システムづくりへの参加
 - モノより安全に価値をおく社会の変化に対応
 - リスクをふまえた具体化の対策づくり
 - 原子力以外の分野よりも先進性、統合性を發揮すること
- 透明性、公衆との対話
 - 国民の受容が主軸となる時代
 - 専門家として具体的な将来のシナリオづくりに参加すること



7

表 ポスト・ノーマル・サイエンス(PNS)とノーマル・サイエンス(NS)の比較

Haag and Kaupenjohann (2001)を参考とし主なキーワードを筆者が意訳

	現在の科学(NS)	ポスト・ノーマル・サイエンス(PNS)
認識論哲学	本質論 抽象 普遍性のある知識 規則性 客観的科学的真実 道具的・戦略的 既成の規律に従う 閉鎖的専門家群 統一的原则 パネル解説 原則 定義 不確実性 リスク 意思決定性	構成派 構造主義 文脈 文脈の中での知識の再編成 個別性 多様な視点を許す 対話的 問題に応じて規律変更的 利害関係者の拡大監視集団 文脈にしたがって可変的 不適切に定義された議論 現実 形成 議論論的には大きい 社会のなかで構成される 高い
論理 方法 監視集団 品質管理 論点		



8

2.2 成果の概要

2.2.1 原研における安全性研究の概要（原研 安全性試験研究センター長 阿部清治）

原研における安全性研究は、国の安全規制を技術的に支援することを目的とし、安全性試験研究センターが中核となり、原子力安全委員会の定める安全研究年次計画に基づいて、主要な研究課題に取り組んでいる。また、規制行政当局からの要請に応えての委託研究等を行っている。原研ではこの他、原子力エネルギー研究開発として、革新的原子炉や、高温ガス炉、ITERといった、開発プロジェクトを実施しているが、これらの研究においても、安全性に関する研究を実施している。こうした研究は安全性研究と情報交換しながら進めている。これらの目的指向性の強い研究の達成のためには幅広い技術基盤が必要であるため、原研では、原子力の総合研究所であるという特色を活かして、炉物理、熱流動、燃料・材料、保健物理等、安全性に関わる基礎・基盤研究も展開している。これらの研究には、大型安全性研究施設や試験研究炉等、原研の研究施設をフルに活用している。原研は、このような研究を通じて得られた知見や経験をもって、安全審査指針の策定に必要なデータの提供等、常時原子力安全委員会や規制行政当局を支援しているほか、防災施設への協力や事故対応にも貢献し、国や地方自治体を技術的にサポートしている。

原子力安全委員会は、5年毎に、原子力施設等、環境放射能、放射性廃棄物に対する、3つの安全研究年次計画を定めている。原研とサイクル機構は、年次計画に規定された研究課題のかなりの部分について、実施機関となっている。これらの研究のうち原研で実施している研究について述べる。

原子力発電所に対する安全研究としては、軽水炉燃料の高度化や軽水炉の高経年化の安全性を確認する研究や、安全評価技術の高度化、シビアアクシデントに関する研究、確率論的安全評価に関する研究等を行っている。これらの一例として、受動的安全系を有する軽水炉の安全評価に関する研究の概要を述べる。次世代の炉では、シビアアクシデントの可能性を抜本的に低下させる方策として、重力等を利用する受動的安全系の採用が考えられている。このため原研では、世界最大の熱水力実験装置 LSTF 等を用いて、米国で提案された受動安全炉 AP-600 や、我が国で提案された次世代炉について、静的格納容器冷却系等の個別設備の有効性やシステム全体としての有効性を確認する試験を行ってきた。一連の実験により、提案されている静的格納容器冷却系が、シビアアクシデント時に格納容器の過圧破損を防ぐのに有効であることが示された。

核燃料施設に関しては、再処理施設、MOX燃料加工施設、中間貯蔵施設等を対象として、臨界安全性や閉じ込め安全性に関する研究を実施している。これらの一例として、事故時ソースターム評価に関する研究の概要を述べる。再処理施設の臨界事故時のソースターム評価では、臨界により溶液中に生成される放射性物質のうち、気相中に移行する量を評価する必要がある。このため、原研の過渡臨界実験装置 TRACY で、ウラン硝酸水溶液で臨界状態を作り、その後の気相中放射性物質の濃度変化を測定した。一連の実験結果から、臨界によって溶液中に生成されたヨウ素のうち、最大 1%程度が気相中に移行するという、これまでの事故想定が十分保守的である事を示唆する結果が得られた。

放射性廃棄物処分の安全研究では、浅地中処分や地層処分に係る研究を行っている。浅地中処分に関しては、RI・研究所等廃棄物処分の安全解析や、溶融固化体のバリア性能の評価に関する

研究を行っている。高レベル廃棄物の地層処分に関しては、深部地下環境下における核種移行データの信頼性向上のための研究を行っている。

環境放射能の安全性研究では、環境・線量及び被ばく低減化の研究、生物影響研究、リスク評価研究を実施している。これらの一例として、計算シミュレーションによるDNAの損傷・修復機構の解明の概要を述べる。この研究では、「修復酵素はどのようにしてDNAの損傷を見つけて結合するのか」というマクロな現象を、DNAを構成する原子の配列や原子間にかかる力といったミクロな現象で説明することを試みている。分子動力学に基づく計算シミュレーションにより、放射線の影響として考えられる主要なDNA損傷に適用したところ、修復酵素による損傷認識過程がうまく表現できることができた。

国内外で万一重大な事故や故障が発生した時には、国は事故時対応や事故調査を行うが、原研は安全性研究を通じて得た知見や経験を活かして、このような事故時対応や事故調査にも貢献している。古くは、1979年の米国スリーマイル島原子力発電所での事故に始まり、最近では一昨年の中部電力浜岡原子力発電所での水素の急速な燃焼による配管破断事故の調査をし、事故原因の究明等に貢献してきた。現在はまた、国内の多くのBWR型原子力発電所で報告されている、炉心シラウドや再循環系配管のひび割れについて、原子力安全委員会や原子力安全・保安院、あるいは電力会社からの委託を受けて、第三者機関として独自の調査や健全性評価を行っている。

原研は今、サイクル機構との統合を控えており、安全性研究のあり方についても、所内外で議論されている。今後の安全性研究を次のように進めていきたいと考える。即ち、我が国の原子力安全確保に必要な科学技術基盤を高い水準で維持するため、原子力の総合的研究開発機関として、安全研究年次計画等を踏まえて安全性研究を確実に実施し、原子力安全委員会や安全規制行政を支援していく。そのため、原子力安全に係る技術的能力を確保するとともに、原子力施設等の事故・故障時に、国及び地方自治体の行う緊急時対応や事故・故障原因の究明や対応策の策定等を技術的な視点から迅速に支援していく。

安全性研究の実施に当たっては、原子力安全委員会による研究評価を含め、行政ニーズに即応できる体制を構築し、国の安全規制活動に対する国民の信頼確保のため、従来以上に、透明性、中立性、独立性の確保に配慮する。原研の保有する多様な研究施設や様々な分野での専門性を有效地に活用していく。安全性研究は広範な基礎・基盤研究に支えられており、開発研究とも深く関連しているので、これらの研究と有機的に連携して、総合的・戦略的に安全性研究を推進していく。原研の安全性研究が果たして来た役割については、国の原子力二法人統合準備会議による基本報告においてもその重要性が認識されており、統合後も、新法人として、原研がこれまで果してきた役割を継承、発展させたい。

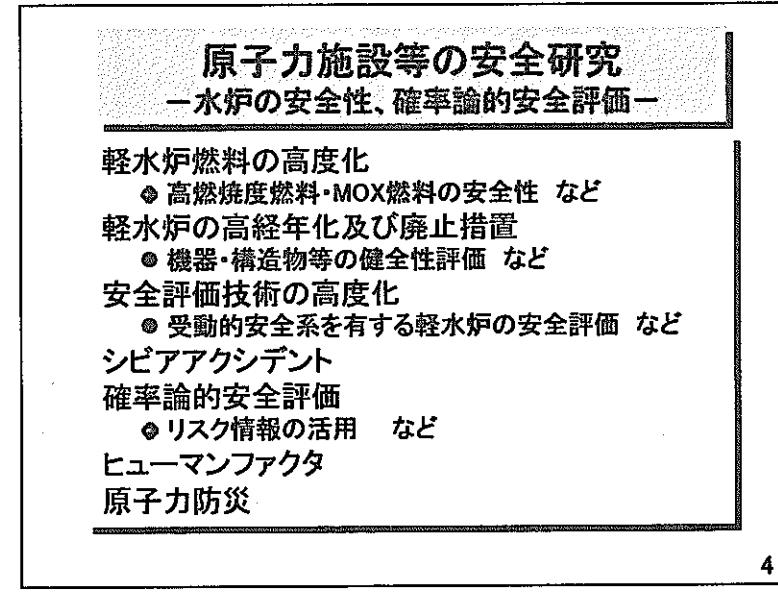
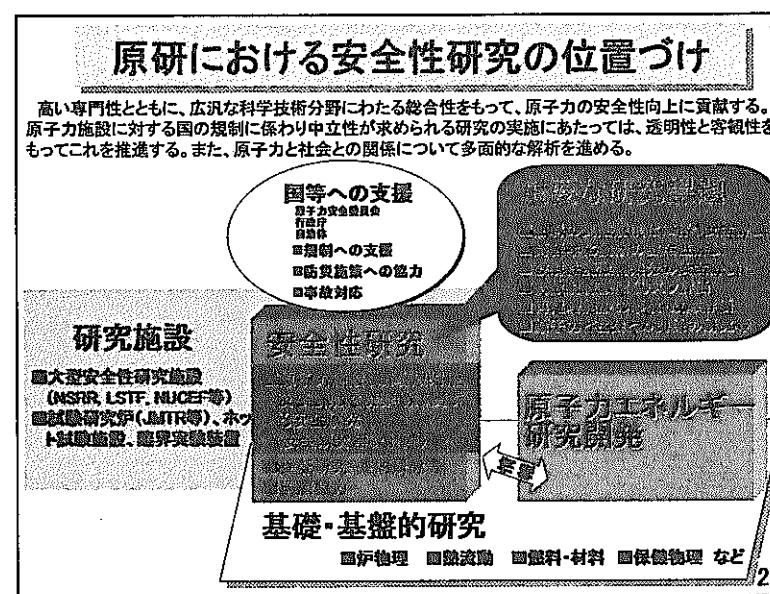
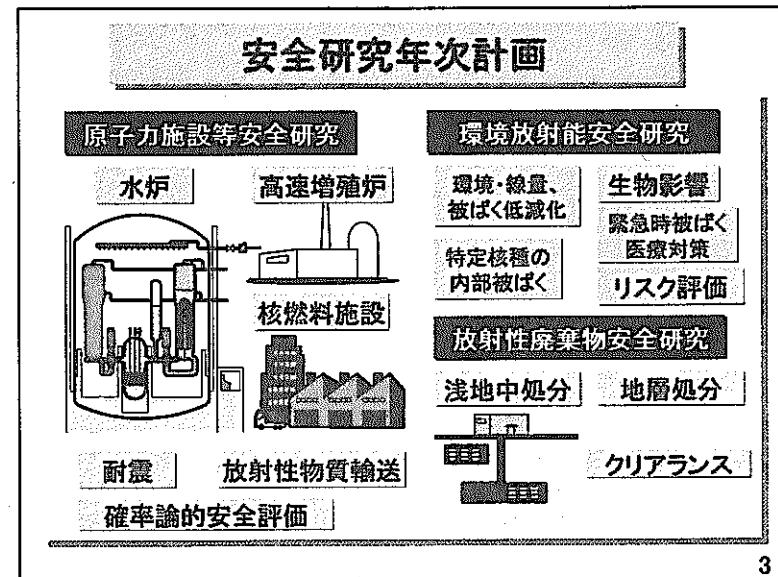
原研-サイクル機構合同
安全研究成果報告会
平成15年3月7日

原研における安全性研究の概要

日本原子力研究所 東海研究所
安全性試験研究センター

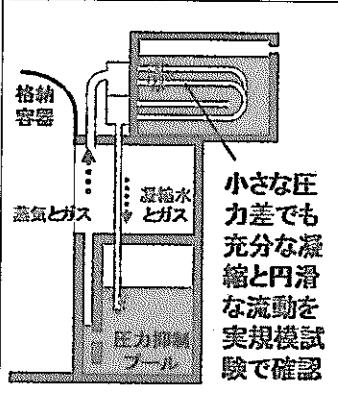
阿部 清治

1



受動的安全系を有する軽水炉の 安全性評価に関する研究(ROSA-V計画)

- これまでの研究
LSTF等を用い、米国のAP-600炉や、国内提案の次世代炉を対象に、設備・システムの有効性を確認
- 現在の研究例
長期冷却のための自然循環を利用した静的格納容器冷却系の性能確認
一格納容器過圧破損防止に有効であることを確認

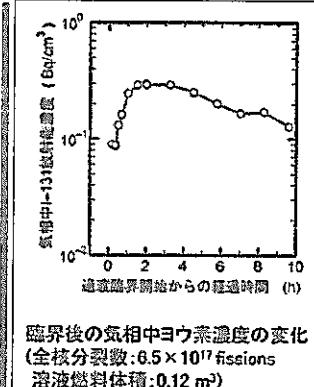


5

事故時のソースターム評価

—臨界事故後の放射性物質の気相中への移行割合評価—

- 臨界事故時ソースターム評価では、溶液中に生成される放射性物質のうち気相中に移行する割合の評価が必要。
- TRACYで臨界状態を作り、その後の気相中放射性物質の濃度変化を測定。
- 生成されたヨウ素のうち、1%程度が気相中に移行。
- 想定事故の解析条件(25%が気相中に移行)は十分に保守的。



7

原子力施設等の安全研究 —核燃料施設の安全性—

臨界安全性

- 臨界安全性の評価手法
- 臨界安全性の実験的研究

閉じ込め安全性

- 事故時のソースターム評価
- 再処理プロセス安全性など

運転管理・保守及び放射線管理

- 再処理施設新材料耐食安全性評価など

放射性廃棄物の管理

- 高度化再処理プロセス安全性など

6

放射性廃棄物処分の安全研究

浅地中処分

- 核種移行挙動評価の信頼性向上
- 長期安全性評価における不確かさ
- RI・研究所等廃棄物処分の安全解析
- 溶融固化体のバリア性能

地層処分

- 安全評価におけるシナリオ、モデルの不確実性
- 深部地下環境下における核種移行データ
- TRU核種を含む放射性廃棄物処分の安全評価の信頼性向上に向けたデータ及び評価手法

8

環境放射能の安全研究

環境・線量研究及び被ばく低減化

- 高精度内部被ばく線量評価法
- 高エネルギー放射線の線量測定・評価
- ◆ 環境放射線測定器の校正技術 など

生物影響

- 放射線影響の基礎過程
- 中性子の生物影響 など

リスク評価

- 放射線リスク評価手法 など

9

事故時対応や原因調査への貢献

TMI-2号機事故

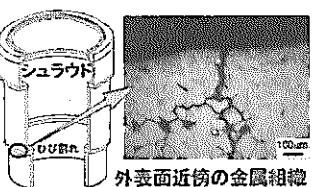
チェルノブイル事故

美浜2号機事故

JCO臨界事故

浜岡1号機事故

BWRシュラウド等のひび割れ



外表面近傍の金属組織

11

新法人における安全性研究の展望(1)

我が国の原子力安全確保に必要な科学技術基盤を高い水準で維持するため、原子力の総合的研究開発機関として、安全研究年次計画等を踏まえて安全性研究を確実に実施し、原子力安全委員会や安全規制行政を支援する。

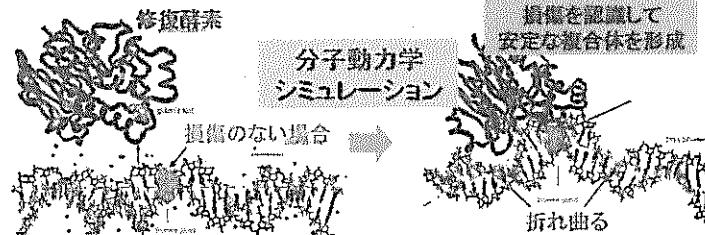
そのため、原子力安全に係る技術的能力を確保するとともに、原子力施設等の事故・故障時に、国及び地方自治体の行う緊急時対応や事故・故障原因の究明や対応策の策定等を技術的な視点から迅速に支援する。

10

放射線影響の基礎過程

計算シミュレーションによるDNAの損傷・修復機構の解明

修復酵素はどのようにしてDNA損傷を見つけ結合するのか?
→DNAを構成する原子の配列や原子間にかかる力で説明



- ・放射線によるDNA損傷の修復過程をシミュレーションで表現。
- ・今後は修復失敗過程のシミュレーションを予定。

12

新法人における安全性研究の展望(2)

安全性研究の実施にあたっては、原子力安全委員会による研究評価を含め、行政ニーズに即応できる体制を構築するとともに、安全規制活動に対する国民の信頼確保のため、透明性、中立性、独立性の確保に配慮する。

保有する多様な研究施設及び専門性を有効に活用するとともに、基礎・基盤研究及び将来技術に関わる開発研究部門と人的交流を含め、有機的に連携して総合的・戦略的に安全性研究を推進する。

2.2.2 サイクル機構における安全研究の概要

サイクル機構における安全研究は、国の安全研究年次計画に整合した安全研究基本計画を定めて、4つの基本方針「施設の安全性の向上、特に運転安全に関する安全研究を推進し、国民の信頼性の増進を図る」、「安全技術の高度化・体系化を実施し、民間への技術移転や技術協力に資する」、「設計裕度や評価基準を適切化し、原子力の信頼性、経済性の向上に資する」、「成果を統合し、指針・基準類の整備に資するなど、安全規制へ貢献する」、及び4つの留意事項「安全研究計画を明確化し、研究成果を国内外へ積極的に公表する」、「対象となる施設の設計、建設、運転等の各段階において適切な成果が提示できるよう、内外のニーズ等を踏まえて、安全研究を効率的に実施する」、「成果発表会等を通じて社内外の様々な分野の専門家による横断的な検討、評価を行い、研究成果の質的向上を図る」、「設計、運転等、並びに指針・基準類へ効果的に反映され易い形で研究成果をとりまとめる。そのためにも、研究成果を学会、専門誌等において積極的に公表し、成果が認められ、広く利用されるよう努力する」に則って推進している。

原子力施設等の安全研究のうち高速増殖炉の研究分野においては、適切な安全設計・評価方針の策定について、これまでの安全研究の成果を基に「リスク情報を用いた安全設計方針の設定に関する研究」を行っている。事故防止及び緩和については、炉物理における評価精度の向上、受動的安全特性の強化などについて研究している。事故評価については、「ナトリウム燃焼」及び「ナトリウム-水反応に関する研究」などを行っている。シビアアクシデントについては、「炉心損傷時の事象推移」や「融体放出移行挙動に関する研究」を行っている。運転管理及び施設管理については、「ナトリウム洗浄及び処理に関する研究」、「常陽及びもんじゅの運転安全性の向上に関する研究」などを行っている。このうち「常陽」を用いた高速増殖炉安全特性試験の実施に関する研究では、「常陽」を用いた実施可能な試験範囲を検討するためフィードバック反応度の予測精度向上や動特性解析コードの検証を行っている。今後、炉心・プラントの動特性解析を行い、安全特性試験計画の検討、その際のプラント健全性評価等を行っていき、試験実施を目指す。

核燃料施設の分野では、臨界安全性については「MOX加工施設等の臨界管理に関する研究」や「未臨界度モニタの開発」を、遮蔽安全性については「核燃料施設における中性子線量評価に関する研究」を、閉じ込め安全性については「再処理施設のプロセス内化学物質に係る異常事象評価研究」やMOX加工施設のグローブボックスを想定した「異常事象時における換気系の安全性に関する研究」等を、運転管理・保守及び放射線管理については「臨界監視技術」や「走行式放射線モニタの高度化に関する研究」等を、放射性廃棄物の管理については「低レベル放射性廃棄物の安定化に関する研究」等を行っている。「プロセス内化学物質に係る異常事象評価研究」では、密封セル示差走査熱量計を用いて硝酸系におけるヒドラジン分解反応の発熱量を測定した。また、再処理施設のプロセス中で火災・爆発に至るまでの事象挙動を評価するために危険性予測手法の調査を実施した。

確率論的安全評価分野では、原子炉施設について「リスク情報に基づく高速増殖炉プラントの運転・保守に関する研究」等を、核燃料サイクル施設について「核燃料施設の信頼性評価手法に関する研究」や「MOX加工施設の確率論的安全評価の適用研究」等を行っている。「リスク情報に基づく高速増殖炉プラントの運転・保守に関する研究」では、高速炉機器信頼性データベース CORDS

の整備、及び「常陽」、「もんじゅ」などの運転・故障経験データを継続的に収集整備してきており、経験に基づく定量的な機器信頼度の提示が可能となっている。これらのデータに基づく PSA を応用して、定量的リスク管理の観点から「もんじゅ」の保安規定や緊急時運転手順などの策定方法について研究を進める。

放射性廃棄物処分に関する安全研究分野では、安全規制の基本的事項については具体的な安全基準・指針類の策定に資するための研究を、地質環境評価手法については「環境変動に伴う地質環境の安定性評価に関する研究」などを、処分場の設計要件については「人工バリア及び岩盤の長期挙動に関する研究」や「人工バリアのナチュラルアナログ研究」などを、TRU核種を含む放射性廃棄物の安全評価についてはその地層処分に係る安全評価手法の確立に資する研究を行っている。地層処分の安全評価手法についての研究はセッションⅡで報告する。

環境放射能の研究分野では、ラドン・トロン及びその壊生成物の分布と挙動についてはそれらの屋外環境における分布と挙動を明らかにする研究を、放射性物質の分布と移行については「地球規模の海洋環境における放射性物質移行モデルに関する研究」などを、環境放射線測定、放射性物質の分析・測定等のモニタリング技術開発については「環境試料の迅速分析及び測定技術の高度化に関する研究」や「緊急時における個人被ばくモニタリング手法に関する研究」などを行っている。「地球規模の海洋環境における放射性物質移行モデルに関する研究」では、広域海洋における Cs 及び Pu の放射性物質について移流拡散モデルを開発し、大気圏核実験のフォールアウト量を入力し、海水・海底土中のこれらの濃度を計算した。今後は日本海における Cs モデルの作成と検証を行う。

サイクル機構の安全研究成果のうち、「ふげん」で照射したMOX燃料を用いたNSRRにおける反応度投入試験を実施して破損しきい値や燃料のふるまいに関して評価した成果が「改良型沸騰水型原子炉における混合酸化物燃料の全炉心装荷について」に反映されるなど、安全研究成果が指針・基準類などへ反映されているが、今後とも研究成果を学会、専門誌等に積極的に公表し、成果が認められ広く利用されるよう努力する。

平成 15 年度予定の現行年次計画の見直しには二法人統合を念頭においていた議論も必要かと考えられる。また、平成 18 年度からの次期年次計画については新法人としての安全研究の実施が前提となることから、次期計画に関する安全研究のニーズや次期計画の研究テーマについては、実際の統合に先駆けて二法人が一体となって検討し、提案していくことが必要となる。次期年次計画の策定というマイルストーンに向けて、二法人間でさらに緊密に検討を進めて参りたい。

サイクル機構における安全研究の概要

核燃料サイクル開発機構
安全推進本部
大森 勝良

1

安全研究の基本方針

- 施設の安全性の向上（特に運転安全）による原子力に対する国民の信頼性の増進
- 安全技術の高度化及び体系化による民間への円滑な技術移転及び技術協力
- 設計裕度及び評価基準等の適切化による原子力の信頼性、経済性の向上
- 成果の統合化による指針・基準類の整備等、原子力安全規制への貢献

2

安全研究の実施における留意事項

- 安全研究計画を明確化し、研究成果を国内外へ積極的に公表する。
- 内外のニーズ等を踏まえて安全研究を効率的に実施する。
- 成果発表会等を通じて横断的な検討、評価を行い、研究成果の質的向上を図る。
- 設計、運転等並びに指針・基準類へ反映されやすい形に研究成果をまとめる。

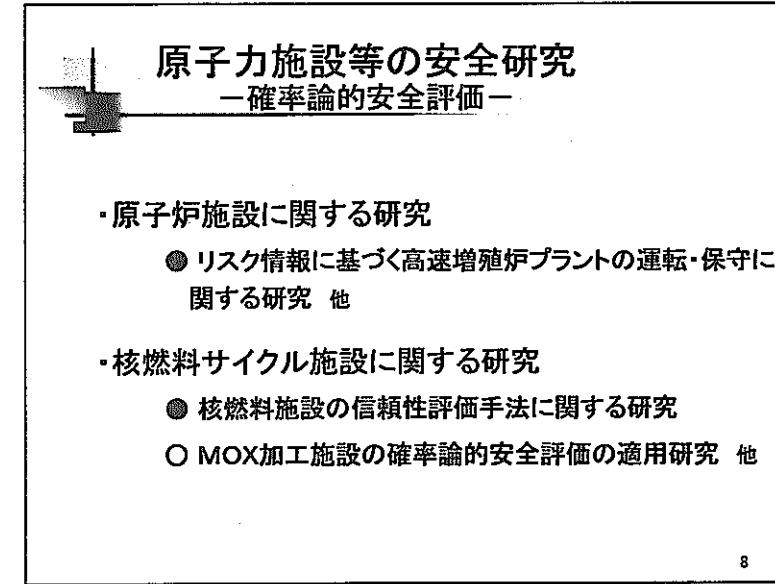
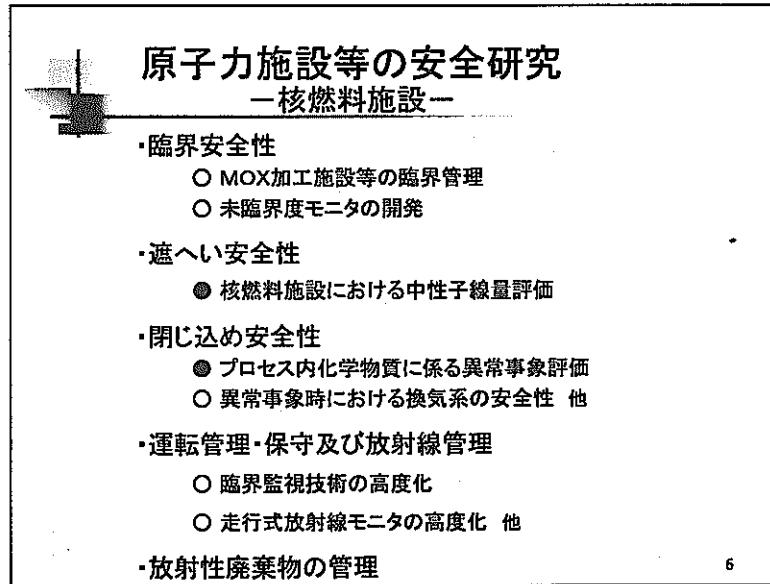
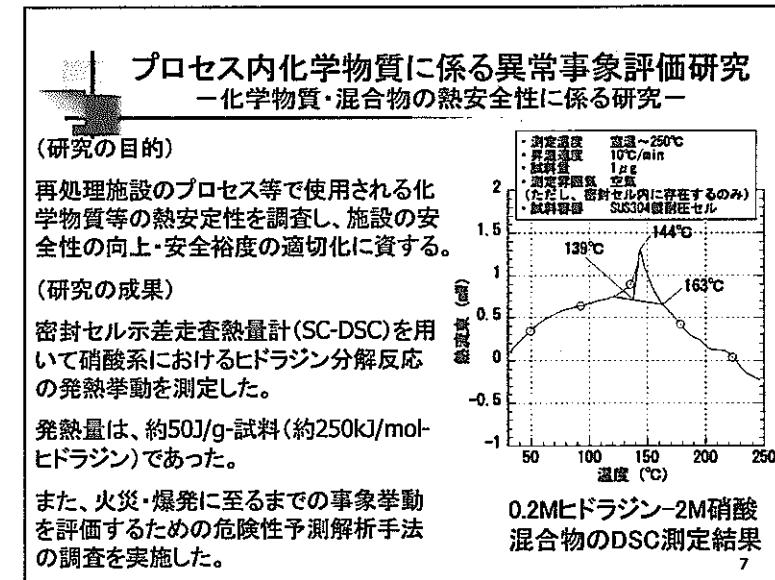
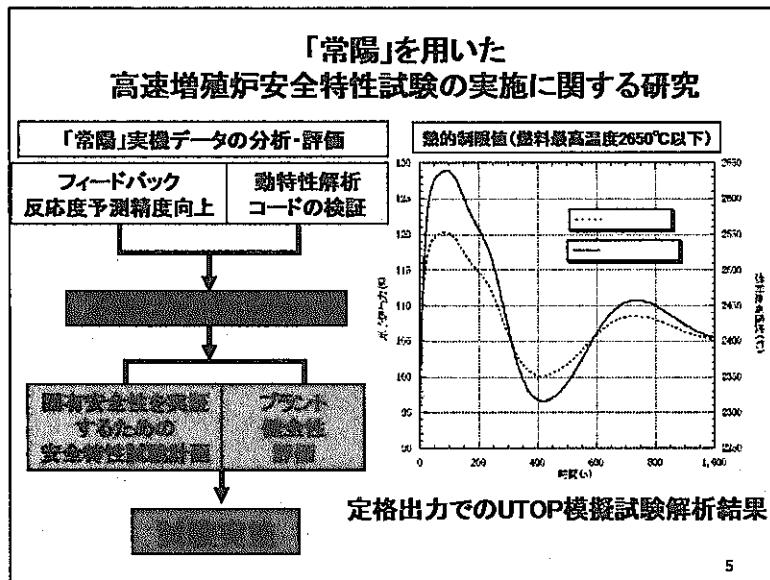
3

原子力施設等の安全研究

—高速増殖炉—

- 適切な安全設計・評価方針の策定
 - リスク情報を用いた安全設計方針の設定
- 事故防止及び緩和
 - 高速増殖炉燃料の破損限界
 - 「常陽」を用いた高速増殖炉安全特性試験の実施 他
- 事故評価
 - ナトリウム燃焼及びソースターム
 - ナトリウム-水反応評価技術の高度化 他
- シビアアクシデント
 - 炉心損傷時の事象推移評価
 - 炉心損傷時の融体放出移行挙動
- 運転管理及び施設管理

4

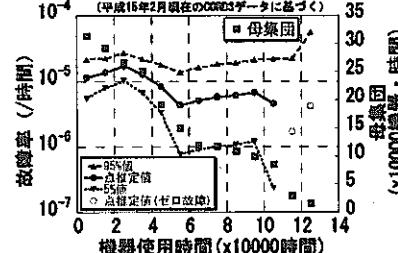


高速炉機器信頼性データベース(CORDS)の整備

—リスク情報に基づく高速増殖炉プラントの運転・保守に関する研究—

- リスクの定量化に必要な故障率データ整備のため、「常陽」、「もんじゅ」などの運転・故障経験データを継続的に収集整備
→経験に基づく定量的な機器信頼度が提示可能となる。

- 本データに基づく確率論的安全評価を応用して、定量的リスク管理の観点から、「もんじゅ」の保安規定や緊急時運転手順等の策定法を研究



ナトリウム冷却系機械式ポンプの運転時故障率の経時変化。約13万時間の使用経験の中では使用に伴う故障率の増加は観察されず。

9

放射性廃棄物処分の安全研究

・安全規制の基本的事項

・地質環境評価手法

- 環境変動に伴う地質環境の安定性評価 他

・地層処分の安全評価手法

- 安全評価モデルの体系化・高度化
- 安全評価におけるシナリオ、モデルの不確実性
- 地下水水質形成モデルの検証及び高度化
- 深部地下環境下における核種移行データの取得及びデータベースの整備 他

・処分場の設計要件

- 人工バリア及び岩盤の長期挙動
- 人工バリアのナチュラルアナログ 他

・TRUを含む放射性廃棄物の安全評価

10

環境放射能の安全研究

・ラドン・トロン及びその壊変生成物の分布と挙動

・放射性物質の分布と移行

- 地球規模の海洋環境における放射性物質移行モデル 他

・環境放射線測定、放射性物質の分布・測定等のモニタリング技術開発

- 環境試料の迅速分析及び測定技術の高度化
- 緊急時における個人被ばくモニタリング手法
- 極低濃度長半減期放射性核種の定量法 他

11

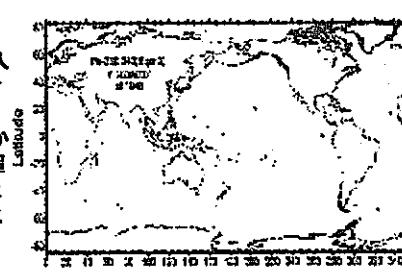
地球規模の海洋環境における放射性物質移行モデルに関する研究

核燃料サイクル施設からの液体放射性廃棄物による長期的かつ地球規模での海洋環境影響評価を行うため、広域海洋における放射性物質(¹³⁷Cs及び^{239,240}Pu)移流拡散モデルを開発した。

移流拡散モデルの検証

- ・大気圈核実験に起因する¹³⁷Cs及び^{239,240}Pu降下量を入力し海水及び海底土中放射性物質濃度を計算した。
- ・1960年代から1990年代にかけて採取測定された100を超える地点の海水及び海底土中¹³⁷Cs及び^{239,240}Pu鉛直・水平分布観測値と比較。

↑
概ね良い一致を示した。



海水中^{239,240}Puインベントリー(Bq/m³)の経年変化
(1945年～2000年)

12

安全研究成果の指針・基準類等への反映例

安全研究成果

事故時のMOX燃料の健全性研究
「ふげん」で照射したMOX燃料を用いた反応度投入試験
ナトリウム漏えい燃焼試験
配管内構造物の流力振動評価研究
MOX施設の臨界安全性研究
環境放射能研究
地層処分研究

指針・基準類等

- 「発電用軽水型原子炉施設に用いられる混合酸化物燃料について」
- 「改良型沸騰水型原子炉における混合酸化物の全炉心装荷について」
- 「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」の解説
- 「配管内円柱状構造物の流力振動評価指針」
- 「MOX取扱施設臨界安全ガイドブック」
- 放射能測定法シリーズ(国の標準分析法)に採用
- 地層処分の事業に向けて処分予定地の選定と安全基準の策定に資するための技術的扱い所

13

新法人における安全研究

- 安全研究年次計画(平成13年度～平成17年度)の中間評価を平成15年度に実施。必要に応じて計画の見直しを図る。(原子力安全委員会)

- 二法人統合のスケジュール

- ・平成16年度までに法案を提出
- ・平成17年度に新たに原子力研究開発を総合的に実施する独立行政法人を設置

14

2.3 セッション I 「原子力施設等安全研究」

2.3.1 高燃焼度燃料・MOX 燃料の安全性に関する研究

(原研 燃料安全研究室長 上塙 寛)

経済性の向上及び使用済燃料発生量の抑制などを目的とし、軽水炉 UO₂ 燃料の大幅高燃焼度化に向けた燃料技術開発が行われている。また、使用済み燃料の再処理で得られるプルトニウムの軽水炉利用も実用化が計画されている。このような軽水炉燃料の高度利用の動きに対応して、原子力発電所の安全性を評価する指針の見直しが必要になる可能性がある。また、近年の研究成果を適宜取り入れた合理的な燃料の健全性及び安全性評価手法の開発も重要である。

原研は、燃料の大幅高燃焼度化、プルサーマルの本格化に対応した指針の見直しや安全審査等に必要なデータの取得、合理的な燃料安全評価手法の開発を目的とした研究を実施している。

反応度事故 (RIA) 時燃料挙動に関しては、高燃焼度燃料に対する NSRR パルス照射試験を主に実施している。これまでに、高燃焼度燃料の PCMI (ペレット-被覆管機械的相互作用) 破損しきい値に関して、燃焼度 61GWd/t (ペレットピーク) までのデータを拡充した。また、RIA 時のペレットからの FP ガス放出に関しては、結晶粒界蓄積ガスが主に放出されることや、リム組織からの選択放出はないことを明らかにし、PCMI 破損機構に関しては、破損の駆動力がペレットの熱膨張であることを明らかにした。

冷却材喪失事故 (LOCA) 時燃料挙動に関しては、高燃焼度被覆管の機械特性の劣化を水素添加で模擬した未照射被覆管を用いた高温酸化・急冷試験を実施し、LOCA 急冷時の燃料棒の破断限界は水素量増大により低下するが飽和傾向にあること、破断限界値の拘束力依存性が大きいこと等を明らかにした。今後は、実機照射済燃料被覆管を用いた試験を進め、大幅高燃焼度燃料の LOCA 時安全性確認のためのデータや破断限界に及ぼす大幅高燃焼度化の影響を明らかにする。

このほか、通常運転時における燃料の健全性評価に関しては、JMTR 照射試験による出力運転中の燃料中心温度や出力変動時の FP ガス放出に関するデータの取得、OECD ハルデン計画参加による高燃焼度 UO₂ 燃料及び MOX 燃料の照射挙動に関するデータの取得、高燃焼燃料挙動解析コード FEMAXI-6 の開発、被覆管の機械的健全性を評価するための改良リング引張試験法の開発等を行った。

今後は、次段階の高燃焼度化に対応した事故時の燃料安全性確認のため、実機事故条件に近い高温高圧条件での NSRR 実験や LOCA 模擬実験を行い、燃料破損メカニズムと破損影響の更なる定量化を図る。また、研究の進展を反映した燃料健全性評価手法を確立し、合理的な燃料健全性・安全性判断基準の提案を行っていく。

高燃焼度燃料・MOX燃料の 安全性に関する研究

日本原子力研究所 安全性試験研究センター
原子炉安全工学部 燃料安全研究室

上塚 寛

研究の目的

燃料の高燃焼度化、プルサーマルの本格化に対応した
指針見直しや安全審査等に必要なデータの取得

- RIA指針
- LOCA指針
- 被覆管健全性判断基準

実験及び解析研究で得られる知見に基づく合理的な
燃料安全評価手法の開発

- 被覆管健全性評価試験法
- 高燃焼燃料挙動解析コード

背景

軽水炉利用の高度化

使用済燃料発生量の抑制
原子力発電の経済性向上

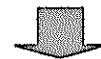


UO₂燃料の高燃焼度化
55GWd/t → 60-65GWd/t
(集合体最高燃焼度)

核燃料資源の有効利用



プルトニウムの軽水炉利用
40,45GWd/t → 55GWd/t



- 燃料の高度利用に対応した指針の見直し(RIA, LOCA)
- 合理的な燃料安全評価・健全性評価手法の開発

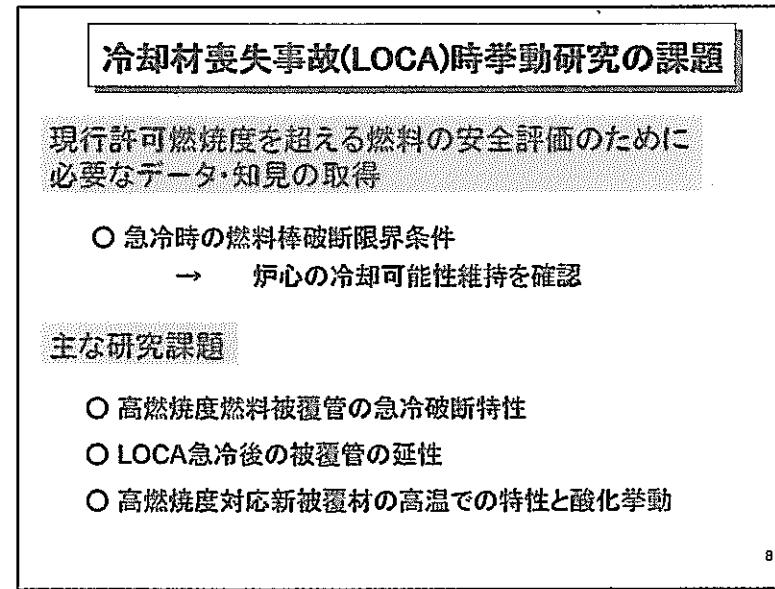
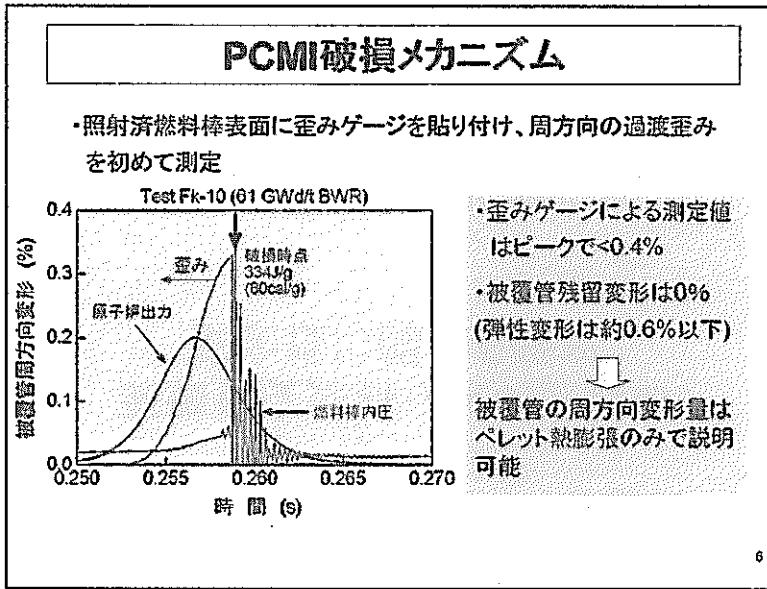
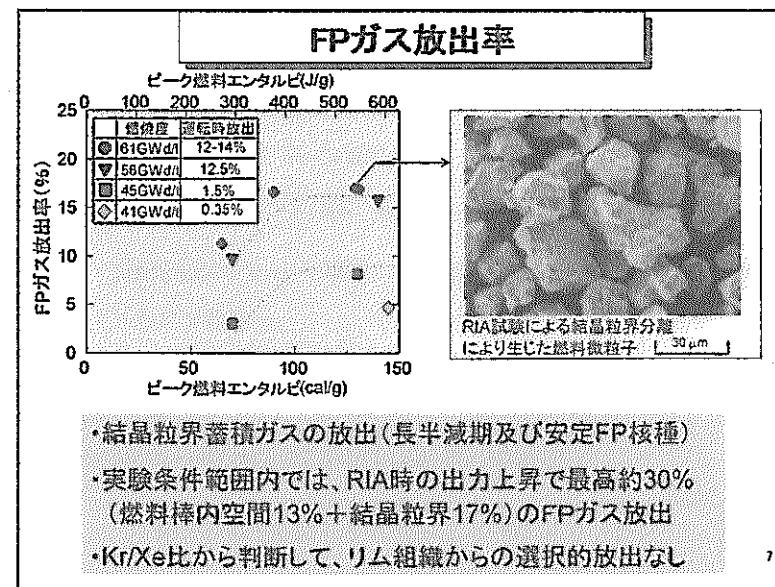
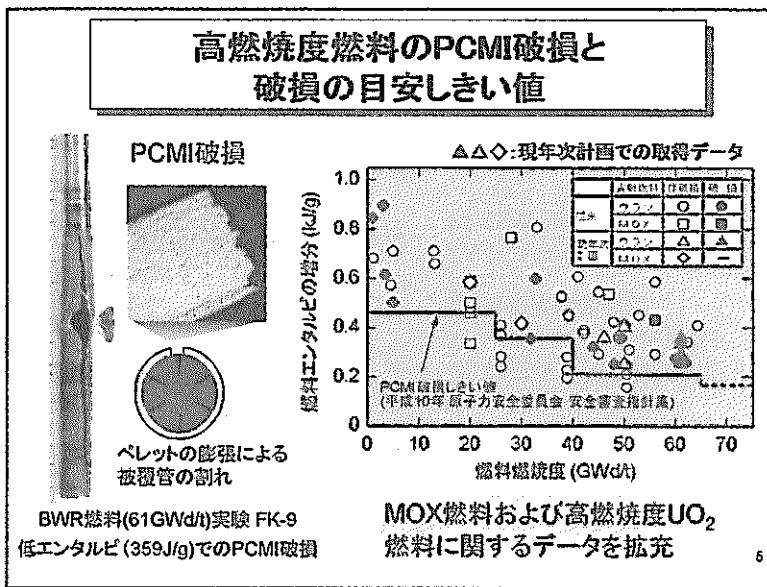
反応度事故(RIA)時挙動研究の課題

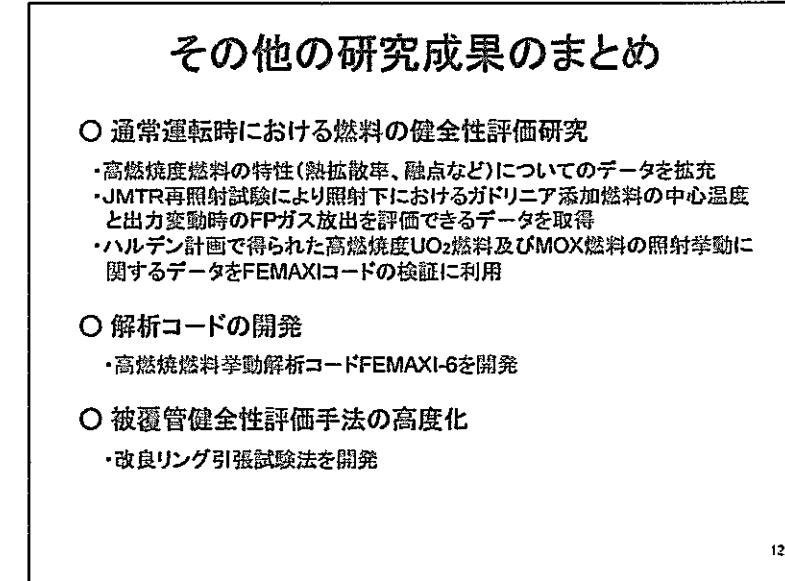
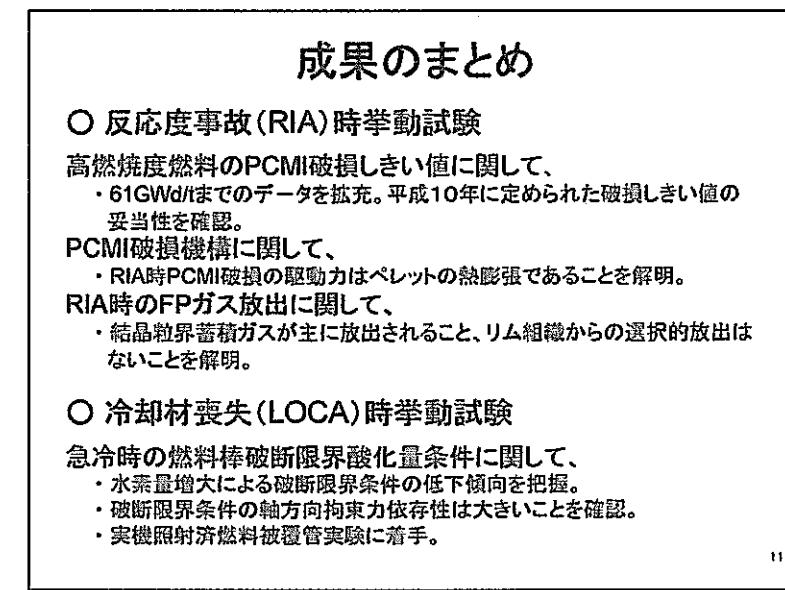
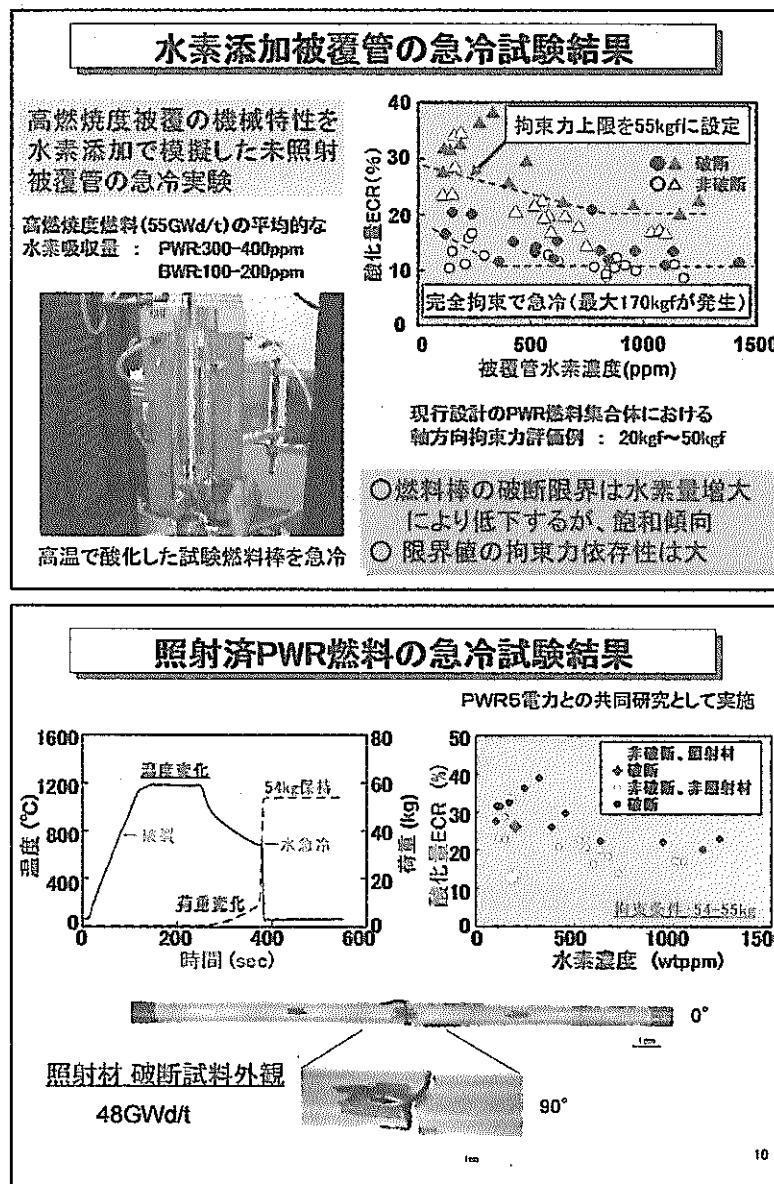
現行許可燃焼度を超える燃料のRIA破損の
影響評価に必要なデータ・知見の取得

- 燃料破損の目安しきい値 → 破損燃料棒本数の評価
- FPガス放出率 → 被ばく評価
- 機械的エネルギー発生 → 原子炉健全性への影響評価

燃料の高燃焼度化に関して注目される現象

- 被覆管の脆化とPCMI破損
- ペレット高燃焼度組織(リム組織またはHBS)形成の影響





成果の反映

現行年次計画の中で取得する高燃焼度UO₂及びMOX燃料に関する安全研究の成果は以下の項目に反映される。

○ 事故(RIA、LOCA)時挙動研究の成果

- ・国の安全審査における判断材料
- ・燃料の高燃焼度化に伴うRIA指針及びLOCA指針見直しの基礎データ

○ 通常運転時挙動研究の成果

- ・国の安全審査における判断材料
- ・FEMAXI-6は安全審査におけるクロスチェックツール
- ・国産燃料高性能化のための基礎データ

13

用語解説

- ・反応度事故(RIA): 制御棒の飛出などにより、原子炉出力が短時間パルス状に暴走する事故(Reactivity Initiated Accident)。
- ・NSRR(原子炉安全性研究炉): RIAによるパルス状出力暴走を安全に模擬できる研究炉。照射カプセルに密封した発電用原子炉燃料の破損挙動を実験的に調べることのできる世界的にも数少ない施設。
- ・安全審査指針: 原子炉の通常運転時や事故時の安全評価の考え方、具体的評価手法、判断基準を原子力安全委員会がまとめたもの。
- ・RIA指針: 反応度事故(RIA)の安全評価手法。用いるべき燃料の破損限界(しきい値)や炉心の健全性を維持するための制限値などの判断基準をまとめたもの。
- ・LOCA指針(ECOS性能評価指針): 燃料被覆管の延性が程度に失われることを防ぎ、炉心の冷却性を保持するため、被覆最高温度(<1200°C)と酸化量(<15%ECR)に関する基準等が設定されている。
- ・ECR(等価被覆酸化量): 酸化反応でシリカロイ中に吸収された酸素が、全て化学量論的なZrO₂を生成すると仮定した場合の(初期)被覆管内厚に対するZrO₂膜厚さの割合。
- ・PCMI(ペレット-被覆管機械的相互作用): 燃料ペレットと被覆管の力学的相互作用。高燃焼度燃料では、ギャップが閉じているので、ペレットの変形が直接被覆管に強い力を及ぼし、過渡時や事故時の被覆管の健全性に影響を与える。

15

今後の課題

一層の高燃焼度化(60-65GWd/t)に対応した研究の展開

★高燃焼度燃料の事故時安全性確認(*)

- ・実機事故に近い条件でのNSRR実験
- ・高燃焼度燃料のLOCA模擬実験



- ・燃料破損メカニズム解明と破損影響の更なる定量化

★研究の進展を反映した高燃焼度燃料健全性評価手法の確立

- ・脆化被覆管の機械特性劣化の定量化
- ・合理的な燃料健全性・安全性判断基準の提案

*:一部は経済産業省特会事業(H14-19)として実施

14

2.3.2 高速増殖炉燃料の破損限界に関する研究

(サイクル機構 核燃料工学グループリーダー 鵜飼 重治)

FBR燃料の破損防止のクライテリアでは燃焼度の低い限られたデータに基づき策定されているため保守性が過大になっている部分があり、照射実績の積み重ね、及び安全裕度の確認が重要である。また、FBRの実用化のためには、燃料の高性能化（高線出力、高燃焼度化）が必須であり、燃料の破損限界評価、及び安全基準類の合理化が重要となる。このため、定常時・過渡時の燃料破損限界の解明、定量予測解析手法の開発、及び安全性・高性能化を達成するための基準類整備を目的として、高速増殖炉燃料の破損限界に関する研究を行っている。

定常時の破損限界の評価に関しては、高燃焼度化に伴うBDI(バンドルダクト相互作用)のため被覆管冷却性能の低下が燃料集合体の寿命制限因子となることから、炉外バンドル圧縮試験、高燃焼度照射試験の結果を用いてBDI挙動メカニズムをモデル化した解析コード“BAMBOO”を開発・検証して、破損防止のための制限値の策定に反映した。

過渡時の破損限界の評価に関しては、まず、過渡事象のうち温度上昇による被覆管の強度低下が支配因子となるLOF(冷却能力低下型)事象の破損限界を評価するために高照射被覆管急速加熱破裂試験し、破裂温度に及ぼす照射の影響を評価した。また、原型炉の燃料被覆管最高温度制限値について合理化が可能であることを確認した。

過渡事象のうちFCMI(燃料一被覆管機械的相互作用)が支配因子となるTOP(反応度投入型)事象の破損限界を評価するため、CABRI炉(仏国)及びEBR-IIを用いて炉内過出力試験を実施し、過出力レベルの安全裕度を確認した。また、過渡時FCMI挙動解析モデルを整備した。

燃料被覆管強度の評価に関しては、高照射したPNC316及び改良オーステナイト鋼被覆管の引張試験を実施し、短時間強度・延性に及ぼす照射の影響を評価した。この結果を基に設計用材料強度基準を改訂した。

今後は、原型炉仕様燃料(MOXペレット&オーステナイト鋼被覆管)の成果をベースに、実用化炉心燃料の安全基準類整備のための研究に重点を置く予定である。また、米国ANLとの共同研究としてTREAT炉を用いた過出力試験の実施を検討している。

原研-サイクル機構合同
安全研究成果報告会
平成15年3月7日

高速増殖炉燃料の破損限界 に関する研究

サイクル機構大洗工学センター
システム技術開発部 核燃料工学グループ

鶴飼 重治

1/16

研究目的

	支配的な燃料破損要因	破損限界評価試験
定常	内圧クリープ損傷 BDI	高燃焼度照射試験 炉外バンドル圧縮試験
TOP	FCMI	炉内過出力試験
LOF	被覆管強度低下	急速加熱破裂試験

研究目的

- ・定常時、過渡時の燃料破損限界の解明
- ・定量予測解析手法の開発
- ・安全性、高性能化を達成するための基準類整備

3/16

背景

燃料の破損防止のクライテリア(原型炉の例)

定常時	異常な過渡事象	
	反応度投入型(TOP)	冷却能力低下型(LOF)
冷却機能の低下防止	燃料溶融防止	被覆管温度制限

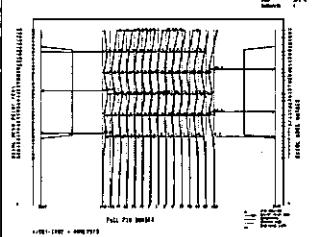
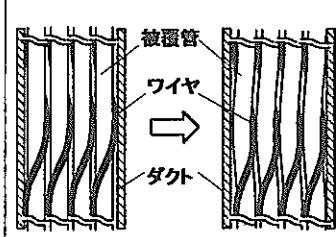
■現行の基準:燃焼度の低い限られたデータに基づき策定
ため保守性が過大になっている部分がある
→ 照射実績の積み重ね、安全裕度の確認が重要

■実用化:燃料高性能化(高線出力、高燃焼度化)が必須
→ 燃料の破損限界評価、安全基準類の合理化が重要

2/16

定常時破損限界評価

- ・高燃焼度化:オーステナイト鋼被覆管とラッパ管のスエリング差により、BDI(バンドル外相互作用)が発生。
- ・被覆管冷却性能の低下が燃料集合体の寿命制限因子。



BDI発生バンドルの変形
BAMBOO解析結果の例

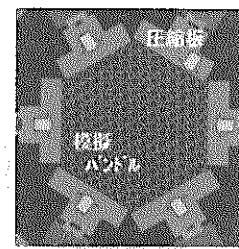
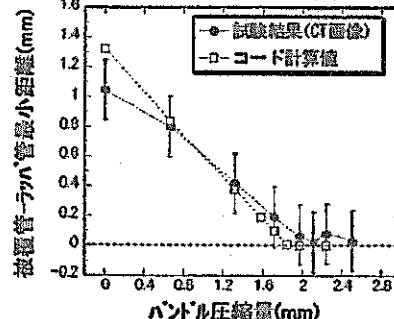
BDIが発生した集合体の変形評価が重要
→ バンドル変形解析コード"BAMBOO"を開発

4/16

BAMBOOコードの開発、検証

炉外バンドル圧縮試験の実施

- ・X線CT画像による変形状態の定量化
- ・バンドル変形支配因子(被覆管湾曲と断面の扁平化)をモデル化



169本バンドル炉外圧縮試験試験結果

5/16

BDI破損限界評価手法の整備

1. 照射変形解析機能の検証

照射変形挙動(熱湾曲、スエリング、照射クリープ)のモデル化
Phenix照射の高燃焼度BDI発生集合体の照射データによる
解析機能検証

2. 変形バンドルの熱流動解析

熱流動解析コードとのカップリング解析のための改良
局所変形部分(被覆管-ダクト接近部等)の温度上昇評価

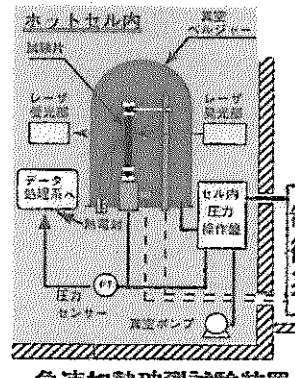
高燃焼度化に向け、BDI破損防止のための基準策定
支配因子:局所温度上昇による被覆管の強度低下

➡ 被覆管冷却性の観点から、被覆管とラッパ管との直接的な
接触防止を健全性確保の目安

6/16

LOF(冷却能力低下型)事象の破損限界評価

支配因子:温度上昇による被覆管の強度低下



急速加熱破裂試験装置

- ・急速加熱破裂試験:LOF事象模擬

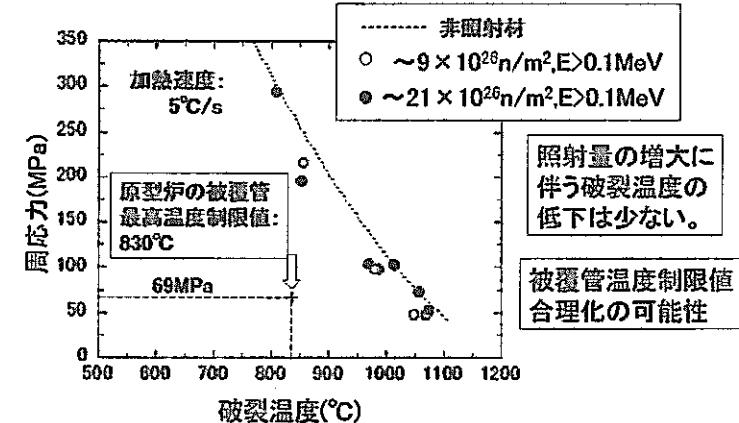
被覆管最高温度制限値
(原型炉 830°C)を設定

「常陽」、FFTF(米国)の高燃焼度
照射試験により、高照射領域の
破裂温度データを拡充

- 被覆管材料:
PNC316、改良オーステナイト鋼
- 中性子照射量:
 $\sim 22 \times 10^{26} n/m^2, E > 0.1 MeV$
- スエリング: ~7 vol.%

7/16

PNC316被覆管急速加熱破裂試験結果



照射量の増大に
伴う破裂温度の
低下は少ない。

被覆管温度制限値
合理化の可能性

8/16

TOP(反応度投入型)事象の破損限界評価

○支配因子:FCMI(燃料-被覆管機械的相互作用)

- ・過出力による燃料膨張(熱膨張、FPガスエリング、燃料溶融圧力)
- ・破損防止クライテリア(原型炉):燃料溶融防止

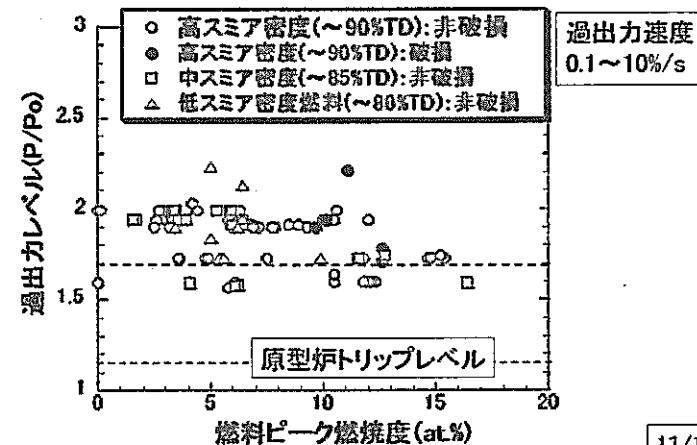
○炉内過出力型過渡試験(TOP試験)の実施

- ・CABRI(仏国)、EBR-II(米国)を用いたTOP試験を共同研究で実施
- ・燃料スミア密度、被覆管強度・延性が破損限界に影響

○破損メカニズム、過出力レベルの安全裕度、被覆管強度・延性評価

9/16

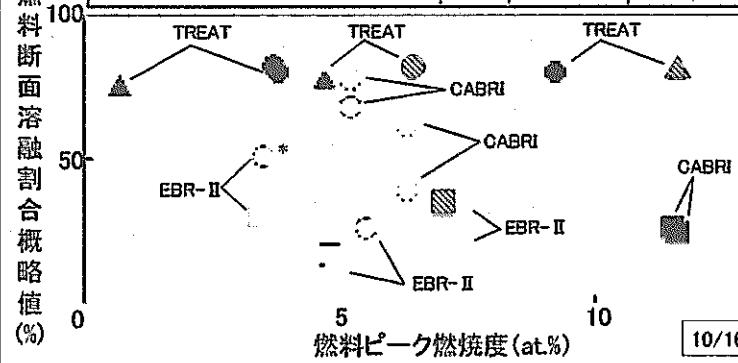
過出力に対する安全裕度



11/16

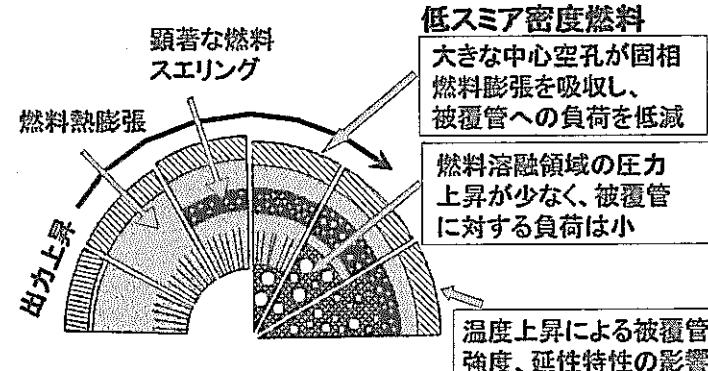
代表的なTOP試験での燃料断面溶融割合の評価

燃料スミア密度	破損	非破損	
		(ΔD/D ≥ 1%)	(ΔD/D < 1%)
~90%TD(中実燃料)	■	▨	□
~85%TD(中実燃料)	▲	▲	
~80%TD (*は中実燃料 他は中空燃料)	●	●	○



10/16

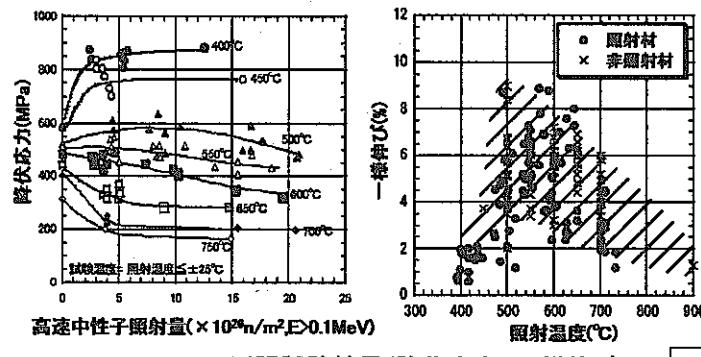
TOP時のFCMI挙動の概略



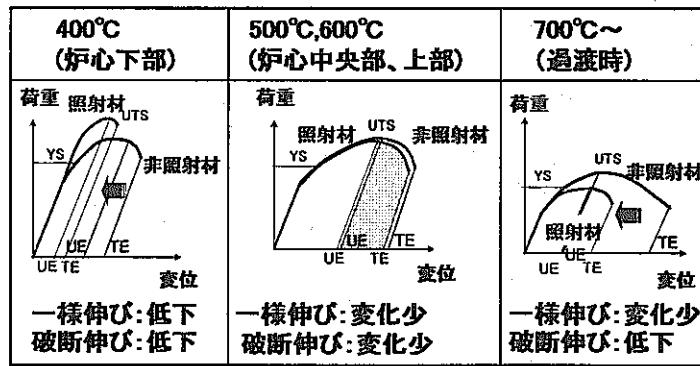
12/16

被覆管強度・延性評価

- 高照射 ($\sim 21 \times 10^{26} n/m^2, E > 0.1 MeV$) PNC316、改良オーステナイト鋼
被覆管の高温引張試験(「常陽」、FFTF(米国)照射)を実施
- スエリングは5~10vol.%発生(500°C付近)



強度、延性に及ぼす照射の影響



14/16

成果のまとめと反映

○定常条件

- 炉外バンドル圧縮試験、高燃焼度照射試験の結果を用いてBDI挙動メカニズムをモデル化した解析コード"BAMBOO"を開発して、破損防止のための制限値の策定に反映した。

OLOF事象

- 高照射被覆管急速加熱破裂試験により、破裂温度に及ぼす照射の影響を評価した。また、原型炉の燃料被覆管最高温度制限値について合理化が可能であることを確認した。

OTOP事象

- 炉内過出力試験により過出力レベルの安全裕度を確認した。また、過渡時FCMI挙動解析モデルを整備した。

○燃料被覆管強度評価

- 高照射被覆管の引張試験により、短時間強度・延性に及ぼす照射の影響を評価し、設計用材料強度基準を改訂した。

15/16

今後の課題

今後は、原型炉仕様燃料(MOXペレット&オーステナイト鋼被覆管)の成 果をベースに、実用化炉心燃料の安全基準類整備のための研究に重点を置く。

○候補材料: ODSフェライト鋼、PNC-FMS鋼

- 材料特性評価: 耐照射性能($\sim 250 dpa$)の確保
- スエリング、照射クリープ特性、耐腐性、強度・延性
- 破損限界: 被覆管低スエリングによるFCMI⇒強度・延性の確保

○燃料候補: MOX燃料、金属燃料、窒化物燃料 等

- 金属、窒化物燃料: 热伝導度特性、重金属密度に優れる
- FCMLFCCI(被覆管内面腐食)特性が重要

米国ANLとの共同研究でTREAT炉過出力試験を検討中

16/16

用語解説

- BDI (Bundle-Duct-Interaction) : 燃料被覆管とラバ管の材料エリング差によって生じる燃料ビン束とラバ管との機械的相互作用
- 急速加熱破裂試験: 被覆管試験片に一定内圧を負荷した後、所定の加熱速度で加熱することにより、LOF時の被覆管温度履歴を模擬し、破裂温度を測定する試験
- 炉内過出力試験: 燃料ビンに過渡的な出力上昇を加え、反応度投入型事象を模擬する試験
- 燃料スミア密度: 燃料ペレット・被覆管キャップも含めた燃料ビン内体積に占める実効的な燃料密度
- FCMI(Fuel-Cladding-Mechanical-Interaction): 燃料ペレットの熱膨張やエリングによって生じる燃料ペレットと被覆管の機械的相互作用
- OPNC316: JNCが開発した炉心材料用オーステナイト鋼。SUS316ステンレス鋼の規格範囲で改良を施し、耐照射性能を向上した材料
- ODSフェライト鋼: JNCが開発した炉心材料用フェライト鋼。耐エリング性に優れたフェライト鋼系に酸化物を微細分散して700°C程度までの高温強度の改善を図った材料
- OPNC-FMS: JNCが開発した炉心材料用フェライト鋼。耐エリング性に優れたフェライト系材料の特性を活かしつつ、W,Moによる固溶強化とNb,Vの析出強化による高温強度の改善を図った材料
- TREAT: 米国ANL研究所の炉内実験施設。炉心中央に試験燃料を装荷(簡易ナトリウム・ループ使用)、燃料破損に至る高い出力条件を与えることができる。

2.3.3 核燃料施設における中性子線量評価に関する研究

(サイクル機構 線量計測課 副主任研究員 辻村 憲雄)

サイクル機構（旧動燃）が蓄積してきた MOX 燃料施設等における中性子線量計測・評価に係る技術課題の整理と体系的なまとめを目的に、臨界事故時の中性子線量評価に関する研究、中性子個人線量計及びサーベイメータ類の高度化研究、並びに MOX 燃料施設における中性子線量データ集の整備を行った。

絶縁材として市販されているエボナイトは、硫黄を重量比で 30%含んでおり、これを薄いディスク状に成型加工することで、前処理することなく、GM 計数管やガスフローカウンタ等を用いて極めて簡便に測定できる可能性を見出した。厚さの異なるエボナイトディスクを製作し、 ^{252}Cf 中性子源を用いて組織カーマ 150mGy の中性子を照射したのち、機器効率 60%の端窓型 GM 計数管を用いて ^{32}P ($^{32}\text{S}(\text{n}, \text{p})^{32}\text{P}$ 、半減期 14.26 日) の β 粒子の測定を試みた。その結果、厚さ 2mm 以上では、自己吸収のため計数率は厚さに大きく依存せず、約 230cpm/Gy の感度が得られた。

臨界事故時における線量評価精度の検証及びその水準の他国との比較を目的に、2002 年 6 月に OECD/NEA が主催した臨界事故時線量評価相互比較試験に参加した。本相互比較試験は、フランス CEA の Valduc センターに設置された小型原子炉 SILENE を用いたブラインド照射試験であり、 γ 線と中性子の合計で約 1 ~ 4 Gy の線量が照射された。エボナイトについては、回収直後に、端窓型 GM 計数管式サーベイメータによる直接測定から線量を算出した結果、何ら複雑な補正処理等を行わなくても予想される線量とファクタ 2 程度で一致することがわかった。固定した幾何学的条件のもとで計数率と線量の関係を予め把握しておくことで、臨界事故時に個人の被ばく線量を極めて迅速に評価できると考えられる。

エボナイトディスクを用いた簡便性に優れる臨界事故時の線量評価手法は、民間再処理施設等における臨界事故時の線量評価プログラムに資することができる。

核燃料施設における 中性子線量評価に関する研究

核燃料サイクル開発機構
東海事業所 放射線安全部
辻村憲雄

研究目的

- ・旧動燃～サイクル機構が蓄積してきた
MOX燃料施設等における中性子線量計
測・評価に係る技術課題の整理、体系的な
とりまとめ

背景

- ・民間のMOX燃料施設建設設計画、MOX燃
料の軽水炉利用計画

研究内容

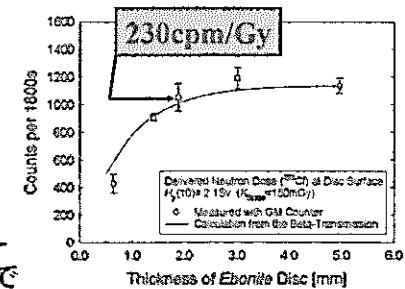
1. 臨界事故時の中性子線量評価に関する
研究
2. 中性子個人線量計及びサーベイメータ類
の高度化研究
3. MOX燃料施設における中性子線量データ
集の整備

臨界事故時の 中性子線量評価に関する研究

- ◆ JNC東海事業所における線量評価法
- 1. 放射化検出器(金属箔:Au, Cu, In, S)
 - ベルトの前後左右に装備
 - 中性子エネルギー分布、入射方向が入手可
 - 一部の従事者のみ、放射沾染測定の迅速性に問題
- 2. TLDバッジ
 - 全従事者が着用
 - 中性子エネルギー依存性大
- 3. 体内中²⁴Naの体外計測法

エボナイトを用いた 速中性子線量評価法(2)

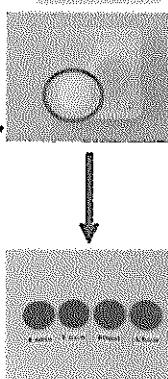
- ◆ 直径50mm、厚さ0.5~5mmのエボナイトディスクに中性子を照射
- ◆ ²⁵²Cf
 $H_p(10) = 2.1 \text{ Sv}$
組織力マ 150mGy
- ◆ 機器効率60%のシールド付きGM計数管で測定



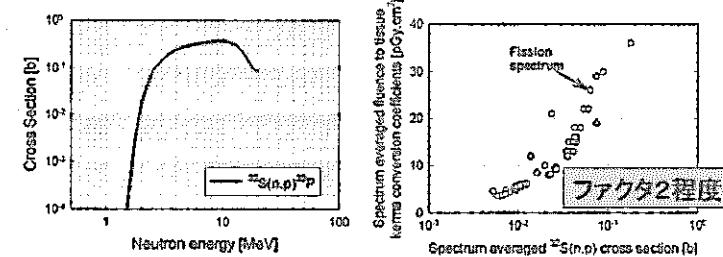
エボナイトの厚さと計数率の関係

エボナイトを用いた 速中性子線量評価法

- ◆ ³²S(n,p)³²P
 - 1.71MeVのβ線、 $T_{1/2} = 14.3$ 日
 - 従来のペレット形(10mm φ × 3mm)は、測定前処理が必要、迅速性に課題
- ◆ エボナイトの利用
 - 硫黄を30%含むゴム
 - ディスク状に加工
 - 端窓GM計数管等による直接測定
 - 換算係数(Gy/cpm)



³²S(n,p)³²Pの中性子スペクトル 依存性の検討



³²S(n,p)反応断面積
実効しきいエネルギー約3MeV

種々の中性子スペクトルに対する
平均断面積と線束一組織力マ
換算係数の関係

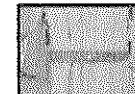
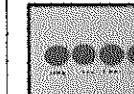
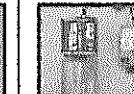
SILENE臨界事故時線量評価 相互比較試験

- ◆ 2002年6月10~21日にCEA Valducセンターで開催
- ◆ 現地参加者14か国、40名
(30か国、100人以上)
- ◆ SILENE炉
 - 直径36cm
 - 93%濃縮ウラン
(硝酸ウラニル)
 - 鉛、鉄、ポリエチレン遮へい
(オプション)
 - 照射室内19m × 12m × 10m高



SILENE臨界事故時線量評価 相互比較試験(2)

- ◆ 使用した線量計

放射化箔 Au,Cu,In,S	エボナイト	TLDバッジ	出入許可証 取り付け蛍光 ガラス線量計
			
帰国後	端窓GMサー ベイメータで 現地で測定	TLD読取裝 置で現地で測 定	帰国後

SILENE臨界事故時線量評価 相互比較試験(3)

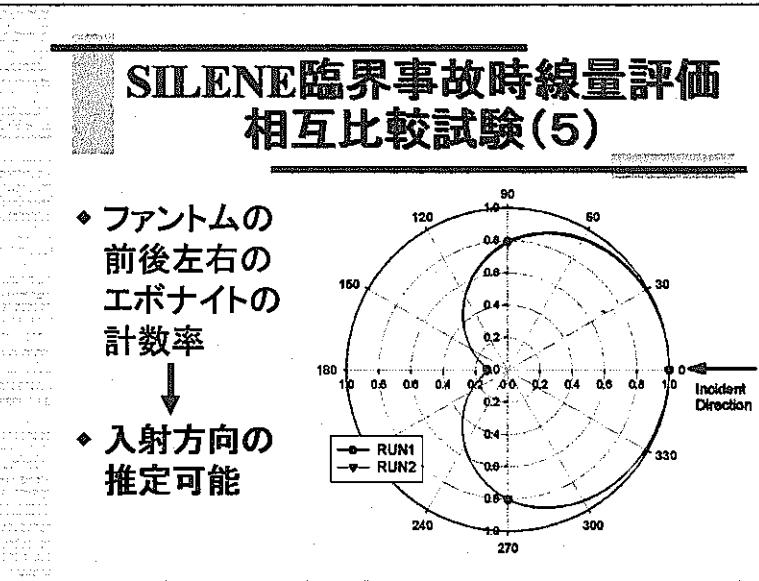
	1st RUN	2nd RUN	3rd RUN
運転モード	Free Evolution	Steady Mode	Free Evolution
照射時間	35秒	34分20秒	44秒
遮へい	-	Lead	Lead
合計線量	4Gy	1Gy	2Gy
γ/\ln 比	1.2	0.2	0.2
照射距離	4m	4m	4m

SILENE臨界事故時線量評価 相互比較試験(4)

単位:Gy

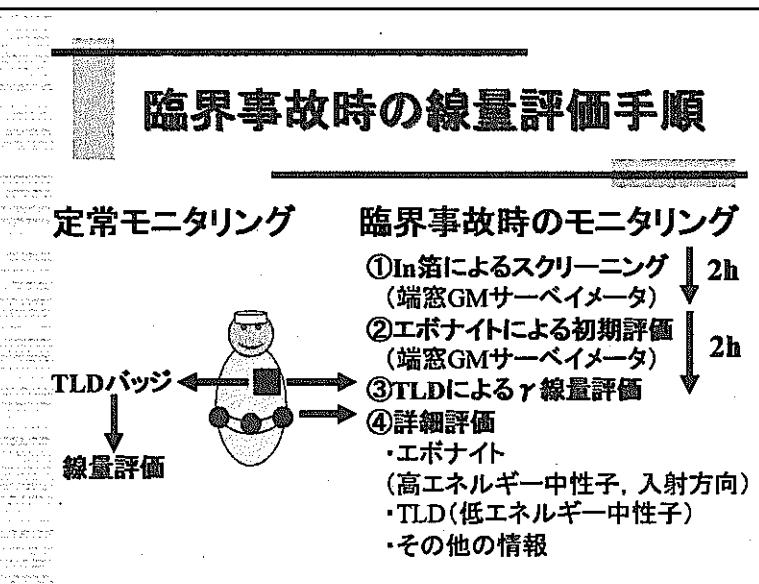
	1st RUN	2nd RUN	3rd RUN
遮へい	-	Lead	Lead
予想中性子 線量	1.8	0.8	1.7
エボナイト	A 2.2	0.94	2.1
	B 1.82	0.47	0.92
その他の中 性子線量計	1.44	0.59~0.74	1.11~1.66

A:現地での暫定評価値、B:最終評価値(帰国後)



検討課題と今後の予定

- ◆ エボナイトの従事者全員の着用
- ◆ サイズ(50mmφ)の見直しと配置検討
- ◆ 検出下限の見積もり(GM計数管, 低BGガスフローカウンタ)
- ◆ 鉄減速スペクトル場での評価方法



成果のまとめ

- ◆ 臨界事故時用中性子線量計として、エボナイトの有効性を実証した。
- ◆ エボナイトは測定が極めて簡便。
- ◆ Gyオーダーの被ばくであれば、端窓GMサーベイメータの測定値だけからも線量初期評価が可能。

成果の反映先

- ◆ 簡便性に優れる臨界事故時の線量評価手法は、民間再処理施設等における臨界事故時の線量評価プログラムに資することができる。

用語解説

- ◆ 臨界事故(criticality accident): 核分裂性物質を取り扱う施設において、臨界に達することを意図していないにもかかわらず臨界に達し、それがもとで人的・物的被害をもたらすこと。
- ◆ 放射化(activation): 元素の安定核種に主に粒子放射線を照射して核反応を起こさせて放射性核種に変換する過程をいう。
- ◆ エボナイト(ebonite): 生ゴムに30%程度の硫黄を混ぜ、加硫して得られる硬質ゴム。一般に絶縁体として使用される。

2.3.4 臨界安全性の実験的研究－溶液燃料体系の定常臨界特性と超臨界事象の研究－

(原研 燃料サイクル安全工学部 次長 三好 慶典)

大型再処理施設の運転開始、中間貯蔵施設や MOX 燃料加工施設などの建設計画を背景として、核燃料施設の合理的な臨界安全設計、臨界安全管理に必要な実験データの整備、臨界事故評価、被ばく線量評価の信頼性向上、および臨界安全管理技術の向上などを目的として原研が実施している核燃料施設に係わる臨界安全性の実験的研究について、原研の NUCEF における定常臨界実験装置 STACY による溶液燃料体系の定常臨界特性に関する研究、および過渡臨界実験装置 TRACY による溶液燃料体系の超臨界事象の研究の成果を中心に報告する。

STACY による臨界特性研究では、低濃縮ウラン溶液、及び今後のプルトニウムリサイクルに係るプルトニウム系溶液燃料について、高精度の臨界データを整備することを目的とした実験を行っている。例えば、複数のタンクが配列した体系での臨界安全設計手法の検証やコンクリート、ポリエチレンなどの構造材の中性子遮蔽効果に関する特性評価を目的として、2 基の平板タンク配列を用いた臨界実験を実施した。また、再処理施設における溶解工程の臨界安全設計手法の検証を目的として、溶解工程を模擬した非均質体系での高精度の臨界データを取得した。六ヶ所再処理施設の設計に用いられた JACS コードシステムによるこの実験の解析結果は非均質低濃縮ウランの推定臨界下限増倍率を上回っており、臨界安全ハンドブックの制限値を実証した。

TRACY による超臨界事象研究では、臨界事故時の核熱動特性の解明を目的として、濃縮度 10% のウラン溶液炉心により、過渡臨界時の出力、温度、圧力挙動を調べ、反応度フィードバック機構の評価を行うとともに、臨界を越えた過渡状態における中性子、ガンマ線の空間線量特性についての研究を行っている。これまで、取得した過渡実験データに基づき、臨界事故解析コード AGNES2 の開発を行っている。例えばランプ給液モードの実験に対して、第 1 パルスの核分裂数の実験値と計算値との比較では、AGNES2 による計算は、保守的にみて 20% の範囲で実験値と一致する結果が得られている。JC0 臨界事故後の対応として、臨界事故時の放熱による再臨界特性を把握するため、ランプ給液モードにより臨界を超過させ、4-5 時間程度放置することにより、自然放熱状態での出力挙動を測定した。これらの結果は、AGNES2 の熱解析機能の強化や、有限要素法を用いた 3 次元熱流動解析コードの整備に活用される。

JC0 臨界事故対応として原研では、長時間臨界が継続していた事故の全期間にわたる現象を解説するため、沈殿槽のモックアップ試験装置による熱特性のシミュレーション実験を実施した。この実験により事故時に投入された反応度、あるいは、冷却材流量などの推定を行い、観測されていない溶液温度についても評価した。これらの成果は、六ヶ所再処理施設や将来施設の臨界設計や臨界管理方式の合理化に寄与するとともに、学会で策定を進めている「臨界安全管理標準」や、燃焼度クレジットの安全基準策定、さらに、国際間で共通な臨界安全データの整備にも反映されると期待される。また、溶液燃料の超臨界事象研究の成果は、評価手法の改良を通じて核燃料施設の安全対策の合理化と事故対応システムの整備に反映されるものである。

今後は、定常臨界特性の研究については、中性子毒物効果、FP 吸収効果に関するデータの整備、溶液燃料の未臨界特性に関するシミュレーションコードの開発などを行っていく。さらに、プルトニウム溶液については、臨界ベンチマークデータに基づいた解析手法の整備を行うとともに、

臨界安全ハンドブック第3版の改訂等を行い、臨界安全データの充実を図る。超臨界特性の研究については、TRACYにおける反射体付体系の過渡臨界特性の解明、高速の核熱流動解析システムの整備、プルトニウム溶液体系に対する高精度の事故解析手法の整備等を行う計画である。

原研－サイクル懇親会
安全研究成果報告会
平成15年3月7日

臨界安全性の実験的研究 —溶液燃料体系の定常臨界特性と超臨界事象の研究—

日本原子力研究所
安全性試験研究センター
燃料サイクル安全工学部

三好 廉典

背景

- 核燃料サイクルの推進
- 再処理施設の建設・運転
- 中間貯蔵施設の建設
- MOX燃料利用の推進
- MOX燃料加工施設の建設
- 軽水炉燃料の高燃焼度化

- ウラン燃料加工施設の
臨界事故による臨界安全
性確保の重要性の増大
- 事故の早期検知
- 事故対応の強化

- 合理的な臨界安全設計・安全管理に必要な実験データの整備
- 臨界事故評価手法・被ばく線量評価手法の信頼性向上
- 核燃料サイクル施設の臨界安全管理技術の向上

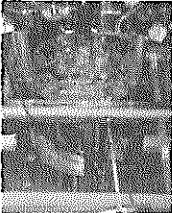
2

研究目的

<溶液燃料の臨界特性研究>

STACY

- 低濃縮ウラン、プルトニウム溶液の臨界ベンチマーク実験データの拡充
- 基本体系、複数ユニット体系
- 反応度係数(温度、ポイド)
- 非均質体系、吸収体効果

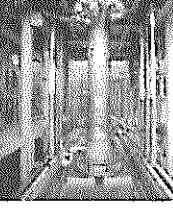


STACY炉心

<溶液燃料の超臨界事象研究>

TRACY

- 臨界事故時の核熱動特性の解明
 - 出力、温度、圧力
 - 反応度フィードバック機構
 - 空間線量特性
(中性子、ガンマ線)



TRACY炉心

→

• 臨界解析手法の改良・整備

• 臨界安全ハンドブックの改定

• 燃焼度クレジットの導入

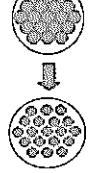
3

臨界特性研究の成果(2) —溶解槽模擬体系の臨界特性データの取得—

溶解工程

**硝酸ウラニル水溶液
濃縮度 6wt.%
ウラン濃度0~500g/L**

臨界計算手法の検証

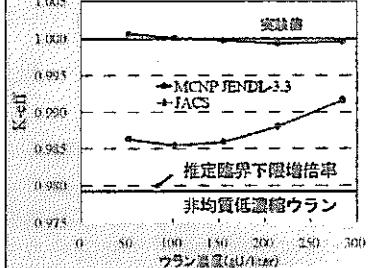






溶解とともに燃料が小さくなっていく

実験値 MCNP/JENDL-3.3 JACS
推定臨界下限倍率 非均質低濃縮ウラン



• 六ヶ所再処理施設の設計に用いられたJACSコードシステムの計算結果は推定臨界下限倍率を充分上回っており、臨界安全ハンドブックの制限値を実証。

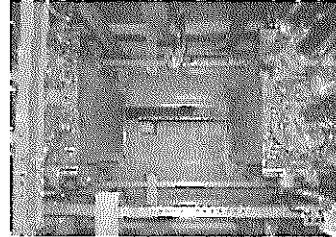
• FP核種の吸収体効果、中性子毒物効果に関する実験を計画

5

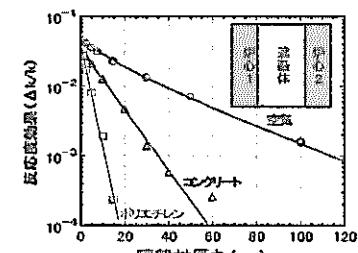
臨界特性研究の成果(1) —配列体系における中性子相互干渉効果の解明—

課題

- 複数ユニットの臨界安全評価手法の検証
- 構造材による中性子遮蔽効果の評価
- モンテカルロコードによる臨界解析手法の評価

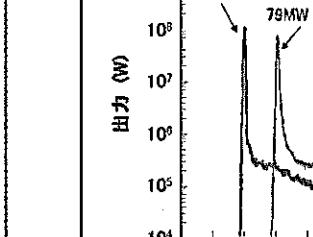


平板タンク2基の相互干渉炉心



反応度干渉係数(%)

距離材厚さ(cm)



空気

エクリート

スチレン

→

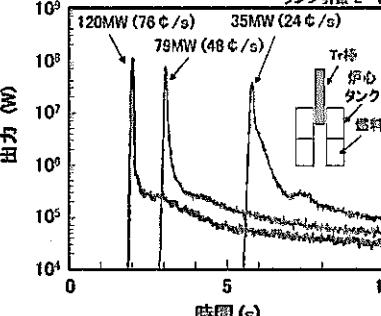
- 相互干渉体系に関するベンチマーク実験データを拡充
(国際臨界安全ベンチマーク実験ハンドブック: ICSIEP)
- 複雑体系の臨界安全制限値、解析手法の妥当性を検証

4

超臨界事象研究の成果(1) —臨界事故評価コードAGNES2の開発—

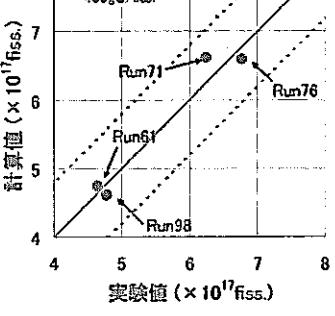
• 出力変化の反応度添加率依存性

ランプ給添モード
～400gU/liter



出力(W)

時間(s)

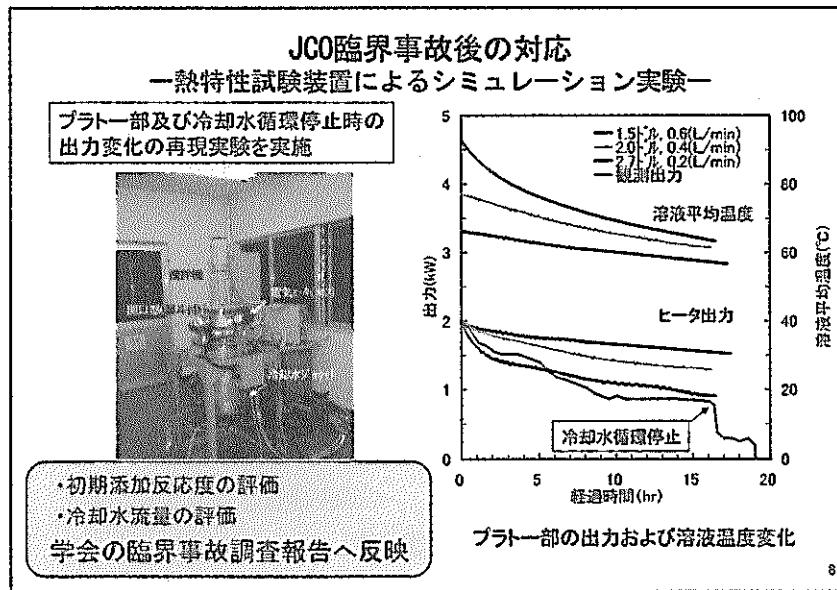
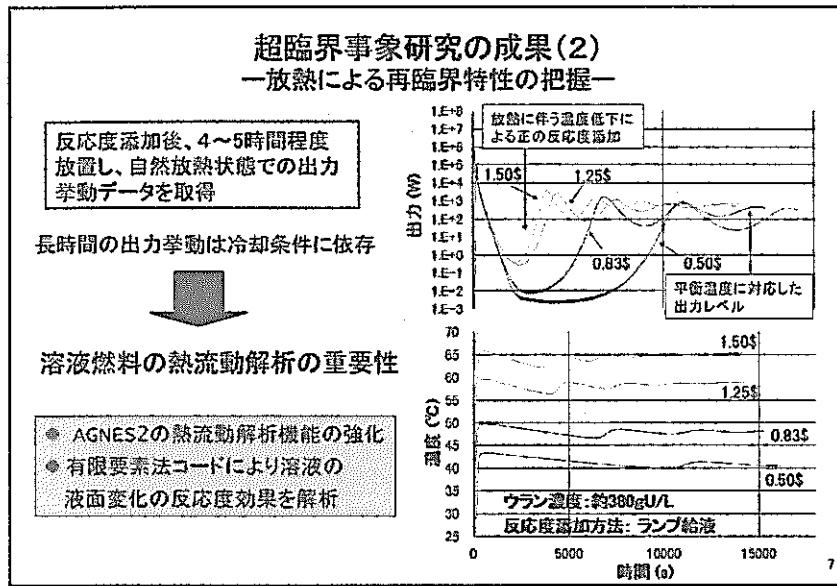


実験値 ($\times 10^{17}$ fiss.)

核分裂数の比較

AGNES2: 修正エネルギーモデルにより放射線分解ガスの生成・消滅を考慮

6



成果のまとめ

- 溶液燃料の臨界特性研究
 - 低濃縮ウラン溶液の臨界データ、事故評価パラメータを取得
 - JACSコードシステムによる臨界安全制限値の妥当性を確認
 - 核データライブラリーJENDL3.2の精度評価
 - 配列体系の臨界安全評価手法、解析コードの検証
- 溶液燃料の超臨界事象研究
 - 反射体の無い低濃縮ウラン炉心の過渡実験データを整備
 - ウラン溶液燃料に対する臨界事故評価コードAGNES2を公開
 - JCO臨界事故時の沈殿槽の動特性、熱流動特性を総合評価

研究成果の反映

- 溶液燃料の臨界特性研究
 - 安全設計、安全管理の基準となる臨界安全制限値の見直し
 - 再処理施設の安全規制、運転管理方式の合理化
 - 臨界安全管理標準、燃焼度クレジットの安全基準
 - 国際的に共通な臨界安全データの整備
- 溶液燃料の超臨界事象研究
 - 核燃料施設の安全対策の合理化と事故対応システムの整備
 - 臨界事故時の総核分裂数の評価法の確立
 - 想定事故シナリオの確立
 - 被ばく線量評価の信頼性向上

今後の課題

● 溶液燃料の臨界特性研究

- ・中性子毒物効果、FP吸収体効果に関するデータの整備
- ・溶液燃料の未臨界特性の解明
- ・プルトニウム溶液体系に対する臨界解析手法の改良

● 溶液燃料の超臨界事象研究

- ・反射体付体系の過渡臨界特性の解明
- ・三次元核熱流動解析コードの開発
- ・プルトニウム溶液体系に対する事故評価手法の整備

● ハンドブック第3版による臨界安全データの拡充

11

<用語の解説>

燃焼度クレジット

燃料の燃焼に伴う燃料組成変化により燃料混合体等の中性子実効倍率は低下します。この効果を臨界安全評価に取入れることを燃焼度クレジットといい、ウラン、プルトニウム等のアクチナイドの組成変化だけを考慮する方法(レベル-I)と核分裂生成物(FP)も考慮する方法(レベル-II)があります。

反応度係数

溶液燃料体系等の中性子実効倍率は、溶液の温度や溶液中のボイド量により変化します。単位温度あるいは単位ボイド体積量などが反応度(中性子実効倍率の1からのずれの指標)へ影響を及ぼす量として反応度温度係数、反応度ボイド係数があります。

臨界性パラメータ

溶液燃料などの臨界事故時の出力挙動に影響するパラメータで、遮発中性子の実効割合、即発中性子の寿命があります。ウラン、プルトニウム等、燃料の種類により異なり、また、燃料組成(富化度、濃縮度、溶液燃料の温度)によっても変化します。

中性子相互干渉効果

核燃料を含む機器(タンクなど)が複数配置している体系では、機器と機器の間での中性子のやりとりにより接的な効果を生じます。この効果は、機器どうしの相対位置や配置された構造材(ポリエチレン、コンクリートなど)の条件により変化します。

溶解槽模擬体系

再処理施設の溶解槽は、硝酸によって使用済燃料を溶解するので固型の燃料ペレットと核分裂生成物が溶解した溶液燃料が混在する状態になりますので、溶解槽模擬体系により、溶液燃料だけの均質体系とは異なる非均質な体系を模擬します。

12

2.3.5 リスク情報の活用法に関する研究

－安全目標に向けて：公衆のリスクを評価する－

(原研 安全評価研究室 主任研究員 本間俊充)

原子力安全委員会では、PSA から得られるリスク情報を考慮した安全規制・安全管理を奨励しており、原研ではこれに貢献するため、これまで開発・整備してきた PSA 手法を基に、設計や運転管理の変更がリスクに及ぼす影響を様々な指標を用いて定量化する手法を整備し、特定課題への適用研究を行う「リスク情報の活用法に関する研究」に着手した。本研究は、特に現在安全委員会が進めている安全目標の策定における技術的課題を検討するための基礎情報を提供することを目的としている。

本研究では、原研で既に実施された軽水炉モデルプラントのレベル 2PSA の結果から得られた広範な事故シナリオについて、原研で開発したレベル 3PSA コード OSCAAR を用いて環境影響評価を実施し、仮想サイトの立地の特性を反映させると共にわが国の防災指針に準拠した防護対策条件を課して、特に公衆個人の健康影響に着目した評価を行った。その結果、事故発生から放射性物質の環境放出までの時間が非常に早い大規模放出の事故シーケンスでは、約 $10^{-12}/\text{炉年レベル}$ 以下の僅かな早期死亡リスクが放出点近傍で存在するが、それ以外の事故シーケンスでは防護対策の実施により早期死亡リスクを避けることができること、晩発性のがん死亡リスクは、格納容器の過圧破損による後期大規模放出がリスクに支配的で約 $10^{-9}/\text{炉年レベル}$ となるが、格納容器ペントによる管理放出でリスクを十分の一以下に低減できること等が明らかになった。また同時に、レベル 3PSA に係わる不確実さ及び不確実さ寄与因子の定量化手法を開発し、不確実さ及び寄与因子の評価も行った。これらの結果から、わが国の原子力発電所における事故のリスクは、社会に存在する様々なリスクより小さく、また参考となる米国で策定されている安全目標も十分に満足することが明らかとなった。

この成果は、現在検討が進められている我が国の安全目標に対して、リスク指標、定量的安全目標のリスクレベル、施設の個別目標、不確実さ等の検討に有用な情報を提供している。今後はより合理的な安全規制への貢献として、炉型やサイトの依存性及びレベル 1 及び 2PSA を含む評価全体の不確実さを検討し、ソースタームと公衆リスクの関係を一般化することが考えられる。また安全目標が策定された後の指針体系化への支援として、核燃料施設等への PSA 適用範囲の拡大、特定の指針、例えば立地指針や防災指針等の見直しに係わる課題を検討する予定である。レベル 3PSA の地域防災計画への活用として、防護対策範囲や防護対策指標の課題検討を通じた合理的な防災計画の確立による、より一層の安全性向上に貢献できると考えている。

リスク情報の活用法に関する研究

—安全目標に向けて:公衆のリスクを評価する—

日本原子力研究所 安全性試験研究センター
原子炉安全工学部 安全評価研究室

本間俊充

研究目的

安全目標策定における技術的課題の検討
のための基礎情報を提供する

- 原子力施設がもたらす公衆のリスクの定量化
- リスク支配因子の同定
- 不確実さの評価手法確立と定量化

3

背景

原研における確率論的安全評価(PSA)
手法の開発と適用

原子力発電所のPSA

内的起因事象

:炉心損傷頻度

:格納容器破損頻度
ソースターム

:公衆のリスク

外的起因事象

:炉心損傷頻度

原子力発電所以外のPSA

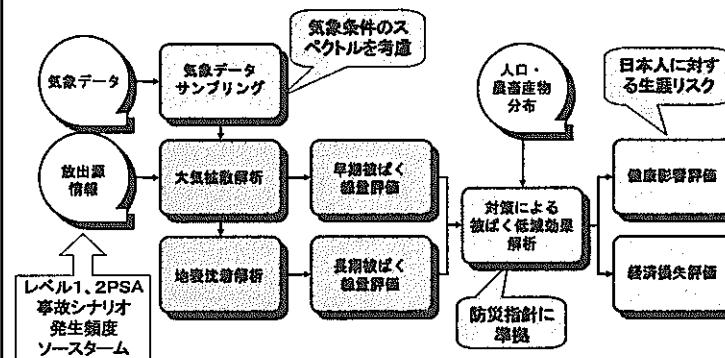
原子力安全委員会による
リスク情報を考慮した
安全規制・安全管理の奨励

リスク情報の活用法の研究
・リスク情報活用手法の整備
・リスク情報活用手法の特定課題への
適用
・核燃料サイクル施設に関するリスク
評価手法の整備

リスクを指標とする
安全目標の策定

2

レベル3PSA手法



OSCAARコードの構成

● OSCAARは国際比較計算で米国MACCS、欧州委員会COSYMAと共にコード機能を検証

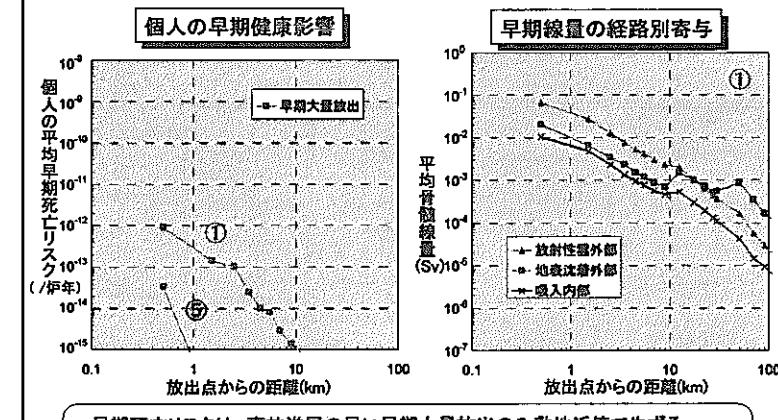
4

広範な事故シナリオの環境影響評価

- 110万kWeBWR-5プラントを対象に、仮想サイトの立地特性を反映
 - サイト気象データ及び気象庁新数値予報(GPV)データ
 - 1年間8760の気象シーケンスを考慮し、気象サンプリング法で選択
 - 国勢調査、農業センサスに基づく人口・農畜産物分布データ
- 防災指針に準拠した防護対策を考慮
 - 対策指示から屋内退避(1時間)、コンクリート屋内退避(2時間)、避難(6時間)の完了時間を想定
 - 10mSvを超える範囲は1日の屋内退避
 - 50mSvを超える領域は、2時間のコンクリート屋内退避の後、1週間の避難
 - 一時移転(年間140mSVを超える領域)、食物摂取制限
- 平均個人の早期死亡及び晩発性がん死亡リスクに着目

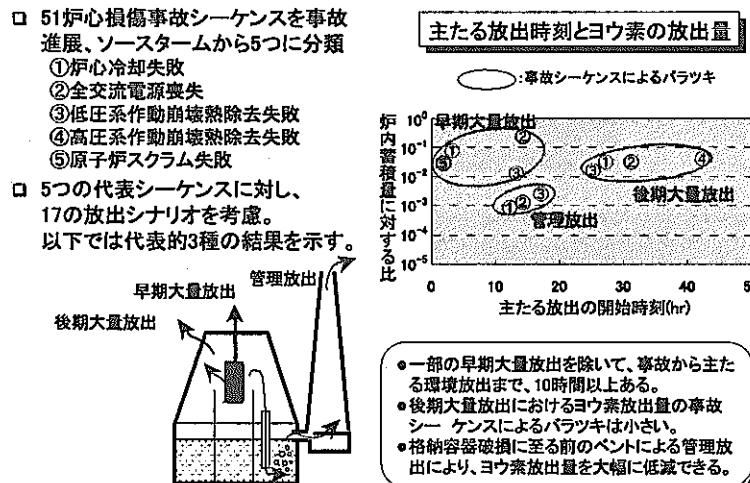
5

早期影響の解析結果



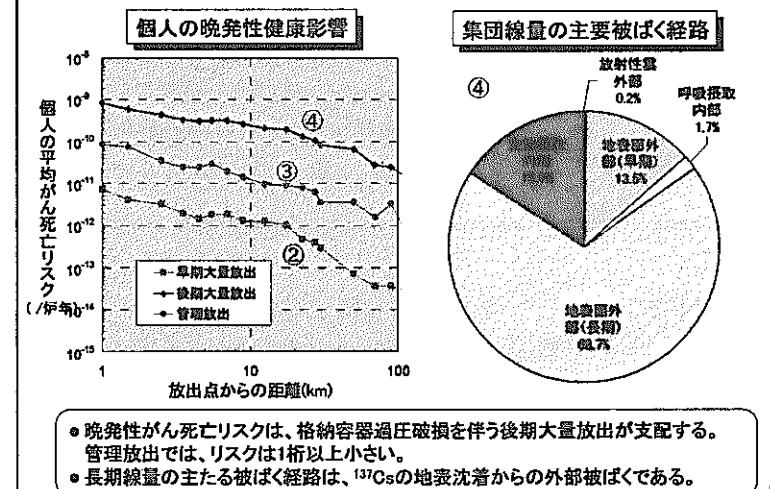
7

解析に用いたソースタークム



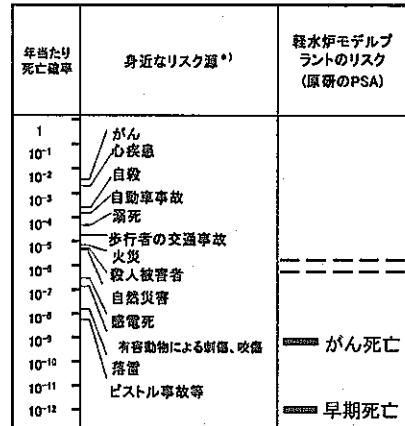
6

晩発性影響の解析結果



8

原子力発電所の事故と他のリスク源との比較

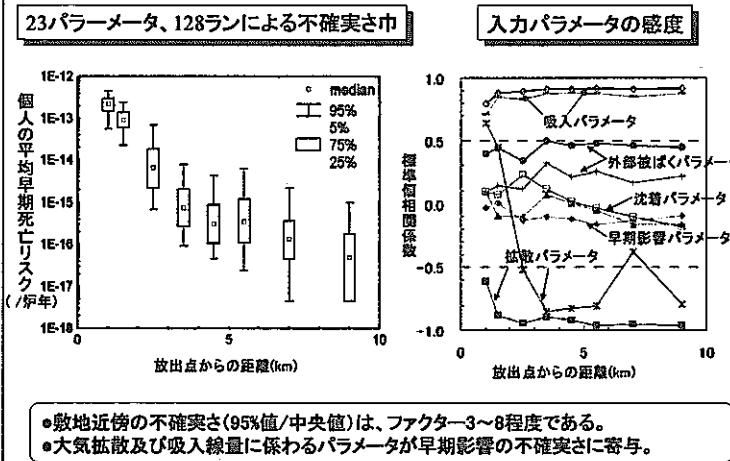


*）出展：厚生省人口動態統計、管轄白書（平成2～11年版）

- わが国の原子力発電所の原子炉事故のリスクは、社会に存在する様々なリスクより小さく、また米国の安全目標を十分に満足する。

米国のおもな目標
がん死亡リスクは一般的のがん死亡の
0.1%以下(敷地境界から10マイル以内
の平均)
早期死亡リスクは一般的の事故死亡の
0.1%以下(敷地境界から1マイル以内
の平均)

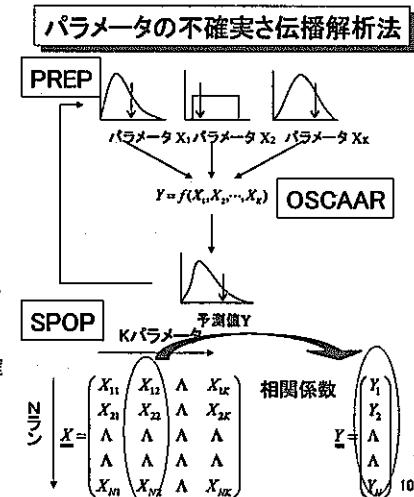
不確実さ・感度解析結果



レベル3PSAに係る不確実さ

- 確率的な不確実さ
(事故時の気象条件のようなランダムな不確実さ)

- 主観的な不確実さ
(知識の限界に起因する不確実さ)
 - モデルの不確実さ
実測データによるモデル検証
(チュエルノブイリ線量再構成)
 - パラメータの不確実さ
モンテ・カルロ法に基づく不確実さ伝播解析法による評価
(PREP/SPOPコードとの結合)



成果のまとめと反映

- 我が国の自然社会環境条件を考慮した独自のレベル3PSA評価手法を確立した。
 - 国内のモデルプラントを対象として、初めて公衆のリスクレベルを明らかにした。
 - 環境影響に係わるリスク支配因子を明らかにした。
 - レベル3PSAに係わる不確実さ及び不確実さ寄与因子の定量化手法を開発し、評価を行った。

安全目標策定における技術的課題

- リスク指標、防護レベル、個別目標、不確実さに関する基礎情報を提供

今後の課題

より合理的な安全規制

- 安全目標策定への貢献
 - 不確実さ、サイト依存性を考慮し、ソースタームと公衆リスクの関係を一般化
- 指針体系化への安全目標適用の支援
 - 核燃料施設等へのPSA適用範囲の拡大
 - 特定の指針見直しに係わる課題検討

より一層の安全性向上

- レベル3PSAの地域防災計画への活用
 - 防護対策範囲や防護対策指標の課題検討

13

用語解説

- 確率論的安全評価(PSA)
原子力施設において発生し得る事故を対象に、その発生頻度とそれがもたらす影響の大きさを推定することによって「リスク」を求め、施設の安全性を総合的に評価する方法。炉心損傷の発生頻度評価(レベル1)、環境への放出に至る事故の発生頻度及びソースターム評価(レベル2)、環境影響と公衆のリスク評価(レベル3)に分けられる。
- ソースターム
事故時に環境へ放出される放射性物質の種類、化学形、量、放出位置等の情報。
- 早期健康影響
放射線被ばくによる身体的影響のうち、被ばく直後又は数週間後の間に発現する影響で、影響の発生には線量のしきい値が存在する。
- 晩発性健康影響
放射線被ばくによる身体的影響のうち、被ばく後長時間たってから発現する可能性のある影響で、線量の増加と共に影響の発生確率が増す。各種がんが含まれる。
- 原子力発電所に対する米国の定量的安全目標
早期死亡リスクは一般的の事故死亡の0.1%以下(敷地境界から1マイル以内の平均)。
がん死亡リスクは一般的のがん死亡の0.1%以下(敷地境界から10マイル以内の平均)。

14

2.3.6 核燃料施設の信頼性評価手法に関する研究

(サイクル機構 技術開発課長 野尻 一郎)

本研究は、核燃料施設の確率論的安全評価を合理的、効率的に実施するためのシステム開発、データベース整備を行い、施設の運転安全性の向上、指針等の整備へのデータ提供に資することを目的としている。

HAZOP 解析システムを実用的なシステムとするため、東海再処理施設の高放射性廃液濃縮工程について、その適用性を検討した。HAZOP 解析システムは、HAZOP 手法に従い「ずれ」を想定しながら各種データベースを参照し、原因・影響等を抽出するものであり、知識ベースと HAZOP 解析エンジンで構成される。HAZOP 解析エンジンは、知識ベースの情報を基に機器、装置間で異常伝播を解析し、原因、影響、対策を解析結果として出力する。一般的知識ベースは、様々なプラントに共通の知識を格納したものであり、「構成要素、装置に関する知識ベース」「化学物質、反応に関する知識ベース」「対策に関する知識ベース」の3種類の知識ベースで構成される。HAZOP 支援システムの実プラントへの適用性検討を実施し、運転員の実施した解析結果と同等の解析結果が得られることを確認した。

東海再処理施設の機器について保全履歴データを継続収集、運転データの調査・収集を行い、東海再処理施設設備保全管理支援システム(TORMASS)への定常的な登録を実施した。TORMASS は、東海再処理施設の設備・機器の保全作業に関する保全履歴等を記録・管理するための支援システムであり、登録されている機器・設備の故障原因、処置対策等について検索することが可能である。機器・設備保全履歴から確率論的安全評価に資する信頼性データを得るために予備的検討を高放射性廃液貯蔵場の空気圧縮機を例に行った。運転実績から、2台の空気圧縮機の累積運転時間 $\Sigma t_i = 166440$ (h) であり、空気圧縮機の故障率は、 $\lambda = 0.5 / 166440 = 3.0 \times 10^{-6}$ (/h) となった。得られた結果は、一般データとの比較を行い、同程度の信頼性をもつことを確認した。

本研究の成果は、核燃料施設の安全レビュー（解析手法、信頼性データ）、施設保全計画の策定（点検周期、頻度）及び施設の安全・安定運転へ反映できる。

核燃料施設の信頼性評価 手法に関する研究

核燃料サイクル開発機構
東海事業所 再処理センター
技術部 技術開発課長

野尻 一郎

1

背景(I)

- ・ 定量的安全目標の設定
- ・ リスク情報を参考とする規制概念の導入
- ⇒ 確率論的安全評価(PSA)の活用が今後一層期待される。

2

背景(II)

- ・ 核燃料サイクル施設におけるPSAの現状
 - HAZOP、FTA等の基本的手法の適用性は確認済
 - HAZOP評価を行うためには、多大な労力が必要
⇒ 評価を効率的かつ効果的に行うためのツールの整備が不可欠
 - 信頼性データの不足
⇒ 実プラントの運転データに基づく信頼性データの収集・整備

3

研究目的

核燃料施設の確率論的安全評価を合理的、効率的に実施するためのシステム開発、データベース整備を行い、施設の運転安全性の向上、指針等の整備の際のデータ提供に資する。

4

研究内容

I. システム分析手法の高度化

- 核燃料施設を対象としてハザード同定、システム解析を効率的に行える分析システムの整備を行い、実プラントへの適用を通じて手法の高度化を図る。

II. 信頼性データの収集・整備

- 国内外の文献データ並びに施設からの収集・整備したデータ等を基に機器の故障率、人的過誤率等のデータベースの拡充・整備を行う。

5

HAZOP支援システムの開発

- 欧米において広く採用され、有用性が示されているHAZOPを自動化した知識ベースシステム
- 計算機処理により、時間・労力の軽減
- 専門家の代替
- 計算機処理により、繰り返し作業を効率化
- 広範囲、網羅的な解析が短期間で可能

7

研究開発成果

I. システム分析手法の高度化

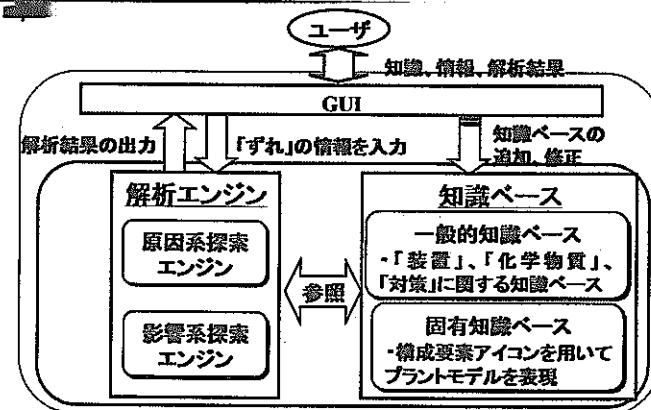
- HAZOP解析支援システムの開発・高度化
- 高放射性廃液濃縮工程を例に、知識ベースを構築し、人間の解析結果と同等の解析結果が得られることを確認

II. 信頼性データの収集・整備

- 繙続的に保全データの収集・整備を実施
- 東海再処理独自の機器故障率を算出、一般データとの比較検討

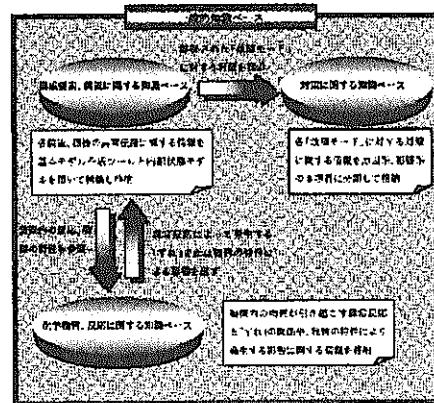
6

HAZOP解析システムの構成



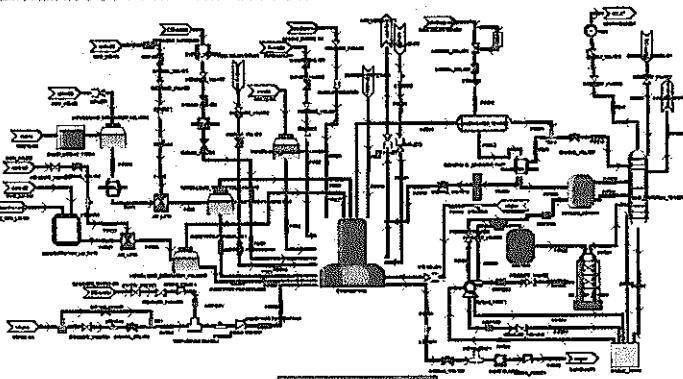
8

一般知識ベースの構造

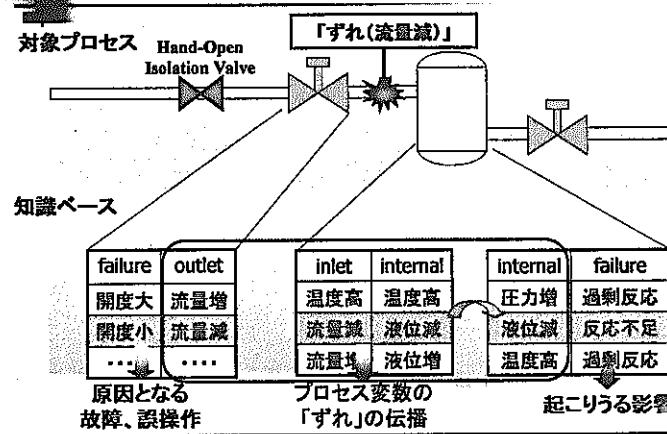


9

プラントモデルの例



解析の流れ[原理]



10

HAZOP解析結果の比較

「ずれ」として、高放射性廃液蒸発缶における加熱蒸気
流量が異常に上昇する場合を想定

[HAZOP支援システムの解析結果]

原因	影響
減温装置からの蒸気流量增加 誤操作による手動弁開 誤操作によるバイパス弁開	<ul style="list-style-type: none"> 処理量増加 液位低下 濃縮廃液の温度異常上昇 蒸発缶内の負圧変動 接続部からの漏れ 放射性物質の漏洩 DF低下
原因	検知・対策
減温装置からの蒸気流量增加	TA+、LRC、LA-等による蒸発 缶内異常の検知

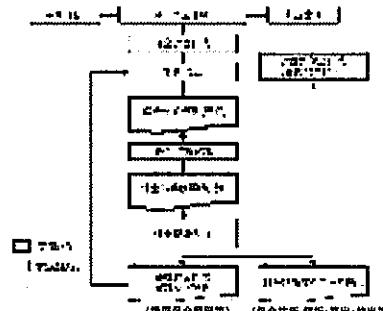
[TRP運転員によるHAZOP解析結果]

原因	影響
減温装置からの蒸気流量增加	<ul style="list-style-type: none"> 処理量増加 液位低下 濃縮廃液の温度異常上昇 蒸発缶内の負圧変動 DF低下
原因	検知・対策
減温装置からの蒸気流量增加	TA+、LRC、LA-等による蒸発 缶内異常の検知

運転員の実施したHAZOP解析結果と
同等の解析結果が得られた。

設備保全管理システム (TORMASS) の概要

設備保全管理システム(TORMASS)により、東海再処理施設の設備・機器の保全履歴、故障原因、対策について記録・管理しており、保全計画作成等に活用されている。



17

保全履歴データを用いた機器故障率の算出(I)

[例: 高放射性廃液貯蔵場の空気圧縮機]

TORMASSの保全履歴データから、高放射性廃液貯蔵場(HAW)の空気圧縮機の保全履歴を調査。

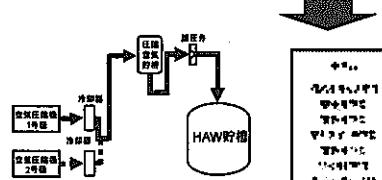


表 HAWの空気圧縮機の保全規則

NAME	SEX	AGE	STATE
JOHN D.	M	25	W
JANE E.	F	22	W
JOHN F.	M	28	W
JANE G.	F	25	W
JOHN H.	M	26	W
JANE I.	F	23	W
JOHN J.	M	27	W
JANE K.	F	24	W
JOHN L.	M	29	W
JANE M.	F	26	W

調査結果(上表)の不具合は、どれも圧縮空気の喪失に繋がるものではなかつた。

14

保全履歴データを用いた機器故障率の算出(II)

故障率の算出方法*

$$\text{① } r > 0 \text{ の場合: } \lambda = \frac{r}{\sum T_i}$$

Ti : 運転時間
r : 故障回数
λ : 故障率

$$\textcircled{2} \ r=0 \text{の場合: } \lambda = \frac{0.5}{\sum T_i}$$

※(財)原子力安全研究協会
「PSA用故障率データに関する
調査」報告書参考

実績調査の結果、空気圧縮機の運転継続失敗に繋がる故障認められず。
⇒②の式を採用

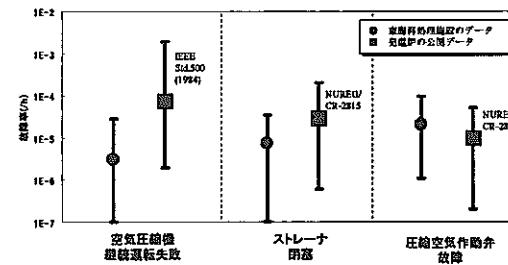
空氣壓縮機 $\Sigma \Pi = 166440 \text{ h}$

$$\lambda = 3.0 \times 10^{-6} / h$$

15

公開データとの比較

TORMASSの保全履歴から算出した機器故障率を発電炉の確率論的安全評価(PSA)に用いられている公開データと比較した。



※東海再処理施設固有の故障率の不確実さについては、信頼水準90%の χ^2 検定を用いて算出した。

16

成果のまとめ

- システム分析手法の開発研究として、HAZOP支援システムの実プラントへの適用性検討を実施し、運転員の実施した解析結果と同等の解析結果が得られることを確認した。
- 信頼性データの収集・整備として、継続して設備保全データを収集するとともに、東海再処理施設独自の機器故障率データを算出し、一般データとの比較を行い同程度の信頼性をもつことを確認した。

17

成果の反映

- 施設の安全レビューへの反映
(解析手法、信頼性データ)
- 施設保全計画の策定(点検周期、頻度)
- 施設の安全・安定運転

18

今後の課題

- HAZOP支援システムの他工程への適用性検討
- インターフェースの改良(日本語⇒英語)
- HAZOP解析結果からの、事象シーケンス、フォルトツリー等への展開機能の追加
- 信頼性データベースから機器故障率データベースへ変換する機能の追加

19

用語解説

- HAZOP:Hazard and Operability Studies
好ましくないプロセスパラメータの変化の可能性と、その原因と影響を評価し、可能性のある危険性を評価する手法。
- FTA:Fault Tree Analysis
望ましくない事象を頂上事象とし、その直接要因、2次要因、3次要因ヒツリー状に展開する手法。階層を深くすることにより、複雑なシステムにも適用できる。

20

2.3.7 質疑応答

(1) 燃料の研究（2.3.1節及び2.3.2節）に関する質疑

Q（フロア）：実用段階で対象となる高速増殖炉被覆管材料が絞り込めなければ、候補被覆管全てに対して異常過渡事象時の健全性を評価することになるのか。

A（鶴飼）：試験評価を通して、耐照射性と高温強度に優れたODSフェライト鋼に絞り込んでおり、この被覆管材料を対象に過渡時の健全性を評価する計画である。

(2) 核燃料施設の研究（2.3.3節及び2.3.4節）に関する質疑

Q（草間先生）：サイクル機構のエボナイトの報告は興味深い。緊急時の測定を考えると大きさ等検討していかなければならないと思う。JCOの時もそうだが、臨界事故をどう想定するか。被ばく線量は身体全体で均等になるわけではない。腰に装着するとのことだが、臨界事故の想定によって装着する場所を考えなければならない。装着部位も含めた改良をお願いしたい。

A（辻村）：ご指摘の通り。今回使ったものはコスト的には1枚30円程度なので、数を増やしても十分採算は取れると思うので、有意義な実験だと考えている。

C（草間先生）：事故時というのは想定できないので、従業員に着けさせる場所を工夫しないといけない。

A（辻村）：今後、検討いたします。

Q（フロア）：臨界事故が起きた時に被害を軽減するための中性子を遮断する服とか施設の開発は行っているのか。

A（三好）：TRACY装置で、臨界事故の模擬を行っているが、この中で防護服的なものの採用ということではないが、どういう構造材が間にあれば中性子や γ 線が空間分布するかというデータはこれまでも取ってきているし、今後とも評価も含め継続する。コンクリートやポリエチレンの説明は、遮へいというより核的に臨界になるのをどう防いでいるかという観点で行っているが、今後、このような材料の線量への影響等について検討していくことが必要であると考える。

【原研からの補足説明】原研では、臨界事故時に中性子の捕獲反応によって体内に生成されるNa-24の量から、人体の被ばく線量を迅速かつ精密に評価する手法の開発を行っている。種々の臨界体系に対して、体内に生成されるNa-24比放射能から線量への換算係数を評価するとともに、TRACYの中性子場において、水ファントム中におけるNaCl溶液の放射化実験を行い、Na-24比放射能の計算評価精度を検証した。今後、これらの成果を基に、パソコン上で動作する臨界事故時線量評価システムを開発する。

(3) リスク評価の研究（2.3.5節及び2.3.6節）に関する質疑

Q（草間先生）：個人の早期死亡確率はどのように推定しているのか？

A（本間）：骨髄、肺及び胃腸管の被曝による放射線急性死に対して、ハザード関数法を用いて死亡確率を推定している。累積ハザードは被曝集団の50%が影響を受ける半致死線量と線量一リスク関数の傾きを表す形状因子で決まる。また、それらのパラメータについては、治療の程度による違いも考慮している。

Q (草間先生) : 線量は実効線量を用いているのか。

A (本間) : 死亡原因となる 3 つの臓器の吸収線量を用いている。

Q (フロア) : HAZOP 解析結果の比較で、運転員の解析と支援システムの解析で同等の結果が得られたあるが、検知と対策に関する解析結果が違うように見えるのは何故か。また、確率論的安全評価とのつながりはどうなっているのか。事故が起きたときに、外部への情報伝達が非常に重要であり、その際 HAZOP 支援システムが役立つと思うがどうか。

A (野尻) : 結果の違いは、データベースの内容による。支援システムは一般的なものなので、まだ学習ができていない。HAZOP は定性的な評価を行うためのもので、システムやプラントの弱点を知るためのもの。それに基づき、定量評価するためにフォールトツリーやイベントツリーを作成すると発生確率等が算出できる。安全研究の範囲を超えるが、この手法はシステム診断や異常診断にも使えるので、そういう汎用性も別のところでは考えている。

C (フロア) : 技術的に安全であっても安心はできない。圧倒的な知識力に基づく圧倒的な自信により、安心感を与えてほしい。

Q (大森) : 立地特性を反映した評価を行ったと言われたが、全国どこのサイトでも評価が可能なのか。

A (本間) : 気象データ、人口分布等のデータは全国レベルで使用できるようになっている。防災対策等、地域特性を十分反映できない点もあるが、どこのサイトでも評価は可能である。

2.4 セッションⅡ 「放射性廃棄物安全研究」

2.4.1 地層処分の安全評価手法に関する研究

(サイクル機構 システム解析グループリーダー 内田 雅大)

本研究の目的は、サイト固有の状況を的確に記述するためシナリオ開発手法の高度化、現象理解に基づくモデル及び評価手法の高度化、信頼性の高い核種移行データの取得とデータベースの整備、並びに安全評価におけるシナリオ、モデル、パラメータの不確実性を評価するための手法の整備を行うことにより、基盤的な技術及び情報を整備し、実際の地質環境を対象とした安全評価の信頼性向上に寄与することである。

深部地下環境下における核種移行データの取得及びデータベースの整備では、溶解度制限固相の変遷に関して、熱力学的に安定な結晶性固相 $\text{UO}_2(\text{c})$ が水溶液中の溶解度を支配することを低pH域で確認した。核種移行データベースの公開に向けて地球化学コードに対応したデータフォーマット変換プログラムの作成を行った。

安全評価モデルの体系化・高度化に関する研究では、亀裂中の充填物の影響を考慮したマトリクス拡散の概念モデルを新たに構築した。新たな概念モデルは、マトリクス拡散の効果を増大させるとともに、プロセスの速度を適切に考慮可能であり、パラメータの時間依存性を考慮できる可能性があることを確認した。

安全評価におけるシナリオ、モデルの不確実性に関する研究では、緩衝材外側から掘削影響領域の健岩部への拡散を考慮した2次元核種移行解析を行い、第2次取りまとめの1次元核種移行モデルの保守性を確認した。

本研究の成果は、

- ・基盤的な技術及び情報の整備を通じて、原子力安全委員会の安全審査指針等への反映並びに事業への反映を行う。
- ・現象理解を通じた信頼性向上及び安全裕度の確認
- ・評価手法、測定手法の標準化に向けた基盤整備
- ・安全評価上重要な地下水水質データ、地球化学元素／放射性元素の熱力学データや放射性元素の収着データに関するデータベースの提供

に反映できる。

原研-サイクル機構合同
安全研究成果報告会
平成15年3月7日

地層処分の安全評価手法に関する研究

核燃料サイクル開発機構 東海事業所
環境保全・研究開発センター
処分研究部 システム解析グループ

内田 雅大

1

背景

第2次取りまとめ(1999):一般化した地質環境に基づく簡略・保守的な評価



原環機構:2007年頃までに概要調査地区を選定

サイクル機構:
・実際の地質環境への地層処分技術の適用性確認
・地層処分システムの長期挙動の理解
を行い基盤的な技術および情報を規制および事業に反映

2

安全評価手法に関する研究の目的

- サイト固有の状況を的確に記述するためシナリオ*開発手法の高度化
- 現象理解に基づくモデルおよび評価手法の高度化
- 信頼性の高い核種移行データの取得とデータベースの整備
- 安全評価におけるシナリオ、モデル、パラメータの不確実性*を評価するための手法の整備

を行うことにより、基盤的な技術および情報を整備し、実際の地質環境を対象とした安全評価の信頼性向上に寄与する。

3

研究項目

- 安全評価シナリオに関する研究
 - シナリオ設定に係る基盤情報の拡充・整理
 - 効率的なシナリオ開発に向けた手法の改良と適用試行
- 深部地下環境下における核種移行データの取得及びデータベースの整備
 - 熱力学的データの取得とデータベース整備
 - 核種移行挙動データ（分配係数、拡散係数等）の取得とデータベース整備
- 安全評価モデルの体系化・高度化に関する研究
 - 人工バリア中核種移行モデル（沈殿/溶解反応、腐食生成物への収着、廃棄体間の濃度干渉効果など）
 - 天然バリア中核種移行モデル（亀裂内部構造、コロイド等）
 - 生物圈評価モデル（地質環境の特徴に応じたモデル化等）
- 地下水水質形成モデルの検証及び高度化に関する研究
 - 深部地下水水質形成モデル（地球化学モデルの適用、有機物の影響）
 - 人工バリアにおける間隙水水質化学モデル（ペントナイト-水相互反応）
- 安全評価におけるシナリオ、モデルの不確実性に関する研究
 - シナリオ、モデルの不確実性について考慮すべき要因の整理
 - シナリオ、モデルの不確実性についての定量的評価方法の検討

(赤字:本日の報告項目)

第2次取りまとめレファレンスケースの不確実性解析に基づく最大総線量に支配的なパラメータ（人工バリア+天然バリア）

- 溶解度(Np等)
- ガラスの溶解速度
- 岩盤の分配係数(Cs、U、Th等)
- 透水量係数(掘削影響領域を通過する流量合む)
- マトリクス拡散深さ
- マトリクス拡散寄与面積率

 : 主に核種移行データ等に関わる研究で検討
 : 主に核種移行モデル等に関わる研究で検討

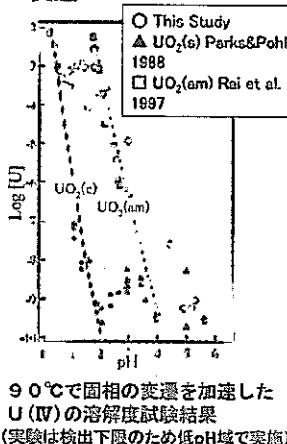
5

○深部地下環境下における核種移行データの取得及びデータベースの整備 -熱力学データベース-

目的: 热力学データは、溶解度、分配係数、実効拡散係数設定の基礎ともなる基本データであり、重要元素を対象としたデータを取得し、データベースを構築する

背景:
→結晶性固相の熱力学データは存在するが水溶液中の適用性は不明

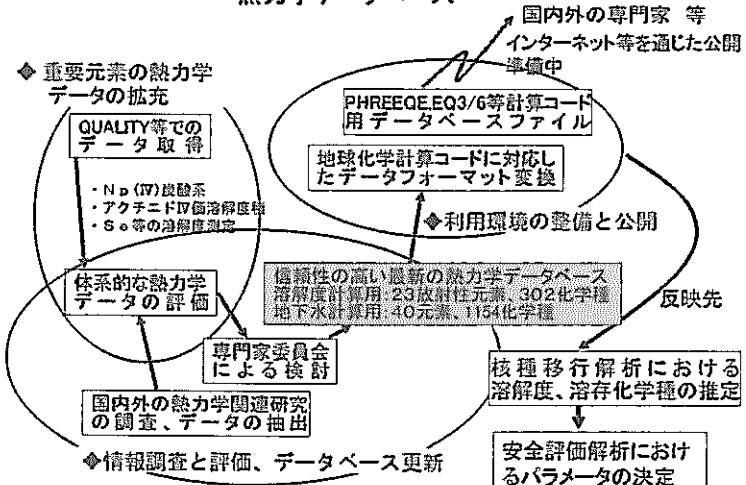
熱力学的に安定な結晶性固相 $\text{UO}_2(\text{c})$ が水溶液中の溶解度を支配することを確認した



90°Cで固相の変遷を加速したU(IV)の溶解度試験結果
(実験は検出下限のため低pH域で実施)

6

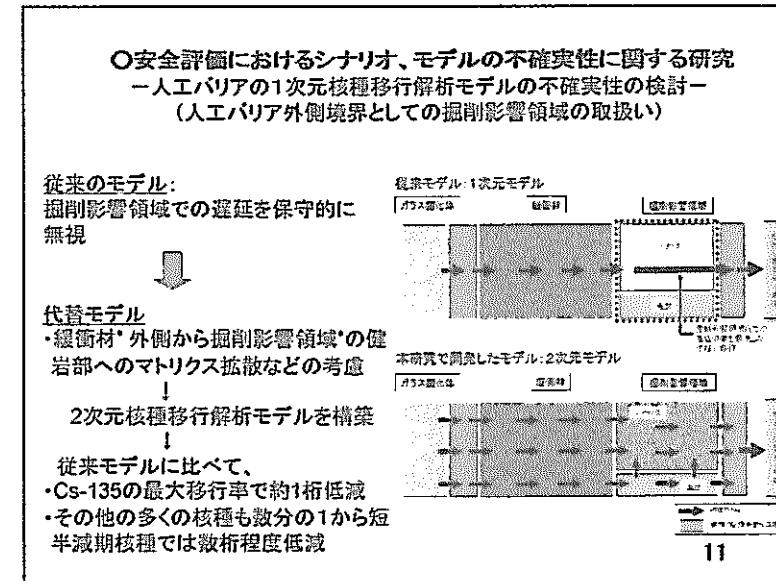
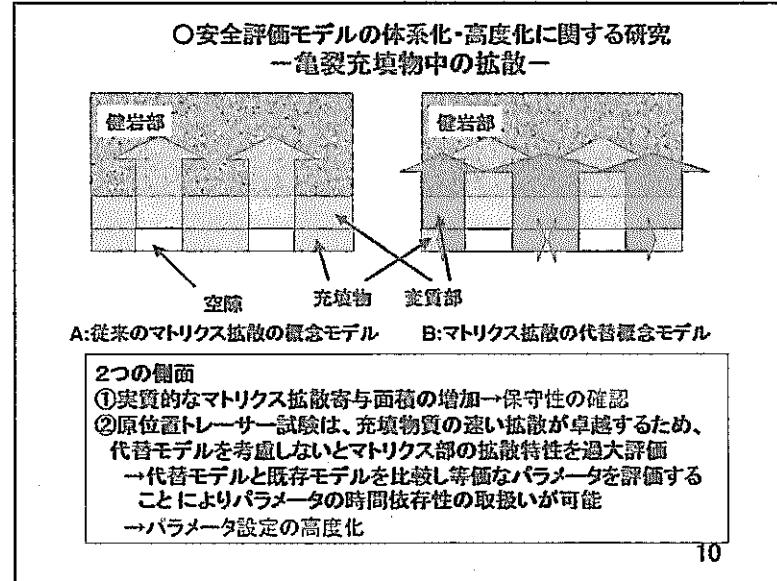
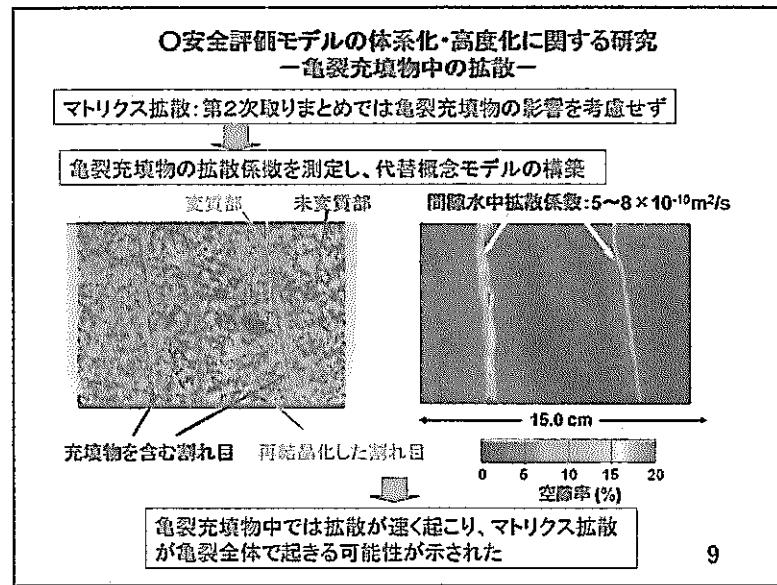
○深部地下環境下における核種移行データの取得及びデータベースの整備 -熱力学データベース-



安全評価モデルの高度化の考え方

- 文献、室内試験、原位置試験等に基づき重要な現象の抽出
- 室内試験・原位置試験に基づく現象の把握と現象論的モデルの構築
- 現象の性能評価上の影響の評価
- 安全評価モデルへの反映
オプション
 - 現象論的モデルを安全評価モデルとして利用→モデルの高度化
 - 現象論的モデルを用いて安全評価モデルのパラメータを導出
→パラメータ設定の高度化
 - 現象論的モデルを用いて安全評価モデルの保守性を確認→保守性の確認

8



成果のまとめ

- 深部地下環境下における核種移行データの取得及びデータベースの整備
 - 溶解度制限固相の変遷に関して、熱力学的に安定な結晶性固相UO₂(c)が水溶液中の溶解度を支配することを低pH域で確認した。
 - 核種移行データベースの公開に向けて地球化学コードに対応したデータフォーマット変換プログラムの作成を行った。
- 安全評価モデルの体系化・高度化に関する研究
 - 亀裂中の充填物の影響を考慮したマトリクス拡散の概念モデルを新たに構築した。
 - 新たな概念モデルは、マトリクス拡散の効果を増大させるとともに、プロセスの速度を適切に考慮可能であり、パラメータの時間依存性を考慮できる可能性がある。
- 安全評価におけるシナリオ、モデルの不確実性に関する研究
 - 緩衝材外側から掘削影響領域の健岩部へのマトリクス拡散を考慮した2次元核種移行解析を行い、第2次取りまとめの1次元核種移行モデルの保守性を確認した。

12

成果の反映

- ・基盤的な技術および情報の整備を通じて、原子力安全委員会の安全審査指針等への反映並びに事業への反映を行う
- ・現象理解を通じた信頼性向上及び安全裕度の確認
- ・評価手法、測定手法の標準化に向けた基盤整備
- ・安全評価上重要な地下水水質データ、地球化学元素／放射性元素の熱力学データや放射性元素の収着データに関するデータベースの提供

13

今後の課題

- 深部地下環境下における核種移行データの取得及びデータベースの整備
→海水系等高イオン強度条件等にも適用可能なデータの整備
→セメント影響に対するデータの整備
→溶解度制限固相、共沈等の長期的現象の明確化
- 安全評価モデルの体系化・高度化に関する研究
→亀裂ネットワークの微視的不均質性(亀裂開口幅、亀裂交差部など)の水理・物質移行への影響の評価
→堆積岩中の水理・物質移行モデル(堆積岩中の割れ目の影響、堆積構造のモデル化、密度流の考慮)
→コロイド影響評価について、収着の可逆・不可逆性の評価等、コロイドと放射性核種の移行挙動を考慮した評価モデルの高度化
- 地下水水質形成モデルの検証及び高度化に関する研究
→鉱物の熱力学データベースの拡充と反応速度論のデータの整備
→緩衝材の間隙水水質形成モデル(海水やセメント影響)
- 安全評価におけるシナリオ、モデルの不確実性に関する研究
→シナリオ、モデルの不確実性要因の整理と定量化
→影響度に基づく不確実性要因の重要度付け

14

用語解説(50音順)

- ・緩衝材：オーバーパックと岩盤の間に充填する粘土。地下水の浸入や放射性物質の溶出・移行を抑制する働きをもつ。
- ・掘削影響領域：岩盤において掘削の影響を受け、その岩盤が初期に持っていた力学的、水理学的および地球化学的な性質に変化をきたす領域。
- ・コロイド：物質の状態を示す概念のひとつで、大きさが $10^{-6} \sim 10^{-3}$ mmの粒子が水などの液体中に浮遊し、容易に沈まない状態にあるものをいう。
- ・シナリオ：放射性廃棄物が人間環境に及ぼす影響を評価することを目的として、可能性のある一連の現象を想定し、地層処分システムの長期挙動を時系列的に記述したもの。
- ・不確実性：地層処分システムの長期的な性能を評価するにあたっては、不確実性を「シナリオの不確実性」「モデルの不確実性」「データの不確実性」に分類する。これら不確実性は、現象等の理解の程度が不十分であること、あるいは地質環境の不均質性のように本質的に確実な予測できないこと、などにより生ずる。
- ・熱力学データベース：溶解度の計算において用いる熱力学データを集めたもの。データの選定や溶解度制限固相の選定が重要であり、既報の熱力学データについて出展の追跡性、データの信頼性・妥当性を検討して整備したデータベースが求められる。
- ・反応速度論：化学反応が定常状態に到達するまでの時間変化に対する反応の割合を評価する方法。
- ・ペントナイト：モンモリロナイトを主成分とする粘土の一種。水を吸収して膨潤する性質及びイオン交換性を持つ。HLWでは緩衝材や処分坑の埋め戻し材の原料として用いられる。
- ・マトリクス拡散：割れ目から岩石基質方向への拡散。
- ・溶解度制限固相：固相と液相が共存する系において、対象とする元素を成分とし、液相と平衡状態となることにより液相中での元素濃度を支配する固相。

15

2.4.2 核種移行挙動評価の信頼性向上に関する研究（原研 処分安全研究室長 中山 真一）

原研は、主として低レベル放射性廃棄物など浅地中処分の安全評価に関する研究を行ってきた。低レベル放射性廃棄物のうち、発電所廃棄物に対しては安全評価手法が確立し、すでに六ヶ所貯蔵センターで商業ベースの処分が進められている。一方、同じ低レベル廃棄物でも、RI・研究所廃棄物の一部やアルファ核種を含む廃棄物の安全評価では、発電所廃棄物で対象としていない長寿命核種が重要となる。長寿命核種を含む廃棄物の処分に対する安全評価では、評価期間が長期に及ぶため、人工バリアのみならず天然バリアにも係わるさまざまな変動要因を考慮する必要がある。原研では、長期安全評価手法を開発するとともに、その概念モデルの検証、安全評価に必要なデータの取得、および現象理解のための実験的研究を行ってきた。

放射性廃棄物は、放射性核種濃度や廃棄物の特性に応じて、適度な深度に適切に設計された処分場へ処分される。処分場の設計や地下水理などの特性は処分サイトによって異なるが、安全評価手法は、基本的には共通であり、処分場から地中（天然バリア）への放射性核種移行に関するソースタームモデルによる評価、地層中における核種移行に関する天然バリアモデルによる評価、生態圏における食物連鎖等を介した核種の動きに関する生物圏モデルによる評価、および最終的な被ばく線量の予測から成る。原研が開発した安全評価モデルが GSA-GCL であり、このモデルは、天然バリアまでの段階に対して、中国で行った野外実験の結果によって検証された。

この野外試験は、実地下環境における放射性核種の移行試験であり、平成 13 年度まで原研と中国の輻射防護院との共同研究として、中国の黄土地帯にある試験場で行った。地下水表面より上の地表に近い通気層では、地面に浸透する降水による物質移動を測定した。また、地下水表面より下の、土壤間隙が地下水で飽和している帶水層中における物質移動は、地下 30m に作った試験室の床面からさらに掘り下げたところに放射性核種—ストロンチウム (Sr)、ネプツニウム (Np)、プルトニウム (Pu) — を注入し、3 年間に亘って移動を測定した。地下水流动に関しては、試験場周辺にボーリングした試験孔での測定結果、そのデータを用いた地下水流动解析、およびトリチウムを用いたトレーサ試験によって情報を得、また、放射性核種の黄土への吸着分配係数は黄土と地下水を実験室に持ち込み、吸着実験によって取得した。これらのデータは GSA-GCL のインプットデータである。

試験期間である 3 年間に、Sr は 15cm 程度移動したが、これは地下水の移動距離の 20 分の 1 程度である。 α 核種である Pu と Np はさらに動きにくく、それぞれ地下水の 5,000 分の 1 以下および 500 分の 1 以下の移動距離であった。核種の広がりを 2 次元で表した結果によれば、観測値と GSA-GCL コードによる予測値とはよく一致し、GSA-GCL コードで用いられている概念モデルが、地下における物質移動を予測する能力を有していることを示している。

この野外試験では、Pu をはじめとする放射性核種に対し、天然の地層が有する移行抑制効果が定量的に示された。そのこと自体がこの試験で得られたひとつの貴重な成果であるが、これを計算コードで予測可能であることを確認したことは、単にそのコードが検証されたということより、処分の安全評価の基礎としている吸着平衡・移流拡散という概念が、地中での物質移動に対しても表現可能であったことを意味している。

安全評価手法の信頼性向上および安全評価に必要なデータ・知見取得のための実験的研究がバ

リア性能評価研究である。

まずひとつは溶融固化に関する研究である。溶融固化法は、産業廃棄物の分野で広く普及している。作製される固化体はスラグと呼ばれるガラスに似た固体か金属の固まりであるため、安定性・耐久性に優れ、閉じ込め性に優れるという点において安全性を期待できる。また、減容効果が大きいことに加え、放射性廃棄物処理の分野では、雑多な廃棄物が溶融固化されることで組成が均質な固体になる点が着目されている。均質であることによって、耐浸出性のような性能の評価が可能となるからである。現在われわれは、処分の化学的環境を想定した耐浸出性に関する基礎的研究を行うとともに、この溶融固化体を、現在はセメント固化体と考えられている TRU 廃棄物固化体への応用の可能性を検討している。

地下水中の天然有機物の影響評価に関する研究は現象理解のための研究である。環境中に存在する金属イオンの一部は天然に存在する有機物と結合して存在する。廃棄物中に含まれるアクチノイド元素も金属イオンであり、同様に有機物と錯体を生成し、岩石や土壌に吸着しにくく、地下水を移動しやすくなる。これは天然バリア性能の低下ととらえられ、安全評価においてその程度を把握しておく必要がある。本来非常に吸着されやすいアメリシウムでさえ、有機物が存在すると動きやすくなることは実験室においても観察されている。このような事実を背景として、廃棄物中に含まれる重要な元素について、有機物との反応に関するデータが精力的に蓄積されている。しかし、データは蓄積されているものの、現在のところ、それらのデータに基づいた科学的な知見の上に、系統的に安全評価に取り組む手法が確立していない。従って、必要なデータは今後も取得するとともに、評価への取り込み手法を考えることが課題である。

これまでに得られた研究成果は、浅地中処分よりは深い余裕深度処分の安全審査指針、今後の浅地中処分安全審査、それらの審査の評価手法などへ反映されるとともに、また埋設の政令濃度上限値やクリアランスレベルなどの基準策定に貢献すると考えられる。

今後、これまで主たる対象としてきた RI・研究所等廃棄物だけでなく、他の廃棄物、他の処分形態に研究開発の重心を移していく。たとえば地層処分では、我が国特有の地質条件や設計に対応したデータが必要であり、また不確実性および長期に亘る変動を考慮した評価手法の開発等を行う。

核種移行挙動評価の 信頼性向上に関する研究

日本原子力研究所 安全性試験研究センター
燃料サイクル安全工学部 処分安全研究室

中山 真一

研究の目的

- 長期に亘る、人工バリアの閉じ込め性能及び天然バリア中での放射性核種の移行挙動を解明する。
- 長期安全評価において、データの高精度化及び評価モデルやコードの高度化を行うことにより、安全評価手法の信頼性向上に資する。
- 開発した手法を用いた安全解析を通して、安全基準・指針等の策定に貢献する。

背景

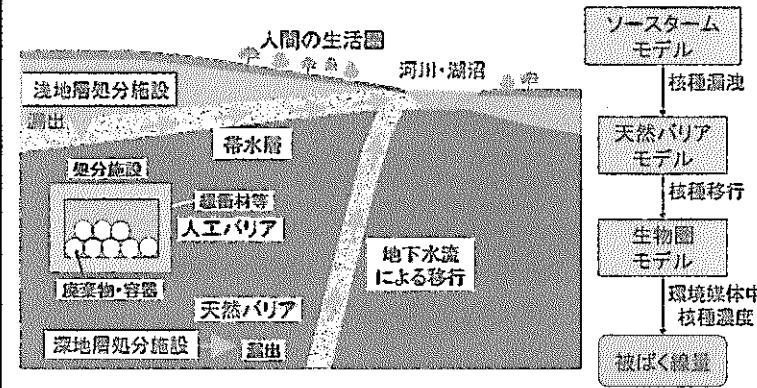
- 低レベル廃棄物のうち、発電所廃棄物は六ヶ所貯蔵センターで商業ベースの処分が進められている。安全評価手法は確立している。
- RI-研究所廃棄物の一部やアルファ核種を含む廃棄物の安全評価では、発電所廃棄物で対象とならない長寿命核種が重要となり、評価期間が長期に及ぶため、様々な変動要因を考慮する必要がある。
- また、長寿命核種を含む放射性廃棄物については、セメントに起因する高pHの影響、コロイド、天然有機物などの影響も含めて安全評価を行う必要がある。

研究の内容

1. 安全評価コードの整備
 - ・総合安全評価コードGSA-GCLの開発
 - ・GSA-GCLの信頼性の検証
2. 放射性核種の野外移行試験
 - ・実地下環境における放射性核種の移行試験
3. バリア性能評価手法の高度化
- 天然バリア性能評価研究
 - ・天然有機物の放射性核種の吸着移行挙動への影響評価
 - ・セメント系材料に起因する高pH水の影響評価
- 人工バリア性能評価研究
 - ・溶融固化体の核種閉じ込め性能評価手法の検討
 - ・セメント系材料及びペントナイト中の放射性核種の挙動評価

放射性廃棄物処分に係る安全評価手法の開発

放射性廃棄物の処分: 核種濃度に応じて適切な深さに地中処分

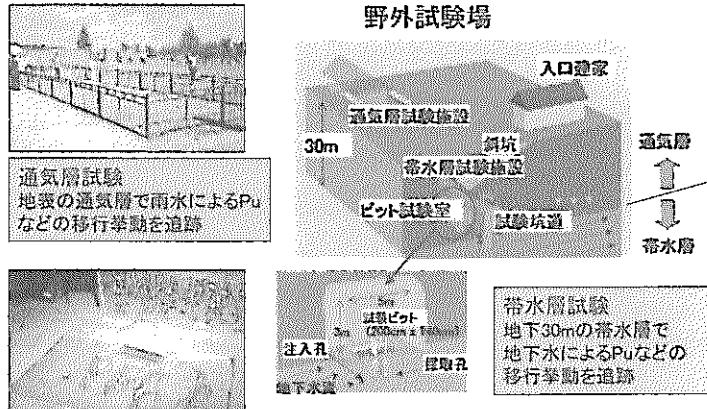


5

実地下環境における放射性核種の移行試験

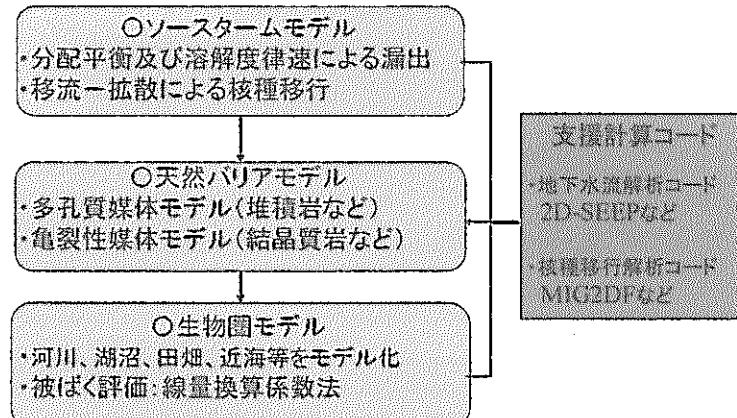
—野外移行試験の概要—

野外試験場



7

総合安全評価コードGSA-GCLの構成



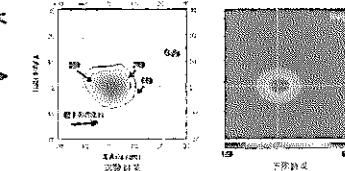
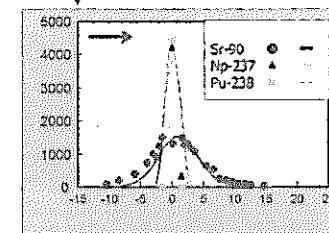
6

実地下環境における放射性核種の野外移行試験

—野外移行試験結果に基づく野外安全評価コードの検証—

帯水層における試験結果とGSA-GCLによるシミュレーション結果との比較例

一次元分布



Puは地下水の5000分の1以下、Npは500分の1以下移動
アルファ核種の移行距離は安全評価計算コードで予測可能

8

実地下環境における放射性核種の野外移行試験 —一日中協力によりアルファ核種等の移行挙動を野外で追跡—

主な成果

- ◎天然の地層が有するPu等に対する移行抑制効果を定量的に確認
- ◎吸着平衡・移流拡散モデルの妥当性を確認
- 放射性廃棄物地中処分におけるバリア機能の実証
- 安全評価手法の信頼性を向上

アーファ廃棄物地中処分の基準整備へ導く

9

天然バリアの核種挙動評価の信頼性向上 —地下水中の天然有機物の影響評価—

天然有機物

- ・植物の遺骸が分解された構造不定の巨大分子である腐植物質(フミン酸及びフルボ酸)
- ・金属イオンと結合
- ・地下水を移行しやすい形態

■データの蓄積

■安全評価への取り込み方法の検討

▼

■長期に亘る評価に際して、過度に保守的な評価ではなく、より現実的な評価

■放射性廃棄物処分の安全審査における最新の知見の提供

Am-241
フミン酸10mg/l
フミン酸0mg/l

土壌カラムからの1mの流出
(有機物添加の有無による違い)

11

人工バリアの核種挙動評価の信頼性向上 —溶融固化からの放射性核種の浸出挙動評価—

溶融固化体の特徴

放射性廃棄物

- ・安定化：高耐久性
【処分安全性向上】
- ・均質化：廃棄体評価簡易化
【ソースターム評価の信頼性向上】
- ・減容化：処分容積の低減

TRU核種を含む固化体を作製するための高温電気炉 (WASTEFセル内)

10

成果のまとめ

○安全評価コードの整備

- ・総合安全評価コードGSA-GCLの開発
- ・実環境中における核種移行の安全解析

○放射性核種の野外移行試験

- ・天然の地層の核種移行抑制効果を定量的に確認
- ・GSA-GCLの信頼性を検証

○バリア性能評価手法の高度化

- ・溶融固化体の核種閉じ込め性能評価手法の提案
- ・天然有機物存在下での核種移行評価モデルの提案

12

成果の反映

- 安全評価コードGSA-GCLの整備及び検証
- 実験的検討によるデータ、モデルの信頼性の向上
 - 余裕深度処分の安全審査指針等への反映
 - 浅地中処分の安全審査への貢献
 - 安全審査のための評価手法提供
 - 原子力安全委員会、行政庁の基準策定に貢献

13

用語解説

- ・RI - 研究所等廃棄物：RIの医療機関での利用や研究活動によって発生する廃棄物で、含まれる放射性核種の種類や濃度が多様。
- ・TRU核種を含む廃棄物：主に再処理施設等から発生するプルトニウムやネプツニウムなどの半減期が長い超ウラン元素を含む廃棄物
- ・アルファ核種：ウラン及びアクチニドなどアルファ線を放出する核種。
- ・浅地中処分：放射性廃棄物を地下10数メートルまでの浅い地層中に処分する方法。
- ・地下水移行シナリオ：埋設処分された廃棄物から放射性核種が漏出し、地下水によって運ばれることにより、影響が生物圏へ及ぶことを想定したシナリオ。
- ・人工バリア：放射性核種が廃棄物から外部に漏れにくくするためのもので、固化体、容器などを指す。
- ・天然バリア：放射性核種の生物圏への移行を遅らせたり、妨げたりする性能を有する天然の障壁としての地層をいう。
- ・溶融固化体：金属やコンクリートなど様々な固体廃棄物を高温で溶融し、比較的均一なガラス状に固化した廃棄体。
- ・天然有機物：環境中では、フミン酸、フルボ酸などの腐植物質が主要な天然有機物であり、金属イオンと錯体を形成し、それらの吸着特性や移行特性に影響を及ぼす。
- ・膨脹水：処分場の構造材や廃棄物の固化化材として用いられるセメント系材料から浸出するアルカリ成分によって、人工バリア中間隙水や地下水のpHが高くなることによって生じる。

15

今後の課題

- これまで、RI・研究所等廃棄物を主に安全評価の信頼性向上
- ・浅地中処分環境条件におけるデータ取得
 - ・現実的な浅地中処分条件を設定した安全解析
- 今後は、地層処分について長期安全評価の信頼性向上
- ・我が国に固有なデータ取得
 - ・不確実性を考慮した安全評価手法、コードの整備
 - ・長期評価手法の検証及び安全解析

14

2.4.3 質疑応答

Q (フロア)：日中共同研究の結果ではモデルの検証が出来たということだが、有機物に対しても検証できたか。

A (中山)：地下水の分析結果によれば、当該野外試験場には有機物成分はほとんど存在しないので、有機物は考慮する必要がなかった。

[補足説明] モデルにインプットした吸着に関するパラメータ（吸着分配係数）は、試験場の土壤と地下水をそのまま用いて実験室において取得した。その際有機物を分離して吸着分配係数を測定したのではなく、有機物「込み」の係数を得、それをモデルで用いている。従つて、有機物の影響が「込み」で観測値と予測値の一一致をみていることになり、この意味で（有機物の有無にかかわらず）モデルは検証された。

Q (フロア)：モデル開発は、どこまで行えば良いのか。

A (内田)：まず最低限として、原位置試験の説明が可能なレベルを目指すが、原位置試験だけでは理解できない長期の現象については専門家のレビューを受けることが必要と考える。

[補足説明] モデルの信頼性向上については、安全評価上クリティカルな現象を反映させるだけでなく、将来のサイト選定のオプションを確保する上から安全裕度を増大させる研究も必要と考える。また、安全評価に用いるだけでなく、広く外部の専門家や公衆の理解を得る上から現象を理解し説明できるようにすることは必要と考える。

Q (フロア)：溶解度制限固相については、反応が比較的速いので余り気にしなくとも良いのではないか。

A (内田)：古典的な溶解度からは見直しが進んでいて、まだ研究が必要と認識している。

[補足説明] 沈殿生成反応は非常に速く、従来の溶解度研究はそのような反応だけを対象にしていたが、長時間を考えた場合には溶解度制限固相の変遷を考慮しなければならない。固相の変遷によって溶解度が大きく変化するため、安全評価の信頼性向上や安全裕度の確認の観点から、溶解度の研究はまだ重要と考えている。通常の室温での室内実験では、溶解度制限固相はアモルファスであり、容易に結晶化することは少ない。ここでは温度を上げて(90°C)、溶液中の固相がアモルファスから結晶性固相にどのように変わるか研究したものである。本研究の実験期間では、pH が低いほど結晶化し、その場合の U の溶解度はアモルファス ($\text{UO}_2(\text{am})$) から結晶性固相 ($\text{UO}_2(\text{cr})$) に向かって低下する傾向が認められた。

A (中山)：安全評価に必要な個別現象については、まだ研究が必要な現象が残されている。溶解度の他、私が本日発表した内容について言えば有機物の研究、今日は発表しなかったがコロイドの影響に関する研究については、最終的に安全評価上考慮する必要がある現象かどうかを定量的に判断できる材料（データ、影響を評価する数学的手法）が現在確立されていない状態であり、われわれの研究を進め、その結果安全評価に取り込むべきか否かを判断できるようとする。

2.5 セッションⅢ 「環境放射能安全研究」

2.5.1 環境放射線測定器の校正技術に関する研究 (原研 保険物理部次長 吉田 真)

原研保健物理部で実施している環境放射能安全研究のうち、「環境放射線測定器の校正技術に関する研究」の成果として、信頼性ある防護計測を目指した加速器中性子校正場の構築について報告する。

現行の環境放射能安全研究年次計画の研究領域のうち、原研の研究項目は、「環境・線量研究及び被ばくの低減化研究」、「生物影響研究」、「リスク評価研究」の3つの領域に含まれている。研究項目としては、「環境・線量研究及び被ばく低減化研究」では、高エネルギー加速器施設を念頭に置いた高精度内部被ばく線量評価法の開発に関する研究、高エネルギー放射線の線量測定・評価に関する研究、及び、環境放射線測定器の校正技術に関する研究などが挙げられる。「生物影響研究」では、計算シミュレーションによるDNAの損傷・修復機構の解明など、放射線影響の基礎過程に関する研究が、「リスク評価研究」では、メカニズムベースの放射線リスク評価法の開発などが実施されている。その他にも、環境科学的研究として、保障措置のための極微量核物質分析技術の開発、環境中物質動態の解明・予測研究などがある。

放射線防護の分野においては、放射線作業環境の線量や作業者および周辺公衆の被ばく線量といった放射線量の測定・評価が重要な課題である。このためには、放射線測定器といったハードウェアも大切であるが、それのみではなく、適切な校正技術が不可欠である。放射線防護用測定器の校正技術の現状は、放射線の種類による線量当量換算係数のエネルギー依存性、放射線作業場の多様性、校正に必要な放射線源の供給体制等により、3MeV以下の光子では、ほぼ確立されているが、中性子では十分に確立されていない。中性子線量計の校正技術において、線量計のレスポンスの正確な把握には、単色中性子校正場が不可欠である。また、加速器等の利用拡大に伴い、放射線作業場が多様化しており、実作業場の中性子スペクトルを模擬できるスペクトル可変校正場も必要になっている。こうした校正場は加速器中性子を利用してのみ構築可能であり、放射線防護計測のための加速器中性子校正場を開発し、中性子計測の品質保証を確立することが本研究の目的である。

原研・東海研究所にある放射線標準施設棟では、放射線防護用測定器の校正技術の確立を目的として1980年から活動を続け、2000年に新たに中性子標準校正施設を増設した。中性子標準校正施設では、地階部に設置したバンデグラーフ型加速器からのイオンビームを単色中性子照射室のターゲットに導き、中性子を発生させる。

単色中性子校正場として構築すべきエネルギー点は、国際規格(ISO)及び国家标准場として維持されているエネルギー点をカバーするものであり、8keVから19MeVまでの10点を目標に開発を行っている。今回第一段階として、3つのエネルギー点について単色中性子校正場を完成させた。単色中性子校正場の構築に必要な主な開発項目には、中性子エネルギーの測定による決定、基準フルエンスの導出方法の確立、国家标准とのトレーサビリティの確保が挙げられる。中性子エネルギーの決定は、飛行時間法(TOF法)による。この方法では、パルス化されたビームが、ターゲット直前のピックアップリングを通過する際の信号をスタート信号とし、液体シンチレーション検出器で中性子が検出されるまでの時間をピコ秒時間分析器により測定して中性子エネル

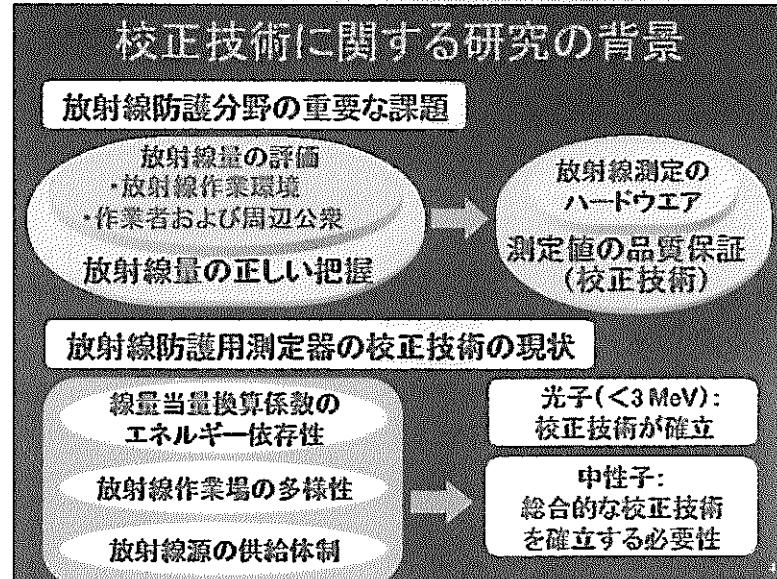
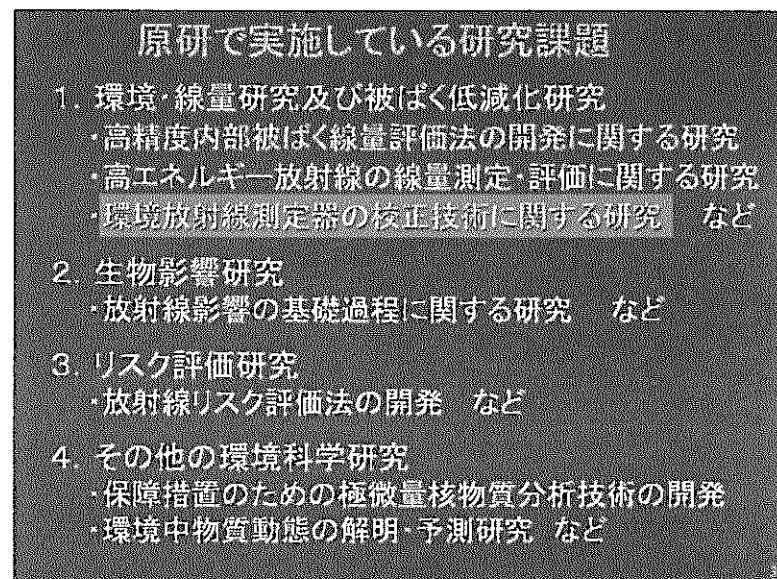
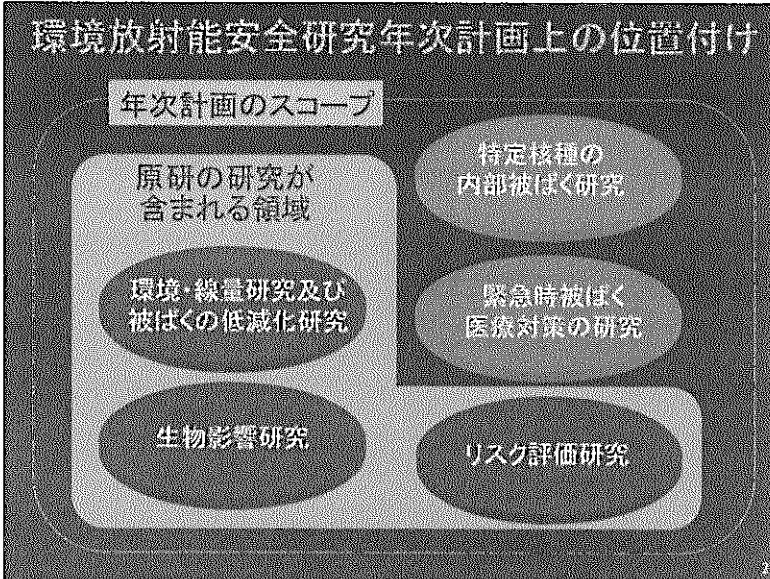
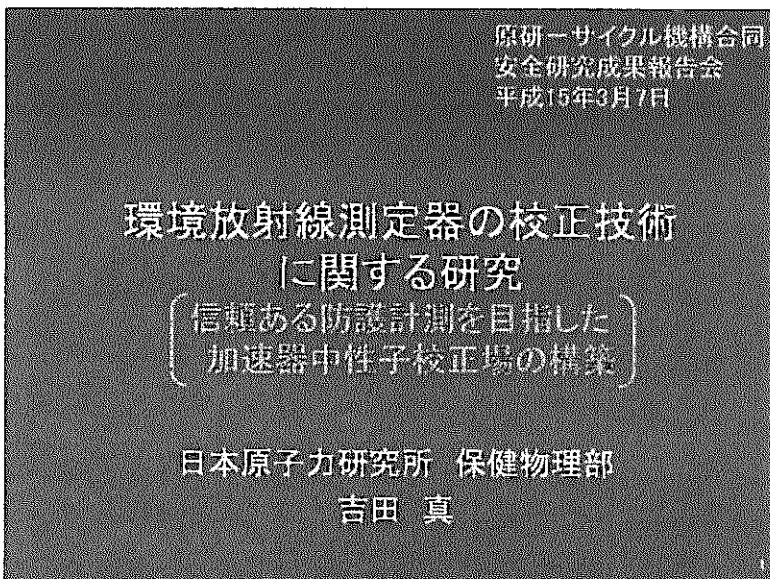
ギーを決定する。また、中性子エネルギースペクトルは MCNP-ANT 計算コードシステムによっても評価を行った。565keV 単色中性子について、TOF 法による測定結果と MCNP-ANT による計算結果を比較すると、測定値と計算値とが良く一致している。また、ピークの半値幅は約 3%であり、良好な単色性が得られている。

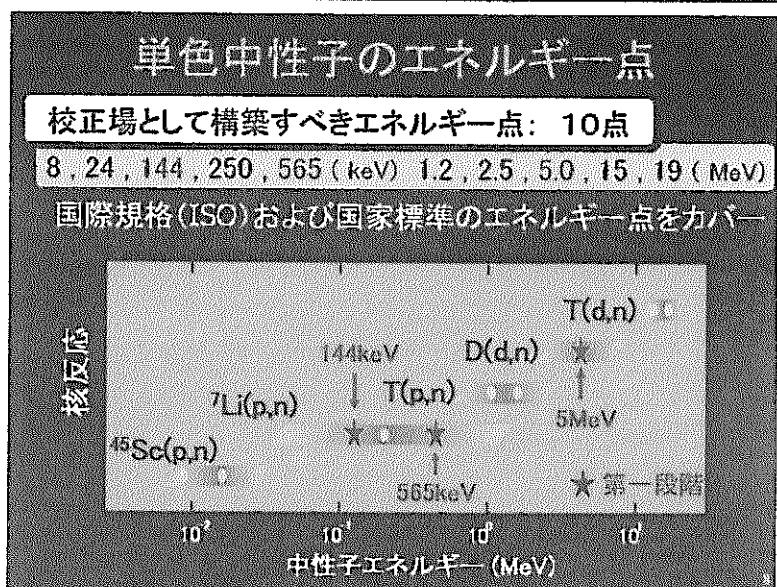
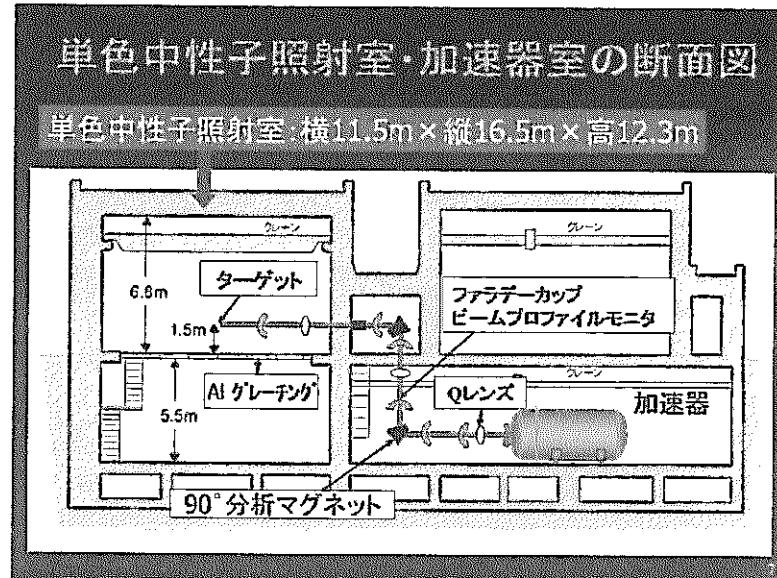
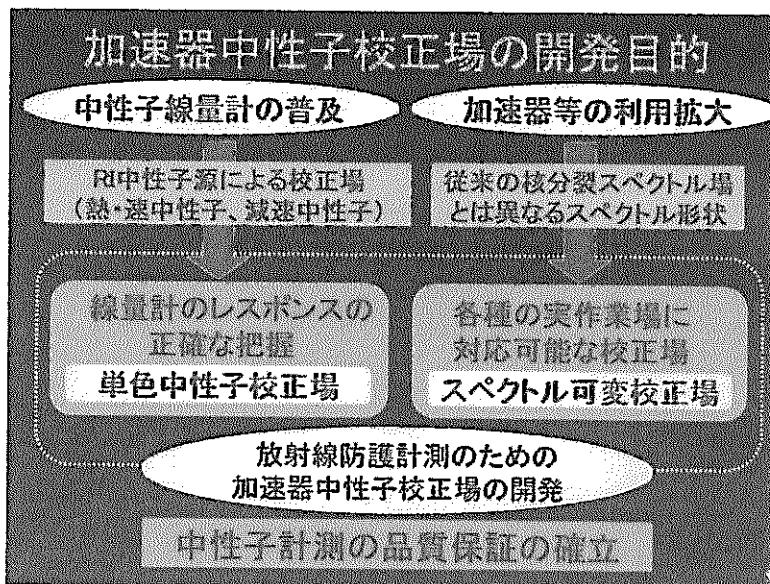
基準フルエンス導出のため、中性子発生用ターゲットを中心として、ビームライン 60 度方向にロングカウンタを設置した。このモニタ検出器は、加速器の運転に基づくフルエンス率の変動を監視するとともに、その積算値に基づいて校正位置での基準フルエンスを与えるための重要な役割を担っている。基準フルエンスを精度良く求めるためには、モニタ検出器の計数から校正点のフルエンスへの換算係数を精度よく決定する必要がある。

今回、国家標準で値付けした基準移行用検出器を用い、校正点の基準フルエンスを求ることにより上記換算係数を決定するとともに、国家標準とのトレーサビリティを確保した。144keV、565keV 及び 5MeV の 3 つのエネルギーについて、ターゲットから 1m の位置での最大線量当量率は、それぞれ、1.4、7.4 及び 7.3mSv/h であり、放射線防護用測定器の特性試験に十分な線量率が得られている。また、換算係数の不確かさについても、 2σ で 7 %程度と十分小さく評価され、特性試験に必要な良好な品質が得られた。

これらの成果は、放射線安全の確立において重要な中性子測定機器の特性評価や、開発などを通じて放射線防護計測の信頼性確保や線量評価法の開発などの防護研究の推進に寄与する。また、JIS、ISO などの国内及び国際規格への反映が期待される。

加速器中性子校正場の開発の今後の課題として、単色中性子校正場の確立では、目標の 10 点のエネルギーを目指して校正場を構築すること、散乱線及び共存ガンマ線などの影響評価を行うこと、供用時の不確かさを評価すること、エネルギー点間を補完するための基準フルエンスの絶対測定技術を確立することなどが挙げられる。スペクトル可変校正場の開発については、現在、減速材、吸収材等の組合せによりスペクトルを変える方法の開発、また、対象スペクトル分類の検討を進めており、今後は実際に校正場として構築していく予定である。





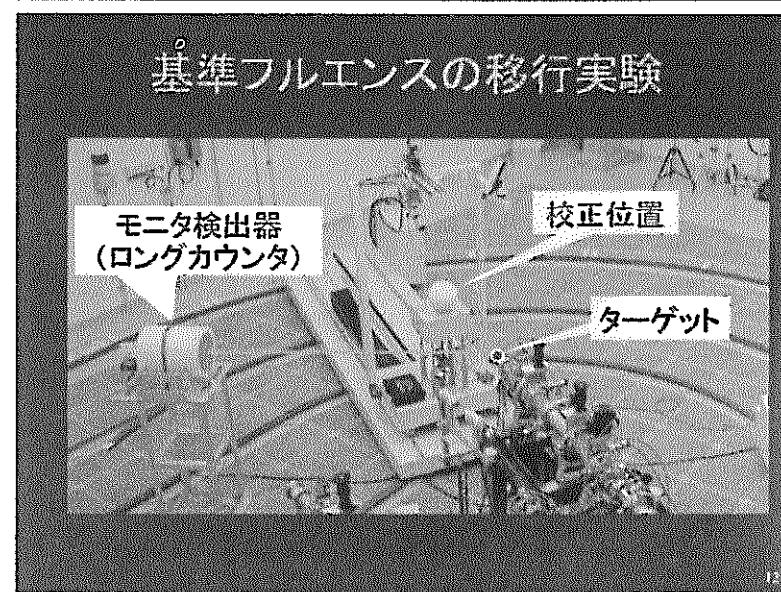
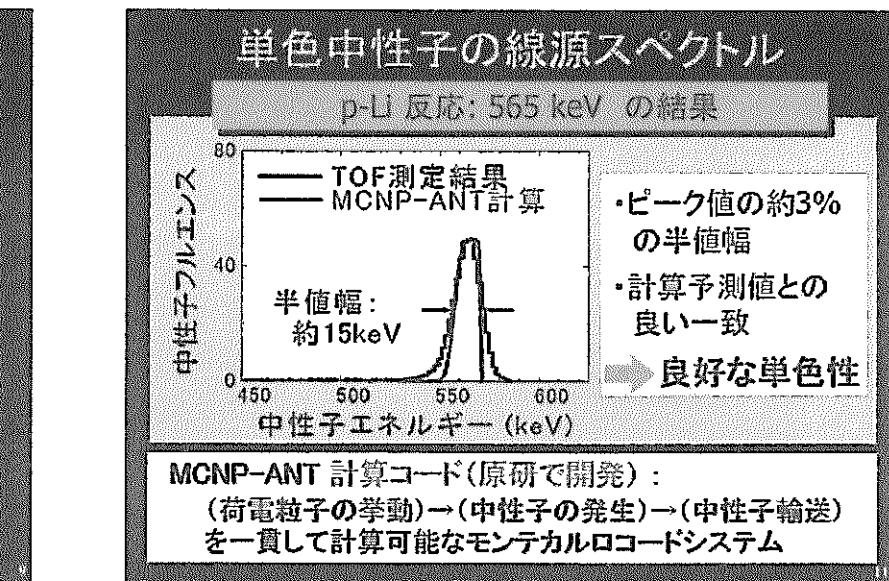
単色中性子校正場の整備

- 第一段階として整備したエネルギー点
 - 144 keV, 565 keV: p-Li反応(LiFターゲット)
 - 5.0 MeV: d-D反応(D₂ガスターーゲット)
- 校正場構築に必要な主な開発項目
 - 中性子エネルギーの測定による決定
 - 基準フルエンスの導出方法の開発
 - 国家標準とのトレーサビリティの確保

中性子エネルギーの決定

飛行時間法(TOF)により測定

- ピークエネルギーの決定: 距離を変えた測定
- 線源スペクトルの測定: コリメータ内で測定



基準フルエンスの移行とトレーサビリティの確保

- (モニタ検出器の計数)から
(校正点のフルエンス)への換算係数: K

$$K = \frac{\text{校正点の基準フルエンス}}{\text{モニタの計数}} \times d^2$$

d : ターゲットからの距離

国家標準で値付けした検出器
(9.5" のボナーボール)を用いて測定

→ トレーサビリティ
の確保

エネルギー (最大ヒーム 電流)	1mの位置での最大値		換算係数 [SPE COUNT/h] (不確かさ: 2σ)
	フルエンス率 ϕ [cm ⁻² s ⁻¹]	線量当量率 H*(10) [mSv/h]	
144keV (50 μ A)	3×10^3	1.4	2.9×10^4 (7%)
565keV (50 μ A)	6×10^3	7.4	3.7×10^4 (5%)
5.0MeV (2 μ A)	5×10^3	7.3	6.0×10^4 (7%)

成果のまとめ

- これまでの成果
 - 144 keV, 565 keV, 5 MeVの校正場の構築
 - 中性子エネルギーの良好な単色性
 - 基準フルエンスの導出方法の確立
 - トレーサビリティの確保($2\sigma < 7\%$)
 - 単色中性子校正場の一部供用可
- 成果の反映
 - 単色中性子校正場
 - 放射線安全の確立への反映
 - 放射線防護計測の信頼性確保
(測定機器の特性試験、開発など)
 - 国内・国際規格(JIS, ISOなど)への反映
 - 放射線防護研究の推進
(線量評価法の研究など)

今後の課題

加速器中性子校正場の開発

- 単色中性子校正場の確立
 - エネルギー一点の拡大(目標10点)
 - 供用時の不確かさの詳細評価
 - 基準フルエンス絶対測定法の確立
- スペクトル可変校正場の開発
 - スペクトル可変方法の開発
 - 対象スペクトル分類の検討

→ スペクトル可変校正場の構築

用語角字説明

校正技術

高精度放射線測定器を実際に使用するにあたり、そのエネルギー特性試験や証付けなどをすめ行っておく必要がある。このような校正に関わるあらゆる技術。

トレーサビリティ

測定値の信頼性は、現場で測定する計測器が、基準となる国家標準と明確につながりを有していることにより確保される。JISの計測用語ではトレーサビリティを「計測器がより高位の標準器又は基準器によって次々と校正され、国家標準につながる経路が確立されていること」と定義している。

エネルギー特性

エネルギー特性とは、放射線測定器の指示値と正しい線量値との比を放射線エネルギーの関数として表したものである。エネルギー特性がエネルギーに対して平坦でない放射線測定器で現場の線量率を測定すると、正しい値を測定することができず、測定値の信頼性が低下する。

線量換算係数

放射線の種類、被ばくの應挙と共に共通の尺度で被ばくの影響を評価するため、「線量」という単位が規定されている。放射線量から換算へ換算するための変換係数のことを線量換算係数といい、放射線の種類や、エネルギーによって異なる値となっている。

單色中性子校正場

加速器を用いて発生させた電子、重陽子、一重子をリチウムトリチウムを含むターゲットに当てると核反応により单一のエネルギーを有する中性子が発生する。このように中性子を用いた校正場において中性子検出器等の特性試験を行うことができる。

スペクトル可変校正場

中性子検出器を用いた物理計測において、標準當量を正しく評価するためには、作業場の中性子スペクトルと近い条件のもとで検出器を校正する必要がある。各種中性子源を利用した種々の連続スペクトルを有する校正場のことをスペクトル可変校正場とする。

ロングカウンタ

中性子測定器、広いエネルギー範囲にわたり一律な懸念を持つが、測定できる中性子の入射方向には強い指向性がある。

ボーラー

球形減速材の中心に熱中性子検出器を配した中性子測定器。エネルギーによって感度は変化するが、測定できる中性子の入射方向依存性はほとんどない。

RI中性子源

^{252}Cf や $^{241}\text{Am-Be}$ のように放射性核種を用いて中性子を発生させる源類。

2.5.2 環境試料の迅速分析及び測定技術の高度化に関する研究

(サイクル機構 環境監視課 副主任研究員 植頭 康裕)

プルトニウムやウランを取り扱う再処理施設や燃料製造加工施設における排気及び大気中プルトニウム等長半減期核種の定量には、これまでおよそ一週間が必要であり、迅速性が要求される原子力緊急時等におけるプルトニウム定量法としては問題があった。

そこで、施設内における放射線管理手法や施設周辺の環境モニタリング手法の高度化を図るとともに、原子力緊急時における判断の一助とするために、プルトニウム等長半減期 α 線放出核種を迅速に定量する方法を開発し、分析技術の高度化を行った。

検出器に入射した放射線パルスは相関性を有するパルス対（相関事象）と相関性を有しないパルス対（ランダム事象）に区別される。ラドン等の壊変生成物のような短寿命核種は、微小時間内に親一壊変生成物の連続事象が発生するため相関事象として取り扱う。一方、プルトニウムやウランは長い半減期を有することから、連続的に壊変する確率は極めて小さいため、ランダム事象として扱う。時間間隔解析理論により、ラドン等の相関事象を容易に捉えることが可能であり、迅速定量が可能であることが確認できた。

これらの結果をもとに、天然放射性物質の減算試験を実施するためにマイクロ秒まで計測できる高分解能タイマーと高速波高弁別器及びこれらの情報を同時に入力できるマルチパラメータコレクタを組み合わせた電子回路を製作し、評価した。その結果、プルトニウムを塗布した模擬試料からもプルトニウムを減算せずにラドン壊変生成物の減算に成功した。検出下限値は $5.7 \times 10^{-9} \text{Bq/cm}^3$ であり、人工放射性核種の割合が全体の 2 割の試料まで減算が可能であることが確認できた。

本研究の成果は、再処理施設をはじめ、核燃料取扱施設への本システムの導入と実用化に反映できる。また、原子力災害時への応用も期待できる。

原研-サイクル機構合同
安全研究成果報告会
平成15年3月7日

環境試料の迅速分析及び測定技術の 高度化に関する研究

核燃料サイクル開発機構 東海事業所
放射線安全部 環境監視課

植頭 康裕

1

サイクル機構の環境放射能分野安全研究テーマ

1. 環境中のラドン・トロン及びその壊変生成物の測定、挙動評価などに関する研究
2. 海洋における放射性物質の挙動と拡散予測モデルに関する研究
3. 地球規模の海洋環境における放射性物質移行モデルに関する研究
4. 環境試料の迅速分析及び測定技術の高度化に関する研究
5. 緊急時における個人被ばくモニタリング手法に関する研究
6. 極低濃度長半減期放射性核種の定量法に関する研究

2

背景

プルトニウムやウラン等長半減期 α 線放出核種を取り扱う再処理施設や燃料製造加工施設の施設放射線管理及び施設周辺の環境影響評価においては、これらの線量換算係数が γ 線放出核種に比べ大きいことから、管理基準値も厳しいため、それらの迅速かつ感度の高い定量方法が求められている。

ダスト中のそれら長半減期核種の定量には、ラドンの壊変生成物の影響を除去する必要がある。また、ラドンの壊変生成物の弁別は難しいため以下の手法が採用されている。

- ・エネルギー弁別
- ・ラドンの壊変生成物の減衰を待つ
- ・化学分析

⇒迅速性に問題

3

研究目的

- ・プルトニウム等長半減期 α 線放出核種を迅速に定量する方法を開発し、施設内における放射線管理手法や施設周辺の環境モニタリング手法の高度化を図る。さらに原子力緊急時における判断の一助とする。

発表内容

- ・時間間隔解析理論
- ・天然放射性核種の減算試験結果
- ・検出下限値

4

時間間隔解析(Time interval analysis)

1. 検出器に入射した放射線由來のマイクロ～ミリ秒オーダのパルス 時間間隔及びエネルギー測定

●短半減期核種・相関性を有するパルス時間間隔で入射

(天然壊変系列に存在)

●長半減期核種・ランダムの時間間隔で入射(天然壊変系列
+人工放射性物質)

2. エネルギースペクトルから相関性を有する時間間隔のパ ルス対を減算:人工放射性物質(Puのモニター)

5

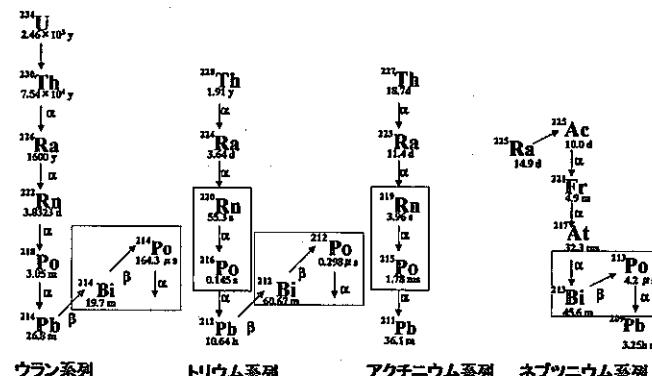
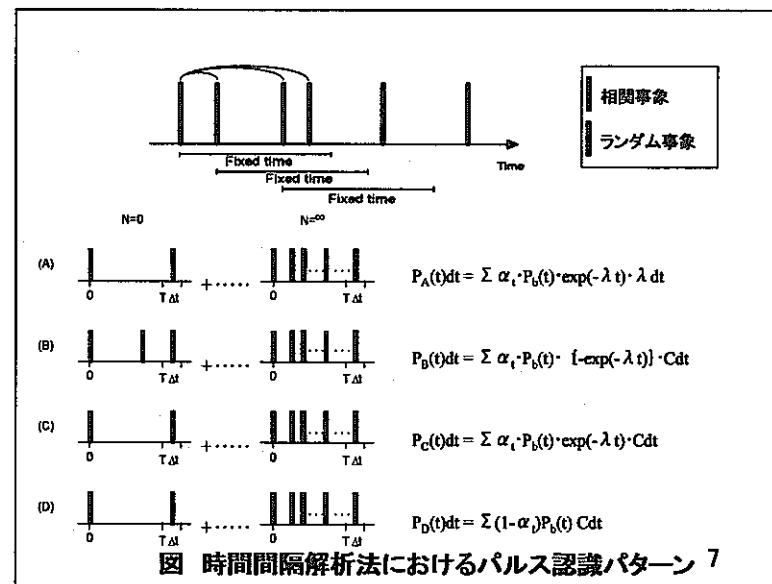


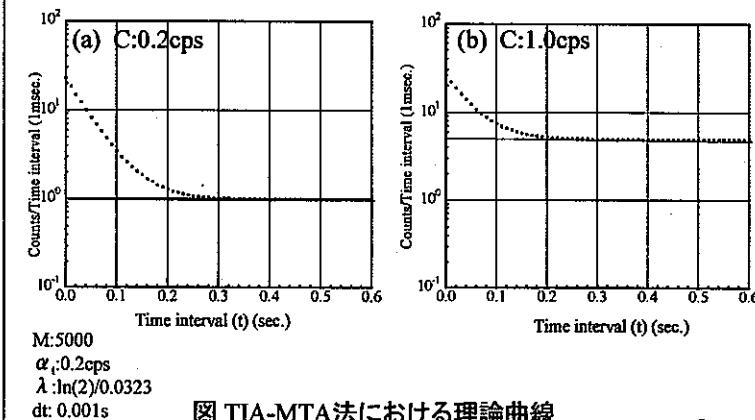
図 時間間隔解析法による抽出可能な壊変事象

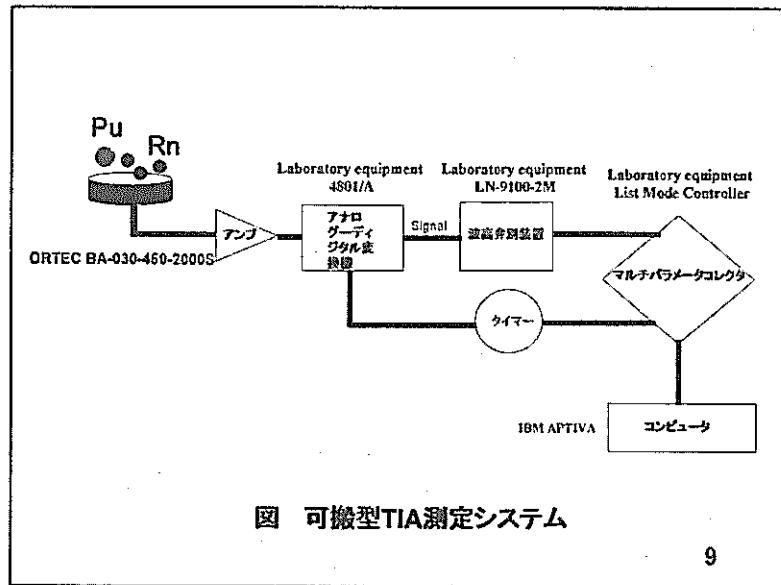
6



○ TIA-MTA 法の理論曲線

$$MP(t)dt = M\{\alpha_i \cdot \lambda \cdot \exp(-\lambda t) + C\}dt$$

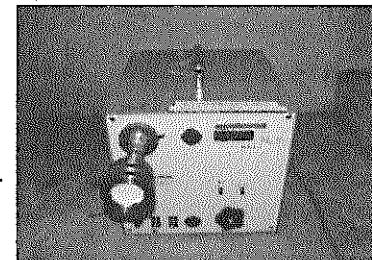




9

天然放射性核種の減算試験フロー

- フィルタ: 4フッ化エチレン系メンブラン
吸引率: 100L/min.
- ↓
- (ダスト採取後、10数cpmのPuを塗布)
(再処理施設内
で実施)
- 飛散防止のため、マイラによる表面コート
- ↓
- Si半導体検出器により測定(1時間)
- ↓
- 測定データから任意時間内(10秒)の全パルスの組み合わせをTIA-MTA法で解析
- ↓
- エネルギースペクトルから任意時間間隔内に入射した相関事象を減算



11

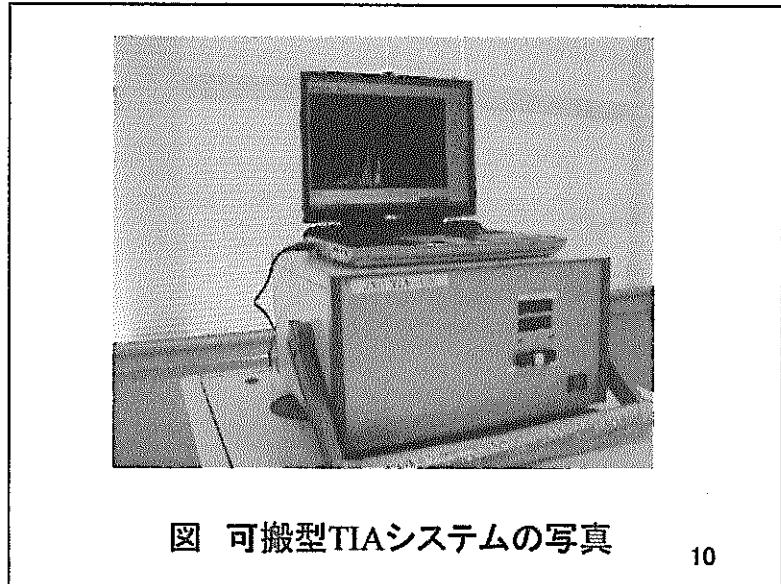


図 可搬型TIAシステムの写真

10

100L/min. × 60min.で採取
ORTEC BA-030-450-2000S
にて60分測定

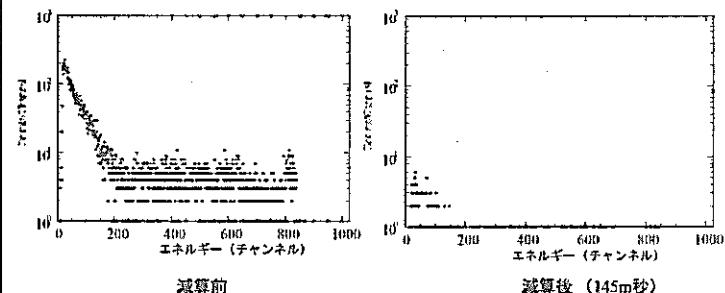


図 核燃料サイクル開発機構人形峠環境技術センター
で採取したダスト試料のエネルギースペクトル

12

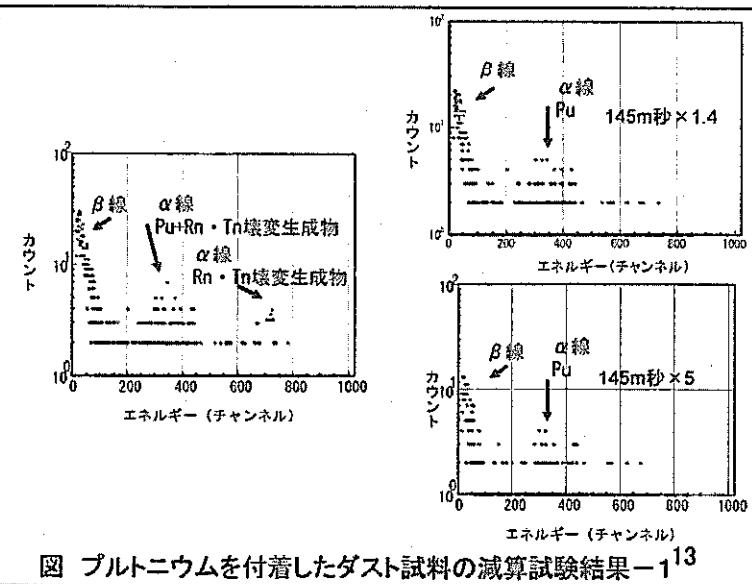


図 プルトニウムを付着したダスト試料の減算試験結果-13

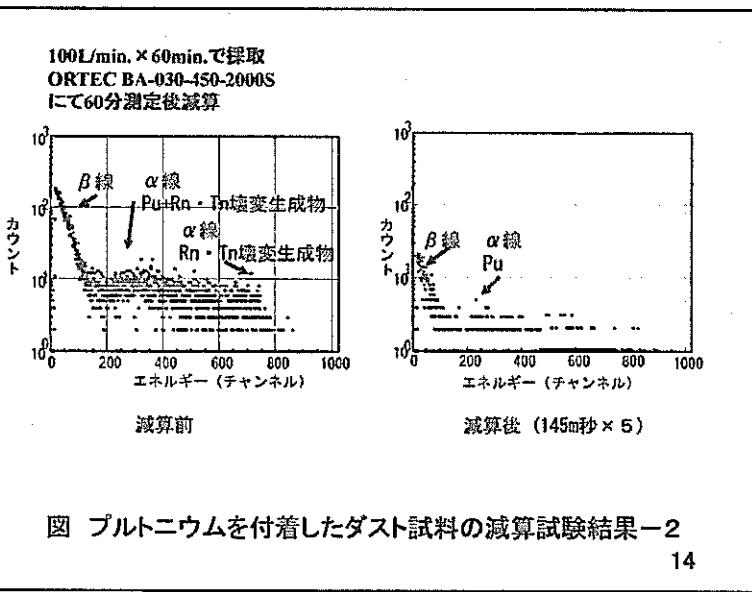


図 プルトニウムを付着したダスト試料の減算試験結果-2

検出下限値の算出

(1) 3σ による検出下限 : $5.7 \times 10^{-9} \text{Bq/cm}^3$
 ⇒周辺監視区域境界のPu-239空気中濃度限度: $8 \times 10^{-9} \text{Bq/cm}^3$
 B.G. 計数率 : 1cpm、測定時間: 60min.
 B.G. 測定時間: 60min.、計数効率: 30%、試料量: $6 \times 10^6 \text{cm}^3$

(2) 確率論による減算下限

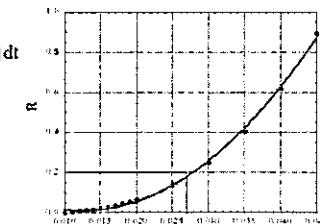
$$MCdt + n \sqrt{(MCdt)} \leq M \{ \alpha_i \lambda \exp(-\lambda T_{1/2}) + C \} dt$$

$$C = \frac{M(1-\alpha_i)}{T_m} + \frac{M\alpha}{T_m}$$

$$R = Ma / M$$

U系列 : ^{226}Ra から ^{210}Pb まで5歳変Th系列 : ^{232}Ra から ^{208}Pb まで5歳変抽出可能 : ^{220}Ra - ^{216}Po , ^{212}Bi - ^{212}Po 及び ^{214}Bi - $^{214}\text{Po} \Rightarrow 3/10=0.3$ 計数効率: 1核種につき30% $\Rightarrow 0.3 \times 0.3 = 0.09$

$$0.3 \times 0.09 = 0.027$$



⇒グラフから人工放射性核種(Ma)が全体(M)の2割程度まで存在していても減算可能
15

成果のまとめ

- 時間間隔解析法によるラドン嬗変生成物の減算に成功した。
- プルトニウムを塗布した模擬試料からもプルトニウムを減算せずにラドン嬗変生成物の減算に成功した。
- 検出下限値は $5.7 \times 10^{-9} \text{Bq/cm}^3$ であり、人工放射性核種の割合が全体の2割の試料まで減算が可能である。

成果の反映

- 再処理施設をはじめ、核燃料取扱施設への本システムの導入と実用化
- 原子力災害時への応用

用語解説

- ・ 時間間隔解析法:検出器に入射した放射線パルスの時間分布を高分解能タイマーを用いて解析する。
- ・ ラドン:原子番号86番の元素(元素記号Rn)。希ガスであり、地球創生時に地殻中に生成した放射性物質を親とし次々と生成される。
- ・ 天然の放射性物質:宇宙線及び宇宙線による原子核反応で生成した放射性物質から成り、地球を取巻く空間、陸地及び海洋に存在するもの、及び地球創生時に地殻中に生成した放射性物質あるいはそれらを親とする放射性物質。ウラン-238、カリウム-40、ラドン-222等がある。
- ・ 半減期:放射性物質の原子数が半分に減少するのに要する時間のこと。放射性物質は原子数が指数関数的に減少する。1個の原子核が単位時間に崩壊(壊変)する割合は個々に固有で、半減期の違いになっている。ブルトニウム-239が約2.4万年、ウラン-238が約45億年、ポロニウム-216が約0.1秒である。

2.5.3 質疑応答

Q (フロア)：放射線影響が定量化できるのだから、HAZOP のような確率論的な研究に適用すると完全に補完できるのか。

A (吉田)：測定器の品質保証について報告したもの。研究のベースになるもの。

C (フロア)：これらの成果をリスク評価の定量化につなげていく必要がある。

A (草間)：安全研究としては、環境に放射線がどれだけあるかを定量化することが最初の段階であろう。如何に正しく測定するかということで沢山実施している研究の一部を報告したもの。

2.6 セッションIV 「総合討論：今後の安全研究への期待」

(議長 僚原子力安全研究所 技術システム研究所 所長 木村 逸郎)

2.6.1 パネリスト基調報告と原研及びサイクル機構からの回答の要旨

(1) 基調報告：原子力施設等安全研究（東京工業大学 教授 吉澤 善男）

原子力施設等安全研究に関して、今後の安全研究への期待を述べる。

第1に、確率論的安全評価や信頼性評価に関する研究は安全研究の成果を総合するものであり、重要なテーマである。これらの研究においては、そのモデルや仮定、入力データが重要であり、これらを十分に検討する必要がある。この際、過去における個別の安全研究についても再点検し、最新の知見を入れて常に更新する必要がある。また、安全研究成果の評価については、自然科学的観点は当然であるが、社会学的視点や人文科学的視点による評価も必要である。更に、成果を平易な言葉を使って一般の人たちに理解されるように表現する努力が必要である。

第2に、両機関統合後に安全研究の中立性を確保すること、ダブルチェック機能を確保することが重要である。これについては、統合研究機関と省庁、財団、大学、民間、外国の機関との関係を常に見直し、多重のチェック機能が働くようにする必要がある。また、統合研究機関内部では開発研究（推進）と安全研究（規制）の仕分けを行い、独立し、且つ協力して機能するようにする必要がある。

今後の安全研究への期待 – 原子力施設等安全研究

吉澤 善男
東京工業大学 原子炉工学研究所

I 確率論的安全評価や信頼性評価は安全研究の成果の総合

- ・モデル、仮定、入力データの検討
- ・過去における個別の安全研究の再点検
- ・成果の社会学的評価
- ・成果の平易な言葉による表現

II 両機関統合後の中立性、ダブルチェック機能の確保

- ・統合研究機関と省庁、財団、大学、民間、外国の機関の関係
- ・統合研究機関内部での開発研究（推進）と安全研究（規制）の仕分

(2) 基調報告：放射性廃棄物安全研究（東京大学 教授 田中 知）

今後の安全研究への期待と題して、原子力安全委員会の放射性廃棄物安全研究を見ている立場から意見を述べる。

1つ目は、必要な安全研究について国内での調整が必要ということである。安全研究課題の選定において効率的に研究が進むように、また資源（資金、人材）の充當の観点から、従来に増して調整をする必要がある。このためには、省庁、日本原子力研究所、核燃料サイクル開発機構、財団、大学間で十分討議していかなければならない。

2つ目は、放射性廃棄物処理処分分野の研究は研究開発要素が大きく、かつ、放射性廃棄物の安全評価には将来予測が大きな要素を占めることを認識すべきということである。研究開発と安全研究には相補性があることを、過度の保守性を避けるためにも認識すべきである。また、モデル、データの許容不確かさを提示することが重要である。

3つ目は、放射性廃棄物処理処分に関する性能評価はモデルとデータによるということである。したがって、ソフト研究と実験的研究のバランスが重要であり、必要なデータを適切なタイミングで供給していかなければならない。

4つ目は、安全評価には客観性が必要ということであり、これを実現するためにモデルやデータを客観的に評価する機関が必要である。

5つ目は、安全評価は基準との比較で行われるものということであり、科学的、客観的な考えに基づく基準等の早期整備が肝要である。

6つ目は、データ取得は試験装置で行われるということであり、必要な設備、装置は国をあげて維持していく必要がある。これらの施設としては、NUCEF、WASTEF、ENTRY、QUALITY、地下研究施設等が挙げられる。また、これら設備、装置を有効に活用できる仕組みを検討する必要がある。

7つ目は、安全研究を進めるに当って、主体性、自主性を持って国際協力を活用していくことが重要であるということを指摘したい。

今後の安全研究への期待 —放射性廃棄物安全研究—

田中 知

東京大学大学院工学系研究科

1

1. 必要な安全研究について国内での調整

- ・課題の選定、資源の充当（資金、人材）
- ・省庁、日本原子力研究所、核燃料サイクル開発機構、財団、大学間

2. 放射性廃棄物処理処分は研究開発要素が大きい、かつ、放射性廃棄物の安全評価は将来予測

- ・研究開発と安全研究の相補性が必要、過度の保守性を避けるためにも
- ・モデル、データの許容不確かさの提示

2

3. 放射性廃棄物処理処分性能評価はモデルとデータによる

- ・ソフト研究と実験的研究のバランス
- ・必要なデータを適切なタイミングでの供給

4. 安全評価には客観性が必要

- ・モデル、データを評価する機関

5. 安全評価は基準との比較で行われる

- ・科学的客観的な考え方に基づく基準等の早期整備

3

6. データ取得は試験装置で行われる

- ・必要な設備、装置の国をあげての維持（NUCEF, WASTEF, ENTRY, QUALITY, 地下研究施設等）
- ・これら設備、装置を有効に活用できる仕組みの検討

7. 主体性、自主性を持った国際協力の活用

4

(3) 基調報告：環境放射能安全研究（大分県立看護科学大学 学長 草間 朋子）

環境放射能安全研究の視点から今後の安全研究への期待を述べる。

これから環境安全研究は、意思決定への国民参加の時代を迎えて、分かりやすい安全の目標とその明確化が必要であり、選択者としての国民のエンパワメントを図るために研究を進めるべきである。ここで国民としてどこにターゲットを絞って行うかが重要である。また、環境問題のグローバル化への対応が必要なことから、環境リスク全体を見据えた研究を進めるべきである。これらの安全研究を進めるに当っては、原子力コミュニティーから脱却して外に目を向けること、また縦割り研究から脱却することが必要である。

次に、エコロジー研究にどのように取り組むかについては、従来のヒト、人を終着点としたエコロジーから、生態系全体に着目したエコロジーに視点を移していく必要がある。国際的なコンセンサスが得られるためのエコロジー研究の枠組みを構築することを検討すべきである。

環境安全基準に関連した課題として、放射線リスクと放射線以外のリスクとの相互関係に着目して、リスクの相互比較とトレードオフを検討することが重要である。このためにも放射線以外のリスクの正確な認識が大きな課題である。また、社会活動等の将来予測が重要であり、そのために、reasonableなモデルとパラメータの設定、線量預託等の概念の構築などが今後の課題である。

最後に、自然放射線に対する新たな認識について述べたい。従来は自然放射線がそこにあるから研究対象としてきたが、今後は自然放射線を積極的に活用していくための研究が重要になってくる。これは対象への取り組み姿勢の変革と言うことができる。自然放射線を放射線防護基準のベースとする動きが見られることもあり、自然放射線を判断の尺度として活用することを考えていくことも重要である。

最後に、本日の報告を聞いて、松原先生の講演に、安全委員会はニーズに従って研究を行っていくという話があったが、本日の報告を聞いていて、安全研究のカテゴライズがこれで良いのかと感じた。両法人の統合に際して、安全研究が一つの柱になると考えられるが、その際、安全研究のカテゴライズをどうするかといった検討を是非して頂きたい。

今後の安全研究への期待 —環境放射能安全研究の視点から—

大分県立看護科学大学
草間 朋子

1

エコロジー研究にどのように取り組むか

ヒト、人を終着点としたエコロジー



生態系全体に着目したエコロジー

国際的なコンセンサスが得られるための
エコロジー研究の枠組みの構築

3

- ### これからの環境安全研究は
- ・意思決定への国民参加の時代を迎えて
 - ・分かりやすい安全の目標とその明確化
 - ・選択者としての国民のエンパワメントを図るための研究
 - ・環境問題のグローバル化への対応
 - ・環境リスク全体を見据えた研究
 - ・原子力コミュニティーからの脱却
 - ・縦割り研究からの脱却

2

—環境安全基準に関連した課題—

・放射線以外のリスクとの相互関係

・リスクの相互比較とトレードオフ



放射線以外のリスクの正確な認識

・社会活動等の将来予測

reasonableなモデルとパラメータの設定

線量預託等の概念の構築など

4

自然放射線に対する新たな認識

「そこにあるから」研究対象とした



自然放射線を積極的に活用していく
ための研究(対象への取り組み姿勢の変革)

- ・放射線防護基準のベースとして(?) (2005)
- ・判断の尺度として
- ・その他

(4) 基調報告に対する原研からの回答（原研 安全性試験研究センター長 阿部 清治）

パネリストによる基調報告に対する答えを含め、安全研究の進め方について私見を述べる。

安全研究のテーマ選択は、基本的には、推進側の動向によって変化する。例えば、推進側が経済性のより一層の向上を目指して何か計画すると、その安全性を第三者の立場で確認するのが安全研究であると考える。こうした前提の下でのことであるが、今後の安全研究の方向のひとつは、極限状態の解明である。例えば、燃料の高燃焼度化、プラントの長期供用などの安全の確認である。もう一つの方向は総合化である。総合的な判断により、産業界にとってはより無駄のない結論を導き、規制側にとってはより整合性のある規制の実現に繋がる。このために、確率論的安全評価、PSAで得られるリスク情報を有効利用する研究が大切である。

PSAは全体を総合し、俯瞰する手法であり、全体を見るので、どの部分が大事か、問題かが分かる。しかし、こうしたことができるのには、その下に基盤があるからで、基盤があつてはじめて信頼性の高い評価ができる。その基盤の維持に極めて大事なのが、実験施設の維持であるが、これが今、重大な課題になっている。統合に当たって維持すべき施設の見直しは必要であろうが、重要な施設の維持についてご理解・ご支援をいただきたい。

規制当局の独立性は不可欠だが、安全研究組織の独立性がどこまで必要かについては、議論が進行中である。開発研究と安全研究を仕分けることは必要であるが、両者の間で協調も必要である。安全研究の独立性担保のため、新法人では、独立の「センター」組織を作つて安全研究を実施することになると思う。予算については、国が資金を確保して独立性を担保してくれるのがひとつの理想像と考える。放射性廃棄物処分に関しては、開発研究と安全研究の間では、協調も必要と思われる。放射性廃棄物処分の長期安全性を確保するには、安全研究の側から見た意見を、処分方策の確立にも反映していくことが必要と考える。

原子力安全性や安全研究成果の国民への説明は、平易な言葉で分かり易く説明することが必要と思う。また、安全の目標も分かり易いことが必要である。安全目標は国民に分かり易い指標で表されることが必要と考える。

新法人における今後の安全研究(私見)

1. 安全研究の方向性

- テーマ選択は、推進側の動向によって変化
- ひとつは、極限状態の解明
例: 燃料高燃焼度化、プラント長期供用
- もうひとつは、総合化
例: 確率論的安全評価

2. ソフト研究と実験的研究のバランス

- 全体を見るから、どの部分が大事か分かる。
- 基盤があるから、信頼性の高い評価ができる。
- 実験施設の維持は重大な課題。

3. 開発研究と安全研究の分離と協調

- 規制当局の独立性は不可欠。安全研究組織の独立性はどこまで必要か。(資金、組織、etc.)
- 新法人では、安全研究を独立の「センター」で実施することになる。
- 開発研究と安全研究の協調も必要
例: 放射性廃棄物処分の長期安全性の確保

4. 国民への原子力安全の説明責任

- 平易な言葉で分かりやすく説明。
- 安全の目標も分かりやすいことが必要。

(5) 基調報告に対するサイクル機構からの回答

(サイクル機構 システム技術開発部 丹羽 元)

パネリストによる基調講演に対する回答も含めて安全研究の進め方について述べる。

「統合に関する基本報告」(2002.8.5)によると、新法人の主要なミッションは、(1)基礎・基盤研究の総合的推進、(2)核燃料サイクルの確立を目指した研究開発、(3)原子力安全研究の実施と緊急時対応等の支援、(4)産学との連携・協力及び研究開発基盤の確立、(5)原子力平和利用に徹する国際協力及び核不拡散の強化への寄与、とされている。(3)については、「安全研究年次計画」の確実な実施、事故時の対応・支援、並びに研修・訓練及び人材の育成、が特記され、(4)については、大学との連携・協力、産業界との連携・協力、及び研究施設・設備の共用の促進、が特記されている。

これを踏まえると、まず新法人における安全研究のスコープとしては、新法人は広義の安全研究をカバーすべきであると考える。これには、①国の安全規制に係わる研究（年次計画+行政受託）、②開発段階の施設・事業に関するもの、③新法人の原子力施設の安全性向上（運転安全）に関するもの、及び④それ以外のもの、がある。

安全研究について新法人が設立されるメリットとしては、例えばP S A分野や核燃料サイクル全体において、また異なった原子炉システム間の比較などの面で、横断的・統合的な研究が可能になることが挙げられる。この場合、学会、国際機関等の中立機関が研究成果のチェック機能を果たすことを期待されることに留意する必要がある。

新法人における安全研究の実施体制については、現行施設の安全規制に直結するテーマは独立的なセンターで実施する必要がある。F B R、核燃料施設、廃棄物処分等に関する安全研究は開発研究の中に位置付けて、開発部門の中で実施するのが効率的である。また、部門を跨る横断的な研究を実施できる組織や、安全研究の調整・とりまとめの中枢組織の設置を検討すべきである。

最後に、統合に向けた我々の心構えとして、Transparency、Accountability、Originalityを掲げたい。統合の相乗効果としては $1\text{ m} \times 1\text{ m} = 1\text{ m}^2$ とか、 $1\text{ N} \times 1\text{ m} = 1\text{ J}$ のように、統合によって別次元に発展していくことを目指したい。

新法人の主要なミッション（「統合に関する基本報告」2002.8.5）

- (1) 基礎・基盤研究の総合的推進
- (2) 核燃料サイクルの確立を目指した研究開発
- (3) 原子力安全研究の実施と緊急時対応等の支援
 - ・「安全研究年次計画」の確実な実施
 - ・事故時の対応、支援
 - ・研修・訓練、人材の育成
- (4) 産学との連携・協力及び研究開発基盤の確立
 - ・大学との連携・協力
 - ・産業界との連携・協力
 - ・研究施設・設備の共用の促進
- (5) 原子力平和利用に従事する国際協力及び核不拡散の強化への寄与

1. 新法人における安全研究のスコープ

新法人は広義の安全研究をカバー

- ①国の安全規制に係わる研究（年次計画+行政庁受託）
- ②開発段階の施設・事業に関するもの
- ③新法人の原子力施設の安全性向上（運転安全）に関するもの
- ④それ以外…

2. 新法人のメリット、留意点

- ①横断的・統合的研究も（PSA、サイクル全体、システム間比較、…）
- ②研究成果のチェック機能→学会、国際機関等の中立機関

3. 安全研究の実施体制

- ①独立的なセンターでの実施（現行施設の安全規制に直結するテーマ）
- ②FBR、核燃料施設、廃棄物処分等に関する安全研究は開発研究の中に位置付けて、開発部門の中で実施するのが効率的。
- ③部門を跨る横断的な研究を実施できる組織
- ④安全研究の調整・とりまとめの中核組織

4. 心構え

Transparency - Accountability - Originality

相乗効果 : $1 \text{ m} \times 1 \text{ m} = 1 \text{ m}^2$

$1 \text{ N} \times 1 \text{ m} = 1 \text{ J}$

2.6.2 質疑応答

<安全研究の方向性>

木村議長：原研とサイクル機構のお二人（阿部センター長、丹羽主席）の話を聞いていると、大変頼もしく感じられ、新しい独立行政法人の安全研究の展開に期待が持てると思います。それでは、今の報告に対して先生方からご意見はありますか。

田中先生：原研の阿部先生から、安全研究のテーマ選択は推進側の動向によって変化するとの発言がありました。変化するのはよいのですが、どのように変化すればよいのか、どのような仕組みを作ればよいのかを示さないと、本当の意味での安全研究のテーマが選べないのではないかという気がするのですが、どうでしょう。

阿部センター長：安全研究は非常に大雑把に分けると、大きく2つの観点でテーマを考える必要があると思っています。1つは、その時その時の極めて重要なニーズを反映することです。例えば、スリーマイルの事故の後にはシビアアクシデントに関する研究が重要でした。今は、高燃焼度燃料の安全確認とか長期供用の安全確認という問題があります。こうした高いニーズを有する課題には、極く当たり前に研究を実施していく必要があります。もう1つは、そういうことだけに限定して研究を実施していたのでは、死んでしまう分野についてです。必要なものについては、基盤をきちんと維持していくことが長期的には大事だと思います。基盤をどのレベルで維持していくかということについて、必ずしも定量的に言うことはできないのですが、この両方の観点で、そのとき重要なものは重点化し、大きなニーズがなくてもミニマム必要なものは基盤の維持のために実施していくということだと思います。

<二法人統合の相乗効果>

草間先生：両法人の統合を目の前にして、最後にサイクル機構から相乗効果で $1\text{m} \times 1\text{m}$ が次元の違う平方メートルになるという話を伺ったのですが、こうするためにには、もちろん行政のレベルでも検討されていると思いますが、統合になったからといって、すぐ $1\text{m} \times 1\text{m}$ が平方メートルになるはずがないので、原研やサイクル機構の中で、現在どういう努力をしているのかを具体的に紹介していただくと、少しでもイメージが湧くのではないかと思います。こういう2法人の合同報告会も1つの例だろうと思いますが、もっともっと積極的にしないと、次元の違うものは出てこないと思います。具体的にどのような努力を現場のレベルで行っているかを是非説明してほしいと思います。

丹羽主席：常に、サイクル機構と原研の間では、例えば、大洗や東海は近いところにいるわけですから、情報の交換をしています。今すぐ思い浮かぶのは、燃料から放出されるソースタームの測定があり、お互いに情報交換しながら双方向的に研究を進めています。これは、単に足しているだけかもしれないですが、それぞれが特色の違う装置を持っていて、そのメリットを出しながら、分担して研究を進めています。研究者のレベルでは色々実施していますが、ご質問の主旨は、もっと制度的にオフィシャルに両者の研究テーマを見通して、クロスカット的な視点から新しい価値を生むようなテーマを考えなければならないということだと思います。今、何をやっているかと問われると具体的にはすぐ出てきませんが、こ

ういう場で発言した以上、進めざるを得ないし、進めていきたいと思います。

木村議長：(発言した以上、進めざるを得ないということに対して) そんなことはない。予算の関係もあるので、遠慮せずに言うべきことは言ってください。そんなにへこんでいてはダメです。原研はどうですか。

阿部センター長：私自身はサイクル機構の全体についてよく承知していません。むしろ、1つの組織の中にあっても随分色々違う考え方の人がいるので、そういう人達とできるだけ広く話をして、そういう異なる考え方を吸収していきたいと思っています。実は、丹羽さんと私は、両方ともシステム安全や確率論的安全評価をバックグラウンドにしているので、私自身は丹羽さんの考えているものと私の考えているものとそれほど文化が違うとは思っていません。しかし、違うところで色々なことをやっている方が、多分違う考え方、違う信念でやっているだらうと思います。これは、サイクル機構の中だけでなく、原研の中でもあると思いますので、その人々の意見を聞きながら考えていきたいと思います。

早田理事：相乗効果が發揮できる具体的なテーマについては、14年度から打合せを始めているところで、テーマとしては2、3ありますが、具体的に相乗というところまで行っていないと思います。エネルギー関係や材料関係でテーマがあります。相乗効果について一言申し上げたいと思います。1×1は1にしかならないから、本当は何乗倍かになるというのが相乗効果だと思います。サイクル機構と原研は、今まで扱ってきた原子炉施設の炉型が違います。今後新法人は、日本の原子力エネルギー全体を見ることになり、それを全部合わせれば将来のエネルギーの安定確保のために効果が出るということで、その方向で進めていきたいと思います。

木村議長：今日の発表を聞いていて、放射線モニタなど今でも一緒にできたのではないかと思ったものもありますし、モニタリングするのに外国の原子炉を使わなくても、直ぐ隣に原研の研究炉や NUCEF の施設があるのになぜ使えなかったのかという気がしました。これまで、原子力関係者は仲間ばかりで集まる傾向があって、心配しているところです。二法人統合の計画を機に、全てリセットするつもりで、やってほしいですし、特に安全研究においても一から出直すつもりで、話し合っていただければと思います。両法人に対する国民の期待は先端研究もありますが、原子力の安全をしっかりとやってもらうということが一番に違いないと信じています。センター構想も出されました、これを第一に計画していただければと思います。沢山、ご意見用紙が集まっていますが、折角なのでフロアからご意見はありますか。

柳澤特任参事（サイクル機構）：早田理事の発言に若干関係するのですが、特にサイクル機構の研究は高速炉とかに特化した研究で、施設の使い方や研究を規制的に見ると、相当限定されています。相乗効果を出すために施設を色々と使いたいということで、規制面でも許認可変更の手続きや準備、それに係る予算を取って準備していくかないと相乗効果もでないということで、外部の研究者の方からの声も非常に重要であるということを付け加えさせていただきたいと思います。

＜研究成果の説明責任＞

A氏：川内市役所に勤務しています。一言お願いというか要望として聞いていただければと思

ます。安全研究への今後の期待ということで草間先生からもありましたが、意思決定への国民の参加の時代ということを取り上げていただきました。皆さん非常に真面目に研究をされていると思います。私たちが住民に対するときには、皆さんの研究したものをおもに勉強して、それを住民に伝えるという役目を負っているのですが、どうしても、皆さんのがやっていることが国民に見えていないのです。例えば、もんじゅの裁判でも最高裁に上告することになっていますが、色々な問題点が出てきたときに、後になって「これはこうです。」というふうに、色々なトラブルがあっても後から「いや、それは大丈夫です。」といったものが出てくるわけです。やはり、マスコミというものが原子力を否定するような人達の報道だけを強調しますので、住民はそちらの方の話を聞きます。今後、できれば「研究成果に基づいて事象の研究をやっていますので、国民の皆さん安心してください。」ということをタイムリーに出していただきたい。皆さんが事故の後直ぐに「大丈夫」と言っていただければ、国民は安心すると思います。以前、JCO事故の後に、「朝までテレビ」の中で反対派と原子力をやっていた石川先生とかが出て議論されていました。話を聞いてみると石川先生の話の方が、バックデータとかがあるだけ納得できると思います。反対派の方の発言は、どうしても感情論的なものが先行します。日本人というのは、感情論に流されることが多いあるのではないかと思いますので、バックデータをもとに研究をやっていて、十分事象としても把握しているということをタイムリーに今後はできる限りマスコミ等を通じて国民に知らせていただきたい。そうすれば色々な場面で国民は安心すると思いますので、よろしくお願ひします。

木村議長：本日は、原子力安全委員会の松原委員長代理もお見えですが、安全研究の専門部会を仰せつかつて立場から一言申し上げたいと思います。確かに、安全研究そのものをどういうふうに計画し、どういうふうに進め、どういう成果が出ているかということをできるだけきちんと伝えるということは非常に大事なことだと思います。今、原子力安全委員会は随分丁寧に全体的な安全確保の活動を説明したり、パンフレットを出したり、あるいは地方を回ったりされています。さらにその中でも安全研究についても、どういうところをどうやっているかが伝わるようにお願いしたいと思います。ご意見用紙にもありますが、どういうふうに安全研究を始めるかということについて、国民の参加を言わされました。国民一人一人からご意見を聞くというわけにはいきませんが、原子力安全委員会の安全研究でどうすることをやるかということについては、私どもの部会やその下の3分科会でニーズの調査などをして、どういう研究をやるべきかを整理して、安全研究の年次計画を5ヵ年計画として策定しています。その中で重点研究については原子力安全委員会として直接策定されています。ご承知のように、原子力安全委員会も専門部会も公開で開催されていますし、そのプロセスも色々な形で公表されています。しかしひずには関しては、それだけではまだ不十分なので、それに加えて昨年から日本原子力学会にお願いして原子力安全研究のニーズマップの作成を始めました。もっとニーズを広げるためのパイプがないか、もしあれば事務局に伝えてもらいたいと思います。なお、ご意見用紙には産業界等の意見もと書いてありますが、産業界の方は分科会にかなり入っておられるし、部会にも産業界の方が入っておられますので、皆さんからのご意見を聞くチャンネルがそれほど閉ざされているとは思っていません。

<生態系に対する放射線影響研究>

松原委員長代理：先ほどフロアから安全研究がもっと見えるようにというご要望がありました。

それは、非常に大事なことです、同時に安全研究は専門的な個別的な課題が多いので、全てを非常に優しい言葉で見えるようにというのはなかなか難しいわけですが、こうした会とかホームページを通して皆様に公開し、対話を進めるということは非常に大事だし、そのことの重要性は午前中の基調講演で、これから時代は、モノよりも安全に価値を置く時代なので、人々との対話が重要だと申し上げました。

ひとつ気にしてているのは、我が国の独自性の取得ということで、たまたま今日の研究会の関連で私あてに「近年、国際原子力機関で人以外の生態系に対する放射線影響の研究を推進しようとする動きが顕著ですが、原子力安全委員会はどのようなお考えか」という質問を頂いています。これは、原子力安全委員会としては2005年に向けての国際的な放射線防護機関の新しい勧告の改訂に向けて様々な討論に参加し、当委員会の議論も進めていきたいと思っているわけですが、環境放射線防護に関しては、これから原子力安全委員会としては議論をするので、原子力安全委員会としての意見は、今日の段階では申し上げられないですが、松原個人の原子力安全委員としての意見を述べさせていただきます。それは、研究者としての態度の基本に関することなのですが、1つは国際機関でこういうことが主張されているから我が国でもそれにそっくり対応しなければいけないというような、外国の傾向をそのまま無批判に受け入れるのではなくて、そういう傾向がどういう理由で環境放射線に対して防護が大事だと人々が言っているのかという理由をまず考えて、現在本当に環境放射線に対する防護の研究がどれくらい必要かということを自身で考えてみる必要があると思います。たまたま、40年前に環境放射能等を専門として、環境エコシステムの放射線影響でラジオエコロジーという分野で研究していました、これに関係あるので少し意見を述べさせていただきます。日本の場合は、死の灰の事件の時もいち早く環境モニタをしましたし、チェルノブイルの事故の時にも非常にきちんとしたモニタリングをしましたし、もうネットワークがありまして、それを感知しました。最近では環境放射線に関して放医研等の若手からミクロエコシステムを使った非常にユニークな研究報告も出されています。ですから、我が国には十分伝統もありますし、我が国は自然と人間が昔から共存してくような環境に育っていますから、それに対する見方というのも欧米の人とは違うと思います。欧米の人の主張していることは、放射線防護におけるアントロポセントリック、いわゆる人間重点の視点から生態系重視、エコセントリック、そういった環境重視の視点へ変えたいという主張が、むしろ哲学的、政治的、思想的な面から要望が出ていているように思います。実際に研究水準が非常に高いかというと、昔の方法論と同じとしか言えないような研究しかまだ出てきていません。そういう問題の提起に対しては、欧米ではそのような動きがあるけれども、我が国環境モニタの成果はどうなっているのかというと、午前中にもありましたように、かなりの予算が使われています。しかし、その成果はただ測るだけで、どれだけユニークで自慢できるロジックを蓄積しているかというと、必ずしもそうでもないのです。ですから、欧米の動きに追従するよりも我が国独自の研究者の態度をどんどん主張して行ってほしいと思います。私は、同

僚から原研やサイクル機構の安全研究が世界的にもかなり高い水準であることを伺っておりますので、日本人として自信を持ってやっていただきたいということを申し上げます。

木村議長：非常に心強い限りです。松原先生にはもう一つ質問が来ておりますが、フロアから何かござりますか。

<極限状態の安全研究>

B氏：電力会社で燃料関係の仕事をしております。質問というか意見も入っているのですが、阿部先生の方で極限を調べることが大事だとの説明がありましたが、どういう意味で極限と言うのか定義が難しいと思っています。燃料の高燃焼度化に関して言えば、高燃焼でどんどん燃やしましようということでどちらかというと開発に近いと思います。極限とは、例えば事故のレベルで反応度投入事象とか LOCA だとかの極限の状態で燃料がどういった挙動をするのかということを調べるのも極限です。前者の方は民間とも話をさせていただいて、一緒にやっていければ非常にうれしいと思います。後者の方は結局わかっている人以外の一般の方のレベルでいうと、例えば試験をやってみて、壊れましたと言う時に、それはどういう意味があるのかを説明することは大変なことです。だからそれをやらないということではないのですが、すごいジレンマを感じてしまっています。その辺を今後どうやっていくのかということが非常に大事だと思います。逆に言うと、やったことに対するきちんと一般の方に説明をしていく責任が、もちろん民間もそうですが、研究をやっている側にも求められてきていると思います。

阿部センター長：2つの面でご指摘があったと思います。最初の方は、高燃焼度化とか長期供用といった問題について、基本的には民間が安全性を確認しながらやることだと思いますが、これは規制側としてもある一定の知識を持つために、その研究の成果を持って批判的に見ていくことが大事だと思っています。二番目の件ですが、一昔前は、設計基準事故に対してそれが大丈夫なのかといった研究が中心がありました。地震に対して、設計基準地震動に対して物がもつかということを見る研究が中心ありました。しかし、これは確率論的な世界になってきますが、スリーマイルの事故が起きた後では、決して可能性が高いわけではないが、設計基準を超すような事象がないわけではない。同じような意味で、設計基準地震動を超すような地震動が想定されないわけでもない。しかし、これは極めて小さな確率の事象だから、ご指摘のような説明責任は大事だと思っておりますが、どこまでなら大丈夫なのかということを見極めることによって、初めて設計はどうあるべきか、今やっている設計はどこまでの信頼性があるのかということが確認できるだろうと思っています。設計を超したところでの極限に近いところを知っておくことが大事であると考えます。ただ、決して、これはシビアアクシデント研究でも耐震でも同じですが、非常に微小な確率の世界について、何から何まで設計で考えているように全部パーフェクトに知らなければならないといった問題ではないと思っています。大事な問題を押さえて、不確実さの幅をきちんと見極めるようなレベルの研究が大事だと思っています。

木村議長：ご意見用紙でいただいたご質問やご意見を事務局から紹介していただいて、それに対して答えていただきます。

<安全研究課題の体系化>

司会：C氏から「もんじゅ裁判で安全性に関するR&Dが十分に裁判で反映されなかつたことを大変残念に思っております。重要なのは基準類の整理・体系化であると考えます。この意味で、「安全研究課題の体系化」をひとつの安全研究の課題として取り上げるのは如何でしょうか。」とご意見をいただいております。

木村議長：部会にもかけられた質問かもしれません、ちょうど二法人が統合されますので、そこでの話もあったように思いますし、阿部さんからお願ひします。

阿部センター長：「もんじゅ」がきっかけで出ていることですが、指針の体系化ですので私の方からお答えいたします。私は安全委員会の原子力安全基準専門部会の下に設けられており、指針の体系化の分科会の委員をしております。安全委員会として指針の体系を見直そうということですが、これには2通りのことあります。1つは、原子炉についての指針の体系と同じようなものが、他の施設や事業についてもちゃんとできているかというような、水平方向での見直しです。これについては体系化の分科会の方で大分進んだと思っています。もう1つは、安全目標を頂点として、それを支えるために指針や基準はどうあるべきか、あるいは指針は性能要求化して、具体的な仕様はもっと下位の規格等で決めていくという動きがあります。従って、今度は垂直方向で見て、安全目標を頂点としてそれを支えるような指針体系を作っていくということで、確率論的安全評価の応用のひとつだと思っています。これは研究としても大事だし、それを安全委員会の指針の体系化の中で反映していくことも大事だと思っています。

木村議長：原子力安全委員会の部会の方でも、ロードマップというかテーマの整理を行っており、さらに日本原子力学会にお願いして全体を見るような作業を始めています。また教えていただけるようなチャンスがありましたら、よろしくお願ひ致します。

<人材育成>

司会：松原先生に対するもう1つの質問ということで、D氏から「人材養成の必要性を強調されました。全く同感です。具体的な人材養成計画がありましたらご教示下さい。」というものでした。

松原委員長代理：安全委員会は、安全確保において人材確保が如何に重要かということは十分認識しているわけですが、特にこれまで安全委員会決定として人材育成促進に関する提案だけに限ってはまだしていないわけです。私個人的には将来的に是非やっていかなければならぬ問題だと思っています。というのは、全国から原子力や放射線関係の専門の学科が消えて行く中で、本当に日本で安全研究をしっかりとやっていくのには、二法人や放医研等の特殊な機関ではありますけれども、そういう機関では安全に係わる非常に大きな学際的なプロジェクトを作っていてくださいて、力のある研究できる人材を育成していかなければなりません。安全というのは、個別の課題だけではなく、相対的に眺めたり、情報を交流することが必要ですので、将来的にはプロジェクト型の研究を行っていかざるを得ないと思っています。それはそれとして、安全委員会としては、人材育成のことも提起したい

と思います。ちなみに、外国ではNRCのメサーブ委員長などもアメリカにおいて人材のことが問題であると言っているようで、どこの国でも同じような問題を抱えていると思います。今後検討すべき課題だと思っています。

木村議長：人材につきましては大学側も、しっかり考えなくてはならないということで、大学を束ねたような形で日本学術会議で現在検討しておりますと、原子力安全委員会と原子力委員会を合わせて相談するチャンスを持たせていただきたいと、私個人としては思っております。

吉澤先生：人材の育成は、私も大学に勤めておりますので、まず学生の教育が当然だと思っております。更に、私ども最近の状況を見まして、社会人の再教育に我々が貢献できることがないかということを大学の中で議論して、その方向へも手を広げられたらと思っております。

田中先生：我々は、他の大学よりも先に原子力工学科の名称を変更したということもあるのですが、それはさておき、安全な社会を作るには工学システムをどうすれば良いのかという、根本的なところの問題に対して慎重に考えておりまして、工学部の3つの大きなテーマの1つにしたいと考えています。一方で、原子力関係の中で、安全研究をする人をどうするかということが問題ですが、原子力安全研究ということをあまり強く言い過ぎると若い人とこちらの意識がうまくいかないかもしれない、原子力あるいは放射線利用の重要性を言いながら大学院の研究の中で安全研究をやって行くという、2つの仕組みを考えているところです。

草間先生：私は、現在看護職を養成する大学において、今日は原子力ですけれども放射線利用という視点から考えますと、医療領域の放射線利用は大変重要で、原子力とか放射線利用という名前がどんどん消えていく中で、うちの大学では、去年の4月に、修士課程に放射線保健学というものを始めまして、平成16年には博士課程で放射線保健学という講座を立てまして、医療の領域で放射線を怖がると全体に波及していくので、できるだけオピニオンリーダになれる人達を育てようと思って、医療界の改善に努めているところです。

<新しい技術における安全研究の取組み>

司会：E氏から「新しい技術（新型炉等）における安全性研究の取り組み方（先行的規制研究など）について教えてください。」というご質問です。

丹羽主席：新しい技術と言うのは多分FBRとか核燃料サイクルのことだと思います。安全研究年次計画の中に高速増殖炉の研究分野があることはご存知のことだと思います。特に高速増殖炉の安全研究は、その中で階層構造に分けて実施しています。1つは、安全設計評価方針の作成に関する研究、事故防止及び緩和、事故評価、シビアアクシデント、運転管理及び施設管理（運転安全）に分けて、この一番トップに安全設計評価方針の作成に結びつけるような研究テーマを極力入れるように、引き出すような形にして、それ以外のテーマから上がってくる成果を総合して安全設計方針の案に結びつけるような研究の形にしております。1990年代の半ばには実証炉が作られるという話になって、高速炉の安全設計方針、評価方針等が議論されていたわけです。それは、残念なことに途中で止まってしまったわけですが、高速炉の安全設計指針が全く改定されていないとよく言われるのですが、改定しようという話が起こっておりまして、それに安全研究年次計画の成果が随分利用された経緯があります。このような形で安全研究は新しい炉の規制に直結する形の研究を行う体制になっていますし、そ

いう実績もあります。

【原研からの補足説明】原研では、固有の安全性が高く、高温を利用した水素製造を目指す高温ガス炉の開発の一環として、高温工学試験研究炉 HTTR の建設が安全性実証試験段階まで進んでいます。また、ウラン資源の有効利用、高燃焼度・長期サイクル運転、プルトニウム多重リサイクル等の実現を目指した低減速軽水炉、核融合技術の実現を目指して国際協力により実験炉建設の段階に入ろうとしている国際熱核融合実験炉 ITER など、新型炉の研究開発を行っています。これらの研究開発には、軽水炉の安全性研究により蓄積した知見や技術を活用し、安全性研究の専門家が協力して研究を進めています。

なお、次世代炉で採用が予想される受動的安全系の特性については、将来の規制を想定した先行的な取り組みとして、安全性研究部門で独自に研究を実施しています。

<二法人統合の理念>

司会：F 氏から「統合後も、それぞれの法人の長所、研究成果を他方が自己の研究のために取り入れるという形態での統合でよいのではないかと、午前中の成果の概要を聞きながら思いました。それぞれの特性を放棄して何か新しい文化をというような無理をすることはないと思います。これまで通り、原理・原則に沿って発展していただきたいと思います。」というご意見です。

阿部センター長：これは先ほど丹羽さんから次元の話を聞いていただきました。それで十分だらうと思います。

丹羽主席：承りました。

F 氏：それは、お昼までに書いたものです。その後「もんじゅ」のこともありましたし、元気がないのではないかと心配していたので、そういうふうに書きましたけれども、非常に覇気があってとても期待しています。ですからその質問は、なしにしていただきたいのですが、ただひとつ国民を対象という話がありましたので、一言言いたいのです。私はデカルトをやっているのですが、デカルトは万人にあるのは良識であると言っています。プラトンのメノンに出てくる話としては、奴隸でも数学の 2 倍体積問題を奴隸に質問するのですが、きちんと 1 つ 1 つ説明していくと奴隸はちゃんと答えられる。それが基盤なのです。科学はどれもそうなので、人々は 1 つ 1 つきちんと説明していけばわかるというのが原則なわけです。そういう意味で、国民はわからないと考えたら終わりだと思います。ですから説明する側の問題であるということが 1 つです。後、原子力安全委員会の泊発電所のヒアリングを読みましてびっくりしました。住民の方が、ものすごい質問をしているわけです。非常に専門的といいかきんとしている。ですから、あれを読んで思ったことは毎日物を見ていればいろんなことを考えるわけです。研究者がちょっと考えるより以上に、毎日現物を見ながら考える想像力。だから、それに対してきちんと答えることにより、きちんとわかるということだと思います。私は本当に感心しました。ですから川内市の方もそうですが、浜岡の行政の方もきちんと答えておりましたので、川内市の方もきちんと説明していただきたいと思います。

木村議長：初等教育での原子力や放射線の取り上げ方の問題にもつながるのではないかと思います。その辺もこれからしっかりとやっていかなければならぬと思います。

<研究施設の維持>

司会：G氏から「安全性に関して材料研究の基本的道具としての研究炉、試験炉の重要性を改めて強調しておきたいと思います。材料の経年変化などでも炉内では炉外とは異なる可能性があることを認識する必要があります。材料試験炉や照射ベッドとしての常陽に対する不要論や低い評価は安全性確保に逆行するものと考えます。」というご意見です。

丹羽主席：ご意見、ありがたいと思っています。大洗で働くものとして、常陽をさらに使い易く、オープンに、研究成果を分かりやすくアピールしていくことが必要と思って、そのように進めていく所存です。

阿部センター長：色々な施設を持っていて、その中でいくつかは、統合するとダブっているのではないかといったことがあります。続けていく必要があるかどうかについて再検討しなければならないと思っています。しかし、先ほどから何度も申しておりますように、必要最低限の基盤を国の中に維持していかなければ、原子力そのものの土台がなくなってしまうと思いますので、これについては是非皆様からのご支援をいただきたいと思っています。

田中先生：それと関連して、日本の原子炉で照射するよりも、外国へ行った方が安いという実態があります。だから、民間の人たちは、日本の施設をなかなか使わないのです。日本で行うとどうしてそんなに経費がかかるのか、というあたりの考えがないと、ただ施設が必要だと言うだけでは、うまくいかないと思いますので、難しい問題だと思いますが、その辺も良く考えたほうが良いと思います。

吉澤先生：色々な研究に必要な施設の維持を今後とも、是非お願いしたいと思っています。最近は、大学ではホットな研究をしにくい環境になってきております。私どもは、原研やサイクル機構の施設を学生実験として、修士の学生ほぼ全員に受けさせるような実験に利用させていただいております。今後とも新法人で、広く外部の人間が使えるような、教育にも使えるような施設も何とか維持していただけたらありがたいと思っています。

木村議長：これは、日本学術会議から出しました二法人の要望でも言わせていただいたことです。もっとも大学の方もしっかりとして、今ある研究炉なり臨界装置なりを大学法人になっても運転し、利用してほしいと思っておりますが、実際上、大学法人になりますと、いろいろと大変なことが起こるようとして、その辺のことに関しましても、日本学術会議として近く報告書を出す予定にしております。本日いただきましたご質問に対し、原研とサイクル機構の方から、細かいご返事なり、あるいはオープンにするなりして、メールとホームページ両方で対応していただければと思います。二法人が統合されて世界でもトップレベルの立派な研究所ができる中で、原子力の安全研究の重要性はトップではないかと思っていますので、これから二法人の統合へ期待と応援とを続けて行きたいと思っています。

3. あとがき

本報告会は、原研とサイクル機構の統合を踏まえ、最近の安全研究の成果を報告するとともに、各界からの意見を今後の安全研究に資することを目的に、初の合同成果報告会として開催したものである。

特別講演、成果報告、及び総合討論を通じ、新法人における安全研究の進め方として、以下の諸点について、参加者間でほぼ共通の認識が得られた。

- ・安全研究を新法人の主要業務の一つに位置づけること
- ・国の資金確保による中立性の確保
- ・研究計画策定プロセスにおける透明性の確保
- ・安全研究を支える基盤研究と必要な装置の維持
- ・安全研究と開発研究の分離と協調の必要性
- ・ソフト研究と実験研究の適切なバランス
- ・民間のニーズ対応を含めた関係機関との内外協力・連携
- ・平易な言葉による研究成果の公開・情報発信
- ・原子力安全に係わる人材育成の重要性

アンケート結果にもあるように、本成果報告会について出席者から概ね高い評価を得ており、関係各位のご指導とご協力により、初期の目的を達成できたと認識している。今後も、頂いたご意見、要望等を参考にして、合同成果報告会を開催したいと考えている。

関係各位のさらなるご指導とご支援をお願いしたい。

なお、高速増殖炉もんじゅ行政訴訟控訴審判決について、サイクル機構より、休憩時間を利用して報告があったことを付記する。

謝辞

本合同安全研究成果報告会では、松原委員長代理（原子力安全委員会）には特別講演をお願いし、また、木村部会長（原子力安全委員会原子力安全研究専門部会）、草間学長（大分県立看護科学大学）、吉澤教授（東京工業大学）、田中教授（東京大学）には、議長や座長、パネリストをお願いし、それぞれ貴重な時間を割いて頂いた。会合には大学、官庁、研究機関、電力、メーカーをはじめ多くの参加を得るとともに、数多くの貴重なコメントを頂いた。原子力安全委員会、文部科学省量子放射線研究課、核燃料サイクル研究開発課、原子力安全・保安院からは、会合開催等について貴重なアドバイスを頂いた。ご指導、ご協力頂いたこれらの方々に、深く感謝致します。

また、本会合の準備、開催及び事後処理にご協力頂いた原研及びサイクル機構の多くの関係者に感謝致します。

付録1 プログラム

原研－サイクル機構合同安全研究成果報告会プログラム

日時：平成15年3月7日(金) 10:00～16:30 場所：星陵会館(千代田区永田町2-16-2)

10:00～10:05	開会挨拶	原研 理事・早田 邦久
10:05～10:25	特別講演：我が国における原子力安全研究への期待	原子力安全委員会 委員長代理・松原 純子
10:25～10:55	成果の概要	原研 安全性試験研究センター長・阿部 清治 サイクル機構 特任参事・大森 勝良
セッションI	原子力施設等安全研究	座長：東京工業大学 原子炉工学研究所 教授・吉澤 善男
10:55～12:15 (質疑 20分)	高燃焼度燃料・MOX 燃料の安全性に関する研究 高速増殖炉燃料の破損限界に関する研究 核燃料施設における中性子線量評価に関する研究	原研 燃料安全研究室長・上塚 寛 サイクル機構 核燃料工学GL・鶴飼 重治 サイクル機構 線量計測課 副主任研究員・辻村 憲雄
	臨界安全性の実験的研究	原研 燃料サイクル安全工学部 次長・三好 慶典
12:15～13:15	—昼休み—	
13:15～13:55 (質疑 10分)	リスク情報の活用法に関する研究 核燃料施設の信頼性評価手法に関する研究	原研 安全評価研究室 主任研究員・本間 俊充 サイクル機構 技術開発課長・野尻 一郎
セッションII	放射性廃棄物安全研究	座長：東京大学 大学院工学系研究科 教授・田中 知
13:55～14:35 (質疑 10分)	地層処分の安全評価手法に関する研究 核種移行挙動評価の信頼性向上に関する研究	サイクル機構 システム解析GL・内田 雅大 原研 処分安全研究室長・中山 真一
セッションIII	環境放射能安全研究	座長：大分県立看護科学大学 学長・草間 朋子
14:35～15:15 (質疑 10分)	環境放射線測定器の校正技術に関する研究 環境試料の迅速分析及び測定技術の高度化に関する研究	原研 保健物理部 次長・吉田 真 サイクル機構 環境監視課 副主任研究員・植頭 康裕
15:15～15:30	—休憩—	
セッションIV	総合討論：今後の安全研究への期待	
15:30～16:25	パネル議長： パネリスト：	パネル議長： 東京工業大学 原子炉工学研究所 教授・吉澤 善男 東京大学 大学院工学系研究科 教授・田中 知 大分県立看護科学大学 学長・草間 朋子 (以上、セッション順)
		原研 安全性試験研究センター長・阿部 清治 サイクル機構 システム技術開発部 研究主席・丹羽 元
16:25～16:30	閉会挨拶	サイクル機構 理事・木阪 崇司

付録2 参加者数

区分	分類	人数
外部	大学関係	11名
	官庁・地方自治体関係	11名
	プレス	3名
	電力関係	5名
	メーカー等	49名
	法人、他	21名
	小計	100名
内部	原研	50名
	サイクル機構	38名
	小計	88名
参加総数		188名

付録3 会場で取り上げられなかつたご意見用紙による意見等への回答

1. 我が国における COE の育成

質問：施設あるいはデータベース評価手法（ソフト）を中心とする COE（わが国における）の育成

回答：原子力二法人統合準備会議が 2002 年 8 月に提出した「原子力二法人の統合に関する基本報告」では、新法人の基本理念の第 1 番目に「我が国の原子力研究開発の中核的拠点（COE: Center of Excellence）たる総合的原子力研究開発機関としての地位の確立」を挙げ、「新法人は、総合的な原子力の研究開発の COE の役割の一つとして、我が国の原子力研究開発の基盤として必要不可欠な施設及び設備であって、大学や民間企業などの新法人以外の機関には保有、維持が困難なものを整備し、その効率的・効果的な活用によって原子力利用の高度化・多様化に資する研究開発を実施するとともに、これらの施設及び設備を大学及び産業界にこれまで以上に積極的に開放することによりその共用を促進し、大学及び産業界における原子力研究開発の進展に大いに寄与すべきである。」と述べています。安全研究においても、我が国 COE としての機能を果たすべく、研究用原子炉や核燃料物質を扱う施設など世界的にも貴重で重要な施設の維持・向上を図るとともに、独自の解析評価手法の開発・改良・検証等に力を注いで行くこととしています。

2. 内外協力の在り方

質問：予算の削減、技術的基盤の充実などに向けた内外協力（規制側－産業界、大学などとの）の在り方

回答：上記「基本報告」では、「新法人に求められる役割」の一つとして、「産学との連携・協力の推進及び原子力研究開発基盤の確立」を挙げ、具体的には、「大学との連携・協力の充実・強化」、「産業界との連携・協力の充実・強化」、「研究施設及び設備の共用の促進」、及び「国際協力の強化」を述べています。安全研究でも、大学をはじめとする内外の関係機関との積極的な人事交流を促進するなど人材流動性の向上を含め、共同研究、協力研究などを中心に、人材育成の観点からも緊密な連携を図ることとしています。

3. 高レベル廃棄物の地層処分

質問：高レベル廃棄物の深地層処分に関する安全性についての基盤的研究は既にかなり充分に行われてきたと思います。原子力安全委員会は推進とは一線を画した中立的立場をとられるのは判るが、原子力推進が必要であるからこそその安全性研究であるのも真理なので、もうそろそろ（本音はずっと以前に（早期に））安全委員会或いは専門部会など責任ある立場が判断を明確に示して地層処分のデモンストレーションが行われるべきだと思いますが、安全研究専門の立場からのお考えをうかがいたい。

回答：地層処分に関しては、サイクル機構や原研を中心とする国内研究機関は、室内試験施設や既存の地下空洞など（東濃鉱山や釜石鉱山等）を用いて、これまで地層処分において重要なさまざまな要素技術を開発し、知識やデータを整備してきました。サイクル機構は、平

成11年に、それまでの研究開発の成果を「地層処分研究開発第2次取りまとめ」として集大成し公表しました。この報告書については、国によって「わが国における地層処分の技術的信頼性が示されている」との評価がなされています。すなわち、事業者が地層処分という事業を行うにあたって、これを安全に行うに足る技術的信頼性が存在することを示しました。これを踏まえ、今後、瑞浪や幌延の深地層の研究施設等において、地質環境の調査技術、地下施設の施工技術、処分システムの長期的な安全評価を行うための技術等を実際の地質環境に適用することを通じて、それらの技術の信頼性を確認していく（デモンストレーションの一つの形）こととしています。

一方、原子力安全委員会は、処分事業者が安全を確保し、円滑に推進できるよう、事業者から独立した立場で規制者として評価・審査する義務があります。安全研究は、この規制を支援するための研究です。例えば、原研及びサイクル機構で実施している安全評価におけるシナリオ、モデルの不確実性に関する研究などのように、安全指針の策定や安全審査に必要なデータの整備などに資するべく、事業者とは独立に研究を行う必要があります。

4. 核燃料施設の原子力防災体制の確立及び運転施設の安全確保

意見：核燃料施設の安全研究について、a. 原子力防災体制の確立（JCO事故の反映）、b. 運転施設の安全確保（東電問題の反映）が重要な課題。

a. 原子力防災体制の確立（JCO事故の反映）

軽水炉はERSSが整備されているが、核燃料施設は法整備も含めて未着手。実プラントの運転経験をとりこんでサイクル機構で、研究テーマの抽出、推進に努力願いたい。

b. 運転施設の安全確保

核燃料施設も自主保安（事業者）が要求されるが、国としての確認も必要になる。サイクル機構の運転経験が役立つと思う。これらの実務的活動も、安全研究として国への貢献を意識して推進願いたい。

回答：「a. 原子力防災体制の確立」については、ご指摘のJCO事故後、原子力防災強化のため、「原子力災害対策特別措置法」の制定とそれに基づく県及び市町村の地域防災計画の策定、さらには緊急時対応の中心となるオフサイトセンターの設置などが進展し、サイクル機構及び原研も「原子力緊急時支援・研修センター」の建設・運営等において、体制強化の一翼を担っているところです。

ご指摘のERSSは、原子力発電所の万一の事故などの緊急時に、電気事業者から送られてくる情報に基づき、事故進展を計算して予測する緊急時対策支援システム（Emergency Response Support System）を指していると判断しますが、上記支援センターにおいても、緊急時の支援のためのデータベースの拡充等を図っていくこととしています。また、原研では、原子力防災に関する研究として、事故の発生頻度や環境影響の大きさを評価する確率論的安全評価（PSA）の結果を適用して、防災計画の範囲や運用上の介入レベルを合理的に設定するための研究を進めています。核燃料サイクル施設については、ERSSのようなシステムは開発されていませんが、再処理施設やMOX燃料加工施設についてのPSA手法の開発はサイクル機構と原研でそれぞれ進めていますので、将来はこれらの研究が統合され、さら

に充実されると期待しており、この成果を防災計画充実化のための検討にも役立て得ると考えています。さらに、核燃料施設分野及び環境放射能分野での臨界安全、中性子線量評価、環境放射能の迅速測定等の研究課題の成果が反映できるものと考えております。

「b. 運転施設の安全確保（東電問題の反映）」について、施設運転者（事業者）による自主保安と国の確認、及び安全研究としての取り組みですが、施設の安全運転は必須であり、サイクル機構では、毎年度当初の安全管理基本方針の中で「自主保安のより一層の推進」を掲げて全所的に定常的な取り組みとして位置付けられております。

昨年（平成 14 年）の東電問題対応については、安全研究という側面よりも品質保証の分野に大きく関わる課題と判断され、国は、当該問題への対応強化、再発防止の観点から、「品質保証の安全規制への取入れ」を検討中であり、これへの対応を図るべく準備を進めているところです。

かかる状況から、当該問題に対して安全研究として直接的・具体的な課題を設定、取り組みは現段階では実施しておりませんが、上記 a. での回答と同様、既存の研究課題の取り組みを通じて得られる成果の反映及び必要なニーズが見出されれば、柔軟に対応して行きたいと考えております。

5. 安全研究の中立性確保策

質問：新法人において、安全研究や関連研究に対して開発推進部門との明確な分離を行い、その中立性が保持し得るよう特段の配慮が不可欠とのご見解が紹介されました。一つの経営体の中で組織を分離することが中立性に即結びつくことはむずかしいと思われますが、具体的にはどのような配慮が考えられますでしょうか？組織の分離よりも、研究プロセスや成果の公開、透明性、客観性を確保することが重要であると思われますか？

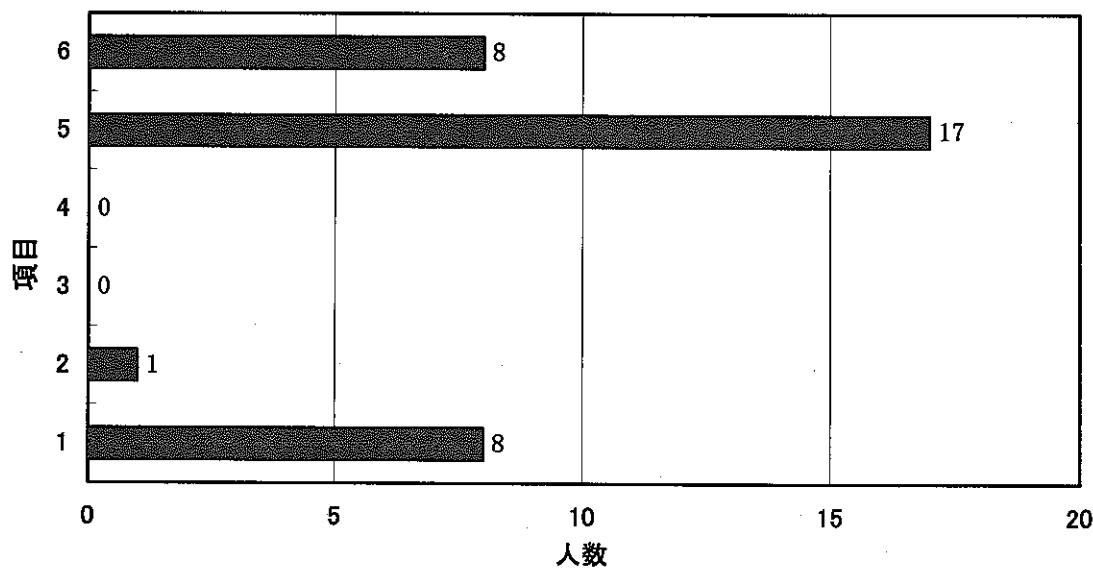
回答：上記「基本報告」では、「規制行政庁、原子力安全委員会等が行う安全規制に関する活動に対する国民の信頼確保のためには、当該活動が原子力の推進活動から適切に分離独立していることが必要である。」「このような経緯を踏まえ、「透明性」、「中立性」、「独立性」の確保の要請に配意した安全研究実施のための組織及び運営に配慮する必要がある。」とあります。「透明性」、「中立性」、「独立性」の確保ばかりでなく、研究プロセスや成果の公開、客観性を確保するためにも、例えば、安全研究を新法人の主要業務の一つに位置づける、規制に直結する安全研究実施部門を組織的に独立させる、予算源を明確にする、第三者による研究評価を徹底することなどを検討しています。

付録4 アンケート集計結果

1. 報告会の運営等について

(1) この報告会をどこでお知りになりましたか

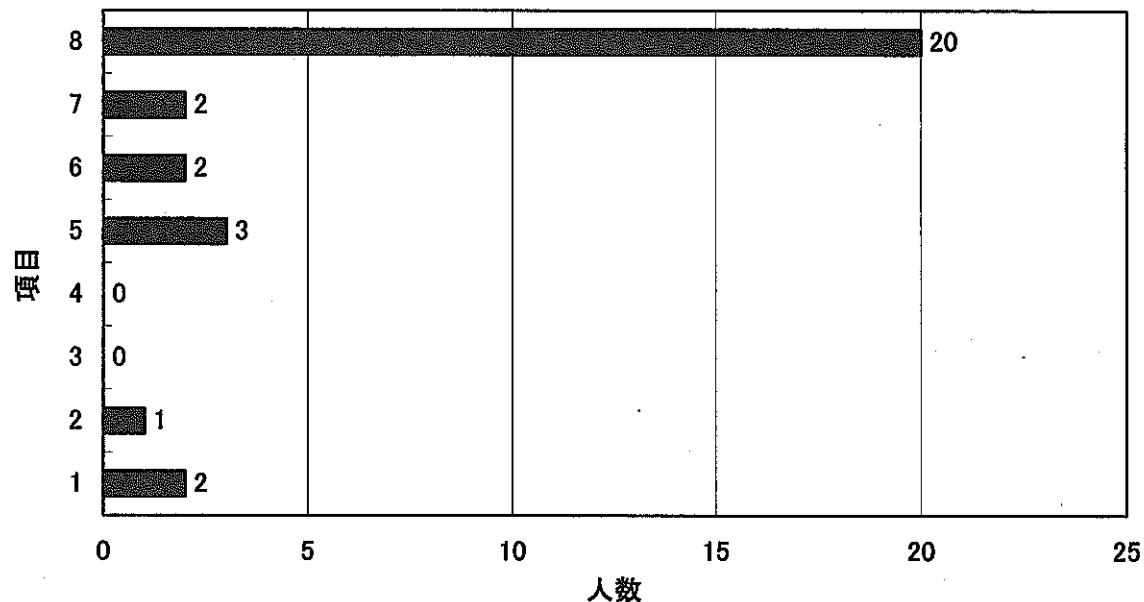
- | | |
|---------------------------------|-------------------------|
| <input type="checkbox"/> 案内状 | 8 |
| <input type="checkbox"/> ホームページ | 17 |
| <input type="checkbox"/> ポスター | 0 |
| <input type="checkbox"/> 雑誌 | 0 |
| <input type="checkbox"/> 新聞 | 1 |
| <input type="checkbox"/> その他 | 8 (学校メール、学会からのメール、Eメール) |



付図3.1 読問「この報告会をどこでお知りになりましたか」に対する回答

(2) あなたのご職業は

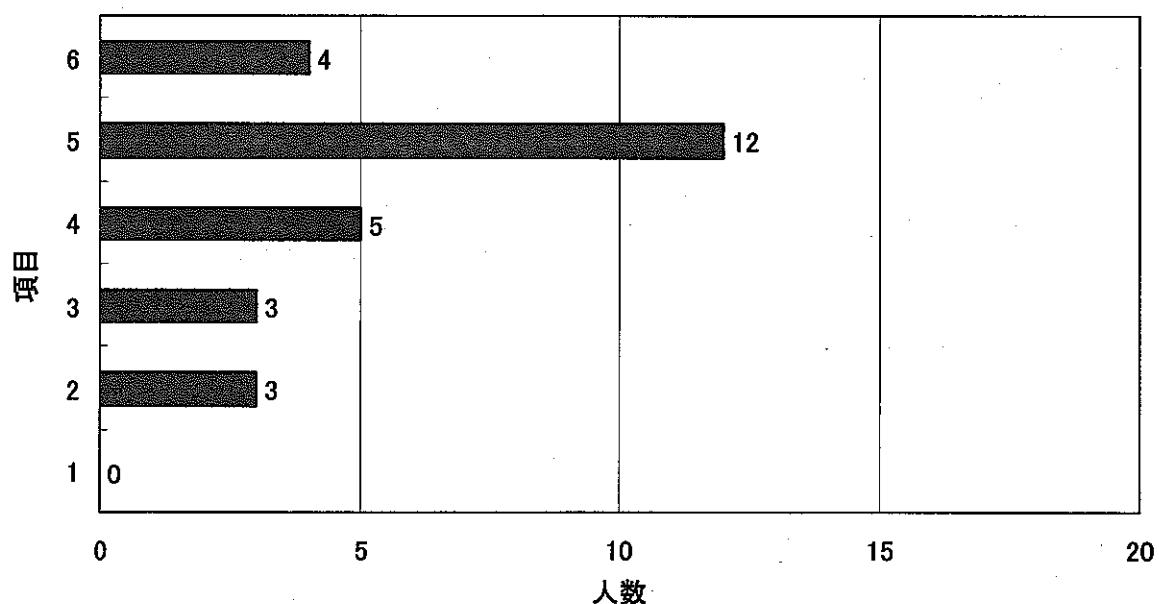
- | | |
|-------------------------------------|--------------|
| <input type="checkbox"/> 会社員（原子力関係） | 20 |
| <input type="checkbox"/> 会社員（原子力以外） | 2 |
| <input type="checkbox"/> 公務員 | 2 |
| <input type="checkbox"/> 法人・団体職員 | 3 |
| <input type="checkbox"/> 大学・教育関係 | 0 |
| <input type="checkbox"/> 報道関係 | 0 |
| <input type="checkbox"/> 学生 | 1 |
| <input type="checkbox"/> その他 | 2 (無職、原子力OB) |



付図3.2 設問「あなたのご職業は」に対する回答

(3) あなたの年齢は

- 60歳以上 ······ 4
- 50歳代 ······ 12
- 40歳代 ······ 5
- 30歳代 ······ 3
- 20歳代 ······ 3
- 10歳代 ······ 0



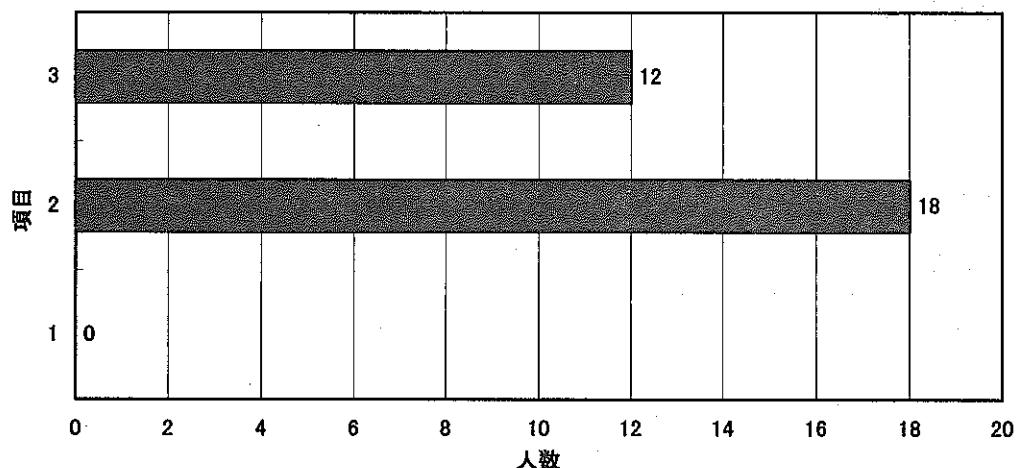
付図3.3 設問「あなたの年齢は」に対する回答

(4) 会の全体構成(プログラム)はいかがでしたか

良かった・・・・・・・・・・・ 12

普通・・・・・・・・・・・ 18

良くなかった・・・・・・・・ 0



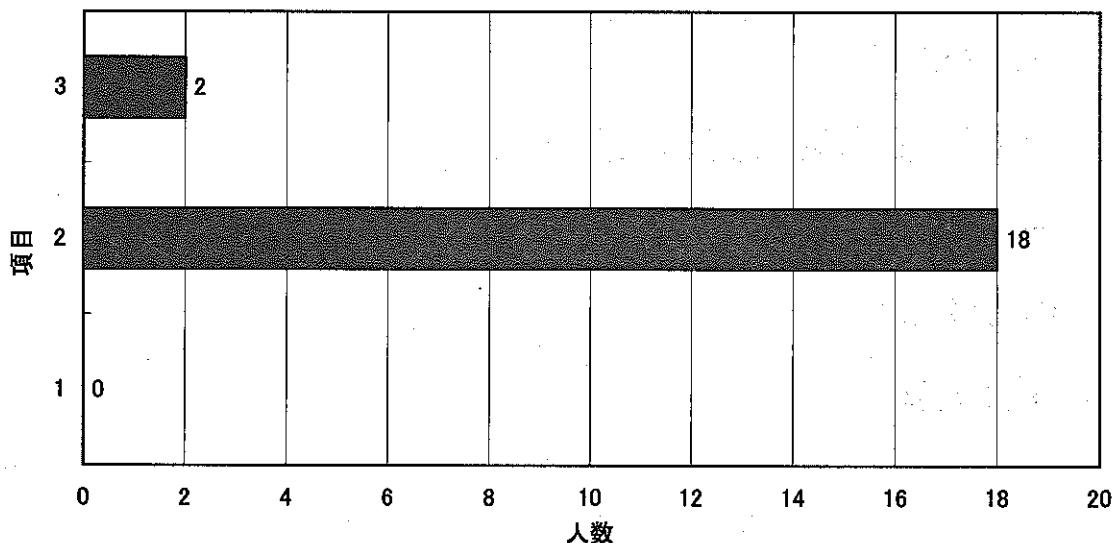
付図3.4 設問「会の全体構成(プログラム)はいかがでしたか」に対する回答

(5) 会全体の開催時間はいかがでしたか

長すぎる・・・・・・・・・・・ 2

丁度良い・・・・・・・・・・・ 18

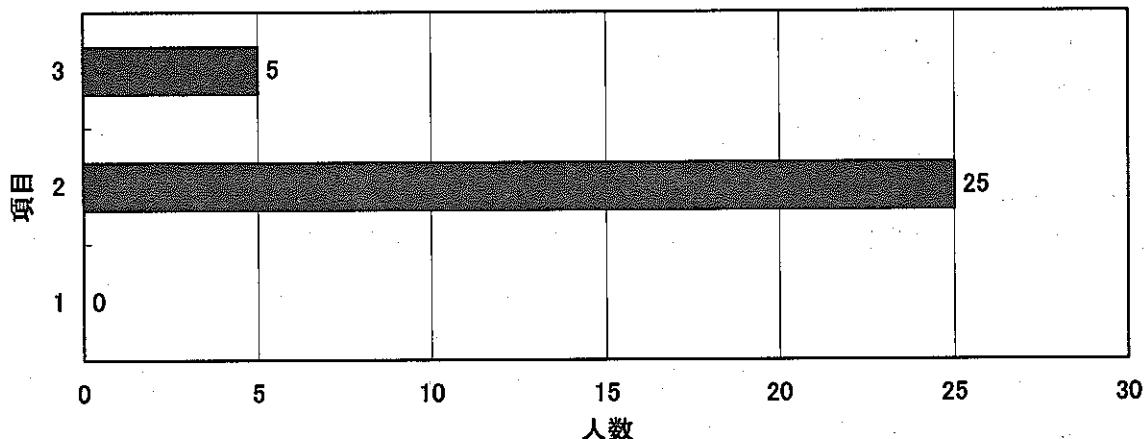
短い・・・・・・・・・・・ 0



付図3.5 設問「会全体の開催時間はいかがでしたか」に対する回答

(6) 報告テーマ数はいかがでしたか

- 多すぎる・・・・・・・・・・ 5
丁度良い・・・・・・・・ 25
少ない・・・・・・・・ 0



付図3.6 設問「報告テーマ数はいかがでしたか」に対する回答

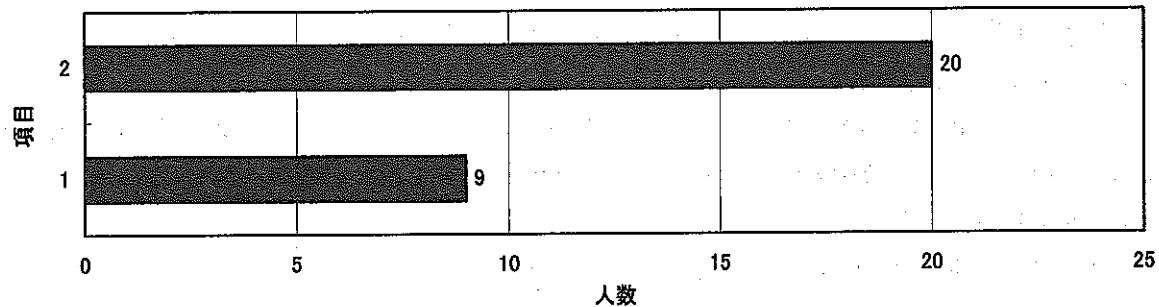
(7) テーマ設定について

- 今回のような全般をカバーする設定で良い・・・・・・・ 20
特定のテーマを設けるべき・・・・・・・ 9

その場合どのようなテーマが適当と思しますか

回答

- ・テーマを分ける。
- ・半分を特定にすべき。
- ・今回の個々のテーマを別々にすればよいのでは。
- ・原子力の教育。
- ・特定のテーマについては担当部門の主催で別途実施して欲しい。
- ・部門別（炉、サイクル施設、廃棄物、環境放射能、リスク評価）
- ・1テーマ1件でもよいのでは。
- ・今回実施したテーマ別に開催してはどうでしょうか。



付図3.7 テーマ設定について

2. 報告内容について

設問「今回報告した内容について、ご意見をお聞かせ下さい」

(1) テーマ設定及び研究成果の発表に関するコメント・要望等

① テーマ設定に関するもの

- ・トピックスとして適當だったと思う。
- ・他のテーマも聞きたかったので、続けて欲しい。
- ・総論的なものと各論的なものがあったが、もう少し（半分程度）「特集」的なるものを作つてプログラミングされたら如何でしょうか。内容(今回)としては大体において良かったと思います。
- ・実プラントの発表、実用技能の発表があるとバランスがとれると思います。今後に期待します。
- ・全般をカバーする報告会と特定テーマの報告会と別々に開催してはどうか。
- ・セッションごとの発表件数のバランスが悪い。セッションⅠ 6件 Ⅱ 2件 Ⅲ 2件 もう少し偏りなく、施設、廃棄物、環境を均等に報告してはどうか？
- ・毎回日程を合わせるのは大変だから全体カバーと特化テーマと2種行うのが良い。手間だが課題の重要性を考えると、それぐらいしても良いと思う。テーマは、主催者側で特化したいものとアンケート結果の両方で決めれば良い。

② 研究成果の発表に関するもの

- ・二法人の安全研究の特性がとてもよくわかり、興味深く、またとても勉強になりました。増えたご活躍を期待しております。
- ・よくまとまっていて分かりやすい。
- ・各々要領よく発表され、よく理解できた。（重要テーマについて）
- ・データを沢山示す発表があったが、専門外の者はよく理解出来なかつた。
- ・時間の制約上、内容がつめてあるため、専門家には理解できるだろうが、一般の人にはわかりづらい。もう少し時間を長く、わかりやすい説明であれば良いと思うが。
- ・安全研究の目的が明確になるような発表の仕方に工夫を。各テーマ毎に目的が違うはず。
- ・研究の必要性を強く感じることができませんでした。研究の全体計画に対し、どの段階まで進んでいるものなのかなの説明が欲しかつた。
- ・質疑応答の時間にゆとりがなかつた。両機関が統合するということでの本会合のテーマ設定が明確でないように感じた。
- ・原研、サイクル機構の成果の概要について2人の代表者から報告があつたが、成果の一部報告は必要ない。もっと2機関の考え方や、今後目指す方向等を示すべき。しかも力強く。個別テーマの報告は良かった。
- ・パネル討論にもあった通り平易な表現で説明すべき。

(2) 研究内容に関するコメント・要望等

- ・高燃焼度MOXの研究に関連して、現行炉で実績のあるジルカロイベースの材料開発も進めて欲しい。
- ・「成果の反映」というキーワードを大事に、研究の推進とともに説明責任を果たしていただきたい。
- ・「もんじゅ」については、反論ではなく、なぜ負けたかの分析が必要なのではないか。

3. 総合討論について

設問「総合討論について、ご意見をお聞かせ下さい」

- ・統合することにより何がわかるのか知りたい。
- ・組織的な事を当事者に今の段階で聞くのは難しいと思う。
- ・報告内容からはなれてもっと自由に討論して下さい。
- ・もう少し問題提起型になると良い。
- ・質問票への回答はもっとHPで行ってもよいと思います。
- ・パネリストの意見は極めて大事な原子力利用において重要な視点であったと思う。具体的な関係機関の対応を希望する。
- ・よいパネルでした。皆様の意見はごもっとも。いかに具体化するか「統合企画」が大切。（同一研究機関の枠から）
- ・原研、サイクル機構とも安全研究の将来像を明確にとらえておられ、とても頼もしく感じました。増えのご活躍よろしくお願ひ致します。
- ・原子力村の住民でない人がいて、おもしろかった。混乱しないように祈ります。
- ・非常に良かった。本音の意見が聞けて良かった。特に松原原子力安全委員会委員長代理の考え方方が共鳴できた。
- ・充実した内容であったと思います。
- ・パネル討論だけに終わらず、内容のある討論になったと思います。
- ・国民へのAccountabilityへの安全研究の寄与がかなり話題が多くたが、全く賛成です。
- ・型にはまつた討論でなく、それぞれの方の考え方を聞く事ができて有意義でした。
- ・原研阿部氏、JNC丹羽氏の統合後の姿についての解説はそれなりに理解しやすいものであつた。ただ組織統合というののもっと多岐に亘る問題があると思う。
- ・丹羽氏の発表で $1\text{m} \times 1\text{m} = 1\text{m}^2$ に対し、草間先生よりその為に何をするかの質問は面白かった。回答は問題であったが。

4. その他

設問「ご意見等、ご自由にお書き下さい」

(1) 報告会テーマ設定、成果の発表へのコメント、報告会の進め方等

- ・個別もよいが、リスク評価、QMなどトピックスにしぼって討論するのも一案。研究の終了の考え方の整理も必要。
- ・統合まで何度もいろいろなテーマで実施されたい。
- ・各課題評価者からの報告も加えて欲しい。
- ・安全でくくると範囲が広く、全体を理解することが困難。全体の安全をテーマとするならもつと分り易く表現することが必要。
- ・Workshopでの座長は、不用ではないか。Session 3からは、質問者の名前を確認していたが、それまでの発表、質問は仲間内のミーティング状態であった。
- ・従来に比較すると非常に良かったと思います。
- ・今後も続けて下さい。

(2) 研究の進め方

- ・JNC、原研が持っている実験炉等を十分活用した研究を是非活発に進めて頂きたい。
- ・安全研究は国から指示があったテーマ以外は、真先に予算面で左右されやすく、テーマの研究内容が大きく変わるという性格を持っている様に思われます。研究の必要性を優先順位を付けて明らかにして頂き、研究を推進して頂きたい。国民に成果を理解して頂く機会を多くして頂きたい。（めりはりのある研究をお願いしたと思います。）
- ・安全研究を今後も引っぱっていけるような上級研究員が少ないように思われます。予算も必要ですが何よりも人員の補充が重要。特会要員（他社からの出向）に頼りすぎないように考えていくべき。特に再処理などの核燃料施設の安全研究に関しては、実際に施設を保有しているJNCの方がもっと前に出て貢献していくべきであり、原研チームとJNCチームを適切に融合していくことが必要だと思います。

(3) 研究成果の説明責任

- ・統合後の法人には国会などのように常にプレスにいてもらうようにし、毎日とは言わないが週に1回程度でも、記者会見を行うようにしてはどうか。HPなどで情報を出すのは良いが、やはりTVに出さないと見ている人々に伝わらないのではないか。
- ・行政法人として研究実施と同時に成果を外にいかに発信するかを考え実行する組織体制が必要と考える。
- ・統合テーマで共通のホームページを用意していただきたい。放射性廃棄物については両機関とも逃げ腰のようにみえますが。

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
光强度	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 ⁻¹
力	ニュートン	N	m ² kg/s ²
圧力、応力	パスカル	Pa	N/m ²
エネルギー、仕事、熱量	ジュール	J	N ² m
功率、放射束	ワット	W	J/s
電気量、電荷	クーロン	C	A ² s
電位、電圧、起電力	ボルト	V	W/A
静電容量	ファラード	F	C/V
電気抵抗	オーム	Ω	V/A
コンダクタンス	ジーメンス	S	A/V
磁束	ウェーバ	Wb	V ⁻¹ s
磁束密度	テスラ	T	Wb/m ²
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	
光束度	ルーメン	lm	cd ² sr
照度	ルクス	lx	lm/m ²
放射能	ベクレル	Bq	s ⁻¹
吸収線量	グレイ	Gy	J/kg
線量等量	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
トン	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)

- 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。
- 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。
- 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。
- E C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 ⁵ dyn)	kgf	lbf
1	0.101972	0.224809	
9.80665	1	2.20462	
4.44822	0.453592	1	

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

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

圧力	MPa(=10bar)	kgf/cm ²	atm	mmHg(Torr)	lbf/in ² (psi)
1	10.1972	9.86923	7.50062 × 10 ³	145.038	
0.0980665	1	0.967841	735.559	14.2233	
0.101325	1.03323	1	760	14.6959	
1.33322 × 10 ⁻⁴	1.35951 × 10 ⁻³	1.31579 × 10 ⁻³	1	1.93368 × 10 ⁻²	
6.89476 × 10 ⁻³	7.03070 × 10 ⁻²	6.80460 × 10 ⁻²	51.7149	1	

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

放射能	Bq	Cl
1	2.70270 × 10 ⁻¹¹	
3.7 × 10 ¹⁰	1	

吸収線量	Gy	rad
1	100	
0.01	1	

照射線量	C/kg	R
1	3876	
2.58 × 10 ⁻⁴	1	

線量当量	Sv	rem
1	100	
0.01	1	

(86年12月26日現在)