



JAEA-Conf

2006-002



JP0650285

第3回原研一サイクル機構
合同安全研究成果報告会講演集
2005年7月29日、東京

Proceedings of Third JAERI-JNC Joint Conference
on Nuclear Safety Research - July 29, 2005, Tokyo -

(編) 第3回原研一サイクル機構合同安全研究成果報告会合同事務局

(Eds.) Secretariat of Third JAERI-JNC Joint Conference on Nuclear Safety Research

安全研究センター

Nuclear Safety Research Center

JAERI Conf

March 2006

Japan Atomic Energy Agency

日本原子力研究開発機構

本レポートは日本原子力研究開発機構が不定期に刊行している研究開発報告書です。
本レポートの全部または一部を複写・複製・転載する場合は下記にお問い合わせ下さい。

〒319-1195 茨城県那珂郡東海村白方白根2-4
日本原子力研究開発機構 研究技術情報部 研究技術情報課
Tel.029-282-6387, Fax.029-282-5920

This report was issued subject to the copyright of Japan Atomic Energy Agency.
Inquiries about the copyright and reproduction should be addressed to :

Intellectual Resources Section,
Intellectual Resources Department
2-4, Shirakata-shirane, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken, 319-1195, JAPAN
Tel.029-282-6387, Fax.029-282-5920

©日本原子力研究開発機構, Japan Atomic Energy Agency, 2006

第3回原研-サイクル機構合同安全研究成果報告会講演集

2005年7月29日、東京

日本原子力研究開発機構安全研究センター

(編) 第3回原研-サイクル機構合同安全研究成果報告会合同事務局※

(2006年1月13日受理)

本報告書は、日本原子力研究所（原研）と核燃料サイクル開発機構（サイクル機構）が、独立行政法人日本原子力研究開発機構として統合される以前の2005年7月29日に東京で、合同で開催した第3回原研-サイクル機構合同安全研究成果報告会の講演集である。原研とサイクル機構は、原子力安全委員会の定める安全研究年次計画及び規制行政庁等のニーズを踏まえて実施した安全研究について、原子力関係者及び一般を対象に、最近の成果を報告するとともに、統合後の新法人における安全研究の進め方に関する総合討論を行うことにより、統合後、新法人が進める安全研究に資することを目的として、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はじめ規制行政庁を中心に、234人の参加があった。

本報告会は、研究成果の報告、特別講演、総合討論より構成した。まず、原研とサイクル機構の安全研究の成果の概要について、それぞれの機関より報告した。続いて、原子力施設等、環境放射能、放射性廃棄物の各分野の安全研究の成果について、原研及びサイクル機構から報告した。その後、鈴木原子力安全委員会委員長代理による「安全規制における最近の動向と新法人への期待」と題する特別講演があった。最後に、総合討論では、木村原子力安全委員会安全研究専門部会長が議長を務め、原研及びサイクル機構から「新法人における安全研究の進め方」について報告を行い、フロアを交えて討論を行った。

新法人における安全研究の進め方に関する総合討論での活発な意見交換、及びアンケートへの記載内容から、新法人の安全研究への期待の大きいことが伺えた。更に、新法人における安全研究の実施及び今後の報告会の開催に際して参考となる多くの貴重な意見が得られた。以上のように、所期の目的は概ね達成できたものと考えられる。

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

※第3回原研-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（開催時）

日本原子力研究所東海研究所安全性試験研究センター： 安濃田良成⁺¹、及川哲邦⁺¹、
新谷文將⁺¹、鈴木次雄⁺¹

核燃料サイクル開発機構安全推進本部 : 佐藤義則⁺²、石川敬二⁺³

現所属：+1：安全研究センター研究計画調整室、+2：安全統括部、+3：核燃料サイクル工学研究所保安管理部安全対策課

Proceedings of Third JAERI-JNC Joint Conference on Nuclear Safety Research
- July 29, 2005, Tokyo -

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

Nuclear Safety Research Center
Japan Atomic Energy Agency
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received January 13, 2006)

The present report is the proceedings of the third JAERI-JNC joint conference on nuclear safety research held on July 29, 2005 in Tokyo before integration of JAERI and JNC to JAEA. The conference was held for those who are relevant to nuclear industries and regulatory organizations, and general public. The nuclear safety research has been conducted in both institutes according to the Five-Year Program for Nuclear Safety Research established periodically by the Nuclear Safety Commission (NSC) and needs from the regulatory organizations. The objectives of the conference are to present its recent results and to collect views and opinions from the participants for its future program through the discussion after each presentation and panel discussion on how to conduct efficiently the nuclear safety research in the new organization. A total of 234 people participated in the conference mainly from the nuclear industries and regulatory organizations.

The conference consisted of presentations on the safety research results, a special lecture and a panel discussion. First, the overview of safety research results was presented from each institute. Then, the results in the field of nuclear installations, environmental radioactivity and radioactive waste were presented from each institute. Then, Dr. Suzuki, deputy chairperson of NSC, made a special lecture on recent trends in nuclear safety regulation and expectation for the new organization. Finally, a panel discussion was conducted with the title of "how to conduct efficiently the nuclear safety research in

※Member of Secretariat of the Conference(at the time of conference):

JAERI Tokai Research Establishment, Nuclear Safety Research Center:

Yoshinari ANODA⁺¹, Tetsukuni OIKAWA⁺¹, Fumimasa ARAYA⁺¹, Tsugio SUZUKI⁺¹

JNC Safety Promotion Project :

Yoshinori SATO⁺², Keiji ISHIKAWA⁺³

Present division name:
+1: Research Planning and Co-ordination Office, Nuclear Safety Research Center,
+2: Safety Administration Department, +3: Safety Administration Section, Safety Administration Department, Nuclear Fuel Cycle Engineering Laboratories.

the new organization" chaired by Prof. Kimura, the chairperson of Standing Committee on Nuclear Safety Research under the NSC. The panelists from JAERI and JNC presented and discussed the subject together with the participants on the floor.

Through vigorous exchange of views in the panel discussion and descriptions on the questionnaires, it was obviously expressed that expectation to the safety research of the new organization was very strong. Moreover, many valuable views were given for carrying out the nuclear safety research in the new organization and for holding a conference in future. Based on these results, it was believed that the objectives of this conference were almost achieved.

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

This is a blank page.

目次

1. まえがき	1
2. 講演要旨及び質疑応答	4
2.1 成果の概要	4
2.1.1 原研の安全研究成果の概要 (吉田 善行)	4
2.1.2 サイクル機構の安全研究成果の概要 (石田 順一郎)	10
2.2 安全研究成果の報告	15
2.2.1 軽水炉の高経年化に関する研究 (鈴木 雅秀)	15
2.2.2 機器・配管の寿命予測評価に関する研究 (青砥 紀身)	21
2.2.3 MOX 燃料加工施設の確率論的安全評価 (PSA) に関する研究 (吉田 一雄)	29
2.2.4 高速増殖炉におけるリスク情報を用いた安全設計方針の設定に関する研究 (丹羽 元)	35
2.2.5 シミュレーション計算による DNA 損傷・修復機構に関する研究 (斎藤 公明)	44
2.2.6 TRU 廃棄物地層処分システムの長期挙動に関する研究 (三原 守弘)	51
2.3 特別講演「安全規制における最近の動向と新法人への期待」(鈴木 篤之氏)	59
2.4 総合討論「新法人における安全研究の進め方について」	68
2.4.1 議長による開会宣言と討論の進め方 (木村 逸郎氏)	68
2.4.2 安全研究の進め方の概要 (案) (石島 清見)	70
2.4.3 高経年化及びリスク情報の活用に関する安全研究の進め方 (案) (石島 清見)	75
2.4.4 放射性廃棄物処分に関する安全研究の進め方 (案) (梅木 博之)	82
2.4.5 議長によるまとめ (木村 逸郎氏)	87
3. あとがき	88
謝辞	88
付録1 プログラム	89
付録2 参加者数	90
付録3 アンケート集計結果及びアンケート用紙への記載事項	91

Contents

1. まえがき

本報告書は、日本原子力研究所（以下「原研」）と核燃料サイクル開発機構（以下「サイクル機構」）が、独立行政法人日本原子力研究開発機構として統合される以前の2005年7月29日に東京で、合同で開催した第3回原研－サイクル機構合同安全研究成果報告会の講演集である。このため、本報告書は、報告会当時の視点で記載することとした。

原研及びサイクル機構は、原子力安全委員会が策定する安全研究年次計画及び規制行政庁のニーズを踏まえて、実施した安全研究について、前年に引き続き第3回目の合同成果報告会を開催した。本報告会は、原子力関係者及び一般を対象に、最近の成果を報告するとともに、統合後の新法人における安全研究の進め方に関する総合討論を行うことにより、統合後、新法人が進める安全研究に資することを目的として実施した。本報告会には原子力関係者をはじめ、規制行政庁を中心に234人の参加があった。

報告会では、まず、原研とサイクル機構の安全研究成果の概要について、それぞれ吉田東海研究所副所長と石田安全推進本部副本部長より報告した。続いて、原子力施設等安全研究、環境放射能安全研究、放射性廃棄物安全研究の各分野における最近の研究成果について、原研及びサイクル機構からそれぞれ3件ずつ報告をした。次に、鈴木原子力安全委員会委員長代理より「安全規制における最近の動向と新法人への期待」と題する特別講演が行われた。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が議長を務め「新法人における安全研究の進め方」をテーマに総合討論を行った。

以下に安全研究成果の報告、特別講演、総合討論の概要を記す。

(1) 成果の概要

① 原研の安全研究成果の概要

初めに、原研における安全研究の目的と意義、主な分野と課題について全体的な概要を説明した。続いて、原子力施設等、環境放射能、及び放射性廃棄物の安全研究分野の研究テーマを説明し、それぞれの分野の最近の研究成果の例として、高燃焼度燃料の事故時安全性に関する研究、OECD/NEA ROSAプロジェクトを通じた軽水炉の安全評価上の課題解決を図る研究、ウラン・TRU廃棄物のクリアランスレベルの評価に関する研究の成果について報告した。その後、安全研究成果の指針類への反映例、及び事故対応や原因調査への貢献について報告し、最後に、安全研究の必要性と新法人における安全研究の実施の基本的考え方を述べた。

② サイクル機構の安全研究成果の概要

サイクル機構における安全研究の範囲と基本方針、及び原子力安全委員会の安全研究年次計画との対応について触れ、続いて、原子力施設等、環境放射能、及び放射性廃棄物処分の安全研究について、研究テーマとそれぞれ最近の研究成果例を説明した。研究成果の例として、緊急時ににおける個人被ばくモニタリング手法及び人工バリア材のナチュラルアナログ研究について報告した。最後に、新法人における安全研究の進め方として、開発プロジェクトとして行っている研究の一部も安全研究成果として取りまとめるとの基本的考え方を述べた。

(2) 安全研究成果の報告

① 軽水炉の高経年化に関する研究

原研より「軽水炉の高経年化に関する研究」と題し、研究の背景と新法人の役割、及び確率論

的破壊力学解析コードの開発に関する成果について報告した。配管溶接部に関する地震時信頼性評価における余震の取扱に関する質疑があった。

②機器・配管の寿命予測評価に関する研究

サイクル機構より、高速増殖炉における「機器・配管の寿命予測評価に関する研究」と題し、研究の背景、研究目的、材料強度/損傷組織データの拡充、及び寿命予測・測定技術開発に関する研究成果について報告した。

③MOX 燃料加工施設の PSA に関する研究

原研より「MOX 燃料加工施設の PSA に関する研究」と題し、研究の背景、目的、開発した PSA 手順の概要及びモデルプラントを対象とした試解析について報告した。解析に用いたデータの出典と臨界事故の扱いに関する質疑があった。

④高速増殖炉におけるリスク情報を用いた安全設計方針の設定に関する研究

サイクル機構より「高速増殖炉におけるリスク情報を用いた安全設計方針の設定に関する研究」と題し、研究の背景、安全確保の基本的考え方、定量的な安全性の目標、安全設計方針の基本的枠組み、避難不要概念の要求の考察について報告した。大学生への原子力の安全確保の考え方の分かり易い説明の仕方に関する質疑があった。

⑤シミュレーション計算による DNA 損傷・修復機構に関する研究

原研より「シミュレーション計算による DNA 損傷・修復機構に関する研究」と題し、研究の背景、目的、DNA 損傷生成過程のシミュレーション及び DNA 修復過程のシミュレーションに関する研究成果について報告した。カーボン 14 が崩壊する際に放出する放射線による DNA の損傷のシミュレーションの可能性、及びシミュレーション結果の信頼性の検証方法に関する質疑があった。

⑥TRU 廃棄物地層処分システムの長期挙動に関する研究

サイクル機構より「TRU 廃棄物地層処分システムの長期挙動に関する研究」と題し、研究の背景、目的、セメント系材料の長期挙動に関する研究、ベントナイトへのセメントの影響に関する研究、人工バリアの長期挙動の評価に関する研究成果について報告した。解析モデルの今後の発展の方向性及び天然の事例に基づいたモデルの検証の内容に関する質疑があった。

(3) 特別講演：「安全規制における最近の動向と新法人への期待」

(鈴木原子力安全委員会委員長代理)

講演は、標記タイトルに「原子力の重点安全研究計画」と副題を付して行われ、3 つの内容から構成されたものであった。第一は、安全規制における最近の動向として、事故故障トラブルの要因と長期的課題として高経年化対策、品質管理、リスク情報の活用の重要性について触れられた。第二は、新法人への期待として、「原子力の重点安全研究計画」及び「日本原子力研究開発機構に期待する安全研究」に明示されている研究分野及び研究課題、並びに新法人に期待する役割等について説明がなされた。第三に、原子力安全と社会の相互依存性として、社会、自治体、規制当局、事業者の間に情報の非対称性が存在し、これが原因で問題が顕在化すること、及びこうした関係における原子力安全委員会の位置付けと新法人へ期待する役割について触れられた。更に、情報の非対称性に対する対策としての社会とのコミュニケーション的行為による専門性の重要性について触れ、ここにおいても、専門家集団としての新法人へ期待するところが大きいことに触れられた。

(4) 総合討論：「新法人における安全研究の進め方について」

(議長：木村原子力安全システム研究所技術システム研究所長)

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が議長を務め、原研安全性試験研究センター石島センター長とサイクル機構バックエンド推進部梅木研究主席を報告者として、「新法人における安全研究の進め方について」に関し、報告会出席者と討論を行った。先ず、木村議長より討論の趣旨と進め方について説明があった。その後、原研とサイクル機構の報告者から新法人における安全研究の進め方の基本的考え方を、全体概要とトピックス 3 題（高経年化、リスク情報の活用、放射性廃棄物処分）について報告し、それぞれについて、議長の進行に基づき、フロアを交えた討論が行なわれた。中立性の考え方、民間との協力、人材育成など幅広い内容に関し、活発な意見交換が行われた。

本報告書は、上記第 3 回の合同成果報告会における研究成果報告、特別講演、総合討論及び使用された発表資料を取りまとめ、講演集としたものである。アンケートの集計結果及び記載内容についても付録にまとめた。

2. 講演要旨及び質疑応答

2.1 成果の概要

2.1.1 原研の安全研究成果の概要

(原研 東海研究所副所長 吉田善行)

原研における安全研究の目的は、軽水炉発電の長期利用及び核燃料サイクルの本格化に備え、原子力の安全性の確保のため、原子力安全委員会が定めた「安全研究年次計画」及び「原子力の重点安全研究計画」に沿って安全研究を実施し、中立的な立場から安全基準や指針の整備及び事故時対応などに貢献することである。

この目的の下に安全研究を実施する意義は、常に最新の科学技術的知見を国の原子力安全規制に反映させることにより、原子力の安全確保を促進することである。また、安全研究の成果を基に、第三者機関として的確な安全情報を提示し、国民の信頼感の醸成に寄与することも重要な意義のひとつである。

規制への反映という安全研究の目的達成のためには、幅広い技術基盤が必要である。このため原研は、原子力の総合研究所であるという特徴を活かして、炉物理、熱流動、燃料・材料、保健物理など、安全性に関わる基礎・基盤研究も実施している。また、これらの研究では、大型安全性研究施設や試験研究炉などの研究施設を最大限に活用して進めている。

原研は、こうした研究を通じて得た知見や経験に基づき、安全審査指針類の策定に必要なデータの提供を行うことにより、原子力安全委員会や規制行政庁の技術的な支援や、防災施設への協力等も行っている。また、原子力発電所の事故時の事故原因や影響の調査などにも貢献している。

次に、原研の安全研究の主な分野についてであるが、原子力安全委員会の定める安全研究年次計画に従った分類で示すと、原子力施設等、環境放射能、廃棄物処分の3つの研究分野から構成された。原子力施設等分野では、軽水炉及び核燃料施設、核燃料の輸送に関する安全研究を実施している。また、事故が発生した場合に、こうした研究で得た知見や経験を基にした、国や自治体の行う緊急時対応や事故後の原因調査等への人的、物的支援も重要な活動のひとつである。

原子力施設等の分野における軽水炉に対する安全研究として、高経年化構造機器の健全性、高燃焼度燃料やMOX燃料を対象とした高度化燃料の安全性、原子炉事故時の熱工学的安全性に関する研究を実施している。これらのうち、高経年化構造機器の健全性に関する研究の成果として、本日の「安全研究成果の報告」のセッションにおいて、「軽水炉の高経年化に関する研究」と題して報告する。また、本分野における最近の研究成果の例として、2例を本講演の後半で紹介する。第一例は、高度化燃料の安全性に関する研究から、「高燃焼度燃料の事故時の安全性に関する研究」、第二例は、原子炉事故時の熱工学的安全性に関する研究から、「原研が主催する経済協力開発機構(OECD)/原子力機関(NEA)の軽水炉冷却材喪失事故模擬試験装置ROSAプロジェクトを通じた軽水炉の安全評価上の課題解決を図る研究」である。

核燃料施設に関する安全研究では、再処理施設、燃料加工施設等を対象として、臨界安全性や放射性物質の閉じ込め安全性に関する研究を、また、輸送に関する安全研究として、使用済み燃料輸送の安全性に関する研究を実施している。

以上の全ての施設に共通する研究である確率論的安全評価(PSA)に関する研究として、リスク

の評価とリスクに基づく管理に関する研究を実施している。本研究における最近の成果として、本日の「安全研究成果の報告」のセッションにおいて、「MOX 燃料加工施設の確率論的安全評価(PSA)に関する研究」と題する報告を行う。

最近の研究成果の例の第一として、高燃焼度燃料の事故時の安全性に関する研究について報告する。本研究の目的は、次段階の高燃焼度化やプルサーマルの本格化に対応した安全審査や安全規制の行政判断をサポートすることである。そのために、国内や欧州で使用された高燃焼度燃料を対象として反応度事故 (RIA) 及び冷却材喪失事故 (LOCA) を模擬した総合試験を行い、燃料の破損しきい値などの実験データベースを拡充している。また、実験データに基づき、現象のモデル化や解析コードの開発・整備を行い、事故時燃料挙動評価の高精度化を目指している。

反応度事故時の燃料破損限界については、事故時の燃料エンタルピの増分に関する NSRR 実験データから、燃焼度の増大と共に破損限界が低下する傾向を得ており、この結果に基づき、安全評価に用いられている破損しきい値が定められた。欧州の燃料を用いた実験により、現在、より高い燃焼度域でのデータが増えつつある。

最近の研究成果の例の第二として、「OECD/NEA ROSA プロジェクトを通じた軽水炉の安全評価上の課題解決を図る研究」について報告する。原研は今年 4 月、経済協力開発機構 (OECD) 原子力機関 (NEA) の加盟国が国際研究協力として行う OECD/NEA 軽水炉冷却材喪失事故模擬試験装置 (ROSA) プロジェクトを開始した。OECD/NEA プロジェクトは、ハルデン計画など、多くが行われているが、本プロジェクトは、今回、原研が我が国として初めて主催することになったもので、米、英、仏、独など 12ヶ国が参加するほか、我が国からは原子力安全基盤機構が参加し、メーカーなども参加を検討している。

本プロジェクトでは、原研の ROSA/LSTF 装置を用いて、①全 12 回の実験の実施により、軽水炉事故時に炉内に生じる蒸気や水の複雑な振る舞いを詳細に計測とともに、②それらの挙動を解明し、③得られたデータを基に 3 次元流動の計算も可能な解析コードを開発することで、原子炉の高度利用や高経年化にも対応する国の原子力安全規制に役立つ知見として提供することを目的としている。本プロジェクトには、PWR を世界最大のスケールで模擬する原研の ROSA/LSTF 装置を用いるが、1985 年の竣工以来これまでに、事故の再現実験や国際研究協力など多くの成果を挙げており、今回、各国からその実績が認められてプロジェクトを行うことになったものである。

次に、原研で実施する環境放射能分野の報告を行う。ここでは、放射性物質の環境中の挙動、放射線被ばく線量の測定・評価、放射線被ばくによるリスク評価に関する研究を実施している。本研究分野の最近の成果の例として、本日の「安全研究成果の報告」のセッションにおいて、「シミュレーション計算による DNA 損傷・修復機構に関する研究」について報告する。

最後に、放射性廃棄物処分分野の報告を行う。ここでは、処分に係る安全評価手法の開発・整備及び人工や天然のバリア性能に関する研究を実施している。本分野の最近の成果の例として、「ウラン・TRU 廃棄物のクリアランスレベルの評価に関する研究」について以下に報告する。

平成 17 年 5 月にクリアランス制度の導入を含む原子炉等規制法の改正が行われ、原子炉施設におけるクリアランスレベルに基づき制度が実施される予定である。今後、ウラン・T R U 廃棄物について、クリアランスレベルを検討するための評価手法を整備する必要がある。

原研では、そのクリアランスレベル評価コード PASCLR を開発した。本コードでは、「埋設処分」

と「再利用」に関する複数の評価シナリオを対象として、ウラン・TRU 廃棄物の特徴である核種崩壊に伴う子孫核種の生成、ラドンガス吸入被ばくを評価可能である。また、確率論的解析により評価パラメータの不確実性の影響について評価することができる。本コードによる解析から、現在、当該廃棄物に含まれる 59 核種のクリアランスレベル変動範囲を定量化した。将来の当該廃棄物に対するクリアランスの安全基準・指針等の策定に貢献できるものと考えている。

原研における安全研究の目的は、その成果を安全規制に用いる指針類へ反映させることであるが、これまでに原研が実施した安全研究の成果が多くの安全審査指針類の策定・改訂に反映されており、最近の例をいくつか紹介する。そのひとつは、反応度事故に関する研究成果の反映例として示した平成 11 年 6 月原子力安全委員会了承の原子炉安全基準専門部会報告「改良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」がある。ここでは、混合酸化物 (MOX) 燃料の反応度事故 (RIA) 時挙動に及ぼす燃焼の影響が評価されており、この中で、新型転換炉 (ATR) 照射済 MOX 燃料を用いた原研の NSRR 実験の結果等を基に、ウラン燃料と同様に RIA 時基準が適用できることができることが確認された。この点が同報告の中に反映された原研の安全研究の成果である。また、核燃料施設の臨界安全性に関する研究として実施した MOX 加工施設の粉末調整工程を対象とした臨界事故規模に関するケーススタディーの結果が、平成 14 年 4 月原子力安全委員会決定の「ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料加工施設安全審査指針」の策定に役立てられた。今後も国の規制上の重要課題に適時・的確に応えるため、安全研究を着実に実施していく所存である。

原子力施設で事故や故障が発生した際には、原研は、安全研究でこれまでに蓄積した研究成果や知見を用いて、事故終息や事故原因調査など、国や地方自治体に技術的・人的な支援を行ってきた。具体的には、1979 年の米国スリーマイル島原子力発電所や 1986 年のチェルノブイル原子力発電所の事故時の事故原因・影響の調査、1999 年の JCO 事故時の対応、2002 年の BWR のシュラウド問題におけるサンプル調査や健全性評価などに貢献してきた。また、最近では、2004 年 8 月、美浜 3 号機で発生した二次系配管破損事故の原因究明のための調査にも協力した。今後も、こうした活動を重要な活動と位置づけて続けていく所存である。

以上、原研における安全研究の成果の一端を紹介した。

原子力の開発利用においては安全確保が大前提であり、そのためには安全研究を着実に実施し、常に最新の科学技術的知見を国の原子力安全規制に反映させることが必要不可欠である。

本年 9 月を以って、原研とサイクル機構は廃止され、10 月から独立行政法人日本原子力研究開発機構として、統合され、新たな出発をすることになっているが、新法人は、原子力の総合的研究機関として、研究施設及び人材を有効に活用し、「中立性」「透明性」の確保に特段の配慮を行いつつ安全研究を推進し、国民の信頼感の醸成に貢献する所存である。

本日の最後のセッションにおいて、「新法人における安全研究の進め方について」と題し、木村原子力安全委員会原子力安全研究専門部会長に議長をお願いして、原研及びサイクル機構から、10 月の統合の後における安全研究の進め方を報告し、会場の皆様との間で意見交換を行うことにしている。忌憚のない意見を賜るよう、お願いしたい。

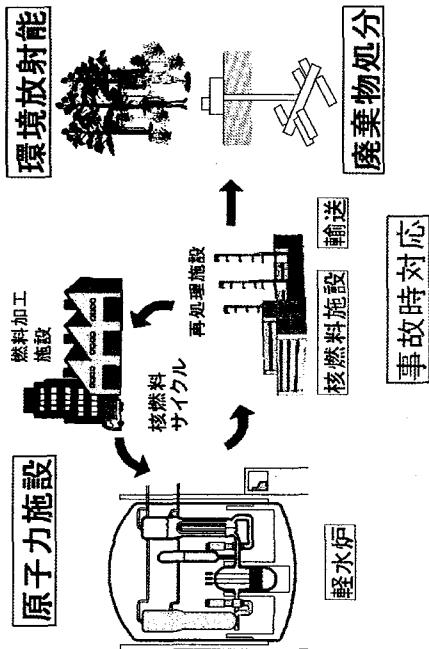
原研の安全研究の主な分野

第3回原研－サイクル懇談会
合同安全研究成果報告会
平成17年7月29日

原研の安全研究成果の概要

日本原子力研究所 副所長
東海研究所

吉田 善行



3

原子力施設等の安全研究

軽水炉

【目的】 軽水炉発電の長期利用及び核燃料サイクルの本格化に備え、原子力の安全性の確保のため、原子力安全委員会が定めた「安全研究年次計画」及び「原子力の重点安全研究計画」に沿って安全研究を実施し、安全基準や指針の整備及び事故時対応などに貢献。

安全研究の目的と意義

【目的】 軽水炉の高経年化構造機器の健全性
－軽水炉の高経年化に関する研究－
高度化燃料(高濃度燃料、MOX燃料)の安全性
－高燃焼度燃料の事故時の安全性に関する研究－
原子炉事故時の熱工学的安全性
－原研主催の経済協力開発機構(OECD)/原子力機関(NEA)
ROSA(軽水炉冷却材喪失事故模擬試験装置)プロジェクトを通じた軽水炉の安全評価上の課題解決を図る研究－

核燃料施設
核燃料施設の施設安全性
放射性物質の閉じ込め安全性
輸送

使用済み燃料輸送の安全性
確率論的 安全評価 (PSA)
リスクの評価とリスクに基づく管理
－MOX燃料加工施設のDSAに関する研究－

4

1

2

安全研究成果の指針類への反映例

原子力施設等

- ◆ 反応堆事故開発
 - 「発電用軽水型原子炉施設の反応度挿入事象における燃料の進んだ燃焼の取り扱いについて」(H10.4 原子炉安全基準審査部門会報)
 - 「改良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」(H11.6 原子炉安全基準審査部門会報)
 - 「核燃料施設の臨界安全管理」
 - 「ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料加工施設安全審査指針」(H14.4)
- ◆ 放射性廃棄物処分
 - 安全評価手法開発
 - 「主な原子力施設のクリアランスレベルについて」(H11.3 放射性廃棄物安全基準等部門会報)
 - 「低レベル放射性固体廃棄物の陸地処分の安全規制に関する基準値について」(H12.9 放射性廃棄物安全基準等部門会報)
 - 「重水炉、高炉におけるクリアランスレベルについて」(H13.7 原子炉安全基準等部門会報)
 - 「核燃料使用施設 貯蔵対策燃料及び材料を取り扱う施設におけるクリアランスレベル」(H15.4 原子炉安全基準等部門会報)
- ◆ 環境放射能
 - 放射線防護開発
 - 「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」、「原子力施設の防災対策について」等の改訂(H13.3)

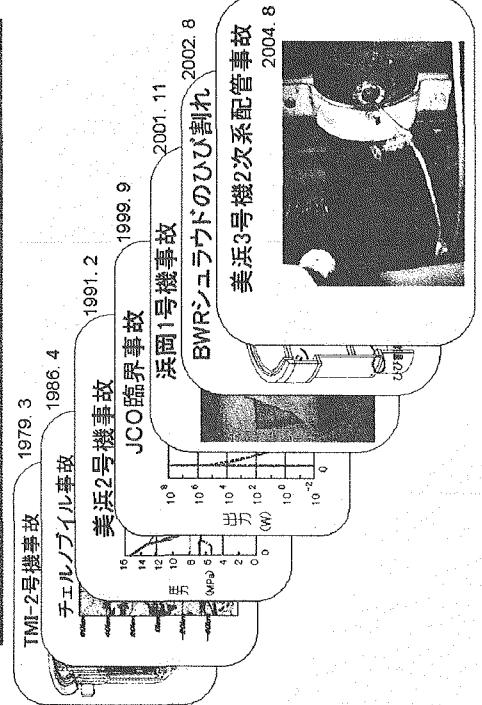
9

まとめ

- 原子力の開発利用においては安全確保が大前提であり、そのためには安全研究を着実に実施し、常に最新の科学技術的知見を国の原子力安全規制に反映させることが必須不可欠。
- 新法人は、原子力の総合的研究機関として、研究施設及び人材を有効に活用し、「中立性」「透明性」の確保に特段の配慮を行いつつ安研研究を推進し、国民の信頼感の醸成に貢献する所存。

11

事故時対応や原因調査への貢献



2.1.2 サイクル機構の安全研究成果の概要

(サイクル機構 安全推進本部副本部長 石田順一郎)

サイクル機構における安全研究は、昭和 61 年度から、5 年ごとに「安全研究基本計画」を策定し、それに従って実施してきた。「安全研究基本計画」は、原子力安全委員会の「安全研究年次計画」に登録されたテーマと、サイクル機構独自の社内研究テーマから構成されている。平成 13 年度～平成 17 年度の「安全研究年次計画」にはトータル 205 件のテーマが登録されている。そのうちの約 1/4 の 49 件がサイクル機構のテーマで、原子力施設等分野の高速増殖炉の安全性に関する研究や、放射性廃棄物分野の地層処分に関する研究が中心である。また、サイクル機構固有の施設の安全性向上に関するテーマについては、社内研究として実施してきた。

サイクル機構では下記の基本方針の下、プロジェクト研究開発と一体となって、安全研究を推進してきた。

1. 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。
2. 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を資する。
3. 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。
4. 成果を統合し、指針・基準類の整備に資するなど、原子力安全規制へ貢献する。

1 つ目の、施設の安全性向上に関するテーマとしては、国の年次計画に登録してあるもの以外にも、サイクル機構の社内研究として、高速実験炉「常陽」、高速増殖原型炉「もんじゅ」、再処理施設などの運転安全の維持・向上に係るテーマを基本計画に登録して、安全研究を実施している。

平成 13 年度～平成 17 年度においては、原子力安全委員会の年次計画として 49 テーマ、社内研究として 36 テーマ、合計 85 テーマを選定し、安全研究を推進してきているが、これらについては、毎年度、研究成果を技術報告書にとりまとめている。現在、平成 16 年度の研究成果をとりまとめているところである。また、来年度には 5 カ年成果をまとめる予定としている。なお、これまでの計画及び成果はサイクル機構ホームページの安全研究データベースで公開している (<http://an-kokai.jnc.go.jp/srrdb/topmenu.html>)。

次に、各研究分野の安全研究について紹介する。

まず、原子力施設等の安全研究分野では、高速増殖炉、核燃料施設、耐震、確率論的安全評価といった分野で、それぞれテーマを設定し、安全研究として実施している。研究テーマのうち、「高速増殖炉におけるリスク情報を用いた安全設計方針の設定」についてはリスク情報の活用の観点から、「機器・配管の寿命予測評価」については高経年化の観点から、それぞれ重要なテーマであり、本日の「安全研究成果の報告」のセッションで報告する。

次に、環境放射能の安全研究分野の研究項目を示す。この分野では、「ラドン・トロン及びその壊生成物の分布と挙動に関する研究」、「放射性物質の分布と移行に関する研究」、及び「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に関する研究」を行っている。

これらの内、「緊急時における個人被ばくモニタリング手法」に関する研究の成果から、イメージングプレート (IP) システムの肺モニタリングへの適用について紹介する。超ウラン元素の吸

入攝取をモニターする方法の一つとして、肺モニタを用いた胸部測定がある。被検者の胸部に当たる Ge 半導体検出器等の検出器によって、超ウラン元素から放出される低エネルギーの特性 X 線や γ 線を直接測定する方法であるが、こういった肺モニタでは、肺中の放射能分布を詳細に把握することが困難であった。そこで本研究では、肺中の放射能分布を考慮した胸部測定の開発の第一段階として、肺中の放射能分布を画像化することを目指し、二次元放射線検出器である IP システムの適用を検討した。このシステムのメリットとして、測定結果を視覚的に判断できることの他、被検者への負担が少ないこと、多人数の同時測定が可能なことなどが考えられる。実験方法としては、肺形状線源を内部に挿入した校正用ファントムに IP を密着させて照射し、ファントム表面の放射線分布について画像化が可能かどうかを検証した。IP は光に暴露させると情報が消えてしまうため、遮光フィルムに IP を入れて照射した。こうすることによりファントムの胸部表面における放射能分布を上手く画像化できた。また、IP システムの照射時間と検出下限値の関係を調べた結果、時間はかかるものの、従来の肺モニタ法と同等の検出下限値が得られることが分かった。まだ実際のモニタリングに使用するためには解決しなければならない課題がいくつかあるが、IP システムの肺モニタリングへの適用に関する有用性を示すことができたと考えている。

次に、放射性廃棄物の安全研究分野の研究項目を示す。この分野では、「安全規制の基本的事項に関する研究」、「地質環境評価手法に関する研究」などを行っている。本日の「安全研究成果の報告」のセッションで「TRU 廃棄物地層処分システムの長期挙動」に関して報告する。

処分場の設計要件に係る「人工バリア材のナチュラルアナログ研究」について、その内容を紹介する。高レベル放射性廃棄物の地層処分では、放射線と発熱量のレベルがある程度下がるまで、廃棄物のガラス固化体をオーバーパックと呼ばれる鉄製容器に格納し、周囲の地下環境から隔離して閉じ込めておく。設計では、この閉じ込め期間を 1,000 年としており、この間の腐食量を、室内実験の結果を基に保守的に評価し、「32 mm」としている。本研究の目的は、この評価値の妥当性を示すことにある。ただ、地層処分で対象とする現象は時間スケールが長く、実験室などで実際に時間をかけて再現することが困難なため、天然地層の中で長い時間かかって起こった類似現象を探し、その解明を通して、対象とする現象の長期予測をすることが重要であり、この研究をナチュラルアナログ研究と呼んでいる。従来、鉄の腐食に関するナチュラルアナログ研究のデータは、埋設期間 100 年以内の水道管の腐食データが中心であったが、本研究では鉄製の考古学出土品に対象を拡げたことにより、数百年から 1,500 年程度の間、地中に埋まっていた鉄の腐食量に関するデータが得られた。これらは地層処分の環境に近い地下の環境条件のもので、その腐食量は最大でも数 mm 程度であった。このことから、本研究により、評価値の「32mm」は十分な裕度を持った値であることを裏付ける結果が得られたと言える。

最後に、新法人における安全研究について述べる。原子力安全委員会では昨年 7 月に「原子力の重点安全研究計画」が、続いてこの 6 月に「日本原子力研究開発機構に期待する安全研究」が策定された。新法人としては、これらの計画に沿って、安全研究を推進していく所存である。開発プロジェクトとして行っている研究開発の一部、具体的には高速増殖炉分野、核燃料サイクル施設分野、高レベル放射性廃棄物処分分野などであるが、これらについても、原子力安全に貢献する成果が期待できることから、開発プロジェクト成果を活用して安全研究成果を取りまとめていきたいと考えている。

安全研究の基本方針

1. 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
 2. 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
 3. 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
 4. 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

3

安全研究基本計画
(平成13年度～平成17年度)

(サイクル機構) 注: 数字は研究開発費
（原子力安全委員会）

ふげん廢止措置	0/3
高速増殖炉	14/9
核燃料施設	10/17
耐震等	1/0
確率論的安全評価等	3/5
環境放射能	6/1
放射性廃棄物	15/1
原子力施設等	96
水炉	19
高速増殖炉	16
核燃料施設	22
放射性物質輸送	3

http://an-kokai.jinc.go.jp/srdb/topmenu.html⁴

第3回原研—サイクル機構
合同安全研究成果報告会
平成17年7月29日

サイクル機構の安全研究成果の概要

順二部 田中 安全推進本部 副本部長 核燃料サイクル開発機構

核燃料サイクル開発機構における
安全研究の範囲

図 固全央

「安全研究年次計画」(49件)	「安全研究基本計画」(1件)	「原子力施設等 環境放射能 放射性廃棄物	「安全研究年次計画」(205件)	他機関が実施する ・日本原子力研究開発機構 ・放射線医学総合研究所 ・大学等
「核安全サイクル開発機構				
36件)	(49件)			

8

原子力施設等の安全研究

- | (高速増殖炉) | 安全設計・評価方針の策定 | ① 高速増殖炉におけるリスク情報を用いた安全設計方針の策定 | ② 機器・配管の寿命予測評価 | 事故評価 | シビアアクシデント |
|---------|--------------|-------------------------------|----------------|-----------------|------------|
| (核燃料施設) | ・臨界安全性 | ・遮へい安全性 | ・閉じ込め安全性 | ・運転管理・保守及び放射線管理 | ・放射性廃棄物の管理 |
| | | | | | |

(確率論的安全評估)

- ・原 子 炉 施 設
 - ・核 燃 料 サ イ ク ル 施 設

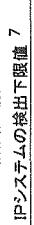
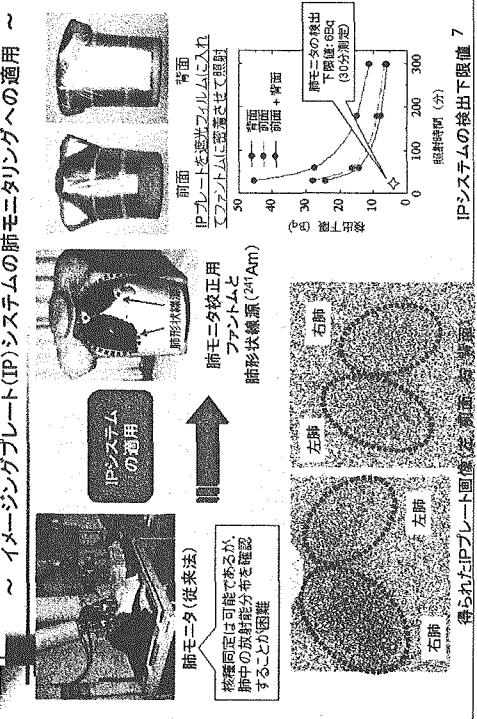
45

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
 - ・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

- 13 -

緊急時ににおける個人被ばくモニタリング手法

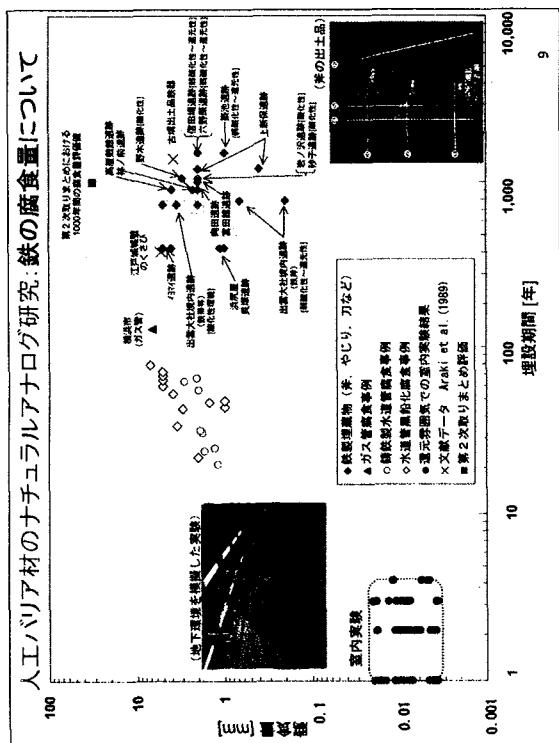


放射性廃棄物処分の安全研究

- ・安全規制の基本的事項
 - ・地質環境評価手法
 - ・地層処分の安全評価手法
 - ・処分場の設計要件
 - ・TRUを含む放射性廃棄物の安全評価
　　○人工バリア材のナチュラルアナログ研究
　　○ TRU廃棄物地層処分システムの長期挙動

88

6



新潟人における安全研究

- 原子力安全委員会は、「重点安全研究計画」、「原子力機構に期待する安全研究」を策定
 - 新法人は、上記の計画等に沿って、安全研究を推進
 - 開発プロジェクトとして行っている研究開発の一部についても、安全研究成果として取りまとめる。
 - ・高速増殖炉分野
 - ・核燃料サイクル施設分野
 - ・高レベル放射性廃棄物処分分野
 - など

2.2 安全研究成果の報告

2.2.1 軽水炉の高経年化に関する研究

(原研 原子炉安全工学部次長 鈴木 雅秀)

(1) 報告要旨

原研における高経年化に関する研究について、まず、本分野における背景と原研の役割を紹介し、次に、研究成果の紹介として、高経年化機器の信頼性評価に関する研究として実施している確率論的破壊力学(PFM)コード開発に焦点を絞り報告する。

平成22年度には40年経過プラントが出現する中で、10年ごとの定期安全レビューの実施や、30年経過プラントに対する高経年化対策の実施が既に法令化され、国としての着実な対応が図られているところであるが、原研では、国全体での役割分担の中で、経年化した機器の安全性の確認に資する評価・試験を行い、特に、放射線場での材料劣化機構や、確率論に基づく経年化機器の信頼性評価手法の確立などを対象に研究を進めているところである。原研の研究は、大きく二つの柱で構成され、一つは材料劣化研究であり、試験炉、加速器などを利用することによって、放射線場での材料劣化機構の解明を目指している。これらの成果は、予測手法の整備や、維持規格などへの反映を想定している。もう一つの柱が、確率論的な構造健全性研究であり、安全上重要な機器について、高経年化した機器の信頼性を、損傷確率に基づき、定量的に評価する手法の開発を行っている。これらは、将来の高経年化評価へ反映させること、あるいはリスク情報を活用した検査に反映させること、を想定している。両者は深く関係しているが、本日は、後者の中で実施している、一連の確率論的破壊力学解析コード（以後、PFM解析コード）開発について、順次紹介する。

1) 原子炉圧力容器評価用コード(PASCAL-RV)：原子炉圧力容器では、破壊をもたらす最も厳しい想定事象は、ECCS水の注入により生ずる加圧熱衝撃である。材料劣化として、中性子照射による破壊靭性の低下、即ち照射脆化があると、より破壊に対する抵抗は小さくなり、破壊確率は、高経年化に伴い増加することになる。PFMコードでは、破壊確率を、破壊に影響する様々な因子や、そのばらつきを考慮して、計算する。原研では、圧力容器の照射脆化などの経年劣化データは解析コードに集約していく予定であり、集約されたデータから経年化の傾向、程度を総合的に判断していくことを計画している。

2) 経年化配管溶接部に対する評価用コード(PASCAL-SC)：配管の場合は、過大荷重の発生原因として、地震が一つの大きな因子になる。そのためには、地震ハザード評価が必要で、サイト周辺の歴史地震の発生頻度に関する情報と、地震が発生した場合にサイトにもたらされる地震動の強さの予測値を用いて、サイト固有の地震ハザードを定量的に評価する。また、配管の地震時損傷度評価では、大小様々な地震時応力に対して、確率論的破壊力学解析手法を用いて配管の破損確率を算出する。経年変化事象には、応力腐食割れ(SCC)や地震荷重による疲労き裂を対象とし、その際、き裂発生や溶接残留応力分布の不確かさ等を考慮する。これにより地震動強さに対応した地震時破損確率を表す地震時損傷度曲線を算出する。これらの地震時破損確率および地震発生確率を考慮することで、経年化配管の信頼性の検討を行っている。

3) 炭素鋼配管のエロージョン・コロージョンによる減肉事象に対する信頼性評価コード(PASCAL-EC)：同様に、炭素鋼配管のエロージョン・コロージョンによる減肉についても、現象の予測、破損にかかる応力解析、及び破壊基準などを考慮して、総合的に評価するコードを開発

している。減肉の予測式に関する部分は、公開文献に基づいており、即ち、ドイツ KWU のデータベースに基づいている。水質、流速、温度、等に依存した式で与えられ、統計分布を考慮している。破損解析では、破壊基準などについて、原研で 1990 年頃に配管信頼性実証試験のプロジェクトを実施しており、その成果等に基づいている。

これらをまとめると、PFM 解析コード開発として、1) 原子炉圧力容器、2) 経年化した配管溶接部、3) 減肉配管、に対する開発状況を報告した。原子炉圧力容器は、高経年化評価への応用が今後の目標である。減肉配管の PFM コードは、美浜 3 号機二次系配管破損事故の調査で事故原因調査に使用されている。今後の課題は、配管に関しては、実機データの反映を図ること、特に配管溶接部に関し、地震時信頼性評価の高度化を図ること、である。これらの研究は、新法人においても、重点安全研究計画に従い、確率論に基づいた高経年化機器の信頼性評価手法研究として継続する予定である。

(2) 質疑応答

Q1：(フロア 1) 今後の課題として「配管溶接部に関し、地震時信頼性評価の高度化を図る」と記されている。今までの地震を見ると割合大きな余震が繰り返されると言うことがある。ここで扱われている地震というものは、1 回の地震のみでなく余震も考慮に入れて評価しているのかどうか。

A1：(鈴木次長) 余震については大きな効果があると、最近言われていることであるが、今のところその点については考慮していない。今後、最新の知見を入れて考慮することを視野に入れている。

**第3回原研-サイクル機構
合同安全研究成果報告会
平成17年7月29日**

軽水炉の高経年化に関する研究 背景と原研(新法人)の役割

●高経年化対応

- 平成22年度には運転開始後40年を迎えるプラントが出現。
→10年ごとの定期安全レビュー、30年超過プラントの高経年化対策について、実施の法令化など。(平成15年10月)
- 美浜発電所3号機二次系配管破損事故以後の高経年化への関心の高まり
- 高経年化検査検討委員会の設置(原子力安全・保安院
平成16年12月)

●原研(新法人)の役割:

- 多種多様な機器、経年変化事象に対応し、国全体で役割分担する中で、重点安全研究計画(原子力安全委員会)に従い、中立機関として高経年化機器の安全性確認に資する評価・試験を実施。
- 放射線場での材料劣化機構、確率論的信頼性評価など。

3

日本原子力研究所 東海研究所

原子炉安全工学部

鈴木 雅秀

* 本報告は、原子力安全・保安院受託研究「高年齢的構造健全性評価技術調査」の成果を含む。

1

報告内容:

- はじめに**
背景と原研(新法人)の役割
- 研究成果の紹介**
確率論的破壊力学(PFM)解析コード開発
 - (1) 原子炉圧力容器
 - (2) 配管接合部
 - (3) 肉管配管
- 成果のまとめと反映**
導入・運用評価技術
荷重・使用条件評価
非破壊検査技術
劣化機構の解明

2

原研の研究 全体像

確率論的安全評価
(PSA)手法の高度化

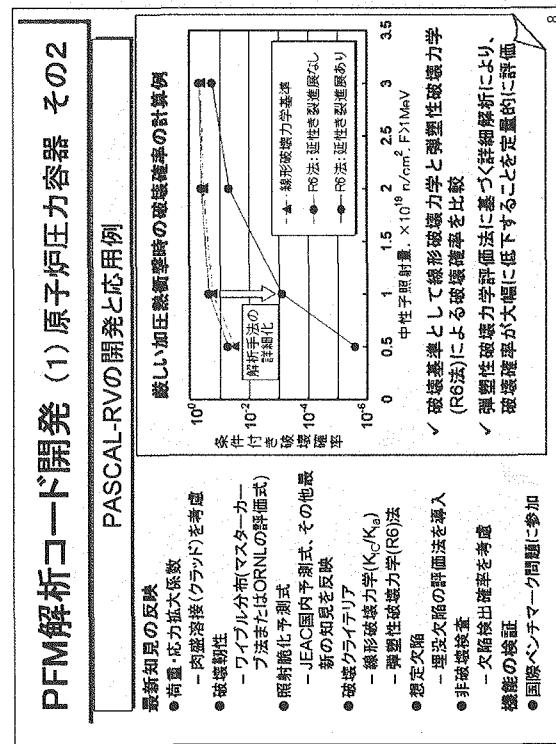
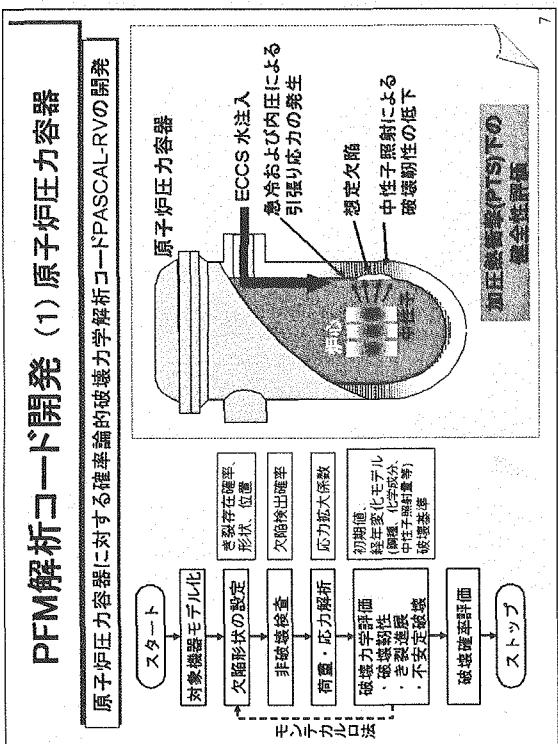
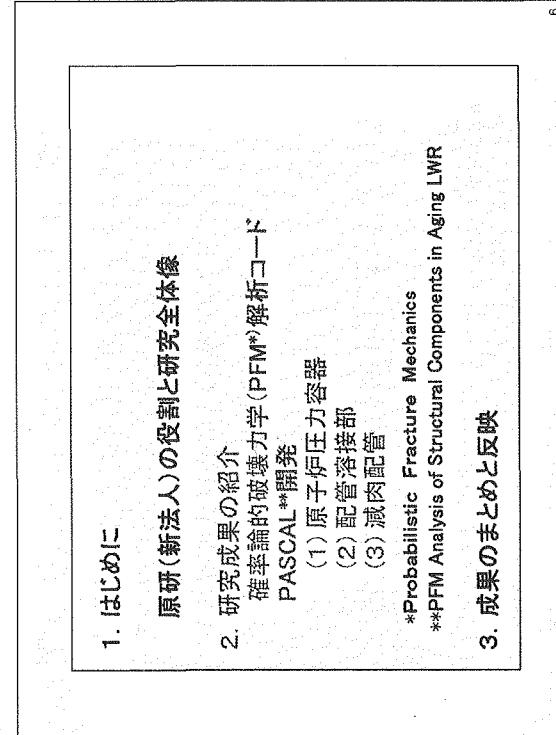
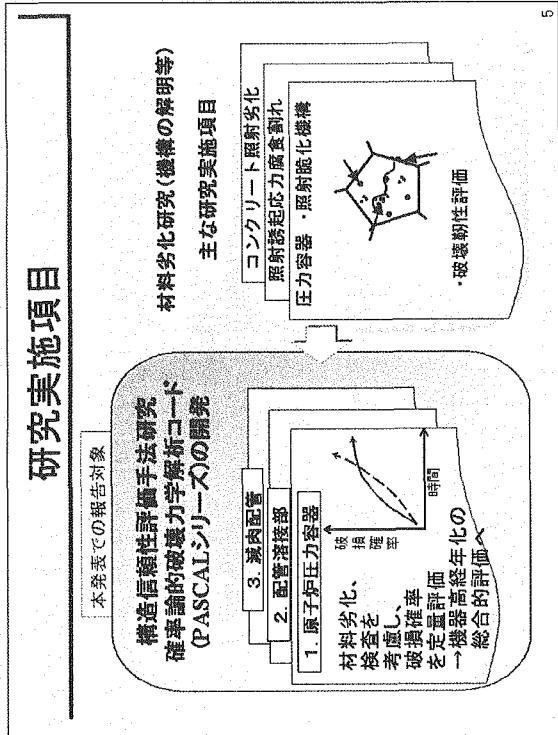
高経年化対策の技術評価、
機器老化的整備への貢献
材料データベースの整備

国、民間
の指針、
基準類

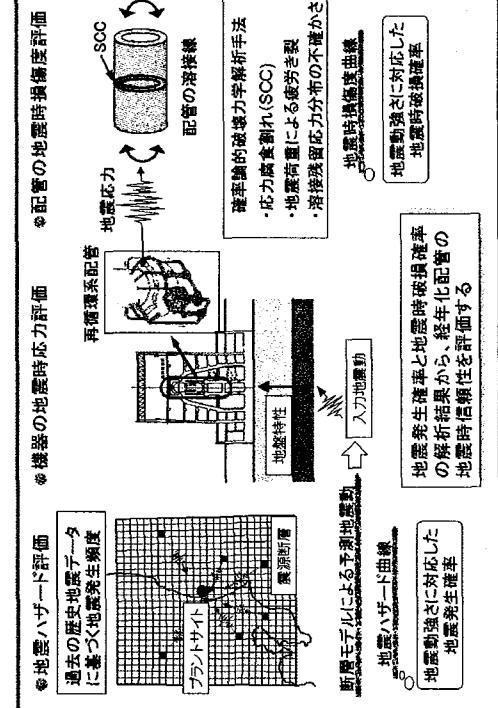
原研の研究
先進的課題

機器の損傷確率評価
高経年化に関する研究
確率論的構造信頼性
評価手法の確立(安全上重要な機器)
放射線場の材料劣化
研究(低射線場)
試験(高射線場)
計算科学技術
材料試験炉
高度分析技術

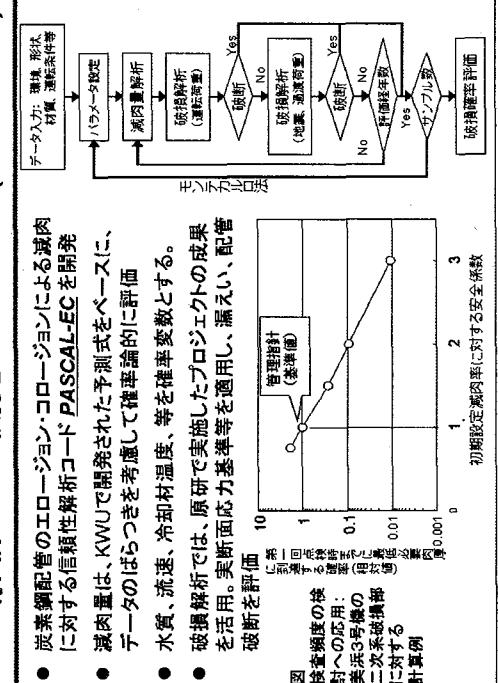
4



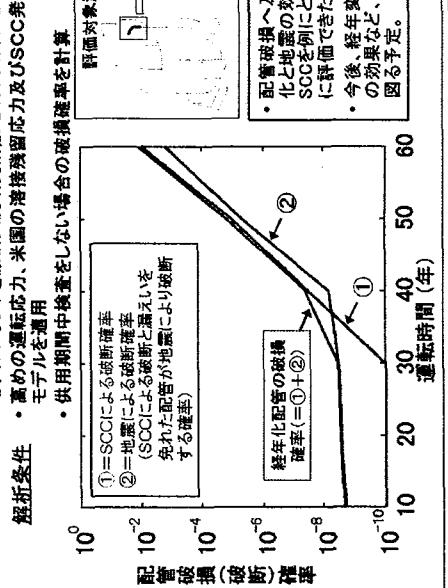
PFM解析コード開発(2) 配管溶接部(PASCAL-SC)



PFM解析コード開発(3) 減肉配管(PASCAL-EC)



モデルプラント再循環系配管への適用例



3. 成果のまとめ、反映、今後の課題

- PFM解析コードとして、(1) 原子炉圧力容器、(2) 配管溶接部、(3) 減肉配管、を開発、あるいは開発継続中。
- 原子炉圧力容器については、高経年化評価への応用が今後の目標。減肉配管のPFMコードは、美浜3号機二次系配管破損事故の調査で事故原因調査に利用された。
- 今後の課題は、配管に関する、実地データの反映を図ることと、特に配管溶接部に關し、地震時信頼性評価の高精度化を図ること。
- これらの研究は、新法人においても、重点安全研究計画として継続する予定。

用語解説

・確率論的破壊力学(PFM)

破壊力学は、材料中にき裂の存在あるいは発生を確定し、機器・構造物の破壊に対する裕度を評価する工学的手法。確率論的破壊力学は、き裂形状など破壊現象に影響する種々のパラメータに、確率的な分布を与えて評価する手法。統計的なばらつきや不確実性がより合理的により評価できるものとして期待されている。

・照射強化

中性子などの照射で、材料の破壊に対する裕度が低下する現象。原子炉圧力容器では、監視試験片により裕度を確認し、安全な運転を確保している。

・地震ハザード

ある地点での大きな地震が発生する確率がどれほどあるかを数値で示したもの。地震危険度ともいう。通常、地盤の構造、活断層、過去の地震発生記録などから評価される。

・応力脆割れ

材料が、引張り応力が働いた状態で、腐食環境下にさらされることで、き裂の発生や進行が生じる現象。オーステナイト系ステンレス鋼の接合部近傍では、溶接時の熱により、応力脆割れを起こす条件を満たし易くなることがある。

・実断面応力基準

ステンレス鋼のような高延性材料の部材にき裂がある場合に適用する破壊基準。この場合、き裂先端には塑性領域があり、破壊は断面の平均応力に支配される。平均応力が、降伏強さと引張り強さの平均値で定義される流動応力に達した時に破壊が発生するものとする。

2.2.2 機器・配管の寿命予測評価に関する研究

(サイクル機構 要素技術開発部 次長 青砥 紀身)

(1) 報告要旨

商用炉では合理的な寿命延伸の検討が行われ、プラント維持基準が整備された。一方、開発段階にある高速炉では、経済性向上の観点から50万時間レベルの供用時間を想定した長寿命プラント設計が検討されているが、従来の設計評価体系(最長10万時間に達する材料データベースを基盤とした許容値及び設計評価手法で構成)のみでは長時間での健全性評価に対する信頼性に懸念がある。このため、合理的な損傷診断技術や寿命管理システムを導入することを目指して、研究を進めている。

本研究の目的は、高速増殖炉の主要機器・配管の寿命予測に必要なデータベースの拡充及び損傷予測・測定技術の開発を行うことにより、それらを踏まえた現実的な長寿命プラントの設計手法の構築に資することである。

長時間領域における材料強度データベースの拡充に関しては、主要母材の大気中クリープ及び低サイクル疲労試験データの取得を継続している。特に、改良9Cr-1Mo鋼及び $2\frac{1}{4}$ Cr-1Mo鋼については10万時間を超えるクリープ試験(最大約17万時間)を継続中であり、オーステナイト系ステンレス鋼については 10^8 ~ 10^9 サイクル域の疲労試験を継続している。これらのデータはFBR構造材料データ処理システムSMATに収納している。また、オーステナイト系ステンレス鋼について、温度揺らぎ現象に起因する高サイクル負荷評価の高精度化に必要となる 10^7 ~ 10^8 サイクル域のひずみ制御高サイクル疲労試験に着手した。

実機配管における現地溶接継手の健全性評価を目的として、フランスの高速増殖炉原型炉Phenixの2次系配管から採取したSUS304-SUS304経年化溶接継手、及びSUS304経年化材にSUS316L新材を溶接した新旧材料溶接継手について、走査型電子顕微鏡を用いた金属組織観察を実施した。その結果、経年化溶接継手の、溶接部に近く溶接入熱の影響が大きいと考えられる熱影響部(Heat Affected Zone: HAZ)では、結晶粒界に多くの炭化物が観察されたが、一方、新旧材料溶接継手の経年化材側のHAZでは、結晶粒界に観察される炭化物は少なかった。このことから、現地溶接時の入熱によって、炭化物が再固溶する可能性、及び炭化物の凝集・粗大化は促進されない可能性が示唆された。

また、高速実験炉「常陽」2次系配管から採取した経年化材($2\frac{1}{4}$ Cr-1Mo鋼製)に、新しい材料を溶接して新旧材料溶接継手を作成し、採取した経年化溶接継手と合わせて、溶接部近傍の金属組織観察を実施した。溶接部に近いHAZ粗粒域における炭化物の析出状況を比較すると、経年化溶接継手では粗大な炭化物が多く観察されたのに対し、新旧材料溶接継手の経年化材側の炭化物は微細であり、数も少なかった。一方、溶接部から遠く、溶接入熱の影響が比較的小さいと考えられるHAZ細粒域では、新旧材料溶接継手の経年化材側でも、経年化溶接継手ほどではないが、かなり粗大な炭化物が多く残存していることが確認された。以上のことから、長時間の使用により析出した炭化物は、溶接部に近いHAZ粗粒域では、溶接入熱により再固溶したが、溶接部から遠いHAZ細粒域では再固溶せずに残存したものと推測された。このことから、 $2\frac{1}{4}$ Cr-1Mo鋼溶接継手では、現地溶接時の入熱によって、溶接金属に近いHAZ粗粒域では炭化物は再固溶し、溶接金属から遠いHAZ細粒域では経年化によって析出・粗大化した炭化物が残存する可能性が示唆

された。

寿命予測・測定技術開発の一環として、損傷シミュレーションプログラムの開発を行っている。現在までに、粒界生成プログラム、クリープ損傷シミュレーション・プログラム及び析出相(δ フェライト)周辺微小領域ひずみ挙動解析プログラムを開発した。現在、鋼中合金元素(クロム)移動シミュレーション・プログラム及び磁性相形成・成長シミュレーション・プログラムを開発している。このうち、粒界生成プログラムについては、クリープ試験に供した材料の実組織写真に基づきミクロ力学解析用結晶組織有限要素法モデルが適切に自動生成されることを確認している。また、クリープ損傷シミュレーション・プログラムでは、クリープ損傷進行中の各時刻におけるミクロ応力分布の変化が評価できることを確かめた。これによると、クリープ試験開始時に比較して、クリープ破断寿命の約50%時間では応力負荷方向に垂直な粒界に気孔発生に伴う局所的な応力集中が観察され、クリープひずみの蓄積に伴い応力が次第に不均一となるような応力分布が観察される。また、析出相(δ フェライト)周辺微小領域におけるひずみ挙動解析では介在物である δ フェライトの力学的役割に注目し、ひずみ範囲制御下での繰り返し弾塑性解析を行い、繰返し弾塑性変形に伴う、金属組織レベルでの応力状態の変化や塑性ひずみの累積挙動がよく記述できることを示した。その結果、 δ フェライトの周囲にひずみが集中する様子が計算された。

非破壊損傷検知技術として、き裂発生前からの材料損傷を磁気特性変化に基づき非破壊検出する技術の開発を実施している。現在までに、非磁性材(SUS304)の損傷(クリープ損傷及び高温低サイクル疲労損傷)が磁気変化に基づき検出可能であることを確認した。この磁気変化は損傷初期における非磁性相(オーステナイト相)から強磁性相への変態に起因することを、磁気力顕微鏡観察結果と結晶構造分析結果との比較により確認できた。クリープ損傷に関してはクリープ進行と残留磁化との関係を把握すると共に、これがクリープ試験時間と磁性相の数密度との関係で説明できることを確認した。高温疲労損傷に関しては1万サイクル毎の磁束密度分布を測定し、その差分により損傷集中部が明らかになること、損傷の初期から中期において、漏洩磁束密度は疲労負荷回数に対して線形に増加すること等が分かった。高温疲労損傷材の透過型電子顕微鏡像と磁気力顕微鏡像との比較の結果、高温疲労損傷による漏洩磁束密度増加も結晶構造の変化による可能性が高いことが分かった。

現在、照射材の損傷検知可能性を評価中であり、遠隔操作型漏洩磁束密度測定装置を整備し、照射材の磁気変化測定に着手した。今までのところ、SUS304鋼の受入材および照射後クリープ試験片の破断部近傍における漏洩磁束密度分布を比較した結果、受入材に比べて、照射後クリープ試験片では全体的に磁束密度が大きくなっていること、さらに破断部側で大きくなっていることが明らかになり、照射後クリープに関しても磁気的手法を用いた劣化診断を適用できる可能性があることが示された。

以上の成果をまとめると次のとおりである。1) FBR用主要構造材について長時間域材料試験を継続するとともにデータベースの充実を進めた。2) 実機経年化材及び新旧材料溶接継手(現地溶接継手模擬)の組織観察等を実施した。3) 損傷シミュレーション・コードを構成する要素プログラムの開発を継続し、これまでに、鉄鋼材の粒界形成、クリープ損傷進行、供用中の元素移動及び析出物近傍の局所ひずみ挙動等を取り扱う機能の開発を終了した。4) 高速炉の主要構造材料である非磁性材(オーステナイト鋼)のクリープ損傷、高温低サイクル疲労損傷が磁気特性変化に基づき検知できることを示した。

本テーマで得られるデータや知見は、最終目的である高速炉用維持基準(プラント寿命管理システム)策定に反映される。また、溶接継手の経年化データは現地における補修部の健全性評価に有用であり、材料損傷シミュレーション及び損傷検知技術の成果は、新規材料設計や供用中検査、モニタリング技術開発に有効な知見を与えるものである。

今後の課題として、①FBR 主要構造材について、長時間クリープ試験及びひずみ制御高サイクル疲労試験の継続、②経年化材や模擬現地溶接継手の機械的特性評価及び詳細な組織観察等の実施、③材料損傷シミュレーション・コード(磁気特性変化を統一指標としたコード)の開発、④高速増殖炉プラント維持基準(寿命管理システム)に係る検討、が挙げられる。

第3回原研・サイクル機構
合同安全研究成績報告会
平成17年7月29日

高速増殖炉分野

機器・配管の寿命予測評価に関する研究

核燃料サイクル開発機構 大洗工学センター
要素技術開発部

青砥 紀身

1

背景

✓ 商用炉を対象に合理的な寿命延伸の検討が行なわれ、プラント維持基準が整備された。

✓ 開発段階にある高遮板では、経済性向上の観点から50万時間レベルの供用時間を見定した長寿命プラント設計が検討されている。

✓ 従来の設計評価体系(最大10万時間に達する材料DBを基礎とした評価値、設計評価手法で構成)のみでは長時間健全性評価に対する信頼性に懸念

合理的な損傷診断技術や寿命管理システムを導入

2

研究目的

目的：高速増殖炉の主要機器・配管の寿命予測に必要なデータベース拡充および損傷予測・測定技術開発を行うことにより、それらを踏まえた現実的な長寿命プラント設計手法の構築に資する。

研究スケジュール

	1年目	2年目	3年目	4年目	5年目
イ. 構造強度および損傷予測手法の開発 チートデーター（20種類）を立て ロ. 命令予測、運転台操作試験	実施	実施	実施	実施	実施
III. 損傷データー収集					
IV. 長時間健全性評価手法の開発					
V. 高温強度データー収集					

3

材料強度／損傷組織データの拡充

長時間域データ充実(1/2)

■ FBR構造材料データ処理システム“SMART”収納データ例

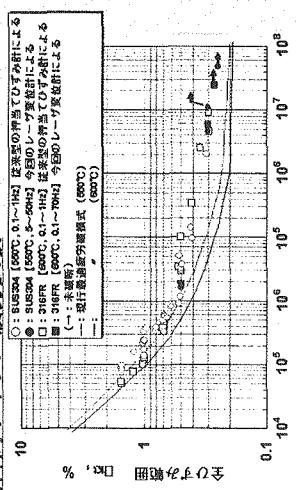
※ 主要部材大気中クリープ及びサイクル疲労試験					
鋼種	特性	蓄積データ数	最大データ	単位	繰り返数
SUS304	疲労	1,353	≥1,647,190,000	Cyc.	1
	クリープ	1,047	77,742	h	0
SUS316	疲労	164	135,120	Cyc.	0
	クリープ	77	13,456	h	0
316FR	疲労	151	343,403,202	Cyc.	2
	クリープ	320	42,097	h	0
2.25Cr-1Mo	疲労	427	20,345,130	Cyc.	0
	クリープ	421	≥171,197	h	1
Mod.9Cr-1Mo	疲労	247	58,261,900	Cyc.	0
	クリープ	378	≥113,652	h	6

(2005年6月30日現在)

4

材料強度／損傷組織データの拡充 長時間域データ充実(2/2)

ひずみ制御高サイクル疲労試験

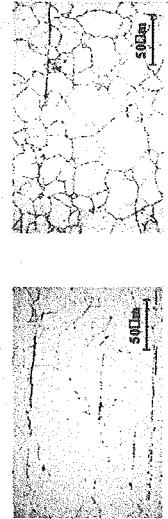


温度振幅現象に起因する高サイクル負荷評価の高精度化に
必要な10サイクル領域のデータ取得を開始

5

材料強度／損傷組織データの拡充 経年化材データ充実(2/3)

- Phenix2次系配管サンプリング材(オーステナイト系ステンレス
鋼)溶接熱影響部(Heat Affected Zone)における炭化物の観察

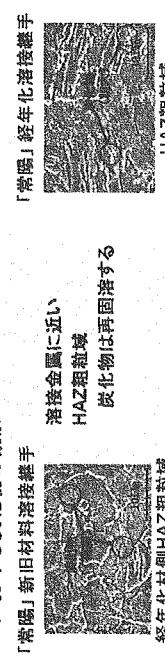


- Phenix新旧材溶接HHAZ
“経年化材側HAZ”
結晶粒界に炭化物少ない
✓ 結晶粒界に炭化物多い
✓ 現地溶接時の入熱によつて炭化物が再固溶する可能性
✓ 濃集・粗大化が促進された様子は認められない

7

材料強度／損傷組織データの拡充 経年化材データ評価(1/3)

- 常陽2次系配管サンプリング材(フェライト系鋼)溶接熱影響部(HAZ)
における炭化物の観察



- 「常陽」新旧材溶接継手
溶接金属に近い、
HAZ粗粒域
炭化物は再固溶する
溶接金属から遷移
HAZ細粒域
炭化物は粗大なまま
溶接材側HAZ粗粒域
HAZ細粒域

6

材料強度／損傷組織データの拡充 経年化材データ評価(1/3)

- Phenix (2次系) 実機経年化材
寸法 : 厚さ約8mm × 直径約350mm

(1) 304-304経年化溶接継手 : IHX出口配管合流部上流側より採取
使用条件 : 75,895時間 at 555°C

(2) 304(旧)-316L(新)溶接継手 : 上記経年化母材に新材溶接
常陽 (2次系) 実機経年化材
寸法 : 厚さ9.3mm × 直径257.4mm

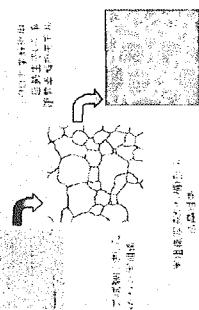
- (1) 21Cr-1Mo配管経年化溶接継手 : DHX入口水平配管直管部より採取
使用条件 : 約85,000時間 at 470°C
(2) 21Cr-1Mo配管新旧材溶接継手 : 上記経年化母材に新材溶接
常陽 (2次系) 実機経年化材
寸法 : 厚さ9.3mm × 直径257.4mm

6

寿命予測・測定技術開発 (1)損傷シミュレーションの開発 (1/3)

開発の現状

- 粒界生成プログラム(開発済)
- クリープ損傷シミュレーション・プログラム(開発済)
- 鋼中合金元素(クロム)移動シミュレーション・プログラム(開発中)
- 析出相(δフェライト)周辺微小領域ひずみ挙動解析プログラム(開発済)
- 磁性相形成・成長シミュレーションプログラム(未完成)

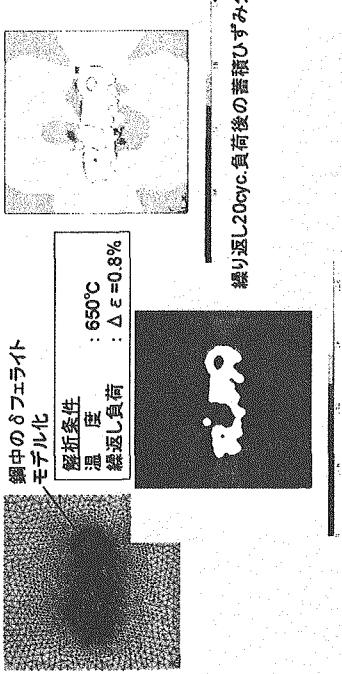


実験結果に基づく粒界生成プログラム

9

寿命予測・測定技術開発 (1)損傷シミュレーションの開発 (3/3)

鋼中析出物介在物周辺微小領域ひずみ挙動解析例

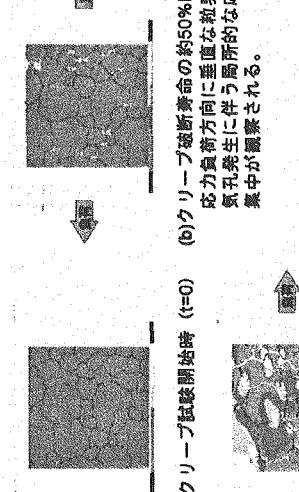


11

繰り返し50c.c.負荷後の蓄積ひずみ分布

寿命予測・測定技術開発 (1)損傷シミュレーションの開発 (2/3)

クリープ損傷における各時刻におけるミクロ応力分布の変化



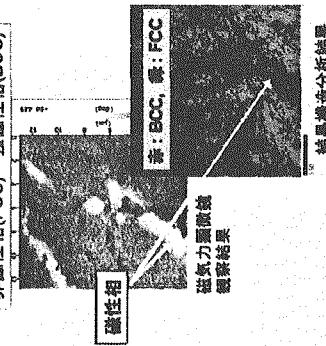
- (a) クリープ試験開始時 (t=0)
(b) クリープ破断寿命の約50%時間:
応力負荷方向に垂直な粒界に
気孔発生に伴う履歴的な応力
集中が観察される。

- (c) クリープひずみが急上昇後:
不均一な応力分布が観察される。

10

寿命予測・測定技術開発 (2)非破壊検査技術の開発 (1/5)

クリープ損傷による組織変化 非磁性相(FCC)→強磁性相(BCC)



結晶構造分析結果

12

開発の現状

- 非磁性材(SUS304)への磁気変化に基づく損傷知検査適用性を確認
- 損傷初期に非磁性相であるオーステナイト組が強磁性相へ変換
- 同村のクリープ損傷が磁気変化に基づき検出可能であることを確認
- 同村の高溫低サイクル疲労損傷が磁気変化に基づき検出可能であることを確認
- 照射材の損傷検出可能性を評価中
- 遠隔操作装置を用いた磁気変化測定装置の整備
- 照射材の磁気変化測定に着手

寿命予測・測定技術開発

(2) 非破壊検知技術の開発(4/5)

高溫電気損傷材の透過型電子顕微鏡(TEM)像と磁気力顯微鏡(MFM)像との比較

寿命予測・測定技術開発

(2) 非破壊検知技術の開発(5/5)

黒鉄材の非破壊検知技術

寿命予測・測定技術開発

(2) 非破壊検知技術の開発(2/5)

非磁性材クリープ損傷の非破壊検知技術

寿命予測・測定技術開発

(2) 非破壊検知技術の開発(3/5)

非磁性材高溫疲労損傷の非破壊検知技術

成果のまとめ

- OFBR用主要構造材について長時間域材料試験を継続するとともにデータベースの充実を進めた。
- 実機経年化材及び新旧材料溶接継手(現地溶接継手模擬)の組織観察等を実施した。
- 損傷シミュレーション・コードを構成する要素プロダラムの開発を継続した。これまでに鋼材の粒界形成、クリープ損傷進行、供用中の元素移動及び構造物近傍の局所ひずみ挙動等を取り扱う機能の開発を終了した。
- 高速炉の主要構造材料である非磁性材(オーステナイト鋼)のクリープ損傷、高温低サイクル疲労損傷が磁気特性変化に基づき検知できることとした。

17

今後の課題

- OFBR主要構造材について、長時間クリープ試験及びひずみ制御高サイクル疲労試験の継続
- 経年化材や模擬現地溶接継手の機械的特性評価及び詳細な組織観察等の実施
- 材料損傷シミュレーション・コード(磁気特性変化を統一指標としたコード)の開発
- 高速増殖炉プラント維持基準(寿命管理システム)に係る検討

19

成果の反映

- 本テーマで得られるデータや知見は、最終目的である高速炉用維持基準(プラント寿命管理システム)策定に反映される
- また、
 - ◆ 溶接継手の経年化データは現地における補修部の健全性評価に有用である
 - ◆ 材料損傷シミュレーション及び損傷検知技術の成果は、新規材料設計や供用中検査(ISI)、モニタリング技術開発に有効な知見を与える

18

用語解説

- ・ クリープ: 金属材料に高温で一定の負荷を与えると、变形が時間とともに増加していく現象。
- ・ 高サイクル疲労: 材料に繰返し負荷を与えると小さな荷重でもやがて材料に微小な亀裂が発生し、それが進展して破壊にいたる。これを疲労といい、一度に荷重回数が数十万回以上の場合は高サイクル疲労といい、一度に荷重が比較的小さい条件で起くる。
- ・ 变質相: 金属材料が、高温熱時効、疲労やクリープ等の負荷、腐食などを受けた場合に組織変化によって生成する相。
- ・ FCC, BCC: それぞれ金属の結晶構造の一つ。 FCCはFace-Centered Cubic lattice (面心立方格子)、 BCCはBody-Centered Cubic lattice (体心立方格子)。 FCCは常磁性体、 BCCは強磁性体。
- ・ 磁気力顯微鏡(MFM): 細い先端を持つ強磁性体の探針を試料上で走査しながら、試料からの弱い磁場によって探針の受ける磁気力を測定する装置。

20

2.2.3 MOX 燃料加工施設の確率論的安全評価（PSA）に関する研究

(原研 安全評価研究室 主任研究員 吉田 一雄)

(1) 報告要旨

我が国では、安全目標案の公表、規制行政でのリスク情報活用に関する検討が進められつつある。これまでの PSA 研究は、主として原子力発電所を対象に進められており、MOX 燃料加工施設を含む核燃料サイクル施設に対する PSA 研究は、炉の PSA に比べ未成熟である。このような背景から、原研では平成 13 年度からの 5 カ年計画で経済産業省より「MOX 燃料加工施設安全技術調査等（確率論的安全評価等調査）」を受託し、MOX 燃料加工施設を対象とした PSA 手法の検討を進めている。

開発した PSA 実施手順は、大きく二つの部分から成る。前半の「概略的な PSA」では、異常事象候補の抽出と、発生頻度と事故影響の概略的な評価から安全上重要な異常事象を選別する。後半の「より詳細な PSA」は、原子炉施設の PSA と同様な手順で、フォールトツリーとイベントツリーを用いた事故シナリオ分析、それらを定量化する事故影響評価および発生頻度評価の 3 つのステップで構成される。

本 PSA 実施手順の特徴である「概略的な PSA」は、異常事象候補を抽出する前半部分と、抽出した異常事象候補から安全上重要な異常事象候補を選別する後半部分から成る。前半部分の異常事象候補の抽出のために、機能レベル FMEA 手法を考案した。この手法により、個々の部品一つ一つ着目し分析する従来の FMEA に比べ、分析対象の機能に着目することで系統的な分析を維持しつつ効率的な異常事象の抽出を可能とした。後半部分では、抽出された異常事象候補の類似性に着目してグループ分けし、事象グループ毎に発生頻度と環境影響を概略的に評価し、発生頻度、環境影響はそれぞれ 3 つの領域に分けて、リスクを 9 個の領域から成るリスクマトリックスを用いて相対的に比較し重要な異常事象候補を詳細な PSA の分析対象として選別する。発生頻度は、故障率等の指指数部に着目してオーダーで概略的に評価する。環境影響は、米国 NRC の事故解析ハンドブックに記載の五因子法を用いて評価する。発生頻度のオーダーは、原因の発生頻度および対策の失敗確率の指指数部の和で求められるが、さらに、これらの指指数を文字で表現することを考案した。この標記により数字では表現できない信頼度の優劣に係わる情報の保持を可能にした。

MOX 燃料加工施設の設備に関する公開情報をもとに想定した仮想的なモデルプラントを対象に、検討した PSA 実施手順に従い、ハザード分析、事故シナリオ分析、発生頻度評価および事故影響評価から成る一連の分析を実施した。さらに、発生頻度および放射性物質放出量の評価結果から重要事故シナリオを同定した。

以上のモデルプラントを対象とした一連の PSA の実施を通して、これまでに検討した PSA 実施手順の有用性を確認した。また、成果の活用に向けて、今年度は、現在行われている MOX 燃料加工施設の安全審査に参考となるように、これまでの成果を含めて取りまとめを進めている。今後は、ウラン加工施設も含めた燃料加工施設の運転・管理へのリスク情報の活用のための研究、事故影響評価手法を整備し、核燃料施設の性能目標の検討に反映するための研究を、核燃料施設の PSA 研究として実施する予定である。

(2) 質疑応答

Q1：(フロア2) 原子炉との比較と言う観点でお聞きしたい。原子炉のPSAにおいては、機器の損傷頻度という実績値を用いてCDFの評価といったようなPSAを行うが、本日の発表では実績データが何処に使われているかが分かりにくく、相対的な安全評価に使われているような感じがする。実績値に基づく絶対的な評価を目指しているのか、それとも安全審査の中で、相対的な安全評価をするという狙いで評価の手法を開発しているのか。もし、実績データを用いるとしたら、MOX燃料施設の実績データは非常に少ないとと思うので、このようなデータをどのように入力して使っていこうとしているのか。

A1：(吉田主任研究員) ご指摘のように、実績データはありませんので、ここでのモデルプラントを対象としたPSAの実施においては、原子炉の信頼性データを参考に援用可能なものを参考として評価を行っている。従って、評価としては相対的な評価になっている。今後、ウラン燃料加工施設やMOX燃料加工施設ができれば、実績データが蓄積されていくことになるので、PSA手法としてはより精度の良いものになっていくものと考えている。

Q2：(フロア1) MOX燃料加工施設においては、臨界事故の発生確率は考えられないと言われているが、事故発生の確率も考えられない、発展のシナリオも考えられないというような場合には、評価はできないと考えて良いか。

A2：(吉田主任研究員) モデルプラントを対象とした評価における概略的な評価の中で、臨界の発生可能性の評価を行った。そこで想定したシナリオは、現実にはほど遠いような、MOX粉末が粉末調整槽に蓄積して、更に運転員の過誤によって添加剤が何回も投入されたという条件で臨界になると言うシナリオを考えてその発生頻度を評価して、 10^{-10} と言った数字を算出した。このように概略評価での評価を行い、臨界の発生可能性は低いものとして、詳細評価では評価を行っていない。

**MOX燃料加工施設のPSA研究
背景**

- ・原子力施設の安全規制でのリスク情報活用
 - 原子力安全委員会が安全目標(案)を公表
 - 原子力安全・保安院が規制行政でのリスク情報活用を検討
- ・原子炉施設に比べ核燃料施設のPSA研究は未成熟項目
 - 核燃料施設のPSA手法整備は重・点安全研究計画の研究項目
- ・商用大型MOX燃料加工施設の建設計画

目的

MOX燃料加工施設のためのPSA手法を整備し、これを用いてモデルプラントを対象としたPSAを実施し当該施設の安全規制に参考となる情報を提供する。

MOX燃料加工施設のPSA研究の概要

説明内容

1. 研究全体概要
2. 開発したPSA実施手順の概要
3. モデルプラント対象の試解析
- 4.まとめ

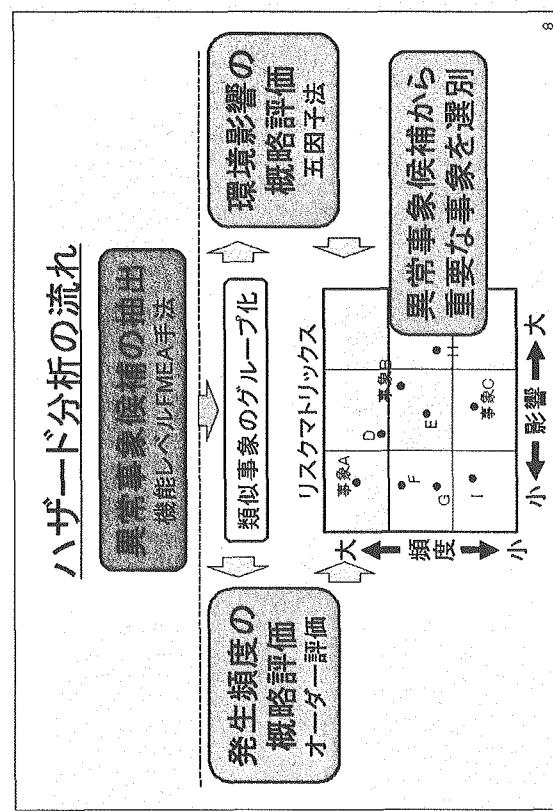
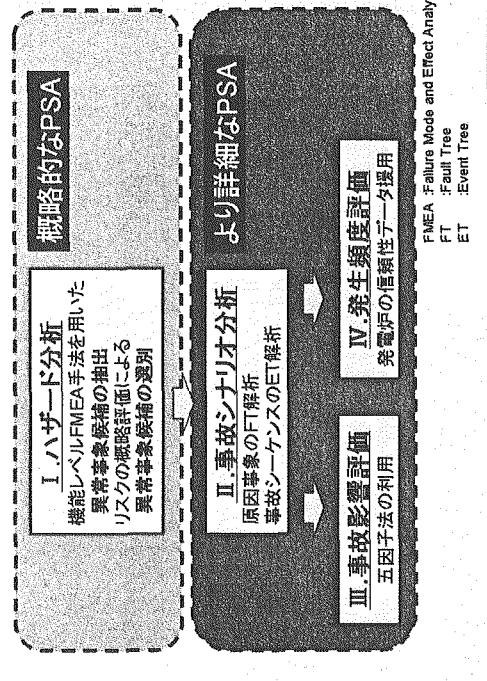
PSA実施手順の検討

PSAの実施

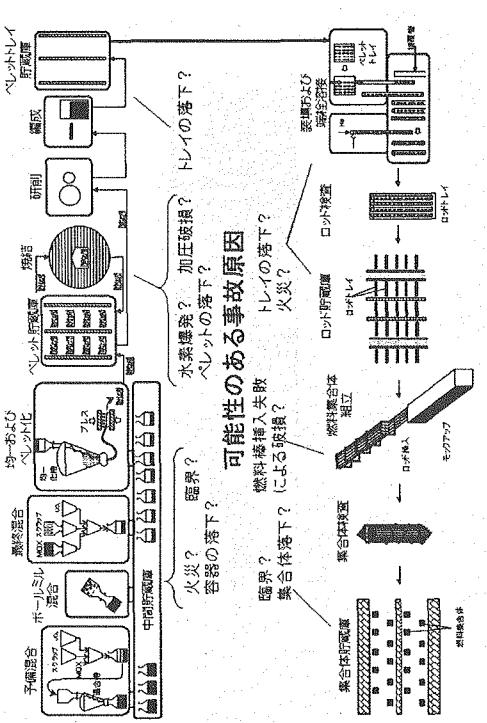
仮想的なプラントを対象

手順書の作成

MOX燃料加工施設のOPSA実施手順

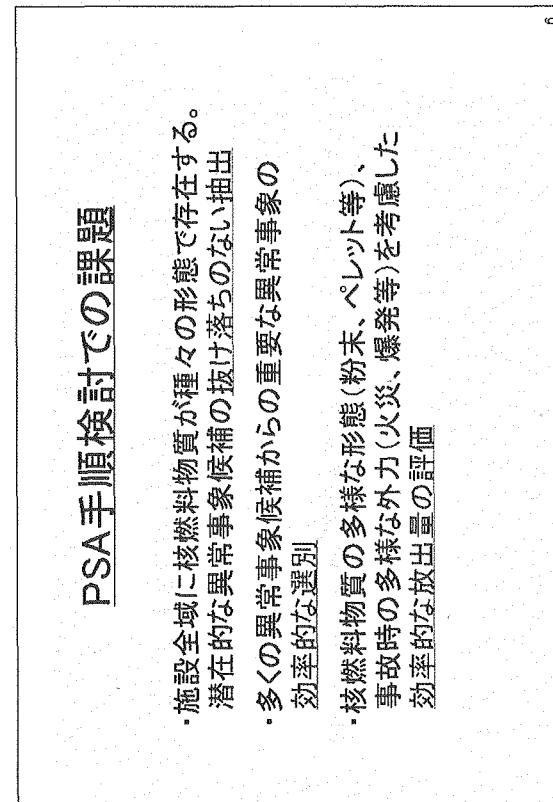


MOX燃料加工施設の主要な工程の概要



PSA手順検討での課題

- ・施設全域に核燃料物質が種々の形態で存在する。
 - ・潜在的な異常事象候補の抜け落ちのない抽出
 - ・多くの異常事象候補から的重要な異常事象の効率的な選別
 - ・核燃料物質の多様な形態(粉末、ペレット等)、事故時の多様な外力(火災、爆発等)を考慮した効率的な放出量の評価



機能レベルFMEA手法による異常事象候補の抽出

- ・機能レベルFMEA
- ・システムを構成するサブシステムが持つ機能に着目し、機能の喪失がシステムに及ぼす影響を分析して可能性のある異常事象候補を見つけ出す。
- ・機能に着目することで系統的分析を維持しつつ効率的な分析が可能。
- ・詳細な設備情報は不要。

機能レベルFMEA手法による分析結果の例

10

文字列を用いた発生頻度の概略評価

上卷

$$\begin{aligned}
 &= [\text{原因事象発生頻度}] \times [\text{防止失敗確率}] \times [\text{緩和失敗確率}] \\
 &= [p \times 10^n] \times [q \times 10^m] \times [r \times 10^l]
 \end{aligned}$$

指數を文字で表現

[原因事象の発生頻度記号]: A(-3), B(-2), C(-1), D(0), E(1) (括弧内は指標)
 [防止策、緩和策の実歟確率記号]: a(-4～-3), b(-3～-2), c(-2～-1)

- ・機能に着目することで系統的分析を維持しつつ効率的な分析が可能。
- ・詳細な設備情報は不要。

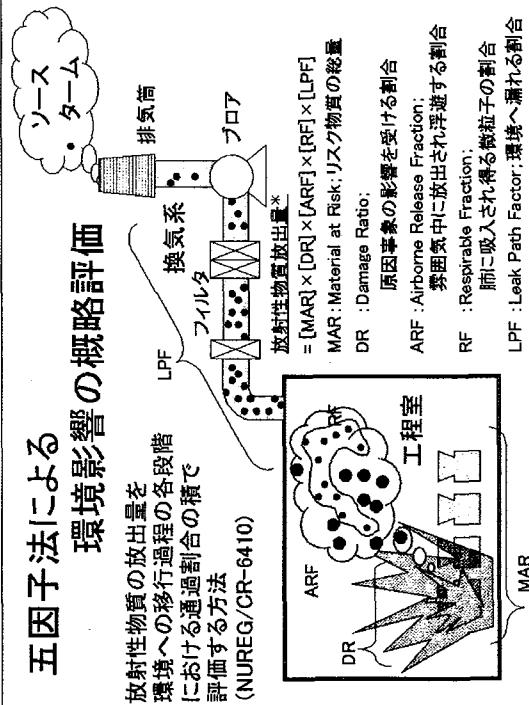
表類の発生頻度の標記で文字

頻度区分1		頻度区分2		頻度区分3	
$F < 10^{-6} \text{ yr}$	$10^{-6} \leq F < 10^{-4} \text{ yr}$	$10^{-4} \leq F < 10^{-3} \text{ yr}$	$10^{-3} \leq F < 10^{-2} \text{ yr}$	$10^{-2} \leq F < 10^{-1} \text{ yr}$	$10^{-1} \leq F \leq 10^0 \text{ yr}$
Aa+	Caa	Aa	Bbc	Dab	Ac
Ab+	Caa+	Ab	Bbc+	Dab+	Bc
	Cab+	Ac+	Ba	Dac	Ca
Ba+			Bb	Dec+	Cb
Bbb	Daa		Bc+	Dbb+	Cc
Bbb+	Daa+				Cc+
			Cab	Eaa	
				Eaa+	
				Eab	
				Eab+	
				Cac	
				Cac+	
				Cb+	

指數で-6でも、cccccc、aa、bbb、abcのように様々な組み合わせが存在しない。

12

五因子法による 環境影響の概略評価



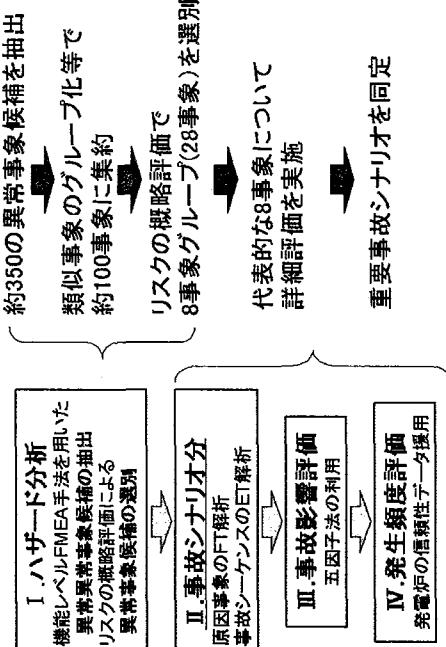
13

まとめ

- これまでの成果
 - MOX燃料加工施設のPSA実施手順を構築し、手順書を作成。
 - 異常事象候補の抽出のため機能レベルFMEAを考案し、設計情報の詳細度に応じた系統的な分析が可能。
 - 発生頻度、放射性物質放出量の概略評価で異常事象候補を選別する効率的な手法を考案。
 - モデルプラントを対象としたPSAを実施し、手順の有用性を確認。
- 成果の活用に向けて
 - 現在行かれているMOCX燃料加工施設の安全審査に参考となるよう成果を取りまとめる。
 - 今後の展開(独自研究)
 - 核燃料加工施設の運転・管理へのリスク情報の活用のための研究。
 - 事故影響評価手法を整備し、核燃料施設の性能目標検討へ反映。

15

モデルプラントを対象としたPSAの実施



14

用語解説

- MOX燃料
 - 使用済燃料を再処理して得られたプルトニウムとウランを混合して軽水型発電炉で再利用するための核燃料
- ハザード分析
 - 評価対象施設から事故に進展する可能性のある異常事象の候補を見つけ出すための分析
- FMEA (Failure Mode and Effect Analysis)手法
 - ハザード分析のための手法の一つで、個々の部品の故障がシステムに及ぼす影響を調べることで潜在的な異常事象を見つけ出す。
- HAZOP(Hazard and Operability)手法
 - ハザード分析のための手法の一つで、化学プラントなどでプロセスパラメータの変化がシステムを伝播し異常に結びつかを調べることで潜在的な異常事象を見つけ出す。

16

2.2.4 高速増殖炉におけるリスク情報を用いた安全設計方針の設定に関する研究

(サイクル機構 システム技術開発部 研究主席 丹羽 元)

(1) 報告要旨

高速増殖炉における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開始したH13年には、原子力安全委員会で安全目標の検討も開始された。他方、サイクル機構では電気事業者や原研等と共同でFBRサイクル実用化戦略調査研究(F/S)をH11年に開始しており、高速炉の安全設計についてリスク情報を利用することが始まっていた。その後、持続可能な発展の重要性が高まり、また、将来のプラントにおいて考慮すべき因子として核物質防護も安全設計のスコープに入ってきて、さらに、市場国際化や、第4世代原子炉Gen-IVや、IAEAのINPROといった将来炉の国際共同研究から、安全基準の国際的調和ということが言われるようになってきた。このような背景を前提として、国際的な視野を持って、F/SやGen-IVの活動の初期段階から、リスクを評価し、安全設計に反映させていくことが必要であると考える。

本研究の目的は、FBRについて、安全確保の基本的考え方や定性的、定量的な安全要求レベルを提示すること、及び、リスク情報を活用して、安全確保方策への要求を含む安全設計方針を提示することである。ここでは、1) 安全確保の基本的考え方、2) 定量的な安全性の目標、3) 安全設計方針の基本的枠組み、4) 避難不要概念の要求の考察、について報告する。

1) 安全確保の基本的考え方

F/Sにおける安全性の開発目標は、①同時代の軽水炉システムと同等以上の安全性、②FBRサイクルを導入しても、有意なリスクの増加とはならないこと、である。これに向けては、①深層防護の堅持と決定論的方法の採用、②これをリスク情報の活用による確率論的方法で補完、という安全確保のアプローチをとることとした。

この具体的な方法論についての一つ目のアイデアは、前の安全研究年次計画の中で検討したFBR実証炉を念頭に置いた安全評価の事象区分案であり、従来の「事故」に相当する部分を「事故」と「希有事故」に細分化し、また、いわゆる設計基準外事象、「もんじゅ」では(5)項事象と呼ばれた範囲を「付加的限界事象」と区分して、各区分に対して発生頻度の目安や線量当量の判断基準の案を提案した。もう一つの提案はIAEAによるもので、上記の事象区分と深層防護の各レベルとを対応させ、防護ラインごとに防護方策を設定し確認するという方法である。それぞれを表及び図で示した。

2) 定量的な安全性の目標

安全設計のための定量的な安全目標について検討している。

F/Sの中で設計作業を進めるために目標を次のように設定した。FBRサイクルの導入によってもリスクの増加が有意でないというF/Sでの開発目標に沿って、我が国の個人や社会が既に曝されているリスクの1/1000とした。具体的には、個人リスクのうちの急性死亡リスクについては、不慮の事故死のリスクの1/1000とし、さらに丸めて、将来の低減を見込んで 10^{-7} 死亡/年とした。晩発性ガンによる死亡リスクについて同様な考え方で、今後の低減も見越して 10^{-6} 死亡/年とした。社会リスクもセットで提案したが、ここが新しいところと考える。列車や飛行機などの交通機関

と自然災害のリスクカーブに対して、その 1/1000 のリスクカーブを原子力システム導入によるリスクの目標とし、個々の施設については我が国の原子力施設の数を勘案して、その 1/100 とした。なお、この提案は原子力安全委員会における定量的安全目標の議論を目的とした下部ワーキンググループで報告した。

このリスク目標に基づいて、安全機能への要求を導いた。ここで重要な前提として、将来の FBR の設計では経済性を追求するためにプラントが非常にコンパクトになっていること、定量的な目標があること、そして核物質防護の観点がある。このため、Na 炉の特徴を最大限に引き出すとともに、核物質防護の観点では受動的安全性の活用が重視されている。性能目標としては、先ほどの定量的目標から環境影響評価結果を介して逆算する方法で、10 基程度までの複数基立地を考慮し、炉心損傷発生頻度を $10^{-6}/\text{炉年}$ 以下、格納容器の非信頼度を 0.1 以下、ただし早期放出シーケンスには特に慎重に配慮する、と定めた。

これを達成するために、「止める」については 2 系統独立な炉停止系に加えて、受動的な炉停止装置であるところの、Na 温度の上昇によって磁力が低下する性質を使った自己作動型の炉停止装置 SASS を付加する。また、「冷やす」については自然循環による崩壊熱除去系を採用する。さらに、「閉じ込める」については格納容器の早期破損シーケンスに対するため、炉心損傷時の再臨界に伴う機械的エネルギーの発生が防止できる対策を探り、また、Na の漏洩対策として配管を二重化する。

3) 安全設計方針の基本的枠組み

上記の安全設計原則に基づき、安全設計要求を満足できる Na 冷却炉の設計概念の枠組みを図に示した。確率論の考え方を取り入れつつ、深層防護の考え方に基づいた設計である。

深層防護の第 1 段階は「異常の発生防止」であり、設計上の余裕確保、新材料、免震設計等の新技術、予防保全によってこれを実現する。

第 2 段階は、「異常あるいは事故のコントロール」であり、この目的のために「止める」、「冷やす」に代表される安全設備を設置する。「止める」に関しては、独立 2 系統の炉停止系の設置により $10^{-7}/\text{要求程度}$ の非信頼度を確保する。「冷やす」についても同様に、冗長かつ多様性のある構成に加えて、動的機器を必要としない自然循環による冷却を可能とする崩壊熱除去系によって、炉停止系と同程度の非信頼度を確保する。

第 3 段階は、シビアアクシデントの管理であり、この目的のために炉心損傷防止と影響緩和の両面を考慮する。炉心損傷防止の観点では、受動的炉停止機構である SASS を採用すると共に、崩壊熱除去機能に関してガードベッセル等による冷却材確保や事故管理方策を取り入れる。炉心損傷の影響緩和については、代表的な CDA に対して炉容器内終息を図り、格納容器の機能と合わせて環境への放射性物質放出を十分抑制する。

ナトリウム炉の弱点であるナトリウムの化学反応に対しても適切な、防止、抑制対策を講じることとする。

以上の概念によって、炉心損傷発生頻度を $10^{-6}/\text{炉年未満}$ とするとともに、軽水炉と同等の安全性確保及びサイト外緊急活動を考慮することなく十分なリスク低減が達成できるものと考えている。

4) 避難不要概念の要求の考察

サイト外緊急時対応不要の要求に関して考察している。

Gen-IV でも INPRO でも、共にサイト外緊急時対応不要の要求という目標を明示的に掲げている。ただし、それを必須としているわけではなく、それに向かって設計者は努力せよと言っている。他方、我が国も含めて多くの国では緊急時計画は法令によって整備されている。したがって、既に原子炉の安全性というのは十分に高いレベルにあると考えているので、それに加えて更に原子炉の設計者が緊急時計画が存在するにもかかわらず、それを不要とするために、際限ない努力をするのではなく、緊急時計画の存在を前提条件として受け入れた上で、計画の発動を実質的に排除するための設計への「要求」を考えた。

これは2つの要求から成り立っている。1つめの要求はプラントの余裕に対する要求である。秩序ある避難を保証できるように、たとえ回復操作に期待しなくとも、大規模放出までの時間余裕が十分にあることである。2つめの要求は事故管理方策アクシデントマネジメントに関するものである。避難判断のタイムリミット（大規模放出までの時間から避難に要する時間を引いたもの）までに、有効なアクシデントマネジメント（AM）策を講じることができて、その効果が顕れて、避難不要、あるいは少なくとも避難判断のタイムリミットを延長できることである。

この要求は、①急速に進展する事象に対してはプラント固有の耐性により終息または早期放出を回避、②時間余裕のある事象に対しては AM 策によって大規模放出の発生を回避し事故を終息させる、③このような既知の戦略に「避難に要する時間」、「避難判断のタイムリミット」という時間の概念を加えた、というところがポイントであり、このような要求を明示することによって、必要となる対策や AM 策の性能を具体的定量的に考慮できる。ただし、そのような方策の採用に際しては、リスク評価を通して、実際にリスク低減に寄与できる範囲を明確にし、利益・不利益を勘案して判断すべきである。逆に言えば、この要求案は「要求」と言うよりも、そのような考察、議論を関係者間で行うための手段、或いはたたき台である。

以上の成果をまとめると、イ) 安全確保の基本的考え方と安全要求レベル等の調査・検討、については、①安全確保の基本的考え方を設計の目標として設定し、②定量的な安全性の目標レベルを提案した。ロ) 安全設計方針案の検討・整理、については、①提示した目標レベルに対応して、原子炉プラントに対する定量的な性能目標を設定し、②これらを満たすように、各安全機能への要求を設定した。また、③実質的に避難を不要とするための設計への要求を提示した。

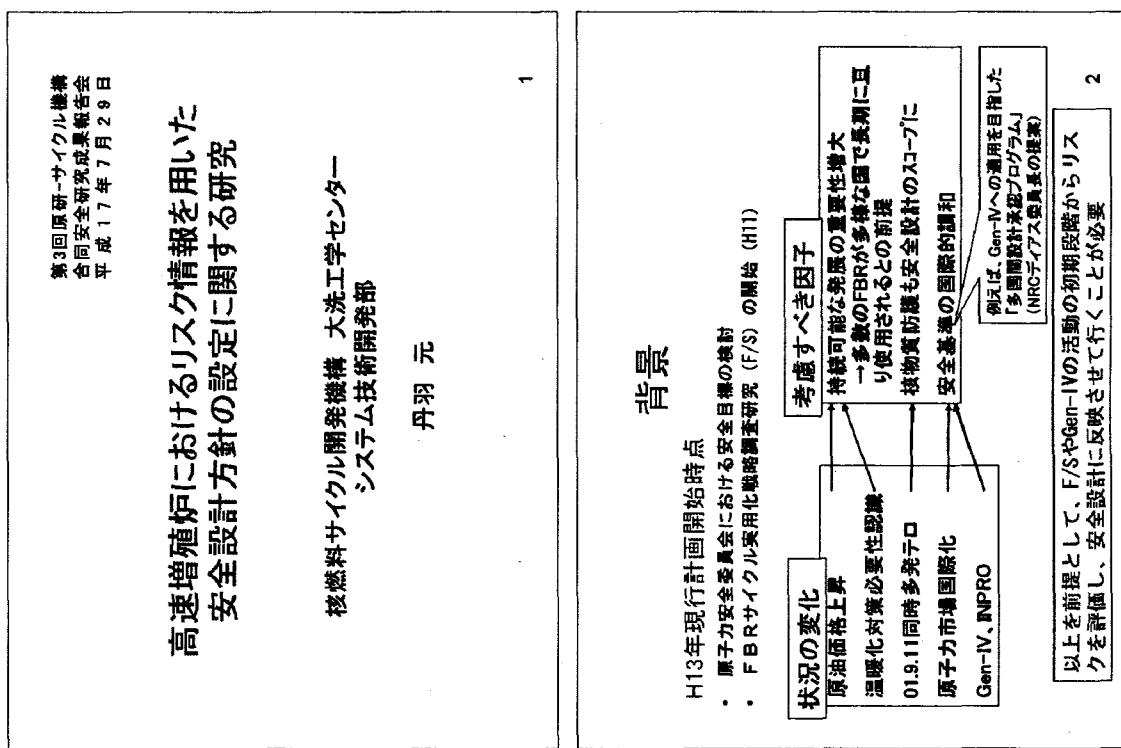
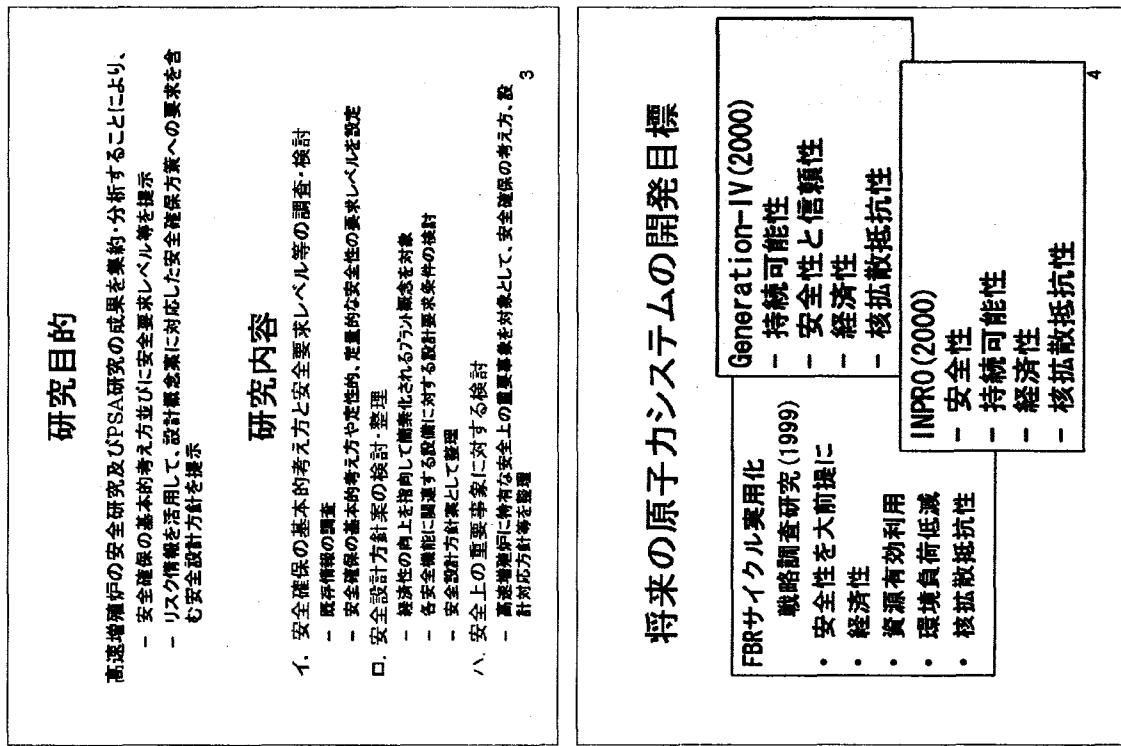
これらの成果の反映は次のとおりである。まず、原子力安全委員会での安全目標検討に際し、その下部 WG にて、本研究で検討した定量的目標案を設計に際しての目標案として提示した。また、F/S における各種炉型の設計において、同目標案や設計のアプローチを共通のものとして使用した。さらに、Generation IV のリスク・安全性 WG における各炉型に共通の設計目標案を掲げる討議において、ナトリウム冷却炉の設計目標案や安全設計の方針として提示した。

今後の課題としては、①「敷地外での緊急時対応の必要性を実質的に排除する」との目標（Gen-IV、INPRO）に対応するための具体的検討、②Gen-IV への適用を目指した安全基準の国際的調和の動向把握、及び当方の安全確保アプローチへの反映、③安全設計方針案としての整理、が挙げられる。

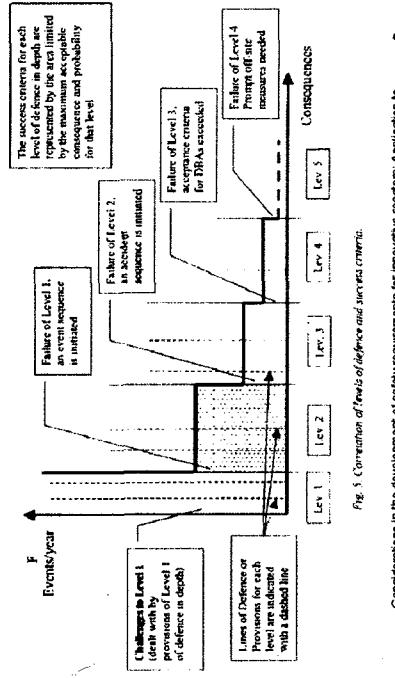
(2) 質疑応答

Q1：(フロア 3) 大学では、原子力を理解させるために CO₂を出さない発電システムの一つとして原子力を説明している。その中で、FBR の話のときに、ウラン資源の有効利用になるとの説明をすると、学生から、危ないけれども大切であるという反応が返ってくる。この話は貴重であると考えている。しかし、どうしても原子力というものは説明を聞いていても難しいという印象がある。この発表の中で、難しいことを分かり易く説明をする上で、工夫した事例があれば紹介していただきたい。私は見てわかりやすいと思ったところは、スライドの 12 枚目のガードベッセルにより安全性が上がるようなイメージが表現されているところなのであるが。

A1：(丹羽研究主席) 今回は図を入れていなくて申し訳ないのだが、この図の横軸は深層防護のレベルになっており、IAEA の定義ではこの外側に避難というレベルがある。深層防護の考え方を具体化するためにこのような方法で実現しており、しかも安全上重要な、止める、冷やす、閉じ込めるという機能がこのように配置されているということを示した図であり、比較的分かりやすいと思う。しかし、もし学生に見せるのであれば、もう少し深層防護の壁を厚く示して、そこでどのような点を確認すべきか、ということを加えれば、もっと分かり易くなるのではないかと思う。



IAEAの新型炉に対する安全要求のアプローチの例



Considerations in the development of safety requirements for innovative reactors: Application to modular high temperature gas cooled reactors. IAEA-TECDOC-395, IAEA, Aug. 2003

安全設計の定量的な目標の検討(F/S)

H13年に将来炉の設計開発作業のための目標として設定

■個人リスク

1/1000~3×10⁻⁴死亡/年

→今後の伝承も考慮して 1×10⁻⁴死亡/年(過去10年の平均)

→焼失性ガスによる死亡リスク 2×10^{-3} 死亡/年の

1/1000~2×10⁻⁶ 死亡/年

→今後の伝承も考慮して 1×10⁻⁶ 死亡/年を目標とする

■社会リスク

→我が国における公共交通機関の事故と自然災害の頻度と損害データを基に参考曲線を作成。これの1/1000を原子力施設全体の目標とする

→将来の我が国が國の原子力施設数を100とし、各施設毎の目標は上記の1/100とする

この提案は原安委・定量的安全目標の議論を目的とした下部作業Gで報告

「安全目標は、原子力開発活動の結果は社会・安全水準の向上を踏まえて適切な見直しを行っていくべき」(原子力安 10)

◆Na爐においてガードベゼル外層による漏れい止め

◆SGn水反応一二重管SG、早期検出&水蒸気割の早期減圧

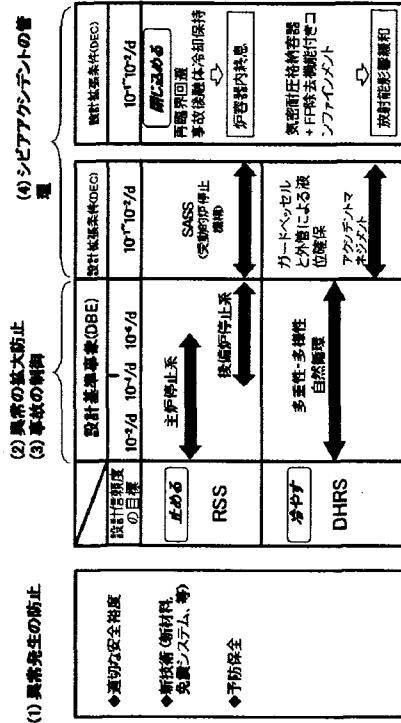
安全機能への要求

前提: コンパクトなプラント+定量的なリスク目標(+ 物質防護の考慮)

→Na炉の特長を最大限引き出した防止・緩和の設計、受動性の活用
性能目標: 10基程度までの複数機立地を考慮し、CDFをIE-6/10年、格納容器の非信頼度を0.1以下、早燃放出シーケンスには特別に配慮、と設定

- 「止め!」原子炉停止系
 - 高遮断炉心の特徴を考慮→受動的な炉停止能力(SASS: self-actuated shutdown system 設置基準: ユリ一応方式の自己動作型炉停止装置)を付加
- 「冷やす!」崩壊熱除去機能
 - 動的機器の不作用を想定しても炉心冷却が可能な設計→自然循環によるDHSRS
 - また、事故管理方策によりその機能回復が図られる設計
- 「閉じこめる!」
 - 早期放散シーケンスに対し、事故影響の炉容器内挙動を囲むこと
 - 事故界に伴う重な燃料棒エネルギーの発生が防止できれば炉を離れる
 - 事故性物質の廃止のために必要な対策を講ずる
 - ナトリウム漏洩対策: ガードベゼルと二重配管の採用と、配管の最高許容圧による性能測定に対する十分に小さな非信頼度を確保する。

Na炉却炉の安全設計方針: 基本的枠組み



Naの化学反応特性
◆Na爐においてガードベゼル外層による漏れい止め
◆SGn水反応一二重管SG、早期検出&水蒸気割の早期減圧

サイト外緊急時対応不要の 要求に関する考察

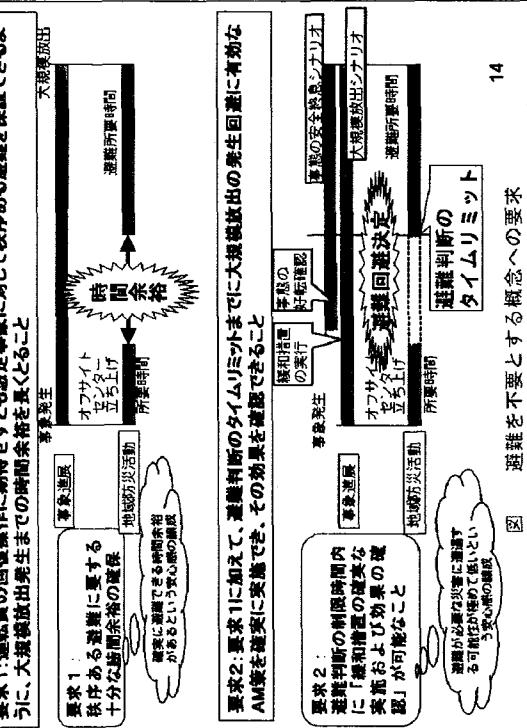
- ◆ Gen-IV、INPRO、と共にこの目標を掲げている。
- ◆ 他方、多くの国においてサイト外での緊急時計画は法令によって整備されている。
- ◆ したがって、緊急時計画の存在を前提条件として受け入れた上で、計画の実効性を実質的に排除するための設計への「要求」を考える。

13

サイト外緊急時対応不要の 要求に関する考察（続き）

- 結局のところ、
- ・運転員の操作に期待できないような緊急に避難する事象に対してはプラント固有の耐性により終焉または早期放出を回避
 - ・所要余裕のある事象に対しては有効機能なAM策によって大規模放出の発生を回避する事が終焉させる
 - ・このような既知の危険に「避難に要する時間」「避難判断のタイムリミット」という時間の概念を加えたもの
- 必要となる設計が策やAM策の性能を、緊急時対応に要する時間との比較によって具体的に考慮できること（具体策検討は実施中）
- ★ ただし採用に際しては、リスク評価を通して、実際にリスク低減に寄与できる範囲を明確にし、利益・不利益を勘案して判断

15



成果のまとめ

- 安全確保の基本的考え方と安全要求レベル等の調査・検討
 - ？安全確保の基本的考え方を設計の目標として設定
 - ？定量的な安全性の目標レベルを提案
 - ？安全設計方針案の検討・整理
 - ？提示した目標レベルに応じて、原子炉プラントに対する定量的な性能目標を設定した。
 - ？これらを満たすように、各安全機能への要求を提示した。
 - ？実質的に避難を不要とするための設計への要求を提示した。

16

成果の反映

- 原子力安全委員会での安全目標検討に際し、その下部WGにて、本研究で検討した定量的目標を設計に際しての目標素として提示した。(2001.12)
- F/SIにおける各種炉型の設計において、同目標素や設計のアプローチを共通のものとして使用。
- Gen-IVのリスク・安全性WGにおける各炉型に共通の設計目標素や安全目標を掲げる計画において、ナトリウム冷却炉の設計目標素や安全設計の方針として提示。

17

用語解説

- FBRサイクル実用化戦略調査研究(F/S)：有望なFBRサイクルシステムを抽出するためにはサイクル構造を中心として電力、電中研、原研と共に1988年より実施しているファイブ・ピリティ・スタディ
- Generation-IV：米DOEが主導した第4世代原子炉の研究開発に関する国際協力の枠組み。GIF：Generation-IV International Forum
- INPRO：IAEA主導による21世紀原子力システムの研究開発支援の枠組み。International Project on Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles

19

今後の課題

- 「敷地外での緊急時対応の必要性を実質的に排除する」との目標(Gen-IV、INPRO)に対応するための具体的検討
- Gen-IVへの適用を目指した安全確保アプローチへの反映・向把握、当方の安全確保アプローチへの反映
- 安全設計方針案として整理

18

2.2.5 シミュレーション計算による DNA 損傷・修復機構に関する研究

(原研 放射線リスク研究室長 斎藤 公明)

(1) 講演要旨

低線量放射線の人体影響に関してはまだ不明な部分が多く、放射能防護上の大きな問題となっている。疫学調査や動物実験は放射線影響の解明に重要な役割を果たしてきたが、防護で問題となるレベルの低線量影響の観点からは手法的に限界があることがわかっており、影響メカニズムを解明するための研究が世界的に進められている状況である。原研においても環境放射能安全研究年次計画ならびに重点安全研究計画の中で影響メカニズム研究を進めている。

本研究の目的は、放射線の人体影響の根本にある DNA 損傷・修復過程のメカニズムについてシミュレーション計算を利用して解明することである。当面の目標として、人体影響上重要と考えられる修復困難な DNA 損傷の形態を具体的に決定し、そのような損傷が生成しやすい条件を明らかにすることを掲げて研究を進めている。

このために 2 種類のシミュレーションを実施している。一つは、DNA 損傷生成過程のシミュレーションで、放射線が生体に入射してから DNA 損傷が生じるまでの物理・化学的過程をモンテカルロ法を用いて調べている。もう一つは、DNA 修復過程のシミュレーションで、DNA 上に損傷が生成した後に修復酵素が損傷を認識して修復を開始するまでの過程について調べている。

DNA 損傷生成過程については、放射線の線質（種類・エネルギー）と損傷の質・量との関係、ならびに損傷が生成される経路を明らかにすることを目指した研究を進めている。全ての放射線の基本となる電子線と光子に関する計算をこれまで主に行ってきた。放射線の作用経路として、DNA の周囲に生成したラジカルにより損傷が生じる間接作用、ならびに放射線が DNA に直接にエネルギーを付与して損傷が生じる直接作用の両方を考慮し、シミュレーションの系としては、実験との比較が容易な単純な構造を持つプラスミド DNA の水溶液を考え、鎖切断の収率の計算を行ってきた。これまでの研究により以下のことが明らかになった。

電子線入射の場合、DNA 1 本鎖切断と 2 本鎖切断は逆のエネルギー依存性を示し、生物影響上重要と一般的にいわれている 2 本鎖切断の収率は 1 keV 付近で最大を示す。また、1 keV 付近の電子によって 2 本鎖切断よりもさらに複雑な損傷が生成しやすい。数 keV 以下の低エネルギー光子によっても 2 本鎖切断及び複雑な損傷が生成しやすい。生体内環境における DNA 損傷生成においては、従来の知見と異なり、直接作用は間接作用と同等にあるいはそれ以上に重要な役割を果たす。

DNA 修復過程の研究では、主要な DNA 塩基損傷 3 種類（チミングリコール、チミンダイマー、8-オキソグアニン）とそれぞれの修復酵素をモデル化して、修復酵素が DNA の損傷をどのように認識して結合し修復を開始するのか、分子レベルの機構を調べた。その結果、二つの重要な要因があることが明らかになった。一つ目は、DNA 上に損傷が生じると DNA 立体構造が変化し、修復酵素が損傷部分に近づきやすい状況が出来上がることである。二つ目は、損傷ができるとその周囲の静電エネルギーが変化し、DNA と修復酵素の引力が強まることである。これらの変化を認識し、修復酵素は選択的に損傷 DNA と結合し修復を開始すると考えられる。また、損傷が 2 つ近接して存在すると、DNA の構造変化が過度に大きく、逆に修復が開始し難い状況ができることがあることを示唆する結果が得られた。

今後、シミュレーションを発展させ、実験による知見と総合しつつ、修復困難なDNA損傷の実態を解明し、DNA損傷を指標とした系統的な線質効果の基礎データを取得する予定である。さらに、DNA損傷・修復過程全体のモデル化、生物影響モデルの基盤構築へと研究を発展させ、科学的根拠に基づく合理的な放射線防護基準の確立に寄与することを目指している。

(2) 質疑応答

Q1: (フロア1) 私どもの研究所では、個体レベルのマウスを使って、それに低線量率の放射線を照射して寿命に与える影響や子孫に与える影響等の実証的な研究を行っている。発表の中で、塩基損傷に関係するのではないかと思われるのですが、例えばカーボン14がDNAに入ったような場合に、いずれある確率で崩壊して放射線を放出するわけですが、そのようなシミュレーションも出来るのか。

A1: (斎藤室長) 原理的には可能である。DNAは原子レベルのモデルを使っている。その中の一つをカーボン14に置き換えて、そこから放射線を出してシミュレーションを行えばそれほど大きな変更を加えずに行えると考える。

Q2: (フロア4) シミュレーションの結論の信頼性を確実にしようと思う時、検証作業が重要になるが、シミュレーションのモデルをどのように検証するのか、また、その方法はどのようにするのか。

A2: (斎藤室長) 本日は、実験との比較について示さなかったが、実験と可能な限り比較、検証しながら進めようという方針で実施している。最初のシミュレーションに関しては、まず、エネルギーの付与過程がシミュレーションされているかについては、飛程が再現できるかということで確認することとしており、再現できていることが確認されている。ラジカルの時間変化に関しても、パルスラジオリシスである程度データがあるので、これと比較するとある程度良い一致を示している。鎖切断についてもプラスミドDNAを使っているが、これは実験で見やすい系であるので、鎖切断がどれほど起きたかということを実験で確かめられるので、解析と同じ条件で実験を行って比較して数10パーセント程度の収率の誤差の範囲で合うということを確認している。少なくとも単純な系については、ある程度現実をシミュレーションできていると考えている。

研究目的

- 放射線人体影響の根本にあるDNA損傷・修復過程のメカニズムについてシミュレーション計算を利用して解明する。
- 人体影響上重要と考えられる修復困難なDNA損傷の形態(2本鎖切断、複雑損傷)を解明し、そのような損傷ができるやすい条件を明らかにする。

3

シミュレーションの内容

- DNA損傷生成過程のシミュレーション**
 - 放射線が生体に入射してからDNA損傷が生じるまでの物理・化学的过程をモンテカルロ法を用いてシミュレーション
- DNA修復過程のシミュレーション**
 - 修復酵素がDNA損傷を認識して修復を開始する過程を分子動力学法を用いてシミュレーション

4

第3回原研-サイクル機構
合同安全研究成果報告会
平成17年7月29日

シミュレーション計算によるDNA損傷・修復機構に関する研究

日本原子力研究所 東海研究所
保健物理部 放射線リスク研究室

斎藤 公明

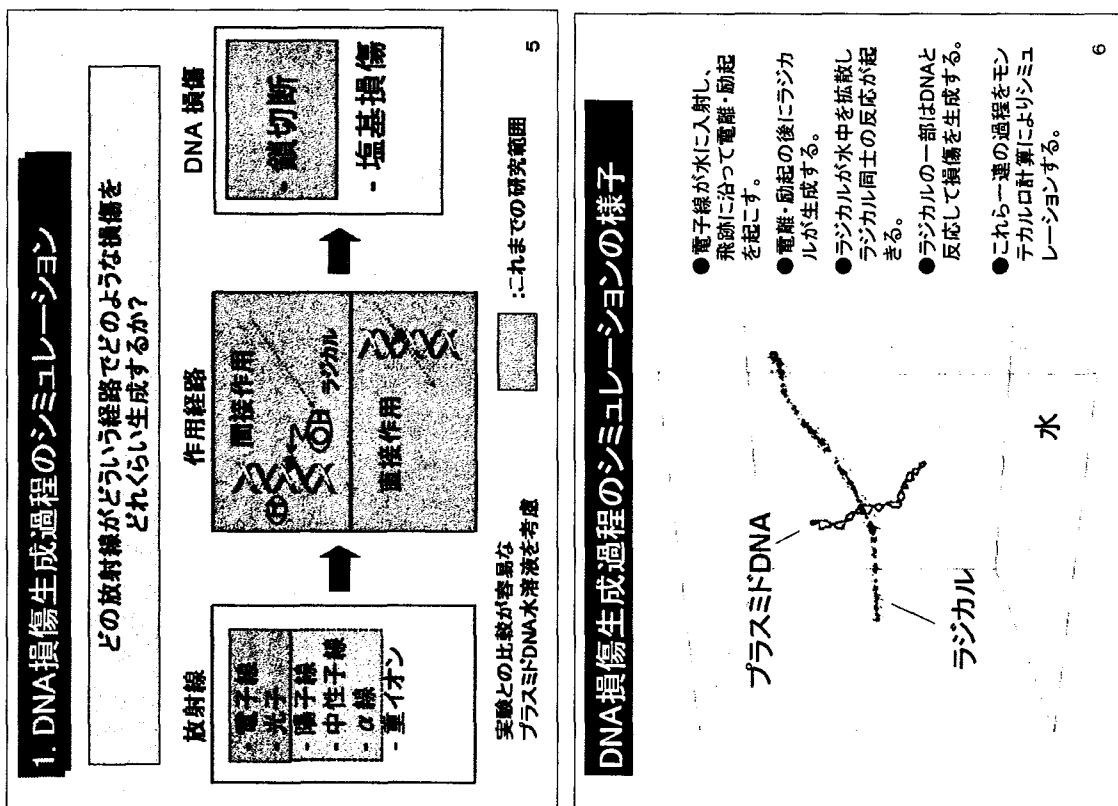
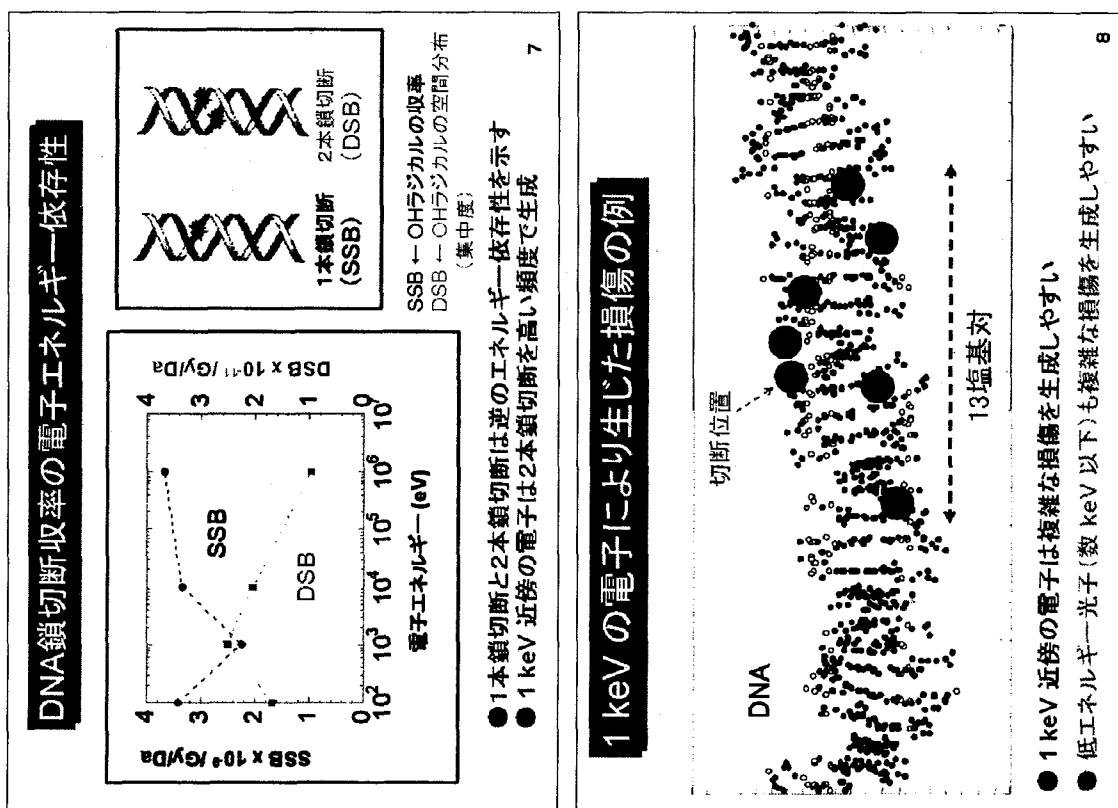
* 本報告は、文部科学省によるクロスオーバー研究の成果を含む。

1

背景

- 低線量放射線の人体影響に関してはまだ不明な部分が多く(しきい値問題、遺伝的影響)、放射線防護上の大きな問題となっている。
- 疫学調査や動物実験は放射線影響の解明に重要な役割を果たしてきたが、低線量放射線の影響解明の観点からは限界がある。
- 影響メカニズム研究の重要性が認識され、世界的に大規模なメカニズム研究(米国DOEの低線量プロジェクト等)が進められている。
- 環境放射能安全研究年次計画ならびに重点安全研究計画で影響メカニズム研究を展開してきた。
- 原研においてもシミュレーション計算と実験による研究を実施している。

2



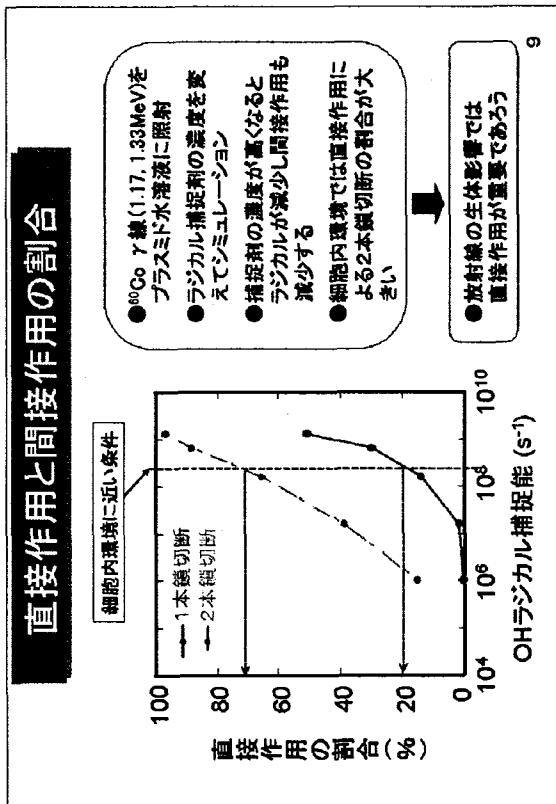
修復過程のシミュレーションの様子(始め)



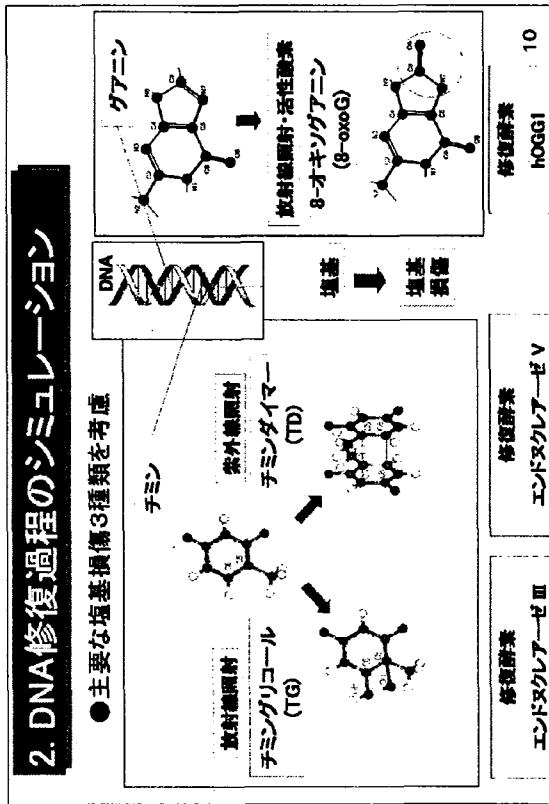
修復過程のシミュレーションの様子(終わり)



直接作用と間接作用の割合



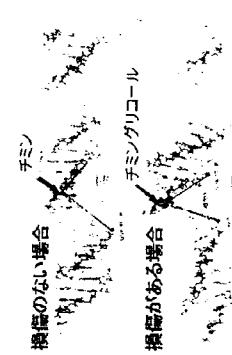
2. DNA修復過程のシミュレーション



修復酵素はどのように損傷したDNAを識別するのか？

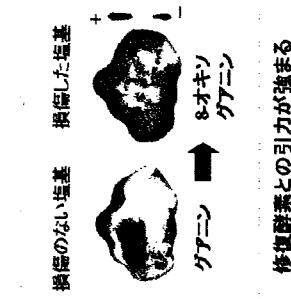
- いずれの損傷の場合もDNA立体構造の変化及び静電エネルギーの変化が生じる
- 修復酵素はこの変化を感知して損傷DNAに結合すると考えられる

立体構造の変化の例



修復酵素が近づきやすい構造となる

静電エネルギーの変化の例



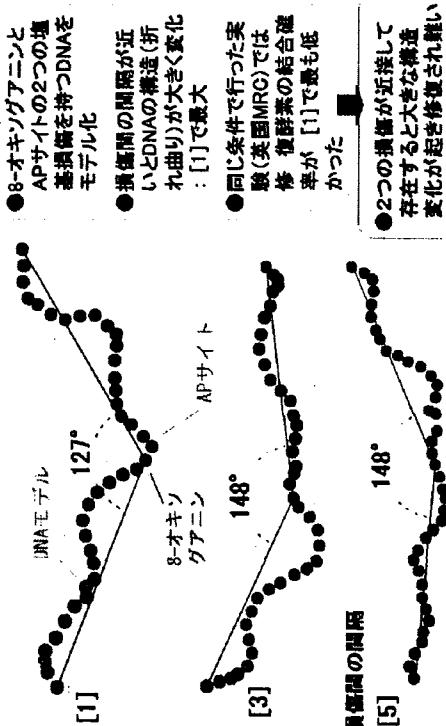
13

成果のまとめ

1. DNA損傷生成について
 - ・低いエネルギーの電子・光子が複雑な損傷を高い頻度で生成することを明らかにした。
 - ・生体内においては、間接作用と同じ程度に直接作用が重要であることを明らかにした。
2. DNA修復について
 - ・修復酵素による損傷認識過程で、DNAの構造及び静電エネルギーの変化が重要な要因であることを明らかにした。
 - ・複雑な損傷が修復され難いのは、損傷によりDNA構造が大きく変化することに起因することが示唆された。

15

2つの損傷を持つDNAの構造変化は？



14

今後の課題

- 1.DNA損傷生成過程
 - ・高LET放射線(α線、中性子線)のシミュレーション
 - ・人間の細胞が持つ高次構造DNAの考慮
- 2.DNA修復過程
 - ・複雑損傷(損傷が2つ以上)のシミュレーション
 - ・損傷認識後の過程のシミュレーション

- ・修復困難なDNA損傷の解明
- ・DNA損傷を指標とした系統的な線質効果のデータ取得
- ・DNA損傷・修復全過程のモデル化
- ・生物影響モデルの基礎構築

16

科学的根拠に基づく合理的な放射線防護基準

用語解説

- ・しきい値：放射線影響においてこれ以下では全く影響が現れないとする線量値。
- ・疫学調査：人間集団を対象として統計的に病気の原因等を阐明する調査。
- ・複雑損傷：狭い領域に複数の損傷が存在する損傷。生物影響上重要であると考えられている。
- ・直接作用：放射線がDNAに直接エネルギーを付与することにより損傷が生じる作用。
- ・間接作用：DNAの周囲にできたラジカルにより損傷が生じる作用。
- ・鎖切断：DNA鎖部分が切れる損傷。
- ・塩基損傷：DNAを構成する塩基部分が化学変化を起す損傷。チミングリコール、チミンヌイマー、8-オキソグアニン、AP-サイト等は塩基損傷である。
- ・プラスミドDNA：大腸菌等の原核生物が持つ単純な構造を持つDNA。
- ・ラジカル捕捉剤：ラジカルと効率的に反応する化学物質。ラジカルによるDNAの損傷を減少させる働きを持つ。
- ・修復酵素：DNA損傷の修復に働く酵素。
- ・活性中心：修復酵素で修復に働く部位。
- ・線質効果：放射線の種類・エネルギーによる生物影響の効果の違い。

2.2.6 TRU 廃棄物地層処分システムの長期挙動に関する研究

(サイクル機構 処分材料研究グループ 副主任研究員 三原 守弘)

(1) 報告要旨

使用済み燃料の再処理及び MOX 燃料の加工の際に発生する低レベル放射性廃棄物の中には、超ウラン元素を含む廃棄物（TRU 廃棄物）があり、アルファ核種濃度の高いものは数百メートルの地下深部への地層処分が適切と考えられている。この TRU 廃棄物の地層処分システムの評価においては、高レベル放射性廃棄物の地層処分と同様に、長期に亘る人工バリアの挙動に関する評価が求められている。

TRU 廃棄物の地層処分施設の設計の考え方は、高レベル放射性廃棄物処分と同様に、人工バリア及び天然バリアを組み合わせた多重バリアによって長期的な安全を確保するというものである。また、高レベル放射性廃棄物とは異なり、様々な種類の廃棄物、即ち、金属の圧縮体、セメント固化体、及びアスファルト固化体が存在する。さらには、放射性核種濃度が高く、発熱性を有するものも存在する。このため、それらの廃棄体の特性に応じたグルーピングを行い、人工バリアの構成を設計している。発熱が小さいものがその殆どを占めることから、大断面の空洞内に廃棄物を集中して処分する概念が検討されている。

TRU 廃棄物のグルーピングと処分施設のレイアウト例を示すが、非常に半減期が長く、地下深部において地質媒体に対する吸着性が小さい I-129 を多量に含むヨウ素吸着材をグループ 1、燃料被覆管のハルやエンドピースの金属廃棄物（この廃棄物は発熱性を有する）をグループ 2、硝酸塩などの可溶性の塩を多量に含む低レベル放射性廃液の固化体をグループ 3、他の廃棄物をグループ 4 とグルーピングしている。特に、グループ 3 に含まれる硝酸塩が他のグループに影響を及ぼさないような処分施設のレイアウトが検討されている。

TRU 廃棄物処分概念の特徴は、地下深部に大きな空洞を掘削し、廃棄体をまとめて埋設するために、多量のセメント系材料を使用することである。既に地層処分研究が先行している高レベル放射性廃棄物地層処分研究開発の基盤を活用し、TRU 廃棄物処分における特徴（①セメント系材料の長期挙動及びベントナイトなどへのセメントの影響、②廃棄物含有化学成分（硝酸塩等）の影響、③易溶性長寿命核種（I-129 や C-14）閉じ込め性能、等）を考慮した研究を進めることができるのである。特に岩盤における研究は共通に活用できるので、人工バリア内に着目した研究を実施している。

本研究では、TRU 廃棄物の地層処分に係わる安全評価手法の確立及び関連する安全基準や指針類の策定に資することを目的として、人工バリアの長期挙動評価に必要なデータの蓄積及び評価手法の整備を行う。ここでは、①セメント系材料の長期挙動に関する研究、②ベントナイトへのセメントの影響に関する研究、③人工バリアの長期挙動の評価、について報告する。

1) セメント系材料の長期挙動に関する研究

処分環境で考えられるセメントの主な長期挙動としてセメント水和物の溶出及び地下水成分との反応が考えられるが、最初のステップの研究として、セメント水和物の地下水への溶出に着目して研究を実施した。研究に当たっては、通水試験装置にてセメント試料にイオン交換水を通水し、通液組成の変化や試料の透水係数の変化に係わるデータ取得を実施した。

得られた透水係数について、試料の間隙率との関係を整理し、コズニーカーマンの式でフィッティングを行った。得られた関係式を低間隙率側に外挿したところ、低間隙率側での試験結果を安全側に評価できることが分かった。

次に、物質移行パラメータとして拡散係数に着目し、通水試験に用いられた既存のトリチウムの実効拡散係数についても試料の間隙率との関係を図に示す関係式で整理した。通水に伴い間隙率が変化した試料も同様のラインに乗ることが分かった。

2) ベントナイトへのセメントの影響に関する研究

セメントの影響として、①ベントナイトのカルシウム型化、②セメントの高アルカリ影響によるベントナイトの溶解及び二次鉱物の沈殿による鉱物学的な変化、が考えられる。これらを考慮して、カルシウム型ベントナイトやベントナイトの混合率を変化させた試料について物質移行データの取得・整備を行った。

まず、透水係数について、ベントナイトのような粘土材料では、土質工学の分野で間隙比を用いて透水係数の整理がされている。試験によって得られた透水係数をモンモリロナイトの含有率も考慮したモンモリロナイトの有効間隙比で整理を行った。また、ベントナイトの陽イオン交換量のナトリウムイオンが占める割合にも着目して、図に示す式を導出した。

拡散係数については、ベントナイトとケイ砂の混合物の充填密度及びベントナイトの含有率を変化させた試料について取得したトリチウムの実効拡散係数を、セメントで述べたような間隙率に加えてモンモリロナイトの含有率の関数として求め、図に示す式を導出した。

3) 人工バリアの長期挙動の評価

人工バリアの長期挙動の評価では、二次元の体系を一次元にモデル化して評価を行った。セメントが存在する領域については C-S-H ゲルの非調和溶解、セメント水和物の溶解などの現象を考慮し、緩衝材領域においてはイオン交換や緩衝材の特性を決定付けるモンモリロナイトの溶解速度を考慮したモデルを整備した。物質の移行については、変質に伴う間隙率の変化を反映して評価を行った。

このモデルによる評価結果、及び初期の条件と間隙率の変化を物質移行パラメータに反映しなかった解析結果より、10 万年後においても緩衝材中のモンモリロナイトは残存していることが分かった。さらに間隙率の変化を物質移行パラメータに反映することにより、モンモリロナイトの減少は低減していることが分かった。これは、廃棄体及び充填材と緩衝材界面において間隙率が減少し、充填材からのアルカリの移行が制限されることによるものである。

以上をまとめると次のとおりである。①セメント系材料の変質状況とそれに伴う物質移行パラメータの変化に関する体系的なデータの蓄積を行い、それらをセメント系材料の間隙率の関数として整備した。②セメント系材料から溶出する成分のベントナイトに対する影響として、モンモリロナイトのカルシウム型化及びモンモリロナイトの溶解に伴う含有率の低下に着目し、体系的なデータの蓄積を行い、交換性ナトリウム率、モンモリロナイト含有率及び間隙率（或いは有効モンモリロナイト間隙比）の関数として整備した。③上記の変質に伴うパラメータの変化を反映し、化学反応と物質移動とを連成させた一次元モデルの整備を行った。整備したモデルにて人工

バリアの長期挙動を解析した結果、10万年後においても緩衝材中のモンモリロナイトは残存した。

これらの成果は次のとおり反映できる。①TRU 廃棄物処分に特有な課題に取り組むことにより処分施設の安全基準・技術基準の基盤となる評価手法やデータベースの信頼性を向上させることができる。②人工バリアの変質に伴う物質移行特性の変化を考慮するなど、より現実に即した評価モデルを用いることにより、処分施設の安全性の向上に寄与することができる。

今後の課題は次のとおりである。①地下水組成の多様性あるいはベントナイトやセメントの種類といったバリア材の仕様を考慮した長期挙動データの取得、②評価に用いた基本データ（鉱物の溶解度積や溶存化学種の平衡定数、溶解速度）の信頼性の向上、③室内での圧縮成型ベントナイトの変質試験結果との比較によるモデルの確証、④天然の事例などに基づいたモデルの長期評価への適用性の検証。

(2) 質疑応答

Q1：(フロア2) この評価の体系に間隙率の変化を入れているが、基本的には均質的な体系で、形状が維持されるという中での物質移行の評価をしていると思うが、10万年という長い年月を考えた時に体系が維持されているという前提でよいのか。色々な亀裂が生じるという可能性がある。体系が崩れて水が浸入する等の影響評価を行うことが必要との要求をされた時に備えて、モデルをそのような状況を考慮して発展させていくという考えがあるのか。

A1：(三原副主研) ご指摘の通り、均質ということで評価を行っている。ベントナイトの場合にはひび割れが入ってもシールするという特性で均質になるのではないかと考えているが、コンクリートにひび割れが入った場合、このような均質モデルが適用できるのかという指摘があると思う。セメントにひび割れが入ってもシールするという実験を別途行っていて、このようなモデルの適用性について別途研究も行っている。一方、岩のクリープやベントナイトの変形を考えたモデルの開発も行っているので、いずれは、このような長期的な変形の解析結果を見ながら総合的な評価を行っていきたいと考えている。

Q2：(フロア5) 今後の課題に「天然の事例などに基づいたモデルの長期評価への適用性を検証する」と記されているが、どのようなことが考えられるのか。

A2：(三原副主研) コンクリートの事例については、人工物のため数百年に及ぶような古いものは無いので、数十年前に粘土層にトンネルが建設されたといった事例との比較を行ったことがある。大阪万博の時にタイムカプセルが埋設された事例があるが、そこではベントナイトが使われており、回りはコンクリートの支保のようなものを使っていたので、そのようなものの調査を行いデータを積み重ねることにより、我々のモデルの妥当性を評価していきたいと考えている。数万年の話になると、天然で高アルカリの事例がほとんど無い。国際的な研究としてヨルダンのマカーリンというpHの高い所での研究があるので、そこで得た情報も収集して、我々のモデルが適用できるのかという検討を行っていきたいと考えている。

TRU廃棄物地層処分システムの 長期拳動に関する研究

第3回原研-サイクル機構
合同安全研究成果報告会

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 池分研究部
三原 守弘

卷之三

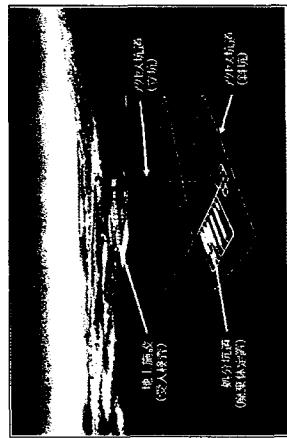
使用済み燃料の再処理及びMOX燃料の加工の際に発生する低レベル放射性廃棄物の中には、超ウラン元素(TRU)を含む廃棄物(「TRU廃棄物」という)があり、アルファ核種濃度の高いものは数百メートルの地下深部に埋設する地層処分が適切と考えられて

このTRU廃棄物の地層処分システムの評価においては、高レベル放射性廃棄物の地層処分の評価とともに、長期の人工アリ亞の挙動の評価が求められる。

2

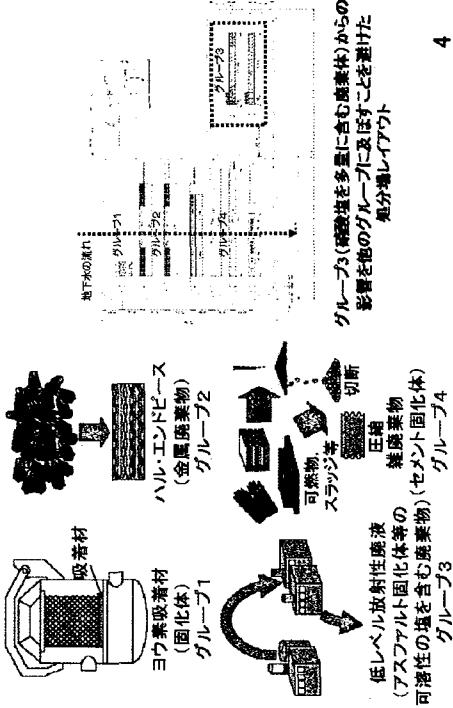
TRU廃棄物の地層処分の考え方

-



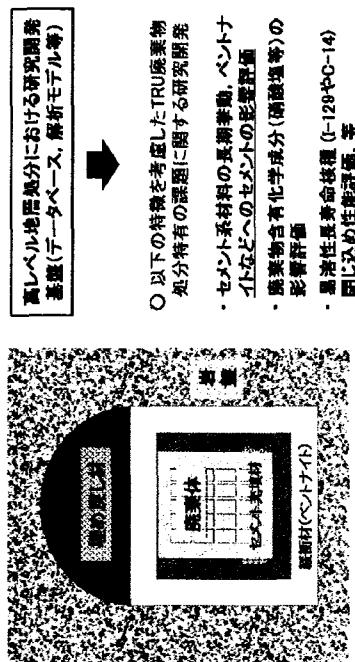
7

TRU廃棄物処分技術検討書より(地層処分概念例)



4

TRU廃棄物処分概念の特徴と 研究開発アプローチ



- 5

研究項目 —セメント系材料の長期的挙動に関する研究—

- ・処分環境で考えられるセメント系材料の主な挙動
 - ・セメント水和物の地中への溶出
(セメントのカルシウムなどの溶出)
 - ・地下水成分とのセメント水和物との反応
(炭酸イオン、塩化物イオン、硫酸イオンなど)
- ↓
- セメント水和物の地中への溶出に
着目し、透水試験装置を用いてセメ
ント系材料の溶解による変遷の把握
とそれにともなうデータの取得・整備
を行う。
- ↓
- セメント水和物の地中への溶出に
着目し、透水試験装置を用いてセメ
ント系材料の溶解による変遷の把握
とそれにともなうデータの取得・整備
を行う。
- 透水試験装置 7

— 55 —

研究目的

TRU廃棄物の地層処分に係わる安全評価手法
の確立及び関連する安全基準・指針類の策定
に資することを目的に人工バリアの長期挙動評
価に必要なデータの蓄積及び評価手法の整備
を行なう。

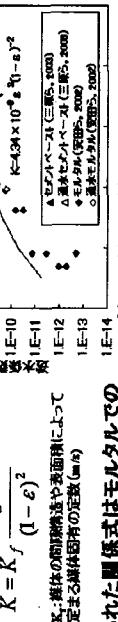
本日報告内容

- セメント系材料の長期挙動に関する研究
- ペントナイトへのセメントの影響
- 人工バリアの長期挙動の評価

6

セメント系材料の透水係数と間隙率との関係

- ・透水させたセメントベーストの間
隙率(ε)と透水係数の関係を間
隙の形状を円筒形と仮定した
Kozeny-Carmannの式にてフィッ
ティングを行い関係式を求めた。



- ・得られた関係式はモルタルでの
低間隙率での試験結果(空田
ら, 2002)を安全側に評価できる。

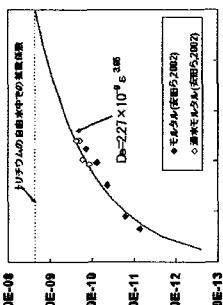
8

セメント系材料のトリチウムの拡散係数と間隙率との関係

- 通水試験に用いられたモルタルのトリチウムの実効拡散係数を以下の経験式にてフィッティングを行い間隙率と実効拡散係数との関係を求めた。
$$De = D_0 \cdot \epsilon^n$$

D₀: ハーサの自由水中の拡散係数 (m²)
 (トリチウムの場合 2.27×10^{-6} m²/s)
 m: 試料の初期形状等によって定まる物体固有の定数

通水にともない間隙率が変化した試料も上述した式で扱うことができる。



9

ペントナイトのカルシウム型化と透水係数との関係

- 土質工学の分野では、間隙比を用いて粘土材料の透水係数の整理がされている。
- カルシウム型に変化させたペントナイトの透水係数をペントナイト中のモンモリロナイトの体積と間隙比との比(モンモリロナイト有效間隙比 e_s)で整理。
- ペントナイトの陽イオン交換容量のナトリウムイオンが占める割合をESP (Exchangeable Sodium Percentage: 交換性ナトリウム率)として以下の経験式を導出。

$$K = (0.91 - 1.57 \cdot ESP + 2.00 \cdot ESP^2) \times 10^{-13} \times e_s^n$$

$$n = 7.44 - 5.69 \cdot ESP$$

11

研究項目

一ペントナイトへのセメントの影響に関する研究

- セメント系材料からのペントナイトへのセメント成分の溶出への影響
- ペントナイトのカルシウム型化(セメントから溶出したカルシウムイオンとモンモリロナイト層間のナトリウムとのイオン交換)
- ペントナイトの溶解及び二次鉱物沈澱による緩衝材の鉱物学的変化(ペントナイトの特性を支配するモンモリロナイト含有率の低下)



- ペントナイトのカルシウム型化及びモンモリロナイトの溶解によるモンモリロナイト含有率の低下を想定し、これらの影響を考慮した物質移行データの取得・整備を行う。

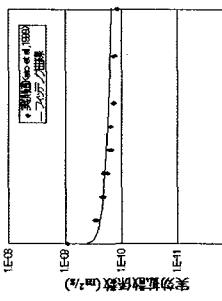
10

ペントナイトのモンモリロナイト含有率とカルシウム型化の拡散係数との関係

- ペントナイトの混合物の充填密度及びこの混合物中のペントナイト含有率を変化させた試料に対するトリチウムの実効拡散係数を間隙率とペントナイト含有率(モンモリロナイト含有率 (fs))の関数として求めた。
- ペントナイトのカルシウム型化に伴うトリチウムの実効拡散係数の変化は見られないため(三原ら, 1999), 陽イオン交換の影響はないものとして以下の式を設定。

$$De = 2.27 \times 10^{-6} (\epsilon^{2.27 \times 10^{-6}})^{1.15}$$

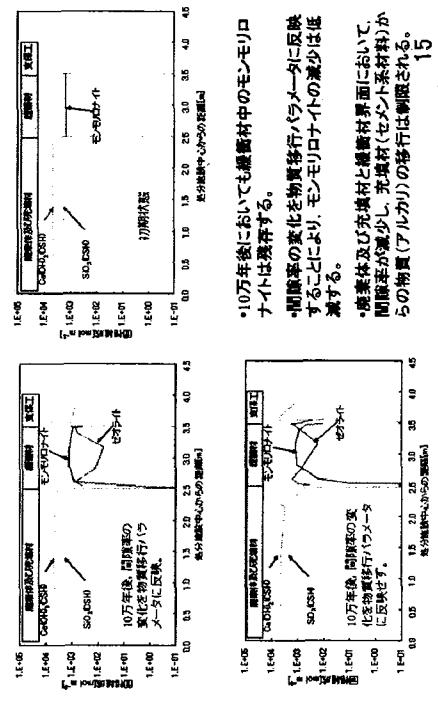
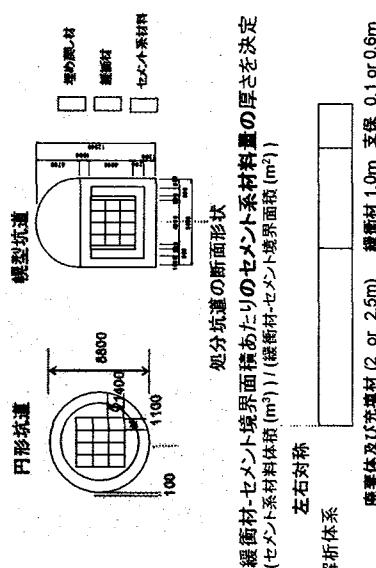
12



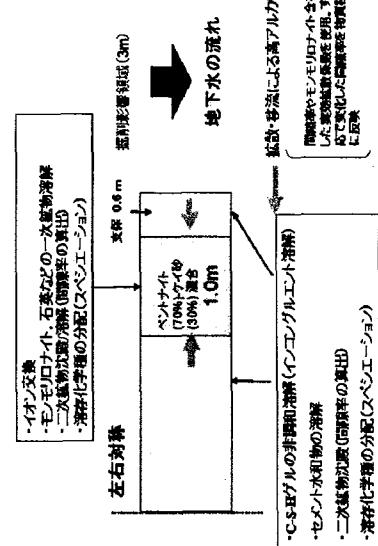
ペントナイトの含有率とリヂウムとの関係

研究項目 —人工パリアの長期挙動の評価—

人工パリアの長期挙動評価の 解析結果(主要固相の変化:10万年後)



人工パリアの長期挙動評価モデルの解析体系 (一次元化学反応-物質移行連成モデル)



成果のまとめ

- セメント系材料の変質状況とそれに伴う物質移行パラメータの変化に関する系統的なデータの蓄積を行い、セメント系材料の間隙率の関数として整備した。
- セメント系材料から溶出する成分のペントナイトに対する影響としてモルタルのカルシウム型化及びモルタルの溶解に伴う含有率の低下に着目し、系統的なデータの蓄積を行い、交換性ナトリウム率、モルタル含有率及び間隙率(あるいは、有効モルタル間隙比)の関数として整備した。
- 上記の変質に伴うパラメータの変化を反映した一次元の化學反応と物質移動とを連成させたモデルの整備を行つた。整備したモデルにて人工パリアの長期挙動を解析した結果、10万年後においても緩衝材中のモルタルは残存した。

成果の反映

- TRU廃棄物処分に特有な課題に取り組むことにより処分施設の安全基準・技術基準となる評価手法やデータベースの信頼性を向上させることができる。
- 人工バリアの変質にともなう物質移行特性の変化を考慮するなど、より現実に即した評価モデルを用いることにより、処分施設の安全性の向上に寄与することができる。

17

用語解説(1)

セメント系材料
セメントを主とする材料。ここでは、セメントペースト、セメントモルタル及びコンクリートを総称する。セメントは、セメントペーストと水を混ぜて固めたものを指す。コンクリートは、セメントモルタルに砂を混ぜて固めたものである。セメントモルタルを構造媒体にはコンクリートを用することを想定している。

・モンモリロナイト

粘土鉱物の一つであり、層構造をなす。水と接触すると膨潤する特徴を有している。層間の交換性陽イオンの種類によりNa型やCa型モルタルなどと呼んでおり、Na型のものが膨潤性や止水性に優れることから、罐桶材の候補材料として検討されている。モンモリロナイトは、ベントナイトの特徴を左右する重要な粘土鉱物である。

・C-S-Hゲル

セメントの水和物の一つであり、低屈屈のカルシウム珪酸塩水和物のことである。セメント化物では、 CaO を SiO_2 とペーストで H_2O を S_iH_j と記す。質量度は、 $\frac{\text{CaO}}{\text{SiO}_2 + \text{H}_2\text{O}}$ である。碳化したC-S-Hゲルである。碳化したC-S-Hゲルの重量度は1.5である。この値は、 CaO と SiO_2 のモル比によって決まる。出液の CaO と SiO_2 のモル比は、 CaO から溶出し、 SiO_2 が溶解して CaO と SiO_2 のモル比は1.5である。このように溶解運動を非調和溶解(イソシングルエンド溶解)という。

19

今後の課題

- 地下水組成の多様性あるいはベントナイトやセメントの種類といったパラメータの仕様を考慮した長期挙動データの取得を行う。
- 評価に用いた基本データ(鉱物の溶解度積や溶解平衡定数、溶解速度)の信頼性を向上させる。
- 室内での圧縮成型ベントナイトの変質試験結果との比較によるモデルの確認を行つ。
- 天然の事例などに基づいたモデルの長期評価への適用性を検証する。

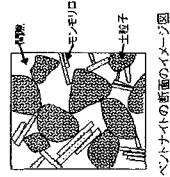
18

用語解説(2)

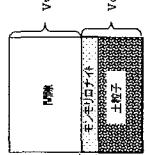
間隙率、間隙比
 V_c は間隙の体積、固相の体積を示す。
 $e = V_v/(V_v + V_c)$
 $(e = e/(1+e))$ である。

古質工場の分野では、間隙比が用いられており、本報告で示したモルタルの間隙比 e である。

$$e_s = V_v/V_s$$



(a) 間隙、モルタル及び土壌



(b) ベントナイトの断面イメージ図

20

2.3 特別講演 「安全規制における最近の動向と新法人への期待」

— 原子力の重点安全研究計画 —

原子力安全委員会 委員長代理 鈴木 篤之氏

今日は、「安全規制における最近の動向と新法人への期待」という演題であるので、最初に、最近の事故・故障・トラブルの要因に関して、私が感じているところを話しながら、それとの関連で、長期的課題を我々がどう思っているかについて話し、次にそれと関連があるのだが、「新法人への期待」について話す。これについては、原子力安全委員会では昨年「原子力の重点安全研究計画」を木村先生を中心にまとめていただいたものがあり、そこに新法人への期待というものを書かせていただいているので、参考に紹介させていただき、それを基に今年の6月に「新法人に期待する安全研究」と言うものをまとめたものがあるので、これについても紹介させていただく。その後、「原子力安全と社会の相互依存性」という突然変な表現になっているが、原子力安全というものは色々な意味で社会的にもまれているというのが私の理解なのだが、そういうことに関連して、やはり新法人に大きな期待を抱いていると言うことを私の個人的な意見になってしまふかも知れないが、話させていただきたい。

(1) 事故・故障・トラブルの要因

まず、日本の場合の事故・故障・トラブルの要因についてである。例えば、軽水炉においてこの5年間(H12～H16)に86件発生している。これは原子力安全委員会に報告があったものに限つてのものである。ここに115件と示してあるが、これはシュラウド問題に関連して色々な問題が出て来た訳であるが、そういう事案がいつ発生したかということに関係なく報告があるので、この期間に発生したと必ずしも言えないものであるが、それを含めれば115件ということである。その約80%は、機械的要因であり、プラントの経年的状態の変化に大いに関連している。従って、私どもとしては、軽水炉については、まず、高経年化ということが重要であると思っている。これと併せて品質管理及びリスク評価も重要であると考えている。次に、サイクルについてであるが、JNFLにおける再処理については、現在ウラン試験をしており、アクティブ試験及びその後の使用許可運転に向けて、関係者が必死で取り組んでいるところであるが、ご案内のように、プール水の漏洩であるとか硝酸の漏洩であるとか、試験運転段階で、プール水の漏洩はこの事とはあまり関係がないかもしれないが、そういう事象が起きており、結局これは一言で言うと、設工認及び使用前検査に係わる事である。今まで、環境への放射能のリークであるとかいった問題とは別のものであると思っているけれども、しかしながら、これも、事故・故障・トラブルのひとつであることには間違いないわけである。従って、この場合も品質管理とかリスク評価が非常に重要であると思っている。

(2) 最近5年間の原子炉事故・故障・トラブルの要因分類

先ほど最近5年間の事故・故障・トラブルの総数が115件と言ったが、このうち、51件が応力腐食割れ、22件が経年劣化、9件が疲労等によるひびの進展、7件がシール面への噛み込みといったものであるが、これらを含めて機械的要因と表現すると約4分の3位がこれである。誤操作等人的要因及び溶接不良、これらすべてを人的要因と呼べるかどうかということはあるが、人的要因というカテゴリーだとすると、やはり圧倒的に機械的要因が多い。ただ、こういう事故・トラブルが起きる度に安全文化であるとか品質保証ということがより強化されるべきだと言われる

理由は、私の理解では、このような要因に基づく事象が発生した背景にそれに携わっている運転員の方、あるいは関連する方々、あるいは組織、そういうところの取り組みにやや問題があるのではないかというようなことがあって、そういう言われ方をしているのではないかと思っている。いずれにしても、どんな立派な安全文化を築いてみても機械的に機器類が劣化していくことは止むを得ない訳で、そういう意味では、事故・故障・トラブルの要因として機械的要因が、今後とも重要であるということには間違いないのではないかと思っている。

(3) 長期的課題への取り組み

そこで、長期的課題への取り組みについてであるが、先ほどのような例から考えると、まず第一に、高経年化対策、そして品質管理である。ここについて少し補足させていただくと、私が感じることは、「自己診断・進化プロセスの自律化・エキスパートシステム化（品質維持向上の自己制御性）」と書いてあるが、どういうことかと言うと、やはり人間のやることなので、色々な意味で必ず欠陥があるわけで、その欠陥をゼロにするということを要求することは理論的に非常に難しくて、やはりそれはある組織の中で、そういうことを点検の中から見つけ、それを改善し、それをさらに進化させていくプロセス、そういうものが自律化されていなければいけないのではないかという意味である。原子炉の安全では、自己制御性ということが非常に重要であるが、これはそれに取り組む人、品質管理に携わっている人が、そういう意味での自己制御性を持っているということが大事だということが第2点目である。3点目はリスク評価で、これは先程来、何人かの方が話した通りである。しかし、私は、リスクを確率としてきちんとみんなが納得する形で数値化できるかどうかよりは、現状ではそれを知識として基盤化し、多くの人がその知識を共有し、その知識をより進化させていくことが重要であると思っている。

(4) 新法人に期待する安全研究

次は安全研究についてである。2004年7月に「原子力の重点安全研究計画」を取り纏めていただき、分野をここに示すように7つに分けていただき、新法人に期待する安全研究を今年6月に資料として出したところである。

(5) 「原子力の重点安全研究計画」(1) 一重点安全研究分野一

重点安全研究は各分野毎に各部会で色々検討いただき、テーマ的なものを12項目出していただいた。

(6) 「原子力の重点安全研究計画」(2) 一新法人への期待一

その中で、新法人への期待において、安全研究における新法人の位置付けとして、安全研究を推進する上で中核を担う機関、特に施設、人材を保有し、活用する場として中心になっていただきたい。安全委員会の技術的支援をお願いしたい。原子力安全に係る技術基盤となる安全研究を実施していただきたい。各研究機関、大学等と連携を図りながら効率的に研究を実施していただきたい。ということを、私どもの誠に勝手なお願いなのだが、お願いしている。

(7) 「日本原子力研究開発機構に期待する安全研究」(1) 一平成17年6月 原子力安全委員会一

これは、期待する安全研究をこの度まとめさせていただいたのであるが、その中では、これも勝手なのだが、安全審査指針類や安全規制、原子力安全委員会がやらなければならない仕事をサポートしていただくに当たって、どのようなことをお願いしたいのか、それをできればいつ頃までにやっていただきたいのかという点をある程度書かせていただいた。これは新しい法人の中期

目標の策定に当たって参考にしていただければありがたいと思っている。

(8) 「日本原子力研究開発機構に期待する安全研究」(2) 一分野別課題一

それで、先程の重点安全研究の分野別に、ここにはキーワードしか示していないが、報告書の中にある程度具体的なイメージを書かせていただいた。

(9) 「日本原子力研究開発機構に期待する安全研究」(3) 一平成17年6月 原子力安全委員会一

新法人が安全研究を実施するに当たっては、「原子力の重点安全研究計画」に示す新法人に期待する役割をふまえ、関連する研究機関等と連携を図りながら効率的に研究を実施していくことをお願いしたい。更に、原子力の総合的な研究開発（原子力の基礎・基盤研究、核燃料サイクルの確立を目指す研究開発等）からも原子力安全規制に貢献する成果を期待している。これは間接的に、直接安全研究というテーマでなくとも、こういうことに関連したことからの安全規制に役立つ成果を出していただければありがたいということである。そういうものを安全委員会が使わせていただぐに当たって、あるいは参考にさせていただぐに当たっては、研究成果についての透明性、中立性に気をつけていただければということで、こんなことをお願いした訳である。

以上が、原子力安全委員会として、正式に文書として統合化される新法人にお願いしているところである。

(10) 原子力安全と社会の相互依存性 「情報の非対称性」（ステイグリツ）とコミュニケーション

私は、最近原子力安全が社会的にもまれている過程というものを私なりに考えて、そのひとつの表わし方ではないかと思っていることは、ステイグリツが言い出したことであるが、情報の非対称性の問題ではないかと思っている。また、それを補完するコミュニケーションである。これはリスクコミュニケーションなど色々な言い方がある。どういうことかと言うと、ステイグリツが言っている情報の非対称性ということは、もちろん原子力安全に関する事ではないのだが、彼の場合には経済活動といった方が良いのではないかと思うのだが、そういう中で、ステークホールダーと言っても良いのだが、各セクターでは、情報の非対称性が必ず存在する。つまり、原子力安全で言えば、非常に模式的に描けば、原子力安全の現場あるいは実態、実際の状況というものの情報を一番持っているのは事業者である。規制当局はその次で、自治体がその次で、一般社会が最後である。これらを比べてみると、当然、事業者が情報をたくさん持っていて、社会が最も少ない。こういう非対称性というのはやむ得ないことで、これを前提に考えなければいけないというのが彼の言いたいことのようである。それで、原子力の分野でも、こういう非対称性があつても、特に事故・トラブル等が起きなければ、それが社会的に問題になることはないと思うのだが、何か起きた場合に必ずと言って良い程、情報を出していないのではないかとか、いろいろなことになって、非対称性が顕在化すると理解している。従って、ある場合には、規制当局が、事業者に比べて情報を持っていないために、どういうカウンターメジャーを持っているかというと規制行為という手段を持っているわけである。自治体と規制当局の間では、国会を通じた議論が日本ではあると思う。社会と自治体との間では、例えば知事レベルとすると、選挙が非常に大きなカウンターメジャーになってくる。自治体と事業者の間は、日本では安全協定というある種非常に日本の仕組みがあつて、これも一種のカウンターメジャーになっている。規制当局と社会との間の関係では、信頼性ということをよく言うが、最近では説明責任を果たせという言

い方が特に呼ばれるようになってきた。最後に、社会と事業者との間では、通常の事業であれば、市場を通じて社会が事業者をある程度選択出来るようになっているのだが、電気事業あるいは原子力については、そういう市場の力は通常はなかなか作用しがたくなっている。この間に存在する情報の非対称性を何とかしたいと言う時に社会側は良い手段を持っていない。従って、多くの場合は、規制強化に繋がるか、あるいは安全協定で自治体側が欲しい情報をもっとどんどん出してくれということになることが多い。私は、この間にもそれなりのコミュニケーションが必要なのであって、最近これをセーフティ・コミュニケーションという言葉で考えている。こういうことについては、ハーバーマスが20年以上前になるのだが、「コミュニケーション的行為」という考え方を提唱していて、ハーバーマス的な考え方がある意味では社会的な状況を理解する上では重要ではないかと理解している。

(1 1) 原子力安全委員会（原安委）の位置付け

以上のようなことを前提として、原子力安全委員会が何をやっているかについてであるが、原子力安全委員会は規制当局が行う規制を補完しているということ、及び規制当局が社会に対する説明責任を果たすまでの説明責任を補完しているということと併せて、本来は原子力安全委員会の設置法の精神を良く読むと、セーフティ・コミュニケーションを補完することも役割として期待されているのかもしれない。専門性という意味では、考え方としては規制当局と大体同じはずだと理解している。

(1 2) 新法人の安全規制上の位置付け

そこで、新法人に何をお願いしているかについてであるが、私どもは重点安全研究や具体的な安全研究テーマを書かせて頂いているのであるが、それはどういう意味かというのは、私の理解は、安全委員会が行う補完的な規制をしていく上で、本当の事業者と同レベルと言っても良い程の専門性の高い新法人に、言わば、この間にある情報の非対称性としてのカウンターメジャーとしての役割を担っていただきたいということではないかと考えている。当然、直接規制当局が新法人へお願いするということもあると思っている。

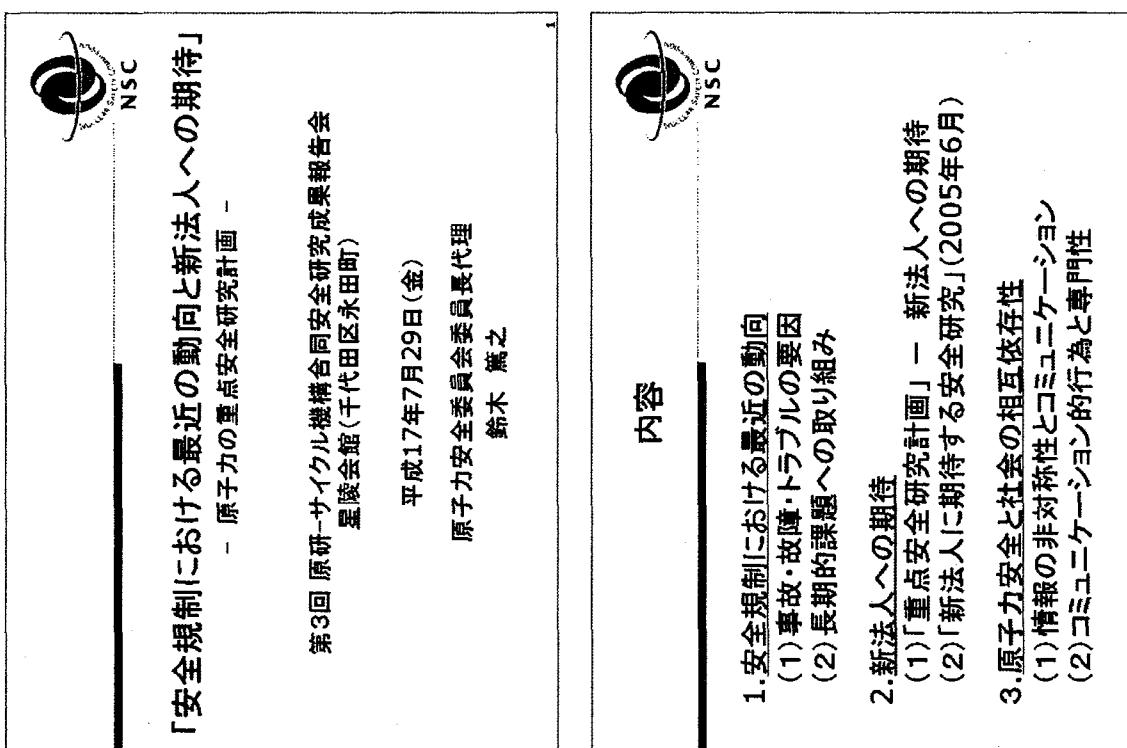
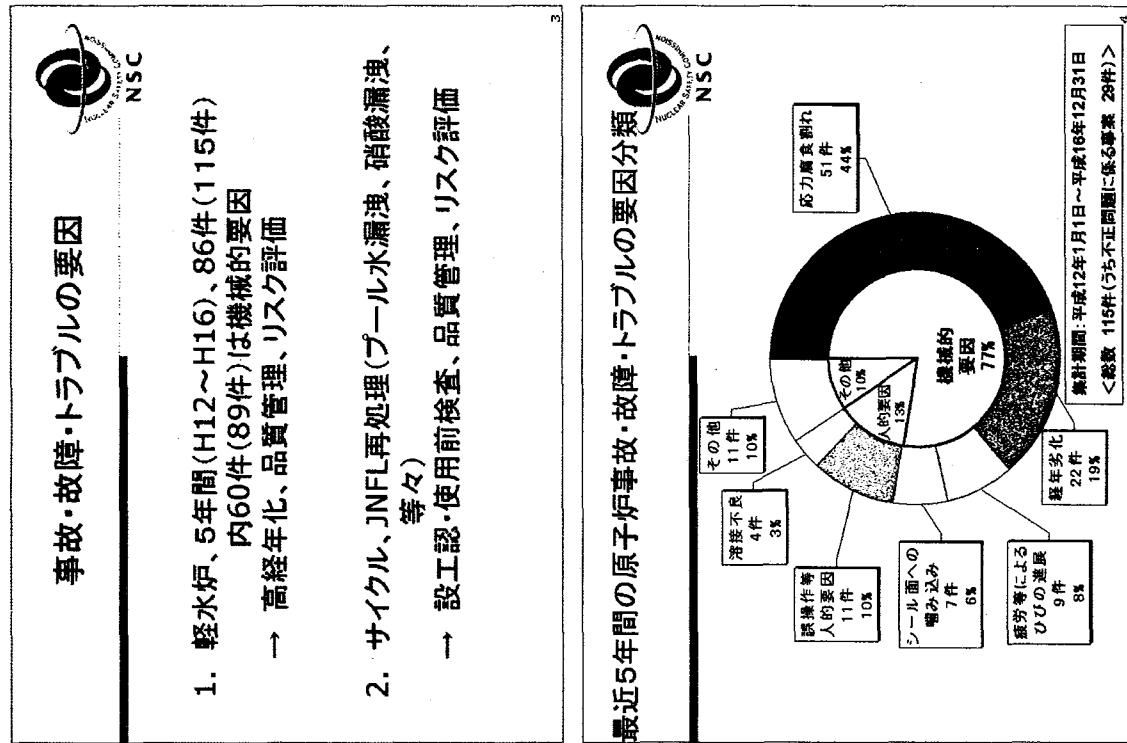
(1 3) コミュニケーション的行為と専門性

コミュニケーション的行為と専門性ということについて言わせていただきたいのだが、どういう事かと言うと、ハーバーマスの言い方を借りれば「専門性の分化はコミュニケーション的行為を形式的に組織された行為領域へ同化させるべく圧力をかけている。」ということで、要するに社会的に情報の非対称性が問題になるのは、専門家が、コミュニケーション的行為が重要だと分かっていても、単に形式化してしまっていて、本当はコミュニケーション的行為を実質的にしていないと言うことへの不満ではないかと、彼が言っているのではないかと、私は理解している。この専門性の分化ということは、結局は専門性はますます進んでいくと思う。原子力の世界でもそうだと思う。このこと自体は止めようがないことで、私はむしろ良いことだと思うのだが、このことは、即ち情報の非対称性を不可避的に拡大している。これは避けられない。そこで、事故・故障・トラブルの発生がトリガーになって非対称性が社会問題化する。そうすると、コミュニケーション的行為を強化しようとする。例えば、規制当局がそうなのであるが、そういうことへどうしても社会的要請が働く。ところが、コミュニケーション的行為に必要な要件というものは、公正性だと言われていて、専門性の退化ではない。これはどういうことかというと、私の理解は、要するに公正性だとか透明性などであって、専門家が非専門化して自らが専門性を放棄する、そ

して、より非専門家になるということではなくて、むしろ私は、課題は公正性や透明性を構造的に兼ね備える専門性の進化と追求であると思う。良く日本では、規制の独立性と言われるが、私の理解は、規制が本当に専門性を持てば、まさにそれは独立的な判断が出来るのであって、そういうことを通じて、むしろ公正性や透明性が向上するような、そういう構造的な関係を持つことではないかと理解している。

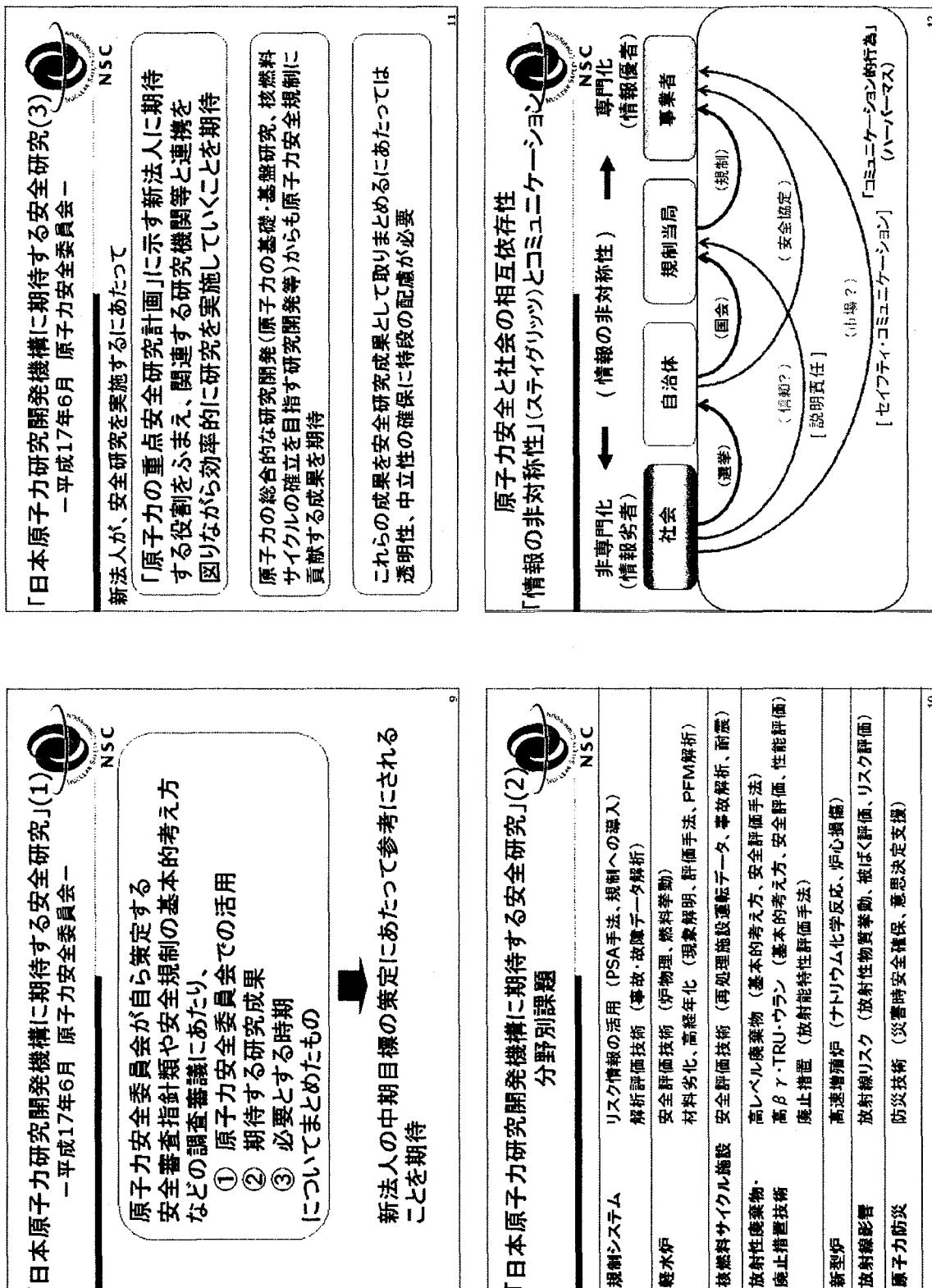
(14) まとめ

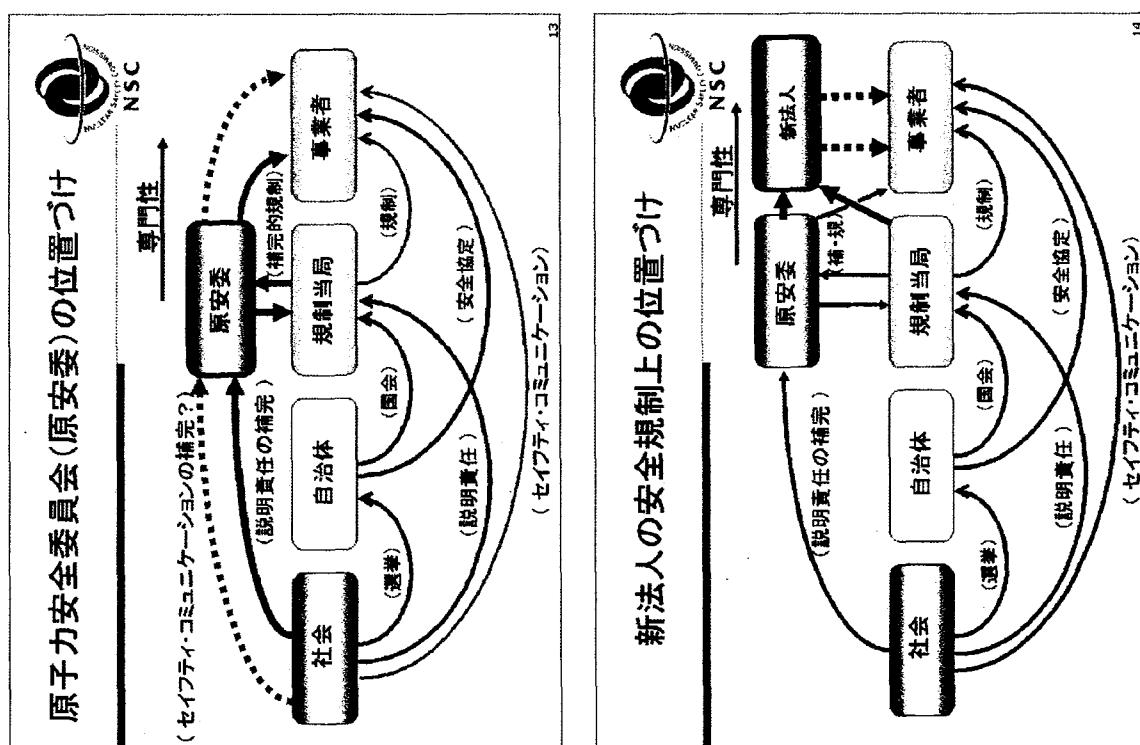
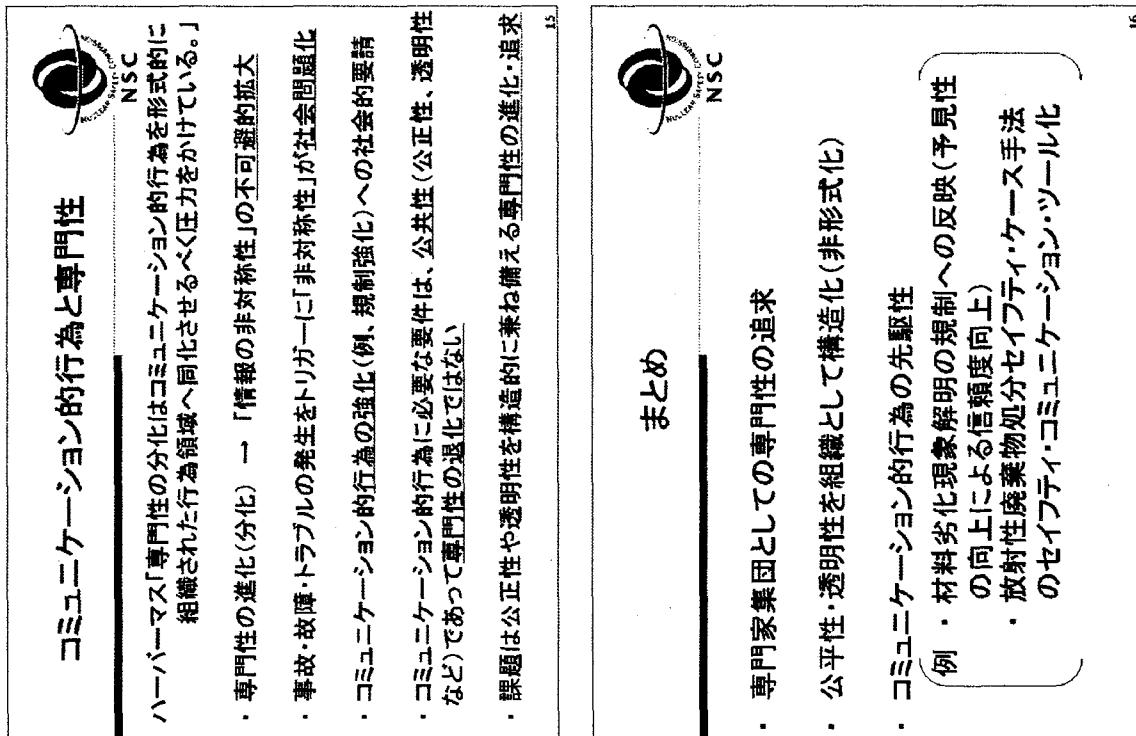
統合化されて新しい法人になられる皆様方は、本当の専門家集団として専門性をどんどん追求していただきたい。公平性と透明性を組織として構造化して頂いて、形式的なものにしない、言わば、ある意味では品質管理、品質保証というものの自律化と似たような意味で、自律的な仕組みとして持って頂きたい。最後に、この後のパネル討論で話題になりそうなものを例として申し上げれば、材料劣化現象解明の規制への反映である。これは、予見性の向上による信頼度向上と書いてあるが、原子力安全規制活動の中で、将来起こること全てを予見することはもちろん出来ないわけだが、しかし、予見されたことについては、あらかじめ織り込んでおかなければならぬということを、安全委員会などは注意しておかなければいけないことである。そういう意味では、こういう知見が常に専門家集団によって追求されていると言うことが我々としては頼りにしているということである。もうひとつ放射性廃棄物処分のセーフティーケースの話しが出てくるかもしれないが、セーフティーケースとは、言わば、事業者が直接社会とコミュニケーションしようと言うものだと、私は理解している。こういうものとしてツール化することを考えていなければありがたいと考えている。



「原子力の重点安全研究計画」(1)	
— 重点安全研究分野 —	
I. 規制システム分野	IV. 放射性廃棄物・廃止措置分野
○リスク情報の活用 ○事故・故障要因等 の解析評価技術	○高レベル放射性廃棄物処分 ○炉内構造物等高 β ア γ 廃棄物、 TRU廃棄物、ウラン廃棄物 等の処理・処分 ○廃止措置技術
II. 軽水炉分野	V. 新型炉分野
○安全評価技術 ○材料劣化・高経年化対策技術	○高速増殖炉の安全評価技術
III. 核燃料サイクル施設分野	VI. 放射線影響分野
○安全評価技術 ○臨界、火災・爆発、閉じ込め、 中間貯蔵、輸送、等 〔データベース等〕	○放射線リスク・影響評価技術 ○原子力防災技術
	VII. 原子力防災分野
	○原子力防災技術

長期的課題への取り組み	
1. 高経年化対策 材料・機器・構造の経年劣化・健全性評価(検査)	
2. 品質管理 自己診断・進化プロセスの自律化・エキスパート システム化(品質維持向上の自己制御性)	
3. リスク評価(リスク情報の活用) 事故・故障・トラブル情報の知識基盤化	
新法人への期待	
1. 「原子力の重点安全研究計画」(2004年7月)	
分野	規制システム/軽水炉/核燃料サイクル 施設/放射性廃棄物・廃止措置/新型炉/ 放射線影響/原子力防災
	新法人への期待
2. 「日本原子力研究開発機構に期待する安全研究」(2005年6月)	
	中期目標・計画への参考・反映 分野別課題 関連機関との連携 / 透明性・中立性





2.4 総合討論「新法人における安全研究の進め方について」

2.4.1 議長による開会宣言と討論の進め方

(株)原子力安全システム研究所 技術システム研究所 所長 木村 逸郎氏)

私は、原研一サイクル機構合同安全研究成果報告会の第1回目から最後の総合討論の議長を仰せつかっているが、これまでに役所関係の方、大学などから多くの方に出席していただいて、議論したことを覚えている。いよいよあと2ヶ月で統合を迎える両機関の代表として、本日は、原研から石島安全性試験研究センター長、サイクル機構から梅木バックエンド推進部研究主席に登壇していただく。お二人に主として答えていただくが、議論が進んだら、両法人からも議論に参加していただきたい。

(1) 総合討論の趣旨

本日の総合討論の趣旨は、平成17年度に発足する新法人が実施する安全研究に対し、規制行政（原子力安全委員会、経済産業省原子力安全・保安院、文部科学省）、産業界、学界、一般国民からのニーズ、要望、提言等を踏まえ、安全研究の進め方について討論することにより、新法人の安全研究に役立てることである。

(2) 全体の流れ

討論全体の流れとしては、趣旨説明に続いて、原研とサイクル機構から、安全研究の進め方の全体概要及び3つの主要テーマ、即ち、①高経年化と②リスク情報の活用に関する安全研究、及び③放射性廃棄物処分に関する安全研究について説明していただき、その都度討論を行い、最後にまとめを行うという順序で進めたい。

(3) 主な論点

主な論点についてであるが、ここで示すことは、昨年も示したものである。原子力安全研究とは何か、及び安全研究重点計画の設定については、これまでに済ませて来たので、本日は、重点安全研究の進め方として新法人の役割と責務、あるいは留意すべき点として産官学の協力、他分野との協力、並びに研究成果の活用として、成果の公表、説明責任、評価、安全規制への利用、更には国際貢献にも議論が及ぶものと思う。

それでは以上のような内容で討論を進めたい。

全体の流れ

「新法人における安全研究の進め方にについて」

第3回原研－サイクル機構合同安全研究成果報告会

平成17年7月29日

原子力安全システム研究所 技術システム研究所長
木村逸郎

1. 討論の趣旨説明(議長)
2. 原研及びサイクル機構からの報告と討論
 - ・安全研究の進め方の概要
 - <討論>
 - ・高経年化に関する安全研究の進め方
 - ・リスク情報の活用に関する安全研究の進め方
 - <討論>
 - ・放射性廃棄物処分に関する安全研究の進め方
 - <討論>
3. 討論のまとめ(議長)

3

討論の趣旨

新法人が実施する安全研究に対し、規制行政(原子力安全委員会、原子力安全・保安院、文部科学省)、産業界、学界、一般国民からのニーズ、要望、提言等を踏まえ、安全研究の進め方にについて討論することにより、新法人が行う安全研究に役立てる。

主な論点

1. 原子力安全研究とは何か
2. 安全研究重点計画の設定
 - ・重点研究に入れるべき研究内容と意義
 - ・留意すべき点
3. 重点安全研究の進め方
 - ・役割分担、とくに新法人の役割と責務
 - ・留意すべき点(産学官の協力、他分野との協力)
4. 研究成果の活用
 - ・成果の公表、説明責任、評価
 - ・安全規制への利用、国際貢献

2

4

2.4.2 安全研究の進め方の概要（案）（原研 安全性試験研究センター長 石島 清見）

（1） 報告の概要

新法人における安全研究の概要について紹介する。内容については、すでに鈴木委員長代理から特別講演において詳細な紹介があったが、考え方の前提条件であるので、簡単にではあるが紹介する。まず、原子力二法人統合準備会議の報告書についてであるが、平成15年9月に出されている。ここで、幾つかポイントとして指摘されている点は、「日本原子力研究所がこれまで原子力安全研究の分野で果たしてきた実績を踏まえれば、新法人は引き続き、この分野の中核的機関としての役割を果たすことが強く期待される。」ということが第1点目である。また、「原子力安全委員会の策定する「原子力安全研究年次計画」等に基づく研究成果を活用することにより、国の原子力安全規制や原子力防災対策などを支援することが強く求められる。」と記されており、国の規制支援ということが明確に示されている。特に、国の規制支援をするといった観点から、このような業務を遂行するに当っては「透明性」、「中立性」に特段の配慮を払って欲しい、ということが要求として示されている。

次に、原子力安全委員会から出された「原子力の重点安全研究計画」についてであるが、ここでも、新法人は原子力安全委員会の重点安全研究の推進活動に対して支援する機関として機能して欲しいということが要請されている。このこととともに、安全研究を支える裾野の広い研究についても、しっかり貢献をして欲しいと期待されている。このような研究の推進を通じて様々な貢献が期待されている。「原子力の重点安全研究計画」に示されている新法人に期待される重点安全研究は7分野11項目あるが、これらの中、リスク情報の活用、材料劣化等の高経年化対策技術、高レベル放射性廃棄物の処分及び高 β ・ γ 廃棄物、TRU廃棄物、ウラン廃棄物等の処理・処分に関する安全研究の進め方について、後で示すこととする。

次に、本年6月に原子力安全委員会から重点安全研究計画を具体化した報告書「日本原子力研究開発機構に期待する安全研究」が出されたが、この中で、新法人は幅広い研究ポテンシャルを持っているので、そこから得られた成果は安全規制に活用できるので、この点を考慮して研究を行って欲しい。ただし、その際には「透明性」、「中立性」に特段の配慮が必要である、という要請が記されている。

以上のような要請に対して、どのように研究を進めていくべきかを整理すると、まず、原子力安全委員会の定める「原子力の重点安全研究計画」等に沿って安全研究を実施し、中立的な立場から安全基準や指針類の整備などに貢献するということが第一点である。このような規制支援に用いる安全研究の成果については、積極的に情報公開するとともに、適切な評価を受けることにより、中立性・透明性の確保に努めるということが第二点目である。最後は、原子力安全委員会が定める「原子力の重点安全研究計画」等に従い、新法人の研究資源を最大限活用し、新法人が一体となって実施することである。

以上のような点が、新法人が安全研究を進める上での基本的な考え方である。以上を実現する具体的なイメージとしては、現在検討中ではあるが、二法人統合準備会議の報告書に記載されている規制支援を行う、特に重点安全研究計画を遂行していくという点に関しては、コアとなるような安全研究センターを設けて対応する必要がある。規制支援を行うための透明性、中立性を高めるためには、第三者による評価を受ける必要がある。更に、広いエリアの要望を受けるとそれ

ば、新法人全体として、例えば研究開発を担う組織、あるいは研究施設を担う組織と有機的な連携をとって対応していく必要があると考えている。以上が、新法人における安全研究の進め方の概要である。

(2) 質疑応答

C1：(木村議長) 大阪大学名誉教授で原子力安全委員を務められた住田先生から、本日は足の具合が悪いので出席できないので、紹介して欲しいとのことで、メールを頂いている。4点記載されているので紹介する。第1点目は、プロジェクト研究の中で行っている安全研究もしっかりと実施して欲しいということ、第2点目は、透明性、中立性、独立性を確保して欲しいということ、第3点目は、他の研究機関との分担、あるいは全体としての整理を考えて欲しいということ、最後に、研究が終了した時、その成果を使いやすく保存管理するように、ということが指摘されている。

Q1：(フロア1) 組織図の中には直接は出て来ないが、先ほどの説明の中に人材育成ということが出てきたが、実は六ヶ所村にいて議員さんが来られて非常に困る事は、国策民営と言った時に、教育問題はどちらがやるのか、技術者の教育はどちらがやるのか、ということを尋ねる人がいて、答えに非常に困っている。このことと関連して、人材育成という言葉が出てきたので、人材育成ではどのような分野のどのような人を育てようと考えているのか。

A1：(石島センター長) 安全研究センターの中で規制支援に係る研究活動を行いながら、軽水炉の利用が今後数十年続くということを想定すると、規制支援をすることのできる人が必要なので、このような観点から人材育成を行っていく必要があると考えている。ただし、今ご質問された事は、もっと広い視点に立ったものと考えられる。新法人においても人材育成は大きな課題として捉えている。例えば、大学と連携をとりながら協力するという事とか、現在原研にある研修センター的な機能を充実するとかいうことで、国内あるいは国際的な研修的な事業を積極的に進めていくということは当然のことと考えている。基本的には、原子力分野の中核となる人材を育成するということである。

A1：(梅木研究主席) 私は廃棄物の処分に關係しているが、地質学から、物理、化学、数学などの色々な分野の方が集まって総合的に技術開発を行っていかなければならないということであり、全体を俯瞰できるような人材を如何に育てるのかということが難しい点である。先ほど鈴木委員長代理より指摘があった専門性を追求しつつシステム全体を眺めるような人材をどう育てていくかということが非常に難しい点であると認識している。具体的な策としては、如何に共有化できる情報を明示的に次の世代に伝えていくかという技術基盤を確立することに有ると考えている。次に、我々は、地下研究施設からホットな施設まで持っているので、このような施設を如何に有効に使っていただけるかということを具体的な策として考えなければいけないと思っている。

C1：(フロア6) 先生(フロア1)の質問の、議員さんが教育はどこがやるのかと言う趣旨は、安全規制や安全研究の人材育成なのか、民間の企業の人材育成なのかが、今の対応の中で気になった点である。原子力委員会は、昨日、31回目の会合を行って「原子力政策大綱」というように名称を変えて今日から1ヶ月間パブリックコメントにかけているところであるが、この31回の会合の中に人材育成は色々なところに出てきた。安全規制、安全研究ということに

関しては、今の回答で良いと思うが、民間の人、特に大きな会社があり、下請けがあり、孫受けがありということで、このようなところの人材育成はどうなっているのかという議論もあり、大きな会社はそれぞれ行っているが、横の連絡の取れた人材育成を行っていないのではないか、というようなことを色々議論した。大きな会社から孫受会社まで、会社の別無くしっかりとしめた人材育成を行わなければならない。企業間を越えた人材育成を行わなければならない。といったようなことをまとめて大綱に書いてある。もし、この方面の質問であつたら、このあたりを参考にしていただければと思う。

Q2：(フロア7) 新法人の立場について質問する。これまで、新法人は規制側を支援すると説明された。一方で、サイクル機構では、実施側の NUMO の支援をするという役割があったと思う。その辺が新法人になってどのようになるのか。独立性をどう考えるのか。また、中立と言わされたが、中立という意味は何なのか。つまり、規制も実施も両方行うという意味なのか伺いたい。

A2：(石島センター長) あくまでも新法人は原研とサイクル機構が統合して生まれるということから考えても、安全性のみでなく原子力利用に係わる全てのエリアをカバーする機関になる。安全性はその一部である。その中でも考え方によっては、安全性といえども広いエリアに係わっている。しかし、今議論しているのはその中でも規制を支援する部分ということで話してきた。規制を支援することから、例えば開発サイドと混在した形ではなく、組織としてまとまりをもって業務を透明に行い、できる限りの独立性を持って、要請されている規制支援を行うという説明を行った。中立性については、色々なところに書かれているが、説明の難しい点であると思う。新法人としては開発側からのニーズにも応えなければならないし、規制側からの要請にも応えなければならない。こうした中で、規制支援を透明性のあるものにするためには、透明性、独立性を高めた業務を遂行する必要がある。産業界の支援も、有る部分では大きな支援になるとを考えている。

A2：(原研 野村理事) ここで示した組織の図はあくまでもイメージの図であるが、中立性、透明性ということに関して、補足したい。我々は、安全研究センターという、安全研究を専門的にマネージし、あるいは実施する部署を作る。一方で、研究開発を行っている組織とか基礎的な研究を行っている部門がある。我々は安全研究を行うに当って、その研究が安全研究センターの中だけで閉じるのか、安全研究センターから基礎部門や研究開発部門にお願いしてやってもらうものがあるのかについては、全て安全研究センターの中でマネージする。そして出てきたものについては、安全研究センターが取りまとめ、これを第三者評価をしていただいて、出していこうとしている。こうしたプロセスを踏むことによって透明性、中立性を確保できるのではないかと考えている。

新法人に期待する役割

(「原子力の重点安全研究計画」より)

- ①原子力安全研究を実施する中核的機関
- ②原子力安全委員会の重点安全研究の推進活動に対する支援機関
 - i) 安全研究成果をもとに、原子力安全委員会が行う基本的な考え方や指針の策定に関する技術的支援
 - ii) 重点安全研究計画に沿つて原子力安全研究専門部会が実施する、安全研究の成果のとりまとめ、必要な研究課題の同定や安全研究成果の安全規制への活用に関する検討等に係る技術的支援
- ③基礎基盤的な研究の実施
 - 新法人の設立後も引き続き原子力安全に係る技術基盤となる安全研究を実施し、安全規制に貢献することを期待
- ④原子力安全研究の推進
 - 研究能力の涵養、産官学の連携推進、人材の育成、施設・設備の整備・維持、国際的な安全研究拠点

3

第3回原研-サイクル機構
合同安全研究成果報告会
平成17年7月29日

新法人における安全研究の進め方について

－安全研究の進め方の概要(案)－

日本原子力研究所 東海研究所
安全性試験研究センター長
石島 清見

新法人における安全研究に対する要請 (原子力二法人統合準備会議報告書(平成15年9月19日)より)

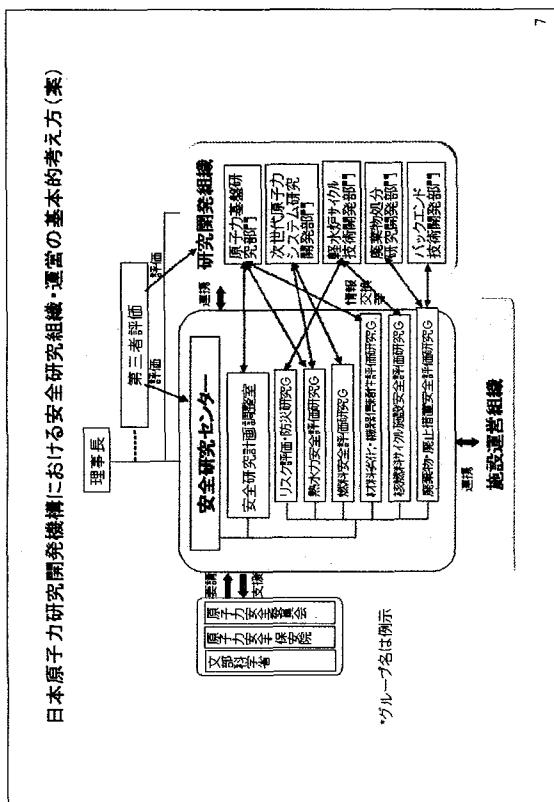
- 日本原子力研究所がこれまで原子力安全研究の分野で果してきた実績を踏まえれば、新法人は引き続き、この分野の中核的機関としての役割を果たすことが強く期待される。
- 原子力安全委員会の策定する「原子力安全研究年次計画」等に基づく研究成果を活用することにより、国の原子力安全規制や原子力防災対策などを支援することが強く求められる。
- 主として自らプロジェクト研究開発を進めている施設の安全性の向上等を目的とした安全研究については、プロジェクト研究開発の中で一体として実施していくことが適当である。
- 規制行政庁、原子力安全委員会等の要請に基づいて実施される安全研究の成果を踏まえた技術支援等は、例えば、新法人内部の独立したセンター的な組織を活動の中核とするなど、業務の「透明性」、「中立性」の確保の要請に対して特段の配慮を行いつつ実施することが必要である。

— 73 —

「原子力の重点安全研究計画」に基づく 重点安全研究分野

- | | |
|-------------------------------|---|
| I. 規制システム分野 | IV. 放射性廃棄物 廃止措置分野 |
| ・リスク情報の活用
・事故・故障要因等の解析評価技術 | ・高レベル放射性廃棄物の処分
・高βγ廃棄物、TRU廃棄物、ウラン廃棄物等の処理・処分
・廃止措置技術 |
| II. 軽水炉分野 | V. 新型炉分野 |
| ・安全評価技術
・材料劣化等の高経年化対策技術 | ・高速増殖炉の安全評価技術 |
| III. 核燃料サイクル技術分野 | VI. 放射線安全分野 |
| ・安全評価(臨界安全、閉込め等)技術 | ・放射線リスク影響評価技術 |
| | VII. 原子力防災分野 |
| | ・原子力防災技術 |

4



原子力安全委員会のニーズ

(「日本原子力研究開発機構における安全研究、
原子力安全委員会専門部会(HI7.6)」)

- 原子力安全委員会が自ら策定・改定を行う安全審査指針類や安全規制の基本的な考え方の策定などの調査審議にあたり、下記事項をとりまとめたものである。

- ① 安全研究成果を活用して実施する原子力安全委員会における調査審議の内容(成果の反映先)
- ② 必要とする研究成果
- ③ 研究成果を必要とする時期

- 新法人は原子力の基礎・基盤研究、核燃料サイクルの確立を目指す研究開発等、原子力の研究開発を総合的に行うこととされており、これらの研究開発からも原子力安全規制に貢献する成果が期待できる。これらの成果を安全規制への反映に必要とする「透明性」、「中立性」の確保に特段の配慮が必要である。

5

新法人における安全研究の進め方

- 原子力安全委員会の定める「原子力の重点安全研究計画」等に沿って安全研究を実施し、中立的な立場から安全基準や指針の整備などに貢献
- 規制支援に用いる安全研究の成果についてには、積極的に情報公開するとともに、適切な評価を受けることにより中立性・透明性の確保に努める
- 原子力安全委員会が定める「原子力の重点安全研究計画」等に従い、新法人の研究資源を最大限活用し、新法人が一体となって実施

6

2.4.3 高経年化及びリスク情報の活用に関する安全研究の進め方（案）

(原研 安全性試験研究センター長 石島 清見)

(1) 報告の概要

1) 高経年化に関する安全研究の進め方（案）

高経年化に関する背景については、色々な報告等でなされていることであるが、軽水炉については、すでに30年を経過したものが出てきており、そのようなもので、材料に起因するトラブルが様々な形で起きてきている。本件は重要な事項として、原子力安全委員会や規制行政庁で、様々な議論が行われている。これらを受けて、原子力の重点安全研究計画や具体化の報告書等で重要性が指摘され、対応が要請されているところである。平成17年6月に出された新法人に期待される安全研究の具体的な研究に関する原子力安全委員会安全研究専門部会の報告書において、高経年化について記されている。高経年化は、広い現象で、これまでオールジャパンで取り組んで来たし、今後もそのような方向性が必要と考える。特に新法人に要請されていることとして2点記されている。第一は、材料劣化現象の解明と評価手法の開発として、新法人が持っている実験施設やこれまで行ってきた経験を生かして4点の研究を進めていくことが要請されている。第二は、こうした成果を基にして、今後高経年化に対する安全規制手法がどうあるべきかという提案について要請されている。

以上のような要請を踏まえて、高経年化に関する研究の進め方として、4点挙げている。第一は、確率論的破壊力学（PFM）解析手法を整備することである。単にこのような表現をとっているが、高経年化や材料劣化に関連して実施する様々な試験や評価手法をここに集約して行き、これによって様々な高経年化の問題を確率論的レベルでも議論できるようなシステムとして整備していくことである。このための高度化として必要なものとして、機構論的な経年変化の予測手法やモデル化に必要なデータを取る、あるいはIASCC機構の解明、原子炉構造物の信頼性向上に貢献するような研究を行っていくことを考えている。

以上のような、高経年化に対する様々な課題に取り組み、今後、技術基準の整備等へ貢献していきたいと考えている。

2) リスク情報の活用に関する安全研究の進め方（案）

リスク情報の活用に係わる背景としては、まず、PSA手法の整備と活用を挙げることができる。具体的には、AM策への活用、定期安全レビューへの活用、規制判断への参考等を挙げができる。また、すでに我が国においても規制への活用に関して様々な検討が行われ、様々な方針が提示されているところである。

リスク情報をどのようなところに活用できるかについて考えてみた場合、活用における基盤については、手法の開発やデータベースの整備も進んできているところであり、PSA品質の確保についても学会等でガイドラインを作成中である等、整備が行われてきているところである。これらを受けて、設計・建設、検査・運転等での活用が検討されているところであり、事故・故障対応や防災等へも適用可能であると考えている。これらは軽水炉に対するものであるが、廃棄物や輸送への適用等、様々なスペクトルで適用を検討しているところである。

新法人に期待する具体的なリスク情報の活用に関する研究の内容が原子力安全委員会の報告書に記されているが、その一つは、PSA手法の高度化として、軽水炉に関するPSA手法の更なる

高度化と、核燃料サイクル施設への適用可能な PSA 手法の整備が求められている。これらに基づいてリスク情報を活用していくことになるが、例えば、原子炉施設、核燃料施設の性能目標の検討や、リスク情報の活用に関してどのような課題があるかに関する検討が二つ目として要請されている。

リスク情報の活用の検討状況について、原子力安全・保安院の資料を借りて話すが、原子力安全委員会では、安全目標に関する中間とりまとめを行っているし、性能目標についても検討中である。このようなものを受けて、具体的にどのようにしていくかに関してだが、導入の基本的考え方や PSA 品質等についても様々な検討が行われて、すでに済んでいるところもある。これらをサポートするものとして、PSA 標準等に関する学会基準、規格等が検討されているところである。このような中で、新法人に於いては、性能目標の検討に対して技術的支援を行う、あるいは学会等での PSA 標準作成のための技術的支援を行うことが貢献の内容になるとを考えている。

今後 5 年程度の研究を考えると、原子力安全委員会における安全目標の試行、性能目標の策定、あるいは原子力安全・保安院や原子力安全基盤機構へ MOX 燃料加工施設等の安全審査に係わる参考情報の提供等へ研究成果を提供していきたいと考えている。

(2) 質疑応答

Q1 : (フロア 8) 高経年化という言葉を改められては如何か。この分野だけが高経年化と使っている。中古である。住宅も中古である。推進側の原子力委員会が気にして高経年化と使われるならともかく、安全の方が、それに便乗して高経年化と、この分野でだけしか使っていない言葉よりも、中古とかで良いではないか。自動車でも中古センターへ行けば高いもの、立派なものがあるので、言葉の根本から考えて行政を展開された方が一般国民の関心を惹くと思う。

C1 : (フロア 9) 私どもは、高経年化という言葉を使っているので、少し説明したいと思う。高経年化という時に、単に年を重ねているという事だけを意味する。その言葉の中には、劣化と言う意味も中古と言う意味も全くない。要するに、年を重ねていった時にその中の一部の機器が、劣化していくと言う事は当然のことだと思っているし、その中の一部については取替えが出来る、あるいは取替えが出来ないと言ったこと。あるいは、全体としてそのようなことが進んでいけば、当然のこととして品質保証、品質管理をしっかりとやっていく、あるいは検査をどうやっていくかといったような広い問題を抱えていると考えている。従って、高経年化という言葉を使っている時には、極めて広い概念のものを全部まとめて安全管理をどのようにしていけば良いかということを考えているのである。この中の極く一部である機器の劣化の問題というものは非常に重要な問題ではあるが、同一に扱っているわけではなくて、その問題を扱う場合には、経年劣化などの言葉を使うのがむしろ妥当なのではないかと考えている。

Q2 : (フロア 10) リスク評価のことについて伺いたい。リスク評価の対象になる施設と言うものは、設計された施設なのかどうかということである。分かりにくいかかもしれないが、事故が起こる時には、設計で、このような施設で、このような材料を使って行うという場合だけではなくて、このようなシステムで行うと言っていて別なシステムになっていたり、こういう

材料で行いますと言つていて登録されていない材料を使うとかということがあると思う。特に、核燃料施設の場合と原子炉の場合で、JCO 事故の場合を見ると良く分かると思うのだが、原子炉だと高温、高圧なので簡単にシステムを動かせないのだが、核燃料施設の場合だと、往々にして作為的にやつたり、あるいは経済的な側面から外圧としてあって、設計としてリストされていないものが使われて事故が起こってしまうということがあると思う。このようなことが原子炉と核燃料施設を比べてみて重要と思う。核燃料施設を考える時には、安全性としては、この点を考慮する必要があるのではないかと思うが、そこまで考えて、リスク評価を行っているのかどうかをお聞きしたい。

A2 : (石島センター長) リスク評価というキーワードで考えると、非常に広いものと思う。我々の行ってきた事は軽水炉の PSA 手法を通じて、システムとしての弱点が何処にあるか、どこまで過酷なことがリスクとしてあるかという検討を行ってきた。最近、このような情報から規制のアクティビティ、審査、検査の何処に重点を置くべきかという観点からリスク情報を活用していこうと考えているのであろうと思っている。このようなことをサポートする一つの課題がリスク情報の活用にあると考えられる。燃料加工施設に関しては、我々としては着手した段階であり、まず、どういう形でリスク評価ができるかということを本日お示ししたこところである。そのレベルを軽水炉のレベルまで上げていくためには、運転経験を積んで運転経験が無いと精度が上がっていないかということで制約はあると思うが、燃料加工施設については安全審査でどのようなところを見なければいけないのかというところに大きなポイントがあるのでないかと思う。後で指摘された中身については、例えばヒューマンファクタなどの幅広いところを含んでいるので、具体的に評価に取り入れていくということについては、やるとしてもかなり先のことではないかと考える。

C2 : (フロア 11) 私は、先ほど報告のあった「MOX 燃料加工施設の PSA に関する研究」の共同研究者である。本研究は、原子力安全・保安院からの受託研究として実施しているものだが、この作業を始める少し前から準備作業をしており、始めたきっかけは JCO 事故であった。これは、人間の通常では意図されていない行為によって起つた事故であった。そのときから、我々の研究では、ご指摘のようなことをどう考えるのかということが問題になっていた。我々の考えとしては、人間の最初に意図しないようなものについて対策を立てることは規制、あるいは安全管理の仕事であるけれども、PSA はそこまで扱えるようにはなっていない。しかし、PSA はその点を含んだ安全管理をすることへは役に立つ道具であるとは考えている。と言うのは、我々の MOX 燃料加工施設の PSA にしても、それを行うことによって安全を保つために何が必要であるか、どういう管理手続きが重要であるかとか、あるいは重要な事故の対応策だとかが分かる。これは、アメリカでは Items relied on for safety (IROFS, 安全上重要な事項)と呼ばれているが、それをまず同定するということが我々の仕事である。そうした時に、規制あるいは自主的な管理において、そういうものが変わらないようにするということがポイントになる。どこにポイントを置いて管理をすれば良いかが分かるので、人間の行為に関しても今までよりはより適切に管理ができるだろうと考えている。

Q2 : (フロア 10) JCO にも関係があるのだが、我々が想定していなかったことが起つてしまつたというようなことが、施設を分析することで済むものと、事故が想定しないところで起つてしまうことが多いという場合で安全確保のやり方として違った方法を考える必要がある。

例えば、仮想事故ということを良く使ったが、仮想事故で押さえてしまい、それができれば、それがどうして起こったかを積み重ねなくとも押えることができる場合がある。その時に、リスク評価はどれだけ仮想したら良いかというところで役に立つけれども、安全確保とは別の手法、役に立つけれどもそれだけではない方法を考えることも有り得るのではないか。

Q3：（フロア 12）研究の分野についてはもっともあると思うが、研究の進め方の中で、民間との関係、電力会社あるいはメーカーとの協力関係の進め方とか、情報交流など、国側の研究で良い研究がなされている時、国全体として民間も含めて生かされるような、その辺をどうしようとしているのかがあまり出てこなかつたので、その辺について伺いたい。

A3：（石島センター長）ご指摘の通り、新法人としては非常に大事なポイントであると思っているし、様々な分野でも検討されていると思う。安全研究センターで規制支援をするという立場で、業務の独立性、透明性を強く要請されているところにおいての、産業界との協力のあり方は、他の分野とは少し違ってくると考える。現在でも、産業界とそれほど離れて行っているわけではなく、共同研究という形で、様々な技術情報の交換や研究を行っている。年間数十件に上る共同研究を行っている。金銭の授受を伴わない形で、得られた成果についても透明性をもって公開するということを担保しつつ行っているところである。このようなものについては、今後とも積極的に行っていくつもりである。規制支援を行うと言う観点から、産業界から予算を頂いて行うということは困難であると考えている。

C3：（原研 野村理事）少し補足させていただく。新法人全体としては、産業界と協力して、ニーズがあればそれに対応できるようなことを考えている。私どもは、原子力の総合研究機関であるので、安全研究を行うセンターだけではなく、色々な基盤的な研究を行うところ等々ある。民間からのニーズがあればそのようなところで、受けることもできるし、そのようなところと安全研究センターは常に情報交換ができるわけであるから、その中から安全規制に役立つものがあれば、それは第三者的な評価を受けた上で貢献できるということで、新法人は広汎な科学技術分野をカバーしているので、総合性を考慮した上で、今のご指摘には対応できると考えている。

第3回原研-サイクル機構
合同安全研究成果報告会
平成17年7月29日

新法人における安全研究の進め方について —高経年化に関する安全研究の進め方(案)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長
石島 清見

新法人に期待される研究

(原子力安全委員会安全研究専門部会報告書(H17.6))

原子力安全委員会は、軽水炉の経年劣化や高経年化の観点から、自らの活動の品質向上を目指している。その観点から、技術的・品質化現象の解明、経年変化や健全性評価指針類の見直しや新たな安全規制方策の検討、規制行政府の活動の高度化を図るために、以下の研究が必

- 材料劣化現象の解明と評価手法の開発
 - 放射線場における材料劣化の機構論的な評価手法の高度化
 - 圧力バウンダリ配管等の高経年化を考慮した地震時信頼性評価手法の確立
 - 離率論的破壊力学(PFM)解析に基づく構造信頼性評価手法の確立
 - 監視試験片による原子炉圧力容器の破壊韌性評価手法の高精度化
- 上記成果を基にした高経年化に対する安全規制手法の提案(定期安全レビュー、リスク評価等)

3

背景

- 軽水炉の場合、運転実績はすでに30年を経過し、その間、使用材料や環境の改善がなされてきているが、材料に起因するトラブルは様々な形で起きている。
- 現象と要因の把握、予測評価手法と対応技術の開発、及び形状が複雑な箇所等の健全性予測技術等が必要である。
- 原子力安全委員会及び規制行政府においては、軽水炉の長寿命化等も踏まえ、そのより的確な安全規制の実施に当つて、原子力施設の材料劣化に関する知見、高経年化対策技術の一層の高度化が必要である。
- 原子力安全・保安院において、高経年化対策の充実に向けた基本的考え方について検討が行われている。

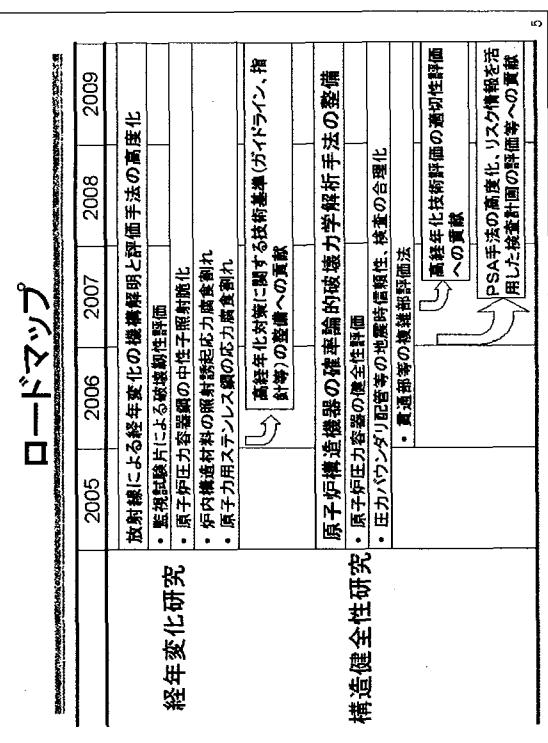
— 79 —

高経年化に関する安全研究の進め方

- 経年機器の健全性確認に資するため、確率論的破壊力学(PFM)解析手法を整備する。
- 放射線による材料劣化挙動について材料試験炉等による実験を行い、機構論的な経年変化の予測手法及び検出手法を整備する。
- 原子炉材料のIASCC機構の解明に必要な照射材の基礎的な材料挙動に関する知見を取得する。
- 原子力用ステンレス鋼のSCCの支配因子を探査し、原子炉構造物の信頼性向上に貢献する。

2

4



第3回原研-サイクル機構
合同研究成果報告会
平成17年7月29日

新法人における安全研究の進め方にについて
—リスク情報の活用に関する安全研究の進め方(案)一

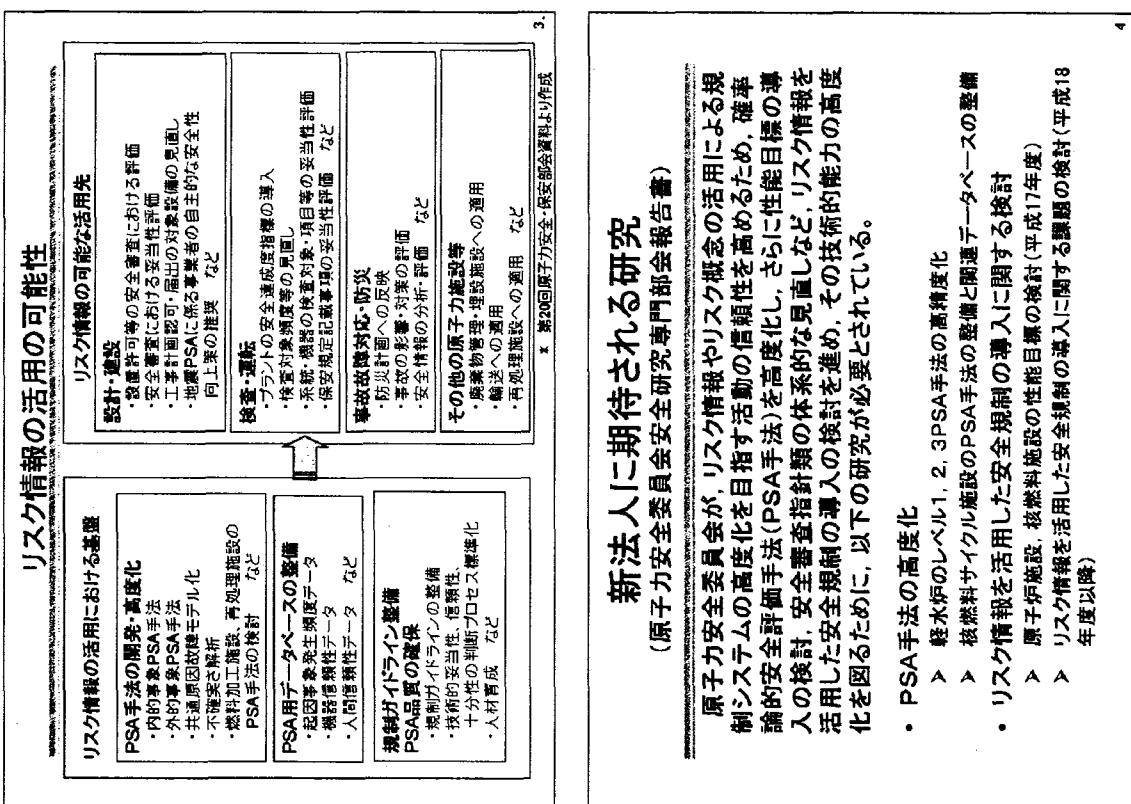
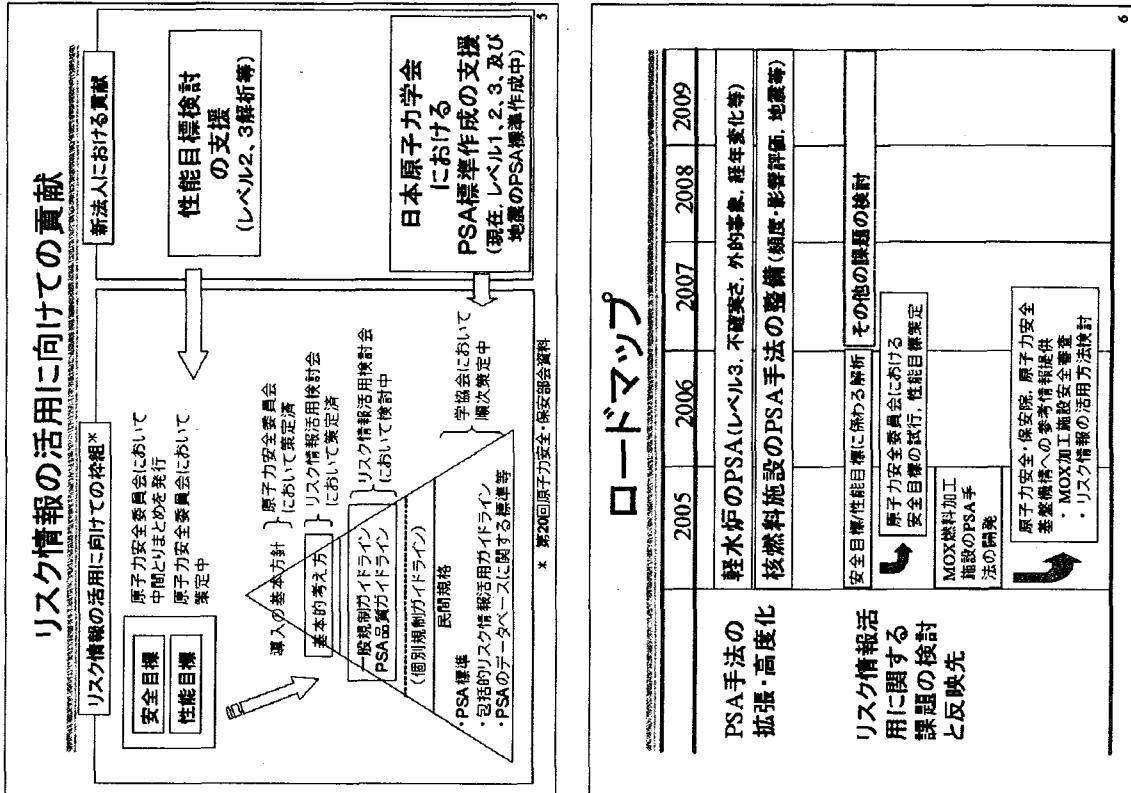
日本原子力研究所 東海研究所
安全性試験研究センター長
石島 清見

1

背景

- 国内外におけるPSA手法の整備と活用の進展
 - －アクシデントマネジメントへの活用
 - －定期安全レビューへの活用
 - －原子力安全・保安院における規制判断の参考
 - （浜岡配管破断事後の再発防止策の妥当性検討等）
 - －米国等におけるリスク情報活用規制の進展
 - ・これを踏まえた我が国における安全規制へのリスク情報活用に向けた方針の提示
 - －原子力安全委員会、安全目標案（平成15年12月）
 - －原子力安全委員会、リスク情報活用の基本的考え方（平成15年11月）
 - －原子力安全・保安院、導入の基本方針（平成17年5月）

2



2.4.4 放射性廃棄物処分に関する安全研究の進め方（案）

(サイクル機構 バックエンド推進部 研究主席 梅木 博之)

(共同資料作成者：原研処分安全研究室長 中山 真一)

(1) 報告の概要

放射性廃棄物処分に関する安全研究の進め方について紹介する。

まず、原子力安全委員会から頂いている安全研究の方針ということに関し、「原子力の重点安全研究計画」と「日本原子力研究開発機構に期待する安全研究」があり、先ほど来、内容について説明があった。安全研究の進め方を考える上では、ここに示すような包括的な視点を念頭において行っていくことが重要であると考える。

- ・原子力安全委員会での成果の活用、必要とする研究成果、研究成果を必要とする時期
- ・関連研究機関等との連携による効率的な研究の実施
- ・新法人の行う原子力の総合的な研究開発からの貢献
- ・研究成果の透明性、中立性の確保

これらを具体的にどうするかについては、後で話すことにする。放射性廃棄物処分に関して言うと、高レベル放射性廃棄物から、低レベル廃棄物、高 β γ 廃棄物、TRU 廃棄物、ウラン廃棄物等多岐に亘っていることが重要なポイントであると思う。

次に、ここに示す「安全研究での成果の活用と時期」に関する線表は、原子力安全委員会の「日本原子力研究開発機構に期待する安全研究」の報告書の中で、どの時期にどういったものを新法人に期待するかというものが示されているが、それらを整理して書いたものである。併せて、それぞれの事業がどのように進むかについても併記している。研究開発は、例えば、高レベル放射性廃棄物に関しては、サイト選定が段階的に進められるものと思うので、この点を念頭におく必要がある。また、実際に TRU 廃棄物やウラン廃棄物がどういった形で原子力活動に伴って発生するかと言ったことを常に念頭に置いておく必要がある。それと同時に、安全研究の成果をフォーカスするものとして、例えば、高レベル放射性廃棄物であれば、環境要件とか安全審査基本指針が当面の課題になっている。もっと至近の問題では、炉内構造物等廃棄物の処分では安全審査指針を今後 2 年程度の内に策定するとの考えであるので、こういったタイミングを十分考慮する必要がある。TRU 廃棄物等については、時期等は明示されていないが、今後図に示したような形で、安全審査指針等が整えられることになっている。

原子力安全委員会によって期待される成果と反映先については、原子力安全委員会の「日本原子力研究開発機構に期待する安全研究」の報告書の中に具体的に記されている。これを見ると、例えば、リスク論的考え方の適用性については、高レベル廃棄物にも低レベル廃棄物にも入っている。こういったものは、昨年、原子力安全委員会から出た「放射性廃棄物に係わる共通的重要事項について」というものの中に、放射性廃棄物全体を俯瞰して、規制の体系を作る必要があるという観点から、いくつかの重要な事項が整理されているので、こう言った事を念頭に、我々は研究開発を進める必要がある。この図に示すように、縦割りに高レベル放射性廃棄物、低レベル放射性廃棄物に分けるという訳には行かない部分がある。

こういった事を念頭に、安全研究の進め方に関する我々の基本的考え方の第一としては、原子力安全委員会の調査審議へタイムリーに成果を反映していくことが必要であるということである。

次に、安全研究分野の設定は、これから、計画の中に明示するわけであるが、その他に、原子力の総合的な研究開発を進めるという観点から、並行して行われている研究開発の成果を最大限に生かすということで、計画に多面性を持たせるような形で作ることが大切であると考えている。事業や規制の策定は時間的に変化する可能性があるので、計画には柔軟性を持たせることが必要である。関係機関との連携としては、大学、資源エネルギー庁あるいは原子力安全・保安院の進める研究開発との連携が重要である。成果の透明性、中立性は、センターのような組織としての構造的な考え方で確保するとともに、成果を積極的に公開して学術的な評価を受けるといったことで技術的な中立性を確保する必要があると考える。

次に示す安全研究の進め方に関する線表は、安全研究の進め方の基本的考え方に基づいて、各研究課題がどう展開するかについて書いてみたものである。ここで特徴的な事は、事業が非常に長期間に亘るということである。そのため、我々は安全性を支援するような研究開発を長期性に合わせて準備しておき、その枠組みを確立しておく必要がある。一方、高 $\beta\gamma$ の至近の目的は、審査指針が作られるということで、規制の準備としては、大きな区切りを迎えることであるので、ここに研究開発を集中し、その後は少し様子を見るといったような全体の安全規制の進み具合を見て、強弱をつけるような研究開発を進めることを考えている。

最後に、統合の効果についてであるが、多岐に亘る放射性廃棄物処分に関する研究開発を、新法人の中で進めていくということになる。特にこれまででは、高レベル放射性廃棄物と地層処分相当の TRU 廃棄物処分についてはサイクル機構が主に行っていた。低レベル放射性廃棄物については原研が行っていた。それぞれの専門家が、集まって、それぞれに経験と知識を共有することによって、全体を見越した包括的な研究開発に対応できるということが統合のひとつの効果ではないかと考える。もう一点は、瑞浪や幌延の深地層の研究施設、NUCEF、QUALITY、ENTRY のような色々な施設を有しているので、こういったものを積極的に活用することが重要であると考える。

(2) 質疑応答

C:(木村議長) 本事項は、日本の原子力の未来を支配すると言える位重要な事項である。ご意見、ご質問をお願いしたい。

C1 : (フロア 1) 質問しにくくてどうしようかと考えていた。研究の段階では、ここで示したように進めることにより、その通り研究が進むだろう、非常に良い効果が出るだろうと思うのであるが、ある段階から、実際に事業が始まると、今度は主管課が変わってしまうということがあるので、そのときの技術移転であるとか人材移転であるとかという問題が発生してくるので、そこになると文部科学省と経済産業省との間の分割みたいなものが、あまりクリアでない部分があると大変だろうと思いながら、この話を聞いていた。

C1 : (木村議長) 早くその日が来て欲しい気がする。

Q2 : (フロア 13) 今度、新しく法人が統合されると言うことで、期待しているが、その一つとして、高速増殖炉の場合にはひとつの大きな利点としてここ数年間クローズアップしてきたものに、マイナーアクチニドの処分という問題がある。それに対して、高レベル廃棄物が問題と思うが、従来の延長的な話しが多い。しかし、当然ながらマイナーアクチニドの処分という事になれば、今非常に難航している高レベル廃棄物の処理・処分に対して、アメリカでさ

えも難航しているので、そこに対して大きな影響力が期待されるのではないかと思う。むしろ、その辺を先取りして、新法人でやろうという考えは無いか。

C2 : (木村議長) マイナーアクチニドなどの転換処理のことは、私も個人的には非常に関心が高い。原研の加速器の関係もあると思うが、答えをお願いしたい。

A2 : (梅木主席) 今のご指摘は、今後、日本の核燃料サイクルがどのように動くかということと密接に結びついた問題だと思う。例えば、今のガラス固化体で新しい燃料サイクルが起こった時に、どのような影響があるかということは、国際的に少しづつ議論されている。そういうものを踏まえながら、これをある種のプロジェクトとして進めると言うよりは、今までの成果が、サイクルが変化した時に、どう影響を受けるかということをまず、分析することが必要である。新型の先進リサイクルがどういった形で起こるかと言うことについても、まだ議論があることから考えると、こう言った事を視野に置きながら今のシステムにどう影響を与えるかをまず、分析していくというのが我々としては適切な進め方ではないかと考えている。今すぐ、将来、こういったサイクルになると決める事はなかなか難しいし、これは社会の意思決定で決めるものであるので、そういったことが起これ得るということは、我々は十分念頭において研究開発を進めたいと考えている。その場合も、今の研究開発の成果が全くゼロになると言うことでは決して無いということである。

A2 : (石島センター長) いま、答えられたが、そういったことを含めて、対応の柔軟性を確保するということもあるので、私どもの方では、例えば、マイナーアクチニドについては、TRU廃棄物も含めて、長半減期のものについて、できれば、短半減期のものに核変換するという将来の技術開発を念頭にした仕事も重要であると考えているし、今後進めていく予定でもある。

C2 : (木村議長) 先日出した日本学術会議の対外報告にも、本件を実施して欲しいということを少し触れている。

Q3 : (フロア 8) 廃棄物処分の分野についてであるが、これが本当に実施に移される時は、ここにいる大半のものが死んでからである。ですから研究はやめずに続けなくてはいけないけれども、次の世代、その次の世代と警告を発し続けなくてはいけないということもこのプロジェクトの中に入れてはどうか。

A3 : (梅木主席) ご指摘のとおりと思う。例えば、高レベル放射性廃棄物は非常に長期に亘るので、これを典型的な例として申し上げると、事業そのものも数十年、百年と長期に亘り続けるので、次の世代に何を持ち越すべきかであるが、通常であると動いているプラントをそのまま渡すと言うのも一つの考え方であるが、この場合には動いているプラントをそのまま引き渡すと言うわけに行かない。重要な点はいかに安全性を示す情報、あるいは論理構造をうまく次の世代に伝えていくかと言うことである。ある時点での情報や論理構造は将来には古くなる可能性があるので、過去を継承しつつ次のステップへ進むためにも情報構造全体をいかに次の世代へ進めていくか。そこには、当然、安全研究の成果も含まれることになるが、そういったものを如何に体系化していくかということが大事だと思う。

原子力委員会での成果の活用と時期			
処分事業と規制の想定スケジュール		2015 H27	
	2005 H17	2010 H22	2015 H27
高レベル放射性廃棄物処分	実行の「原子力の重点安全研究計画」(H17-H21) 研究計画	新幹線各地区の選定 ための基準の策定	廃棄物発生(原発東海、H23-30)
事業規制	安全審査指針	安全審査指針	JNFL「ウラジオトリニティ施設の改変(H4-59)・解体撤去(H60-62)」 JNFL「再処理施設の改変(H18-58)・解体撤去(H59-) JNFL MOX燃料加工施設の改変(H21-62)・解体撤去(H63-)
炉内構造物等廃棄物の処分	TRU廃棄物処分、 ウラン廃棄物処分	TRU廃棄物処分の基本的考え方の検討 指針や濃度上限値等を策定	1)原子力安全監視研究開拓会(2005)「日本原子力安全監視研究開拓会の現状と課題」、平成17年6月。 2)原能研(2010)「福島第一原発事故における炉心冷却機能の復旧とその影響」、平成21年3月。 3)原能研(2011)「原発事故による被ばくと被ばく対策」、平成23年6月。 4)原能研(2011)「原発事故による被ばくと被ばく対策」、平成23年6月。 5)原能研(2011)「原発事故による被ばくと被ばく対策」、平成23年6月。

第3回原研-サイクル機構
合同安全研究成果報告会
平成17年7月29日

新法人における安全研究の進め方について —放射性廃棄物処分に関する安全研究の進め方(案)一

梅木博之 中山真一
研究主席 研究室長
研究部推進室
安全工学部
燃料サイクル研究室
機構開発課
バックエンド推進部
安全研究所
日本原子力研究所

卷之三

- 原子力安全委員会の安全研究に関する方針
 - ・「原子力の重点安全研究計画」(2004年7月)
 - ・「日本原子力研究開発機構に期待する安全研究」(2005年6月)
 - 原子力安全委員会での成果の活用、必要とする研究成果、研究成果を必要とする時期
 - > 関連研究機関等との連携による効率的な研究実施
 - > 新法人行う原子力の総合的な研究開発からの貢献
 - > 研究成果の透明性、中立性の確保
 - 放射性廃棄物処分に関する安全研究
 - ・高レベル放射性廃棄物
 - ・高βγ廃棄物(炉内構造物等廃棄物)、TRU廃棄物、ウラン廃棄物等

安全研究の進め方

- ・原子力安全委員会の調査審議への時宜を得た成果の反映
 - ・最大限の貢献を行うことを可能とする計画の多面性
 - 高レベル放射性廃棄物地層処分技術の包括的研究開発実施
 - 安全研究分野の設定
 - 自らの放射性廃棄物の処理処分と必要な技術開発の実施
 - ・事業や規制策定の動向に対応できる柔軟性の維持
 - ・関連研究機関等との連携
 - 大学との連携
 - 資源工ホルギー庁や原子力安全・保安院の進める研究開発との連携
 - ・研究成果の反映プロセスの透明性、中立性の確保
 - 成果の積極的な情報公開と適切な評価

放射性廃棄物処分分野における統合による効果

- 多様な放射性廃棄物及び研究領域に關し、地層処分技術の開発や安全研究において豊富な知識と経験を有する専門家の糾合による包括的な研究が可能
 - 地質環境から人工バリアまで幅広い研究施設による研究の効果的推進が可能
 - 深地層の研究施設(瑞浪、幌延)
 - NUREF
 - QUALITY
 - ENTRY

安全研究の進め方

2.4.5 議長によるまとめ (株)原子力安全システム研究所 技術システム研究所

所長 木村 逸郎氏)

本日は、意見をたくさん出していただき、大事な点は、殆どすべて出たように思う。人材育成のこと、あるいは本質的な独立性、中立性のこと、民間との協力のこと、この点は独立性と絡んで、一方ではそれをあえて言わなかつたけれども新法人全体としてはやろうとしているとの返答もあった。多くのことに触れたのではないかと思うが、それでも、例えば、先日、JC0事故に関するシンポジウムを開催した際、午前中に吉川先生、久米先生など、あの時の調査員をなさった方々から、どちらかと言うと社会技術的なこと、エラーとか品質保証とかについてたくさん意見が出た。こうした問題について、別の研究所もあるとはいえ、その辺のことが新法人でなかなかカバーし切れていないような気がする。それから、今日の発表にもあったけれども、放射線影響については、安全研究専門部会でも非常に苦労したところで、非常に重要な分野だが、これに関しては、放射線医学総合研究所あるいは環境科学技術研究所でやっているが、やっぱり新法人でもこれに関連することにも取り組んでいただきたい気がする。

質疑の中で、最初に触れた人材育成に関連して、新法人が今後はしっかりやることであるが、しかし、残念ながら大学関係の人がこの場にあまり出ていないような感じがするし、更に学生さんはいないようなので、出来たら次に新法人がこのような研究会をやる時には、学生さんも出られるような会にしていただけたらと思う。来年どうやるかは分からないが、ぜひそのような形で若い人にも声をかけていく、あるいは若い人も興味を持ってこういう事をやって行っていただきたい、また本日は女性も少ないようだが、女性の方々も関心を持っていただけるようにして欲しい。そういうようになっていければもっと良いと思う。随分不十分なまとめであるが、これでこの討論「新法人における安全研究の進め方について」を閉じさせていただきたい。

3. あとがき

本報告会は、原子力安全委員会、規制行政庁等のニーズを踏まえ、原研とサイクル機構が実施した安全研究について、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、合同成果報告会として開催した第3回目のものであり、統合前としては最後の報告会である。

研究成果の報告、特別講演、及び総合討論を通じ、新法人における安全研究の進め方に関して、以下の意見、要望等が得られた。

- ・原子力施設の立地する地元では、原子力分野の人材育成に関する一般社会の関心が高く、新法人へ大きな期待
- ・サイクル機構のミッションであった事業者支援との係りで、新法人における安全研究の中立性、独立性の確保の考え方の整理
- ・「高経年化」という用語の一般社会の理解を得る必要性
- ・想定外の条件に対する PSA 手法適用の限界
- ・民間との協力の必要性
- ・廃棄物処分分野における核変換等の新技術開発の必要性とその実施主体としての大きな期待
- ・廃棄物処分分野における次世代への情報伝達の重要性
- ・放射線影響に関する研究への期待及び社会技術的研究の実施の要望
- ・今後の報告会開催に当って、大学関係者及び学生並びに一般社会の方々とりわけ女性の参加する開かれた報告会への配慮の必要性

付録に示すアンケートの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好評を得ており、所期の目的を概ね達成できたと考えられる。今後も、頂いた貴重なご意見、ご要望等を、新法人へ移行後における安全研究の推進及び成果報告会を開催する際の参考にしたいと考えている。関係各位からのさらなる御指導、御鞭撻、御支援をお願いしたい。

謝辞

本合同安全研究成果報告会では、鈴木委員長代理（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）には、議長をお願いし、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。これら全ての方々に、深く感謝する次第である。

付録1 プログラム

第3回原研-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17年7月29日（金）13:15～17:20 場所：星陵会館（千代田区永田町2-16-2）

13:15～13:20 開会挨拶 原研 理事・野村 正之
13:20～13:30 原研の安全研究成果の概要 原研 東海研究所 副所長・吉田 善行
13:30～13:40 サイクル機構の安全研究成果の概要
サイクル機構 安全推進本部 副本部長・石田 順一郎

安全研究成果の報告

13:40～14:00 軽水炉の高経年化に関する研究 原研 原子炉安全工学部 次長・鈴木 雅秀
14:00～14:20 機器・配管の寿命予測評価に関する研究
サイクル機構 要素技術開発部 次長・青砥 紀身
14:20～14:40 MOX燃料加工施設のPSAに関する研究
原研 安全評価研究室 主任研究員・吉田 一雄
14:40～15:00 高速増殖炉におけるリスク情報を用いた安全設計方針の設定に関する研究
サイクル機構 システム技術開発部 研究主席・丹羽 元
15:00～15:20 シミュレーション計算によるDNA損傷・修復機構に関する研究
原研 放射線リスク研究室長・斎藤 公明
15:20～15:40 TRU廃棄物地層処分システムの長期挙動に関する研究
サイクル機構 処分材料研究Gr 副主任研究員・三原 守弘

15:40～15:55 一休憩—

15:55～16:15 特別講演：安全規制における最近の動向と新法人への期待
原子力安全委員会 委員長代理・鈴木 篤之氏

16:15～17:15 新法人における安全研究の進め方について
議長：(株)原子力安全システム研究所 技術システム研究所 所長・木村 逸郎氏
報告者：
原研 安全性試験研究センター長・石島 清見
サイクル機構 バックエンド推進部 研究主席・梅木 博之

17:15～17:20 閉会挨拶
サイクル機構 理事・菊田 滋

付録2 参加者数

区分	分類	人数
外部	大学関係	9名
	官庁・地方自治体関係	22名
	法人	59名
	電力関係	9名
	メーカー等	69名
	プレス	1名
	その他	6名
	小計	168名
内部	原研	31名
	サイクル機構	35名
	小計	66名
参加者総数		234名

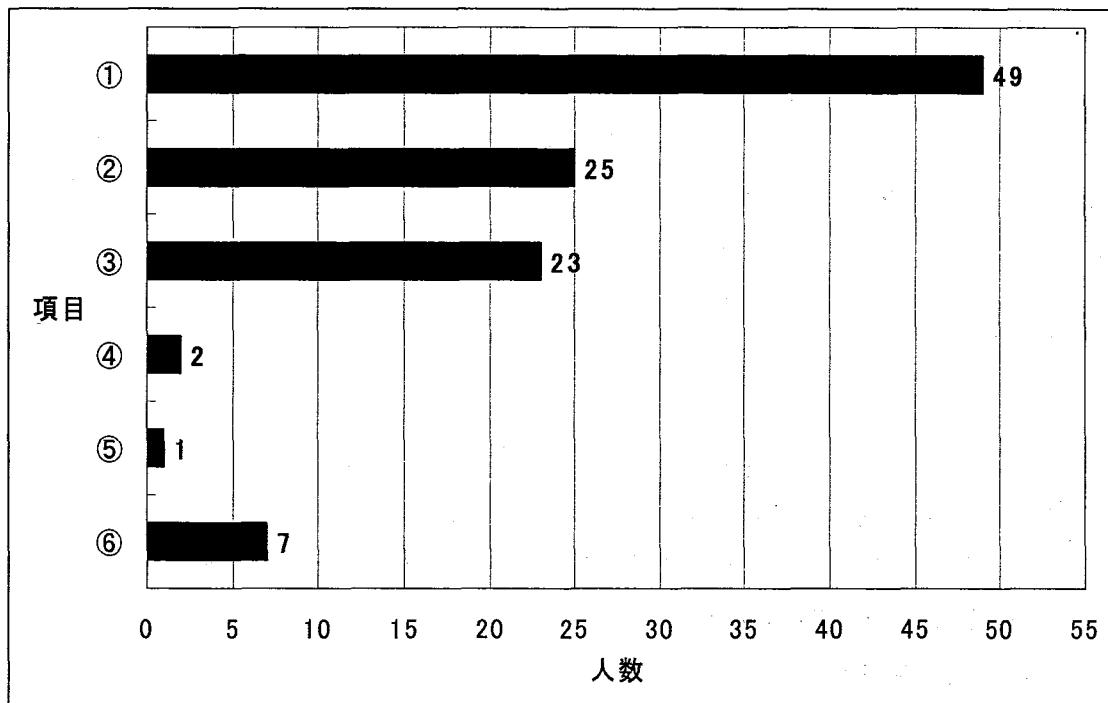
付録3 アンケート集計結果及びアンケート用紙への記載事項

アンケートの回収数は107であった。以下に、回答の集計結果を記す。

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 (回答数: 107 (重複回答あり))

- ①案内状 49
- ②ホームページ 25
- ③電子メール 23
- ④学会誌 2
- ⑤新聞 1
- ⑥その他 7 (報告者、知人、社内回覧)

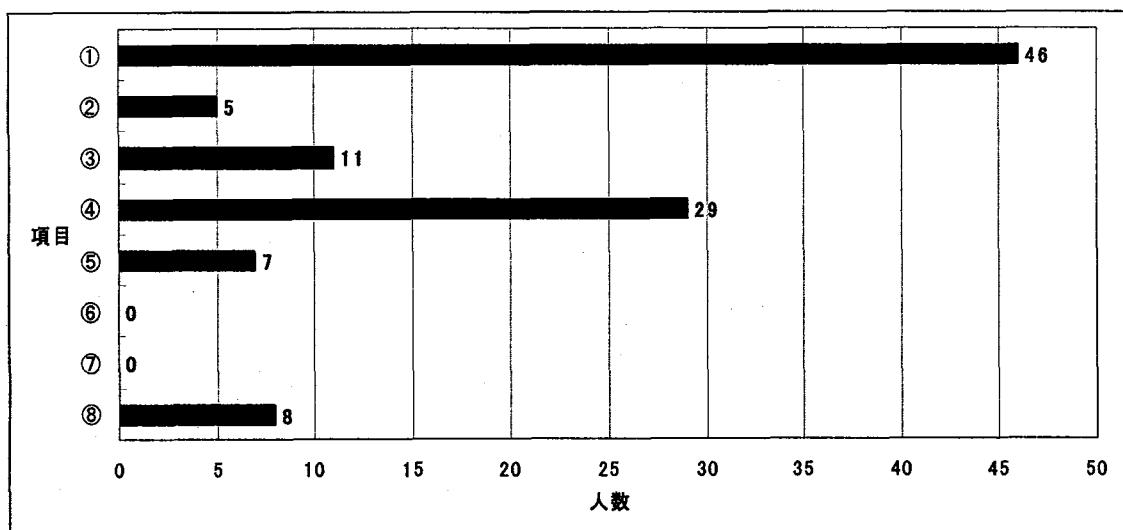


(2) あなたのご職業は (回答数: 106)

- ①会社員（原子力関係） 46
- ②会社員（原子力以外） 5
- ③公務員 11
- ④法人・団体職員 29
- ⑤大学・教育関係 7 (元大学・教育関係含む)
- ⑥報道関係 0

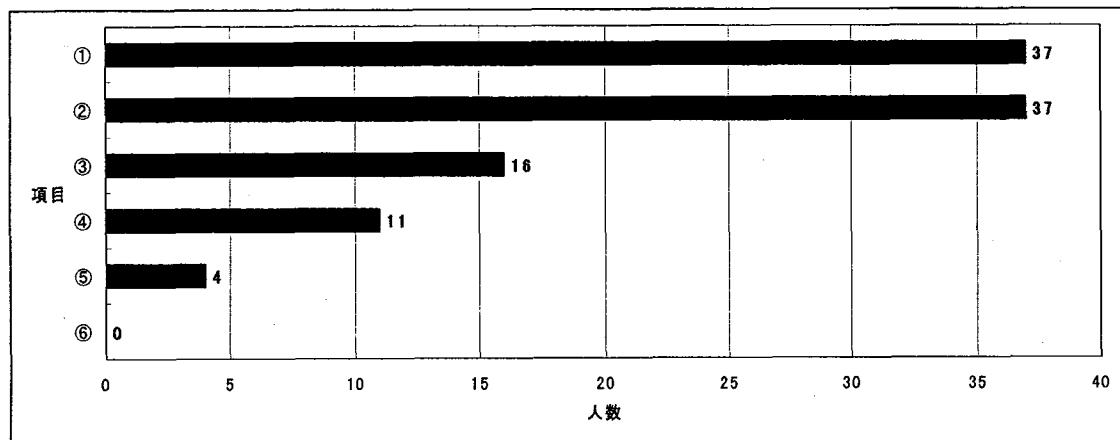
⑦学生……………0

⑧その他……………8 (元原子力関係メーカー、元原子力関係の品質審査員、OB、他)



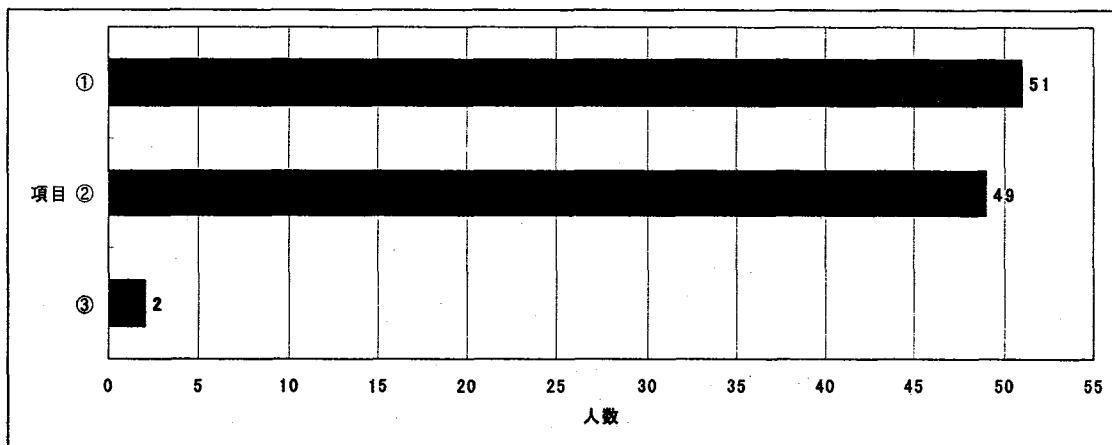
(3) あなたの年齢は (回答数: 105)

- ①60歳以上……………37
- ②50歳代……………37
- ③40歳代……………16
- ④30歳代……………11
- ⑤20歳代……………4
- ⑥10歳代……………0



(4) 会の全体構成(プログラム)はいかがでしたか (回答数: 102)

- ①良かった……………51
- ②普通……………49
- ③良くなかった……………2

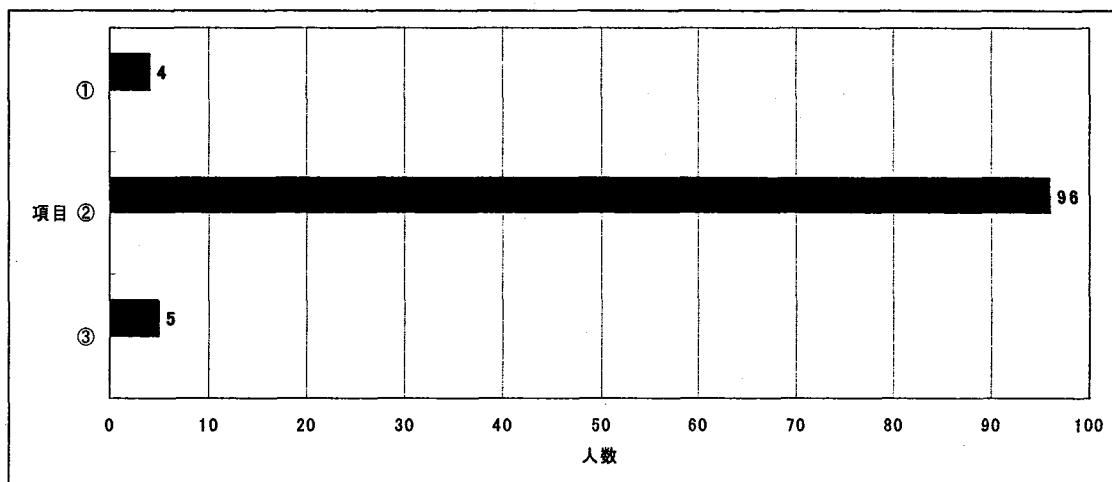


(その理由は)

- ・今問題になっているテーマに重点を置く。
- ・もう少しストーリー性を強く出して欲しかった。

(5) 会全体の開催時間はいかがでしたか (回答数：105)

- ①長すぎる……………4
- ②良い……………96
- ③短い……………5

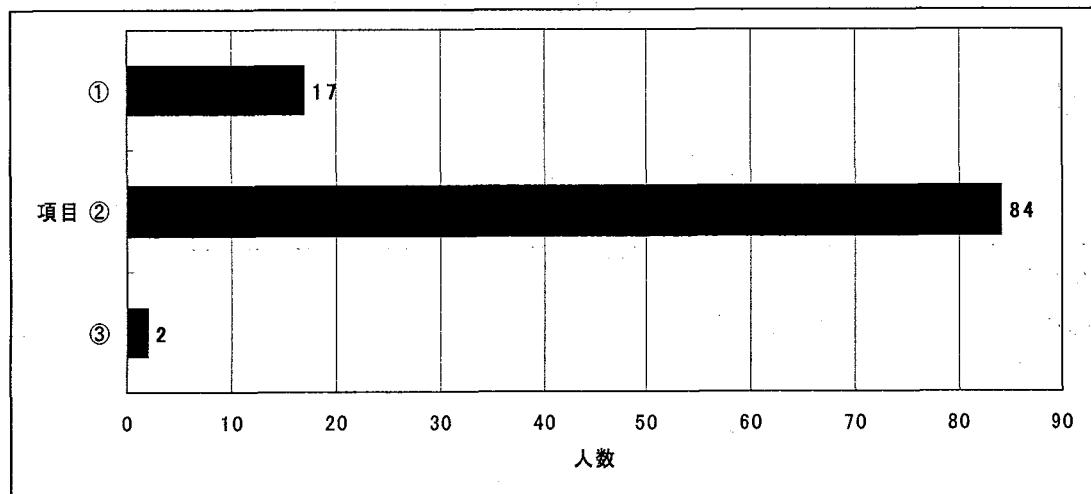


(何時間程度が適当ですか)

- ・各発表にあと5分位。
- ・3時間。
- ・3、5時間
- ・6時間。
- ・午前、午後。
- ・1日。

(6) 報告テーマ数はいかがでしたか (回答数：103)

- ①多すぎる……………17
- ②良い……………84
- ③少ない……………2



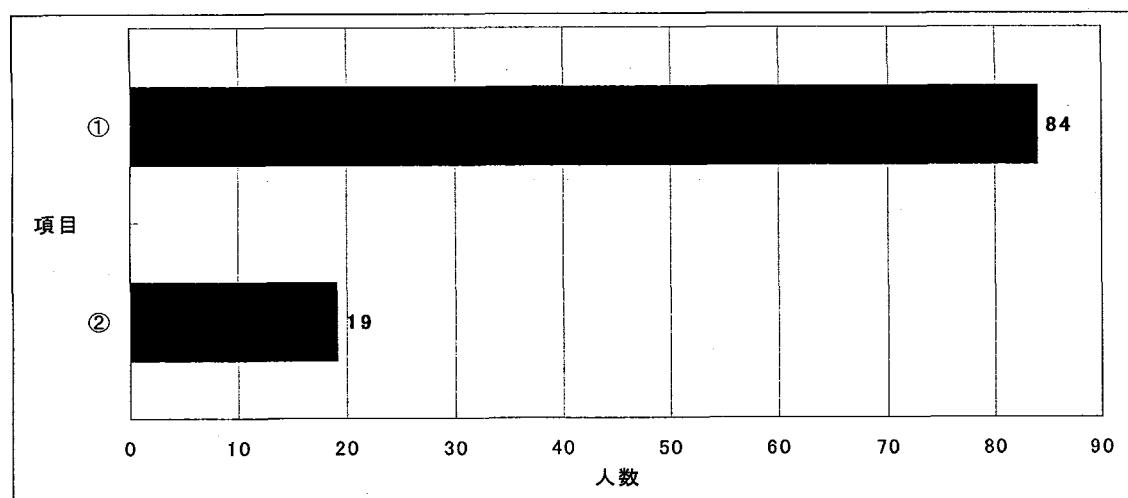
(何件程度が適当ですか)

- ・3～4件。・4～5件。・6件連続は疲れる。
- ・休憩以降があったのだから、その分各論は4件でよかつたのではないか。
- ・質疑含めて1件30分は欲しい。・テーマを少し絞った方がいい。
- ・10件。・10～15件くらい。

(7) 今回は、特定のテーマを設げず、安全研究の各分野から最近の主な成果を報告しました。

このようなテーマ設定についてご意見をお聞かせ下さい (回答数：103)

- ①今回のような全般をカバーする設定で良い……………84
- ②特定のテーマを設けるべき……………19



(その場合どのようなテーマが適当と思いますか)

- ・その時点で国民の原子力に対する不信、不安の源になっているテーマを取り上げるべきであ

る。さもないと役に立たない研究を興味本位にやっている印象を与える。

- ・トピカルなテーマ、例えば3年前のシュラウド割れを踏まえて劣化、配管の減肉を踏まえてエロージョン、コロージョンなど
- ・特定とはいっても現実社会の問題意識とリンクした（アカデミックではあるが）ものがよいのでは
 - ・①近年発生したトラブルや②大きな情勢の変化が生じた分野
 - ・設けるとすれば、その年のトレンドが反映されたテーマ
 - ・実用化間近の技術、実用化したもの的新たな課題に直面したような技術
 - ・重要項目のテーマを個々に
 - ・必要に応じ特定のテーマも
 - ・安全性の性格上、全般的で良い。特に進展があったり事故が起きたりした分野があったときは別だが
 - ・どちらでも、それなりのやり方をすれば有用でしょう。
 - ・年により変えればよい
 - ・今回は全般をカバーするというよりはいくつかのテーマを選択している、これはよいと思う。
 - ・今回は高経年化とリスク情報の活用のテーマに重点を置いていて、このような方式のも良いのではないでしょうか
 - ・低線量放射線の人体に与える影響
 - ・経年化の評価と対策
 - ・高経年化対応
 - ・PSA 活用
 - ・①低レベル放射線の総合的な評価②一般の人わかりやすい安全研究の全体像など
 - ・安全研究の中でも、例えば今回の6つの分野を別々の機会にさらに詳しく多くのテーマについて聴講したい
 - ・ウラの2. 3. (編集者註: 研究成果の報告と総合討論を指すと思われる)について、公明性、中立性の立場からもう少し広い分野の発表者を入れたら

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) 概要報告に関する記載
 - ・安全研究の概要報告、技術マップとの関連付けや技術レベルの位置づけがわかるように工夫してもらうとより分かりやすいと思う。
- (2) 個々の研究成果報告に関する記載
 - ①軽水炉の高経年化及びFBRの機器・配管の寿命予測評価
 - ・軽水炉の高経年化に係る研究の重点が確率論的破壊力学にあるようですが、SCC問題など機構解明としての防止に重点があるべきと考えます。メカニズムもわからないで、これくらいの頻度で破損するものであるとして国民の理解を求めるのは本末転倒だと思います。

- 原研鈴木氏の報告：プラントの長期安全確保と機器・構造物の劣化対応の違いを明確にして欲しい。原研（新法人）は後者だけが対象なのか。前者を対象とするなら、検査との関係などもっと説明しなければならない問題があるはず。

②MOX 燃料加工施設の PSA 及び高速増殖炉におけるリスク情報を用いた安全設計方針の設定

- PSA、リスク情報に关心が有り、関連発表は興味深く拝聴しました。
- 核燃施設での PSA 手法開発については、もう少し使えるものにするように推進する必要があるように思われます。
- 原研吉田一雄氏の報告：これまでの研究の目的は「安全規制に参考となる情報を提供する」でよかったですのかもしれないが、今後はより具体的な適用を目指すようにして欲しい。
- FBR の安全性について、事例が少ないとは言ってももっと具体的な例を交えてもらいたかった。
- FBR の安全設計方針のみでなく、方針に基づく設計対応についても報告願いたかった。（廃棄物の安全研究の進め方（梅本氏）と同程度の「FBR の安全研究の進め方」の説明が欲しかった。）
- 冷やす、閉じ込める、原発の多重防護は今後も不動だが、その個々の 10^{-n} ($n = 3, 7$) とかは、今後数十年で考えると原発台数増加すると考えられる。この当り、単に現 LWR と安全性同等以上だけでよいか。またはよりシビアな状勢になっても説明つくよう考えておく必要がないだろうか。
- JNC 丹羽氏の報告：「安全確保のアプローチ」で示された、リスク情報活用と D I D、安全文化の関係についての考え方は、わが国の R I R の考え方とも極めてよく一致しており、適切なものと思われる。
- 「MOX 燃料加工工場 PSA に関する研究」は興味深かった。

③シミュレーション計算による DNA 損傷・修復機構

- シミュレーション計算による DNA 損傷、修復機構に関する研究は放射線管理を行っている私は興味あるものでした。今後の成果を期待しています。
- DNA のシミュレーション計算は CG もありわかりやすく面白かった。
- 「シミュレーション計算による DNA 損傷・修復機構」に関する研究の報告は印象的であった。防護基準の科学的な見直しに資することが期待される。
- いずれも研究内容は非常に高度なレベルに達していると感じた（自分の報告は別として）。特に DNA 損傷、修復のシミュレーションは興味深かった。
- 放射線損傷のシミュレーションは興味深かった。
- DNA 損傷、修復に関する研究が面白かったが、計算シミュレーションによると言う。計算シミュレーションは基礎過程でそれを支配する基礎方程式が分かっていないとできないと思う。その辺についての説明が少なかった。例えば修復は分子動力学法を用いるというが、どこまで実際に迫れるのか。内容、信用度が素人には分からなかった。ホルミシスや放射線による発熱での活性化などという話もあるので、この方向への適用も期待している。また損傷と修復の確率（どのくらい助かるのか）も数値が良く分からなかった（時間頻度・経過時間等も含めて）。
- DNA 損傷についての研究は興味を持ちました。
- 放射線影響のシミュレーションの講演が興味深いものであった。
- DNA 損傷も実験と比較をもっと示してもらいたかった。
- 原研斎藤氏の報告：シミュレーションの信頼性に関する質問に対し、極めて明確な回答があり、

この研究の価値を高めたと思います。

④TRU 廃棄物地層処分システムの長期挙動

- ・TRU よりやはり高レベル廃棄物の方が興味がある。そちらの最新情報や最新技術を知りたかった。
- ・JNC 三原氏の報告：研究目的と「安全基準・指針類の策定に資する」とありますが本当ですか？規制当局の方針とすり合わせた上でこれ的目的にしているのですか？

(3) 特別講演に関連する記載

- ・特別講演では新法人への期待をもう少し具体的に示してもらいたかった。
- ・特別講演の内容は興味深いものであった。

(4) 報告全般に関連する記載

- ・いざれも非常に良い成果が得られていると思えた。発表についてもわかりやすくてよかったです。
- ・分かり易い説明であり、おもしろく聞くことができた。
- ・専門外のテーマが多かったと思いますが、それでもある程度ついてゆけたのはよかったです。
- ・安全研究の各分野における最新の成果が報告され大変参考となった。今後も、各分野の成果報告を発表して欲しい。
- ・全体的な検討課題や検討していることがわかりやすく、ためになった。このような総合的な報告会も必要であろうし、また、専門的な報告双方とも必要だと考える。
- ・非常に判り易い説明であった。専門外の分野の説明も判り易くよく理解ができた。
- ・原子力全般にわたって系統的に安全研究されていることがわかった。高経年化、FBR、廃棄物についても効果的に研究が進められていると思う。
- ・安全研究の各分野が事故対応研究成果として報告されていた。また幅広く報告されていたのでよかったです。
- ・個別テーマの安全研究成果報告は、問題点、方法、成果がよく整理されていてわかりやすかったです。
- ・原研ならびにサイクル機構の安全研究の総括の報告があったあと、6つのテーマについて成果報告会があり大変よかったです。軽水炉の高経年化、機器配管の寿命予測など、かなり現実的な問題から FBR の安全設計方針の設定、DNA 損傷、TRU 廃棄物地層処分などこれらの問題についての研究成果をうかがい有益であった。特にシミュレーション計算による DNA 損傷、修復の報告は大変興味があった。今後の発展を大いに期待する。
- ・「成果報告会」と言いながら、計画説明だけの中身のものがあった。
- ・参考になりました。
- ・高経年化及びリスク情報活用について、原研・サイクル機構それぞれから時機を得た発表があった。また DNA 損傷・修復に関するシミュレーション計算は非常に興味深い研究である
- ・よく準備されている。
- ・安全研究が実用分野（発電炉等）へどのように適用されているかについて（一部の報告にはありました）すべての報告について説明いただけたらよいと思います。
- ・高度に専門性のある内容をわかりやすく報告していた。
- ・経過報告の感が強かった。もう少し完成度の高い報告が望ましかった。

- ・広くカバーするテーマは望ましいが、技術論として踏み込みが若干物足りない。
- ・焦点を絞った説明が必要。観念の議論に終始している。本当に役立つ成果になっていない。
- ・やや難しかった。
- ・発表において多くの項目が網羅されているが個々の説明に関し、DNA 損傷を除けばいまひとつインパクトがなかった感がある。
- ・短寿命化の研究はやっていないのか？
- ・各テーマについて、わが国の安全研究の各項目の位置づけやレベルが分かるように説明して欲しかった。(何が分かっていて何がまだ分かっていないなかで、原研やサイクル機構の研究がどこまで解明したのかが分かるように説明すること)

(5) 報告会の運営、構成に関する記載

- ・冒頭の「概要」が各10分間では短すぎる。
- ・1件あたりの時間をもう少し長くした方がよい。件数を減らして中身をもうすこし詳しく説明した方がよいのでは。今回の発表ではあまりにも概要すぎる感がある。
- ・ほとんどの発表者が終わりの部分でかけ足になっていたようですので、あと5分程度発表時間を長くしたらどうでしょうか。
- ・報告会の運営は大変合理的、効率的だと感じました。(単位時間、目的、内容、効果を明確にしていた)
- ・最近の関心の高いテーマについての発表は時機を得ている。
- ・DNA 損傷・修復機構や TRU 廃棄物地層処分システムの研究報告は興味がある内容であったが、時間が短く、ややわかりにくいところがあった。解説等を含めて報告し、30分／テーマくらいにしたらどうか。
- ・文字の多いスライドは見にくい。→数枚に分けて簡潔にすべき。
- ・20分→25分くらいが良いのではないか。
- ・個人的に興味ある課題報告であった。せっかくの研究成果なので一般にもわかり易い説明にして積極的に公開広報して欲しい。
- ・スライドもわかりやすくできていたよかったです
- ・最近の研究成果が紹介され大変興味深い。同一の研究分野（例えば処分）における両機関での取り組みの現状、及び統合に向けての具体的な調整が分かれば更によかったと思います。
- ・短時間で研究のトピックスがPRできておりよかったです。時間(発表)はもう少し（5分程度）長くてもよいと思う。
- ・要所要所に用語解説を入れたのは専門外の人にとって親切です。
- ・とても良い研究成果報告であったが、それぞれの発表時間が短すぎるようである。一人30分くらいの時間が必要であるように思える。難しい専門的な発表が十分に説明している時間がなかったと感じられた。
- ・個々の研究分野について原子力全体の中での位置づけをおおまかにマッピングしてもらえたと、門外漢にも少なくとも研究の意義について理解がしやすくなると思います。

3. 最終セッション「新法人における安全研究の進め方について」について
設問：「本セッションについて、ご意見をお聞かせ下さい」

(1) 安全研究全般に係わる記載

①統合に関すること

- ・新法人に移行し、どのような点が大きく変わるかの説明が欲しかった。
- ・サイクル機構と原研の統合方針が定まってから本報告会第一回、第二回で検討されてきたことが明確にまとめられ統合された。原子力研究開発機構が公明性を保持して役割を果たすべきである。中立性、透明性を強調しているが具体的な方策を明示し実施して欲しいと思う。
- ・省庁統合による単純なる統合でなく、色々な方向が考えられる。検討しながら進めていくべきと感じた。

②安全研究のあり方、進め方に関すること

- ・「安全研究センター」の規制支援が強調されていたが、「研究開発組織」の activity があまりよくわからなかった。民間との共研や新法人の設備利用等はどうなるか？
- ・安全委あるいは規制行政当局が安全研究センターに依頼する研究については、実際の研究をセンター以外で実施するものまで含めて、当然ながら、安全委や規制当局の目的やスケジュールに合わせてなされるものと理解。しかしながら、新法人の推進部門（特に旧 J N C）あるいは施設管理部門が実施する研究は、本来プロジェクトごとの目的、スケジュールに合わせてなされるはず。その成果を「規制にも貢献する」ようにするには具体的にどのように進めるのか説明が欲しい。
- ・何度聞いても新法人の役割と位置づけ（日本の原子力政策実践上）がアイマイで理解し難い。独立性とは何からの独立なのか？政府か、産業界か、官僚組織からか？中立性とは言葉の遊びであり、結局使い走りの組織で権威（最高の権力を有する）がないという弁明に過ぎない。
- ・情報の非対称性とコミュニケーションと原安委の役割については興味深かった。
- ・会場からの質問の中には必ずしも「安全規制を支援する安全研究を行う」という新法人の一部の役割に限定されたものではないものもあり、パネラーの回答がマッチしない場面もあった。一般の方は安全規制支援のみならず新法人の大きな役割に興味があると理解しました。
- ・原子力安全委員会、特にその安全研究専門部会の要請に沿って安全研究をしようとしているのは結構なことだが、それ以外にも一般国民の関心、懸念、ニーズに配慮した安全研究も進める必要がある。一般国民のレベルは低いと軽視していると特に下記4*のようなこともあるので国民から浮いてしまう恐れがある。次に原子力安全と防災との関係に言及がなかったのは、感心しない。この両者が別の法令体系に沿ってしまっているのでやりにくいことは分かるが、國民から見ると両者に一貫性、整合性がなければならない。この点に関して（原子力安全委と防災省庁を含めて）議論、研究を深めてほしい。（*編集者註：後述の「4. 新法人における安全研究について」のコメントで、安全研究側で開発側を適切にチェックできるかとの懸念を記した記述「開発プロジェクト・・・（中略）・・・安全側でシビアにやって欲しい。」を指していると思われる）
- ・新法人のあり方について中立性、独立性が議論となった。「安全」の判断は基本的に科学的、技術的原理に基づいてなされるべきであり、その判断に不適切な影響を他の要因から受けないことが中立性、独立性を堅持していることと解される。特に政治的判断、企業利益的判断から影響を受けないあり方が必須である。この種の議論をするには予定時間が少し不足であった。

- 参考、今に世界的に炉型式が変わり、替える可能性有り。航空機 AIR BUS 3 8 0 、Boeing の例から、原子力（原発とは限らない）の安全解析（単純に金かけりやよい、ではなく）すべき。

③事業者等との係わりに関すること

- 新法人が規制のための研究を行うのなら、事業者側にとってあまり有難くない方向ではないかと思う。安全性の向上に資する研究に重点があるべきと思う。例えば、NRC は MELCOR コードを開発したが、これは事業者側にも広く使われている。PSA も同じである。新法人で狭い視野の専門家を養成しても他では使いものにならないと思う。
- 新法人における安全研究の進め方についてお話をあった。安全委員会、保安院等の支援をすることが表に出ているが、事業者、メーカー等との協力、支援についてはどのように考えているか。
- 安全研究センターの成果が民間の技術レベルの改善に迅速に役立てるという説明が弱いように感じた。独立機構ということは良いが、公衆との関係と言う視点が抜けているように感じた。

(2) リスク情報の活用に関する安全研究に係わる記載

- フロアからの PSA の限界の指摘については、鈴木安全委員長代理、丹羽氏の報告で適切に答えられていると思う。PSA は役に立つ。しかし限界がある。したがって、DID は今でも重要。PSA を上回る安全解析手法は当然に望ましいが、ないものは使えない。
- PSA という道具を進化させるという主催者立場とその入り口、入力部、あるいは直接肌で感じている人たちとのギャップを感じる。PSA だけではないということを考える方が重要と思う。主催者と聴衆のズレを感じる。
- リスク評価における Road Map はどうにかならないのか？これはでいつ頃に規制に反映できるようになるのかもわからない。日本では RIR は本当に導入して具体的に実施するつもりなのかハッキリしない。このあたりが一般の人々の理解を得られない（得にくい）点ではないかと思う。極力、明確な方策を出すことがポイントかと思う。

(3) 廃棄物処分に関する安全研究に係わる記載

- 梅木氏のまとめで、JNC と原研の廃棄物処分の専門家が融合することの期待が述べられたが、それ以上に廃棄物処分と安全評価の専門家の融合に期待します。
- 廃棄物処分安全研究は、発電炉や Fuel 加工のような事業展開とならないものへの研究であり、推進研究との分離は困難であろうが、だからこそ中立性を考えた研究成果を出すべき。処分実施主体のためでもなく、規制当局のためでもなく、国民あるいは人類社会のための研究であることが炉や燃料サイクルとは完全に異なるもの。その視点から、本日の説明に不十分さを感じる。

(4) 報告会の運営、構成及び本セッションの評価に係わる記載

- 新組織の半分を占める FBR に関する安全研究についてほとんど説明がない点が残念であった。
- 時間が短すぎる。新法人による人材養成についての話がほしかった。安全研究は基本的に文科省の役目である。経産省の管轄する施設の安全研究は文科省の役割ではないという文科省の人がいる。このような問題について話をしていただきたかった。
- 有意義な議論が行われていたと思う。この時間に特定のテーマについて議論が行われてもよいと思う
- 時間をもう少しどつたらどうか（短すぎる）。

- ・初めての試みと思うが、非常に内容ある討論ができた。良い企画であった。
- ・普段、新法人の安全研究の進め方に意見を言う機会のない機関の人からの意見も聞けるので有意義。
- ・高経年化、リスク情報活用、廃棄物のトピックスを取り上げたが、より広く安全研究全般についての議論をした方がよかつたのではないか。ただし各回のセッションについても活発な議論が行われており面白かったです。
- ・ディスカッションを通じて今後のあり方について、いろいろ教示いただき有意義であった。
- ・有意義であった。
- ・幅広く良い議論がなされたと思います。
- ・よい討論であった。
- ・参考になりました。
- ・原子力安全（委）が、2機関に対する求めていることを説明してもらい、全体像がより明確になった。社会との相互関係についての整理が参考になった
- ・内容が貧弱であった。もっと深い討論を期待していた
- ・残念ながら時間の都合で聴取できませんでした
- ・時間の関係で聴講できず

4. 新法人における安全研究について

設問：「新法人における安全研究について、ご意見、ご要望等、ご自由にお書き下さい」

(1) 安全研究の内容に係わる記載

- ・原研一JNCが別々にやっていた研究を統合統一化した方が良い。例えば原研の群分離、JNCの先進再処理技術などは統合化して地層処分に反映できるように重点化する必要がある。日本のように人口密度が高く放射能アレルギーの大きいところではバックエンドをしっかりとやらなければ健全な原子力発電は定着しない。
- ・高経年化に関する材料劣化研究に期待したい。
- ・技術的能力の評価に対応し、ソフトウェアの性能の評価方法に関する研究を行って欲しい。
- ・放射性廃棄物の処理処分に関する研究は、わが国の原子力の将来を左右するような分野である。長期的かつ広範囲な視点でかつ柔軟に取り組んでいただきたい。
- ・引き続き保物、放射線防護に関する研究を継続して欲しい。
- ・もっと危険を感じる人間の心理にも考慮した研究を増やして欲しい（あるとは思いますが…）。
- ・HLW 処分におけるリスク評価においては超長期に及ぶ問題なのでリスクをどのように考えるのか一般の人には非常にわかりにくい。まさしく鈴木先生の言われた Safety communication（従来 Risk communication と言われている）の具体的な方策が重要かと思う。

(2) 規制支援に係わる記載

- ・新法人になったときの、従来の原研の中立性確保が客観的に見えるようになることを期待しています。
- ・規制に反映させる安全研究については、海外の研究や事施事例と十分対比させながら行い、その結果によって日本だけが過度の規制に向かわないように配慮していただきたい。

- ・安全委員会が作成している安全研究重点項目に本当に必要な研究テーマが抽出されているのか疑問に思っている。原研やサイクル機構の研究担当から上がってきたテーマを整理しただけではないのかと疑われる。
- ・安全研究の位置づけが、安全委・規制当局からの要請に依拠（下請的）することに意識が集中しすぎている印象が強い。わが国唯一かつ最大規模の研究機関としてはむしろ安全確保に関して主体的に取り組み、名実ともに国、規制のシンクタンクとなるべきではないか。実態としてはこれまでもそうであったと認識しているが、自ら安全規制の戦略作りに公的に参画できるような仕組み（中期目標・計画を含め）が望まれる。
- ・安全審査における二次クロスチェック解析を新法人で行えるようにしておくことが望ましい。
- ・安全委の「重点研究」を中心にするのが基本的には望ましい。しかし研究機関は安全委の見解、認識より先見的であっても当然である。そのようなケースの場合は、安全委の認識に刺激を与えることをためらうべきではない。
- ・新法人の有する施設（もんじゅ、研究炉）の安全規制を支援する研究、あるいはこうした施設で万一事故が起きた時の事故調査を、どういう仕組みでやるか、本来国の問題ではありますが、新法人としても考えてみてください。

（3）基礎・基盤研究及び施設の管理に係わる記載

- ・新法人でしか実施できない実験研究を行うための貴重な設備・人材を維持して欲しい。
- ・原子力事故へのタイムリーな対応のためには、現行の原子力システムに関する基盤的な研究の継続が必要である。
- ・新法人でなくてはできないような基礎的な安全研究でかつ資源（施設、人工、金額）を投入すべき研究を、それらの専門家による効率的遂行により実施すべきと考える。

（4）成果の公開に係わる記載

- ・新法人においても、安全研究の成果について積極的に公開して欲しい。来年は「cool biz」での参加をお願いした方がよいのでは？
- ・今回参加者は専門分野の人が多いと見受けられましたが、一般人レベルにも新法人の研究活動への取り組み姿勢、成果等をPRされるようなことを考えて欲しい。原子力安全へ科学者、技術者の貢献をアピールしてゆくことが重要と思う。

（5）人材育成に係わる記載

- ・人材育成に関する課題において、技術情報の統合を考慮した知識ベース化が構築されれば、かつ公開されることにより、年齢、団体の規模に依存せず実現可能と考える。

（6）事業者等との対外関係に係わる記載

- ・規制支援の安全研究に加えて、事業者支援としての研究も必要であろう。
- ・研究目的が規制のための研究、基準等への反映のみならず、事業者側の立場から見た利用面や開発面の研究にも力を入れていただきたい。
- ・原子力の推進、安全研究の中核となる法人ですので、関係のある財団等についても協力発展に大きな力を発揮していただきたいと思います。
- ・国際協力、貢献にも力を入れて欲しい。
- ・在野の多くの研究者、技術者との連携を積極的に図ることを望みます。意外と在野の力量が高いと確信しています。産業界への成果の移転は新法人の義務と考え、積極的に進めるべきで

す！！！（フロアから理事の回答で「産業界からの要請があれば…」という考え方は間違いで、要請がなくとも義務として提示すべきです）

- ・新法人での安全研究は実用レベルの課題にも重点を置くべき。事業者との共同研究が重要かと考える（安全研究だけではなく）。

（7）その他の記載

- ・新規性を過度に追求することなく、技術基盤を整備して欲しい。
- ・原研の役員の発言が目立ち、JNC の発言弱い。残念。
- ・将来の安全規制のあり方についての先行的検討もできるようにしておいて欲しい。新型原子炉、核変換等も含めて。安全審査に係わる人材（専門家として）の育成、維持をよろしくお願いします。
- ・社会の要求する安全に対して敏感に迅速に対応した研究を望む。そのためにしっかりした人材を質・量ともに揃え、実績を常に積んでおくことが重要。地層処分関係は必要十分な明確なターゲットを定め、不必要的作業は避けるべきである。
- ・唯一法人としてやるべきことを見極め、いたずらに期間を延ばさず、誠意を持って研究していただきたい。
- ・原研とサイクル機構の人的資源、これまでの技術成果を有機的に機能的に、真に合体して安全研究を進めて欲しい。
- ・安全課題の網羅的研究ではなく、まず課題を整理し、重要度・必要度を定量的に検討し、予算を明確にして実効可能性のある課題研究を進めて欲しい。内容経過は隨時国民に明らかにし財政的支援を得られるよう努力が必要である。
- ・原研、サイクル機構が重複している安全研究等をよく検討して、特色やコア技術研究を生かして一体となって実施していって欲しい。
- ・期待しております。
- ・原研と JNC における安全性研究がうまく融合できるようにして欲しい。
- ・開発プロジェクト（特に旧サイクル機構関係）と安全研究が互いに独立して仕事を進め、安全研究側が開発側を適切にチェックできるかやや心配がある。例えば旧動燃の FBR の SG 安全性の研究など、あまり大事は起こるまいとの前提の下に範囲・事故規模などを自ら狭めていたのではないかと言う懸念がある。これと類似のことを繰り返さぬように安全側でシビアにやって欲しい。
- ・100%國の方針を支援する形に特化することになれば問題である。一定の割合の自由な研究を保持することが将来の研究のシーズを失わないためにも重要である。